

東海第二発電所

溢水による損傷の防止等

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

(2) 安全設計方針

(3) 適合性の説明

2. 溢水による損傷の防止等

別添資料

別添資料1 東海第二発電所 内部溢水の影響評価について

別添資料2 東海第二発電所 運用，手順説明資料 溢水による損傷の防止

別添資料3 東海第二発電所 内部溢水影響評価における確認プロセスに

ついて

< 概 要 >

1. において，設計基準対処設備の設置許可基準規則，技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求事項に対する東海第二発電所における適合性を示す。

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

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

溢水による損傷の防止等について、設置許可基準規則第 9 条及び技術基準規則第 12 条を表 1 に示す。また、表 1 において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

表 1 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9条 (溢水による損傷の防止等)	技術基準規則 第12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
<p>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ぬ。</p> <p>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、配管その他の設備から放射性物質を含む液体が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ぬ。</p>	<p>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。</p> <p>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、配管その他の設備から放射性物質を含む液体がふれ出ること防止するために必要な措置を講じなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>
		<p>追加要求事項</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対処施設

(d) 溢水による損傷の防止

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、発電用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。

ここで、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、これら設備が、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。また、溢水の影響により発電用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」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。

溢水評価では、溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を主として想定する。また、溢水評価に当たっては、溢水防護区画を設定し、溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。

- ・ 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
- ・ 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
- ・ 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。）

溢水評価に当たっては、溢水防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて、溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ）及び溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、設備等の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

溢水評価において、溢水影響を軽減するための壁、扉、堰等の浸水防護設備、床ドレンライン、防護カバー、ブローアウトパネル等の設備については、必要により保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、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、配管その他の設備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設計とする。

(2) 安全設計方針

1.6 溢水防護に関する基本方針

設置許可基準規則の要求事項を踏まえ、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「溢水評価ガイド」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。

また、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備が破損することにより、当該容器、配管その他の設備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。

1.6.1 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。

この中から、溢水防護上必要な機能を有する構築物、系統及び機器を選定する。具体的には、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に必要な設備、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。

以上を踏まえ，溢水防護対象設備として，重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器，並びに，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な構築物，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1.6.1-1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（以下「LOCA」という。）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

機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁。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。（フェイルセーフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類）

(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。

第 1.6.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備 (1/3)

機能	系統・機器	重要度分類
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	MS-1
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	MS-1
原子炉停止後における除熱のための		
残留熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	MS-1
注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	MS-1
圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)	MS-1
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		
原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイ系	MS-1
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系	MS-1
格納容器の冷却機能	格納容器スプレイ冷却系	MS-1
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	MS-1
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	所内非常用母線 (交流)	MS-1
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	所内非常用母線 (直流)	MS-1
非常用の交流電源機能	非常用所内電源系 (非常用ディーゼル発電機含む)	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源系	MS-1
非常用の計測制御用直流電源機能	計器用電源系	MS-1
補機冷却機能	残留熱除去系海水系, 非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	MS-1
冷却用海水供給機能		MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	MS-1

第 1.6.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備 (2/3)

機能	系統・機器	重要度 分類
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 自動減圧機能及び主蒸気隔離弁のアク キュムレータ	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する 配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配 管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号（常用系 として作動させるものを除く）の発生機 能	原子炉保護系（安全保護系）	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しく は系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力及び原子炉水位	MS-2
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及びサプレ ッション・プール水温	MS-2
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及び サプレッション・プール水温	MS-2
事故時のプラント操作のための情報の把 握機能	計測制御装置 原子炉圧力 原子炉水位 格納容器圧力 サプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格 納容器酸素濃度	MS-2
	気体廃棄物処理系設備エリア排気放射 線モニタ 排気筒モニタ	MS-3

第 1.6.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備 (3/3)

機能	系統・機器	重要度 分類
燃料プール冷却機能	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	PS-3
燃料プールへの給水機能	残留熱除去系	MS-2

1.6.2 考慮すべき溢水事象

溢水源及び溢水量としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定して評価することとし、評価条件については溢水評価ガイドを参照する。

- a. 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。）
- b. 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。）
- c. 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。）
- d. 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。）

溢水源となり得る機器は、流体を内包する容器及び配管とし、a.又はc.の評価において破損を想定するものは、それぞれの評価での溢水源として設定する。

a.又はb.の溢水源の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損、又は単一箇所での異常状態の発生とし、他の系統及び機器は健全なものとして仮定する。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。

1.6.3 溢水源及び溢水量の想定

1.6.3.1 想定破損による溢水

(1) 想定破損における溢水源の想定

想定破損による溢水については、単一の配管の破損による溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定する。

また、破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、以下で定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。

- ・「高エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃を超えるか又は運転圧力が1.9MPa[gage]を超える配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。
- ・「低エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃以下で、かつ運転圧力が1.9MPa[gage]以下の配管。ただし、被水の影響については配管径に関係なく評価する。なお、運転圧力が静水頭圧の配管は除く。
- ・高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さければ、低エネルギー配管として扱う。

配管の破損形状の想定に当たっては、高エネルギー配管は、原則「完全全周破断」、低エネルギー配管は、原則「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下「貫通クラック」という。）」を想定する。ただし、応力評価を実施する配管については、発生応力 S_n と許容応力 S_a の比により、以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。また、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減

肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。

【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

$$S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*1} \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

※1 クラス1 配管は2.4Sm 以下，クラス2 配管は0.8Sa 以下

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

$$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*2} \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

$$0.4 \times \text{許容応力}^{*2} < S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*3} \Rightarrow \text{貫通クラック}$$

※2 クラス1配管は1.2Sm 以下，クラス2，3又は非安全系配管は0.4Sa以下

※3 クラス1配管は2.4Sm 以下，クラス2，3又は被安全系配管は0.8Sa以下

【低エネルギー配管】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

$$S_n \leq 0.4Sa \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

$$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*4} \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

※4 クラス1配管は1.2Sm 以下，クラス2，3又は非安全系配管は0.4Sa以下

ここで S_n ， S_m ，及び S_a は日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格(JSME S NC1-2005)」による。

(2) 想定破損における溢水量の設定

想定する破損箇所は溢水防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とし，溢水量は，異常の検知，事象の判断及び漏えい箇所の特定並

びに現場又は中央制御室からの隔離により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作含む。）を適切に考慮し、想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。なお、手動による漏えい停止の手順は、保安規定又はその下位規定に定める。

ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定する。

1.6.3.2 消火水の放水による溢水

(1) 溢水源の想定

消火水の放水による溢水については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定する。

消火栓以外の設備としては、スプリンクラや格納容器スプレイ冷却系があるが、溢水防護対象設備が設置されている建屋には、スプリンクラは設置しない設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しない。

また、原子炉格納容器内の溢水防護対象設備については、格納容器スプレイ冷却系の作動により発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。なお、格納容器スプレイ冷却系は、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

(2) 溢水量の設定

消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

消火設備等のうち、消火栓からの放水量については、3時間の放水により想定される溢水量を設定する。

1.6.3.3 地震起因による溢水

(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

① 地震起因による溢水源の想定

地震起因による溢水については、溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、基準地震動 S_s による地震力により破損が生じる機器を溢水源として設定する。

耐震Sクラス機器については、基準地震動 S_s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震B及びCクラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

② 地震起因による溢水量の設定

溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる配管については破断形状を完全全周破断とし、溢水源となる容器については全保有水量を考慮した上で、溢水量を算出する。また、漏えい検知による漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで、漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお、地震時には機器の破損が複数箇所と同時に発生する可能性を考慮し、漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き、隔離

による漏えい停止は期待しない。

基準地震動 S_s による地震力に対して、耐震性が確保されない循環水配管については、伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。

(2) 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水

① 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水源の想定

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水については、基準地震動 S_s による地震力により生じる使用済燃料プールのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

② 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の設定

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動 S_s による地震力により生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。

また、施設定期検査中の使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングについても評価を実施する。

耐震評価の具体的な考え方を以下に示す。

- ・構造強度評価に係る応答解析は、基準地震動 S_s を用いた動的解析によることとし、機器の応答性状を適切に表現できるモデルを設定する。

その上で、当該機器の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い、それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。

- ・応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。

- ・応力評価に当たり、簡易的な手法を用いる場合は、詳細な評価手法に対して保守性を有するよう留意し、簡易的な手法での評価結果が厳しい箇所については詳細評価を実施することで健全性を確保する。
- ・基準地震動 S_s による地震力に対する発生応力の評価基準値は、安全上適切と認められる規格及び基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。
- ・バウンダリ機能確保の観点から、設備の実力を反映する場合には、規格基準以外の評価基準値の適用も検討する。

1.6.3.4 その他の溢水

その他要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、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を想定する。

1.6.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

(1) 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし、溢水防護対象設備が設置されている全ての区画並びに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。溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、床段差等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

(2) 溢水経路の設定

溢水影響評価において考慮する溢水経路は、溢水防護区画とその他の区画との間における伝播経路となる扉、壁貫通部、天井貫通部、床面貫通部、床ドレン等の接続状況及びこれらに対する溢水防護措置を踏まえ、溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう保守的に設定する。

具体的には、溢水防護区画内で発生する溢水に対しては、床ドレン、貫通部、扉から他区画への流出は想定しない（床ファンネル、機器ハッチ、開口扉等、定量的に他区画への流出を確認できる場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

溢水防護区画外で発生する溢水に対しては、床ドレン、開口部、貫通部、扉を通じた溢水防護区画内への流入が最も多くなるよう（流入防止対策が施されている場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

なお、上層階から下層階への伝播に関しては、全量が伝播するものとする。溢水経路を構成する壁、扉、堰、床段差等は、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できるとともに、保守管理及び水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

また、貫通部に実施した流出及び流入防止対策も同様に、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できるとともに、保守管理を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

なお、火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮する。消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮する。

また、以下の火災防護対応による措置も区画分離として考慮する。
安全区分Ⅰと安全区分Ⅱ，Ⅲの境界を3時間以上の耐火能力を有する耐火壁・隔壁等で分離する。

また、施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等、プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により、影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合も想定する。

具体的には、プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響について評価を行い、ハッチ開放時の堰の設置や床ドレンファンネルの閉止により、溢水影響が他に及ばない運用を行う。

1.6.5 溢水防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水，消火水の放水による溢水，地震起因による溢水及びその他の溢水に対して，溢水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及び使用済燃料プールへの給水機能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，必要に応じて区画の溢水水位，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。ただし，滞留水位が200mmより高くなる区画で，アクセスが必要な場所については，想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し，アクセスに影響のないよう措置を講じることとする。なお，必要となる操作を中央制御室で行う場合は，操作を行う運転員は中央制御室に常駐していることからアクセス性を失わずに対応できる。

1.6.5.1 没水の影響に対する設計方針

(1) 没水の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「1.6.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し，溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 発生した溢水による水位が，溢水の影響を受けて溢水防護対象設備

の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと。このとき、溢水による水位の算出にあたっては、区画の床勾配、区画面積、系統保有水量、流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、保有水量や伝播経路の設定において十分な保守性を確保するとともに、人員のアクセスルートにおいて発生した溢水による水位に対して200mm以上の裕度が確保されていることとする。具体的には、床勾配の考慮を一律100mm、人のアクセス等により一時的な水位変動や流況も考慮し、一律100mmの裕度を確保する設計とする。区画の滞留面積の算出においては、除外面積を考慮した算出面積に対して、30%の裕度を確保する。さらに、溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮することとする。系統保有水量の算定にあたっては、算出量に10%の裕度を確保する。

機能喪失高さについては、溢水防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。機能喪失高さは実力高さ（各防護対象機器等の機能喪失部位の高さ）に余裕を考慮した評価高さを基本とするが、評価高さで没水する場合には、実力高さを用いて評価する。

溢水防護対象設備の実力高さと評価高さの例を第1.6.5.1-1表に示す。

- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、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、安全評価指針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うこと。

第1.6.5.1-1表 溢水防護対象設備の機能喪失高さの考え方

機器	機能喪失高さ	
	実力高さ	評価高さ
弁	①電動弁：弁駆動装置下部 ②空気作動弁，各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・電動弁，空気作動弁とも <u>弁配管の中心高さ</u>
ダンパ 及び ダクト	・各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・ダンパ，ダクトとも <u>中心高さ</u> (配管ダクトの場合) ・ダンパ，ダクトの下端高さ
ポンプ	①ポンプ又はモータのいずれか低い方の下端 ②モータは下端部	・ポンプ，モータの <u>基礎+架台高さ</u> のいずれか低い箇所
ファン	・モータ下端部又は吸込み口高さの低い方	・ファン又はモータの <u>基礎+架台高さ</u> のいずれか低い箇所の高さ
計器	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方 ・計器ラックは <u>床面高さ</u>
電源・盤	・端子台等最下部	・ <u>床面高さ</u>

(2) 没水の影響に対する防護設計方針

溢水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とともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能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 S_s 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や床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

② 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 溢水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併せて考慮した上で、溢水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. 溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し、溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については、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当該機能が損なわれない設計とする。

1.6.5.2 被水の影響に対する設計方針

(1) 被水の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水並びに天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 溢水防護対象設備があらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を生じないように、以下に示すいずれかの保護構造を有していること。
 - (a) 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有すること。
 - (b) 実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置がなされていること。

- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、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、安全評価指針に基づき必要な単一故障を考慮し、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うこと。

(2) 被水の影響に対する防護設計方針

溢水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とともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能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 S_s 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。

- d. 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより、被水の影響が発生しない設計とする。

また、水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限に止めるため、溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

② 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

1.6.5.3 蒸気放出の影響に対する設計方針

(1) 蒸気放出の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 溢水防護対象設備が溢水源からの漏えい蒸気を考慮した耐蒸気仕様を有すること。
- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、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、安全評価指針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うこと。

(2) 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響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、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 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気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、扉等は、溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- b. 溢水源となる系統を、溢水防護区画外で閉止することにより、溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。
- 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、破損形状を特定することにより蒸気放出による影響を軽減する設計とする。

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 S_s 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蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

e. 蒸気の漏えいを検知し、中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための自動検知・遠隔隔離システムを設置し、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また、自動検知・遠隔隔離システムだけでは溢水防護対象設備の健全性が確保されない場合には、破損想定箇所に防護カバーを設置することで漏えい蒸気量を抑制して、溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

さらに、信頼性向上の観点から、防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し、蒸気の漏えいを早期検知する設計とする。

f. 主蒸気管破断事故時等には、建屋内外の差圧によるブローアウトパネルの開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。

蒸気影響評価における想定破損評価条件を第1.6.5.3-1表に示す。

第 1.6.5.3-1表 蒸気影響における配管の想定破損評価条件

系 統		破損想定	隔離
原子炉隔離時冷却系蒸気系, 補助蒸気系	一般部 (1Bを超える)	貫通クラック	自動/手動
	ターミナルエンド部	完全全周破断	手動
	一般部 (1B以下)		

② 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については、蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認したシールやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

1.6.5.4 その他の要因による溢水に対する設計方針

地下水の流入、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水が、溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

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に対して、漏えい検知システムや床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.6.5.5 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

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現象を三次元流動解析により評価し、使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。その際、使用済燃料プールの初期条件は保守的となるように設定する。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料プールの水位低下を考慮しても、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が確保されるため、それらを用いることにより適切な水温（水温65℃以下）及び遮へい水位を維持できる設計とする。

1.6.6 海水ポンプエリアの溢水評価に関する設計方針

海水ポンプエリア内にある防護対象設備が海水ポンプエリア内及びエリア外で発生する溢水の影響を受けて、安全機能を損なわない設計とする。

具体的には、波及的影響防止及び津波の浸水を防止する目的での低耐震設備の耐震補強対策に加え、海水ポンプエリア外で発生する地震に起因する循環水管の伸縮継手の全円周状の破損や屋外タンク破損による溢水が、海水ポンプエリアへ流入しないようにするために、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。また、循環水管の伸縮継手については、可撓継手への交換を実施し、溢水量を削減する。

海水ポンプエリア内で発生する想定破損による低エネルギー配管の貫通クラックによる溢水、消火水の放水による溢水及び降水による溢水についても、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。さらに、海水ポンプエリア内の多重性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより、没水により同時に機能を損なうことのない設計とする。海水ポンプエリア内の防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。また、防護対象設備の機能喪失高さは、発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とす

る。

1.6.7 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

溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外で発生を想定する溢水が、溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、地下水に対しては、地震時の排水ポンプの停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し、建屋外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.6.8 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

管理区域内で発生した溢水の管理区域外への伝播経路となる箇所については、壁、扉、堰等による漏えい防止対策を行うことにより、機器の破損等により生じた放射性物質を内包する液体が管理されない状態で管理区域外に漏えいすることを防止する設計とする。

1.6.9 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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」に基づき必要な単一故障を考慮し、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し、

これらの機能を維持するために必要な設備（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。

1.6.10 手順等

溢水評価に関して、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確認する。
- (2) 配管の想定破損による溢水が発生する場合及び基準地震動 S_s による地震力により耐震 B, C クラスの機器が破損し溢水が発生する場合においては、隔離手順を定める。
- (3) 運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい）により低エネルギー配管としてしている設備については、運転時間管理を行う。
- (4) 内部溢水評価で用いる屋外タンクの水量を管理する。
- (5) 溢水防護区画において、各種対策設備の追加、資機材の持込み等により評価条件としている床面積に見直しがある場合は、予め定めた手順により溢水評価への影響確認を行う。
- (6) 排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための運用を実施する。
- (7) スロッシング対応として、施設定期検査前にプール廻り堰の切欠きに閉塞等のないことの確認及び異物混入防止対策を実施する。
- (8) 施設定期検査中のスロッシング対策として、溢水拡大防止堰の上に止水板を設置し、かつ、原子炉棟6階西側床ドレンファンネルを閉止する運

用※とする。

- (9) 施設定期検査作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等，影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用とする。
- (10) 水密扉については，開放後の確実な閉止操作，閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を定める。
- (11) 溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。
- (12) 溢水防護対象設備に対する消火水の影響を最小限に止めるため，消火活動における運用及び留意事項と，それらに関する教育について「火災防護計画」に定める。
- (13) 使用済燃料プール冷却浄化系や原子炉補機冷却系が機能喪失した場合における，残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却手順を定める。

※ 運用を行う詳細な期間及び作業の内容は以下とする。

プラント停止直後より格納容器上蓋開放までに止水板及びファンネル閉止装置の取付けを行い，原子炉復旧のための原子炉ウェル及びD S Pの水抜き終了後，格納容器上蓋復旧時に，取外しを行う。

(3) 適合性の説明

第九条 溢水による損傷の防止等

- 1 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。
- 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、配管その他の設備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。

適合のための設計方針

第1項について

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。

なお、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。）、消火系統等の作動又は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する。

第2項について

設計基準対象施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容

器，配管その他の設備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設計とする。

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.6.2 内部溢水に対する防護設備

10.6.2.1 概要

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、施設内に設ける壁、扉、堰等の浸水防護設備により、溢水防護対象設備が、その安全機能を損なわない設計とする。

10.6.2.2 設計方針

浸水防護設備は、以下の方針で設計する。

- (1) 浸水防止堰は、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とともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。また、浸水防止堰の高さは、溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。
- (2) 水密扉は、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とともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- (3) 防護壁は、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とともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- (4) (1)～(3)以外の浸水防護設備についても、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とともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重

や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

10.6.2.3 試験検査

浸水防護設備は、健全性及び性能を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に、定期的に試験又は検査を実施する。

東海第二発電所

内部溢水の影響評価について

目 次

1. 概要	9 条-別添 1-1
1.1 溢水防護に関する基本方針	9 条-別添 1-1
1.2 東海第二発電所の内部溢水影響評価に係る特徴について	9 条-別添 1-5
1.3 溢水影響評価フロー	9 条-別添 1-6
2. 溢水防護対象設備の設定	9 条-別添 1-7
2.1 設置許可基準規則 第九条及び第十二条並びに溢水評価ガイドの 要求事項について	9 条-別添 1-7
2.2 防護対象設備の抽出	9 条-別添 1-28
2.3 防護対象設備の機能喪失の判定	9 条-別添 1-35
2.4 防護対象設備を防護するための設計方針	9 条-別添 1-36
3. 溢水源の想定	9 条-別添 1-41
3.1 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	9 条-別添 1-41
3.2 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	9 条-別添 1-48
3.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水	9 条-別添 1-48
3.4 その他の溢水	9 条-別添 1-50
4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定	9 条-別添 1-60
4.1 溢水防護区画の設定	9 条-別添 1-60
4.2 溢水経路の設定	9 条-別添 1-60
5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針	9 条-別添 1-100
5.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針	9 条-別添 1-100
5.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針	9 条-別添 1-105

5.3	蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針	9 条-別添 1-108
6.	想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価	9 条-別添 1-112
6.1	溢水量の算定	9 条-別添 1-113
6.2	想定破損による没水影響評価	9 条-別添 1-126
6.3	想定破損による被水影響評価	9 条-別添 1-170
6.4	想定破損による蒸気影響評価	9 条-別添 1-172
6.5	想定破損による影響評価結果	9 条-別添 1-175
7.	消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価	9 条-別添 1-177
7.1	溢水量の算定	9 条-別添 1-177
7.2	消火水による没水影響評価	9 条-別添 1-178
7.3	消火水による被水影響評価	9 条-別添 1-179
7.4	消火水による影響評価結果	9 条-別添 1-179
8.	地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価	9 条-別添 1-181
8.1	地震に起因する溢水源	9 条-別添 1-181
8.2	地震により破損して溢水源となる対象設備	9 条-別添 1-181
8.3	耐震B, Cクラス機器の耐震性評価	9 条-別添 1-182
8.4	使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水量	9 条-別添 1-191
8.5	溢水量の算定	9 条-別添 1-192
8.6	地震時の没水影響評価	9 条-別添 1-197
8.7	地震時の被水影響評価	9 条-別添 1-241
8.8	地震時の蒸気影響評価	9 条-別添 1-241
8.9	地震時の影響評価結果	9 条-別添 1-241
8.10	没水対策	9 条-別添 1-243
9.	使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水影響評価 について	9 条-別添 1-245

9.1	使用済燃料プール溢水量の評価方法	9 条-別添 1-245
9.2	使用済燃料プール溢水量の評価結果	9 条-別添 1-249
9.3	使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認	9 条-別添 1-250
10.	海水ポンプエリアの溢水影響評価	9 条-別添 1-252
10.1	想定破損による溢水影響評価	9 条-別添 1-252
10.2	消火活動による放水における溢水影響評価	9 条-別添 1-253
10.3	地震起因による溢水影響評価（伸縮継手の破損考慮）	9 条-別添 1-253
10.4	海水ポンプエリアの溢水影響評価結果	9 条-別添 1-256
11.	タービン建屋における溢水影響評価	9 条-別添 1-257
11.1	評価条件等	9 条-別添 1-257
11.2	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に ついて	9 条-別添 1-257
11.3	溢水量	9 条-別添 1-262
11.4	溢水影響評価結果	9 条-別添 1-265
12.	防護対象設備が設置されているエリア外からの 溢水影響評価	9 条-別添 1-268
12.1	建屋外からの溢水影響評価	9 条-別添 1-268
12.2	屋外タンクの溢水による影響評価	9 条-別添 1-268
12.3	廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋からの溢水影響評価	9 条-別添 1-277
12.4	その他の地震起因による敷地内溢水影響評価	9 条-別添 1-279
12.5	地下水による影響評価	9 条-別添 1-282
13.	放射性物質を内包する液体の漏えいの防止	9 条-別添 1-285

添付資料

1. 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
- 1.2 抽出された防護対象設備
- 1.3 溢水評価の対象外とする防護対象設備の考え方について
2. 溢水源の分類及び運用について
 - 2.1 高エネルギー配管のうち低エネルギー配管に分類できる系統について
 - 2.2 原子炉建屋内における所内蒸気系の破損評価について
3. 溢水源となる機器のリスト
4. 溢水影響評価において期待する設備について
 - 4.1 伝播経路に対する溢水防護の概要
 - 4.2 溢水防護対策
 - 4.3 貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について
5. 想定破損による評価結果について
 - 5.1 想定破損による没水影響評価結果まとめ
 - 5.2 想定破損による被水影響評価結果まとめ
6. 消火活動による溢水影響評価について
 - 6.1 消火活動に伴う溢水の有無について
 - 6.2 消火水による没水影響評価結果まとめ
 - 6.3 消火活動における放水量に関する運用管理について
7. 耐震B, Cクラス機器の評価について
 - 7.1 耐震B, Cクラス配管の耐震性評価について
 - 7.2 耐震B, Cクラス配管支持構造物の耐震性評価について
 - 7.3 耐震B, Cクラス配管及び配管支持構造物の耐震性評価結果について
 - 7.4 耐震B, Cクラス機器の耐震性評価結果について
8. 配管の破損位置及び破損形状の評価について
 - 8.1 応力に基づく評価

- 8.2 高エネルギー配管の評価
- 8.3 低エネルギー配管の評価
- 8.4 応力に基づく評価結果
- 9. 減肉等による評価について
 - 9.1 配管の想定破損評価時の配管減肉の管理方針について
 - 9.2 検討対象系統の抽出
 - 9.3 検討対象系統の肉厚測定管理について
 - 9.4 強度評価を行った配管の肉厚測定について
- 10. 鉄筋コンクリート壁の水密性について
 - 10.1 はじめに
 - 10.2 検討方法
 - 10.3 検討結果
- 11. 東海第二発電所における「重要度分類審査指針」に基づく
防護対象設備の抽出（内部溢水と火災における防護対象の比較）

参考 1 新規制基準への適合状況

参考 2 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況

補足説明資料-1 設置許可基準規則第十二条の要求について

補足説明資料-2 内部溢水影響評価における判定表

補足説明資料-3 内部溢水により想定される事象の確認結果

補足説明資料-4 自然現象による溢水影響の考慮について

補足説明資料-5 耐震 B, C クラス機器の保有量算出要領

補足説明資料-6 系統溢水量の算出要領

補足説明資料-7 原子炉格納容器内設備（耐環境仕様）を溢水影響評価におい

て対象外とする考え方について

補足説明資料-8 滞留面積の算出について

補足説明資料-9 消火活動における放水時間設定の考え方について

補足説明資料-10 流下開口を考慮した没水高さについて

補足説明資料-11 原子炉建屋原子炉棟内防護対象設備の蒸気影響について

補足説明資料-12 被水影響評価における防滴仕様の扱いと評価結果について

補足説明資料-13 溢水影響評価における床勾配の考え方と評価の保守性について

補足説明資料-14 貫通部の止水対策について

補足説明資料-15 貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

補足説明資料-16 汎用熱流体解析コード STAR-CD について

補足説明資料-17 内部溢水影響評価における確認内容について

補足説明資料-18 内部溢水影響評価に用いる各項目の保守性と有効数字の処理について

補足説明資料-19 循環水管伸縮継手の破損対応について

補足説明資料-20 屋外タンク等の溢水による影響評価

補足説明資料-21 現場操作が必要な設備のアクセス性について

補足説明資料-22 使用済燃料プール水のダクト流入防止対策について

補足説明資料-23 過去の不具合事例への対応について

補足説明資料-24 内部溢水で考慮すべき最近のトラブル反映事例

補足説明資料-25 その他の漏えい事象に対する確認について

補足説明資料-26 現場操作の実施可能性について

補足説明資料-27 ほう酸水漏えい等による影響について

補足説明資料-28 溢水発生時における安全の考慮について

補足説明資料-29 現場へのアクセス時における評価

- 補足説明資料-30 施設定期検査中における溢水影響について
- 補足説明資料-31 溢水影響評価における耐震クラスの確認方法について
- 補足説明資料-32 流出係数の根拠について
- 補足説明資料-33 油が溢水した場合の影響について
- 補足説明資料-34 常設物品等の現場調査結果について
- 補足説明資料-35 静的機器の機能喪失高さの確認について
- 補足説明資料-36 海水ポンプ室の防護について
- 補足説明資料-37 原子炉建屋地下部外壁の止水対策について
- 補足説明資料-38 建屋内壁貫通部について
- 補足説明資料-39 床貫通部について
- 補足説明資料-40 ファンネル部について
- 補足説明資料-41 重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の
基本方針について
- 補足説明資料-42 溢水影響評価上の防護対象設備の配置について
- 補足説明資料-43 原子炉建屋内の漏えい検知器設置について
- 補足説明資料-44 ケーブルの被水影響評価について
- 補足説明資料-45 火災区域設置を反映した蒸気影響評価について
- 補足説明資料-46 床ドレンファンネル排水における溢水検知について
- 補足説明資料-47 原子炉棟6階スロッシング水の伝播評価について
- 補足説明資料-48 設備対策の考え方について
- 補足説明資料-49 破損配管からの蒸気噴流の影響について
- 補足説明資料-50 原子炉棟床ドレンファンネルによる排水の考慮について
- 補足説明資料-51 原子炉棟最終滞留区画における溢水発生後の復旧について
- 補足説明資料-52 重大事故等対処設備の追設を考慮した
溢水影響評価について

補足説明資料-53 応力評価に基づくサポート等改造対策の概要について

1. 概要

東海第二発電所については、発電所建設の設計段階において溢水影響を考慮した機器配置、配管設計を実施しており、具体的には、独立した区画への分散配置や堰の設置、基礎高さの考慮等を実施するとともに、各建屋最下層に設置されたサンプに集積し排水が可能な設計としている。

本資料は、「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」という。）第九条（溢水による損傷の防止等）」の要求事項を踏まえ、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なっていることを確認するものである。

1.1 溢水防護に関する基本方針

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。具体的には、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、使用済燃料プール等のスロッシングその他の事象及び自然現象やその波及的影響等により発生する溢水に対して、原子炉を高温停止し、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、原子炉が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、使用済燃料プールの冷却及び給水機能を維持できる設計とする。

ここで、これらの機能を維持するために必要な設備を、以下「防護対象設備」という。

設置許可基準規則第九条及び第十二条並びに「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「溢水評価ガイド」という。）の要求事項を踏まえ、以下の

設備を防護対象設備として選定する。

- ・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
- ・燃料プール冷却及び燃料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，使用済燃料プール等のスロッシングその他の事象により発生した溢水を考慮し，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。

自然現象により発生する溢水及びその波及的影響により発生する溢水に関しては，防護対象設備の配置を踏まえて，最も厳しい条件となる影響を考慮し，防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

○ 自然現象による溢水影響の考慮

地震及び津波以外にも，洪水，竜巻，風（台風），降水，高潮といった自然現象により，防護対象設備が機能喪失することはなく，溢水評価に影響ないことを以下のとおり確認している。

現象	理由
地震	・地震起因により屋外タンクが破損することにより発生する溢水を想定しても、防護対象設備設置建屋及び海水ポンプエリアの防護対象設備が機能喪失しないことを確認。
津波	・地震起因による破損及び津波により発生する溢水を想定しても、防護対象設備設置建屋及び海水ポンプエリアの防護対象設備が機能喪失しないことを確認。
洪水	・敷地の地形及び表流水の状況から判断して、洪水による影響はないことを確認。
竜巻	・設計竜巻による最大風速 100m/s の風荷重及び飛来物によって、タンク損傷の可能性があるが、タンク破損による溢水水位が、地震時に発生を想定する溢水水位に包含され、防護対象設備設置建屋及び海水ポンプエリアの防護対象設備が機能喪失しないことを確認。
風 (台風)	・敷地付近で観測された最大瞬間風速は 44.2m/s であり、最大風速 100m/s の竜巻の影響に包絡されることを確認。
降水	・敷地付近における 10 年確率で想定される雨量強度による浸水に対し、構内排水路で集水し海域へ排水される設計であることから、影響は地震時に想定する溢水に包含されることを確認。
高潮	・最高潮位は基準津波高さ以下であり、津波時評価に包含されることを確認。

また、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。

溢水防護を考慮した設計にあたり、具体的な設計方針を以下のとおりとする。また、この基本方針を第 1.1-1 図に示す。

- (1) 原子炉施設内で溢水が生じた場合においても、原子炉を高温停止し、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に必要となる設備、原子炉が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

に必要となる設備，使用済燃料プールの冷却及び給水機能を維持するための設備について，以下の設計上の配慮を行う。

- a. 内部溢水の発生を防止するため，原子炉施設内の系統及び機器は，その内部流体の種類や温度，圧力等に従い，適切な構造，強度を有するよう設計する。
- b. 内部溢水発生時の早期検知，溢水発生確認後の適切な隔離措置等が可能な設計とする。
- c. 防護対象設備の設置されている建屋内及び建屋外で発生する溢水に対して，溢水の伝播を考慮し，溢水の拡大防止，他設備や区画等への影響防止を考慮して原子炉施設内の機器の適切な構造，強度及び止水性能を有するよう設計する。

止水処置の選定においては，シール材の選定等における火災防護上の対策も考慮し，可能な限り火災荷重への影響を低減することを考慮する。

- d. 原子炉施設内での溢水事象（地震起因を含む）を想定し，原子炉施設内での溢水の伝播経路及び滞留を考慮して，機器の多重性，多様性，各系統相互の隔離距離の確保，障壁等の設置により，同時に複数区分の安全機能が損なわれない設計とする。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，当該事象を収束できる設計とする。

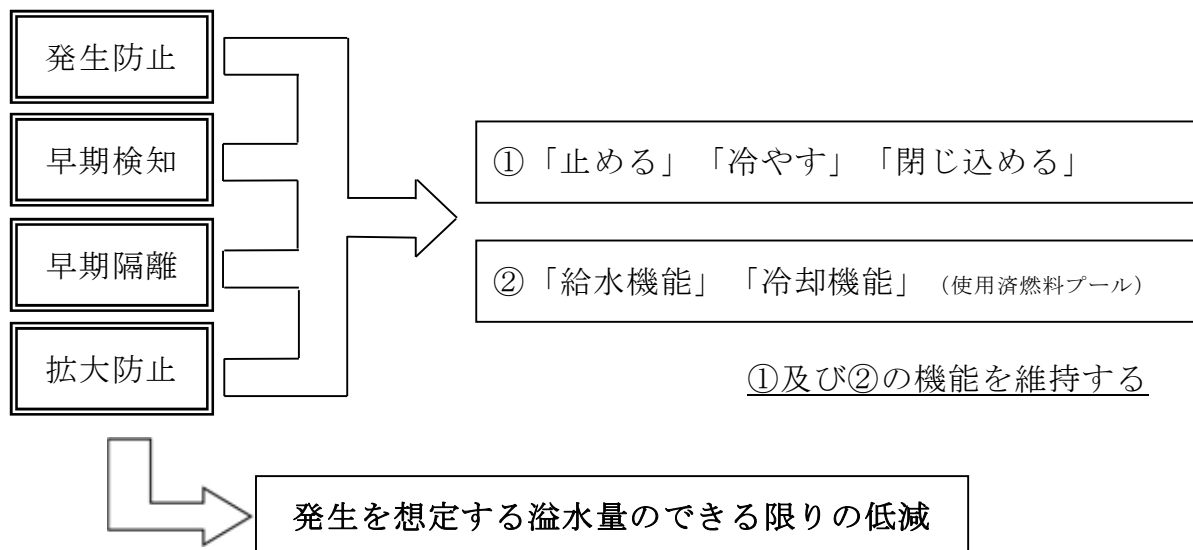
なお，安全解析にあたっては，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を収束させるために必要な設備の単一故障を考慮する。

- (2) 原子炉施設内で溢水が発生した場合において、放射性物質によって汚染された液体が管理区域内に留まるよう、以下の設計上の配慮を行う。
- a. 高放射性液体を扱う大容量ポンプの設置区域や、廃液処理設備の設置区域に対して、放射性液体の他区画への流出、拡大を防止する設計とする。
 - b. 原子炉施設内での溢水事象（地震起因を含む）を想定し、管理区域との境界の障壁等により、管理区域外への漏えいを防止する措置を講じる。

1.2 東海第二発電所の内部溢水影響評価に係る特徴について

評価の具体的な内容に入る前に、東海第二発電所の内部溢水評価に係る特徴について以下に示す。

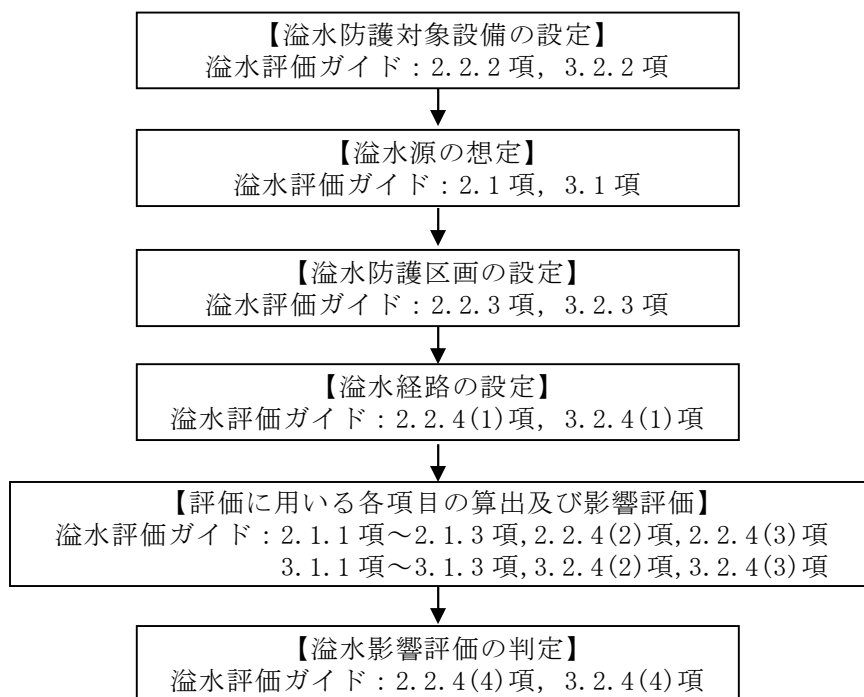
- (1) 基準津波が原子炉建屋及びタービン建屋の設置高さより高いことから、防護建屋や区画に対する津波浸水防止の対応を充実させる。具体的には、各防護区画における建屋外壁等の貫通部に止水措置を行い、区画の水密化を実施している。合わせて、津波の区画内への浸水を防止する措置を実施する。



第 1. 1-1 図 溢水防護に関する基本方針

1. 3 溢水影響評価フロー

以下の第 1. 2-1 図のフローにて溢水影響評価を行う。



第 1. 2-1 図 溢水影響評価フロー

2. 溢水防護対象設備の設定

溢水から防護すべき溢水防護対象設備は、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、使用済燃料プールの冷却及び給水の機能を適切に維持するために必要な設備とする。

2.1 設置許可基準規則 第九条及び第十二条並びに溢水評価ガイドの要求事項について

設置許可基準規則第九条及び第十二条並びに溢水評価ガイドの要求事項を踏まえ、防護対象設備を選定する。

- (1) 設置許可基準第九条及びその解釈は、安全施設が内部溢水で機能喪失しないことを求めている。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を求めている。

設置許可基準規則 第九条	設置許可基準規則の解釈
<p>(溢水による損傷の防止等)</p> <p>第九条 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、<u>安全機能を損なわないものでなければなら</u>ない。</p>	<p>第9条 (溢水による損傷の防止等)</p> <p>3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、<u>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</u>、また、停止状態にある場合は、<u>引き続きその状態を維持できること</u>をいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、<u>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</u>をいう。</p>

(2) 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。また、第十二条の解釈に示されている安全機能に対応する系統・機器を第 2.1-1 表に示す。

設置許可基準規則 第十二条	内部溢水影響評価での対応
<p>(安全施設)</p> <p>第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p>	<p>安全施設のうち、溢水評価ガイドの要求に従って、重要度の特に高い安全機能を有する系統設備を防護対象設備として選定している。</p>
<p>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p>	<p>発電所内で発生した内部溢水に対して、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（信頼性要求に基づき独立性が確保され、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）を確認している。</p>
<p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。</p>	<p>環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や主蒸気管破断）、原子炉外乱、自然現象等を考慮しても、没水や被水、蒸気の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認している。</p>

第 2.1-1 表 第十二条の解釈に記載する安全機能と系統・機器 (1/2)

その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能	系統・機器	重要度分類
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	MS-1
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	MS-1
原子炉停止後における除熱のための		
残留熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	MS-1
注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	MS-1
圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)	MS-1
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		
原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイ系	MS-1
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系	MS-1
格納容器の冷却機能	格納容器スプレイ冷却系	MS-1
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	MS-1
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	所内非常用母線 (交流)	MS-1
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	所内非常用母線 (直流)	MS-1
非常用の交流電源機能	非常用所内電源系 (非常用ディーゼル発電機含む)	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源系	MS-1
非常用の計測制御用直流電源機能	計器用電源系	MS-1
補機冷却機能	残留熱除去系海水系, 非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系	MS-1
冷却用海水供給機能	ディーゼル発電機海水系	MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	MS-1

第 2.1-1 表 第十二条の解釈に記載する安全機能と系統・機器 (2/2)

その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能	系統・機能	重要度分類
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 自動減圧機能及び主蒸気隔離弁のアクチュムレータ	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉保護系（安全保護系）	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力及び原子炉水位	MS-2
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及びサプレッション・プール水温	MS-2
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及びサプレッション・プール水温	MS-2
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力 原子炉水位 格納容器圧力 サプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度	MS-2
	気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ 排気筒モニタ	MS-3

(3) 使用済燃料プールの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の機能・系統について第 2.1-2 表に示す。

第 2.1-2 表 燃料プール冷却及びプールへの給水機能を有する系統・機器

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能	系統・機器	重要度分類
燃料プール冷却機能	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	PS-3
燃料プールへの給水機能	残留熱除去系	MS-2

なお、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。）の全体像は，「重要度分類審査指針」における分類で PS-1, 2, 3, MS-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 2.1-3 表に示す。

第 2.1-3 表 重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)			
P S - 1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構造物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 2) 過剰反応度の印加防止機能 3) 炉心形状の維持機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く。)	原子炉圧力容器 原子炉再循環ポンプ 配管, 弁 隔離弁	(対象外) 【No. 22】 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能		
			制御棒カププリング	制御棒駆動機構ハウジング 中性子束計装管ハウジング 制御棒カププリング 制御棒駆動機構カププリング 炉心シュラウド シュラウドサポート 上部格子板 炉心支持板 燃料支持金具 制御棒案内管 制御棒駆動機構ハウジング 燃料集合体(上部タイププレート) 燃料集合体(下部タイププレート) 燃料集合体(スペーサ) 燃料集合体 チャンネルボックス	(対象外)		
			原子炉停止系の制御棒による系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))	制御棒 制御棒案内管 制御棒駆動機構 原子炉停止系の制御棒による系	水圧制御ユニット(スクラムパイロット弁, スクラム弁, アキユムレータ, 窒素容器, 配管, 弁)	【No. 1】 原子炉の緊急停止機能	
MS - 1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))				

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-1	<p>1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンスダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器</p>	<p>原子炉停止系（制御棒による系、ほう酸水注入系）</p>	<p>制御棒 制御棒カブリング 制御棒駆動機構カブリング 制御棒駆動機構 制御棒停止系の制御棒による系 ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管及び弁、注入配管及び弁）</p>
		<p>2) 未臨界維持機能</p>	<p>【No.2】未臨界維持機能</p>
MS-1	<p>3) 原子炉冷却材圧力バウンスダリの過圧防止機能</p>	<p>逃がし安全弁（安全弁としての開機能）</p>	<p>逃がし安全弁（安全弁開機能）</p>
		<p>4) 原子炉停止後の除熱機能</p>	<p>【No.3】原子炉冷却材圧力バウンスダリの過圧防止機能 【No.4】原子炉停止後における除熱のため崩壊熱除去機能</p>
MS-1	<p>4) 原子炉停止後の除熱機能</p>	<p>残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉隔離時冷却系、タービン、プールから注水先までの配管、弁）</p>	<p>残留熱除去系（ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁） 残留熱除去系 熱交換器バイパス配管及び弁 原子炉隔離時冷却系（ポンプ、サブレーション・プール、タービン、サブレーション・プールから注水先までの配管、弁） タービンへの蒸気供給配管、弁 ポンプミニマムフローライン配管、弁 サブレーション・プールストレーナ 潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管</p>
		<p>原子炉隔離時冷却系</p>	<p>【No.4】原子炉停止後における除熱のため崩壊熱除去機能 【No.5】原子炉停止後における除熱のため原子炉が隔離された場合の注水機能</p>
MS-1	<p>4) 原子炉停止後の除熱機能</p>	<p>高圧炉心スプレイス系（ポンプ、サブレーション・プール、サブレーション・プールからスプレイス先までの配管、弁、スプレイスヘッド）</p>	<p>高圧炉心スプレイス系（ポンプ、サブレーション・プールの配管、弁、スプレイスヘッド）</p>
		<p>高圧炉心スプレイス系（ポンプ、サブレーション・プールの配管、弁、スプレイスヘッド）</p>	<p>高圧炉心スプレイス系（ポンプ、サブレーション・プールの配管、弁、スプレイスヘッド）</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	建築物、系統又は機器
MS-1	<p>1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器</p>	<p>4) 原子炉停止後の除熱機能</p>	<p>重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)</p> <p>【No.4】 原子炉停止後における除熱のため崩壊熱除去機能</p> <p>【No.5】 原子炉停止後における除熱のため原子炉が隔離された場合の注水機能</p> <p>【No.4】 原子炉停止後における除熱のため崩壊熱除去機能</p> <p>【No.6】 原子炉停止後における除熱のため原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</p> <p>【No.21】 圧縮空気供給機能</p> <p>【No.4】 原子炉停止後における除熱のため崩壊熱除去機能</p> <p>【No.6】 原子炉停止後における除熱のため原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</p> <p>【No.21】 圧縮空気供給機能</p>
			<p>ポンプミニマムフローライン配管, 弁</p> <p>サブレシジョン・プールのレーナ</p> <p>高圧炉心スプレイス</p> <p>逃がし安全弁 (手動逃がし機能)</p> <p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管</p> <p>駆動用窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)</p> <p>自動減圧系 (手動逃がし機能)</p> <p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管</p> <p>駆動用窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	低圧炉心スプレイスレイン系 (ポンプ, サプレッション・プールの配管, 弁, スプレイヘッド)
			ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールのスレーナ
			低圧炉心スプレイスレイン系
			残留熱除去系 (低圧注水モード) (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールの注水先までの配管, 弁 (熱交換器バイパスライン含む), 注水ヘッド)
			残留熱除去系
			ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールのスレーナ
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	高圧炉心スプレイスレイン系 (ポンプ, サプレッション・プールの配管, 弁, スプレイヘッド)
			ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールのスレーナ
			高圧炉心スプレイスレイン系
			残留熱除去系 (低圧注水モード) (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールの注水先までの配管, 弁 (熱交換器バイパスライン含む), 注水ヘッド)
			残留熱除去系
			ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールのスレーナ
			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)

【No.7】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能

【No.8】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能 6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	<p>重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)</p> <p>【No.7】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能</p> <p>【No.9】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</p> <p>【No.21】 圧縮空気供給機能</p>
			<p>建築物、系統又は機器</p> <p>自動減圧系 (逃がし安全弁)</p> <p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管</p> <p>自動減圧系 (逃がし安全弁)</p> <p>駆動用窒素源 (アキウムレクタ, アキウムレクタから逃がし安全弁までの配管, 弁)</p> <p>格納容器 (格納容器本体, 貫通部, 所員用エアロツク, 機器搬入ハッチ)</p> <p>ダイヤフラムフロア</p> <p>ベント管</p> <p>スプレイ管</p> <p>ベント管付き真空破壊弁</p> <p>原子炉建屋外側ブローアウトパネル</p> <p>逃がし安全弁排気管のクエンチャ</p> <p>原子炉建屋原子炉棟 (ブローアウトパネル付き)</p> <p>原子炉建屋</p> <p>格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管</p> <p>原子炉建屋常用換気空調系隔離弁</p> <p>主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源 (アキウムレクタ, アキウムレクタから主蒸気隔離弁までの配管, 弁)</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
MS-1	<p>1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器</p>	<p>6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能</p>	<p>構築物、系統又は機器</p>
			<p>主蒸気流量制限器</p> <p>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) (ポンプ、熱交換器、サプレッション・プール、サプレッション・プールからスプレイ先 (ドライウエル及びサプレッション・プール気相部) までの配管、弁、スプレイヘッド (ドライウエル及びサプレッション・プール))</p> <p>ポンプ・ミニマムフローラインの配管、弁</p> <p>サプレッション・プールストレーナ</p> <p>残留熱除去系</p> <p>原子炉建屋ガス処理系 (乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管、弁)</p> <p>原子炉建屋ガス処理系</p> <p>乾燥装置 (乾燥機能部分)</p> <p>可燃性ガス濃度制御系 (再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から格納容器までの配管、弁)</p> <p>残留熱除去系 (再結合装置への冷却水供給を司る部分)</p> <p>排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)</p> <p>遮蔽設備 (原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁)</p>
	<p>原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系</p>	<p>安全保護系</p>	<p>【No. 11】 格納容器の冷却機能</p> <p>【No. 10】 格納容器又は放射性物質が格納容器から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</p> <p>【No. 12】 格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能</p> <p>(対象外)</p>
	<p>2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器</p>	<p>原子炉緊急停止の安全保護回路</p>	<p>【No. 24】 原子炉停止系に対する作動信号 (常用系として作動させるものを除く) の発生機能</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
			<p>重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)</p> <p>【No.25】 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</p> <p>【No.13】 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</p> <p>【No.15】 非常用の交流電源機能</p> <p>(対象外)</p> <p>【No.20】 原子炉制御室非常用換気空調機能</p> <p>※</p> <p>【No.18】 補機冷却機能</p> <p>【No.19】 冷却用海水供給機能</p> <p>【No.14】 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</p> <p>【No.16】 非常用の直流電源機能</p> <p>【No.17】 非常用の計測制御用電源機能</p>
MS-1	<p>2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器</p> <p>2) 安全上特に重要な関連機能</p>	<p>非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系、直流電源系(いずれも、MS-1関連のもの)</p>	<p>非常用炉心冷却系作動の安全保護回路</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 <p>非常用所内電源系(ディーゼル機関、発電機、発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)</p> <p>燃料系</p> <p>始動用空気系(機関～空気だめ)</p> <p>吸気系</p> <p>冷却水系</p> <p>非常用所内電源系</p> <p>中央制御室及び中央制御室遮蔽</p> <p>中央制御室換気空調系(放射線防護機能及び有毒ガス防護機能)</p> <p>(非常用再循環送風機、非常用再循環フィルタ装置、空調ユニット、送風機、排風機、ダクト及びびダンパ)</p> <p>残留熱除去系海水系(ポンプ、熱交換器、配管、弁、ストレーナ(MS-1関連))</p> <p>ディーゼル発電機海水系(ポンプ、配管、弁、ストレーナ)</p> <p>直流電源系(蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路(MS-1関連))</p> <p>計装制御電源系(MS-1関連)</p>

※直接海水冷却のため、海水系が補機冷却の機能を有する。

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
P S - 2	<p>1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構造物、系統及び機器</p> <p>2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構造物、系統及び機器</p>	<p>1) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。）</p> <p>2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能</p> <p>3) 燃料を安全に取り扱う機能</p>	<p>放射系、原子炉冷却材浄化系（いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ）</p> <p>放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの）、使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）</p> <p>燃料取扱設備</p>
		<p>1) 原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分）</p> <p>主蒸気系</p> <p>原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）</p> <p>放射性気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置）</p> <p>使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）</p> <p>新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック）</p> <p>使用済燃料乾式貯蔵容器</p> <p>燃料交換機</p> <p>原子炉建屋クレーン</p> <p>使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン</p> <p>燃料取扱設備</p> <p>原子炉ウエル</p>	<p>逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）</p>
			<p>重要度が特に高い安全機能（設置許可基準規則の解釈第12条）</p>

重要度分類指針		東海第二発電所		
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	
MS-2	1) P S - 2 の構造物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構造物、系統及び機器 2) 放射性物質放出の防止機能	1) 燃料プール水の補給機能 2) 放射性物質放出の防止機能	非常用補給水系 放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外） 燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系 事故時監視計器の一部	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条) (対象外) 【No.26】 事故時の原子炉の停止状態の把握機能 【No.27】 事故時の炉心冷却状態の把握機能 【No.28】 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
		1) 燃料プール水の補給機能 2) 放射性物質放出の防止機能	非常用補給水系 放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外） 燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系 事故時監視計器の一部	残留熱除去系（ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから燃料プールまでの配管、弁） ポンプミニマムフローラインの配管、弁 サプレッション・プールのストレーナ 残留熱除去系 放射性気体廃棄物処理系（オフガス系）隔離弁 排気筒 燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋 原子炉建屋常用換気空調系隔離弁 原子炉建屋ガス処理系 原子炉建屋ガス処理系 乾燥装置 排気筒 ・中性子束（起動領域計装） ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置 ・原子炉水位（広帯域、燃料域） ・原子炉圧力 ・原子炉格納容器圧力 ・サブプレッション・プール水温度 ・原子炉格納容器エア放射線量率（高レンジ）

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
MS-2	1) 異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器 2) 異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	<p>事故時監視計器の一部</p> <p>[低温停止への移行]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) <p>[ドライウエルスプレイ]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉格納容器圧力 <p>[サブレシジョン・プール冷却]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) サブレシジョン・プール水温度 <p>[可燃性ガス濃度制御系起動]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度
		<p>2) 異常状態の緩和機能</p> <p>3) 制御室外からの安全停止機能</p>	<p>(対象外)</p> <p>制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) の操作回路</p>
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構造物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	計装配管, 弁
		2) 原子炉冷却材の循環機能	<p>試料採取管, 弁</p> <p>ドレン配管, 弁</p> <p>ベント配管, 弁</p> <p>原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁, ライザー管 (炉内), ジェットポンプ</p>
	3) 放射性物質の貯蔵機能	原子炉再循環系	<p>復水貯蔵タンク</p> <p>液体廃棄物処理系 (低電導度廃液収集槽, 高電導度廃液収集槽)</p> <p>固体廃棄物処理系 (CWF粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫 (ドラム缶))</p>
			(対象外)

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
P S - 3	<p>1) 異常状態の起因事象となるものであって、P S - 1 及び P S - 2 以外の構築物、系統及び機器</p> <p>4) 電源供給機能（非常用を除く。）</p>	<p>3) 放射性物質の貯蔵機能</p>	<p>サブレーション・プールの排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの）</p> <p>新燃料貯蔵庫 給水加熱器保管庫</p>
		<p>4) 電源供給機能（非常用を除く。）</p>	<p>セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備（液体及び固体の放射性廃棄物処理系）</p> <p>発電機及びその励磁装置（発電機、励磁機） 固定子冷却装置 発電機水素ガス冷却装置 軸密封油装置 励磁電源系</p> <p>蒸気タービン（主タービン、主要弁、配管）</p> <p>蒸気タービン</p> <p>復水系（復水器を含む）（復水器、復水ポンプ、配管/弁） 復水系（復水器含む） 給水系（電動駆動給水ポンプ、タービン駆動給水ポンプ、給水加熱器、配管/弁） 給水系 循環水系（循環水ポンプ、配管/弁） 循環水系 取水設備（屋外トレンチを含む）</p>
			<p>新燃料貯蔵ラック</p> <p>セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備（液体及び固体の放射性廃棄物処理系）</p> <p>発電機及びその励磁装置（発電機、励磁機） 固定子冷却装置 発電機水素ガス冷却装置 軸密封油装置 励磁電源系</p> <p>蒸気タービン（主タービン、主要弁、配管）</p> <p>蒸気タービン</p> <p>復水系（復水器を含む）（復水器、復水ポンプ、配管/弁） 復水系（復水器含む） 給水系（電動駆動給水ポンプ、タービン駆動給水ポンプ、給水加熱器、配管/弁） 給水系 循環水系（循環水ポンプ、配管/弁） 循環水系 取水設備（屋外トレンチを含む）</p> <p>常用所内電源系（発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路（MIS-1 関連以外）） 直流電源系（蓄電池、蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路（MIS-1 関連以外）） 計測制御電源系（電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路（MIS-1 関連以外））</p>

(対象外)

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

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構造物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管 上/下部端栓 タイロッド
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系 (再生熱交換器, 非再生熱交換器, C U Wポンプ, ろ過脱塩装置, 配管, 弁) 復水浄化系 (復水のろ装置, 復水脱塩装置, 配管, 弁)
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があつても, MS-1, MS-2とあいまって, 事象を緩和する構造物, 系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁) タービンバイパス弁
		2) 出力上昇の抑制機能	原子炉圧力容器からタービンバイパスまでの主蒸気配管 駆動用油圧源 (アキユムレータ, アキユムレータからタービンバイパスまでの配管, 弁) タービンバイパス弁 原子炉再循環制御系 ・制御棒引き抜き阻止回路 ・選択制御棒挿入回路 制御棒駆動水圧系 (ポンプ, 復水貯蔵タンク, 復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管, 弁) ポンプサクションフィルタ ポンプミニマムフローライン配管, 弁
		3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系

重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)

(対象外)

(対象外)

重要度分類指針		東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	
MS-3	<p>1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1, MS-2とあいまって、現象を緩和する構築物、系統及び機器</p> <p>2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器</p>	<p>3) 原子炉冷却材の補給機能</p>	<p>原子炉隔離時冷却系 (ポンプ, タービン, サプレッション・プール, サプレッション・プールから注水先までの配管, 弁)</p> <p>タービンへの蒸気供給配管, 弁</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管, 弁</p> <p>潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管</p>	<p>重要度が特に高い安全機能 (設置許可基準規則の解釈第12条)</p> <p>(対象外)</p>
			<p>緊急時対策所</p> <p>情報収集設備</p> <p>通信連絡設備</p> <p>資料及び器材</p> <p>遮蔽設備</p> <p>試料採取系 (異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射物質濃度サンプリング分析, 原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析)</p> <p>通信連絡設備 (1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備)</p> <p>放射線監視設備</p>	<p>原子力発電所緊急時対策所, 試料採取系, 通信連絡設備, 放射線監視設備, 事故時監視計器の一部, 消火系, 安全避難通路, 非常用照明</p> <p>1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能</p>
			<p>事故時監視計器の一部</p> <p>消火系 (水消火設備, 泡消火設備, 二酸化炭素消火設備, 等)</p> <p>消火ポンプ</p> <p>ろ過水タンク</p> <p>火災検出装置 (受信機含む)</p>	

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
			防火扉、防火ダンパ、耐火壁、隔壁（消火設備の機能を維持担保するために必要なもの）
			安全避難通路
			安全避難通路
			非常用照明
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構造物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射能監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明
			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
			(対象外)

- 溢水評価ガイドでは、発電所で発生した溢水に対して防護すべき設備に関して以下の記載がある。

(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。

(3.2.2 溢水から防護すべき対象設備)

3.1 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、溢水の発生場所毎に「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する。

また、溢水評価ガイドには原子炉施設の溢水評価に関して以下の記載があり、想定破損により生じる溢水及び消火水の放水による溢水の想定にあたっては一系統における単一の機器の破損を想定している。

(2.1 溢水源及び溢水量の想定)

溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。

- (1) 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
- (2) 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
- (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

ここで、上記(1)、(2)の溢水源の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。

2.2 防護対象設備の抽出

設置許可基準規則第九条（溢水による損傷の防止等）及び第十二条（安全施設）並びに溢水評価ガイドの要求事項を踏まえ、防護対象設備を選定する。

(1) 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

設置許可基準規則第九条の解釈によると「安全機能を損なわないもの」とは、「発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温度停止でき、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」とされている。

一方、溢水評価ガイドでは防護対象設備について「重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備」とされており、さらに「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」という要求がある。

これらの要求を踏まえ、必要な系統・機能を選定し、これらの機能を達成するために必要な以下の系統・設備を防護対象設備として抽出した。

また、発電用原子炉施設の安全評価に関する審査指針を参考に、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故のうち、溢水によって発生する可能性がある原子炉外乱及び溢水の原因となる可能性のある原子炉外乱を抽出し、その対処に必要な系統を第 2.2-1 表～第 2.2-3 表のとおり抽出した。

(2) 使用済燃料プールの冷却・給水機能を適切に維持するために必要な設備
使用済燃料プールを保安規定で定めた水温（65℃以下）に維持する必要があるため、使用済燃料プールの冷却システムの機能維持に必要な設備を防護対象設備として抽出した。また、使用済燃料プールの放射線を遮へいするための水量を維持する必要があるため、使用済燃料プールの給水機能の維持に必要な設備を防護対象設備として抽出した。

(3) 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定について

溢水影響評価対象の選定フローを第 2.2-1 図に、溢水影響評価の対象外とする理由について第 2.2-4 表に示す。

第 2.2-1 図に示した防護対象設備の選定フローにより選定された防護対象設備について、系統、設備名、設置建屋、機能喪失高さ及び設置高さを防護対象設備リストとして、添付資料-1 第 3 表に示す。

同様に第 2.2-4 表の選定により詳細な評価の対象から除外された設備について、系統、設置場所、設備名及び除外理由をリストとしてまとめ、添付資料-1 第 5 表に示す。

第 2.2-1 表 溢水評価上想定する起回事象の抽出

(運転時の異常な過渡変化)

起回事象	考慮 要否 要：○ 否：－	スクリーンアウトする理由
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	－	再循環ポンプ 1 台がトリップし、原子炉出力は低下し整定する。このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	－	停止ループの低温の冷却材が炉心に注入され、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下し整定する。このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。
外部電源喪失	○	
給水加熱喪失	○	
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	
負荷の喪失	○	
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	
給水制御系の故障	○	
原子炉圧力制御系の故障	○	
給水流量の全喪失	○	

第 2.2-2 表 溢水評価上想定する起因事象の抽出

(設計基準事故)

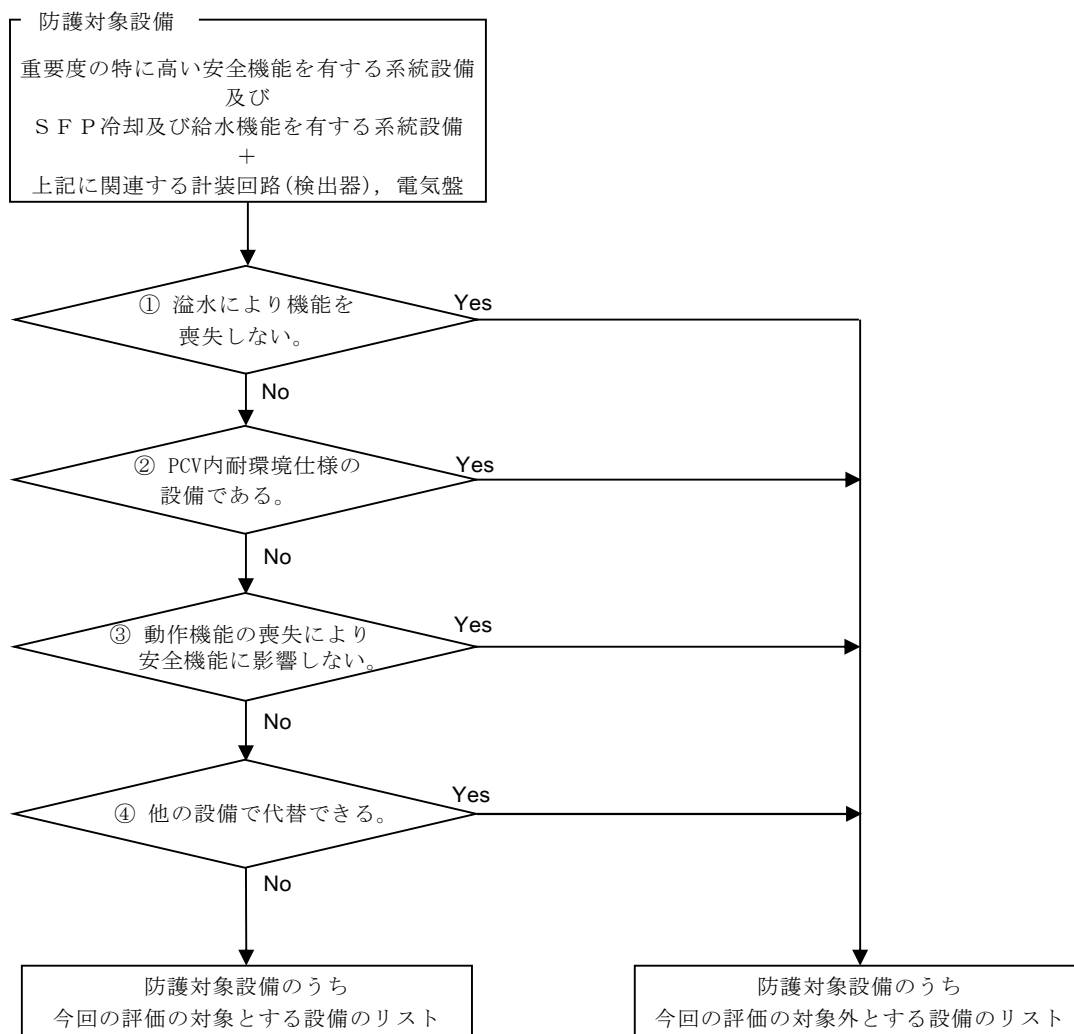
起因事象	考慮 要否 要：○ 否：－	スクリーンアウトする理由
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	○	※
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	－	溢水の発生によって原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
制御棒落下	－	溢水の発生によって制御棒落下は発生しない。
放射性気体廃棄物処理施設の破損	－	本事象の発生によって原子炉に外乱は発生しない。
主蒸気管破断	○	※
燃料集合体の落下	－	溢水の影響により燃料集合体は落下しない。
可燃性ガスの発生	○	原子炉冷却材喪失に包含される。
動荷重の発生	○	原子炉冷却材喪失に包含される。

※ 溢水の原因となり得る事象であるため、対策として考慮する。なお、原子炉格納容器外での溢水が想定される「主給水管破断」及び「主蒸気管破断」については、「6.2 想定破損による没水影響評価」において想定破損による没水評価を実施し、結果として防護対象設備が機能喪失しないことを確認している。

第 2.2-3 表 溢水評価上想定する事象とその対処系統

	溢水評価上 想定する事象	左記事象に対する 対処機能	対処系統※
運 転 時 の 異 常 な 過 渡 変 化	「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」 「外部電源喪失」 「給水加熱喪失」 「給水制御系の故障」 「給水流量の全喪失」 「負荷の喪失」 「主蒸気隔離弁の誤閉止」 「原子炉圧力制御系の故障」 「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の緊急停止 ・ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生 ・ 原子炉圧力の上昇の緩和 ・ 出力上昇の抑制 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能) ・ 安全保護系 ・ 逃がし安全弁(逃がし弁機能)
設 計 基 準 事 故	「原子炉冷却材喪失」 「原子炉冷却材流量の喪失」 「主蒸気管破断」	上記機能に加え <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止 ・ 原子炉停止後の除熱 ・ 炉心冷却 ・ 放射性物質の閉じ込め ・ 安全上特に重要な関連機能 	上記機能に加え <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁(安全弁としての開機能) ・ 残留熱除去系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 低圧注水系 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 自動減圧系 ・ 格納容器 ・ 格納容器隔離弁 ・ 格納容器冷却系 ・ 非常用電源系 ・ 非常用ガス処理系 ・ 非常用ガス再循環系 ・ 可燃性ガス濃度制御系

※ 上記系統に係る間接系についても防護対象設備として抽出する。



第 2.2-1 図 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

第 2.2-4 表 溢水影響評価の対象外とする理由

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない。	容器，熱交換器，ろ過脱塩器，フィルタ，安全弁，逆止弁，配管等の静的機器は，構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから，溢水により機能喪失はしない。
② PCV 内耐環境仕様の設備である。	PCV 内設備のうち，温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は，溢水により機能喪失しない。 なお，対象設備が耐環境仕様であることの確認は，メーカ試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない。 ※	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は，機能喪失しても安全機能に影響しない。
④ 他の設備で代替できる。	他の設備により要求機能が代替できる設備は，機能喪失しても安全機能に影響しない。

※フェイルセーフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

2.3 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して、設置されている区画の溢水水位と比較し、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（堰高さ程度）を超える場合は、機能喪失と判定する。

ただし、溢水水位に対して適切な歩行ルート等の設置等対策を講ずる場合はこの限りではない。

◇ 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経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。

2.4 防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水，消火水の放水による溢水，地震起因による溢水及びその他の溢水に対して，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滞留水位が 20cm 以下となる設計とする。

ただし，滞留水位が 20 cm より高くなる区画で，アクセスが必要な場所については，想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し，アクセスに影響のないよう措置を講じることとする。

現場へのアクセス時における評価を補足説明資料-21, 26, 29 に示す。

2.4.1 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当該機能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 S_s 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、床漏えい漏えい検知器等による早期発見により、防護対象設備の安全機能が損なわれない程度の溢水に抑える設計とする。

(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浸水防護堰を設置し、防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については、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当該機能が損なわれない設計とする。

2.4.2 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当該機能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 S_s 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。

d. 消火水の放水による溢水に対しては、防護対象設備が設置されている溢水防護区画において区画壁等の設置により区画分離を行い、屋内消火栓を使用した消火活動の際に発生する被水の影響を受けない設計とする。さらに、電源盤等の設備については、固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することで、被水の影響を受けない設計とする。

また、水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限に止めるため、防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

(2) 防護対象設備に対する対策

- a. 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。
- b. 防護対象設備に対し、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

2.4.3 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

防護対象設備が蒸気放出の影響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、防護対象設備が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. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気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、扉等は、溢水により発生する蒸気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等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

- b. 溢水源となる系統を、溢水防護区画外の元弁で閉止することにより、溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。
- 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蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

- d. 蒸気の漏えいを検知し、中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための自動検知・遠隔隔離システムを設置し、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また、自動検知・遠隔隔離システムだけでは防護対象設備の健全性が確保されない破損想定箇所については、防護カバーを設置し、漏えい蒸気量を抑制して、溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

(2) 防護対象設備に対する対策

- a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない防護対象設備については、蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。
- b. 防護対象設備に対し、実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認したシールやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

3. 溢水源の想定

溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。

- (1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等（以下「想定破損」という。）により生じる溢水
- (2) 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
- (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水
- (4) 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。）

想定破損により生じる溢水では、溢水源となり得る機器は流体を内包する配管とし、地震起因による溢水では、防護対象設備の設置された建物・区画内において流体を内包する配管及び容器（タンク，熱交換器，ろ過脱塩器等）を溢水源となりうる機器として抽出した。ここで抽出された機器を想定破損及び地震起因のそれぞれの評価での溢水源として考慮した。

3.1 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

ここで配管の破損形状は、内包する流体のエネルギーに応じて溢水評価ガイドに従い以下の2種類に分類した。破損形状の評価について添付資料-8に示す。

○高エネルギー配管：完全全周破断

○低エネルギー配管：配管内径の1/2の長さと同径の配管肉厚の1/2の幅

を有する貫通クラック（以下「貫通クラック」という。）

なお、高エネルギー配管及び低エネルギー配管の分類は以下とする。分類及び運用について添付資料-2に示す。

○「高エネルギー配管」は、呼び径 25A (1B) を超える配管でプラントの

通常運転時に運転温度が 95℃を超えるか又は運転圧力が 1.9MPa[gage]を超える配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。

- 「低エネルギー配管」は、呼び径 25A (1B) を超える配管でプラントの通常運転時に運転温度が 95℃以下で、かつ運転圧力が 1.9MPa[gage]以下の配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。なお、運転圧力が静水頭圧の配管は除く。

ただし、高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の 2%又はプラント運転期間の 1%より小さければ、低エネルギー配管として扱う。

3.1.1 高エネルギー配管の評価

破損の想定はターミナルエンドと一般部（ターミナルエンド以外）について実施する。

想定破損評価における高エネルギー配管の破損の形状については、完全全周破断を想定して溢水影響を評価しているが、一部の高エネルギー配管の評価対象（25Aを超える※）に対し、「溢水評価ガイド附属書A」に基づきターミナルエンドは完全全周破断、ターミナルエンド以外（一般部）は、許容応力の0.8倍または0.4倍に応じた破損形状とする旨の記載に従って評価する。

応力評価は3次元はりモデル解析により行い、「溢水評価ガイド附属書A」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

高エネルギー配管の評価フローを第3.1-1図及び、第3.1-2図に示す。

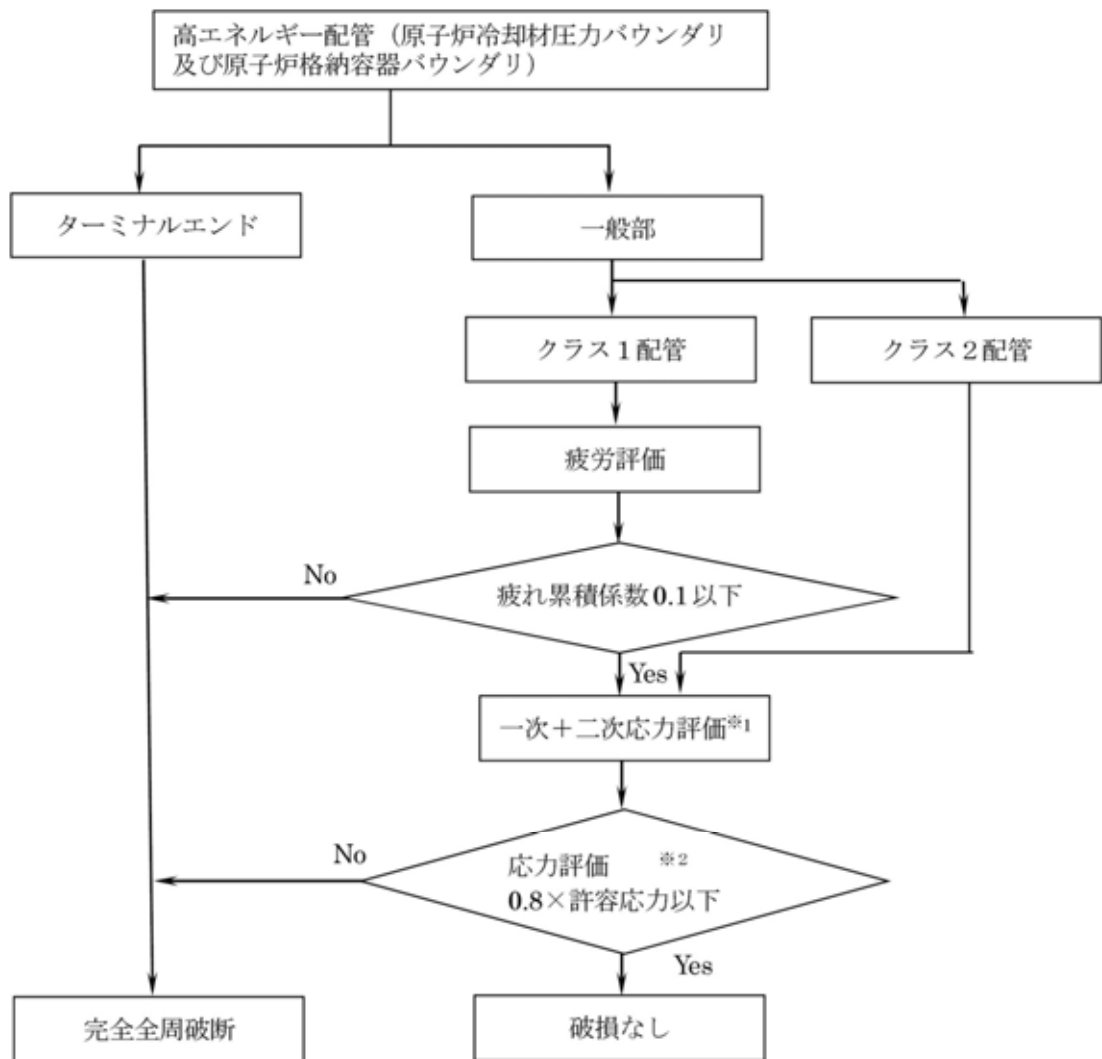
3.1.2 低エネルギー配管の評価

想定破損評価における低エネルギー配管の破損の形状については、貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが、一部の低エネルギー配管の評価対象（25Aを超える）に対し、「溢水評価ガイド附属書A」に基づき許容応力の0.4倍を下回る場合は破損を想定しない旨の記載に従って評価する。

応力評価は3次元はりモデル解析により行い、「溢水評価ガイド附属書A」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

低エネルギー配管の破損形状の評価フローを第3.1-3図に示す。

※ 蒸気による影響評価の対象となる配管は25A 以下も対象



※1 溢水評価ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

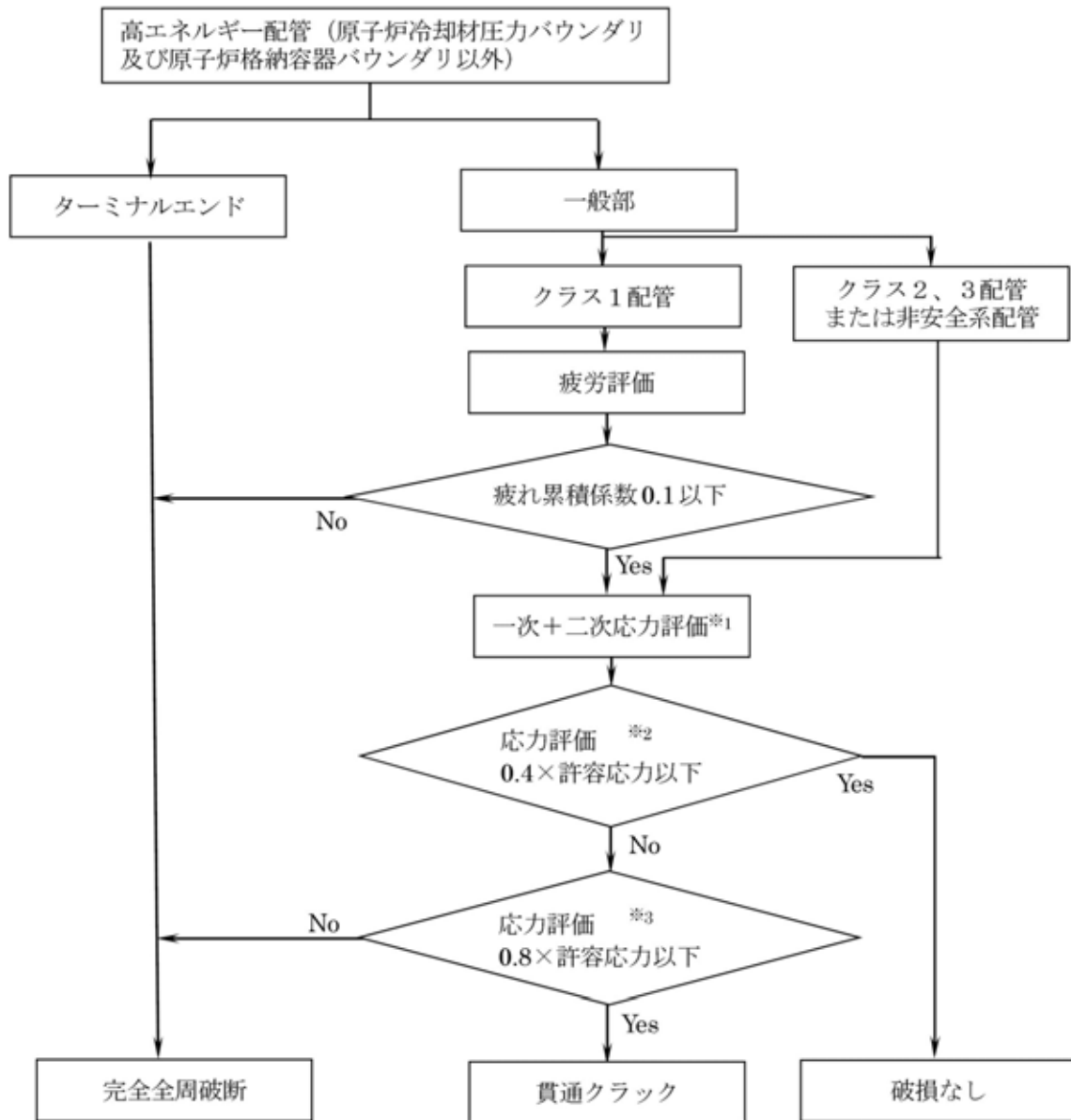
※2 クラス1配管は $2.4S_m$ 以下、クラス2配管は $0.8S_a$ 以下

S_m ：設計応力強さ

S_a ：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」
PPC-3530）

第3.1-1図 高エネルギー配管の破損形状評価フロー

（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ）



※1 溢水評価ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

※2 クラス1配管は $1.2S_m$ 以下、クラス2、3又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

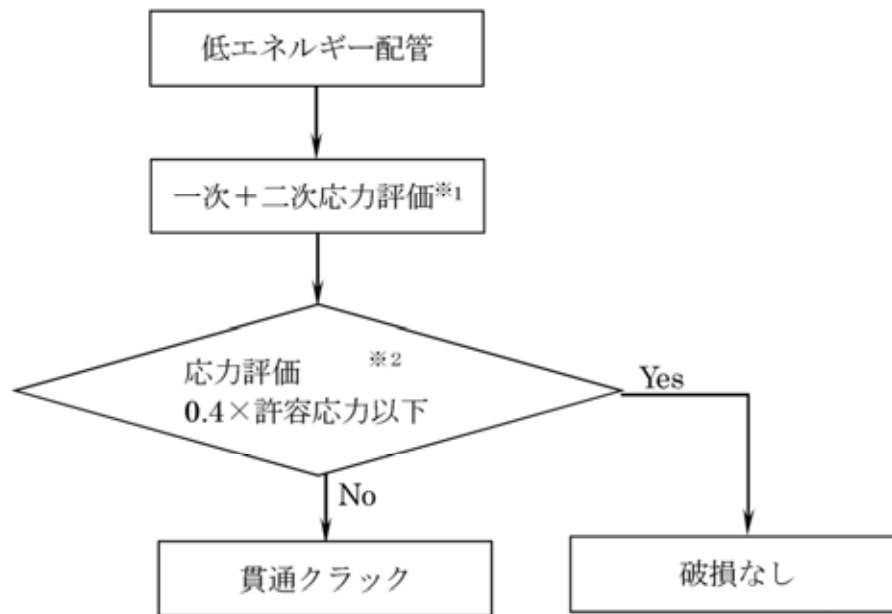
※3 クラス1配管は $2.4S_m$ 以下、クラス2、3又は非安全系配管は $0.8S_a$ 以下

S_m ：設計応力強さ

S_a ：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」PPC-3530）

第3.1-2図 高エネルギー配管の破損形状評価フロー

（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外）



※1 溢水評価ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管は $0.4S_a$ 以下
それ以外の配管のうち、クラス1配管は $1.2S_m$ 以下、クラス2、3 又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

S_m : 設計応力強さ

S_a : 許容応力 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」 PPC-3530)

第3.1-3図 低エネルギー配管の破損形状評価フロー

3.1.3 応力に基づく評価結果

3.1.1, 3.1.2 にて説明した「溢水影響評価ガイド附属書A 流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」の規定を満たす配管については、溢水影響評価における破損は想定しない。

3.1.4 想定破損箇所からの溢水量の算定

想定破損による機器から溢水量の算出に当たり、検知するまでの時間、隔離に要する時間、防護対象設備への影響等を考慮し溢水影響評価にあたって最も厳しい破損箇所を選定して評価する。

破損を想定する系統配管（高エネルギー配管）については、系統ごとに以下の手法を用いて溢水量の算定を行う。

- (1) 漏えいが発生した場合の検知方法や運転員が事象を判断する際のパラメータ等を整理し、隔離により漏えいを停止するまでの時間の積み上げを行う。評価した漏えい停止までの時間に漏えい流量を乗じて系統全体の保有水を加えた溢水量を算定する。
- (2) 溢水量を比較して最大となる溢水量を、当該系統の没水評価に用いる溢水量として設定する。

3.2 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

火災時における溢水源としては、自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから、消火栓からの放水を考慮した。ただし、ガス消火設備や消火器等を用いて消火活動を行うことを前提としている区画については、当該区画における放水を想定しない。

また、格納容器スプレイについては、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから（インターロック等の誤作動や運転員の人的過誤がそれぞれ単独で発生しても誤作動しない）スプレイ水の誤動作による溢水の影響は考慮しない。

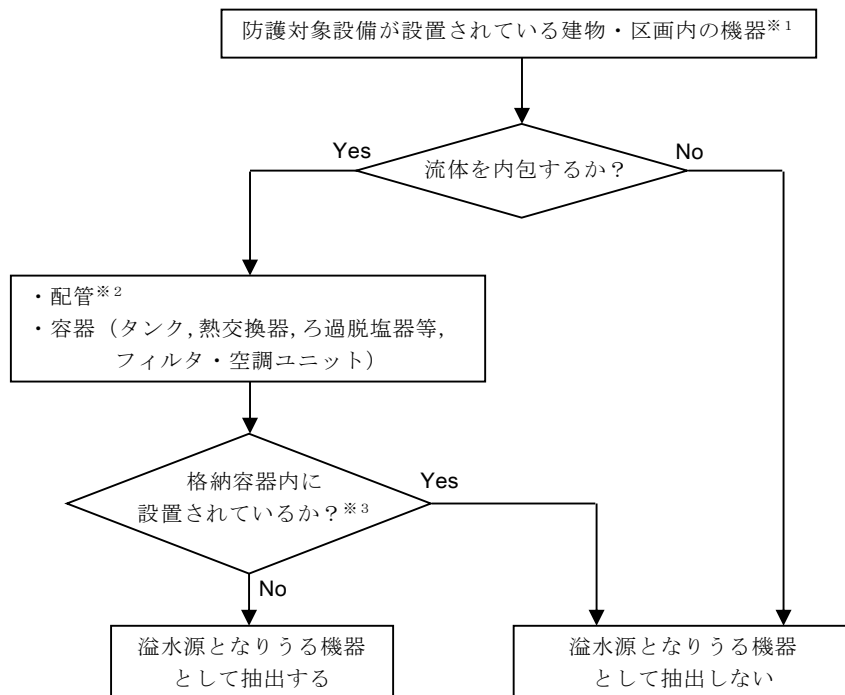
3.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

水、蒸気、油等を内包する系統のうち、基準地震動 S_s による地震力に対する耐震性が確認されていない耐震 B, C クラスに属する系統を溢水源として選定する。ただし、耐震 B, C クラスであっても基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されるものについては、溢水源としないこととする。また、地震による使用済燃料プールのスロッシングについても溢水源として想定する。

原子炉施設の耐震重要度分類については、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針及び原子力発電所耐震設計技術規程（J E A C - 4 6 0 1）の記載に準拠して定めた。

溢水源となりうる機器の抽出の考え方を第 3.3-1 図に、溢水源となる機器のリストを添付資料-3 第 1 表に示す。

溢水源として想定する系統として想定破損の場合を第 3.3-1 表に、地震起因による場合を第 3.3-2 表に選定した。



- ※1 溢水防護対象設備が設置されている建物に内部流体が流入する可能性のある機器も対象とした。
- ※2 ポンプ、弁等は溢水源として配管に含める。
- ※3 PCV 内に設置される重要度の特に高い安全機能を有する設備は LOCA 時の PCV 内の状態を考慮した耐環境仕様としているため、溢水の影響を受けない。

第 3.3-1 図 溢水源となりうる機器の抽出の考え方

3.4 その他の溢水

その他の溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象やその波及的影響に伴う溢水、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、人的過誤による漏えい等が想定される。

その他の漏えいとして想定する溢水事象のうち、機器の誤作動等からの漏えい事象については、区画毎に漏えいを想定する系統の配管口径と圧力、保有水量等によって設定した最大の漏えい量である想定破損の溢水量を上回ることはない。

また、少量漏えいの想定については、防護対象設備に影響のある全区画について評価を行い、排水や漏えい検知が可能なことを確認している。詳細は、補足説明資料-25参照。

なお、人的過誤に起因する漏えい事象については、漏えい量が大となる可能性があるが、漏えい検知システムによる早期検知は同様に可能である。人的過誤に起因する漏えい事象については、発生の未然の防止を図るために、決められた運用、手順を確実に遵守するとともに、トラブル事例等を参考に継続的な運用改善を行っていく。

第3.3-1表 溢水源として想定する系統(想定破損) (1/4)

	溢水源系統名※1	主な系統略語	分類		施設建屋/区域				
			高	低	原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
					原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	制御棒駆動系	CRD	○	/	○	—	—	—	—
	ほう酸水注入系	SLC	/	○※2	○	—	—	—	—
	残留熱除去系	RHR	/	○※2	○	—	—	—	—
	残留熱除去系海水系	RHRS	/	○※2	○	○	—	—	—
	補機冷却海水系	ASW	/	○	—	—	—	○	—
	高圧炉心スプレイ系	HPCS	/	○※2	○	—	—	—	—
	低圧炉心スプレイ系	LPCS	/	○※2	○	—	—	—	—
	原子炉隔離時冷却系	RCIC	/	○※2	○	—	—	—	—
	原子炉再循環系	PLR	○	/	○	—	—	—	—
	主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV-LCS	○	/	○	—	—	—	—
	原子炉冷却材浄化系	CUW	○	/	○	○	—	○	—
	燃料プール冷却浄化系	FPC	/	○	○	—	—	—	—
	原子炉補機冷却系	RCW	/	○	○	○	—	○	—
	格納容器雰囲気監視系 (残留熱除去系海水系)	CAMS	/	○※2	○	—	—	—	—
	可燃性ガス濃度制御系 (残留熱除去系)	FCS	/	○※2	○	—	—	—	—
	ドライウェル冷却系 (原子炉補機冷却系)	DHC	/	○	○	—	—	—	—
	主蒸気系	MS	○	/	○	—	—	○	—
	抽気系	ES	○	/	—	—	—	○	—
タービン補助蒸気系	—	○	/	—	—	—	○	—	

※1：()内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統

※2：高エネルギー配管として運転している時間の割合が、プラント運転期間の1%より小さいため、低エネルギー配管として扱う(添付資料-2参照)

第 3.3-1 表 溢水源として想定する系統(想定破損) (2/4)

	溢水源系統名※ ¹	主な系統略語	分類		施設建屋/区域				
			高	低	原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
					原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	タービン制御系(制御油系)	—	○	/	—	—	—	○	—
	タービン潤滑油系	—	/	○	—	—	—	○	—
	タービングランド蒸気系	—	○	/	—	—	—	○	—
	湿分分離器	—	○	/	—	—	—	○	—
	復水系	C	/	○	—	—	—	○	—
	給水系	FDW	○	/	○	—	—	○	—
	空気抽出系	—	/	○	—	—	—	○	—
	循環水系※ ²	CW	/	○	—	—	—	○	—
	復水器	—	/	○	—	—	—	○	—
	弁封水系	—	/	○	—	—	—	○	—
	復水脱塩装置系	CD	/	○	—	—	—	○	—
	給水加熱器ドレン系	HD	○	/	—	—	—	○	—
	給水加熱器ベント系	HV	○	/	—	—	—	○	—
	タービン補機冷却系	TCW	/	○	○	—	—	○	—
	非常用ディーゼル発電設備(潤滑油系)	DGLO	/	○	—	—	○	—	—
	非常用ディーゼル発電設備(冷却水系)	DGCW	/	○	—	—	○	—	—
	非常用ディーゼル発電機海水系	DGSW	/	○	—	—	○	—	—
	高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備(潤滑油系)	HPCS-DGLO	/	○	—	—	○	—	—
高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備(冷却水系)	HPCS-DGCW	/	○	—	—	○	—	—	

※ 1 : () 内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統

※ 2 : 循環水系は復水器設置エリア及び循環水ポンプ設置エリアでの溢水を想定

第 3.3-1 表 溢水源として想定する系統(想定破損) (3/4)

	溢水源系統名※1	主な系統略語	分類		施設建屋/区域				
			高	低	原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
					原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機海水系	HPCS -DGSW	/	○	○	-	○	-	-
	ディーゼル発電機燃料油系	DGDO	/	○	-	-	○	-	-
	所内用水系 (サービス建屋飲料水系)	-	/	○	-	-	-	-	○
	所内用水系 (サービス建屋ろ過水系)	-	/	○	-	-	-	-	○
	ろ過水系 (屋内消火系)	FP	/	○	○	-	○	○	○
	復水・純水移送系	MUW	/	○	○	○	-	○	○
	補助系 (ドレンサンプ系)	-	/	○	○	○	○	○	○
	タービン建屋換気系 (所内蒸気系)	-	○	/	-	-	-	○	-
	原子炉建屋換気系 (所内蒸気系)	-	○	/	-	-	-	○	-
	中央制御室換気系 (冷水系)	MCR -HVAC	/	○	-	-	○	-	-
	スイッチギヤ室換気系 (冷水系)	SWGR -HVAC	/	○	-	-	○	-	-
	バッテリー室換気系 (所内蒸気系)	-	○	/	-	-	○	-	-
	オフガス再生室換気系 (原子炉補機冷却系)	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系換気系 (所内蒸気系)	-	○	/	-	-	-	○	-
	サービス建屋換気系 (ランドリーボイラー系, 冷水・冷却水系)	-	○	○	-	-	-	-	○
	制御用圧縮空気系 (タービン補機冷却系)	IA	/	○	-	-	-	○	-
	所内用圧縮空気系 (タービン補機冷却系)	SA	/	○	-	-	-	○	-
	所内蒸気・所内蒸気戻り系	HS・ HSCR	○	/	○	-	○	○	-
	所内ボイラ系 (給水系)	-	○	○	-	-	-	○	-
	所内ボイラ系 (燃料系)	-	/	○	-	-	-	○	-

※1:()内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統

第 3.3-1 表 溢水源として想定する系統(想定破損) (4/4)

	溢水源系統名※ ¹	主な系統略語	分類		施設建屋/区域				
			高	低	原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
					原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	放射性廃棄物処理系 機器ドレン系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 床ドレン系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 凝集沈殿系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 スラッジ系	-	○	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 使用済樹脂貯蔵系	-	○	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 高電導度ドレン系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 濃縮廃液・廃液中和 スラッジ系	-	○	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 凝縮水処理系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 洗濯廃液系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 所内用空気系 (放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系)	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 復水系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 純水系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 加熱蒸気・加熱蒸気戻り系	-	○	/	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 タービン補機冷却水系	-	/	○	-	○	-	-	-
	放射性廃棄物処理系 タンクベント系 (放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系, 加熱蒸気・加熱蒸気戻り系)	-	○	○	-	○	-	-	-
放射性廃棄物処理系 消火系	-	/	○	-	○	-	-	-	

※ 1 : () 内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統

第 3.3-2 表 溢水源として想定する系統(地震起因による破損) (1/5)

	溢水源系統名※ ¹	耐震 クラス (代表)※ ²	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービ ン建屋	サービ ス建屋
			原子炉 棟	廃棄物 処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	制御棒駆動系	S, B	×	/	/	/	/
	ほう酸水注入系	S	△※ ³	/	/	/	/
	残留熱除去系	S	—	/	/	/	/
	残留熱除去系海水系	S	—	—	/	/	/
	補機冷却海水系	C	/	/	/	○	/
	高圧炉心スプレイ系	S	—	/	/	/	/
	低圧炉心スプレイ系	S	—	/	/	/	/
	原子炉隔離時冷却系	S	—	/	/	/	/
	原子炉再循環系	S	△※ ⁴	/	/	/	/
	主蒸気隔離弁漏えい抑制系	S	—	/	/	/	/
	原子炉冷却材浄化系	B	×	○	/	○	/
	燃料プール冷却浄化系	B	×	/	/	/	/
	原子炉補機冷却系	B	×	○	/	○	/
	格納容器雰囲気監視系 (残留熱除去系海水系)	S	—	/	/	/	/
	可燃性ガス濃度制御系 (残留熱除去系)	S	—	/	/	/	/
	ドライウェル冷却系 (原子炉補機冷却系)	B, C	×	/	/	/	/
	主蒸気系	S, B	△※ ⁵	/	/	○	/
	抽気系	B	/	/	/	○	/

“○”: 溢水を想定

“△”: 耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定

“×”: 系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず

“—”: Sクラスのため溢水を想定せず

※1: ()内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統

※2: 溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス

※3: ほう酸水注入系テストタンク廻りの溢水を想定

※4: 制御油圧発生装置及び原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ廻りの溢水を想定

※5: 耐震クラスがS以外の箇所について溢水を想定

第 3.3-2 表 溢水源として想定する系統(地震起因による破損) (2/5)

	溢水源系統名※ ¹	耐震 クラス (代表)※ ²	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービ ン建屋	サービ ス建屋
			原子炉 棟	廃棄物 処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	タービン補助蒸気系	B	/	/	/	○	/
	タービン制御系 (制御油系)	C	/	/	/	○	/
	タービン潤滑油系	C	/	/	/	○	/
	タービングランド蒸気系	B	/	/	/	○	/
	湿分分離器	B	/	/	/	○	/
	復水系	B	/	/	/	○	/
	給水系	S, B	△※ ³	/	/	○	/
	空気抽出系	B	/	/	/	○	/
	循環水系	C	/	/	/	○	/
	復水器	B	/	/	/	○	/
	弁封水系	C	○	○	/	○	/
	復水脱塩装置系	B	/	/	/	○	/
	給水加熱器ドレン系	B	/	/	/	○	/
	給水加熱器ベント系	B	/	/	/	○	/
	タービン補機冷却系	B	○	/	/	○	/
	非常用ディーゼル発電設備 (潤滑油系)	S	/	/	-	/	/
	非常用ディーゼル発電設備 (冷却水系)	S	/	/	-	/	/
非常用ディーゼル発電機 海水系	S	/	/	-	/	/	

“○”: 溢水を想定

“△”: 耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定

“×”: 系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず

“-”: Sクラスのため溢水を想定せず

※1: ()内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統

※2: 溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス

※3: 耐震クラスがS以外の箇所について溢水を想定

第3.3-2表 溢水源として想定する系統(地震起因による破損) (3/5)

	溢水源系統名※ ¹	耐震クラス (代表)※ ²	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
			原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 (潤滑油系)	S	/	/	-	/	/
	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 (冷却水系)	S	/	/	-	/	/
	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機海水系	S	-	/	-	/	/
	ディーゼル発電機燃料油系	S	/	/	-	/	/
	所内用水系 (サービス建屋飲料水系)	C	/	/	/	/	○
	所内用水系 (サービス建屋ろ過水系)	C	/	/	/	/	○
	ろ過水系 (屋内消火系)	C	×	/	○	○	○
	復水・純水移送系	B	×	○	○	○	○
	補助系 (ドレンサンプ系)	B	○	○	○	○	○
	タービン建屋換気系 (所内蒸気系)	C	/	/	/	○	/
	原子炉建屋換気系 (所内蒸気系)	C	/	/	/	○	/
	中央制御室換気系 (冷水系)	S	/	/	-	/	/
	スイッチギヤ室換気系 (冷水系)	S	/	/	-	/	/
	バッテリー室換気系 (所内蒸気系)	C	/	/	○	/	/
	オフガス再生室換気系 (原子炉補機冷却系)	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系換気系 (所内蒸気系)	C	/	/	/	○	/
	サービス建屋換気系 (ランドリーボイラー系, 冷水・冷却水系)	C	/	/	/	/	○
	制御用圧縮空気系 (タービン補機冷却系)	B	/	/	/	○	/

“○”:溢水を想定

“△”:耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定

“×”:系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず

“-”:Sクラスのため溢水を想定せず

※1:()内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統

※2:溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス

第3.3-2表 溢水源として想定する系統(地震起因による破損) (4/5)

	溢水源系統名※1	耐震クラス (代表)※2	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
			原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	所内用圧縮空気系 (タービン補機冷却系)	B	/	/	/	○	/
	所内蒸気・所内蒸気戻り系	C	×	/	×	○	/
	所内ボイラ系 (給水系)	C	/	/	/	○	/
	所内ボイラ系 (燃料系)	C	/	/	/	○	/
	放射性廃棄物処理系 機器ドレン系	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系 床ドレン系	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系 凝集沈殿系	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系 スラッジ系	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系 使用済樹脂貯蔵系	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系 高電導度ドレン系	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系 濃縮廃液・廃液中和 スラッジ系	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系 凝縮水処理系	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系 洗濯廃液系	B	/	○	/	/	/
	放射性廃棄物処理系 所内用空気系 (放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系)	C	/	○	/	/	/

“○”:溢水を想定

“△”:耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定

“×”:系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず

“-”:Sクラスのため溢水を想定せず

※1:()内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統

※2:溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス

第3.3-2表 溢水源として想定する系統(地震起因による破損) (5/5)

	溢水源系統名※1	耐震 クラス (代表)※2	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービ ン建屋	サービ ス建屋
			原子炉 棟	廃棄物 処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	放射性廃棄物処理系 復水系	B	△	○	△	△	△
	放射性廃棄物処理系 純水系	B	△	○	△	△	△
	放射性廃棄物処理系 加熱蒸気・加熱蒸気戻り系	C	△	○	△	△	△
	放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系	C	△	○	△	△	△
	放射性廃棄物処理系 タービン補機冷却水系	C	△	○	△	△	△
	放射性廃棄物処理系 タンクベント系 (放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系, 加熱蒸気・加熱蒸気戻り系)	C	△	○	△	△	△
	放射性廃棄物処理系 消火系	C	△	○	△	△	△

“○”: 溢水を想定

“△”: 耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定

“×”: 系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず

“-”: Sクラスのため溢水を想定せず

※1: ()内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統

※2: 溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定

4.1 溢水防護区画の設定

防護対象設備が設置されており浸水防護を行う建屋，区域等を耐津波設計において，浸水防護区画として設定し，基準津波の流入防止や地下水等の浸水防止対策を実施する。浸水防護区画の配置図を第 4.1-1 図に示す。

また，浸水防護区画は，以下の観点から溢水防護区画として区分する。

- ・防護対象設備が設置されている全ての区画並びに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。
- ・溢水防護対象設備が設置されている区画で，障壁，堰，又はそれらの組合せによって他の区画と分離され，溢水防護の観点から 1 つの単位と考えられる区画。

4.2 溢水経路の設定

溢水防護対象設備が設置されている建屋において，床開口部（機器ハッチ，階段等）及び溢水影響評価において期待することのできる設備（水密扉や堰等）の抽出を行い，溢水経路を設定する。

東海第二発電所における浸水防護区画の配置，他建屋等との接続関係及び主な開口部等の配置を第 4.2-1 図に示す。

溢水影響評価において考慮する溢水経路は，溢水防護区画とその他の区画（防護対象設備が存在しない区画または通路）との間における伝播経路となる扉，壁貫通部，天井開口部及び貫通部，床面開口部及び貫通部，床ドレン等の接続状況及びこれらに対する溢水防護措置の有無を踏まえ，溢水経路モデルとして第 4.2-2 図を設定した。また，溢水防護区画図を第 4.2-3 図に示す。ここでは，火災防護対応による以下の措置も考慮する。

- ・安全区分Ⅰと安全区分Ⅱ，Ⅲの境界を 3 時間以上の耐火能力を有する耐

火壁・隔壁等で分離する。

なお、扉の水密化，壁貫通部への止水処置，天井や床面開口部及び貫通部への止水処置等の溢水防護対策については，添付資料-4 を参照。

また，施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合についても想定する。

プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響については，詳細を補足説明資料-30 に示す。なお，プラント停止時におけるハッチ運用面での対応及び止水板の設置，床ファンネルの閉止については，保安規定に定めるとともに，関連規程文書に詳細を明記する（別添 2 参照）。

4.2.1 溢水経路設定の基本方針

- ・原子炉棟各階は，6 階を除き東側エリア，西側エリアに分離し，溢水は上層階から下層階へそれぞれのエリアごとに流下させる。
- ・原子炉棟 6 階の溢水は，通常時においては最下階の地下 2 階東側エリアが比較的狭隘であることを考慮し，東側エリアに流下させない。
- ・原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水のおそれがある期間は，原子炉棟 6 階の溢水を下層階へ流下させない。
- ・溢水は，床ドレンファンネルからドレンラインを經由して地下 2 階の床ドレンサンプに収集することとし，床ドレンサンプに収集することができないものは各階に滞留しても影響がないようにする。
- ・上層階から下層階への流下経路を限定することにより，溢水影響範囲を可能な限り限定する。
- ・溢水水位はアクセス性に影響のない水位とする。

4.2.2 基本方針を踏まえた対応方針

(1) 原子炉棟 6 階

【通常運転時】

- ・ 溢水を東側に流下させないために、東側エリアに通じる開口部に堰を設けるとともに、東側エリアに通じる床ドレンファンネルを閉止する。
- ・ 溢水は、西側エリアに通じる床ドレンファンネルから流下させる。

【原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水のおそれがある期間】

- ・ 下階へ排水及び流下させない。

【その他設備】

- ・ プール外周部の堰に切欠きを設置し、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水を滞留させない

(2) 原子炉棟 5 階～1 階

- ・ 溢水影響範囲を軽減させるために、開口部周りには堰を設け、溢水を床ドレンラインで排水させる。
- ・ 堰高さは溢水水位がアクセス性に影響しないよう設定する。
- ・ 上層階から下層階への流下経路を限定させるために、流下経路とする開口部を選定し、その周りの堰は、その他の開口部の堰より低くする。

(3) 原子炉建屋地下 1 階

- ・ 地下 2 階への流下経路は床ドレン Samp エリアにつながる階段及び床ドレンラインとすることにより溢水経路を限定し、溢水をドレン Samp に導く。
- ・ 下層への流下経路がない区画に開口部を設ける。なお、当該区画の下層階の安全区分は同じ II 区分である。

(4) 原子炉棟地下 2 階

- ・現場操作が必要な設備へのアクセス性を確保するため、歩廊を設ける。

(5) 堰の設定に対する考え方

溢水経路の設定にあたり、以下の堰を設置する。

・溢水拡大防止堰

溢水伝播を制限するための堰であり、流下経路としての伝播を考慮しない。

・溢水拡大軽減堰

溢水影響範囲を軽減させるための堰であり、溢水を床ドレンファンネルに導くとともに、床ドレンファンネル閉塞時や大量の溢水時には流下経路として考慮する。

上記を踏まえた、溢水伝播経路図を第 4.2-4 図に示す。さらに、施設定期検査中に想定される機器の点検時における、ハッチ等の開放を想定した溢水伝播経路図を、溢水伝播経路図（9/16）以降に示す。

4.2.3 溢水経路の評価方針

- ・没水影響評価においては全量滞留した場合を想定する。但し、堰高さを超えた場合は堰高さまでの滞留とする。
- ・下層階には全量流下を想定する。

4.2.4 溢水防護区画内外における溢水経路

(1) 溢水防護区画内漏えいにおける溢水経路

溢水防護区画内漏えいに関する溢水経路の評価を行う場合、溢水防護対象設備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の区画から他の区画への流出がないように溢水経路を設定することを基本と

する。

溢水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。

a. 床ドレン

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。

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本を除き、それ以外からの流出を期待する。この場合には、ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算定し、溢水水位を評価する。

b. 床面開口部及び貫通部

評価対象区画床面に開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床開口部又は貫通部から他の区画への流出は、考慮しない。

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。

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定し、溢水水位を評価する。補足説明資料-10に示す。

- ① 評価対象区画の床面開口部にあつては、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
- ② 評価対象区画の床貫通部にあつては、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

c. 壁貫通部

評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣の区画と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。

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は、他の区画への流出を考慮する。

流出を期待する場合は、壁貫通部における単位時間あたりの流出量を算定し、溢水水位を評価する。

d. 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から他の区画等への流出は考慮しない。

e. 堰及び壁

他の区画への流出は考慮しない。

f. 排水設備

評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の流出は考慮しない。

ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮する。

(2) 溢水防護区画外漏えいにおける溢水経路

溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、溢水防護対象設備の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流入する水量は多く、排水する流量は少なくなるように設定）なるように溢水経路を設定する。

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。

a. 床ドレン

評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であっても他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって

発生する流入量を考慮する。

ただし、評価対象区画内に設置されているドレン配管に逆流防止措置が施されている場合は、その効果を考慮する。

b. 天井面開口部及び貫通部

評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量全量の流入を考慮する。

ただし、天井面開口部自体が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に止水処置等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しない。

なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留する場合は、その残留水の流出は考慮しない。

c. 壁貫通部

評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。

ただし、評価対象区画の境界壁の貫通部に止水処置等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しない。

d. 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。

ただし、当該扉が溢水時に想定する水位による水圧に対する水密性が確保できる扉である場合は、流入を考慮しない。

e. 堰

溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流

出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで滞留とする。

f. 壁

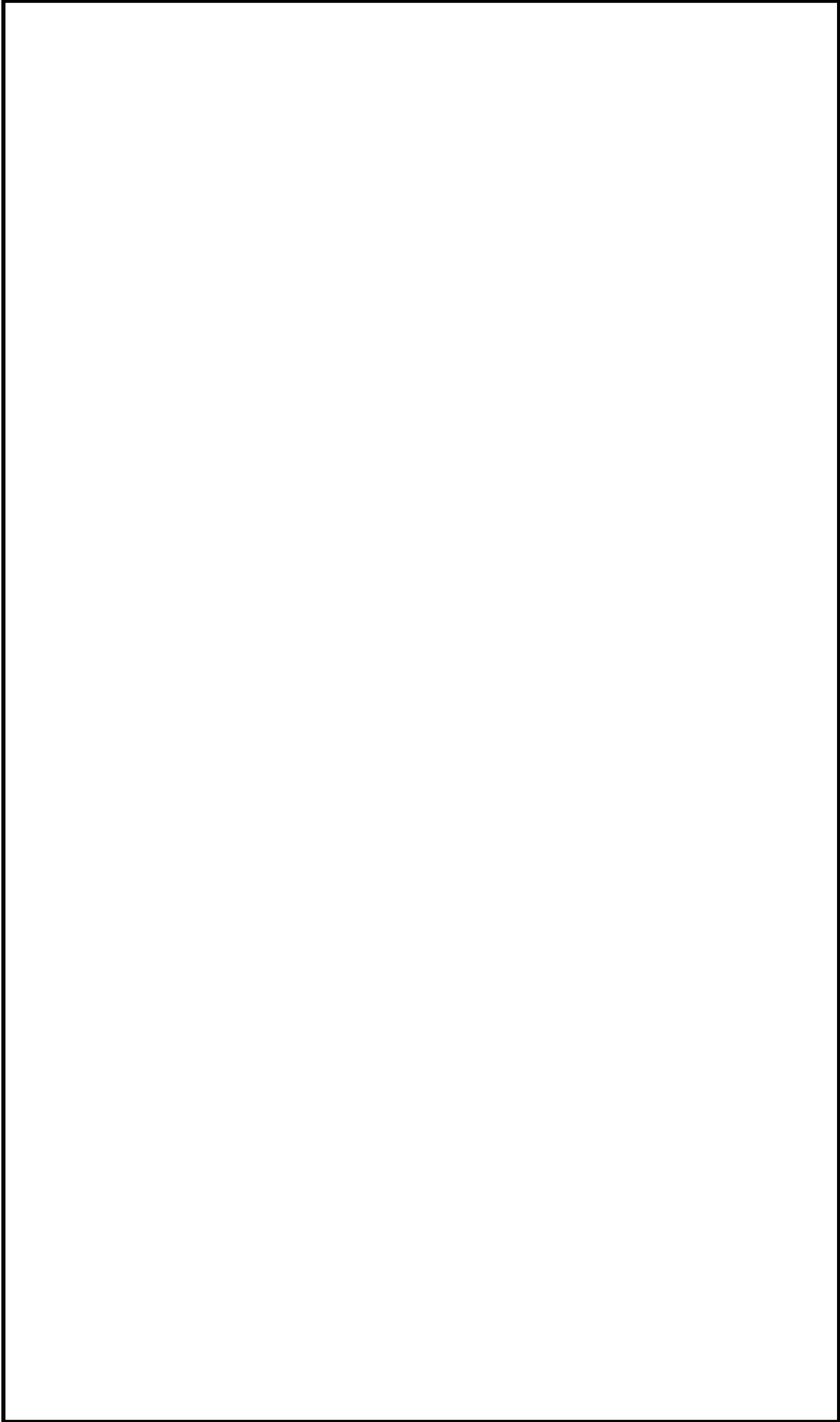
溢水が長時間滞留する区画境界の壁に、基準地震動 S_s による地震力によりひび割れが生じるおそれがある場合は、ひび割れからの漏水量を算出し、溢水評価に影響を与えないことを確認する。基準地震動 S_s による地震力に対し健全性を確認できる壁については、その効果を考慮する。

g. 排水設備

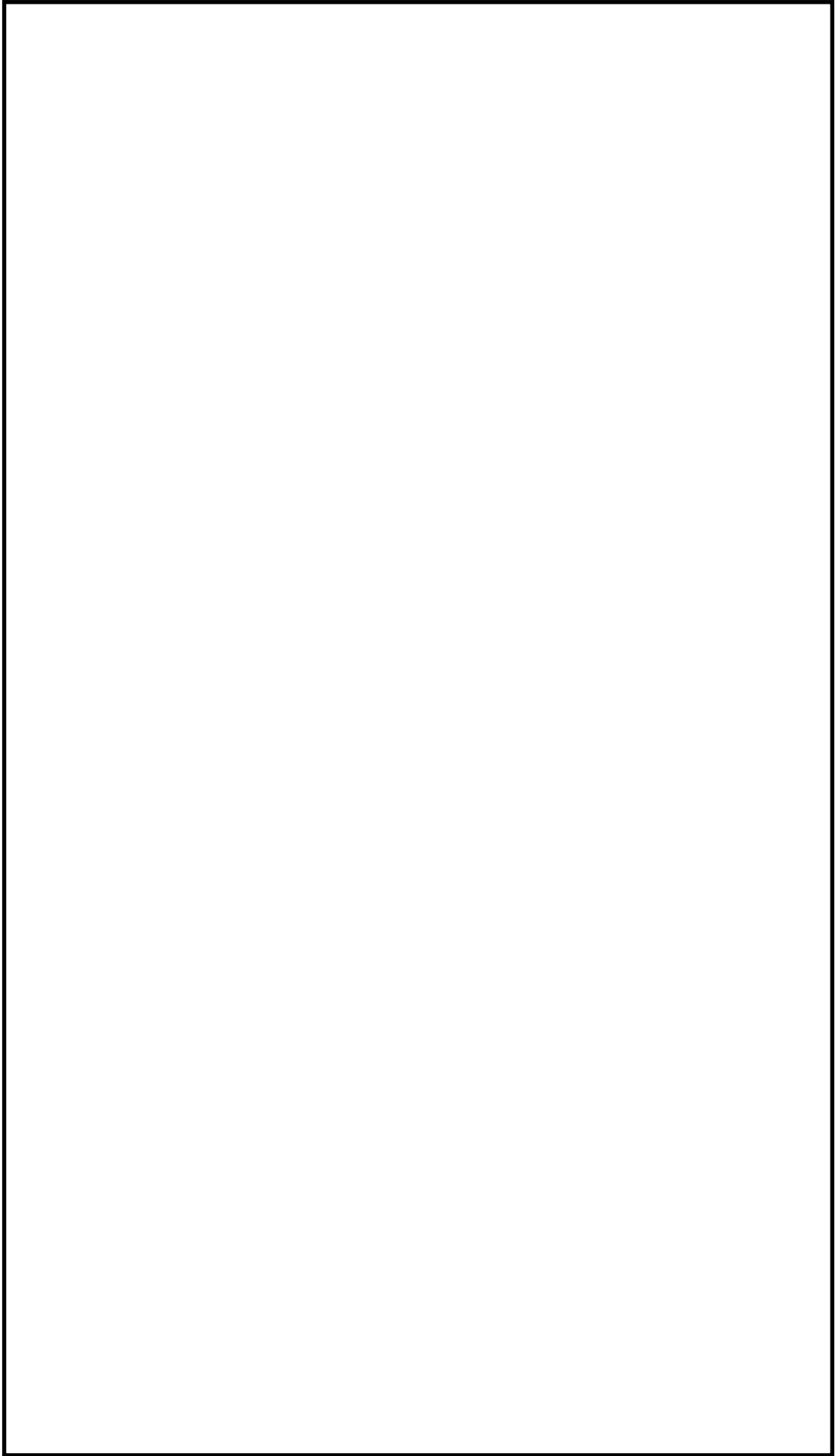
評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しない。ただし、溢水防護対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮する。

(3) 蒸気に対する溢水経路について

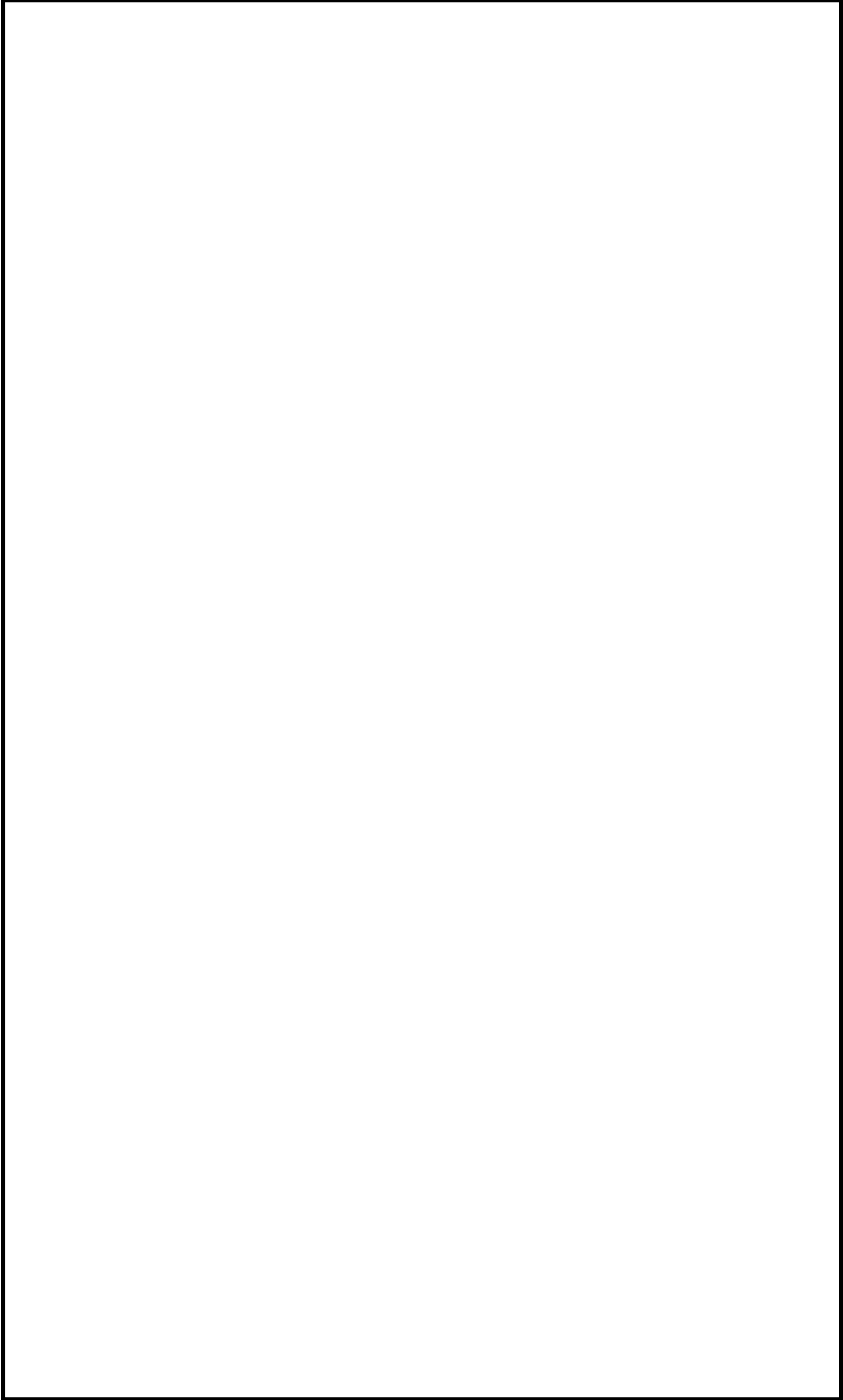
蒸気は液体の場合と伝播の仕方が異なることから、気密要求のある床、壁及び天井等を境界として区域を分割し、それら区域間の伝播経路を設定する。火災防護対応による3時間以上の耐火能力を有する耐火壁・隔壁等による区分分離は考慮する。



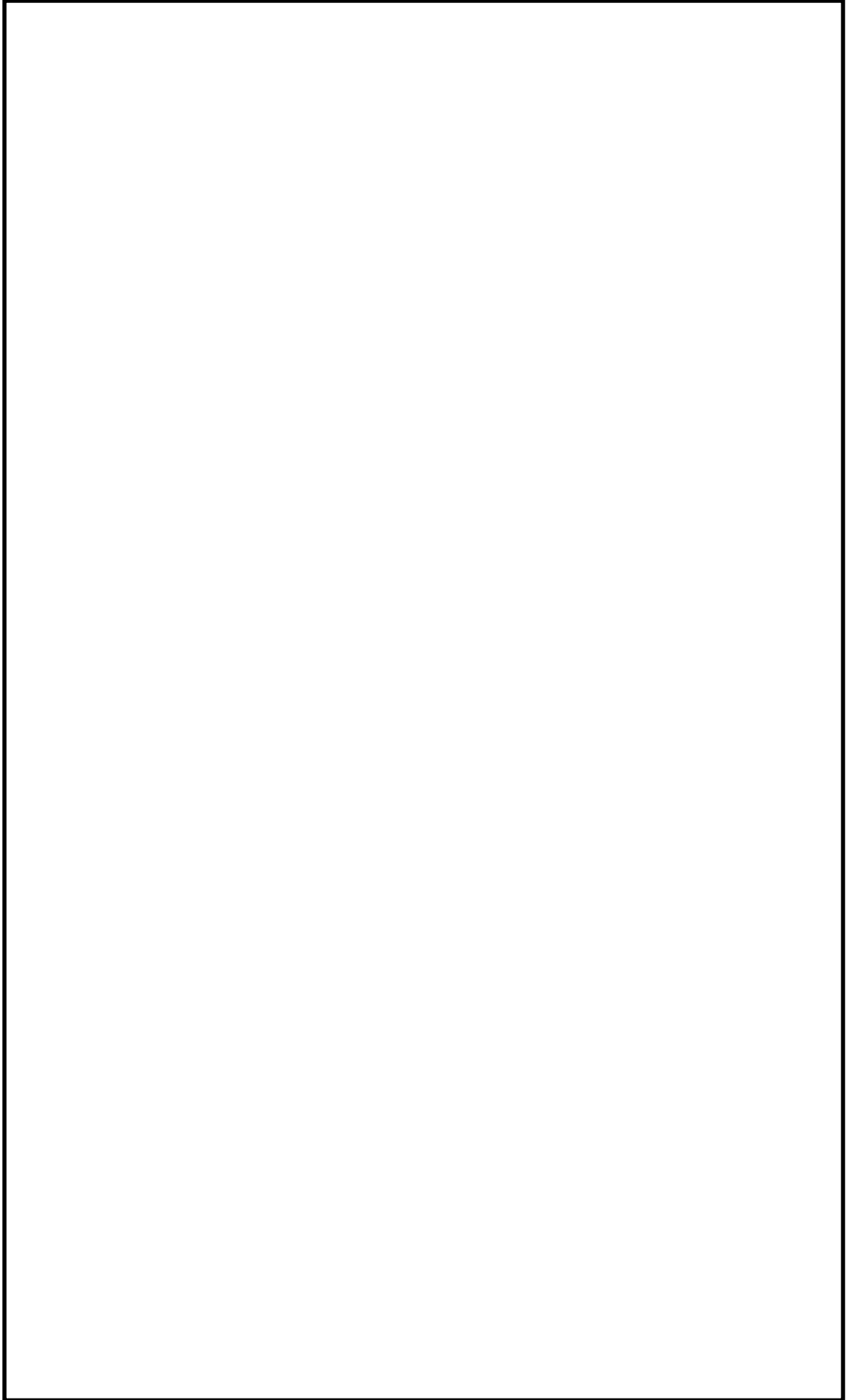
第 4.1-1 図 浸水防護区画の配置図



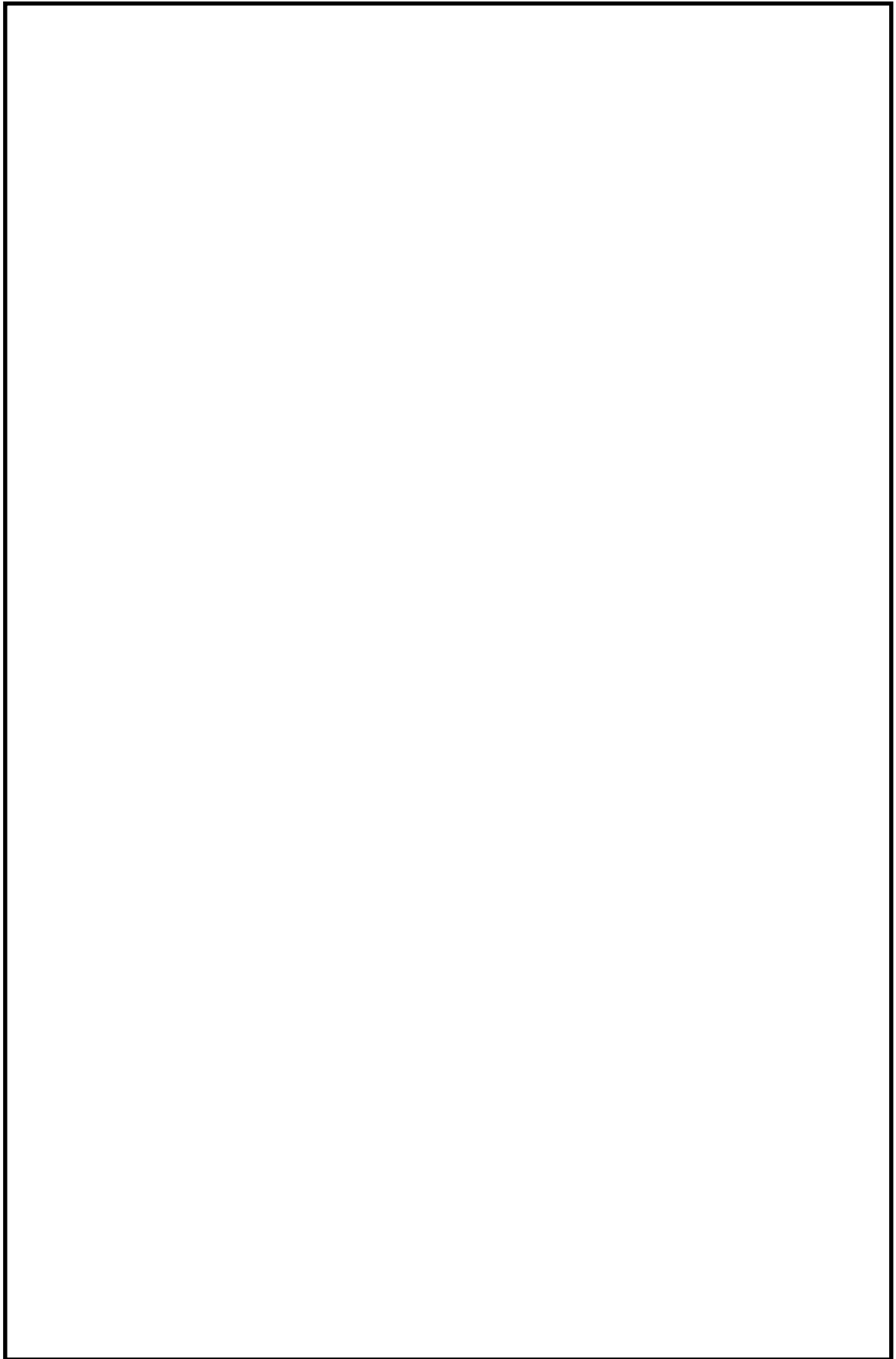
第4.2-1図 東海第二発電所にて評価すべき開口部等



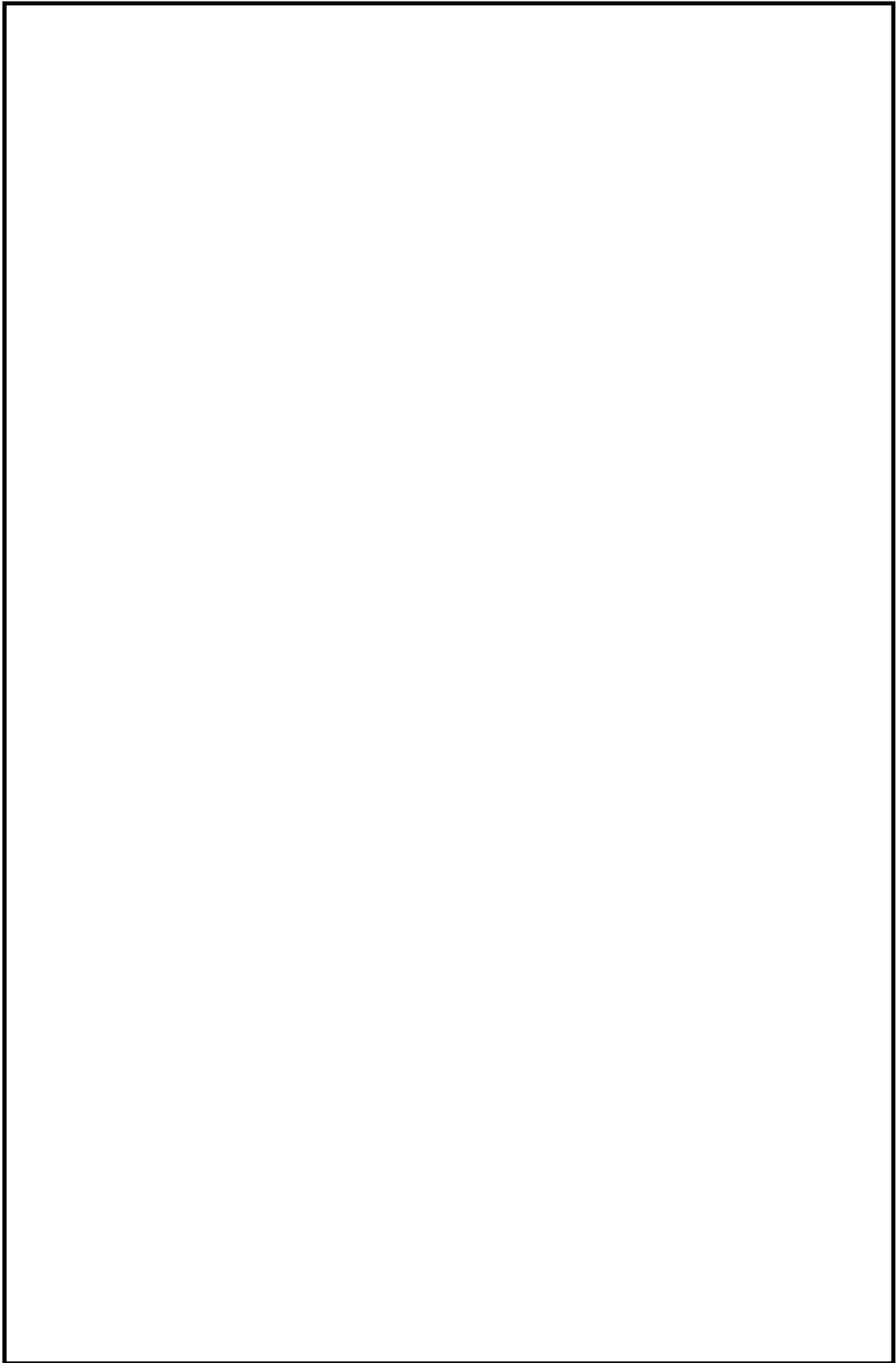
第 4. 2-2 図 溢水経路モデル図 (対策前現況モデル)



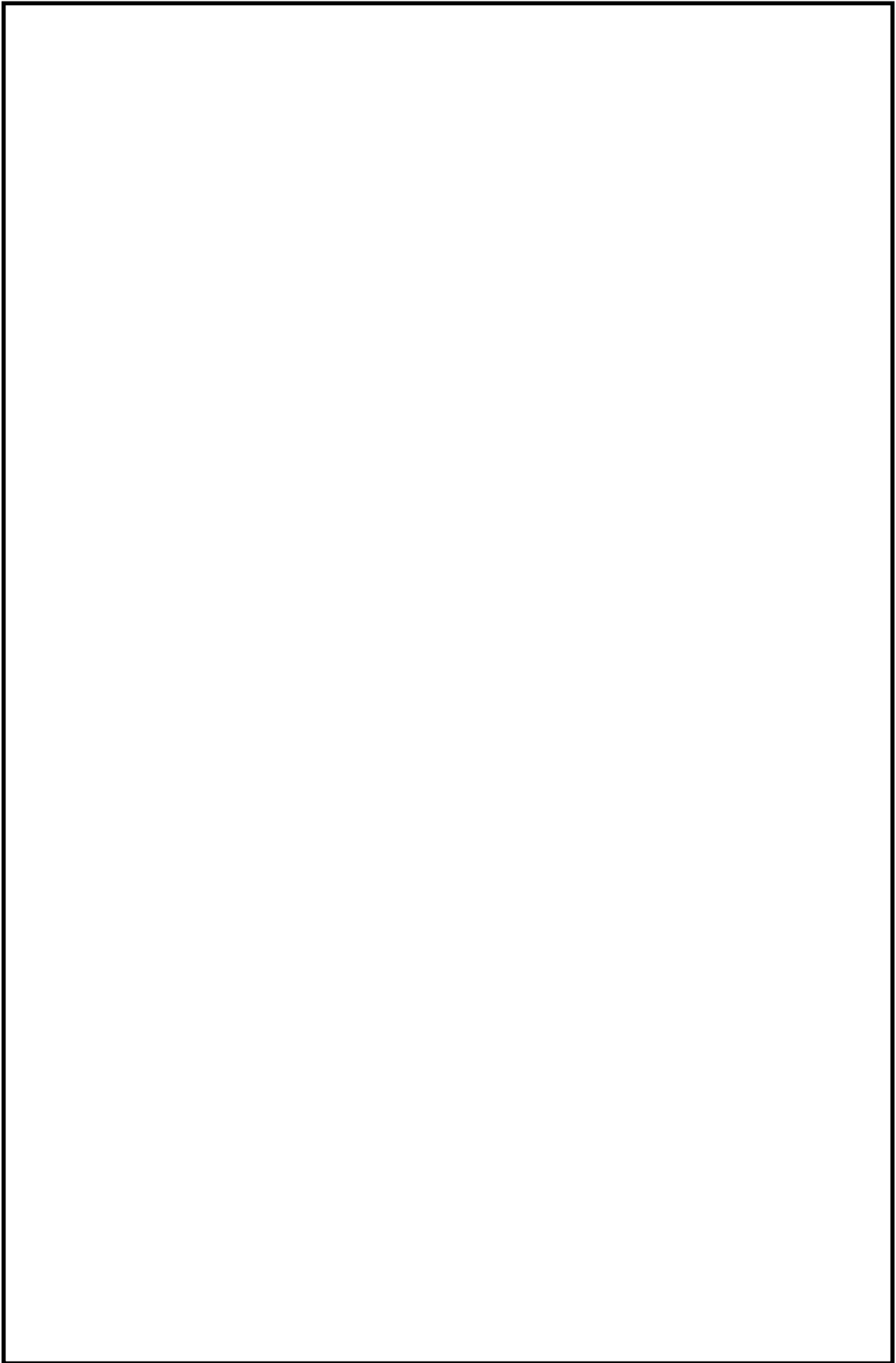
第 4.2-2 図 溢水経路モデル図 (対策後状況)



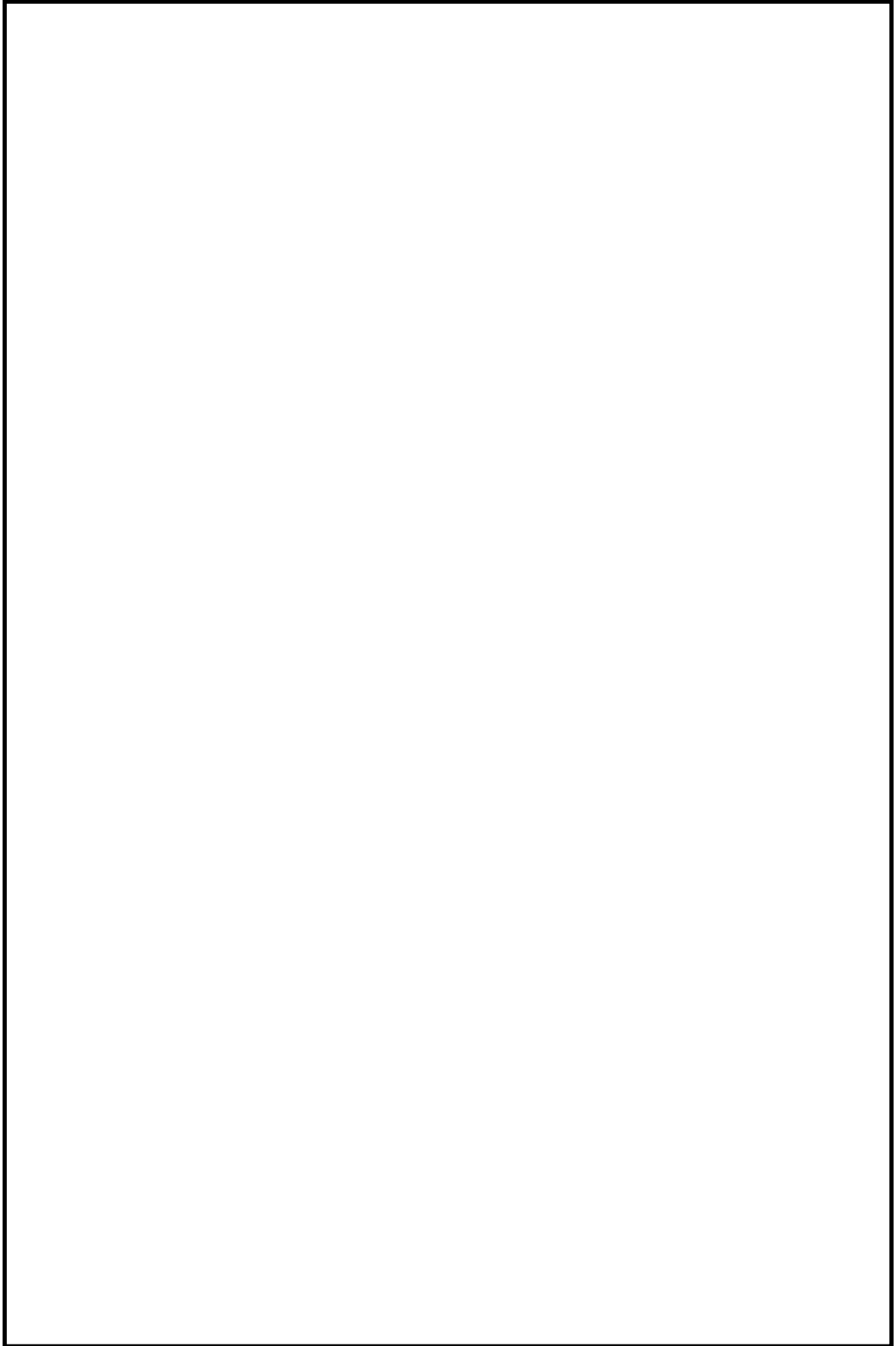
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (1/12)



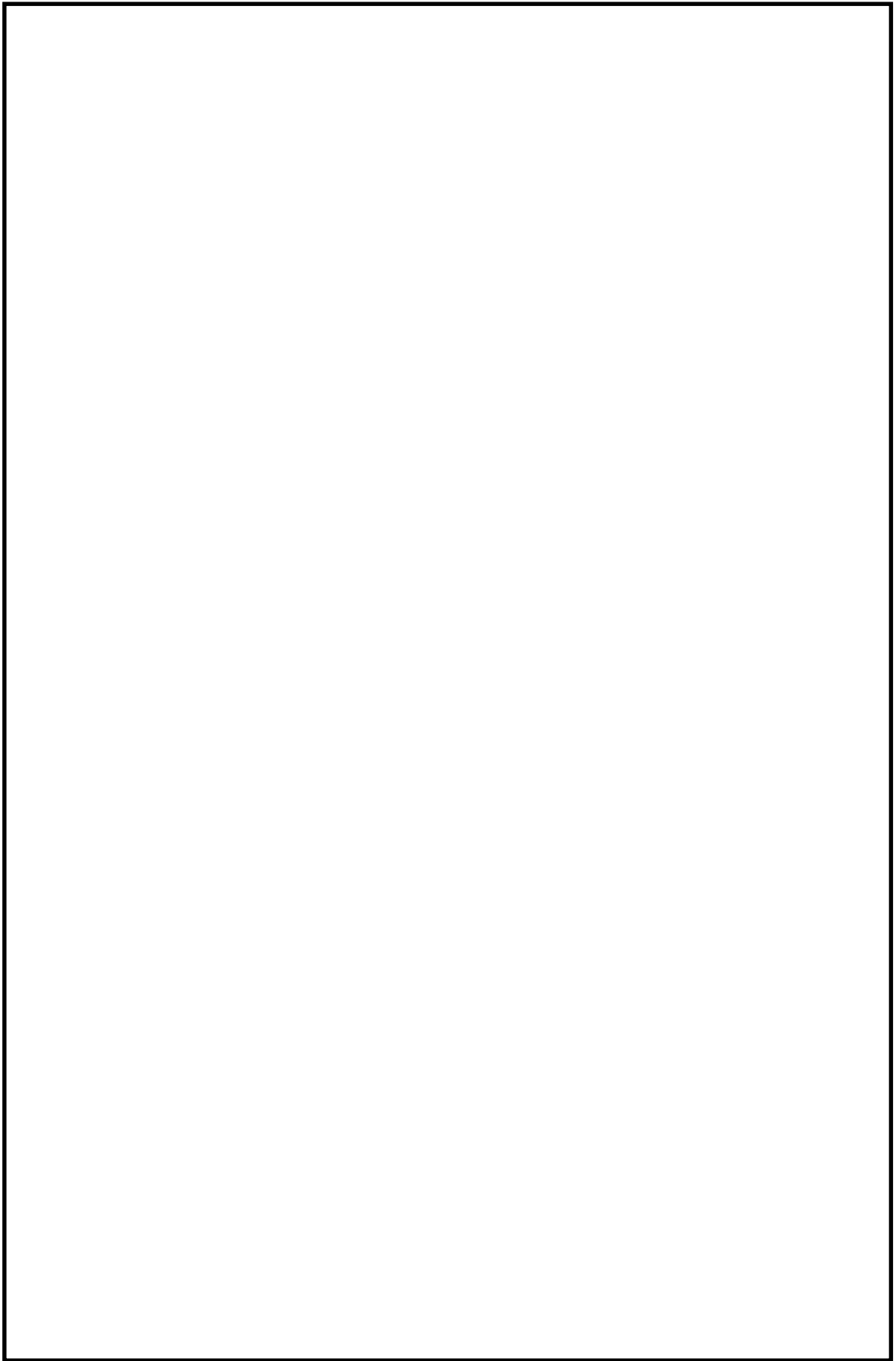
第 4. 2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (2/12)



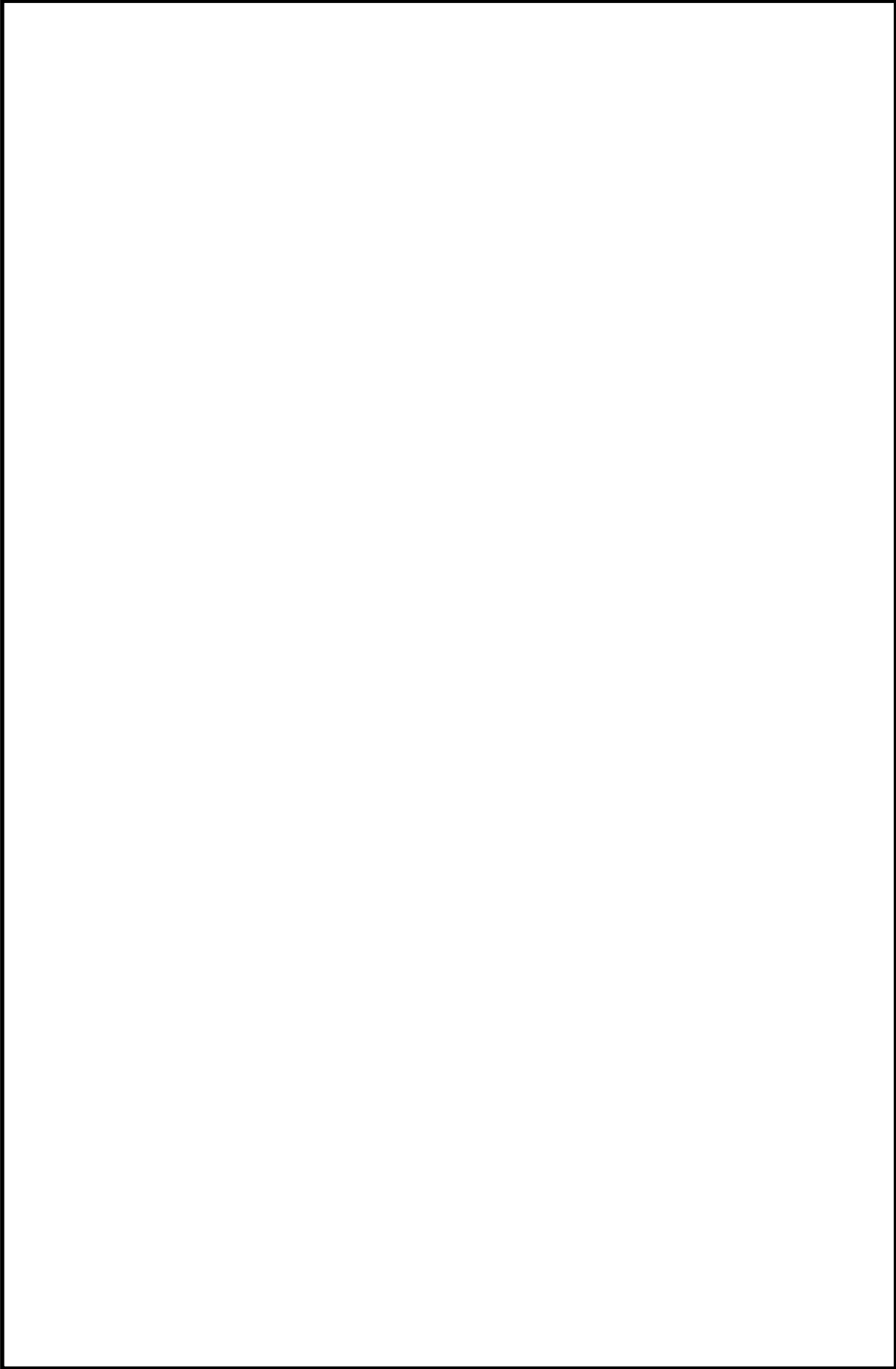
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (3/12)



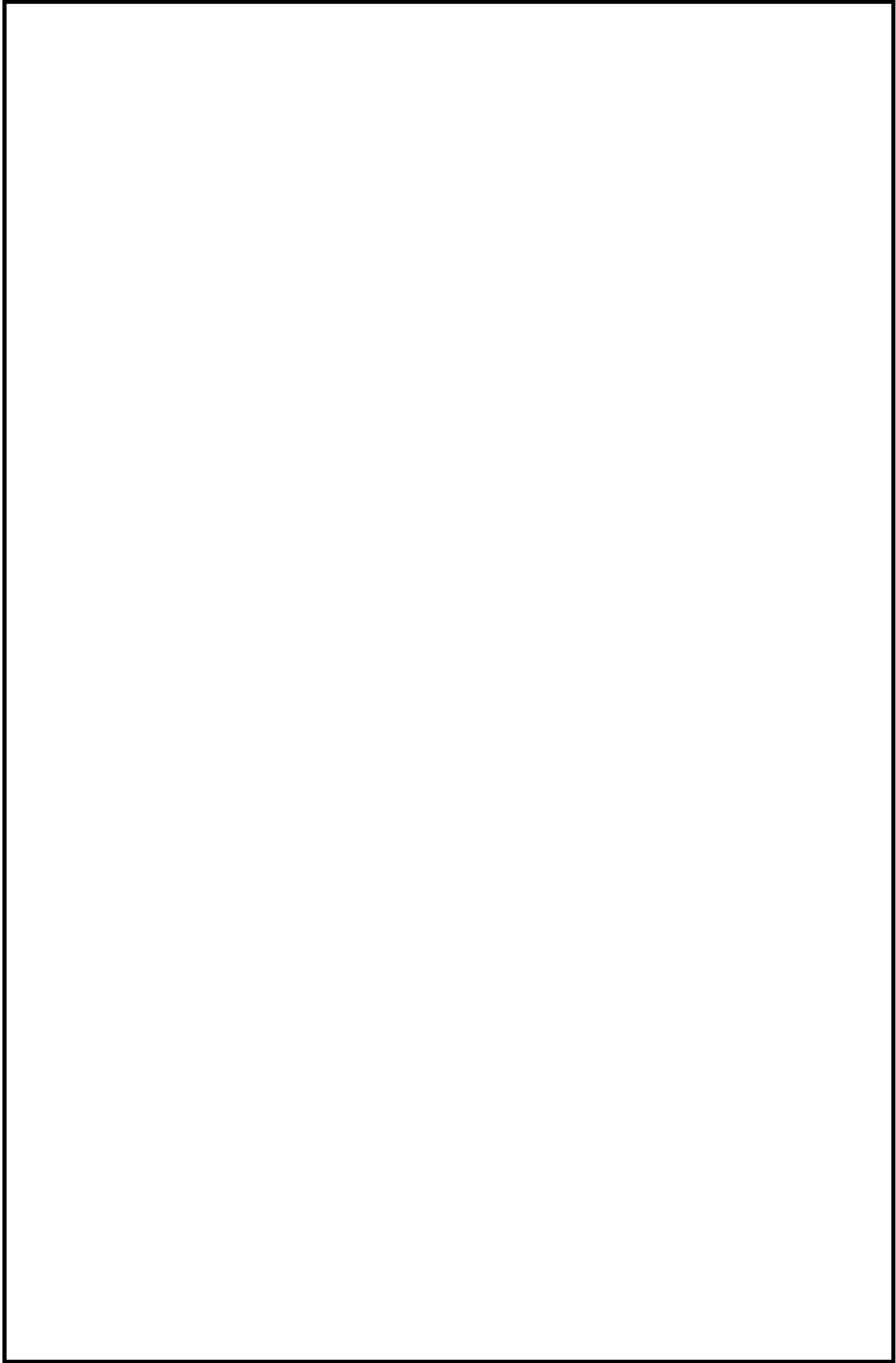
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (4/12)



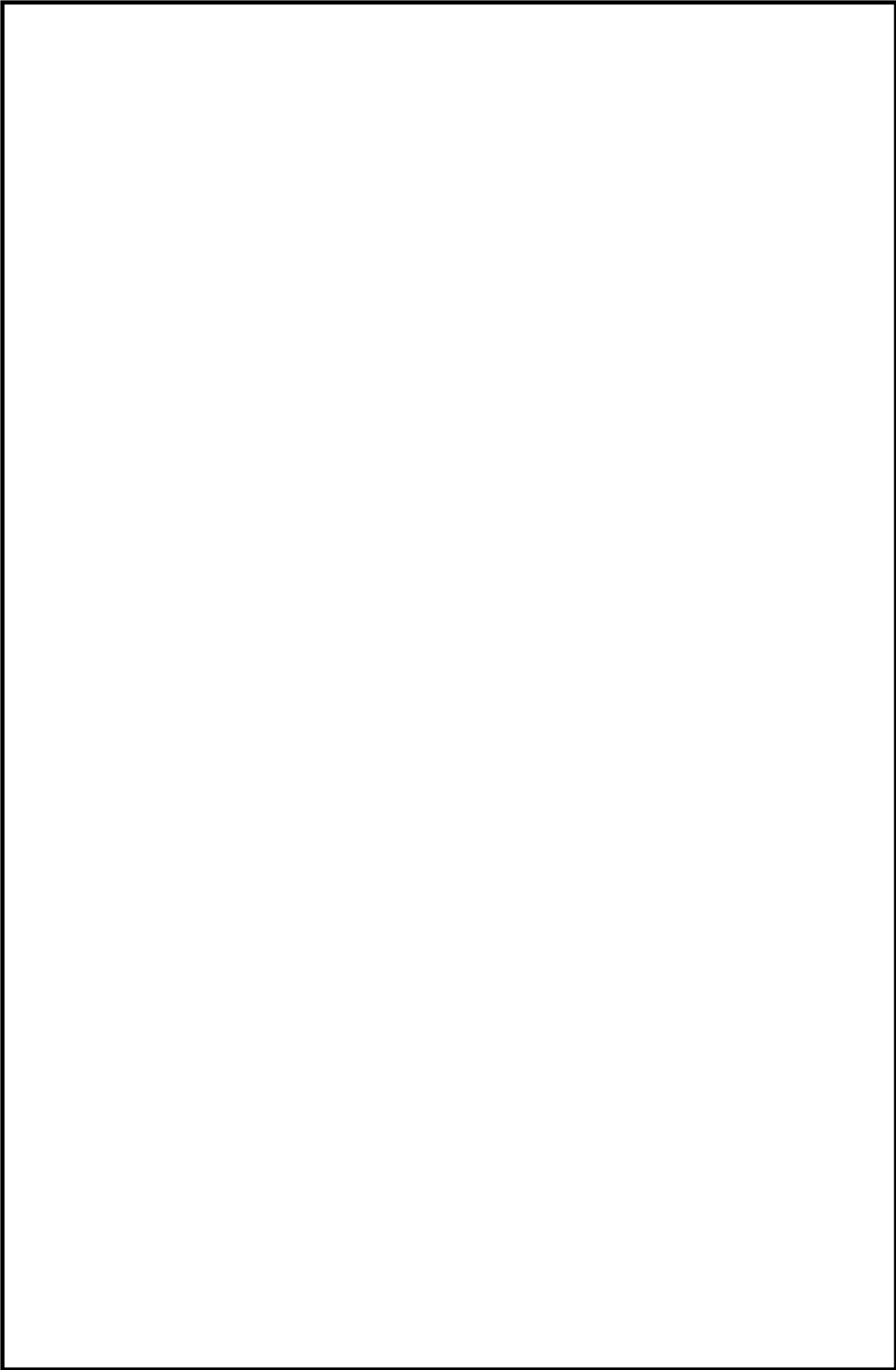
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (5/12)



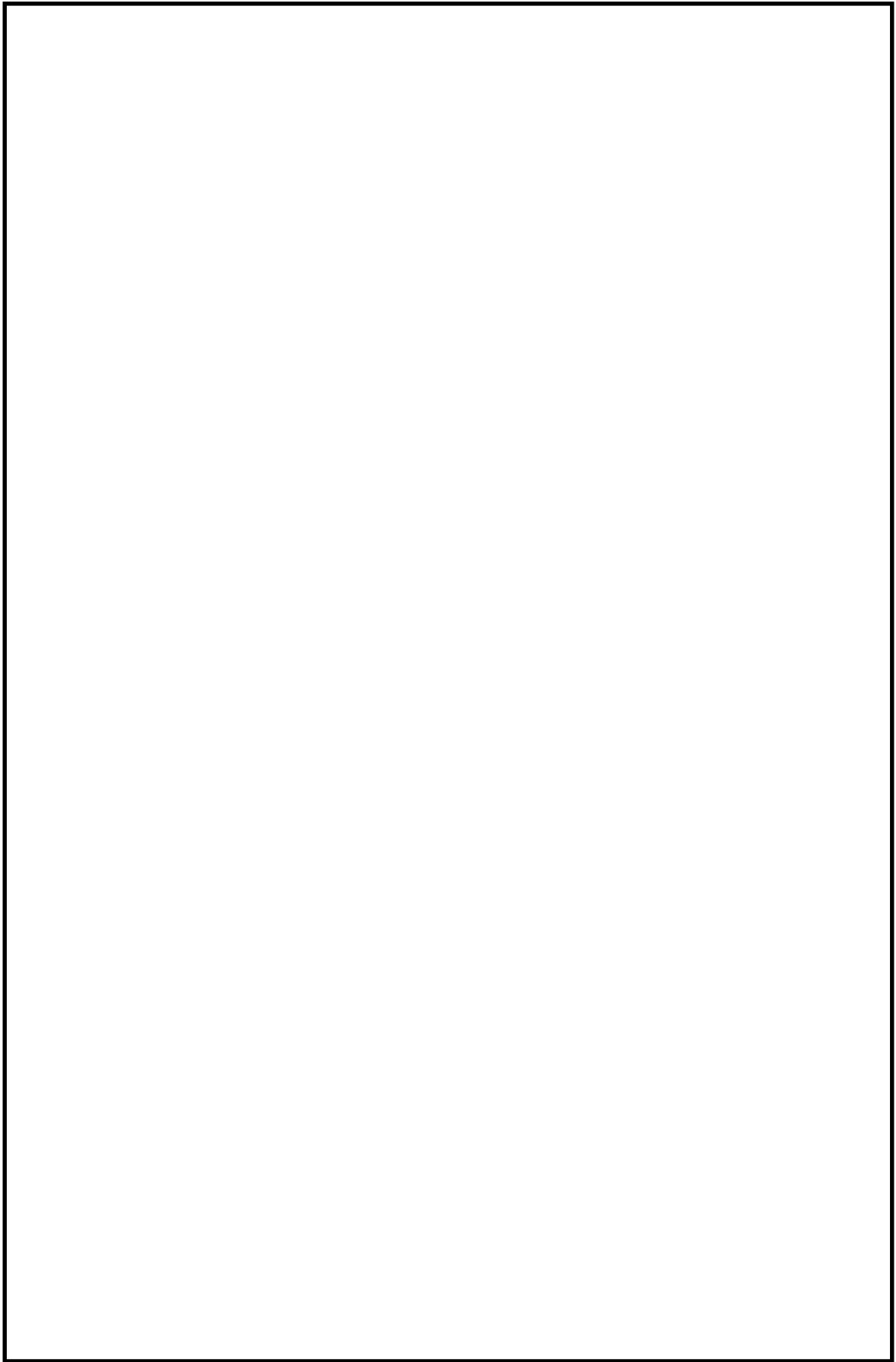
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (6/12)



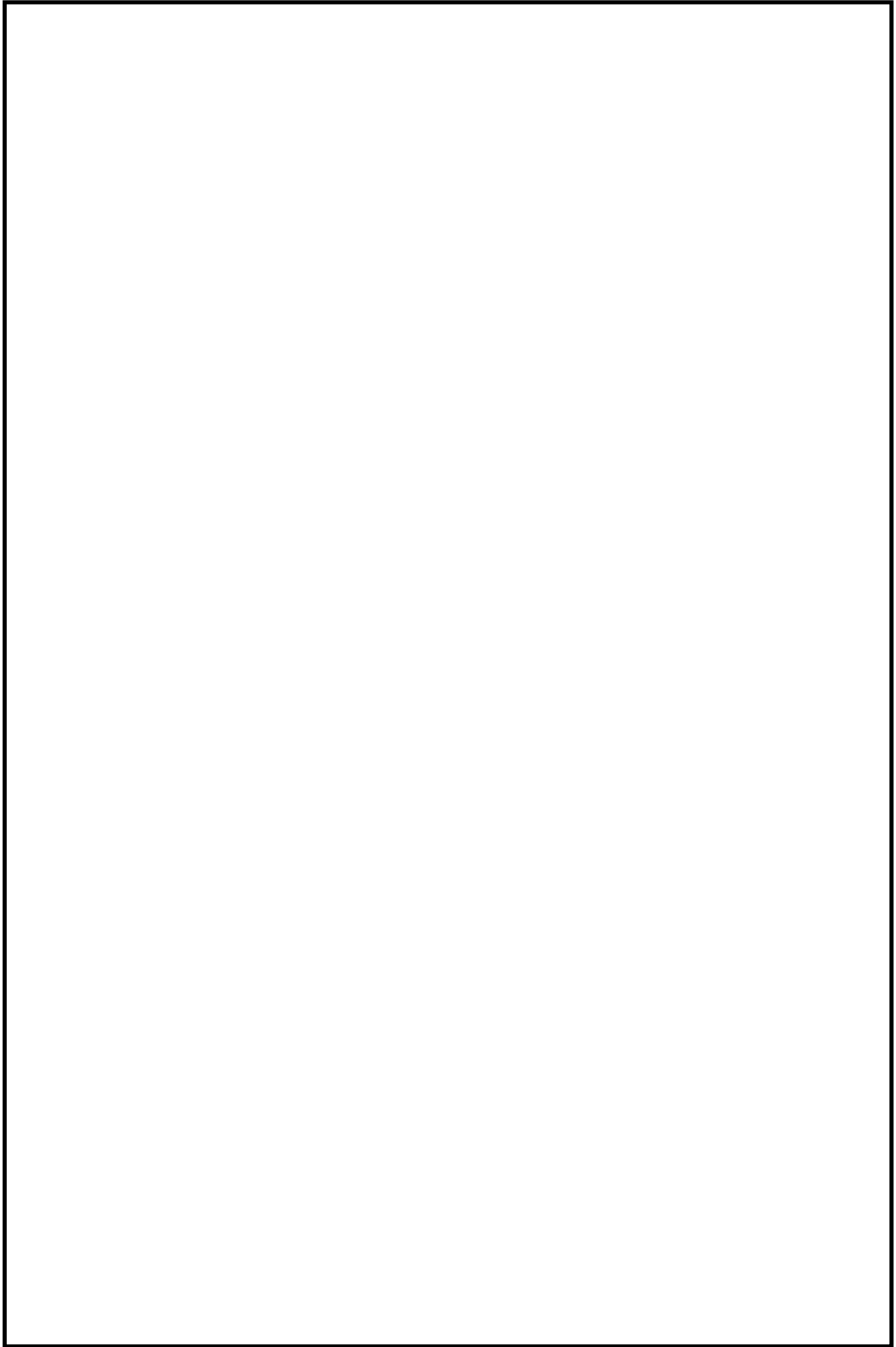
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (7/12)



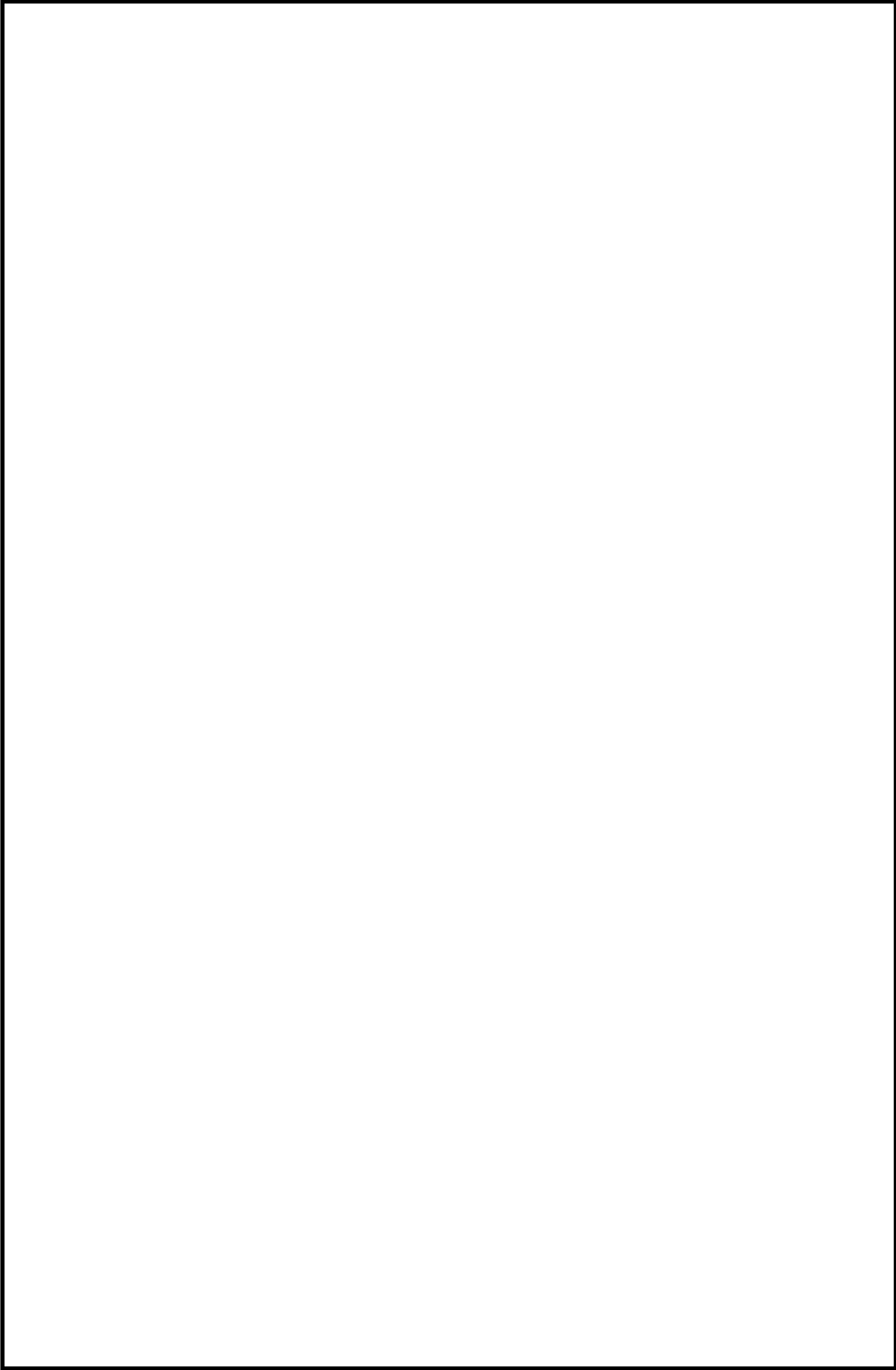
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (8/12)



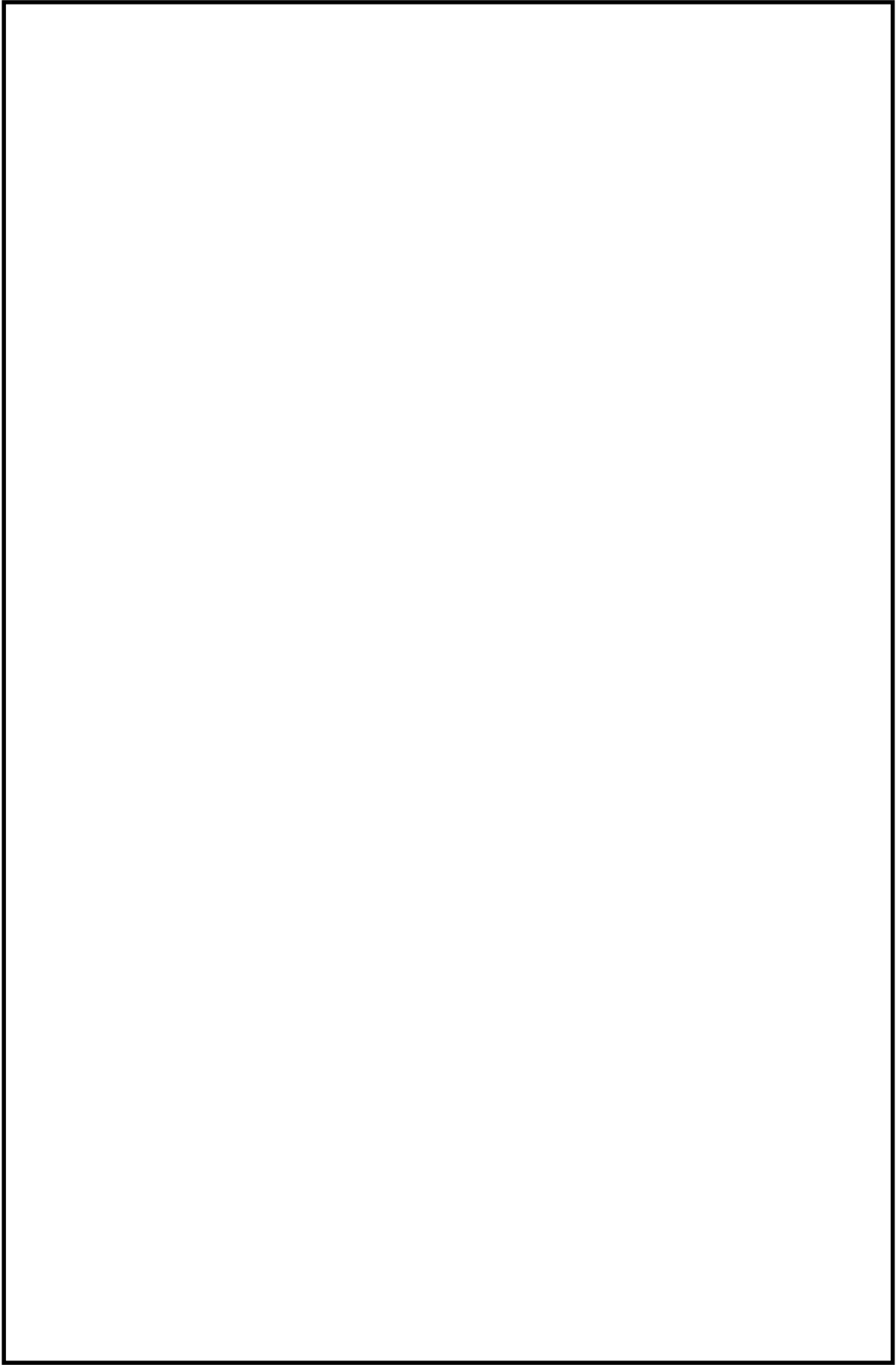
第 4. 2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (9/12)



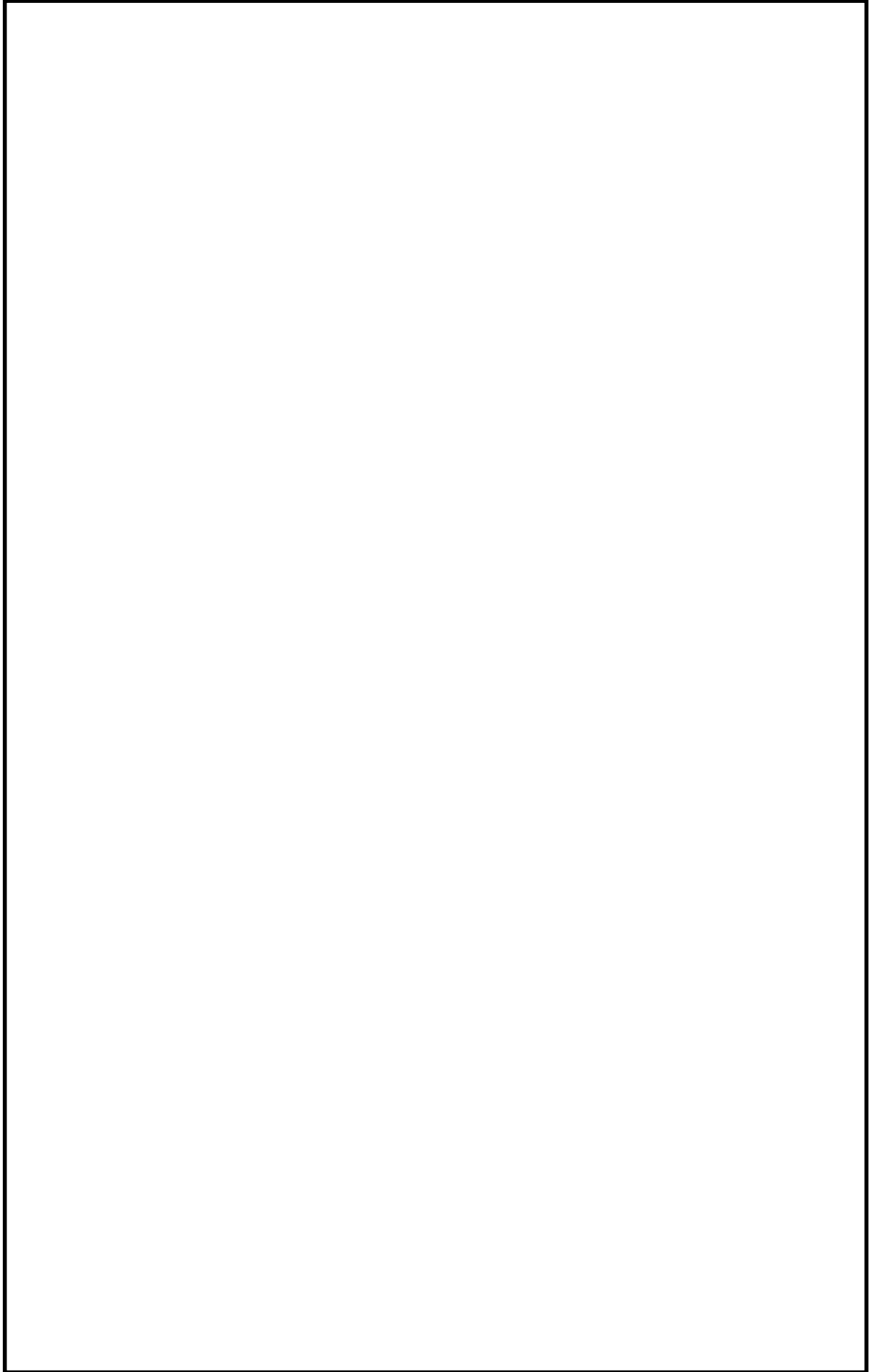
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (10/12)



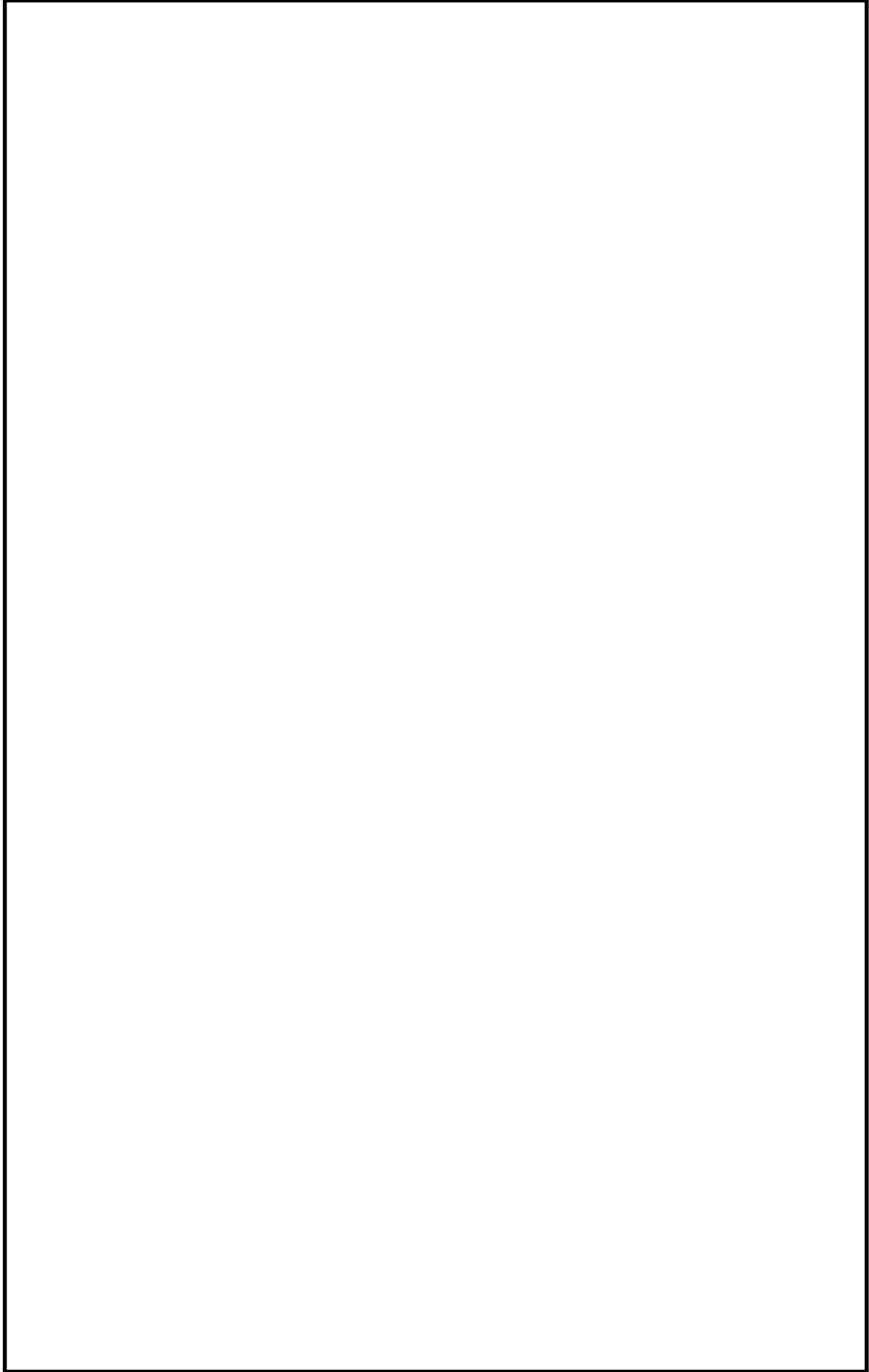
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (11/12)



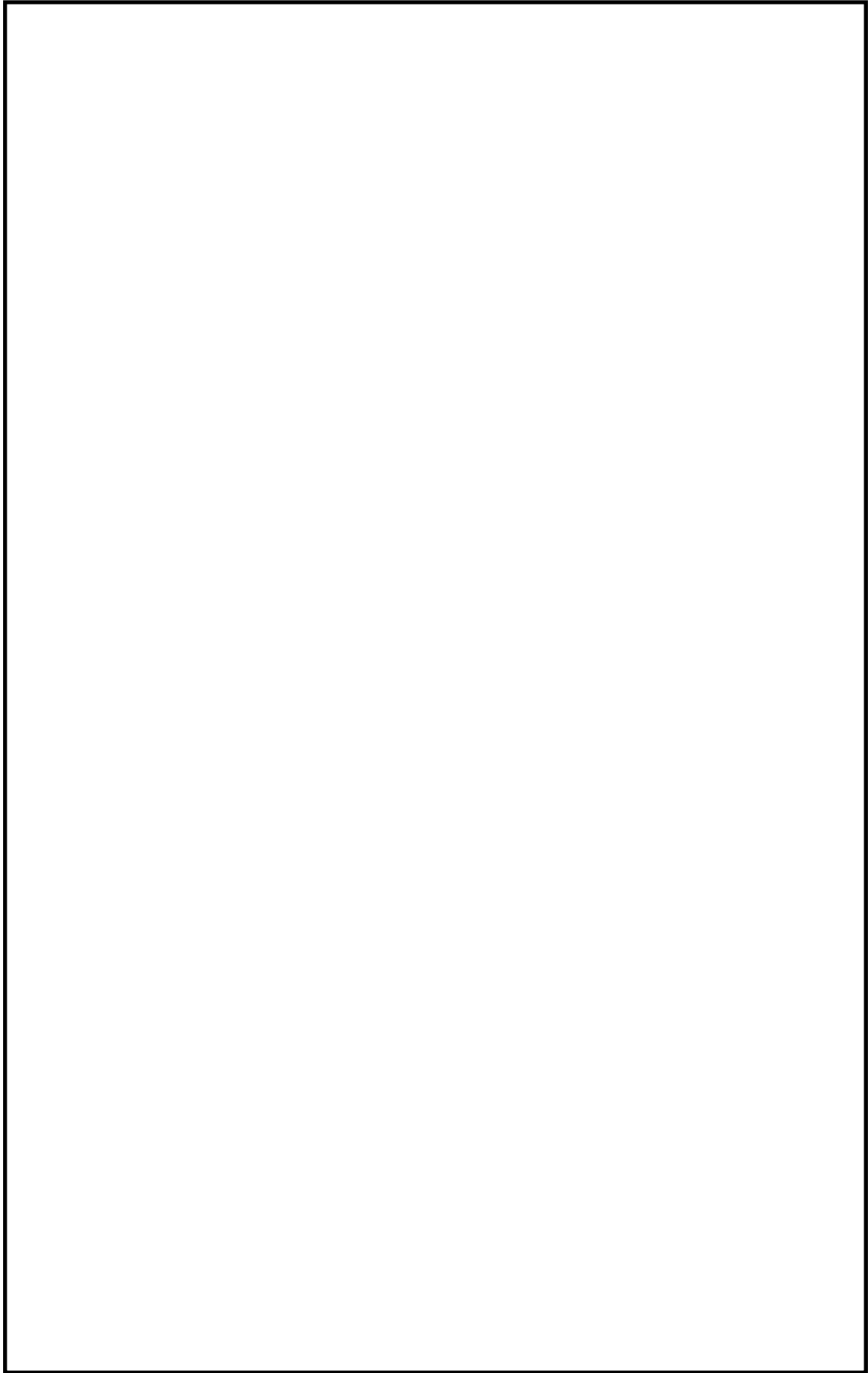
第 4.2-3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (12/12)



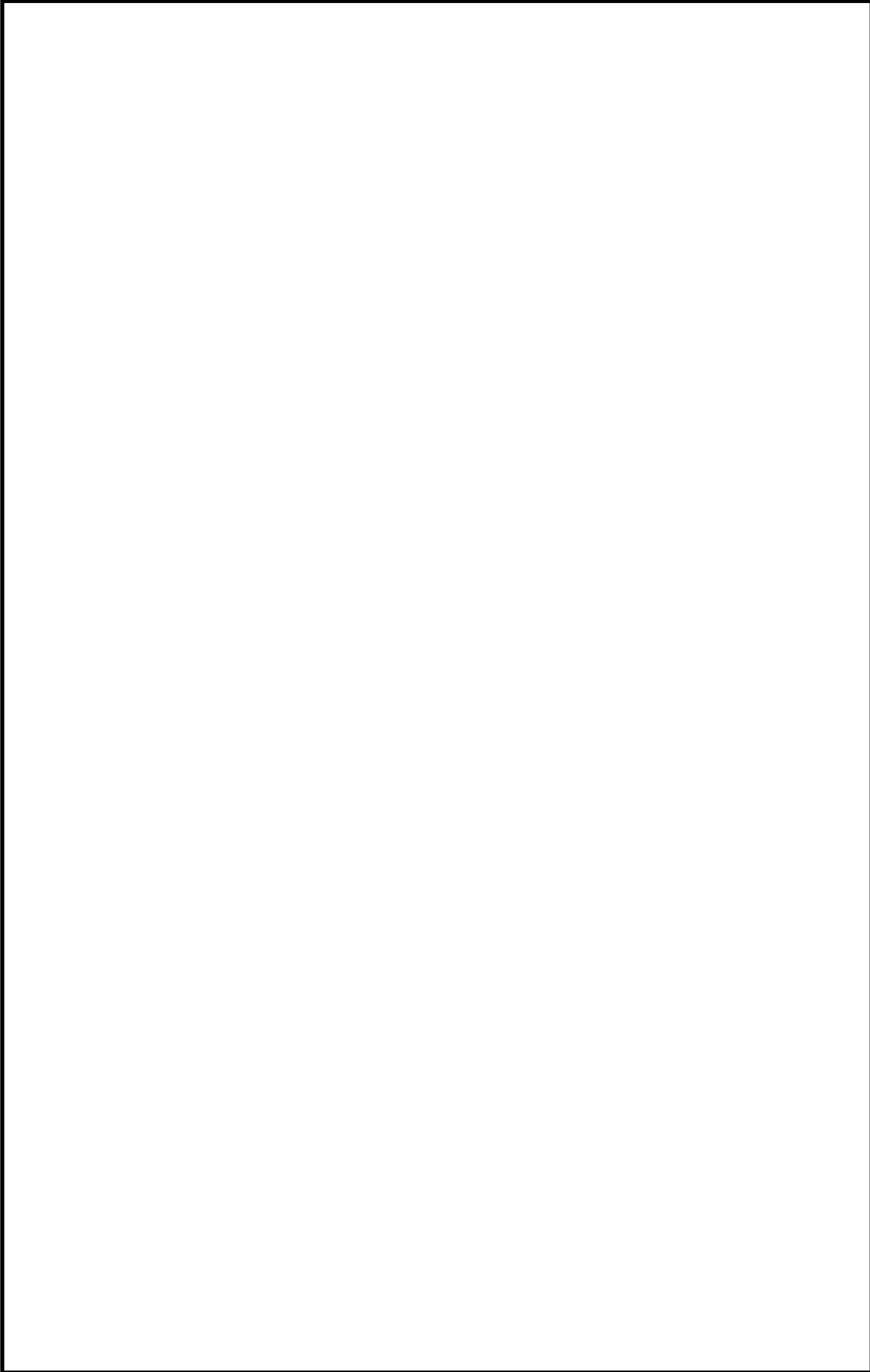
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (1/16)



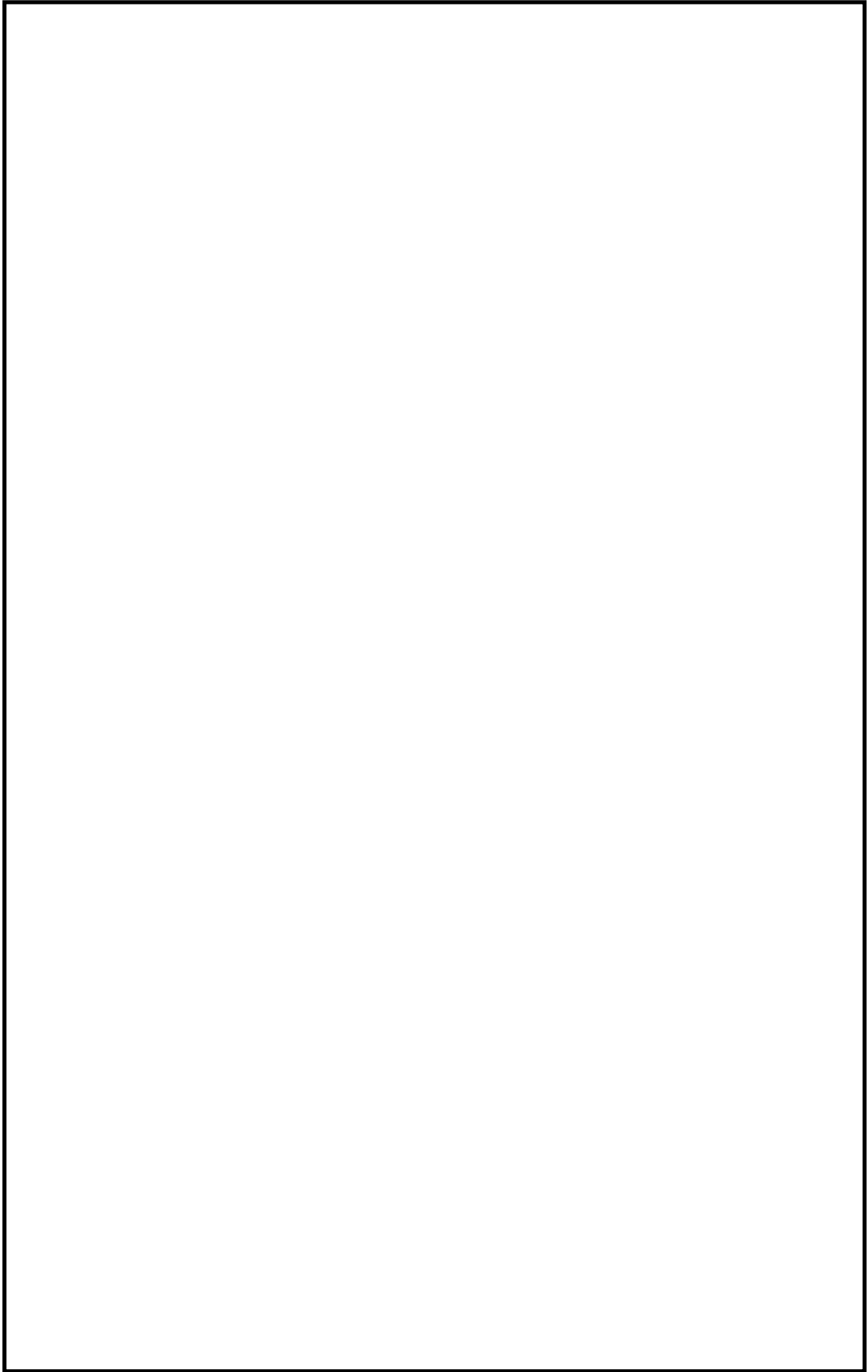
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (2/16)



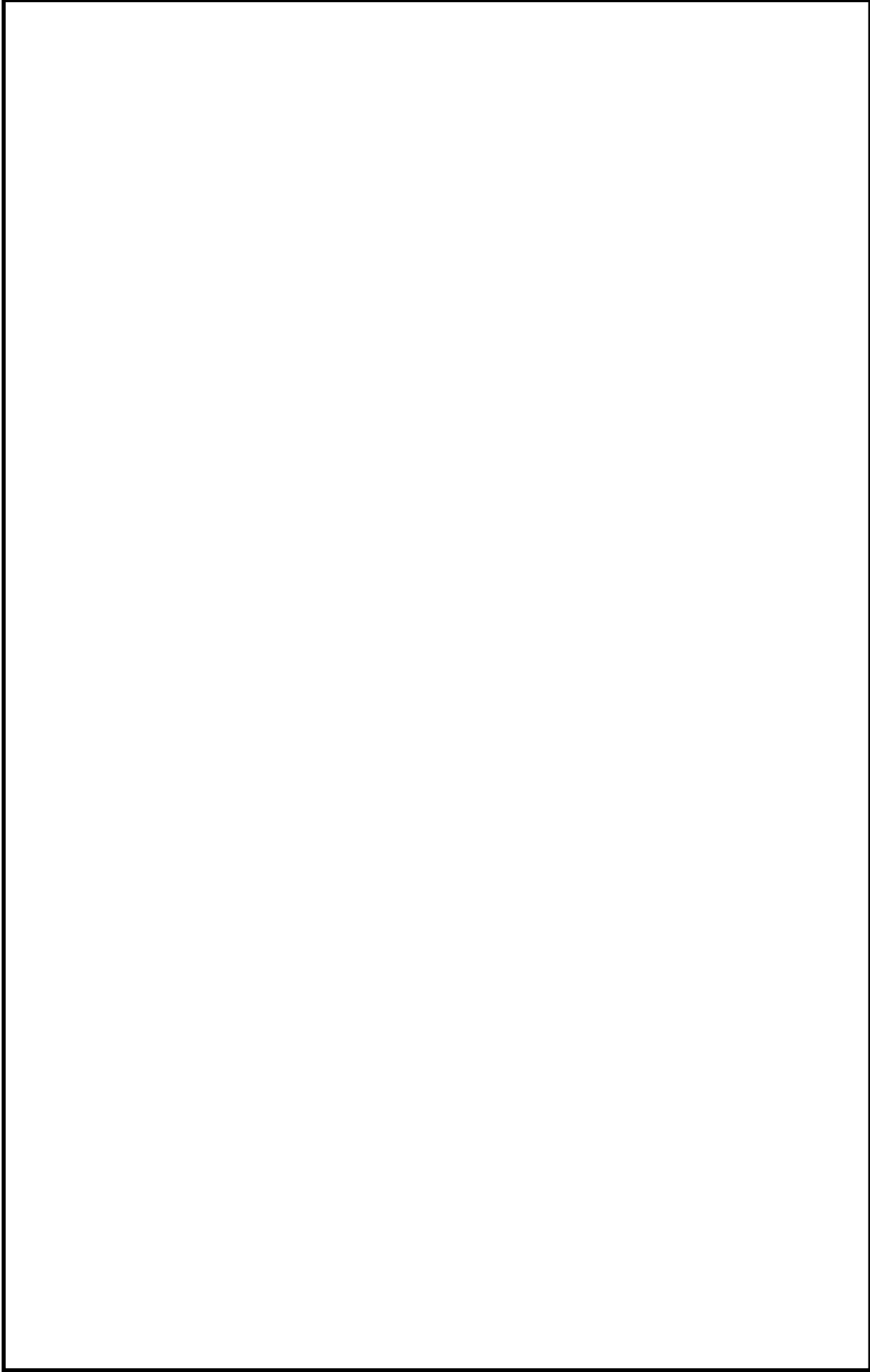
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (3/16)



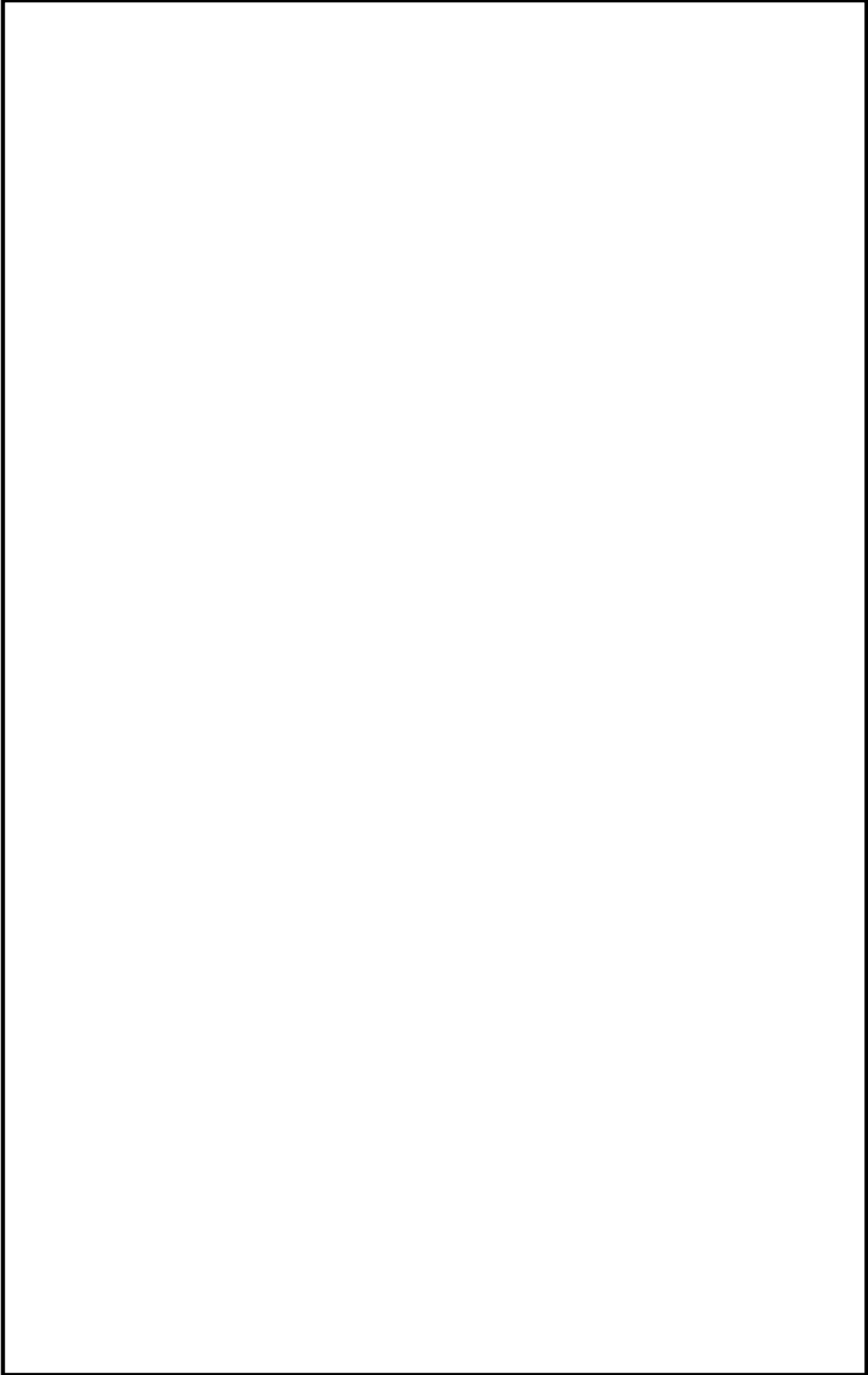
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (4/16)



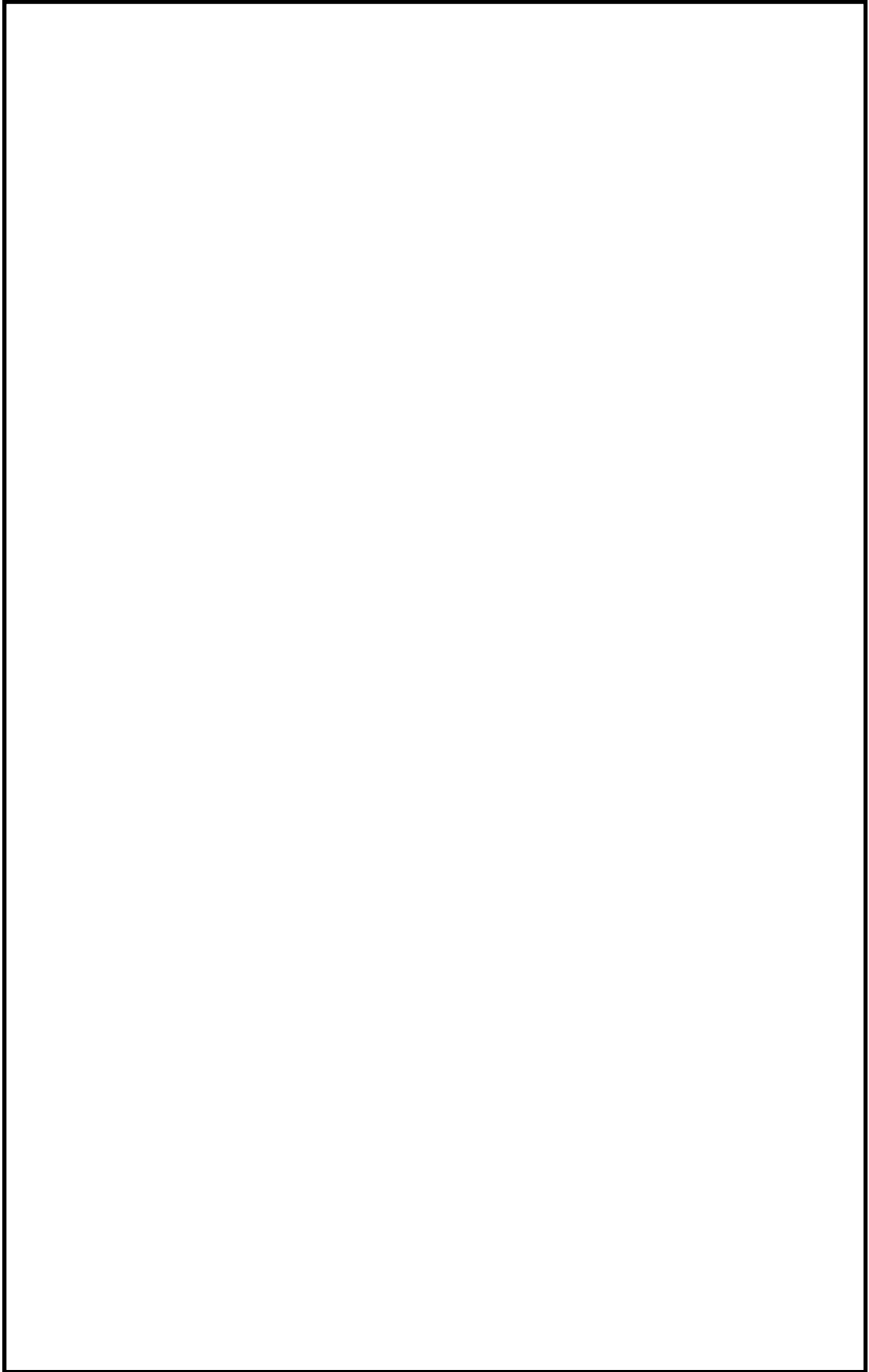
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (5/16)



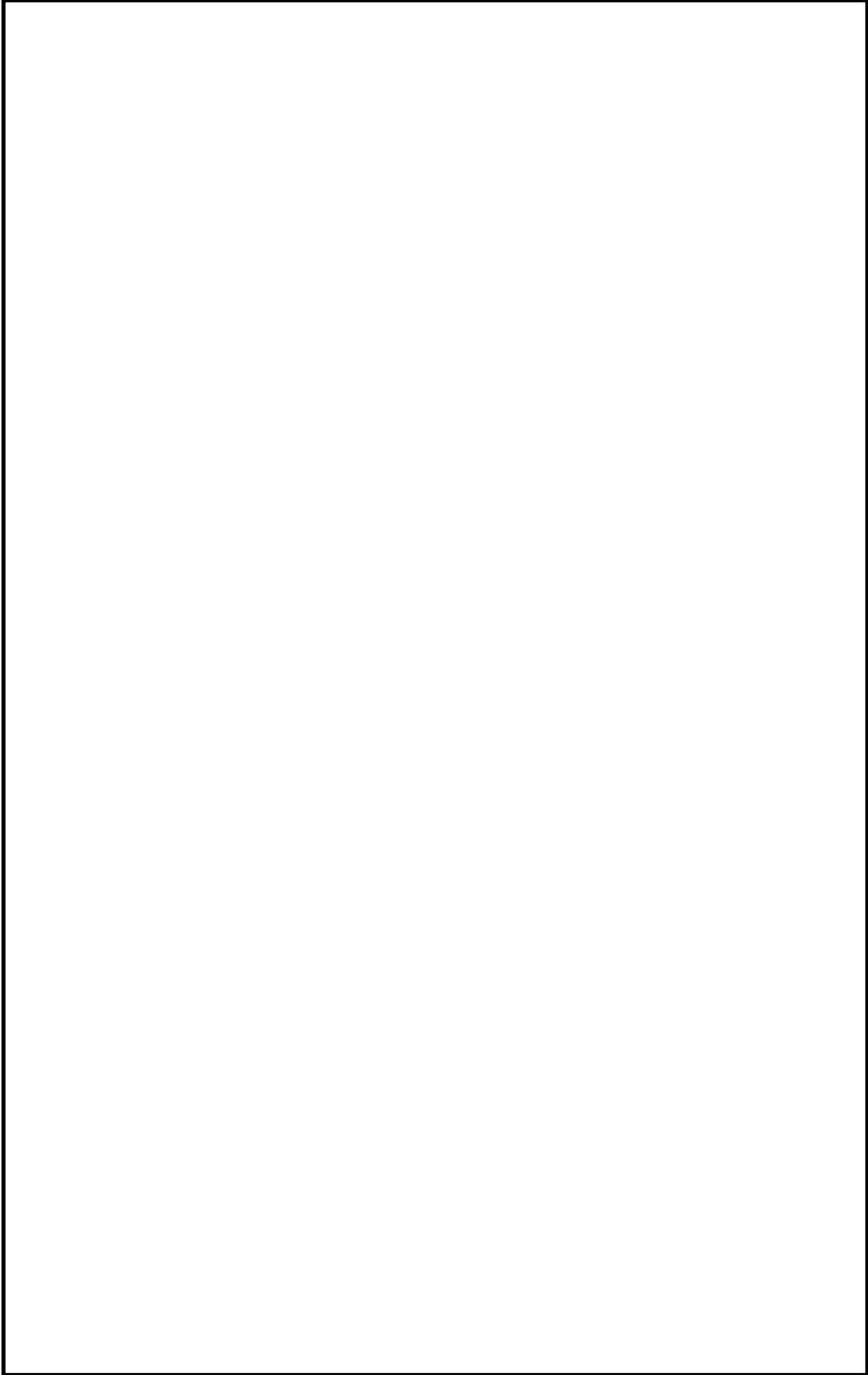
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (6/16)



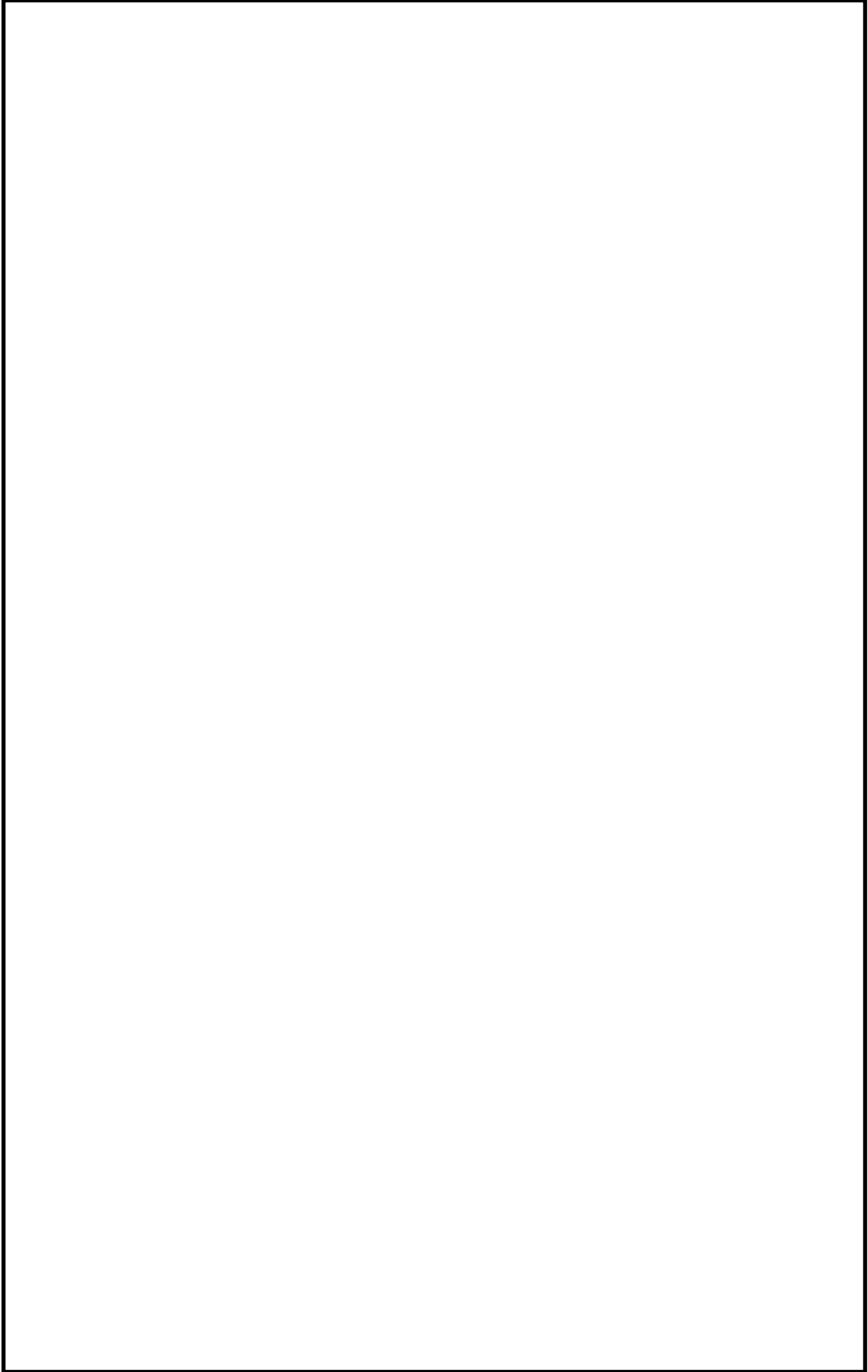
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (7/16)



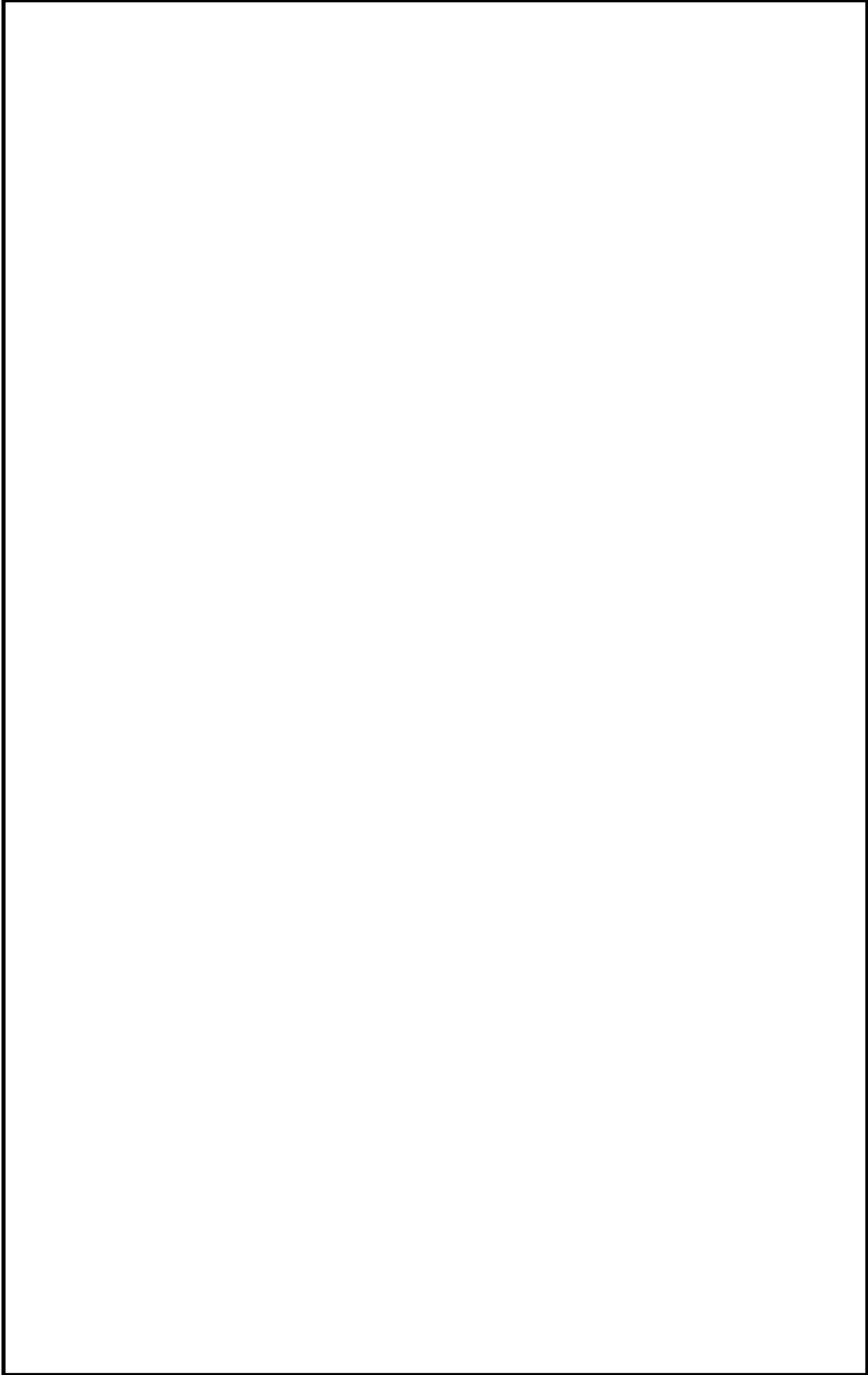
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (8/16)



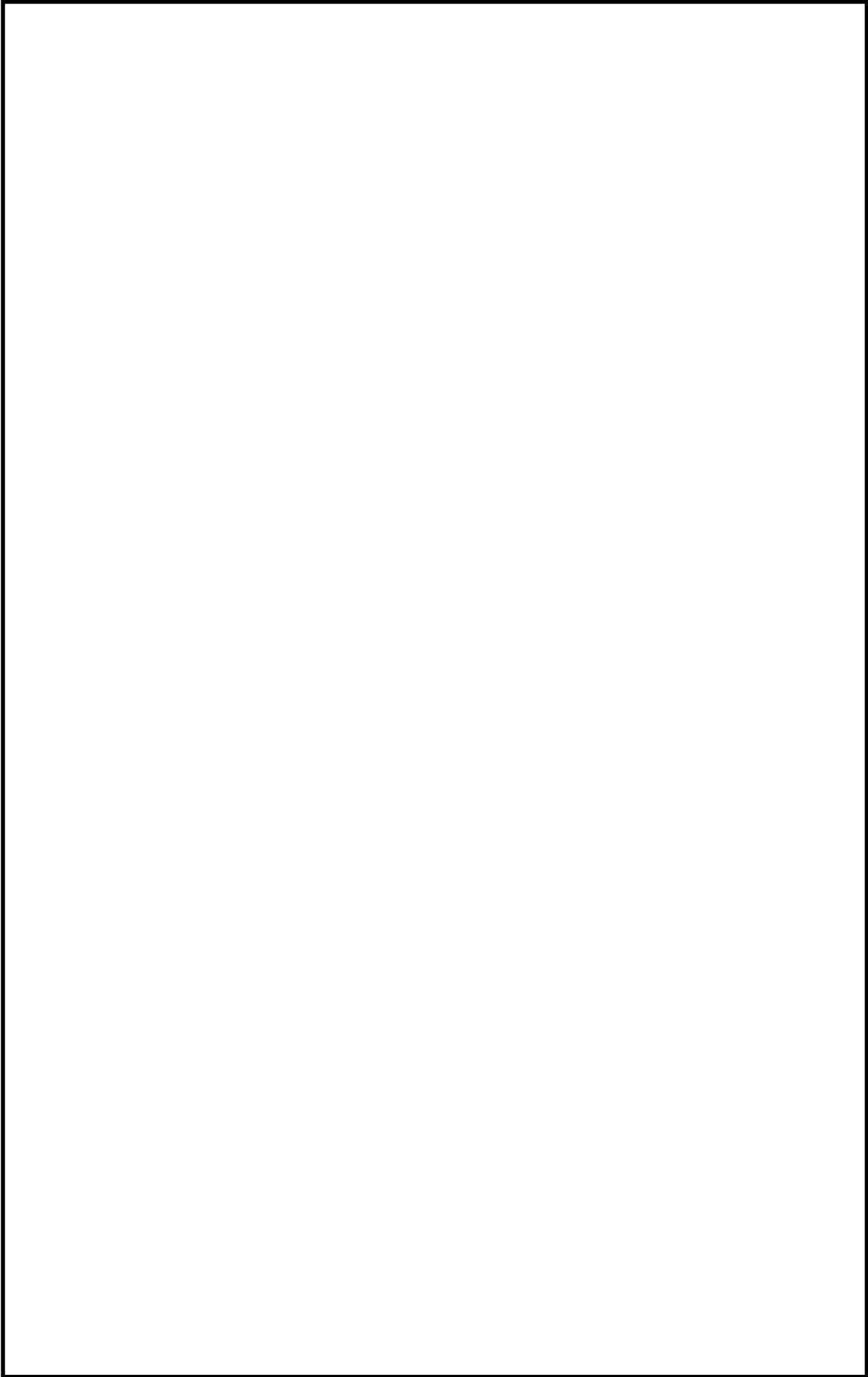
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (9/16)



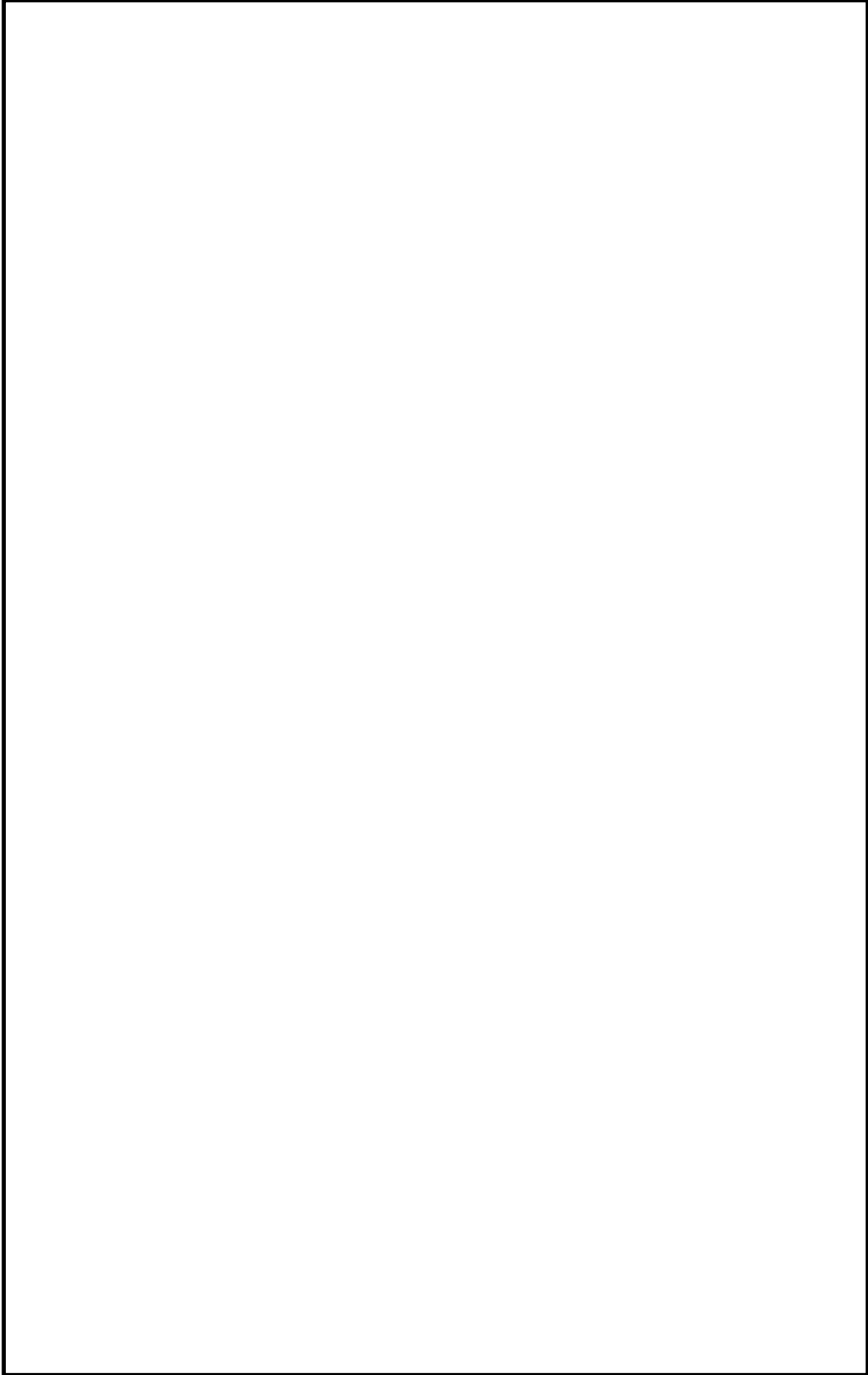
第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (10 / 16)



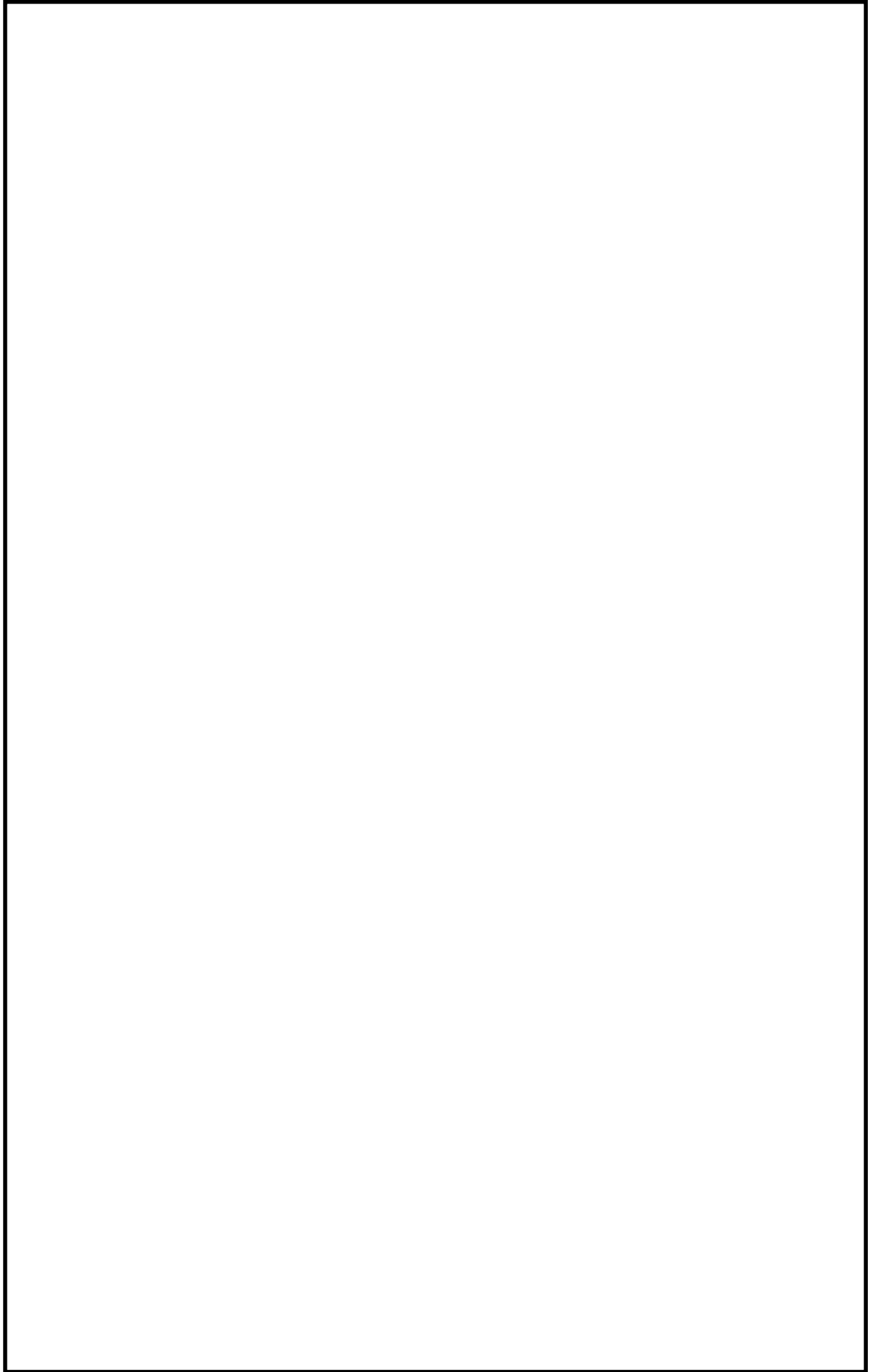
第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (11 / 16)



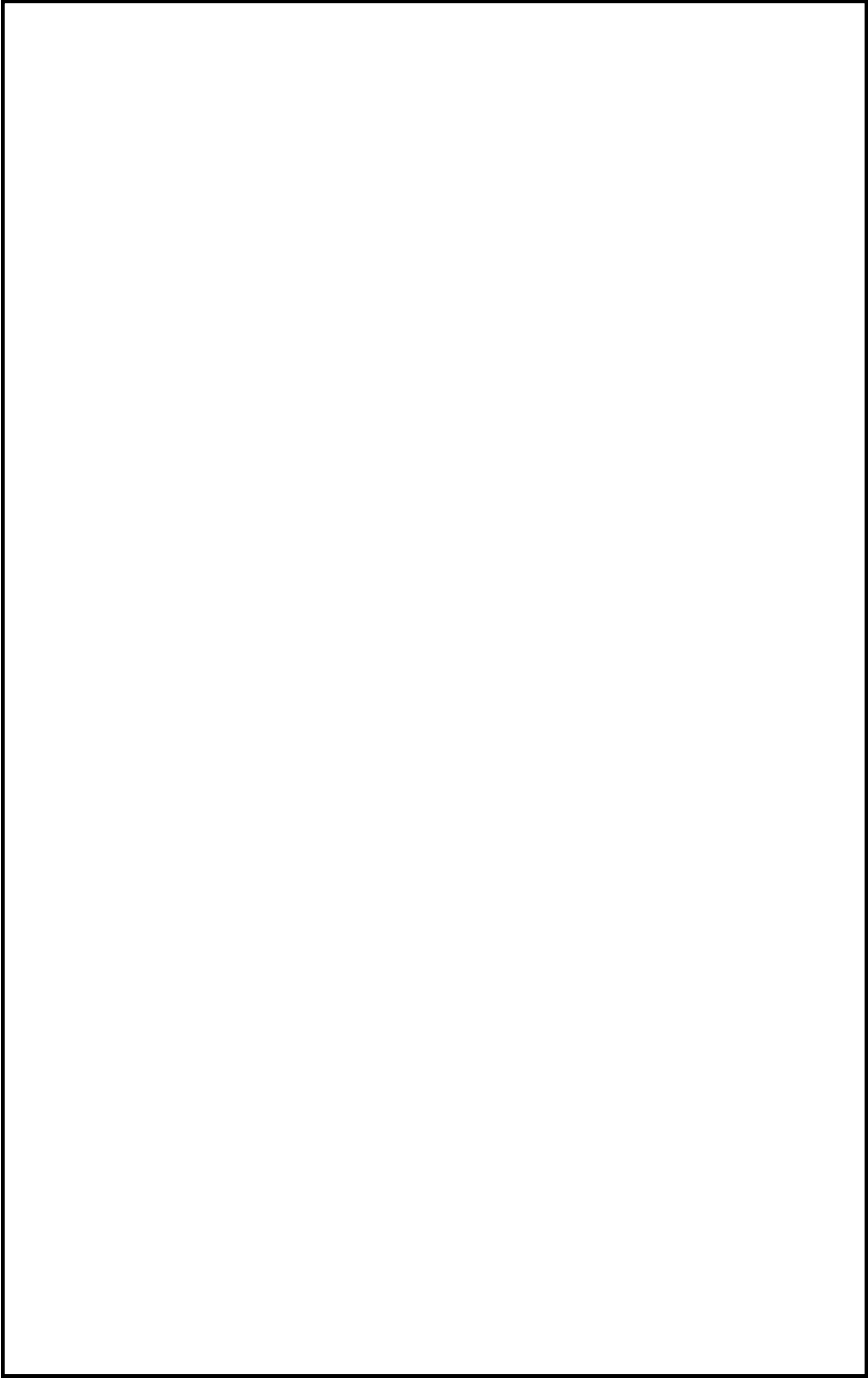
第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (12 / 16)



第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (13 / 16)



第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (14/16)



第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (15 / 16)



第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図 (全体共通) (16 / 16)

5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針

設定した溢水源及び溢水量に対して、防護対象設備が没水、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よる水位低下を考慮しても、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。なお、必要となる操作を中央制御室で行う場合は、操作を行う運転員は中央制御室に常駐していることからアクセス性を失わずに対応できる。

5.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針

5.1.1 没水の影響に対する評価方針

「3. 溢水源の想定」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し、防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。想定破損による没水評価を 6.2，消火水の放水による没水評価を 7.2，地震起因による没水評価を 8.6 に示す。

(1) 発生した溢水による水位が、溢水の影響を受けて防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと。その際、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、発生した溢水に対して裕度を

確保されていること。さらに、溢水防護区画への設備の追加、変更及び資機材の持込みによる床面積への影響を考慮すること。

機能喪失高さについては、防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。

防護対象設備の機能喪失高さの考え方の例を第 5.1.1-1 表に示す。

溢水防護区画毎に当該エリアで機能喪失高さが最も低い設備を選定し、機能喪失高さと溢水水位を比較することにより当該エリアの影響評価を実施する。

機能喪失高さは、「評価高さ」を基本とするが、この評価において、没水と評価された機器については、改めてより現実的な設定としている「実力高さ」を用いた再評価による判定をしている。

ただし、当初から電源盤等の没水を許容せず、防護する方針としている設備については、「評価高さ」による判定のみで対策が必要とする。機能喪失高さと評価高さの関係については、添付資料-1 に詳細を示す。

発生した溢水による水位(H)は、以下の式に基づいて算出する。床勾配が溢水評価区画にある場合には、保守的に床勾配分の滞留量は考慮せず、溢水水位の算出は床勾配高さ（※）分嵩上げする。

※ 床勾配の下端から上端までの高さ（保守的に一律 100 mm と設定）

$$H=Q/A + h$$

H：水位(m)

Q：流入量(m³)

設定した溢水量及び溢水経路に基づき評価対象区画への流入量を算出する。

A：滞留面積(m²)（除外面積を考慮した算出面積に対して 30% 裕度を確保）

評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。

h：床勾配高さ(m)（溢水防護区画の床勾配を考慮）

没水評価に係る保守性の考慮について補足説明資料-13に示す。

(2) 防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が別区画に設置され同時に安全機能を損なうことのないこと。その際、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮すること。

第 5. 1. 1-1 表 溢水による各設備の機能喪失高さの考え方

機器	機能喪失高さ	
	実力高さ	評価高さ
弁	①電動弁：弁駆動装置下部 ②空気作動弁，各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・電動弁，空気作動弁とも <u>弁配管の中心高さ</u>
ダンパ及びダクト	・各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・ダンパ，ダクトとも <u>中心高さ（配管ダクトの場合）</u> ・ダンパ，ダクトの下端高さ
ポンプ	①ポンプ又はモータのいずれか低い方の下端 ②モータは下端部	・ポンプ，モータの <u>基礎＋架台高さのいずれか低い箇所</u>
ファン	・モータ下端部又は吸込み口高さの低い方	・ファン又はモータの <u>基礎＋架台高さのいずれか低い箇所の高さ</u>
計器	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方 ・計器ラックは <u>床面高さ</u>
電源・盤	・端子台等最下部	・ <u>床面高さ</u>

5.1.2 没水の影響に対する防護設計方針

溢水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。このうち漏えい検知器の設置については、補足説明資料-43に示す。

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とともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能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 S_s 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や床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し、溢水防護対象設備

の安全機能が損なわれない設計とする。なお、その評価を補足説明資料-25に示す。

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 溢水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. 溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し、溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については、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当該機能が損なわれない設計とする。

5.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針

5.2.1 被水の影響に対する評価方針

「3. 溢水源の想定」にて設定した溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水，及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。想定破損による被水評価を 6.3，消火水の放水による被水評価を 7.3，地震起因による被水評価を 8.7 に示す。

(1) 防護対象設備があらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を生じないように，以下に示すいずれかの保護構造を有していること。

a. 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」

における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有すること。

b. 実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等により，被水防護措置がなされていること。

(2) 防護対象設備が多重性又は多様性を有しており，各々が別区画に設置され，同時に安全機能を損なうことのないこと。その際，溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮すること。

5.2.2 被水の影響に対する防護設計方針

溢水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とともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能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 S_s 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。
- d. 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより、被水の影響が発生しない設計とする。

また、水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限に止めるため、溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わない

ことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し，実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認したシール材塗布等による被水防護措置を行う。

5.3 蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針

5.3.1 蒸気の影響に対する評価方針

「3. 溢水源の想定」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の影響による影響を確認するために、防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれのないことを評価する。

防護対象設備の蒸気による機能喪失判定は、防護対象設備の仕様（温度、湿度およびその継続時間等）と建設時に求めた蒸気漏えい発生時の環境条件を比較する。蒸気漏えい発生時の環境条件は原子炉冷却材喪失事故時の環境条件に包絡されるため、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件と防護対象設備の仕様を比較し、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件がより厳しい場合は機能喪失と判定する。

具体的には、想定破損発生区画内での漏えい蒸気による防護対象設備への影響及び区画間を拡散する漏えい蒸気による防護対象設備への影響が、蒸気曝露試験又は机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（温度、湿度及び圧力）を超えなければ、防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。想定破損による蒸気評価を 6.4、地震起因による蒸気評価を 8.8 に示す。

このとき、熱流体解析コードを用い、実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施し、防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。また、破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響も考慮するとともに、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障も考慮する。

5.3.2 蒸気の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響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、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) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気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、扉等は、溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- b. 溢水源となる系統を、溢水防護区画外で閉止することにより、溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

- 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蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

- 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 S_s 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蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

- e. 蒸気の漏えいを検知し、中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための自動検知・遠隔隔離システムを設置し、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また、自動検知・遠隔隔離システムだけでは溢水防護対象設備の健全性が確保されない場合には、破損想定箇所に防護カバーを設置

することで漏えい蒸気量を抑制して、溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

さらに、信頼性向上の観点から、防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し、蒸気の漏えいを早期検知する設計とする。

蒸気影響評価における想定破損評価条件を第5.3.2-1表に示す。

応力評価を実施する配管については、応力評価の結果により発生応力（一次＋二次応力）が許容応力の0.4倍を超え0.8倍以下であれば「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック」を想定し、発生応力が許容応力の0.4倍以下であれば破損は想定しない。

第 5.3.2-1表 蒸気影響における配管の想定破損評価条件

系 統		破損想定	隔離
原子炉隔離時冷却系蒸気系， 補助蒸気系	一般部（1Bを超える）	貫通クラック	自動/手動
	ターミナルエンド部	完全全周破断	手動
	一般部（1B以下）		

原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び補助蒸気系配管については、重大事故等対処設備の設置工事及び耐震補強工事を実施し、応力評価結果が上記の条件を満足するよう対策を実施する。

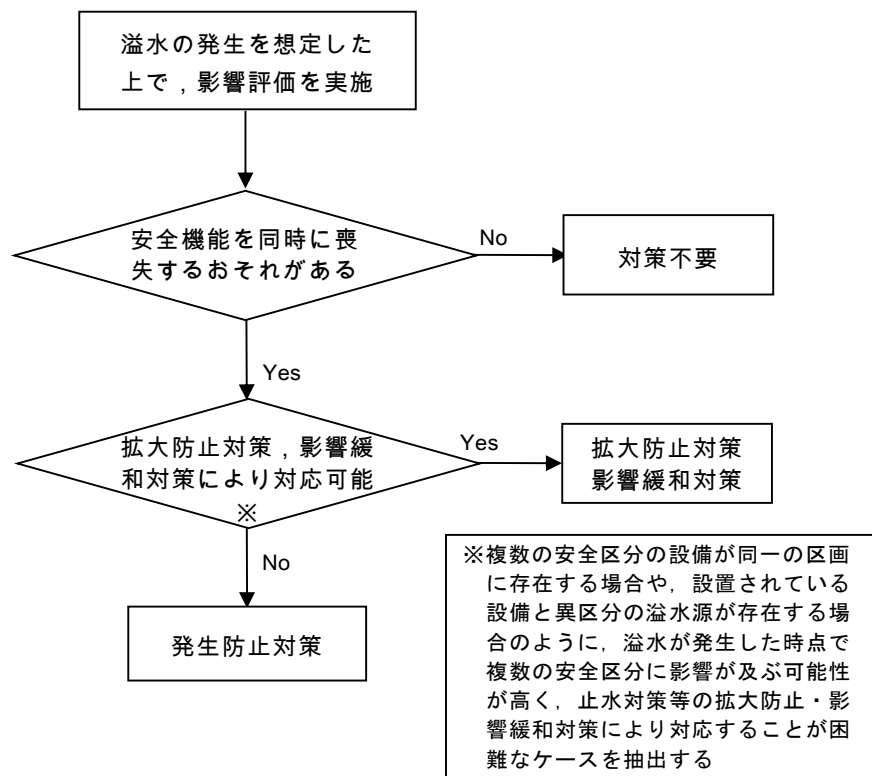
(2) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については、蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認したシールやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

6. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価

想定破損による溢水に対し、溢水源毎の溢水量を算出し、本文第4章にて設定した溢水経路をもとに、影響評価を実施する。評価方針としては、あらゆる箇所での溢水の発生を想定した上で、想定破損の溢水による防護対象設備への溢水影響の確認及び機能喪失の判定を実施し、多重性、多様性を有する防護対象設備の安全機能が同時に損なわれないことを確認する。

多重性、多様性を有する防護対象設備の安全機能が同時に損なわれるおそれがある場合は、溢水源、溢水経路、又は防護対象設備に対して、拡大防止対策、影響緩和対策、又は発生防止対策を組み合わせることで安全機能を損なわない設計とする。上記の評価及び防護方針をフローとして以下第6-1図に示す。



第6-1図 想定破損に対する評価及び防護方針の概要フロー

6.1 溢水量の算定

想定する機器の破損は，一系統における単一の機器の破損とし，他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また，一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても，そのうち単一の機器が破損すると仮定する。

6.1.1 流出流量

破損を想定する機器は配管（容器の一部であって，配管形状のものを含む。）とし，破損形状は内包する流体のエネルギーに応じて以下の2種類に分類した。

- 高エネルギー配管：完全全周破断
- 低エネルギー配管：貫通クラック

なお，高エネルギー配管及び低エネルギー配管の分類は3.1に示したとおり。

それぞれの破損形状に応じ，破損箇所からの流出流量を算定する。

完全全周破断の場合は，原則として系統の定格流量とし，系統上の破断位置，口径，流体圧力等を考慮することにより，より適切な値が定量的に算定できる場合はその値を流出流量とする。

貫通クラックの場合は，破断面積，損失係数，水頭を用いて以下の計算式より求める。

$$Q=A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600$$

Q：流出流量 (m³/h)

A：破断面積 (m²)

C：損失係数

g：重力加速度 (m/s²)

H：水頭 (m)

ここで損失係数は 0.82 とする。根拠を補足説明資料-32 に示す。

また、破断面積 (A) 及び水頭 (H) は、原則として系統の最大値 (最大口径、最大肉厚、配管の最高使用圧力) を使用するが、破断を想定する系統の各区画内での最大値が明確な場合は、その値を使用する。なお、算出要領を補足説明資料-6 に示す。

6.1.2 隔離時間

溢水の発生後、溢水を検知し隔離するまでの隔離時間を、手動隔離及び自動隔離のそれぞれの場合を想定し、以下のとおり設定した。

(1) 手動隔離

破損を想定する系統や破損箇所等によらず、一般的に溢水を検知する手段として床漏えい検出器等を想定し、これらにより溢水を検知し、手動による隔離操作を行う際の隔離時間を第 6.1.2-1 表のとおり設定した。

第 6.1.2-1 表 隔離時間

	標準	個別 ^{※3}
①溢水発生から検知	10分 ^{※1}	10分 ^{※1}
②現場確認のための移動	20分 ^{※2}	15分 ^{※4}
③漏えい箇所特定	30分	10分 ^{※5}
④隔離操作(弁の特定及び閉操作)	20分	5分 ^{※6}
合計	80分	40分

※1：溢水発生から床漏えい検知器等による検知までの時間

※2：移動速度 4km/h，中央制御室から現場までの距離 1km とし，
着替え時間（5分）を考慮した

※3：残留熱除去系海水系（格納容器雰囲気監視系含む）及び高圧
炉心スプレイ系で個別に設定した時間

※4：移動速度 4km/h，中央制御室から原子炉棟内への移動距離
500m とし，着替え時間（5分）を考慮した時間

※5：個別の漏えい検知器による検知及び残留熱除去系海水系
（格納容器雰囲気監視系含む）及び高圧炉心スプレイ系の
大量漏えいを考慮した，溢水箇所特定までの時間。

※6：中央制御室からの操作によるポンプ停止及び隔離弁閉操作
時間

(2) 自動隔離

以下の系統については，配管破損が生じた場合，各種インターロック等
により自動隔離が期待できることから，溢水発生から隔離までの所要時間
を個別に設定した。

- ・原子炉冷却材浄化系
- ・給・復水系

6.1.3 系統保有水量

系統保有水量は、配管内及びポンプ等機器内の保有水量の合算値とした。また保守性を確保するため、算出した保有水量を1.1倍する。ただし屋外タンク等、公称容量が定められ、想定する保有水量が大きく変動する可能性の少ない機器に関しては、1.1倍の安全率を乗ずる対象から除外した。

6.1.4 溢水量

6.1.1～6.1.3の条件に基づき、以下の計算式により溢水量を算定した。

$$X=Q \times t + M$$

Q：流出流量 (m³/h)

t：隔離時間 (h)

M：系統保有水量 (m³) (算出量に10%の裕度を確保)

ここで、隔離までの流出量に関しては、当該系統の系統保有水量のみでなく、当該系統への補給水や他系統からの流入等を考慮する。また系統保有水量に関しては、溢水検知による隔離後に系統内の残水の漏えいが継続する可能性を考慮し、保守的に系統の全保有水量を加算する。ただし、隔離操作により隔離が可能と判断できる範囲、及び配管の高さや引き回し等の関係から流出しないと判断できる範囲が明確に示せる場合は、その範囲を除いた保有水量が溢水するものとして溢水量を算定する。

各系統からの溢水量を第6.1.4-1表にまとめる。

第6.1.4-1表 想定破損による溢水量の算定 (1/7)

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法 ※4,2	溢水量 (m ³)
		破断 形状 ※2	流出流量 (m ³ /h)	隔離時間 (分)	流出量 (m ³)	系統分 (m ³) M1	水源分 (m ³) M2	補給分 ※4,1 (m ³) M3		
制御棒駆動系	高	全	47	80	62	6	4,000※4	—	①	68
ほう酸水注入系	低	貫	21	80	27	2	20※8	—	②	22
残留熱除去系	低	貫	210	80	280	102	3,400※3	—	①	382
残留熱除去系海水系	低	貫	272	40	182	90	∞※6	—	①	272
高圧炉心スプレイ系	低	貫	525	40	350	28	4,000※4	—	①	378
低圧炉心スプレイ系	低	貫	213	80	283	17	3,400※3	—	①	300
原子炉隔離時冷却系	低	貫	208	80	277	11	4,000※4	—	①	288
原子炉再循環系	高	全	5	80	7	1	—	—	②	1
原子炉冷却材浄化系	高	全	82	0	0	54	—	—	①	54
燃料プール冷却浄化系	低	貫	64	80	85	83	—	—	②	83
原子炉補機冷却系	低	貫	172	80	230	258	—	40	②	298
格納容器雰囲気監視系 (残留熱除去系海水系)	低	貫	272	40	182	90	∞※6	—	①	272

※1 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管 ※2 全：完全全周破断，貫：貫通クランク
 ※3 サプレション・プール ※4 復水貯蔵タンク ※5 純水貯蔵タンク ※6 海水 ※7 ろ過水貯蔵タンク ※8 ほう酸水貯蔵タンク
 ※9 潤滑油サンプタンク ※10 清水膨張タンク ※11 軽油貯蔵タンク ※12 重油貯蔵タンク ※13 主復水器 ※14 給水タンク
 ※15 廃液収集タンク ※16 サージタンクA ※17 プリコートタンク ※18 廃液サンプルタンク ※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク ※20 床ドレン収集タンク ※21 サージタンクB ※22 床ドレンサンプルタンク ※23 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※24 凝集沈殿装置供給タンク
 ※25 凝集装置注タンク ※26 廃液スラッジ貯蔵タンク ※27 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※28 使用済樹脂貯蔵タンク ※29 使用済粉未樹脂貯蔵タンク
 ※30 廃液中和タンク ※31 りん酸ソーダタンク ※32 廃液濃縮器蒸発器・加熱器 ※33 廃液濃縮器補助循環タンク ※34 濃縮廃液貯蔵タンク
 ※35 中和硫酸タンク ※36 中和苛性タンク ※37 凝縮水収集タンク ※38 凝縮水サンプルタンク ※39 洗濯廃液ドレンタンク ※40 凝集沈殿装置
 ※41 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
 ※42 ①：隔離までの流出量+M1 ≤ M1 + M2 + M3 → 溢水量 = 隔離までの流出量 + M1
 ②：隔離までの流出量 + M1 > M1 + M2 + M3 → 溢水量 = M1 + M2 + M3

第6.1.4-1表 想定破損による溢水量の算定 (2/7)

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量					保有水量			算出法 ※4,2	溢水量 (m ³)
		破断 形状 ※2	流出流量 (m ³ /h)	隔離時間 (分)	流出量 (m ³)	系統分 (m ³) M1	水源分 (m ³) M2	補給分 (m ³) M3			
可燃性ガス濃度制御系 (残留熱除去系)	低	貫	210	80	280	102	3,400※3	-	①	382	
ドライウエル冷却系 (原子炉補機冷却系)	低	貫	-	-	-	-	-	-	-	-	
タービン潤滑油系 (潤滑油)	低	貫	19	80	26	195	-	-	②	195	
給・復水系 (R/B内漏えい時)	高	全	4,315	2	144	145	831※1,3	-	①	289	
給・復水系 (T/B内漏えい時)	高	全	8,630	2	288	845	831※1,3	-	①	1133	
循環水系	低	貫	347	70	405	1183	∞※6	-	①	1588	
補機冷却海水系	低	貫	287	80	383	361	∞※6	-	①	744	
弁封水系	低	貫	8	80	11	116	4,000※4	-	①	127	
復水脱塩装置系	低	貫	119	80	159	138	831※1,3	-	①	297	
給水加熱器ドレン系	高	全	1,033	80	1,377	290	-	-	②	290	
タービン補機冷却系	低	貫	217	80	289	211	-	155	②	366	

※1 高：高エネルギー配管、低：低エネルギー配管 ※2 全：完全全周破断，貫：貫通クランク

※3 サプレッション・プール ※4 復水貯蔵タンク ※5 純水貯蔵タンク ※6 海水 ※7 ろ過水貯蔵タンク ※8 ほう酸水貯蔵タンク

※9 潤滑油サンプタンク ※10 清水膨張タンク ※11 軽油貯蔵タンク ※12 重油貯蔵タンク ※13 主復水器 ※14 給水タンク

※15 廃液収集タンク ※16 サージタンクA ※17 プリコートタンク ※18 廃液サンプリングタンク ※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク ※20 床ドレン収集タンク ※21 サージタンクB ※22 床ドレンサンプリングタンク ※23 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※24 凝集沈殿装置供給タンク

※25 凝集装置薬注タンク ※26 廃液スラッジ貯蔵タンク ※27 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※28 使用済樹脂貯蔵タンク ※29 使用済粉未樹脂貯蔵タンク

※30 廃液中和タンク ※31 りん酸ソーダタンク ※32 廃液濃縮器蒸発缶・加熱器 ※33 廃液濃縮器補助循環タンク ※34 濃縮廃液貯蔵タンク

※35 中和硫酸タンク ※36 中和苛性タンク ※37 凝縮水収集タンク ※38 凝縮水サンプリングタンク ※39 洗濯廃液ドレンタンク ※40 凝集沈殿装置

※41 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量

※42 ①：隔離までの流出量+M1 ≤ M1 + M2 + M3 → 溢水量 = 隔離までの流出量 + M1

②：隔離までの流出量 + M1 > M1 + M2 + M3 → 溢水量 = M1 + M2 + M3

第6.1.4-1表 想定破損による溢水量の算定 (3/7)

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量					保有水量			算出法 ※4,2	溢水量 (m ³)
		破断 形状 ※2	流出流量 (m ³ /h)	隔離時間 (分)	流出量 (m ³)	系統分 (m ³) M1	水源分 (m ³) M2	補給分 (m ³) M3			
									系統分 (m ³) M1		
非常用ディーゼル 発電設備 (潤滑油系)	低	貫	68	80	91	9	6 ^{※9}	—	②	15	
非常用ディーゼル 発電設備 (冷却水系)	低	貫	27	80	36	3	2 ^{※10}	75	①	39	
非常用ディーゼル 発電機 海水系	低	貫	64	80	85	39	∞ ^{※6}	—	①	124	
高圧炉スプレイス ディーゼル発電設備 (潤滑油系)	低	貫	68	80	91	9	6 ^{※9}	—	②	15	
高圧炉スプレイス ディーゼル発電設備 (冷却水系)	低	貫	27	80	36	3	2 ^{※10}	75	①	39	
高圧炉スプレイス ディーゼル発電機 海水系	低	貫	64	80	85	39	∞ ^{※6}	—	①	124	
ディーゼル発電機 燃料油系	低	貫	3	80	4	15	800 ^{※11}	—	①	19	
ろ過水系 (屋内消火系)	低	貫	51	80	68	24	1,500 ^{※7}	—	①	92	

※1 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管 ※2 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
 ※3 サプレション・プール ※4 復水貯蔵タンク ※5 純水貯蔵タンク ※6 海水 ※7 ろ過水貯蔵タンク ※8 ほう酸水貯蔵タンク
 ※9 潤滑油サンプタンク ※10 清水膨張タンク ※11 軽油貯蔵タンク ※12 重油貯蔵タンク ※13 主復水器 ※14 給水タンク
 ※15 廃液収集タンク ※16 サージタンクA ※17 プリコートタンク ※18 廃液サンプルタンク ※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク ※20 床ドレン収集タンク ※21 サージタンクB ※22 床ドレンサンプルタンク ※23 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※24 凝集沈殿装置供給タンク
 ※25 凝集装置薬注タンク ※26 廃液スラッジ貯蔵タンク ※27 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※28 使用済樹脂貯蔵タンク ※29 使用済粉未樹脂貯蔵タンク
 ※30 廃液中和タンク ※31 りん酸ソーダタンク ※32 凝縮水収集タンク ※33 凝縮水サンプルタンク ※34 濃縮廃液貯蔵タンク
 ※35 中和硫酸タンク ※36 中和苛性タンク ※37 凝縮水収集タンク ※38 凝縮水サンプルタンク ※39 洗濯廃液ドレンタンク ※40 凝集沈殿装置
 ※41 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
 ※42 ①：隔離までの流出量+M1 ≤ M1 + M2 + M3 → 溢水量 = 隔離までの流出量 + M1
 ②：隔離までの流出量 + M1 > M1 + M2 + M3 → 溢水量 = M1 + M2 + M3

第6.1.4-1表 想定破損による溢水量の算定 (4/7)

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法 ※4 2	溢水量 (m ³)
		破断 形状 ※2	流出流量 (m ³ /h)	隔離時間 (分)	流出量 (m ³)	系統分 (m ³) M1	水源分 (m ³) M2	補給分 ※4 1 (m ³) M3		
復水・純水移送系	低	貫	157	80	209	116	4,000※4	—	①	325
所内用水系 (サービス建屋飲料水系)	低	貫	7	80	9	12	—	—	②	12
所内用水系 (サービス建屋ろ過水系)	低	貫	7	80	9	22	—	—	②	22
サービス建屋換気系 (冷水・冷却水系)	低	貫	19	80	25	22	—	—	②	22
補助系 (ドレンサンプ系)	低	貫	21	80	28	9	—	—	②	9
中央制御室換気系 (冷水系)	低	貫	15	80	20	3	500※5	—	①	23
スライチギヤ室換気系 (冷水系)	低	貫	15	80	20	3	500※5	—	①	23
オフガス再生室換気系 (原子炉補機冷却系)	低	貫	172	80	230	258	—	40	②	298
制御用圧縮空気系 (タービン補機冷却系)	低	貫	217	80	289	211	—	155	②	366

※1 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管 ※2 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
 ※3 サプレッション・プール ※4 復水貯蔵タンク ※5 純水貯蔵タンク ※6 海水 ※7 ろ過水貯蔵タンク ※8 ほう酸水貯蔵タンク
 ※9 潤滑油サンプタンク ※10 清水膨張タンク ※11 軽油貯蔵タンク ※12 重油貯蔵タンク ※13 主復水器 ※14 給水タンク
 ※15 廃液収集タンク ※16 サージタンクA ※17 プリコトタンク ※18 廃液サンプタンク ※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク ※20 床ドレン収集タンク ※21 サージタンクB ※22 床ドレンサンプタンク ※23 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※24 凝集沈殿装置供給タンク
 ※25 凝集装置薬注タンク ※26 廃液スラッジ貯蔵タンク ※27 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※28 使用済樹脂貯蔵タンク ※29 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
 ※30 廃液中和タンク ※31 りん酸ソーダタンク ※32 廃液濃縮器蒸発器・加熱器 ※33 廃液濃縮器補助循環タンク ※34 濃縮廃液貯蔵タンク
 ※35 中和硫酸タンク ※36 中和苛性タンク ※37 凝縮水収集タンク ※38 凝縮水サンプタンク ※39 洗濯廃液ドレンタンク ※40 凝集沈殿装置
 ※41 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
 ※42 ①：隔離までの流出量+M1 ≤ M1 + M2 + M3 → 溢水量 = 隔離までの流出量 + M1
 ②：隔離までの流出量 + M1 > M1 + M2 + M3 → 溢水量 = M1 + M2 + M3

第6.1.4-1表 想定破損による溢水量の算定 (5/7)

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法 ※4,2	溢水量 (m ³)
		破断 形状 ※2	流出流量 (m ³ /h)	隔離時間 (分)	流出量 (m ³)	系統分 (m ³) M1	水源分 (m ³) M2	補給分 ※4,1 (m ³) M3		
所内用圧縮空気系 (タービン補機冷却系)	低	貫	217	80	289	211	—	155	②	366
所内ボイラ系 (給水系)	高	貫	24	80	32	26	8※1,4	155	①	58
所内ボイラ系 (燃料系)	低	貫	12	80	16	3	500※1,2	—	①	19
放射性廃棄物処理系 機器ドレン系	低	貫	25	80	33	14	428 ※1,5, 1,6, 1,7, 1,8, 1,9	—	①	47
放射性廃棄物処理系 床ドレン系	低	貫	32	80	43	9	352 ※2,0, 2,1, 2,2, 2,3	—	①	52
放射性廃棄物処理系 凝集沈殿系	低	貫	15	80	20	2	137 ※2,4, 2,5, 4,0	—	①	22
放射性廃棄物処理系 スラッジ系	高	貫	7	80	9	1	432 ※2,6, 2,7	—	①	10

※1 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管 ※2 全：完全全周破断，貫：貫通クランク
 ※3 サプレッション・プール ※4 復水貯蔵タンク ※5 純水貯蔵タンク ※6 海水 ※7 ろ過水貯蔵タンク ※8 ほう酸水貯蔵タンク
 ※9 潤滑油サンプタンク ※10 清水膨張タンク ※11 軽油貯蔵タンク ※12 重油貯蔵タンク ※13 主復水器 ※14 給水タンク
 ※15 廃液収集タンク ※16 サージタンクA ※17 プリコートタンク ※18 廃液サンプルタンク ※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク
 ※20 床ドレン収集タンク ※21 サージタンクB ※22 床ドレンサンプルタンク ※23 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※24 凝集沈殿装置供給タンク
 ※25 凝集装置注タンク ※26 廃液スラッジ貯蔵タンク ※27 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※28 使用済樹脂貯蔵タンク ※29 使用済粉未樹脂貯蔵タンク
 ※30 廃液中和タンク ※31 りん酸ソーダタンク ※32 廃液濃縮器蒸発器・加熱器 ※33 廃液濃縮器補助循環タンク ※34 濃縮廃液貯蔵タンク
 ※35 中和硫酸タンク ※36 中和苛性タンク ※37 凝縮水収集タンク ※38 凝縮水サンプルタンク ※39 洗濯廃液ドレンタンク ※40 凝集沈殿装置
 ※41 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
 ※42 ①：隔離までの流出量+M1 ≤ M1 + M2 + M3 → 溢水量 = 隔離までの流出量 + M1
 ②：隔離までの流出量 + M1 > M1 + M2 + M3 → 溢水量 = M1 + M2 + M3

第6.1.4-1表 想定破損による溢水量の算定 (6/7)

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法 ※4 2	溢水量 (m ³)
		破断 形状 ※2	流出流量 (m ³ /h)	隔離時間 (分)	流出量 (m ³)	系統分 (m ³) M 1	水源分 (m ³) M 2	補給分 ※4 1 (m ³) M 3		
放射性廃棄物処理系 使用済樹脂貯蔵系	高	貫	7	80	9	1	421 ※2 8, 2 9	—	①	10
放射性廃棄物処理系 高電導度ドレン系	低	貫	21	80	28	2	139 ※3 0, 3 1	—	①	30
放射性廃棄物処理系 濃縮廃液・廃液中和 スラッジ系	高	全	250	80	333	19	307 ※3 2, 3 3, 3 4, 3 5, 3 6	—	②	326
放射性廃棄物処理系 凝縮水処理系	低	貫	25	80	33	4	129 ※3 7, 3 8	—	①	37
放射性廃棄物処理系 洗濯廃液系	低	貫	15	80	20	2	61※3 9	—	①	22
放射性廃棄物処理系 所内用空気系 (原子炉補機冷却系)	低	貫	172	80	230	258	—	40	②	298

※1 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管 ※2 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
 ※3 サプレッション・プール ※4 復水貯蔵タンク ※5 純水貯蔵タンク ※6 海水 ※7 ろ過水貯蔵タンク ※8 ほう酸水貯蔵タンク
 ※9 潤滑油サンプタンク ※10 清水膨張タンク ※11 軽油貯蔵タンク ※12 重油貯蔵タンク ※13 主復水器 ※14 給水タンク
 ※15 廃液収集タンク ※16 サージタンクA ※17 プリコートタンク ※18 廃液サンプリングタンク ※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク
 ※20 床ドレン収集タンク ※21 サージタンクB ※22 床ドレンサンプリングタンク ※23 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※24 凝集沈殿装置供給タンク
 ※25 凝集装置注タンク ※26 廃液スラッジ貯蔵タンク ※27 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※28 使用済樹脂貯蔵タンク ※29 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
 ※30 廃液中和タンク ※31 りん酸ソーダタンク ※32 廃液濃縮器蒸発缶・加熱器 ※33 廃液濃縮器補助循環タンク ※34 濃縮廃液貯蔵タンク
 ※35 中和硫酸タンク ※36 中和苛性タンク ※37 凝縮水収集タンク ※38 凝縮水サンプリングタンク ※39 洗濯廃液ドレンタンク ※40 凝集沈殿装置
 ※41 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
 ※42 ①：隔離までの流出量+M1 ≤ M1 + M2 + M3 → 溢水量 = 隔離までの流出量 + M1
 ②：隔離までの流出量 + M1 > M1 + M2 + M3 → 溢水量 = M1 + M2 + M3

第6.1.4-1表 想定破損による溢水量の算定 (7/7)

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法 ※4 2	溢水量 (m ³)
		破断 形状 ※2	流出流量 (m ³ /h)	隔離時間 (分)	流出量 (m ³)	系統分 (m ³) M 1	水源分 (m ³) M 2	補給分 ※4 1 (m ³) M 3		
放射性廃棄物処理系 復水系	低	貫	40	80	53	97	4,000※4	—	①	150
放射性廃棄物処理系 純水系	低	貫	27	80	35	20	500※5	—	①	55
放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系	低	貫	172	80	230	258	—	40	②	298
放射性廃棄物処理系 タービン補機冷却水系	低	貫	217	80	289	211	—	155	②	366
放射性廃棄物処理系 タンクベント系 (原子炉補機冷却系)	低	貫	172	80	230	258	—	40	②	298
放射性廃棄物処理系 消火系	低	貫	51	80	68	24	1,500※7	—	①	92

※1 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管 ※2 全：完全全周破断，貫：貫通クランク
 ※3 サプレッション・プール ※4 復水貯蔵タンク ※5 純水貯蔵タンク ※6 海水 ※7 ろ過水貯蔵タンク ※8 ほう酸水貯蔵タンク
 ※9 潤滑油サンプタンク ※10 清水膨張タンク ※11 軽油貯蔵タンク ※12 重油貯蔵タンク ※13 主復水器 ※14 給水タンク
 ※15 廃液収集タンク ※16 サージタンクA ※17 プリコートタンク ※18 廃液サンプルタンク ※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク ※20 床ドレン収集タンク ※21 サージタンクB ※22 床ドレンサンプルタンク ※23 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※24 凝集沈殿装置供給タンク
 ※25 凝集装置注タンク ※26 廃液スラッジ貯蔵タンク ※27 床ドレンスラッジ貯蔵タンク ※28 使用済樹脂貯蔵タンク ※29 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
 ※30 廃液中和タンク ※31 りん酸ソータタンク ※32 凝縮水収集タンク ※33 凝縮水サンプルタンク ※34 濃縮廃液貯蔵タンク
 ※35 中和硫酸タンク ※36 中和苛性タンク ※37 凝縮水収集タンク ※38 凝縮水サンプルタンク ※39 洗濯廃液ドレンタンク ※40 凝集沈殿装置
 ※41 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
 ※42 ①：隔離までの流出量+M1 ≤ M1 + M2 + M3 → 溢水量 = 隔離までの流出量 + M1
 ②：隔離までの流出量 + M1 > M1 + M2 + M3 → 溢水量 = M1 + M2 + M3

6.1.5 判定方法について

原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認するために、各防護対象設備の機能喪失判定を踏まえ、第6.1.5-1表に基づき安全機能を有する系統の機能が維持されることを確認する。これにより、溢水影響評価の判定基準を満足することを確認する。

判定表については、まず、安全機能別に分類した防護対象機器の溢水評価を実施する。機器が水没等せず、機能維持される場合や、防護対象設備の機能維持に必要な防護対策を実施することにより、必要な各系統機能が維持され、「系列（安全区分）」のうち対応する系列が確保される。

次に、多重性又は多様性を有する系統が「安全機能の維持」に必要な、安全区分の区画分離等の要求事項を満足し、同時に機能喪失しないことを確認することで、「安全機能」が維持される。

上記の手順にて、想定する溢水発生時に、すべての「安全機能」が維持されると確認された場合に、総合判定にてプラントの安全機能維持となる。

評価方法を6.2 想定破損による没水影響評価にて示す。

安全機能を有する系統の機能維持に係る、安全区分・系統と多重性・多様性の関係については、補足説明資料-2 内部溢水影響評価における判定表に示す。

第 6.1.5-1 表 判定表

総合判定	○
評価方法	

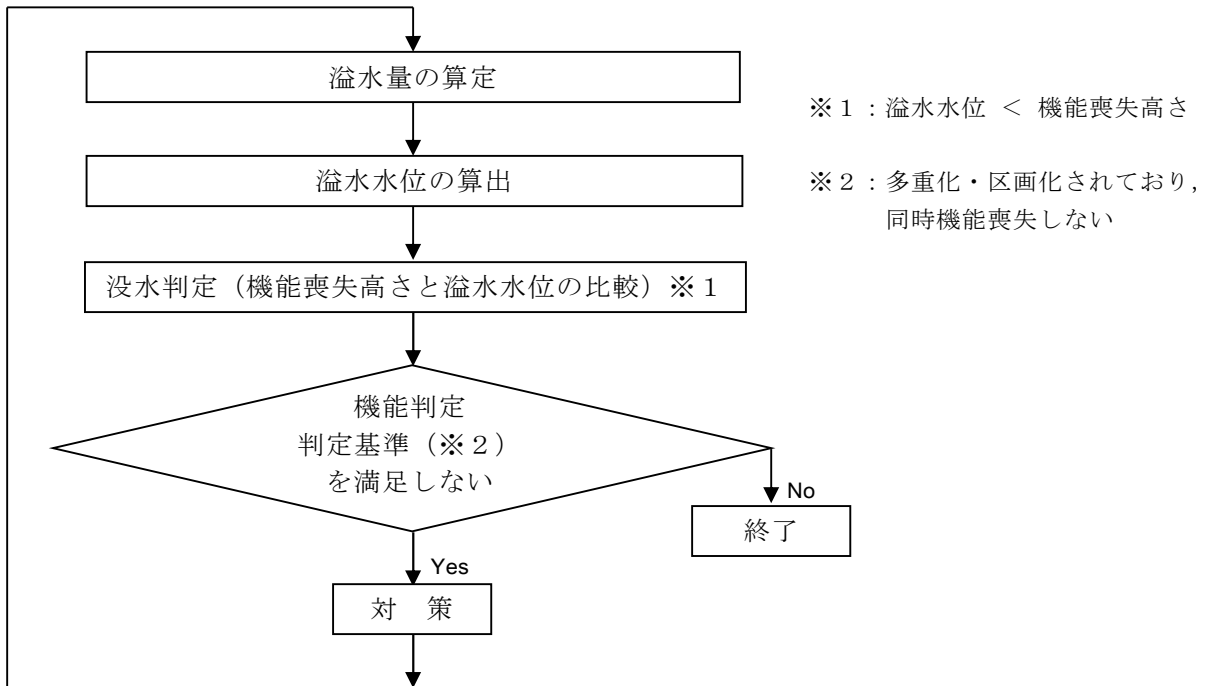
評価種別：
 溢水発生区画：
 溢水源：
 溢水量： (m³)

評価対象	原子炉施設														
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	自動減圧系 (ADS)	低圧炉心スプレイス系 (LPSC)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) or RHR(B)	機能維持 HCU(I) or RHR(B)	機能維持 HCU(I) or RHR(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)

評価対象	原子炉施設																	
	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能				使用済燃料プール		給水機能		中央制御室			
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
機能判定※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (and)	可燃性ガス濃度制御系 (and)	可燃性ガス濃度制御系 (and)	可燃性ガス濃度制御系 (and)	可燃性ガス濃度制御系 (and)	可燃性ガス濃度制御系 (and)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)

6.2 想定破損による没水影響評価

高エネルギー配管及び低エネルギー配管の分類に従い、算定した溢水量に対して、溢水防護対象設備の没水影響評価を行った。想定破損による没水影響評価フローを第 6.2-1 図に示す。



第 6.2-1 図 想定破損による没水影響評価フロー

6.2.1 評価方法

高エネルギー配管の没水評価では、完全全周破断による溢水を想定し、隔離による漏えい停止に必要な時間から溢水量を算定した。低エネルギー配管の没水評価では、貫通クラックによる溢水を想定し、隔離による漏えい停止に必要な時間から溢水量を算定した。想定する破損箇所は溢水評価上最も保守的となる位置での破損を想定した。算定した溢水量による溢水水位と当該区画内の防護対象設備の機能喪失高さとを比較することにより、溢水防護対象設備の没水影響評価を行った。

6.2.2 評価ケースの設定

防護対象区画で想定する単一機器の破損により生じる全ての溢水箇所を起点とし、区画毎に没水評価を実施する。算定した溢水水位と当該区画内の防護対象設備の機能喪失高さを比較することにより、当該設備の機能への影響を評価し、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認する。

以下に評価結果の代表例を示す。

単一機器の破損評価では、同一区画の一部の防護対象設備の機能に影響を及ぼすものの、区画分離の実施により同一の安全機能を有する他の区画（他系列）の機器機能は維持される。このため、代表例としては、流下経路の異なる安全区分毎に、最も溢水量の大きいケースを選定する。

(1) ケース 1

○溢水発生区画

：原子炉建屋 1階 通路（RB-1-1）

○溢水源

：RB-1-1 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下第 6.2.2-1 表にまとめる。これより最も溢水量の大きい残留熱除去系を溢水源として設定する。

第 6. 2. 2-1 表 対象区画の溢水想定

考慮すべき溢水源	溢水量 (m ³)	代表溢水源
屋内消火系	92	—
低圧炉心スプレイ系	300	—
原子炉隔離時冷却系	288	—
残留熱除去系	382	○
原子炉補機冷却系	298	—
復水・純水移送系	325	—

(2) ケース2

○溢水発生区画

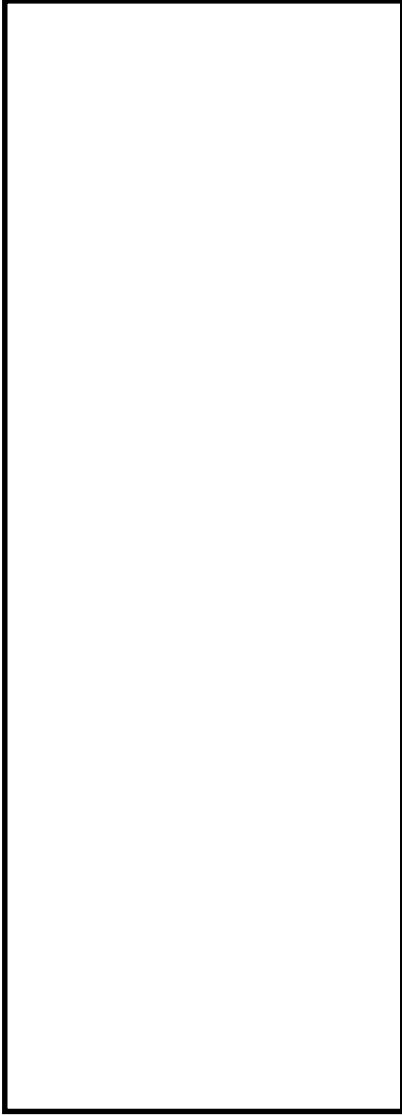
: 原子炉建屋 4階 (RB-4-1)

○溢水源

: RB-4-1 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下第 6. 2. 2-2 表にまとめる。これより最も溢水量の大きい原子炉補機冷却系を溢水源として設定する。

第 6. 2. 2-2 表 対象区画の溢水想定

考慮すべき溢水源	溢水量 (m ³)	代表溢水源
原子炉補機冷却系	298	○
燃料プール冷却浄化系	83	—
原子炉隔離時冷却系	288	—
残留熱除去系	190	—
屋内消火系	33	—
復水・純水移送系	144	—



内部溢水伝播範囲

一次伝播評価		RB-1-1
評価対象区画		RB-1-1
溢水量 (m ³)		382.00
面積 (m ²)		246.40
溢水水位 (m)		0.10

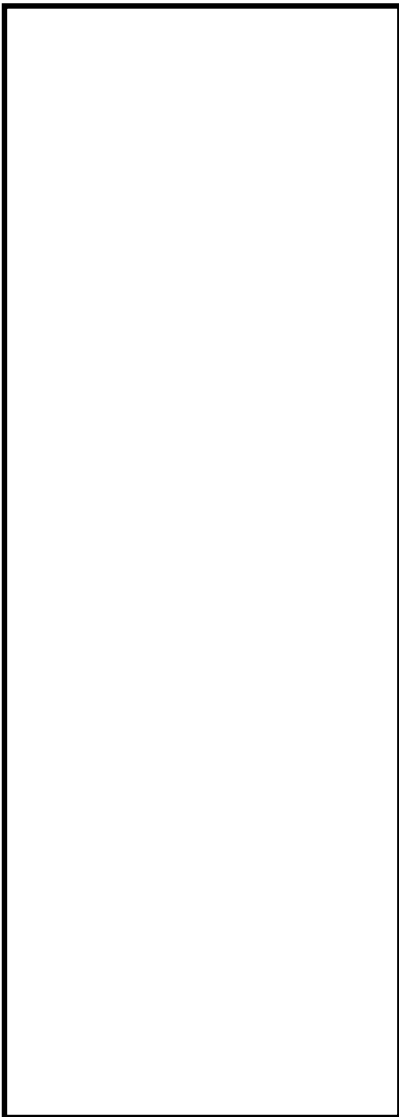
全溢水量を面積で割った水位(1.56m)を算出。ただし、床開口が存在するため、溢水量は下層へ伝播する。

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形状	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-1-1	開口	0.10	有
RB-1-2	壁・扉	0.25	無
RB-1-4	埋	0.25	無
RB-1-6	扉	0.00	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	浸水判別高さ (裕度0.2m考慮) ^{※1} (m)	浸水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-1-1 (発生区画)	BHR (A)系サブプレッションブールスブレイ弁	E12-F027A(M)	0.10	2.70	○		
	BHR (A)系サブストライク弁	E12-F024A(M)		1.04	○		
	R/B INST DIST PNL 1	-		0.00	○	止水対策実施	
	R/B INST DIST PNL 2	-		0.00	○	止水対策実施	
	FCS (A)系出口管隔離弁	2-BV-3A(M)		1.43	○		
	FCS (A)系出口弁	2-BV-2A(M)		1.17	○		
	MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(M)		1.66	○		
	SUPP CHAMBER PRESS	PT-20-79.52A		0.99	○		
	サブプレッションチェンバースの破断止め弁	2-20B-3(A)		0.40	○		
	サブプレッションチェンバースの異常破断止め弁	2-20B-1(A)		1.13	○		
サブプレッション・チェンバース弁	2-20B-5(A)	0.56	○				
サブプレッション・チェンバース供給弁	2-20B-6(A)	1.33	○				

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び傾らぎを考慮した値 (0.2m) を差し引いた値

第 6.2.3-1 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 1) (代表例：1/3)



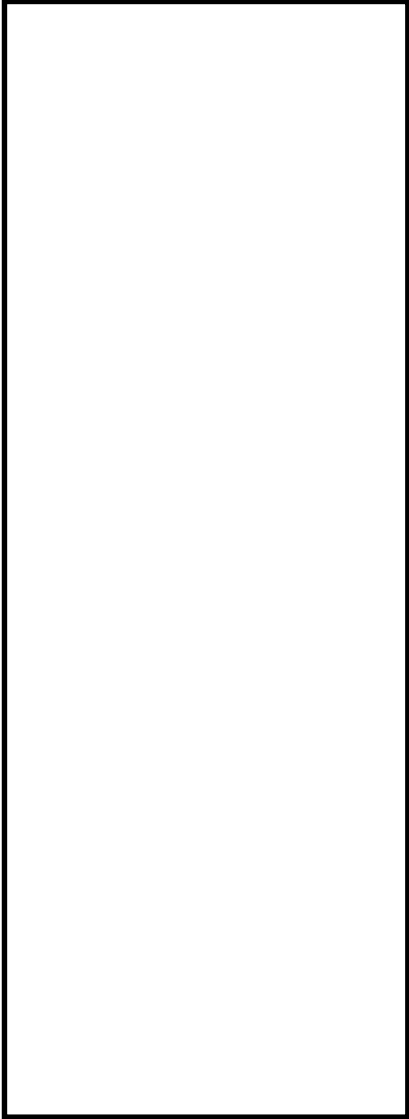
内部溢水伝播範囲

二次伝播評価		評価対象区画	RB-1-6	
溢水量(m³)		382.00		
面積(m²)		0.90		
溢水位(m)		0.10		
RB-1-6の溢水位はRB-1-1との水位差を考慮するとRB-1-1の溢水位(0.15m)以上とはならないため、溢水位は0.15mとなる。				
接続区画への伝播有無判定		境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-1-3	壁	0.30	無	
二次伝播評価		評価対象区画	RB-B1-1	
溢水量(m³)		382.00		
面積(m²)		219.60		
溢水位(m)		0.10		
溢水量を面積で割った水位(1.75m)を算出。ただし、床開口が存在するため、その開口の床高さ(0.10m)以上の溢水位とはならない。				
接続区画への伝播有無判定		境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B1-2	壁・扉	0.20	無	
RB-B1-9	壁・扉	0.20	無	
RB-B1-5	壁	0.30	無	

区画番号	防護対象設備		溢水位(m)	溢水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号				
RB-1-6			0.10	○		
	CMS (A) サプレッションアープル計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(M)	3.20	○		
	CMS (A) 冷却水入口弁 (RHRS (A)系)	3-12F101A(M)	0.20	○		
	CMS (A) 冷却水出口弁 (RHRS (A)系)	3-12F102A(M)	0.20	○		
	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(M)	0.30	○		
	RHR (A) 系ミニロープ弁	E12-F064A(M)	0.30	○		
	RHR DIV-1 計装ラック	H22-P018	0.42	○		
	MCC 2C-3	MCC 2C-3	0.00	○	止水対策実施	
	MCC 2C-5	MCC 2C-5	0.00	○	止水対策実施	
	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	0.00	○	止水対策実施	
	核分裂生成物モニタ系サブリング弁	E31-F010B(A)	0.30	○		
	核分裂生成物モニタ系サブリング弁	E31-F011B(A)	0.32	○		
	RCIC タービン排気弁	E51-F068(M)	4.00	○		
RCIC 真空ポンプ出口弁	E51-F069(M)	3.92	○			
RCIC DIV-1 計装ラック	H22-P017	0.38	○			
LPCS 計装ラック	H22-P001	0.42	○			
ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)	1.00	○			
ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)	0.40	○			
ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	0.40	○			
ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	1.00	○			
ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	1.60	○			
ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	1.60	○			
格納容器凝縮蒸気系排気弁	25-51E1(電磁弁)	3.10	○			
格納容器凝縮蒸気系排気弁	25-51E2(電磁弁)	3.10	○			

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び幅らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

第 6.2.3-1 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 1) (代表例：2/3)



内部溢水伝播範囲

三次伝播評価		RB-B2-13	
評価対象区画		RB-B2-13	
溢水量 (m ³)	382.00		
面積 (m ²)	36.90		
溢水位 (m)	4.99		
RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから、溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-B2-11	堰・扉	0.30	有
RB-B2-12	堰	0.30	有

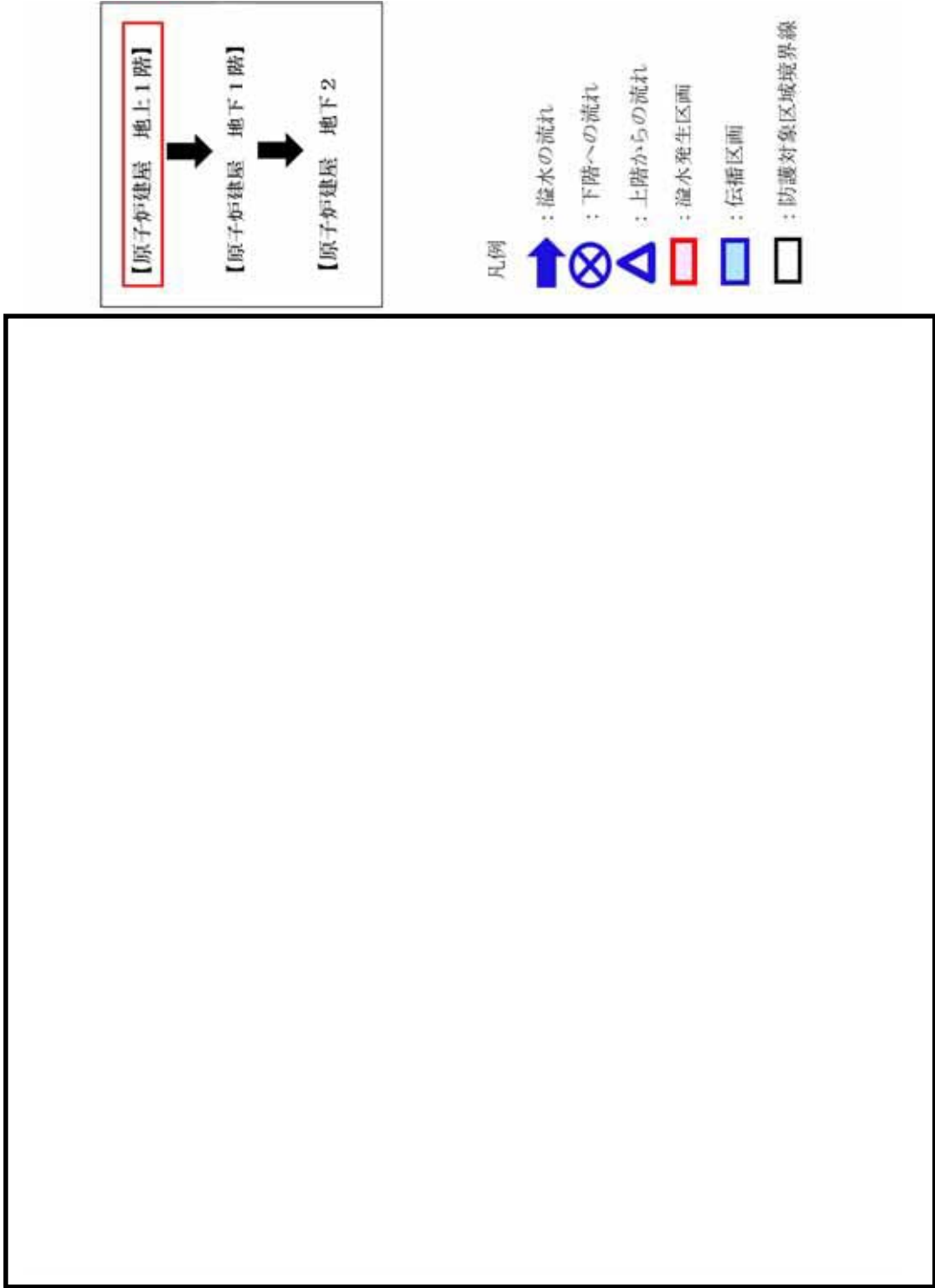
三次伝播評価		RB-B2-11	
評価対象区画		RB-B2-11	
溢水量 (m ³)	382.00		
面積 (m ²)	18.00		
溢水位 (m)	4.99		
RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから、溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-B2-10	水密扉	—	無

三次伝播評価		RB-B2-12	
評価対象区画		RB-B2-12	
溢水量 (m ³)	382.00		
面積 (m ²)	21.70		
溢水位 (m)	4.99		
RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから、溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ (m)	伝播有無
無し			

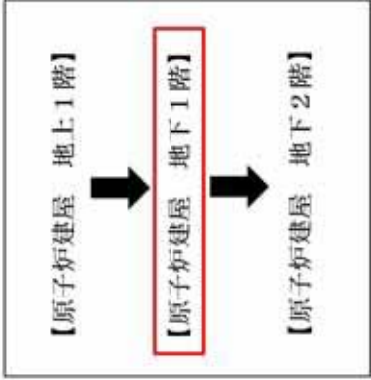
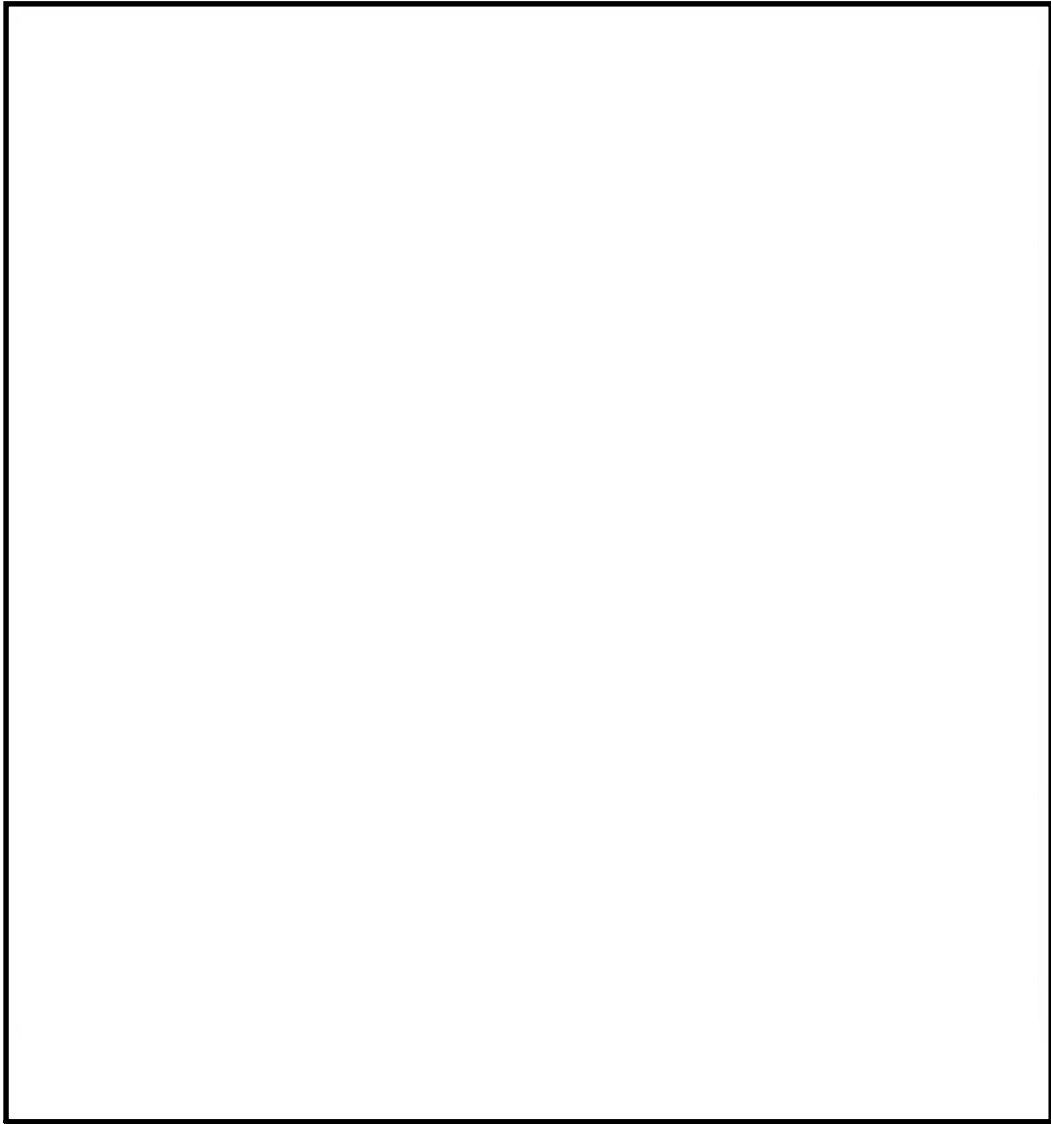
区画番号	防護対象設備		溢水位 (m)	溢水判定高さ (精度0.2m考慮) ^{※1} (m)	溢水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HWAC-AB2-3	4.99	0.07	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	SIPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A					
	LPCS ポンプ	LPCS-PWP-0001					
RB-B2-12	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(00)	4.99	1.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ミニローブ弁	E21-F011(00)					
RB-B2-11	—	—	4.99	—	—	機能喪失判定に影響なし	LPCS







※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

第 6.2.3-1 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 1) (代表例：3/3)

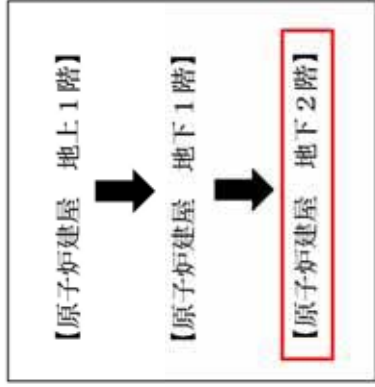
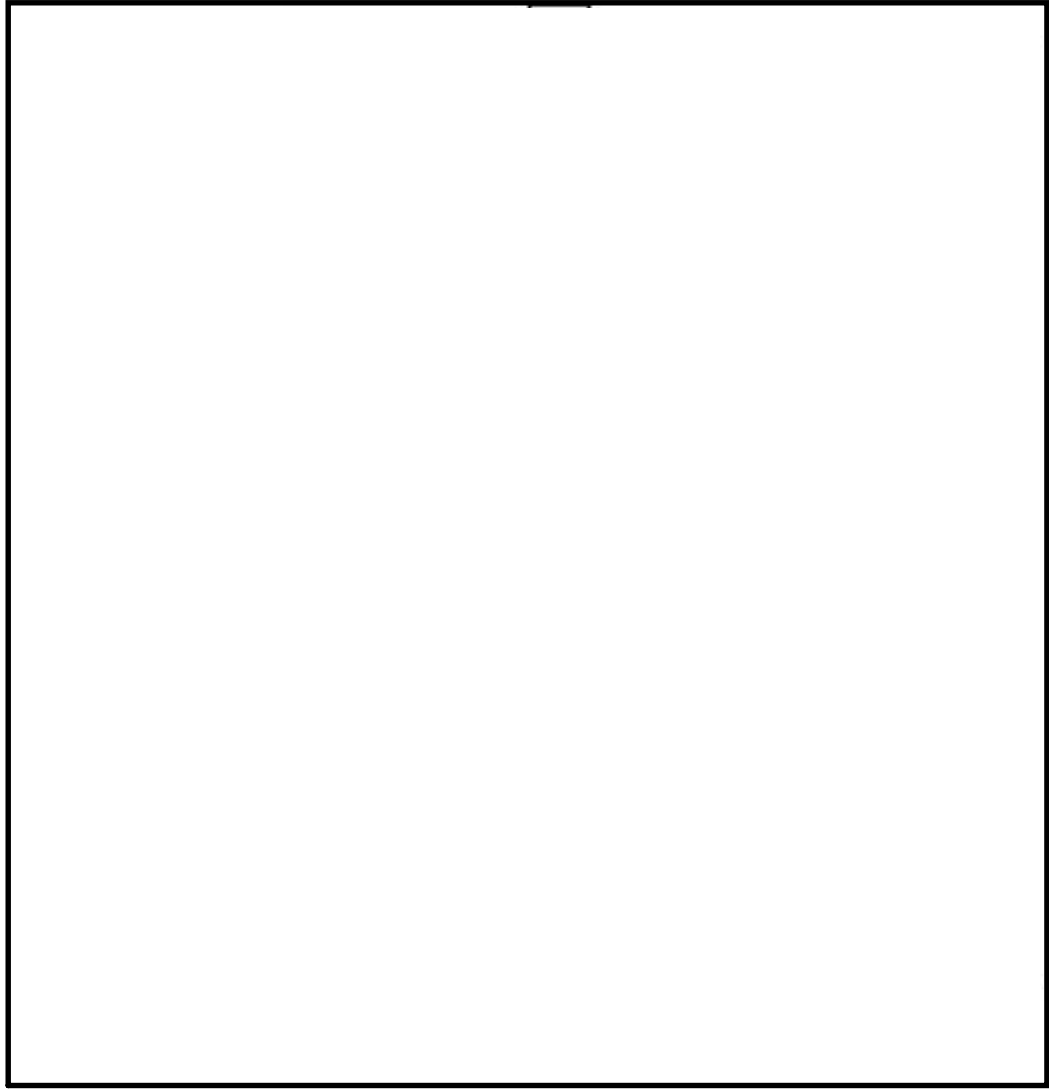


第 6.2.3-2 図 溢水伝播経路概略図 (ケース 1) (代表例: 1/3)









- 凡例
-  : 溢水の流れ
 -  : 下階への流
 -  : 上階からの流れ
 -  : 溢水発生区画
 -  : 伝播区画
 -  : 防護対象区域境界線

第 6.2.3-2 図 溢水伝播経路概略図（ケース 1）（代表例：2/3）



凡例

-  : 溢水の流れ
-  : 下階への流れ
-  : 上階からの流れ
-  : 溢水発生区画
-  : 伝播区画
-  : 防護対象区域境界線

第 6.2.3-2 図 溢水伝播経路概略図（ケース 1）（代表例：3/3）

第 6.2.3-1 表 没水影響評価結果 (ケース 1)

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	没水判別高さ (裕度0.2m考慮) ^{※1} (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-1-1 (発生区画)	RHR (A)系サブプレッジョンブールスブレイ弁	E12-F027A(MO)	0.10	2.70	○		
	RHR (A)系ストライン弁	E12-F024A(MO)		1.04	○		
	R/B INST DIST PNL 1	-		0.00	○	止水対策実施	
	R/B INST DIST PNL 2	-		0.00	○	止水対策実施	
	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)		1.43	○		
	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)		1.17	○		
	MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(MO)		1.66	○		
	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26F-79.52A		0.99	○		
	サブプレッジョンチェンバナー真空破滅止め弁	2-26B-3(AO)		0.40	○		
	サブプレッジョンチェンバナー真空破滅止め弁	2-26B-4(AO)		1.13	○		
RB-1-6	サブプレッジョン・チェンバナーガス供給弁	2-26B-5(AO)	0.56	○			
		2-26B-6(AO)	1.33	○			
		-	0.10	○			
	CMS (A) サプレッジョンブール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(MO)	3.20	○			
	CMS (A) 冷却水入口弁 (RHRS(A)系)	3-12F101A(MO)	0.20	○			
	CMS (A) 冷却水出口弁 (RHRS(A)系)	3-12F102A(MO)	0.20	○			
	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)	0.30	○			
	RHR (A)系ミニフロー弁	E12-F064A(MO)	0.30	○			
	RHR DIV-I 計装ラック	H22-P018	0.42	○	止水対策実施		
	MCC 2C-3	MCC 2C-3	0.00	○	止水対策実施		
RB-B1-1	MCC 2C-5	MCC 2C-5	0.00	○	止水対策実施		
	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	0.00	○	止水対策実施		
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(AO)	0.30	○			
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(AO)	0.32	○			
	RC1C タービン排気弁	E51-F068(MO)	4.00	○			
	RC1C 真空ポンプ出口弁	E51-F069(MO)	3.92	○			
	RC1C DIV-I 計装ラック	H22-P017	0.38	○			
	LPCS 計装ラック	H22-P001	0.42	○			
	ドライウエル真空破滅弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)	1.00	○			
	ドライウエル真空破滅弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)	0.40	○			
RB-B2-13	ドライウエル真空破滅弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	0.40	○			
	ドライウエル真空破滅弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	1.00	○			
	ドライウエル真空破滅弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	1.60	○			
	ドライウエル真空破滅弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	1.60	○			
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	3.10	○			
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)	3.10	○			
	LPCS ボンプ室空調機	HVAC-AH2-3	4.99	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS	
	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26F-79.5A	1.20	×	機能喪失判定に影響なし	事故時計表(A)	
	LPCS ボンプ	LPCS-FWP-C001	2.48	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS	
	RB-B2-12	LPCS ボンプ入口弁	E21-F001(MO)	1.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
LPCS ミニフロー弁		E21-F011(MO)	0.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS	
RB-B2-11			4.99	-			

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値 (0.2m) を差し引いた値

第 6.2.3-2 表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (ケース 1)

評価種別：想定

溢水発生区画：RB-1-1

溢水源：RHR(A)

溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

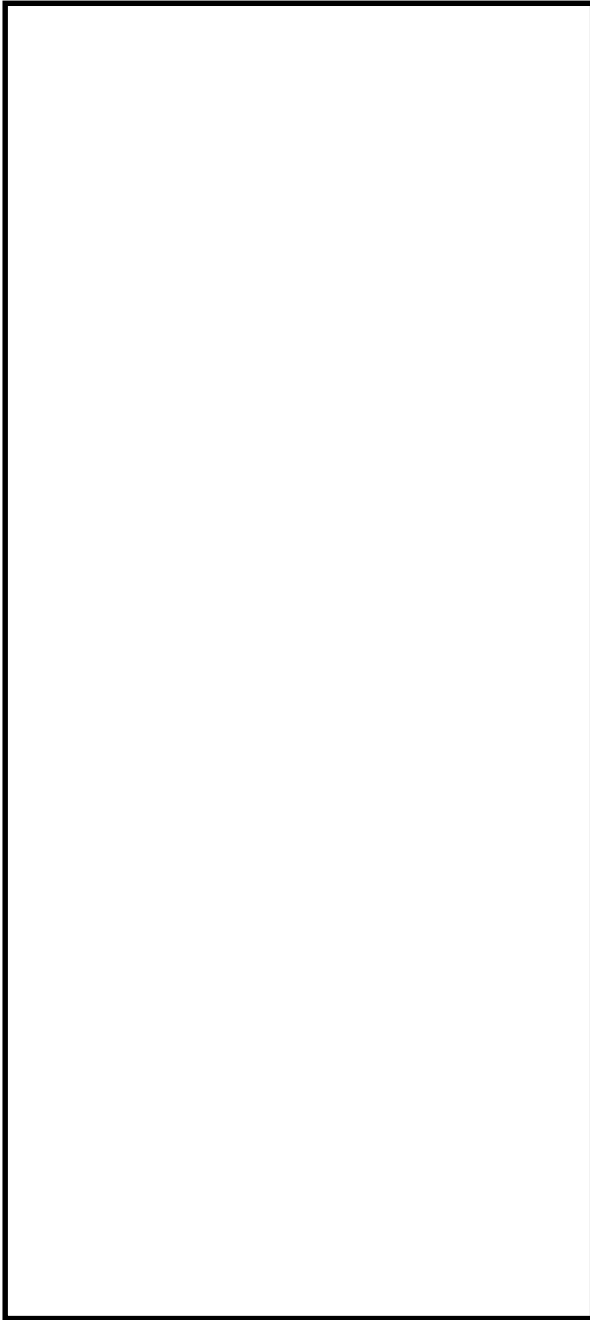
備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動遮らし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPSC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分) 系列の判定	(I系) (II系)	(I系) (II系)	A系 (I系) (II系)	A系 (I系) (II系)	(I系) (II系)	B系 (II系)	B系 (II系) C系 (II系)	(III系)	(I系) (II系)	(III系)	(I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))		機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPSC)		機能維持 (RHR(B) or RHR(C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)		

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
	系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU(A) or RHR(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B) or (FRWS・SGTS(B) 機能維持)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)

②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)



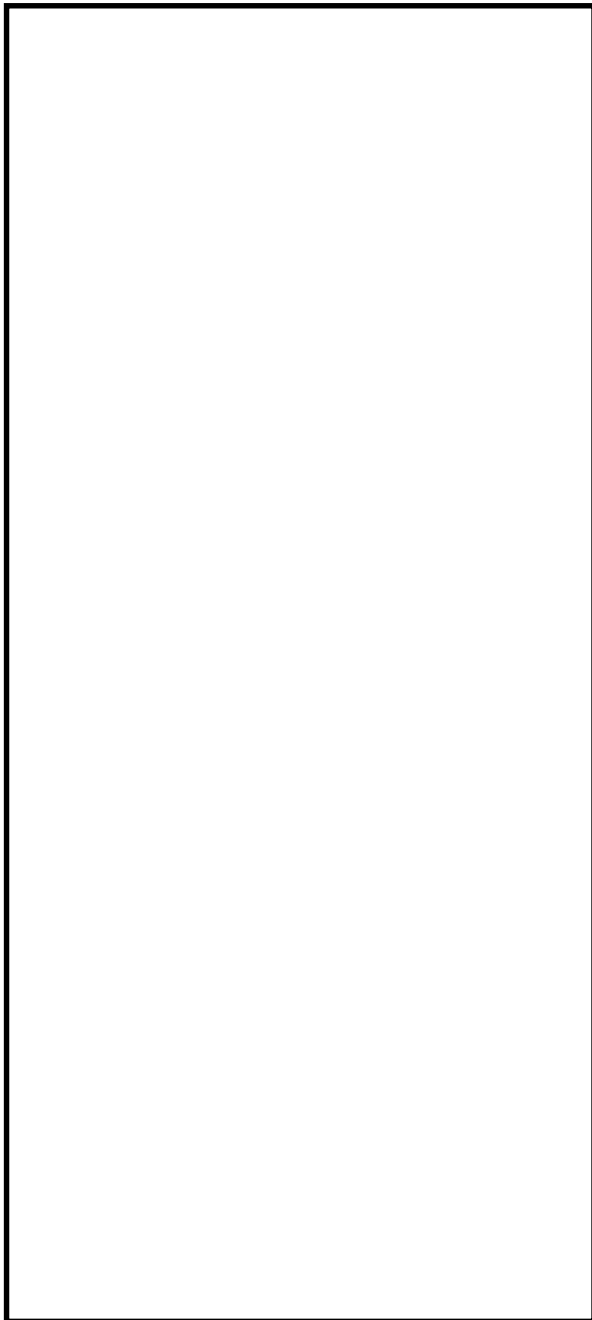
内部溢水伝播範囲

一次伝播評価	
評価対象区画	RB-4-1
溢水量 (m ³)	298.00
面積 (m ²)	196.9
溢水水位 (m)	0.10
全溢水量を面積で割った水位 (1.52m) を算出。ただし、床開口が存在するため、溢水量は下層へ伝播する。	
接続区画への伝播有無判定	
接続区画	境界形態
RB-1-1	開口
	伝播開始高さ (m)
	0.10
	伝播有無
	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	溢水判別高さ (裕度0.2m考慮) ^{※1} (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-4-1 (発生区画)	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	0.10	0.00	○	止水対策実施	
	MCC 2C-9	MCC 2C-9		0.00	○	止水対策実施	
	直流125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2		0.00	○	止水対策実施	
	FPC SIS PUMP AREA PNL	G41-P002		0.32	○		
	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ)	PSL-G41-N007A		1.04	○		
	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ)	PSL-G41-N007B		1.03	○		
	RCE 進入弁	E51-F013(M0)		5.06	○		
	RCE 弁 (E51-F065) 均圧弁	E51-F008(M0)		3.80	○		

※1：各機器の機能喪失高さを考慮した値 (0.2m) を差し引いた値

第 6.2.3-1 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 2) (代表例：1/5)

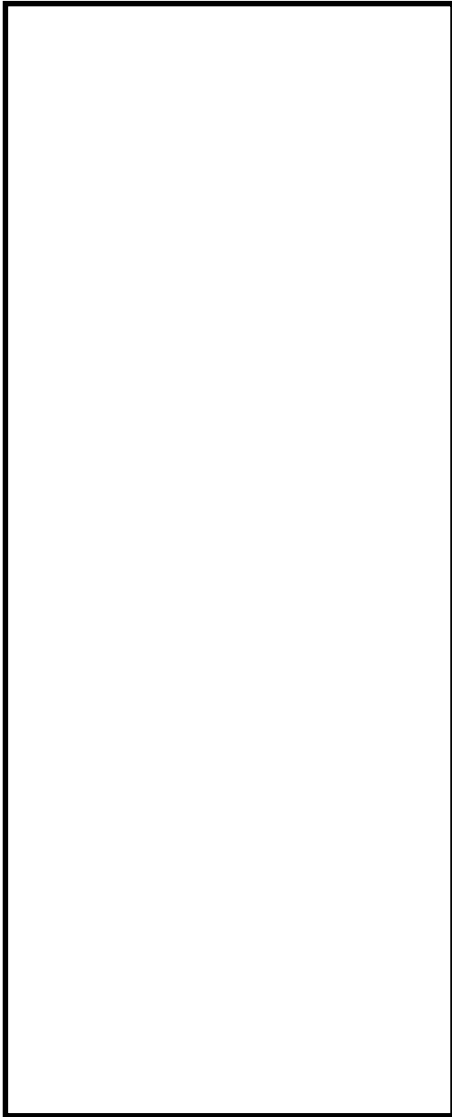


内部溢水伝播範囲

二次伝播評価		評価対象区画	RB-1-1
溢水量(m ³)			298.00
面積(m ²)			246.40
溢水水位(m)			0.10
RB-1-1の溢水水位は堰高さ(0.10m)となる。床開口が存在するため、溢水量は下層へ伝播する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-1-1	開口	0.10	有
RB-1-6	扉	0.00	有
RB-1-4	堰	0.30	無

区画番号	防護対象設備		溢水水位(m)	浸水判断高さ(余裕0.2m考慮)※1(m)	浸水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-1-1	RIR (A) 吸排プレッショングレイン井	E12-F027A(W0)	0.10	2.70	○		
	RIR (A) 吸排ストライク井	E12-F021A(W0)		1.01	○		
	REP INST DIST PVL 1			0.00	○	止水対策実施	
	REP INST DIST PVL 2			0.00	○	止水対策実施	
	FCS (A) 系出口普通継弁	2-43V-3A(W0)		1.43	○		
	FCS (A) 系出口弁	2-43V-2A(W0)		1.17	○		
	MSVシステムリニークドレン井(A)	E52-F009A(W0)		1.66	○		
	SHR TRIGGER PRESS	PT-26-7B-52A		0.94	○		
	サブプレッジョン・チェンバ-真空破砕止め弁	2-26B-3(A0)		0.40	○		
	サブプレッジョン・チェンバ-真空破砕止め弁	2-26B-1(A0)		1.13	○		
	サブプレッジョン・チェンバ-真空ガス供給弁	2-26B-6(A0)		0.56	○		
※1：各機器の機能喪失高さから床高配及び掃らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値				1.33	○		

第 6.2.3-1 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 2) (代表例：2/5)



内部溢水伝播範囲

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	溢水判別高さ (約毎0.2m考慮) ^{※1} (m)	浸水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B1-1	CMS (A) サブアンテナシステム計測エレメント用電源	FE2-F001A(00)	0.10	3.20	○		
	CMS (A) 制御水出入口弁 (RHBS (A) 系)	3-12F101A(00)		0.20	○		
	CMS (A) 制御水出入口弁 (RHBS (A) 系)	3-12F102A(00)		0.20	○		
	RCW 機器冷却器走行弁	7-RV31(00)		0.30	○		
	RHK (A) ミニエゾロー弁	B12-F064A(00)		0.30	○		
	RHE DIV 1 計装ラック	HE2-F038		0.42	○		
	REC 2A-3	REC 2C-5		0.00	○		
	REC 2C-5	REC 2C-5		0.00	○		
	直流12V_MV 2A-1	12V_DC_MV 2A-1		0.00	○		
	機分製生機機モニタ系アンテナ弁	E31-F010B(00)		0.30	○		
	機分製生機機モニタ系アンテナ弁	E31-F011B(00)		0.32	○		
	REC カ-ピシラ排気弁	U51-F068(00)		4.00	○		
	REC 集塵ホシシH11弁	U51-F069(00)		3.62	○		
	REC DIV 1 計装ラック	HE2-F037		0.38	○		
	REC 計装ラック	HE2-F001		0.42	○		
	ドライウェアL真空吸排弁システム用電磁弁	2-26V81(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェアL真空吸排弁システム用電磁弁	2-26V82(電磁弁)		0.40	○		
ドライウェアL真空吸排弁システム用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	0.40	○				
ドライウェアL真空吸排弁システム用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	1.00	○				
ドライウェアL真空吸排弁システム用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	1.60	○				
ドライウェアL真空吸排弁システム用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	1.60	○				
送粉器駆動弁システム用電磁弁	25-51E1(電磁弁)	3.10	○				
送粉器駆動弁システム用電磁弁	25-51E2(電磁弁)	3.10	○				

※1：各機器の機能喪失向きから床勾配及び掃らぎを考慮した値 (0.2m) を差し引いた値

三次伝播評価

評価対象区画	RB-B1-1
溢水量 (m ³)	298.00
面積 (m ²)	219.60
溢水水位 (m)	0.10

床開口が存在するため、溢水量は下層へ伝播する。RB-B1-1は、堰高さ(0.10m)以上の溢水水位とはならない。

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形状	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-B1-2	堰・扉	0.20	無
RB-B1-9	堰	0.20	無
RB-B1-5	堰	0.30	無
RB-E2-13	開口	0.10	有

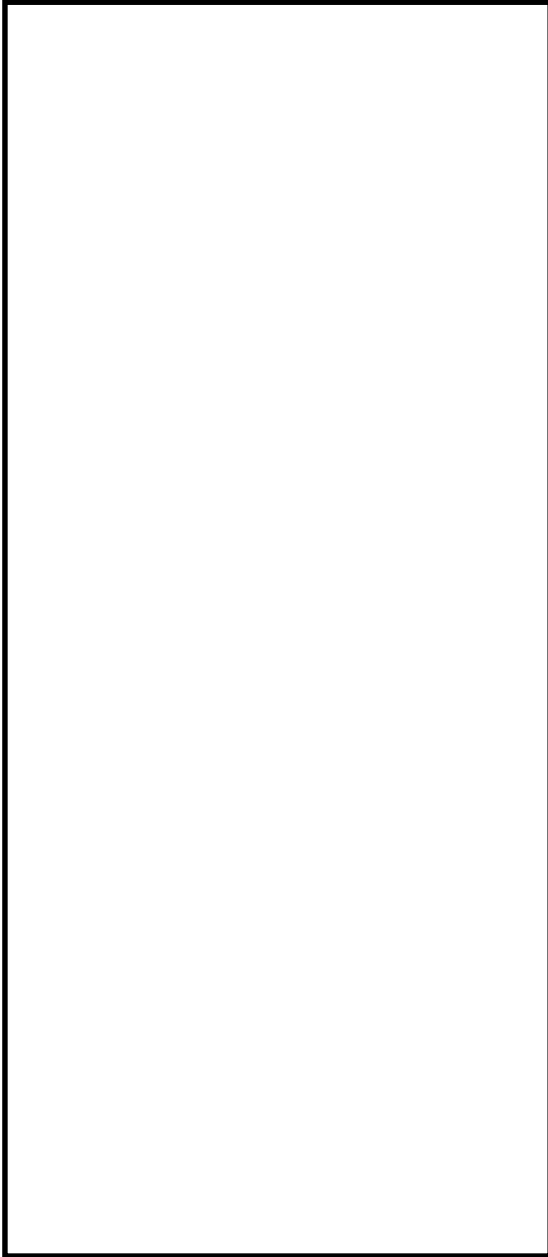
三次伝播評価

評価対象区画	RB-1-6
溢水量 (m ³)	298.00
面積 (m ²)	0.90
溢水水位 (m)	0.10

RB-1-6の溢水水位はRB-1-1との水位差を考慮するとRB-1-1の溢水水位(0.10m)以上とはならないため、溢水水位は0.10mとなる。

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形状	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-1-3	堰	0.30	無

第 6.2.3-1 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 2) (代表例：3/5)



内部溢水伝播範囲

三次伝播評価		RB-B2-13
評価対象区画		RB-B2-13
溢水量(m ³)		298.00
面積(m ²)		36.90
溢水水位(m)		3.90
RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから、溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。		
接続区画への伝播有無判定		
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)
RB-B2-11	堰・扉	0.30
RB-B2-12	堰	0.30
		伝播有無
		有
		有

三次伝播評価		RB-B2-12
評価対象区画		RB-B2-12
溢水量(m ³)		298.00
面積(m ²)		21.70
溢水水位(m)		3.90
RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから、溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。		
接続区画への伝播有無判定		
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)
無し		
		伝播有無
		有
		無

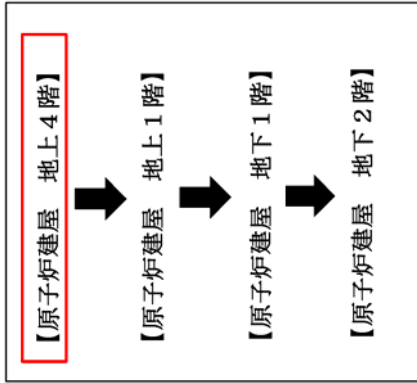
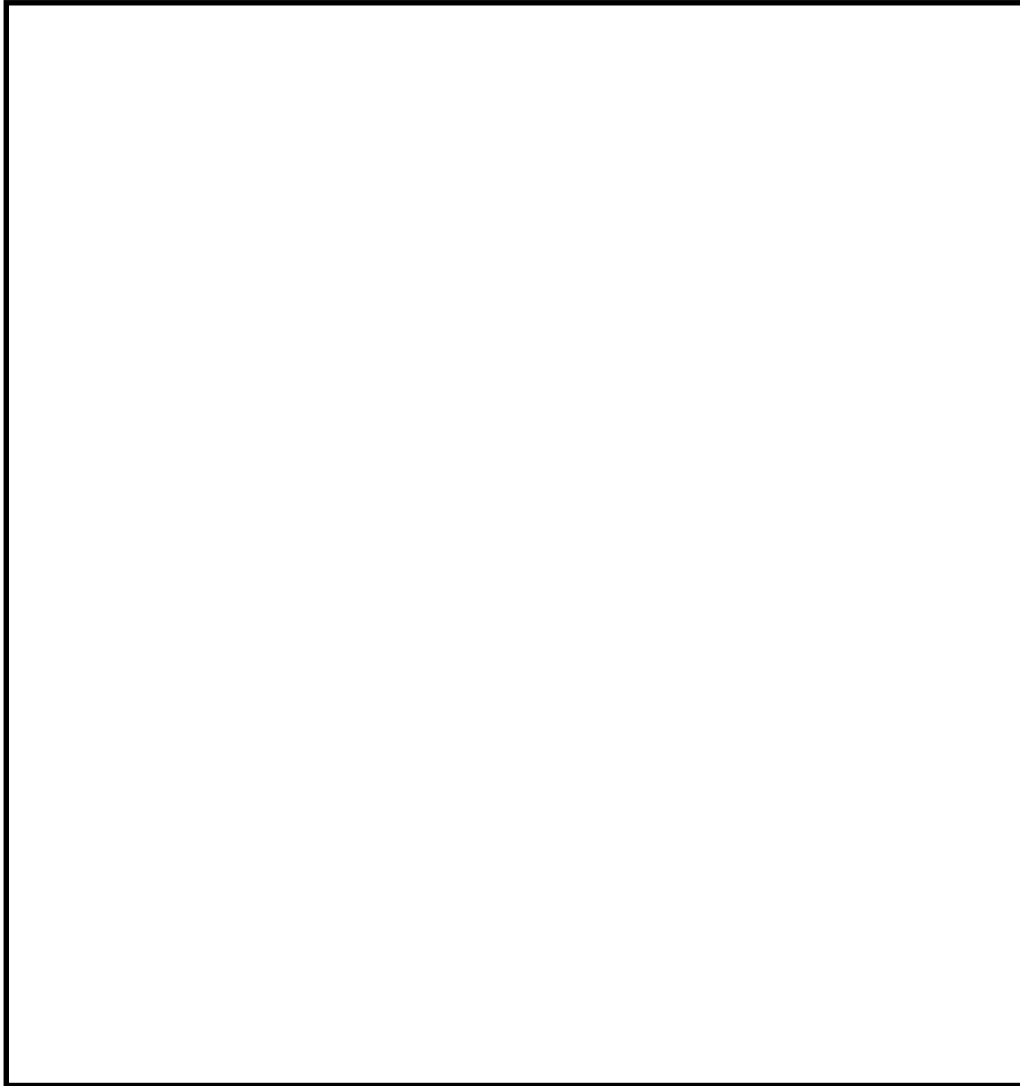
三次伝播評価		RB-B2-11
評価対象区画		RB-B2-11
溢水量(m ³)		298.00
面積(m ²)		18.00
溢水水位(m)		3.90
RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから、溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。		
接続区画への伝播有無判定		
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)
RB-B2-10	水密扉	—
		伝播有無
		有
		無

第6.2.3-1 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 2) (代表例: 4/5)







区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	没水判別高さ (余裕0.2m 考慮) ^{※1} (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B2-13	LPCS ボンプ室空調機	HVAC-AH2-3	3.90	0.07	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A		1.20	×	機能喪失判定に影響なし	事故時計装(A)
RB-B2-12	LPCS ボンプ	LPCS-PMP-C001	3.90	2.48	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ボンプ入口弁	E21-F001(M0)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ミニフロー弁	E21-F011(M0)		0.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
RB-B2-11	—	—	3.90	—	—	—	—

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値 (0.2m) を差し引いた値

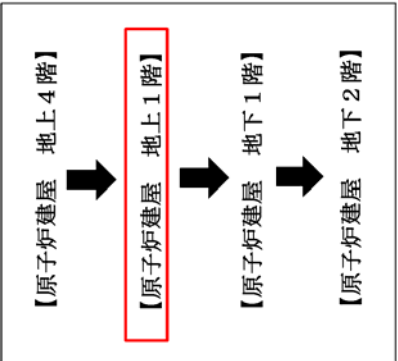
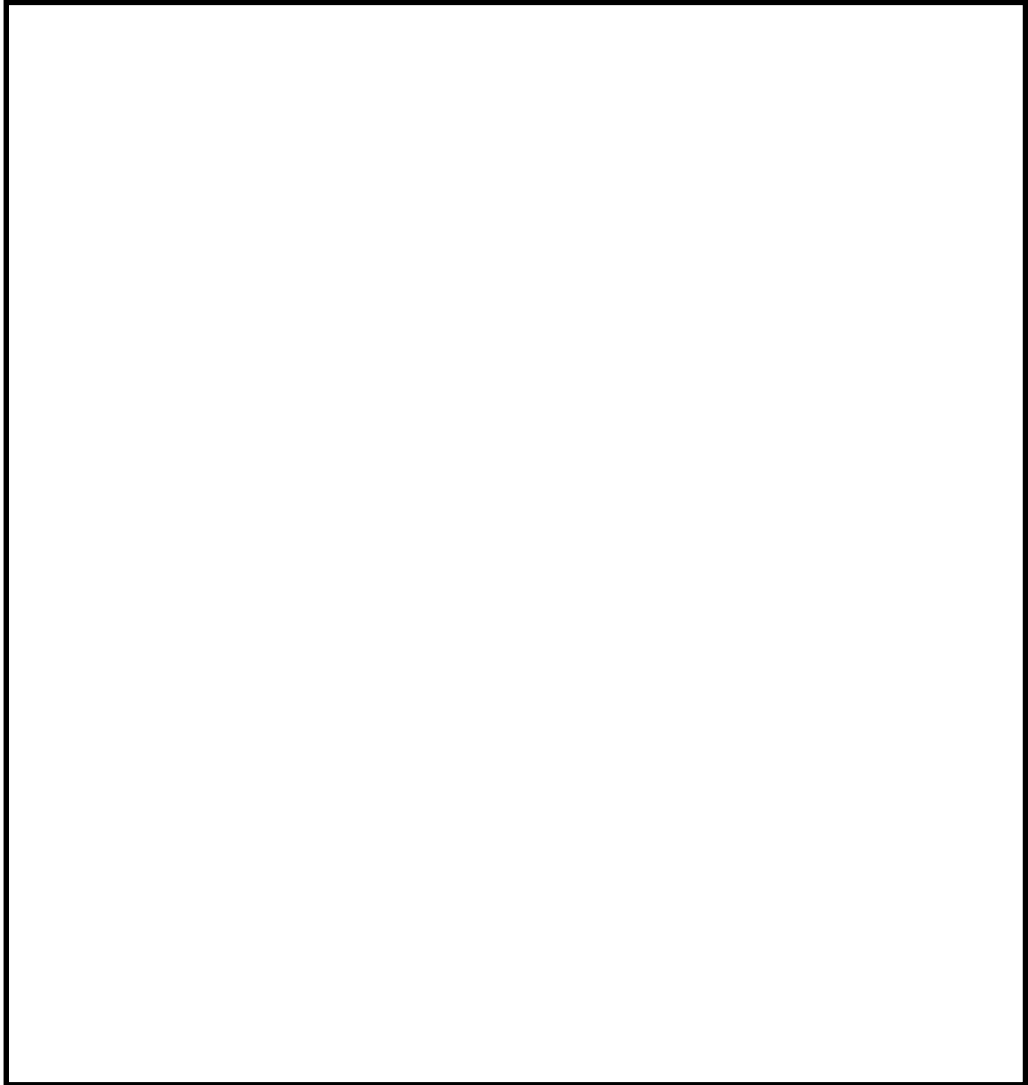
第 6.2.3-1 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 2) (代表例：5/5)



凡例

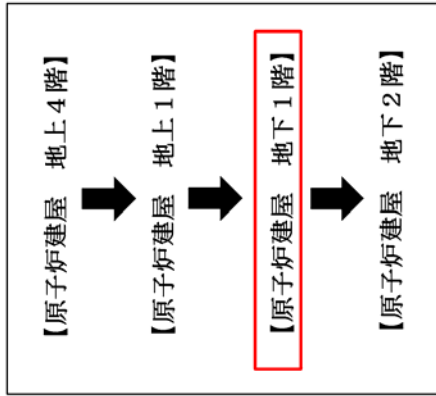
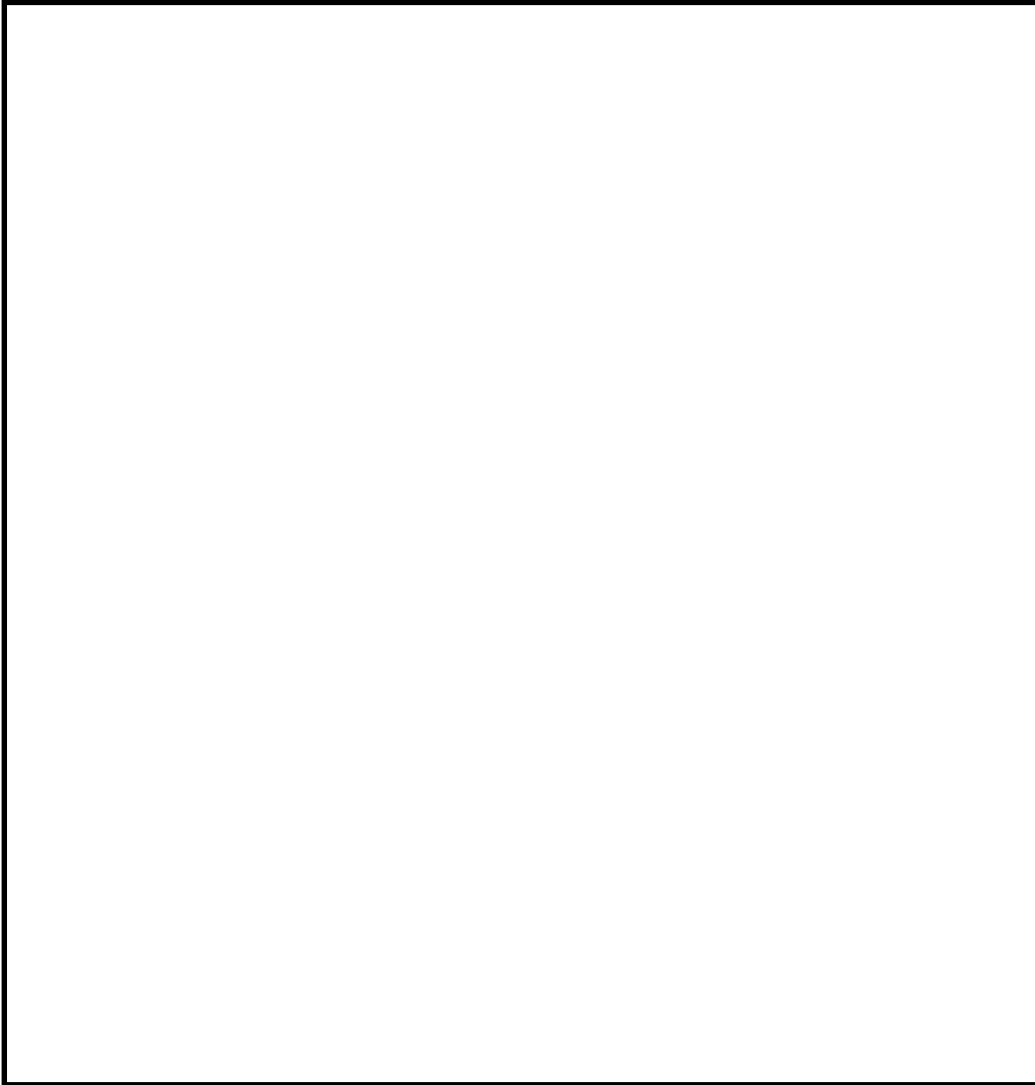
-  : 溢水の流れ
-  : 下階への流れ
-  : 上階からの流れ
-  : 溢水発生区画
-  : 伝播区画
-  : 防護対象区域境界線

第 6.2.3-2 図 溢水伝播経路概略図（ケース 2）（代表例：1 / 4）



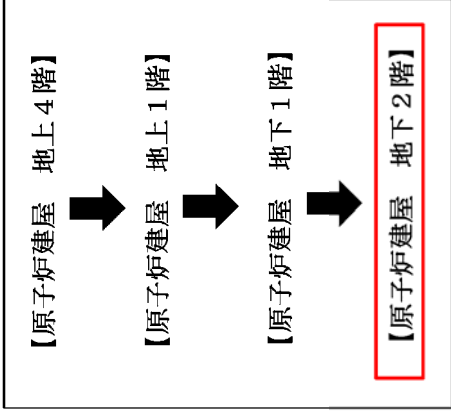
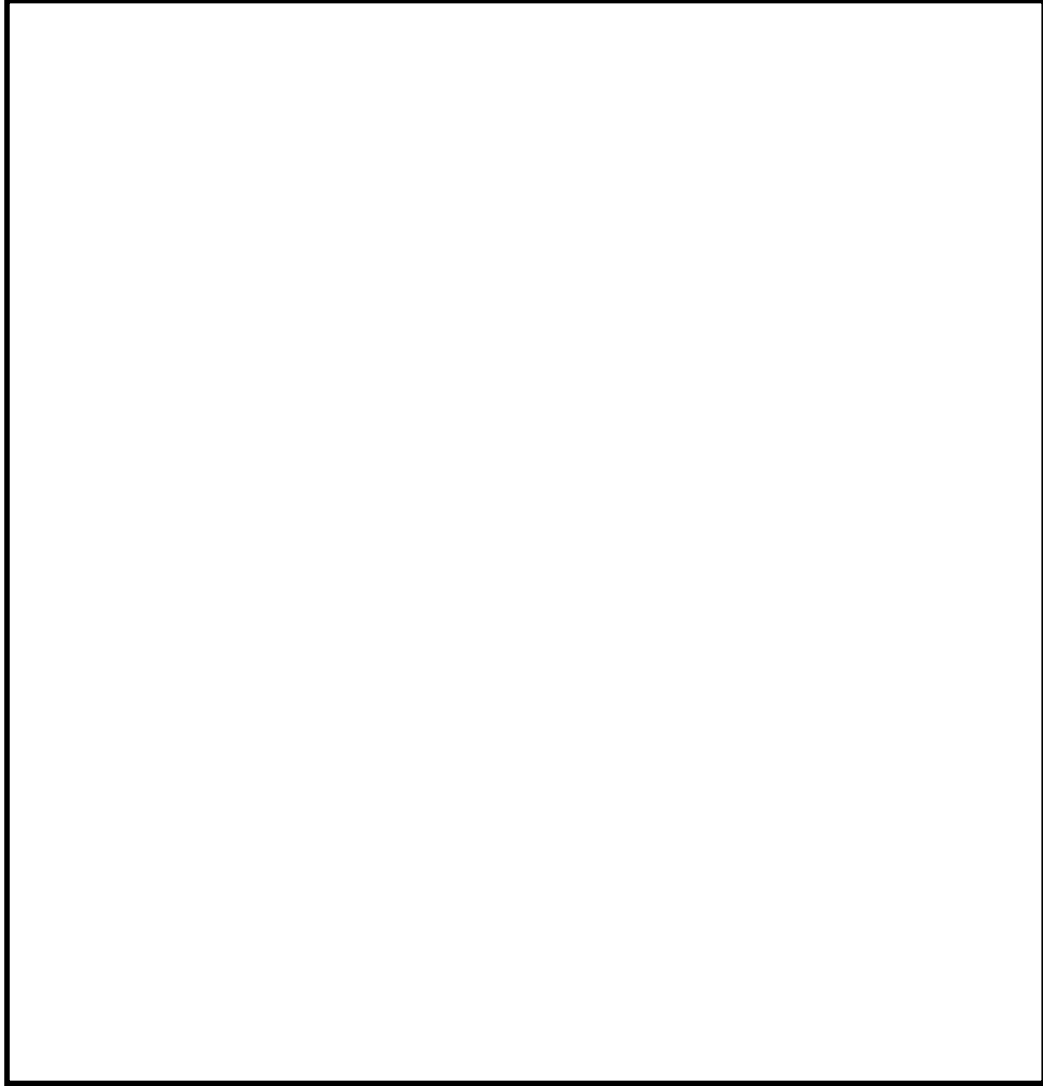
- 凡例
- ↑ : 溢水の流れ
 - ⊗ : 下階への流れ
 - △ : 上階からの流れ
 - : 溢水発生区画
 - : 伝播区画
 - : 防護対象区域境界線







第 6. 2. 3-2 図 溢水伝播経路概略図（ケース 2）（代表例：2 / 4）



- 凡例
- ↑ : 溢水の流れ
 - ⊗ : 下階への流れ
 - △ : 上階からの流れ
 - (red border) : 溢水発生区画
 - (blue border) : 伝播区画
 - (black border) : 防護対象区域境界線

第 6.2.3-2 図 溢水伝播経路概略図（ケース 2）（代表例：3/4）



- 凡例
-  : 溢水の流れ
 -  : 下階への流れ
 -  : 上階からの流れ
 -  : 溢水発生区画
 -  : 伝播区画
 -  : 防護対象区域境界線

第 6. 2. 3-2 図 溢水伝播経路概略図（ケース 2）（代表例：4 / 4）

第 6.2.3-1 表 没水影響評価結果 (ケース 2)

区画番号	防濫対象設備		設備番号	没水水位 (m)	没水判断	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-1			MCC 2A2-2	0.00	○	止水装置失効	
			MCC 2C-3	0.00	○	止水装置失効	
			125V DC MCC 2A-2	0.00	○	止水装置失効	
			125V DC MCC 2A-2	0.00	○	止水装置失効	
			641-P002	0.32	○		
			PSL G41-N007A	1.04	○		
			PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ)	1.03	○		
			PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ)	5.08	○		
			RCIC 注入弁	3.30	○		
			E51-F008(A0)	—	—		
RB-1-8			—	—			
RB-1-10			—	—			
RB-1-16			—	—			
RB-1-18			—	—			
RB-1-20			—	—			
RB-1-21			—	—			
RB-1-22			—	—			
RB-1-1			RHR (A)系サブプレッショニングシステム用弁	2.70	○		
			RHR (A)系テストライン弁	1.04	○		
			R/B INST DIST PNL 1	0.00	○	止水装置失効	
			R/B INST DIST PNL 2	0.00	○	止水装置失効	
			PCS (A)系出口管断離弁	1.43	○		
			PCS (A)系出口管断離弁	1.17	○		
			OSIVシステムリ・クドレン弁(A)	1.66	○		
			SIIP CHAMBER PRESS	0.89	○		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.49	○		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	1.13	○		
RB-1-6			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.65	○		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	1.33	○		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
RB-12			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	3.20	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.20	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.20	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.30	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.30	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.42	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.00	○	止水装置失効	
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.00	○	止水装置失効	
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.00	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.30	○		
RB-11			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.32	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	4.00	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	3.82	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.38	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.42	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	1.00	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.40	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.10	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.10	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.10	○		
RB-12-12			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	3.90	○		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.07	○	機能喪失判定に影響なし	LPCS
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	1.20	○	機能喪失判定に影響なし	中核時評表(A)
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	2.18	○	機能喪失判定に影響なし	LPCS
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	1.30	○	機能喪失判定に影響なし	LPCS
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	0.30	○	機能喪失判定に影響なし	LPCS
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		
			CMS (A)系サブプレッショニングシステム用真空破砕停止弁	—	—		

※1:各機器の機能喪失高さから床高配及び高さ考慮した値(0.2m)を差し引いた値

第 6.2.3-2 表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (ケース 2)

評価種別：想定

溢水発生区画：RB-4-1

溢水源：RCW

溢水量：298 (m³)

備考：RHR (A) 系の破損想定のため RHR (A) 系及び FCS (A) 系を機能喪失とし評価

総合判定	○
評価方法	①

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動遮がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPSC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))												
	機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPSC))												
	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))												
	機能維持 (HPCS)												
	機能維持 (RCLC or HPCS)												
	機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))										
	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))										
	機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))										
	機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))										
	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))										

※ ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)

②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

(3) ケース3

○溢水発生区画

：原子炉建屋 地下2階 (RB-B2-3)

○溢水源

：RB-B2-3 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下第6.2.2-3表にまとめる。これより最も溢水量の大きい残留熱除去系を溢水源として設定する。

第 6. 2. 2-3 表 対象区画の溢水想定

考慮すべき溢水源	溢水量(m ³)	代表溢水源
屋内消火系	92	—
残留熱除去海水系	272	—
高圧炉心スプレイ系	378	—
残留熱除去系	382	○
復水・純水移送系	325	—

(4) ケース4

○溢水発生区画

：原子炉建屋 5階 (RB-5-6)

○溢水源

：RB-5-6 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下第6.2.2-4表にまとめる。これより最も溢水量の大きい復水・純水移送系を溢水源として設定する。

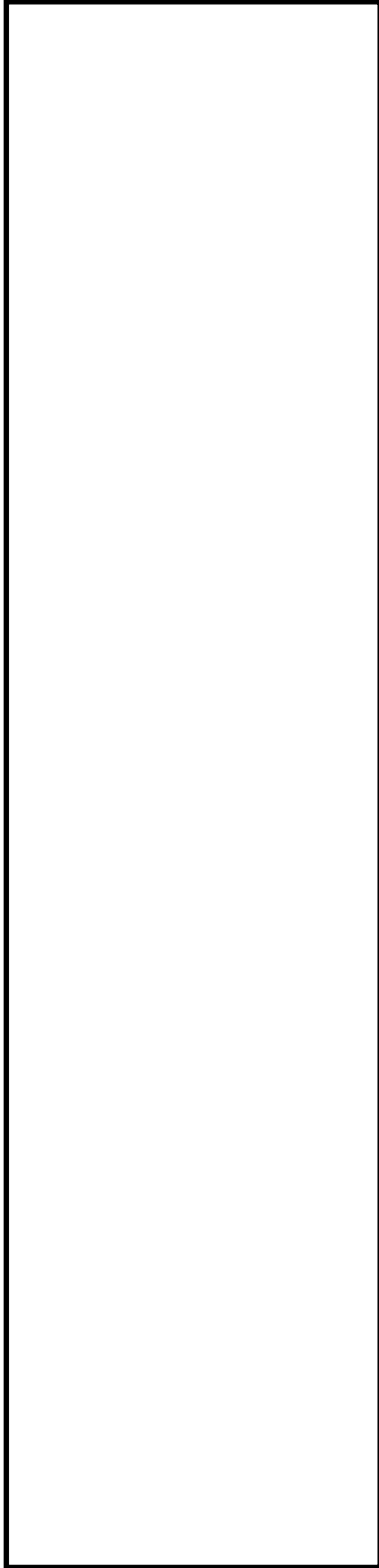
第 6.2.2-4 表 対象区画の溢水想定

考慮すべき溢水源	溢水量(m ³)	代表溢水源
復水・純水移送系	133	○
原子炉冷却材浄化系	54	—

6.2.3 溢水伝播評価

溢水伝播モデルを用いて、6.2.2 の評価ケースにおける最終滞留区画に到達するまでの溢水経路に位置する溢水防護区画の溢水水位を評価する。評価は溢水発生区画を起点（一次）とし、隣接する区画への伝播を段階的に二次、三次と進め、それを最終滞留区画まで実施する。

以下第 6.2.3-1 図、第 6.2.3-3 図に段階毎の溢水水位の評価結果、第 6.2.3-2 図、第 6.2.3-4 図に溢水伝播経路概略図、及び第 6.2.3-1 表、第 6.2.3-2 表に没水影響評価結果を示す。



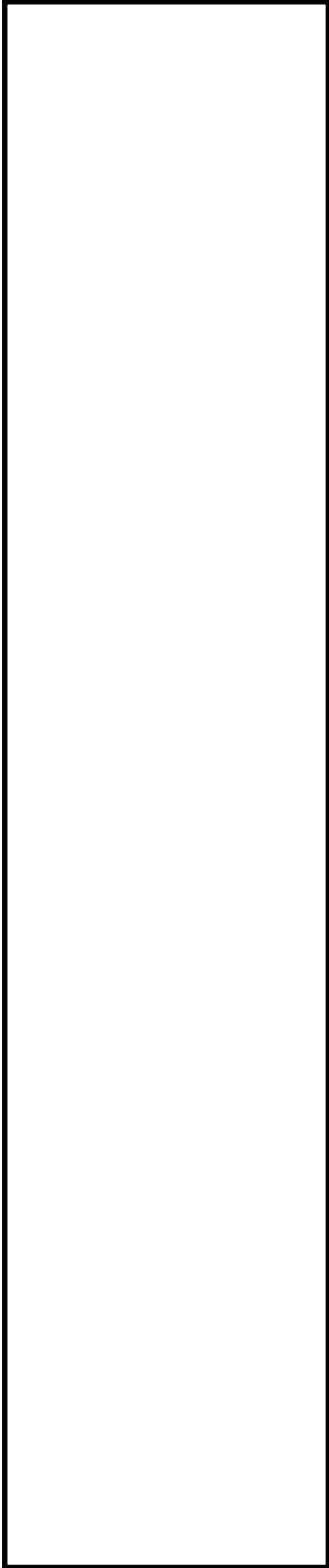
内部溢水伝播範囲

一次伝播評価 評価対象区画	RB-B2-3		
伝播水量 (m ³)	382.00		
面積 (m ²)	61.80		
溢水水位 (m)	5.41		
<p>全伝播水量を面積で割った水位を算出する。RB-B2-3とRB-B2-14の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-3とRB-B2-4の境界は堰(0.20m)及び流出人可能な扉へ改造する。また、RB-B2-3とRB-B2-2の境界は堰(0.20mm)及び3h耐火扉へ改造することから、伝播水量をRB-B2-3からRB-B2-2、RB-B2-4、RB-B2-14へ伝播させる。</p>			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-B2-2	堰・扉	0.20	有
RB-B2-14	堰	0.30	有
RB-B2-4	堰・扉	0.20	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	浸水判別高さ (浸度0.2m考慮) (m)	浸水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B2-3 (独立区画)	水平方向地震加速度検出器	C72-X010A	2.38	0.10	X	機能喪失判定に影響なし 機能喪失判定に影響なし 機能喪失判定に影響なし	RR(6)、RR(6)冷水 RR(6)冷水 RR(6)冷却・給水
	水平方向地震加速度検出器	C72-X010B		0.10	X		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-X011A		0.10	X		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-X011B		0.10	X		
	RRポンプ(6)停止警報用ライノ入口弁	E12-F006R(WD)		1.74	X		
	RRポンプ(6)入口弁	E12-F001B(WD)		1.30	X		
RR(6)ポンプ室監視機	由AC-342-5	0.67	X	X			

※1：各機器の機能喪失高さから床高配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 3) (代表例：1/3)



内部溢水伝播範囲

二次伝播評価	
評価対象区画	RB-B2-2
溢水量(m ³)	382.00
面積(m ²)	51.30
溢水水位(m)	2.38

RB-B2-2の溢水水位は堰高さ(0.20m)となる。溢水量をRB-B2-3、RB-B2-2、RB-B2-4、RB-B2-14、RB-B2-5、RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-19	水密扉	—	無

二次伝播評価	
評価対象区画	RB-B2-14
溢水量(m ³)	382.00
面積(m ²)	8.90
溢水水位(m)	2.38

RB-B2-14の溢水水位は堰高さ(0.30m)となり、RB-B2-5へ伝播させる。溢水量をRB-B2-3、RB-B2-2、RB-B2-4、RB-B2-14、RB-B2-5、RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-5	堰・扉	0.30	有

二次伝播評価	
評価対象区画	RB-B2-1
溢水量(m ³)	382.00
面積(m ²)	38.90
溢水水位(m)	2.38

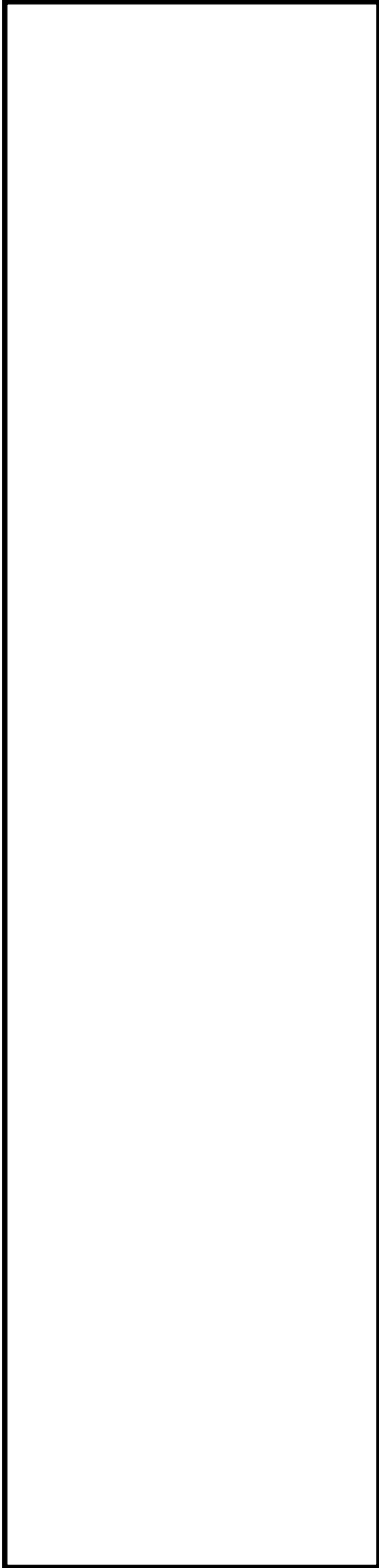
RB-B2-1の溢水水位は堰高さ(0.20m)となる。溢水量をRB-B2-3、RB-B2-2、RB-B2-4、RB-B2-14、RB-B2-5、RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無	無	—	無

区画番号	防護対象設備		溢水水位(m)	没水判定高さ(余裕0.2m考慮) ^{※1} (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B2-14	ポンプ(B)	RB-B-PMP-0002B	2.38	2.32	x	機能喪失判定に影響なし	RR(B) FCS(B) RR(B) 冷却・給水
RB-B2-2	—	—	2.38	—	—	—	—
RB-B2-4	—	—	2.38	—	—	—	—

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び幅らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 3) (代表例：2/3)



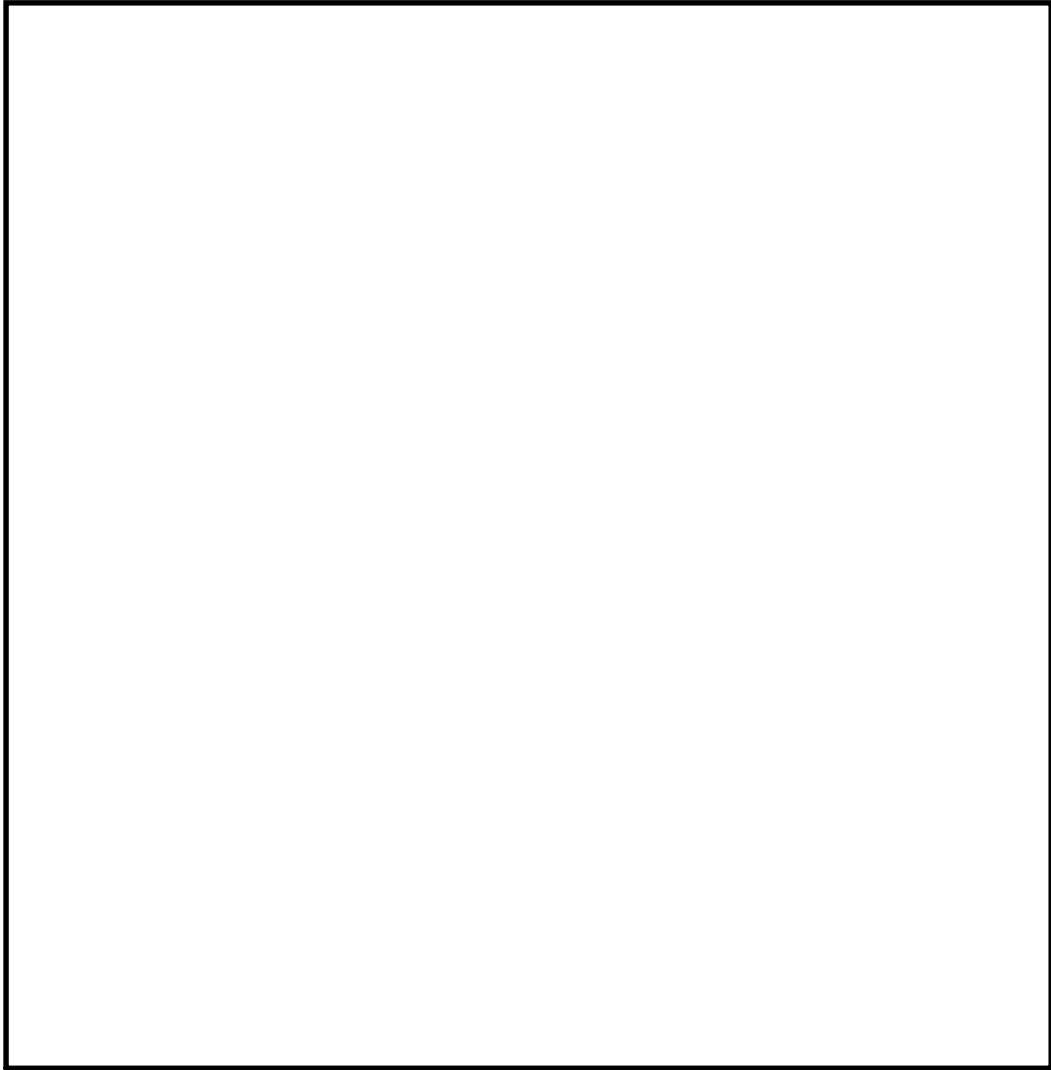
内部溢水伝播範囲

一次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-5		
溢水量 (m ³)	382.00		
面積 (㎡)	15.00		
溢水水位 (m)	1.98		
RB-B2-5の溢水水位は堰高さ(0.30m)となり、RB-B2-6へ伝播させる。溢水量をRB-B2-3、RB-B2-2、RB-B2-4、RB-B2-14、RB-B2-5、RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形状	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-B2-6	堰	0.30	有
二次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-6		
溢水量 (m ³)	382.00		
面積 (㎡)	17.7		
溢水水位 (m)	1.98		
RB-B2-5とRB-B2-6の境界は堰(0.30m)であり、溢水量をRB-B2-3、RB-B2-2、RB-B2-4、RB-B2-14、RB-B2-5、RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形状	伝播開始高さ (m)	伝播有無
無し			無し







区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	没水判別高さ (標高0.2m考慮) ^{*1} (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B2-5	RRR ポンプ(C)	RRR-PMP-0002C	1.98	2.32	○		
	RRR ポンプ(C)入口弁	E12-F004C(M)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	RRR(C)
	RRR (C)ポンプ室空調機	RRR-C-ADR-6		0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RRR(C)
RB-B2-6	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-206-79.5R	1.18	1.18	×		
	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-206-79.5B	1.18	1.18	×		機能喪失判定に影響なし

*1：各機器の機能喪失高さから床高配及び積ちぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 3) (代表例：3/3)



【原子炉建屋 地下2階】

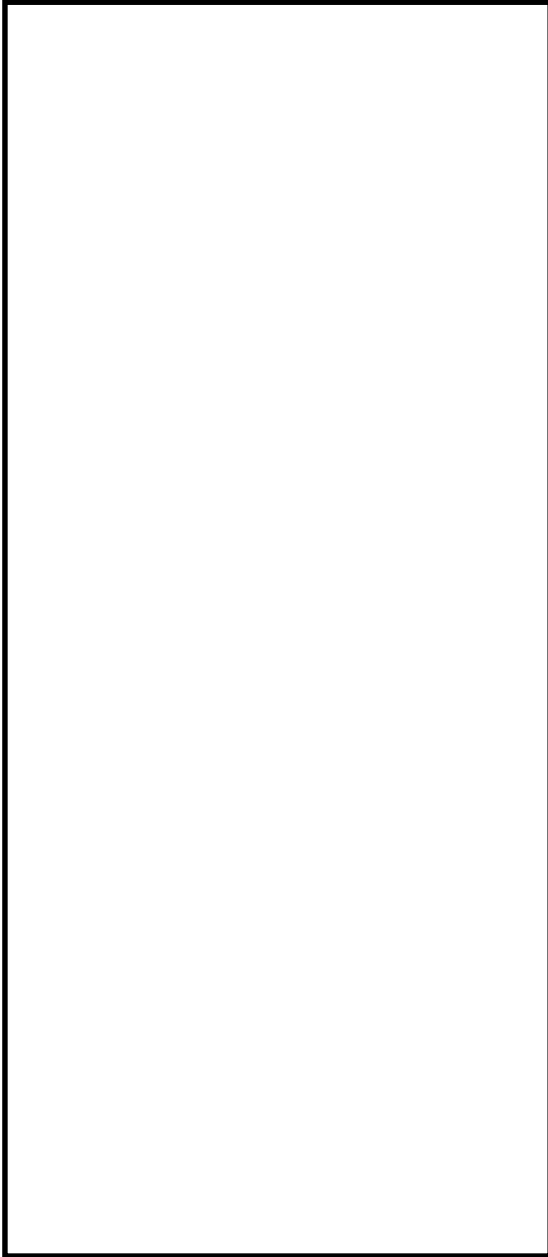
- 凡例
-  : 溢水の流れ
 -  : 下階への流
 -  : 上階からの流れ
 -  : 溢水発生区画
 -  : 伝播区画
 -  : 防護対象区域境界線

第 6.2.3-4 図 溢水伝播経路概略図（ケース 3）（代表例）

第 6.2.3-3 表 浸水影響評価結果 (ケース 3)

区画番号	防護対象設備		機器番号	溢水水位 (m)	浸水判別高さ (余裕0.2m考慮) ^{*1} (m)	浸水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称							
RB-B2-3 (発生区画)	水平方向地震加速度検出器		C72-N010A	2.38	0.10	×		
	水平方向地震加速度検出器		C72-N010B		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器		C72-N011A		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器		C72-N011B		0.10	×		
	RHR ポンプ(B)停止時冷却ライン入口弁		E12-F006B(M0)		1.74	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B), RHR(B)冷却
	RHR ポンプ(B)入口弁		E12-F004B(M0)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B), FCS(B), RHR(B)給水
RB-B2-14	RHR (B) ポンプ室空調機		HVAC-AH2-5	0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B), FCS(B), RHR(B)冷却・給水	
RB-B2-2	RHR ポンプ(B)		RHR-PMP-C002B	2.38	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B), FCS(B), RHR(B)冷却・給水	
RB-B2-4				2.38	—			
RB-B2-5				2.38	—			
RB-B2-6	RHR ポンプ(C)		RHR-PMP-C002C	1.98	2.32	○		
	RHR ポンプ(C)入口弁		E12-F004C(M0)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(C)
	RHR (C) ポンプ室空調機		HVAC-AH2-6		0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(C)
	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)		LT-26-79.5R		1.18	×		
	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)		LT-26-79.5B	1.18	×	機能喪失判定に影響なし	事故時計装(B)	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値



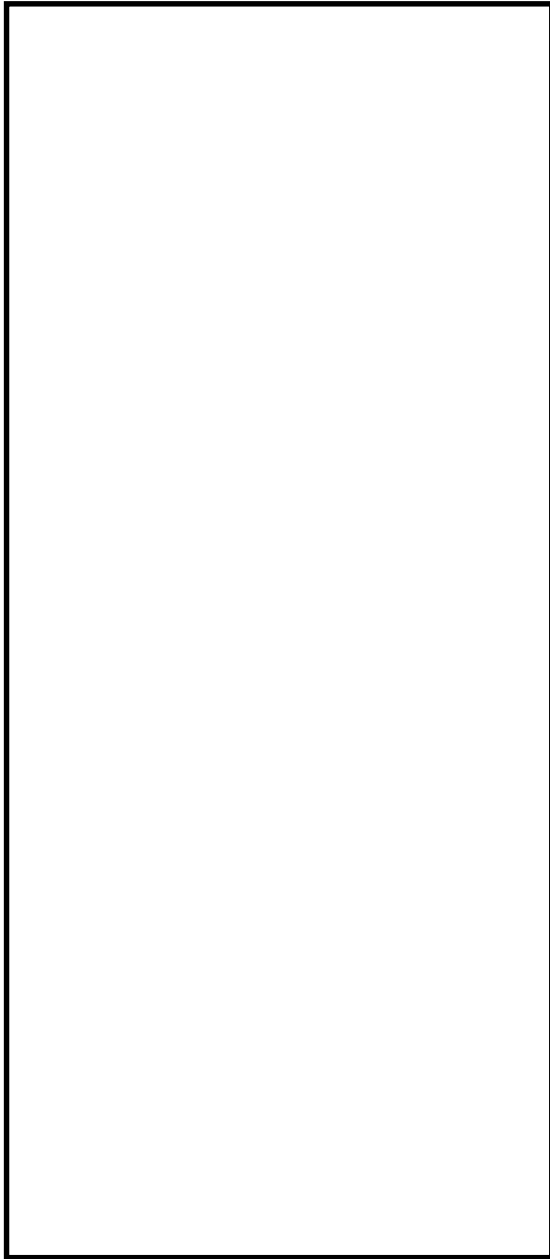
内部溢水伝播範囲

一次伝播評価			
評価対象区画	RB-5-6		
溢水量 (m ³)	133.00		
面積 (m ²)	36.10		
溢水位 (m)	3.60		
全溢水量を面積で割った水位を算出する。RB-5-6とRB-5-5の境界は堰(0.20m)であり、RB-5-5とRB-5-2の境界は流入可能な扉であることから、溢水量をRB-5-6からRB-5-5、RB-5-2へ伝播させる。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-5-5	堰	0.20	有
RB-5-2	扉	0.10	有

区画番号	防護対象設備		溢水位 (m)	没水判別高さ (淹没0.2m考慮) ^{※1} (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-5-6 (発生区画)	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(スイッチ)	LSH-64H-N004	0.20	3.31	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSL-64H-N005		1.20	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL(スイッチ)	LSLL-64H-N006		0.50	○		
	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-64H-N100		0.25	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び溢れ高さを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 4) (代表例：1/7)



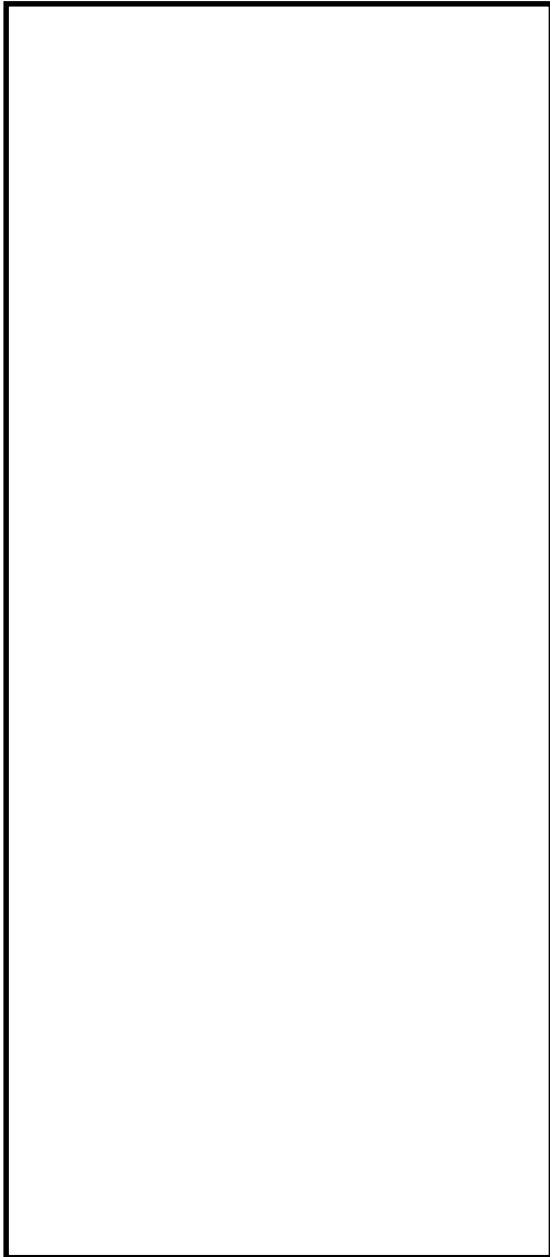
内部溢水伝播範囲

二次伝播評価	RB-5-2		
評価対象区画	RB-5-2		
溢水量 (m ³)	133.00		
面積 (m ²)	159.10		
溢水水位 (m)	0.10		
RB-5-2, RB-5-5の溢水水位は堰高さ(0.15m)となる。床開口が存在するため、溢水量は下層へ伝播する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-1-2	開口	0.10	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	溢水判別高さ (単位0.2m考慮) ^{※1} (m)	溢水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-5-6 (塔立区画)	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(スイッチ)	LSH-641-N004	0.20	3.31	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSL-641-N005		1.20	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSLL-641-N006		0.50	○		
	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-641-N100		0.25	○		
RB-5-5	—	—	0.10	—	—	—	—
RB-5-2	—	—	0.10	—	—	—	—

※1：各機器の機能喪失高さから床高及び揺らぎを考慮した値 (0.2m) を差し引いた値

第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 4) (代表例：2/7)

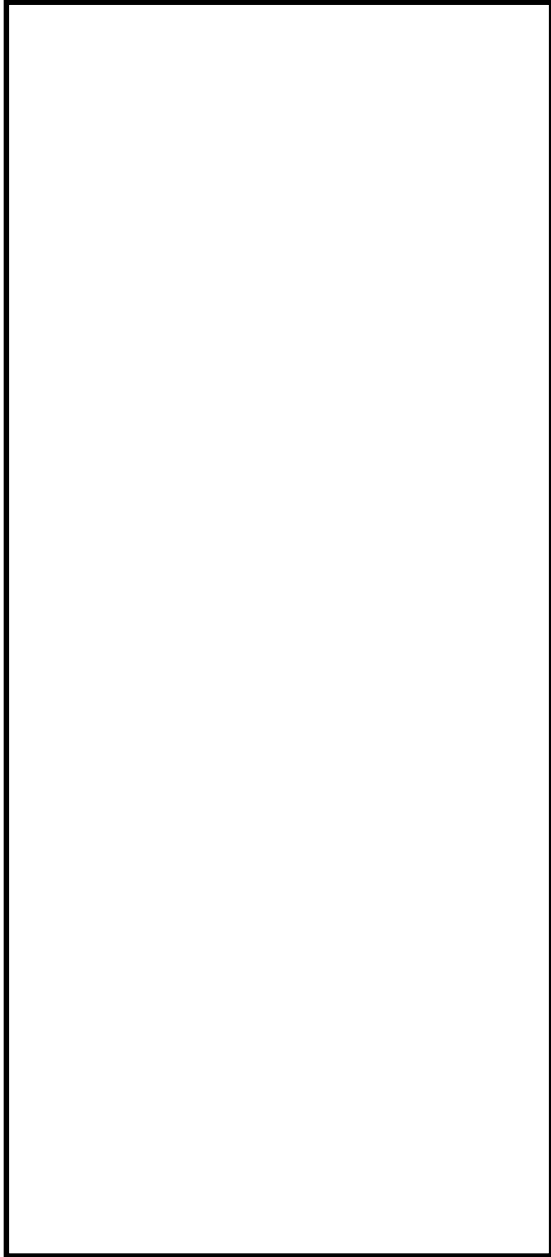


内部溢水伝播範囲

三次伝播評価		評価対象区画	RB-1-2
伝播水量(m ³)		面積(m ²)	133.00
伝播水量(m ³)		伝播開始高さ(m)	258.50
伝播水量(m ³)		伝播開始高さ(m)	0.10
RB-1-2の溢水水位は堰高さ(0.15m)となる。床開口が存在するため、伝播量は下層へ伝播する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B1-2	開口	0.10	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位(m)	溢水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号				
RB-1-2	BRR (B) 系サブプレッジョンポンプ・ウルスアレイ弁	E12-F027R(W)	1.55	○		
	FCS (B) 系出口弁設備弁	2-43V-38(M)	1.60	○		
	FCS (B) 系出口弁・ドレン弁(B)	2-43V-38(M)	1.60	○		
	MSIVシステムグループ・ドレン弁(B)	E52-F400R(W)	2.32	○		
	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.5(B)	1.30	○		
	サブプレッジョン・チェンバースメント弁	2-2RB-10(A)	2.85	○		
	サブプレッジョン・チェンバースメント弁	2-2RB-11(A)	1.88	○		
	格納容器熱源分析系サブプレッジョン弁	25-51D1(貯蔵弁)	1.80	○		
	格納容器熱源分析系サブプレッジョン弁	25-51D2(貯蔵弁)	1.80	○		
	※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び溢らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値					

第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 4) (代表例：3/7)

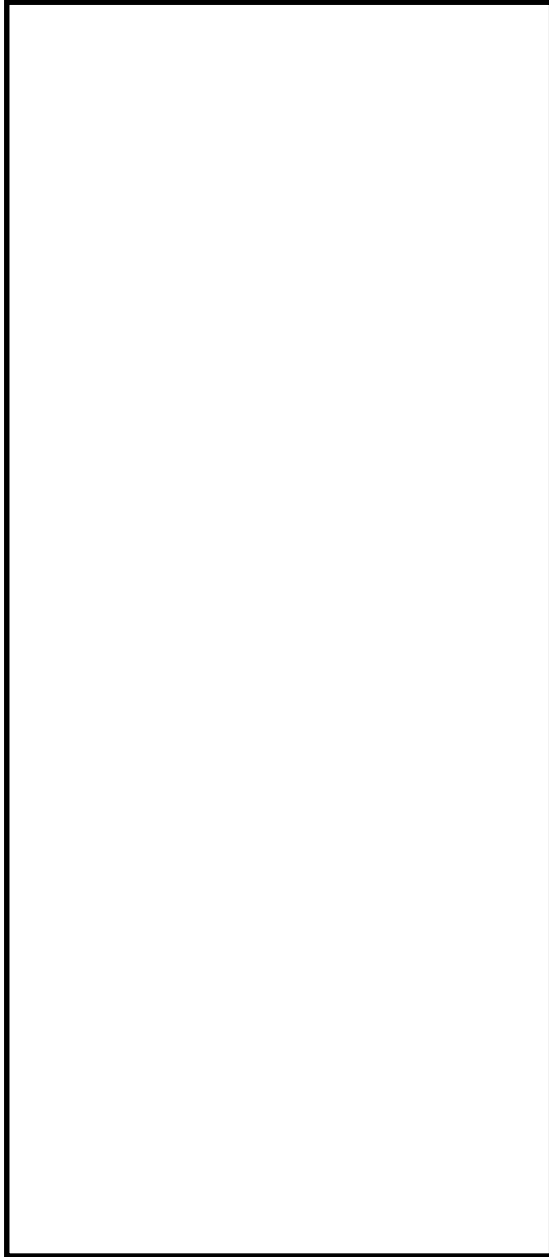


内部溢水伝播範囲

四次伝播評価			
評価対象区画	RB-B1-2		
溢水量 (m ³)	133.00		
面積 (m ²)	139.40		
溢水水位 (m)	0.10		
RB-B1-2の溢水水位は堰高さ(0.10m)となる。床開口が存在するため、溢水量は下層へ伝播する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ (m)	伝播有無
RB-B2-3	開口	0.10	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	波水判別高さ (床高)より考慮 ^{※1} (m)	止水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B1-2	RRR (B)系ミニエフロロー字	E12-F064B(MO)	0.10	0.30	○		
	RRR (C)系ミニエフロロー字	E12-F064C(MO)		0.30	○		
	RRR DIV-II計装ボックス	E22-F021		0.38	○		
	RRRCS ボンゾフ入口弁(CST側)	E22-F001(MO)		0.61	○		
	ドライウエル真空脱酸素システム用電磁弁	2-26887(電磁弁)		1.10	○		
	ドライウエル真空脱酸素システム用電磁弁	2-26888(電磁弁)		0.70	○		
	ドライウエル真空脱酸素システム用電磁弁	2-26889(電磁弁)		0.30	○		
	ドライウエル真空脱酸素システム用電磁弁	2-26890(電磁弁)		0.70	○		
	ドライウエル真空脱酸素システム用電磁弁	2-26891(電磁弁)		1.10	○		
	※1：各機器の機能喪失高さから床高配及び槽らきを考慮した値(0.2m)を差し引いた値						

第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 4) (代表例：4/7)



内部溢水伝播範囲

五次伝播評価		RB-B2-3
評価対象区画		RB-B2-3
溢水量(m ³)		133.00
面積(m ²)		61.80
溢水位(m)		0.83
RB-B2-3とRB-B2-14の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-3とRB-B2-2、RB-B2-3とRB-B2-4の境界は流出入可能な扉であることから、溢水量をRB-B2-2からRB-B2-3、RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。		
接続区画への伝播有無判定		
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)
RB-B2-2	扉	0.00
RB-B2-4	扉	0.00
RB-B2-14	堰	0.30
		伝播有無
		有
		有
		有

五次伝播評価		RB-B2-2
評価対象区画		RB-B2-2
溢水量(m ³)		133.00
面積(m ²)		51.30
溢水位(m)		0.83
RB-B2-3とRB-B2-14の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-3とRB-B2-2、RB-B2-3とRB-B2-4の境界は流出入可能な扉であることから、溢水量をRB-B2-2からRB-B2-3、RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。		
接続区画への伝播有無判定		
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)
		伝播有無
		有

五次伝播評価		RB-B2-14
評価対象区画		RB-B2-14
溢水量(m ³)		133.00
面積(m ²)		8.90
溢水位(m)		0.83
RB-B2-3とRB-B2-14の境界は堰(0.30m)であり、RB-B2-3とRB-B2-2、RB-B2-3とRB-B2-4の境界は流出入可能な扉であることから、溢水量をRB-B2-2からRB-B2-3、RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。		
接続区画への伝播有無判定		
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)
		伝播有無
		有

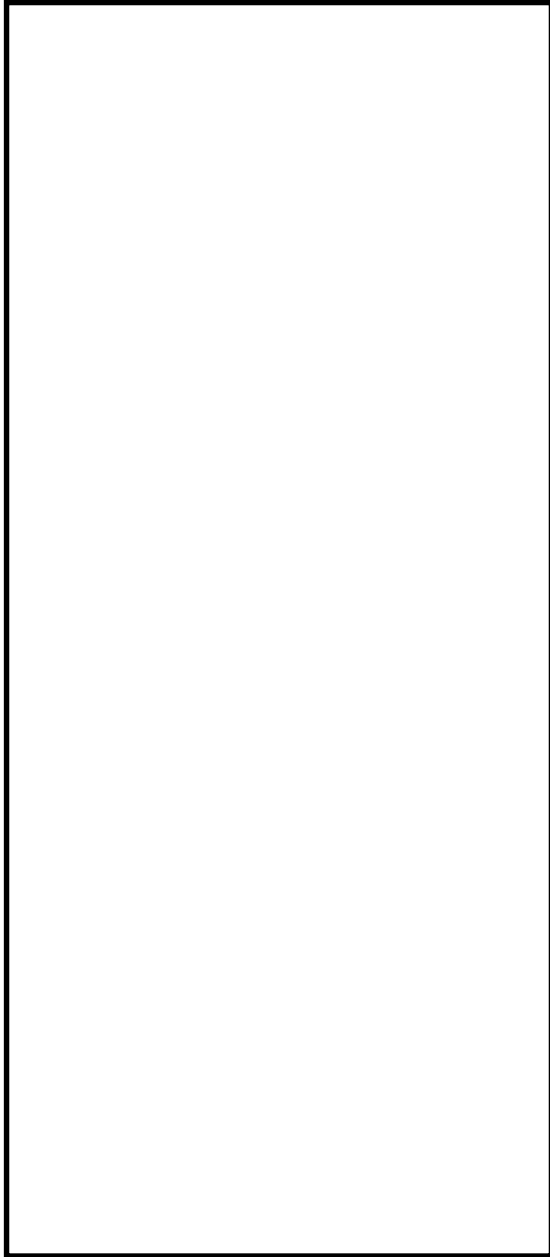
第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 4) (代表例: 5/7)

五次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-4		
溢水量 (m ³)	133,00		
面積 (m ²)	38,90		
溢水位 (m)	0,83		
RB-B2-3とRB-B2-14の境界は概(0,30m)であり、RB-B2-3とRB-B2-2、RB-B2-3とRB-B2-4の境界は流入可能な扉であることから、溢水量をRB-B2-2からRB-B2-3、RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ (m)	伝播有無
無し			有無

区画番号	防護対象設備		溢水位 (m)	溢水別高さ (俗測0.2m考慮) (m)	設水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B2-3	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	0,83	0,10	×		
	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B					
	縦直方向地震加速度検出器	C72-N011A					
	縦直方向地震加速度検出器	C72-N011B					
	RRポンプ(B)停止時冷却ライン人口弁	E12-F006B(M)					
	RRポンプ(B)人口弁	E12-F006B(M)					
RR-B2-14	RR(B)ポンプ室警調機	RRAC-RRP-3	0,83	0,07	×	機能喪失判定に影響なし	RR(B)、RIS(B)、RR(B) 伝播・溢水
RR-B2-2	RRポンプ(B)	RRR-RRP-(0)2B	0,83	2,32	○		
RR-B2-4			0,83	-	-		

※1：各機器の機能喪失高さから床高配及び播ちぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース 4) (代表例：6/7)



内部溢水伝播範囲

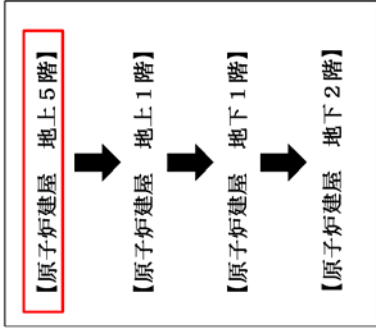
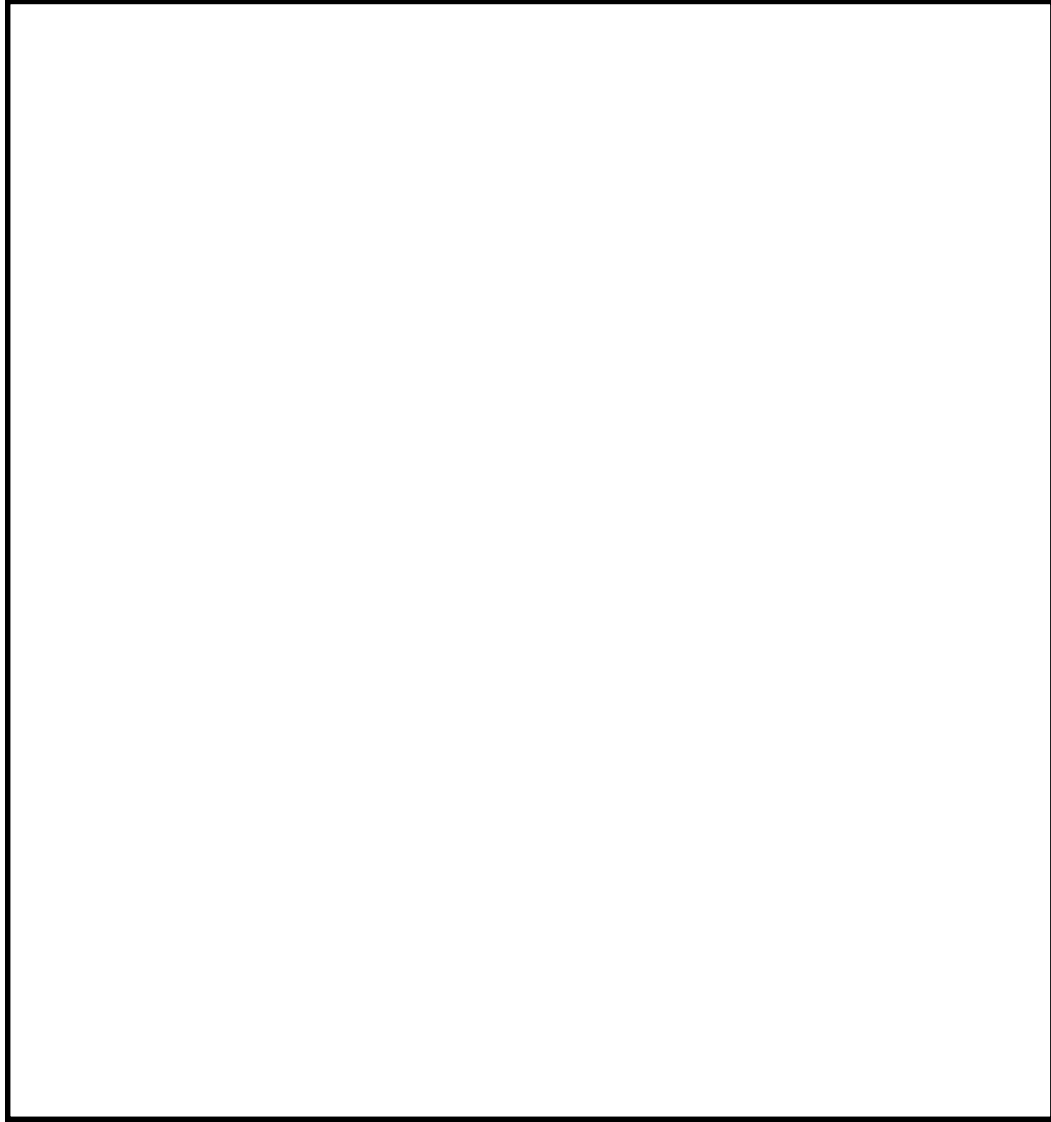
六次伝播評価		RB-B2-5	
評価対象区画		RB-B2-5	
溢水量(m ³)	133.00		
面積(m ²)	15.00		
溢水位(m)	0.69		
RB-B2-14とRB-B2-5の境界は流出入可能な隙、RB-B2-5とRB-B2-6との境界は隙(0.30m)であり、RB-B2-14より伝播する。溢水量をRB-B2-2からRB-B2-6、RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-6	堰	0.30	有







六次伝播評価		RB-B2-6	
評価対象区画		RB-B2-6	
溢水量(m ³)	133.00		
面積(m ²)	17.70		
溢水位(m)	0.69		
RB-B2-14とRB-B2-5の境界は流出入可能な隙、RB-B2-5とRB-B2-6との境界は隙(0.30m)であり、RB-B2-14より伝播する。溢水量をRB-B2-2からRB-B2-6、RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無し			有

区画番号	防護対象設備		溢水位(m)	没水判別高さ(裕度0.2m考慮) ^{*1} (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B2-5	RHR ボンプ(C)		0.69	2.32	○		
	RHR ボンプ(C)入口弁			1.30	○		
RB-B2-6	RHR (C)ボンプ室空調機	E12-F004C(M0)	0.69	0.07	○	止水対策実施	
	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	HVAC-AH2-6		1.18	○		
	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79.5B		1.18	○		

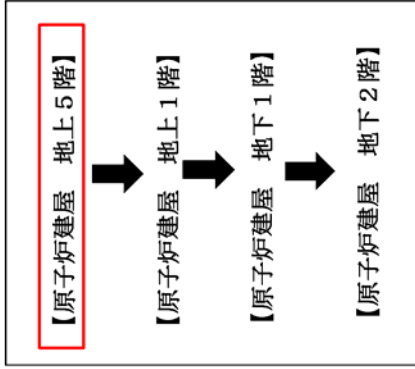
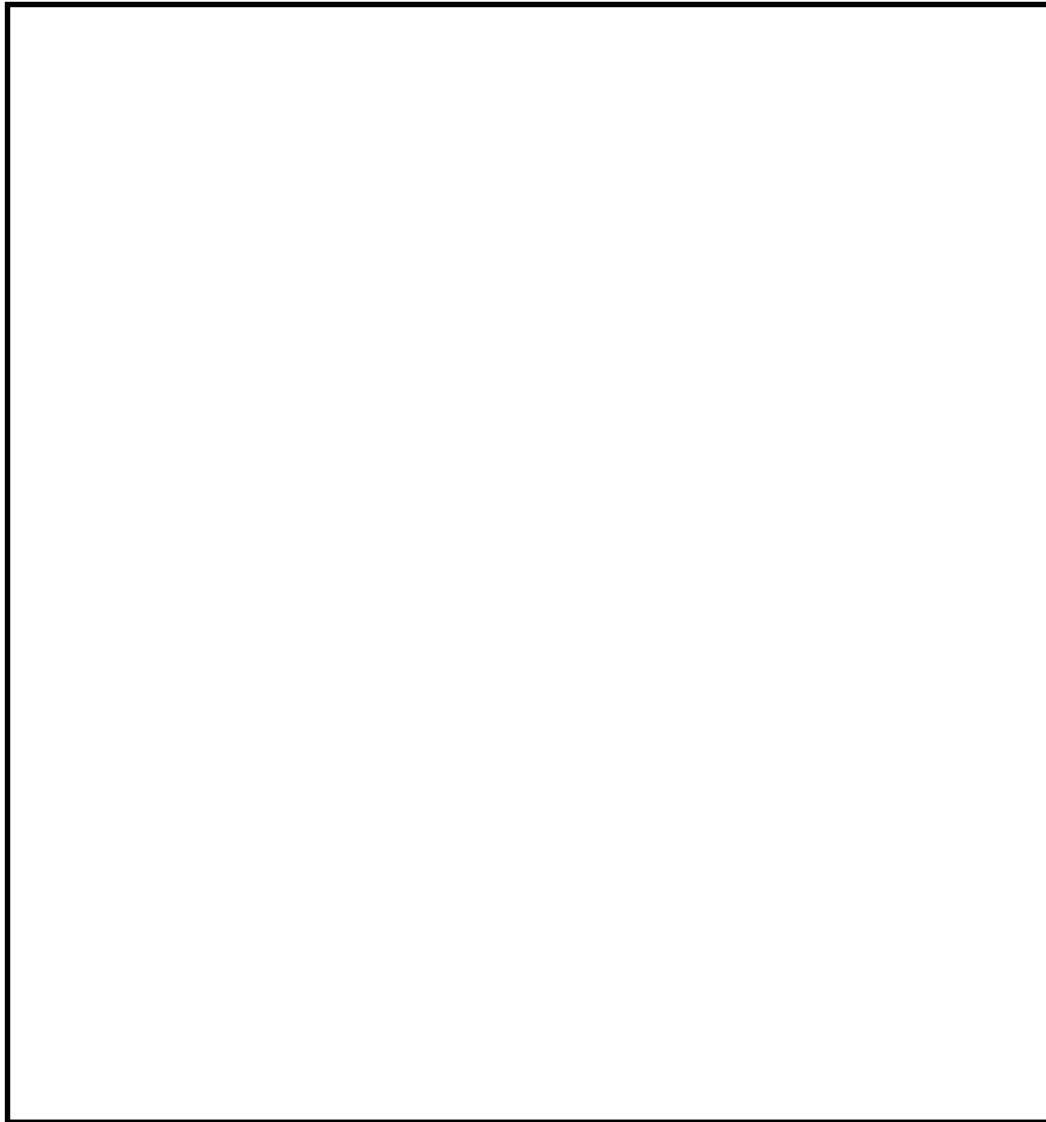
※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

第 6.2.3-3 図 段階毎の溢水水位の評価結果 (ケース4) (代表例：7/7)









- 凡例
-  : 溢水の流れ
 -  : 下階への流れ
 -  : 上階からの流れ
 -  : 溢水発生区画
 -  : 伝播区画
 -  : 防護対象区域境界線

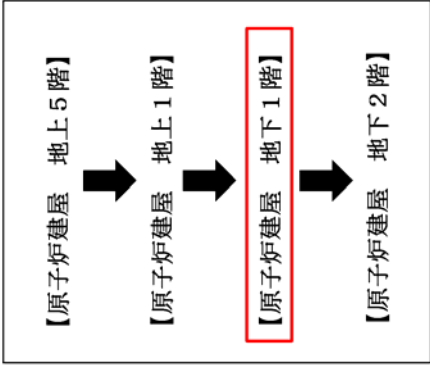
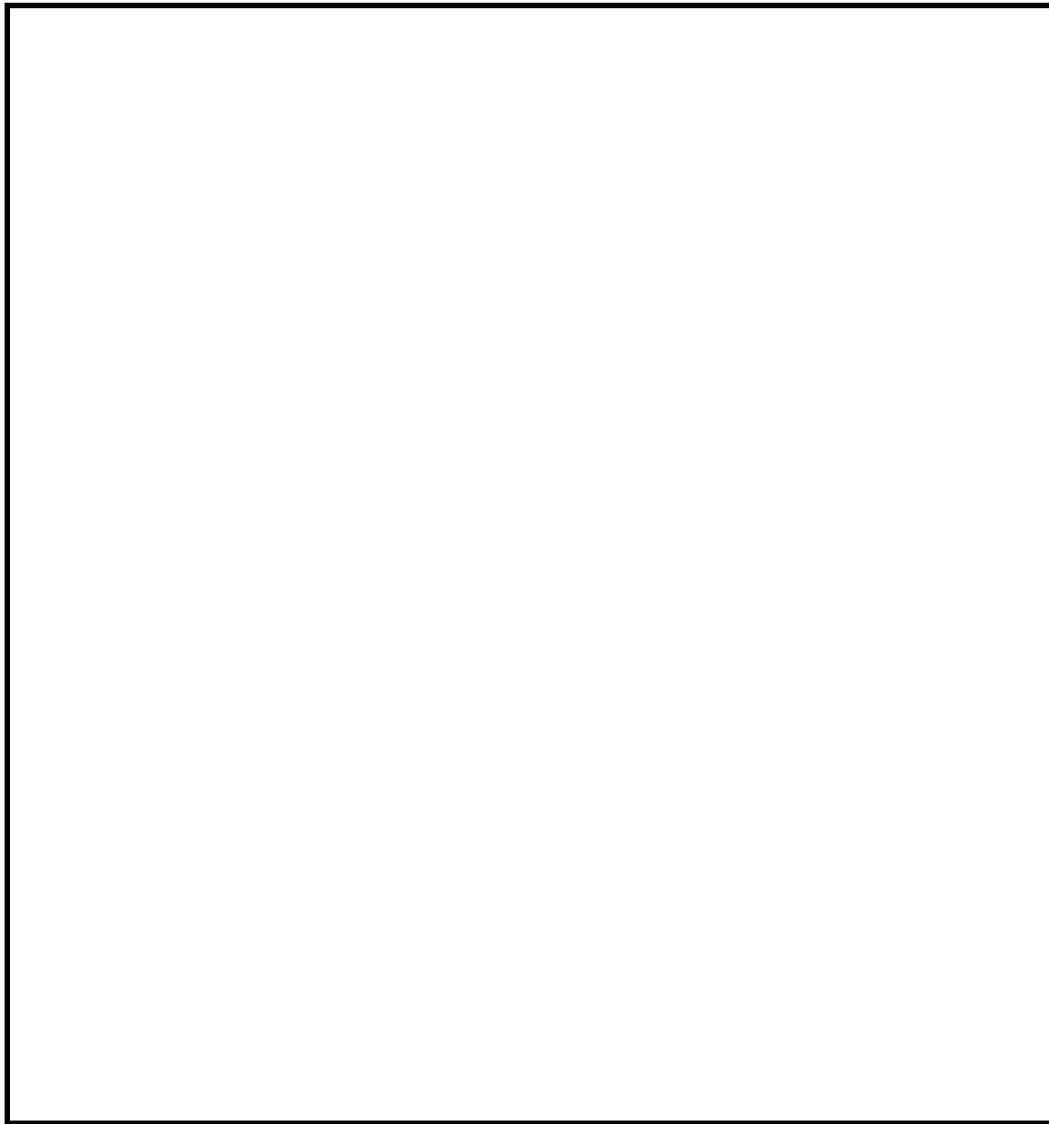
第 6. 2. 3-4 図 溢水伝播経路概略図（ケース 4）（代表例：1 / 4）









凡例

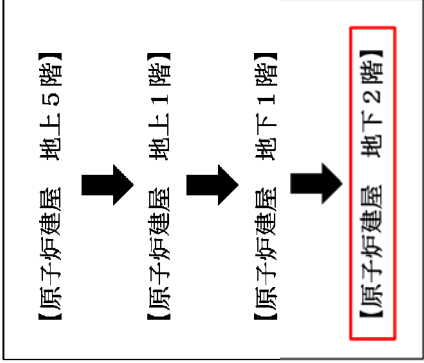
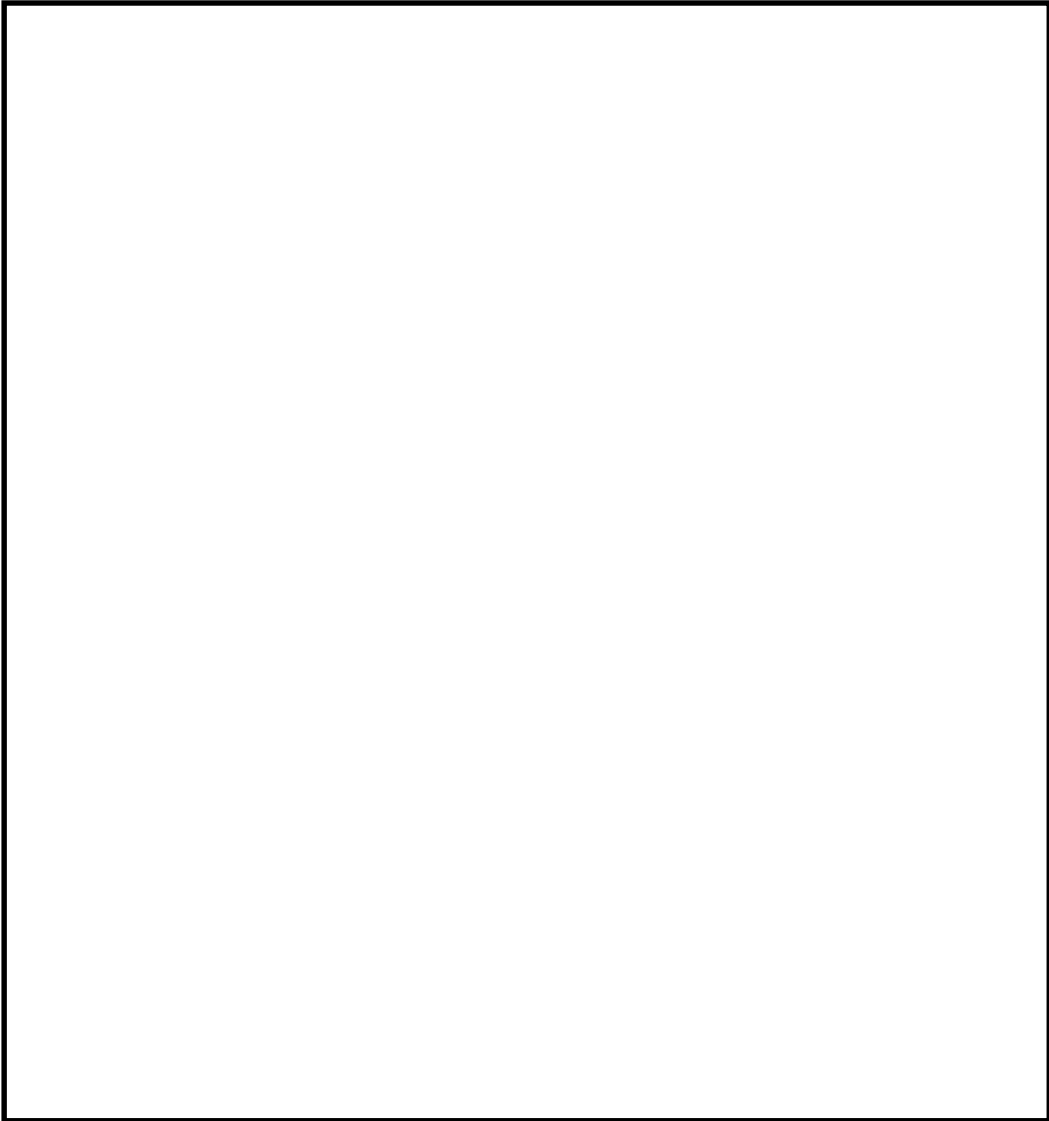
-  : 溢水の流れ
-  : 下階への流れ
-  : 上階からの流れ
-  : 溢水発生区画
-  : 伝播区画
-  : 防護対象区域境界線







第 6. 2. 3-4 図 溢水伝播経路概略図（ケース 4）（代表例：2 / 4）



- 凡例
-  : 溢水の流れ
 -  : 下階への流れ
 -  : 上階からの流れ
 -  : 溢水発生区画
 -  : 伝播区画
 -  : 防護対象区域境界線

第 6. 2. 3-4 図 溢水伝播経路概略図 (ケース 4) (代表例 : 3 / 4)



- 凡例
-  : 溢水の流れ
 -  : 下階への流れ
 -  : 上階からの流れ
 -  : 溢水発生区画
 -  : 伝播区画
 -  : 防護対象区域境界線

第 6. 2. 3-4 図 溢水伝播経路概略図（ケース 4）（代表例：4 / 4）

第 6.2.3-1 表 没水影響評価結果 (ケース 4)

区画番号	防護対象設備		機器番号	没水水位 (m)	没水判別高さ (精度0.2m 考慮) ^{※1} (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器名称						
RB-5-6 (発生区画)		SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (スイッチ)	LSH-G41-N004	3.31	○			
		SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッチ)	LSL-G41-N005	1.20	○			
		SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッチ)	LSLL-G41-N006	0.50	○			
		SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (伝送器)	LT-G41-N100	0.25	○			
RB-5-5		—	—	—	—			
RB-5-2		—	—	—	—			
RB-5-7		—	—	—	—			
RB-5-10		—	—	—	—			
RB-1-2		RHR (B)系サブレンションポンプスブレイ弁	E12-F027B(M)	1.55	○			
		FCS (B)系出口管隔離弁	2-43V-3R(M)	1.60	○			
		FCS (B)系出口弁	2-43V-2R(M)	1.60	○			
		MSIVシステムリリークドレイン弁 (B)	E32-FF009R(M)	2.32	○			
		SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79-52B	1.30	○			
		サブレンション・チェンバメント弁	2-26B-10(A)	2.86	○			
		サブレンション・チェンバメント弁	2-26B-11(A)	1.88	○			
		格納容器機器系サブレンシング弁	25-51D1 (電磁弁)	1.80	○			
		格納容器機器系サブレンシング弁	25-51D2 (電磁弁)	1.80	○			
		RHR (B)系ミニフロー弁	E12-F064B(M)	0.30	○			
		RHR (C)系ミニフロー弁	E12-F064C(M)	0.30	○			
		RHR DIV-II計装フック	H22-F021	0.38	○			
		HPCS ポンプ入口弁 (SST側)	E22-F001(M)	0.61	○			
		ドライウエル真空破棄弁テスト用電磁弁	2-26V87 (電磁弁)	1.10	○			
RB-B1-2		ドライウエル真空破棄弁テスト用電磁弁	2-26V88 (電磁弁)	0.70	○			
		ドライウエル真空破棄弁テスト用電磁弁	2-26V89 (電磁弁)	0.30	○			
		ドライウエル真空破棄弁テスト用電磁弁	2-26V90 (電磁弁)	0.70	○			
		ドライウエル真空破棄弁テスト用電磁弁	2-26V91 (電磁弁)	1.10	○			
RB-B1-6		—	—	—	—			
		水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	0.10	×			
		水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	0.10	×			
		鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	0.10	×			
		鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	0.10	×			
RB-B2-3		RHR ポンプ(B)停止時冷却ライ入口弁	E12-F006B(M)	1.74	○			
		RHR ポンプ(B)入口弁	E12-F004B(M)	1.30	○			
RB-B2-14		RHR (B) ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5	0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RHR (B), FCS (B), RHR (B) 台架・給水	
RB-B2-2		RHR ポンプ(B)	RHR-PWP-C002B	2.32	○			
RB-B2-5		RHR ポンプ(C)	RHR-PWP-C002C	2.32	○			
RB-B2-6		RHR (C) ポンプ室空調機	E12-F004C(M)	1.30	○			
		SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	HVAC-AH2-6	0.07	○		止水対策実施	
RB-B2-4		SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79-5B	1.18	○			
		—	—	1.18	○			
		—	—	—	—			

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃ろぎを考慮した値 (0.2m) を差し引いた値

第 6.2.3-2 表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (ケース 4)

評価種別：想定

溢水発生区画：RB-5-6

溢水源：MLW

溢水量：133 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：

評価対象	原子炉施設												
	未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動遮がし機能				
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPSC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	— (I系)	— (I系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))		機能維持 (ADS (A) and RHR (A) or LPSC)		機能維持 (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 (ADS (B) and SLC (A) and SLC (B))		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))		

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (FRWS・SGTS (A) or FCS (B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)

②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

6.2.4 判定

6.2.3の各防護対象設備の機能喪失判定を踏まえ、プラント全体として安全機能が保たれているかについて判定を実施する。

6.2.2の評価ケースにおいては、一部の防護対象設備の機能に影響を及ぼすものの、同一の安全機能を有する他の系列の機器（残留熱除去系(B)系等）の機能は維持される。

従って、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されるとともに、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることから、判定基準を満足する。

以上により代表例の評価終了となる。

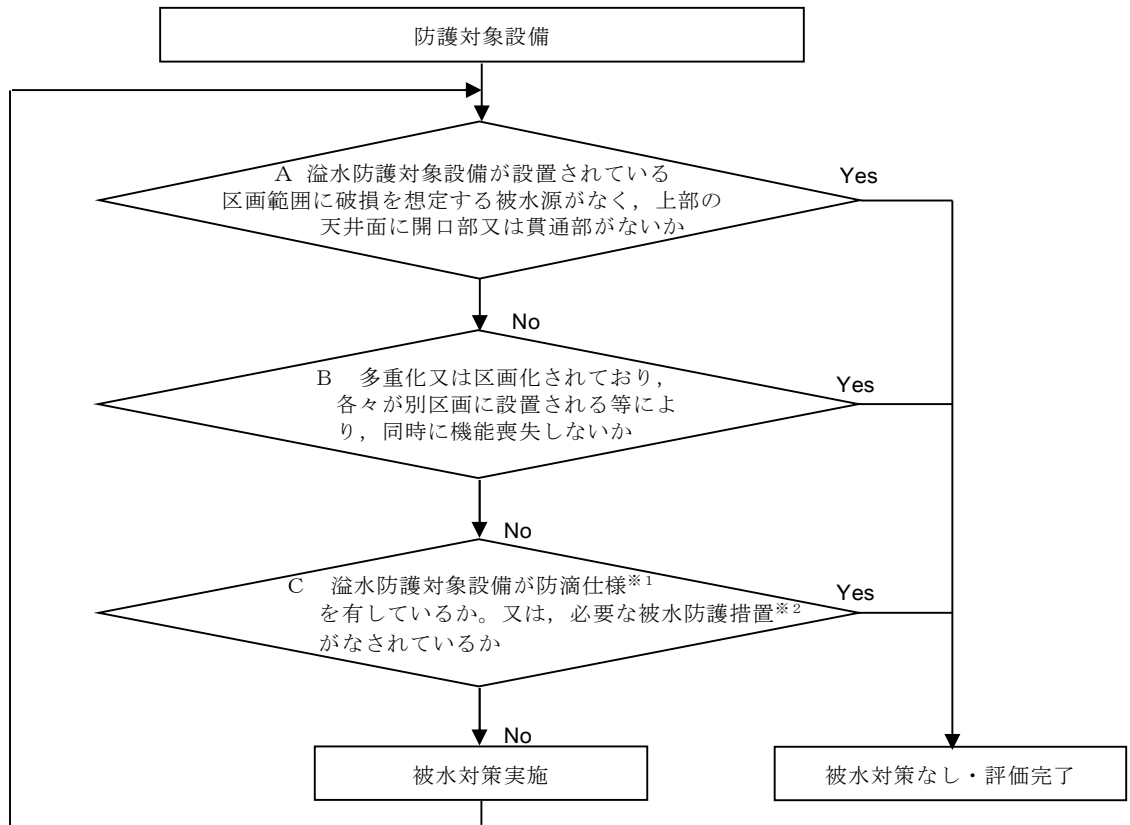
6.2.5 想定破損による没水影響評価結果

単一機器の破損により生じる溢水箇所を起点とし、溢水経路を經由して最終的な滞留箇所に到達するまでを一つの評価ケースと定め、この一連の評価を、想定される全ての単一機器破損のケース毎に実施した。代表例で示した評価ケース以外の結果について、添付資料-5、第2表に示す。

結果として全ての評価ケースにおいて、必要となる対策（区画の水密化、貫通部の止水処置及び堰の改造等）を行うことにより、第6.1.5-1表の判定基準を満足するため、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

6.3 想定破損による被水影響評価

評価対象区画内に設置される配管の想定破損による被水を考慮し、溢水防護対象設備の被水影響評価を行った。想定破損による被水影響評価フローを第 6.3-1 図に示す。なお、防滴仕様の扱いについて補足説明資料-12 に示す。



第 6.3-1 図 被水影響評価フロー

※1 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」, 「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様。

※2 保護等級を有していないが、構造上防滴仕様を有していると評価した機器については実際の被水環境を模擬した試験を実施し防滴機能を確認する。

(1) 評価方法

想定破損による直接の被水及び溢水経路からの被水に対し、溢水防護対象設備の被水影響評価を行った。

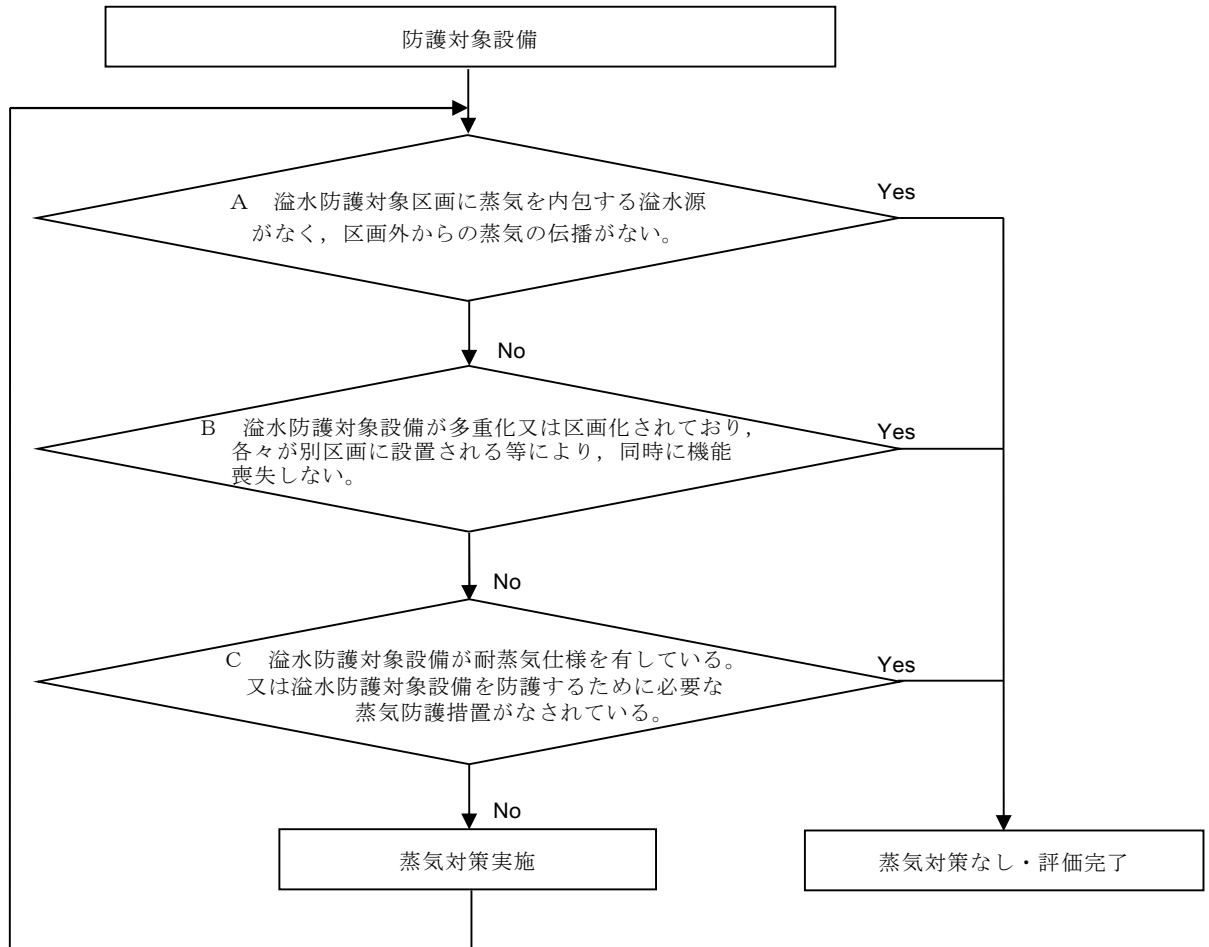
(2) 評価結果

想定した被水に対し、必要となる被水防護対策(保護カバーの設置、コーキング処理等)を実施することにより、判定基準及び第 6.1.5-1 表の判定基準を満足するため、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

想定破損による被水影響評価結果を添付資料-5, 第 3 表に示す。

6.4 想定破損による蒸気影響評価

高エネルギー配管の破損による放出蒸気に対して、溢水防護対象設備の蒸気影響評価を行った。想定破損による蒸気影響評価フローを第 6.4-1 図に示す。



第 6.4-1 図 蒸気影響評価フロー

(1) 評価方法

高エネルギー配管の破損により生じる蒸気発生源の有無，伝播経路，溢水防護対象設備の耐環境仕様等の観点から，溢水防護対象設備の蒸気影響評価を行った。

(2) 評価結果

想定した蒸気の影響に対し，必要となる対策（配管の撤去，耐震等補強工事，防護カバー設置，漏えい検知システム及び隔離弁の設置等）を実施することにより，判定基準及び第 6.1.5-1 表の判定基準を満足するため，原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

想定破損による蒸気影響評価結果を第 6.4-1 表に示す。

(3) 蒸気の噴出に対する防護対象設備への影響について

配管破損区画に防護対象設備があり，配管破損位置近傍は漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響が考えられるため，原子炉隔離時冷却系蒸気配管と防護対象設備との位置関係を現場にて確認した。

蒸気配管の設置場所と蒸気噴出の影響を受ける可能性のある防護対象設備が近接する箇所（原子炉棟2階東側地震計）には，配管にカバーが設置されており，漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響はないことを確認した。詳細は，補足説明資料 - 49参照。

第 6.4-1 表 想定破損による蒸気影響評価結果

	蒸気を内包する 溢水源がなから、蒸 気伝播がない 系統名：有 ○：有 無 ：無	多重化・区画 化され、同時 に機能喪失 しない ○：有 無 ：無	想定破損発生 時には、対象 設備に機能要 求がない ○：有 無 ：無	耐蒸気仕様又 は蒸気防護措 置がなされる か ○：有 無 ：無	判定 基準	対策実施 ○：有 無 ：無	評価結果 ○：良 無 ：否	判定理由
原子炉棟	主蒸気系 給水系 原子炉隔離時 冷却系 原子炉冷却材 浄化系 (所内蒸気系)	—	—	○	C	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 高エネルギー配管の破断を想定した設計（既設の漏えい検知及び隔離インターロック） ①耐環境仕様 原子炉隔離時冷却系蒸気配管については、以下の対策を実施 <ul style="list-style-type: none"> ①耐震補強と応力評価による想定破損形状の考慮 ②防護カバー設置による漏えい拡大防止 所内蒸気系については以下の対策を実施 <ul style="list-style-type: none"> ①所内蒸気系配管撤去 原子炉建屋附属棟の境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
原子炉建屋 付属棟	所内蒸気系	—	—	—	C	○ アクセス 性の観点 より評価 を実施	○	<ul style="list-style-type: none"> 所内蒸気系については、以下の対策を実施 <ul style="list-style-type: none"> ①耐震等補強工事による漏えい防止及び想定破損除外 ②防護カバー設置による漏えい拡大防止 ③漏えい検知器及び隔離弁設置による漏えい防止
海水ポンプ エリア	○	—	△	—	A	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 屋外であるため伝播しない

()は対策前の蒸気源，又は他区画から流入する蒸気源を示す。

6.5 想定破損による影響評価結果

想定破損による没水，被水，蒸気の影響評価を行い，第 6.5-1 表の必要な対策を行うことで全ての評価ケースにおいて原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

第 6.5-1 表 想定破損による溢水防護対策

	没水	被水	蒸気
溢水経路に対する対策	<ul style="list-style-type: none"> 区画分離壁の設置 床，壁貫通部の止水措置 水密扉設置 扉改造（流出可能な扉に取替） 流下開口設置 堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） 逆流防止装置設置 床漏えい検知器設置 耐震補強工事 	<ul style="list-style-type: none"> 区画分離壁の設置 床，壁貫通部の止水措置 水密扉設置 堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） 逆流防止装置設置 耐震補強工事 	<ul style="list-style-type: none"> 区画分離壁の設置 床，壁貫通部の止水措置 水密扉設置 逆流防止装置設置 耐震補強工事
防護対象設備に対する対策	<ul style="list-style-type: none"> 浸水防護堰設置 設置高さのかさ上げ又は移設 	<ul style="list-style-type: none"> 保護カバー設置 コーキング処理 耐被水試験による耐性確認 保護等級における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替 	<ul style="list-style-type: none"> 保護カバー設置 コーキング処理 耐蒸気試験による耐性確認 蒸気放出の影響に耐性を有する機器への取替
溢水源に対する対策	<ul style="list-style-type: none"> 耐震等補強工事 循環水ポンプ停止及び循環水ポンプ出口弁，復水器出入口弁停止インテック設置 循環水伸縮継手のクローザージョイントへの取替 	<ul style="list-style-type: none"> 耐震等補強工事 保護カバー設置 	<ul style="list-style-type: none"> 配管撤去 耐震等補強工事 隔離弁設置 自動検知・遠隔隔離システム設置 防護カバー設置 温度検出器設置 防護区画外の元弁閉止による隔離

7. 消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価

7.1 溢水量の算定

火災時の消火水系統からの放水による溢水を想定し、溢水防護対象設備に対する溢水影響を評価した。なお、溢水防護対象設備が設置されている区画には、自動作動するスプリンクラーが設置されていないことから、消火栓による消火活動に伴う没水影響について評価した。

火災発生時には、1箇所火災源を消火することを想定するため溢水源となる区画は1箇所となる。また、放水量は溢水評価ガイドに従い放水時間を設定して算出した。

a. 放水時間の設定

消火栓からの消火活動における放水時間は、建物内について、3時間に設定した。

b. 溢水量の設定

屋内の消火栓からの溢水量の算出に用いる放水流量は、消防法施行令第十一条に規定される「屋内消火栓設備に関する基準」により、消火栓からの放水流量を130L/minとし、2箇所同時放水を溢水流量とした。また、a. で設定した放水時間と溢水流量から評価に用いる消火栓からの溢水量を以下のとおりとした。

$$\cdot 130\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 3\text{時間} \times 2\text{箇所} = 46.8\text{m}^3$$

屋外の消火栓からの溢水量の算出に用いる放水流量は、消防法施行令第十九条に規定される「屋外消火栓設備に関する基準」により、消火栓からの放水流量を350L/minとし、2箇所同時放水を溢水流量とした。また、a. で設定した放水時間と溢水流量から評価に用いる消火栓からの溢水量を以下のとおりとした。

$$\cdot 350\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 3\text{時間} \times 2\text{箇所} = 126.0\text{m}^3$$

7.2 消火水による没水影響評価

7.2.1 溢水の発生を想定する区画

火災の発生を想定する区画であって、消火器やガスによる消火を基本的な消火戦略として想定していない区画を、消火栓による消火活動に伴う溢水の発生する区画とする。消火活動に伴う溢水の発生を想定する区画を添付資料-6, 第1表に示す。

7.2.2 火災による防護対象設備への影響

評価にあたっては、火災が発生した区画にある溢水防護対象設備は、火災の影響により機能喪失していると想定する。ただし、火災発生箇所から離隔距離が十分大きい場合や、同一区画内で火災が発生しても影響がないような対策がとられる場合は機能喪失を想定しない。

なお、火災そのものによる防護対象設備への影響に関しては設置許可基準規則第八条「火災による損傷の防止」に関する審査にて評価することとし、ここでは放水による溢水影響を評価することとする。

評価にあたっては、消火活動により当該区画の扉を開放する場合、扉の開放を考慮した滞留面積を用いて評価した。

7.2.3 消火水による没水影響評価結果

上記の火災による影響を考慮に入れ、消火水による没水影響評価を添付資料-6, 第2表に示す。

評価の結果、消火水の放水による溢水に対し、必要な対策（区画分離、堰の改造及び扉の改造等）を行うことにより第6.1.5-1表の判定基準を満足するため、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを

確認した。

7.3 消火水による被水影響評価

消火活動による放水に伴う被水は事象として想定しうるが、区画分離等の必要な対策を行うことで、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

7.4 消火水による影響評価結果

消火水による没水、被水の影響評価を行い、第 7.4-1 表の必要な対策を行うことで全ての評価ケースにおいて原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

第 7.4-1 表 消火水の放水による溢水防護対策

	没水	被水	蒸気
溢水経路に対する対策	<ul style="list-style-type: none"> 区画分離壁の設置 床，壁貫通部の止水措置 水密扉設置 扉改造（流出可能な扉に取替） 流下開口設置 堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） 逆流防止装置設置 床漏えい検知器設置 耐震補強工事 	<ul style="list-style-type: none"> 区画分離壁の設置 床，壁貫通部の止水措置 水密扉設置 水消火禁止区画の運用 耐震補強工事 	
防護対象設備に対する対策	<ul style="list-style-type: none"> 浸水防護堰設置 設置高さのかさ上げ又は移設 	<ul style="list-style-type: none"> 保護カバー設置 コーキング処理 耐被水試験による耐性確認 保護等級における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替 	
溢水源に対する対策	<ul style="list-style-type: none"> 水消火を行わない消火手段の採用 	<ul style="list-style-type: none"> 水消火禁止区画の運用 	

8. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価

8.1 地震に起因する溢水源

地震に起因する溢水は，地震により破損する機器（配管，ポンプ）及び使用済燃料プールのスロッシングを溢水源として考慮する。

8.2 地震により破損して溢水源となる対象設備

「3. 溢水源の想定」に示しているとおおり，溢水源となりうる系統のうち，耐震B，Cクラス機器（配管，ポンプ等）を溢水源とした。なお，耐震Sクラス機器については基準地震動 S_s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。評価対象抽出に伴う耐震クラスの確認方法について補足説明資料-31に示す。

また，耐震B，Cクラス機器のうち耐震補強を行い，基準地震動 S_s に対する耐震性を有することを確認出来るものは溢水源から除外する。

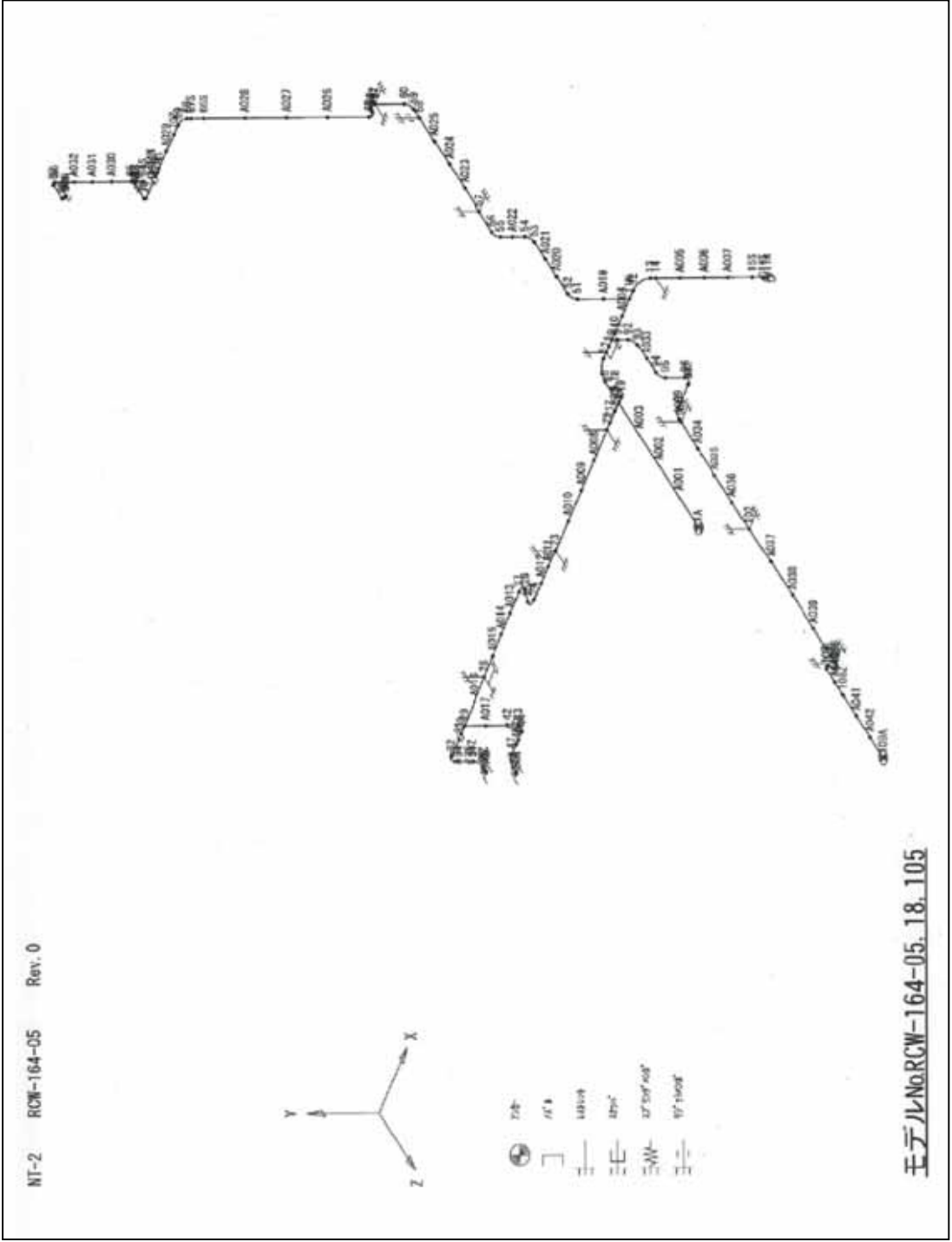
8.3 耐震B，Cクラス機器の耐震性評価

基準地震動 S_s による地震動に対して，耐震B，Cクラス機器が耐震性を有することを確認する評価方法を示す。

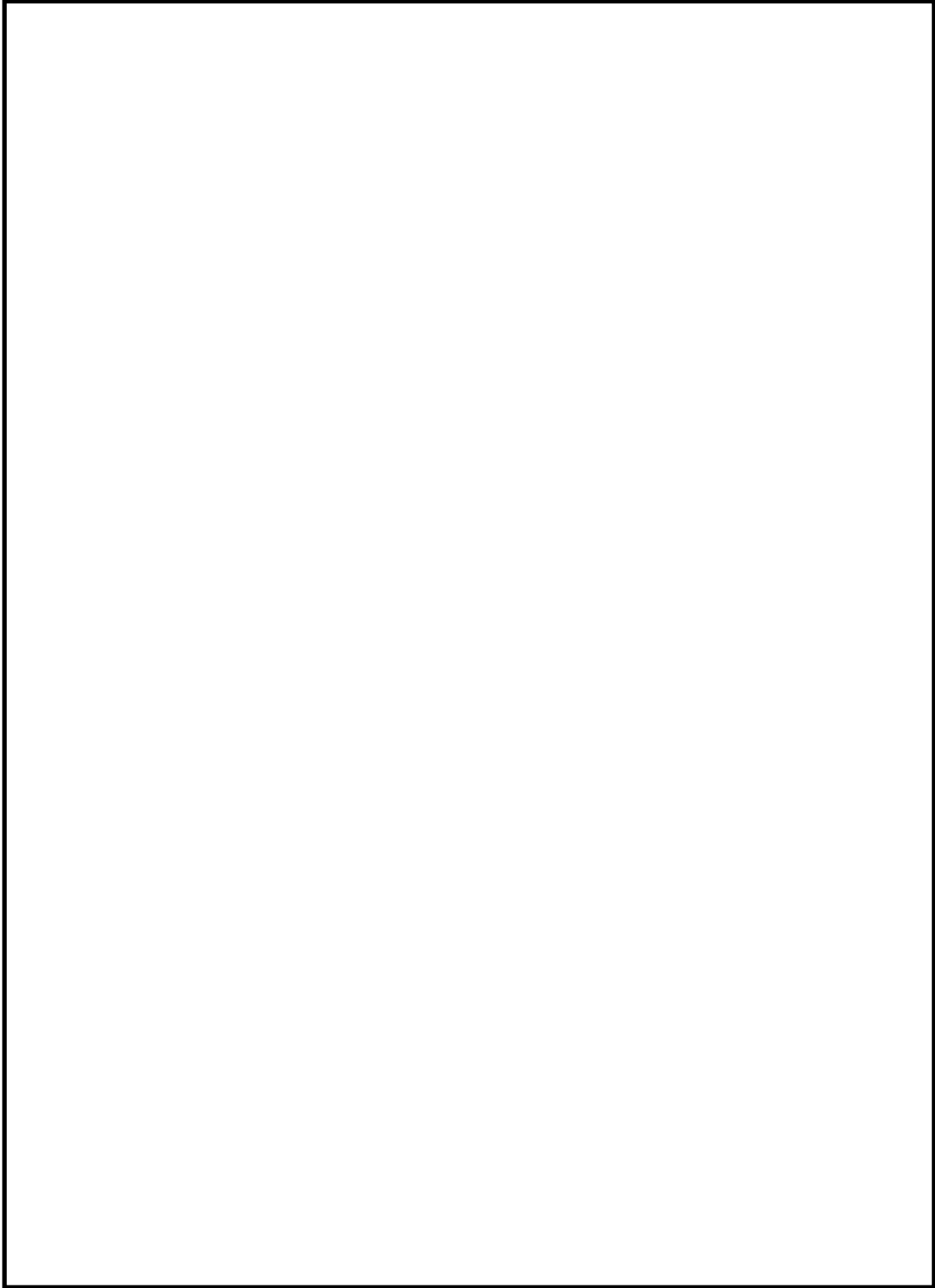
機器の破損による溢水防止の観点から，基準地震動 S_s による地震力に対して，耐震評価対象となる耐震B，Cクラス機器，配管系の構造強度評価を実施し，バウンダリ機能が確保されることを確認する。評価対象となる代表配管系については，次のとおり。

- (1) 原子炉補機冷却水系（RCW系）
- (2) 燃料プール冷却浄化系（FPC系）
- (3) 復水・純水移送系（MUW系）
- (4) 原子炉冷却材浄化系（CUW系）
- (5) 制御棒駆動系（CRD系）
- (6) 屋内消火系（FP系）

以下第 8.3-1 図に解析評価モデル（例）及び第 8.3-2 図に解析評価範囲（例）を示す。



第 8.3-1 図 解析評価モデル (例)



第 8.3-2 図 解析評価範囲 (例)

8.3.1 機器（ポンプ，容器等）の耐震性評価

構造強度評価は第 8.3.1-1 図，第 8.3.1-2 図に示すような，各機器の振動特性に応じたモデル化を行い，当該据付床の床応答スペクトル等を用いた地震応答解析（スペクトルモーダル解析等）や，定式化された評価式により各部の応力を算定する。

応力算定手法としては，「発電用原子力設備規格設計・建設規格 JSME S NC 1-2005/2007」（以下「JSME」という。）及び「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987，JEAG 4601・補-1984，JEAG 4601-1991 追補版」（以下「JEAG」という。）等の規格基準又は試験等で妥当性が確認されたものを用いる。

水平方向，鉛直方向の荷重等は，絶対値和又は SRSS 法により組み合わせる。

評価基準値は，JSME，JEAG等の規格基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

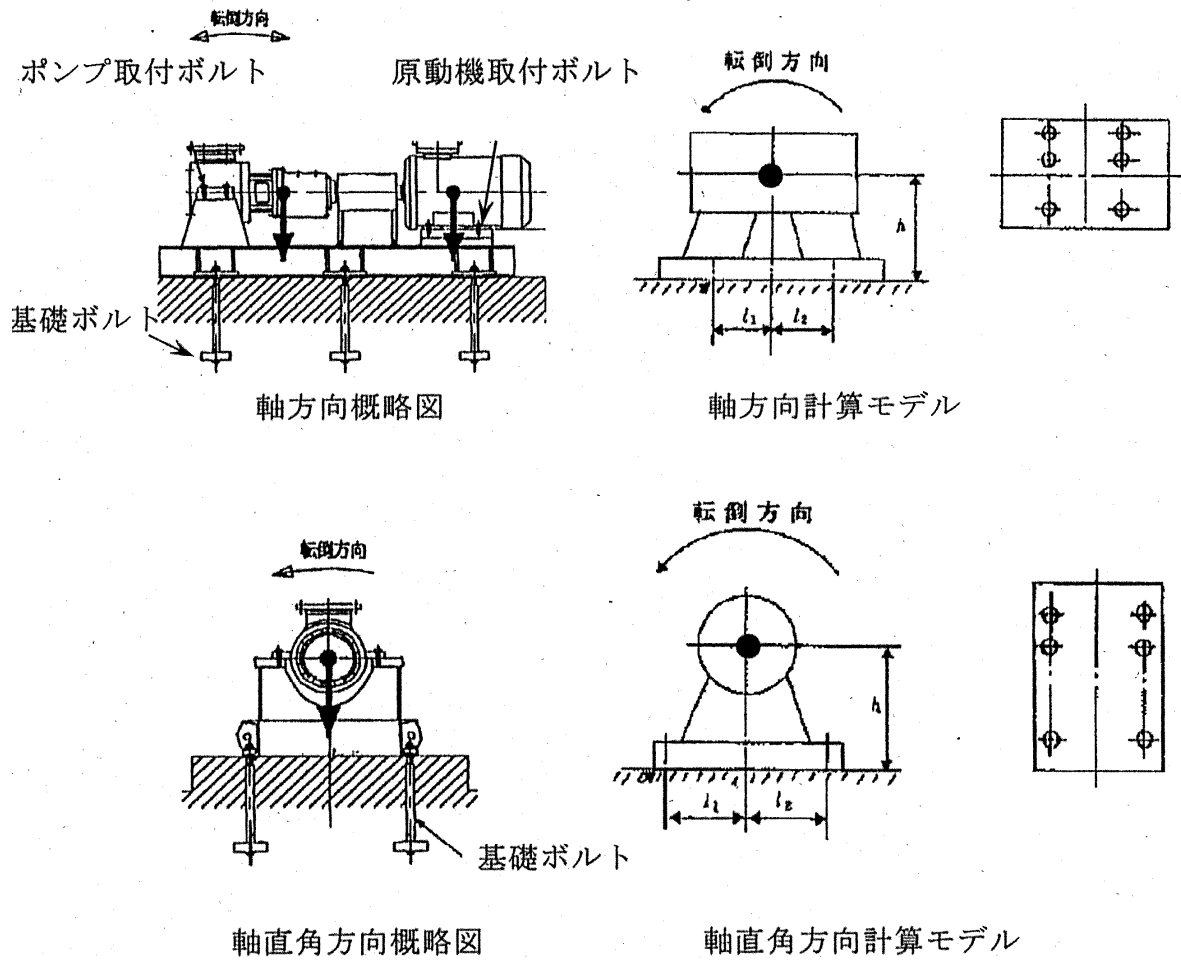
評価条件を整理して第 8.3.1-1 表に示す。耐震 B，C クラス機器の評価にあたっては，規格基準及び試験等で妥当性が確認されたものと異なる評価手法，条件を適用したものはない。

評価の結果，評価基準値を上回る機器については，補修工事を行い，基準地震動 S_s による地震力に対して溢水防止機能を確保する。評価結果を添付資料-7 に示す。

第 8.3.1-1 表 機器の評価条件

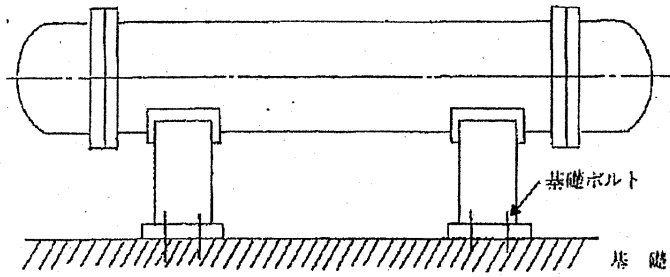
	B, Cクラス機器 (溢水影響評価)	【参考】 Sクラス機器 (設計評価)
手法	JEAG 等に基づく 構造強度評価	同左
地震波	基準地震動 S_s	基準地震動 S_s 弾性設計用地震動 S_d
床応答スペクトル (FRS)	±10% 拡幅	同左
水平と鉛直 地震力による 荷重の組合せ	絶対値和 または 二乗和平方根 (SRSS)	同左
減衰定数	水平:1.0% 鉛直:1.0%	同左
許容応力状態	$IV_A S$	$S_s : IV_A S$ $S_d : III_A S$
評価項目	JEAG に基づく S クラス機 器等の評価項目 (例) 胴本体 支持部 基礎ボルト 等	同左

● : 重心位置

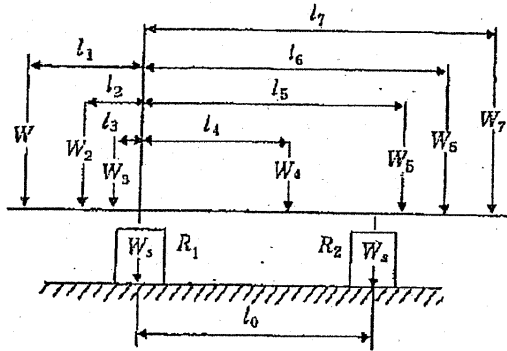


- | |
|------------|
| 耐震性評価部位 |
| ➤ 基礎ボルト |
| ➤ ポンプ取付ボルト |
| ➤ 原動機取付ボルト |

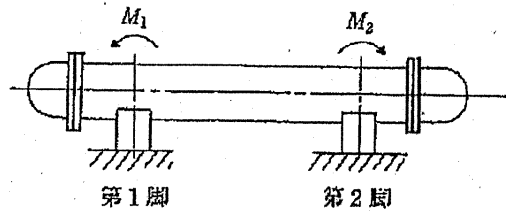
第 8.3.1-1 図 耐震評価の概要 (横置きポンプの例)



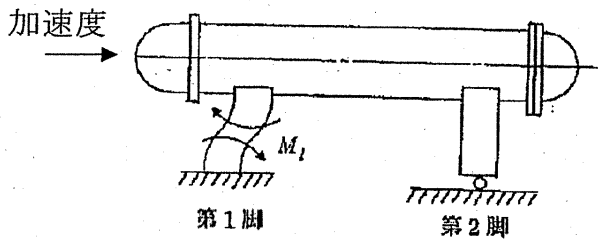
熱交換器概略図



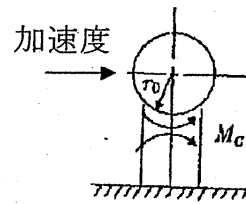
荷重状態



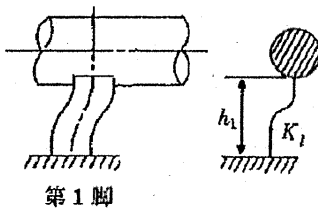
脚の位置での曲げモーメント



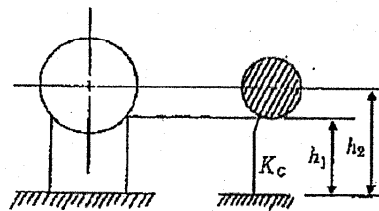
軸方向加速度により
胴が受ける局部モーメント



軸直角方向加速度により
胴が受ける局部モーメント



軸方向の固有周期計算モデル



軸直角方向の固有周期計算モデル

- | |
|---------|
| 耐震性評価部位 |
| > 胴板 |
| > 脚 |
| > 基礎ボルト |

第 8.3.1-2 図 耐震評価の概要 (横置円筒形容器の例)

8.3.2 配管の耐震性評価

耐震B，Cクラス機器のうち，耐震評価対象となる配管については，建設時に3次元はりモデルによるスペクトルモーダル解析法又は定ピッチスパン法により応答解析を行っている。

今回の構造強度評価は，3次元はりモデルによるスペクトルモーダル解析法を基本とする。ただし，建設時に小径管等で定ピッチスパン法を適用した配管については，定ピッチスパン法を用いる。配管1スパン（定ピッチスパン法による標準支持間隔）を考慮したモデル化を行い，最大床応答加速度における許容スパンと配管スパンを比較することにより行う。

許容スパンの算定手法としては，JSMEやJEAG等の規格基準で定められたものを用いる。水平方向，鉛直方向の荷重等は，SRSS法により適切に組み合わせる。

評価基準値は，JSME，JEAG等の規格基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

評価基準値は溢水防止の観点から疲労に着目し，JSME，JEAG等の規格基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。評価条件を整理して第8.3.2-1表に示す。耐震B，Cクラス配管の評価にあたっては，規格基準及び試験等で妥当性が確認されたものと異なる評価手法，条件を適用したものはない。

評価の結果，評価基準値を上回る配管については，補修工事を行い，基準地震動 S_s による地震力に対して溢水防止機能を確保する。評価結果を添付資料-7に示す。

第 8.3.2-1 表 配管の評価条件

	B, Cクラス機器 (溢水影響評価)	【参考】 Sクラス機器 (設計評価)
手法	3次元多はりモデルによる 解析及び配管スパン評価	3次元多質点はりモデル を用いた地震応答解析
地震波	基準地震動 S_s	基準地震動 S_s 弾性設計用地震動 S_d
床応答スペクトル (FRS)	水平 (NS, EW), 鉛直 ±10% 拡幅	同左
水平と鉛直 地震力による 荷重の組合せ	二乗和平方根 (SRSS)	同左
減衰定数	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 3.0% ※1	同左
許容応力状態	$IV_A S$	$S_s : IV_A S$ $S_d : III_A S$
評価項目	一次応力 一次+二次応力 疲労	一次応力 一次+二次応力 疲労

※1 JEAG 及び試験等で妥当性が確認された値

8.4 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水量

基準地震動 S_s による使用済燃料プールのスロッシング解析を行い、溢水量を算定した。評価結果を第 8.4-1 表に示す。

スロッシング評価の詳細については、「9. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水影響評価について」で述べる。

第 8.4-1 表 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量

溢水源	溢水 (m ³)
使用済燃料プール	81.49

8.5 溢水量の算定

地震時の溢水量の算定にあたり，基準地震動 S_s による地震力が作用した際のプラント状態を，設計上以下のとおり想定した。

- ・「地震加速度大」により原子炉スクラム
- ・外部電源喪失(常用電源の負荷喪失)
- ・耐震 B，C クラス設備の機能喪失

次に，地震による機器の破損が複数箇所で同時に発生する可能性を考慮し，隔離による漏えい停止には期待できないものとして，建屋内の各区画において機器が破損した場合の溢水量を算定した。この結果を第 8.5-1 表に示す。

各区画における溢水量の算定手順は以下のとおり。なお，保有量算出について補足説明資料-5 に示す。

- (1) 区画内の溢水源として想定する機器（配管，容器）の属する系統の保有水のうち，当該フロアを含む上層階分の保有水量を溢水量として算出する（複数の建屋にわたって敷設されている系統の場合は，全ての敷設範囲を考慮）。
- (2) 区画内の各溢水源からの溢水量を合計し，当該区画における地震に起因する溢水量とする。

第 8.5-1 表 地震に起因する機器の破損に伴う溢水量 (1/4)

原子炉建屋 (原子炉棟)

建屋階層	区画番号※ ^{1,2}	溢水系統	溢水量 (m ³)	区画合計 溢水量 (m ³)	保有水量※ ³ (m ³)
6FL	RB-6-1	SFP スロッシング	81.49	81.49	89.64
5FL	RB-5-1	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-2)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-5-3	ほう酸水注入系	0.80	0.80	0.88
	(RB-5-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-5-6	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-8)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-9)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-10)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-11)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-12)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-13)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-5-14	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-15)	無し	0.00	0.00	0.00
4FL	RB-4-1	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-2	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-3	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-6	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-8)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-9	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-10)	無し	0.00	0.00	0.00

※ 1 : () 内は防護対象設備を含まない区画

※ 2 : 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※ 3 : 保有水量は各区画の溢水量を 1.1 倍し、小数点以下第三位を切上げ

第 8.5-1 表 地震に起因する機器の破損に伴う溢水量 (2/4)

原子炉建屋 (原子炉棟)

建屋階層	区画番号※ ^{1, 2}	溢水系統	溢水量 (m ³)	区画合計 溢水量 (m ³)	保有水量※ ³ (m ³)
4FL	(RB-4-11)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-12)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-13)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-14)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-15)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-16)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-17)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-18)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-19	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-20)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-21)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-22)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-23)	無し	0.00	0.00	0.00
3FL	RB-3-1	原子炉再循環系	0.07	0.07	0.08
	RB-3-2	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-3-3	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-3-4	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-3-5	原子炉再循環系	0.38	0.38	0.42
	RB-3-6	原子炉再循環系	0.38	0.38	0.42
	(RB-3-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-3-8	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-3-9)	無し	0.00	0.00	0.00
2FL	RB-2-1	タービン補機冷却系	0.41	29.38	32.32
		主蒸気系	21.20		
		給水系	7.77		

※ 1 : () 内は防護対象設備を含まない区画

※ 2 : 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※ 3 : 保有水量は各区画の溢水量を 1.1 倍し、小数点以下第三位を切上げ

第 8.5-1 表 地震に起因する機器の破損に伴う溢水量 (3/4)

原子炉建屋 (原子炉棟)

建屋階層	区画番号※ ^{1, 2}	溢水系統	溢水量 (m ³)	区画合計 溢水量 (m ³)	保有水量※ ³ (m ³)
2FL	RB-2-2	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-3	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-4	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-2-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-6	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-2-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-8	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-9	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-10	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-2-11)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-2-12)	無し	0.00	0.00	0.00
1FL	RB-1-1	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-1-2	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-3)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-6)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-7)	無し	0.00	0.00	0.00
B1FL	RB-B1-1	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-2	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-3	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-4	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-5	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B1-6)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B1-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-8	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-9	無し	0.00	0.00	0.00
B2FL	RB-B2-1	無し	0.00	0.00	0.00

※ 1 : () 内は防護対象設備を含まない区画

※ 2 : 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※ 3 : 保有水量は各区画の溢水量を 1.1 倍し, 小数点以下第三位を切上げ

第 8.5-1 表 地震に起因する機器の破損に伴う溢水量 (4/4)

原子炉建屋 (原子炉棟)

建屋階層	区画番号 ^{※1, 2}	溢水系統	溢水量 (m ³)	区画合計 溢水量 (m ³)	保有水量 ^{※3} (m ³)
B2FL	(RB-B2-2)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-3	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B2-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-5	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-6	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-7	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-8	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B2-9)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-10	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B2-11)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-12	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-13	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-14	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-15	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B2-16)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-17	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-18	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-19	無し	0.00	0.00	0.00

※1 : () 内は防護対象設備を含まない区画

※2 : 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※3 : 保有水量は各区画の溢水量を 1.1 倍し, 小数点以下第三位を切上げ

8.6 地震時の没水影響評価

流体を内包する機器のうち、基準地震動 S_s によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価における網羅性を確保するため、複数系統・複数箇所の同時破損を想定し、伝播も考慮した上で各区画における最大の溢水量を算出し、防護対象設備への影響を評価する。この際、被水による影響も同時に評価する。

また、本事象は基準地震動 S_s に起因して生じる可能性があることから、原則として全ての防護対象設備について必要な対策を実施する。ただし、防護対象設備であっても、基準地震動 S_s への耐震性が確保されていない耐震 B、C クラス機器についてはその限りではない。

8.6.1 地震時の溢水伝播評価

地震時の溢水伝播評価においても想定破損時の伝播評価と同様、溢水伝播モデルを用いて溢水発生区画から最終滞留区画までの溢水経路に位置する溢水防護区画の溢水水位を評価する。評価にあたっては複数系統・複数箇所の同時破損であることを考慮の上、想定しうる最高水位を算出する。以下に評価を示す。

8.6.2 溢水評価

第 4.2-2 図の溢水経路モデル図（対策前現況モデル）を基に、区画及びそれらの溢水源、溢水量、面積を設定し、各区画の溢水水位を算出する。また、この場合の、滞留、流出も考慮して、最終的な浸水範囲と浸水深を確認する。評価を第 8.6.2-1 表及び第 8.6.2-2 表、第 8.6.2-1 図に示す。

第 8.6.2-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (2/17)

原子炉建屋(原子炉棟地下 2 階) (2/2)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機器番号	機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度 0.2m 考慮) ^{※1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号				A	B	C	
RB-B2-8	0.00	RB-B2-8 36.60	0.00	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C		0.30	0.10	○	—	—	
				水平方向地震加速度検出器	C72-N010D		0.30	0.10	○	—	—	
				鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C		0.30	0.10	○	—	—	
				鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D		0.30	0.10	○	—	—	
RB-B2-9 RB-B2-16	0.00 (0.00)	RB-B2-9 32.10	0.00	—	—		—	—	—	—	—	
	0.00	RB-B2-16 1.40	0.00	—	—		—	—	—	—	—	
				RCIC ポンプ/タービン	RCIC-PMP-C001/TBN-RCIC-C002		0.45	0.25	○	—	—	
				RCIC ポンプサブプレッションプール水供給弁	E51-F031(M0)		1.50	1.30	○	—	—	
				RCIC ミニフロー弁	E51-F019(M0)		1.60	1.40	○	—	—	
				RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁	E51-F046(M0)		1.53	1.33	○	—	—	
				RCIC 蒸気供給弁	E51-F045(M0)		1.90	1.70	○	—	—	
				RCIC 弁(E51-F045)バイパス弁	E51-F095(M0)		1.90	1.70	○	—	—	
				RCIC トリップ/スロット弁	E51-C002(M0)		1.04	0.84	○	—	—	
	0.00	RB-B2-10 38.60	0.00	油圧作動弁/ガバナ弁	GOVERNING VALVE		0.45	0.25	○	—	—	
				ガバナ	—		0.45	0.25	○	—	—	
RB-B2-10 RB-B2-17				PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ)	PSH-E51-N020		1.36	1.16	○	—	—	
				PUMP DISCHARGE H/L FLOW (伝送器)	FT-E51-N002		1.31	1.11	○	—	—	
				FT-E51-N002計器収納箱	—		2.66	2.46	○	—	—	
				RCIC PUMP DISCHARGE FLOW (伝送器)	FT-E51-N003		1.36	1.16	○	—	—	
				RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁	E51-F025(A0)		0.40	0.20	○	—	—	
				RCIC 真空ポンプ	RCIC-PMP-VAC		0.23	0.03	○	—	—	
				RCIC 復水ポンプ	RCIC-PMP-COHD		0.23	0.03	○	—	—	
	0.00	RB-B2-17 22.00	0.00	RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F004(A0)		0.36	0.16	○	—	—	
				RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F005(A0)		0.36	0.16	○	—	—	
				RCIC ポンプ・タービン室空調機	HVAC-AH2-4		0.45	0.25	○	—	—	
RB-B2-11	0.00 (0.50)	RB-B2-11 18.00	0.01	—	—		—	—	—	—	—	
				LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001		2.68	2.48	○	—	—	
RB-B2-12 RB-B2-13	0.00 (0.50)	RB-B2-12 21.70	0.01	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(M0)		1.50	1.30	○	—	—	
				LPCS ミニフロー弁	E21-F011(M0)		0.50	0.30	○	—	—	
	0.00 (0.50)	RB-B2-13 36.90	0.01	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3		0.27	0.07	○	—	—	
				SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A		1.40	1.20	○	—	—	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び持ち上げを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

- A：最大水位≦機能喪失高さ(裕度 0.2m 考慮)
- B：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C：対策の実施

第 8.6.2-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (3/17)

原子炉建屋(原子炉棟地下 1 階) (1/2)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流出入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度 0.2m 考慮) ^{※1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号			A	B	C	
				CAMS (A) サプレッションポンプ用計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(M0)	3.40	3.20	○	—	—	
				CAMS (A) 冷却水入口弁 (RHRS(A)系)	3-12F101A(M0)	0.40	0.20	○	—	—	
				CAMS (A) 冷却水出口弁 (RHRS(A)系)	3-12F102A(M0)	0.40	0.20	○	—	—	
				RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31 (M0)	0.50	0.30	○	—	—	
				RHR (A)系ミニフロー弁	E12-F064A(M0)	0.50	0.30	○	—	—	
				RHR DIV-I 計装ラック	H22-P018	0.62	0.42	○	—	—	
				MCC 2C-3	MCC 2C-3	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				MCC 2C-5	MCC 2C-5	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				直流 125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(A0)	0.50	0.30	○	—	—	
				核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(A0)	0.52	0.32	○	—	—	
RB-B1-1	0.00 (0.50)	219.60	0.01	RCIC タービン排気弁	E51-F068(M0)	4.20	4.00	○	—	—	
				RCIC 真空ポンプ出口弁	E51-F069(M0)	4.12	3.92	○	—	—	
				RCIC DIV-I 計装ラック	H22-P017	0.58	0.38	○	—	—	
				LPCS 計装ラック	H22-P001	0.62	0.42	○	—	—	
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)	1.20	1.00	○	—	—	
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)	0.60	0.40	○	—	—	
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	0.60	0.40	○	—	—	
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	1.20	1.00	○	—	—	
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	1.80	1.60	○	—	—	
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	1.80	1.60	○	—	—	
				格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	3.30	3.10	○	—	—	
				格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)	3.30	3.10	○	—	—	

※ 1 : 各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

- A : 最大水位 ≤ 機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B : 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C : 対策の実施

第8.6.2-1表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (4/17)

原子炉建屋(原子炉棟地下1階) (2/2)

溢水発生 区画番号	溢水量 (海出入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考			
				設備名称	機器番号			A	B	C				
RB-B1-2 RB-B1-9	0.00 (123.26)	139.40	0.10 ^{*2}	RHR (B)系ミニフロロー弁	E12-F064B(M0)	0.50	0.30	○	—	—				
				RHR (C)系ミニフロロー弁	E12-F064C(M0)	0.50	0.30	○	—	—				
				RHR DIV-II計装ラック	H22-P021	0.58	0.38	○	—	—				
				HPCS ポンプ入口弁 (GST側)	E22-F001 (M0)	0.81	0.61	○	—	—				
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V87 (電磁弁)	1.30	1.10	○	—	—				
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V88 (電磁弁)	0.90	0.70	○	—	—				
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V89 (電磁弁)	0.50	0.30	○	—	—				
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V90 (電磁弁)	0.90	0.70	○	—	—				
				ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V91 (電磁弁)	1.30	1.10	○	—	—				
RB-B1-3 RB-B1-6	0.00 (123.26)	78.00	0.00 ^{*3}	MCC 2D-3	MCC 2D-3	0.00	0.00	—	○	○	止水対策実施			
				MCC 2D-5	MCC 2D-5	0.00	0.00	—	—	—	○	止水対策実施		
				RCTC DIV-II計装ラック	H22-P029	0.61	0.41	○	—	—	—	—		
				HPCS DIV-III計装ラック	H22-P024	0.58	0.38	○	—	—	—	—		
				CAMS (B)冷却水入口弁 (RHR(S)(B)系)	3-12F101B(M0)	0.40	0.20	○	—	—	—	—		
				CAMS (B)冷却水出口弁 (RHR(S)(B)系)	3-12F102B(M0)	0.40	0.20	○	—	—	—	—		
				RHR 熱交換器(B)バイパス弁	E12-F048B(M0)	0.69	0.49	○	—	—	—	—		
				RHR (B)系サンプリング弁 (内側)	E12-F060B(A0)	0.24	0.04	○	—	—	—	—		
				RHR (B)系サンプリング弁 (外側)	E12-F075B(A0)	0.24	0.04	○	—	—	—	—		
RB-B1-4 RB-B1-7	0.00 (123.26)	20.90	0.00	RHR 熱交換器(A)海水出口弁	E12-F068B(M0)	1.16	0.96	○	—	—				
				—	—	—	—	—	—	—	—			
				RHR 熱交換器(A)バイパス弁	E12-F048A(M0)	0.69	0.49	○	—	—	—			
				RHR (A)系サンプリング弁 (内側)	E12-F060A(A0)	0.69	0.49	○	—	—	—	—		
				RHR (A)系サンプリング弁 (外側)	E12-F075A(A0)	0.69	0.49	○	—	—	—	—		
				RHR 熱交換器(A)海水出口弁	E12-F068A(M0)	1.21	1.01	○	—	—	—	—		
				—	—	—	—	—	—	—	—	—		
				R/B INST DIST PNL 3	—	—	—	—	—	—	—	—	—	止水対策実施
				原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁(外側)	G13-F132(A0)	3.48	3.28	○	—	—	—	—	—	
RB-B1-8	0.00 (123.26)	19.90	0.30	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁(内側)	G13-F133(A0)	3.48	3.28	○	—	—				
				原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁(外側)	G13-F129(A0)	3.49	3.29	○	—	—	—			
				原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁(内側)	G13-F130(A0)	3.49	3.29	○	—	—	—			

*1 : 各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

*2 : 区画最大水位は流下開口があるため、流下開口部堰高さの値

*3 : 区画最大水位は堰のない流下開口があるため、高さ0.00mの値

判定

- A : 最大水位 ≤ 機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B : 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C : 対策の実施

第 8.6.2-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (5/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上 1 階) (1/1)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流出入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度 0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-1-1	0.00 (0.50)	246.40	0.01	RHR (A)系サブプレッションプールスプレイ弁	E12-F027A(MO)	2.90	2.70	○	—	—	
				RHR (A)系テストライン弁	E12-F024A(MO)	1.24	1.04	○	—	—	
				R/B INST DIST PNL 1	—	0.20	0.00	—	○	○	止水対策実施
				R/B INST DIST PNL 2	—	0.20	0.00	—	○	○	止水対策実施
				FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)	1.63	1.43	○	—	—	
				FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)	1.37	1.17	○	—	—	
				MSIVステムリリークドレン弁(A)	E32-FF009A(MO)	1.86	1.66	○	—	—	
RB-1-2	0.00 (123.26)	258.50	0.10 ^{*2}	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A	1.19	0.99	○	—	—	
				サブプレッジョンチェンバースー真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)	0.60	0.40	○	—	—	
				サブプレッジョンチェンバースー真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)	1.33	1.13	○	—	—	
				サブプレッジョン・チェンバースー真空破壊止め弁	2-26B-5(AO)	0.76	0.56	○	—	—	
				サブプレッジョン・チェンバースーN2ガス供給弁	2-26B-6(AO)	1.53	1.33	○	—	—	
				RHR (B)系サブプレッションプールスプレイ弁	E12-F027B(MO)	1.75	1.55	○	—	—	
				FCS (B)系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)	1.80	1.60	○	—	—	
RB-1-3 RB-1-6 RB-1-4 RB-1-5 RB-1-7	0.00 (123.26)	20.10	0.00	FCS (B)系出口弁	2-43V-2B(MO)	1.80	1.60	○	—	—	
				MSIVステムリリークドレン弁(B)	E32-FF009B(MO)	2.52	2.32	○	—	—	
				SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B	1.50	1.30	○	—	—	
				サブプレッジョン・チェンバースー真空破壊止め弁	2-26B-10(AO)	3.06	2.86	○	—	—	
				サブプレッジョン・チェンバースー真空破壊止め弁	2-26B-11(AO)	2.08	1.88	○	—	—	
				格納容器酸素分析系サブプレッジョン弁	25-51D1(電磁弁)	2.00以上	1.80	○	—	—	
				格納容器酸素分析系サブプレッジョン弁	25-51D2(電磁弁)	2.00以上	1.80	○	—	—	
RB-1-3	0.00	20.10	0.00	—	—	—	—	—	—		
RB-1-6	0.00	0.90	0.00	—	—	—	—	—	—		
RB-1-4	0.00	2.50	0.00	—	—	—	—	—	—		
RB-1-5	0.00 (123.26)	1.20	0.00	—	—	—	—	—	—		
RB-1-7	0.00 (123.26)	22.00	0.00	—	—	—	—	—	—		

*1 : 各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃ろぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

*2 : 区画最大水位は流下開口があるため、流下開口部堰高さの値

判定

A : 最大水位 ≤ 機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)

B : 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

C : 対策の実施

第 8.6.2-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (6/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上 2 階) (1/2)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機器番号	機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度 0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号				A	B	C	
RB-2-1	32.32	161.70	0.10	RB-2-1	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F019(M0)	1.01	0.81	○	—	—	
					主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067A(M0)	0.77	0.57	○	—		
					主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067B(M0)	0.77	0.57	○	—		
					主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067C(M0)	0.77	0.57	○	—		
					主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067D(M0)	0.77	0.57	○	—		
					主蒸気隔離弁第2弁(A)	B22-F028A(A0)	1.62	1.42	○	—		
					主蒸気隔離弁第2弁(B)	B22-F028B(A0)	1.61	1.41	○	—		
					主蒸気隔離弁第2弁(C)	B22-F028C(A0)	1.61	1.41	○	—		
RB-2-2	0.00	7.40	0.00	RB-2-2	主蒸気隔離弁第2弁(D)	B22-F028D(A0)	1.62	1.42	○	—		
					MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N031A	2.00以上	1.80	○	—		
					MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N031B	2.00以上	1.80	○	—		
					MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N031C	2.00以上	1.80	○	—		
					MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N031D	2.00以上	1.80	○	—		
					RHR (A) 系 シャットダウン注入弁	E12-F053A(M0)	0.69	0.49	○	—		
					RHR シャットダウンランライオン隔離弁 (外側)	E12-F008(M0)	2.70	2.50	○	—		
					RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F016B(M0)	0.79	0.59	○	—		
RB-2-3	0.00	17.60	0.00	RB-2-3	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F017B(M0)	0.79	0.59	○	—		
					FCS (B) 系 入口管隔離弁	2-43V-1B(M0)	4.10	3.90	○	—		
					格納容器酸素分析系サブリンダ弁	25-51C1(電磁弁)	4.00	3.80	○	—		
					格納容器酸素分析系サブリンダ弁	25-51C2(電磁弁)	4.00	3.80	○	—		
RB-2-4	0.00	8.50	0.00	RB-2-4	RHR (B) 系 シャットダウン注入弁	E12-F053B(M0)	0.69	0.49	○	—		
					—	—	—	—	—	—		
RB-2-5	0.00	14.90	0.00	RB-2-5	—	—	—	—	—	—		
RB-2-6	0.00 (0.50)	33.60	0.01	RB-2-6	TIP N2隔離弁	C51-S0-F010(電磁弁)	1.26	1.06	○	—		
RB-2-7	0.00	8.20	0.00	RB-2-7	—	—	—	—	—	—		

*1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

- A：最大水位≦機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C：対策の実施

第 8.6.2-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (7/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上 2 階) (2/2)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流出入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機器番号	機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度 0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号				A	B	C	
RB-2-8 (0.50)	0 (0.50)	171.00	0.01	ジェットポンプグループ(A)計装ラック	H22-P010	0.62	0.42	○	—	—		
				ジェットポンプグループ(B)計装ラック	H22-P009	0.59	0.39	○	—	—		
				ドライウエルの機器原子炉補機冷却水戻り弁	2-9V33(M0)	3.86	3.66	○	—	—		
				ドライウエルの機器原子炉補機冷却水隔離弁	2-9V30(M0)	3.66	3.46	○	—	—		
				水平方向地震加速度検出器	C72-N009C	0.30	0.10	○	—	—		
				水平方向地震加速度検出器	C72-N009D	0.30	0.10	○	—	—		
				主蒸気流量(B)計装ラック	H22-P025	0.61	0.41	○	—	—		
				ドライウエルの制御用空気供給元弁	2-16V11(M0)	0.91	0.71	○	—	—		
				FCS(A)系入口管隔離弁	2-43V-1A(M0)	1.88	1.68	○	—	—		
				原子炉再循環系(B)計装ラック	H22-P006	0.55	0.35	○	—	—		
				TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	0.00	0.00	—	○	—	止水対策実施	
				ドライウエルの冷水入口隔離弁	7-90V13(M0)	3.50	3.30	○	—	—		
ドライウエルの冷水出口隔離弁	7-90V17(M0)	2.25	2.05	○	—	—						
エアバージ供給入口弁	2-26B-1(A0)	3.67	3.47	○	—	—						
格納容器/サブプレッジョン・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-7(A0)	1.13	0.93	○	—	—						
N2ガスバージ供給弁	2-26B-8(A0)	3.78	3.58	○	—	—						
水平方向地震加速度検出器	C72-N009A	0.30	0.10	○	—	—						
水平方向地震加速度検出器	C72-N009B	0.30	0.10	○	—	—						
主蒸気流量(A)計装ラック	H22-P015	0.59	0.39	○	—	—						
MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N030A	2.00以上	1.80	○	—	—						
MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N030B	2.00以上	1.80	○	—	—						
MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N030C	2.00以上	1.80	○	—	—						
MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N030D	2.00以上	1.80	○	—	—						
原子炉再循環系(A)計装ラック	H22-P022	0.58	0.38	○	—	—						
格納容器バージ弁	2-26B-2(A0)	3.69	3.49	○	—	—						
格納容器N2ガス供給弁	2-26B-9(A0)	3.85	3.65	○	—	—						
CUW 外側隔離弁	G33-F004(M0)	0.73	0.53	○	—	—						
RB-2-10	0.00 (90.94)	17.90	0.00									
RB-2-11	0.00 (90.94)	12.30	0.20									
RB-2-12	0.00 (90.94)	6.00	0.20									

*1 : 各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

*2 : 区画最大水位は流下開口があるため、流下開口部堰高さの値

判定

- A : 最大水位 ≤ 機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B : 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C : 対策の実施

第 8.6.2-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (8/17)

原子炉建屋 (原子炉棟地上 3 階) (1/4)

溢水発生 区分番号	溢水量 (流出入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度 0.2m 考慮) ^{※1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-3-1 RB-3-3	0.08	233.40	0.01	CAMS (A) ドライウエル計装入口隔離弁	D23-F001A(M0)	4.20	4.00	○	—	—	—
				CAMS (A) ドライウエル計装出口隔離弁	D23-F002A(M0)	4.00	3.80	○	—	—	—
				CAMS (A) サブレンジョンバル計装入口隔離弁	D23-F003A(M0)	4.20	4.00	○	—	—	—
				格納容器露頭気モニタヒータ電源盤(A)	LCP-188A	1.10	0.90	○	—	—	—
				CAMS (A) 系ヒータ電源用変圧器	—	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				CAMS モニタラック(A)	D23-P001A	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				CAMS 校正用計器ラック(A)	D23-P002A	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				CAMS 校正用ポンベラック(A)	D23-P003A	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				ドライウエル圧力伝送器	PT-D23-N004A	1.30	1.10	○	—	—	—
				原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P005	0.63	0.43	○	—	—	—
				原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P026	0.58	0.38	○	—	—	—
				MCC 2C-7	MCC 2C-7	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				MCC 2C-8	MCC 2C-8	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ)	PIS-16-900.1	1.10	0.90	○	—	—	—
				ドライウエルN2ボトルガス供給弁	2-16V13A(M0)	2.85	2.65	○	—	—	—
				ドライウエルN2供給弁	2-16V12A(M0)	2.85	2.65	○	—	—	—
ドライウエル露蒸ボンベガス供給遮断弁	3-16V900A(A0)	0.33	0.13	○	—	—	—				
MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N029A	2.00以上	1.80	○	—	—	—				
MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N029B	2.00以上	1.80	○	—	—	—				
MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N029C	2.00以上	1.80	○	—	—	—				
MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N029D	2.00以上	1.80	○	—	—	—				

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

- A：最大水位≦機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C：対策の実施

第 8.6.2-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (9/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上 3 階) (2/4)

漏水発生 区画番号	溢水量 (流入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機器番号	機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判定高さ (裕度 0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考	
				設備名称	機器番号				A	B	C		
RB-3-1 RB-3-3	0.08	233.40	0.01	FCS プロポ(A)	FCS-HVA-T49-BLOWER-A		0.30	0.10	○	—	—		
				FCS 再結合器(A)	FCS-HEX-1A		0.30	0.10	○	—	—		
				FCS 加熱器(A)	FCS-HEX-HTR-A		0.30	0.10	○	—	—		
				プロポ(A)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2A		0.30	0.10	○	—	—		
				加熱管2/3位置(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-4A		0.30	0.10	○	—	—		
				加熱管(A)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5A		0.30	0.10	○	—	—		
				加熱管(A)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-6A		0.30	0.10	○	—	—		
				再結合(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-7A		0.30	0.10	○	—	—		
				再結合器(A)壁温度(検出器)	TE-T49-8A		0.30	0.10	○	—	—		
				再循環(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-9A		0.30	0.10	○	—	—		
				FCS ヒータ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A		0.00	0.00	—	○	—	○	止水対策実施
				FCS(A)冷却器冷却水元弁	E12-FF104A(MO)		0.45	0.25	○	—	—	—	
				FCS 冷却器冷却水入口弁	MP-10A(MO)		0.30	0.10	○	—	—	—	
				FCS 入口制御弁	FV-1A(MO)		0.30	0.10	○	—	—	—	
				FCS 再循環制御弁	FV-2A(MO)		0.30	0.10	○	—	—	—	
				FCS(A)系統流量計装	E21-F005(MO)		0.94	0.74	○	—	—	—	
				LPCS 注入弁	H22-P030		4.56	4.36	○	—	—	—	
IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P032		0.89	0.69	○	—	—	—					
IRM&SRM PREAMP. CABINET	PT-26-79.53		0.87	0.67	○	—	—	—					
PCV PRESS	V25-1008(電磁弁)		1.34	1.14	○	—	—	—					
D/W内サンプリングバイパス弁	V25-1008(電磁弁)		0.74	0.54	○	—	—	—					
RHR(A)系 注入弁	E12-F042A(MO)		4.70	4.50	○	—	—	—					
0.00	RB-3-3	36.10	0.01				1.55	1.35	○	—	—		

*1: 各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃き取りを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

- A: 最大水位 ≤ 機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B: 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C: 対策の実施

第8.6.2-1表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (10/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上3階)(3/4)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考	
				設備名称	機器番号			A	B	C		
RB-3-2 RB-3-4	0.00 (90.94)	259.10	0.10 ^{*2}	CAMS (B) ドライウェル計装入口隔離弁	D23-F001B(M0)	5.37	5.17	○	—	—		
				CAMS (B) ドライウェル計装出口隔離弁	D23-F002B(M0)	5.37	5.17	○	—	—		
				CAMS (B) サプレッションプール計装入口隔離弁	D23-F003B(M0)	5.37	5.17	○	—	—	—	
				CAMS (B) サプレッションプール計装トレン出口隔離弁	D23-F004B(M0)	5.37	5.17	○	—	—	—	
				ドライウェル圧力(伝送器)	PT-D23-N004B	1.06	0.86	○	—	—	—	
				原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P004	0.63	0.43	○	—	—	—	
				原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P027	0.59	0.39	○	—	—	—	
				RHR VALVE DIFF PRESS (A) (伝送器)	DPT-E12-N058A	1.16	0.96	○	—	—	—	
				RHR VALVE DIFF PRESS (B) (伝送器)	DPT-E12-N058B	1.18	0.98	○	—	—	—	
				RHR VALVE DIFF PRESS (C) (伝送器)	DPT-E12-N058C	1.19	0.99	○	—	—	—	
				MCC 2D-7	MCC 2D-7	0.00	0.00	—	—	—	○	止水対策実施
				MCC 2D-8	MCC 2D-8	0.00	0.00	—	—	—	○	止水対策実施
				N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ)	PIS-16-900.2	1.10	0.90	○	—	—	—	
				ドライウェルN2ボトルガス供給弁	2-16V13B(M0)	0.54	0.34	○	—	—	—	
				ドライウェルN2供給弁	2-16V12B(M0)	0.52	0.32	○	—	—	—	
				ドライウェル蒸発ポンパガス供給遮断弁	3-16V900B(M0)	0.32	0.12	○	—	—	—	
				SIC テスト逆止弁バイパス弁	C41-FF004(A0)	2.80	2.60	○	—	—	—	
				核分裂生成物モニタ系サブプリンギング弁	E31-F010A(A0)	0.60	0.40	○	—	—	—	
				核分裂生成物モニタ系サブプリンギング弁	E31-F011A(M0)	0.60	0.40	○	—	—	—	
				FCS プロパ(B)	FCS-HVA-T49-BLOWER-B	0.30	0.10	○	—	—	—	
FCS 再結合器(B)	FCS-HEX-1B	0.30	0.10	○	—	—	—					
FCS 加熟器(B)	FCS-HEX-HTR-B	0.30	0.10	○	—	—	—					
フロワ(B)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2B	0.30	0.10	○	—	—	—					
加熱管2/3位置(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-4B	0.30	0.10	○	—	—	—					
加熱管(B)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5B	0.30	0.10	○	—	—	—					
加熱管(B)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6B	0.30	0.10	○	—	—	—					
再結合(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-7B	0.30	0.10	○	—	—	—					
再結合器(B)壁温度(検出器)	TE-T49-8B	0.30	0.10	○	—	—	—					
再循環(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-9B	0.30	0.10	○	—	—	—					

*1: 各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

*2: 区画最大水位は流下開口があるため、流下開口部堰高さの値

判定

- A: 最大水位 ≤ 機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B: 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C: 対策の実施

第8.6.2-1表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (11/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上3階)(4/4)	最大水位 (m)	滞留面積 (㎡)	溢水量 (流出入 考慮 溢水量) (㎡)	防護対象設備		機器番号	機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度0.2m 考慮) ^{※1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号				A	B	C	
RB-3-2 RB-3-4	0.00 (90.94)	259.10	0.10 ^{※2}	FCS ヒータ制御盤(B)		PNL-FCS-HEATER-B	0.00	0.00	—	—	—	止水対策実施
				FCS (B) 冷却器冷却水弁弁		E12-F04B(M)	0.45	0.25	○	—	—	
				FCS 冷却器冷却水入口弁		MV-10B(M)	0.30	0.10	○	—	—	
				FCS 入口制御弁		FV-1B(M)	0.30	0.10	○	—	—	
				FCS 再循環制御弁		FV-2B(M)	0.30	0.10	○	—	—	
				FCS (B) 系統流量計装		—	0.94	0.74	○	—	—	
				HPCS 注入弁		E22-F004 (M)	5.14	4.94	○	—	—	
				IRM&SRM PREAMP. CABINET		H22-F031	0.89	0.69	○	—	—	
				IRM&SRM PREAMP. CABINET		H22-F033	1.21	1.01	○	—	—	
				PCV PRESS (A) (伝送器)		PT-26-79.51A	1.06	0.86	○	—	—	
				PCV PRESS (B) (伝送器)		PT-26-79.51B	1.07	0.87	○	—	—	
				PCV PRESS (伝送器)		PT-26-79.5R	1.06	0.86	○	—	—	
RB-3-2 RB-3-4	0.10 ^{※2}	259.10	0.10 ^{※2}	格納容器酸素分析系サンプリング弁		25-51B1 (電磁弁)	3.90	3.70	○	—	—	
				格納容器酸素分析系サンプリング弁		25-51B2 (電磁弁)	3.90	3.70	○	—	—	
				格納容器酸素分析系サンプリング弁		B35-F020(A)	0.46	0.26	○	—	—	
				炉水サンプリング弁(外側隔離弁)		B35-F020(A)	0.46	0.26	○	—	—	
				RHR (B)系 テストライオン弁		E12-F024B (M)	3.70	3.50	○	—	—	
				MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR (検出器)		D17-N003A	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR (検出器)		D17-N003B	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR (検出器)		D17-N003C	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR (検出器)		D17-N003D	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施
				水圧制御ユニット(スクラム弁含む)(西側)		—	1.55	1.35	○	—	—	
				原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁		B35-F060B-V2(A)	0.50	0.30	○	—	—	
				原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁		B35-F060B-V4(A)	0.50	0.30	○	—	—	
原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁		B35-F060B-V6(A)	0.50	0.30	○	—	—					
原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁		B35-F060B-V8(A)	0.50	0.30	○	—	—					
RCTC 外側隔離弁		E51-F064 (M)	3.38	3.18	○	—	—					
原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁		B35-F060A-V1(A)	0.50	0.30	○	—	—					
原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁		B35-F060A-V3(A)	0.50	0.30	○	—	—					
原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁		B35-F060A-V5(A)	0.50	0.30	○	—	—					
原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁		B35-F060A-V7(A)	0.50	0.30	○	—	—					
RB-3-7	0.00 (90.94)	20.50	0.10 ^{※2}			—	—	—	—	—		
RB-3-8	0.00	44.30	0.00			RHR (B)系 注入弁	4.36	4.16	○	—		
RB-3-9	0.00 (90.94)	3.50	0.10 ^{※2}			RHR (C)系 注入弁	4.70	4.50	○	—		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃ちぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値
 ※2：区画最大水位は流下開口があるため、流下開口部最高高さの値

判定

- A：最大水位≦機能喪失高さ(裕度0.2m考慮)
- B：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C：対策の実施

第8.6.2-1表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (12/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上4階)(1/2)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流出入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機器番号	機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判定高さ (裕度0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考	
				設備名称	機器番号				A	B	C		
RB-4-1	0.00 (0.00)	196.90	0.00	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施	
				MCC 2C-9	MCC 2C-9	MCC 2C-9	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施	
				直流125V MCC 2A-2	直流125V MCC 2A-2	直流125V MCC 2A-2	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施	
RB-4-2	0.00 (90.52)	250.00	0.10 ^{*2}	FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002	G41-P002	0.52	0.32	○	—	—	—	
				PUMP SECTION LO PRESS & ALARM(スイッチ)	PSL-G41-N007A	PSL-G41-N007A	1.24	1.04	○	—	—	—	—
				PUMP SECTION LO PRESS & ALARM(スイッチ)	PSL-G41-N007B	PSL-G41-N007B	1.23	1.03	○	—	—	—	—
				RCIC 注入弁	E51-F013(M0)	E51-F013(M0)	5.26	5.06	○	—	—	—	—
				RCIC 弁(E51-F065)均圧弁	E51-FF008(A0)	E51-FF008(A0)	4.00	3.80	○	—	—	—	—
				格納容器雰囲気モータヒータ電源盤(B)	LCF-188B	LCF-188B	1.10	0.90	○	—	—	—	—
				CAMS (B)系 ヒータ電源用変圧器	—	—	0.00	0.00	—	—	—	○	止水対策実施
				CAMS モニタラック(B)	—	—	0.00	0.00	—	—	—	○	止水対策実施
				CAMS 校正用計器ラック(B)	—	—	0.00	0.00	—	—	—	○	止水対策実施
				CAMS 校正用ポンペラック(B)	—	—	0.00	0.00	—	—	—	○	止水対策実施
RB-4-3	0.00	4.90	0.00	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施	
				MCC 2D-9	MCC 2D-9	MCC 2D-9	0.00	0.00	—	—	○	止水対策実施	
				格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51A1(電磁弁)	25-51A1(電磁弁)	1.69	1.49	○	—	—	—	
RB-4-4	0.00 (90.52)	1.20	0.10 ^{*2}	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51A2(電磁弁)	25-51A2(電磁弁)	1.69	1.49	○	—	—	—	
				RRR (A)系 格納容器スプレイ弁	E12-F016A(M0)	E12-F016A(M0)	1.00	0.80	○	—	—	—	
				RRR (A)系 格納容器スプレイ弁	E12-F017A(M0)	E12-F017A(M0)	1.00	0.80	○	—	—	—	
RB-4-5	0.00	4.10	0.20	ドライウェルベント弁	2-26B-12(A0)	2-26B-12(A0)	4.73	4.53	○	—	—	—	
				ドライウェル 2インチ ベント弁	2-26V9(A0)	2-26V9(A0)	5.65	5.45	○	—	—	—	

*1 : 各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃ろき考慮した値(0.2m)を差し引いた値

*2 : 区画最大水位は流下開口があるため、流下開口部薬高さの値

判定

- A : 最大水位 ≤ 機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B : 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C : 対策の実施

第8.6.2-1表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (13/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上4階)(2/2)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流出入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機器番号	機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考
				設備名称					A	B	C	
RB-4-6 RB-4-21	0.00	RB-4-6 9.70	0.00	FPC F/D(A) 出口弁		G41-102A(A0)	1.75	1.55	○	-	-	
	0.00	RB-4-21 3.40	0.00	FPC F/D(A) 出口流量制御弁		G41-FCV-11A	1.75	1.55	○	-	-	
RB-4-7 RB-4-8	0.00	RB-4-7 12.50	0.00	-		-	-	-	-	-	-	
	0.00	RB-4-8 1.30	0.00	-		-	-	-	-	-	-	
RB-4-9 RB-4-10	0.00	RB-4-9 9.50	0.00	FPC F/D(B) 出口弁		G41-102B(A0)	1.75	1.55	○	-	-	
	0.00	RB-4-10 3.50	0.00	FPC F/D(B) 出口流量制御弁		G41-FCV-11B	1.75	1.55	○	-	-	
RB-4-11 RB-4-12 RB-4-13	0.00 (90.52)	RB-4-11 1.40	0.10 ^{*2}	-		-	-	-	-	-	-	
	0.00 (90.52)	RB-4-12 50.80	0.20	-		-	-	-	-	-	-	
	0.00 (90.52)	RB-4-13 1.60	0.10 ^{*2}	-		-	-	-	-	-	-	
RB-4-14 RB-4-15 RB-4-16	0.00	RB-4-14 1.80	0.00	-		-	-	-	-	-	-	
	0.00	RB-4-15 57.30	0.00	-		-	-	-	-	-	-	
	0.00	RB-4-16 1.40	0.00	-		-	-	-	-	-	-	
RB-4-17 RB-4-18	0.00	RB-4-17 30.20	0.00	-		-	-	-	-	-	-	
	0.00	RB-4-18 0.90	0.00	-		-	-	-	-	-	-	
RB-4-19 RB-4-20	0.00	RB-4-19 20.40	0.00	FPC 再循環ポンプ(A)		FPC-PMP-C001A	0.31	0.11	○	-	-	
	0.00	RB-4-20 0.90	0.00	FPC 再循環ポンプ(B)		FPC-PMP-C001B	0.30	0.10	○	-	-	
RB-4-22 RB-4-23	0.00	RB-4-22 18.60	0.00	-		-	-	-	-	-	-	
	0.00	RB-4-23 69.60	0.00	-		-	-	-	-	-	-	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

※2：区画最大水位は落下開口があるため、落下開口部堰高さの値

判定

- A：最大水位≦機能喪失高さ(裕度0.2m考慮)
- B：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C：対策の実施

第8.6.2-1表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (14/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上5階)(1/3)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考	
				設備名称	機器番号			A	B	C		
RB-5-1 RB-5-14	0.00	74.90	0.00	FFC スキーマーサーージタンク 補給水弁	7-18V71 (M0)	4.93	4.73	○	—	—	—	○ 止水対策実施
				FPF/DEMIN. CONTROL PNL.	PNL-641-Z010-100	0.00	0.00	—	○	—	—	
				FFC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46A	0.72	0.52	○	—	—	—	
				FFC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46B	0.73	0.53	○	—	—	—	
				FRVS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-43	0.77	0.57	○	—	—	—	
				FRVS SGTs 系入口ダンパ(SB2-4A)	SB2-4A (A0)	5.10	4.90	○	—	—	—	
				FRVS SGTs 系入口ダンパ(SB2-4B)	SB2-4B (A0)	3.78	3.58	○	—	—	—	
				FRVS 排風機(A)	HVAC-E2-15A	0.91	0.71	○	—	—	—	
				FRVS 排風機(B)	HVAC-E2-13B	0.91	0.71	○	—	—	—	
				FRVS トレイン(A)フィルタ	FRVS-FLT-A	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS トレイン(B)フィルタ	FRVS-FLT-B	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-44	0.78	0.58	○	—	—	—	
				FRVS トレイン(A)ヒータ	FRVS-HEX-BHC2-6A	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS トレイン(B)ヒータ	FRVS-HEX-BHC2-6B	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS トレイン(A)ヒータ制御盤	PNL-LCP-122	1.00	0.80	○	—	—	—	
				FRVS トレイン(B)ヒータ制御盤	PNL-LCP-125	1.00	0.80	○	—	—	—	
				FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940A	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940B	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941A	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941B	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1A	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1B	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4A	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4B	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS TRAIN (A) ADSORBER IN TEMP (検出器)	TE-26-909A	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS TRAIN (B) ADSORBER IN TEMP (検出器)	TE-26-909B	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS TRAIN (A) ADSORBER OIT TEMP (検出器)	TE-26-910A	0.40	0.20	○	—	—	—	
				FRVS TRAIN (B) ADSORBER OIT TEMP (検出器)	TE-26-910B	0.40	0.20	○	—	—	—	
FRVS 通常排気系隔離弁(A)	SB2-12A(A0)	4.87	4.67	○	—	—	—					
FRVS 通常排気系隔離弁(B)	SB2-12B(A0)	4.14	3.94	○	—	—	—					
FRVS トレイン(A)入口ダンパ	SB2-5A (A0)	1.73	1.53	○	—	—	—					
FRVS トレイン(B)入口ダンパ	SB2-5B (A0)	3.52	3.32	○	—	—	—					

*1: 各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

- A: 最大水位 ≤ 機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B: 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C: 対策の実施

第8.6.2-1表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (15/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上5階)(2/3)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-5-1 RB-5-14	0.00	115.70	0.00	FRVS トレイン(A)出口ダンプ	SB2-7A(A0)	1.60	1.40	○	—	—	
				FRVS トレイン(B)出口ダンプ	SB2-7B(A0)	1.60	1.40	○	—	—	
				FRVS 循環ダンプ(SB2-13A)	SB2-13A(A0)	2.37	2.17	○	—	—	
				FRVS 循環ダンプ(SB2-13B)	SB2-13B(A0)	3.08	2.88	○	—	—	
				SGTS 排風機(A)	HVAC-E2-10A	0.69	0.49	○	—	—	
				SGTS 排風機(B)	HVAC-E2-10B	0.69	0.49	○	—	—	
				SGTS トレイン(A)フィルター	SGTS-FLT-A	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS トレイン(B)フィルター	SGTS-FLT-B	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-47	0.86	0.66	○	—	—	
				SGTS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-48	0.86	0.66	○	—	—	
				SGTS トレイン(A)ヒータ	SGTS-HEX-BHC2-7A	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS トレイン(B)ヒータ	SGTS-HEX-BHC2-7B	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS トレイン(A)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-116	1.10	0.90	○	—	—	
				SGTS トレイン(B)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-119	1.15	0.95	○	—	—	
				SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-950A	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-950B	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-951A	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-951B	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS TRAIN (A) INLET TEMP(検出器)	TE-26-30.1A	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS TRAIN (B) INLET TEMP(検出器)	TE-26-30.1B	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-30.4A	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-30.4B	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS TRAIN (A) ADSORBER IN TEMP(検出器)	TE-26-921A	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS TRAIN (B) ADSORBER IN TEMP(検出器)	TE-26-921B	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS TRAIN (A) ADSORBER OUIT TEMP(検出器)	TE-26-922A	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS TRAIN (B) ADSORBER OUIT TEMP(検出器)	TE-26-922B	0.40	0.20	○	—	—	
				SGTS トレイン(A)入口ダンプ	SB2-9A(A0)	1.60	1.40	○	—	—	
				SGTS トレイン(B)入口ダンプ	SB2-9B(A0)	1.60	1.40	○	—	—	
SGTS トレイン(A)出口ダンプ	SB2-11A(A0)	1.60	1.40	○	—	—					
SGTS トレイン(B)出口ダンプ	SB2-11B(A0)	1.60	1.40	○	—	—					

*1: 各機器の機能喪失高さから床勾配及び捕らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

- A: 最大水位≦機能喪失高さ(裕度0.2m考慮)
- B: 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C: 対策の実施

第8.6.2-1表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (16/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上5階) (3/3)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-5-1 RB-5-14	0.00	RB-5-14 115.70	0.00	FRYS-SGTS(A)HEATER CONT. PNL	LCF-133	0.61	0.41	○	—	—	
				FRYS-SGTS(B)HEATER CONT. PNL	LCF-134	0.61	0.41	○	—	—	
RB-5-2	0.00 (89.64)	RB-5-2 159.10	0.10 ^{*2}	原子炉建屋換気系ベント弁(SB2-14)	2-2BB-13(A0)	3.60	3.40	○	—	—	
				FRYS ベント弁(SB2-3)	2-2BB-14(A0)	2.37	2.17	○	—	—	
RB-5-3	0.88	RB-5-3 29.10	0.04	ほう酸水注入ポンプ(A)	SLC-PMP-C001A	0.56	0.36	○	—	—	
				ほう酸水注入ポンプ(B)	SLC-PMP-C001B	0.56	0.36	○	—	—	
				ほう酸水貯蔵タンク	SLC-VSL-A001	0.73	0.53	○	—	—	
				SLC 計装ラック	H22-P011	0.64	0.44	○	—	—	
				SLC 貯蔵タンク 出口弁(A)	C41-F001A(W0)	0.84	0.64	○	—	—	
RB-5-4	0.00 (89.64)	RB-5-4 18.80	0.20	SLC 貯蔵タンク 出口弁(B)	C41-F001B(W0)	0.84	0.64	○	—	—	
				SLC 爆破弁(A)	C41-F004A	2.01	1.81	○	—	—	
				SLC 爆破弁(B)	C41-F004B	2.01	1.81	○	—	—	
				SLC PUMP DISCH PRESS(伝送器)	PT-C41-N004	1.44	1.24	○	—	—	
				—	—	—	—	—	—	—	—
RB-5-5 RB-5-6	0.00 (89.64)	RB-5-5 0.90	0.10 ^{*2}	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(スイッチ)	LSH-G41-N004	3.51	3.31	○	—	—	
				SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSL-G41-N005	1.40	1.20	○	—	—	
RB-5-7 RB-5-8	0.00 (89.64)	RB-5-6 36.10	0.00	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSS-G41-N006	0.70	0.50	○	—	—	
				SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-G41-N100	0.45	0.25	○	—	—	
RB-5-9 RB-5-10	0.00 (89.64)	RB-5-7 0.80	0.10 ^{*2}	—	—	—	—	—	—	—	
				RB-5-8 19.90	0.20	—	—	—	—	—	—
RB-5-11 RB-5-12	0.00 (89.64)	RB-5-9 19.90	0.20	—	—	—	—	—	—	—	
				RB-5-10 1.40	0.10 ^{*2}	—	—	—	—	—	—
RB-5-13 RB-5-15	0.00 (89.64)	RB-5-11 18.70	0.00	—	—	—	—	—	—	—	
				RB-5-12 5.70	0.00	—	—	—	—	—	—
RB-5-14 RB-5-15	0.00 (89.64)	RB-5-13 0.70	0.00	—	—	—	—	—	—	—	
				RB-5-15 6.30	0.00	—	—	—	—	—	—

*1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

*2：区画最大水位は流下開口があるため、流下開口部高さの値

判定

- A：最大水位≦機能喪失高さ(裕度0.2m考慮)
- B：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C：対策の実施

第 8.6.2-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (17/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上 6 階) (1/1)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流入 考慮 溢水量) (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判別高さ (裕度 0.2m 考慮) ^{*1} (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-6-1	89.64	759.70	0.12	RCW SURGE TANK LEVEL (スイッチ)	L.SL-9-192	2.30	2.10	○	—	—	使用済燃料プール上に設置されている機器のため被水対策実施
				RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器)	LT-9-192	0.43	0.23	○	—	—	
				燃料取扱フロア 燃料プール(検出器)	RF-D21-NS03	0.73	0.53	○	—	—	
				燃料取扱フロア 燃料プール(現場監視ユニット)	RA-D21-NS03	1.36	1.16	○	—	—	
				FPC SKIMMER SURGE TANK LI	PAL-LCP-133	1.10	0.90	○	—	—	
				R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A)(検出器)	D17-N300A	4.50	4.30	○	—	—	
				R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B)(検出器)	D17-N300B	4.50	4.30	○	—	—	
				R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C)(検出器)	D17-N300C	4.50	4.30	○	—	—	
				R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D)(検出器)	D17-N300D	4.50	4.30	○	—	—	
				FUEL POOL TEMP(検出器)	TE-641-N015	—	—	—	—	○	

*1 : 各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

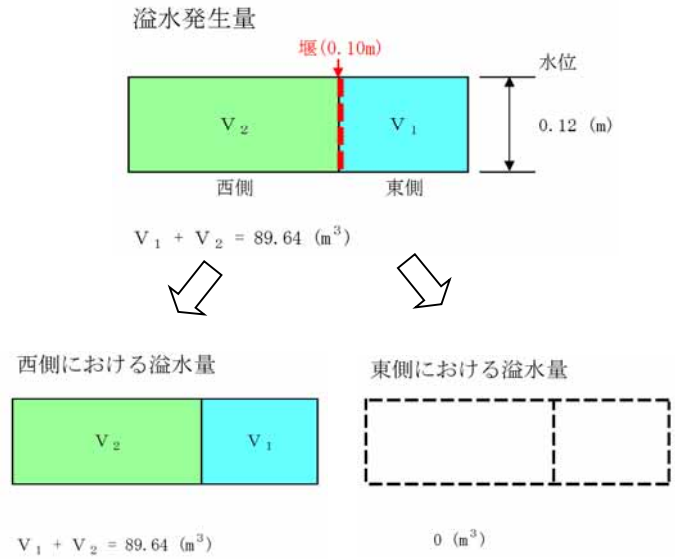
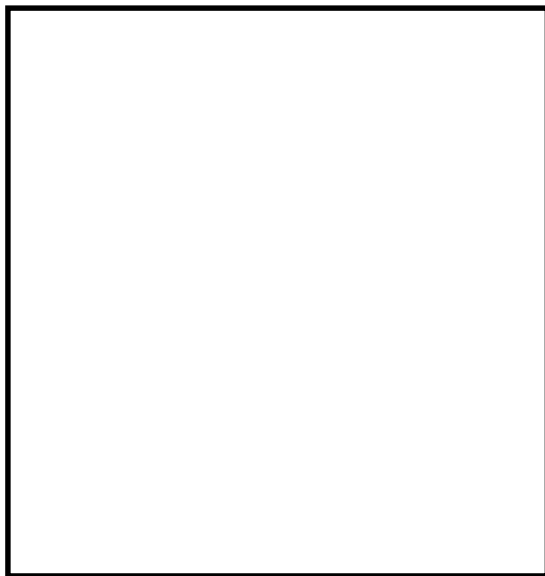
判定

- A : 最大水位 ≤ 機能喪失高さ (裕度 0.2m 考慮)
- B : 多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C : 対策の実施

第 8.6.2-2 表 地震に起因する各階層における溢水量評価

原子炉建屋(原子炉棟)

階層	溢水量(m ³)	
	階層溢水量	
	西側	東側
地上6階 (E. L. +46.50m)	89.64	0.00
地上5階 (E. L. +38.80m)	0.88	0.00
地上4階 (E. L. +29.00m)	0.00	0.00
地上3階 (E. L. +20.30m)	0.42	0.50
地上2階 (E. L. +14.00m)	32.32	0.00
地上1階 (E. L. +8.20m)	0.00	0.00
地下1階 (E. L. +2.00m)	0.00	0.00
地下2階 (E. L. -4.00m)	0.00	0.00
合計	123.26	0.50



V_1 : 区画 RB-6-1 の東側に滞留する溢水量 (m^3)
 V_2 : 区画 RB-6-1 の西側に滞留する溢水量 (m^3)

第 8.6.2-1 図 地震に起因する原子炉建屋 6 階における溢水量評価

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量を、堰 (0.10m) による分離を考慮し V_1 、 V_2 で示す。

スロッシングの全溢水量 $89.64 \text{ (m}^3\text{)}$ を東西に振り分けた場合、西側最下層の水位は 0.64 (m) 、東側最下層の水位は 1.18 (m) になる。

このとき、西側最下層については、止水対策により機器を没水から防護することが可能な水位となるが、東側最下層は西側より区画面積が小さいため没水による影響を受けやすい。このため、東側の床ドレンファンネルを閉止するとともに、堰 (0.10m) の分離をなくし、スロッシングによる全溢水量を西側へ流下させ評価を行った。

8.6.3 地震時の溢水伝播評価結果

8.6.2にて実施した伝播評価を、実際の溢水伝播図及び溢水量を用いて評価し、各溢水防護区画の溢水水位を算出した。溢水水位と各区画の機能喪失高さの最も低い防護対象設備の機能喪失判定については前述の第8.6.2-1表のとおり。

想定した地震時に発生する溢水に対し、第8.6.2-2表 没水影響評価において止水対策が必要な MCC 2C-3等の具体的対策例として300mm以上の浸水防止堰の設置対策を実施することにより、第6.1.5-1表の判定基準を満足するため、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。地震に起因する溢水による評価結果を第8.6.3-1表に、地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画を第8.6.3-1図に示す。

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (1/15)

原子炉建屋 (原子炉棟地下 2 階)

溢水発生 区画番号	流入溢水量 (m ³)	滞留面積 (m ²)	最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	没水判明高さ (裕度0.2m 考慮) ^{※1} (m)	判定			備考		
				設備名称	機器番号			A	B	C			
RB-B2-2	123.26	RB-B2-2	0.64	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	0.30	0.10	※2	—	—	—	※2：異区分配置により地震計の機能喪失はない	
RB-B2-3 RB-B2-14		—	水平方向地震加速度検出器	—	C72-N010B	0.30	0.10	—	—	—	—	※2：異区分配置により地震計の機能喪失はない	
		—	鉛直方向地震加速度検出器	—	C72-N011A	0.30	0.10	—	—	—	—	※2：異区分配置により地震計の機能喪失はない	
		—	鉛直方向地震加速度検出器	—	C72-N011B	0.30	0.10	—	—	—	—	※2：異区分配置により地震計の機能喪失はない	
RB-B2-4 RB-B2-5 RB-B2-6		—	RHR ポンプ(B)停止時冷卻ライン入口弁	—	E12-F060B(M)	1.94	1.74	○	—	—	—	—	—
		—	RHR ポンプ(B)入口弁	—	E12-F004B(M)	1.50	1.30	○	—	—	—	—	—
	—	RHR (B)ポンプ室空調機	—	HVAC-AH2-5	0.27	0.07	—	—	—	○	—	止水対策実施	
	—	RHR ポンプ(B)	—	RHR-PMP-C002B	2.52	2.32	○	—	—	—	—	—	
RB-B2-8	—	RB-B2-4	0.64	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	RB-B2-5	0.64	RHR ポンプ(C)	—	2.52	2.32	○	—	—	—	—	
	—	RB-B2-6	0.64	RHR (C)ポンプ入口弁	E12-F004C(M)	1.50	1.30	○	—	—	—	—	
RB-B2-9 RB-B2-16 RB-B2-11	—	—	—	RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	0.27	0.07	—	—	—	○	止水対策実施	
	—	—	—	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-36-79-5R	1.38	1.18	○	—	—	—	—	
	—	—	—	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	0.30	0.10	○	—	—	—	—	
RB-B2-12 RB-B2-13	0.00	RB-B2-8	0.00	水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	0.30	0.10	○	—	—	—	—	
	0.00	RB-B2-9	0.00	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	0.30	0.10	○	—	—	—	—	
	0.00	RB-B2-16	0.00	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	0.30	0.10	○	—	—	—	—	
RB-B2-11 RB-B2-12 RB-B2-13	0.50	RB-B2-11	0.01	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	RB-B2-12	0.01	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	2.68	2.48	○	—	—	—	—	
	—	RB-B2-13	0.01	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(M)	1.50	1.30	○	—	—	—	—	
				LPCS ミニフロー弁	E21-F011(M)	0.50	0.30	○	—	—	—	—	
				LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	0.27	0.07	○	—	—	—	—	
				SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-36-79-5A	1.40	1.20	○	—	—	—	—	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び掃らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

- A：最大水位≧機能喪失高さ (裕度0.2m考慮)
- B：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C：対策の実施

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (2/15)

評価種別：地震

溢水発生区画：全域

溢水源：基準地震動 S_s による地震力に対

して耐震性が確保されない系統

総合
判定 ○

備考：RCW系 (FPC系の冷却用) 及びCST系の原子炉棟以外の部分は、地震により破損想定するためFPC(A) (B)系及びCST系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 HCU(I) and HCU(II) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 FRS・SGTS (A) or FCS(B)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設				使用済燃料プール				
	低温停止機能	監視機能	冷却機能	給水機能	中央制御室				
安全機能	○	○	○	○	中央制御室換気機能				
機能判定	○	○	○	○	○				
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)			中央制御室換気系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (3/15)

発生区画 ※1, 2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考			
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能						
RB-6-1	89.64	-	-	-	-	-	-	-	-	-	PCIS (I) PCIS (II) FRYS (A) FRYS (B) SGTS (A) SGTS (B)	FPC (A) FPC (B)	CST	MCR-HVAC(A) MCR-HVAC(B)	○	①	
RB-5-1	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-5-2)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
RB-5-3	0.88	-	SLC(A) SLC(B)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-5-4)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-5-5)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-5-6	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	FPC(A) FPC(B)	CST	-	○	①	
(RB-5-7)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-5-8)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-5-9)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-5-10)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-5-11)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-5-12)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (4/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考			
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能						
(RB-5-13)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-5-14	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-5-15)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-4-1	0.00	-	SLC(A) SLC(B)	RHR(A) RHR(B)	RCTC	-	RHR(A) RHR(B)	PCIS(Ⅰ)	FPC(A) FPC(B)	CST	MCR-HVAC(A)	-	-	○	①		
RB-4-2	0.00	-	SLC(B)	RHR(B)	-	-	RHR(B)	PCIS(Ⅰ) PCIS(Ⅱ)	-	CST	MCR-HVAC(B)	-	-	○	①		
RB-4-3	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
(RB-4-4)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
(RB-4-5)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
RB-4-6	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
(RB-4-7)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
(RB-4-8)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
RB-4-9	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
(RB-4-10)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
(RB-4-11)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
(RB-4-12)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		
(RB-4-13)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①		

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (5/15)

発生区画 ※1, 2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考		
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能					
(RB-4-14)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-4-15)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-4-16)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-4-17)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-4-18)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-4-19	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-4-20)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-4-21)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-4-22)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-4-23)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-3-1	0.08	HCU(I・II)	HCU(I・II)	RHR(A) RHR(B) LPCS HPCS ADS(A) ADS(B)	HPCS RCIC	SRV(I・II) ADS(A) ADS(B)	RHR(A) RHR(B)	FCS(A) FRVS(A) FRVS(B) SGTS(A) SGTS(B) PCIS(I) PCIS(II)	-	FPC(A)	-	MCR-HVAC(A) MCR-HVAC(B)	○	①		
RB-3-2	0.00	HCU(I・II)	HCU(I・II)	RHR(A) RHR(B) RHR(C) HPCS ADS(A) ADS(B)	HPCS RCIC	SRV(I・II) ADS(A) ADS(B)	RHR(A) RHR(B)	FCS(B) FRVS(A) FRVS(B) SGTS(A) SGTS(B) PCIS(I) PCIS(II)	-	FPC(B)	-	MCR-HVAC(A) MCR-HVAC(B)	○	①		
RB-3-3	0.00	HCU(I・II)	HCU(I・II)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (6/15)

発生区画 ※1, 2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考				
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能							
RB-3-4	0.00	HCU(I・II)													○	①		
RB-3-5	0.42															○	①	
RB-3-6	0.42				RCIC											○	①	
(RB-3-7)	0.00															○	①	
RB-3-8	0.00															○	①	
(RB-3-9)	0.00															○	①	
RB-2-1	32.32															○	①	
RB-2-2	0.00															○	①	
RB-2-3	0.00															○	①	
RB-2-4	0.00															○	①	
(RB-2-5)	0.00															○	①	
RB-2-6	0.00															○	①	
(RB-2-7)	0.00															○	①	
RB-2-8	0.00															○	①	
RB-2-9	0.00	HCU(I・II)	HCU(I・II)	RHR(A) RHR(B)						RHR(A) RHR(B)	PCIS(II)					○	②	
RB-2-10	0.00		SLC(A) SLC(B)								PCIS(I)					○	①	
(RB-2-11)	0.00															○	①	

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (7/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考			
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能						
(RB-2-12)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-1-1	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-1-2	0.00	-	-	RHR(B)	-	-	RHR(B)	-	-	FCS(B) PCIS(I) PCIS(II)	-	-	-	-	○	②	
(RB-1-3)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-1-4)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-1-5)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-1-6)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-1-7)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B1-1	0.00	-	-	RHR(A) RHR(B) LPCS ADS(A) ADS(B)	RCIC	-	SRY(I・II) ADS(A) ADS(B)	RHR(A) RHR(B)	-	FCS(A) PCIS(I) PCIS(II)	FPC(A) FPC(B) RHR(A)	RHR(A)	-	-	○	②	
RB-B1-2	0.00	-	-	RHR(B) RHR(C) HPCS ADS(A) ADS(B)	HPCS	-	SRY(I・II) ADS(A) ADS(B)	RHR(B)	-	FCS(B)	RHR(B)	RHR(B)	-	-	○	②	
RB-B1-3	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B1-4	0.00	-	-	RHR(A)	-	-	-	RHR(A)	-	FCS(A) PCIS(I) PCIS(II)	RHR(A)	RHR(A)	-	-	○	①	
RB-B1-5	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-B1-6)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	

※1 ()内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料1 第3表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価(各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価(上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (8/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考			
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能						
(RB-B1-7)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B1-8	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	PCIS (I) PCIS (II)	-	-	-	○	①	
RB-B1-9	0.00	-	-	RHR (A) RHR (B) RHR (C) HPCS ADS (B)	HPCS RCIC	SRV (I・II) ADS (B)	RHR (A) RHR (B)	FCS (B) PCIS (II)	FPC (A) FPC (B) RHR (B)	RHR (B)	-	-	-	-	○	②	
RB-B2-1	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-B2-2)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
RB-B2-3	0.00	HCU (I・II)	HCU (I・II)	RHR (B)	-	-	RHR (B)	FCS (B)	RHR (B)	RHR (B)	-	-	-	-	○	②	
(RB-B2-4)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-5	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-6	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-7	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-8	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-B2-9)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-10	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-B2-11)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-12	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-13	0.00	-	-	LPCS	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-14	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (9/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考		
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能					
RB-B2-15	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RB-B2-16)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-17	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-18	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RB-B2-19	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(TB-2-1)	8.54	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-2)	0.53	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-3)	0.51	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-4)	0.62	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-5)	0.84	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-6)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(TB-2-7)	10.99	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-8)	63.17	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-9)	7.29	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-10)	8.68	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-11)	6.05	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-12)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(TB-2-13)	1.21	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	

※1 ()内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料1 第3表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し

②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (10/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考		
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能					
(TB-2-14)	7.23	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-2-15)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(TB-2-16)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
TB-1-1	410.38	-	-	-	-	-	-	-	-	-	FPC (A) FPC (B)	-	-	○	②	
TB-1-2	197.45	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-1-3)	2.86	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-1-4	0.38	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-1-5)	3.48	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-1-6	17.43	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-1-7)	13.05	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-1-8	38.34	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-1-9)	14.02	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-1-10)	4.83	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-1-11)	40.74	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-1-12	0.17	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	CST	○	②	
TB-1-13	0.18	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-1-14	949.39	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-1-15	16.87	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	

※1 ()内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料1 第3表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (11/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考		
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能					
TB-1-16	74.78	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-1-17	0.84	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-1-18)	0.07	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-1-19	0.90	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-1-20	95.10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-B1-1	2616.74	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-B1-2)	4.37	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-B1-3)	122.16	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-B1-4)	65.48	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-B1-5)	2.13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
TB-B1-6	497.60	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	CST	○	②	
(TB-B2-1)	0.04	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-B2-2)	533.30	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-B2-3)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-B2-4)	43.73	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(TB-B2-5)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
CST-B1-1	3122.62	-	-	HPCS	HPCS	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CST-B1-2	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	

※1 ()内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料1 第3表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

第8.6.3-1表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (12/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考		
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能					
CS-3-1	1.08	-	-	-	RCTC	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-3-2	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-3-3	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-2-1	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-2-2	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(CS-M2-1)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-1-1	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-1-2	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-1-3	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-1-4	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-1-5	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-1-6	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-1-7	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-1-8	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-BI-1	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-BI-2	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-BI-3	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-BI-4	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	

※1 ()内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料1 第3表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し

②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (13/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考		
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能					
CS-B1-5	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-B1-6	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-B1-7	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-B1-8	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-B2-1	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-B2-2	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-B2-3	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-B2-4	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
CS-B2-5	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RW-4-1)	4.07	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-4-2)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RW-4-3)	0.32	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-4-4)	0.32	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-3-1)	2.40	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-3-2)	0.47	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-3-3)	0.03	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-3-4)	2.60	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-2-1)	9.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	

※1 ()内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料1 第3表 防護対象設備リスト」参照

※3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (14/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考			
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能						
(RW-2-2)	9.04	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
RW-2-3	2.42	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-2-4)	0.04	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-2-5)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RW-2-6)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RW-2-7)	160.19	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-2-8)	56.82	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-2-9)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RW-2-10)	0.11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
RW-2-11	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RW-1-1)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RW-1-2)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
(RW-1-3)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	①	
RW-1-4	27.59	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-1-5)	145.86	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-MB1-1)	0.97	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-MB1-2)	213.02	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-MB1-3)	1.39	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	

※1 ()内は溢水防護対象設備を含まない区画

※2 発生区画内防護対象設備は「添付資料1 第3表 防護対象設備リスト」参照

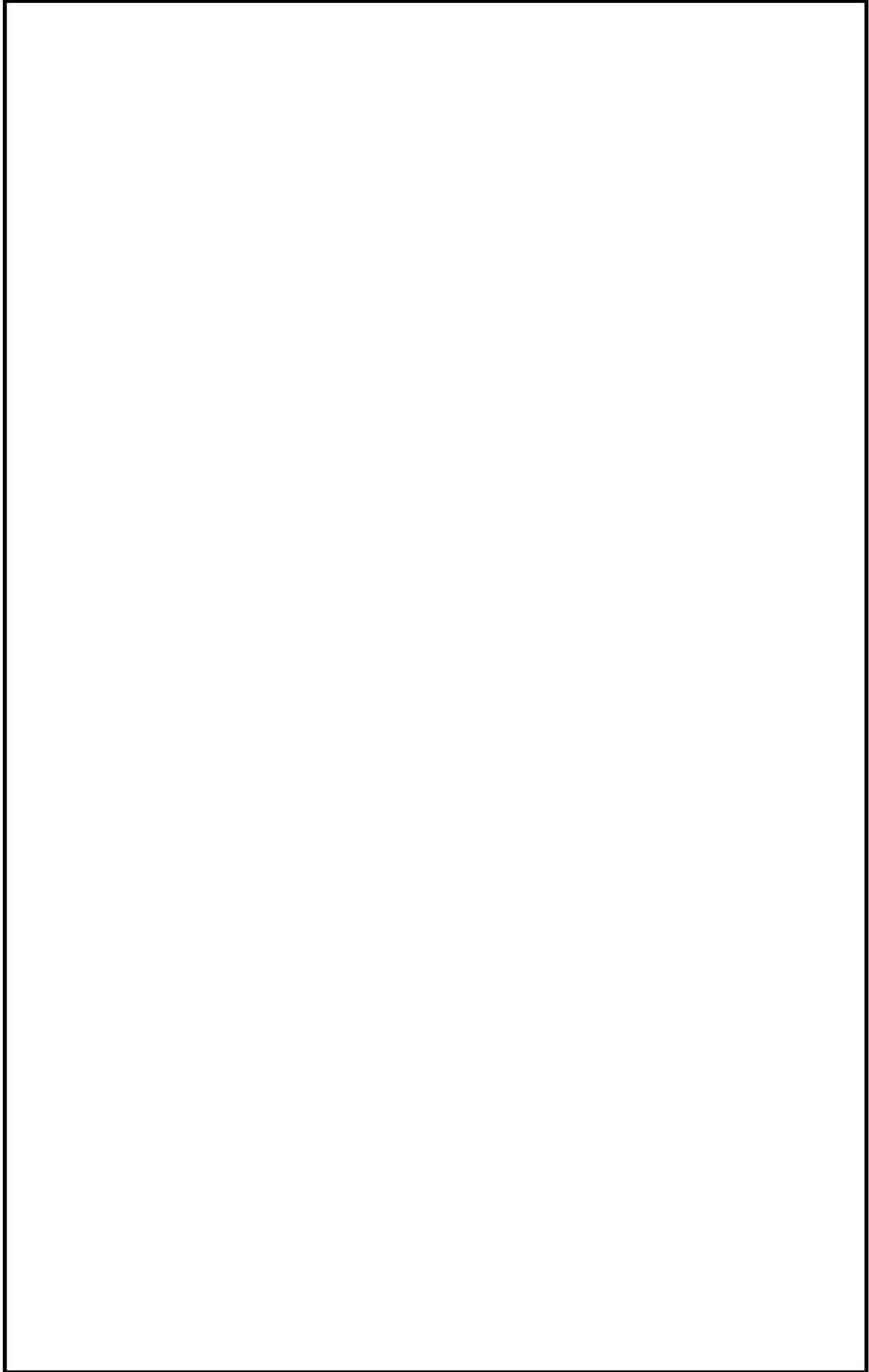
※3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し

②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り

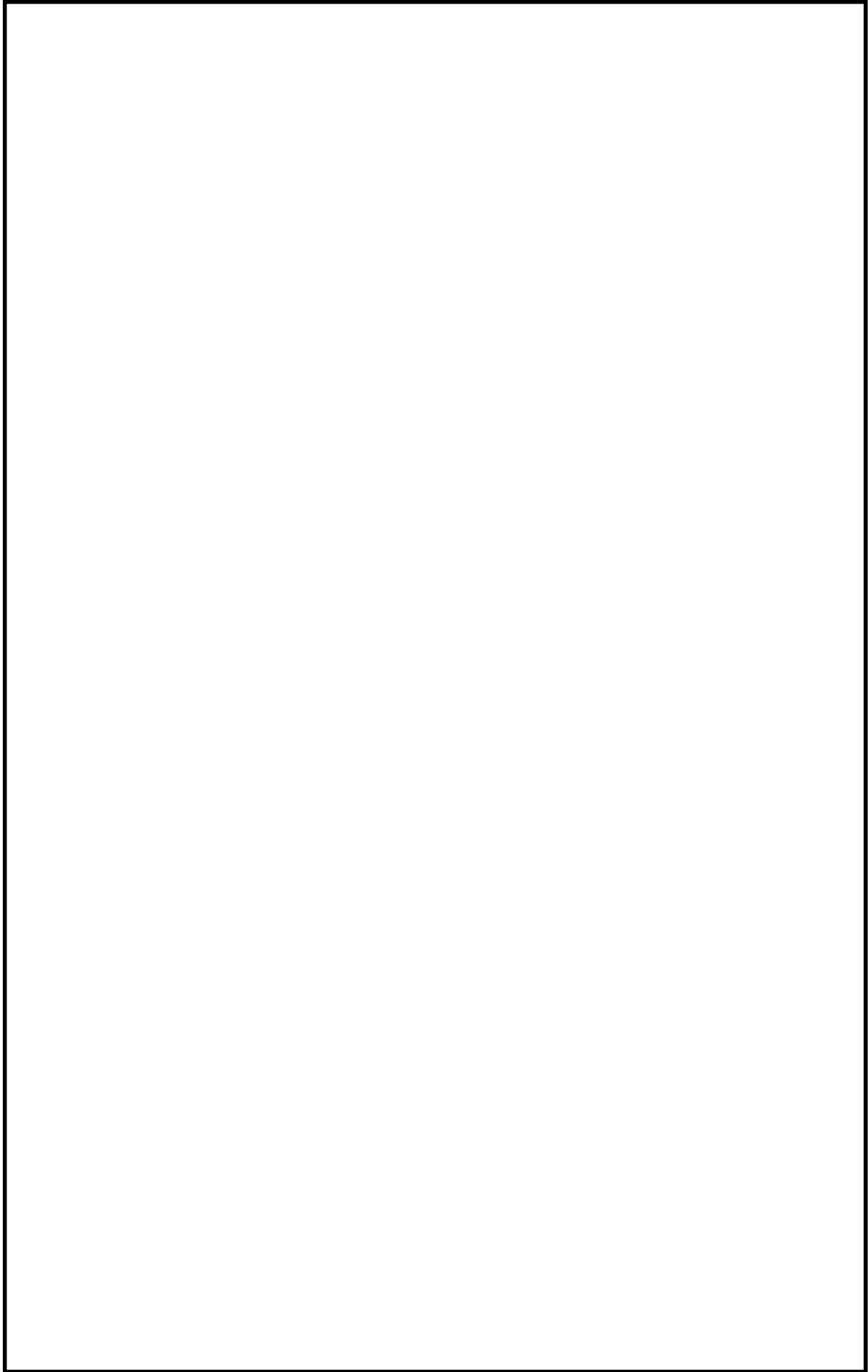
第 8.6.3-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価結果 (15/15)

発生区画 ※1,2	溢水量 (m ³)	影響を受ける系統										判定	評価 方法 ※3	備考		
		緊急停止 機能	未臨界 維持機能	高温停止 機能	原子炉 隔離時 注水機能	手動 逃がし 機能	低温停止 機能	閉じ込め 機能	SFP 冷却 機能	SFP 給水 機能	中央制御室 換気機能					
(RW-B1-1)	312.32	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-2)	150.04	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-3)	3.67	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-4)	3.79	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-5)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-6)	0.05	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
RW-B1-7	26.51	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-8)	475.20	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-9)	577.20	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-10)	1.10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-11)	0.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	
(RW-B1-12)	462.55	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	②	

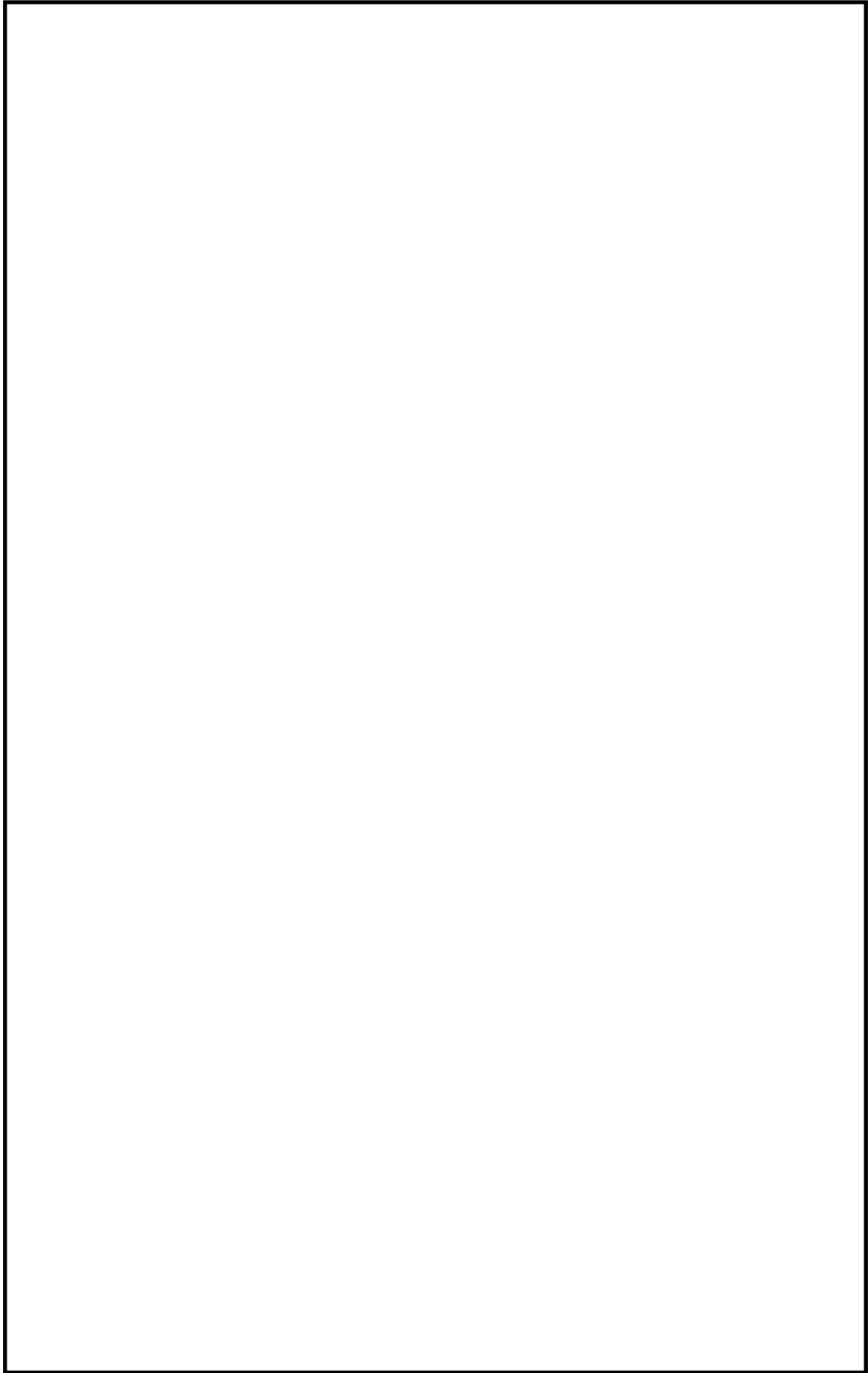
- ※ 1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画
- ※ 2 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照
- ※ 3 ①：基本評価 (各区画及び階層毎における評価) 下階への伝播無し
②：詳細評価 (上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価) 下階への伝播有り



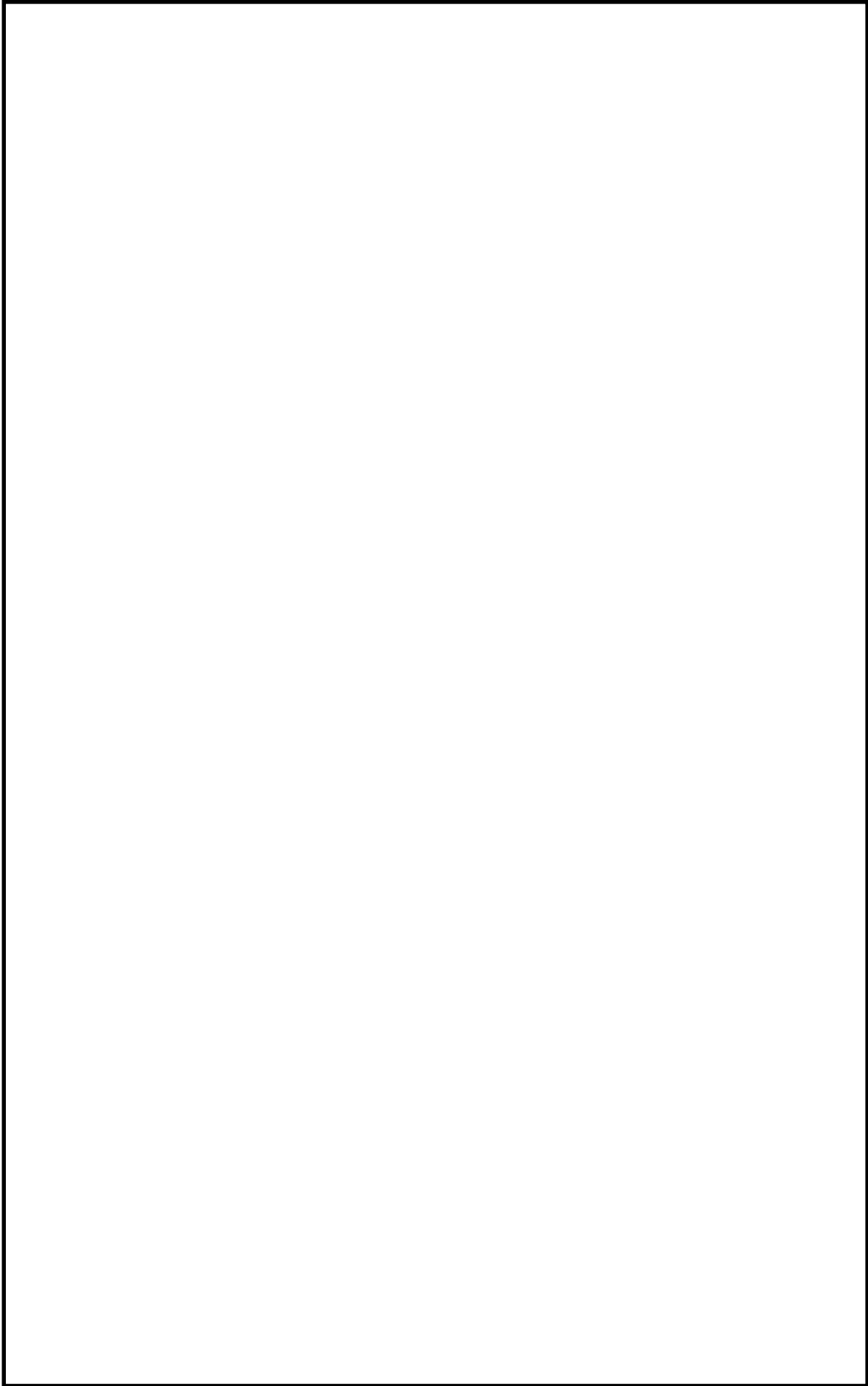
第 8. 6. 3-1 図 地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画 (1/8)



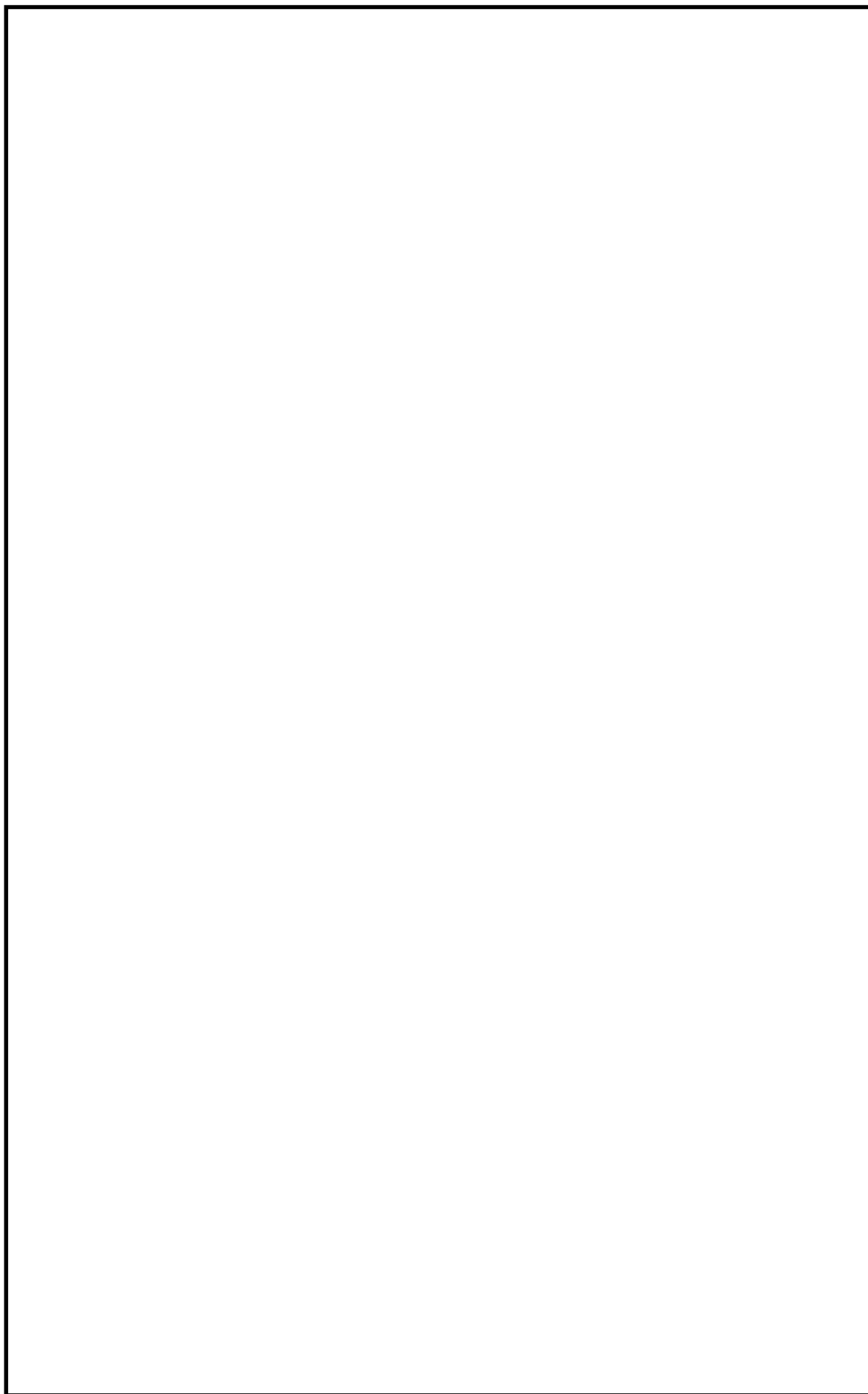
第 8. 6. 3-1 図 地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画 (2/8)



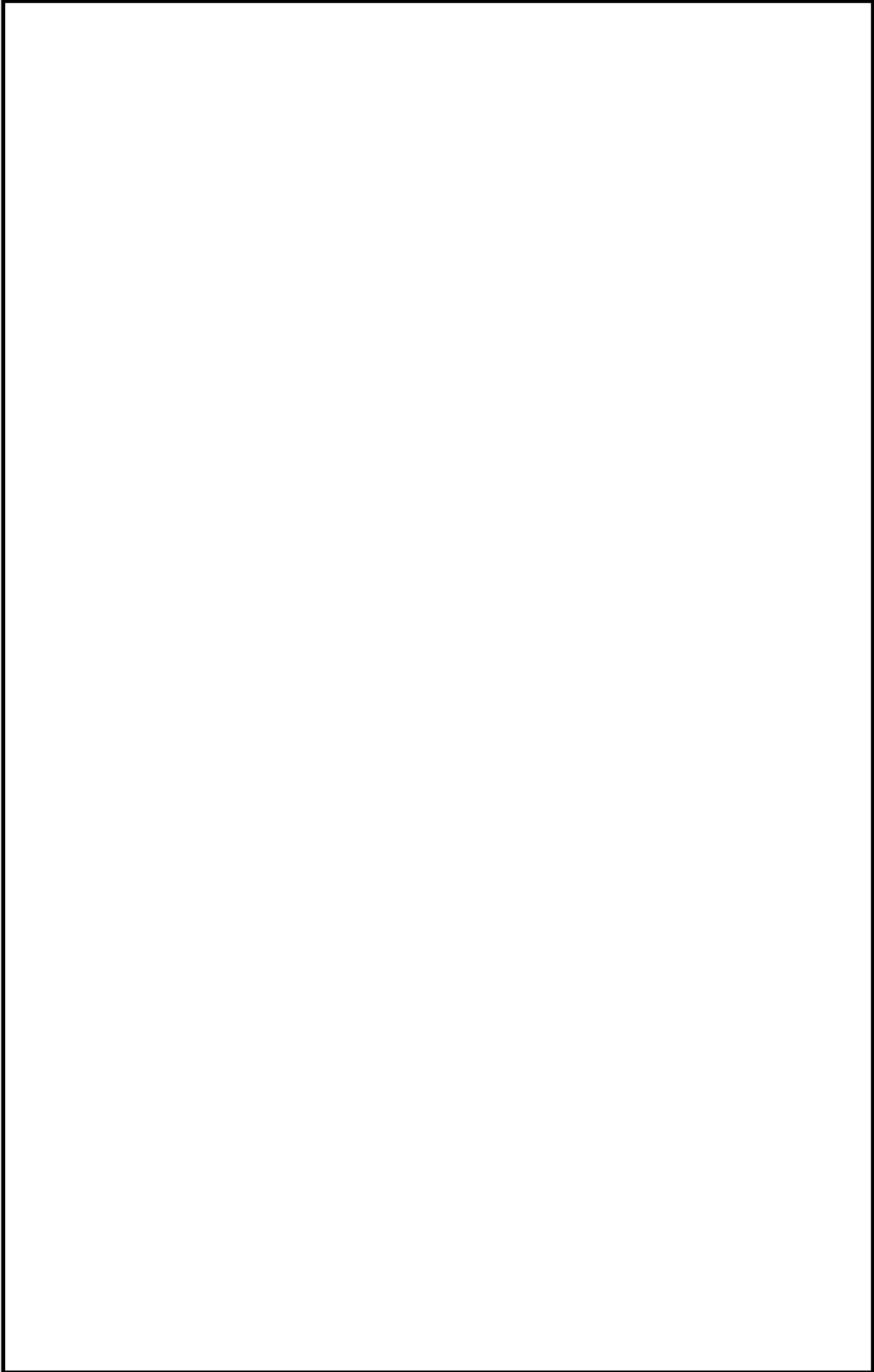
第 8. 6. 3-1 図 地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画 (3/8)



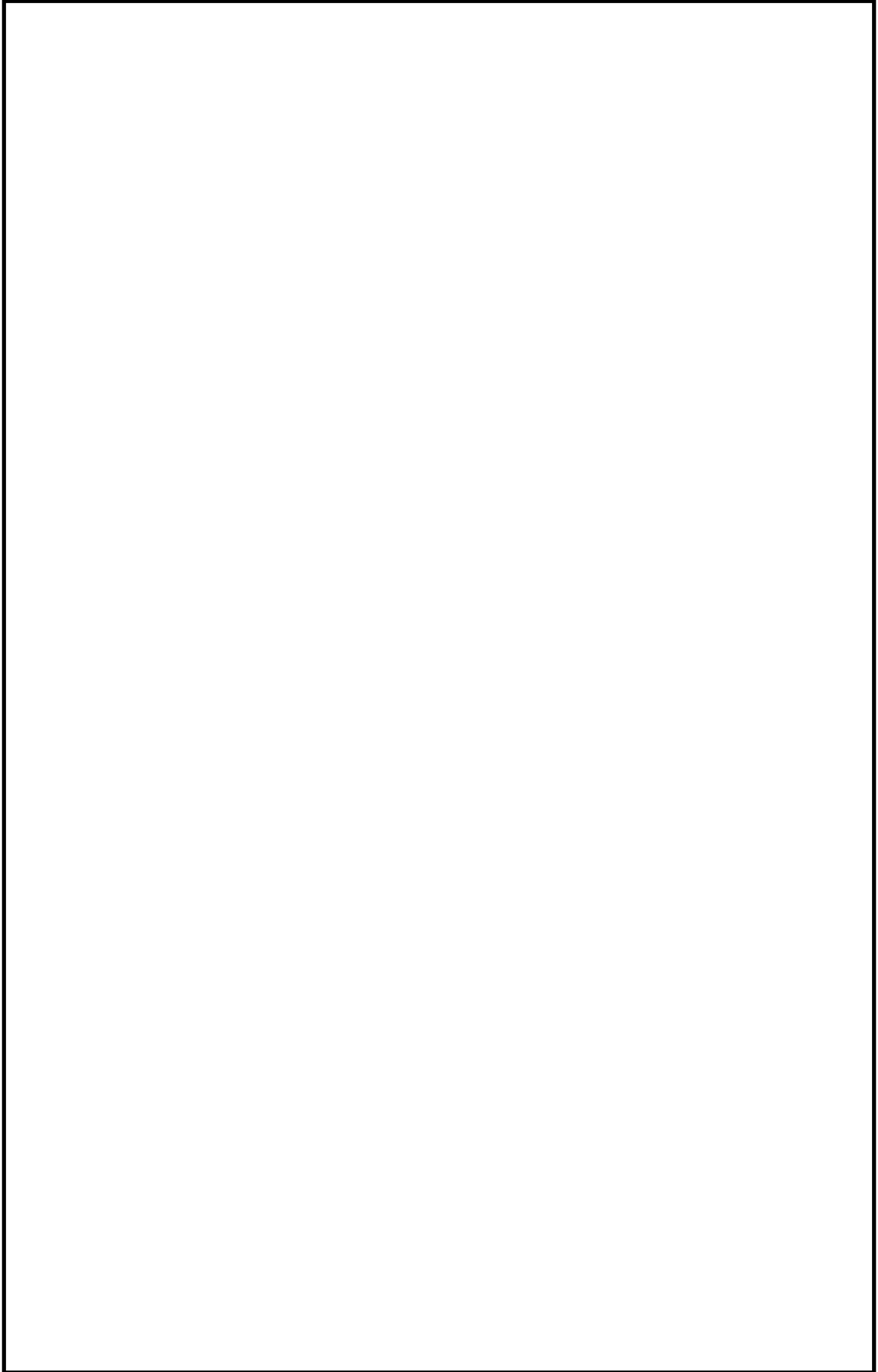
第 8. 6. 3-1 図 地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画 (4/8)



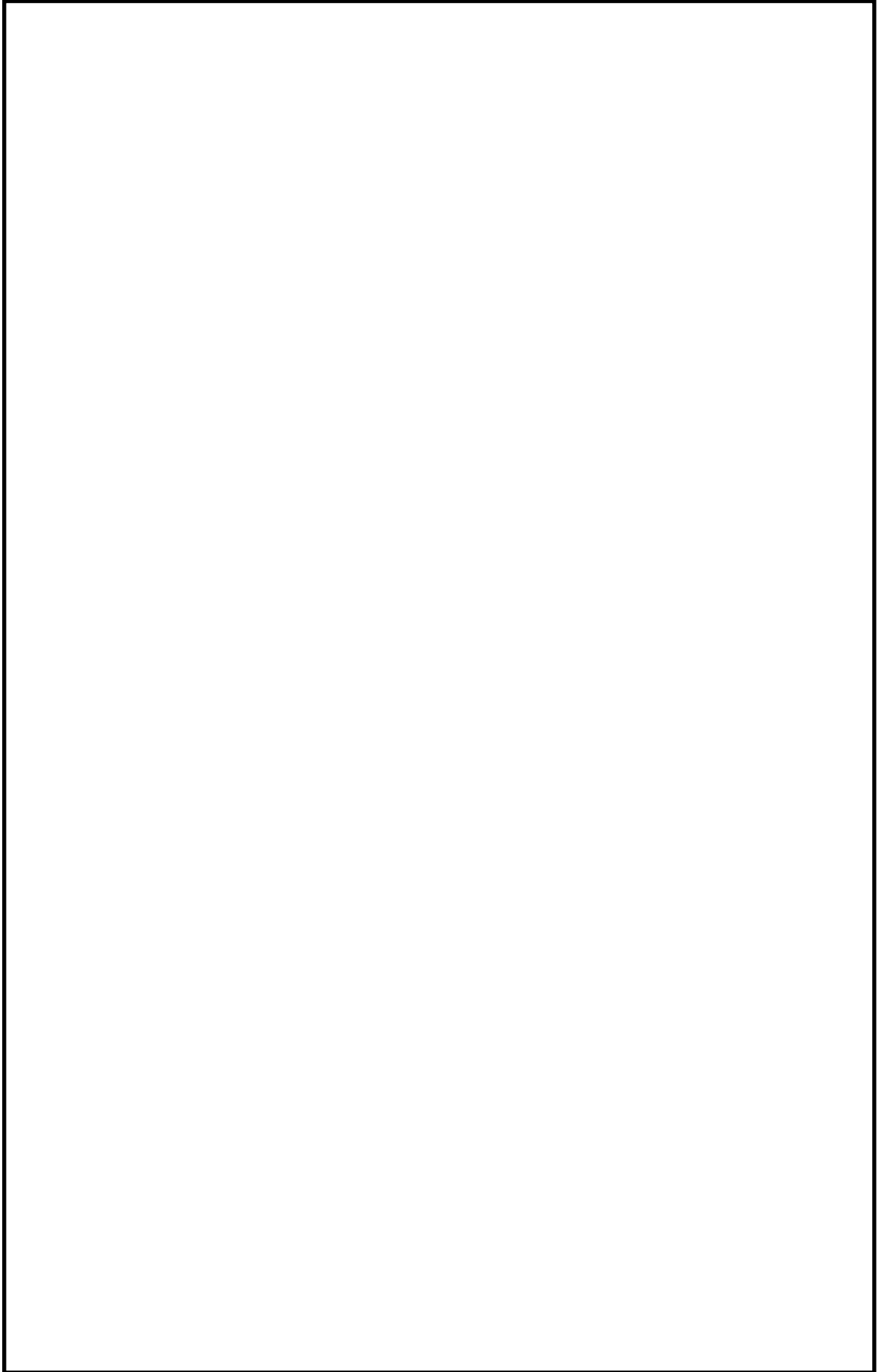
第 8. 6. 3-1 図 地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画 (5/8)



第 8. 6. 3-1 図 地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画 (6/8)



第 8. 6. 3-1 図 地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画 (7/8)



第 8. 6. 3-1 図 地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画 (8/8)

8.7 地震時の被水影響評価

水を内包する機器の破損に伴う被水については、「8.5 溢水量の算定」に示す各区画における各溢水源の同時破損を想定した場合においても、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されるよう被水対策を実施する。

上層階からの溢水の伝播による被水については、8.6における伝播評価時に同時に評価を行っている。

8.8 地震時の蒸気影響評価

高エネルギー流体を内包する機器のうち、基準地震動 S_s によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その発生蒸気による影響を評価する。ただし本事象は、複数系統・複数箇所同時破損を考慮する点が「6.4 想定破損による蒸気影響評価」と異なるのみで、蒸気の発生区域やその後の伝播は想定破損時の評価と同様である。従って、地震時の蒸気影響評価は想定破損による蒸気影響評価に包含される。

8.9 地震時の影響評価結果

地震時の没水、被水、蒸気の影響に対し、第8.9-1表の必要な対策を行うことで全ての評価ケースにおいて原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

第 8.9-1 表 地震起因による溢水防護対策

	没水	被水	蒸気
溢水経路に対する対策	<ul style="list-style-type: none"> 区画分離壁の設置 床，壁貫通部の止水措置 水密扉設置 扉改造（流出可能な扉に取替） 流下開口設置 堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） 逆流防止装置設置 床漏えい検知器設置 耐震補強工事 	<ul style="list-style-type: none"> 区画分離壁の設置 床，壁貫通部の止水措置 水密扉設置 堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） 逆流防止装置設置 耐震補強工事 	<ul style="list-style-type: none"> 区画分離壁の設置 床，壁貫通部の止水措置 水密扉設置 逆流防止装置設置 耐震補強工事
防護対象設備に対する対策	<ul style="list-style-type: none"> 浸水防護堰設置 設置高さのかさ上げ又は移設 	<ul style="list-style-type: none"> 保護カバー設置 コーキング処理 耐被水試験による耐性確認 保護等級における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替 	<ul style="list-style-type: none"> コーキング処理 耐蒸気試験による耐性確認 蒸気放出の影響に耐性を有する機器への取替
溢水源に対する対策	<ul style="list-style-type: none"> 耐震補強工事 循環水ポンプ停止及び循環水ポンプ出口弁，復水器出入口弁停止インタロック設置 循環水伸縮継手のクローザージョイントへの取替 逆流防止弁 	<ul style="list-style-type: none"> 耐震補強工事 保護カバー設置 	<ul style="list-style-type: none"> 配管撤去 耐震等補強工事 隔離弁設置 自動検知・遠隔隔離システム設置 防護カバー設置 温度検出器設置 防護区画外の元弁閉止による隔離

8.10 没水対策

想定破損, 消火及び地震時の各没水評価結果より, 没水伝播経路に設置されている防護対象設備に必要な対策について, 第 8.10-1 表 没水対策のまとめ表に示す。

① 止水板の構造等

- ・ 構造強度は, 基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれないよう鋼製材及び溶接構造等にて設計する。
- ・ 最大没水水位からの確実な止水が確保可能なよう最大没水水位 +200mm 以上を確保する設計とする。
- ・ 浸水防護区画への影響を及ぼさぬよう, 必要最小限の設置面積を確保する設計とする。
- ・ 防護対象設備の操作性及びメンテナンス性を考慮した設計とする。
- ・ 止水性を確実なものにするため, 貫通部や接続部等を極力設けない設計とする。

② 流下開口部

設定区画 : RB-B1-2

仕様 : 開口径 12B (ϕ 300mm)

- ・ 地震及び地震後の排水機能を維持する設計とする。
- ・ 滞留物等による流下開口部が閉塞しないよう, 構造配置等を配慮した設計とする。
- ・ 下階の火災区画からの影響を受けないよう, 逆流防止を考慮した設計とする。
- ・ 必要排水量を確保する開口面積を確保する設計とする。

第 8.10-1 表 没水対策のまとめ表

溢水発生 区画番号	防護対象設備		止水対策 実施内容
	設備名称	機器番号	
RB-5-1	FPF/DEMIN. CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	止水板設置
RB-4-1	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	止水板設置
	MCC 2C-9	MCC 2C-9	止水板設置
	直流125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	止水板設置
RB-4-2	CAMS (B)系 ヒータ電源用変圧器	-	止水板設置
	CAMS モニタラック(B)	D23-P001B	止水板設置
	CAMS 校正用計器ラック(B)	D23-P002B	止水板設置
	CAMS 校正用ボンベラック(B)	D23-P003B	止水板設置
	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	止水板設置
	MCC 2D-9	MCC 2D-9	止水板設置
RB-3-1	CAMS (A)系 ヒータ電源用変圧器	-	止水板設置
	CAMS モニタラック(A)	D23-P001A	止水板設置
	CAMS 校正用計器ラック(A)	D23-P002A	止水板設置
	CAMS 校正用ボンベラック(A)	D23-P003A	止水板設置
	MCC 2C-7	MCC 2C-7	止水板設置
	MCC 2C-8	MCC 2C-8	止水板設置
	FCS ヒータ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A	止水板設置
RB-3-2	MCC 2D-7	MCC 2D-7	止水板設置
	MCC 2D-8	MCC 2D-8	止水板設置
	FCS ヒータ制御盤(B)	PNL-FCS-HEATER-B	止水板設置
	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003A	止水板設置
	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003B	止水板設置
	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003C	止水板設置
	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003D	止水板設置
RB-2-8	TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	止水板設置
RB-1-1	R/B INST DIST PNL 1	-	止水板設置
	R/B INST DIST PNL 2	-	止水板設置
RB-B1-1	MCC 2C-3	MCC 2C-3	止水板設置
	MCC 2C-5	MCC 2C-5	止水板設置
	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	止水板設置
RB-B1-9	MCC 2D-3	MCC 2D-3	止水板設置
	MCC 2D-5	MCC 2D-5	止水板設置
RB-B1-5	R/B INST DIST PNL 3	-	止水板設置
RB-B2-3	RHR (B) ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5	止水板設置
RB-B2-6	RHR (C) ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	止水板設置
RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	止水板設置

9. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水影響評価について

使用済燃料プールの冷却及び給水機能の維持に必要な防護対象設備については、これまでの溢水影響評価において、機能喪失しないことを確認している。

ここでは、基準地震動 S_s におけるスロッシングによる使用済燃料プールからの溢水量がプール外に流出した際の使用済燃料プール水位を求め、プール冷却機能及び使用済燃料の遮蔽機能維持に必要な水位が確保されていることを確認する。

9.1 使用済燃料プール溢水量の評価方法

原子炉建屋の使用済燃料プールのあるフロアレベルをモデル化範囲とし、3次元流動解析により溢水量を算定する。また、スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために、使用済燃料プール及びキャスクピットが水張りされた状態とする。解析モデルは、使用済燃料貯蔵プール本体、キャスクピットを考慮するとともに、原子炉建屋6階床面への溢水の流れをシミュレートできるように空気部分もモデル化した。

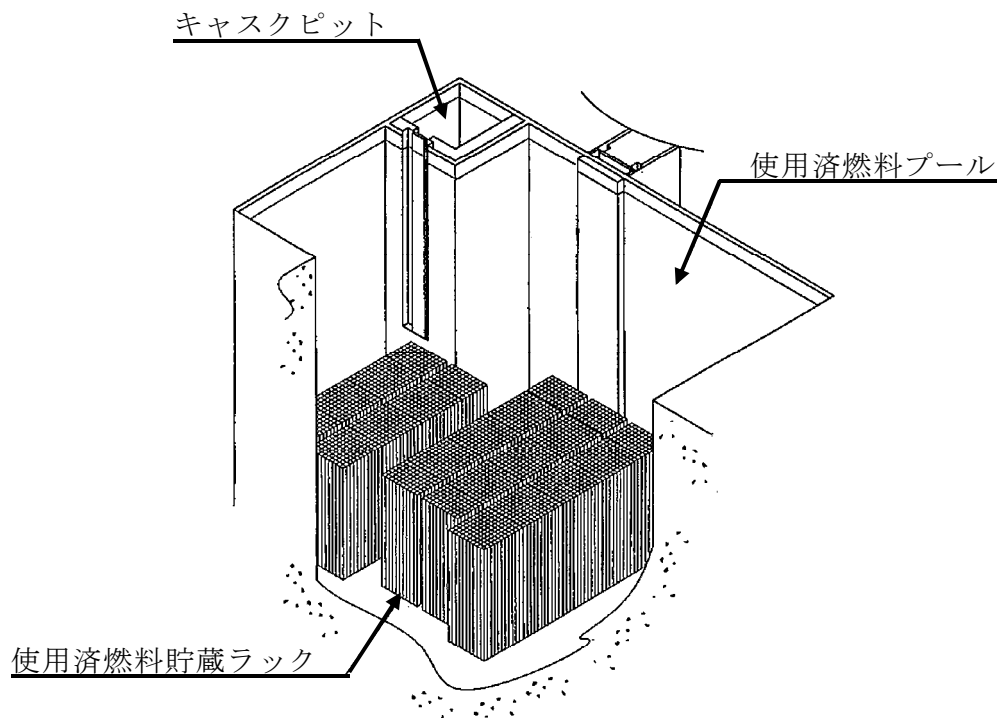
解析に用いる地震動は、基準地震動 S_s の8波をそれぞれ用いて溢水量を算出し、床面への溢水量の最大値を評価に使用した。

また、プール廻りのダクト開口部については、流入防止の対策を講じることから、モデル化しない。ダクトへの流入を防止するための対応については、補足説明資料-22に示す。

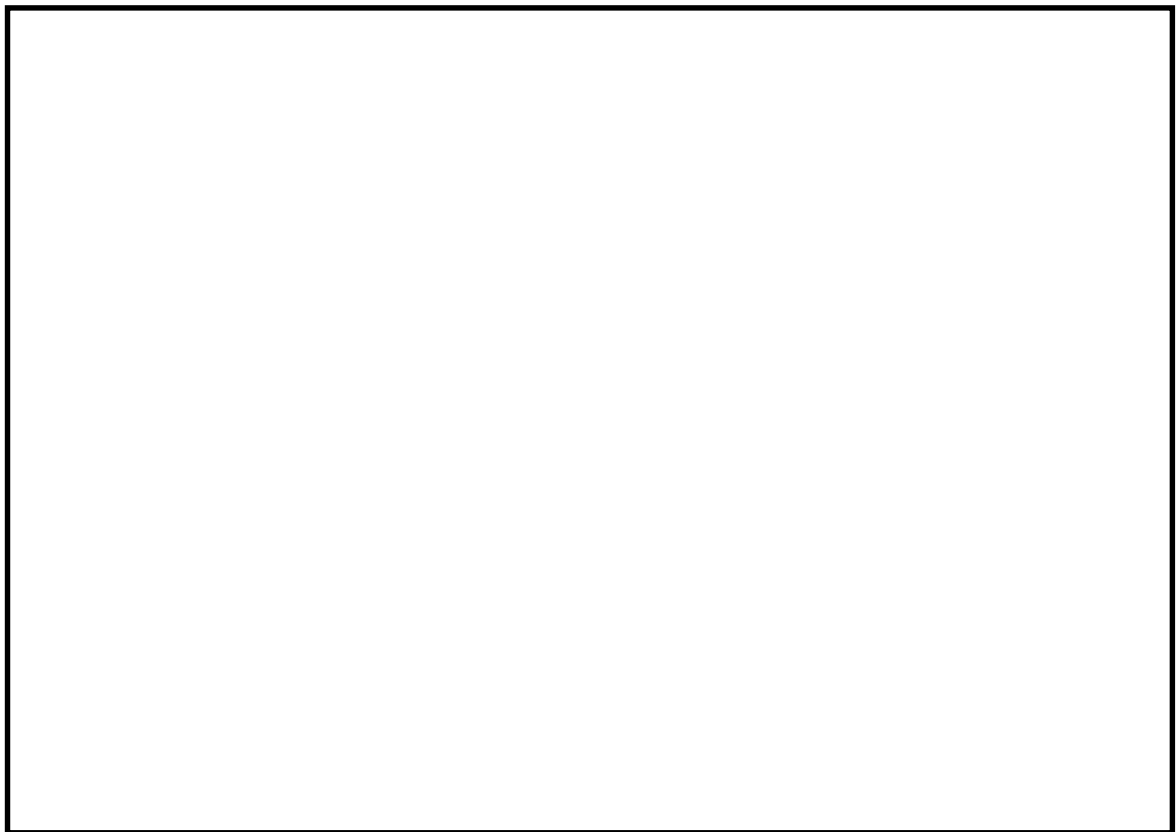
なお、原子炉建屋6階床面への溢水は無限遠へ流れるものとし、壁からの反射等によりプールに戻る水は考慮しない。

また、プール内構造物は、スロッシング抑制効果があるので保守的にモデル化しない。

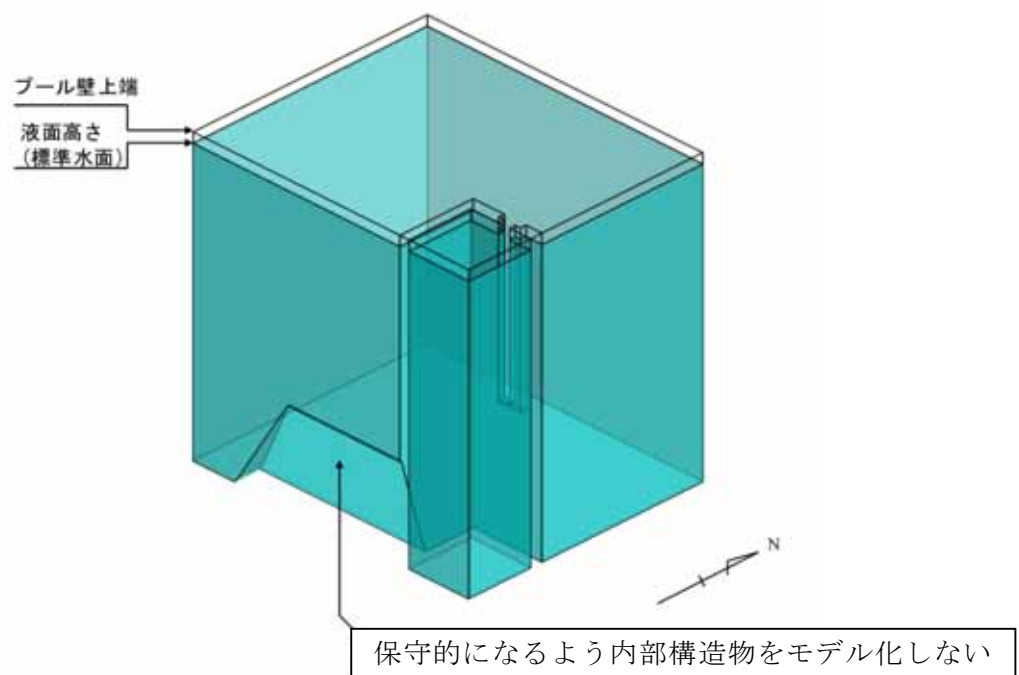
使用済燃料プールの概要図を第 9.1-1 図に、使用済燃料プール周辺の概要図と使用済燃料プールのモデル概要図をそれぞれ第 9.1-2 図，第 9.1-3 図に示す。



第 9.1-1 図 使用済燃料プール概要図



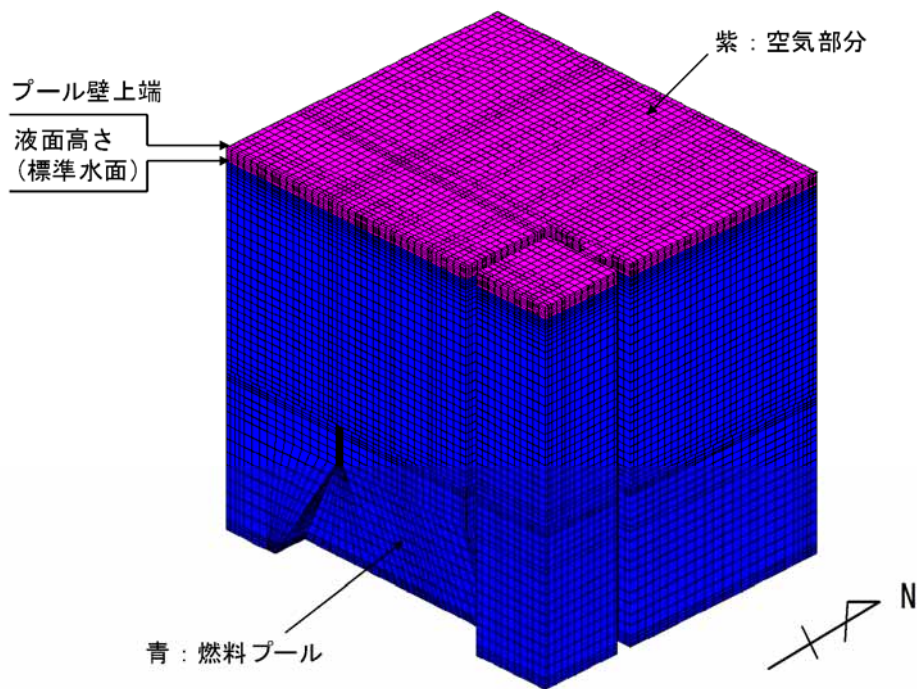
第 9.1-2 図 使用済燃料プール周辺の概要図



第 9.1-3 図 使用済燃料プールのモデル概要図

解析条件

モデル化範囲	使用済燃料プール(キャスクピット含む) (第 9.1-4 図参照)
境界条件	上部は開放とし, 他は壁による境界を設定。
初期水位	EL. +46.195m (通常水位)
評価用地震波	基準地震動 S _{s8} 波による原子炉建屋 EL. 46.50mでの床応答を用いた三方向(NS, EW 及び UD)同時入力時刻歴解析により評価する。
解析コード	STAR-CD (汎用流体解析プログラム) STAR-CD は, VOF (Volume of Fluid) 法を搭載した CD-adapco 社製の汎用熱流体解析コード。概要を補足説明資料-16 に示す。
その他	使用済燃料プール周りに設置されているフェンス等による流出に対する抵抗は考慮しない。



第 9.1-4 図 解析モデルメッシュ概要

9.2 使用済燃料プール溢水量の評価結果

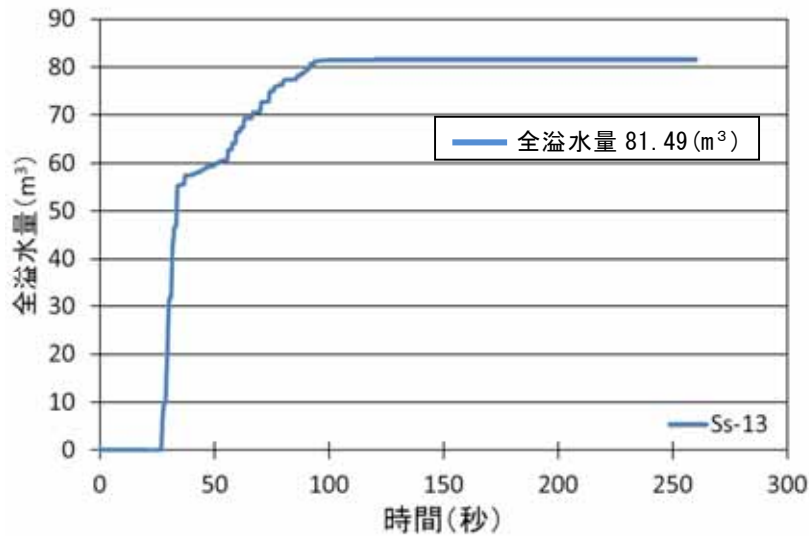
基準地震動 S_s における使用済燃料プールのスロッシングによる最大溢水量を第 9.2-1 表，時間毎の溢水量の変化を第 9.2-1 図，溢水時の使用済燃料プール水位を第 9.2-2 表に示す。

第 9.2-1 表 スロッシングによる最大溢水量

地震波の種類	床面への溢水量 (m^3)
S_s-13	81.49

第 9.2-2 表 溢水時の使用済燃料プール水位

地震波の種類	合計溢水量 (m^3)	地震後の燃料プール水位 EL. (m)
S_s-13	81.49	45.495 (通常水位-0.70m)



第 9.2-1 図 時間毎の溢水量の変化グラフ

9.3 使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

使用済燃料プールからの溢水量がプール外に流出した際の使用済燃料プール水位を求め、使用済燃料の遮蔽に必要な水位が維持されることを確認した。

また、地震後の使用済燃料プール水位は一時的にオーバーフロー水位を下回るが、残留熱除去系による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響はないことを確認した。

使用済燃料プールの水位評価結果を第 9.3-1 表に示す。

第 9.3-1 表 使用済燃料プールの水位評価

地震後の使用済燃料プール水位 (m)	循環に必要な水位 (m) ^{※1}	遮蔽に必要な水位 (m) ^{※2}
10.75 (EL. 45.495)	11.337 (EL. 46.082)	10.45 (EL. 45.195)

※1 サージタンクに流入するオーバーフローに必要な水位

※2 保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率(≦1.0mSv/h)を満足する水位

10. 海水ポンプエリアの溢水影響評価

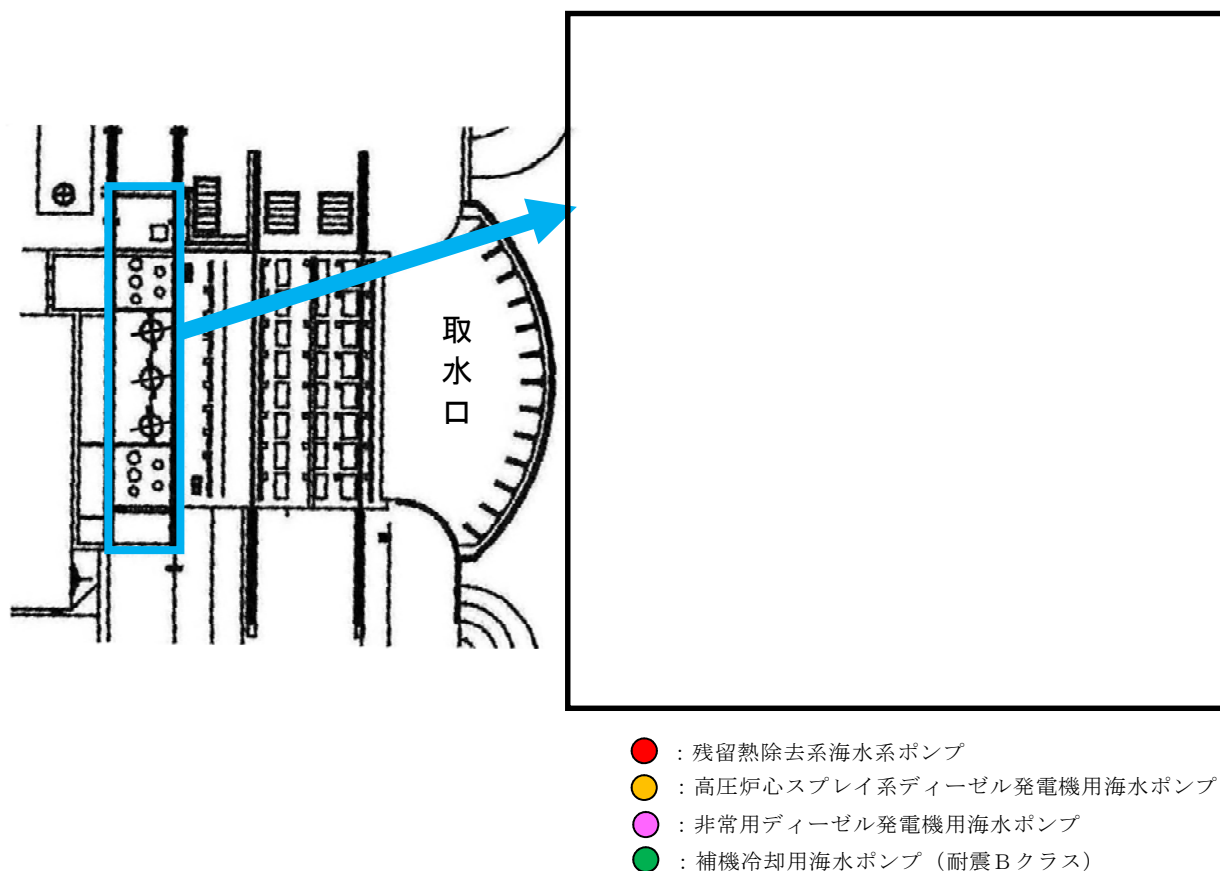
溢水防護対象設備のうち海水ポンプ等については，屋外取水口エリアに設置されていることから，他の溢水防護対象設備とは別に溢水源や溢水防護区画を設定し，溢水影響評価を行う。

海水ポンプエリアは，海水ポンプエリア防護壁の設置やエリア外からの浸水を防止する対策として，逆流防止弁の設置，貫通部止水処理等を実施する。

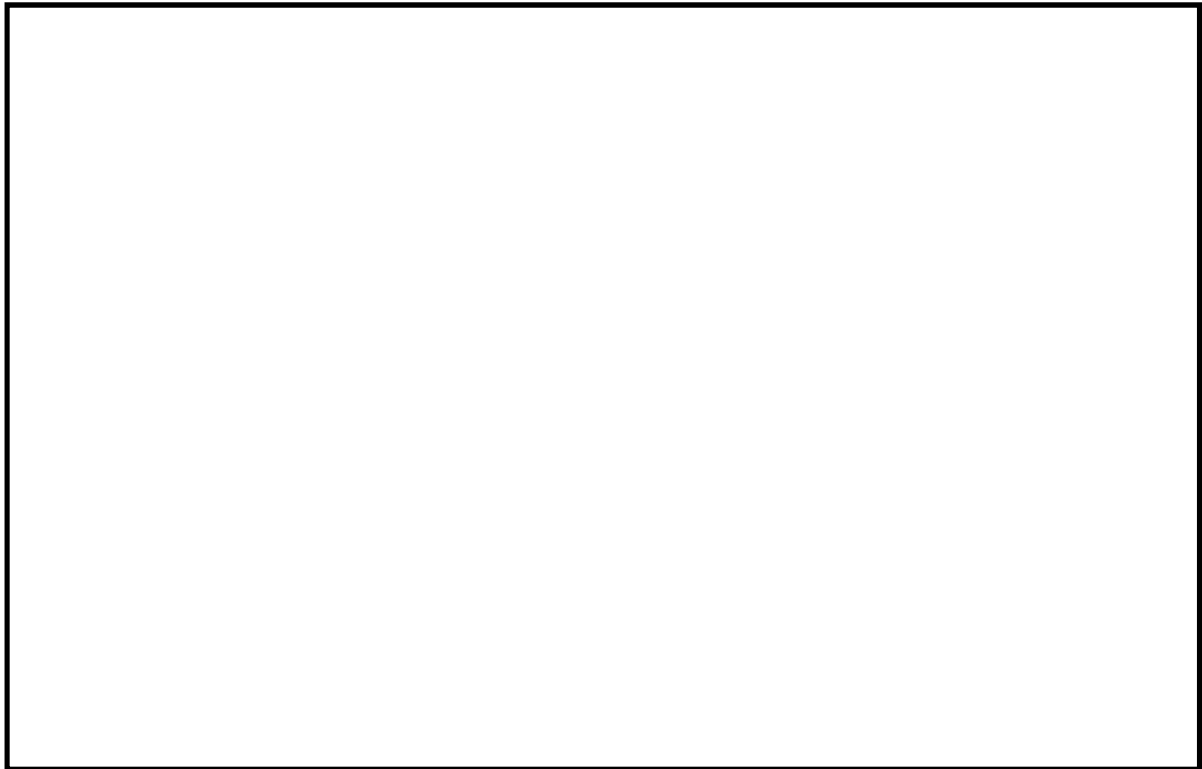
海水ポンプエリアについて，想定破損及び地震起因による溢水を評価した。

海水ポンプエリアの平面図を第 10-1 図，断面図を第 10-2 図に示す。

溢水量低減対策を図る循環水管伸縮継手の対応について補足説明資料-19 に，海水ポンプエリアの浸水防護区画及び溢水防護区画の詳細と浸水対策として機能を期待する施設・設備を補足説明資料-36 に示す。



第 10-1 図 海水ポンプエリア平面図



第 10-2 図 海水ポンプエリア断面図

10.1 想定破損による溢水影響評価

循環水ポンプエリアでの想定破損による溢水影響評価

循環水ポンプエリアでの想定破損による溢水が、隣接する海水ポンプエリアの防護対象設備である残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ等の設置エリアに流出しないことを確認する。

循環水ポンプエリアに敷設されている低エネルギー配管としては、循環水系の他に、タービン補機冷却系配管、所内用水系配管がある。各配管の想定破損による溢水流量及び溢水量を第 10.1-1 表に示す。

想定破損時の手動隔離時間の算出については、漏えい検知、現場移動、漏えい箇所の特定制及び隔離操作等により下記(i)～(iv)を組合せて算定した。

(i) 漏えいから警報発信までの時間 10分

- (ii) 中央制御室から現場への移動時間 20分
- (iii) 漏えい箇所特定に要する時間 30分
- (iv) 隔離操作時間（中央制御室での弁閉操作時間 10分）
（現場操作の場合 20分）

第 10.1-1 表 溢水源となる系統と溢水流量・溢水量

系統	溢水流量(m ³ /h)	時間(分)	溢水量(m ³)
循環水系	594	70	763
タービン補機冷却系	34	80	50
所内用水系	—	80	25

溢水源となる系統のうち、溢水量が最大となるのは循環水系である。

10.2 消火活動による放水における溢水影響評価

海水ポンプエリアにおける消火活動に使用される設備には、屋外消火栓がある。消火栓の放水量を 350L/min×2 箇所（=約 42m³/h）とし、放水時間を連続 3 時間として消火活動による放水に伴う溢水量とした。

第 10.2-1 表に示す通り、消火水の放水による海水ポンプエリアの消火活動に使用される溢水量は、想定破損の評価で想定する溢水量より小さくなるため、消火水の放水による溢水評価は想定破損の評価に包含される。

第 10.2-1 表 消火活動による溢水量

系統	溢水量(m ³)
屋外消火系	126

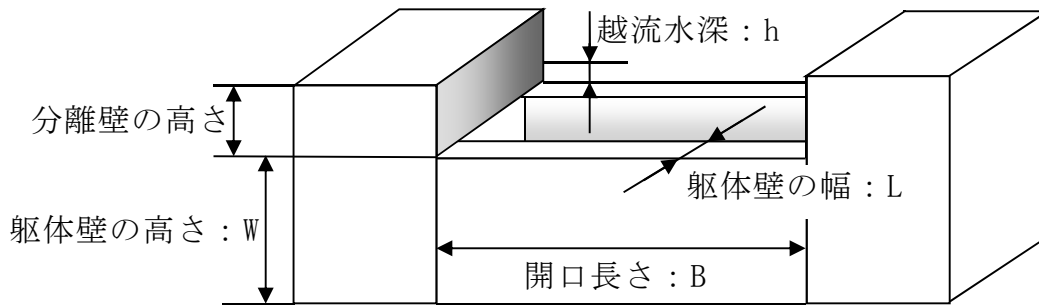
10.3 地震起因による溢水影響評価（伸縮継手の破損考慮）

地震起因により溢水源となりうる機器のうち、破損の生じるおそれがある

伸縮継手部を溢水源として評価する。循環水ポンプの通常運転圧力における伸縮継手の破損を考慮した場合，流出流量は，複数箇所の同時破断を考慮することから想定破損の流出流量より大きくなるため，評価において最大となる溢水量を地震による溢水量とする。

この際の溢水量を想定し，循環水ポンプが設置される区画での伸縮継手破損による溢水量が，海水ポンプエリア躯体壁上部から流出する際の越流水深を第 10.3-1 図のモデルに従い算出した。この結果を第 10.3-1 表に示す。

ここで，海水ポンプエリアに設置された機冷却用海水ポンプ等の低耐震クラス機器については，波及的影響防止及び津波の浸水防止を目的として，補強対策を実施することから溢水源とはしない。



第 10.3-1 図 海水ポンプエリアモデル図

$$Q = C \times B \times h^{(3/2)}$$

ここで， $0.1 < h/L \leq 0.4$: $C = 1.552 + 0.083 (h/L)$

Q : 越流流量 (m^3/s)

B : 流出を期待する開口長さ (m)

h : 越流水深 (m)

C : 流量係数 (-)

L : 海水ポンプエリア躯体壁の幅 (m)

W : 海水ポンプエリア躯体壁の高さ (m)

1.1.2 長方形せきの越流量 (図3-1.11 参照)

(a) 越流水深による表示

$$Q = CBh^{3/2} \quad \dots\dots\dots(3-1.5)$$

$$0 < h/L \leq 0.1 ; C = 1.642(h/L)^{0.922} \quad \dots\dots\dots(3-1.5.a)$$

$$0.1 < h/L \leq 0.4 ; C = 1.552 + 0.083(h/L) \quad \dots\dots\dots(3-1.5.b)$$

$$0.4 \leq h/L \leq (1.5 \sim 1.9) ; C = 1.444 + 0.352(h/L) \quad \dots\dots(3-1.5.c)$$

$$(1.5 \sim 1.9) \leq h/L ; C = 1.785 + 0.237(h/W) \quad \dots\dots(3-1.5.d)$$

ここに、 Q ：越流量 (m^3/s)、 B ：せきの幅 (m)、 h ：越流水深 (m)、 C ：流量係数 ($m^{1/2}/s$)、 L ：せき長 (m)、 W ：せき高 (m)。

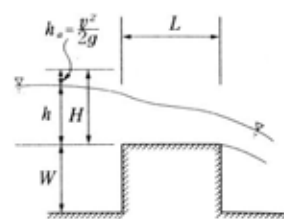


図3-1.11 長方形せきの諸元

(「水理公式集」より)

第 10.3-1 表 越流水深計算結果 (地震起因)

評価区画		海水ポンプエリア
W	海水ポンプエリア躯体壁の高さ (m)	5.8
B	流出を期待する開口長さ (m)	22.5
L	海水ポンプエリア躯体壁の幅 (m)	1.2
Q	越流流量 (m^3/h)	6,179
h	越流水深 (m)	0.14

(1) 影響評価結果

循環水管伸縮継手部の想定破損による溢水が、海水ポンプエリアを越えて外部に流出する際の水位 (越流水深) は 0.14m であり、既設分離壁の高さ 0.79m を越えて、防護対象設備の設置されている区画に流入することはないと評価した。この結果より、防護対象設備が機能喪失しないことを確認した。

(2) 循環水ポンプ停止インターロックについて

地震時に想定する海水ポンプエリアでの溢水量を確実に低減することを目的として、溢水を検知し、循環水ポンプを停止するとともにポンプ出口

弁を閉止するインターロックを設置する。これにより、循環水ポンプピット外への溢水の越流による拡大を防止することが可能となる。

10.4 海水ポンプエリアの溢水影響評価結果

海水ポンプエリア内で発生する想定破損による低エネルギー配管の貫通クラックによる溢水については、溢水の発生するエリアに設置されたポンプ等は機能喪失するが、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図るため、他の区画に溢水を拡大させないことで、他区画に設置された防護対象設備を防護する。さらに、海水ポンプエリア内の多重性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより、没水により同時に機能を損なうことはない。消火水の放水による溢水についても同様。

地震時に想定する溢水については、循環水ポンプエリアでの伸縮継手の破損による溢水で、安全機能が損なわれないことを確認した。また、海水ポンプエリアでの波及的影響防止及び津波の浸水防止を目的として、耐震クラスの低い機器を破損させない対策を実施することから、溢水により機能を損なうことはない。

以上より、海水ポンプエリア内にある防護対象設備が、海水ポンプエリア内で発生する溢水の影響を受けて、安全機能を損なわないことを確認した。

11. タービン建屋における溢水影響評価

タービン建屋における溢水については、循環水管の伸縮継手破損及び地震に起因する耐震B，Cクラス機器の破損を想定する。循環水ポンプを停止，復水器出入口弁を閉止するまでの間に生じる溢水量と耐震B，Cクラス機器の保有水による溢水量を合算した水量が，タービン建屋空間部に滞留するものとして没水評価を実施した。

なお，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。

11.1 評価条件等

- (1) 地震により循環水系配管の伸縮継手部及び耐震B，Cクラス機器が破損し，溢水が発生する。
- (2) 循環水系配管の伸縮継手部の全円周状の破損を想定する。伸縮継手部からの溢水は，破損から循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間を考慮する。
- (3) 循環水管破損箇所での溢水の流出圧力は，循環水ポンプ運転時の通常運転圧とする。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。
- (4) 耐震B，Cクラス機器の破損による溢水は，瞬時に滞留し，循環水系配管の伸縮継手部からの溢水は循環水ポンプ停止まで継続する。
- (5) 地震発生に伴い，津波が来襲することを考慮する。

11.2 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について

(1) 概要

地震時に復水器近傍の循環水管伸縮継手が破損した場合，循環水管を通

じてタービン建屋内に大量の海水が流入することにより、原子炉建屋及びタービン建屋に設置されている防護対象設備が機能喪失するおそれがある。そのため、溢水量を確実に低減することを目的として、復水器周りの溢水を検知し、循環水ポンプを停止するとともに復水器出入口弁を閉止するインターロックを設置する。

なお、自動隔離のバウンダリとなり、溢水量の低減及びタービン建屋内で機器の破損等により生じる溢水の管理区域外への漏えい防止（放射性物質を内包する液体が管理されない状態で建屋外へ漏えいすることの防止）に寄与する範囲の配管系については、基準地震動 S_s に対する耐震評価を行い、必要な箇所耐震補強を行う。

(2) インターロック

インターロック回路を第 11.2-1 図及び第 11.2-2 図に、設備概要を第 11.2-3 図に示す。

インターロック動作は、地震（原子炉スクラム信号）と漏えい検知信号の and 条件とする。インターロック回路及び復水器出入口弁は、基準地震動 S_s に対して機能を維持する設計とし、非常用電源へ接続する。漏えい検知レベルは、溢水の流量及び既設漏えい検知レベルを考慮し、復水器設置床（E.L. -4.0m：タービン建屋最下層の最も低く、かつ平坦な既設漏えい検知器設置と同じ箇所）の床上 100mm とする。

(3) 既設設備への影響について

設置するインターロックは、常用系のヒートシンクを喪失させるインターロックでもあるため、原子炉スクラム信号と溢水検知信号の and 条件としている。よって、本インターロック作動時には、既に原子炉はスクラム

しており、安全解析への影響はないが、原子炉運転中に本インターロックが誤動作した場合の影響について検討を行った。

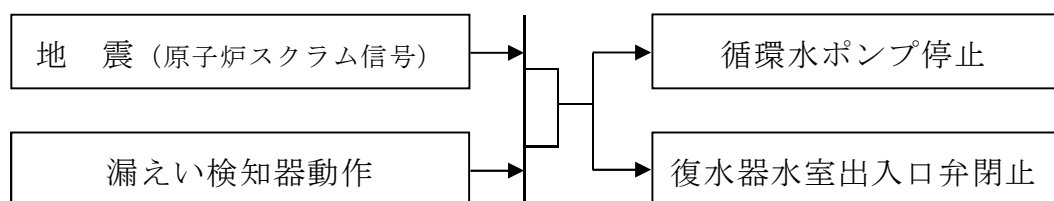
仮に、原子炉運転中に本インターロックが誤動作した場合には、復水器の真空度が低下、タービントリップのインターロックが作動して、一時的にタービンバイパス弁は動作するものの短時間で閉止する。この状況は「負荷の喪失（発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動）」の解析結果に包絡される。

また、通常の停止操作の場合、循環水ポンプは3台を翼開度の低下を含め段階的に停止させるが、インターロックによる停止では全台が同時停止となる。この際の、機器側への負荷等の評価を実施し各機器への影響がないことを確認した。

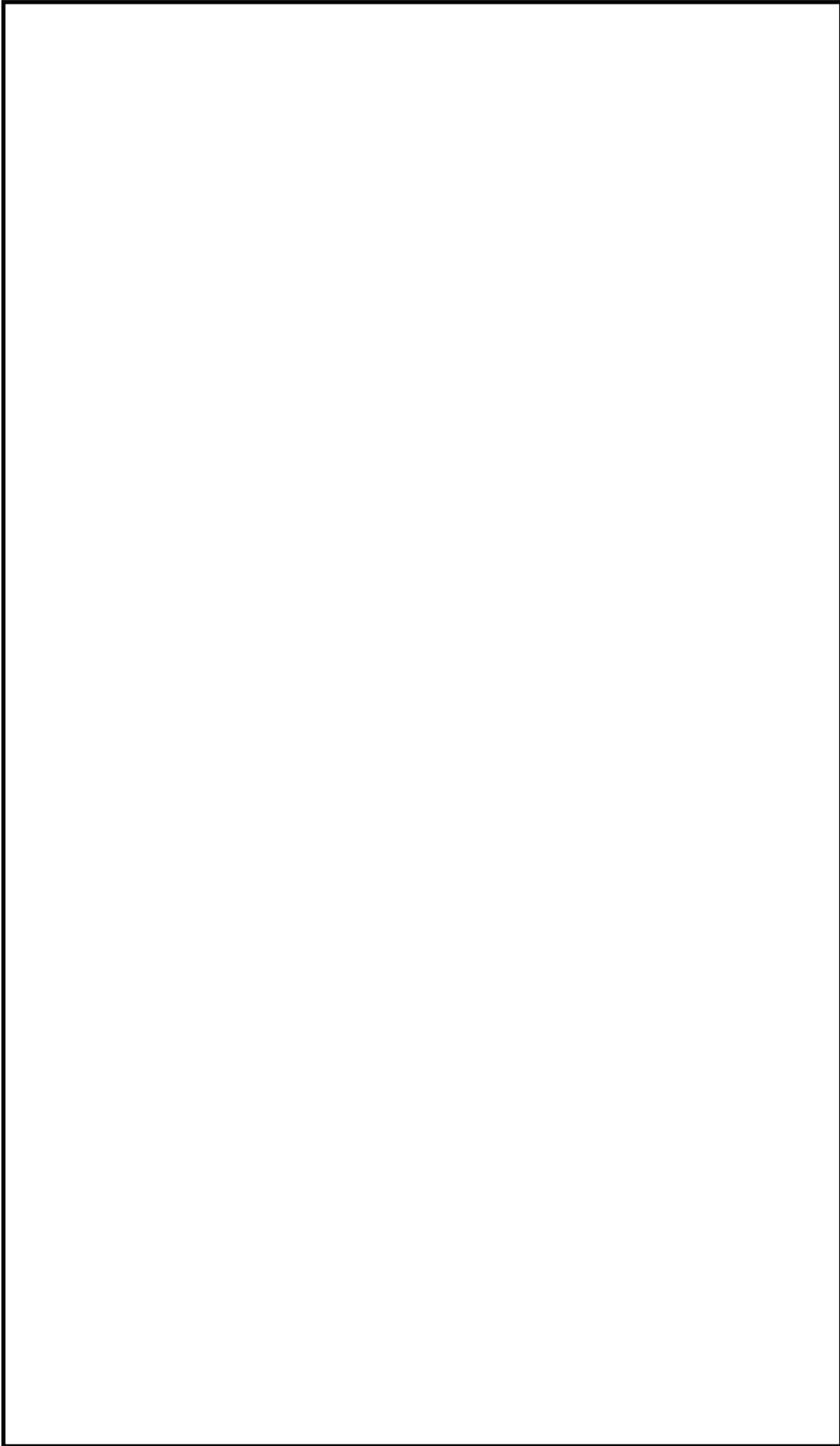
(4) 自動隔離の必要性について

地震起因によりタービン建屋内で想定される循環水管破損等による溢水量は大量であるため、自動隔離を行わない場合、約7分後には発生した溢水が地上階まで達する評価となる。

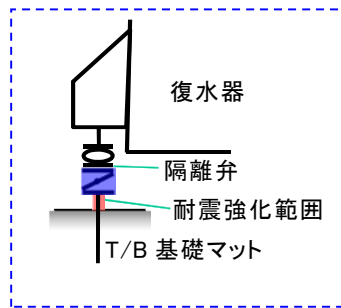
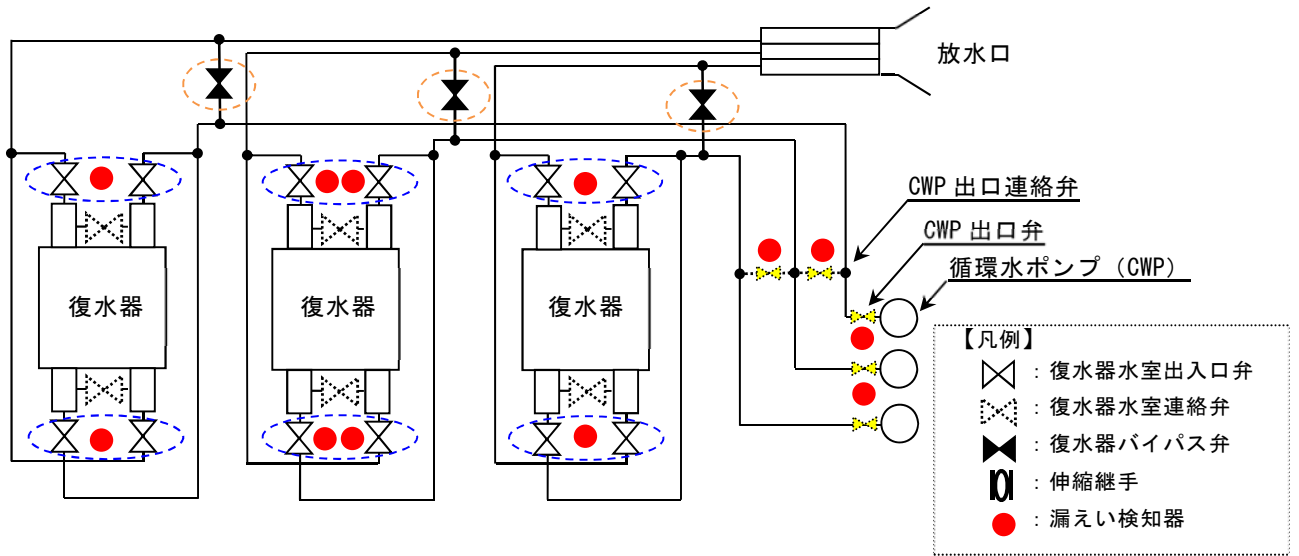
放射性物質を内包する液体のタービン建屋外への漏えい防止及び原子炉建屋等重要な機器を内包する区画への溢水の拡大防止として、地震スクラム後の数分以内に本運転操作を期待することは現実的ではないため、本インターロックによる自動隔離は溢水防護上必要である。



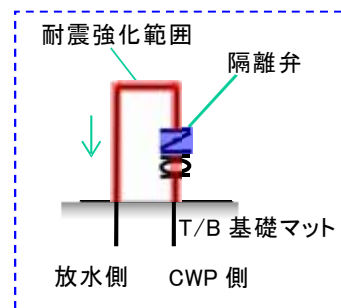
第 11.2-1 図 インターロック回路



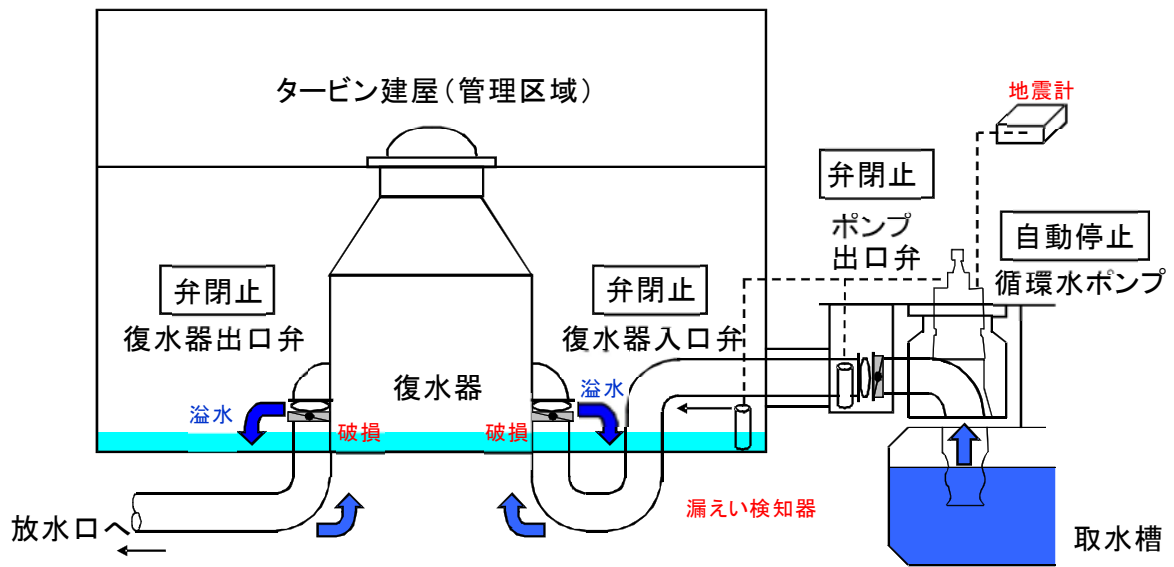
第 11.2-2 図 自動隔離のインターロック



復水器廻りの隔離



復水器バイパス弁廻りの隔離



第 11.2-3 図 設備概要

11.3 溢水量

(1) 想定破損による溢水量

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量は、溢水流量、溢水時間及び循環水系の保有水量から算出した。溢水時間は、破損から運転員による循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間とした。算出した溢水流量、溢水時間及び溢水量を第 11.3-1～3 表に示す。

※ 地震を伴わない場合の漏えい時対応（手動スクラム対応等）について

地震時のインターロックを伴わない、想定破損で考慮する漏えい時のポンプ停止等の対応措置は以下となる。

溢水が少量の場合は、循環水ポンプの翼開度低下等による対応で溢水量を一時的に低減させる等の対応が可能であるが、他設備等への溢水影響が大きいと判断した場合は、ポンプを手動停止する。3 台運転中の循環水ポンプ 1 台がトリップした場合、サイフォンブレイカーは作動せず 2 台のポンプで 3 復水器通水運転が可能であるが、溢水の発生箇所により隔離が不可である場合や、溢水量が上記対応で低減しない場合は、循環水ポンプを手動停止するため、復水器の真空悪化を招くため、原子炉を手動スクラムさせる。

上記は、運転手順書にて予め定められた操作の対応範囲であり、既存設備への影響はない。

第 11.3-1 表 想定破損による循環水系配管の伸縮継手部の溢水流量

部位	内径 (mm)	破損幅 (mm)	溢水流量 (m ³ /h)
復水器水室出入口弁部	2,400	40	約 9,331
復水器水室連絡弁部	1,800	38	約 1,787
復水器バイパス弁部	1,525	45	約 6,670

第 11.3-2 表 想定破損による循環水系配管の伸縮継手部からの溢水時間

項目	時間 (分)
漏えい検知器による漏えい検知までの時間	10
現場への移動時間	20
漏えい箇所特定に要する時間	30
循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止時間	10
合計	70

第 11.3-3 表 想定破損による循環水系配管の伸縮継手部の溢水量

項目	溢水量 (m ³)
破損から循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止までの溢水量 (最大箇所 9,331 [m ³ /h] の 70 分流出)	約 10,887
循環水系の保有水量	約 400
合計	約 11,287

(2) 地震起因による溢水量

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量は、溢水流量、溢水時間及びタービン建屋内の耐震B、Cクラス機器の保有水量から算出した。溢水時間は、地震発生から復水器室の漏えい検知インターロックによる循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間とした。算出した溢水流量、溢水時間及び溢水量を第11.3-4～6表に示す。

なお、地震時には上記のインターロックにより復水器水室出入口弁を閉止することから、津波来襲による海水の流入はない。

第11.3-4表 地震起因による循環水系配管の伸縮継手部の溢水流量

部位	部位数	内径(mm)	破損幅(mm)	溢水流量(m ³ /h)
復水器水室出入口弁部	12	2,400	40	約 111,980
復水器水室連絡弁部	6	1,800	38	約 10,730
復水器バイパス弁部	3	1,525	45	約 20,020
合計				約 142,730

第11.3-5表 地震起因による循環水系配管の伸縮継手部からの溢水時間

項目	時間(分)※
伸縮継手破損による漏えい開始から検知まで	1
インターロックによる循環水ポンプ停止(1台目, 2台目)及び復水器水室出入口弁の閉止まで	2
インターロックによる循環水ポンプ停止(3台目)及び復水器水室出入口弁の閉止まで	2
合計	5

※ 循環水ポンプは段階的に停止するが、評価上の溢水時間は、保守的に5分とする。

第 11.3-6 表 地震起因による溢水量

項目		溢水量(m ³)
循環水系配管の伸縮継手部	地震発生から漏えい検知インターロックによる循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの溢水量	約 11,900
耐震 B, C クラス機器の保有水量		約 9,010
合計		約 20,910

(3) 消火水の放水による溢水量

消火水の放水による溢水量の算出に用いる放水流量を 130L/min とし、この値を 2 倍して溢水流量とした。放水時間と溢水流量から評価に用いるタービン建屋における消火水の放水による溢水量を以下のとおりとした。

$$\cdot 130\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 2 \text{箇所} \times 3 \text{時間} = 46.8\text{m}^3$$

11.4 溢水影響評価結果

(1) 想定破損による没水影響評価結果

タービン建屋の溢水を貯留できる E. L. 8.20m (タービン建屋から原子炉建屋への流出高さ) 以下の空間容積を第 11.4-1 表に示す。タービン建屋の容積から機器等の容積相当分を差し引き算出した。

なお、漏えい検知レベルを、復水器設置床 (E. L. -4.0m) の床上 100mm とすることから、復水器水室出入口弁部からの漏えいを想定した場合は、約 1 分で検知が可能となる。

第 11.4-1 表 タービン建屋の溢水を貯留できる空間容積

タービン建屋階層	空間容積 (m ³)
E. L. -4.00 ～ E. L. -1.60m	約 2,784
E. L. -1.60 ～ E. L. 5.50m	約 17,326
E. L. 5.50 ～ E. L. 8.20m	約 6,589
合計	約 26,699

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量 11,287m³は、タービン建屋の最下層 (E. L. -4.00m ～ E. L. -1.60m) の貯留可能容積 2,784 m³より大きいことから、地下 1 階範囲は溢水により没水すると評価する。

溢水量がタービン建屋の溢水を貯留できる空間容積を上回らないことから、タービン建屋内の地下部に滞留が可能であり、原子炉建屋への溢水の流出はないことを確認した。

(2) 地震起因による没水影響評価結果

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量と耐震 B, C クラス機器の保有水量を合計した溢水量は、タービン建屋の貯留可能容積より小さいことから、タービン建屋内の地下部に貯留可能で、原子炉建屋への流出がないことを確認した。

$$20.910\text{m}^3 < 26,699\text{m}^3$$

(地震起因による溢水量) (タービン建屋地下部の貯留可能容積)

タービン建屋地下部の水密性の検討については、添付資料-10 参照。

この際、E. L. -1.60m エリアが浸水し、使用済燃料プールの給水機能が喪失するが、残留熱除去系は基準地震動 S_s に対して機能が維持するため

必要な機能は維持される。

(3) 消火水の放水による没水影響評価結果

消火水の放水による溢水量は、想定破損による溢水量より少ないため、想定破損による溢水の評価に包含される。

12. 防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価

屋外タンク等の破損を考慮した敷地内浸水が、防護対象設備が設置されている原子炉建屋等に及ぼす影響を確認する。

12.1 建屋外からの溢水影響評価

屋外タンク等の破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋、タービン建屋、海水ポンプ室、使用済燃料乾式貯蔵建屋に及ぼす影響を確認する。

溢水防護対象設備を内包する建屋の外部に存在する溢水源としては、海水を除き、屋外タンク及び淡水貯水池の保有水並びに地下水が挙げられる。以下にこれらの溢水が溢水防護対象設備に与える影響を評価する。

12.2 屋外タンクの溢水による影響評価

東海第二発電所敷地近傍にある屋外タンク等の溢水が溢水防護対象設備に与える影響として詳細評価を行った。

(1) 溢水影響のある屋外タンクの抽出

東海第二発電所敷地内等にある屋外タンクのうち、溢水影響のあるタンク等の配置図を第 12.2-1 図に、タンク等容量を第 12.2-1 表に示す。ただし、耐震性が確保されるタンクは評価対象から除外する。

(2) 評価の前提条件

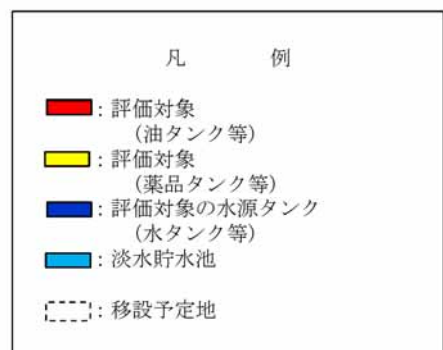
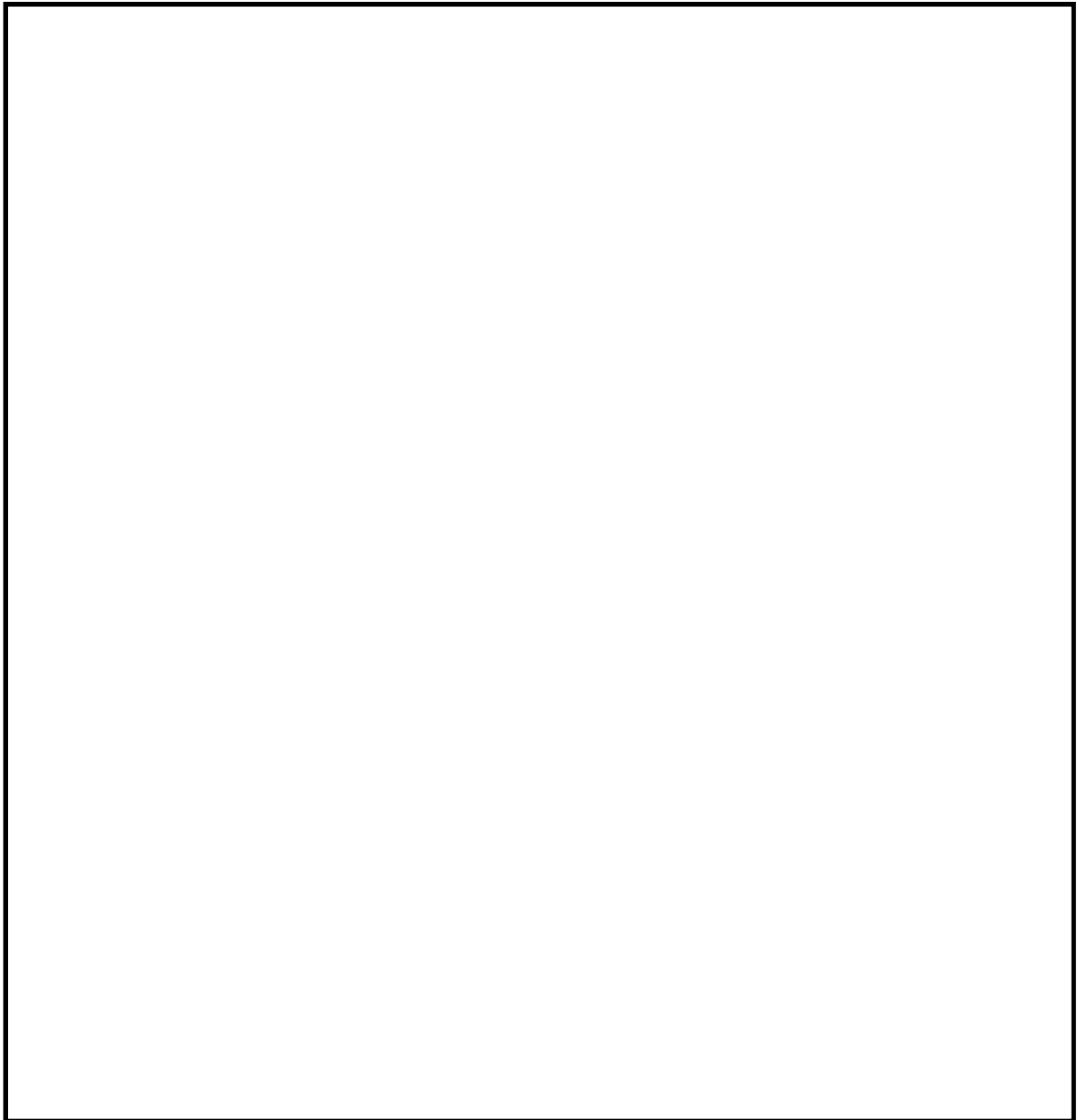
- a. 敷地内に広がった溢水は、構内排水路からの流出や、地中への浸透は評価上考慮しない。
- b. タンクから漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。
- c. 溢水量の算出では、基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じ

るおそれのある屋外タンク等からは、全量が流出することとし、基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じないものは除外した。

d. 淡水貯水池については、スロッシング時においても溢水を発生させない設計とすることから、溢水源としては考慮しない。

(3) 屋外タンク等による溢水影響評価

屋外タンク等の破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋、タービン建屋、海水ポンプ室及び使用済燃料乾式貯蔵建屋に影響を及ぼさないことを確認した。第 12.2-2 表に評価結果を示す。



第 12.2-1 図 屋外タンク等の配置図

第 12.2-1 表 敷地内におけるタンク・貯槽類 (1/3)

	タンク等の名称	内容物	容量 (m ³)	基数	堰の有無	備考
1	碍子洗淨タンク	水	100	1	無	
2	取水口ろ過水ヘッドタンク	水	20	1	無	
3	ブローダウンタンク	水	1.67	1	無	
4	多目的タンク	水	1,500	1	無	
5	第1ろ過水タンク	水	150	1	無	
6	第2ろ過水タンク	水	150	1	無	
7	濃縮槽	水	62	1	無	
8	No.1 pH調整槽	水	2.7	1	無	
9	No.2 pH調整槽	水	1.32	1	無	
10	凝集沈殿槽	水	78	1	無	
11	原水タンク	水	1,000	1	無	
12	ろ過水貯蔵タンク	水	1,500	1	無	
13	純水貯蔵タンク	水	500	1	無	
14	600トン純水タンク	水	600	1	無	
15	モノスコアフィルター	水	15.3	1	無	
16	溶融炉灯油タンク	灯油	10	1	有	
17	重油貯蔵タンク	重油	(500) ^{※1}	1	有	移設予定 埋設タンク
18	少量危険物貯蔵所	絶縁油	1	3	無	敷地内移設
19	予備変圧器	絶縁油	35.9	1	有 ^{※2}	移設予定
20	起動変圧器	絶縁油	A 45.95	1	有 ^{※2}	
			B 46.75	1		
21	主変圧器	絶縁油	136	1	有 ^{※2}	
22	所内変圧器	絶縁油	21	2	有 ^{※2}	
23	油倉庫	油	42.5	1	無	
24	工事協力会油倉庫	油	9.5	1	無	敷地内移設
25	No.1 保修用油倉庫	油	94.1	1	無	

※1：評価上容量を考慮しない機器（埋設タンク）

※2：地下排油槽

第 12.2-1 表 敷地内におけるタンク・貯槽類 (2/3)

	タンク等の名称	内容物	容量 (m ³)	基数	堰の有無	備考
26	No.2 保修用油倉庫	油	100	1	無	
27	保修用屋外油貯蔵所	潤滑油	80	1	無	敷地内移設
28	絶縁油保管タンク	絶縁油	200	1	有	
29	硫酸貯蔵タンク	硫酸	50	1	有	
30	苛性ソーダ貯蔵タンク	苛性ソーダ	50	1	有	
31	硫酸第一鉄薬注タンク	硫酸第一鉄	7	1	無	
32	溶融炉苛性ソーダタンク	苛性ソーダ	3	1	有	
33	溶融炉アンモニアタンク	アンモニア	1	1	有	
34	アニオン塔	アニオン樹脂	5.40	2	無	
35	カチオン塔	カチオン樹脂	3.49	2	無	
36	66kV 非常用変圧器	絶縁油	6.6	1	無	
37	構内服洗濯用タンク	重油	1.82	1	有	
38	1号エステート変圧器	絶縁油	1.1	1	無	
39	2号エステート変圧器	絶縁油	1.1	1	無	
40	硫酸貯槽	硫酸	3	1	有	
41	硫酸希釈槽	硫酸	1.19	1	有	
42	苛性ソーダ貯槽	苛性ソーダ	10	1	有	
43	PAC 貯槽	ポリ塩化アルミニウム	6	1	有	
44	HHOG 冷却塔	水	1.5	1	無	
45	HHOG 補給水タンク	水	2.39	1	無	
46	加圧水槽	水	1.1	1	無	
47	モノバルブフィルター	水	92.2	2	無	
48	活性炭ろ過器	水	40	2	無	
49	脱炭酸水槽	水	2	2	無	
50	温水槽	水	14	1	無	

第 12.2-1 表 敷地内におけるタンク・貯槽類 (3/3)

	タンク等の名称	内容物	容量 (m ³)	基数	堰の有無	備考
51	パルセーター	水	200	1	無	
52	加圧浮上分離槽	水	74.82	1	無	
53	薬品混合槽	混合薬品	8.4	1	無	
54	中間層	水	15	1	無	
55	S/B 飲料水タンク	水	10	1	無	
56	ろ過用水高築水槽	水	20	1	無	
57	放管センター受水槽	水	22	1	無	
58	工事協力会事務所受水槽	水	30	1	無	
59	原子力館受水槽(濾過水)	水	12	1	無	
60	原子力館受水槽(飲料水)	水	12	1	無	
61	AD ビル飲料水タンク	水	22	1	無	
62	チェックポイント高置水槽	水	4	1	無	
63	構内服ランドリー受水槽	水	4	1	無	
合計		7,407.89(m ³)				

(4) 評価結果

第 12.2-1 表から、敷地内にある水源タンク等（水、薬品及び油）の溢水及び漏えいは、仮に上記の全タンク等（計 63 箇所）が破損したと評価した場合においても、最大水位は約 0.1m であり、溢水防護対象設備が設置されている建物等の外壁に設置した扉等の開口部は敷地高さ E.L.

+8.0m より 0.2m 以上高い位置に設置されているため、屋外タンク等の溢水により溢水防護対象設備に影響を及ぼすことはない。

屋外タンク等による溢水の滞留箇所である E.L. +8.0m 及び E.L. +3.3m の敷地レベル図を第 12.2-2 図、溢水水位を第 12.2-2 表及び第 12.2-3 表に示す。

なお、E.L. +3.3m の敷地範囲についても、屋外タンク等の溢水をすべて滞留させることができる容積を有しているが、溢水水位の算出にあたっては、海水ポンプ室を除き敷地高さ E.L. +3.3m への排出は考慮せず、保守的に E.L. +8.0m の敷地面積のみで評価した。補足説明資料-20 にエリアの局所的な溢水水位の評価を示す。

第 12.2-2 表 屋外タンク等による溢水影響評価結果

E.L. +8.0m エリア	許容浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	敷地面積 (m ²)	敷地浸水深 (m)	評価
原子炉建屋	0.2 ^{*1}	7,408	151,000	0.1	○
タービン建屋	0.2 ^{*1}				○
使用済燃料乾式 貯蔵建屋	0.3 ^{*1}				○

※1 設置高さから敷地レベル E.L. +8.0m を引いた値（設計床高さまでの高さ）

第 12.2-3 表 屋外タンク等による溢水影響評価結果

E.L. +3.3m エリア	許容 浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	海水ポンプ室周り の滞留可能容積 (m ³)	敷地 浸水深 (m)	評価
海水ポンプ室	約 4.0 ^{*2}	7,408	9,000	2.4	○

※2 既設分離壁の上端から設置高さを引いた値

【設計床高さの根拠について】

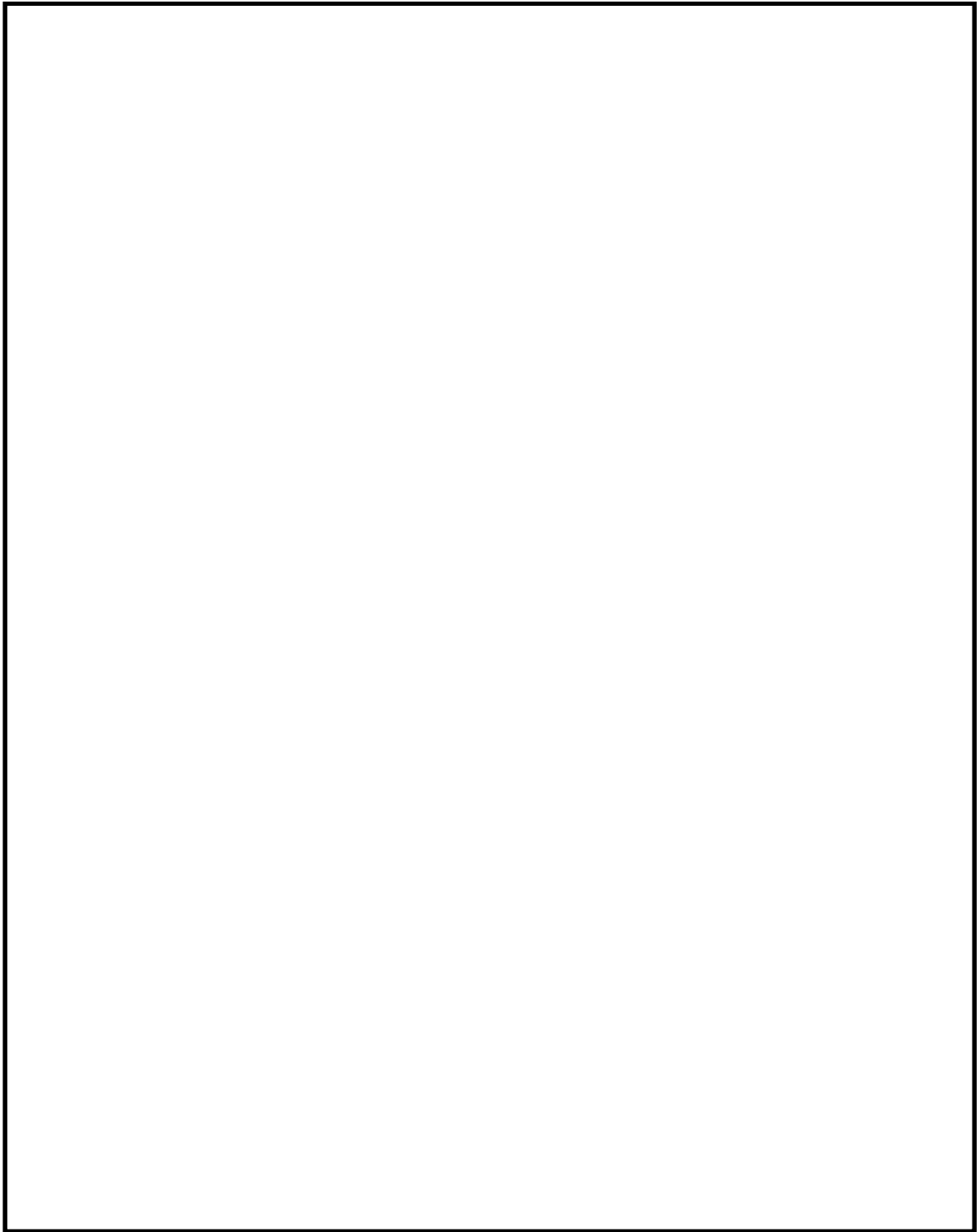
主要な建屋への外部からの水の浸入を防ぐ措置としては、建設時の敷地内排水設計を基にした、雨水等の浸水防止のための「設計床高さ」を考慮している。

さらに、建物内への浸水を防ぐ措置としては、敷地への津波等を考慮した、浸水防止が必要な高さまでの建物外部から建屋内部への貫通部に水の浸入防止措置を行う対策を実施している。

東海第二発電所においては、この主要な建屋の床高さ「設計床高さ」を敷地高さから 200mm 以上としている。

建 屋	建屋設置の 敷地高さ (E. L.)	設計床高さ (E. L.)
原子炉建屋	8.0	8.2
タービン建屋	8.0	8.2
使用済燃料乾式貯蔵建屋	8.0	8.3

今後、想定を超える一時的な豪雨や、防潮堤の設置による排水経路の変更についても、127.5 mm/h クラスの降雨を想定した排水路を新規設置するため、200 mm以上の設定で問題はない。



第 12.2-2 図 東海第二発電所敷地のレベル図

12.3 廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋からの溢水影響評価

溢水源となりうる機器が存在する廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋において、想定する機器の破損等により発生する溢水について、溢水防護対象設備を設置している原子炉建屋原子炉棟及びタービン建屋への溢水影響について評価を行った。

なお、廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋における単一機器の破損により生じる溢水量及び消火水の放水により生じる溢水量は、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量に包含されることから、ここでは、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量について評価を行う。

(1) 溢水源及び溢水量

廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋において地震に起因する機器の破損に伴う溢水量として、耐震B，Cクラス機器の系統保有水量を算出した。地震時に想定する溢水量は、それぞれ、廃棄物処理棟約 2,700m³，廃棄物処理建屋約 4,300m³である。

(2) 溢水影響評価結果

廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋の溢水影響評価を第 12.3-1 表に示す。滞留可能な空間容積は、それぞれ、廃棄物処理棟 6,319m³，廃棄物処理建屋 6,970m³であるため、発生する溢水量と比較して十分余裕があることから、滞留が可能であり、原子炉建屋原子炉棟及びタービン建屋へ連絡通路等を通じて溢水することはなく、防護対象設備への影響はない。

第 12.3-1 表 廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋における溢水影響評価

エリア	溢水量 (m^3)	滞留可能容積 (m^3)	判定	滞留箇所
廃棄物処理棟	約 2,700	6,319	○	B1FL 全域
廃棄物処理建屋	約 4,300	6,970	○	B3FL 全域

12.4 その他の地震起因による敷地内溢水影響評価

地震起因による評価において、屋外タンクの破損以外に機器等の複数同時破損を想定した溢水量について考慮すべき範囲を確認する。

その結果、機器等の破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋、タービン建屋、海水ポンプ室及び使用済燃料乾式貯蔵建屋に影響を及ぼさないことを確認した。

(1) 溢水影響のある機器の抽出

東海第二発電所敷地内にある屋外設備のうち、溢水影響のある機器等を抽出した結果、耐震補強工事により、地上化した安全系ポンプの放出ライン配管のB、Cクラス範囲の破損ケースを選定した。

(2) 評価条件

- a. 海水ポンプ（安全系）は全台運転とし、溢水量を定格流量にて算出した。
- b. 敷地内に広がった溢水は、構内排水路からの流出や、地中への浸透は評価上考慮しない。
- c. 放出ラインから漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。

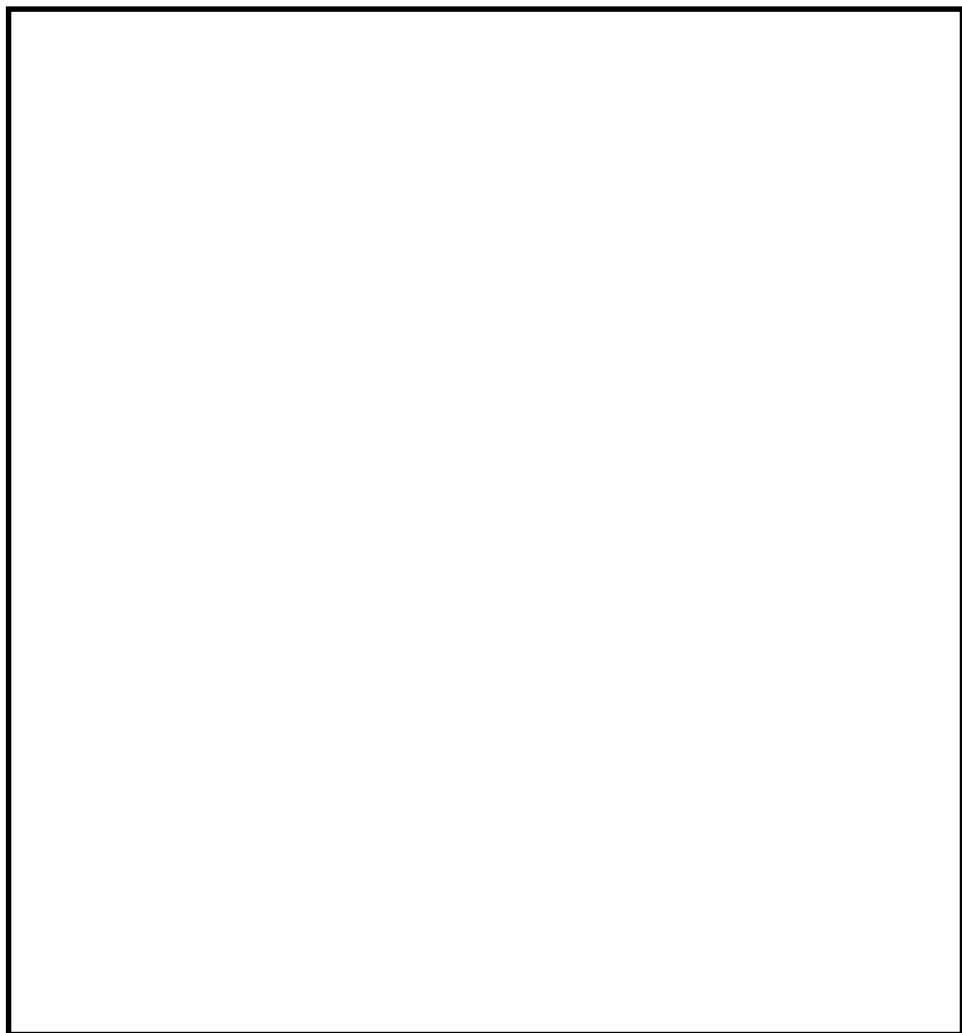
(3) 評価結果

屋外放出ラインルート図を第12.4-1図に、放出ラインからの溢水量の評価結果を第12.4-1表に示す。この結果、敷地内における溢水量については、対象のポンプ全てについて、運転及び放出配管の破損を考慮した場合においても、1時間当たり約30mmである。敷地内で想定される溢水については、排水設計127.5mm/hを行うことから、溢水防護対象設備が設

置されている建物等の外壁に設置した扉等の開口部高さ 0.2m に対しても、影響がないと評価した。

第 12.4-1 表 放出ラインからの溢水量

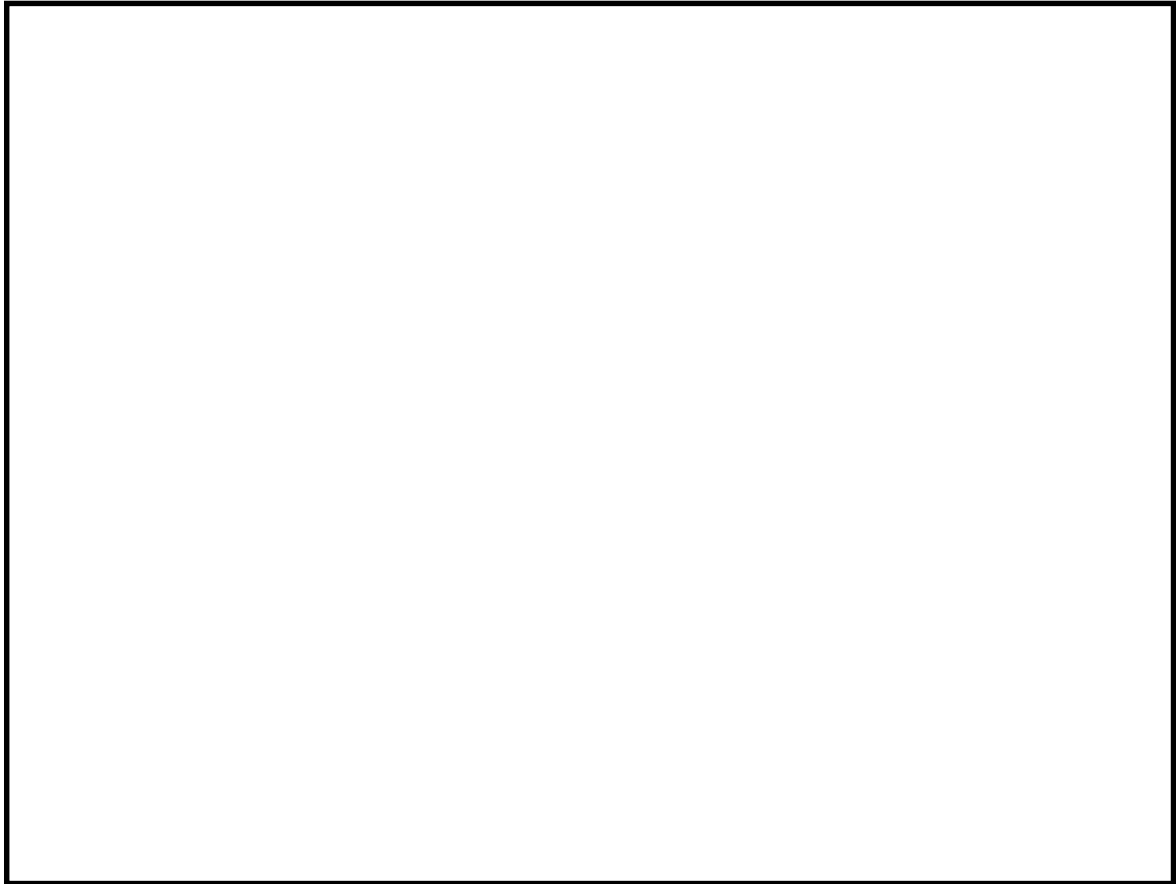
対象ポンプ	吐出流量 ($\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{台}$)	運転 台数	溢水流量 (m^3/h)	敷地浸水深評価 (mm/h)
RHRS ポンプ	885.7	4	3,542.8	約 30
DGSW ポンプ	272.6	2	545.2	
HPCS DGSW ポンプ	232.8	1	232.8	



第 12.4-1 図 屋外放出ラインルート図

12.5 地下水による影響評価

東海第二発電所では、溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋，タービン建屋等の周辺地下部に第 12.5-1 図に示すように排水設備（サブドレン）を設置しており，同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。地震によりすべての排水ポンプが同時に機能喪失することを想定し，その際の排水不能となった地下水が溢水防護対象設備に与える影響について評価を行った。



第 12.5-1 図 サブドレン概要図

(1) サブドレンの排水方法について

サブドレンは、ピット及び排水ポンプより構成され、ピット間は配管で相互に接続されているため、一箇所の排水ポンプが故障した場合でも、他のピット及び排水ポンプにより排水することができる。また、地震によりポンプ電源が喪失した場合は、一時的な水位上昇のおそれがあるが、仮設分電盤及び仮設ポンプを常備していることから排水は可能となっている。

(2) 建屋周辺に流入する地下水量評価

過去（平成 25 年度）のサブドレンによる排水実績調査によると、年間を通じて季節による変動はあるが、1 日当たり最大で約 200m³ 程度の流入が想定される。仮に 7 日間排水作業が実施できないとして、建屋周辺で約 1,500m³ 程度の流入を考慮した場合でも有意な水位上昇とはならない。また、保守的に止水壁がないと想定した場合でも、建屋周囲の地下水位は周辺の地下水位と平衡した水位（原子炉建屋設置位置で、約 T.P. +1.5m）で上昇が止まるものと考えられる。これを保守的に地表面（T.P. +8.0m）までの上昇とした場合は、建屋最下層（T.P. -4.0m）での水位は、約 12m 相当となる。

建屋地下部の配管等の貫通部における止水措置としては、敷地への津波浸水等も考慮した仕様とすることから、30m 耐水圧相当の仕様とするため、地下水の上昇時においても影響はない。

(3) 影響評価

地下水の溢水防護区画への浸水経路としては、建屋外壁地下部における配管等の貫通部の隙間及び建屋間の接合部が考えられるが、これらについ

では、配管貫通部の隙間には止水措置を行っており、地下水が防護区画内に浸水することはない。地下部止水措置状況を補足説明資料-37に示す。

以上より、地震によりサブドレンが機能喪失した際に生じる建屋周辺に流入する地下水は、溢水防護対象設備に影響を与えることがないものと評価する。

13. 放射性物質を内包する液体の漏えいの防止

前述の各建屋における溢水評価のとおり，管理区域内で発生した溢水は，建屋内及び建屋の地下階等に貯留されることから，貯留される範囲及び溢水の伝播経路となる範囲について，溢水防護措置（堰の設置，水密扉の設置，配管等貫通部への止水処置等）を構ずることにより，機器の破損等により生じた放射性物質を含んだ液体が，管理区域外に伝播しないことを確認した。

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 没水による機能喪失高さ

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、その考え方を以下のように定める。

機能喪失高さは、「評価高さ」を基本とするが、この評価において、没水と評価された機器については、改めてより現実的な設定としている「実力高さ」を用いた再評価による判定を行う。

ただし、当初から電源盤等の没水を許容せず、防護する方針としている設備については、「評価高さ」による判定のみで対策が必要としている。

機能喪失高さの扱いを第1表及び第1図に示す。また、各高さの関連を第2図に示す。

第1表 溢水による各設備の機能喪失高さの考え方

機器	機能喪失高さ	
	実力高さ	評価高さ
弁	①電動弁：弁駆動装置下部 ②空気作動弁，各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・電動弁，空気作動弁とも <u>弁配管の中心高さ</u>
ダンパ及びダクト	・各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・ダンパ，ダクトとも <u>中心高さ（配管ダクトの場合）</u> ・ダンパ，ダクトの下端高さ
ポンプ	①ポンプ又はモータのいずれか低い方の下端 ②モータは下端部	・ポンプ，モータの <u>基礎＋架台高さ</u> のいずれか低い箇所
ファン	・モータ下端部又は吸込み口高さの低い方	・ファン又はモータの <u>基礎＋架台高さ</u> のいずれか低い箇所の高さ
計器	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方 ・計器ラックは <u>床面高さ</u>
電源・盤	・端子台等最下部	・ <u>床面高さ</u>

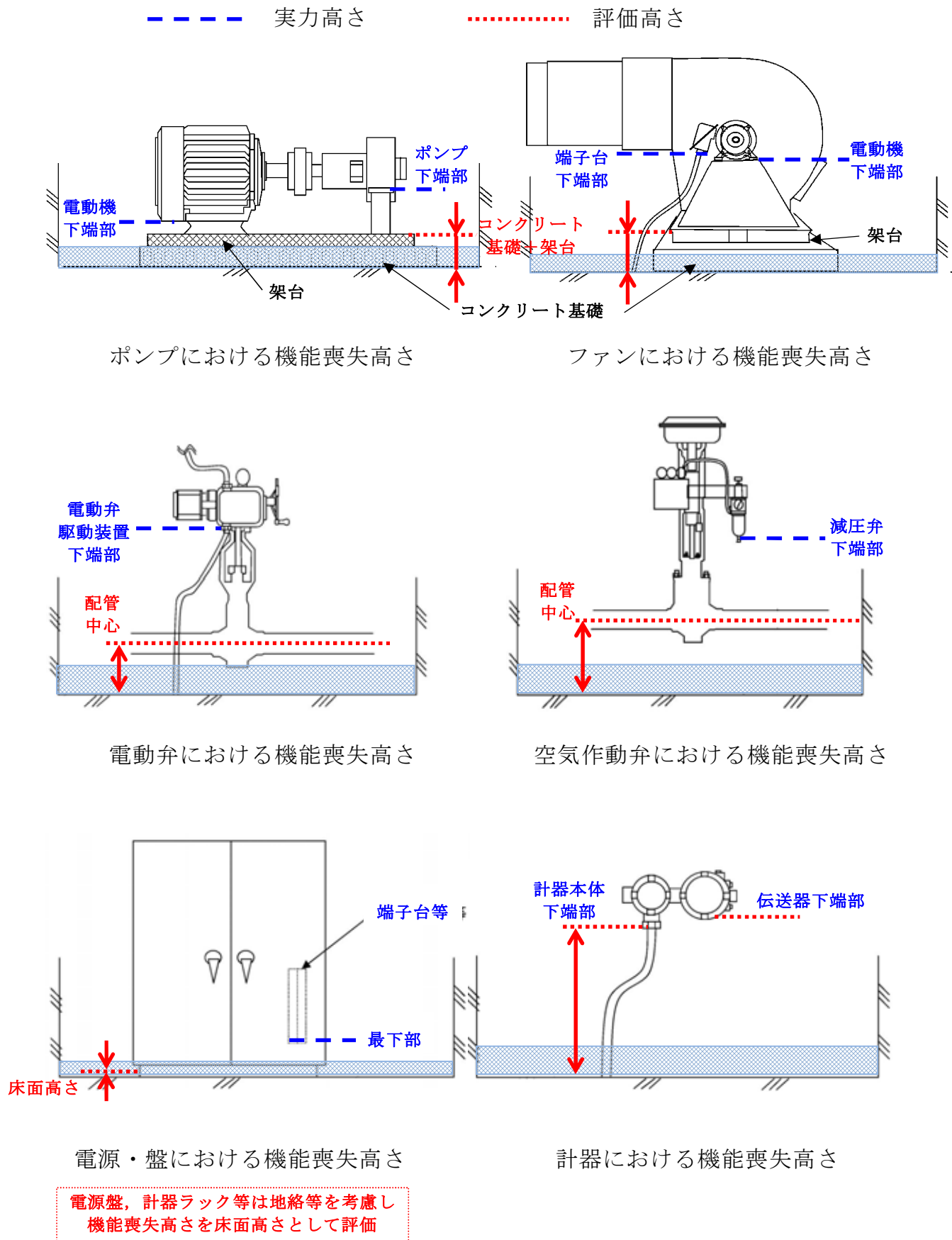
機能喪失高さ：没水評価判定に用いる高さ

実力高さ：各防護対象機器等の機能喪失部位の高さ

（現場での実測等により確認した数値による高さ）

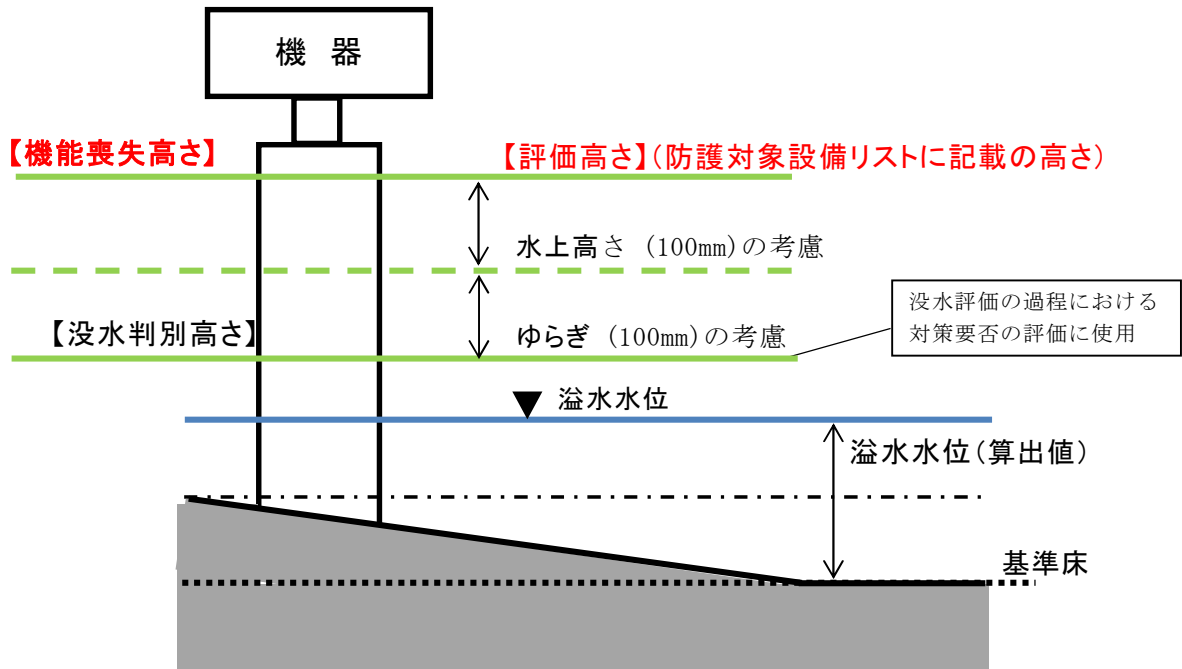
評価高さ：実力高さに余裕を考慮した高さ（図面等によりエビデンスが確認できる数値を基本とした，裕度を含む高さ（計器類を除く））

補足：評価においては，ゆらぎと水上高さを考慮して，機能喪失高さを一律 200 mm 下げ没水評価を実施する。（第2図参照）



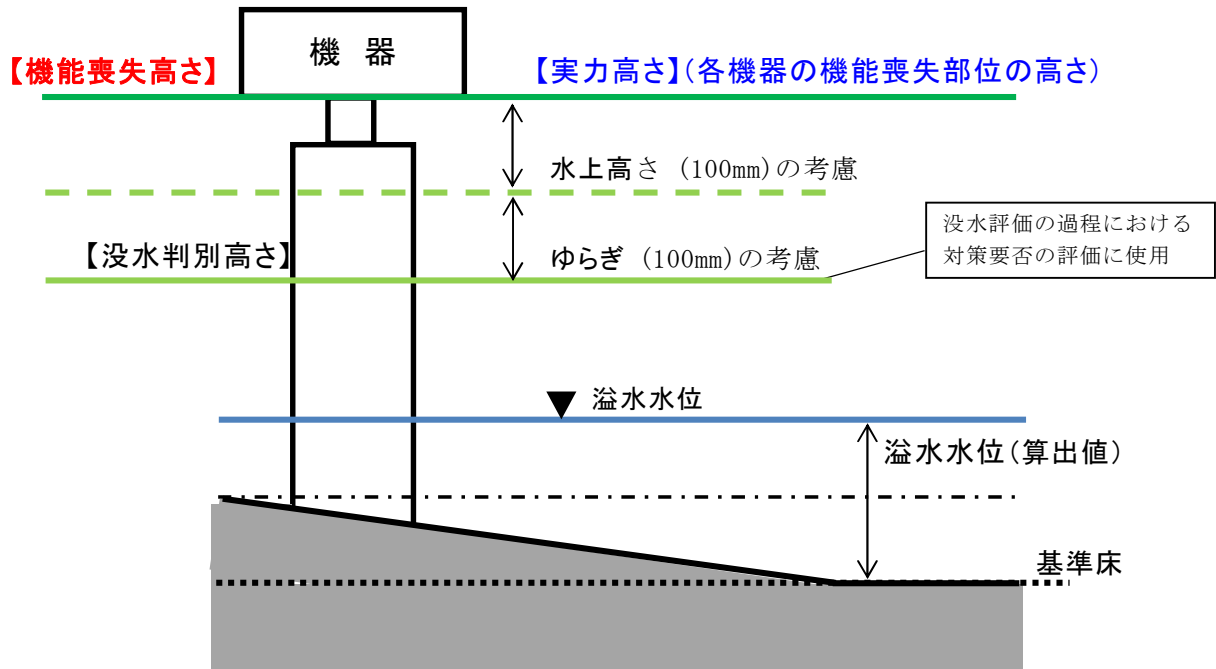
第1図 機能喪失高さに関する「評価高さ」と「実力高さ」の関係

(1) 評価高さを機能喪失高さとする場合



第2図 内部溢水評価に用いる高さの関連図 (1/2)

(2) 実力高さを機能喪失高さとする場合



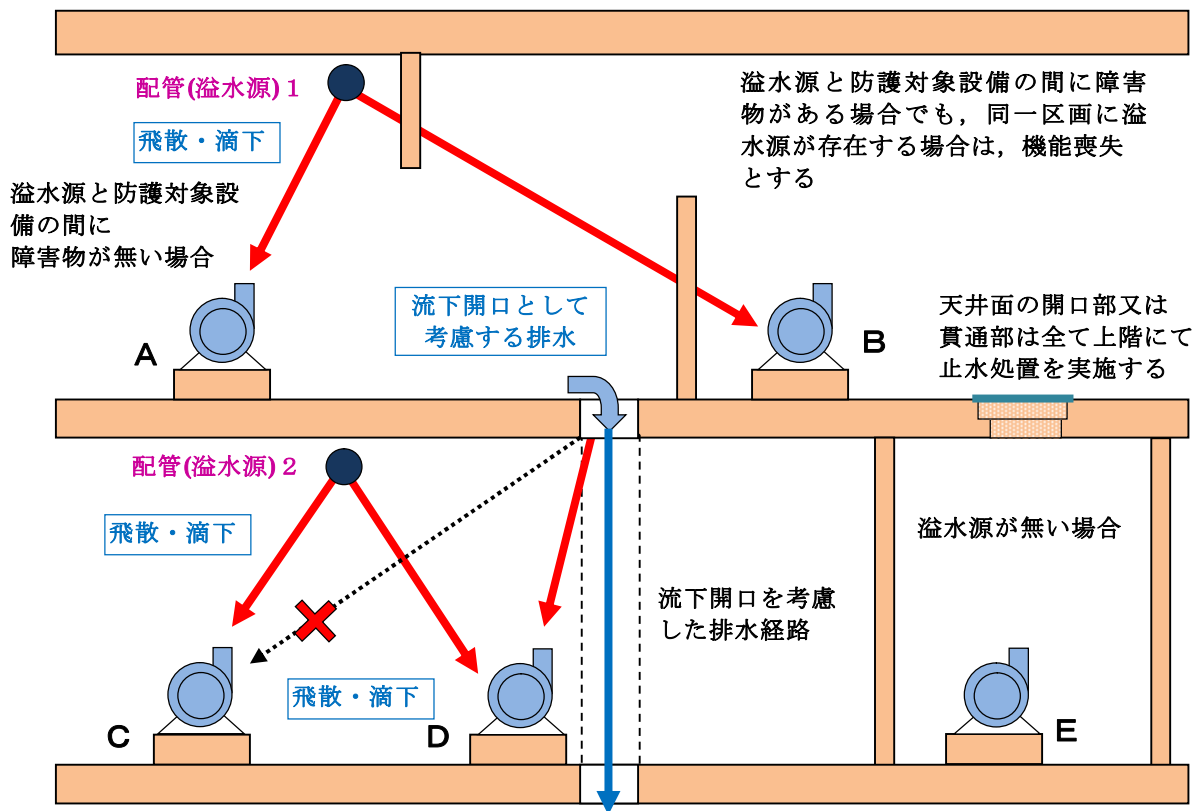
第2図 内部溢水評価に用いる高さの関連図 (2/2)

1.1.2 被水による機能喪失判定

被水により防護対象設備の機能が喪失する場合の被水源及び上層階からの伝播経路と防護対象設備の位置関係について、溢水評価ガイドを参考に第2表及び第2図のように定める。

第2表 被水による機能喪失の考え方

防護対象設備	溢水源 1	溢水源 2
A	機能喪失	機能喪失せず
B	機能喪失	機能喪失せず
C	機能喪失せず	機能喪失
D	機能喪失	機能喪失
E	機能喪失せず	機能喪失せず



第2図 被水による機能喪失の考え方

1.1.3 蒸気による機能喪失判定

防護対象設備の蒸気による機能喪失判定は、防護対象設備の仕様（温度、湿度およびその継続時間等）と蒸気漏えい発生時の環境条件を比較する。蒸気漏えい発生時の環境条件は建設時に求めた環境条件に包絡されるため、防護対象設備の仕様を比較し、環境条件がより厳しい場合は機能喪失と判定する。

1.2 抽出された防護対象設備

1.2.1 防護対象設備リストの整理

第 2.2-1 図に示した防護対象設備の選定フローにより選定された防護対象設備について、系統、設備名、設置建屋、機能喪失高さ及び設置高さを防護対象設備リストとして、第 3 表に示す。

1.3 溢水評価の対象外とする防護対象設備の考え方について

原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されるために必要な設備の抽出に際しては、系統図により使用する設備を明確にしている。

一方、抽出された設備のうち容器、熱交換器、安全弁、逆止弁等、配管等の静的機器は、構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから、溢水により機能喪失はしないことから詳細評価の対象外としている。

安全機能上必須の設備では原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内の重要度の特に高い安全機能を有する設備は、設計基準事故において最も環境が苛酷な原子炉冷却材喪失事故時の PCV 内の状態を考慮した耐環境仕様で設計されているため、溢水影響評価において対象外としている。その考え方について補足説明資料-7 に示す。

また、状態監視のみの現場指示計，プラント停止操作時に動作要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は，機能喪失しても安全機能に影響しないことから対象外としている。

他の設備により要求機能が代替できる設備は，機能喪失しても安全機能に影響しないことから，対象外とする。

1.3.1 溢水影響評価上の防護対象設備から除外された機器

1.3の溢水影響評価の対象外とする防護対象設備の考え方を第4表に整理するとともに，1.2.1同様に選定フローにより詳細な評価の対象から除外された設備について，系統，設置場所，設備名及び除外理由をリストとしてまとめ，第5表に示す。

第3表 防護対象設備リスト (1/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さ(EL)(m)	安全区分
制御棒駆動系	原子炉建屋	RB-3-3	水圧制御ユニット(スクラム弁含む)(東側)	-	1.45	1.55	21.85	I, II
制御棒駆動系	原子炉建屋	RB-3-4	水圧制御ユニット(スクラム弁含む)(西側)	-	1.45	1.55	21.85	I, II
エリア放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	燃料取替フロア 燃料プール(検出器)	RE-D21-NS03	0.63	0.73	47.23	I, II
エリア放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	燃料取替フロア 燃料プール(現場監視ユニット)	RIA-D21-NS03	1.26	1.36	47.86	I, II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤(B)	LCP-188B	1.00	1.10	30.10	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	CAMS (B)系 ヒータ電源用変圧器	-	0.20	0.00	29.00	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	CAMS モニタラック(B)	D23-P001B	0.20	0.00	29.00	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	CAMS 校正用計器ラック(B)	D23-P002B	0.20	0.00	29.00	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	CAMS 校正用ポンベラック(B)	D23-P003B	0.20	0.00	29.00	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS (A) ドライウエル計装入口隔離弁	D23-F001A(MO)	4.10	4.20	24.50	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS (A) ドライウエル計装出口隔離弁	D23-F002A(MO)	3.90	4.00	24.30	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS (A) サプレッションプール計装入口隔離弁	D23-F003A(MO)	4.10	4.20	24.50	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤(A)	LCP-188A	1.00	1.10	21.40	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS (A)系 ヒータ電源用変圧器	-	0.20	0.00	20.30	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	CAMS (B) ドライウエル計装入口隔離弁	D23-F001B(MO)	5.27	5.37	25.67	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	CAMS (B) ドライウエル計装出口隔離弁	D23-F002B(MO)	5.27	5.37	25.67	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	CAMS (B) サプレッションプール計装入口隔離弁	D23-F003B(MO)	5.27	5.37	25.67	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	CAMS (B) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004B(MO)	5.27	5.37	25.67	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS モニタラック(A)	D23-P001A	0.20	0.00	20.30	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS 校正用計器ラック(A)	D23-P002A	0.20	0.00	20.30	I

第3表 防護対象設備リスト (2/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS 校正用ボンベラック (A)	D23-P003A	0.20	0.00	20.30	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	ドライウェル圧力 (伝送器)	PT-D23-N004A	1.20	1.30	21.60	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	ドライウェル圧力 (伝送器)	PT-D23-N004B	0.96	1.06	21.36	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-1	CAMS (A) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A (MO)	3.30	3.40	5.40	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-1	CAMS (A) 冷却水入口弁 (RHRS (A)系)	3-12F101A (MO)	0.20	0.40	2.40	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-1	CAMS (A) 冷却水出口弁 (RHRS (A)系)	3-12F102A (MO)	0.30	0.40	2.40	I
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-3	CAMS (B) 冷却水入口弁 (RHRS (B)系)	3-12F101B (MO)	0.49	0.40	2.40	II
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-3	CAMS (B) 冷却水出口弁 (RHRS (B)系)	3-12F102B (MO)	0.52	0.40	2.40	II
原子炉系	原子炉建屋	RB-3-2	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P004	0.53	0.63 ^{※1}	20.93	III
原子炉系	原子炉建屋	RB-3-1	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P005	0.53	0.63 ^{※1}	20.93	III
原子炉系	原子炉建屋	RB-3-1	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P026	0.48	0.58 ^{※1}	20.88	II
原子炉系	原子炉建屋	RB-3-2	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P027	0.49	0.59 ^{※1}	20.89	II
原子炉系	原子炉建屋	RB-2-8	ジェットポンプルーブ(A)計装ラック	H22-P010	0.52	0.62 ^{※1}	14.62	I
原子炉系	原子炉建屋	RB-2-8	ジェットポンプルーブ(B)計装ラック	H22-P009	0.49	0.59 ^{※1}	14.59	II

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (3/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
原子炉系	タービン建屋	TB-1-1	COND VAC (A) (伝送器)	PT-B22-N075A	1.15	1.25	11.25	—
原子炉系	タービン建屋	TB-1-1	COND VAC (B) (伝送器)	PT-B22-N075B	1.15	1.25	11.25	—
原子炉系	タービン建屋	TB-1-1	COND VAC (C) (伝送器)	PT-B22-N075C	1.04	1.14	11.14	—
原子炉系	タービン建屋	TB-1-1	COND VAC (D) (伝送器)	PT-B22-N075D	1.03	1.13	11.13	—
原子炉系	タービン建屋	TB-1-20	MSL PRESS ISO(A) (伝送器)	PT-B22-N076A	1.28	1.38	9.58	—
原子炉系	タービン建屋	TB-1-20	MSL PRESS ISO(B) (伝送器)	PT-B22-N076B	1.28	1.38	9.58	—
原子炉系	タービン建屋	TB-1-2	MSL PRESS ISO(C) (伝送器)	PT-B22-N076C	1.16	1.26	9.46	—
原子炉系	タービン建屋	TB-1-2	MSL PRESS ISO(D) (伝送器)	PT-B22-N076D	1.15	1.25	9.45	—
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-6-1	RCW SURGE TANK LEVEL(スイッチ)	LSL-9-192	2.20	2.30	48.80	I
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-6-1	RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器)	LT-9-192	0.33	0.43	46.93	I
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウェル内機器原子炉補機冷却水戻り弁	2-9V33(M0)	3.76	3.86 ※1	17.86	I
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウェル内機器原子炉補機冷却水隔離弁	2-9V30(M0)	3.56	3.66 ※1	17.66	I
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-B1-1	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(M0)	1.17	0.50	2.50	II
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW ポンプ(A)	RCW-PMP-A	0.26	0.36	10.36	I
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW ポンプ(B)	RCW-PMP-B	0.24	0.34	10.34	II
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW ポンプ(C)	RCW-PMP-C	0.25	0.35	10.35	—
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW 熱交バイパス温度制御弁	TCV-9-92	0.76	0.66	10.66	—

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (4/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さ(EL.)(m)	安全区分
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW TEMP CONTROL (指示調節計)	TIC-9-92	1.10	1.20	11.20	—
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-2-9	水平方向地震加速度検出器	C72-N009A	0.20	0.30	14.30	I
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-2-9	水平方向地震加速度検出器	C72-N009B	0.20	0.30	14.30	II
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-2-8	水平方向地震加速度検出器	C72-N009C	0.20	0.30	14.30	I
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-2-8	水平方向地震加速度検出器	C72-N009D	0.20	0.30	14.30	II
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-3	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	0.20	0.30	-3.70	I
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-3	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	0.20	0.30	-3.70	II
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-3	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	0.20	0.30	-3.70	I
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-3	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	0.20	0.30	-3.70	II
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-8	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	0.20	0.30	-3.70	I
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-8	水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	0.20	0.30	-3.70	II
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-8	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	0.20	0.30	-3.70	I
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-8	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	0.20	0.30	-3.70	II
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS M-Gセット(2A)(発電機/電動機)	RPS-MG-A-GEN/RPS-MG-A-MTR	0.00	0.42	8.62	I
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS M-Gセット(2B)(発電機/電動機)	RPS-MG-B-GEN/RPS-MG-B-MTR	0.00	0.42	8.62	II
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS M-Gセット(2A) 制御盤	LCP-184A	0.32	0.00	8.20	I
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS M-Gセット(2B) 制御盤	LCP-184B	0.32	0.00	8.20	II
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS 分電盤(A)	PNL-C72-P001	0.68	0.78	8.98	I
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS 分電盤(B)	PNL-C72-P002	0.68	0.78	8.98	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-4-3	RHR (A)系 格納容器スプレイ弁	E12-F016A(MO)	0.90	1.00	30.00	I

第3表 防護対象設備リスト (5/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-4-3	RHR (A)系 格納容器スプレイ弁	E12-F017A(MO)	0.90	1.00	30.00	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-1	RHR (A)系 注入弁	E12-F042A(MO)	4.60	4.70 ^{※1}	25.00	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-2	RHR VALVE DIFF PRESS A (伝送器)	DPT-E12-N058A	1.06	1.16	21.46	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-2	RHR VALVE DIFF PRESS B (伝送器)	DPT-E12-N058B	1.08	1.18	21.48	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-2	RHR VALVE DIFF PRESS C (伝送器)	DPT-E12-N058C	1.09	1.19	21.49	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-2	RHR (B)系 テストライン弁	E12-F024B(MO)	4.12	3.70	24.00	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-8	RHR (B)系 注入弁	E12-F042B(MO)	4.26	4.36 ^{※1}	24.66	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-8	RHR (C)系 注入弁	E12-F042C(MO)	4.60	4.70 ^{※1}	25.00	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-2	RHR (A)系 シャットダウン注入弁	E12-F053A(MO)	1.78	0.69	14.69	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-3	RHR シャットダウンライン隔離弁 (外側)	E12-F008(MO)	2.60	2.70 ^{※2}	16.70	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-3	RHR (B)系 格納容器スプレイ弁	E12-F016B(MO)	1.45	0.79	14.79	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-3	RHR (B)系 格納容器スプレイ弁	E12-F017B(MO)	1.45	0.79	14.79	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-4	RHR (B)系 シャットダウン注入弁	E12-F053B(MO)	1.50	0.69	14.69	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-1-1	RHR (A)系サプレッションプールのスプレイ弁	E12-F027A(MO)	2.80	2.90	11.10	I

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

※2 床面から電動弁駆動装置下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (6/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-1-1	RHR (A)系テストライン弁	E12-F024A (MO)	1.14	1.24 ※1	9.44	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-1-2	RHR (B)系サプレッションパウルスプレイ弁	E12-F027B (MO)	1.65	1.75 ※1	9.95	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-1	RHR (A)系ミニフロー弁	E12-F064A (MO)	1.07	0.50	2.50	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-2	RHR (B)系ミニフロー弁	E12-F064B (MO)	1.07	0.50	2.50	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-2	RHR (C)系ミニフロー弁	E12-F064C (MO)	1.07	0.50	2.50	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-1	RHR DIV-I 計装ラック	H22-P018	0.52	0.62 ※2	2.62	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-2	RHR DIV-II 計装ラック	H22-P021	0.48	0.58 ※2	2.58	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHR 熱交換器(B)バイパス弁	E12-F048B (MO)	1.39	0.69	2.69	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR 熱交換器(A)バイパス弁	E12-F048A (MO)	0.84	0.69	2.69	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-3	RHR ポンプ(B)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B (MO)	1.84	1.94 ※1	-2.06	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-3	RHR ポンプ(B)入口弁	E12-F004B (MO)	1.40	1.50	-2.50	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-14	RHR ポンプ(B)	RHR-PMP-C002B	2.42	2.52 ※3	-1.48	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-5	RHR ポンプ(C)	RHR-PMP-C002C	2.42	2.52 ※3	-1.48	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-6	RHR ポンプ(C)入口弁	E12-F004C (MO)	1.40	1.50	-2.50	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-7	RHR ポンプ(A)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006A (MO)	2.12	2.02 ※1	-1.98	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-7	RHR ポンプ(A)入口弁	E12-F004A (MO)	2.17	1.50	-2.50	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-15	RHR ポンプ(A)	RHR-PMP-C002A	2.42	2.52 ※3	-1.48	I

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

※2 床面から計器本体下端部までの高さ

※3 床面からモーター下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (7/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHR (B)系サンプリング弁 (内側)	E12-F060B(A0)	0.38	0.24	2.24	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHR (B)系サンプリング弁 (外側)	E12-F075B(A0)	0.38	0.24	2.24	I
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR (A)系サンプリング弁 (内側)	E12-F060A(A0)	0.84	0.69	2.69	II
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR (A)系サンプリング弁 (外側)	E12-F075A(A0)	0.84	0.69	2.69	I
残留熱除去系海水系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHRS 熱交換器(B)海水出口弁	E12-F068B(M0)	1.06	1.16 ※1	3.16	II
残留熱除去系海水系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHRS 熱交換器(A)海水出口弁	E12-F068A(M0)	1.11	1.21 ※1	3.21	I
残留熱除去系海水系	原子炉建屋	RW-B1-7	HX (A) SEA WATER FLOW (伝送器)	FT-E12-N007A	※2	※2	-	I
残留熱除去系海水系	原子炉建屋	RW-B1-7	HX (B) SEA WATER FLOW (伝送器)	FT-E12-N007B	※2	※2	-	II
残留熱除去系海水系	屋外	(取水口)	RHRS ポンプ(A)	RHRS-PMP-A	1.87	1.97 ※3	2.77	I
残留熱除去系海水系	屋外	(取水口)	RHRS ポンプ(B)	RHRS-PMP-B	1.87	1.97 ※3	2.77	II
残留熱除去系海水系	屋外	(取水口)	RHRS ポンプ(C)	RHRS-PMP-C	1.87	1.97 ※3	2.77	I
残留熱除去系海水系	屋外	(取水口)	RHRS ポンプ(D)	RHRS-PMP-D	1.87	1.97 ※3	2.77	II
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F019(M0)	1.42	1.01	15.01	I
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067A(M0)	1.30	0.77	14.77	I
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067B(M0)	1.30	0.77	14.77	I
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067C(M0)	1.30	0.77	14.77	I
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067D(M0)	1.30	0.77	14.77	I

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低い場合、現場調査を踏まえ補正

※2 溢水影響が及ばない区画に移設

※3 床面からモーター下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (8/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-9	主蒸気流量(A)計装ラック	H22-P015	0.49	0.59 ※1	14.59	I
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-8	主蒸気流量(B)計装ラック	H22-P025	0.51	0.61 ※1	14.61	II
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁第2弁(A)	B22-F028A(A0)	1.52	1.62	15.62	I
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁第2弁(B)	B22-F028B(A0)	1.51	1.61	15.61	I
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁第2弁(C)	B22-F028C(A0)	1.51	1.61	15.61	I
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁第2弁(D)	B22-F028D(A0)	1.52	1.62	15.62	I
所内電源系	原子炉建屋	RB-4-1	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	0.20	0.00	29.00	—
所内電源系	原子炉建屋	RB-4-2	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	0.20	0.00	29.00	—
所内電源系	原子炉建屋	RB-4-1	MCC 2C-9	MCC 2C-9	0.20	0.00	29.00	I
所内電源系	原子炉建屋	RB-4-2	MCC 2D-9	MCC 2D-9	0.20	0.00	29.00	II
所内電源系	原子炉建屋	RB-3-1	MCC 2C-7	MCC 2C-7	0.20	0.00	20.30	I
所内電源系	原子炉建屋	RB-3-1	MCC 2C-8	MCC 2C-8	0.20	0.00	20.30	I
所内電源系	原子炉建屋	RB-3-2	MCC 2D-7	MCC 2D-7	0.20	0.00	20.30	II
所内電源系	原子炉建屋	RB-3-2	MCC 2D-8	MCC 2D-8	0.20	0.00	20.30	II
所内電源系	原子炉建屋	RB-1-1	R/B INST DIST PNL 1	—	0.20	0.20	8.40	I
所内電源系	原子炉建屋	RB-1-1	R/B INST DIST PNL 2	—	0.20	0.20	8.40	I
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-1	MCC 2C-3	MCC 2C-3	0.20	0.00	2.00	I

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (9/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さ(EL.)(m)	安全区分
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-1	MCC 2C-5	MCC 2C-5	0.20	0.00	2.00	I
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-9	MCC 2D-3	MCC 2D-3	0.20	0.00	2.00	II
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-9	MCC 2D-5	MCC 2D-5	0.20	0.00	2.00	II
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-5	R/B INST DIST PNL 3	-	0.20	0.10	2.10	I
所内電源系	タービン建屋	TB-1-2	MCC 2C-1	MCC 2C-1	0.00	0.00	8.20	I
所内電源系	タービン建屋	TB-1-2	MCC 2D-1	MCC 2D-1	0.00	0.00	8.20	II
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	MCC 2C-2	MCC 2C-2	0.00	0.00	8.20	I
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	MCC 2D-2	MCC 2D-2	0.00	0.00	13.50	II
所内電源系	原子炉建屋	CS-2-1	中央制御室120V交流計装用分電盤2A-1	PNL-DP-2A-1-AC	0.00	0.00	18.00	I
所内電源系	原子炉建屋	CS-2-1	中央制御室120V交流計装用分電盤2A-2	PNL-DP-2A-2-AC	0.00	0.00	18.00	I
所内電源系	原子炉建屋	CS-2-1	中央制御室120V交流計装用分電盤2B-1	PNL-DP-2B-1-AC	0.00	0.00	18.00	II
所内電源系	原子炉建屋	CS-2-1	中央制御室120V交流計装用分電盤2B-2	PNL-DP-2B-2-AC	0.00	0.00	18.00	II
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-3	MCC 2C-6	MCC 2C-6	0.00	0.00	8.20	I
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-3	MCC 2D-6	MCC 2D-6	0.00	0.00	8.20	II
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-3	120/240V AC INST. DIST. CTR	-	0.00	0.00	8.20	I
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-4	120V AC INST HPCS DIST PNL	-	0.79	0.89	9.09	III
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-3	120V AC MCR DIST PNL NOR	-	0.09	0.19	8.39	-
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	6.9kV SWGR. 2B-1	-	0.00	0.00	2.56	-
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	6.9kV SWGR. 2B-2	-	0.00	0.00	2.56	-
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	6.9kV SWGR. 2D	-	0.00	0.00	2.56	II

第3表 防護対象設備リスト (10/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-2	6.9kV SWGR. 2E	-	0.00	0.00	2.56	-
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	480V PWR. CTR. 2D	-	0.00	0.00	2.56	II
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	480V PWR. CTR. 2B-2	-	0.00	0.00	2.56	-
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-5	MCC 2C-4	MCC 2C-4	0.10	0.00	0.70	I
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-3	MCC 2D-4	MCC 2D-4	0.10	0.00	0.70	II
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-4	MCC HPCS	MCC HPCS	0.00	0.00	0.70	III
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-1	6.9kV SWGR. 2A-1	-	0.00	0.00	-4.00	-
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-1	6.9kV SWGR. 2A-2	-	0.00	0.00	-4.00	-
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-1	6.9kV SWGR. 2C	-	0.00	0.00	-4.00	I
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-2	6.9kV SWGR. HPCS	-	0.00	0.00	-4.00	III
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-1	480V PWR. CTR. 2C	-	0.00	0.00	-4.00	I
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-1	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS(指示スイッチ)	PIS-16-900.1	1.00	1.10	21.40	-
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-2	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS(指示スイッチ)	PIS-16-900.2	1.00	1.10	21.40	-
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-1	ドライウエルN2ボトルガス供給弁	2-16V13A(MO)	3.27	2.85	23.15	I
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-2	ドライウエルN2ボトルガス供給弁	2-16V13B(MO)	0.44	0.54 ^{*1}	20.84	II
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-1	ドライウエルN2供給弁	2-16V12A(MO)	3.27	2.85	23.15	I
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-2	ドライウエルN2供給弁	2-16V12B(MO)	0.42	0.52 ^{*1}	20.82	II
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウエル制御用空気供給元弁	2-16V11(MO)	0.81	0.91 ^{*1}	14.91	II
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-1	ドライウエル窒素ボンベガス供給遮断弁	3-16V900A(AO)	0.23	0.33 ^{*2}	20.63	-
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-2	ドライウエル窒素ボンベガス供給遮断弁	3-16V900B(AO)	0.22	0.32 ^{*2}	20.62	-

第3表 防護対象設備リスト (11/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
中央制御室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	中央制御室チラーユニット(WC2-1)	HVAC-WC2-1	0.80	0.90	31.20	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	中央制御室チラーユニット(WC2-2)	HVAC-WC2-2	0.80	0.90	31.20	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	中央制御室チラーユニット(WC2-1)制御盤	T41-P036	0.80	0.90	31.20	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	中央制御室チラーユニット(WC2-2)制御盤	T41-P037	0.80	0.90	31.20	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-9A	0.17	0.27	23.27	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-9B	0.17	0.27	23.27	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室換気系フィルタユニット(A)	HVAC-FLT-A	0.50	0.60	23.60	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室換気系フィルタユニット(B)	HVAC-FLT-B	0.50	0.60	23.60	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室排気ファン	HVAC-E2-15	4.95	5.05	28.05	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室チラー冷水循環ポンプ(A)	HVAC-PMP-P2-3	0.17	0.27	23.27	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室チラー冷水循環ポンプ(B)	HVAC-PMP-P2-4	0.17	0.27	23.27	II

※1 床面から電動弁駆動装置下端部までの高さ

※2 床面から空気作動弁付属品下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (12/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室換気系計装ラック	T41-P020	0.20	0.00	23.00	I, II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室換気系計装ラック	T41-P021	0.20	0.00	23.00	I, II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室給気隔離弁	SB2-18A(M0)	4.61	4.71 ^{※1}	27.71	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室給気隔離弁	SB2-18B(M0)	4.61	4.71 ^{※1}	27.71	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室給気隔離弁	SB2-19A(M0)	4.65	4.75 ^{※1}	27.75	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室給気隔離弁	SB2-19B(M0)	4.65	4.75 ^{※1}	27.75	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室排気隔離弁	SB2-20A(M0)	4.65	4.75 ^{※1}	27.75	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室排気隔離弁	SB2-20B(M0)	4.65	4.75 ^{※1}	27.75	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室ブースターファン(A)	HVAC-E2-14A	0.78	0.88	23.88	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室ブースターファン(B)	HVAC-E2-14B	0.78	0.88	23.88	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	ファン(AH2-9A)入口ダンパ	DMP-A0-T41-F090	0.30	0.40 ^{※1}	23.40	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	ファン(AH2-9B)入口ダンパ	DMP-A0-T41-F091	0.30	0.40 ^{※1}	23.40	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	非常用MCRフィルターファンE2-14A(S)	DMP-A0-T41-F086	2.70	2.80 ^{※1}	25.80	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	非常用MCRフィルターファンE2-14B(S)	DMP-A0-T41-F088	2.70	2.80 ^{※1}	25.80	II
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-9(A)出口温度制御弁	TCV-T41-F084A	2.05	2.15 ^{※2}	25.15	I
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-9(B)出口温度制御弁	TCV-T41-F084B	2.05	2.15 ^{※2}	25.15	II
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	スイッチギヤ室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-10A	0.17	0.27	23.27	I

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

※2 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (13/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	スイッチギヤ室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-10B	0.17	0.27	23.27	II
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10A 外気取り入れダンパ	DMP-AO-T41-F056	1.17	1.27 ^{※1}	24.27	I
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10B 外気取り入れダンパ	DMP-AO-T41-F059	1.17	1.27 ^{※1}	24.27	II
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10A 入口ダンパ	DMP-AO-T41-F057	3.15	3.25 ^{※1}	26.25	I
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10B 入口ダンパ	DMP-AO-T41-F058	3.15	3.25 ^{※1}	26.25	II
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	HVAC SWITCHGEAR VENTILATING SYS.	PNL-T41-P023	0.20	0.00	23.00	I, II
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	SWGR室チラー冷水循環ポンプ(A)	HVAC-PMP-P2-5	0.17	0.27	23.27	I
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	SWGR室チラー冷水循環ポンプ(B)	HVAC-PMP-P2-6	0.17	0.27	23.27	II
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10(A) 出口温度制御弁	TCV-T41-F005A	2.42	2.52 ^{※2}	25.52	I
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10(B) 出口温度制御弁	TCV-T41-F005B	2.42	2.52 ^{※2}	25.52	II
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	SWGRチラーユニット(WC2-3A)	HVAC-WC2-3A	0.80	0.90	31.20	I
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	SWGRチラーユニット(WC2-3B)	HVAC-WC2-3B	0.80	0.90	31.20	I
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	SWGRチラーユニット(WC2-4A)	HVAC-WC2-4A	0.80	0.90	31.20	II
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	SWGRチラーユニット(WC2-4B)	HVAC-WC2-4B	0.80	0.90	31.20	II
バッテリー室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	バッテリー室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-12A	2.35	2.45	32.75	I
バッテリー室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	バッテリー室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-12B	2.35	2.45	32.75	II
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-2-2	バッテリー室排風機(A)	HVAC-E2-11A	0.35	0.45	18.45	I

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

※2 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (14/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-2-2	バッテリー室排風機(B)	HVAC-E2-11B	0.35	0.45	18.45	II
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-2-2	E2-11(A)出口ダンパ	DMP-A0-T41-F054	2.25	2.35 ^{※1}	20.35	I
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-2-2	E2-11(B)出口ダンパ	DMP-A0-T41-F055	2.25	2.35 ^{※1}	20.35	II
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	HVAC BATTERY ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P022	0.20	0.00	23.00	I, II
直流電源設備	原子炉建屋	RB-4-1	直流125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	0.20	0.00	29.00	I
直流電源設備	原子炉建屋	RB-B1-1	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	0.20	0.00	2.00	I
直流電源設備	タービン建屋	TB-1-13	直流 250V 蓄電池	250V DC BATTERY	0.00	0.10	8.30	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-2	直流 125V 蓄電池(HPCS)	125V DC HPCS BATTERY	0.00	0.10	10.60	III
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 充電器(2A)	125V DC 2A BATT. CHARGER	0.00	0.00	8.20	I
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 充電器(2B)	125V DC 2B BATT. CHARGER	0.00	0.00	8.20	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-4	直流 125V 充電器(HPCS)	125V DC HPCS BATT. CHARGER	0.00	0.00	8.20	III
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 配電盤(2A)	125V DC DIST CTR 2A	0.00	0.00	8.20	I
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 配電盤(2B)	125V DC DIST CTR 2B	0.00	0.00	8.20	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-4	直流 125V 配電盤(HPCS)	125V DC DIST CTR HPCS	0.00	0.00	8.20	III
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 250V タービン配電盤	250V DC TURB DIST CTR	0.00	0.00	8.20	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 分電盤(2A-1)	125V DC DIST PNL 2A-1	0.10	0.20	8.40	I
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 分電盤(2A-2)	125V DC DIST PNL 2A-2	0.10	0.20	8.40	I

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (15/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮) (m)	機能喪失高さ (m)	設置高さ EL.(m)	安全区分
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 分電盤(2B-1)	125V DC DIST PNL 2B-1	0.10	0.20	8.40	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 分電盤(2B-2)	125V DC DIST PNL 2B-2	0.10	0.20	8.40	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-4	直流 125V 分電盤(HPCS)	125V DC DIST PNL HPCS	0.60	0.70	8.90	III
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-5	直流 125V 分電盤(2B-2-1)	125V DC DIST PNL 2B-2-1	0.00	0.00	8.20	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 250V 充電器(常用, 予備)	250V DC BATT. CHARGER	0.00	0.00	8.20	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 ±24V 分電盤(2A)	24V DC DIST PNL 2A	0.70	0.80	9.00	I
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 ±24V 分電盤(2B)	24V DC DIST PNL 2B	0.70	0.80	9.00	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 ±24V 充電器(2A)	24V DC 2A BATT. CHARGER	0.00	0.00	8.20	I
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 ±24V 充電器(2B)	24V DC 2B BATT. CHARGER	0.00	0.00	8.20	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-6	直流 ±24V 蓄電池(2A)	24V DC 2A BATTERY	0.02	0.12	8.32	I
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-8	直流 ±24V 蓄電池(2B)	24V DC 2B BATTERY	0.00	0.12	8.32	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	地絡検出盤(直流分電盤2A-1)	PNL-LCP-177	0.00	0.00	8.20	I
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	地絡検出盤(直流分電盤2A-2)	PNL-LCP-178	0.00	0.00	8.20	I
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	地絡検出盤(直流分電盤2B-1)	PNL-LCP-179	0.00	0.00	8.20	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-1	直流 125V 蓄電池(2A)	125V DC 2A BATTERY	0.00	0.10	10.60	I
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-7	直流 125V 蓄電池(2B)	125V DC 2B BATTERY	0.00	0.10	8.30	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-8	直流 125V 蓄電池(2B)	125V DC 2B BATTERY	0.02	0.10	8.30	II
直流電源設備	原子炉建屋	CS-B2-1	直流 125V 分電盤(2A-2-1)	125V DC DIST PNL 2A-2-1	0.00	0.00	-4.00	I
燃料プール冷却 浄化系	原子炉建屋	RB-5-1	FPC スキマーサージタンク補 給水弁	7-18V71(M0)	4.83	4.93 ^{※1}	43.73	—
燃料プール冷却 浄化系	原子炉建屋	RB-5-6	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(スイッチ)	LSH-G41-N004	3.41	3.51	42.31	I

第3表 防護対象設備リスト (16/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-6	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSL-G41-N005	1.30	1.40	40.20	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-6-1	FPC SKIMMER SURGE TANK LI	PNL-LCP-133	1.00	1.10	47.60	—
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	SFP内	FUEL POOL TEMP (検出器)	TE-G41-N015	※3	※3	-	—
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-1	FPF/DEMIN. CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	0.20	0.00	38.80	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-1	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46A	0.62	0.72 ※2	39.52	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-1	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46B	0.63	0.73 ※2	39.53	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-6	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSLL-G41-N006	0.60	0.70	39.50	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-6	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-G41-N100	0.35	0.45	39.25	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-1	FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002	0.42	0.52 ※2	29.52	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-1	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM(スイッチ)	PSL-G41-N007A	1.13	1.24	30.24	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-1	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM(スイッチ)	PSL-G41-N007B	1.14	1.23	30.23	II
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-6	FPC F/D(A)出口弁	G41-102A(A0)	1.98	1.75	30.75	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-6	FPC F/D(A)出口流量制御弁	G41-FCV-11A	1.65	1.75	30.75	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-9	FPC F/D(B)出口弁	G41-102B(A0)	1.65	1.75	30.75	—

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

※2 床面から計器本体下端部までの高さ

※3 使用済燃料プール上に設置されている機器

第3表 防護対象設備リスト (17/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-9	FPC F/D(B)出口流量制御弁	G41-FCV-11B	1.65	1.75	30.75	—
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-19	FPC 再循環ポンプ(A)	FPC-PMP-C001A	0.21	0.31 ^{※1}	29.31	I
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-19	FPC 再循環ポンプ(B)	FPC-PMP-C001B	0.20	0.30 ^{※1}	29.30	II
バイタル交流電源設備	原子炉建屋	CS-2-1	バイタル交流分電盤	PNL-VITAL-AC-1	0.00	0.00	18.00	II
バイタル交流電源設備	原子炉建屋	CS-1-5	バイタル交流電源装置	PNL-SUPS	0.00	0.00	8.20	II
バイタル交流電源設備	原子炉建屋	CS-1-5	バイタル交流分電盤2	PNL-VITAL-AC-2	0.70	0.80	9.00	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-1	FRVS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-43	0.67	0.77 ^{※2}	39.57	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 排風機(A)	HVAC-E2-13A	1.25	0.91	39.71	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 排風機(B)	HVAC-E2-13B	1.25	0.91	39.71	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)フィルタ	FRVS-FLT-A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)フィルタ	FRVS-FLT-B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-44	0.68	0.78 ^{※2}	39.58	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)ヒータ制御盤	PNL-LCP-122	0.90	1.00	39.80	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)ヒータ制御盤	PNL-LCP-125	0.90	1.00	39.80	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-940A	0.30	0.40	39.20	I

※1 床面からモーター下端部までの高さ

※2 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (18/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-940B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-941A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-941B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (A) INLET TEMP(検出器)	TE-26-31.1A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (B) INLET TEMP(検出器)	TE-26-31.1B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-31.4A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-31.4B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-909A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-909B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-910A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-910B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 通常排気系隔離弁(A)	SB2-12A(A0)	4.77	4.87 ^{※1}	43.67	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 通常排気系隔離弁(B)	SB2-12B(A0)	4.04	4.14 ^{※1}	42.94	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)入口ダンパ	SB2-5A(A0)	1.63	1.73 ^{※1}	40.53	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)入口ダンパ	SB2-5B(A0)	3.42	3.52 ^{※1}	42.32	II
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)出口ダンパ	SB2-7A(A0)	1.99	1.60	40.40	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)出口ダンパ	SB2-7B(A0)	1.99	1.60	40.40	II

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (19/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 循環ダンパ (SB2-13A)	SB2-13A(A0)	2.27	2.37 ※1	41.17	I
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 循環ダンパ (SB2-13B)	SB2-13B(A0)	2.98	3.08 ※1	41.88	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS 排風機(A)	HVAC-E2-10A	0.59	0.69	39.49	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS 排風機(B)	HVAC-E2-10B	0.59	0.69	39.49	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)フィルタ	SGTS-FLT-A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)フィルタ	SGTS-FLT-B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-47	0.76	0.86 ※2	39.66	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-48	0.76	0.86 ※2	39.66	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-116	1.00	1.10	39.90	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-119	1.05	1.15	39.95	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-950A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-950B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-951A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-951B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (A) INLET TEMP(検出器)	TE-26-30.1A	0.30	0.40	39.20	I

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低い場合、現場調査を踏まえ補正

※2 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (20/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-30.1B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922A	0.30	0.40	39.20	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922B	0.30	0.40	39.20	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)入口ダンパ	SB2-9A(A0)	1.88	1.60	40.40	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)入口ダンパ	SB2-9B(A0)	1.88	1.60	40.40	II
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)出口ダンパ	SB2-11A(A0)	1.88	1.60	40.40	I
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)出口ダンパ	SB2-11B(A0)	1.88	1.60	40.40	II
非常用ガス再循環系/非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS-SGTS(A)HEATER CONT. PNL	LCP-133	0.51	0.61	39.41	I
非常用ガス再循環系/非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS-SGTS(B)HEATER CONT. PNL	LCP-134	0.51	0.61	39.41	II
非常用ガス再循環系/非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-1	FRVS SGTS 系入口ダンパ(SB2-4A)	SB2-4A(A0)	5.49	5.10	43.90	I
非常用ガス再循環系/非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-1	FRVS SGTS 系入口ダンパ(SB2-4B)	SB2-4B(A0)	3.68	3.78 ※1	42.58	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	2C ディーゼル発電機/機関	GEN-DG-2C/DGU-2C	0.24	0.34	1.04	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 制御盤	DGCP/2C	0.10	0.00	0.70	I

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (21/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 交流リアクトル盤	PNL-ACX-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 可飽和変流器	PNL-SCT-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 始動用電磁弁(No.1)	3-14E147D-1	0.45	0.55	1.25	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 始動用電磁弁(No.2)	3-14E147D-2	0.45	0.55	1.25	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C INST. RACK	R-56	0.27	0.37 ※1	1.07	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK	R-65	1.18	1.28 ※1	1.98	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C シリンダー油タンク	DG-VSL-2C-DGL0-2	4.20	4.30	5.00	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-5	DG 2C 潤滑油サンプタンク	DG-VSL-2C-DGL0-1	2.80	2.90	-1.10	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C潤滑油サンプタンクベント管	7-6-DGL0-125	2.36	2.46	11.46	—
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-8	DG 2C燃料油タンク(燃料デイトタンク)	DG-VSL-2C-D0-1	※2	※2	-	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C燃料油タンクベント管	3-11/4-D0-120	2.65	2.75	11.75	—
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-8	燃料デイトタンク液面レベルスイッチ(2C)	DG-LITS-105	0.87	0.97	5.02	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C機関ベント管	7-8-DGL0-113	3.00	3.10	12.10	—

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

※2 当該区画内では被水・没水の影響を受けない機器(ベント管が他区画にあるため対象機器として記載)

第3表 防護対象設備リスト (22/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	2D ディーゼル発電機/機関	GEN-DG-2D/DGU-2D	0.24	0.34	1.04	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 制御盤	DGCP/2D	0.10	0.00	0.70	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2D	0.10	0.00	0.70	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2D	0.10	0.00	0.70	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-2D	0.10	0.00	0.70	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 交流リアクトル盤	PNL-ACX-2D	0.10	0.00	0.70	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2D	0.10	0.00	0.70	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 可飽和変流器	PNL-SCT-2D	0.10	0.00	0.70	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 始動用電磁弁(No.1)	3-14-E47D-1	0.45	0.55	1.25	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 始動用電磁弁(No.2)	3-14-E47D-2	0.45	0.55	1.25	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D INST. RACK	R-52	0.30	0.40 ※1	1.10	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK	R-64	1.18	1.28 ※1	1.98	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D シリンダー油タンク	DG-VSL-2D-DGL0-2	4.80	4.90	5.60	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-3	DG 2D 潤滑油サンプタンク	DG-VSL-2D-DGL0-1	2.80	2.90	-1.10	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D潤滑油サンプタンクベント管	7-6-DGL0-25	3.16	3.26	12.26	—
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-6	DG 2D燃料油タンク(燃料デイトンク)	DG-VSL-2D-D0-1	※2	※2	-	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D燃料油タンクベント管	3-11/4-D0-20	2.65	2.75	11.75	—

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

※2 当該区画内では被水・没水の影響を受けない機器(ベント管が他区画にあるため対象機器として記載)

第3表 防護対象設備リスト (23/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-6	燃料デイトンク液面レベルスイッチ(2D)	DG-LITS-5	0.86	0.96	5.61	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D機関ベント管	7-8-DGL0-13	3.20	3.30	12.30	-
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C吸気系フィルタ (L側)	DG-2C-AE-FLT-INTAKE-L	3.14	3.24	12.24	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C吸気系フィルタ (R側)	DG-2C-AE-FLT-INTAKE-R	3.14	3.24	12.24	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D吸気系フィルタ (L側)	DG-2D-AE-FLT-INTAKE-L	3.14	3.24	12.24	II
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D吸気系フィルタ (R側)	DG-2D-AE-FLT-INTAKE-R	3.14	3.24	12.24	II
非常用ディーゼル発電機海水系	屋外	(取水口)	DGSW ポンプ(2C)	DGSW-PMP-2C	1.29	1.39 ※1	2.19	I
非常用ディーゼル発電機海水系	屋外	(取水口)	DGSW ポンプ(2D)	DGSW-PMP-2D	1.29	1.39 ※1	2.19	II
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS ディーゼル発電機/機関	GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS	0.24	0.34	1.04	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	DG HPCS 制御盤	DGCP/2H	0.00	0.00	0.70	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-HPCS	0.00	0.00	0.70	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-HPCS	0.00	0.00	0.70	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-HPCS	0.00	0.00	0.70	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 交流リアクトル盤	PNL-ACX-HPCS	0.00	0.00	0.70	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-HPCS	0.00	0.00	0.70	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 可飽和変流器盤	PNL-SCT-HPCS	0.00	0.00	0.70	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 起動用電磁弁(No. 1)	3-14E247D-1	0.45	0.55	1.25	III

※1 床面からモーター下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (24/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 起動用電磁弁(No. 2)	3-14E247D-2	0.45	0.55	1.25	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	DG HPCS INST. RACK	R-60	0.27	0.37 ※1	1.07	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK	R-66	1.18	1.28 ※1	1.98	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG シリンダー油タンク	DG-VSL-HPCS-DGLO-2	4.80	4.90	5.60	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-4	HPCS DG 潤滑油サンプタンク	DG-VSL-HPCS-DGLO-1	2.80	2.90	-1.10	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG潤滑油サンプタンクベント管	7-6-DGLO-225	2.36	2.46	11.46	—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-7	HPCS DG燃料油タンク(燃料デイトンク)	DG-VSL-HPCS-DO-1	※3	※3	-	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG燃料油タンクベント管	3-11/4-DO-220	2.65	2.75	11.75	—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-7	燃料デイトンク液面レベルスイッチ(HPCS)	DG-LITS-205	0.84	0.94	5.59	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG機関ベント管	7-8-DGLO-213	3.10	3.20	12.20	—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG吸気系フィルタ(L側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-L	3.14	3.24	12.24	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG吸気系フィルタ(R側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-R	3.14	3.24	12.24	III
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	屋外	(取水口)	HPCS-DGSW ポンプ	DGSW-PMP-HPCS	1.29	1.39 ※2	2.19	III
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2Cルーフベントファン	PV2-10	0.40	0.50	9.50	I
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2Cルーフベントファン	PV2-11	0.40	0.50	9.50	I
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2Dルーフベントファン	PV2-6	0.40	0.50	9.50	II
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2Dルーフベントファン	PV2-7	0.40	0.50	9.50	II

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

※2 床面からモーター下端部までの高さ

※3 当該区画内では被水・没水の影響を受けない機器(ベント管が他区画にあるため対象機器として記載)

第3表 防護対象設備リスト (25/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG HPCSルーフベントファン	PV2-8	0.40	0.50	9.50	Ⅲ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG HPCSルーフベントファン	PV2-9	0.40	0.50	9.50	Ⅲ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(A)	A0-T41-F060A	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(B)	A0-T41-F060B	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(C)	A0-T41-F060C	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(D)	A0-T41-F060D	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(E)	A0-T41-F060E	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(F)	A0-T41-F060F	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(A)	A0-T41-F061A	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(B)	A0-T41-F061B	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(C)	A0-T41-F061C	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(D)	A0-T41-F061D	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	CS-B1-3	HVAC D/G 2D EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P008	0.70	0.80	1.50	Ⅱ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(A)	A0-T41-F062A	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(B)	A0-T41-F062B	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(C)	A0-T41-F062C	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(D)	A0-T41-F062D	0.40	0.50 ※1	9.50	—

※1 機能喪失高さがガラリ中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (26/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(A)	A0-T41-F063A	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(B)	A0-T41-F063B	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(C)	A0-T41-F063C	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(D)	A0-T41-F063D	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	CS-B1-4	HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P009	0.50	0.60	1.30	III
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(A)	A0-T41-F064A	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(B)	A0-T41-F064B	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(C)	A0-T41-F064C	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(D)	A0-T41-F064D	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(A)	A0-T41-F065A	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(B)	A0-T41-F065B	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(C)	A0-T41-F065C	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(D)	A0-T41-F065D	0.40	0.50 ※1	9.50	—
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	CS-B1-5	HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P010	0.50	0.60	1.30	I
ディーゼル発電機燃料油系	屋外	(屋外)	燃料移送ポンプ(A)	DO-PMP-A	※2	※2	-	II
ディーゼル発電機燃料油系	屋外	(屋外)	燃料移送ポンプ(B)	DO-PMP-B	※2	※2	-	III
ディーゼル発電機燃料油系	屋外	(屋外)	燃料移送ポンプ(C)	DO-PMP-C	※2	※2	-	I
ディーゼル発電機燃料油系	屋外	(屋外)	軽油貯蔵タンク	-	※2	※2	-	I, II

※1 機能喪失高さがガラリ中心(評価高さ)より低い場合、現場調査を踏まえ補正
 ※2 移設(地下化)計画中であり、溢水影響が及ばないように設計

第3表 防護対象設備リスト (27/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A)(検出器)	D17-N300A	4.40	4.50	51.00	I
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B)(検出器)	D17-N300B	4.40	4.50	51.00	I
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C)(検出器)	D17-N300C	4.40	4.50	51.00	II
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D)(検出器)	D17-N300D	4.40	4.50	51.00	II
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-3-2	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003A	0.20	0.00	20.30	I
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-3-2	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003B	0.20	0.00	20.30	I
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-3-2	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003C	0.20	0.00	20.30	II
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-3-2	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003D	0.20	0.00	20.30	II
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-3-2	原子炉建屋排気筒モニタ(A)(検出器)	D17-N009A	3.19	3.29	25.29	I
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-3-2	原子炉建屋排気筒モニタ(B)(検出器)	D17-N009B	3.19	3.29	25.29	I
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-3-2	原子炉建屋排気筒モニタ(C)(検出器)	D17-N009C	3.19	3.29	25.29	II
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-3-2	原子炉建屋排気筒モニタ(D)(検出器)	D17-N009D	3.19	3.29	25.29	II
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	ほう酸水注入ポンプ(A)	SLC-PMP-C001A	0.46	0.56	39.36	I
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	ほう酸水注入ポンプ(B)	SLC-PMP-C001B	0.46	0.56	39.36	II
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	ほう酸水貯蔵タンク	SLC-VSL-A001	0.63	0.73	39.53	I, II
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 計装ラック	H22-P011	0.54	0.64 ^{*1}	39.44	II
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 貯蔵タンク出口弁(A)	C41-F001A(MO)	0.74	0.84	39.64	I
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 貯蔵タンク出口弁(B)	C41-F001B(MO)	0.74	0.84	39.64	II
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 爆破弁(A)	C41-F004A	1.91	2.01	40.81	I
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 爆破弁(B)	C41-F004B	1.91	2.01	40.81	II

第3表 防護対象設備リスト (28/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC PUMP DISCH PRESS (伝送器)	PT-C41-N004	1.34	1.44	40.24	I, II
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-3-2	SLC テスト逆止弁バイパス弁	C41-FF004(A0)	2.98	2.80	23.10	II
補機冷却海水系	屋外	(取水口)	ASW ポンプ(A)	ASW-PMP-A	1.95	2.05 ※2	2.85	I
補機冷却海水系	屋外	(取水口)	ASW ポンプ(B)	ASW-PMP-B	1.95	2.05 ※2	2.85	II
補機冷却海水系	屋外	(取水口)	ASW ポンプ(C)	ASW-PMP-C	1.95	2.05 ※2	2.85	—
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-1	MSL AREA DIFF TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N029A	1.90以上	2.00以上	22.30以上	I
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-1	MSL AREA DIFF TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N029B	1.90以上	2.00以上	22.30以上	II
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-1	MSL AREA DIFF TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N029C	1.90以上	2.00以上	22.30以上	I

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

※2 床面からモーター下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (29/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-1	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N029D	1.90以上	2.00以上	22.30以上	II
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-1	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N031A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-1	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N031B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-1	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N031C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-1	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N031D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-9	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N030A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-9	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N030B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-9	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N030C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-9	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N030D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-2	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010A(A0)	0.50	0.60	20.90	I
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-2	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011A(A0)	0.50	0.60	20.90	II
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-B1-1	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(A0)	0.40	0.50	2.50	I
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-B1-1	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(A0)	0.42	0.52	2.52	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N044A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N044B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N044C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N044D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N045A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N045B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N045C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I

第3表 防護対象設備リスト (30/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N045D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N046A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N046B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N046C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N046D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-15	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N039A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-15	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N039B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-15	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N039C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-15	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N039D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N040A	1.90以上	2.00以上	10.20以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N040B	1.90以上	2.00以上	10.20以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N040C	1.90以上	2.00以上	10.20以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N040D	1.90以上	2.00以上	10.20以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N041A	1.90以上	2.00以上	10.20以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N041B	1.90以上	2.00以上	10.20以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N041C	1.90以上	2.00以上	10.20以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N041D	1.90以上	2.00以上	10.20以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N042A	1.90以上	2.00以上	10.20以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N042B	1.90以上	2.00以上	10.20以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N042C	1.90以上	2.00以上	10.20以上	I

第3表 防護対象設備リスト (31/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N042D	1.90以上	2.00以上	10.20以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N043A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N043B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N043C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N043D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N047A	1.90以上	2.00以上	10.20以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N047B	1.90以上	2.00以上	10.20以上	II
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N047C	1.90以上	2.00以上	10.20以上	I
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N047D	1.90以上	2.00以上	10.20以上	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS ブロワ(A)	FCS-HVA-T49-BLOWER-A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 再結合器(A)	FCS-HEX-1A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 加熱器(A)	FCS-HEX-HTR-A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	ブロワ(A)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	加熱管2/3位置(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-4A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	加熱管(A)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	加熱管(A)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	再結合(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-7A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	再結合器(A)壁温度(検出器)	TE-T49-8A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	再循環(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-9A	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS ヒータ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A	0.20	0.00	20.30	I

第3表 防護対象設備リスト (32/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮) (m)	機能喪失高さ (m)	設置高さ EL.(m)	安全区分
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS (A) 冷却器冷却水元弁	E12-FF104A(M0)	0.35	0.45	20.75	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10A(M0)	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 入口制御弁	FV-1A(M0)	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 再循環制御弁	FV-2A(M0)	0.20	0.30	20.60	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS(A) 系統流量計装	-	0.84	0.94 ※1	21.24	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS ブロワ(B)	FCS-HVA-T49-BLOWER-B	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 再結合器(B)	FCS-HEX-1B	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 加熱器(B)	FCS-HEX-HTR-B	0.20	0.30	20.60	II

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (33/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	ブロワ(B)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2B	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	加熱管2/3位置(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-4B	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	加熱管(B)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5B	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	加熱管(B)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6B	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	再結合(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-7B	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	再結合器(B)壁温度(検出器)	TE-T49-8B	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	再循環(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-9B	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS ヒータ制御盤(B)	PNL-FCS-HEATER-B	0.20	0.00	20.30	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS (B) 冷却器冷却水元弁	E12-FF104B(MO)	0.74	0.45	20.75	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10B(MO)	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 入口制御弁	FV-1B(MO)	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 再循環制御弁	FV-2B(MO)	0.20	0.30	20.60	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS (B) 系統流量計装	-	0.84	0.94 ^{※1}	21.24	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-2-3	FCS (B)系 入口管隔離弁	2-43V-1B(MO)	4.00	4.10 ^{※2}	18.10	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-2-8	FCS (A)系入口管隔離弁	2-43V-1A(MO)	1.78	1.88 ^{※2}	15.88	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-1-1	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)	1.53	1.63 ^{※2}	9.83	I
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-1-1	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)	1.27	1.37 ^{※2}	9.57	I

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

※2 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (34/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-1-2	FCS (B)系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)	2.24	1.80	10.00	II
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-1-2	FCS (B)系出口弁	2-43V-2B(MO)	2.24	1.80	10.00	II
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-4-1	RCIC 注入弁	E51-F013(MO)	5.67	5.26	34.26	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-3-6	RCIC 外側隔離弁	E51-F064(MO)	3.28	3.38 ※1	23.68	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B1-1	RCIC タービン排気弁	E51-F068(MO)	4.10	4.20	6.20	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B1-1	RCIC 真空ポンプ出口弁	E51-F069(MO)	4.40	4.12	6.12	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B1-1	RCIC DIV-I 計装ラック	H22-P017	0.48	0.58 ※2	2.58	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B1-9	RCIC DIV-II 計装ラック	H22-P029	0.51	0.61 ※2	2.61	II
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC ポンプ/タービン	RCIC-PMP-C001/TBN-RCIC-C002	0.35	0.45	-3.55	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC ポンプサプレッションプール水供給弁	E51-F031(MO)	1.85	1.50	-2.50	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC ミニフロー弁	E51-F019(MO)	1.50	1.60 ※1	-2.40	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁	E51-F046(MO)	1.43	1.53 ※1	-2.47	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC 蒸気供給弁	E51-F045(MO)	2.24	1.90	-2.10	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC 弁(E51-F045)バイパス弁	E51-F095(MO)	1.80	1.90	-2.10	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC トリップ/スロットル弁	E51-C002(MO)	0.94	1.04	-2.96	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	油圧作動弁 ガバナ弁	GOVERNING VALVE	0.35	0.45	-3.55	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	ガバナ	-	0.35	0.45	-3.55	I

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低い場合、現場調査を踏まえ補正

※2 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (35/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ)	PSH-E51-N020	1.26	1.36	-2.64	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	PUMP DISCHARGE H/L FLOW(伝送器)	FT-E51-N002	1.21	1.31	-2.69	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	FI-E51-N002計器収納箱	-	2.56	2.66	-1.34	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC PUMP DISCHARGE FLOW(伝送器)	FT-E51-N003	1.26	1.36	-2.64	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁	E51-F025(A0)	0.80	0.40	-3.60	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC 真空ポンプ	RCIC-PMP-VAC	0.13	0.23 ※1	-3.77	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC 復水ポンプ	RCIC-PMP-COND	0.13	0.23 ※1	-3.77	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F004(A0)	0.53	0.36	-3.64	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F005(A0)	0.53	0.36	-3.64	II
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	CS-3-1	RCIC TURBINE CONTROL BOX	LCP-105	0.20	0.00	23.00	I
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-4-1	RCIC 弁(E51-F065)均圧弁	E51-FF008(A0)	3.90	4.00	33.00	I
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-1	HPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-2	0.35	0.45	-3.55	III
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-19	HPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-1	0.35	0.45	-3.55	III
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-3	RHR (B)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5	0.64	0.27	-3.73	II
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-6	RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	0.64	0.27	-3.73	II
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-7	RHR (A)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-7	0.35	0.45	-3.55	I
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC ポンプ・タービン室空調機	HVAC-AH2-4	0.35	0.45	-3.55	I

※1 床面からモーター下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (36/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	0.62	0.27	-3.73	I
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S給気隔離ダンパ (通常系)	SB2-1A(A0)	1.17	1.27 ^{※1}	24.27	I
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S給気隔離ダンパ (通常系)	SB2-1B(A0)	1.17	1.27 ^{※1}	24.27	II
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S給気隔離ダンパ	SB2-1C(A0)	2.90	3.00 ^{※1}	30.50	I
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S給気隔離ダンパ	SB2-1D(A0)	5.30	5.40 ^{※1}	32.90	II
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-2	C/S排気隔離ダンパ (通常系)	SB2-2A(A0)	2.00	2.10 ^{※1}	24.10	II
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-2	C/S排気隔離ダンパ (通常系)	SB2-2B(A0)	2.00	2.10 ^{※1}	24.10	I
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-3	C/S排気隔離ダンパ	SB2-2C(A0)	2.00	2.10 ^{※1}	24.10	II
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-3	C/S排気隔離ダンパ	SB2-2D(A0)	2.00	2.10 ^{※1}	24.10	I
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-2-9	原子炉再循環系(A)計装ラック	H22-P022	0.48	0.58 ^{※2}	14.58	II
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-2-8	原子炉再循環系(B)計装ラック	H22-P006	0.45	0.55 ^{※2}	14.55	I
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-5	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V2(A0)	0.40	0.50	20.80	—
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-5	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V4(A0)	0.40	0.50	20.80	—
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-5	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V6(A0)	0.40	0.50	20.80	—
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-5	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V8(A0)	0.40	0.50	20.80	—
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-6	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V1(A0)	0.40	0.50	20.80	—
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-6	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V3(A0)	0.40	0.50	20.80	—

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低い場合、現場調査を踏まえ補正

※2 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表 防護対象設備リスト (37/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-6	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V5(A0)	0.40	0.50	20.80	—
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-6	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V7(A0)	0.40	0.50	20.80	—
原子炉冷却材浄化系	原子炉建屋	RB-2-10	CUW 外側隔離弁	G33-F004(MO)	1.54	0.73	14.73	I
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-3-2	HPCS 注入弁	E22-F004(MO)	6.10	5.14	25.44	III
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B1-9	HPCS DIV-III計装ラック	H22-P024	0.48	0.58 ^{※1}	2.58	III
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B1-2	HPCS ポンプ入口弁(CST側)	E22-F001(MO)	1.85	0.81	2.81	III
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-18	HPCS ポンプ	HPCS-PMP-C001	2.58	2.68 ^{※2}	-1.32	III
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-19	HPCS ミニフロー弁	E22-F012(MO)	2.38	2.48 ^{※3}	-1.52	III
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-1	HPCS ポンプ入口弁(S/P側)	E22-F015(MO)	2.25	1.52	-2.48	III
高圧炉心スプレイ系	CSTエリア	CST-B1-1	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054A	0.82	0.92	3.92	III
高圧炉心スプレイ系	CSTエリア	CST-B1-1	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054B	0.82	0.92	3.92	III
高圧炉心スプレイ系	CSTエリア	CST-B1-1	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054C	0.80	0.90	3.90	III
高圧炉心スプレイ系	CSTエリア	CST-B1-1	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054D	0.81	0.91	3.91	III
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-3-1	LPCS 注入弁	E21-F005(MO)	4.46	4.56 ^{※3}	24.86	I
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B1-1	LPCS 計装ラック	H22-P001	0.52	0.62 ^{※1}	2.62	I
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-12	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	2.58	2.68 ^{※2}	-1.32	I
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-12	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(MO)	2.19	1.50	-2.50	I

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

※2 床面からモーター下端部までの高さ

※3 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (38/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-12	LPCS ミニフロー弁	E21-F011 (M0)	0.82	0.50	-3.50	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス放射線モニタ記録計盤	H13-P600	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	非常用炉心冷却系制御盤	H13-P601	0.00	0.00	18.00	I, II, III
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉補機制御盤	H13-P602	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉制御操作盤	H13-P603	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス放射線モニタ計装盤	H13-P604	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	TIP 制御盤	H13-P607	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	出力領域モニタ計装盤	H13-P608	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(A)継電器盤	H13-P609	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(B)継電器盤	H13-P611	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス計装盤	H13-P613	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス計装盤	H13-P617	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	残留熱除去系(B), (C)補助継電器盤	H13-P618	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	ジェットポンプ計装盤	H13-P619	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉隔離時冷却系継電器盤	H13-P621	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤	H13-P622	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤	H13-P623	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	高圧炉心スプレイ系継電器盤	H13-P625	0.00	0.00	18.00	III
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	自動減圧系(A)継電器盤	H13-P628	0.00	0.00	18.00	I

第3表 防護対象設備リスト (39/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系(A)補助継電器盤	H13-P629	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	自動減圧系(B)継電器盤	H13-P631	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	漏えい検出系操作盤	H13-P632	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ(A)操作盤	H13-P635	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ(B)操作盤	H13-P636	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	格納容器雰囲気監視系(A)操作盤	H13-P638	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	格納容器雰囲気監視系(B)操作盤	H13-P639	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	漏えい検出系操作盤	H13-P642	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	サブプレッションプール温度記録計盤(A)	H13-P689	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	サブプレッションプール温度記録計盤(B)	H13-P690	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(1A)トリップユニット盤	H13-P921	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(1B)トリップユニット盤	H13-P922	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(2A)トリップユニット盤	H13-P923	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(2B)トリップユニット盤	H13-P924	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	緊急時炉心冷却系(DIV-I-1)トリップユニット盤	H13-P925	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	緊急時炉心冷却系(DIV-II-1)トリップユニット盤	H13-P926	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	緊急時炉心冷却系(DIV-I-2)トリップユニット盤	H13-P927	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	高圧炉心スプレイ系トリップユニット盤	H13-P929	0.00	0.00	18.00	III
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	所内電気操作盤	CP-1	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン発電機操作盤	CP-2	0.00	0.00	18.00	II

第3表 防護対象設備リスト (40/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン補機操作盤	CP-3	0.00	0.00	18.00	—
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン補機盤	CP-4	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	窒素置換—空調換気制御盤	CP-5	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系(A)操作盤	CP-6A	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系(B)操作盤	CP-6B	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	TURBINE GENERATOR V. B	CP-8	0.00	0.00	18.00	—
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン補機補助継電器盤	CP-9	0.00	0.00	18.00	I, II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	発電機・主変圧器保護リレー盤	CP-10A	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	発電機・主変圧器保護リレー盤	CP-10B	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	予備変圧器保護リレー盤	CP-10C	0.00	0.00	18.00	III
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン補機盤	CP-11	0.00	0.00	18.00	—
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	MS I V-L C S (A)制御盤	CP-13	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	MS I V-L C S (B)制御盤	CP-14	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	可燃性ガス濃度制御盤(A)	CP-15	0.00	0.00	18.00	I
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	可燃性ガス濃度制御盤(B)	CP-16	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	送・受電系統制御盤	CP-30	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	開閉所保護リレー盤	CP-32	0.00	0.00	18.00	II
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉廻り温度記録計盤	H13-P614	0.00	0.00	18.00	I
中性子計装系	原子炉建屋	RB-3-1	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P030	0.79	0.89	21.19	I
中性子計装系	原子炉建屋	RB-3-2	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P031	0.79	0.89	21.19	I

第3表 防護対象設備リスト (41/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮) (m)	機能喪失高さ (m)	設置高さ EL.(m)	安全区分
中性子計装系	原子炉建屋	RB-3-1	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P032	0.77	0.87	21.17	II
中性子計装系	原子炉建屋	RB-3-2	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P033	1.11	1.21	21.51	II
中性子計装系	原子炉建屋	RB-2-8	TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	0.20	0.00	14.00	I
中性子計装系	原子炉建屋	RB-2-6	TIP N2隔離弁	C51-S0-F010(電磁弁)	1.16	1.26	15.26	I
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-1-1	MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(M0)	1.76	1.86 ^{※1}	10.06	I
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-1-2	MSIVステムリークドレン弁(B)	E32-FF009B(M0)	2.42	2.52	10.72	II
ドライウエル冷却系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウエル冷水入口隔離弁	7-90V13(M0)	3.40	3.50 ^{※1}	17.50	I
ドライウエル冷却系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウエル冷水出口隔離弁	7-90V17(M0)	2.15	2.25 ^{※1}	16.25	I

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (42/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-3-2	PCV PRESS (A) (伝送器)	PT-26-79.51A	0.96	1.06	21.36	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-3-2	PCV PRESS (B) (伝送器)	PT-26-79.51B	0.97	1.07	21.37	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-3-1	PCV PRESS	PT-26-79.53	1.24	1.34	21.64	I, II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-3-2	PCV PRESS (伝送器)	PT-26-79.5R	0.96	1.06	21.36	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A	1.09	1.19	9.39	—
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-2	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B	1.40	1.50	9.70	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B2-6	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-26-79.5R	1.28	1.38	-2.62	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B2-13	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A	1.30	1.40	-2.60	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B2-6	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79.5B	1.28	1.38	-2.62	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-5-14	原子炉建屋換気系ベント弁 (SB2-14)	2-26B-13(A0)	3.50	3.60 ^{※1}	42.40	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS ベント弁 (SB2-3)	2-26B-14(A0)	2.27	2.37 ^{※1}	41.17	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-4-3	ドライウエルベント弁	2-26B-12(A0)	4.63	4.73 ^{※1}	33.73	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-4-3	ドライウエル 2インチ ベント弁	2-26V9(A0)	5.55	5.65	34.65	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-2	サブプレッション・チェンバベント弁	2-26B-10(A0)	2.96	3.06 ^{※1}	11.26	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-2	サブプレッション・チェンバベント弁	2-26B-11(A0)	1.98	2.08 ^{※1}	10.28	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	サブプレッション・チェンバ真空破壊止め弁	2-26B-3(A0)	1.05	0.60	8.80	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	サブプレッション・チェンバ真空破壊止め弁	2-26B-4(A0)	1.30	1.33 ^{※1}	9.53	II

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (43/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	サプレッション・チェンバパージ弁	2-26B-5(A0)	0.66	0.76 ※1	8.96	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-6(A0)	1.51	1.53 ※1	9.73	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-8	エアパージ供給入口弁	2-26B-1(A0)	3.57	3.67 ※1	17.67	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-9	格納容器パージ弁	2-26B-2(A0)	3.59	3.69 ※1	17.69	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-8	格納容器/サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-7(A0)	1.03	1.13 ※1	15.13	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-8	N2ガスパージ供給弁	2-26B-8(A0)	3.68	3.78 ※1	17.78	I
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-9	格納容器N2ガス供給弁	2-26B-9(A0)	3.93	3.85	17.85	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)	1.10	1.20	3.20	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)	0.50	0.60	2.60	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	0.50	0.60	2.60	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	1.10	1.20	3.20	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	1.70	1.80	3.80	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	1.70	1.80	3.80	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V87(電磁弁)	1.20	1.30	3.30	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V88(電磁弁)	0.80	0.90	2.90	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V89(電磁弁)	0.40	0.50	2.50	II
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V90(電磁弁)	0.80	0.90	2.90	II

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低い場合、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (44/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V91(電磁弁)	1.20	1.30	3.30	II
事故時サンプリング系	原子炉建屋	RB-3-1	D/W内サンプリングバイパス弁	V25-1008(電磁弁)	0.64	0.74	21.04	II
試料採取系	原子炉建屋	RB-4-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51A1(電磁弁)	1.59	1.69	30.69	—
試料採取系	原子炉建屋	RB-4-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51A2(電磁弁)	1.59	1.69	30.69	—
試料採取系	原子炉建屋	RB-3-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51B1(電磁弁)	3.80	3.90	24.20	—
試料採取系	原子炉建屋	RB-3-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51B2(電磁弁)	3.80	3.90	24.20	—
試料採取系	原子炉建屋	RB-3-2	PLR 炉水サンプリング弁(外側隔離弁)	B35-F020(AO)	0.62	0.46	20.76	I
試料採取系	原子炉建屋	RB-2-3	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51C1(電磁弁)	3.90	4.00	18.00	—
試料採取系	原子炉建屋	RB-2-3	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51C2(電磁弁)	3.90	4.00	18.00	—
試料採取系	原子炉建屋	RB-1-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D1(電磁弁)	1.90以上	2.00以上	10.20以上	—
試料採取系	原子炉建屋	RB-1-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D2(電磁弁)	1.90以上	2.00以上	10.20以上	—
試料採取系	原子炉建屋	RB-B1-1	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	3.20	3.30	5.30	—
試料採取系	原子炉建屋	RB-B1-1	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)	3.20	3.30	5.30	—
放射性廃棄物処理系	原子炉建屋	RB-B1-8	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁(外側)	G13-F132(AO)	3.63	3.48	5.48	I
放射性廃棄物処理系	原子炉建屋	RB-B1-8	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁(内側)	G13-F133(AO)	3.63	3.48	5.48	II
放射性廃棄物処理系	原子炉建屋	RB-B1-8	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁(外側)	G13-F129(AO)	3.64	3.49	5.49	I
放射性廃棄物処理系	原子炉建屋	RB-B1-8	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁(内側)	G13-F130(AO)	3.64	3.49	5.49	II
復水移送系	タービン建屋	TB-B1-6	復水移送ポンプ(A)	MUW-PMP-CST-A	0.26	0.36	-1.24	I
復水移送系	タービン建屋	TB-B1-6	復水移送ポンプ(B)	MUW-PMP-CST-B	0.26	0.36	-1.24	II
復水移送系	タービン建屋	TB-B1-6	COND TRANS PUMP DISCH PRESS	PT-18-190.5	0.76	0.86	-0.74	—

第3表 防護対象設備リスト (45/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
復水移送系	CSTエリア	CST-B1-2	CST (A) LEVEL (伝送器)	LT-18-190A	0.76	0.86	3.86	I
復水移送系	CSTエリア	CST-B1-2	CST (B) LEVEL (伝送器)	LT-18-190B	0.76	0.86	3.86	II
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	TB 120V AC INST DIST PNL 1	-	0.10	0.20	8.40	I
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	MCC 2A3-1	MCC 2A3-1	0.00	0.00	13.50	-
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	MCC 2B3-1	MCC 2B3-1	0.00	0.00	13.50	-
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	PC 2A-3	-	0.00	0.00	8.20	-
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	PC 2B-3	-	0.00	0.00	8.20	-
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-1-2	OFF GAS PRE HOLD UP(A) プリアンプ	RAM-D17-K020A	6.43	6.53	14.73	-
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-1-2	OFF GAS PRE HOLD UP(B) プリアンプ	RAM-D17-K020B	6.43	6.53	14.73	-
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-B1-1	OFF GAS PRE HOLD UP(A) (検出器)	D17-N002A	7.36	7.46	5.86	-
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-B1-1	OFF GAS PRE HOLD UP(B) (検出器)	D17-N002B	7.36	7.46	5.86	-
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-11	OFF GAS PRE TREATMENT(A) プリアンプ	RAM-D17-K030A	0.65	0.75	14.75	-

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低い場合、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (46/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さ(EL.)(m)	安全区分
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-11	OFF GAS PRE TREATMENT (B) プリアンプ	RAM-D17-K030B	0.65	0.75	14.75	—
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-11	OFF GAS PRE TREATMENT (A) (検出器)	D17-N022A	2.02	2.12	14.12	I
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-11	OFF GAS PRE TREATMENT (B) (検出器)	D17-N022B	2.02	2.12	14.12	II
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-3	OFF GAS POST TREATMENT (A) プリアンプ	RAM-D17-K500A	0.10	0.00	14.00	—
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-3	OFF GAS POST TREATMENT (B) プリアンプ	RAM-D17-K500B	0.10	0.00	14.00	—
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-3	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011	0.10	0.00	14.00	—
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-3	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011-1	0.10	0.00	14.00	—
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-B1-1	OFF GAS PRE HOLD UP LINEAR (検出器)	D17-N021	7.36	7.46	5.86	—
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-B1-1	光変換器盤収納盤	D17-P112	0.13	0.23	2.79	—
プロセス放射線モニタ系	スタック建屋	(スタック建屋)	光変換器盤収納盤	—	0.50	0.60	8.90	—
プロセス放射線モニタ系	スタック建屋	(スタック建屋)	排気筒モニタ盤	D17-P012	0.00	0.00	8.30	—
プロセス放射線モニタ系	スタック建屋	(スタック建屋)	主排気筒モニタガスサンプラ(A)	D17-P101A	0.00	0.00	8.30	—
プロセス放射線モニタ系	スタック建屋	(スタック建屋)	主排気筒モニタガスサンプラ(B)	D17-P101B	0.00	0.00	8.30	—
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	OFF GAS CHACOAL SYS. V. B	CP-31	0.00	0.00	18.00	—
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	TURB. GEN TEST&CHECKOUT V. B	CP-7	0.00	0.00	18.00	—
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-4	OFF GAS SYSTEM INST. RACK	PNL-LR-R-4	0.00	0.00	8.20	—
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-8	OFF GAS PREHEATERS TEMP	TE-23-164	8.20	8.30	16.50	—
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器(A) 出口弁	6-23V1 (M0)	3.47	3.08	11.28	—
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器(B) 出口弁	6-23V2 (M0)	3.47	3.08	11.28	—
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-19	オフガスプレヒータ(A) 入口弁	6-23V5 (A0)	2.37	0.76	12.26	—

第3表 防護対象設備リスト (47/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-17	オフガスプレヒータ(B)入口弁	6-23V4(A0)	0.66	0.76	12.26	—
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-2	排ガス予熱器(A)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1A(A0)	6.94	6.80	15.00	—
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-6	排ガス予熱器(B)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1B(A0)	8.04	7.90	16.10	—
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(A)入口弁	OGC-F019A(A0)	0.64	0.57	8.77	—
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(B)入口弁	OGC-F019B(A0)	0.64	0.57	8.77	—
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(A)再循環圧力制御弁	PCV-F051A	1.14	0.80	9.00	—
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(B)再循環圧力制御弁	PCV-F051B	1.14	0.80	9.00	—
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(A)入口弁	OGC-F103A(A0)	0.88	0.60	8.80	—
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(B)入口弁	OGC-F103B(A0)	0.53	0.25	8.45	—
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-19	OFF GAS RECOMBINER HEATER(A)	—	0.90	1.00	12.50	—
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-17	OFF GAS RECOMBINER HEATER(B)	—	0.90	1.00	12.50	—
空気抽出系	タービン建屋	TB-1-8	第1段SJAE(A)空気入口弁	6-22V2(M0)	4.54	4.64 ^{※1}	12.84	—
空気抽出系	タービン建屋	TB-1-8	第1段SJAE(B)空気入口弁	6-22V3(M0)	4.54	4.64 ^{※1}	12.84	—
空気抽出系	タービン建屋	TB-1-8	SJAE 蒸気 BLOCK	A0-7-119A	0.90	1.00	9.20	—

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第3表 防護対象設備リスト (48/48)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
空気抽出系	タービン建屋	TB-1-8	SJAE 蒸気 BLOCK	A0-7-119B	0.90	1.00	9.20	—
タービン補助蒸気系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器 (A) 第1段蒸気入口弁	6-7V31A(M0)	3.26	3.36 ※1	11.56	—
タービン補助蒸気系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器 (A) 第2段蒸気入口弁	6-7V31B(M0)	3.26	3.36 ※1	11.56	—
タービン補助蒸気系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器 (B) 第1段蒸気入口弁	6-7V32A(M0)	2.76	2.86 ※1	11.06	—
タービン補助蒸気系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器 (B) 第2段蒸気入口弁	6-7V32B(M0)	2.76	2.86 ※1	11.06	—

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため、現場調査を踏まえ補正

第4表 溢水影響評価の対象外とした理由の結果一覧

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない	容器，熱交換器，ろ過脱塩器，フィルタ，安全弁，逆止弁，配管等の静的機器は，構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから，溢水により機能喪失はしない。 ※ ¹
② PCV 内耐環境仕様の設備である	PCV 内設備のうち，温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は，溢水により機能喪失しない。 なお，対象設備が耐環境仕様であることの確認は，メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない ※ ²	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は，機能喪失しても安全機能に影響しない。

※1：配管(材質 STPG370，口径 200A，公称肉厚 sch40(管の外径 216.3 mm，管の厚さ 8.2mm)，許容引張応力 S=93MPa(常温))を設計・建設規格 PPD-3411(2)に基づき強度評価をすると，2MPa 以上の外圧に対して十分な強度を維持することから，内部溢水影響評価上考慮する浸水に対しても十分機能を維持することができる。

※2：フェイルセーフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

第5表 評価対象除外リスト (1/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
制御棒駆動系	原子炉 建屋	(PCV内)	制御棒駆動機構	-	①
原子炉補機 冷却系	原子炉 建屋	RB-6-1	RCW サージタンク	RCW-VSL-ST	①
原子炉補機 冷却系	タービン 建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(A)	RCW-HEX-A	①
原子炉補機 冷却系	タービン 建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(B)	RCW-HEX-B	①
原子炉補機 冷却系	タービン 建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(C)	RCW-HEX-C	①
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-4-1	RHR ヘッドスプレイ隔離弁	E12-F023(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	(PCV内)	RHR (A)系 注入ラインテスト逆止弁	E12-F041A(NO)	①
残留熱除去系	原子炉 建屋	(PCV内)	RHR (B)系 注入ラインテスト逆止弁	E12-F041B(NO)	①
残留熱除去系	原子炉 建屋	(PCV内)	RHR (C)系 注入ラインテスト逆止弁	E12-F041C(NO)	①
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-3-1	RHR (C)系 テストライン弁	E12-F021(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	(PCV内)	RHR シャットダウンライン隔離弁 (内側)	E12-F009(MO)	②
残留熱除去系	原子炉 建屋	(PCV内)	RHR (A)系試験可能逆止弁 バイパス弁	E12-F099A(MO)	②
残留熱除去系	原子炉 建屋	(PCV内)	RHR (B)系試験可能逆止弁 バイパス弁	E12-F099B(MO)	②
残留熱除去系	原子炉 建屋	(PCV内)	RHR (A)系停止時冷却ライン テスト逆止弁	E12-F050A(NO)	①
残留熱除去系	原子炉 建屋	(PCV内)	RHR (B)系停止時冷却ライン テスト逆止弁	E12-F050B(NO)	①

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器(PCV)内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (2/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-1-3	RHR 熱交換器(A)入口弁	E12-F047A(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-1-7	RHR 熱交換器(B)入口弁	E12-F047B(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-B1-3	RHR (B)凝縮水ラインドレン弁	E12-F011B(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-B1-3	RHR 熱交換器(B)出口弁	E12-F003B(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-B1-4	RHR (A)ラドウエスト隔離弁 (内側)	E12-F040(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-B1-4	RHR (A)ラドウエスト隔離弁 (外側)	E12-F049(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-B1-4	RHR (A)凝縮水ラインドレン弁	E12-F011A(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-B1-4	RHR 熱交換器(A)出口弁	E12-F003A(MO)	③
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-B2-4	RHR 熱交換器(B)	RHR-HEX-B001B	①
残留熱除去系	原子炉 建屋	RB-B2-9	RHR 熱交換器(A)	RHR-HEX-B001A	①
残留熱除去系	原子炉 建屋	(PCV内)	スプレッヘッダ (サブプレッション・チェンバ側)	-	①
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV内)	主蒸気逃がし安全弁(A)	B22-F013A(AO)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV内)	主蒸気逃がし安全弁(B)	B22-F013B(AO)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV内)	主蒸気逃がし安全弁(C)	B22-F013C(AO)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV内)	主蒸気逃がし安全弁(D)	B22-F013D(AO)	②

※除外理由

- ①溢水により機能を喪失しない
- ②原子炉格納容器(PCV)内耐環境仕様の設備である
- ③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (3/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (E)	B22-F013E (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (F)	B22-F013F (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (G)	B22-F013G (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (H)	B22-F013H (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (J)	B22-F013J (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (K)	B22-F013K (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (L)	B22-F013L (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (M)	B22-F013M (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (N)	B22-F013N (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (P)	B22-F013P (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (R)	B22-F013R (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (S)	B22-F013S (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (U)	B22-F013U (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁 (V)	B22-F013V (A0)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV 内)	主蒸気隔離弁第1弁 (A)	B22-F022A (N0)	②

※除外理由

- ①溢水により機能を喪失しない
- ②原子炉格納容器 (PCV) 内耐環境仕様の設備である
- ③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (4/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV内)	主蒸気隔離弁第1弁(B)	B22-F022B(NO)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV内)	主蒸気隔離弁第1弁(C)	B22-F022C(NO)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV内)	主蒸気隔離弁第1弁(D)	B22-F022D(NO)	②
主蒸気系	原子炉 建屋	(PCV内)	主蒸気ドレン弁(内側隔離弁)	B22-F016(MO)	②
給水系	原子炉 建屋	RB-2-1	給水管(A)逆止弁	B22-F032A(AO)	①
給水系	原子炉 建屋	RB-2-1	給水管(B)逆止弁	B22-F032B(AO)	①
制御用 圧縮空気系	原子炉 建屋	RB-3-1	ADS用窒素ガスポンベ(東)	-	①
制御用 圧縮空気系	原子炉 建屋	RB-3-2	ADS用窒素ガスポンベ(西)	-	①
中央制御室 換気系	原子炉 建屋	CS-3-1	EXP. TK.	HVAC-VSL-MCR -EXP-1	①
中央制御室 換気系	原子炉 建屋	CS-3-1	EXP. TK.	HVAC-VSL-MCR -EXP-2	①
スイッチギヤ 室換気系	原子炉 建屋	CS-3-1	EXP. TK.	HVAC-VSL-SWGR -EXP-1	①
スイッチギヤ 室換気系	原子炉 建屋	CS-3-1	EXP. TK.	HVAC-VSL-SWGR -EXP-2	①
燃料プール 冷却浄化系	原子炉 建屋	(5Fボトム)	FPCスキマサージタンク(A)	FPC-VSL-A001A	①
燃料プール 冷却浄化系	原子炉 建屋	(5Fボトム)	FPCスキマサージタンク(B)	FPC-VSL-A001B	①
燃料プール 冷却浄化系	原子炉 建屋	RB-4-6	FPC F/D(A)入口弁	G41-20A(MO)	③

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器(PCV)内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (5/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
燃料プール 冷却浄化系	原子炉 建屋	RB-4-9	FPC F/D(B) 入口弁	G41-20B(M0)	③
燃料プール 冷却浄化系	原子炉 建屋	RB-4-6	FPC フィルタ脱塩器(A)	FPC-FLT-1A	①
燃料プール 冷却浄化系	原子炉 建屋	RB-4-9	FPC フィルタ脱塩器(B)	FPC-FLT-1B	①
燃料プール 冷却浄化系	原子炉 建屋	RB-4-17	FPC 熱交換器(A)	FPC-HEX-B001A	①
燃料プール 冷却浄化系	原子炉 建屋	RB-4-17	FPC 熱交換器(B)	FPC-HEX-B001B	①
非常用ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B2-5	始動空気だめ (2C)	VSL-2C-DGAE -1A	①
非常用ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B2-3	始動空気だめ (2D)	VSL-2D-DGAE -1A	①
非常用ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B1-3	DG 2D 清水膨張タンク	DG-VSL-2D -DGCW-1	①
非常用ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B1-5	DG 2C 清水膨張タンク	DG-VSL-2C -DGCW-1	①
非常用ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B2-5	DG 2C 清水冷却器	DG-2C-DGCW -HEX-1	①
非常用ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B2-5	DG 2C 潤滑油冷却器	DG-2C-DGLO -HEX-1	①
非常用ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B2-3	DG 2D 清水冷却器	DG-2D-DGCW -HEX-1	①
非常用ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B2-3	DG 2D 潤滑油冷却器	DG-2D-DGLO -HEX-1	①
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B2-4	HPCS DG 清水冷却器	DG-HPCS-DGCW -HEX-1	①
高圧炉心スプ レイ系ディー ゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B2-4	HPCS DG 潤滑油冷却器	DG-HPCS-DGLO -HEX-1	①

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器 (PCV) 内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (6/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B1-4	HPCS DG 清水膨張タンク	DG-VSL-HPCS -DGCW-1	①
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉 建屋	CS-B2-4	始動空気だめ (HPCS)	VSL-HPCS-DGAE -1A	①
ほう酸水 注入系	原子炉 建屋	RB-3-2	SLC テスト逆止弁	C41-F006 (AO)	①
補機冷却 海水系	タービン 建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(A) 四方弁 (ASW)	7-11W1A (MO)	③
補機冷却 海水系	タービン 建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(B) 四方弁 (ASW)	7-11W1B (MO)	③
補機冷却 海水系	タービン 建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(C) 四方弁 (ASW)	7-11W1C (MO)	③
原子炉隔離時 冷却系	原子炉 建屋	(PCV 内)	RCIC 内側テスト逆止弁	E51-F066 (NO)	①
原子炉隔離時 冷却系	原子炉 建屋	(PCV 内)	RCIC 内側隔離弁	E51-F063 (MO)	②
原子炉隔離時 冷却系	原子炉 建屋	RB-4-1	RCIC 外側テスト逆止弁	E51-F065 (AO)	①
原子炉隔離時 冷却系	原子炉 建屋	RB-B2-8	RCIC 復水貯蔵タンク水供給弁	E51-F010 (MO)	③
原子炉隔離時 冷却系	原子炉 建屋	RB-B2-10	オイルクーラー	-	①
原子炉隔離時 冷却系	原子炉 建屋	RB-B2-10	RCIC ポンプ出口弁	E51-F012 (MO)	③
原子炉隔離時 冷却系	原子炉 建屋	RB-B2-10	原子炉隔離時冷却系テスト バイパス弁	E51-F022 (MO)	③
原子炉隔離時 冷却系	原子炉 建屋	RB-B2-17	バロメトリックコンデンサー	RCIC-HEX -C002/VT	①
原子炉隔離時 冷却系	原子炉 建屋	RB-B2-17	真空タンク	RCIC-HEX -C002/VT	①

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器 (PCV) 内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (7/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
原子炉建屋 換気系	原子炉 建屋	CS-3-1	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-1A アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2 -1A-ACCUM	①
原子炉建屋 換気系	原子炉 建屋	CS-3-1	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-1B アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2 -1B-ACCUM	①
原子炉建屋 換気系	原子炉 建屋	CS-3-1	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-1C アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2 -1C-ACCUM	①
原子炉建屋 換気系	原子炉 建屋	CS-3-1	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-1D アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2 -1D-ACCUM	①
原子炉建屋 換気系	原子炉 建屋	CS-3-2	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-2A アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2 -2A-ACCUM	①
原子炉建屋 換気系	原子炉 建屋	CS-3-2	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-2B アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2 -2B-ACCUM	①
原子炉建屋 換気系	原子炉 建屋	CS-3-3	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-2C アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2 -2C-ACCUM	①
原子炉建屋 換気系	原子炉 建屋	CS-3-3	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-2D アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2 -2D-ACCUM	①
原子炉 再循環系	原子炉 建屋	(PCV 内)	PLR 炉水サンプリング弁 (内側隔離弁)	B35-F019 (A0)	②
原子炉冷却材 浄化系	原子炉 建屋	(PCV 内)	CUW 内側隔離弁	G33-F001 (M0)	②
高圧炉心 スプレイ系	原子炉 建屋	(PCV 内)	HPCS テスタブル逆止弁	E22-F005 (N0)	①
高圧炉心 スプレイ系	原子炉 建屋	RB-1-2	HPCS SUPP. テスト弁	E22-F023 (M0)	③
高圧炉心 スプレイ系	原子炉 建屋	RB-1-2	高圧炉心スプレイ系 CST テスト弁	E22-F010 (M0)	③
低圧炉心 スプレイ系	原子炉 建屋	(PCV 内)	LPCS テスト逆止弁	E21-F006 (N0)	①
低圧炉心 スプレイ系	原子炉 建屋	RB-1-1	LPCS テストバイパス弁	E21-F012 (M0)	③

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器 (PCV) 内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (8/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
中性子計装系	原子炉 建屋	(PCV内/炉内)	SRNM CH (A) (検出器)	C51-N002A	②
中性子計装系	原子炉 建屋	(PCV内/炉内)	SRNM CH (B) (検出器)	C51-N002B	②
中性子計装系	原子炉 建屋	(PCV内/炉内)	SRNM CH (C) (検出器)	C51-N002C	②
中性子計装系	原子炉 建屋	(PCV内/炉内)	SRNM CH (D) (検出器)	C51-N002D	②
中性子計装系	原子炉 建屋	(PCV内/炉内)	SRNM CH (E) (検出器)	C51-N002E	②
中性子計装系	原子炉 建屋	(PCV内/炉内)	SRNM CH (F) (検出器)	C51-N002F	②
中性子計装系	原子炉 建屋	(PCV内/炉内)	SRNM CH (G) (検出器)	C51-N002G	②
中性子計装系	原子炉 建屋	(PCV内/炉内)	SRNM CH (H) (検出器)	C51-N002H	②
中性子計装系	原子炉 建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリ (A)	VALVE ASS A (MO)	③
中性子計装系	原子炉 建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリ (B)	VALVE ASS B (MO)	③
中性子計装系	原子炉 建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリ (C)	VALVE ASS C (MO)	③
中性子計装系	原子炉 建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリ (D)	VALVE ASS D (MO)	③
中性子計装系	原子炉 建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリ (E)	VALVE ASS E (MO)	③
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(A) 入口弁	E32-F002E(MO)	③
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(B) 入口弁	E32-F002F(MO)	③

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器 (PCV) 内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (9/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(C) 入口弁	E32-F002G(MO)	③
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(D) 入口弁	E32-F002H(MO)	③
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(A) ベント元弁	E32-F004E(MO)	③
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(B) ベント元弁	E32-F004F(MO)	③
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(C) ベント元弁	E32-F004G(MO)	③
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(D) ベント元弁	E32-F004H(MO)	③
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-1-1	MSIV-LCS(A)共通ベント逆止弁	E32-F008A(AO)	①
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-1-2	MSIV-LCS(B)共通ベント逆止弁	E32-F008B(AO)	①
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-1-1	MSIV-LCS 共通ベント弁(A)	E32-F007A(MO)	③
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	原子炉 建屋	RB-1-2	MSIV-LCS 共通ベント弁(B)	E32-F007B(MO)	③
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	SUPP CHAMBER WATER TEMP (検出器)	TE-26-79.50A	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	SUPP CHAMBER WATER TEMP (検出器)	TE-26-79.50C	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	DRYWELL TEMP (検出器)	TE-26-79.51	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	DRYWELL TEMP (検出器)	TE-26-79.52	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	CRD ENCL BETWEEN PIPES TEMP (検出器)	TE-26-79.53A	②

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器(PCV)内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (10/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	CRD ENCL AT WALL TEMP (検出器)	TE-26-79.53B	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V40 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V41 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V42 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V43 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V44 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V45 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V46 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V47 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V48 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V49 (NO)	②
不活性ガス系	原子炉 建屋	(PCV内)	ドライウエル真空破壊弁 (AC系)	2-26V56 (NO)	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH223° PEDE WELL SENSOR (A) (検出器)	TE-T23-N001A	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH223° PEDE WELL SENSOR (B) (検出器)	TE-T23-N001B	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH223° PEDE WELL SENSOR (C) (検出器)	TE-T23-N001C	②

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器 (PCV) 内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (11/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH223° PEDE WELL SENSOR(D) (検出器)	TE-T23-N001D	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH343° PEDE WELL SENSOR(A) (検出器)	TE-T23-N002A	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH343° PEDE WELL SENSOR(B) (検出器)	TE-T23-N002B	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH343° PEDE WELL SENSOR(C) (検出器)	TE-T23-N002C	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH343° PEDE WELL SENSOR(D) (検出器)	TE-T23-N002D	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH103° PEDE WELL SENSOR(A) (検出器)	TE-T23-N003A	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH103° PEDE WELL SENSOR(B) (検出器)	TE-T23-N003B	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH103° PEDE WELL SENSOR(C) (検出器)	TE-T23-N003C	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH103° PEDE WELL SENSOR(D) (検出器)	TE-T23-N003D	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH163° PEDE WELL SENSOR(A) (検出器)	TE-T23-N004A	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH163° PEDE WELL SENSOR(B) (検出器)	TE-T23-N004B	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH163° PEDE WELL SENSOR(C) (検出器)	TE-T23-N004C	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH163° PEDE WELL SENSOR(D) (検出器)	TE-T23-N004D	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH283° PEDE WELL SENSOR(A) (検出器)	TE-T23-N005A	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH283° PEDE WELL SENSOR(B) (検出器)	TE-T23-N005B	②

※除外理由

- ①溢水により機能を喪失しない
- ②原子炉格納容器(PCV)内耐環境仕様の設備である
- ③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (12/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH283° PEDE WELL SENSOR(C) (検出器)	TE-T23-N005C	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH283° PEDE WELL SENSOR(D) (検出器)	TE-T23-N005D	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH43° PEDE WELL SENSOR(A) (検出器)	TE-T23-N006A	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH43° PEDE WELL SENSOR(B) (検出器)	TE-T23-N006B	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH43° PEDE WELL SENSOR(C) (検出器)	TE-T23-N006C	②
原子炉系	原子炉 建屋	(PCV内)	AZIMUTH43° PEDE WELL SENSOR(D) (検出器)	TE-T23-N006D	②
復水移送系	CST エリア	CST-B1-1	復水貯蔵タンク(A)	CST-VSL-A	①
復水移送系	CST エリア	CST-B1-1	復水貯蔵タンク(B)	CST-VSL-B	①
消火系	原子炉 建屋	RB-3-1	ペDESTAL注入ライン隔離弁	2-20V603(MO)	③
事故時サンプ リング系	原子炉 建屋	RB-2-2	事故時サンプリング装置 炉水サンプリング第1隔離弁	V25-1001(MO)	③
事故時サンプ リング系	原子炉 建屋	RB-2-2	事故時サンプリング装置 炉水サンプリング第2隔離弁	V25-1002(MO)	③
事故時サンプ リング系	原子炉 建屋	RB-1-1	事故時サンプリング装置 RHRサンプリング第1隔離弁	V25-1003(MO)	③
事故時サンプ リング系	原子炉 建屋	RB-1-1	事故時サンプリング装置 RHRサンプリング第2隔離弁	V25-1004(MO)	③
事故時サンプ リング系	原子炉 建屋	RB-B1-1	事故時サンプリング装置 炉水サンプリング戻り第1隔離弁	V25-1005(MO)	③
事故時サンプ リング系	原子炉 建屋	RB-B1-1	事故時サンプリング装置 炉水サンプリング戻り第2隔離弁	V25-1006(MO)	③

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器(PCV)内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表 評価対象除外リスト (13/13)

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
可燃性ガス 濃度制御系	原子炉 建屋	RB-3-1	FCS 冷却器 (A)	FCS-HEX-2A	①
可燃性ガス 濃度制御系	原子炉 建屋	RB-3-1	FCS 気水分離器 (A)	FCS-WATER -SEPARATOR-A	①
可燃性ガス 濃度制御系	原子炉 建屋	RB-3-1	REACTION CHAMBER (A)	-	①
可燃性ガス 濃度制御系	原子炉 建屋	RB-3-2	FCS 冷却器 (B)	FCS-HEX-2B	①
可燃性ガス 濃度制御系	原子炉 建屋	RB-3-2	FCS 気水分離器 (B)	FCS-WATER -SEPARATOR-B	①
可燃性ガス 濃度制御系	原子炉 建屋	RB-3-2	REACTION CHAMBER (B)	-	①
全対象系統	全対象 エリア	-	手動弁, 逆止弁, 手動ダンパ, 過流量阻止弁等	-	①
全対象系統	全対象 エリア	-	配管, 鋼管ダクト一式	-	①
全対象系統	全対象 エリア	-	ストレーナ, フィルタ, オリフィス 一式	-	①
使用済燃料 乾式貯蔵設備	使用済燃料 乾式貯蔵 建屋	-	使用済燃料乾式貯蔵容器	-	①

※除外理由

- ① 溢水により機能を喪失しない
- ② 原子炉格納容器 (PCV) 内耐環境仕様の設備である
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない

溢水源の分類及び運用について

2.1 高エネルギー配管のうち低エネルギー配管に分類できる系統について

想定破損評価においては、配管を高エネルギー及び低エネルギー配管に分類し評価を実施しているが、高エネルギー配管に分類される系統であっても、運転期間が短時間である場合については、評価上は低エネルギー配管として評価を実施している。この考え方を以下に示す。

溢水評価ガイド付録Aには、「高エネルギー配管であっても高エネルギー状態にある運転期間の割合がプラント運転期間の1%より小さければ、低エネルギー配管とすることができる」と記載があることから、この割合を基準とした。

なお、この場合の「プラント運転期間」の定義については、米国 NRC の Standard Review Plan(SRP) Branch Technical Position(BTP)3-4

「Postulated Rupture Locations in Fluid System Piping Inside and Outside Containment」では、「原子炉起動，出力運転中，高温待機，低温停止状態までの冷却期間」とすることからこれに従った。

上記の条件から低エネルギー配管とした6系統について、高エネルギー状態にある運転期間を確認した結果を第1表に示す。この結果より、すべての系統において、「高エネルギー状態にある運転期間」が「通常運転」の期間の1%より小さいことを確認した。

なお、これらの系統は通常、待機状態であるため、高エネルギー状態にある運転期間としては、定期試験及び施設定期検査中の作業時の試運転を考慮した。

また、残留熱除去系については、施設定期検査中の停止時冷却モード運転も考慮した。

第1表 高エネルギー状態の運転期間割合算出結果

系統名称	運転時間割合 (%)		計算式 (X ^{*1} / Y ^{*2})
	A系	B系	
ほう酸水注入系	0.08	0.08	142 (h) / 196,848 (h) = 0.08% < 1%
		0.08	156 (h) / 196,848 (h) = 0.08% < 1%
残留熱除去系	0.06		117 (h) / 196,848 (h) = 0.06% < 1%
	0.05		80 (h) / 196,848 (h) = 0.05% < 1%
	0.10		179 (h) / 196,848 (h) = 0.10% < 1%
残留熱除去系海水系	0.16		311 (h) / 196,848 (h) = 0.16% < 1%
	0.11		216 (h) / 196,848 (h) = 0.11% < 1%
高圧炉心スプレイ系	0.11		209 (h) / 196,848 (h) = 0.11% < 1%
低圧炉心スプレイ系	0.08		147 (h) / 196,848 (h) = 0.08% < 1%
原子炉隔離時冷却系	0.13		247 (h) / 196,848 (h) = 0.13% < 1%

※1：高エネルギー状態にある運転期間（時間）

※2：25サイクル分の通常運転期間（時間）

(S53.11.28 (営業運転開始) ~ H23.3.11 (第25回定検解列))

2.2 原子炉建屋内における所内蒸気系の破損評価について

原子炉建屋内における所内蒸気系は、廃棄物処理設備濃縮廃液処理系等の加温用熱源、主蒸気隔離弁漏えい率試験装置の温水供給用熱源及び制御棒駆動機構補修室内分解洗浄槽の加温用熱源として原子炉建屋に配管が敷設されている。

このうち、防護対象設備の存在する原子炉棟内については、実質的に所内蒸気を使用しておらず、隔離運用としているが、今後は、区画外での隔離措置及び撤去を行い、蒸気漏えいの発生防止を図ることとする。

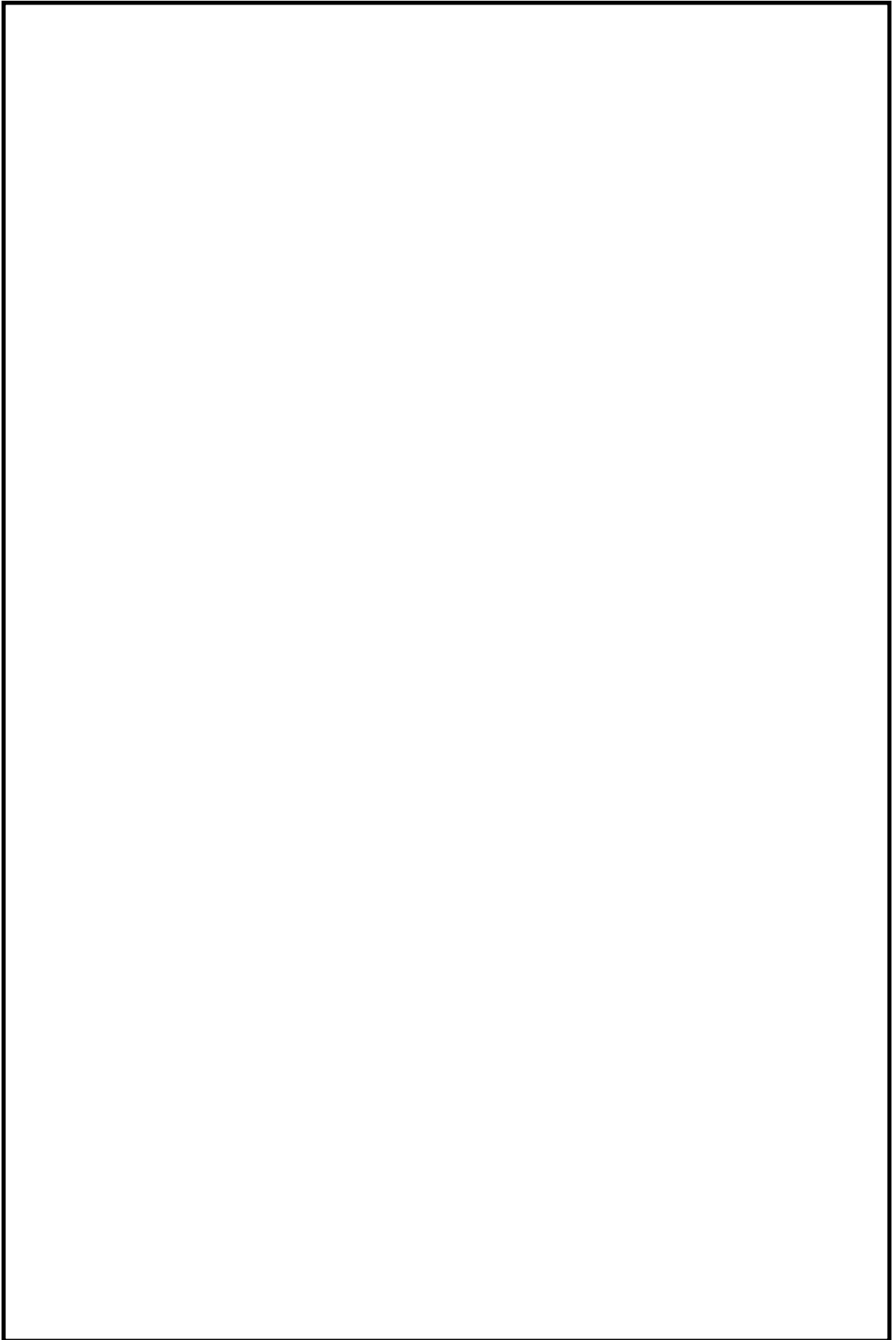
具体的な配置を第1図に示す。

その他の原子炉建屋区画については、所内蒸気系の配管が敷設されている範囲について、アクセス性の観点より評価を行い、以下の対策を実施する。

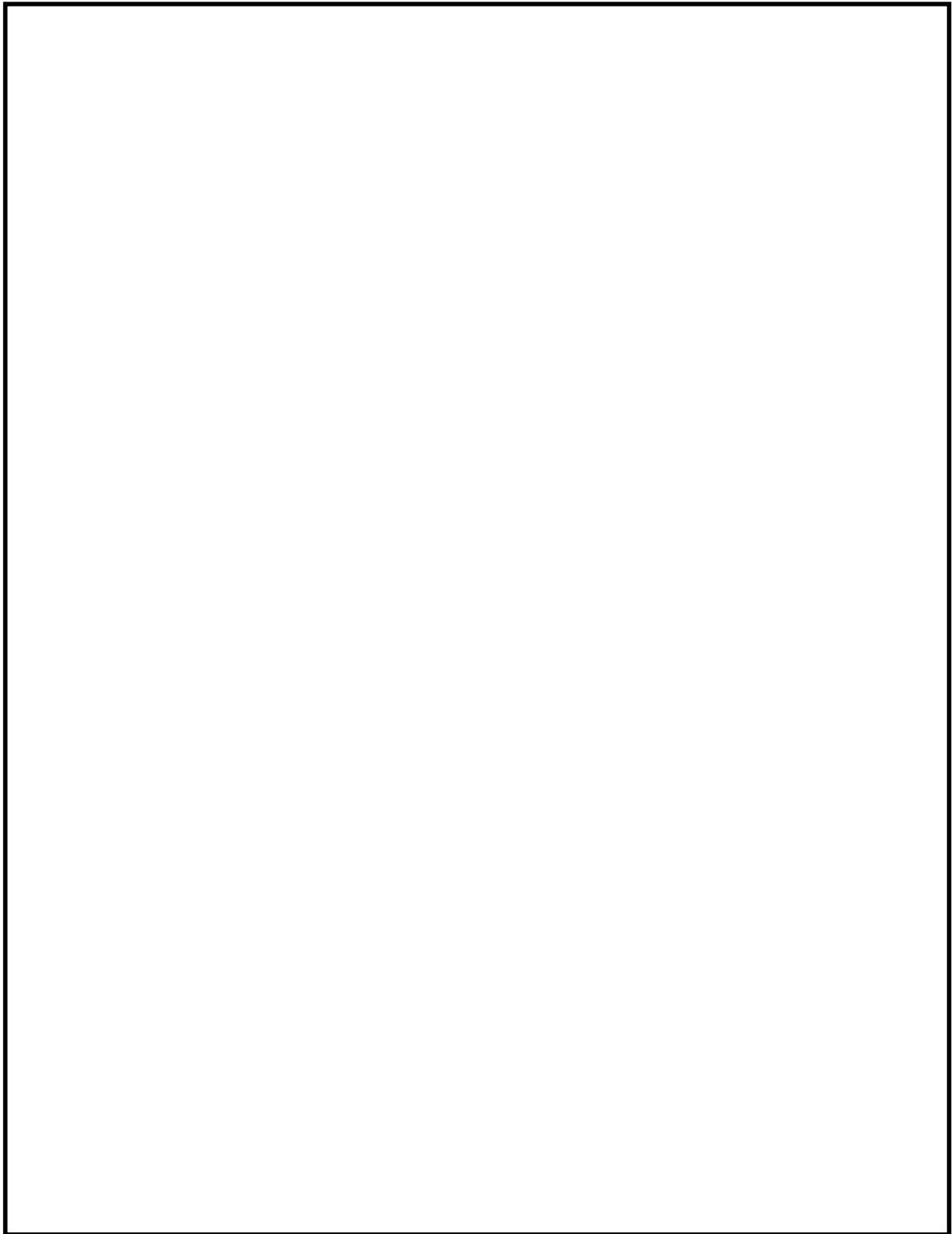
耐震補強工事による漏えい防止及び詳細な応力評価を行い、「溢水評価ガイド附属書A」の記載による「破損想定不要」の考えを適用する。また、蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、遠隔隔離を行うために自動検知・遠隔隔離システムを設置する。システムを構成するものとして、温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御盤及び検知監視盤を設置する。さらに、自動検知・遠隔隔離対策だけでは雰囲気環境及びアクセス性が確保されない破損想定箇所については、防護カバー等を設置し、配管と防護カバーのすき間を設定することで漏えい蒸気量を抑制して、建屋内環境への温度影響を軽減する設計とする。

また、信頼性向上の観点から、防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し、蒸気の漏えいを早期に自動検知する設計とする。

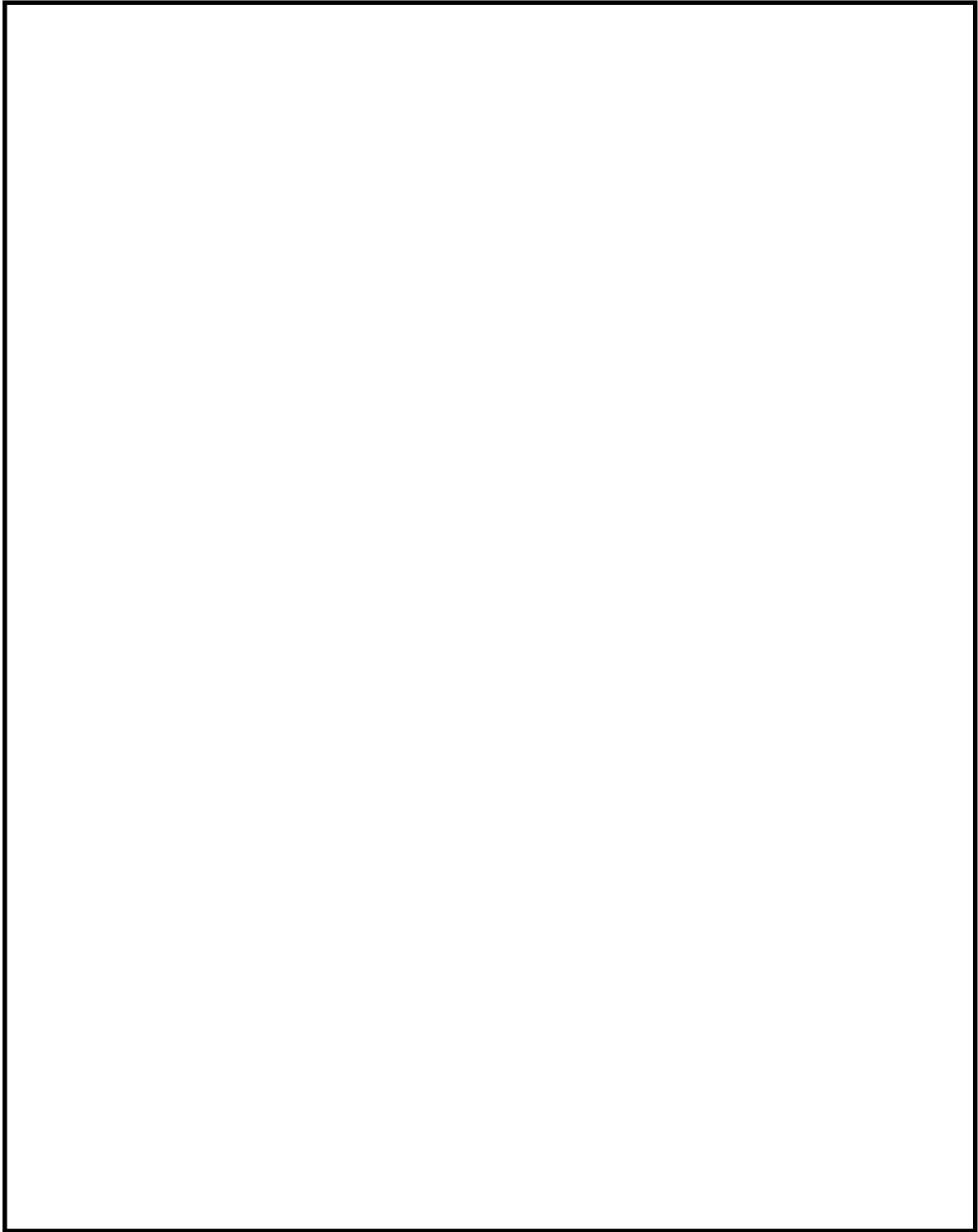
所内蒸気系以外の蒸気影響範囲については、補足説明資料-11に示す。



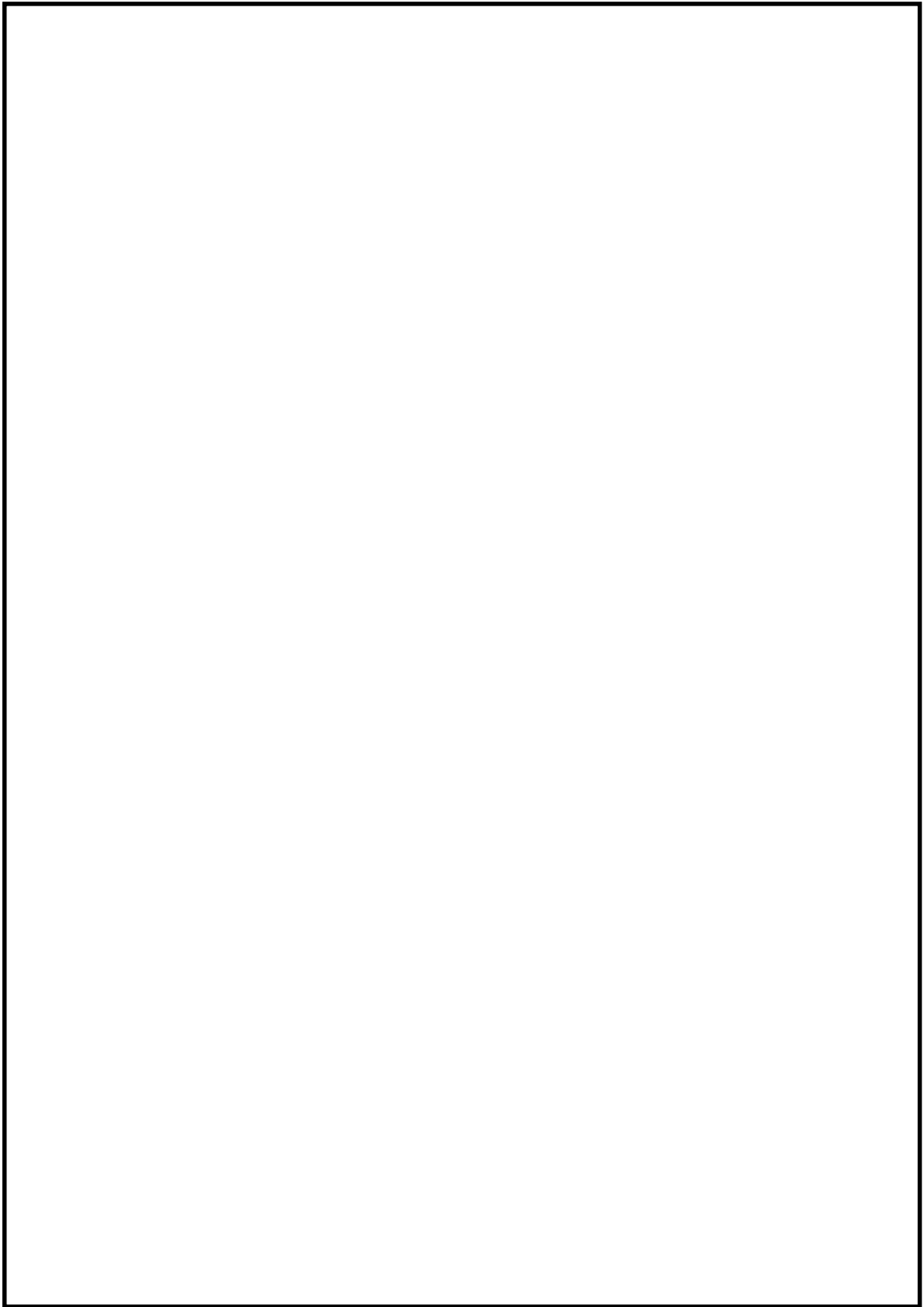
第 1 図 原子炉建屋内所内蒸気系配管配置図



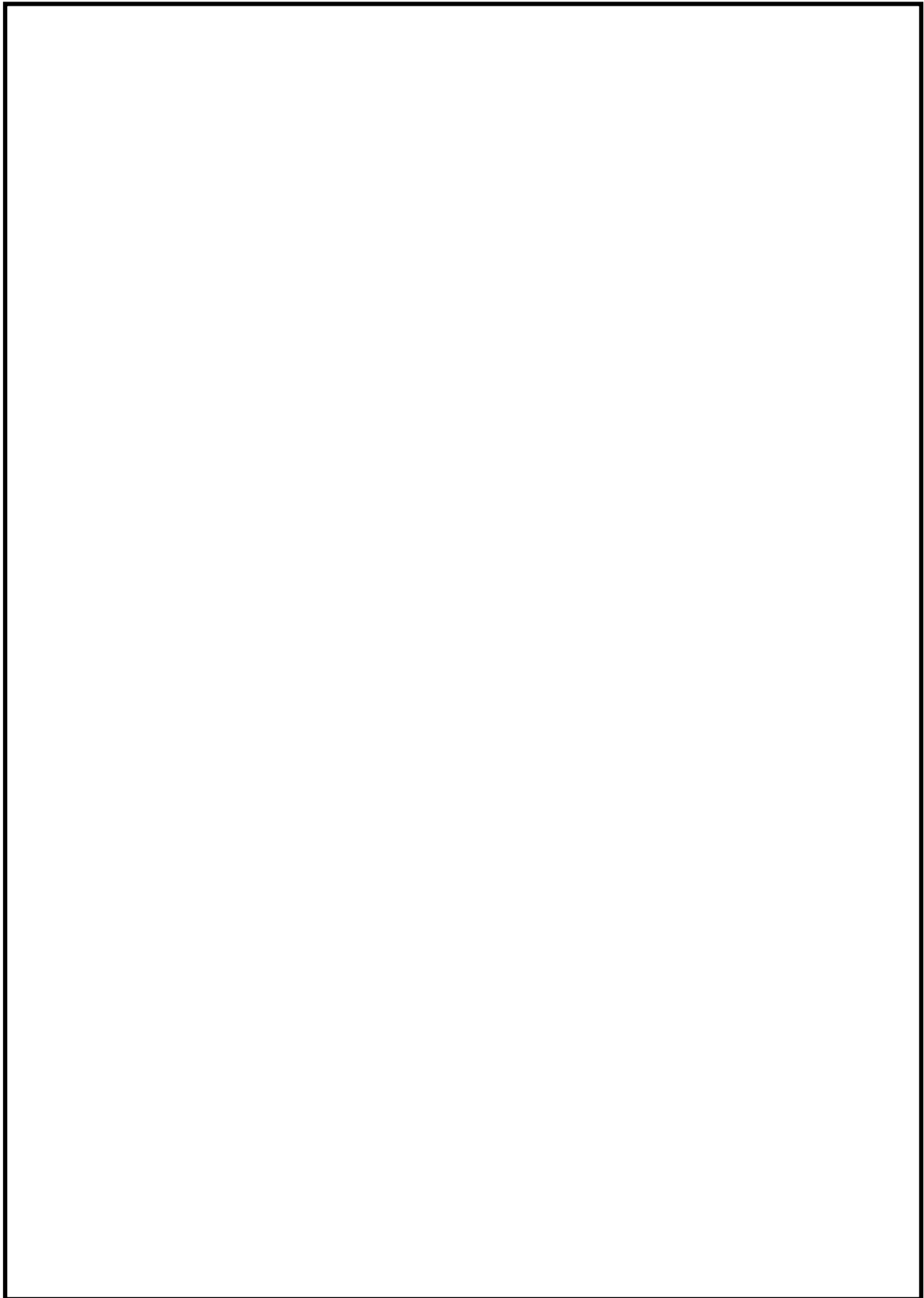
第2図 原子炉建屋廃棄物処理棟における運転時環境最高温度 (1/3)



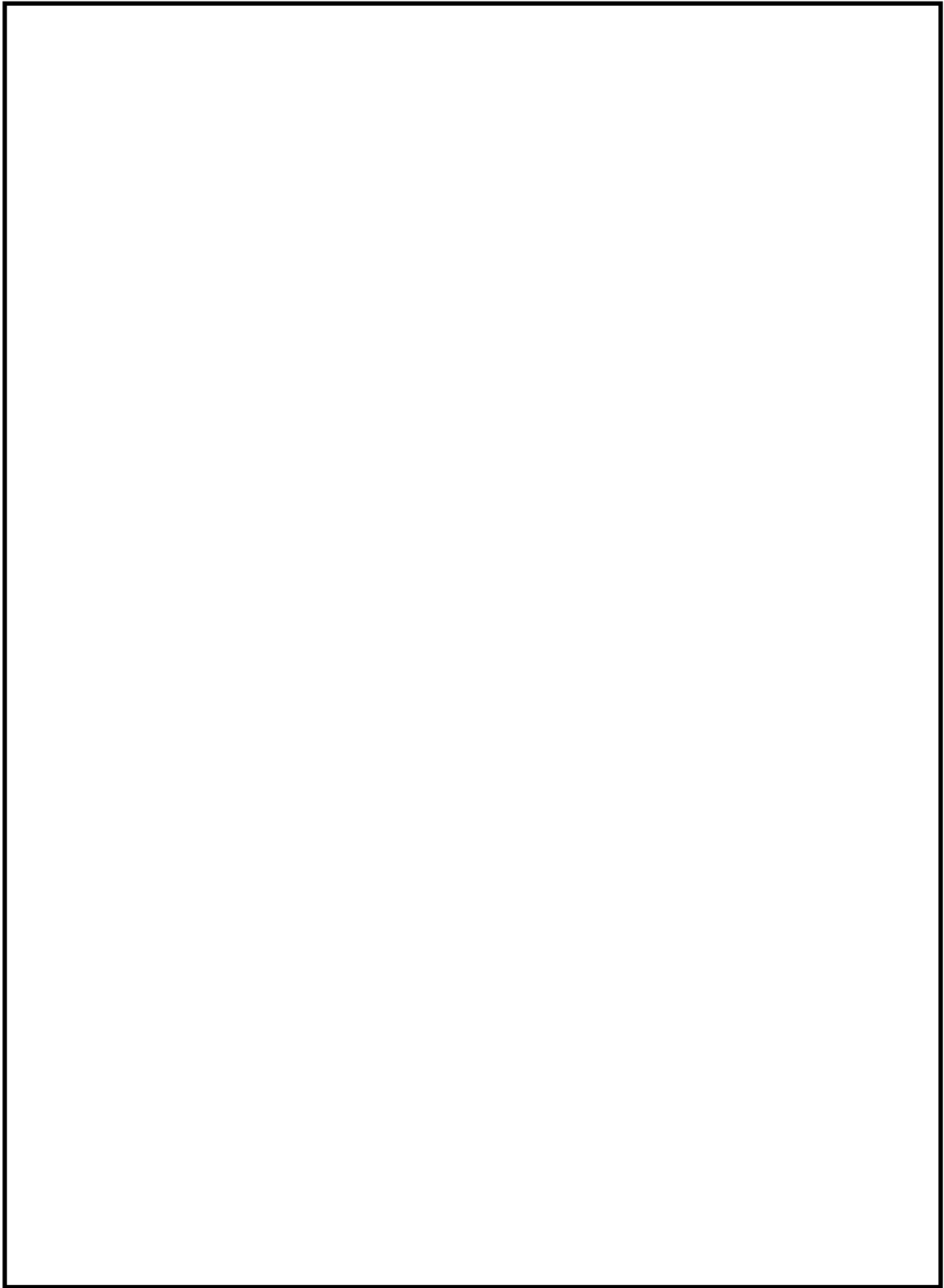
第2図 原子炉建屋廃棄物処理棟における運転時環境最高温度 (2/3)



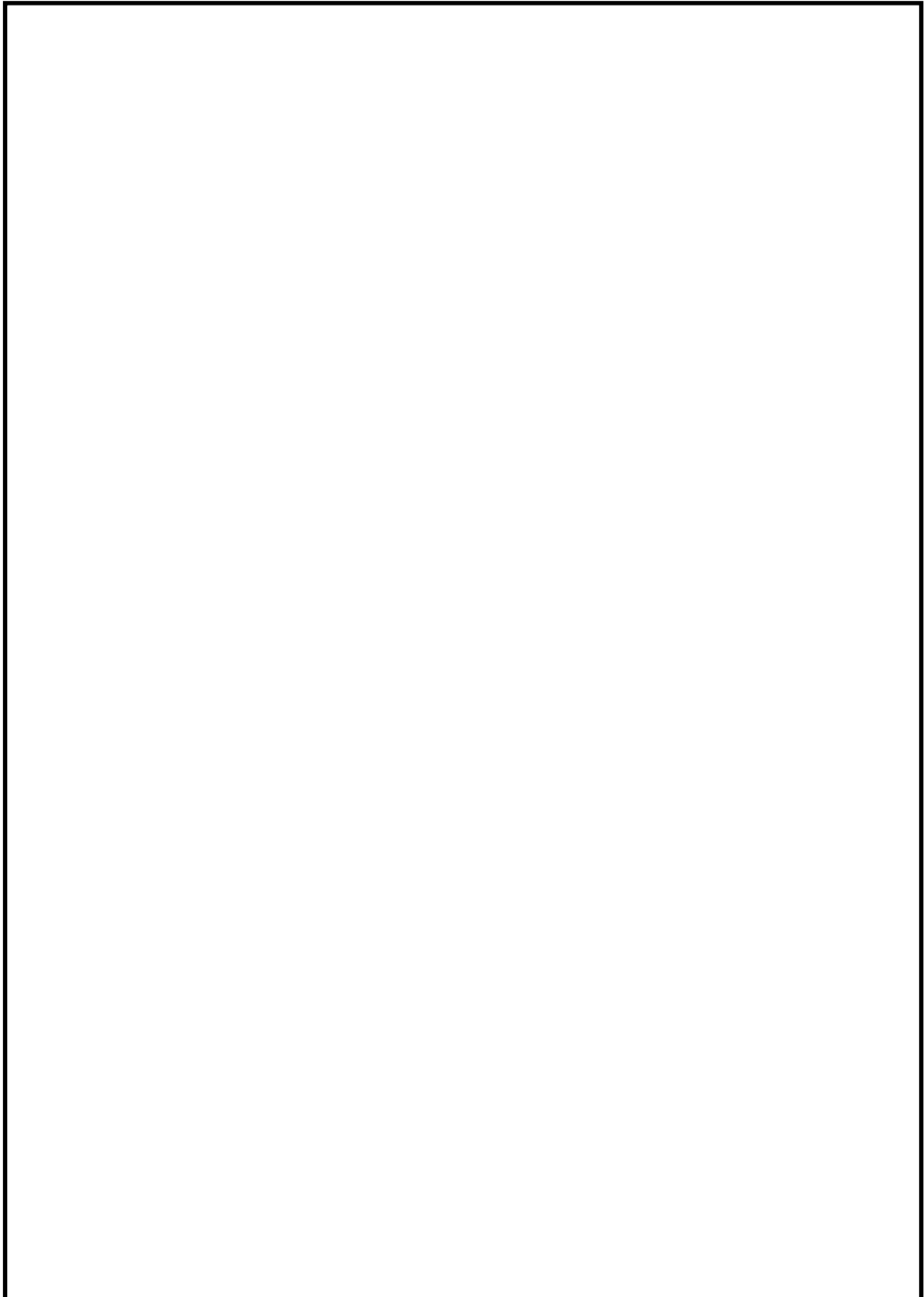
第2図 原子炉建屋廃棄物処理棟における運転時環境最高温度 (3/3)



第3図 原子炉建屋廃棄物処理棟における蒸気影響評価検討範囲 (1/3)



第3図 原子炉建屋廃棄物処理棟における蒸気影響評価検討範囲 (2/3)



第3図 原子炉建屋廃棄物処理棟における蒸気影響評価検討範囲 (3/3)

溢水源となる機器のリスト

溢水源となりうる機器として、原子炉建屋、タービン建屋に設置される流体を内包する容器（タンク、熱交換器、ろ過脱塩器等）及び配管類を抽出した。溢水源となる機器のリストを第1表に示す。なお、静的機器の機能喪失高さの確認について補足説明資料-35に示す。

第1表 溢水源となる機器のリスト (1/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
原子炉 建屋 (原子炉棟)	B2F	内	残留熱除去系ポンプ (A) シールクーラ	○	—
		内	残留熱除去系ポンプ (B) シールクーラ	○	—
		内	残留熱除去系ポンプ (C) シールクーラ	○	—
		内	高圧炉心スプレイ系ポンプシールクーラ	○	—
		内	低圧炉心スプレイ系ポンプシールクーラ	○	—
		内	原子炉隔離時冷却系バロメトリックコンデンサ	○	—
		内	原子炉隔離時冷却系真空タンク	○	—
		内	原子炉隔離時冷却系油冷却器	○	—
		内	R/B機器ドレンサンプ熱交換器 (A)	×	○
		内	R/B機器ドレンサンプ熱交換器 (B)	×	○
		内	高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-1)	○	—
		内	高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-2)	○	—
		内	低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-3)	○	—
		内	原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン室空調機 (HVAC-AH2-4)	○	—
		内	残留熱除去系Bポンプ室空調機 (HVAC-AH2-5)	○	—
		内	残留熱除去系Cポンプ室空調機 (HVAC-AH2-6)	○	—
		内	残留熱除去系Aポンプ室空調機 (HVAC-AH2-7)	○	—
		内	配管	○	—
内	配管	×	※		
原子炉 建屋 (原子炉棟)	B1F	内	制御棒駆動水加熱器	×	○
		内	制御棒駆動水系ポンプ (A) サクションフィルタ	×	○
		内	制御棒駆動水系ポンプ (B) サクションフィルタ	×	○
		内	制御棒駆動水ポンプ潤滑油冷却器 (A)	×	○
		内	制御棒駆動水ポンプ潤滑油冷却器 (B)	×	○
		内	残留熱除去系熱交換器 (A)	○	—
		内	残留熱除去系熱交換器 (B)	○	—
		内	配管	○	—
内	配管	×	※		
原子炉 建屋 (原子炉棟)	1F	内	サンプクーラ (3A)	×	○
		内	サンプクーラ (3B)	×	○
		内	サンプクーラ (4A)	×	○
		内	サンプクーラ (4B)	×	○

第1表 溢水源となる機器のリスト (2/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
原子炉 建屋 (原子炉棟)	1F	内	PASSクーラ	×	○
		内	配管	○	—
		内	配管	×	※
原子炉 建屋 (原子炉棟)	2F	内	C UW循環ポンプ (A) シールクーラ	×	○
		内	C UW循環ポンプ (B) シールクーラ	×	○
		内	R/B 2F用冷房装置	×	○
		内	MSトンネル室空調機 (AH2-8A)	×	×
		内	MSトンネル室空調機 (AH2-8B)	×	×
		内	配管	○	—
原子炉 建屋 (原子炉棟)	3F	内	水圧制御ユニット (東側)	○	—
		内	水圧制御ユニット (西側)	○	—
		内	スクラム排水水容器 (I)	×	○
		内	スクラム排水水容器 (II)	×	○
		内	HPUオイルタンク (A)	×	×
		内	HPUオイルタンク (B)	×	×
		内	原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ	×	×
		内	MSIV-LCS 低圧マニホールド (A)	○	—
		内	MSIV-LCS 低圧マニホールド (B)	○	—
		内	サンプルクーラ (G33-Z020-1)	×	○
		内	可燃性ガス濃度制御系冷却器 (A)	○	—
		内	可燃性ガス濃度制御系冷却器 (B)	○	—
		内	格納容器雰囲気監視系モニタラック (A)	○	—
		内	配管	○	—
内	配管	×	※		
原子炉 建屋 (原子炉棟)	4F	内	原子炉冷却材浄化系逆洗水受タンク	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系逆洗水移送ポンプ	×	○
		内	再生熱交換器 (A)	×	○
		内	再生熱交換器 (B)	×	○
		内	再生熱交換器 (C)	×	○
		内	非再生熱交換器 (A)	×	○
		内	非再生熱交換器 (B)	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A)	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器 (A)	×	○

第1表 溢水源となる機器のリスト (3/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
原子炉 建屋 (原子炉棟)	4F	内	燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器 (B)	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系逆洗水受タンク	×	○
		内	PLR-LFMG室空調機 (SCU2-1)	×	○
		内	PLR-LFMG室空調機 (SCU2-2)	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系再循環ポンプA	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系再循環ポンプB	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系逆洗水移送ポンプ	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系保持ポンプA	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系保持ポンプB	×	○
		内	サンプルクーラ (5A)	×	○
		内	サンプルクーラ (5B)	×	○
		内	R/B 4F用冷房装置	×	○
		内	格納容器雰囲気監視系モニタラック (B)	○	-
		内	配管	○	-
		内	配管	×	※
原子炉 建屋 (原子炉棟)	5F	内	燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク (A)	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク (B)	×	○
		内	ほう酸水注入系貯蔵タンク	○	-
		内	ほう酸水注入系テストタンク	×	×
		内	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器 (A)	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器 (B)	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系プリコートタンク	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系プリコートポンプ	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系保持ポンプA	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系保持ポンプB	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系プリコートタンク	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系プリコートポンプ	×	○
		内	R/B 5F用冷房装置	×	○
		内	ドライウェル除湿機 (WC2-5)	×	○
		内	DHC冷水ポンプ (P2-7)	×	○
		内	配管	○	-
		内	配管	×	※
原子炉 建屋 (原子炉棟)	6F	内	原子炉補機冷却系サージタンク	×	○
		内	R/B 6Fローカルクーラ	×	○
		内	配管	○	-
		内	配管	×	※

第1表 溢水源となる機器のリスト (4/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
原子炉 建屋 (付属棟)	B2F	外	DG 2C潤滑油サンプタンク	○	—
		外	DG 2C清水冷却器	○	—
		外	DG 2C潤滑油冷却器	○	—
		外	DG 2C潤滑油加熱器	○	—
		外	DG 2D潤滑油サンプタンク	○	—
		外	DG 2D清水冷却器	○	—
		外	DG 2D潤滑油冷却器	○	—
		外	DG 2D潤滑油加熱器	○	—
		外	HPCS DG潤滑油サンプタンク	○	—
		外	HPCS DG清水冷却器	○	—
		外	HPCS DG潤滑油冷却器	○	—
		外	HPCS DG潤滑油加熱器	○	—
		外	配管	○	—
		外	配管	×	×
原子炉 建屋 (付属棟)	B1F	外	DG 2C清水膨張タンク	○	—
		外	DG 2Cシリンダー注油タンク	○	—
		外	DG 2C燃料油タンク (燃料デイトンク)	○	—
		外	DG 2C空気冷却器 (A)	○	—
		外	DG 2C空気冷却器 (B)	○	—
		外	DG 2C清水加熱器	○	—
		外	DG 2D清水膨張タンク	○	—
		外	DG 2Dシリンダー注油タンク	○	—
		外	DG 2D燃料油タンク (燃料デイトンク)	○	—
		外	DG 2D空気冷却器 (A)	○	—
		外	DG 2D空気冷却器 (B)	○	—
		外	DG 2D清水加熱器	○	—
		外	HPCS DG清水膨張タンク	○	—
		外	HPCS DGシリンダー注油タンク	○	—
		外	HPCS DG燃料油タンク (燃料デイトンク)	○	—
		外	HPCS DG空気冷却器 (A)	○	—
		外	HPCS DG空気冷却器 (B)	○	—
		外	HPCS DG清水加熱器	○	—
外	配管	○	—		
外	配管	×	×		

第1表 溢水源となる機器のリスト (5/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	S クラス：○ S クラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
原子炉 建屋 (付属棟)	3F	外	中央制御室エアハンドリングユニットファン (A)	○	—
		外	中央制御室エアハンドリングユニットファン (B)	○	—
		外	RXP. TK (MCR空調膨張タンク-1)	○	—
		外	RXP. TK (MCR空調膨張タンク-2)	○	—
		外	スイッチギヤ室エアハンドリング ユニットファン (A)	○	—
		外	スイッチギヤ室エアハンドリング ユニットファン (B)	○	—
		外	RXP. TK (SWGR空調膨張タンク-1)	○	—
		外	RXP. TK (SWGR空調膨張タンク-2)	○	—
		外	ユニットヒータ (UH2-24)	×	×
		外	ユニットヒータ (UH2-25)	×	×
		外	ユニットヒータ (UH2-26)	×	×
		外	ユニットヒータ (UH2-27)	×	×
		外	ユニットヒータ (UH2-28)	×	×
		外	配管	○	—
		外	配管	×	×
原子炉 建屋 (付属棟)	屋上	外	バッテリー室エアハンドリング ユニットファン (A)	○	—
		外	バッテリー室エアハンドリング ユニットファン (B)	○	—
		外	中央制御室チラーユニット (WC2-1)	×	×
		外	中央制御室チラーユニット (WC2-2)	×	×
		外	SWGRチラーユニット (WC2-3A)	×	×
		外	SWGRチラーユニット (WC2-3B)	×	×
		外	SWGRチラーユニット (WC2-4A)	×	×
		外	SWGRチラーユニット (WC2-4B)	×	×
		外	配管	○	—
		外	配管	×	×
原子炉 建屋 (廃棄物 処理棟)	B1F	内	廃液収集タンク	×	×
		内	サージタンク (A)	×	×
		内	サージタンク (B)	×	×
		内	床ドレン収集タンク	×	×
		内	濃縮廃液貯蔵タンク (A)	×	×
		内	濃縮廃液貯蔵タンク (B)	×	×
		内	濃縮廃液貯蔵タンク (C)	×	×
		内	蒸気復水冷却器	×	×
		内	所内蒸気復水タンク	×	×

第1表 溢水源となる機器のリスト (6/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
原子炉 建屋 (廃棄物 処理棟)	B1F	内	廃液中和タンク (A)	×	×
		内	廃液中和タンク (B)	×	×
		内	洗濯廃液ドレンタンク (A)	×	×
		内	洗濯廃液ドレンタンク (B)	×	×
		内	廃液スラッジ貯蔵タンク (A)	×	×
		内	廃液スラッジ貯蔵タンク (B)	×	×
		内	床ドレンスラッジ貯蔵タンク	×	×
		内	使用済樹脂貯蔵タンク	×	×
		内	使用済粉末樹脂貯蔵タンク (A)	×	×
		内	使用済粉末樹脂貯蔵タンク (B)	×	×
		内	配管	×	×
原子炉 建屋 (廃棄物 処理棟)	MB1F	内	タンクベント冷却器	×	×
		内	タンクベント加熱器	×	×
		内	所内蒸気系蒸気加熱器	×	×
		内	配管	×	×
原子炉 建屋 (廃棄物 処理棟)	1F	内	排ガスブロワ後置冷却器 (A)	×	×
		内	排ガスブロワ後置冷却器 (B)	×	×
		内	グリコール冷凍機 (A)	×	×
		内	グリコール冷凍機 (B)	×	×
		内	排ガス系グリコールタンク	×	×
		内	排ガス前置除湿器 (A)	×	×
		内	排ガス前置除湿器 (B)	×	×
		内	中和硫酸タンク	×	×
		内	中和苛性タンク	×	×
		内	りん酸ソーダタンク	×	×
		内	廃液脱塩器	×	×
		内	凝縮水脱塩器	×	×
		内	凝縮水サンプルタンク	×	×
		内	床ドレンサンプルタンク (A)	×	×
		内	床ドレンサンプルタンク (B)	×	×
		内	廃液サンプルタンク (A)	×	×
		内	廃液サンプルタンク (B)	×	×
		内	配管	○	—
内	配管	×	×		

第1表 溢水源となる機器のリスト (7/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
原子炉 建屋 (廃棄物 処理棟)	2F	内	廃液濃縮器加熱器 (A)	×	×
		内	廃液濃縮器加熱器 (B)	×	×
		内	廃液濃縮器蒸発缶 (A)	×	×
		内	廃液濃縮器蒸発缶 (B)	×	×
		内	凝縮水収集タンク	×	×
		内	凝集沈殿装置供給タンク	×	×
		内	凝集沈殿装置	×	×
		内	配管	○	—
		内	配管	×	×
原子炉 建屋 (廃棄物 処理棟)	3F	内	オフガス再生室エアハンドリングユニット (AH2-21)	×	×
		内	オフガス再生室チラーユニット (WC2-21)	×	×
		内	SURGE TANK	×	×
		内	再生ガス冷却器	×	×
		内	再生ガスブロウ (A)	×	×
		内	再生ガスブロウ (B)	×	×
		内	配管	×	×
原子炉 建屋 (廃棄物 処理棟)	4F	内	廃液濃縮器復水器 (A)	×	×
		内	廃液濃縮器復水器 (B)	×	×
		内	封水冷却器 (A)	×	×
		内	封水冷却器 (B)	×	×
		内	スパージングブロウ入口冷却器	×	×
		内	スパージングブロウ出口冷却器	×	×
		内	スパージングブロウ	×	×
		内	配管	×	×
タービン 建屋	B1F	内	復水器 (A)	×	×
		内	復水器 (B)	×	×
		内	復水器 (C)	×	×
		内	給水加熱器 (3A)	×	×
		内	給水加熱器 (3B)	×	×
		内	給水加熱器 (3C)	×	×
		内	給水加熱器 (4A)	×	×
		内	給水加熱器 (4B)	×	×
		内	給水加熱器 (4C)	×	×

第1表 溢水源となる機器のリスト (8/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
タービン 建屋	B1F	内	給水加熱器 (5 A)	×	×
		内	給水加熱器 (5 B)	×	×
		内	給水加熱器 (5 C)	×	×
		内	高圧復水ポンプ (A) 潤滑油タンク	×	×
		内	高圧復水ポンプ (B) 潤滑油タンク	×	×
		内	高圧復水ポンプ (C) 潤滑油タンク	×	×
		内	高圧復水ポンプ (A) 潤滑油冷却器	×	×
		内	高圧復水ポンプ (B) 潤滑油冷却器	×	×
		内	高圧復水ポンプ (C) 潤滑油冷却器	×	×
		内	HPCP (A) モータークーラ	×	×
		内	HPCP (B) モータークーラ	×	×
		内	HPCP (C) モータークーラ	×	×
		内	制御油タンク	×	×
		内	貯油タンク	×	×
		内	制御油冷却器 (A)	×	×
		内	制御油冷却器 (B)	×	×
		内	バッチオイルタンク	×	×
		内	計装用空気圧縮機 (A)	×	×
		内	計装用空気圧縮機 (B)	×	×
		内	計装用空気系アフタークーラ (A)	×	×
		内	計装用空気系アフタークーラ (B)	×	×
		内	電動駆動原子炉給水ポンプシールドレン コレクタータンク	×	×
		内	所内用空気圧縮機 (A)	×	×
		内	所内用空気圧縮機 (B)	×	×
		内	所内用空気系アフタークーラ (A)	×	×
		内	所内用空気系アフタークーラ (B)	×	×
		内	脱塩塔No. 1	×	×
		内	脱塩塔No. 2	×	×
		内	脱塩塔No. 3	×	×
		内	脱塩塔No. 4	×	×
内	脱塩塔No. 5	×	×		
内	脱塩塔No. 6	×	×		
内	脱塩塔No. 7	×	×		

第1表 溢水源となる機器のリスト (9/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
タービン 建屋	B1F	内	脱塩塔No. 8	×	×
		内	脱塩塔No. 9	×	×
		内	脱塩塔No. 10	×	×
		内	硫酸計量槽	×	×
		内	アニオン樹脂再生塔	×	×
		内	苛性ソーダ計量槽	×	×
		内	カチオン樹脂再生塔	×	×
		内	中間樹脂槽	×	×
		内	樹脂貯槽	×	×
		内	コンデミリサイクルポンプ (A) クーラ	×	×
		内	コンデミリサイクルポンプ (B) クーラ	×	×
		内	サンプルラック (22)	×	×
		内	サンプルラック (24)	×	×
		内	サンプルラック (H ₂ O ₂)	×	×
		内	サンプルラック (25)	×	×
		内	サンプルラック (28)	×	×
		内	LPCP (A) 油クーラ	×	×
		内	LPCP (B) 油クーラ	×	×
		内	LPCP (C) 油クーラ	×	×
		内	LPCP (A) モータクーラ	×	×
		内	LPCP (B) モータクーラ	×	×
内	LPCP (C) モータクーラ	×	×		
内	配管	×	×		
内	配管 (タービン建屋基礎マット～復水器廻り隔離弁 及び復水器バイパス弁迄)	×	○		
タービン 建屋	1F	内	VACUUM TANK	×	×
		内	原子炉補機冷却系熱交換器 (A)	×	×
		内	原子炉補機冷却系熱交換器 (B)	×	×
		内	原子炉補機冷却系熱交換器 (C)	×	×
		内	サンプルクーラ (6B)	×	×
		内	排ガス復水器 (A)	×	×
		内	排ガス復水器 (B)	×	×
		内	排ガス予熱器 (A)	×	×
		内	排ガス予熱器 (B)	×	×
		内	給水加熱器 (1A)	×	×

第1表 溢水源となる機器のリスト (10/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
タービン 建屋	1F	内	給水加熱器 (1 B)	×	×
		内	給水加熱器 (1 C)	×	×
		内	給水加熱器 (2 A)	×	×
		内	給水加熱器 (2 B)	×	×
		内	給水加熱器 (2 C)	×	×
		内	給水加熱器 (6 A)	×	×
		内	給水加熱器 (6 B)	×	×
		内	給水加熱器 (6 C)	×	×
		内	グラント蒸気蒸発器 (4 Sエバポレータ)	×	×
		内	グラント蒸気蒸発器 (4 Sエバポレータ) ドレンタンク	×	×
		内	グラント蒸気復水器	×	×
		内	湿分分離器 (A)	×	×
		内	湿分分離器 (B)	×	×
		内	湿分分離器ドレンタンク (A)	×	×
		内	湿分分離器ドレンタンク (B)	×	×
		内	復水器真空ポンプ用ウォータセパレータ	×	×
		内	真空ポンプシール水クーラ	×	×
		内	空気抽出器	×	×
		内	電動機駆動原子炉給水ポンプ (A) 潤滑油タンク	×	×
		内	電動機駆動原子炉給水ポンプ (B) 潤滑油タンク	×	×
		内	電動機駆動原子炉給水ポンプ (A) 潤滑油冷却器	×	×
		内	電動機駆動原子炉給水ポンプ (B) 潤滑油冷却器	×	×
		内	MDRFP (A) モータクーラ	×	×
		内	MDRFP (B) モータクーラ	×	×
		内	サンプルラック (3 1)	×	×
		内	サンプルラック (B 2 2-Z 0 0 1)	×	×
		内	サンプルラック (3 3)	×	×
		内	サンプルラック (3 0)	×	×
		内	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン (A) 油タンク	×	×
		内	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン (B) 油タンク	×	×
		内	油冷却器No. 1 (A 1)	×	×
		内	油冷却器No. 1 (B 1)	×	×
内	油冷却器No. 2 (A 2)	×	×		
内	油冷却器No. 2 (B 2)	×	×		

第1表 溢水源となる機器のリスト (11/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
タービン 建屋	1F	内	補助油タンク	×	×
		内	油清浄機	×	×
		内	主油タンク	×	×
		内	主油タンク冷却器 (A)	×	×
		内	主油タンク冷却器 (B)	×	×
		内	発電機水素密封油装置	×	×
		内	固定子冷却装置	×	×
		内	固定子冷却水冷却器 (A)	×	×
		内	固定子冷却水冷却器 (B)	×	×
		内	タービン補機冷却系熱交換器 (A)	×	×
		内	タービン補機冷却系熱交換器 (B)	×	×
		内	タービン補機冷却系熱交換器 (C)	×	×
		内	補助ボイラ (2 A)	×	×
		内	補助ボイラ (2 B)	×	×
		内	補助ボイラ蒸気溜	×	×
		内	薬注タンク	×	×
		内	補助ボイラ連続ブロー熱交換器	×	×
		内	給水タンク	×	×
		内	重油サービスタンク	×	×
		内	ディーゼル駆動消火ポンプ用デイトンク	×	×
		内	アフタークーラ	×	×
		内	復水脱塩装置空気圧縮機	×	×
		内	相分離母線空気冷却器 (A)	×	×
		内	相分離母線空気冷却器 (B)	×	×
		内	復水器プライミングポンプクーラ (A)	×	×
		内	復水器プライミングポンプクーラ (B)	×	×
内	配管	×	×		
タービン 建屋	2F	内	原子炉補機冷却系防錆剤注入タンク	×	×
		内	タービン補機冷却系サージタンク	×	×
		内	励磁機空気冷却器	×	×
		内	発電機水素冷却器 (A)	×	×
		内	発電機水素冷却器 (B)	×	×
		内	発電機水素冷却器 (C)	×	×
		内	発電機水素冷却器 (D)	×	×

第1表 溢水源となる機器のリスト (12/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
タービン 建屋	2F	内	タービン建屋送風機ヒーティングコイル (HC 2-1)	×	×
		内	タービン建屋送風機ヒーティングコイル (HC 2-2)	×	×
		内	原子炉建屋換気系送風機ヒーティングコイル (HC 2-3)	×	×
		内	原子炉建屋換気系送風機ヒーティングコイル (HC 2-4)	×	×
		内	廃棄物処理棟給気ファンヒーティングコイル (HC 2-5)	×	×
		内	廃棄物処理棟給気ファンヒーティングコイル (HC 2-6)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-1)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-2)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-3)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-4)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-5)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-6)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-7)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-8)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-10)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-11)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-12)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-15)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-16)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-17)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-19)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-20)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-21)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-22)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-23)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-29)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-30)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-31)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-32)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-33)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-34)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-35)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH 2-36)	×	×

第1表 溢水源となる機器のリスト (13/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
タービン 建屋	2F	内	ユニットヒータ (UH2-37)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH2-38)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH2-39)	×	×
		内	ユニットヒータ (UH2-40)	×	×
		内	配管	×	×
タービン 建屋	屋上	外	真空脱気器	×	×
		外	配管	×	×
CST エリア	屋外	内	復水貯蔵タンク (A)	×	○
		内	復水貯蔵タンク (B)	×	○
		内	配管	×	×
サービス 建屋	1F	外	ランドリーボイラNo. 1	×	×
		外	ランドリーボイラNo. 2	×	×
		外	ランドリーボイラNo. 3	×	×
		外	ホットウェルタンクNo. 1	×	×
		外	ホットウェルタンクNo. 2	×	×
		外	蒸気ヘッド (SH-1)	×	×
		外	蒸気ヘッド (SH-2)	×	×
		外	オイルプレヒータ 1号	×	×
		外	オイルプレヒータ 2号	×	×
		外	オイルプレヒータ 3号	×	×
		外	給湯用熱交換器	×	×
		内・外	配管	×	×
サービス 建屋	M2F	外	HVAC室空調機 (AC-3)	×	×
		外	HVAC室空調機 (HC-1)	×	×
		内・外	配管	×	×
サービス 建屋	2F	外	機械室 (COLD) 空調機 (AC-4)	×	×
		外	機械室 (COLD) 空調機 (HC-7)	×	×
		外	冷凍機 (R-3)	×	×
		内	サービスビル電気温水ボイラ	×	×
		内・外	配管	×	×
サービス 建屋	3F	外	HVAC室空調機 (AC-1)	×	×
		外	HVAC室空調機 (AC-2)	×	×
		内・外	配管	×	×
サービス 建屋	屋上	外	冷凍機 (R-1)	×	×
		外	冷凍機 (R-2)	×	×

第1表 溢水源となる機器のリスト (14/14)

設置場所		管理 区域 区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする：×
建屋	階層				
サービス 建屋	屋上	外	冷却塔ファン (CT-1)	×	×
		外	冷却塔ファン (CT-2)	×	×
		外	冷却塔ファン (CT-3)	×	×
		外	膨張タンク	×	×
		外	S/B飲料水タンク	×	×
		外	ろ過用水高築水槽	×	×
		外	配管	×	×
海水ボ ンプエ リア	屋外	外	ASW ポンプ (A)	×	○
		外	ASW ポンプ (B)	×	○
		外	ASW ポンプ (C)	×	○
		外	RHRS ポンプ (A)	○	—
		外	RHRS ポンプ (B)	○	—
		外	RHRS ポンプ (C)	○	—
		外	RHRS ポンプ (D)	○	—
		外	DGSW ポンプ (2C)	○	—
		外	DGSW ポンプ (2D)	○	—
		外	HPCS-DGSW ポンプ	○	—
		外	配管	○	○
		外	配管 (補機冷却系海水配管, 所内用水系配管)	×	○

※原子炉補機冷却水系，燃料プール冷却浄化系，復水・純水移送系，原子炉冷却材浄化系，制御棒駆動系，消火系については，耐震性を確認し溢水源としない。

溢水影響評価において期待する設備について

4.1 伝播経路に対する溢水防護の概要

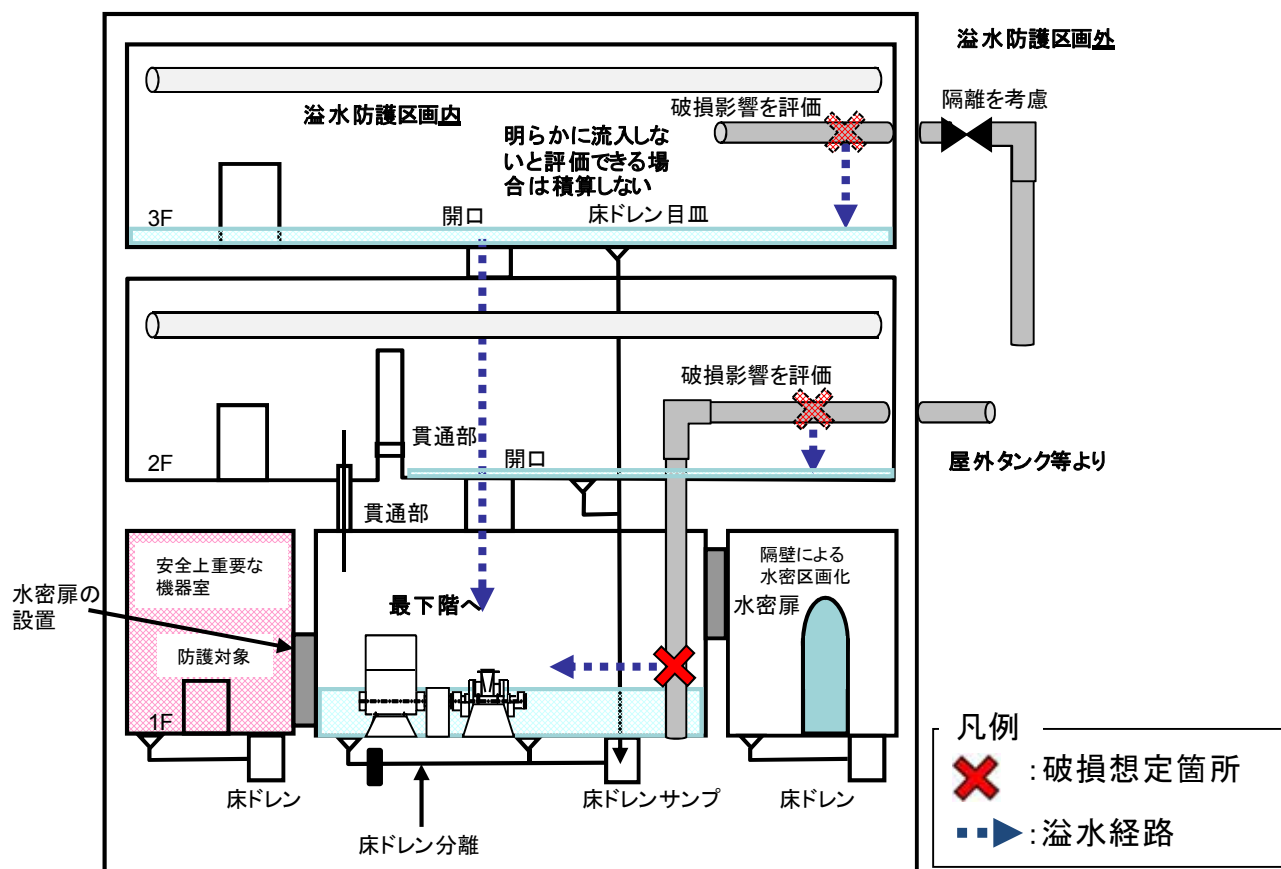
溢水評価ガイドに従い、内部溢水の発生を想定した場合、貫通部や扉の間隙などを介して広範囲に溢水が伝播するおそれがある。このような伝播経路に対して止水措置などの溢水防護対策を実施することにより、防護対象設備が設置される区画への溢水の伝播を防ぐなど、溢水の影響を限定的にすることができ、溢水想定下においても安全機能を維持することが可能となる。

上記を踏まえ、発生要因毎の溢水源の特性を考慮し、以下の基本方針に基づき溢水防護対策を検討した。

4.1.1 想定破損（想定する機器の単一破損により生じる溢水）

溢水源の想定にあたっては、防護対象設備自体を含め、一系統における単一の機器の破損による溢水を想定する。単一の機器の破損により、多重性又は多様性を有する機器の間に伝播経路が存在する場合、同一の機能を有する複数の系統に影響を与えるおそれがある。

上記を踏まえ、多重性・多様性が損なわれないよう、止水措置による安全系統の分離を行う。これらの概要を第1図に示す。



第1図 想定破損に対する溢水防護概念図

4.1.2 消火系統等の作動(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)

溢水源の想定にあたっては、4.1.1の想定破損と同様に、消火活動に伴う放水による単一の溢水を想定する。伝播経路に対する溢水防護も想定破損と同様に実施している。

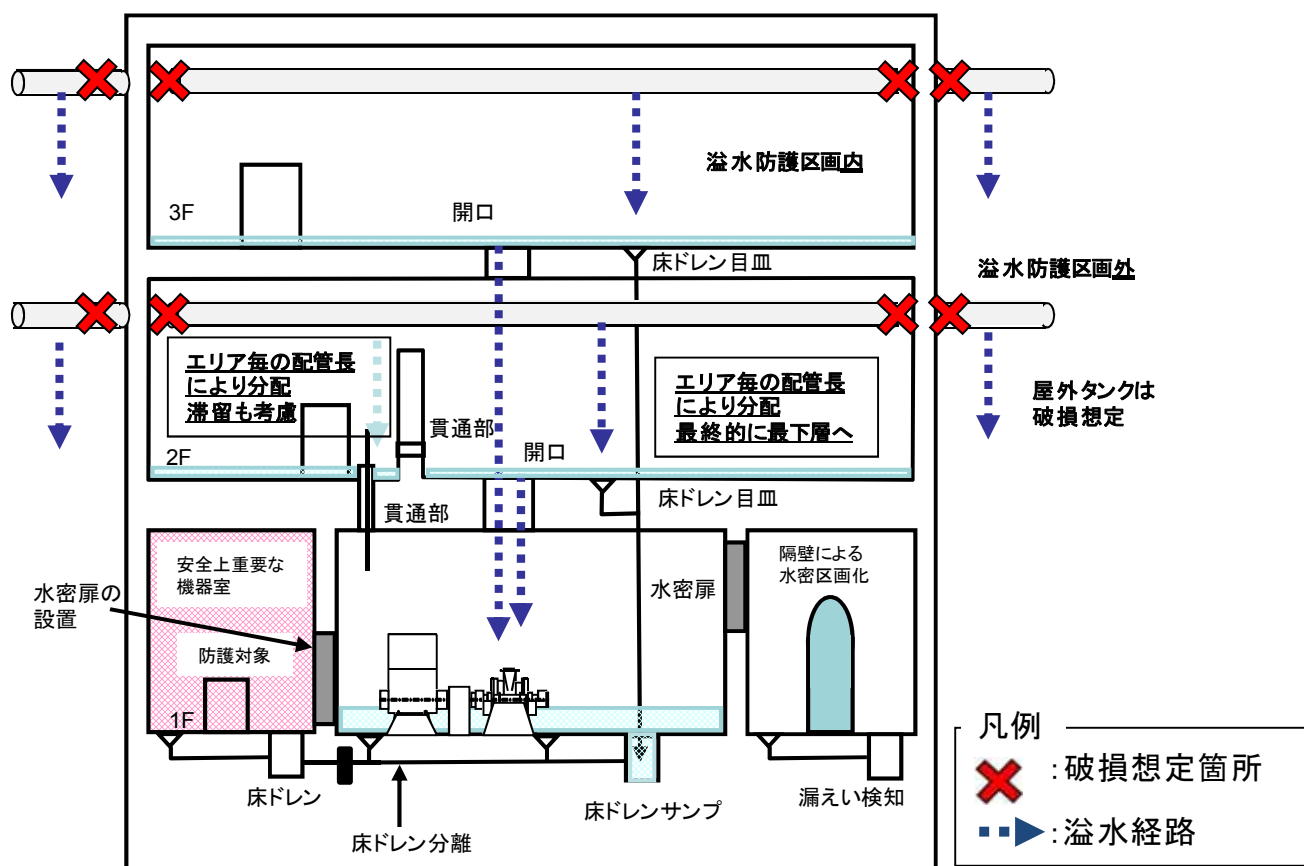
4.1.3 地震起因の破損(地震に起因する機器の破損等により生じる溢水)

溢水源の想定にあたっては、基準地震動 S_s による地震力に対する耐震性が確認されていない耐震B、Cクラスに属する系統からの溢水を想定する。

4.1.1、4.1.2と異なり複数の破損が想定されるため、想定破損に比べて

溢水防護区画外からの溢水の影響が大きくなる。

上記を踏まえ、溢水防護区画外の溢水により多重性又は多様性を有する安全機能が損なわれないよう止水措置により溢水防護区画と他の区画との分離を行う。これらの概要を第2図に示す。

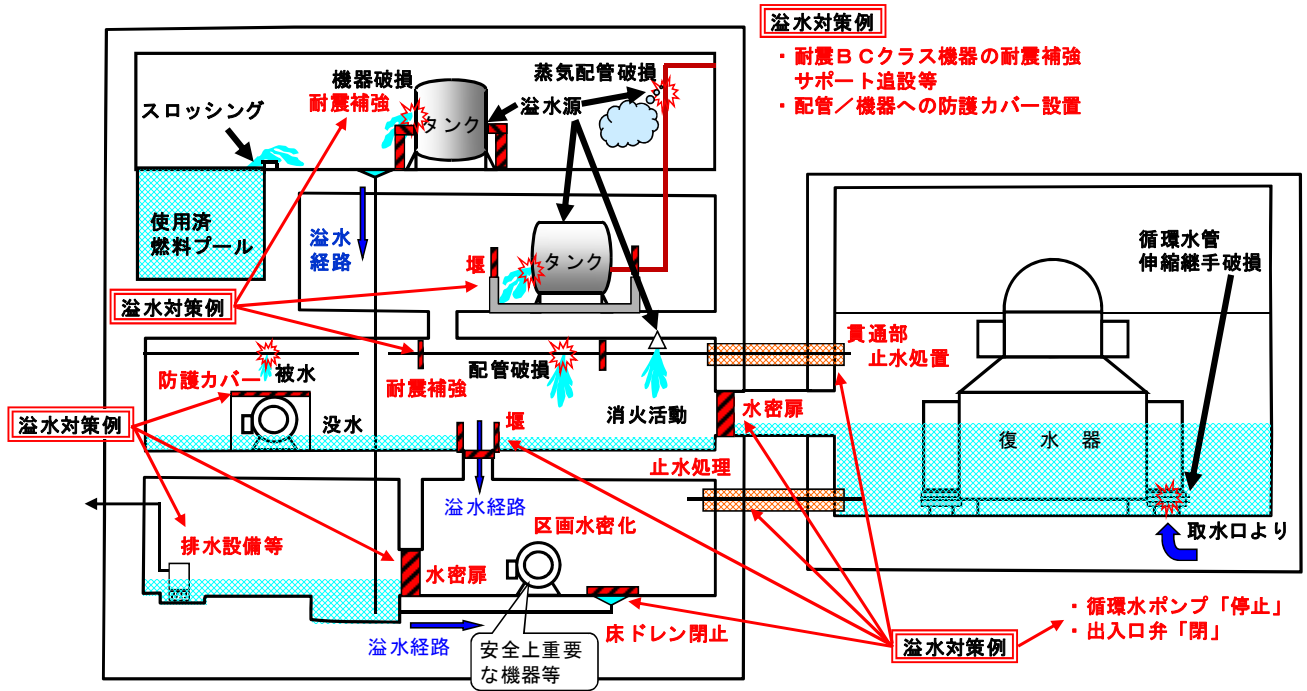


第2図 地震起因の破損等に対する溢水防護概念図

4.2 溢水防護対策

溢水防護が必要となる伝播経路には壁面・床面貫通部（配管，電線管，ケーブルトレイ，空調ダクト），ハッチ，扉，床ドレン等があり，構造に応じた溢水防護対策を実施する。

防護対策の例を第3図及び第4図に，溢水防護対策上止水に期待する設備を第1表に示す。また，設備の位置，仕様，構造を第5図に示す。



第3図 溢水防護対策（例）

水密扉	止水措置（機器ハッチ）
	
止水措置（堰）	止水措置（床ファンネル）
	

第4図 既設浸水防護対策（例）

第 1 表 溢水防護対策上止水に期待する設備

設置建屋	階層 (E. L. m)	設備名	区分	箇所数
原子炉 建屋 原子炉棟	46.5	堰	新設	1
		堰	改造	7
	38.8	堰	新設	3
		堰	改造	2
		堰	既設	5
	29.0	堰	新設	3
		堰	改造	1
		堰	既設	12
	20.3	堰	新設	4
		堰	改造	3
		堰	既設	2
	14.0	堰	新設	3
		堰	改造	1
		堰	既設	5
	8.2	堰	改造	4
		堰	既設	1
		水密扉	既設	3
	2.0	堰	新設	1
		堰	改造	5
		堰	既設	3
	-4.0	堰	既設	13
水密扉		既設	4	
逆流防止装置		既設	15	

4.2.1 堰の設置高さとは溢水経路の設定の関係について

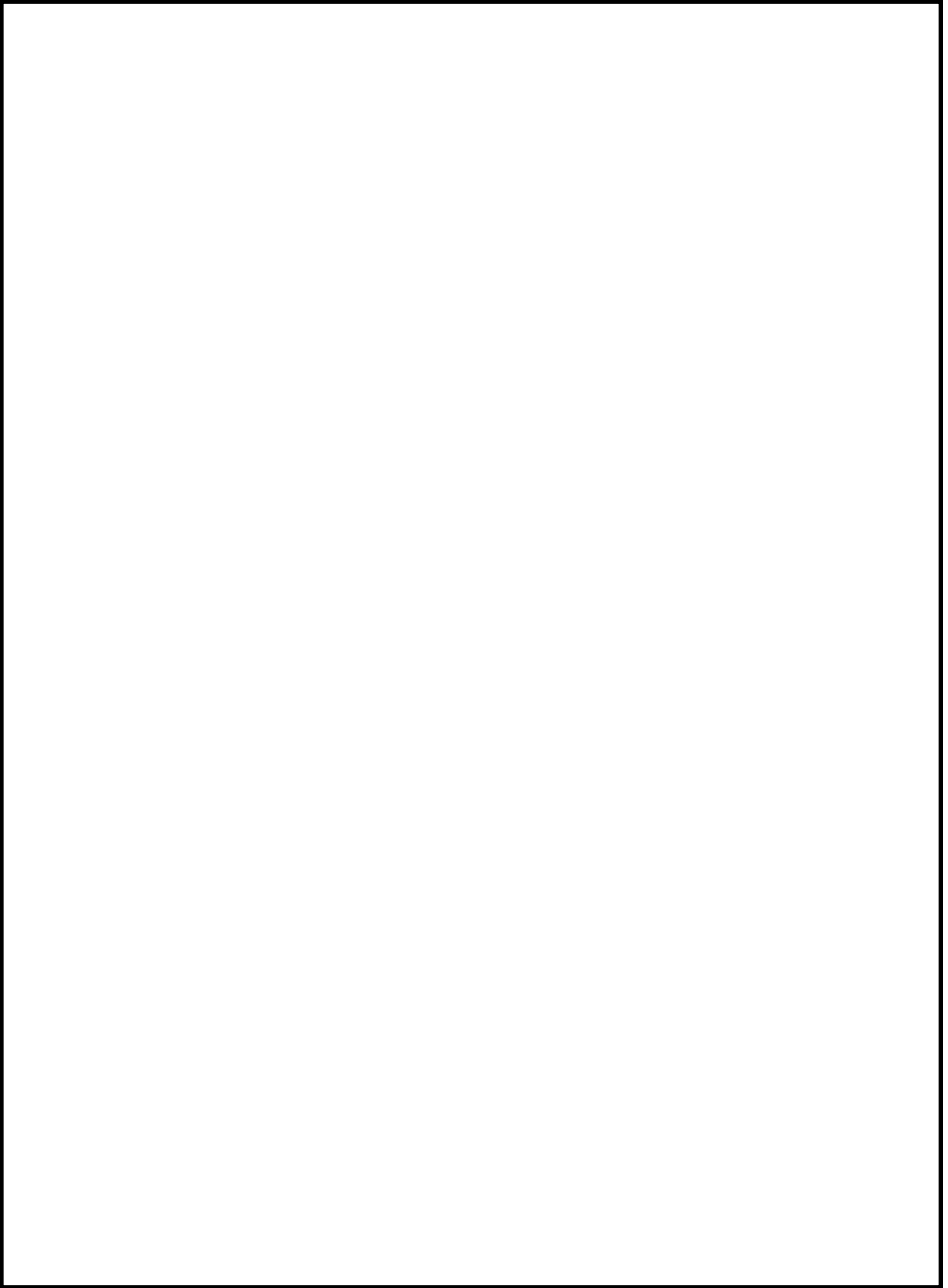
第 4.2 章にて示した、第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）においては、溢水防護の観点から溢水経路をコントロールする開口部、階段部の堰を示しており、これらは溢水拡大防止堰および溢水拡大軽減堰に分類される。堰の高さを設定する際の考え方を第 2 表に示す。

第2表 堰高さの設定の考え方

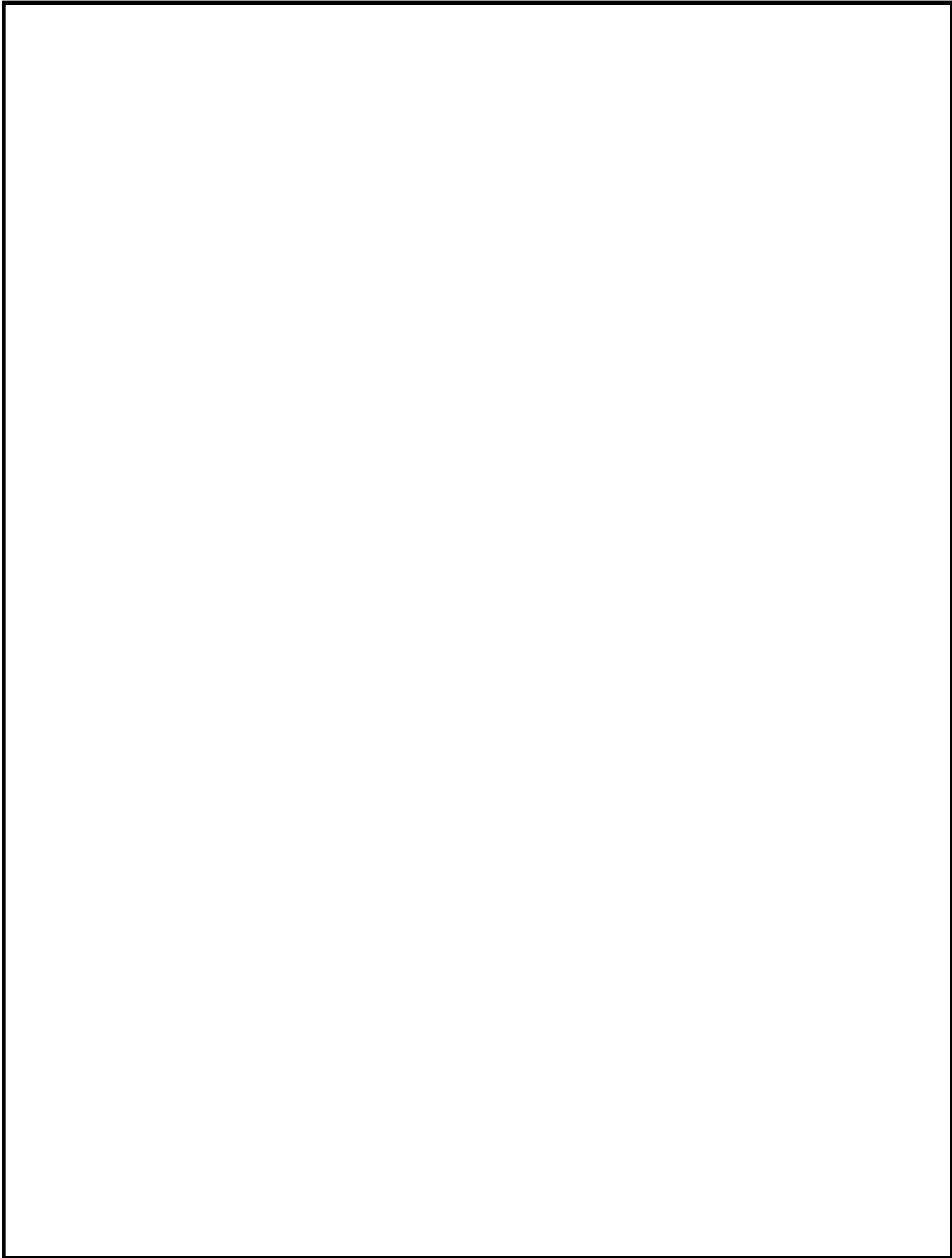
設置箇所	堰の種類		堰の高さ	設定の考え方	没水影響評価	
	溢水拡大防止堰	溢水伝播を制限するための堰			水位評価時の堰の考慮	溢水伝播時の堰の考慮
開口部及び階段部			40cm	想定破損による溢水水位に基づき設定（原子炉建屋6階）	○	○ (流下経路としない)
			30cm	溢水拡大軽減堰の高さに床勾配及び揺らぎを考慮した値(20cm)を加え設定	○	○ (流下経路としない)
	溢水拡大軽減堰 (自主設備)	溢水影響範囲を軽減させるための堰	10cm	アクセシビリティに影響しないよう滞留水位の最大値(20cm)より低い高さを設定	○	— (流下経路とする)

○：堰があるものとして取扱う

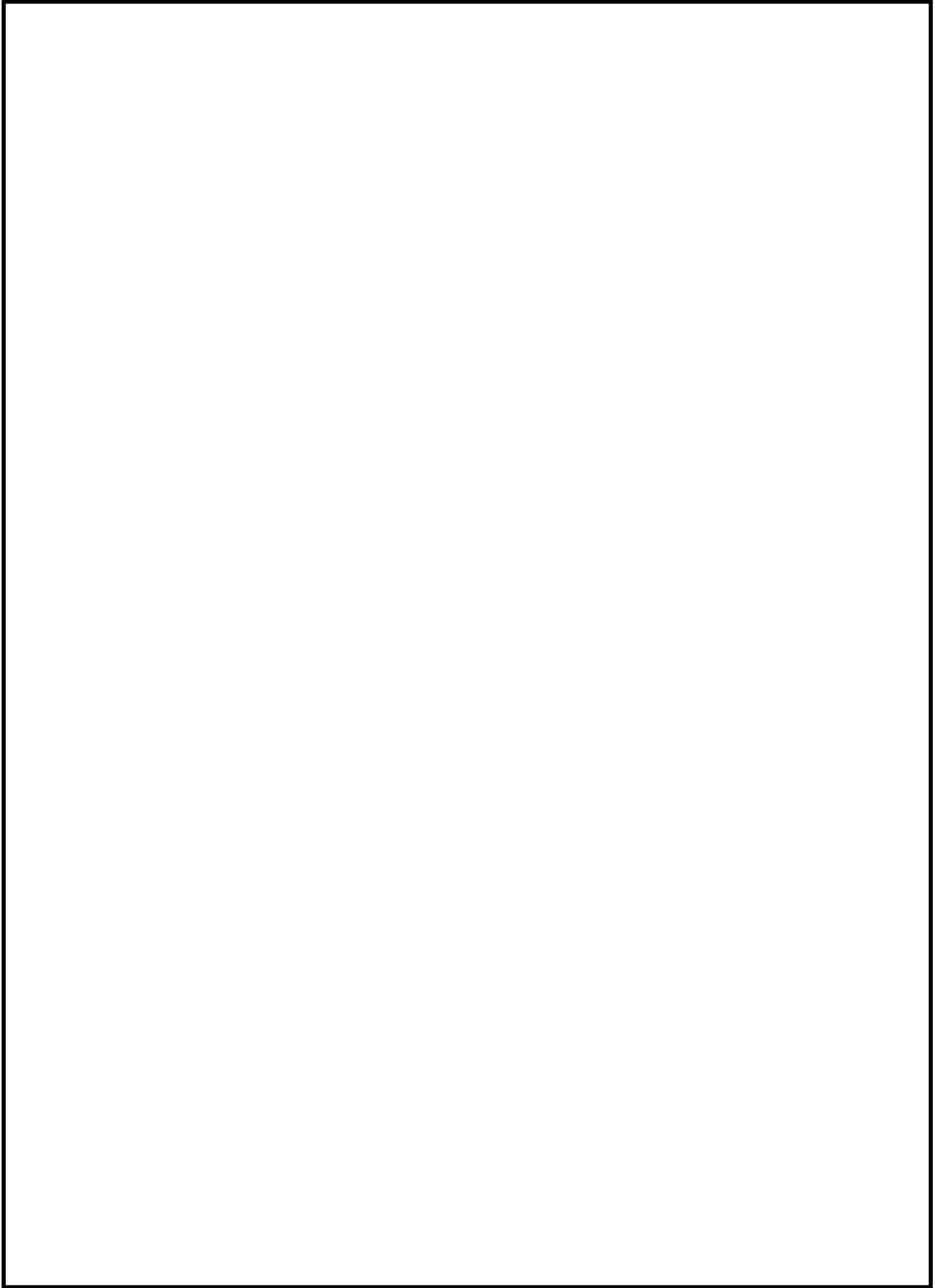
—：堰がないものとして取扱う



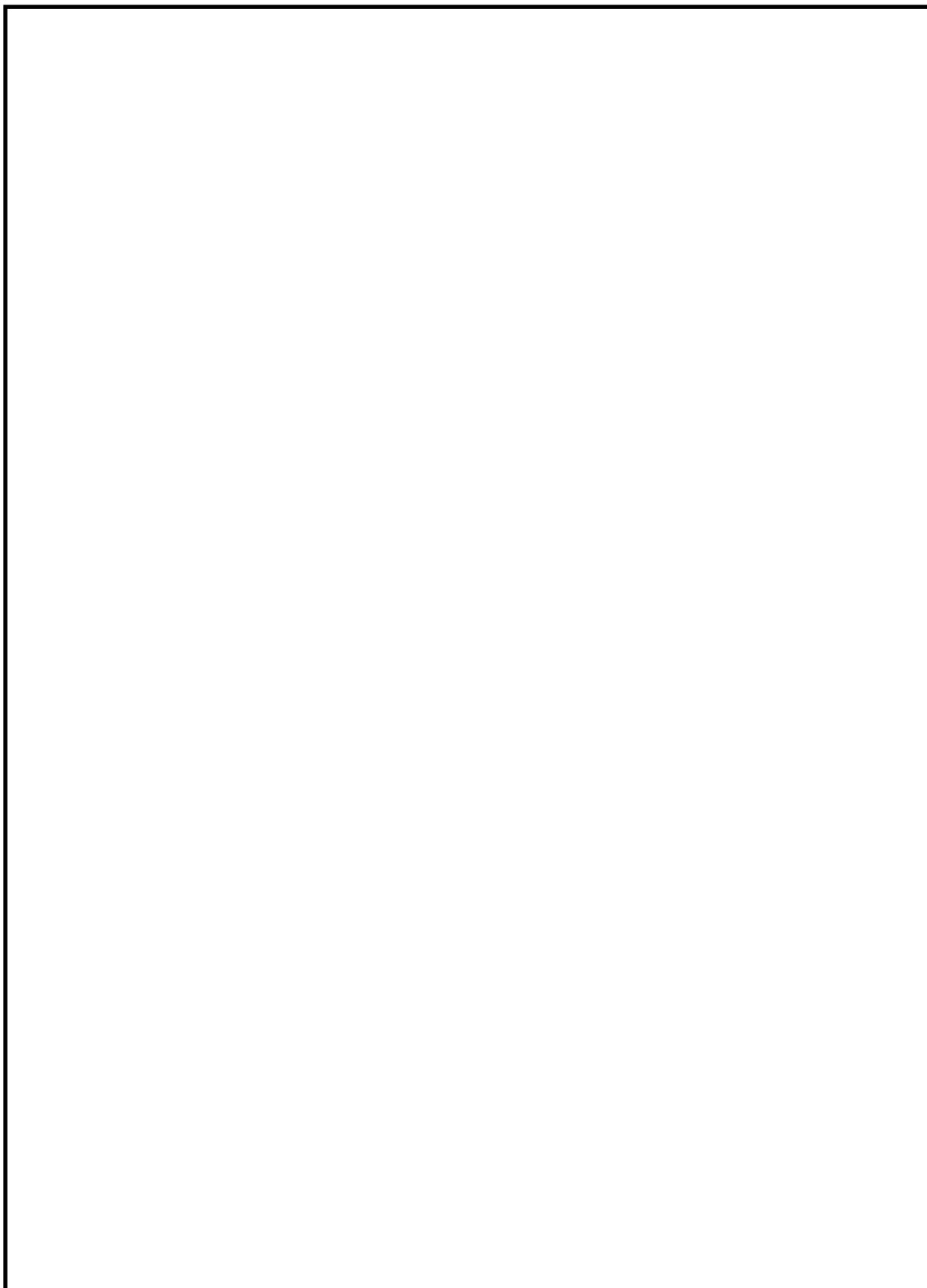
第 5 図 既設設備(1) 逆流防止装置



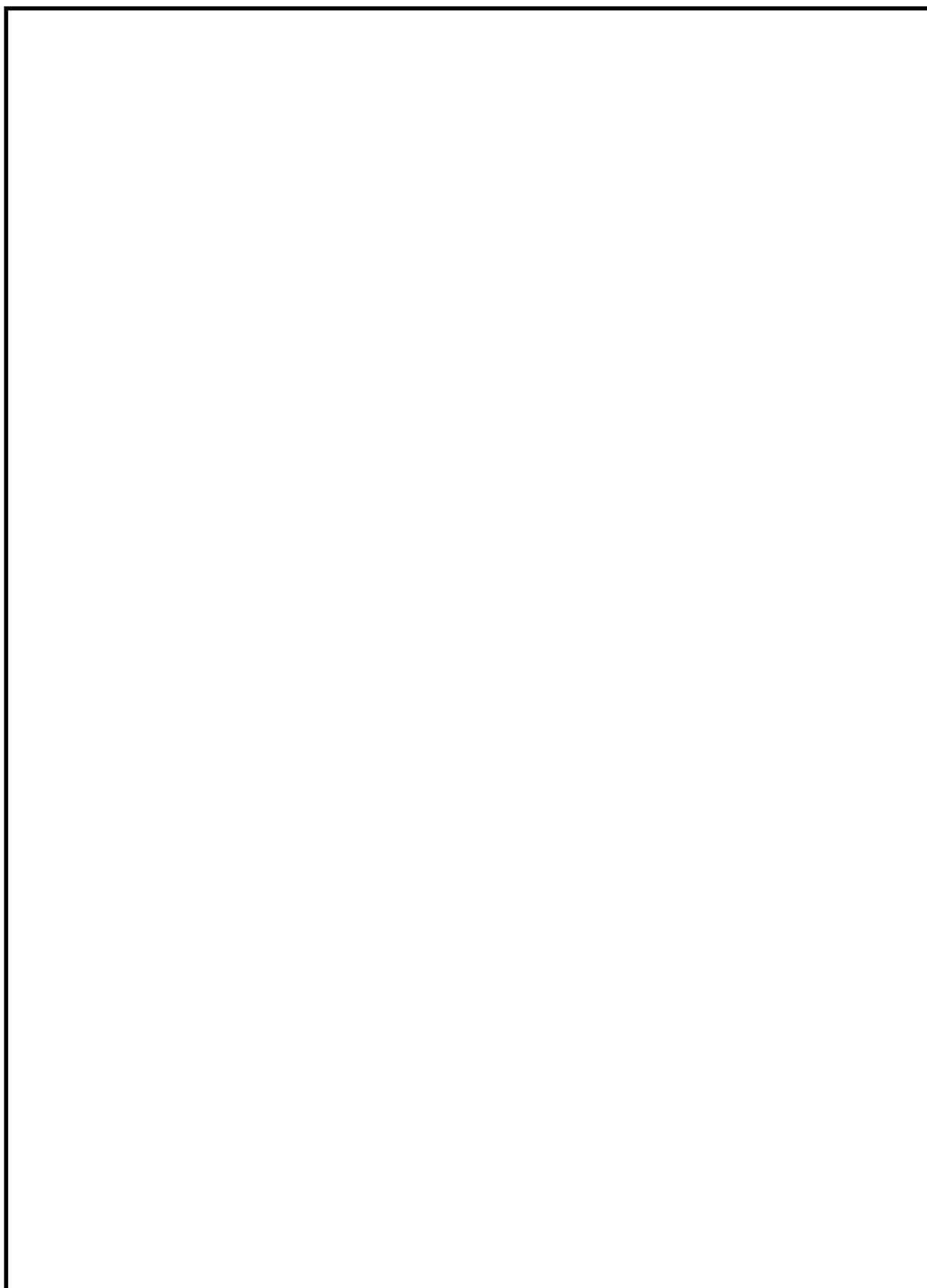
第 5 図 既設設備 (2) 水密扉 2



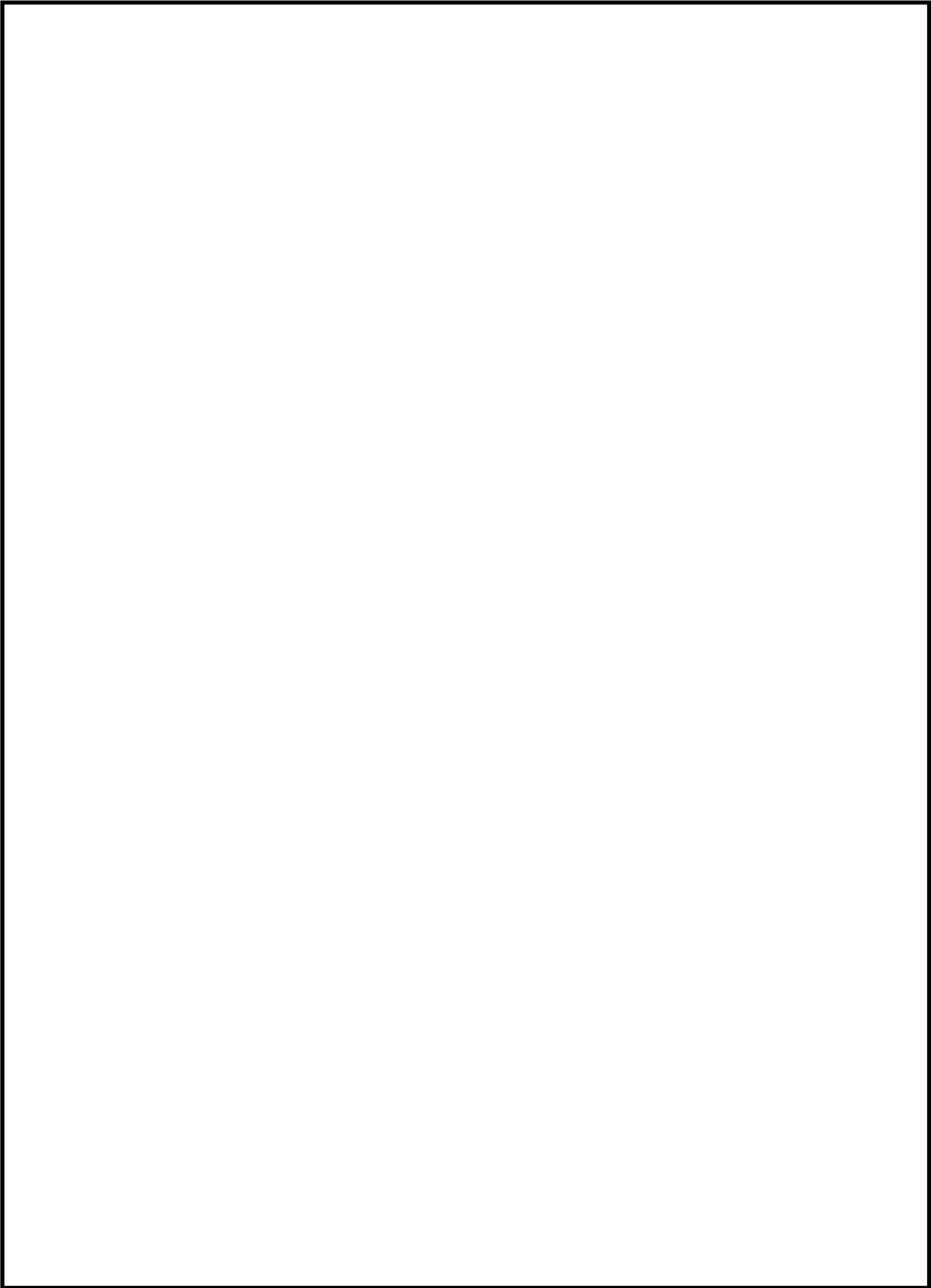
第 5 図 既設設備 (2) 水密扉 3



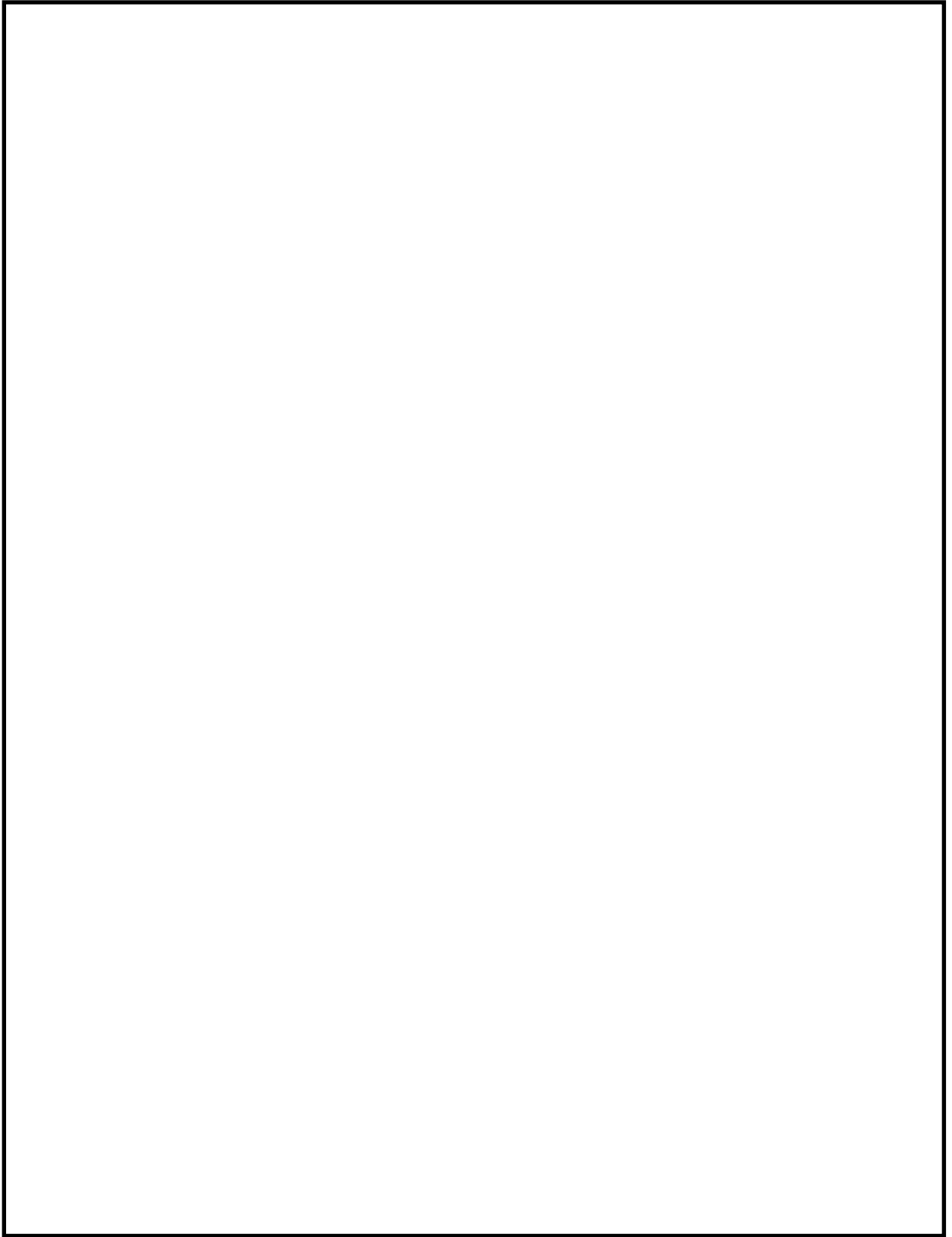
第 5 図 既設設備 (2) 水密扉 4



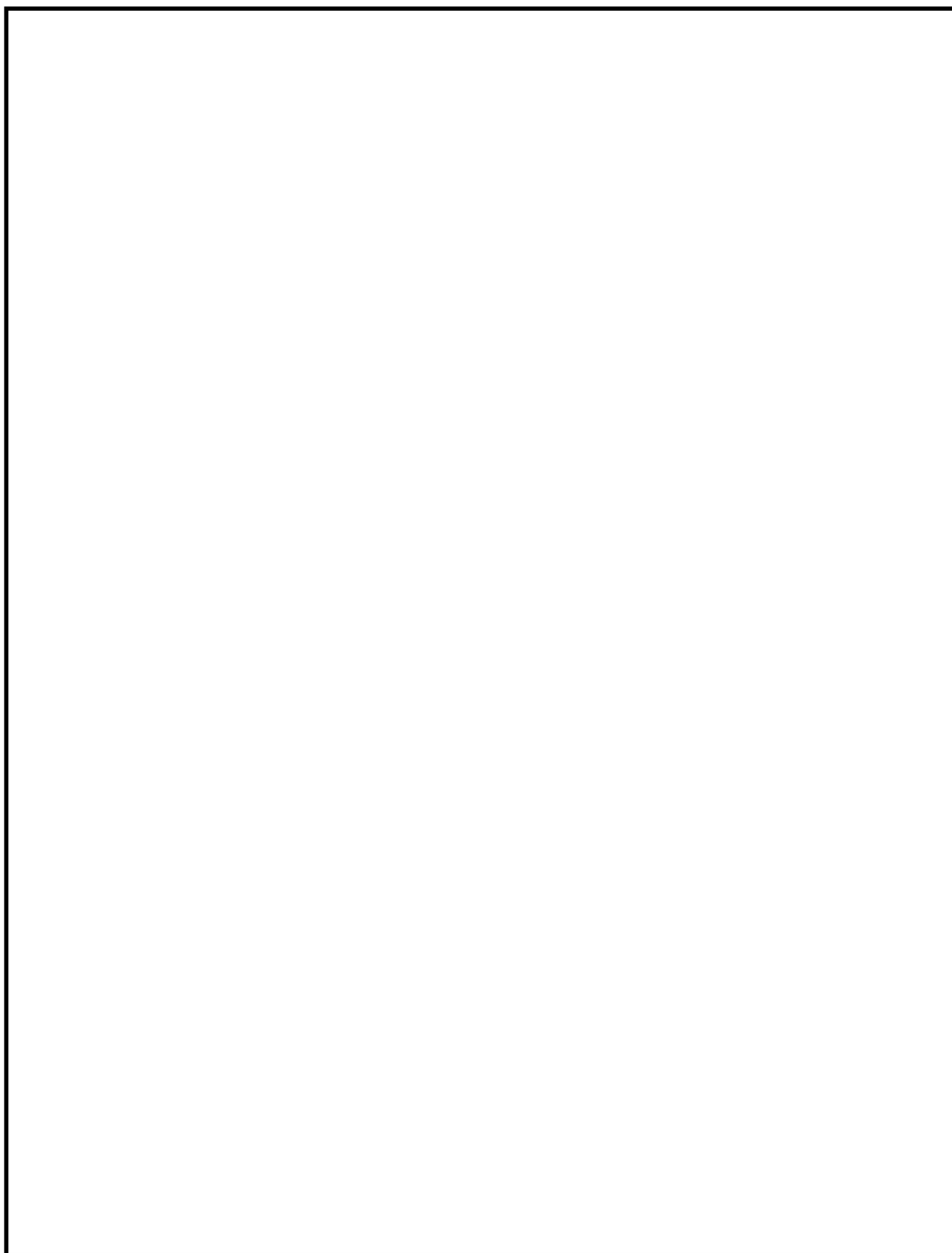
第 5 図 既設設備 (2) 水密扉 5



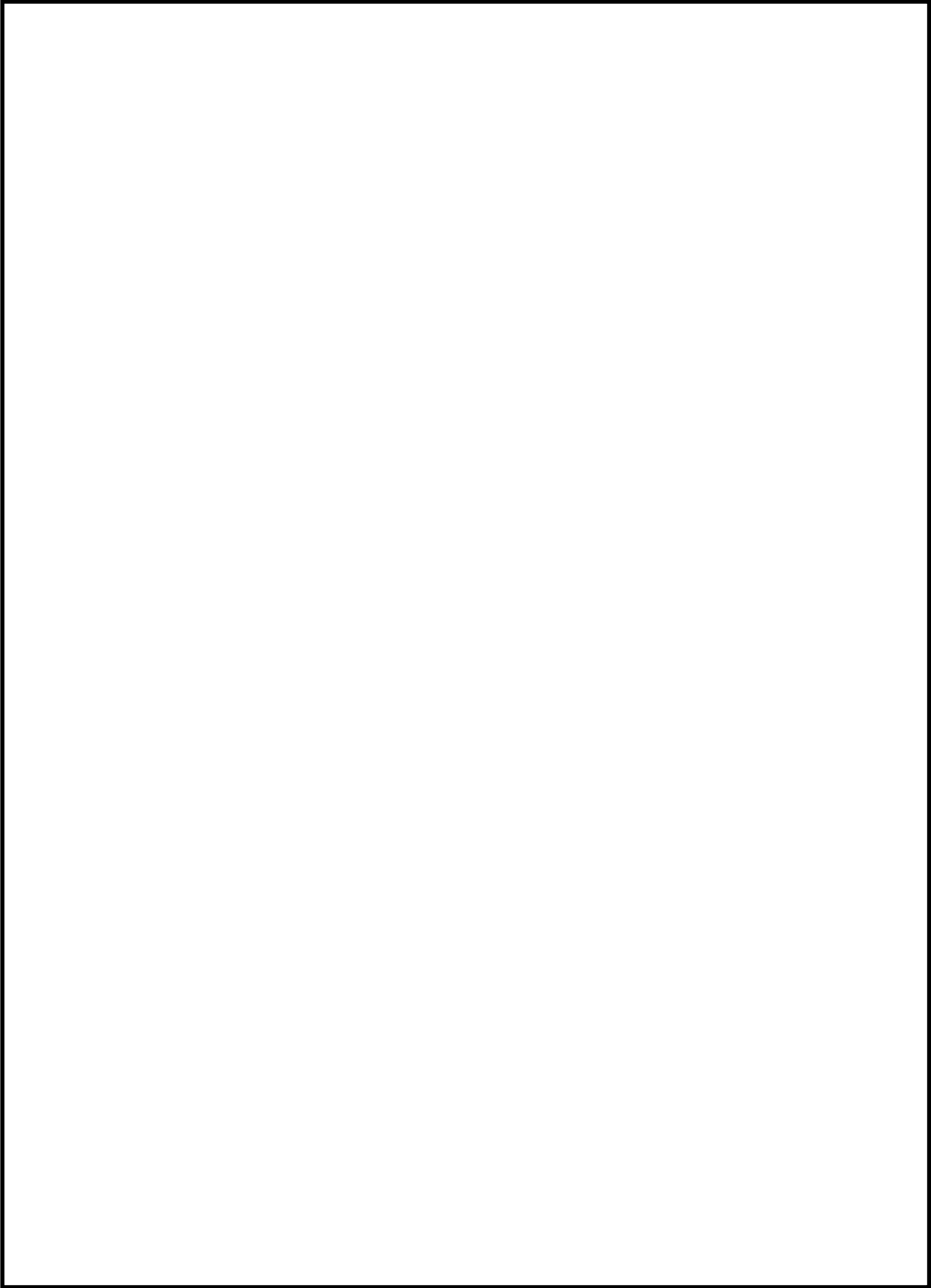
第 5 図 既設設備 (2) 水密扉 6



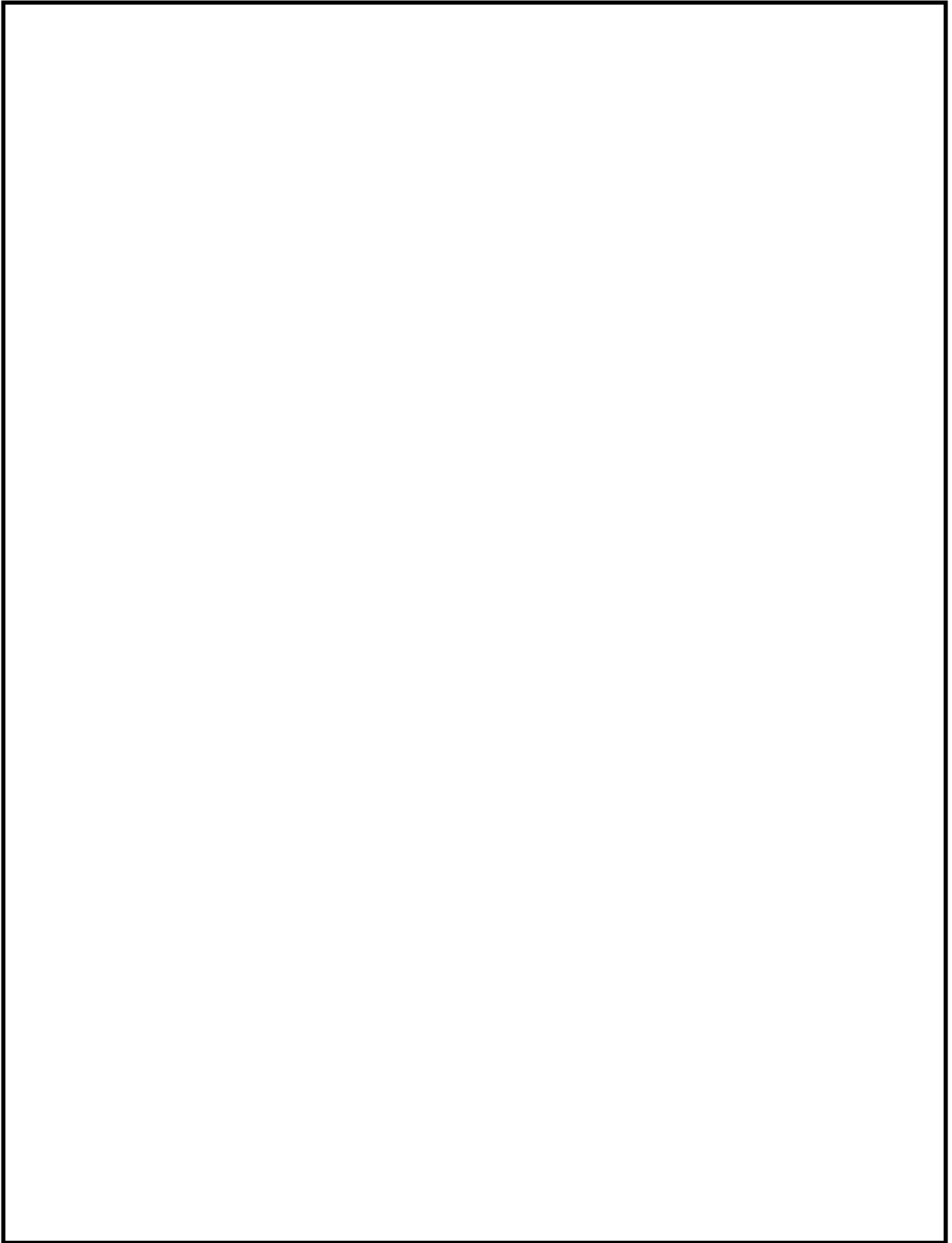
第 5 図 既設設備（2） 水密扉 7



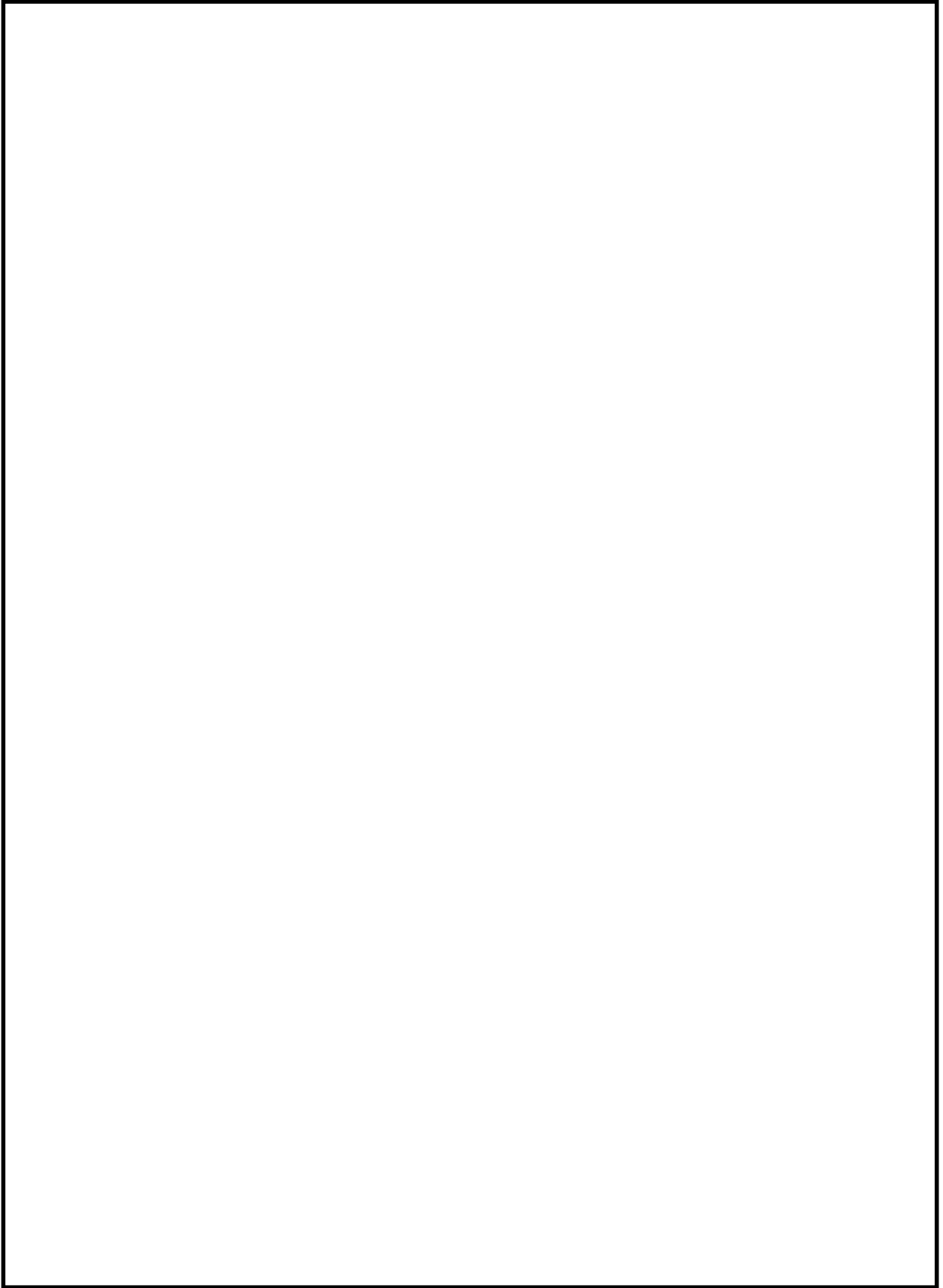
第 5 図 既設設備（2） 水密扉 8



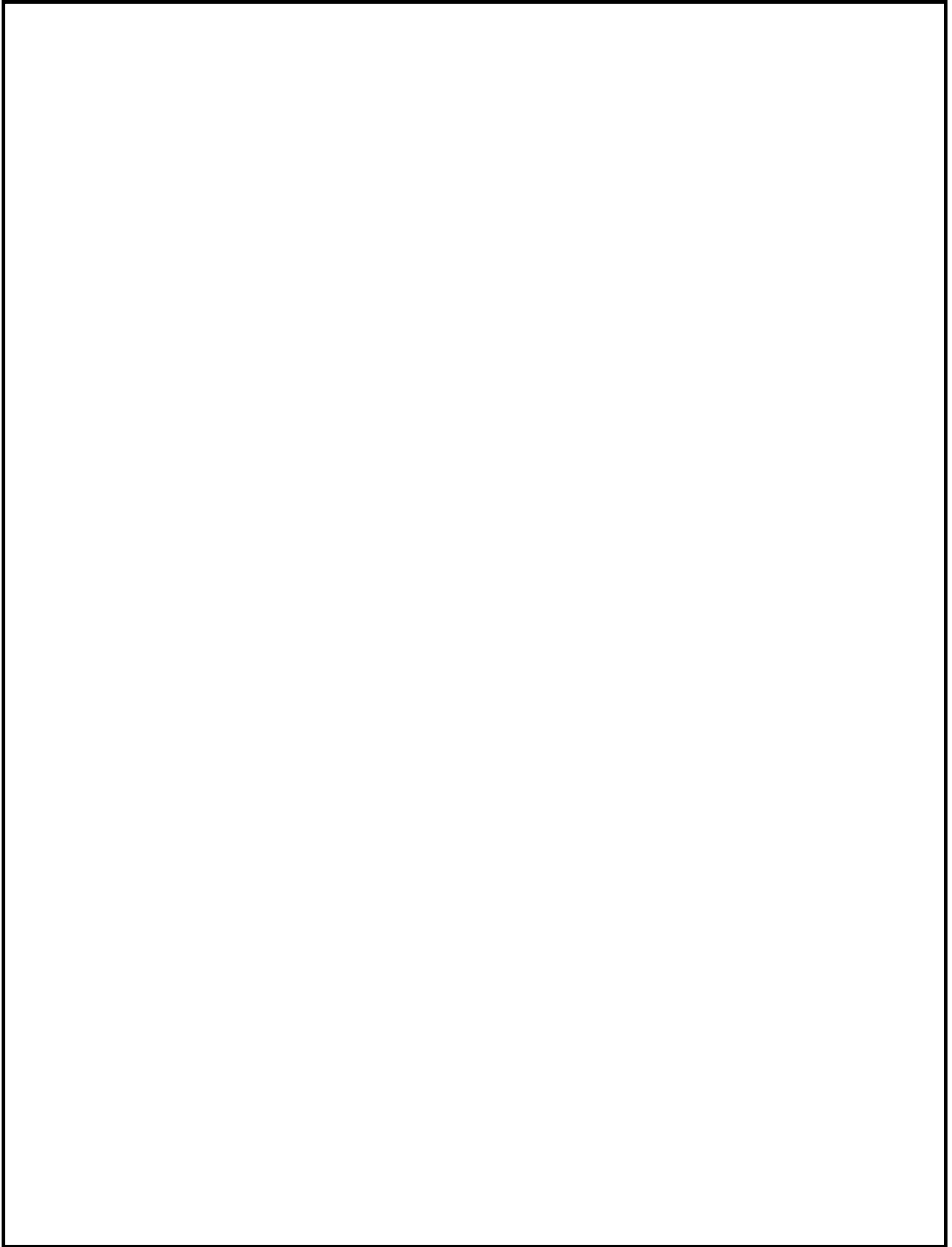
第 5 図 既設設備（2） 水密扉 9



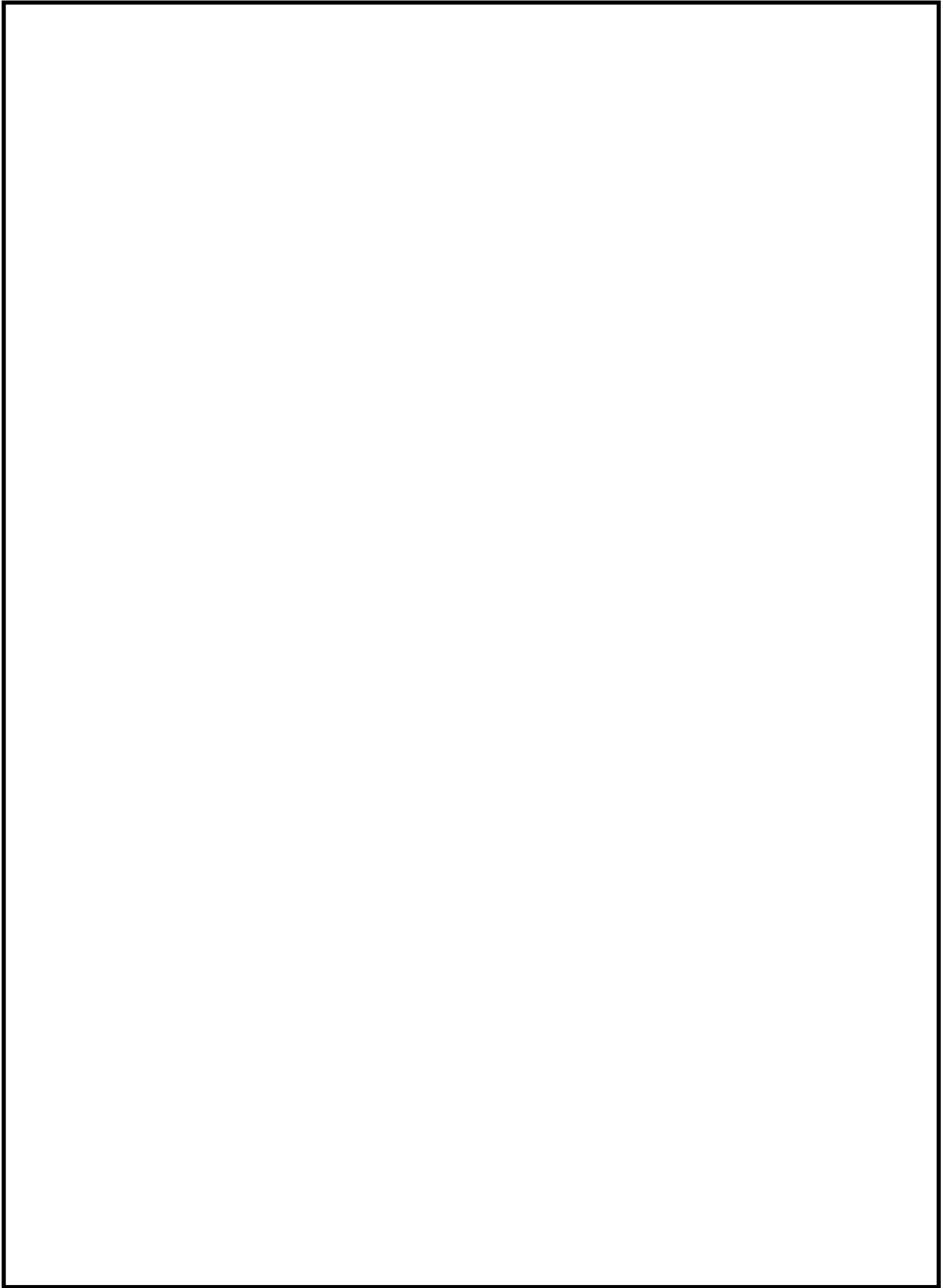
第 5 図 既設設備 (2) 水密扉 1 0



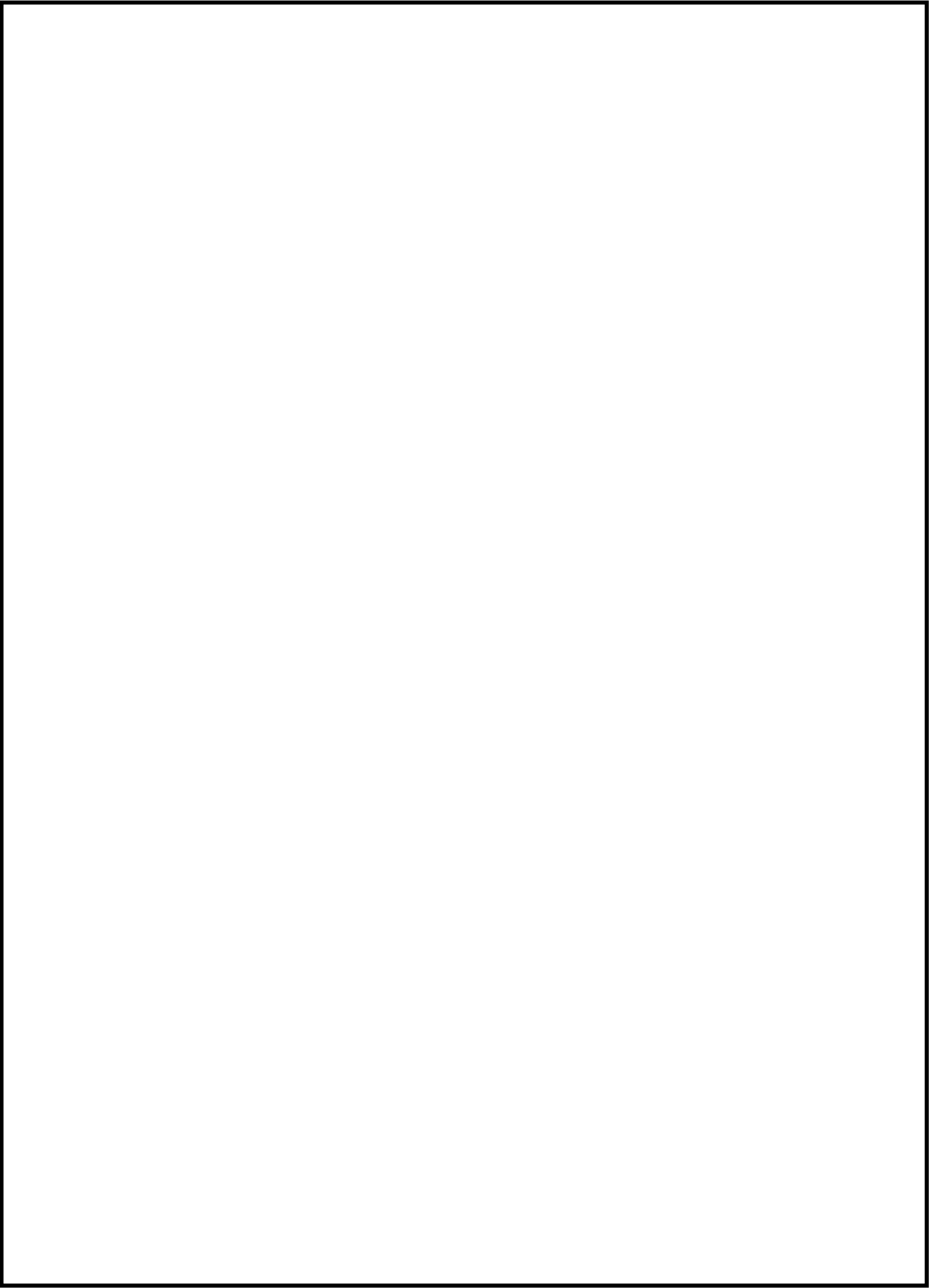
第 5 図 既設設備 (2) 水密扉 1 1



第 5 図 既設設備 (2) 水密扉 1 2



第 5 図 既設設備 (2) 水密扉 1 3



第 5 図 既設設備 (3) 堰

4.2.2 耐津波の浸水防護施設との関連

(1) 原子炉建屋の津波対策

津波防護対象設備を内包する建屋・壁のうち原子炉建屋についての浸水防止対策を示す。津波から区画を防護する止水バウンダリは、建屋外壁部となる。ここでは、基準津波は敷地に浸水させないことから、基準津波を越え敷地に浸水する津波が対象となる。浸水防護施設による浸水対策の位置、仕様、構造を第3表、第6図、第7図及び止水対策状況を補足説明資料-14に示す。

また、建屋地下外壁部の貫通部については、補足説明資料-37に詳細を示す。

① 水密扉の構造等

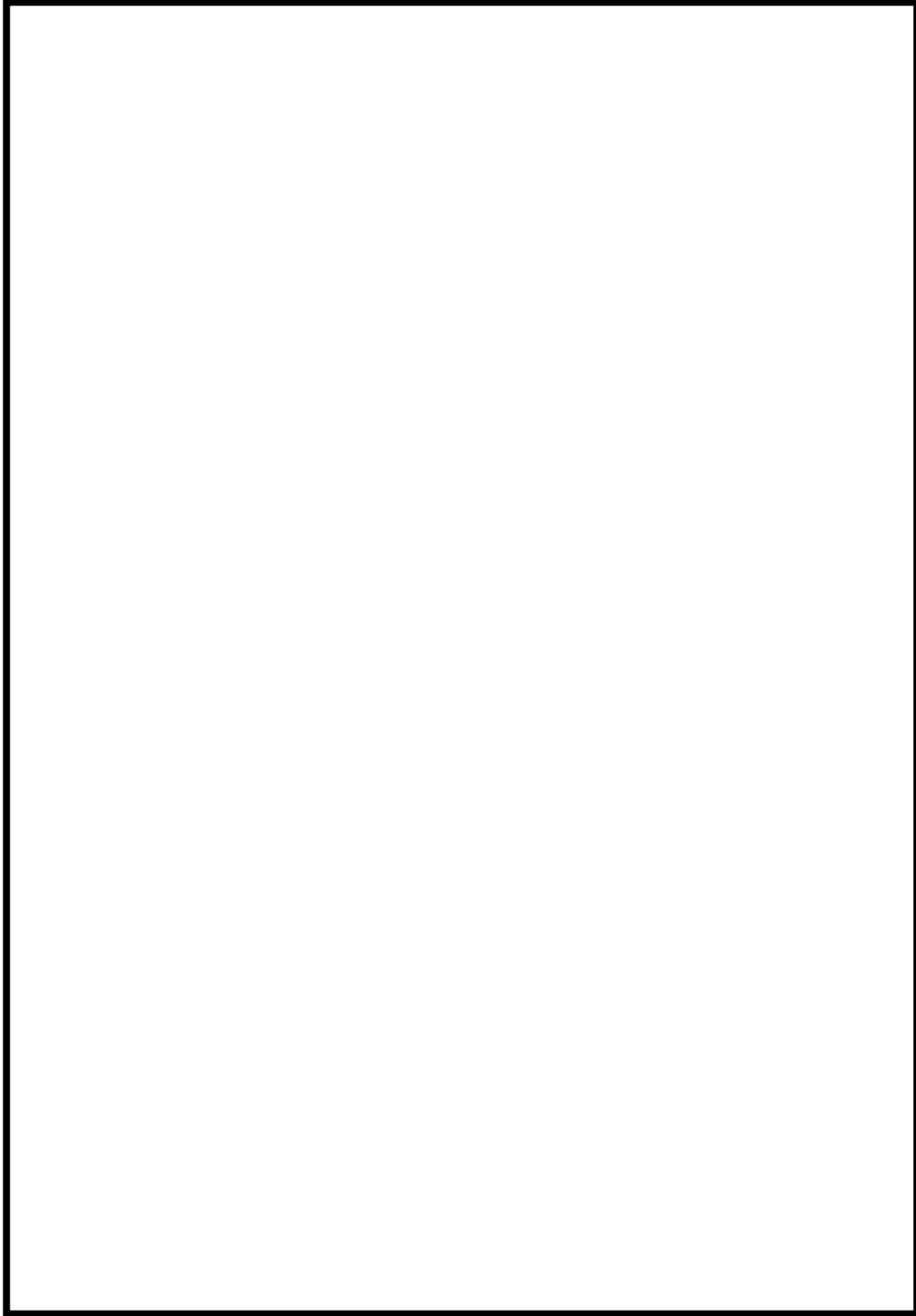
水密扉及び貫通部止水措置の耐水圧は、数値シミュレーションによる津波評価に基づく、各建屋、壁の位置における最大浸水深に対する静水圧に耐える設計とする。

基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な動作機能及び構造強度が損なわれない設計とする。

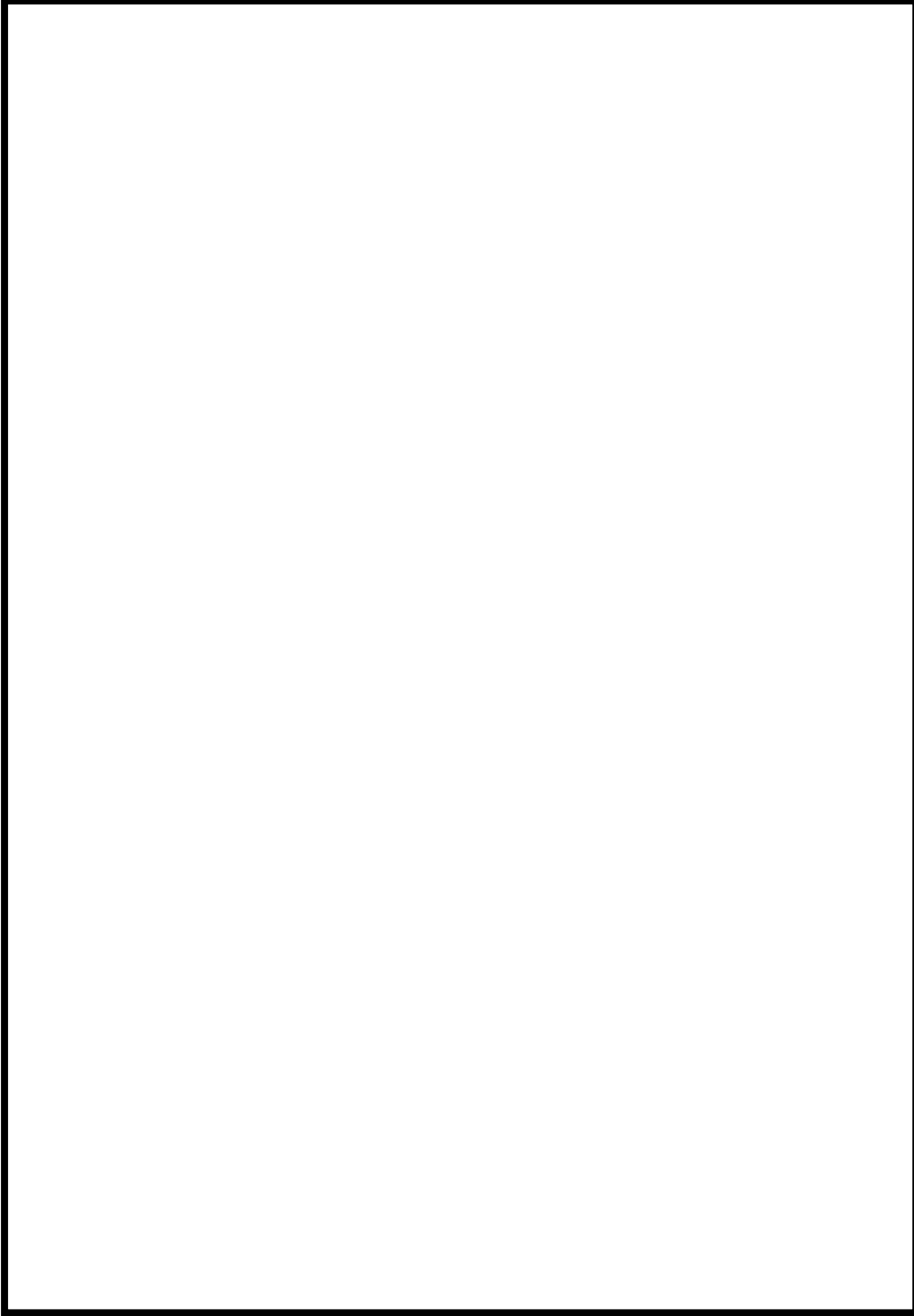
第3表 敷地に遡上する津波に対応する設備

種類 (名称)	主要寸法, 材料及び取付箇所			
水密扉 (R/B-1F-09)	主要寸法	たて	mm	(5400)
		横	mm	(4900)
	材料		—	鋼材
	取付箇所		—	原子炉建屋1階
水密扉 (R/B-1F-11)	主要寸法	たて	mm	(2290)
		横	mm	(1520)
	材料		—	鋼材
	取付箇所		—	原子炉建屋1階
水密扉 (R/B-1F-13)	主要寸法	たて	mm	(3080)
		横	mm	(1815)
	材料		—	鋼材
	取付箇所		—	原子炉建屋1階
水密扉 (R/B-1F-14)	主要寸法	たて	mm	(2030)
		横	mm	(1100)
	材料		—	鋼材
	取付箇所		—	原子炉建屋1階
水密扉 (T/B-R/B-1F-01)	主要寸法	たて	mm	(2025)
		横	mm	(850)
	材料		—	鋼材
	取付箇所		—	原子炉建屋1階
水密扉 (T/B-R/B-1F-02)	主要寸法	たて	mm	(2025)
		横	mm	(850)
	材料		—	鋼材
	取付箇所		—	原子炉建屋1階

注：() 内は公称値を示す。



第6図 津波防護の水密扉の配置



第7図 原子炉建屋地上部外壁の止水対策箇所図 箇所配置計画

4.3 貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

貫通部止水対策と使用するシール材及びラバーブーツの止水性能及び耐震性を性能試験等で確認する。

4.3.1 シール材，ラバーブーツ及びモルタルの止水性能について

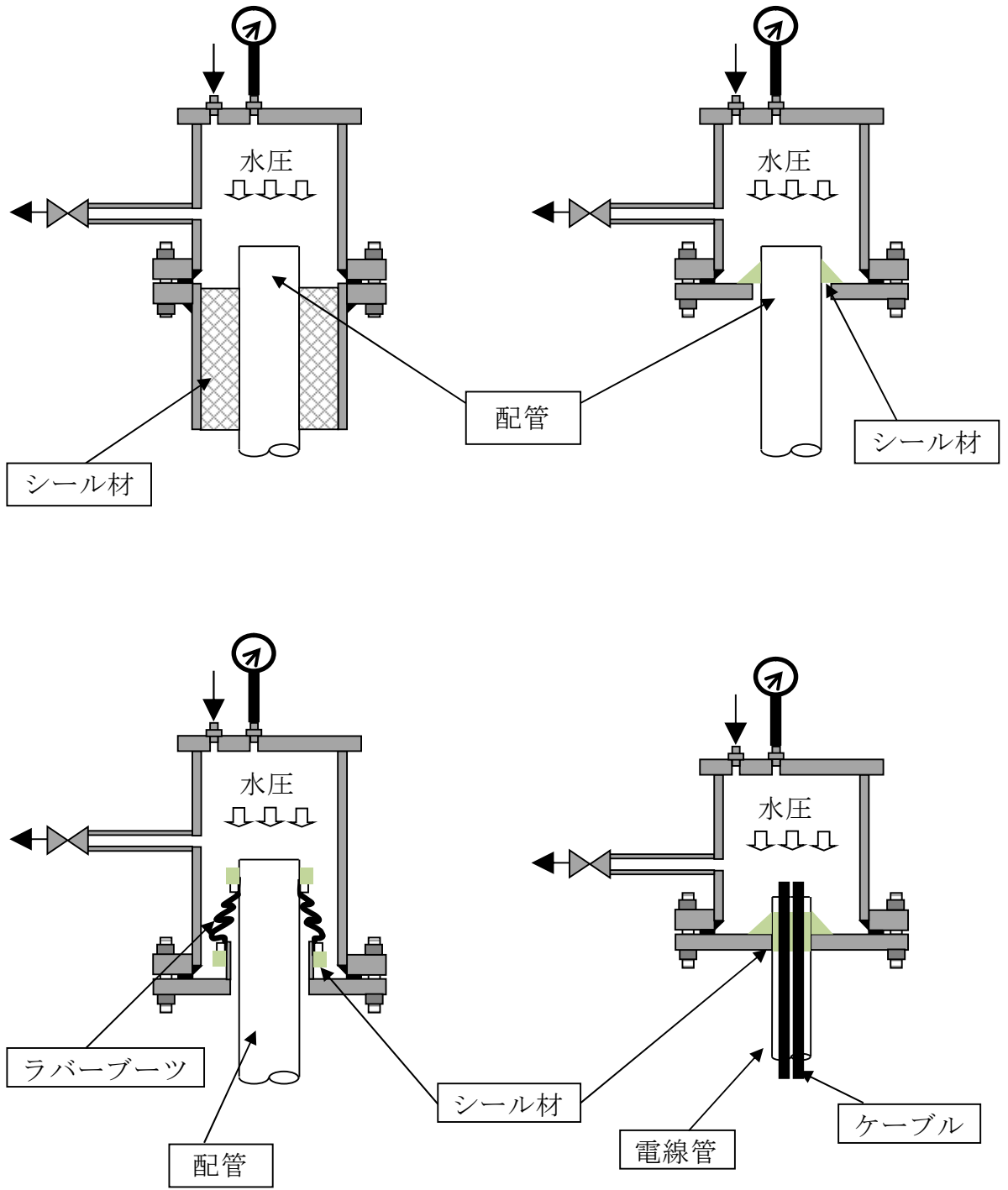
(1) シール材及びラバーブーツ

シール材及びラバーブーツは，規格化された物性値がないため，実機と同等の形状，寸法を模擬した試験体を用いた性能試験により要求される許容漏水量を満足する止水性能を確認する。第8図に性能試験装置の概要を示す。

試験体の選定にあたり設計条件の包絡性を評価した代表仕様とする。また，試験条件は，貫通部止水材料の種類，形状（直管，曲げ管等），想定荷重，荷重作用方向，試験体数及び耐圧保持時間等を考慮し適切に設定する。

性能試験の結果より評価モデルから，評価基準を設ける。なお，評価基準を設けるにあたり評価モデルでの止水性能との関係を確認する主な項目は次のとおりとする。

- ・ 貫通部止水材料のシール材種類
- ・ 貫通部止水材料の内径，厚さ（脚長等），隙間等
- ・ 実機施工条件等



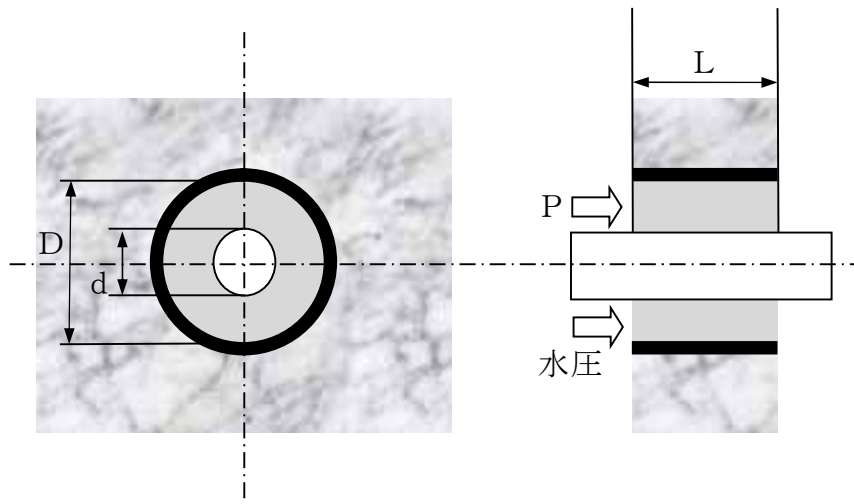
第 8 図 性能試験装置概要

(2) モルタル

モルタル材料は、土木・建築分野で構造評価手法が広く普及しているため、策定した評価モデルを基にそれらの評価手法を準用する。

評価手法として、想定される静水頭圧によりモルタル部受圧面積に作用する荷重が、モルタルが壁及び配管と接触する部分に生じる許容せん断荷重に対して、モルタルの付着強度が確保されていることを確認する。モルタル部の評価モデルの概要を第9図に示す。なお、せん断応力は、土木、建築学会等が発行している各種示方書等に記載のコンクリートと鉄筋等の付着強度/応力度を参照する。

- ・ スリーブ径： D (mm)
- ・ モルタル充填深さ： L (mm)
- ・ モルタルの許容せん断荷重： τ (N/mm^2)
- ・ 配管径： d (mm)
- ・ 静水頭圧： P (N/mm^2)



第9図 モルタル評価モデル概念図

a. 静水頭圧によってモルタルに作用する荷重 (F 1)

$$F 1 (N) = P \times (\pi / 4 \times (D^2 - d^2))$$

b. モルタルに生じる許容せん断荷重 (F 2)

$$F 2 (N) = \tau \times (\pi \times (D + d) \times L)$$

c. 性能評価

a, b で算出した荷重に対して以下の関係が成り立つことを確認する。

$$F 1 < F 2$$

上式より、モルタル施工個所が止水性能を発揮するためには、評価対象貫通部での貫通スリーブ径と配管径に対する最少充填深さを確保することで止水性能は確保できる。

4.3.2 シール材、ラバーブーツ及びモルタルの耐震性について

(1) シール材及びラバーブーツ

シール材及びラバーブーツは、伸縮性や配管変位追従性を考慮して設計を行い、貫通部止水構造に地震が作用した場合の性能試験にて耐震性を確認する。模擬体に地震時に相当する荷重（又は変位）を付与した後、静水頭圧を作用させ確認する。また、余震が作用することも考慮し、本震時に相当する荷重（又は変位）を付与した後、静水頭圧を作用させた状態で、余震時に相当する荷重（又は変位）を付与し、貫通部止水材料の浸水抑制性能を確認する。

これらの結果から、貫通部止水材料が浸水抑制性能を有する限界荷重（又は変位）と浸水抑制性能との関係を確認する。

設計においては、これらの検証結果から、貫通部止水構造の荷重（又は変位）が許容限界以上とならないよう、貫通物を固定する等の設備補強を

実施することも考慮する。

(2) モルタル

モルタルを充填した評価対象貫通部でのモルタル充填深から基準地震動 S_s において貫通部に発生する圧縮・付着荷重が、モルタルの許容荷重以下になることを確認する。

想定破損評価結果

6. の想定破損評価方針より実施した評価内容の溢水源，最終滞留区画及びその最終滞留水位について第1表に，評価において考慮した区画分離図を第1図に示す。没水による防護対象設備の機能維持の確認及びプラントの安全機能維持が確保されていることを確認した結果を第2表に示す。

また，被水における各防護対象機器の影響結果を第3表に示す。

第1表 想定破損没水影響評価纏め(1/7)

発生区画	区分分離	区内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-6-1	西側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	西側サンプ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
RB-5-1	東側エリア	復水・純水移送系	127	MUW	東側サンプ	3.9	西側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		屋内消火系	33	FP			
RB-5-2	西側エリア	ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)	西側サンプ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-3	西側エリア	屋内消火系	33	FP	西側サンプ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
		ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
		ぼう露水注入系	22	SLC			
RB-5-4	西側エリア	復水・純水移送系	124	MUW	西側サンプ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
		ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
RB-5-5	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-6	西側エリア	復水・純水移送系	133	MUW	西側サンプ	0.69	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-5-7	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-8	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンプ	0.28	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-9	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンプ	0.28	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-10	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-11	東側エリア	復水・純水移送系	133	MUW	東側サンプ	1.74	西側エリアへの 伝播影響無し。
		燃料プールの冷却浄化系	83	FPC			
RB-5-12	東側エリア	復水・純水移送系	133	MUW	東側サンプ	1.74	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-13	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-14	東側エリア	復水・純水移送系	138	MUW	東側サンプ	1.81	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-5-15	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-1	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンプ	3.9	西側エリアへの 伝播影響無し。
		ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
		燃料プールの冷却浄化系	83	FPC			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		残留熱除去系	190	RHR(A)			
		屋内消火系	33	FP			
		復水・純水移送系	144	MUW			

第1表 想定破損没水影響評価纏め(2/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒神部)	溢水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-4-2	西側エリア	ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)	西側サンプ	1.54	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		屋内消火系	33	FP			
RB-4-3	東側エリア	原子炉冷却材浄化系(復水・純水移送系)	128	CUW	東側サンプ	4.23	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(B)			
		残留熱除去系	324	RHRA			
		燃料プールの冷却浄化系	83	FPC			
RB-4-4	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-5	西側エリア	燃料プールの冷却浄化系	83	FPC	西側サンプ	0.43	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-6	東側エリア	燃料プールの冷却浄化系	83	FPC	東側サンプ	1.09	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-7	東側エリア	燃料プールの冷却浄化系	83	FPC	東側サンプ	1.09	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-8	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-9	東側エリア	燃料プールの冷却浄化系	83	FPC	東側サンプ	1.09	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-10	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-11	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-12	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンプ	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-4-13	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-14	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-15	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンプ	3.9	西側エリアへの 伝播影響無し。
		燃料プールの冷却浄化系	83	FPC			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-4-16	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-17	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンプ	3.9	西側エリアへの 伝播影響無し。
		燃料プールの冷却浄化系	83	FPC			
		復水・純水移送系	154	MUW			
RB-4-18	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-19	東側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	東側サンプ	3.49	西側エリアへの 伝播影響無し。
		燃料プールの冷却浄化系	83	FPC			
RB-4-20	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-21	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-22	東側エリア	屋内消火系	33	FP	東側サンプ	0.44	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-4-23	東側エリア	復水・純水移送系	130	MUW	東側サンプ	1.7	西側エリアへの 伝播影響無し。

第1表 想定破損没水影響評価纏め(3/7)

発生区画	区分分離	区内系統 想定破損系統(没水量最大黒枠部)	溢水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-3-1	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンブ	4.23	西側エリアへの 伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		低圧炉心スプレイス	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		屋内消火系	50	FP			
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(A)			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		ドライウエル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
RB-3-2	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	127	MUW			
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		高圧炉心スプレイス	378	HPCS			
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
		復水・純水移送系	127	MUW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		残留熱除去系	119	RHR(A)			
RB-3-3	東側エリア	復水・純水移送系	127	MUW	東側サンブ	1.66	西側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
RB-3-4	西側エリア	制御棒駆動系	68	CRD	西側サンブ	0.66	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉再循環系	1	PLR			
RB-3-5	西側エリア	原子炉再循環系	1	PLR	西側サンブ	最大0.07	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉再循環系	1	PLR			
RB-3-6	東側エリア	原子炉再循環系	1	PLR	東側サンブ	最大0.06	西側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉再循環系	1	PLR			
RB-3-7	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンブ	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	154	MUW			
RB-3-8	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
RB-3-9	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
		給水系	289	FDW			
RB-2-1	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンブ	1.5	東側エリアへの 伝播影響無し。
		タービン補機冷却系	223	TCW			
RB-2-2	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンブ	4.23	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系	324	RHR(B)			
RB-2-3	西側エリア	残留熱除去系	324	RHR(B)	西側サンブ	1.68	東側エリアへの 伝播影響無し。

第1表 想定破損没水影響評価纏め(4/7)

発生区画	区画分離	区内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-2-4	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
RB-2-5	東側エリア	残留熱除去系海水系	267	RHRS(B)	東側サンブ	3.49	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-2-6	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-2-7	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-2-8	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンブ	4.23	西側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	50	FP			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
		残留熱除去系	382	RHR(B)			
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
		屋内消火系	50	FP			
RB-2-9	西側エリア	制御機駆動系	68	CRD	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	154	MUW			
		原子炉補機冷却系	276	RCW			
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		復水・純水移送系	127	MUW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-2-10	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンブ	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-2-11	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンブ	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-2-12	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンブ	1.38	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-1-1	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	東側サンブ	4.99	西側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	50	FP			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		残留熱除去系	382	RHR(B)			
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
RB-1-2	西側エリア	制御機駆動系	68	CRD	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	154	MUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
高圧炉心スプレイ系	378	HPCS					

第1表 想定破損没水影響評価纏め(5/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-1-3	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
RB-1-4	東側エリア	復水・純水移送系	144	MUW			
RB-1-5	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-1-6	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-1-7	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(B)			
RB-B1-1	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	東側サンブ	4.99	西側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		屋内消火系	92	FP			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		補助系	9	—			
		残留熱除去系	382	RHR(B)			
		復水・純水移送系	325	MUW			
原子炉補機冷却系	298	RCW					
RB-B1-2	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンブ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	92	FP			
		高圧炉心スプレイ系	287	HPCS			
		補助系	9	—			
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
		復水・純水移送系	382	RHR(B)			
		原子炉補機冷却系	272	RHRS(B)			
		残留熱除去系海水系	50	FP			
		屋内消火系	382	RHR(A)			
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(A)			
RB-B1-3	西側エリア	復水・純水移送系	144	MUW	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		残留熱除去系	272	RHR(A)			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(A)			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		無し	0	—			
		無し	0	—			
		無し	0	—			
RB-B1-6	西側エリア	無し	0	—	—	—	
RB-B1-7	東側エリア	無し	0	—	—	—	

第1表 想定破損没水影響評価纏め(6/7)

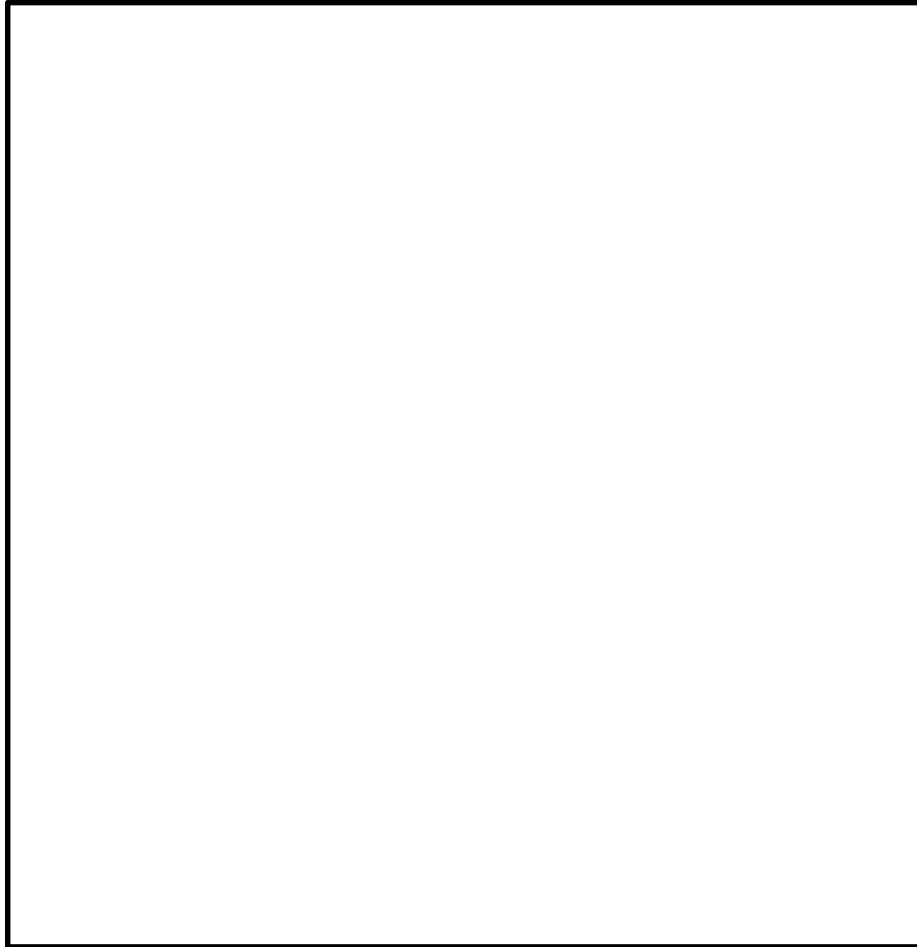
発生区画	区画分離	区内系統 想定破損系統(溢水量最大黒件部)	溢水量 ^{※1} (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位 ^{※2} (m)	他区画への影響
RB-B1-8	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	276	RCW			
		屋内消火系 補助系	92	FP			
RB-B1-9	西側エリア	復水・純水移送系	163	MUW	西側サンプ	1.96	東側エリアへの 伝播影響無し。
		制御器駆動系	68	CRD			
		復水・純水移送系	163	MUW			
		原子炉補機冷却系	276	RCW			
		残留熱除去系海水系	359	RHR(A)(B)			
		高圧炉心スプレイス 補助系	378	HPCS			
RB-B2-1	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	HPCSポンプ室	5.19	東側エリアへの 伝播影響無し。
		高圧炉心スプレイス 補助系	131	HPCS			
		高圧炉心スプレイス 補助系	9	—			
RB-B2-2	西側エリア	高圧炉心スプレイス 補助系	62	HPCS-DGSW	西側サンプ	1.49	東側エリアへの 伝播影響無し。
		高圧炉心スプレイス 補助系	287	HPCS			
		屋内消火系 補助系	33	FP			
RB-B2-3	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンプ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		補助系	9	—			
		残留熱除去系	382	RHR(B)			
RB-B2-4	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		残留熱除去系海水系	108	RHR(B)			
RB-B2-5	西側エリア	高圧炉心スプレイス 補助系	287	HPCS	西側サンプ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	131	MUW			
		残留熱除去系	382	RHR(B)			
RB-B2-6	西側エリア	残留熱除去系海水系	272	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		補助系	33	FP			
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
RB-B2-7	東側エリア	復水・純水移送系	131	MUW	RHR(A)ポンプ室	全没水	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	99	RHR(B)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-8	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(C)	RHR(A)ポンプ室	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	131	MUW			
		残留熱除去系海水系	99	RHR(B)			
RB-B2-8	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
		復水・純水移送系	131	MUW			
		原子炉隔離時格納系 補助系	183	RCIC			
RB-B2-8	東側エリア	残留熱除去系海水系	108	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
		補助系	154	MUW			
		屋内消火系	33	FP			

第1表 想定破損没水影響評価纏め(7/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒粹部)	溢水量※1 (m ³)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位※2 (m)	他区画への影響
RB-B2-9	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(A)			
RB-B2-10	東側エリア	屋内消火系	33	FP	RCICポンプ室	4.76	西側エリアへの 伝播影響無し。
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-11	東側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	東側サンプ	3.49	西側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		補助系	9	—			
RB-B2-12	東側エリア	低圧炉心スプレイ系	300	LPCS	東側サンプ	3.92	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
RB-B2-13	東側エリア	屋内消火系	69	FP	東側サンプ	3.92	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		残留熱除去系	382	RHR(B)			
RB-B2-14	西側エリア	残留熱除去系海水系	108	RHRS(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの 伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		復水・純水移送系	131	MUW			
		残留熱除去系	382	RHR(A)			
RB-B2-15	東側エリア	残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)	RHR(A)ポンプ室	全没水	西側エリアへの 伝播影響無し。
		無し	0	—			
RB-B2-16	東側エリア	原子炉隔離時冷却系	183	RCIC	RCICポンプ室	3.02	西側エリアへの 伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
RB-B2-17	東側エリア	屋内消火系	33	FP	HPCSポンプ室	全没水	東側エリアへの 伝播影響無し。
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		高圧炉心スプレイ系ターゼル発電機(海水系)	62	HPCS-DGSW			
RB-B2-18	西側エリア	高圧炉心スプレイ系ターゼル発電機(海水系)	52	HPCS-DGSW	HPCSポンプ室	1.01	東側エリアへの 伝播影響無し。
		高圧炉心スプレイ系ターゼル発電機(海水系)	40	HPCS			
		補助系	9	—			

※1：溢水量については、各区画内布設配管最大口径より算定。

※2：最終滞留水位算定において、想定破損系統（黒粹部）の溢水量より算定。



— : 西側エリア

補足：当該エリアでの溢水は，西側床ファンネルが伝播経路となるため，当該
エリアは，西側エリアとする。

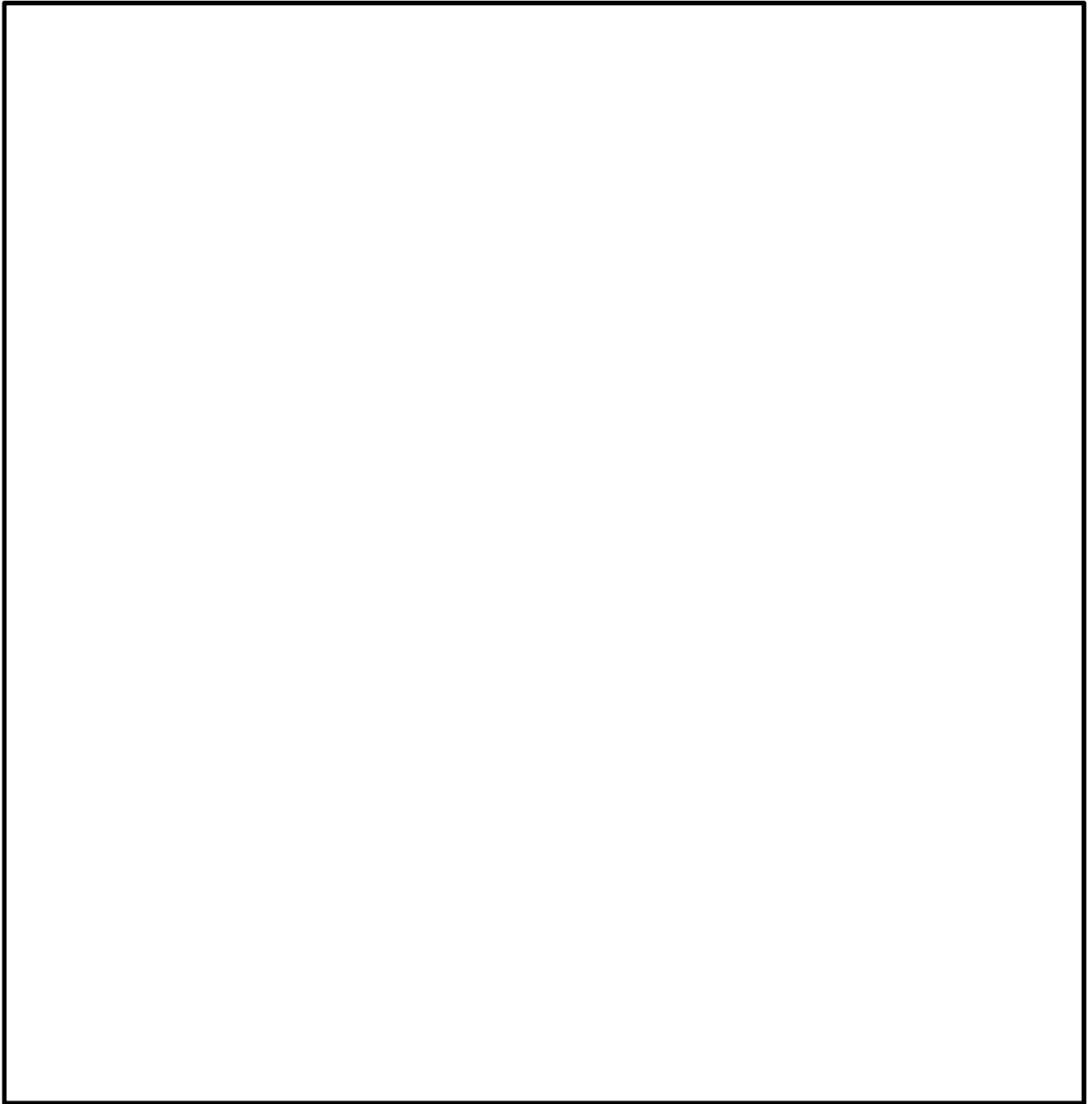
第 1 図 区画分離図(1/10)



— : 東側エリア

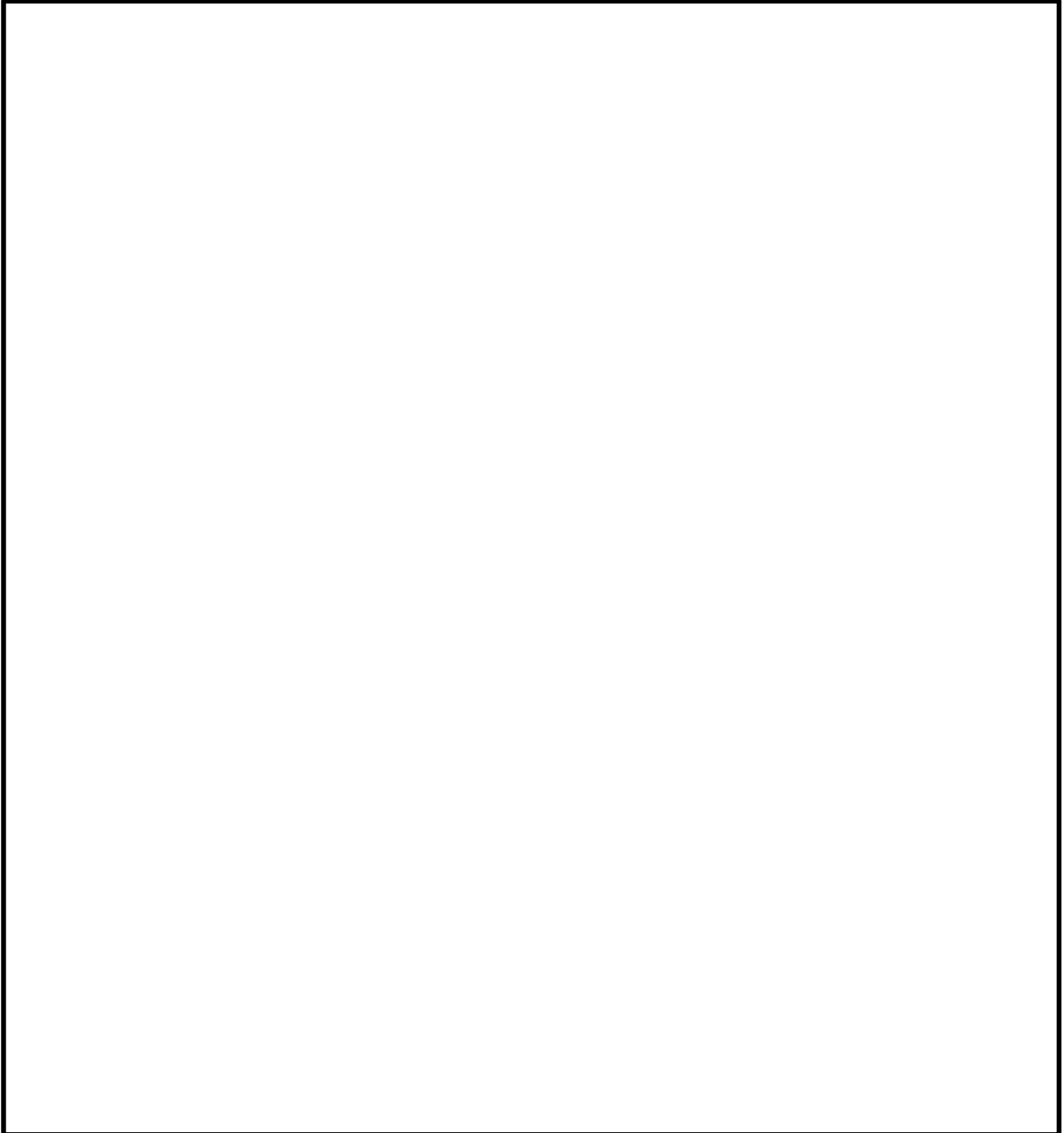
— : 西側エリア

第 1 図 区画分離図 (2/10)



— : 東側エリア
— : 西側エリア

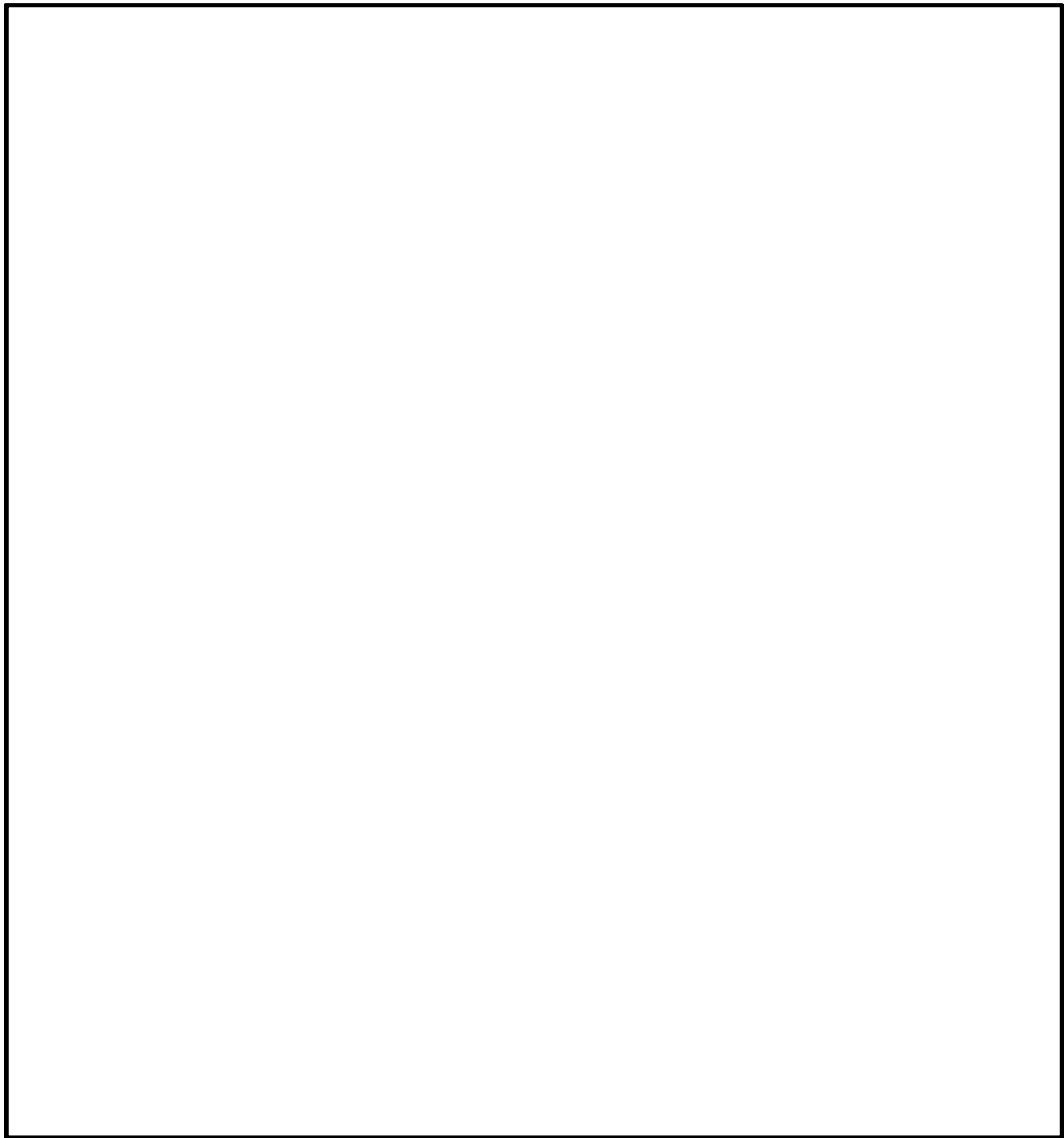
第 1 図 区画分離図(3/10)



— : 東側エリア

— : 西側エリア

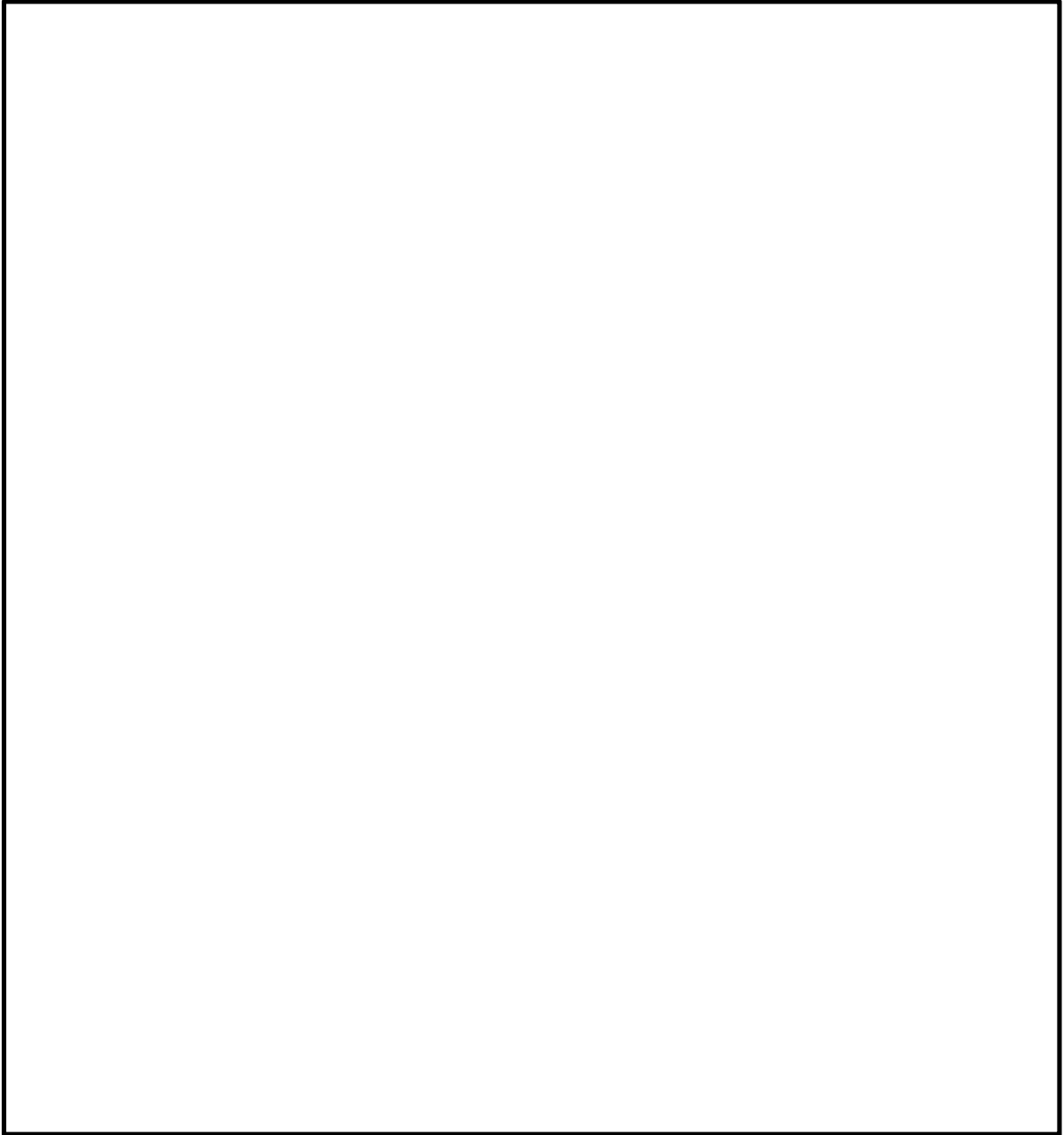
第 1 図 区画分離図(4/10)



— : 東側エリア

— : 西側エリア

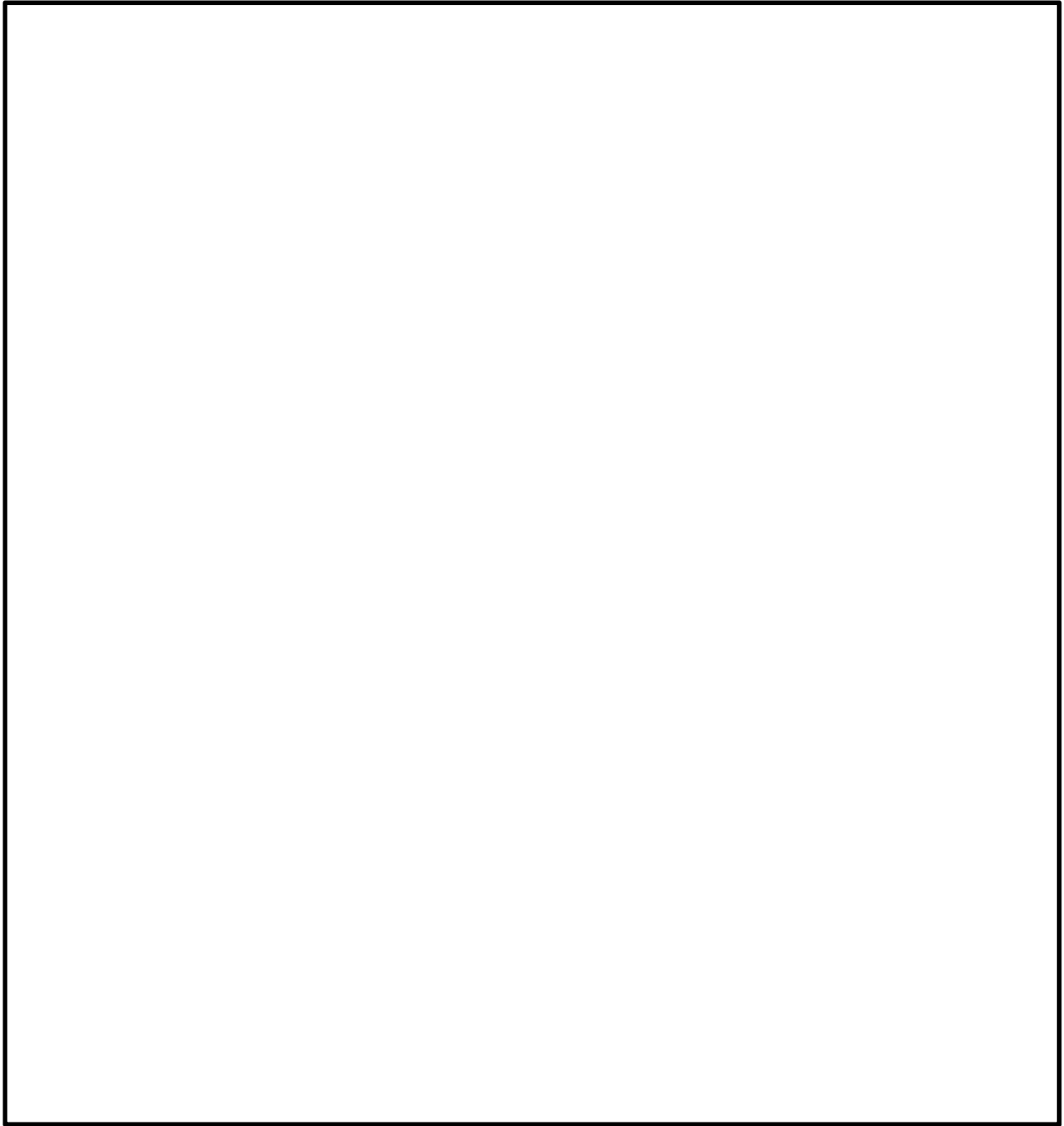
第 1 図 区画分離図 (5/10)



— : 東側エリア

— : 西側エリア

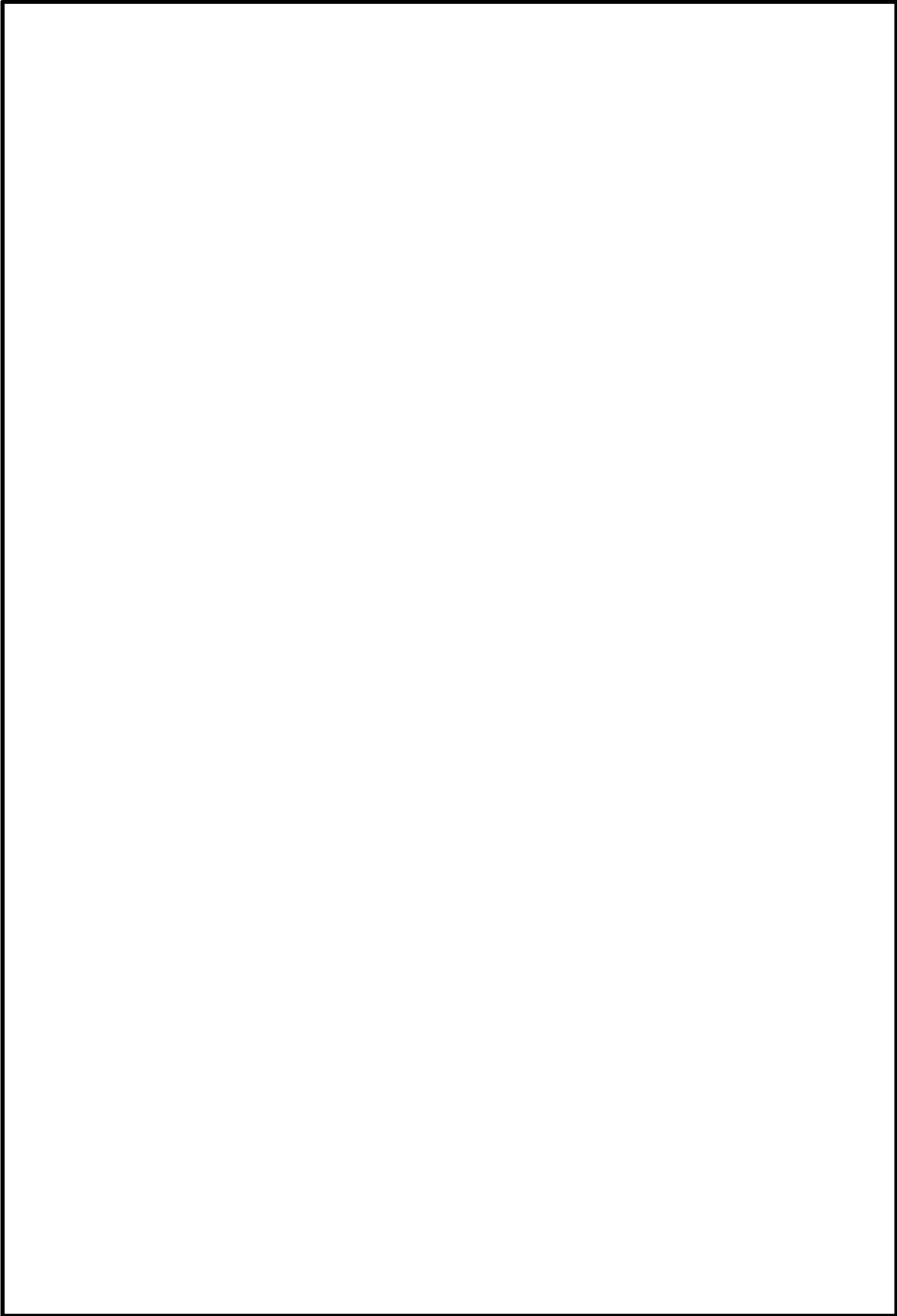
第 1 図 区画分離図 (6/10)



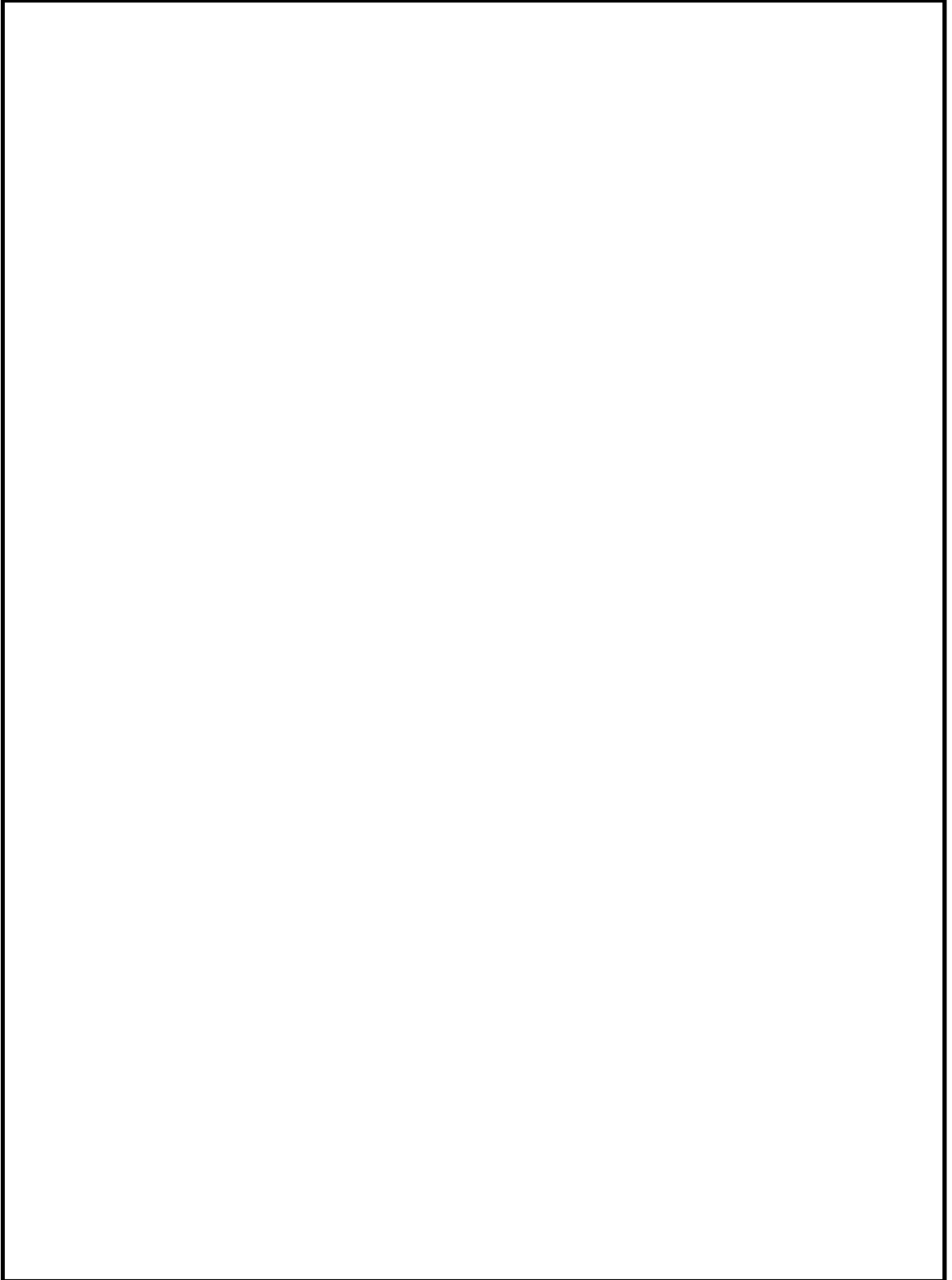
— : 東側エリア

— : 西側エリア

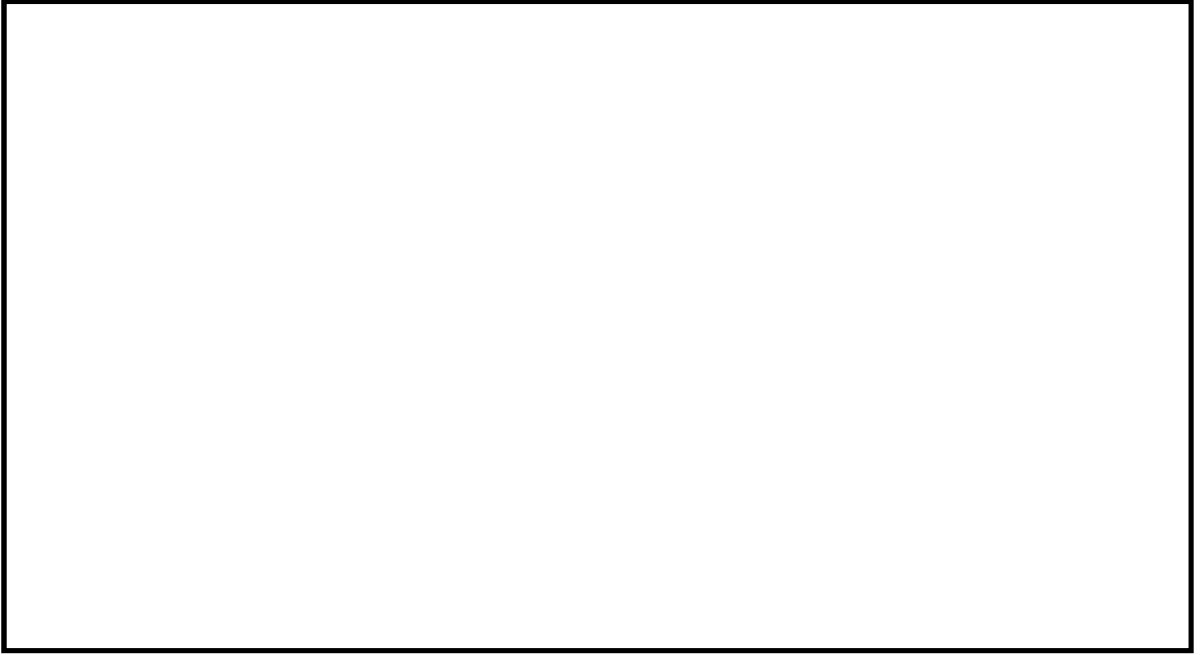
第 1 図 区画分離図(7/10)



第 1 図 区画分離図(8/10)



第 1 図 区画分離図(9/10)



第 1 図 区画分離図(10/10)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (1/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-6-1
 溢水源：RCW
 溢水量：298 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能		
安全機能	○	○											
機能判定	○	○											
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 HCU(I) and HCU(II) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 FRS・SGTS(A) or FRS・SGTS(B)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 (RHR) or RHR(C)	機能維持 HPCS	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR) or RHR(C)	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持	

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能	閉じ込め機能				監視機能				使用済燃料プール	給水機能	中央制御室	
安全機能	○	○											
機能判定	○	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気機能	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FRS・SGTS(A) or FRS・SGTS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR) or RHR(C)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (2/99)

評価種別：想定	総合判定	○	備考
溢水発生区画：RB-5-1	評価方法	①	
溢水源：RCW	※1		
溢水量：298 (m ³)			

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	(III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	(I系)	(III系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))			

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能	
												A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第 2 表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (3/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-5-2
 溢水源：RCW
 溢水量：298 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
			A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))												
	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))												
	機能維持 (HPCS)												
	機能維持 (RCIC or HPCS)												
	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール				中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室換気機能	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))											
	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))											
	機能維持 (FCS)											
	機能維持 (事故時計装系)											
	機能維持 (燃料プール冷却浄化系)											
	機能維持 (残留熱除去系)											
	機能維持 (燃料プール補給水系)											
	機能維持 (給水機能)											
	機能維持 (中央制御室換気機能)											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第 2 表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (4/99)

評価種別：想定	総合判定	○	備考
溢水発生区画：RB-5-3	評価方法	①	
溢水源：RCW	※1		
溢水量：298 (m ³)			

評価対象	原子炉施設												
	未臨界維持機能			高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイスレー系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイスレー系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイスレー系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	— (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 (RHR(A) or RHR(C))												
	機能維持 (ADS(B) and RHR(B))												
	機能維持 (HPCS)												
	機能維持 (RCIC or HPCS)												
	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))												

評価対象	原子炉施設											
	閉じ込め機能			監視機能				使用済燃料プール			中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室	
												A系 (I系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))											
	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)

②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (5/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-5-4
 溢水源：RCW
 溢水量：298 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RCW系の破損想定のためFFC(A)系及びFFC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
系列 (安全区分)	○												
系列の判定	○												
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	中央制御室換気機能
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										
系列 (安全区分)	○										
系列の判定	○										
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (6/99)

評価種別：想定	総合判定	○	備考
溢水発生区画：RB-5-5	評価方法	—	
溢水源：無し	※1		
溢水量：0(m³)			

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(III系)	(I系)	(I・II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))			

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (7/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-5-6
 溢水源：MLW
 溢水量：133 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	(III系)	(I系)	(III系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))		

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	中央制御室換気機能	中央制御室換気機能	
												A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (8/99)

評価種別：想定	総合判定	○	備考
溢水発生区画：RB-5-7	評価方法	—	
溢水源：無し	※1		
溢水量：0 (m ³)			

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	(I系)	(II系)	(I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	(I系)	(III系)	B系 (II系)	(III系)	(I系)	(III系)	(I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 (RHR(A) or RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR(A) or LPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCLC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	燃料プール冷却系 (FPC)	燃料プール冷却系 (FPC)	事故時計装系	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (9/99)

評価種別：想定	総合判定 ○	備考
溢水発生区画：RB-5-8	評価方法 ①	
溢水源：CUW	※1	
溢水量：54 (m ³)		

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	(III系)	(I系)	(III系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))		

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	中央制御室換気機能	
											A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (10/99)

評価種別：想定	総合判定	○	備考
溢水発生区画：RB-5-9	評価方法	①	
溢水源：CUW	※1		
溢水量：54 (m ³)			

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))		

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室	
												A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (11/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-5-10
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	(III系)	(I系)	(I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))			

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	燃料プール補給水系 (CSST)	給水機能	中央制御室
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (12/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-5-11
 溢水源：MUW
 溢水量：133 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(III系)	(I・II系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 (RHR(A) or LPCS)												
	機能維持 (ADS(B) and RHR(C))												
	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))												
	機能維持 (RCLC or HPCS)												
	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気機能	
											(I系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										
	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))										
	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))										
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										
	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))										
	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))										

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (13/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-5-12	①
溢水源：MUW	※1
溢水量：133 (m ³)	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(III系)	(I・II系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))		

2区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

PCIS and FRWS・SGTS and FCS

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (14/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-5-13
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (RCLC or HPCS)												
安全機能の維持	機能維持 (SRV (I・II) or ADS(A) or ADS(B))												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気機能	中央制御室換気機能
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										
安全機能の維持	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))										
安全機能の維持	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))										
安全機能の維持	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))										
安全機能の維持	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))										

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (15/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-5-14
 溢水源：MLW
 溢水量：138 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))													
系列 (安全区分)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))													
系列の判定	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))													
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))													

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	燃料プール補給水系 (CSST)	給水機能	中央制御室
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
系列 (安全区分)	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
系列の判定	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (16/99)

評価種別：想定	総合判定	○	備考
溢水発生区画：RB-5-15	評価方法	—	
溢水源：無し	※1		
溢水量：0(m³)			

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))		

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室	
												A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (17/99)

評価種別：想定	総合判定	○
溢水発生区画：RB-4-1	評価方法	①
溢水源：RCW	※1	
溢水量：298 (m ³)		

備考：

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))		

2区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気機能	中央制御室換気機能	中央制御室換気機能
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

PCIS and FRWS・SGTS and FCS

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (18/99)

評価種別：想定	総合判定	○	備考
溢水発生区画：RB-4-2	評価方法	①	
溢水源：RCW	※1		
溢水量：298 (m ³)			

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	(III系)	(I系)	(III系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))												
	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))												
	機能維持 (RCIC or HPCS)												
	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	燃料プール補給水系 (CSST)	給水機能	中央制御室
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))											
	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (19/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-4-3	①
溢水源：RHR(A)	
溢水量：324(m ³)	

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)	水圧制御ユニット(HCU)	ほう酸水注入系(SLC)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイス系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCLC)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	速がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)
				(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(III系)	(I系)	(I・II系)	(I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II) or (SLC(A) and SLC(B))												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系(RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系(FCS)	隔離弁機能(PCIS)	事故時計装系	燃料プール冷却净化系(FPC)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気調整系(MCR-HVAC)	中央制御室
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B) or FCS(A) or FCS(B) or PCIS(I) or PCIS(II) or FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B) or FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B) or CST or RHR(A) or RHR(B) or MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)										

※1 ①：基本評価(溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価(溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (21/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-4-5	①
溢水源：FPC	
溢水量：83 (m ³)	

備考：FPC系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	(III系)	(I系)	(III系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))		

2区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	燃料プール補給水系 (CSST)	中央制御室換気機能	
												A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

PCIS and FRVS・SGTS and FCS

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (22/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-4-6	
溢水源：FPC	①
溢水量：83 (m ³)	※1

備考：FPC系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(III系)	(I系)	(I・II系)	(I系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (RCLC or HPCS) or (RHR(B) or RHR(C))												
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B) or RHR(C))												
安全機能の維持	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気機能
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										
安全機能の維持	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))										
安全機能の維持	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))										
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										
安全機能の維持	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))										
安全機能の維持	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))										

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (23/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-4-7	
溢水源：FPC	①
溢水量：83 (m ³)	※1

備考：FPC系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	(III系)	(I系)	(I・II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))													
安全機能の維持	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)) or (RHR(B) or RHR(C))													
安全機能の維持	機能維持 (RCLC or HPCS)													
安全機能の維持	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))													

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CSST)	燃料プールの補給水系 (CSST)	給水機能	中央制御室
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
安全機能の維持	機能維持 (FCS(A) or FCS(B)) or (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))											
安全機能の維持	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))											
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
安全機能の維持	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))											
安全機能の維持	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))											
安全機能の維持	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (25/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-4-9	①
溢水源：FPC	
溢水量：83 (m ³)	

備考：FPC系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(III系)	(I系)	(I・II系)	(I系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (27/99)

評価種別：想定	総合判定	○	備考
溢水発生区画：RB-4-I-I	評価方法	-	
溢水源：無し	※1		
溢水量：0(m³)			

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
系列 (安全区分)	(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	(I系)	(III系)	B系 (II系)	(III系)	(I系)	(III系)	(I・II系)	A系 (I系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))		機能維持 (RHR(A) or LPCS)				機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (28/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-12
 溢水源：RCW
 溢水量：267 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RCW系の破損想定のためFFC(A)系及びFFC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))												
	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))												
	機能維持 (RCIC or HPCS)												
	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気機能	
											A系 (I系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										
	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))										
	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))										
	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))										
	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))										

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (29/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-13
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	(III系)	(I系)	(I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))													
	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))													
	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))													
	機能維持 (RCIC or HPCS)													
	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))													

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CSST)	燃料プール補給水系 (CSST)	給水機能	中央制御室
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))											
	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (30/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-14
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)
系列 (安全区分)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
系列の判定	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
系列の判定	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能	
安全機能	○									
機能判定	○									
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRWS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	機能維持 (FRWS・SGTS(A) or FCS(B))									
安全機能の維持	機能維持 (FRWS・SGTS(A) or FCS(B))									
系列の判定	機能維持 (FRWS・SGTS(A) or FCS(B))									
安全機能の維持	機能維持 (FRWS・SGTS(A) or FCS(B))									
系列の判定	機能維持 (FRWS・SGTS(A) or FCS(B))									

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (31/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-4-15	①
溢水源：RCW	
溢水量：298 (m ³)	

備考：RCW系の破損想定のためFFC(A)系及びFFC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(III系)	(I・II系)
系列 (安全区分)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
系列の判定	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
系列の判定	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CSST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CSST)	中央制御室換気機能	中央制御室換気機能	
												(I系)
系列 (安全区分)	機能維持 (RHR(A) and RHR(B))											
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) and RHR(B))											
系列の判定	機能維持 (RHR(A) and RHR(B))											
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) and RHR(B))											
系列の判定	機能維持 (RHR(A) and RHR(B))											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (32/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-16
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	(III系)	(I系)	(II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))													
安全機能の維持	機能維持 (RCLC or HPCS) or (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))													

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B)) or (FCS(A) or FCS(B)) or (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)) or (CST or RHR(A) or RHR(B))											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (33/99)

評価種別：想定	総合判定	○	備考
溢水発生区画：RB-4-17	評価方法	①	
溢水源：RCW	※1		
溢水量：298 (m ³)			

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				(I系)	(II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	(III系)	(I系)	(III系)
系列 (安全区分) 系列の判定	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 (RCIC or HPCS) or (RHR(A) or RHR(C))												
	機能維持 (ADS(B) and ADS(C))												
	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))												
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))												
	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○										中央制御室	
機能判定	○										中央制御室	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室	
												A系 (I系)
系列 (安全区分) 系列の判定	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FCS(B))											
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))											
	機能維持 (FRVS・SGTS(B))											
	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))											
	機能維持 (A系 or B系)											
	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (34/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-18
 溢水源：無し
 溢水量：0 (m³)

総合判定	○
評価方法	-

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	未疆界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
安全機能	○	○	○								○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	Ⅰ系	Ⅰ系	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅲ系)	B系 (Ⅱ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ・Ⅱ系)	A系 (Ⅰ系)	B系 (Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (Ⅰ) and HCU (Ⅱ)	機能維持 (HCU (Ⅰ) and HCU (Ⅱ)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	SRV (Ⅰ・Ⅱ) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	閉じ込め機能	監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○	○	○		○		○		○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS) 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	B系 (Ⅱ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	B系 (Ⅱ系)	A系 (Ⅰ系)	B系 (Ⅱ系)	A系 (Ⅰ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (35/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-19
 溢水源：RCW
 溢水量：267 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設										
	緊急停止機能	未疆界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○	○	○				○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) × (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I・II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系))

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	閉じ込め機能	監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○	○	○		○		○		○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却净化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系)	A系 (I系) ○ (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	機能維持 (A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (36/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-20
 溢水源：無し
 溢水量：0 (m³)

総合判定	○
評価方法	-

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未疆界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○	○									○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 (RHR) or (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR) or (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持	

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	原子炉施設 閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室	
安全機能	○	○		○		○		○		○	○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	—	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (37/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-21
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	-
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (38/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-22
 溢水源：FP
 溢水量：33 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○ (II系) ○	— (I系) ○ (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○	A系 (I系) ○	— (I系) ○	B系 (II系) ○	C系 (II系) ○	— (III系) ○	— (I系) ○	— (III系) ○	— (I・II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能	
安全機能	○									
機能判定	○									
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	— ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (39/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-4-23
 溢水源：MIW
 溢水量：130 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))		機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS))		機能維持 (ADS (B) and (RHR (B) or LPCS (C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))		

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール						
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	監視機能	給水機能	中央制御室
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (FCS (A) or FCS (B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (40/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-1
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：324(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該評価はRHR(A)系の破損想定とし、RHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)	水圧制御ユニット(HCU)	ほう酸水注入系(SLC)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイス系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)
系列(安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持	

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				監視機能		使用済燃料プール	
安全機能	○									
機能判定	○									
主たる系統	残留熱除去系(RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能(PCIS)	可燃性ガス濃度制御系(FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系(FPC)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
系列(安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価(溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価(溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (41/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-2
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該区画 (RB-3-2) の最大溢水量はRHR(B) (C) 系となるため、各系統の破損想定にて評価
 当該評価はRHR (B) 系の破損想定とし、RHR (B) 系及びFCS (B) 系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPSCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○ (II系) ○	— (I系) ○ (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) × C系 (II系) ×	— (I系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	— (I系) ○ B系 (II系) × C系 (II系) ×	— (III系) ○	— (I系) ○	— (III系) ○	— (I・II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPSCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPSCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			給水機能	中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プールの給水系 (RHR)	燃料プールの給水系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	— ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (42/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-2
 溢水源：RHR(C)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該区画 (RB-3-2) の最大溢水源はRHR(B) (C) 系となるため、各系統の破損想定にて評価
 当該評価はRHR(C) 系の破損想定とし、RHR(C) 系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○ (II系) ○	— (I系) ○ (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○	A系 (I系) ○	— (I系) ○	B系 (II系) ○	B系 (II系) ○ C系 (II系) ×	— (III系) ○	— (I系) ○	— (III系) ○	— (I・II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	— (I系) ○ (II系) ×	— (I系) ○ (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (43/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-3
 溢水源：MIW
 溢水量：127 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))		機能維持 (ADS (A) and RHR (A) or LPCS)		機能維持 (ADS (B) and RHR (B) or LPCS)		機能維持 (ADS (B) and RHR (B) or RHR (C))		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))		

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール					
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (FCS (A) or FCS (B))		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (44/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-4
 溢水源：MIW
 溢水量：127 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○										○	○	○	○
機能判定	○										○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				中央制御室			
安全機能	○										○	○	○	○
機能判定	○										○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (45/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-5
 溢水源：PLR
 溢水量：1 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))		機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS) and (RHR (B) or RHR (C)))				機能維持 (ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C)))		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))		

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール					
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (PCIS (I) or PCIS (II) or FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B))				機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (46/99)

評価種別：想定
 溢水発生源区画：RB-3-6
 溢水源：PLR
 溢水量：1 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))		機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS) and (RHR (B) or RHR (C)))				機能維持 (ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C)))		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))		

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール					
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (PCIS (I) or PCIS (II) or FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B))				機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (47/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-7
 溢水源：RCW
 溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○										手動速がし機能	○		
機能判定	○										○	○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系)	A系 (I系) ○ (II系)	A系 (I系) ○ (II系)	— (I系) ○ (II系)	B系 (II系) ○ (III系)	残留熱除去系 (RHR) C系 (II系) × (III系)	— (III系) ○ (I系)	— (I系) ○ (II系)	— (III系) ○ (I系)	— (I・II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系)	B系 (II系) ○ (III系)
安全機能の維持	HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持

2区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○										中央制御室換気機能	○
機能判定	○										○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)	A系 (I系) × B系 (II系) × (III系)	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)	— (I系) ○ (II系) × (III系)	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)	A系 (I系) ○ (II系) × (III系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)

②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (48/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-8

溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該区画 (RB-3-8) の最大溢水源はRHR(B) (C) 系となるため、各系統の破損想定にて評価
 当該評価はRHR(B) 系の破損想定とし、RHR(B) 系及びFCS(B) 系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○										○	○	○	
機能判定	○										○		○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPSCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○ (II系) ○	— (I系) ○ (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○	A系 (I系) ○	— (I系) ○	A系 (I系) ○	B系 (II系) × C系 (II系) ×	— (III系) ○	— (I系) ○	— (III系) ○	— (I・II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPSCS) 機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPSCS) 機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				給水機能			
安全機能	○										○	○	○	○
機能判定	○										○		○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	— (I系) ○ (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	— (I系) ○ (II系) ×	— (I系) ○ (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B) 機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径；系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (49/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-8
 溢水源：RHR(C)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該区画 (RB-3-8) の最大溢水源はRHR(B) (C) 系となるため、各系統の破損想定にて評価
 当該評価はRHR(C) 系の破損想定とし、RHR(C) 系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能			原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS))	機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))	機能維持	

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			給水機能		中央制御室
安全機能	○										中央制御室	
機能判定	○										中央制御室	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (FGS (A) or FCS (B))	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	機能維持 (FPC (A) or FPC (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (50/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-3-9
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (I系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)
系列 (安全区分) 系列の判定	機能維持												
安全機能の維持	HCU (I) and HCU (II) {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}												
安全機能の維持	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS) and (RHR (B) or RHR (C)) 機能維持 HPCS 機能維持 RCIC or HPCS SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール					
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室
系列 (安全区分) 系列の判定	機能維持 RHR (A) or RHR (B) 機能維持 PCIS (I) or PCIS (II) 機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B) 機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS											
安全機能の維持	RHR (A) or RHR (B) 機能維持 PCIS (I) or PCIS (II) 機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B) 機能維持 FCS (A) or FCS (B) 機能維持 A系 or B系 機能維持 A系 or RHR (A) or RHR (B) 機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B) 機能維持 RHR (A) or RHR (B) 機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B) 機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)											

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (52/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-2
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：324(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCGS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設														
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能				
安全機能	○										○	○	○	○	
機能判定	○										○	○	○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)	水圧制御ユニット(HCU)	ほう酸水注入系(SLC)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイス系(LPCS)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	残留熱除去系(RHR)	自動減圧系(ADS)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)
系列(安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}	機能維持 ADS(A) and RHR(A) or LPCS	機能維持 ADS(A) and RHR(A) or LPCS	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				給水機能			
安全機能	○										○	○	○	○
機能判定	○										○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系(RHR)	隔離弁機能(PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系(FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系(FPC)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室 中央制御室換気機能
系列(安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価(溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価(溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (53/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-3
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：324(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設														
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能				
安全機能	○										○	○	○	○	
機能判定	○										○		○		○
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)	水圧制御ユニット(HCU)	ほう酸水注入系(SLC)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイス系(LPCS)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	残留熱除去系(RHR)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}	機能維持 ADS(A) and RHR(A) or LPCS	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	

評価対象	原子炉施設														
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				監視機能				使用済燃料プール				
安全機能	○										○	○	○	○	
機能判定	○										○		○		○
主たる系統	残留熱除去系(RHR)	非常用ガス処理系非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)	隔離弁機能(PCIS)	可燃性ガス濃度制御系(FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系(FPC)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	

※1 ①：基本評価(溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価(溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (54/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-4
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設															
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能					
安全機能	○										○	○	○			
機能判定	○										○	○	○			
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	○ (I系)	○ (II系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (II系)	○ (III系)	○ (I系)	○ (III系)	○ (I・II系)	○ (I系)	○ (A系)	○ (B系)	
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and RHR(A) or LPCS)	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (ADS(B) and RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (ADS(B) and RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (ADS(B) and RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (A系)	機能維持 (B系)

評価対象	原子炉施設															
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				中央制御室					
安全機能	○										○	○	○	○		
機能判定	○										○	○	○	○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)
系列 (安全区分)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (55/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-5
 溢水源：RHRS(B)
 溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHRS(B)系の破損想定のためRHR(B)系、FCS(B)系、事故時計装系(B)系の格納容器雰囲気監視系(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動速がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)	水圧制御ユニット(HCU)	ほう酸水注入系(SLC)	残留熱除去系(RHR)	自動減圧系(ADS)	低圧炉心スプレイス系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	速がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)
				A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	Ⅰ系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	Ⅰ系(Ⅰ系)	Ⅲ系(Ⅲ系)	Ⅰ系(Ⅰ系)	Ⅲ系(Ⅲ系)
系列(安全区分)	○												
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS) or (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))												
	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))												
	機能維持 HPCS												
	機能維持 RCIC or HPCS												
	SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)												
	機能維持												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○										中央制御室換気機能	
機能判定	○										○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)	隔離弁機能(PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系(FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系(FPC)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
												A系(Ⅰ系)
系列(安全区分)	○											
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)											
	機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ) or FRVS・SGTS(A) or FCS(B) or FRVS・SGTS(B)											
	機能維持 FCS(A) or FCS(B)											
	機能維持 A系 or B系											
	機能維持 A系 or B系											
	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)											
	機能維持 RHR(A) or RHR(B)											
	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)											
	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)											

※1 ①：基本評価(溢水量；当該系統の最大口径；系統保有水量；当該系統の全保有水量)

②：詳細評価(溢水量；区画内における当該系統の最大口径；系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

※2 事故時計装系は要求される各々の監視機能でⅠ系又はⅡ系が機能維持するため、機能判定は“○”となる。

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (56/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-6
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○										手動速がし機能	○	
機能判定	○										○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) ○ (II系)	A系 (I系) ○ (II系)	— (I系) ○ (II系)	B系 (II系) C系 (III系)	— (III系) ○ (I系)	— (I系) ○ (II系)	— (III系) ○ (I系)	— (I・II系) ○ (III系)	A系 (I系) B系 (II系)	
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS))	機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))	機能維持 (A系 (I系) or B系 (II系) or C系 (III系))	

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能			
安全機能	○										中央制御室	中央制御室換気機能
機能判定	○										○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	— (I系) ○ (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)		
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	機能維持 (FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B))	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (57/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-7
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○										手動速がし機能	○	
機能判定	○										○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○										○	○	○
機能判定	○										○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能	
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (58/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-8
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：324(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCGS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○										○	○	○	○
機能判定	○										○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)	水圧制御ユニット(HCU)	ほう酸水注入系(SLC)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイス系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)
系列(安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				中央制御室			
安全機能	○										○	○	○	○
機能判定	○										○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系(RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系(FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系(FPC)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
系列(安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 A系 or B系	機能維持 A系 or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 A系 or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 A系 or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 A系 or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 A系 or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価(溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価(溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (59/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-9
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該区画 (RB-2-9) の最大溢水源はRHR(B) (C) 系となるため、各系統の破損想定にて評価
 当該評価はRHR(B) 系の破損想定とし、RHR(B) 系及びFCS(B) 系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○										○	○	○	
機能判定	○										○	○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPSCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPSCS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPSCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPSCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPSCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))	機能維持 (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPSCS))	機能維持 (RHR (A) and (RHR (B) or RHR (C)))	機能維持 (ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C)))	機能維持 (HPSCS)	機能維持 (RHR (B) and (RHR (C)))	機能維持 (HPSCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))	機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))	

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				中央制御室			
安全機能	○										○	○	○	○
機能判定	○										○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FVVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FVVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (FVVS・SGTS (A) or FVVS・SGTS (B))	機能維持 (FVVS・SGTS (A) or FVVS・SGTS (B))	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	機能維持 (A 系 or B 系)	機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (60/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-9
 溢水源：RHR(C)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該区画 (RB-2-9) の最大溢水源はRHR(B) (C) 系となるため、各系統の破損想定にて評価
 当該評価はRHR(C) 系の破損想定とし、RHR(C) 系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))		機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS) and (RHR (B) or RHR (C)))				機能維持 (HPCS)				機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	監視機能	給水機能	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (PCIS (I) or PCIS (II) or FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B))				機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))				機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (61/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-10
 溢水源：RCW
 溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○										○	○	
機能判定	○										○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				中央制御室	
安全機能	○										○	○
機能判定	○										○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (62/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-11
 溢水源：RCW
 溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール					
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (63/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-2-12
 溢水源：RCW
 溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)
系列 (安全区分) 系列の判定	機能維持												
安全機能の維持	HCU (I) and HCU (II)	機能維持										機能維持	
		ADS(A) and RHR(A) or LPCS) and ADS(B) and RHR(B) or RHR(C) 2区分以上											
RCIC or HPCS													機能維持
SRV (I・II) or ADS(A) or ADS(B)													

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○										中央制御室	
機能判定	○										中央制御室	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
												A系 (I系)
系列 (安全区分) 系列の判定	機能維持											
安全機能の維持	RHR (A) or RHR (B)	機能維持										機能維持
		PCIS and FRVS・SGTS and FCS										
CST or RHR (A) or RHR (B)												
FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)												

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (64/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-1-1
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCGS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)				機能維持 HPCS				機能維持 RCIC or HPCS			
			機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))				機能維持 HPCS				機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)			

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FGS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	
													A系 (I系)
系列 (安全区分) 系列の判定	×	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)				機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)				機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS					機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)					

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (65/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-1-2
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該区画 (RB-1-2) の最大溢水源はRHR(B) (C) 系となるため、各系統の破損想定にて評価
 当該評価はRHR (B) 系の破損想定とし、RHR (B) 系及びFCS (B) 系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPSCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○ (II系) ○	— (I系) ○ (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) × C系 (II系) ×	— (I系) ○	B系 (II系) ○	— (I系) ○ B系 (II系) × C系 (II系) ×	— (III系) ○	— (I系) ○	— (III系) ○	— (I・II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPSCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPSCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			給水機能	中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 ○ B系 ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	— ○	— ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径；系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (66/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-1-2
 溢水源：RHR(C)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該区画 (RB-1-2) の最大溢水源はRHR(B) (C) 系となるため、各系統の破損想定にて評価
 当該評価はRHR(C) 系の破損想定とし、RHR(C) 系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○	— (II系) ○	A系 (I系) ○	A系 (I系) ○	A系 (I系) ○	— (I系) ○	— (III系) ○	B系 (II系) ×	— (III系) ○	— (I系) ○	— (III系) ○	— (I・II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 (ADS (A) and RHR (A) or LPCS)	機能維持 (ADS (A) and RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (ADS (B) and RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))	機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	— (I系) ○ B系 (II系) ×	— (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ×	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (FGS (A) or FCS (B))	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (67/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-1-3
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCGS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)	水圧制御ユニット(HCU)	ほう酸水注入系(SLC)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイス系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイス系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)
系列(安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}	機能維持 ADS(A) and RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持 ADS(B)

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系(RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系(FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系(FPC)	残留熱除去系(RHR)	燃料プール補給水系(CST)	燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能
系列(安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価(溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価(溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (68/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-1-4
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	※1

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○										○	○	
機能判定	○										○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○ (II系) ○	— (I系) ○ (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○	A系 (I系) ○	— (I系) ○	B系 (II系) ○	C系 (II系) ○	— (III系) ○	— (I系) ○	— (III系) ○	— (I・II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				中央制御室	
安全機能	○										○	○
機能判定	○										○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	— ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○	A系 (I系) ○ B系 (II系) ○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (69/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-1-5
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	-
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○										手動速がし機能		
機能判定	○										○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 {HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)}	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○										中央制御室換気機能	
機能判定	○										○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (70/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-1-6
 溢水源：無し
 溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系)	A系 (I系) ○ (II系)	A系 (I系) ○ (II系)	— (I系) ○ (II系)	B系 (II系) ○ (III系)	残留熱除去系 (RHR) C系 (II系) ○ (III系)	— (III系) ○ (I系)	— (I系) ○ (II系)	— (III系) ○ (I系)	— (I・II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) B系 (II系) ○ (III系)
安全機能の維持	HCU (I) and HCU (II) 機能維持	{HCU (I) and HCU (II)} or {SLC (A) and SLC (B)} 機能維持	ADS (A) and (RHR (A) or LPCS) 機能維持	ADS (A) and (RHR (A) or LPCS) 機能維持	機能維持 (RHR (B) or RHR (C)) HPCS 機能維持	機能維持 (RHR (B) or RHR (C)) 2区区分以上	機能維持 (RHR (B) or RHR (C)) 2区区分以上	機能維持 (RHR (B) or RHR (C)) 2区区分以上	機能維持 (RHR (B) or RHR (C)) 2区区分以上	機能維持 (RHR (B) or RHR (C)) 2区区分以上	機能維持 (RHR (B) or RHR (C)) 2区区分以上	SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B) 機能維持	機能維持 (RHR (B) or RHR (C)) 2区区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール					
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)
安全機能の維持	RHR (A) or RHR (B) 機能維持	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	機能維持 (FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B))	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	機能維持 (A系 or B系)	FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B) 機能維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (71/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-1-7
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))		機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS) and (RHR (B) or RHR (C))				機能維持 (ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))		

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール				中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	監視機能	給水機能	中央制御室換気機能
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (PCIS (I) or PCIS (II) or FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B))				機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (72/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-B1-1	①
溢水源：RHR(A)	
溢水量：382 (m ³)	

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 {HCU(I) and HCU(II)} or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持	

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		原子炉施設閉じ込め機能				使用済燃料プール						
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (73/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B1-2
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考：当該区画 (RB-B1-2) の最大溢水源はRHR(B) (C)系となるため、各系統の破損想定にて評価
 RHR (C) も同様な結果となる。

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
系列 (安全区分)	○ (I系)	○ (II系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (II系)	○ (II系)	○ (III系)	○ (I系)	○ (III系)	○ (I・II系)	○ (A系 (I系))	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (HCU (I) and HCU (II))	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 (ADS (A) and RHR (A) or LPCS)	機能維持 (ADS (A) and RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (ADS (B) and RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B))	機能維持 (A系 (I系))	機能維持 (B系 (II系))

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FGS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能		
系列 (安全区分)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (I系)	○ (A系)	○ (A系)	○ (A系)	○ (A系)	○ (A系)	○ (A系)	○ (A系)	○ (A系)	○ (B系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (FGS (A) or FCS (B))	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (75/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B1-4
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能	未疆界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能					
安全機能	○	○	○				○		○					
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	閉じ込め機能	監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○	○	○		○		○		○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	— (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) ○ (II系) ○ (III系)	A系 (I系) B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (76/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B1-5
 溢水源：RHRS (A)
 溢水量：272 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未疆界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○	○	○				○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	閉じ込め機能	監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室		
安全機能	○	○	○		○		○		○	○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS) 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	—	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)
系列の判定	×	○	×	×	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (77/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B1-6
 溢水源：無し
 溢水量：0 (m³)

総合判定	○
評価方法	-

備考

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未疆界維持機能			高温停止機能			原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 B系 (II系)	機能維持 C系 (II系)	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持		

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	原子炉施設			使用済燃料プール			給水機能		中央制御室
安全機能	○									
機能判定	○									
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 FRSV・SGTS (A) or FRSV・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) and FCS	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (78/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B1-7
 溢水源：無し
 溢水量：0 (m³)

総合判定	○
評価方法	-

備考

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未疆界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○	○		○				○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	Ⅰ系	Ⅰ系	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅲ系)	Ⅰ系 (Ⅲ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU (Ⅰ) and HCU (Ⅱ))	機能維持 (HCU (Ⅰ) and HCU (Ⅱ)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 (ADS (A) and (RHR (A) or LPCS))	機能維持 (ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C)))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV (Ⅰ・Ⅱ) or ADS (A) or ADS (B))	機能維持 (SRV (Ⅰ・Ⅱ) or ADS (A) or ADS (B))	機能維持 (SRV (Ⅰ・Ⅱ) or ADS (A) or ADS (B))	機能維持 (SRV (Ⅰ・Ⅱ) or ADS (A) or ADS (B))

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能	閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○	○		○		○		○		○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	A系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (PCIS (Ⅰ) or PCIS (Ⅱ))	機能維持 (FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B))	機能維持 (FCS (A) or FCS (B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (79/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B1-8
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：当該評価はRHR(B)系の破損想定とし、RHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCHC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	手動逃がし機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCHC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCHC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	監視機能	冷却機能	給水機能	使用済燃料プール	中央制御室
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	監視機能	冷却機能	給水機能	使用済燃料プール	中央制御室
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FPC(A) or FPC(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (80/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B1-9
 溢水源：HPCS
 溢水量：378(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未疆界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○	○	○								○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	Ⅰ系	Ⅰ系	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅲ系)	Ⅰ系 (Ⅲ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ・Ⅱ系 (Ⅰ・Ⅱ系)	A系 (Ⅰ系)	B系 (Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 (RHR) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	閉じ込め機能	監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○	○	○		○		○		○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS) 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	Ⅰ系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)	A系 (Ⅰ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (81/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-1
 溢水源：RCW
 溢水量：267 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未疆界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○	○	○				○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR)	機能維持 (LPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (A系 (I系) or B系 (II系))	機能維持 (A系 (I系) or B系 (II系))

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	閉じ込め機能	監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○	○	○		○		○		○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	—	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR)	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR)	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (83/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-3
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設														
	緊急停止機能	機能判定	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	手動逃がし機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能	機能判定	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室				
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室				
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))				

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (84/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-4
 溢水源：RHR(B)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未疆界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○	○		○				○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室	
安全機能	○	○		○		○		○		○	○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	—	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (85/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-B2-5	○
溢水源：RHR(C)	①
溢水量：382 (m ³)	※1

備考：RHR(C)系の破損想定のためRHR(C)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能	機能判定	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 ADS(A) and SLC(B)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	機能判定	隔離機能	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (86/99)

評価種別：想定	総合判定	○
溢水発生区画：RB-B2-6	評価方法	①
溢水源：RHR(C)		
溢水量：382 (m ³)		

備考：RHR(C)系の破損想定のためRHR(C)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	逃がし安全弁 (SRV)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持 A系 (I系) B系 (II系)

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室		
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気機能 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	機能維持 A系 (I系)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (87/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-7
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (I系)	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (LPCS)	機能維持 ADS(B) and (II系)	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 (III系)	機能維持 (I・II系)	機能維持 (A系 (I系) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (88/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-8
 溢水源：RHR(A)
 溢水量：382 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	残留熱除去系 (RHR)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プール冷却系 (FPC)	燃料プール残熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール残熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール残熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール残熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プール冷却系 (FPC)	燃料プール残熱除去系 (RHR)	燃料プール残熱除去系 (RHR)	燃料プール残熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール残熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール残熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FPC(A) or FPC(B))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (89/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-B2-9	○
溢水源：RHR(A)	①
溢水量：382 (m ³)	※1

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 ADS(A) and SLC(B)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 RHR(B) or RHR(C)	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持 ADS(A) or ADS(B)

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 RHR(A) or RHR(B)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (90/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-10
 溢水源：RCIC
 溢水量：288 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RCIC系の破損想定のためRCIC系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR)	機能維持 (LPCS)	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (ADS)

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	隔離機能	隔離機能 (PCIS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR)	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR)	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	機能維持 (MCR-HVAC)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (91/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-11
 溢水源：RCW
 溢水量：267 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未疆界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○	○		○				○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	原子炉施設		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室	
安全機能	○	○		○		○		○		○	○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	—	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (92/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-12
 溢水源：LPCS
 溢水量：300(m³)

総合判定 ○
 評価方法 ①
 ※1

備考：LPCS系の破損想定のためLPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	未疆界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
安全機能	○	○	○				○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 (RHR) or (RHR(C))	機能維持 (RHR) or (RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR) or (RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 (I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持 (I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持 (I系)

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	閉じ込め機能	監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○	○	○		○		○		○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR) or (RHR(C))	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR) or (RHR(C))	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	機能維持 (I系)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (93/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-13
 溢水源：LPCS
 溢水量：300(m³)

総合判定 ○
 評価方法 ①
 ※1

備考：LPCS系の破損想定のためLPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C) or RHR(D))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (94/99)

評価種別：想定	総合判定	○
溢水発生区画：RB-B2-14	評価方法	①
溢水源：RHR(B)		
溢水量：382 (m ³)		

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設														
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	手動逃がし機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (ADS(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (RHR(A) or RHR(C))	機能維持 (LPCS)	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持	

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	隔離機能	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	給水機能	中央制御室	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FRVS and FRVS・SGTS and FCS)	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or (R) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR)	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (95/99)

評価種別：想定	○
溢水発生区画：RB-B2-15	○
溢水源：RHR(A)	①
溢水量：382 (m ³)	※1

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持 (I系)

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (96/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-16
 溢水源：無し
 溢水量：0 (m³)

総合判定	○
評価方法	-

備考	
----	--

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (HPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	監視機能	使用済燃料プール	給水機能	中央制御室	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却浄化系 (FPC)	燃料プールの残留熱除去系 (RHR)	燃料プールの補給水系 (CST)	監視機能	使用済燃料プール	給水機能	中央制御室	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FPC(A) or FPC(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST)	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (97/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-17
 溢水源：RCIC
 溢水量：183(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：RCIC系の破損想定のためRCIC系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未疆界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○	○	○				○		○			
機能判定	○	○	○				○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR)	機能維持 (LPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (A系 (I系))	機能維持 (B系 (II系))

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	閉じ込め機能	監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○	○	○		○		○		○	○
機能判定	○	○	○		○		○		○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	—	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR)	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR)	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (98/99)

評価種別：想定
 溢水発生区画：RB-B2-18
 溢水源：HPCS
 溢水量：378(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：HPCS系の破損想定のためHPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時注水機能	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))	機能維持 (ADS(A) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR)	機能維持 (LPCS)	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))	機能維持 (RHR)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (RCIC or HPCS)	機能維持 (HPCS)	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	機能維持 (ADS)

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能	隔離機能	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離機能 (PCIS)	可溶性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)	燃料プールの冷却系 (RHR)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (RHR)	機能維持 (RHR)	機能維持 (RHR)	機能維持 (RHR)	機能維持 (RHR)	機能維持 (RHR)	機能維持 (RHR)	機能維持 (RHR)	機能維持 (RHR)

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径、系統保有水量；当該系統の全保有水量)
 ②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径、系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第2表 想定破損による没水影響評価結果まとめ (99/99)

評価種別：想定

溢水発生区画：RB-B2-19

溢水源：HPCS-DGSW

溢水量：52 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考：HPCS系の破損想定のためHPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	未臨界維持機能			高温停止機能			原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○	○											
機能判定	○	○											
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	

2区分以上

評価対象	原子炉施設				使用済燃料プール							
	低温停止機能	監視機能	冷却機能	給水機能	中央制御室							
安全機能	○	○	○	○	中央制御室換気機能							
機能判定	○	○	○	○	○							
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)							
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	燃料プール補給水系 (CST)	—	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))				機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))			

※1 ①：基本評価 (溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量)

②：詳細評価 (溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮)

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (1/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
制御棒駆動系	水圧制御ユニット (スクラム弁含む) (東側)	-	RB-3-3	-	-	-	-	○	○
制御棒駆動系	水圧制御ユニット (スクラム弁含む) (西側)	-	RB-3-4	-	-	-	-	○	○
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料アール (検出器)	RE-D21-NS03	RB-6-1	-	-	-	-	○	○
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料アール (現場監視ユニット)	RIA-D21-NS03	RB-6-1	-	-	-	-	○	○
格納容器雰囲気監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤 (A)	LCP-188A	RB-3-1	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤 (B)	LCP-188B	RB-4-2	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) 系 ヒータ電源用変圧器	-	RB-3-1	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) 系 ヒータ電源用変圧器	-	RB-4-2	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS モニタック (A)	D23-P001A	RB-3-1	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS モニタック (B)	D23-P001B	RB-4-2	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ラック (A)	D23-P002A	RB-3-1	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ラック (B)	D23-P002B	RB-4-2	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用ボンベラック (A)	D23-P003A	RB-3-1	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用ボンベラック (B)	D23-P003B	RB-4-2	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) ドライベル計装入口隔離弁	D23-F001A (MO)	RB-3-1	-	-	-	-	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) ドライベル計装入口隔離弁	D23-F001B (MO)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) ドライベル計装出口隔離弁	D23-F002A (MO)	RB-3-1	-	-	-	-	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) ドライベル計装出口隔離弁	D23-F002B (MO)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) シブレーションアール計装入口隔離弁	D23-F003A (MO)	RB-3-1	-	-	-	-	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) シブレーションアール計装入口隔離弁	D23-F003B (MO)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) シブレーションアール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A (MO)	RB-B1-1	-	-	-	-	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) シブレーションアール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004B (MO)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) 冷却水入口弁 (RHRS (A) 系)	3-12F101A (MO)	RB-B1-1	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) 冷却水入口弁 (RHRS (B) 系)	3-12F101B (MO)	RB-B1-3	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) 冷却水出口弁 (RHRS (A) 系)	3-12F102A (MO)	RB-B1-1	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) 冷却水出口弁 (RHRS (B) 系)	3-12F102B (MO)	RB-B1-3	-	○	-	B	-	○
格納容器雰囲気監視系	ドライベル圧力 (伝送器)	PT-D23-N004A	RB-3-1	-	-	○IP67	C	-	○
格納容器雰囲気監視系	ドライベル圧力 (伝送器)	PT-D23-N004B	RB-3-2	-	-	○IP67	C	-	○
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P004	RB-3-2	-	-	○IP67	C	-	○
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P005	RB-3-1	-	-	○IP67	C	-	○
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P026	RB-3-1	-	-	○IP67	C	-	○
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P027	RB-3-2	-	-	○IP67	C	-	○
原子炉系	ジェットポンプグループ (A) 計装ラック	H22-P010	RB-2-8	-	-	○IP67	C	-	○
原子炉系	ジェットポンプグループ (B) 計装ラック	H22-P009	RB-2-8	-	-	○IP67	C	-	○
原子炉系	COND VAC (A) (伝送器)	PT-B22-N075A	TB-1-1	-	-	○IP67	C	-	○

判定基準

A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (2/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
原子炉系	COND VAC (B) (伝送器)	PT-B22-N075B	TB-1-1	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉系	COND VAC (C) (伝送器)	PT-B22-N075C	TB-1-1	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉系	COND VAC (D) (伝送器)	PT-B22-N075D	TB-1-1	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉系	MSL PRESS ISO(A) (伝送器)	PT-B22-N076A	TB-1-20	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉系	MSL PRESS ISO(B) (伝送器)	PT-B22-N076B	TB-1-20	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉系	MSL PRESS ISO(C) (伝送器)	PT-B22-N076C	TB-1-2	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉系	MSL PRESS ISO(D) (伝送器)	PT-B22-N076D	TB-1-2	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (スイッチ)	LSL-9-192	RB-6-1	—	—	—	—	○	○
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器)	LT-9-192	RB-6-1	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉補機冷却系	RCW ポンプ (A)	RCW-PMP-A	TB-1-1	—	—	—	—	○	○
原子炉補機冷却系	RCW ポンプ (B)	RCW-PMP-B	TB-1-1	—	—	—	—	○	○
原子炉補機冷却系	RCW ポンプ (C)	RCW-PMP-C	TB-1-1	—	—	—	—	○	○
原子炉補機冷却系	トライアール内機器 原子炉補機冷却水隔離弁	2-9V30 (MO)	RB-2-8	—	—	—	—	○	○
原子炉補機冷却系	トライアール内機器 原子炉補機冷却水戻り弁	2-9V33 (MO)	RB-2-8	—	—	—	—	○	○
原子炉補機冷却系	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31 (MO)	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
原子炉補機冷却系	RCW 熟交ハイス温度制御弁	TCV-9-92	TB-1-1	—	—	—	—	○	○
原子炉補機冷却系	RCW TEMP CONTROL (指示調節計)	TIC-9-92	TB-1-1	—	—	—	—	○	○
原子炉保護系	RPS M-G セット (2A) 制御盤	LCP-184A	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
原子炉保護系	RPS M-G セット (2B) 制御盤	LCP-184B	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
原子炉保護系	RPS 分電盤 (A)	PNL-C72-P001	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
原子炉保護系	RPS 分電盤 (B)	PNL-C72-P002	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
原子炉保護系	RPS M-G セット (2A) (発電機/電動機)	RPS-MG-A-GEN /RPS-MG-A-MTR	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
原子炉保護系	RPS M-G セット (2B) (発電機/電動機)	RPS-MG-B-GEN /RPS-MG-B-MTR	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009A	RB-2-9	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009B	RB-2-9	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009C	RB-2-8	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009D	RB-2-8	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	RB-B2-3	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	RB-B2-3	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	RB-B2-3	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	RB-B2-3	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	RB-B2-8	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	RB-B2-8	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	RB-B2-8	—	○	—	B	—	○
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	RB-B2-8	—	○	—	B	—	○

判定基準

A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (3/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 -：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 -：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 -：無	判定基準	対策実施 ○：有 -：無	評価結果 ○：良 ×：否
残留熱除去系	RHR DIV-I 計装ラック	H22-F018	RB-B1-1	-	-	○IP67	C	-	○
残留熱除去系	RHR DIV-II 計装ラック	H22-F021	RB-B1-2	-	-	○IP67	C	-	○
残留熱除去系	RHR ポンプ (A)	RHR-PMP-C002A	RB-B2-15	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR ポンプ (B)	RHR-PMP-C002B	RB-B2-14	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR ポンプ (C)	RHR-PMP-C002C	RB-B2-5	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR ポンプ (A) 入口弁	E12-F004A (MO)	RB-B2-7	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR ポンプ (B) 入口弁	E12-F004B (MO)	RB-B2-3	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR ポンプ (C) 入口弁	E12-F004C (MO)	RB-B2-6	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁	E12-F006A (MO)	RB-B2-7	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR ポンプ (B) 停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B (MO)	RB-B2-3	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR シャットアップ用分離弁 (外側)	E12-F008 (MO)	RB-2-3	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F016A (MO)	RB-4-3	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F016B (MO)	RB-2-3	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F017A (MO)	RB-4-3	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F017B (MO)	RB-2-3	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (A) 系 テストライン弁	E12-F024A (MO)	RB-1-1	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (B) 系 テストライン弁	E12-F024B (MO)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (A) 系 3ヶ所レベリングスプレイ弁	E12-F027A (MO)	RB-1-1	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (B) 系 3ヶ所レベリングスプレイ弁	E12-F027B (MO)	RB-1-2	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (A) 系 注入弁	E12-F042A (MO)	RB-3-1	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (B) 系 注入弁	E12-F042B (MO)	RB-3-8	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (C) 系 注入弁	E12-F042C (MO)	RB-3-8	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR 熱交換器 (A) ハイパス弁	E12-F048A (MO)	RB-B1-4	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR 熱交換器 (B) ハイパス弁	E12-F048B (MO)	RB-B1-3	-	○	-	B	-	○
残留熱除去系	RHR (A) 系 シャットアップ用注入弁	E12-F053A (MO)	RB-2-2	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (B) 系 シャットアップ用注入弁	E12-F053B (MO)	RB-2-4	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (A) 系 3ヶ所リング弁 (内側)	E12-F060A (AO)	RB-B1-4	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (B) 系 3ヶ所リング弁 (内側)	E12-F060B (AO)	RB-B1-3	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (A) 系 ミニロー弁	E12-F064A (MO)	RB-B1-1	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (B) 系 ミニロー弁	E12-F064B (MO)	RB-B1-2	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (C) 系 ミニロー弁	E12-F064C (MO)	RB-B1-2	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (A) 系 3ヶ所リング弁 (外側)	E12-F075A (AO)	RB-B1-4	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR (B) 系 3ヶ所リング弁 (外側)	E12-F075B (AO)	RB-B1-3	-	-	-	-	○	○
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS A (伝送器)	DPT-E12-N058A	RB-3-2	-	-	○IP67	C	-	○
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS B (伝送器)	DPT-E12-N058B	RB-3-2	-	-	○IP67	C	-	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (4/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS C(伝送器)	DPT-E12-N058C	RB-3-2	—	—	○IP67	C	—	○
残留熱除去系海水系	RHRS ホップ (A)	RHRS-PMP-A	(取水口)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
残留熱除去系海水系	RHRS ホップ (B)	RHRS-PMP-B	(取水口)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
残留熱除去系海水系	RHRS ホップ (C)	RHRS-PMP-C	(取水口)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
残留熱除去系海水系	RHRS ホップ (D)	RHRS-PMP-D	(取水口)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
残留熱除去系海水系	RHRS 熱交換器(A)海水出口弁	E12-F068A(MO)	RB-B1-4	—	○	—	B	—	○
残留熱除去系海水系	RHRS 熱交換器(B)海水出口弁	E12-F068B(MO)	RB-B1-3	—	○	—	B	—	○
残留熱除去系海水系	HX (A) SEA WATER FLOW(伝送器)	FT-E12-N007A	RW-B1-7	—	—	○IP67	C	—	○
残留熱除去系海水系	HX (B) SEA WATER FLOW(伝送器)	FT-E12-N007B	RW-B1-7	—	—	○IP67	C	—	○
主蒸気系	主蒸気流量(A)計装ツク	H22-P015	RB-2-9	—	—	○IP67	C	—	○
主蒸気系	主蒸気流量(B)計装ツク	H22-P025	RB-2-8	—	—	○IP67	C	—	○
主蒸気系	主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F019(MO)	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(A)	B22-F028A(AO)	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(B)	B22-F028B(AO)	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(C)	B22-F028C(AO)	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(D)	B22-F028D(AO)	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
主蒸気系	主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F067A(MO)	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
主蒸気系	主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F067B(MO)	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
主蒸気系	主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F067C(MO)	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
主蒸気系	主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F067D(MO)	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	RB-4-1	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	RB-4-2	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2C-1	MCC 2C-1	TB-1-2	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2D-1	MCC 2D-1	TB-1-2	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2C-2	MCC 2C-2	TB-1-12	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2D-2	MCC 2D-2	TB-1-12	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2C-3	MCC 2C-3	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2D-3	MCC 2D-3	RB-B1-9	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2C-4	MCC 2C-4	CS-B1-5	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2D-4	MCC 2D-4	CS-B1-3	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2C-5	MCC 2C-5	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2D-5	MCC 2D-5	RB-B1-9	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2C-6	MCC 2C-6	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
所内電源系	MCC 2D-6	MCC 2D-6	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
所内電源系	MCC 2C-7	MCC 2C-7	RB-3-1	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2D-7	MCC 2D-7	RB-3-2	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2C-8	MCC 2C-8	RB-3-1	—	—	—	—	○	○
所内電源系	MCC 2D-8	MCC 2D-8	RB-3-2	—	—	—	—	○	○

判定基準

A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (5/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 -:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 -:無	判定基準	対策実施 ○:有 -:無	評価結果 ○:良 ×:否
所内電源系	MCC 2C-9	MCC 2C-9	RB-4-1	-	-	-	-	○	○
所内電源系	MCC 2D-9	MCC 2D-9	RB-4-2	-	-	-	-	○	○
所内電源系	MCC HPCS	MCC HPCS	CS-B1-4	-	-	-	-	○	○
所内電源系	R/B INST DIST PNL 1	-	RB-1-1	-	-	-	-	○	○
所内電源系	R/B INST DIST PNL 2	-	RB-1-1	-	-	-	-	○	○
所内電源系	R/B INST DIST PNL 3	-	RB-B1-5	-	-	-	-	○	○
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-1	PNL-DP-2A-1-AC	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-1	PNL-DP-2B-1-AC	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-2	PNL-DP-2A-2-AC	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-2	PNL-DP-2B-2-AC	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	120/240V AC INST. DIST. CTR	-	CS-1-3	○	-	-	A	-	○
所内電源系	120V AC INST HPCS DIST PNL	-	CS-1-4	○	-	-	A	-	○
所内電源系	120V AC MCR DIST PNL NOR	-	CS-1-3	○	-	-	A	-	○
所内電源系	480V PWR. CTR. 2C	-	CS-B2-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	480V PWR. CTR. 2D	-	CS-B1-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	480V PWR. CTR. 2B-2	-	CS-B1-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2A-1	-	CS-B2-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2B-1	-	CS-B1-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2A-2	-	CS-B2-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2B-2	-	CS-B1-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2C	-	CS-B2-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2D	-	CS-B1-1	○	-	-	A	-	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2E	-	CS-B1-2	○	-	-	A	-	○
所内電源系	6.9kV SWGR. HPCS	-	CS-B2-2	○	-	-	A	-	○
所内電源系	TB 120V AC INST DIST PNL 1	-	TB-1-12	-	-	-	-	○	○
所内電源系	MCC 2A3-1	-	TB-1-12	-	-	-	-	○	○
所内電源系	MCC 2B3-1	-	TB-1-12	-	-	-	-	○	○
所内電源系	PC 2A-3	-	TB-1-12	-	-	-	-	○	○
所内電源系	PC 2B-3	-	TB-1-12	-	-	-	-	○	○
制御用圧縮空気系	トライバル制御用空気供給元弁	2-16V11(M0)	RB-2-8	-	-	-	-	○	○
制御用圧縮空気系	トライバル N2 供給弁	2-16V12A(M0)	RB-3-1	-	-	-	-	○	○
制御用圧縮空気系	トライバル N2 供給弁	2-16V12B(M0)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
制御用圧縮空気系	トライバル N2 ボトガス供給弁	2-16V13A(M0)	RB-3-1	-	-	-	-	○	○
制御用圧縮空気系	トライバル N2 ボトガス供給弁	2-16V13B(M0)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
制御用圧縮空気系	トライバル窒素ボトガス供給遮断弁	3-16V900A(A0)	RB-3-1	-	○	-	B	-	○

判定基準

A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (6/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
制御用圧縮空気系	トライフル室素ボンベガス供給遮断弁	3-16V900B(A0)	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
制御用圧縮空気系	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ)	PIS-16-900.1	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
制御用圧縮空気系	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ)	PIS-16-900.2	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ラック	T41-P020	CS-3-1	—	—	○IP65	C	—	○
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ラック	T41-P021	CS-3-1	—	—	○IP65	C	—	○
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット(WC2-1)制御盤	T41-P036	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット(WC2-2)制御盤	T41-P037	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット(WC2-1)	HVAC-WC2-1	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット(WC2-2)	HVAC-WC2-2	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
中央制御室換気系	中央制御室チラー冷水循環ポンプ(A)	HVAC-PMP-P2-3	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室チラー冷水循環ポンプ(B)	HVAC-PMP-P2-4	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタユニット(A)	HVAC-FLT-A	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタユニット(B)	HVAC-FLT-B	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-9A	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-9B	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室ブースターファン(A)	HVAC-E2-14A	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室ブースターファン(B)	HVAC-E2-14B	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室排気ファン	HVAC-E2-15	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-18A(MO)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-18B(MO)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-19A(MO)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-19B(MO)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁	SB2-20A(MO)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁	SB2-20B(MO)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	非常用MCRフィルタファンE2-14A(S)	DMP-A0-T41-F086	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	非常用MCRフィルタファンE2-14B(S)	DMP-A0-T41-F088	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	ファン(AH2-9A)入口ダンパ	DMP-A0-T41-F090	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	ファン(AH2-9B)入口ダンパ	DMP-A0-T41-F091	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	AH2-9(A)出口温度制御弁	TCV-T41-F084A	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
中央制御室換気系	AH2-9(B)出口温度制御弁	TCV-T41-F084B	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
スイッチギヤ室換気系	スイッチギヤ室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-10A	CS-3-1	—	—	○IP44	C	—	○
スイッチギヤ室換気系	スイッチギヤ室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-10B	CS-3-1	—	—	○IP44	C	—	○
スイッチギヤ室換気系	AH2-10A 外気取り入れダンパ	DMP-A0-T41-F056	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
スイッチギヤ室換気系	AH2-10B 外気取り入れダンパ	DMP-A0-T41-F059	CS-3-1	—	—	—	—	○	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」 「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (7/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
スイッチギヤ室換気系	AH2-10A 入口ダクト	DMP-A0-T41-F057	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
スイッチギヤ室換気系	AH2-10B 入口ダクト	DMP-A0-T41-F058	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
スイッチギヤ室換気系	HVAC SWITCHGEAR VENTILATING SYS.	PNL-T41-P023	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
スイッチギヤ室換気系	SWGR室チー冷水循環ポンプ (A)	HVAC-PMP-P2-5	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
スイッチギヤ室換気系	SWGR室チー冷水循環ポンプ (B)	HVAC-PMP-P2-6	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
スイッチギヤ室換気系	AH2-10 (A) 出口温度制御弁	TCV-T41-F005A	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
スイッチギヤ室換気系	AH2-10 (B) 出口温度制御弁	TCV-T41-F005B	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
スイッチギヤ室換気系	SWGRチーユニット (WC2-3A)	HVAC-WC2-3A	(C/S屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
スイッチギヤ室換気系	SWGRチーユニット (WC2-3B)	HVAC-WC2-3B	(C/S屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
スイッチギヤ室換気系	SWGRチーユニット (WC2-4A)	HVAC-WC2-4A	(C/S屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
スイッチギヤ室換気系	SWGRチーユニット (WC2-4B)	HVAC-WC2-4B	(C/S屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
バッテリー室換気系	バッテリー室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-12A	(C/S屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
バッテリー室換気系	バッテリー室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-12B	(C/S屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
バッテリー室換気系	バッテリー室排風機(A)	HVAC-E2-11A	CS-2-2	○	—	—	A	—	○
バッテリー室換気系	バッテリー室排風機(B)	HVAC-E2-11B	CS-2-2	○	—	—	A	—	○
バッテリー室換気系	E2-11 (A) 出口ダクト	DMP-A0-T41-F054	CS-2-2	○	—	—	A	—	○
バッテリー室換気系	E2-11 (B) 出口ダクト	DMP-A0-T41-F055	CS-2-2	○	—	—	A	—	○
バッテリー室換気系	HVAC BATTERY ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P022	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
直流電源設備	直流 125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
直流電源設備	直流 125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	RB-4-1	—	—	—	—	○	○
直流電源設備	直流 250V 蓄電池	250V DC BATTERY	TB-1-13	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 蓄電池 (2A)	125V DC 2A BATTERY	CS-1-1	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 蓄電池 (2B)	125V DC 2B BATTERY	CS-1-7 CS-1-8	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 蓄電池 (HPCS)	125V DC HPCS BATTERY	CS-1-2	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 250V 充電器 (常用, 予備)	250V DC BATT. CHARGER	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 充電器 (2A)	125V DC 2A BATT. CHARGER	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 充電器 (2B)	125V DC 2B BATT. CHARGER	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 充電器 (HPCS)	125V DC HPCS BATT. CHARGER	CS-1-4	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 250V ケーブル配電盤	250V DC TURB DIST CTR	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 配電盤 (2A)	125V DC DIST CTR 2A	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 配電盤 (2B)	125V DC DIST CTR 2B	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 配電盤 (HPCS)	125V DC DIST CTR HPCS	CS-1-4	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-1)	125V DC DIST PNL 2A-1	CS-1-3	○	—	—	A	—	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-2)	125V DC DIST PNL 2A-2	CS-1-3	○	—	—	A	—	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (8/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2B-1)	125V DC DIST PNL 2B-1	CS-1-3	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2B-2)	125V DC DIST PNL 2B-2	CS-1-3	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2A-2-1)	125V DC DIST PNL 2A-2-1	CS-B2-1	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2B-2-1)	125V DC DIST PNL 2B-2-1	CS-1-5	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(HPCS)	125V DC DIST PNL HPCS	CS-1-4	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 ±24V 分電盤(2A)	24V DC DIST PNL 2A	CS-1-3	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 ±24V 分電盤(2B)	24V DC DIST PNL 2B	CS-1-3	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 ±24V 充電器(2A)	24V DC 2A BATT. CHARGER	CS-1-3	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 ±24V 充電器(2B)	24V DC 2B BATT. CHARGER	CS-1-3	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 ±24V 蓄電池(2A)	24V DC 2A BATTERY	CS-1-6	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	直流 ±24V 蓄電池(2B)	24V DC 2B BATTERY	CS-1-8	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	地絡検出盤(直流分電盤 2A-1)	PNL-LCP-177	CS-1-3	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	地絡検出盤(直流分電盤 2A-2)	PNL-LCP-178	CS-1-3	○	一	一	A	一	○
直流電源設備	地絡検出盤(直流分電盤 2B-1)	PNL-LCP-179	CS-1-3	○	一	一	A	一	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC/D/EMIN. CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	RB-5-1	一	一	一	一	○	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002	RB-4-1	一	一	一	一	○	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46A	RB-5-1	一	一	○IP67	C	一	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46B	RB-5-1	一	一	○IP67	C	一	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC SKIMMER SURGE TANK LI	PNL-LCP-133	RB-6-1	一	一	一	一	○	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC 再循環ポンプ(A)	FPC-PMP-C001A	RB-4-19	一	一	一	一	○	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC 再循環ポンプ(B)	FPC-PMP-C001B	RB-4-19	一	一	一	一	○	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D(A) 出口弁	G41-102A(AO)	RB-4-6	一	○	一	B	一	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D(B) 出口弁	G41-102B(AO)	RB-4-9	一	○	一	B	一	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D(A) 出口流量制御弁	G41-FCV-11A	RB-4-6	一	○	一	B	一	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D(B) 出口流量制御弁	G41-FCV-11B	RB-4-9	一	○	一	B	一	○
燃料プールの冷却浄化系	FPC スキマーシタンク補給水弁	7-18V71(MO)	RB-5-1	一	一	一	一	○	○
燃料プールの冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (スイッチ)	LSH-G41-N004	RB-5-6	一	一	一	一	○	○
燃料プールの冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッチ)	LSL-G41-N005	RB-5-6	一	一	一	一	○	○
燃料プールの冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL (スイッチ)	LSLL-G41-N006	RB-5-6	一	一	一	一	○	○
燃料プールの冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (伝送器)	LT-G41-N100	RB-5-6	一	一	○IP67	C	一	○
燃料プールの冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ)	PSL-G41-N007A	RB-4-1	一	一	○NEMA-4	C	一	○
燃料プールの冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ)	PSL-G41-N007B	RB-4-1	一	一	○NEMA-4	C	一	○
燃料プールの冷却浄化系	FUEL POOL TEMP (検出器)	TE-G41-N015	SFP 内	一	一	一	一	○	○
バイパス交流電源設備	バイパス交流分電盤	PNL-VITAL-AC-1	CS-2-1	○	一	一	A	一	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (9/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 ○：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 ○：無	判定基準	対策実施 ○：有 ○：無	評価結果 ○：良 ×：否
パワール交流電源設備	パワール交流分電盤 2	PNL-VITAL-AC-2	CS-1-5	○	—	—	A	—	○
パワール交流電源設備	パワール交流電源装置	PNL-SUPS	CS-1-5	○	—	—	A	—	○
非常用ガス再循環系	FRVS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-43	RB-5-1	—	○	—	B	—	○
非常用ガス再循環系	FRVS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-44	RB-5-14	—	○	—	B	—	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A)ヒータ制御盤	PNL-LCP-122	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B)ヒータ制御盤	PNL-LCP-125	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS 排風機(A)	HVAC-E2-13A	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS 排風機(B)	HVAC-E2-13B	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A)フィルタ	FRVS-FLT-A	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B)フィルタ	FRVS-FLT-B	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6A	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6B	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A)入口ダンパ	SB2-5A(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B)入口ダンパ	SB2-5B(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A)出口ダンパ	SB2-7A(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B)出口ダンパ	SB2-7B(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁(A)	SB2-12A(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁(B)	SB2-12B(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS 循環ダンパ (SB2-13A)	SB2-13A(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS 循環ダンパ (SB2-13B)	SB2-13B(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-909A	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-909B	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-910A	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-910B	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940A	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940B	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941A	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941B	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1A	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1B	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4A	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4B	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-116	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-119	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
非常用ガス処理系	SGTS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-47	RB-5-14	—	—	○IP67	C	—	○

判定基準

A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

—：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (10/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・区画化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様・被水防護措置 ○ : 有 - : 無	判定基準	対策実施 ○ : 有 - : 無	評価結果 ○ : 良 × : 否
非常用ガス処理系	SGTS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-48	RB-5-14	-	-	○IP67	C	-	○
非常用ガス処理系	SGTS 排風機(A)	HVAC-E2-10A	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS 排風機(B)	HVAC-E2-10B	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)フィルタ	SGTS-FLT-A	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)フィルタ	SGTS-FLT-B	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7A	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7B	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)入口ダンプ	SB2-9A(A0)	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)入口ダンプ	SB2-9B(A0)	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)出口ダンプ	SB2-11A(A0)	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)出口ダンプ	SB2-11B(A0)	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921A	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921B	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922A	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922B	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-950A	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-950B	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-951A	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-951B	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	TE-26-30.1A	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-30.1B	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4A	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4B	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス再循環系 /非常用ガス処理系	FRVS-SGTS(A)HEATER CONT. PNL	LCP-133	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス再循環系 /非常用ガス処理系	FRVS-SGTS(B)HEATER CONT. PNL	LCP-134	RB-5-14	-	-	-	-	○	○
非常用ガス再循環系 /非常用ガス処理系	FRVS SGTS 系入口ダンプ (SB2-4A)	SB2-4A(A0)	RB-5-1	-	-	-	-	○	○
非常用ガス再循環系 /非常用ガス処理系	FRVS SGTS 系入口ダンプ (SB2-4B)	SB2-4B(A0)	RB-5-1	-	-	-	-	○	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 制御盤	DGCP/2C	CS-B1-5	-	○	-	B	-	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2C	CS-B1-5	-	○	-	B	-	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2C	CS-B1-5	-	○	-	B	-	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-2C	CS-B1-5	-	○	-	B	-	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 交流リアクトル盤	PNL-ACX-2C	CS-B1-5	-	○	-	B	-	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2C	CS-B1-5	-	○	-	B	-	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 可飽和変流器	PNL-SCT-2C	CS-B1-5	-	○	-	B	-	○

判定基準

- A : 溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B : 溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C : 溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一: 被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (11/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C INST. RACK	R-56	CS-B1-5	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK	R-65	CS-B1-5	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	2C ディーゼル発電機/機関	GEN-DG-2C/DGU-2C	CS-B1-5	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ(L側)	DG-2C-AE-FLT -INTAKE-L	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ(R側)	DG-2C-AE-FLT -INTAKE-R	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 潤滑油ポンプタンク	DG-VSL-2C-DGLO-1	CS-B2-5	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C シリンダ-油タンク	DG-VSL-2C-DGLO-2	CS-B1-5	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 機関ベント管	7-8-DGLO-113	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 潤滑油ポンプタンクベント管	7-6-DGLO-125	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 燃料油タンク(燃料タンク)	DG-VSL-2C-D0-1	CS-B1-8	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 燃料油タンクベント管	3-11/4-D0-120	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 始動用電磁弁(No.1)	3-14E147D-1	CS-B1-5	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 始動用電磁弁(No.2)	3-14E147D-2	CS-B1-5	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	燃料タンク液面レベルスイッチ(2C)	DG-LITS-105	CS-B1-8	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 制御盤	DGCP/2D	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2D	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2D	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-2D	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 交流リアクトル盤	PNL-ACX-2D	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2D	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 可飽和変流器	PNL-SCT-2D	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D INST. RACK	R-52	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK	R-64	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	2D ディーゼル発電機/機関	GEN-DG-2D/DGU-2D	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ(L側)	DG-2D-AE-FLT -INTAKE-L	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ(R側)	DG-2D-AE-FLT -INTAKE-R	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 潤滑油ポンプタンク	DG-VSL-2D-DGLO-1	CS-B2-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D シリンダ-油タンク	DG-VSL-2D-DGLO-2	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 機関ベント管	7-8-DGLO-113	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 潤滑油ポンプタンクベント管	7-6-DGLO-125	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 燃料油タンク(燃料タンク)	DG-VSL-2D-D0-1	CS-B1-6	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 燃料油タンクベント管	3-11/4-D0-20	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 始動用電磁弁(No.1)	3-14-E47D-1	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 始動用電磁弁(No.2)	3-14-E47D-2	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (12/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
非常用ディーゼル発電設備	燃料タンク液面レベルスイッチ(2D)	DG-LITS-5	CS-B1-6	—	○	—	B	—	○
非常用ディーゼル発電機海水系	DGSW ポンプ(2C)	DGSW-PMP-2C	(取水口)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
非常用ディーゼル発電機海水系	DGSW ポンプ(2D)	DGSW-PMP-2D	(取水口)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	DG HPCS 制御盤	DGCP/2H	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-HPCS	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-HPCS	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-HPCS	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 交流リアクトル盤	PNL-ACX-HPCS	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-HPCS	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 可飽和変流器盤	PNL-SCT-HPCS	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	DG HPCS INST. RACK	R-60	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK	R-66	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS ディーゼル発電機/機関	GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ(L側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-L	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ(R側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-R	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 潤滑油ポンプタンク	DG-VSL-HPCS-DGLO-1	CS-B2-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG シリンダー油タンク	DG-VSL-HPCS-DGLO-2	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 機関ベント管	7-8-DGLO-213	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 潤滑油ポンプタンクベント管	7-6-DGLO-225	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 燃料油タンク(燃料タンク)	DG-VSL-HPCS-DO-1	CS-B1-7	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 燃料油タンクベント管	3-11/4-DO-220	(C/S 屋上)	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁(No.1)	3-14E247D-1	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁(No.2)	3-14E247D-2	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電設備	燃料タンク液面レベルスイッチ(HPCS)	DG-LITS-205	CS-B1-7	—	○	—	B	—	○
高圧炉心スプレッド発電機海水系	HPCS-DGSW ポンプ	DGSW-PMP-HPCS	(取水口)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
ディーゼル室換気系	DG 2C ルーフベントファン	PV2-10	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
ディーゼル室換気系	DG 2C ルーフベントファン	PV2-11	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
ディーゼル室換気系	DG 2D ルーフベントファン	PV2-6	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
ディーゼル室換気系	DG 2D ルーフベントファン	PV2-7	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
ディーゼル室換気系	DG HPCS ルーフベントファン	PV2-8	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
ディーゼル室換気系	DG HPCS ルーフベントファン	PV2-9	(C/S 屋上)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入タンク(A)	A0-T41-F060A	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入タンク(B)	A0-T41-F060B	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入タンク(C)	A0-T41-F060C	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入タンク(D)	A0-T41-F060D	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (13/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (E)	A0-T41-F060E	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (F)	A0-T41-F060F	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F061A	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F061B	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F061C	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F061D	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HVAC D/G 2D EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P008	CS-B1-3	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F062A	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F062B	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F062C	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F062D	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F063A	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F063B	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F063C	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F063D	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P009	CS-B1-4	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F064A	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F064B	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F064C	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F064D	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F065A	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F065B	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F065C	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F065D	(C/S 屋上)	—	○	—	B	—	○
ディーゼル室換気系	HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P010	CS-B1-5	—	○	—	B	—	○
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ (A)	DO-PMP-A	(屋外)	—	—	—	—	○	○
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ (B)	DO-PMP-B	(屋外)	—	—	—	—	○	○
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ (C)	DO-PMP-C	(屋外)	—	—	—	—	○	○
ディーゼル発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク	—	(屋外)	—	—	—	—	—	—
プロセス放射線モニタ系	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003A	RB-3-2	—	—	—	—	○	○
プロセス放射線モニタ系	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003B	RB-3-2	—	—	—	—	○	○
プロセス放射線モニタ系	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003C	RB-3-2	—	—	—	—	○	○
プロセス放射線モニタ系	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003D	RB-3-2	—	—	—	—	○	○
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (検出器)	D17-N009A	CS-3-2	○	—	—	A	—	○
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (検出器)	D17-N009B	CS-3-2	○	—	—	A	—	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (14/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 ○：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 ○：無	判定基準	対策実施 ○：有 ○：無	評価結果 ○：良 ×：否
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (C) (検出器)	D17-N009C	CS-3-2	○	-	-	A	-	○
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (D) (検出器)	D17-N009D	CS-3-2	○	-	-	A	-	○
プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A) (検出器)	D17-N300A	RB-6-1	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B) (検出器)	D17-N300B	RB-6-1	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C) (検出器)	D17-N300C	RB-6-1	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D) (検出器)	D17-N300D	RB-6-1	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (A) プリアンプ	RAM-D17-K020A	TB-1-2	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (B) プリアンプ	RAM-D17-K020B	TB-1-2	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (A) (検出器)	D17-N002A	TB-B1-1	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (B) (検出器)	D17-N002B	TB-B1-1	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (A) プリアンプ	RAM-D17-K030A	RW-2-11	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (B) プリアンプ	RAM-D17-K030B	RW-2-11	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (A) (検出器)	D17-N022A	RW-2-11	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (B) (検出器)	D17-N022B	RW-2-11	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT (A) プリアンプ	RAM-D17-K500A	RW-2-3	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT (B) プリアンプ	RAM-D17-K500B	RW-2-3	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011	RW-2-3	-	-	○NEMA-4	C	-	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011-1	RW-2-3	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP LINEAR (検出器)	D17-N021	TB-B1-1	-	-	-	-	○	○
プロセス放射線モニタ系	光変換器盤収納盤	D17-P112	CS-B1-1	○	-	-	A	-	○
プロセス放射線モニタ系	光変換器盤収納盤	-	スタック建屋	○	-	-	A	-	○
プロセス放射線モニタ系	排気筒モニタ盤	D17-P012	スタック建屋	○	-	-	A	-	○
プロセス放射線モニタ系	主排気筒モニタカク スンブラ (A)	D17-P101A	スタック建屋	○	-	-	A	-	○
プロセス放射線モニタ系	主排気筒モニタカク スンブラ (B)	D17-P101B	スタック建屋	○	-	-	A	-	○
ほう酸水注入系	SLC 計装パック	H22-P011	RB-5-3	-	-	-	-	○	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ (A)	SLC-PMP-C001A	RB-5-3	-	-	-	-	○	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ (B)	SLC-PMP-C001B	RB-5-3	-	-	-	-	○	○
ほう酸水注入系	ほう酸水貯蔵タンク	SLC-VSL-A001	RB-5-3	-	-	-	-	○	○
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁 (A)	C41-F001A (MO)	RB-5-3	-	-	-	-	○	○
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁 (B)	C41-F001B (MO)	RB-5-3	-	-	-	-	○	○
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁 (A)	C41-F004A	RB-5-3	-	-	-	-	○	○
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁 (B)	C41-F004B	RB-5-3	-	-	-	-	○	○
ほう酸水注入系	SLC テスト逆止弁ベイス弁	C41-FF004 (AO)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
ほう酸水注入系	SLC PUMP DISCH PRESS (伝送器)	PT-C41-N004	RB-5-3	-	-	○IP67	C	-	○
補機冷却海水系	ASW ポンプ (A)	ASW-PMP-A	(取水口)	-	-	○屋外仕様	C	-	○
補機冷却海水系	ASW ポンプ (B)	ASW-PMP-B	(取水口)	-	-	○屋外仕様	C	-	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (15/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
補機冷却海水系	ASW ポンプ (C)	ASW-PMP-C	(取水口)	—	—	○屋外仕様	C	—	○
漏えい検出系	核分裂生成物モータ系サブリング弁	E31-F010A(A0)	RB-3-2	—	—	○IP65, 67	C	—	○
漏えい検出系	核分裂生成物モータ系サブリング弁	E31-F010B(A0)	RB-B1-1	—	—	○IP65, 67	C	—	○
漏えい検出系	核分裂生成物モータ系サブリング弁	E31-F011A(A0)	RB-3-2	—	—	○IP65, 67	C	—	○
漏えい検出系	核分裂生成物モータ系サブリング弁	E31-F011B(A0)	RB-B1-1	—	—	○IP65, 67	C	—	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N029A	RB-3-1	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N029B	RB-3-1	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N029C	RB-3-1	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N029D	RB-3-1	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N030A	RB-2-9	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N030B	RB-2-9	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N030C	RB-2-9	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N030D	RB-2-9	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N031A	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N031B	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N031C	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N031D	RB-2-1	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N039A	TB-1-15	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N039B	TB-1-15	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N039C	TB-1-15	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N039D	TB-1-15	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N040A	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N040B	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N040C	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N040D	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N041A	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N041B	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N041C	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N041D	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N042A	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N042B	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N042C	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N042D	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N043A	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N043B	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N043C	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N043D	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N044A	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N044B	TB-1-16	—	—	—	—	○	○

判定基準

A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (16/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N044C	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N044D	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N045A	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N045B	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N045C	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N045D	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N046A	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N046B	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N046C	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N046D	TB-1-16	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N047A	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N047B	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N047C	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N047D	TB-1-14	—	—	—	—	○	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS ヒータ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS ヒータ制御盤(B)	PNL-FCS-HEATER-B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS(A) 系統流量計装	—	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS(B) 系統流量計装	—	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS ﾌﾞﾛｰ(A)	FCS-HVA-T49-BLOWER-A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS ﾌﾞﾛｰ(B)	FCS-HVA-T49-BLOWER-B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 再結合器(A)	FCS-HEX-1A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 再結合器(B)	FCS-HEX-1B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 加熱器(A)	FCS-HEX-HTR-A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 加熱器(B)	FCS-HEX-HTR-B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS(A) 冷却器冷却水元弁	E12-FF104A(MO)	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS(B) 冷却器冷却水元弁	E12-FF104B(MO)	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10A(MO)	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10B(MO)	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 入口制御弁	FV-1A(MO)	RB-3-1	—	—	—	—	○	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 入口制御弁	FV-1B(MO)	RB-3-2	—	—	—	—	○	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 再循環制御弁	FV-2A(MO)	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS 再循環制御弁	FV-2B(MO)	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS(A) 系入口管隔離弁	2-43V-1A(MO)	RB-2-8	—	—	—	—	○	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS(B) 系入口管隔離弁	2-43V-1B(MO)	RB-2-3	—	—	—	—	○	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS(A) 系出口弁	2-43V-2A(MO)	RB-1-1	—	—	—	—	○	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS(B) 系出口弁	2-43V-2B(MO)	RB-1-2	—	—	—	—	○	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (17/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
可燃性ガス濃度制御系	FCS(A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)	RB-1-1	—	—	—	—	○	○
可燃性ガス濃度制御系	FCS(B)系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)	RB-1-2	—	—	—	—	○	○
可燃性ガス濃度制御系	フワフ(A)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	フワフ(B)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	加熱管2/3位置(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-4A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	加熱管2/3位置(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-4B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	加熱管(A)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	加熱管(B)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	加熱管(A)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	加熱管(B)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	再結合(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-7A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	再結合(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-7B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	再結合器(A)壁温度(検出器)	TE-T49-8A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	再結合器(B)壁温度(検出器)	TE-T49-8B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	再循環(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-9A	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
可燃性ガス濃度制御系	再循環(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-9B	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC DIV-I 計装 Rack	H22-P017	RB-B1-1	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC DIV-II 計装 Rack	H22-P029	RB-B1-9	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC TURBINE CONTROL BOX	LCP-105	CS-3-1	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	FI-E51-N002 計器収納箱	—	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ポンプ / タービン	RCIC-PMP-C001 / TBN-RCIC-C002	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 真空ポンプ	RCIC-PMP-VAC	RB-B2-17	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 復水ポンプ	RCIC-PMP-COND	RB-B2-17	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 蒸気入口ドレンボット排水弁	E51-F025(AO)	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ハキュームタンク復水排水弁	E51-F004(AO)	RB-B2-17	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ハキュームタンク復水排水弁	E51-F005(AO)	RB-B2-17	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	油圧作動弁 ガバナ弁	GOVERNING VALVE	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	ガバナ	—	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC トリップ / スロットル弁	E51-C002(MO)	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 注入弁	E51-F013(MO)	RB-4-1	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ミロー弁	E51-F019(MO)	RB-B2-10	—	—	—	—	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ポンプ サプレッションバルブ水供給弁	E51-F031(MO)	RB-B2-10	—	—	—	—	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 蒸気供給弁	E51-F045(MO)	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁	E51-F046(MO)	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (18/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 一：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 一：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 一：無	判定基準	対策実施 ○：有 一：無	評価結果 ○：良 ×：否
原子炉隔離時冷却系	RCIC 外側隔離弁	E51-F064 (M0)	RB-3-6	—	—	—	—	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC タービン排気弁	E51-F068 (M0)	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 真空ポンプ 出口弁	E51-F069 (M0)	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 弁 (E51-F045) バイパス弁	E51-F095 (M0)	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 弁 (E51-F065) 均圧弁	E51-FF008 (A0)	RB-4-1	—	—	—	—	○	○
原子炉隔離時冷却系	PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ)	PSH-E51-N020	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	PUMP DISCHARGE H/L FLOW (伝送器)	FT-E51-N002	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC PUMP DISCHARGE FLOW (伝送器)	FT-E51-N003	RB-B2-10	—	○	—	B	—	○
原子炉建屋換気系	HPCS ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-1	RB-B2-19	—	○	—	B	—	○
原子炉建屋換気系	HPCS ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-2	RB-B2-1	—	○	—	B	—	○
原子炉建屋換気系	LPCS ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-3	RB-B2-13	—	○	—	B	—	○
原子炉建屋換気系	RCIC ポンプ・タービン室空調機	HVAC-AH2-4	RB-B2-17	—	○	—	B	—	○
原子炉建屋換気系	RHR (B) ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-5	RB-B2-3	—	○	—	B	—	○
原子炉建屋換気系	RHR (C) ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-6	RB-B2-6	—	○	—	B	—	○
原子炉建屋換気系	RHR (A) ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-7	RB-B2-7	—	○	—	B	—	○
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ゲート (通常系)	SB2-1A (A0)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ゲート (通常系)	SB2-1B (A0)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ゲート	SB2-1C (A0)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ゲート	SB2-1D (A0)	CS-3-1	—	—	—	—	○	○
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ゲート (通常系)	SB2-2A (A0)	CS-3-2	○	—	—	A	—	○
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ゲート (通常系)	SB2-2B (A0)	CS-3-2	○	—	—	A	—	○
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ゲート	SB2-2C (A0)	CS-3-3	○	—	—	A	—	○
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ゲート	SB2-2D (A0)	CS-3-3	○	—	—	A	—	○
原子炉再循環系	原子炉再循環系 (A) 計装パック	H22-P022	RB-2-9	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉再循環系	原子炉再循環系 (B) 計装パック	H22-P006	RB-2-8	—	—	○IP67	C	—	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁	B35-F060A-V1 (A0)	RB-3-6	—	—	—	—	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁	B35-F060B-V2 (A0)	RB-3-5	—	—	—	—	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁	B35-F060A-V3 (A0)	RB-3-6	—	—	—	—	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁	B35-F060B-V4 (A0)	RB-3-5	—	—	—	—	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁	B35-F060A-V5 (A0)	RB-3-6	—	—	—	—	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁	B35-F060B-V6 (A0)	RB-3-5	—	—	—	—	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁	B35-F060A-V7 (A0)	RB-3-6	—	—	—	—	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁	B35-F060B-V8 (A0)	RB-3-5	—	—	—	—	○	○
原子炉冷却材浄化系	CUW 外側隔離弁	G33-F004 (M0)	RB-2-10	—	—	—	—	○	○
高圧炉心スプレイ系	HPCS DIV-III 計装パック	H22-P024	RB-B1-9	—	—	○IP67	C	—	○

判定基準

A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (19/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 -:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 -:無	判定基準	対策実施 ○:有 -:無	評価結果 ○:良 ×:否
高圧炉心スプレ系	HPCS ポンプ	HPCS-PMP-C001	RB-B2-18	-	○	-	B	-	○
高圧炉心スプレ系	HPCS ポンプ 入口弁 (CST 側)	E22-F001 (M0)	RB-B1-2	-	○	-	B	-	○
高圧炉心スプレ系	HPCS 注入弁	E22-F004 (M0)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
高圧炉心スプレ系	HPCS ミゾ弁	E22-F012 (M0)	RB-B2-19	-	-	-	-	○	○
高圧炉心スプレ系	HPCS ポンプ 入口弁 (S/P 側)	E22-F015 (M0)	RB-B2-1	-	-	-	-	○	○
高圧炉心スプレ系	CST WATER LEVEL (伝送器)	LT-E22-N054A	CST-B1-1	-	○	-	B	-	○
高圧炉心スプレ系	CST WATER LEVEL (伝送器)	LT-E22-N054B	CST-B1-1	-	○	-	B	-	○
高圧炉心スプレ系	CST WATER LEVEL (伝送器)	LT-E22-N054C	CST-B1-1	-	○	-	B	-	○
高圧炉心スプレ系	CST WATER LEVEL (伝送器)	LT-E22-N054D	CST-B1-1	-	○	-	B	-	○
低圧炉心スプレ系	LPCS 計装ツク	H22-P001	RB-B1-1	-	-	○IP67	C	-	○
低圧炉心スプレ系	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	RB-B2-12	-	○	-	B	-	○
低圧炉心スプレ系	LPCS ポンプ 入口弁	E21-F001 (M0)	RB-B2-12	-	-	-	-	○	○
低圧炉心スプレ系	LPCS 注入弁	E21-F005 (M0)	RB-3-1	-	-	-	-	○	○
低圧炉心スプレ系	LPCS ミゾ弁	E21-F011 (M0)	RB-B2-12	-	-	-	-	○	○
中央制御室制御盤	プロセス放射線モニタ記録計盤	H13-P600	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	非常用炉心冷却系制御盤	H13-P601	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	原子炉補機制御盤	H13-P602	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	原子炉制御操作盤	H13-P603	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	プロセス放射線モニタ計装盤	H13-P604	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	TIP 制御盤	H13-P607	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	出力領域モニタ計装盤	H13-P608	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(A)継電器盤	H13-P609	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(B)継電器盤	H13-P611	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	プロセス計装盤	H13-P613	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	原子炉廻り温度記録計盤	H13-P614	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	プロセス計装盤	H13-P617	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	残留熱除去系(B),(C)補助継電器盤	H13-P618	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	ジェットポンプ計装盤	H13-P619	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	原子炉隔離時冷却系継電器盤	H13-P621	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤	H13-P622	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤	H13-P623	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	高圧炉心スプレ系継電器盤	H13-P625	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	自動減圧系(A)継電器盤	H13-P628	CS-2-1	○	-	-	A	-	○
中央制御室制御盤	低圧炉心スプレ系、残留熱除去系(A)補助継電器盤	H13-P629	CS-2-1	○	-	-	A	-	○

判定基準

- A: 溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B: 溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C: 溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- : 被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (20/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 ○：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 ○：無	判定基準	対策実施 ○：有 ○：無	評価結果 ○：良 ×：否
中央制御室制御盤	自動減圧系(B)継電器盤	H13-P631	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	漏えい検出系操作盤	H13-P632	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	プロセス放射線モニタ、起動時領域モニタ(A)操作盤	H13-P635	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	プロセス放射線モニタ、起動時領域モニタ(B)操作盤	H13-P636	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	格納容器雰囲気監視系(A)操作盤	H13-P638	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	格納容器雰囲気監視系(B)操作盤	H13-P639	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	漏えい検出系操作盤	H13-P642	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	サプレッションプール温度記録計盤(A)	H13-P689	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	サプレッションプール温度記録計盤(B)	H13-P690	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(1A)トリップユニット盤	H13-P921	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(1B)トリップユニット盤	H13-P922	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(2A)トリップユニット盤	H13-P923	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(2B)トリップユニット盤	H13-P924	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-I-1)トリップユニット盤	H13-P925	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-II-1)トリップユニット盤	H13-P926	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-I-2)トリップユニット盤	H13-P927	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	高圧炉心スプレイ系トリップユニット盤	H13-P929	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	所内電気操作盤	CP-1	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	タービン発電機操作盤	CP-2	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	タービン補機操作盤	CP-3	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	タービン補機盤	CP-4	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	窒素置換—空調換気制御盤	CP-5	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	非常用ガス処理系、非常用ガス循環系(A)操作盤	CP-6A	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	非常用ガス処理系、非常用ガス循環系(B)操作盤	CP-6B	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	TURB. GEN TEST&CHECKOUT V. B	CP-7	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	TURBINE GENERATOR V. B	CP-8	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	タービン補機補助継電器盤	CP-9	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤	CP-10A	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤	CP-10B	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	予備変圧器保護リレー盤	CP-10C	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	タービン補機盤	CP-11	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	MSIV-LCS(A)制御盤	CP-13	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	MSIV-LCS(B)制御盤	CP-14	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	可燃性ガス濃度制御盤(A)	CP-15	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	可燃性ガス濃度制御盤(B)	CP-16	CS-2-1	○	—	—	A	—	○

判定基準

A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

—：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (21/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 ○：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 ○：無	判定基準	対策実施 ○：有 ○：無	評価結果 ○：良 ×：否
中央制御室制御盤	送・受電系統制御盤	CP-30	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	OFF GAS CHACOAL SYS. V. B	CP-31	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中央制御室制御盤	閉閉所保護リレー盤	CP-32	CS-2-1	○	—	—	A	—	○
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P030	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P031	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P032	RB-3-1	—	○	—	B	—	○
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P033	RB-3-2	—	○	—	B	—	○
中性子計装系	TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	RB-2-8	—	—	—	—	○	○
中性子計装系	TIP N2 隔離弁	C51-S0-F010 (電磁弁)	RB-2-6	—	—	—	—	○	○
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ステムリフト弁(A)	E32-FF009A(MO)	RB-1-1	—	—	—	—	○	○
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ステムリフト弁(B)	E32-FF009B(MO)	RB-1-2	—	—	—	—	○	○
ドライウエル冷却系	ドライウエル冷水入口隔離弁	7-90V13(MO)	RB-2-8	—	—	—	—	○	○
ドライウエル冷却系	ドライウエル冷水出口隔離弁	7-90V17(MO)	RB-2-8	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	エアバージ供給入口弁	2-26B-1(A0)	RB-2-8	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	格納容器バージ弁	2-26B-2(A0)	RB-2-9	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	サブレーション・チェンバ真空破壊止め弁	2-26B-3(A0)	RB-1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	サブレーション・チェンバ真空破壊止め弁	2-26B-4(A0)	RB-1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	サブレーション・チェンババージ弁	2-26B-5(A0)	RB-1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	サブレーション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-6(A0)	RB-1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	格納容器/サブレーション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-7(A0)	RB-2-8	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	N2ガスバージ供給弁	2-26B-8(A0)	RB-2-8	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	格納容器N2ガス供給弁	2-26B-9(A0)	RB-2-9	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	サブレーション・チェンバベント弁	2-26B-10(A0)	RB-1-2	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	サブレーション・チェンバベント弁	2-26B-11(A0)	RB-1-2	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	ドライウエルベント弁	2-26B-12(A0)	RB-4-3	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	原子炉建屋換気系ベント弁(SB2-14)	2-26B-13(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	FRVS ベント弁(SB2-3)	2-26B-14(A0)	RB-5-14	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	ドライウエル 2インチベント弁	2-26V9(A0)	RB-4-3	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	RB-B1-1	—	—	—	—	○	○
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V87(電磁弁)	RB-B1-2	—	—	—	—	○	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (22/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 -:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 -:無	判定基準	対策実施 ○:有 -:無	評価結果 ○:良 ×:否
不活性ガス系	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V88(電磁弁)	RB-B1-2	-	-	-	-	○	○
不活性ガス系	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V89(電磁弁)	RB-B1-2	-	-	-	-	○	○
不活性ガス系	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V90(電磁弁)	RB-B1-2	-	-	-	-	○	○
不活性ガス系	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V91(電磁弁)	RB-B1-2	-	-	-	-	○	○
不活性ガス系	PCV PRESS (A) (伝送器)	PT-26-79.51A	RB-3-2	-	-	○IP67	C	-	○
不活性ガス系	PCV PRESS (B) (伝送器)	PT-26-79.51B	RB-3-2	-	-	○IP67	C	-	○
不活性ガス系	PCV PRESS	PT-26-79.53	RB-3-1	-	-	○IP67	C	-	○
不活性ガス系	PCV PRESS (伝送器)	PT-26-79.5R	RB-3-2	-	-	○IP67	C	-	○
不活性ガス系	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A	RB-1-1	-	○	-	B	-	○
不活性ガス系	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B	RB-1-2	-	○	-	B	-	○
不活性ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-26-79.5R	RB-B2-6	-	-	○IP67	C	-	○
不活性ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A	RB-B2-13	-	○	-	B	-	○
不活性ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79.5B	RB-B2-6	-	○	-	B	-	○
事故時ポンプリンク系	D/W内ポンプリンクパイプ弁	V25-1008(電磁弁)	RB-3-1	-	○	-	B	-	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ポンプリンク弁	25-51A1(電磁弁)	RB-4-2	-	-	-	-	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ポンプリンク弁	25-51A2(電磁弁)	RB-4-2	-	-	-	-	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ポンプリンク弁	25-51B1(電磁弁)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ポンプリンク弁	25-51B2(電磁弁)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ポンプリンク弁	25-51C1(電磁弁)	RB-2-3	-	-	-	-	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ポンプリンク弁	25-51C2(電磁弁)	RB-2-3	-	-	-	-	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ポンプリンク弁	25-51D1(電磁弁)	RB-1-2	-	-	-	-	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ポンプリンク弁	25-51D2(電磁弁)	RB-1-2	-	-	-	-	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	RB-B1-1	-	-	-	-	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2電磁弁	RB-B1-1	-	-	-	-	○	○
試料採取系	PLR 炉水ポンプリンク弁(外側隔離弁)	B35-F020(AO)	RB-3-2	-	-	-	-	○	○
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁(外側)	G13-F129(AO)	RB-B1-8	-	-	-	-	○	○
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁(内側)	G13-F130(AO)	RB-B1-8	-	-	-	-	○	○
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁(外側)	G13-F132(AO)	RB-B1-8	-	-	-	-	○	○
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁(内側)	G13-F133(AO)	RB-B1-8	-	-	-	-	○	○
復水移送系	復水移送ポンプ(A)	MUW-PMP-CST-A	TB-B1-6	-	-	-	-	○	○
復水移送系	復水移送ポンプ(B)	MUW-PMP-CST-B	TB-B1-6	-	-	-	-	○	○
復水移送系	COND TRANS PUMP DISCH PRESS	PT-18-190.5	TB-B1-6	-	-	○IP67	C	-	○
復水移送系	CST (A) LEVEL(伝送器)	LT-18-190A	CST-B1-2	-	-	○IP67	C	-	○
復水移送系	CST (B) LEVEL(伝送器)	LT-18-190B	CST-B1-2	-	-	○IP67	C	-	○
気体廃棄物処理系	OFF GAS SYSTEM INST. RACK	PNL-LR-R-4	TB-1-4	-	-	○IP67	C	-	○

判定基準

A: 溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B: 溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C: 溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

-: 被水による影響あり。

第3表 想定破損による被水影響評価結果まとめ (23/23)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源、天井開口又は貫通部の有無 -：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 -：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 -：無	判定基準	対策実施 ○：有 -：無	評価結果 ○：良 ×：否
気体廃棄物処理系	OFF GAS PREHEATERS TEMP	TE-23-164	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	主蒸気式空気抽出器(A) 出口弁	6-23V1 (MO)	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	主蒸気式空気抽出器(B) 出口弁	6-23V2 (MO)	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	オフガスプレヒータ(A) 入口弁	6-23V5 (AO)	TB-1-19	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	オフガスプレヒータ(B) 入口弁	6-23V4 (AO)	TB-1-17	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	排ガス予熱器(A) 蒸気温度制御弁	TCV-23-164. 1A (AO)	TB-1-2	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	排ガス予熱器(B) 蒸気温度制御弁	TCV-23-164. 1B (AO)	TB-1-6	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	排ガス空気抽出器(A) 入口弁	OGC-F019A (AO)	RW-1-4	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	排ガス空気抽出器(B) 入口弁	OGC-F019B (AO)	RW-1-4	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	排ガス空気抽出器(A) 再循環圧力制御弁	PCV-F051A	RW-1-4	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	排ガス空気抽出器(B) 再循環圧力制御弁	PCV-F051B	RW-1-4	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	排ガス空気抽出器(A) 入口弁	OGC-F103A (AO)	RW-1-4	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	排ガス空気抽出器(B) 入口弁	OGC-F103B (AO)	RW-1-4	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER (A)	-	TB-1-19	-	-	-	-	○	○
気体廃棄物処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER (B)	-	TB-1-17	-	-	-	-	○	○
空気抽出系	第1段 SJAE (A) 空気入口弁	6-22V2 (MO)	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
空気抽出系	第1段 SJAE (B) 空気入口弁	6-22V3 (MO)	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	A0-7-119A	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	A0-7-119B	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
タービン補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(A) 第1段蒸気入口弁	6-7V31A (MO)	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
タービン補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(A) 第2段蒸気入口弁	6-7V31B (MO)	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
タービン補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(B) 第1段蒸気入口弁	6-7V32A (MO)	TB-1-8	-	-	-	-	○	○
タービン補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(B) 第2段蒸気入口弁	6-7V32B (MO)	TB-1-8	-	-	-	-	○	○

判定基準

- A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
 - B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
 - C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」「NEMA (National Electrical Manufacturers Association) による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。
- 一：被水による影響あり。

消火水による没水評価結果

7. の消火水による没水影響評価方針より実施した評価にて、溢水の発生を想定する区画について第1表に、没水による防護対象設備の機能維持の確認及びプラントの安全機能維持が確保されていることを確認した結果を第2表に示す。

第1表 消火活動に伴う溢水の有無について (1/7)

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量(m ³)
RB-6-1	有	消火栓	46.8
RB-5-1	有	消火栓	46.8
(RB-5-2)	有	消火栓	46.8
RB-5-3	有	消火栓	46.8
(RB-5-4)	有	消火栓	46.8
(RB-5-5)	有	消火栓	46.8
RB-5-6	有	消火栓	46.8
(RB-5-7)	有	消火栓	46.8
(RB-5-8)	有	消火栓	46.8
(RB-5-9)	有	消火栓	46.8
(RB-5-10)	有	消火栓	46.8
(RB-5-11)	有	消火栓	46.8
(RB-5-12)	有	消火栓	46.8
(RB-5-13)	有	消火栓	46.8
RB-5-14	有	消火栓	46.8
(RB-5-15)	有	消火栓	46.8
RB-4-1	有	消火栓	46.8
RB-4-2	有	消火栓	46.8
RB-4-3	有	消火栓	46.8
(RB-4-4)	有	消火栓	46.8
(RB-4-5)	有	消火栓	46.8
RB-4-6	有	消火栓	46.8
(RB-4-7)	有	消火栓	46.8
(RB-4-8)	有	消火栓	46.8
RB-4-9	有	消火栓	46.8
(RB-4-10)	有	消火栓	46.8
(RB-4-11)	有	消火栓	46.8
(RB-4-12)	有	消火栓	46.8
(RB-4-13)	有	消火栓	46.8
(RB-4-14)	有	消火栓	46.8
(RB-4-15)	有	消火栓	46.8
(RB-4-16)	有	消火栓	46.8
(RB-4-17)	有	消火栓	46.8
(RB-4-18)	有	消火栓	46.8

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

第1表 消火活動に伴う溢水の有無について (2/7)

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量(m ³)
RB-4-19	有	消火栓	46.8
(RB-4-20)	有	消火栓	46.8
(RB-4-21)	有	消火栓	46.8
(RB-4-22)	有	消火栓	46.8
(RB-4-23)	有	消火栓	46.8
RB-3-1	有	消火栓	46.8
RB-3-2	有	消火栓	46.8
RB-3-3	有	消火栓	46.8
RB-3-4	有	消火栓	46.8
RB-3-5	有	消火栓	46.8
RB-3-6	有	消火栓	46.8
(RB-3-7)	有	消火栓	46.8
RB-3-8	有	消火栓	46.8
(RB-3-9)	有	消火栓	46.8
RB-2-1	有	消火栓	46.8
RB-2-2	有	消火栓	46.8
RB-2-3	有	消火栓	46.8
RB-2-4	有	消火栓	46.8
(RB-2-5)	有	消火栓	46.8
RB-2-6	有	消火栓	46.8
(RB-2-7)	有	消火栓	46.8
RB-2-8	有	消火栓	46.8
RB-2-9	有	消火栓	46.8
RB-2-10	有	消火栓	46.8
(RB-2-11)	有	消火栓	46.8
(RB-2-12)	有	消火栓	46.8
RB-1-1	有	消火栓	46.8
RB-1-2	有	消火栓	46.8
(RB-1-3)	有	消火栓	46.8
(RB-1-4)	有	消火栓	46.8
(RB-1-5)	有	消火栓	46.8
(RB-1-6)	有	消火栓	46.8
(RB-1-7)	有	消火栓	46.8
RB-B1-1	有	消火栓	46.8

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

第1表 消火活動に伴う溢水の有無について (3/7)

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量(m ³)
RB-B1-2	有	消火栓	46.8
RB-B1-3	有	消火栓	46.8
RB-B1-4	有	消火栓	46.8
RB-B1-5	有	消火栓	46.8
(RB-B1-6)	有	消火栓	46.8
(RB-B1-7)	有	消火栓	46.8
RB-B1-8	有	消火栓	46.8
RB-B1-9	有	消火栓	46.8
RB-B2-1	有	消火栓	46.8
RB-B2-2	有	消火栓	46.8
RB-B2-3	有	消火栓	46.8
(RB-B2-4)	有	消火栓	46.8
RB-B2-5	有	消火栓	46.8
RB-B2-6	有	消火栓	46.8
RB-B2-7	有	消火栓	46.8
RB-B2-8	有	消火栓	46.8
(RB-B2-9)	有	消火栓	46.8
RB-B2-10	有	消火栓	46.8
(RB-B2-11)	有	消火栓	46.8
RB-B2-12	有	消火栓	46.8
RB-B2-13	有	消火栓	46.8
RB-B2-14	有	消火栓	46.8
RB-B2-15	有	消火栓	46.8
(RB-B2-16)	有	消火栓	46.8
RB-B2-17	有	消火栓	46.8
RB-B2-18	有	消火栓	46.8
RB-B2-19	有	消火栓	46.8
(TB-2-1)	有	消火栓	46.8
(TB-2-2)	有	消火栓	46.8
(TB-2-3)	有	消火栓	46.8
(TB-2-4)	有	消火栓	46.8
(TB-2-5)	有	消火栓	46.8
(TB-2-6)	無(固定式消火設備等)	—	—
(TB-2-7)	有	消火栓	46.8

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

第1表 消火活動に伴う溢水の有無について (4/7)

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量(m ³)
(TB-2-8)	有	消火栓	46.8
(TB-2-9)	有	消火栓	46.8
(TB-2-10)	有	消火栓	46.8
(TB-2-11)	有	消火栓	46.8
(TB-2-12)	有	消火栓	46.8
(TB-2-13)	有	消火栓	46.8
(TB-2-14)	有	消火栓	46.8
(TB-2-15)	有	消火栓	46.8
(TB-2-16)	無(固定式消火設備等)	—	—
TB-1-1	有	消火栓	46.8
TB-1-2	有	消火栓	46.8
(TB-1-3)	有	消火栓	46.8
TB-1-4	有	消火栓	46.8
(TB-1-5)	有	消火栓	46.8
TB-1-6	有	消火栓	46.8
(TB-1-7)	有	消火栓	46.8
TB-1-8	有	消火栓	46.8
(TB-1-9)	有	消火栓	46.8
(TB-1-10)	有	消火栓	46.8
(TB-1-11)	有	消火栓	46.8
TB-1-12	無(固定式消火設備等)	—	—
TB-1-13	有	消火栓	46.8
TB-1-14	有	消火栓	46.8
TB-1-15	有	消火栓	46.8
TB-1-16	有	消火栓	46.8
TB-1-17	有	消火栓	46.8
(TB-1-18)	有	消火栓	46.8
TB-1-19	有	消火栓	46.8
TB-1-20	有	消火栓	46.8
TB-B1-1	有	消火栓	46.8
(TB-B1-2)	有	消火栓	46.8
(TB-B1-3)	有	消火栓	46.8
(TB-B1-4)	有	消火栓	46.8
(TB-B1-5)	有	消火栓	46.8

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

第1表 消火活動に伴う溢水の有無について (5/7)

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量(m ³)
TB-B1-6	有	消火栓	46.8
(TB-B2-1)	有	消火栓	46.8
(TB-B2-2)	有	消火栓	46.8
(TB-B2-3)	有	消火栓	46.8
(TB-B2-4)	有	消火栓	46.8
(TB-B2-5)	有	消火栓	46.8
CST-B1-1	有	消火栓	46.8
CST-B1-2	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-3-1	有	消火栓	46.8
CS-3-2	有	消火栓	46.8
CS-3-3	有	消火栓	46.8
CS-2-1	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-2-2	無(固定式消火設備等)	—	—
(CS-M2-1)	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-1-1	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-1-2	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-1-3	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-1-4	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-1-5	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-1-6	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-1-7	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-1-8	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-B1-1	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-B1-2	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-B1-3	有	消火栓	46.8
CS-B1-4	有	消火栓	46.8
CS-B1-5	有	消火栓	46.8
CS-B1-6	有	消火栓	46.8
CS-B1-7	有	消火栓	46.8
CS-B1-8	有	消火栓	46.8
CS-B2-1	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-B2-2	無(固定式消火設備等)	—	—
CS-B2-3	有	消火栓	46.8
CS-B2-4	有	消火栓	46.8

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

第1表 消火活動に伴う溢水の有無について (6/7)

区画番号 ^{※1}	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量(m ³)
CS-B2-5	有	消火栓	46.8
(RW-4-1)	有	消火栓	46.8
(RW-4-2)	有	消火栓	46.8
(RW-4-3)	有	消火栓	46.8
(RW-4-4)	有	消火栓	46.8
(RW-3-1)	有	消火栓	46.8
(RW-3-2)	有	消火栓	46.8
(RW-3-3)	有	消火栓	46.8
(RW-3-4)	有	消火栓	46.8
(RW-2-1)	有	消火栓	46.8
(RW-2-2)	有	消火栓	46.8
RW-2-3	有	消火栓	46.8
(RW-2-4)	有	消火栓	46.8
(RW-2-5)	有	消火栓	46.8
(RW-2-6)	有	消火栓	46.8
(RW-2-7)	有	消火栓	46.8
(RW-2-8)	有	消火栓	46.8
(RW-2-9)	有	消火栓	46.8
(RW-2-10)	有	消火栓	46.8
RW-2-11	有	消火栓	46.8
(RW-1-1)	有	消火栓	46.8
(RW-1-2)	有	消火栓	46.8
(RW-1-3)	有	消火栓	46.8
RW-1-4	有	消火栓	46.8
(RW-1-5)	有	消火栓	46.8
(RW-MB1-1)	有	消火栓	46.8
(RW-MB1-2)	有	消火栓	46.8
(RW-MB1-3)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-1)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-2)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-3)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-4)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-5)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-6)	有	消火栓	46.8

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

第1表 消火活動に伴う溢水の有無について (7/7)

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量(m ³)
RW-B1-7	有	消火栓	46.8
(RW-B1-8)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-9)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-10)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-11)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-12)	有	消火栓	46.8

※1 () 内は溢水防護対象設備を含まない区画

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (1/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-6-1
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
安全機能	○	○	○				○	○		○			
機能判定	○	○	○				○	○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	低圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 (RHR) or (RHR(C))	機能維持 (LPCS)	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR) or (RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設									
	低溫停止機能	閉じ込め機能	監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	
安全機能	○	○	○		○		○		○	
機能判定	○	○	○		○		○		○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS) 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B) 機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR) or (RHR(C))	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR) or (RHR(C))	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (2/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-1
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能			原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気調整系 (MCR-HVAC)	中央制御室
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS										

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放)での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播)での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (3/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-2
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能	未臨界維持機能			高温停止機能			原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能		
安全機能	○	○			○			○			○		
機能判定	○	○			○			○			○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系) / C系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○	○		○		○		○		○
機能判定	○	○		○		○		○		○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系) / B系 (II系)	— (I系) / — (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火スロット扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火スロット扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (4/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-3
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 ADS (A) and HCU (II) or SLC (A) and SLC (B)		機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 ADS (B) and RHR (B) or RHR (C)		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 PPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FPC (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (5/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-3
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○										○	○		
機能判定	○										○	○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 ADS (A) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 HCU (I) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室			
安全機能	○										○	○	○	○
機能判定	○										○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室	中央制御室	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B) 機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (6/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-4
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能	未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○	○		○				○		○		
機能判定	○	○		○				○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系) / C系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II) or SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能	閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○	○		○		○		○		○
機能判定	○	○		○		○		○		○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール 冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール 補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	A系 (I系) / B系 (II系)	— (I系) / — (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルータ扉開放)での評価)
 ②：詳細評価(消火ルータ扉開放及び下階伝播)での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (7/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-5
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

2 区分以上

評価対象	原子炉施設												
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 B系	A系 (I系) B系 (II系)	—	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルータ扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルータ扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (8/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-6
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (I・II系)	— (I・II系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室	中央制御室	中央制御室
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	— (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持	機能維持	機能維持

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放)での評価
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播)での評価

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (9/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-7
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能			原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

評価対象	原子炉施設											
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室	中央制御室
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルータ扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルータ扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (10/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-8
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			給水機能		
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 PPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (11/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-9
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS												

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (12/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-10
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	— (I系)	— (II系)
系列の判定	○													
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B)))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 (LPCS) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	
														2 区分以上

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	
													A系 (I系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (II系)
系列の判定	○												
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) or RHR (B)	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	
													PCIS and FRVS・SGTS and FCS

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (13/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-11
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	

評価対象	原子炉施設									
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			中央制御室
安全機能	○									
機能判定	○									
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持	機能維持	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (14/99)

評価種別：消火

溢水発生区画：RB-5-12

溢水源：消火水

溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	— (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B)))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設												
	低溫停止機能		閉じ込め機能				監視機能		使用済燃料プール		給水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室	機能維持	機能維持
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 (I系) or B系 (II系)	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持	機能維持	機能維持

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (15/99)

評価種別：消火

溢水発生区画：RB-5-13

溢水源：消火水

溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (II系)	— (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	— (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (LPCS)	機能維持 (ADS)	機能維持 (RHR)	機能維持 (HPCS)	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 (I系)	機能維持 (II系)

評価対象	原子炉施設												
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (I系)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR)	機能維持 (GST)	機能維持 (RHR)	機能維持 (MCR-HVAC)	機能維持 (中央制御室 換気機能)	機能維持 (SRV (A) or SRV (B))	機能維持 (I系)

※1 ①：基本評価(消火/ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火/ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (16/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-14
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))												
	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (SLC(A) and SLC(B))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))				機能維持 (RHR(B) or RHR(C))		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 / 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (PCIS and FRVS・SGTS and FCS)		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (17/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-5-14
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	B系 (II系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (18/99)

評価種別：消火

溢水発生区画：RB-5-15

溢水源：消火水

溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)
系列 (安全区分)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 (RCIC or HPCS) or ADS(A) or ADS(B)												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室	
												A系 (I系)
系列 (安全区分)	機能維持 (RHR(A) or RHR(B)) or (PCIS and FRVS・SGTS and FCS)											
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B)) or (PCIS and FRVS・SGTS and FCS)											
	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)) or (RHR(A) or RHR(B)) or (CST or RHR(A) or RHR(B))											

※1 ①：基本評価(消火ルータ扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルータ扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (19/99)

評価種別：消火
 溢水発生源区画：RB-4-1
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能			原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A 系 or B 系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	※2	※2	※2	※2	※2	※2	※2	※2	※2	※2	※2	※2	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

※2 RHR (A) (B) 系 (停止時冷却モード) の電源盤が機能喪失した場合、低温停止機能が機能喪失した場合は機能維持となる。

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (20/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-2
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR) or (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設										
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) or (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) or (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持	機能維持

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放)での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播)での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (21/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-3
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 HPCS
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設													
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	可燃性ガス濃度制御系 (FGS)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FGS (A) or FGS (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS													

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (22/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-4
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設										
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール 冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール 補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (23/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-5
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能			原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

2 区分以上

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (24/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-6
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

2 区分以上

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 A系 (I系) B系 (II系)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

PCIS and FRVS・SGTS and FCS

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (25/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-7
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or SLC (A) and SLC (B)		機能維持 ADS (A) and RHR (A) or LPCS		機能維持 RHR (B) or RHR (C)		機能維持 ADS (B) and RHR (B) or RHR (C)		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	可燃性ガス濃度制御系 (FGS)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (26/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-8
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))													
	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))	

評価対象	原子炉施設													
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))													
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価(消火ルータ扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルータ扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (27/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-9
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))	ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR (A) or RHR (C))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	SRV (I・II)	機能維持 (I系) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設										
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルータ扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルータ扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (28/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-10
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR (A) or RHR (B))	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS										

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放)での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播)での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (29/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-11
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (30/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-12
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 ADS (A) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 ADS (B) and RHR (B) or RHR (C)		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設											
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火/スロット扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火/スロット扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (31/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-13
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))												
	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))				機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 B系	A系 (I系) B系 (II系)	—	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (PCIS and FRVS・SGTS and FCS)		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (32/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-14
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設											
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 B系	A系 (I系) B系 (II系)	—	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FW'S・SGTS (A) or FW'S・SGTS (B) 機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (33/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-15
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)										機能維持 RCIC or HPCS	SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持
	機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))												

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系) B系 (II系)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)										機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS												

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (34/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-16
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (35/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-17
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	可燃性ガス濃度制御系 (FGS)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 / 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	事故時計装系	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FGS (A) or FGS (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (36/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-18
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RHCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 RHCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS										

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (37/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-19
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)
系列 (安全区分)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))												
	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))												
	機能維持 (HPCS)												
	機能維持 (RCIC or HPCS)												
	SRV (I・II) or ADS(A) or ADS(B)												
	機能維持												

2 区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
系列の判定	機能維持 (PCIS and FRVS・SGTS and FCS)											
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))											
	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (38/99)

評価種別：消火	総合判定 ○	備考
溢水発生区画：RB-4-19	評価方法 ②	
溢水源：消火水	※1	
溢水量：46.8 (m ³)		

評価対象	原子炉施設										
	緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能		原子炉隔離時冷却系		原子炉隔離時高圧炉心スプレイ系		手動逃がし機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 HCU (I) and HCU (II) or SLC (A) and SLC (B)	機能維持 ADS (A) and RHR (A) or LPCS	機能維持 ADS (B) and RHR (B) or RHR (C)	機能維持 RHR (B) or RHR (C)	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設									
	低圧停止機能	閉じ込め機能	監視機能	使用済燃料プール		冷却機能		給水機能		中央制御室
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放)での評価
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播)での評価

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (39/99)

評価種別：消火

溢水発生区画：RB-4-20

溢水源：消火水

溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②
※1	

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (I・II系)	— (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能			
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (40/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-21
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室	中央制御室 換気機能		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS													

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (41/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-22
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))	ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR (A) or RHR (C))	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	

2 区分以上

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能	
安全機能	○									
機能判定	○									
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 / B系	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (42/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-4-23
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		

評価対象	原子炉施設									
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			中央制御室
安全機能	○									
機能判定	○									
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 B系	A系 (I系) B系 (II系)	—	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (43/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-3-1
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②
※1	

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能			
安全機能	○										手動逃がし機能	○		
機能判定	○										○			
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))	機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)	機能維持 (RHR) and (RHR(B) or RHR(C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設												
	閉じ込め機能		監視機能				使用済燃料プール				給水機能		
安全機能	○										中央制御室	○	
機能判定	○										○		
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
													○
系列 (安全区分) 系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)	機能維持 PCIS(I) or PCIS(II)	機能維持 FCS(A) or FCS(B)	機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)	機能維持 (RHR)	機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)	機能維持	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	機能維持	機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (44/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-3-2
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

2 区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (45/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-3-3
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

2 区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

PCIS and FRVS・SGTS and FCS

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (46/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-3-4
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設											
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (47/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-3-5
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS													

※1 ①：基本評価(消火スレート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火スレート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (48/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-3-6
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	C系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	機能維持 2 区分以上													

評価対象	原子炉施設													
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II) or FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B) 機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火/レーン開放での評価)
 ②：詳細評価(消火/レーン開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (49/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-3-7
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			中央制御室	
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 / 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FW'S-SGTS (A) or FWVS-SGTS (B) / PCIS and FRVS・SGTS and FCS		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (50/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-3-8
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))		機能維持 (LPCS)		機能維持 (HPCS)		機能維持 (ADS(B) and ADS(C))		機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))		機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	

※1 ①：基本評価(消火/レーン開放での評価)
 ②：詳細評価(消火/レーン開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (51/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-3-9
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設														
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能				
安全機能	○														
機能判定	○														
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
			A系 (I系)	B系 (II系)											
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))				機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)				機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		

評価対象	原子炉施設															
	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能		使用済燃料プール		給水機能					
安全機能	○															
機能判定	○															
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)		燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	
			A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)				A系 (I系)
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)				機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (52/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-1
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 B系	A系 (I系) B系 (II系)	—	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II) or FRVS・SGTS (B) 機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (53/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-2
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

2 区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	×	×	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (54/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-3
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設										手動逃がし機能			
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 HCU(I) and HCU(II) or (SLC(A) and SLC(B))		機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)		機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)	
	2区分以上													
評価対象	原子炉施設													
安全機能	閉じ込め機能													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FGS)	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	事故時計装系	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	給水機能	中央制御室				
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	
系列の判定	※2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)			
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS													

※1 ①：基本評価(消火/ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火/ルート扉開放及び下階伝播での評価)

※2 RHR(A) (B) 系 (E12-F008) が機能喪失した場合、低温停止機能における RHR(A) (B) 系 (停止時冷却モード) が機能喪失となるが、系統組合せにより低温停止機能としては機能維持となる。

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (55/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-4
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

評価対象	原子炉施設											
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	— (I系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (56/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-5
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	— (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (57/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-6
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)
系列 (安全区分)	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))												
	機能維持 (ADS(B) and RHR(B) or RHR(C))				機能維持 (RHR(A) or LPCS)		機能維持 (RHR(B) or RHR(C))		機能維持 (RCIC or HPCS)		SRV (I・II) or ADS(A) or ADS(B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能				監視機能		使用済燃料プール		給水機能	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気機能	中央制御室換気機能	中央制御室換気機能
系列 (安全区分)	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (PCIS (I) or PCIS (II))				機能維持 (FCS (A) or FCS (B))		機能維持 (FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (CST or RHR (A) or RHR (B))		機能維持 (MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B))	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (58/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-7
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (59/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-8
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)		
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS (I) or PCIS (II) or FRVS・SGTS (B) 機能維持		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (60/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-9
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))										機能維持 (RCIC or HPCS)	SRV (I・II)	機能維持 (ADS(A) or ADS(B))
	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))												
2 区分以上													

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室	
安全機能	○										中央制御室換気機能		
機能判定	○										○		○
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	燃料プール補給水系 (GST)	事故時計装系	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系) / B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	
	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))												
PCIS and FRVS・SGTS and FCS													

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (61/99)

評価種別：消火

溢水発生区画：RB-2-10

溢水源：消火水

溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放)での評価

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播)での評価

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (62/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-11
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能			原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持	機能維持

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (63/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-2-12
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 ADS (A) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			給水機能		
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	—	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FW'S-SGTS (A) or FW'S-SGTS (B) 機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (64/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-1-1
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	○	B系 (II系)	○	○	○	○	○	○
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (PCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
														A系 (I系)
系列 (安全区分)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (65/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-1-2
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法 ※1	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))												
	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))												
	機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))												
	機能維持 (HPCS)												
	機能維持 (RCIC or HPCS)												
	機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))												

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B))	機能維持 (FCS(A) or FCS(B))	機能維持 (A系 or B系)	機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))	機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (66/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-1-3
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
			A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	C系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)				機能維持 HPCS				機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
			機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)				機能維持 HPCS				機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

2 区分以上

評価対象	原子炉施設													
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室			
												A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	—	—	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 PPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
			機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 PPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火/ルート扉開放)での評価

②：詳細評価(消火/ルート扉開放及び下階伝播)での評価

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (67/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-1-4
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (68/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-1-5
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	— (I系)	— (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B)))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	
														機能維持

評価対象	原子炉施設															
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			給水機能						
安全機能	○															
機能判定	○															
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気調整系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気調整系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気調整系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気調整系 (MCR-HVAC)			
														A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)			
														機能維持	機能維持	機能維持

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放)での評価
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播)での評価

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (69/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-1-6
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール				中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (70/99)

評価種別：消火
 溢水発生源区画：RB-1-7
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))												
	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (SLC(A) and SLC(B))		機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))				機能維持 (RHR(B) or RHR(C))		機能維持 (RHC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 / 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (PCIS and FRVS・SGTS and FCS)		機能維持 (A系 or B系)		機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (71/99)

評価種別：消火

溢水発生区画：RB-B1-1

溢水源：消火水

溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②
※1	

備考

評価対象	原子炉施設																	
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能							
安全機能	○																	
機能判定	○																	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)					
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)					
系列の判定	○	○	○	○	×	×	○	○	○	×	○	○	○					
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or RHR (C))		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)							
	2区分以上										機能維持							
評価対象	原子炉施設																	
安全機能	閉じ込め機能										監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
機能判定	○										○		○		○		○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FGS)	事故時計装系	燃料プール冷却系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)					
	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)					
系列の判定	×	※2	○	×	○	○	○	○	○	○	×	×	○					
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)					
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS										機能維持		機能維持					

※1 ①：基本評価(消火/レートを開放での評価)

②：詳細評価(消火/レートを開放及び下階伝播での評価)

※2 RHR (B) 系 (E12-F053B) の電源盤が機能喪失した場合、低温停止機能における RHR (B) 系 (停止時冷却モード) が機能喪失となるが、系統組合せにより低温停止機能としては機能維持となる。

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (72/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B1-2
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能		原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイス系 (HFCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイス系 (HFCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	(I系)	(I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	(I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	(III系)	(I系)	(III系)	(I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))												
	機能維持 (ADS(A) and RHR(A) or LPCS) / 機能維持 (ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)) / 機能維持 (HFCS) / 機能維持 (RHC or HFCS) / SRV (I・II) or ADS(A) or ADS(B)												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室	中央制御室換気機能	中央制御室
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))											
	機能維持 (FCS(A) or FCS(B)) / 機能維持 (FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)) / 機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II)) / 機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)) / 機能維持 (ADS(A) or RHR(A) or RHR(B)) / 機能維持 (CST or RHR(A) or RHR(B)) / 機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))											

※1 ①：基本評価(消火/スレーブ扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火/スレーブ扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (73/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B1-3
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (74/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B1-4
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	— (III系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持												
	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 (HCU (I) and HCU (II)) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)

評価対象	原子炉施設											
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール				中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
系列の判定	×	○	×	○	×	○	○	○	○	○	○	○
	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持											
	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火スラット扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火スラット扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (75/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B1-5
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		

評価対象	原子炉施設										
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			中央制御室	
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)			機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルータ扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルータ扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (76/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B1-6
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系 B系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (77/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B1-7
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	— (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (78/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B1-8
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)										機能維持 RCIC or HPCS	SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	機能維持 (HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B)))												

評価対象	原子炉施設										
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)										機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)
	機能維持 (RHR (A) or RHR (B) or FCS (A) or FCS (B) or FPC (A) or FPC (B) or FRR (A) or FRR (B) or FRR (C) or FRR (D) or FRR (E) or FRR (F) or FRR (G) or FRR (H) or FRR (I) or FRR (J) or FRR (K) or FRR (L) or FRR (M) or FRR (N) or FRR (O) or FRR (P) or FRR (Q) or FRR (R) or FRR (S) or FRR (T) or FRR (U) or FRR (V) or FRR (W) or FRR (X) or FRR (Y) or FRR (Z) or FRR (AA) or FRR (AB) or FRR (AC) or FRR (AD) or FRR (AE) or FRR (AF) or FRR (AG) or FRR (AH) or FRR (AI) or FRR (AJ) or FRR (AK) or FRR (AL) or FRR (AM) or FRR (AN) or FRR (AO) or FRR (AP) or FRR (AQ) or FRR (AR) or FRR (AS) or FRR (AT) or FRR (AU) or FRR (AV) or FRR (AW) or FRR (AX) or FRR (AY) or FRR (AZ) or FRR (BA) or FRR (BB) or FRR (BC) or FRR (BD) or FRR (BE) or FRR (BF) or FRR (BG) or FRR (BH) or FRR (BI) or FRR (BJ) or FRR (BK) or FRR (BL) or FRR (BM) or FRR (BN) or FRR (BO) or FRR (BP) or FRR (BQ) or FRR (BR) or FRR (BS) or FRR (BT) or FRR (BU) or FRR (BV) or FRR (BW) or FRR (BX) or FRR (BY) or FRR (BZ) or FRR (CA) or FRR (CB) or FRR (CC) or FRR (CD) or FRR (CE) or FRR (CF) or FRR (CG) or FRR (CH) or FRR (CI) or FRR (CJ) or FRR (CK) or FRR (CL) or FRR (CM) or FRR (CN) or FRR (CO) or FRR (CP) or FRR (CQ) or FRR (CR) or FRR (CS) or FRR (CT) or FRR (CU) or FRR (CV) or FRR (CW) or FRR (CX) or FRR (CY) or FRR (CZ) or FRR (DA) or FRR (DB) or FRR (DC) or FRR (DD) or FRR (DE) or FRR (DF) or FRR (DG) or FRR (DH) or FRR (DI) or FRR (DJ) or FRR (DK) or FRR (DL) or FRR (DM) or FRR (DN) or FRR (DO) or FRR (DP) or FRR (DQ) or FRR (DR) or FRR (DS) or FRR (DT) or FRR (DU) or FRR (DV) or FRR (DW) or FRR (DX) or FRR (DY) or FRR (DZ) or FRR (EA) or FRR (EB) or FRR (EC) or FRR (ED) or FRR (EE) or FRR (EF) or FRR (EG) or FRR (EH) or FRR (EI) or FRR (EJ) or FRR (EK) or FRR (EL) or FRR (EM) or FRR (EN) or FRR (EO) or FRR (EP) or FRR (EQ) or FRR (ER) or FRR (ES) or FRR (ET) or FRR (EU) or FRR (EV) or FRR (EW) or FRR (EX) or FRR (EY) or FRR (EZ) or FRR (FA) or FRR (FB) or FRR (FC) or FRR (FD) or FRR (FE) or FRR (FF) or FRR (FG) or FRR (FH) or FRR (FI) or FRR (FJ) or FRR (FK) or FRR (FL) or FRR (FM) or FRR (FN) or FRR (FO) or FRR (FP) or FRR (FQ) or FRR (FR) or FRR (FS) or FRR (FT) or FRR (FU) or FRR (FV) or FRR (FW) or FRR (FX) or FRR (FY) or FRR (FZ) or FRR (GA) or FRR (GB) or FRR (GC) or FRR (GD) or FRR (GE) or FRR (GF) or FRR (GG) or FRR (GH) or FRR (GI) or FRR (GJ) or FRR (GK) or FRR (GL) or FRR (GM) or FRR (GN) or FRR (GO) or FRR (GP) or FRR (GQ) or FRR (GR) or FRR (GS) or FRR (GT) or FRR (GU) or FRR (GV) or FRR (GW) or FRR (GX) or FRR (GY) or FRR (GZ) or FRR (HA) or FRR (HB) or FRR (HC) or FRR (HD) or FRR (HE) or FRR (HF) or FRR (HG) or FRR (HH) or FRR (HI) or FRR (HJ) or FRR (HK) or FRR (HL) or FRR (HM) or FRR (HN) or FRR (HO) or FRR (HP) or FRR (HQ) or FRR (HR) or FRR (HS) or FRR (HT) or FRR (HU) or FRR (HV) or FRR (HW) or FRR (HX) or FRR (HY) or FRR (HZ) or FRR (IA) or FRR (IB) or FRR (IC) or FRR (ID) or FRR (IE) or FRR (IF) or FRR (IG) or FRR (IH) or FRR (II) or FRR (IJ) or FRR (IK) or FRR (IL) or FRR (IM) or FRR (IN) or FRR (IO) or FRR (IP) or FRR (IQ) or FRR (IR) or FRR (IS) or FRR (IT) or FRR (IU) or FRR (IV) or FRR (IW) or FRR (IX) or FRR (IY) or FRR (IZ) or FRR (JA) or FRR (JB) or FRR (JC) or FRR (JD) or FRR (JE) or FRR (JF) or FRR (JG) or FRR (JH) or FRR (JI) or FRR (JJ) or FRR (JK) or FRR (JL) or FRR (JM) or FRR (JN) or FRR (JO) or FRR (JP) or FRR (JQ) or FRR (JR) or FRR (JS) or FRR (JT) or FRR (JU) or FRR (JV) or FRR (JW) or FRR (JX) or FRR (JY) or FRR (JZ) or FRR (KA) or FRR (KB) or FRR (KC) or FRR (KD) or FRR (KE) or FRR (KF) or FRR (KG) or FRR (KH) or FRR (KI) or FRR (KJ) or FRR (KK) or FRR (KL) or FRR (KM) or FRR (KN) or FRR (KO) or FRR (KP) or FRR (KQ) or FRR (KR) or FRR (KS) or FRR (KT) or FRR (KU) or FRR (KV) or FRR (KW) or FRR (KX) or FRR (KY) or FRR (KZ) or FRR (LA) or FRR (LB) or FRR (LC) or FRR (LD) or FRR (LE) or FRR (LF) or FRR (LG) or FRR (LH) or FRR (LI) or FRR (LJ) or FRR (LK) or FRR (LL) or FRR (LM) or FRR (LN) or FRR (LO) or FRR (LP) or FRR (LQ) or FRR (LR) or FRR (LS) or FRR (LT) or FRR (LU) or FRR (LV) or FRR (LW) or FRR (LX) or FRR (LY) or FRR (LZ) or FRR (MA) or FRR (MB) or FRR (MC) or FRR (MD) or FRR (ME) or FRR (MF) or FRR (MG) or FRR (MH) or FRR (MI) or FRR (MJ) or FRR (MK) or FRR (ML) or FRR (MN) or FRR (MO) or FRR (MP) or FRR (MQ) or FRR (MR) or FRR (MS) or FRR (MT) or FRR (MU) or FRR (MV) or FRR (MW) or FRR (MX) or FRR (MY) or FRR (MZ) or FRR (NA) or FRR (NB) or FRR (NC) or FRR (ND) or FRR (NE) or FRR (NF) or FRR (NG) or FRR (NH) or FRR (NI) or FRR (NJ) or FRR (NK) or FRR (NL) or FRR (NM) or FRR (NO) or FRR (NP) or FRR (NQ) or FRR (NR) or FRR (NS) or FRR (NT) or FRR (NU) or FRR (NV) or FRR (NW) or FRR (NX) or FRR (NY) or FRR (NZ) or FRR (OA) or FRR (OB) or FRR (OC) or FRR (OD) or FRR (OE) or FRR (OF) or FRR (OG) or FRR (OH) or FRR (OI) or FRR (OJ) or FRR (OK) or FRR (OL) or FRR (OM) or FRR (ON) or FRR (OO) or FRR (OP) or FRR (OQ) or FRR (OR) or FRR (OS) or FRR (OT) or FRR (OU) or FRR (OV) or FRR (OW) or FRR (OX) or FRR (OY) or FRR (OZ) or FRR (PA) or FRR (PB) or FRR (PC) or FRR (PD) or FRR (PE) or FRR (PF) or FRR (PG) or FRR (PH) or FRR (PI) or FRR (PJ) or FRR (PK) or FRR (PL) or FRR (PM) or FRR (PN) or FRR (PO) or FRR (PP) or FRR (PQ) or FRR (PR) or FRR (PS) or FRR (PT) or FRR (PU) or FRR (PV) or FRR (PW) or FRR (PX) or FRR (PY) or FRR (PZ) or FRR (QA) or FRR (QB) or FRR (QC) or FRR (QD) or FRR (QE) or FRR (QF) or FRR (QG) or FRR (QH) or FRR (QI) or FRR (QJ) or FRR (QK) or FRR (QL) or FRR (QM) or FRR (QN) or FRR (QO) or FRR (QP) or FRR (QQ) or FRR (QR) or FRR (QS) or FRR (QT) or FRR (QU) or FRR (QV) or FRR (QW) or FRR (QX) or FRR (QY) or FRR (QZ) or FRR (RA) or FRR (RB) or FRR (RC) or FRR (RD) or FRR (RE) or FRR (RF) or FRR (RG) or FRR (RH) or FRR (RI) or FRR (RJ) or FRR (RK) or FRR (RL) or FRR (RM) or FRR (RN) or FRR (RO) or FRR (RP) or FRR (RQ) or FRR (RR) or FRR (RS) or FRR (RT) or FRR (RU) or FRR (RV) or FRR (RW) or FRR (RX) or FRR (RY) or FRR (RZ) or FRR (SA) or FRR (SB) or FRR (SC) or FRR (SD) or FRR (SE) or FRR (SF) or FRR (SG) or FRR (SH) or FRR (SI) or FRR (SJ) or FRR (SK) or FRR (SL) or FRR (SM) or FRR (SN) or FRR (SO) or FRR (SP) or FRR (SQ) or FRR (SR) or FRR (SS) or FRR (ST) or FRR (SU) or FRR (SV) or FRR (SW) or FRR (SX) or FRR (SY) or FRR (SZ) or FRR (TA) or FRR (TB) or FRR (TC) or FRR (TD) or FRR (TE) or FRR (TF) or FRR (TG) or FRR (TH) or FRR (TI) or FRR (TJ) or FRR (TK) or FRR (TL) or FRR (TM) or FRR (TN) or FRR (TO) or FRR (TP) or FRR (TQ) or FRR (TR) or FRR (TS) or FRR (TT) or FRR (TU) or FRR (TV) or FRR (TW) or FRR (TX) or FRR (TY) or FRR (TZ) or FRR (UA) or FRR (UB) or FRR (UC) or FRR (UD) or FRR (UE) or FRR (UF) or FRR (UG) or FRR (UH) or FRR (UI) or FRR (UJ) or FRR (UK) or FRR (UL) or FRR (UM) or FRR (UN) or FRR (UO) or FRR (UP) or FRR (UQ) or FRR (UR) or FRR (US) or FRR (UT) or FRR (UU) or FRR (UV) or FRR (UW) or FRR (UX) or FRR (UY) or FRR (UZ) or FRR (VA) or FRR (VB) or FRR (VC) or FRR (VD) or FRR (VE) or FRR (VF) or FRR (VG) or FRR (VH) or FRR (VI) or FRR (VJ) or FRR (VK) or FRR (VL) or FRR (VM) or FRR (VN) or FRR (VO) or FRR (VP) or FRR (VQ) or FRR (VR) or FRR (VS) or FRR (VT) or FRR (VU) or FRR (VV) or FRR (VW) or FRR (VX) or FRR (VY) or FRR (VZ) or FRR (WA) or FRR (WB) or FRR (WC) or FRR (WD) or FRR (WE) or FRR (WF) or FRR (WG) or FRR (WH) or FRR (WI) or FRR (WJ) or FRR (WK) or FRR (WL) or FRR (WM) or FRR (WN) or FRR (WO) or FRR (WP) or FRR (WQ) or FRR (WR) or FRR (WS) or FRR (WT) or FRR (WU) or FRR (WV) or FRR (WW) or FRR (WX) or FRR (WY) or FRR (WZ) or FRR (XA) or FRR (XB) or FRR (XC) or FRR (XD) or FRR (XE) or FRR (XF) or FRR (XG) or FRR (XH) or FRR (XI) or FRR (XJ) or FRR (XK) or FRR (XL) or FRR (XM) or FRR (XN) or FRR (XO) or FRR (XP) or FRR (XQ) or FRR (XR) or FRR (XS) or FRR (XT) or FRR (XU) or FRR (XV) or FRR (XW) or FRR (XX) or FRR (XY) or FRR (XZ) or FRR (YA) or FRR (YB) or FRR (YC) or FRR (YD) or FRR (YE) or FRR (YF) or FRR (YG) or FRR (YH) or FRR (YI) or FRR (YJ) or FRR (YK) or FRR (YL) or FRR (YM) or FRR (YN) or FRR (YO) or FRR (YP) or FRR (YQ) or FRR (YR) or FRR (YS) or FRR (YT) or FRR (YU) or FRR (YV) or FRR (YW) or FRR (YX) or FRR (YY) or FRR (YZ) or FRR (ZA) or FRR (ZB) or FRR (ZC) or FRR (ZD) or FRR (ZE) or FRR (ZF) or FRR (ZG) or FRR (ZH) or FRR (ZI) or FRR (ZJ) or FRR (ZK) or FRR (ZL) or FRR (ZM) or FRR (ZN) or FRR (ZO) or FRR (ZP) or FRR (ZQ) or FRR (ZR) or FRR (ZS) or FRR (ZT) or FRR (ZU) or FRR (ZV) or FRR (ZW) or FRR (ZX) or FRR (ZY) or FRR (ZZ)										

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放)での評価
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播)での評価

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (79/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B1-8
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設																
	緊急停止機能		未臨界維持機能			高温停止機能			原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
安全機能	○																
機能判定	○																
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)			
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)			
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)										機能維持 ADS (B) and (RHR) (B) or RHR (C)		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		
	機能維持 (HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B)))										機能維持 ADS (A) and (RHR) (A) or LPCS		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)
2 区分以上																	

評価対象	原子炉施設													
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室			
安全機能	○										中央制御室		中央制御室換気機能	
機能判定	○										○		○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール (PCIS)	非常用ガス処理系 / 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FGS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	— (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)										機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)	
	機能維持 RHR (A) or RHR (B)										機能維持 PCIS (I) or PCIS (II) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)	
PCIS and FRVS・SGTS and FCS														

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放)での評価
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播)での評価

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (80/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B1-9
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	②

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設													
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	※2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS													

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

※2 RHR (A) (B) 系弁 (E12-F009) の電源盤が機能喪失した場合、低温停止機能における RHR (A) 系(停止時冷却モード)が機能喪失となるが、系統組合せにより低温停止機能としては機能維持となる。

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (81/99)

評価種別：消火

溢水発生区画：RB-B2-1

溢水源：消火水

溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 (FRVS・SGTS)	非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (82/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-2
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (I・II系)	— (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B)))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	— (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (83/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-3
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)											
	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設										
	低溫停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール 冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール 補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)										
	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (84/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-4
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)		

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (85/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-5
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考

評価対象	原子炉施設														
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能				
安全機能	○														
機能判定	○														
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)	
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))										機能維持 (RCIC or HPCS)		機能維持 (SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B))		
	機能維持 (ADS(A) and (RHR(A) or LPCS))										機能維持 (RHR(B) or RHR(C))		機能維持 (HPCS)		機能維持 (RCIC or HPCS)

評価対象	原子炉施設												
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))										機能維持 (MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B))		
	機能維持 (PCIS(I) or PCIS(II))										機能維持 (FCS(A) or FCS(B))		機能維持 (RHR(A) or RHR(B))

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (86/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-6
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

2 区分以上

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (87/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-7
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	— (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	
系列の判定	×	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (88/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-8
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持

2 区分以上

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)		
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (89/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-9
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (90/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-10
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 HPCS		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (91/99)

評価種別：消火

溢水発生区画：RB-B2-11

溢水源：消火水

溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		
安全機能	○										手動逃がし機能	○	
機能判定	○										原子炉隔離時注水機能	○	
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
				A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	B系 (II系)	— (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	— (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 (HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B)))	機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 (RHR) or RHR (C)	機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持	機能維持

評価対象	原子炉施設												
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室		
安全機能	○										中央制御室	中央制御室換気機能	
機能判定	○										給水機能	○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)	— (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 PCIS (I) or PCIS (II)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 (RHR) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火/ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火/ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (92/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-12
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (93/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-13
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	可燃性ガス濃度制御系 (FGS)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室	中央制御室換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	—	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FGS (A) or FGS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (94/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-14
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設											
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	速がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)											
	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	

評価対象	原子炉施設										
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室
安全機能	○										
機能判定	○										
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	隔離弁機能 (PCIS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)										
	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (95/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-15
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (II系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (I系)	— (III系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 HCU (I) and HCU (II)	機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))	ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)	機能維持 ADS (A) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 HPCS	機能維持 RHR (B) or RHR (C)	機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))	機能維持 RHCIC or HPCS	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	2 区分以上													

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)	機能維持 FCS (A) or FCS (B)	機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC (A) or FPC (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)	機能維持 RHR (A) or RHR (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (96/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-16
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))												
	機能維持 (HCU(I) and HCU(II))		機能維持 (SLC(A) and SLC(B))		機能維持 (ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C)))				機能維持 (RCIC or HPCS)		SRV (I・II) or ADS(A) or ADS(B)		機能維持

評価対象	原子炉施設									
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール			給水機能
安全機能	○									
機能判定	○									
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 / 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	— (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)	—	A系 (I系) / B系 (II系)	A系 (I系) / B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))									
	機能維持 (RHR(A) or RHR(B))		機能維持 (PCIS and FRVS・SGTS and FCS)		機能維持 (A系 or B系)			機能維持 (FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B))		

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (97/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-17
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設													
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
安全機能	○													
機能判定	○													
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイス系 (LPCS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイス系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RHC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)	
	機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設													
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		冷却機能		使用済燃料プール		給水機能	中央制御室		
安全機能	○										中央制御室		中央制御室換気機能	
機能判定	○										○		○	
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	隔離弁機能 (PCIS)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)				
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 B系 (I系 B系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FRVS・SGTS (A) or FRVS・SGTS (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS													

※1 ①：基本評価(消火/ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火/ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (98/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-18
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系) B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低温停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール		給水機能		中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系) B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)

②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表 消火水による没水影響評価結果まとめ (99/99)

評価種別：消火
 溢水発生区画：RB-B2-19
 溢水源：消火水
 溢水量：46.8 (m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

備考

評価対象	原子炉施設												
	緊急停止機能		未臨界維持機能		高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
安全機能	○												
機能判定	○												
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)	水圧制御ユニット (HCU)	ほう酸水注入系 (SLC)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	残留熱除去系 (RHR)	自動減圧系 (ADS)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)
	系列 (安全区分)	— (I系)	— (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	— (I系)	— (III系)	B系 (II系)	B系 (II系)	— (III系)	— (I系)	— (I・II系)	A系 (I系)
安全機能の維持	機能維持 HCU (I) and HCU (II)		機能維持 HCU (I) and HCU (II) or (SLC (A) and SLC (B))		機能維持 ADS (A) and (RHR (A) or LPCS)		機能維持 ADS (B) and (RHR (B) or RHR (C))		機能維持 RCIC or HPCS		SRV (I・II) or ADS (A) or ADS (B)		機能維持
	2 区分以上												

評価対象	原子炉施設											
	低圧停止機能		閉じ込め機能		監視機能		使用済燃料プール				中央制御室	
安全機能	○											
機能判定	○											
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)	可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	事故時計装系	燃料プール冷却浄化系 (FPC)	残留熱除去系 (RHR)	燃料プール補給水系 (GST)	残留熱除去系 (RHR)	中央制御室 換気空調系 (MCR-HVAC)	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能	中央制御室 換気機能
	系列 (安全区分)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
安全機能の維持	機能維持 RHR (A) or RHR (B)		機能維持 FCS (A) or FCS (B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC (A) or FPC (B) or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 CST or RHR (A) or RHR (B)		機能維持 MCR-HVAC (A) or MCR-HVAC (B)	
	PCIS and FRVS・SGTS and FCS											

※1 ①：基本評価(消火/ルート扉開放での評価)
 ②：詳細評価(消火/ルート扉開放及び下階伝播での評価)

6.3 消火活動における放水量に関する運用管理について

6.3.1 はじめに

火災時の消火活動における消火栓からの放水による発生溢水量は、評価において設定している放水時間に十分な保守性を持っていることから、溢水が防護対象設備に影響を与えることはないと考えるが、運用においては、消火栓からの放水が防護対象設備に影響を及ぼす可能性について教育を行い、確実な運用を図っていく。

6.3.2 消火栓からの放水時間に関する保守性について

消火栓からの放水による消火活動を想定している区画については、一律3時間の放水時間を設定している。

6.3.3 運用における対応について

運用については、今後必要な規程類に留意すべき注意事項を記載する。

(1) 消火活動における安全上重要な設備への影響考慮について

発電所で発生した火災に対する消火活動においては、発電所全体の安全上重要な設備への影響を考慮し消火活動を実施する必要があることから、発電所の防火・消火活動を規定している社内規程に消火活動時の注意事項として記載するとともに、教育訓練により周知徹底を図るものとする。

(2) 教育訓練

火災発生時の消火活動の注意事項として記載した内容については、消火活動に従事する可能性のある作業員に対しその重要性について教育する必要があることから、社内規程で規定する防火・防災教育及び消防訓練等を通じて周知徹底を図っていく。

(3) 火災等発生時の対応について

火災発生後の設備への影響については、鎮火後に原子炉施設の損傷の有無を確認することとしている。

耐震B, Cクラス機器の評価について

7.1 耐震B, Cクラス配管の耐震性評価について

耐震評価対象となる耐震B, Cクラス配管の耐震性評価を実施する。

7.1.1 評価対象配管の分類

耐震B, Cクラス配管の建設時の設計手法は、3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析による設計と、定ピッチスパン法による設計の2つの手法が存在する。定ピッチスパン法には更に2種類の手法が存在する。これらを整理すると、建設時の設計手法は以下のとおり分類される。

(1) 3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析

(2) 定ピッチスパン法

① 振動数基準定ピッチスパン法

② 応力基準定ピッチスパン法*

※自重による応力のみを考慮する手法と、地震による応力を考慮する手法がある

定ピッチスパン法は、個々の配管を詳細にモデル化せずに、想定する振動数や応力に応じたサポートの最大支持スパンを設定する設計手法である。配管系の各区間について、20Hz程度の振動数を目標として支持スパンを設定する手法が振動数基準定ピッチスパン法であり、配管応力が目標の応力値以下となるように支持スパンを設定する手法が応力基準定ピッチスパン法（以下、応力定ピッチ法という）である。

耐震B, Cクラス配管の耐震性評価については、上記の「(1) 3次

元多質点はりモデルを用いた地震応答解析」と「(2) 定ピッチスパン法」の2種類に分類し、評価を実施する。

7.1.2 3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析評価

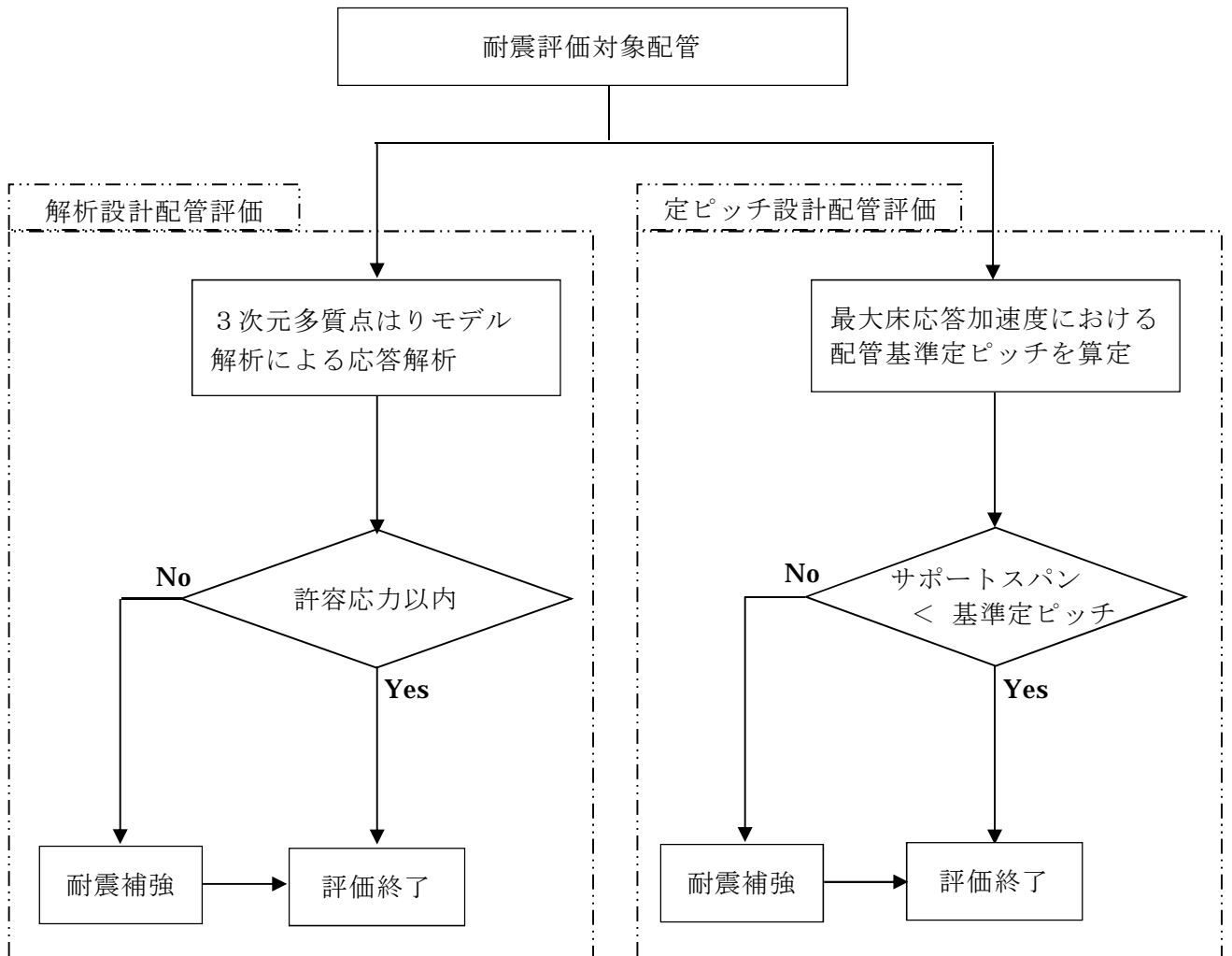
地震応答解析結果において設定されるサポートスパンが確保されることで耐震性を確認する。

7.1.3 定ピッチスパン法を用いた評価

評価用地震加速度としては、評価対象配管が設置されている全ての建屋フロアの床のピーク値を採用することで、保守的な評価を行い、20Hz程度の振動数を確保する場合の発生応力が許容応力を下回る支持スパンが確保されていることで耐震性を確認する。

7.1.4 評価の概要

評価フローを第1図に示す。



第1図 耐震B, Cクラス配管の評価フロー図

7.1.5 評価基準

内部溢水影響評価で実施する耐震B, Cクラス配管の耐震性評価は、地震を起因とした配管からの溢水が溢水影響評価上に影響するか否かを確認することが目的であることから、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007」（以下、「JSME」という。）及び「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987, JEAG4601・補-1984, JEAG 4601-1991 追補版」（以下「JEAG」という。）で用いられる算定式及び評価基準値を適用する。

1. 配管要素試験

配管要素に静的及び動的な繰返し荷重が負荷された場合の破壊形態及び破壊限界を明らかにする。

a. 試験方法

試験対象： 曲げ管、テイー、ノズル、直管

試験研究 A： エルボ、テイー、ノズル、レギュレータ

試験研究 B： 曲げ管、直管

配管要素の口径、肉厚、材質：

試験研究 A： 100A, Sch40, 炭素鋼及びオーステナイト系ステンレス鋼

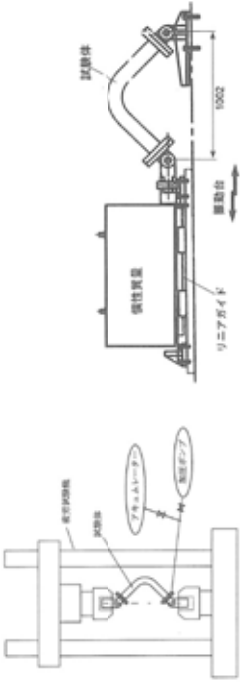
試験研究 B： 200A&65A, Sch40, 炭素鋼及びオーステナイト系ステンレス鋼

c. 試験方法

静的繰返し荷重試験： 疲労試験機あるいは油圧アクチュエータにより、1サイクル数分程度の準静的荷重速度で完全同相の変位制御荷重を負荷する。参照 4.4-1 参照。

動的繰返し荷重試験： 試験体の一端を振動台上に固定、他端に加振方向に自由に動く付加質量を取付けた状態で加振することにより、付加質量に慣性力を発生させる。参照 4.4-2 参照。

荷重レベル： 配管要素が弾塑性挙動を示し、10~100回の繰返しで疲労破壊すると予想されるレベルの荷重を負荷する。試験はすべて室温で実施した。



参照 4.4-1 静的繰返し荷重試験装置

参照 4.4-2 動的加振試験装置

b. 試験結果

1例として、試験研究 B-エルボ(炭素鋼, 200A Sch40, 内圧 Sm, 基脚)の静的繰返し荷重試験における横断断面ひずみの変化を参照 4.4-3, 動的加振試験における自由端変位の変化を参照 4.4-4 に示す。

試験結果を一覧表にして参照 4.4-1 に示す。すべての試験ケースで破壊形態は疲労であり、塑性破壊は生じなかった。変位量がほぼ同じケースと比較すると、き裂貫通時の荷重繰返し数は静的繰返し試験と動的加振試験ではほぼ同等であった。ラチエットによる層間ひずみは、内圧による応力が Sm 相当となる条件でも、材料試験結果から得られた配管材料の破壊ひずみより十分小さかった。

以上から、交差荷重である地盤荷重が加わる場合の損傷形態は、Sm 相当の内圧応力が作用する場合も含めて疲労破壊であり、塑性破壊は生じないことが確認された。

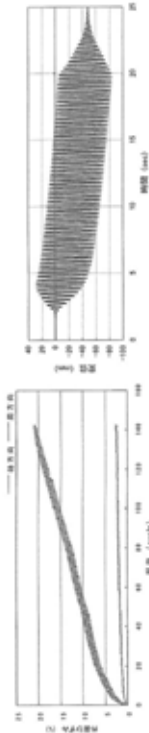
*1 材料試験で得られた配管材料の真積断延性は以下のとおり。

試験研究 A で使用した材料： 炭素鋼(延率) 92%, ガルバ鋼(延率) 201%

試験研究 B で使用した材料： 炭素鋼(延率) 112%, ガルバ鋼(延率) 188%

注) 試験研究 A： 電力長編組

試験研究 B： 原子力発電設備用配管要素試験機(配管要素試験機)試験(原子力発電設備用試験機)



参照 4.4-3 ひずみ履歴 (静的繰返し荷重試験)

参照 4.4-4 変位履歴 (動的加振試験)

参照 4.4-1 配管要素単体試験結果

試験ケース	静的繰返し荷重試験			動的加振試験					
	変位 (mm)	最大ひずみ (%)	累積ひずみ (%)	荷重繰返し数	き裂貫通位置	加振波	変位 (mm)	荷重繰返し数	各荷重位置
曲げ管, 炭素鋼 100A Sch40, 内圧 Sm, 基脚	33	2.3	6.9	63	(-)	正弦波	±33	65	(-)
曲げ管 ガルバ鋼	33	2.4	31.3	169	(-)	正弦波	±33	121	(-)
曲げ管 内圧 Sm2	33	2.6	5.4	66	(-)	正弦波	±33	94	(-)
曲げ管 内圧 0	33	3.1	6.6	68	(-)	正弦波	±33	130	(-)
曲げ管 荷重レベル 1	9	0.6	1.7	1050	(-)	正弦波	±11	1300	(-)
曲げ管 荷重レベル 2	25	1.8	6.4	101	(-)	正弦波	±21	290	(-)
テイー-炭素鋼 100A Sch40, 内圧 Sm	50	2.0	21.8	157	(-)	正弦波	±50	135	(-)
直管-炭素鋼 100A Sch40, 内圧 Sm	55	2.3	34.1	164	(-)	正弦波	±56	146	(-)
エルボ, 炭素鋼 200A Sch40, 内圧 Sm, 基脚	42.5	1.6	21.0	143	(-)	正弦波	78	75	(-)
エルボ	15.5	1.2	14.7	185	(-)	地盤波	79	3回	(-)
エルボ 65A Sch40	15.5	1.2	14.7	185	(-)	地盤波	34	5回	(-)
エルボ ガルバ鋼	57.5	2.7	28.3	192	(-)	正弦波	96	90	(-)
テイー, 炭素鋼 200A Sch40, 内圧 Sm	49.8	1.7	13.3	98	(-)	地盤波	100	5回	(-)
ノズル-炭素鋼 200A Sch40, 内圧 Sm	36.9	4.8	-1.6**	71	(-)	地盤波	103	4回	(-)
レギュレータ, 炭素鋼 200A 150A Sch40 内圧 Sm	30.8	5.0	37.9	136	(-)	地盤波	74	5回	(-)
					(-)	地盤波	62	10回	(-)

*1 曲げ管とエルボのひずみはエルボ横断断面で計測された周方向ひずみである。

**1 繰返し荷重の増加に伴う局部変形の影響により、この試験点では破壊時の累積ひずみが発生した。

第2図 配管要素試験 (原子力発電所耐震設計技術規程 J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 より抜粋)

6. 財団法人原子力発電技術機構による実規模配管系試験の結果

a. はじめに

平成 10 年度から平成 15 年度まで、経済産業省原子力安全・保安院からの委託事業として財団法人原子力発電技術機構(以下、「NUPPEC」という)において、実規模配管系の特徴を有する配管モデル試験体の地震追加試験が実施された。実規模配管系試験では、JEA4601・補-1984 の許容応力を上回る負荷条件での応答挙動の把握、JEA4601-1987 で体系付けられた耐震設計手法の妥当性確認、及び安全余裕の確認がなされた。配管系試験では、地震追加試験での配管破壊モードの確認及び破壊限界の把握がなされた。

b. 試験体

<実規模配管系試験>

- ・下記に要求される構造的特徴および要求される地震応答特性を備えた試験体を用いた。
- (1) 要求される構造的特徴
 - ・ 3 次元的な応がりを有する配管ルート
 - ・ 応力集中が高いエルボ、ティ等の配管要素
 - ・ 実機的主要サイズと同等の配管口径及び肉厚
 - ・ 実機で配管に使用される材質(標準鋼 STS410)
 - ・ 配管支持構造物が均等配置、重量弁あり
- (2) 要求される地震応答特性
 - ・ 1 次の固有振動数が 3~7Hz 程度
 - ・ 高応力部位がエルボ、ティなど数箇所存在

<配管系耐震試験>

- ・ 加振試験時の配管本体の応答が大きくなるように、試験体を下記のとおり変更した。
- ・ 架橋レストレイントの加振方向拘束を除去
- ・ 付加質量を追加

c. 試験ケースと試験結果

表 4.4-6 試験ケース

加振ケース	入力波	運動特性	加振方向
現行許容 応力試験	DM2-1	固有振動数より 低振動数側	水平+上下
	DM2-2		水平+上下
弾塑性 準動試験	DM4-1	共振域近傍	水平+上下
	DM4-2(0)		水平+上下
	DM4-2(2)		水平+上下
終局度 試験	US(1)~(5)	共振域近傍	水平

d. 試験結果

表 4.4-7(1) 実規模配管系試験 (計測位置: エルボ 2)

評価項目	計測位置・方向	DM2-1	DM2-2	DM4-1	DM4-2(0)	DM4-2(2)
最大ひずみ 範囲(N)	エルボ 2 の横断 外周面方向	0.11	0.19	0.70	0.81	0.98
	エルボ 2 の横断 内周面方向	0.11	0.20	0.74	0.87	1.08
1.5倍ひずみ 範囲(N)	エルボ 2 の横断 外周面方向	1.6	2.2	4.7	6.5	8.9
	エルボ 2 の横断 内周面方向	0.30	0.70	1.0	2.2	3.0

注: 1. 配管ひずみは JEA4601-1987 の評価法(ASME)に対する準準
2. 塑性変形は発生したが、配管の崩壊、き裂発生、漏洩は起きなかった。



表 4.4-7(2) 配管終局度試験 (計測位置: エルボ 2)

評価項目	計測位置・方向	第 1 回 加振	第 2 回 加振	第 3 回 加振	第 4 回 加振	第 5 回 加振
最大ひずみ 範囲(N)	エルボ 2 の横断 外周面方向	-	1.80	1.87	1.90	2.74
	エルボ 2 の横断 内周面方向	-	1.85	1.93	1.90	3.31

5 回の加振(累積疲労係数で 1.8 回)により、エルボ領域において低サイクル
疲労き裂が貫通し、内部の水が漏洩した。

e. 安全余裕の評価

安全余裕(Mo) = 1 回の地震で疲労破壊するとした場合の入力地震動
S_g 地震に対する設計許容入力地震動
ここで、1 回の地震による等価繰返し回数を 60 回とし、配管要素疲労試験データに基づく
累積疲労係数=1.0 で破壊が生じるとしている。

表 4.4-8 試験で確認された安全余裕

試験	安全余裕	
	JEA4601・補-1984 振動数比*	JEA4601-2008 振動数比*
設計手法	0.6 ^{**}	4.6
確認試験体	0.6 ^{**}	6.0
終局度 試験体	0.9	12.4

*1 振動数比=入力波の点振動数/試験体の 1 次固有振動数
*2 振動数比 0.5~0.9 で振動数が最小となる振動数比

f. まとめ

実規模配管系追加試験の結果、JEA4601・補-1984 の許容応力を大幅に超える地震荷重を加えても配管は
塑性崩壊を起こさなかった。安全余裕は JEA4601・補-1984 に対し 6.0 以上、JEA4601-2008 で採用した
管の地震時許容基準に対し 4.1 以上あることが確認された。

参考文献: 「原子力発電設備信頼性評価に関する報告書 その 1 配管系終局強度」平成 15 年度報告書、(財)原子力発電技術機構

3. 進行性変形試験

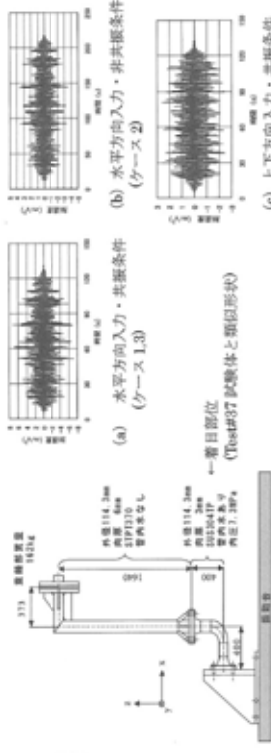
a. 試験方法

1985~1992年にEPR/NRCが実施した一連の配管要素加振試験では、崩壊は発生しなかったが、いくつかの試験体で疲労き裂貫通以前に過大な進行性変形が生じた(部材資料の参考文献[6]), 代表例としてTest#37を取上げ、参図4.4-10に示す類似形状の試験体を用いて参表4.4-2に示す条件で加振試験を実施した。エールポには内圧により周方向応力1.0Sm, 軸方向応力0.6Sm, 自重により1.06Smの一次応力を生じさせた。

参表 4.4-2 進行性変形試験ケース

試験ケース	加振波	加振方向	軸対称性*	設計評定上の1次応力レベル ^(*)		備考
				最大入力加速度(m/s ²)	減衰比5.0%	
1	地震波	水平	共振 (Rw=0.9)	約 48Sm	約 16Sm	-
		非共振 (Rw=0.5)	約 3Sm	振動台性能限界		
2	地震波	水平	共振 (Rw=0.9)	約 6Sm	約 17Sm	-
		非共振 (Rw=0.5)	約 2Sm	約 16Sm	振動台性能限界	
3	地震波	水平	共振 (Rw=0.9)	約 50Sm	約 17Sm	-
		上下	約 2Sm	約 16Sm	振動台性能限界	

(*)1: Rw=入力地震波の卓越動数/試験体の1次固有振動数
 (*)2: 表の設計用減衰定数を用いた応答スペクトル解析(応答なし)より求まる地震慣性力をもとに算定されるモーメントを用いて、応力試験式に基づき地震慣性力のみの一次応力強さを算出した。設計上の許容応力は3Sm。



参図 4.4-10 試験体形状

b. 試験結果

試験結果を参表4.4-3に示す。EPR/NRCの試験では、エールポ間方向に過大な進行性変形が生じたと報告されているが、内圧ありの条件で実施した本試験ではエールポ間方向に残留変形が生じた。JEA4601・補-1994の許容応力の約17倍の応力となる地震加重を加えた場合でも、過大な進行性変形は生じなかった。

<補正結果値に対応>

参表 4.4-3 進行性変形試験結果

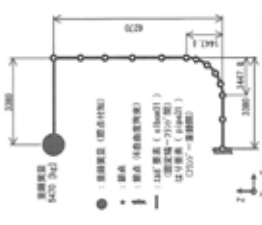
	試験ケース1 (水平共振 Rw=0.9)	試験ケース2 (水平非共振 w=0.5)	試験ケース3 (水平上下共振 Rw=0.9)
最大入力加速度 (m/s ²)	7.0	4.2	7.3(水平)/2.6(上下)
地震荷重のみによる一次応力強さ*	約 48Sm (許容応力の約 16倍)	約 6Sm ^(*) (許容応力の約 2倍)	約 50Sm ^(*) (許容応力の約 17倍)
累積たわみ角 (deg)	4.8	0.9	5.1
最大たわみ角 (deg)	7.2	2.1	7.5
崩壊判定値 ^(*) (deg)		8.0	

(*)1: 設計用減衰定数0.05%を用いた応答スペクトル解析(共振なし)より求まる地震慣性力をもとに算定されるモーメントを用いて、応力試験式に基づき地震慣性力のみの一次応力強さを算出した。
 (*)2: 2tanθ法により求めた値
 (*)3: 試験後のシミュレーション解析により、設計評定上の一次応力レベルが約12Smでも過大な進行性変形が生じないことが確認されている。

4. 進行性変形解析

Test#37と類似形状をもつ解析モデル(参図4.4-12)に対し、下記条件にて解析を実施した。

- ・ 材料: SUS304TP
- ・ エールポに設計許容限界相当の応力が発生するレベル(一次応力換算値で8.3 Sm)
- ・ それを超えるレベル(一次応力換算値で13.6 Sm)
- ・ 自重: 1.5 Sm, 内圧: なし, 非共振状態 (Rw=0.5)
- ・ 解析ケース: 共振状態 (Rw=0.9), 非共振状態 (Rw=0.5)
- ・ D/L ≤ 100 で JSME 設計・建設規格の応力係数値及び式の適用可
- ・ 350A: 855.6/3.5 = 101.6
- ・ 950A: 965.2/9.5 = 101.6



参図 4.4-12 解析モデル(950A)

解析結果を参表4.4-4に示す。現行基準で許容される最大の D/L (約100)をもつ配置に対して、一次応力の許容限界1.6Sm(本解析では内圧による周方向応力0.5Sm, 自重による応力1.6Sm)となる条件下で、設計許容限界を超える応力が発生するよう地震加重を負荷した場合でも、エールポ間の周方向累積たわみは 2tanθ法による崩壊判定値に達せず、進行性過大変形が発生しないことが確認された。

<補正結果値に対応>

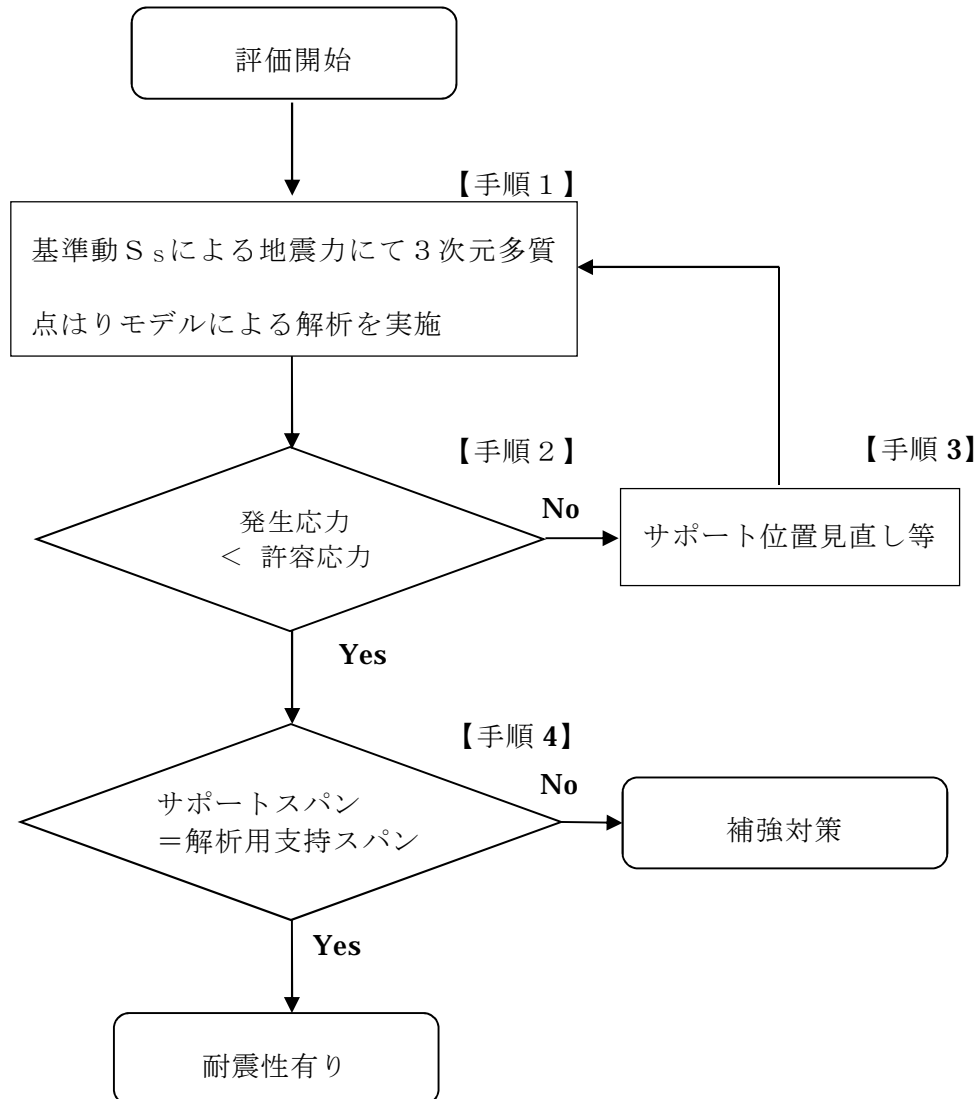
参表 4.4-4 進行性変形の解析結果

解析モデル	振動数比	1次応力	累積たわみ角 (deg)	2tanθ法による崩壊判定値	累積たわみ角崩壊判定値
950A	Rw = 0.9	8.3 Sm	1.1	4.3	0.25
	Rw = 0.5	8.3 Sm	1.4	4.3	0.33
950A	Rw = 0.9	13.6 Sm	1.6	4.3	0.37
	Rw = 0.5	13.6 Sm	2.9	4.3	0.67
350A	Rw = 0.9	13.6 Sm	2.3	5.8	0.40
	Rw = 0.5	13.6 Sm	3.8	5.8	0.66

7.1.6 評価手法

7.1.6.1 3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析評価

評価フローを第5図に示す。また、各手順における詳細手順を以下に示す。



第5図 3次元多質点はりモデルを用いた耐震性評価フロー

【手順1】 3次元多質点はりモデル解析

建設時の図面における解析用支持スパンを反映した3次元多質点はりモデルを作成し、基準地震動 S_s の評価用震度及び床応答スペクトルを用いた静的解析及びスペクトルモーダル解析を行い一次応力と一次応力+二次応力 S を確認する。

【手順2】

手順1にて算出した一次応力及び一次応力+二次応力 S がJ E A Gで規定する許容応力状態 $IV_A S$ での許容応力 $0.9 S_u$ （一次応力）及び $2 S_y$ （地震動のみによる1次+2次応力の変動値が $2 S_y$ 以下であれば、疲れ解析不要）以下であることを確認する。

$$0.9 S_u \geq S$$

$$2 S_y \geq S$$

【手順3】

手順2で $2 S_y$ を超えるモデルにおいて、サポート位置の見直し等を行い、手順1をおこなう。

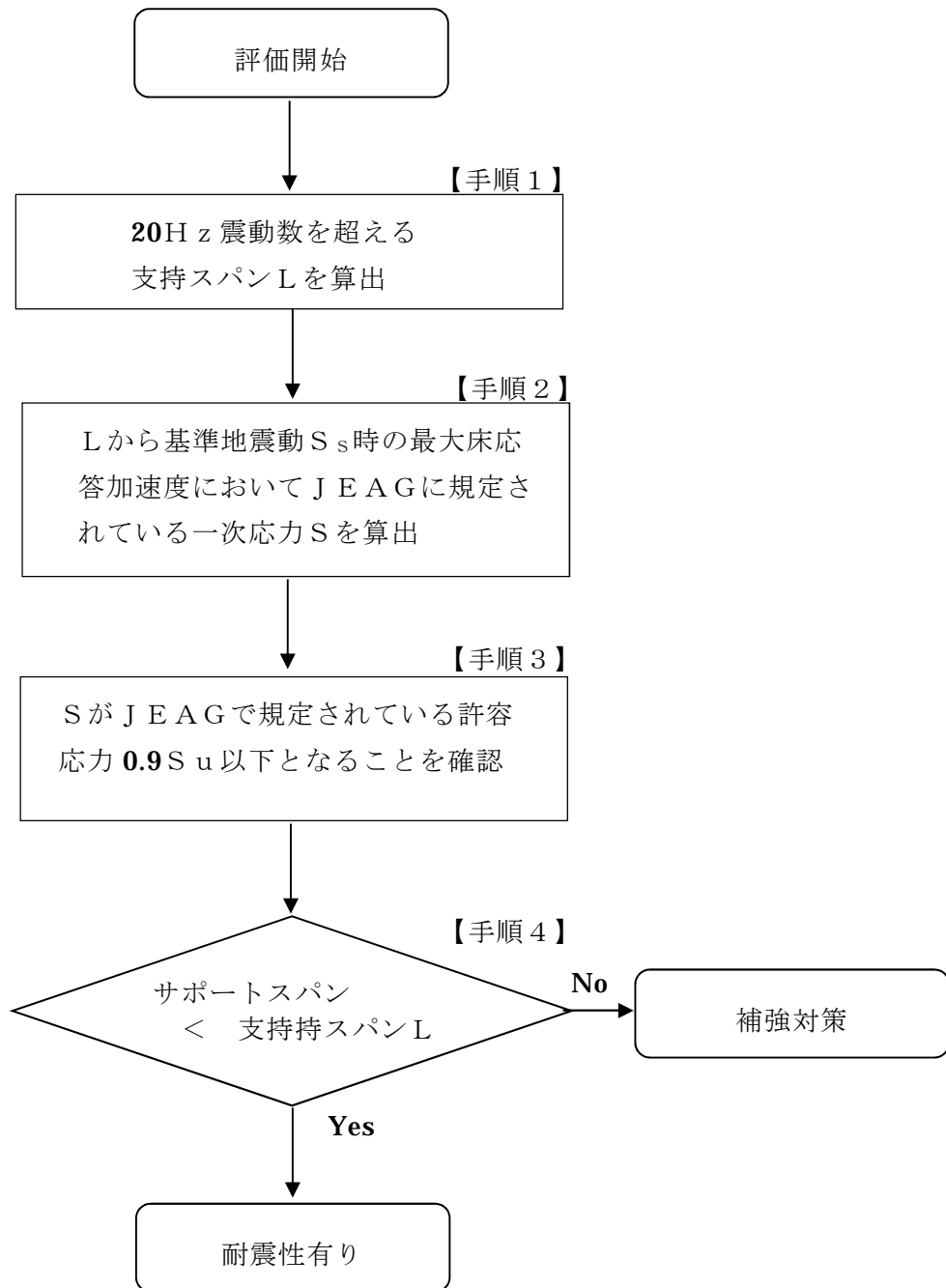
【手順4】

手順2で確認した解析用支持スパンをサポートスパンが確保していることを確認する。

$$\text{サポートスパン} = \text{解析用支持スパン}$$

7.1.6.2 定ピッチスパン法を用いた評価

評価フローを第6図に示す。また、各手順における詳細手順を以下に示す。



第6図 定ピッチスパン法を用いた耐震性評価フロー

【手順1】 支持スパンL算出

1 スパン両端支持の固有振動数式を用いて20Hzを超える支持間隔を算出する。

$$f = \frac{1}{2\pi} \times \left(\frac{n\pi}{L} \right)^2 \times \sqrt{\frac{EI}{m}}$$

機械工学便覧より

【手順2】

手順1にて算出した支持スパンLにおいて、基準地震動S_s時の評価用震度における一次応力SをJ E A Gの算定式より算出する。

$$S = \frac{PD_o}{4t} + \frac{0.75 i_1 (M_a + M_b)}{Z}$$

【手順3】

手順2にて算出した一次応力SがJ E A Gで規定する許容応力状態IV_ASでの許容応力0.9S_u以下であれば手順1で求めた支持スパンLを確保することで基準地震動S_s時の耐震性を確認することができる。

$$0.9S_u > S$$

【手順4】

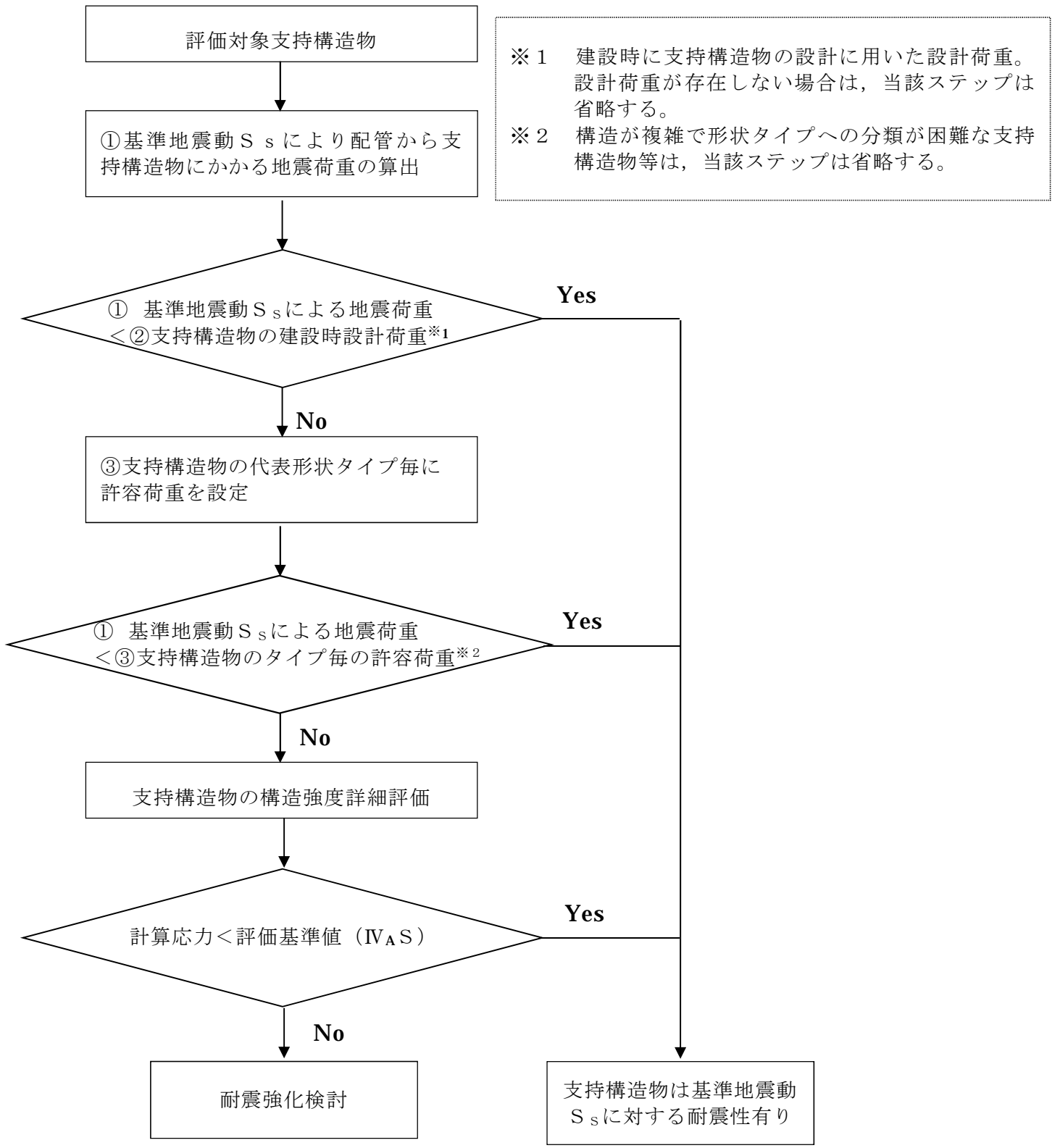
手順1で算出した支持スパンLと建設時の図面または、現地状況におけるサポートスパンが支持スパンLを確保されていることを確認する。

$$\text{サポートスパン} < \text{支持スパンL}$$

7.2 耐震B, Cクラス配管支持構造物の耐震性評価について

評価対象配管を支持する支持構造物について、基準地震動 S_s に対する耐震性を有することを第7図のフローに基づき評価する。

基準地震動 S_s により配管から支持構造物にかかる地震荷重は、配管、サポート系を、3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析によって算出したものを用いる。評価基準値は J E A G の $IV_A S$ に基づき設定する。



第7図 配管支持構造物の耐震性評価フロー

7.3 耐震B, Cクラス配管及び配管支持構造物の耐震性評価結果について

耐震B, Cクラス配管の基準地震動 S_s に対する耐震性評価結果について

第1表に示す。

第1表 配管及び配管支持構造物の耐震性評価結果

系統名称	評価部位	評価結果
原子炉補機冷却水系 (RCW系)	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
燃料プール冷却浄化系 (FPC系)	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
復水・純水移送系 (MUW系)	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
原子炉冷却材浄化系 (CUW系)	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
制御棒駆動系 (CRD系)	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
屋内消火系 (FP系) ※3	配管本体	○
	支持構造物	○

※1 評価対象配管からの地震起因溢水が発生しないと評価

※2 評価対象配管支持構造物の耐震性有りと評価

※3 内部火災対応として配管更新を行う

7.4 耐震B, Cクラス機器の耐震性評価結果について

耐震B, Cクラス機器（ポンプ, 容器等）の基準地震動 S_s に対する耐震性評価手法・条件及び結果について第2表に示す。評価結果は, J E A G の評価対象部位に基づき, 全ての部位の評価を行い, 評価上最も厳しい評価部位の値を記載している。いずれの機器においても, 計算応力が評価基準値以内であることを確認した。

第2表 ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（1/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値 MPa or —	評価 基準値 MPa or —	JEAG 等の規格基種の代表的な評価手法・条件との相違				備考			
						解析手法（公式等による評価， スペクトルモデル解析他）		解析モデル			減衰定数	その他（評価条 件（温度，圧力 等）の変更）	
						○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容				
RCW	原子炉補機冷却系サー ジタンク	胴	組合せ	143.96	468	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):—	—	
		脚	組合せ	78.51	247	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—	
		基礎ボルト	引張	126.68	131	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—	
		非再生熱交換器 (A)	胴	組合せ	223	380	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—
			脚	組合せ	50	225	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—
			基礎ボルト	引張	149	186	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—
		非再生熱交換器 (B)	胴	組合せ	223	380	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—
			脚	組合せ	50	225	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—
			基礎ボルト	引張	149	186	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—
		ドライウエル除運機 (WC2-5)	基礎ボルト	引張	97.51	154	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—
			基礎ボルト	引張	14.25	204	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—
			支柱材	せん断	2.95	124	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—

第2表 ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（2/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値 MPa or —	評価 基準値 MPa or —	J.EAG 等の規格基種の代表的な評価手法・条件との相違				備考	
						解析手法（公式等による評価， スペクトルモデル解析他）	解析モデル	減衰定数	その他（評価条 件（温度，圧力 等）の変更）		
RCW	R/B機器ドレンサン プ熱交換器（B）	支持材	せん断	2.95	124	○同じ ●相違	内容 (応答解析)モデルな し (応力解析)1質点モ デル	○同じ ●相違	内容 (水平):— (鉛直):—	○	
	制御棒駆動水ポンプ潤 滑油冷却器（A）	基礎ボルト	引張	2.16	204	○	内容 (応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
	制御棒駆動水ポンプ潤 滑油冷却器（B）	基礎ボルト	引張	2.16	204	○	内容 (応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
	PASSクレー	基礎ボルト	引張	8.27	204	○	内容 (応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
	サンブルクレー (G33-Z020- 1)	基礎ボルト	引張	36.11	204	○	内容 (応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	代表
	PLR-LFMG室空 調機（SCU2-1）	基礎ボルト	引張	43.68	204	○	内容 (応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
	PLR-LFMG室空 調機（SCU2-2）	基礎ボルト	引張	43.68	204	○	内容 (応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	

第2表 ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（3/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値 MPa or —	評価 基準値 MPa or —	JEAJ等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違				備考				
						解析手法（公式等による評価、 スペクトルモデル解析他）		解析モデル			減衰定数		その他（評価条 件（温度、圧力 等）の変更）	
						○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容		○同じ ●相違	内容		
RCW	R / B Fローカルク ーラ	基礎ボルト	引張	68.28	204	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—	代表	
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—			
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—			
		原子炉冷却材浄化系循環 ポンプA	基礎ボルト	引張	14.95	200	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—	
							○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—		
							○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—		
FPC	燃料プールの冷却浄化系熱 交換器 (A)	脚	組合せ	52	247	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—		
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—			
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—			
		燃料プールの冷却浄化系熱 交換器 (B)	基礎ボルト	せん断	31	143	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—	
							○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—		
							○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—		
	燃料プールの冷却浄化系逆 洗水移送ポンプ	基礎ボルト	引張	7.87	186	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—		
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—			
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—			

第2表 ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（4/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値 MPa or —	評価 基準値 MPa or —	JEAJ 等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違			備考	
						解析手法（公式等による評価、 スペクトルモデル解析他）		減衰定数		その他（評価条 件（温度、圧力 等）の変更）
						○同じ ●相違	内容			
FPC	燃料プールの冷却浄化系フ ィルタ脱基器（B）	胴	組合せ	297.95	346	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）1 質点モデル	○	（水平）：1.0% （鉛直）：—	—
		脚	組合せ	201.56	261	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	—	—
		基礎ボルト	引張	162.04	220	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	—	—
	燃料プールの冷却浄化系逆 洗水受タンク	胴	組合せ	286.63	294	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（水平）：1.0% （鉛直）：—	—
		脚	組合せ	138.86	235	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	—	—
		基礎ボルト	引張	154.56	178	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	—	—
	燃料プールの冷却浄化系保 持ポンプA	基礎ボルト	引張	9.83	220	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（水平）：— （鉛直）：—	—
		基礎ボルト	引張	9.83	220	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	—	—
		基礎ボルト	引張	11.64	220	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（水平）：— （鉛直）：—	—
	燃料プールの冷却浄化系フ リコトポンプ	胴	組合せ	11.96	446	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（水平）：— （鉛直）：—	—
		基礎ボルト	引張	128.65	211	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	—	—
		基礎ボルト	引張	11.97	198	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（水平）：— （鉛直）：—	—

第2表 ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（5/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値 MPa or —	評価 基準値 MPa or —	JEAJ等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違				備考
						解析手法（公式等による評価， スペクトルモーダル解析他）	解析モデル	減衰定数	その他（評価条 件（温度，圧力 等）の変更）	
						○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	
FPC	燃料プール冷却浄化系 再循環ポンプB	基礎ボルト	引張	11.97	198	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):— (鉛直):—	—
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):1.0% (鉛直):—	—
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
CUW	原子炉冷却材浄化系逆 洗水受タンク	胴	組合せ	86.11	294	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):1.0% (鉛直):—	—
		脚	組合せ	50.82	261	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
		基礎ボルト	引張	142.68	186	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
	原子炉冷却材浄化系逆 洗水移送ポンプ	基礎ボルト	引張	8.13	186	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
		胴	組合せ	110.26	360	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
		脚	組合せ	212.49	269	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—
基礎ボルト	引張	174.53	220	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—		
				○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—		
原子炉冷却材浄化系フ ィルタ脱磁器(A)	胴	組合せ	110.26	360	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
	脚	組合せ	212.49	269	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
	基礎ボルト	引張	174.53	220	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
原子炉冷却材浄化系フ ィルタ脱磁器(B)	胴	組合せ	110.26	360	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
	脚	組合せ	212.49	269	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
	基礎ボルト	引張	174.53	220	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
原子炉冷却材浄化系フ ィルタ脱磁器(B)	胴	組合せ	11.96	468	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
原子炉冷却材浄化系フ ィルタ脱磁器(B)	基礎ボルト	引張	128.65	216	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平):— (鉛直):—	—	

第2表 ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（6/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値 MPa or —	評価 基準値 MPa or —	JEAJ等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違				備考		
						解析手法（公式等による評価， スペクトルモデル解析他）		解析モデル			減衰定数	その他（評価条 件（温度，圧力 等）の変更）
						○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容			
CUW	原子炉冷却材浄化系保 リコートポンプ	基礎ボルト	引張	11.64	220	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－		
						○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－			
						○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－			
	原子炉冷却材浄化系保 持ポンプB	基礎ボルト	引張	15.36	220	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－		
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－			
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－			
	再生熱交換器(A)	胴 脚 基礎ボルト	組合せ 組合せ せん断	220.90 84.89 172.6	260 178 173	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－		
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－			
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－			
	再生熱交換器(B)	胴 脚 基礎ボルト	組合せ 組合せ せん断	220.90 84.89 172.6	260 178 173	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－		
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－			
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－			
再生熱交換器(C)	胴 脚 基礎ボルト	組合せ 組合せ せん断	220.90 84.89 172.6	260 178 173	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－			
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－				
					○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－				
CRD	制御棒駆動水加熱器	胴 脚 基礎ボルト	組合せ 組合せ 引張	29.69 65.55 46.62	405 259 204	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－		
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－			
						○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(水平)：－ (鉛直)：－			

第2表 ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（7/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値 MPa or —	評価 基準値 MPa or —	JEA3等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違				備考			
						解析手法（公式等による評価， スペクトルモーダル解析他）		解析モデル			減衰定数	その他（評価条 件（温度，圧力 等）の変更）	
						○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容				
CRD	制御棒駆動水系ポンプ (A) サクシヨンプライ ルタ	胴	組合せ	33.46	346	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	—	
		脚	組合せ	85.01	269	○		○		○			
		基礎ボルト	引張	49.92	204	○		○		○			
		制御棒駆動水系ポンプ (B) サクシヨンプライ ルタ	胴	組合せ	33.46	346	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	—
			脚	組合せ	85.01	269	○		○		○		
			基礎ボルト	引張	49.92	204	○		○		○		
CST	スクラム排水容器 (I)	胴	組合せ	52	363	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルあり (応力解析)FEMモデル	○	(水平)：1.0% (鉛直)：－	—	
		架台	組合せ	96	272	○		○		○			
	スクラム排水容器 (II)	胴	組合せ	52	363	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルあり (応力解析)FEMモデル	○	(水平)：1.0% (鉛直)：－	—	
		架台	組合せ	144	272	○		○		○			
復水貯蔵タンク		胴板	一次一般膜	168	225	○	(応答解析)各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	—	
		基礎ボルト	引張	298	439	○		○		○			

配管の破損位置及び破損形状の評価について

溢水評価ガイド「2.1.1 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」の評価（以下、「想定破損」という。）においては、高エネルギー配管は完全全周破断、低エネルギー配管は貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが、一部の配管については、「溢水評価ガイド附属書A 流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」（以下「溢水評価ガイド附属書A」という。）の規定を適用するため、本資料にて当該評価について説明する。

8.1 応力に基づく評価

想定破損を除外する配管については「溢水評価ガイド附属書A」の規定に基づき応力評価を実施し、当該規定の要求を満足することを確認する。

8.2 高エネルギー配管の評価

破損の想定はターミナルエンドと一般部（ターミナルエンド以外）について実施する。

想定破損評価における高エネルギー配管の破損の形状については、完全全周破断を想定して溢水影響を評価しているが、一部の高エネルギー配管の評価対象（25Aを超える※）に対し、「溢水評価ガイド附属書A」に基づきターミナルエンドは完全全周破断、ターミナルエンド以外（一般部）は、許容応力の0.8倍または0.4倍に応じた破損形状とする旨の記載に従って評価する。

応力評価は3次元はりモデル解析により行い、「溢水評価ガイド附属書A」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

高エネルギー配管の評価フローを第1図及び、第2図に示す。

8.3 低エネルギー配管の評価

想定破損評価における低エネルギー配管の破損の形状については、貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが、一部の低エネルギー配管の評価対象（25Aを超える）に対し、「溢水評価ガイド附属書A」に基づき許容応力の0.4倍を下回る場合は破損を想定しない旨の記載に従って評価する。

応力評価は3次元はりモデル解析により行い、「溢水評価ガイド附属書A」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

低エネルギー配管の破損形状の評価フローを第3図に示す。

※ 蒸気による影響評価の対象となる配管は25A 以下も対象

8.4 重大事故等対処設備を含めた溢水対応方針

重大事故等対処設備を含めた溢水影響評価を行い、配管の破損位置及び破損形状の評価を行う上での対応方針を以下とする。

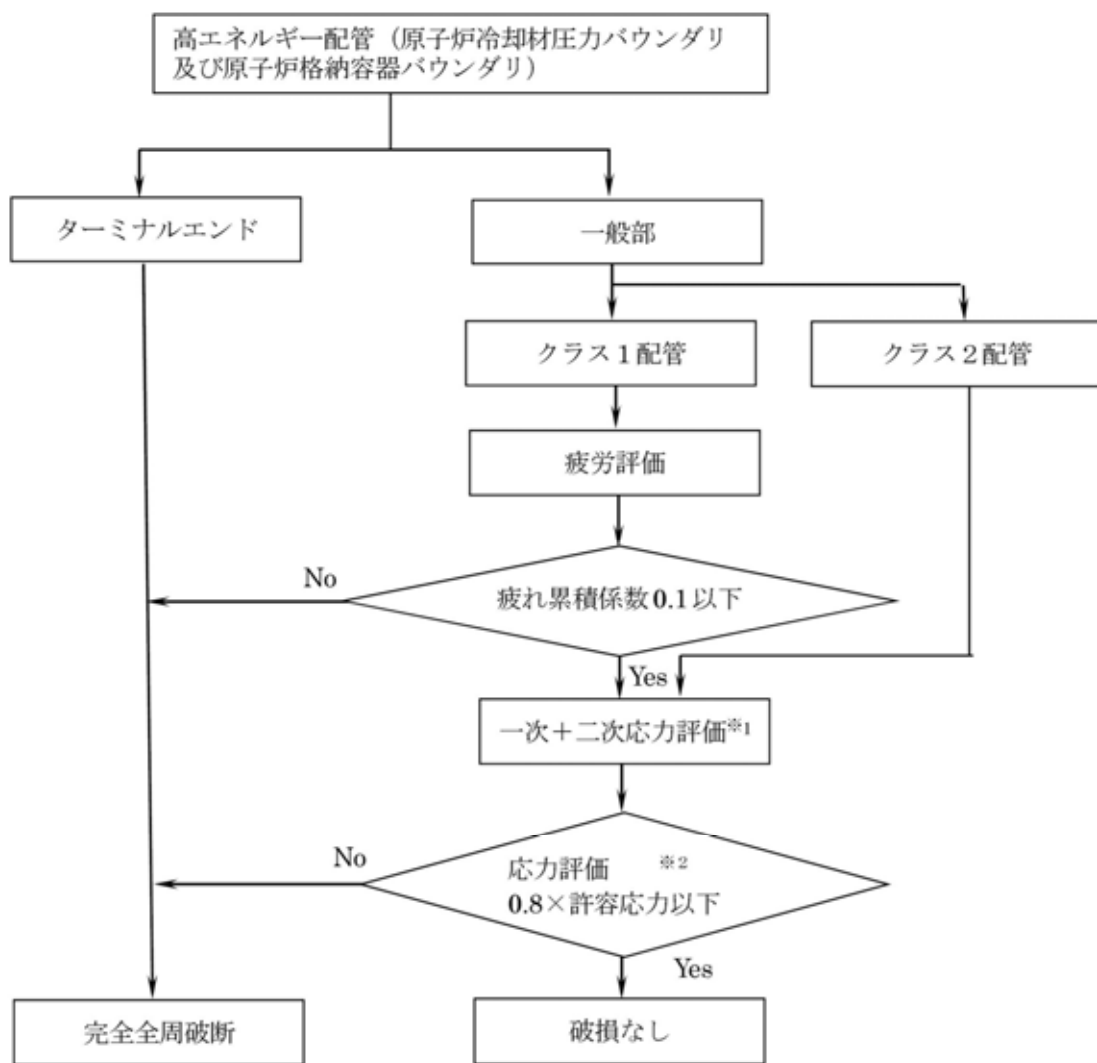
【新設範囲】

- ・重大事故等対処設備について、詳細な応力評価を行い、「溢水評価ガイド附属書A」の記載による「破損想定不要」の考えを適用する方針とし、これを満足する設計を行う。

【既設範囲】

- ・重大事故等対処設備と既設システムの共用ラインのうち、単一の破損を想定した場合に、代替の設備、システムにより機能が維持されない場合は、詳細

な応力評価を行い、「溢水評価ガイド附属書A」の記載による「破損想定不要」の考えを適用する方針とし、これを満足する対策（応力評価及び必要な補強対策）を行う。



※1 溢水評価ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

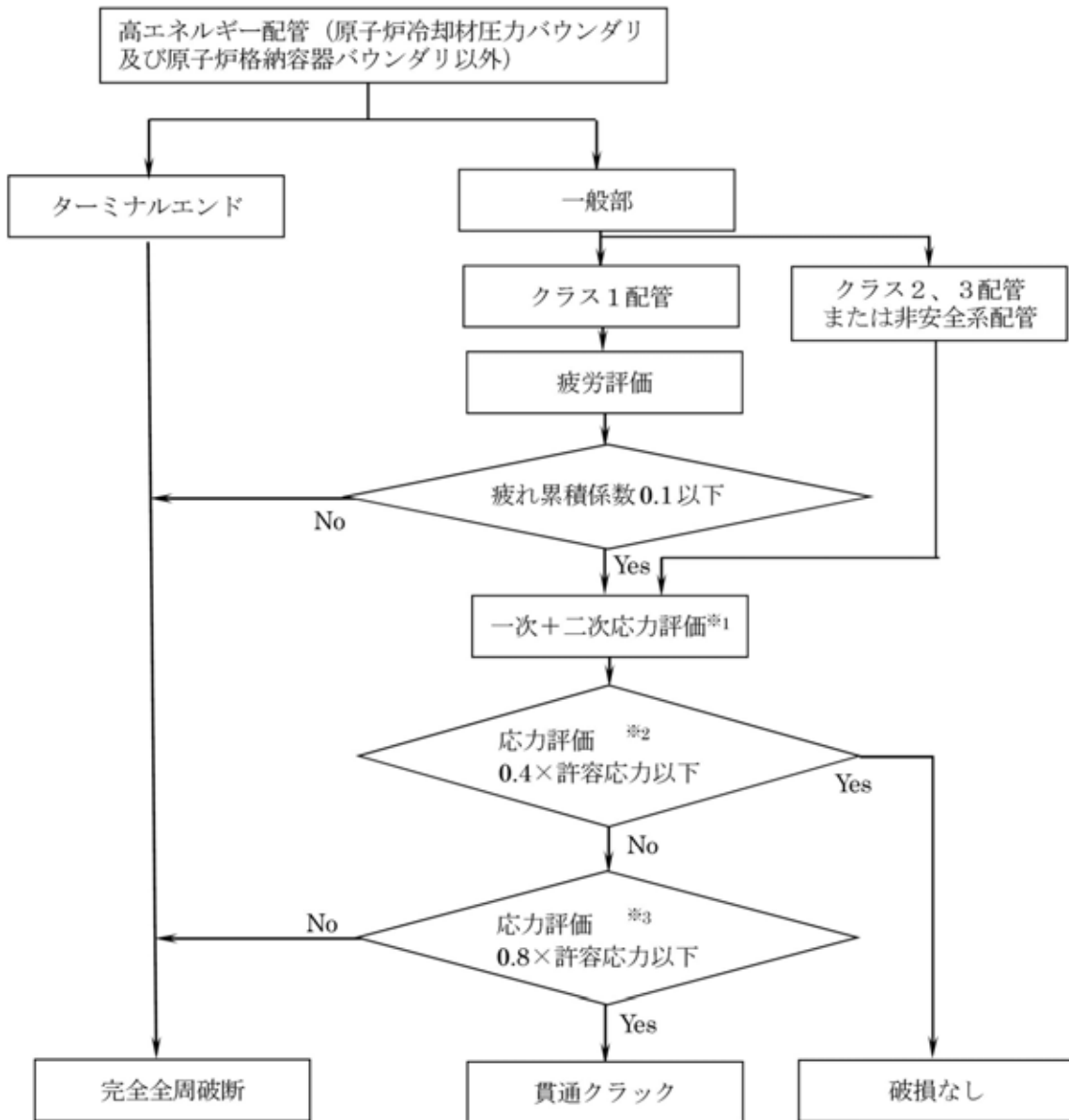
※2 クラス1配管は $2.4S_m$ 以下、クラス2配管は $0.8S_a$ 以下

S_m ：設計応力強さ

S_a ：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」PPC-3530）

第1図 高エネルギー配管の破損形状評価フロー

（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ）



※1 溢水評価ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

※2 クラス1配管は $1.2S_m$ 以下、クラス2、3又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

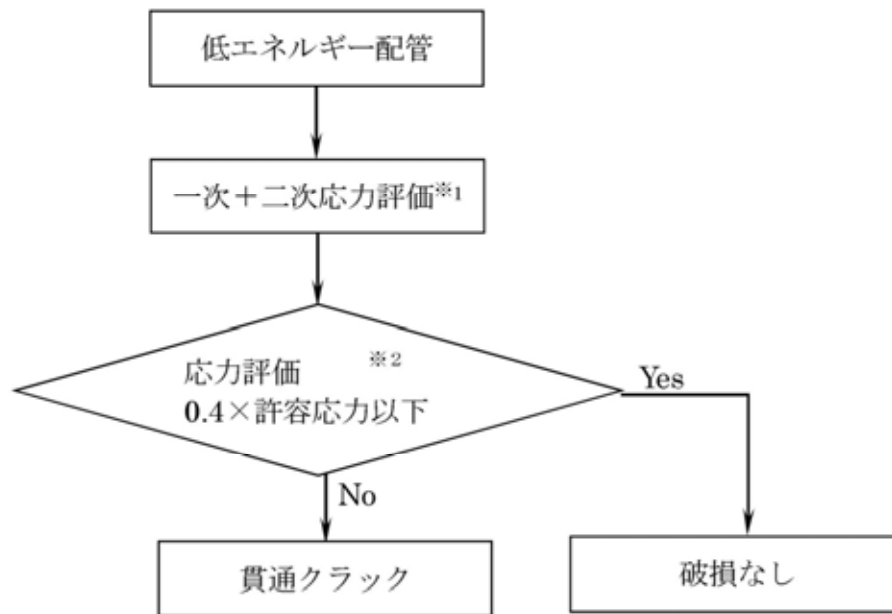
※3 クラス1配管は $2.4S_m$ 以下、クラス2、3又は非安全系配管は $0.8S_a$ 以下

S_m ：設計応力強さ

S_a ：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」PPC-3530）

第2図 高エネルギー配管の破損形状評価フロー

（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外）



※1 溢水評価ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管は $0.4S_a$ 以下
それ以外の配管のうち、クラス1配管は $1.2S_m$ 以下、クラス2、3 又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

S_m : 設計応力強さ

S_a : 許容応力 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」 PPC-3530)

第3図 低エネルギー配管の破損形状評価フロー

8.4 応力に基づく評価結果

8.1, 8.2 にて説明した「溢水評価ガイド附属書A」の規定を満たす配管については、溢水影響評価における破損は想定しない。評価の対象となる配管系統は、原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び廃棄物処理棟の所内蒸気系配管とする。

減肉等による評価について

添付資料-7, 8 の評価結果により破損想定を除外を行う場合は、減肉、腐食、疲労による破損を別途想定し、非破壊検査、疲労評価等を定期的を実施する。定期的な管理と評価を実施することにより、破損の想定を除外する。このうち特に配管等の減肉による管理について以下に示す。

9.1 配管の減肉管理方針について

減肉の可能性のある配管については「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（2006年版）（JSME S NH1-2006）」（以下、JSME規格）に基づいて管理している。

ここで、内部溢水影響評価において破損を除外する配管については、必ずしも上記の測定対象とならないことから、減肉の有無を確認し、今後の運用において減肉等による破損がないこととする。

また、対象配管については各破損想定に応じて耐震評価基準又は「溢水評価ガイド附属書A」の「2.1 運転中に発生する応力に基づく評価法」の要求を満足させることとする。

なお、本事項は後段規制での対応が必要となる事項である。（別添2 参照）

9.2 検討対象系統の抽出

(1) 対象系統

定期事業者検査において非破壊検査による配管肉厚測定を実施しておらず、減肉量を直接かつ定期的に管理していない系統を対象とする。

(2) 対象材料

東海第二発電所の低エネルギー配管材料としては、ステンレス鋼および炭素鋼が使用されているが、配管の主要な減肉事象を第1表のとおり整理し、相対的に耐食性の低い炭素鋼配管を代表として抽出する。第1表に主要な減肉事象と炭素鋼配管を代表として減肉測定を実施する理由を示す。なお、炭素鋼配管であっても、海水系統のような内面ライニング配管については対象外とする。

第1表 主要な減肉事象と炭素鋼配管を代表として減肉測定を実施する理由

減肉事象		炭素鋼配管を代表として減肉測定を実施する理由
腐食	全面腐食	ステンレス鋼はCr含有量が多く、表面に形成される不動態化被膜により炭素鋼に比べ耐食性が優れている。
	流れ加速型腐食(FAC)	FACによる減肉速度は配管材料のCr含有量が多いほど低下することが知られており、ステンレス鋼は炭素鋼に比べ、FACが抑制される。
エロージョン	液滴衝撃エロージョン(フラッシング・エロージョン含む)	液滴衝撃エロージョンは負圧機器に接続され連続的に高速二相流が流れる系統で発生する可能性があるが、対象となる低エネルギー配管で該当する系統はない。
	キャビテーション・エロージョン	設計段階においてキャビテーション発生防止のための評価・確認を実施し、運転条件を適切に維持していることから問題ない。
	固体粒子エロージョン	BWRプラントにおいて通常起こりえない事象である。

(3) 対象腐食モード

配管強度に影響をおよぼす腐食モードとしては、流れ加速型腐食（FAC）、全面腐食が考えられるが、低温配管については、FACの感受性は低いことから、主に全面腐食を検討対象とする。

(4) 水質による代表絞り込み

炭素鋼の全面腐食の加速因子として支配的なものは、溶存酸素、pH、塩分濃度、水質条件である。想定破損を除外する対象の水源はろ過水タンク、純水タンク、復水貯蔵タンク、飲料水タンク等であり、これらを水源とする系統を代表として抽出する。

以上の検討結果より肉厚測定対象系統を以下のとおり抽出する。

① 原子炉補機冷却水系（RCW）

純水タンクを水源としており、防食剤を含む定常的な流れのある系統として選定。

② 復水・純水移送系（MUW）

復水貯蔵タンクを水源としており、防食剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

③ 消火系（FP）

ろ過水タンクを水源としており、防食剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

9.3 検討対象系統の肉厚測定管理について

9.2 にて抽出した検討対象系統については、今後、内部溢水影響評価の管理項目として、計画的な肉厚測定と管理を行っていく。

9.4 強度評価を行った配管の肉厚測定について

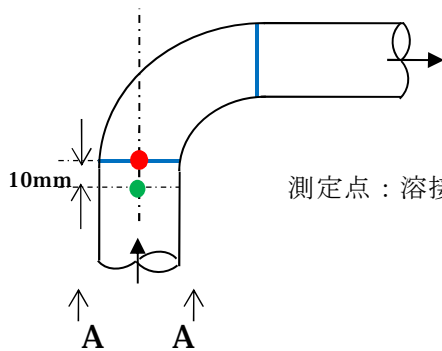
内部溢水での減肉管理については、過去の測定データ等がなく今後計画的な実施と測定結果の傾向管理が必要であることから、まず、現状の減肉状況の確認として応力評価が厳しい箇所について、確認のため肉厚測定を実施した。

測定箇所は、評価済の各解析モデルのうち、一次応力+二次応力が最大となる発生点（最小裕度箇所）から選定するが、同一系統については、腐食環境等は同じであることから、系統毎に最も厳しい代表1モデルを選定し測定を実施した。

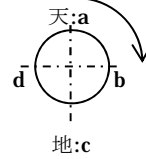
測定方法及び測定点については、以下の要領にて実施した。

- ・測定方法は「QM東Ⅱ：7-1-1-26 配管肉厚管理マニュアル」に準拠して実施。
- ・測定点はモデル内で一次応力+二次応力が最大となる発生点を対象とするが、当該部周辺の配管形状を考慮し、任意で決定した位置とした。詳細については第1図を参照。

- R C W系代表モデル (No.13) 口径:3B
エルボ部

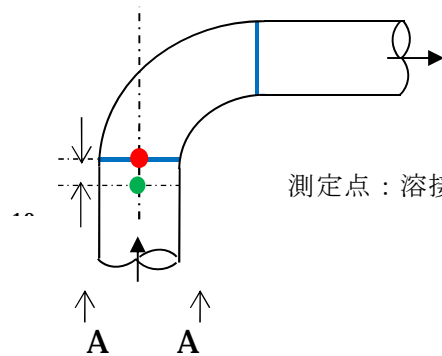


A-A 矢視

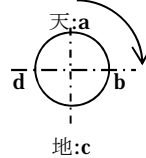


測定点：溶接線端部から上流側に 10mm の位置に周方向 4 点

- MUW系代表モデル (No.30) 口径:4B
エルボ部

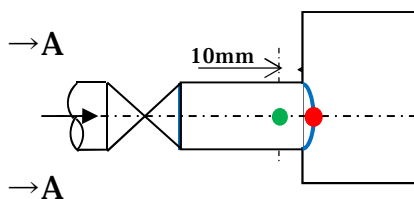


A-A 矢視

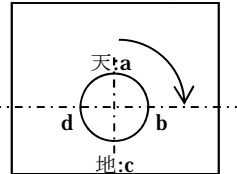


測定点：溶接線端部から上流側に 10mm の位置に周方向 4 点

- F P C系代表モデル (No.16), 口径:3B



A-A 矢視



測定点：溶接線端部から上流側に 10mm の位置に周方向 4 点

第1図 減肉測定位置図

測定結果を第2表に示す。測定した全ての箇所について、プラント建設時の公称値と測定値の差は公差の範囲内に収まっていることを確認した。

第2表 配管肉厚測定結果（代表例）

計測箇所	配管口径	板厚 (公称値)	測定値 (最小値)	公差
原子炉補機冷却水系	80A	5.5	5.13	+15% -12.5%
復水・純水移送系	100A	3.0	3.02	±0.5mm
消火系	100A	6.0	-※1	-

※1：内部火災対応として配管更新を行う。

鉄筋コンクリート壁の水密性について

原子炉棟，廃棄物処理棟，廃棄物処理建屋及びタービン建屋において地震に起因する機器の破損に伴う溢水量は，建屋の最地下階に貯留されるため，耐震壁等のひび割れの影響について確認する。

10.1 各建屋の応答解析結果

耐震壁のひび割れの可能性について（弾性域であることの確認）

各建屋の貯留区画における耐震壁の地震応答解析におけるせん断変形（ $\tau - \gamma$ 関係）が，第1折点に納まる場合，水密性に影響のあるせん断ひび割れは生じないと判断する。

地震応答解析結果より，せん断変形（ $\tau - \gamma$ 関係）は第1表に示すとおり，おおむね第1折点に収まっているが，タービン建屋の一部の壁は第1折点を越えていることから，残留ひび割れを考慮した評価を実施する。

第1表 基準地震動 S_s による地震応答解析結果一覧

評価部位		最大応答せん断ひずみ度（ $\times 10^{-3}$ ）		
建屋	階層(m)	NS	EW	第1折点
原子炉棟	E. L. +2.0～ -4.0	0.18	0.19	0.201
廃棄物処理建屋	E. L. -4.7～-10.7	0.138	0.205	0.217
タービン建屋	E. L. +8.2～ -4.0	0.228	0.270	NS 0.232 EW 0.229

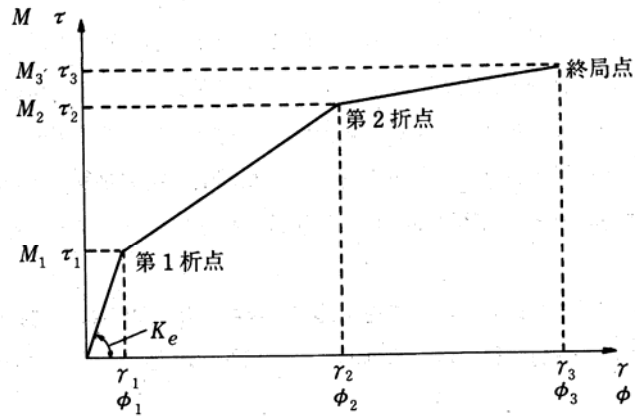


図4-1 トリリニャー・スケルトンカーブ

補足：「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1 9 9 1 追補版」より，せん断変形（ $\tau-\gamma$ 関係）における第1折点の評価式は，壁板の面内せん断実験における中央斜めひび割れ発生時の平均せん断応力度に対応するよう定められている。

10.2 タービン建屋の水密性の考慮について

タービン建屋地下部の鉄筋コンクリート壁（以下、「RC壁」という。）について、基準地震動 S_s における最大せん断ひずみに基づき残留ひび割れ幅を算定し、水密性（ひび割れからの漏えい）の観点からの評価基準値を超えないことを確認する。

10.3 検討方法

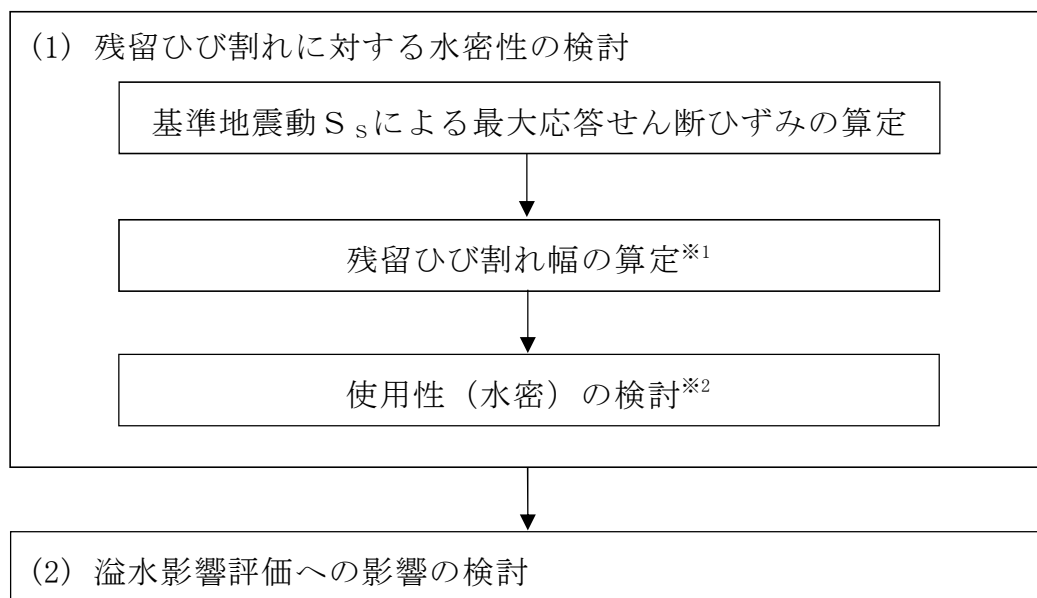
残留ひび割れに対する水密性の検討の流れを第1図に示す。

(1) 残留ひび割れに対する水密性の検討

（財）原子力工学試験センターでの原子炉建屋の耐震壁に関する試験結果をとりまとめた「鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひび割れ性状に関する検討（昭和63年コンクリート工学年次論文報告集）」における残留ひび割れの検討に基づき、基準地震動 S_s における最大応答せん断ひずみから、試験結果のばらつきを踏まえた残留ひび割れ幅を検討する。この検討結果が、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説（日本建築学会）」における水密性の観点から補修の検討が必要となるひび割れ幅の評価基準値（0.2mm）を超えないことを確認する。

(2) 溢水影響評価への影響の検討

残留ひび割れに対する水密性の検討を踏まえ、溢水影響評価に及ぼす影響について確認する。



第 1 図 検討フロー

※1 「鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひび割れ性状に関する検討」 (昭和 63 年コンクリート工学年次論文報告集)

※2 原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説 (日本建築学会)

10.4 検討結果

(1) 耐震壁等のひび割れの可能性について

タービン建屋の地震時の溢水は地下部に滞留する。

地震応答解析結果より，せん断変形（ $\tau - \gamma$ 関係）は，概ね第1折点の 0.23×10^{-3} 程度に収まっているが，EW 方向の一部の壁は第1折点を越えていることから，残留ひび割れを考慮した評価を実施する。地下部の耐震壁の配置と水密性の評価を実施した壁の配置を第2図に示す。

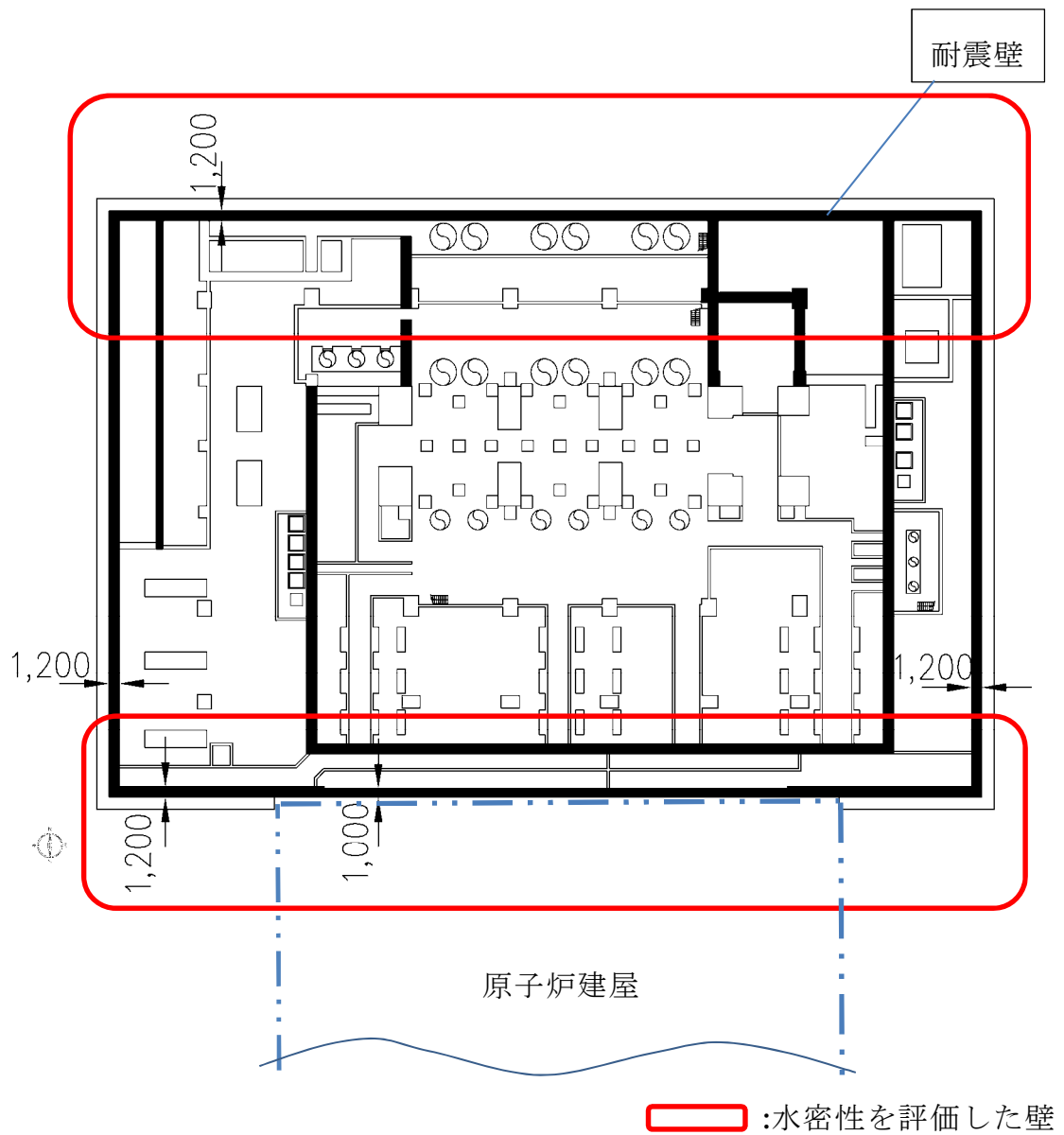
最終貯留区画について，基準地震動 S_s による壁の最大応答せん断ひずみ度を第1表に示す。

第1表 基準地震動 S_s による地震応答解析結果

評価部位		最大応答せん断ひずみ度 ($\times 10^{-3}$)	
建屋	階層	NS	EW
タービン建屋	EL. +8.2m~-4.0m	0.228	0.270

(2) 残留ひび割れに対する水密性

残留ひび割れの算定フロー及び結果を第3図，第4図に示す。タービン建屋地下部の滞留区画における基準地震動 S_s による最大せん断ひずみが最大となる層は， 0.27×10^{-3} (EL. +8.2m~-4.0m) であり，試験結果のばらつきを踏まえると当該層の残留ひび割れ幅は 0.02~0.15mm と算定され，水密性の観点から補修の検討が必要となるひび割れ幅 (0.2mm) を下回っている。



第2図 タービン建屋地下部の最終滞留区画における耐震壁の配置

(3) 残留ひび割れ幅の算定

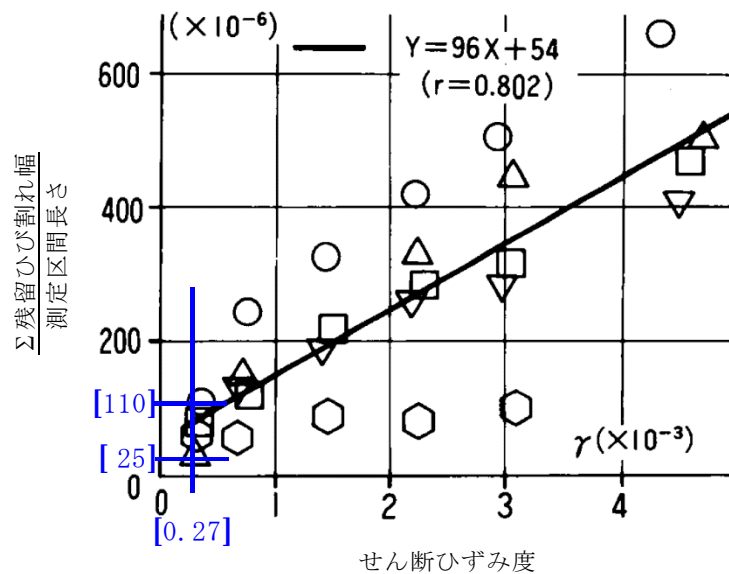
地震応答解析によるせん断ひずみ度より「鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひび割れ性状に関する検討（昭和63年コンクリート工学年次論文報告集）」に基づき、残留ひび割れ幅を算定し比較する。

a. 残留ひび割れ幅の算定

① 残留ひび割れ幅の総計

第2図より、最大せん断ひずみ(X)に対応する(Y)の値をグラフから読み取る。

$$Y = 25 \sim 110 (\times 10^{-6})$$



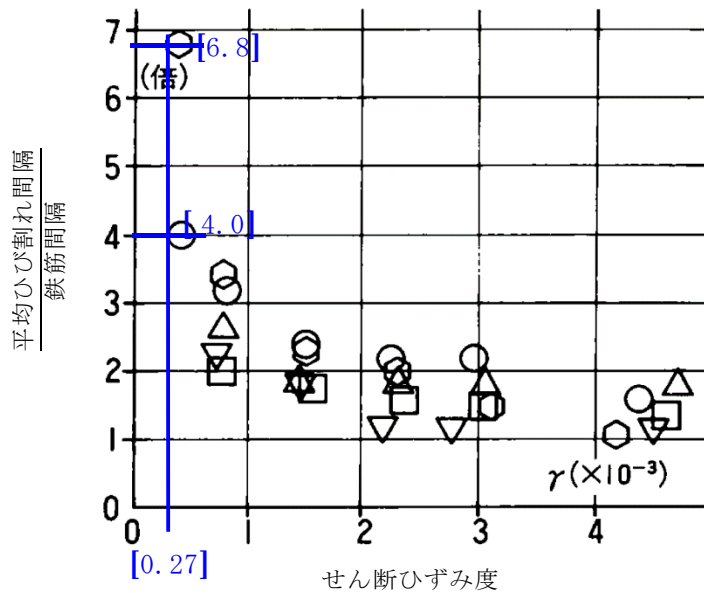
第3図 (残留ひび割れ幅の総計) / (測定区間長さ)

②平均ひび割れ間隔の算定

$$A = 200(\text{mm}) \times 4.0 \sim 6.8 = 1360 \sim 800(\text{mm})$$

ここで、

- ・ 水密区画を構成する R C 壁の最大鉄筋間隔：200mm
- ・ 平均ひび割れ間隔／鉄筋間隔：4.0～6.8 倍



第 4 図 (平均ひび割れ間隔) / (鉄筋間隔)

③ 残留ひび割れ幅の算定

①及び②の結果から、ひび割れ1本当たりの残留ひび割れ幅を下式で算定する。

ひび割れ1本当たりの残留ひび割れ幅

$$= \text{残留ひび割れ幅の総計} / \text{ひび割れ本数}$$

$$= \text{残留ひび割れ幅の総計} / (\text{測定区間長さ} / \text{平均ひび割れ間隔})$$

$$= Y \times A$$

$$= 25 \sim 110 (\times 10^{-6}) \times 800 \sim 1360 (\text{mm})$$

$$= 0.020 \sim 0.150 (\text{mm}) \Rightarrow 0.02 \sim 0.15 (\text{mm})$$

(4) 溢水影響評価への影響の検討

- ・地震に起因するRC壁の残留ひび割れは、0.15 mmであることから、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説（日本建築学会）」における水密性の観点から補修の検討が必要となるひび割れ幅の評価基準値（0.2mm）を下回っている。

以上により、水密区画の残留ひび割れは、ただちに影響を及ぼすものではない。

さらに、実機壁は十分な壁厚（最小 100cm）を有することを踏まえると、本評価の結果より、十分水密性は確保できることから、ひび割れ幅が評価基準値（0.2mm）未満であれば、適切な防水塗料等による処置との組み合わせ及び水密性を考慮した保守管理にて水密機能は維持できる。

10.5 通常時及び地震後の建屋の保守管理について

通常時における原子炉建屋等構築物の保守管理については、維持管理指針に従った「QM東Ⅱ：7-1-1-28 建築関係設備点検手順マニュアル」に基づき適切に管理を行っている。特に、水密を要求される箇所については、以下の管理を実施している。

目視によりひび割れ分布、位置、貫通の有無を定められた分類に従って確認し、有意なひび割れ等を確認した場合には、ひび割れ幅に従い使用性（水密）を評価し、健全度の判定を実施している。この判定を行い、建屋等の重要度に応じた適切な時期での保修計画を策定し、修繕を実施する管理としている。

また、地震発生後には、地震の規模に応じたパトロールを実施することとしており、同様な点検方法にて、建物・構築物等の健全性を確認することが定められている。

今後、溢水の最終滞留区画を含む建屋範囲については、水密を必要とする重要度を考慮した対応として、点検結果が、維持管理指針におけるA1（健全）を満足しない判定となる場合は、速やかに補修等の対応をとる管理とする。

また、内部火災対応による機器のラッピング等により、壁面の直接目視が困難な箇所が発生する場合を考慮し、ラッピングについては取外し可能な構造とする。

なお、ケーブル等のラッピングについては、壁との隙間を設けることから、目視は可能であり、溢水の滞留区画範囲には、ラッピング等により目視不可となる範囲が無いことを確認している。

1. 残留ひび割れに対する評価基準値（水密性）の適用性について

(1) 維持管理指針における評価基準値（0.2mm）について

維持管理指針における「評価基準」は、機能を維持するために必要な性能水準を有することを確認する観点から、既往の指針類、最新の知見、実測結果に基づく根拠資料などにより設定されており、使用性（水密）をコンクリートで評価する場合、補修の検討が必要となるひび割れ幅として「0.2mm 以上」が設定されている。

第2表 維持管理指針におけるひび割れ幅の評価基準

解説表 7-1 ひび割れに対する評価区分と評価基準

影響する性能	評価区分と評価基準		
	A1（健全）	A2（経過観察）	A3（要検討）
構造安全性	構造安全性に影響を与えるひび割れがない	—	構造安全性に影響を与えるひび割れがある
使用性	ひび割れ幅が 0.3mm 未満(屋外) 0.4mm 未満(屋内)	ひび割れ幅が 0.3mm 以上 0.8mm 未満(屋外) 0.4mm 以上 1.0mm 未満(屋内)	ひび割れ幅が 0.8mm 以上(屋外) 1.0mm 以上(屋内)
水密	塗膜にひび割れがない ^{*1}	—	塗膜にひび割れがある ^{*1}
	ひび割れ幅が 0.05mm 以下 ^{*2}	ひび割れ幅が 0.05mm を超え 0.2mm 未満 ^{*2}	ひび割れ幅が 0.2mm 以上 ^{*2}
遮へい性	使用性の評価区分に準ずる		

*1：塗膜で使用性（水密）を評価する場合

*2：コンクリートで使用性（水密）を評価する場合

評価区分

A 1（健全）	点検結果が評価基準を満足する場合
A 2（経過観察）	劣化が顕在化しているが、点検結果が評価基準を満足する場合
A 3（要検討）	点検結果が評価基準を満足しない場合

(2) 評価基準値 (0.2mm) の適用性について

ひび割れ幅と漏水の関係については、「コンクリートのひび割れ調査、補修・補強指針-2009- (日本コンクリート工学会)」において、建築物を対象とした漏水実験や実構造物における実態調査がまとめられているが、研究文献によって許容ひび割れ幅は若干異なっており、厚さ 10cm 程度の部材を対象とした場合では 0.2mm 未満を提案しているものもある。

しかしながら、本指針の文献のうち、今回対象としているような比較的大きな壁厚を扱った坂本他^{※1}の検討では、10～26cm までの壁厚による模型実験を行っており、壁厚が厚くなる方が漏水に対して有利であり、26cm では漏水が生じるひび割れ幅は 0.2mm 以上であったとしている。

第 3 表 壁厚と漏水が生じるひび割れ幅

壁厚 (cm)	漏水するひび割れ幅 (mm)
10, 18	0.1mm 以上
26	0.2mm 以上

また、壁厚が厚くひび割れ幅が 0.2mm 未満であれば、水質による目詰まりや、ひび割れ内部のコンクリートの水和反応による固形物の析出などにより、漏水量が時間とともに減少する効果^{※2} (自癒効果) も期待できることから、さらに漏水影響は軽減されると考えられる。

以上から、実機壁は十分な壁厚 (最小 100cm) を有することを踏まえれば、ひび割れ幅が評価基準値 (0.2mm) 未満であれば、適切な防水塗料等による処置との組み合わせ及び保守管理にて水密機能は維持できるとして支障ないものと判断している。

※1 コンクリート壁体のひびわれと漏水の関係について (その 2) (日本建築学会大会学術講演梗概集, 昭和 55 年 9 月)

※2 沈埋^{ちんまい}トンネル側壁のひびわれからの漏水と自癒効果の確認実験 (コンクリート工学年次論文報告集 Vol. 17, No. 1 1995)

東海第二発電所における「重要度分類審査指針」
に基づく防護対象設備の抽出
(内部溢水と火災における防護対象の比較)

1. はじめに

「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（溢水による損傷の防止等）及び同第八条（火災による損傷の防止）において，それぞれの事象に対し，「原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持する機能」及び「放射性物質の貯蔵，閉じ込め機能」を損なわないことを要求している。

第九条ではさらに，使用済燃料プールの冷却及び給水機能を維持できることを求めている。

以下に内部溢水防護及び内部火災防護のそれぞれにおける防護対象について整理した。

2. 要求内容と選定の考え方

内部溢水防護及び内部火災防護に対する要求内容と防護対象設備の選定の考え方について，第1表に整理する。

第1表 要求内容と設備選定の考え方

	審査基準及び設置許可基準の解釈(か'イ'含む)における要求内容	防護対象設備の選定の考え方
火災	<p>【審査基準】</p> <p>原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域及び火災区画に火災防護対策を講じること。</p>	<p>火災を想定した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能並びに放射性物質の貯蔵及び閉じ込め機能を特定し、その機能を達成するために必要な設備を選定する。</p>
溢水	<p>【設置許可基準の解釈】</p> <p>想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引続き低温停止、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。</p> <p>【ガイド】</p> <p>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</p>	<p>ガイドに記載される「重要度の特に高い安全機能を有するもの」として、設置許可基準第十二条の解釈に記載される機能を有する設備を選定する。</p>

3. 溢水防護及び火災防護における対象設備の比較

内部溢水防護では、「設置許可基準規則第十二条の解釈に記載される機能」を有する系統を構成する設備を選定し、溢水より防護する。

一方、内部火災防護において「設置許可基準規則第十二条の解釈に記載される機能」を有する対象系統を設置する火災区域に対し、「火災の発生防止」、「火災の早期感知」、「火災の早期消火」を実施するかにより防護対策を決定する。この各要求機能と火災防護を図る対象系統を第2表に整理した。

結果、火災発生時に機能要求のない系統又は火災の影響を受けない系統を除く系統に対しては、「火災の発生防止」、「火災の早期感知」、「火災の早期消火」を実施することを確認した。

なお、「重要度分類審査指針」に対応した設備毎の防護対象については、詳細を第3表に示す。

第2表 火災防護及び溢水防護対象として選定した系統

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機器	対象系統	内部火災	内部溢水
原子炉の緊急停止機能	制御棒，制御棒駆動系	—	○
未臨界維持機能	制御棒	—	○
	ほう酸水注入系	—	○
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁	—	○
原子炉停止後における除熱のための			
崩壊熱除去機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	○	○
原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	○	○
原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁 自動減圧系	○	○
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための			
原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	○	○
原子炉内低圧時における注水機能	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	○	○
原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系	○	○
格納容器内又は放射性物質が格納容器から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系	○	○
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイ冷却モード）	—	○

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機器	対象系統	内部火災	内部溢水
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	—	○
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系	○	○
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源系	○	○
非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電機	○	○
非常用の直流電源機能	直流電源系	○	○
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御電源系	○	○
補機冷却機能	原子炉補機冷却水系	—	○
冷却用海水供給機能	残留熱除去系海水系, 非常用ディーゼル発電機海水系	○	○
原子炉制御室非常用換気空調機能	非常用換気空調系 (中央制御室換気空調系含)	○	○
圧縮空気供給機能	駆動用窒素源	—	○
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉圧力容器バウンダリ 隔離弁	○	○
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ 隔離弁	—	○
原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	安全保護系	○	○

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機器	対象系統	内部 火災	内部 溢水
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系	○	○
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御機能	○	○
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御機能	○	○
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	放射線監視機能	○	○
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	計測制御機能	○	○

第3表 東海第二発電所における「重要度分類審査指針」に基づく防護対象設備の抽出について

重要度分類指針		東海第二発電所							
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	原子炉の安全停止	内部火災放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	内部溢水による機能影響		
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く。)	原子炉圧力容器	○	-				
			原子炉再循環ポンプ	○	-		-		
			配管、弁	○	-				
			隔離弁	○	-		○(一部)		
					制御棒駆動機構ハウジング	○	-		
					中性子束計装管ハウジング	○	-		-
					制御棒カップリング	○	-		
					制御棒駆動機構カップリング	○	-		-
					制御棒駆動機構ラッチ機構	○	-		
			2) 過剰反応度の印加防止機能		制御棒カップリング				

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所						
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	原子炉の安全停止	放射線物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	内部溢水による機能影響	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物 (炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、制御棒案内管)、燃料集合体 (ただし、燃料を除く。)	炉心シュラウド	○	—	—	—
			炉心シュラウドサポート	○	—	—	—	
			上部格子板	○	—	—	—	
			炉心支持板	○	—	—	—	
			燃料支持金具	○	—	—	—	
			制御棒案内管	○	—	—	—	
			制御棒駆動機構ハウジング	○	—	—	—	
			燃料集合体 (上部タイププレート)	○	—	—	—	
			燃料集合体 (下部タイププレート)	○	—	—	—	
			燃料集合体 (スパーサ)	○	—	—	—	
			直接関連系 (燃料集合体)	○	—	—	—	
			制御棒	○	—	—	—	
			制御棒案内管	○	—	—	—	
			制御棒駆動機構	○	—	—	—	
直接関連系 (原子炉停止系の制御棒による系)	○	水圧制御ユニット (スクラムパイロット弁、スクラム弁、アキュムレータ、窒素容器、配管、弁)	○	—	—	○		
間接関連系 (原子炉停止系の制御棒による系)	○	スクラム排出容器	○	—	—	○		
制御棒	○	—	—	—	—	—		
制御棒カップリング	○	—	—	—	—	—		
制御棒駆動機構カップリング	○	—	—	—	—	—		
直接関連系 (原子炉停止系の制御棒による系)	○	制御棒駆動機構	○	—	—	—	○	
間接関連系 (原子炉停止系の制御棒による系)	○	制御棒駆動機構ハウジング	○	—	—	—	○ (一部)	
ほう酸水注入系 (ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水注入配管及びび弁)	○	ほう酸水注入系 (ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水注入配管及びび弁)	ほう酸水注入系 (ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水注入配管及びび弁)	○	—	○ (一部)	○ (一部)	
直接関連系 (ほう酸水注入系)	—	—	—	—	—	—	—	
間接関連系 (ほう酸水注入系)	—	ポンプテストライン配管、弁、テストタンク、貯蔵タンク電気ヒータ	—	—	—	—	—	

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	建築物、系統又は機器		内部火災		
			放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	内部溢水		
	3) 原子炉冷却材圧力バウリ過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁開機能)	原子炉の安全停止	○	○	○	
			直接関連系 (逃がし安全弁 (安全弁開機能))	-	-	-	
			間接関連系 (逃がし安全弁 (安全弁開機能))	-	-	-	
		残留熱除去系 (ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁)	直接関連系 (残留熱除去系)	○	○	○	
			間接関連系 (残留熱除去系)	-	-	-	
			原子炉隔離時冷却系 (ポンプ、サブプレッション・プールの配管、タービン、サブプレッション・プールの配管、弁)	○	○	○	
			タービンへの蒸気供給配管、弁	○	-	-	
		4) 原子炉停止後の除熱機能	直接関連系 (原子炉隔離時冷却系)	○	○	○	
			ポンプ・ミニマムフローライン配管、弁	○	-	-	
			サブプレッション・プールのレーナ	○	-	-	
		潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	○	-	-		
		間接関連系 (原子炉隔離時冷却系)	-	-	-		

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	内部火災			
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	内部溢水 溢水による機能影響
			高圧炉心スプレイス系（ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイス先までの配管、弁、スプレイスヘッド）	○	-		
			直接関連系（高圧炉心スプレイス系）	○	-	○	○
			間接関連系（高圧炉心スプレイス系）	-	-	-	-
			逃がし安全弁（手動逃がし機能）	○	-		
			直接関連系（逃がし安全弁（手動逃がし機能））	○	-	○	○
			間接関連系（逃がし安全弁（手動逃がし機能））	-	-	-	-
			自動減圧系（手動逃がし機能）	○	-		
			直接関連系（自動減圧系（手動逃がし機能））	○	-	○	○
			間接関連系（自動減圧系（手動逃がし機能））	○	-	-	-

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	内部火災			
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	内部溢水
	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、高圧炉心スプレイス系、自動減圧系)	低圧炉心スプレイス系(ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールからスプレイス先までの配管、弁、スプレイスヘッド)	○	-		
			直接関連系(低圧炉心スプレイス系)	○	-	○	○
			間接関連系(低圧炉心スプレイス系)	-	-	-	-
			残留熱除去系(低圧注水モード)(ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールから注水先までの配管、弁(熱交換器バイパスライン含む)、注水ヘッド)	○	-		
			直接関連系(残留熱除去系)	○	-	○	○
			間接関連系(残留熱除去系)	-	-	-	-
			高圧炉心スプレイス系(ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールからスプレイス先までの配管、弁、スプレイスヘッド)	○	-		
			直接関連系(高圧炉心スプレイス系)	○	-	○	○
			間接関連系(高圧炉心スプレイス系)	-	-	-	-

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	内部火災			内部溢水
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	
			自動減圧系 (逃がし安全弁)	○	-		
			原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○	-	○	○
			直接関連系 (自動減圧系 (逃がし安全弁))	○	-		
			駆動用窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)		-		
			間接関連系 (自動減圧系 (逃がし安全弁))	-	-	-	-
			高圧窒素ガス供給系	-	-	-	-
			格納容器 (格納容器本体, 貫通部, 所員用エアロック, 機器搬入ハッチ)	-	-		
			ダイヤフラムフロア	-	-		
			ペント管	-	-		
			スプレイ管	-	-		
			ペント管付き真空破蔵弁	-	-		
			原子炉建屋外側ブローアウトパネル	-	-		
			逃がし安全弁排気管のクエンチャ	-	-		
			・不活性ガス処理系 ・ドライウエール冷却系 ・残留熱除去系 (サブレンジョン・プールの水冷却モード)	-	-		
			間接関連系 (格納容器)				
			原子炉建屋原子炉棟 (ブローアウトパネル付き)	-	-	-	-
			直接関連系 (原子炉建屋)	-	-		
			原子炉建屋常用換気空調系隔離弁				
			ブローアウトパネル				

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器		内部火災		
			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	内部溢水	
	間接関連系 (原子炉建屋)		・計装用空気系	-	-		
	格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管			-	-		○
	直接関連系 (格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管)		主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから主蒸気隔離弁までの配管, 弁)	-	-		○
	間接関連系 (格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管)		・不活性ガス処理系	-	-		-
	主蒸気流量制限器			-	-		-
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) (ポンプ, 熱交換器, サプレッション・プール, サプレッション・プールからスプレイ先 (ドライウエル及びサブレーション・プール気相部) までの配管, 弁, スプレイヘッド (ドライウエル及びサブレーション・プール))			-	-		○
	直接関連系 (残留熱除去系)		ポンプミニマムフローラインの配管, 弁 サプレッション・プールストレーナ	-	-		○
	直接関連系 (残留熱除去系)		・封水ポンプ, 封水ライン配管, 弁 ・ポンプテラストライン配管, 弁	-	-		-
	原子炉建屋ガス処理系 (乾燥装置, 排風機, フィルタ装置, 原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管, 弁)			-	-		○
	直接関連系 (原子炉建屋ガス処理系)		乾燥装置 (乾燥機能部分)	-	-		○
	間接関連系 (原子炉建屋ガス処理系)		排気筒 (原子炉建屋ガス処理系排気管の支持機能)	-	-		-
	直接関連系 (原子炉建屋ガス処理系)		・フィルタ装置スペースヒータ	-	-		○
	可燃性ガス濃度制御系 (再結合装置, 格納容器から再結合装置までの配管, 弁, 再結合装置から格納容器までの配管, 弁)			-	-		○
	直接関連系 (可燃性ガス濃度制御系)		残留熱除去系 (再結合装置への冷却水供給を司る部分)	-	-		○

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所						
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器		内部火災			
			間接関連系 (可燃性ガス濃度制御系)	遮蔽設備 (原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁)	原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	内部溢水 溢水による機能影響
MS-1	2) 安全上必須なその他の構造物、系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 2) 安全上特に重要な関連機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路 ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路	○	-	○	-
			非常用所内電源系 (ディーゼル機関、発電機、発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)	○	-	○	-	
			燃料系 (軽油貯蔵タンク～機関)	○	-	○	-	
			始動用空気系 (機関～空気だめ)	○	-	○	-	
			吸気系	○	-	○	-	
			冷却水系	○	-	○	-	
			間接関連系 (非常用所内電源系)	・ディーゼル発電機燃料輸送系 ・軽油貯蔵タンク ・始動用空気系 (空気圧縮機から始動用空気だめまで) ・排気配管	○	-	○	-
			中央制御室及び中央制御室遮蔽		○	-	-	-
			直接関連系 (中央制御室及び中央制御室遮蔽)		-	-	-	-
			間接関連系 (中央制御室及び中央制御室遮蔽)	中央制御室換気空調系 (放射線防護機能及び有毒ガス防護機能) (非常用再循環送風機、非常用再循環フィルタ装置、空調ユニット、送風機、排風機、ダクト及びダンプ)	○	-	-	-
直接関連系 (中央制御室換気空調系)		-	-	-	-	-		

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所						
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器		内部火災			
			間接関連系 (中央制御室換気空調系)	直接関連系 (残留熱除去海水系(ポンプ、熱交換器、配管、弁(MS-1 関連)) 直接関連系 (残留熱除去海水系) 間接関連系 (残留熱除去海水系)	原子炉の 安全停止	放射性物質の 貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	内部溢水 溢水による機能影響
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれのないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれ	1) 原子炉を冷却する機能	主蒸気系、原子炉冷却材浄化系(いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ)	間接関連系 (中央制御室換気空調系)	-	-	-	-
				残留熱除去系海水系 (ポンプ、熱交換器、配管、弁 (MS-1 関連))	○	-	-	○
				直接関連系 (残留熱除去海水系)	○	-	-	○
				間接関連系 (残留熱除去海水系)	○	-	-	-
				非常用ディーゼル発電機海水系 (ポンプ、配管、弁)	○	-	-	○
				直接関連系 (非常用ディーゼル発電機海水系)	○	-	-	○
				間接関連系 (非常用ディーゼル発電機海水系)	○	-	-	-
				直流電源系 (蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1 関連))	○	-	-	○
				直接関連系 (直流電源系)	-	-	-	-
				間接関連系 (直流電源系)	・充電器 ・蓄電池室排気系	○	-	○
				計装制御電源 (蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1 関連))	-	○	-	○
				直接関連系 (計装制御電源)	-	-	-	-
				間接関連系 (計装制御電源)	・充電器 ・蓄電池室排気系	○	-	○
				原子炉冷却材浄化系 (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分)	-	-	-	-
主蒸気系	-	-	-	-				

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	内部火災			
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	内部溢水
MS-2	ある構造物、系統及び機器	機能	原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）	原子炉の安全停止	—	内部溢水による機能影響	—
				放射線影響	—	—	—
				放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	—	—	—
				火災による機能影響 ※1	—	—	—
				内部溢水	—	—	—
				原子炉の安全停止	—	—	—
				放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	—	—	—
				火災による機能影響 ※1	—	—	—
				内部溢水	—	—	—
				放射線影響	—	—	—
MS-2	ある構造物、系統及び機器	機能	原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）	原子炉の安全停止	—	内部溢水による機能影響	—
				放射線影響	—	—	—
				放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	—	—	—
				火災による機能影響 ※1	—	—	—
				内部溢水	—	—	—
				原子炉の安全停止	—	—	—
				放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	—	—	—
				火災による機能影響 ※1	—	—	—
				内部溢水	—	—	—
				放射線影響	—	—	—

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所						
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	内部火災			内部溢水	
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1		
MS-2	1) PS-2の構造物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構造物、系統及び機器 2) 異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器	物質放出の防止機能	物処理系の隔離 弁、排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能以外) 燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	排気筒(原子炉建屋ガス処理系配管の支持機能以外の部分)	-	○		
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁	-	○		
		2) 放射性物質放出の防止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋原子炉棟	-	○		
				直接関連系(原子炉建屋)間接関連系(原子炉建屋)	-	○	○	
		1) PS-2の構造物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構造物、系統及び機器	2) 放射性物質放出の防止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋ガス処理系	-	○	○
					乾燥装置(乾燥機能部分)排気筒(原子炉建屋ガス処理系配管の支持機能)	-	○	○
		1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視器の一部	中性子束(起動領域計装) ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置 ・原子炉水位(広帯域、燃料域) ・原子炉圧力 ・原子炉格納容器圧力 ・サブレーション・プール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率(高レンジ)	-	-	○	○
					[冷温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位(広帯域) [サブレーション・プール冷却] ・原子炉水位(広帯域、燃料域) ・サブレーション・プール水温度	○	-	○
		2) 異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器	異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし	[ドライウエールスブレイ] ・原子炉水位(広帯域、燃料域) ・原子炉格納容器圧力 [可燃性ガス濃度制御系起動] ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度	-	-	○
					-	-	-	-

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所							
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	内部火災					
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	内部溢水 溢水による機能影響		
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器 3) 放射性物質の貯蔵機能	3) 制御室外から安全停止機能	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）の操作回路	○	—	○	○		
		1) 原子炉冷却材保持機能（PS-1、PS-2以外のも）	計装配管、弁 試料採取管、弁 ドレン配管、弁 ベント配管、弁	—	—	—	—	—	
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉冷却材再循環系	—	—	—	—	—	
		3) 放射性物質の貯蔵機能	サブレーション・プール水排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設（放射性イソペントリの小さいもの）	液体廃棄物処理系（低電導度廃液収集槽、高電導度廃液収集槽） 間接関連系（液体廃棄物処理系） ・サンプ、ポンプ、配管、弁、ろ過脱塩装置、濃縮装置	—	—	—	—	—
			間接関連系（固体廃棄物処理系）	固体廃棄物処理系（CUW粉末樹脂沈降分離槽、使用済樹脂槽、濃縮廃液タンク、固体廃棄物貯蔵庫（ドラム缶））	—	—	—	—	
			間接関連系（固体廃棄物処理系）	・ポンプ、配管、弁	—	—	—	—	
			新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック	—	—	—	—	
		4) 電源供給機能（非常用を除く。）	蒸気タービン発電機及びその励磁装置	発電機及びその励磁装置 励磁装置 軸密封油装置 励磁電源系	—	—	—	—	—
			復水系（復水器を含む。） 給水系 循環水系 送電線 変圧器 開閉所	セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備（液体及び固体の放射性廃棄物処理系） 発電機及びその励磁装置（発電機、励磁機） 固定子冷却装置 発電機水素ガス冷却装置	—	—	—	—	—
				蒸気タービン（主タービン、主要弁、配管） 直接関連系（蒸気タービン）	—	—	—	—	—

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	内部火災		内部溢水
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	
			タービン潤滑油系 ・蒸気乾燥器 ・水分分離器 ・タービングラウンド蒸気系 ・タービン補助蒸気系 (SJAE)	-	-	
			間接関連系 (蒸気タービン) 復水系 (復水器を含む) (復水器、復水ポンプ、配管/弁)	-	-	
			直接関連系 (復水器を含む) 間接関連系 (復水器を含む)	-	-	
			給水系 (電動駆動給水ポンプ、タービン駆動給水ポンプ、給水加熱器、配管/弁)	-	-	
			直接関連系 (給水系) 間接関連系 (給水系)	-	-	
			循環水系 (循環水ポンプ、配管/弁) 取水設備 (屋外トレンチを含む) 放水路	-	-	
			常用所内電源系 (発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路 (MS-1 関連以外)) 直流電源系 (蓄電池、蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1 関連以外)) 計装制御電源系 (電源装置から常用計装制御装置までの配電設備及び電路 (MS-1 関連以外)) 送電線	-	-	
		4) 電源供給機能 (非給機を除く。)	蒸気タービン 発電機及びその励磁装置 復水系 (復水器を含む。) 給水系 循環水系 送電線 変圧器 開閉所	-	-	
		5) プラント計測・制御	変圧器 (所内変圧器、起動変圧器、予備変圧器、電路) 直接関連系 (変圧器) 油劣化防止装置 冷却装置 間接関連系 (変圧器) 開閉所 (母線、遮断器、断路器、電路)	-	-	
			・原子炉制御系 (制御棒価値ミニマイザを含む。) ・原子炉核計装	-	-	

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	内部火災		
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1
		御機能(安全保護機能を除く。)	・原子炉プラントプロセス計装 補助ボイラ設備(補助ボイラ、給水タンク、給水ポンプ、配管/弁) 直接関連系(補助ボイラ設備) 電気設備(変圧器) 間接関連系(補助ボイラ設備) ・重油移送系 所内蒸気系及び戻り系(ポンプ、配管/弁) 計装用圧縮空気設備(空気圧縮機、中間冷却器、配管、弁) 直接関連系(計装用圧縮空気設備) 後部冷却器 気水分離機 空気貯槽 間接関連系(計装用圧縮空気設備)	-	-	-
	6) プラント運転補助機能	御機能(安全保護機能を除く。)	イザを含む。)原子炉核計装、原子炉プラントプロセス計装 所内ボイラ、計装用圧縮空気系 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁) 直接関連系(原子炉補機冷却水系) サージタンク 間接関連系(原子炉補機冷却水系) タービン補機冷却水系(タービン補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁) 直接関連系(タービン補機冷却水系) サージタンク 間接関連系(タービン補機冷却水系) 補機冷却海水系(補機冷却海水ポンプ、配管/弁、ストレーナ)	-	-	-

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	内部火災			内部溢水
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1	
MS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放射防止機能 2) 原子炉冷却材の浄化機能	復水補給水系 (復水移送ポンプ、配管/弁)	-	-	○	
			間接関連系 (復水補給水系)	-	-	-	
			燃料被覆管	-	-	-	
			上/下部端柱	-	-	-	
			タイロッド	-	-	-	
			原子炉冷却材浄化系 (再生熱交換器、非再生熱交換器、CIV ポンプ、ろ過脱塩装置、配管、弁)	-	-	-	
			復水浄化系 (復水ろ過装置、復水脱塩装置、配管、弁)	-	-	-	
			逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	-	-	-	
			直接関連系 (逃がし安全弁 (逃がし弁機能))	原子炉圧力容器からの逃がし安全弁までの主蒸気配管	-	-	
			間接関連系 (逃がし安全弁 (逃がし弁機能))	駆動用窒素源 (アキユムレータ、アキユムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	-	-	
高圧窒素ガス供給系	-	-	-				
タービンバイパス弁	-	-	-				
直接関連系 (タービンバイパス弁)	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管	-	-				
駆動用油圧源 (アキユムレータ、アキユムレータからター	-	-	-				

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所				
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器		内部火災	内部溢水
			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め		
			構造物、系統又は機器 ペンバイパス弁までの配管、弁)			
			間接関連系 (タービンバイパス弁)	駆動用油圧系	-	
	原子炉冷却材再循環系(再循環ポンプトリップ機能、制御棒引抜監視装置)	2) 出力上昇の抑制機能	原子炉再循環系 ・制御棒引き抜き阻止回路 ・選択制御棒挿入回路		-	-
			制御棒駆動水圧系(ポンプ、復水貯蔵タンク、復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管、弁)		-	
			直接関連系 (制御棒駆動水圧系)	ポンプサクションフィルタ ポンプミニマムフローライン配管、弁	-	-
			間接関連系 (制御棒駆動水圧系)	-	-	
	3) 原子炉冷却材の補給機能		原子炉隔離時冷却系(ポンプ、タービン、復水貯蔵タンク、復水貯蔵タンクから注水先までの配管、弁)		-	
			直接関連系 (原子炉隔離時冷却系)	ポンプサクションフィルタ ポンプミニマムフローライン配管、弁 潤滑油冷却系及びびその冷却器までの冷却水供給配管	-	-

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	内部火災			
				原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	内部溢水による機能影響
		4) 原子炉冷却材の再循環流量低下の緩和機能	原子炉再循環ポンプMGセット	-	-	-	-
		5) タービントリップ	BWRには該当機能なし	-	-	-	-
			緊急時対策所	-	-	-	-
			情報収集設備	-	-	-	-
			通信連絡設備	-	-	-	-
			資料及び機材	-	-	-	-
			遮蔽設備	-	-	-	-
			燃料採取系（異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析、原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析）	-	-	-	-
			通信連絡設備（1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備）	-	-	-	-
			放射線監視設備	-	-	-	○（一部）
			事故時監視計器の一部	-	-	-	○（一部）
			消火系（水消火設備、泡消火設備、二酸化炭素消火設備、等）	-	-	-	-
			消火ポンプ（電動及びディーゼル駆動）	-	-	-	-
			過水タンク、多目的タンク	-	-	-	-
			火災検出装置（受信機含む）	-	-	-	-
			防火扉、防火ダンパ、耐火壁、隔壁（消火設備の機能を維持担保するために必要なもの）	-	-	-	-
			直接関連系（消火系）	-	-	-	-
			原子力発電所緊急時対策所、燃料採取系、通信連絡設備、放射線監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明	-	-	-	-
		1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能					
		2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器					

※1 火災による影響を考慮し、重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針		東海第二発電所				
分類	定義	機能	建築物，系統又は機器		内部火災	
			安全避難通路 直接関連系 (安全避難通路) 非常用照明	原子炉の 安全停止	放射性物質の 貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響 ※1
				—	—	—
				—	—	—
				—	—	—

※1 火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

新規制基準への適合状況

設置許可基準規則 第九条 (溢水による損傷の防止等)

新規制基準の項目		適合状況	備考
1	<p>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ぬ。</p>	<p>発電用原子炉施設内において、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水及び地震起因による溢水（使用済燃料プールのスロッシングを含む）が発生した場合においても、重要度の特に高い安全機能を有する設備並びに使用済燃料プールの冷却及び使用済燃料プールへの給水機能を有する設備といった安全施設が、その安全機能を損なわない設計とすることで、原子炉の高温停止、原子炉の低温停止、放射性物質の閉じ込め機能の維持、原子炉の停止状態の維持、使用済燃料プール冷却機能の維持及び使用済燃料プールへの給水機能の維持が可能な設計としている。</p>	
2	<p>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、配管その他の設備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ぬ。</p>	<p>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、配管その他の設備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設計としている。</p>	

設置許可基準規則 第九条 (溢水による損傷の防止等)

新規制基準の項目	適合状況	備考
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等 (重大事故等対処設備を含む。) への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、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、使用済燃料貯蔵槽等のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。</p> <p>3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、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をいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、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をいう。</p>	<p>設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等からの影響がないことを確認した。</p> <p>「発電用原子炉施設内における溢水」は、以下のとおりとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 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 ○ 発電所内で生じる異常事態 (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 ○ 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生じる溢水 ○ 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 <p>発電用原子炉施設内で溢水が発生した場合において、重要度の特により安全機能を有する設備並びに使用済燃料プールの冷却及び使用済燃料プールへの給水機能を適切に維持するために必要な設備がその機能を失わない設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 原子炉停止、高温停止及び低温停止 (停止状態の維持含む) に必要な系統設備。また、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱も評価対象とする。 ○ 使用済燃料プールの冷却及びプールへの給水に必要な系統設備 	

新規制基準の項目	適合状況	備考
<p>【解釈】</p> <p>4 第2項に規定する「容器、配管その他の設備」には、次に掲げる設備を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール（BWR）、使用済燃料貯蔵ピット（PWR） ・ サイトバンカ貯蔵プール ・ 原子炉ウエル、機器貯蔵プール（BWR） ・ 原子炉キャビティ（キヤナルを含む。）（PWR） 	<p>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、配管その他の設備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設計としていることを確認した。</p> <p>「容器、配管その他の設備」の範囲は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウエル、ドライヤセパレータープール 	

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）

新規制基準の項目		適合状況	備考
1	<p>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。</p>	<p>以下の手順により、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うおそれがないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに使用済燃料プールの冷却及びプールの給水機能を有する系統を抽出し、それらの系統から防護すべき対象設備を抽出した。 ○発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統等の作動、使用済燃料プール等のスロッシングその他の事象により発生する溢水を評価した。 ○発生する溢水により防護すべき対象設備の機能が喪失しないことを確認した。 	
2	<p>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、配管その他の設備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。</p>	<p>1項により算出した溢水の溢水経路を選定し、発生した溢水が管理区域外へ漏えいするおそれがないことを確認した。</p>	

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）

新規制基準の項目	適合状況	備考
<p>1,</p> <p>2 【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水の発生」とは、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、使用済燃料貯蔵プール（BWR）、使用済燃料ピット（PWR）等のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「防護措置その他の適切な措置」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、運転状態にある場合は原子炉を高温停止及び、引き続き低温停止することができ、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できる措置をすること、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措置をいう。さらに、使用済燃料貯蔵プール（BWR）又は使用済燃料ピット（PWR）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措置をいう。</p>	<p>「発電用原子炉施設内における溢水」は以下のとおりとした。</p> <p>○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</p> <p>○発電所内で生じる異常事態（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</p> <p>○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>○使用済燃料プール等のスロッシングにより生じる溢水</p> <p>○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</p> <p>発電用原子炉施設内で溢水が発生した場合において、重要度の特により安全機能を有する設備並びに使用済燃料プールの冷却及び使用済燃料プールへの給水機能を適切に維持するために必要な設備がその機能を失わない設計としている。</p> <p>○原子炉停止、高温停止及び低温停止に（停止状態の維持含む）に必要な系統設備。また、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱も評価対象とする。</p> <p>○使用済燃料プールの冷却及びプールの給水に必要な系統設備</p>	

新規制基準の項目	適合状況	備考
<p>3</p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項に規定する「容器、配管その他の設備」には、次に掲げる設備を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール（BWR）、使用済燃料貯蔵ピット（PWR） ・ サイトバンカ貯蔵プール ・ 原子炉ウエル、機器貯蔵プール（BWR） ・ 原子炉キャビティ（キヤナルを含む。）（PWR） 	<p>「容器、配管その他の設備」の範囲は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウエル、ドライヤセパレータープール 	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合確認

東海第二発電所での評価結果	備考
<p>1. 総則</p> <p>東海第二発電所においては、設計段階において溢水影響を考慮した機器配置、配管設計を実施しており、具体的には、独立した区画への分散配置や堰の設置、基礎高さへの考慮等を実施するとともに、各建屋最下層に設置されたサンプに集積し排水が可能な設計としている。</p> <p>今回、溢水評価ガイドに従い、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）、消火システムの作動、使用済燃料プールのスロッシングにより発生する溢水により、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられていることを確認している。</p> <p>1.1 一般</p> <p>(1) 重要度の特に高い安全機能を有する系統 プラント出力運転時の原子炉停止フローに基づき、原子炉停止後の原子炉の除熱及び低温停止を達成するために必要な関連系統等も合わせて抽出することで、原子炉を「止める」「冷やす」、「閉じ込める」の機能を果たす系統を抽出した。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの冷却、給水機能 使用済燃料プールの冷却、給水機能を適切に維持するために必要な防護対象系統を抽出した。</p> <p>(3) 建屋外からの溢水 防護対象設備が設置されている建屋の外から屋内への溢水影響として、タービン建屋に設置されている循環水管（伸縮継手）及び耐震B、Cクラス設備からの溢水、屋外タンク及び貯水池等を対象として抽出した。</p>	<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>1. 総則</p> <p>原子力発電所における安全上重要な設備は、多重性、多様性を確保するとともに、適切な裕度をもって設置され、適切に維持管理されるなど損傷防止上の配慮がなされている。また、安全上重要な設備は、一般的に床から比較的高い位置に設置されていること、万一漏えいが発生した場合でも建屋最下層に設置されたサンプに集められ、ポンプにより排水するなど、溢水事象に対する配慮がなされた設計としている。</p> <p>本評価ガイドは、原子力発電所内で発生する溢水に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのないことを評価するものである。</p> <p>ここで、考慮する溢水源は、原子炉格納容器内、及び原子炉格納容器外での溢水（施設内の配管、機器の破断、火災時の消火散水等）と建屋外での溢水（屋外タンク、貯水池）を対象にする。</p> <p>1.1 一般</p> <p>原子力規制委員会が定める「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12条において、発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止として、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ぬとしている。本評価ガイドは、当該規定に定める内部溢水防護に関連して、原子力発電所（以下、「発電所」という。）に設置される原子炉施設が、内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統の安全機能、並びに使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の冷却、給水機能が喪失することのないよう、適切な防護措置が施されているか評価するための手順の一例を示すものである。また、本評価ガイドは、内部溢水影響評価の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。</p> <p>本評価ガイドで対象とする溢水源は、発電所内に設置される機器の破損及び消火系統等の作動により発生するものとする。</p> <p>ここでいう「発電所内に設置される機器」とは、発電所内に設置される発電設備及びその関連設備のことをいい、この中には、建屋内に収納される原子炉・タービン及びその附属設備、並びに建屋外に設置される屋外タンク・海水ポンプ及びその周辺設備がある。</p> <p>また、防害破壊行為等の想定できない意図的な活動による放水や漏水による溢水については評価の対象外とする。</p> <p>1.2 適用範囲 本評価ガイドは、実用発電用軽水型原子炉施設に適用する。</p> <p>1.3 関連法規 略</p> <p>1.4 用語の定義 略</p>

東海第二発電所での評価結果	備考
<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p>2.1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。</p> <p>(1) 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</p> <p>(2) 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</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>ここで、上記(1)、(2)の溢水源の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用機器に係わらずその建屋内で単一の溢水源を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮する。</p> <p>なお、上記(3)の地震に起因する溢水量の想定において、基準津波によって、取水路、排水路等の経路から安全機能を有する設備周辺への浸水が生じる場合、又は地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸入が生じる場合には、その浸水量を加味すること。</p> <p>2.1.1 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</p> <p>破損を想定する機器は、配管（容器の一部であつて、配管形状のものを含む。）とする。配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。分類にあつては、付録Aによること。（解説-2.1.1-1）</p> <p>破損を想定する位置は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。ただし、配管の高さや引き回し等の関係から保有水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の保有水量を放出するものとして溢水量を算出できる。（流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価については附属書Aを参照のこと。）</p> <p>溢水量は、以下を考慮して破損を想定する系統が漏えいするものとして求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。）（解説-2.1.1-2） <p>なお、循環水管の破損は、過去の事例等を考慮して伸縮継手部に設定すること。（解説-2.1.1-3）</p>	<p>2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p>2.1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、溢水評価ガイドに従い(1)～(3)の発生要因別に分類した溢水を想定している。</p> <p>(1)、(2)の溢水源の想定については、一系統における単一の機器の破損とし、他系統及び機器は健全なものと仮定している。また、一系統にて多重性又は多様化された機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定している。</p> <p>(3)の地震に起因する溢水量の想定においては、耐震B、Cクラスのうち基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性が確保されない配管や容器からの溢水を評価し、防護対象設備の機能が喪失しないことを確認する。</p> <p>なお、津波については、タービン建屋に浸水させないことから、防護対象設備を設置している原子炉建屋に浸水しないことを確認している。</p> <p>地下水の浸入に対しても、排水ポンプによる排水が可能であることを確認している。</p> <p>2.1.1 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</p> <p>破損を想定する機器は、配管とし、配管の破損は、内包する液体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類して破損を想定している。</p> <p>高エネルギー配管のターミナルエンド部については、完全全周破断を想定した溢水影響評価を実施する。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して以下の対策を実施することとしており、また、必要に応じて各対策を組み合わせて対策の最適化を図ったうえで、</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 漏えい検知・隔離 (2) 防護カバーの設置 <p>ターミナルエンド部以外については応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施する。</p> <p>低エネルギー配管については、網羅的に発生応力評価を行い配管の健全性を確認する。漏えい蒸気による環境影響評価を実施し、防護対象設備が機能を喪失しないことを確認する。</p> <p>低エネルギー配管に分類される循環水管の破損は伸縮継手部の貫通クラックを考慮する。評価は全周状破損を想定する地震による溢水評価側で実施する。（循環水系の弁は急閉止しないように設計上考慮されており、低エネルギー配管に分類される。）</p>

東海第二発電所での評価結果	備考
<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>解説-2.1.1-1 流体を内包する容器の破損による漏水について 容器の破損による溢水については、接続される配管の破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>解説-2.1.1-2 低エネルギー配管に想定する貫通クラック 本評価ガイドでは、低エネルギー配管について貫通クラックを想定することを原則としている。これは、低エネルギー配管については、配管に破損が生じたとしても、低温低圧で使用されるため配管応力は小さく、また、負荷変動の少ない運転形態のため応力の変動も少なく疲労によるき裂の進展は小さいことから、$(1/2)D \times (1/2)t$ クラックを想定すれば保守的な評価となるという考え方に基づいている。この考え方は、米国NRCのBTP3-4を参考としている。</p> <p>また、低エネルギー配管に想定する貫通クラックの計算に用いる配管径は、内径としている。これは、技術基準第40条（廃棄物貯蔵設備等）の解釈4において廃棄物貯蔵設備に設置する壁の高さを求める計算において内径寸法を基準としていること、また、米国の配管破損の想定においても内径を使用して貫通クラックの計算を行っていることから、これらとの整合を図ったものである。</p> <p>解説-2.1.1-3 「過去の事例等」 米国においては、循環水系の弁急閉によるウォーターハンマー事象により伸縮継手部から大漏えいが発生した事例があるが、国内において大漏えいは発生していない。このため、循環水管の伸縮継手部の破損想定にあたっては、循環水系バタフライ弁急閉防止対策等の適切な対策が採られていれば、破損形状は低エネルギー配管と同様貫通クラックを想定することができる。</p> <p>2.1.2 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設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する消火水系からの放水による溢水 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーが設置される場合は、その作動（誤作動を含む）による放水を想定する。 また、溢水防護区画にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラーの作動時を考慮して算出する。なお、スプリンクラーの作動による溢水は、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での放水を想定する。</p>	<p>東海第二発電所での評価結果</p> <p>2.1.2 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設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する消火水系からの放水による溢水 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 東海第二発電所においては、防護対象設備が設置されている建屋にスプリンクラーは設置されていないことから対象外である。</p>

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 溢水防護区画での火災発生時に、消火栓による消火活動が想定される場合について は、消火活動にともなう放水を想定する。 また、溢水防護区画で消火活動が想定されていない場合であっても、溢水防護区画 外の消火活動によって影響を受ける場合は、その放水による溢水を考慮する。 溢水量は、消火栓による消火活動が連続して実施されることを見込み算出する。 （解説－2.1.2-1） ただし、火災源が小さい場合は、火災荷重に基づき等価時間により算出することが できる。（解説－2.1.2-1） なお、当該区画にスプリンクラーが設置され、スプリンクラー装置の作動による溢 水がある場合は、スプリンクラーからの放水量を溢水量とする。それ以外の場所にお いては、消火栓からの放水量を溢水量とする。</p> <p>解説－2.1.2-1 「消火栓からの溢水量」算出の例 消火栓からの溢水量の算出にあたっては、原子力発電所の火災防護指針 （JFAG4607-2010）の解説-4-9「耐火壁」には2時間の耐火性能と記載されているが、 「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」に規定する3時間 の耐火性能を基本とすることとし、消火装置が作動する時間を保守的に3時間と想定 して溢水量を算出する。火災源が小さい場合は、日本電気協会電気技術指針「原子力 発電所の火災防護指針（JFAG4607-2010）」解説-4-9(1)の規定による「火災荷重」 及び「等価時間」で算出することができ。また、水を使用しない消火手段を組み合 わせている場合には、それを考慮して消火栓からの溢水量を算定して良い。</p>	<p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 建屋内での消火活動による消火活動を想定し、消火活動が連続して実施される時間を算 見込んで放水量を算定している。具体的には3時間の消火活動を見込んで溢水量を算 定している。 火災源が小さいエリアの場合は、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災 防護指針（JFAG4607-2010）」解説-4-5(1)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」 での溢水量を想定できるが、評価を保守的にするために考慮していない。 消火活動においては、扉を開放して実施することから扉からの流出も考慮して評価 している。</p> <p>(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水 東海第二発電所においては、防護対象設備が設置されている建屋にスプリンクラーが 存在しないことから対象外である。</p> <p>(3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水 スプレイ系統は単一故障による誤作動が発生しないよう設計上考慮されている。ま た、原子炉格納容器内の防護対象設備は耐環境仕様となっていることから、溢水による 影響をうけることはない。</p>	
<p>(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水 溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーと高エネルギー配管が存在する場合に ついては、火災を検知して作動するスプリンクラーからの放水と高エネルギー配管破 損による溢水を合わせて想定する。なお、火災の検知システム及びスプリンクラーの 作動方式から、高エネルギー配管の破損によってもスプリンクラーが作動しないこと の根拠と妥当性が示される場合は、高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放 水による溢水を合わせて想定しないとしても良い。 スプリンクラーの作動による溢水量は、項目(1)に従い算出する。また、高エネルギー 配管からの溢水量は、項目2.1.1に従い算出する。</p> <p>(3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水 原子炉格納容器スプレイ系統が機器の動作等（誤作動も含む）により放出されるス プレイ水を想定する。 溢水量は、全ての原子炉格納容器スプレイポンプが作動し定格のスプレイ流量が放 出され、運転員がポンプ停止操作を完了するまでの時間に放出される量とする。 ただし、誤作動に対しては、原子炉格納容器スプレイ系統において誤作動が発生し ないようインターロック等の対策が講じられていれば、スプレイ水による溢水を考 慮しないことができる。</p>	<p>(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水 東海第二発電所においては、防護対象設備が設置されている建屋にスプリンクラーが 存在しないことから対象外である。</p> <p>(3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水 スプレイ系統は単一故障による誤作動が発生しないよう設計上考慮されている。ま た、原子炉格納容器内の防護対象設備は耐環境仕様となっていることから、溢水による 影響をうけることはない。</p>	

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>2.1.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水 流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による破損が生じるとされる機器について、破損を想定する。 基準地震動によって破損し漏水が生じる機器とは、基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドにおいて、耐震設計上の重要度分類B、Cクラスに分類される機器（以下、「B、Cクラス機器」という。）とする。</p> <p>ただし、B、Cクラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものについては、漏水を考慮しないことができる。（解説—2.1.3—1） 漏水が生じるとした機器のうち、防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。</p> <p>① 配管の場合、以下を考慮して求める。 お、配管の高さや引き回し等の関係から保有水量が漏えいするものとする。なお、その範囲の保有水量を放出するものとして溢水量を算出できる。 ただし、循環水管に破損するものとして溢水量を算出できる。循環水管の構造強度を考慮して、伸縮継手部が全円周状に破損することと溢水量を求めらるる。</p> <p>② 容器の場合は、容器内保有水の全量流出を想定する。</p> <p>③ 漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができ、この機能を考慮することができる。</p> <p>漏えい停止機能に期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求めるとができる（付録B参照）。ただし、地震時において漏えいを自動で停止させる場合には、自動で作動する機器、信号などが地震時においても機能喪失しないことが示されていないなければならない。また、手動で停止させる場合には、停止までの操作時間が地震時においても妥当であることが示されていないなければならない。</p> <p>漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合には、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていないなければならない。</p> <p>解説—2.1.3—1 「B、Cクラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの」について 基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものとは、製作上の裕度等を考慮することにより、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。</p>	<p>2.1.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水 耐震B、Cクラス機器のうち基準地震動S_sに対する耐震性を有することを確認するものは溢水源として想定しないこととする。</p> <p>具体的には、耐震B、Cクラス機器（配管、容器）のうち、機器の破損による溢水防止の観点から基準地震動S_sによる地震力に対して評価を実施し、耐震性が確保されるものは溢水源から除外する。</p> <p>溢水量は、以下を考慮して求める。</p> <p>① 配管は、原則、配管の高さや引き回し等を考慮せず、系統の全保有水量が漏えいするものとする。ただし、循環水管に破損を想定する場合は、循環水管の構造強度を考慮して伸縮継手部が全円周状に破損することとして溢水量を求める。</p> <p>② 容器の場合は、容器内保有水の全量流出を想定する。</p>	

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<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。 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、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) 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水 基準地震動 S_s による使用済燃料プールのスロッシング評価を行い、プールからの溢水量を評価している。</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 溢水の影響評価にあたっては、算定した溢水量により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（多重化又は多様化された系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。</p> <p>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を確認している。</p> <p>2.2.2 溢水から防護すべき対象設備 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抽出し防護対象設備としている。</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を設定し、防護対象設備の系統図及び配置図の照合により、全ての防護対象設備が対象となっていることを確認している。</p>	

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>2.2.4 溢水影響評価 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浸水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるかを評価する（図一1）。</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 溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区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. 溢水防護区内漏えいでの溢水経路 溢水防護区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う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 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。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 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ず、溢水水位を評価すること。</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ついては、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って、明らかに流出が期待できず、これ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ついては、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>2.2.4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、防護対象設備が浸水、被水又は蒸気の影響に対しその機能が確保されていることを確認している。</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している。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区内漏えいと溢水防護区画外漏えいでの2通りの溢水経路を想定している。</p> <p>なお、廃棄物処理建屋から防護対象設備が設置されている建屋への流入経路については、廃棄物処理建屋の滞留可能な水量から伝播を想定する必要があることを確認している。</p> <p>a. 溢水防護区内漏えいでの溢水経路 溢水防護区内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護区内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している。</p> <p>(a) 床ドレン 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想定していない。</p> <p>(b) 床面開口部及び床貫通部 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、考慮しないものとしている。</p>	

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>(c) 壁貫通部 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の間に隙間があって、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は、他の区画への流出を考慮することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、壁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>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外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（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する水量は少なくなるように設定）なる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 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であっても、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。</p> <p>ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。</p> <p>ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p>	<p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合でも、その貫通部からの流出は考慮しない。</p> <p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しない。</p> <p>(e) 排水設備 評価対象区画からの排水を考慮している排水設備はない。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外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溢水経路を設定している。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合は水位差による流入量を考慮している。</p> <p>ただし、評価対象区画内に設置されているドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は閉止措置がされている場合はその効果を考慮している。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとしている。</p>	

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 ただし、評価対象区画の境界壁に貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 当該扉が水密扉である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密扉は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p>	<p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮することとしている。 なお、評価対象区画の境界壁の貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮していない。</p> <p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮している。 水密扉については、水圧による水密性の確保ができ、その水圧に耐えられる強度を有しており、流入を考慮していない。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合、他に流出経路が存在しない場合でも保守的に堰は考慮せず、溢水が伝播するものとして評価している。 なお、流路制限措置として設置している堰については、当該区画で発生した溢水が堰高さまで蓄積されるものとしている。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画からの排水を考慮している排水設備はない。</p>	
<p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価で没水、被水評価の対象区画の分類例を図-2に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。 a. 没水評価に用いる水位の算出方法 影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。 $H = Q / A$ ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m³)</p> <p>「2. 1 溢水源及び溢水量の想定」で想定した溢水量に基づき、「2. 2. 4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。</p>	<p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 a. 没水評価に用いる水位の算出方法 影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。 $H = Q / A$ Q：流入量(m³)</p>	

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>A：滞留面積 (m²) 評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。なお、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。</p> <p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 被水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。（図-4）</p> $X = \frac{\tan \phi + \sqrt{\tan^2 \phi + (2gH) / (V^2 \cos^2 \phi)}}{g / (V^2 \cos^2 \phi)}$ $V = \sqrt{2gP / \gamma} \quad (\text{トリチュウリの定理})$ <p>ただし、各項目は以下とする。 V＝噴出速度 (m/s) φ＝噴出角度（破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離Xが最大となるφを採用する） H＝破損位置の床上高さ (m) g＝重力加速度 (m/s²) P＝管内圧力 (Pa) γ＝水の比重 (kg/m³)</p> <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができる。この場合、考慮した空気抵抗の値については、使用した値の妥当性を示すこと。</p> <p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。 評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。 ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</p>	<p>A：滞留面積 (m²) 滞留面積は、コンクリート基礎等の範囲を除く有効面積を滞留面積として評価している。</p> <p>b. 被水による影響評価 防護対象設備から溢水源となる配管が直視できない場合には、防護対象設備が分離配置されているか、被水に対する保護構造を有しているか等の観点から対策が必要な機器を選択し、必要により防水板等による被水防護措置を実施する。</p> <p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 高エネルギー配管のターミナルエンド部については、完全全周破断を想定した溢水影響評価を実施する。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して以下の対策を実施することとしており、また、必要に応じて各対策を組み合わせて対策の最適化を図ったうえで、蒸気の拡散範囲を算出する。 (1) 漏えい検知・隔離 (2) 防護カバーの設置 ターミナルエンド部以外については、溢水評価ガイドに則り応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施する。</p>	

東海第二発電所での評価結果	備考
<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。</p> <p>a. 没水による影響評価 想定される溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、2. 2. 2項で選定された防護対象設備の設置位置を超えないことを確認する。 また、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あつては、歩行に影響のない水位（階段堰高さ）であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われなことを確認する。 上記、設置位置及びアクセス通路の水位が判断基準を超える場合又は環境の温度、放射線により現場操作が必要な設備へ接近できないと判断される場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>b. 被水による影響評価 評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目について確認する。 防護対象設備から溢水源となる配管が直視できる場合には、図-5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。 また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。（解説2. 2. 4-2）</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。 ② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。 ③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。 ④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。 ⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることを確認する。 ⑥ 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あつては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われなことを確認する。上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>①項の「被水防護措置」とは、障壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等を行い、被水防護措置がなされている場合の例を図-6に示す。</p>	<p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認している。</p> <p>a. 没水による影響評価 溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、防護対象設備の機能喪失高さを超えないことを確認している。 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ことを確認している。</p> <p>b. 被水による影響評価 溢水源となる配管に対し、防護対象設備が分離配置されているか、被水に対する保護構造を有しているか等の観点から対策が必要な機器を選択し、必要により被水防護措置を実施する。</p>

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>解説-2. 2. 4-2 「被水による影響評価」 被水による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水被水と同じである。「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散により少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> <p>c. 蒸気による影響評価 評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気については、以下の項目について確認する。 防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図-7に示す蒸気の影響評価の考え方に従い確認する。 また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。（解説2. 2. 4-3）</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。 ③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。 ④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。 ⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、耐蒸気仕様（想定される温度等を考慮した仕様）であることを確認する。 ⑥ 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あつては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。④の「蒸気防護措置」とは、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護措置等をいう。 <p>解説-2. 2. 4-3 「蒸気による影響評価」 蒸気による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸気の拡散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p>	<p>c. 蒸気による影響評価 高エネルギー配管のターミナルエンド部については、完全全周破断を想定した溢水影響評価を実施する。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して以下の対策を実施することとしており、また、必要に応じて各対策を組み合わせて対策の最適化を図ったうえで、蒸気の影響評価を実施する。 (1) 漏えい検知・隔離 (2) 防護カバーの設置 ターミナルエンド部以外については、溢水評価ガイドに則り応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施する。</p>	

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、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（信頼性要求に基づき独立性が確保され、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）。</p> <p>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、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価 3.1 溢水原因及び溢水量の想定 溢水原因としては、2. 1 項の原子炉施設の溢水原因及び溢水量の想定と同じ溢水原因と溢水量を想定する。</p> <p>3.1.1 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配管の破損は、2. 1. 1 項の原子炉施設と同じように内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。 ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さと同径の貫通クラックを有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。）</p> <p>3. 1. 2 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設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水は、2. 1. 2 項の原子炉施設と同じように以下の2項目を想定する。 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p>	<p>(4) 溢水による影響評価の判定 内部溢水に対して、防護対象設備が、その安全機能を失わないこと（多重化又は多様化された系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。</p> <p>3. 使用済燃料プールの溢水評価 3.1 溢水原因及び溢水量の想定 溢水原因としては、2. 1 項の原子炉施設の溢水原因及び溢水量の想定と同じ溢水原因と溢水量を想定している。</p> <p>3.1.1 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配管の破損は、配管とし、配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類して破損を想定している。 高エネルギー配管のターミナルエンド部については、完全全周破断を想定した溢水影響評価を実施する。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して以下の対策を実施することとしており、また、必要に応じて各対策を組み合わせて対策の最適化を図ったうえで、漏えい検知・隔離 (1) 蒸気検知 (2) 防護カバーの設置 ターミナルエンド部以外については応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施する。 低エネルギー配管については、網羅的に発生応力評価を行い配管の健全性を確認する。 漏えい蒸気による環境影響評価を実施し、防護対象設備が機能を喪失しないことを確認する。</p> <p>3. 1. 2 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設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 東海第二発電所においては、防護対象設備が設置されている建屋にスプリンクラーは設置されていないことから対象外である。 b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 建屋内での消火活動による消火活動を想定し、消火活動が連続して実施される時間を算見込んで放水量を算定している。具体的には3時間の消火活動を見込んで放水量を算定している。 火災源が小さいエリアの場合は、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-2010）」解説-4-5(1)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」での放水量を想定できるが、評価を保守的にするために考慮していない。 消火活動においては、扉を開放して実施することから扉からの流出も考慮して評価している。</p>	

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>3.1.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水 流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動S_sによる地震力によって、破損が生じるとされる機器について、2.1.3(1)項の原子炉施設と同じように破損による溢水を想定する。 (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、地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏れ出す可能性がある場合は、2.1.3(2)項の原子炉施設と同じように溢水源として想定する。</p> <p>3.2 溢水影響評価 3.2.1 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）に対する溢水影響評価 溢水に対する使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。 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、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができて確認することを確認する。 プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要がある場合は、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を保安規定で定めた水温（65℃以下）以下に維持できること。 プールへの給水にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）補給水系に外乱が生じ、給水を維持する必要がある場合は、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水を維持できること。</p> <p>3.2.2 溢水から防護すべき対象設備 3.1 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、溢水の発生場所毎に「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する。</p> <p>3.2.3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、3.2.2 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。 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、3.2.2 項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図とを照合しなければならぬ。 また、アクセス通路については、図面等により明示されていることを確認する。 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、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>3.1.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水 流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動S_sによる地震力によって、破損が生じるとされる機器について、2.1.3(1)項の原子炉施設と同様に、基準地震動S_sに対する地震力に対して評価を実施し、耐震性が確保されるものは溢水源から除外する。 (2) 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水 基準地震動S_sによる使用済燃料プールのスロッシング評価を行い、プールからの溢水量を評価している。</p> <p>3.2 溢水影響評価 3.2.1 使用済燃料プールに対する溢水影響評価 基準地震動S_sにおけるスロッシングによる使用済燃料プールからの溢水量がプール外に流出した際の使用済燃料プール水位を求め、プール冷却及び使用済燃料の遮蔽に必要な水位が確保されていることを確認している。</p> <p>3.2.2 溢水から防護すべき対象設備 「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を抽出し、防護対象設備としている。</p> <p>3.2.3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画を設定し、防護対象設備の系統図及び配置図の照合により、全ての防護対象設備が対象となっていることを確認している。 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を確認している。</p>	

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>3.2.4 溢水影響評価 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を評価する。 (図-8) 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。 溢水影響評価方法は、原子炉施設と同様の方法を用いる。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、以下の経路を考慮して設定する。溢水経路の設定方法は、2.2.4(1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いる。 a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる以下の各項目の算出は、2.2.4(2)の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いる。 a. 没水評価に用いる水位の算出方法 b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の影響評価を満足しているか確認する。確認方法は、2.2.4(3)の原子炉施設の影響評価と同じ。 a. 没水による影響評価 b. 被水による影響評価 c. 蒸気による影響評価</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3)の影響評価の結果から内部溢水に対して、使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能が失われないうこと。</p> <p>4. 附則 略</p>	<p>3.2.4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、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ていることを確認している。 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している。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、2.2.4(1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いている。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出は、2.2.4(2)の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いている。</p> <p>(3) 影響評価 防護すべき対象機器が没水、被水及び蒸気の影響評価を満足しているかの確認は、2.2.4(3)の原子炉施設の影響評価と同じ方法を用いている。</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 想定される内部溢水に対して、溢水水位と、防護対象設備の機能喪失高さを比較することで、防護対象設備が機能喪失に至らないことを確認した。</p>	

設置許可基準規則第十二条の要求について

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おり、この要求への対応について整理する。

1. 要求事項

第十二条における要求事項を整理すると以下の通り。

設置許可基準規則 第十二条	内部溢水影響評価での対応
<p>(安全施設)</p> <p>第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p>	<p>安全施設のうち、溢水評価ガイドの要求に従って、重要度の特に高い安全機能を有する系統設備を防護対象設備として選定している。</p>
<p>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p>	<p>発電所内で発生した内部溢水に対して、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（信頼性要求に基づき独立性が確保され、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）を確認している。</p>

設置許可基準規則 第十二条	内部溢水影響評価での対応
<p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。</p>	<p>環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や主蒸気管破断）, 原子炉外乱, 自然現象等を考慮しても、没水や被水, 蒸気の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認している。</p>

1.1 第十二条 第2項への適合について

1.1.1 定義

「多重性」，「多様性」，「独立性」の定義については，「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」第二条第2項にて以下のように定められている。

【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】

第二条

第2項

十七 「多重性」とは，同一の機能を有し，かつ，同一の構造，動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。

十八 「多様性」とは，同一の機能を有する二以上の系統又は機器が，想定される環境条件及び運転状態において，これらの構造，動作原理その他の性質が異なることにより，共通要因※（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

十九 「独立性」とは，二以上の系統又は機器が，想定される環境条件及び運転状態において，物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより，共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

※「共通要因」とは，二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因で

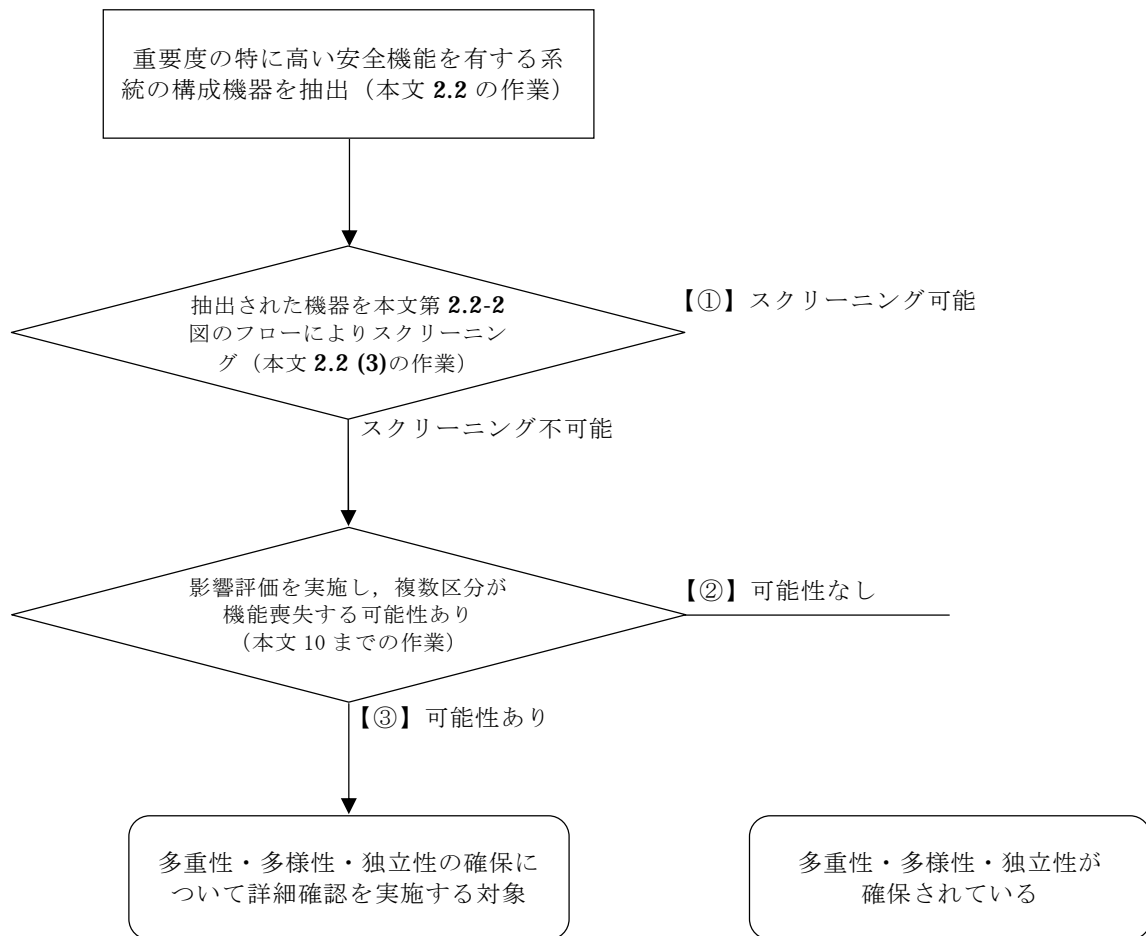
あって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。（同解釈より）

1.1.2 確認プロセス

本文第 2.1-1 表にて抽出された重要度の特に高い安全機能の溢水事象に対する多重性・多様性・独立性の確保に関して、以下第 1 図により確認し、その結果、詳細確認を実施する対象として抽出された系統を第 1 表にまとめる。

また、内部火災防護対応による耐火壁・隔壁等で分離する措置も考慮し、溢水評価への影響を確認する。これらの対応を、1.1.4 に示す。

結果として、いずれの機能に対しても多重性・多様性・独立性に問題のないことを確認した。



第 1 図 多重性・多様性・独立性の確保に関する確認フロー

第1表 多重性・多様性・独立性の確保について詳細確認を実施する対象

機能	対象系統・機器
未臨界維持機能	ほう酸水注入系
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系

1.1.3 詳細確認

ほう酸水注入系，非常用ガス処理系，非常用ガス再循環系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系は，何れも同一の区画内に A, B 両系統が設置されており，単一の溢水事象により両系統が機能喪失する可能性を有するが，以下に示す通り，火災防護による区域分離及び系統分離の実施に加え溢水防護区画内及び区画外からの溢水の影響が無い事を確認したことから機能は維持される。

内部溢水影響評価における防護対象設備がその安全機能を喪失しないことを確認するために用いる判定方法については，補足説明資料-2 に整理する。

1.1.3.1 想定破損による溢水の影響

可燃性ガス濃度制御系，ほう酸水注入系，非常用ガス処理系，非常用ガス再循環系，中央制御室換気空調系の機器においては，堰等による溢水経路の対策の実施により溢水の影響が無いよう適切な管理及び必要となる被水対策等を実施する。また，溢水防護区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより，区画外からの溢水による影響を防止する。

なお，可燃性ガス濃度制御系については，火災防護の区域分離壁により区画分離を実施する。

1.1.3.2 消火水による溢水の影響

可燃性ガス濃度制御系，ほう酸水注入系，非常用ガス処理系，非常用ガス再循環系，中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては，堰等による溢水経路の対策及び必要となる被水対策等を行うことから，消火活動に伴う溢水により機能喪失することはない。また，溢水防護区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより，区画外からの溢水による影響を防止する。

なお，可燃性ガス濃度制御系については，火災防護の区域分離壁により区画分離を実施する。

1.1.3.3 地震時の溢水の影響

可燃性ガス濃度制御系，ほう酸水注入系，非常用ガス処理系，非常用ガス再循環系，中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては，堰等による溢水経路の対策及び必要となる被水対策等を実施する。また，溢水防護区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより，区画外からの溢水による影響を防止する。

なお，可燃性ガス濃度制御系については，火災防護の区域分離壁により区

画分離を実施する。

1.1.4 火災対応での措置の考慮について

火災防護による異区分の機器への分離対策として耐火隔壁の設置及び区域分離の対策が実施される。耐火隔壁については、溢水防護区画を分離することなく設置されるため、溢水影響評価に影響はない。また、区域分離壁は、溢水影響評価において考慮されていることから、いずれの火災防護の対策においても溢水影響評価に影響はない。なお、個別機器の系統分離は防護対象設備単体への対応であり溢水防護区画を新たに設けるものではないため、溢水影響評価に影響はない。

以下に火災防護における、異区分の機器への分離対応をまとめる。

【ほう酸水注入系の火災対策】

- (1) ほう酸水注入ポンプ（S L Cポンプ）Aを火災源とした場合の影響軽減
火災影響評価から、高さ 2.4m 以上の耐火隔壁により分離することにより影響軽減を図る。

【非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の火災対策】

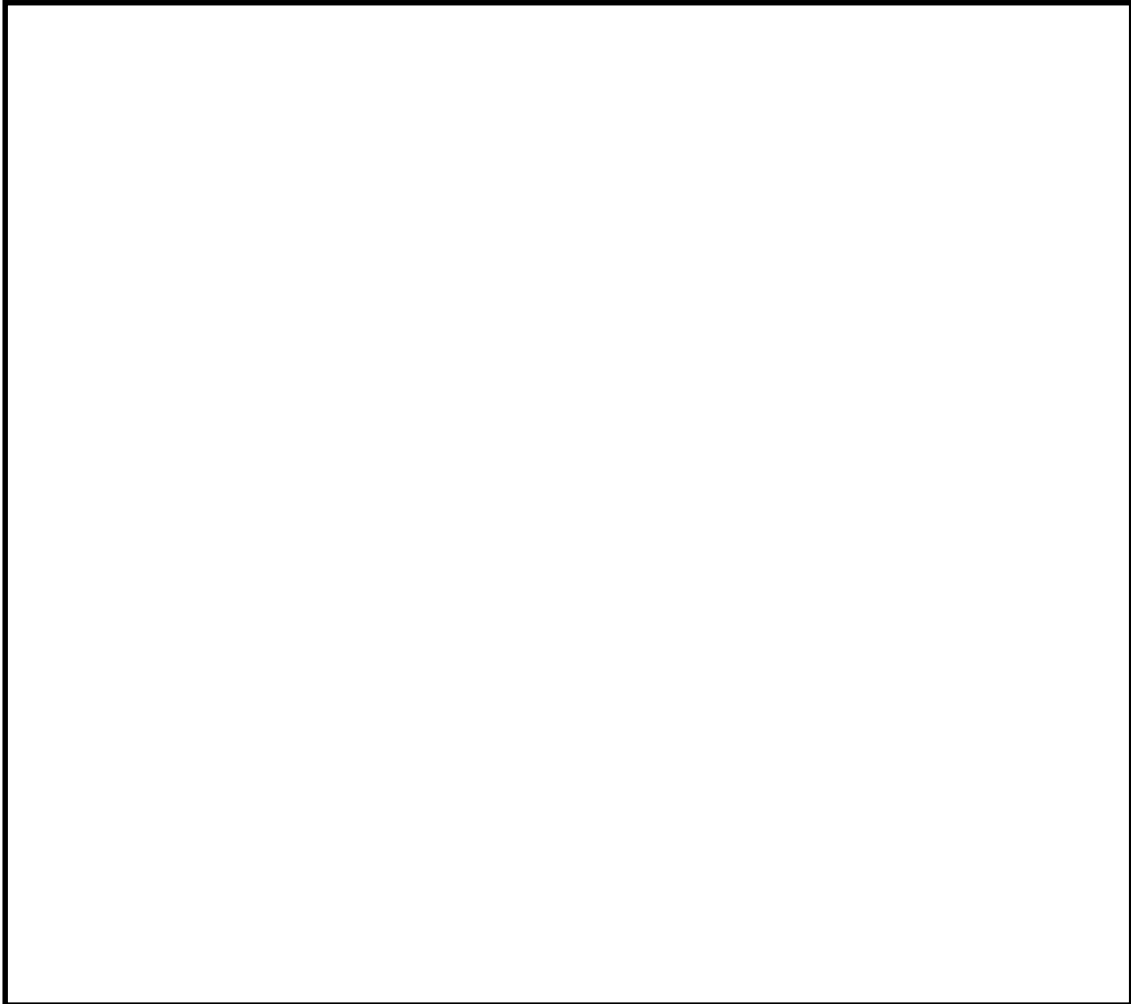
- (2) 非常用ガス処理系 B系を火災源とした場合の影響軽減
火災影響評価から、耐火隔壁により分離することにより影響軽減を図る。



第2図 ほう酸水注入系，非常用ガス処理系及び
非常用ガス再循環系の火災対策及び溢水対策

【可燃性ガス濃度制御系の火災対策】

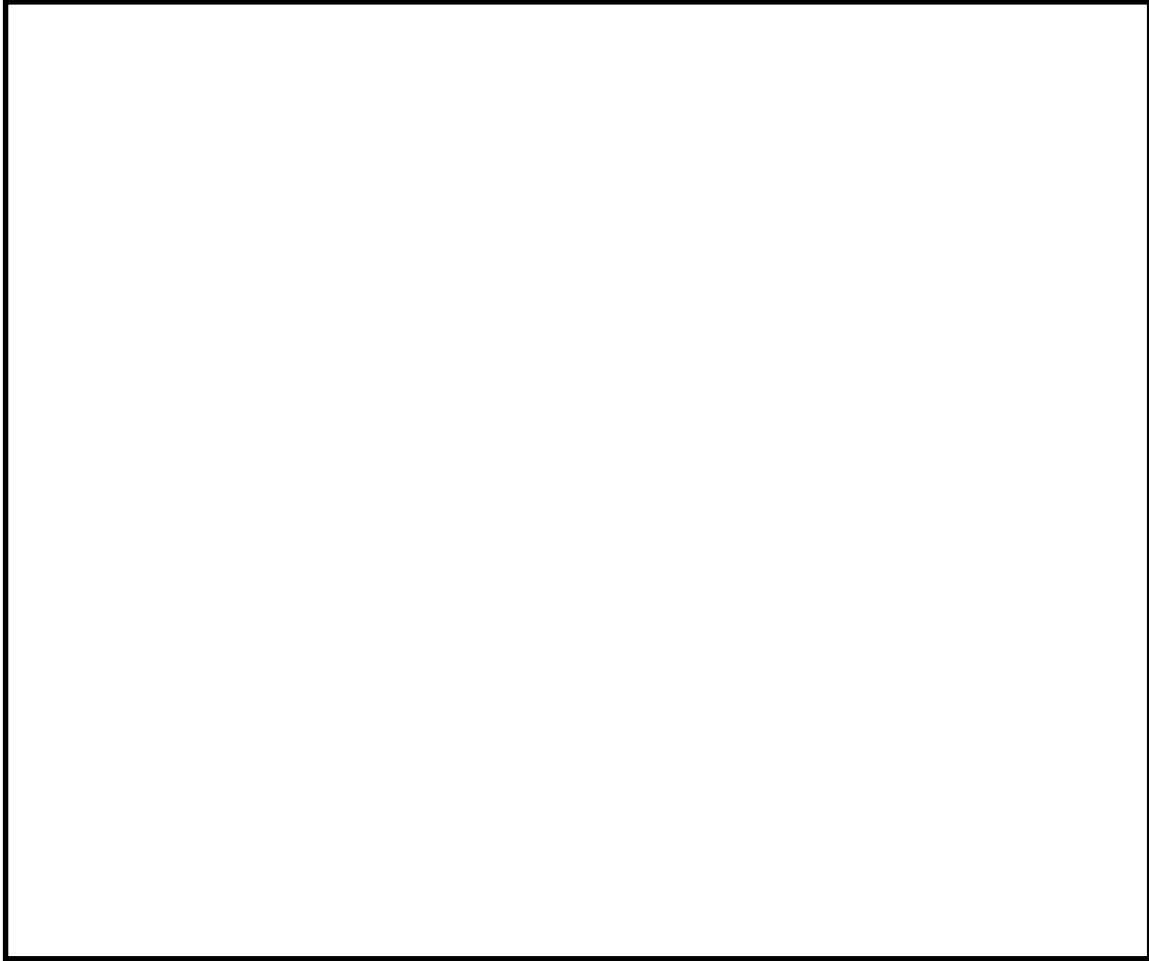
(3) 可燃性ガス濃度制御系については，設置エリアを東西に区域分離する。



第3図 可燃性ガス濃度制御系機器の火災対策及び溢水対策

【中央制御室換気空調系の火災対策】

(4) 火災影響評価から，耐火隔壁により分離することにより影響軽減を図る。

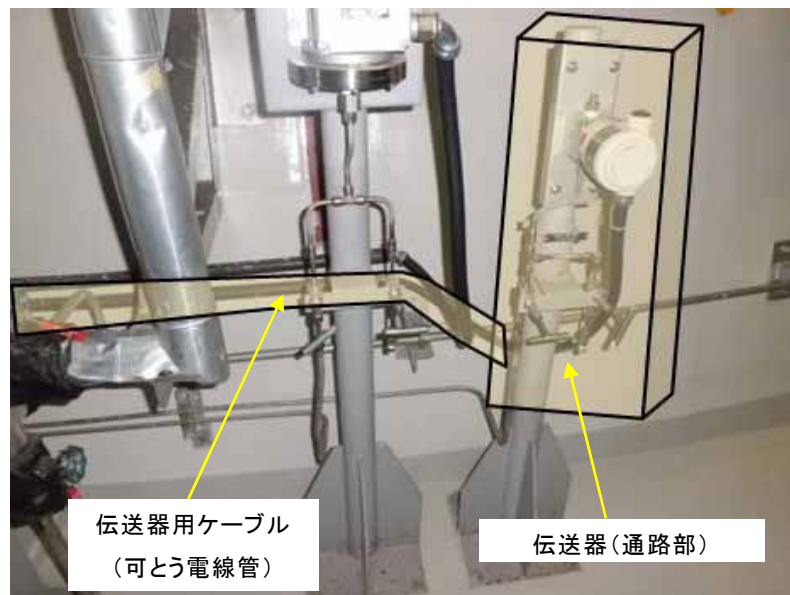


第 4 図 中央制御室換気空調系機器の火災対策及び溢水対策

【その他個別機器の系統分離について】

(5) 3時間耐火隔壁等

同一火災区域内に分離されずに設置している冗長系トレンの監視計器
伝送器（設置区画 RB-3-2）は、片系統の伝送器を3時間耐火能力を
有する耐火隔壁にて囲い系統分離する。



格納容器圧力伝送器(PT-26-79.51A)

1.2 第十二条 第3項への適合について

1.2.1 自然現象による溢水影響の考慮

各自然現象による溢水影響としては、降水のようなプラントへの直接的な影響と、飛来物による屋外タンク等の破壊のような間接的な影響が考えられる。間接的な影響に関しては、設置位置や保有水量等を鑑み、屋外タンク等を自然現象による破損の影響を確認する対象とする。

想定される自然現象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、補足説明資料-4に示す。結果として、いずれの影響に対しても現状の設計にて問題がないこと、又は現状の評価で包含されることを確認した。

なお、直接的な影響に関する詳細については、地震・津波に関しては本審査資料の該当箇所にて、その他の自然現象に関しては各自然現象に関する審査にて説明する。

内部溢水影響評価における判定表

1. はじめに

内部溢水影響評価における防護対象設備がその安全機能を喪失しないことを確認するために用いた判定表について以下にまとめる。

2. 安全機能整理表

「重要度の特に高い安全機能を有する系統及び使用済燃料プールの冷却・給水機能を有する系統」について、内部溢水影響評価における要求事項を第1表～第6表の安全機能整理表に整理した。

内部溢水影響評価の判定としては、3項から13項の判定基準により、防護対象設備の機能が維持されていることを確認する。詳細な評価結果については、想定破損評価、消火水評価及び地震による溢水影響評価の各評価に示す。

3. 緊急停止機能

【判定基準】

水圧制御ユニットの機能が維持されていること。

第1表 安全機能整理表(1/6)

原子炉施設	
緊急停止機能【HCU(I系) and HCU(II系)】	
水圧制御ユニット (HCU)	
I系	II系

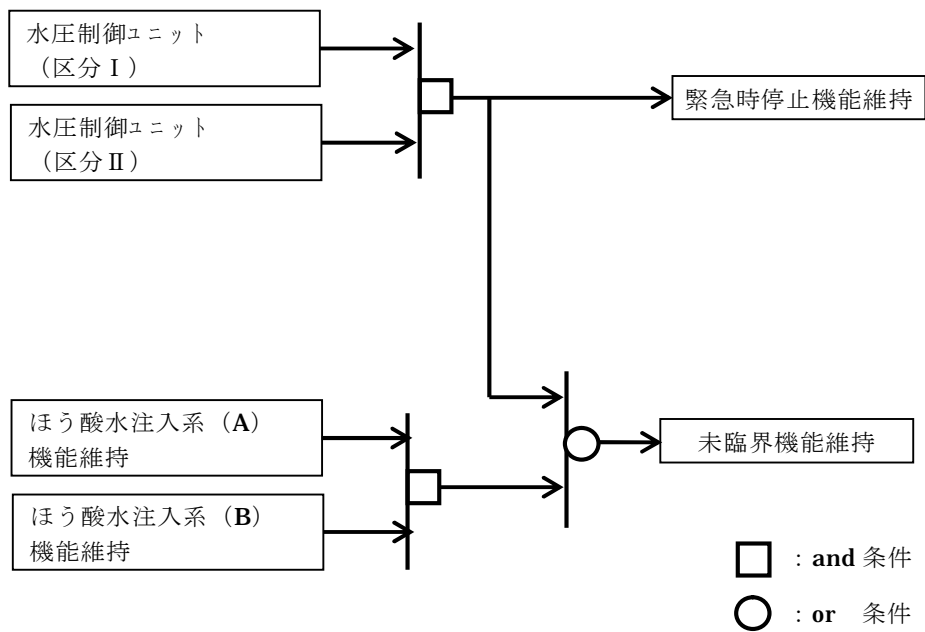
4. 未臨界維持機能

【判定基準】

水圧制御ユニットの機能又は、ほう酸水注入系の機能が維持されていること。

第 2 表 安全機能整理表 (2/6)

原子炉施設			
未臨界維持機能【{HCU(I) and HCU(II)} or {SLC(A) and SLC(B)}】			
緊急停止機能		未臨界維持機能	
水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)	
I 系	II 系	A 系	B 系



5. 高温停止機能

【判定基準】

区分Ⅰ～Ⅲの高温停止機能のうち2区分以上の機能が維持されていることを基本とし、2区分以上が機能維持できない場合は、個別に安全機能を確認し、独立した2系統以上の機能が維持すること。

(区分Ⅰ)

自動減圧系(A)の機能が維持されており、かつ残留熱除去系（低圧注水モード）(A)又は低圧炉心スプレイ系の機能が維持されていること。

(区分Ⅱ)

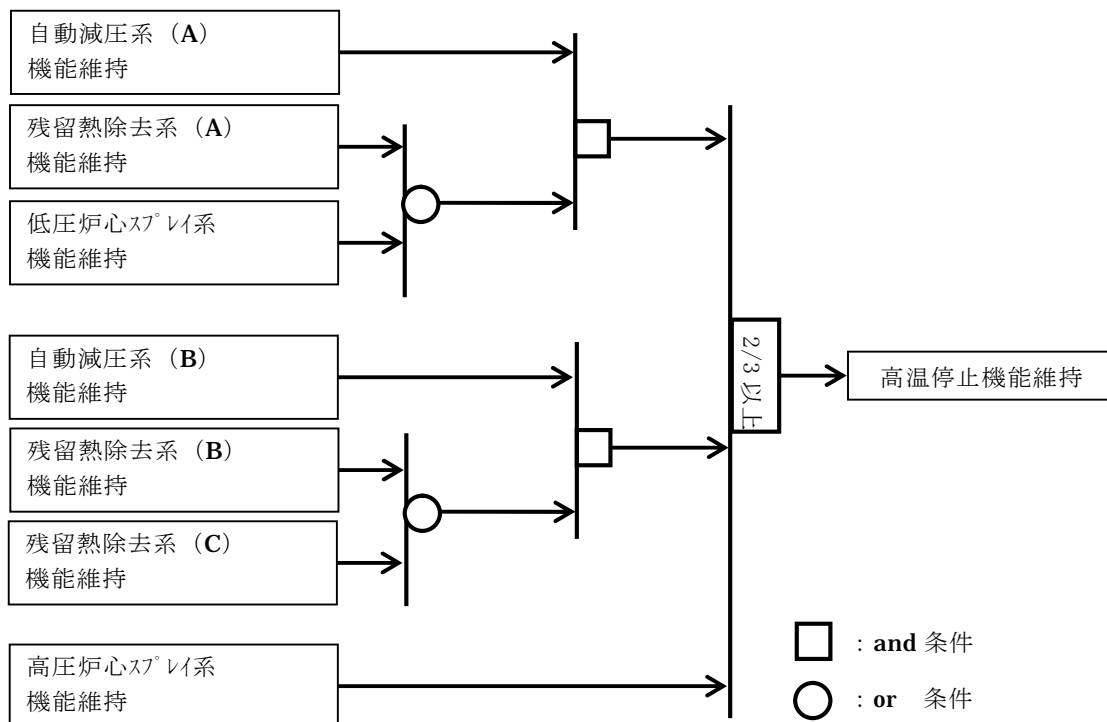
自動減圧系(B)の機能が維持されており、かつ残留熱除去系（低圧注水モード）(B)又は(C)の機能が維持されていること。

(区分Ⅲ)

高圧炉心スプレイ系の機能が維持されていること。

第3表 安全機能整理表(3/6)

原子炉施設						
高温停止機能【2区分以上】						
区分Ⅰ 【ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}】			区分Ⅱ 【ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}】			区分Ⅲ HPCS
自動減圧系	残留熱除去系	低圧炉心スプレイ系	自動減圧系	残留熱除去系		高圧炉心スプレイ系
A系	A系	I系	B系	B系	C系	Ⅲ系



6. 原子炉隔離時冷却系注水機能

【判定基準】

原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系の機能が維持されていること。

7. 手動逃がし機能

【判定基準】

逃がし安全弁機能又は、自動減圧系(A)又は(B)の機能が維持されていること。

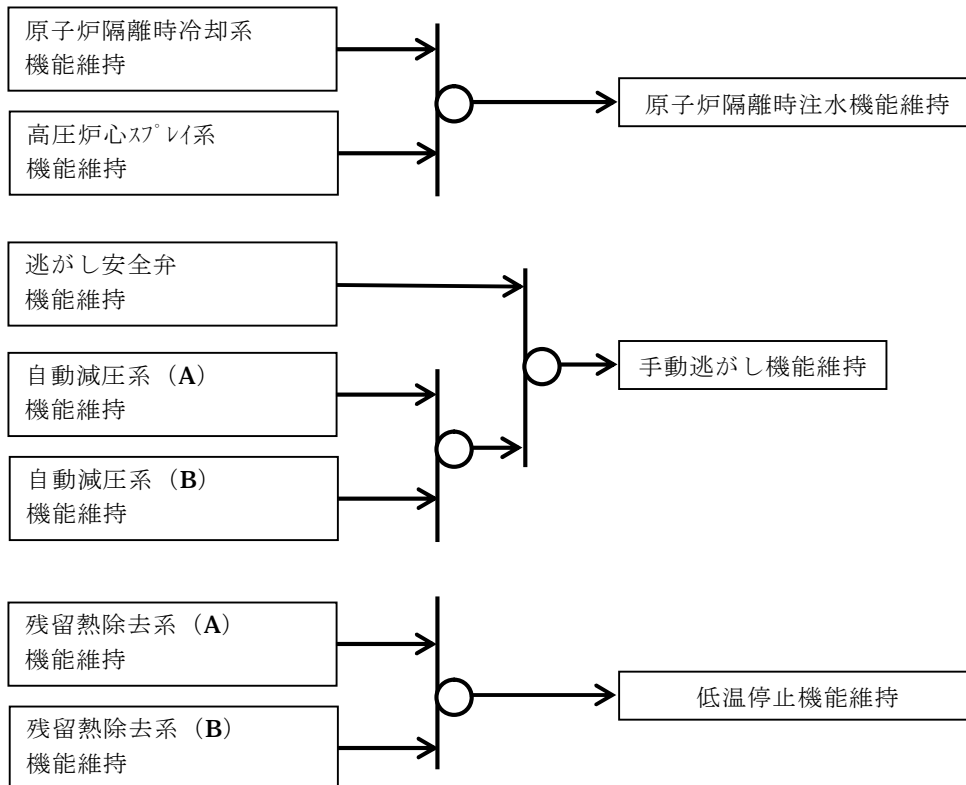
8. 低温停止機能

【判定基準】

残留熱除去系（停止時冷却モード）(A)又は(B)の機能が維持されていること。

第4表 安全機能整理表(4/6)

原子炉施設						
原子炉隔離時注水機能 【RCIC or HPCS】		手動逃がし機能 【SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)】			低温停止機能 【RHR(A) or RHR(B)】	
原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系	逃がし安全弁	自動減圧系		残留熱除去系	
I系	III系	I・II系	A系	B系	A系	B系



□ : and 条件
 ○ : or 条件

9. 閉じ込め機能

【判定基準】

下記に示す全ての機能が維持されていること。

(隔離弁機能)

区分Ⅰ又は区分Ⅱの隔離弁機能が維持されていること。

(非常用ガス処理系)

非常用ガス処理系(A)又は(B)の機能が維持されていること。なお、配管の一部については単一設計となっているが、安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できることを確認している。

(可燃性ガス濃度制御系)

可燃性ガス濃度制御系(A)又は(B)の機能が維持されていること。

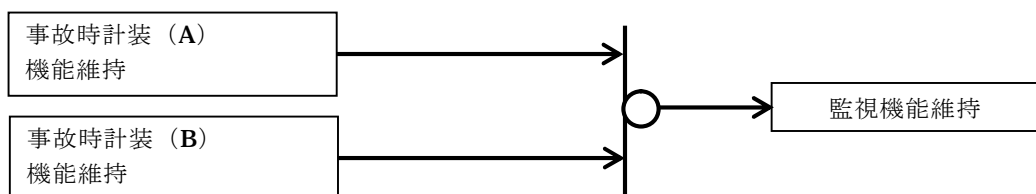
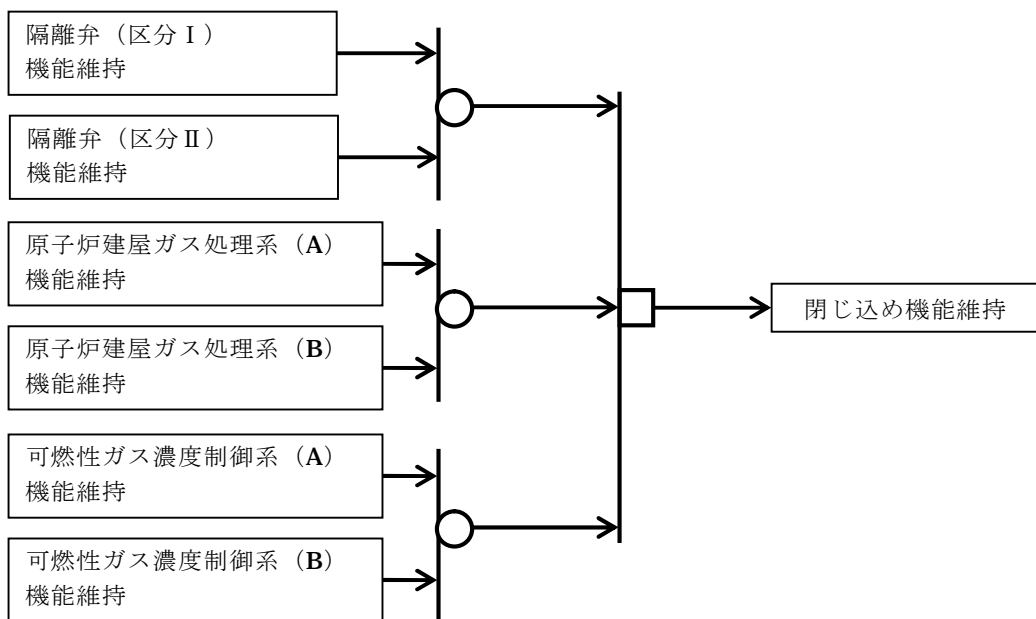
10. 監視機能

【判定基準】

(A)系又は(B)系の事故時計装系の機能が維持されていること。

第5表 安全機能整理表(5/6)

原子炉施設							
閉じ込め機能 【PCIS and FRVS・SGTS and FCS】						監視機能 【A系 or B系】	
隔離弁機能 【PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)】		非常用ガス処理系 【FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)】		可燃性ガス濃度制御系 【FCS(A) or FCS(B)】		事故時計装系	
I系	Ⅱ系	A系	B系	A系	B系	A系	B系



□ : and 条件
○ : or 条件

11. 使用済燃料プールの冷却機能

【判定基準】

燃料プール冷却浄化系(A)又は(B), 若しくは残留熱除去系 (FPC モード)
(A)又は(B)の機能が維持されていること。

12. 使用済燃料プールの給水機能

【判定基準】

燃料プール補給水系, 若しくは残留熱除去系 (FPC モード) (A)又は(B)
の機能が維持されていること。

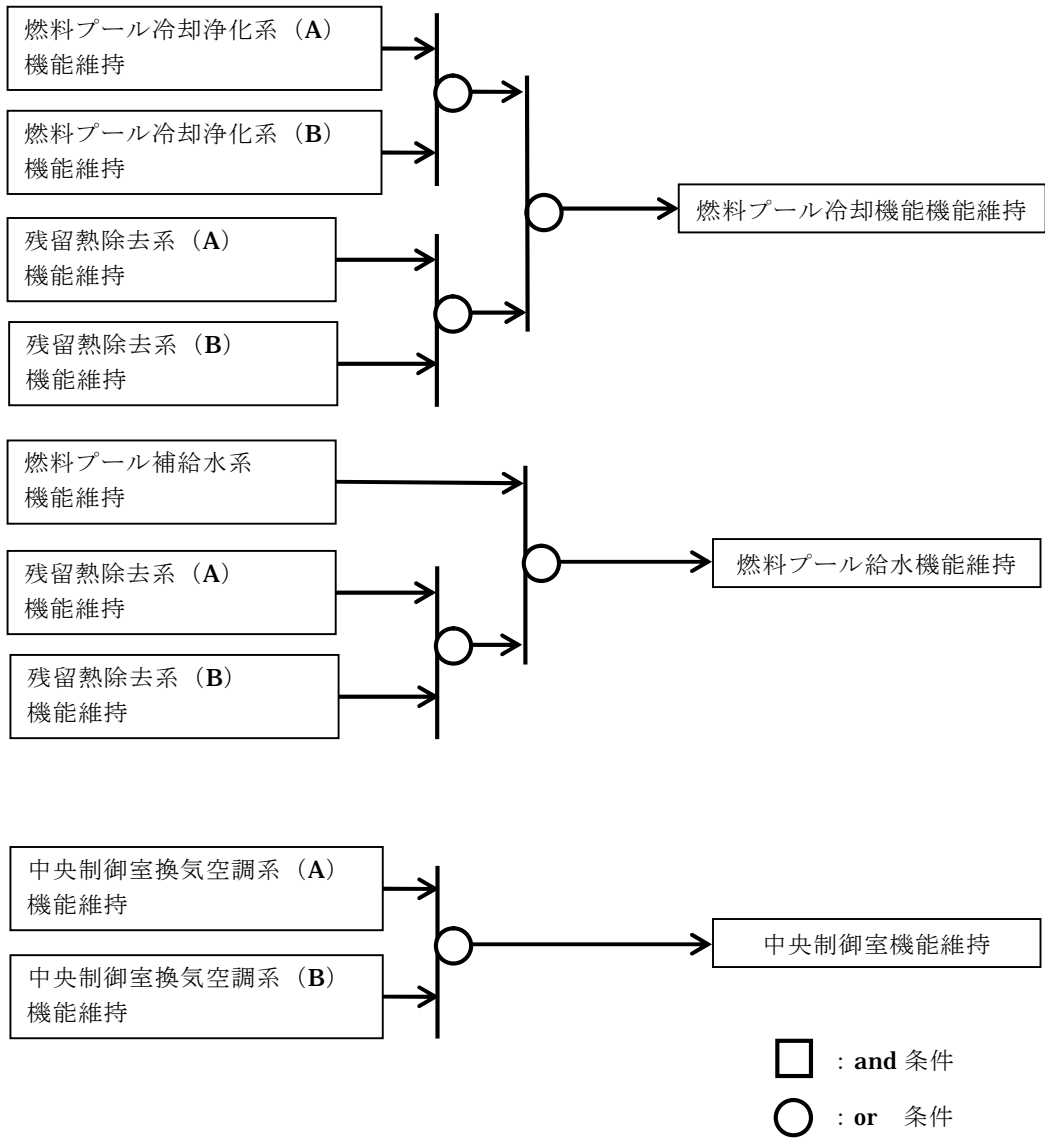
13. 中央制御室

【判定基準】

中央制御室換気空調系(A)又は(B)の機能が維持されていること。なお,
配管の一部については単一設計となっているが, 安全上支障のない期間に
確実に除去又は修復できることを確認している。

第6表 安全機能整理表(6/6)

使用済燃料プール						中央制御室		
冷却機能 【FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)】				給水機能 【CST or RHR(A) or RHR(B)】		中央制御室 換気機能 【MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)】		
燃料プール 冷却浄化系		残留熱除去系		燃料プール 補給水系		中央制御室 換気空調系		
A系	B系	A系	B系	-	A系	B系	A系	B系



内部溢水により想定される事象の確認結果

内部溢水により原子炉に外乱が及ぶ場合にどのような事象が起こる可能性があるかについて、重畳事象を含めて分析し、発生する可能性のある事象に対して単一故障を想定した場合においても収束が可能であるか否か、また、安全停止が可能であるかについて解析的に確認を行った。

以下に、事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。

1. 想定される事象の評価プロセス

1.1 評価前提

次の事項を前提とし、評価を行うこととする。

- ・内部溢水発生を想定する区画及びその影響範囲の防護対象設備は内部溢水発生により機能が喪失するが、それ以外の区画の防護対象設備は機能が維持される。
- ・原子炉建屋又はタービン建屋において内部溢水が発生することを仮定し、当該建屋内の防護対象設備以外のものは溢水影響を仮定する（溢水により機能を喪失する設備は機能喪失を仮定する）。
- ・原子炉建屋又はタービン建屋において発生した内部溢水は、当該建屋以外に影響は及ばない。

1.2 抽出プロセスの考え方

内部溢水に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され、また、いくつかの外乱が同時に発生することも考えられる。

発生する事象の抽出に当たっては、ある溢水区画において溢水が発生した場合に溢水影響を受ける設備を抽出し、どのような外乱が発生し得るのか、外乱発生後に事象がどのように進展するののかについて、安全停止パスの確認と同様に全ての溢水区画について評価することが考えられる。そのためには、常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備に対してそれらの配置を網羅的に整理し、溢水区画毎に溢水影響を詳細に分析することが必要である。しかしながら、このような詳細な分析を実施することは現実的ではない。また、BWRの過渡解析においては、防護対象設備ではないクラス3の緩和設備に期待した評価としていることを踏まえ、内部溢水により発生する可能性のある事象をあらためて抽出した上で、防護対象設備に該当しない常用系設備等は、設置された溢水区画によらず溢水影響を受ける可能性があるという保守的な仮定を用いた代替の評価手法により、内部溢水により原子炉に外乱が及び、安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される場合に、単一故障を想定しても原子炉を安全停止することができることを評価することとする。

以上を踏まえ、原子炉建屋及びタービン建屋で内部溢水により発生すると考えられる外乱の抽出を行い、内部溢水により誘発される過渡事象等の起因事象（以下「代表事象」という。）を特定する。さらに代表事象が重畳することも考慮する。

また、代表事象の重畳の組合せの評価については、代表事象の事象進展の特徴から重畳した場合の事象進展を定性的に推定することにより、より厳しい評価結果となり得る組合せを選定し、選定した重畳事象の収束が可能であるかについて解析的に確認を行う。

以下に、内部溢水により想定される事象の抽出から解析評価までのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す。（第1図）

【ステップ 1】

評価事象を網羅的に抽出するため、『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「安全評価審査指針」という。）の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える要因を抽出する。（第 2 図参照）

【ステップ 2】

原子炉に有意な影響を与える要因を誘発する故障を抽出する。（第 2 図参照）

【ステップ 3】

ステップ 2 で抽出した故障が発生し得る溢水区画を分析する。ここでは、常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備は、設置された溢水区画によらず、溢水影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、原子炉建屋及びタービン建屋の一方の建屋における溢水の影響は他方の建屋に及ばないとする。（第 2 図参照）

【ステップ 4】

ステップ 2 及びステップ 3 での分析を踏まえ、各建屋で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定に当たっては、溢水影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。（例えば、再循環ポンプのトリップについては、溢水の規模により 1 台トリップ又は 2 台トリップが考えられるが、最も厳しくなる 2 台トリップを想定する。）

（第 2 図参照）

【ステップ 5】

各建屋で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組合せ毎に、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。

【ステップ 6】

各建屋での内部溢水の発生を想定した場合においても動作を期待できる緩和系を確認する。

【ステップ 7】

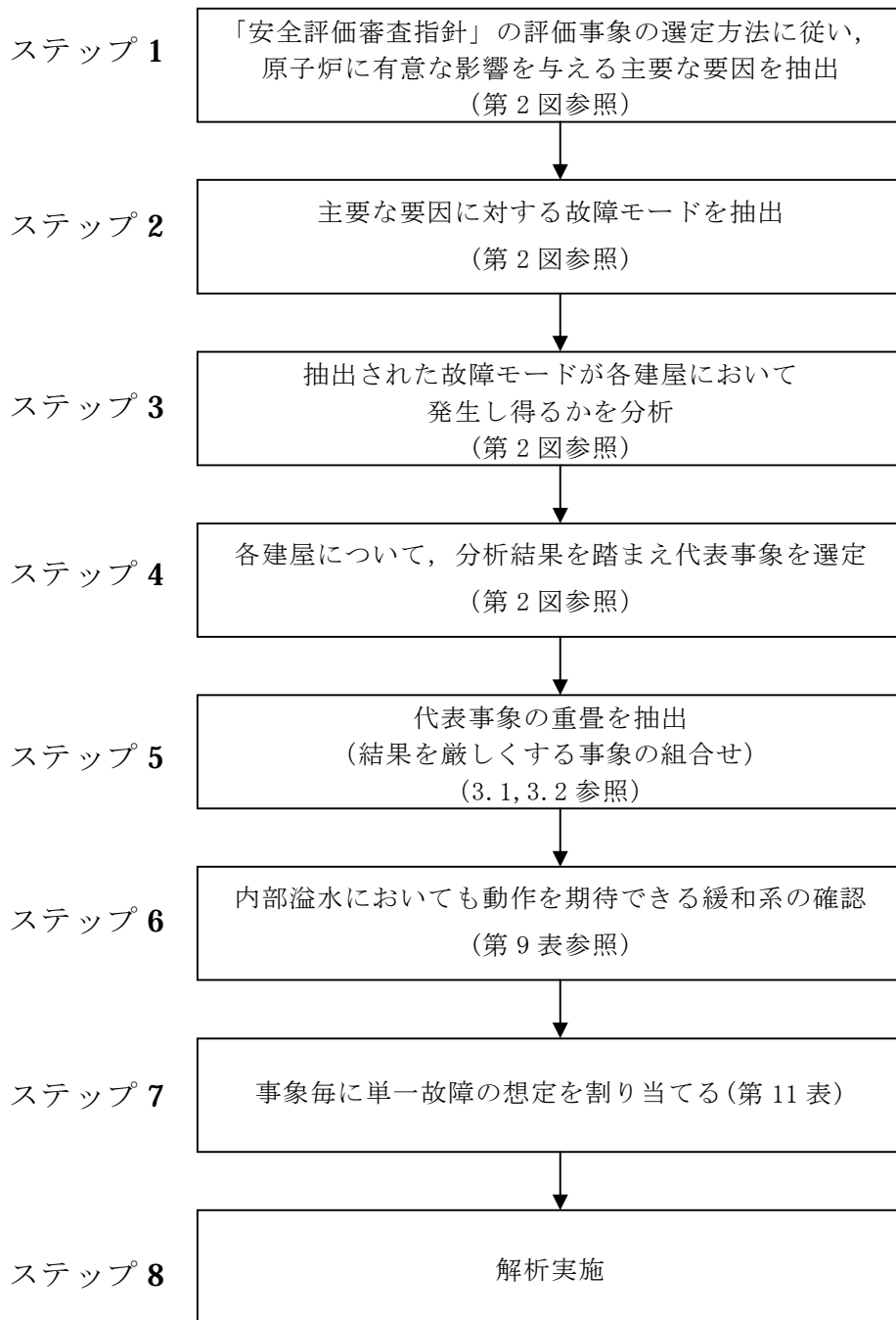
原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。

なお、ここでは、内部溢水により溢水影響を受ける設備*が機能喪失していることを前提に、溢水影響を受けない溢水区画にある設備に単一故障を更に重ねる。

※：本資料「東海第二発電所 内部溢水の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。

【ステップ 8】

ステップ 7 までの分析結果等を踏まえ、抽出した事象の解析を実施し、事象収束できることを確認する。



第1図 評価プロセス

2. 代表事象の抽出【ステップ1～4】

安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を第2図に示す。また、同図において、抽出した故障が、原子炉建屋及びタービン建屋において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。

第2図において抽出された、原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象を第1表に示す。

第1表 抽出された代表事象

抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋
原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—
原子炉冷却材流量の喪失	○	○
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—
給水流量の全喪失+タービントリップ※ ¹	○	—
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○
逃がし弁開放	○	—
給水制御系の故障（流量減少）	○	—※ ²
給水制御系の故障※ ³	○	○
HPCSの誤起動	○	—
RCICの誤起動	○	—
給水加熱喪失	—	○
負荷の喪失	—	○
原子炉圧力制御系の故障	—	○
給水流量の全喪失	—	○

※1：原子炉の出力運転中に、原子炉水位高（レベル8）信号の誤発信により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象

※2：タービン建屋ではより厳しい給水流量の全喪失を想定

※3：原子炉給水制御系の誤信号等により、給水流量が増加する事象は、原子炉設置変更許可申請書に倣い、単に「給水制御系の故障」という。

3. 重畳を考慮した内部溢水影響評価事象の抽出【ステップ 5】

3.1 重畳を考慮すべき事象の分析

2. にて抽出した原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果を第 2 表及び第 3 表に示す。

重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を第 4 表に示す。

第 2 表 原子炉建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された事象		重畳	重畳を考慮しない理由*
I	原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい
II	原子炉冷却材流量の喪失	—	①
III	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—
IV	給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—
V	主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
VI	逃がし弁開放	—	②
VII	給水制御系の故障（流量減少）	—	③
VIII	給水制御系の故障	考慮	—
IX	HPCS の誤起動	—	②（上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する）
X	RCIC の誤起動	—	②（ドーム部への注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する）

第 3 表 タービン建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由*
I	給水加熱喪失	考慮	—
II	原子炉冷却材流量の喪失	—	①
III	負荷の喪失	考慮	—
IV	主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
V	原子炉圧力制御系の故障	—	②
VI	給水流量の全喪失	—	③
VII	給水制御系の故障	考慮	—

※ 重畳を考慮しない理由

- ①再循環流量が減少する事象は、BWR-5の再循環ポンプは慣性が大きく、炉心流量の減少による炉心の冷却能力低下に対し、原子炉出力の減少が早めに作用するため、重畳を考慮しても結果を厳しくしない。
- ②圧力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。
- ③再循環流量の減少を伴わず、出力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。

第4表 抽出された代表事象の概要

抽出事象	概要
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象。
給水流量の全喪失 +タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。
給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、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、原子炉出力が上昇する事象。
給水加熱喪失	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事象。
負荷の喪失	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、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。

3.2 抽出事象に対する重畳の分析結果

3.1 で抽出された重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理し、これらの観点から、重畳の組合せを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて、更なる検討を行う。

この検討においては、2つの事象の組合せについて、重畳を考慮したとしてもどちらか1つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、又は、重畳を考慮しない（単独の事象）

方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。

なお、重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せが複数同定される場合には、更なる重畳を検討することが必要となるが、次に示すとおり、厳しくなる組合せが2つ以上はなかったことから、3つ以上の事象の重畳についても2つの事象の重畳に包含されることを確認した。

3.2.1 原子炉建屋における代表事象の重畳

第2表にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、第5表に示す。

「給水流量の全喪失+タービントリップ」、 「主蒸気隔離弁の誤閉止」、 「給水制御系の故障」は、いずれも弁の閉止に伴い発生する原子炉圧力上昇事象である。これらの事象の中では、主蒸気隔離弁に比べて弁の閉止速度が速いタービントリップ（主蒸気止め弁閉）を伴う事象であり、「給水流量の全喪失+タービントリップ」に比べてタービントリップ時の出力が高い「給水制御系の故障」が最も厳しい結果を与える。また、「給水制御系の故障」と「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」を比較すると、弁閉止に伴う原子炉圧力の上昇に起因して大きな反応度の加わる「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与える。なお、「主蒸気隔離弁の誤閉止」については、原子炉圧力が最も高い事象となっているが、MCPRの判断基準に対する余裕が大きく「給水制御系の故障」に比べて Δ MCPRが有意に小さいこと、原子炉圧力は最高使用圧力に至らず判断基準に対する裕度が大きいこと及びスクラムのタイミングが早く他の事象との重畳を考慮した場合であっても事象を厳しくしないこ

とから、「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与えると判断した。

また、上記を踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を第7表に示す。本表のとおり、事象の重畳が厳しい結果を与えることはない。

以上のことから、原子炉建屋における内部溢水を想定した場合の評価事象は、「給水制御系の故障」とする。

3.2.2 タービン建屋における代表事象の重畳

第3表にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、第6表に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を第8表に示す。

弁の閉止が最も速い事象は、タービン加減弁急速閉を伴う「負荷の喪失」であり、タービントリップ（主蒸気止め弁閉）を伴う「給水制御系の故障」より弁の閉止速度は若干速い。ただし、「給水制御系の故障」は、弁の閉止時までの出力上昇があり、「負荷の喪失」に比べて厳しい結果を与える。また、第8表のとおり、「給水制御系の故障」については、「給水加熱喪失」との重畳が厳しい結果を与えるものと考えられ、その他の事象に比べて厳しい結果を与えるものとする。

なお、後述のとおり、タービン建屋における内部溢水では MS-3 機能を有するタービンバイパス弁に期待できないことを考慮すると、「負荷の喪失」は他の単一事象に比べて厳しい事象となるが、「給水制御系の故障」と「給水加熱喪失」の重畳事象はスクラム時点での原子炉出力が「負荷の喪失」よりも高くなることから、「負荷の喪失」よりも厳しい

結果となると考えられる。

以上のことから、タービン建屋における内部溢水を想定した場合の評価事象は、「給水制御系の故障＋給水加熱喪失」とする。

第5表 解析結果 (原子炉建屋)

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生時の出力/ 圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	中性子束高 (約 1.5 秒後)	炉心流量増加に伴うボイド率減少により出力増加	増加	出力：約 172% 圧力：約 6.6MPa [gage] Δ MCPR : 0.16 (最小値 1.45)	初期条件：定格出力の 59%，定格炉心流量の 41%での解析
IV 給水流量の全喪失 + タービントリップ (原子炉水位高 (レベル 8) 誤信号) *	主蒸気止め弁閉 (約 0.075 秒)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプトリップにより低下	出力：約 157% 圧力：約 7.87MPa [gage] Δ MCPR : 0.16	タービンバイパス弁不動作時は出力約 232%，圧力約 8.04MPa [gage]， Δ MCPR : 0.28
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力：約 220% 圧力：約 7.99MPa [gage] Δ MCPR : 0.11	
VIII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (約 9 秒後) (原子炉水位高 → タービントリップ →)	炉心入口サブクール増大より出力増加	— (タービントリップに伴う再循環ポンプトリップにより低下)	出力：約 207% 圧力：約 7.91MPa [gage] Δ MCPR : 0.26	

※：給水流量の全喪失は、事象発生後約 6.3 秒で原子炉水位低スクラムに至る事象進展がタービントリップに比べ緩やかな事象であることから、タービントリップの評価で代表できる (出力/圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失での解析結果)。

第6表 解析結果（タービン建屋）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生時の出力/圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
I 給水加熱喪失※	中性子束高（熱流束相当） （約96秒）	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力：約122% 圧力：約7.11MPa [gage] ΔMCPR：0.17	
III 負荷の喪失	蒸気加減弁急閉 （約0.075秒）	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプトリップにより低下	出力：約157% 圧力：約7.87MPa [gage] ΔMCPR：0.16	タービンバイパス弁不動作時は出力約232%、圧力約8.04MPa [gage]、ΔMCPR：0.28
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 （約0.3秒）	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力：約220% 圧力：約7.99MPa [gage] ΔMCPR：0.11	
VII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 （約9秒後） 原子炉水位高→タービントリップ→	炉心入口サブクール増大により出力増加	（タービントリップに伴う再循環ポンプトリップにより低下）	出力：約207% 圧力：約7.91MPa [gage] ΔMCPR：0.26	

※：給水加熱器1段の機能喪失時の解析結果。複数段の機能喪失時には、炉心入口サブクールの増加量が大きくなり、スクラム時刻は早くなるが、スクラムする出力点は変わらず、スクラム後の事象進展は同様となると考えられる。

第7表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析 (原子炉建屋)

	IV 給水流量の全喪失 + タービントリップ	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	VIII 給水制御系の故障
III 原子炉冷却材流量 制御系の誤動作	スクラムタイムラグが遅いIIIが出力上昇の観点から厳しいが、部分出力運転から始まるIIIに比べてIVは原子炉圧力上昇及びMCPRの観点で厳しく、プラント挙動としては影響が大きい。重畳事象はタービントリップによりただちにスクラムするため、単独事象であるIVにより代表できる。 【抽出事象：IV】	隔離弁が閉止するVが部分出力から始まるIIIに比べて出力上昇、原子炉圧力上昇及びMCPRの観点で厳しい。重畳事象はVにより直ちにスクラムするため、単独事象であるVにより代表できる。 【抽出事象：V】	VIIIは、給水流量増加による出力上昇の後にタービントリップ（主蒸気止め弁閉）するたため、出力上昇、原子炉圧力上昇及びMCPRの観点で厳しい。重畳事象はIIIに起因した炉心流量の増加による出力上昇によってタービントリップする前に短時間で中性子束高スクラムに至るため、組み合わせない方が結果を厳しくする。したがって、VIIIにより代表できる。 【抽出事象：VIII】
IV 給水流量の全喪失 + タービントリップ	—	タービンバイパス弁に期待できないう出力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点では弁閉止速度の速いIVが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。重畳事象はIVの方が早期にスクラムし、かつ影響が大きいため、単独事象であるIVにより代表できる。 【抽出事象：IV】	VIIIは、給水流量増加による出力上昇の後にタービントリップ（主蒸気止め弁閉）するたため、出力上昇、原子炉圧力上昇及びMCPRの観点で厳しい。重畳事象はIVによるタービントリップにより直ちにスクラムするため、単独事象であるVIIIにより代表できる。 【抽出事象：VIII】
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	—	—	タービンバイパス弁に期待できないVが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点では弁閉止時の出力が高く弁閉止速度の速いVIIIが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。重畳事象はVにより直ちにスクラムするたため、単独事象であるVIIIにより代表できる。 【抽出事象：VIII】

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡されるまたは単独事象が厳しい —：重畳の考慮不要

第8表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析（タービン建屋）

I 給水加熱喪失	III 負荷の喪失	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
	<p>タービン加減弁急速閉による反応度の添加速度が速いIIIが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点が厳しい。MCPRの観点はスクラムタイムラグが遅いIが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はIIIにより直ちにスクラムするため、単独事象であるIにより代表できる。 【抽出事象：I】</p>	<p>隔離弁閉止による反応度の添加速度が速いIVが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点が厳しい。MCPRの観点はスクラムタイムラグが遅いIが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はIVにより直ちにスクラムするため、単独事象であるIにより代表できる。 【抽出事象：I】</p>	<p>主蒸気止め弁閉止による反応度の添加速度が速いVIIが出力上昇、原子炉圧力上昇及びMCPRの観点が厳しい。 重畳事象は主蒸気止め弁閉止時の出力が高くなるため、VIIが単独で発生した場合よりも厳しい事象となる。 【抽出事象：I + VII】</p>
III 負荷の喪失	-	<p>タービンバイパス弁に期待できないIVが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点が厳しい。MCPRの観点は弁閉止速度の速いIIIが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象は弁の閉止速度が速いIIIにより代表できる。 【抽出事象：III】</p>	<p>VIIは、給水流量増加による出力上昇後にタービントリップ（主蒸気止め弁閉）するため、出力上昇、原子炉圧力上昇及びMCPRの観点が厳しい。 重畳事象はIIIにより直ちにスクラムするため、単独事象であるVIIにより代表できる。 【抽出事象：VII】</p>
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	-	<p>タービンバイパス弁に期待できないIVが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点が厳しい。MCPRの観点は弁閉止時の出力が高く弁閉止速度の速いVIIが厳しく、この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はIVにより直ちにスクラムするため、単独事象であるVIIにより代表できる。 【抽出事象：VII】</p>

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡されるまたは単独事象が厳しい -：重畳の考慮不要

4. 内部溢水発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ6】

原子炉建屋又はタービン建屋における内部溢水において、動作を期待できる緩和機能を第9表に示す。

第9表 内部溢水発生時に期待できる緩和系

緩和機能	溢水発生建屋	
	原子炉建屋	タービン建屋
原子炉停止機能	原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、かつ2区分機能維持できる設計)	原子炉保護系 (原子炉建屋側 RPS)
炉心冷却機能	原子炉隔離時冷却系等*	原子炉隔離時冷却系等*
その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁
	逃がし安全弁 (安全弁機能)	逃がし安全弁 (安全弁機能)
	—	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
	タービンバイパス弁	—

※：本資料「東海第二発電所 内部溢水の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。

5. 解析における機能喪失の仮定

5.1 内部溢水影響による機能喪失の仮定

原子炉建屋又はタービン建屋における内部溢水により機能喪失を仮定する緩和機能を第 10 表に示す。

MS-3 機能については、内部溢水が発生する建屋毎に機能喪失を仮定する。タービン系の原子炉保護系（RPS）（主蒸気止め弁閉スクラム・加減弁急閉スクラム）については、タービン建屋における内部溢水に対して機能喪失すると仮定する。

第 10 表 機能喪失を仮定する緩和機能

緩和機能	溢水発生建屋	
	原子炉建屋	タービン建屋
再循環ポンプトリップ	機能喪失を仮定	機能喪失を仮定
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	機能喪失を仮定	—
タービンバイパス弁	—	機能喪失を仮定
タービン系(RPS)	—	機能喪失を仮定

5.2 単一故障の仮定【ステップ 7】

解析を行うに際し、安全評価審査指針に従い、想定した事象に加え、原子炉停止機能及び炉心冷却機能に対し、解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の想定と解析への影響を第 11 表に示す。なお、原子炉建屋及びタービン建屋での解析を実施する事象発生時に期待する緩和系は第 9 表のとおりである。

第 11 表 単一故障の仮定と解析への影響

単一故障を 仮定する機能	解析への影響
原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系に単一故障を仮定する。 ・安全保護系は多重化されているため、解析には影響しない。
炉心冷却機能	<ul style="list-style-type: none"> ・内部溢水影響及び更に単一故障により炉心冷却機能が喪失したとしても、残りの影響緩和系により炉心冷却が可能であるため、解析には影響しない。

6. 解析の実施【ステップ8】

6.1 使用する解析コード

解析に当たっては、第12表に示すとおり、設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード（REDY）及び単チャンネル熱水力解析コード（SCAT）を使用している。

第12表 解析コード

解析項目	コード名
プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	REDY
単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT

6.2 解析条件

プラントの初期状態などについて、設計基準事象である過渡事象における前提条件を踏襲する。主要な解析条件を第13表に示す。

第13表 主要な解析条件

項目	解析条件
原子炉出力	3,440 MW
炉心入口流量	41.06×10^3 t/h
原子炉圧力	7.03 MPa[gage]
原子炉水位	通常水位
外部電源	あり

6.3 判断基準

内部溢水を起因として発生する代表事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束することを確認する。ここで、事象が収束することの判断基準は、「設計基準事故」の判断基準を適用することとする。

また、本評価に適用する具体的な判断基準は次のとおりである。

- ・炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること（燃料被覆管の温度が $1,200^{\circ}\text{C}$ を下回ること）。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である $8.62\text{MPa}[\text{gage}]$ の1.2倍の圧力 $10.34\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。

6.4 解析結果

解析を実施する事象について、解析結果を第14表及び第15表、第3図及び第5図に、事象推移のフローチャートを第4図及び第6図に示す。

6.4.1 原子炉建屋での内部溢水に起因する事象

原子炉建屋での内部溢水に起因する事象の解析結果について以下に示す。

(1) 給水制御系の故障

(a) 原子炉停止状態

給水制御系故障による炉心入口サブクールが増加により、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁閉信号が発生する。主蒸気止め弁の閉信号により、原子炉はスクラムする。

(b) 炉心冷却状態

原子炉水位高（レベル8）到達により給水ポンプがトリップするため、

原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが、逃がし安全弁（安全弁機能）の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

6.4.2 タービン建屋での内部溢水に起因する事象

タービン建屋での内部溢水に起因する事象の解析結果について以下に示す。

(1) 給水制御系の故障＋給水加熱喪失

(a) 原子炉停止状態

給水制御系故障と給水加熱喪失による炉心入口サブクールの増加によって、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁が閉止する。主蒸気止め弁閉信号によるスクラム機能は喪失を仮定しているため、主蒸気止め弁閉ではスクラムに至らない。ただし、主蒸気止め弁の閉止により原子炉圧力が上昇するため中性子束が上昇して中性子束高スクラムに至る。

(b) 炉心冷却状態

原子炉水位高（レベル8）到達により、給水ポンプがトリップするため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

以上より、内部溢水を起因として発生する過渡的な事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束し、原子炉が安全停止を維持できることを確認した。

第 14 表 解析結果まとめ表

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
給水制御系の故障 (主蒸気止め弁閉スクラム)	中性子束(%)	262(-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.66(10.34)
	燃料被覆管温度(°C)	約 632(1200)

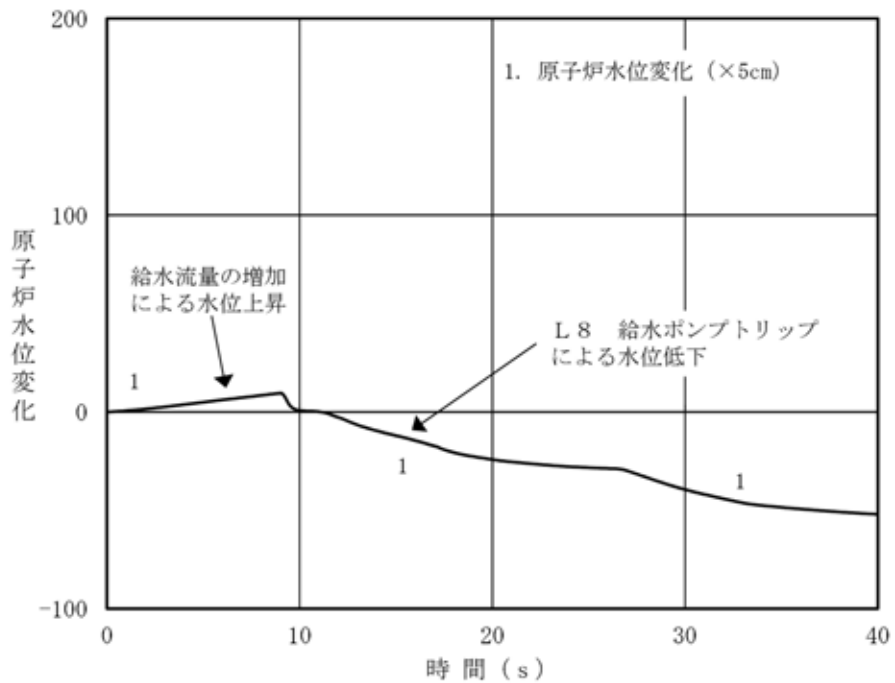
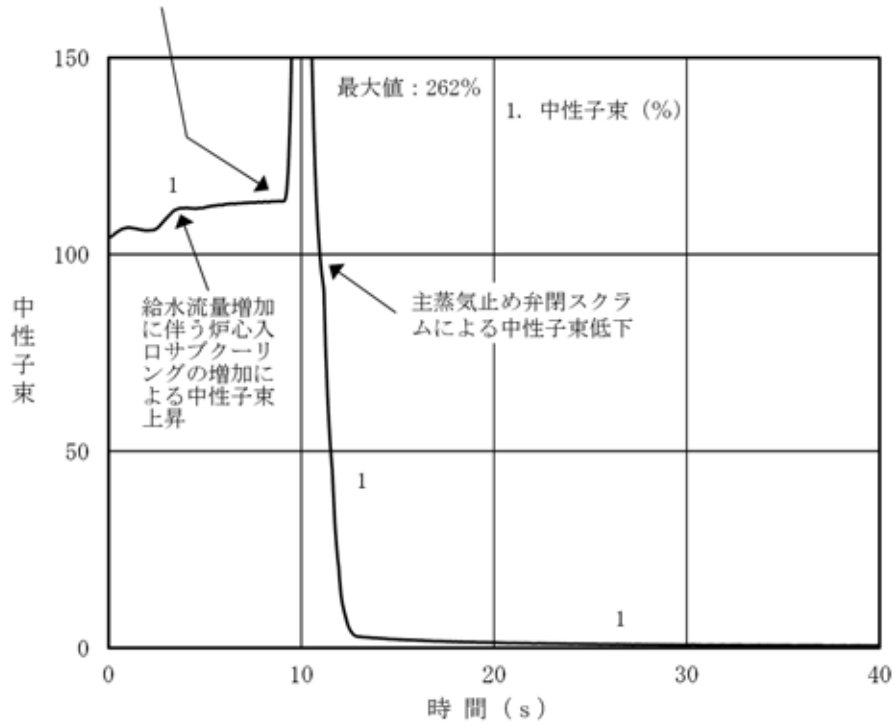
発生事象	時刻(秒)
給水制御系故障発生	0
原子炉スクラム(主蒸気止め弁閉)	8.9
安全弁開開始	10.7

第 15 表 解析結果まとめ表

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
給水制御系の故障 +給水加熱喪失 (中性子束高スクラム)	中性子束(%)	443(-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.45(10.34)
	燃料被覆管温度(°C)	約 662(1200)

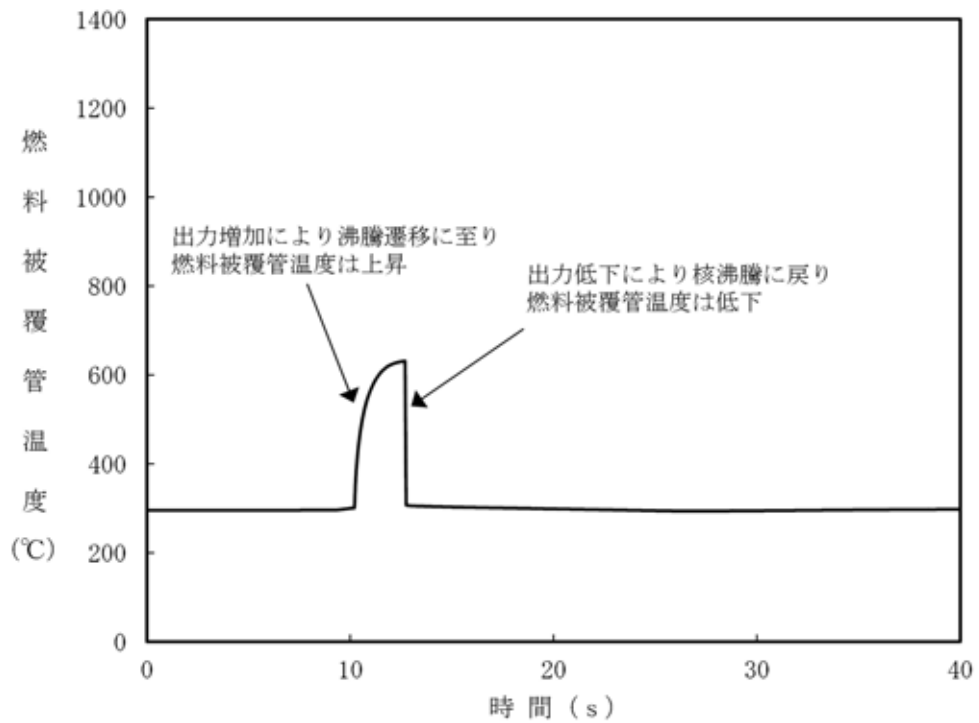
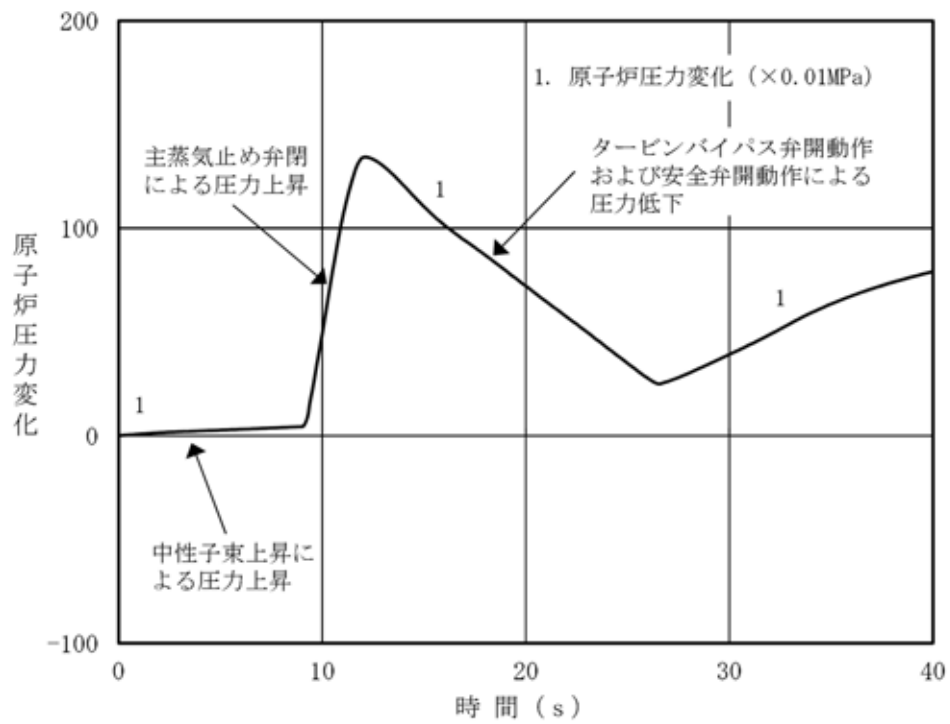
発生事象	時刻(秒)
給水制御系故障+給水加熱喪失発生	0
原子炉水位 L8(給水ポンプトリップ)	9.0
原子炉スクラム(中性子束高)	9.4
逃がし弁開開始	9.9

主蒸気止め弁閉に伴う圧力上昇
による中性子束上昇



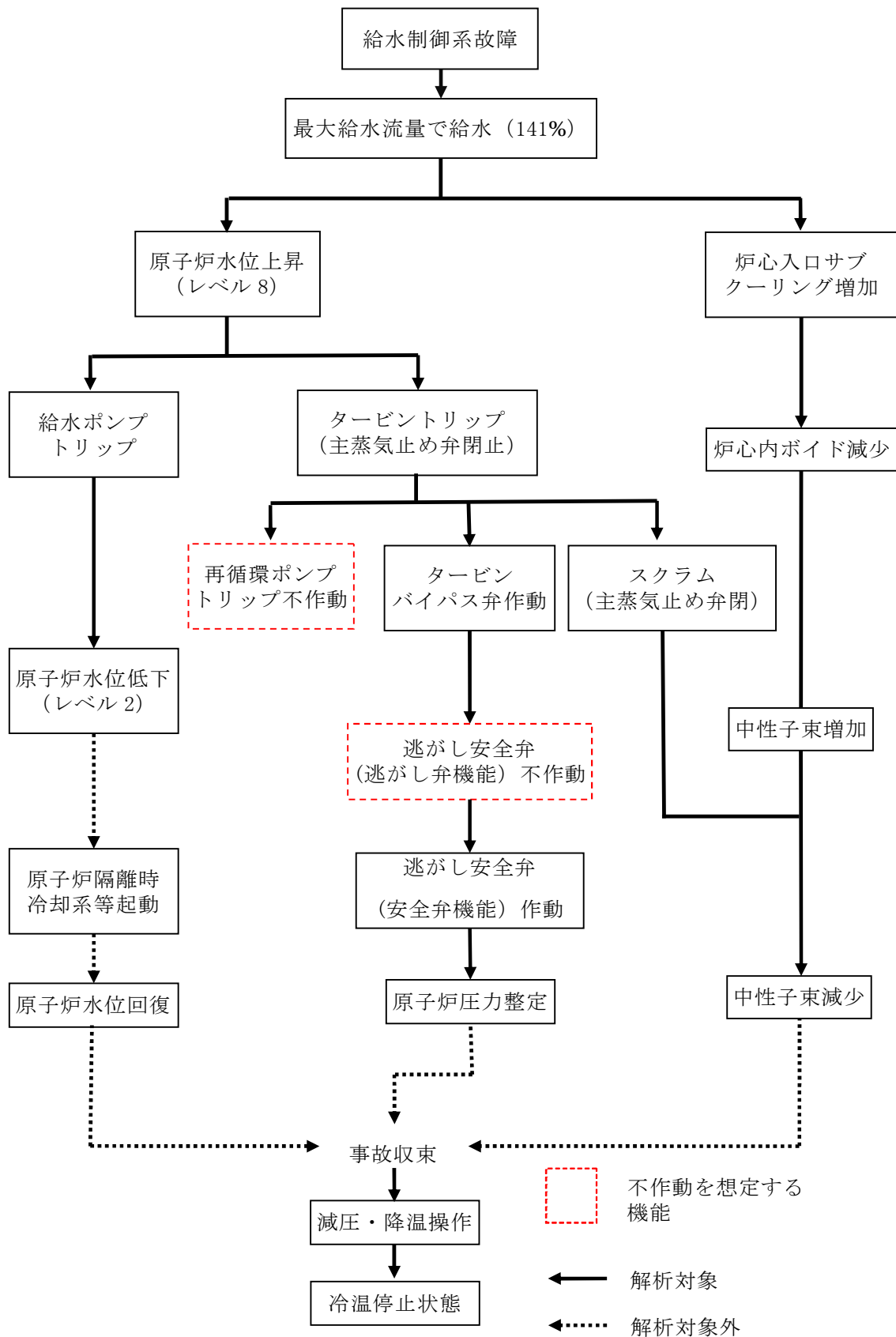
第3図 給水制御系の故障解析結果 (原子炉建屋起因)

(1/2)

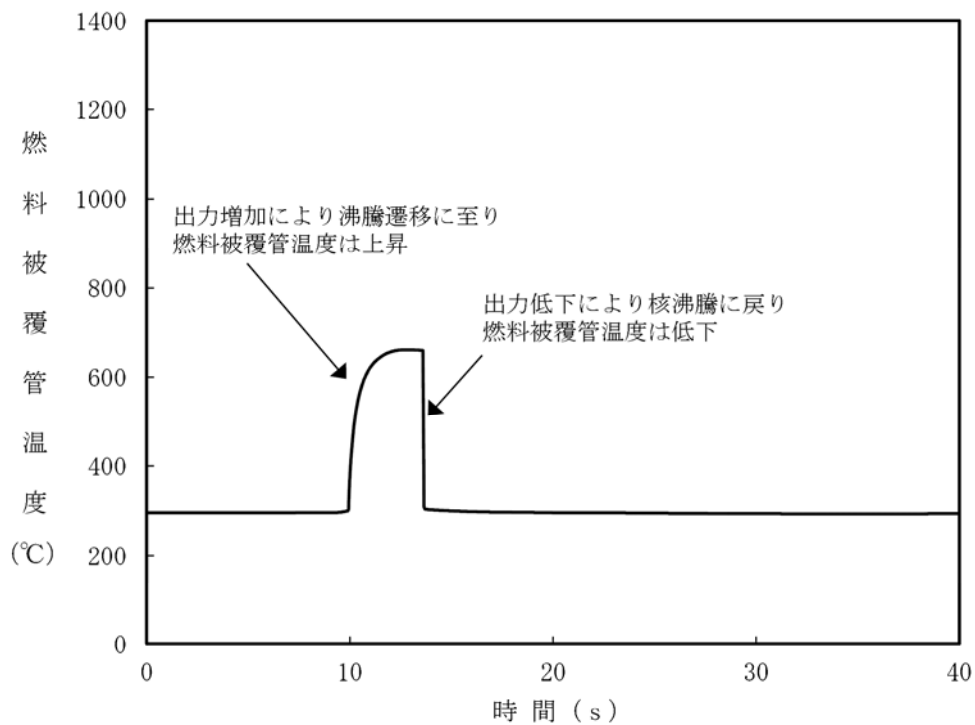
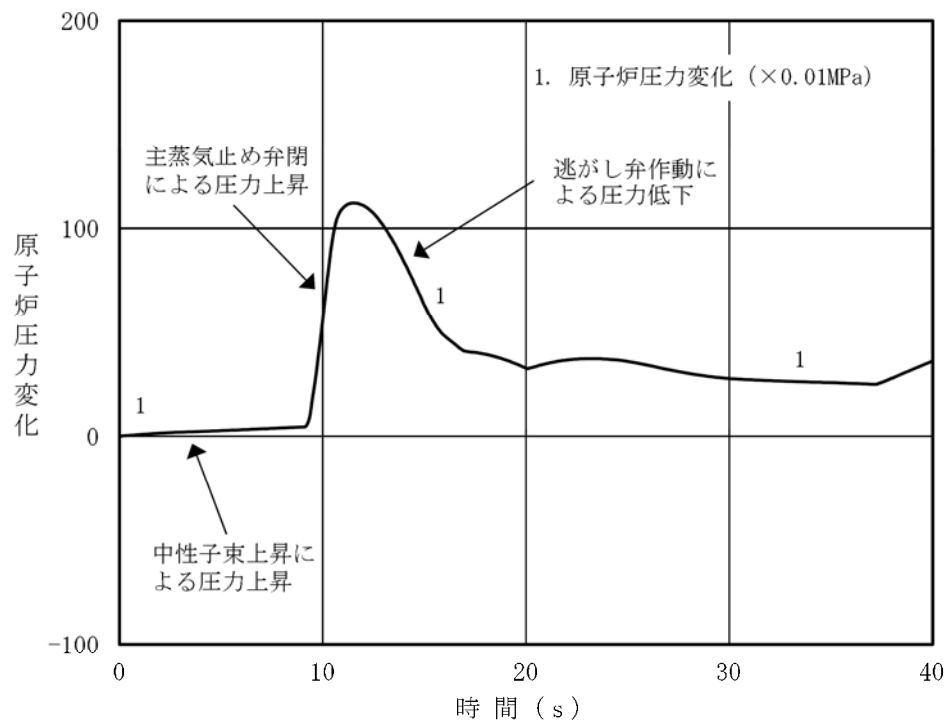


第3図 給水制御系の故障解析結果 (原子炉建屋起因)

(2/2)

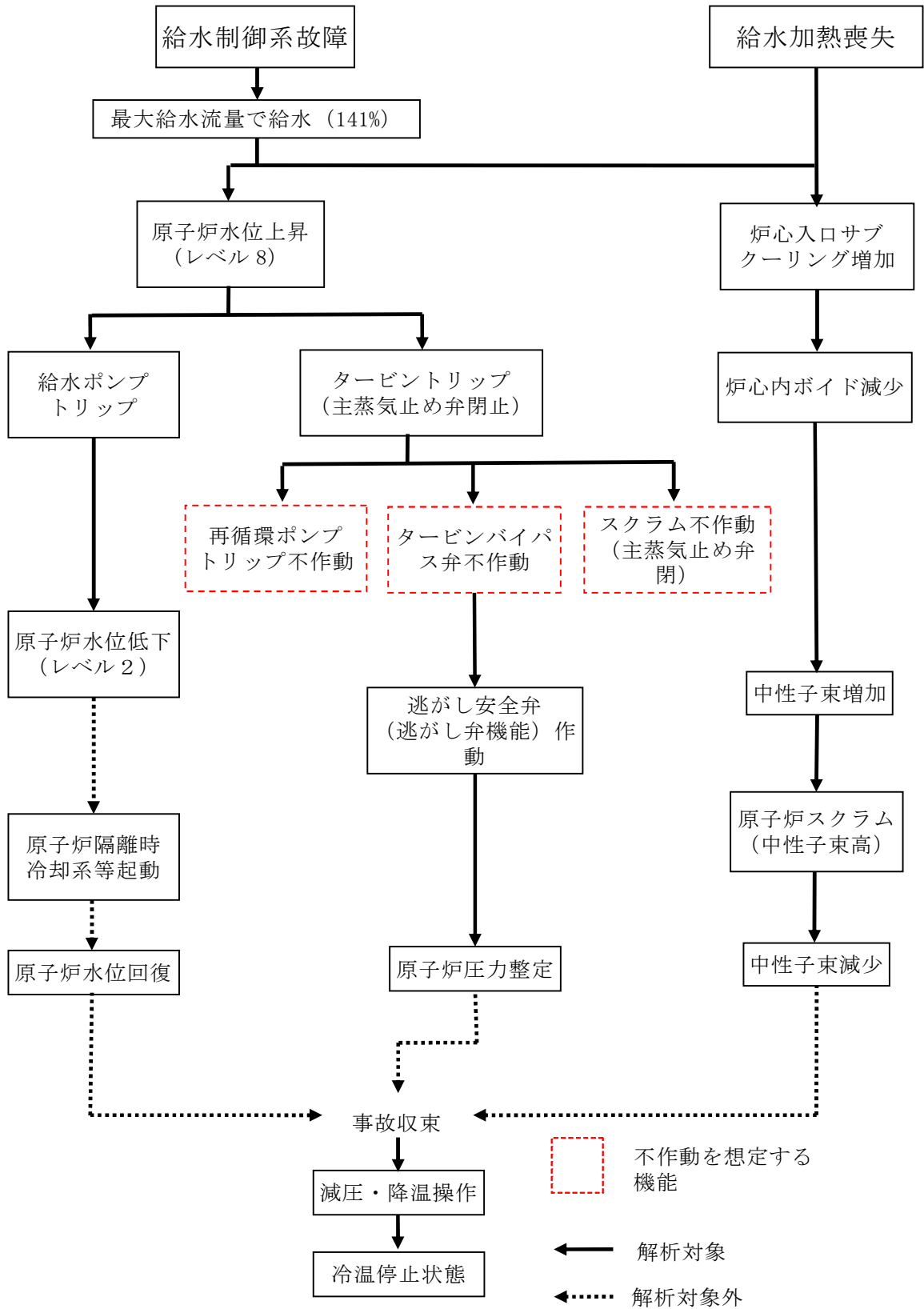


第 4 図 給水制御系の故障事象進展フロー（原子炉建屋起因）



第5図 給水制御系の故障+給水加熱喪失解析結果 (タービン建屋起因)

(2/2)



第6図 給水制御系の故障+給水加熱喪失事象進展フロー
(タービン建屋起因)

自然現象による溢水影響の考慮について

1. 検討項目

本資料は、設置許可基準規則 第6条の検討「自然現象および故意によるものを除く人為による事象の選定について」において、抽出された事象に対して溢水の影響有無を検討した。

各自然現象による溢水影響としては、降水のようなプラントへの直接的な影響と、飛来物による屋外タンク等の破壊のような間接的な影響が考えられる。間接的な影響に関しては、設置位置や保有水量等を鑑み、屋外タンク等を自然現象による破損の影響を確認する対象とする。

想定される自然現象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、第1表に示す。結果として、いずれの影響に対しても現状の設計にて問題がないこと、又は現状の評価で包含されることを確認した。

なお、直接的な影響に関する詳細については、地震・津波に関しては本審査資料の該当箇所にて、その他の自然現象に関しては各自然現象に関する審査にて説明する。

2. 検討結果

(1) 溢水影響の検討要否

抽出された事象に対して溢水影響の検討要否について、検討した結果を第1表に示す。

(2) 溢水影響評価

溢水影響評価が必要な事象については、第2表に示すとおり検討を実施しており、新たに評価が必要な事象がないことを確認した。

第1表 地震・津波以外の自然現象による溢水影響の検討要否 (1/2)

現象	検討要否 ○：要 ×：否	理由
洪水	×	・洪水ハザードマップ及び浸水想定区域図によると、敷地に影響が及ばないこと、および新川の浸水は丘陵地を遡上していないことから、洪水による影響はない。
風 (台風)	×	・敷地付近で観測された最大瞬間風速は 44.2m/s であり、最大風速 100m/s の竜巻の影響に包絡される。
竜巻	○	第2表の評価へ
凍結	×	・敷地付近で観測された最低気温は-12.7℃である。屋外機器で凍結のおそれがあるものに対しては凍結防止対策を施しているため、凍結により屋外タンクが破損するおそれはない。
降水	○	第2表の評価へ
積雪	×	・敷地付近で観測された最大の積雪の深さは 32cm である。屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
落雷	×	・雷害防止対策として、建築基準法に基づき高さ 20m を超える原子炉建屋等へ避雷針の設置、接地網の布設による設置抵抗の低減等をおこなっている。落雷により屋外タンクが破損したとしても、地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
火山の影響	×	・想定される降下火砕物の堆積厚さは 50cm である。屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
生物学的 事象	×	・想定される小動物の浸入に対する止水処置及び海生生物の襲来による塵芥の除去等により、安全機能を損なうことのない設計とすることから、溢水は発生しない。
森林火災	×	・防火帯の内側に設置される屋外タンクに森林火災の影響は及ばない。
高潮	×	・高潮の影響を受けない敷地高さ以上 (T.P.+3.3m) に屋外タンクが設置されていることから、高潮の影響による溢水は発生しない。

第1表 地震・津波以外の自然現象による溢水影響の検討要否 (2/2)

事象	検討要否 ○：要 ×：否	理由
航空機落下	×	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
ダム の 崩 壊	×	<ul style="list-style-type: none"> ・久慈川は敷地の北側を太平洋に向かい東進していること、発電所敷地の西側は北から南にかけては標高3～21mの上り勾配となっていることから、ダムの崩壊による影響を考慮する必要はない。
爆 発	×	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設周辺には、石油コンビナート等、爆発により安全施設の安全機能を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備は約50km以上の距離があることから、爆発による影響を考慮する必要はない。
近 隣 工 場 等 の 火 災	×	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所近隣の工場で火災により影響があると考えられるものはない。また、周辺の道路を通行する車両や入港する船舶、周辺を航行する船舶による火災から、原子炉建屋外壁面が許容温度(200℃)以下となる危険距離に対して、離隔距離が確保されている。 ・航空機落下に伴う火災及び発電所敷地内に存在する危険物タンク火災により、屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
有 毒 ガ ス	×	<ul style="list-style-type: none"> ・有毒ガスにより溢水は発生しない。
船 舶 の 衝 突	×	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外タンクの設置高さから船舶の衝突による溢水は発生しない。
電 磁 的 障 害	×	<ul style="list-style-type: none"> ・電磁的障害により溢水は発生しない。

第2表 溢水評価への影響評価結果

事象	検討結果
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> 設計竜巻による最大風速 100m/s の風荷重及び飛来物によって、タンク損傷の可能性がある。しかし本損傷モードでのタンクの溢水によるプラントへの影響については、「12.2 屋外タンクの溢水による影響評価」に包含される。
降水	<ul style="list-style-type: none"> 敷地付近における 10 年確率で想定される雨量強度は 127.5mm/h である。安全施設のうち降水に対し必要な構築物、系統及び機器の設置場所は、1 時間降水量 127.5mm/h の降水による浸水に対し、構内排水路による排水等により、影響がないことから、地震時に想定する溢水に包含される。

耐震B，Cクラス機器の保有量算出要領

1. 対象範囲

- (1) 水・油等の流体系配管を含む系統の全てを保有量算出対象とする。
- (2) A系，B系など複数に分割されている場合は，各々の系統について算出する。

2. 系統保有量の算出要領

- (1) 配管計装線図（P&ID）において，保有量を算出する範囲を抽出する。
- (2) 抽出した範囲について，配管施工図・機器構造図等を準備する。
- (3) 配管範囲をCADデータ化して整理し，図面毎の接続に誤りや算出範囲の過不足が無いことを確認する。
- (4) 配管施工図より配管長を算出する。
 - a. エルボ，ティー等の管継手部は保守的に配管長を算出する。
 - b. レデューサは大口径側の口径を使用する。
 - c. バルブ，スペシャリティ，フランジ，ストレーナ等は接続配管の内径面積×面間寸法により算出する。
- (5) 配管長×内径面積により，保有水量を算出する。（内径面積は，公称肉厚にて算出）
- (6) タンク・容器等の機器保有量は基本公称容量とするが，「運転時重量」と「乾燥重量」が明確な機器については，重量の差にて算出する。
- (7) 保有量の算出にあたっては，評価に保守性を確保する観点から，10%のマージンを確保する。（いずれの場合も，小数点以下第3位を切り上げた値）

系統溢水量の算出要領

1. 溢水量算出要領

- (1) 当該系統に対し、他系統との接続、大容量水源及び補給の何れかが存在する場合、系統溢水量 W は系統漏えい量 $W1$ と系統保有水量 $W2$ の和として求められる。 $W2$ は当該系統に加え、接続する他系統、大容量水源及び補給を含む。

$$W(\text{系統溢水量 (m}^3\text{)}) = W1(\text{系統漏えい量 (m}^3\text{)}) + W2(\text{系統保有水量 (m}^3\text{)})$$

系統漏えい量 $W1$ は流出流量 Q に当該系統隔離時間 t を乗じたものである。

$$W1(\text{系統漏えい量 (m}^3\text{)}) = Q(\text{流出流量 (m}^3\text{/h)}) \times t(\text{隔離時間 (h)})$$

ここで、貫通クラックの場合、流出流量 Q を以下の計算式より求める。

$$Q = A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600$$

Q : 流出流量 (m³/h)

A : 破断面積 (m²)

C : 損失係数 (0.82)

g : 重力加速度 (m/s²)

H : 水頭 (m)

- (2) 当該系統のみで、他系統との接続、大容量水源及び補給の何れも無い場合、系統溢水量 W は系統保有水量 $W2$ と等しい。

$$W(\text{系統溢水量 (m}^3\text{)}) = W2(\text{系統保有水量 (m}^3\text{)})$$

2. 系統溢水量算出要領

系統溢水量算出は溢水評価ガイドに従う。その他の詳細条件を以下に示す。

- (1) 隔離時間（自動）：自動隔離を期待できる場合は、インターロックを考慮した隔離時間とする。
- (2) 隔離時間（手動／単一破損）：手動隔離の場合、隔離時間は80分を基本とする。
- (3) 破損想定箇所：原則として系統の最大値（最大口径、最大肉厚、配管の最高使用圧力）を使用し、系統で漏えい量が最も厳しい箇所を破損想定とし、建屋毎には算出しない。破断を想定する系統の各区画内での最大値が明確な場合は、その値を使用する。
- (4) 破損形状は内包する流体のエネルギーに応じて、原則、高エネルギー配管は完全全周破断、低エネルギー配管は、配管内径の1/2の長さで配管肉厚1/2の幅を有する貫通クラックを想定する。
- (5) 数値処理：保守的に算出した漏えい量の小数点以下第1位を切り上げた値とする。
- (6) ポンプ運転流量：「定格流量」とする。
- (7) 配管内圧：「最高使用圧力」とする。
- (8) 停止系統の配管内圧：停止中の配管内圧とし、接続される系統の「最高使用圧力」等を用いる。

原子炉格納容器内設備（耐環境仕様）を溢水影響評価において
対象外とする考え方について

原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内の一部の設備は、以下に示すように、設計基準事故において最も環境が苛酷な原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時のPCV内の状態を考慮した耐環境仕様で設計（設計条件：圧力0.31MPa[gage]（最高使用圧力）、温度：171℃、湿度：100%（蒸気））されているため、溢水影響評価において対象外としている。

1. 被水による影響評価

設計基準事故時にドライウェル内が蒸気で満たされた場合、PCVスプレイの蒸気凝縮効果によってPCVを効果的に減圧することができる。PCVスプレイ水はドライウェル内に一様に噴霧されるため、事故時に動作が必要となる設備についてはPCVスプレイ時（被水時）にもその動作が保障されなければならない。そのため、PCV内に設置されており事故時に動作が必要となる設備は、設計基準事故時の雰囲気下で機能維持が図れるよう設計及び試験を行っている。

2. 没水影響評価

LOCA時にPCV内に発生する破断口からの溢水及びPCVスプレイ水は、PCV内のドライウェル下部に溜まった後、ドライウェル下部にあるベント管を通り、サプレッション・プールに流れ込む設計となっている。

高圧炉心スプレイ系は復水貯蔵タンクを水源とした場合、サプレッショ

ン・プール水位高又は、復水貯蔵タンク水位低により、水源はサブプレッション・プールに切り替わることから、LOCA時にサブプレッション・プール水位高よりも高水位までPCVが溢水することは無い。

PCV内の防護対象設備は上述したサブプレッション・プール水位高以上の高さに設置されていることから、没水により機能喪失することはない。

3. 蒸気影響評価

LOCAに伴ってフラッシュ蒸発した原子炉冷却材の蒸気により、PCV内は全域が高温・高圧の蒸気雰囲気となる。

LOCA時に機能要求があるPCV内防護対象設備は、安全解析で求められた高温・高圧環境に対して機能維持が図れるよう設計及び試験を行っている。

被水及び蒸気影響を確認した確証試験は、PCV内での再循環配管破断及び主蒸気配管破断時の環境を包絡した条件で行っている。

4. PCV内防護対象設備の保全状況

LOCA時に機能要求があるPCV内防護対象設備については、以下のとおり保全を行っており耐環境性能の維持が図られている。

(1) 弁駆動部及び計器

長期使用に伴いOリング等の熱劣化によるシール性能の低下や放射線の影響による計測値誤差の増加等が懸念されることから、点検周期を設定し定期的に点検を実施している。

(2) ケーブル及びケーブル接続部

長期使用に伴い絶縁体等に経年劣化による絶縁性能の低下が懸念されるが、電力用ケーブル及びケーブル接続部は定期的な絶縁抵抗測定により、許容値以上であることを確認している。

制御・計装用ケーブルについては，系統機器の動作，又は計器の指示値等に異常がないことを確認し，絶縁低下による機能低下がないことを確認している。

滞留面積の算出について

滞留面積については、没水影響評価結果に与える影響が大きいことから、以下のような条件にて算出することを基本とし、評価における保守性を確保する。

(1) インプット

- a. 原則として、CAD データを使用し床面積を算出する。また、床躯体図を用いて躯体寸法を読み取り、手計算にて床面積を算出する。
- b. CAD データの値が、手計算による算出値を上回らないことを確認する。

(2) 算出範囲

- a. 壁、柱等で囲まれた範囲を単位区画として面積を算出する。
- b. 機器基礎、柱等は面積積算の除外範囲とする。
- c. 開口部、階段部及びサンプ等、基準床面より掘り込んでいる部分については、有効な床面積として算出しない。
- d. 基準床面より盛り上がっている部分の躯体等は有効な床面積として算出しない。

(3) 通常評価

没水評価を実施する際は、原則として、算出した床面積の値に 0.7 倍した値を使用する。サポート類等は 0.7 の係数に含まれるものとする。ただし、床面積に対して機器基礎の占有率が 30%以上となる区画は、個別に有効な床面積を積算する。係数の評価について補足説明資料-34 に示す。

(4) 数値処理

面積の算出は「 m^2 」単位で行い、小数第 2 位を切り捨てる。（床面積算出後に切り捨てを実施し、更に 0.7 倍後に切り捨てる。）

消火活動における放水時間設定の考え方について

1. はじめに

溢水評価において、溢水評価ガイド記載のとおり発電所内で生じる異常状態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を想定し、防護対象設備に対する影響を評価した。発電所内で生じる異常状態の拡大防止のために設置される設備からの放水のうち、火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水については、防護対象設備が設置されている建屋に自動動作するスプリンクラーは設置されていないため、評価対象とならないことから、消火活動のために設置された消火栓からの放水による溢水を想定した。

2. 放水時間について

放水による溢水評価は、溢水評価ガイドに記載のとおり、溢水防護区画での火災発生時に消火栓による消火活動が想定される場合と、溢水防護区画外の消火活動であっても、その消火活動によって溢水防護区画が影響を受ける場合には、その放水による溢水を考慮する必要がある。

このときの溢水量は、消火栓による消火活動が連続して実施されることを見込んで算出する必要があることから、その放水時間は溢水評価ガイドに従って3時間に設定した。

3. 放水時間設定の考え方について

(1) 等価火災時間を用いて評価する手法について

火災源が小さい区画については、「原子力発電所の内部火災影響評価ガ

イド」に基づき算出した等価火災時間を用い、J E A G 4 6 0 7 - 2 0 1 0 を参考に放水時間を設定し評価することが可能であるが、区画によらず一律 3 時間としている。

(2) 評価における放水量の保守性について

消火活動における消火栓からの放水による溢水影響評価では、消防法施行令により消火栓に要求される放水量が 130L/min 以上（屋内）及び 350L/min 以上（屋外）であり、2 箇所同時放水の放水量で評価した。また、等価火災時間によらず一律 3 時間として設定している。

等価火災時間はそのエリアで燃焼が継続する時間であり、実際の消火時間はその時間より短くなると考えられる。また、床ドレンからの排水については期待しない評価としていることから、評価に設定した放水量は十分な保守性を有している。

流下開口を考慮した没水高さについて

没水高さが高くなるようなエリアについて、防護対象設備に影響を与えないよう流下開口を考慮し、機能喪失高さ以上とならないよう対策を実施する。ここでは、没水評価による防護対象設備への影響が厳しくなり流下開口等を期待するエリアにおいて、対策を実施することにより堰を越流する際の水位を考慮しても、機能喪失高さの最も低い設備に影響しないことを確認する。

また、開口部の用途に応じた能力も併せて確認する。

1. 流下開口設置エリア

流下開口を設置する区画は第1表のとおり。

第1表 流下開口設置エリア

設置建屋	区画番号 ^{※1}	設備名	開口箇所数
原子炉棟	— (E. L. +38.8m)	機器ハッチ	1
	RB-5-2 (E. L. +38.8m)	階段	1
	— (E. L. +29.0m)	機器ハッチ	1
	RB-4-2 (E. L. +29.0m)	階段	1
	— (E. L. +20.3m)	機器ハッチ	1
	RB-3-2 (E. L. +20.3m)	階段	1
	— (E. L. +14.0m)	機器ハッチ	1
	RB-2-9 (E. L. +14.0m)	階段	1
	RB-1-1 (E. L. +8.2m)	階段	1
	RB-1-2 (E. L. +8.2m)	階段	1
	RB-B1-1 (E. L. +2.0m)	階段	1
	RB-B1-2 (E. L. +2.0m)	階段	1
	RB-B1-9 (E. L. +2.0m)	床開口	1

※1：本文第4.2-3図「東海第二発電所 溢水防護区画図」参照

2. 流下開口からの流出量

(1) 堰からの流出量

排水を考慮する開口部の堰を乗り越え、溢水が伝播する際の越流水深と越流量との関係式について、長方堰の流量算出式を参照し、以下の式にて評価を実施する。

$$Q = C \times B \times h^{3/2}$$

ここで、 $0.4 \leq h/L \leq (1.5 \sim 1.9)$: $C = 1.444 + 0.352(h/L)$

及び $0.1 < h/L \leq 0.4$: $C = 1.552 + 0.083(h/L)$

Q : 越流量 (m^3/s)

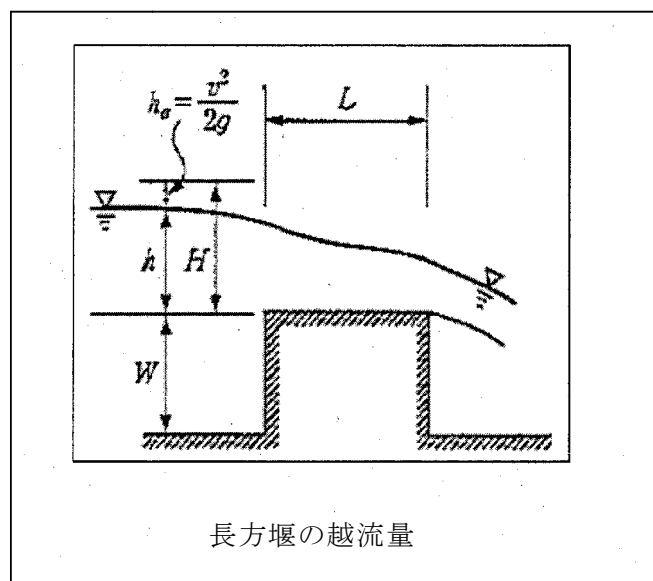
B : 堰の幅 (m)

h : 越流水深 (m)

C : 流量係数 (-)

L : 堰長さ (m)

W : 堰高さ (m)

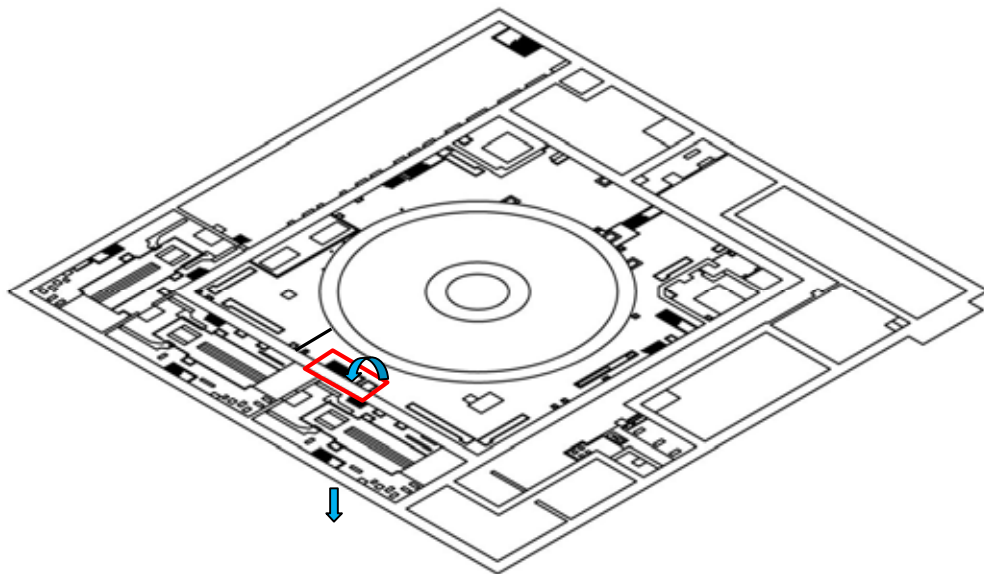


(「水理公式集」より)

(2) 確認結果 1 (既設階段部)

既設階段開口部からの排出に期待する場合において、防護対象設備に影響を与える系統のうち、最大漏えい流量は $525\text{m}^3/\text{h}$ (原子炉建屋内 HPCS 系) であり、この場合にエリア水位の影響が厳しくなる原子炉棟地下 1 階南側階段部での越流水深及び越流流量を評価した。対象箇所を配置図を第 1 図に示す。またその評価結果を第 2 表に示す。

前述の式から、越流水深は堰部を超える際に 0.077m となり、堰の高さを加えてもエリアの水位は 0.177m 以上に達することはない、このエリアの機能喪失高さの最も低い設備 (0.40m) への影響がないことを確認した。なお、更なる水位影響を防止するため、堰の撤去対策を計画する。



第 1 図 原子炉棟地下 1 階 既設階段評価部

第2表 越流量確認結果：地下1階南側階段堰

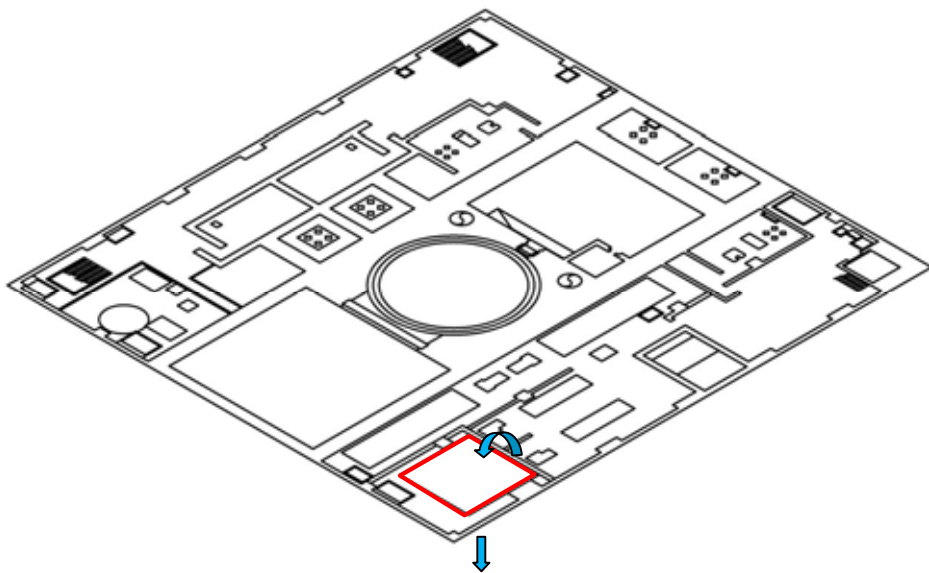
W：堰高さ	0.10m
L：堰長さ	0.15m
h：越流水深 ※	0.077m
B：堰の幅(開口幅)	4.25m (堰のある側面側で評価)
Q：越流量	525m ³ /h

※ 実際には、階段の下口側に堰を設置していないため、越流水深は0.277m以上にならない。

(3) 確認結果 2 (没水高さによる確認)

屋内消火設備使用による没水評価にてエリア水位が厳しく、防護対象設備に影響を及ぼす可能性のあるエリアにおいて、流下開口として期待する原子炉棟 5 階大物搬入口の堰を改造することにより、エリア水位が防護対象設備に影響を及ぼさないことを越流水深及び越流流量から確認した。対象箇所の配置図を第 2 図に示す。またその評価結果を第 3 表に示す。

前述の式から、没水高さ 0.20m の場合、越流水深は改造後の堰部を超える際に 0.1m となり、越流量は $1,182\text{m}^3/\text{h}$ となる。消火栓での放水量は、 $15.6\text{m}^3/\text{h}$ であり、流出量が上回ることから、没水高さ 0.20m 以上になることはなく、このエリアの機能喪失高さの最も低い設備 (0.40m) への影響がないことを確認した。



第 2 図 原子炉棟 5 階 大物搬入口部

第3表 越流量確認結果 (5F) 大物搬入口 (没水高さ 0.20m の場合)

W : 堰高さ	0.1m
L : 堰長さ	0.4m
h : 越流水深	0.1m
B : 堰の幅(開口幅)	6.6m (1辺のみで評価)
Q : 越流量	1,182m ³ /h

1.1.2 長方形せきの越流量 (図3-1.11 参照)

(a) 越流水深による表示

$$Q = CBh^{3/2} \dots\dots\dots(3-1.5)$$

$$0 < h/L \leq 0.1 ; C = 1.642(h/L)^{0.922} \dots\dots\dots(3-1.5.a)$$

$$0.1 < h/L \leq 0.4 ; C = 1.552 + 0.083(h/L) \dots\dots\dots(3-1.5.b)$$

$$0.4 \leq h/L \leq (1.5 \sim 1.9) ; C = 1.444 + 0.352(h/L) \dots\dots(3-1.5.c)$$

$$(1.5 \sim 1.9) \leq h/L ; C = 1.785 + 0.237(h/W) \dots\dots(3-1.5.d)$$

ここに、Q : 越流量 (m³/s), B : せきの幅 (m), h : 越流水深 (m), C : 流量係数 (m^{1/2}/s), L : せき長 (m), W : せき高 (m).

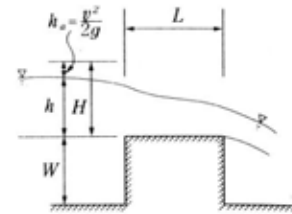


図3-1.11 長方形せきの諸元

(「水理公式集」より)

3. 流下開口（床開口）からの流出量

建屋内の床開口を設置する対策について、床開口部からの流出流量が溢水時の系統流量を上回ることを確認する。

(1) 評価条件

- ・床開口は満水流れとして評価を実施する。
- ・下記に示す評価式の通り、流量は落差が大きいくほど大きくなるため、スラブ上の滞留深さは考慮せず、落差としてはスラブ厚さを考慮する。
- ・床開口は円形とし、開口径 12B（φ300mm）を設定する。

$$Q = A \sqrt{\frac{2gH}{\lambda \frac{L}{d} + \sum \zeta + 1}}$$

A：断面積(m²)

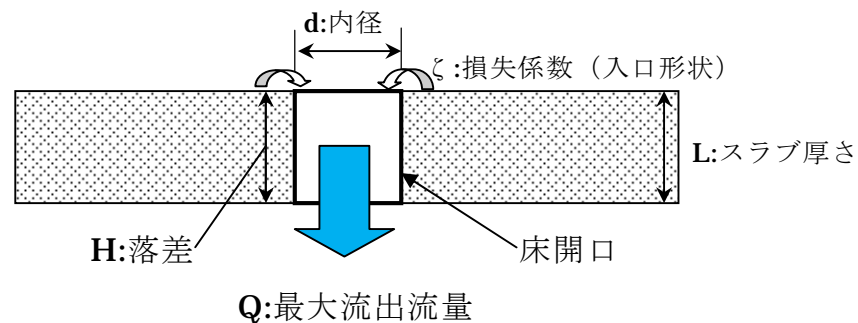
H：落差(m)

d：内径(m)

L：直管長さ(m)

ζ：損失係数

λ：摩擦係数



(2) 確認結果

対象箇所の配置図を第4図に示す。第5表の条件より床開口1か所の流出量は636m³/hとなった。この条件のもとに、想定破損時の系統流量が排出可能な必要開口数を第6表に示す。必要開口数を設置することにより、床面からの開口から系統流量が排出可能であることを確認した。

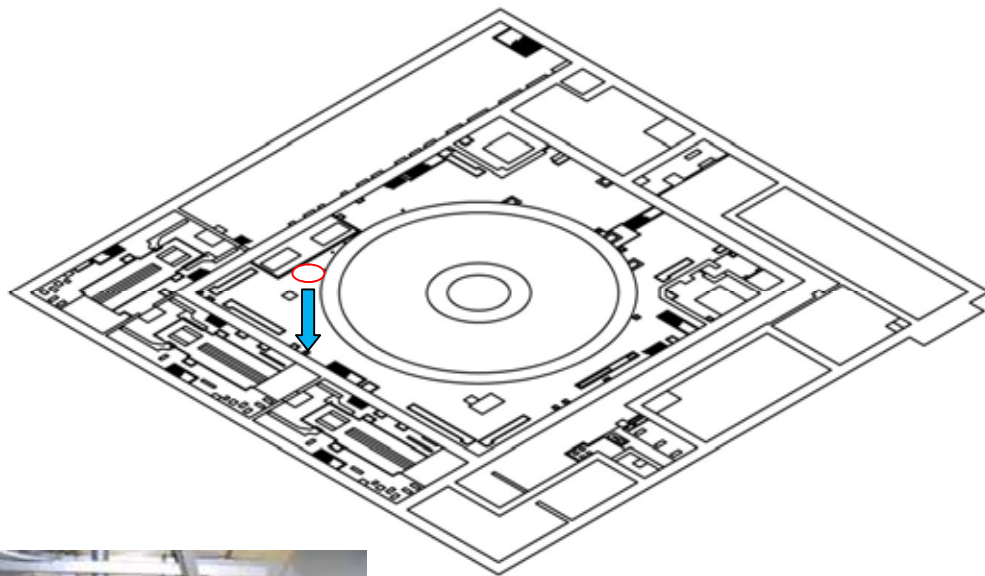
第5表 床開口1か所あたりの流出流量結果

項目	記号	値	備考
内径 (m)	d	0.30	
摩擦係数	λ	0.04	相対粗度 0.03 の コンクリート管
直管長 (m)	L	0.5	スラブ厚さ
損失係数	ζ	0.5	管路入口における損失
重力加速度 (m/s ²)	g	9.80665	
落差 (m)	H	0.5	
流量 (m ³ /h)	Q	636	開口部からの流下量

第6表 必要排出流量の検討結果

区画番号	区画内系統漏えい流量 (m ³ /h)	床開口数	床開口からの流出流量 (m ³ /h)
RB-B1-9	525 (HPCS)	1	636

必要開口としては、複数箇所を確保するとともに、閉塞等の排水を阻害することが無い防護対策を実施する。



対象箇所

下階より見た状況

第4図 原子炉棟地下1階 床開口部

原子炉建屋原子炉棟内防護対象設備の蒸気影響について

原子炉建屋原子炉棟内の設備に対しては、高エネルギー配管破断による影響を考慮し、以下のとおり設計しており、蒸気影響がないことを確認している。

1. 原子炉建屋原子炉棟の環境条件の考え方

原子炉棟における環境条件の設定については、高エネルギー配管破断として主蒸気配管破断、給水配管破断、原子炉隔離時冷却系蒸気配管破断及び原子炉冷却材浄化系配管破断を考慮しており、各配管の破断形態として、漏えいを含め瞬時両端破断までを想定している。

(1) 圧力条件

高エネルギー配管破断時の昇圧を考慮し、環境条件として設定している。なお、大規模な破断が生じた際には速やかにブローアウトパネルの開放によって建屋外に圧力を排出することになるため、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が著しく上昇することはない。

※ ブローアウトパネルについて

原子炉格納容器外の主蒸気配管の破断を想定した場合、破断口より放出される蒸気が建屋内に充満し圧力上昇を引き起こす。この建屋内の圧力上昇により原子炉格納容器に作用する外圧が原子炉格納容器の最高使用外圧を超えないように、建屋外に圧力を逃がすことを目的としてブローアウトパネルを設置している。

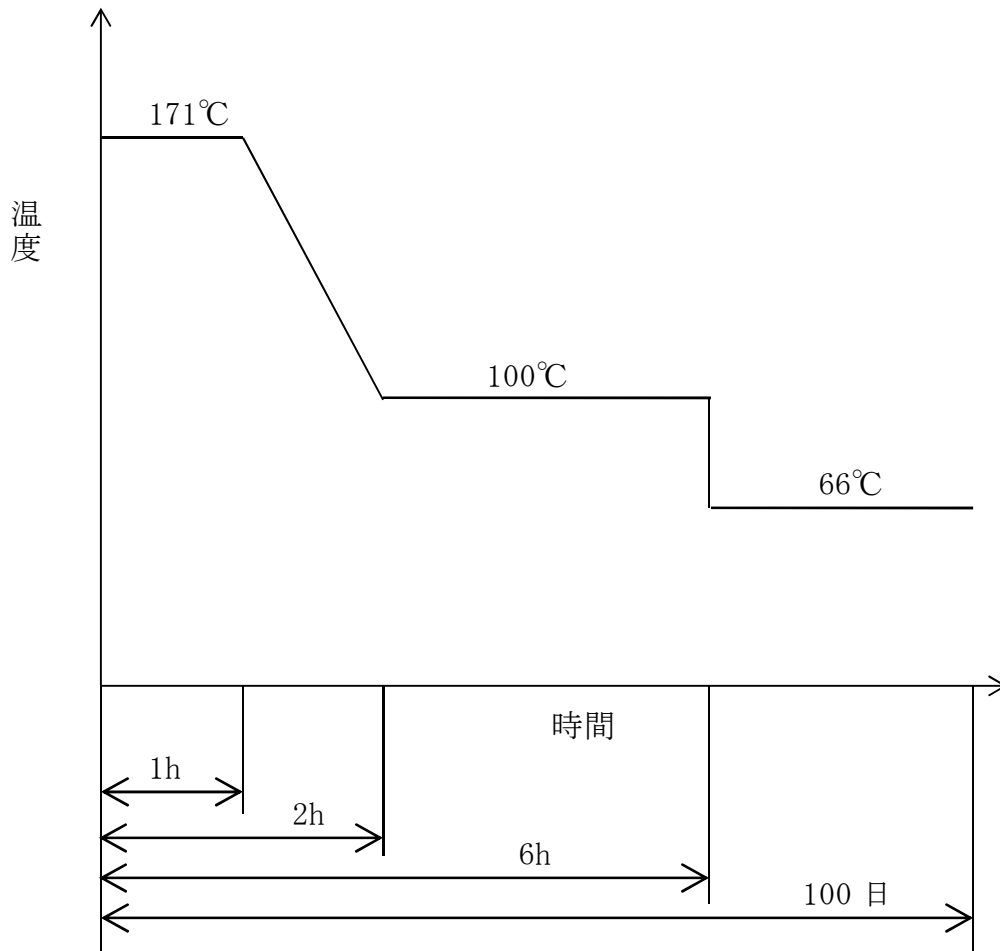
(2) 温度条件

原子炉建屋内の一次系蒸気が直接漏えいする区画^{※1}では、漏えい蒸気

が大気圧下に開放される際に過熱状態となるため、等エンタルピー変化により得られる過熱蒸気の理論上の最大温度である 171℃（原子炉格納容器内の最高使用温度と同じ）を設定している。なお、冷却材の流出は隔離弁等の閉止、又は原子炉減圧によって放出が終了し、その後は大気圧下での飽和温度である 100℃まで温度が低下する。

また、その他の区画においては、大気圧下での飽和温度である 100℃を設定している。原子炉建屋原子炉棟内温度状態の例を第 1 図に示す。

※ 1： 機器環境条件仕様書より、主蒸気トンネル室が該当区画となる



第 1 図 原子炉建屋原子炉棟内温度状態 (例)

(3) 原子炉建屋原子炉棟内防護対象設備の保全状況について

機能要求がある原子炉建屋原子炉棟内防護対象設備については、以下のとおり保全を行っており耐環境性能の維持が図られている。

a. 弁駆動部及び計器

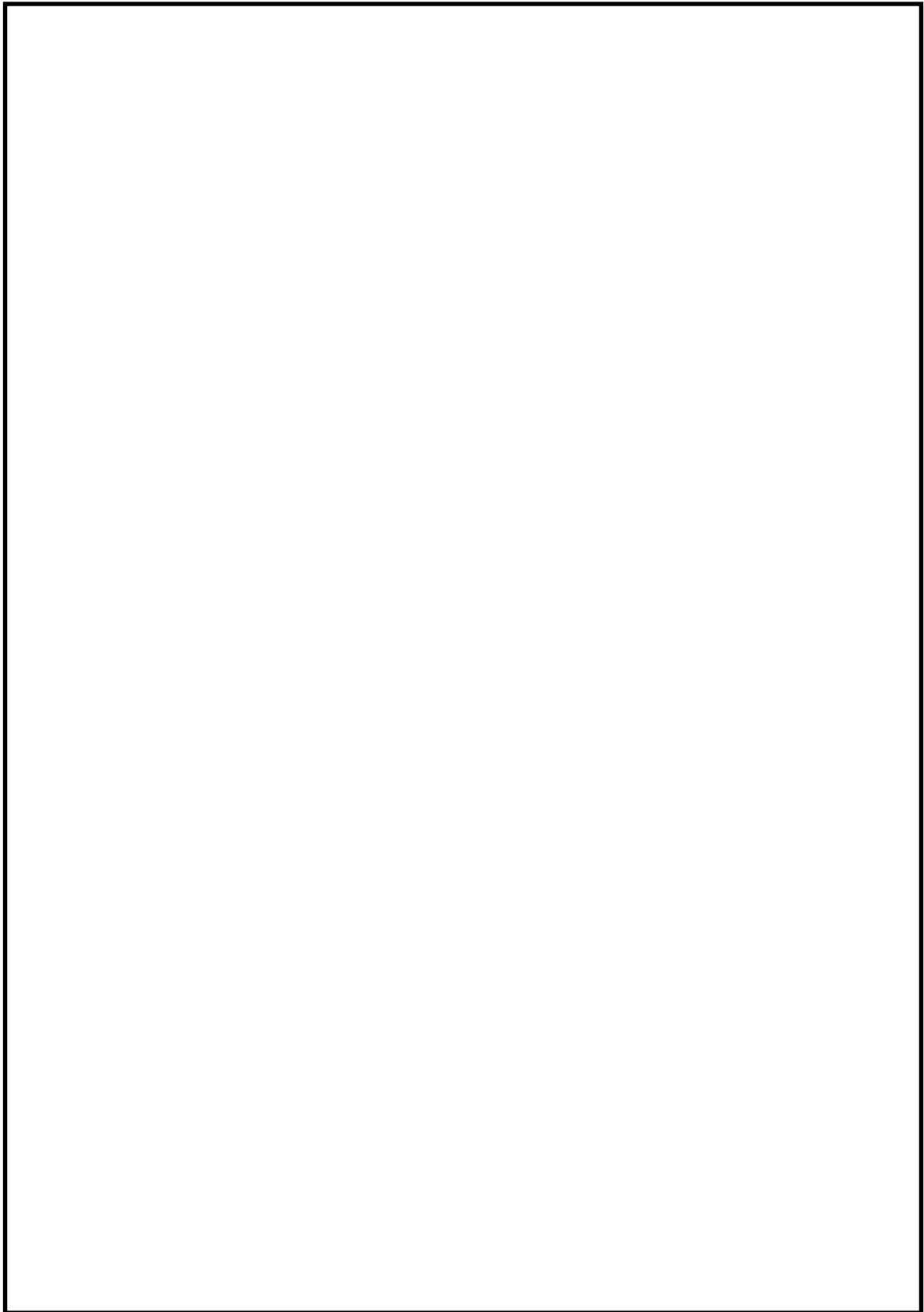
長期使用に伴いOリング等の熱劣化によるシール性能の低下や放射線の影響による計測値誤差の増加等が懸念されることから、点検周期を設定し定期的に点検を実施している。

b. ケーブル及びケーブル接続部

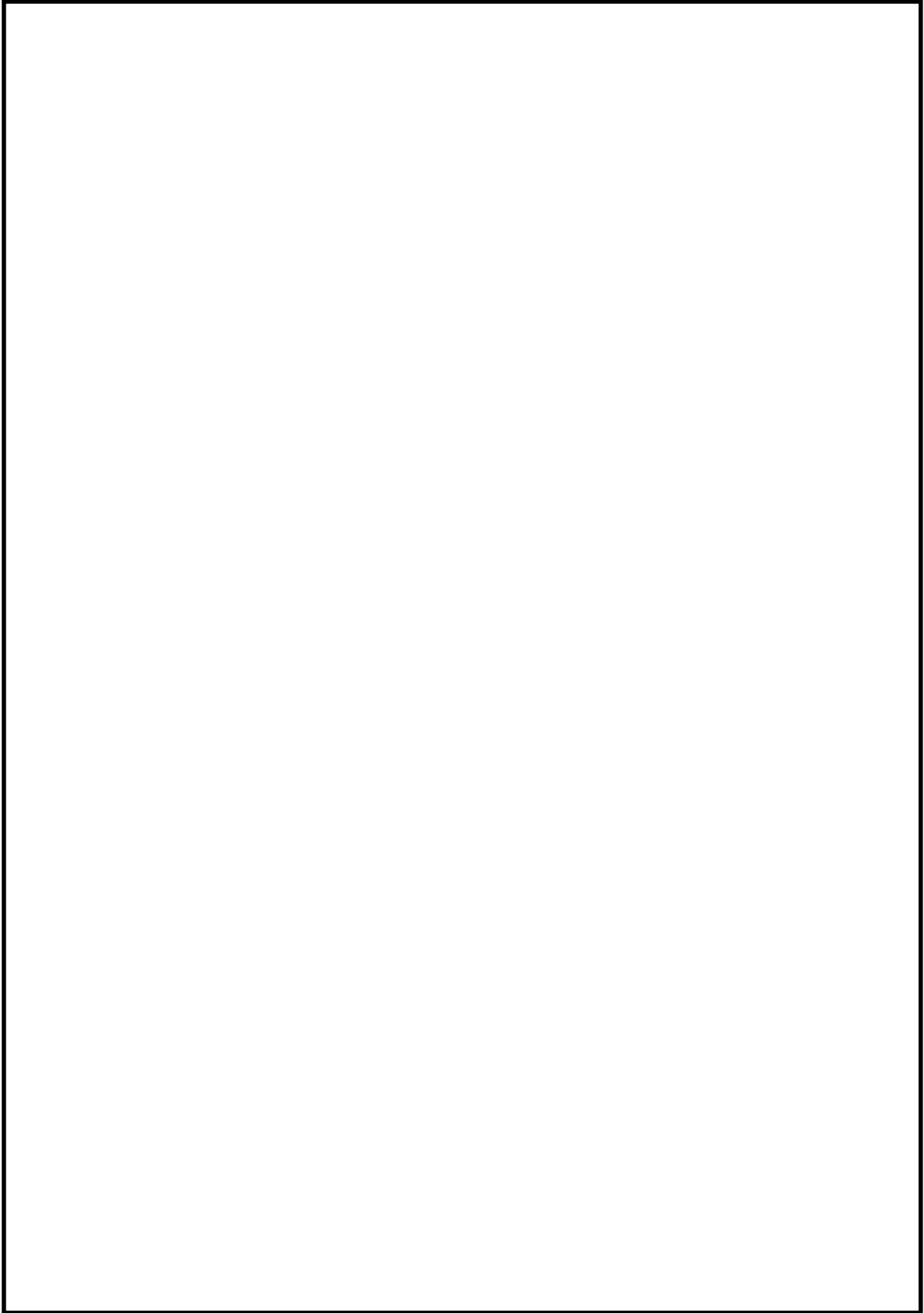
長期使用に伴い絶縁体等に経年劣化による絶縁性能の低下が懸念されるが、電力用ケーブル及びケーブル接続部は定期的な絶縁抵抗測定により、許容値以上であることを確認している。

制御・計装用ケーブル及びケーブル接続部については、系統機器の動作、計器の指示値等に異常がないことを確認し、絶縁低下による機能低下がないことを確認している。

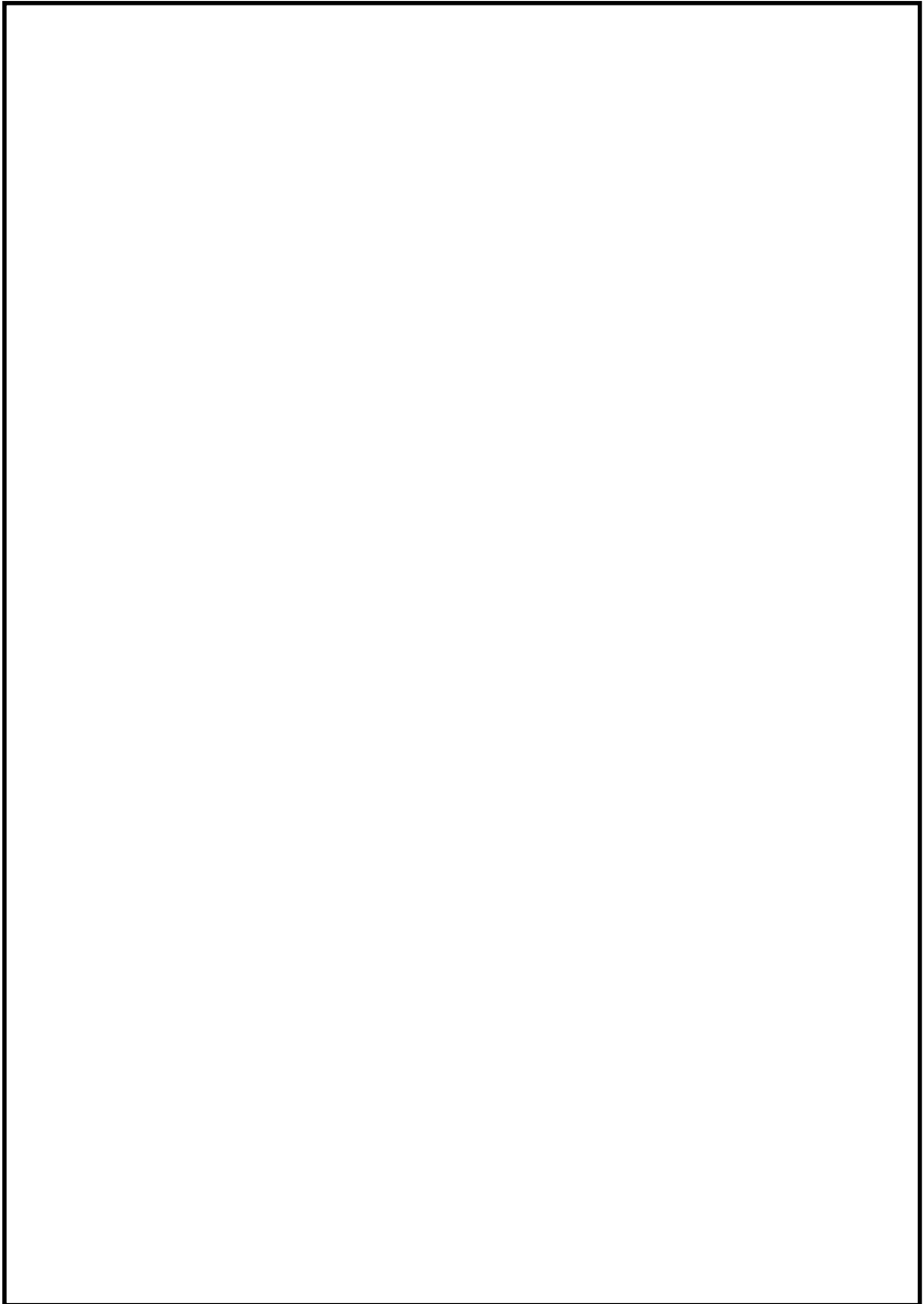
原子炉建屋原子炉棟における蒸気の影響評価検討範囲を第2図に、防護対象設備の蒸気影響評価結果と耐環境性機能維持に係る保全状況を第1表に示す。



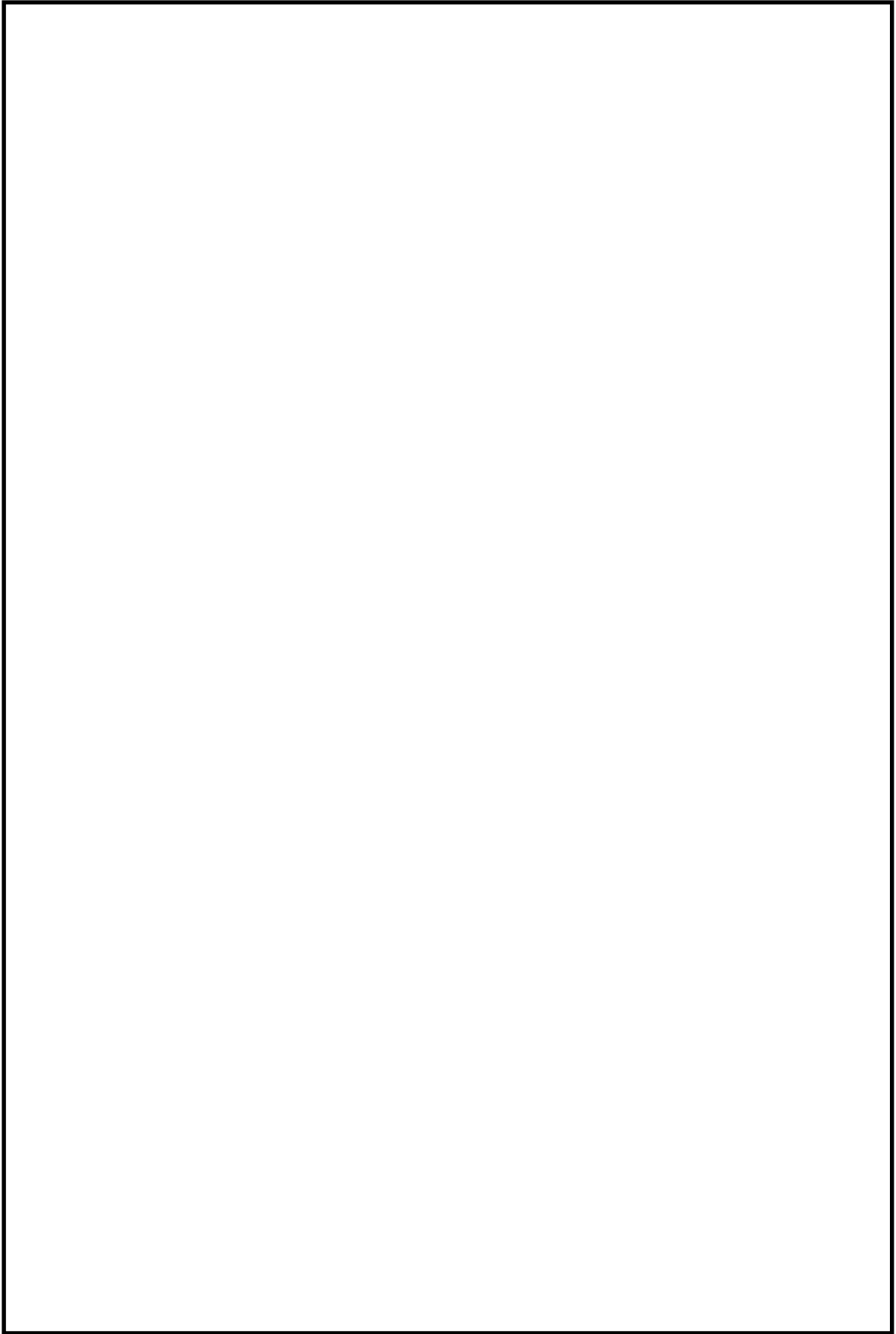
第2図 原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度 (1/8)



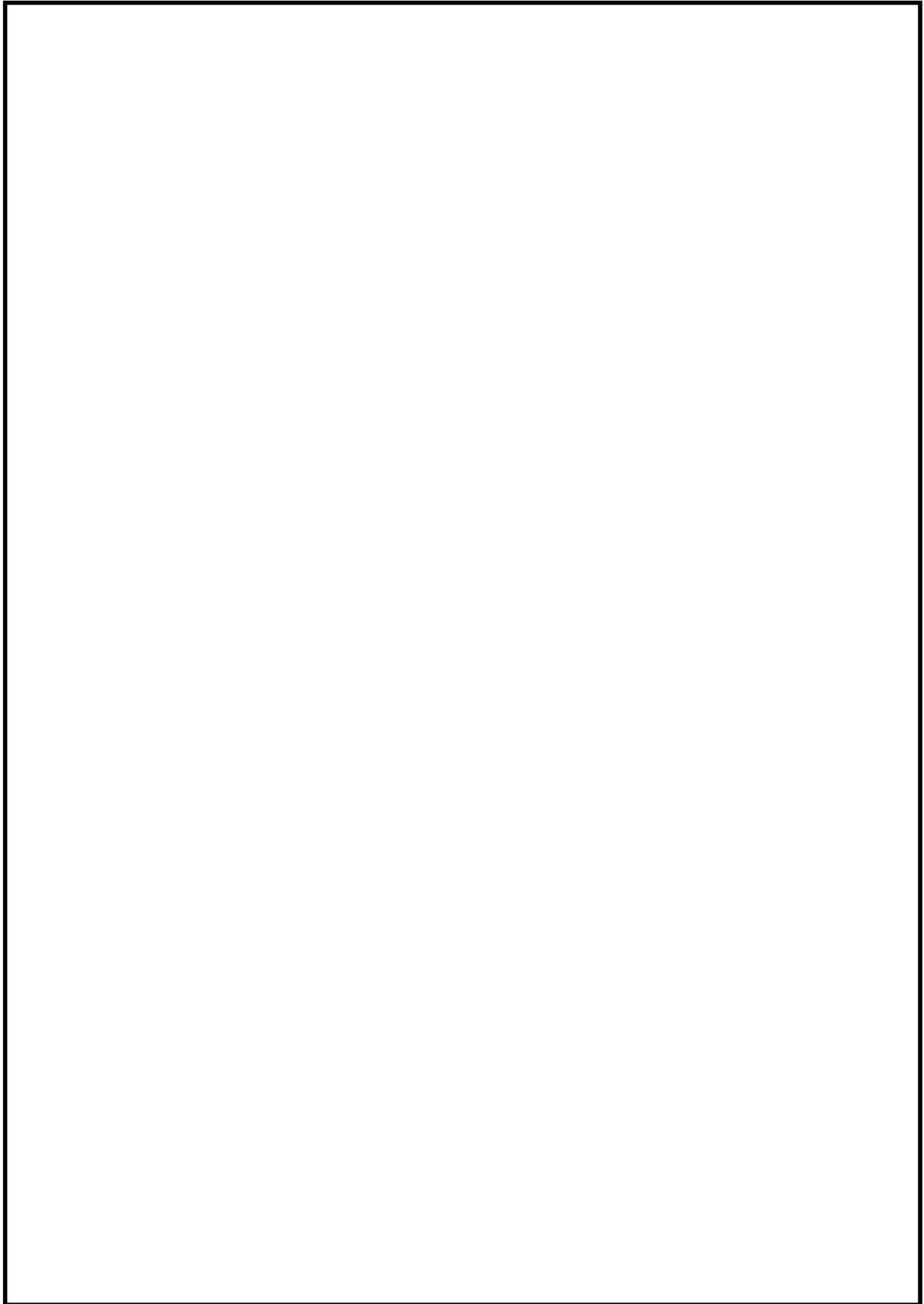
第2図 原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度 (2/8)



第2図 原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度 (3/8)



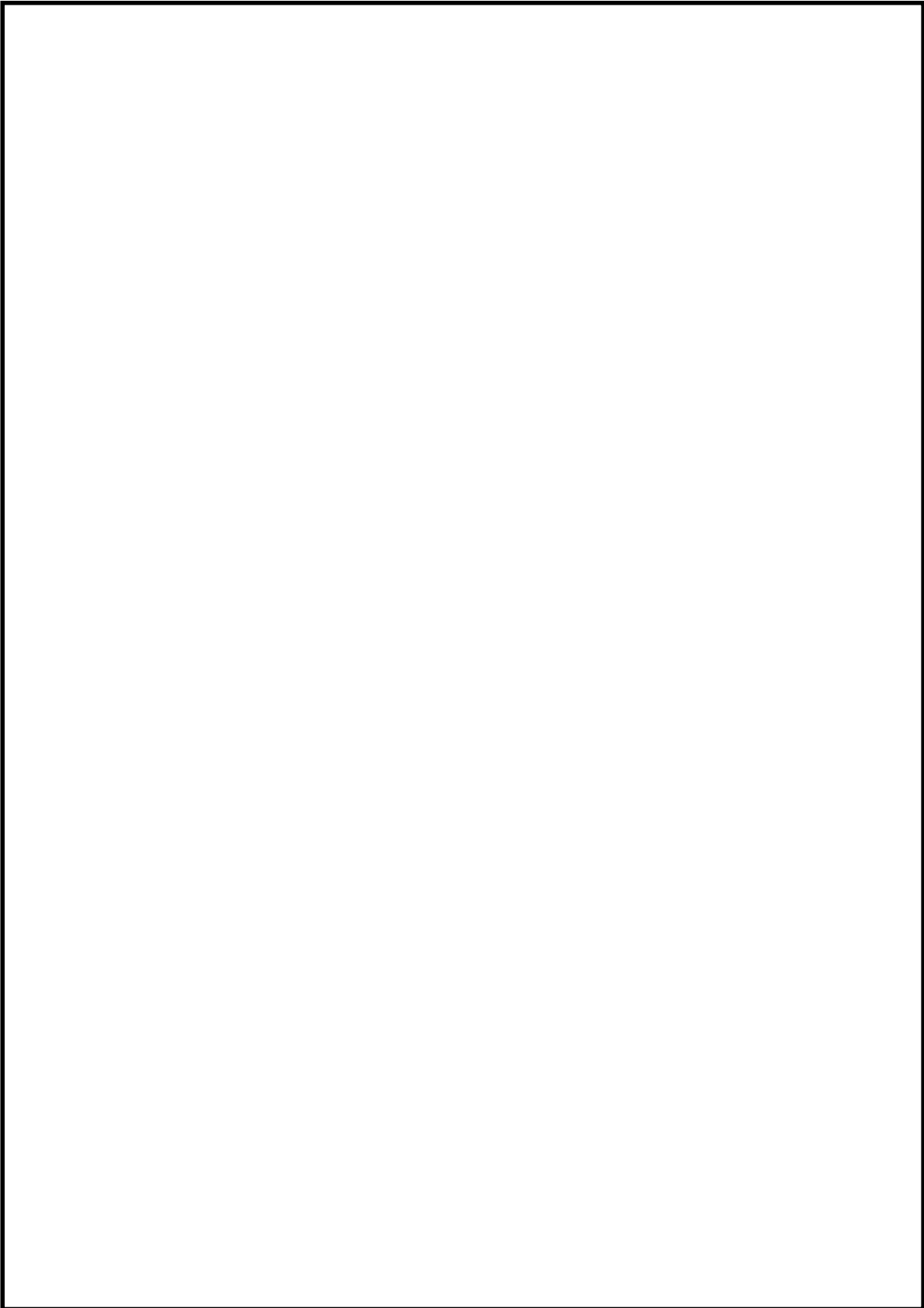
第2図 原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度 (4/8)



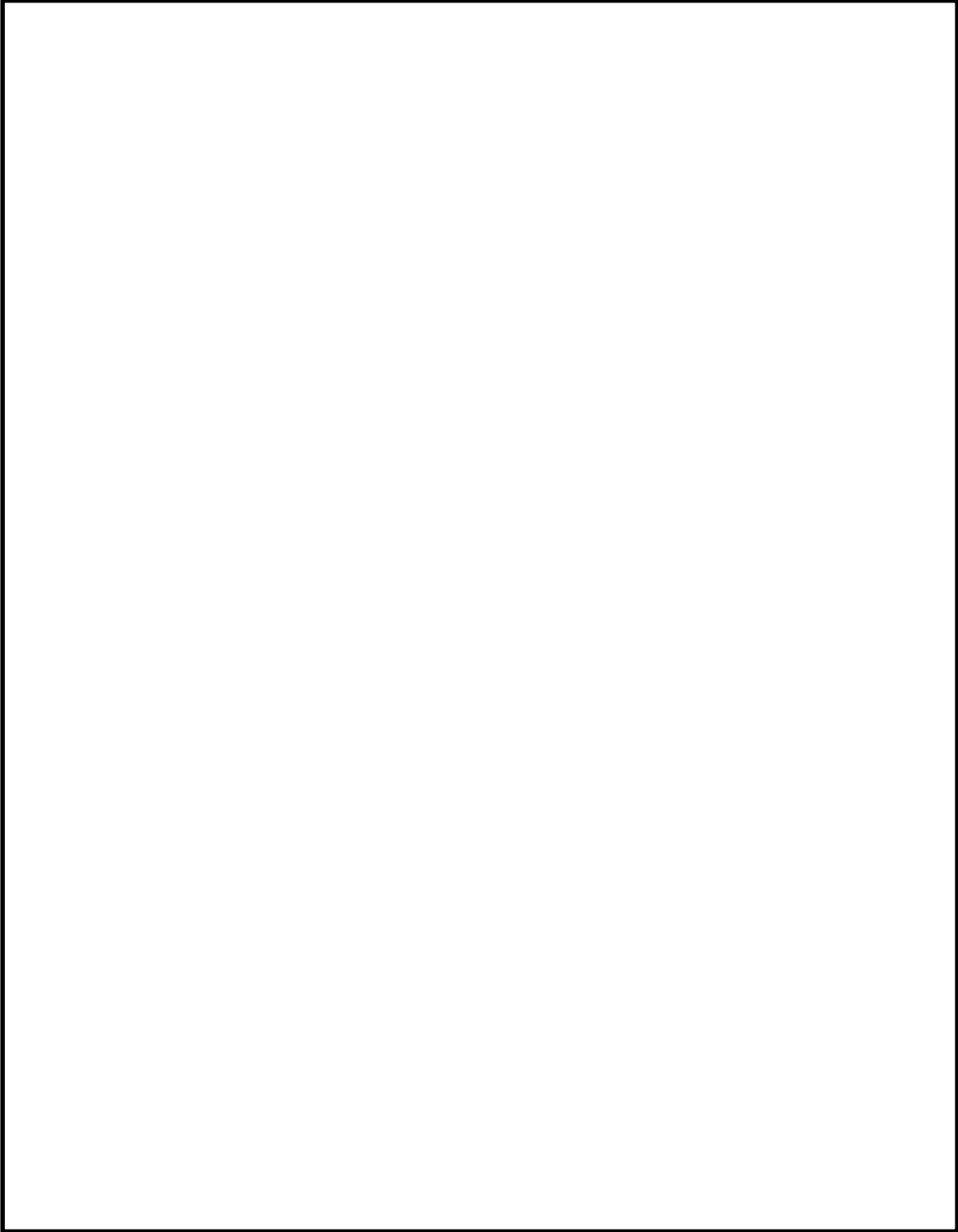
第2図 原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度 (5/8)



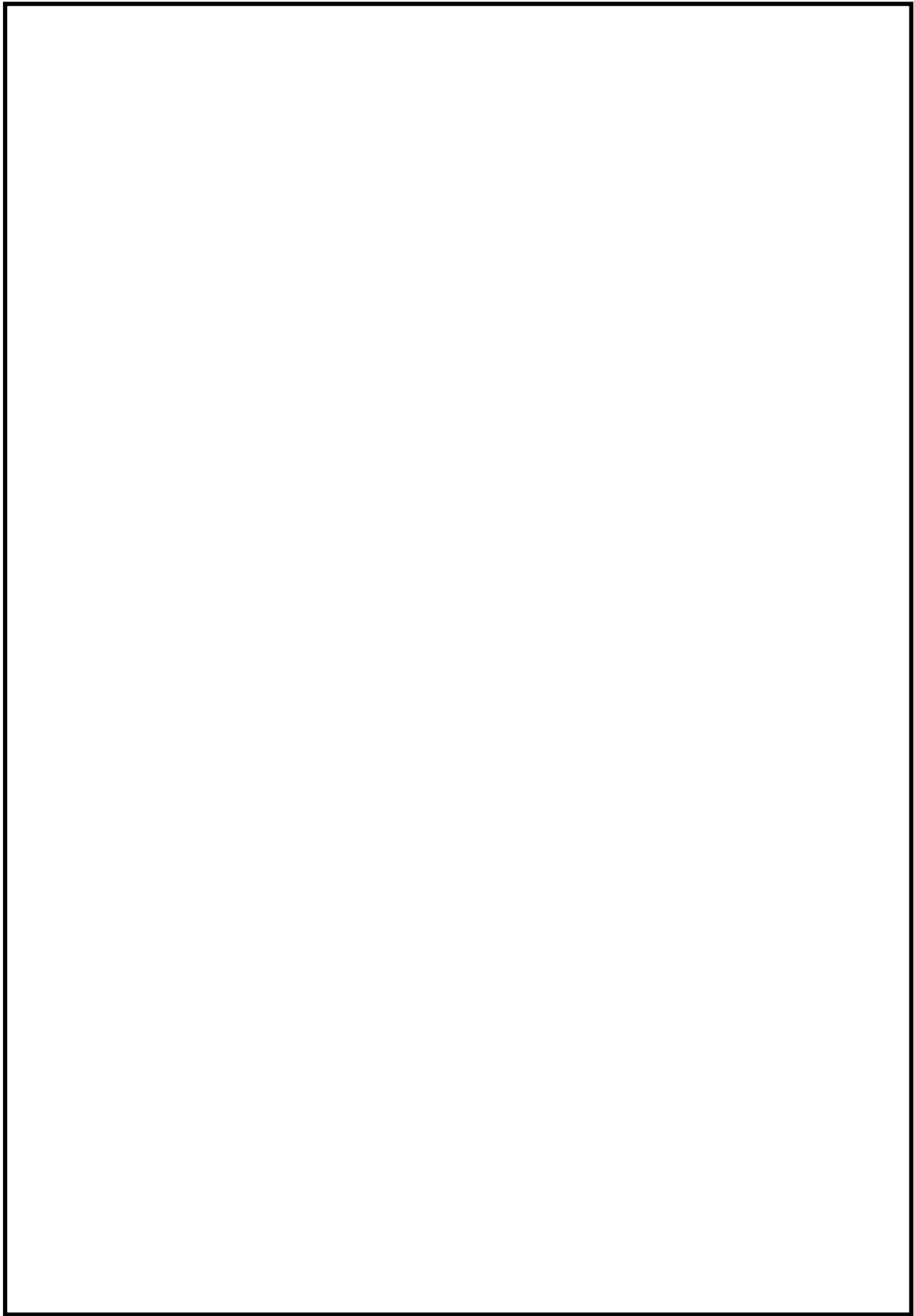
第2図 原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度 (6/8)



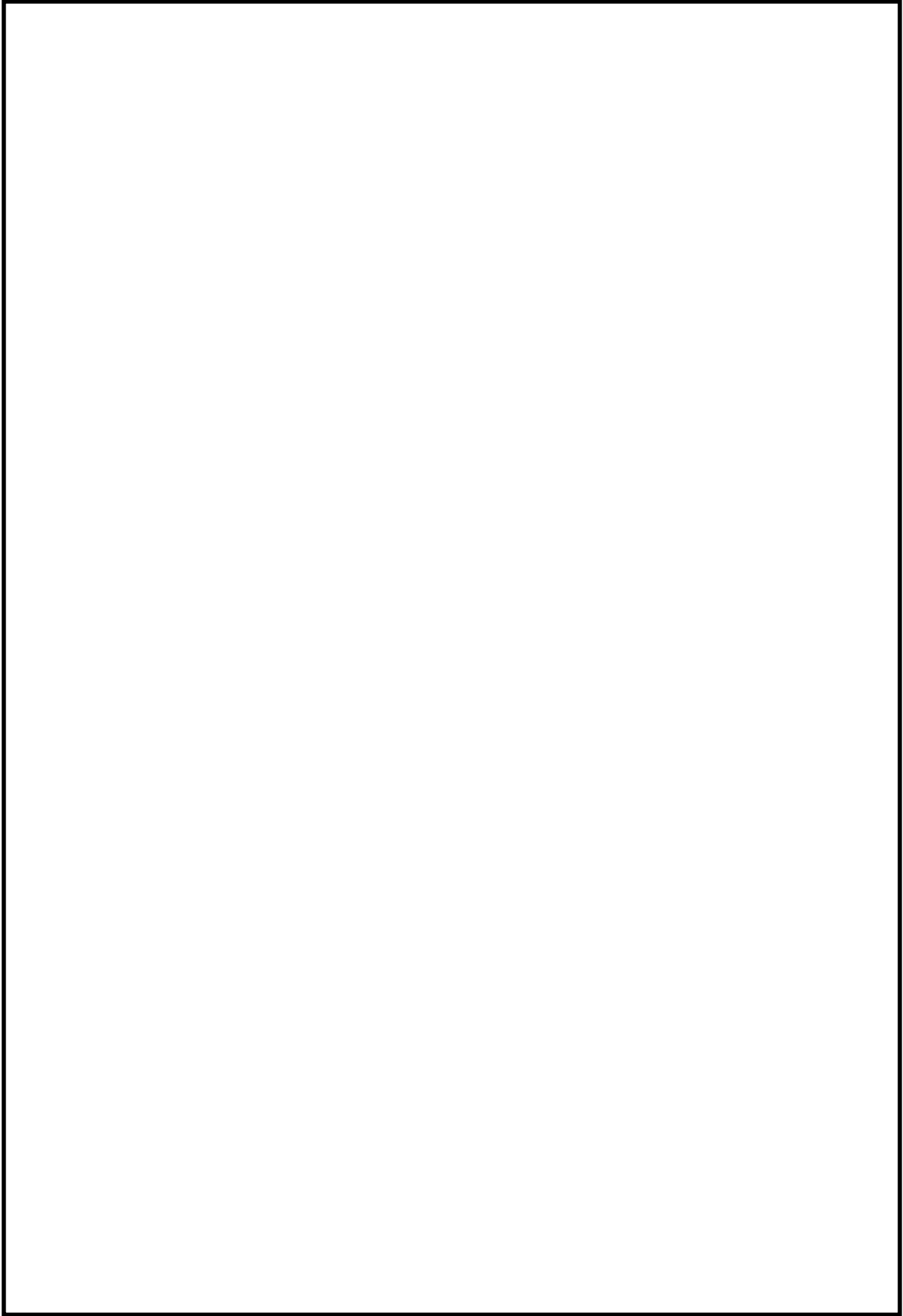
第2図 原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度(7/8)



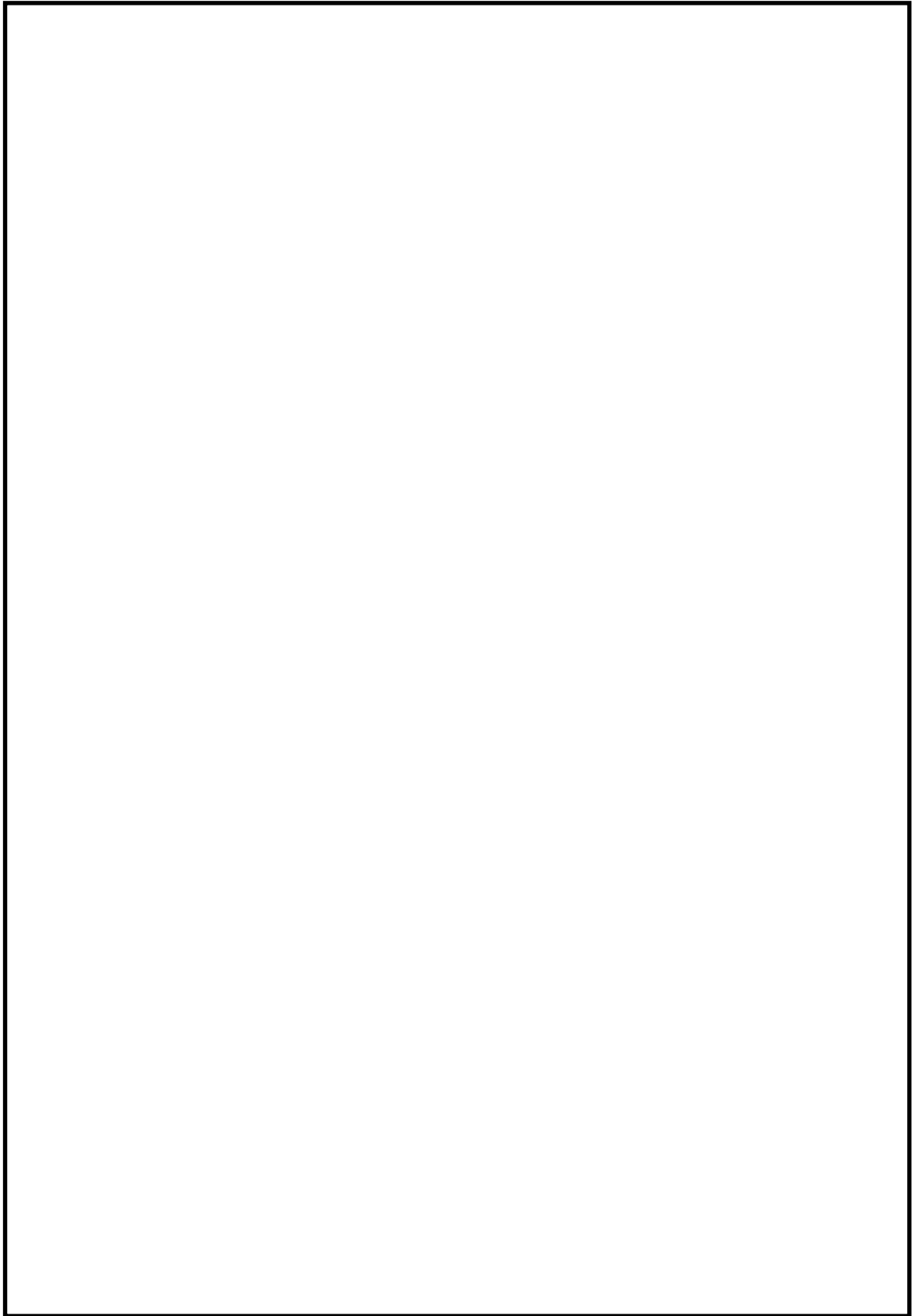
第2図 原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度(8/8)



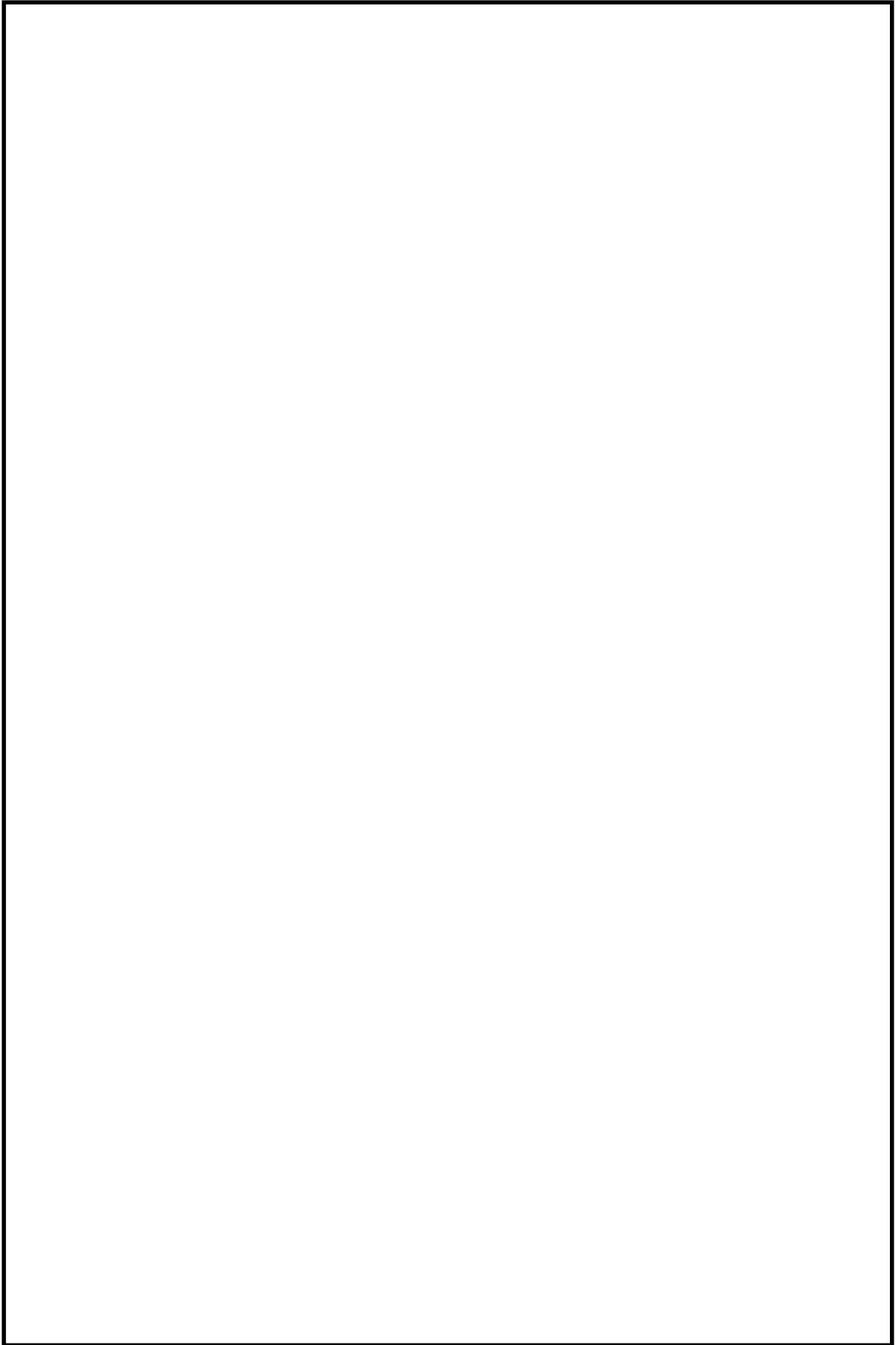
第3図 原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲 (1/8)



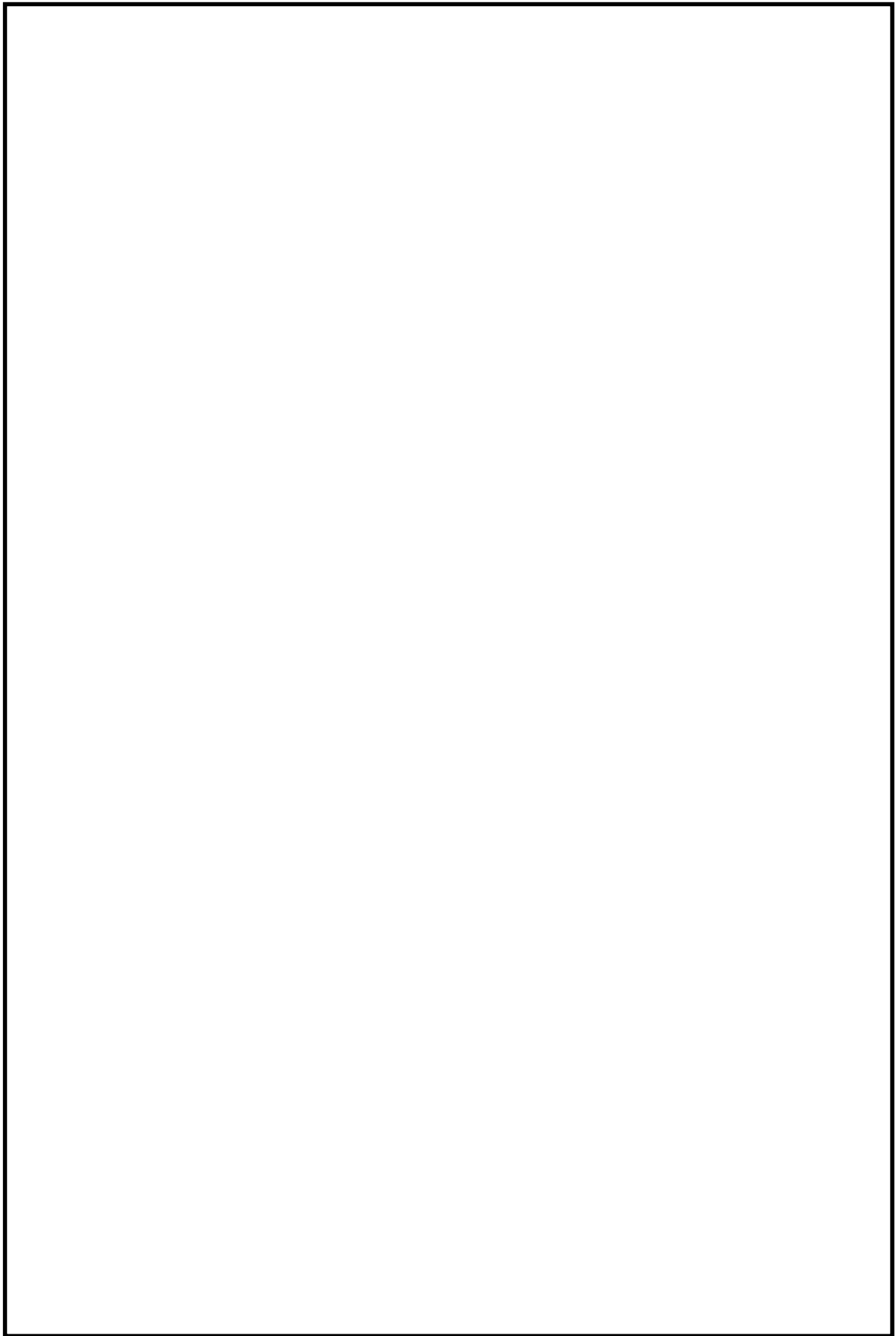
第3図 原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲 (2/8)



第3図 原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲 (3/8)



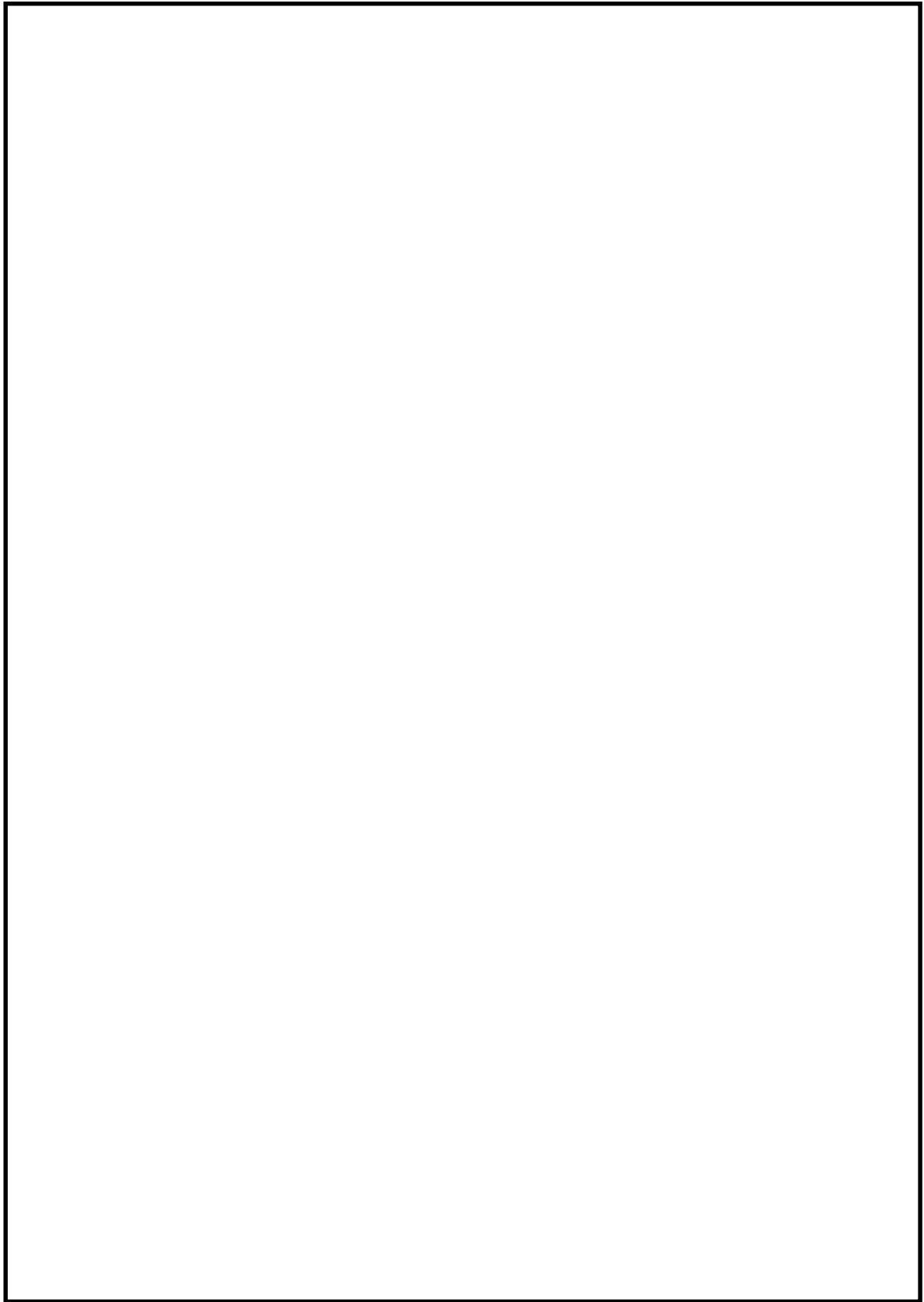
第3図 原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲 (4/8)



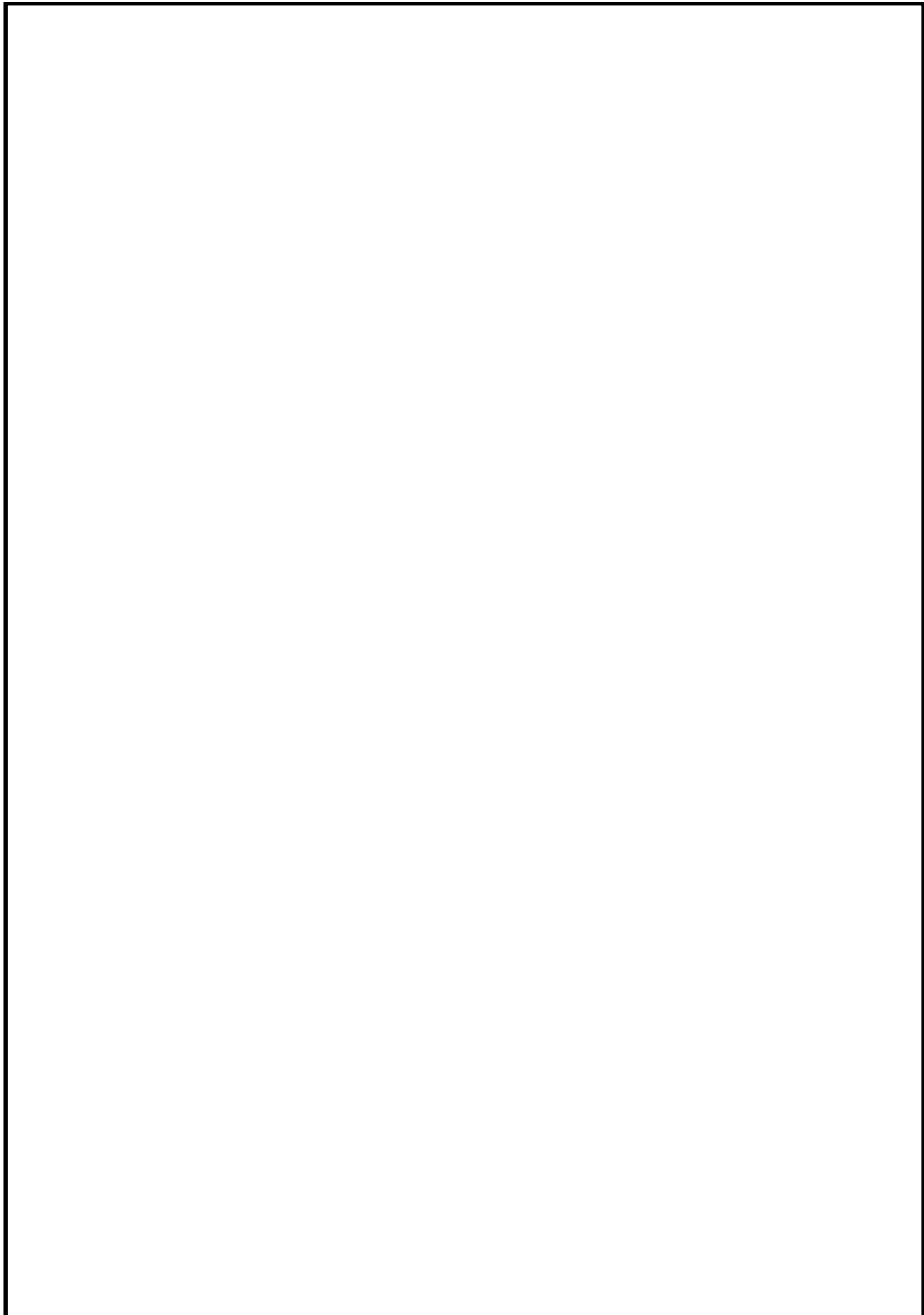
第3図 原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲 (5/8)



第3図 原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲 (6/8)



第3図 原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲(7/8)



第3図 原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲(8/8)

2. ブローアウトパネルの機能について

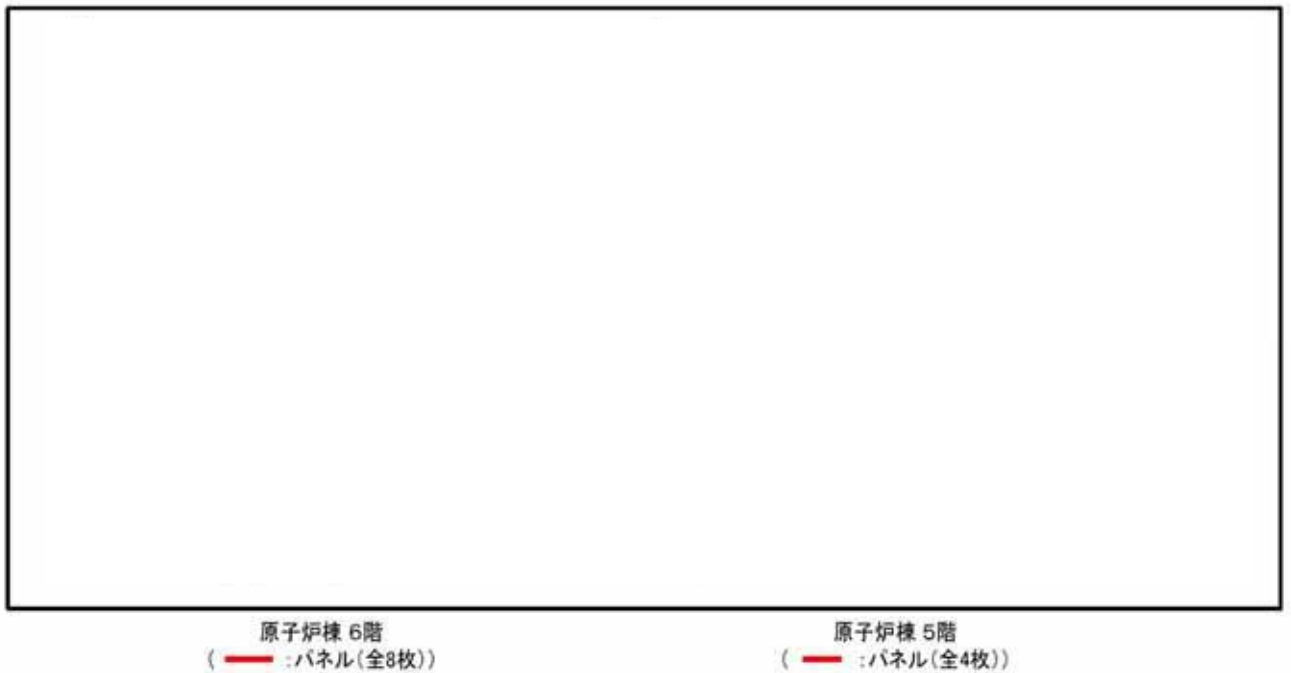
原子炉建屋原子炉棟の外壁に建設時より合計 12 枚のブローアウトパネル（型式：クリップ方式，大きさ約 4m×4m，重さ約 1.5t）が設置されている。

- ・原子炉棟 6 階：東西南北の壁面に各 2 箇所合計 8 箇所
- ・原子炉棟 5 階：東西南北の壁面に各 1 箇所合計 4 箇所

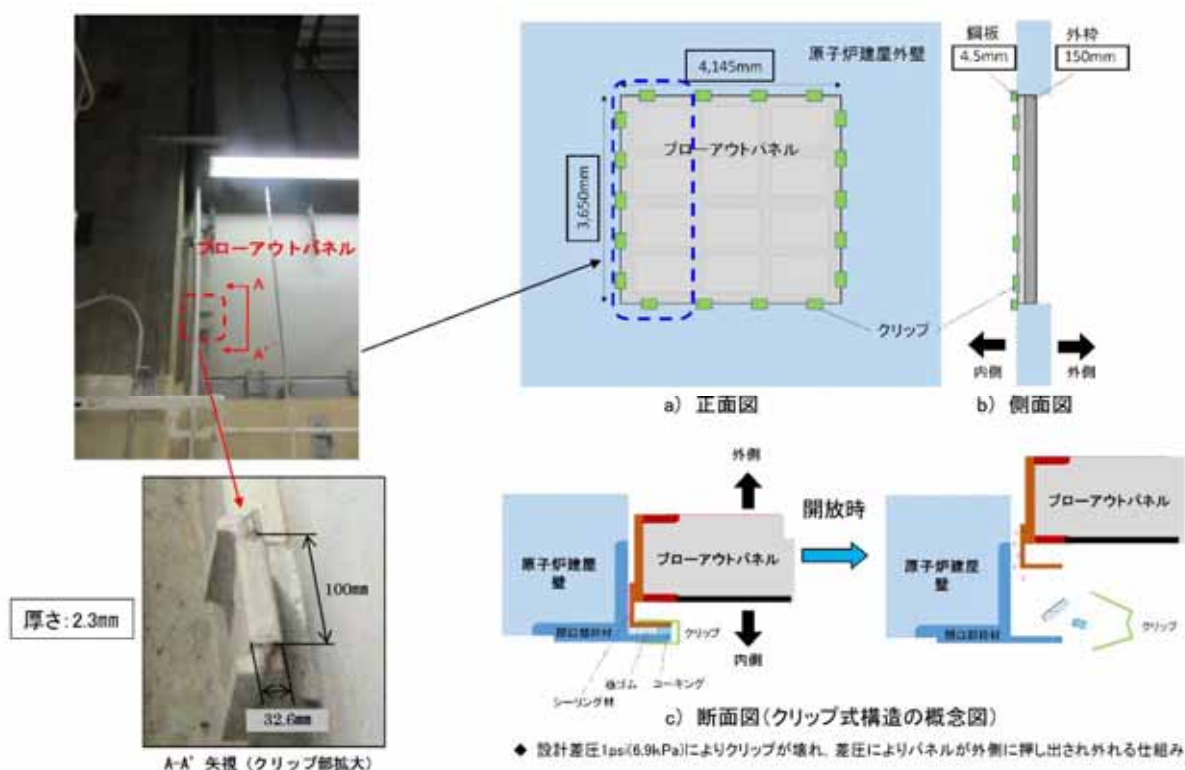
ブローアウトパネルは，主蒸気配管破断等を想定した場合の放出蒸気による圧力から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため，放出蒸気を建屋外に放出することを目的に設置されている。原子炉棟外壁におけるブローアウトパネルの配置を第 4 図に示す。

(1) ブローアウトパネルの構造について

ブローアウトパネルは，厚さ 2.3 mm のクリップと呼ばれる装置 18 個で原子炉建屋外壁に設置されており，原子炉格納容器の設計上の最高使用外圧 2psi に対し，1psi で開放するように設計されている。詳細を第 5 図に示す。



第 4 図 ブローアウトパネル配置図




第 5 図 ブローアウトパネルの構造及び作動原理


(2) ブローアウトパネルの基本設計及び対策

内部溢水における蒸気影響評価、竜巻に対する対応、重大事故等発生時の要求等を考慮し、原子炉棟 5 階の東側ブローアウトパネルを 2 枚閉止^{*}する対策を行う。このため、3次元流体解析により、主蒸気管破断事故時の建屋内圧力、温度が設計条件内にあることを確認した。対策の概要及び解析結果を第 6 図から第 8 図に示す。

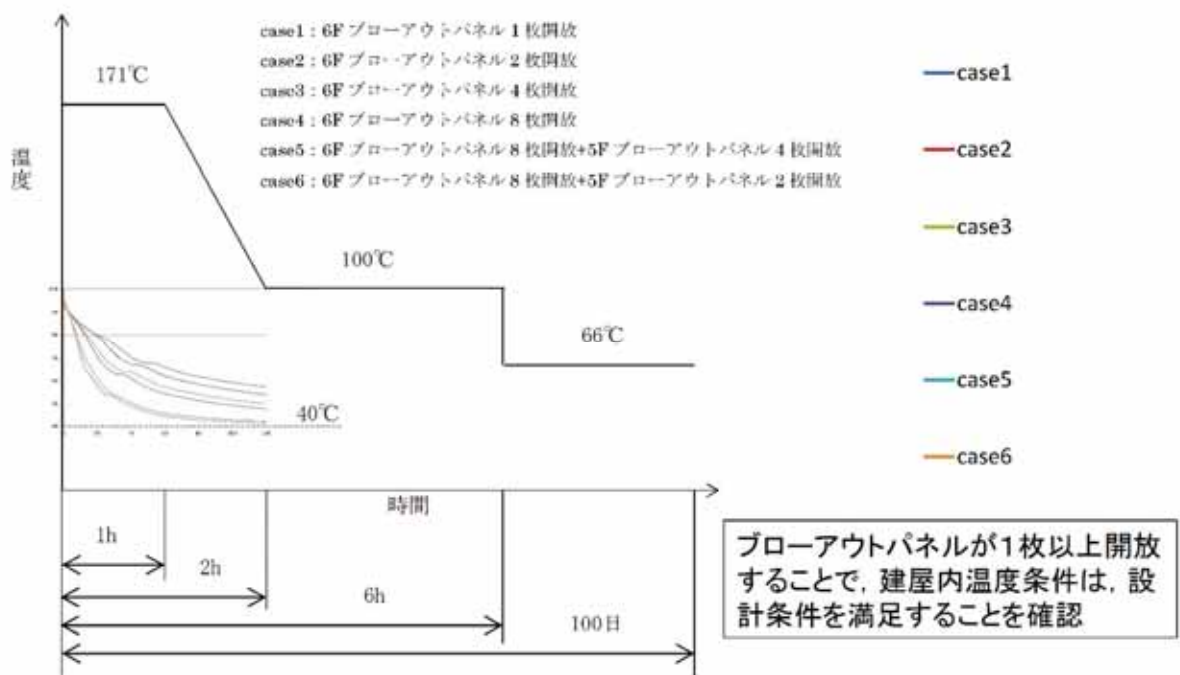
※ 建設時設計の設置数 1 2 枚については、建屋内圧力の上限値に対して裕度を持った開口面積として設定しており、圧力に着目した評価により十分とされた開口面積の約 2 倍(約 185m²)を有している。また、これにより建屋内温度条件についても裕度を持った設計となっており、このうち 2 枚を閉とした場合においても、圧力・温度ともに当初の設定値を超えることはなく影響はない。



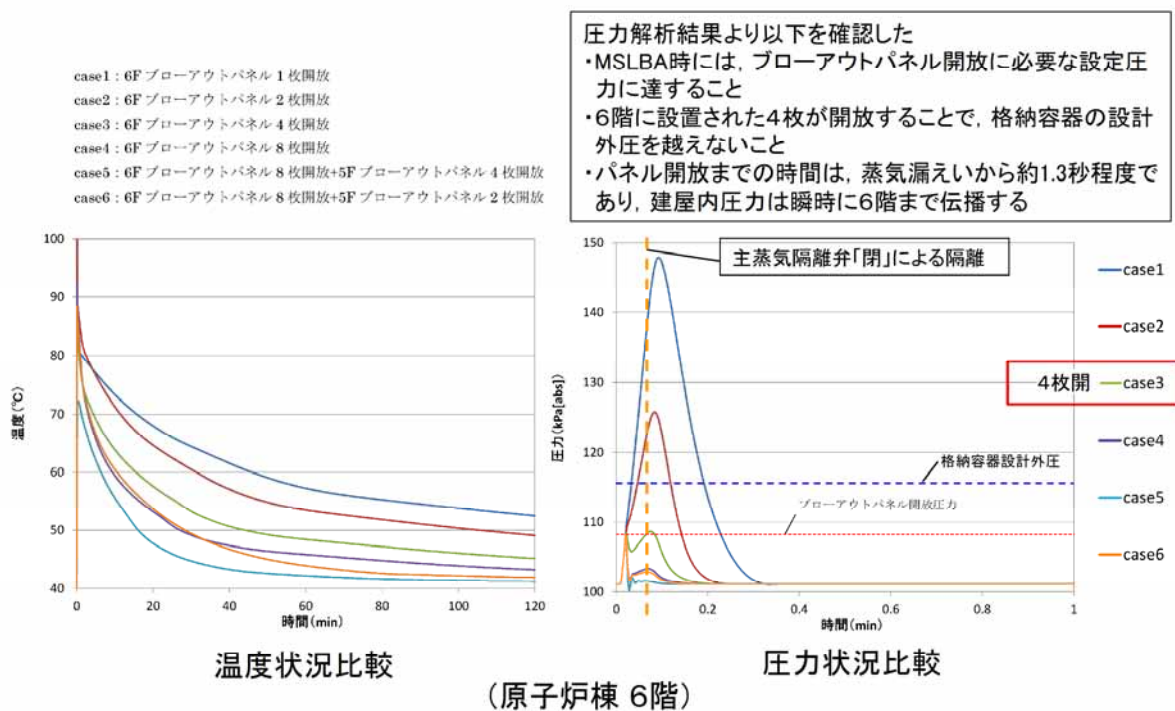
 : 西側区画ブローアウトパネルから見通せる範囲

 : 開口部を繋ぐ風の流れ

第6図 ブローアウトパネルの閉鎖対応箇所について



第 7 図 主蒸気管破断時の原子炉棟内温度状態と解析結果の比較



第 8 図 ブローアウトパネル作動枚数による温度及び圧力状況比較

(3) ブローアウトパネル作動のばらつきの考慮について

原子炉格納容器の設計外圧に着目すると、主蒸気管破断事故時の開放必要枚数は3次元流体解析の結果から、4枚以上となることを確認した。5枚以上の開放は、建屋内雰囲気温度と圧力の更なる低下に寄与するものであり、設備防護上は考慮するものであるが必須ではない。

3次元流体解析コードにおいては、ブローアウトパネルの開放時間遅れも解析上考慮し、設定圧力でパネルが開放すると評価している。これに対し、実際に必要とする4枚開放まで、同時に作動しない場合を想定すると、この場合は、開放面積が少ないため、建屋内圧力は再度設定圧力に到達する評価であり、4枚目までは確実に開放すると判断できる。

また、実際の蒸気噴出時の圧力伝播速度は、音速に近い値であり、ブローアウトパネルの設置位置による圧力伝播の時間差はほとんどなく、ほぼ4枚同時に作用すると想定されることから、作動圧力に影響を与えるような、時間差は発生しないと評価している。

(4) ブローアウトパネルのクリップの信頼性について

ブローアウトパネルは、電源や空気源に頼ることなく、静的、且つ圧力上昇に対して確実に開放できる仕組みとして、クリップを使用したパネルの開放機構を選定している。

この開放機構は、既設系統設備でも採用実績のある破壊板（ラプチャーディスク）と同様の考え方（圧力による負荷荷重により、部材を破壊させる）であり、構造が単純であることから、信頼性が高いものである。

ブローアウトパネルが差圧により確実に作動することを確認するための管理として、クリップの確認試験を実施し、ブローアウトパネル開放機構の作動性能を担保することとする。

(5) ブローアウトパネル対策後の建屋内温度評価の結果について

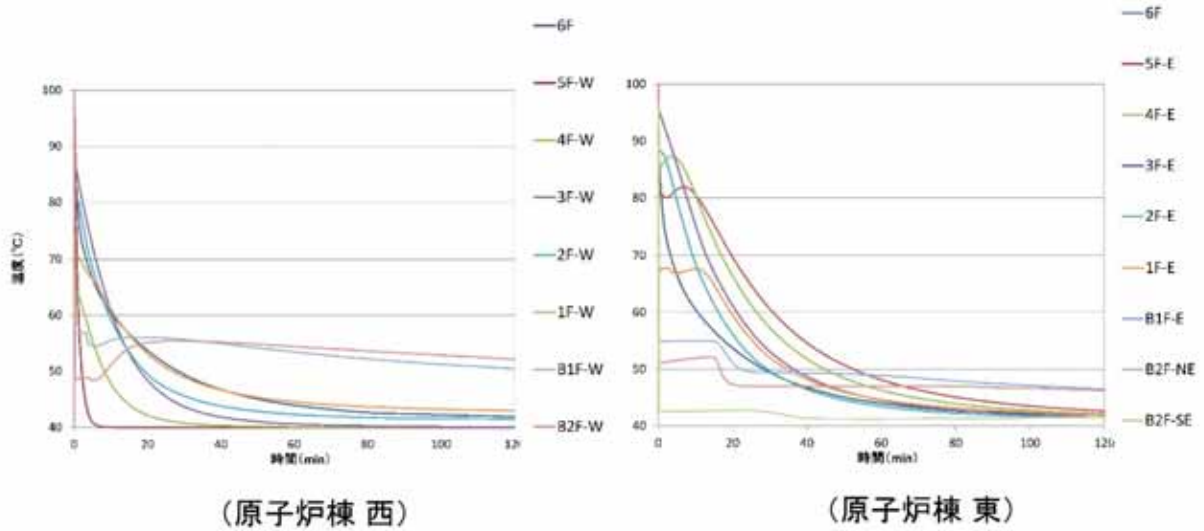
ブローアウトパネルの2枚閉鎖対策後の建屋内温度評価の詳細を以下の第9図及び第10図に示す。また、ブローアウトパネルの作動枚数による建屋内温度状況の代表例として、原子炉棟3階の結果を第11図及び第12図に示す。

第6図に示すブローアウトパネル開放後に温度が停滞する箇所は、蒸気が自然対流で上昇する流れと、外気から流入する下降気流がぶつかり、入れ替る際の停滞状況を示している。

また、5階東側のブローアウトパネルを閉止することにより、東側は大物搬入口を通じた上昇気流が派生し、6階に高温の蒸気が抜ける流れが主となる。

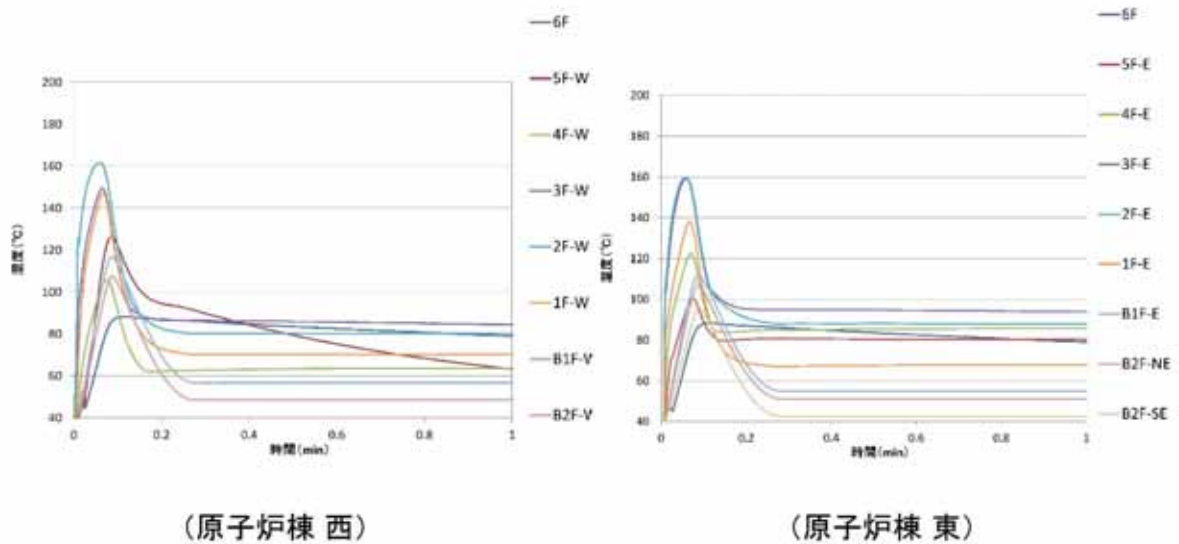
これに対し、西側エリアにおいては、5階から取り入れられた外気の下降気流が主となり、主蒸気管室で西→東の流れができると考えられる。このため、ブローアウトパネル全数が開放する場合と比べて、5階西側（ほう酸ポンプ設置側）の温度が下がる結果となっている。

BOP開条件:全10枚「開」(6階 全8枚 + 5階西側 全2枚。5階東側「閉」)



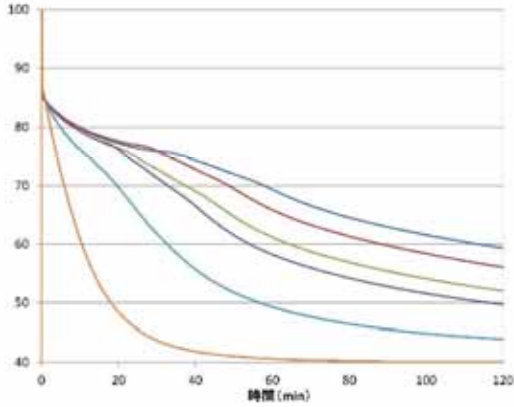
第9図 対策後の温度状況比較

BOP開条件:全10枚「開」(6階 全8枚 + 5階西側 全2枚。5階東側「閉」)

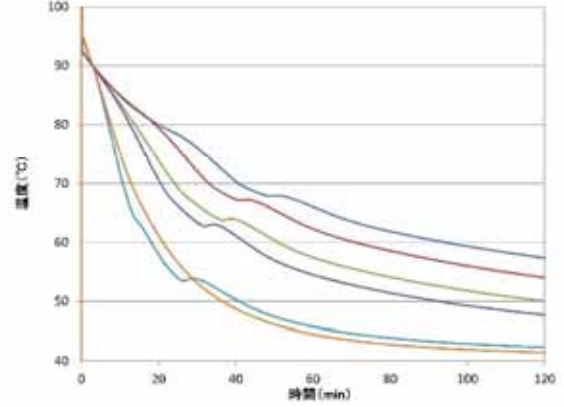


第10図 対策後の温度状況比較 (最高温度)

- case1 : 6Fブローアウトパネル 1枚開放
- case2 : 6Fブローアウトパネル 2枚開放
- case3 : 6Fブローアウトパネル 4枚開放
- case4 : 6Fブローアウトパネル 8枚開放
- case5 : 6Fブローアウトパネル 8枚開放+5Fブローアウトパネル 4枚開放
- case6 : 6Fブローアウトパネル 8枚開放+5Fブローアウトパネル 2枚開放



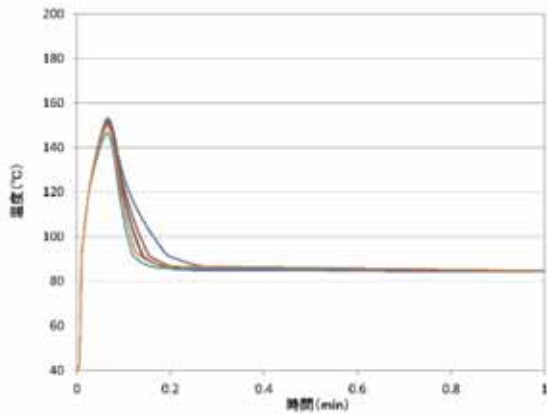
(原子炉棟 3階西)



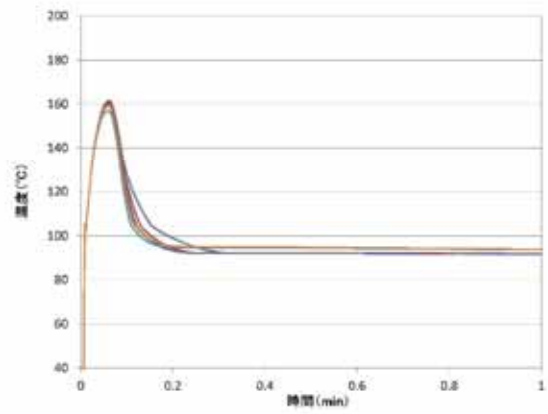
(原子炉棟 3階東)

第 11 図 ブローアウトパネル作動枚数による温度状況比較

- case1 : 6Fブローアウトパネル 1枚開放
- case2 : 6Fブローアウトパネル 2枚開放
- case3 : 6Fブローアウトパネル 4枚開放
- case4 : 6Fブローアウトパネル 8枚開放
- case5 : 6Fブローアウトパネル 8枚開放+5Fブローアウトパネル 4枚開放
- case6 : 6Fブローアウトパネル 8枚開放+5Fブローアウトパネル 2枚開放



(原子炉棟 3階西)



(原子炉棟 3階東)

第 12 図 ブローアウトパネル作動枚数による温度状況比較 (最高温度)

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (1/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
制御棒駆動系	水圧制御ユニット (スクラム弁含む) (東側)	-	RB-3-3	○	アキュムレータ	78M	分解点検
					アキュムレータ (窒素容器)	260M	開放点検
					スクラム弁	78M	分解点検
					計装品	1C	機能・性能試験
制御棒駆動系	水圧制御ユニット (スクラム弁含む) (西側)	-	RB-3-4	○	水圧制御ユニット	78M	分解点検
					アキュムレータ (窒素容器)	260M	開放点検
					スクラム弁	78M	分解点検
					計装品	1C	機能・性能試験
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール (検出器)	RE-D21-NS03	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール (現場監視ユニット)	RIA-D21-NS03	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤 (A)	LCP-188A	RB-3-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
格納容器雰囲気監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤 (B)	LCP-188B	RB-4-2	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) 系 ヒータ電源用変圧器	-	RB-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) 系 ヒータ電源用変圧器	-	RB-4-2	○	本体	1C	機能・性能試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS モニタック (A)	D23-P001A	RB-3-1	○	水素・酸素検出装置	1C	特性試験
					計装品	1C	特性試験
					電磁弁	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS モニタック (B)	D23-P001B	RB-4-2	○	水素・酸素検出装置	1C	特性試験
					計装品	1C	特性試験
					電磁弁	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ラック (A)	D23-P002A	RB-3-1	○	計装品	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ラック (B)	D23-P002B	RB-4-2	○	計装品	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用ボンベラック (A)	D23-P003A	RB-3-1	○	ボンベ	1C	漏えい試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用ボンベラック (B)	D23-P003B	RB-4-2	○	ボンベ	1C	漏えい試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) ドライエール計装入口隔離弁	D23-F001A (M0)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) ドライエール計装入口隔離弁	D23-F001B (M0)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) ドライエール計装出口隔離弁	D23-F002A (M0)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) ドライエール計装出口隔離弁	D23-F002B (M0)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) シャドレションバルブ計装入口隔離弁	D23-F003A (M0)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) シャドレションバルブ計装入口隔離弁	D23-F003B (M0)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) シャドレションバルブ計装入口隔離弁	D23-F003A (M0)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) シャドレションバルブ計装入口隔離弁	D23-F003B (M0)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) シャドレションバルブ計装入口隔離弁	D23-F003A (M0)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) シャドレションバルブ計装入口隔離弁	D23-F003B (M0)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (2/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) サブ レッショングレード計装トレン出口隔離弁	D23-F004A (MO)	RB-B1-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) サブ レッショングレード計装トレン出口隔離弁	D23-F004B (MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) 冷却水入口弁 (RHRS (A) 系)	3-12F101A (MO)	RB-B1-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) 冷却水入口弁 (RHRS (B) 系)	3-12F101B (MO)	RB-B1-3	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A) 冷却水出口弁 (RHRS (A) 系)	3-12F102A (MO)	RB-B1-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B) 冷却水出口弁 (RHRS (B) 系)	3-12F102B (MO)	RB-B1-3	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	トライバル圧力(伝送器)	PT-D23-N004A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	トライバル圧力(伝送器)	PT-D23-N004B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ツック	H22-P004	RB-3-2	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ツック	H22-P005	RB-3-1	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ツック	H22-P026	RB-3-1	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ツック	H22-P027	RB-3-2	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	ジェットポンプループ (A) 計装ツック	H22-P010	RB-2-8	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	ジェットポンプループ (B) 計装ツック	H22-P009	RB-2-8	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	COND VAC (A) (伝送器)	PT-B22-N075A	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	COND VAC (B) (伝送器)	PT-B22-N075B	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	COND VAC (C) (伝送器)	PT-B22-N075C	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	COND VAC (D) (伝送器)	PT-B22-N075D	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	MSL PRESS ISO (A) (伝送器)	PT-B22-N076A	TB-1-20	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	MSL PRESS ISO (B) (伝送器)	PT-B22-N076B	TB-1-20	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	MSL PRESS ISO (C) (伝送器)	PT-B22-N076C	TB-1-2	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	MSL PRESS ISO (D) (伝送器)	PT-B22-N076D	TB-1-2	○	本体	1C	特性試験
原子炉補機冷却系	RCW ポンプ (A)	RCW-PMP-A	TB-1-1	○	電動機	1C	特性試験
					本体	13M	簡易点検
原子炉補機冷却系	RCW ポンプ (B)	RCW-PMP-B	TB-1-1	○	電動機	1C	特性試験
					本体	13M	簡易点検
原子炉補機冷却系	RCW ポンプ (C)	RCW-PMP-C	TB-1-1	○	電動機	1C	特性試験
					本体	13M	簡易点検
原子炉補機冷却系	トライバル内機器原子炉補機冷却水隔離弁	2-9V30 (MO)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
原子炉補機冷却系	トライバル内機器原子炉補機冷却水戻り弁	2-9V33 (MO)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (3/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉補機冷却系	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31 (MO)	RB-B1-1	○	駆動部	2C	特性試験
原子炉補機冷却系	RCW 熱交換バypass温度制御弁	TCV-9-92	TB-1-1	○	駆動部	1C	機能・性能試験
原子炉補機冷却系	RCW TEMP CONTROL (指示調節計)	TIC-9-92	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (スイッチ)	LSL-9-192	RB-6-1	○	本体	52M	分解点検
						1C	特性試験
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器)	LT-9-192	RB-6-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	RPS M-Gセット(2A)制御盤	LCP-184A	CS-1-3	○	本体	2C	特性試験
原子炉保護系	RPS M-Gセット(2B)制御盤	LCP-184B	CS-1-3	○	本体	2C	特性試験
原子炉保護系	RPS 分電盤(A)	PNL-C72-P001	CS-1-3	○	本体	2C	特性試験
原子炉保護系	RPS 分電盤(B)	PNL-C72-P002	CS-1-3	○	本体	2C	特性試験
原子炉保護系	RPS M-Gセット(2A) (発電機/電動機)	RPS-MG-A-GEN/RPS-MG-A-MTR	CS-1-3	○	電動機	26M	分解点検
					発電機	26M	分解点検
原子炉保護系	RPS M-Gセット(2B) (発電機/電動機)	RPS-MG-B-GEN/RPS-MG-B-MTR	CS-1-3	○	電動機	26M	分解点検
					発電機	26M	分解点検
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009A	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009B	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009C	RB-2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009D	RB-2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	RB-B2-3	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	RB-B2-3	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	RB-B2-3	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	RB-B2-3	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	RB-B2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	RB-B2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	RB-B2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	RB-B2-8	○	本体	1C	特性試験
残留熱除去系	RHR DIV-I 計装ツック	H22-P018	RB-B1-1	○	伝送器	1C	特性試験
残留熱除去系	RHR DIV-II 計装ツック	H22-P021	RB-B1-2	○	伝送器	1C	特性試験
残留熱除去系	RHR ポンプ (A)	RHR-PMP-C002A	RB-B2-15	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
残留熱除去系	RHR ポンプ (B)	RHR-PMP-C002B	RB-B2-14	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
残留熱除去系	RHR ポンプ (C)	RHR-PMP-C002C	RB-B2-5	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (4/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況			
					点検部位	周期	保全内容	
残留熱除去系	RHR ポンプ (A) 入口弁	E12-F004A(M0)	RB-B2-7	○	駆動部	169M	分解点検	
						4C	特性試験	
					本体	130M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
残留熱除去系	RHR ポンプ (B) 入口弁	E12-F004B(M0)	RB-B2-3	○	駆動部	169M	分解点検	
						4C	特性試験	
					本体	130M	分解点検	
残留熱除去系	RHR ポンプ (C) 入口弁	E12-F004C(M0)	RB-B2-6	○	駆動部	156M	分解点検	
						4C	特性試験	
					本体	130M	分解点検	
残留熱除去系	RHR ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁	E12-F006A(M0)	RB-B2-7	○	駆動部	156M	分解点検	
						6C	特性試験	
					本体	78M	簡易点検	
						156M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
残留熱除去系	RHR ポンプ (B) 停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B(M0)	RB-B2-3	○	駆動部	156M	分解点検	
						6C	特性試験	
					本体	78M	簡易点検	
						156M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
残留熱除去系	RHR シャットダウンライン隔離弁 (外側)	E12-F008(M0)	RB-2-3	○	駆動部	156M	分解点検	
						2C	特性試験	
					本体	52M	簡易点検	
						7Y	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
残留熱除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F016A(M0)	RB-4-3	○	駆動部	169M	分解点検	
						2C	特性試験	
					本体	78M	簡易点検	
						156M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
残留熱除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F016B(M0)	RB-2-3	○	駆動部	169M	分解点検	
						2C	特性試験	
					本体	78M	簡易点検	
						156M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
残留熱除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F017A(M0)	RB-4-3	○	駆動部	169M	分解点検	
						2C	特性試験	
					本体	65M	簡易点検	
						130M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
残留熱除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁	E12-F017B(M0)	RB-2-3	○	駆動部	169M	分解点検	
						2C	特性試験	
					本体	65M	簡易点検	
						130M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
残留熱除去系	RHR (A) 系 テストライン弁	E12-F024A(M0)	RB-1-1	○	駆動部	169M	分解点検	
						2C	特性試験	
					本体	65M	簡易点検	
						130M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
残留熱除去系	RHR (B) 系 テストライン弁	E12-F024B(M0)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検	
						2C	特性試験	
					本体	65M	簡易点検	
						130M	分解点検	

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (5/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
残留熱除去系	RHR (A)系ポンプレシジョン・ルズプレイ弁	E12-F027A(M0)	RB-1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR (B)系ポンプレシジョン・ルズプレイ弁	E12-F027B(M0)	RB-1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR (A)系 注入弁	E12-F042A(M0)	RB-3-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
残留熱除去系	RHR (B)系 注入弁	E12-F042B(M0)	RB-3-8	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	52M	簡易点検
						7Y	分解点検
残留熱除去系	RHR (C)系 注入弁	E12-F042C(M0)	RB-3-8	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
残留熱除去系	RHR 熱交換器(A)ハイパス弁	E12-F048A(M0)	RB-B1-4	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR 熱交換器(B)ハイパス弁	E12-F048B(M0)	RB-B1-3	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR (A)系 ジャットガウ注入弁	E12-F053A(M0)	RB-2-2	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
残留熱除去系	RHR (B)系 ジャットガウ注入弁	E12-F053B(M0)	RB-2-4	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	52M	簡易点検
						7Y	分解点検
残留熱除去系	RHR (A)系ポンプリング弁 (内側)	E12-F060A(A0)	RB-B1-4	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						39M	分解点検
残留熱除去系	RHR (B)系ポンプリング弁 (内側)	E12-F060B(A0)	RB-B1-3	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						39M	分解点検
残留熱除去系						1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (6/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
残留熱除去系	RHR (A)系ミニポンプ	E12-F064A(M0)	RB-B1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR (B)系ミニポンプ	E12-F064B(M0)	RB-B1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR (C)系ミニポンプ	E12-F064C(M0)	RB-B1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR (A)系ポンプリンク弁 (外側)	E12-F075A(A0)	RB-B1-4	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						39M	分解点検
残留熱除去系	RHR (B)系ポンプリンク弁 (外側)	E12-F075B(A0)	RB-B1-3	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						39M	分解点検
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS A(伝送器)	DPT-E12-N058A	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
						残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS B(伝送器)
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS C(伝送器)	DPT-E12-N058C	RB-3-2	○	本体	1C	
残留熱除去系 海水系						RHRS ポンプ (A)	RHRS-PMP-A
	1C	特性試験					
	本体	26M	分解点検				
		1C	機能・性能試験				
残留熱除去系 海水系	RHRS ポンプ (B)	RHRS-PMP-B	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系 海水系	RHRS ポンプ (C)	RHRS-PMP-C	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系 海水系	RHRS ポンプ (D)	RHRS-PMP-D	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系 海水系	RHRS 熱交換器(A)海水出口弁	E12-F068A(M0)	RB-B1-4	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系 海水系	RHRS 熱交換器(B)海水出口弁	E12-F068B(M0)	RB-B1-3	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	39M	分解点検
						残留熱除去系 海水系	HX (A) SEA WATER FLOW (伝送器)
残留熱除去系 海水系	HX (B) SEA WATER FLOW (伝送器)	FT-E12-N007B	RW-B1-7	○	本体	1C	

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (7/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F019 (M0)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067A (M0)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067B (M0)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067C (M0)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁)	B22-F067D (M0)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (A)	B22-F028A (A0)	RB-2-1	○	本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					駆動部	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
						リミットスイッチ	4C
1C	機能・性能試験						
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (B)	B22-F028B (A0)	RB-2-1	○	本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					駆動部	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
						リミットスイッチ	4C
1C	機能・性能試験						
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (C)	B22-F028C (A0)	RB-2-1	○	本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					駆動部	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
						リミットスイッチ	4C
1C	機能・性能試験						

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (8/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(D)	B22-F028D(A0)	RB-2-1	○	本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					駆動部	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					リミットスイッチ	4C	取替
	1C	機能・性能試験					
主蒸気系	主蒸気流量(A)計装フック	H22-P015	RB-2-9	○	伝送器	1C	特性試験
主蒸気系	主蒸気流量(B)計装フック	H22-P025	RB-2-8	○	伝送器	1C	特性試験
所内電源系	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	RB-4-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2A3-1	MCC 2A3-1	TB-1-12	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	RB-4-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2B3-1	MCC 2B3-1	TB-1-12	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-1	MCC 2C-1	TB-1-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-1	MCC 2D-1	TB-1-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-2	MCC 2C-2	TB-1-12	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-2	MCC 2D-2	TB-1-12	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-3	MCC 2C-3	RB-B1-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-3	MCC 2D-3	RB-B1-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-4	MCC 2C-4	CS-B1-5	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-4	MCC 2D-4	CS-B1-3	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-5	MCC 2C-5	RB-B1-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-5	MCC 2D-5	RB-B1-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-6	MCC 2C-6	CS-1-3	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-6	MCC 2D-6	CS-1-3	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-7	MCC 2C-7	RB-3-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-7	MCC 2D-7	RB-3-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-8	MCC 2C-8	RB-3-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-8	MCC 2D-8	RB-3-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-9	MCC 2C-9	RB-4-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-9	MCC 2D-9	RB-4-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC HPCS	MCC HPCS	CS-B1-4	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	R/B INST DIST PNL 1	-	RB-1-1	○	-	-	-
所内電源系	R/B INST DIST PNL 2	-	RB-1-1	○	-	-	-
所内電源系	R/B INST DIST PNL 3	-	RB-B1-5	○	-	-	-
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-1	PNL-DP-2A-1-AC	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-1	PNL-DP-2B-1-AC	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-2	PNL-DP-2A-2-AC	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-2	PNL-DP-2B-2-AC	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	120/240V AC INST. DIST. CTR	-	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (9/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
所内電源系	120V AC INST HPCS DIST PNL	-	CS-1-4	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	120V AC MCR DIST PNL NOR	-	CS-1-3	○	-	-	-
所内電源系	TB 120V AC INST DIST PNL 1	-	TB-1-12	○	-	-	-
所内電源系	480V PWR. CTR. 2C	-	CS-B2-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	480V PWR. CTR. 2D	-	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	480V PWR. CTR. 2B-2	-	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	PC 2A-3	-	TB-1-12	○	遮断器	39M	分解点検
						1C	特性試験
所内電源系	PC 2B-3	-	TB-1-12	○	遮断器	39M	分解点検
						1C	特性試験
所内電源系	6.9kV SWGR. 2A-1	-	CS-B2-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. 2B-1	-	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. 2A-2	-	CS-B2-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. 2B-2	-	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. 2C	-	CS-B2-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. 2D	-	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. 2E	-	CS-B1-2	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. HPCS	-	CS-B2-2	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器, 変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
制御用圧縮空気系	ドライエール制御用空気供給元弁	2-16V11 (M0)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
					6C	特性試験	
					本体	130M	分解点検
制御用圧縮空気系	ドライエールN2 供給弁	2-16V12A (M0)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
					6C	特性試験	
					本体	130M	分解点検
制御用圧縮空気系	ドライエールN2 供給弁	2-16V12B (M0)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
					6C	特性試験	
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (10/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
制御用圧縮空気系	ドライエールN2ボートルガス供給弁	2-16V13A(M0)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
制御用圧縮空気系	ドライエールN2ボートルガス供給弁	2-16V13B(M0)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
制御用圧縮空気系	ドライエール窒素ボートルガス供給遮断弁	3-16V900A(A0)	RB-3-1	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
制御用圧縮空気系	ドライエール窒素ボートルガス供給遮断弁	3-16V900B(A0)	RB-3-2	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
制御用圧縮空気系	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ)	PIS-16-900.1	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
制御用圧縮空気系	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ)	PIS-16-900.2	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ファン	T41-P020	CS-3-1	○	本体	1C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ファン	T41-P021	CS-3-1	○	本体	1C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室ファンユニット(WC2-1)制御盤	T41-P036	(C/S 屋上)	○	本体	10C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室ファンユニット(WC2-2)制御盤	T41-P037	(C/S 屋上)	○	本体	10C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室ファンユニット(WC2-1)	HVAC-WC2-1	(C/S 屋上)	○	本体	39M	分解点検
						10C	簡易点検
					圧縮機電動機	26M	分解点検
					送風機電動機	6C	取替
					圧縮機電磁弁	2C	機能・性能試験
温度式膨張弁	2C	機能・性能試験					
中央制御室換気系	中央制御室ファンユニット(WC2-2)	HVAC-WC2-2	(C/S 屋上)	○	本体	39M	分解点検
						10C	簡易点検
					圧縮機電動機	26M	分解点検
					送風機電動機	6C	取替
					圧縮機電磁弁	2C	機能・性能試験
温度式膨張弁	2C	機能・性能試験					
中央制御室換気系	中央制御室ファン冷水循環ポンプ(A)	HVAC-PMP-P2-3	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室ファン冷水循環ポンプ(B)	HVAC-PMP-P2-4	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルユニット(A)	HVAC-FLT-A	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
						78M	開放点検
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルユニット(B)	HVAC-FLT-B	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
						78M	開放点検
中央制御室換気系	中央制御室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-9A	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	簡易点検
						26M	開放点検
						1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (11/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
中央制御室換気系	中央制御室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-9B	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	簡易点検
						26M	開放点検
中央制御室換気系	中央制御室ブースターファン(A)	HVAC-E2-14A	CS-3-1	○	電動機	39M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室ブースターファン(B)	HVAC-E2-14B	CS-3-1	○	電動機	39M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室排気ファン	HVAC-E2-15	CS-3-1	○	電動機	26M	分解点検
					本体	26M	分解点検
						1C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-18A(M0)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-18B(M0)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-19A(M0)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-19B(M0)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁	SB2-20A(M0)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁	SB2-20B(M0)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	非常用MCRフィルタファンE2-14A(S)	DMP-A0-T41-F086	CS-3-1	○	本体	15C	簡易点検
						65M	分解点検
					空気元弁(電磁弁) 20-E2-14A-1	1C	機能・性能試験
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	非常用MCRフィルタファンE2-14B(S)	DMP-A0-T41-F088	CS-3-1	○	本体	15C	簡易点検
						65M	分解点検
					空気元弁(電磁弁) 20-E2-14B-1	1C	機能・性能試験
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	ファン(AH2-9A)入口ダンパ	DMP-A0-T41-F090	CS-3-1	○	本体	15C	簡易点検
						65M	分解点検
					電磁弁 20-AH2-9A-1	1C	機能・性能試験
						1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (12/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況			
					点検部位	周期	保全内容	
中央制御室換気系	ファン(AH2-9B)入口ダクト	DMP-A0-T41-F091	CS-3-1	○	本体	15C	簡易点検	
						65M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
					電磁弁 20-AH2-9B-1	10C	取替	
						1C	機能・性能試験	
中央制御室換気系	AH2-9(A) 出口温度制御弁	TCV-T41-F084A	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験	
中央制御室換気系	AH2-9(B) 出口温度制御弁	TCV-T41-F084B	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験	
スイッチギヤ室換気系	スイッチギヤ室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-10A	CS-3-1	○	本体	電動機	5C	特性試験
						10Y	分解点検	
						26M	開放点検	
					1Y	簡易点検		
スイッチギヤ室換気系	スイッチギヤ室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-10B	CS-3-1	○	本体	電動機	5C	特性試験
						10Y	分解点検	
						26M	開放点検	
					1Y	簡易点検		
スイッチギヤ室換気系	AH2-10A 外気取り入れダクト	DMP-A0-T41-F056	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10B 外気取り入れダクト	DMP-A0-T41-F059	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10A 入口ダクト	DMP-A0-T41-F057	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10B 入口ダクト	DMP-A0-T41-F058	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験	
スイッチギヤ室換気系	HVAC SWITCHGEAR VENTILATING SYS.	PNL-T41-P023	CS-3-1	○	本体	1C	簡易点検	
スイッチギヤ室換気系	SWGR室冷却水循環ポンプ(A)	HVAC-PMP-P2-5	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験	
スイッチギヤ室換気系	SWGR室冷却水循環ポンプ(B)	HVAC-PMP-P2-6	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10(A) 出口温度制御弁	TCV-T41-F005A	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10(B) 出口温度制御弁	TCV-T41-F005B	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験	
スイッチギヤ室換気系	SWGR冷却ユニット(WC2-3A)	HVAC-WC2-3A	(C/S 屋上)	○	本体	3Y	分解点検	
スイッチギヤ室換気系	SWGR冷却ユニット(WC2-3B)	HVAC-WC2-3B	(C/S 屋上)	○	本体	3Y	分解点検	
スイッチギヤ室換気系	SWGR冷却ユニット(WC2-4A)	HVAC-WC2-4A	(C/S 屋上)	○	本体	3Y	分解点検	
スイッチギヤ室換気系	SWGR冷却ユニット(WC2-4B)	HVAC-WC2-4B	(C/S 屋上)	○	本体	3Y	分解点検	
バッテリー室換気系	バッテリー室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-12A	(C/S 屋上)	○	電動機	5C	特性試験	
						10Y	分解点検	
					本体	1Y	簡易点検	
バッテリー室換気系	バッテリー室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-12B	(C/S 屋上)	○	電動機	5C	特性試験	
						10Y	分解点検	
					本体	1Y	簡易点検	
バッテリー室換気系	バッテリー室排風機(A)	HVAC-E2-11A	CS-2-2	○	電動機	5C	特性試験	
					本体	1Y	簡易点検	
バッテリー室換気系	バッテリー室排風機(B)	HVAC-E2-11B	CS-2-2	○	電動機	5C	特性試験	
					本体	1Y	簡易点検	
バッテリー室換気系	E2-11(A) 出口ダクト	DMP-A0-T41-F054	CS-2-2	○	本体	1C	機能・性能試験	
バッテリー室換気系	E2-11(B) 出口ダクト	DMP-A0-T41-F055	CS-2-2	○	本体	1C	機能・性能試験	
バッテリー室換気系	HVAC BATTERY ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P022	CS-3-1	○	本体	1C	簡易点検	
直流電源設備	直流 125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	RB-B1-1	○	本体	3C	特性試験	
直流電源設備	直流 125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	RB-4-1	○	本体	3C	特性試験	
直流電源設備	直流 250V 蓄電池	250V DC BATTERY	TB-1-13	○	本体	1Y	特性試験	
直流電源設備	直流 125V 蓄電池(2A)	125V DC 2A BATTERY	CS-1-1	○	本体	1Y	特性試験	
直流電源設備	直流 125V 蓄電池(2B)	125V DC 2B BATTERY	CS-1-7 CS-1-8	○	本体	1Y	特性試験	

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (13/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
直流電源設備	直流 125V 蓄電池 (HPCS)	125V DC HPCS BATTERY	CS-1-2	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 250V 充電器 (常用, 予備)	250V DC BATT. CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 125V 充電器 (2A)	125V DC 2A BATT. CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 125V 充電器 (2B)	125V DC 2B BATT. CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 125V 充電器 (HPCS)	125V DC HPCS BATT. CHARGER	CS-1-4	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 250V タービン配電盤	250V DC TURB DIST CTR	CS-1-3	○	本体	3C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 配電盤 (2A)	125V DC DIST CTR 2A	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 配電盤 (2B)	125V DC DIST CTR 2B	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 配電盤 (HPCS)	125V DC DIST CTR HPCS	CS-1-4	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-1)	125V DC DIST PNL 2A-1	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-2)	125V DC DIST PNL 2A-2	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2B-1)	125V DC DIST PNL 2B-1	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2B-2)	125V DC DIST PNL 2B-2	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-2-1)	125V DC DIST PNL 2A-2-1	CS-B2-1	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2B-2-1)	125V DC DIST PNL 2B-2-1	CS-1-5	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (HPCS)	125V DC DIST PNL HPCS	CS-1-4	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 分電盤 (2A)	24V DC DIST PNL 2A	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 分電盤 (2B)	24V DC DIST PNL 2B	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 充電器 (2A)	24V DC 2A BATT. CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 充電器 (2B)	24V DC 2B BATT. CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 蓄電池 (2A)	24V DC 2A BATTERY	CS-1-6	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 蓄電池 (2B)	24V DC 2B BATTERY	CS-1-8	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2A-1)	PNL-LCP-177	CS-1-3	○	本体	10Y	外観点検
直流電源設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2A-2)	PNL-LCP-178	CS-1-3	○	本体	10Y	外観点検
直流電源設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2B-1)	PNL-LCP-179	CS-1-3	○	本体	10Y	外観点検
燃料ガス冷却浄化系	FPF/DEMIN. CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	RB-5-1	○	計装品	1Yc	特性試験
					本体	1Yc	機能・性能試験
燃料ガス冷却浄化系	FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002	RB-4-1	○	計装品	1Yc	特性試験
					本体	1Yc	外観点検
					継電器	15Y	簡易点検
燃料ガス冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46A	RB-5-1	○	伝送器	1Yc	特性試験
燃料ガス冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46B	RB-5-1	○	伝送器	1Yc	特性試験
燃料ガス冷却浄化系	FPC SKIMMER SURGE TANK LI	PNL-LCP-133	RB-6-2	○	液位指示計	1Yc	特性試験
燃料ガス冷却浄化系	FPC 再循環ポンプ (A)	FPC-PMP-C001A	RB-4-19	○	電動機	3Yc	分解点検
						1Yc	特性試験
					本体	4Yc	分解点検

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (14/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
燃料プールの冷却浄化系	FPC 再循環ポンプ (B)	FPC-PMP-C001B	RB-4-19	○	電動機	3Yc	分解点検
						1Yc	特性試験
					本体	4Yc	分解点検
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D(A) 出口弁	G41-102A (A0)	RB-4-6	○	駆動部	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
					本体	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D(B) 出口弁	G41-102B (A0)	RB-4-9	○	駆動部	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
					本体	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D(A) 出口流量制御弁	G41-FCV-11A	RB-4-6	○	駆動部	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
					本体	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
燃料プールの冷却浄化系	FPC F/D(B) 出口流量制御弁	G41-FCV-11B	RB-4-9	○	駆動部	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
					本体	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
燃料プールの冷却浄化系	FPC スキマーサージタンク補給水弁	7-18V71 (M0)	RB-5-1	○	駆動部	6Yc	特性試験
燃料プールの冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (スイッチ)	LSH-G41-N004	RB-5-6	○	本体	1Yc	特性試験
燃料プールの冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッチ)	LSL-G41-N005	RB-5-6	○	本体	1Yc	特性試験
燃料プールの冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL (スイッチ)	LSLL-G41-N006	RB-5-6	○	本体	1Yc	特性試験
燃料プールの冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (伝送器)	LT-G41-N100	RB-5-6	○	本体	1Yc	特性試験
燃料プールの冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ)	PSL-G41-N007A	RB-4-1	○	本体	1Yc	特性試験
燃料プールの冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ)	PSL-G41-N007B	RB-4-1	○	本体	1Yc	特性試験
燃料プールの冷却浄化系	FUEL POOL TEMP (検出器)	TE-G41-N015	SFP 内	○	本体	1Yc	特性試験
バリエーション交流電源設備	バリエーション交流分電盤	PNL-VITAL-AC-1	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
バリエーション交流電源設備	バリエーション交流分電盤 2	PNL-VITAL-AC-2	CS-1-5	○	本体	9C	特性試験
バリエーション交流電源設備	バリエーション交流電源装置	PNL-SUPS	CS-1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-43	RB-5-1	○	伝送器	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-44	RB-5-14	○	伝送器	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A) ヒータ制御盤	PNL-LCP-122	RB-5-14	○	本体	15C	簡易点検
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B) ヒータ制御盤	PNL-LCP-125	RB-5-14	○	本体	15C	簡易点検
非常用ガス再循環系	FRVS 排風機 (A)	HVAC-E2-13A	RB-5-14	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ガス再循環系	FRVS 排風機 (B)	HVAC-E2-13B	RB-5-14	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A) フィルタ	FRVS-FLT-A	RB-5-14	○	本体	13M	開放点検
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B) フィルタ	FRVS-FLT-B	RB-5-14	○	本体	13M	開放点検

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (15/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A)入口ダンプ	SB2-5A(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B)入口ダンプ	SB2-5B(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(A)出口ダンプ	SB2-7A(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
非常用ガス再循環系	FRVS トレイン(B)出口ダンプ	SB2-7B(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
非常用ガス再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁(A)	SB2-12A(A0)	RB-5-14	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
非常用ガス再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁(B)	SB2-12B(A0)	RB-5-14	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
非常用ガス再循環系	FRVS 循環ダンプ (SB2-13A)	SB2-13A(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
非常用ガス再循環系	FRVS 循環ダンプ (SB2-13B)	SB2-13B(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-909A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-909B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-910A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-910B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (16/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-116	RB-5-14	○	本体	15C	簡易点検
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-119	RB-5-14	○	本体	15C	簡易点検
非常用ガス処理系	SGTS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-47	RB-5-14	○	伝送器	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-48	RB-5-14	○	伝送器	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS 排風機(A)	HVAC-E2-10A	RB-5-14	○	電動機	78M	分解点検
					本体	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ガス処理系	SGTS 排風機(B)	HVAC-E2-10B	RB-5-14	○	電動機	78M	分解点検
					本体	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)フィルタ	SGTS-FLT-A	RB-5-14	○	本体	13M	開放点検
						1C	機能・性能試験
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)フィルタ	SGTS-FLT-B	RB-5-14	○	本体	13M	開放点検
						1C	機能・性能試験
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)入口ダンパ	SB2-9A(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
1C	機能・性能試験						
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)入口ダンパ	SB2-9B(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
1C	機能・性能試験						
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(A)出口ダンパ	SB2-11A(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
1C	機能・性能試験						
非常用ガス処理系	SGTS トレイン(B)出口ダンパ	SB2-11B(A0)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
1C	機能・性能試験						
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-950A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-950B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-951A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-951B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	TE-26-30.1A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-30.1B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (17/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス処理系	SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ガス再循環系/非常用ガス処理系	FRVS-SGTS(A)HEATER CONT. PNL	LCP-133	RB-5-14	○	計装品	1C	特性試験
非常用ガス再循環系/非常用ガス処理系	FRVS-SGTS(B)HEATER CONT. PNL	LCP-134	RB-5-14	○	計装品	1C	特性試験
非常用ガス再循環系/非常用ガス処理系	FRVS SGTS 系入口ダクト (SB2-4A)	SB2-4A (A0)	RB-5-1	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ガス再循環系/非常用ガス処理系	FRVS SGTS 系入口ダクト (SB2-4B)	SB2-4B (A0)	RB-5-1	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 制御盤	DGCP/2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C シコン整流器盤	PNL-DG-SR-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 交流リアクトル盤	PNL-ACX-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C シコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 可飽和変流器	PNL-SCT-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C INST. RACK	R-56	CS-B1-5	○	計装品	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK	R-65	CS-B1-5	○	計装品	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	2C ディーゼル発電機/機関	GEN-DG-2C/DGU-2C	CS-B1-5	○	発電機	91M	分解点検
						1C	特性試験
						26M	簡易点検
					機関	13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ (L側)	DG-2C-AE-FLT-INTAKE-L	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ (R側)	DG-2C-AE-FLT-INTAKE-R	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 潤滑油ポンプタンク	DG-VSL-2C-DGL0-1	CS-B2-5	○	本体	1C	外観点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C シンク油タンク	DG-VSL-2C-DGL0-2	CS-B1-5	○	本体	1Y	漏えい試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 機関ベント管	7-8-DGL0-113	(C/S 屋上)	○	本体	8C	外観点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 潤滑油ポンプタンクベント管	7-6-DGL0-125	(C/S 屋上)	○	-	-	-
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 燃料油タンク (燃料タンク)	DG-VSL-2C-D0-1	CS-B1-8	○	本体	1C	漏えい試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 燃料油タンクベント管	3-11/4-D0-120	(C/S 屋上)	○	-	-	-
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 始動用電磁弁 (No.1)	3-14E147D-1	CS-B1-5	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 始動用電磁弁 (No.2)	3-14E147D-2	CS-B1-5	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
非常用ディーゼル発電設備	燃料タンク液面レベルスイッチ (2C)	DG-LITS-105	CS-B1-8	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (18/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 制御盤	DGCP/2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 交流リアクトル盤	PNL-ACX-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 可飽和変流器	PNL-SCT-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D INST. RACK	R-52	CS-B1-3	○	計装品	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK	R-64	CS-B1-3	○	計装品	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電設備	2D ディーゼル発電機/機関	GEN-DG-2D/DGU-2D	CS-B1-3	○	発電機	91M	分解点検
						1C	特性試験
						26M	簡易点検
						13M	簡易点検
					機関	1C	機能・性能試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ (L側)	DG-2D-AE-FLT-INTAKE-L	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ (R側)	DG-2D-AE-FLT-INTAKE-R	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 潤滑油サブタンク	DG-VSL-2D-DGL0-1	CS-B2-3	○	本体	1C	外観点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D シンター油タンク	DG-VSL-2D-DGL0-2	CS-B1-3	○	本体	1Y	漏えい試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 機関ベント管	7-8-DGL0-13	(C/S 屋上)	○	本体	8C	外観点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 潤滑油サブタンクベント管	7-6-DGL0-25	(C/S 屋上)	○	-	-	-
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 燃料油タンク (燃料タンク)	DG-VSL-2D-DO-1	CS-B1-6	○	本体	1C	漏えい試験
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 燃料油タンクベント管	3-11/4-DO-20	(C/S 屋上)	○	-	-	-
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 始動用電磁弁 (No. 1)	3-14-E47D-1	CS-B1-3	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 始動用電磁弁 (No. 2)	3-14-E47D-2	CS-B1-3	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
非常用ディーゼル発電設備	燃料タンク液面レベルスイッチ (2D)	DG-LITS-5	CS-B1-6	○	本体	1C	特性試験
非常用ディーゼル発電機海水系	DGSW ポンプ (2C)	DGSW-PMP-2C	(取水口)	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ディーゼル発電機海水系	DGSW ポンプ (2D)	DGSW-PMP-2D	(取水口)	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心スレーブ系ディーゼル発電設備	DG HPCS 制御盤	DGCP/2H	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スレーブ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スレーブ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スレーブ系ディーゼル発電設備	HPCS DG シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (19/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 交流リアクトル盤	PNL-ACX-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG シコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 可飽和変流器盤	PNL-SCT-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	DG HPCS INST. RACK	R-60	CS-B1-4	○	圧力スイッチ	1C	特性試験
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK	R-66	CS-B1-4	○	伝送器, 圧力スイッチ	1C	特性試験
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS ディーゼル発電機/機関	GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS	CS-B1-4	○	発電機	91M	分解点検
						1C	特性試験
					機関	26M	簡易点検
						13M	簡易点検
					1C	機能・性能試験	
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ (L側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-L	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ (R側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-R	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 潤滑油ポンプタンク	DG-VSL-HPCS-DGL0-1	CS-B2-4	○	本体	1C	外観点検
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG シリンダ-油タンク	DG-VSL-HPCS-DGL0-2	CS-B1-4	○	本体	1Y	漏えい試験
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 機関ベント管	7-8-DGL0-213	(C/S 屋上)	○	本体	8C	外観点検
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 潤滑油ポンプタンクベント管	7-6-DGL0-225	(C/S 屋上)	○	-	-	-
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 燃料油タンク (燃料ディタンク)	DG-VSL-HPCS-DO-1	CS-B1-7	○	本体	1C	漏えい試験
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 燃料油タンクベント管	3-11/4-DO-220	(C/S 屋上)	○	-	-	-
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁 (No. 1)	3-14E247D-1	CS-B1-4	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁 (No. 2)	3-14E247D-2	CS-B1-4	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備	燃料ディタンク液面レベルスイッチ (HPCS)	DG-LITS-205	CS-B1-7	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機海水系	HPCS-DGSW ポンプ	DGSW-PMP-HPCS	(取水口)	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ディーゼル室換気系	DG 2C ルーフベントファン	PV2-10	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ディーゼル室換気系	DG 2C ルーフベントファン	PV2-11	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ディーゼル室換気系	DG 2D ルーフベントファン	PV2-6	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ディーゼル室換気系	DG 2D ルーフベントファン	PV2-7	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ディーゼル室換気系	DG HPCS ルーフベントファン	PV2-8	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ディーゼル室換気系	DG HPCS ルーフベントファン	PV2-9	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入タンク (A)	A0-T41-F060A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入タンク (B)	A0-T41-F060B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入タンク (C)	A0-T41-F060C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (20/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況			
					点検部位	周期	保全内容	
デイズル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F060D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (E)	A0-T41-F060E	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (F)	A0-T41-F060F	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F061A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F061B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F061C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2D DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F061D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HVAC D/G 2D EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P008	CS-B1-3	○	本体	1C	簡易点検	
デイズル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F062A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F062B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F062C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F062D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F063A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F063B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F063C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F063D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P009	CS-B1-4	○	本体	1C	簡易点検	
デイズル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F064A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F064B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F064C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F064D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (A)	A0-T41-F065A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (B)	A0-T41-F065B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (C)	A0-T41-F065C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	2C DG 室外気取入ダクト (D)	A0-T41-F065D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検	
						1C	機能・性能試験	
デイズル室換気系	HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P010	CS-B1-5	○	本体	1C	簡易点検	
デイズル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ (A)	D0-PMP-A	(屋外)	○	電動機	78M	分解点検	
						本体	39M	分解点検
							1C	簡易点検

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (21/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
ディーゼル発電機 燃料油系	燃料移送ポンプ (B)	D0-PMP-B	(屋外)	○	電動機	78M	分解点検
					本体	39M	分解点検
						1C	簡易点検
ディーゼル発電機 燃料油系	燃料移送ポンプ (C)	D0-PMP-C	(屋外)	○	電動機	78M	分解点検
					本体	39M	分解点検
						1C	簡易点検
ディーゼル発電機 燃料油系	軽油貯蔵タンク	-	(屋外)	○	本体	10Y	開放点検
						1Y	漏えい試験
プロセス放射線モニタ系	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003A	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003C	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003D	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (A) (検出器)	D17-N009A	CS-3-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (B) (検出器)	D17-N009B	CS-3-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (C) (検出器)	D17-N009C	CS-3-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋排気筒モニタ (D) (検出器)	D17-N009D	CS-3-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A) (検出器)	D17-N300A	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B) (検出器)	D17-N300B	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C) (検出器)	D17-N300C	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D) (検出器)	D17-N300D	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (A) ブリアンプ	RAM-D17-K020A	TB-1-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (B) ブリアンプ	RAM-D17-K020B	TB-1-2	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (A) (検出器)	D17-N002A	TB-B1-1	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP (B) (検出器)	D17-N002B	TB-B1-1	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (A) ブリアンプ	RAM-D17-K030A	RW-2-11	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (B) ブリアンプ	RAM-D17-K030B	RW-2-11	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (A) (検出器)	D17-N022A	RW-2-11	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE TREATMENT (B) (検出器)	D17-N022B	RW-2-11	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT (A) ブリアンプ	RAM-D17-K500A	RW-2-3	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT (B) ブリアンプ	RAM-D17-K500B	RW-2-3	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011	RW-2-3	○	本体	1C	機能・性能試験
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011-1	RW-2-3	○	-	-	-
プロセス放射線モニタ系	OFF GAS PRE HOLD UP LINEAR (検出器)	D17-N021	TB-B1-1	○	本体	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	光変換器盤収納盤	D17-P112	CS-B1-1	○	-	-	-
プロセス放射線モニタ系	光変換器盤収納盤	-	スタッグ建屋	○	-	-	-
プロセス放射線モニタ系	排気筒モニタ盤	D17-P012	スタッグ建屋	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (22/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
プロセス放射線モニタ系	主排気筒モニタリングシステム(A)	D17-P101A	スタック建屋	○	検出器	1C	特性試験
プロセス放射線モニタ系	主排気筒モニタリングシステム(B)	D17-P101B	スタック建屋	○	検出器	1C	特性試験
ほう酸水注入系	SLC 計装装置	H22-P011	RB-5-3	○	計装品	1C	特性試験
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ(A)	SLC-PMP-C001A	RB-5-3	○	電動機	1C	特性試験
					本体	130M	機能・性能試験
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ(B)	SLC-PMP-C001B	RB-5-3	○	電動機	1C	特性試験
					本体	130M	機能・性能試験
ほう酸水注入系	ほう酸水貯蔵タンク	SLC-VSL-A001	RB-5-3	○	本体	130M	開放点検
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁(A)	C41-F001A(M0)	RB-5-3	○	駆動部	156M	分解点検
					本体	4C	特性試験
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁(B)	C41-F001B(M0)	RB-5-3	○	駆動部	130M	分解点検
					本体	4C	特性試験
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁(A)	C41-F004A	RB-5-3	○	本体	26M	分解点検
					本体	2C	機能・性能試験
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁(B)	C41-F004B	RB-5-3	○	本体	26M	分解点検
					本体	2C	機能・性能試験
ほう酸水注入系	SLC 逆止弁パイパス弁	C41-FF004(A0)	RB-3-2	○	駆動部	10C	簡易点検
						52M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						52M	分解点検
ほう酸水注入系	SLC PUMP DISCH PRESS (伝送器)	PT-C41-N004	RB-5-3	○	本体	1C	特性試験
					電動機	52M	分解点検
補機冷却海水系	ASW ポンプ(A)	ASW-PMP-A	(取水口)	○	電動機	1C	特性試験
					本体	39M	分解点検
						13M	簡易点検
補機冷却海水系	ASW ポンプ(B)	ASW-PMP-B	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
					本体	1C	特性試験
						39M	分解点検
補機冷却海水系	ASW ポンプ(C)	ASW-PMP-C	(取水口)	○	電動機	13M	簡易点検
					本体	52M	分解点検
						1C	特性試験
補機冷却海水系	ASW ポンプ(C)	ASW-PMP-C	(取水口)	○	電動機	39M	分解点検
					本体	13M	簡易点検
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N029A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N029B	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N029C	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N029D	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N030A	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N030B	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N030C	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N030D	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N031A	RB-2-1	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (23/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N031B	RB-2-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N031C	RB-2-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N031D	RB-2-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N039A	TB-1-15	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N039B	TB-1-15	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N039C	TB-1-15	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N039D	TB-1-15	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N040A	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N040B	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N040C	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N040D	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N041A	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N041B	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N041C	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N041D	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N042A	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N042B	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N042C	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N042D	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N043A	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N043B	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N043C	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N043D	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N044A	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N044B	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N044C	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N044D	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N045A	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N045B	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N045C	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N045D	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N046A	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N046B	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (24/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N046C	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N046D	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N047A	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N047B	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N047C	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N047D	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	核分裂生成物モータ系ポンプリンク弁	E31-F010A(A0)	RB-3-2	○	駆動部	52M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	52M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
漏えい検出系	核分裂生成物モータ系ポンプリンク弁	E31-F010B(A0)	RB-B1-1	○	駆動部	52M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	52M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
漏えい検出系	核分裂生成物モータ系ポンプリンク弁	E31-F011A(A0)	RB-3-2	○	駆動部	52M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	52M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
漏えい検出系	核分裂生成物モータ系ポンプリンク弁	E31-F011B(A0)	RB-B1-1	○	駆動部	52M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	52M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
可燃性ガス濃度制御系	FCS ヒータ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS ヒータ制御盤(B)	PNL-FCS-HEATER-B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS(A)系統流量計装	-	RB-3-1	○	伝送器	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS(B)系統流量計装	-	RB-3-2	○	伝送器	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS ブロー(A)	FCS-HVA-T49-BLOWER-A	RB-3-1	○	電動機	104M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	65M	分解点検
						1C	漏えい試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS ブロー(B)	FCS-HVA-T49-BLOWER-B	RB-3-2	○	電動機	104M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	65M	分解点検
						1C	漏えい試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS 再結合器(A)	FCS-HEX-1A	RB-3-1	○	本体	130M	開放点検
						1C	漏えい試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS 再結合器(B)	FCS-HEX-1B	RB-3-2	○	本体	130M	開放点検
						1C	漏えい試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS 加熱器(A)	FCS-HEX-HTR-A	RB-3-1	○	本体	130M	開放点検
						1C	漏えい試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS 加熱器(B)	FCS-HEX-HTR-B	RB-3-2	○	本体	130M	開放点検
						1C	漏えい試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS (A)冷却器冷却水元弁	E12-FF104A(M0)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						2C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (25/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
可燃性ガス濃度制御系	FCS (B) 冷却器冷却水元弁	E12-FF104B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
2C	機能・性能試験						
可燃性ガス濃度制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
						2C	機能・性能試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
						2C	機能・性能試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS 入口制御弁	FV-1A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
可燃性ガス濃度制御系	FCS 入口制御弁	FV-1B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
可燃性ガス濃度制御系	FCS 再循環制御弁	FV-2A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
可燃性ガス濃度制御系	FCS 再循環制御弁	FV-2B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
可燃性ガス濃度制御系	FCS (A) 系入口管隔離弁	2-43V-1A(MO)	RB-2-8	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS (B) 系入口管隔離弁	2-43V-1B(MO)	RB-2-3	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS (A) 系出口弁	2-43V-2A(MO)	RB-1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS (B) 系出口弁	2-43V-2B(MO)	RB-1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS (A) 系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)	RB-1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
可燃性ガス濃度制御系	FCS (B) 系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)	RB-1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
可燃性ガス濃度制御系	プッロ(A) 入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (26/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
可燃性ガス濃度制御系	ブロー(B)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	加熱管 2/3 位置(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-4A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	加熱管 2/3 位置(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-4B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	加熱管(A)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	加熱管(B)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	加熱管(A)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	加熱管(B)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	再結合(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-7A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	再結合(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-7B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	再結合器(A)壁温度(検出器)	TE-T49-8A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	再結合器(B)壁温度(検出器)	TE-T49-8B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	再循環(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-9A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ガス濃度制御系	再循環(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-9B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC DIV-I 計装パック	H22-P017	RB-B1-1	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC DIV-II 計装パック	H22-P029	RB-B1-2	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC TURBINE CONTROL BOX	LCP-105	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	FI-E51-N002 計器収納箱	-	RB-B2-10	○	指示計	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC ポンプ/タービン	RCIC-PMP-C001/TBN-RCIC-C002	RB-B2-10	○	ポンプ	65M	分解点検
					タービン	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	RCIC 真空ポンプ	RCIC-PMP-VAC	RB-B2-17	○	電動機	65M	分解点検
					本体	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	RCIC 復水ポンプ	RCIC-PMP-COND	RB-B2-17	○	電動機	65M	分解点検
					本体	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	油圧作動弁 ガバナ弁	GOVERNING VALVE	RB-B2-10	○	駆動部, 弁	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	ガバナ	-	RB-B2-10	○	本体	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	RCIC トリップ/スロットル弁	E51-C002 (MO)	RB-B2-10	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						130M	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉隔離時冷却系	RCIC 注入弁	E51-F013 (MO)	RB-4-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	7Y	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (27/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉隔離時冷却系	RCIC ミニポンプ	E51-F019 (M0)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉隔離時冷却系	RCIC ボンプサブプレッションバルブ水供給弁	E51-F031 (M0)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 蒸気供給弁	E51-F045 (M0)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉隔離時冷却系	RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁	E51-F046 (M0)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉隔離時冷却系	RCIC 外側隔離弁	E51-F064 (M0)	RB-3-6	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	7Y	分解点検
						65M	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉隔離時冷却系	RCIC ケーボン排気弁	E51-F068 (M0)	RB-B1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉隔離時冷却系	RCIC 真空ポンプ 出口弁	E51-F069 (M0)	RB-B1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉隔離時冷却系	RCIC 弁 (E51-F045) バイパス弁	E51-F095 (M0)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉隔離時冷却系	RCIC 弁 (E51-F065) 均圧弁	E51-FF008 (A0)	RB-4-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						65M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						65M	分解点検
1C	機能・性能試験						
原子炉隔離時冷却系	PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ)	PSH-E51-N020	RB-B2-10	○	本体	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	PUMP DISCHARGE H/L FLOW (伝送器)	FT-E51-N002	RB-B2-10	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (28/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉隔離時冷却系	RCIC PUMP DISCHARGE FLOW (伝送器)	FT-E51-N003	RB-B2-10	○	本体	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 蒸気入口ドレンボット排水弁	E51-F025 (A0)	RB-B2-10	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F004 (A0)	RB-B2-17	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F005 (A0)	RB-B2-17	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉建屋換気系	HPCS ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-1 (吸気口)	RB-B2-19	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉建屋換気系	HPCS ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-2 (吸気口)	RB-B2-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉建屋換気系	LPCS ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-3 (吸気口)	RB-B2-13	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉建屋換気系	RCIC ポンプ・タービン室空調機	HVAC-AH2-4 (吸気口)	RB-B2-17	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
原子炉建屋換気系	RHR (B)ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-5 (吸気口)	RB-B2-3	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉建屋換気系	RHR (C)ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-6 (吸気口)	RB-B2-6	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉建屋換気系	RHR (A)ポンプ 室空調機	HVAC-AH2-7 (吸気口)	RB-B2-7	○	電動機	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						65M	分解点検
						2C	簡易点検
1C	機能・性能試験						
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離タンク (通常系)	SB2-1A (A0)	CS-3-1	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					アキュムレータ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離タンク (通常系)	SB2-1B (A0)	CS-3-1	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					アキュムレータ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (29/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ダクト	SB2-1C (A0)	CS-3-1	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					アキュムレータ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ダクト	SB2-1D (A0)	CS-3-1	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					アキュムレータ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ダクト (通常系)	SB2-2A (A0)	CS-3-2	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					アキュムレータ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ダクト (通常系)	SB2-2B (A0)	CS-3-2	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					アキュムレータ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ダクト	SB2-2C (A0)	CS-3-3	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					アキュムレータ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ダクト	SB2-2D (A0)	CS-3-3	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					アキュムレータ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉再循環系	原子炉再循環系(A)計装ラック	H22-P022	RB-2-9	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉再循環系	原子炉再循環系(B)計装ラック	H22-P006	RB-2-8	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V1 (A0)	RB-3-6	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V2 (A0)	RB-3-5	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V3 (A0)	RB-3-6	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V4 (A0)	RB-3-5	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V5 (A0)	RB-3-6	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V6 (A0)	RB-3-5	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V7 (A0)	RB-3-6	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (30/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V8(A0)	RB-3-5	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉冷却材浄化系	CUW 外側隔離弁	G33-F004(M0)	RB-2-10	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	7Y	分解点検
						65M	簡易点検
1C	機能・性能試験						
高圧炉心スプレイ系	HPCS DIV-III計装ラック	H22-P024	RB-B1-2	○	伝送器	1C	特性試験
高圧炉心スプレイ系	HPCS ポンプ	HPCS-PMP-C001	RB-B2-18	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心スプレイ系	HPCS ポンプ 入口弁(CST側)	E22-F001(M0)	RB-B1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心スプレイ系	HPCS 注入弁	E22-F004(M0)	RB-3-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	7Y	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心スプレイ系	HPCS ミニロー弁	E22-F012(M0)	RB-B2-19	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心スプレイ系	HPCS ポンプ 入口弁(S/P側)	E22-F015(M0)	RB-B2-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
1C	機能・性能試験						
高圧炉心スプレイ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054A	CST-B1-1	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スプレイ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054B	CST-B1-1	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スプレイ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054C	CST-B1-1	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心スプレイ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054D	CST-B1-1	○	本体	1C	特性試験
低圧炉心スプレイ系	LPCS 計装ラック	H22-P001	RB-B1-1	○	伝送器	1C	特性試験
低圧炉心スプレイ系	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	RB-B2-12	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
低圧炉心スプレイ系	LPCS ポンプ 入口弁	E21-F001(M0)	RB-B2-12	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (31/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
低圧炉心スプレイ系	LPCS 注入弁	E21-F005 (MO)	RB-3-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	7Y	分解点検
					1C	機能・性能試験	
低圧炉心スプレイ系	LPCS ミンロー弁	E21-F011 (MO)	RB-B2-12	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	156M	分解点検
					78M	簡易点検	
中央制御室制御盤	プロセス放射線モニタ記録計盤	H13-P600	CS-2-1	○	本体	1C	外観点検
中央制御室制御盤	非常用炉心冷却系制御盤	H13-P601	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉補機制御盤	H13-P602	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉制御操作盤	H13-P603	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	プロセス放射線モニタ計装盤	H13-P604	CS-2-1	○	本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	TIP 制御盤	H13-P607	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	出力領域モニタ計装盤	H13-P608	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(A)継電器盤	H13-P609	CS-2-1	○	電磁接触器	10C	簡易点検
					継電器	5C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(B)継電器盤	H13-P611	CS-2-1	○	電磁接触器	10C	簡易点検
					継電器	5C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	プロセス計装盤	H13-P613	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	プロセス計装盤	H13-P617	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	残留熱除去系(B), (C)補助継電器盤	H13-P618	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	ジェットポンプ計装盤	H13-P619	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉隔離時冷却系継電器盤	H13-P621	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤	H13-P622	CS-2-1	○	継電器	5C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤	H13-P623	CS-2-1	○	継電器	5C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	高圧炉心スプレイ系継電器盤	H13-P625	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	自動減圧系(A)継電器盤	H13-P628	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系(A)補助継電器盤	H13-P629	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	自動減圧系(B)継電器盤	H13-P631	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	漏えい検出系操作盤	H13-P632	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ(A)操作盤	H13-P635	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (32/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
中央制御室制御盤	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ(B)操作盤	H13-P636	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	格納容器雰囲気監視系(A)操作盤	H13-P638	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	格納容器雰囲気監視系(B)操作盤	H13-P639	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	漏えい検出系操作盤	H13-P642	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	サブレーションプール温度記録計盤(A)	H13-P689	CS-2-1	○	操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	外観点検
中央制御室制御盤	サブレーションプール温度記録計盤(B)	H13-P690	CS-2-1	○	操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	外観点検
中央制御室制御盤	原子炉保護系(1A)トリップユニット盤	H13-P921	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(1B)トリップユニット盤	H13-P922	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(2A)トリップユニット盤	H13-P923	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(2B)トリップユニット盤	H13-P924	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-I-1)トリップユニット盤	H13-P925	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-II-1)トリップユニット盤	H13-P926	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-I-2)トリップユニット盤	H13-P927	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	高圧炉心スプレイ系トリップユニット盤	H13-P929	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	所内電気操作盤	CP-1	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
中央制御室制御盤	タービン発電機操作盤	CP-2	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	タービン補機操作盤	CP-3	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	タービン補機盤	CP-4	CS-2-1	○	本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	室素置換-空調換気制御盤	CP-5	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系(A)操作盤	CP-6A	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系(B)操作盤	CP-6B	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	TURB. GEN TEST&CHECKOUT V. B	CP-7	CS-2-1	○	計装品	1C	特性試験
中央制御室制御盤	TURBINE GENERATOR V. B	CP-8	CS-2-1	○	計装品	1C	特性試験
中央制御室制御盤	タービン補機補助継電器盤	CP-9	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤	CP-10A	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤	CP-10B	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	予備変圧器保護リレー盤	CP-10C	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	タービン補機盤	CP-11	CS-2-1	○	本体	1C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (33/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
中央制御室制御盤	MSIV-LCS (A) 制御盤	CP-13	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	MSIV-LCS (B) 制御盤	CP-14	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	可燃性ガス濃度制御盤(A)	CP-15	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	可燃性ガス濃度制御盤(B)	CP-16	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	送・受電系統制御盤	CP-30	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	OFF GAS CHACOAL SYS. V. B	CP-31	CS-2-1	○	記録計	1C	特性試験
中央制御室制御盤	開閉所保護レール盤	CP-32	CS-2-1	○	継電器, 操作スイッチ, 電源装置等	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉廻り温度記録計盤	H13-P614	CS-2-1	○	本体	1C	特性試験
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P030	RB-3-1	○	前置増幅器	1C	特性試験
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P031	RB-3-2	○	前置増幅器	1C	特性試験
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P032	RB-3-1	○	前置増幅器	1C	特性試験
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P033	RB-3-2	○	前置増幅器	1C	特性試験
中性子計装系	TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	RB-2-8	○	継電器, 電磁接触器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中性子計装系	TIP N2 隔離弁	C51-S0-F010 (電磁弁)	RB-2-6	○	本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ステムレギュレーション弁(A)	E32-FF009A (MO)	RB-1-1	○	駆動部	4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ステムレギュレーション弁(B)	E32-FF009B (MO)	RB-1-2	○	駆動部	4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
ドライエール冷却系	ドライエール冷水入口隔離弁	7-90V13 (MO)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	外観点検
ドライエール冷却系	ドライエール冷水出口隔離弁	7-90V17 (MO)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	外観点検
不活性ガス系	PCV PRESS (A) (伝送器)	PT-26-79.51A	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
不活性ガス系	エアポンプ供給入口弁	2-26B-1 (A0)	RB-2-8	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
不活性ガス系	格納容器エアポンプ弁	2-26B-2 (A0)	RB-2-9	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						39M	分解点検
不活性ガス系	サブレーション・チェンバー真空破壊止め弁	2-26B-3 (A0)	RB-1-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (34/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
不活性ガス系	サブレクション・チェンバ-真空破壊止め弁	2-26B-4 (A0)	RB-1-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
不活性ガス系	サブレクション・チェンバ-バ-ジ弁	2-26B-5 (A0)	RB-1-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
不活性ガス系	サブレクション・チェンバ-N2ガス供給弁	2-26B-6 (A0)	RB-1-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
不活性ガス系	格納容器/サブレクション・チェンバ-N2ガス供給弁	2-26B-7 (A0)	RB-2-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
不活性ガス系	N2ガスバ-ジ供給弁	2-26B-8 (A0)	RB-2-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
不活性ガス系	格納容器N2ガス供給弁	2-26B-9 (A0)	RB-2-9	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
不活性ガス系	サブレクション・チェンバ-バ-ント弁	2-26B-10 (A0)	RB-1-2	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
不活性ガス系	サブレクション・チェンバ-バ-ント弁	2-26B-11 (A0)	RB-1-2	○	駆動部	10C	簡易点検
						13M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	13M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
不活性ガス系	ドライヘルバ-ント弁	2-26B-12 (A0)	RB-4-3	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
					1C	機能・性能試験	
不活性ガス系	原子炉建屋換気系バ-ント弁 (SB2-14)	2-26B-13 (A0)	RB-5-14	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
不活性ガス系	FRVSバ-ント弁 (SB2-3)	2-26B-14 (A0)	RB-5-14	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
					1C	機能・性能試験	

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (35/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
不活性ガス系	ドライヴェル 2インチ ベント弁	2-26V9 (AO)	RB-4-3	○	駆動部	10C	簡易点検
						130M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						130M	分解点検
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81 (電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82 (電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83 (電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84 (電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85 (電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86 (電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V87 (電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V88 (電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V89 (電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V90 (電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	ドライヴェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V91 (電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ガス系	PCV PRESS (B) (伝送器)	PT-26-79.51B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
不活性ガス系	PCV PRESS	PT-26-79.53	RB-3-1	○	伝送器	1C	特性試験
不活性ガス系	PCV PRESS (伝送器)	PT-26-79.5R	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
不活性ガス系	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A	RB-1-1	○	本体	1C	特性試験
不活性ガス系	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B	RB-1-2	○	本体	1C	特性試験
不活性ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-26-79.5R	RB-B2-6	○	本体	1C	特性試験
不活性ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A	RB-B2-13	○	本体	1C	特性試験
不活性ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79.5B	RB-B2-6	○	本体	1C	特性試験
事故時シャブリング系	D/W内シャブリングパイプ弁	V25-1008 (電磁弁)	RB-3-1	○	-	-	-
試料採取系	格納容器酸素分析系シャブリング弁	25-51A1 (電磁弁)	RB-4-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系シャブリング弁	25-51A2 (電磁弁)	RB-4-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系シャブリング弁	25-51B1 (電磁弁)	RB-3-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系シャブリング弁	25-51B2 (電磁弁)	RB-3-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系シャブリング弁	25-51C1 (電磁弁)	RB-2-3	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系シャブリング弁	25-51C2 (電磁弁)	RB-2-3	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系シャブリング弁	25-51D1 (電磁弁)	RB-1-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (36/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
試料採取系	格納容器酸素分析系サブリング弁	25-51D2(電磁弁)	RB-1-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	PLR 炉水サブリング弁 (外側隔離弁)	B35-F020(A0)	RB-3-2	○	駆動部	5C	簡易点検
						39M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						39M	分解点検
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器トレン系床トレン隔離弁 (外側)	G13-F129(A0)	RB-B1-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						143M	分解点検
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器トレン系床トレン隔離弁 (内側)	G13-F130(A0)	RB-B1-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						143M	分解点検
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器トレン系機器トレン隔離弁 (外側)	G13-F132(A0)	RB-B1-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						143M	分解点検
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器トレン系機器トレン隔離弁 (内側)	G13-F133(A0)	RB-B1-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						143M	分解点検
					本体	1C	機能・性能試験
						143M	分解点検
復水移送系	復水移送ポンプ(A)	MUW-PMP-CST-A	TB-B1-6	○	電動機	2C	特性試験
					本体	26M	簡易点検
復水移送系	復水移送ポンプ(B)	MUW-PMP-CST-B	TB-B1-6	○	電動機	2C	特性試験
					本体	26M	簡易点検
復水移送系	COND TRANS PUMP DISCH PRESS	PT-18-190.5	TB-B1-6	○	本体	1C	特性試験
復水移送系	CST (A) LEVEL (伝送器)	LT-18-190A	CST-B1-2	○	本体	1C	特性試験
復水移送系	CST (B) LEVEL (伝送器)	LT-18-190B	CST-B1-2	○	本体	1C	特性試験
気体廃棄物処理系	OFF GAS SYSTEM INST. RACK	PNL-LR-R-4	TB-1-4	○	本体	1C	外観点検
気体廃棄物処理系	OFF GAS PREHEATERS TEMP	TE-23-164	TB-1-8	○	-	-	-
気体廃棄物処理系	主蒸気式空気抽出器(A)出口弁	6-23V1(M0)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
気体廃棄物処理系	主蒸気式空気抽出器(B)出口弁	6-23V2(M0)	TB-1-8	○	本体	130M	分解点検
						156M	分解点検
気体廃棄物処理系	主蒸気式空気抽出器(B)出口弁	6-23V2(M0)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (37/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
気体廃棄物処理系	ワカ'ス'レヒ-タ(A)入口弁	6-23V5(A0)	TB-1-19	○	駆動部	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	ワカ'ス'レヒ-タ(B)入口弁	6-23V4(A0)	TB-1-17	○	駆動部	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排カ'ス'予熱器(A)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1A(A0)	TB-1-2	○	本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排カ'ス'予熱器(B)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1B(A0)	TB-1-6	○	本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排カ'ス'空気抽出器(A)入口弁	OGC-F019A(A0)	RW-1-4	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排カ'ス'空気抽出器(B)入口弁	OGC-F019B(A0)	RW-1-4	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排カ'ス'空気抽出器(A)再循環圧力制御弁	PCV-F051A	RW-1-4	○	本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排カ'ス'空気抽出器(B)再循環圧力制御弁	PCV-F051B	RW-1-4	○	本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排カ'ス'空気抽出器(A)入口弁	OGC-F103A(A0)	RW-1-4	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排カ'ス'空気抽出器(B)入口弁	OGC-F103B(A0)	RW-1-4	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER (A)	—	TB-1-19	○	本体	6C	特性試験
気体廃棄物処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER (B)	—	TB-1-17	○	本体	6C	特性試験
空気抽出系	第1段 SJAE (A) 空気入口弁	6-22V2(M0)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
空気抽出系	第1段 SJAE (B) 空気入口弁	6-22V3(M0)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	A0-7-119A	TB-1-8	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	A0-7-119B	TB-1-8	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ケ-ビ'ン'補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(A)第1段蒸気入口弁	6-7V31A(M0)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
ケ-ビ'ン'補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(A)第2段蒸気入口弁	6-7V31B(M0)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検

第1表 想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況 (38/38)

系統名称	機器名称	機器番号	区画 番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
タービン補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(B)第1段蒸気入口弁	6-7V32A(M0)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
タービン補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(B)第2段蒸気入口弁	6-7V32B(M0)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検

被水影響評価における防滴仕様の扱いと評価結果について

1. 概要

内部溢水影響評価においては、溢水評価対象設備のうち防滴仕様が確認されたものについては被水により機能喪失しないものとしており、防滴仕様の確認は、JIS等の規格に基づいた確認、又は当該設備の構造の観点（防滴、防水構造）から実施している。

以下に設備の防滴仕様及び実機の被水条件を考慮した対応について説明を行う。

2. 溢水影響評価対象設備の防滴仕様の確認について

被水影響評価において防滴仕様に期待している設備は、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」や「NEMA(National E.L.ectrical Manufactures Association)」で定められた保護等級を有しているか、保護等級は有していないものの構造上防滴仕様の有しているものである。しかし、実機での被水条件が各規格で定められた試験条件を超えるおそれがあることから、追加で被水試験を実施し機能喪失しないことを確認する。

各防滴仕様の詳細と、実機の被水条件を考慮した対応について第1表にまとめる。また、被水対策の実施例を第1図に、想定破損における被水影響評価の結果詳細を添付資料-5.2 第2表に示す。

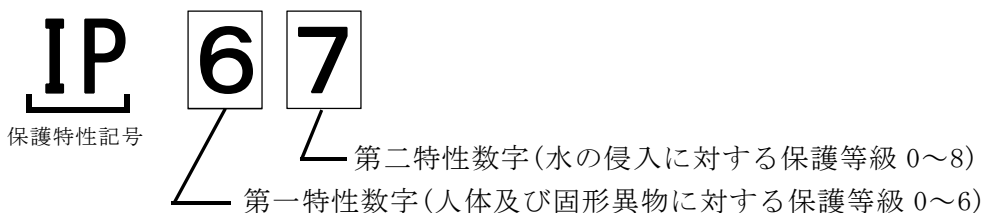
第 1 表 防滴仕様と実機被水条件を考慮した対応

防滴仕様	防滴仕様の程度	実機対応
IP65	<p>【防滴仕様詳細】 あらゆる方向からのノズルによる噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。</p> <p>【JIS 試験条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放水ノズルの内径:6.3mm ・放水率:毎分 12.5L ・被試験品までの距離:2.5m~3m ・最低試験時間:3分 	<p>被水源として考慮している系統の圧力及び配管口径を考慮した試験条件にて防滴試験を実施し、健全性を確認する。</p>
IP67	<p>【防滴仕様詳細】 規定の圧力及び時間で一時的に水中に沈めたとき、有害な影響を生じる量の水の浸入があってはならない。</p> <p>【JIS 試験条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外郭の上端から水面までの距離は 0.15m 下端から水面までの距離は 1m ・試験時間:30分 	<p>被水源として考慮している系統の圧力及び配管口径を考慮した試験条件にて防滴試験を実施し、健全性を確認する。</p>
NEMA-4	<p>【防滴仕様詳細】 ノズルによる噴流水によっても水の浸入があってはならない。</p> <p>【試験条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放水ノズルの内径:25mm ・放水率:毎分 240L ・被試験品までの距離:3m~3.5m 	<p>被水源として考慮している系統の圧力及び配管口径を考慮した試験条件にて防滴試験を実施し、健全性を確認する。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・シリコンシール ・溶接構造 	<p>継目部にシリコンシールを施工しており構造上防滴仕様を有している。</p> <p>溶接で密閉された構造であり防滴仕様を有している</p>	<p>被水源として考慮している系統の圧力及び配管口径を考慮した試験条件にて防滴試験を実施し、健全性を確認する。</p>

3. 防滴仕様について

3.1 保護等級

電気機器の防滴性能は、IEC 規格60529 に基づいて規定された、保護等級表示 = IP(International Protection)で表され、以下のような表記で第二特性の数字により定義される。



第 2 表 第二特性数字で示される水に対する保護等級

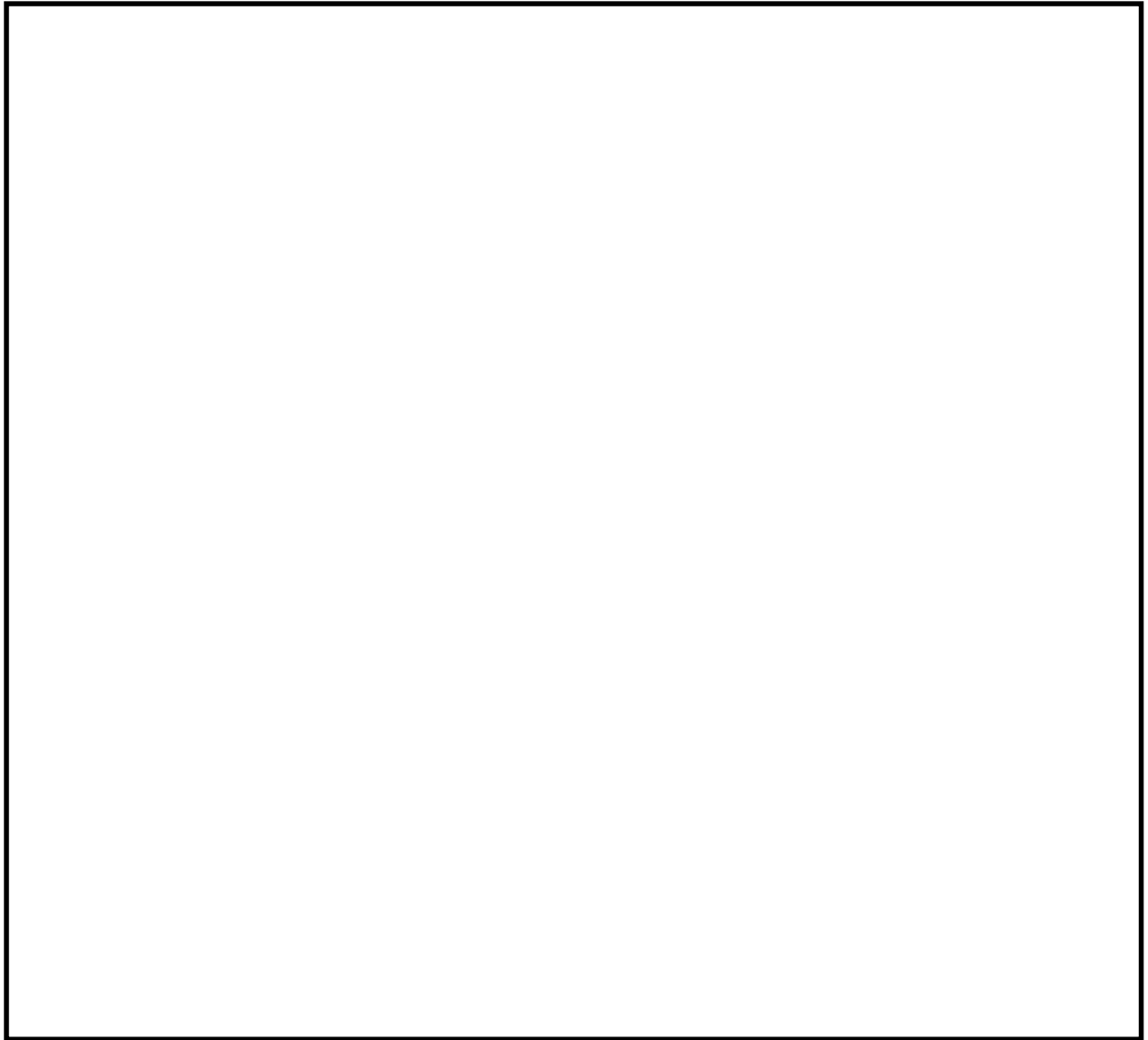
第二特性数字	保護等級		試験条件 適用試験箇条
	要約	定義	
0	無保護	-	-
1	鉛直に落下する水滴に対して保護する。	鉛直に落下する水滴によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14. 2. 1
2	15 度以内で傾斜しても鉛直に落下する水滴に対して保護する。	外郭が鉛直に対して両側に 15 度以内で傾斜したとき、鉛直に落下する水滴によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14. 2. 2
3	散水(spraying water)に対して保護する。	鉛直から両側に 60 度までの角度で噴霧した水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14. 2. 3
4	水の飛まつ(splashing water)に対して保護する。	あらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14. 2. 4
5	噴流(water jet)に対して保護する。	あらゆる方向からのノズルによる噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14. 2. 5
6	暴噴流(powerfull jet)に対して保護する。	あらゆる方向からのノズルによる強力なジェット噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14. 2. 6
7	水に浸しても影響がないように保護する。	規定の圧力及び時間で外郭を一時的に水中に沈めたとき、有害な影響を生じる量の水の浸入があってはならない。	14. 2. 7
8	潜水状態での使用に対して保護する。	関係者間で取り決めた数字 7 より厳しい条件下で外郭を継続的に水中に沈めたとき、有害な影響を生じる量の水の浸入があってはならない。	14. 2. 8

JIS C0920 「電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」より抜粋

なお、一部計装品の保護等級は米国の規格であるNEMA (National Electrical Manufacturers Association) 規格が適用されており、対応する IP コードについては、第3表に示す通りである。

第3表 NEMA 規格における保護等級

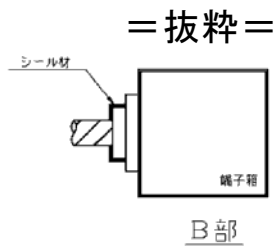
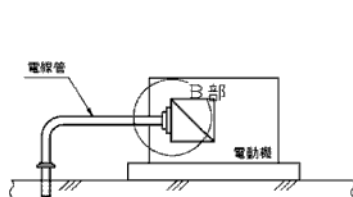
保 護 対 象	1	2	3	3R	3S	4	4X	5	6	6P	12 12K	13
偶発的な内部部品への接触防止												
落下塵埃からの保護												
循環大気中の浮遊粉塵類の堆積からの保護												
循環大気中の浮遊粉塵類からの保護												
吹き付けられる粉塵からの保護												
滴下および軽度の飛沫からの保護												
飛沫からの保護												
水および非腐食性潤滑剤の散水、 飛沫からの保護												
噴流からの保護												
雨、みぞれ、雪からの保護												
一時的水没からの保護												
継続的水没からの保護												
外部氷結後の機能の維持												
外部氷結時の機能の維持												
腐食からの保護												
参考となる IP コード (本文参照)	10	11	54	14	54	56	56	52	67	67	52	54



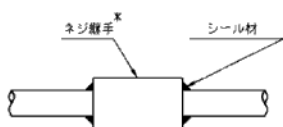
＜内部溢水影響評価ガイドの記載＞

2. 電線目

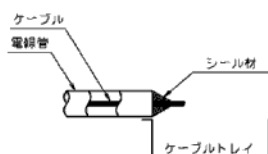
(1) 機器・計器との取合い



(2) 電線管相互の接続



(3) 電線管とトレイの接続



*：ネジなし継手（防水タイプ）の接続部のシール材は不要。

第1図 被水対策の実施例（弊社他プラント）

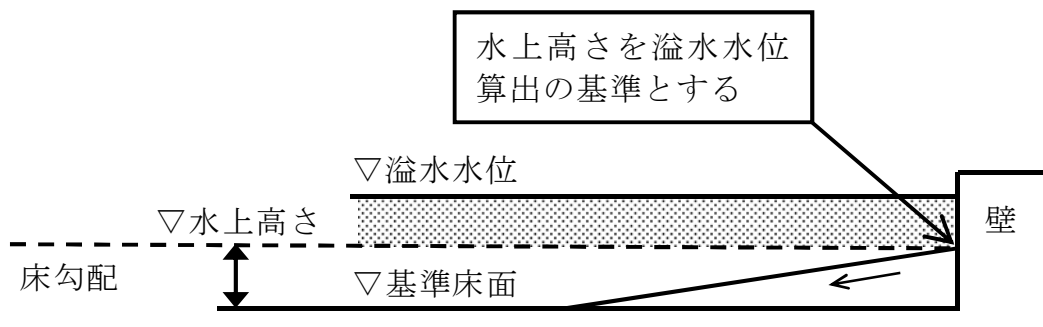
溢水影響評価における床勾配の考え方と評価の保守性について

1. 床勾配の考え方

機能喪失高さの設定にあたっては、水位に床勾配分を考慮している。

具体的には、溢水水位の評価において、床勾配の水上高さ（最高位置）分を評価区画全体の溢水水位に付加し、評価する水位が保守的となるように床勾配分に留まる水量を考慮せずに評価している。

第1図に示すとおり、床勾配（50mm）及び建築施工公差等を考慮し、水上高さ100mmを溢水水位算出の基準点とした。



第1図 溢水水位算出時の床勾配の考慮について

2. 没水影響評価における保守性について

2.1 水位の算出における保守性について

- (1) 溢水量を算出する際に、配管口径、配管長から算出される系統保有水量の計算値に対して、10%の裕度を確保している。
- (2) 滞留面積の算出においては、除外面積を考慮した算出面積に対して、30%の裕度を確保している。
- (3) 機能喪失高さの設定にあたっては、水位に床勾配分を考慮している。
- (4) 溢水防護区画内に設置されている床ドレンについては、溢水水位が高くなるように他の区画へ流出しない設定としている。

没水影響評価においては、以上のように保守性を確保しているが、更に次に記載するゆらぎ対策を実施する。

2.2 機能喪失高さのゆらぎ影響考慮について

没水影響評価において、判定基準（機能喪失高さ>溢水水位）は満足しているが、裕度が少ない防護対象設備があるため、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、想定される消火水の放水による溢水、地震による機器の破損等により生じる溢水による影響評価結果から、裕度が少ない対象機器の水面の揺らぎによる影響を検討した。この結果、発生した溢水については、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等により一時的な水位変動が生じることが考えられるため、防護対象設備の機能喪失高さは、発生した溢水水位に対して溢水の伝播経路による流況等も考慮し、一律 100mm の裕度を確保する設計とする。

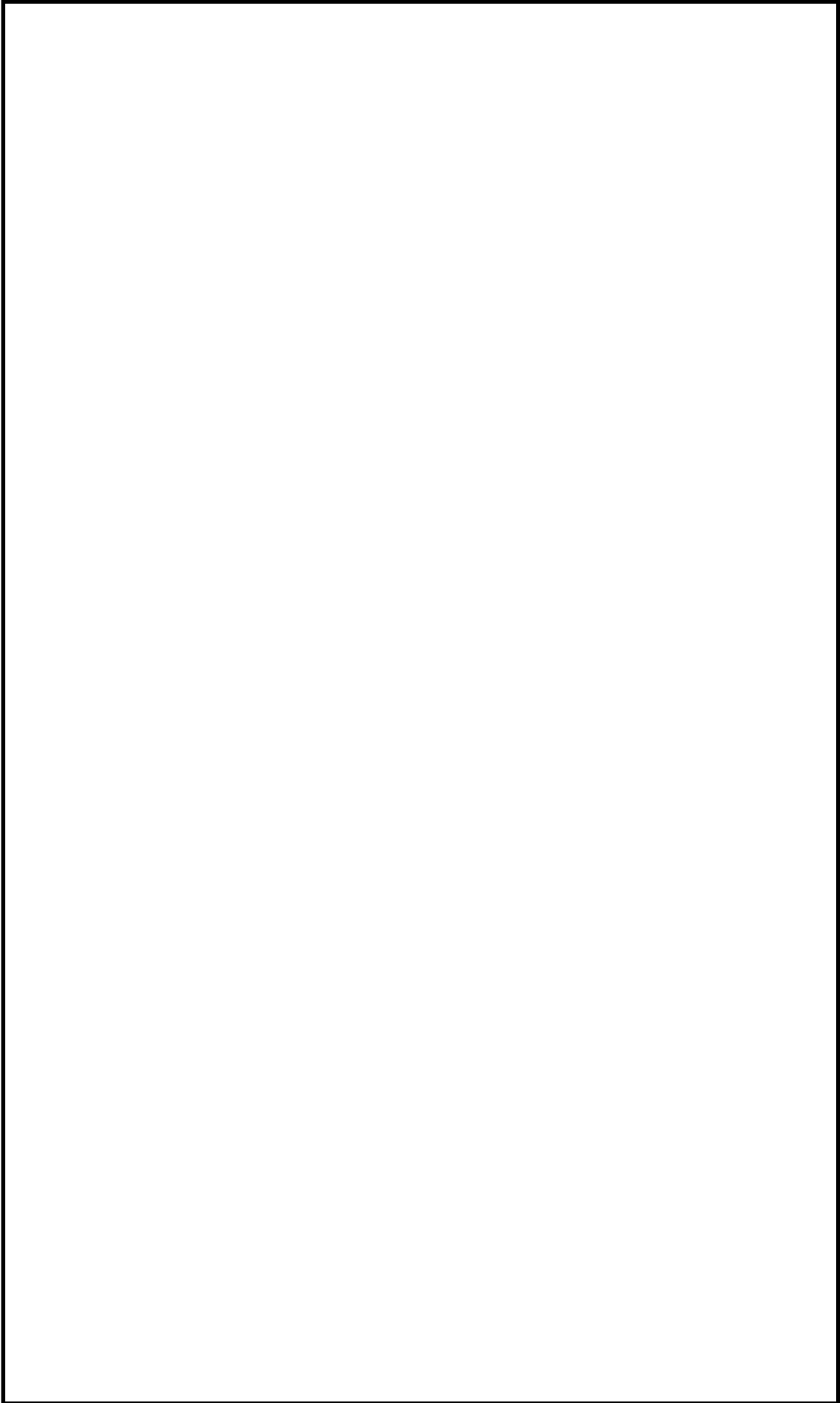
貫通部の止水対策について

壁貫通部については、止水対策が必要となる箇所に対して、シール材施工及びブーツラバー施工を実施することとしており、これらの止水対策が所定の耐水圧性能を有することを確認している。また、シール材の選定においては、可能な限り火災荷重への影響を低減することを考慮している。貫通部止水対策の施工例を第1図に、実際の止水処置例を第2図に示す。

工例を第1図に、実際の止水処置例を第2図に示す。

貫通部 仕様	施工例	
	断面図	正面図
低温配管		
高温配管		
電線管等		

第1図 貫通部止水対策（施工例）



第2図 配管貫通部等の止水処置（例）

貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

貫通部止水対策と使用するシール材及びラバーブーツの止水性能及び耐震性を性能試験等で確認する。

1. シール材，ラバーブーツ及びモルタルの止水性能について

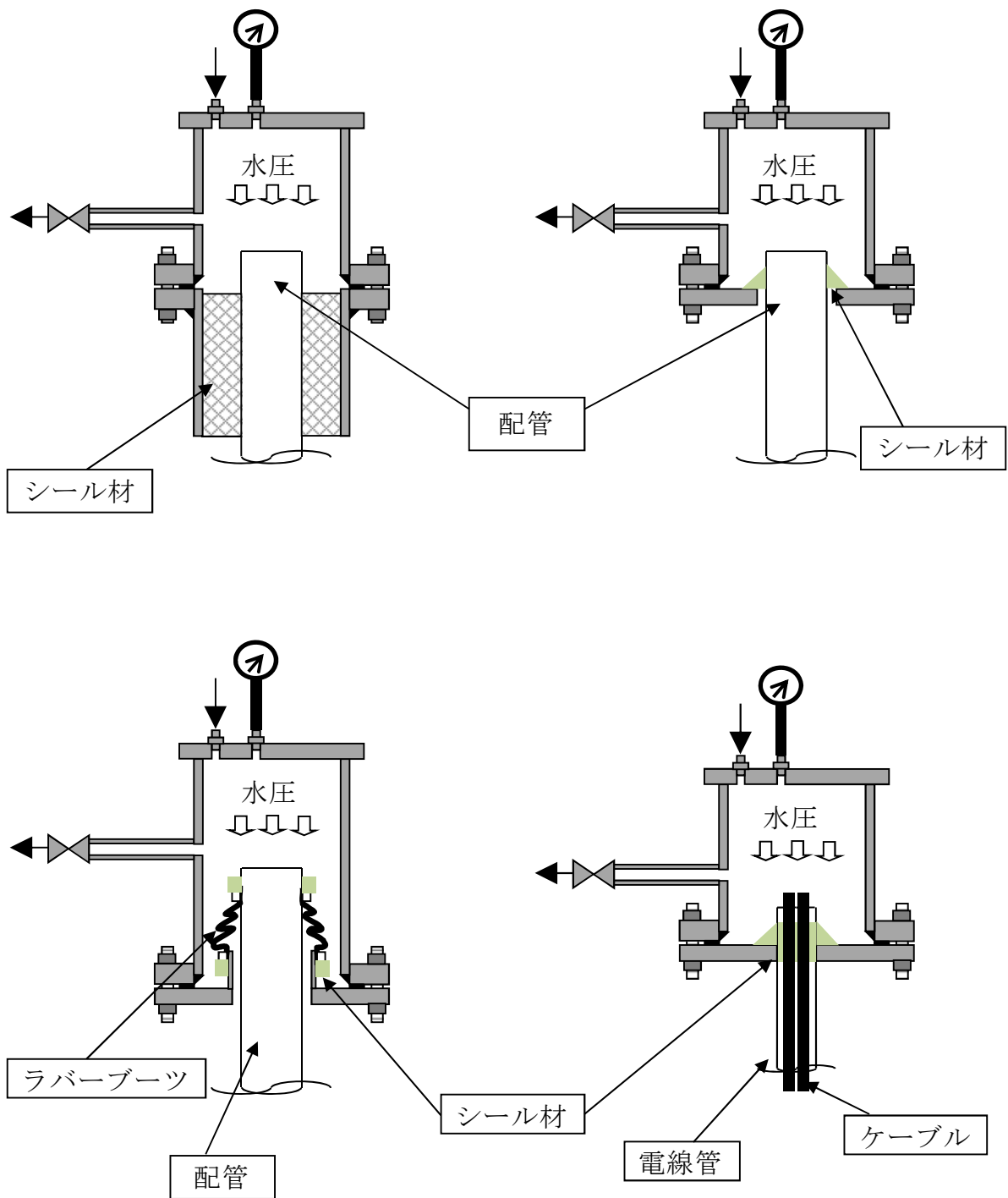
(1) シール材及びラバーブーツ

シール材及びラバーブーツは，規格化された物性値がないため，実機と同等の形状，寸法を模擬した試験体を用いた性能試験により要求される許容漏水量を満足する止水性能を確認する。性能試験装置の概要を第1図に示す。

試験体の選定に当たり設計条件の包絡性を評価した代表仕様とする。また，試験条件は，貫通部止水材料の種類，形状（直管，曲げ管等），想定荷重，荷重作用方向，試験体数及び耐圧保持時間等を考慮し適切に設定する。

性能試験の結果より評価モデルから，評価基準を設ける。なお，評価基準を設けるにあたり評価モデルでの止水性能との関係を確認する主な項目は次のとおりとする。

- ・ 貫通部止水材料のシール材種類
- ・ 貫通部止水材料の内径，厚さ（脚長等），隙間等
- ・ 実機施工条件等



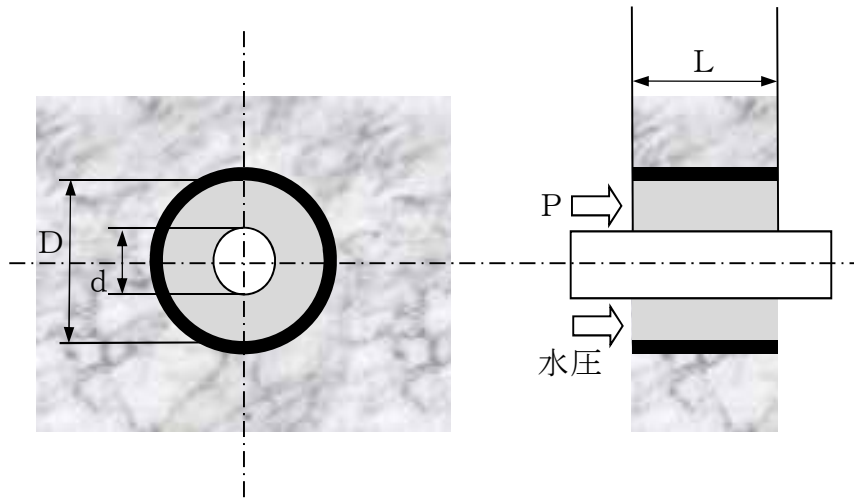
第1図 性能試験装置概要

(2) モルタル

モルタル材料は、土木・建築分野で構造評価手法が広く普及しているため、策定した評価モデルを基にそれらの評価手法を準用する。モルタル評価モデル概念図を第2図に示す。

評価手法として、想定される静水頭圧によりモルタル部受圧面積に作用する荷重が、モルタルが壁及び配管と接触する部分に生じる許容せん断荷重に対して、モルタルの付着強度が確保されていることを確認する。なお、せん断応力は、土木、建築学会等が発行している各種示方書等に記載のコンクリートと鉄筋等の付着強度/応力度を参照する。

- ・ スリーブ径： D (mm)
- ・ モルタル充填深さ： L (mm)
- ・ モルタルの許容せん断荷重： τ (N/mm^2)
- ・ 配管径： d (mm)
- ・ 静水頭圧： P (N/mm^2)



第2図 モルタル評価モデル概念図

① 静水頭圧によってモルタルに作用する荷重 (F 1)

$$F 1 (N) = P \times (\pi / 4 \times (D^2 - d^2))$$

② モルタルに生じる許容せん断荷重 (F 2)

$$F 2 (N) = \tau \times (\pi \times (D + d) \times L)$$

③ 性能評価

①, ②で算出した荷重に対して以下の関係が成り立つことを確認する。

$$F 1 < F 2$$

上式より, モルタル施工個所が止水性能を発揮するためには, 評価対象貫通部での貫通スリーブ径と配管径に対する最少充填深さを確保することで止水性能は確保できる。

2. シール材, ラバーブーツ及びモルタルの耐震性について

(1) シール材及びラバーブーツ

シール材及びラバーブーツは, 伸縮性や配管変位追従性を考慮して設計を行い, 貫通部止水構造に地震が作用した場合の性能試験にて耐震性を確認する。模擬体に地震時に相当する荷重 (又は変位) を付与した後, 静水頭圧を作用させ確認する。また, 余震が作用することも考慮し, 本震時に相当する荷重 (又は変位) を付与した後, 静水頭圧を作用させた状態で, 余震時に相当する荷重 (又は変位) を付与し, 貫通部止水材料の浸水抑制性能を確認する。

これらの結果から, 貫通部止水材料が浸水抑制性能を有する限界荷重 (又は変位) と浸水抑制性能との関係を確認する。

設計においては, これらの検証結果から, 貫通部止水構造の荷重 (又は

変位) が許容限界以上とならないよう、貫通物を固定する等の設備補強を実施することも考慮する。

(2) モルタル

モルタルを充填した評価対象貫通部でのモルタル充填深から基準地震動 S_s において貫通部に発生する圧縮・付着荷重が、モルタルの許容荷重以下になることを確認する。

汎用熱流体解析コードSTAR-CDについて

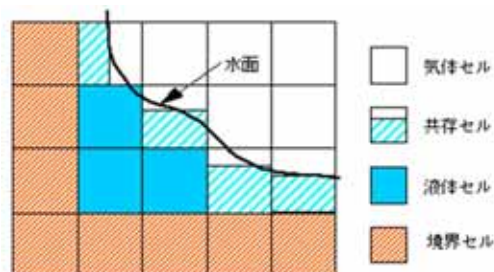
1. 概要

STAR-CDは、VOF (Volume of Fluid) 法を搭載した CD-adapco社製の汎用熱流体解析コードである。VOF法は、気液界面の変形を伴う三次元非定常流動現象を高精度で解析できる手法であり、スロッシング現象の把握に適している。「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008」において、VOF法はスロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効であることが記載されている。

2. VOF法について

VOF (Volume of Fluid) は各計算セルに含まれる液体の体積率を示す。

ある計算セルが液体（水）で満たされていれば VOF=1、気体（空気）で満たされていれば VOF=0 である。計算セル内に液体が部分的に存在している場合は、その割合に応じた VOF 値 ($0 \leq \text{VOF} \leq 1$) が設定される。第1図に計算セルの例を示す。



第1図 計算セルの例

以下にVOF法の計算の概略の流れを示す。

- (1) 質量保存式と運動量保存式から各計算セルの流速を求める。
- (2) 求めた流速をもとにVOF値に関する輸送方程式を解き，気液界面位置を決定する。
- (3) 時間を進めて上記計算を繰り返す。

内部溢水影響評価における確認内容について

1. 内部溢水影響評価における確認内容

内部溢水影響評価においては、関連会社へ CAD 図面作成等の委託を実施するとともに、併せて当社で現場確認、図面、設計資料の確認を実施している。具体的には、溢水影響評価に係る溢水源、溢水経路、防護対象設備の機能喪失高さ等を現場状況も含めて確認している。確認内容を第 1 表に示す。

2. 今後の対応

(1) 改造工事による評価内容の変更の対応

改造工事等の実施により、溢水源が追加、変更となる場合は、溢水評価への影響確認を行う。また、溢水影響評価上考慮している機器、堰等の改造についても事前に技術的な影響評価を行う。

(2) 運転時間の管理

運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の 2% またはプラント運転期間の 1% より小さい）により低エネルギー配管としている系統についての運転時間実績管理を行う。

(3) 資機材の持込み等に対する管理

溢水評価区画において、資機材の持込み等により評価条件としている滞留面積に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を行う。さらに、火災荷重についても見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を行う。

(4) 水密扉に対する管理

水密扉については、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止

状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を予め整備し管理する。また，作業等による一時的な開放等についても開閉管理を実施していく。

第1表 内部洪水影響評価の具体的な確認内容(1/2)

	項目	メーカー等での 委託実施内容	当社での実施内容
1	洪水源の想定	—	① 洪水源となりうる機器を系統図、配置図より抽出しリスト化。
2	洪水源の算出	—	① 洪水源の特定。洪水源となる機器は、現場確認にて配置状況を確認。
3	防護対象設備の選定	—	① 防護対象設備を、系統図、配置図、展開接続図等から抽出。 ② 抽出した防護対象設備について現場確認にて配置を確認。
4	洪水防護区画の設定	—	① 設計図書又は現地施工図により、壁、堰又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離され、洪水防護の観点から1つの単位と考えられる区画を設定。 ② 現場確認にて堰等の設置状況が図面と相違ないことを確認。また、防護対象設備と洪水防護区画を確認。
5	洪水経路の設定	—	① 洪水源からの洪水経路を設定。洪水経路に対して、壁、堰、階段、機器ハッチ等を現場にて確認。 ② 必要な対策を反映した洪水経路の設定。没水、被水、蒸気の評価において、必要な対策の検討及び実施（水密扉、堰、逆止弁等）。
6	評価項目の算出 (1) 滞留面積	① CAD データより壁、柱及びコンクリート基礎、機器等を除いた面積を算出。	① 建築図面とCAD 図面の確認を行うとともに、算出された滞留面積を確認。 ② 現場における常設物品が、滞留面積に与える影響を現場調査にて確認。
	評価項目の算出 (2) 床勾配	—	① 建築図面から床勾配の有無を確認し、床勾配を考慮して洪水水位を算出。
	評価項目の算出 (3) 運転時間	—	① 高エネルギーに分類される系統の運転実績をプラントの運転開始時から調査。

第1表 内部溢水影響評価の具体的な確認内容(2/2)

	項目	メーカー等での委託実施内容	当社での実施内容
6	評価項目の算出 (4)機能喪失高さ	—	① 設計図面により，個々の設備毎の機能喪失高さを特定。 ② 設置状況の確認及び機能喪失高さの確認を現場確認も含め図面にて実施。 ③ 確認結果より機能喪失高さを設定。
	評価項目の算出 (5)系統保有水量	① 対象となる配管施工図より系統保有水を算出。 ② 配管施工図をCAD化し，区画毎の配管敷設状況図を作成。	① 系統保有水量を算出する配管施工図，機器図等を設計図面より選定。 ② 系統保有水の積算結果を確認。 ③ 地震起因による溢水量を区画毎に，配管保有水量から積算。
7	溢水影響評価の実施	—	① 発電所内で発生した溢水に対して，防護対象設備が要求事項（設備の機能維持）を満足することを確認。 ② 防護対象設備が要求事項を満足することを確認（水位等の裕度を考慮した評価及び防護対策の検討を実施）。
8	溢水影響評価の判定	—	① 内部溢水に対して，防護対象設備がその安全機能を失わないことを評価。

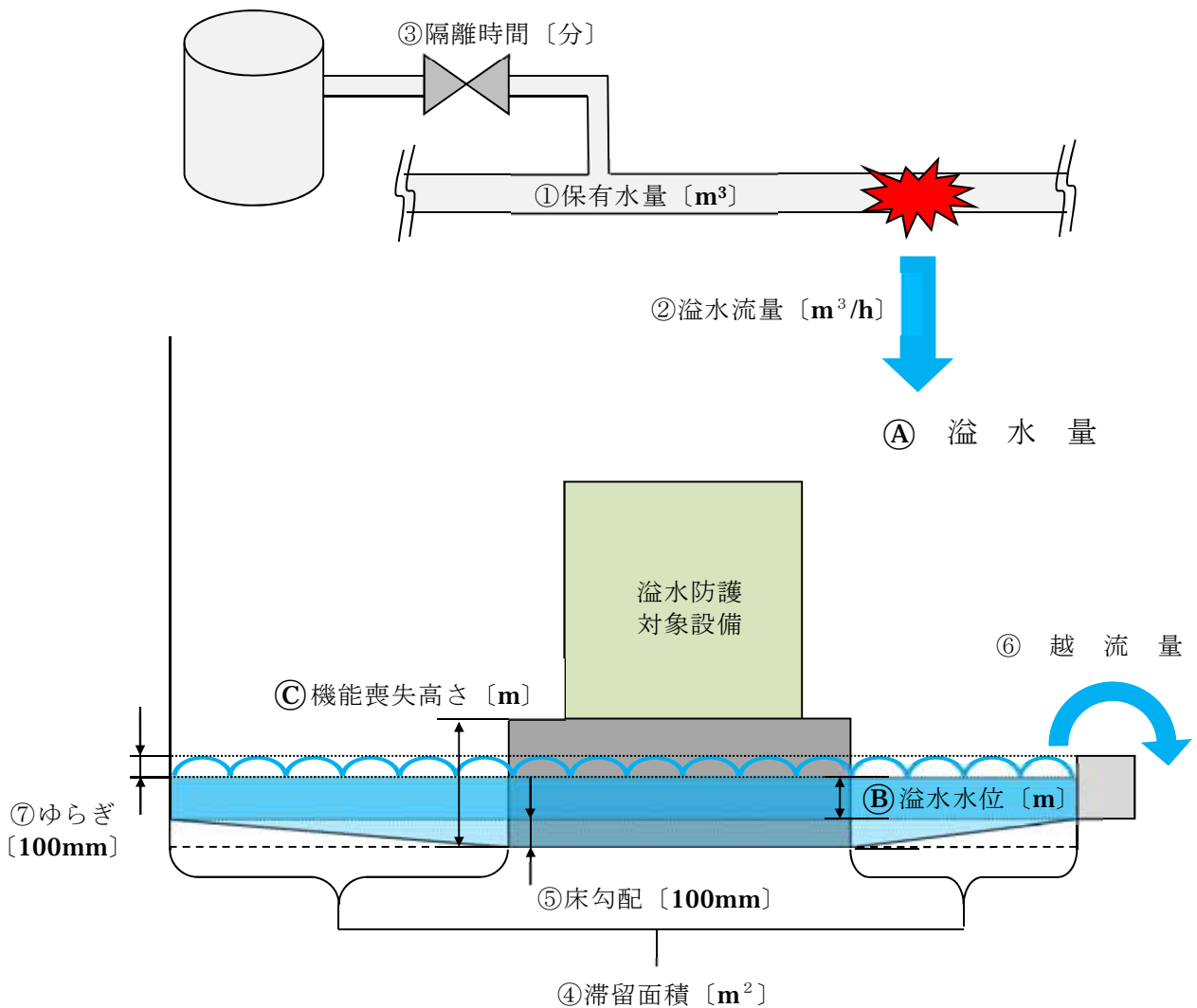
その他個別評価事項

	項目	メーカー等での委託実施内容	当社での実施内容
1	スロッシング解析	スロッシング時の溢水量算出	メーカーの算出結果を確認し，保守的な溢水量を設定。
2	耐震解析評価	耐震B，Cクラス機器の耐震評価	メーカー等の耐震評価結果より溢水源としない系統を選定。
3	敷地内浸水解析	屋外タンク破損時の敷地内浸水解析	浸水解析結果を確認し，防護対策の妥当性確認。

内部溢水影響評価に用いる各項目の保守性と有効数字の処理について

内部溢水影響評価に用いる各項目の数値の算出時には、評価が保守側になるように評価している。内部溢水影響評価に用いる各項目の概要を第1図に示す。

なお、評価対象区画の溢水水位を算出する上で、開口部等から他区画へ溢水が流れ出ることを「排出」と定義している。



第1図 内部溢水影響評価に用いる各項目の概要図

1. 評価に用いる各項目の数値の算出方法

評価に用いる各項目の数値の算出方法を示す。各項目の保守性または数値設定の考え方と、端数処理を第1表に示す。

(1) 溢水量の算出

$$\textcircled{A} \text{ 溢水量 } [\text{m}^3] = \textcircled{2} \text{ 溢水流量 } [\text{m}^3/\text{h}] \times \textcircled{3} \text{ 隔離時間 } [\text{分}] \\ + \textcircled{1} \text{ 保有水量 } [\text{m}^3]$$

ただし、当該系統のみで、補給水源を持たない場合で算定された溢水量が系統内保有水量を超える場合は、系統内保有水量が溢水量となる。

(2) 溢水水位の算出

溢水防護区画毎に以下の方法で溢水水位を算出した。

- ・ 溢水水位その1 【開口部等からの排出が期待できない場合】

$$\textcircled{B} \text{ 溢水水位 } [\text{m}] = \textcircled{A} \text{ 溢水量 } [\text{m}^3] / \textcircled{4} \text{ 滞留面積 } [\text{m}^2]$$

- ・ 溢水水位その2 【開口部等からの排出が期待できる場合】

評価区画への破損箇所からの単位時間あたりの流入量と評価対象区画にある開口部等からの排出量とが等しくなるとき最高水位となるため、この時の水位を算出した。

$$\textcircled{6} \text{ 越流量 } Q = C \times B \times h^3 / 2$$

(3) 機能喪失高さ

機能喪失高さは、溢水水位に対し裕度が確保されていることを確認する。

第1表 内部溢水影響評価の算出に用いる項目の保守性一覧

評価対象	項目	算出式又は設定値	保守性又は数値設定の考え方	端数処理	詳細資料
㉠ 溢水量	① 保有水量	配管施工図，機器構造図等より算出	・系統保有水量は，配管内及びポンプ等機器内の保有水量の合算値とし，算出した保有水量を1.1倍とした。	切り上げ	本文6.1.3 本文8.5 補足説明資料13
	② 溢水流量	$Q=A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600$ Q: 流入流量 [m ³ /h] A: 破断面積 [m ²] C: 損失係数 G: 重力加速度 [m/s ²] H: 水頭 [m]		切り上げ	本文6.1.1 補足説明資料6
	③ 隔離時間	・ 溢水発生から検知(10分) ・ 現場確認のための移動(20分) ・ 漏えい箇所特定(30分) ・ 隔離操作(20分)	・ 移動時間4km/h，中央制御室から現場までの距離1kmとし，着替え時間(5分)を考慮した。 ・ インターロック等の設備対策又は個別に確認された時間により今後時間短縮を図る。	—	本文6.1.2 補足説明資料6
㉡ 溢水水位 その1	④ 滞留面積	滞留面積 = 床面積 × 0.7	・ 機器基礎，柱等は，床面積積算の除外範囲とする。 ・ 床面積積算後に切り捨てを実施し，さらに0.7倍後に切り捨てした値を評価における滞留面積とする。	切り捨て	補足説明資料8, 13, 34
	⑤ 床勾配	水上高さ100mmを基準点とする。	・ 床勾配及び建築施工公差を考慮し，溢水水位を算出した。	—	補足説明資料13
㉢ 溢水水位 その2	⑥ 越流量	$Q=C \times B \times h^3 / 2$ Q: 越流量 [m ³ /s] B: 堰の幅 [m] C: 排出係数 [-] h: 越流水深 [m] L: 堰長さ [m] W: 堰高さ [m]	・ 想定破損による最大漏えい流量で算出した。 ・ 没水高さ0.25mでの越流量を算出し，想定される流出量が包絡される。	切り捨て	補足説明資料10
㉣ 機能喪失 高さと ㉡ 溢水水位 の比較	㉣ 機能喪失高さ	機能喪失高さは「評価高さ」を基本とし，溢水水位に応じて現実的な「実力高さ」とする。 なお，電源盤等は評価高さのみとして判定している。	・ 評価に際し，機能喪失高さに，水面のゆらぎと床勾配を考慮した高さが溢水水位を上回ることを確認した。	切り捨て	本文5.1 添付資料-1 補足説明資料13
	⑦ ゆらぎ	一律100mmとする。	・ 人のアクセス等により一時的な水位変動を考慮。	—	補足説明資料13

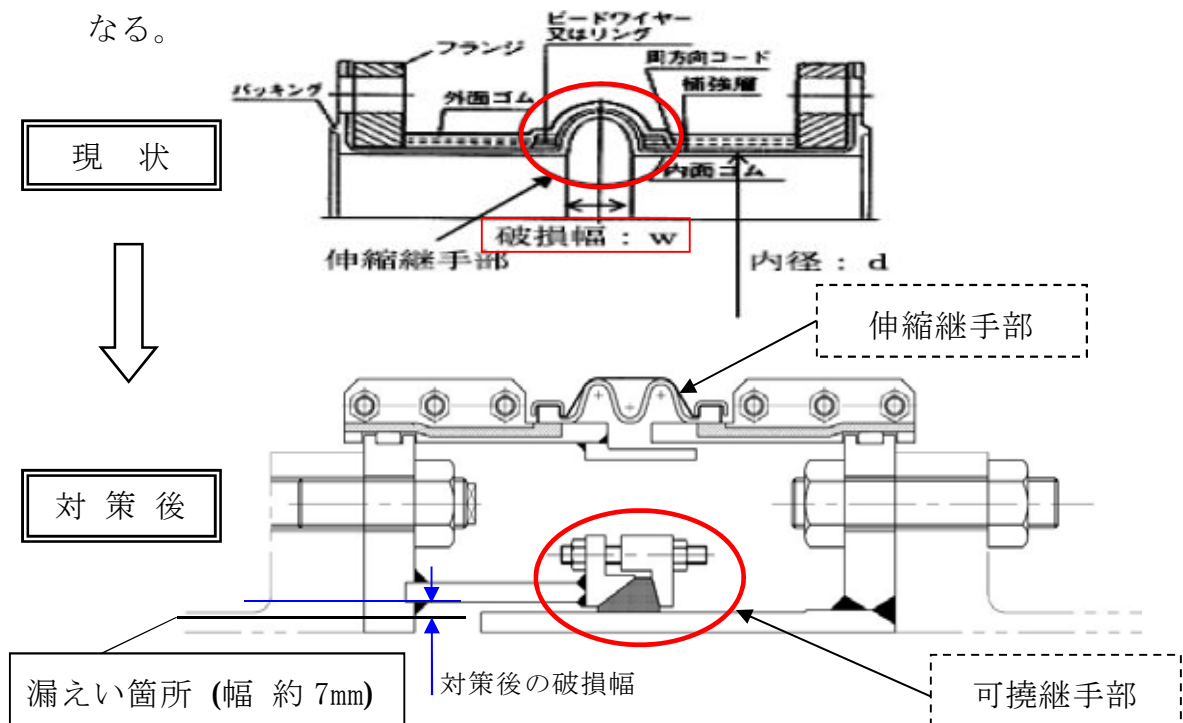
循環水管伸縮継手の破損対応について

循環水管伸縮継手の想定破損については、海水ポンプエリア及びタービン建屋内での溢水量評価において、流出量の多さから他設備へ与える影響が大きい
ため、以下の対策を講ずることで、溢水量の低減を図る。

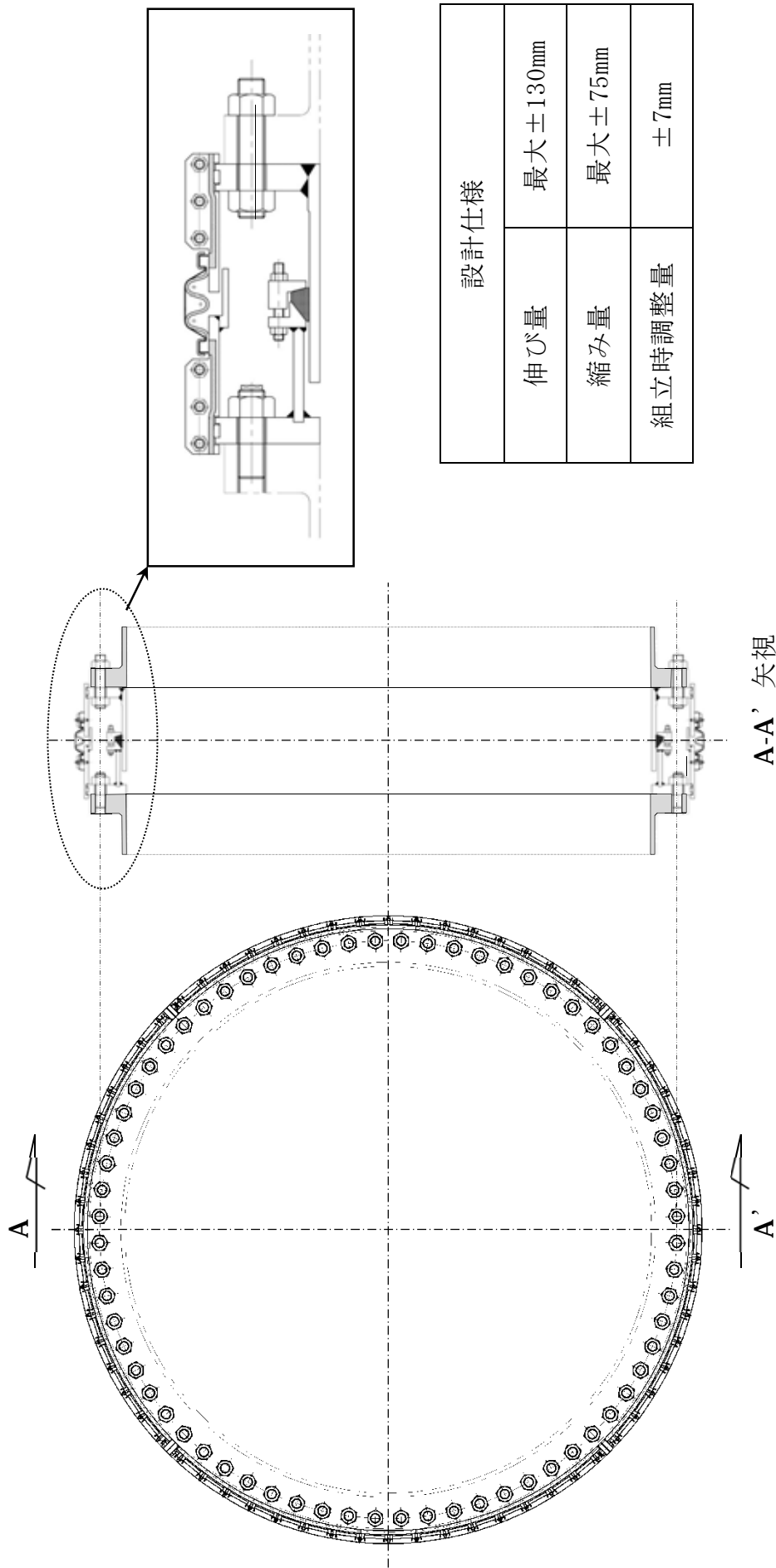
1. 対策概要

- (1) 防護カバー及びクローザジョイント（鋼製伸縮可撓継手）への取替実施。第1図に防護カバーの概念図を示す。
- (2) 破損時の漏えい量について

ゴム製の既設伸縮継手において想定する破損幅に対して、同口径比較で約1/10以下となることから、大幅な溢水量の低減を図ることが可能となる。



第1図 循環水系伸縮継手部の防護カバー（概念図）



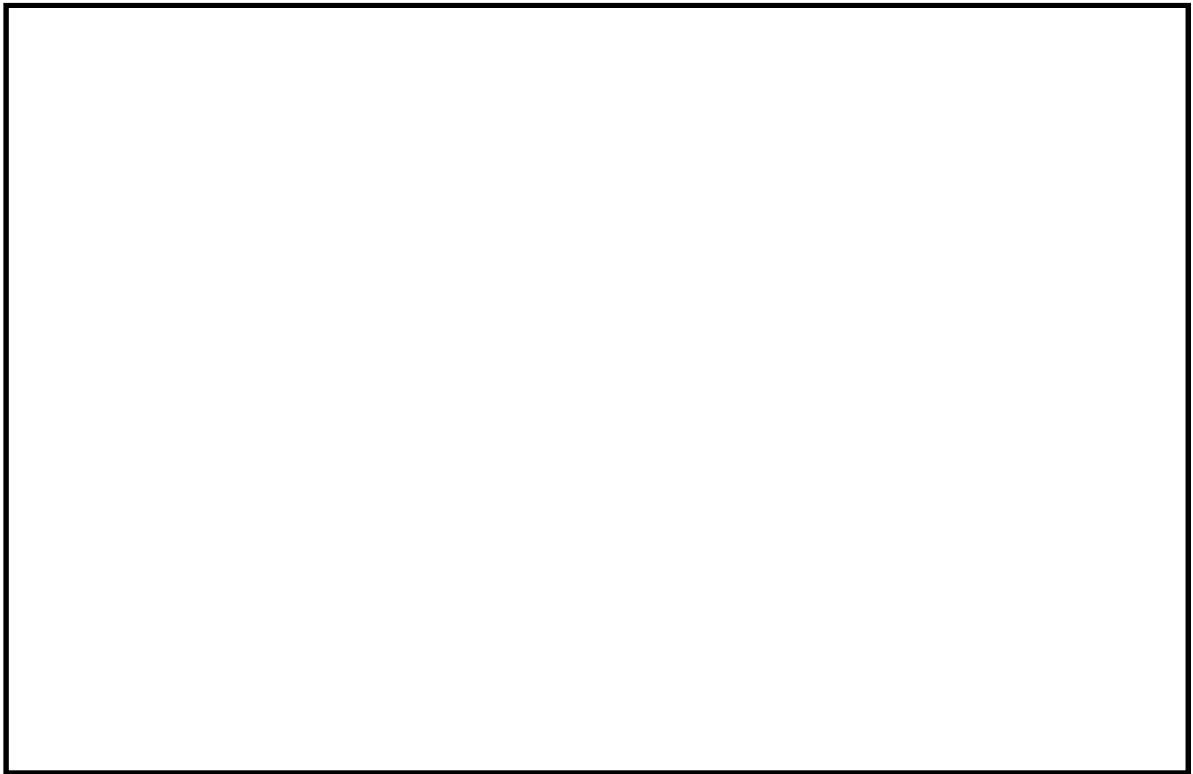
設計仕様	
伸び量	最大±130mm
縮み量	最大±75mm
組立時調整量	±7mm

A-A' 矢視

第2図 循環水ポンプ出口配管伸縮継手構造図

2. 可撓継手構造の採用実績について

クローザージョイント（鋼製伸縮可撓継手）については、東海第二発電所において、既設の残留熱除去系海水系配管及び非常用ディーゼル発電機海水系配管に採用実績があり、その適応性については既に確認を実施している。鋼管部については、構造についても従来技術によるものであり、既設循環水管と同等の構造強度を確保する設計とする。なお、第3図に既設鋼製伸縮可撓継手構造図を示す。



第3図 既設鋼製伸縮可撓継手構造図

3. 想定破損の考慮について

循環水ポンプエリアで考慮すべき想定破損による評価においては、可撓継手部の破損想定が最も厳しいことを以下に示す。

循環水系での破損想定は、系統が低エネルギーの区分であることから、第1表に示す配管部での1/4Dt貫通クラックを想定する。一方、可撓継手部での破損を考慮する場合は、可撓継手の鋼管部における1/4Dt貫通クラックと構造上、弱いゴム部のリング状破損が想定され、この漏えい量を算定すると、同様に第1表のとおりとなる。可撓継手のゴム部の漏えい量が配管部の破損想定に対して約3倍の溢水量となることから、想定する溢水源のうち、溢水量が最大となるのは可撓継手部の破損である。

また、循環水ポンプ及び出口弁については、津波浸水防止の観点から耐震性を確保するため、可撓継手部についても同様の強度を確保することとしており、地震時についても破損想定に包含される。

第1表 考慮すべき破損想定と溢水流量・溢水量

系統	破損部位	口径 (D)	破損部 寸法	破損形態	溢水流量 (m ³ /h)
循環水系	配管	3,200	t=24 (配管厚さ)	1/4Dt貫通 クラック	594
	可撓継手	3,000	t=22 (配管厚さ)	1/4Dt貫通 クラック	511
		3,000	7 (可撓継手部の 破損幅)	リング状破損	2,041

4. 溢水量の低減機能の管理について

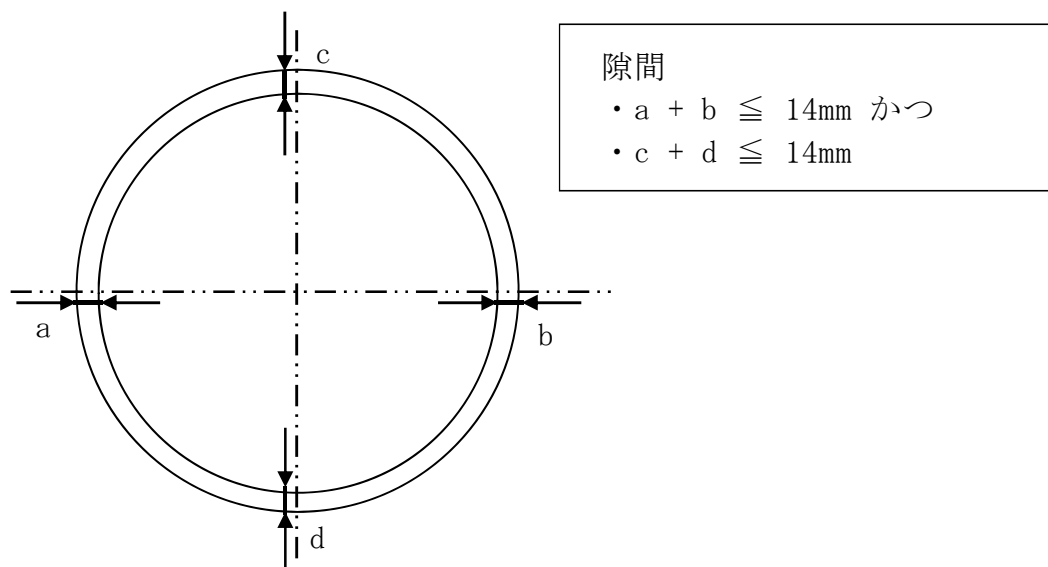
クローザージョイントの構造から、配管と配管のすき間部のゴム継手破損幅を小さくすることで、地震時の内部流体の漏えい量を低減する。この隙間寸法については、溢水評価に影響がある項目であることから、以下の管理を行う。

【設置時の管理】

設置時の管理として、配管外径のすき間を流出流量の計算に用いた流路の破損幅（7mm）以下とする。このため、据付け時点で配管の中心をはさんだすき間（2箇所）の合計が14mm以下であることを確認する。第5図参照。

【設置後の管理】（ゴム部の経年劣化・中心のずれ）

設置後の管理としてゴム部の特段の劣化要因はないとしているが、何らかの原因で配管の中心位置のずれが発生しても設置時のずれと同様、すき間の漏えい面積に違いは発生しないため機能に影響はない。ただし、異常がないことを外観検査等で確認する管理を行う。



第 5 図 設置時の管理について

屋外タンク等の溢水による影響評価

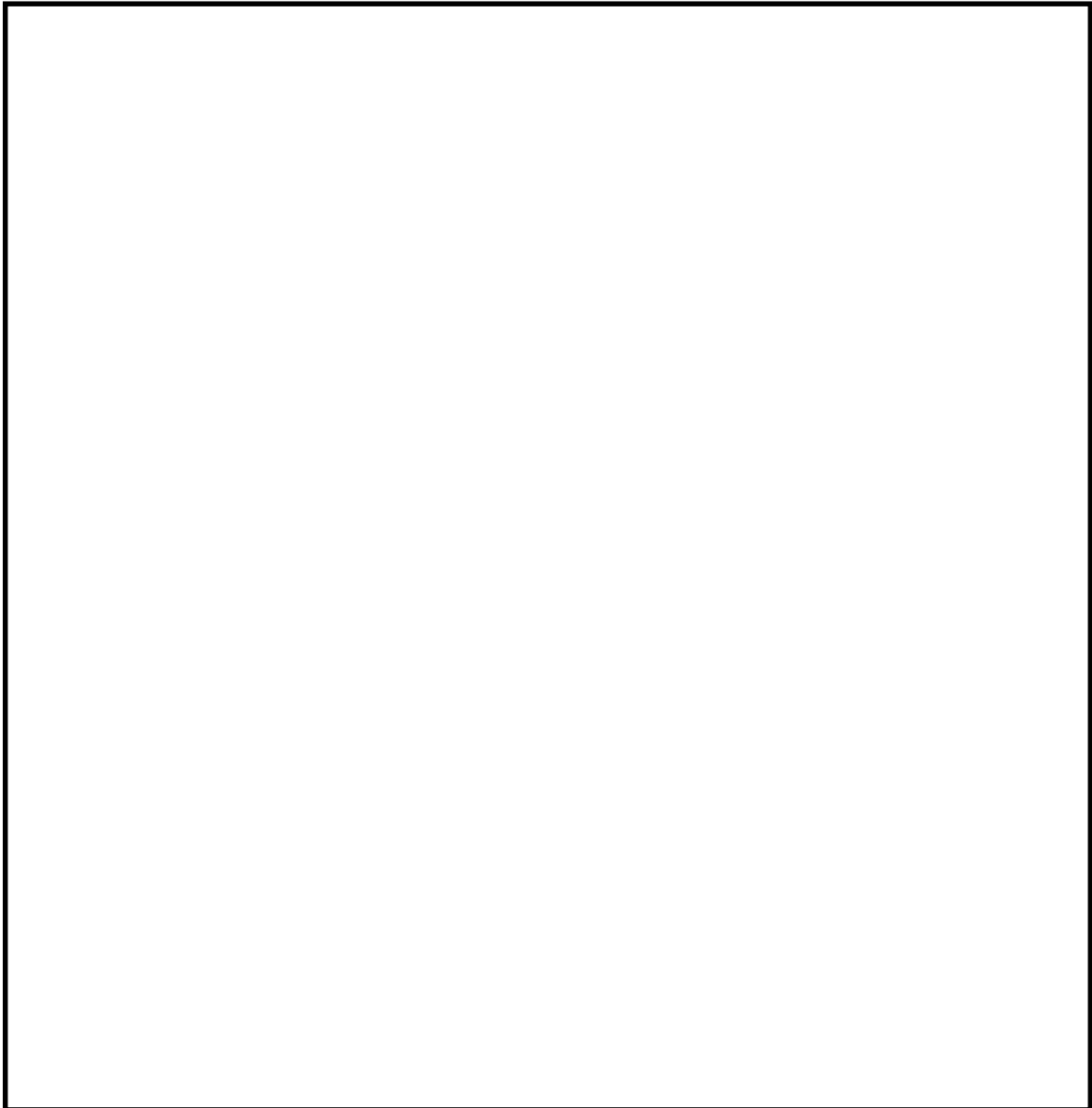
1. 評価方法

大型タンク等が集中して設置されている水処理装置エリアでのタンク等の破損を想定し、防護対象設備の設置される建屋への局所的影響を評価した。

破損を想定する防護対象施設の設置されている建屋に影響を及ぼす近隣のタンク等の保有水量を第1表に、タンク等の配置図を第1図に示す。ほとんどのタンク等はT.P. +11.0mに配置されており、このエリアで破損を想定する場合、溢水は敷地全体に広がると想定されるが、評価としては保守的にT.P. +8.0mの建屋側に向かう方向のみに広がるとした。また、破損は瞬時にタンク等の全保有水量が水処理装置エリアの中心で発生するものとして評価を行った。

第1表 破損を想定するタンク等

タンク等名称	保有水量 (m ³)
原水タンク	1,000
ろ過水貯蔵タンク	1,500
純水貯蔵タンク	500
多目的タンク	1,500
水処理装置	1,080
礫子洗浄タンク	100
66kV 非常用変圧器	6.6
600トン純水タンク	600
保有水量合計	約 6,287



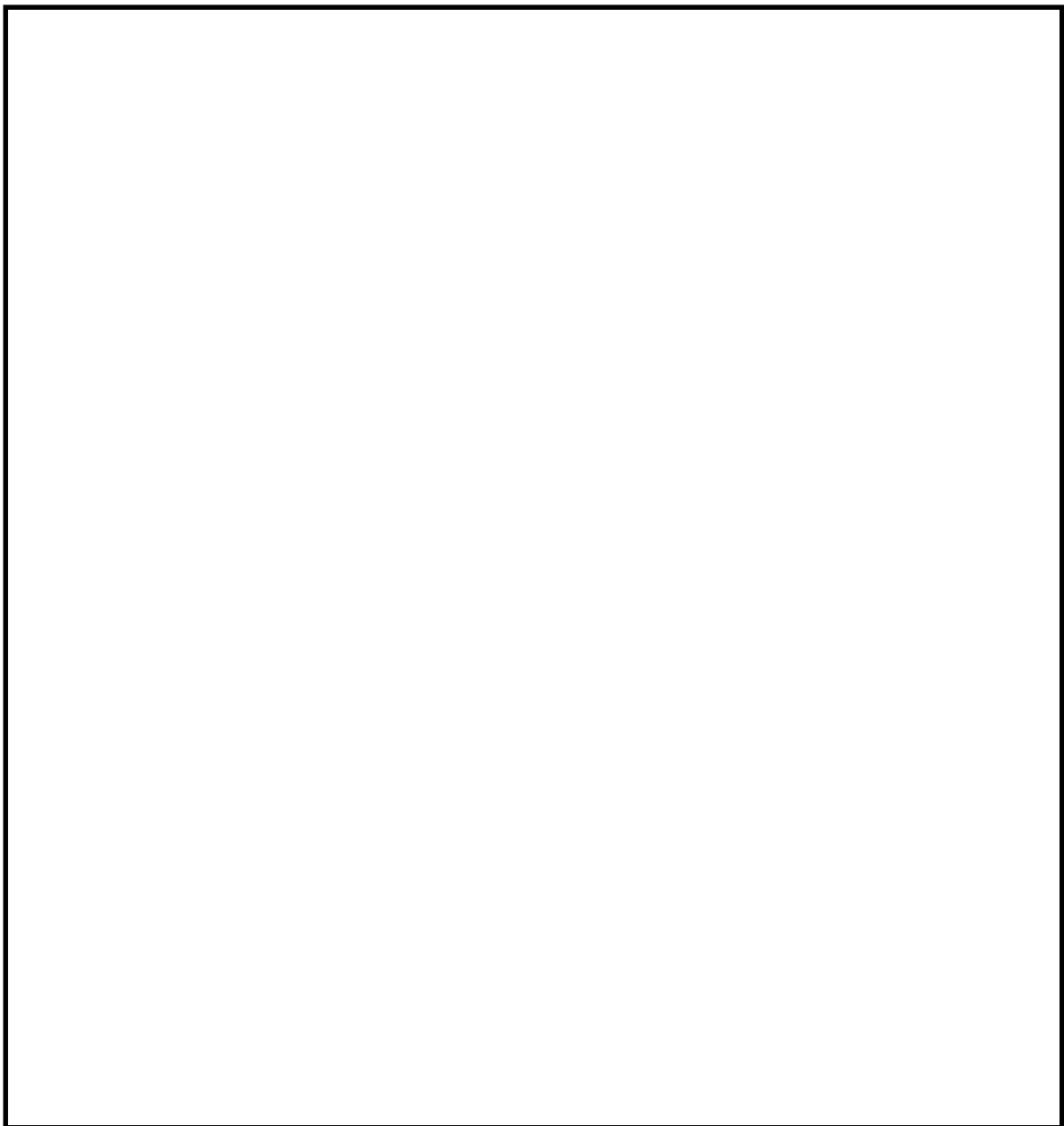
第 1 図 水処理装置エリア周辺の屋外タンク等の配置

2. 簡易評価結果

水処理装置エリアでの屋外タンク等の破損により生じる溢水による水位は、第 2 表及び第 2 図に示すとおり、防護対象設備の設置されている原子炉建屋、タービン建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋において 0.11m 以下であり、建屋等の開口部の高さ 0.2m（原子炉建屋及びタービン建屋）と 0.3m（使用済燃料乾式貯蔵建屋）以下であることから防護対象設備に影響を及ぼさないことを確認した。

第2表 距離による浸水水位

	距離 (m)	滞留面積 (m ²)	水位 (m)
①	50	3,925	1.61
②	100	15,700	0.41
③	200	62,800	0.11
④	300	141,300	0.05
⑤	400	251,200	0.03



第2図 水処理装置エリアでの破損想定による浸水水位

3. 溢水伝播挙動評価

本文第 11 章及び前項 2. の評価では、屋外タンク等の溢水量による浸水水位が防護対象設備に影響を及ぼすことはないことを確認したが、建屋配置等により発生する建屋間狭隘部等への浸水影響を確認するために、敷地内の伝播挙動評価を実施する。

(1) 水源の配置

東海第二発電所の溢水影響評価対象となる屋外タンク等のうち伝播挙動評価に影響を及ぼす水源として、E.L. +11.0m 地上面に配置される屋外タンクが挙げられる。前項同様に敷地内の水処理設備エリアに分散配置されていることから、これらの屋外タンクから溢水した場合の影響について確認するため、第 3 図に示す配置に従い、第 3 表に示す水源を設定した。

(2) 評価条件

タンクの損傷形態及び流出水の伝播に係る条件について以下のとおり設定した。

- a. 各タンクを代表水位及び合算体積を持った一つの円筒タンクとして表現し、地震による損傷をタンク下端から 1m かつ円弧 180 度分の側板が瞬時に消失するとして模擬する。
- b. 溢水防護対象設備を内包する建屋に指向性を持って流出するように、消失する側板を建屋側の側板とする。
- c. 流路抵抗となる道路及び水路等は考慮せず、敷地を平坦面で表現するとともに、その上に流路に影響を与える主要な構造物を配置する。
- d. 構内排水路による排水機能や、地盤への浸透は考慮しない。

(3) 評価結果

屋外タンク破損時の局所的な水位上昇について評価した結果、防護対象設備が設置されている原子炉建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋については、床レベルを一時的に超えることを確認した。

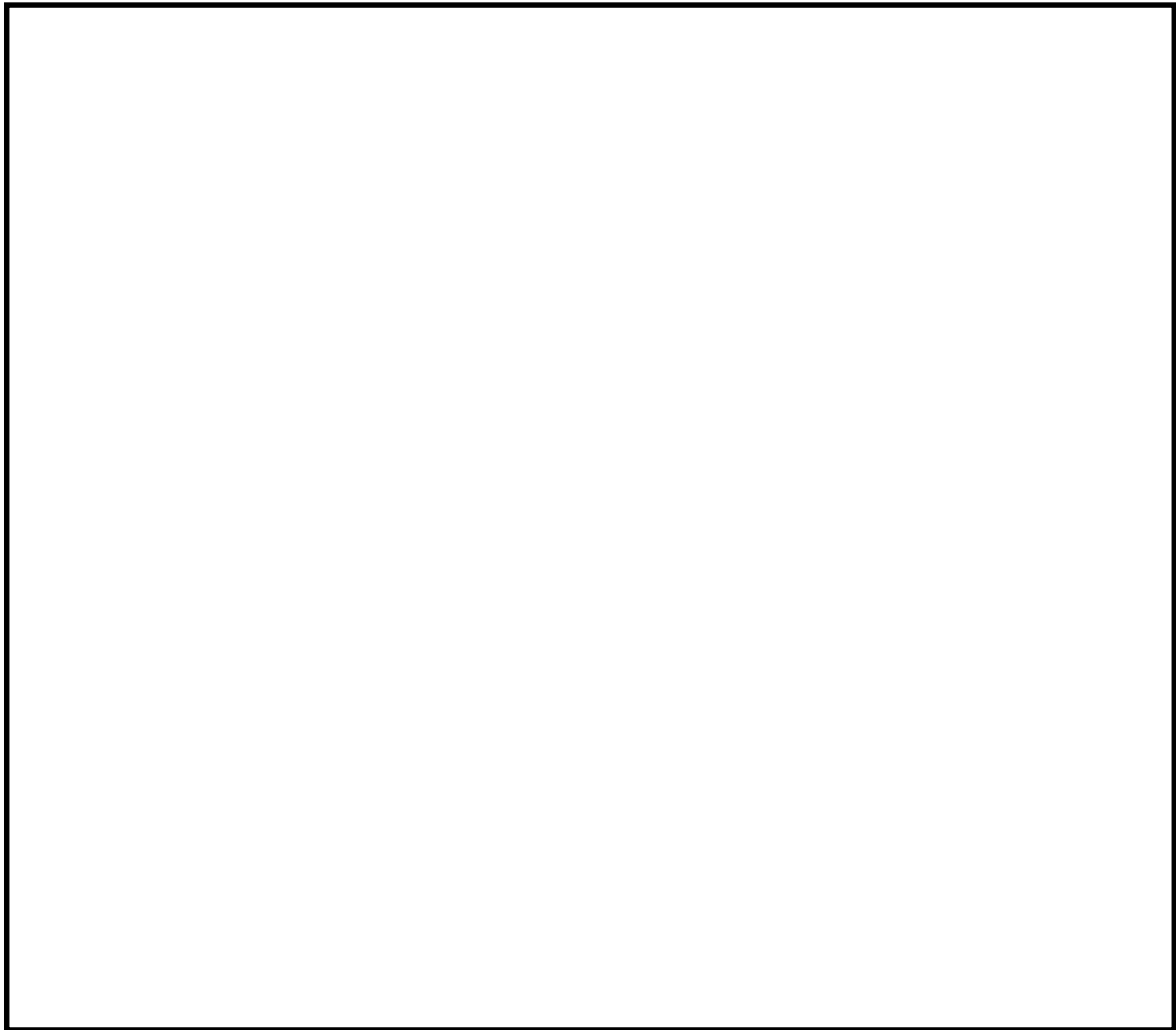
水位測定箇所を第4図に、評価結果を第5図に示す。

原子炉建屋（機器搬入口前）では、水密扉により防護対象区画への浸水影響は無い。また、使用済燃料乾式貯蔵建屋については、保守的に浸水量評価を実施したところ、浸水量はわずかであり、防護対象設備への溢水影響がないと評価した。

なお、止水性が期待できないサービス建屋への浸水については、建屋内の扉部に水密性はないものの、実際に建屋に流入する水の量は浸水時間が短時間であることから僅かと考えられる。また、仮に開口部等から流入を想定した場合でも、建屋に地下区画が無いことから、建屋内部で長期間滞留することはないと考えられ、他区画や建屋への影響はほぼないと評価する。このため、サービス建屋からの溢水経路として想定されるタービン建屋に溢水の一部が流入した場合でも、原子炉建屋等の溢水防護区画に浸水することはないものと考えられる。

以上より、屋外タンク破損時の溢水において、サービス建屋扉等を介した浸水経路は、溢水防護対象設備に影響を与える浸水経路とはならない。

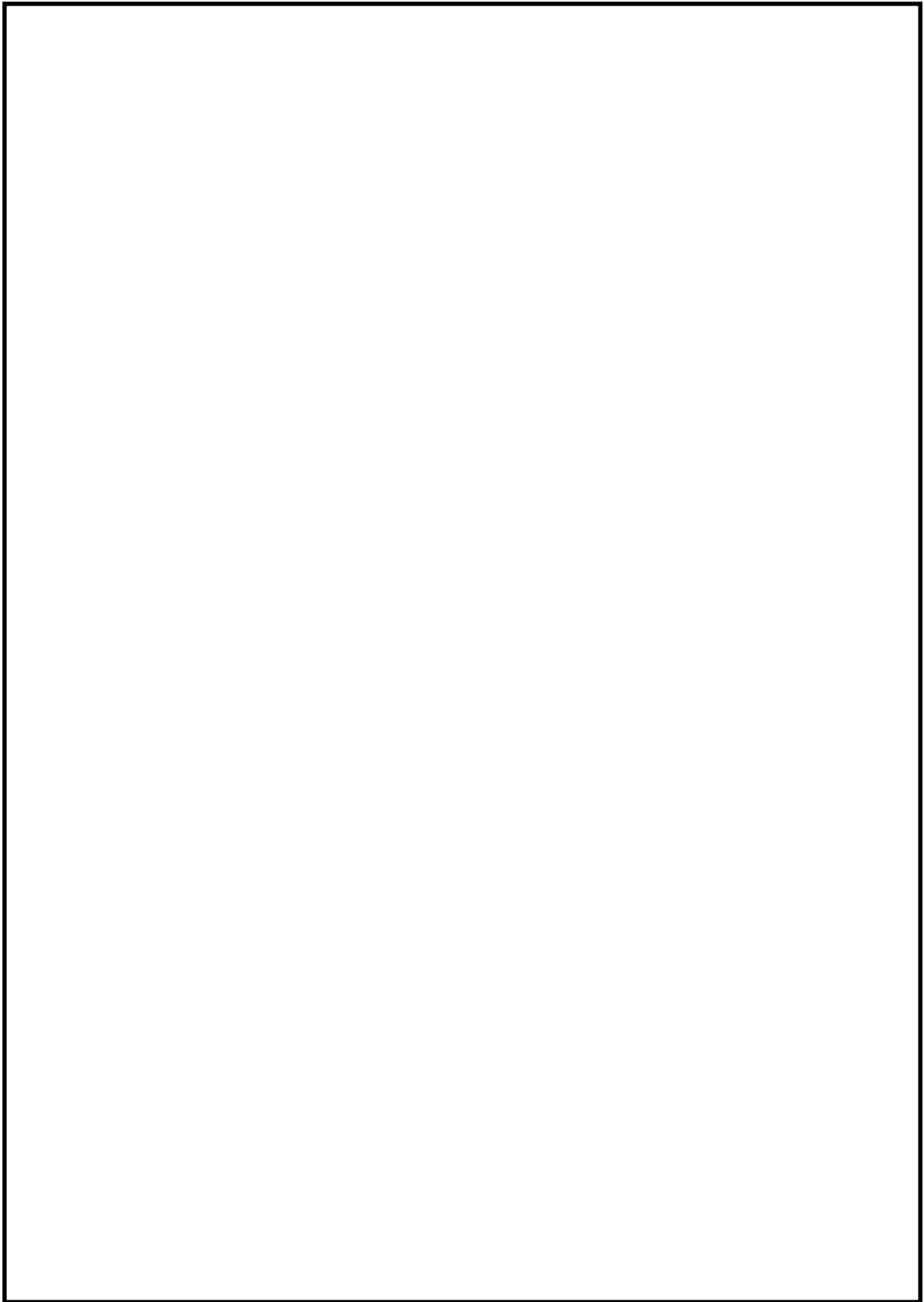
なお、以上の評価は、防潮堤設置ルートの見直し前に実施したものであるが、水源から原子炉建屋等までの溢水経路に防潮堤はないことから、防潮堤設置ルート変更後においても、結論は変わらない。



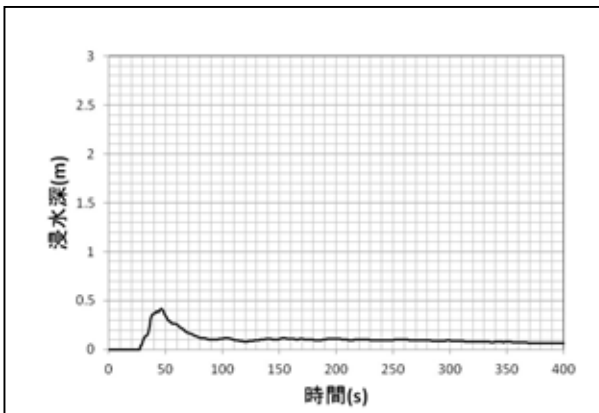
第3図 溢水伝播挙動評価の対象となる屋外タンク及び建屋等配置図

第3表 水源の設定

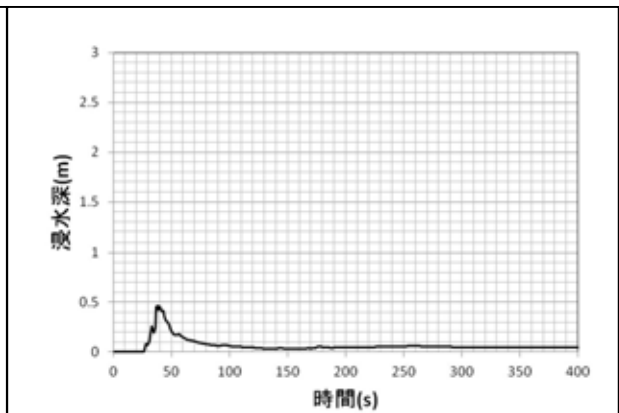
タンク名称	基数	タンク容量 (m^3)
多目的タンク	1	1,500
原水タンク	1	1,000
ろ過水貯蔵タンク	1	1,500
純水貯蔵タンク	1	500
総量		4,500



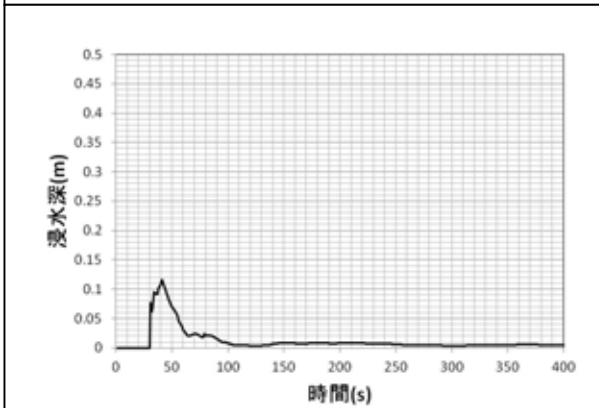
第 4 図 水位測定箇所



①原子炉建屋（機器搬入口前）



③使用済燃料乾式貯蔵建屋（機器搬入口前）



②タービン建屋（機器搬入口前）

第5図 水位測定箇所における浸水深

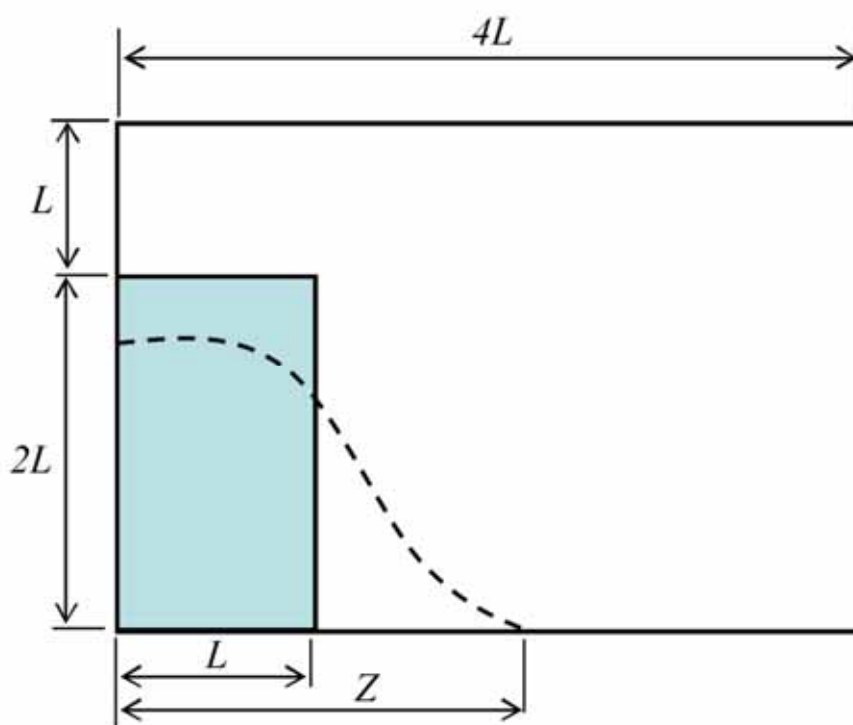
屋外タンク溢水伝播挙動評価に用いた解析コードの妥当性検証

1. 概要

使用プログラム Fluent (Ver. 16.0.0) の動作検証を実施するため、2次元ダムブレイク問題の模擬解析を行い、水面位置の時間変化を実験結果と比較する。

2. 対象問題

第1図に示すアスペクト比1:2の水柱（水色の領域）を初期条件として、時間の経過とともに第1図中破線のように水柱が崩れる問題に対して非定常解析を行う。L=0.5[m]とし、物性値は第1表に示す値を用いる。



第1図 解析対象

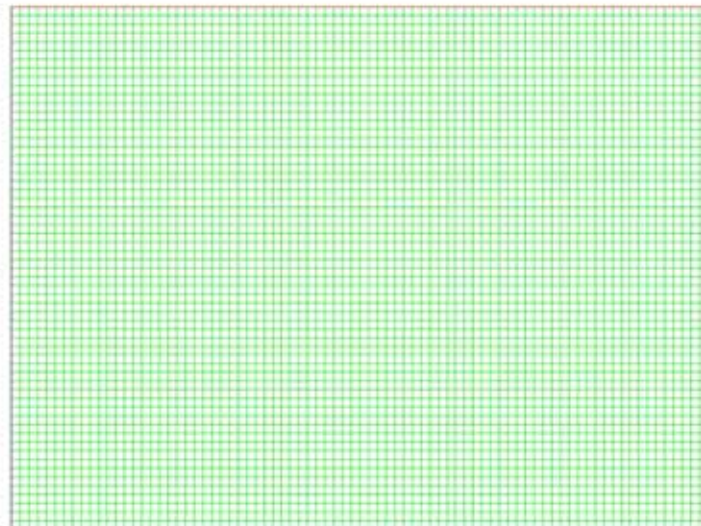
第1表 物性値

水	
密度 [kg/m ³]	$\rho_l=1000$
粘性係数 [Pa・s]	$\mu_l=1.0 \times 10^{-3}$
空気	
密度 [kg/m ³]	$\rho_l=1.0$
粘性係数 [Pa・s]	$\mu_l=1.8 \times 10^{-5}$

3. 解析モデルと解析条件

3.1 メッシュ分割

第2図にメッシュ分割図を示す。全域においてメッシュサイズを鉛直／水平方向とも 0.025 [m] (0.05L) とする。



第2図 メッシュ分割図

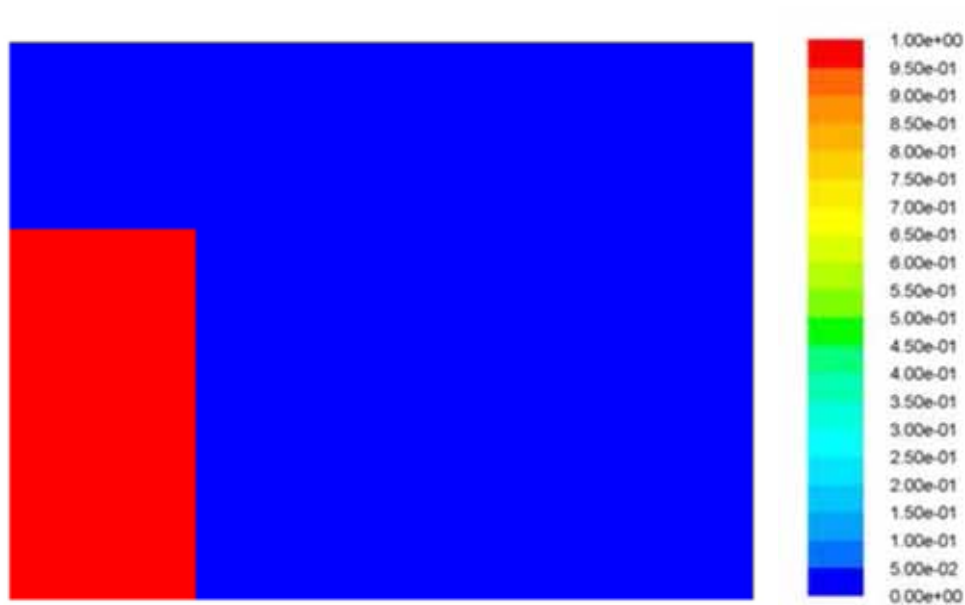
3.2 流体のモデル化

水及び空気の2相流，かつ2相とも非圧縮性粘性流体としてモデル化する。2相の取り扱いについては，VOF法（Volume Of Fluid法）^[1]を採用す

る。

3.3 初期条件

水柱の初期状態を模擬するために、第3図に示すような体積分率の初期条件を与える。流速及び圧力は、すべて0とする。なお、赤色は水を、青色は空気を、コンターレンジ途中の色(黄緑色等)は水と空気の混合状態を意味する。



第3図 体積分率分布（初期条件）

3.4 境界条件

メッシュモデル下面及び側面には、滑りなしの境界条件を与えた。また上面は圧力境界条件とする。

3.5 重力の取り扱い

鉛直下向きに $1G$ ($=9.8\text{m/s}^2$) 相当の体積力を与える。

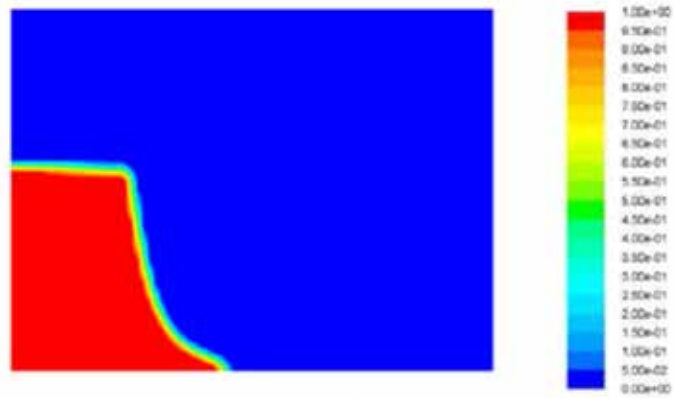
3.6 時間積分

非定常計算における時間刻みは、0.01 秒とし、100 時間ステップ (=1.0 秒間) の解析を行う。

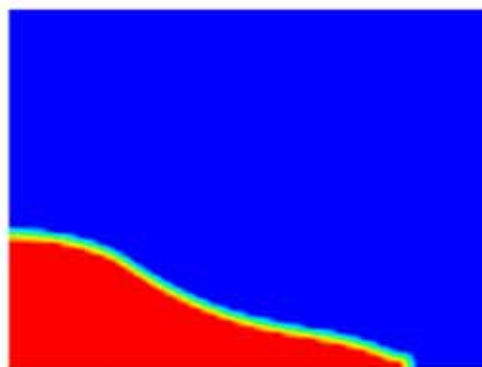
4. 解析結果及びまとめ

第 4 図に、体積分率分布を示す。ここで、図中の t : 経過時刻[s], g : 重力加速度を示す。時間の経過に伴って水柱が崩壊し、モデル右側面に衝突した水流が壁面を伝って上昇している様子が分かる。また、自由表面の形状に関して、物理的に破たんしているような部分や、自由表面がぼやけるような現象は見られない。

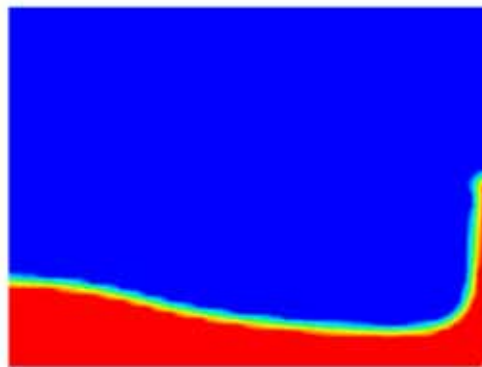
実験結果^[2]及び他の数値解法^[3]との比較を、第 5 図及び第 6 図に示す。第 5 図は水の先端（右端）の位置の時間変化を、第 6 図はモデル左端における水面の高さの時間変化を無次元化して整理したグラフである。これらの図において、本解析結果は他の解法・コードで計算した結果とよく一致している。第 5 図の水の先端位置の時間変化において、解析結果が実験結果と比べて先行する傾向があるが、これは実験においては水ダムのスリットの開放が有限時間で行われることの影響が大きいと思われる。



(a) 0.2 秒後 ($t\sqrt{g/L} = 0.886$)

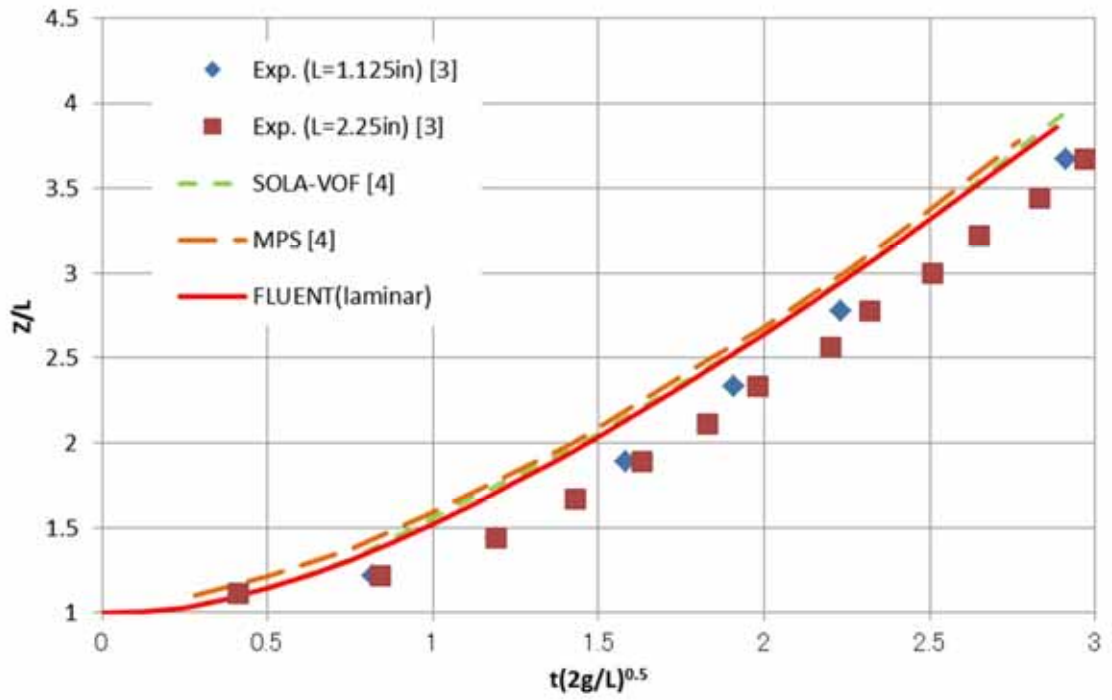


(b) 0.4 秒後 ($t\sqrt{g/L} = 1.772$)

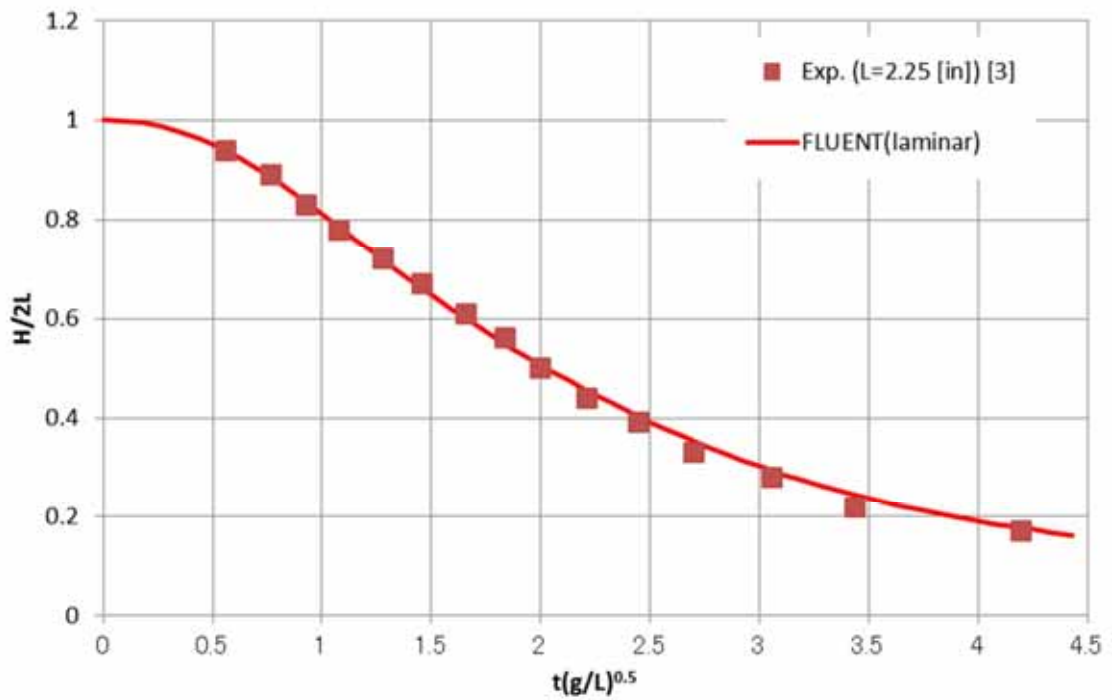


(c) 0.6 秒後 ($t\sqrt{g/L} = 2.658$)

第 4 図 水面（体積分率分布）の変化



第 5 図 先端位置 Z の時間変化



第 6 図 水柱高さ H の時間変化

参考文献

- [1] Hirt, C.W. and Nicholls, B.D.: Volume of fluid (VOF) method for dynamics of free boundaries, *J. Comput. Phys.*, Vol.39, pp.201-221, 1981
- [2] Martin, J.C. and Moyce, W.J.: Part IV. An Experimental Study of the Collapse of Liquid Columns on a Rigid Horizontal Plane, *Philosophical Transactions of the Royal Society of London. Series A, Mathematical and Physical Science*, Vol.244, No.882, pp.312-324, 1952
- [3] 越塚誠一, 山川宏, 矢川元基, : 数値流体力学 (インテリジェント・エンジニアリング・シリーズ), 培風館, 1997

現場操作が必要な設備のアクセス性について

1. はじめに

地震時の没水影響評価において、燃料プール冷却浄化系の機能が喪失する際に、燃料プールの冷却及び給水機能維持のために代替設備への切替操作が現場にて必要となる。この操作における手動弁へのアクセス性について確認する。

FPC系機能喪失の際は、残留熱除去系による熱交換及びサブプレッション・プール水の燃料プールへの補給を行うことで代替機能が維持される。

2. 残留熱除去系による燃料プール冷却，給水機能

燃料プール冷却浄化系の機能喪失に際して、残留熱除去系への切替操作が現場で必要な機器とその配置を第1表及び第1図に示す。

第1表 代替機能維持に必要な操作を伴う現場機器

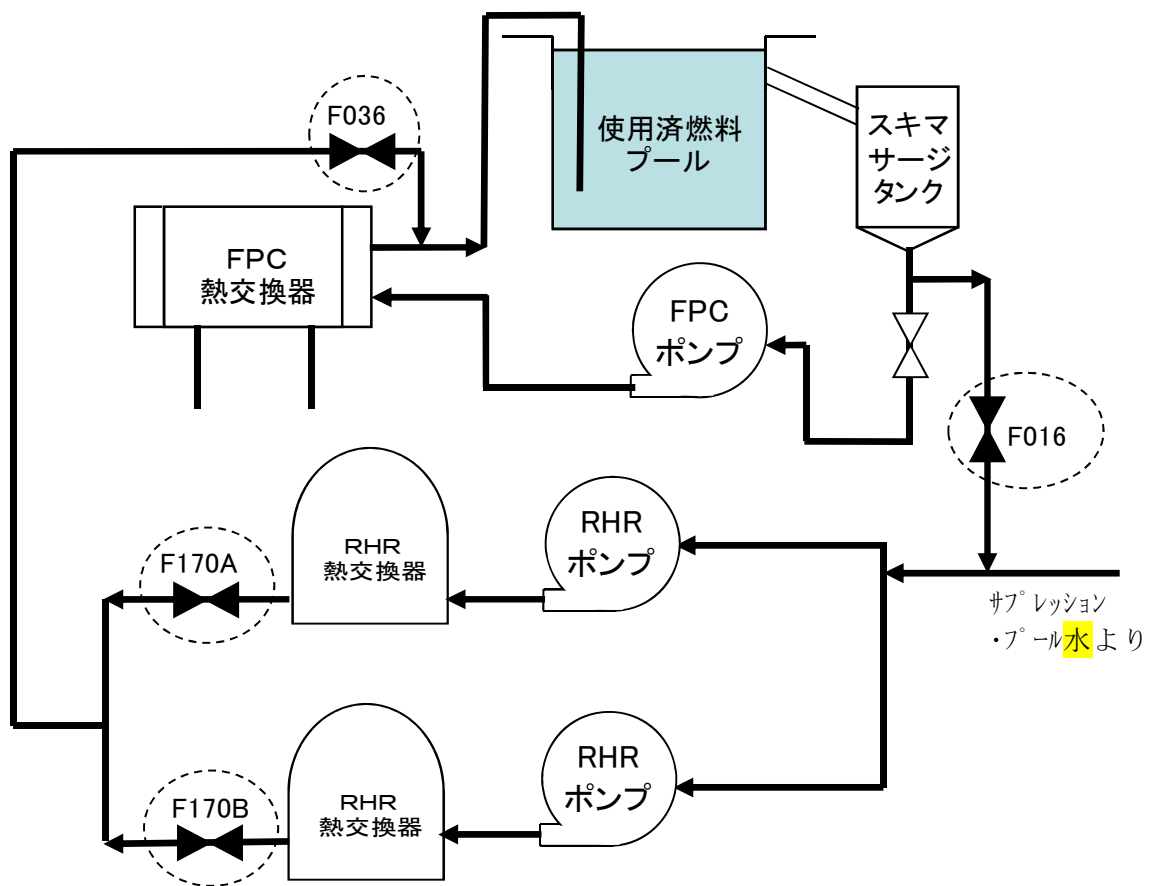
操作対象機器	設置区画 ^{※1}
手動弁 RHR(A)－FPCライン隔離弁 E12-F170A	RB-3-1 (R/B3F MSIV-LCS マニホールド室上部)
手動弁 RHR(B)－FPCライン隔離弁 E12-F170B	
手動弁 FPC系－RHR系連絡出口弁 G41-F036	RB-4-1 (R/B4F エレベータ正面)
手動弁 FPC系－RHR系連絡入口弁 G41-F016	RB-4-19 (R/B4F FPC ポンプ室)

※1：第4.2-3図「東海第二発電所 溢水防護区画図」参照

3. 操作対象機器へのアクセスについて

原子炉建屋原子炉棟入口エアロックから、操作対象区画までのアクセスルートを示す。また、各区画の浸水深さの想定を第2表に示す。

地震時の原子炉建屋原子炉棟地上3階、4階での浸水深さは、対象区画で発生する溢水量より、最大0.10mである。個別の区画となるFPCポンプ室については、溢水発生の想定はないため、歩行等に支障のある浸水深さではないことからこの操作におけるアクセス性に問題はない。

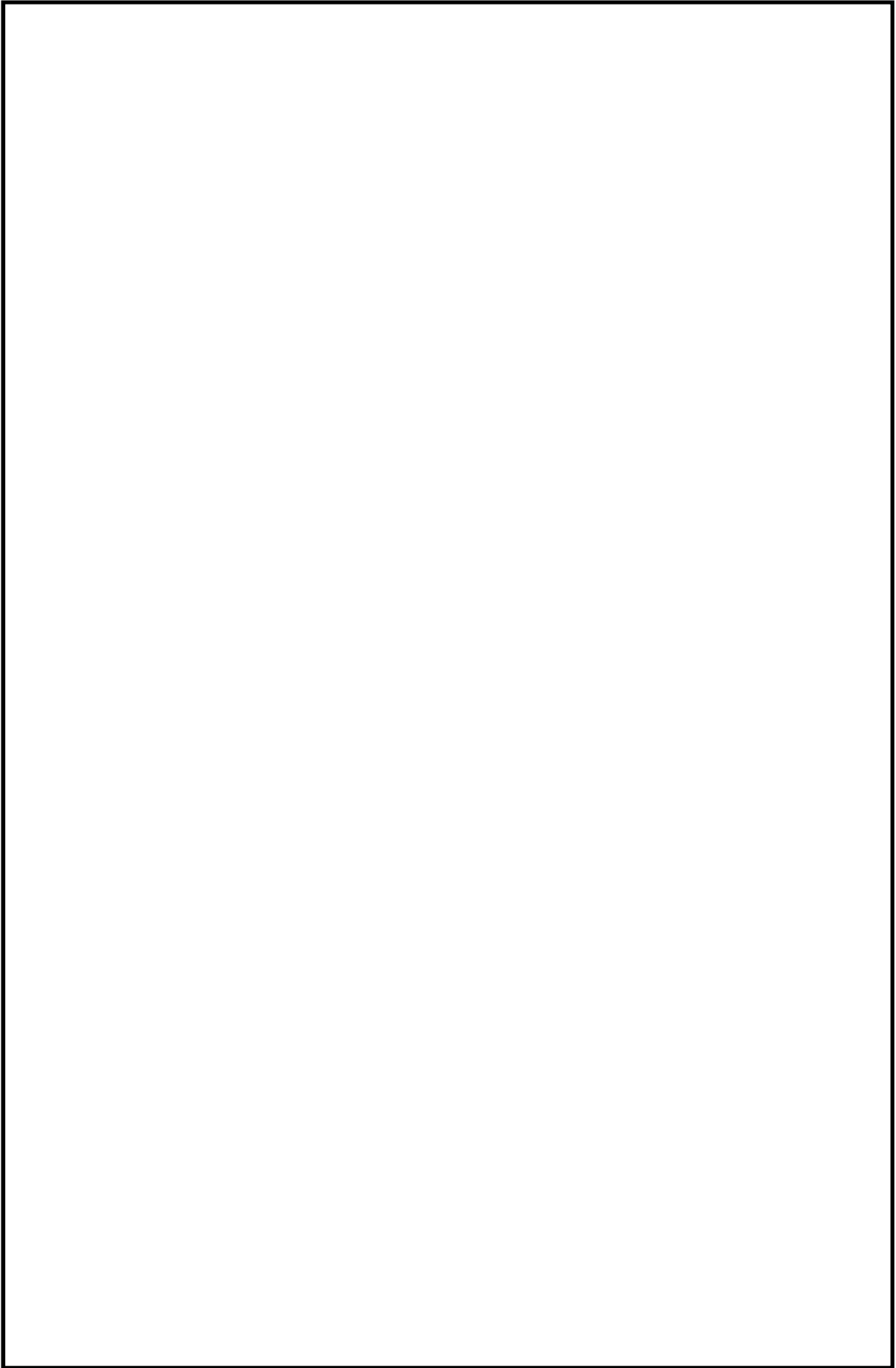


第1図 現場操作が必要な機器

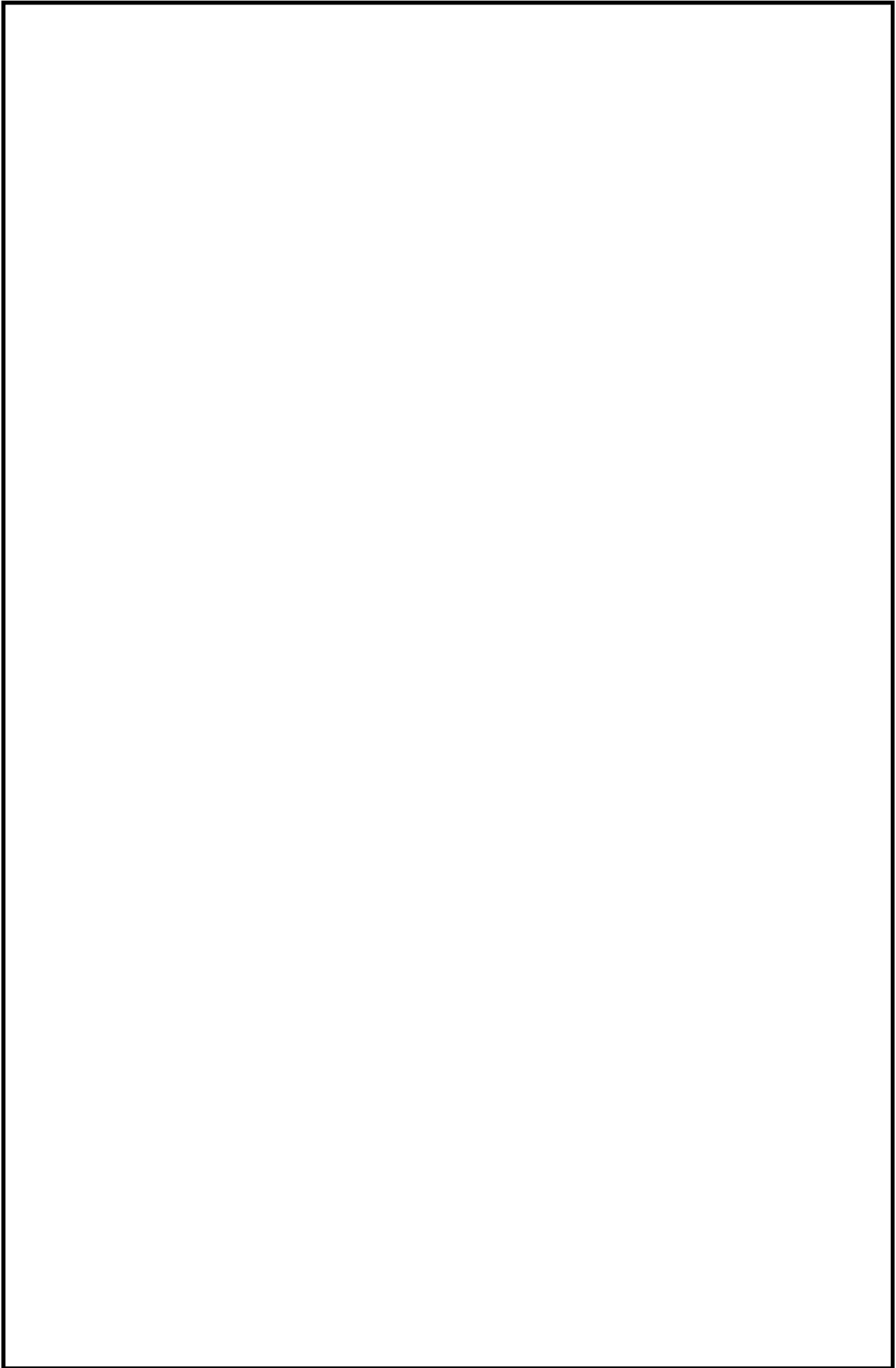
第 2 表 操作対象区画の地震時の浸水深さ

操作対象機器	対象区画 ^{※1}	浸水深さ (m)
手動弁 RHR (A) - FPC ライン隔離 弁 E12-F170A	RB-3-1 (R/B3F MSIV-LCS マニホ ールド室上部)	0.01
手動弁 RHR (B) - FPC ライン隔離 弁 E12-F170B		
手動弁 FPC 系 - RHR 系連絡出口 弁 G41-F036	RB-4-1 (R/B4F エレベータ正面)	0.00
手動弁 FPC 系 - RHR 系連絡入口 弁 G41-F016	RB-4-19 (R/B4F FPC ポンプ室)	0.00

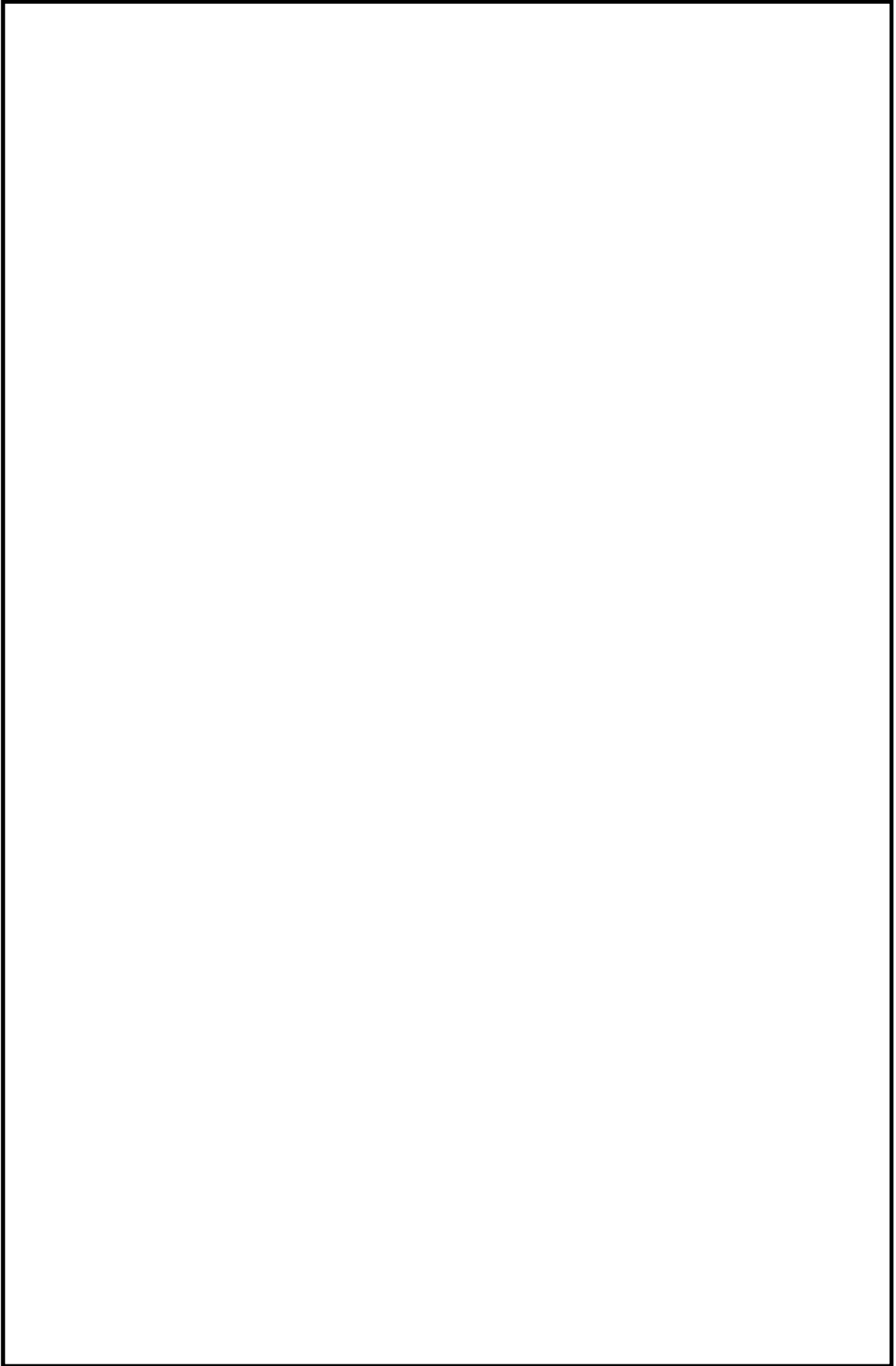
※ 1 : 第 4.2-3 図「東海第二発電所 溢水防護区画図」参照



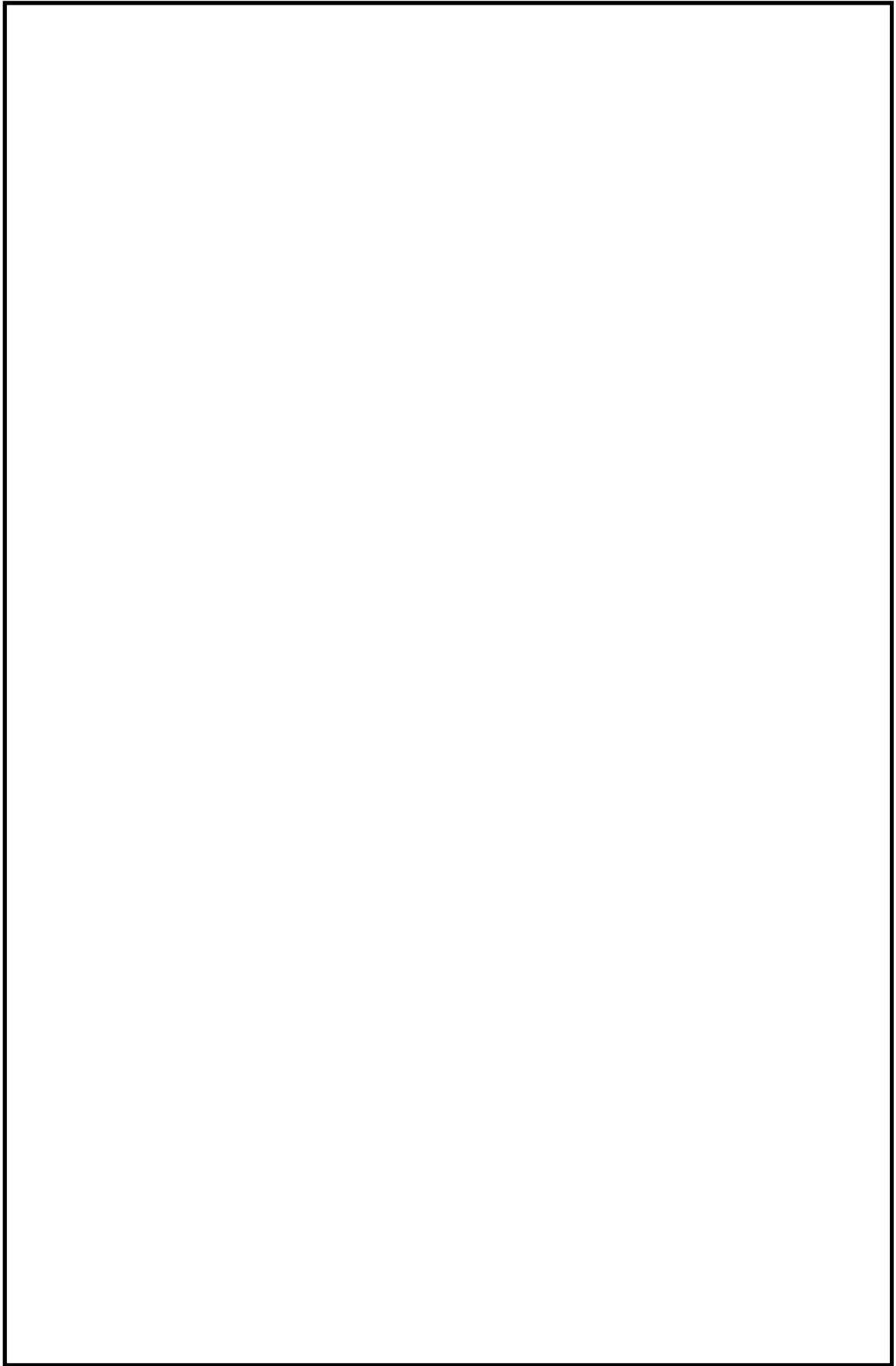
第2図 アクセスルート図 (1/10)



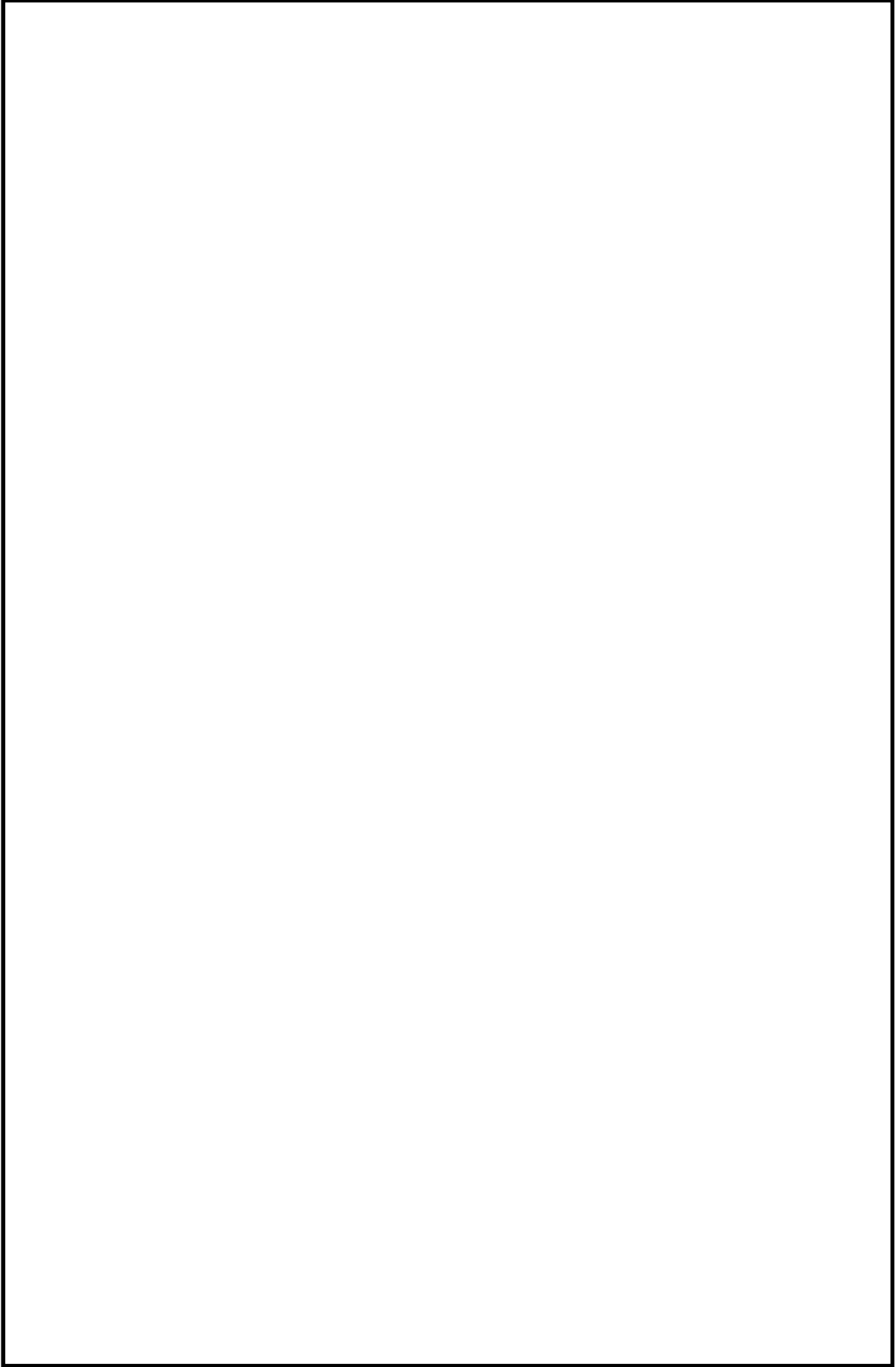
第2図 アクセスルート図 (2/10)



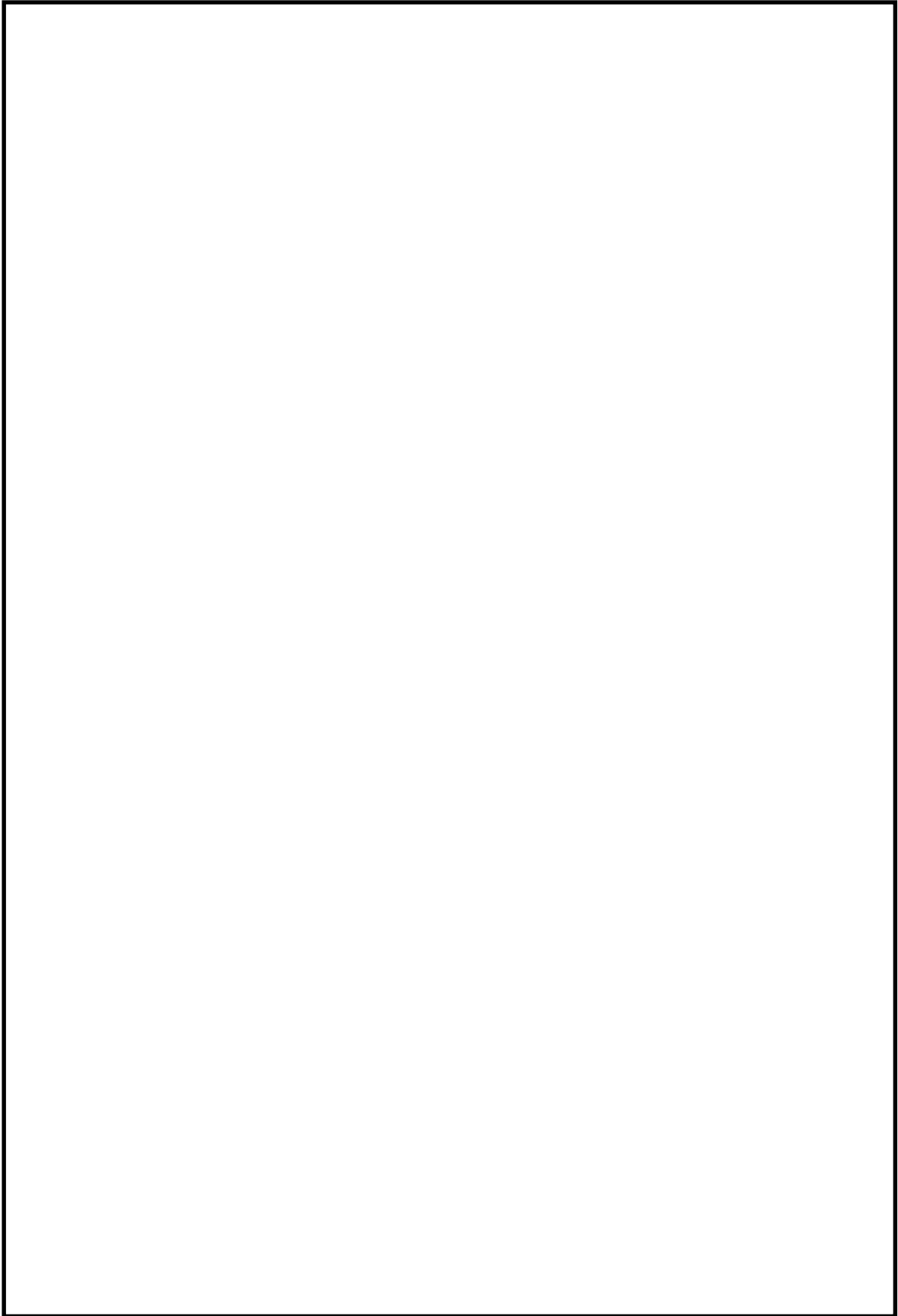
第2図 アクセスルート図 (3/10)



第2図 アクセスルート図 (4/10)



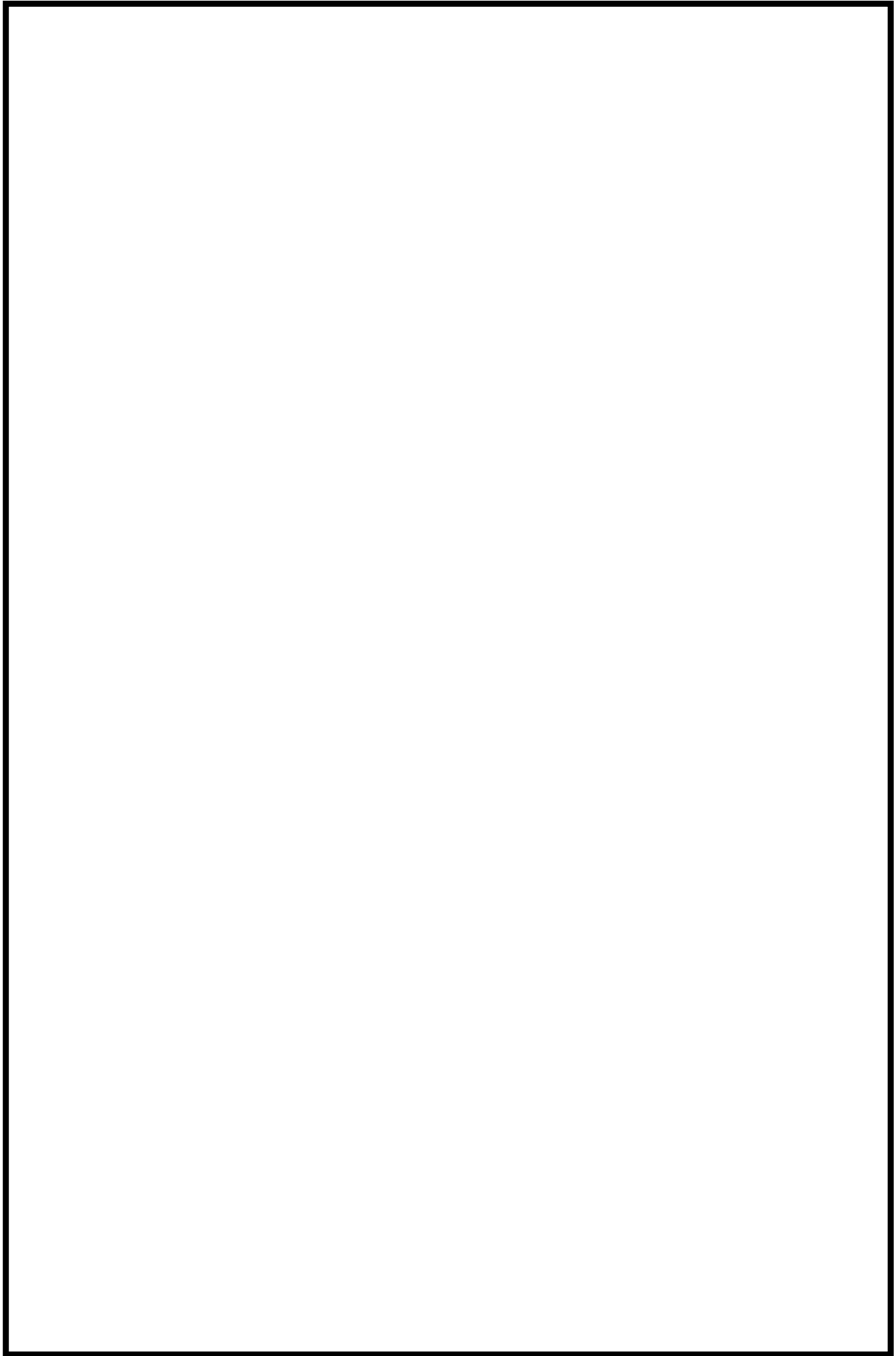
第2図 アクセスルート図 (5/10)



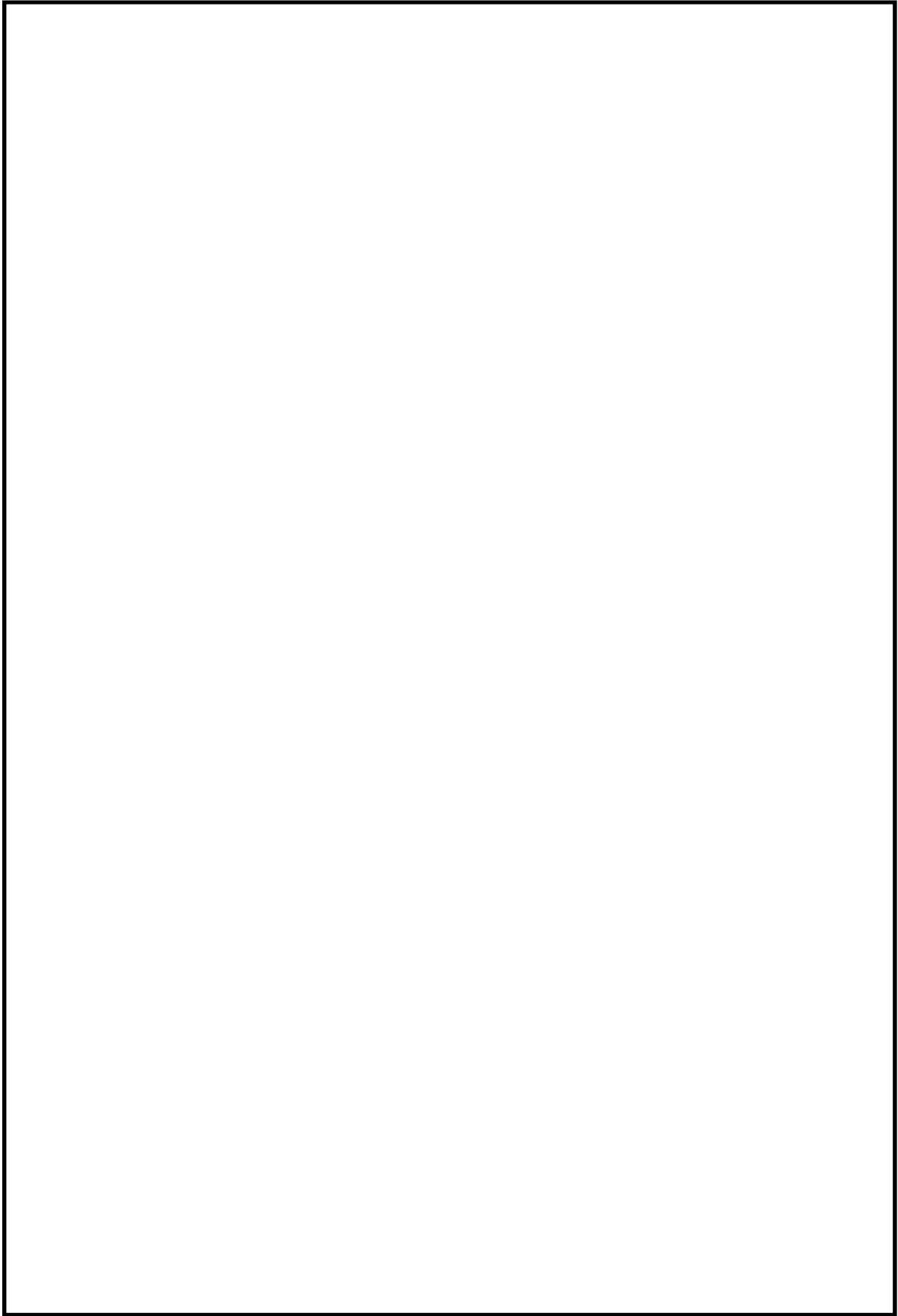
第2図 アクセスルート図 (6/10)



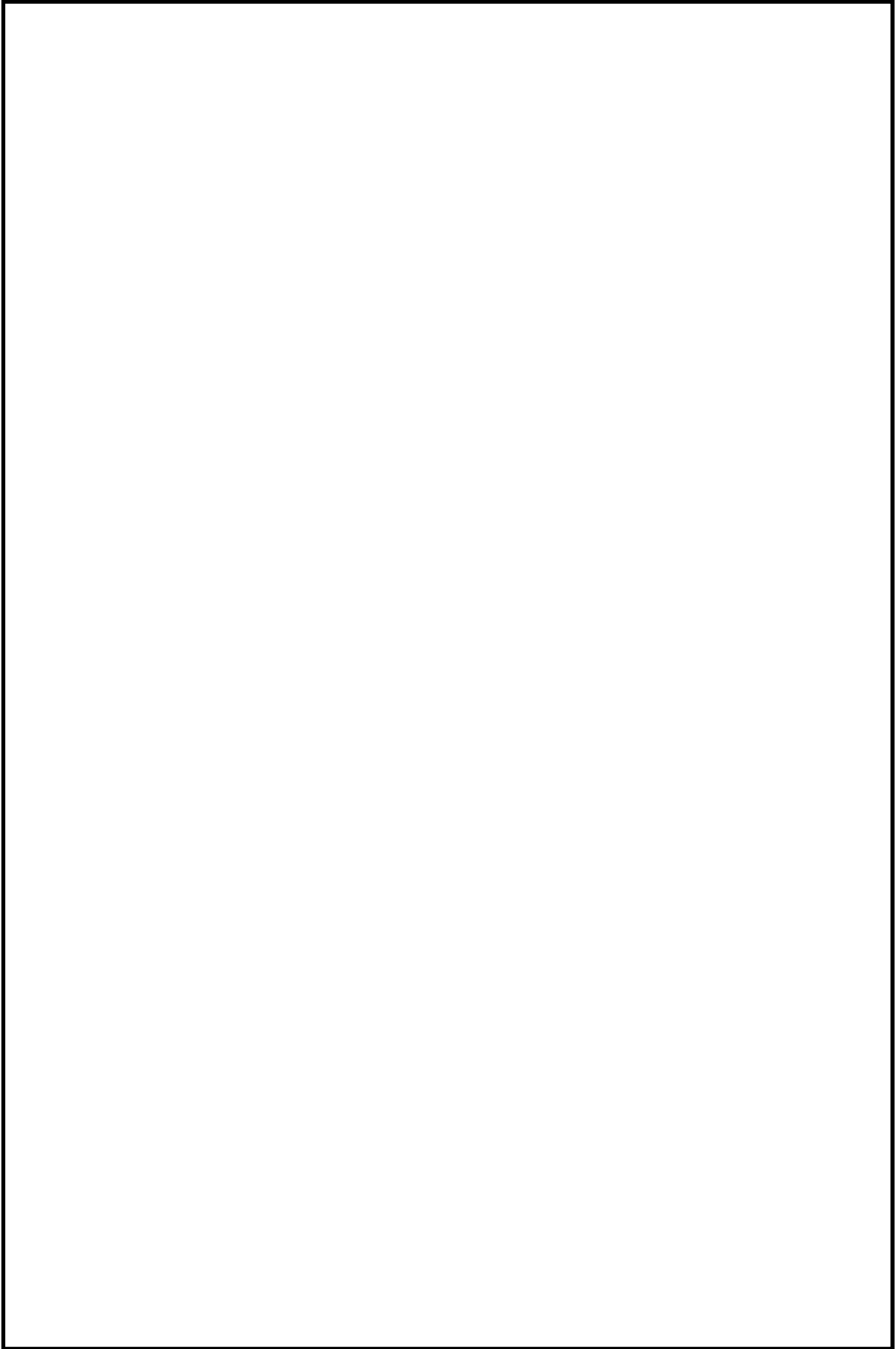
第2図 アクセスルート図 (7/10)



第2図 アクセスルート図 (8/10)



第2図 アクセスルート図 (9/10)

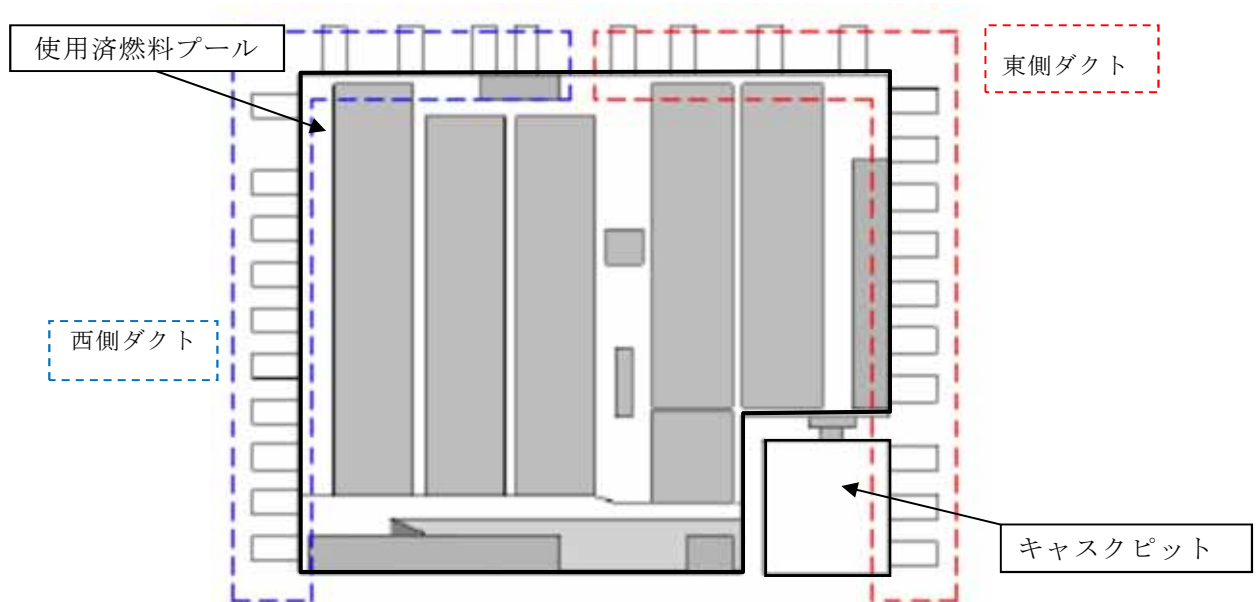


第 2 図 アクセスルート図 (10/10)

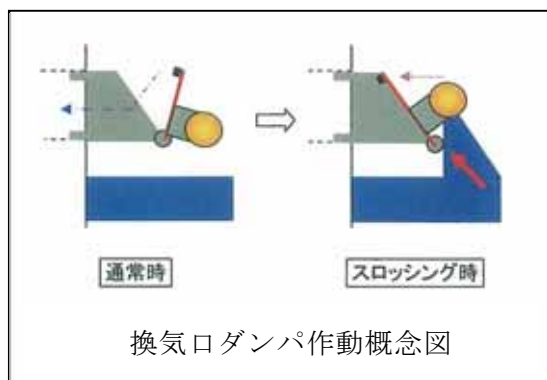
使用済燃料プール水のダクト流入防止対策について

1. はじめに

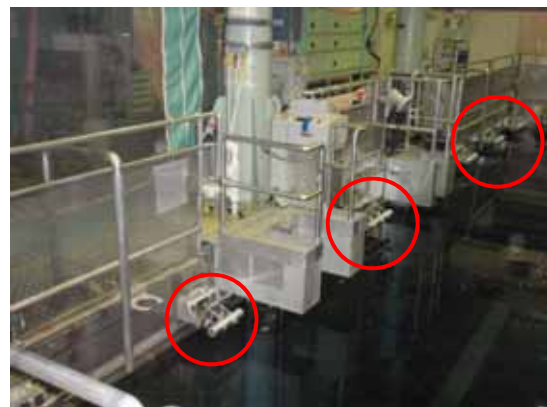
東海第二発電所では、スロッシング等に起因する使用済燃料プール水のダクト内流入による下層階への汚染拡大防止対策を実施する。燃料プール廻りのダクトの敷設状況を第1図に、ダクト換気口を第2図に示す。



第1図 燃料プール廻りのダクト敷設状況（原子炉建屋6階）



換気口ダンパ作動概念図



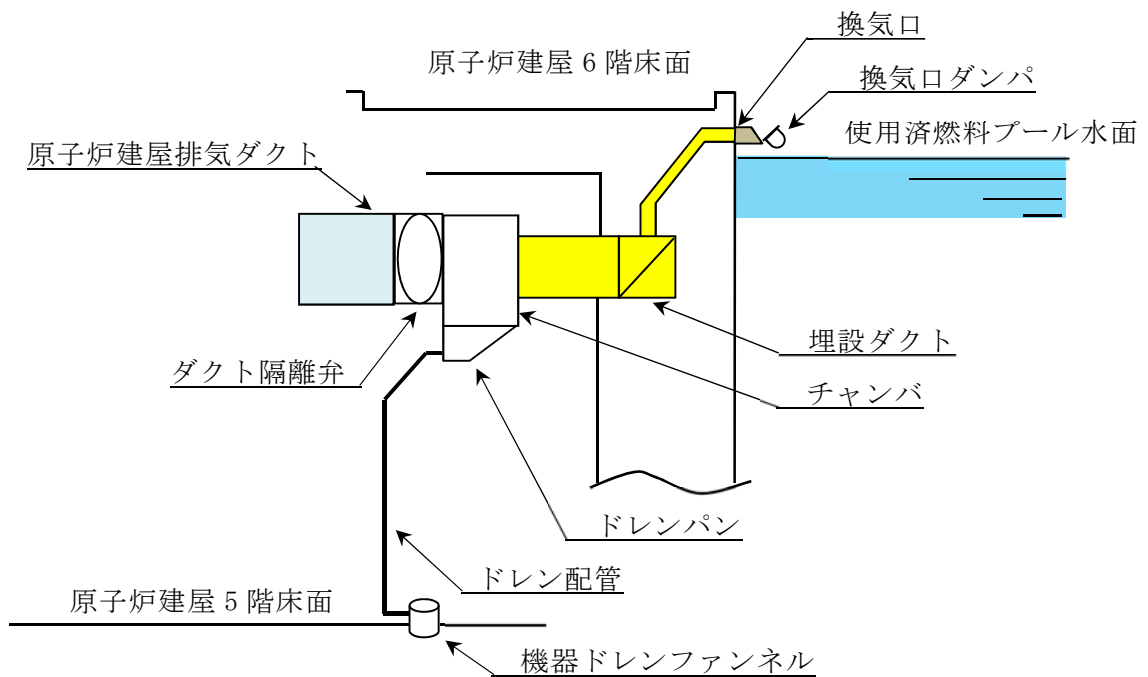
第2図 ダクト換気口

2. 排気ダクトへの流入防止対策

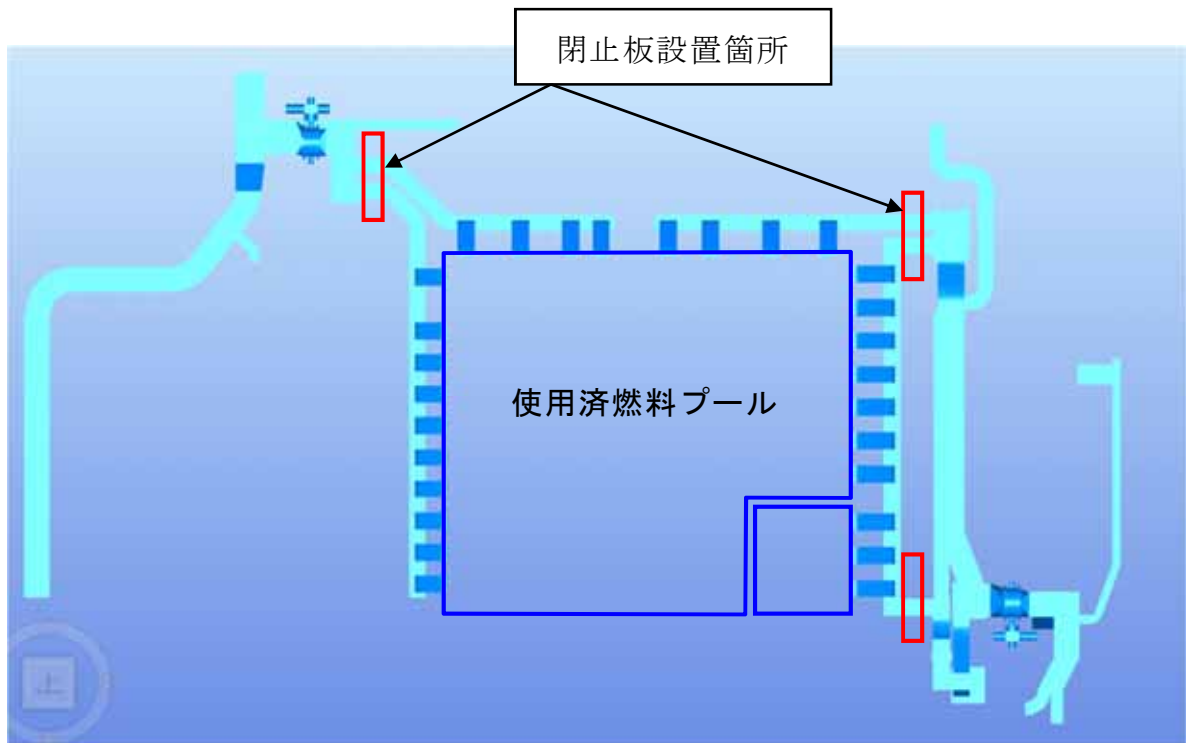
燃料プールのスロッシングにより、燃料プールの水がダクト換気口から埋設ダクトを経由して、換気空調系の排気ダクトへ流入することを防止するため、プール側換気口の閉止、並びに埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置する。本対策により、排気ダクトへプール水が流入することはない。

排気ダクトへの流入防止対策前の概略図を第3図、対策後の燃料プール廻りのダクト敷設状況を第4図に、閉止板設置箇所を第5図に示す。

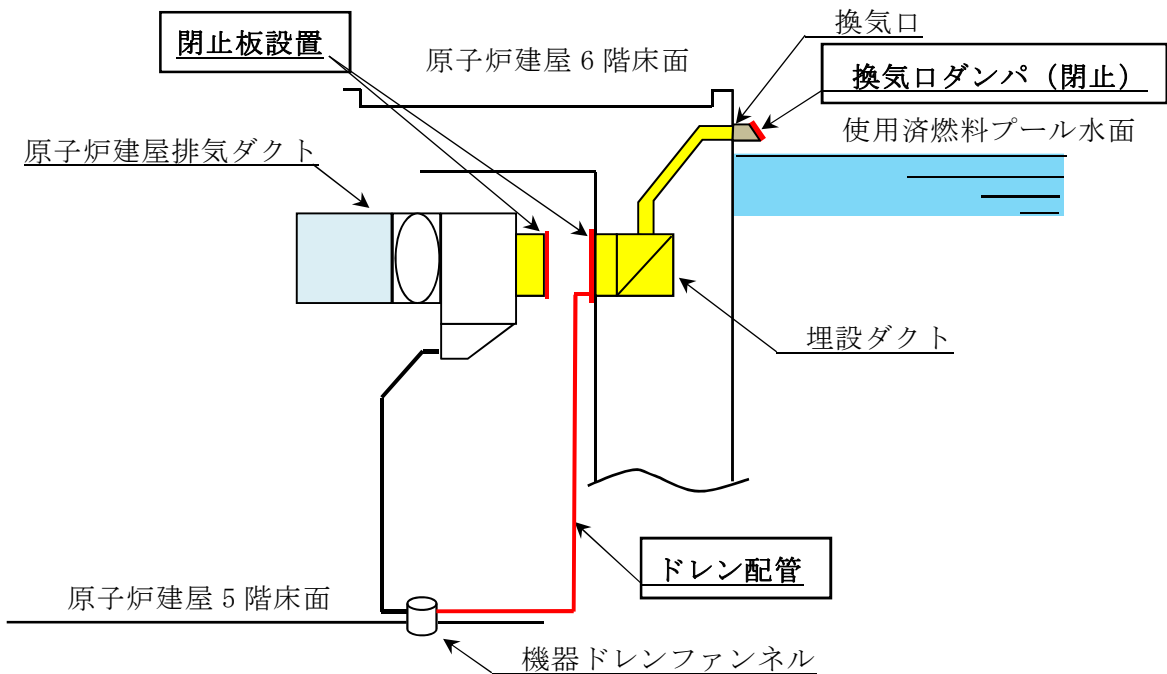
閉止板については、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できる構造とする。



第3図 対策前（概略図）



第4図 燃料プール廻りのダクト敷設状況（平面図）



断面図

第5図 閉止板設置箇所

3. ダクト閉止における影響評価

プール面の排気口は、プール水面上の汚染空気を原子炉建屋6階に拡散させないように設置されている。6階フロアの通常空調の設計は、同じ目的で、負圧を維持し、プール側へ風の流れることができるよう、給気と排気のダクトを設置している。

プール水面の排気口を閉止した場合は、汚染拡大の影響と負圧バランスへの影響が考えられるが、これらを考慮した風量調整ダンパを既に設置しており、既設空調の排気ダクトで閉止前と同様の排気ができることから、汚染拡大へや負圧バランスへの影響はない。

4. 対策実施における考慮事項

現状のスロッシング水の建屋下層への拡大防止を目的とした、排気ダクトへの構成は以下。

- a) 通常空調へ繋がる下階のダクトに隔離弁を追設（スロッシングのプール水位変動を検知して閉動作する）し、下流の通常空調ダクトへの溢水の流入・汚染拡大を防止。
- b) 上記隔離弁が閉となるまでの間にプール水が隔離弁下流に流出しないよう、上流側でダクトの一部を補強改造し、機器ドレンに排出するチャンバを設ける。

上記設備に対して、今後のダクト閉鎖を考慮した場合の考慮事項は以下。

【確認結果】

燃料プール換気ダクトの設備区分は放射線管理設備であるが、非常用換気設備ではない。

既設のダクトを利用し、地震時のスロッシングにより流入したプール水

を隔離弁から下流に流出させず，機器ドレン系に連続して排水できる構造*であるが，設備の主目的はあくまで換気（放射線管理設備）であることから，廃棄設備（液体廃棄物処理設備）に該当しない。

* 既設のダクトにも配置上プール水が溜まる構造となっている部分やドレンラインがある。

過去の不具合事例への対応について

1. はじめに

溢水事象に係る過去の不具合事象の抽出を行い、内部溢水影響評価への反映要否について、検討を実施した。

2. 過去の不具合事例の抽出

内部溢水影響評価に反映が必要となる溢水事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

- ・ プラントの配置設計がほぼ同様となる、同じ炉型における不具合事象
- ・ 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」及び各社のホームページ情報）を対象
- ・ キーワード検索（漏れ、溢水、水溜り、スロッシング等）により幅広く抽出

3. 内部溢水影響評価への反映が必要となる事象の選定

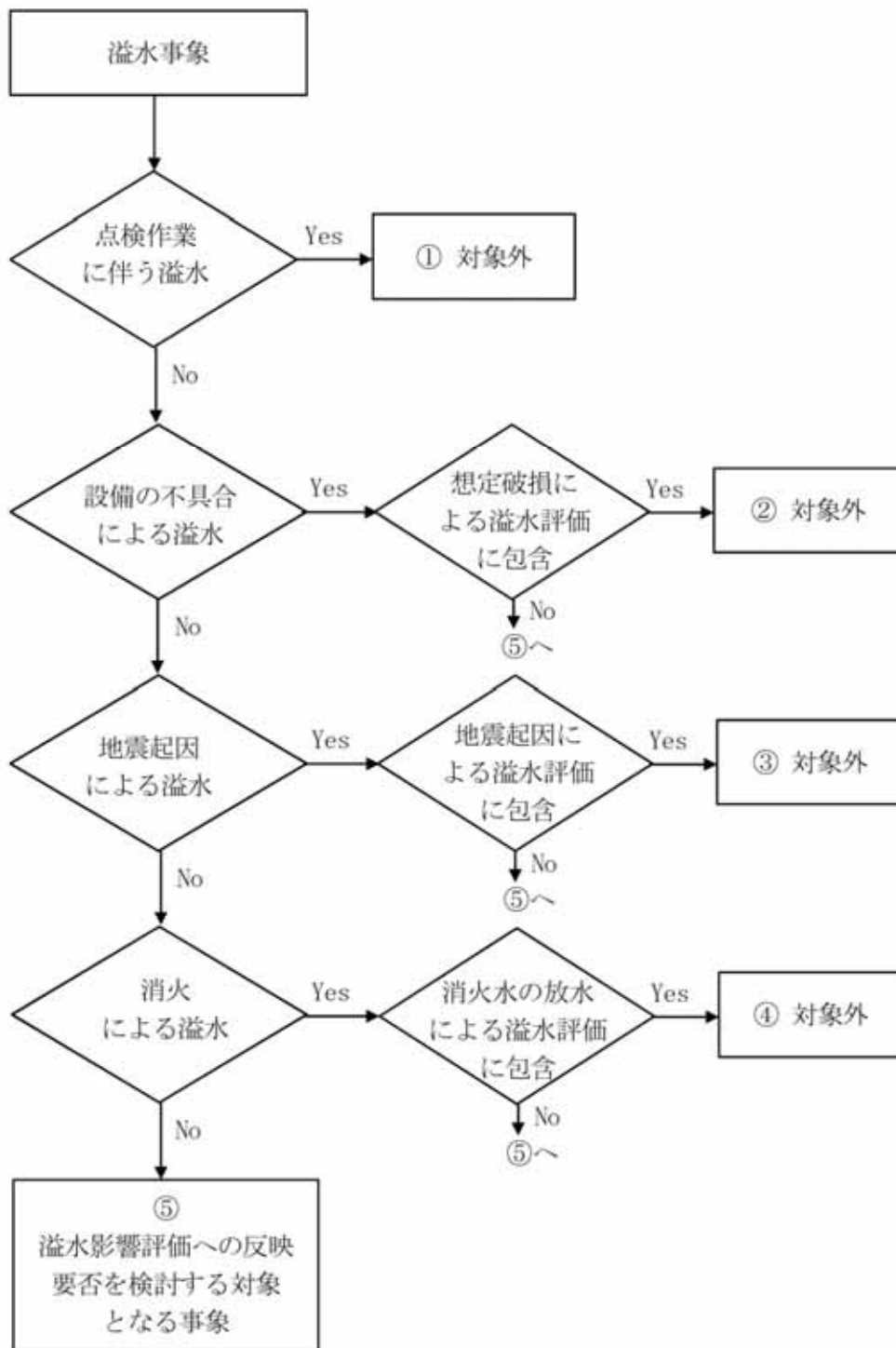
内部溢水影響評価への反映要否について、第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出した事象に対する、内部溢水影響評価における対応状況を第2表に示す。

4. 過去の不具合事例への対応について

過去の不具合事例を抽出し、内部溢水影響評価への反映要否について検討を実施した結果、東海第二発電所においては、いずれの事象についても、既

に評価に盛り込まれている、若しくは、今後必要となる対策を講ずることから、評価内容および評価結果への影響がないことを確認した。

今後も引き続き、自社はもちろんのこと、他社不具合情報を入手した場合は、内部溢水影響評価への反映要否を検討した上で、速やかに評価に反映させていくこととする。



第1図 内部溢水影響評価への反映要否判断フロー

第1表 溢水影響評価への反映を不要とする理由

各ステップの項目	理由
①点検作業に伴う溢水	<p>点検に伴い開放・分解点検を実施している箇所からの内部流体の漏えいについては、作業手順、作業管理、人的過誤等の要因によるものであり、溢水影響評価への影響はないとした。</p> <p>また、運転手順に起因する溢水事象についても、本項目に整理した上で、同様に溢水影響評価への影響はないとした。</p>
②設備の不具合による溢水	<p>腐食や浸食等による溢水事象については、設備対策により再発防止を図ることが基本であること、また、想定破損による溢水評価に包含されるものと考えられるため、溢水影響評価への影響はないとした。</p> <p>また、ファンネルからの溢水事象についても、建屋内排水系に期待した評価とはしていないことから、本項目に整理した上で、同様に溢水影響評価への影響はないとした。</p> <p>なお、保守不完全が原因の溢水事象についても本項目で整理した。</p>
③地震起因による溢水	<p>使用済燃料プールのスロッシングによる溢水及び耐震性が確保されていない設備の破損による溢水については、地震起因による溢水評価に包含されることから、溢水影響評価への影響はないとした。</p>
④消火による溢水	<p>消火水の放水による溢水評価に包含されることから、溢水影響評価への影響はないとした。</p>

第2表 過去の不具合事象に対する内部溢水影響評価での対応状況について

件名①	復水貯蔵タンクしゃへい壁内バルブの不具合について
事象発生日等	1984.10.17 福島第一2号
事象の概要	<p>2号機は第7回定期検査中であり、定検終了後起動時の高圧注水系手動起動試験を実施したところ、復水貯蔵タンク外側のしゃへい壁内の高圧注水系戻り弁(V-18-46)付近からの水漏れ音を確認したため、高圧注水系ポンプを停止するとともに、同弁を全閉したところ、水漏れ音は停止した。</p> <p>しかし、同タンクのしゃへい壁下部に雨水口があいていたことから、管理区域外への漏えいが考えられたためサーベイを実施した。</p> <p>高圧注水系テストライン戻り弁のボンネットフランジ部のパッキンがずれた原因は、経年劣化したパッキンに高圧注水系ポンプ起動時の水圧が加わったことによるものと考えられる。</p> <p>また水漏れによる漏水カバーの一部が変形し、外れたため水が流出し、この水がしゃへい壁の雨水口を経て管理区域外へ漏出したものと推定される。</p>
再発防止対策	<p>(1) 復水貯蔵タンクしゃへい壁内バルブ不具合に伴う対策</p> <ol style="list-style-type: none"> a. ポンプ吐出圧による圧力変動がかかる可能性のある弁について、パッキン取替を実施した。 b. パッキン取替え対象弁の漏水防止カバーを鋼板製のものに取替えた。 c. 復水貯蔵タンクしゃへい壁内に漏えい検出器を設置した。 d. 復水貯蔵タンクしゃへい壁の雨水口はモルタル、シール剤を充填した。 e. 復水貯蔵タンク廻りの汚染土壌を削土し、ドラム詰処理した。 <p>(2) 恒久的漏えい防止対策</p> <p>復水貯蔵タンクしゃへい壁内の漏えい水をタービン建屋まで導けるようトレンチを設置する。またトレンチ内、しゃへい壁内に床漏えい検出器を設置する。</p>
内部益水評価への影響	<p>放射性物質を内包する液体の管理区域外への漏えい事象であり、以下の対策を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 建屋境界からの伝播に対して、溢水防護措置(水密扉の設置、配管等の貫通部への止水対策等)を実施する。 2. 循環水系配管破損部からの系外放出対策として、 <ol style="list-style-type: none"> (1) 復水器室への漏えい検知器の設置 (2) 復水器出入口弁の「全閉」インターロックの追加 (3) 循環水ポンプのトリップインターロックの追加 (4) 上記に関する電源系の強化(非常用電源への接続)

件名②	タービン建屋地下 1 階雨水について
事象発生日等	2003. 8. 15 浜岡 3 号
事象の概要	3 号機タービン建屋地下 1 階の通路(放射線管理区域内)において、水たまり(約 23m×5m×5mm:約 600 リットル)を発見。この水は、タービン建屋の外側にある屋外地下ダクト(配管を通すための空間)内に雨水が溜まり、配管貫通部より建屋内に入り込んだもの。建屋内に入り込んだ水は収集し処理。また、ダクト内の溜まり水については、排水を実施。
再発防止対策	(1)ダクト内に滞留した雨水は、発電所の消防車及びエンジン付排水ポンプにより排水を行い、その後既設排水ポンプの新品取替を行った。作動確認結果:良好 (2)建屋内は手作業にて通路の水たまりの抜取り処置等を実施した。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名③	サービス建屋地下 1 階における火災報知器の作動(誤報)
事象発生日等	2004. 10. 9 浜岡 3 号
事象の概要	サービス建屋地下 1 階(放射線管理区域内)において、火災報知器が作動した。直ちに現場の確認を行い、火災ではないことを確認した。火災報知器が作動した原因は、台風 22 号通過に伴い、サービス建屋出入口(1 階)より侵入した雨水が、地下 1 階の天井に取り付けられている当該感知器に入ったため、作動したものと考えられる。
再発防止対策	当該感知器を取り替えることとした。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、屋外タンクからの溢水影響評価において、既に考慮済みである。

件名④	【中越沖地震】T/B B2F T/BHCW サンプ(B)・LPCP(A)～(C)室 雨水流入
事象発生日等	2007. 7. 26 柏崎刈羽 1 号
事象の概要	タービン建屋 B2F の低圧復水ポンプ室付近に水たまりを確認した。T トレンチで発生した漏水がタービン建屋に流入したものと推定される。1 号タービン建屋～海水熱交換器建屋・補助ボイラ建屋・ランドリー建屋・ランドリー建屋ダクト(T トレンチ)で発生した漏水が当該トレンチ近傍のファンネルへ大量に流入し、目詰まりを起こしたことにより、このファンネルより設置高の低い高電導度廃液サンプから溢水したものと推定される。
再発防止対策	T トレンチのファンネル清掃、T トレンチの止水処理を実施し、現状復旧する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑤	【中越沖地震】T/BT/BB1F(管)南側壁上部5m(ヤードHTr奥ノンセグ室)より雨水流入
事象発生日等	2007.7.26 柏崎刈羽3号
事象の概要	タービン建屋地下1階南側通路で、壁面部から水が流入していることを確認した。タービン建屋に隣接したピットに水がたまり電線管貫通部を通過してタービン建屋内に流入したと推定される。
再発防止対策	電線管貫通部の止水と漏出化、所内用変圧器奥ノンセグ室の復旧を実施し、現状復旧する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑥	【中越沖地震】Ax/B B1F 北西側壁面亀裂部より雨水漏えい
事象発生日等	2007.7.26 柏崎刈羽
事象の概要	補助建屋地下1階の壁亀裂部から水の流入を確認した。中越沖地震の影響により、連絡通路が建屋と衝突したことによりコンクリートが損傷し、建屋の壁面に亀裂が生じ、雨水が流入しているものと推定される。
再発防止対策	建屋外にディープウェル及び建屋内に堰を設置し、壁面はコンクリート補修を行い止水処理し現状復旧する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。 なお、建屋外壁についても評価を実施しており、地震時のひび割れを考慮した場合でも、建屋内への溢水は生じない。

件名⑦	海水熱交換器建屋(非管理区域)における水漏れ(雨水)について
事象発生日等	2008.10.27 柏崎刈羽1号
事象の概要	定期検査中の1号機において、ケーブル張替え作業を行っていた協力企業作業員が海水熱交換器建屋地下2階熱交換器室(非管理区域)の天井から水が漏れていることを確認した。調査の結果、海水熱交換器建屋外壁に接しているケーブルトレンチ内に溜まった雨水が、建屋壁面の電線貫通部から建屋内に流入し、ケーブルトレイを通じて地下2階熱交換器室に至ったことがわかった。海水熱交換器建屋は放射性物質が存在しないエリアであり、流入した水は雨水のため放射能を含んでいない。
再発防止対策	ケーブルトレンチ内に雨水が溜まった原因は、新潟県中越沖地震の影響により陥没したケーブルトレンチの養生が不十分であったためと推定している。海水熱交換器建屋(非管理区域)に流入した雨水は、常設している排水口から排水するとともに、床面の拭き取りを実施した。また、今後、屋外の陥没部等に雨水が流入しないよう養生の方法を改善する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑧	タービン建屋内への海水の浸入
事象発生日等	2009.10.8 浜岡3号
事象の概要	タービン建屋地下1階の空調機器冷却海水ポンプエリア(放射線管理区域)で、タービン建屋の配管貫通部から水が浸入していることを発見した。現場を確認したところ、タービン建屋地下1階の空調機器冷却海水ポンプエリアの床面に水溜まり(約5m×約50m)があり、この水を分析したところ、放射性物質は含まれておらず、また、海水であることを確認した。配管貫通部外側には、放水路とタービン建屋を連絡する配管ダクトがあり、ダクト内に大量の海水が浸入したため、貫通部を通じてタービン建屋内に浸入したものであった。
再発防止対策	海水の浸入があった配管貫通部の点検・補修を行い、配管貫通部に防水効果が期待できる隙間材を追加充填するとともに、貫通部周囲にシール材を塗布し、当該配管貫通部のシール性を向上した。また、放水路とタービン建屋を連絡する配管ダクト内に放水路から海水が浸入しないための恒久的な対策として、当該配管ダクトと放水路の連絡部に閉止板を設置することとした。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑨	【東日本大震災関連】原子炉補機冷却水系熱交換器(B)室、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器室および海水ポンプ室への浸水
事象発生日等	2011.3.11 女川2号
事象の概要	2011.3.11の地震において発生した津波により、原子炉建屋地下3階のRCW熱交換器(A)(B)室およびHPCW熱交換器室に流入し、各室が浸水に至った。 浸水の原因は、屋外海水ポンプ室RSWポンプ(B)エリア床面設置されていた循環水ポンプ自動停止用水位計収納箱上蓋が開き、津波による海水が流入し、ケーブルトレイおよび配管貫通部等の隙間、水密扉、排水系配管から漏れ出し、トレンチを経由して建屋内へ浸水したものと推定される。
再発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・当該水位計を取外し、開口部に閉止板を設置し密閉化するとともに、架構による補強を実施し止水処理を行った。(6箇所)なお、当該水位計については、海水による浸水防止を考慮したエリアへ移設した。 ・海水ポンプ室からトレンチへの配管およびケーブルトレイ貫通部について止水処理を行った。 ・津波による浸水防止対策である建屋扉の水密性向上や防潮堤、防潮壁の設置を実施する。
内部溢水評価への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(ハッチの水密化等)を講ずることから、内部溢水評価への影響はない。 ・溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑩	【東日本大震災関連】福島第二原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について
事象発生日等	2011.3.11 福島第二 1, 2, 3, 4 号
事象の概要	当発電所 1 号機から 4 号機の全号機は定格熱出力一定運転中のところ、三陸沖を震源とする当該地震により、同日 14 時 48 分、全号機とも「地震加速度大トリップ」で原子炉が自動停止した。原子炉自動停止直後に全制御棒全挿入及び原子炉の未臨界を確認し、原子炉の冷温停止及び使用済燃料プール(以下、「SFP」という。)の冷却に必要な設備は、健全で安定した状態であることを確認した。しかし、当該地震後の津波(同日 15 時 22 分、第一波到達目視確認)により、1 号機、2 号機及び 4 号機において、原子炉の冷温停止及び SFP の冷却に必要な設備が被水するなどし使用不能となった。これにより原子炉の除熱ができなくなったことから、同日 18 時 33 分に原災法第 10 条該当事象(原子炉除熱機能喪失)と判断した。
再発防止対策	想定を大きく超える津波による浸水により原子炉除熱機能、圧力抑制機能が喪失したことを踏まえ、浸水防止策として、当該地震の際、津波が集中的に遡上した当発電所南側海岸アクセス道路を土嚢及び盛土にて築堤を配備、原子炉建屋内への浸水防止として土嚢及び防潮堤の配備、海水熱交換器建屋内への浸水防止として、扉・ハッチまわりに土嚢を配備、ポンプ廻りに土嚢を配備し、浸水による電源や除熱機能の喪失を防止した。
内部溢水評価への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(ハッチの水密化等)を講ずることから、内部溢水評価への影響はない。 ・溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑪	【東日本大震災関連】非常用ディーゼル発電機 2C 用海水ポンプの自動停止について
事象発生日等	2011.3.11 東海第二
事象の概要	東日本大震災(震度 6 弱)発生に伴い発生した津波により、ポンプエリアが浸水し、非常用ディーゼル発電機 2C 用海水ポンプが水没、自動停止した。 津波対策として、仕切り壁を設置済であったが、以下の浸水経路の止水施工が未であった。 (1)北側ポンプ槽と補機冷却海水系ストレーナエリア間の排水溝用の開口。 (2)ケーブルピット。
再発防止対策	浸水経路となった、2 箇所について、コンクリート打設による閉塞措置を実施した。
内部溢水評価への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(ハッチの水密化等)を講ずることから、内部溢水評価への影響はない。 ・溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑫	【東日本大震災関連】125V蓄電池2B室における溢水について
事象発生日等	2011.3.11 東海第二
事象の概要	東日本大震災(震度6弱)発生に伴う、外部電源喪失によるサービス建屋実験室サンプポンプの停止と、床ファンネルを閉止していた蓋の外れとにより、サービス建屋実験室サンプ(管理区域)から原子炉建屋バッテリー室(非管理区域)へのサンプ水の流入が発生した。常用系電源の停電により開となった実験室サンプポンプシール水電磁弁から供給された消火水(停電により自動起動した、ディーゼルエンジン駆動消火ポンプにより供給)が当該サンプに流入し続け、当該サンプ内水位が上がった。それに加え、停電による当該サンプの制御電源喪失で、サンプ水位高信号が発信されなかったこと、ファンネルを閉塞していたゴム栓が外れたことで、当該サンプとの僅かな水頭差により、非管理区域側の当該ファンネルへの逆流による溢水が発生した。
再発防止対策	<p>当該ファンネルについては実験室サンプとの恒久的な隔離階置として、鋼板とモルタルを用いた閉止措置を実施した。</p> <p>また、当該ファンネルと当該サンプの接続配管につながる複合建屋1階と中1階の他のファンネル8箇所(この内1箇所は当該ファンネル同様に逆流の可能性があった)を含め、鋼板とモルタルを用いた閉止措置を実施した。</p> <p>なお、サンプポンプシール水電磁弁が停電により開となること、および制御電源の喪失で水位高信号が発信されなくなる点について、改善を検討する。</p> <p>水平展開として、管理区域からのドレンファンネル、ベント・ドレン配管などで、非管理区域において開口を有し、溢水を生じる可能性があるものの抽出と逆流の可能性の有無の確認を実施し、対象となったファンネル14箇所(既に閉止措置済みの1箇所を含む)について閉止措置を実施した。</p>
内部溢水評価への影響	<p>放射性物質を内包する液体の管理区域外への漏えい事象であり、以下の対策を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 建屋境界からの伝播に対して、溢水防護措置(水密扉の設置、配管等の貫通部への止水対策等)を実施する。 2. 循環水系配管破損部からの系外放出対策として、 <ol style="list-style-type: none"> (1) 復水器室への漏えい検知器の設置 (2) 復水器出入口弁の「全閉」インターロックの追加 (3) 循環水ポンプのトリップインターロックの追加 (4) 上記に関する電源系の強化(非常用電源への接続) <p>なお、管理区域から非管理区域へ繋がるファンネルは設置されていない。</p>

件名⑬	1号機原子炉建屋付属棟地下1階の高圧炉心スプレイ系電源室照明用分電盤からの発火について
事象発生日等	2011.5.27 福島第二1号
事象の概要	<p>停止中の1号機原子炉建屋付属棟地下1階の高圧炉心スプレイ系電源室内にある照明用分電盤より発火したことから、協力企業作業員が消火し、当社当直員が消火を確認した。消防署に通報し、その後の消防署の現場確認により鎮火が確認され、建物火災によるぼやと判断された。本事象によるけが人の発生はなく、外部への放射能の影響はなかった。</p> <p>調査した結果、以下のことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発火による損傷の著しい箇所は、照明用分電盤内最下部の配線用しゃ断器(予備)であったこと。 ・焼損した配線用しゃ断器の絶縁抵抗測定を実施し、健全であることを確認していたこと。 ・分電盤が設置してある高圧炉心スプレイ系電源室内は、津波による海水の流れ込み(床上5cm程度の浸水)があったこと。 ・作業当日、同室内は浸水していなかったが、津波により空調機が停止していたため室内湿度が高く、分電盤の設置環境としては良い状態ではなかったこと。 ・焼損した配線用しゃ断器の近傍にある配線用しゃ断器を分解点検した結果、しゃ断器内部の接触金具に塩分が付着していたこと。 ・津波後の当該分電盤点検時、盤内部の配線用しゃ断器等の機器を確認していなかったこと。 <p>当該分電盤の盤内部の確認を行っていなかったため、海水の浸水の影響で当該配線用しゃ断器内への塩分の付着を確認できず、その後、室内で発生した結露水が吸着しました。このことから、しゃ断器の絶縁抵抗が低下し、この状態で電源を投入したため漏電・発火に至ったものと推定した。</p>
再発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・津波により浸水した電気品については、原則交換または修理を実施する。 ・津波により浸水したエリアにある電気品を使用する場合は、塩分による汚損がないことを確認する。 ・津波の後に初めて通電する電気品については、設置環境を確認した上で、通電直前に絶縁抵抗を測定し健全性を確認する。 ・上記3項目について、当社監理員および協力企業作業員に周知する。
内部溢水評価への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(ハッチの水密化等)を講ずることから、内部溢水評価への影響はない。 ・溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑭	女川原子力発電所 1 号機台風 15 号によるタービン建屋への雨水の流入について
事象発生日等	2011.9.21 女川 1 号
事象の概要	1 号機タービン建屋地下 1 階に雨水が流入していることを確認し、その後タービン建屋地下 2 階および配管スペースにも雨水が流入していることを確認した。 調査の結果、台風 15 号による雨水がタービン建屋に接続されているトレンチの開口部、建屋貫通部等を通じてタービン建屋に流入していることを確認した。また、一部のトレンチにおいて、作業により開口部の蓋を取り外している状況だった。
再発防止対策	(1)ハッチ開口から浸水した場合であっても、建屋および非常用電源盤などの安全上重要な機器への浸水がし難いよう、遮水壁を設置するなどの対策を実施した。 (2)トレンチのハッチ、マンホールなどの開口部、配管、電線管、ケーブルトレイ貫通部について、シール性向上対策を実施した。 (3)類似事象を防止するため、トレンチ等のハッチカバー開放の際に大雨等が懸念される場合は、事前に浸水防止対策を講じる旨、当社 QMS 文書へ反映すると共に、請負者へ周知した。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑮	柏崎刈羽原子力発電所 6 号機タービン建屋(管理区域)における水溜まり(雨水)の発見について
事象発生日等	2013. 6. 19 柏崎刈羽 6, 7 号
事象の概要	<p>定期検査中の 6 号機において、協力企業作業員からタービン建屋地下 2 階配管トレンチ室(管理区域)に水溜まりを発見したとの連絡を受けた。当社運転員が現場を確認したところ、当該箇所の水溜まりを確認するとともに上階のタービン建屋中地下 2 階配管トレンチ室(管理区域)において約 800 リットルの水溜まりを発見した。(以下、「事象①」と記す。)</p> <p>上記事象①の水平展開として当社運転員が現場確認を実施したところ、定期検査中の 7 号機タービン建屋地下 2 階(管理区域)において、約 350 リットルの水溜まりを確認した。(以下、「事象②」と記す。)発見した水溜まりは測定の結果、放射性物質を含んでおらず、雨水と推定した。平成 25 年 6 月 19 日に実施した屋外調査の結果、6 号機原子炉建屋とコントロール建屋の間にあるトランスヤード周辺に水溜まりが生じていることを確認した。事象発生当時は屋外排水設備工事に伴い排水路を切断していたため仮設ポンプによる排水を行っていたが、夜間は仮設ポンプを停止する運用としていたことから、前日の降雨が排水されずトランスヤード周辺に水溜まりが生じたものと思われる。当該トランスヤードは人造岩盤(以下、「MMR」と記す。)で埋め戻されそのため、地表面に溜まった雨水は土中に浸透しにくいことから、建屋と MMR の間の隙間に流入し、エキスパンションジョイント止水板(以下、「止水板」と記す。)内側へ流入したものと考えられる。事象①では、壁立ち上がりの入隅部においてコンクリート躯体と止水板の密着不良箇所が確認され、この密着不良箇所から雨水が流入していることを確認した。また、事象②ではコントロール建屋と廃棄物処理建屋の間に設置している止水板を介して事象①の止水板と繋がっていることから、トランスヤード周辺に溜まった雨水が事象①の止水板とコントロール建屋と廃棄物処理建屋の止水板を経由して事象②の止水板に雨水が流入したものと考えられる。</p>
再発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・更に隙間ゲージ(0.05mm)を用いて止水板と躯体が密着していることを確認する。 ・なお、上記作業にあたっては、当社監理員が立ち会いにより確認する。 ・締め付けトルク値の確認 応力緩和試験により得られた知見と津波影響を考慮し、締め付けトルク値を確認し、新たに 200N・m で増し締めを行う。締め付けトルク値の確認については、全てのボルトに対し計測記録を作成し、抜き取りにより当社監理員が確認する。また、締め付け忘れ防止のため、締め付けは返し締めを行うこととし、再締め付け後ナットにマーキングを実施する。
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p>

件名⑩	C/B2F 非常用 D/G 発電機燃料デイトンク (B) 室軽油漏れ
事象発生日等	2014. 9. 19 女川 1 号
事象の概要	燃料移送ポンプ試運転実施中のところ、本来自動停止すべきデイトンク液位にて停止せず、オーバーフローした油が躯体のひびより、他区画に伝播した(1号機制御建屋1階階段室(約0.1㎡)および地下3階機非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油ユニット付近(約0.5㎡))。
再発防止対策	<ul style="list-style-type: none"> ・油面計が固着しないよう、分解点検要領を見直し、関係者へ周知、教育実施した。 ・類似計器についても同様の動作不良がないか、確認試験を実施する。 ・躯体のひび割れを補修した後、水張りによる漏えい確認により、漏えいがないことを確認した。 ・類似の躯体ひび割れ個所について、今後、補修を実施することとした。
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路(最終貯留区画)の設定に関する事象である。</p> <p>本事象は、壁厚が比較的薄い(20cm)場所において、壁内を貫通した微細なひび割れから、堰内に滞留している流体が滲み出した事象である。</p> <p>内部溢水評価では、上階で発生した溢水については、最地下階に導き貯留することとしていること(上階等に長時間貯留されることはなく、仮に微細なひび割れから滲み出る場合を考慮しても、その量は僅かであり、内部溢水評価への影響はない)、また、最終貯留区画となる躯体については、地震時のひび割れを考慮しても、溢水経路とはならないことを評価している。</p>

件名⑪	タービン建屋への雨水の浸入について
事象発生日等	2014. 10. 6 浜岡 3 号
事象の概要	タービン建屋地下 1 階の通路(放射線管理区域内)において、水溜まりを発見した。タービン建屋の外側にある屋外地下ダクト(配管を通すための空間)内に雨水が溜まり、配管貫通部より建屋内に入り込んだものと推定した。また、浸入した雨水の量は、合計で約 8m ³ であることを確認した。
再発防止対策	<p>屋外地下ダクト内に雨水が溜まらないようにするため、排水ポンプをビニール片等の影響を受けにくいフロート式センサで起動するポンプに取り替える。加えて、排水ポンプが停止した場合にも、雨水が排水ラインから屋外地下ダクト内に逆流しないよう、逆止弁を取り付ける。</p> <p>また、ブーツラバーがずれた配管貫通部について、ずれの修正を行う。</p> <p>当該箇所の対策のほか、同様の屋外地下ダクトについても、配管等貫通部の施工状態及び排水ポンプの排水状況に問題のないことを確認する。</p>
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが、各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては、溢水防護措置を講ずることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑱	廃棄物処理棟中地下1階タンクベント処理装置室内における液体の漏えいに伴う立入制限区域の設定について
事象発生日等	2016.6.2 東海第二
事象の概要	<p>廃棄物処理棟地下1階の廃液中ポンプエリア床面に、天井配管貫通部付近から水の滴下を確認した。</p> <p>さらに、滴下水の階上にある廃棄物処理棟中地下1階のタンクベント処理装置室内にてスラリー状の廃液の漏えいを確認した。</p> <p>なんらかの原因により界面活性剤（発泡成分）が床ドレン系より濃縮廃液貯蔵タンク内に混入。タンクの攪拌空気流量が一時的に低減していたことから、廃液が均一に攪拌されなくなり、界面活性剤を多く含む廃液がタンク上層部に分離した。</p> <p>その後、攪拌空気量の復旧によりタンク上層部で泡沫状になり、廃液中の固形分を巻き込んだ泡として成長し、攪拌空気の流れとともにタンクベント冷却器側へ流出した。冷却器内の結露水と共に排出されたスラリー状の廃液はドレンファンネルを閉塞させ、タンクベント処理装置室内へ流出した。たまり水となったその一部が、配管貫通部を通じて階下へ滴下した。</p>
再発防止対策	<p>泡立ち原因物質である界面活性剤について、排水を禁止するため管理区域内に持ち込む際の管理方法を定める。加えて、廃液をタンクに受け入れる前に、界面活性剤が混入していないことを確認する手順を定める。</p> <p>タンクレベル計に、発泡を検知できる電極式のレベルスイッチを追設し、発泡による液位上昇を監視する。</p> <p>配管の詰まりが確認されたタンクベント処理装置室内のドレンファンネルについて、内部の清掃又は配管の取替えを実施。</p> <p>地下1階への漏えい経路となった配管貫通部のラバーブーツは破れ等が認められたため交換。また、管理区域内の配管貫通部は、今後計画的に健全性を確認し点検計画に反映する。</p>
内部溢水評価への影響	<p>系統への界面活性剤混入による、評価上想定していない箇所での廃液漏えいと設備の不備による漏えい拡大であることから、溢水経路の設定に係る事象であるが、発生区画及び漏えい量については、想定破損による溢水評価に包含されるため、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p>

件名⑱	原子炉建屋内への雨水流入について
事象発生日等	2016.9.28 志賀2号機
事象の概要	<p>原子炉建屋内（非常用電気品室をはじめとした複数エリア〔管理区域含む〕）に約6.6m³の雨水が流入した。常用・非常用照明分電盤で一時、漏電を示す警報が発生したものの、設備への影響はなかった。</p> <p>構内の排水路の付け替え工事に伴い、仮設の排水ポンプを設置していたが、当日未明からの大雨により排水能力を上回る降雨があり、構内道路の一部エリアが冠水した。冠水エリアのピット上蓋の仮設ケーブルを引き込むための隙間から大量の雨水がピット内へ流入。ピットからハンドホールを経由したトレンチへの雨水流入が継続したため、トレンチ内の水位が上昇し、ケーブルトレイの原子炉建屋貫通部から原子炉建屋内（非管理区域）に流入した。建屋内に流入した雨水の一部は、床の微小なひび割れを通じ、下の階（管理区域含む）へも流入した。</p> <p>原子炉建屋内に流入した水の量は、非常用電気品（C）室で約6.5m³、下層階（管理区域内及び非管理区域内合計）で約86リットルであった。</p>
再発防止対策	<p>①道路が冠水しないよう仮設の雨水排水ポンプを追加した。</p> <p>②ピットと上蓋の隙間を土のうで閉止した。 大雨警報発令時、定期的にピット内への水の流入状況を確認するよう監視を強化した。</p> <p>③当該貫通部の水密化を実施する。（類似箇所の水密化も順次実施） 原子炉建屋への浸水防止は、津波対策として標高15.3m以下にある貫通部の水密化を優先して実施。今回のトレンチは敷地が高い標高21mの地下にあったため検討中であった。</p> <p>④当該エリア床のひび割れを補修した。他のエリアも順次補修する。</p> <p>⑤警報発生時には、速やかにトレンチ内の状況を確認することの徹底を周知。</p>
内部溢水評価への影響	<p>溢水経路の設定に係る事象であるが、同様な雨水による建屋内部への水の浸入については、建屋外壁境界の貫通部（地表面上、地表面以下）に対し、溢水防護措置を講ずることとしており、雨水が区画内へ浸水することはない。敷地内の高いエリアからの経路についても同様であることから、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p> <p>壁内を貫通した微細なひび割れから、滞留している流体が滲み出した事象である。</p>

内部溢水で考慮すべき最近のトラブル反映事例

補足説明資料-23 に記載の内容以外の最近の溢水事象に係る不具合事象等については、個別に評価・抽出を行い、内部溢水影響評価への反映要否について、検討を実施する。

1. 島根 2 号機原子炉補機海水系熱交換器の海水系出口配管からの海水漏えい事象について

平成 26 年 10 月 27 日、第 17 回定期検査中の島根 2 号機において、原子炉建物地下 1 階西側エレベータ付近（非管理区域）に敷設している原子炉補機海水系熱交換器の海水系出口配管（I 系統）から海水が漏えいした。

本事象は、外的な要因によりゴムライニングに傷が入って剥離が生じ、剥離した部分の配管内面の腐食、貫通孔が生じ漏えいに至ったものと考えられる。

東海第二発電所において、同様の系統における想定破損溢水量と、本事象による溢水量（約 0.45m³）を比較し、想定破損による溢水影響評価に包含されることから、評価結果に影響を及ぼすものではない。

2. 伊方3号機非常用ディーゼル発電機 3A 燃料弁冷却水タンクオーバーフロー管からの漏えい事象について

平成27年3月20日、伊方3号機において非常用ディーゼル発電機の燃料弁冷却水タンクオーバーフロー管より冷却水がオーバーフローし、床面に溢水（約11m³）する事象が発生した。燃料弁冷却水タンクへ冷却水を補給するフロート弁の不調により、冷却水が連続補給され、タンクのオーバーフロー水が非常用ディーゼル発電機室床の側溝経由で同室サンプピットへ排水されたが、ピットからタービンサンプへ排水するドレンラインが閉運用であった為、室内にオーバーフロー水が滞留した。（安全重要設備の溢水には至らず。）

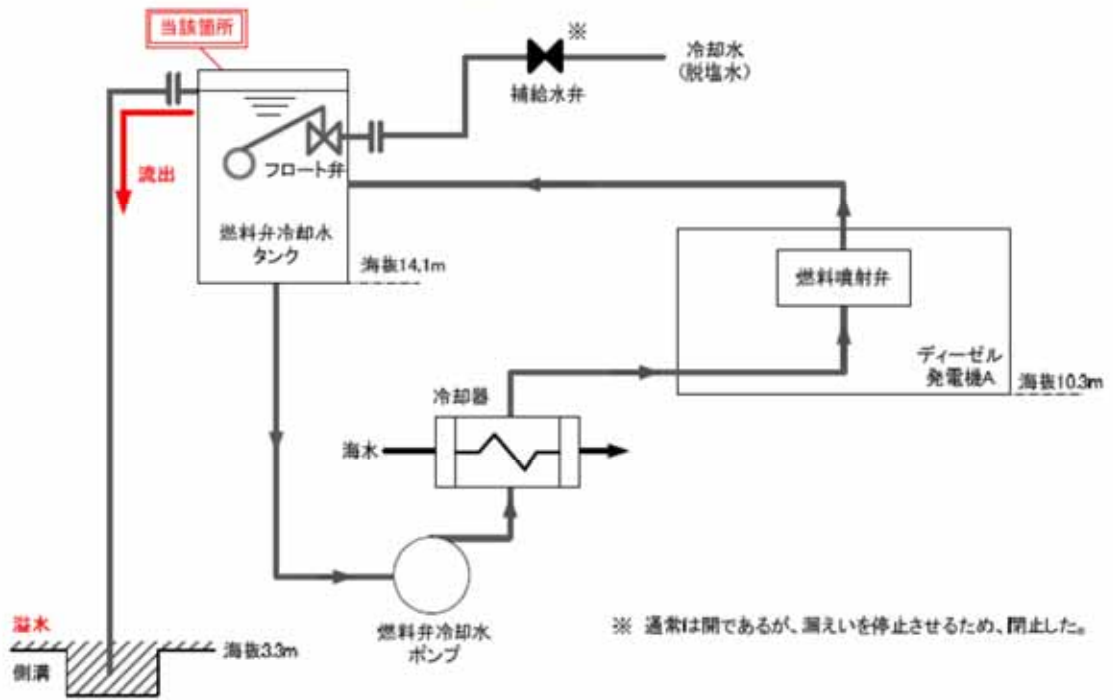
第1図に系統概略図を示す。

東海第二発電所の非常用ディーゼル系統における清水膨張タンク※への水補給は、伊方3号機同様にフロート弁方式であるが、万一、タンク水位が異常に上昇した場合は、タンク水位高の警報が発報し、運転員による早期検知及び隔離等の処置が可能である。

※ 東海第二発電所においては、同設備（燃料弁冷却水系）を使用していないが、伊方3号機の燃料弁冷却水タンクと類似の設備として、清水膨張タンクがある。

東海第二発電所では前項で述べたとおり、伊方3号機とは設備構成が異なり、同様な溢水事象が発生する可能性は極めて低いが、伊方3号機と同程度の溢水（約11m³）が発生した場合であっても、当該区画（ディーゼル発電機室）での溢水影響評価のうち、最も溢水量が多い想定破損による溢水に十分包含されることから、評価結果に影響を及ぼすものではない。

伊方発電所3号機 非常用ディーゼル発電機冷却水系統概略図



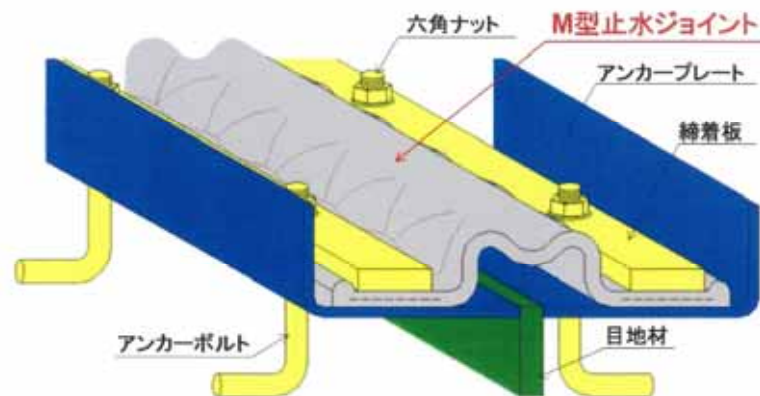
第1図 非常用ディーゼル発電設備 系統概略図

3. 柏崎 6/7 号 建屋間接合部からの雨水が建屋内に流入する事象について

平成 25 年 6 月，柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉において，雨水が建屋間接合部に設置しているエキスパンションジョイント止水板（以下，「止水板」と記す。）を經由して建屋内へ流入する事象が発生した。止水板が，コンクリート躯体と密着不良の状態に取り付けられていた他，経年に伴う応力緩和の影響により取り付けナットに弛みが生じていた為，建屋内に雨水が流入した。

東海第二発電所の建屋間接合部については，同様の構造ではないが，経年的な劣化監視が継続的に可能なよう，柏崎と同様なゴム製の止水板を設ける。

第 2 図にエキスパンションジョイントの概略形状図を示す。



第 2 図 エキスパンションジョイント概略形状図

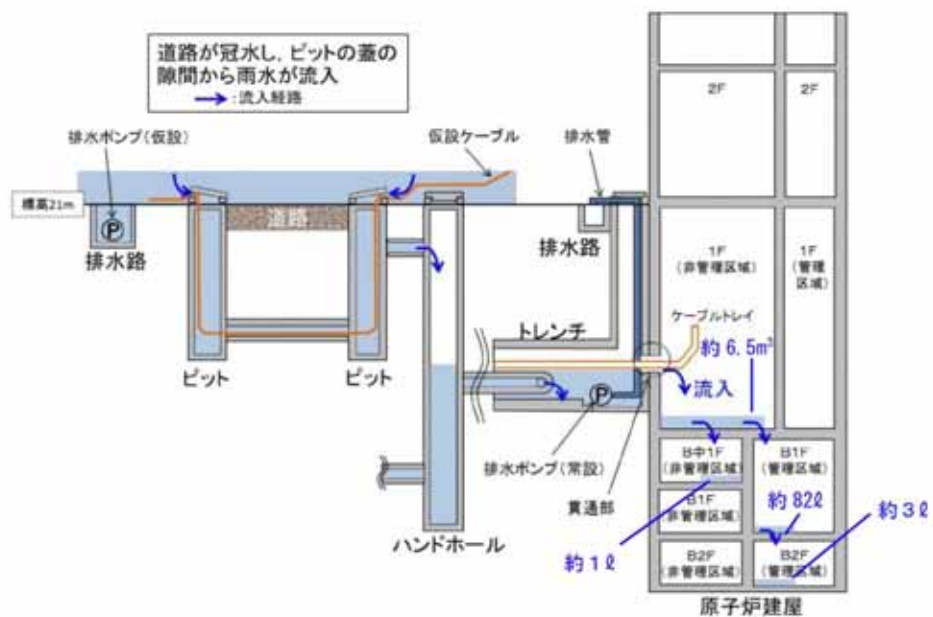
4. 志賀2号機原子炉建屋内への雨水が流入した事象について

平成28年9月、志賀原子力発電所2号機において、原子炉建屋内（非常用電気品室をはじめとした複数エリア〔管理区域含む〕）に約6.6m³の雨水が流入した。

構内の排水路の付け替え工事に伴い、仮設の排水ポンプを設置していたが、当日未明からの大雨により排水能力を上回る降雨があり、構内道路の一部エリアが冠水した。冠水エリアのピット上蓋の仮設ケーブルを引き込むための隙間から大量の雨水がピット内へ流入。ピットからハンドホールを経由したトレンチへの雨水流入が継続したため、トレンチ内の水位が上昇し、ケーブルトレイの原子炉建屋貫通部から原子炉建屋内（非管理区域）に流入した。建屋内に流入した雨水の一部は、床の微小なひび割れを通じ、下の階（管理区域含む）へも流入した。

工事中仮設排水ポンプの排水能力を上回る降雨であった他、原子炉建屋への浸水防止が未実施であったため、建屋内への流入となった。

第3図に雨水流入概要図を示す。



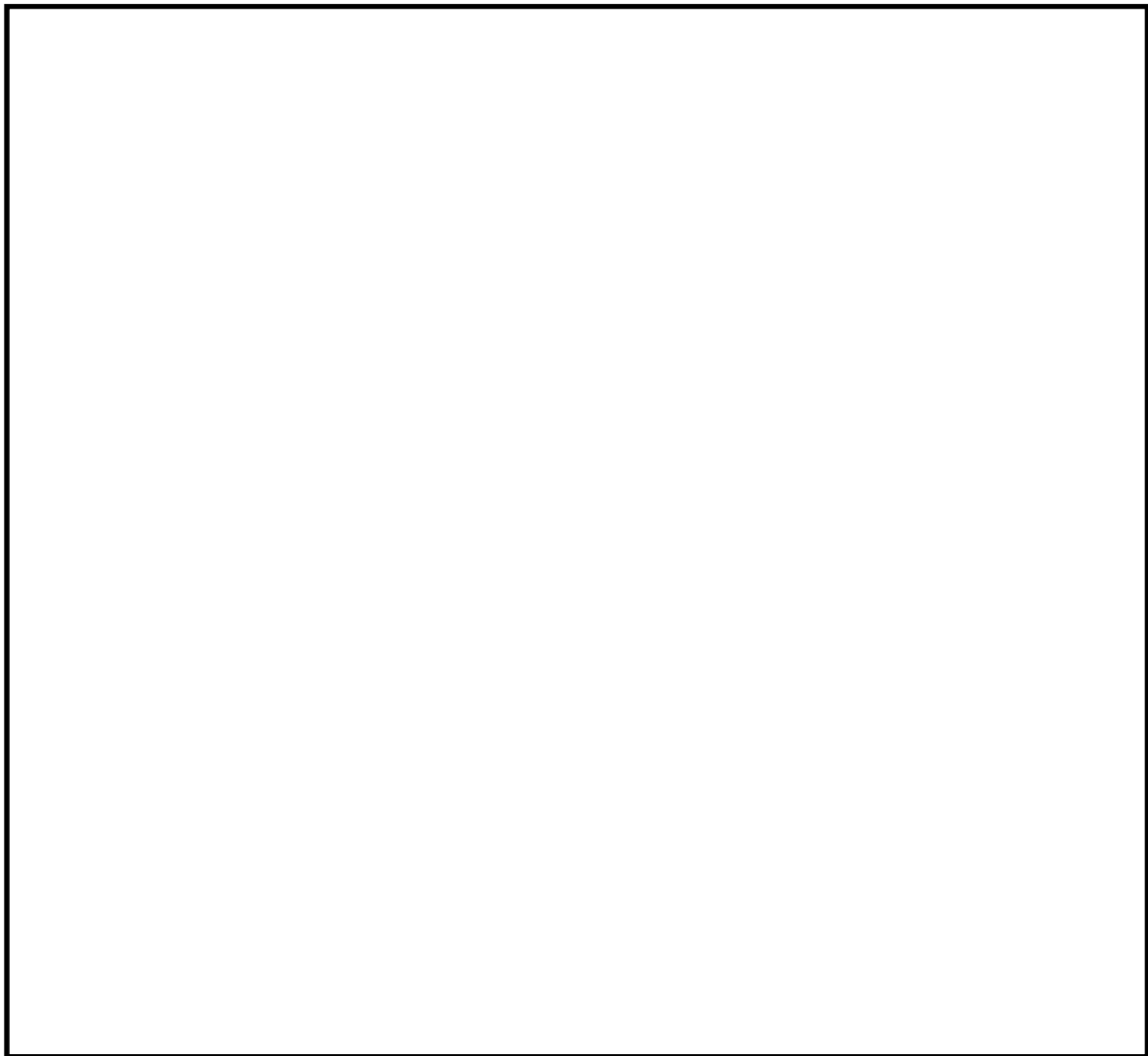
第3図 雨水流入概要図

東海第二発電所において、同様な雨水による建屋内部への水の浸入については、建屋外壁部を境界とし※¹、外部からの貫通部（地表面上※²、地表面以下）に浸水防止措置を講じていることから、雨水が区画内へ浸水することはない。

※1 重要度の特に高い安全機能を有する機器・系統を内包する建屋を外部溢水の観点から防護するための境界

※2 浸水防止を考慮する高さ：地表面から 20cm 高さまで

第4図に浸水防止措置範囲図を示す。



第4図 浸水防止措置範囲図

その他の漏えい事象に対する確認について

その他の漏えい事象に対して，想定される事象を整理するとともに，漏えいの早期検知システム及び排水システムにより，漏えい水が安全機能に影響を及ぼさない設計となっていることを確認する。

1. その他の漏えい事象の整理

溢水防護区画内にて発生が想定されるその他の漏えい事象について第1表に整理する。

第1表 その他の漏えい事象

分類	想定事象	漏えい量
(1)機器ドレン	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプシールドレン ・空調ドレン（結露水含む） ・サンプルシンクドレン 等 	小
(2)機器の作動 (誤作動含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・安全弁作動 ・開放端に繋がる弁の誤開，開固着 等 	小～中
(3)機器損傷 (配管以外)	<ul style="list-style-type: none"> ・開放端に繋がる弁のシートリーク ・弁グランドリーク ・ポンプシールリーク ・フランジリーク 等 	小
(4)人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> ・弁誤操作 ・隔離未完機器の誤開放 ・開放点検中設備への誤通水 ・アイスプラグ施工不良 等 	小～大

(1) 機器ドレン

通常運転状態において発生するドレンであり、床及び機器ドレンファンネルにより排水可能な設計としている。

(2) 機器の作動（誤作動含む）

安全弁の作動は設計上想定されているものであり、2次側はプロセス配管により自系統等に直接つながっており、区画内に放出されない設計としている（気体系の安全弁は除く）。

大気開放タンクの補給弁等、開放端に繋がる弁が誤開、開固着した場合には、タンクがオーバーフローする可能性があるが、タンクオーバーフロー管はプロセス配管により機器ドレンファンネル等に接続されており、区画内に漏えいしない設計となっている。

(3) 機器損傷（配管以外）

弁グランドリークについては、一次系弁は、リークオフライン等により系外漏えいに至らないよう設計上の配慮がされている。またその他のリーク事象については、漏えい量は比較的少なく、床ドレンファンネル等により検知可能な設計としている。

(4) 人的過誤

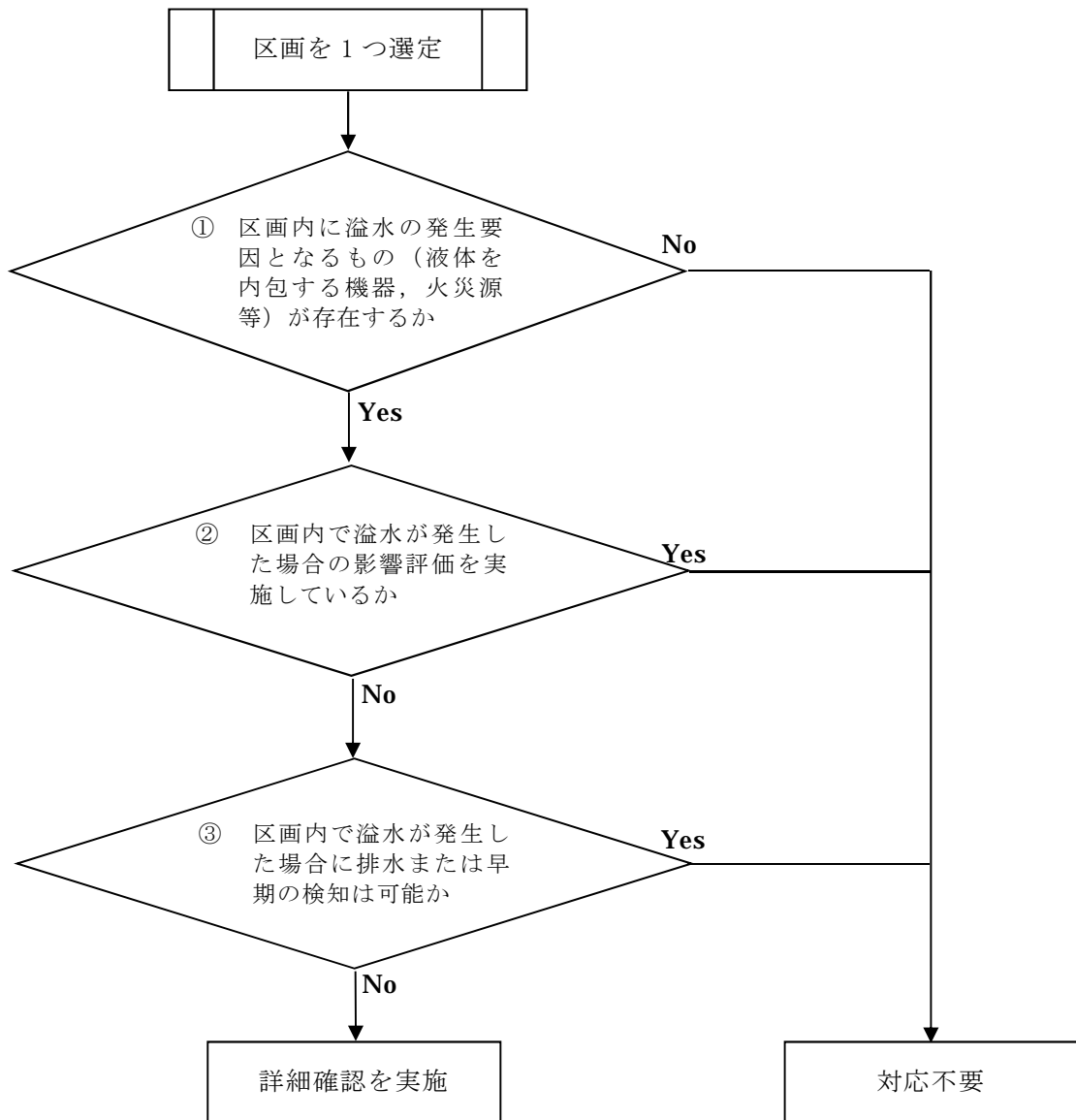
事象によっては大量の漏えいが発生する可能性があるが、過去のトラブル事例から、基本的にはプラントが停止している定期検査時に発生しているものであり、人的要因であることから、発生時には早期に隔離等の対処が可能である。

2. その他の漏えい事象に対する対応方針

第1表に整理した事象のうち、(1)～(3)については、基本的に漏えい量が少なく、現在の想定破損による溢水に包含されると考えられる。

その他の漏えいについては、第1図に示すフローに従い溢水防護区画毎に確認を実施した。確認結果について第2表に示す。

なお、(4)人的過誤については、発生の未然防止を図るために、定められた運用、手順を確実に順守すると共に、トラブル事例等を参考に継続的な運用改善を行っていく。



第1図 その他の漏えい事象に対する対応フロー

第2表 その他の漏えい事象に対する対応確認結果 (1/5)

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
原子炉建屋 (原子炉棟)	RB-6-1	有	済	—	対応不要
	RB-5-1	有	済	—	対応不要
	RB-5-2	有	済	—	対応不要
	RB-5-3	有	済	—	対応不要
	RB-5-4	有	済	—	対応不要
	RB-5-5	有	済	—	対応不要
	RB-5-6	有	済	—	対応不要
	RB-5-7	有	済	—	対応不要
	RB-5-8	有	済	—	対応不要
	RB-5-9	有	済	—	対応不要
	RB-5-10	有	済	—	対応不要
	RB-5-11	有	済	—	対応不要
	RB-5-12	有	済	—	対応不要
	RB-5-13	有	済	—	対応不要
	RB-5-14	有	済	—	対応不要
	RB-5-15	有	済	—	対応不要
	RB-4-1	有	済	—	対応不要
	RB-4-2	有	済	—	対応不要
	RB-4-3	有	済	—	対応不要
	RB-4-4	有	済	—	対応不要
	RB-4-5	有	済	—	対応不要
	RB-4-6	有	済	—	対応不要
	RB-4-7	有	済	—	対応不要
	RB-4-8	有	済	—	対応不要
	RB-4-9	有	済	—	対応不要
	RB-4-10	有	済	—	対応不要
	RB-4-11	有	済	—	対応不要
	RB-4-12	有	済	—	対応不要
	RB-4-13	有	済	—	対応不要
	RB-4-14	有	済	—	対応不要
	RB-4-15	有	済	—	対応不要
	RB-4-16	有	済	—	対応不要
	RB-4-17	有	済	—	対応不要
	RB-4-18	有	済	—	対応不要
	RB-4-19	有	済	—	対応不要
	RB-4-20	有	済	—	対応不要
	RB-4-21	有	済	—	対応不要
	RB-4-22	有	済	—	対応不要
	RB-4-23	有	済	—	対応不要
	RB-3-1	有	済	—	対応不要
	RB-3-2	有	済	—	対応不要
	RB-3-3	有	済	—	対応不要
RB-3-4	有	済	—	対応不要	
RB-3-5	有	済	—	対応不要	
RB-3-6	有	済	—	対応不要	
RB-3-7	有	済	—	対応不要	
RB-3-8	有	済	—	対応不要	
RB-3-9	有	済	—	対応不要	

第2表 その他の漏えい事象に対する対応確認結果 (2/5)

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
原子炉建屋 (原子炉棟)	RB-2-1	有	済	—	対応不要
	RB-2-2	有	済	—	対応不要
	RB-2-3	有	済	—	対応不要
	RB-2-4	有	済	—	対応不要
	RB-2-5	有	済	—	対応不要
	RB-2-6	有	済	—	対応不要
	RB-2-7	有	済	—	対応不要
	RB-2-8	有	済	—	対応不要
	RB-2-9	有	済	—	対応不要
	RB-2-10	有	済	—	対応不要
	RB-2-11	有	済	—	対応不要
	RB-2-12	有	済	—	対応不要
	RB-1-1	有	済	—	対応不要
	RB-1-2	有	済	—	対応不要
	RB-1-3	有	済	—	対応不要
	RB-1-4	有	済	—	対応不要
	RB-1-5	有	済	—	対応不要
	RB-1-6	有	済	—	対応不要
	RB-1-7	有	済	—	対応不要
	RB-B1-1	有	済	—	対応不要
	RB-B1-2	有	済	—	対応不要
	RB-B1-3	有	済	—	対応不要
	RB-B1-4	有	済	—	対応不要
	RB-B1-5	有	済	—	対応不要
	RB-B1-6	有	済	—	対応不要
	RB-B1-7	有	済	—	対応不要
	RB-B1-8	有	済	—	対応不要
	RB-B1-9	有	済	—	対応不要
	RB-B2-1	有	済	—	対応不要
	RB-B2-2	有	済	—	対応不要
	RB-B2-3	有	済	—	対応不要
	RB-B2-4	有	済	—	対応不要
	RB-B2-5	有	済	—	対応不要
	RB-B2-6	有	済	—	対応不要
	RB-B2-7	有	済	—	対応不要
	RB-B2-8	有	済	—	対応不要
	RB-B2-9	有	済	—	対応不要
	RB-B2-10	有	済	—	対応不要
	RB-B2-11	有	済	—	対応不要
	RB-B2-12	有	済	—	対応不要
	RB-B2-13	有	済	—	対応不要
RB-B2-14	有	済	—	対応不要	
RB-B2-15	有	済	—	対応不要	
RB-B2-16	有	済	—	対応不要	
RB-B2-17	有	済	—	対応不要	
RB-B2-18	有	済	—	対応不要	
RB-B2-19	有	済	—	対応不要	
原子炉建屋 (付属棟)	CS-3-1	有	済	—	対応不要
	CS-3-2	有	済	—	対応不要
	CS-3-3	有	済	—	対応不要

第2表 その他の漏えい事象に対する対応確認結果 (3/5)

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
原子炉建屋 (付属棟)	CS-2-1	無	—	—	対応不要
	CS-2-2	無	—	—	対応不要
	CS-M2-1	無	—	—	対応不要
	CS-1-1	無	—	—	対応不要
	CS-1-2	無	—	—	対応不要
	CS-1-3	無	—	—	対応不要
	CS-1-4	無	—	—	対応不要
	CS-1-5	無	—	—	対応不要
	CS-1-6	無	—	—	対応不要
	CS-1-7	無	—	—	対応不要
	CS-1-8	無	—	—	対応不要
	CS-B1-1	無	—	—	対応不要
	CS-B1-2	無	—	—	対応不要
	CS-B1-3	有	済	—	対応不要
	CS-B1-4	有	済	—	対応不要
	CS-B1-5	有	済	—	対応不要
	CS-B1-6	有	済	—	対応不要
	CS-B1-7	有	済	—	対応不要
	CS-B1-8	有	済	—	対応不要
	CS-B2-1	無	—	—	対応不要
	CS-B2-2	無	—	—	対応不要
	CS-B2-3	有	済	—	対応不要
	CS-B2-4	有	済	—	対応不要
CS-B2-5	有	済	—	対応不要	
原子炉建屋 (廃棄物処理棟)	RW-4-1	有	済	—	対応不要
	RW-4-2	有	済	—	対応不要
	RW-4-3	有	済	—	対応不要
	RW-4-4	有	済	—	対応不要
	RW-3-1	有	済	—	対応不要
	RW-3-2	有	済	—	対応不要
	RW-3-3	有	済	—	対応不要
	RW-3-4	有	済	—	対応不要
	RW-2-1	有	済	—	対応不要
	RW-2-2	有	済	—	対応不要
	RW-2-3	有	済	—	対応不要
	RW-2-4	有	済	—	対応不要
	RW-2-5	有	済	—	対応不要
	RW-2-6	有	済	—	対応不要
	RW-2-7	有	済	—	対応不要
	RW-2-8	有	済	—	対応不要
	RW-2-9	有	済	—	対応不要
	RW-2-10	有	済	—	対応不要
	RW-2-11	有	済	—	対応不要
	RW-1-1	有	済	—	対応不要
	RW-1-2	有	済	—	対応不要
	RW-1-3	有	済	—	対応不要
	RW-1-4	有	済	—	対応不要
RW-1-5	有	済	—	対応不要	
RW-MB1-1	有	済	—	対応不要	

第2表 その他の漏えい事象に対する対応確認結果 (4/5)

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
原子炉建屋 (廃棄物処理棟)	RW-MB1-2	有	済	—	対応不要
	RW-MB1-3	有	済	—	対応不要
	RW-B1-1	有	済	—	対応不要
	RW-B1-2	有	済	—	対応不要
	RW-B1-3	有	済	—	対応不要
	RW-B1-4	有	済	—	対応不要
	RW-B1-5	有	済	—	対応不要
	RW-B1-6	有	済	—	対応不要
	RW-B1-7	有	済	—	対応不要
	RW-B1-8	有	済	—	対応不要
	RW-B1-9	有	済	—	対応不要
	RW-B1-10	有	済	—	対応不要
	RW-B1-11	有	済	—	対応不要
RW-B1-12	有	済	—	対応不要	
タービン建屋	TB-2-1	有	済	—	対応不要
	TB-2-2	有	済	—	対応不要
	TB-2-3	有	済	—	対応不要
	TB-2-4	有	済	—	対応不要
	TB-2-5	有	済	—	対応不要
	TB-2-6	無	—	—	対応不要
	TB-2-7	有	済	—	対応不要
	TB-2-8	有	済	—	対応不要
	TB-2-9	有	済	—	対応不要
	TB-2-10	有	済	—	対応不要
	TB-2-11	有	済	—	対応不要
	TB-2-12	有	済	—	対応不要
	TB-2-13	有	済	—	対応不要
	TB-2-14	有	済	—	対応不要
	TB-2-15	有	済	—	対応不要
	TB-2-16	無	—	—	対応不要
	TB-1-1	有	済	—	対応不要
	TB-1-2	有	済	—	対応不要
	TB-1-3	有	済	—	対応不要
	TB-1-4	有	済	—	対応不要
	TB-1-5	有	済	—	対応不要
	TB-1-6	有	済	—	対応不要
	TB-1-7	有	済	—	対応不要
	TB-1-8	有	済	—	対応不要
	TB-1-9	有	済	—	対応不要
	TB-1-10	有	済	—	対応不要
	TB-1-11	有	済	—	対応不要
	TB-1-12	有	済	—	対応不要
	TB-1-13	有	済	—	対応不要
	TB-1-14	有	済	—	対応不要
	TB-1-15	有	済	—	対応不要
	TB-1-16	有	済	—	対応不要
	TB-1-17	有	済	—	対応不要
TB-1-18	有	済	—	対応不要	
TB-1-19	有	済	—	対応不要	
TB-1-20	有	済	—	対応不要	

第2表 その他の漏えい事象に対する対応確認結果 (5/5)

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
タービン建屋	TB-B1-1	有	済	—	対応不要
	TB-B1-2	有	済	—	対応不要
	TB-B1-3	有	済	—	対応不要
	TB-B1-4	有	済	—	対応不要
	TB-B1-5	有	済	—	対応不要
	TB-B1-6	有	済	—	対応不要
	TB-B2-1	有	済	—	対応不要
	TB-B2-2	有	済	—	対応不要
	TB-B2-3	有	済	—	対応不要
	TB-B2-4	有	済	—	対応不要
復水貯蔵タンク エリア	CST-B1-1	有	済	—	対応不要
	CST-B1-2	有	済	—	対応不要

現場操作の実施可能性について

東海第二発電所において、溢水発生後の現場操作が必要な場合における実施可能性について以下に示す。

(1) 環境条件

水位：

アクセスルート上に溢水による滞留があった場合は、階段堰高さ以下の水位であればアクセス可能と考える。また床漏えい検出器や各サンプの異常警報から、溢水の発生箇所を推定でき、比較的安全なルートを選択することが可能と考えられる。

溢水発生が原子炉建屋の管理区域であった場合、現場までのルートとしては、通路及び階段室を通り、必要に応じて個々の区画へアクセスすることとなるが、通路部の溢水は階段部等の開口から排水されるため、滞留水位としては階段堰高さ程度に抑えられ、アクセス性に影響はない。また個々の区画にアクセスする際にも、扉からの流出状況等、事前に現場状況を認識できることから、区画内での状況を想定した対応が可能である。

温度：

溢水発生時に現場の温度を上昇させるような高温の溢水源としては、原子炉冷却材浄化系、給復水系、所内蒸気系が考えられるが、原子炉冷却材浄化系及び給復水系は、現場操作等の運転員による隔離操作に期待

せずとも、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（詳細は本文参照）。また所内蒸気系についても原子炉建屋の外で常時隔離することから、原子炉建屋内での溢水は発生しない。

以上より、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、現場の環境温度が影響を与えることはない。

線量：

放射性物質を内包する溢水源の中で、漏えい時に環境線量率が最も厳しくなる系統は原子炉冷却材浄化系であるが、本系統は現場での隔離操作に期待しないため、線量の上昇による影響はない。現場操作に期待する溢水源の中で、漏えい時に環境線量が厳しくなる溢水源としては、サプレッション・プール水又は使用済燃料プール水が考えられるが、本溢水源の内包する放射能濃度は $10^6 \sim 10^7 \text{ Bq/m}^3$ 程度のため、保守的な想定での被ばく線量評価をしても、 1mSv 程度となり、放射線量を考慮しても接近の可能性は失われない。

以上より、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、現場の環境線量が影響を与えることはない。

化学薬品：

各溢水源の中で、アクセスルートに影響を与える可能性があり、かつ、薬品等を含むことで化学的な特性をもち、人体に影響を与える可能性のあるものとして以下が抽出される。

ほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）
防錆剤

ほう酸水注入系はほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）を内包するが、当該溶液はほう酸水タンク内に貯留されており、その周囲には堰が設置されている。その影響について補足説明資料-27 に評価を示す。

原子炉補機冷却系のような閉ループとなっている系統は防錆剤が注入されているが、濃度は十分に低く、また、防護服等も配備することでさらに安全性を向上させていることから現場へのアクセス性に影響はない。

なお、廃棄物処理棟には、苛性ソーダ及び硫酸が存在するが、いずれも隔離操作に伴うアクセスにおいて、これらが影響を及ぼすことはない。

また、現在想定している溢水源中の薬品の他に、個別の容器等の形で保管されている薬品も存在するが、アクセスルートに影響のある場所に保管されているものはなく、また、防護服等を配備することでさらに安全性を向上させていることからアクセス性に影響はない。

以上より、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、化学薬品の与える影響はない。

照明：

作業用照明は常用電源若しくは非常用電源等より受電し、現場各所に設置されていることから、現場へのアクセス性に影響はない。また、溢水の影響により一部の照明が機能喪失した場合でも、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しており、場所を問わず対応可能である。

以上より、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、照明による影響はない。

感電：

電気設備と溢水の発生している状況を同時に考慮すると感電による影響が懸念されるが、現実的には、電気設備が溢水の影響を受けた場合は短絡が発生し、保護回路がそれを検知しトリップすることで、当該電気設備への給電は遮断される。従って感電による影響はないと考えられる。

また運用面においても、ゴム長靴等の防護具の配備や、溢水の発生が想定される場合の電源停止手順等を規程類に定めることで、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は、固縛処置がされており、溢水が発生した場合においても漂流物となることはない。よって、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、漂流物による影響はない。

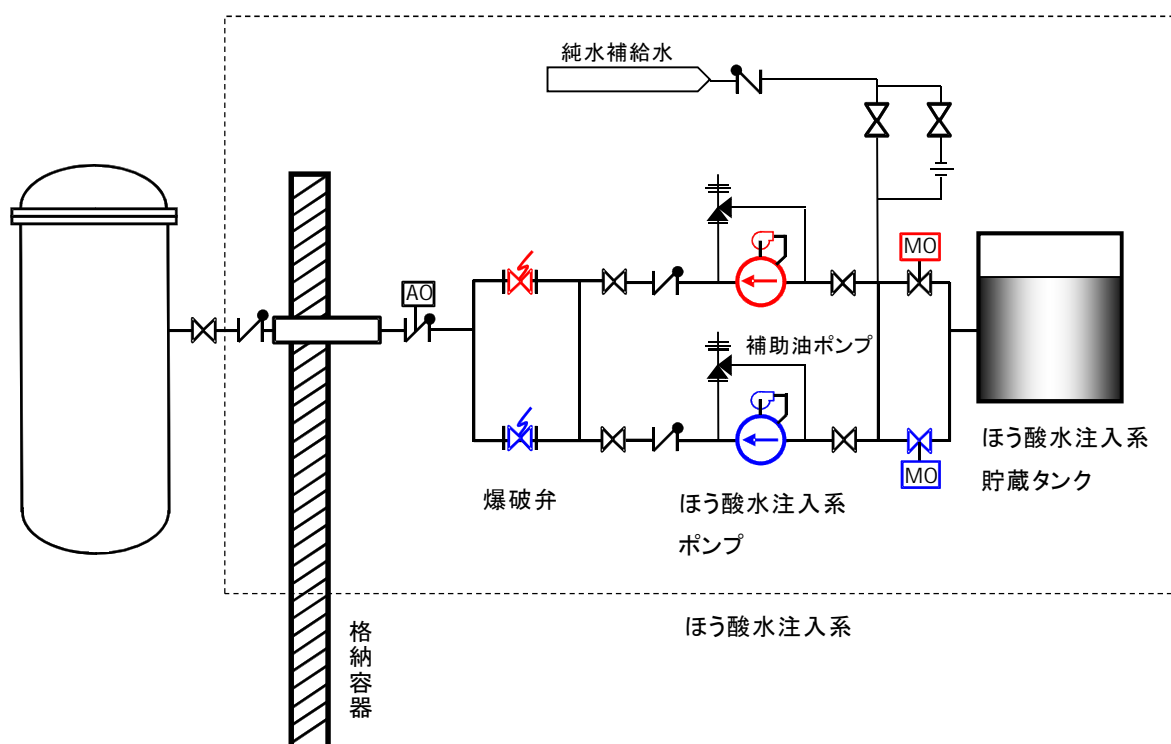
ほう酸水漏えい等による影響について

1. ほう酸水の漏えいによる影響

ほう酸水注入系（以下「S L C」という。）からの溢水は以下のように設定しており、ほう酸水漏えいによる影響については、考慮する必要はない。

第1図にほう酸水注入系概略系統図を示す。

- (1) S L C系統からの溢水量算出にあたっては、待機状態を想定している。
（常時「閉」の弁にてほう酸水注入系貯蔵タンクとは隔離されている）
- (2) ほう酸水注入系貯蔵タンクからタンク出口弁以外の範囲については、S L C系統は待機状態において純水により封水されていることから、純水の漏えいを想定している。
- (3) ほう酸水注入系貯蔵タンクは、最高使用圧力が静水頭であるため、破損を想定する必要はない。（想定破損は除外）
- (4) S L C系は耐震Sクラスであるため、地震時溢水は考慮不要である。
（テストタンクを除く）



第1図 ほう酸水注入系概略系統図

2. 分析用の薬品漏えいによる影響

東海第二発電所で劇薬を取り扱う化学分析室は、サービス建屋内にあり、薬品類は個別の容器等の形で保管されている。アクセスルートや溢水を考慮するエリアとは別区画であることから、分析用の薬品による溢水への影響はない。

溢水発生時における安全の考慮について

想定破損発生時の溢水については、対象系統により考慮する流量が大きいことから、この場合の溢水経路と滞留水位について安全上の評価を行う。

溢水発生については、漏えい検知器やサンプ検知により確認が可能であり、早期の避難指示や停止対応が可能である。この際には速やかに中央制御室等からの連絡によって、現場での認知もできると考えられ、退避には時間的余裕をもって対応できる。

想定破損を考慮するケースでは、原子炉棟の最下層で、最終的に滞留水位4.5mを超える区画がある。溢水発生時の運転員等の避難経路としては、階段開口を使用することになるが、この際の溢水の流下水量は排水の評価を目的に個別に実施しており、その際の階段上部での水位は、保守的に評価を行っても、約7.7cmであり、階段の使用は可能である。

現場へのアクセス時における評価

1. 滞留水位

溢水発生時に現場へのアクセスを考慮する場合の条件については、国土交通省の「地下空間における浸水対策ガイドライン」での歩行が困難となる深さ等を参考に評価を行った。

上記のガイドラインや既存の実験結果・調査研究論文等を参照すると、避難経路となる通路等の浸水深 30cm を避難の限界（通常の歩行が困難となる深さ）として設定している。[技術資料 1.5.1(1)]

また、同様に避難経路に該当する階段においては、地上階部分の階段上端の部分で浸水深が 20cm（越流水深）に達すると、地下空間への流入水が激流となり、当該階段を人が昇ることは不可能になるため、階段上端部分での浸水深 20cm を避難の限界と設定している。[技術資料 1.5.2]

各現場へのアクセスが必要な際の条件として、東海第二発電所においては、各区画の堰等の設定より、最終滞留区画を除く、エリアの滞留水位を 20 cm 以下と設定している。このため、滞留水や階段を排水経路とした場合の流下排水によるアクセス性に影響はない。

また、最終滞留区画において、滞留水位が 20 cm より高くなる場合、アクセスが必要な場所については、想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し、アクセスに影響のないよう措置を講じることとする。

2. 水圧でドアが開かなくなる水深

浸水によってドアの内外に水位差が生まれる場合、ドアが開かなくなる可能性がある。ドアの一方のみに水位があると想定した場合のドアが開かなくなる水深は、第1図及び第2図の検討方法により、外開き扉の場合（約26cm）内開き扉の場合（約47cm）であるとした。

浸水等によりドアの内外での水位差がない場合は、この限りではない。また、扉前面に堰等を設置し、直接水圧を受けない場合もこの考慮は必要ないこととする。

人が扉を開放するために押すことのできる力は、成人で10～20kgf、老人・子供では最低4～6kgf程度とされている。成人の上限を仮に20kgfと設定し、建物内部に浸水がない（ $h_2=0$ ）ものとして一般的な扉の幅（80cm）で、第3図の式から計算すると、外開きの扉が開かない水位は30cm程度となる。押す力を15kgfとすると、この場合の水位は26cmとなる。

また、扉の幅を水密扉等の大きな扉（200cm）とした場合でも、水深20cm以下ならば、成人での開閉は可能と評価できる。

一方、開閉方向が逆の内開きの扉の場合は、水位差によって発生した扉にかかる水圧により、デッドボルト・ラッチボルトのカンヌキ部に大きな力がかかるため、デッドボルトを解除するサムターン、ラッチボルトを解除するドアノブを回すことが困難となる。

一般にサムターンを回す力は女性の場合10～20kgf・cm程度、ドアノブを回す力は20～30kgf・cm程度といわれていることから、成人男子の設定を50kgf・cm程度とする。

水圧によってデッドボルト部分に横から50kgfの力が加わったとすると、デッドボルトを解除するためにサムターンを50～60kgf・cmの力で回す必要

がある。

このため、ドアノブ部分に 50kgf の力が加わると、内開きの扉であっても開けることは困難となる。

また、デッドボルトによる施錠がされていない場合でも、ドアノブを回転させてラッチボルトを抜かなければ扉は開かないため、ラッチボルト部分にも同様に水圧による横からの 50kgf の力が加わると、ラッチボルトを開けるためにはドアノブを 40～50kgf・cm の力で回す必要がある。

外開き扉のところで示した式を用いると、建物内部の水位がないものとした場合、ドアノブ部分に 50kgf の力がかけると仮定すると、扉の外側での水位は 47cm となる。

参考資料：地下空間における浸水対策ガイドライン

同 解説＜技術資料＞

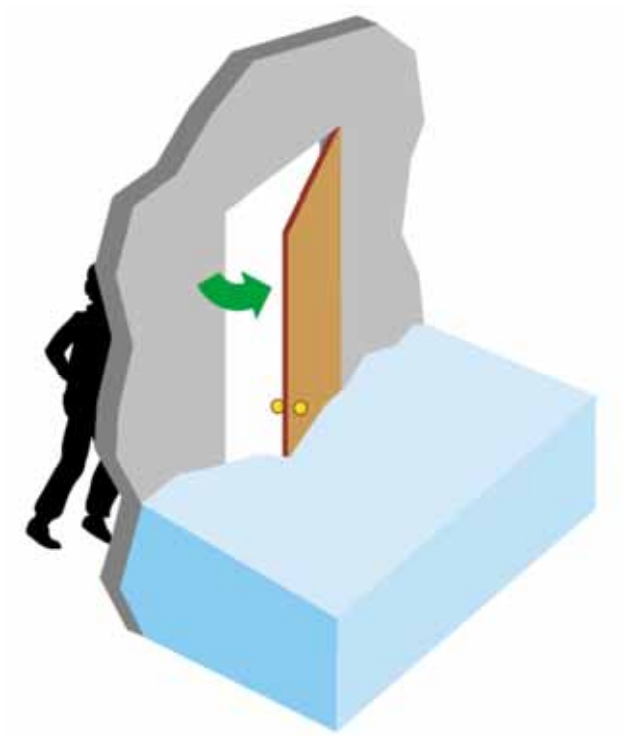
1.5 避難行動における限界条件の設定

1.5.1 浸水している廊下・居室等を避難する際の限界条件

[技術資料 1.5.1(1)]

1.5.2 はん濫水が流入する階段を避難する際の限界条件

[技術資料 1.5.2]



第1図 外開き扉の場合

$$f = \frac{w \cdot d (h_1^2 - h_2^2)}{4}$$

f: 扉を開けるために必至な力

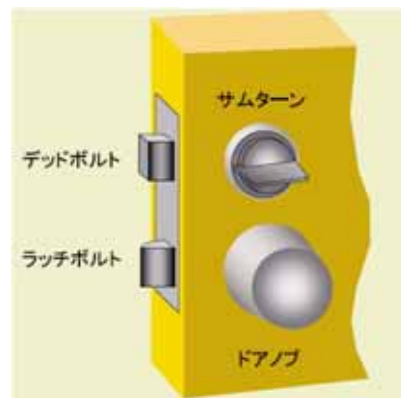
W: 水の重量 (=1000kg 重/m³)

h₁: 前室の水位

h₂: 建物内部の水位

d: 扉の幅

扉を開けるのに必要な力



第3図 ドアノブ部の構造と名称



第2図 内開き扉の場合

(財) 日本建築防災協会「浸水時の地下室の危険性について」パンフレットより

施設定期検査中における溢水影響について

施設定期検査作業に伴う原子炉ウェルやドライヤセパレータプールの水張り状態におけるスロッシングの発生，防護対象設備の待機除外やハッチ等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合については，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用及び対策をおこなう。

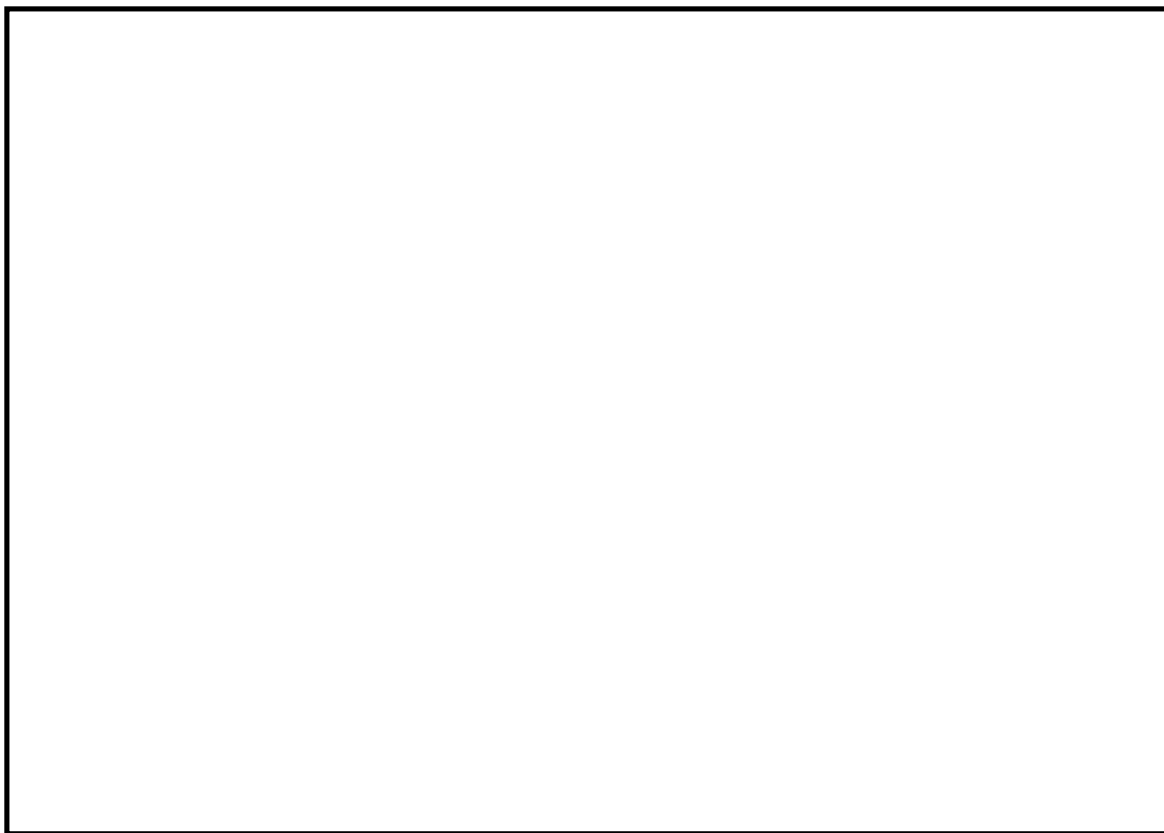
ここでは，影響評価上設定した溢水量及び溢水経路の状態の一時的な変更の一例として，施設定期検査時のスロッシングの発生と作業等でのハッチ開放を想定し，これによる溢水評価への影響について示す。

1. ドライヤセパレータプール等のスロッシングに伴う溢水影響評価について

使用済燃料プールの通常時におけるスロッシングについては，必要な防護対象設備が溢水評価において機能喪失しないことを確認している。

ここでは，施設定期検査期間中に想定される，使用済燃料プール，原子炉ウェル，ドライヤセパレータプールの基準地震動 S_s におけるスロッシングによる溢水量を算定し，防護対策の検討を行う。また，この対策が上記の評価に影響がないことを確認する。

原子炉棟6階床のドライヤセパレータプール等の配置を第1図に示す。



第1図 ドライヤセパレータープール等の配置図

1.1 スロッシングによる溢水量の評価方法

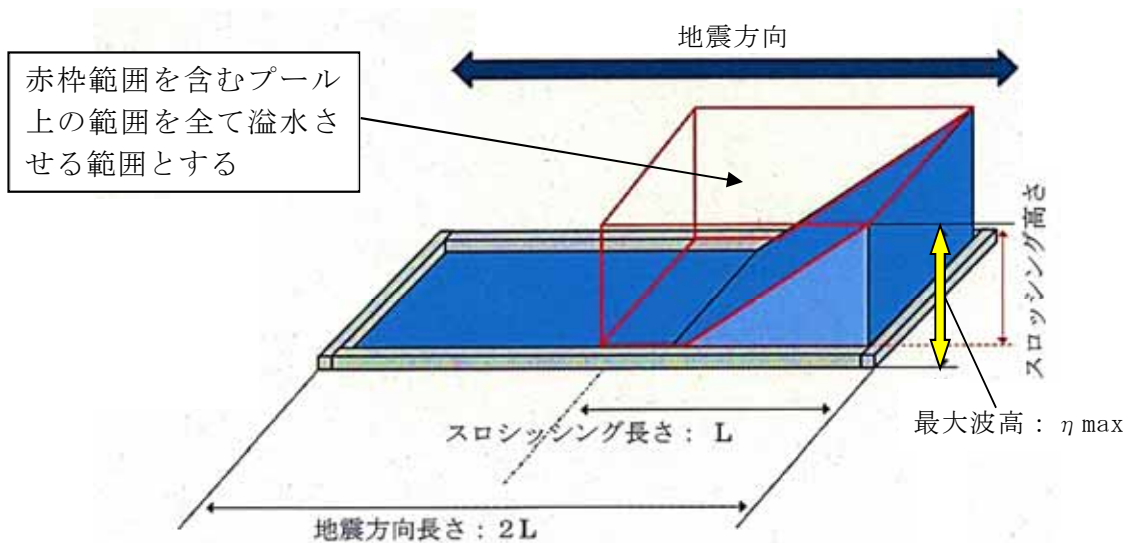
原子炉棟の原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールを評価対象とし、速度ポテンシャル理論による簡易評価により溢水量を算定する。また、スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために、簡易評価で求めた「最大波高」が床面を上回る高さには、水面面積の 1/2 を乗じることとする。

表 3.7 速度ポテンシャル理論に基づく計算手順

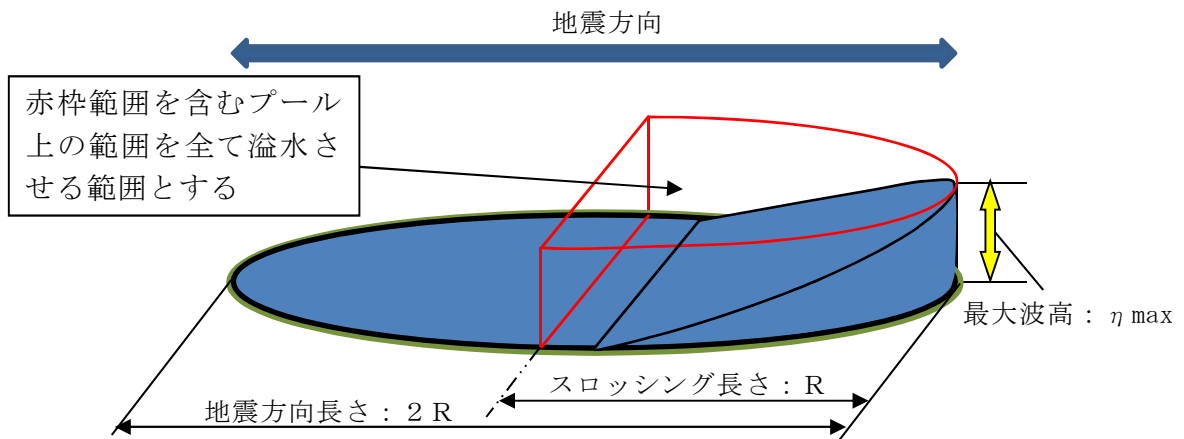
項目	円筒形容器	矩形容器
f_1	$\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.841}{R} g \tanh(1.841 \frac{H}{R})}$	$\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.571}{L} g \tanh(1.571 \frac{H}{L})}$
η_{max}	$0.837 \frac{R}{g} \alpha_1$	$0.811 \frac{L}{g} \alpha_1$

表 3.7 の出典：耐震設計の標準化に関する調査報告書 別冊 2（機器系）（昭和 60 年 3 月（財）原子力工学試験センター）

- L：矩形容器の振動方向長さの 1 / 2
- R：円筒形容器の振動方向長さの 1 / 2
- H：プールの底面から水面の高さ
- g：重力加速度
- α_1 ：加速度スペクトル応答値



第 2 図 スロッシング時の溢水量の設定（矩形）



第3図 スロッシング時の溢水量の設定（円筒形）

簡易解析に用いる地震動は、基準地震動 S_s の 8 波をそれぞれ用いて溢水量を算出し、床面への溢水量の最大値を評価に使用した。

1.2 スロッシングによる溢水量の評価結果

ドライヤセパレータプール等を含めた施設定期検査期間中の基準地震動 S_s におけるスロッシングによる溢水量を第1表に示す。ここで、使用済燃料プールの溢水量は3次元流体解析の詳細値を考慮するが、その他原子炉ウェルとドライヤセパレータプールのスロッシング量については、簡易解析による結果を示す。簡易解析の結果は詳細解析結果に比べ、約2倍の値となっており十分な保守性を有している。

第1表 スロッシング評価結果

評価対象	地震波の種類	溢水量 (m^3)
使用済燃料プール	S_s-13	81.49 ^{※1} (156 ^{※2})
原子炉ウェル	S_s-13	210 ^{※2}
ドライヤセパレータプール	S_s-13	211 ^{※2}
合計		約 503

※1：3次元解析によるスロッシング量

※2：簡易評価による保守的なスロッシング量

1.3 通常時の溢水評価及び対策への影響確認

スロッシング発生時の溢水量が原子炉棟6階床面に流出した際の水位を求め、通常時の溢水評価及び対策への影響を確認した。

溢水水位の評価結果を第2表に示す。なお、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールの床面積は保守的に水位評価に考慮していない。

第2表 スロッシングによる溢水水位

評価対象	溢水量(m ³)	水位(m)
通常時評価	81.49 (89.64 [※])	0.11 (0.12 [※])
停止時評価	約 503	0.67

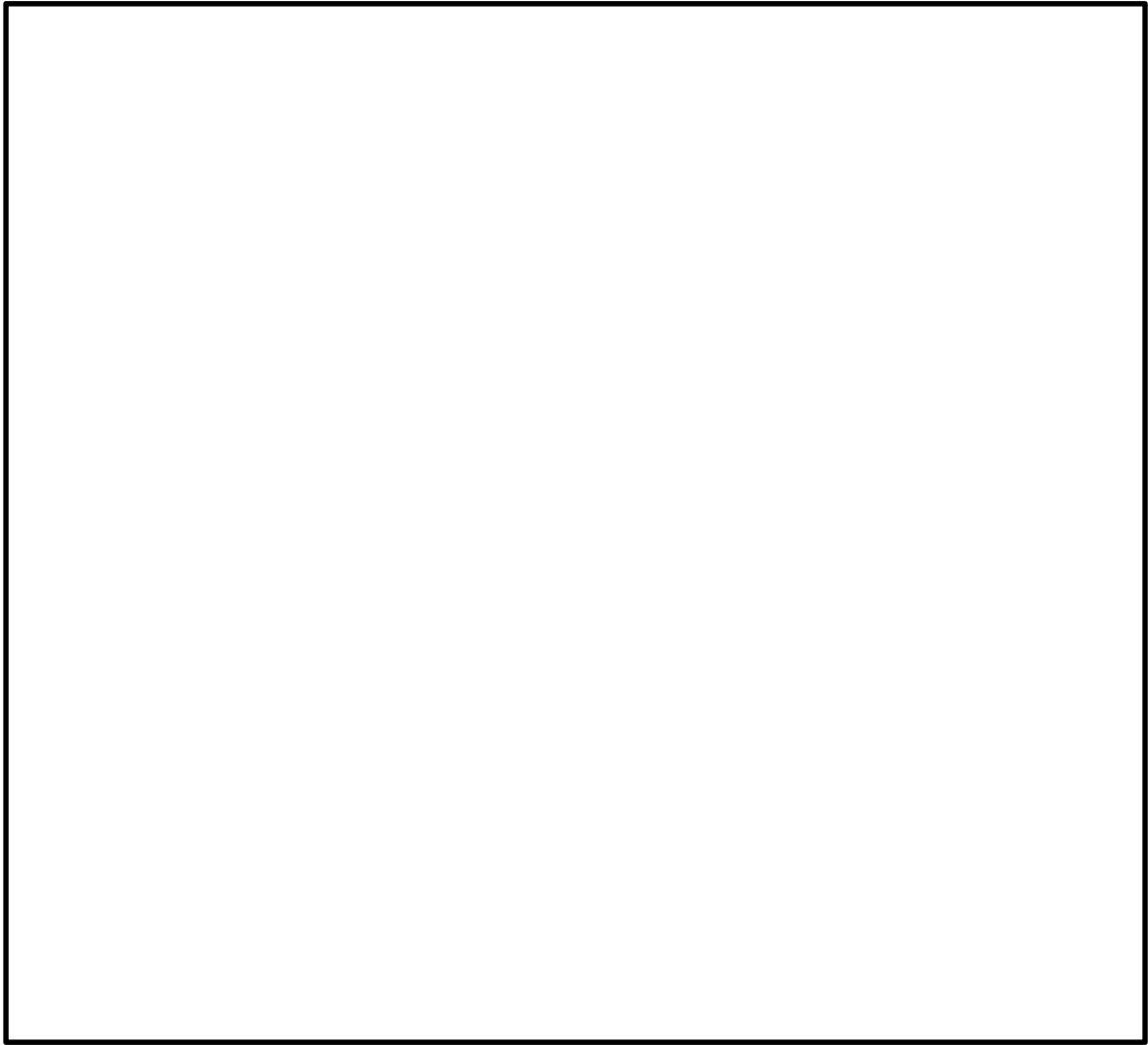
※ 溢水量を1.1倍して水位を評価

スロッシング発生量が通常時の原子炉棟6階で想定する流出量を上回ることから、施設定期検査期間中において、通常時の評価に影響しないよう発生する溢水を下層階に流下させない対策を実施する。具体的には、東側の溢水拡大防止堰の上に0.3mの止水板を設置し、かつ、西側床ドレンファンネルを閉止する運用を行う。

この対策により、施設定期検査期間中に原子炉棟6階にて発生した溢水を下層階へ流下拡大させないことから、他エリアにおけるスロッシング等の溢水影響を防止することが可能となる。

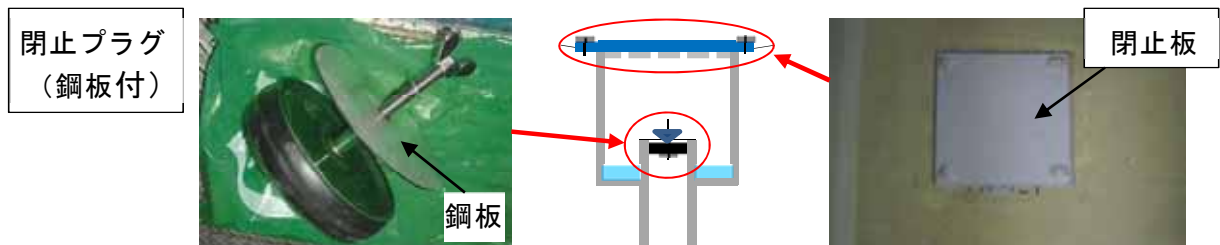
原子炉棟6階は、施設定期検査期間中において、通常運転時に比べ作業等による溢水のリスクが高くなることから、上記の床ドレンファンネル閉止等による対応は、溢水影響の拡大防止の観点からも有効な対応となる。

床ドレンファンネルの閉止については、停止中のみの運用とし、プラント停止直後より格納容器上蓋開放までに、第4図に示す西側範囲を閉止キップ若しくは閉止板にて止水し、ウェル水張り中はこれを維持する。

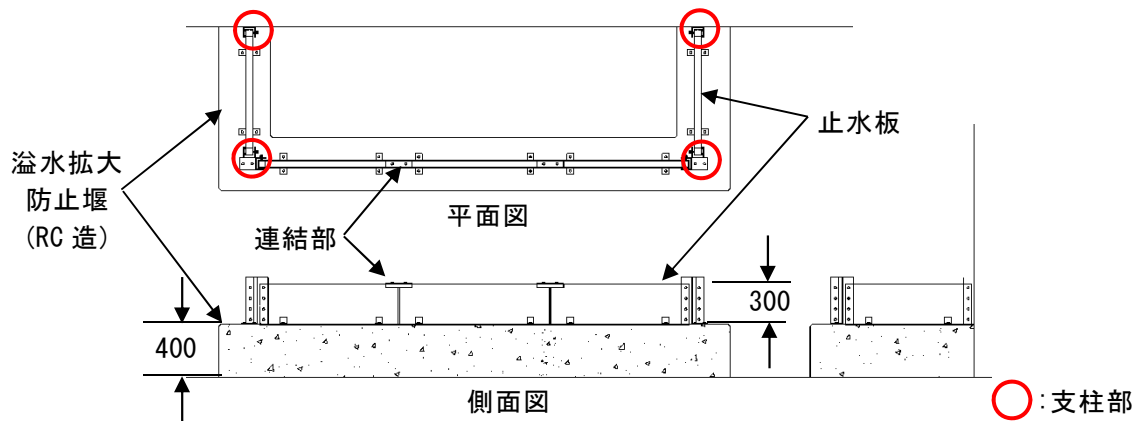


第4図 施設定期検査期間中のスロッシング対策（追加対策）

溢水伝播経路図（原子炉棟6階）



第5図 床ドレンファンネルの閉止例



第6図 溢水拡大防止堰への止水板設置概要図

止水板については、通常運転中の燃料キャスク等搬出入時に高さが干渉するため施設定期検査期間中のみの設置とする。止水板の設置時及び取り外し後の復旧状態における止水機能の担保については、取付位置とシール部のパッキンの締め代を寸法にて管理し、止水性能を維持することを、モックアップ試験にて示す。



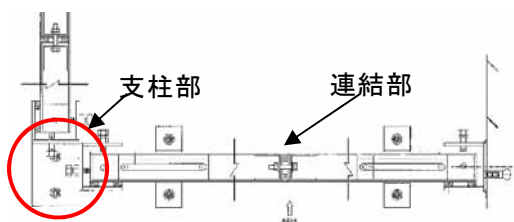
設置前状況



支柱レールの取付状況



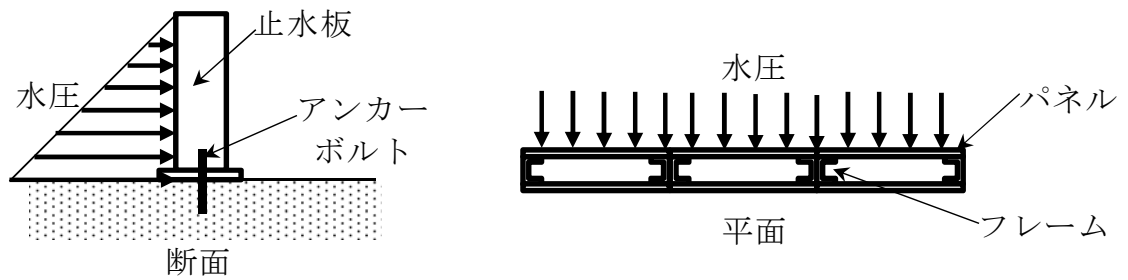
堰設置状況
約4m



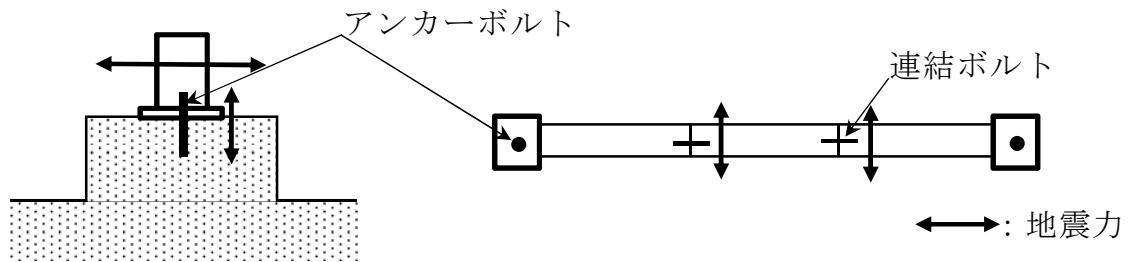
止水板の連結部の形状は、キャスク等のサイズ（φ約2.5m）を考慮し、支柱等を用いない構造とする。

第7図 止水板の設置例

また、止水板の強度については、溢水高さに応じた静水頭圧による構造部材の評価を実施する。耐震性については、基準地震動 S_s における最大応答加速度から設計震度を設定し、各支持部材の評価を行う。各評価の概要を第 8 図に示す。



第 8 図 (1/2) 強度評価概要図



第 8 図 (2/2) 耐震評価概要図

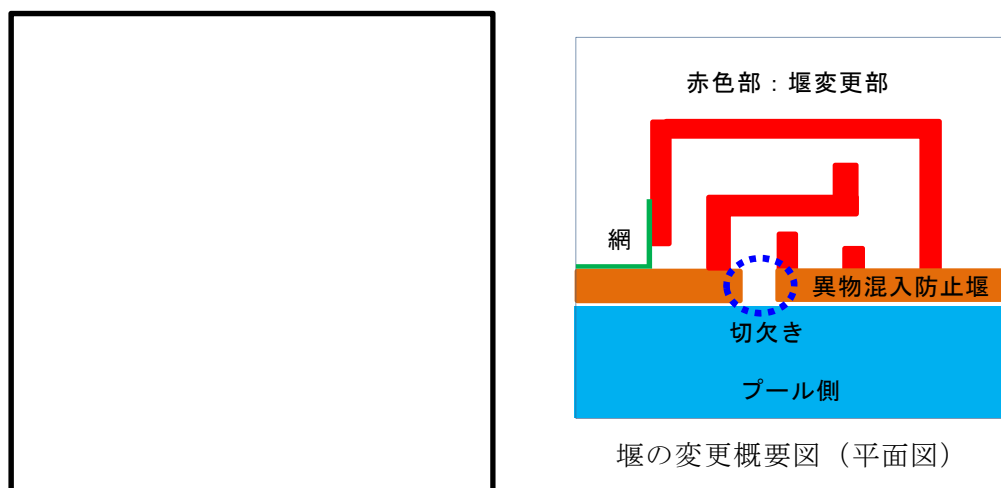
1.4 スロッシング水の滞留対策について

前記の床ドレンファンネル閉止等の運用に加え，スロッシングによる溢水が原子炉棟6階床面に滞留しないよう，溢水を使用済燃料プール等に戻す対策を実施する。

(1) 溢水の床面滞留時の排水対策

使用済燃料プール及びドライヤセパレータプール外周部には異物混入防止を目的とした堰（高さ約0.1m）が設置されており，床面の水位がこの堰を超える場合は，現実的には堰を越流し，プール側に戻ることが想定されるが，さらに確実に床面に溜まる水がプール側に流入するよう，堰の一部を切欠く対策を実施する（第9図）。

この対策実施により，原子炉棟6階の床面に溢水するスロッシング水は，使用済燃料プールやドライヤセパレータプール側に流入することになり，床面滞留時の影響を軽減することができる。



第9図 プール堰の変更概要

堰の改造については，従来の異物混入防止を考慮するだけでなく，スロッシング水の越流による物品の流入や作業における仮置物品などの流入を防止するために迷路構造とする。また，流入部には異物混入防止の網を設置するものとする。

堰の切欠きの設置により滞留水が排水される時間は、滞留水位及び水量をそれぞれ既設堰高さより 0.1m、約 76m³とし、堰の切欠き幅を 1箇所 0.1m として算出した場合、約 5～10 分程度と想定され、短時間であることから滞留による他への影響等は考慮していない。

(2) スロッシング等の溢水発生を想定した物品の管理について

通常時及び施設定期検査期間中については、原子炉棟 6 階エリアは、「異物混入防止管理マニュアル」に従い、主に特定異物混入防止管理区域として管理される。具体的には、区域が設定され、持込み工具や資機材と消耗品等物品の搬出入管理、機材の固縛や固定等の実施及び監視人の配置や表示による管理が行われる。さらに、作業等の関係者については、関連する教育を定期的実施することを定めている。

これに加え、スロッシング等の溢水を考慮した物品の固定や保管管理について「異物混入防止管理」に追加する。対象物品リストを第 4 表に示す。

この管理の実施及びプール廻りに設置された堰や手摺の効果により、スロッシング等の発生を想定した場合でも、プール等に流入する物品は微小な物に制限され、燃料等に影響を及ぼさないものとなる。

(3) 排水ライン閉塞時における排水処理について

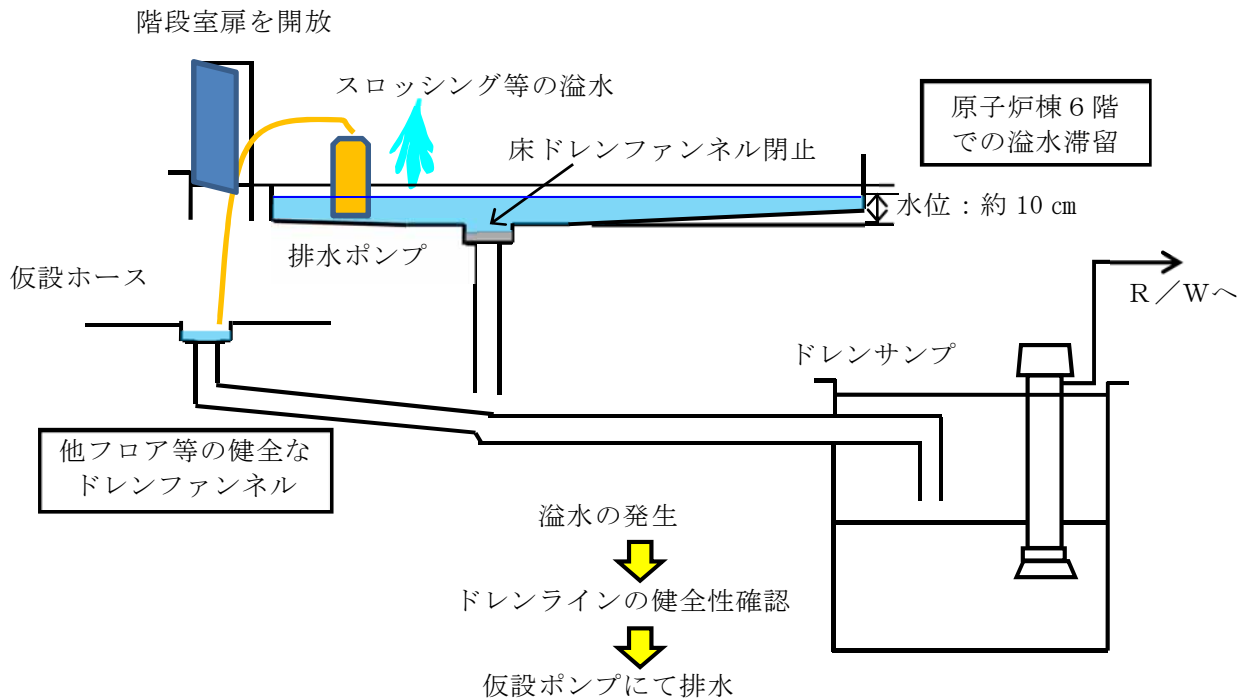
仮に堰の切欠き部に閉塞が発生した場合を想定し、滞留水が発生する場合は、排水ポンプ等にて他フロアの既設ファンネルを利用し排水を実施する。具体的には、ドレンラインや排水受入れ先の廃棄物処理系設備の復旧、若しくは健全性の確認後、各階段室を通して下層階に仮設ホースを設置し、健全が確認されたファンネルに排水を行う。必要な排水作業について第 10 図に示す。

溢水したスロッシング水を再びプール側に戻す場合、水質悪化等による燃料等への影響が考えられるが、各浄化系統を復旧することで、設備等への大きな影響はないと考える。なお、異物の有無を確認するため燃料や炉内の点検を実施する。

(4) 溢水滞留時のアクセス性について

停止時に発生する溢水における原子炉棟 6 階の滞留を想定すると、プール廻りの堰高さより水位は約 10 cm であり、作業等のアクセス性については影響のない水位である。

全ての排水ラインが閉塞したと仮定し、排水が出来ないとした場合でも、排水作業のためのアクセスは階段部より可能であり、6 階フロアに入る扉の開閉についても、滞留水位による影響がないよう、必要な高さを確保した堰を設置することから問題がない評価となる。



第 10 図 停止時の床ドレンファンネル閉止・堰の排水切欠き閉塞時における排水処理について

施設定期検査期間中の原子炉ウェルとドライヤセパレータプールは、通常運転期間中と違い、遮蔽プラグやハッチが開放される状態となることから、現実的には溢水評価において水位を評価する床面のような滞留エリアとはならない状況となる。このため、停止期間中におけるスロッシングのような大量の溢水を想定した場合は、評価においても、プール外周部の堰を超える範囲については、プール側に溢水が戻る想定とする。

これに対し、通常運転期間については、遮蔽プラグやハッチが設置されているため、この範囲を流下範囲として設定していない。そのため、可能な限り汚染水を床ドレンファンネルにより処理し、床面に拡大させないことを考慮していることから、床ドレンファンネル閉止の運用は行わない。

2. ハッチ開放による溢水評価への影響の確認

原子炉棟の溢水影響評価において、通常閉止されているハッチについて、施設定期検査時等で開放されることを考慮した場合、溢水評価に及ぼす影響について確認した。対象としたハッチ配置を第12図に示す。

- ① 6階東側、西側エリアハッチ開放により、東西区域エリアへ溢水伝播が発生する可能性がある。
- ② ハッチ開放部近傍の浸水防護設備に被水の可能性がある。
- ③ ハッチ開放により計画外の溢水経路が発生する可能性がある。
- ④ ハッチ開放により開放区域のエリア面積に影響を及ぼす可能性がある。

2.1 確認結果

予想される影響を確認した結果、以下のとおり運用を行うことにより没水影響評価において問題ないことを確認した。

- ① 6階面での溢水は、東側西側エリアハッチ開放をおこなった場合、東西区域への溢水が発生し東西の防護対象設備へ影響を及ぼす恐れがあるため、当該ハッチについては、開放時に止水堰等の浸水防護対策を行う。
- ② 開放ハッチ下部近傍に防護対象設備が設置されているハッチについては、開口部からの溢水流下による被水の恐れがあるため、ハッチ開放時には、該当開口部に止水堰及び被水防護対策を行う。
- ③ ハッチ開放による開口面積の増加やコンクリートプラグ仮置きによる区画面積が減少するが、水位上昇は6階面で2cm程度であり、溢水防護対象設備が機能喪失しないことから、溢水影響評価に影響はない。
- ④ 設備点検に伴うハッチ開放においては、同じ機能をもつ異区分の安全機器のハッチを同時に開放しない運用制限を行う。

第3表 機器ハッチ開放による水位への影響

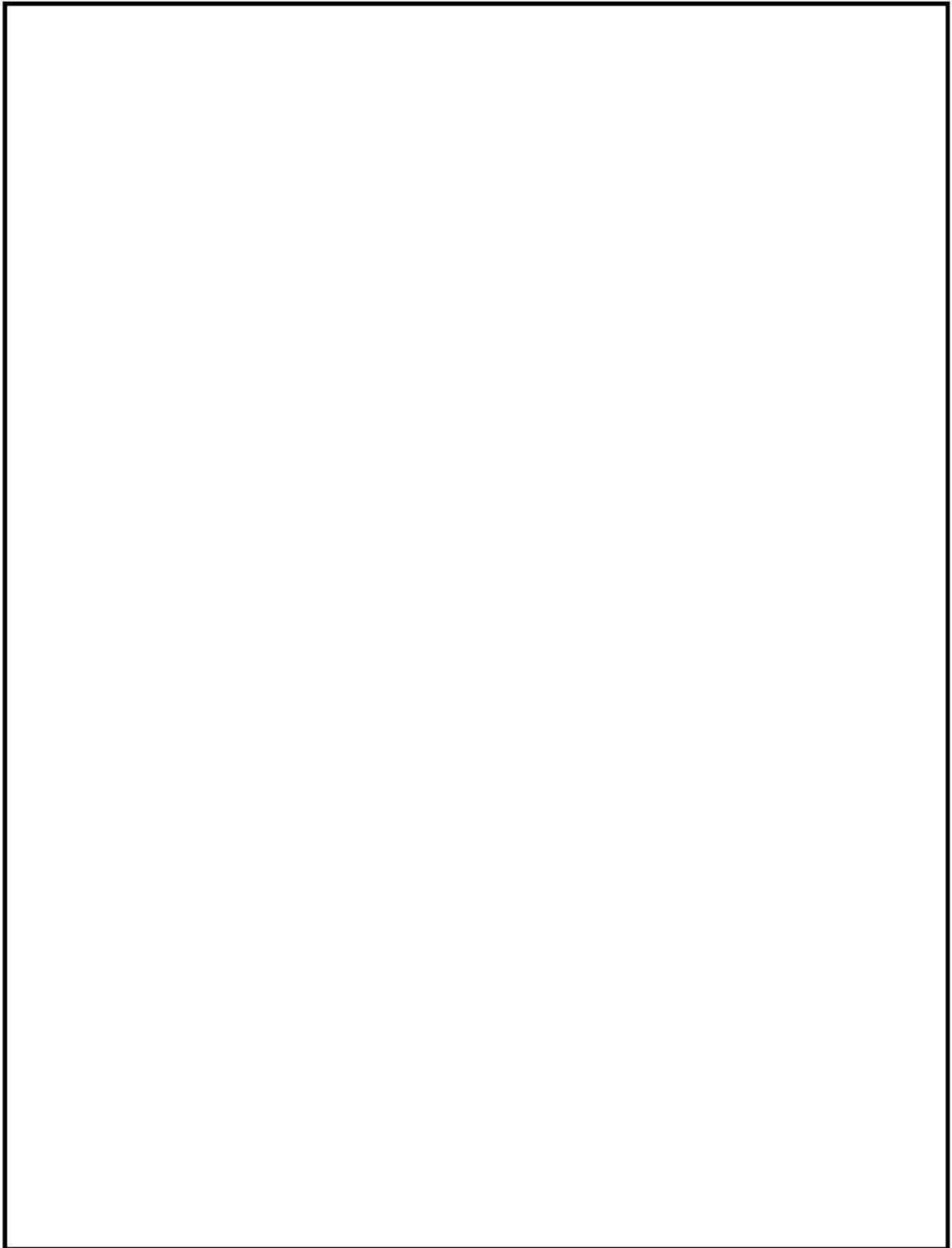
	床面積 (m ²)	溢水水位 (m)	備考
通常時	759.7	0.12	地震時評価
ハッチ開放時	742.4	0.13	ハッチ開口:17.3m ² 考慮

以上の確認結果及びこれらを実施することにより、必要な安全機能が損なわれないよう対応することとする。なお、運用面での対策については保安規定に定めるとともに、関連規程文書に詳細を記載する。

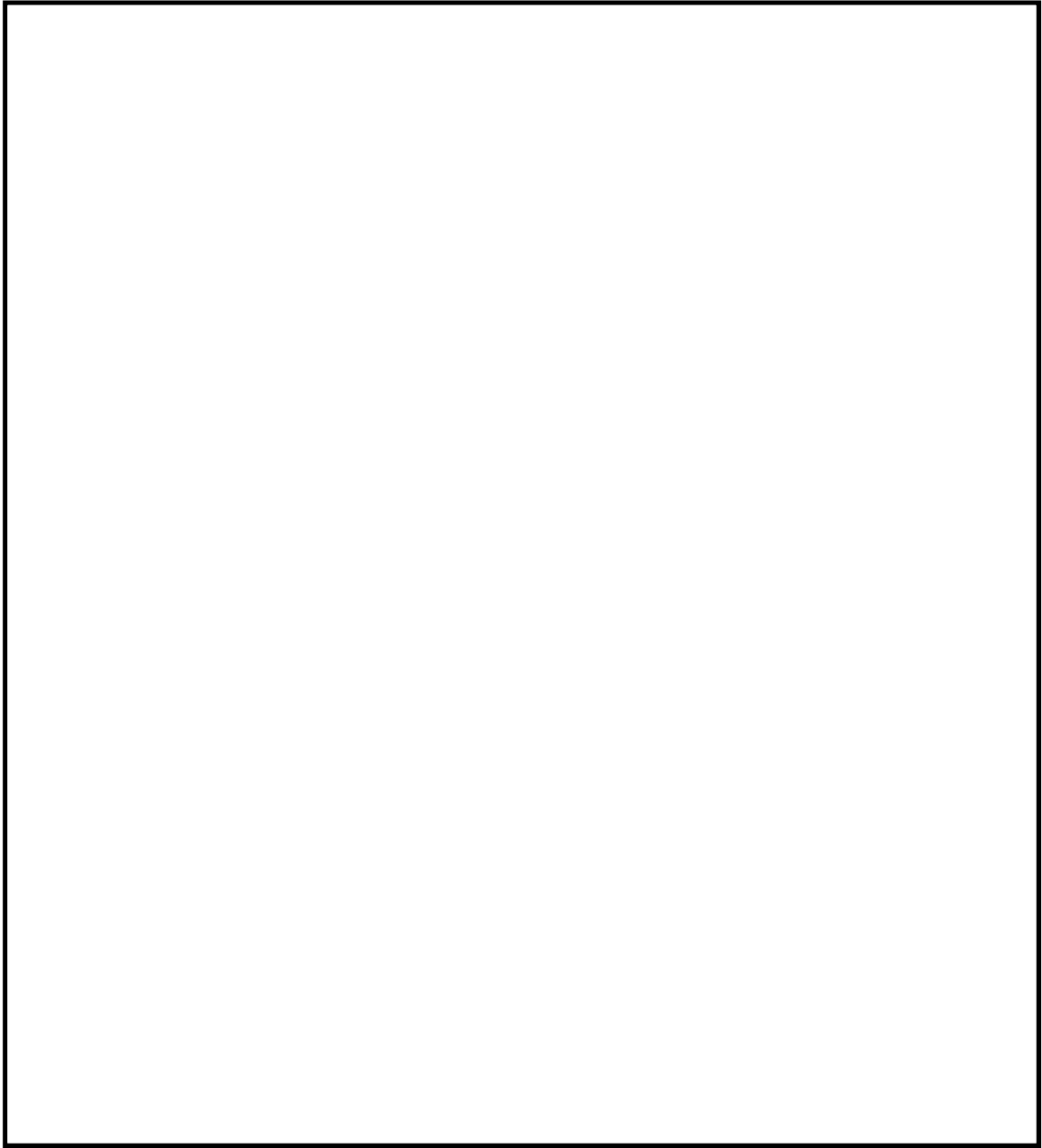
第4表 施設定期検査時の異物混入防止対策物品リスト

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋原子炉棟	照明
2	PCV (取扱具含む)	PCVヘッド PCVヘッド吊り具
3	RPV (取扱具含む)	RPVヘッド (＋スタッドボルトテンショナ) RPVヘッドフランジガasket ミラーインシュレーション スタッドボルト保管架台 スタッドボルト着脱装置 ミラーインシュレーションベロー
4	内挿物 (取扱具含む)	ドライヤ セバレータ 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 D/S吊り具 MS ラインブラダ MSLP 用電源箱 MSLP 用空気圧縮機 MSLP 用電動チェーンブロック マルチストロングバック 燃料集合体 チャンネル着脱機 D/S水中移動装置
5	プールゲート類	燃料プールゲート(大) 燃料プールゲート(小) キャスクピットゲート
6	キャスク (取扱具含む)	核燃料輸送容器 核燃料輸送容器吊り具 使用済燃料乾式貯蔵容器 使用済燃料乾式貯蔵容器吊り具 固体廃棄物移送容器 固体廃棄物移送容器用垂直吊具 (R/B用)
7	電源盤類	シッピング用操作盤部 シッピング動力盤 開閉器 キャスクピット排水用電源盤
8	フェンス・ラダー類	手摺り (除染機用レール含む) 可動ステージ開放用ホイスト架台 原子炉ウェル用梯子 DSP 昇降梯子 パーテーション
9	装置類	除染装置 (収納コンテナ含む) DSPパッキン用減圧器 酸化膜厚測定装置 水中テレビ制御装置 燃料付着物採取用装置 (本体, ボール, ヘッド) 水位調整装置 リークテスト測定装置
10	作業用機材類	SFPゲート用架台 工具箱 大型セイパーソー 遮へい体 防災シート類 足場材 水中簡易清掃装置保管箱 局所排風器 ウェル用資機材 ローリングタワー フィルタ収納容器 LPRM収納箱 テント

番号	抽出項目	詳細		
10	作業用機材類	酸化膜厚測定装置架台		
		工具箱（引出タイプ）鋼製		
		ドロップライト収納箱		
		グラブ収納箱		
		水中テレビカメラ支持ポール（アルベルグ製）		
		チャンネル固縛仮置き架台（16kg/枚）		
		NFV用吊り具ワイヤ		
		除染ビット用クーラー		
		スポットクーラー		
		注水ユニット		
		キャスク底部固定金具		
		足場収納箱（アトックス）		
		テンショナ用テストブロック		
11	試験・検査用機材類	スタッドボルト試験片		
		FHM用テストウェイト		
		シッパーキャップ架台（16キャップ含む）		
		SHIPPING装置架台		
12	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ		
		キャスク除染ビットカバー		
		DSプールカバー		
		原子炉ウェルシールドプラグ		
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ		
		SFPスロットプラグ		
		SFPスロットプラグ吊り具		
		DSPスロットプラグ		
		DSスロットプラグ吊り具		
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ		
		FPC F/Dコンクリートプラグ		
		CUW F/Dコンクリートプラグ		
		13	その他	定検査機材
手すり収納箱				
ステップ				
カメラケース				
カメラ用架台				
ペリスコープ用架台				
キャビネット（コンテナ類含む）				
使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）4本				
安全帯用ポール及び連結板				
内蓋吊金具収納箱				
垂直吊具エア操作ユニット(1)				
リークテスト測定装置ホース収納箱				
蓋仮置き台				
フランジプロテクター				
蓋吊具（DC用，NFT用）				
ポンベ台車				
収納缶（冷却用）				
ハンドリフター（2 t）				
加圧タンク				
ヘリオット				
位置決めラグ				
RPVヘッド架台				
真空乾燥装置				
新燃料容器				
コンテナ用枕木				
備考 取付状態が床置のものは、固縛等を行いスロッシング対策を行う。				



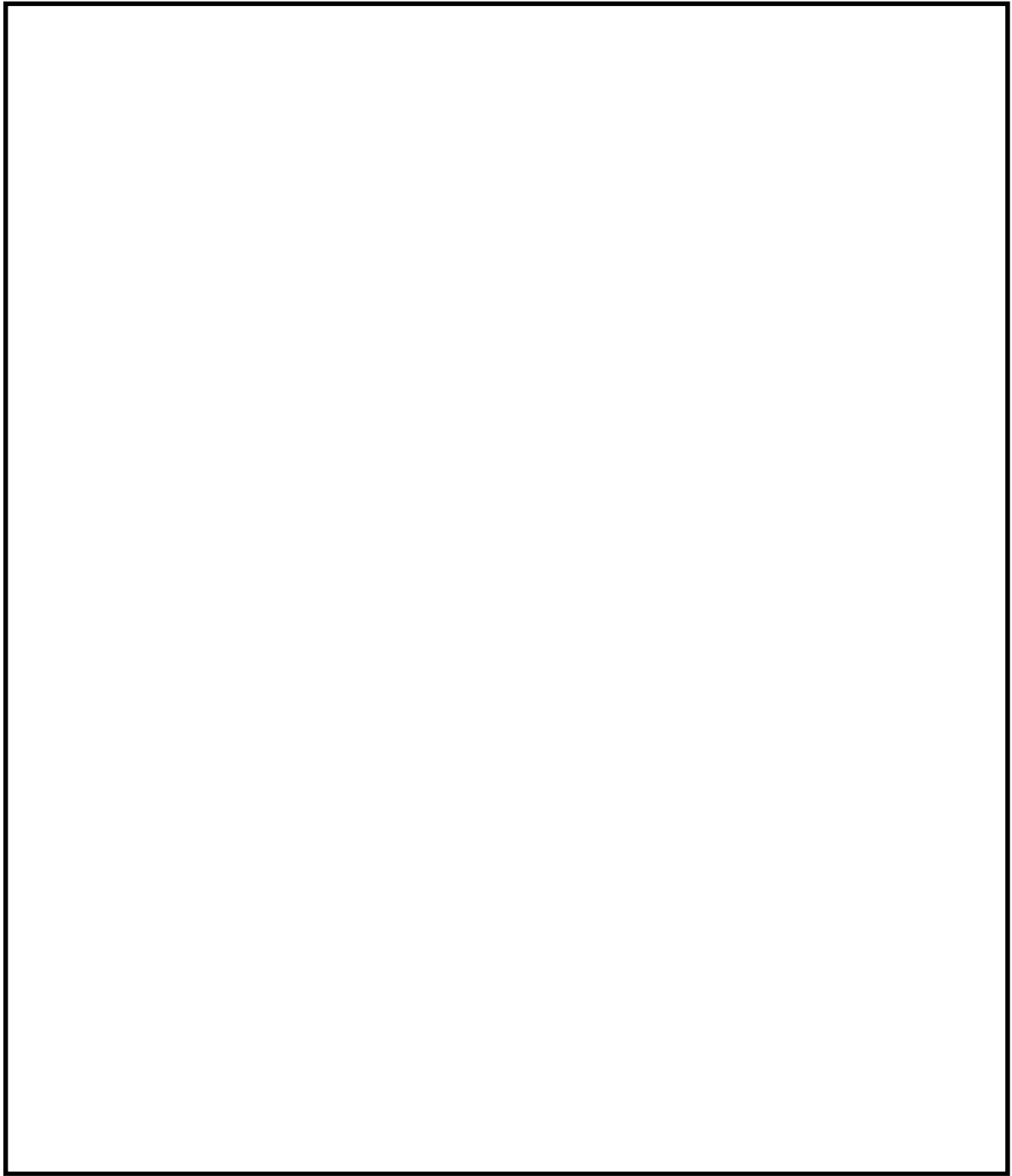
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(1/8)



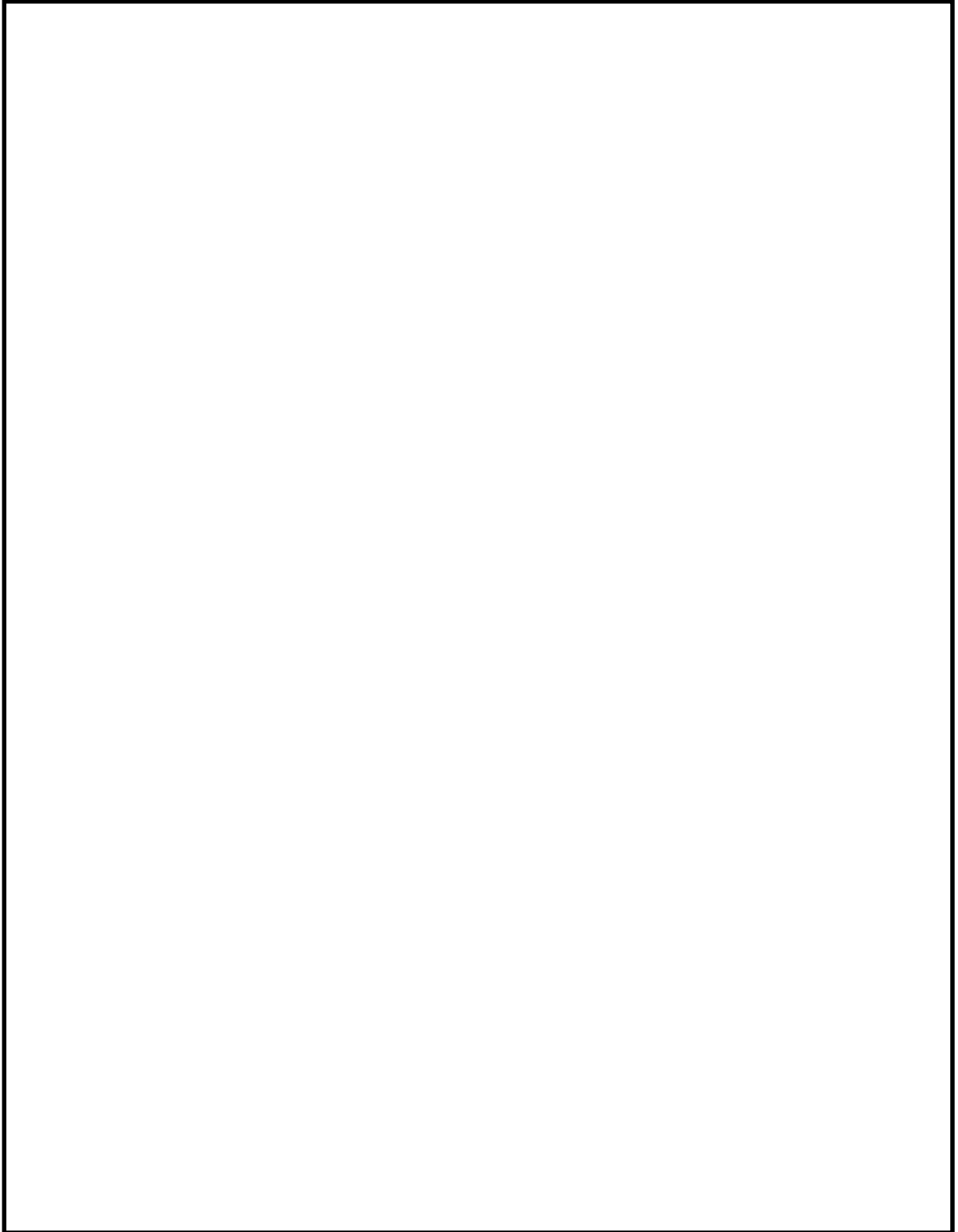
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(2/8)



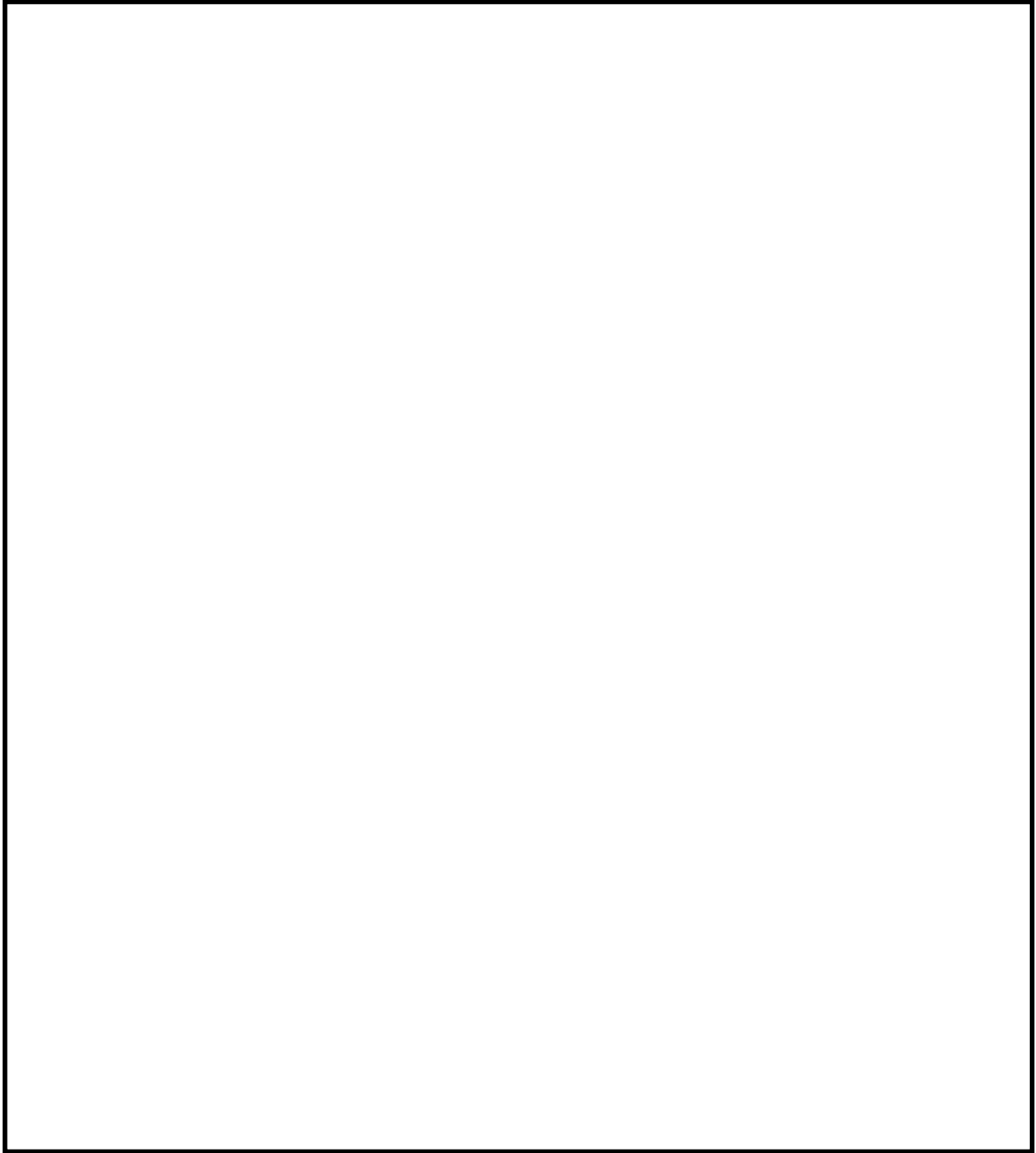
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(3/8)



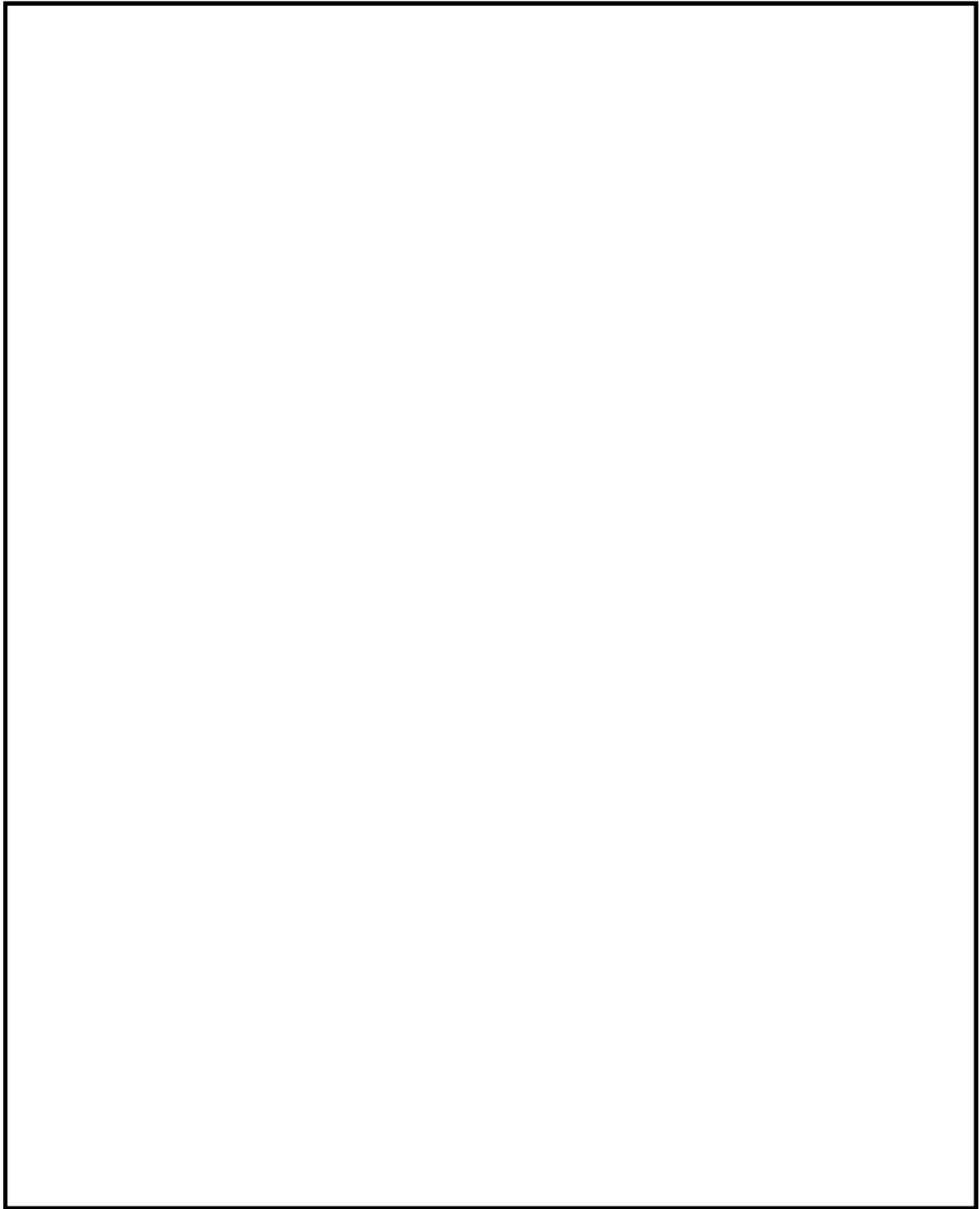
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(4/8)



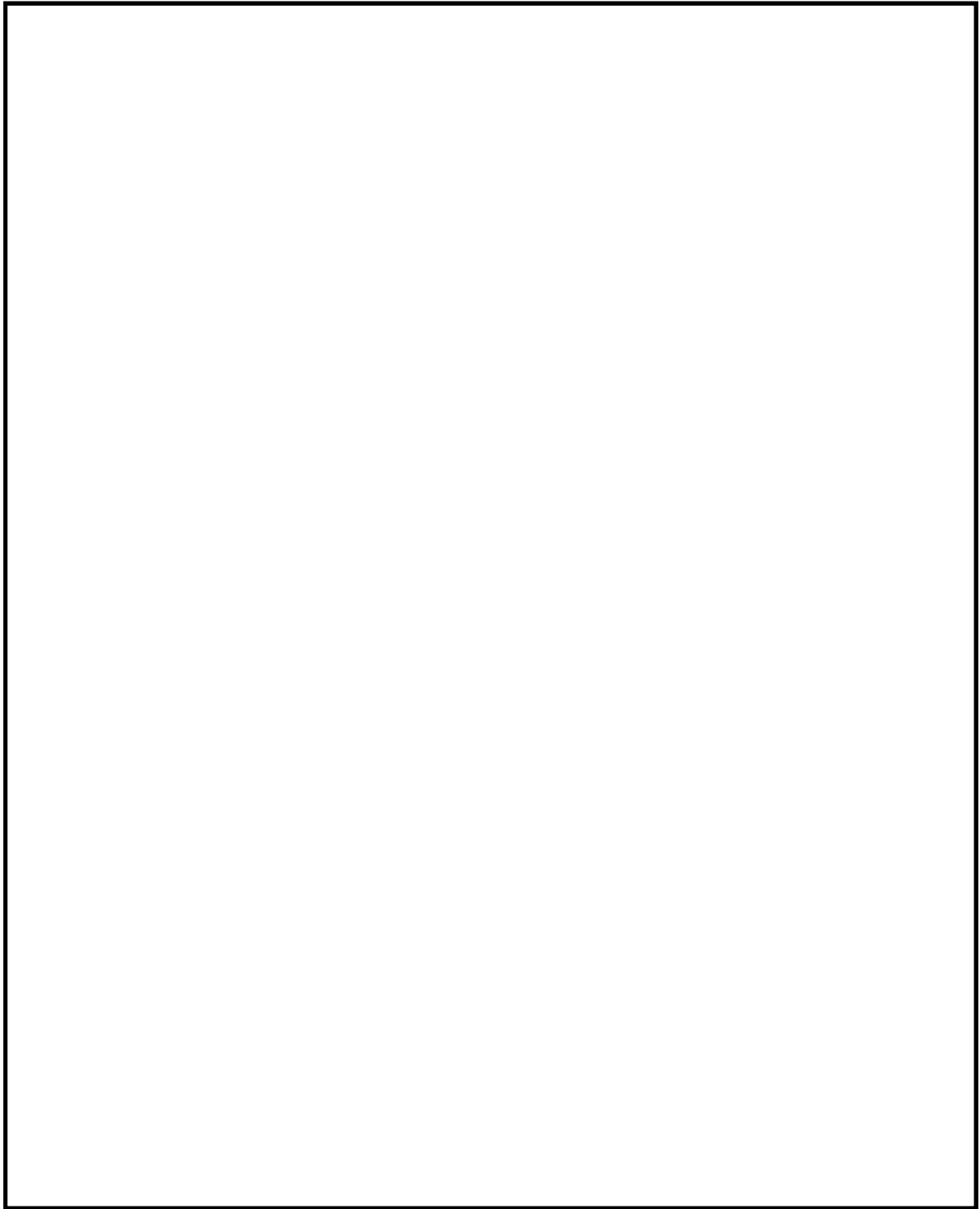
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(5/8)



第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(6/8)



第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(7/8)



第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(8/8)

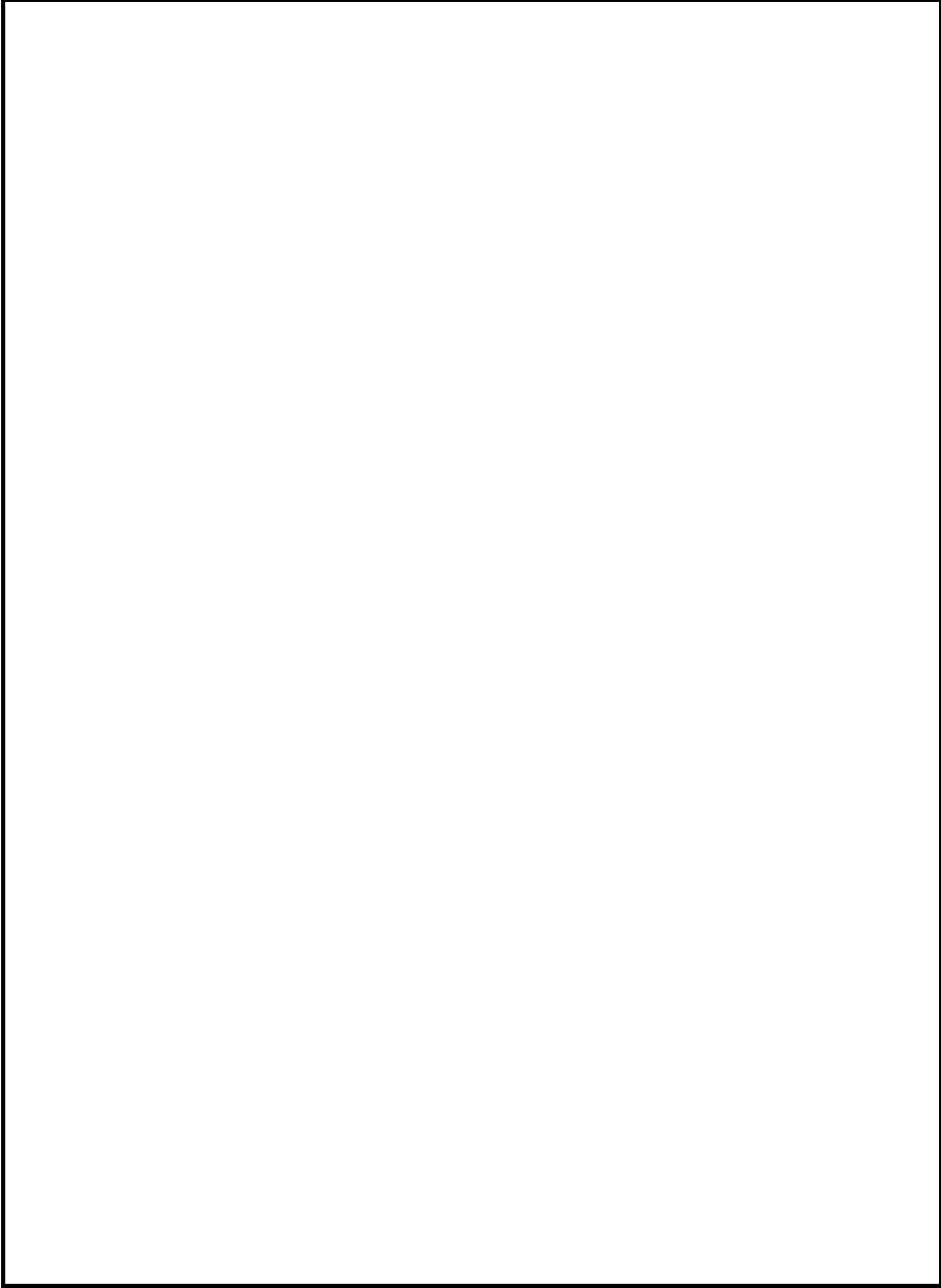
溢水影響評価における耐震クラスの確認方法について

地震に起因する機器の破損等により生じる溢水に対する影響評価においては、耐震B、Cクラスに分類される設備を溢水源となり得る設備として選定している。これら耐震クラスの確認には、建設時より管理している配管計装線図を用いて耐震重要度分類を確認し、評価対象範囲を抽出している。配管計装線図には、系統仕様、建屋区分等が記載されており、機能要求上の耐震クラスが適切に確認できる。

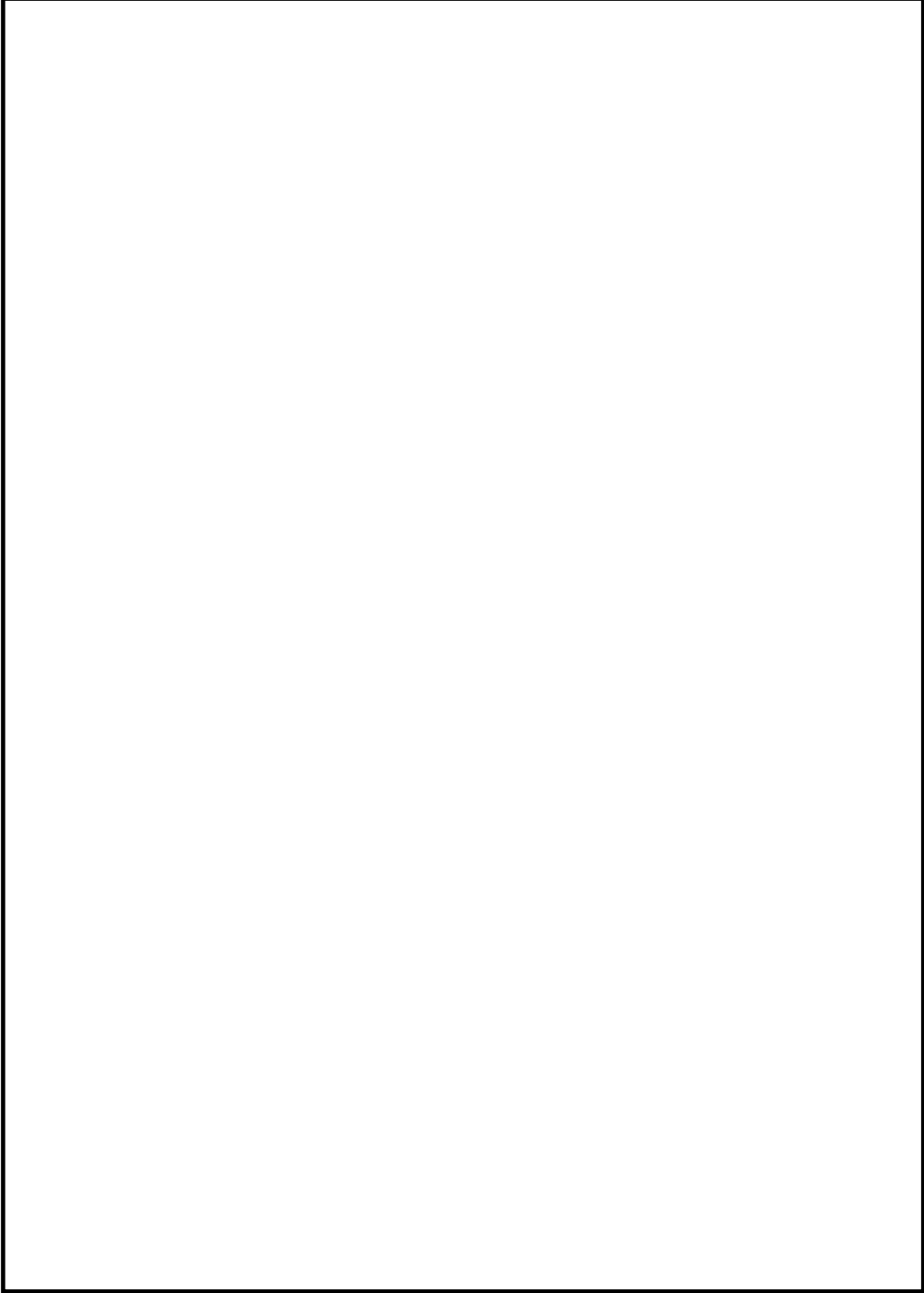
また、防護対象設備が設置されている建屋及びエリアについては、配管施工図等の詳細図面での確認及び現地調査を実施し、抽出した耐震B、Cクラス機器の範囲が適切であることを確認している。

溢水影響評価の対象となる耐震B、Cクラス配管の抽出の例を第1図～第5図に示す。

なお、耐震評価対象となる耐震B、Cクラス機器の抽出も同様に実施しているが、その考え方については別途資料にて示す。



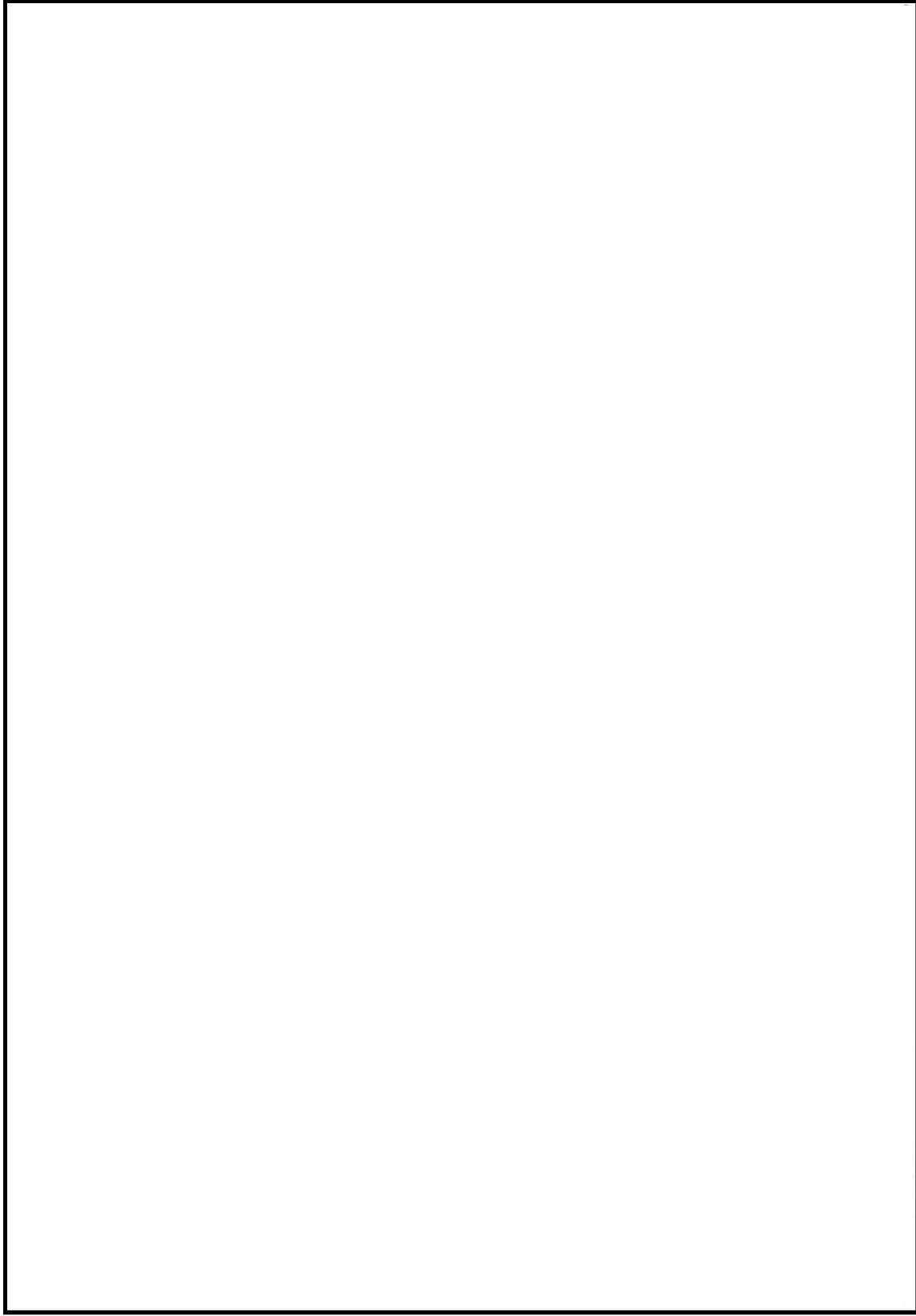
第 1 図 原子炉隔離時冷却系（耐震区分図：建設時資料）



第 2 図 原子炉隔離時冷却系 (配管計装線図：最新図面)



第3図 原子炉隔離時冷却系 アイソメクス図1



第 4 図 原子炉隔離時冷却系 アイソメ図 2



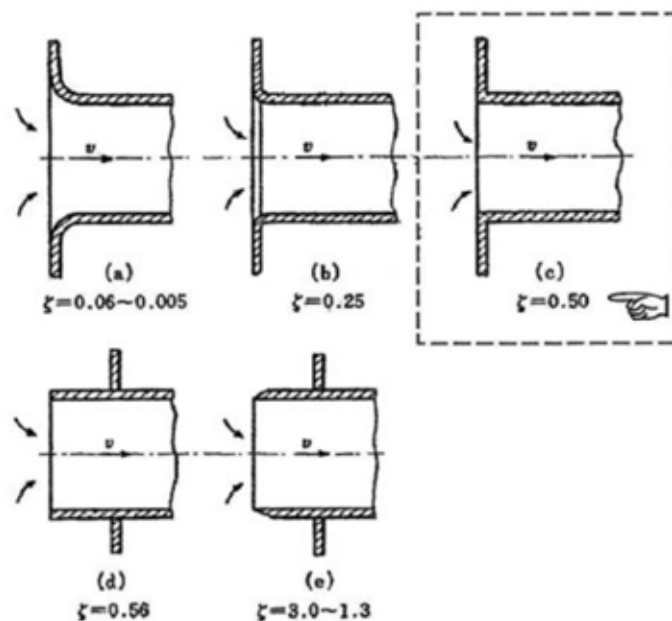
第 5 図 原子炉隔離時冷却系 配管施工図

流出係数の根拠について

流出流量は、機械工学便覧のベルヌーイの実用式より次式となる。

$$\begin{aligned} \text{流出係数} &= \text{開口面積} \times \sqrt{\frac{2 \times g \times \text{水頭圧}}{1 + \text{ノズル係数}\zeta}} \times 3600 \\ &= \text{開口面積} \times \text{流出係数} \times \sqrt{2 \times g \times \text{水頭圧}} \times 3600 \end{aligned}$$

ノズル係数 ζ は、開口部をノズルとみなした場合の損失係数で、管路の入口形状により定まる。破損部の形状として最も近いと考えられる形状は、第1図管路の入口形状と損失係数「機械工学便覧」の(c)タイプであり、損失係数は0.5となる。



第1図 管路の入口形状と損失係数（「機械工学便覧」より）

ノズル係数を 0.5 とすると流出係数は、0.82 となる。

$$\text{流出係数} = \sqrt{\frac{1}{1 + \text{ノズル係数}^2}} = \sqrt{\frac{1}{1 + 0.5}} = 0.816 \doteq 0.82$$

なお、工事計画認可申請書添付書類「液体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大防止能力及び施設外への漏えい防止能力についての計算書」における流出流量評価でのノズル係数も従来から 0.5 を用いている。

油が溢水した場合の影響について

東海第二発電所の建屋内において、ポンプ等の油内包機器から潤滑油及び燃料油が漏えいした場合の溢水影響について以下に示す。

なお、建屋外での油の漏えいに関しては、本文第 12 章を参照のこと。

1. 要求事項

漏えい拡大防止措置は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係わる審査基準」（以下「火災防護に係わる審査基準」という。）の

「2.1 火災発生防止」の 2.1.1 に基づき実施することが、要求されている。

火災防護に係る審査基準の記載を以下に示す。

【火災防護に係わる審査基準】

2.1 火災発生防止

2.1.1 原子炉施設は火災の発生を防止するために以下の各号に掲げる火災防護対策を講じた設計であること。

- (1) 発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域は、以下の事項を考慮した、火災発生防止対策を講じること。

① 漏えいの防止、拡大防止

発火性物質又は引火性物質の漏えいの防止対策、拡大防止対策を講じること。ただし、雰囲気の不活性化等により、火災が発生する恐れがない場合は、この限りでない。

2. 漏えい拡大防止対策について

安全機能を有する機器等の設置場所にあるポンプ等の油内包機器のうち、耐震Sクラスの機器は、基準地震動 S_s により損壊しないよう耐震性を確保できており、内包する油等の漏えいによる火災を想定しない。

一方、建屋内の耐震B, Cクラスの機器に対しては、ポンプ等の油内包機器から機器の故障等により油が漏えいした場合に備え、機器の周囲に堰等を設置することで、漏えい油の拡大を防止する対策を講じる。建屋内火災区域にあるポンプ等の油内包機器の油保有量と堰の有無を第1表に示す。

3. 影響確認

想定破損による影響

第1表にある油内包機器より油が漏えいした場合においても、その周囲に設置された堰により漏えい油の拡大は防止されるため、安全機能を有する機器等に影響はない。

また万一、堰外で漏えいした場合においても、その漏油量の最大値は以下の記載量程度であるため、各建屋におけるその他の水系系統の溢水量に比べ十分に少なく、想定破損の評価に包含される。

- ・ 原子炉建屋 : 0.6m^3
- ・ 廃棄物処理棟 : 0.02m^3
- ・ 非常用ディーゼル発電機室 : 14m^3

第1表 火災区域内の油内包機器と堰の有無 (1/4)

建屋	機器名	油の種類	内包量 (L)	堰の有無
原子炉棟	流量制御弁用制御油圧発生装置 (A)	制御油	606	有
原子炉棟	流量制御弁用制御油圧発生装置 (A)	制御油	606	有
原子炉棟	CUW F/D ^o リコトポンプ	潤滑油	0.85	有
原子炉棟	DHC冷凍機	潤滑油	160	有
原子炉棟	DHC冷水ポンプ	潤滑油	1.5	有
原子炉棟	SLCポンプ (A)	潤滑油	45	有
原子炉棟	SLCポンプ (B)	潤滑油	45	有
原子炉棟	FPC F/D ^o リコトポンプ	潤滑油	0.85	有
原子炉棟	FRVSファン (A)	潤滑油	2.5L×2	有
原子炉棟	FRVSファン (B)	潤滑油	2.5L×2	有
原子炉棟	FPC逆洗水移送ポンプ	潤滑油	0.55	有
原子炉棟	FPC循環ポンプ (A)	潤滑油	2.2	有
原子炉棟	FPC循環ポンプ (B)	潤滑油	2.2	有
原子炉棟	CUW逆洗水移送ポンプ	潤滑油	0.55	有
原子炉棟	MSIV-LCSフローロー (A)	潤滑油	12.5	有
原子炉棟	MSIV-LCSフローロー (B)	潤滑油	12.5	有
原子炉棟	CUW循環ポンプ (A)	潤滑油	10	有
原子炉棟	CUW循環ポンプ (B)	潤滑油	10	有
原子炉棟	CRD水圧ポンプ (A)	潤滑油	170	有
原子炉棟	CRD水圧ポンプ (B)	潤滑油	170	有
原子炉棟	RHRポンプ	潤滑油	286	有
原子炉棟	RHRポンプ	潤滑油	286	有
原子炉棟	RHRポンプ	潤滑油	286	有
原子炉棟	RHRレグシールポンプ	潤滑油	1.65	有
原子炉棟	RCICタービン	潤滑油	約40	有
原子炉棟	RCICレグシールポンプ	潤滑油	1.65	有
原子炉棟	LPCSポンプ	潤滑油	286	有
原子炉棟	LPCSレグシールポンプ	潤滑油	1.65	有
原子炉棟	HPCSポンプ	潤滑油	286	有
原子炉棟	HPCSレグシールポンプ	潤滑油	1.65	有

第1表 火災区域内の油内包機器と堰の有無 (2/4)

建屋	機器名	油の種類	内包量 (L)	堰の有無
廃棄物処理棟	スージンクプロロー	潤滑油	6.6L×2	有
廃棄物処理棟	クリファイヤ-供給ポンプ	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	凝縮水収集ポンプ	潤滑油	1.7L	有
廃棄物処理棟	廃液中和スラッジ受ポンプ	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	コンセントレータ-補助循環ポンプ	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	廃液フィルタ-保持ポンプ (A)	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	廃液フィルタ-保持ポンプ (B)	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	床トレンフィルタ-保持ポンプ	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	プ-リコトポンプ (A)	潤滑油	2.1L	有
廃棄物処理棟	プ-リコトポンプ (B)	潤滑油	2.1L	有
廃棄物処理棟	リン酸ソーダポンプ	潤滑油	20L	有
廃棄物処理棟	中和硫酸ポンプ	潤滑油	4.3L	有
廃棄物処理棟	中和苛性ポンプ	潤滑油	4.3L	有
廃棄物処理棟	ウォッシュアウトポンプ	潤滑油	0.1L×2	有
廃棄物処理棟	廃液サンプ-ルポンプ (A)	潤滑油	1.2L	有
廃棄物処理棟	廃液サンプ-ルポンプ (B)	潤滑油	1.2L	有
廃棄物処理棟	床トレンサンプ-ルポンプ (A)	潤滑油	0.5L	有
廃棄物処理棟	床トレンサンプ-ルポンプ (B)	潤滑油	0.5L	有
廃棄物処理棟	凝縮水サンプ-ルポンプ	潤滑油	0.5L	有
廃棄物処理棟	使用済粉末テ-カトポンプ (A)	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	使用済粉末テ-カトポンプ (B)	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	使用済粉末ポンプ	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	使用済樹脂ポンプ	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	洗濯廃液ポンプ (A)	潤滑油	0.62L	有
廃棄物処理棟	洗濯廃液ポンプ (B)	潤滑油	0.62L	有

第1表 火災区域内の油内包機器と堰の有無 (3/4)

建屋	機器名	油の種類	内包量 (L)	堰の有無
廃棄物処理棟	廃液収集ポンプ	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	床トレン収集ポンプ	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	サージポンプ (A)	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	サージポンプ (B)	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	廃液収集フィルター逆洗水ポンプ (A)	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	廃液収集フィルター逆洗水ポンプ (B)	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	床トレンフィルター逆洗水ポンプ	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	廃液スラッジポンプ (A)	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	廃液スラッジポンプ (B)	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	廃液スラッジデカントポンプ (A)	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	廃液スラッジデカントポンプ (B)	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	床トレンスラッジポンプ	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	床トレンスラッジデカントポンプ	潤滑油	0.23L	有
廃棄物処理棟	廃液中和ポンプ (A)	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	廃液中和ポンプ (B)	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	コンセントレーター供給ポンプ (A)	潤滑油	0.46L	有
廃棄物処理棟	コンセントレーター供給ポンプ (B)	潤滑油	0.46L	有
廃棄物処理棟	所内ボイラー復水収集ポンプ (A)	潤滑油	0.46L	有
廃棄物処理棟	所内ボイラー復水収集ポンプ (B)	潤滑油	0.46L	有
廃棄物処理棟	濃縮廃液ポンプ (A)	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	濃縮廃液ポンプ (B)	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	濃縮廃液ポンプ (C)	潤滑油	1L	有

第1表 火災区域内の油内包機器と堰の有無 (4/4)

建屋	機器名	油の種類	内包量 (L)	堰の有無
非常用ディーゼル発電機室	DG 2C潤滑油サンプタンク	潤滑油	5000L	有
非常用ディーゼル発電機室	DG 2Cシリンダー注油タンク	潤滑油	500L	有
非常用ディーゼル発電機室	DG 2C燃料油タンク (燃料デイトank)	軽油	14000L	有
非常用ディーゼル発電機室	DG 2D潤滑油サンプタンク	潤滑油	5000L	有
非常用ディーゼル発電機室	DG 2Dシリンダー注油タンク	潤滑油	500L	有
非常用ディーゼル発電機室	DG 2D燃料油タンク (燃料デイトank)	軽油	14000L	有
非常用ディーゼル発電機室	HPCS DG潤滑油サンプタンク	潤滑油	5000L	有
非常用ディーゼル発電機室	HPCS DGシリンダ注油タンク	潤滑油	500L	有
非常用ディーゼル発電機室	HPCS DG燃料油タンク (燃料デイトank)	軽油	7000L	有

常設物品等の現場調査結果について

常設の現場工具箱等の設置状況について現場調査を行い、下記のとおり評価した。

溢水区画の滞留面積の算出においては、建築躯体図より壁、柱、基礎等の除外範囲を除いた面積を算出し、0.7倍した値を用いている。0.7の係数には、サポート類等を含めてその他の常設物品も含んだものとして考慮しているが、改めて、常設物品等の設置状況について現場調査を行い、下記のとおり評価した。

1. 防護対象設備の設置建屋における評価

防護対象設備の設置建屋における滞留面積に対する現場常設物品等の占有面積を評価した結果を第1表に示す。

現場調査の結果、溢水防護区画の面積と比べて現場常設物品等の占有面積は小さく、0.7の係数に含まれていることを確認した。このため、現場常設物品等の占有面積を考慮したとしても、防護対象設備の機能喪失に係る評価結果に影響がないことを確認した。

2. 隣接するエリアにおける評価

隣接するエリアにおける評価では、溢水が隣接するエリアの地下階に留まることを評価することから、地下階に貯留する溢水量全体に対する現場常設物品等の占有体積を評価した結果を第2表に示す。

現場調査結果から算出した、建屋毎の溢水量に対する現場常設物品等の占有体積の割合は、タービン建屋、廃棄物処理棟のいずれの建屋においても現

場常設物品等の溢水量に対する占有体積は十分小さく，防護対象設備の機能喪失に係る評価結果に影響がないことを確認した。

第1表 現場常設物品等の占有面積評価 (1/3)

区画番号	滞留面積①※ ¹ (床躯体図等からの算出値) (㎡)	滞留面積②※ ² (現場工具箱等の考慮なし) (㎡)	現場工具箱等の占有面積 (㎡)	現場工具箱等の占有率※ ³ (%)	評価結果への影響※ ⁴
RB-6-1	1085.4	759.70	62.63	5.78	影響無し
RB-5-1	107.00	74.90	10.00	9.35	影響無し
RB-5-2	227.30	159.10	6.65	2.93	影響無し
RB-5-3	41.70	29.10	0.32	0.77	影響無し
RB-5-4	26.90	18.80	5.10	18.96	影響無し
RB-5-5	1.30	0.90	0.00	0.00	影響無し
RB-5-6	51.60	36.10	5.15	9.99	影響無し
RB-5-7	1.20	0.80	0.00	0.00	影響無し
RB-5-8	28.50	19.90	0.64	2.25	影響無し
RB-5-9	28.50	19.90	0.00	0.00	影響無し
RB-5-10	2.00	1.40	0.00	0.00	影響無し
RB-5-11	26.80	18.70	0.00	0.00	影響無し
RB-5-12	8.20	5.70	0.20	2.44	影響無し
RB-5-13	1.00	0.70	0.20	20.00	影響無し
RB-5-14	165.30	115.70	7.94	4.81	影響無し
RB-4-1	281.40	196.90	22.61	8.04	影響無し
RB-4-2	357.20	250.00	64.52	18.07	影響無し
RB-4-3	7.10	4.90	0.00	0.00	影響無し
RB-4-4	1.80	1.20	0.00	0.00	影響無し
RB-4-5	5.90	4.10	0.00	0.00	影響無し
RB-4-6	13.90	9.70	0.00	0.00	影響無し
RB-4-7	17.90	12.50	0.00	0.00	影響無し
RB-4-8	1.90	1.30	0.00	0.00	影響無し
RB-4-9	13.70	9.50	0.00	0.00	影響無し
RB-4-10	5.10	3.50	0.00	0.00	影響無し
RB-4-11	2.10	1.40	0.00	0.00	影響無し
RB-4-12	72.70	50.80	1.60	2.21	影響無し
RB-4-13	2.40	1.60	0.00	0.00	影響無し
RB-4-14	2.60	1.80	0.00	0.00	影響無し
RB-4-15	81.90	57.30	0.48	0.59	影響無し
RB-4-16	2.00	1.40	0.00	0.00	影響無し
RB-4-17	43.20	30.20	1.80	4.17	影響無し
RB-4-18	1.40	0.90	0.00	0.00	影響無し
RB-4-19	29.20	20.40	0.00	0.00	影響無し
RB-4-20	1.40	0.90	0.00	0.00	影響無し
RB-4-21	4.90	3.40	0.00	0.00	影響無し
RB-4-23	99.50	69.60	2.91	2.93	影響無し

※1 滞留面積①：床躯体図及びCADデータより算出（詳細は補足説明資料-8「滞留面積の算出について」参照）。

※2 「滞留面積②（通常評価用滞留面積）＝滞留面積①×0.7（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを考慮した係数）」（㎡）

※3 「現場工具箱等の占有率＝現場工具箱等の占有面積／滞留面積①×100（%）」

※4 現場工具箱等の占有率が30%（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを除外した割合）より小さければ、影響無しとする。

第1表 現場常設物品等の占有面積評価 (2/3)

区画番号	滞留面積①※ ¹ (床躯体図等からの算出値) (㎡)	滞留面積②※ ² (現場工具箱等の考慮なし) (㎡)	現場工具箱等の占有面積 (㎡)	現場工具箱等の占有率※ ³ (%)	評価結果への影響※ ⁴
RB-3-1	333.50	233.40	38.97	11.69	影響無し
RB-3-2	370.20	259.10	30.05	8.12	影響無し
RB-3-3	51.60	36.10	0.00	0.00	影響無し
RB-3-4	56.10	39.20	0.00	0.00	影響無し
RB-3-5	8.70	6.00	0.00	0.00	影響無し
RB-3-6	9.20	6.40	0.00	0.00	影響無し
RB-3-9	5.00	3.50	0.00	0.00	影響無し
RB-2-1	231.10	161.70	6.05	2.62	影響無し
RB-2-2	10.60	7.40	0.00	0.00	影響無し
RB-2-3	25.20	17.60	0.00	0.00	影響無し
RB-2-4	12.20	8.50	0.00	0.00	影響無し
RB-2-5	21.30	14.90	0.00	0.00	影響無し
RB-2-6	48.10	33.60	0.00	0.00	影響無し
RB-2-8	244.30	171.00	12.14	4.97	影響無し
RB-2-9	243.60	170.50	20.14	8.27	影響無し
RB-2-10	25.60	17.90	0.00	0.00	影響無し
RB-2-11	17.70	12.30	0.72	4.07	影響無し
RB-2-12	8.70	6.00	0.00	0.00	影響無し
RB-1-1	352.10	246.40	13.83	3.93	影響無し
RB-1-2	369.30	258.50	10.39	2.82	影響無し
RB-1-4	3.70	2.50	0.00	0.00	影響無し
RB-1-5	1.80	1.20	0.00	0.00	影響無し
RB-1-6	1.40	0.90	0.00	0.00	影響無し
RB-B1-1	313.80	219.60	11.36	3.63	影響無し
RB-B1-2	199.20	139.40	37.50	18.83	影響無し
RB-B1-5	10.30	7.20	0.48	4.67	影響無し
RB-B1-6	1.60	1.10	0.00	0.00	影響無し
RB-B1-7	2.90	2.00	0.00	0.00	影響無し
RB-B1-8	28.50	19.90	0.00	0.00	影響無し
RB-B1-9	111.50	78.00	4.72	4.24	影響無し
RB-B2-1	43.60	30.50	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-2	73.30	51.30	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-3	88.30	61.80	6.07	6.88	影響無し
RB-B2-4	55.60	38.90	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-5	21.50	15.00	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-6	25.40	17.70	4.16	16.38	影響無し

- ※1 滞留面積①：床躯体図及びCADデータより算出（詳細は補足説明資料-8「滞留面積の算出について」参照）。
- ※2 「滞留面積②（通常評価用滞留面積）＝滞留面積①×0.7（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを考慮した係数）」（㎡）
- ※3 「現場工具箱等の占有率＝現場工具箱等の占有面積／滞留面積①×100（%）」
- ※4 現場工具箱等の占有率が30%（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを除外した割合）より小さければ、影響無しとする。

第1表 現場常設物品等の占有面積評価 (3/3)

区画番号	滞留面積①※ ¹ (床躯体図等からの算出値) (㎡)	滞留面積②※ ² (現場工具箱等の考慮なし) (㎡)	現場工具箱等の占有面積 (㎡)	現場工具箱等の占有率※ ³ (%)	評価結果への影響※ ⁴
RB-B2-7	30.30	21.20	0.60	1.99	影響無し
RB-B2-8	52.40	36.60	2.73	5.21	影響無し
RB-B2-9	45.90	32.10	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-10	55.20	38.60	1.88	3.41	影響無し
RB-B2-11	25.80	18.00	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-12	31.10	21.70	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-13	52.80	36.90	6.44	12.20	影響無し
RB-B2-14	12.80	8.90	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-15	17.50	12.20	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-16	2.00	1.40	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-17	31.50	22.00	0.80	2.54	影響無し
RB-B2-18	17.90	12.50	0.66	3.69	影響無し
RB-B2-19	12.20	8.50	1.00	8.20	影響無し
CS-3-1	328.90	230.20	33.89	10.31	影響無し
CS-3-2	65.50	45.80	12.00	18.33	影響無し
CS-3-3	32.00	22.40	0.00	0.00	影響無し
CS-B1-3	123.60	86.50	33.60	27.19	影響無し
CS-B1-4	124.20	86.90	29.97	24.14	影響無し
CS-B1-5	121.90	85.30	29.16	23.93	影響無し
CS-B1-6	21.10	14.70	0.00	0.00	影響無し
CS-B1-7	13.30	9.30	0.00	0.00	影響無し
CS-B1-8	21.10	14.70	0.00	0.00	影響無し
CS-B2-3	123.70	86.50	2.92	2.37	影響無し
CS-B2-4	125.40	87.70	6.38	5.09	影響無し
CS-B2-5	125.00	87.50	15.12	12.10	影響無し

※1 滞留面積①：床躯体図及びCADデータより算出（詳細は補足説明資料-8「滞留面積の算出について」参照）。

※2 「滞留面積②（通常評価用滞留面積）＝滞留面積①×0.7（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを考慮した係数）」（㎡）

※3 「現場工具箱等の占有率＝現場工具箱等の占有面積／滞留面積①×100（%）」

※4 現場工具箱等の占有率が30%（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを除外した割合）より小さければ、影響無しとする。

第 2 表 現場常設物品等の占有体積評価

貯留エリア	空間容積① ^{※1} (m ³)	空間容積② ^{※2} (m ³)	現場工具箱等 の占有体積 ^{※3} (m ³)	現場工具箱等 の占有率 ^{※4} (%)	評価結果 への 影響 ^{※5}
タービン建屋 E. L. -4.00~E. L. -1.60m	約 3,978	約 2,784	0.0	0.0	影響無し
タービン建屋 E. L. -1.60~E. L. 5.50m	約 24,753	約 17,326	3051.0	12.4	影響無し
廃棄物処理棟	約 9,040	約 6,319	854.0	9.5	影響無し

- ※ 1 空間容積①：床躯体図及びCADデータより算出した面積に床面レベル差で乗じたもの。
 ※ 2 「空間容積②=床躯体図及びCADデータより算出した面積×0.7（除外した機器基礎等以外のを考慮した係数）×床面レベル差」（m³）
 ※ 3 現場調査結果による現場工具箱等の設置面積に保守的に設置床面レベル差で乗じたもの。
 ※ 4 「現場工具箱等の占有率=現場工具箱等の占有体積／滞留容積①×100（%）」
 ※ 5 現場工具箱等の占有率が0.3（除外した機器基礎等以外のを除外した割合）より小さければ、影響無しとする。

静的機器の機能喪失高さの確認について

防護対象設備として選定した機器のうち、静的機器であってベント管等が取り付けられており、溢水（被水）の影響による機能喪失の有無の観点から、評価する必要がある機器を選定し、現場調査を行った。

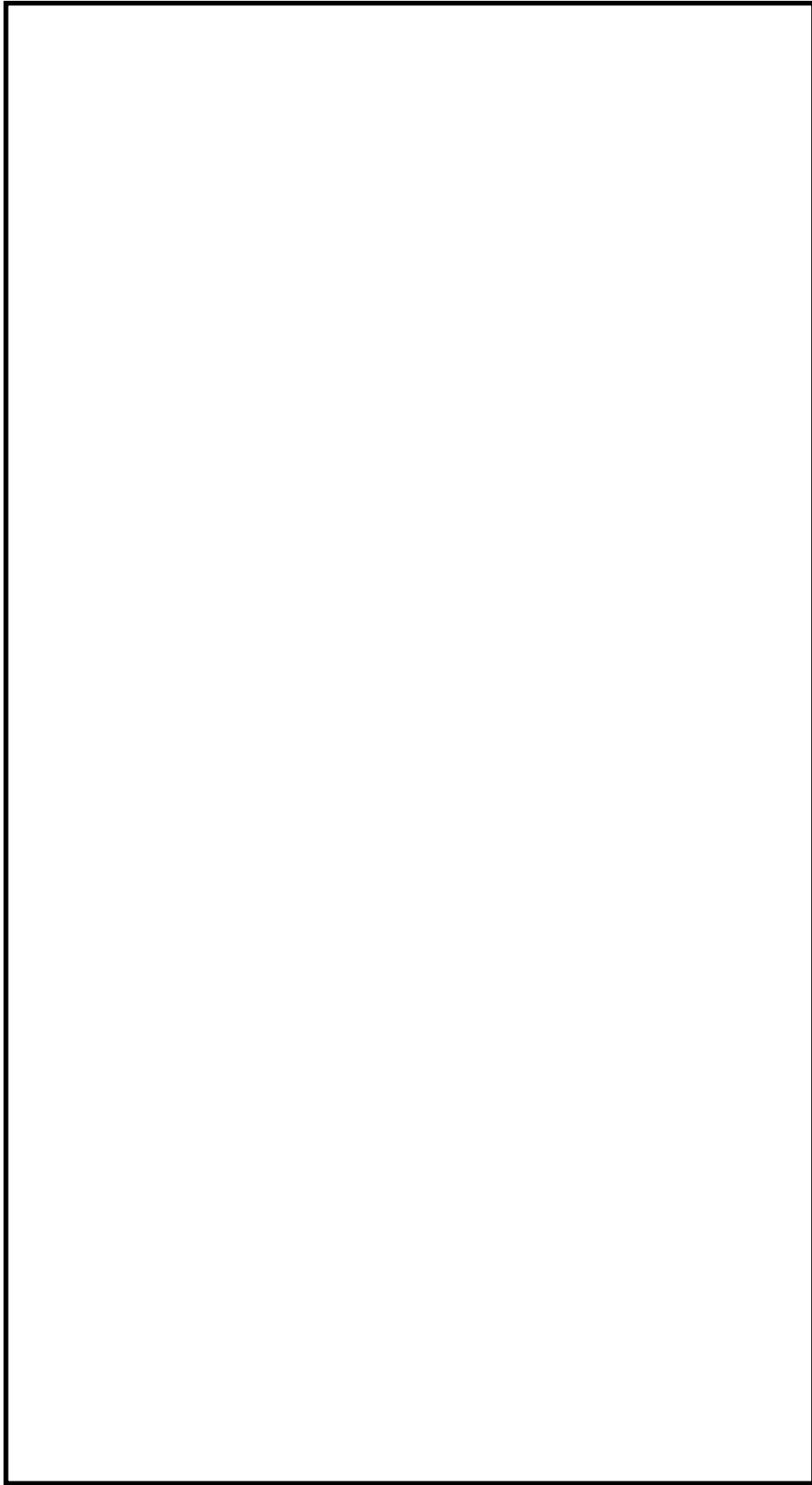
調査の結果、ベント管の形状やその他の開口部の有無の観点から、区画内で想定される溢水（被水）による機器内への浸水が発生しないことを第1表のとおり確認した。このため、各機器が溢水の影響により機能喪失しないことを確認した。

第1表 開口部を有する静的機器に対する溢水影響評価結果

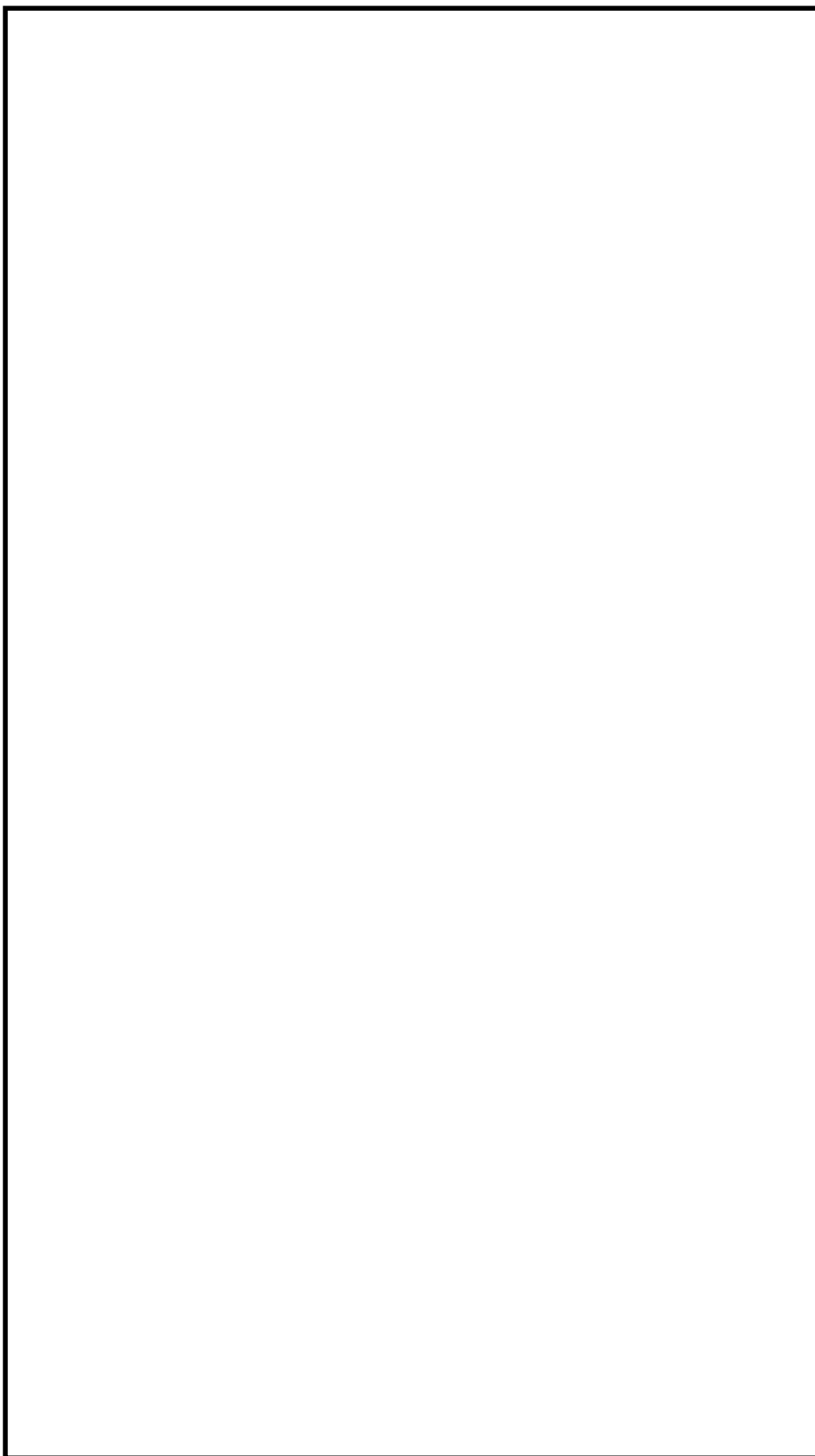
系統	機器名称	結果
原子炉補機冷却系	RCW サージタンク	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 燃料油タンク（燃料デイタンク）	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 燃料油タンク（燃料デイタンク）	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 清水膨張タンク	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 清水膨張タンク	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンク	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 潤滑油サンプタンク	○
非常用ディーゼル発電設備	2D ディーゼル機関	○
非常用ディーゼル発電設備	2C ディーゼル機関	○
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備	HPCS DG 清水膨張タンク	○
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備	HPCS DG 燃料油タンク（燃料デイタンク）	○
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備	HPCS DG 潤滑油サンプタンク	○
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備	HPCS ディーゼル発電機／機関	○

海水ポンプ室の防護について

海水ポンプ室の防護について、海水ポンプ室廻りの防護対象範囲を設定し、貫通部の調査を実施した。海水ポンプ室廻りの防護対象範囲図を第1図に、貫通部の配置図を第2図に示す。また、海水ポンプ室の貫通部リストを第1表に示す。



第1図 海水ポンプ室廻りの防護対象範囲図



第2図 海水ポンプ室防護区画の貫通部配置図

第1表 海水ポンプ室 貫通部リスト (1/2)

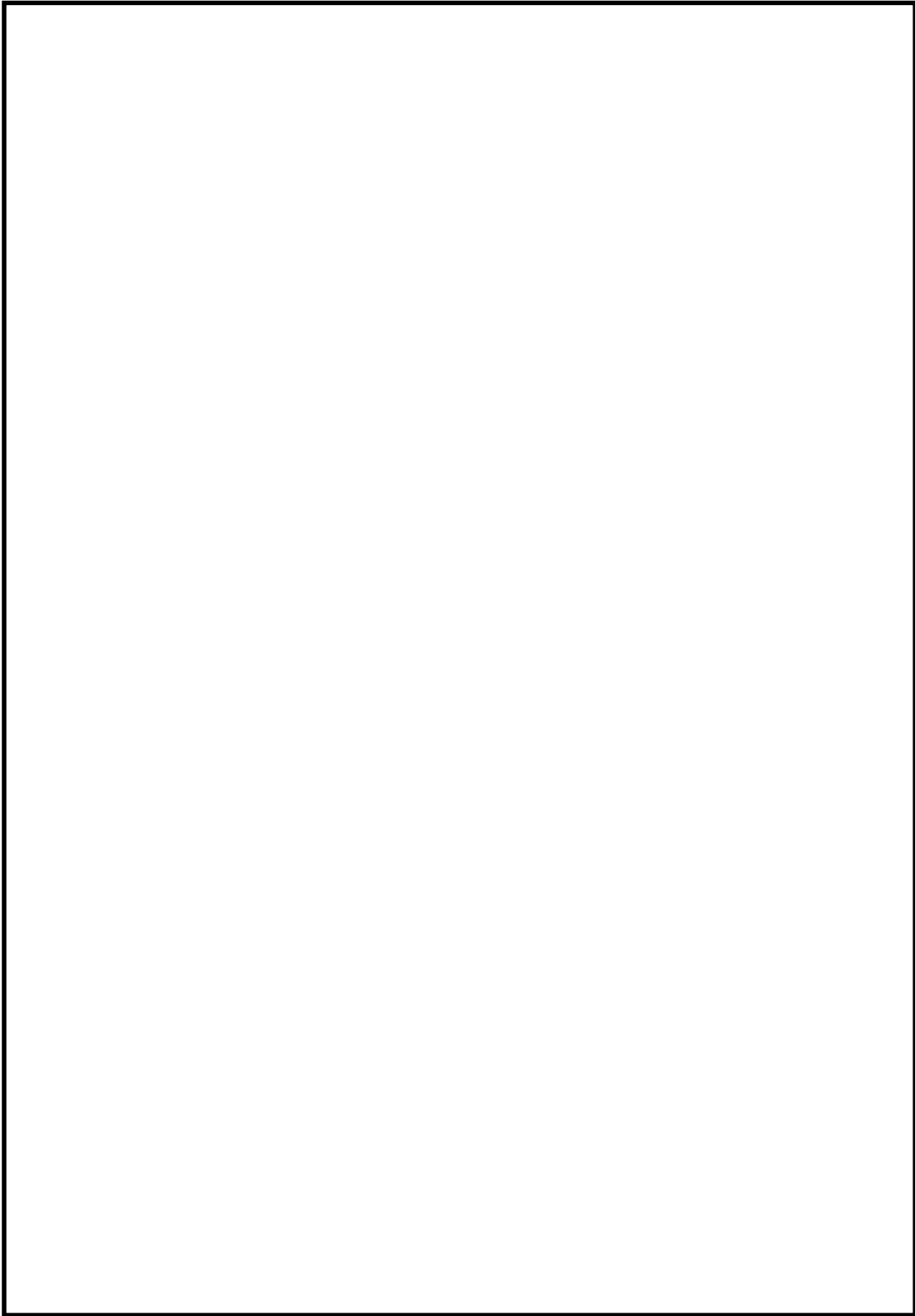
No.	場所	壁位置	貫通部 サイズ	種別	対策概要
1	取水口北側ピット	西面	1100A	配管 750A 電線管 G54	止水板+コーキング
2	取水口北側ピット	西面	1100A	配管 750A, 25A	止水板+コーキング
3	取水口北側ピット	西面	1100A	配管 750A, 25A	止水板+コーキング
4	取水口北側ピット	西面	W420mm× H580mm× 2か所	ケーブルピット	ダム材+ペ ネシール
5	取水口北側ピット	南面	300A	配管 100A	止水板+コーキング
6	取水口北側ピット	南面	—	配管 25A	止水板+コーキング
7	取水口北側ピット	南面	—	配管 25A	止水板+コーキング
8	取水口北側ピット	南面	—	扉	蓋
9	取水口北側ピット	東面	800A	配管 500A	止水板+コーキング
10	取水口北側ピット	東面	450A	配管 250A 電線管 G28	止水板+コーキング
11	取水口北側ピット	東面	500A	配管 100A	止水板+コーキング
12	取水口北側ピット	東面	300A	配管 80A	止水板+コーキング
13	取水口北側ピット	東面	W420mm× H580mm× 2か所	ケーブルピット	ダム材+ペ エシール
14	取水口南側ピット	南面	—	電線管	止水板+コーキング
15	取水口南側ピット	南面	—	電線管	止水板+コーキング
16	取水口南側ピット	南面	—	電線管	止水板+コーキング
17	取水口南側ピット	東面	300A	配管 80A	止水板+コーキング

第1表 海水ポンプ室 貫通部リスト (2/2)

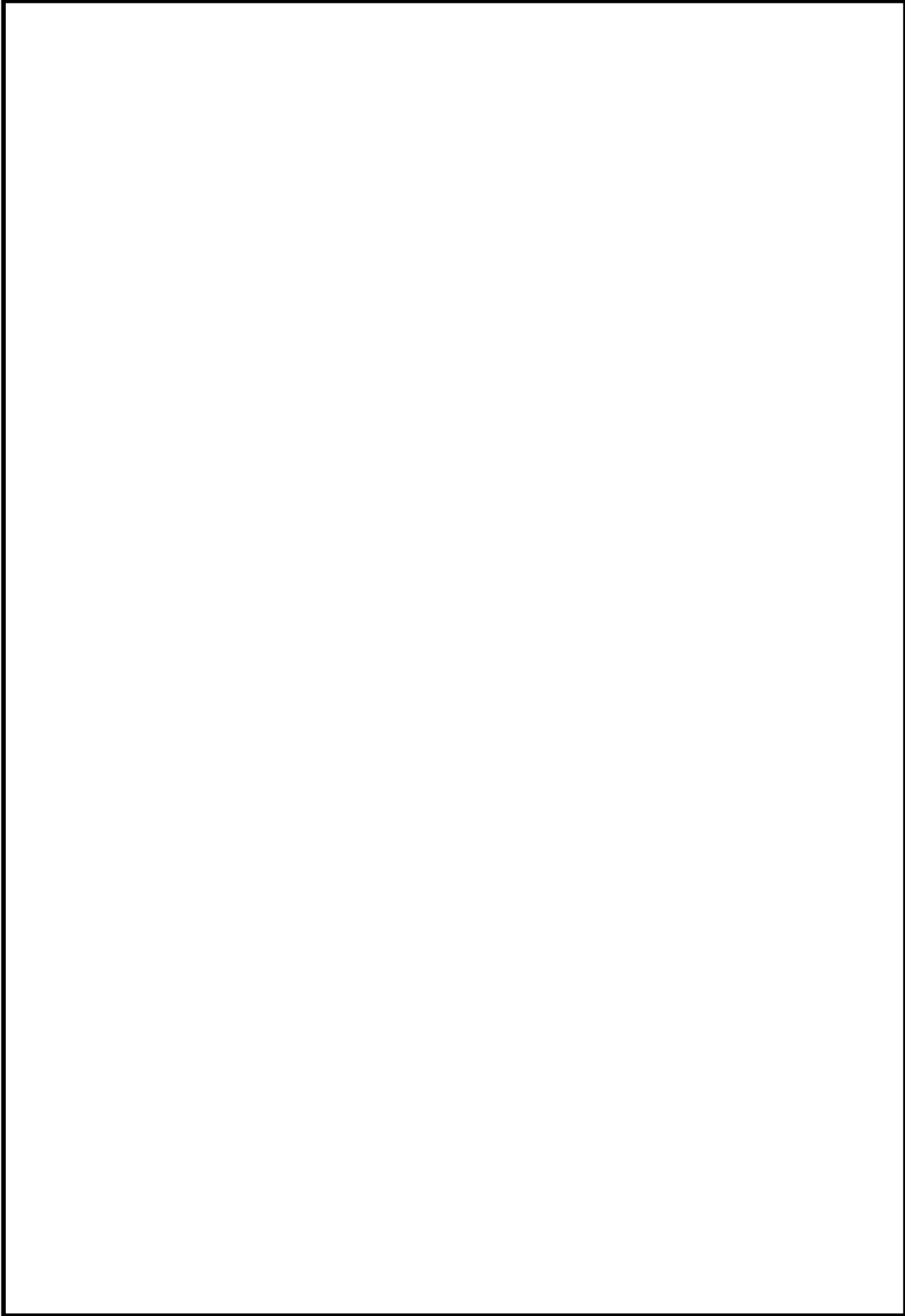
No.	場所	壁位置	貫通部 サイズ	種別	対策概要
18	取水口南側ピット	東面	500A	配管 250A, 10A	止水板+コーキング
19	取水口南側ピット	東面	800A	配管 500A 電線管 G28	止水板+コーキング
20	取水口南側ピット	東面	250A	配管 80A	止水板+コーキング
21	取水口南側ピット	東面	H970mm× W1000mm	配管 15A+保温厚 25mm	止水板+コーキング
22	取水口南側ピット	北面	—	扉	蓋
23	取水口南側ピット	北面	—	配管 25A	止水板+コーキング
24	取水口南側ピット	北面	—	配管 25A	止水板+コーキング
25	南側ストレーナ室	西面	φ 1800mm	ダクト 配管 20B 配管 10B	止水板+コーキング
26	南側ストレーナ室	西面	φ 1800mm	ダクト 配管 20B 配管 10B×2本	止水板+コーキング
27	南側ストレーナ室	西面	—	扉	蓋
28	南側ストレーナ室	西面	—	扉	蓋
29	南側ストレーナ室	西面	—	扉	蓋
30	南側ストレーナ室	北面	—	穴開口	止水済

原子炉建屋地下部外壁の止水対策について

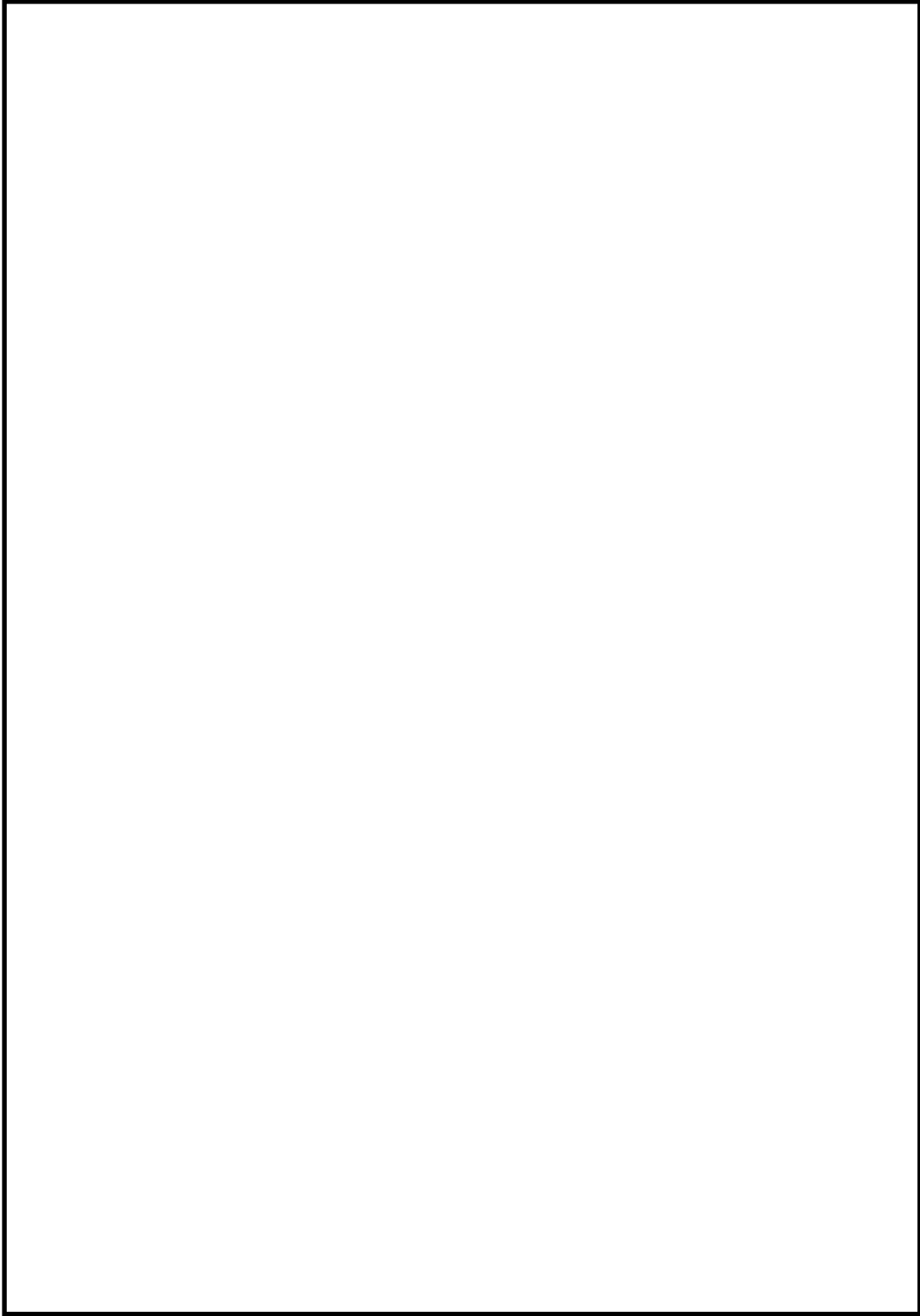
原子炉建屋地下部外壁の止水対策について、現場調査を実施した。原子炉建屋地下部外壁の止水対策箇所図を第1図に、原子炉建屋地下部外壁状況図を第2図に示す。また、建屋地下外周壁貫通部止水状況リストを第1表に示す。



第1図 原子炉建屋地下部外壁の止水対策箇所図 (1/2)



第1図 原子炉建屋地下部外壁の止水対策箇所図 (2/2)



第 2 図 原子炉建屋地下部外壁状況図 (代表例)

第1表 建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト (1/7)

貫通部 番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
81	原子炉建屋	B2	HK-C-01-2	B2, B1 階 北側 1c, 2c 通り	閉止板取付
82	原子炉建屋	B2	HK-C-01-2	B2, B1 階 北側 1c, 2c 通り	閉止板取付
83	原子炉建屋	B2	HK-C-01-2	B2, B1 階 北側 1c, 2c 通り	閉止板取付
84	原子炉建屋	B1	HK-C-01-2	B2, B1 階 北側 1c, 2c 通り	閉止板取付
85	原子炉建屋	B1	HK-C-01-2	B2, B1 階 北側 1c, 2c 通り	閉止板取付
86	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
87	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
88	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
89	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
90	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
91	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
92	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
93	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
94	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
95	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
96	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
97	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c~5c 通り	閉止板取付
98	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付
99	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付
100	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付
101	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付
102	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付

第1表 建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト (2/7)

貫通部 番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
103	原子炉建屋	B1	C-09	B1階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付
104	原子炉建屋	B1	C-09	B1階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付
105	原子炉建屋	B1	C-09	B1階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付
106	原子炉建屋	B1	C-09	B1階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付
107	原子炉建屋	B1	C-09	B1階 南側 5c~9c 通り	閉止板取付
108	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	外圧側埋設のため対象外
109	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
110	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
111	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
112	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
113	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
114	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
115	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
116	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
117	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
118	原子炉建屋	B1	C-10	B1階 西側 P~S 通り	閉止板取付
119	原子炉建屋	B1	HK-C-08-1	B1階 西側 J~Q 通り	閉止板取付
120	原子炉建屋	B1	HK-C-08-1	B1階 西側 J~Q 通り	閉止板取付
121	原子炉建屋	B1	HK-C-08-1	B1階 西側 J~Q 通り	埋込みBOXのため未貫通
215	原子炉建屋	B2	HK-C-01-1	B1階 北側 2c, 3c 通り	閉止板取付
216	原子炉建屋	B2	HK-C-01-1	B1階 北側 2c, 3c 通り	閉止板取付

第1表 建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト (3/7)

貫通部 番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
217	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付(アンカーボルト部)
218	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付
219	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付, 配管部コーキング
220	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付
221	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付
222	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付, 配管部コーキング
223	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付
224	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付
225	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付, 新規ブーツ取付 及びコーキング
226	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付後 既設ブーツ復旧
227	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付, 配管部コーキング
228	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付
229	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4c, 5c 通り	閉止板取付
230	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
231	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
232	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
233	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
234	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付, 配管部コーキング
235	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
236	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
237	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付

第1表 建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト (4/7)

貫通部 番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
238	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
239	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
240	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
241	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
242	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1階 北側 5c~7c 通り	閉止板取付
243	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
244	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
245	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 配管部コーキング
246	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
247	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
248	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
249	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
250	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
251	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
252	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
253	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ部コー キング
254	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
255	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
256	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
257	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
258	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧

第1表 建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト (5/7)

貫通部 番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
259	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
260	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
261	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
262	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
263	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
264	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
265	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
266	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
267	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
268	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
269	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
270	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
271	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
272	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
273	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
274	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
275	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
276	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
277	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
278	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
279	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
280	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付

第1表 建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト (6/7)

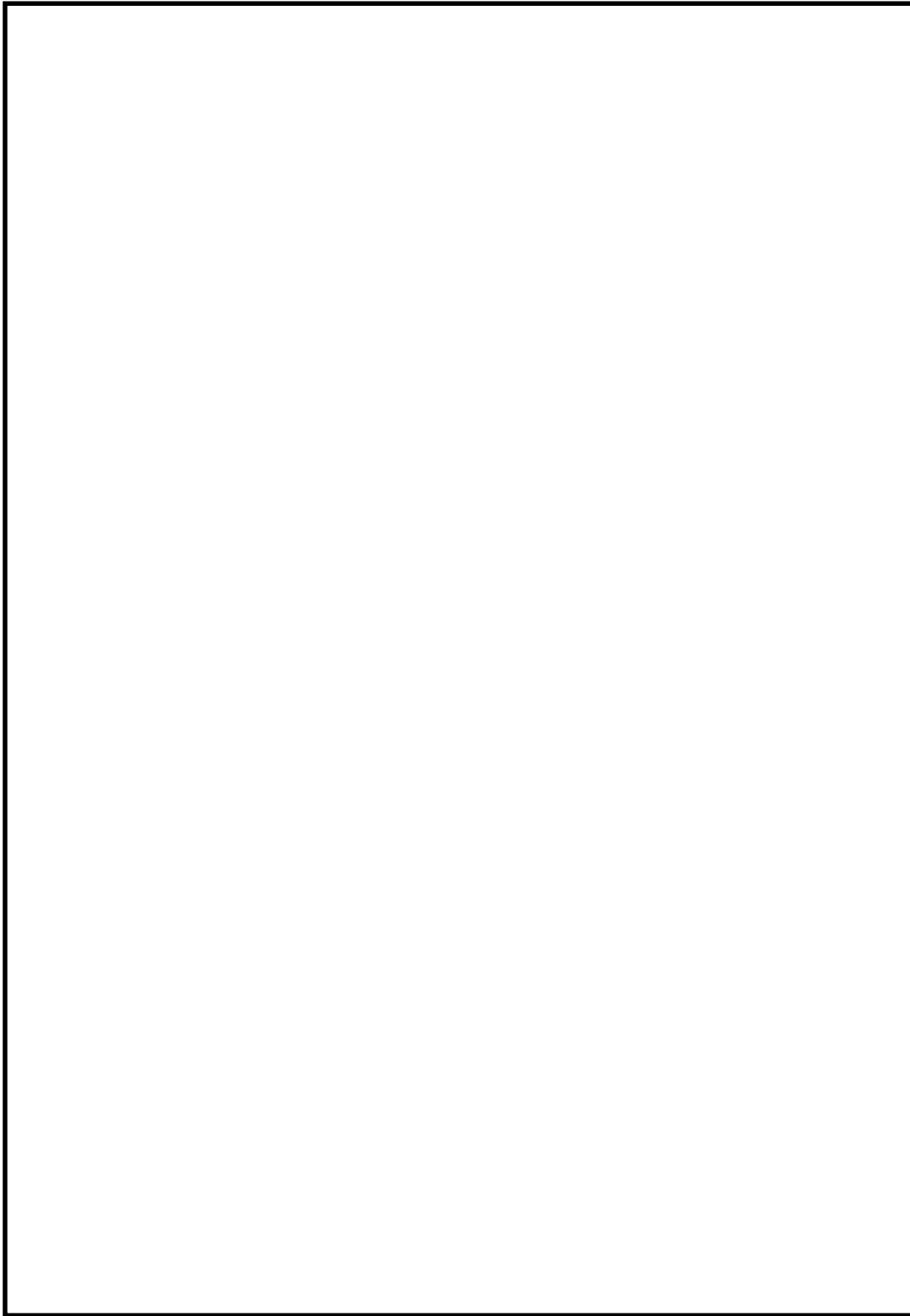
貫通部 番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
281	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
282	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
283	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
284	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
285	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1階 北側 6c~9c 通り	閉止板取付
286	原子炉建屋	B1	C-06	B1階 東側 J~N 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
287	原子炉建屋	B1	C-06	B1階 東側 J~N 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
288	原子炉建屋	B1	C-06	B1階 東側 J~N 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
289	原子炉建屋	B1	C-06	B1階 東側 J~N 通り	閉止板取付
290	原子炉建屋	B1	C-06	B1階 東側 J~N 通り	閉止板取付
291	原子炉建屋	B1	C-06	B1階 東側 J~N 通り	閉止板取付
292	原子炉建屋	B1	C-06	B1階 東側 J~N 通り	閉止板取付
293	原子炉建屋	B1	C-06	B1階 東側 J~N 通り	閉止板取付
294	原子炉建屋	B1	C-06	B1階 東側 J~N 通り	閉止板取付
295	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N~S 通り	閉止板取付
296	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N~S 通り	閉止板取付
297	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N~S 通り	閉止板取付
298	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N~S 通り	閉止板取付
299	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N~S 通り	閉止板取付
300	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N~S 通り	閉止板取付
301	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N~S 通り	閉止板取付

第1表 建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト (7/7)

貫通部 番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
302	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
303	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
304	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
305	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付, 既設ブーツ復旧
306	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
307	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
308	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
309	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
310	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
311	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
312	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
313	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
314	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
315	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
316	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 9	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 10	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 11	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 12	原子炉建屋	B1	C-07	B1階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 13	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4C～5C 通り	閉止板取付
追加 14	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1階 北側 4C～5C 通り	閉止板取付

建屋内壁貫通部について

原子炉建屋原子炉棟内における建屋内壁貫通部について、現場調査を実施した。建屋内壁貫通部状況図を第1図に、壁貫通部状況リストを第1表に示す。



第1図 建屋内壁貫通部状況図 R/B 2FL (代表例)

第1表 壁貫通部状況リスト (1/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (地下2階) (1/2)			
	No.*	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-B2-1/ RB-B2-2	9	5-⑫-11	6	1000
RB-B2-11	11	4-⑨-12	6	1000
	31	5-⑩-10	10	1000
	W201	—	—	—
RB-B2-13	W201	—	—	—
RB-B2-2	W201	—	—	—
	W202	—	—	—
RB-B2-3/ RB-B2-4	31	No.無し	φ 150	600
RB-B2-4	W201	—	—	—
RB-B2-5/ RB-B2-6	W201	—	—	—
	W202	—	—	—
RB-B2-3/ RB-B2-4	W201	—	—	—
RB-B2-7/ RB-B2-8	19	4-②-21	6	600
	W201	—	—	—
RB-B2-8/ RB-B2-17	35	4-⑧-10	6	1000
	37	4-⑧-12	12	1000
RB-B2-8	W201	—	—	—
	W202	—	—	—

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については、FL+400mm 以下

※：W三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は、建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第1表 壁貫通部状況リスト (2/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (地下2階) (2/2)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-B2-8/ RB-B2-9	12	No.無し	6	600
	23	4-⑥-11	18	600
	W201	—	—	—
	W202	—	—	—
	W203	—	—	—
	W204	—	—	—
	W205	—	—	—
RB-B2-10/ RB-B2-12	2	4-⑨-13	6	1000
	3	4-⑨-14	8	1000
RB-B2-10	W201	—	—	—
	W202	—	—	—

第1表 壁貫通部状況リスト (3/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (地下1階) (1/1)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-B1-1/ RB-B1-4	18	14-⑤-9	30	600

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については、FL+400mm 以下

※：W三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は、建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第1表 壁貫通部状況リスト (4/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (1階) (1/1)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-1-7	34	6-K-4	32	1500

第1表 壁貫通部状況リスト (5/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (2階) (1/2)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-2-1	5	20-①-5	12	1400
	6	20-①-6	12	1400
	7	20-①-7	10	1400
	8	20-①-8	10	1400
RB-2-10/ RB-2-12	22	20-7-2	10	600
RB-2-2/ RB-2-8	W201	—	—	—
	W202	—	—	—
	W203	—	—	—
	W204	—	—	—

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については、FL+400mm 以下

※：W 三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は、建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第1表 壁貫通部状況リスト (6/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (2階) (2/2)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-2-3/ RB-2-9	1	20-⑭-1	5	300
	2	20-⑭-2	6	300
	3	20-⑭-3	6	300
	11	20-⑯-1	6	300
	12	20-⑯-2	8	300
	13	20-⑯-3	8	300
RB-2-4/ RB-2-9	W201	—	—	—
	W202	—	—	—
	W203	—	—	—

第1表 壁貫通部状況リスト (7/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (3階) (1/1)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-3-1	W201	—	—	—
	W202	—	—	—

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については、FL+400mm 以下

※：W三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は、建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第1表 壁貫通部状況リスト (8/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (4階) (1/2)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-4-6/ RB-4-7	8	26-③-8	8	1000
	9	26-③-9	8	1000
	21	26-③-21	8	1000
RB-4-2	A	—	—	—
	B	—	—	—
	C	—	—	—
	D	—	—	—
	E	—	—	—
	F	—	—	—
	G	—	—	—
	H	—	—	—
	I	—	—	—
	J	—	—	—
RB-4-2	K	—	—	—
	L	—	—	—
	M	—	—	—
	N	—	—	—
	O	—	—	—
	P	—	—	—
	Q	—	—	—

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については、FL+400mm 以下

※：W 三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は、建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第1表 壁貫通部状況リスト (9/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (4階) (2/2)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-4-2	R	—	—	—
	S	—	—	—
	T	—	—	—
	U	—	—	—
	V	—	—	—
	W	—	—	—
	X	—	—	—
	Y	—	—	—
	Z	—	—	—
RB-4-7/ RB-4-9	8	26-⑤-8	8	1000
	9	26-⑤-9	8	1000
	W201	—	—	—
	W202	—	—	—
RB-4-1/ RB-4-9	6	26-⑥-7	8	600
	7	26-⑥-8	8	600
RB-4-1/ RB-4-3	A	—	—	—
	B	—	—	—
RB-4-5/ RB-4-6	20	26-②-8	6	600

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については、FL+400mm 以下

※：W 三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は、建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第1表 壁貫通部状況リスト (10/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (5階) (1/1)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-5-11/ RB-5-12	W201	-	-	-
RB-5-2/ RB-5-8	W201	-	-	-
	W202	-	-	-
	W203	-	-	-
RB-5-8/ RB-5-9	W201	-	-	-
	W202	-	-	-
	W203	-	-	-
RB-5-8/ RB-5-9	W201	-	-	-
	W202	-	-	-
	W203	-	-	-
RB-5-8	W204	-	-	-
	W205	-	-	-
	W206	-	-	-

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については、FL+400mm 以下

※：W三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は、建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第 1 表 壁貫通部状況リスト (11/11)

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 (タービン建屋～原子炉建屋間) (1/1)			
	No. ※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
CS-B2-1	81	-	1600	-
CS-B2-1	82	-	2000	-
CS-B2-1	83	-	5000	-
CS-B1-1	84	-	1200	-
CS-B1-1	85	-	2750	-
CS-1-3	W203	-	2800	-

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下 2 階部 FL+2000mm 以下

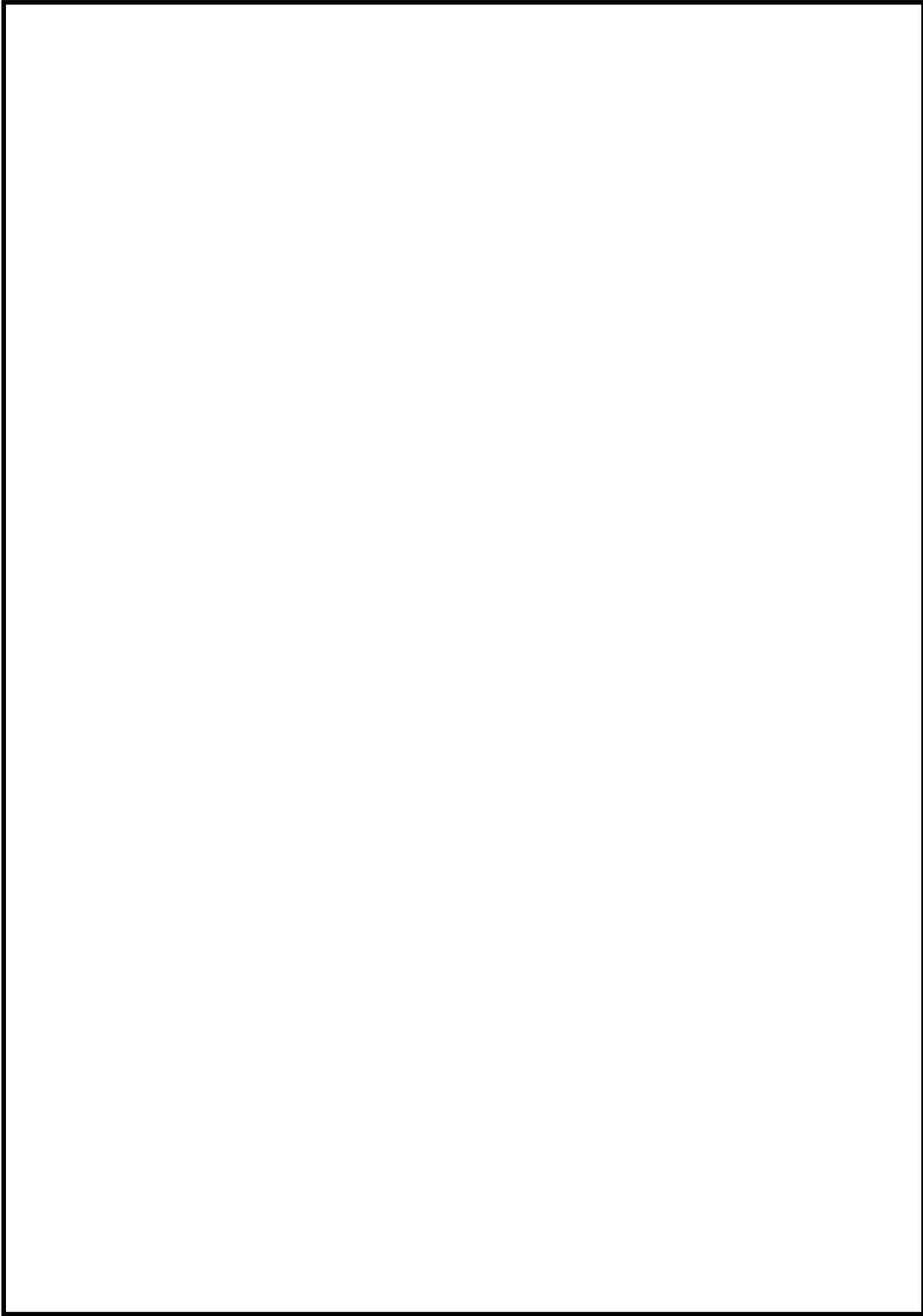
地下 1 階より上階については、FL+400mm 以下

※：W 三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は、建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

床貫通部について

原子炉建屋原子炉棟内における床貫通部について、現場調査を実施した。床貫通部状況図を第1図に、原子炉建屋床貫通部状況リストを第1表に示す。



第1図 床貫通部状況図 (代表例)

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (1/53)

建設時床貫通部仕様 (地下1階南東側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	10-BF-77	8	500
2	10-BF-78	8	500
3	10-BF-79	10	500
4	10-BF-80	8	500
5	10-BF-81	6	500
6	10-BF-82	18	500
7	10-BF-83	12	500
8	10-BF-84	14	500
9	10-BF-95	12	500
10	10-BF-96	6	500
11	10-BF-97	8	500
12	10-BF-98	6	500
13	10-BF-99	24	500
14	10-BF-100	8	500
15	10-BF-101	10	500
16	10-BF-102	12	500
17	10-BF-103	18	500
18	10-BF-104	6	500
19	10-BF-104 (A)	6	500
20	10-BF-105	8	500
21	10-BF-106	8	500
22	10-BF-107	8	500
23	10-BF-108	8	500
24	10-BF-109	18	500
25	10-BF-129	8	500
26	10-BF-131	8	500
27	10-BF-132	8	500
28	10-BF-133	6	500
29	10-BF-134	4	500
30	10-BF-135	6	500

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (2/53)

建設時床貫通部仕様 (地下1階南東側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	10-BF-140	3	500
32	10-BF-141	3	500
33	10-BF-165	8	500
34	10-BF-166	22	500
35	10-BF-167	22	500
36	10-BF-178	4	500
37	10-BF-207	8	500
38	10-BF-208	8	500
39	10-BF-209	10	500
D1	-	255×510	-
D2	-	306×460	-
E1	-	-	-

※：D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (3/53)

建設時床貫通部仕様 (地下1階南西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	10-BF-12	8	500
2	10-BF-13	8	500
3	10-BF-46	4	500
4	10-BF-47	4	500
5	10-BF-48	8	500
6	10-BF-49	8	500
7	10-BF-50	8	500
8	10-BF-56	8	500
9	10-BF-57	18	500
10	10-BF-58	10	500
11	10-BF-67	8	500
12	10-BF-70	8	500
13	10-BF-71	4	500
14	10-BF-72	8	500
15	10-BF-73	12	500
16	10-BF-74	6	500
17	10-BF-75	8	500
18	10-BF-76	18	500
19	10-BF-85	8	500
20	10-BF-86	8	500
21	10-BF-87	18	500
22	10-BF-88	24	500
23	10-BF-89	8	500
24	10-BF-91	6	500
25	10-BF-92	6	500
26	10-BF-93	4	500
27	10-BF-94	8	500
28	10-BF-96	12	500
29	10-BF-118	8	500
30	10-BF-126	8	500

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (4/53)

建設時床貫通部仕様 (地下1階南西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	10-BF-127	8	500
32	10-BF-128	8	500
33	10-BF-130	10	500
34	10-BF-142	3	500
35	10-BF-168	12	500
36	10-BF-169	8	500
37	10-BF-170	18	500
38	10-BF-171	12	500
39	10-BF-172	10	500
40	10-BF-174	4	500
41	10-BF-210	6	500
42	FA-12	φ 100	500
201	-	-	-
202	-	-	-
203	-	-	-
D1	-	305×305	-
D2	-	510×255	-
D3	-	-	-
E1	-	-	-
E2	-	-	-
E3	-	-	-

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (5/53)

建設時床貫通部仕様 (地下1階北西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	10-BF-1	32	500
2	10-BF-2	32	500
3	10-BF-3	18	500
4	10-BF-4	18	500
5	10-BF-5	12	500
6	10-BF-6	10	500
7	10-BF-7	10	500
8	10-BF-8	10	500
9	10-BF-9	30	500
10	10-BF-10	10	500
11	10-BF-11	10	500
12	10-BF-12	10	500
13	10-BF-13	10	500
14	10-BF-14	14	500
15	10-BF-15	14	500
16	10-BF-25	12	500
17	10-BF-26	6	500
18	10-BF-27	12	500
19	10-BF-28	32	500
20	10-BF-29	18	500
21	10-BF-30	8	500
22	10-BF-31	8	500
23	10-BF-32	20	500
24	10-BF-33	10	500
25	10-BF-34	8	500
26	10-BF-35	8	500
27	10-BF-36	6	500
28	10-BF-37	8	500
29	10-BF-110	8	500
30	10-BF-117	8	500

第 1 表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (6/53)

建設時床貫通部仕様 (地下 1 階北西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	10-BF-119	8	500
32	10-BF-120	10	500
33	10-BF-121	8	500
34	10-BF-122	8	500
35	10-BF-136	6	500
36	10-BF-154	18	500
37	10-BF-155	8	500
38	10-BF-156	12	500
39	10-BF-157	12	500
40	10-BF-159	24	500
41	10-BF-160	12	500
42	10-BF-173	12	500
43	10-BF-17	4	500
44	10-BF-211	8	500
45	10-BF-215	10	500
201	-	-	-
202	-	-	-
203	-	-	-
D1	-	610×305	-
D2	-	610×305	-
D3	-	-	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (7/53)

建設時床貫通部仕様 (地下1階北東側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	10-BF-16	16	500
2	10-BF-17	8	500
3	10-BF-18	4	500
4	10-BF-19	4	500
5	10-BF-20	6	500
6	10-BF-21	32	500
7	10-BF-22	12	500
8	10-BF-23	18	500
9	10-BF-24	32	500
10	10-BF-38	8	500
11	10-BF-39	8	500
12	10-BF-40	8	500
13	10-BF-41	18	500
14	10-BF-42	16	500
15	10-BF-43	14	500
16	10-BF-44	14	500
17	10-BF-45	18	500
18	10-BF-51	8	500
19	10-BF-52	6	500
20	10-BF-53	4	500
21	10-BF-54	4	500
22	10-BF-55	8	500
23	10-BF-61	6	500
24	10-BF-62	22	500
25	10-BF-63	8	500
26	10-BF-64	6	500
27	10-BF-65	6	500
28	10-BF-123	8	500
29	10-BF-124	8	500
30	10-BF-125	8	500

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (8/53)

建設時床貫通部仕様 (地下1階北東側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	10-BF-143	3	500
32	10-BF-158	24	500
33	10-BF-161	18	500
34	10-BF-162	18	500
35	10-BF-163	6	500
36	10-BF-164	12	500
37	10-BF-176	4	500
38	10-BF-177	4	500
39	10-BF-214	10	500
40	FA-13	4	500
201	-	-	-
202	-	-	-
203	-	-	-
204	-	-	-
205	-	-	-
D1	-	460×405	-
D2	-	380×380	-
D3	-	255×510	-
D4	-	-	-
E1	-	1100×700	-
E2	-	700×1100	-
E3	-	-	-

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
 D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
 E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (9/53)

建設時床貫通部仕様 (1階南東側) (1/1)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	15-1F-109	22	400
2	15-1F-48	8	400
3	15-1F-179	4	400
4	15-1F-240	18	400
5	15-1F-49	20	400
6	15-1F-108	22	400
7	15-1F-50	3	400
8	15-1F-5	24	400
9	15-1F-239	6	400
10	15-1F-52	12	400
11	15-1F-81	8	400
12	15-1F-82	8	400
13	15-1F-83	8	400
14	15-1F-250	8	400
15	15-1F-37	8	800
16	15-1F-38	8	800
17	15-1F-39	8	800
18	15-1F-87	3	800
19	15-1F-88	3	800
201	-	-	-
202	-	-	-
203	-	-	-
204	-	-	-
205	-	-	-
206	-	-	-
207	-	-	-
208	-	-	-
D1	-	760×760	-
E1	-	700×1300	-

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (10/53)

建設時床貫通部仕様 (1階南西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	15-1F-90	3	400
2	15-1F-22	10	400
3	15-1F-113	10	400
4	2402-1	5	400
5	2402-2	4	400
6	15-1F-24	18	400
7	15-1F-25	12	400
8	15-1F-26	10	400
9	15-1F-27	12	400
10	15-1F-28	12	400
11	15-1F-114	12	400
12	15-1F-91	8	400
13	15-1F-29	12	400
14	15-1F-31	20	400
15	15-1F-174	4	400
16	15-1F-32	3	400
17	15-1F-33	20	400
18	15-1F-78	8	400
19	15-1F-238	20	400
20	15-1F-34	8	400
21	15-1F-43	24	400
22	15-1F-112	18	400
23	15-1F-35	8	400
24	15-1F-89	3	400
25	15-1F-45	4	400
26	15-1F-79	8	400
27	15-1F-80	80	400
28	15-1F-46	46	400
29	15-1F-47	12	400
30	15-1F-111	8	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (11/53)

建設時床貫通部仕様 (1階南西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	15-1F-256	4	400
32	15-1F-110	12	400
33	15-1F-257	4	400
34	No.無し	12	400
201	-	-	-
202	-	-	-
203	-	-	-
D1	-	760×760	-
E1	-	-	-
E2	-	-	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
 D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
 E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (12/53)

建設時床貫通部仕様 (1階北西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	15-1F-1	8	400
2	15-1F-2	16	400
3	15-1F-175	4	400
4	15-1F-211	32	400
5	15-1F-212	32	400
6	15-1F-213	32	400
7	15-1F-97	18	400
8	15-1F-72	8	400
9	15-1F-73	8	400
10	15-1F-74	8	400
11	15-1F-4	4	400
12	15-1F-214	16	400
13	15-1F-98	8	400
14	15-1F-215	14	400
15	15-1F-216	14	400
16	15-1F-217	14	400
17	15-1F-218	10	400
18	15-1F-6	6	400
19	15-1F-7	6	400
20	15-1F-219	16	400
21	15-1F-220	18	400
22	15-1F-221	16	400
23	15-1F-222	20	400
24	15-1F-223	18	400
25	15-1F-99	12	400
26	15-1F-229	8	400
27	15-1F-230	8	400
28	15-1F-115	12	400
29	15-1F-242	4	400
30	15-1F-243	4	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (13/53)

建設時床貫通部仕様 (1階北西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	15-1F-244	4	400
32	15-1F-253	4	400
33	15-1F-228	10	400
34	15-1F-15	8	400
35	15-1F-100	24	400
36	15-1F-231	6	400
37	15-1F-176	4	400
38	15-1F-101	24	400
201	-	-	-
202	-	-	-
203	-	-	-
204	-	-	-
205	-	-	-
D1	-	560×660	-
E1	-	1650×1200	-
E2	-	600×800	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (14/53)

建設時床貫通部仕様 (1階北東側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	15-1F-10	26	400
2	15-1F-11	6	400
3	15-1F-12	16	400
4	15-1F-13	16	400
5	15-1F-14	8	400
6	15-1F-16	8	400
7	15-1F-17	30	400
8	15-1F-23	8	400
9	15-1F-30	8	400
10	15-1F-85	3	400
11	15-1F-86	3	400
12	15-1F-102	12	400
13	15-1F-103	18	400
14	15-1F-104	18	400
15	15-1F-105	18	400
16	15-1F-106	10	400
17	15-1F-107	12	400
18	15-1F-177	4	400
19	15-1F-178	4	400
20	15-1F-224	10	400
21	15-1F-225	18	400
22	15-1F-226	12	400
23	15-1F-227	12	400
24	15-1F-232	8	400
25	15-1F-233	10	400
26	15-1F-235	4	400
27	15-1F-236	18	400
28	15-1F-237	18	400
29	15-1F-241	8	400
30	15-1F-254	4	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (15/53)

建設時床貫通部仕様 (1階北東側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	No.無し	φ 100	400
32	No.無し	φ 125	400
201	-	-	-
202	-	-	-
203	-	-	-
204	-	-	-
D1	-	660×915	-
D2	-	810×810	-
E1	-	950×950	-
E2	-	450×1300	-
E3	-	1500×800	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
 D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
 E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (16/53)

建設時床貫通部仕様 (2階北西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	18-2F-13	20	2000
2	18-2F-16	16	2000
3	18-2F-21	12	2000
4	18-2F-22	12	2000
5	18-2F-27	10	2000
6	18-2F-28	10	2000
7	18-2F-29	10	2000
8	18-2F-35	8	2000
9	18-2F-36	8	2000
10	18-2F-37	8	2000
11	18-2F-40	8	2000
12	18-2F-41	8	2000
13	18-2F-53	8	2000
14	18-2F-54	8	2000
15	18-2F-55	6	2000
16	18-2F-58	6	2000
17	18-2F-59	φ 800	2000
18	18-2F-60	φ 800	2000
19	18-2F-65	3	2000
20	18-2F-66	3	2000
21	18-2F-67	3	2000
22	18-2F-68	3	2000
23	18-2F-69	3	2000
24	18-2F-70	3	2000
25	18-2F-71	3	2000
26	18-2F-72	3	2000
27	18-2F-73	3	2000
28	18-2F-81	3	2000
29	18-2F-82	3	2000
30	18-2F-83	3	2000

第 1 表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (17/53)

建設時床貫通部仕様 (2 階北西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	18-2F-84	3	2000
32	18-2F-96	3	2000
33	18-2F-112	30	2000
34	18-2F-113	30	2000
35	18-2F-115	8	2000
36	18-2F-119	8	2000
37	18-2F-120	20	2000
38	18-2F-123	24	2000
39	18-2F-124	12	2000
40	18-2F-125	8	2000
41	18-2F-151	12	2000
42	18-2F-158	4	2000
43	18-2F-159	4	2000
44	18-2F-160	4	2000
45	18-2F-161	3	2000
46	18-2F-163	4	2000
47	18-2F-167	6	2000
48	18-2F-168	6	2000
49	18-2F-169	6	2000
50	18-2F-170	6	2000
51	NO. 無し	12	2000
52	H 開口	800×800	2000
201	-	-	-
D1	-	555×610	-
E1	-	-	-

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (18/53)

建設時床貫通部仕様 (2階北東側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	18-2F-3	30	2000
2	18-2F-5	28	2000
3	18-2F-6	26	2000
4	18-2F-14	20	2000
5	18-2F-15	20	2000
6	18-2F-17	16	2000
7	18-2F-18	16	2000
8	18-2F-30	10	2000
9	18-2F-31	10	2000
10	18-2F-32	10	2000
11	18-2F-33	10	2000
12	18-2F-38	8	2000
13	18-2F-39	8	2000
14	18-2F-42	8	2000
15	18-2F-43	8	2000
16	18-2F-56	6	2000
17	18-2F-57	6	2000
18	18-2F-61	φ 800	2000
19	18-2F-74	3	2000
20	18-2F-75	3	2000
21	18-2F-76	3	2000
22	18-2F-77	3	2000
23	18-2F-78	3	2000
24	18-2F-79	3	2000
25	18-2F-80	3	2000
26	18-2F-85	3	2000
27	18-2F-86	3	2000
28	18-2F-87	3	2000
29	18-2F-114	8	2000
30	18-2F-117	8	2000

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (19/53)

建設時床貫通部仕様 (2階北東側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	18-2F-121	12	2000
32	18-2F-122	12	2000
33	18-2F-126	8	2000
34	18-2F-127	12	2000
35	18-2F-162	4	2000
36	18-2F-171	6	2000
37	18-2F-172	6	2000
38	18-2F-173	6	2000
39	18-2F-174	6	2000
40	18-2F-175	14	2000
41	18-2F-176	12	-
201	-	-	-
D1	-	810×810	-
D2	-	660×915	-
E1	-	-	-

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (20/53)

建設時床貫通部仕様 (2階南西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	18-2F-4	30	2000
2	18-2F-8	26	2000
3	18-2F-10	24	2000
4	18-2F-44	8	2000
5	18-2F-45	8	2000
6	18-2F-47	8	2000
7	18-2F-48	8	2000
8	18-2F-49	8	2000
9	18-2F-62	φ 800	2000
10	18-2F-64	6	2000
11	18-2F-88	3	2000
12	18-2F-89	3	2000
13	18-2F-91	3	2000
14	18-2F-92	3	2000
15	18-2F-93	3	2000
16	18-2F-105	6	2000
17	18-2F-107	8	2000
18	18-2F-111	3	2000
19	18-2F-112	8	2000
20	18-2F-116	8	2000
21	18-2F-117	8	2000
22	18-2F-128	12	2000
23	18-2F-129	8	2000
24	18-2F-132	8	2000
25	18-2F-133	12	2000
26	18-2F-134	20	2000
27	18-2F-135	6	2000
28	18-2F-136	8	2000
29	18-2F-138	12	2000
30	18-2F-139	24	2000

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (21/53)

建設時床貫通部仕様 (2階南西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	18-2F-140	8	2000
32	18-2F-141	24	2000
33	18-2F-153	12	2000
34	18-2F-156	8	2000
35	18-2F-157	8	2000
36	18-2F-165	4	2000
37	FA-2”	2	2000
38	NO. 無し	8	2000
201	-	-	-
D1	-	760×760	-
E1	-	1050×1350	-
E2	-	-	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
 D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
 E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (22/53)

建設時床貫通部仕様 (2階南東側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	18-2F-7	26	2000
2	18-2F-9	24	2000
3	18-2F-15	3	2000
4	18-2F-19	24	2000
5	18-2F-23	12	2000
6	18-2F-24	12	2000
7	18-2F-25	12	2000
8	18-2F-26	12	2000
9	18-2F-34	10	2000
10	18-2F-45	8	2000
11	18-2F-50	8	2000
12	18-2F-51	8	2000
13	18-2F-52	8	2000
14	18-2F-54	12	2000
15	18-2F-63	φ 800	2000
16	18-2F-64	4	2000
17	18-2F-90	3	2000
18	18-2F-94	3	2000
19	18-2F-101	6	2000
20	18-2F-102	6	2000
21	18-2F-103	6	2000
22	18-2F-106	6	2000
23	18-2F-107	6	2000
24	18-2F-109	8	2000
25	18-2F-110	8	2000
26	18-2F-130	12	2000
27	18-2F-131	8	2000
28	18-2F-142	20	2000
29	18-2F-144	12	2000
30	18-2F-145	12	2000

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (23/53)

建設時床貫通部仕様 (2階南東側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	18-2F-149	8	2000
32	18-2F-166	4	2000
33	NO. 無し	8	2000
34	FA-2”	2	2000
201	-	-	-
202	-	-	-
203	-	-	-
204	-	-	-
205	-	-	-
206	-	-	-
207	-	-	-
208	-	-	-
209	-	-	-
210	-	-	-
D1	-	760×965	-
E1	-	1000×1900	-
E2	-	-	-

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
 D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
 E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (24/53)

建設時床貫通部仕様 (3階北西側) (1/3)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	22-3F-1	8	400
2	22-3F-2	6	400
3	22-3F-3	6	400
4	22-3F-4	20	400
5	22-3F-5	3	400
6	22-3F-6	3	400
7	22-3F-7	3	400
8	22-3F-8	3	1000
9	22-3F-9	8	1000
10	22-3F-10	8	1000
11	22-3F-11	6	1000
12	22-3F-12	8	1000
13	22-3F-13	16	1000
14	22-3F-14	20	500
15	22-3F-26	4	500
16	22-3F-27	4	500
17	22-3F-28	4	500
18	22-3F-29	10	500
19	22-3F-30	10	500
20	22-3F-31	10	500
21	22-3F-32	6	500
22	22-3F-33	5	500
23	22-3F-34	10	500
24	22-3F-35	5	500
25	22-3F-36	6	500
26	22-3F-37	6	500
27	22-3F-38	14	500
28	22-3F-39	3	500
29	22-3F-40	3	500
30	22-3F-41	3	500

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (25/53)

建設時床貫通部仕様 (3階北西側) (2/3)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	22-3F-42	28	500
32	22-3F-52	24	500
33	22-3F-53	12	500
34	22-3F-54	12	500
35	22-3F-55	10	500
36	22-3F-56	8	500
37	22-3F-57	3	500
38	22-3F-58	8	500
39	22-3F-137	12	400
40	22-3F-138	12	400
41	22-3F-148	4	400
42	22-3F-149	4	500
43	22-3F-150	4	500
44	22-3F-153	10	400
45	22-3F-156	10	400
46	22-3F-157	4	400
47	22-3F-158	4	400
48	22-3F-164	4	400
49	22-3F-165	4	400
50	22-3F-166	4	400
51	22-3F-167	4	400
201	-	-	-
202	-	-	-
203	-	-	-
204	-	-	-
205 (A~ R)	-	-	-

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
アルファベットは、一つの開口に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (26/53)

建設時床貫通部仕様 (3階北西側) (3/3)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
206	-	-	-
207	-	-	-
208	-	-	-
D1	-	1525×610	-
E1	-	-	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (27/53)

建設時床貫通部仕様 (3階北東側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	22-3F-15	22	1000
2	22-3F-16	6	1000
3	22-3F-17	10	400
4	22-3F-18	8	400
5	22-3F-19	10	400
6	22-3F-20	12	400
7	22-3F-21	10	400
8	22-3F-22	10	400
9	22-3F-23	3	400
10	22-3F-24	3	400
11	22-3F-25	3	400
12	22-3F-43	16	400
13	22-3F-44	16	400
14	22-3F-45	6	400
15	22-3F-46	8	400
16	22-3F-47	3	400
17	22-3F-48	28	400
18	22-3F-49	10	400
19	22-3F-50	3	400
20	22-3F-51	3	400
21	22-3F-59	10	400
22	22-3F-60	10	400
23	22-3F-61	10	400
24	22-3F-62	12	400
25	22-3F-63	8	400
26	22-3F-64	12	400
27	22-3F-65	12	400
28	22-3F-66	6	400
29	22-3F-131	8	1000
30	22-3F-132	8	1000

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (28/53)

建設時床貫通部仕様 (3階北東側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	22-3F-134	6	1000
32	22-3F-135	6	1000
33	22-3F-136	6	1000
34	22-3F-140	4	400
35	22-3F-141	4	400
36	22-3F-152	6	1000
37	22-3F-153	6	1000
38	22-3F-154	14	1000
39	22-3F-159	4	1400
40	22-3F-160	4	1400
41	M 開口	600×900	1400
D1	—	710×1015	—
D2	—	—	—
E1	—	—	—
E2	—	—	—

※：D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (29/53)

建設時床貫通部仕様 (3階南西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	22-3F-67	12	400
2	22-3F-68	8	400
3	22-3F-69	6	400
4	22-3F-70	6	400
5	22-3F-71	6	400
6	22-3F-72	3	400
7	22-3F-73	3	400
8	22-3F-80	6	400
9	22-3F-81	12	400
10	22-3F-82	8	400
11	22-3F-83	20	400
12	22-3F-84	8	400
13	22-3F-85	8	400
14	22-3F-86	3	400
15	22-3F-87	3	400
16	22-3F-88	6	400
17	22-3F-89	10	400
18	22-3F-90	8	400
19	22-3F-91	6	400
20	22-3F-92	6	400
21	22-3F-103	24	400
22	22-3F-104	12	400
23	22-3F-105	24	400
24	22-3F-106	8	400
25	22-3F-107	6	400
26	22-3F-108	8	400
27	22-3F-109	3	400
28	22-3F-110	8	400
29	22-3F-112	10	400
30	22-3F-113	10	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (30/53)

建設時床貫通部仕様 (3階南西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	22-3F-114	20	400
32	22-3F-115	3	400
33	22-3F-116	10	400
34	22-3F-117	8	400
35	22-3F-118	28	400
36	22-3F-119	12	400
37	22-3F-133	6	400
38	22-3F-139	6	400
39	22-3F-145	4	400
40	22-3F-146	4	400
41	22-3F-147	4	400
42	22-3F-151	6	400
43	22-3F-162	10	400
44	22-3F-163	6	400
45	22-3F-168	8	400
201	—	—	—
202	—	—	—
203	—	—	—
204	—	—	—
D1	—	915×760	—
E1	—	1000×1450	—
E2	—	—	—

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (31/53)

建設時床貫通部仕様 (3階南東側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	22-3F-74	12	400
2	22-3F-75	8	400
3	22-3F-76	8	400
4	22-3F-77	8	400
5	22-3F-78	6	400
6	22-3F-79	20	400
7	22-3F-93	6	400
8	22-3F-94	8	400
9	22-3F-95	8	400
10	22-3F-96	3	400
11	22-3F-97	24	400
12	22-3F-98	3	400
13	22-3F-99	10	400
14	22-3F-100	10	400
15	22-3F-101	3	400
16	22-3F-102	3	400
17	22-3F-120	3	400
18	22-3F-121	8	400
19	22-3F-122	6	400
20	22-3F-123	8	400
21	22-3F-124	12	400
22	22-3F-125	24	400
23	22-3F-126	10	400
24	22-3F-127	10	400
25	22-3F-128	10	400
26	22-3F-129	10	400
27	22-3F-130	10	400
28	22-3F-143	4	400
29	22-3F-144	4	400
30	22-3F-151	6	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (32/53)

建設時床貫通部仕様 (3階南東側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	No.無し	φ 100	400
32	No.無し	φ 100	400
201	—	—	—
202	—	—	—
203	—	—	—
204	—	—	—
205	—	—	—
206	—	—	—
207	—	—	—
208	—	—	—
D1	—	1015×1270	—
E1	—	1235×560	—
E2	—	—	—

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (33/53)

建設時床貫通部仕様 (4階北西側) (1/3)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	25-4F-1	8	400
2	25-4F-2	8	400
3	25-4F-3	6	400
4	25-4F-4	6	400
5	25-4F-5	6	400
6	25-4F-6	8	1000
7	25-4F-18	10	400
8	25-4F-19	10	400
9	25-4F-20	10	400
10	25-4F-21	12	400
11	25-4F-22	6	400
12	25-4F-23	3	1000
13	25-4F-24	6	1000
14	25-4F-36	10	1000
15	25-4F-37	10	1000
16	25-4F-38	10	1000
17	25-4F-39	6	1000
18	25-4F-40	6	1000
19	25-4F-74	4	1000
20	25-4F-77	4	400
21	25-4F-78	4	400
22	25-4F-79	4	400
23	25-4F-80	12	400
24	25-4F-81	12	400
25	25-4F-82	8	400
26	25-4F-83	8	400
27	25-4F-84	12	1000
28	25-4F-85	8	1000
29	25-4F-86	8	1000
30	25-4F-92	8	1000

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (34/53)

建設時床貫通部仕様 (4階北西側) (2/3)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	25-4F-93	8	1000
32	25-4F-94	12	1000
33	25-4F-95	12	1000
34	25-4F-120	3	400
35	25-4F-121	3	400
36	25-4F-122	3	400
37	25-4F-123	3	400
38	25-4F-124	3	400
39	25-4F-125	3	1000
40	25-4F-129	3	1000
41	25-4F-141	3	400
42	25-4F-142	4	400
43	25-4F-146	4	400
44	25-4F-147	4	1000
45	25-4F-148	4	1000
46	25-4F-150	4	1000
47	25-4F-153	4	1000
48	25-4F-154	4	1000
49	25-4F-167	6	1000
201	—	—	—
202	—	—	—
203	—	—	—
D1	—	1525×1320	—
E1	—	—	—

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
 D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
 E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (35/53)

建設時床貫通部仕様 (4階北西側) (3/3)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
E2 (Q~ Z)	—	—	—
E3 (A~ J)	—	—	—

※：アルファベットは、一つの開口に複数の設備が貫通している箇所を示す。
E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (36/53)

建設時床貫通部仕様 (4階北東側) (1/3)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	25-4F-7	14	1000
2	25-4F-8	6	400
3	25-4F-9	8	400
4	25-4F-10	8	400
5	25-4F-11	8	400
6	25-4F-12	6	400
7	25-4F-13	16	400
8	25-4F-14	16	400
9	25-4F-15	16	400
10	25-4F-16	10	400
11	25-4F-17	12	400
12	25-4F-25	6	1000
13	25-4F-26	16	400
14	25-4F-27	28	400
15	25-4F-28	24	400
16	25-4F-29	18	400
17	25-4F-30	18	400
18	25-4F-31	8	400
19	25-4F-32	28	400
20	25-4F-33	28	400
21	25-4F-34	28	400
22	25-4F-35	6	400
23	25-4F-41	14	400
24	25-4F-42	4	400
25	25-4F-43	10	400
26	25-4F-44	10	400
27	25-4F-45	6	400
28	25-4F-46	14	400
29	25-4F-47	10	400
30	25-4F-48	10	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (37/53)

建設時床貫通部仕様 (4階北東側) (2/3)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	25-4F-49	10	400
32	25-4F-73	6	400
33	25-4F-75	6	400
34	25-4F-87	12	1000
35	25-4F-88	20	1000
36	25-4F-89	24	400
37	25-4F-90	8	400
38	25-4F-91	12	400
39	25-4F-96	12	400
40	25-4F-97	24	400
41	25-4F-98	12	400
42	25-4F-126	3	400
43	25-4F-127	3	400
44	25-4F-128	3	400
45	25-4F-143	4	1000
46	25-4F-144	4	400
47	25-4F-149	4	1000
48	25-4F-151	4	1000
49	25-4F-152	4	400
50	25-4F-155	4	400
51	25-4F-156	4	400
52	25-4F-168	6	400
53	CRD-R-4	8	400
54	CRD-R-5	8	400
55	CRD-R-10	6	400
56	CRD-R-12	6	400
201	—	—	—

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (38/53)

建設時床貫通部仕様 (4階北東側) (3/3)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
D1	—	1070×610 1675×1015	—
D2	—	2400×1525	—
D3	—	1015×1070	—

※：D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (39/53)

建設時床貫通部仕様 (4階南西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	25-4F-50	12	1000
2	25-4F-51	3	1000
3	25-4F-53	6	400
4	25-4F-54	12	400
5	25-4F-55	8	400
6	25-4F-56	8	400
7	25-4F-57	6	400
8	25-4F-58	6	400
9	25-4F-59	6	1000
10	25-4F-60	6	1000
11	25-4F-66	10	400
12	25-4F-67	10	400
13	25-4F-68	6	400
14	25-4F-99	24	400
15	25-4F-100	12	1000
16	25-4F-101	8	1000
17	25-4F-105	20	400
18	25-4F-106	12	400
19	25-4F-107	8	400
20	25-4F-110	8	400
21	25-4F-111	24	400
22	25-4F-112	12	400
23	25-4F-113	8	400
24	25-4F-114	20	1000
25	25-4F-115	12	1000
26	25-4F-116	8	1000
27	25-4F-131	3	1000
28	25-4F-132	3	1000
29	25-4F-135	3	400
30	25-4F-136	3	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (40/53)

建設時床貫通部仕様 (4階南西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	25-4F-139	6	400
32	25-4F-140	6	400
33	25-4F-157	4	1000
34	25-4F-158	4	400
35	25-4F-159	4	400
36	25-4F-160	4	1000
37	25-4F-164	4	400
38	25-4F-165	4	1000
39	25-4F-172	10	1000
40	No.無し	6	1000
201	—	—	—
202	—	—	—
203	—	—	—
204	—	—	—
E1	—	1600×900	—

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (41/53)

建設時床貫通部仕様 (4階南東側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	25-4F-52	3	400
2	25-4F-61	6	1000
3	25-4F-62	8	400
4	25-4F-63	8	400
5	25-4F-64	8	400
6	25-4F-65	14	400
7	25-4F-69	3	1000
8	25-4F-70	6	400
9	25-4F-71	10	400
10	25-4F-72	10	400
11	25-4F-73	8	400
12	25-4F-76	16	400
13	25-4F-102	20	400
14	25-4F-103	8	400
15	25-4F-104	8	400
16	25-4F-108	8	400
17	25-4F-109	12	400
18	25-4F-117	12	1000
19	25-4F-118	12	1000
20	25-4F-119	8	1000
21	25-4F-133	3	400
22	25-4F-134	3	400
23	25-4F-137	3	400
24	25-4F-138	3	400
25	25-4F-161	4	1000
26	25-4F-162	4	400
27	25-4F-163	4	400
28	25-4F-166	4	1000
29	CRD-R-1	6	400
30	CRD-R-2	8	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (42/53)

建設時床貫通部仕様 (4階南東側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	CRD-R-3	8	400
32	CRD-R-6	4	400
33	CRD-R-7	6	400
34	CRD-R-8	6	400
35	CRD-R-9	6	400
36	CRD-R-11	6	400
201	—	—	—
E1	—	1500×1000	—

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (43/53)

建設時床貫通部仕様 (5階北東側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	28-5F-14	6	400
2	28-5F-15	8	400
3	28-5F-16	12	400
4	28-5F-17	12	400
5	28-5F-18	6	400
6	28-5F-19	4	400
7	28-5F-20	6	400
8	28-5F-21	6	400
9	28-5F-22	12	400
10	28-5F-23	8	400
11	28-5F-24	4	400
12	28-5F-25	8	400
13	28-5F-26	8	400
14	28-5F-27	8	400
15	28-5F-28	12	400
16	28-5F-29	20	400
17	28-5F-30	12	400
18	28-5F-31	10	400
19	28-5F-45	4	400
20	28-5F-46	6	400
21	28-5F-47	28	400
22	28-5F-48	28	400
23	28-5F-49	4	400
24	28-5F-50	8	400
25	28-5F-51	12	2200
26	28-5F-52	12	2200
27	28-5F-53	8	400
28	28-5F-54	8	400
29	28-5F-55	8	400
30	28-5F-56	10	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (44/53)

建設時床貫通部仕様 (5階北東側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	28-5F-57	10	400
32	28-5F-58	10	400
33	28-5F-67	4	2200
34	28-5F-68	12	2200
35	28-5F-69	8	2200
36	28-5F-126	3	400
37	28-5F-128	3	400
38	28-5F-140	8	1000
39	28-5F-141	12	1000
40	28-5F-151	12	1000
41	28-5F-154	6	400
42	28-5F-158	6	400
43	28-5F-159	4	400
44	28-5F-161	8	400
45	28-5F-H1	6	400
46	28-5F-H1	6	400
47	No.無し	5	400
201	—	—	—
D1	—	1525×2440	—
D2	—	450×610	—
D3	—	915×965	—
D4	—	760×1015	—
E1	—	—	—
F1	—	—	—

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

F○部は、建設図開口部に蓋が施された箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (45/53)

建設時床貫通部仕様 (5階北西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	28-5F-1	6	400
2	28-5F-2	12	400
3	28-5F-3	12	400
4	28-5F-4	8	400
5	28-5F-5	8	400
6	28-5F-6	4	400
7	28-5F-7	4	400
8	28-5F-8	6	400
9	28-5F-9	20	400
10	28-5F-11	4	400
11	28-5F-12	10	400
12	28-5F-32	4	400
13	28-5F-33	4	400
14	28-5F-34	4	400
15	28-5F-35	10	400
16	28-5F-36	10	400
17	28-5F-37	10	400
18	28-5F-38	12	400
19	28-5F-39	10	400
20	28-5F-40	10	400
21	28-5F-41	4	400
22	28-5F-42	6	1000
23	28-5F-43	4	1000
24	28-5F-44	4	1000
25	28-5F-55	10	1000
26	28-5F-59	8	1000
27	28-5F-60	8	1000
28	28-5F-61	8	1000
29	28-5F-62	12	1000
30	28-5F-63	20	1000

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (46/53)

建設時床貫通部仕様 (5階北西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	28-5F-64	6	1000
32	28-5F-65	4	1000
33	28-5F-66	4	1000
34	28-5F-78	4	1000
35	28-5F-125	4	1000
36	28-5F-133	3	1000
37	28-5F-134	3	1000
38	28-5F-135	3	400
39	28-5F-136	3	400
40	28-5F-137	3	400
41	28-5F-138	12	1000
42	28-5F-139	8	1000
43	28-5F-142	8	1000
44	28-5F-143	10	1000
45	28-5F-150	12	1000
46	28-5F-156	10	400
47	28-5F-157	6	1000
D1	—	860×915	—
D2	—	610×610	—
E1	—	—	—

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (47/53)

建設時床貫通部仕様 (5階南西側) (1/2)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	28-5F-70	24	1000
2	28-5F-71	8	1000
3	28-5F-72	12	1000
4	28-5F-73	8	1000
5	28-5F-74	8	1000
6	28-5F-75	6	1000
7	28-5F-76	6	1000
8	28-5F-77	4	1000
9	28-5F-79	4	1000
10	28-5F-86	12	400
11	28-5F-87	12	400
12	28-5F-88	8	400
13	28-5F-89	8	400
14	28-5F-90	6	400
15	28-5F-91	4	400
16	28-5F-92	4	400
17	28-5F-98	4	400
18	28-5F-99	8	400
19	28-5F-100	6	400
20	28-5F-101	6	400
21	28-5F-102	4	400
22	28-5F-103	6	400
23	28-5F-104	12	400
24	28-5F-105	12	400
25	28-5F-106	6	400
26	28-5F-107	6	400
27	28-5F-108	12	400
28	28-5F-109	6	400
29	28-5F-110	6	400
30	28-5F-111	6	400

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (48/53)

建設時床貫通部仕様 (5階南西側) (2/2)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
31	28-5F-112	6	400
32	28-5F-113	6	400
33	28-5F-114	6	400
34	28-5F-115	8	400
35	28-5F-116	20	400
36	28-5F-117	10	400
37	28-5F-118	10	400
38	28-5F-124	4	1000
39	28-5F-130	3	400
40	28-5F-131	3	1000
41	28-5F-132	3	1000
42	28-5F-144	8	1000
43	28-5F-145	10	1000
44	28-5F-147	12	1000
45	28-5F-148	10	1000
46	28-5F-149	8	400
47	28-5F-153	6	400
48	28-5F-H3	6	1000
49	28-5F-H4	6	1000
50	NO. 無し	5	1000
201	—	—	—
202	—	—	—
203	—	—	—
204	—	—	—
D1	—	1780×915	-
D2	—	2135×1120	-
E1	—	900×1600	-

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
 D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
 E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (49/53)

建設時床貫通部仕様 (5階南東側) (1/1)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	28-5F-80	4	400
2	28-5F-81	4	400
3	28-5F-82	8	400
4	28-5F-83	24	400
5	28-5F-84	8	400
6	28-5F-85	8	400
7	28-5F-93	4	400
8	28-5F-94	28	1000
9	28-5F-95	28	1000
10	28-5F-96	8	1000
11	28-5F-97	8	1000
12	28-5F-119	4	400
13	28-5F-120	8	400
14	28-5F-121	10	400
15	28-5F-122	10	400
16	28-5F-123	4	1000
17	28-5F-127	3	400
18	28-5F-128	3	400
19	28-5F-160	4	400
20	28-5F-163	8	400
21	28-5F-164	8	400
22	28-5F-165	8	400
23	28-5F-166	3	400
201	—	—	—
202	—	—	—
203	—	—	—
204	—	—	—
D1	—	2135×1120	—
E1	—	1600×900	—

※：三桁部は、建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

E○部は、建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (50/53)

建設時床貫通部仕様 (6階南西側) (1/1)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	No.無し	5	500
2	55-6F-35	20	500
3	55-6F-36	24	500
4	55-6F-42	8	500
5	55-6F-43	8	500
6	55-6F-112	6	500
7	55-6F-45	8	500
8	55-6F-46	12	500
9	55-6F-47	12	500
10	55-6F-44	8	500
11	55-6F-48	6	500
12	55-6F-55	12	500
13	55-6F-56	12	500
14	55-6F-57	8	500
15	55-6F-58	8	500
16	55-6F-49	4	500
17	55-6F-50	4	500
18	55-6F-54	4	500
19	55-6F-59	4	500
D1	—	1780×915	—
D2	—	2135×1120	—

※：D○部は、建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (51/53)

建設時床貫通部仕様 (6階南東側) (1/1)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	55-6F-41	20	500
2	55-6F-53	24	500
3	55-6F-39	4	500
4	55-6F-60	4	500
5	55-6F-61	12	500
6	55-6F-62	12	500
D1	—	2135×1120	—
D2	—	610×405	—

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (52/53)

建設時床貫通部仕様 (6階北東側) (1/1)			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	55-6F-11	4	500
2	55-6F-10	12	500
3	55-6F-13	6	500
4	55-6F-12	6	500
5	55-6F-23	8	500
6	55-6F-24	8	500
7	55-6F-25	8	500
8	55-6F-26	8	500
9	No.無し	5	500
10	55-6F-27	20	500
D1	—	2900×1230	—
D2	—	1525×660	—

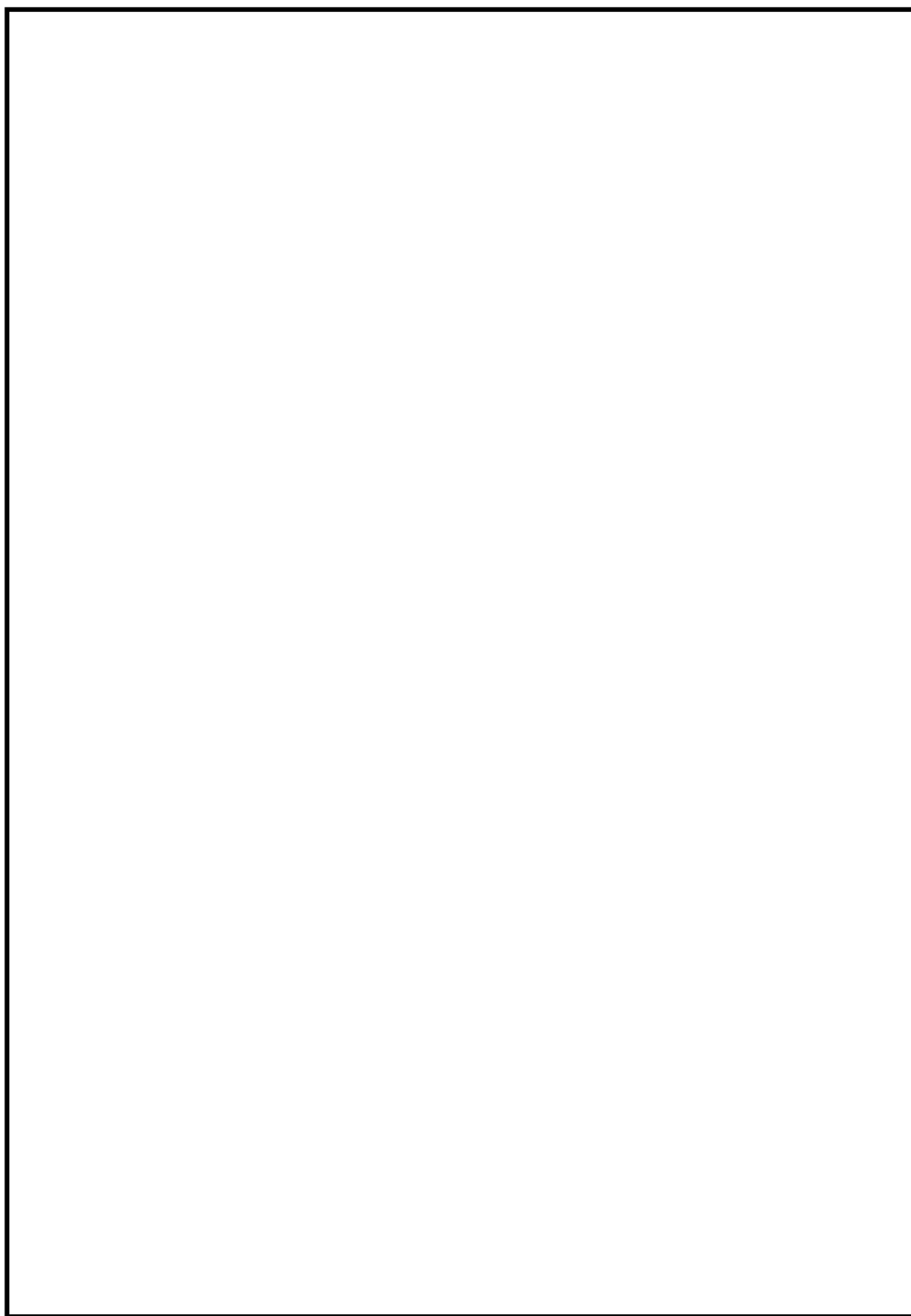
※：D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第1表 原子炉建屋床貫通部状況リスト (53/53)

建設時床貫通部仕様 (6階北西側) (1/1)			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ (mm) ケーブル開口 (mm)	床厚さ (mm)
1	55-6F-2	8	500
2	55-6F-3	8	500
3	55-6F-4	12	500
4	55-6F-5	12	500
5	55-6F-14	4	500
6	55-6F-15	4	500
7	55-6F-16	4	500
8	55-6F-17	12	500
9	55-6F-18	12	500
10	55-6F-28	8	500
11	55-6F-29	8	500
12	55-6F-30	8	500
13	55-6F-31	8	500

ファンネル部について

溢水評価における対策として、床ファンネル部についても躯体との取り合い部については、床の貫通部として止水処置を実施する。このため、ファンネル部の現場調査を実施した。ファンネル状況図を第1図に、床ドレンファンネル配置状況リストを第1表に示す。



第1図 ファンネル状況図（代表例）

第1表 床ドレンファンネル（地下2階）配置状況リスト（1/4）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B2F	1	有	埋め込み
	2	有	縦型
	3	有	縦型
	4	有	縦型
	5	有	縦型
	6	有	埋め込み
	7	有	縦型
	8	有	縦型
	9	有	縦型
	10	有	縦型
	11	有	縦型
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	縦型
	23	有	埋め込み
	24	有	埋め込み

第1表 床ドレンファンネル（地下2階）配置状況リスト（2/4）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B2F	25	有	埋め込み
	26	有	埋め込み
	27	有	埋め込み
	28	有	埋め込み
	29	有	縦型
	30	有	縦型
	31	有	縦型
	32	有	縦型
	33	有	埋め込み
	34	有	埋め込み
	35	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	37	有	埋め込み
	38	有	埋め込み
	39	有	埋め込み
	40	有	埋め込み
	41	有	埋め込み
	42	有	埋め込み
	43	有	縦型
	44	有	縦型

第1表 床ドレンファンネル（地下2階）配置状況リスト（3/4）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B2F	45	有	縦型
	46	有	縦型
	47	有	埋め込み
	48	有	埋め込み
	49	有	埋め込み
	50	有	埋め込み
	51	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	53	有	埋め込み
	54	有	埋め込み
	55	有	埋め込み
	56	有	縦型
	57	有	縦型
	58	有	縦型
	59	有	縦型
	60	有	埋め込み
	61	有	埋め込み
	62	有	埋め込み
	63	有	縦型
	64	有	埋め込み

第1表 床ドレンファンネル（地下2階）配置状況リスト（4/4）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B2F	65	有	縦型
	66	有	縦型
	65a	有	縦型
	67	有	縦型
	68	有	縦型
	69	有	縦型
	70	有	埋め込み
	71	有	埋め込み
	—	追設（201）	集合管のみ
	—	追設（202）	埋め込み
	—	追設（203）	埋め込み
	—	追設（204）	埋め込み
	—	追設（205）	埋め込み
	—	追設（206）	埋め込み
—	追設（207）	埋め込み	

第1表 床ドレンファンネル（地下1階）配置状況リスト（1/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B1F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	無	—
	4	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	7	有	埋め込み
	8	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	11	有	埋め込み
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み

第1表 床ドレンファンネル（地下1階）配置状況リスト（2/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B1F	21	有	埋め込み
	22	有	埋め込み
	23	有	縦型
	24	有	縦型
	25	有	縦型
	26	有	縦型
	27	有	縦型
	28	有	縦型
	29	有	縦型
	30	有	縦型
	31	有	縦型
	32	有	縦型
	33	有	縦型
	34	有	縦型
	201	有	集合管

第1表 床ドレンファンネル（1階）配置状況リスト（1/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-1F	1	有	埋め込み
	2	無	—
	3	有	埋め込み
	4	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	7	無	—
	8	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	11	有	埋め込み
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み

第1表 床ドレンファンネル（1階）配置状況リスト（2/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-1F	21	無	—
	22	有	縦型
	23	有	縦型
	24	無	欠番*
	25	有	縦型
	26	有	縦型
	27	無	欠番*
	29	有	縦型
	30	有	縦型
	31	有	縦型
	32	有	縦型
	33	無	欠番*
	34	有	縦型
	35	有	埋め込み
36	無	—	

※：建設時配置図で欠番と記載されているもの

第1表 床ドレンファンネル（2階）配置状況リスト（1/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-2F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	有	埋め込み
	4	無	—
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	7	有	埋め込み
	8	有	埋め込み
	11	有	埋め込み
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み
	21	有	埋め込み
	23	有	埋め込み
24	無	—	
26	有	埋め込み	

第1表 床ドレンファンネル（2階）配置状況リスト（2/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-2F	27	有	埋め込み
	29	無	—
	30	有	埋め込み
	32	有	縦型
	35	有	埋め込み
	37	有	埋め込み
	40	有	埋め込み
	42	有	埋め込み
	43	有	埋め込み
	45	有	埋め込み
	47	有	埋め込み
	49	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	55	無	欠番*

※：建設時配置図で欠番と記載されているもの

第1表 床ドレンファンネル（3階）配置状況リスト（1/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-3F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	有	埋め込み
	4	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	7	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み
	21	有	埋め込み
22	有	埋め込み	
23	有	埋め込み	
24	有	埋め込み	

第1表 床ドレンファンネル（3階）配置状況リスト（2/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-3F	25	有	埋め込み
	26	有	埋め込み
	27	有	埋め込み
	28	有	埋め込み
	29	有	埋め込み
	30	有	埋め込み
	31	有	埋め込み
	33	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	43	有	埋め込み
	47	有	埋め込み
	51	有	埋め込み
	54	有	埋め込み
	55	有	埋め込み
	56	有	埋め込み
	57	有	図面上無
	58	有	図面上無
	59	有	図面上無
	201	有	縦型
202	有	縦型	

第1表 床ドレンファンネル（4階）配置状況リスト（1/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-4F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	無	—
	20	有	埋め込み
	21	有	埋め込み
	24	有	縦型
	26	有	埋め込み
	28	有	埋め込み
	29	有	埋め込み
31	有	埋め込み	
32	有	埋め込み	

第1表 床ドレンファンネル（4階）配置状況リスト（2/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-4F	34	有	埋め込み
	35	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	37	有	埋め込み
	40	有	埋め込み
	42	有	埋め込み
	43	有	埋め込み
	44	無	—
	46	有	埋め込み
	49	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	53	無	—
	54	無	—
	55	有	埋め込み
	56	有	埋め込み
	57	有	埋め込み
	58	有	埋め込み
	62	有	埋め込み
	63	有	埋め込み
64	無	欠番*	

※：建設時配置図で欠番と記載されているもの

第1表 床ドレンファンネル（5階）配置状況リスト（1/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-5F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	21	有	埋め込み
	22	無	—
	23	有	埋め込み
	24	有	埋め込み
	25	有	埋め込み
	30	有	埋め込み
	31	有	埋め込み
	32	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	38	有	埋め込み
41	有	埋め込み	
42	有	埋め込み	

第1表 床ドレンファンネル（5階）配置状況リスト（2/2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-5F	44	有	埋め込み
	47	有	埋め込み
	48	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	53	有	埋め込み
	54	有	埋め込み
	56	有	縦型
	57	有	縦型
	60	無	—
	61	無	—
	65	無	—

第1表 床ドレンファンネル（6階）配置状況リスト（1/3）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-6F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	有	埋め込み
	4	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	7	有	埋め込み
	8	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み
	21	有	埋め込み

第1表 床ドレンファンネル（6階）配置状況リスト（2/3）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-6F	22	有	埋め込み
	23	有	埋め込み
	24	有	埋め込み
	25	有	埋め込み
	26	有	埋め込み
	27	有	埋め込み
	28	有	埋め込み
	29	有	埋め込み
	30	有	埋め込み
	31	有	埋め込み
	32	有	埋め込み
	33	有	埋め込み
	34	有	埋め込み
	35	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	37	無	欠番 ^{※1}
	39	有	埋め込み
	40	有	埋め込み
	41	有	埋め込み
	42	有	埋め込み

※1：建設時配置図で欠番と記載されているもの

第1表 ファンネル部（6階）状況リスト（3/3）

階層	現地配置状況		
	建築時配置 図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-6F ¹	43	有	埋め込み
	44	有	埋め込み
	45	有	埋め込み
	46	有	埋め込み
	47	有	埋め込み
	48	有	埋め込み
	49	有	埋め込み
	50	無	欠番 ^{※1}
	51	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	53	有	埋め込み
	54	有	埋め込み
	55	有	埋め込み
	56	有	埋め込み
57	有	埋め込み	

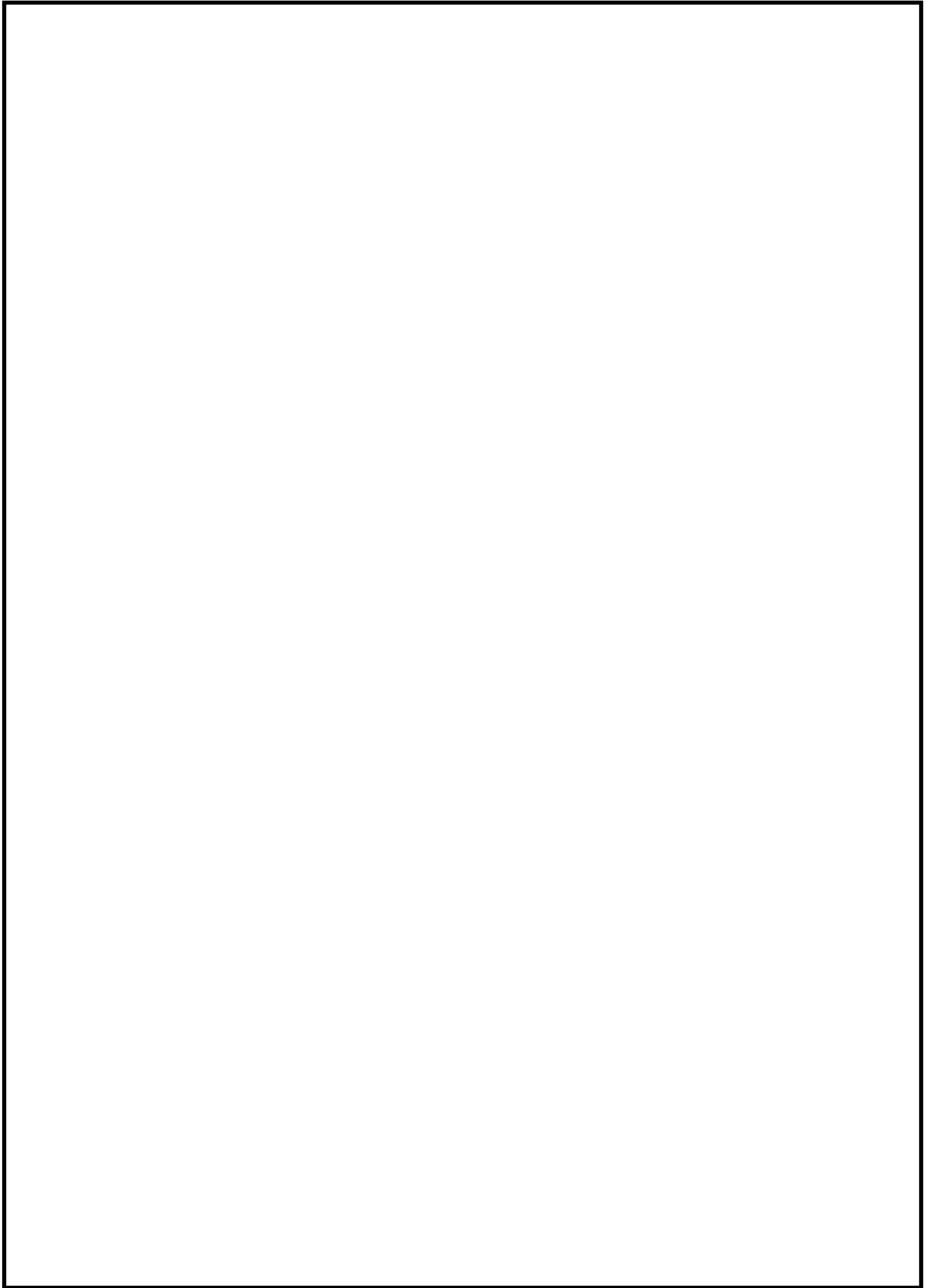
※1：建設時配置図で欠番と記載されているもの

重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について

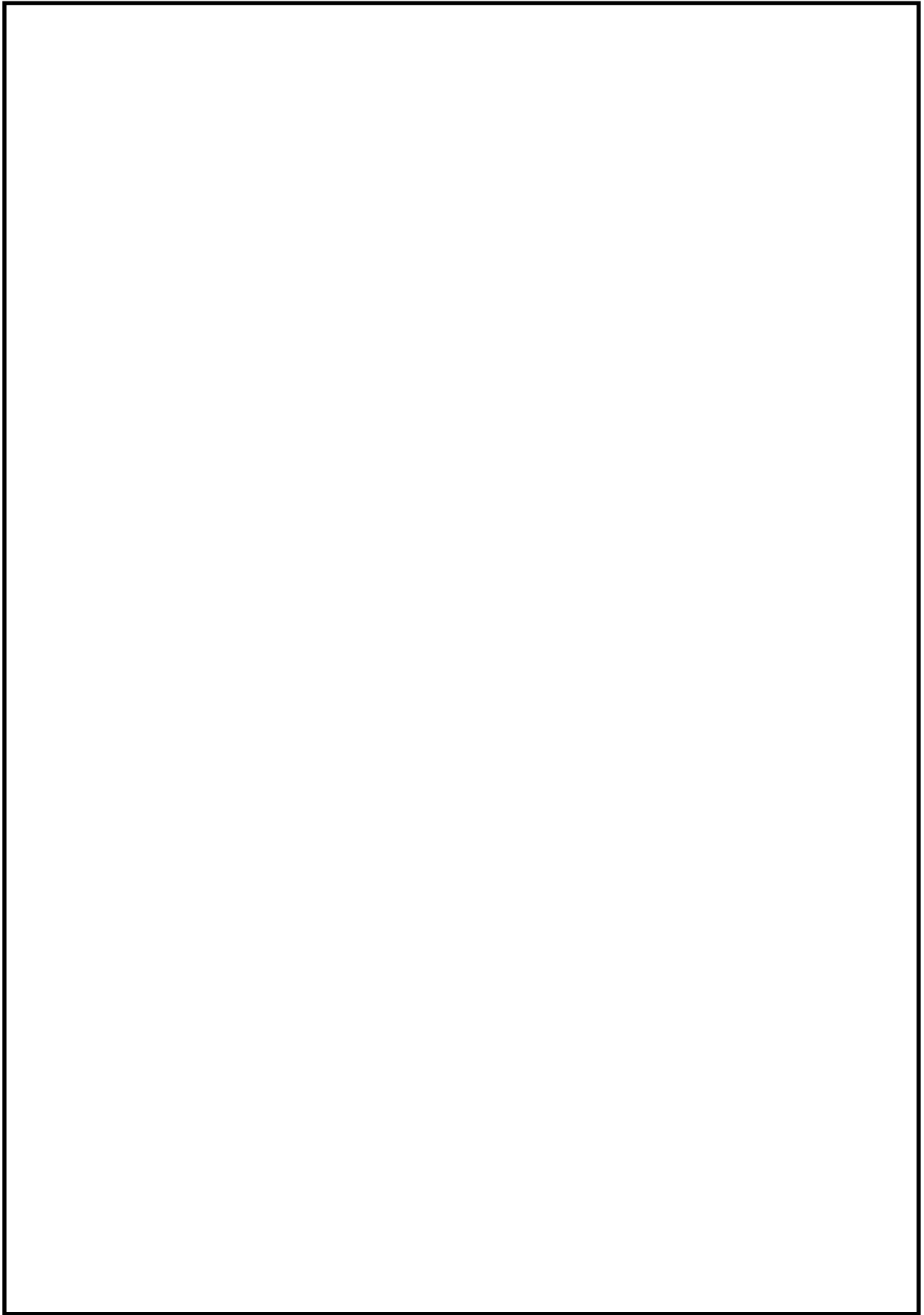
本補足説明資料の内容については、第四十三条の審査資料にて記載する。

溢水影響評価上の防護対象設備の配置について

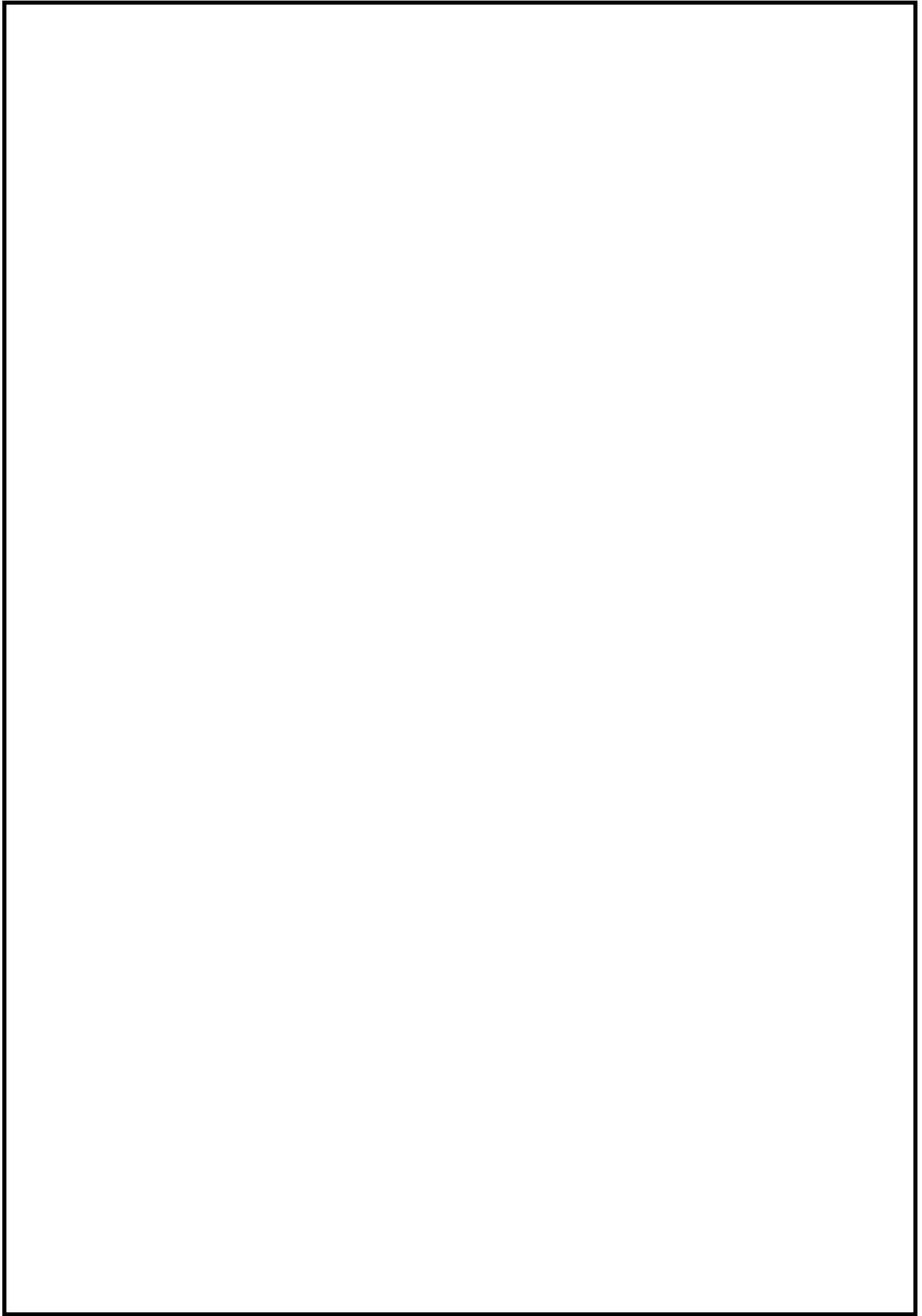
添付資料-1 第3表にて抽出された溢水影響評価上の防護対象設備が、第4.2-3図で設定した区画上のどこに配置されているかについて、第1図に示す。



第 1 図 防護対象設備配置図 (1/31)



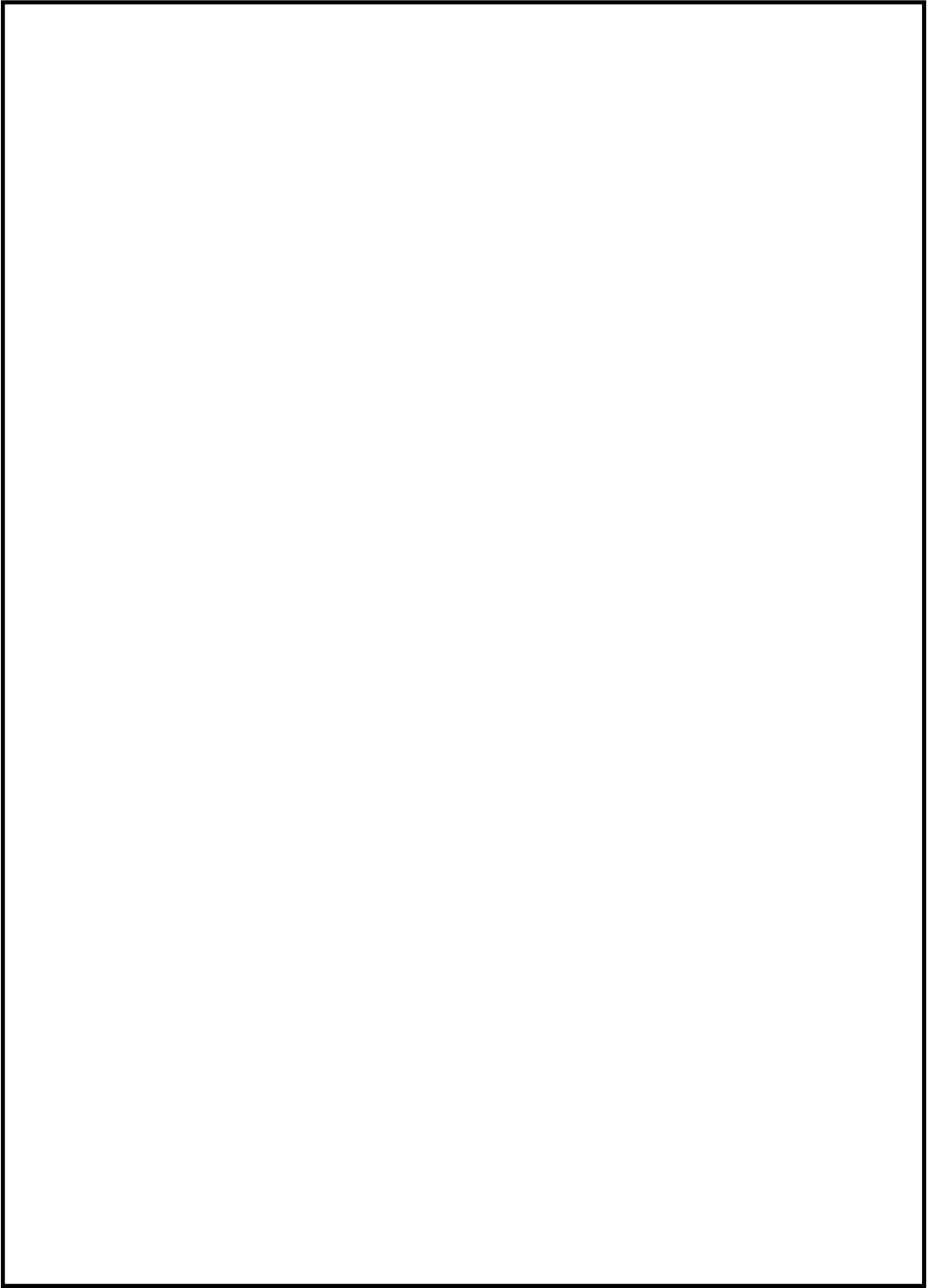
第 1 図 防護対象設備配置図 (2/31)



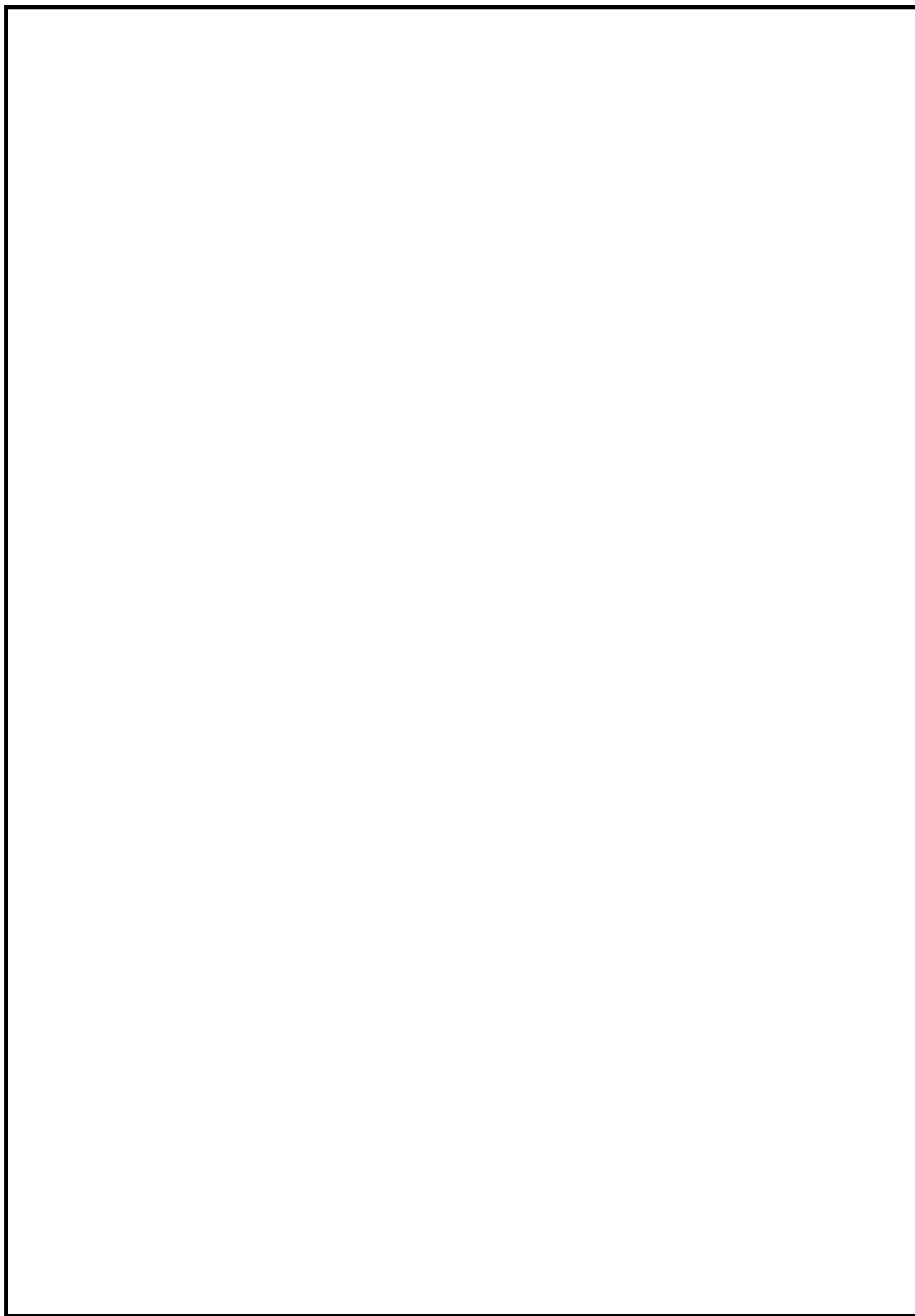
第 1 図 防護対象設備配置図 (3/31)



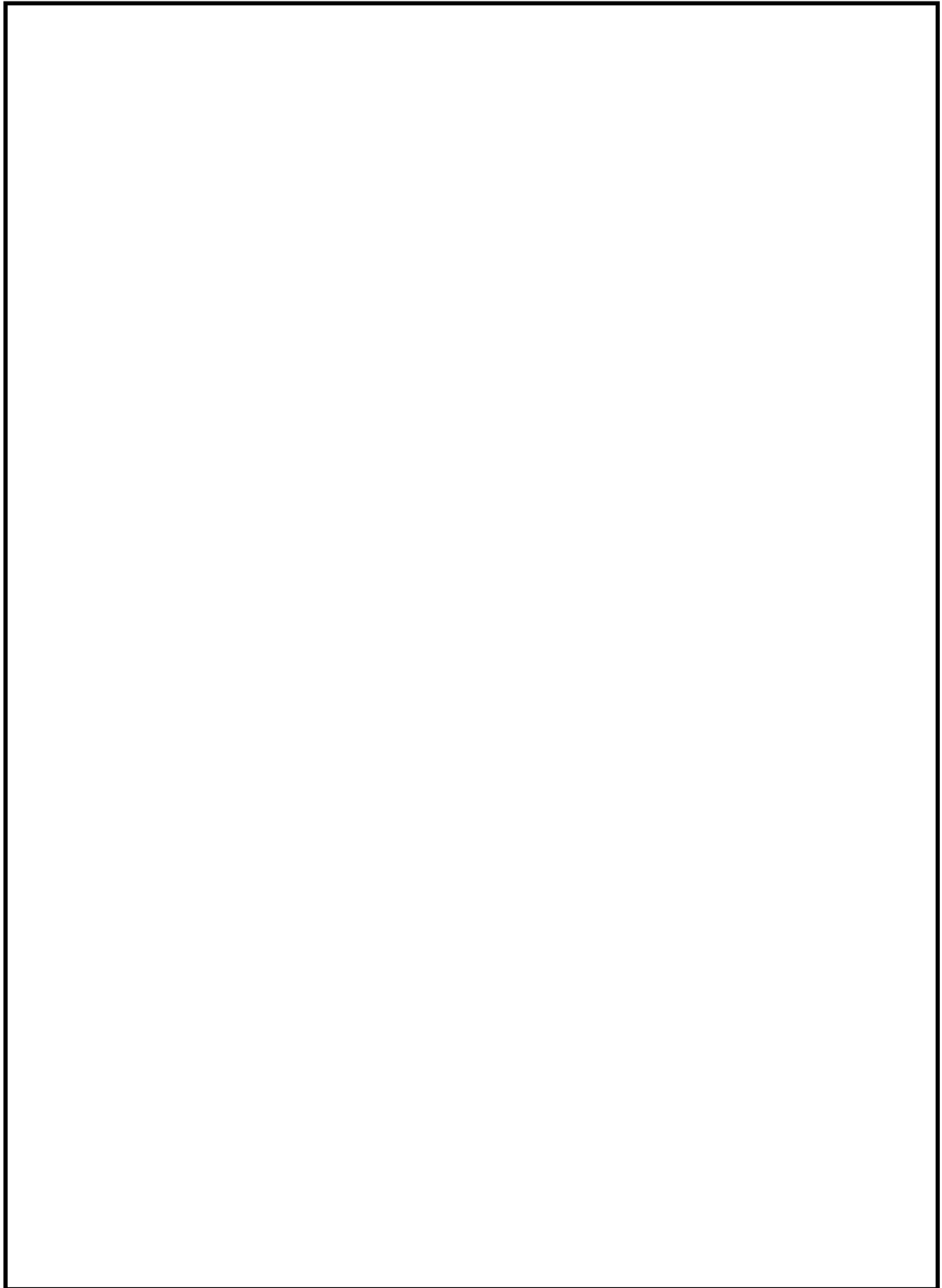
第 1 図 防護対象設備配置図 (4/31)



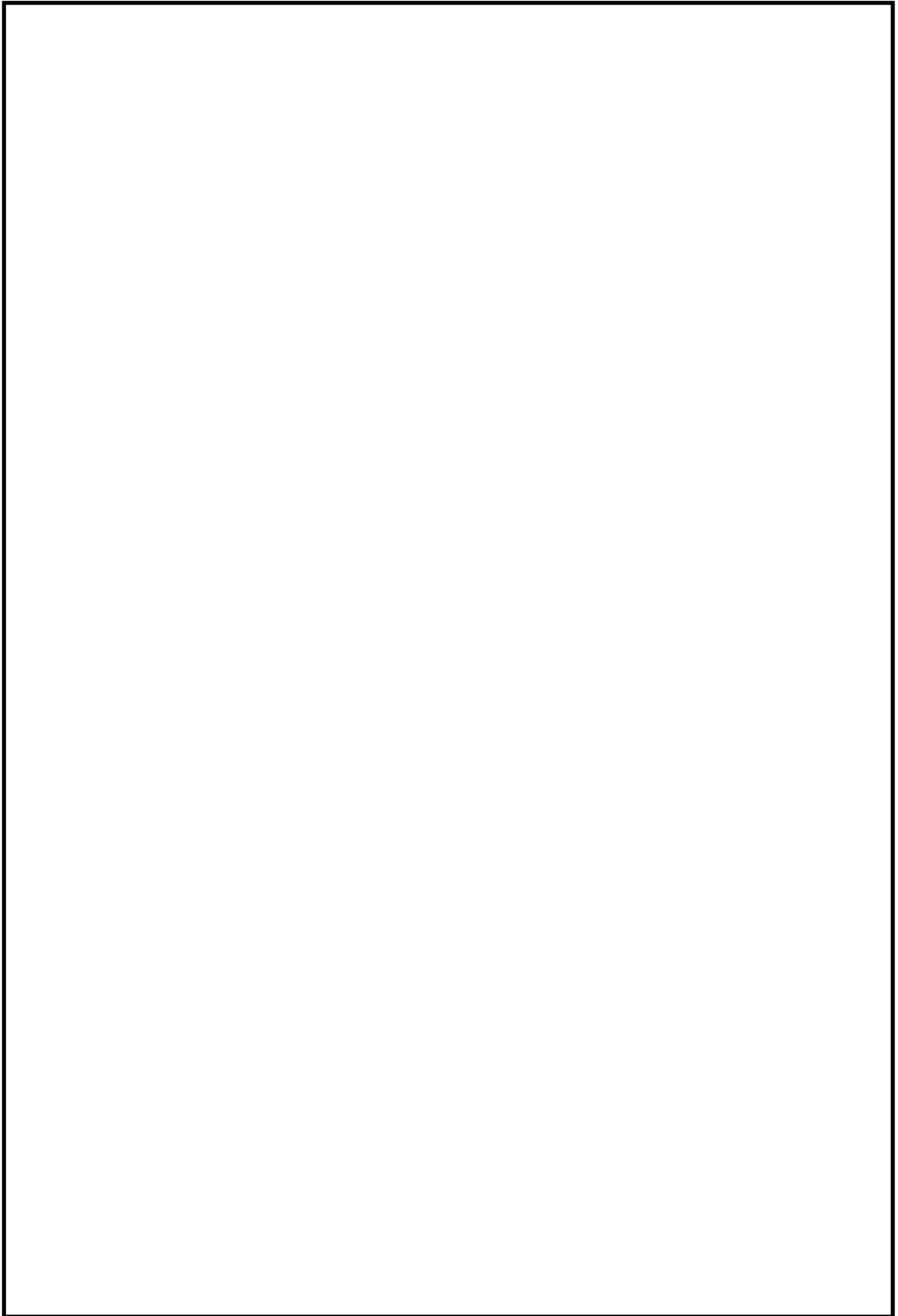
第 1 図 防護対象設備配置図 (5/31)



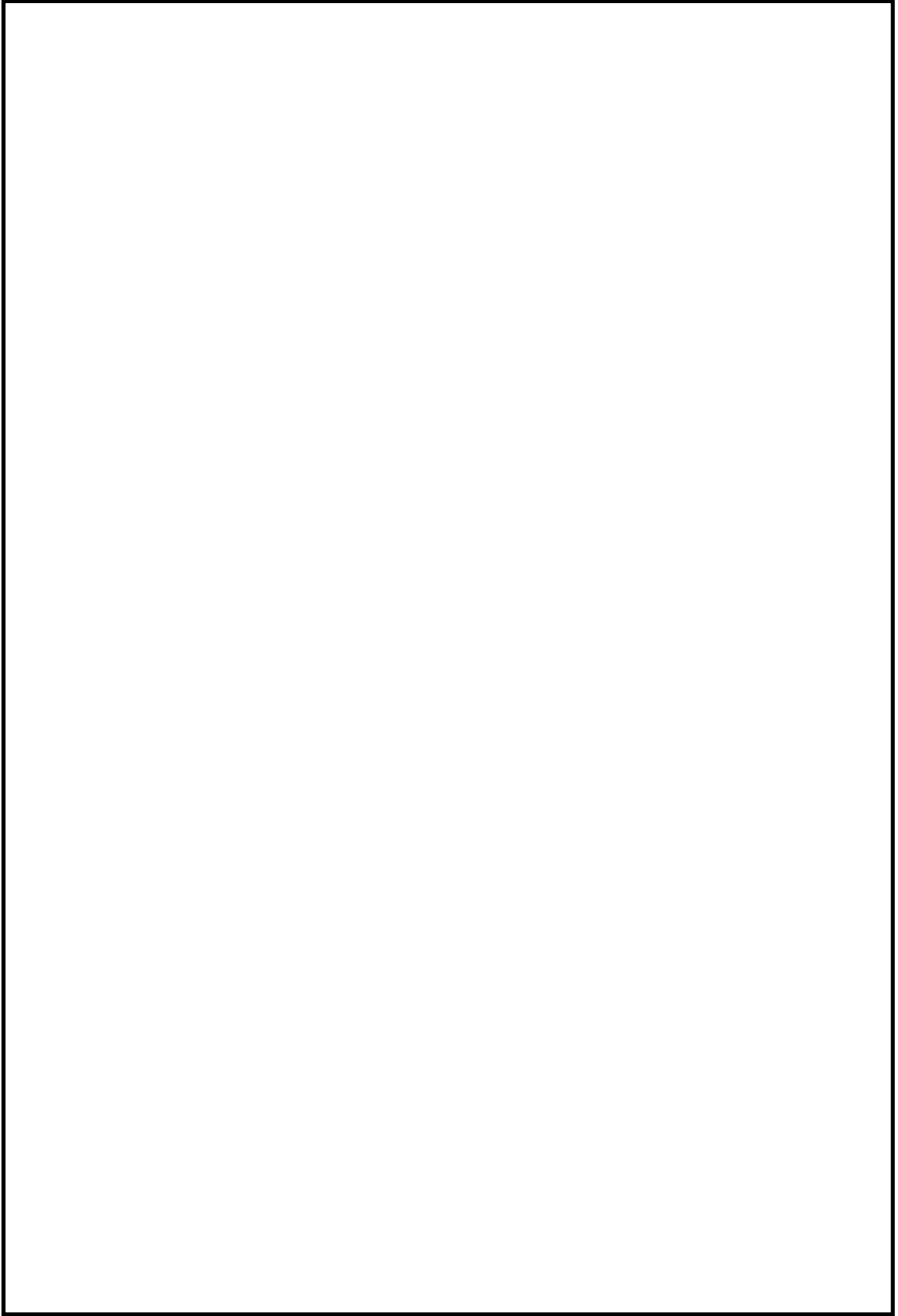
第 1 図 防護対象設備配置図 (6/31)



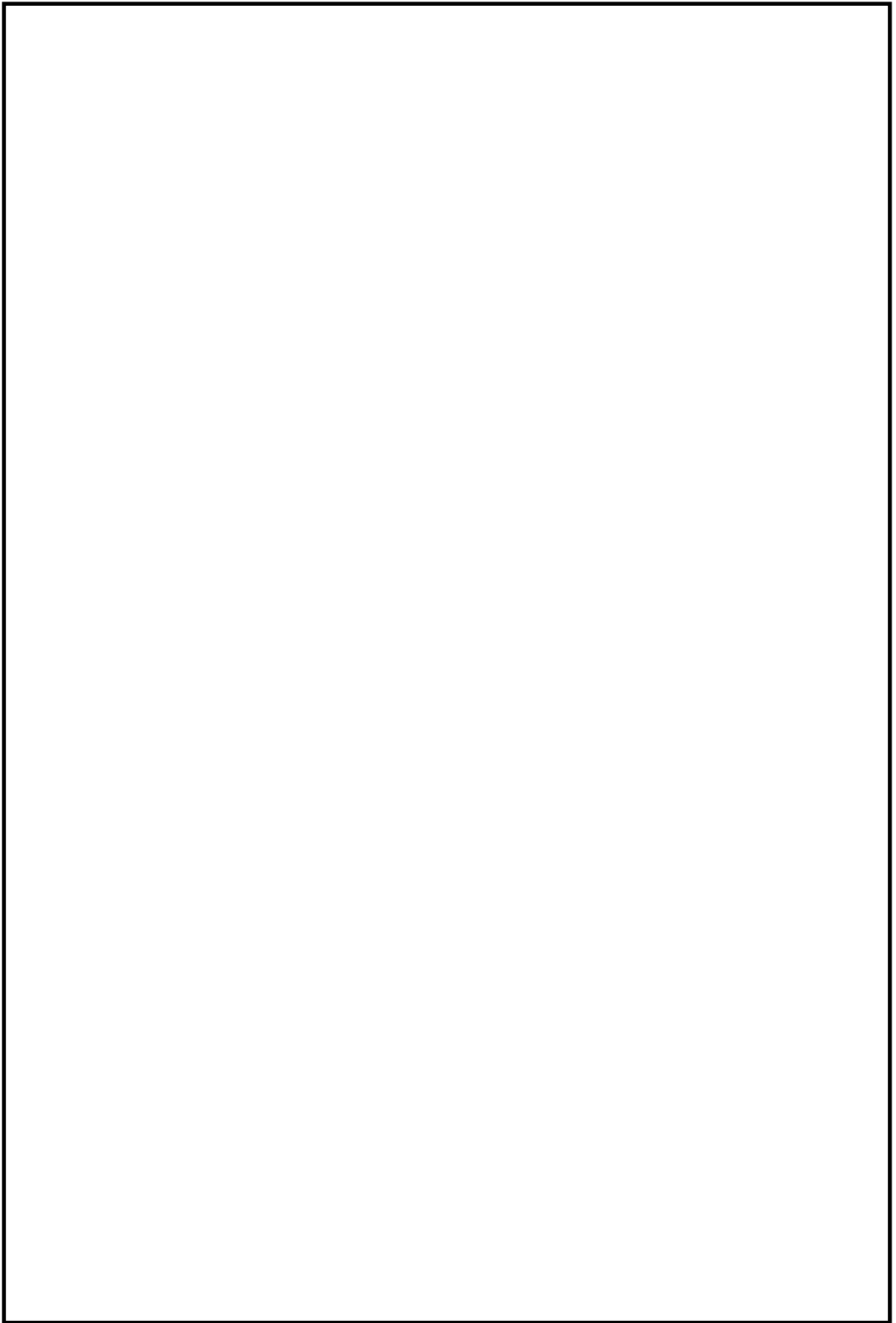
第 1 図 防護対象設備配置図 (7/31)



第 1 図 防護対象設備配置図 (8/31)



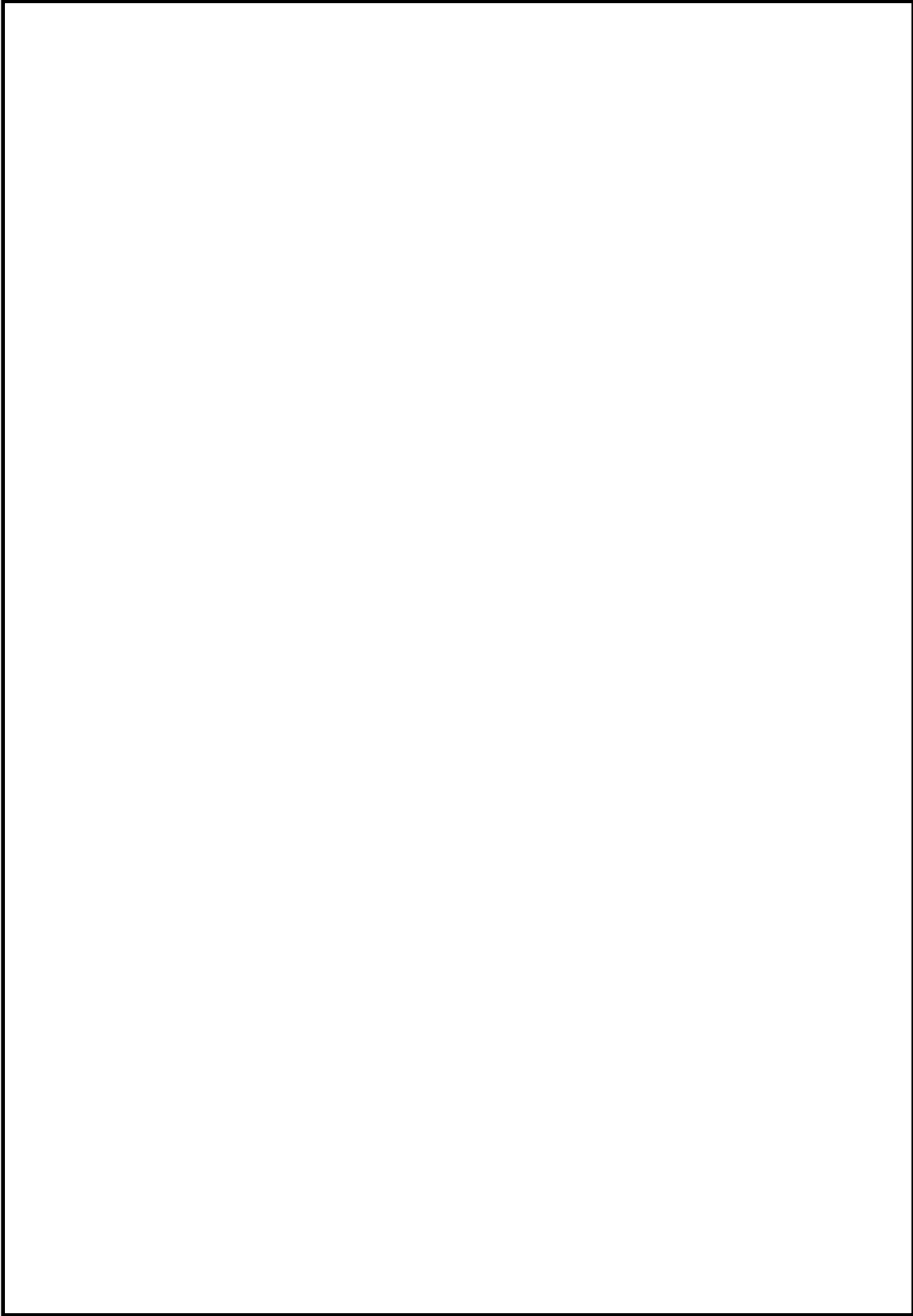
第 1 図 防護対象設備配置図 (9/31)



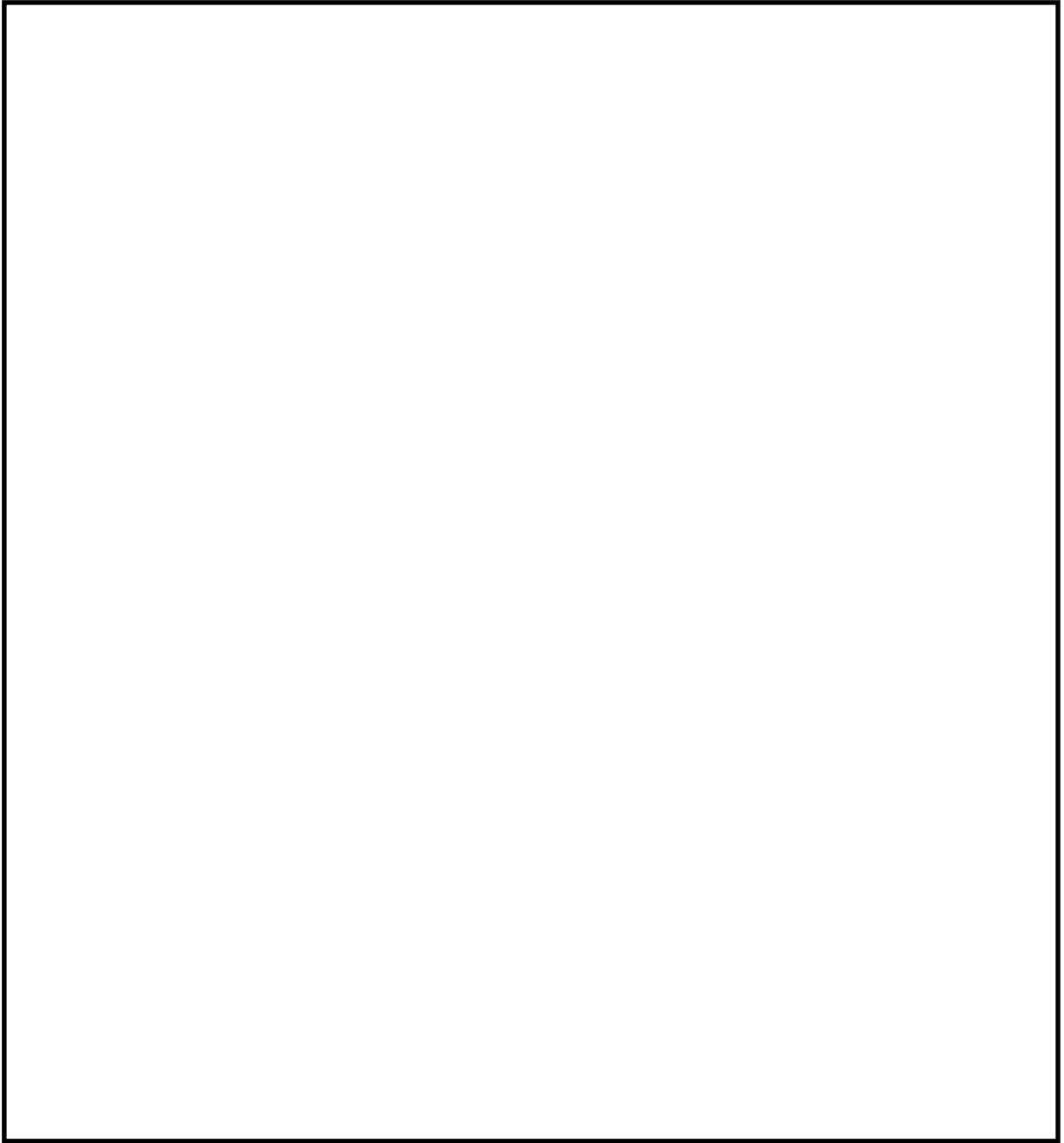
第 1 図 防護対象設備配置図 (10/31)



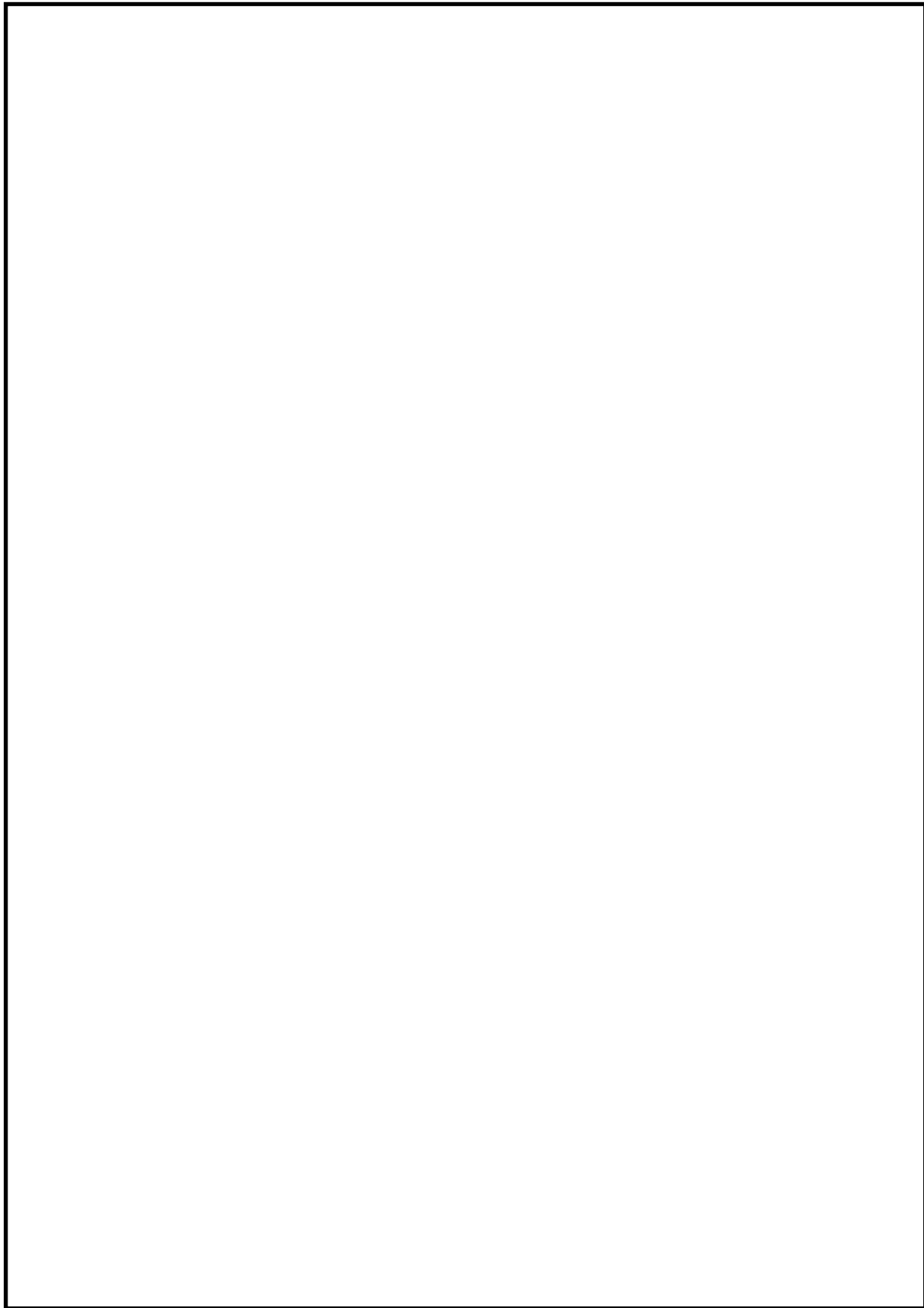
第 1 図 防護対象設備配置図 (11/31)



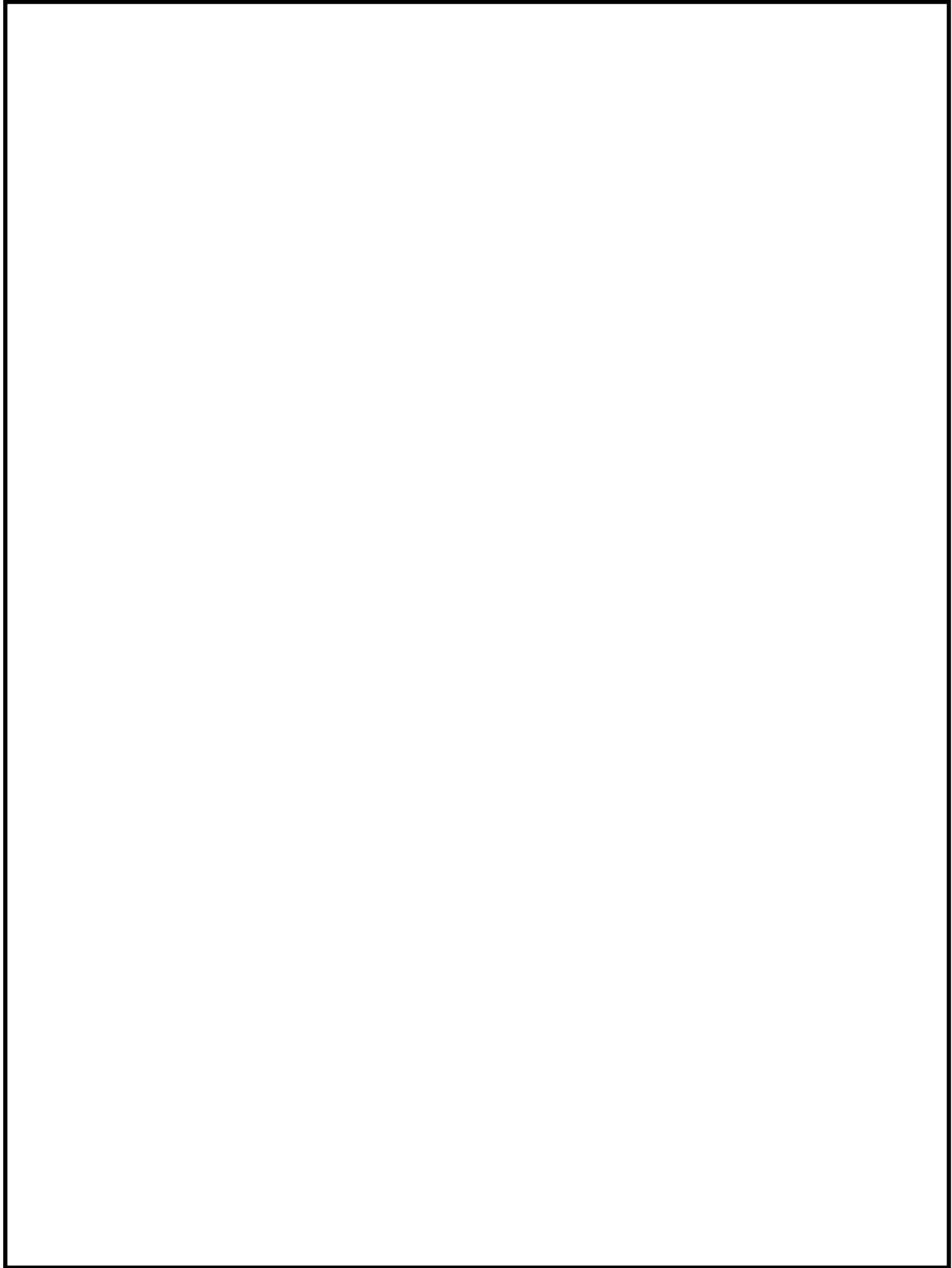
第 1 図 防護対象設備配置図 (12/31)



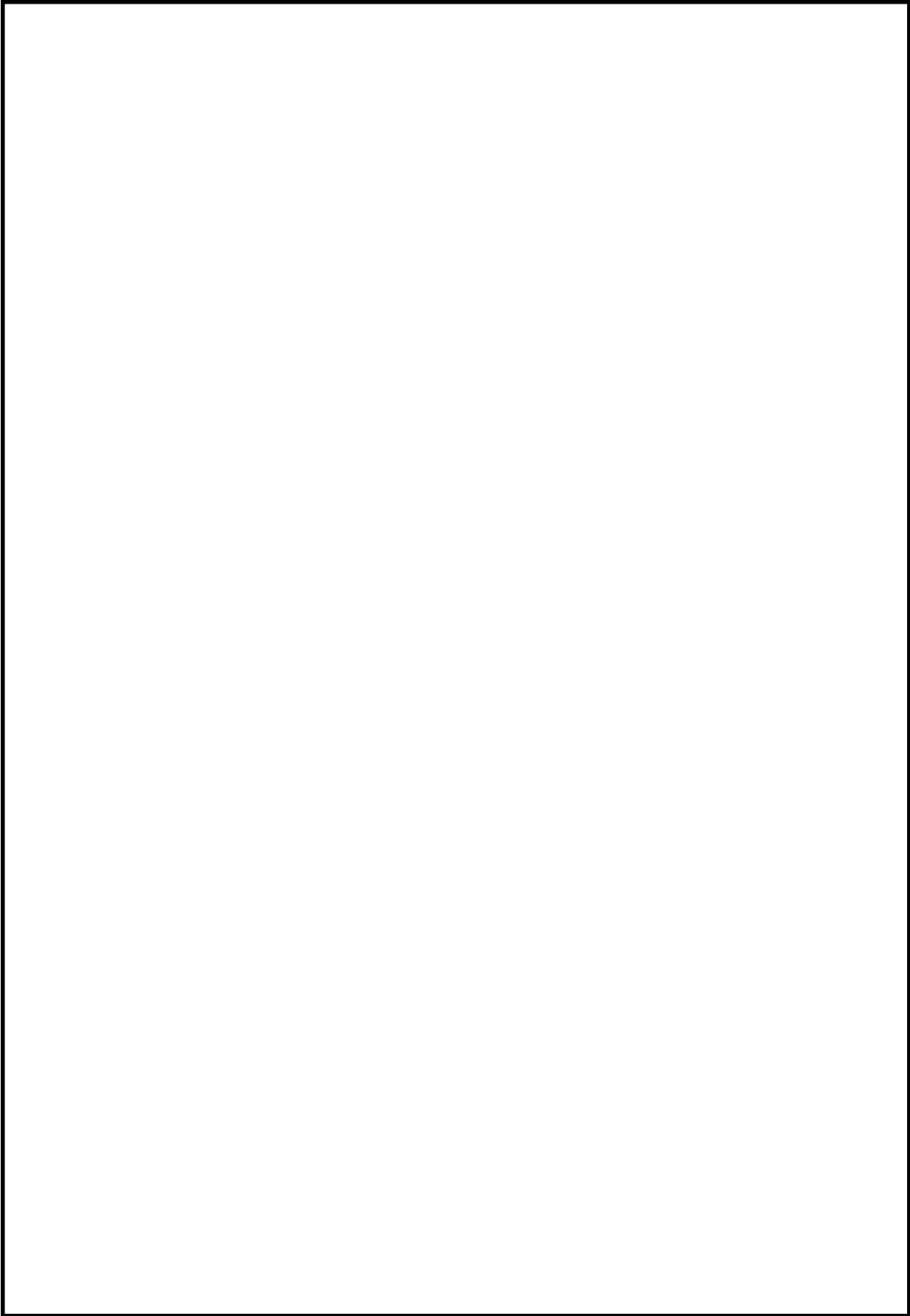
第 1 図 防護対象設備配置図 (13/31)



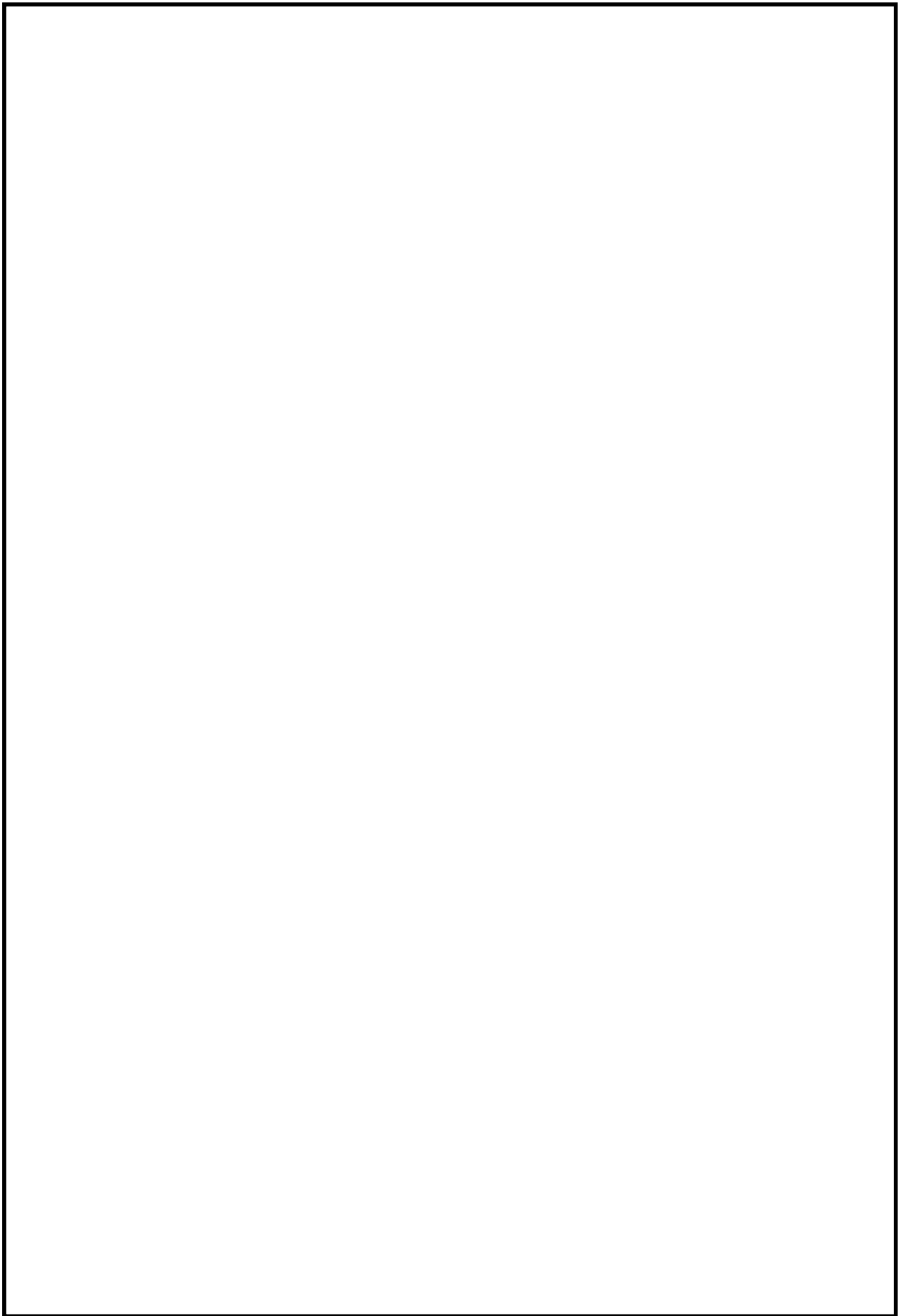
第 1 図 防護対象設備配置図 (14/31)



第 1 図 防護対象設備配置図 (15/31)



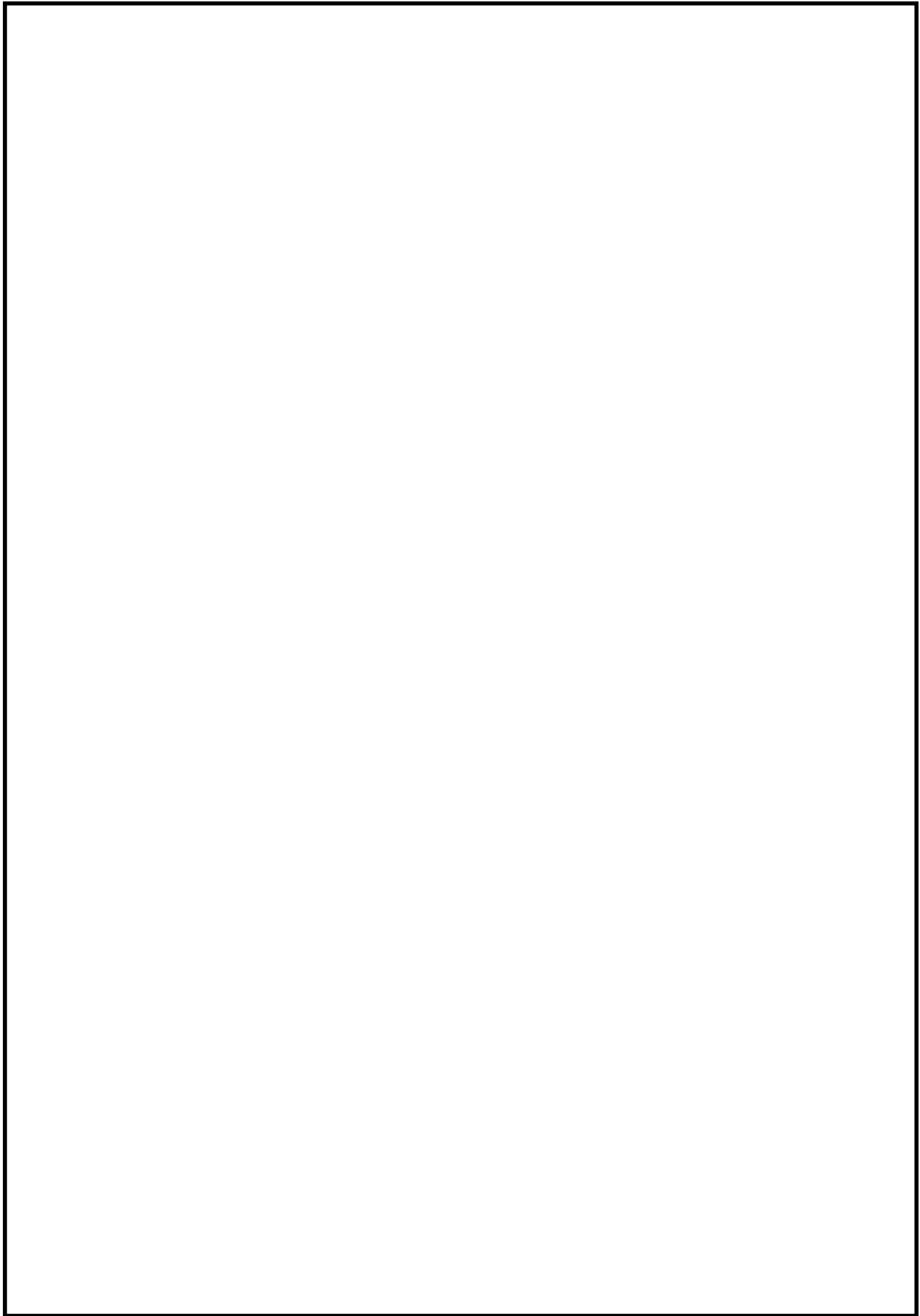
第 1 図 防護対象設備配置図 (16/31)



第 1 図 防護対象設備配置図 (17/31)

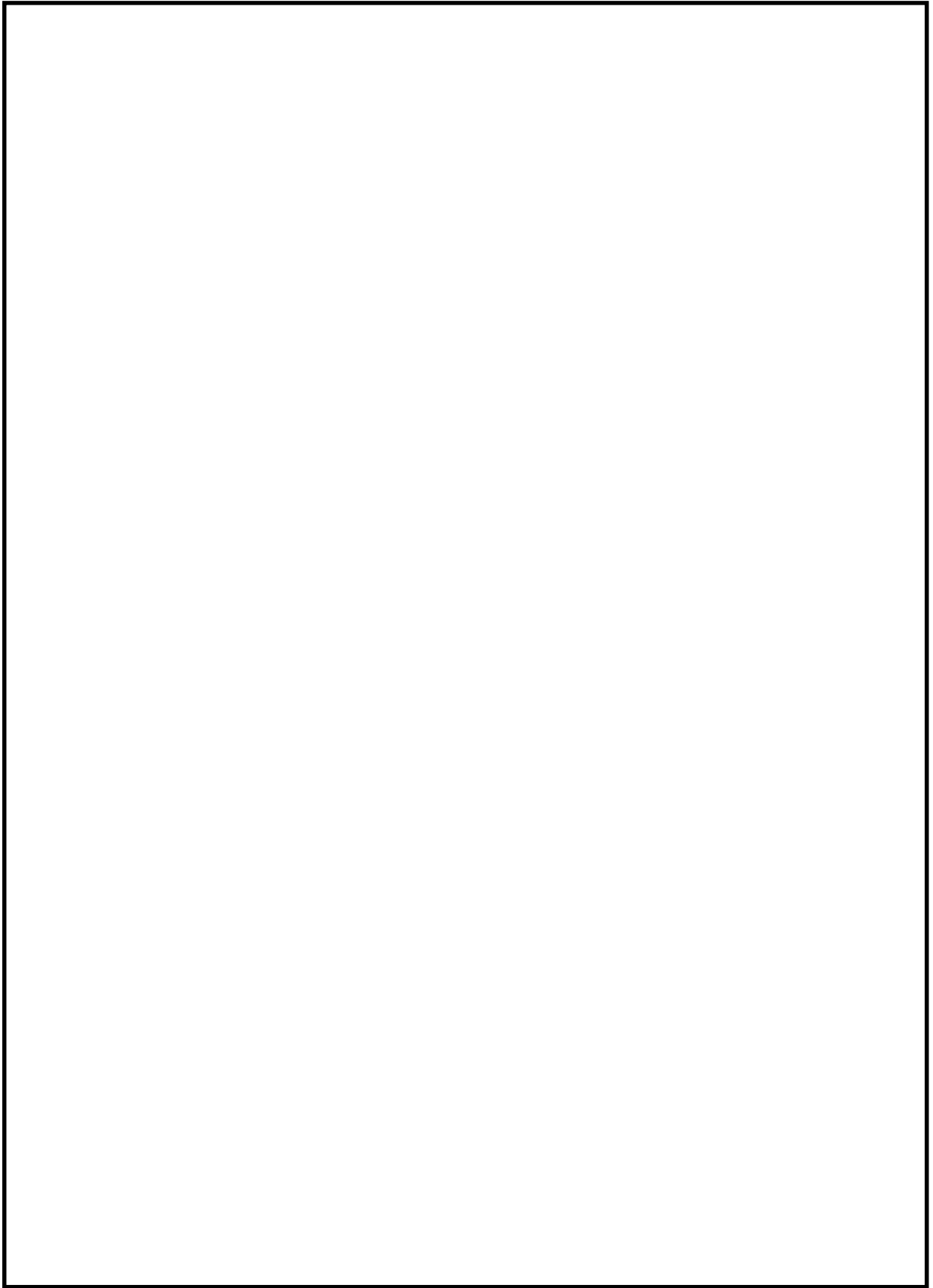


第 1 図 防護対象設備配置図 (18/31)

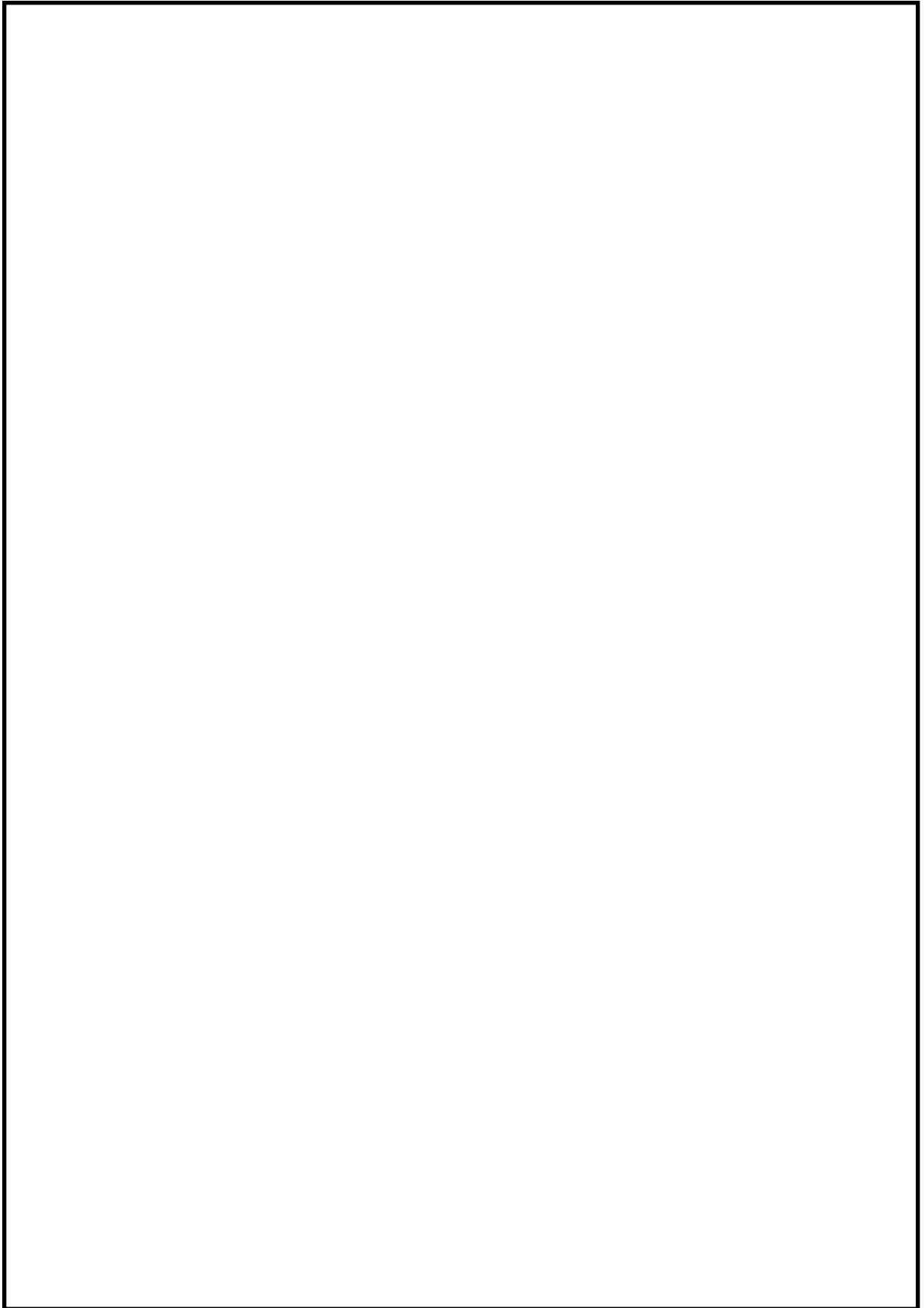


第 1 図 防護対象設備配置図 (19/31)

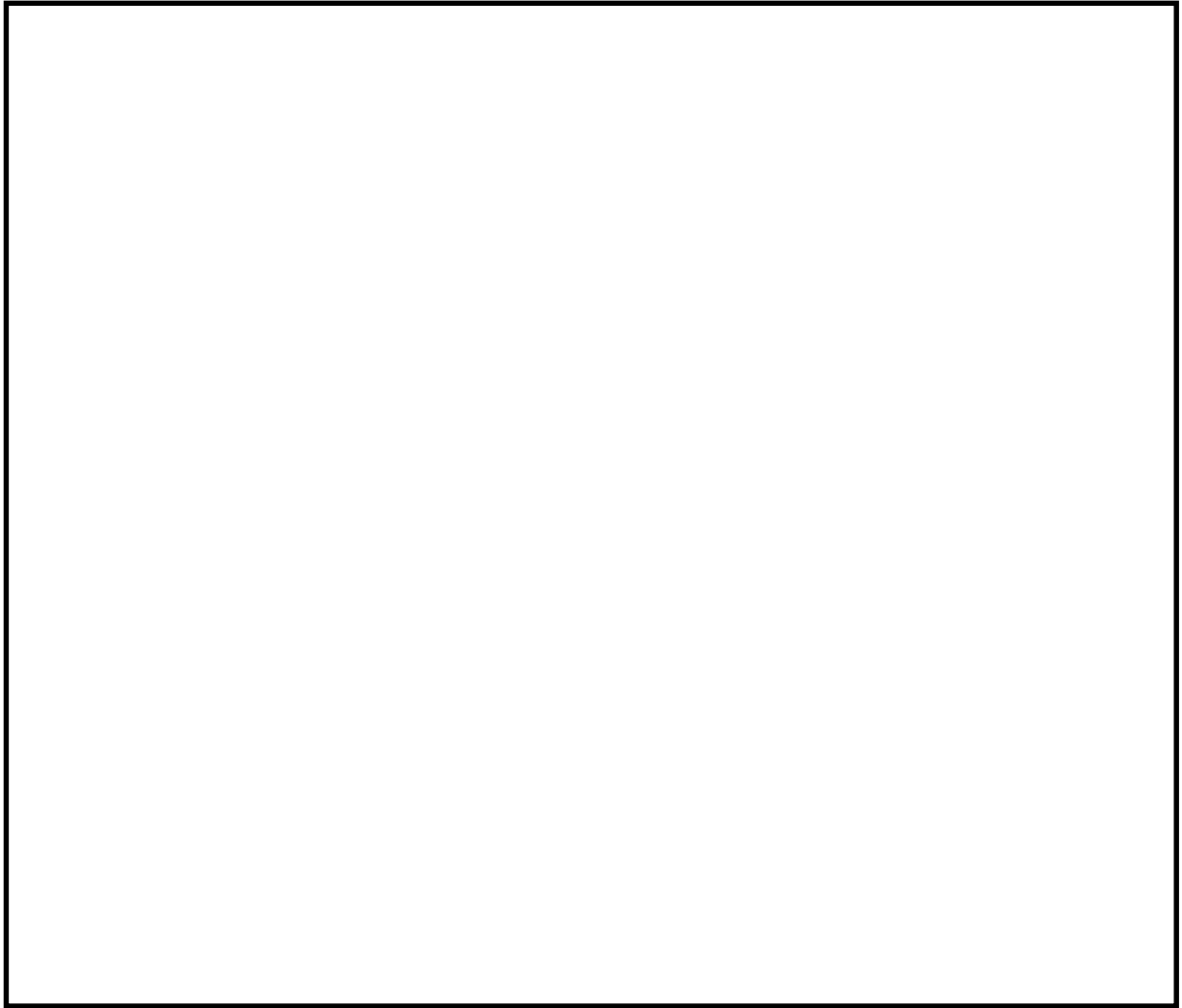
9 条-別添 1-補足 42-20



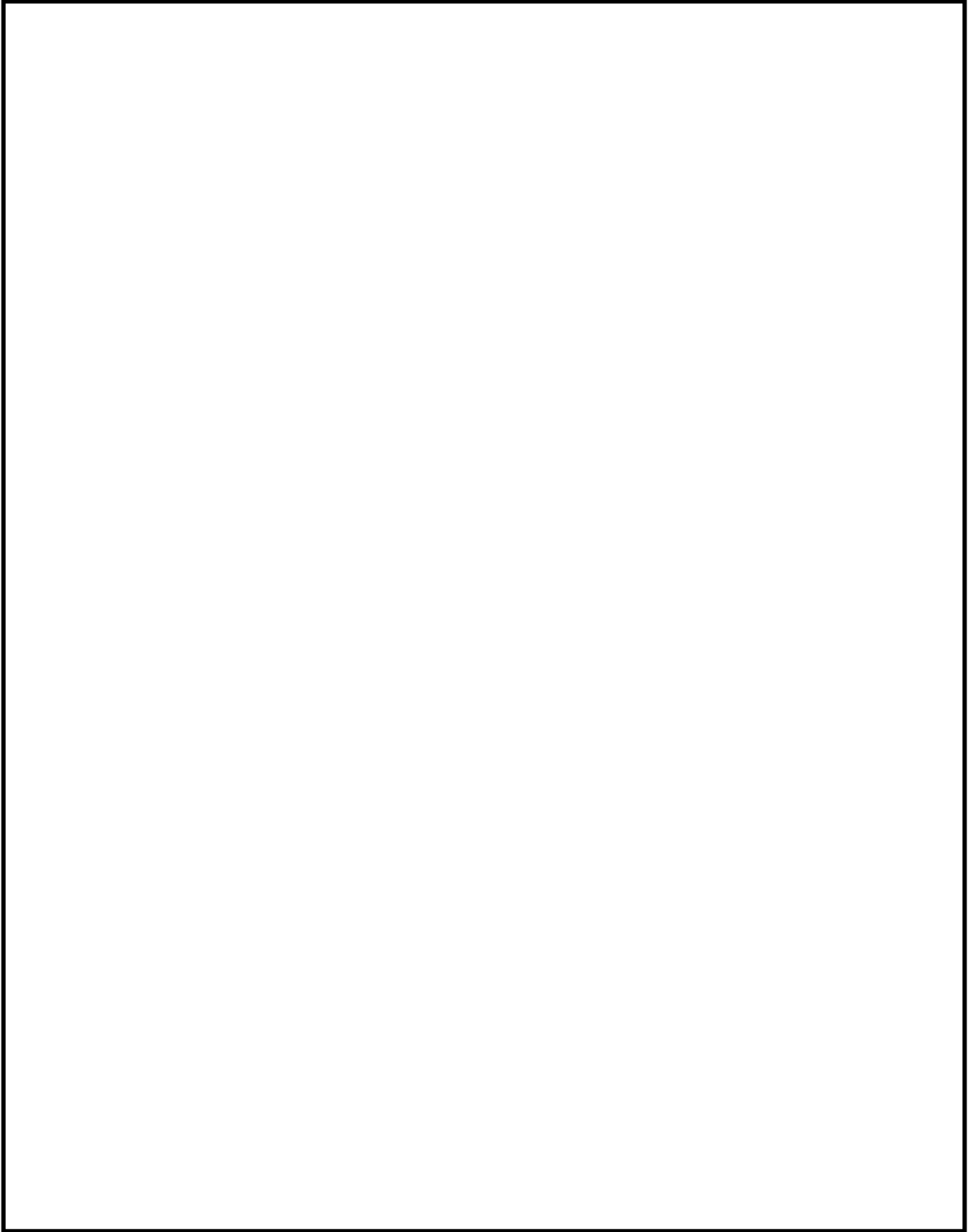
第 1 図 防護対象設備配置図 (20/31)



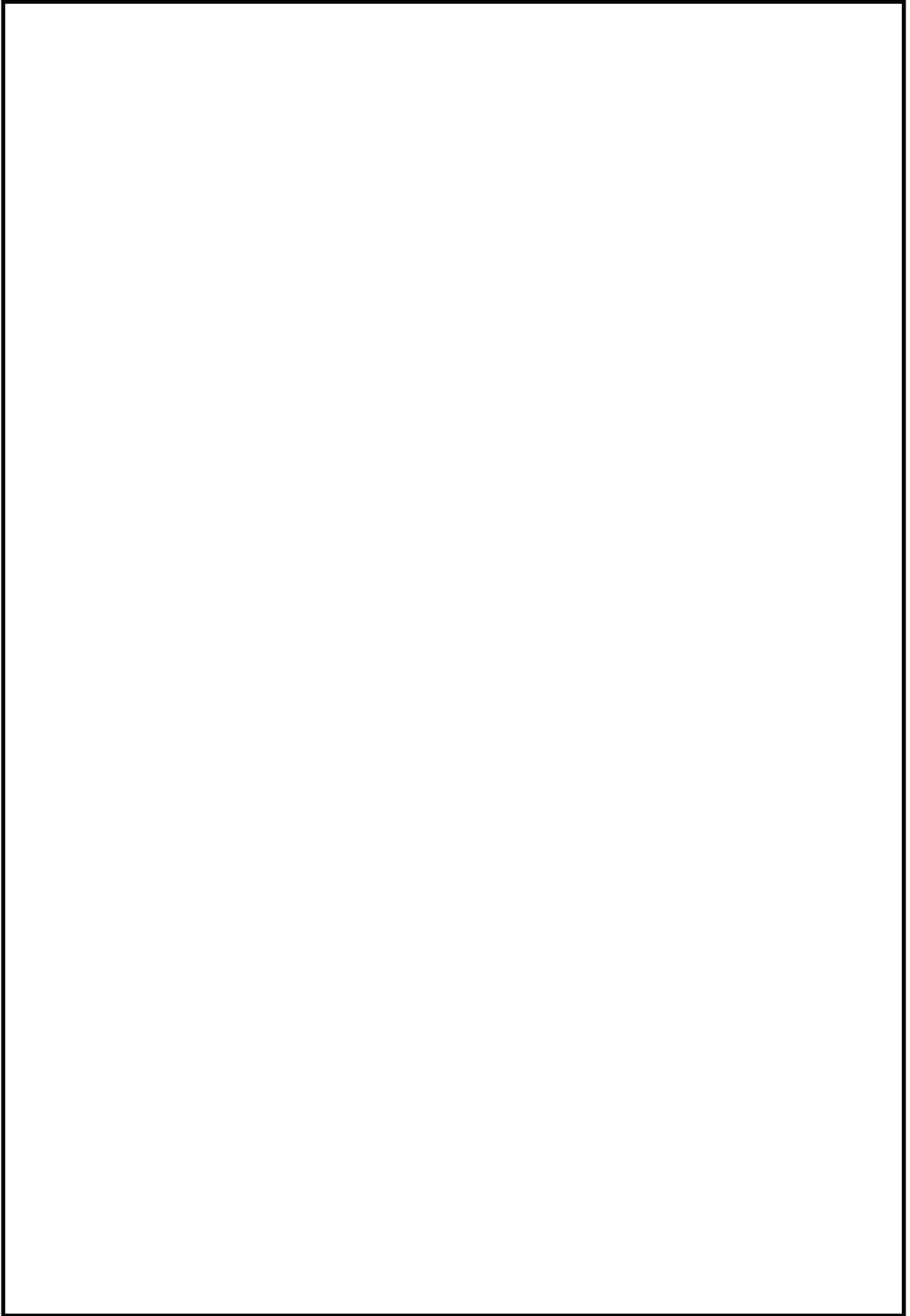
第 1 図 防護対象設備配置図 (21/31)



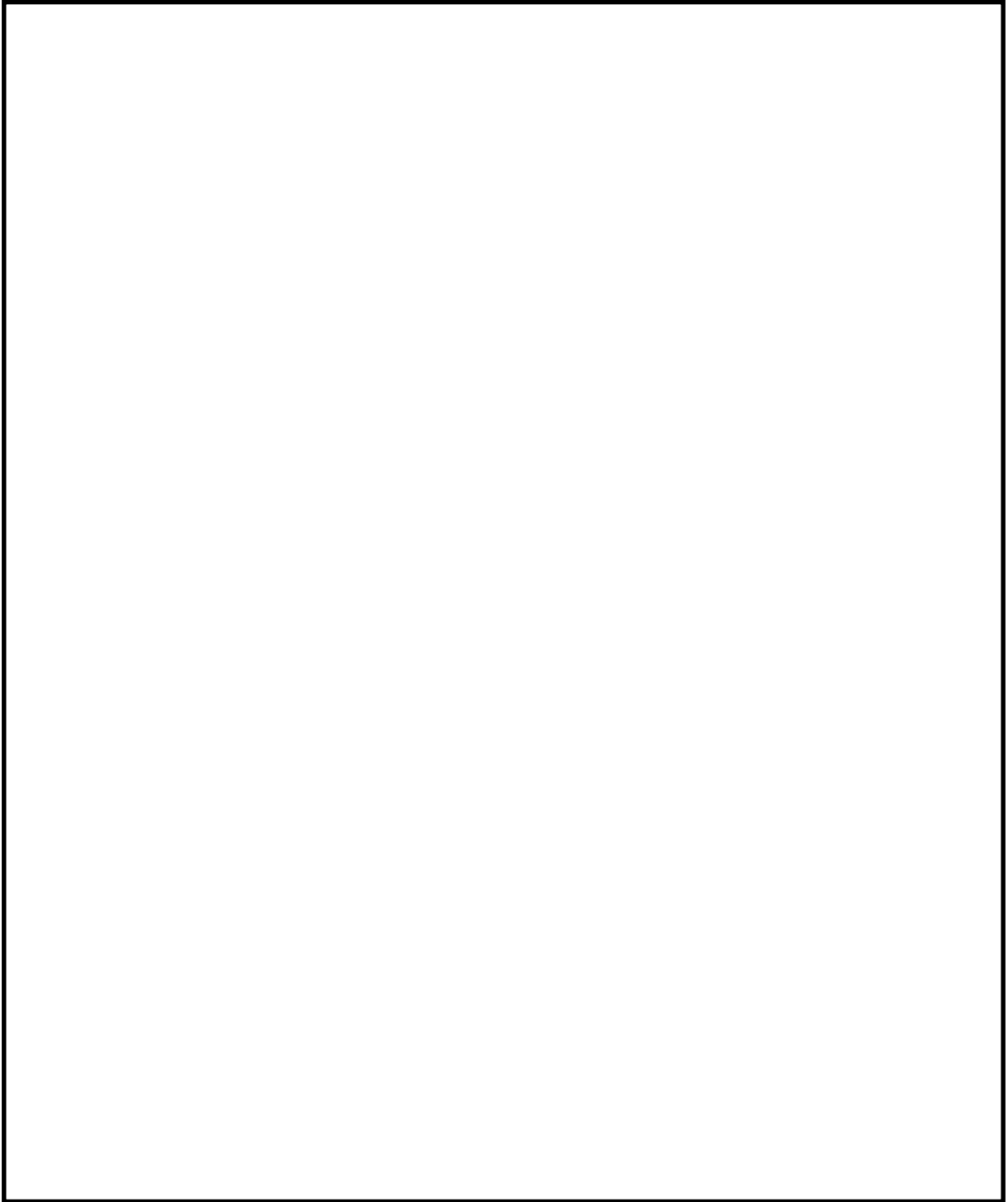
第 1 図 防護対象設備配置図 (22/31)



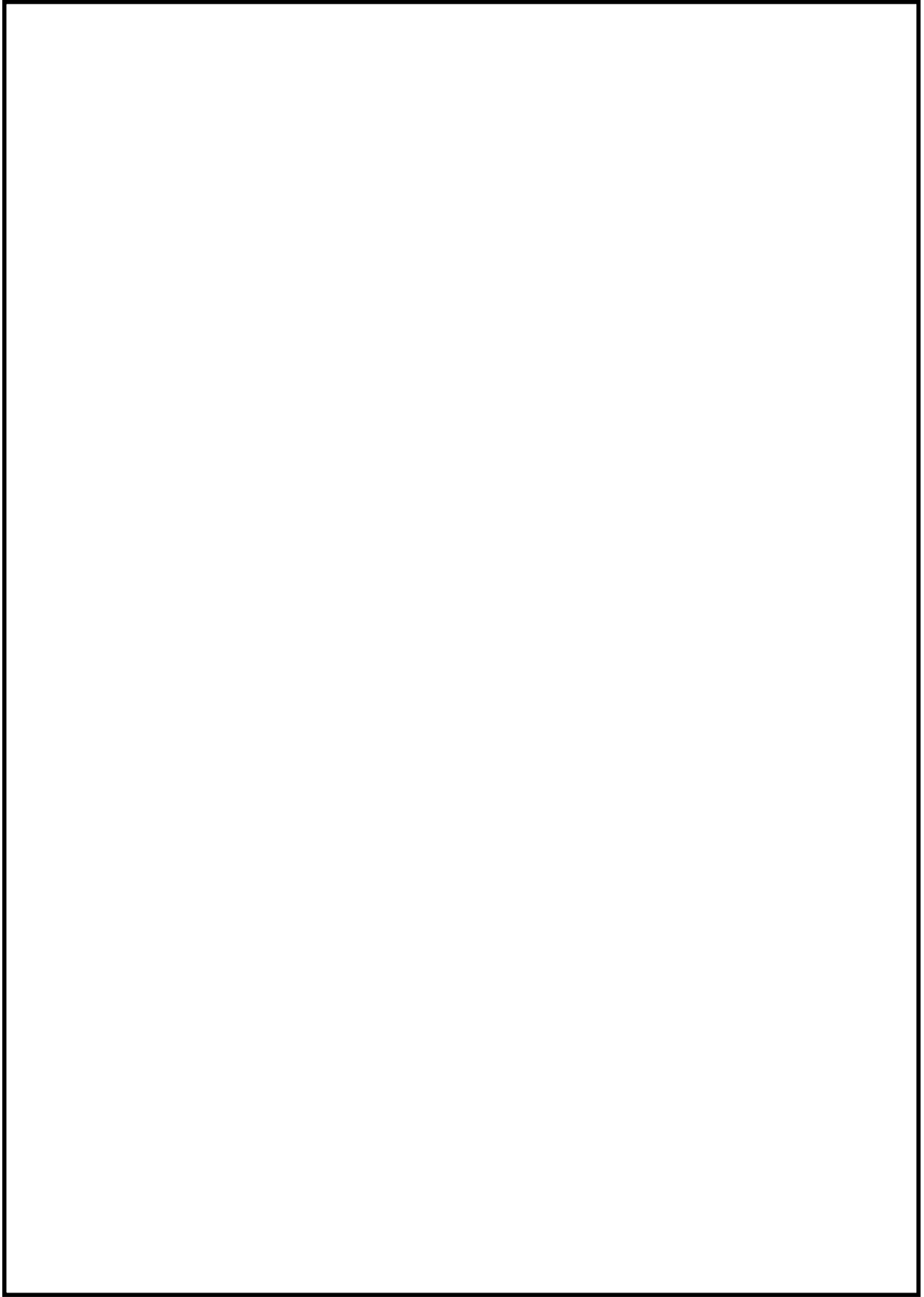
第 1 図 防護対象設備配置図 (23/31)



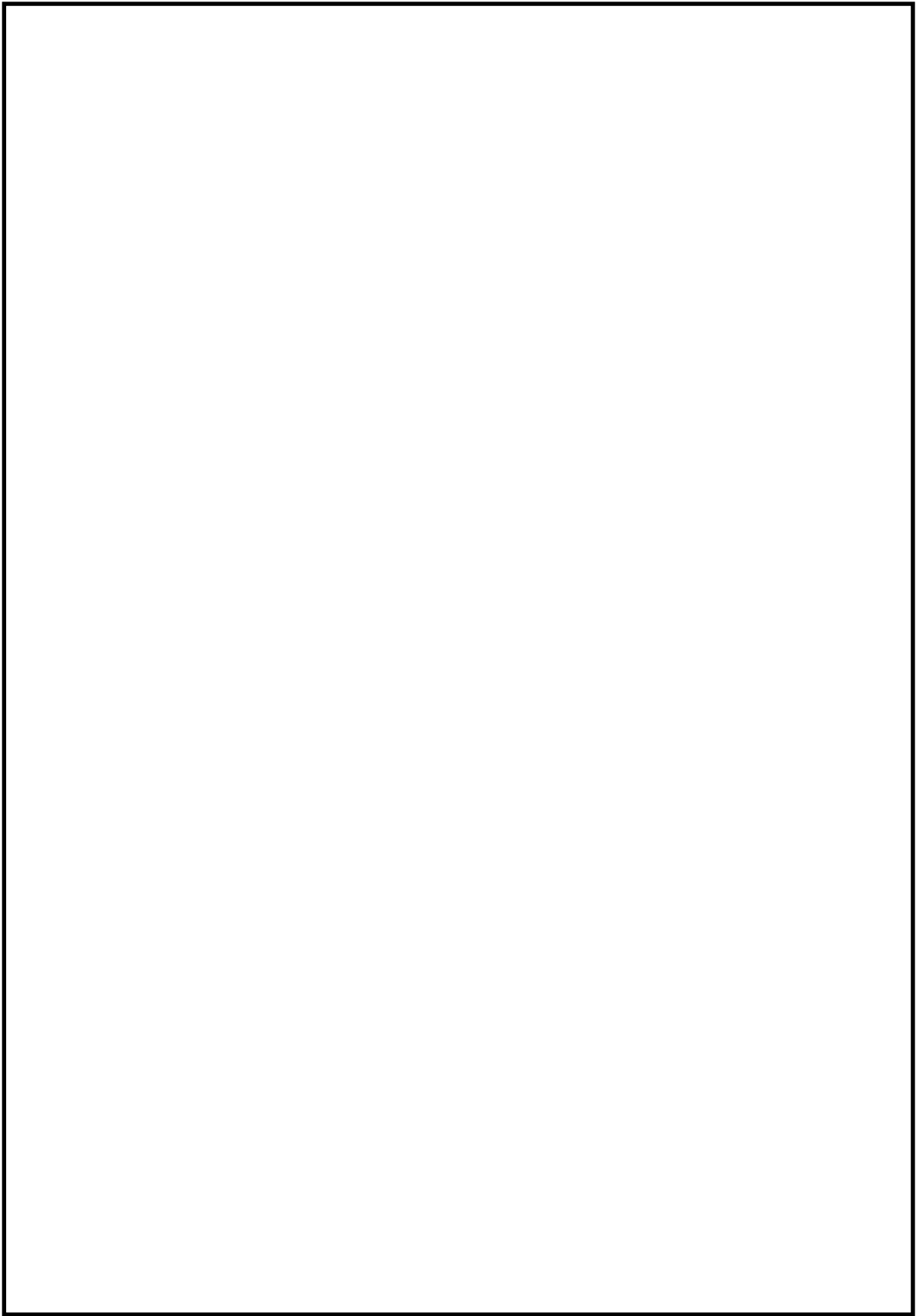
第 1 図 防護対象設備配置図 (24/31)



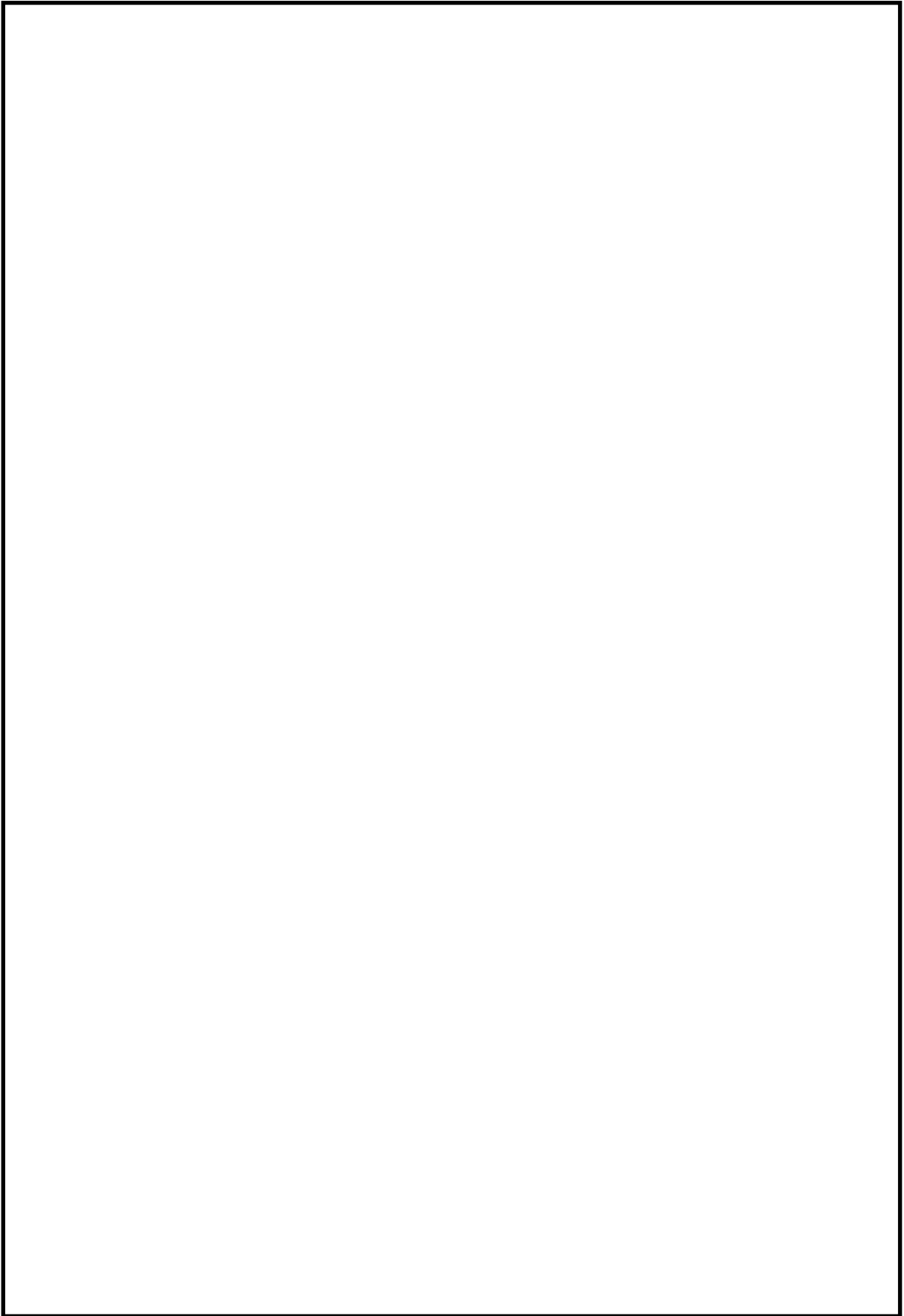
第 1 図 防護対象設備配置図 (25/31)



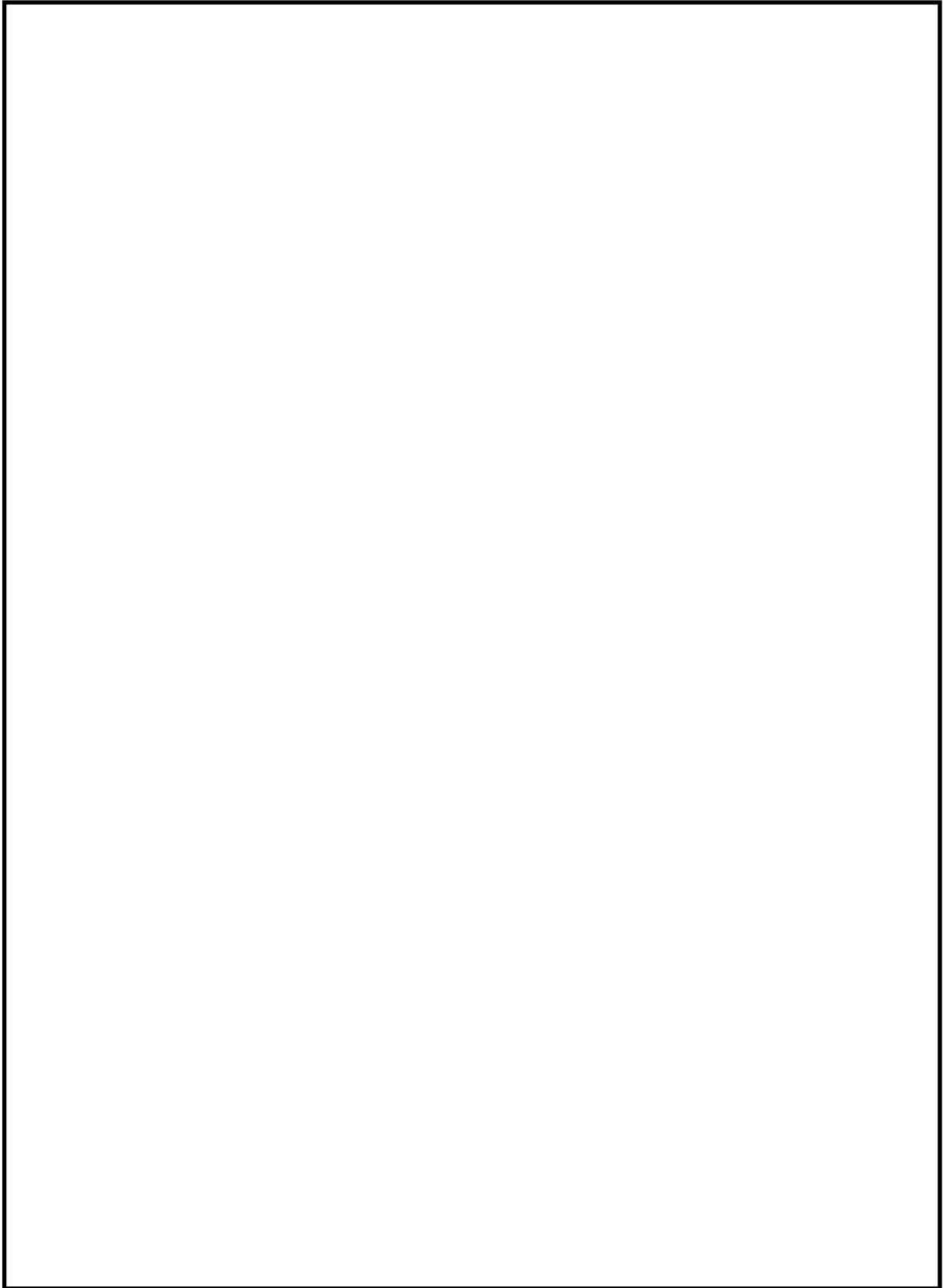
第 1 図 防護対象設備配置図 (26/31)



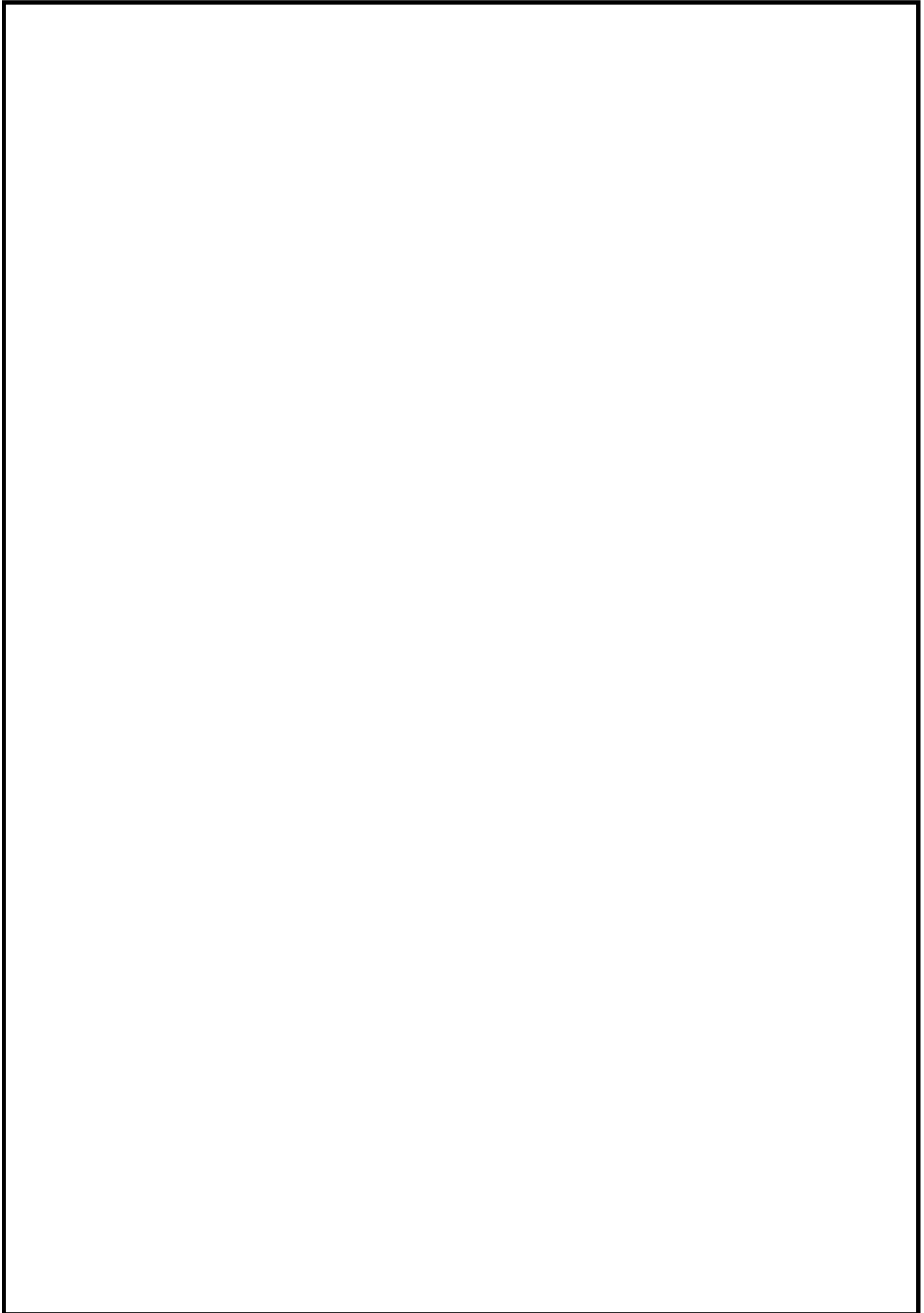
第 1 図 防護対象設備配置図 (27/31)



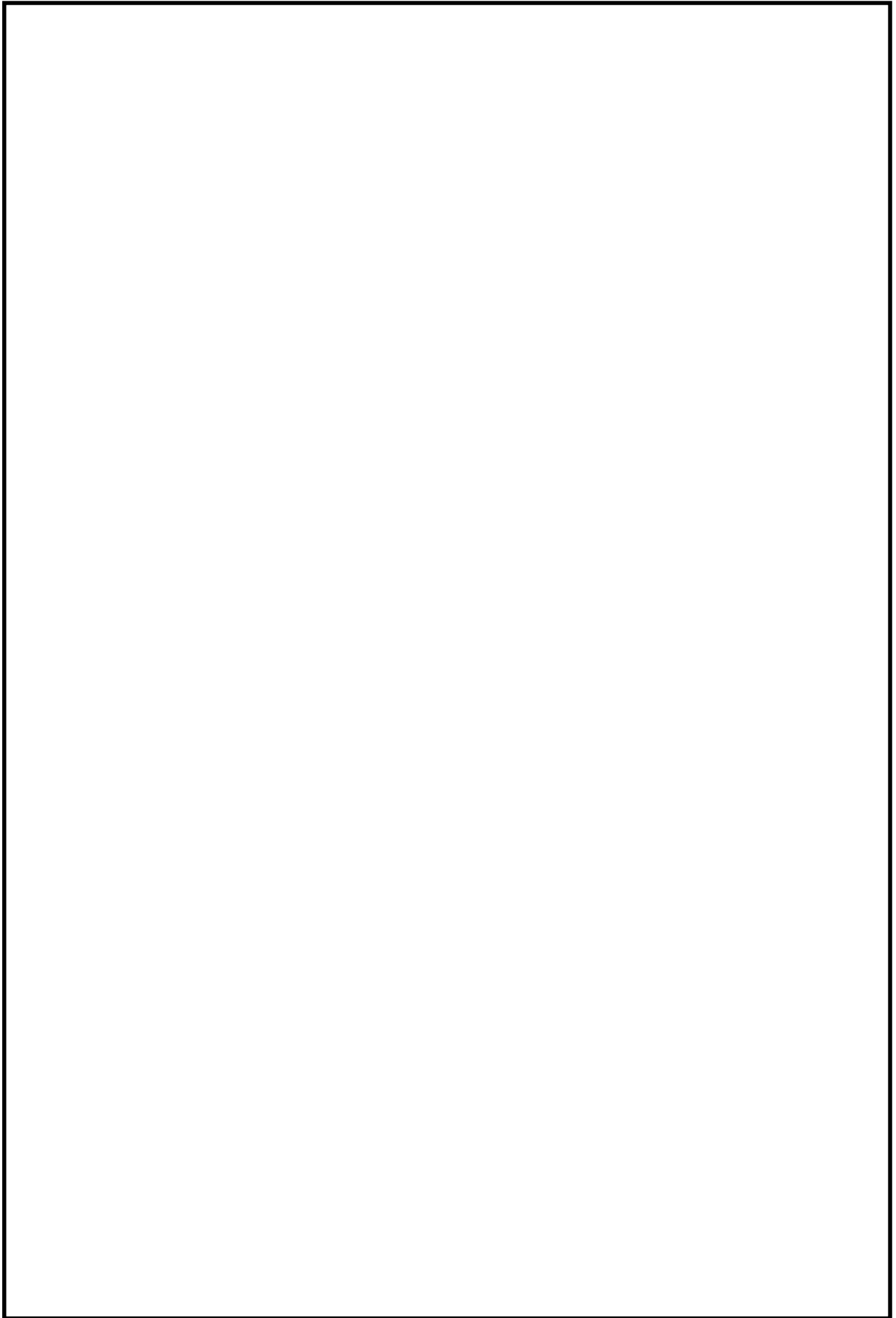
第 1 図 防護対象設備配置図 (28/31)



第 1 図 防護対象設備配置図 (29/31)



第 1 図 防護対象設備配置図 (30/31)



第 1 図 防護対象設備配置図 (31/31)

原子炉建屋内の漏えい検知器設置箇所について

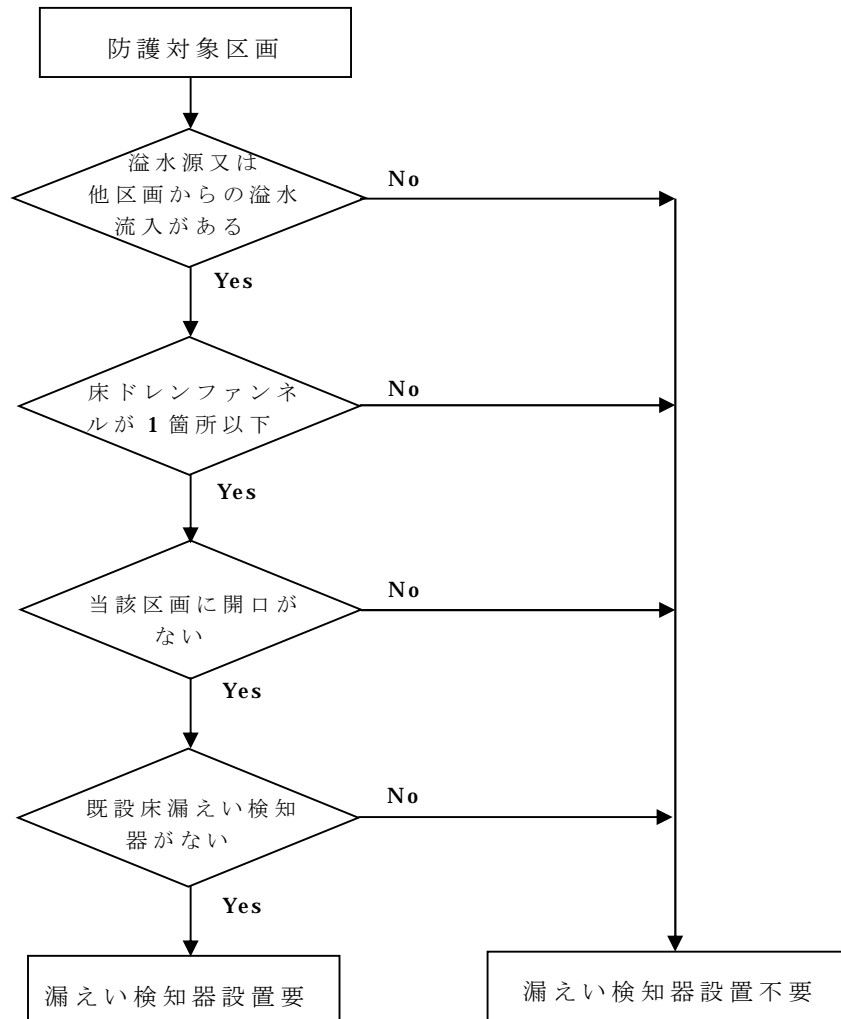
1. 概要

現在、溢水の検知方法には床ドレンファンネルからドレンサンプルに収集して漏えいを検知する方法及び既設床漏えい検知器により検知する方法がある。溢水を早期に検知し、その後の隔離作業等を迅速に実施するために、これらに加えて、新規に床漏えい検知器を設置する。新規に設置する床漏えい検知器の設置箇所に係る考え方を以下に示す。

2. 新規に設置する床漏えい検知器設置箇所の選定の考え方

(1) , (2) より選定した区画毎に漏えい検知器を少なくとも1個設置する。

(1) 防護対象設備を防護するための選定フロー



第1図 床漏えい検知器設置箇所の選定フロー

(2) (1) 以外の設置箇所

設置箇所	選定理由
管理区域と非管理区域の屋内境界部 ^{※1}	非管理区域への汚染水漏えいを防止するため管理区域で発生した溢水を検知する。
電気室出入扉外側の区画 ^{※2}	電気室の外側区画で溢水が発生したことを知らずに扉を開けたとき、溢水が電気室に侵入するのを防止する。
水密区画内 ^{※3}	水密区画に入る際に水密区画内の滞留の有無を検知する。
原子炉棟 6階 ^{※4}	原子炉棟 6階へのアクセス性を確認するため発生した溢水を検知する。

※1, ※2, ※3, ※4 : 当該設置箇所として第2図に示す。

漏えい検知器の設置箇所について、既設設置も含めて第2図に示す。

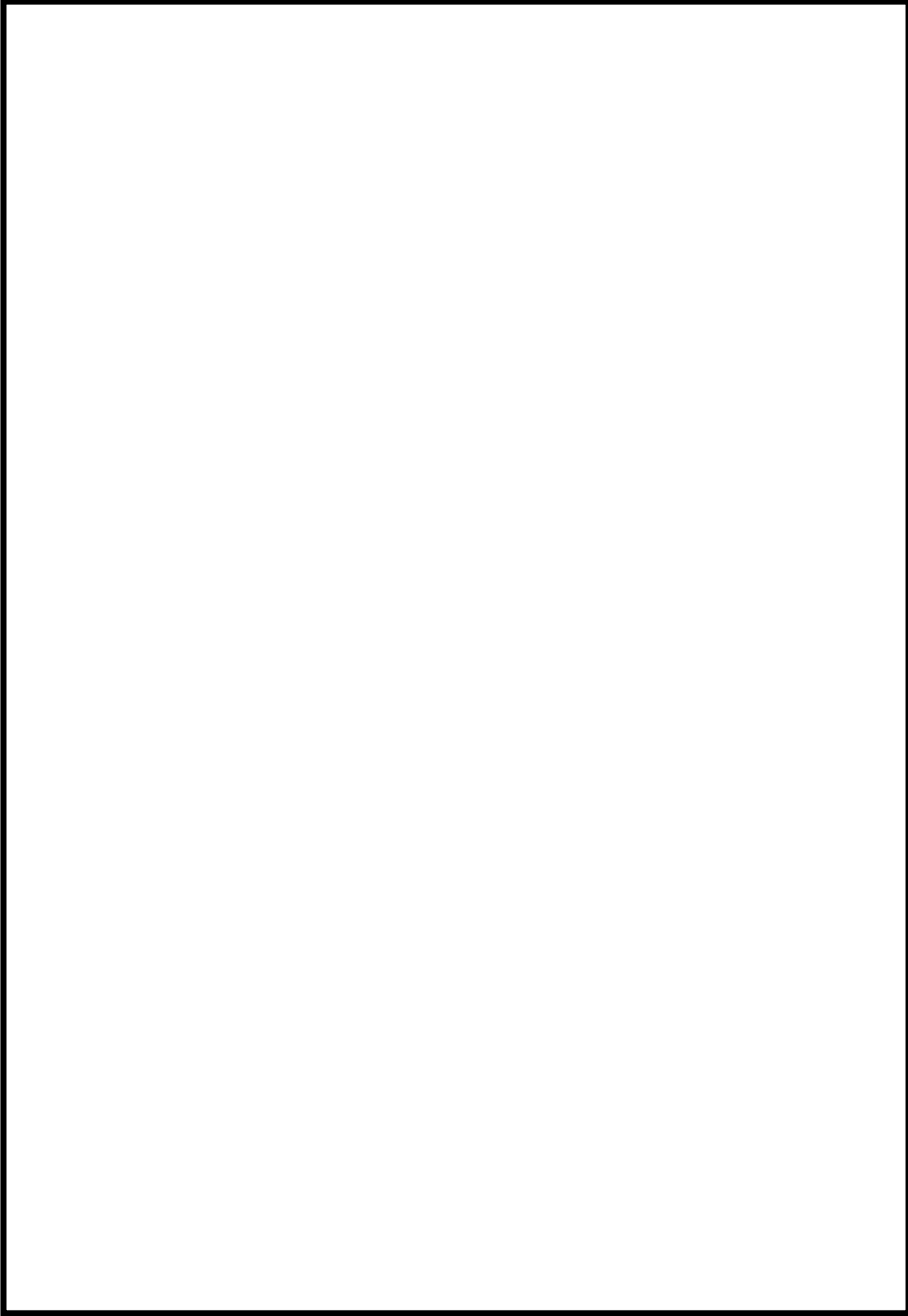
(3) 具体的な設置の考え方

- ・防護対象設備付近に設置する。
- ・既設床ドレンファンネルが設置されている区画では、溢水による漏えいを検知しやすいよう既設床ドレンファンネル近傍に設置する。

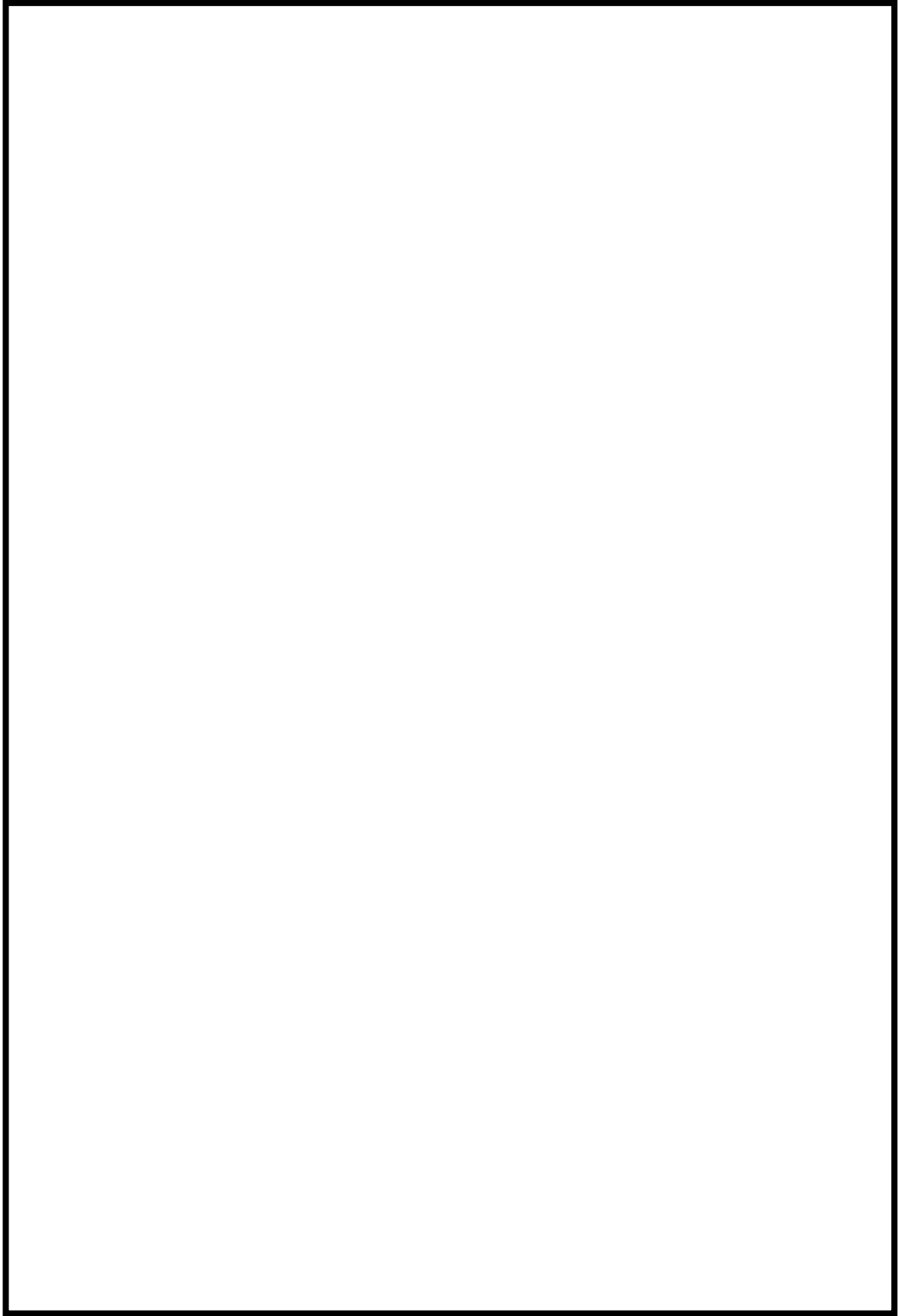
3. 原子炉建屋内の漏えい検知器設置数

54箇所（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）

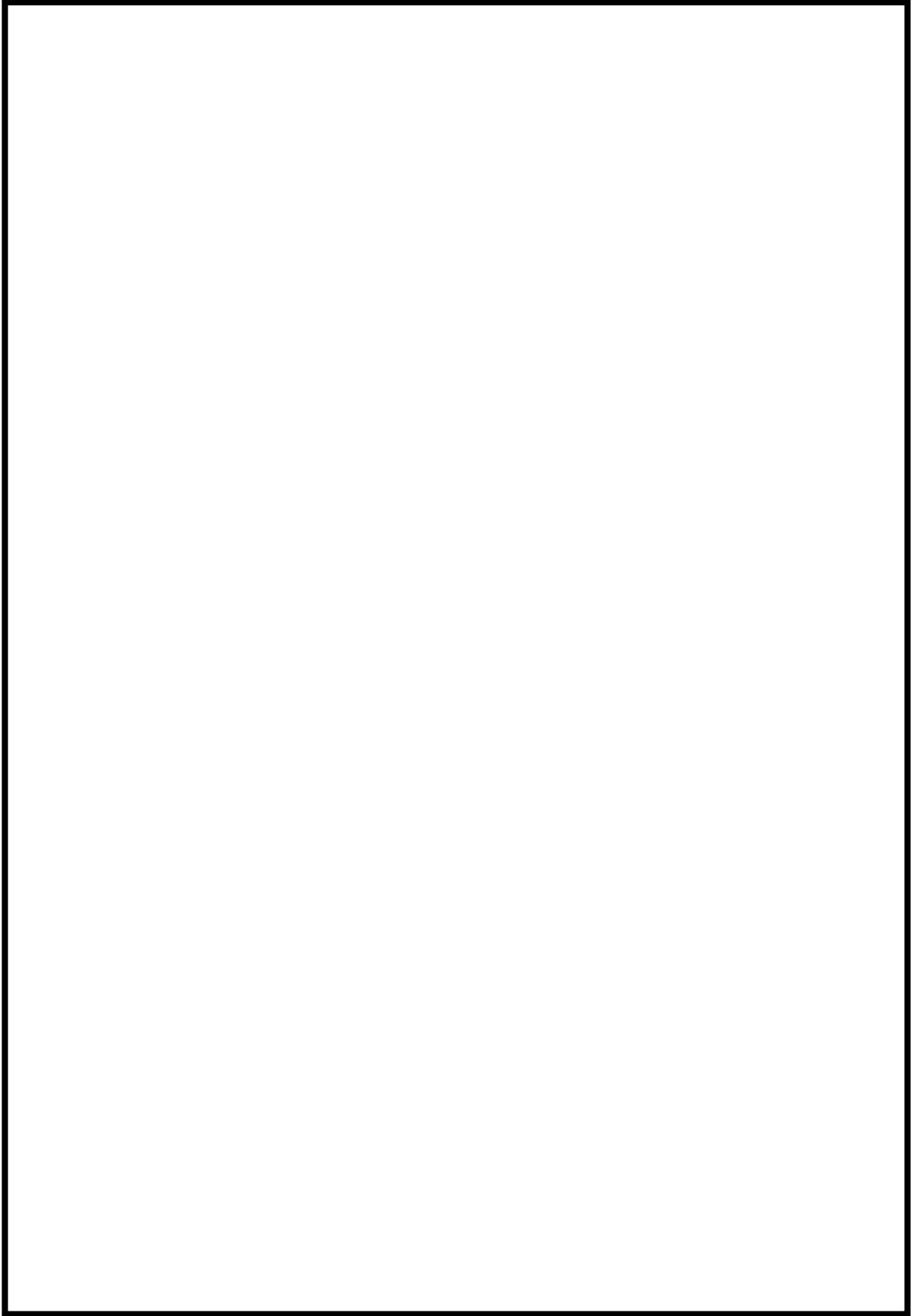
- ・既設：21か所（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）
- ・新設：33箇所（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）



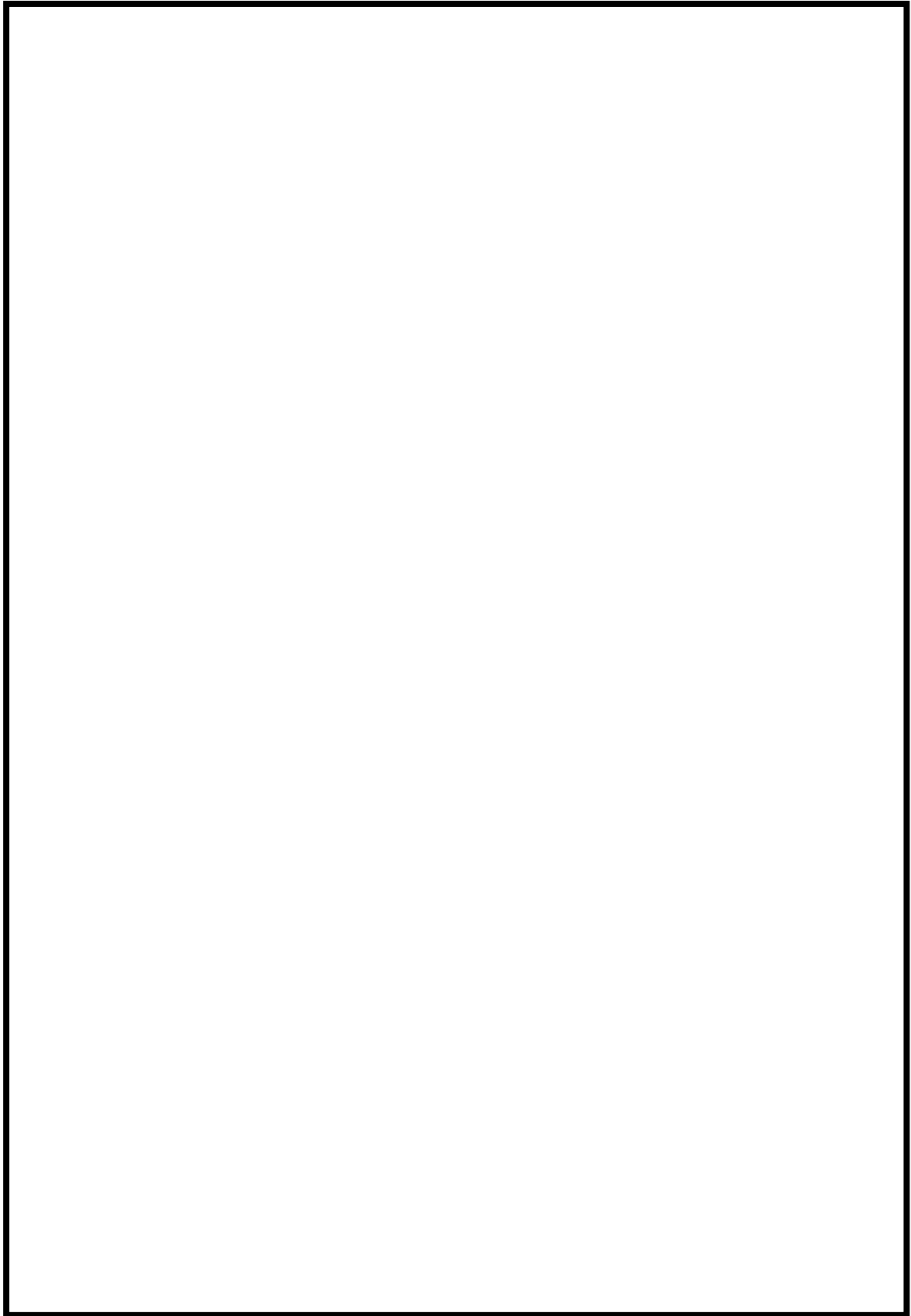
第2図 原子炉建屋内漏えい検知器配置図(1/8)



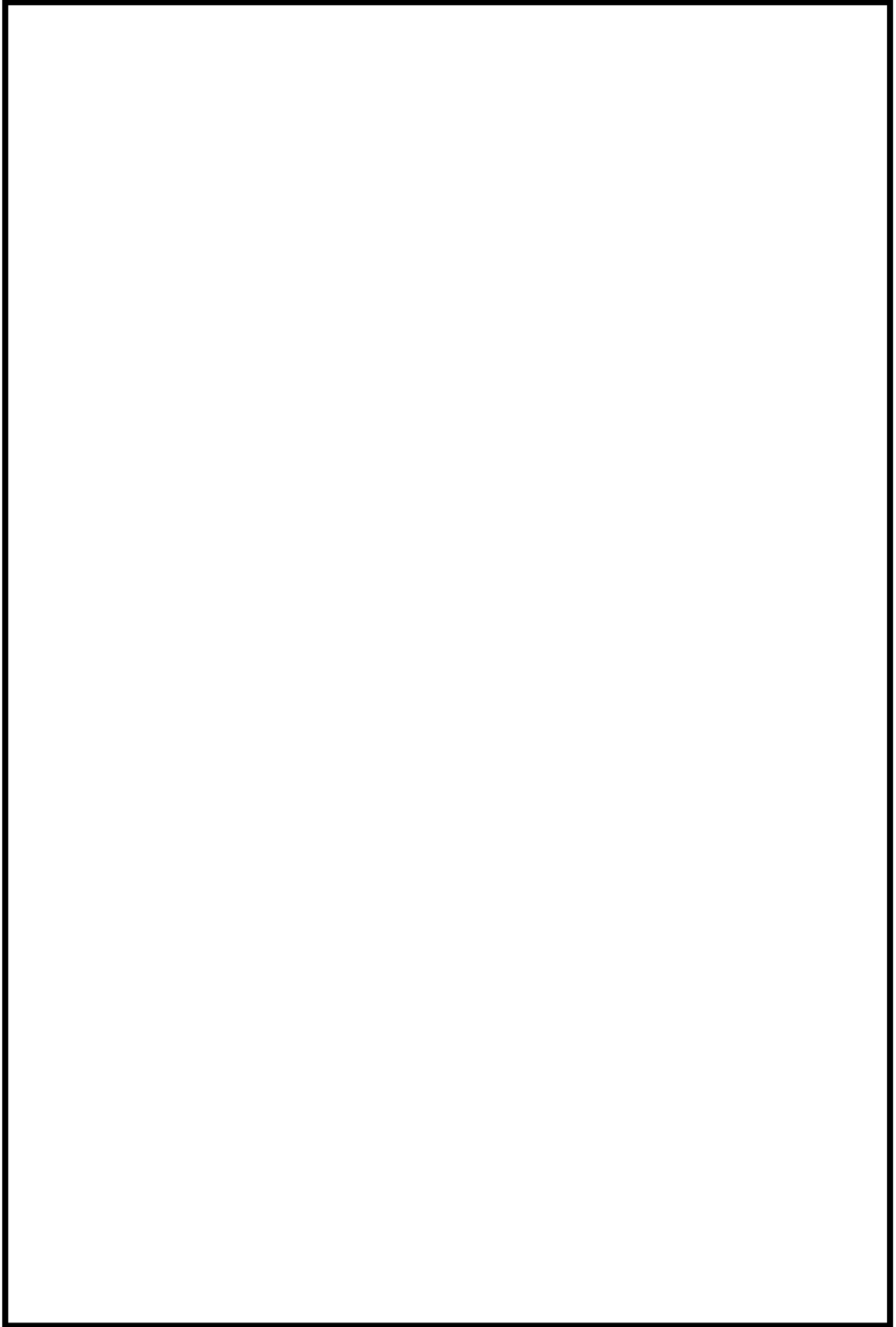
第2図 原子炉建屋内漏えい検知器配置図(2/8)



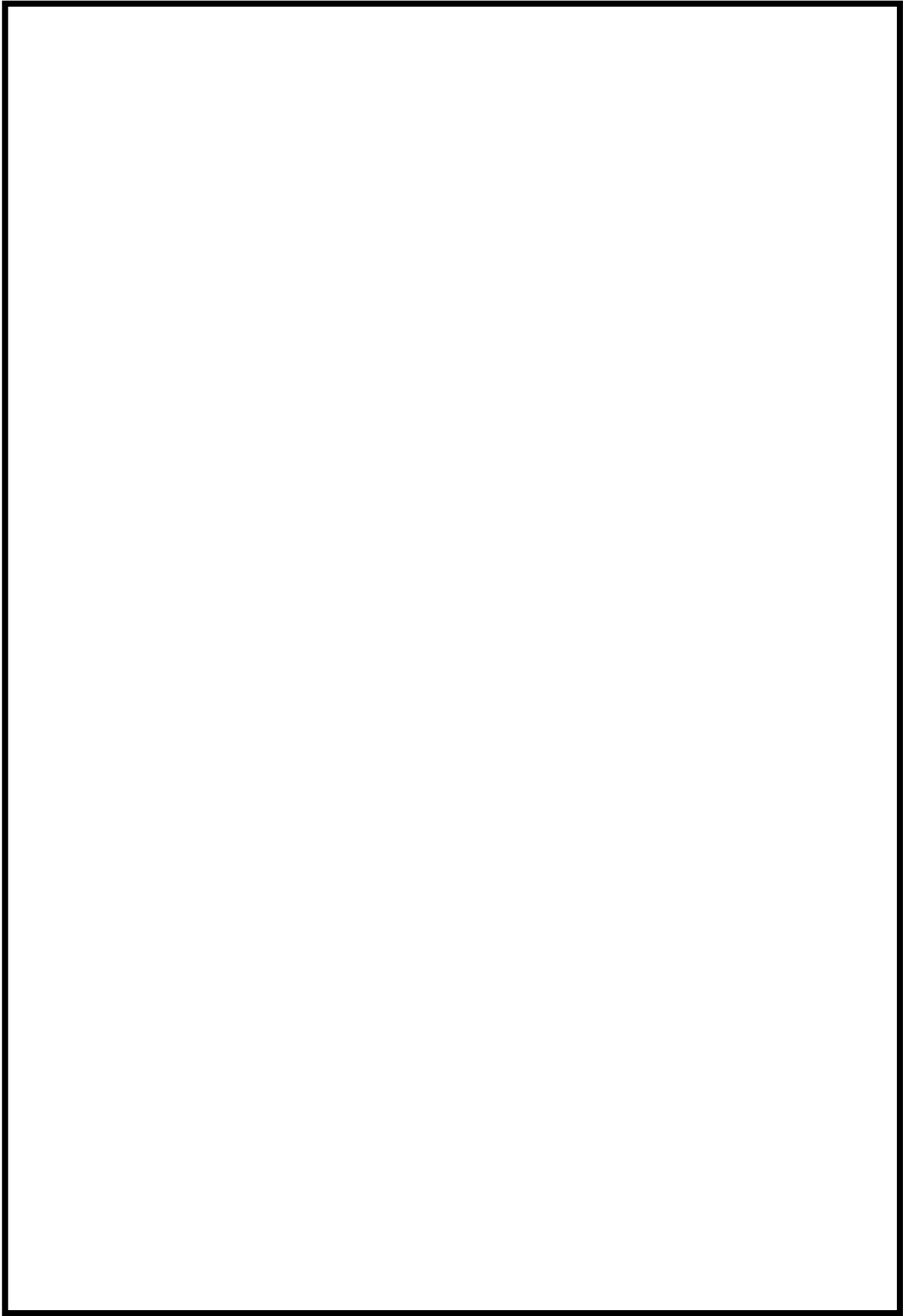
第2図 原子炉建屋内漏えい検知器配置図(3/8)



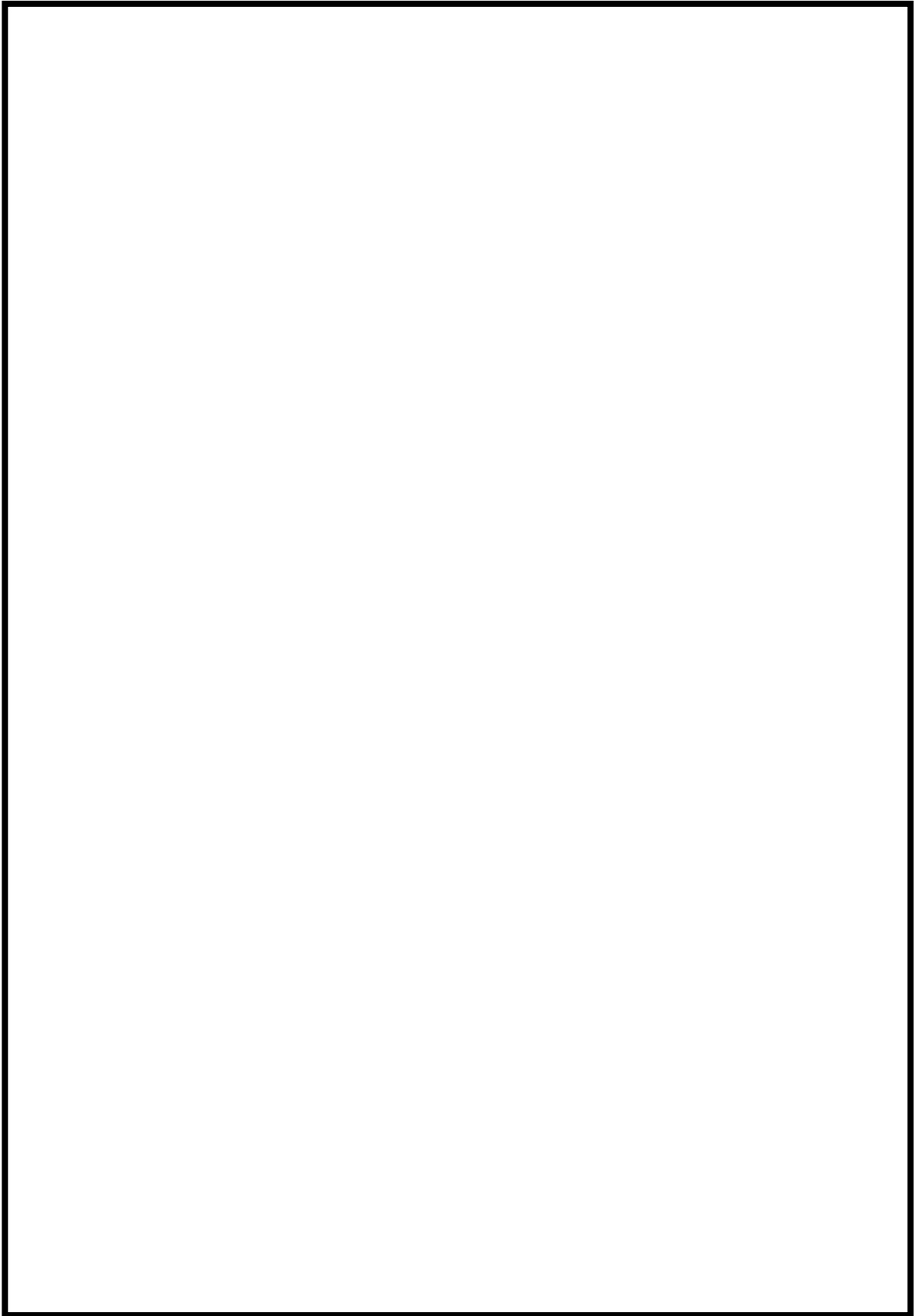
第2図 原子炉建屋内漏えい検知器配置図(4/8)



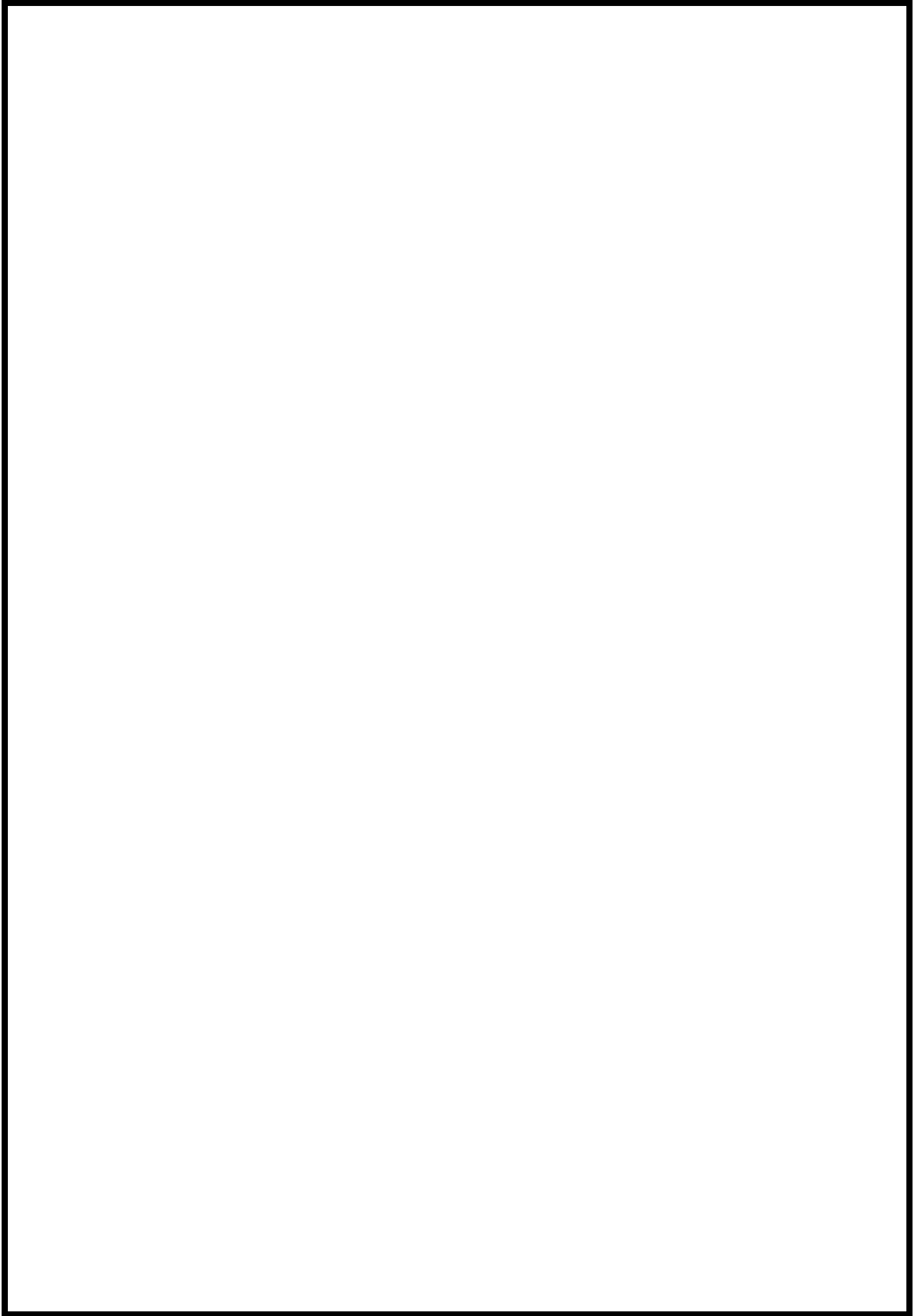
第2図 原子炉建屋内漏えい検知器配置図(5/8)



第2図 原子炉建屋内漏えい検知器配置図(6/8)



第2図 原子炉建屋内漏えい検知器配置図(7/8)



第2図 原子炉建屋内漏えい検知器配置図(8/8)

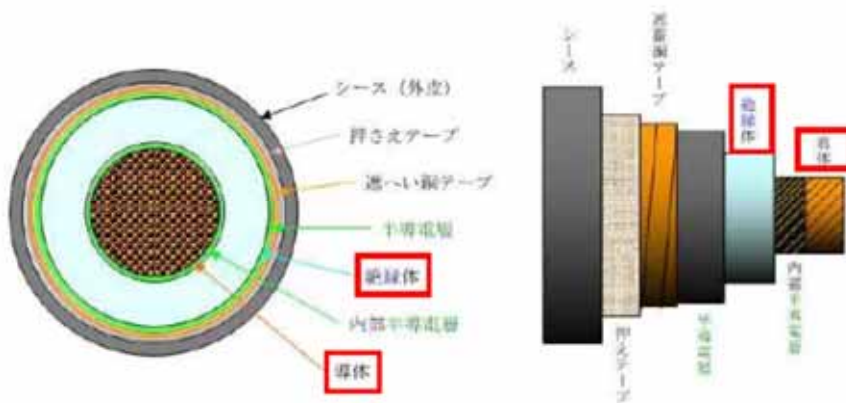
ケーブルの被水影響評価について

本資料は、防護対象設備に用いているケーブルについて被水したとしても、その機能に影響を受けないと判断したことに対する妥当性を説明するものである。

1. ケーブルの被水影響

第1図にケーブルの断面図を示す。ケーブルは充電部となる導体の廻りが絶縁体で覆われ、さらに耐水性・絶縁性の高いシースで覆われていることから、被水による機能影響は受けない。ここで、ケーブルが被水により機能影響を受けるケースとしては、絶縁体の割れ等によりケーブルの絶縁性能が低下している状態で被水し、地絡・短絡等が起こる場合が考えられる。

以下に、東海第二発電所 高経年化技術評価時の試験及び評価後の定期点検の状況からケーブルの被水による機能影響の有無について評価した結果を示す。



第1図 ケーブル断面図（例 高圧動力ケーブル）

2. 劣化模擬試験

下記の条件により，運転期間（60年）相当の劣化および原子炉冷却材喪失事故による劣化を模擬する。

運転期間（60年）の劣化模擬：熱老化（121℃，168時間）

放射線照射（ 5.0×10^5 Gy）

原子炉冷却材喪失事故による劣化模擬：171℃，427kPa，25時間

3. マンドレル耐電圧試験（40倍）

前項の劣化模擬試験を実施したケーブルに対して，下記の条件で試験を実施する。

試験条件：ケーブル外径の約40倍の直径をもつ金属円筒（マンドレル）の周囲に巻き付け，室温にて水道水中に浸漬させた状態で公称絶縁体厚さに対し，50Hz または60Hz の交流電圧 3.2kV/mmを5分間印加。試験の概要は第2図を参照。

判定基準：絶縁破壊しないこと。



第2図 マンドレル耐電圧試験（40倍）

4. ケーブルの定期点検について

前述のとおり、ケーブルはプラント内で想定される経年劣化により、被水による機能影響を受けるような絶縁性能の低下が起こらないことを高経年化技術評価時に確認しており、評価後も定期点検により異常が生じていないことを確認している。

具体的に、電力用ケーブルは定期的な絶縁抵抗測定により、絶縁抵抗に有意な変動が無いことを確認している。

また、制御・計装用ケーブルについては、定期検査時の点検・検査、運転中の定例試験時等において、系統機器の動作または計器の指示値等を確認することで、ケーブルの異常が無いことを確認している。

5. まとめ

運転期間相当（60年）を模擬した劣化に加え、原子炉冷却材喪失事故による劣化を模擬したケーブルに対しマンドレル耐電圧試験を実施し、浸水時における機械的・電氣的裕度を確認していること、及び高経年化技術評価後においても定期点検により有意な劣化が無いことを確認していることから、ケーブルの被水影響はないと評価する。

火災区域設置を反映した蒸気影響評価について

火災区域設置により、各区画の空間容積が減少することから、これを反映して蒸気影響評価を実施し、火災区域設置前の環境条件が適用できることを確認した。

1. 評価の前提条件

原子炉隔離時冷却系蒸気配管は、原子炉棟 3 階及び 2 階の一般通路部に設置されていることから、破損を想定した場合、各エリアの防護対象設備に与える影響が大きい。このため、蒸気影響評価における対策が必要な系統として選定している。

また、各溢水防護対象設備の設置位置と蒸気配管の仕様及び設置位置を考慮し、蒸気漏えいの観点で、最も厳しい環境条件となると考えられるのは 2 階、3 階の東側エリアである。

2. 蒸気の影響評価における解析評価

内部溢水で想定する蒸気漏えいのケースとして、原子炉隔離時冷却系蒸気配管の破損ケースを以下のとおり評価した。流出条件を第 1 表に示す。破断想定箇所と評価区画の配置を第 1 図及び第 2 図に示す。

解析ケース及び入力データは以下とした。

- ・ 建屋モデル：原子炉建屋原子炉棟（火災の区域分離壁設置による区域）

解析モデル図を第 3 図に示す。

- ・ 破損形状：原子炉隔離時冷却系蒸気配管の貫通クラック

(ターミナルエンド部については、防護カバーの設置並びに、漏えい検知システムにより漏えい量抑制対策を実施)

- ・漏えい停止 : 漏えい時の差圧検出によるインターロック動作

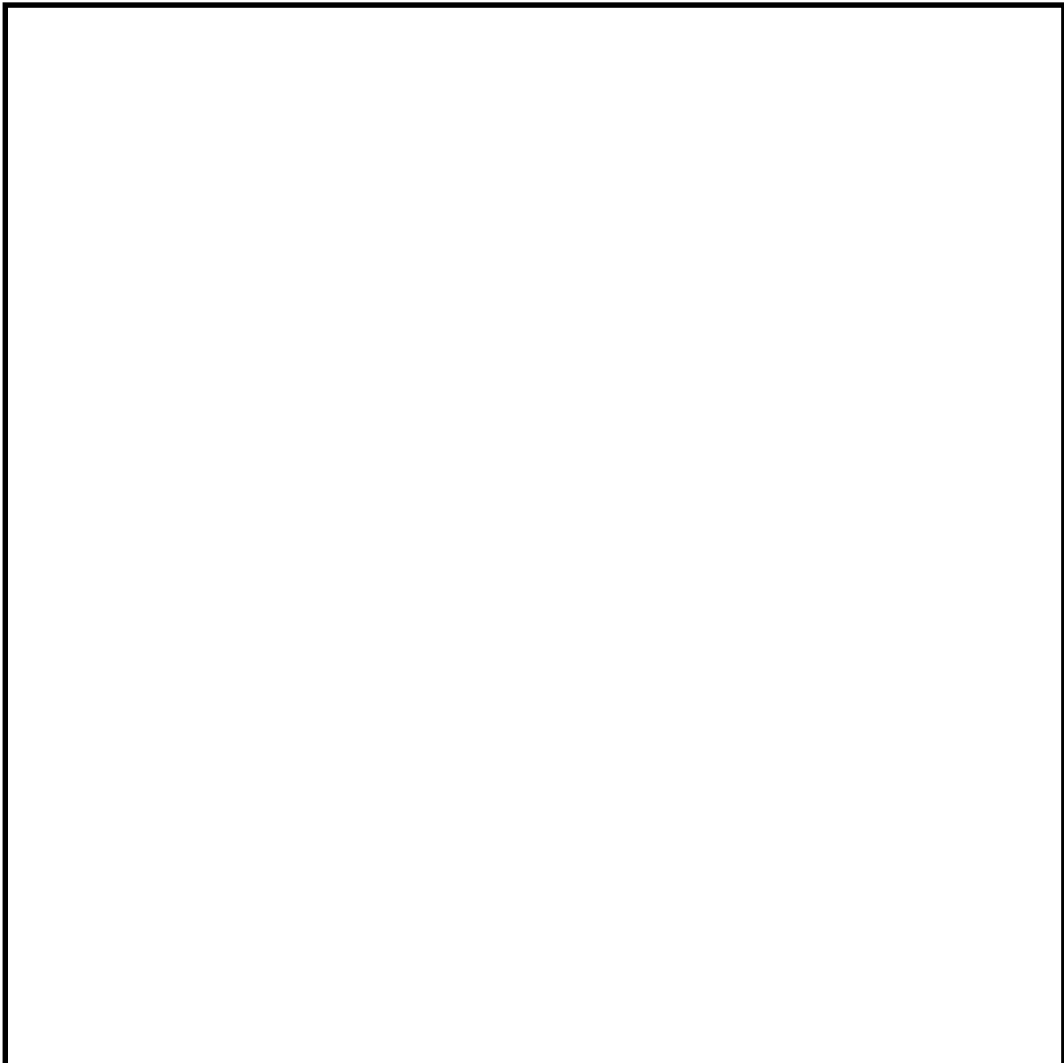
【入力データ】

- ・区画体積及びパス開口面積
- ・空調条件 (停止)
- ・区画初期条件 (温度, 湿度, 圧力) 40°C, 相対湿度 100%, 大気圧
外気温度 : 40°C
- ・ヒートシンクとなる構造物 (コンクリート壁等) への熱伝達による温度低下は保守的に無いものとする。

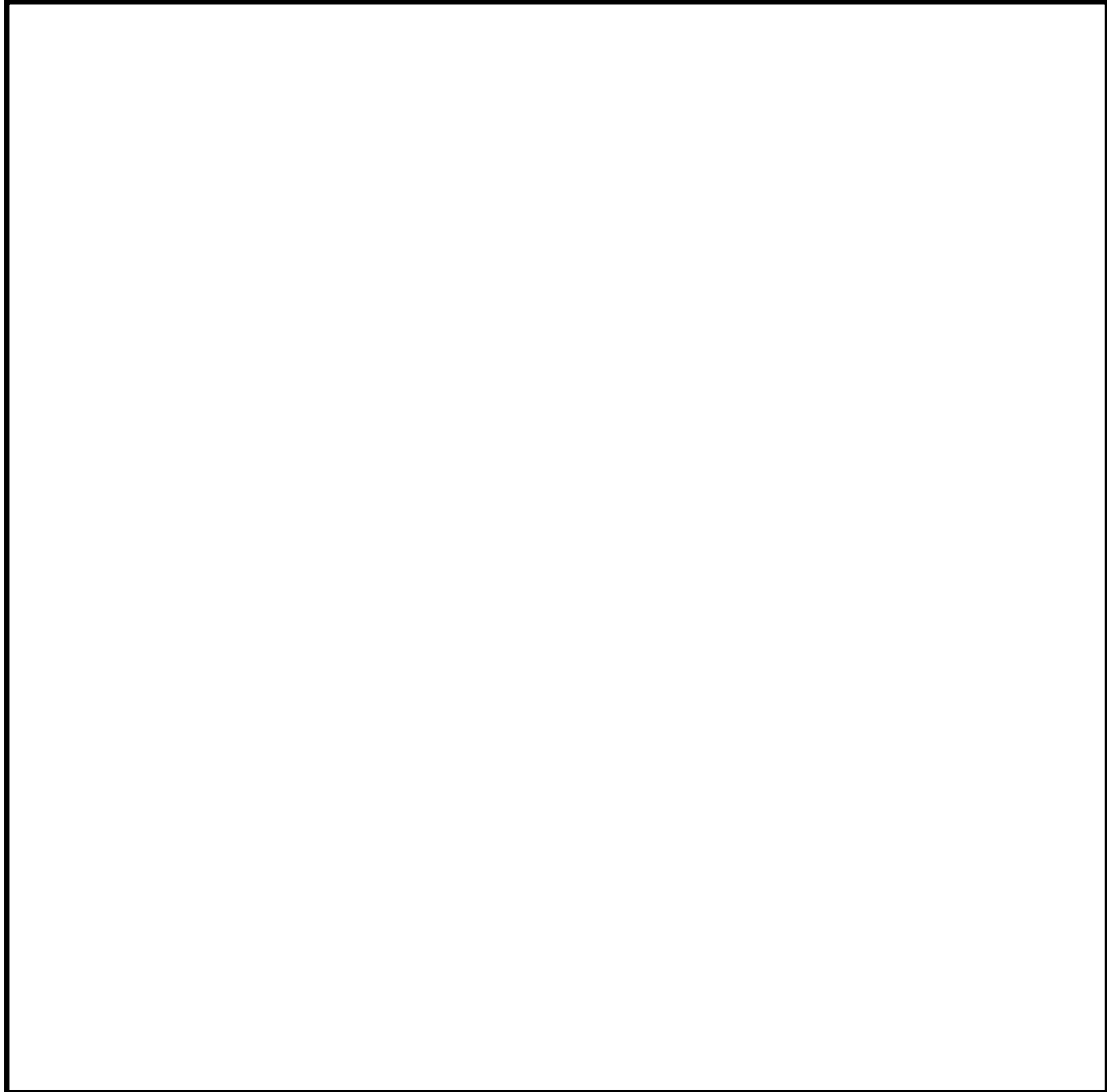
第1表 配管からの流出条件


系統	配管径	破損形態	流出圧力 ^{※1}	流出温度 ^{※1}	流体の状態 (蒸気)	隔離時間	設置場所
			(MPa)	(°C)			
RCIC	10B	1/4Dt貫通 クラック	7.04	287	単相流	10秒	3F東 ~1F東

※1 圧力と温度は、系統の運転圧力と運転温度

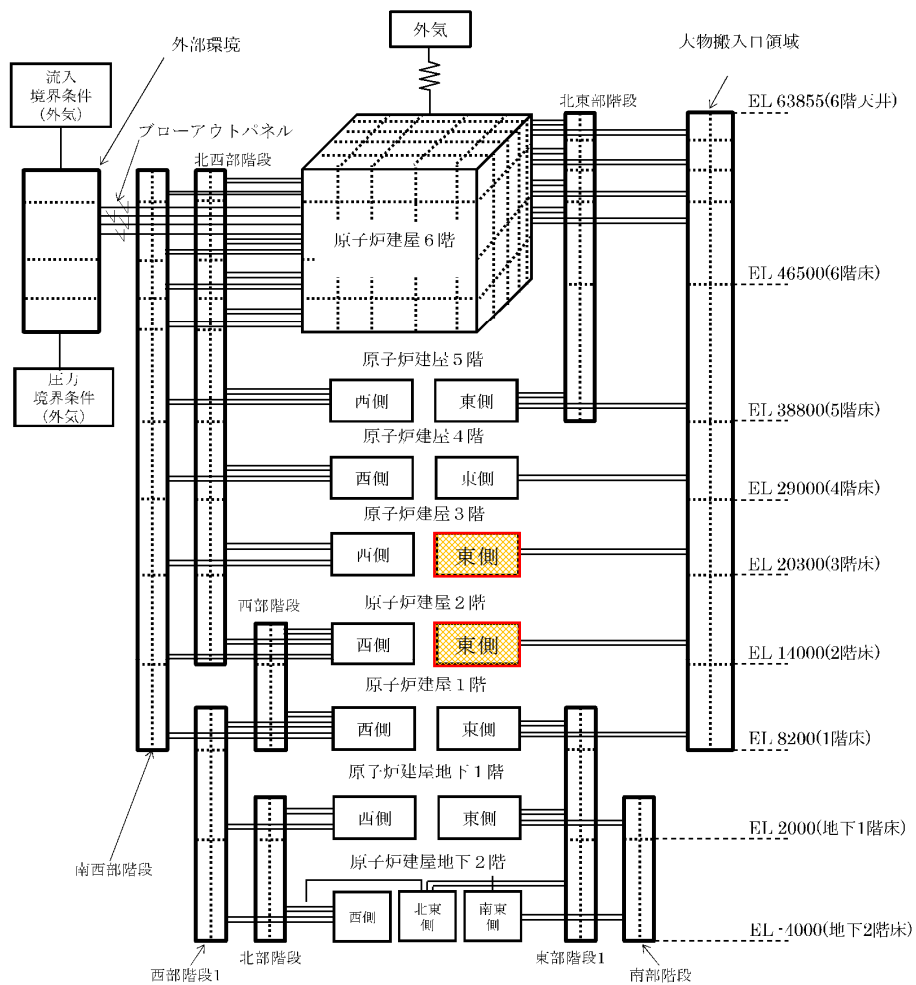



第1図 評価概要図 原子炉建屋 地上3階 (E.L.+20.30m)



【凡例】  : 原子炉隔離時冷却系蒸気配管

第 2 図 評価概要図 原子炉建屋 2 階 (E. L. +14. 0m)



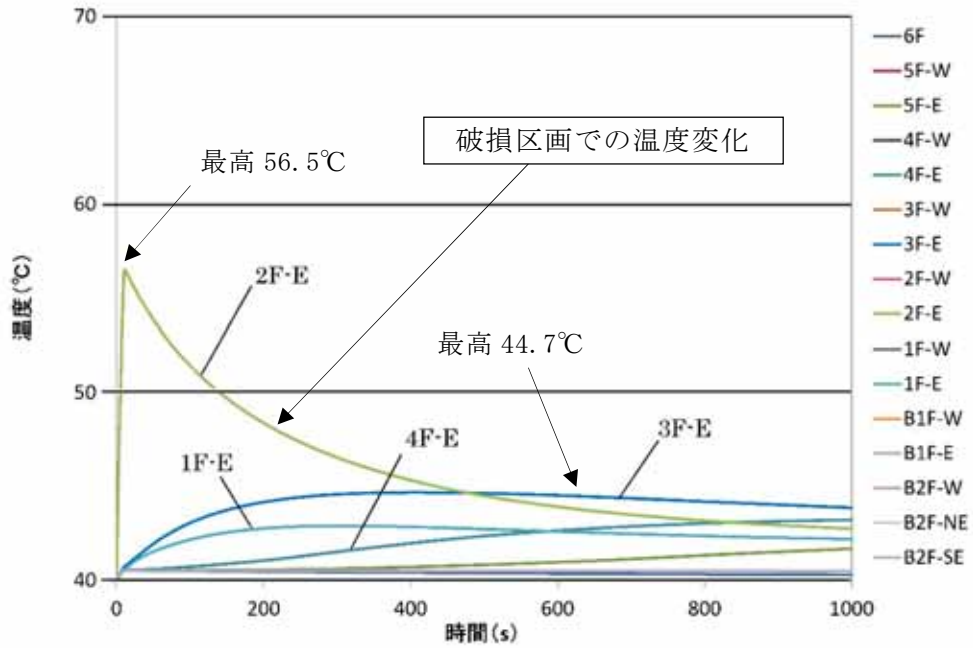
 : 配管破損想定箇所

第3図 解析モデル図

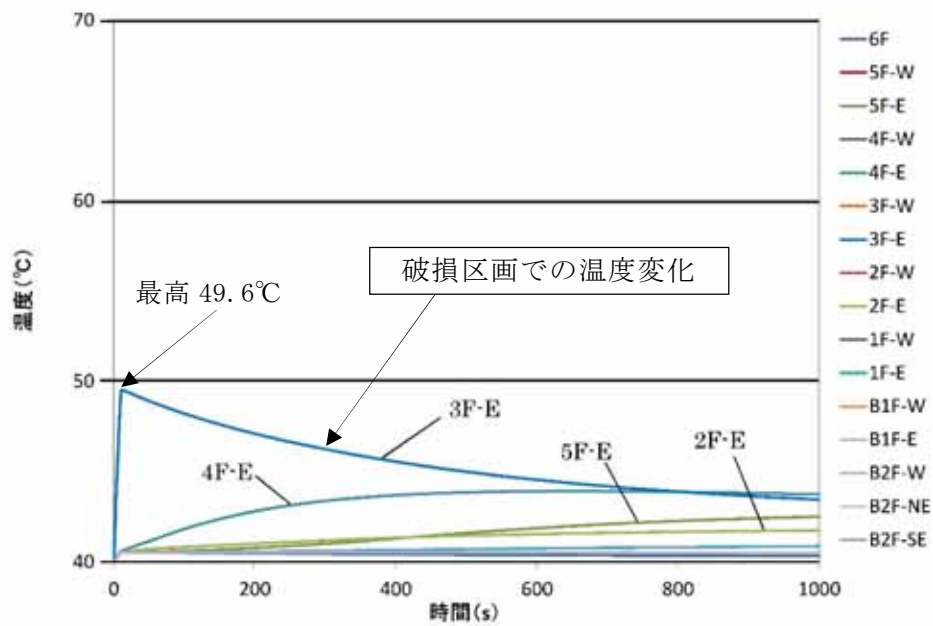
3. 評価結果

原子炉棟の東西各エリアの温度解析結果を第4図及び第5図に示す。

この結果は、原子炉建屋内機器の環境条件 66°Cを満足するものとなる。



第4図 区画の温度変化（2階で破損を想定）



第5図 区画の温度変化（3階で破損を想定）

4. 温度評価の保守性について

3次元流体解析結果を用いた区域の温度評価における保守性について、解析に用いる各種インプットデータ毎に検討を行った。保守性を考慮している項目について、第2表に示す。

【解析評価における保守性の考慮】

- ・ 実際の区画体積より小さい体積で評価
(機器等の基礎部を除外した区画面積の70%容積で算定)
- ・ 壁で囲まれた区画内を分割せずに1ノードとして評価
(噴出箇所からの距離等による温度低下を考慮しない)
- ・ 区画内の構造物(コンクリート壁, 床等, 機器等)への熱伝達による温度低下を考慮せず評価

第2表 区分分離実施による影響評価

	項目	条件設定	評価の保守性
1	区画体積	解析区画ごとの空間体積	○
2	開口面積	区画間の開口部面積	—
3	空調条件		
	通常運転	区画の給気口, 排気口, 風量を設定	—
	空調停止	防火ダンパ閉等による開口部	—
4	初期条件	環境温度 環境湿度 環境圧力	— — —
5	境界条件等		
	溢水箇所 の設定	配管サイズ 内部流体の圧力 温度の設定	— — —
6	破損形態	破損箇所からの質量流量 エネルギー放出量の設定	— —
7	ノード	各区画を1ノードで評価	○
8	その他	隔離後も配管容積分を継続放出 ヒートシンクの熱伝達を模擬しない 拡散蒸気は凝縮せず空調より排出	— ○ —

解析コードを用いた拡散解析では、破損箇所から蒸気は解析区画内に均一に広がり、同一解析区画内での任意の位置における温度は平均になるとしている。

一方、実際の蒸気漏えい状況については、破損位置から距離が離れることで、拡散による温度勾配が現れるものと考えられる。

以上から、解析結果については、十分な保守性を有した結果となっていると考える。

5. 当初評価と今回評価の相違点について

5.1 評価の経緯

当初、建設時の区画条件で3次元流体解析による蒸気の影響評価を実施したことから、この結果を基に、火災区域設置後の状況を想定し、簡易評価を実施した。この際、各区画の空間容積が減少することから、当初評価に対して温度上昇が懸念されたため、配管の破損形状を見直し、蒸気の流出を削減する条件の見直しを実施した。これらを反映し、簡易評価にて蒸気影響評価を実施し、火災区域設置前の建設時の環境条件が適用できることを確認した。

今回、改めて火災区域設置後の区画分離条件と蒸気の流出量を削減した条件にて、3次元流体解析による蒸気の影響評価を実施した。

5.2 解析条件の違いについて

各解析における、条件等の違いについて第2表にまとめる。

第2表 解析条件の違いについて

	【当初評価】		【今回評価】
	過去の解析結果	簡易評価	
解析モデル	火災の区域分離壁設置前のモデル	区域分離壁設置後の空間容積を1/2とし、容積比を算定	火災の区域分離壁設置後のモデル
破損部位と破損形態	ターミナルエンド部の全周破断	貫通クラック破損とし、破損箇所の破断面積比を算定	貫通クラック破損
その他条件	空調運転と空調停止の2ケース実施	同左	同左
代表例の破損位置	原子炉隔離時冷却系蒸気配管（2階ターミナルエンド部）	同左	原子炉隔離時冷却系蒸気配管（2,3階の一般部）

その他初期条件等の解析条件については、同じ条件にて評価を実施する。

なお、簡易評価については、当初評価の結果を用い「容積比」と「破断面積比」より温度上昇勾配を想定し、環境温度を算定した。代表例の破損位置についても、2階のターミナルエンド部で貫通クラックとして評価した。

5.3 解析結果について

当初評価については、最も環境条件が厳しい破損形態として、ターミナルエンド部の破損を想定した解析の結果から、破損箇所を原子炉棟 2 階として、防護対象機器の多いエリアの 3 階部の環境温度を評価した。

一方、今回の再解析については、破損形状を一般部の貫通クラックとして、破損想定箇所を各フロアに設定して評価した。このうち、2 階、3 階の区画に設置された防護対象設備への影響があるとして破損箇所を 2 階、3 階配管がそれぞれ破損と評価したことから、第 3 表の結果となった。

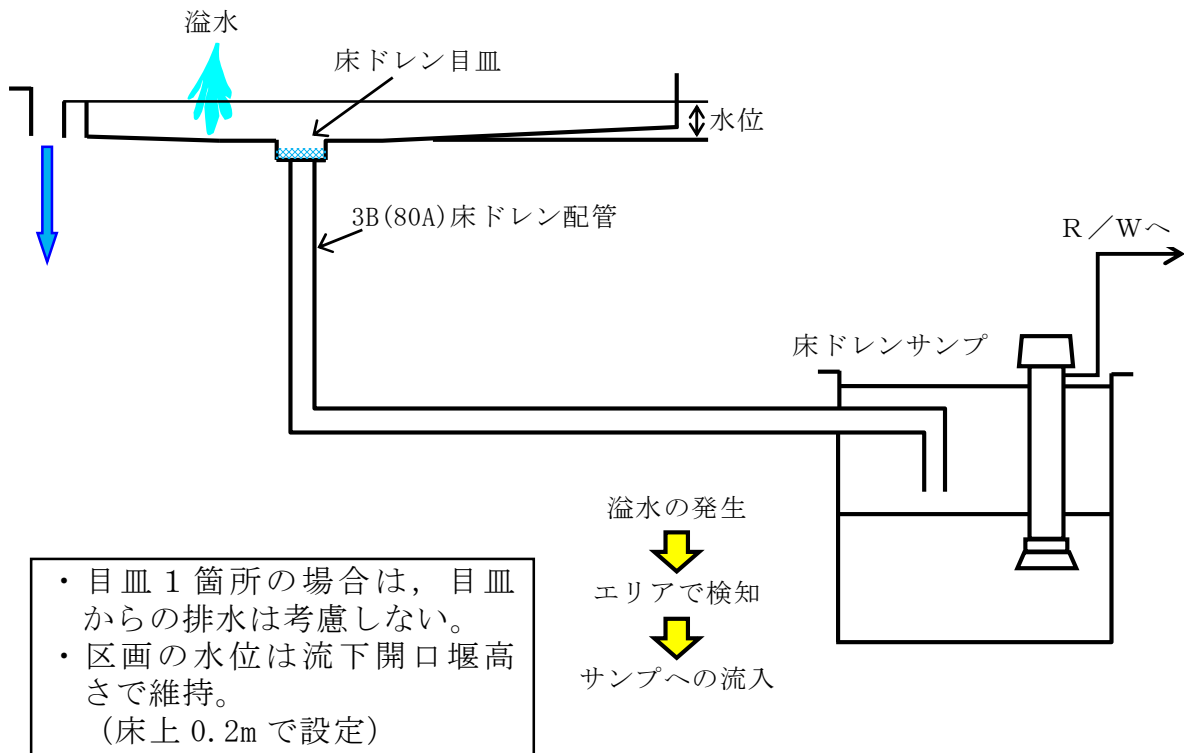
第 3 表 評価結果について

	簡易評価	今回評価
評価結果	2 階で破損⇒3 階 47.3℃	2 階 56.5℃ 3 階 48.4℃ 2 階で破損⇒3 階 44.7℃

床ドレンファンネル排水における
漏えい系統の検知時間及び溢水量評価について

床ドレンファンネル排水における漏えい系統の漏えい検知時間及びこれをもとにした溢水量評価の考え方を示す。

床ドレンファンネルからの排水における溢水検知方法を第1図に示す。



第1図 床ドレンファンネルからの排水における溢水検知方法

発生した溢水を検知するまでの時間は、床漏えい検出器及びドレンサンプ起動による警報を想定する。床漏えい検出器は、検出器が設置されている区画の床面又は側溝等で水位が一定以上になると警報を発生させることから、当該区画での溢水に対し、10分以内での早期検知が可能である。

床漏えい検出器が設置されていない区画においても、床ドレンファンネルから各サンプに排水される。サンプへの流入量が異常な場合は、サンプの水位警報が発報するため、溢水の検知が可能である。サンプの初期水位を保守的に水位低レベルとし、サンプポンプによるサンプ外への移送を考慮しても、 $46\text{m}^3/\text{h}$ 程度以上の流入により10分以内でサンプ液位高高の警報が発生する。

想定破損の評価で算出した、溢水源からの流出流量（第6.1.4-1表）は、ほぼこの量よりも大きいと見られるため、10分以内での検知が可能と考えられる。

また、流出流量が $46\text{m}^3/\text{h}$ 以下の場合は、警報の発報が遅れると予想されるが、当該システムの最終的な溢水量は、システムの全保有水量できるか、他システムの溢水量に包絡されるため、検知が遅れることによる、隔離時間及び溢水量への影響は無い。

以上より、溢水発生から検知までの時間として、10分の設定は保守的である。

(1) ファンネル部の排出流量

ファンネルからの排出流量を算出する。なお、ファンネルが複数ある場合は、排出流量の最も大きい1箇所からの排出は期待できないものとする。床上0.2mの水位を想定した場合の地下サンプへのファンネル1箇所あたりの排水流量は、 $46.0\text{m}^3/\text{h}$ となる。算出式を以下に、算出式の諸元を第1表に示す。

ファンネル1箇所当たりの排水流量 Q :

$$Q = \sqrt{\frac{2gH}{C}} \times 3600 \times A$$

$$= \sqrt{\frac{2 \times 9.8 \times 0.7}{1.5}} \times 3600 \times 0.0043 = 46.81 \cong 46.0$$

第1表 ファンネル1箇所あたりの排水流量算出式の諸元

重力加速度 g	9.8 [m/s ²]
断面積 A	0.0043 [m ²] (口径 : 80A, Sch:80)
水頭 H	0.7[m] : 水位0.2[m] + 床スラブ厚さ 0.5[m]
損失係数 C	1.5

(2) 床ドレンサンプの警報発信までの時間

溢水時のファンネルからの排水流量46.0m³/h が、床ドレンサンプへの流入流量となるため、想定破損時の溢水流量が46.0m³/h 以上である系統については、46.0m³/h を床ドレンサンプへの流入流量とする。

床ドレンサンプの警報発信までに要する水量は、サンプ水位高高（警報発信）までのサンプ容量とした。警報発信までに要する溢水量は以下の算出式で算出する。その諸元を第2表に示す。

$$\text{床ドレンサンプ容量} : (1.5\text{m} \times 1.5\text{m}) \times (2.16\text{m}) = 4.86 \div 4.9\text{m}^3$$

第2表 溢水量算出式の諸元

サンプの面積	1.5 × 1.5 = 2.25 [m ²]
水位高高と水位低の差	(-0.8) - (-2.96) = 2.16 [m]

以上で算出した床ドレンサンプへの流入流量及びサンプ容量分から床ドレンサンプの警報発信までに要する時間を算出した。代表系統の算出結果を第3表に示す。

第3表 床ドレンサンプの警報発信までの時間（例）

系 統	溢水流量 [m ³ /h]	床ドレン サンプへの 流入流量 [m ³ /h]	床ドレンサンプの 警報発信までの時間	
			算出式	[分]
高圧炉心 スプレイ系	525	46	$4.9\text{m}^3 \div 46\text{m}^3/\text{h} \times 60 \text{分}/\text{h} = 6.39 \text{分}$	7
消火系	51	46	$4.9\text{m}^3 \div 46\text{m}^3/\text{h} \times 60 \text{分}/\text{h} = 6.39 \text{分}$	7
ほう酸水 注入系	21	21	$4.9\text{m}^3 \div 21\text{m}^3/\text{h} \times 60 \text{分}/\text{h} = 14.0 \text{分}$	14 [*]

※ 溢水流量が 46.0 m³/h 未満の場合，床ドレンサンプの警報発信までに要する時間は 10 分を超えるが，区画の水位は床上 0.2m 未満で維持されることから溢水防護対象設備への影響がなく，当該系統の最終的な溢水量は，系統の全保有水量で決まるため，検知が遅れることによる，隔離時間及び溢水量への影響は無い。また，溢水流量が 46.0m³/h 未満の少量漏えい系統については，第 4 表に示すとおり，他系統の溢水量に包絡されるため影響はない。

第4表 少量漏えい系統

番号	系統名称	分類	隔離までの溢水量			保有水量			算出法※	溢水量 (m ³)	備考	
			破断 形状	流出流量 (m ³ /h)	隔離時間(分)	流出量 (m ³)	系統分 (m ³) M1	水源分 (m ³) M2				補給分 (m ³) M3
1	ほう酸水注入系	低	貫	21	84	27	2	20	-	②	22	原子炉補機冷却系の溢水量 298m ³ の評価に包絡
2	原子炉再循環系	高	全	5	129	7	1	-	-	②	1	保有水量にて算定
3	タービン潤滑油系 (潤滑油)	低	貫	19	86	26	195	-	-	②	195	保有水量にて算定
4	弁封水系	低	貫	8	105	11	116	4,000	-	①	130	循環水系の溢水量1588m ³ の 評価に包絡
5	所内用水系 (サービス建屋飲料水系)	低	貫	7	112	9	12	-	-	②	12	保有水量にて算定
6	所内用水系 (サービス建屋ろ過水系)	低	貫	7	112	9	22	-	-	②	22	保有水量にて算定
7	サービス建屋換気系 (冷水・冷却水系)	低	貫	19	86	25	22	-	-	②	22	保有水量にて算定
8	補助系 (ドレンサンプ系)	低	貫	21	84	28	9	-	-	②	9	保有水量にて算定
9	所内ボイラ系 (給水系)	高	貫	24	82	32	26	8	155	①	59	循環水系の溢水量1588m ³ の 評価に包絡
10	所内ボイラ系 (燃料系)	低	貫	12	94	16	3	500	-	①	22	循環水系の溢水量1588m ³ の 評価に包絡
11	放射性廃棄物処理系 機器ドレン系	低	貫	25	81	33	14	428	-	①	48	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡
12	放射性廃棄物処理系 床ドレン系	低	貫	32	80	43	9	352	-	①	52	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡
13	放射性廃棄物処理系 凝集沈殿系	低	貫	15	88	20	2	137	-	①	24	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡
14	放射性廃棄物処理系 スラッジ系	高	貫	7	107	9	1	432	-	①	14	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡
15	放射性廃棄物処理系 使用済樹脂貯蔵系	高	貫	7	107	9	1	421	-	①	14	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡
16	放射性廃棄物処理系 高電導度ドレン系	低	貫	21	83	28	2	139	-	①	32	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡
17	放射性廃棄物処理系 凝縮水処理系	低	貫	25	81	33	4	129	-	①	38	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡
18	放射性廃棄物処理系 洗濯廃液系	低	貫	15	88	20	2	61	-	①	24	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡
19	放射性廃棄物処理系 復水系	低	貫	40	80	53	97	4,000	-	①	151	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡
20	放射性廃棄物処理系 純水系	低	貫	27	80	35	20	500	-	①	56	残留熱除去系海水系の溢水量 382m ³ の評価に包絡

※ ①: 隔離までの流出量+M1 ≤ M1+M2+M3 → 溢水量=隔離までの流出量+M1
 ②: 隔離までの流出量+M1 > M1+M2+M3 → 溢水量=M1+M2+M3

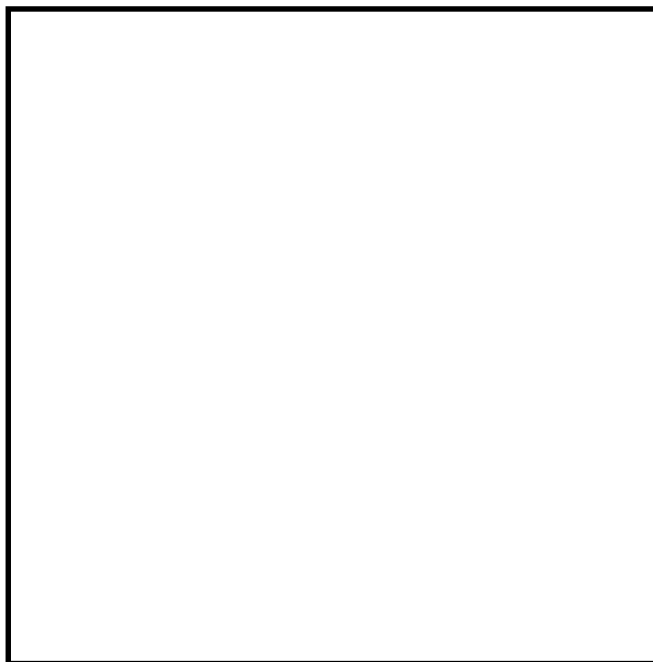
原子炉棟 6 階スロッシング水の伝播評価について

当初の評価では、地震に伴う原子炉棟 6 階のスロッシングによる溢水を東西の区画に分配し、それぞれ建屋内の最下層へ流下させる評価及び対策としていた。しかし、排水経路や堰の設定による流下については、不確かさを含む要素が多く評価に従った流量配分が困難であること及び東西の区画を比較した場合、最下層で区画面積が小さい東側区画に流下させることを避ける目的から、全量を西側区画のみに伝播させる対策とした。この経緯を以下にまとめる。

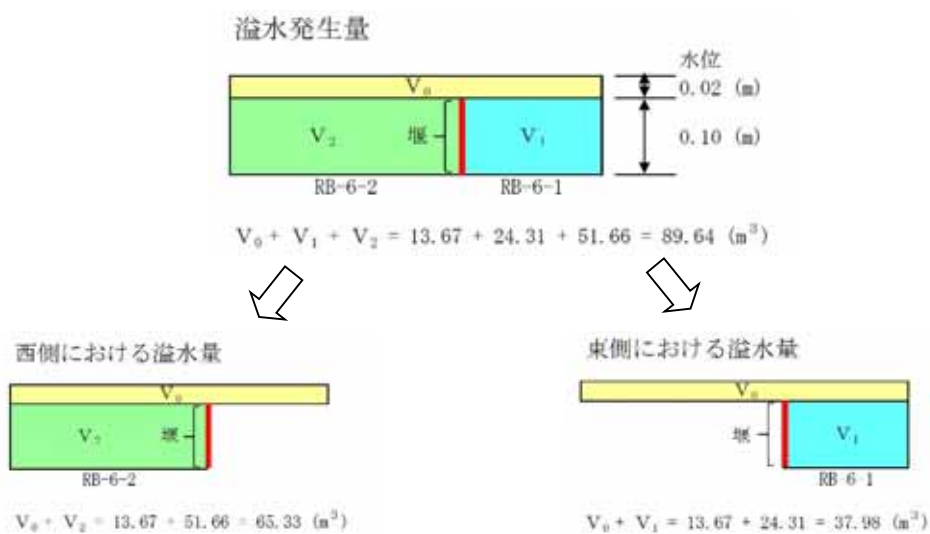
1. 当初の評価

当初の評価では、使用済燃料プールのスロッシングによる溢水を保守的に評価する目的で、以下の第 1 図の算定として評価した。具体的には、発生した溢水を既設堰（0.10m）による分離を考慮した V_0 、 V_1 、 V_2 とし、堰を超える溢水量 V_0 の全量を各東西に加算し、 $V_0 + V_2$ （西側）、 $V_0 + V_1$ （東側）とした。

この水量配分及び発生水量を第 1 表にまとめる。この際の最終滞留区画での水位は、第 2 図に示す西側区画で約 0.52m、東側区画で約 0.51m となる。



- V_0 : 区画 RB-6-1, RB-6-2 にて堰(既設)を超えて滞留する分の溢水量 (m^3)
- V_1 : 区画 RB-6-1 にて堰(既設)高さまで滞留する溢水量 (m^3)
- V_2 : 区画 RB-6-2 にて堰(既設)高さまで滞留する溢水量 (m^3)



第 1 図 原子炉棟 6 階における溢水量評価 (当初の評価)

第1表 地震に起因する各階層における溢水量評価（当初の評価）

原子炉建屋(原子炉棟)

階層	溢水量(m ³)	
	階層溢水量	
	西側	東側
地上6階 (E. L. +46.50m)	65.33	37.98
地上5階 (E. L. +38.80m)	0.88	0.00
地上4階 (E. L. +29.00m)	0.00	0.00
地上3階 (E. L. +20.30m)	0.42	0.50
地上2階 (E. L. +14.00m)	32.32	0.00
地上1階 (E. L. +8.20m)	0.00	0.00
地下1階 (E. L. +2.00m)	0.00	0.00
地下2階 (E. L. -4.00m)	0.00	0.00
合計	98.95	38.48



第2図 溢水伝播図（原子炉建屋 地下2階）

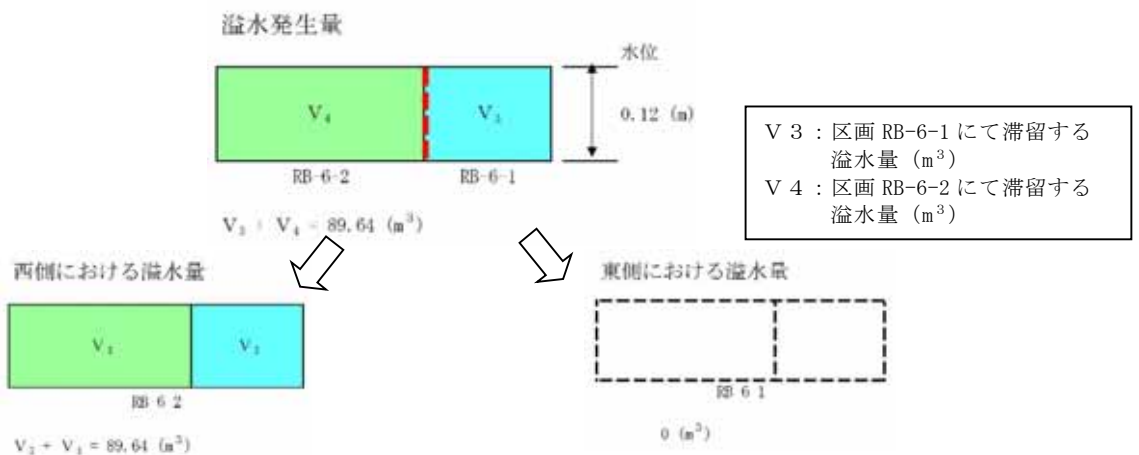
2. 現状の評価

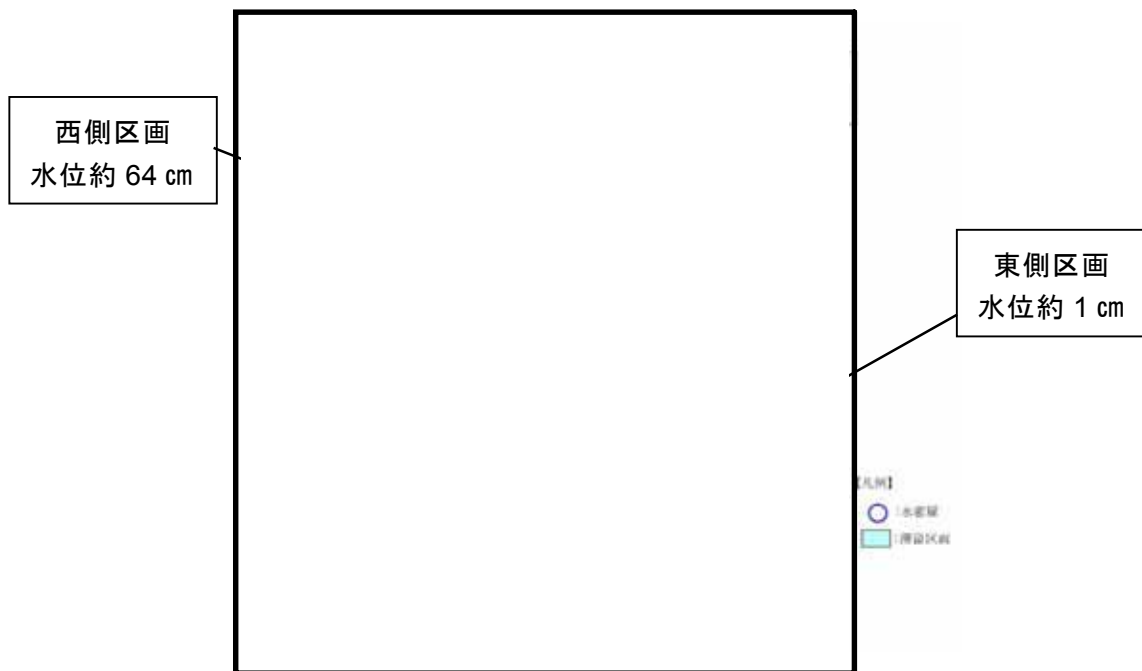
スロッシング水全量を西側区画に流下させるとして評価及び対策を変更した。スロッシング水 89.64m³を西側のみに流下させた場合の最終滞留区画の水位は約 0.64m となる。この場合、止水対策により機器を没水から防護することが可能な水位（RHR（C）ポンプ室空調機の対策を考慮）であり、異区分の複数の安全機能が維持される。発生水量を第2表に、区画の水位を第3図に示す。

第2表 地震に起因する各階層における溢水量評価

原子炉建屋(原子炉棟)

階層	溢水量(m ³)	
	階層溢水量	
	西側	東側
地上6階 (E. L. +46.50m)	89.64	0.00
地上5階 (E. L. +38.80m)	0.88	0.00
地上4階 (E. L. +29.00m)	0.00	0.00
地上3階 (E. L. +20.30m)	0.42	0.50
地上2階 (E. L. +14.00m)	32.32	0.00
地上1階 (E. L. +8.20m)	0.00	0.00
地下1階 (E. L. +2.00m)	0.00	0.00
地下2階 (E. L. -4.00m)	0.00	0.00
合計	123.26	0.50





第3図 溢水伝播図（原子炉建屋 地下2階）

3. 対策方法

東側区画にスロッシング水を伝播・流下させない対策として、6階東側区画の床ドレンファンネルを閉止するとともに、既設堰0.10mによる分離をしない対応とする。

設備対策の考え方について

東海第二発電所における内部溢水影響評価の結果を踏まえた設備対策について第1表に示す。その設備対策に求められる構造・機能・強度の考え方についても以下に整理した。

第 1 表 (1/5) 設備対策

要求機能	浸水防護設備 (運用対策を除く)	機能	強度	耐震
遡上する津波の浸水を防止する対策	水密扉 (地上 1 階部) 「原子炉建屋内への津波浸水防止対策」 ・ R/B-1F-09 ・ R/B-1F-11 ・ R/B-1F-13 ・ R/B-1F-14 ・ T/B-R/B-1F-01 ・ T/B-R/B-1F-02 (添付資料 4.2.2)	○	○	○
	壁貫通部の止水措置 「原子炉建屋内への津波の止水措置」 ・ 原子炉建屋地上 1 階外壁部 (添付資料 4.2.2) ・ 原子炉建屋地下外壁部 (補足説明資料-37)	○	○	○

第 1 表 (2/5) 設備対策

要求機能	浸水防護対策 (運用対策を除く)	機能	強度	耐震
放射性物質の管理区外伝播を防止する対策	堰の設置 (既設堰) 「汚染水の管理区外への止水措置」 ・ 原子炉建屋付属棟屋外境界部 ・ タービン建屋屋外境界部 ・ 廃棄物処理建屋屋外境界部	○	○	○

第 1 表 (3/5) 設備対策

要求機能	浸水防護対策設備 (運用対策を除く)	機能	強度	耐震
溢水の伝播を防止する設備 (処置)	区画分離壁の設置 「異区分エリアへの浸水防止措置」 ・ 原子炉棟 E.L. +46.5m 区画分離壁 ・ 原子炉棟 E.L. +29.0m 区画分離壁 ・ 原子炉棟 E.L. +20.3m 区画分離壁 ・ 原子炉棟 E.L. +14.0m 区画分離壁 ・ 原子炉棟 E.L. +8.2m 区画分離壁 ・ 原子炉棟 E.L. +2.0m 区画分離壁 (第 4.2-4 図)	○	○	○
	逆流防止装置設置 「他浸水防護区画への浸水防止措置」 ・ 各階層床ドレンファンネル部 (第 4.2-4 図)	○	○	○
	水密扉 (地下 2 階) 「他浸水防護区画への浸水防止措置」 ・ R/B-B2F-01 ・ R/B-B2F-02 ・ R/B-B2F-03 ・ R/B-B2F-04 (第 4.2-4 図)	○	○	○
	溢水拡大防止堰及び溢水拡大軽減堰 「溢水経路コントロール措置」 ・ 原子炉棟 E.L. +46.5m 部 4 箇所 ・ 原子炉棟 E.L. +38.8m 部 4 箇所 ・ 原子炉棟 E.L. +29.0m 部 4 箇所 ・ 原子炉棟 E.L. +20.3m 部 4 箇所 ・ 原子炉棟 E.L. +14.0m 部 4 箇所 ・ 原子炉棟 E.L. +8.2m 部 5 箇所 ・ 原子炉棟 E.L. +2.0m 部 6 箇所 (第 4.2-4 図)	○	○	○

第 1 表 (4/5) 設備対策

要求機能	浸水防護対策（運用対策を除く）	機能	強度	耐震
溢水の伝播を防止する設備（処置）	床，壁貫通部の止水措置 「他区画への浸水防止措置」 ・各階層床，壁貫通部 (補足説明資料 37, 38, 39)	○	○	○
	扉改造（撤去） 「伝播経路の確保」 ・原子炉棟 E. L. +38.8m 部 1 箇所 ・原子炉棟 E. L. +29.0m 部 3 箇所 ・原子炉棟 E. L. -4.0m 部 3 箇所 (第 4.2-4 図)	○	—	—
排水機能を期待する設備	流下開口設置 「流下経路の確保」 ・原子炉棟 E. L. +2.0m RB-B1-9 1 箇所 (添付資料 10 3.)	○	○	○
防護対象設備に対する対策設備（処置）	浸水防護堰（止水板）設置 「防護対象設備への没水対策」 ・原子炉棟 E. L. +38.8m 部 RB-5-1 1 箇所 ・原子炉棟 E. L. +29.0m 部 RB-4-1 3 箇所 RB-4-2 6 箇所 ・原子炉棟 E. L. +20.3m 部 RB-3-1 7 箇所 RB-3-2 7 箇所 ・原子炉棟 E. L. +14.0m 部 RB-2-8 1 箇所 ・原子炉棟 E. L. +8.2m 部 RB-1-1 2 箇所 ・原子炉棟 E. L. +2.0m 部 RB-B1-1 3 箇所 RB-B1-9 2 箇所 RB-B1-5 1 箇所 ・原子炉棟 E. L. -4.0m 部 RB-B2-3 1 箇所 RB-B2-6 1 箇所 RB-B2-13 1 箇所 (8.10)	○	○	○
	設置高さのかさ上げ又は移設 「防護対象設備への没水対策」 附属棟 E. L. -4.0m 部 RW-B1-7 2 箇所 (補足資料 42)	○	○	○
	保護カバー設置 「防護対象設備への被水対策」 ・被水影響評価における被水対策を要する操作盤等を対象 (添付資料-5.3 第 3 表)	○	—	—
	コーキング処理 「防護対象設備への被水対策」 ・被水影響評価における被水対策 (添付資料-5.3 第 3 表)	○	—	—

第 1 表 (5/5) 設備対策

要求機能	浸水防護対策（運用対策を除く）	機能	強度	耐震
溢水源に対する対策設備 （処置）	耐震補強工事 「溢水量低減対策」 ・配管及び支持構造物の耐震補強 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 原子炉補機冷却水系 ➢ 燃料プール冷却浄化系 ➢ 復水・純水移送系 ➢ 原子炉冷却材浄化系 ➢ 制御棒駆動系 ➢ 屋内消火系 ・ポンプ、容器等の耐震補強を実施 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 原子炉補機冷却水系 1 基 ➢ 原子炉冷却材浄化系 5 基 ➢ 燃料プール冷却浄化系 2 基 （添付資料-7. 3, 4）	-	-	○
	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対策 「循環管破損時溢水量低減対策」 ・循環水ポンプ自動停止，循環水ポンプ出口弁，復水器出入口弁自動閉止インターロック設置 ・漏えい検知器設置 ・タービン建屋内循環水管耐震補強（躯体取合部） ・鋼製伸縮可撓継手取替 ・循環水ポンプ出口弁位置変更 （11. 2）	○	-	-
	保護カバー設置 「被水源拡散防止」 ・配管保護カバー設置	-	-	-
	所内蒸気破損対策 「所内蒸気の溢水源隔離対策」 ・自動検知 ・遠隔隔離システム設置 ・防護カバー設置 ・温度検出器設置 ・耐震補強（廃棄物処理棟内） （添付資料 2. 2）	○	○	○
	床漏えい検知器設置 「溢水量低減対策」 ・各階層区域 （補足説明資料 43）	○	○	○

機能：使用条件における求められる要求機能の評価を行う。

強度：使用条件における構造強度の評価を行う。

耐震：地震時及び地震後の機能維持の評価を行う

1. 遡上する津波の浸水を防止する対策

機能設計

- ・地震時及び地震後の機能維持を確保する。
- ・基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能は、その機能が損なわれない構造強度及び動作機能を有するものは、その動作機能を確保する設計とする。
- ・溢水により発生する水位や水圧に対し、浸水防止機能となる止水性が維持できる設計とする。
- ・遡上する津波に生じる荷重に対する、浸水防護となる主要構造部材の構造強度を確保する設計とする。

2. 放射性物質の管理区外伝播を防止する対策

機能設計

- ・地震時及び地震後の機能維持を確保する。
- ・基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して、その機能が損なわれない構造強度を確保する設計とする。
- ・溢水により発生する水位や水圧に対し、伝播防止機能となる止水性が維持できる設計とする。
- ・溢水により発生する水位に対し、伝播防止機能となる高さについて、その機能が維持出来る高さ以上を確保する設計とする。

3. 溢水の伝播を防止する設備（処置）

機能設計

- ・ 基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して当該対策機能が必要なものは、その機能が損なわれない構造強度及び動作機能を有するものはその動作機能を確保する設計とする。
- ・ 溢水により発生する水位や水圧に対し、伝播防止機能となる止水性が必要なものは、その機能が維持できる設計とする。
- ・ 溢水により発生する水位に対し、伝播防止機能となる高さが必要なものは、その機能が維持出来る高さ以上を確保する設計とする。
- ・ 溢水により発生する水位に対し、伝播防止機能となる設置経路を確保する設計とする。

4. 排水機能を期待する設備

機能設計

- ・ 基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な排水機能が損なわれない設計とする。
- ・ 滞留物等の閉塞による排水機能が損なわれない設計とする。
- ・ 防護対象設備への没水影響により安全機能を損なうおそれがないよう、排水による防護機能を維持する。
- ・ 地震時及び地震後の機能を維持する。

5. 防護対象設備に対する対策

機能設計

- ・ 基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して、当該対策機能が必要なものは、その機能が損なわれない構造強度及び動作機能等を確保する設計とする。
- ・ 溢水により発生する水位や水圧に対し、当該対策機能が必要なものは、その防護機能となる止水性が維持できる設計とする。
- ・ 溢水により発生する水位に対し、当該対策機能が必要なものは、その防護機能を維持出来る必要高さ以上を確保する設計とする。
- ・ 没水影響に対し防護対象設備が、その安全機能を損なうおそれがないよう、防護機能を維持する。
- ・ 実機での被水条件を考慮した試験を要するものにおいて、必要な止水性能及び動作機能が損なわれない設計とする。
- ・ 実機での蒸気条件を考慮した試験を要するものにおいて、必要な動作機能が損なわれない設計とする。

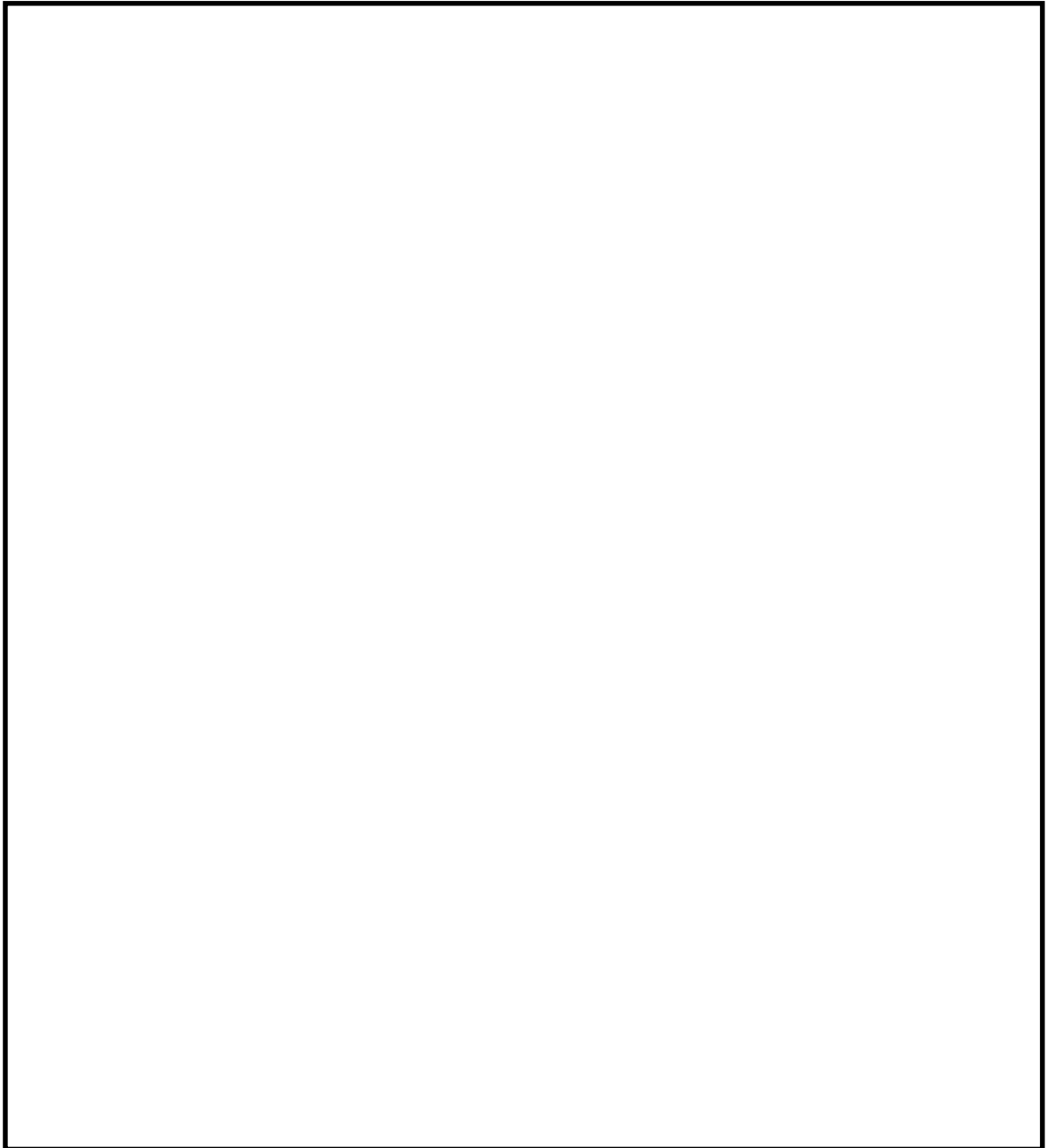
6. 溢水源に対する対策設備（処置）

機能設計

- ・ 想定する環境条件における構造強度を必要とするものについては、主要構造部材が構造健全性を維持する設計とする。
- ・ 想定する環境条件において、動作機能が必要とするものについては、その機能が維持する設計とする。
- ・ 基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い、生じる荷重や環境に対して、その構造強度が必要とするものについては、その構造強度の健全性を確保する設計とする。

7. 防護対象設備への没水対策

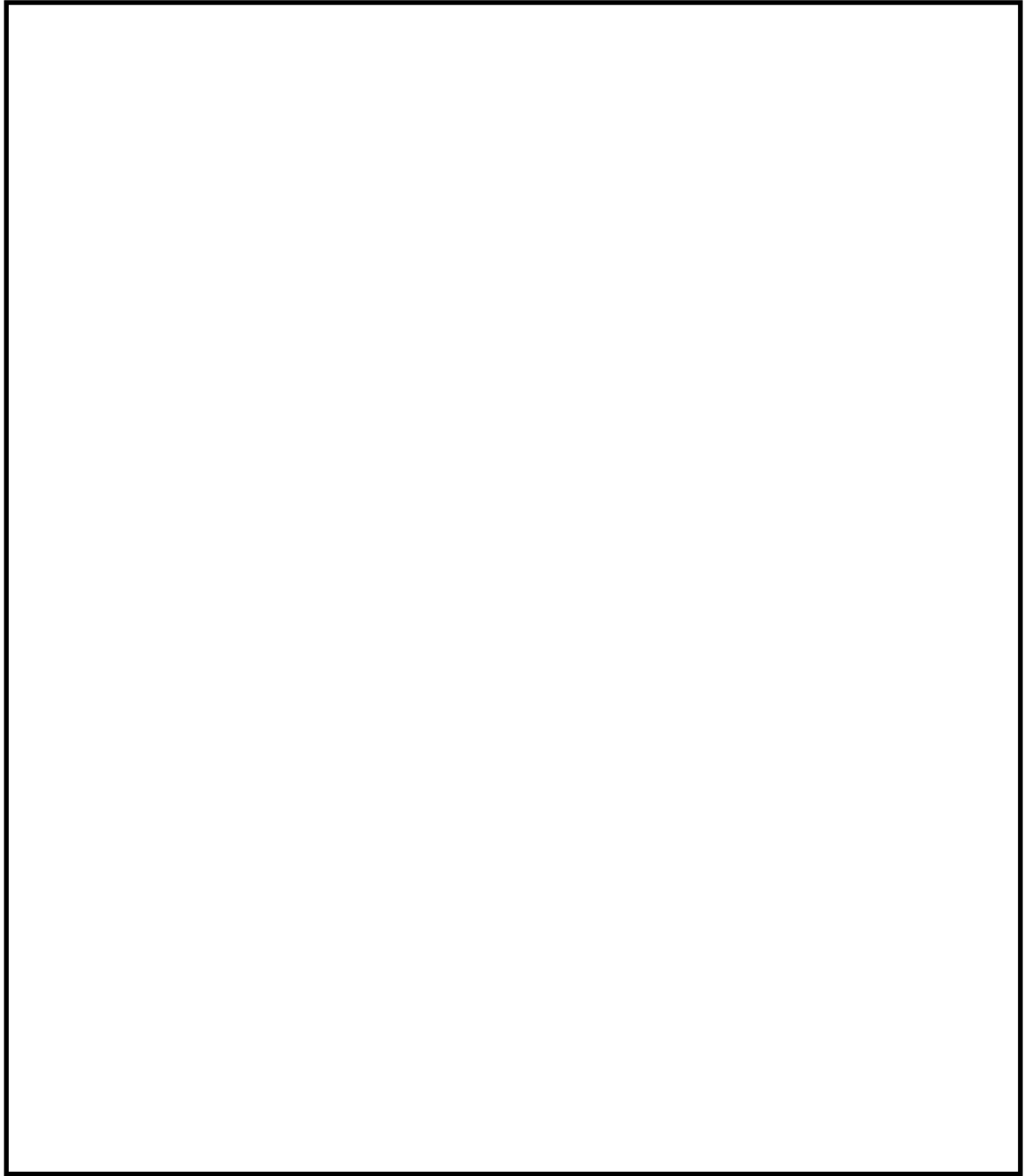
防護対象設備に対し溢水対策が必要な防護対象設備の配置を示第 1 図に示す。



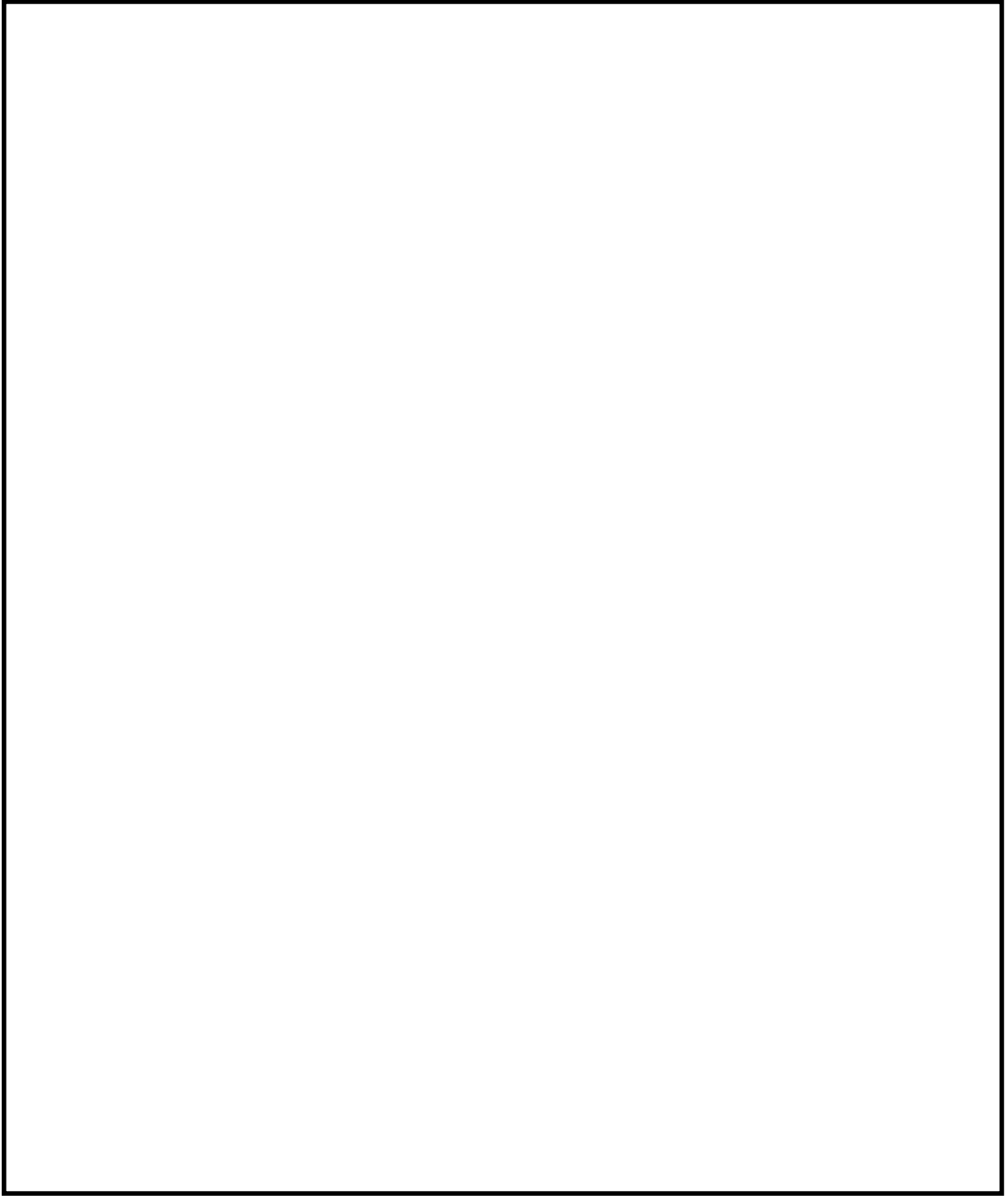
第 1 図 没水対策対象配置図 (1/7)



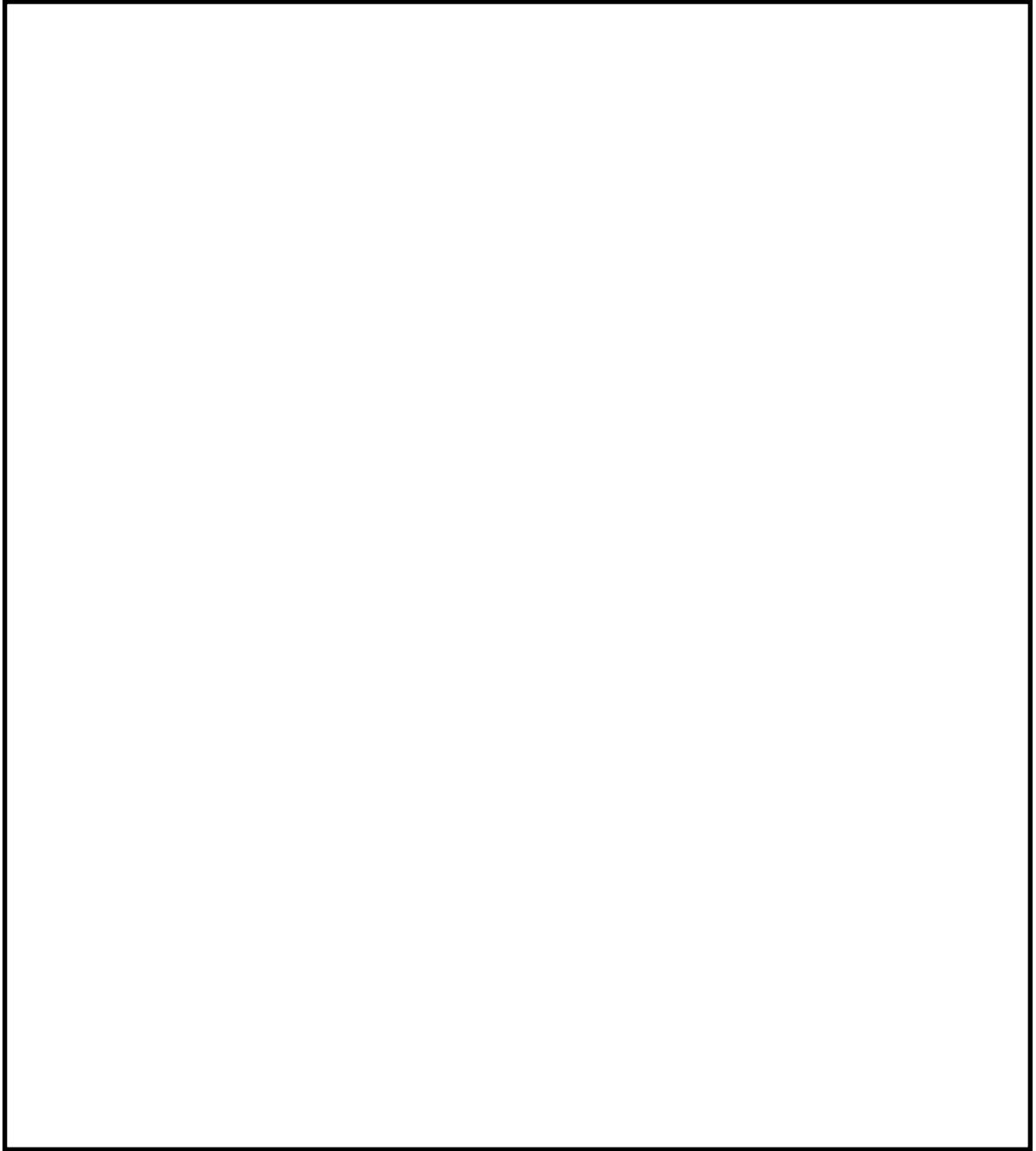
第 1 図 没水対策対象配置図 (2/7)



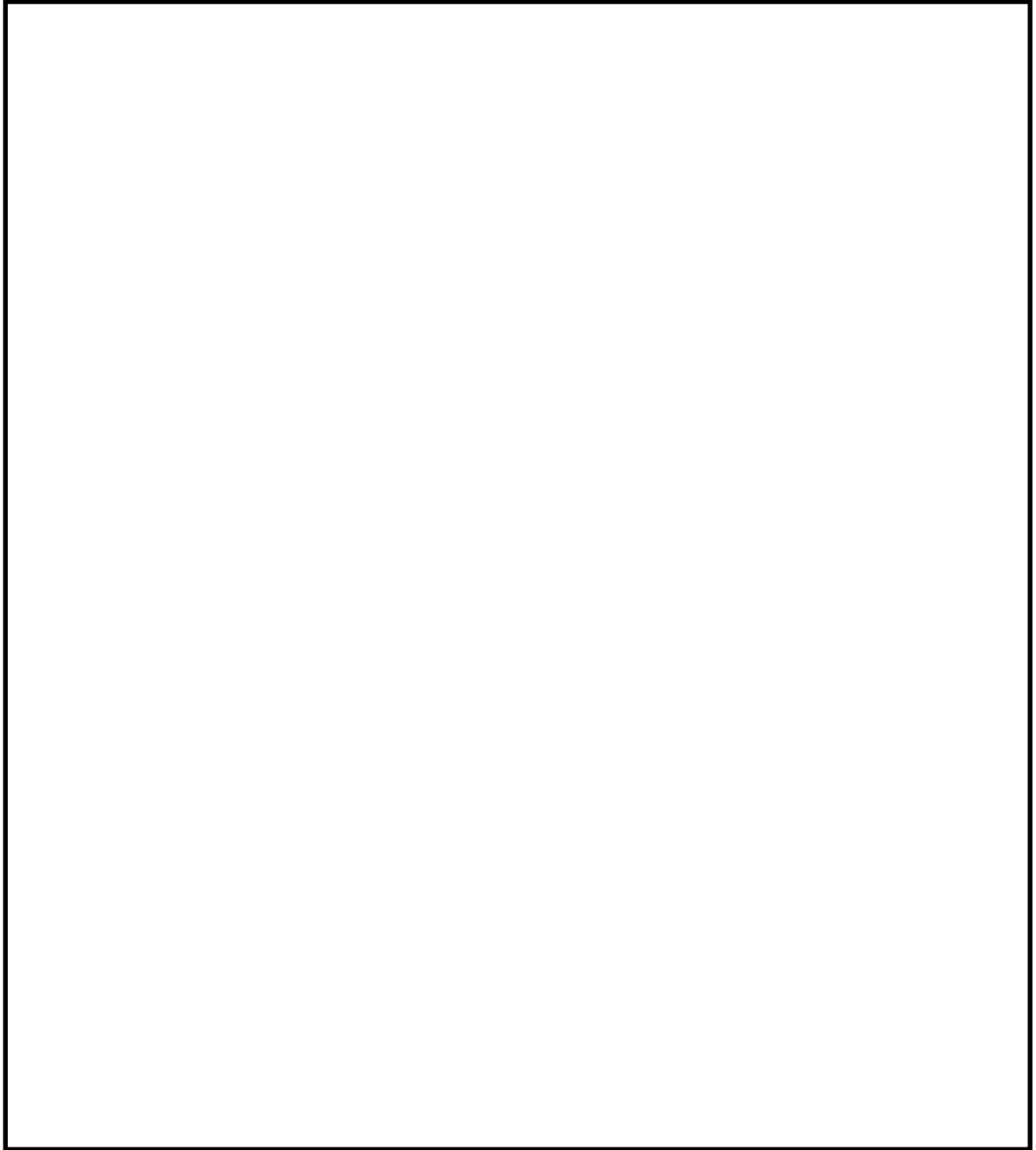
第 1 図 没水対策対象配置図 (3/7)



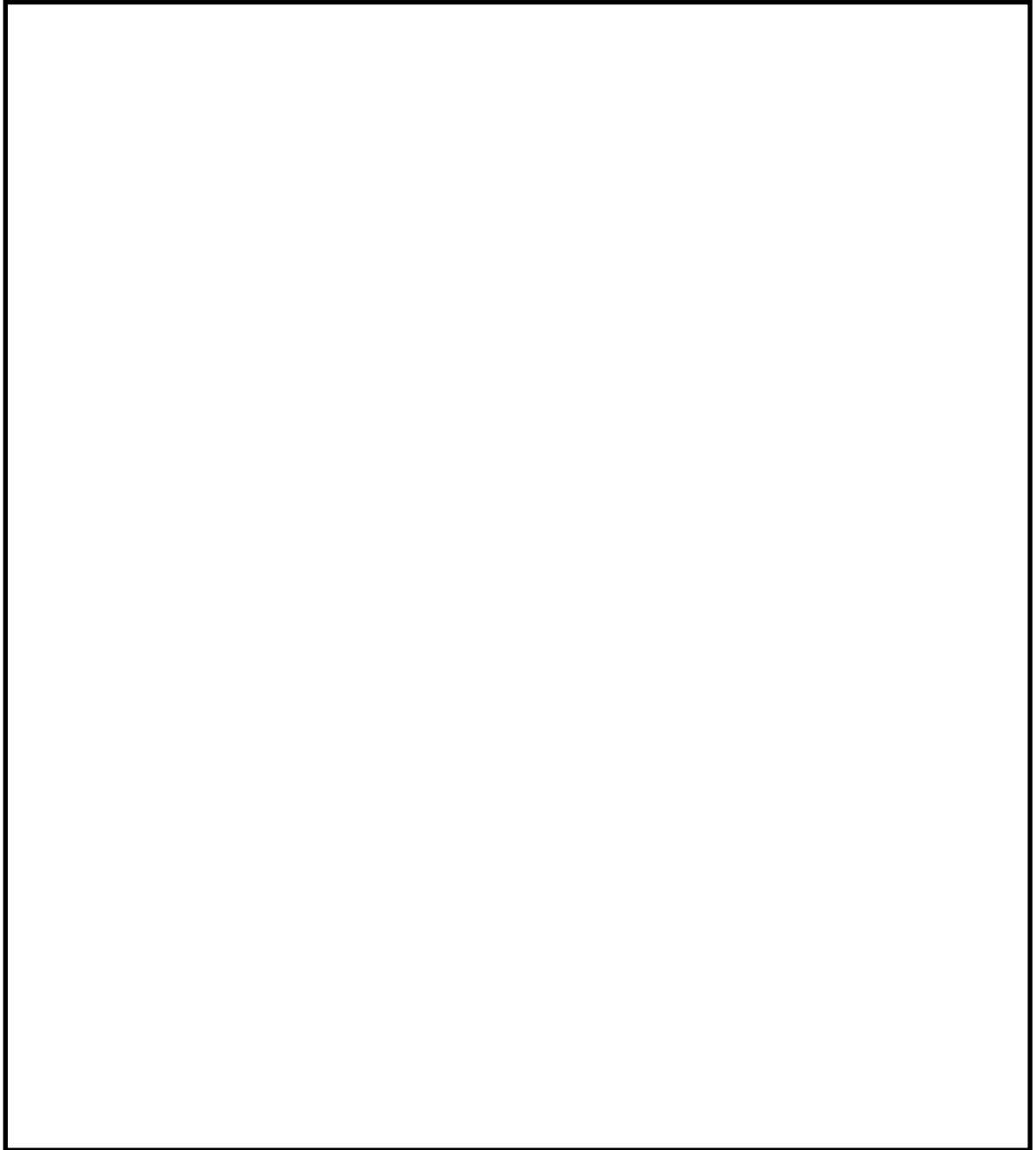
第 1 図 没水対策対象配置図(4/7)



第 1 図 没水対策対象配置図(5/7)



第 1 図 没水対策対象配置図 (6/7)



第 1 図 没水対策対象配置図 (7/7)

破損配管からの蒸気噴流の影響について

蒸気の影響評価では、破損箇所から蒸気は区画内に均一に広がり、同一区画内での任意の位置における温度は平均になるとしている。一方、実際には配管破損位置からごく近傍は漏えい蒸気の直接噴射による防護対象設備への影響が考えられるため、想定破損における蒸気影響評価にて評価対象としている高エネルギー配管（原子炉隔離時冷却系蒸気配管）と防護対象設備との位置関係を確認した。

1. 機器等の熱影響について

位置関係の確認にあたって、漏えい蒸気の直接噴射による影響を評価するため、噴流工学^{*1}における乱流/軸対称円形噴流のフローモデルを参考に、配管破損位置からの距離と衝突荷重および蒸気温度の関係を算出した。

具体的には、第1図のように蒸気が配管破損口から 10° の拡がり角度^{*2}をもって円錐状に噴出するものとし、配管破損口からの距離における衝突荷重に対応する飽和温度を算出した。また、保守的に蒸気漏えい時の配管から放出されるエネルギーが周囲空気の界面でも減衰せずに伝播することとした。その結果を第1表に示す。

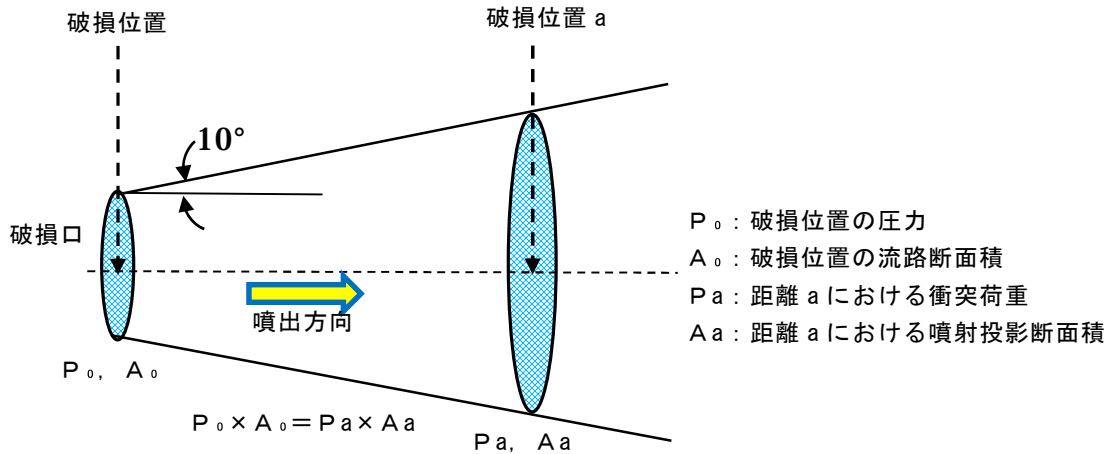
なお、この手法は、蒸気が漏えい箇所から離れるにつれ冷えることによる凝縮、または、サブクール水が大気圧下へ漏えいする際の蒸発といった事象を含む場合に対しても問題なく使用できることから、単相、二相流に関係なく評価ができる。

第1表より、破損口から2mで温度、圧力共に十分低下していることから、高エネルギー配管と防護対象設備との距離について確認した。その結果、最も近

接している水平方向地震加速度検出器でも2m以上の距離があること、併せて配管にカバーが設置されていることから、直接噴射の影響がないことを確認した。現場位置と状況写真を第2図及び第3図に示す。

※1 参考文献 社河内 敏彦：森北出版株式会社，噴流工学

※2 JSME S NDI-2002においても，内包流体が飽和蒸気の場合，漏えい部付近で 10° より大きい角度で拡がること示されている。本評価の 10° は保守的な評価となっている。



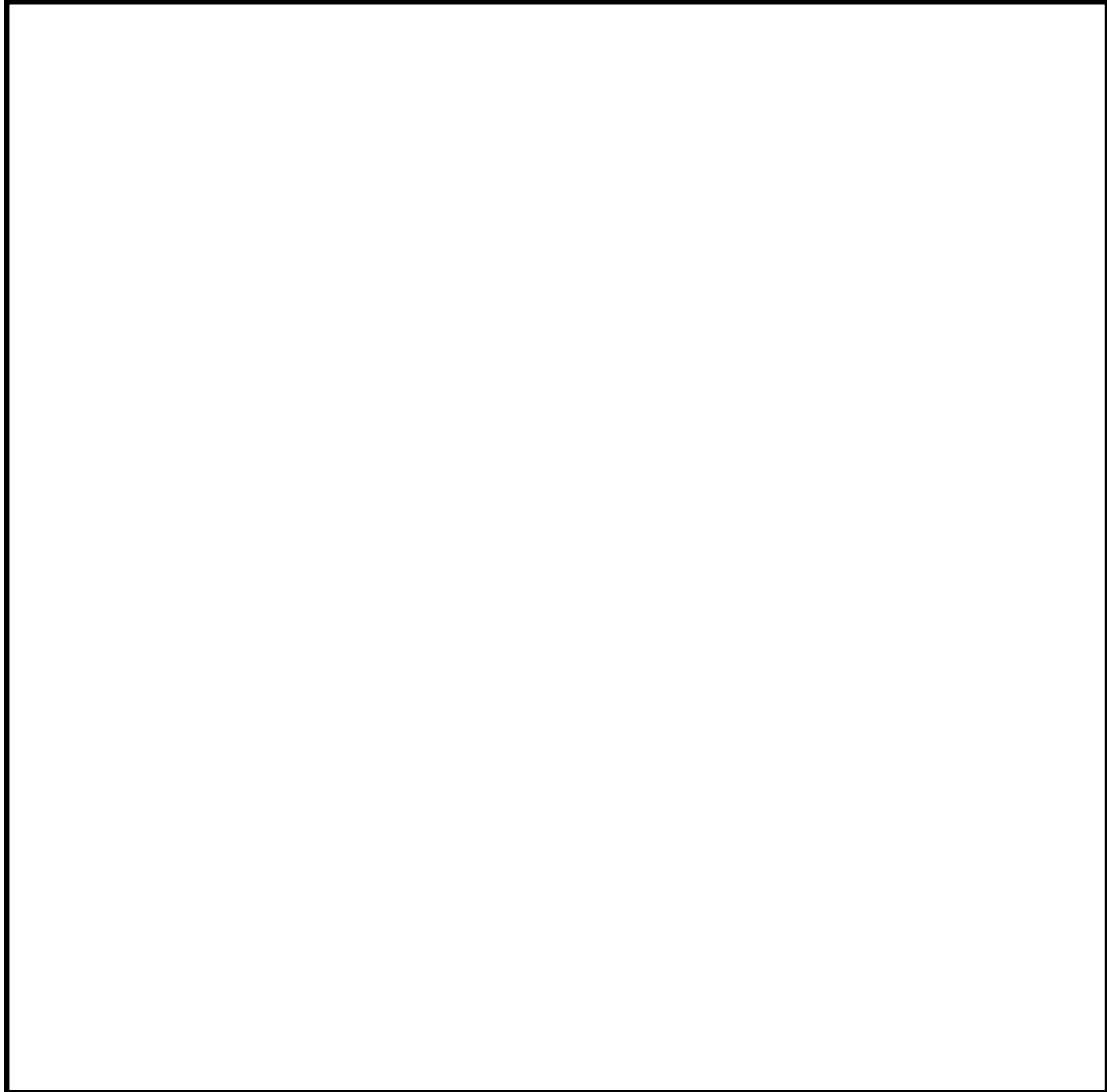
第1図 直接噴射による影響評価範囲図



第1表 抽出配管破損箇所からの距離と衝突荷重および蒸気温度の関係

系統	配管径	破損形態	距離0m ※3		距離1m ※4		距離2m ※4		距離3m ※4	
			荷重 (MPa)	温度 (°C)	荷重 (MPa)	温度 (°C)	荷重 (MPa)	温度 (°C)	荷重 (MPa)	温度 (°C)
RCIC	4B	1/4Dt貫通クラック	8.62	302	0.019	105	0.005	102	0.003	101
RCIC	10B	1/4Dt貫通クラック	8.62	302	0.064	115	0.019	105	0.009	103

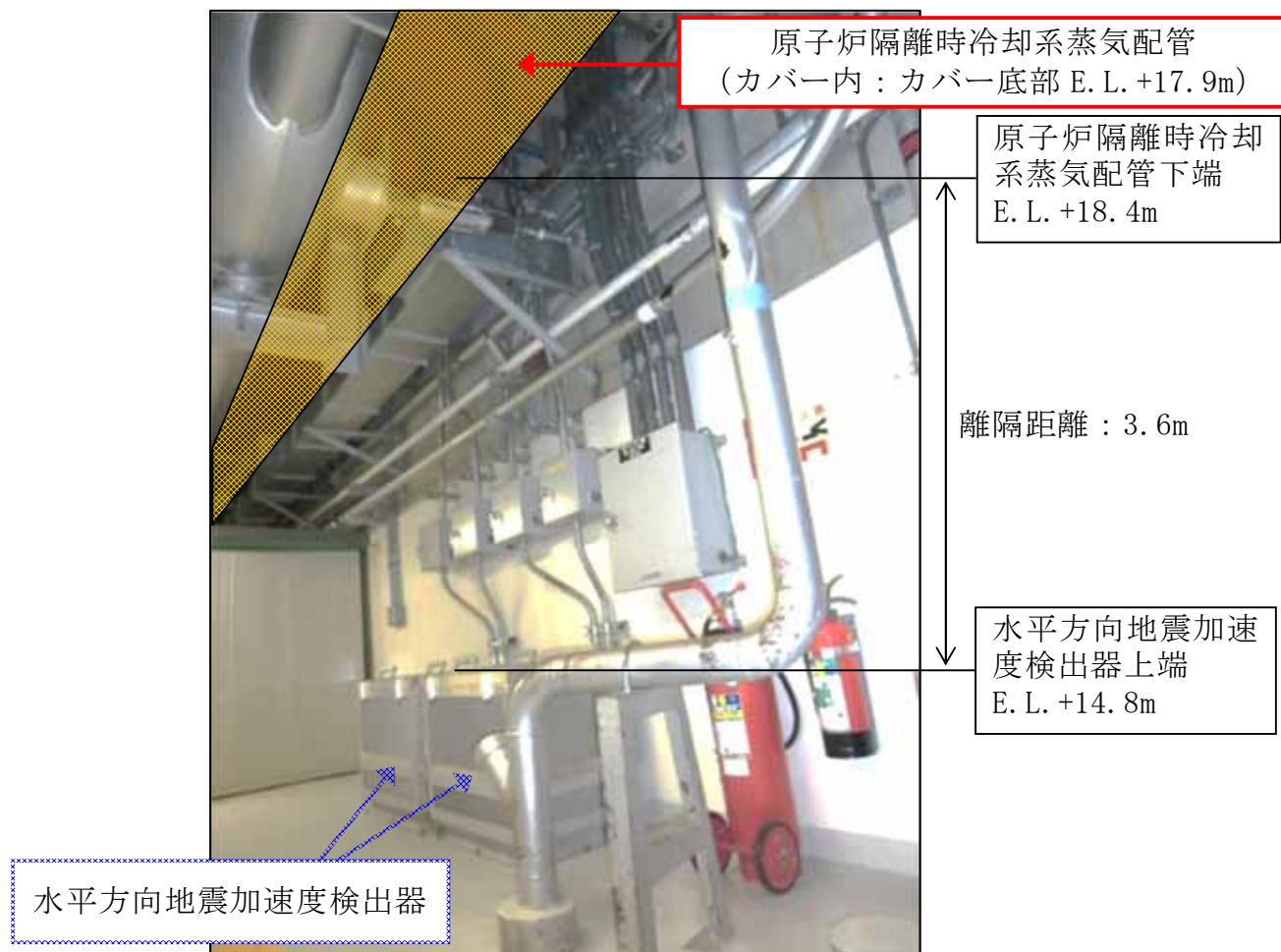
※3 荷重と温度は，系統の内圧及び温度

※4 温度は荷重に対する飽和温度より



【凡例】  : 原子炉隔離時冷却系蒸気配管
 : 水平方向地震加速度検出器

第 2 図 対象箇所平面図 原子炉建屋 2 階 (E. L. +14.0m)



第3図 現場状況写真 原子炉棟 2階 (E.L. +14.0m)

2. コンクリートの熱影響について

建屋コンクリートの温度制限値は65℃としているが、既往の文献^{*1}^{*2}等より175℃程度までの温度環境で強度的には影響がないとされている。

原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管の破断を想定すると、2階エリアでは破損位置から壁までの距離が約26cmとなり、流出蒸気の温度は160℃程度と想定される。この温度は、高温環境に対しても影響の無いとされる175℃を下回るため問題ないと評価している。

参考文献

※1 川口等：高温(175℃)を受けたコンクリートの強度性状，セメント協会

セメント・コンクリート No. 449, July 1994

- ※2 長尾等：高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究，
日本建築学会構造系論文集 第457号，1994年 3月

原子炉棟床ドレンファンネルによる排水の考慮について

溢水影響評価における対策のうち、原子炉棟6階の西側エリアについては、床ドレンによる排水を考慮している。地震発生時における事故収束のためには、排水作業に期待せずとも安全上重要な機器への影響はないとしているが、排水が阻害される場合の措置について以下に対応を示す。

1. 床ドレン配管の管理について

(1) 保守管理

排水を考慮する床ドレン配管については、点検計画を定め、年1回の通水試験を行い健全性の確認を行う[※]。これにより、溢水時の排水はファンネルからの処理が可能である。

(2) 逆流防止装置の設置及び管理

堰や壁等で区画され溢水発生時に開口部等からの排水を期待しない浸水防護区画の床ドレンファンネルについては、排水ラインの詰まり等から他区画のドレン水の逆流により浸水するおそれがあるため、床ドレンファンネルに逆流防止装置を設ける。当該装置については、点検計画を定め保守管理を行うものとする。

※ ドレン配管の定期的な健全性確認

東海第二発電所 タンクベント処理装置室内の各ドレンファンネル配管に鉄さび等による閉塞部位や狭隘化した部位を確認したことから、管理区域内で放射能を含んだ液体を排水する各ドレンファンネル配管については、定期的に健全性を確認するため、通水確認することを点検計画に反映した。また、その排水状況により修繕を行うこととする。

原子炉棟床ドレンファンネルによる排水の考慮について

溢水影響評価における対策のうち、原子炉棟6階の西側エリアについては、床ドレンによる排水を考慮している。地震発生時における事故収束のためには、排水作業に期待せずとも安全上重要な機器への影響はないとしているが、排水が阻害される場合の措置について以下に対応を示す。

1. 床ドレン配管の管理について

(1) 保守管理

排水を考慮する床ドレン配管については、点検計画を定め、年1回の通水試験を行い健全性の確認を行う[※]。これにより、溢水時の排水はファンネルからの処理が可能である。

(2) 逆流防止装置の設置及び管理

堰や壁等で区画され溢水発生時に開口部等からの排水を期待しない浸水防護区画の床ドレンファンネルについては、排水ラインの詰まり等から他区画のドレン水の逆流により浸水するおそれがあるため、床ドレンファンネルに逆流防止装置を設ける。当該装置については、点検計画を定め保守管理を行うものとする。

※ ドレン配管の定期的な健全性確認

東海第二発電所 タンクベント処理装置室内の各ドレンファンネル配管に鉄さび等による閉塞部位や狭隘化した部位を確認したことから、管理区域内で放射能を含んだ液体を排水する各ドレンファンネル配管については、定期的に健全性を確認するため、通水確認することを点検計画に反映した。また、その排水状況により修繕を行うこととする。

2. 地震時の原子炉棟 6 階西側床ドレンファンネルによる排水

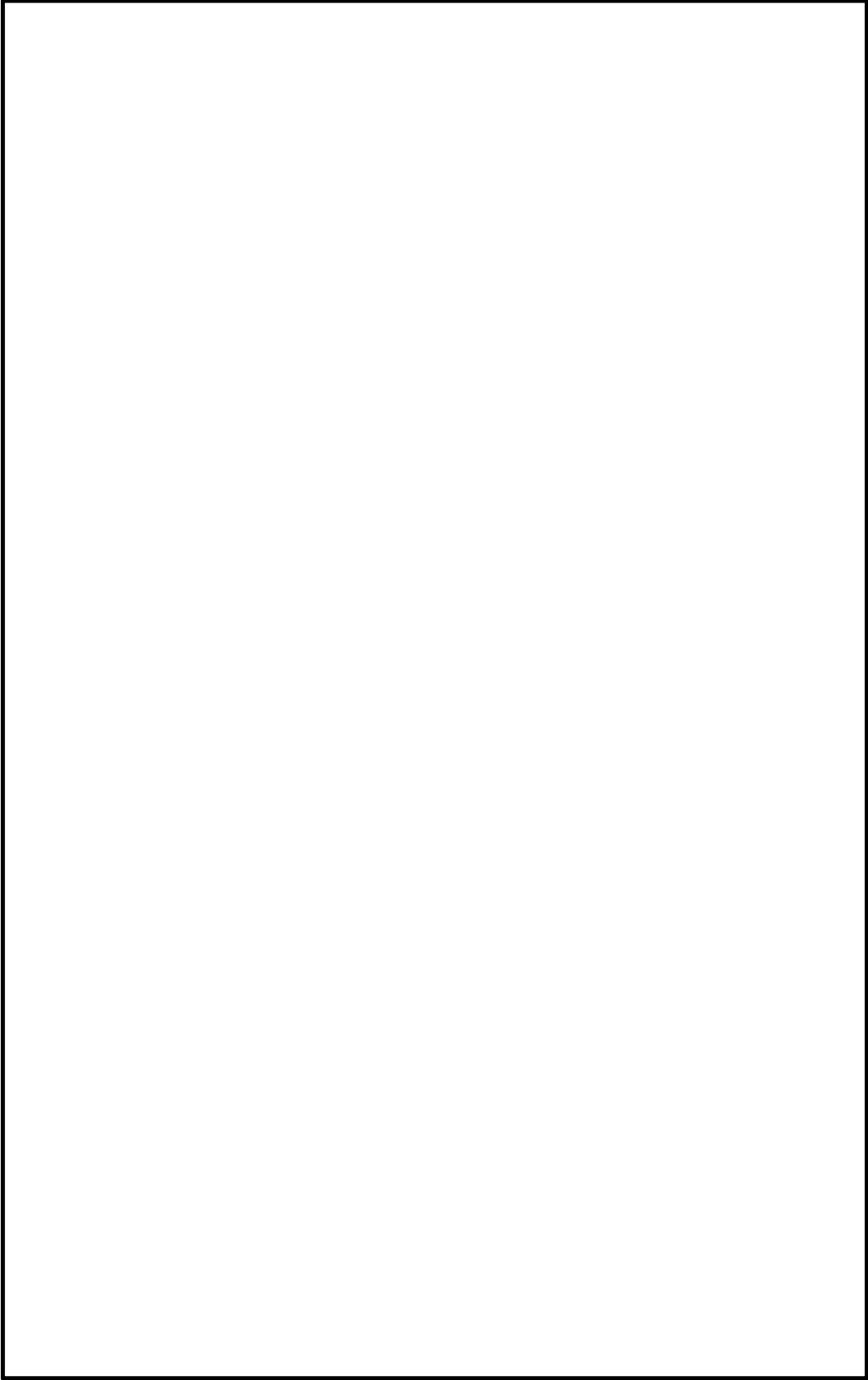
原子炉棟 6 階の西側エリア床ドレンについては、第 1 図のとおり、複数のファンネルと集合管により構成されており、一部の閉塞を考慮したとしても、排水経路の確保は可能であるが、溢水発生時に地震等により床ドレンファンネルが損傷した場合の影響については対応を想定している。その対処方法について以下に示す。

また、事故収束後に必要な排水作業については、保安規定に定めるとともに、詳細を関連規程類に定める。また、通常時の排水管理については、配慮が必要な項目であることから、運用管理における留意事項として、規程類に定める。

【排水ライン閉塞時の対応】

(1) 配管等閉塞時の影響

全ての排水ラインが閉塞すると仮定した場合でも、没水評価において機能喪失する防護対象設備はないことから影響はない。また、6 階面に設置される床漏えい検知器により、漏えいを早期に検知することが可能であり、漏えいを検知した場合はサンプ及び他の排水ラインの健全性を確認した後、速やかに仮設ポンプ等にて排水作業を行うものとする。



第1図 6階西側エリア床ドレン設置概要図

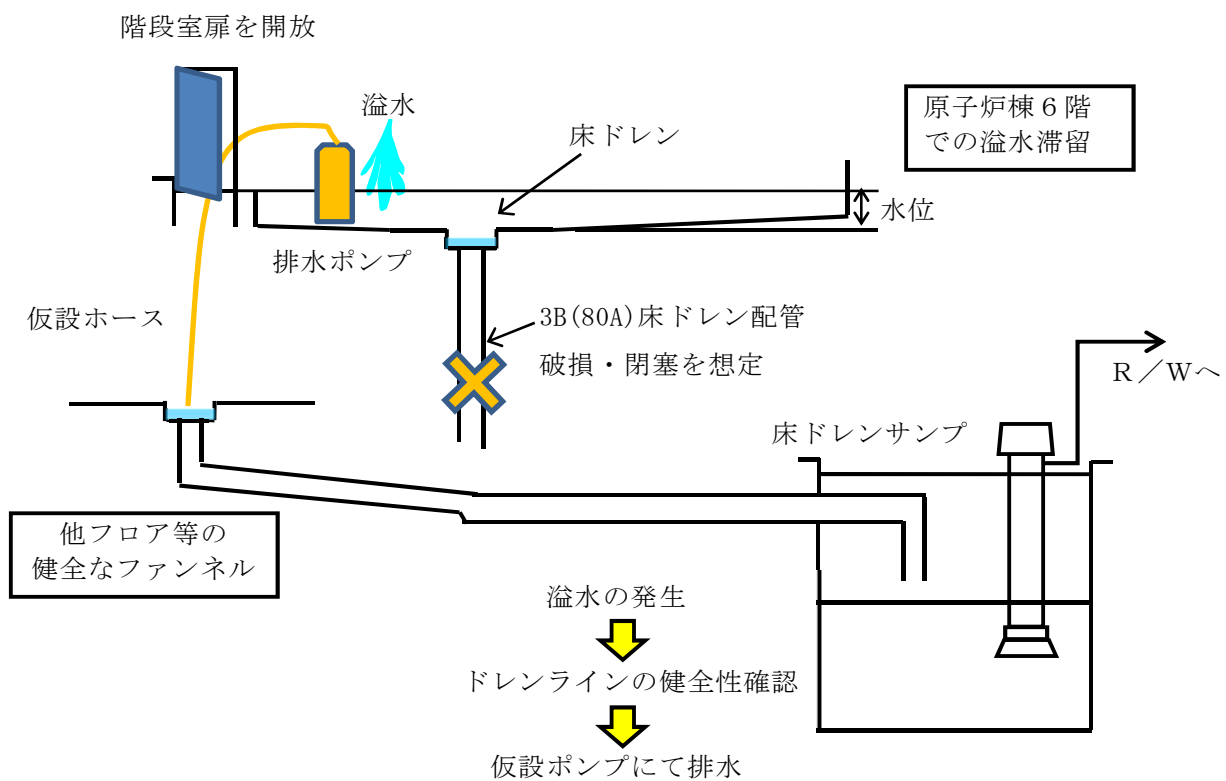
(2) 床ドレンファンネル閉塞時における排水処理について

溢水発生後に、滞留水が発生し排水が必要な場合は、ドレンラインの健全性を確認後、排水ポンプ等にて既設ファンネルを利用し排水を実施する。通常時における溢水による滞留水発生の際にも、同様の作業を実施する。具体的には、ドレンラインや排水受入れ先の廃棄物処理系設備の復旧、若しくは健全性の確認後、各階段室を通して下層階に仮設ホースを設置し、健全が確認されたファンネルに排水を行う。事故収束後に必要な排水作業及び通常時の排水管理について第2図に示す。

(3) 溢水滞留時のアクセス性について

地震発生時における原子炉棟6階の溢水水位は、評価上12cmであり、全ての排水ラインが閉塞したと仮定し排水が出来ないとした場合でも、作業等のアクセス性については影響のない水位である。

地震以外の要因による溢水発生時には、排水ラインは機能するとしているが、仮に想定破損による溢水量を考慮した場合においても、排水作業のためのアクセスは東側階段より可能である。6階フロアに入る扉の開閉についても、滞留水位による影響がないよう、必要な高さを確保した堰を設置することから問題ない評価となる。



第2図 地震時の床ドレンファンネル破損・閉塞時における排水処理について

【排水ライン損傷時の対応】

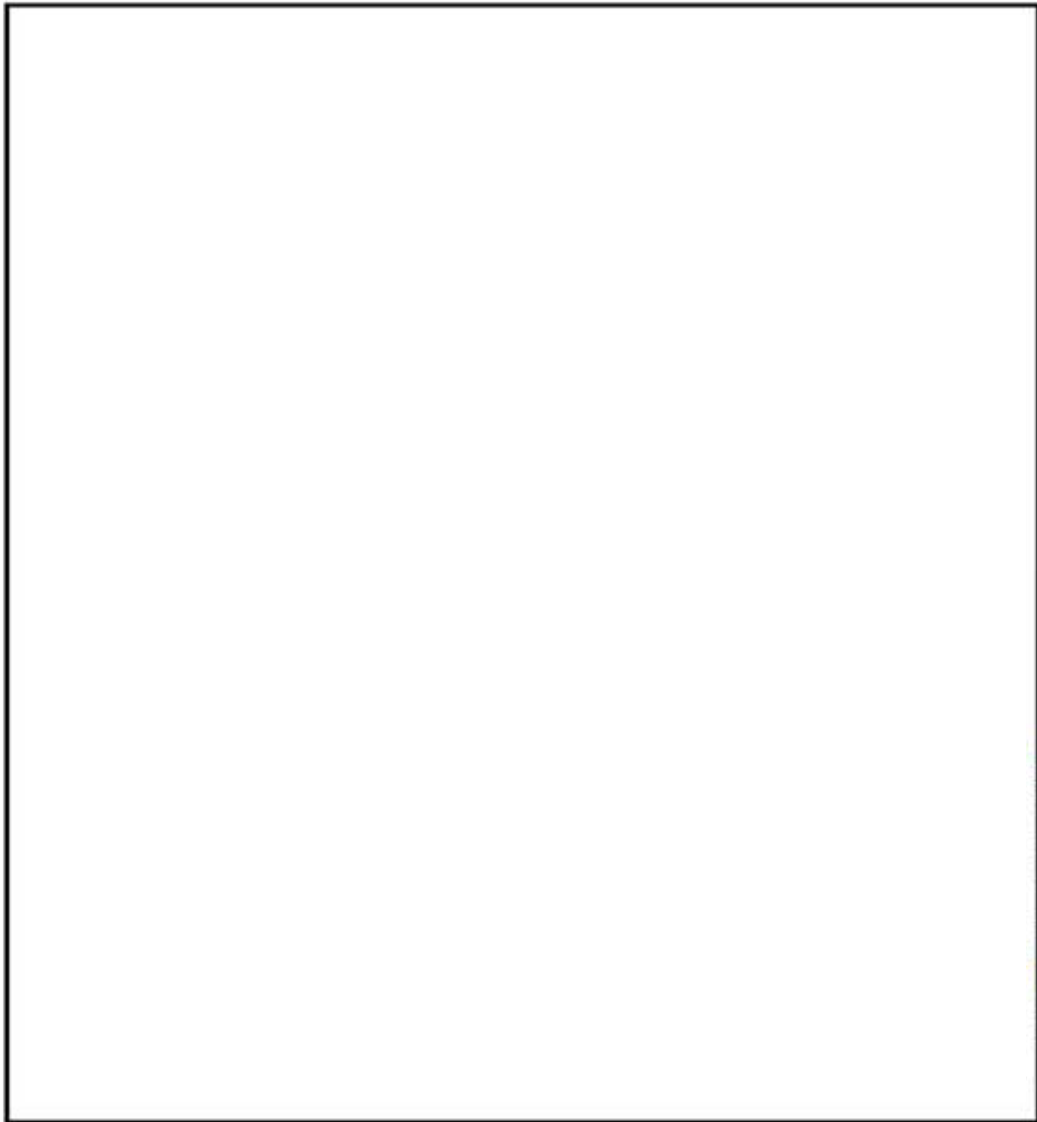
(1) 配管等破損時の影響

地震発生時における原子炉棟 6 階の溢水水位は、評価上約 12cm であるが、排水ラインが損傷した場合においても、以下に示すとおり溢水の影響はない。

- ・ 5 階天井部付近での漏水等においては、防護対象設備への保護カバーやコーキング等の被水対策を実施することで防護対象設備への影響はない。
- ・ 5 階西側エリア全面に 6 階溢水量全量が伝播した場合であっても、没水影響評価により 5 階の防護対象設備は機能喪失しない。

5 階西側エリアの防護対象設備のうち、第 3 図のとおり、ほう酸注入系機器が溢水防護区画 RB-5-3 に、燃料プール冷却浄化系の機器が RB-5-6 に設置されている。各区画に 6 階で発生した溢水が全量伝播した場合、天井までの壁で区画化された溢水防護区画 RB-5-3 の燃料プール冷却浄化系機器の機能が喪失するおそれがあるため、当該エリアの上部に敷設されるファンネル排水ラインを閉止する。また、ほう酸注入系の機器については、周囲を堰で囲われた開放区画に設置されており、6 階からのファンネル排水ラインや集合管となる排水縦管が破損した場合でも、没水による影響はない評価となる。これに加え、被水対策を実施するとともに、直上のファンネル部を念のため閉止する。

以上の対策により、ほう酸注入系及び燃料プール冷却浄化系がファンネル排水ラインの損傷により機能喪失することはない。



第3図 防護対象設備配置図

原子炉棟最終滞留区画における溢水発生後の復旧について

想定破損等発生時については、溢水が原子炉棟最下層に大量に滞留することとなり、多数の機器が水没する想定となる。この場合、安全上重要な機器や系統機能は、区画分離により維持されるが、没水側区画については、速やかに復旧を行う必要があることから、この対応について以下に示す。

【想定する状況】

- ・原子炉棟最下層における溢水の滞留
- ・水没エリアのサンプポンプは機能喪失

【現場へのアクセス】

原子炉棟の最終滞留区画である最下層については、溢水が滞留することを考慮する。滞留水位が 20 cm より高くなる区画で、アクセスが必要な場所については、想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し、アクセスに影響のないよう措置を講じることとしている。

また、原子炉棟の 6 階については、滞留水位は評価上 12 cm となるが、北東側階段に設置する 40 cm の堰を越えてアクセスは可能である。

原子炉棟内のその他区画においては、滞留水位を 10 cm 以下とすることから、溢水時のアクセスは可能である。

原子炉棟の最下層が水没した状況においても、地下 1 階の各階段室から滞留の状況を確認しつつ、アクセスが可能である。また、水密区画である R H R ポンプ (A) 室、R C I C 室、H P C S ポンプ室内が水没する場合は、各

区画上部の機器ハッチを開放することで、上部からのアクセスが可能である。

【作業ステップ】

没水エリアの排水作業については、溢水の滞留状況と排水関連設備の運転状況等により排水先を適切に選定する。作業手順としては、以下のステップを想定している。

① 原子炉棟内への移送

溢水発生後、滞留水が発生し排水処理が必要な場合は、他区画のサンプ及び廃棄物処理設備の健全性又は復旧を確認後に、仮設の排水ポンプ等にて移送を行う。

② 原子炉棟外への移送

原子炉棟内のサンプ設備が使用不可の場合は、滞留水を原子炉棟より直接、廃棄物処理棟内のサンプ又は健全なタンクに、仮設の排水ポンプ等にて移送する。

③ 屋外への移送

廃棄物処理棟内のサンプ設備やタンク類が使用不可の場合は、滞留水を原子炉建屋の外に設置された復水貯蔵タンク等に、仮設の排水ポンプ等にて移送する。

【作業期間】

想定破損を考慮するケースでは、原子炉棟の最下層で、最終的な滞留水位数 m を超える区画があるが、速やかに排水作業の着手が可能であれば、仮設

ポンプの使用を想定した場合でも、2～3日程度で排水作業の完了が可能である。

【機器の点検作業】

排水作業完了後に、没水した機器の点検を速やかに行う。機器の点検等には時間を要すると想定されるが、プラントの安全機能としては、区画分離により維持された状態を継続することが可能である。

特にプラント停止後については、冷温停止機能、燃料プールの冷却及び補給機能の維持が重要になるため、この機能に係る系統の運転継続が重要となる。機器の点検においては、この運転状態が長期に継続することから、機器の復旧についても、これら運転状態の維持を最優先とした作業工程にて復旧作業を進める。

重大事故等対処設備の追設を考慮した溢水影響評価について

1. はじめに

発電所内に常設の重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）が新設されることを考慮した溢水影響を評価する。

2. 評価方法及び評価結果について

新設するSA設備について、溢水影響の観点より以下を考慮し、評価を行う。

- ① 設置場所（接続口位置，配管ルート，ポンプ・熱交換器等設置位置）
- ② 設備仕様（最高使用温度，最高使用圧力，ポンプ容量，配管口径等）
- ③ 既設設備との接続位置，通常時の隔離状況
- ④ 新設の配管貫通口位置

2.1 評価内容

- ・ 内部溢水（第9条範囲）の既設評価で用いた溢水源への影響
- ・ 新設SA設備を溢水源とした溢水評価

具体的には、想定破損による溢水について、没水による影響を評価するとともに、各溢水に対して被水による影響も考慮した。

ここで、地震時については、SA設備は基準地震動 S_s に対して耐性を確保することから溢水源として考慮しない。また、火災時に使用する消火配管とSA設備は、接続しないことから溢水源とならず、評価に影響はない。

2.2 評価結果

いずれのS A設備の追設範囲においても、通常時においては、既設設備と弁等にて隔離されることから、既設評価に用いた溢水源に影響がなく評価にも影響ない。

また、新設S A範囲については、別途、第四十三条の対応にて全てのS A設備及び既設と共用する配管等について、想定破損を考慮する必要がないよう強度を確保する方針であることから、溢水源とならず、既設設備への影響はない。

なお、仮にS A設備が想定破損の溢水源となる場合でも、保有水量は第1表で示す通り少量であることから、溢水源としての影響は少ない。被水を考慮した場合は、各防護対象設備について、被水対策を実施することから影響はない。

第1表 新設S A設備の保有水量

重大事故等対処設備		追設範囲の保有水量	既設との接続
1	高压代替注水系	約 3m ³	隔離弁
2	低压代替注水系	共通部 約 7m ³ その他 約12m ³	隔離弁
3	代替循環冷却系	約 1m ³	隔離弁
4	緊急用海水系	約21m ³	隔離弁
5	代替燃料プール冷却系	約 1m ³	隔離弁

応力評価に基づくサポート等改造対策の概要について

1. サポート等改造対策の概要

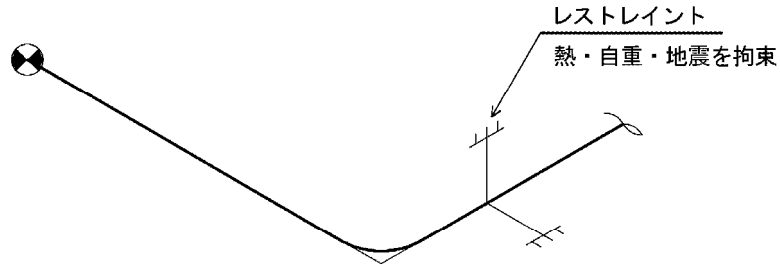
添付資料-8に示した「溢水評価ガイド附属書A 流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」の規定を満たす配管については、溢水影響評価における破損は想定しないこととしている。評価の対象となる配管系統の例として、原子炉隔離時冷却系蒸気配管におけるサポート改造対策の考え方を示す。

2. 高エネルギー配管にて考慮すべき応力緩和について

高エネルギー配管の応力評価においては、溢水評価ガイドに従い、一次応力と二次応力の算出を行う。評価の結果、熱応力が許容値を超える場合は、既設サポートの撤去等により、熱伸びによる拘束が緩和されるよう対策を実施する。具体的には、二次応力である熱応力について第1図及び第2図に示す考慮を行う。この場合、配管の自重を考慮したハンガへの改造もしくは、自重と地震時の外力を考慮したスナッパへの改造を行う。これらの組合せによるサポート改造にて、必要な応力緩和対策が可能である。

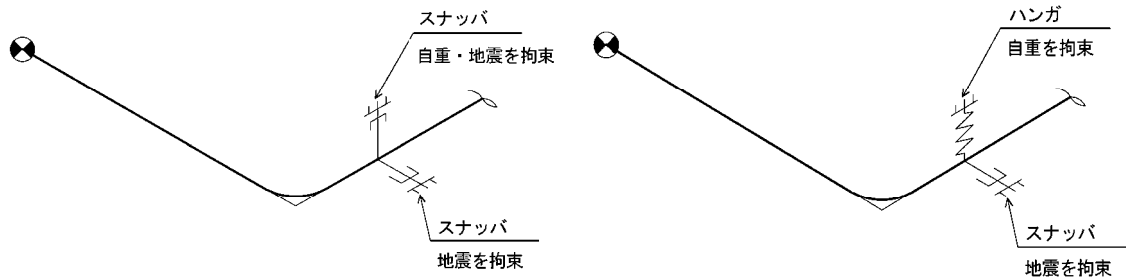
また、当該配管はS A設備の追設を考慮しており、新設配管の接続と合わせて、サポート位置・仕様等の変更対策を実施する。

対象となる原子炉隔離時冷却系蒸気配管のルート図を第3図に示す。

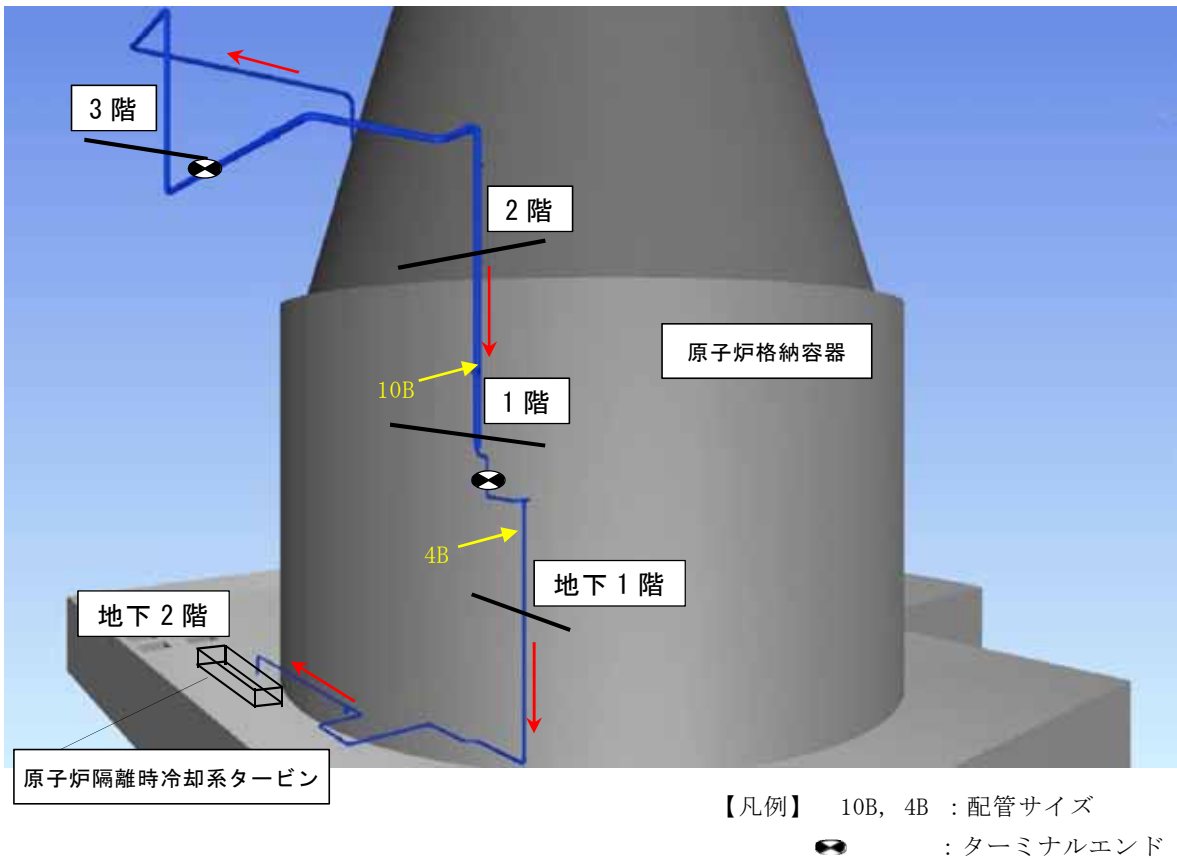


第1図 対策前のサポート設置例

熱応力が許容値を超える箇所については、要因となる拘束サポートの撤去又は拘束条件の変更を行う。
 Y方向（上下）：配管の自重拘束が必要な場合はハンガに変更
 地震拘束が必要な場合はスナップに変更
 XZ方向（水平）：地震拘束が必要な場合はスナップに変更



第2図 対策後のサポート設置例

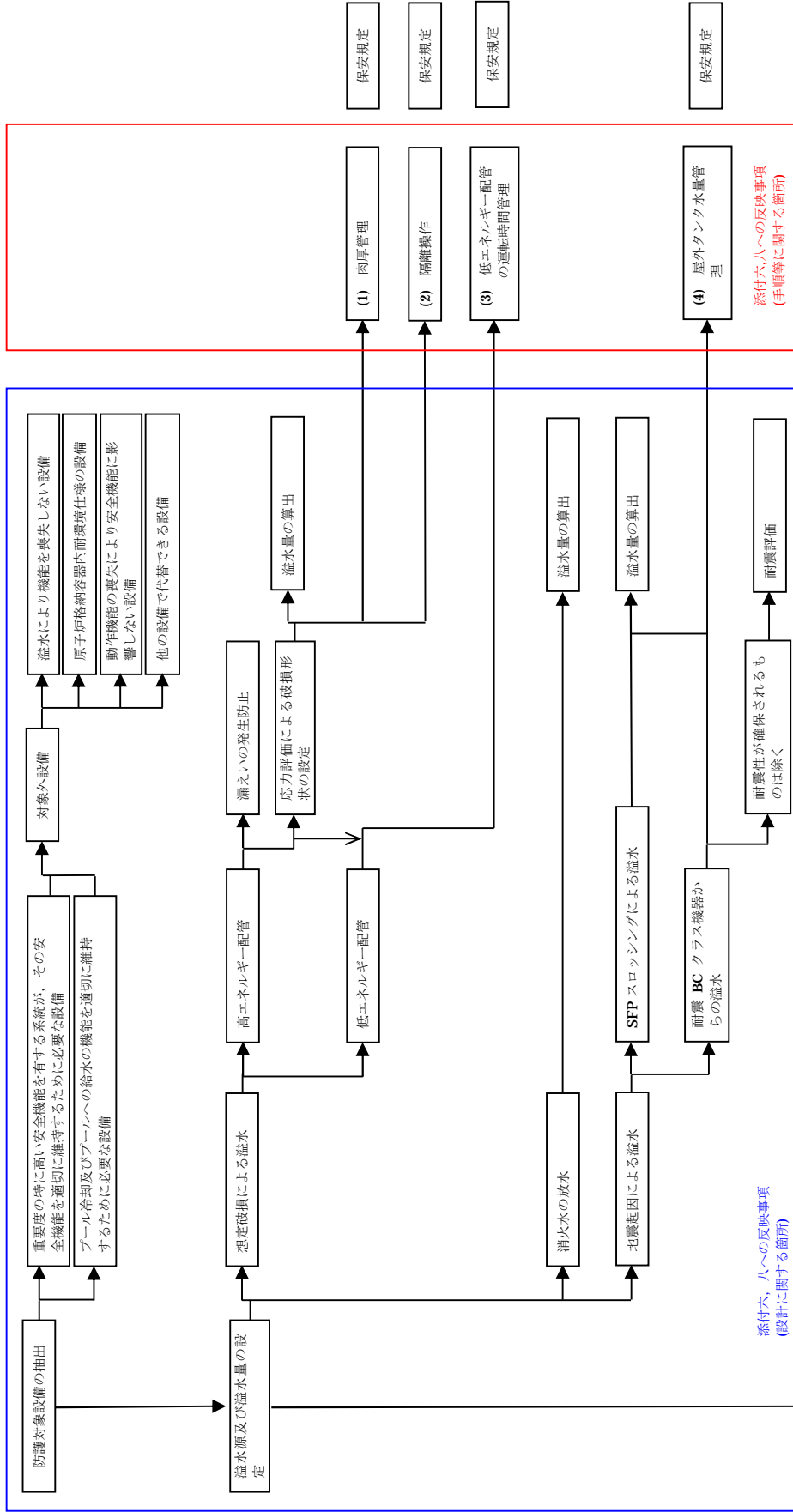


第3図 原子炉隔離時冷却系蒸気配管ルート図

東海第二発電所

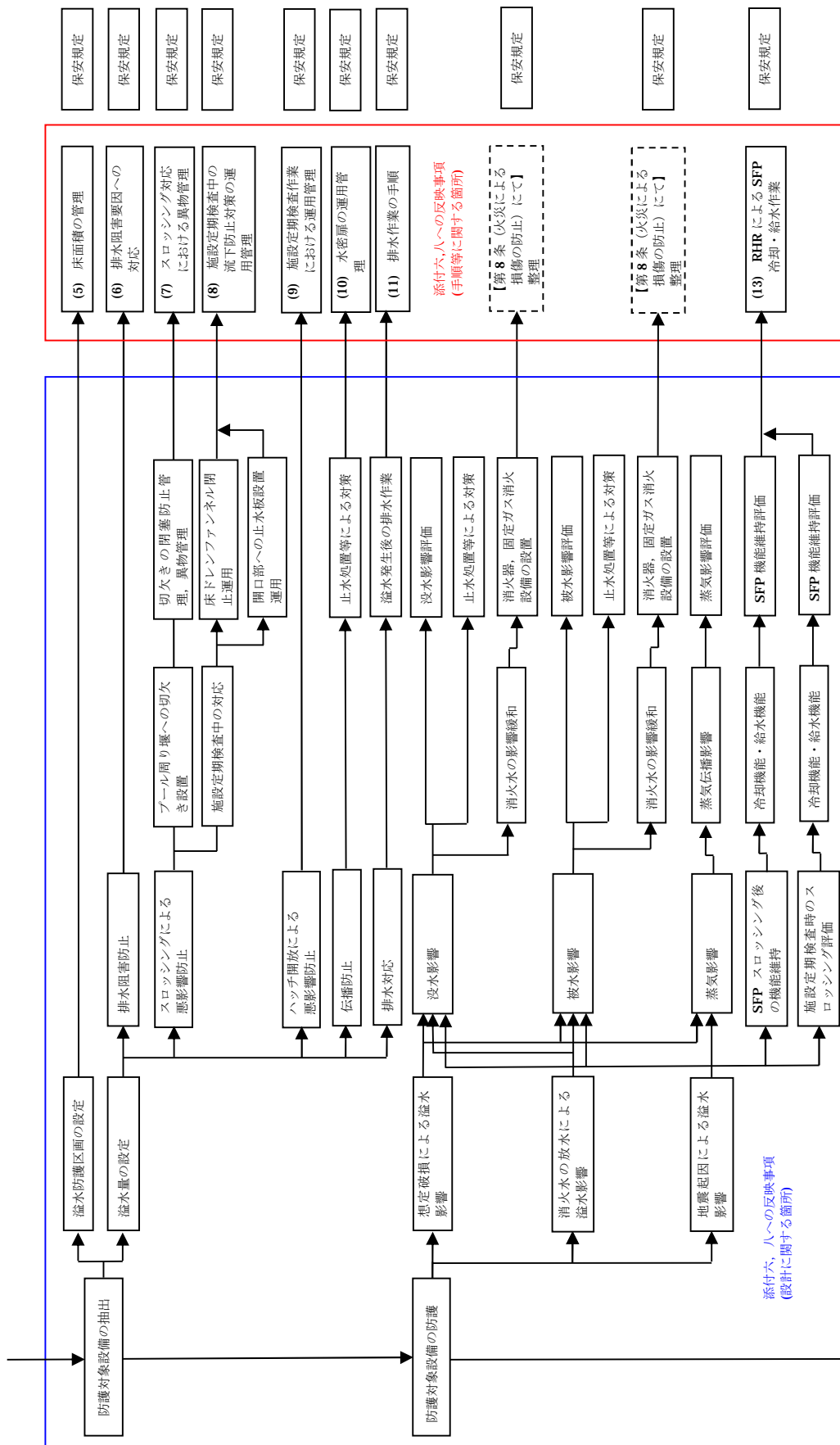
運用，手順説明資料
溢水による損傷の防止

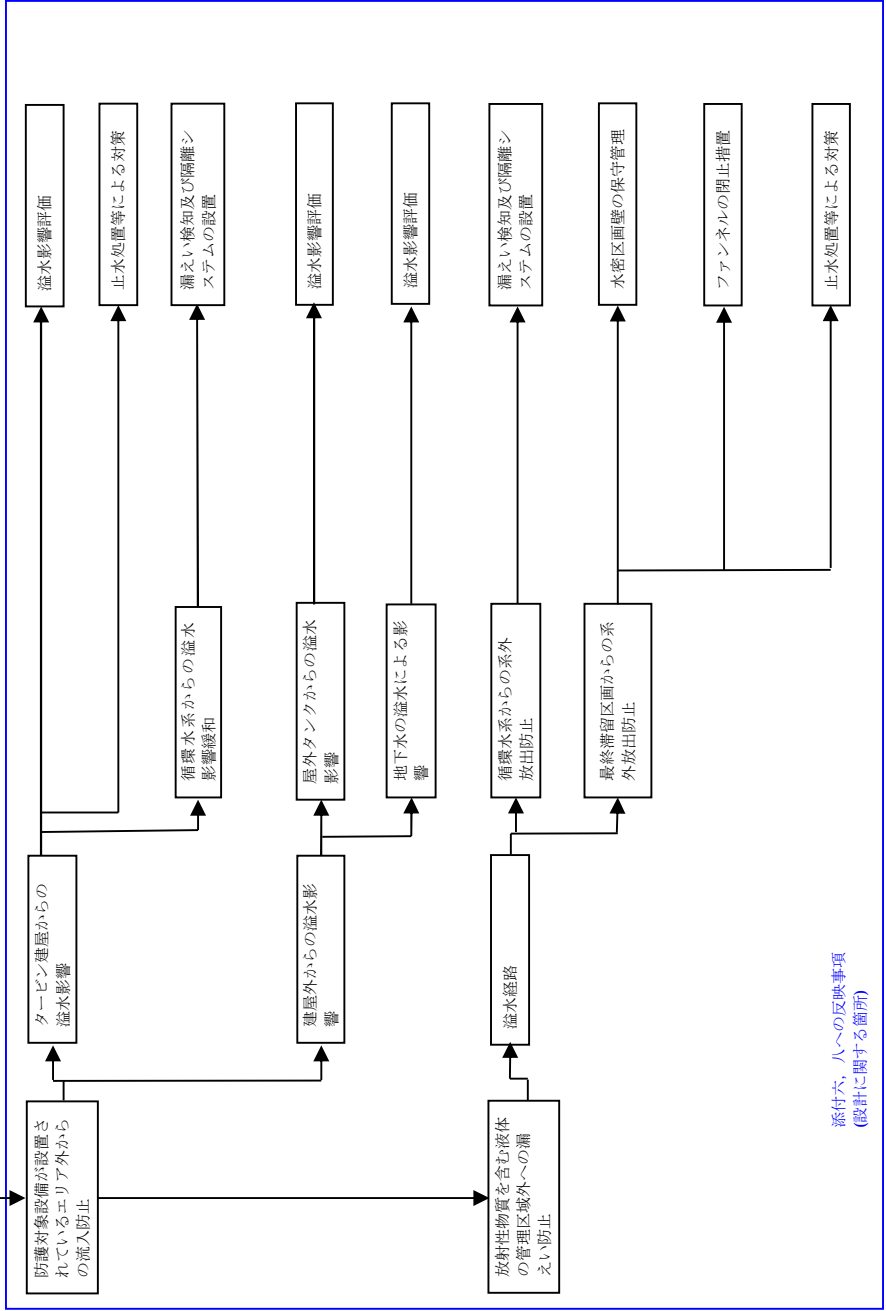
第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわなければならない。



【後段規制との対応】
 保安規定：運用、手順に係る事項、下位文書含む
 核防規定：下位文書含む

【添付六、八への反映事項】
 [実線枠] : 添付六、八に反映
 [点線枠] : 当該条文に該当なし (他条文での反映事項他)





添付六、八への反映事項
(設計に関する箇所)

添付六、八への反映事項
(手順等に関する箇所)

【後段規制との対応】
 保安規定：運用、手順に係る事項、下位文書含む
 核防規定：下位文書含む

【添付六、八への反映事項】
 [実線枠] : 添付六、八に反映
 [点線枠] : 当該条文中に該当なし
 (他条文中での反映事項他)

別添2 第1表 運用, 手順に関わる対策等 (設計基準) (1/2)

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等	
第九条 溢水による 損傷の防止	(1) 肉厚管理	運用・手順 体制	— (保修室員による肉厚管理)	
	(2) 隔離操作	保守・点検	教育・訓練	— 配管の破損評価において、応力評価の結果により破損の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確
		運用・手順	体制	— (運転員による隔離操作)
	(3) 低エネルギー配 管の運転時間管 理	保守・点検	教育・訓練	— 溢水発生時の対応訓練を実施する
		運用・手順	体制	— 残留熱除去系(海水系含む)、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系、ぼう酸水注入系の低エネルギー配管としての運転時間を管理する
	(4) 屋外タンク水量 管理	保守・点検	教育・訓練	—
		運用・手順	体制	— 内部溢水評価で用いる屋外タンクの水量を管理する
	(5) 床面積の管理	保守・点検	教育・訓練	— (運転員、保修室員による運用管理)
		運用・手順	体制	— 溢水防護区画の溢水水位に影響を及ぼす資機材の持ち込み等に対して溢水評価への影響確認を実施する
	(6) 排水阻害要因へ の対応	保守・点検	教育・訓練	— (運転員、保全員による床面積管理)
		運用・手順	体制	— ハッチ等、排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、適切な運用を実施する
	(7) スロッシングによ る悪影響防止	保守・点検	教育・訓練	— (運転員、保修室員による運用管理)
		運用・手順	体制	— スロッシング対応として、施設定期検査前にプール廻り堰の切欠きに閉塞等のないことの確認及び異物混入防止対策を実施する
	(8) 施設定期検査中 におけるスロッシ ング対策	保守・点検	教育・訓練	— (作業等の関係者について、関連する教育を定期的に実施)
		運用・手順	体制	— 施設定期検査中のスロッシング対策として、溢水拡大防止堰の上止水板を設置し、かつ、原子炉棟6階西側床ドレンファンネルを閉止する運 用※とする
	(9) 施設定期検査作 業時における運 用管理	保守・点検	教育・訓練	—
		運用・手順	体制	— 施設定期検査作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を (運転員、保修室員による運用管理)

※ 運用を行う詳細な期間及び作業の内容は以下とする。

プラント停止直後より格納容器上蓋開放までに止水板及びファンネル閉止装置の取付けを行い、原子炉復旧のための原子炉ウエル及びD S Pの水抜き終了後、格納容器上蓋復旧時に、取外しを行う。

別添2 第1表 運用, 手順に関わる対策等 (設計基準) (2/2)

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
	(10) 水密扉の運用管理	運用・手順	水密扉の確実な閉止操作, 閉止状態の確認, 及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作手順等を定める
		体制	(運転員, 保守室員による運用管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(11) 排水手順	運用・手順	溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	溢水発生時の対応訓練を実施する
	(13) RHRによるSFP 冷却・給水対応	運用・手順	燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合の, 残留熱除去系による使用済燃料プールの冷却・給水操作手順を定める
		体制	(運転員による系統操作)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

内部溢水影響評価における
確認プロセスについて

1. はじめに

本資料は、東海第二発電所における内部溢水防護に係る評価内容の確認プロセスの概要をまとめたものである。

内部溢水防護評価に係る要求事項は以下のとおりである。

2. 基準要求

【第9条】

設置許可基準第9条（溢水による損傷の防止等）にて、安全施設は発電用原子炉施設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よう要求されている。また解釈により、「安全機能を損なわないもの」とは、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をいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、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をいう。」と規定されている。

また、「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「溢水評価ガイド」という。）の要求事項に基づき、発電用原子炉施設内に設置された機器の破損、消火系統の作動、地震に起因する機器の破損（使用済燃料プールのスロッシングを含む）により発生する溢水に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられていることを確認する。

溢水評価ガイドに基づき、防護の考え方は以下のとおりである。

- ・ 想定する機器の破損等により生じる溢水に対し、影響を受けて原子炉施設の安全性を損なうことがない設計とする。
- ・ 想定される消火水の放水による溢水に対し、影響を受けて原子炉施設の安

全性を損なうことがない設計とする。

- ・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料ピットのスロッシングを含む）については、機器の耐震性能を評価するとともに、溢水源とした設備の破損により生じる溢水影響を受けて原子炉施設の安全性を損なうことがない設計とする。

3. 内部溢水影響評価のプロセス

内部溢水影響評価では、プラントメーカー等へ評価委託を実施するとともに、併せて当社で現場確認、図面、設計資料の確認を実施している。具体的には、溢水影響評価に係る溢水源、溢水経路、防護対象設備の機能喪失高さ等を現場状況も含めて確認している。確認内容を第1表に示す。

なお、今後、当社において溢水影響評価に変更を及ぼす恐れのある工事及び資機材管理について現場状況を確認したうえで、記録も含めて管理を実施する。

4. 今後の対応

(1) 資機材の持込み等に対する管理

溢水評価区画において、資機材の持込み等により評価条件としている火災荷重及び滞留面積に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を行う。

(2) 水密扉に対する管理

水密扉については、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を予め整備し、的確に実施する。

第1表 内部溢水影響評価の具体的な確認内容(1/2)

	項目	メーカー等での委託実施内容	当社での実施内容
1	溢水源の想定	—	① 溢水源となりうる機器を系統図，配置図より抽出しリスト化。
2	溢水源の算出	—	① 溢水源の特定。溢水源となる機器は，現場確認にて配置状況を確認。
3	防護対象設備の選定	—	① 防護対象設備を，系統図，配置図，展開接続図等から抽出。 ② 抽出した防護対象設備について現場確認にて配置を確認。
4	溢水防護区画の設定	—	① 設計図書又は現地施工図により，壁，堰又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離され，溢水防護の観点から1つの単位と考えられる区画を設定。 ② 現場確認にて堰等の設置状況が図面と相違ないことを確認。また，防護対象設備と溢水防護区画を確認。
5	溢水経路の設定	—	① 溢水源からの溢水経路を設定。溢水経路に対して，壁，堰，階段，機器ハッチ等を現場にて確認。 ② 必要な対策を反映した溢水経路の設定。没水，被水，蒸気の評価において，必要な対策の検討及び実施（水密扉，堰，逆止弁等）。
6	評価項目の算出 (1) 滞留面積	① CAD データより壁，柱及びコンクリート基礎，機器等を除いた面積を算出。	① 建築図面とCAD 図面の確認を行うとともに，算出された滞留面積を確認。 ② 現場における常設物品が，滞留面積に与える影響を現場調査にて確認。
	評価項目の算出 (2) 床勾配	—	① 建築図面から床勾配の有無を確認し，床勾配を考慮して溢水水位を算出。
	評価項目の算出 (3) 運転時間	—	① 高エネルギーに分類される系統の運転実績をプラントの運転開始時から調査。

第1表 内部溢水影響評価の具体的な確認内容(2/2)

	項目	メーカー等での委託実施内容	当社での実施内容
6	評価項目の算出 (4)機能喪失高さ	—	① 設計図面により、個々の設備毎の機能喪失高さを特定。 ② 設置状況の確認及び機能喪失高さの確認を現場確認も含め図面にて実施。 ③ 確認結果より機能喪失高さを設定。
	評価項目の算出 (5)系統保有水量	① 対象となる配管施工図より系統保有水を算出。 ② 配管施工図をCAD化し、区画毎の配管敷設状況図を作成。	① 系統保有水量を算出する配管施工図、機器図等を設計図面より選定。 ② 系統保有水の積算結果を確認。 ③ 地震起因による溢水量を区画毎に、配管保有水量から積算。
7	溢水影響評価の実施	—	① 発電所内で発生した溢水に対して、防護対象設備が要求事項（設備の機能維持）を満足することを確認。 ② 防護対象設備が要求事項を満足することを確認（水位等の裕度を考慮した評価及び防護対策の検討を実施）。
8	溢水影響評価の判定	—	① 内部溢水に対して、防護対象設備がその安全機能を失わないことを評価。

その他個別評価事項

	項目	メーカー等での委託実施内容	当社での実施内容
1	スロッシング解析	スロッシング時の溢水量算出	メーカーの算出結果を確認し、保守的な溢水量を設定。
2	耐震解析評価	耐震B、Cクラス機器の耐震評価	メーカー等の耐震評価結果より溢水源としない系統を選定。
3	敷地内浸水解析	屋外タンク破損時の敷地内浸水解析	浸水解析結果を確認し、防護対策の妥当性を確認。

東海第二発電所

誤操作の防止

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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 追加要求事項に対する適合性（手順等含む）
 - (1) 位置，構造及び設備
 - (2) 安全設計方針
 - (3) 適合性説明
 - 1.3 気象等
 - 1.4 設備等
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
 - (1) 中央制御室における操作の容易性（環境条件に対する考慮）
 - (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）
 - 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対策
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 東海第二発電所 運用，手順説明資料 誤操作の防止

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

誤操作の防止について、設置許可基準規則第 10 条及び技術基準規則第 38 条における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 10 条及び技術基準規則第 38 条 要求事項

設置許可基準規則 第 10 条（誤操作の防止）	技術基準規則 第 38 条（原子炉制御室等）	備考
設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。	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。	変更なし
<u>2 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。</u>	—	追加要求事項

1.2 追加要求事項に対する適合性（手順等含む）

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(e) 誤操作の防止

設計基準対象施設は，プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して，色分けや銘板取り付けなどの識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置，中央監視操作の盤面配置，理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い，運転員の誤操作を防止する設計とする。

また，中央制御室は耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し，放射線防護措置（遮蔽及び換気空調設備の閉回路循環運転の実施），火災防護措置（感知・消火設備の設置），照明用電源の確保措置を講じ，環境条件を想定しても，運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに，現場操作についても同様な環境条件を想定しても，設備を容易に操作することができる設計とする。

【審査資料（2.1：10条－15）（2.2：10条－15～18）

（2.3：10条－19～28）（2.4：10条－29～44）】

(2) 安全設計方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.10 誤操作の防止

(1) 設計方針

発電用原子炉施設は、設計、製作、建設及び試験検査を通じて、信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による異常状態に対しては、警報により、運転員が措置し得るようにするとともに、もし、これらの修正動作が取られない場合にも、発電用原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、過渡変化を収束させる設計とする。

発電用原子炉施設は、運転員の誤操作を防止する設計とする。

安全施設は、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下においても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室及び中央制御室以外の操作場所において、容易に操作することができる設計とする。

【審査資料 (2.1 : 10条-15) (2.2 : 10条-15~18)

(2.3 : 10条-19~28) (2.4 : 10条-29~44)】

(2) 手順等

誤操作防止に関して、以下の内容を含む手順を定め、適切に管理を行う。

a. 現場手動弁の銘板取り付け及び保守・点検作業に係る識別管理方法を定めるとともに、弁・機器の施錠管理方法を定め運用する。

b. 中央制御室換気系の閉回路循環運転に関する運転手順については

「1.7.7 火山防護に関する基本方針」及び「1.7.9 外部火災防護に

関する基本方針」に示す。

- c. 防火・防災管理業務及び初期消火活動のための体制及び運用方法等については「10.5 火災防護設備」に示す。
- d. 地震発生時は、操作を中止し身体及びプラントの安全確保に努めるよう社内規程類に定め運用する。

(3) 適合性説明

(誤操作の防止)

第十条 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。

2 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。

適合のための設計方針

第1項について

運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、状態表示及び警報表示により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計とする。

さらに、その他の安全施設の操作などについても、プラントの安全上重要な機能を損なうおそれがある機器・弁やプラント外部の環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けや銘板取り付けによる識別管理を行うとともに、施錠管理により誤操作を防止する設計とする。

【審査資料 (2.4.1 : 10条-29~38) (2.4.2 : 10条-39~43)

(2.4.3 : 10条-44) (別紙3 : 10条-別紙3-1~3-9)】

第2項について

発電用原子炉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、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護回路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、盤面器具（指示計，記録計，操作器具，表示装置，警報表示）を系統ごとにグループ化して主制御盤に集約し，操作器具の統一化（色，形状，大きさ等の視覚的要素での識別），並びに，操作器具の操作方法に統一性を持たせることで，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。

【審査資料（2.4.1：10条－29～38）】

中央制御室以外における操作が必要な安全施設について，プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して，色分けや銘板取り付けなどの識別管理や視認性の向上を行い，運転員の操作を容易にする設計とする。

【審査資料（2.4.2：10条－39～43）】

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及び発電用原子炉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（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失並びにばい煙，有毒ガス，降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても，運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において容易に操作することができる設計とするとともに，現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し，適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

【審査資料（2.1：10条－15）（2.2：10条－15～18）】

想定される環境条件とその措置は次のとおり。

(地震)

中央制御室及び制御盤は、耐震Sクラスの原子炉建屋付属棟内に設置し、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、制御盤に手すり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具への誤接触を防止できる設計とする。

現場操作については、操作対象設備が耐震Sクラスの原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟内に設置されており、基準地震動による地震力に対して機能喪失しない設計とする。

【審査資料 (2.3(1) : 10条-19~25) (2.3(2) : 10条-25~28)】

(内部火災)

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及び火災報知設備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程類に定め、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、中央制御室床下コンクリートピット内にハロゲン化物自動消火設備(局所)を設置するとともに、火災が発生した場合には高感度煙感知器や中央制御室の火災感知器により感知し、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。

現場操作が必要となる対象設備は、「1.5.1 設計基準対象施設の火災防

護に関する基本方針」による設計とすることで、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じ、容易に操作できる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10条－19～25）（2.3(2)：10条－25～28）】

（内部溢水）

中央制御室内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ことで、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。

現場操作が必要となる対象設備は、「1.6 溢水防護に関する基本方針」による設計とすることで、溢水が発生した場合においても安全機能を損なわず、容易に操作できる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10条－19～25）（2.3(2)：10条－25～28）】

（外部電源喪失）

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（森林火災）及び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、容易に操作ができる設計とする。

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においても操作できるように、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置することにより、容易に操作ができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「10.11 安全避難通路等」による設計とすることで必要な照明を確保し、容易に操作できる設計とする。

【審査資料 (2.3(1) : 10条-19~25) (2.3(2) : 10条-25~28)】

(ばい煙等による操作雰囲気悪化)

外部火災により発生するばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては、手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから、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。

建屋内の現場操作に対しては、外気取り入れ運転を行っている建屋換気系の外気取り入れ口にフィルタを設置しているため、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。また、建屋換気系を停止することにより外気取り入れを遮断し、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

【審査資料 (2.3(1) : 10条-19~25) (2.3(2) : 10条-25~28)】

(凍結による操作環境への影響)

中央制御室の換気系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。

建屋内の現場操作に対しては、建屋換気系により環境温度が維持されるため、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。

【審査資料 (2.3(1) : 10条-19~25) (2.3(2) : 10条-25~28)】

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

6.10 制御室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.2 設計方針

中央制御室及び中央制御盤は、以下の方針を満足するように設計する。

- (1) 発電用原子炉施設の主要な計測及び制御装置は、中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御が行えるようにする。また、制御盤は誤操作、誤判断を防止でき、かつ、操作が容易に行えるように人間工学的な観点からの考慮を行う設計とする。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、ばい煙や有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。

【審査資料（2.1：10条－15）（2.2：10条－15～18）

（2.3：10条－19～28）（2.4：10条－29～44）】

6.10.1.4 主要設備

6.10.1.4.1 中央制御室

中央制御室は、原子炉建屋付属棟内に設置し、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化する。また、中央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、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「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」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の解釈」に示される 100mSv を下回るような遮蔽を設ける。換気系統はほかと独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし運転員その他従事者を過度の被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置し、中央制御室で監視できる設計とする。

中央制御室は、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及び発電用原子炉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（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びにばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気の悪化）を想定しても、適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。

【審査資料（2.1：10条－15）（2.2：10条－15～18）

（2.3：10条－19～28）】

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地震）

中央制御室及び制御盤は、耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し、

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、地震発生時における運転操作に影響を与えない設計とする。さらに、主制御盤に手すり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。

【審査資料（2.3(1)：10条-19～25)】

(内部火災)

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程類に定め、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。

【審査資料（2.3(1)：10条-19～25)】

(内部溢水)

中央制御室内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。

【審査資料（2.3(1)：10条-19～25)】

(外部電源喪失)

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、風（台風）、竜巻、積雪、落雷、外部火災及び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。

また、直流非常灯により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し、容易に操作ができる設計とする。

【審査資料 (2.3(1) : 10 条-19~25)】

(ばい煙等による中央制御室内雰囲気悪化)

外部火災により発生するばい煙や有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては、手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから、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。

【審査資料 (2.3(1) : 10 条-19~25)】

(凍結による操作環境への影響)

中央制御室の換気系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。

【審査資料 (2.3(1) : 10 条-19~25)】

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

安全施設のうち、中央制御室での操作のみならず、中央制御室以外の設計基準対象施設の現場操作を抽出し、現場操作場所を特定する。

具体的には、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下「設計基準事故等」という。）時に必要な操作（事象発生から冷温停止まで）のうち、事象の拡大防止、あるいは、事象を収束させるために必要な操作を抽出する。また、新規制基準適合性に係る審査において必要な現場操作についても、安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作を抽出する。

抽出結果は以下のとおり。

- ・ 中央制御室における操作
- ・ 原子炉保護系母線停止操作
- ・ 使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作
- ・ 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作
- ・ 中央制御室外原子炉停止操作

詳細な抽出の考え方、抽出結果、安全施設の設置場所及び当該場所までのアクセスルートを別紙1に示す。

2.2 環境条件の抽出

前節で抽出した現場操作が必要となる起因事象及び起因事象と同時にもたらされる環境条件について、抽出する。

現場操作が必要となる起因事象として、地震、津波、設置許可基準規則第6条に示す設計基準事象、内部火災、内部溢水、設計基準事故等を想定する。

これらの起回事象と同時にもたらされる環境条件について、中央制御室における環境条件を第 2.2-1 表に、中央制御室以外の場所における環境条件を第 2.2-2 表に示す。

第 2.2-1 表 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	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
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、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う。」ことを社内規程類に定めることとし、中央制御室の機能を維持する（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」に関する審査資料を参照。）。
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	中央制御室内には溢水源がない設計とする。 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。」ことを社内規程類に定めることとし、消火水による溢水の影響がない設計とする。 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設計とする（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」に関する審査資料を参照。）。
地震	余震	中央制御室は、原子炉建屋付属棟（耐震 S クラス）に設置し、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している。 中央制御室の照明ルーバーに対し落下防止措置を講じている。 余震時には、運転員は運転員机又は制御盤のデスク部下端に掴まることで体勢を維持し、指示計、記録計等による発電用原子炉施設の監視を行うことができる。今後、余震時における運転員の更なる安全確保を考慮し制御盤に手すりを設置する。

第 2.2-1 表 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	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
地震	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	<p>外部電源喪失においても，中央制御室の照明は，非常用ディーゼル発電機から給電され^{※1}，蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え，機能が喪失しない設計とする。また，蓄電池内蔵型照明を備え，機能が喪失しない設計とする（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」に関する審査資料を参照。）。</p> <p>※1 非常用ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保される設計とする。</p> <p>地震：耐震 S クラスであり，基準地震動に対して，健全性を確保する。</p> <p>竜巻：設計基準の竜巻による複合荷重（風圧，気圧差，飛来物衝撃力）に対して，外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>風（台風）：設計基準の風（台風）による風圧に対して，外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>落雷：設計基準の電撃電流値に対して，避雷設備等による防護で健全性を確保する。</p> <p>外部火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し，熱影響に対しては離隔距離の確保によって健全性を確保する。また，ばい煙の侵入に対してはフィルタによる防護で健全性を確保する。</p> <p>火山：想定する降下火砕物の堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。また，降下火砕物の侵入に対してはフィルタによる防護で健全性を確保する。</p>
竜巻・風（台風）		
積雪		
落雷		
外部火災（森林火災）		
火山		
外部火災（森林火災）	ばい煙や有毒ガス発生による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室の換気系について，給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し，閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから，中央制御室内環境への影響はない（詳細については，設置許可基準規則第 6 条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災），外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する審査資料を参照。）。</p>
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	
凍結	凍結による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室の換気系により環境温度が維持されるため，中央制御室内環境への影響はない（詳細については，設置許可基準規則第 6 条「外部からの衝撃による損傷の防止（凍結）」に関する審査資料を参照。）。</p>

第 2.2-2 表 中央制御室以外に同時にもたらされる環境条件への対応

起因事象	同時にもたらされる中央制御室以外 ^{※1} の環境条件	中央制御室以外 ^{※1} での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
内部火災 (地震起因含む)	火災による現場設備の機能喪失	現場操作が必要となる状況において、内部火災の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない（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」に関する審査資料を参照。）。
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による現場設備の機能喪失	現場操作が必要となる状況において、内部溢水の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない（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」に関する審査資料を参照。）。
地震	余震	地震発生時の対応として、「運転員は地震が発生した場合に操作を中止し安全確保に努める。」ことを社内規程類に定めることとしている。
竜巻・風（台風）	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失時においても、現場の照明は、非常用ディーゼル発電機から給電され ^{※2} 、機能が喪失することはない設計とし、また、蓄電池内蔵型照明を備えており、機能が喪失しない設計とする（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」に関する審査資料を参照。）。 ※2 各自然現象に対する非常用ディーゼル発電機の健全性確保状況については、第 2.2-1 表と同様。
積雪		
落雷		
外部火災 (森林火災)		
火山		
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガスによる建屋内環境への影響	外気取り入れ運転を行っている建屋換気系は、外気取り入れ口にフィルタを設置しているため、ばい煙や降下火砕物による建屋内環境への影響はない。また、建屋換気系を停止し、外気取り入れを遮断することから建屋内環境への影響はない（詳細については、設置許可基準規則第 6 条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）、外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する審査資料を参照。）。
火山	降下火砕物による建屋内環境への影響	
凍結	凍結による建屋内環境への影響	建屋換気系により環境温度が維持されるため、建屋内環境への影響はない（詳細については、設置許可基準規則第 6 条「外部からの衝撃による損傷の防止（凍結）」に関する審査資料を参照。）。

※1 中央制御室以外の現場操作の確認結果は、別紙 1 参照

2.3 環境条件下における操作の容易性

(1) 中央制御室における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

a. 中央制御室の通常時の環境

中央制御室は、運転員の居住性、監視操作性等に鑑み、以下を考慮した設計とする。

(a) 温度

中央制御室の換気系により、運転操作に適した室温（21℃～24℃）に調整可能な設計としている。

(b) 照度

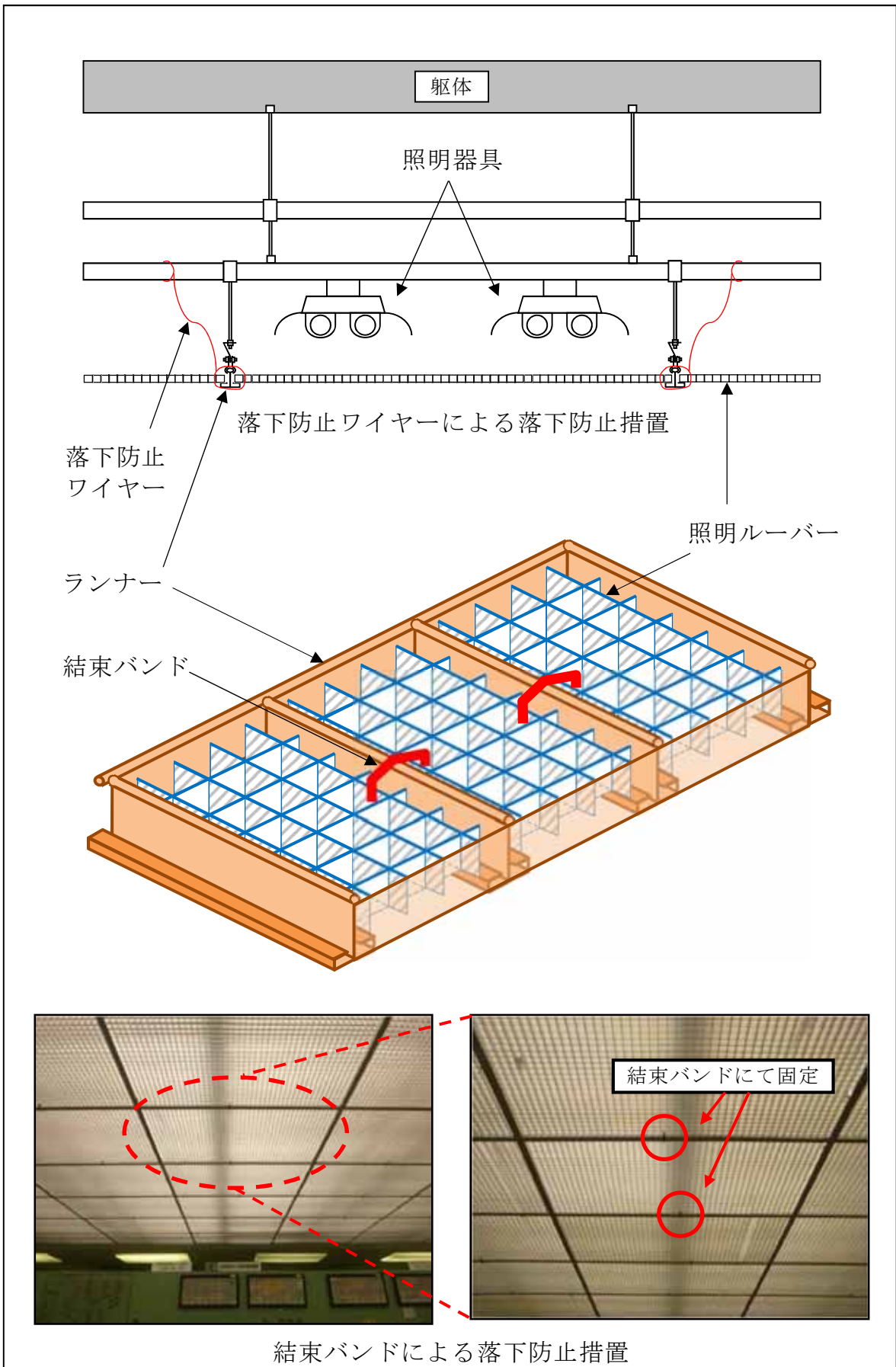
中央制御室の照明設備については、運転監視業務に加え、机上業務も考慮して運転員常駐箇所は通常 1,000 ルクスを確保可能な設計とする。

なお、不快なグレア（ディスプレイに照明が映り込むことによる見えづらさ）の軽減及び視認性を高めるため、天井に照明ルーバーを設置しており、照明ルーバーは地震等での落下を防止するため、落下防止ワイヤーの設置及び結束バンドによる固定を行う。

(c) 騒音

運転員間のコミュニケーションが適切に行えるような騒音レベルを維持できる設計（室内騒音条件として 85dB（A）未満^{*1}の設計）とする。

※1 騒音障害防止のためのガイドラインに基づく、管理区分Ⅰ（「作業環境の継続的維持に努める」としている管理区分）となる基準値



第 2.3-1 図 中央制御室照明ルーバー落下防止措置

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

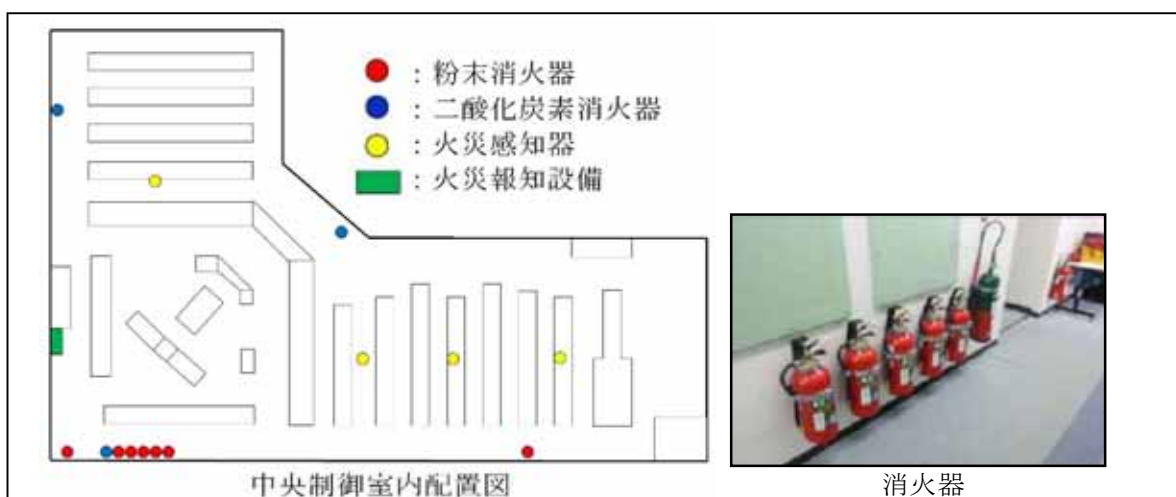
中央制御室における環境条件に対し、以下のとおり設計する。

(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及び火災報知設備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程類に定め、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。

(b) 地震

中央制御室及び制御盤は、耐震Sクラスの原子炉建屋付属棟内に設置し、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、制御盤に手すり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具への誤接触を防止できる設計とする。



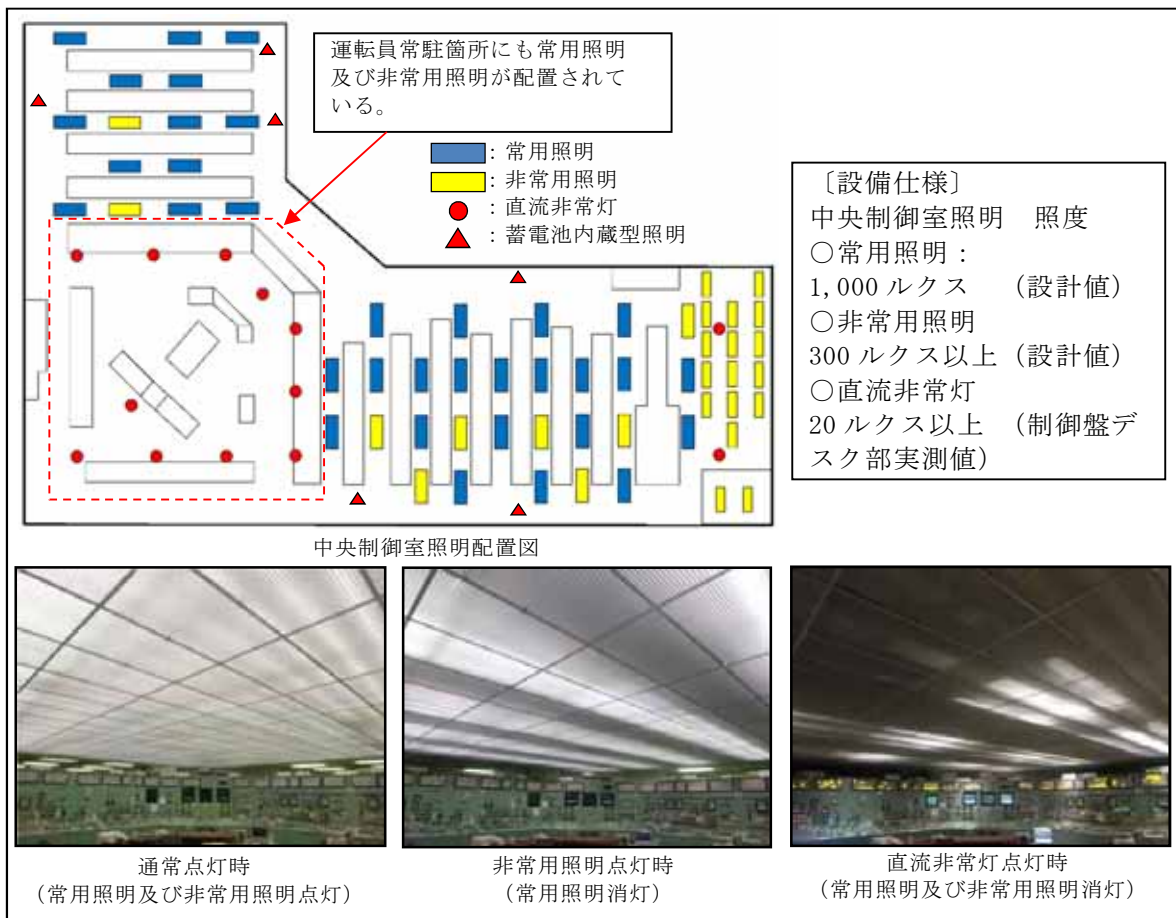
第 2.3-2 図 中央制御室の火災防護措置

(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（森林火災）及び火山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からの給電により、操作に必要な照明用電源を確保し、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（制御盤デスク部：300ルクス以上）を確保する設計とする。

また、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明のほか、中央制御室には可搬型照明を配備し、操作が必要な盤面や計器等を照らすことで運転操作を可能とする。

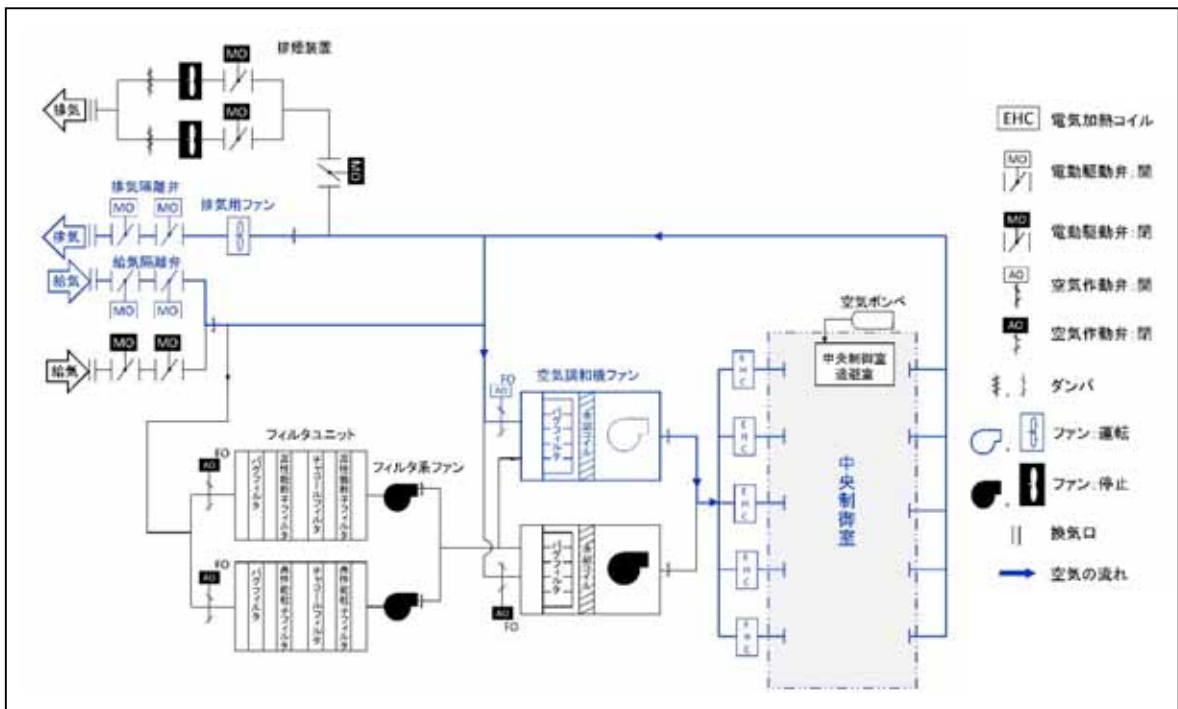


第 2.3-3 図 中央制御室の照明設備

(d) ばい煙等の発生による中央制御室内環境への影響

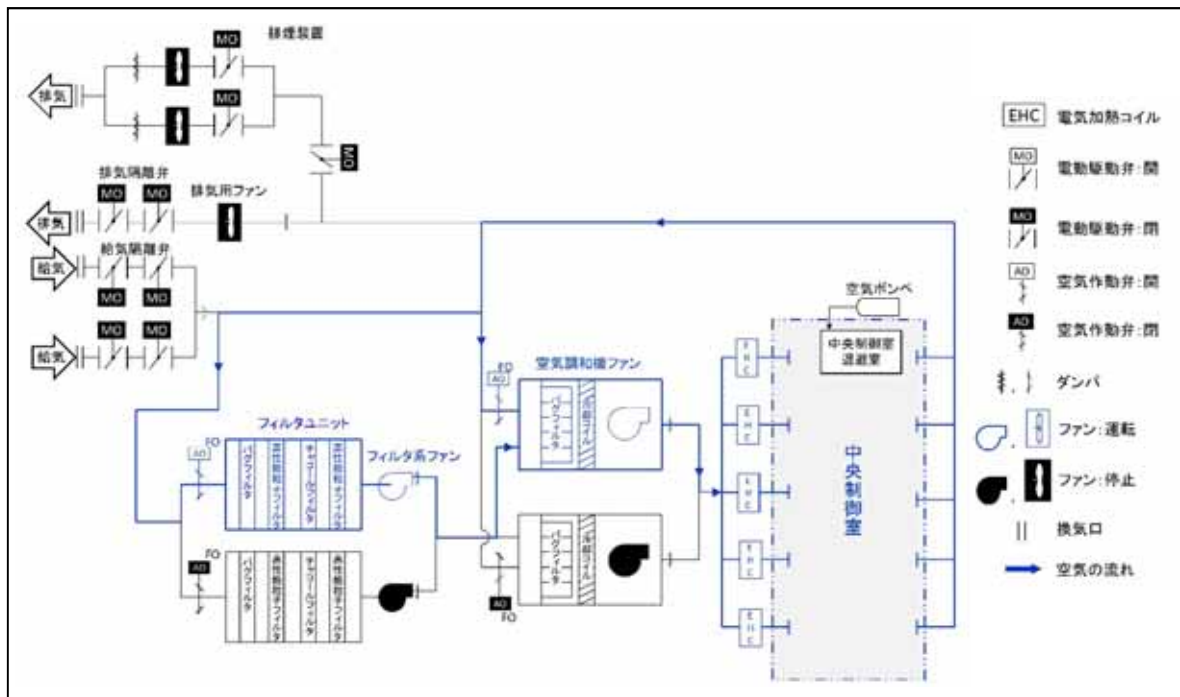
ばい煙及び有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化に対しては、手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

- ・中央制御室換気系について、通常運転時は給気隔離弁、空気調和機ファン及び排気用ファンにより中央制御室の換気を行う。外気及び再循環空気は、空気調和機ファンにより中央制御室に供給し、排気用ファンにより中央制御室外に直接排気する設計とする。



第 2.3-4 図 中央制御室換気系の概要図（通常運転時）

- ・事故時は、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉操作することで、外気から隔離し、室内空気を空気調和機に通して再循環する設計とする。この時、再循環空気の一部をフィルタユニットにより浄化することで、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外気取り入れ時には、給気隔離弁を開操作することで、外気を浄化して中央制御室内に取り入れることが可能な設計とする。



第 2.3-5 図 中央制御室換気系の概要図（閉回路循環運転時）

- ・ばい煙及び有毒ガス並びに降下火砕物に対しては、手動で給気隔離弁及び排気隔離弁を閉操作し、閉回路循環運転へ切り替えることで外気を遮断する設計とする。

中央制御室換気系仕様

空気調和機ファン	台数：2台	容量：約 42,500m ³ /h (1台あたり)
排気用ファン	台数：1台	容量：約 3,400m ³ /h (1台あたり)
フィルタ系ファン	台数：2台	容量：約 5,100m ³ /h (1台あたり)
フィルタユニット	基数：2基	
高性能粒子フィルタ		粒子除去効率：99.97%以上
チャコールフィルタ		よう素除去効率：97%以上

(e) 内部溢水による中央制御室内環境への影響

中央制御室内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ことで、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) 凍結による中央制御室内環境への影響

中央制御室の換気系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) 原子炉保護系母線停止操作

火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し、原子炉をスクラムさせる必要がある場合には、現場での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。

(b) 使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に、残留熱除去系により使用済燃料プールの冷却及び注水機能を維持する必要があり、その際に現場での手動弁操作が必要となる。

第 2.3-1 表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作のための現場操作機器

操作対象機器		対象区画
機器番号	機器名称	
E12-F170A	RHR(A)-FPC ライン隔離弁	RB-3-1 (MSIV-LCS マニホールド室)
E12-F170B	RHR(B)-FPC ライン隔離弁	
G41-F036	FPC 系-RHR 系連絡出口弁	RB-4-1 (エレベータ正面)
G41-F016	FPC 系-RHR 系連絡入口弁	RB-4-19 (FPC ポンプ室)

(c) 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

全交流動力電源喪失時で、非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合に、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため、受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。

(d) 中央制御室外原子炉停止操作

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置において、原子炉スクラム後の高温状態から冷温状態に移行させる操作が必要となる。

なお、中央制御室から避難する必要がある場合、かつ、時間的余裕

がある場合は、中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施する。スクラム操作が不可能な場合は、中央制御室外において原子炉保護系論理回路の電源を遮断すること等により行うことができる設計とする。

b. 中央制御室以外の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

(a) 原子炉保護系母線停止操作

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態維持を想定するため、想定火災としては原子炉保護系継電器盤を発火箇所とする。

それに対し、操作場所である原子炉建屋付属棟1階（電気室）は、発火箇所である中央制御室と位置的分散がなされており、想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく、操作可能である。

現場において操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。また、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。

(b) 使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

溢水事象発生時に想定される環境条件（水位、温度、線量、化学薬品、照明、感電、漂流物）の観点から評価し、アクセス性に影響はなく、操作可能である。

現場弁等を操作する際に使用する工具については、現場弁等の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室内及び廃棄物処理操作室近傍に配備し、操作が容易に実施可能である。

(c) 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

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においても操作できるように、蓄電池内蔵型照明を設置することにより、アクセス性に影響はなく、操作可能である。また、可搬型照明を配備していることから、必要により使用することが可能である。

全交流動力電源喪失時に負荷切り離し操作を実施する際は、当該電源盤で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認も容易である。なお、負荷切り離し操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。

(d) 中央制御室外原子炉停止操作

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合においても、中央制御室外原子炉停止装置は中央制御室から離れた場所に設置し位置的に分散されているため、想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく、操作可能である。

現場にて操作を行う制御盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。また、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。

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

発電用原子炉の設計基準事故等の対応操作に必要な各種指示の確認及び発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護回路並びに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、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統ごとにグループ化して主制御盤に集約し、操作方に統一性を持たせ、運転員の動線や運転員間のコミュニケーションを考慮した配置とすることにより、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、設計基準事故等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。

なお、運転開始以降に発生した、スリーマイルアイランド事故等から得られた運転員の誤操作防止に関する知見を反映しており、重要な指示計及び記録計の識別表示、警報の重要度に応じた色分け、ディスプレイの設置、操作器具の識別等を行っている。

(1) 視認性

a. 中央制御室制御盤の配置

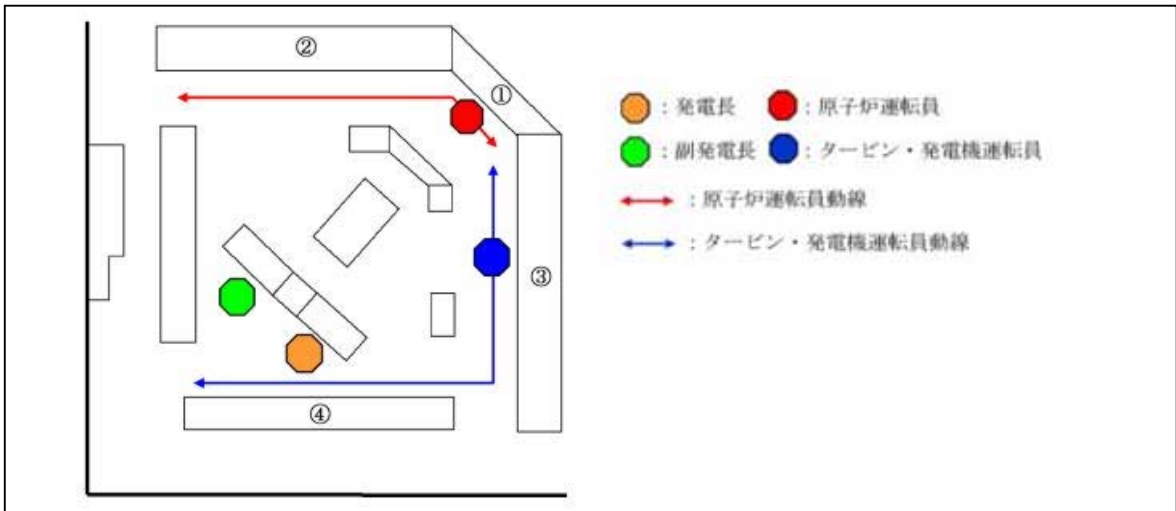
- (a) 中央制御室制御盤は、主制御盤及び補助制御盤から構成されており、プラントの起動、停止及び通常運転時の監視・操作が必要なものに加え、監視・操作頻度が高いもの、また、プラントの異常時にプラントを安全に保つために必要なものについては、主制御盤に配置する。主制御盤は、左側から安全系、原子炉系、タービン・所内電源系の順で配置し、それぞれの盤面器具を集約して配列する。上記以外で

中央制御室に配置することで運転上のメリットが高いものについては、補助制御盤に配置する。



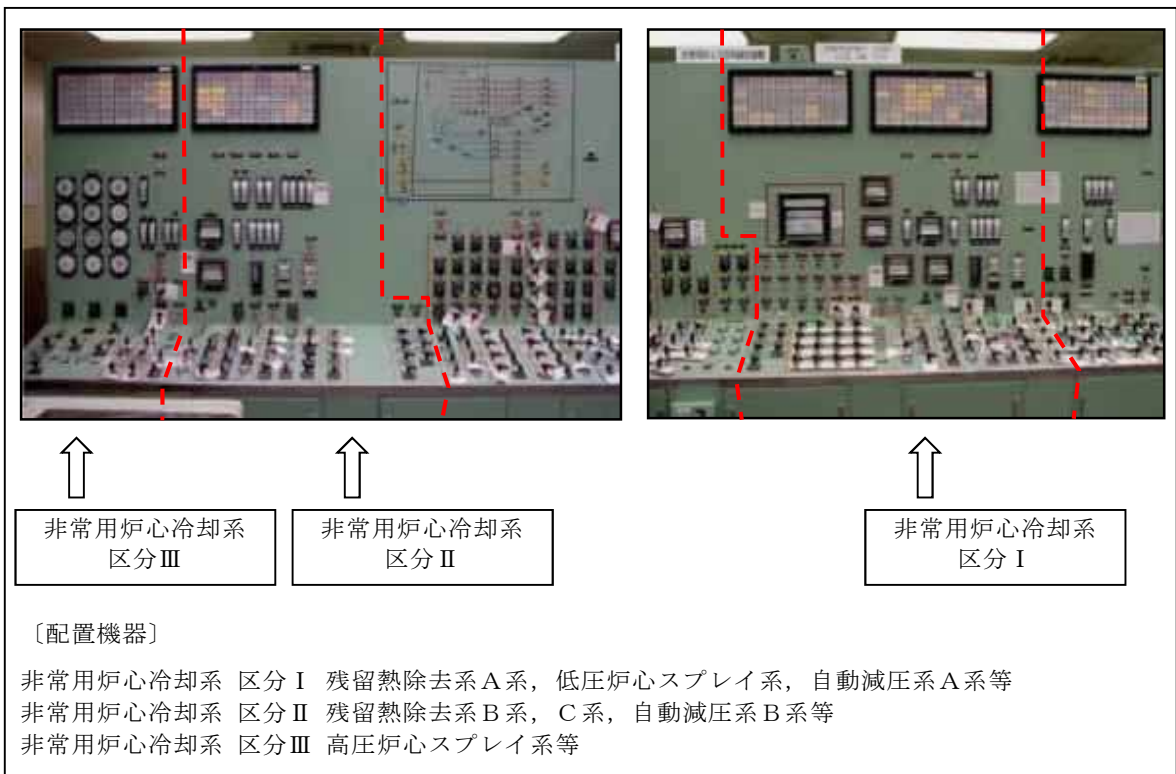
第 2.4.1-1 図 中央制御室の制御盤配置

(b) 主制御盤は、集中して運転操作及び監視が可能であり、運転員の動線やコミュニケーションを考慮した配置となっている。



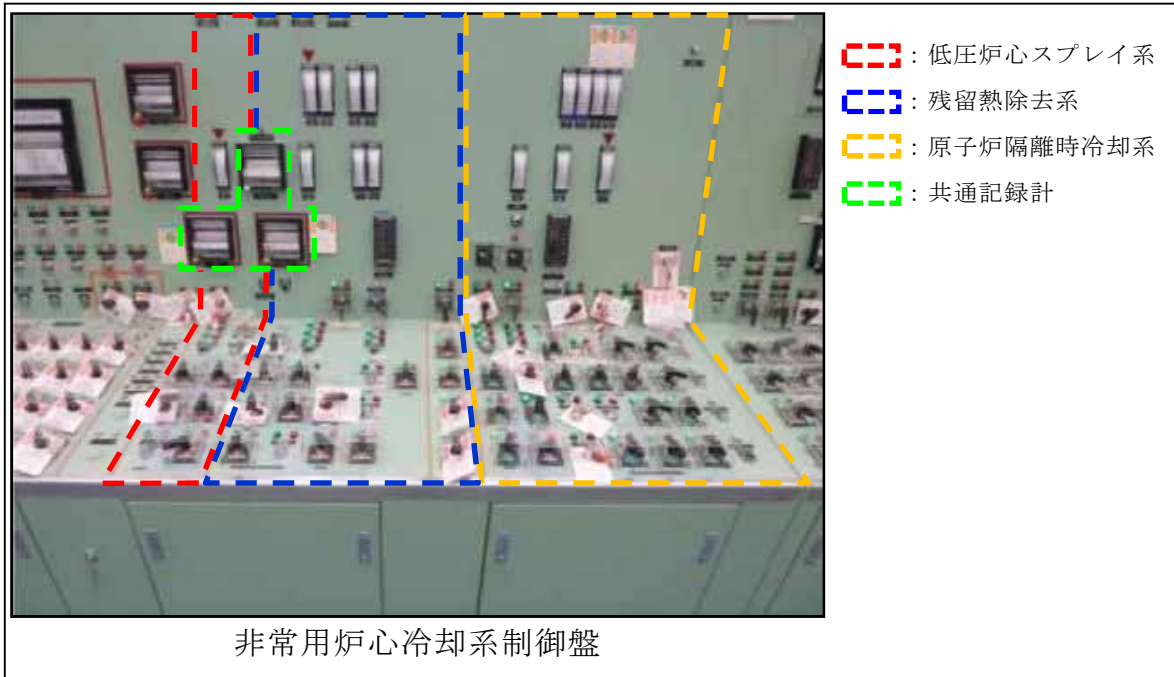
第 2.4.1-2 図 主制御盤の配置及び運転員の動線

(c) 非常用炉心冷却系制御盤については、制御盤自体で系統区分を行い配置している。



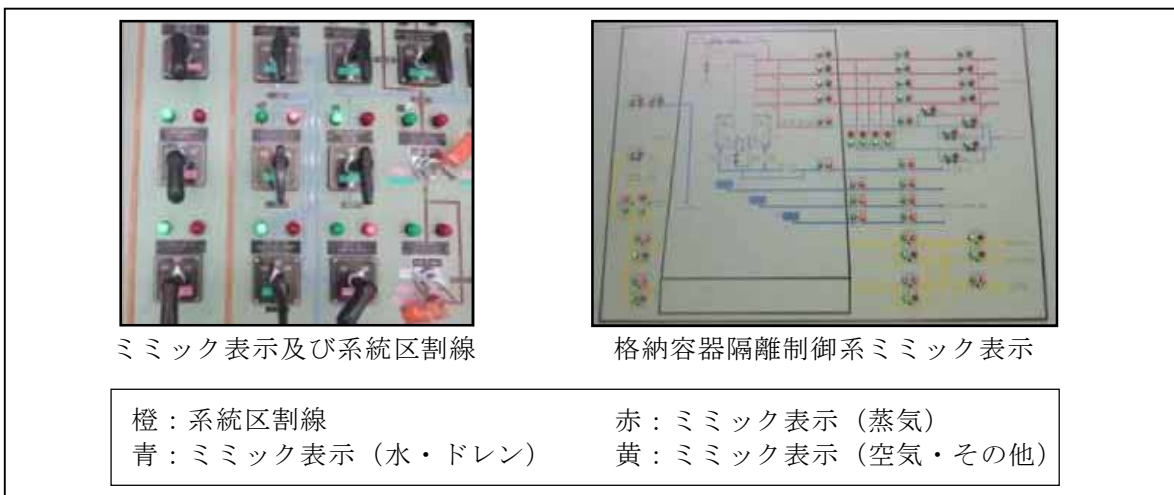
第 2.4.1-3 図 非常用炉心冷却系制御盤の盤面配列

(d) 運転員の誤判断及び誤操作防止を考慮し、盤面を系統ごとに分割して配置している。



第 2.4.1-4 図 制御盤の系統分割 (例)

(e) 異なる系統間には、デスク部に系統区割線を設置し系統間の識別を容易にしており、非常用炉心冷却系統、原子炉隔離時冷却系統、格納容器隔離制御系統の制御盤については、誤操作防止のため、ミミック表示を行っている。



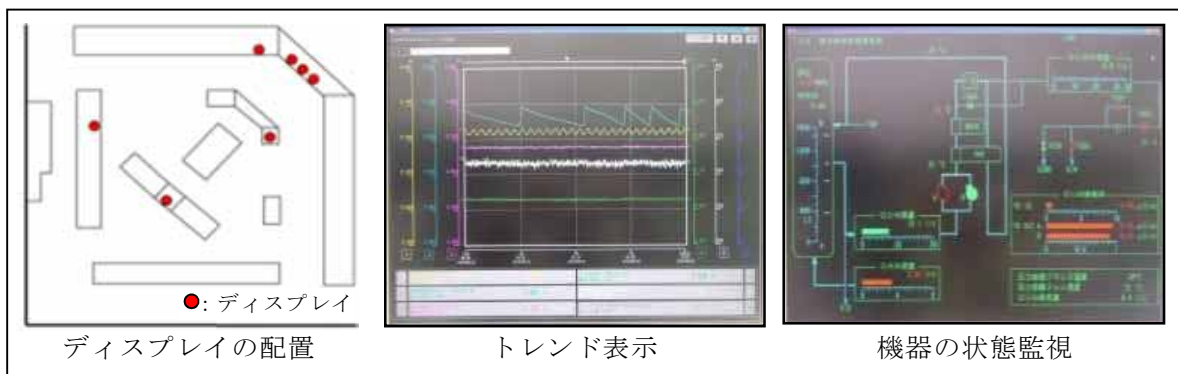
第 2.4.1-5 図 ミミック表示及び系統区割線 (例)

- (f) 設計基準事故等において運転員がプラントの状態をよりの確に判断できるように原子炉圧力，水位等重要な指示計及び記録計について識別表示（色，形状，位置）を行っている。



第 2.4.1-6 図 重要指示計等の識別表示 (例)


- (g) 発電用原子炉施設の状態を監視するための運転支援装置としてディスプレイを設置している。ディスプレイは機器の状態監視，パラメータの指示及びトレンドを監視することに使用できる。



第 2.4.1-7 図 ディスプレイによる状態監視 (例)

- (h) 警報発報時に警報重要度の識別を可能とし、また、事故時のような短時間に多数の警報発報がある場合でも、それらの重要度を確実かつ容易に識別し判断できることで運転員の負荷が軽減されるよう、警報の色分けを行っている。

①重故障：赤 ②中故障：緑 ③軽故障：白



警報表示灯

重要度に応じた色分けによる分類

①重故障：赤

- ・工学的安全施設の作動を示す警報。
- ・原子炉，タービン発電機の緊急停止及び 275kV 電源喪失，所内用変圧器，起動用変圧器トリップを示す警報。
- ・放射能の発電所外異常放出を示す警報。

②中故障：緑

- ・重要補機のトリップを示す警報。
- ・工学的安全施設の異常を示す警報。
- ・非常用ディーゼル発電機起動を示す警報。
- ・6.9kV 母線喪失を示す警報。

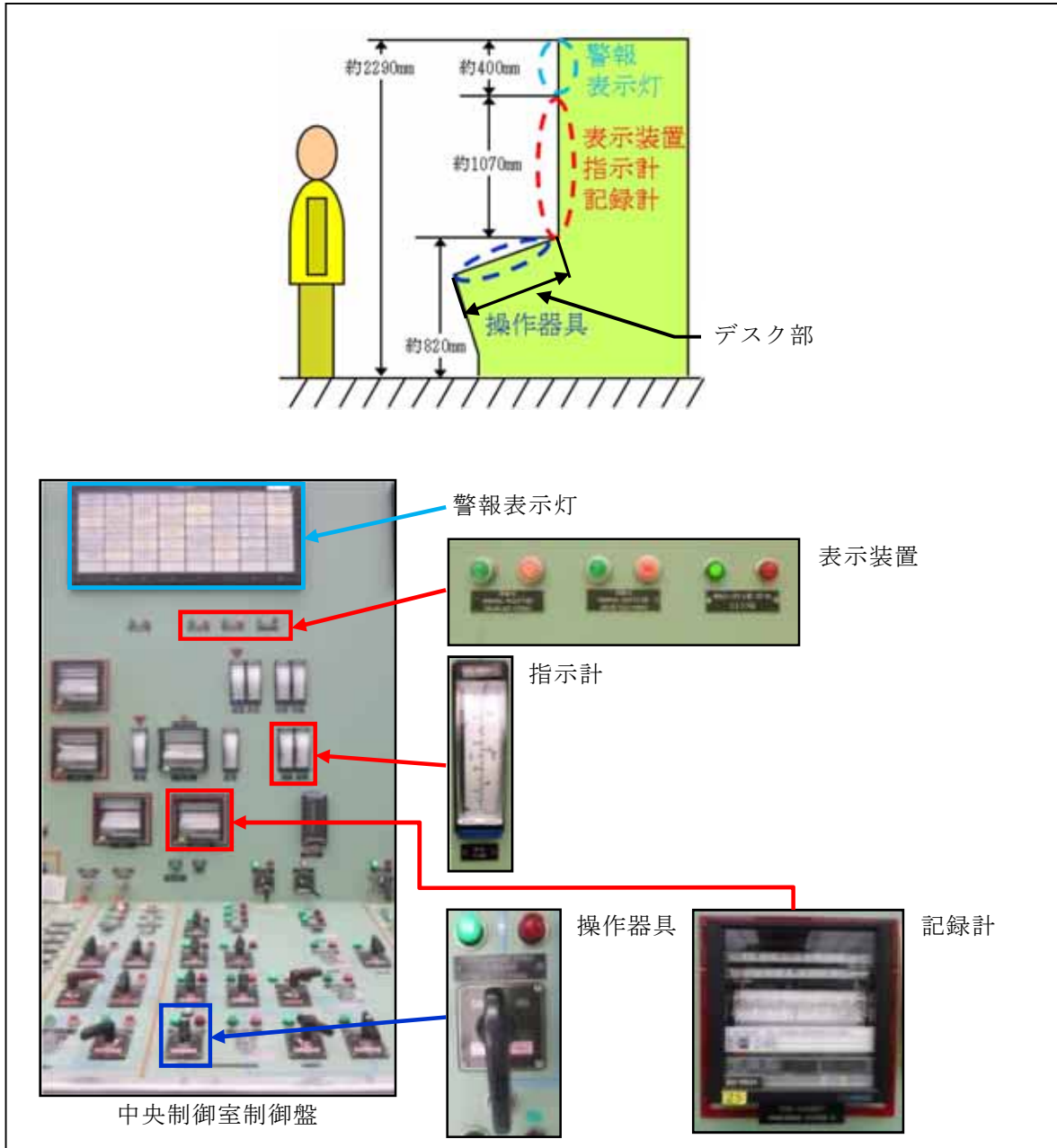
③軽故障：白

- ・機器の単体故障等“重故障”“中故障”以外のもの。

第 2.4.1-8 図 警報の重要度識別

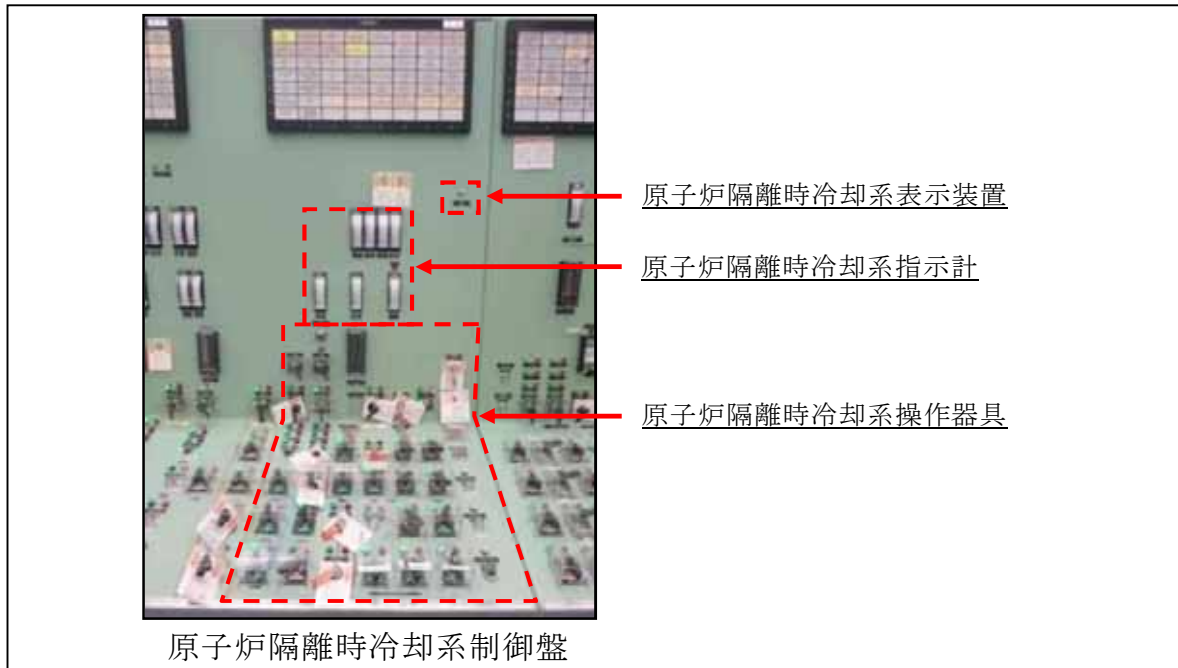
b. 盤面器具の配列

- (a) 運転員の操作に関連する指示計，記録計，表示装置は，操作を行う位置から監視が可能である。また，操作頻度の高い操作器具については操作性を考慮し，盤面デスク部に配置している。



第 2.4.1-9 図 制御盤の盤面配置

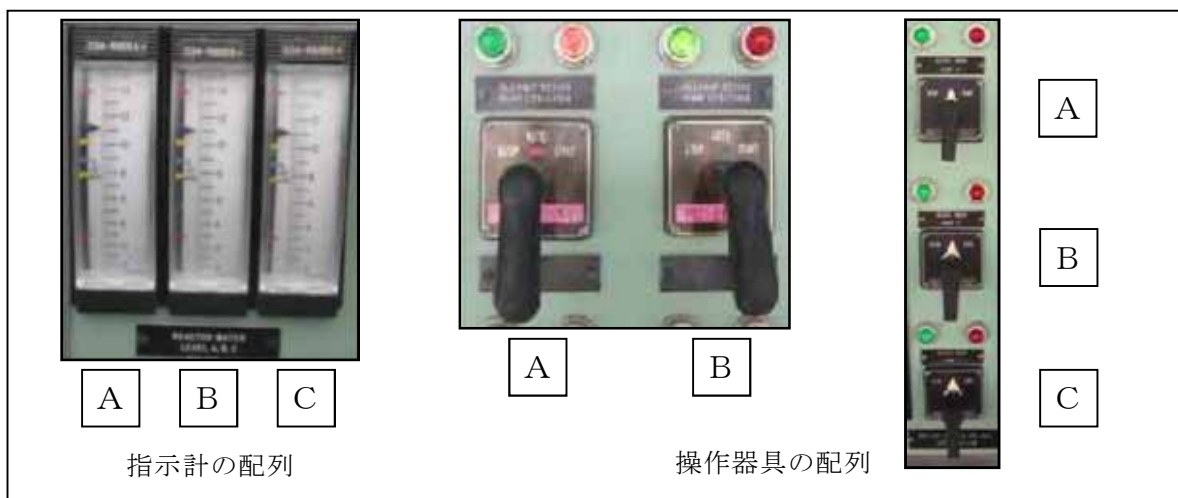
- (b) 関連の深い指示計，記録計，表示装置及び操作器具は近接配置とされている。



第 2.4.1-10 図 指示計等の近接配置 (例)

- (c) 中央制御室制御盤に設置されている同種の指示計及び操作器具は向かって左又は上から A，B，C の順に配列している。

なお，一部の現場制御盤で機器配置と操作器具の配列が異なることによる誤認識を防止するため，機器配置に合わせて配列している。



第 2.4.1-11 図 同種指示計等の配列 (例)

(2) 操作性

運転員の判断負担の軽減化あるいは誤操作防止対策として、視覚的要素での識別を可能とするための操作器具の大きさや形状等の統一、並びに、操作方法等も一貫性を持たせた設計とする。また、中央制御室の制御盤は、運転員2名でプラント全体の情報を監視し、機器を操作する設計とする。

a. 操作器具


- ・ 操作器具は、不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう、操作器具の適切な配置（操作時に対象外の操作器具に触れることがないよう配置）、保護カバーの設置、鍵操作型スイッチの設置、ボタン型スイッチを設置する。



第 2.4.1-12 図 操作器具 (例)

- ・ 操作器具の操作方法は、運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させている。(例：操作器具は右が「入（開）」、左が「切（閉）」)
- ・ 操作器具は、大きさ、形状等、操作性を考慮して選定し、操作器具の色、形状、操作方法は一貫性を持ち、用途に応じて統一性を持た

せた設計とする。また、安全上の重要な操作器具はほかの操作器具と色分けによる識別が可能な設計とする。




ピストル型 (赤・黒) キー付ピストル型 ステッキ型 オーバル型 キクヒラ型

操作器具の識別例

a. 操作器具の形状：ピストル型（ポンプ，遮断器等），キー付ピストル型（原子炉モードスイッチ等），ステッキ型（弁等），オーバル型（周波数及び電圧等調節用），キクヒラ型（選択スイッチ等）

b. 操作器具の色：赤（重要機器），黒（その他の機器）



操作器具の操作方法

- ← 時計回り方向
：動作（起動，開弁）
- ← 反時計回り方向
：リセット（停止，閉弁）
- ← 反時計回り方向＋引き抜き方向
：ロック（固定式保護機構）

第 2.4.1-13 図 操作器具の識別（例）

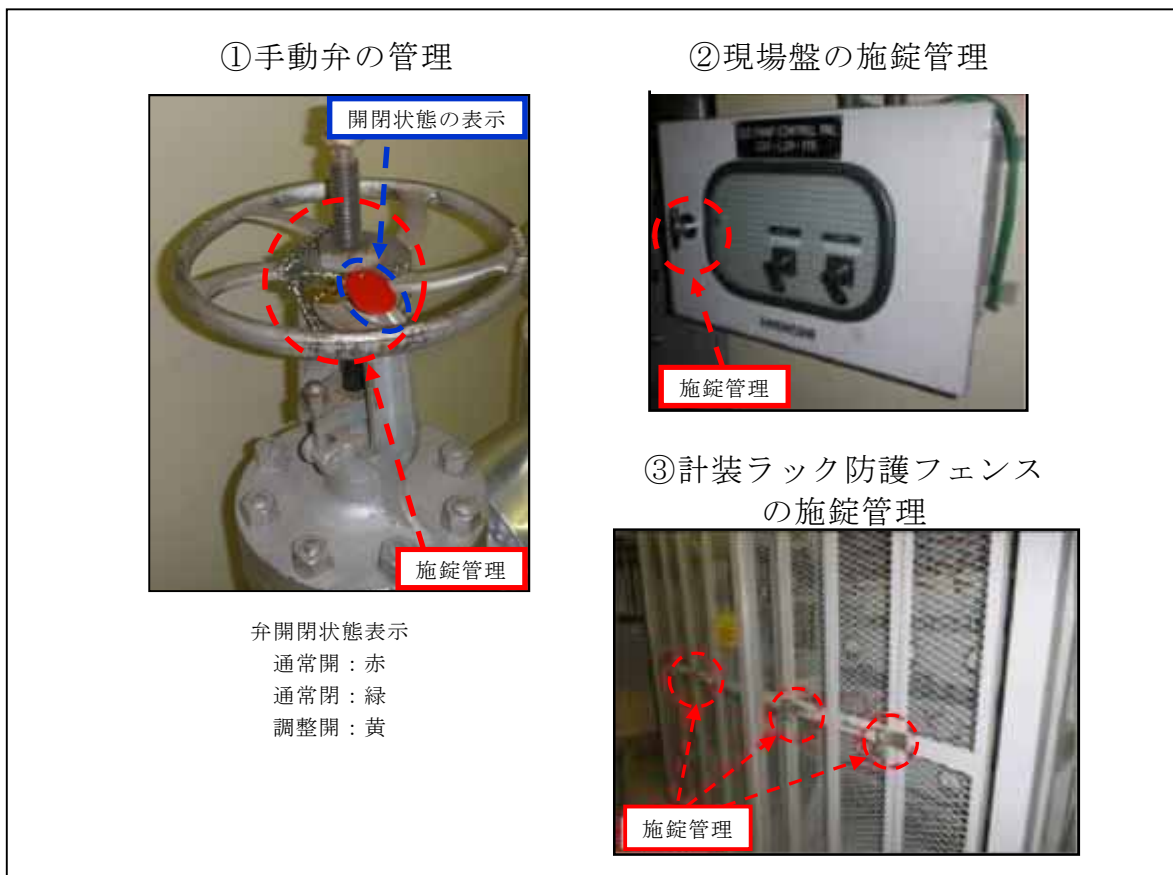
2.4.2 中央制御室以外の誤操作防止対策

中央制御室以外の場所における運転員等の誤操作を防止するため、原子発電用炉施設の安全上重要な機能を損なうおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理、人身安全・外部環境に影響を与えるおそれのある手動弁の施錠管理、現場盤及び計装ラックの識別管理、配管の色分けによる識別管理を行う設計とする。

また、この対策により現場操作の容易性も確保する。

(1) 施錠管理

発電用原子炉施設の安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理、人身安全・外部環境に影響を与えるおそれのある手動弁の開閉状態表示及び施錠管理を行う。また、重要な計装ラックには、防護フェンスを設置し、施錠管理を行う。



第 2.4.2-1 図 施錠管理 (例)

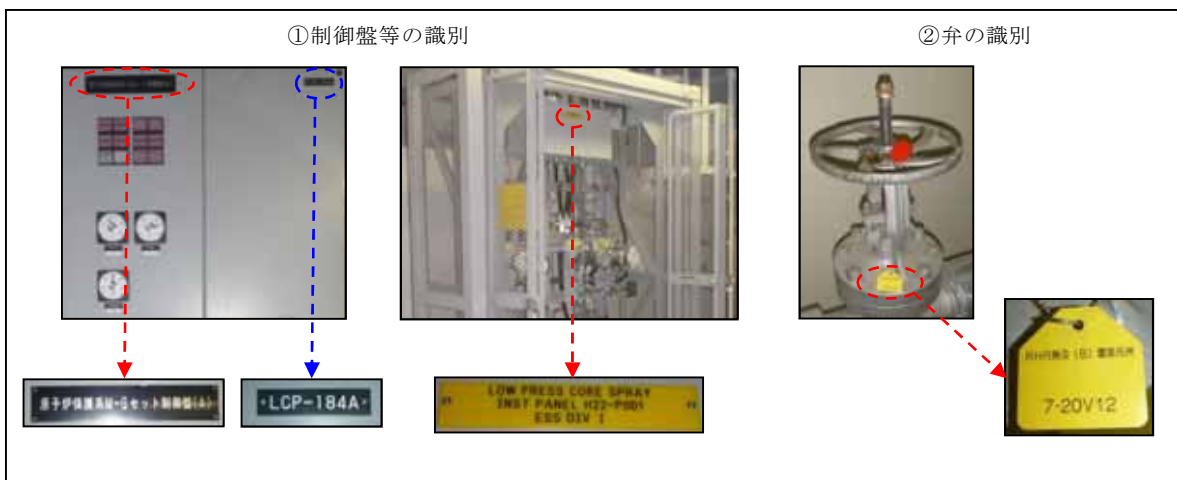
(2) 識別管理

系統名称の表示，配管の色分けによる識別管理を行うことにより，現場での誤操作を防止している。また，内包する流体等の流れ方向を示す矢印を表示している。



第 2.4.2-2 図 配管の識別管理（例）

制御盤等及び弁については，機器名称及び機器番号が記載された銘板を取り付けることにより識別を行っている。現場操作時は，これら銘板と使用する手順書，操作禁止札に記載されている機器名称及び機器番号を照合し，操作対象であることを確認してから操作を行うことで誤操作防止を図る。



第 2.4.2-3 図 制御盤等及び弁の識別管理（例）

(3) 注意喚起表示

開度調整時の補助（目安）として、運転手順書に記載されている開度を注意喚起表示銘板へ記載することにより、弁操作時における開度調整の視認性を向上させる。

なお、開度調整が必要な弁（流量調整弁、圧力調整弁、温度調整弁）については、開度調整後にパラメータ（流量、圧力、温度）確認を行い、その弁が適切な開度に調整されていることを確認する。

また、通常とは異なる操作が必要な機器等に対しては、注意喚起表示を現場に掲示し、機器破損（誤操作）を防止する。

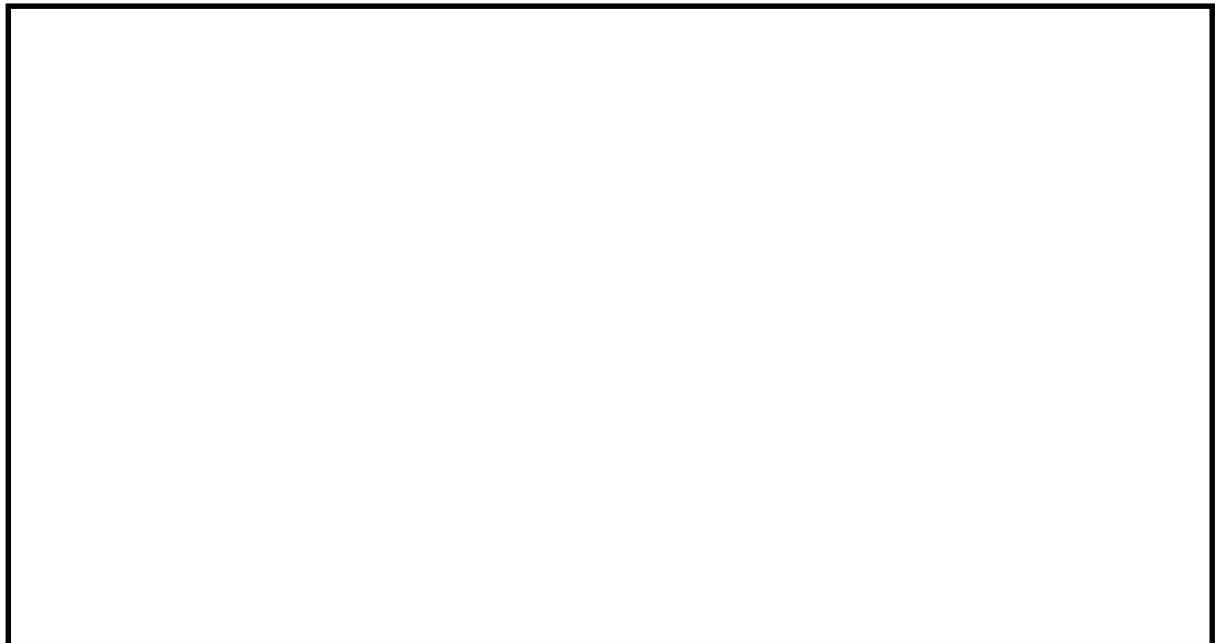


第 2.4.2-4 図 注意喚起表示による識別（例）

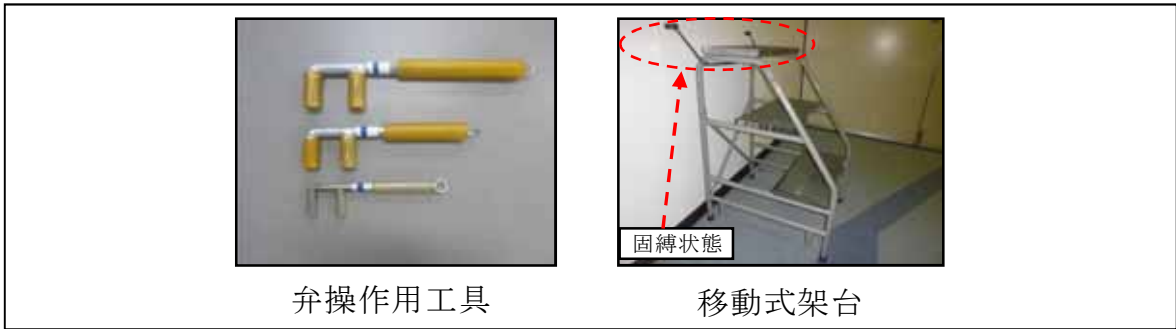
(4) 工具等・可搬型照明の配備

現場弁の操作については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を運転員が常駐している中央制御室内（管理区域外）、及び現場操作の起点としている廃棄物処理操作室近傍（管理区域内）に運転操作に必要な数を配備する。操作の対象が高所にある場合には、近傍に配備した移動式架台を使用することにより、容易に操作が可能である。なお、移動式架台については、安全設上重要な設備への接触による悪影響を防止するため、固縛を行う。

外部電源の喪失に対して、必要な箇所には非常用ディーゼル発電機から給電される照明を設置しているため、機能を喪失することはない。また、全交流動力電源喪失に対しては、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を必要な箇所に設置することで、現場操作及び現場へのアクセスに影響がない設計とする。また、中央制御室には可搬型照明を配備しており、必要に応じてこれらを使用できるようにしている。



第 2.4.2-5 図 弁操作用工具の保管場所



第 2.4.2-6 図 弁操作工具及び移動式架台（例）



第 2.4.2-7 図 可搬型照明（例）

2.4.3 その他の誤操作防止対策

(1) 操作禁止札による識別

機器の点検等の作業を実施する場合、安全処置事項を明記した「操作禁止札」を処置した箇所に取り付け、機器の状態を識別することで当該機器の誤操作防止を図る。

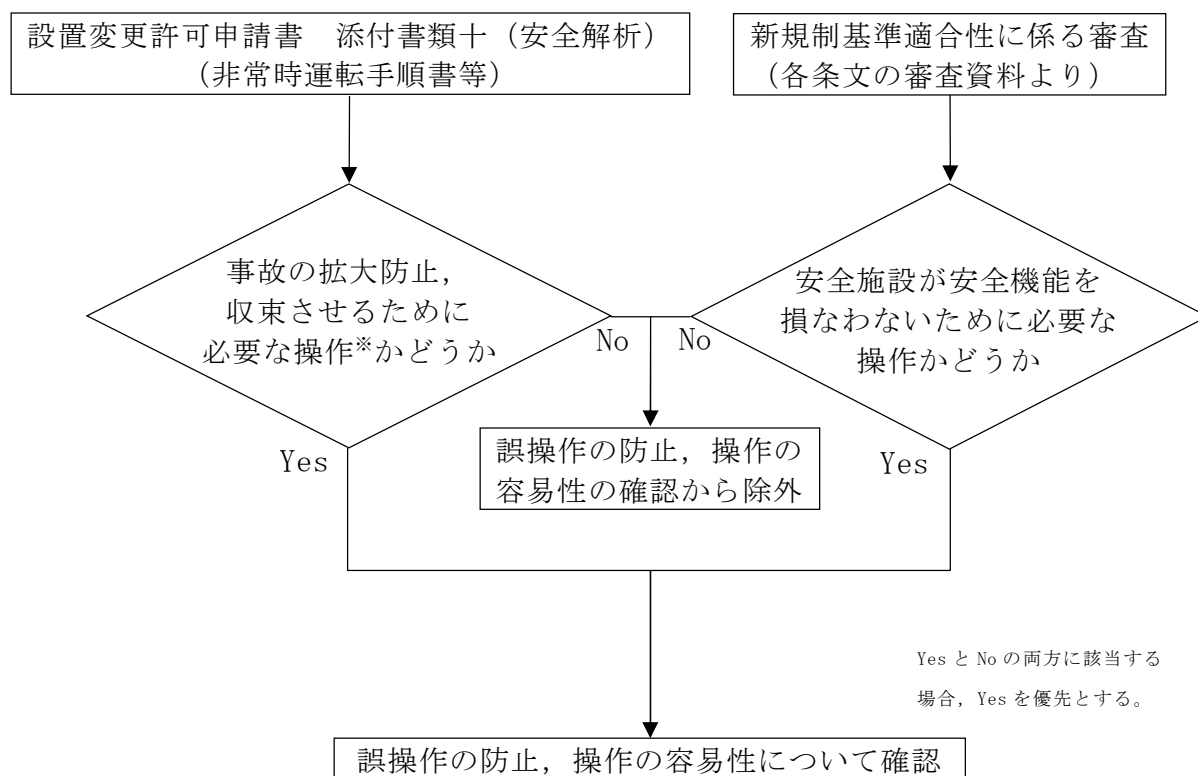


第 2.4.3-1 図 操作禁止札による識別（例）

現場操作の確認結果について

設計基準事故等時に必要な操作（事故発生から冷温停止まで）について、設置変更許可申請書 添付書類十（安全解析）及び非常時運転手順書等より抽出した（添付資料 1 参照）。また、今までの新規制基準適合性に係る審査において必要な現場操作についても抽出した（添付資料 2 参照）。

抽出フローは第 1 図のとおり。



※「事故の拡大防止又は収束させるために必要な操作」には、「緊急性を要しない操作・確認, 運転員を必要としない操作, 財産保護を目的とした操作及び代替可能な操作・確認」を含めない。

第 1 図 必要な現場操作の抽出フロー

抽出された必要となる現場操作に対して、操作容易性の評価結果を添付資料 3 に示す。

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (1/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		原子炉炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		S6G1, G2 リセット	中央制御室		
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉スクラムリセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		コンデミ 9 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉降圧	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
タービントーニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (2/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 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。	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順	RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		水素注入系停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器内バージ	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		ブロコン オペレーター監視停止要求「ON」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		基幹給出力降下連絡	中央制御室		
		原子炉出力降下操作 (PLR FCV)	中央制御室		
		発電機出力降下確認	中央制御室		
		TDRFP 一台ミニフロー弁開	中央制御室		
		原子炉出力降下操作 (CR)	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁自動開確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		TDRFP 1 台停止 TD2→TD1	中央制御室		
		O2 注入系停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		主蒸気管ドレン弁開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉出力降下操作 (PLR FCV MINI POS)	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		ヒータードレンポンプ停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		運転中 TDRFP ミニフロー弁「RECIRC」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉出力降下操作 (CR)	中央制御室		
		RWM 使用可能確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替	中央制御室		
		「CV FAST CLOSURE/MSV CLOSURE TRIP BYPASS」警報確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		RWM「低出力設定点以下」点灯確認	中央制御室		
		PSVR ロック	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
所内電源切替 所変→起変	中央制御室				
クロスアラウンドドレン弁 開	中央制御室				
給水流量減少確認	中央制御室				
発電機出力降下 (負荷制限)	中央制御室				
解列前基幹給連絡	中央制御室				
発電機解列準備	中央制御室				
発電機解列	中央制御室				
発電機解列所内周知, 基幹給連絡	中央制御室				
タービン側ドレン弁開	中央制御室				
発電機界磁遮断器開放	中央制御室				

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (3/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順 (続き)	AVR 状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		発電機コアモニター停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		IPB ファン停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		4S エバポドレンタンク LCV EMRG 切替確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		非常用調速機加速度トリップ試験準備	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		非常用調速機加速度トリップ試験	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービントリップ後操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービン状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		APRM/SRNM 記録計切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		MDRFP 制御器「自動」→「手動」切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉モードスイッチ「START&HOT STBY」位置切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		CUW RPV 底部ドレン弁 開	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービンリフトポンプ起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		格納容器内 N2 関連設備隔離	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		D/W エントリー	中央制御室/ 現場	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービントーニング確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		SRNM レンジ切替確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		タービンバイパス弁全閉確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉降圧に伴う警報確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービンバイパス弁開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		主蒸気圧力設定調整	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉水位制御 MD-FCV→RFP バイパス FCV 切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉停止完了所内周知	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉モードスイッチ「REFUEL」位置切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉停止後点検	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		M. SJAE→OGSJAE 切替確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		SDC モード運転	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		HPCP 全停	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (4/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価		
				評価内容	評価結果	
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順 (続き)	RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)		
		CUW ブロー「H/W」→「R/W」切替	中央制御室			
		4S H/B 切替確認	中央制御室			
		タービンバイパス弁全閉	中央制御室			
		MSIV 全弁閉操作	中央制御室			
		RHR SDC モード運転及び待機状態確認	中央制御室			
		原子炉ヘッドスプレイ開始	中央制御室			
		原子炉ヘッドスプレイ停止	中央制御室			
		主蒸気管ドレン弁閉操作	中央制御室			
		復水器真空破壊	中央制御室			
		原子炉冷却	中央制御室			
		復水器内負圧保持	中央制御室			
			タービン側機器停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(3) 原子炉冷却材流量の部分喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、再循環系ポンプ駆動電動機遮断器等により、再循環系ポンプ1台の電源が喪失し、炉心流量が減少する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	PLR 1台トリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)		
		SRI 作動確認	中央制御室			
		発電機状態確認	中央制御室			
		原子炉状態確認	中央制御室			
		トリップ側 PLR ポンプ CS「PtoL」, FCV「MIN POS」	中央制御室			
		トリップ側 PLR ポンプ出口弁全閉 →5分後全開	中央制御室			
		運転中 PLR ポンプ運転状態確認, FCV 40%以下	中央制御室			
		原子炉安定確認	中央制御室			
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室			
		復水器真空調整	中央制御室			
		PLR ポンプ運転状態確認	中央制御室			
			02 注入系注入量調整			現場
			コンデミ 9塔→6塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(4) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 【事象の想定】 原子炉が部分負荷で運転中に、再循環流量制御系の故障、誤操作等により停止中の再循環系ポンプが起動され、再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入され、反応度が投入され、原子炉出力が上昇する。	対応手順なし (再循環系ポンプは自動起動する設備ではなく、起動条件として温度制限も設けているため、余熱なしで起動することはない。)					

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (5/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(5)外部電源喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内単独運転確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		D/G 自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		所内全停電確認	中央制御室		
		SRV 作動確認	中央制御室		
		非常用油ポンプ起動確認	中央制御室		
		M/C 2C, 2D, HPCS 受電確認	中央制御室		
		各計器動作確認	中央制御室		
		MSIV 「CLOSE」位置	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		タービン側自動起動確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		CRD ポンプ起動	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン減速状況監視	中央制御室		
		原子炉スクラム後操作	中央制御室		
		TD ターニング確認	中央制御室		
		タービン機器 CS 「PtoL」 「切」	中央制御室		
		空調起動準備	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RPS MG セット起動, 受電	中央制御室/ 現場		
		原子炉水位確保確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		外部電源状況確認	中央制御室		
格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室				
CUW 再起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
SRV による原子炉減圧冷却	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
タービントーニング確認	中央制御室				
RCIC 停止	中央制御室				
東海原子力線 1, 2 号復旧確認	中央制御室				
275kV 母線復旧	中央制御室				
所内電源復旧	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (6/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(6) 給水加熱喪失 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	「(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) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	「(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			
(8) 負荷の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故	「(5)外部電源喪失」と同様			
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、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。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御及びRHR S/P 冷却	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		M. SJAE 停止	中央制御室		
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室				
格納容器隔離動作確認	中央制御室				
MSIV CS「CLOSE」	中央制御室				
給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (7/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 (続き)	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故 (続き)	原子炉水位設定「リセット」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン発電機動作確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		PLR FCV 全開操作	中央制御室		
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		コンデミ 9 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		4S H/B 切替及び O/G SJAЕ 起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン側ドレン弁開	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器隔離, AC 系リセット, 復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却, S/P 水位調整	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		給水系による原子炉給水停止	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		原子炉圧力, 炉水温度確認	中央制御室		
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		MD RFP 停止	中央制御室		
		タービントラッキング確認	中央制御室		
RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフ ラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
PLR 停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
RHR SDC モード運転	中央制御室				
RCIC 停止, SRV 開閉停止	中央制御室				
(10) 給水制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、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、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故	タービントリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (8/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(10) 給水制御系の故障 (続き)	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故 (続き)	SRV 状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン振動確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		OG 流量調整	中央制御室		
		(11) 原子炉圧力制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様	
(12) 給水流量の全喪失 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 給復水系故障による原子炉スクラム事故	復水器 H/W 水位確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		復水器 H/W 水位低下原因調査	中央制御室		
		給復水系全停	中央制御室		
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		発電機確認状態確認	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		L-2 到達, MSIV 閉, RCIC/HPCS 自動起動確認	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		MSP, TGOP, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (9/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(12) 給水流量の全喪失 (続き)	非常時運転手順書 給復水系故障による 原子炉スクラム事故 (続き)	L-8 到達, RCIC/HPCS トリップ	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉水位 L-8 以下確認	中央制御室		
		RCIC ロジックリセット	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		原子炉水位制御確認	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		タービントーニング確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RCIC 及び RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要
SRV 手動開閉停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
(13) 原子炉冷却材喪失 【事象の想定】 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損傷等を想定した場合には, 冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		LOCA 確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変一起変)	中央制御室		
		LOCA 後機器動作確認	中央制御室		
		タービン発電機/TDRFP トリップ確認 (RCIC 自動起動)	中央制御室		
		所内電源健全確認	中央制御室		
		MSP, TGOP, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ADS 動作確認	中央制御室		
		低圧注水系注水確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		RHR LPCI→PCV 及び S/C スプレー切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		復水再循環運転	中央制御室		
		HPCS 水源切替確認	中央制御室		
		D/W, S/C H2 濃度及び γ 線量率確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		RCIC トリップ	中央制御室		
		FCS 手動起動	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (10/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(14) 原子炉冷却材 流量の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、2台の再循環系ポンプが何らかの原因でトリップすることにより炉心流量が、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する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	PLR2台トリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SRI作動確認	中央制御室		
		発電機出力確認，給復水系確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		02注入系停止	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
コンデミ9塔→6塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要		
(15) 原子炉冷却材 ポンプの軸固着 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、1台の再循環系ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより、炉心流量が急減して、炉心の冷却能力が低下する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	「(14)原子炉冷却材流量の喪失」と同様			
(16) 制御棒落下 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 制御棒落下事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		原子炉側操作	中央制御室		
		タービン側操作	中央制御室		
		所内ボイラー2台運転確認	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		MS RAD HIによるMSIV隔離確認後，CS「閉」位置	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		MDRFP，HPCP一台運転	中央制御室		
		コンデミ6塔→3塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RCIC隔離確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		制御棒落下確認	中央制御室		
		プラント状態確認	中央制御室		
		原子炉出力降下操作	中央制御室		
		落下制御棒状態確認	中央制御室		
制御棒単体スクラム	中央制御室/ 現場	代替措置（原子炉手動スクラム等）により実施可能なため，対象外	対応不要		
落下制御棒自由落下操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
落下制御棒隔離	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (11/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
<p>(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>【事象の想定】 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や空気抽出器からの希ガスが環境に放出される可能性がある。</p>	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故	SJAE室ADM指示上昇確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		警報確認	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		OG系運転状態確認	中央制御室		
		放射線モニタ警報確認	中央制御室		
		タービン建屋搬出入口シャッター閉操作	現場	運転員を必要としない操作のため、対象外	対応不要
		タービン建屋連絡通路の閉鎖	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		管理区域退避	現場	代替措置（ベージング等による退避連絡）により、実施可能なため、対象外	対応不要
		所内電源切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉手動スクラム	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動確認	中央制御室		
		OG系停止及び隔離	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定L-3セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		復水器真空低下確認	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		MSP、TGOP起動	中央制御室		
		PLRポンプHI→LFMG切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS作動状況確認	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRDポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
ヒータドレンポンプ確認	中央制御室				
タービン側機器運転状態確認	中央制御室				
原子炉未臨界確認	中央制御室				
原子炉水位回復確認	中央制御室				
所内ボイラー2缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (12/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損 (続き)	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故 (続き)	PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		HPCP, LPCP 各1台停止	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		復水器真空低警報確認	中央制御室		
		MSIV, MS ドレン弁全閉	中央制御室		
(18) 主蒸気管破断 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉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。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(19) 燃料集合体の落下 【事象の想定】 原子炉の燃料交換時に、燃料取扱装置の故障、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。	非常時運転手順書 燃料落下事故	SRNM・FPC 確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		6F 作業員退避誘導	現場	代替措置 (ページング等による退避連絡) により、実施可能なため、対象外	対応不要
		FRVS/SGTS 1 系統起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター指示上昇報告	中央制御室		
		CUW 運転確認・ブロー停止操作	中央制御室		
		FPC 運転確認	現場	代替監視設備 (ITV, 警報等) により確認可能なため、対象外	対応不要
		PLR サンプリングライン隔離	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		CUW, FPC サンプリングライン隔離	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
放射線モニター監視	中央制御室				
(20) 可燃性ガスの発生 【事象の想定】 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損傷等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	「(13)原子炉冷却材喪失」と同様			

第 2 表 新規制基準適合性に係る審査における必要な現場操作

No.	条文	操作項目	概要
1	第八条 「火災による損傷の防止」	原子炉保護系母線停止操作	火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し、原子炉をスクラムさせる必要がある場合には、現場（原子炉建屋付属棟 1 階）での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。
2	第九条 「溢水による損傷の防止等」	使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作	地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に、残留熱除去系により使用済燃料プールの冷却及び注水機能を維持する必要があるため、その際に現場（原子炉建屋原子炉棟 3 階、4 階）での手動弁操作が必要となる。
3	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の負荷切り離し操作	全交流動力電源喪失時で、非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合に、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため、受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。
4	第八条 「火災による損傷の防止」 第二十六条 「原子炉制御室等」	中央制御室外原子炉停止操作	火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置 において、原子炉スクラム後の高温状態から冷温状態に移行させる操作が必要となる。

1. 原子炉保護系母線停止操作

(1) 必要となる操作の概要

火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し、原子炉をスクラムさせる必要がある場合には、現場での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第 2 図参照）

原子炉建屋付属棟 1 階（電気室）

b. 想定される環境条件

炎，熱，煙（起因事象：内部火災）

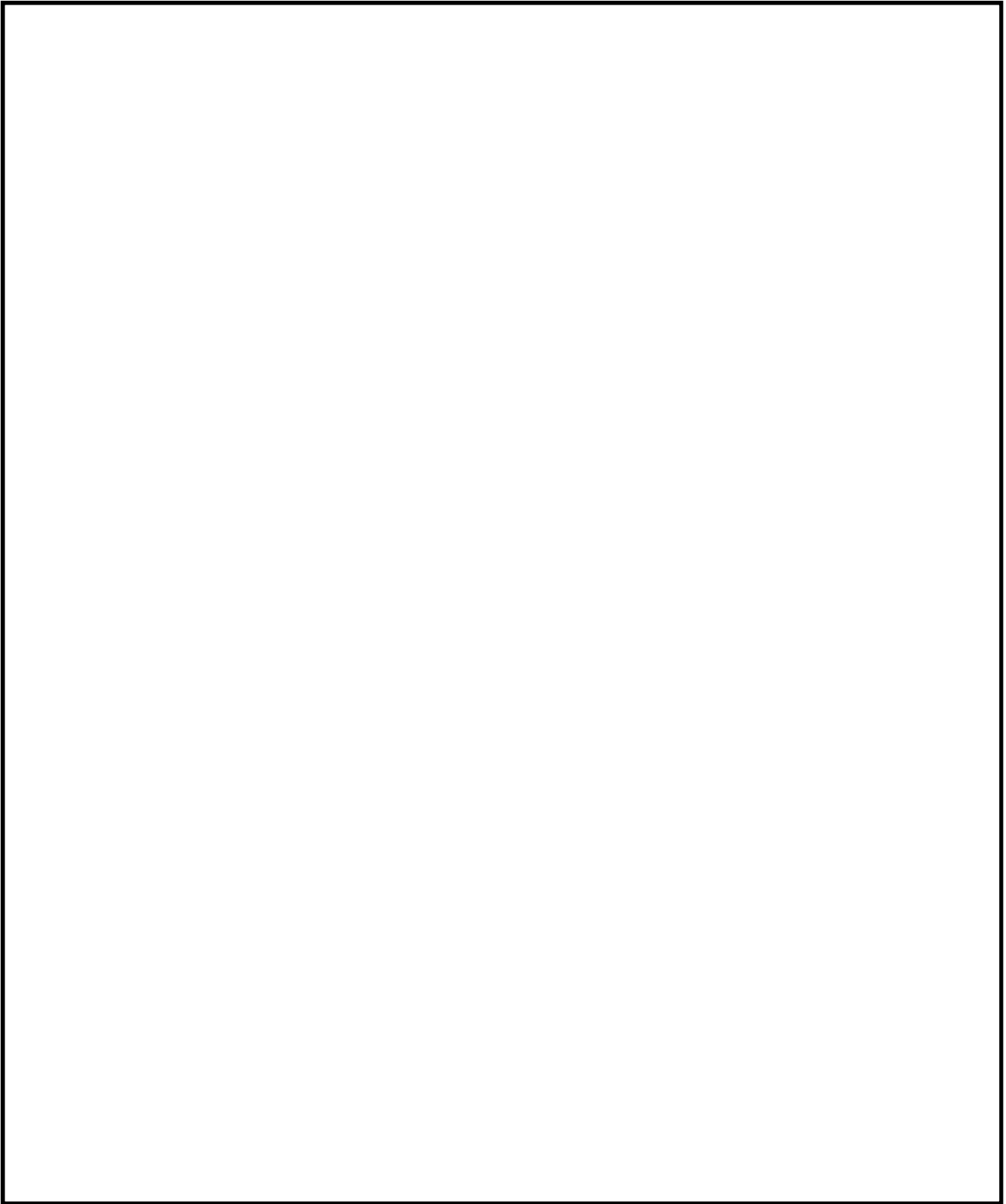
c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態維持を想定するため、想定火災としては原子炉保護系継電器盤を発火箇所とする。

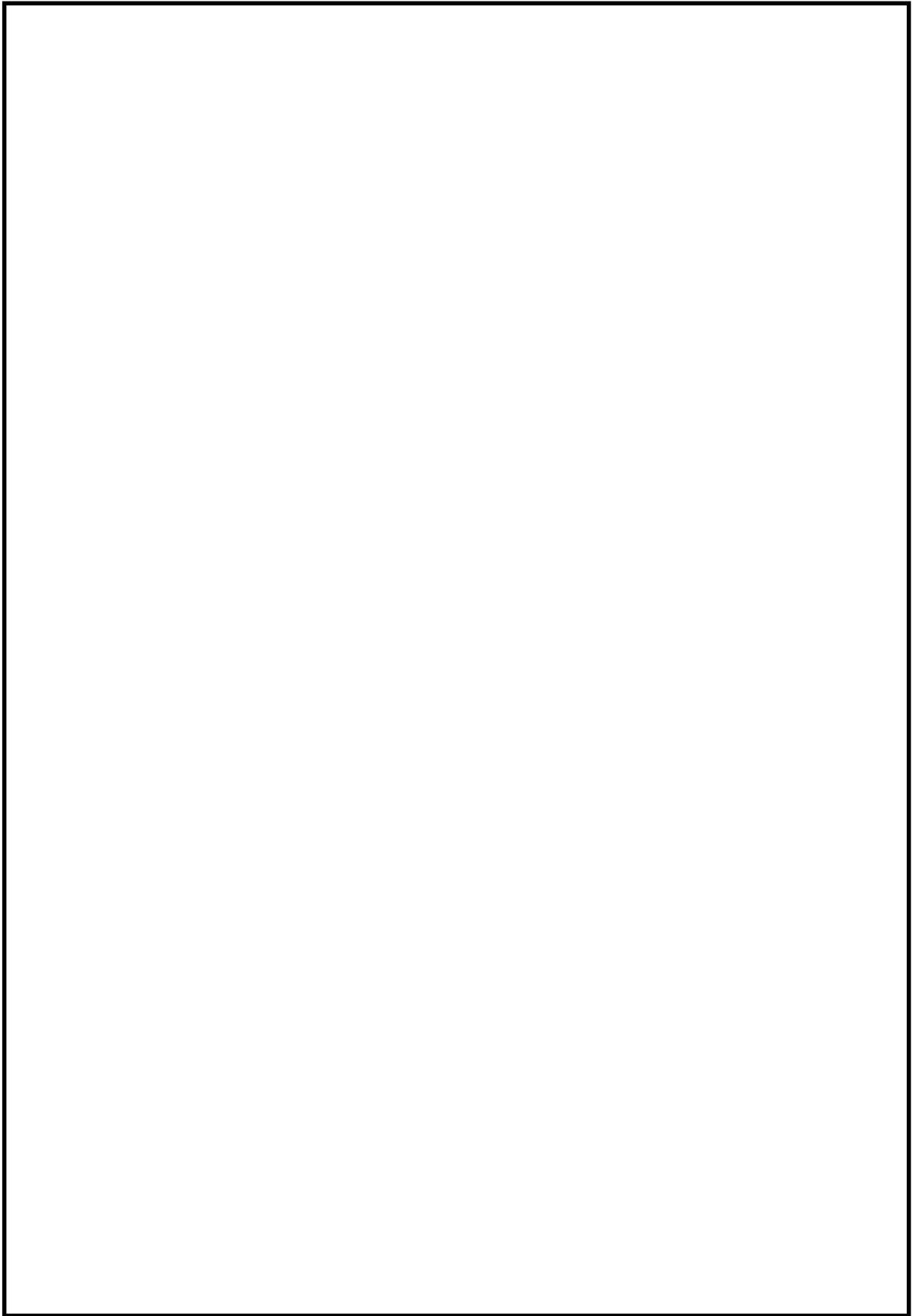
それに対し、操作場所である原子炉建屋付属棟 1 階（電気室）は、発火箇所である中央制御室と位置的分散がなされており、想定される環境条件においても操作場所及びアクセス性に影響はなく、操作可能である。

d. 操作内容の評価

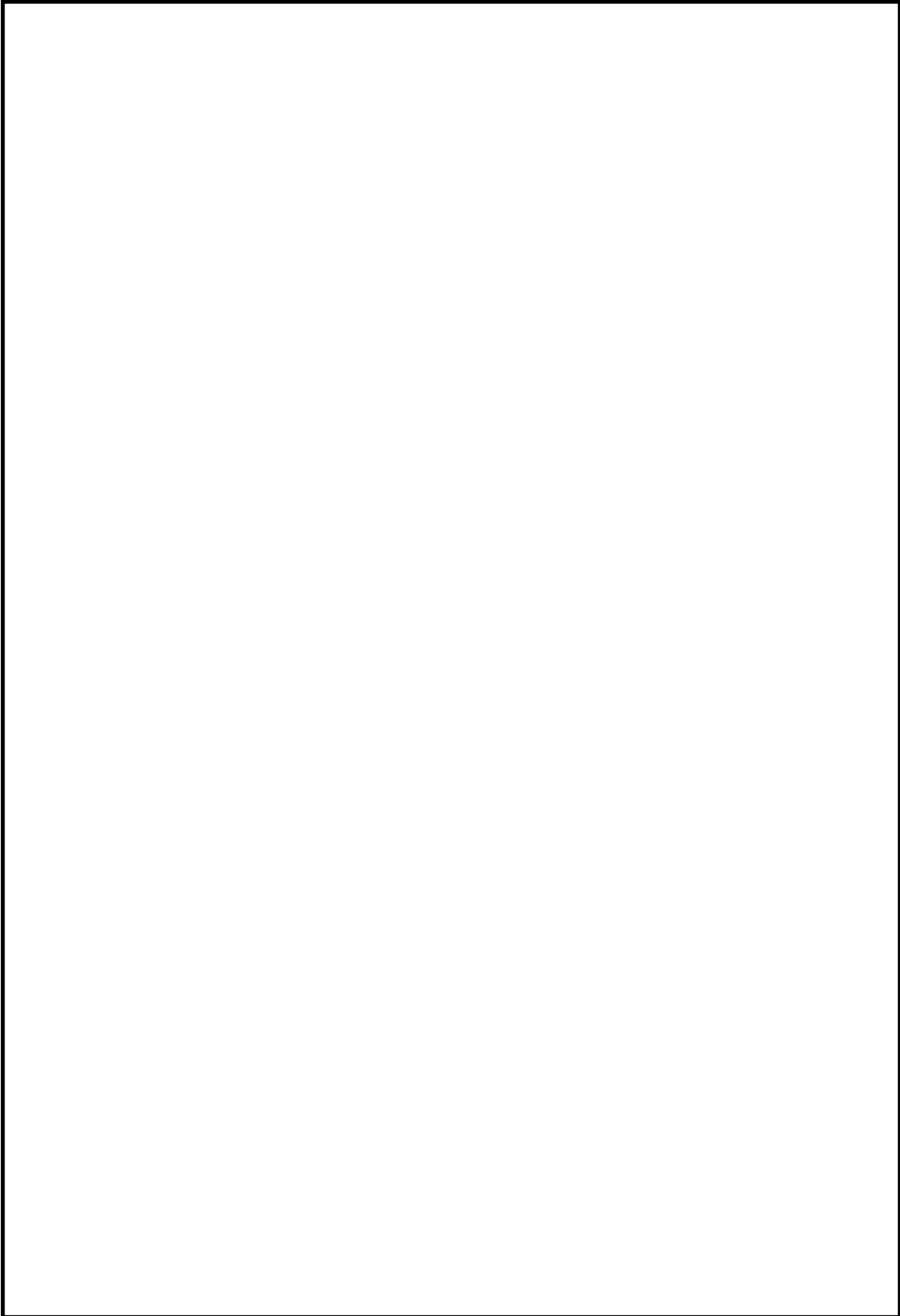
現場において操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。また、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。



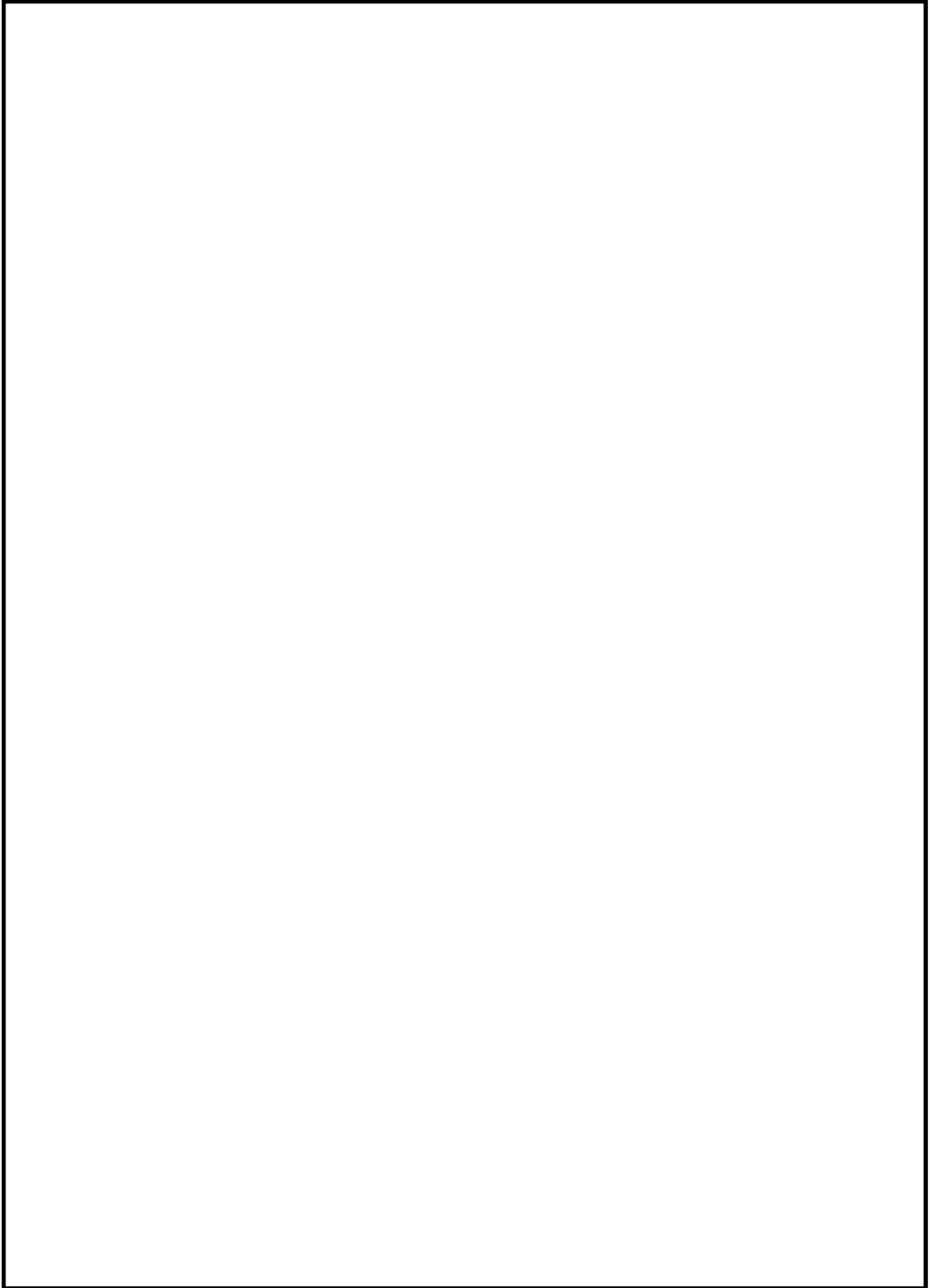
第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (1/8)



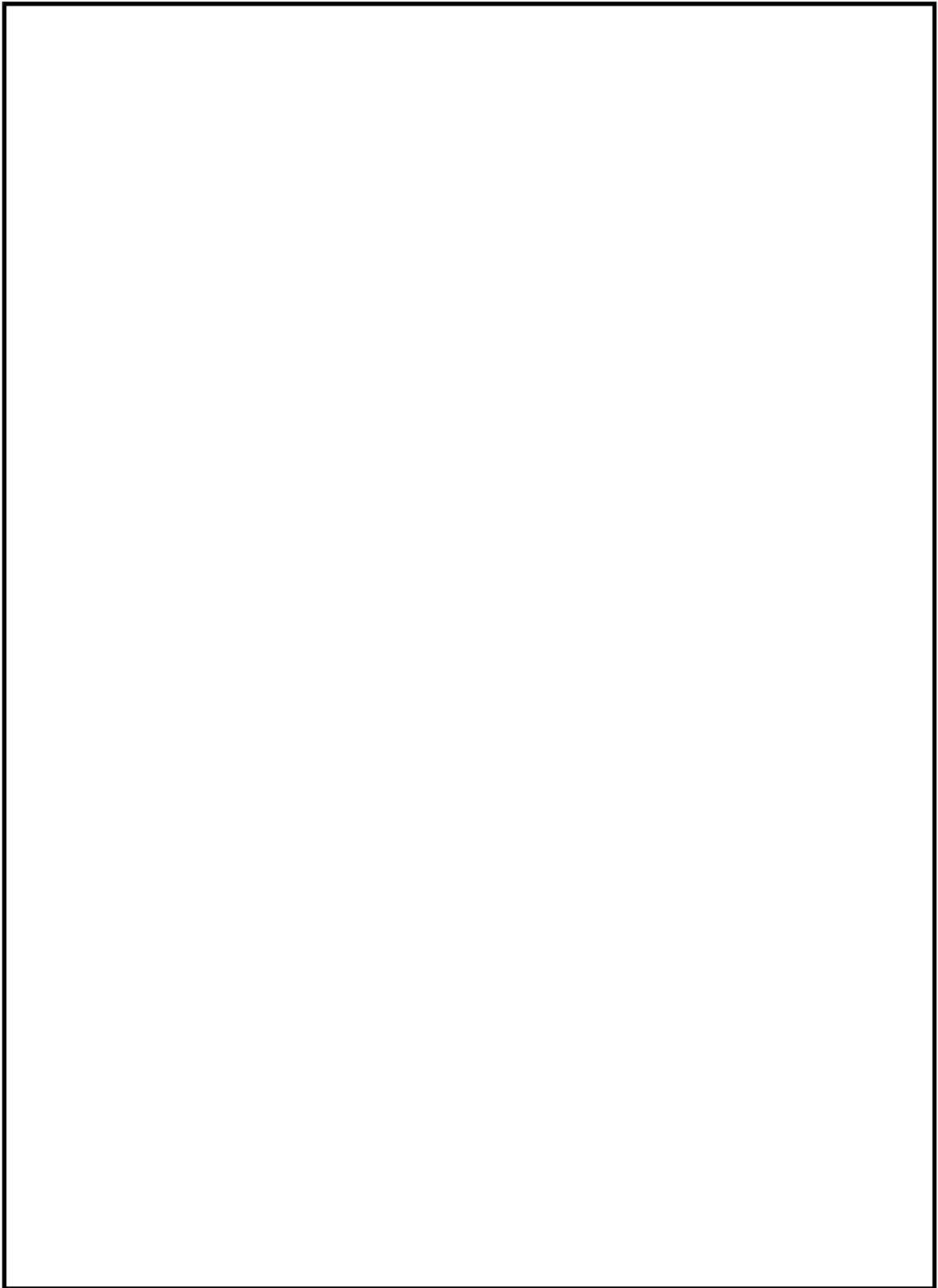
第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (2/8)



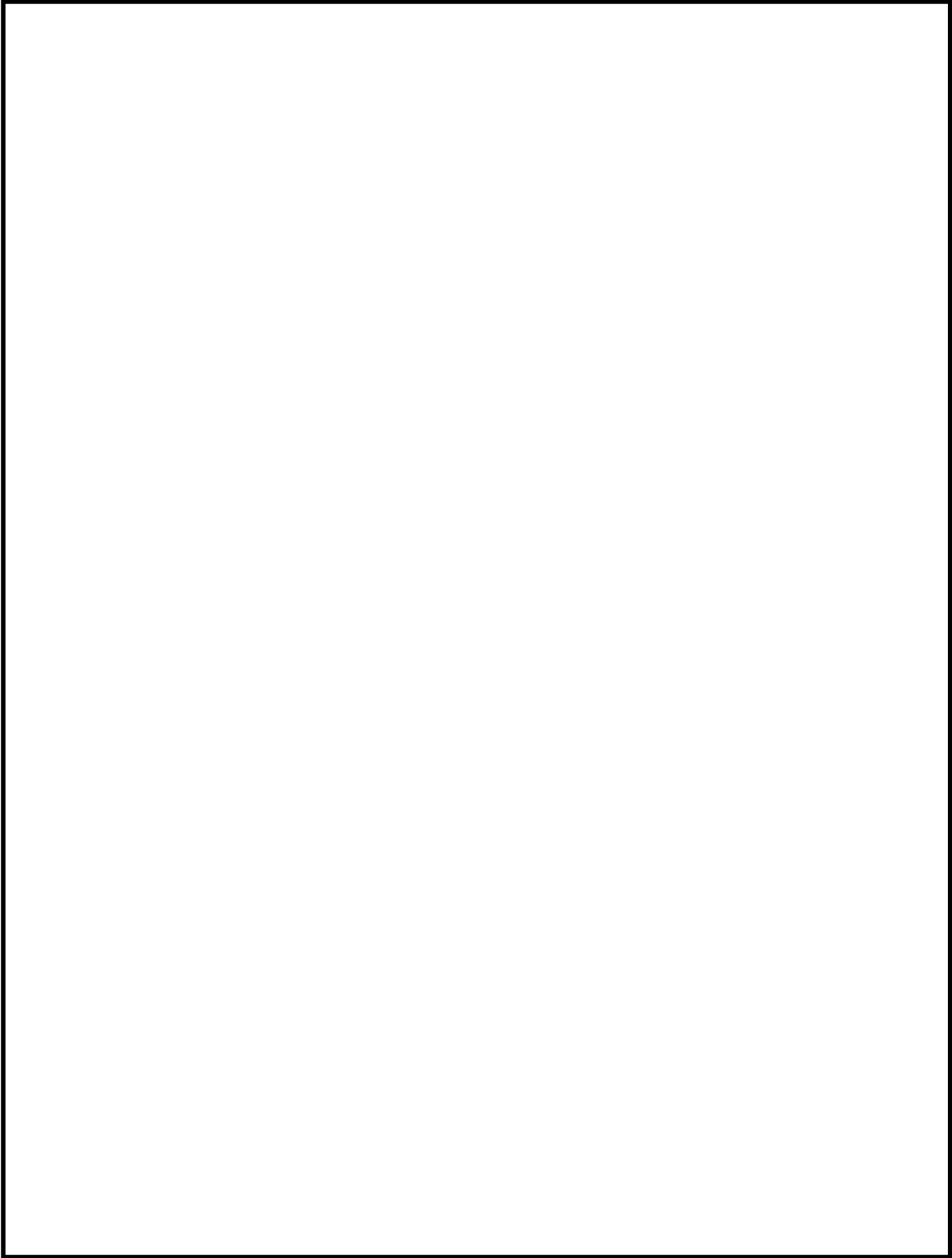
第2図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (3/8)



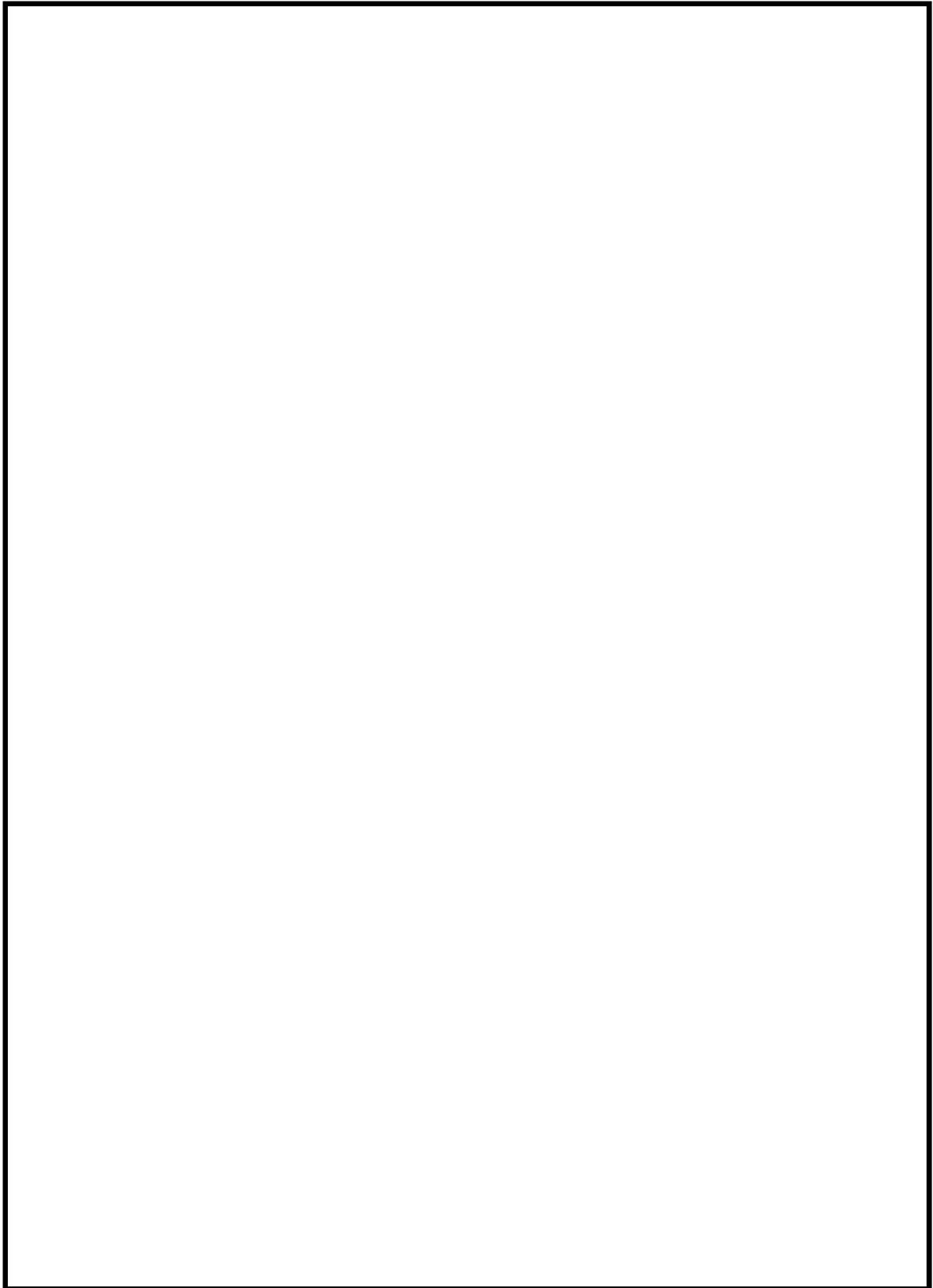
第2図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (4/8)



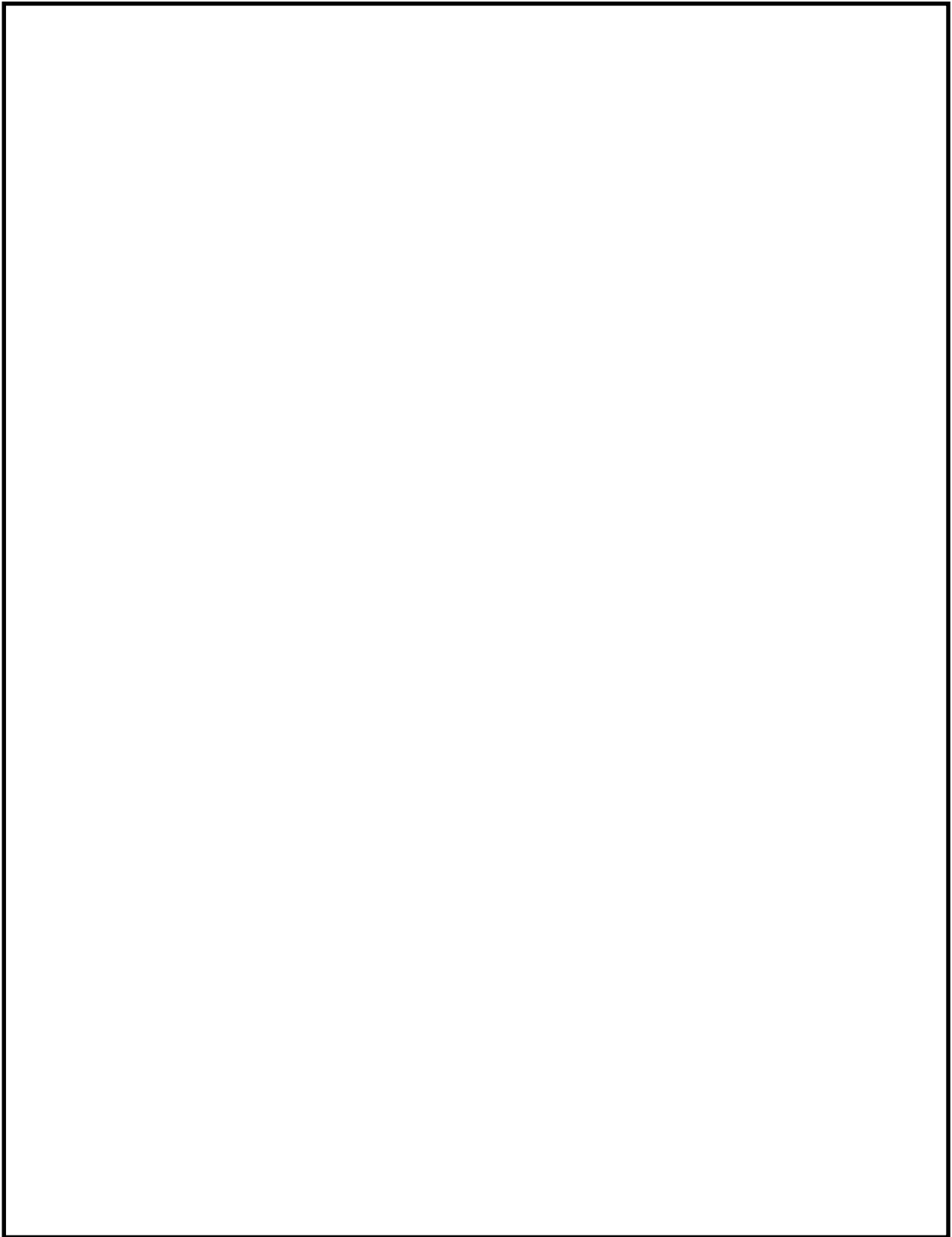
第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (5/8)



第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (6/8)



第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (7/8)

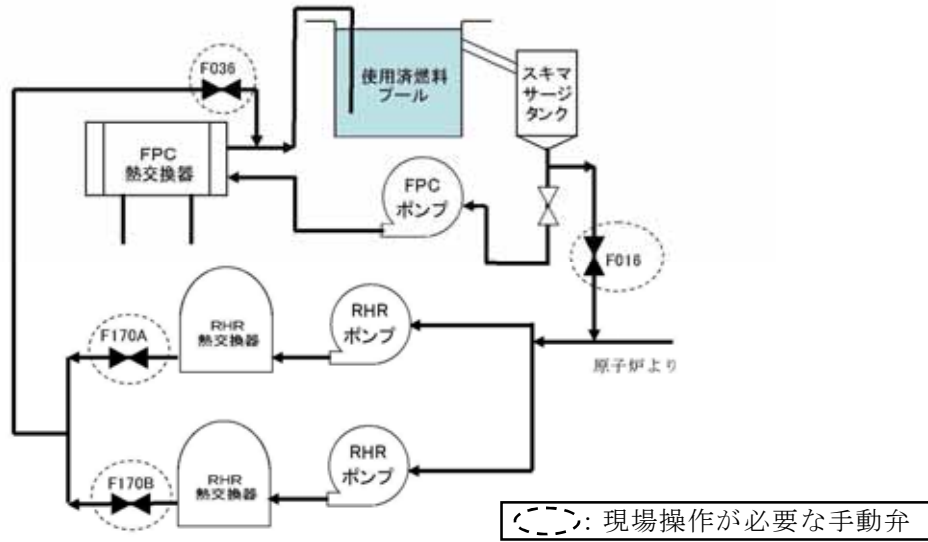


第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (8/8)

2. 使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

(1) 必要となる操作の概要

地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に、残留熱除去系により使用済燃料プールの冷却及び注水機能を維持する必要があります。その際に現場での手動弁操作が必要となる。



第3図 現場操作が必要な機器

第3表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作のための現場操作機器

操作対象機器		対象区画
機器番号	機器名称	
E12-F170A	RHR (A)-FPC ライン隔離弁	RB-3-1 (MSIV-LCS マニホールド室)
E12-F170B	RHR (B)-FPC ライン隔離弁	
G41-F036	FPC 系-RHR 系連絡出口弁	RB-4-1 (エレベータ正面)
G41-F016	FPC 系-RHR 系連絡入口弁	RB-4-19 (FPC ポンプ室)

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第4図参照）

原子炉建屋原子炉棟3階 MSIV-LCS マニホールド室

原子炉建屋原子炉棟4階 エレベータ正面

原子炉建屋原子炉棟4階 FPCポンプ室

b. 想定される環境条件

水位，温度，線量，化学薬品，照明，感電，漂流物

（起因事象：内部溢水）

c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

溢水事象発生時に想定される環境条件（水位，温度，線量，化学薬品，照明，感電，漂流物）の観点から評価し，操作場所及びアクセス性に影響はなく，操作可能である。

なお，火災防護における火災防護対策が操作場所及びアクセス性に影響がないことを確認した。

想定される環境条件の評価結果については以下に示す。

- ・滞留水位については，対象区画で発生する溢水量より，最大0.01mとなり，操作場所及びアクセス時の歩行に支障がなく，操作可能である。また，防火扉は溢水時の最大水位より高い位置に設置することから，扉開閉に問題はない。
- ・温度については，溢水源のうち高温の流体を内包する系統はないことから，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ため，操作場所及びアクセス性への影響はなく，操作可能である。
- ・線量については，放射性物質を内包する溢水が発生してもハッチ等の開口部より下階へと排水されるが，保守的に継続した想定での評

価をしても被ばく線量としては数 mSv 程度となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv と比較して十分小さく抑えられることから、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。

- 化学薬品については、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、防錆剤を含む閉ループ系統及び個別の容器に保管の薬品であるが、濃度は十分に低く、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。また、防護服等を配備し、必要により使用可能としている。
- 照明については、中央制御室から操作場所までのアクセスルート上に常用電源、非常用電源から電源供給される作業用照明が設置されているため、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。また、溢水の影響により一部の照明が機能喪失した場合でも、対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に可搬型照明を配備し、必要により使用可能としている。
- 感電については、電気設備が溢水の影響を受けた場合、短絡が発生し保護回路がそれを検知しトリップすることで、当該電気設備への給電は遮断されることから、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。また、運用面でも、溢水の発生が想定される場合は、運転員が溢水箇所に関連する電源を開放することについて社内規定類に定めることとしている。
- 漂流物については、屋内に設置されているラック等は、固縛処置がされており、溢水が発生した場合においても漂流物とならないことから、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。

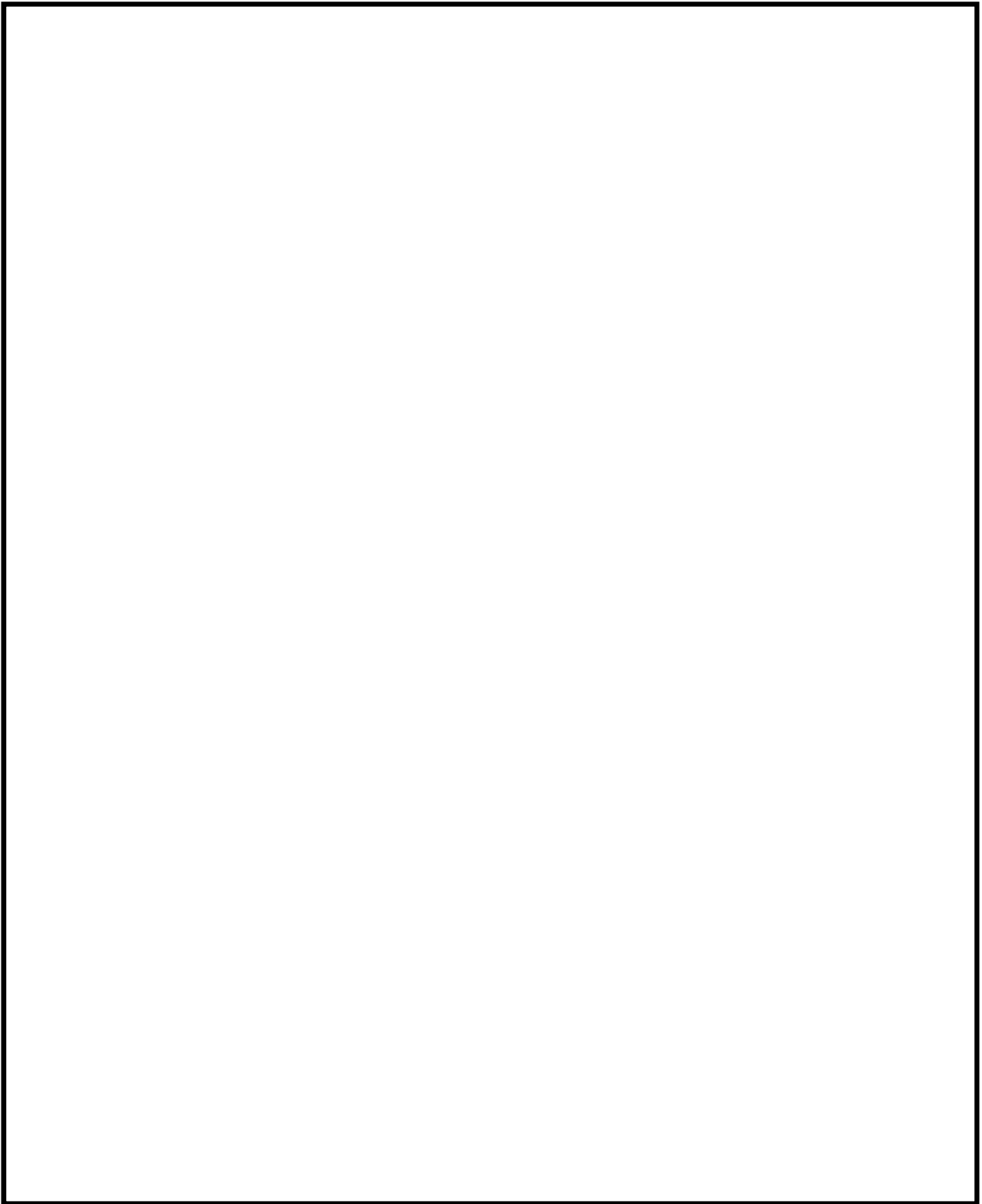
第4表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作箇所の浸水深さ

操作対象機器		対象区画	浸水深さ (m)
機器番号	機器名称		
E12-F170A	RHR(A)-FPCライン隔離弁	RB-3-1 (MSIV-LCS マニホールド室)	0.01
E12-F170B	RHR(B)-FPCライン隔離弁		
G41-F036	FPC系-RHR系連絡出口弁	RB-4-1 (エレベータ正面)	0.00
G41-F016	FPC系-RHR系連絡入口弁	RB-4-19 (FPCポンプ室)	0.00

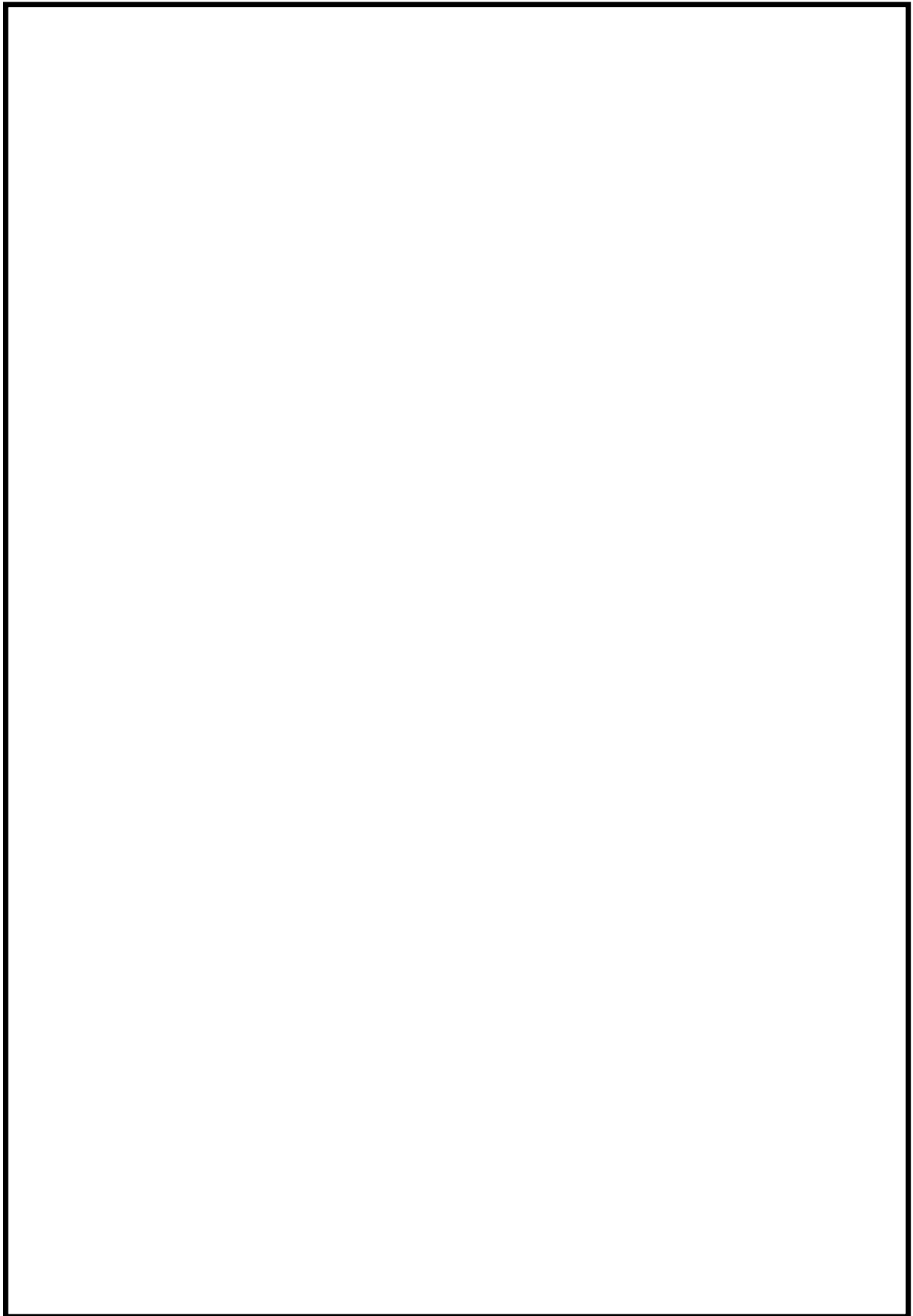
d. 操作内容の評価

現場弁等を操作する際に使用する工具については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室内及び廃棄物処理操作室近傍に配備し、操作が容易に実施可能である。

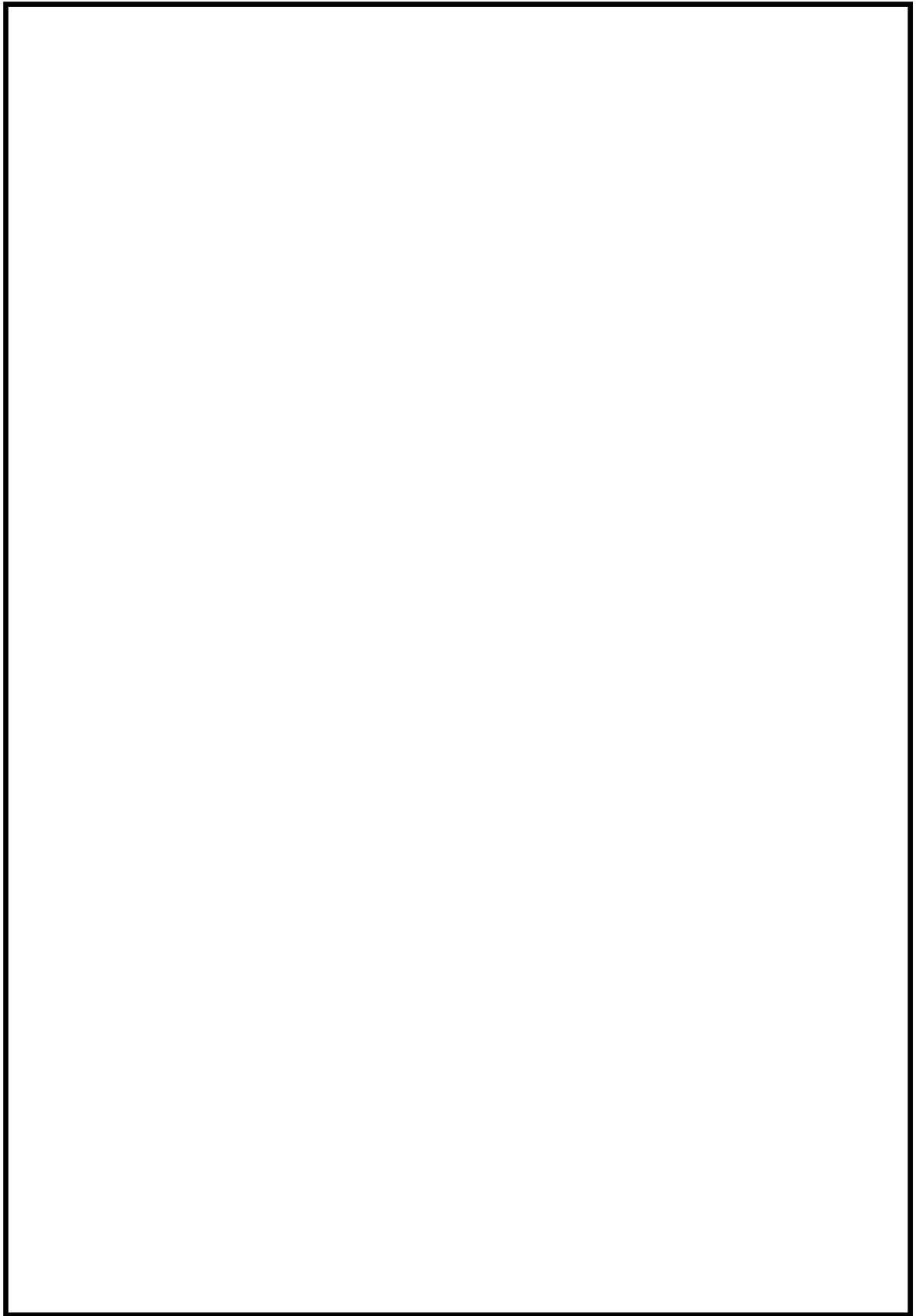
なお、弁の操作時には、対象弁に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。



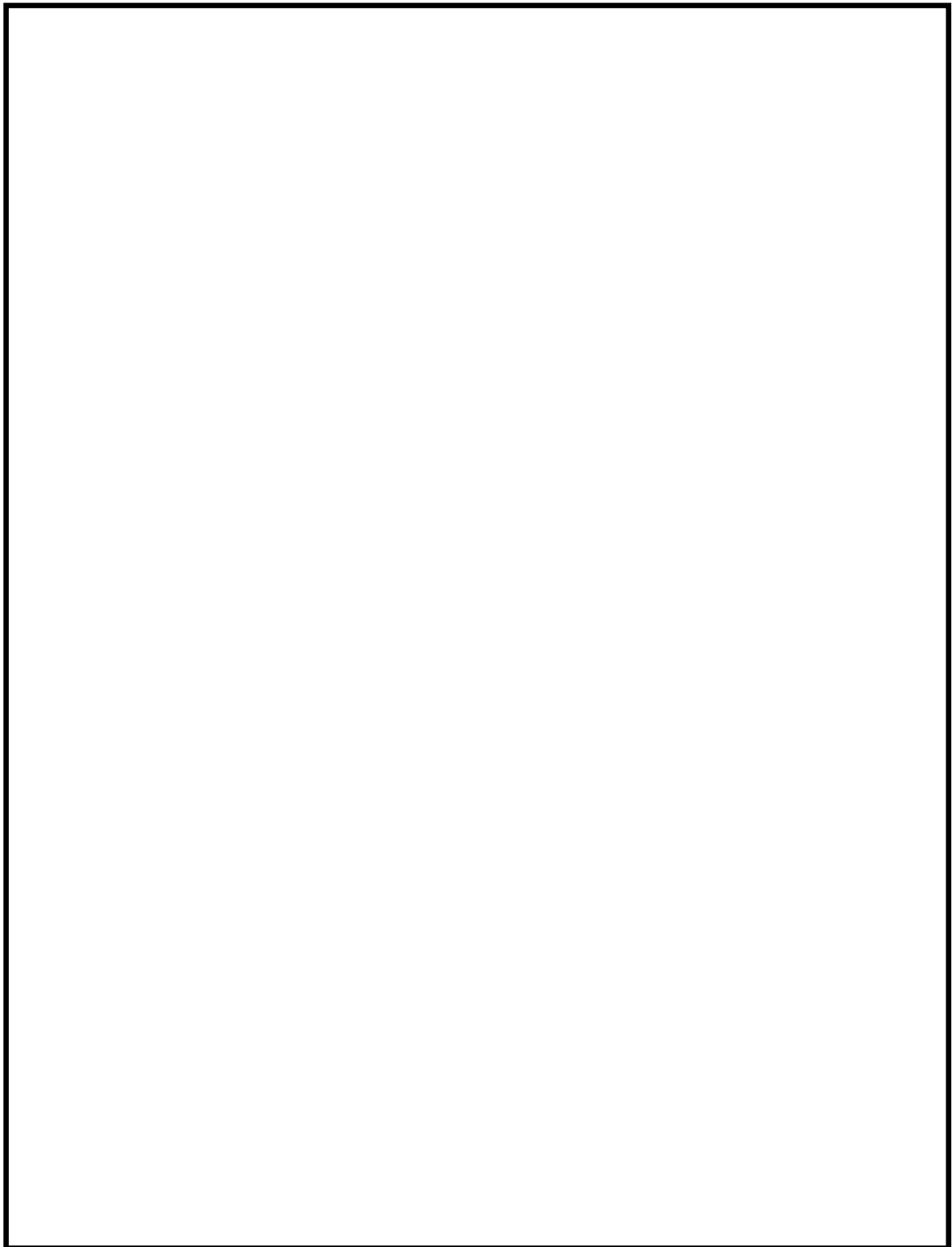
第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (1/7)



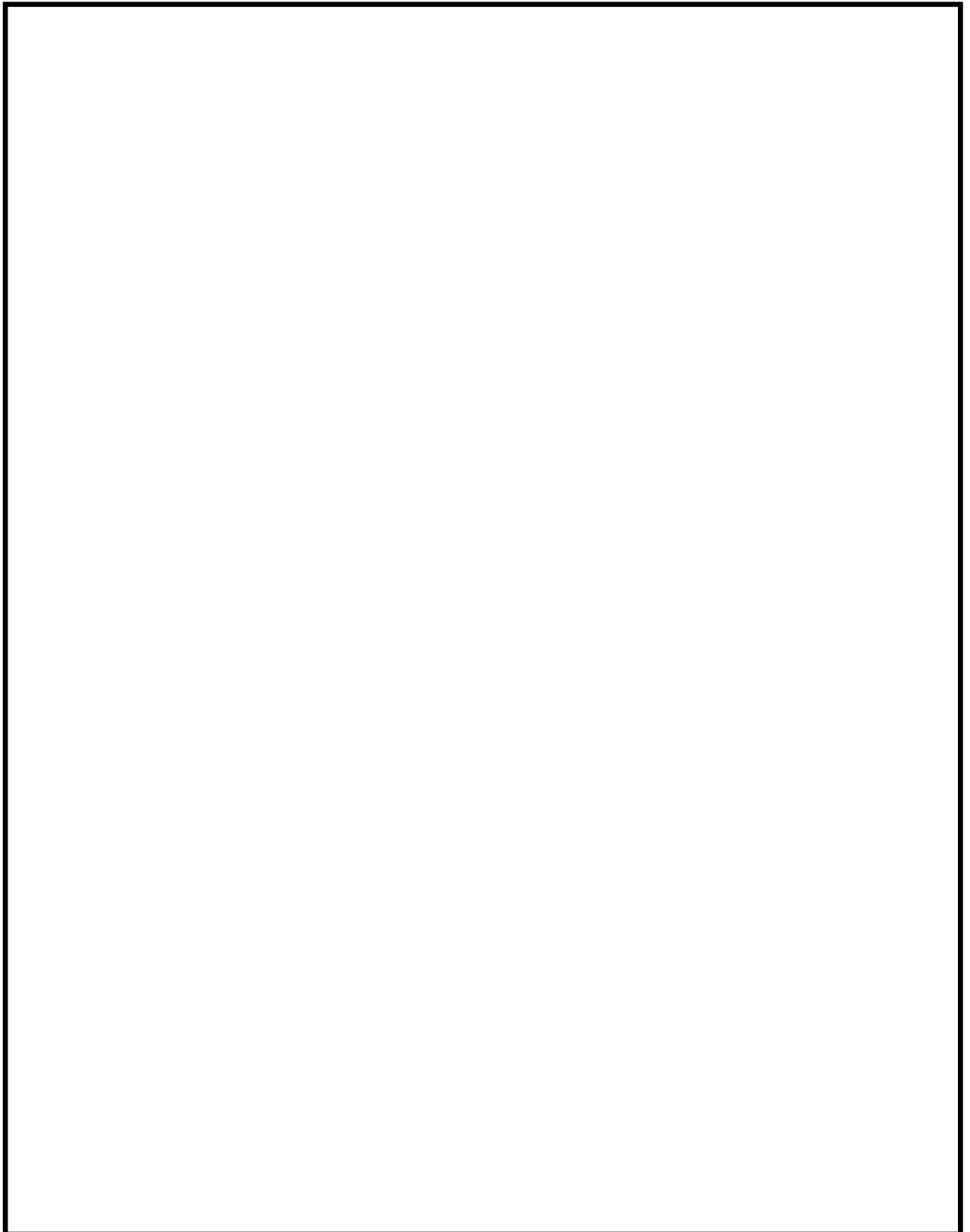
第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (2/7)



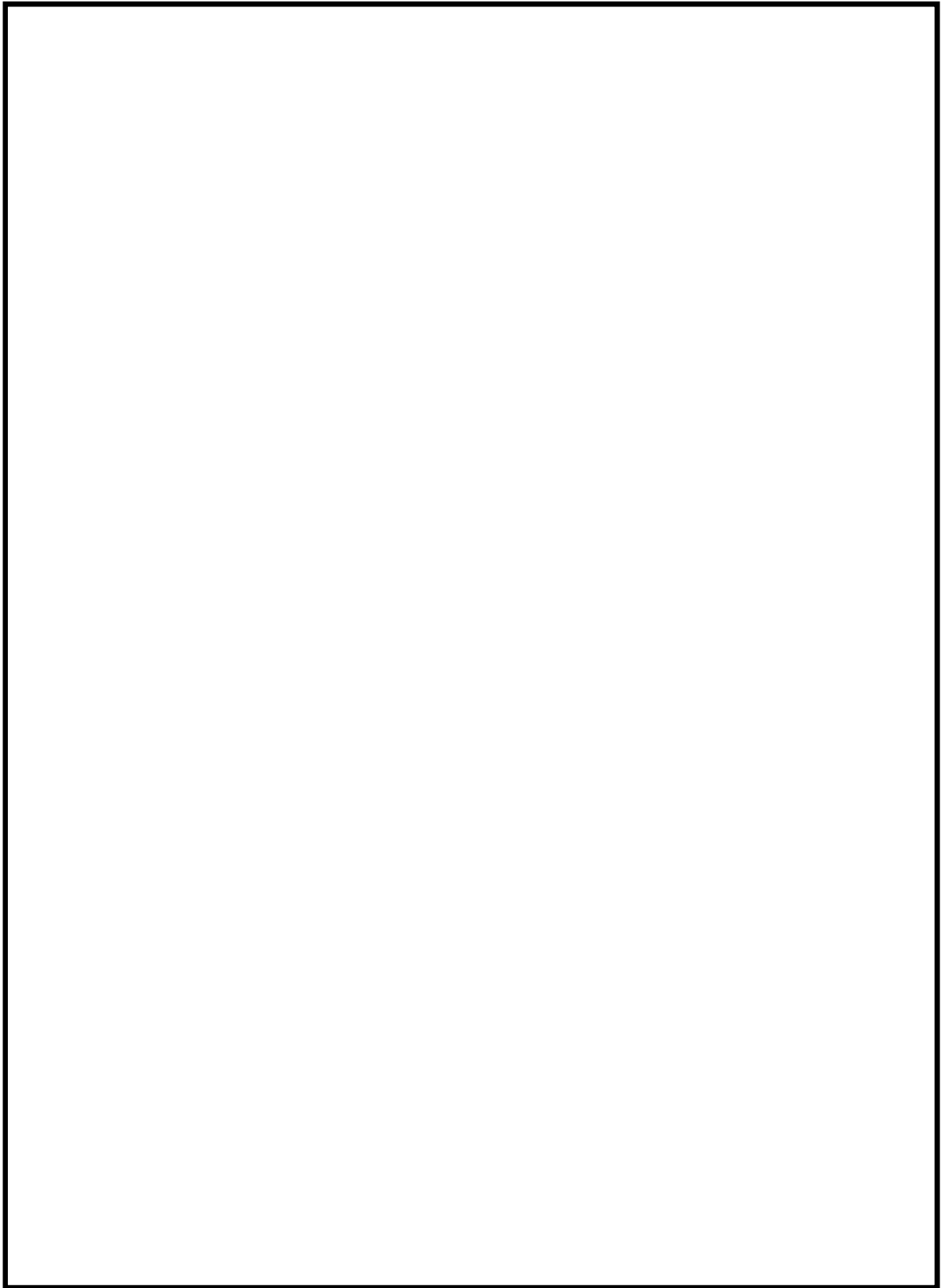
第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (3/7)



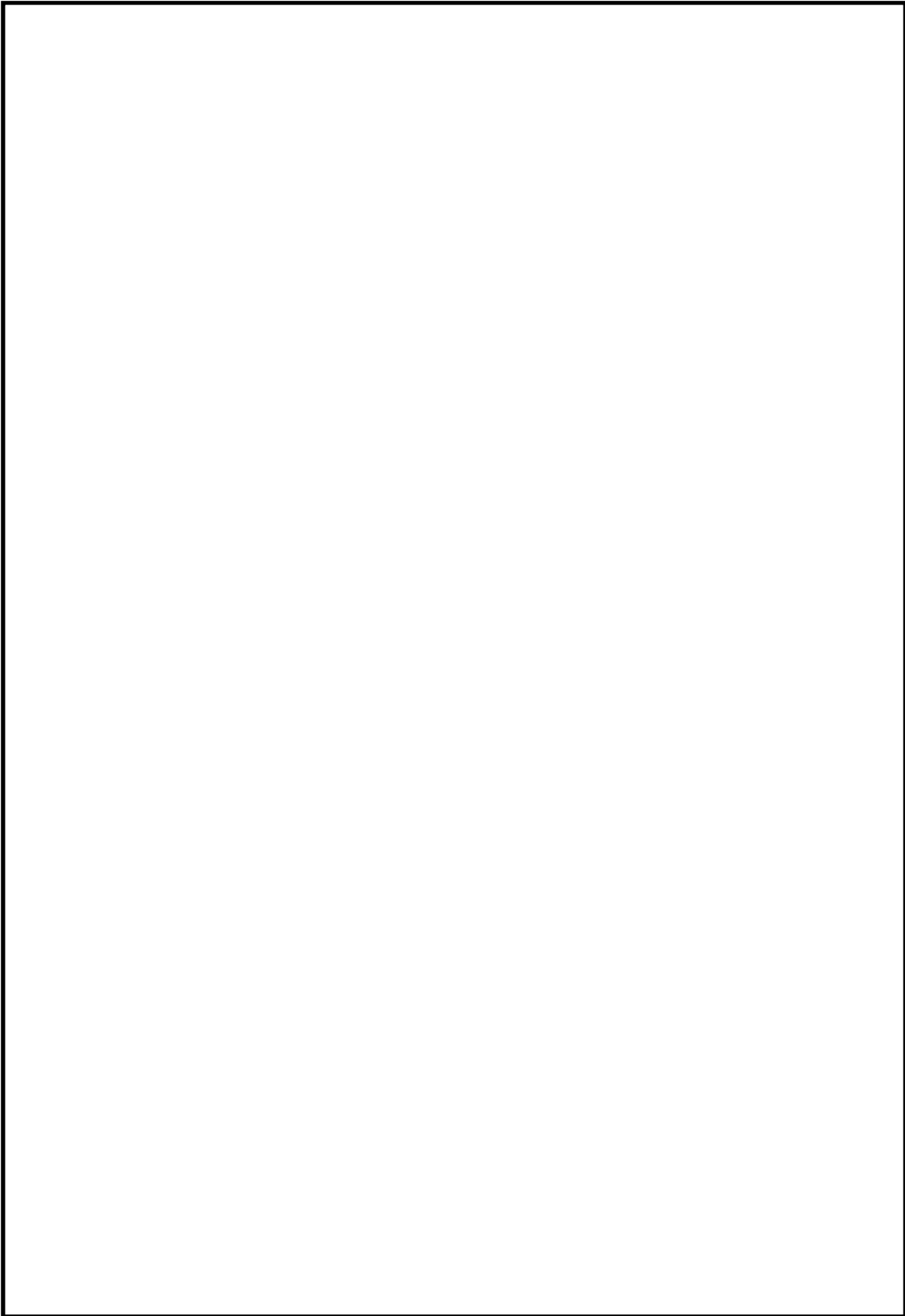
第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (4/7)



第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (5/7)



第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (6/7)



第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (7/7)

3. 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

(1) 必要となる操作の概要

全交流動力電源喪失時で、非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合に、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため、受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第5図参照）

原子炉建屋付属棟1階，地下1階，地下2階（電気室）

b. 想定される環境条件

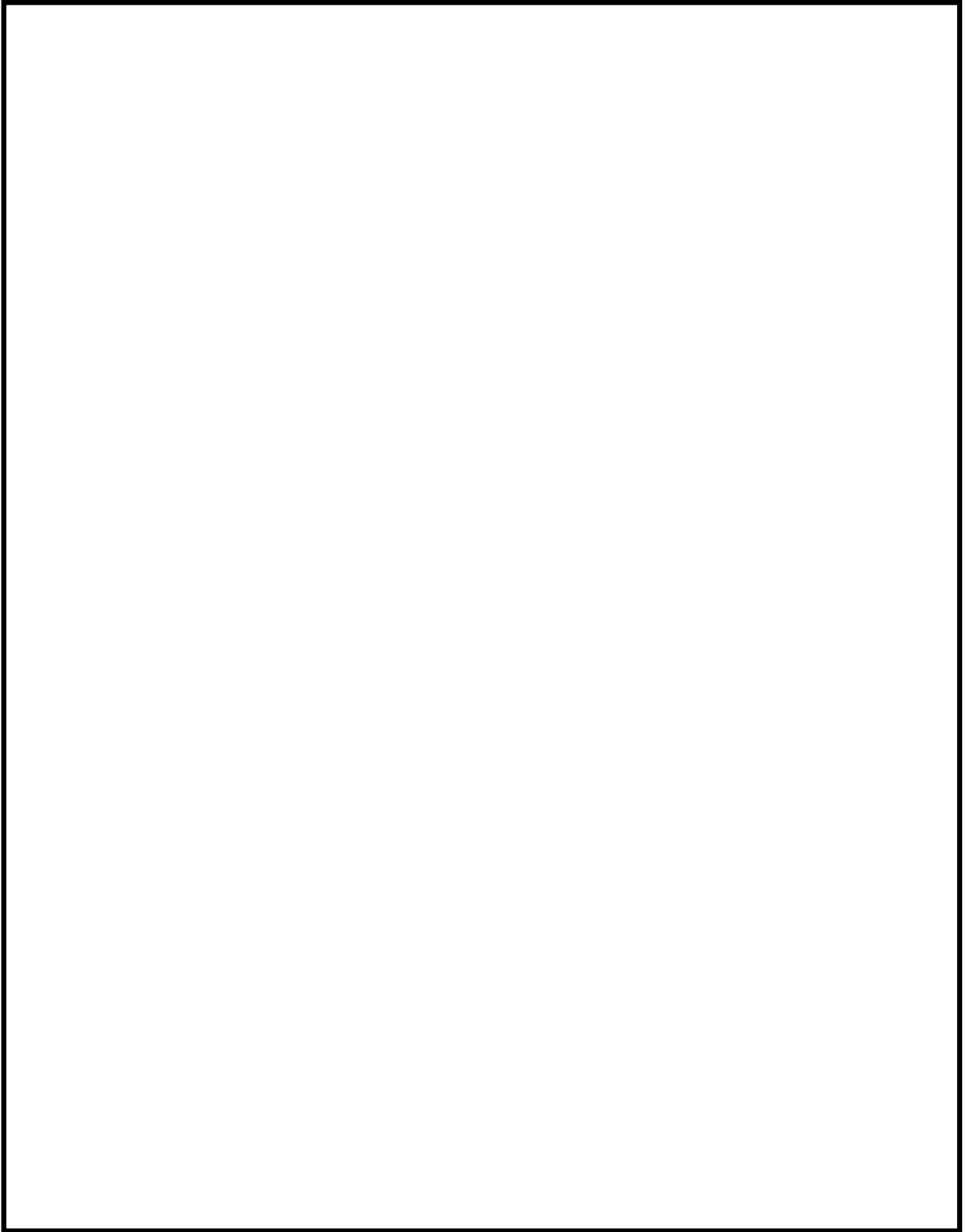
交流照明喪失（起因事象：全交流動力電源喪失）

c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

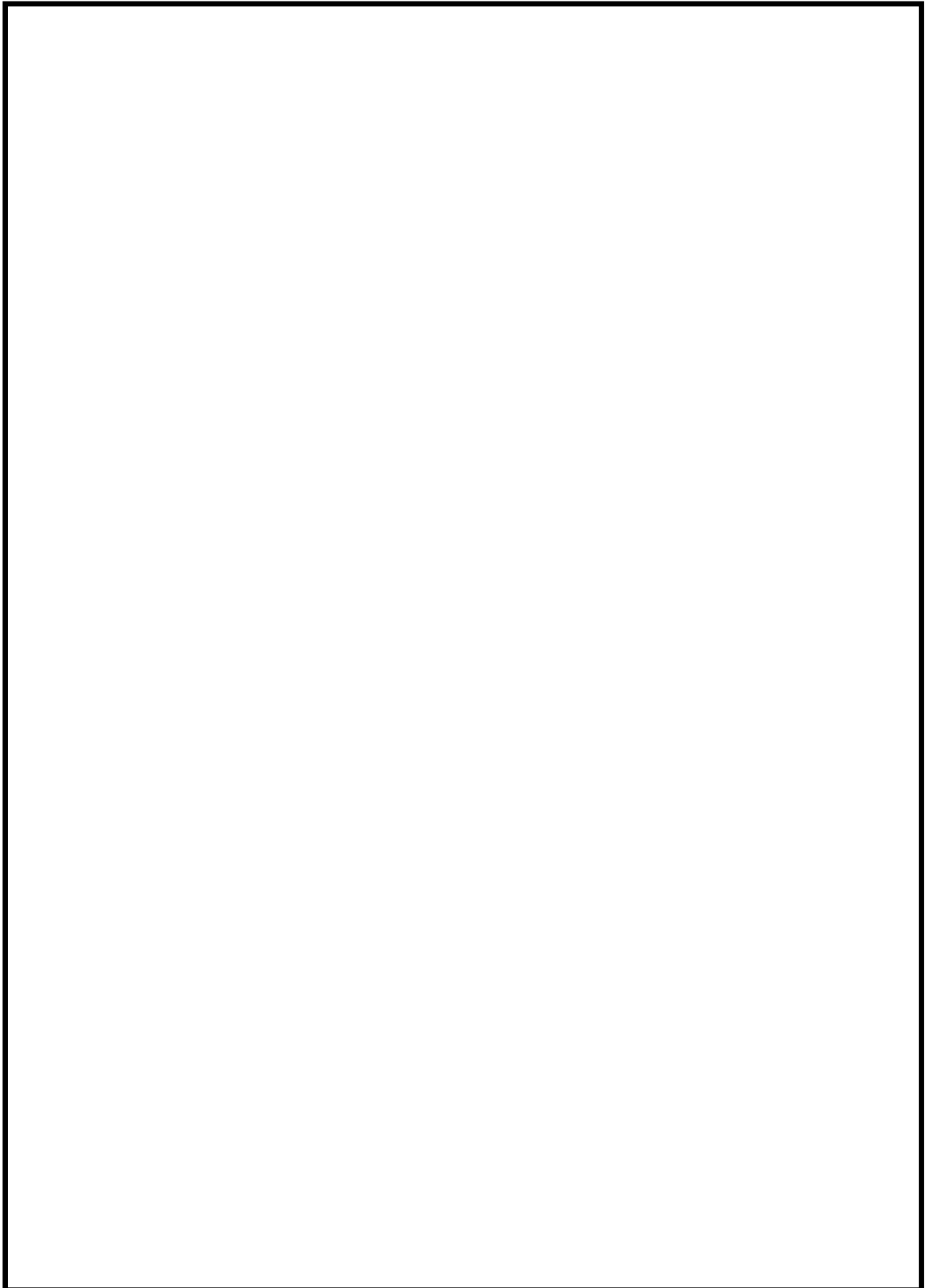
全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても操作できるように、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置することにより、想定される環境条件においても操作場所及びアクセス性に影響はなく、操作可能である。また、可搬型照明を配備していることから、必要により使用することが可能である。

d. 操作内容の評価

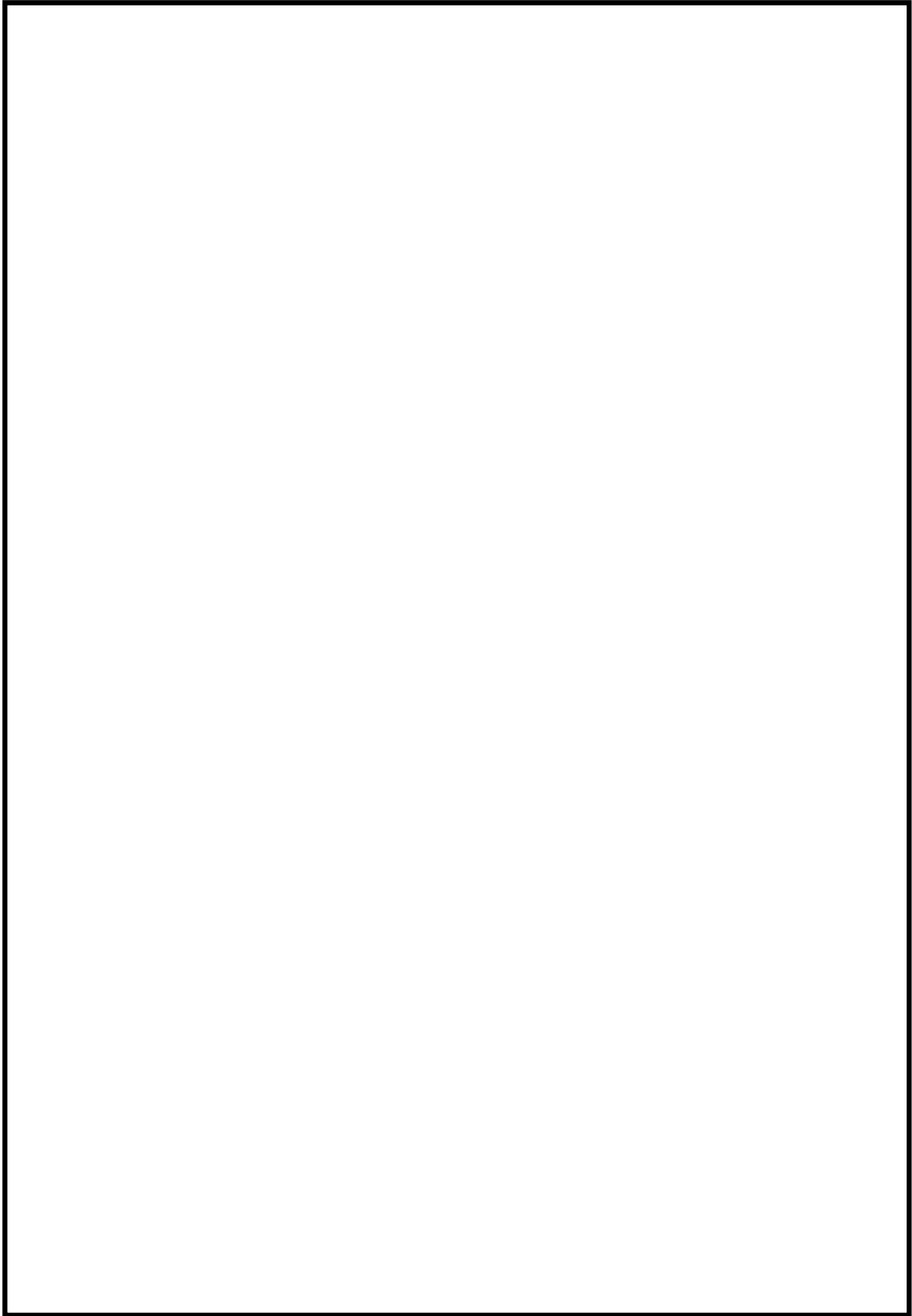
全交流動力電源喪失時に負荷切り離し操作を実施する際は、当該電源盤で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。なお、負荷切り離し操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。



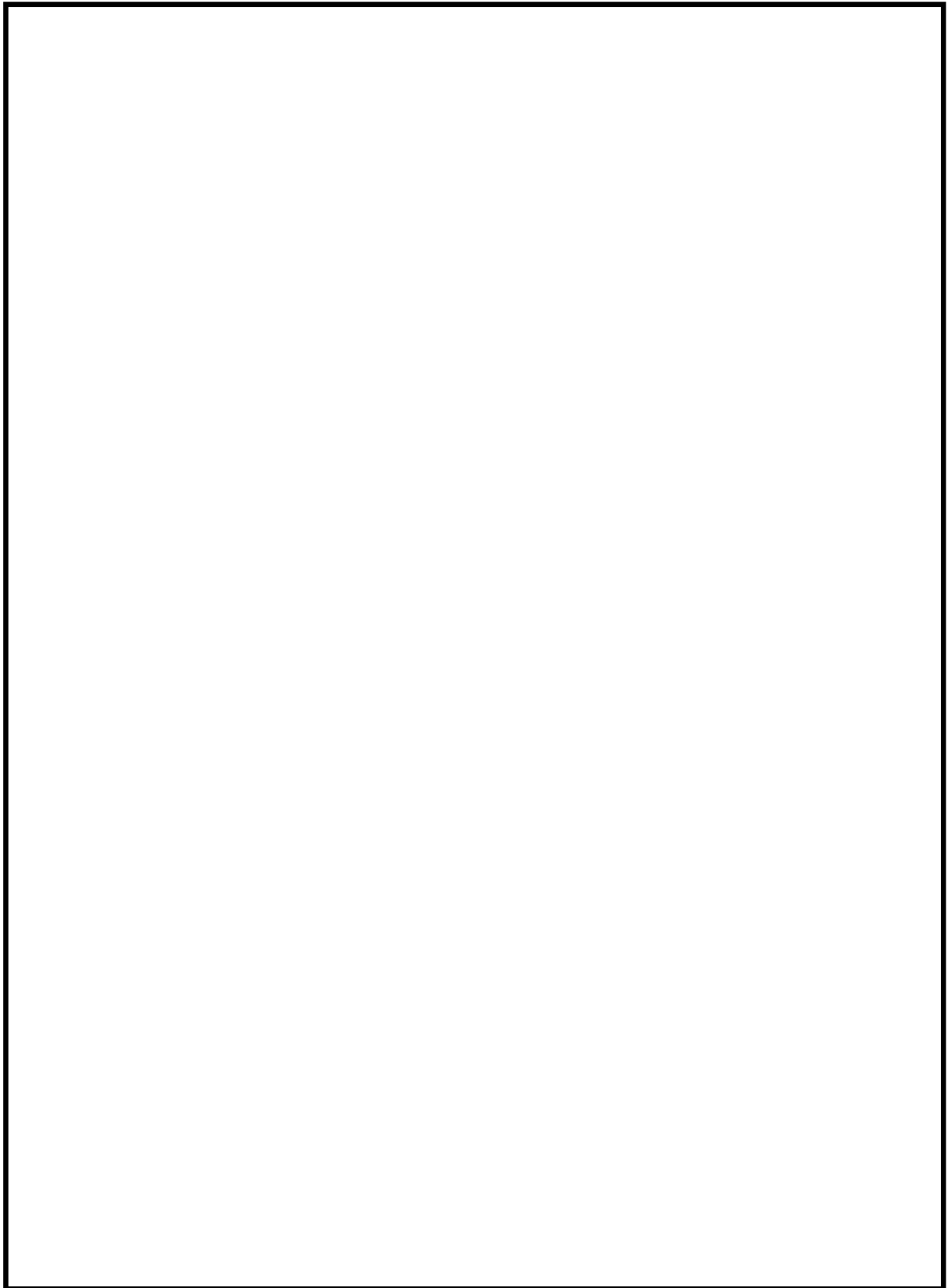
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (1/10)



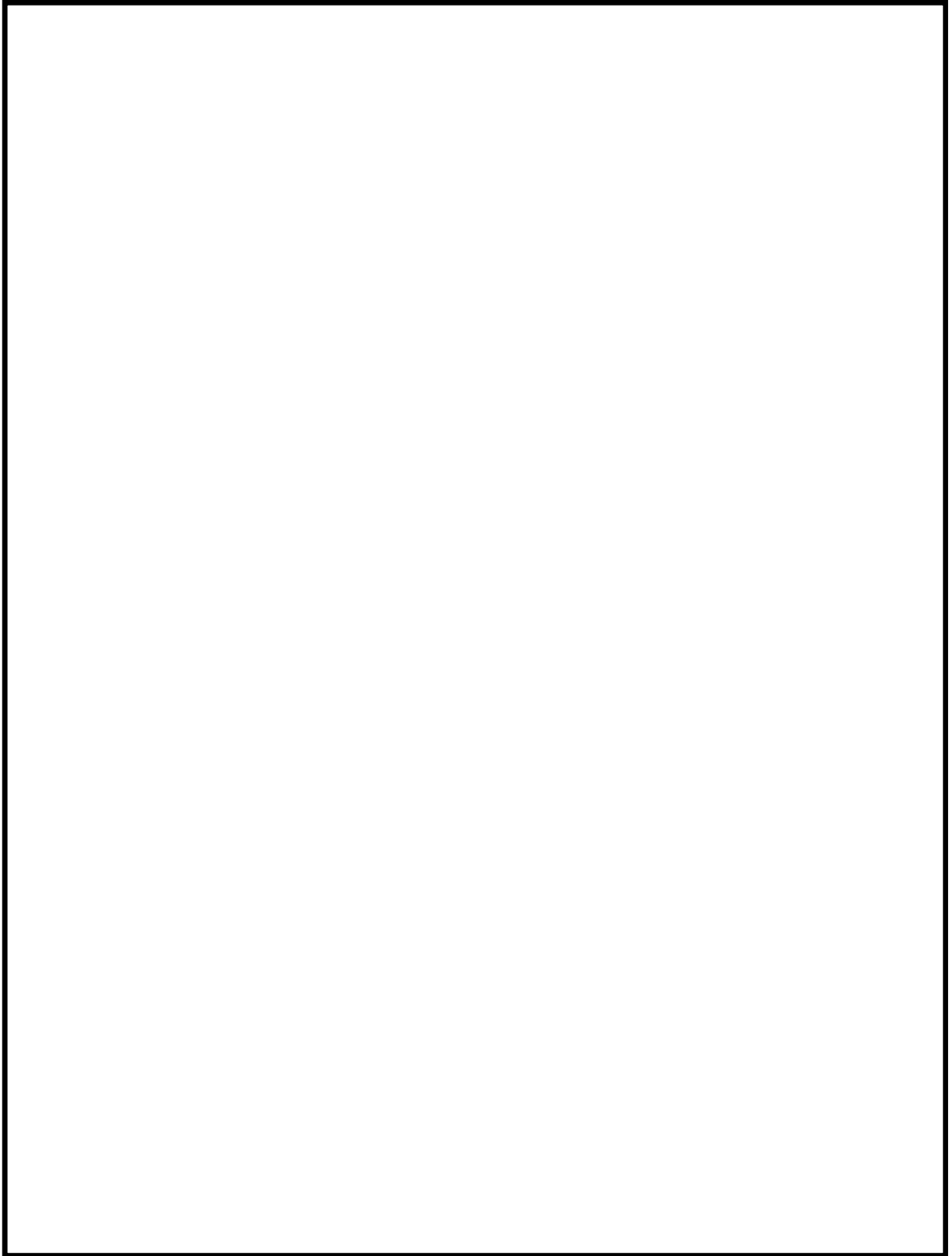
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (2/10)



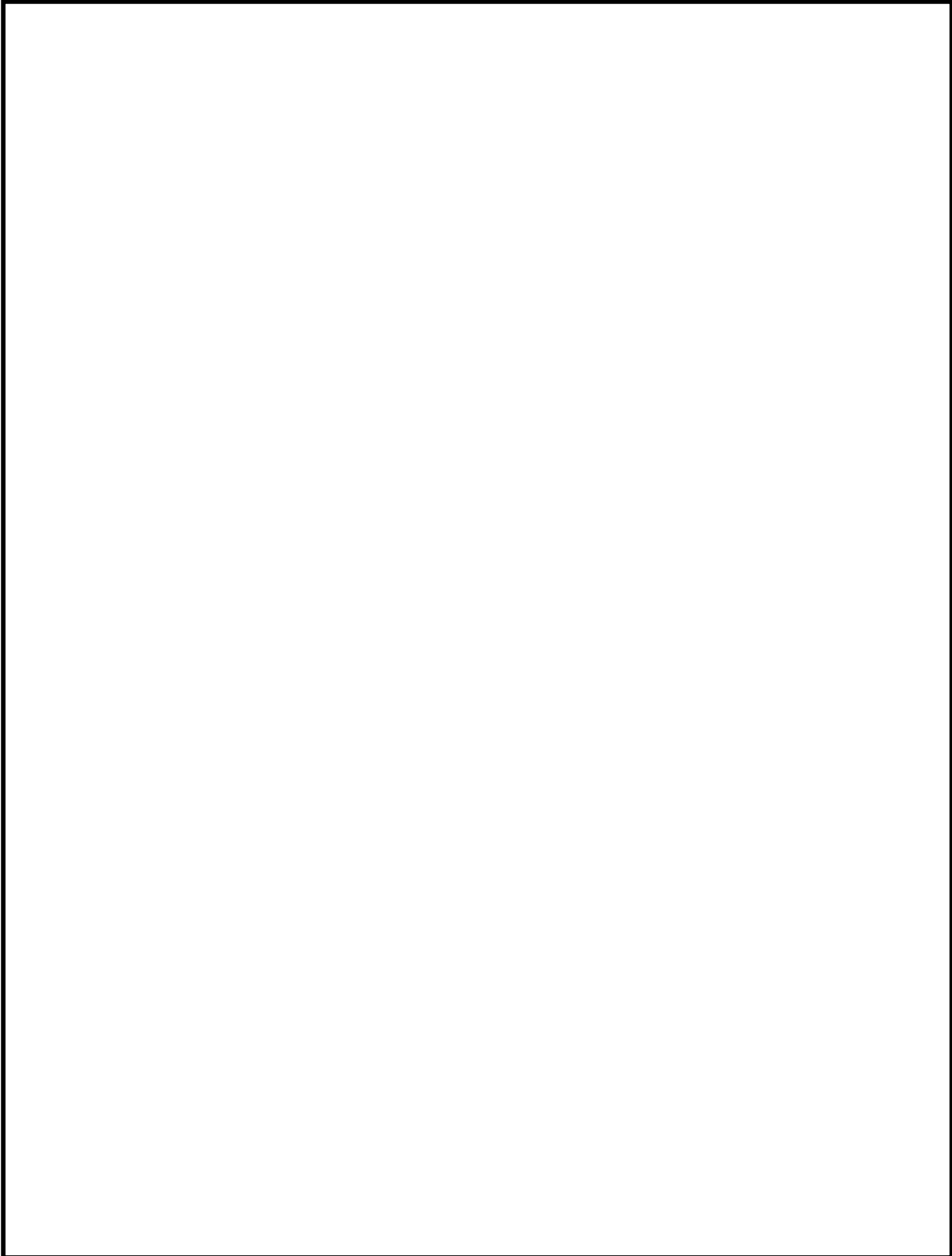
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (3/10)



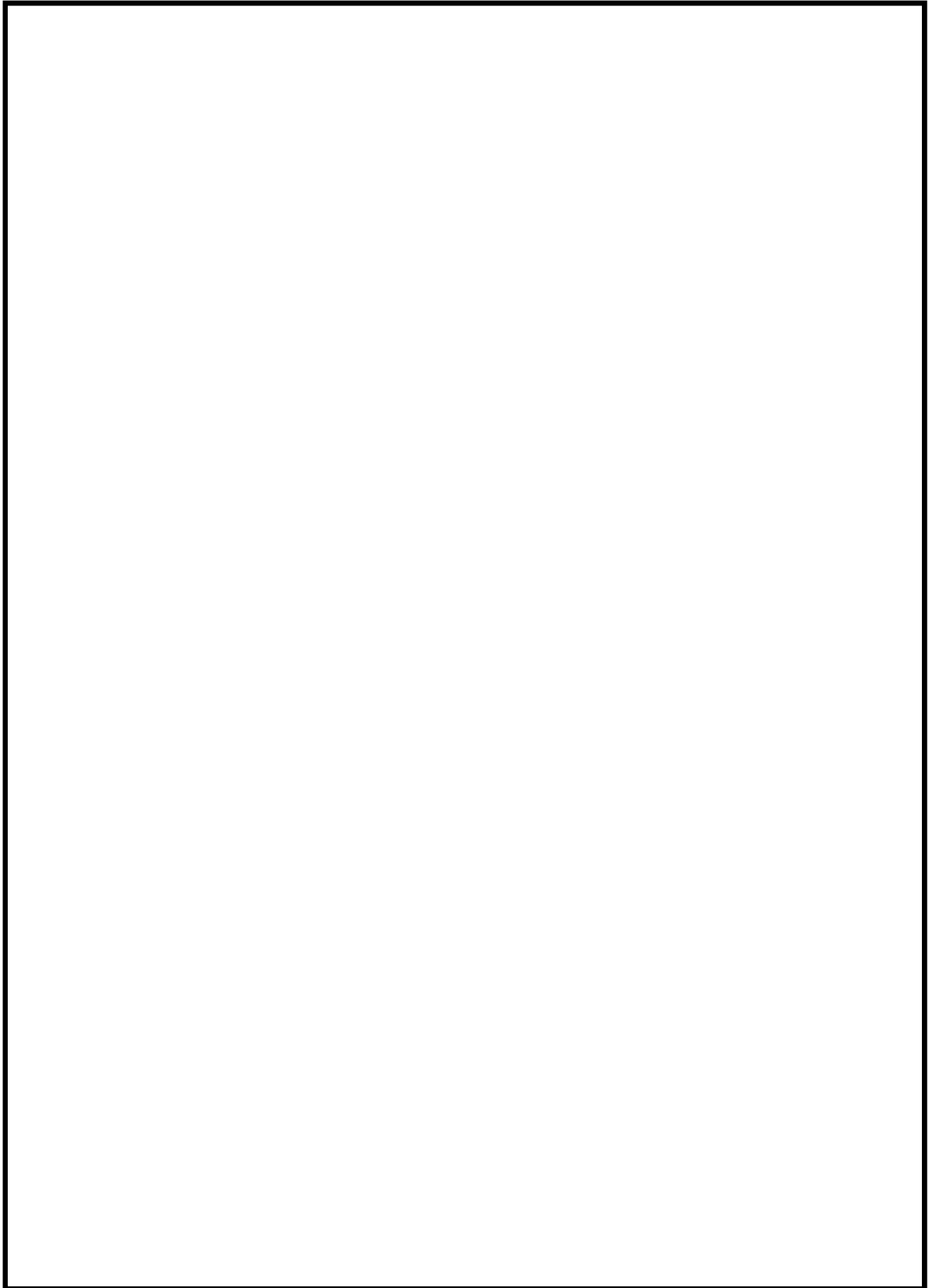
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (4/10)



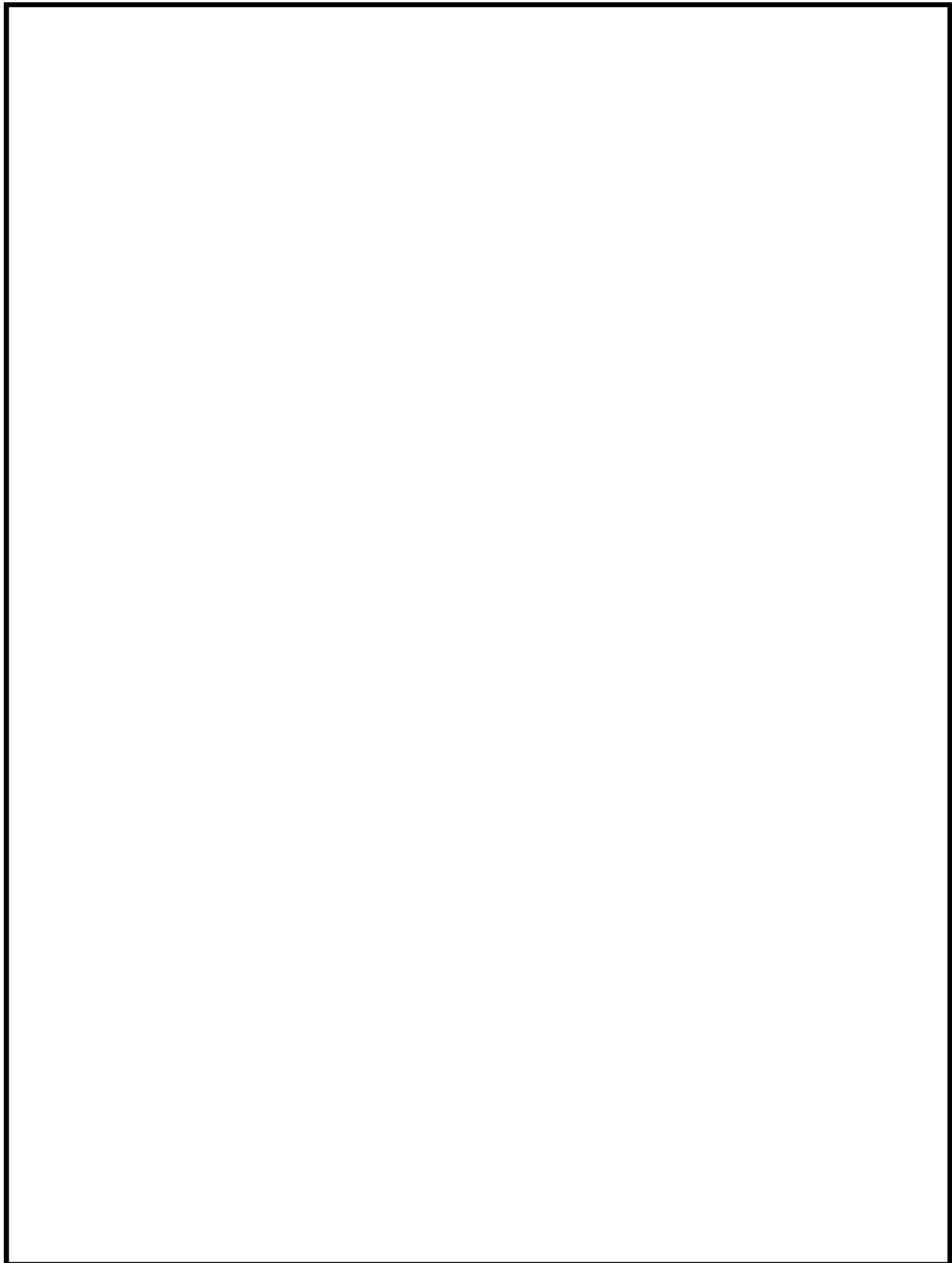
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (5/10)



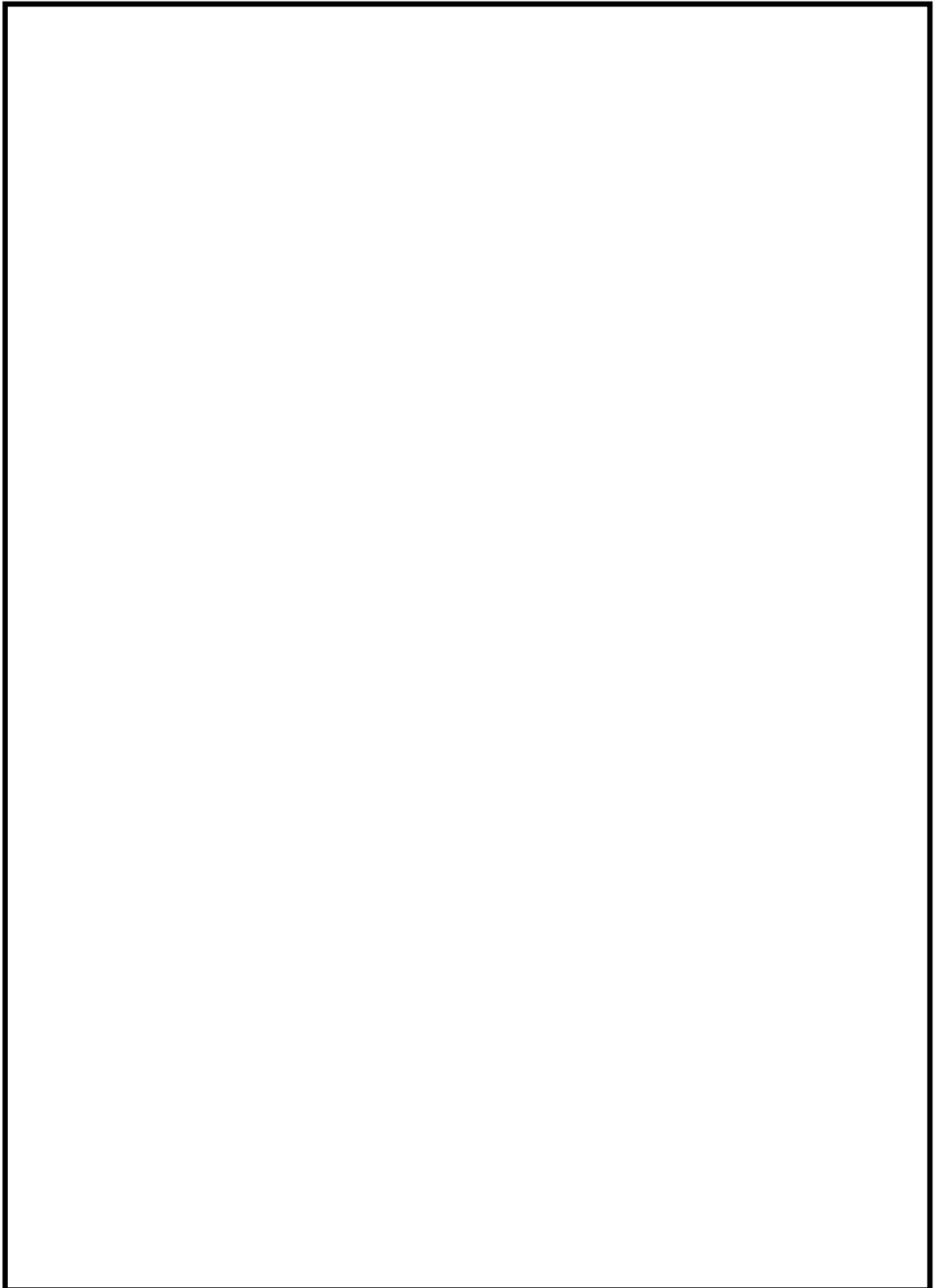
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (6/10)



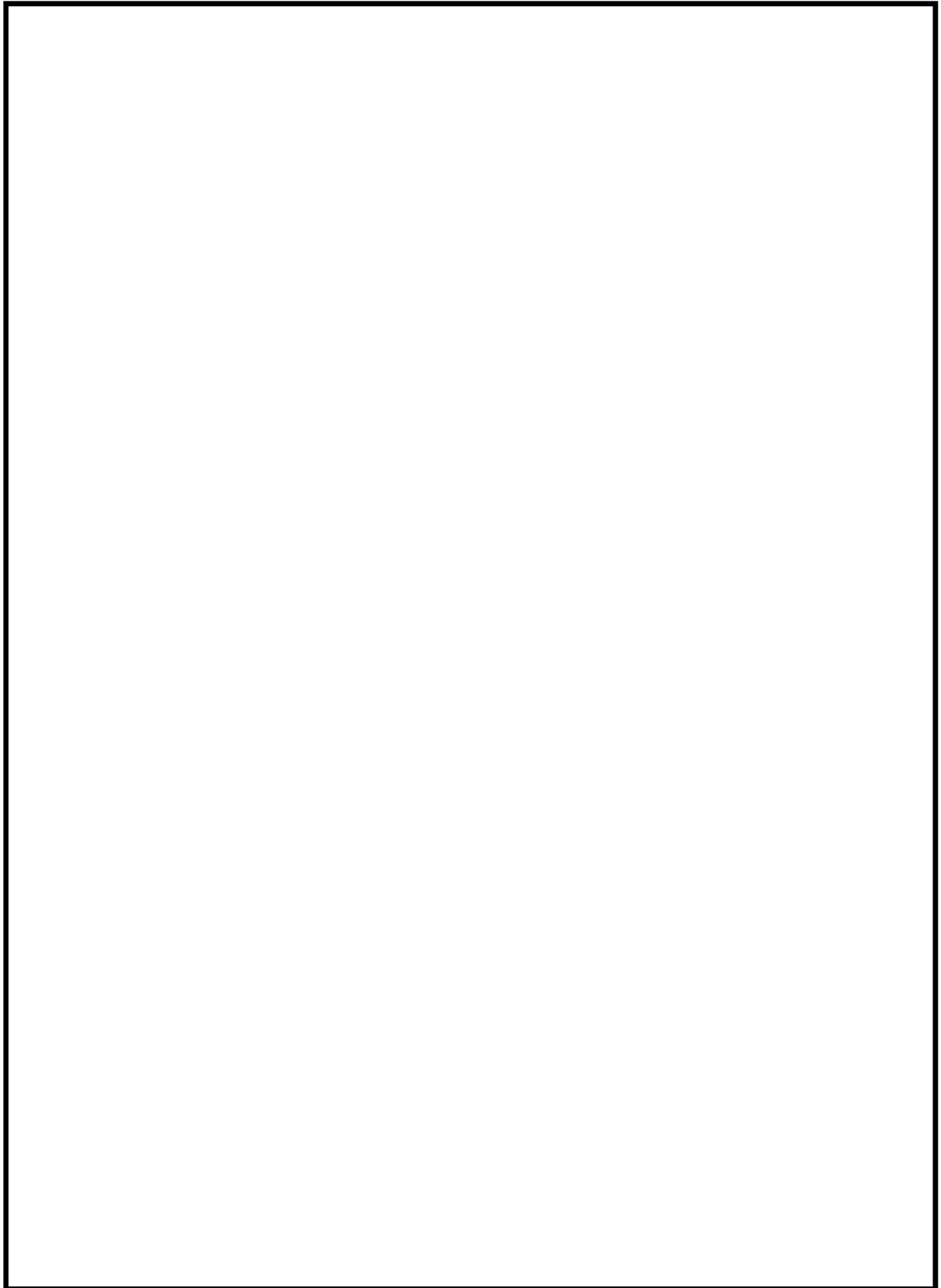
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (7/10)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (8/10)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (9/10)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (10/10)

4. 中央制御室外原子炉停止操作

(1) 必要となる操作の概要

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置において、原子炉スクラム後の高温状態から低温状態に移行させる操作が必要となる。

なお、中央制御室から避難する必要がある場合、中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施するが、スクラム操作が不可能な場合は、中央制御室外において原子炉保護系論理回路の電源を遮断すること等により行うことができる設計としている。

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第6図参照）

 (中央制御室外原子炉停止装置)

b. 想定される環境条件

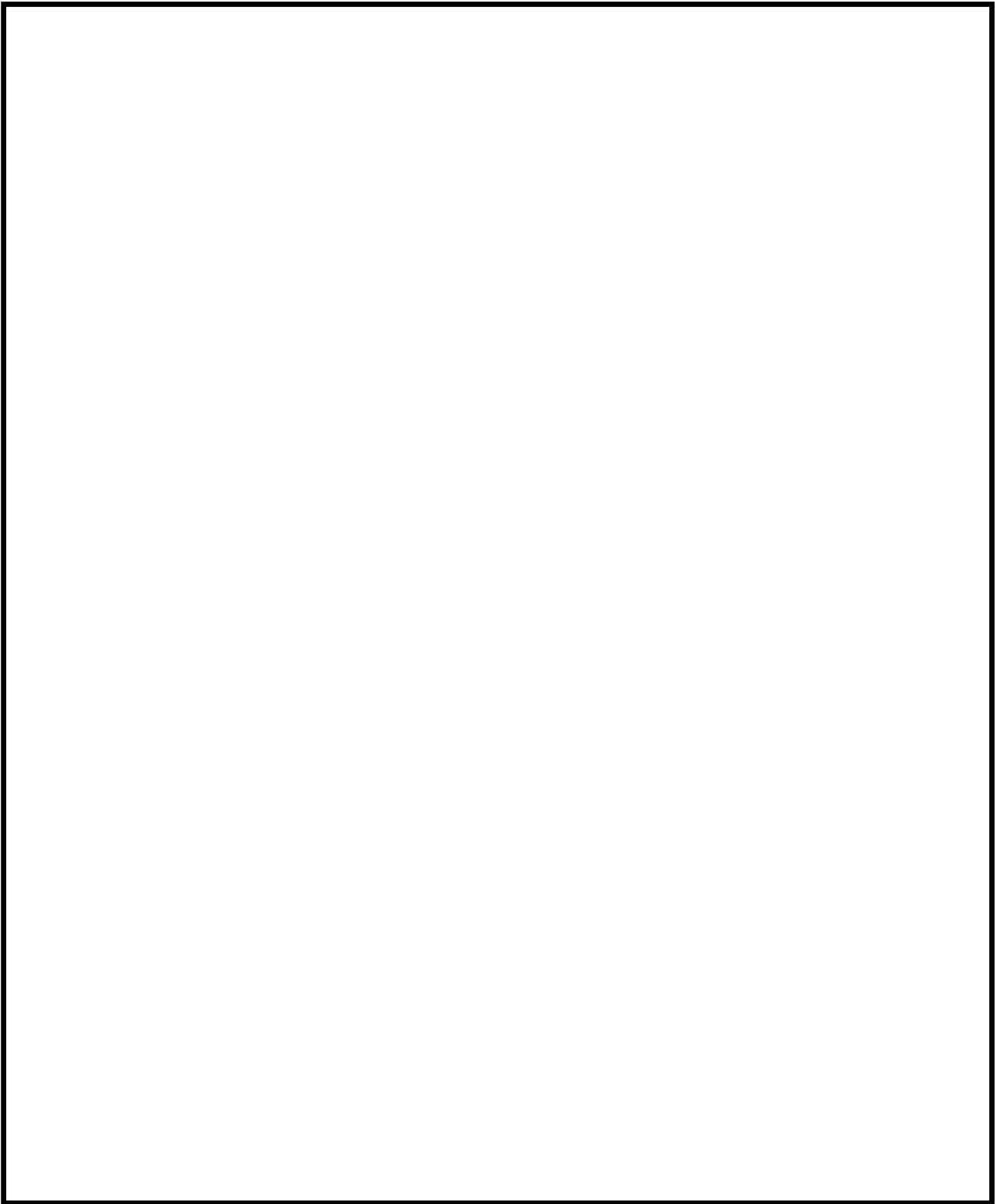
炎、熱、煙（起因事象：内部火災）、その他の異常な事態

c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

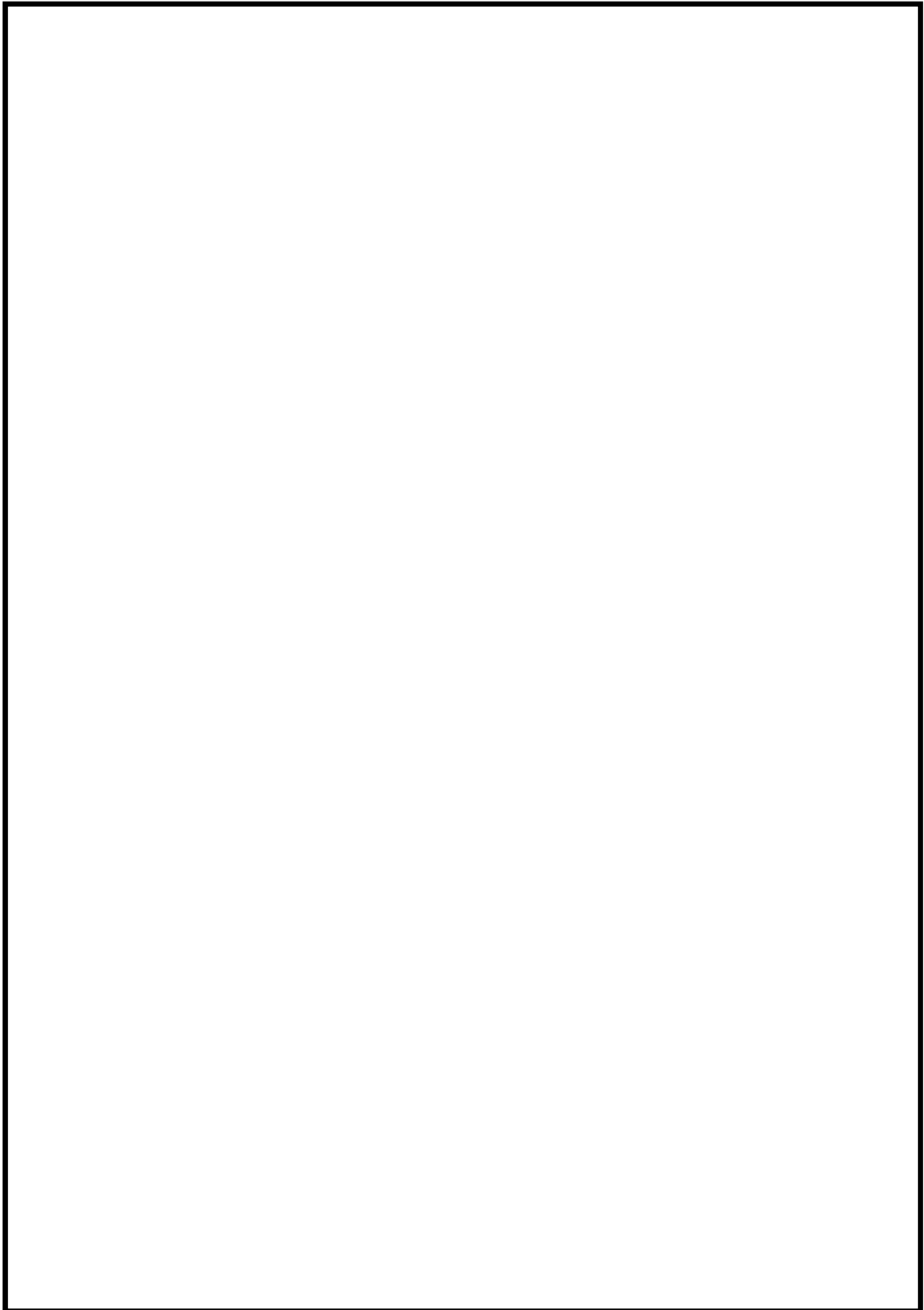
火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置は中央制御室から離れた場所に設置し位置的に分散されているため、想定される環境条件においても操作場所及びアクセス性に影響はなく、操作可能である。

d. 操作内容の評価

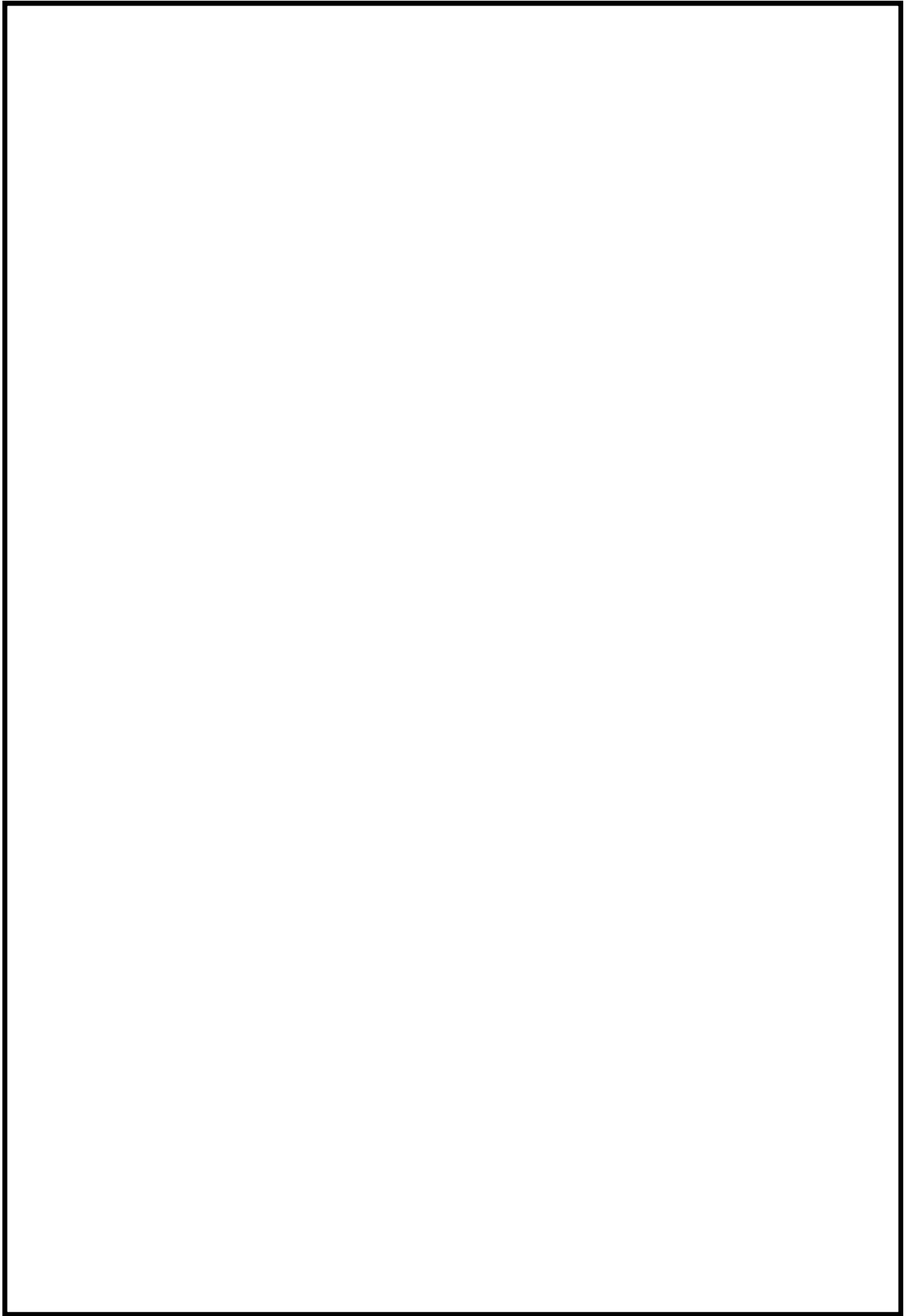
現場にて操作を行う制御盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。また、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。



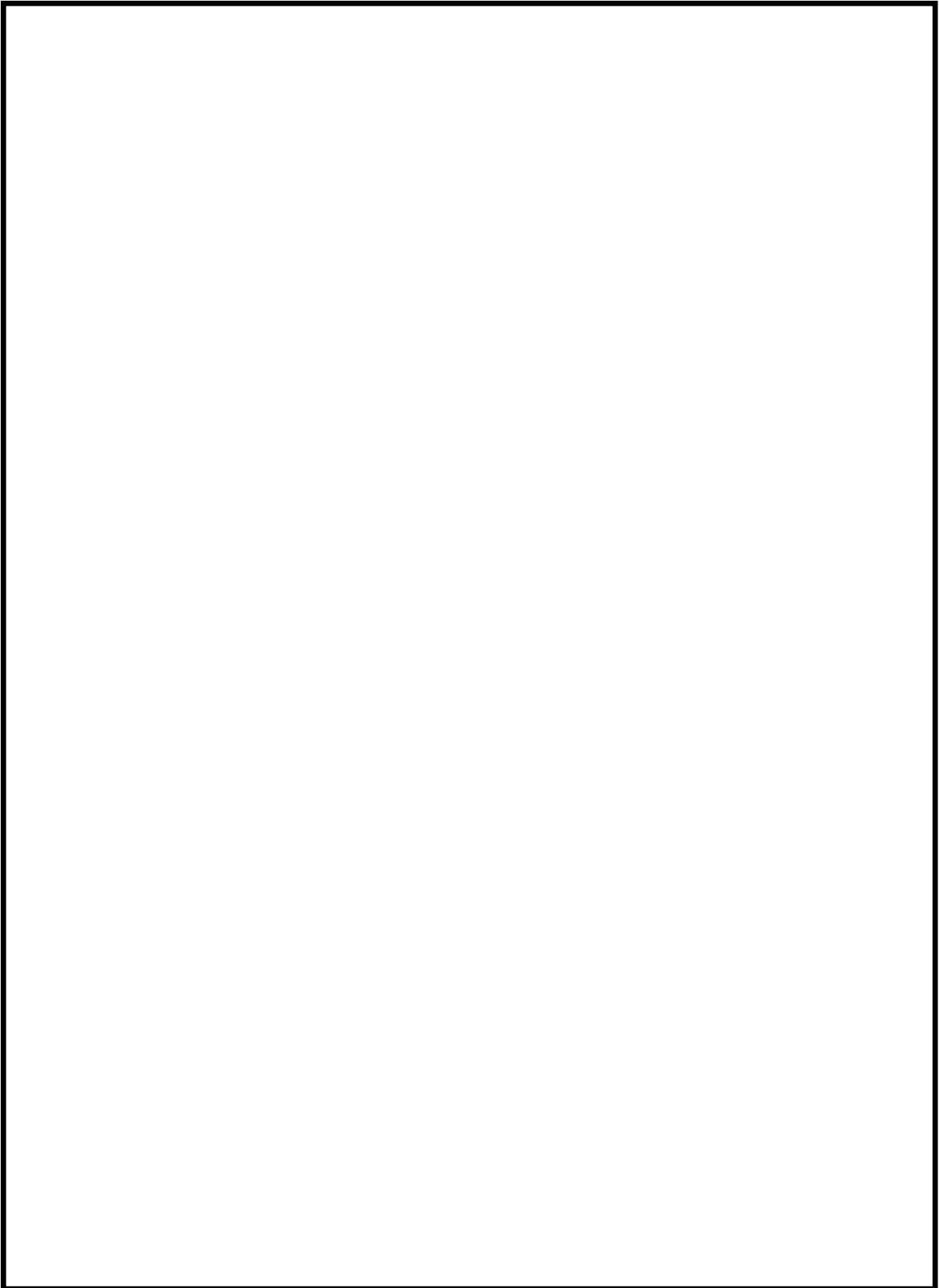
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (1/9)



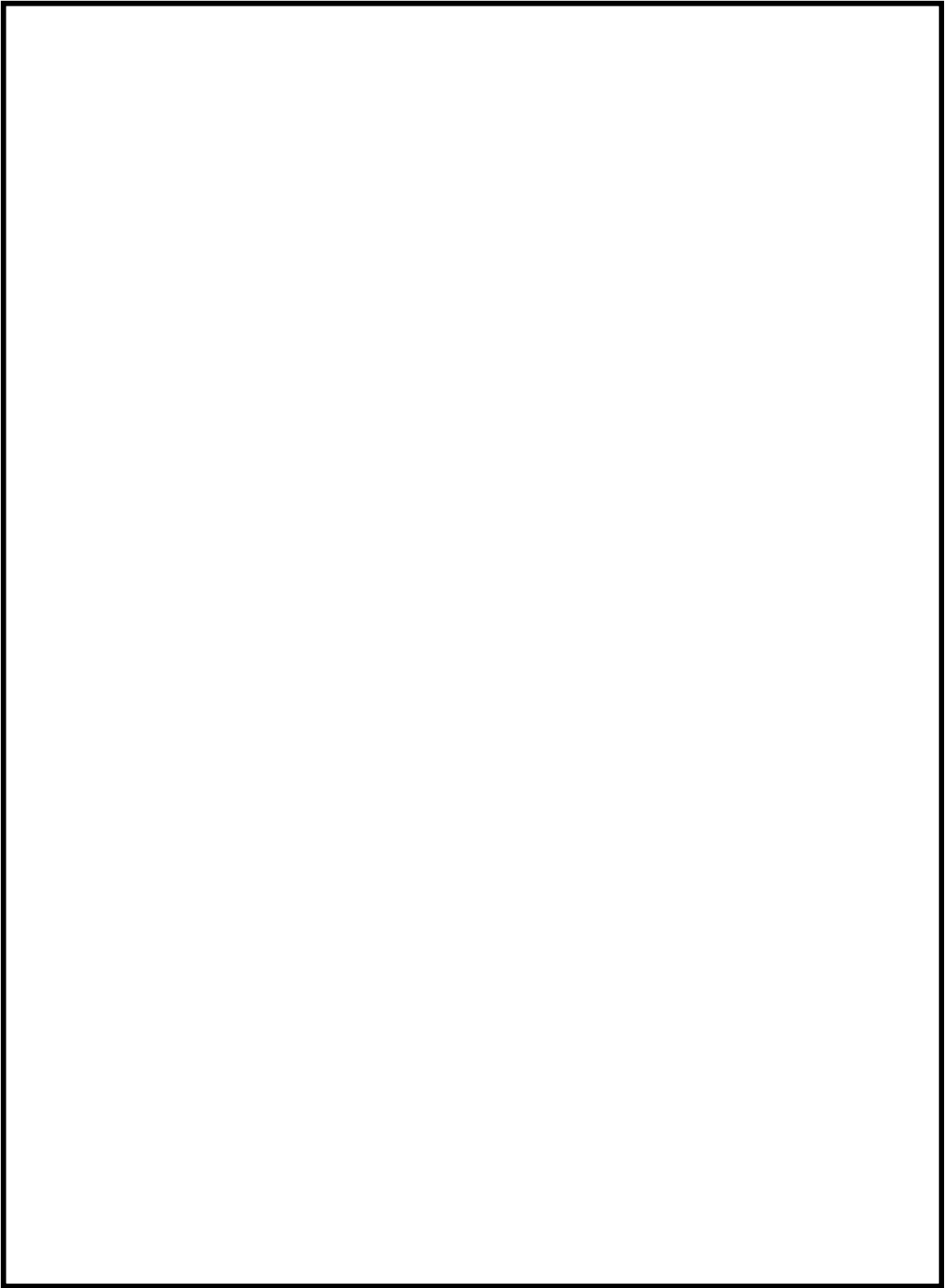
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (2/9)



第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (3/9)



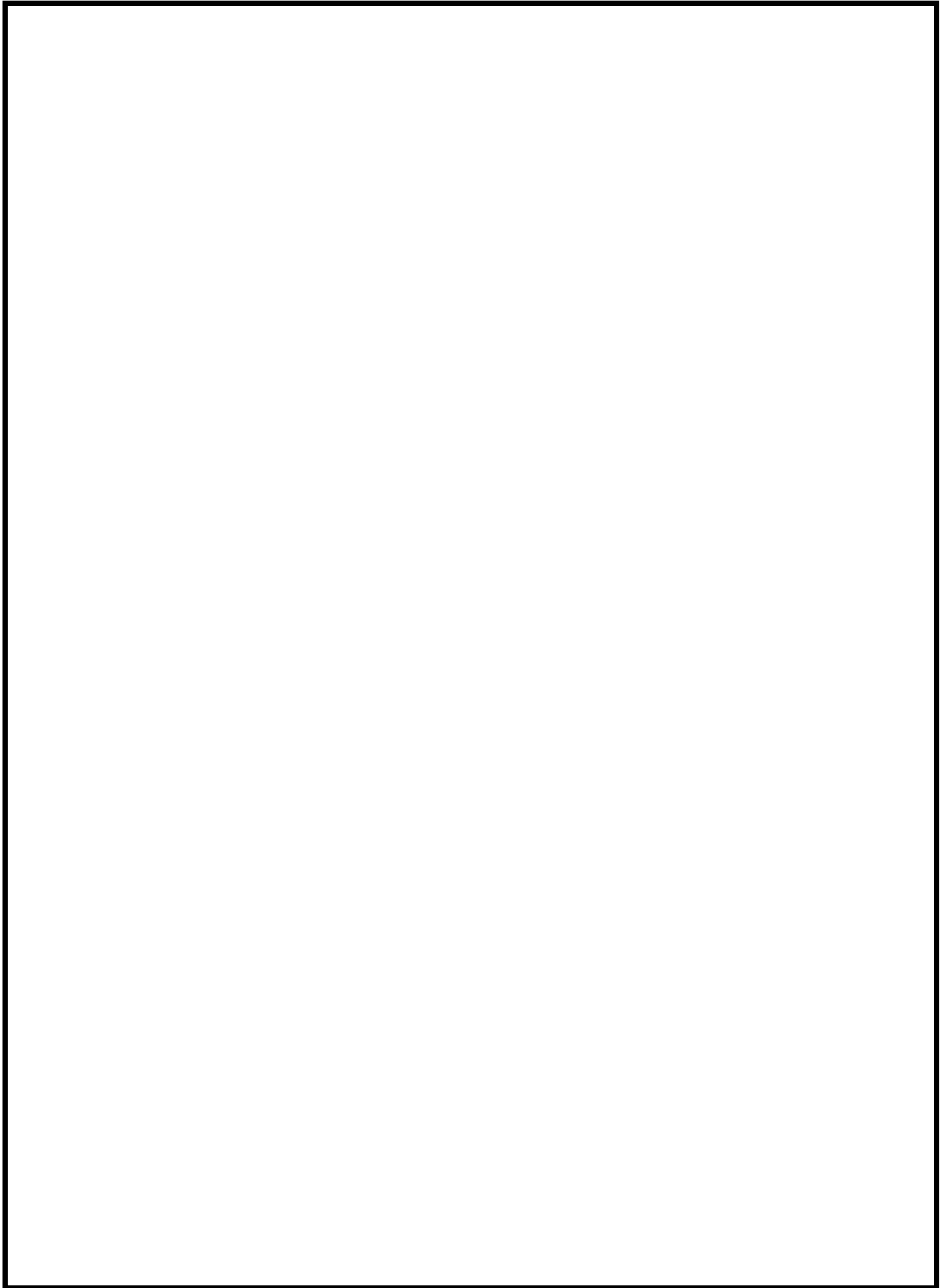
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (4/9)



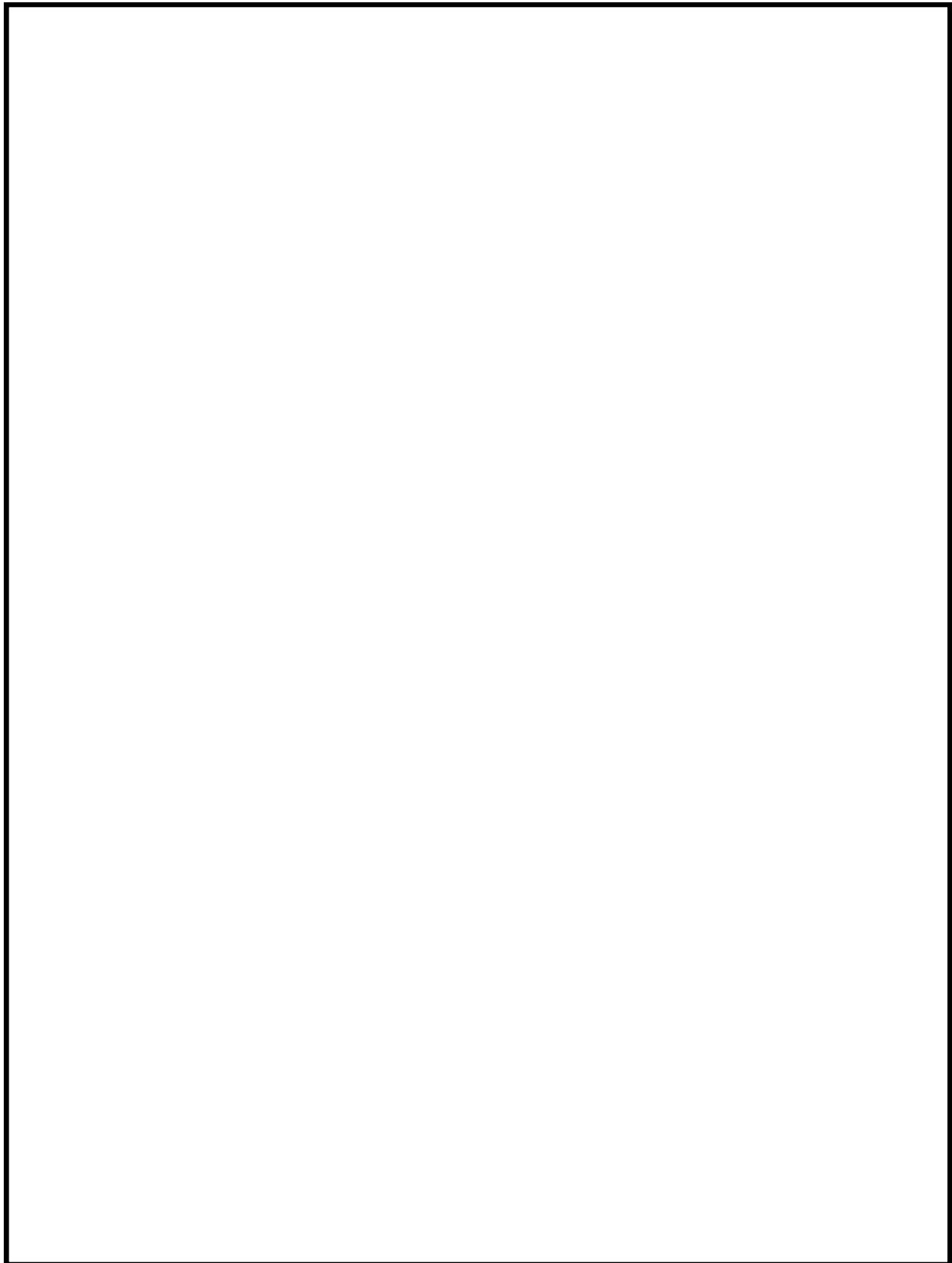
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (5/9)



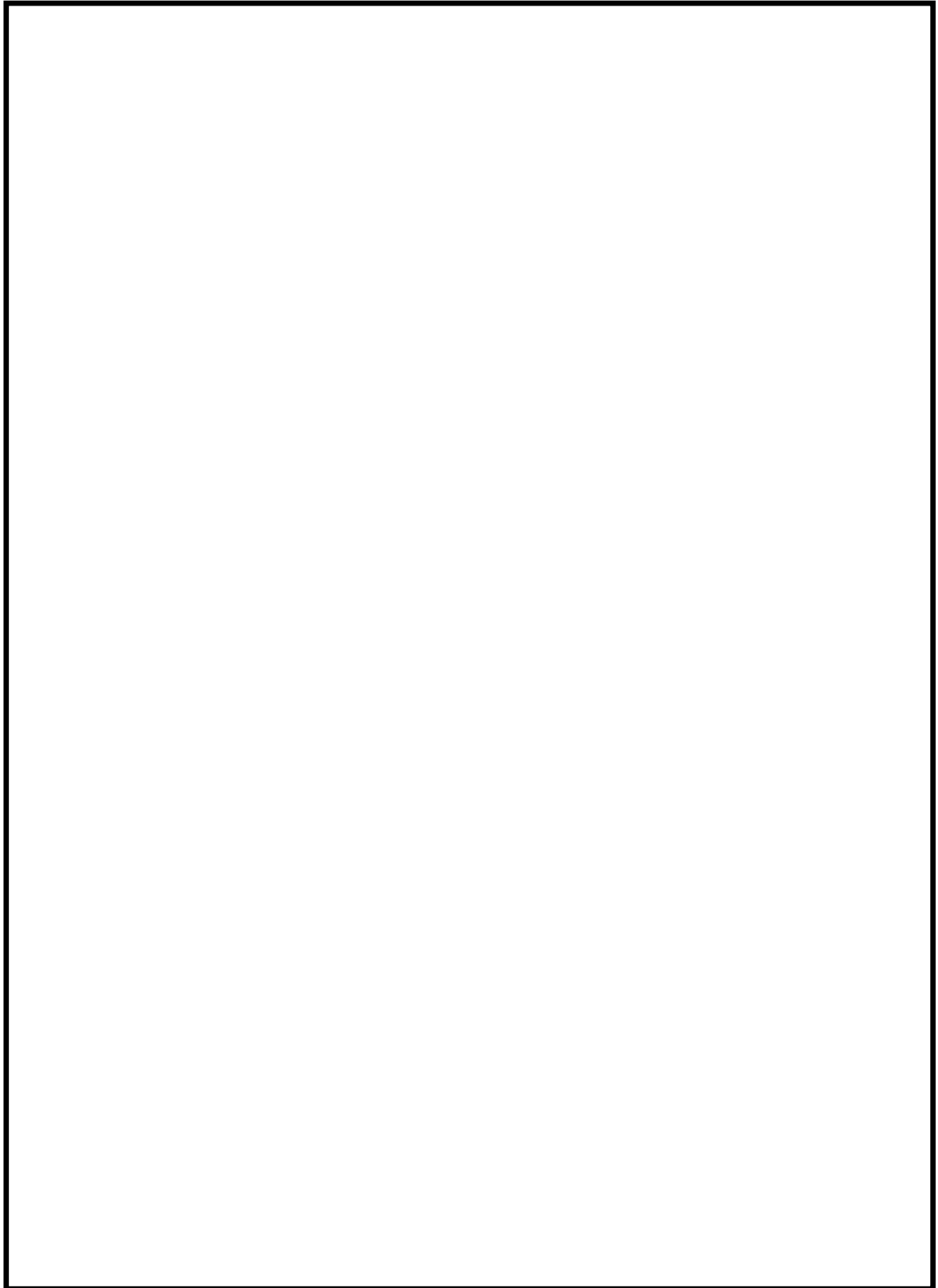
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (6/9)



第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (7/9)



第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (8/9)



第6図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (9/9)

制御盤等の設計方針に関する実運用への反映について

現在の制御盤等の設計方針は、運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、計器表示及び警報表示により原子炉施設の状態を正確、かつ、迅速に把握できる設計とすること等により、誤操作の防止及び操作の容易性を確保することとしている。

制御盤等を追加・改造する場合においても、社内規程類に定める以下に示す設計プロセスを実施することにより、上記の設計方針が適切に反映されることを管理している。

第 1 表 各設計プロセスにおける実施内容

設計の計画	個々の設計に必要な設計段階の区分、各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の実施時期、方法等を明確にする。
設計へのインプット	設計業務に必要な原子力施設の要求事項に関連するインプットを技術検討書等で明確にする。
設計の各ステップ	概念設計、基本設計、詳細設計を行う。
設計からのアウトプット	インプットと対比した検証ができる形式でアウトプットを作成し、次のプロセスへ移行する前に審査する。
設計レビュー	設計に関連する部署の長及び当該設計に係る専門家を含む会議体による確認又は関係者による文書の確認をする。
設計検証	設計からのアウトプットが設計へのインプットで与えられた要求事項を満たしていることを検証する。
設計の妥当性確認	検査、試験、試運転等、当該設計業務に適した方法で設計の妥当性確認を実施する。

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)

1. 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出

新規制基準適合申請において新たに設置計画している設計基準対象の追加設備を第 1 表のとおり抽出し、誤操作防止 (設置許可基準規則第 10 条第 1 項) への適合性を評価するため、さらにプラントの監視・操作機能を有する設備を整理した。

第 1 表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (1/6)

設置許可	設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考	
			新設	既設		
第四条	地震による損傷の防止 津波による損傷の防止	なし	-	-	-	
		貯留堰	-	-	-	
第五条	復水器エリア漏えい検知器, 海水ポンプエリア漏えい検知器 (床漏えい検知器, 海水ポンプエリア, タービン建屋)	閉止板	-	-	-	
		水密扉	-	-	-	
		水密扉警報盤	監視のみ	○	-	-
		内部溢水警報盤	監視のみ	○	-	-
		復水器エリア漏えい検知器, 海水ポンプエリア漏えい検知器 (床漏えい検知器, 海水ポンプエリア, タービン建屋)	監視のみ	-	○	関連する警報は, 中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は, 別紙 2 で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		水密ダクト	-	-	-	-
	津波監視カメラ	監視のみ	○	-	-	

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (2/6)

設置許可	設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考
			新設	既設	
第五条	津波による損傷の防止	取水ピット水位計	監視のみ	○	—
		潮位計	監視のみ	○	—
		防潮堤	—	—	—
		防潮扉,放水路ゲート	監視・操作	○	—
		構内排水路逆流防止設備	—	—	—
		取水路点検用開口部浸水防止蓋	—	—	—
		海水ポンプ室ケラブル点検口浸水防止蓋	—	—	—
		海水ポンプドランドレン排出口逆止弁	—	—	—
		取水ピット空気抜き配管逆止弁	—	—	—
		放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋	—	—	—
		S A用海水ピット開口部浸水防止蓋	—	—	—
		緊急用海水ポンプドランドレン排出口逆止弁	—	—	—
		緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁	—	—	—
		止水壁	—	—	—
		止水蓋	—	—	—
第六条	外部からの衝撃による損傷の防止	防火帯	—	—	—
		竜巻飛来物防護対策設備 (防護ネット, 防護板)	—	—	—
第七条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	降下火砕物侵入防止設備 (非常用ガス処理系排気管, D G室給気フィルタ)	—	—	—
		なし	—	—	—
第八条	火災による損傷の防止	堰	—	—	—
		蓄電池室水素検知器	監視のみ	○	—
		火災感知器	監視のみ	○	○

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (3/6)

設置許可	設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考
			新設	既設	
第八条 火災による損傷の防止	熱感知カメラ	監視のみ	—	○	関連する警報は、中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
	光ファイバケーブ式熱感知器	監視のみ	—	○	関連する警報は、中央制御室にある既設の警報表示に追加する設計とする。既設に追加する警報表示は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
	全域ガス消火設備（ハロゲン化物自動消火設備、二酸化炭素自動消火設備）	監視・操作	○	○	関連する警報の一部は、中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。また、中央制御室からの操作を可能にするため、操作器具を中央制御室にある既設の盤に設置する設計とする。既設に追加する警報表示及び操作器具は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (4/6)

設置許可	設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考		
			新設	既設			
第八条	火災による損傷の防止	局所ガス消火設備 (ハロゲン化物自動消火設備, 固定式ハロゲン化物消火設備)	監視・操作	○	○	関連する警報の一部は, 中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。また, 中央制御室からの操作を可能にするため, 操作器具を中央制御室にある既設の盤に設置する設計とする。既設に追加する警報表示及び操作器具は, 別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。	
			消火用非常照明器具	-	-		-
			コンクリート壁	-	-		-
			強化石膏ボード	-	-		-
			3時間耐火隔壁	-	-		-
			貫通部シール	-	-		-
			防火扉	-	-		-
			防火ダンプ	-	-		-
			耐火間仕切り	-	-		-
			ケーブルラッピング (分離対策)	-	-		-
			ケーブル防火シート	-	-		-
			水密扉	-	-		-
			水密扉警報盤	監視のみ	○		-
			内部溢水警報盤	監視のみ	○		-
第九条	溢水による損傷の防止等	復水器エリア漏えい検知器, 海水ポンプエリア漏えい検知器 (床漏えい検知器, 海水ポンプエリア, タービン建屋)	監視のみ	-	○	関連する警報は, 中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は, 別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。	
		止水壁	-	-	-		
		止水堰	-	-	-		

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (5/6)

設置許可	設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考
			新設	既設	
第九条	溢水による損傷の防止等	—	—	—	—
第十条	誤操作の防止	—	—	—	—
第十一条	安全避難通路等	—	—	—	—
第十二条	安全施設	—	—	—	—
第十四条	全交流動力電源喪失対策設備	—	—	—	—
第十六条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	監視のみ	○	○	関連する警報の一部は、中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
第十七条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	—	—	—	—
第二十四条	安全保護回路	—	—	—	—
第二十六条	原子炉制御室等	監視のみ	○	—	—
		監視のみ	○	—	—
		監視のみ	○	—	—
		監視のみ	○	—	—
		—	—	—	—
		—	—	—	—
第三十一条	監視設備	監視のみ	—	○	関連する指示計及び警報は、中央制御室にある既設の環境監視盤に表示及び発報する設計とする。既設に追加する指示計及び警報表示は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (6/6)

設置許可	設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作機能の有する設備		備考
		新設	既設	
第三十三条	保安電源設備	監視のみ	○	関連する警報は、中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。この警報盤は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
第三十四条	緊急時対策所	—	—	—
第三十五条	通信連絡設備	—	—	—
	無停電源装置	—	—	—
	酸素濃度計	—	—	—
	二酸化炭素濃度計	—	—	—
	携行型有線通話装置	—	—	—
	無線連絡設備 (固定型)	—	—	—
	無線連絡設備 (携帯型)	—	—	—
	衛星電話設備 (固定型)	—	—	—
	衛星電話設備 (携帯型)	—	—	—
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP電話, I P-F A X)	—	—	—
	安全パルメータ表示システム (S P D S) (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置)	—	—	—
	安全パルメータ表示システム (S P D S) (データ表示装置)	監視のみ	○	—
	安全パルメータ表示システム (S P D S) (S P D Sデータ表示装置)	監視のみ	○	—
	データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置)	—	—	—

2. 設計基準対象追加設備の誤操作防止について

1. 項で整理した監視・操作機能を有する設備について、下記(1)～(13)のとおり誤操作防止に係る設計考慮事項を評価し、設置許可基準規則第10条第1項に適合していることを確認した。

(1) 水密扉警報盤

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり、他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示（警報）窓，ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	－

(2) 内部溢水警報盤

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり、他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示（警報）窓，ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	－

(3) 津波監視カメラ

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり、他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

(4) 取水ピット水位計，潮位計

盤配置及び作業空間	中央制御室のフラットディスプレイで監視可能な設計としている。
盤面配置	表示（警報）窓と指示計はコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

(5) 防潮扉，放水路ゲート

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	—
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	—

(6) 蓄電池室水素検知器

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	水素濃度表示は1箇所ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，点灯などの機能を有している。
制御機能	—

(7) 火災感知器

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	火災感知箇所は1区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	—

(8) 全域ガス消火設備

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	消火対象箇所は1区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	—

(9) 局所ガス消火設備

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	消火対象箇所は1区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	—

(10) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

盤配置及び作業空間	中央制御室のフラットディスプレイで監視可能な設計としている。
盤面配置	表示（警報）窓と指示計はコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

(11) 構内監視カメラ

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

(12) 安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ表示装置）

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

(13) 安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDSデータ表示装置）

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

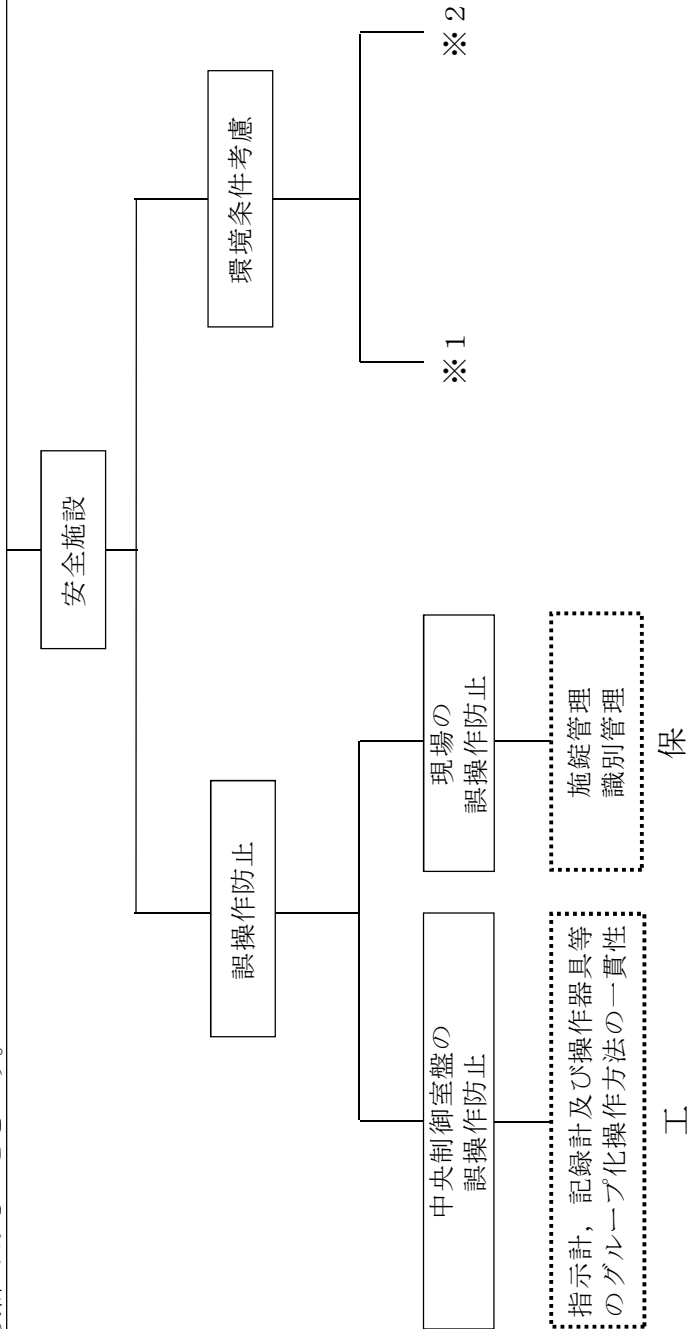
別 添

東海第二発電所

運用，手順説明資料
誤操作の防止

設置許可基準規則 第10条 誤操作の防止

設置許可基準規則 第10条第2項
 安全施設は、容易に操作することができないものでなければならぬ。
 (解釈)
 第2項に規定する「容易に操作することができる」とは、当該操作が必要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。

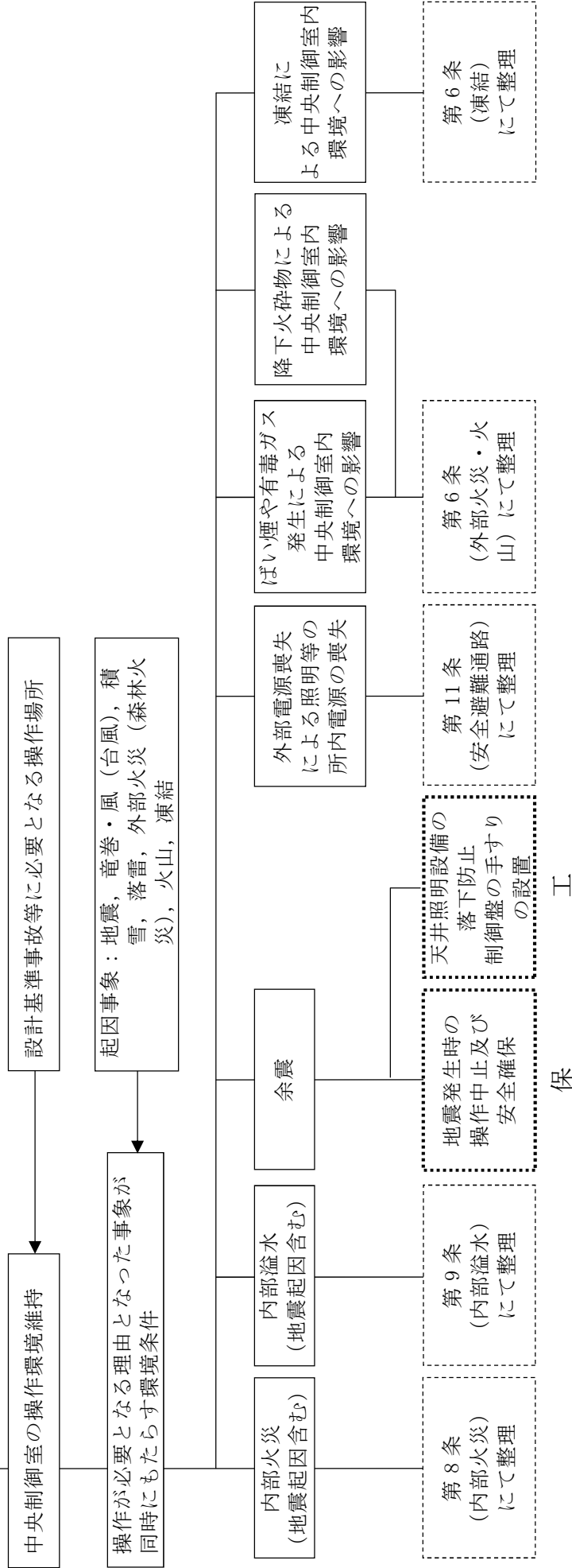


【後段規制との対応】
 工：工認（基本設計方針，添付書類）
 保：保安規定
 （運用，手順に係る事項，下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】
 □：添付六，八に反映
 □：当該条文に該当しない
 （他条文での反映事項他）

設置許可基準規則 第10条 誤操作の防止

※1

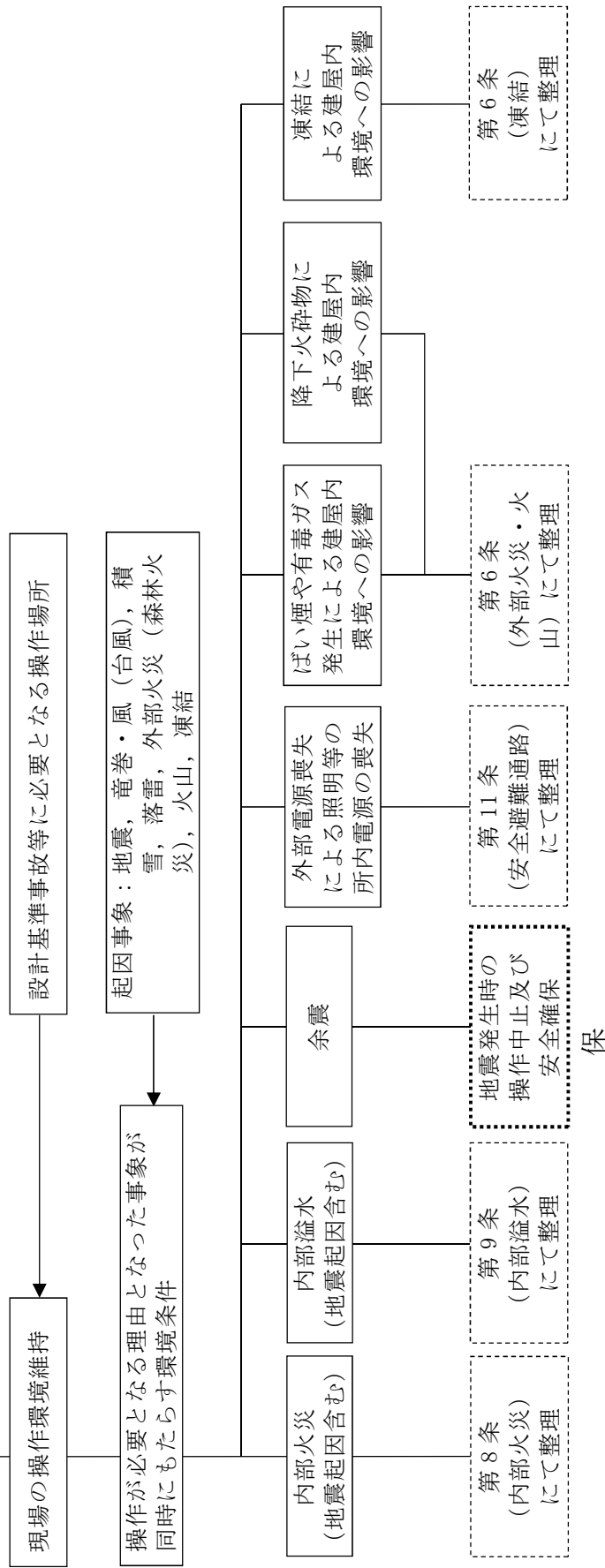


【後段規制との対応】
 工：工認（基本設計方針，添付書類）
 保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】
 □：添付六，八に反映
 □：当該条文に該当しない
 （他条文での反映事項他）

設置許可基準規則 第10条 誤操作の防止

※2



【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）

表1 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10条 誤操作の 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, 保修員による識別及び施錠管理 ・担当室による保守・点検の体制
		保守・点検	・日常点検 ・定期点検 ・損傷時の補修
		教育・訓練	・運用・手順, 体制及び保守 ・点検に関する教育
	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	・運転員による運転操作
		保守・点検	—
		教育・訓練	・運用・手順及び体制に関する教育

東海第二発電所

安全避難通路等

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 11 条 安全避難通路等

<目次>

1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合性
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

2. 安全避難通路等

- 2.1 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号に対する方針
- 2.2 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 3 号（追加要求事項）に対する方針
 - 2.2.1 設計基準事故対策のための作業場所の抽出
 - 2.2.2 作業用照明の設計方針
 - 2.2.3 可搬型照明の設計方針

別紙 1 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 項第 1 号及び第 2 号への適合性）

別紙 2 現場操作の確認結果について

3. 運用, 手順説明資料

（別添資料）安全避難通路等

< 概 要 >

1. において、設計基準対処施設の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準対処施設について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(f) 安全避難通路等

発電用原子炉施設には，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及び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照明を設ける設計とする。

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として，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。非常用照明は非常用低圧母線，直流非常灯は蓄電池（非常用）に接続し，非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とするとともに，蓄電池内蔵型照明は常用低圧母線又は非常用低圧母線に接続し，内蔵蓄電池を備える設計とする。また，万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には，内蔵電池を備える可搬型照明も活用する。

【説明資料（2.2:11条-8～25）】

(2) 安全設計方針

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.11 安全避難通路等

発電用原子炉施設には、標識を設置した安全避難通路、避難用及び設計基準事故が発生した場合に用いる照明、通信連絡設備を設ける設計とする。

【説明資料（2.2:11 条-8～25）】

(3) 適合性説明

第十一条 安全避難通路等

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。

- 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
- 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
- 三 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

適合のための設計方針

第1項第1号について

発電用原子炉施設の建屋内には避難通路を設ける。また、避難通路には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、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設計とする。

第1項第2号について

非常灯及び誘導灯は、非常用ディーゼル発電機、蓄電池又は灯具に内蔵した蓄電池により、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設計とする。

第1項第3号について

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に、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。

非常用照明は、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及び中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う中央制御室外原子炉停止装置等に設置する。また、外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるように非常用低圧母線に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とする。

直流非常灯及び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電気室等に設置する。直流非常灯は、蓄電池（非常用）に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とするほか、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の間、点灯可能な設計とする。蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時においても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の間、点灯できるように内蔵蓄電池を備える設計とする。

作業用照明は、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に

非常灯と同等以上の照度を有する設計とする。

設計基準事故に対応するための操作が必要な場所は、作業用照明を設置することにより作業が可能であるが、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には、初動操作に対応する運転員が滞在している中央制御室及び廃棄物処理操作室に配備する可搬型照明（内蔵電池にて点灯可能なLEDライト等）を活用する。 【説明資料（2.2:11条-8～25）】

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

10. その他発電用原子炉の附属設備

10.11 安全避難通路等

10.11.1 概要

照明用電源は、所内低圧系統より、原子炉建屋内、タービン建屋内及びサービス建屋内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は、常用母線又は非常用母線から給電するとともに、照明用の電源が喪失した場合には非常用ディーゼル発電機、蓄電池又は内蔵蓄電池から給電する。

【説明資料（2.2:11条-13）】

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、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。非常用照明は、非常用低圧母線、直流非常灯は、蓄電池（非常用）に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とするとともに、蓄電池内蔵型照明は、常用母線又は非常用母線に接続し、内蔵蓄電池を備える設計とする。

【説明資料（2.2:11 条-8～23）】

また、その他現場作業が必要となった場合を考慮し、内蔵電池を備える可搬型照明を配備する。

【説明資料（2.2:11 条-24～25）】

10.11.2 設計方針

安全避難通路には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより、容易に識別できるように避難用照明を設置する。また、避難用照明は、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なうおそれがないようにする。さらに、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を設ける。

【説明資料（2.2:11 条-13）（別紙1）】

10.11.3 主要設備

10.11.3.1 照明設備

照明用電源は、パワーセンタ、モータコントロールセンタ等の所内低圧系統から原子炉建屋内、タービン建屋内及びサービス建屋内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は、常用母線又は非常用母線から給電するとともに、照明用の電源が喪失した場合には非常用ディーゼル発電機、蓄電池又は内蔵蓄電池から給電する。

【説明資料（2.2:11 条-13）】

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、避難用の照明とは別に、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。

【説明資料（2.2:11 条-8～23）】

非常用照明は、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように非常用母線に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とする。

直流非常灯は、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の間、点灯可能なように蓄電池（非常用）からの電力を供給できる設計とする。蓄電池（非常用）は非常用低圧母線からの給電により充電状態で待機する設計とする。

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の間、点灯可能なように内蔵蓄電池から電力を供給できる設計とする。蓄電池内蔵型照明の内蔵蓄電池は、常用母線又は非常用母線からの給電により充電状態で待機する設計とする。

これらの作業用照明により、設計基準事故で操作が必要となる場所及びアクセスルートの照明を確保でき、昼夜、場所を問わず作業が可能な設計とする。

また、設計基準事故に対応するための操作が必要な場所は、作業用照明を設置することにより作業が可能であるが、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には、初動操作に対応する運転員が滞在している中央制御室及び廃棄物処理操作室に配備する可搬型照明（内蔵電池にて点灯可能なLEDライト等）を活用する。 【説明資料（2.2:11 条-24～25）】

10.11.4 手順等

安全避難通路等は、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、外観検査及び性能検査を行う。
- (2) 可搬型照明は、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった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。
- (3) 可搬型照明は、員数確認及び点灯確認を行う。

2. 安全避難通路等

2.1 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号に対する方針

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。

非常灯及び誘導灯については、照明用の電源が喪失した場合においても、点灯可能な設計とする。

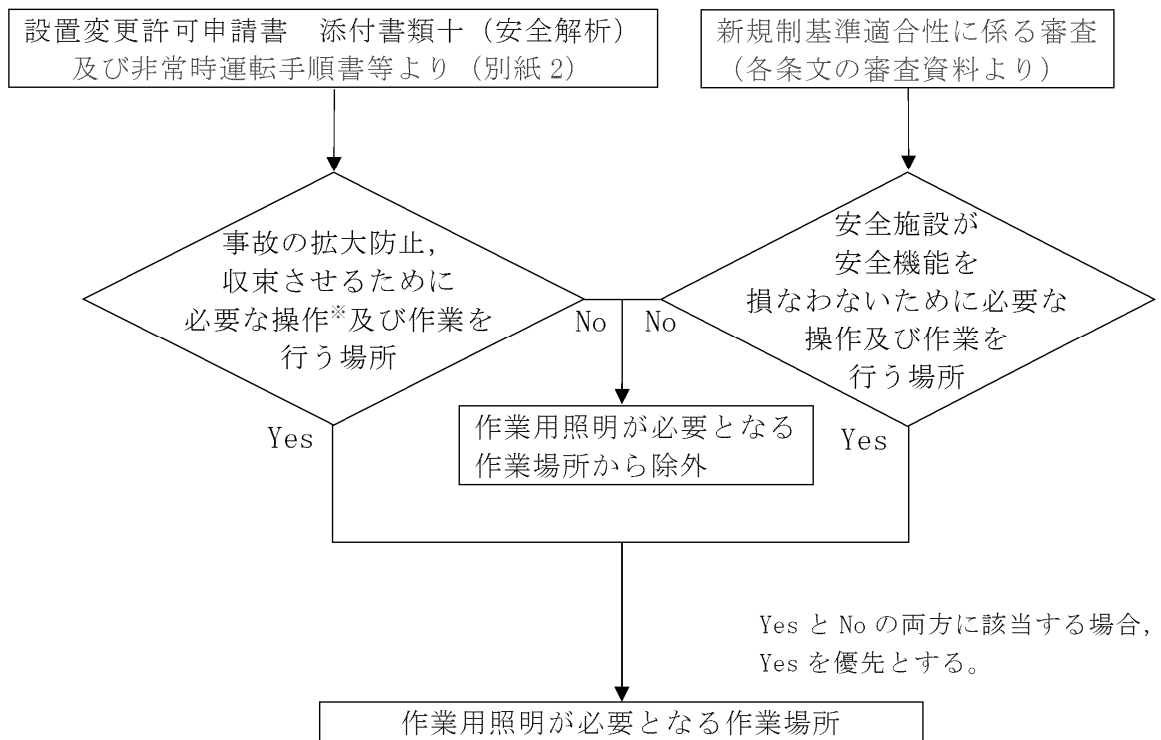
また、新規制基準対応に伴い、新たに耐火壁及び防火扉を設ける場所については、新たな配置に応じた安全避難通路を確保するとともに、その位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明を設置する設計とする。

なお、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 1 に示す。

2.2 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 3 号（追加要求事項）に対する方針

2.2.1 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、並びに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 2.2.1-1 図のとおり抽出し、第 2.2.1-2 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。



※「事故の拡大防止又は収束させるために必要な操作」には、「緊急性を要しない操作・確認, 財産保護を目的とした操作及び代替可能な操作・確認」を含めない。

第 2.2.1-1 図 作業用照明が必要となる作業場所の抽出フロー

第 2.2.1-2 表 作業用照明が必要となる作業場所

選定項目	設置箇所
①発電用原子炉の停止，停止後の冷却及び監視等の操作	<発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類十に示す事故> 1) 中央制御室
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	<放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損した場合において，タービン建屋搬出入口シャッターを開放している作業員等は閉操作を実施> 1) タービン建屋搬出入口…タービン建屋 1 階
③八条（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	<火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し，発電用原子炉をスクラムさせる必要がある場合に，現場での原子炉保護系母線停止操作を実施> 1) 電気室…原子炉建屋附属棟 1 階
④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	<溢水等の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に，残留熱除去系により燃料プールの冷却及び給水機能維持のため現場での手動弁操作を実施> 1) MS I V-L C S マニホールド室 …原子炉建屋原子炉棟 3 階 2) エレベータ正面…原子炉建屋原子炉棟 4 階 3) F P C ポンプ室…原子炉建屋原子炉棟 4 階
⑤十四条（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	<全交流動力電源喪失時に非常用ディーゼル発電機または外部電源復旧が不可能な場合に，常設代替交流電源設備からの受電準備の現場操作として，不要な負荷の切り離し操作を実施> 1) 電気室…原子炉建屋附属棟 1 階，地下 1 階，地下 2 階
⑥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	1) 中央制御室外原子炉停止装置 …
⑦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	1) 通路

2.2.2 作業用照明の設計方針

作業用照明として、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 2.2.2-1 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に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。

また、非常用照明は、外部電源喪失により常用照明が停電した場合においても適切な運転操作が可能のように、中央制御室、原子炉建屋各階等に設置する設計とする。なお、外部電源喪失時に、確認、操作が必要となる電気室、非常用電源の供給元となる非常用ディーゼル発電機室（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室を含む）及び蓄電池室については、非常用照明を主な照明とする。

直流非常灯及び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(約 95 分間)においても点灯できるように蓄電池又は内蔵蓄電池から電力を供給できる設計とする。

また、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に作業が必要となる現場機器室、そのアクセスルート及び中央制御室に設置する設計とする。

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照度を有する設計とする。

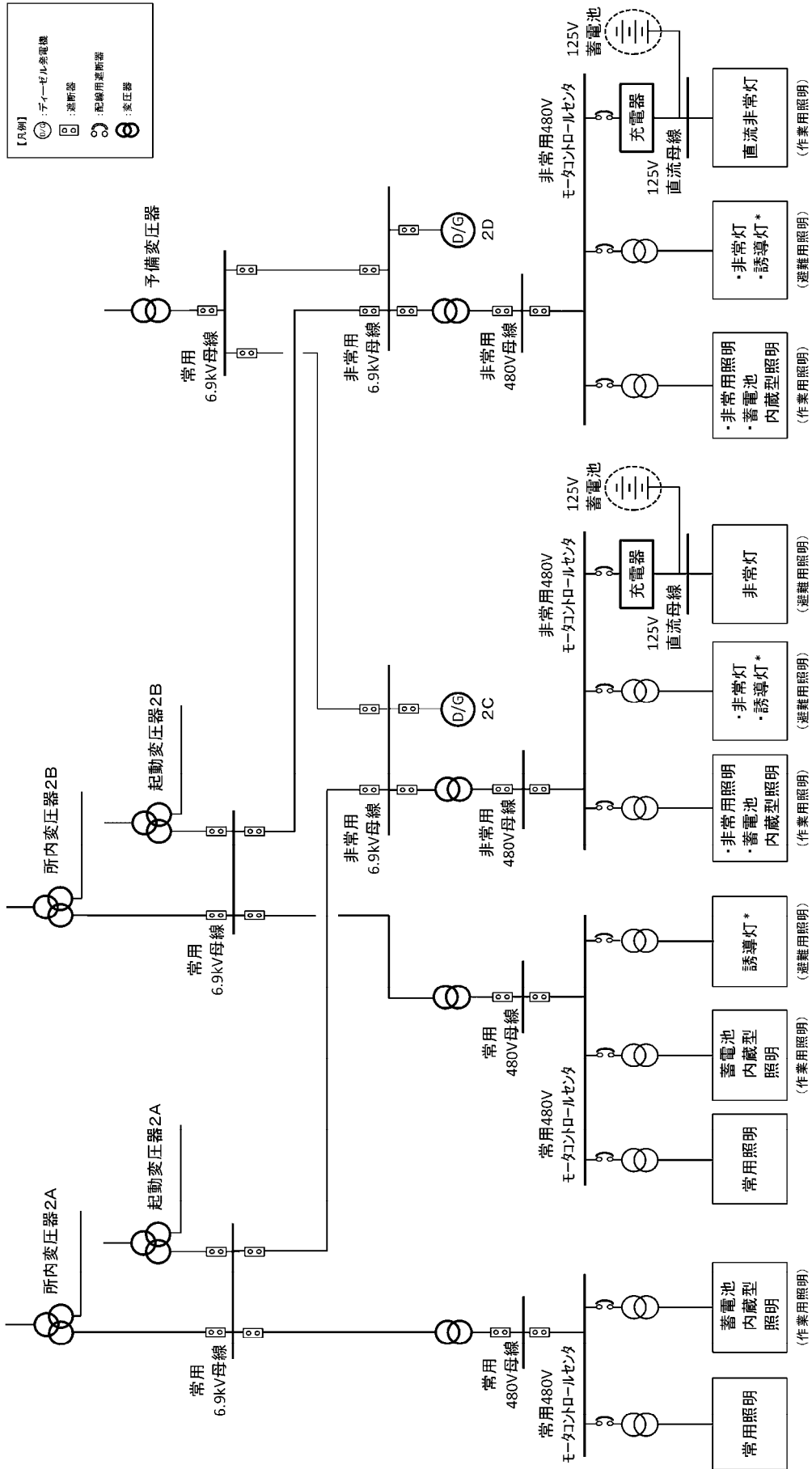
照明電源系統図、照明装置の例及び照明配置図を、各々第 2.2.2-2 図、第 2.2.2-3 図及び第 2.2.2-4 図に示す。

第 2.2.2-1 表 照明の種類，給電元及び設置場所

		給電元	設置場所
作業用 照明	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 アクセスルート
	直流非常灯	非常用直流母線	中央制御室
	蓄電池内蔵型照明	内蔵蓄電池 (常用低圧母線) (非常用低圧母線)	中央制御室 現場機器室 アクセスルート
常用照明 (蛍光灯，白熱灯，水銀灯)		常用低圧母線	中央制御室 現場機器室 アクセスルート

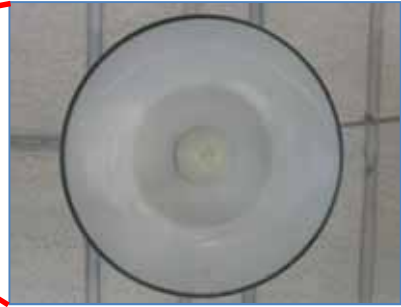
(参考)

緊急時対策所建屋には，常用照明及び蓄電池内蔵型照明を設置する。



*：誘導灯には蓄電池が内蔵されている。

第 2.2.2-2 図 照明電源系統図 (既設系統)



<直流非常灯>

- ・ 定格電圧：DC125V
- ・ 20 ルクス以上
（制御盤デスク部実測値）
- ・ 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の間として想定する 95 分以上点灯可能。

<非常用照明（蛍光灯）>

- ・ 定格電圧：AC200V
- ・ 300 ルクス以上（設計値）

<常用照明（蛍光灯）>

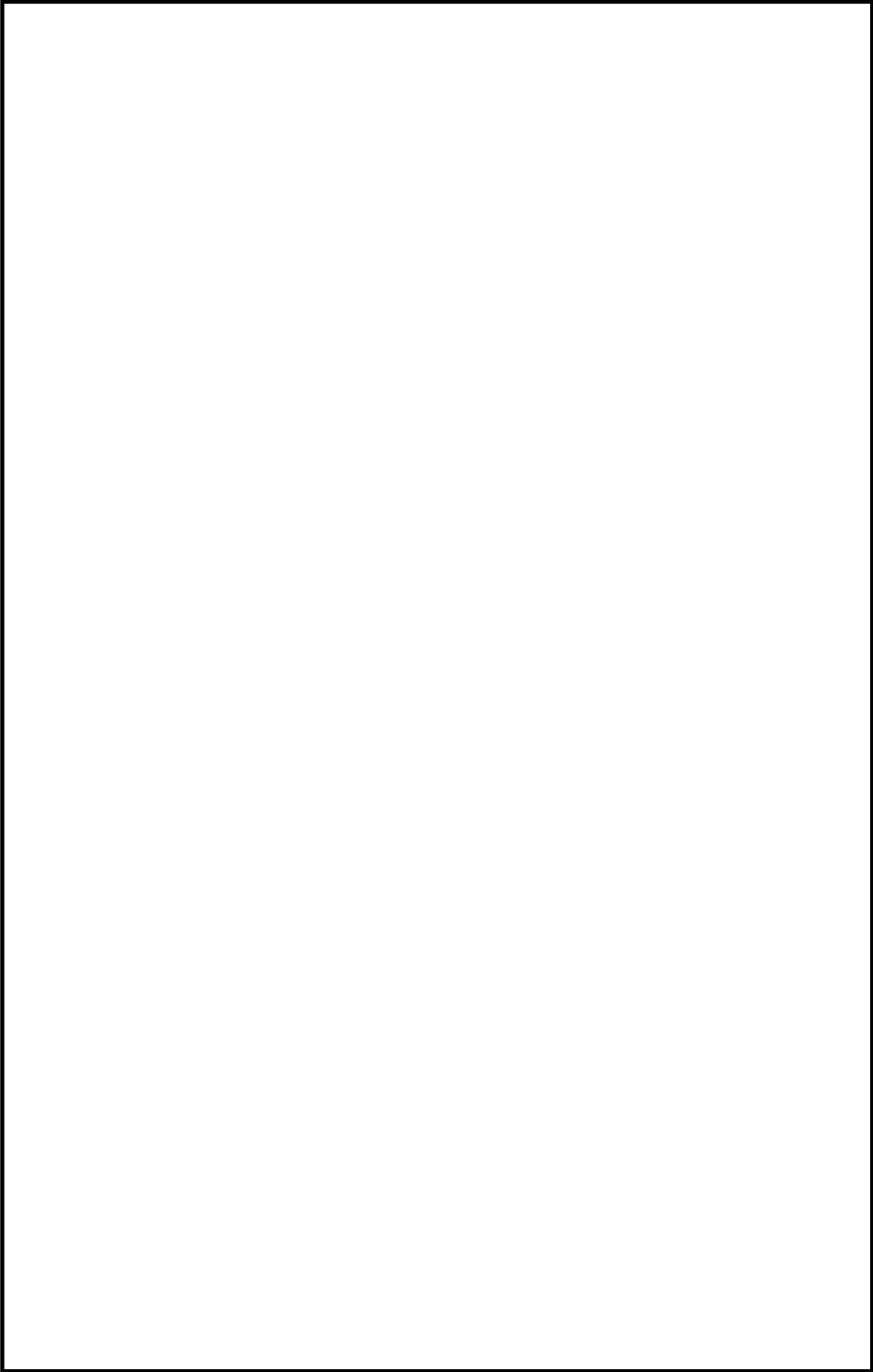
- ・ 定格電圧：AC200V
- ・ 1,000 ルクス（設計値）



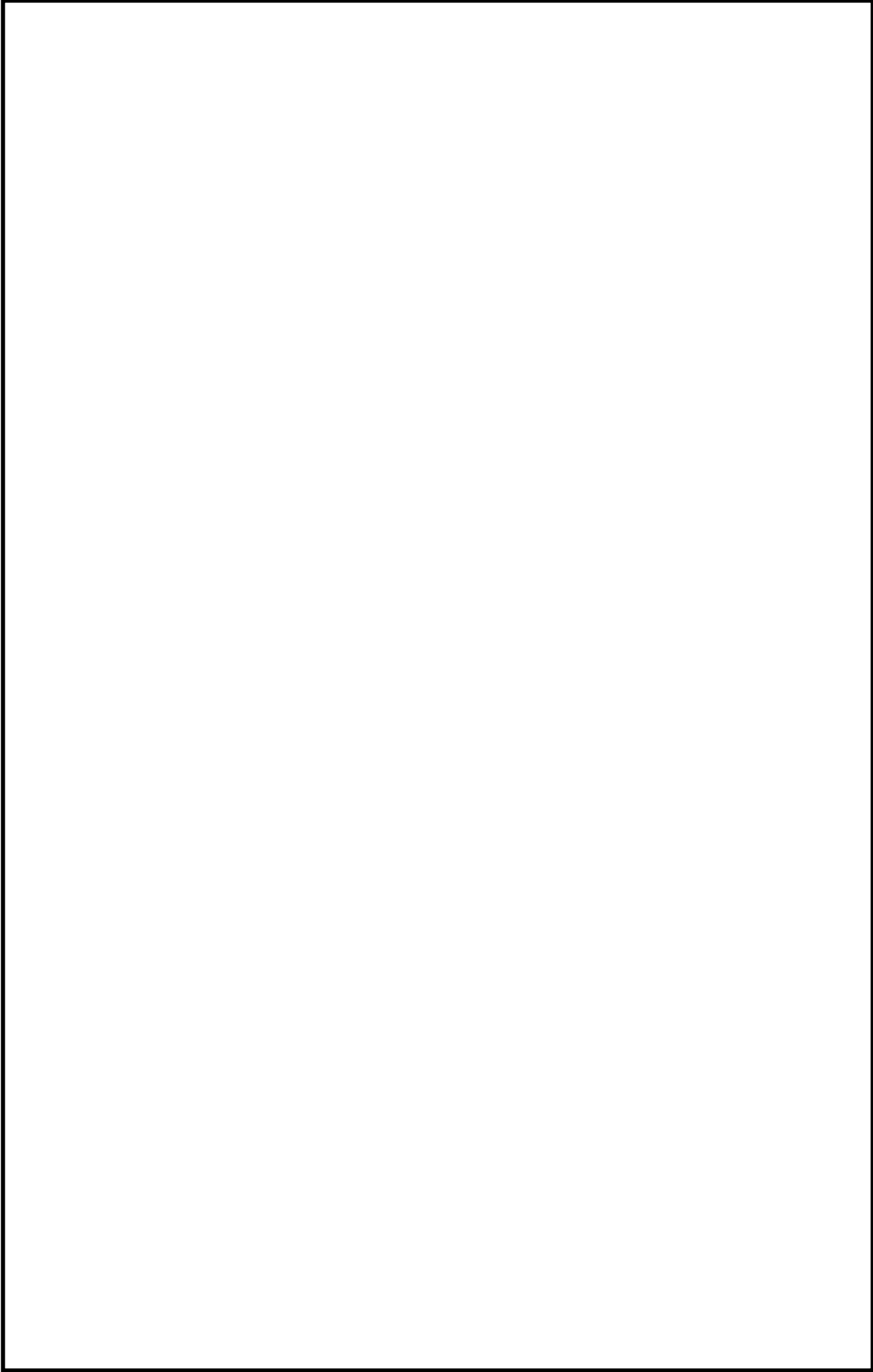
<蓄電池内蔵型照明>

- ・ 定格電圧：AC100V
- ・ 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の間として想定する 95 分以上点灯可能。

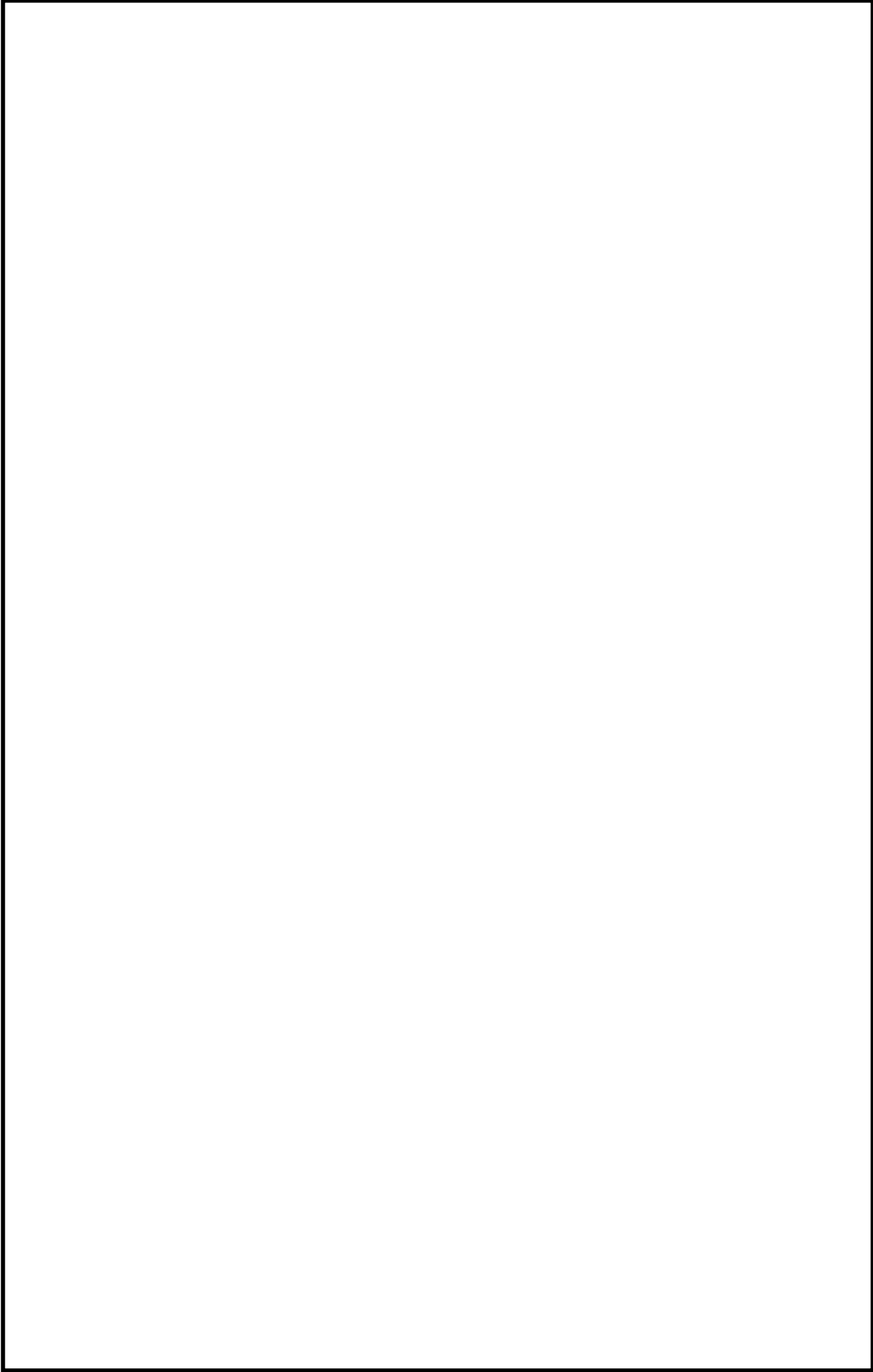
第 2.2.2-3 図 照明装置（例）



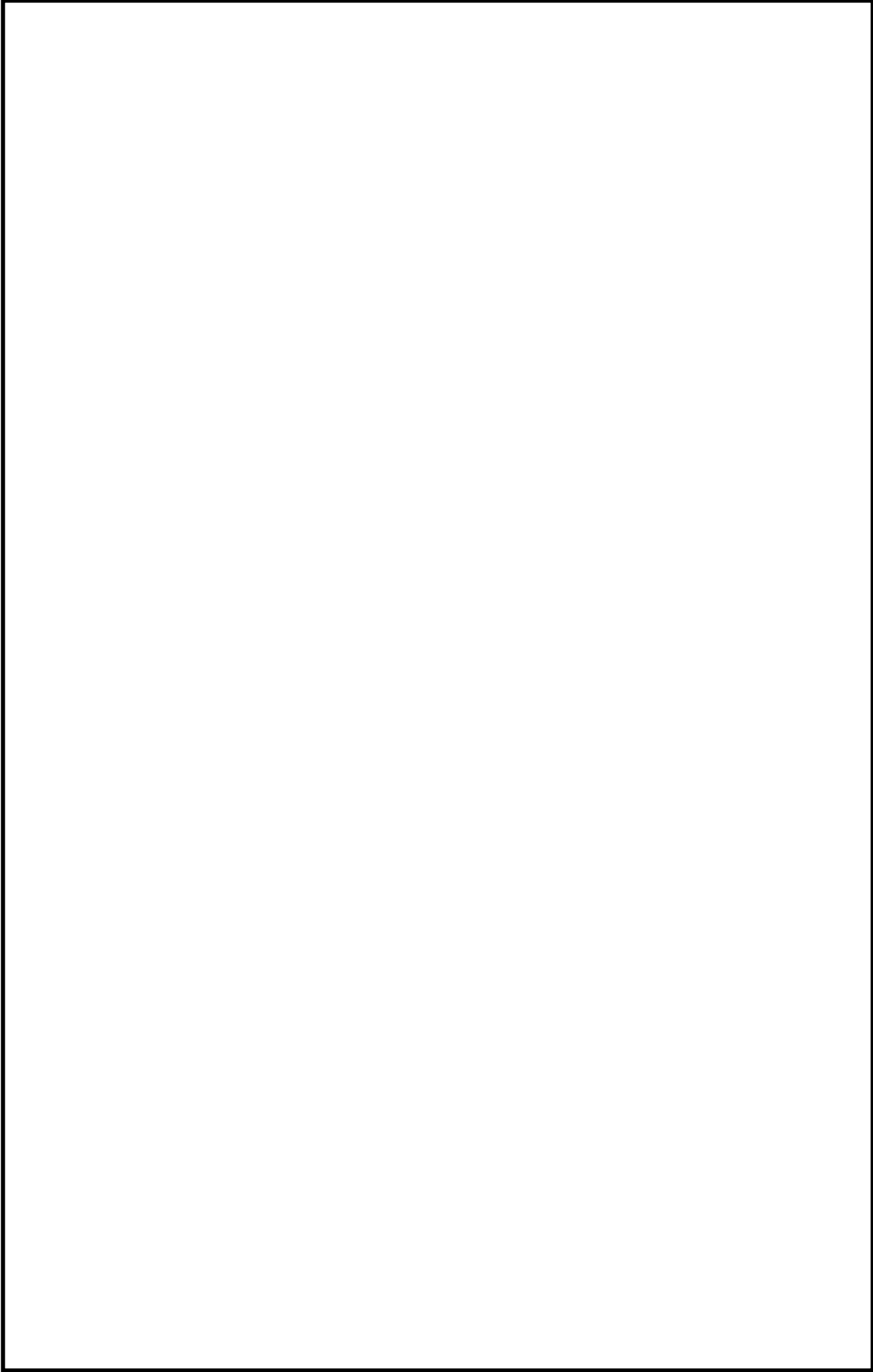
第 2.2.2-4 図 照明配置図(1/9)



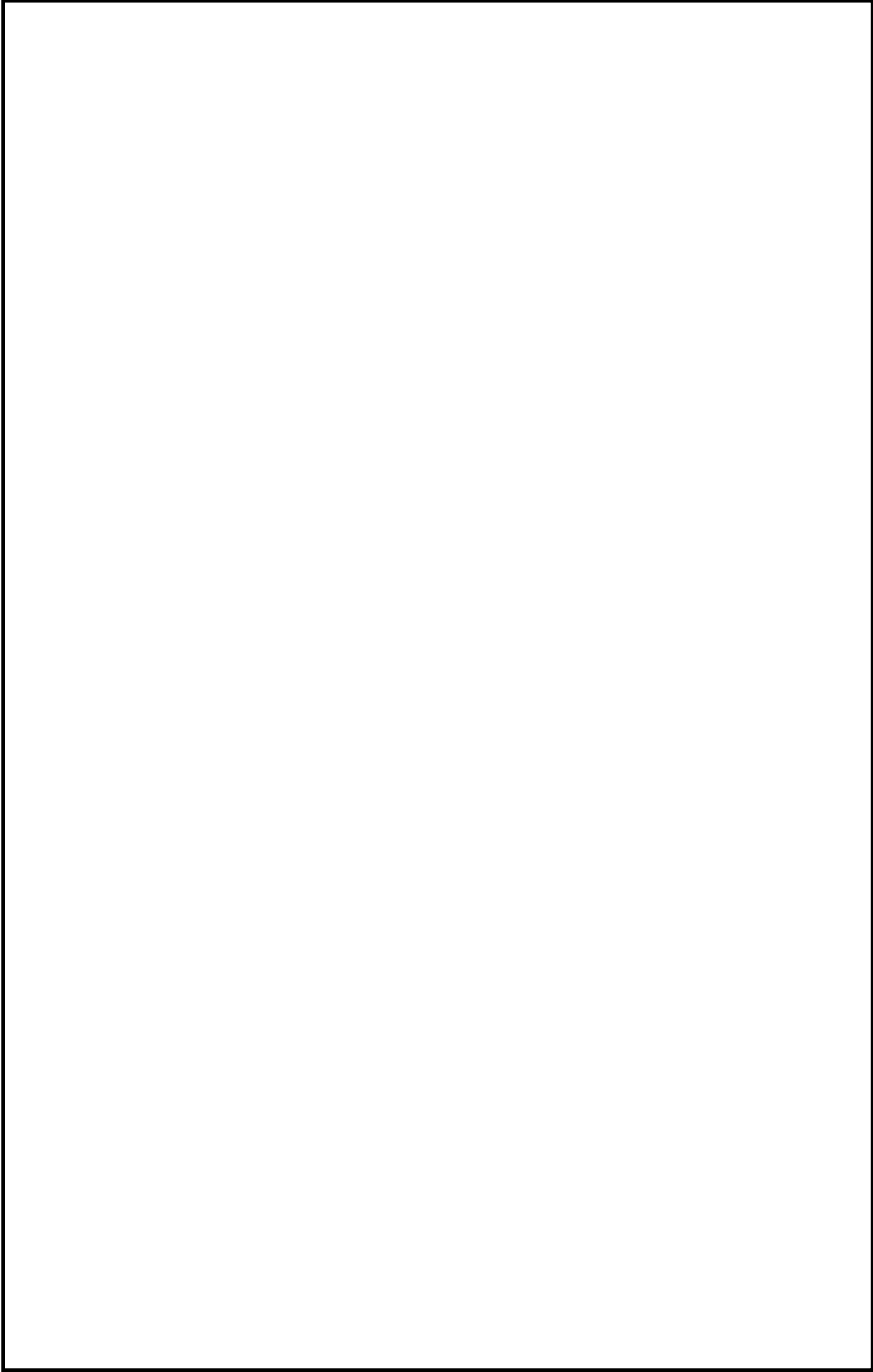
第 2.2.2-4 図 照明配置図 (2/9)



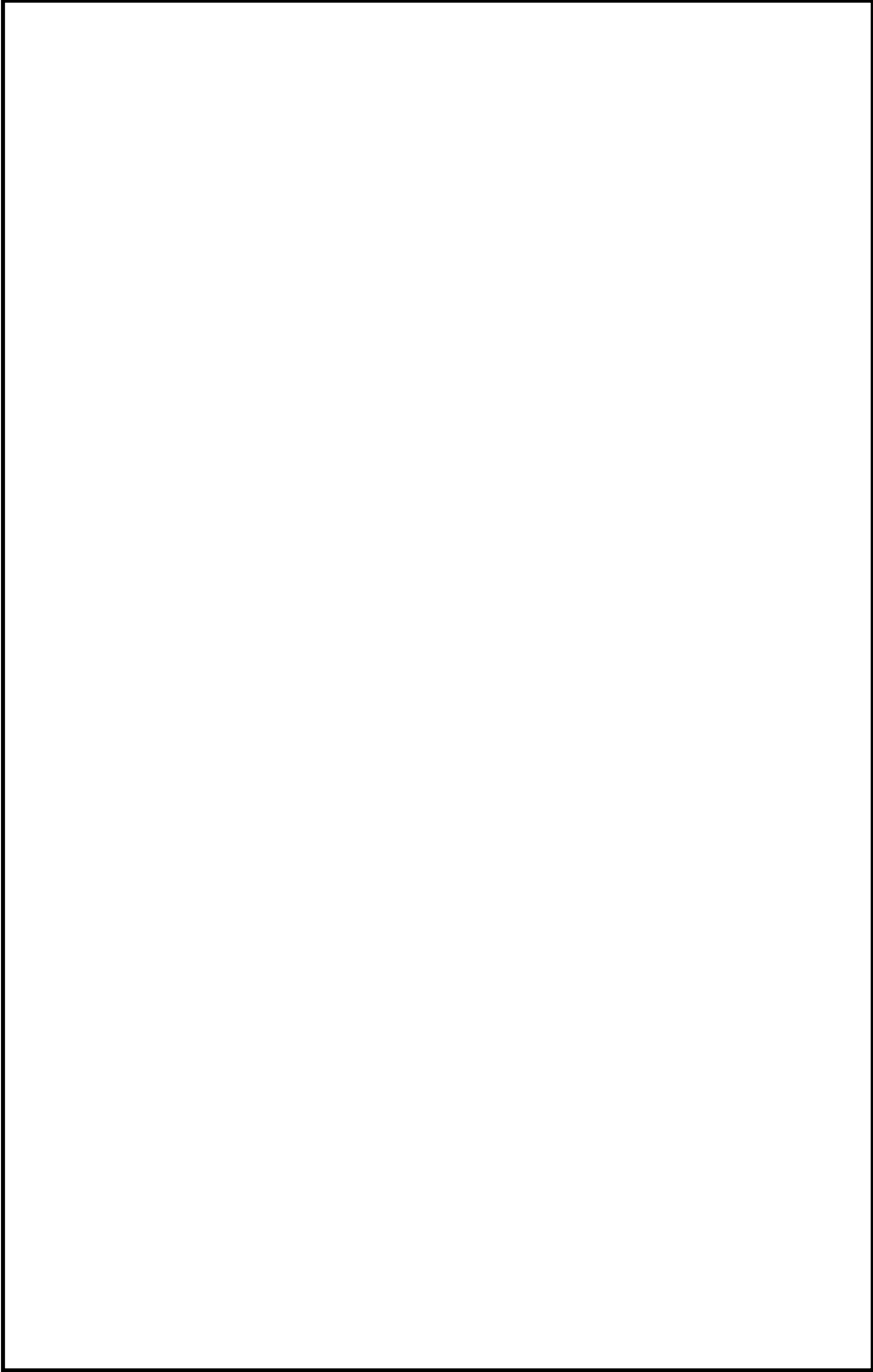
第 2.2.2-4 図 照明配置図 (3/9)



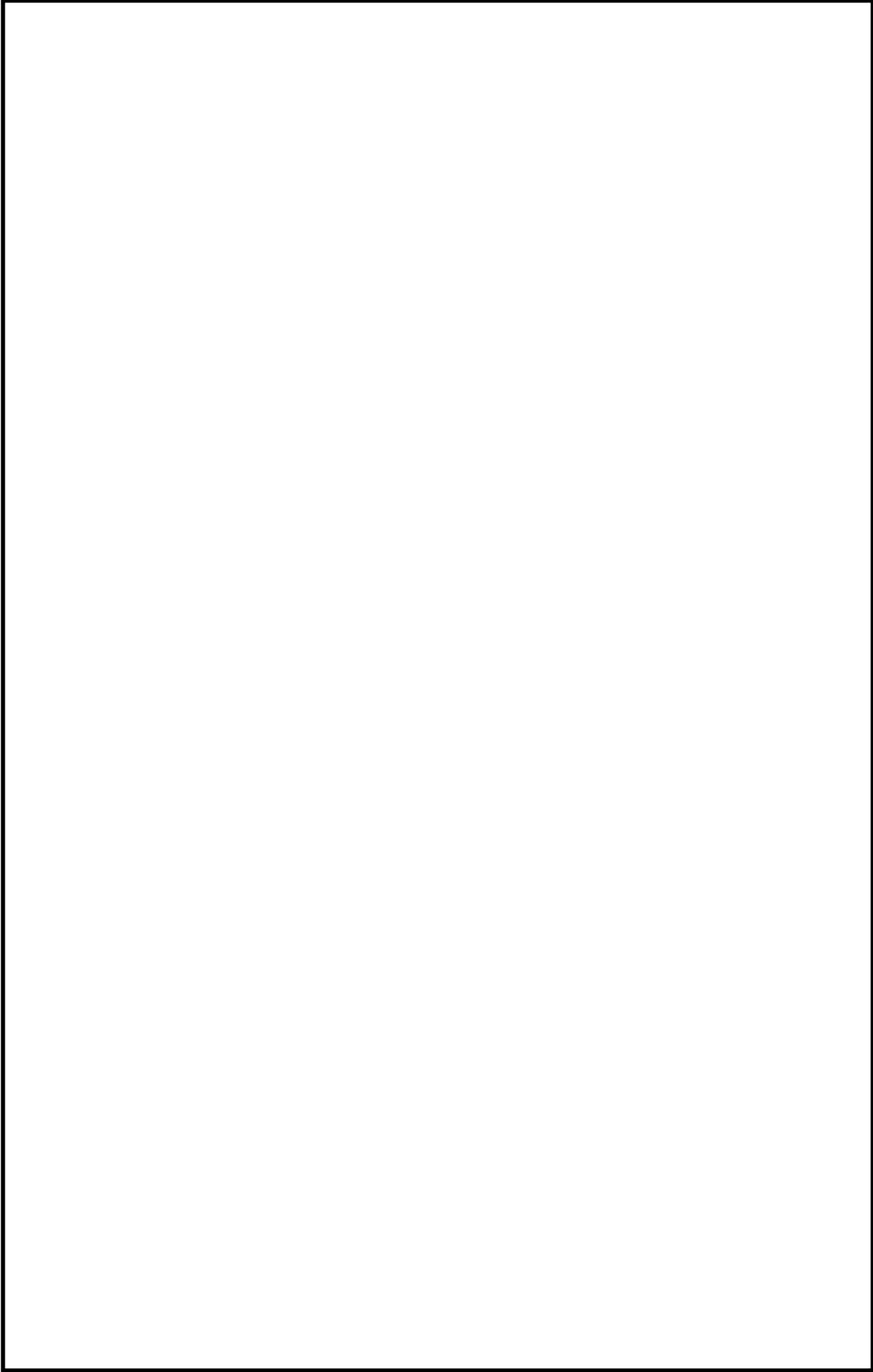
第 2.2.2-4 図 照明配置図 (4/9)



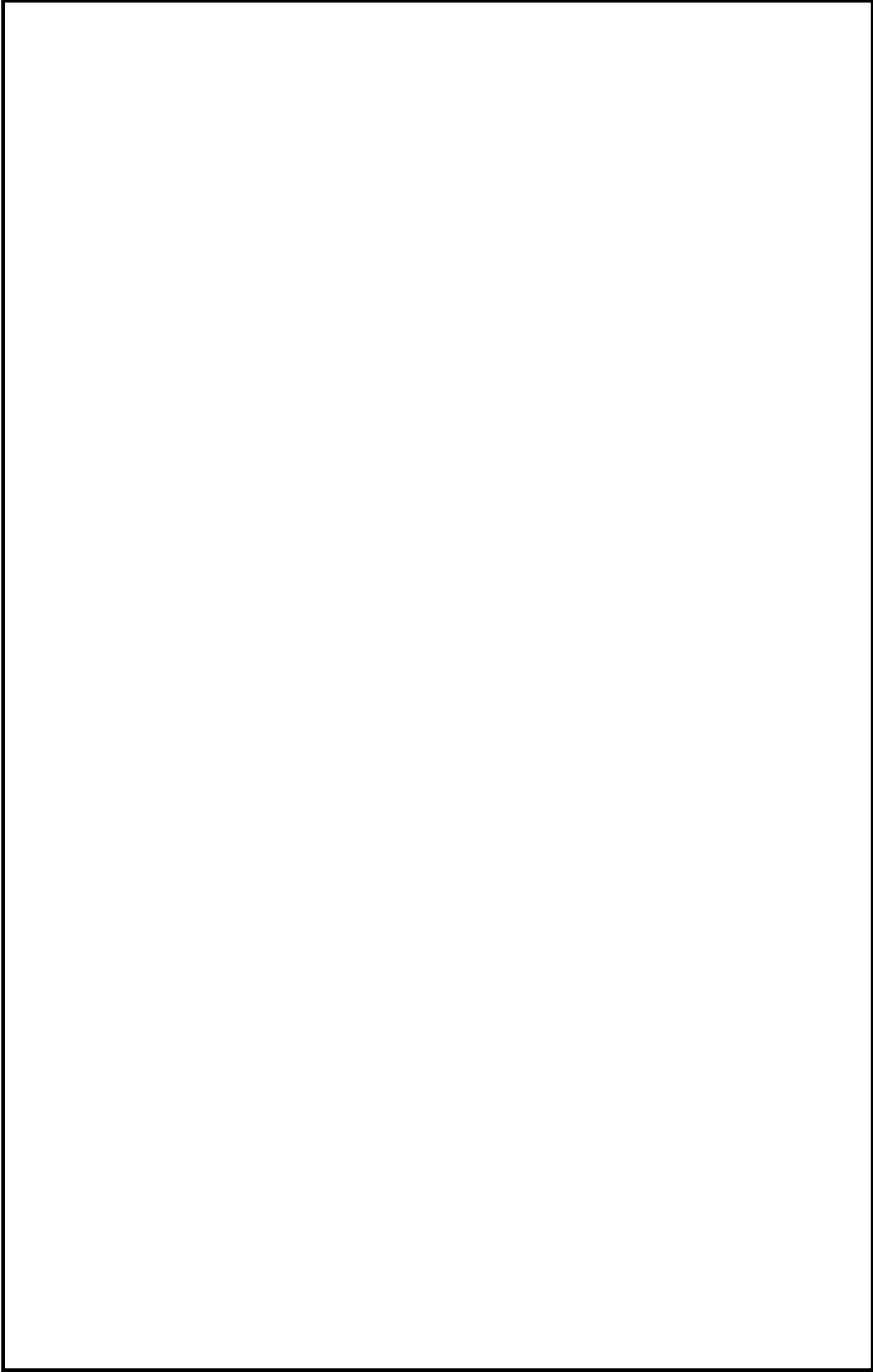
第2.2.2-4図 照明配置図(5/9)



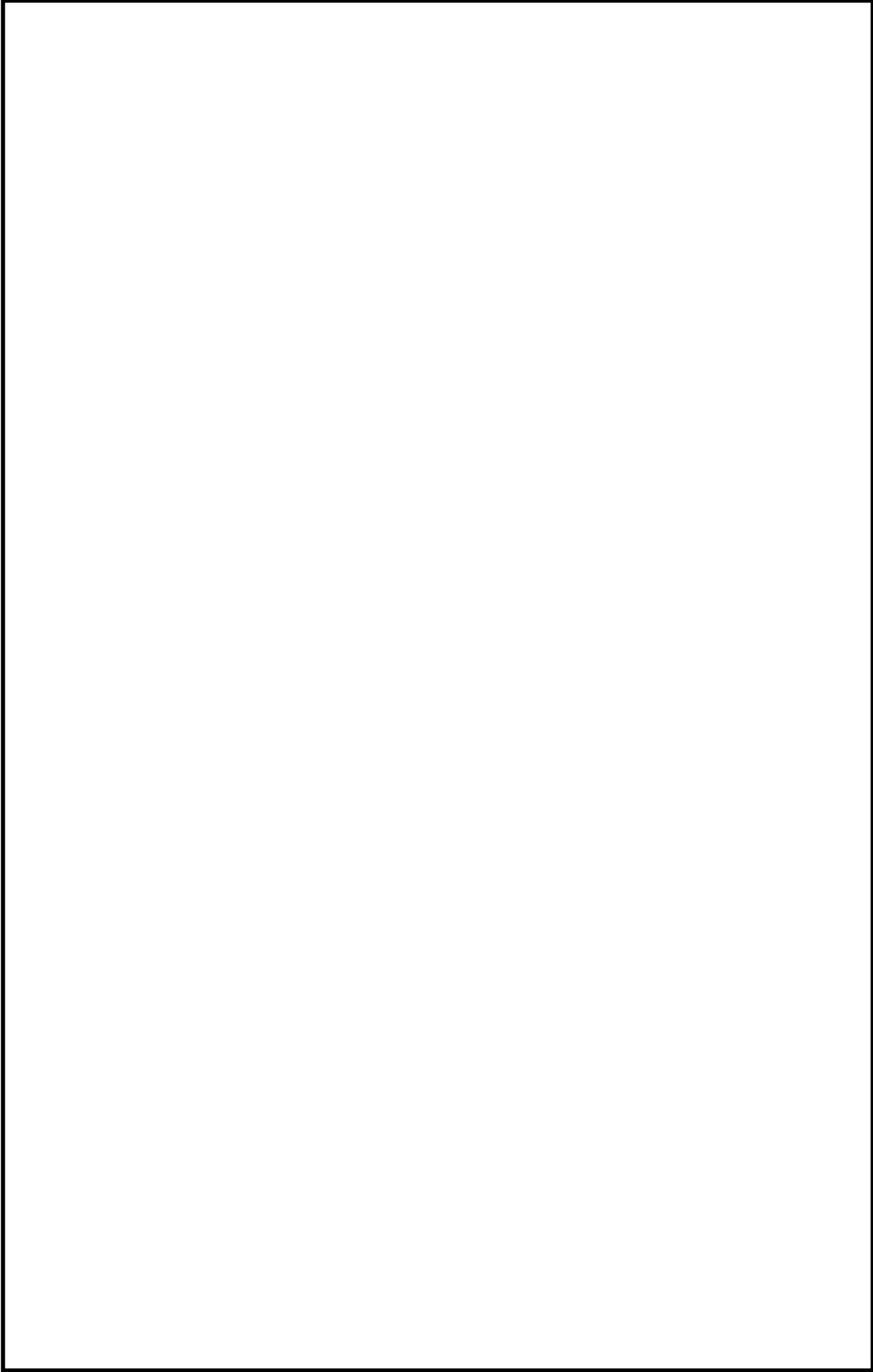
第 2.2.2-4 図 照明配置図 (6/9)



第 2.2.2-4 図 照明配置図 (7/9)



第 2.2.2-4 図 照明配置図(8/9)



第 2.2.2-4 図 照明配置図(9/9)

2.2.3 可搬型照明の設計方針

設計基準事故時における対応操作，また全交流動力電源喪失時に現場操作等の対応が必要となる電気室については，現場への移動や操作を考慮した位置に蓄電池内蔵型照明等の作業用照明を設置している。

作業用照明により操作に必要な照明は確保されるが，万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には，運転員が滞在している中央制御室及び廃棄物処理操作室に配備する十分な数量の可搬型照明（LEDライト，ランタン，ヘッドライト）を活用し，昼夜，場所を問わず作業を可能とする。

また，複数の可搬型照明（例えば，現場対応時はLEDライトとヘッドライト）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。

可搬型照明の保管場所，数量及び仕様を，第2.2.3-1表に示す。

第 2.2.3-1 表 可搬型照明の保管場所，数量及び仕様

	保管場所	数量	仕様
LEDライト 	中央制御室	14 個 〔当直運転員分 7 個 ＋予備 7 個〕	電池： 内蔵蓄電池 点灯可能時間： 約 4～8 時間 （調光により 変化）
	廃棄物処理 操作室*	5 個 〔運転員分 2 個＋ 管理区域内用予 備 3 個〕	
ランタン 	中央制御室	20 個 （中央制御室 主盤エリア用 として 9 個＋ 補助照明 7 個＋ 予備 4 個）	電源：乾電池 （単一×4） 点灯可能時間： 約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	14 個 〔当直運転員分 7 個 ＋予備 7 個〕	電源：乾電池 （単三×3） 点灯可能時間： 約 12 時間

* 管理区域内における現場運転員集合場所（10 条（誤操作防止）要求）

※ 個数（予備数を含む）については，運用を考慮し今後変更となる場合がある。

別紙 1 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 項第 1 号及び第 2 号への適合性）

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 11 条（安全避難通路等）第 1 項第 1 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，追加設備である緊急時対策所建屋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 11 条（安全避難通路等）第 1 項第 2 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，追加設備である緊急時対策所建屋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，点灯可能なように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

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，以下に準拠した蓄電池内蔵の非常灯及び誘導灯を緊急時対策所建屋に設置する。

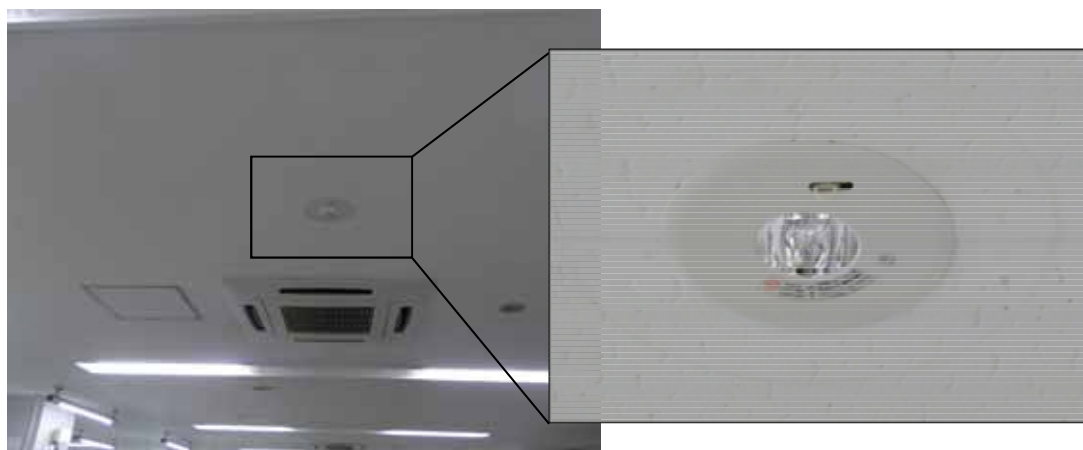
非常灯：建築基準法施行令第 126 条の四，五及び昭和 45 年建設省告示第 1830 号

誘導灯：消防法施行令第 26 条および消防法施行規則第 28 条の三

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 条の三に準拠し 20 分以上点灯できる容量を有するものとする。

避難用の照明装置の例，緊急時対策所建屋の照明電源系統図及び避難用照明配置図を，各々第 1-1 図，第 1-2 図及び第 1-3 図に示す。



非常灯

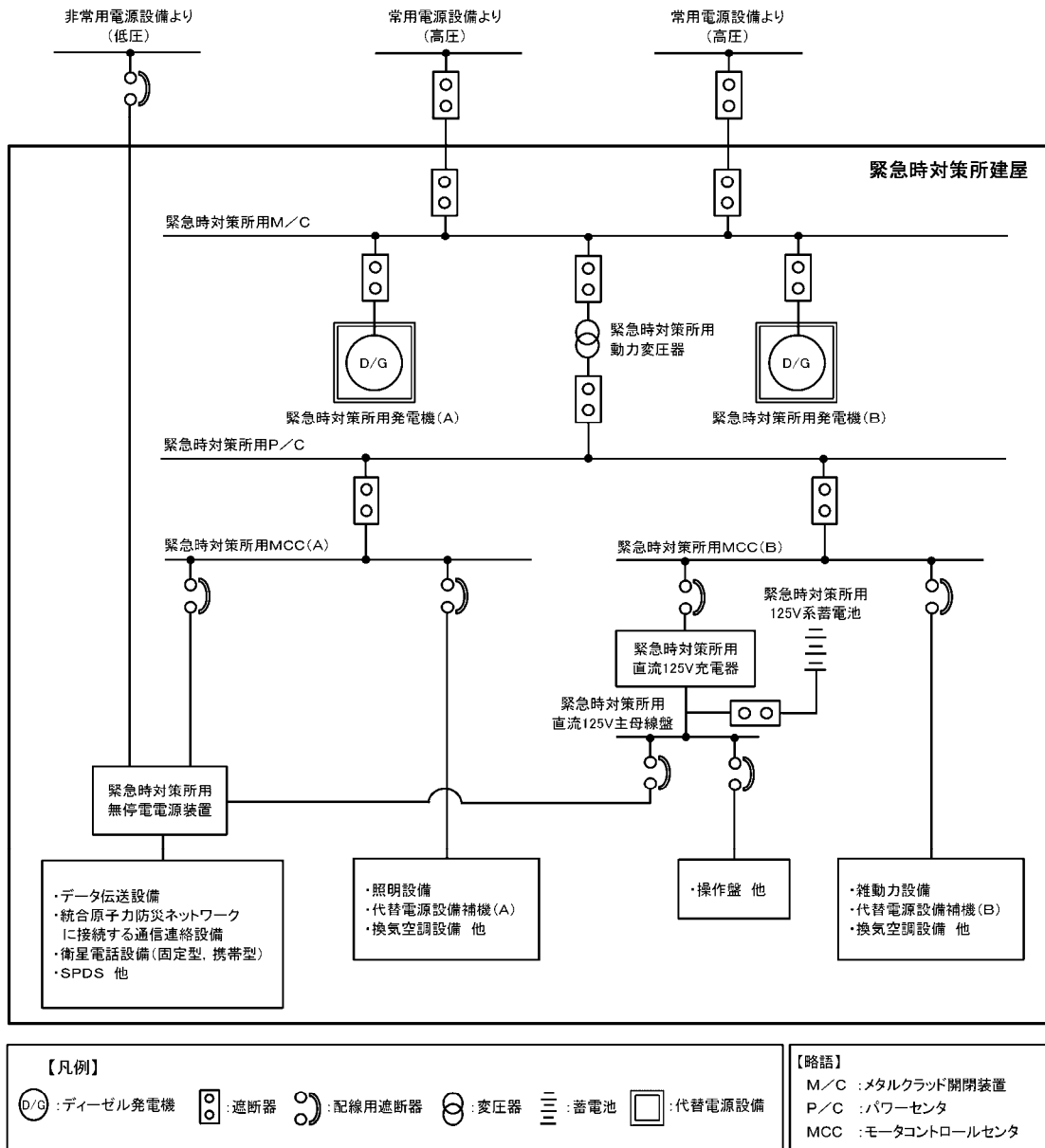


避難口誘導灯

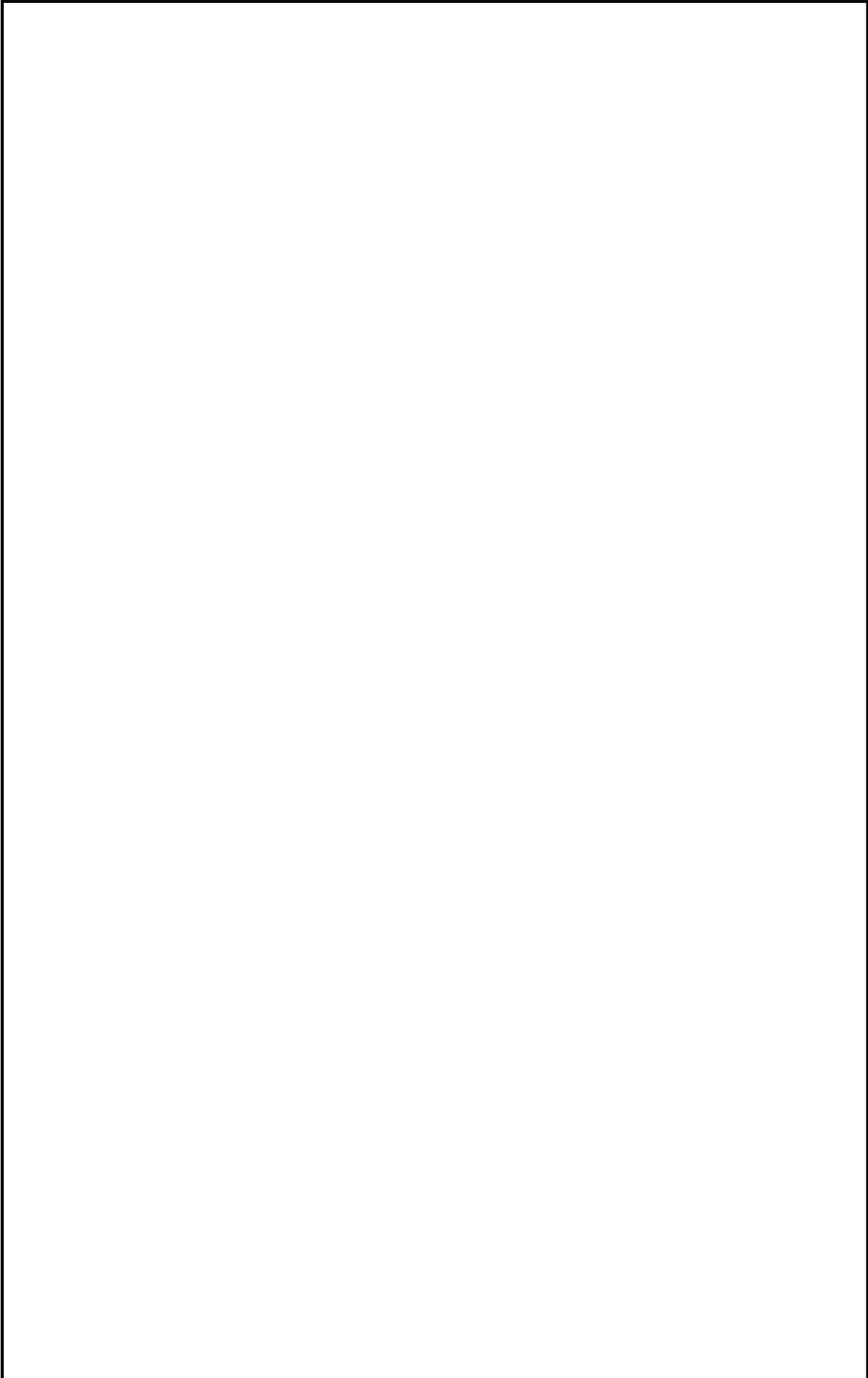


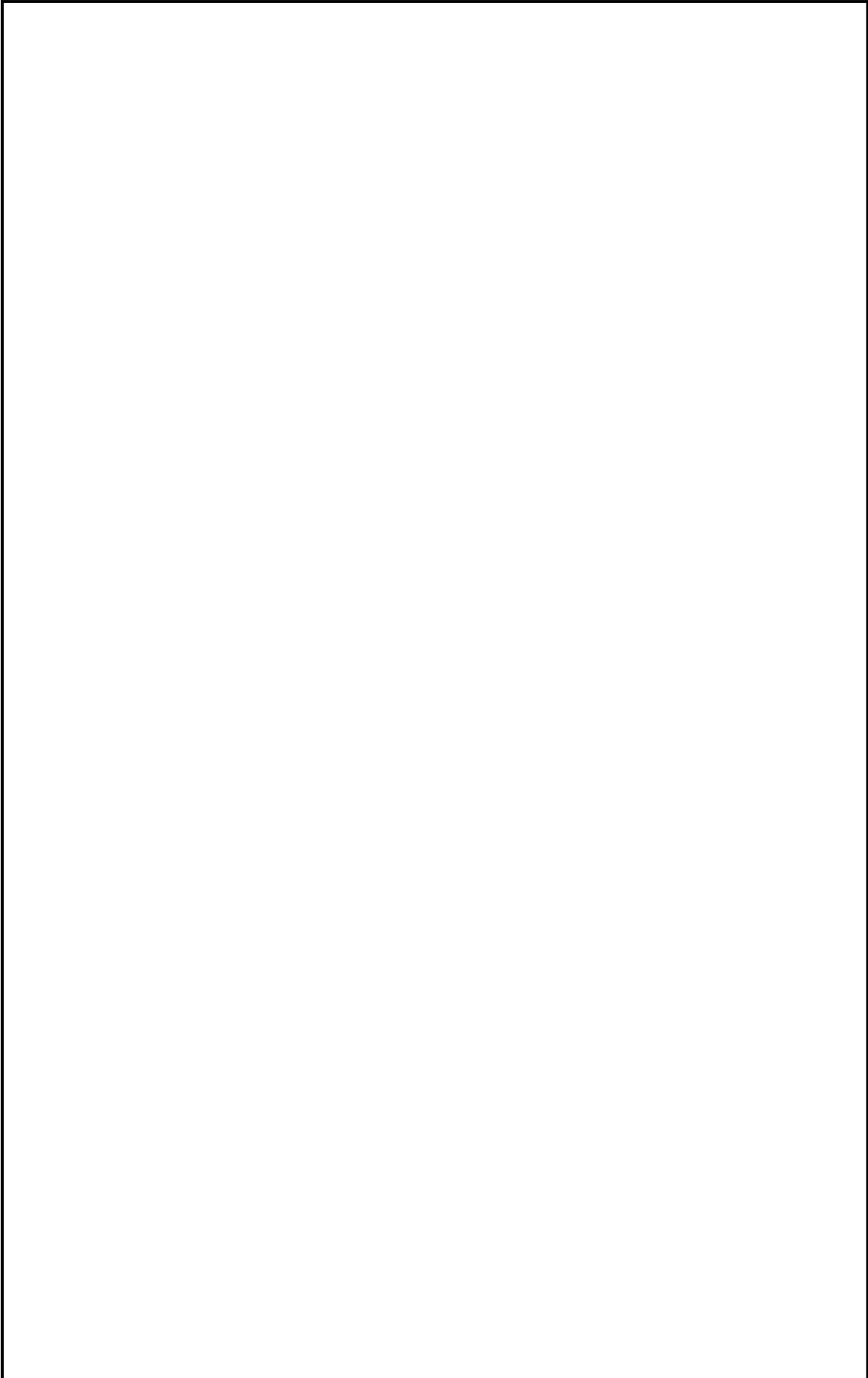
通路誘導灯（廊下・通路）

第 1-1 図 避難用の照明装置（例）



第 1-2 図 照明電源系統図 (緊急時対策所建屋)





別紙 2 現場操作の確認結果について

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (1 / 1 2)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 1 原子炉スクラム事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		所内ボイラー2号運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		HFPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
給水制御系「手動」切替	中央制御室				
86G1, G2 リセット	中央制御室				
固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室				
格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室				
格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉スクラムリセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
コンデミリ塔→2 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉降圧	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
タービントーニング確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（2／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2)出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 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。	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順	別FR SDCモードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		水素注入系停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器内バージ	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内ボイラー2台運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		プロコン オペレーター監視停止要求「ON」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		基幹給出力降下連絡	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（PLR FCV）	中央制御室		
		発電機出力降下確認	中央制御室		
		TDRFP 一台ミニフロー弁開	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁自動開確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		TDRFP 1台停止 TD2→TD1	中央制御室		
		O2 注入系停止	中央制御室/ 現場		財産保護の観点で実施する操作のため、対象外
		コングミ9塔→6塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		主蒸気管ドレン弁開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（PLR FCV 監視 POS）	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		ヒータードレンポンプ停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		運転中 TDRFP ミニフロー弁「RECIRC」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		RWM 使用可能確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替	中央制御室		
		「CV FAST CLOSURE/MSV CLOSURE TRIP BYPASS」警報確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		HPCP、LPCP 各1台停止	中央制御室		
		RWM「低出力設定点以下」点灯確認	中央制御室		
		PSVR ロック	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
所内電源切替 所変→起変	中央制御室				
クロスアラウンドドレン弁 開	中央制御室				
給水流量減少確認	中央制御室				
発電機出力降下（負荷制限）	中央制御室				
解列前基幹給連絡	中央制御室				
発電機解列準備	中央制御室				
発電機解列	中央制御室				
発電機解列所内周知、基幹給連絡	中央制御室				
タービン側ドレン弁開	中央制御室				
発電機界磁遮断器開放	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（3／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2)出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（続き）	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順（続き）	AVR 状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		発電機コアモニター停止	中央制御室		
		IPB ファン停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する 操作のため、対象外	対応不要
		4S エバポドレンタンク LCV EMRG 切替 確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		非常用調速機加速度トリップ試験 準備	中央制御室		
		非常用調速機加速度トリップ試験	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、 対象外	対応不要
		タービン状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		APRM/SRNM 記録計切替	中央制御室		
		MDRFP 制御器「自動」→「手動」切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「START&HOT STBY」位置切替	中央制御室		
		CUW RPV 底部ドレン弁 開	中央制御室		
		タービンリフトポンプ起動	中央制御室		
		格納容器内 N2 関連設備隔離	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、 対象外	対応不要
		D/W エントリー	中央制御室/ 現場	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービンターニング確認	中央制御室		
		SRNM レンジ切替確認	中央制御室	財産保護の観点で実施する 操作のため、対象外	
		タービン側過冷却防止操作	現場		
		タービンバイパス弁全閉確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉降圧に伴う警報確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁開操作	中央制御室		
		主蒸気圧力設定調整	中央制御室		
		原子炉水位制御 MD-FCV→RFP バイパス FCV 切替	中央制御室		
		原子炉停止完了所内周知	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「REFUEL」 位置切替	中央制御室		
		原子炉停止後点検	中央制御室		
		M、S、JAE→OGS、JAE 切替確認	中央制御室		
		SDC モード運転	中央制御室		
		HPCF 全停	中央制御室		
コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、 対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（4/12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（続き）	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順（続き）	RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		CUW ブロー「H/W」→「R/W」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁全閉	中央制御室		
		MSIV 全弁閉操作	中央制御室		
		RHR SDC モード運転及び待機状態確認	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ開始	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ停止	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁閉操作	中央制御室		
		復水器真空破壊	中央制御室		
		原子炉冷却	中央制御室		
		復水器内負圧保持	中央制御室		
		タービン側機器停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(3) 原子炉冷却材流量の部分喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、再循環ポンプ駆動電動機遮断器等により、再循環ポンプ1台の電源が喪失し、炉心流量が減少する。	非常時運転手順書1 再循環ポンプトリップ事故	PLR1 台トリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SR1 作動確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ CS「Ptol」、FCV「MIN POS」	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ出口弁全閉 →5 分後全開	中央制御室		
		運転中 PLR ポンプ運転状態確認、FCV 40%以下	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		PLR ポンプ運転状態確認	中央制御室		
		02 注入手入量調整	現場		
		コンデミ9塔→6塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(4) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 【事象の想定】 原子炉が部分負荷で運転中に、再循環流量制御系の故障、誤操作等により停止中の再循環ポンプが起動され、再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が投入され、原子炉出力が上昇する。	対応手順なし (再循環ポンプは自動起動する設備ではなく、起動条件として温度制限も設けているため、余熱なしで起動することはない。)				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（5 / 12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(5)外部電源喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する。	非常時運転手順書 I 275kV 電源喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内単独運転確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		D/G 自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		所内全停電確認	中央制御室		
		SRV 作動確認	中央制御室		
		非常用油ポンプ起動確認	中央制御室		
		M/C 2C, 2D, HPCS 受電確認	中央制御室		
		各計器動作確認	中央制御室		
		MSIV 「CLOSE」位置	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		タービン側自動起動確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		CRD ポンプ起動	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため。対象外	対応不要
		原子炉未臨界確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン減速状況監視	中央制御室		
		原子炉スクラム後操作	中央制御室		
		TD ターニング確認	中央制御室		
		タービン機器 (S「PtoL」切)	中央制御室		
		空調稼働準備	現場	緊急性を要しない操作のため。対象外	対応不要
		RPS 4G セット起動, 受電	中央制御室/ 現場		
		原子炉水位確保確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		外部電源状況確認	中央制御室		
格納容器隔離, AC リセット	中央制御室				
CLM 再起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため。対象外	対応不要		
SRV による原子炉減圧冷却	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
タービントーニング確認	中央制御室				
RCIC 停止	中央制御室				
東海原子力線 1, 2 号復旧確認	中央制御室				
275kV 母線復旧	中央制御室				
所内電源復旧	中央制御室				
	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（6／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(6) 給水加熱喪失 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 I 原子炉スクラム事故	「(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) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 I 原子炉スクラム事故	「(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			
(8) 負荷の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 I 275kV 電源喪失事故	「(5)外部電源喪失」と同様			
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、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。	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御及びRHR S/P 冷却	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		復水系統健全確認	中央制御室		
		MSJAE 停止	中央制御室		
		西内ボイラー2 街運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP、TGOP 起動	中央制御室		
PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室				
格納容器隔離動作確認	中央制御室				
MSIV CS「CLOSE」	中央制御室				
給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（7/12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価			
				評価内容	評価結果		
(9) 主蒸気隔離弁の 誤閉止（続き） 【事象の想定】 原子炉の出力運転 中に、原子炉水位異常 低下等の誤信号、 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。	非常時運転手順書1 MSIV閉による原子炉 隔離事故（続き）	原子炉水位設定「リセット」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		タービン発電機動作確認	中央制御室				
		タービントリップ後操作	中央制御室				
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
		原子炉主制御	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		放射線モニター確認	中央制御室				
		PLR FCV 全開操作	中央制御室				
		BPCP、LPCP 各1台停止	中央制御室				
		ロングミ9塔→3塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
		4S H/B切替及びO/G SJAE 起動	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		タービン側ドレン弁開	中央制御室				
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
		格納容器隔離、AC系リセット、 復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
		86G1、G2リセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		固定子冷却水ポンプ1台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
		RHR S/P冷却、S/P水位調整	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		RCIC手動起動	中央制御室				
		給水系による原子炉給水停止	中央制御室				
		原子炉降圧	中央制御室				
		原子炉圧力、炉水温度確認	中央制御室				
		原子炉スクラムリセット	中央制御室				
		2号 RFP停止	中央制御室				
		タービントラッキング確認	中央制御室				
		RHR S/P冷却停止、RHR SDCモード ラッシング	中央制御室/ 現場			財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		PLR停止	中央制御室			対象外（中央制御室で対応可能）	
		RHR SDCモード運転	中央制御室				
		RCIC停止、SRV閉閉停止	中央制御室				
(10) 給水制御系の 故障 【事象の想定】 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 上昇する。	非常時運転手順書1 タービン発電機トリ ップ事故	タービントリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		原子炉スクラム確認	中央制御室				
		原子炉状態確認	中央制御室				
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室				
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室				
		原子炉圧力確認	中央制御室				
		発電機状態確認	中央制御室				
		原子炉水位設定L-3セットダウン 確認	中央制御室				
		タービンバイパス弁動作状況確認	中央制御室				
		復水系健全確認	中央制御室				
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室				
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室				
		タービン状態監視	中央制御室				
		MSP、TGOP 起動	中央制御室				
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室				
		格納容器隔離動作確認	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（8/12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(10) 給水制御系の故障（続き） 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、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、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 I タービン発電機トリップ事故（続き）	SRV 状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン駆動確認	中央制御室		
復水器真空調整	中央制御室				
OG 流量調整	中央制御室				
(11) 原子炉圧力制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する。	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(12) 給水流量の全喪失 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 I 給復水系故障による原子炉スクラム事故	復水器 H/W 水位確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		復水器 H/W 水位低下原因調査	中央制御室		
		給復水系全停	中央制御室		
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		発電機確認状態確認	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		L-2 到達，MSIV 閉，RCIC/HPCS 自動起動確認	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		MSP、TGOE、LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		原子炉本機界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
タービントリップ後操作	中央制御室				
タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（9／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(12) 給水流量の全喪失（続き） 【事象の想定】 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れば原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書Ⅰ 給復水系統故障による原子炉スクラム事故（続き）	L-8 到達, RCIC/HPCS トリップ	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉水位 L-8 以下確認	中央制御室		
		RCIC ロジックリセット	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		原子炉水位制御確認	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系復帰操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		86G1, 62 リセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		固定子冷却水ポンプⅠ台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービントーニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
RCIC 及び RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
SRV 手動開閉停止	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
(13) 原子炉冷却材喪失 【事象の想定】 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損傷等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書Ⅰ 冷却材喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		LOCA 確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		LOCA 後機器動作確認	中央制御室		
		タービン発電機/TDRFP トリップ確認（RCIC 自動起動）	中央制御室		
		所内電源健全確認	中央制御室		
		MSP, TGOP, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ADS 動作確認	中央制御室		
		低圧注水系統水確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		RHR LPCI→PCV 及び S/P スプレー切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		復水再循環運転	中央制御室		
		HPCS 水源切替確認	中央制御室		
		D/W, S/P H2 濃度及びγ線量率確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		RCIC トリップ	中央制御室		
		FCS 手動起動	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（10／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(14) 原子炉冷却材 流量の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、2台の再循環ポンプが何らかの原因でトリップすることにより炉心流量が、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する。	非常時運転手順書1 再循環ポンプトリップ事故	PLR2台トリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SRI作動確認	中央制御室		
		発電機出力確認、給復水系確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		02注入系停止	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		コンデミ9塔→6塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(15) 原子炉冷却材 ポンプの軸固着 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、1台の再循環ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより、炉心流量が急減して、炉心の冷却能力が低下する。	非常時運転手順書1 再循環ポンプトリップ事故	「(14)原子炉冷却材流量の喪失」と同様			
(16) 制御棒落下 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書1 制御棒落下事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		原子炉側操作	中央制御室		
		タービン側操作	中央制御室		
		所内ボイラー2台運転確認	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		MS RAD HIによるMSIV隔離確認後、CS「閉」位置	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		MDRFP、HPCP一台運転	中央制御室		
		コンデミ6塔→3塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RCIC隔離確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		制御棒落下確認	中央制御室		
		プラント状態確認	中央制御室		
		原子炉出力降下操作	中央制御室		
		落下制御棒状態確認	中央制御室		
		制御棒単体スクラム	中央制御室/ 現場	代替措置（原子炉手動スクラム等）により実施可能なため、対象外	対応不要
		落下制御棒自由落下操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
落下制御棒隔離	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（11／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
<p>(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>【事象の想定】 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や空気抽出器からの希ガスが環境に放出される可能性がある。</p>	<p>非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故</p>	SJAE室ADM指示上昇確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		警報確認	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		OG系運転状態確認	中央制御室		
		放射線モニタ警報確認	中央制御室		
		タービン建屋類出入口シャッター閉操作	現場	常時開放はしていないが、作業等でシャッターを開放している場合で事故が発生した時は、作業員等により速やかに閉止する必要があるため。	対応要
		タービン建屋連絡通路の閉鎖	現場	緊急性を要しない操作のため。対象外	対応不要
		管理区域退避	現場	代替措置（バージング等による退避連絡）により、実施可能なため。対象外	対応不要
		所内電源切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉手動スタラム	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動確認	中央制御室		
		OG系停止及び隔離	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定L-3セットダウン確認	中央制御室		
		復水系統全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		復水器真空低下確認	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		MSP、TGOP起動	中央制御室		
		PLRポンプHI→LFMG切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS作動状況確認	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため。対象外	対応不要
		CRDポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		セータドレンポンプ確認	中央制御室		
タービン側機器運転状態確認	中央制御室				
原子炉未臨界確認	中央制御室				
原子炉水位回復確認	中央制御室				
所内ボイラー2台運転	現場	緊急性を要しない操作のため。対象外	対応不要		
タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため。対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（12/12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損（続き）	非常時運転手順書Ⅰ 気体廃棄物処理施設の破損事故（続き）	PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		HPCP, LPCP 各1台停止	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		4S H/B切替確認	中央制御室		
		復水器真空低警報確認	中央制御室		
		MSIV, MS ドレン弁全閉	中央制御室		
(18) 主蒸気管破断 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書Ⅰ MSIV閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(19) 燃料集合体の落下 【事象の想定】 原子炉の燃料交換時に、燃料取扱装置の故障、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。	非常時運転手順書Ⅰ 燃料落下事故	SRNM・FPC 確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		6F 作業者退避誘導	現場	代替措置（ページング等による退避連絡）により、実施可能なため、対象外	対応不要
		FRVS/SGTS 1 系統起動	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニター指示上昇警告	中央制御室		
		CLW 運転確認・ブロー停止操作	中央制御室		
		FPC 運転確認	現場	代替監視設備（ITV、警報等）により確認可能なため、対象外	対応不要
		PLR サンプリングライン隔離	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		CUW, FPC サンプリングライン隔離	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ停止	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
放射線モニター監視	中央制御室				
(20) 可燃性ガスの発生 【事象の想定】 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損傷等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書Ⅰ 冷却材喪失事故	「(13)原子炉冷却材喪失」と同様			

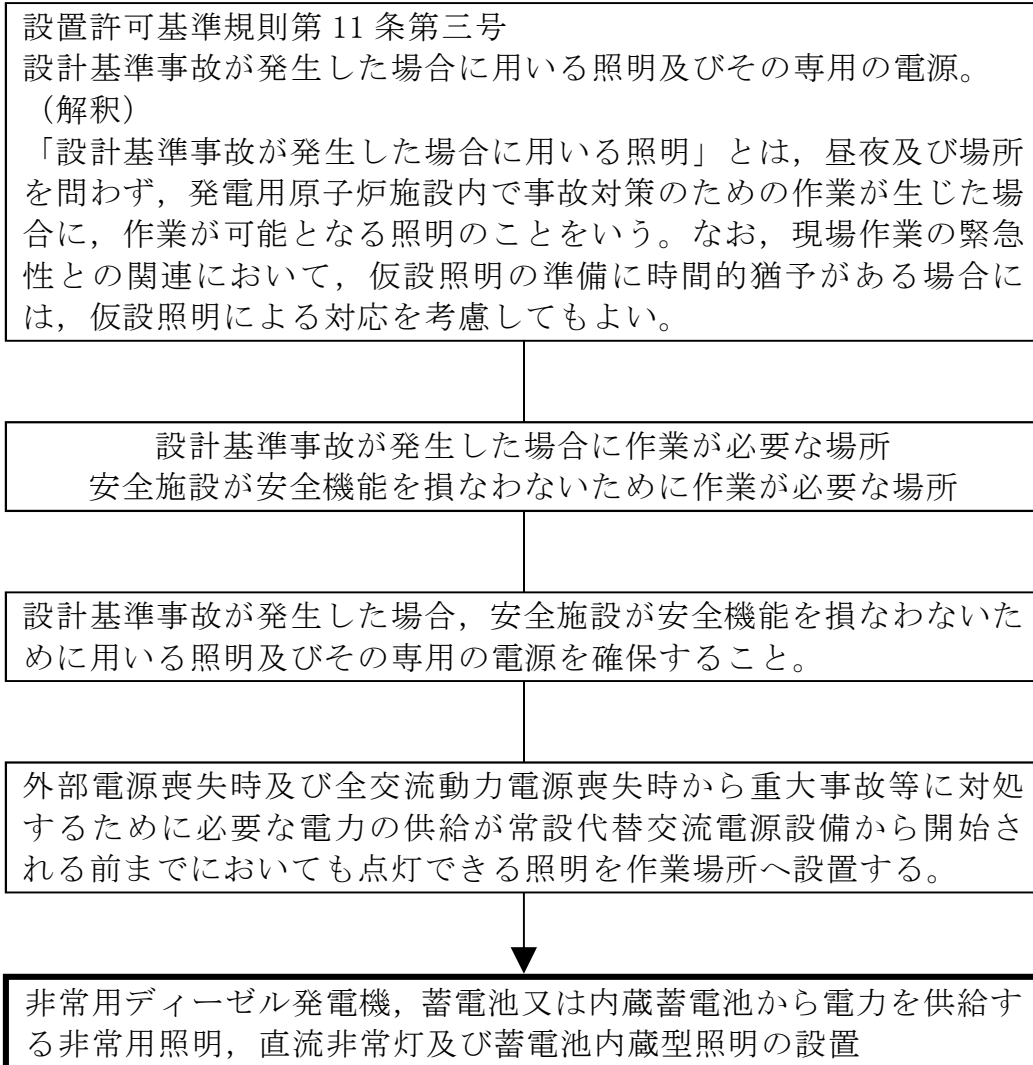
別添

東海第二発電所

運用，手順説明資料

安全避難通路等

11 条 安全避難通路等



工

【後段規制との対応】

- 工 : 工認 (基本設計方針, 添付書類)
- 保 : 保安規定 (下位文章を含む)
- 核 : 核防護規定 (下位文章を含む)

【添付六, 八への反映事項】

- : 工認 (基本設計方針, 添付書類)
- : 当該条文に関係しない (他条文での反映事項他)

運用，手順に係る対策等（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	非常用照明， 直流非常灯 及び蓄電池 内蔵型照明 の設置	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	外観検査及び機能検査
		教育・訓練	—
	可搬型照明 の配備	運用・手順	万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった時に迅速に使用できるように，必要数及び保管場所を定める。
		体制	—
		保守・点検	員数確認及び点灯確認
		教育・訓練	—

東海第二発電所

安全施設

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 追加要求事項に対する適合性

 2. 安全施設
 - 2.1 静的機器の単一故障
 - 2.1.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出
 - 2.1.2 静的機器の基準適合性確認
 - 2.1.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性
 - 2.1.4 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の基準適合性
 - 2.1.5 中央制御室換気系の基準適合性
 - 2.2 安全施設の共用・相互接続
 - 2.2.1 共用・相互接続設備の抽出
 - 2.2.2 基準適合性
- 添付資料
- 添付 1 重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表
 - 添付 2 重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理表
 - 添付 3 重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果
 - 添付 4 設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について
 - 添付 5 静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について
 - 添付 6 静的機器単一故障時の原子炉格納容器冷却機能代替性確認評価
 - 添付 7 修復作業の成立性に関する検討について
 - 添付 8 配管及びダクトの内部点検の実施状況について

添付 9 小規模破損の検知及び修復について

添付 10 中央制御室換気系の外気取入ラインについて

添付 11 故障・トラブル情報の活用について

添付 12 東海第二発電所におけるケーブルの系統分離について

添付 13 共有／相互接続設備 抽出表

添付 14 共用設備 概略図

3. 運用，手順説明資料

(別添資料) 運用，手順説明資料 安全施設

< 概 要 >

1. において、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

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

第 1-1 表 設置許可基準規則第 12 条並びに技術基準規則第 14 条及び 15 条の

要求事項

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 14 条 (安全設備)	追加要求事項
1 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	—	変更なし
2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならない。	静的機器の単一故障に関する考え方の明確化
3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件にお	2 安全性設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を	変更なし

いて、その機能を発揮することができるものでなければならない。	発揮することができるよう、施設しなければならない。	
--------------------------------	---------------------------	--

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 15 条 (設計基準対象施設の機能)	追加要求事項
—	設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。	変更なし
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	2 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。	変更なし
—	3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。	変更なし
5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。	変更なし

<p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。</p>	<p>5 設計基準対象施設に属する安全設備であつて、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項（相互接続に関する要求追加）</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(g) 安全施設

(g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単

一故障，長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能を達成できる設計とする。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする以下の機器については，想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく，当該単一故障の除去又は修復のためのアクセス性，補修作業性並びに当該作業期間における従事者の被ばくを考慮する。

- ・原子炉建屋ガス処理系の配管の一部
- ・中央制御室換気系のダクトの一部

また，重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする以下の機器については，単一故障を仮定した場合においても安全機能を達成できる設計とする。

- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）

安全施設の設計条件を設定するに当たっては，材料疲労，劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線量等各種の環境条件を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計

とする。

また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(g-2) 安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、破損事故の発生確率を低くするとともに、タービンミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(g-3) 重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。

なお、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設は無いことから、共用又は相互に接続することを考慮する必要はない。

安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は、東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）は、東海発電所と共用とするが、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車及び環境試料測定設備は、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク及び多目的タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作する

ことにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

(2) 安全設計方針

1. 1 安全設計の方針

1. 1. 1 安全設計の基本方針

1. 1. 1. 6 共用

重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。

安全施設（重要安全施設を除く。）において、共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

1. 1. 1. 7 多重性又は多様性及び独立性

安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

1. 1. 1. 8 単一故障

(1) 設計方針

安全施設のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障が生じた場合、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれか

が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計とする。

なお、重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間にわたって安全機能が要求される静的機器を単一設計とする場合には、単一故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる設計、他の系統を用いてその機能を代替できる設計又は単一故障を仮定しても安全機能を達成できる設計とする。

(2) 手順等

原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気空調系のダクトの一部に要求される機能を維持するため、保全計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

1.1.1.9 試験検査

安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(3) 適合性説明

第十二条 安全施設

- 1 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。
- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。

7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

安全施設を、「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」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「PS」という。）。
- (2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「MS」という。）。

また、PS及びMSのそれぞれに属する安全施設を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。それぞれのクラスの呼称は第1表に掲げるとおりとする。

なお、各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設、試験及び検査の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものとする。

- a. クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

- b. クラス 2 : 高度の信頼性を確保し, かつ, 維持すること。
- c. クラス 3 : 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し, かつ, 維持すること。

第 2 項について

重要度が特に高い安全機能を有する系統については, その構造, 動作原理, 果たすべき安全機能の性質等を考慮し, 原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け, 想定される動的機器の単一故障又は長期間の使用が想定される静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。また, その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え, 外部電源が利用できない場合においても, 系統の安全機能が達成できるよう, 非常用所内電源として非常用ディーゼル発電機 3 系統を設ける。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において, 設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち, 単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については, 当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉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及び原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち, 想定される最も過酷な条件として, 配管及びダクトについては全周破断を想定しても, 単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう, 安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし, その単一故障を仮定しない。設計に当たっては, 想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく, 当該単一故障の除去又は修復のためのアクセス性, 補修作業性並びに当該作業期間として想定する屋外の場合 4 日間, 屋内の場合 2 日間における従事者の被ばくを考慮し, 周辺公衆の被ばく線量

が設計基準事故時の判断基準である実効線量を下回ること、運転員の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度を下回ること及び従事者の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さく修復作業が実施可能であることを満足するものとする。

なお、単一故障を除去又は修復ができない場合であっても、周辺公衆に対する放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管1箇所の全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また、このような場合においても、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

なお、単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑える。

第3項について

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これ

らの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

第4項について

安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を第2表に示す。

第5項について

発電用原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。

発電所内の施設については、タービン・発電機等の大型回転機器に対して、その損壊によりプラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払う。

さらに、万一タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根、T-G カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する主蒸気・給水管等については、材料選定、強度設計、品質管理に十分な考慮を払う。

さらに、これに加えて安全性を高めるために、上記配管については仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、安全施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための

手段として、主蒸気・給水管についてはパイプホイップレストレイントを設ける。

以上の考慮により、安全施設は安全性を損なわない設計とする。

第6項について

東海第二発電所においては、重用安全施設の共用又は相互に接続はしない。

第7項について

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設間で共用するのは、固体廃棄物処理系、所内ボイラ設備、所内蒸気系、給水処理系、緊急時対策所、通信連絡設備、放射線監視設備及び消火系である。

固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は、東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）、テレビ会議システム（社内）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X）、加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）は、東海発電所と共用とするが、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車及び環境試料測定設備は、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク及び多目的タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

第1表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類 重要度による分類	安全施設		安全機能を有しない構築物、 系統及び機器
	異常の発生防止の機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)	
安全に関連する構築物、 系統及び機器	クラス1 PS-1	MS-1	
クラス2 PS-2	MS-2		
クラス3 PS-3	MS-3		
安全に関連しない構築物、 系統及び機器			安全機能以外の機能のみを行うもの

第2表 試験又は検査が可能な設計とする対象設備

構築物、系統及び機器	設計上の考慮
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計とする。
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計とする。
残留熱を除去する系統	試験のできる設計とする。
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計とする。
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計とする。
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計とする。 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計とする。
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができる設計とする。
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計とする。
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計とする。
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計とする。
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等

8.2 換気空調設備

8.2.1 換気設備

8.2.1.2 設計方針

- (6) 中央制御室換気系は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を放射線被ばくから防護するように設計する。
- (7) 中央制御室換気系は、主蒸気管破断事故時に短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能を達成できる設計とする。また、中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

9.2 格納容器スプレイ冷却系

9.2.2 設計方針

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、事故後の動的機器の単一故障、又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される安全機能を達成できる設計とする。

単一設計とするスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については、当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えられとされる静的機器の単一故障を仮定した場合でも、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統を残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の主要な設計仕様については、「5.4 残留熱除去系」に記述する。

重大事故等時の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、「9.1.2 重大事故等時」に記述する。

9.4 原子炉建屋ガス処理設備

9.4.2 設計方針

- (1) 原子炉建屋ガス処理設備は、原子炉冷却材喪失事故時に短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備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を達成できる設計とする。

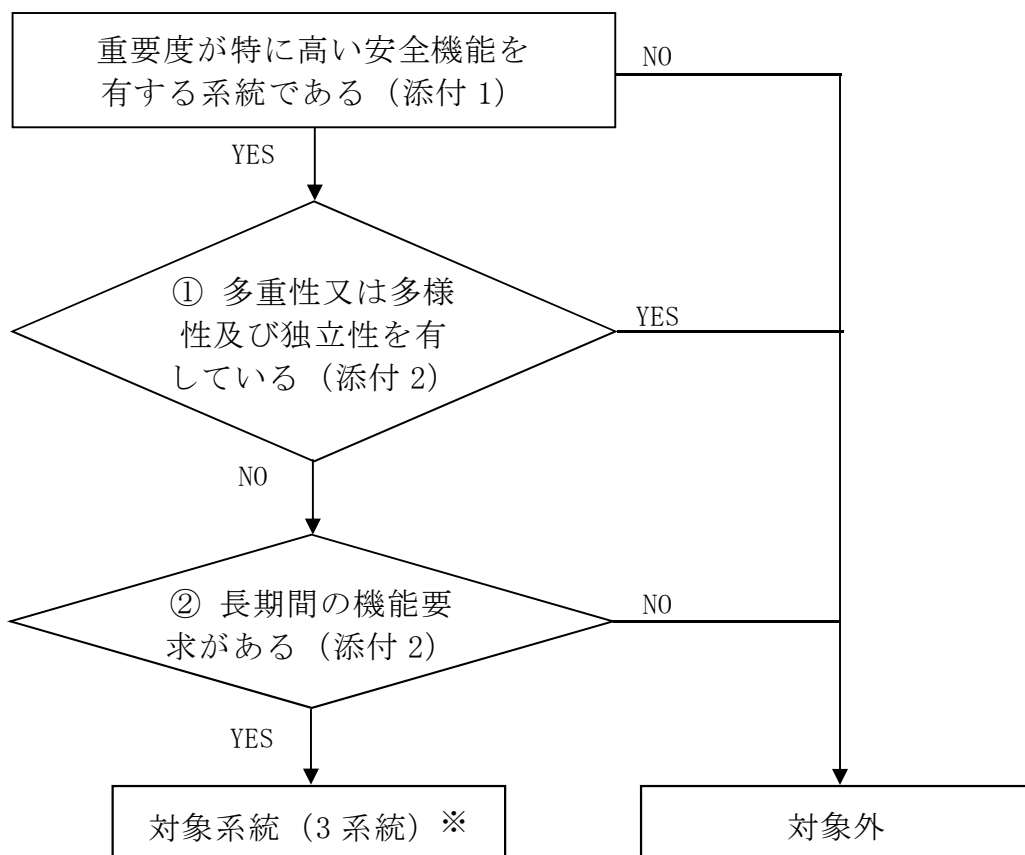
なお、単一設計とする配管の一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

2. 安全施設

2.1 静的機器の単一故障

2.1.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出

東海第二発電所において、重要度が特に高い安全機能を有する系統で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24 時間以上若しくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している系統を抽出した。



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

抽出に当たっては、設置許可基準規則の解釈第12条第3項の表に規定された安全機能を有する系統を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要

度分類に関する審査指針」並びに社団法人日本電気協会「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（JEAG4612-2010）及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」（JEAG4611-2009）に示される安全施設の中から選定した。その結果を添付 1 に示す。

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

添付 2 で整理した結果に基づき、重要度が特に高い安全機能を有する系統で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24 時間以上若しくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している以下の 3 系統を抽出した。

- (1) 原子炉建屋ガス処理系
 - ・単一設計箇所：配管の一部
- (2) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
 - ・単一設計箇所：スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）
- (3) 中央制御室換気系
 - ・単一設計箇所：ダクトの一部及び空気調和機

2.1.2 静的機器の基準適合性確認

設置許可基準規則の解釈第12条の第5項に以下の記載がある。

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

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

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

- ① 単一故障が想定される最も過酷な条件下においても、安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる。
- ② 単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる。
- ③ 単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であって

も、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる。

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

第 2.1-1 表 静的機器の基準適合性確認結果一覧

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

設置許可基準規則の解釈第 12 条の 5 項への適合性について、詳細を 2.1.3, 2.1.4, 2.1.5 に示す。

2.1.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性

ここでは、原子炉建屋ガス処理系の単一設計箇所について、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

(1) 設備概要

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

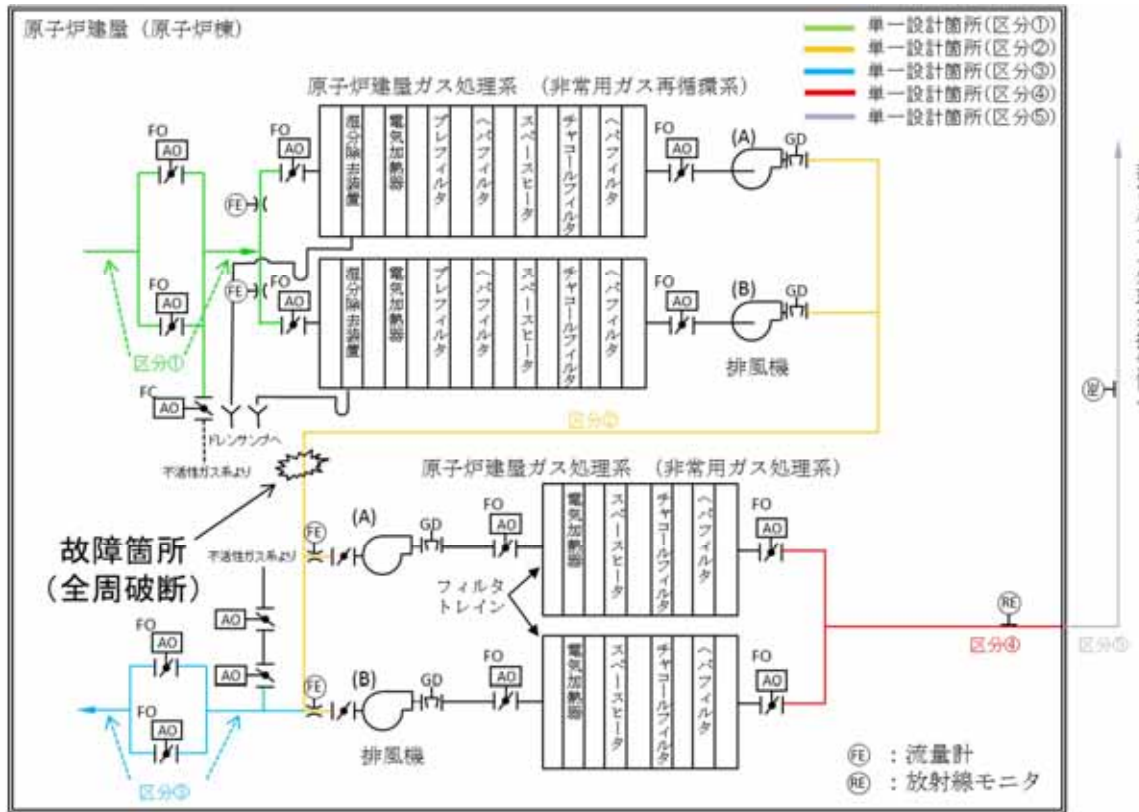
非常用ガス再循環系は、よう素用チャコールフィルタを含むフィルタトレイン、排風機及び弁などから構成されており、原子炉建屋内でガスを再循環させ、放射性物質を吸着除去する。

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

本システムの機器は耐震Sクラスで設計している。

原子炉建屋ガス処理系は、第2.1-1図に示すとおり、配管の一部は単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該配管の仕様を第2.1-2表に示す。



第 2.1-1 図 原子炉建屋ガス処理系系統概要図

第 2.1-2 表 配管仕様表

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

※外面塗装

(2) 対象機器の影響評価

a. 故障の可能性

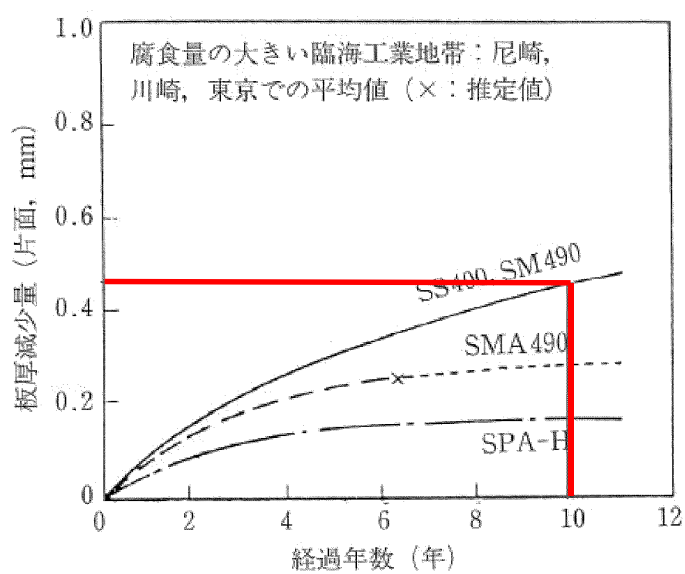
(a) 想定される故障に対する設計上の考慮

原子炉建屋ガス処理系の配管の信頼性について、想定される故障に対する設計上の考慮を第 2.1-3 表に示す。この結果、原子炉建屋ガス処理系の配管は十分な信頼性を有している。

第 2.1-3 表 想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
配管	腐食	建屋内外に設置した配管は、防食塗装を施しており、腐食の発生を抑制する設計としている。
	閉塞	原子炉建屋ガス処理系の建屋からの吸込部は床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない。配管径も大きいことから閉塞が発生することはない。

さらに、炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果（第 2.1-2 図）によると、10 年経過時の腐食量が 0.5 mm 以下であることから、40 年経過したとしても減肉量は 2mm 以下である。この減肉量は配管肉厚（最小 9.5 mm）に対して十分小さいことから、配管は十分な信頼性を有している。



第 2.1-2 図 我が国各地における普通鋼及び耐候性鋼の暴露試験結果
 (社団法人腐食防食協会「腐食・防食ハンドブック」に加筆)

(b) 保守管理

原子炉建屋ガス処理系は、第 2.1-4 表に示すとおり配管の外観点検を定期的に行っており、有意な腐食が発生していないことを確認している。また、第 2.1-5 表に示すとおり、保安規定に基づく定期試験によりシステムの健全性を確認している。

この結果、原子炉建屋ガス処理系の配管は適切な保守管理を実施しており、当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2.1-4 表 配管点検内容

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

第 2.1-5 表 定期試験内容

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

(c) 過去の故障実績

これまで，原子炉建屋ガス処理系の配管については保守管理を適切に実施しており，工事報告書及び不適合管理票により確認した結果，機能性能に影響を及ぼすような故障実績はなかった。

また，原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例を確認した結果，当該系統である原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）に関する故障実績はなかった。

しかし，自社プラントにおいて換気空調ダクトの腐食による故障が発生している。この水平展開として，東海第二発電所では管理区域とのバウンダリとなる屋内外のダクト（原子炉建屋ガス処理系配管を含む）について外観点検（1回／年）を実施し，腐食等の有無を確認し，必要に応じて補修塗装等の対応を実施することとした。また，当該系統の中で最も腐食環境にある非常用ガス処理系排気筒については定期的に肉厚測定を実施し，異常のないことを確認しており，このことから機能性能に影響を与える故障が発生する可能性は低いと評価する。

※ BWR 事業者協議会（JBOG），一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b. 故障の仮定

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

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、全周破断を仮定する。表2.1-6に設備の故障の想定とその対応について整理した。

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

第2.1-6表 設備の故障の想定とその対応

設備	想定箇所	故障	故障(劣化)モード	発生の可能性	検知性	修復性	被ばく影響	安全上支障ない期間に修復可	最も過酷な条件	備考
原子炉建屋ガス処理系	配管	全周破断	腐食	△ (考えにくい)	○	○	○	○	○	
		軽微な漏えい破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	—	
		閉塞	なし	× (考えられない)	—	—	—	—	—	

c. 仮定した故障による影響評価

原子炉建屋ガス処理系は、事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去した後に、原子炉建屋内ガスを環境へ放出することで、原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減させるものである。このため、静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として、

非居住区域境界外の被ばく評価を行う。

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

(a) 故障箇所の想定

原子炉建屋ガス処理系配管の単一設計箇所については、故障による影響を検討する上で、以下のように区分される。第2.1-1図に故障想定箇所の概要を示す。

・区分①（非常用ガス再循環系吸気配管）

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

・区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）

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

・区分③（非常用ガス再循環系戻り配管）

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

・区分④（非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋内））

配管の全周破断を想定すると、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理したガスは原子炉建屋内に放出されることとなり、原子炉建屋の負圧が保てなくなる。このため、フィルタを通らないガスが原子炉建屋から漏えいすることとなるが、非常用ガス処理系の運転が継続されるため、区分②と比べて、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響は小さい。

・区分⑤（非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋外））

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

以上から、評価上最も厳しくなる区分②を、保守的に故障想定箇所とする。

(b) 故障の発生時期

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

(c) 評価条件

i) 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失において、添付書類十で想定する評価条件である動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、ベースケースの評価条件に加えて、単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2.1-7 表に示す。なお、評価に当たっては、より厳しい条件においても公衆への被ばく影響が小さいことを確認する観点から、原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし、配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。

第 2.1-7 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

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

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

ii) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下において、添付書類十で想定する評価条件である動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、ベースケースの評価条件に加えて、単一設計箇所 of 静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2.1-8 表に示す。なお、評価に当たっては、より厳しい条件においても公衆への被ばく影響が小さいことを確認する観点から、原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし、配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。

第 2.1-8 表 評価条件の比較（燃料集合体の落下）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	<p>(事故発生～24時間)</p> <p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p> <p>(24時間以降)</p> <p>非常用ガス再循環系は機能するが、処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され、原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]</p>	<p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p>
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>(実効放出継続時間※)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：10時間 ・よう素：1時間 <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p>[事故発生～24時間] 5.6×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>[24時間以降] 4.8×10^{-19} (Gy/Bq)</p> <p>(相対濃度 (χ/Q))</p> <p>[事故発生～24時間] 2.0×10^{-6} (s/m³)</p> <p>[24時間以降] 2.4×10^{-5} (s/m³)</p>	<p>(実効放出継続時間)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：15時間 ・よう素：5時間 <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p>5.1×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>(相対濃度 (χ/Q))</p> <p>2.0×10^{-6} (s/m³)</p>

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

(d) 評価結果

i) 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失について，単一設計箇所（静的機器）の故障を考慮した影響評価において，原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断した場合の評価結果は，第 2.1-9 表に示すとおり約 1.1×10^{-2} mSv であり，判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第 2.1-9 表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

項目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス（ γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）	排気筒放出	約 7.9×10^{11} Bq	約 4.0×10^{12} Bq
	地上放出	約 3.2×10^{12} Bq	—
環境に放出されるよう素（I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約 4.4×10^8 Bq	約 4.8×10^9 Bq
	地上放出	約 1.4×10^{11} Bq	—
実効線量	希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量	約 8.2×10^{-4} mSv	約 1.8×10^{-4} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 9.6×10^{-3} mSv	約 3.6×10^{-5} mSv
	原子炉建屋内からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量	約 1.0×10^{-4} mSv	約 1.0×10^{-4} mSv
	合計	約 1.1×10^{-2} mSv	約 3.2×10^{-4} mSv

ii) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下について、単一設計箇所^の静的機器の故障を考慮した影響評価において、原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断した場合の評価結果は、第 2.1-10 表に示すとおり約 5.9×10^{-2} mSv であり、判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第 2.1-10 表 評価結果の比較（燃料集合体の落下）

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

d. 安全上支障のない期間の考え方

以上のとおり、添付書類十の評価結果である動的機器の単一故障に加えて、静的機器の単一故障が発生し、かつ(3)に示す修復を行わないと仮定しても、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量 5 mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。これよりによ

り、(3)に示す修復作業期間は安全上支障のない期間であることを確認した。

(3) 故障箇所の修復

a. 検知性

事故発生後、中央制御室ではパラメータ（系統流量、原子炉建屋差圧、放射線モニタ等）を監視しており、各区分の配管に全周破断が発生した場合は、パラメータ変動の確認により異常を検知し、現場確認（視覚、聴覚、触覚）により破断箇所を特定する。

第2.1-1図の各区分の全周破断想定箇所について、それぞれ以下のように検知可能である。

- ・区分①，①-1：中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分②，②-1，②-2：中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分③：中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分④，④-1：中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ，FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分⑤：中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ），

現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

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

b. 修復性

配管の修復作業は，破断箇所を特定した後，あらかじめ用意した修復用資機材を用いて，以下の手順により修復を行う。修復作業の一例を第2.1-3図に示す。

なお，現場確認により，単一設計箇所と二重化された箇所で配管の形状（直管，エルボ管，分岐管）に違いはないことを確認しており，修復方法も様々な配管形状に対応できる工法であることから，いずれの箇所で故障が発生した場合でも修復可能である。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

- ・修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

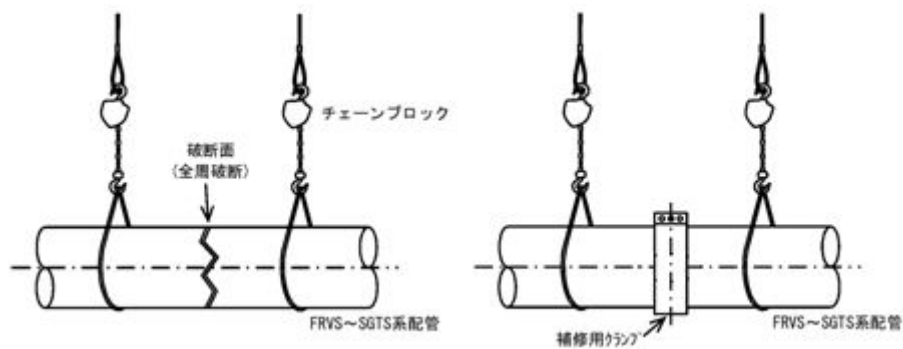
- ・現場の状況（修復箇所表面の温度，作業エリアの汚染の状況等）

に応じた保護具を装着する。

- ・作業安全確保のため、原子炉建屋ガス処理系排風機の隔離（スイッチ“停止”及び電源“切”）を行う。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し、チェーンブロック等により芯合せを行う。

④ 配管破断箇所、修復用資機材（補修用パテ、クランプ等）を取り付ける。



第2.1-3図 配管修復イメージ

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

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

また、修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制、資機材の準備、作業手順、訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

c. 修復作業での被ばく評価

原子炉建屋ガス処理系の静的機器の単一故障を想定し、修復作業にお

ける被ばく評価を実施した。

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

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

評価の結果、作業員の被ばく線量は約 52mSv となり、災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると、それを下回っていることを確認した。評価結果を第 2.1-11 表に示す。

第 2.1-11 表 配管修復作業の被ばく評価

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

なお、修復作業の被ばく評価にあたっては、事故発生から 20 日後に作業を開始することとしている。これは、緊急作業時の線量限度（100 mSv）を満足できる範囲で、原子炉建屋ガス処理系の機能を最も早期に回復させるために設定した作業実施時期である。

実運用においては、作業員の被ばく低減を考慮した上で、修復作業の実施時期を決定する。

d. 修復後について

原子炉建屋ガス処理系の静的機器の単一故障箇所について、補修用パ

テ、クランプ等で修復することとしているが、これらは早期に安全機能を回復し、故障の影響を低減させることを目的とした応急処置である。したがって、事故収束後は故障箇所に対して技術基準に適合する取替・修理を行う。

(4) 総合評価

原子炉建屋ガス処理系の配管のうち単一設計の箇所について、当該設備に要求される格納容器又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する想定として、最も過酷な条件になると想定される配管の全周破断を仮定した。

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

以上から、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

2.1.4 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の基準適合性

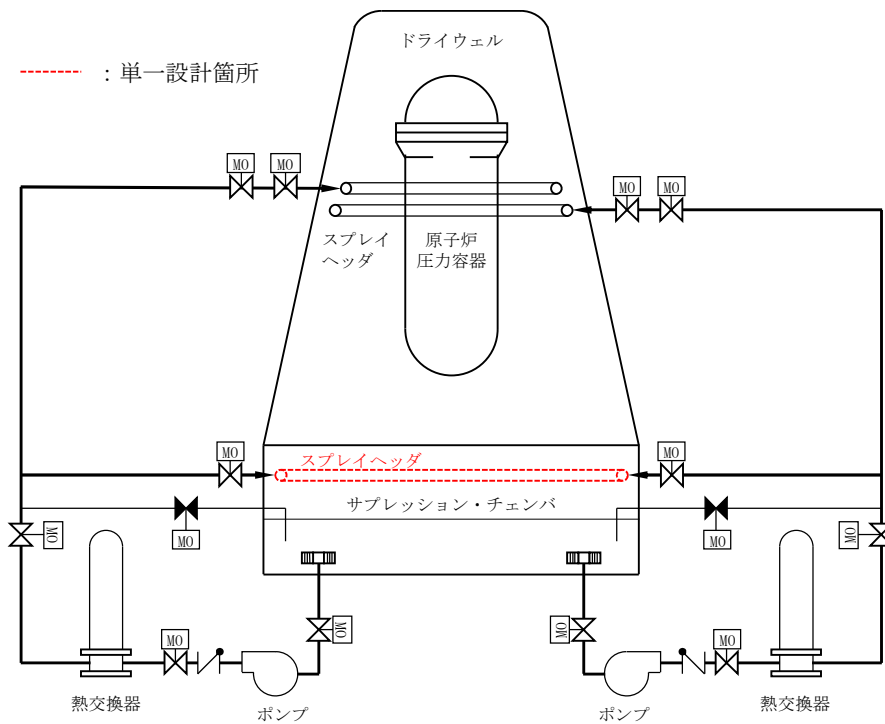
ここでは、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の単一設計箇所について、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」に適合することを確認した。

(1) 設備概要

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

本システムの機器は耐震Sクラスで設計している。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、第2.1-4図に示すとおり、スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。当該スプレイヘッドの仕様を第2.1-12表に示す。



第 2.1-4 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）系統概要図

第 2.1-12 表 スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）仕様

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

※外面塗装

(2) 対象機器の影響評価

a. 故障の可能性

(a) 想定される故障に対する設計上の考慮

スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）の信頼性について、想定される故障に対する設計上の考慮を第 2.1-13 表に示す。この結果、スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）は十分な信頼性を有している。

第 2.1-13 表 想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
スプレイ ヘッド	腐食	スプレイヘッドは防食塗装を施しており、腐食の発生を抑制する設計としている。また、通常運転中は窒素ガスを封入した格納容器内に設置している。
	閉塞	水源であるサプレッション・チェンバにはストレーナが設けられており、その孔径は、系統内で最も狭隘なスプレイノズルの穴径に対して十分小さい。

さらに、前述の炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果（第 2.1-2 図）によると、10 年経過時の腐食量が 0.5 mm 以下であることから、40 年経過したとしても減肉量は 2mm 以下である。また、スプレイヘッドは内部に水が停滞しない構造であり、加えて、プラント運転中のサプレッション・チェンバは窒素置換により酸素濃度を低減してお

り、腐食速度は更に低いと考えられることから、スプレイヘッドは十分な信頼性を有している。

(b) 保守管理

ファイバースコープによる内部点検やノズルを取り外しての目視点検を行い、腐食等の異常がないことを確認している。

(c) 過去の故障実績

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の単一設計箇所について工事報告書及び不適合管理票により確認した結果、当該箇所についてこれまでに故障実績はなかった。また、原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例を確認した結果、格納容器スプレイヘッドに関する故障実績はなかった。

このため、機能性能に影響を与える腐食が発生する可能性は低いと評価する。

※ BWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b. 故障の仮定

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

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、配管1箇所の全周破断を仮定する。

なお、以下の理由によりスプレーヘッドに閉塞事象が発生することはない。

- ・ 水源であるサプレッション・チェンバにはストレーナ（孔径 2.0 mm）が設けられており、その孔径は、系統内で最も狭隘なスプレーノズルの穴径（4.4mm）に対して十分小さい。また、サプレッション・チェンバについては、塗装状態の確認や異物混入状況の確認を実施している。
- ・ 系統内における異物として、脱落した機器の内部部品や配管内のクラッドが想定される。機器の内部部品については弁の弁体、ポンプのインペラが考えられるが、これらは多重化された範囲内に設置されており、形状的に各機器内に留まるためスプレーヘッドを閉塞させることはない。また、当該系統はテストラインを使った定期試験により水を循環運転させていることから、スプレーノズルを閉塞させるようなクラッドの発生はない。

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

c. 仮定した故障による影響評価

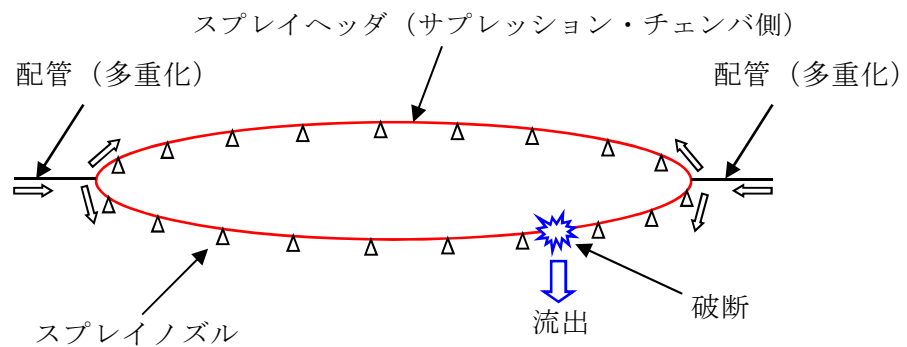
残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）は、事故時に上昇する原子炉格納容器の圧力、温度を低減するものであることから、単一設計箇所の静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として原子炉格納容器の圧力、温度の評価を行う。

前提とする事故については、設置変更許可申請書添付書類十の安全評

価で、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の機能に期待している原子炉冷却材喪失とする。

(a) 故障箇所の想定

スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）はリング状になっており、スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）のどの部位に全周破断を想定しても同じ評価結果となる。故障想定箇所（配管1箇所）の概略を第2.1-5図に示す。



第2.1-5図 スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）

配管全周破断箇所の想定

(b) 故障の発生時期

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

(c) 評価条件

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

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

原子炉冷却材喪失における、添付書類十の評価条件である動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、ベースケースの評価条件に加えて単一設計箇所 of 静的機器の故障を考慮したケースの評価条件の比較を第 2.1-14 表に示す。

第 2.1-14 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

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

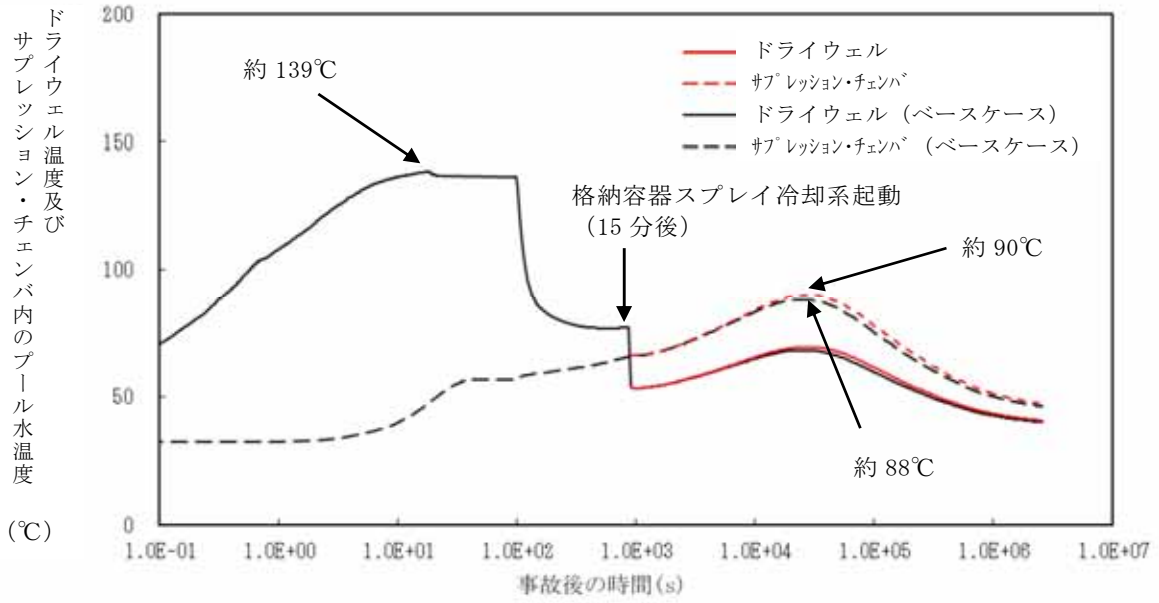
(d) 評価結果

第 2.1-15 表，第 2.1-6 図及び第 2.1-7 図に示すとおり，仮に単一設計箇所であるスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）の全周破断によるスプレイ機能の喪失を仮定した場合であっても，原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えないことを確認した。

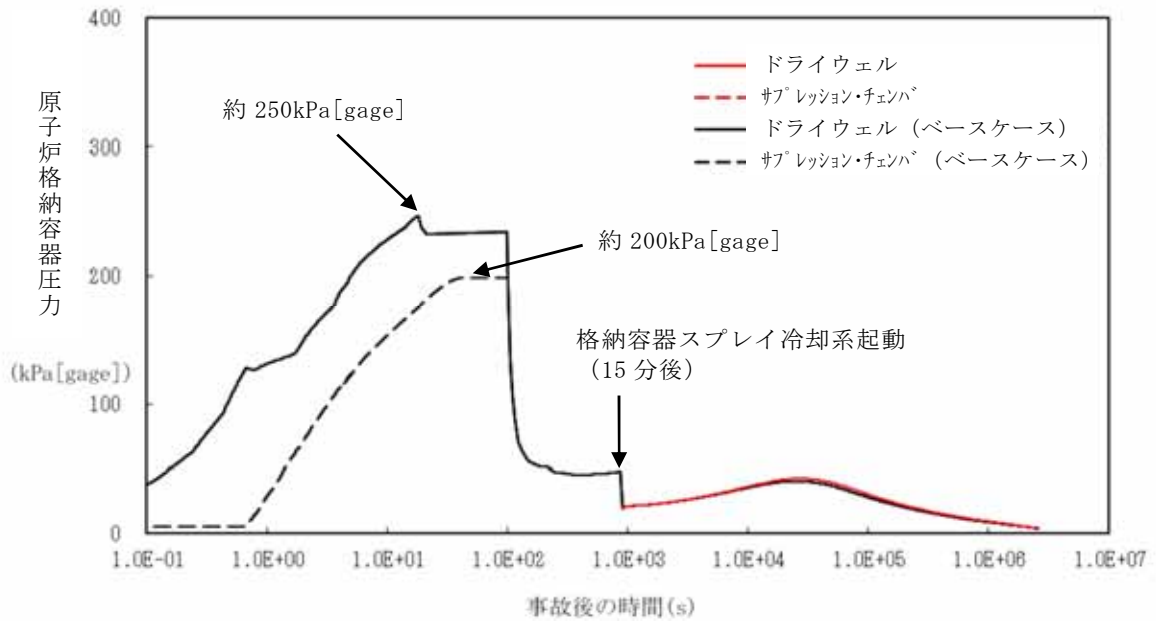
なお，設計基準事故のうち原子炉冷却材喪失では，スプレイ機能による放射性物質の低減効果に期待した非居住区域境界外での実効線量を評価している。原子炉冷却材喪失では原子炉冷却材がドライウエルに放出されること，影響評価においてもドライウエル側のスプレイ流量はベースケースと同じであることを考慮すると，仮に単一設計箇所であるスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）の全周破断によるスプレイ機能の喪失を仮定した場合であっても，周辺公衆の実効線量については，ベースケースからの変更はない。

第 2.1-15 表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

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



第 2.1-6 図 評価結果 (原子炉格納容器温度)



第 2.1-7 図 評価結果 (原子炉格納容器圧力)

(3) 機能の代替性

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

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

評価条件及び評価結果を添付 6 に示す。

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

なお、いずれの評価ケースにおいても、ドライウェルスプレイ流量はベースケースと同等以上であることから、周辺公衆の実効線量評価で考慮するスプレイ機能による放射性物質の低減効果を確保できる。

(4) 総合評価

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の単一設計箇所について、当該設備に要求される格納容器の冷却機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる全周破断を仮定した。

その結果、原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えるこ

とはなく、単一設計箇所の機能喪失を仮定しても、残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は 1 系統をドライウェルスプレイ、もう 1 系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）で運転することで、原子炉格納容器の冷却機能を代替できることを確認した。また、動的機器の単一故障を想定する既設置許可の保守性を確認した。

以上から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」に適合することを確認した。

2.1.5 中央制御室換気系の基準適合性

ここでは、中央制御室換気系の単一設計箇所について、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

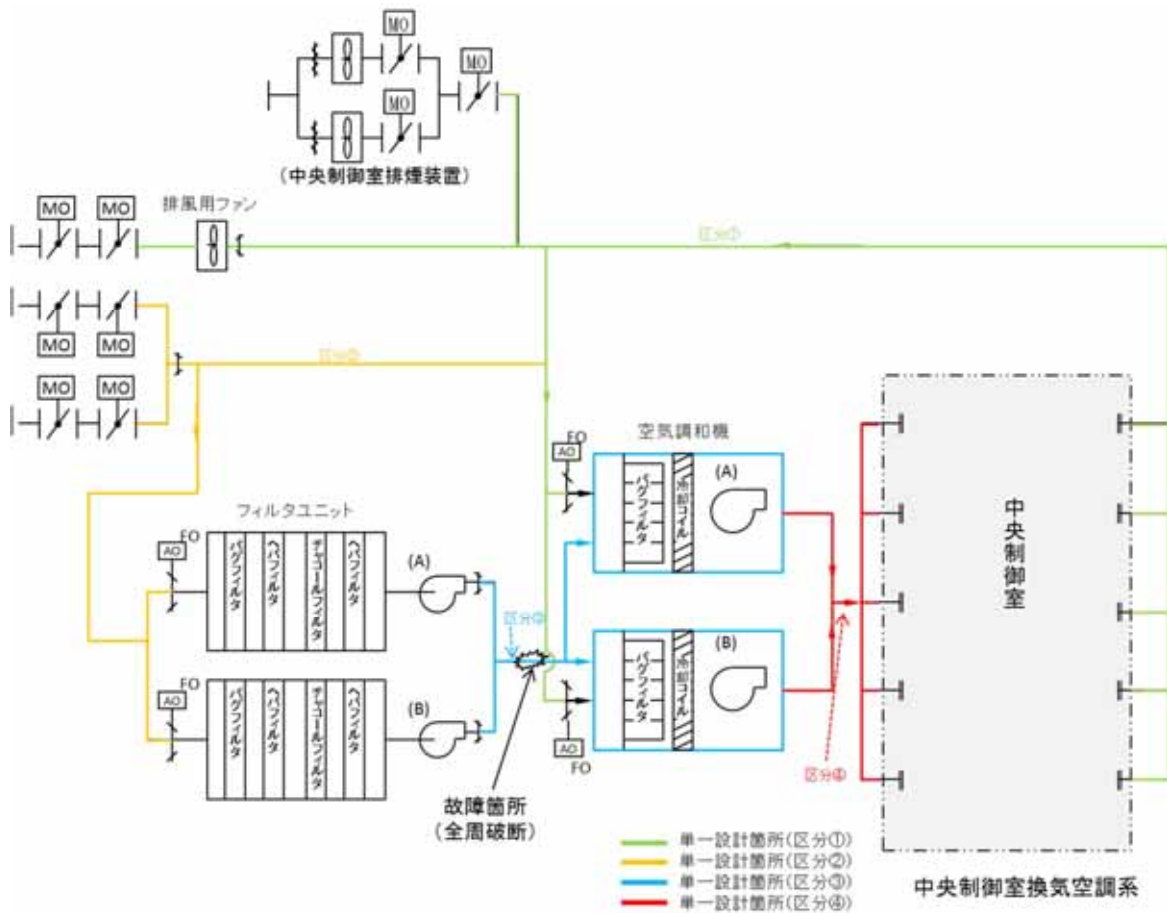
(1) 設備概要

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

本系統の機器は耐震Sクラスで設計している。

中央制御室換気系は、第2.1-8図に示すとおり、ダクトの一部が単一設計となっており、また、空気調和機は多重化されているが区分③のダクトからの隔離ダンパが無いことから単一設計として考慮する。その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該ダクトの仕様を第2.1-16表に示す。



第 2.1-8 図 中央制御室換気系系統概要図

第 2.1-16 表 ダクトの仕様

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

※塗装なし

(2) 対象機器の影響評価

a. 故障の可能性

(a) 想定される故障に対する設計上の考慮

中央制御室換気系のダクト及び空気調和機の信頼性について、想定される故障に対する設計上の考慮を第 2.1-17 表に示す。この結果、中央制御室換気系のダクト及び空気調和機は十分な信頼性を有している。

第 2.1-17 表 想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
ダクト， 空気調和機	腐食	建屋内に設置したダクト及び空気調和機は溶融亜鉛めっきが施されており，建屋内の環境下において腐食の発生を抑制する設計としている。
	閉塞	中央制御室換気系ダクト及び空気調和機は，吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており，大きな異物が系統に流入することはない，ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。 (当該ダクトの最小口径は 460 mm×460 mmである)

(b) 保守管理

ダクト及び空気調和機は第 2.1-18 表に示す内容で，外観点検を定期的に行っており，有意な腐食は発生していないことを確認している。

また，第 2.1-19 表に示す内容で，保安規定に基づく定期試験により，系統の健全性を確認している。

これにより，当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2.1-18 表 ダクト及び空気調和機の点検内容

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

第 2.1-19 表 定期試験内容

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

(c) 過去の故障実績

中央制御室換気系のダクト及び空気調和機について、過去の故障実績を工事報告書や不適合管理票により確認した結果、東海第二発電所においては機能性能に影響を与えるような故障は確認されていない。

しかし、自社のプラントにおいては中央制御室換気空調ダクトの腐食孔や屋外ダクトの腐食による故障が発生している。また、原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例も確認している。

この水平展開として、東海第二発電所では中央制御室換気系のダクトの外観点検（1回／年）により腐食等の有無を確認し、必要に応じて補修等を実施することとしている。また、外気取入口近傍のダクト

については、定期的に隔離弁を取り外し、開口部からダクト内面の腐食等の有無を目視にて点検することとしている。

以上から東海第二発電所では継続的に保守管理を改善しており、当該設備の機能性能に影響を与える故障が発生する可能性は低いと評価する。

※ BWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b. 故障の仮定

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

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、ダクトの全周破断を仮定する。第2.1-20表に設備の故障の想定とその対応について整理した。

なお、ダクトの一部及び空気調和機については、軽微な腐食の発生は考えられるものの、故障時の影響や補修に必要な期間としては、ダクトの全周破断に比べ軽微であるため、ここではダクトの全周破断について評価を行う。また、中央制御室換気系ダクトは、吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することなく、ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。

第2.1-20表 設備の故障の想定とその対応

設備	想定箇所	故障	故障(劣化)モード	発生の可能性	検知性	修復性	被ばく影響	安全上支障ない期間に修復可	最も過酷な条件	備考
中央制御室換気系	ダクト	全周破断	腐食	△ (考えにくい)	○	○	○	○	○	
		軽微な漏えい破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	-	
		閉塞	なし	× (考えられない)	-	-	-	-	-	
	空気調和機※	全周破断	腐食	× (考えられない)	-	-	-	-	-	
		軽微な漏えい破損	腐食	△ (考えにくい)	○	○	○	○	-	

※空気調和機の外郭は、ダクトと比較しても厚く、漏えいの発生は考えにくいが発生の可能性として抽出した。

c. 仮定した故障による影響評価

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

運転員の被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成21・07・27 原院第1号)

(以下「内規」という。)に従い実施することとし、前提とする事故については、内規に示される、主蒸気管破断(仮想事故)及び原子炉冷却材喪失(仮想事故)を評価対象とする。

(a) 故障箇所の想定

中央制御室換気系の単一設計箇所については、故障による影響を検討する上で、以下のように区分される。第 2.1-8 図に故障想定箇所の概要を示す。

・区分①（中央制御室からの戻りダクト）

ダクトの全周破断箇所から、空気調和機の容量（42,500 m³ /h）に相当する外気が流入するが、フィルタユニットの排風機の容量（5,100 m³ /h）に相当する空気がフィルタ処理され、系統に戻されるため、区分③と比べて、運転員の被ばく評価への影響は小さい。

・区分②（フィルタユニットの吸込みダクト）

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

・区分③（フィルタユニット－空気調和機の連絡ダクト（空気調和機含む））

ダクトの全周破断箇所から、フィルタユニットで処理した空気の全量（5,100 m³ /h）が系統外に流出し、フィルタを通過しない外気のみが中央制御室に送風されることになるため、運転員の被ばく評価への影響が大きくなる。

・区分④（中央制御室への給気ダクト）

空気調和機の容量（42,500 m³ /h）に相当する空気が中央制御室から引かれるため、それと同量の外気がダクトの全周破断箇所より中央制御室に流入することとなる。そのため、区分③

とほぼ同様な条件となる。

以上より，評価上最も厳しくなる区分③を，保守的に故障想定箇所とする。

(b) 故障の発生時期

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

(c) 評価条件

内規に基づく中央制御室換気系の評価条件と，この評価条件に加えて単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2.1-21 表に示す。なお，評価に当たっては，より厳しい条件においても公衆への被ばく影響が小さいことを確認する観点から，保守的に中央制御室換気系ダクトの破断箇所の修復は行わないものとし，ダクト破断後は外気が中央制御室内に流入し続けるものとする。

第 2.1-21 表 評価条件の比較

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

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

(d) 評価結果

原子炉冷却材喪失（仮想事故）を前提とした事故発生後 30 日間について、中央制御室換気系ダクトの単一設計箇所を考慮した運転員の線量評価の結果は約 3.1mSv であり、判断基準（実効線量 100mSv 以下）を満足することを確認した。評価結果を第 2.1-22 表に示す。なお、主蒸気管破断（仮想事故）については約 2.8mSv となった。

第 2.1-22 表 評価結果

(単位：mSv)

項目		影響評価	内規に基づく評価
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.6×10^0	約 1.6×10^0
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 3.4×10^{-2}
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.0×10^0	約 1.0×10^0
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}
合計		約 3.1×10^0	約 2.9×10^0

d. 安全上支障のない期間の考え方

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

(3) 故障箇所の修復

a. 検知性

中央制御室換気系ダクト（単一設計箇所及び二重化された部分）に全周破断が発生した場合は，中央制御室での確認（中央制御室エリア放射線モニタの指示値上昇，通風口からの破断音）及び現場確認（視覚，聴覚，触覚）により，全周破断箇所の特定は可能である。なお，故障の位置や大きさによっては中央制御室での検知は困難であるが，巡視点検により異常の有無を現場で検知することができる。

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

b. 修復性

ダクトの修復作業は，破断箇所を特定した後，あらかじめ用意した修復用資機材を用いて，以下の手順で行う。修復作業の一例を第2.1-9図に示す。

なお，現場確認により，単一設計箇所と二重化された箇所でダクトの形状（直管，エルボ管，分岐管，床貫通部）に違いはないことを確認しており，修復方法も様々なダクト形状に対応できる工法であることから，いずれの箇所で故障が発生した場合でも修復可能である。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

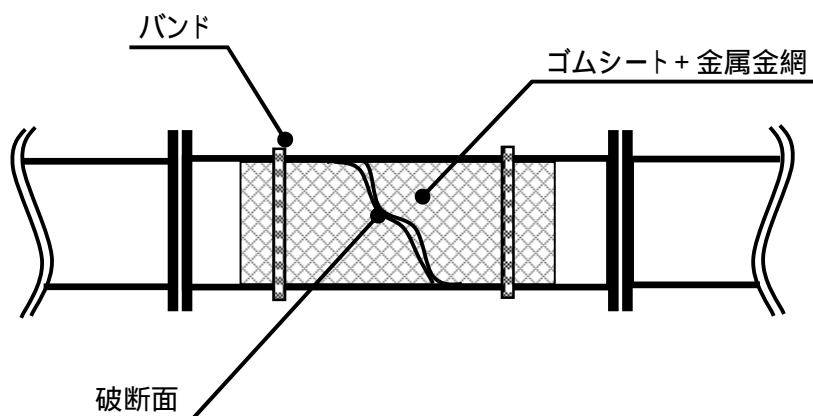
- ・修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。

④ ダクト破断箇所に，修復用資機材（ゴムシート，当て板等）を取

り付ける。



第2.1-9図 ダクトの修復イメージ

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

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

また、修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制、資機材の準備、作業手順、訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

c. 修復作業での被ばく評価

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

- ・ 事故発生から24時間後の線量率を用いる。
- ・ 1人当たりの作業時間を12時間とする。
- ・ 作業場所は単一設計箇所ですべてフィルタに最も接近するフィルタか

ら2mの位置とする。

- ・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。

評価の結果、作業員の被ばく線量は約 6.2×10^{-1} mSv となり、災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると、それを下回っていることを確認した。評価結果を第 2.1-23 表に示す。

第 2.1-23 表 ダクト修復作業の被ばく評価

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

d. 修復後について

中央制御室換気系の静的機器の単一故障箇所についてゴムシート、当て板等で修復することとしているが、これらは早期に安全機能を回復し、故障の影響を低減させることを目的とした応急処置である。したがって、事故収束後は故障箇所に対して技術基準に適合する取替・修理を行う。

(4) 総合評価

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

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

以上から、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

2.2 安全施設の共用・相互接続

東海第二発電所と廃止措置中である東海発電所間で共用・相互接続している設備について、設置許可基準規則第12条第6項及び第7項に対する基準適合性を説明する。

2.2.1 共用・相互接続設備の抽出

設置許可基準規則第12条の解釈において、以下の記載がなされている。

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

び排水口を除く。)

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

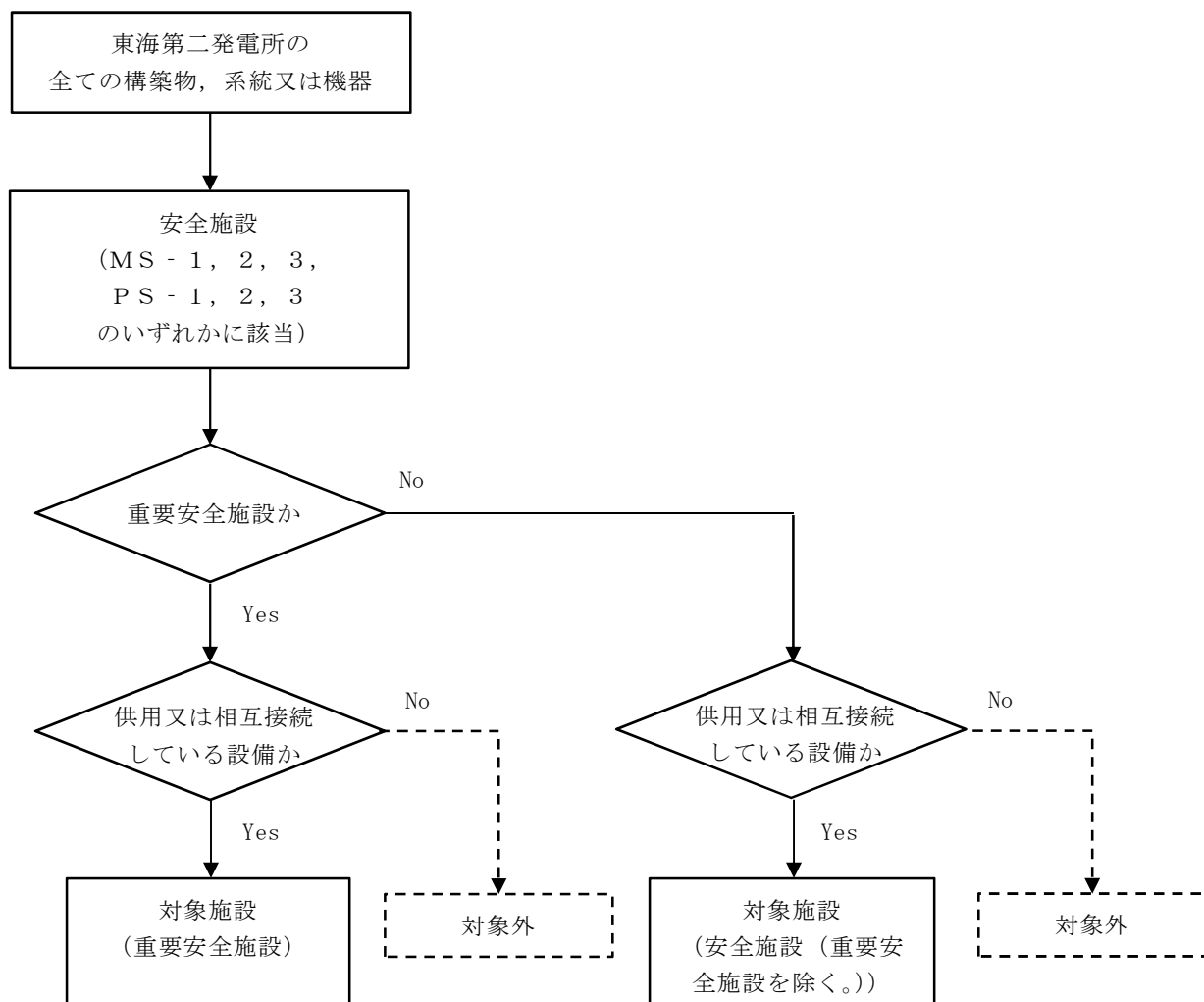
安全施設については，2基以上の発電用原子炉施設（東海第二発電所及び東海発電所）間で共用する場合は原子炉の安全性を損なうことのない設計としており，設置許可基準規則第12条第7項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。また，設置許可基準規則第12条第7項の相互接続設備に関する規則については，東海第二発電所及び東海発電所において相互に接続する安全施設は無いことを確認した。

安全施設のうち重要安全施設については，東海第二発電所及び東海発電所において共用又は相互に接続する施設は無いことから，設置許可基準規則第12条第6項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

これらの確認を行うにあたり，重要度分類指針に示される安全施設の中から東海第二発電所及び東海発電所の原子炉施設間で共用する系統を抽出した結果を添付13に示す。

系統の抽出にあたっては，安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（J E A G 4612-2010，社団法人日本電気協会）及び安全機能を有する計測制御装置の設計指針（J E A G 4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考とし，第2.2-1図に示す抽出フローに従って実施した。

抽出された対象施設の一覧を第2.2-1表に示す。また，抽出した系統の概略図を添付14に示す。



設置許可基準規則 第12条第6項
 技術基準規則 第15条第5項
 (共用化にて「安全性向上」)

設置許可基準規則 第12条第7項
 技術基準規則 第15条第6項
 (共用化にて「安全性を損なわない」)

第2.2-1図 共用又は相互接続している安全施設の抽出フロー

第 2.2-1 表 共用・相互接続設備の抽出結果一覧

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
重要安全施設		
対象無し	—	—
安全施設（重要安全施設を除く）		
固体廃棄物処理系 ・セメント混錬固化装置 ・雑固体廃棄物焼却装置 ・雑固体減容処理設備 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・固体廃棄物作業建屋	P S - 3	共用
所内ボイラ設備 所内蒸気系	P S - 3	共用
給水処理系 ・原水タンク ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・純水貯蔵タンク	P S - 3	共用
緊急時対策所	M S - 3	共用
通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X） ・テレビ会議システム（社内） ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X） ・加入電話設備（加入電話及び加入 F A X） ・専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）	M S - 3	共用

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
安全施設（重要安全施設を除く）		
放射線監視設備 ・固定モニタリング設備 ・環境試料測定設備 ・気象観測設備 ・放射能観測車 ・出入管理室	MS-3	共用
消火系（構内消火設備のみ） ・構内消火用ポンプ ・ディーゼル駆動構内消火ポンプ ・原水タンク（給水処理系） ・多目的タンク（給水処理系）	MS-3	共用

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

○「安全性を損なうことのない」こと

：共用又は相互に接続することによって、要求される安全機能が阻害されることがないように配慮していること

○「安全性が向上する」こと

：各設備に要求される安全機能を満たしつつ、共用又は相互に接続することのメリットを期待できるよう配慮していること

詳細を 2.2.2 以降で示す。

2.2.2 基準適合性

2.2.2.1 重要安全施設

第 2.2-1 表に示す通り，東海第二発電所及び東海発電所において共用又は相互に接続する施設は無いことから，設置許可基準規則第 12 条第 6 項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

2.2.2.2 安全施設（重要安全施設を除く）

第 2.2-1 表に示す通り，重要安全施設を除く安全施設のうち，東海第二発電所及び東海発電所において共用する施設は以下の通りである。なお，相互に接続する施設は無いことを確認している。

- ・ 固体廃棄物処理系（セメント混練固化装置，雑固体廃棄物焼却装置，雑固体減容処理設備，固体廃棄物貯蔵庫，固体廃棄物作業建屋）
- ・ 所内ボイラ設備，所内蒸気系
- ・ 給水処理系（原水タンク，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，純水貯蔵タンク）
- ・ 緊急時対策所
- ・ 通信連絡設備（衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び F A X），テレビ会議システム（社内），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X），加入電話設備（加入電話及び加入 F A X），専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向））
- ・ 放射線監視設備（固定モニタリング設備，気象観測設備，放射能観測車，環境試料測定設備，出入管理室）
- ・ 消火系（構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ，原水タンク，多目的タンク）

共用による安全性への影響を確認した結果を第 2.2-2 表に示す。

第 2.2-2 表 安全施設 共用の適切性

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
固体廃棄物処理系 (セメント混練固化装置, 雑固体廃棄物焼却装置, 雑固体減容処理設備, 固体廃棄物貯蔵庫, 固体廃棄物作業建屋)	P S - 3	固体廃棄物処理系はその性状に応じて処理する設計としており, 東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所から発生する固体廃棄物について処理及び貯蔵保管する。なお, 固体廃棄物貯蔵庫への貯蔵保管量は, 各発電用原子炉施設における合計の予想発生量を考慮して設計しているため安全性を損なうことはない。
所内ボイラ設備 所内蒸気系	P S - 3	所内ボイラ設備及び所内蒸気系は, 東海第二発電所及び東海発電所に必要な容量を確保している。廃止措置中である東海発電所において, 何らかの要因で設備が破損した場合にも, 所内蒸気系接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。なお, 東海発電所では, 洗濯設備及び建屋暖房に使用しており, 所内蒸気の供給を停止しても安全性に影響を与えるものではない。従って, 安全性を損なうことはない。
給水処理系 (ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク, 純水貯蔵タンク) ※原水タンクについては消火系にて記載	P S - 3	給水処理系は, 東海第二発電所及び東海発電所に必要な容量を確保している。廃止措置中である東海発電所において, 何らかの要因で設備が破損した場合にも, 給水配管接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。なお, 東海発電所では, ろ過水貯蔵タンクから供給するろ過水を, 東海発電所の濾過水槽に貯留し, 事務所飲料水系及び作業時の雑用水に使用していることから, ろ過水貯蔵タンクからの供給を停止しても安全性に影響を与えるものではない。また, 純水貯蔵タンクから供給する純水については, 東海発電所の純水タンクに貯留し, 補機冷却系に使用していることから, 純水貯蔵タンクから供給を停止しても安全性に影響を与えるものではない。従って, 安全性を損なうことはない。

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
緊急時対策所	MS-3	緊急時対策所は、東海発電所と同時発災時に対応をする場合においても、必要な居住性を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。
通信連絡設備 (衛星電話設備 (固定型)、衛星電話設備(携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末及びFAX)、テレビ会議システム(社内)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX)、加入電話設備(加入電話及び加入FAX)、専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体向))	MS-3	通信連絡設備は、東海第二発電所及び東海発電所の通信連絡を行うために必要な容量を確保する設計とすることにより、共用により通信ができなくなるなどの機能が喪失することはない、通信連絡に必要な仕様を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。
放射線監視設備 (固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車、環境試料測定設備)	MS-3	放射線監視設備のうち、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するための設備であり、共用により監視、測定ができなくなるなどの機能が喪失することはない、監視に必要な仕様を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。
放射線監視設備 (出入管理室)	MS-3	放射線監視設備のうち、東海第二発電所及び東海発電所における管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視を行うための設備であり、共用により管理、監視できなくなるなどの機能が喪失することはない、管理に必要な仕様を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
消火系 (構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク、多目的タンク)	MS-3	消火系のうち構内消火設備(屋外用)は、東海第二発電所及び東海発電所の消火活動に必要な容量(原水)を確保している。 廃止措置中である東海発電所において、何らかの要因で設備が破損した場合にも、給水配管接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。 また、その状態で東海発電所側で火災が発生した際には防火水槽及び移動式消火設備による消火活動が可能である。 従って、安全性を損なうことはない。 なお、屋内の消火系については各発電用原子炉施設における供用はない。

第2.2-2表の通り、共用とすることで安全性を損なうことはないことから、設置許可基準規則第12条第7項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
P S - 1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構造物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉圧力容器 原子炉再循環ポンプ 配管、弁 隔離弁
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カッピング 炉心シュラウド シュラウドサポート 上部格子板 炉心支持板 燃料支持金具 制御棒案内管 制御棒駆動機構ハウジング
M S - 1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能	燃料集合体 (上部タイプレート) 燃料集合体 (下部タイプレート) 燃料集合体 (スベーサ) 燃料集合体 制御棒 制御棒案内管 制御棒駆動機構 原子炉停止系の制御棒による系
		1) 原子炉の緊急停止機能	水圧制御ユニット (スクラムパイロット弁、スクラム弁、アキウムレタ、窒素容器、配管、弁)
			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条) (対象外) 【No. 22】 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能 【No. 1】 原子炉の緊急停止機能

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-1	<p>1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウデンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器</p>	<p>2) 未臨界維持機能</p>	<p>重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)</p> <p>【No.2】未臨界維持機能</p> <p>制御棒 制御棒カックプリング 制御棒駆動機構カックプリング 制御棒駆動機構 制御棒駆動機構ハウジング 原子炉停止系の制御棒による系 ほう酸水注入系(ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管及び弁、注入配管及び弁)</p>
		<p>3) 原子炉冷却材圧力バウデンダリの過圧防止機能</p>	<p>【No.3】原子炉冷却材圧力バウデンダリの過圧防止機能</p> <p>【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</p>
	<p>4) 原子炉停止後の除熱機能</p>	<p>【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</p> <p>【No.5】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能</p>	<p>逃がし安全弁(安全弁開機能)</p> <p>残留熱除去系(ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却系のルートとなる配管及び弁)</p> <p>残留熱除去系 熱交換器バイパス配管及び弁 原子炉隔離時冷却系(ポンプ、サブプレッジョン・プール、タービン、サブプレッジョン・プールから注水先までの配管、弁)</p> <p>原子炉隔離時冷却系 タービンへの蒸気供給配管、弁 ポンプミニマムフローライン配管、弁 サブプレッジョン・プールのスレーナ 潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管</p> <p>原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイス(ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールからスプレイス先までの配管、弁、スプレイスヘッド)</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
MS-1	<p>1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンスの防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器</p>	<p>4) 原子炉停止後の除熱機能</p>	<p>重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)</p> <p>【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</p> <p>【No.5】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能</p> <p>【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</p> <p>【No.6】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</p> <p>【No.21】圧縮空気供給機能</p> <p>【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</p> <p>【No.6】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</p> <p>【No.21】圧縮空気供給機能</p>
			<p>ポンプミニマムフローライン配管, 弁</p>
			<p>サプレッション・プールシステム</p>
			<p>逃がし安全弁 (手動逃がし機能)</p>
		<p>残留熱を除去する系統(残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード), 原子炉隔離時冷却系, 高压炉心スプレイス, 逃がし安全弁 (手動逃がし機能), 自動減圧系 (手動逃がし機能))</p>	<p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管</p> <p>駆動用窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)</p> <p>自動減圧系 (手動逃がし機能)</p>
		<p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管</p>	<p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの配管, 弁)</p> <p>自動減圧系 (手動逃がし機能)</p>
		<p>駆動用窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)</p>	<p>駆動用窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)</p>

重要度分類指針		東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	
MS-1	<p>1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンスの過剰を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器</p>	<p>5) 炉心冷却機能</p>	<p>非常用炉心冷却系 (低圧炉心スプレイス系, 低圧注水系, 高圧炉心スプレイス系, 自動減圧系)</p>	<p>低圧炉心スプレイス系 (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プール先までの配管, 弁, スプレイヘッド)</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールストレータ</p>
			<p>低圧炉心スプレイス系</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水系) (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プール先までの配管, 弁 (熱交換器バイパスライン含む), 注水ヘッド)</p> <p>残留熱除去系</p> <p>高圧炉心スプレイス系 (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プール先までの配管, 弁, スプレイヘッド)</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールストレータ</p>	<p>低圧炉心スプレイス系 (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プール先までの配管, 弁, スプレイヘッド)</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールストレータ</p> <p>高圧炉心スプレイス系 (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プール先までの配管, 弁, スプレイヘッド)</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールストレータ</p>
				<p>重要度が特に高い安全機能 (設置許可基準規則の解釈第12条)</p> <p>【No.7】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能</p> <p>【No.8】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	<p>重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)</p> <p>【No.7】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能</p> <p>【No.9】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</p> <p>【No.21】圧縮空気供給機能</p>
			<p>原子炉格納容器(格納容器本体、貫通部、所員用エアロック、機器搬入ハッチ)</p> <p>ダイヤフラマフロア</p> <p>ベント管</p> <p>スプレイ管</p> <p>ベント管付き真空破壊弁</p> <p>原子炉建屋外側ブローアウトパネル</p> <p>逃がし安全弁排気管のクエンチャ</p> <p>原子炉建屋原子炉棟パネル付き)</p> <p>原子炉建屋</p> <p>原子炉建屋常用換気空調系隔離弁</p>
		<p>非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系、自動減圧系)</p>	<p>自動減圧系(逃がし安全弁)</p> <p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管</p> <p>駆動用窒素源(アキウムレータ、アキウムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)</p>
		<p>6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能</p>	<p>原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系</p> <p>格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管</p> <p>格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管</p>
			<p>【No.23】原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能</p> <p>【No.21】圧縮空気供給機能</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条) (対象外)
MS-1	<p>1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンスの過剰を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器</p>	<p>6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能</p>	<p>構造物、系統又は機器</p>
			<p>主蒸気流量制限器</p> <p>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) (ポンプ、熱交換器、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイ先 (ドライウエル及びサブプレッション・プール気相部) までの配管、弁、スプレイヘッド (ドライウエル及びサブプレッション・プール))</p> <p>ポンプミニマムフローラインの配管、弁</p> <p>サブプレッション・プールのレーナ</p> <p>残留熱除去系</p> <p>原子炉建屋ガス処理系 (乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管、弁)</p> <p>乾燥装置 (乾燥機能部分)</p> <p>排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)</p> <p>原子炉建屋ガス処理系</p> <p>可燃性ガス濃度制御系 (再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から格納容器までの配管、弁)</p> <p>残留熱除去系 (再結合装置への冷却水供給を司る部分)</p> <p>遮蔽設備 (原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁)</p>
	<p>原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系</p>	<p>原子炉緊急停止の安全保護回路</p>	<p>【No. 11】 格納容器の冷却機能</p>
	<p>2) 安全上必須なその他の構造物、系統及び機器</p>	<p>1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能</p>	<p>【No. 10】 格納容器又は放射性物質が格納容器から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</p> <p>【No. 12】 格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能</p> <p>【No. 24】 原子炉停止系に対する作動信号 (常用系として作動させるものを除く) の発生機能</p> <p>【No. 25】 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
			<p>【No. 13】 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</p> <p>【No. 15】 非常用の交流電源機能</p> <p>(対象外)</p> <p>(対象外)</p> <p>【No. 20】 原子炉制御室非常用換気空調機能</p> <p>※1</p> <p>【No. 18】 補機冷却機能</p> <p>【No. 19】 冷却用海水供給機能</p> <p>【No. 14】 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</p> <p>【No. 16】 非常用の直流電源機能</p> <p>【No. 17】 非常用の計測制御用電源機能</p> <p>(対象外) ※2</p>
			<p>非常用所内電源系(ディーゼル機関、発電機、発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)</p> <p>燃料系</p> <p>始動用空気系(機関へ空気だめ)</p> <p>吸気系</p> <p>冷却水系</p> <p>中央制御室</p> <p>中央制御室遮蔽</p> <p>中央制御室換気空調系(放射線防護機能及び有毒ガス防護機能)(非常用再循環送風機、非常用再循環フィルタ装置、空調ユニット、送風機、排風機、ダクト及びダンパ)</p> <p>残留熱除去系海水系(ポンプ、熱交換器、配管、弁、ストレーナ(MS-1関連))</p> <p>ディーゼル発電機海水系(ポンプ、配管、弁、ストレーナ)</p> <p>直流電源系(蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路(MS-1関連))</p> <p>計装制御電源系(MS-1関連)</p> <p>放水路ゲート</p>
		<p>非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系(いずれも、MS-1関連のもの)</p>	
		その他	

※1 直接海水冷却のため、海水系が補機冷却の機能を有する。

※2 「重要度が特に高い安全機能」(設置許可基準規則の解釈第12条)には該当しないが、重要度を考慮し多重性をもたせた設計とする。

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
P S - 2	<p>1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構造物、系統及び機器</p>	<p>1) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されは除く。）</p> <p>2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能</p>	<p>原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分）</p> <p>主蒸気系</p> <p>原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）</p> <p>放射性気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置）</p> <p>使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）</p> <p>新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック）</p> <p>使用済燃料乾式貯蔵容器</p> <p>燃料交換機</p> <p>原子炉建屋クレーン</p> <p>使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン</p> <p>燃料取扱設備</p> <p>原子炉ウエル</p>
		<p>3) 燃料を安全に取り扱う機能</p>	<p>燃料取扱設備</p>
	<p>2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構造物、系統及び機器</p>	<p>1) 安全弁及び逃げし弁の吹き止まり機能</p>	<p>逃げし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）</p>
			<p>重要度が特に高い安全機能（設置許可基準規則の解釈第12条）</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
MS-2	<p>1) P S - 2 の構造物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構造物、系統及び機器</p> <p>2) 放射性物質放出の防止機能</p>	<p>1) 燃料プール水の補給機能</p>	<p>非常用補給水系</p> <p>残留熱除去系 (ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールから燃料プールまでの配管、弁)</p> <p>ポンプミニマムフローラインの配管、弁</p> <p>サブプレッジョン・プールストレーナ</p>
		<p>2) 放射性物質放出の防止機能</p>	<p>放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)</p> <p>燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁</p> <p>原子炉建屋原子炉棟</p> <p>原子炉建屋</p> <p>原子炉建屋常用換気空調系隔離弁</p> <p>原子炉建屋ガス処理系</p> <p>乾燥装置 (乾燥装置部分) 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)</p> <p>・中性子束 (起動領域計装)</p> <p>・原子炉スクラム用電磁接触器の状態</p> <p>・制御棒位置</p> <p>・原子炉水位 (広帯域、燃料域)</p> <p>・原子炉圧力</p> <p>・原子炉格納容器圧力</p> <p>・サブプレッジョン・プール水温度</p> <p>・原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ)</p>
	<p>1) 異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器</p>	<p>事故時監視計器の一部</p> <p>1) 事故時のプラント状態の把握機能</p>	<p>放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)</p> <p>燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁</p> <p>原子炉建屋原子炉棟</p> <p>原子炉建屋</p> <p>原子炉建屋常用換気空調系隔離弁</p> <p>原子炉建屋ガス処理系</p> <p>乾燥装置 (乾燥装置部分) 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)</p> <p>・中性子束 (起動領域計装)</p> <p>・原子炉スクラム用電磁接触器の状態</p> <p>・制御棒位置</p> <p>・原子炉水位 (広帯域、燃料域)</p> <p>・原子炉圧力</p> <p>・原子炉格納容器圧力</p> <p>・サブプレッジョン・プール水温度</p> <p>・原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ)</p>
			<p>重要度が特に高い安全機能 (設置許可基準規則の解釈第 12 条)</p> <p>(対象外)</p> <p>【No. 26】 事故時の原子炉の停止状態の把握機能</p> <p>【No. 27】 事故時の炉心冷却状態の把握機能</p> <p>【No. 28】 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</p>

重要度分類指針		東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	<p>事故時監視計器の一部</p> <p>[低温停止への移行]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) <p>[ドライウェルスプレイ]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉格納容器圧力 <p>[サブプレッション・プールの冷却]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) サブプレッション・プールの水温度 <p>[可燃性ガス濃度制御系起動]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 	
		<p>2) 異常状態の緩和機能</p> <p>3) 制御室外からの安全停止機能</p>	<p>BWRには対象機能なし</p> <p>制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)</p>	<p>(対象外)</p> <p>制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)の操作回路</p>
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	計装配管, 弁	(対象外)
		2) 原子炉冷却材の循環機能	<p>計装配管, 弁</p> <p>試料採取管, 弁</p> <p>ドレン配管, 弁</p> <p>ベント配管, 弁</p> <p>原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁, ライザー管 (炉内), ジェットポンプ</p>	
	3) 放射性物質の貯蔵機能	<p>原子炉再循環系</p> <p>サブプレッションプール水排水系, 復水貯蔵タンク, 放射性廃棄物処理施設 (放射性インベントリの小さいもの)</p>	<p>復水貯蔵タンク</p> <p>液体廃棄物処理系 (低電導度廃液収集槽, 高電導度廃液収集槽)</p> <p>固体廃棄物処理系 (C U W粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫 (ドラム缶))</p>	

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
P S - 3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、P S - 1 及び P S - 2 以外の構造物、系統及び機器	3) 放射性物質の貯蔵機能	サブレーション・ブール水排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設 (放射性インベントリの小さいもの)
		4) 電源供給機能 (非常用を除く。)	新燃料貯蔵庫 給水加熱器保管庫 セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備 (液体及び固体の放射性廃棄物処理系) 発電機及びその励磁装置 (発電機, 励磁機) 固定子冷却装置 発電機水素ガス冷却装置 軸密封油装置 励磁電源系 蒸気タービン (主タービン, 主要弁, 配管) 主蒸気系 (主蒸気/駆動源) タービン制御系 タービン潤滑油系 復水系 (復水器を含む) (復水器, 復水ポンプ, 配管/弁) 復水系 (復水器含む) 復水器空気抽出系 (蒸気式空気抽出系, 配管/弁) 給水系 (電動駆動給水ポンプ, タービン駆動給水ポンプ, 給水加熱器, 配管/弁) 給水系 駆動用蒸気 循環水系 (循環水ポンプ, 配管/弁) 循環水系 取水設備 (屋外トレンチを含む) 常用所内電源系 (発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路 (MIS-1 関連以外)) 直流電源系 (蓄電池, 蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路 (MIS-1 関連以外)) 計測制御電源系 (電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路 (MIS-1 関連以外))
			重要度が特に高い安全機能 (設置許可基準規則の解釈第 12 条)

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
P S - 3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、P S - 1 及び P S - 2 以外の構造物、系統及び機器	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系（復水器を含む。）、給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所	送電線 変圧器（所内変圧器、起動変圧器、予備変圧器、電路） 変圧器 油劣化防止装置 冷却装置 開閉所（母線、遮断機、断路器、電路）
		原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。）、原子炉核計装、原子炉プラントプロセス計装	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む） 原子炉核計装 原子炉プラントプロセス計装
			補助ボイラ設備（補助ボイラ、給水タンク、給水ポンプ、配管/弁） 補助ボイラ設備 電気設備（変圧器） 所内蒸気系及び戻り系（ポンプ、配管/弁） 計装用圧縮空気設備（空気圧縮機、中間冷却器、配管、弁） 計装用圧縮空気設備 後部冷却器 気水分離器 空気貯槽 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁） タービン補機冷却水系（タービン補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁） タービン補機冷却水系 サージタンク タービン補機冷却海水系（補機冷却海水ポンプ、配管/弁、ストレーナ） 復水補給水系（復水移送ポンプ、配管/弁） 復水補給水系 復水貯蔵タンク
		6) プラント運転補助機能	所内ボイラ、計装用圧縮空気系
			重要度が特に高い安全機能（設置許可基準規則の解釈第 12 条）

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管 上/下部端栓 タイロッド
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系 (再生熱交換器, 非再生熱交換器, CUWポンプ, ろ過脱塩装置, 配管, 弁) 復水浄化系 (復水脱塩装置, 配管, 弁)
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても, MS-1, MS-2とあいまって, 事象を緩和する構築物, 系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁 (逃がし弁機能), タービンバイパス弁 原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源 (アキュムレータ, アキュムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)
		2) 出力上昇の抑制機能	タービンバイパス弁 原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管 駆動用油圧源 (アキュムレータ, アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管, 弁)
		3) 原子炉冷却材の補給機能	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉再循環制御系 制御棒引き抜き阻止回路 選択制御棒挿入回路 制御棒駆動水圧系 (ポンプ, 復水貯蔵タンク, 復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管, 弁) ポンプサクションフィルタ ポンプミニマムフローライン配管, 弁

重要度が特に高い安全機能 (設置許可基準規則の解釈第 12 条)

(対象外)

(対象外)

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1, MS-2とあいまって、事象を緩和する構造物、系統及び機器	3) 原子炉冷却材の補給機能	<p>制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系 (ポンプ、タービン、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁)</p> <p>タービンへの蒸気供給配管、弁</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管、弁</p> <p>潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管</p>
	2) 異常状態への対応上必要な構造物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	<p>緊急時対策所</p> <p>緊急時対策所</p> <p>情報収集設備</p> <p>通信連絡設備</p> <p>資料及び器材</p> <p>遮蔽設備</p> <p>試料採取系 (異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析、原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析)</p> <p>通信連絡設備 (1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備)</p> <p>放射線監視設備</p>
		原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射線監視設備、事故時監視器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明	<p>主排気筒放射線モニタ計装のみ</p> <p>【No. 29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能</p>
			<p>事故時監視器の一部</p> <p>消火系 (水消火設備、泡消火設備、二酸化炭素消火設備、等)</p> <p>消火系</p> <p>消火ポンプ</p> <p>ろ過水タンク、原水タンク、多目的タンク</p> <p>火災検出装置 (受信機含む)</p>

重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物, 系統又は機器
			防火扉, 防火ダンパ, 耐火壁, 隔壁(消火設備の機能を維持担保するために必要なもの)
			安全避難通路
			安全避難通路
			非常用照明
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構造物, 系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所, 試料採取系, 通信連絡設備, 放射能監視設備, 事故時監視計器の一部, 消火系, 安全避難通路, 非常用照明
			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
			(対象外)

【補足】間接関連系について

重要度の特に高い安全機能を有する系統抽出表においては、当該系の機能遂行に直接必要のない構築物、系統及び機器であるため、間接関連系の記載を省略している。

間接関連系の確認にあたっては、当該系及び直接関連系と同様に、安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010，社団法人日本電気協会）及び安全機能を有する計測制御装置の設計指針（JEAG4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考として抽出しているが、ここではその妥当性を示す。

- (1) 間接関連系と整理した構築物、系統及び機器が重要度の特に高い安全機能を有する当該系の独立性を喪失させることがないかの確認 [同一機能内での区分分離の確認]

間接関連系とは、当該系が安全機能を果たす上では必須ではないもの、もしくは機能喪失時に当該系へ悪影響を与えるまでに時間余裕があり代替手段の構築等に対応が可能なもの、と整理している。具体的には、以下のような関連系が該当する。

- ① 当該系の安全機能要求以降に当該系の状態監視機能を有する関連系
(例：監視系，記録計)
- ② 当該系に課せられた設計条件を担保する上で必要であるが，その関連系の機能喪失の発生から当該系の機能喪失発生までには相当の時間余裕を有し，その間に補修又は代替手段が可能な関連系

(例：燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プールの冷却機能を司る範囲）

- ③ 当該系の安全機能を果たした後の排気，排水等処理する関連系

(例：原子炉補機冷却海水系の排水ライン)

- ④ 当該系の性能向上や環境改善などに直接係わり，その機能喪失によっても当該系の安全機能が確保し得るものであって，さらなる性能確保のための関連系

(例：原子炉隔離時冷却系タービン／ポンプ室空調機)

- ⑤ 当該系の安全機能要求以前の信頼性維持に直接係わる関連系

(例：テストライン)

- ⑥ 当該系の安全機能要求以前の待機状態維持に直接係わる関連系

(例：直流電源系充電器)

これら間接関連系のうち，重要度の特に高い安全機能を有する系統の間接関連系と整理した具体的な構築物，系統及び機器は以下のとおりである。

重要度の特に高い安全機能を有する系統	間接関連系 (数字は前頁の①～⑥)
・ほう酸水注入系	・ポンプテストライン配管・弁・タンク ^⑤ , ・電気ヒータ ^⑥
・残留熱除去系 (低圧注水系, 原子炉格納容器スプレイ冷却系を含む)	・封水ライン配管・弁 ^⑥ , ・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・停止時冷却系注入ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤
・原子炉隔離時冷却系	・封水ライン配管・弁 ^⑥ , ・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・タービン軸封装置 ^④ , ・タービン/ポンプ室空調機 ^④
・高圧炉心スプレイ系	・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・封水ライン配管・弁 ^⑥
・低圧炉心スプレイ系	・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・封水ライン配管・弁 ^⑥
・逃がし安全弁 (手動逃がし機能), ・自動減圧系 (手動逃がし機能), ・自動減圧系 (逃がし安全弁)	・高圧窒素ガス供給系 ^⑥
・原子炉格納容器隔離弁及び格納容器 バウンダリ配管	・不活性ガス系 ^⑥
・原子炉建屋ガス処理系	・フィルタ装置スペースヒータ ^⑥
・非常用所内電源系	・始動用空気系 (空気圧縮機～空気だめ) ^⑥ , ・排気配管 ^③
・原子炉補機冷却海水系	・取水路スクリーン ^④
・直接電源系	・充電器 ^⑥ , 蓄電池室換気系 ^⑥

これらの構築物, 系統及び機器の故障によって当該系の独立性を喪失させることはない。

- (2) 間接関連系と整理した構築物，系統及び機器が当該系とは異なる安全施設の機能を阻害するような悪影響を与えることがないかの確認における整理 [異なる機能間での区分分離の確認]

各安全施設が間接関連系を含む他系統から悪影響を受けるか否かの確認においては，安全重要度が低いクラスの系統や安全施設以外からの影響も見ることがあり，影響を与える側から整理するよりも影響を受ける側から整理する方が妥当である。

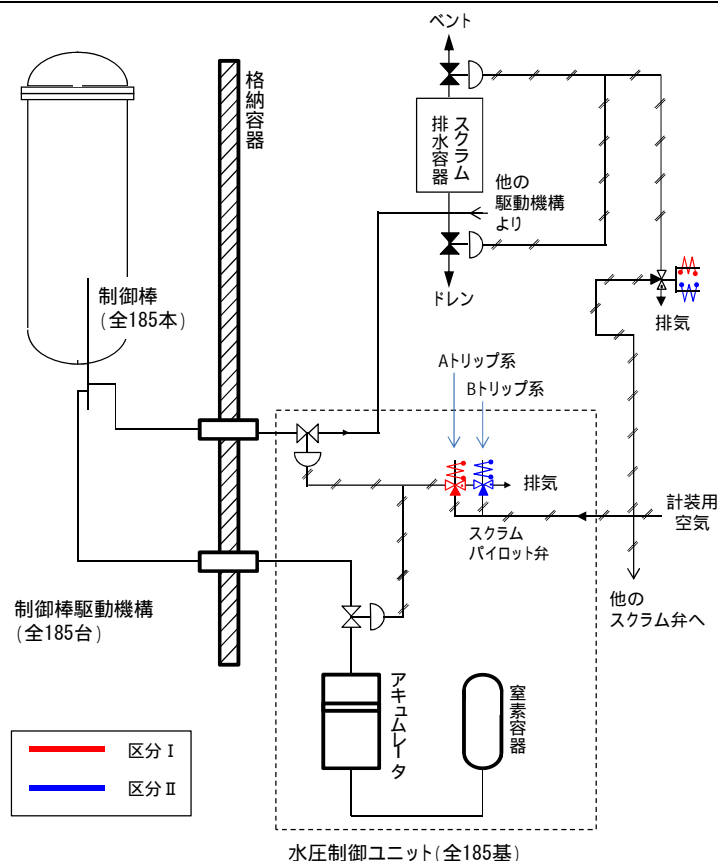
したがって，影響を受ける側から見た場合に，耐震上の波及的影響を与えるものがないか，溢水源となるものがないか，火災源となるものがないか等，網羅的に抽出して確認している。

このため，影響を与える側を間接関連系と整理するか否かは本確認行為においては必要ない。

上記(1)及び(2)から，間接関連系としての整理は妥当である。

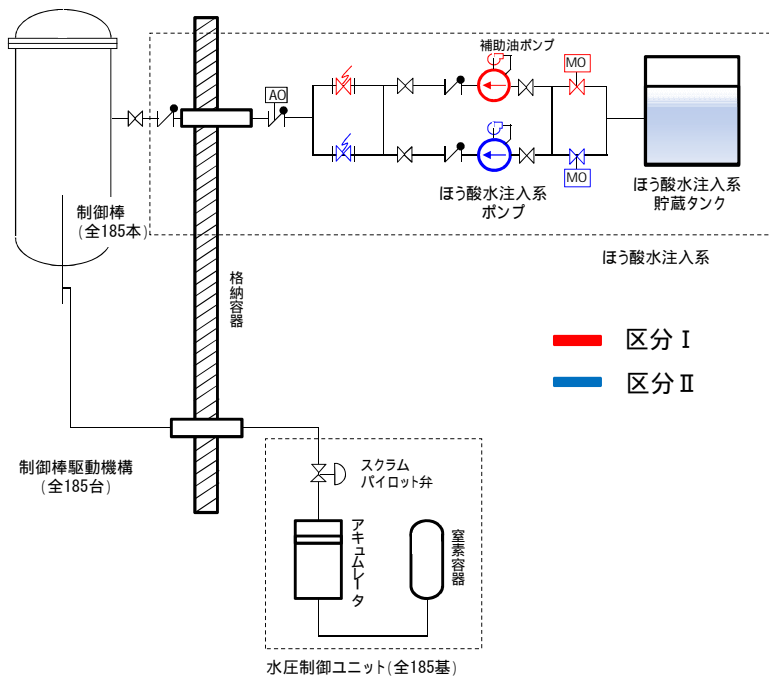
重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理表

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



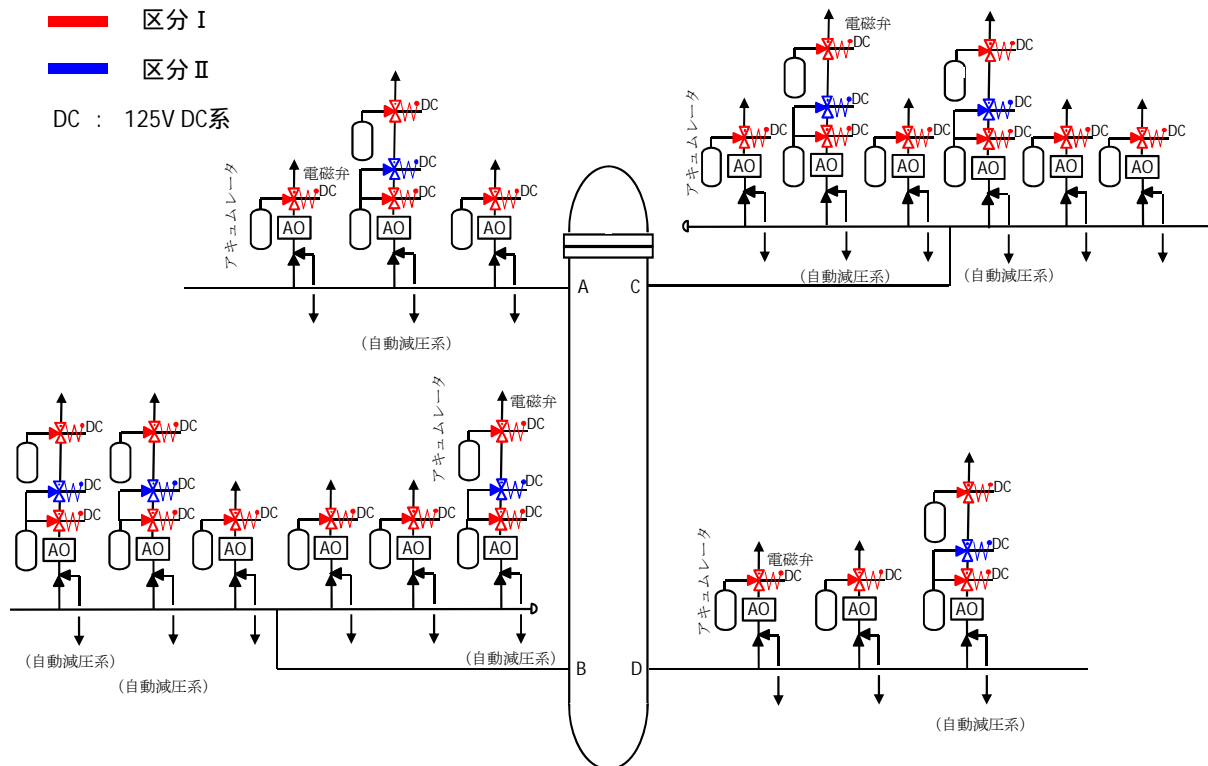
第 1-1 図 制御棒・制御棒駆動系 系統概略図

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



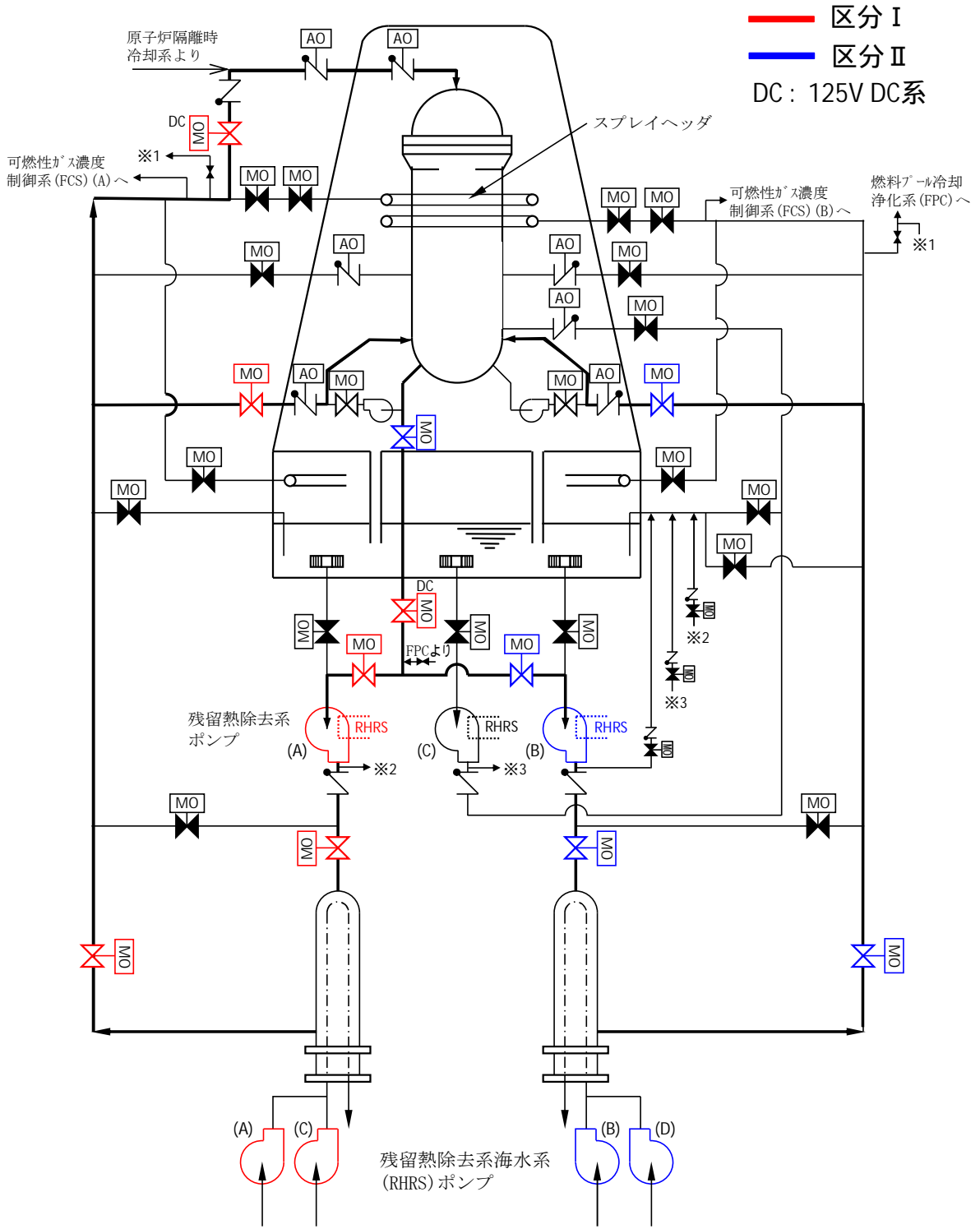
第 2-1 図 制御棒及び制御棒駆動系／ほう酸水注入系 系統概略図

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



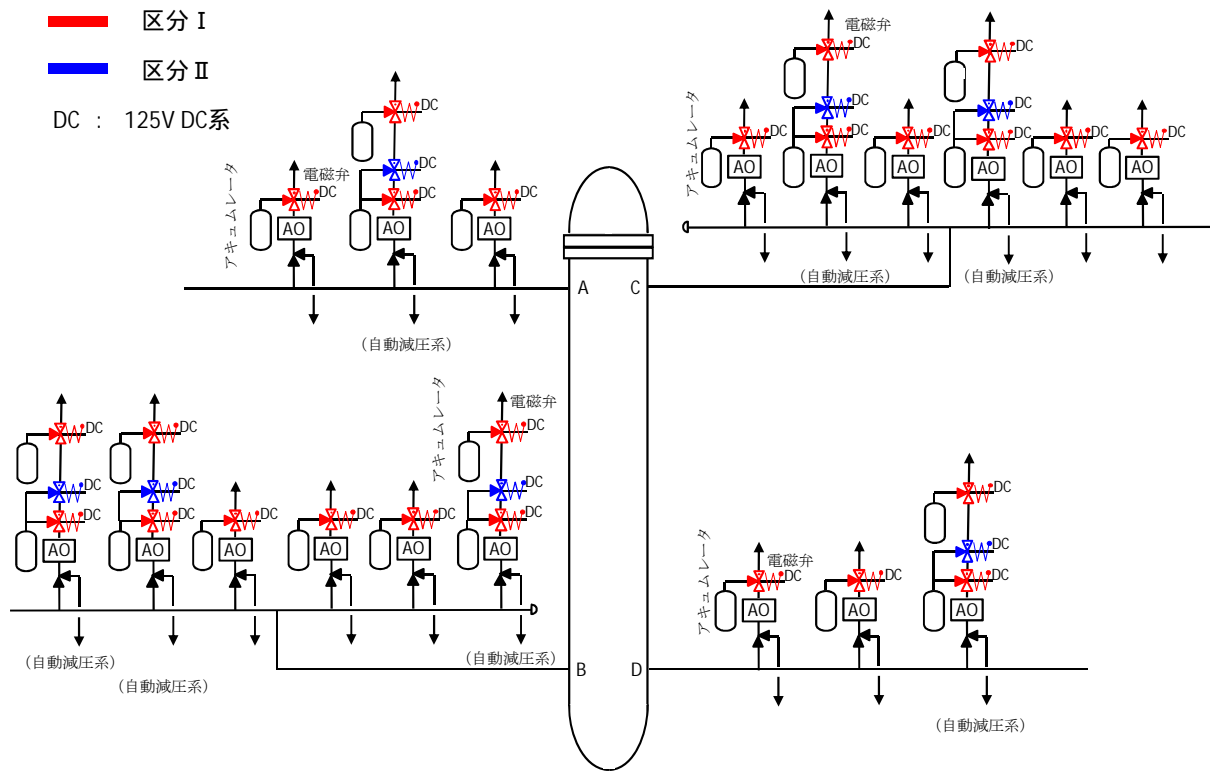
第 3-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

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

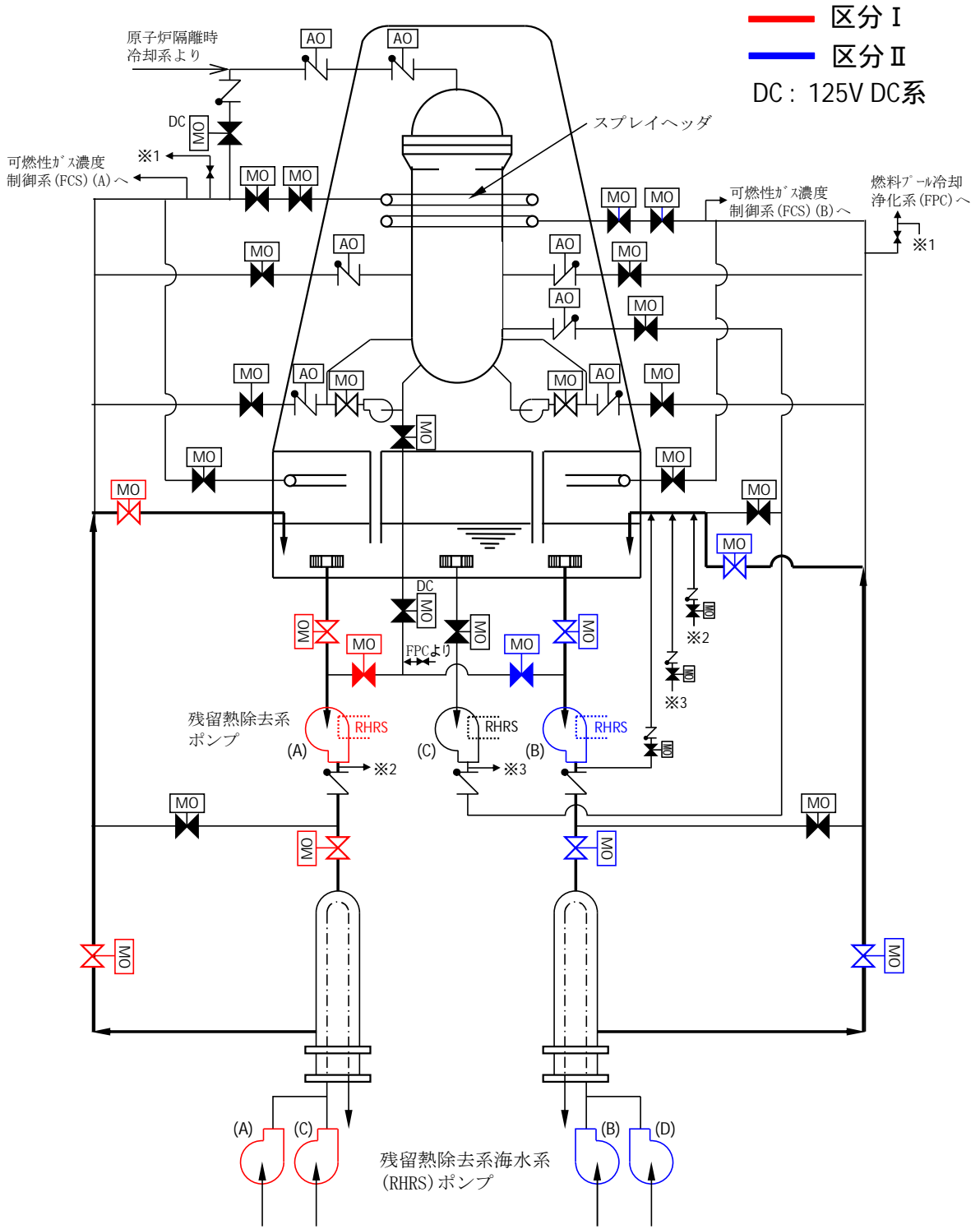


空調機	残留熱除去系 (A), (B) 各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分 (A系: 区分 I, B系: 区分 II) に応じた電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 4-1 図 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 系統概略図



第 4-3 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図



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

第 4-4 図 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) 系統概略図

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

1. 目的

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

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

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

2. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用時期について

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の最高使用圧力は原子炉圧力 0.93MPa[gage]であり，このときの飽和温度は約 181.2℃となる。

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

3. 原子炉への注水流量の妥当性について

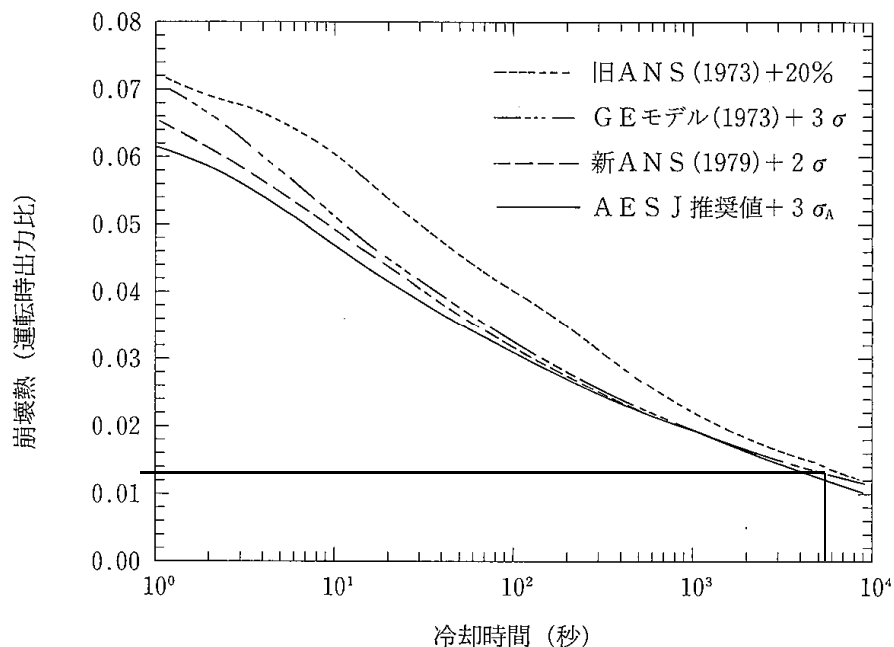
原子炉停止後の崩壊熱の推移を第1図に示す。

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

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

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

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



第1図 原子炉停止後の崩壊熱の推移

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

4. サプレッション・プールの除熱量の妥当性について

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

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

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

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

5. 結論

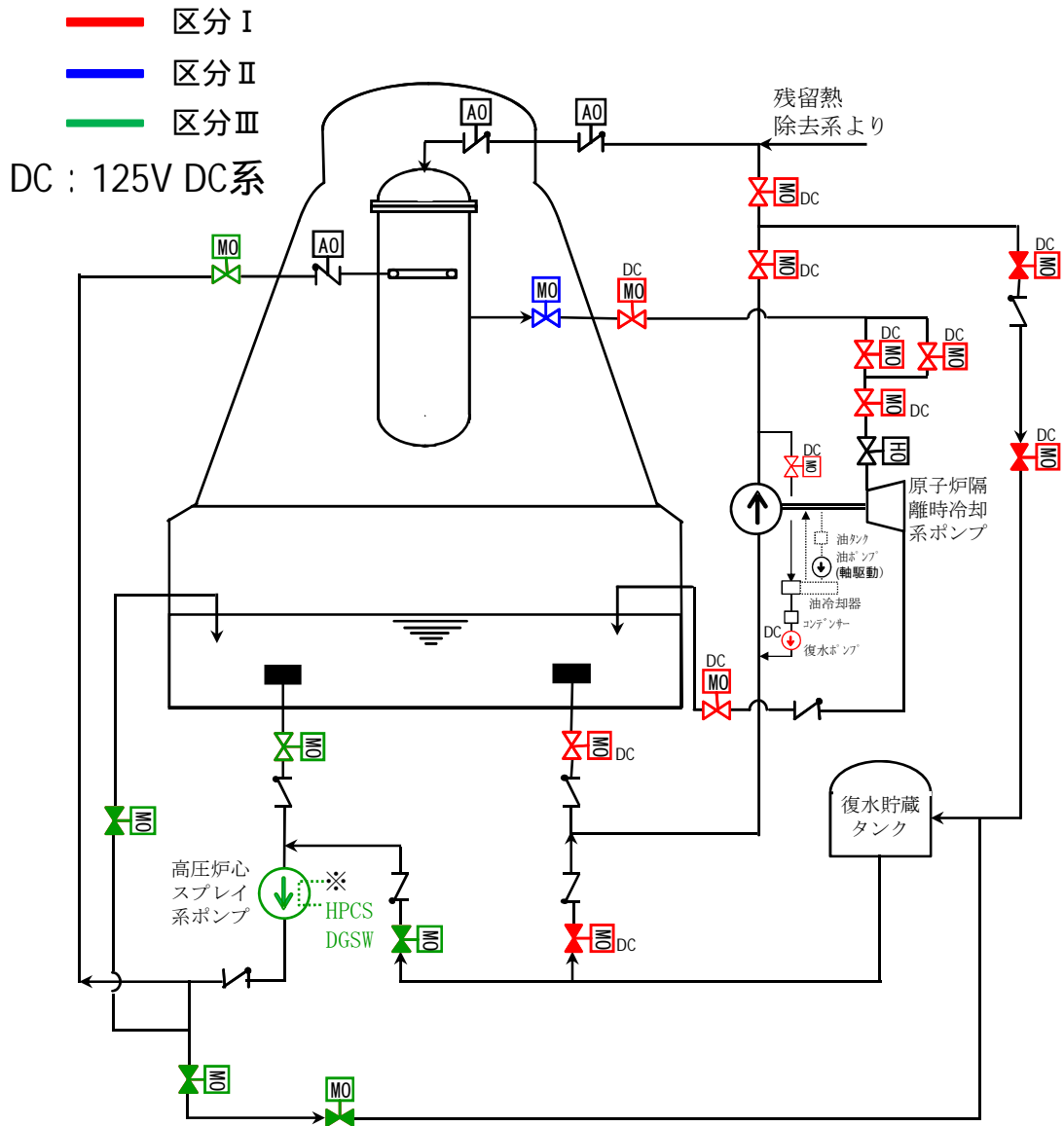
上記の結果より、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の代替手段による原子炉への注水量及びサプレッション・プールの除熱量は、十分な容量を有している。

また、原子炉の崩壊熱は時間とともに減少し、崩壊熱の除去に要する注水量及び除熱量も減少するため、原子炉停止時冷却系の代替手段によって燃料の冠水状態を維持し、サプレッション・プール水温も制限値未満の状態を維持することが可能である。

したがって、原子炉への注水及びサプレッション・プールの冷却

による崩壊熱の除去は原子炉停止時冷却系の代替手段として成立
すると考えられる。

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

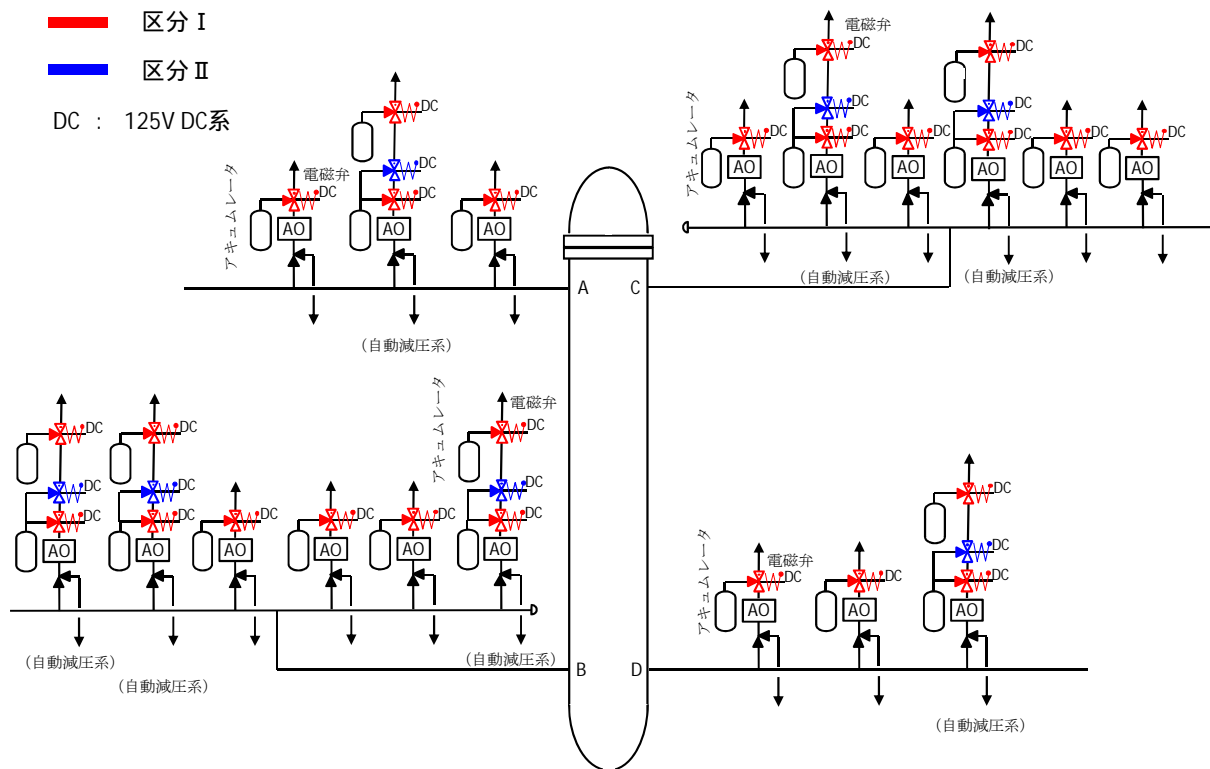


※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 (第 19-2 図参照)

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には区分Ⅲ、原子炉隔離時冷却系ポンプ室の空調機には区分Ⅰの電源、冷却水が供給されている。
-----	---

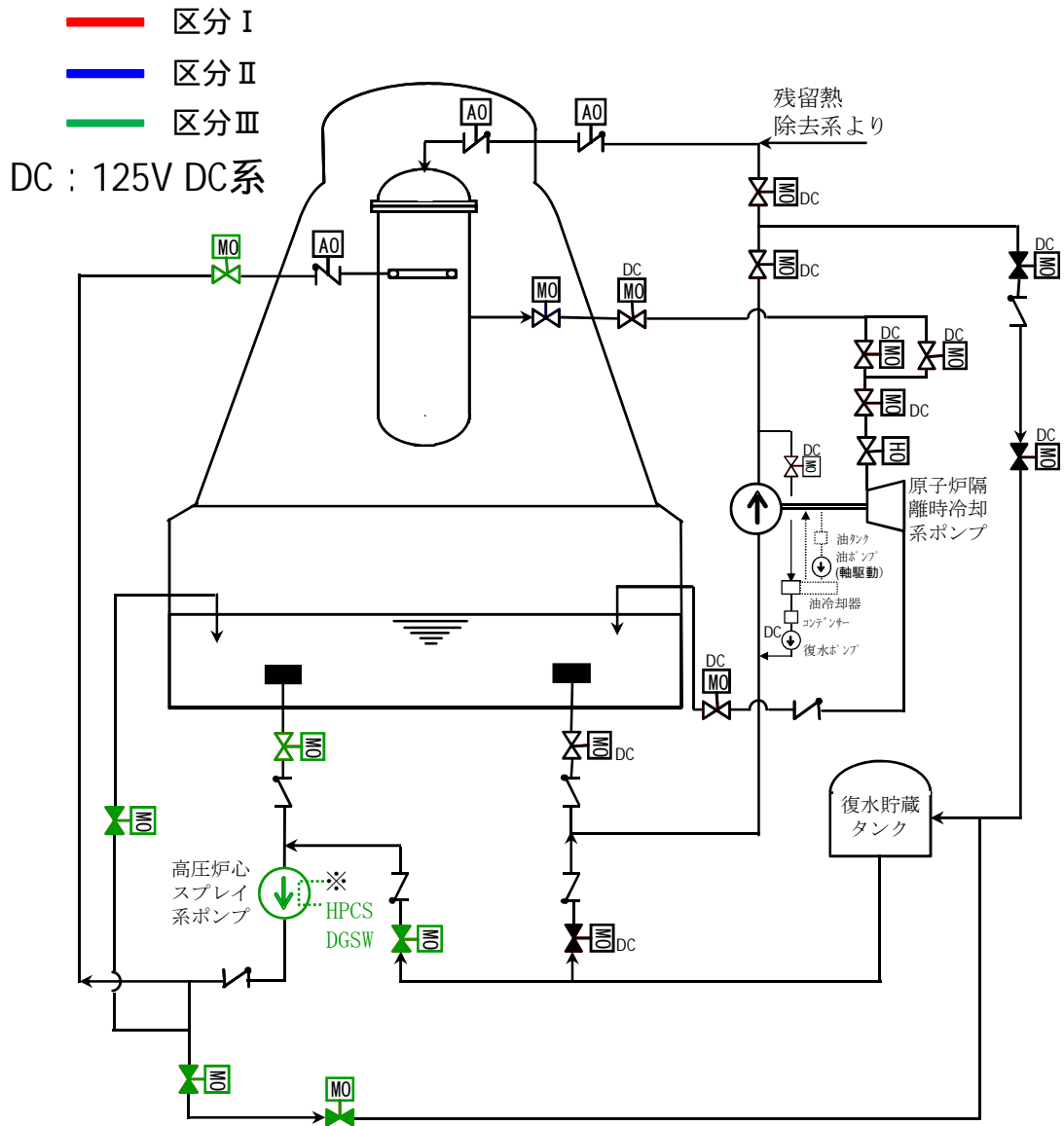
第 5-1 図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 系統概略図

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



第6-1図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

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



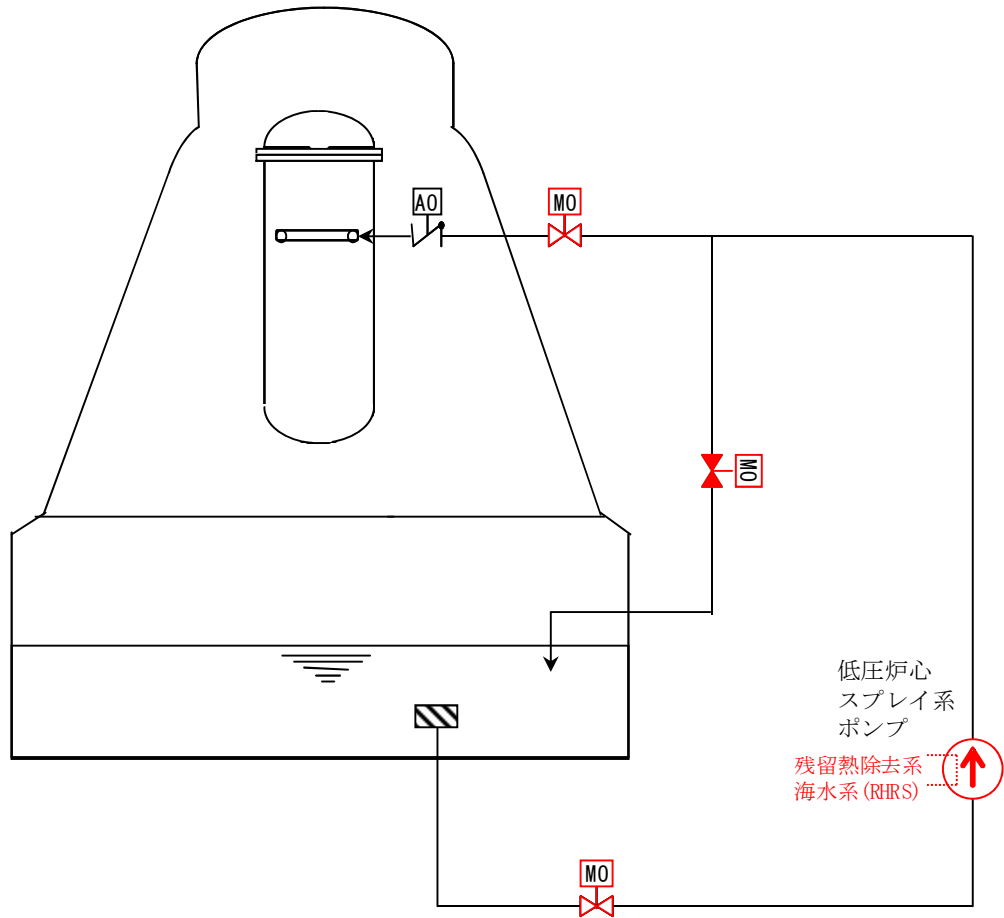
※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

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

第7-1図 高圧炉心スプレイ系 系統概略図

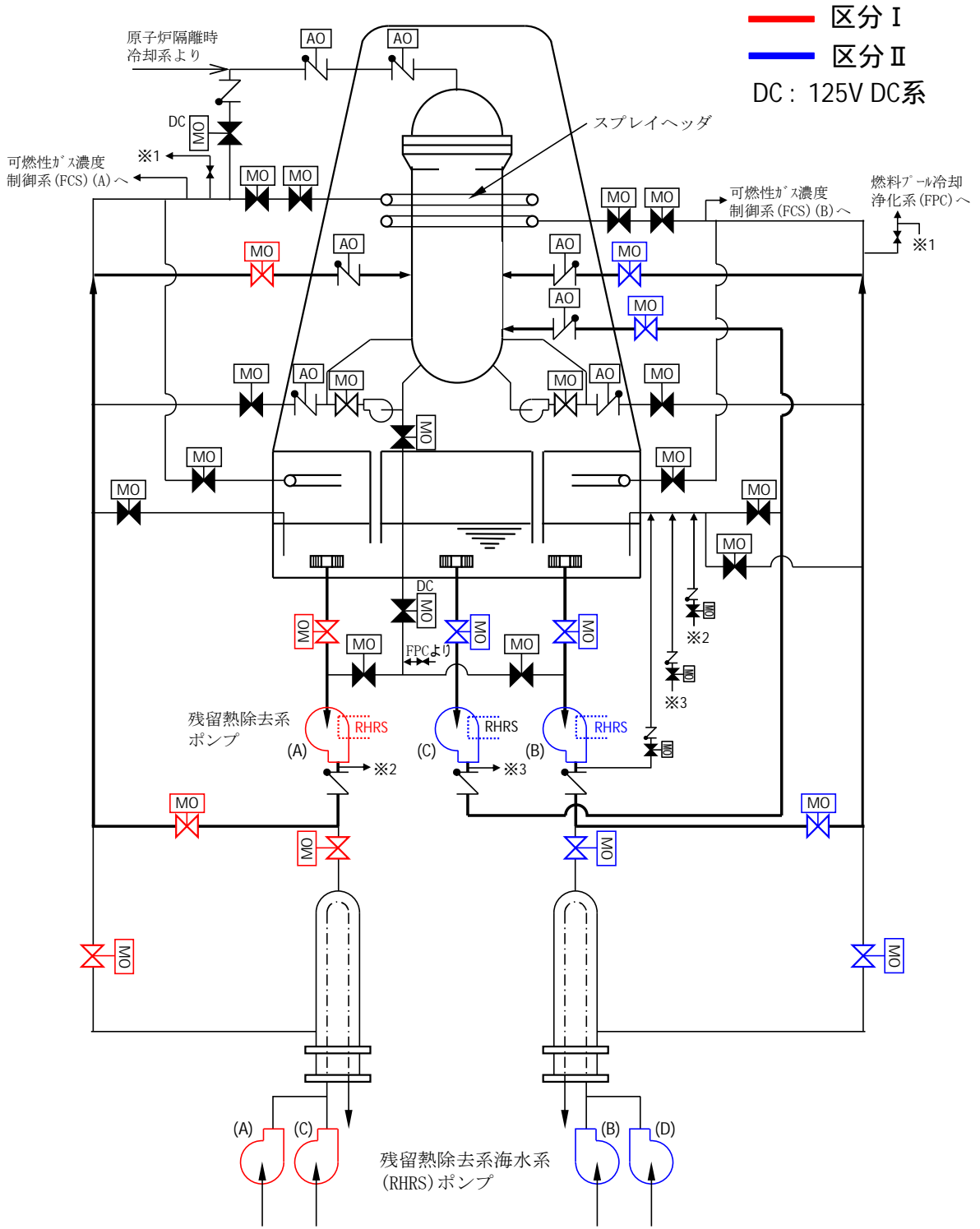
原子炉格納容器

— 区分 I



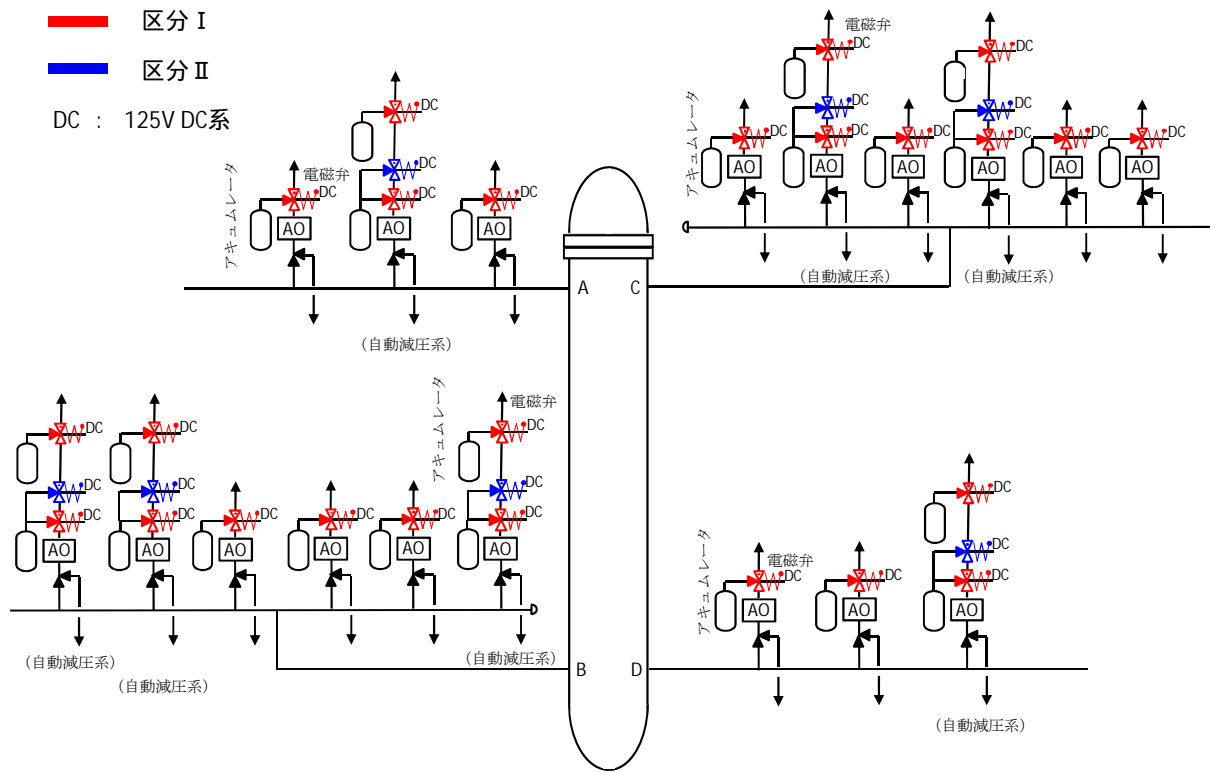
空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分 I の電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 7-2 図 低圧炉心スプレイ系 系統概略図



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

第 7-3 図 残留熱除去系（低圧注水系） 系統概略図

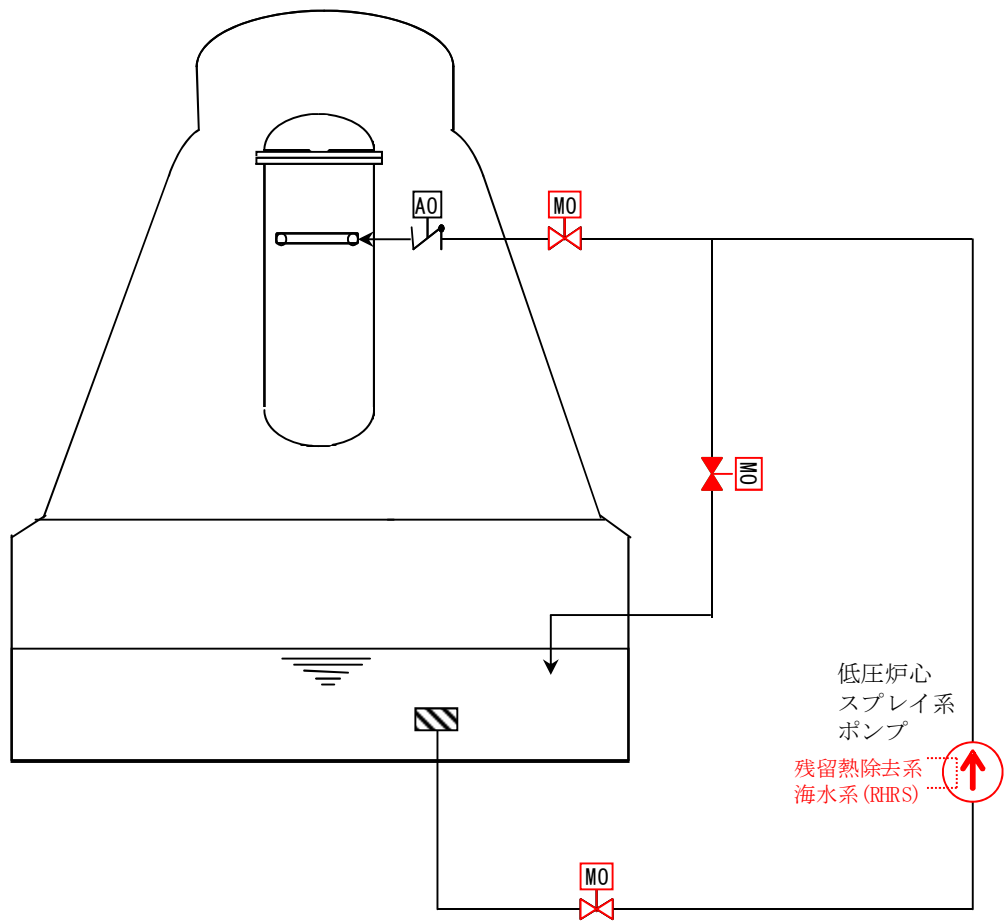


第 7-4 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

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

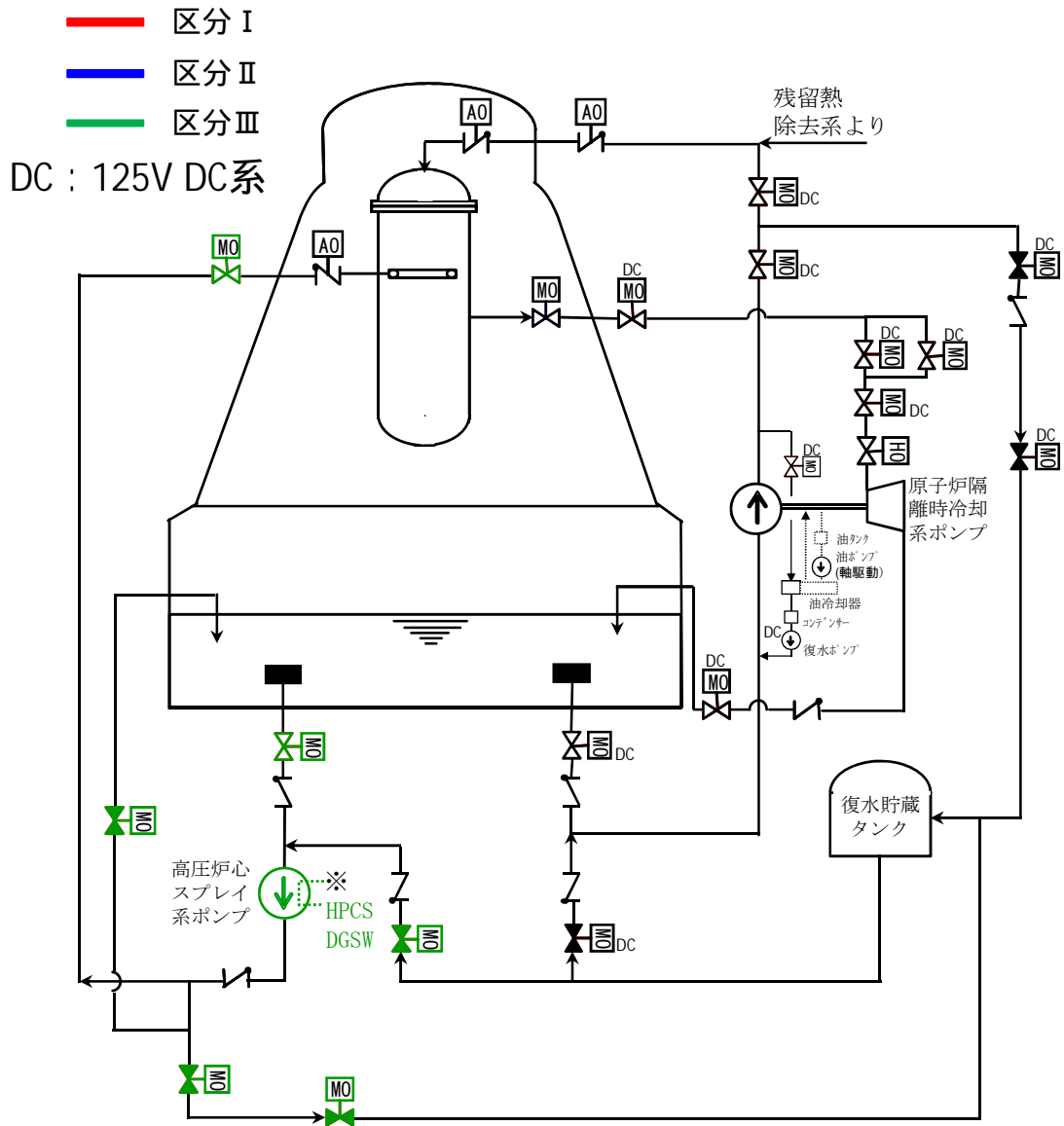
原子炉格納容器

— 区分 I



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

第 8-1 図 低圧炉心スプレイ系 系統概略図

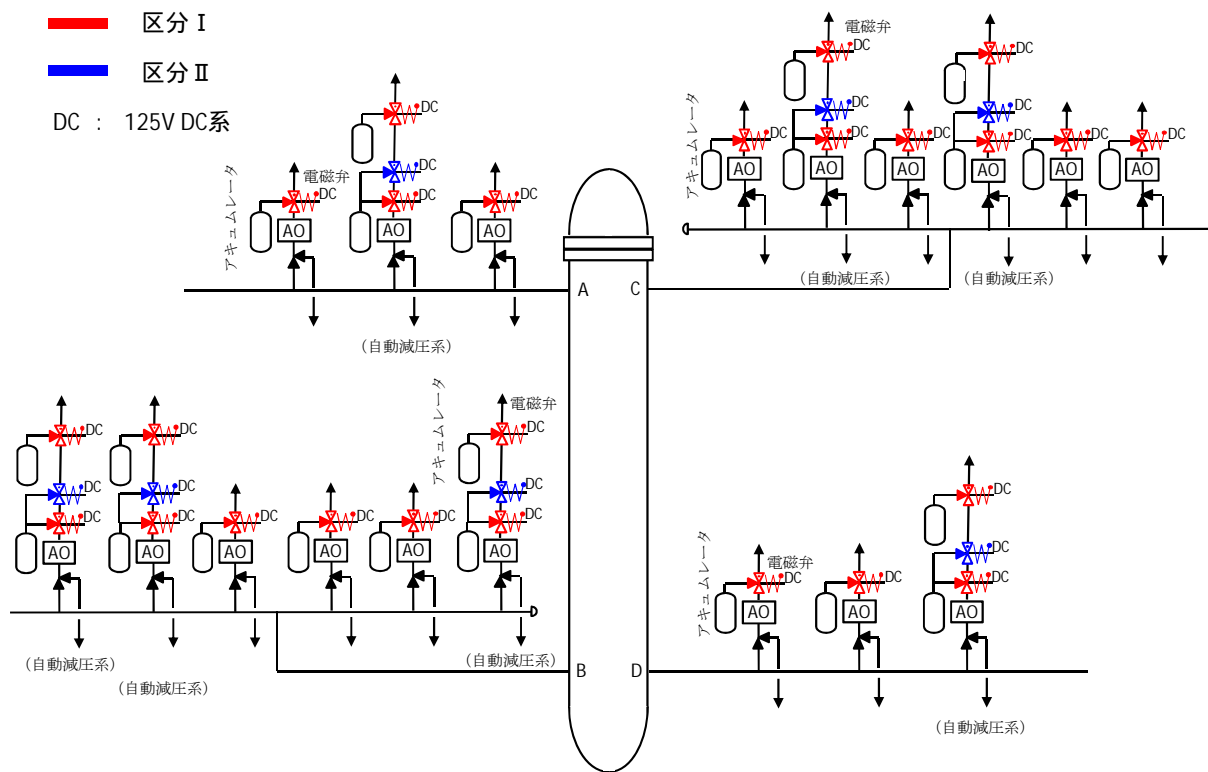


※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

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

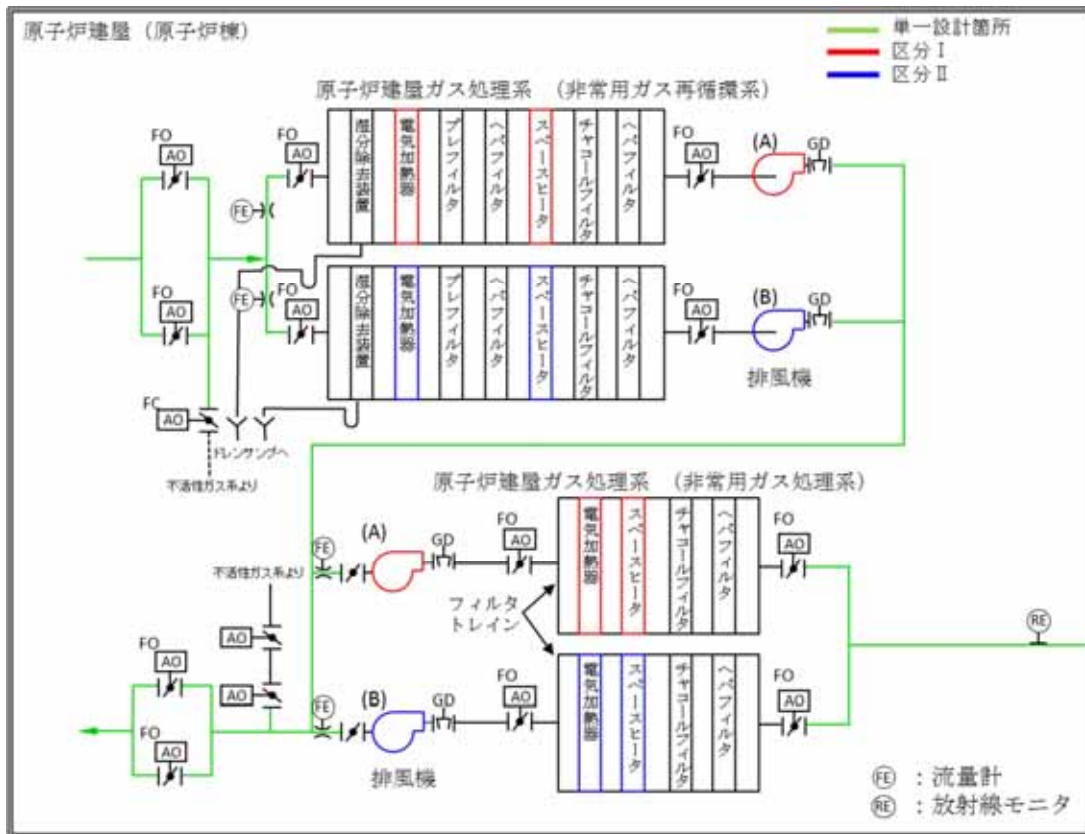
第 8-3 図 高圧炉心スプレイ系 系統概略図

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



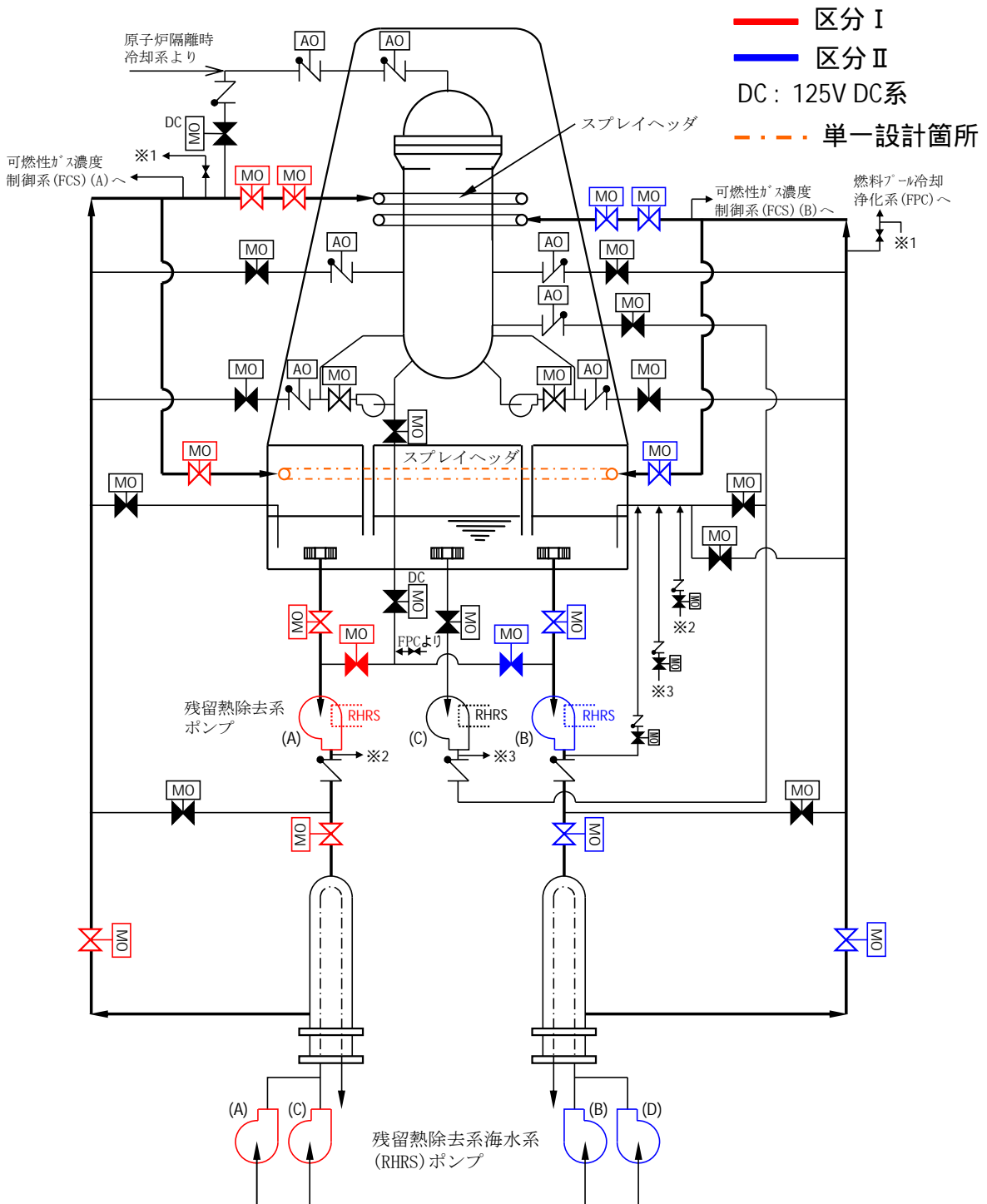
第9-1図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

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



第 10-1 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概略図

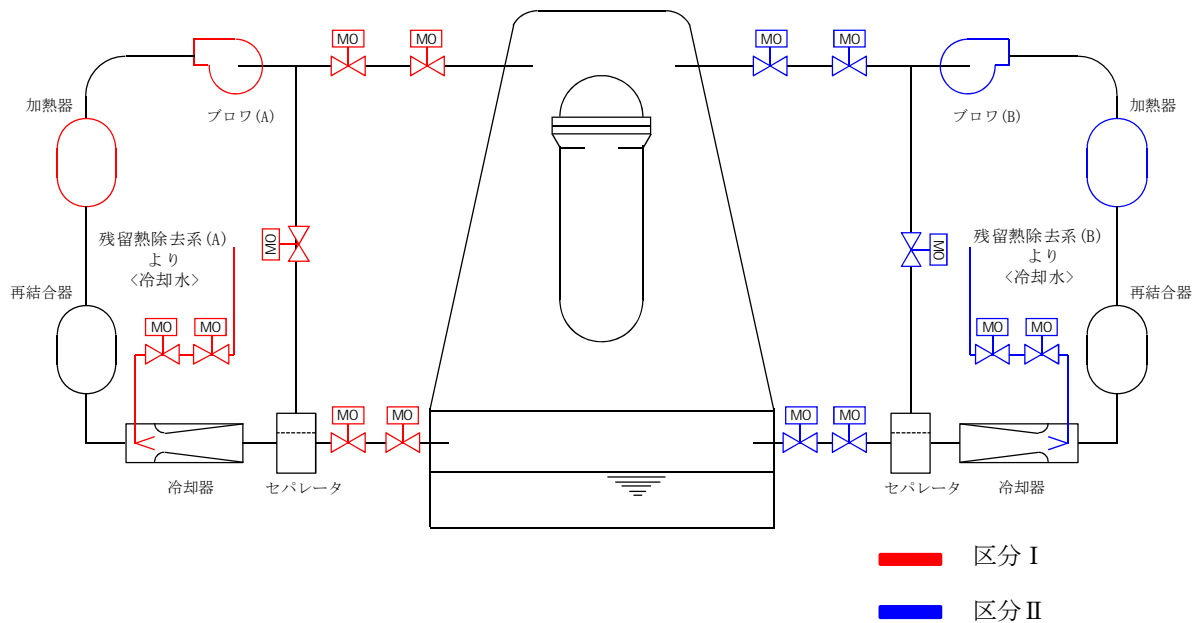
No.	11	
安全機能	格納容器の冷却機能	
系統・機器	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	
多重性又は多様性	無	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の動的機器は多重性を有している。ただし、 <u>スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）は単一設計となっている。</u>
独立性	有	<p>(1)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は2系統あり、系統分離が図られているが、スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）につい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



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

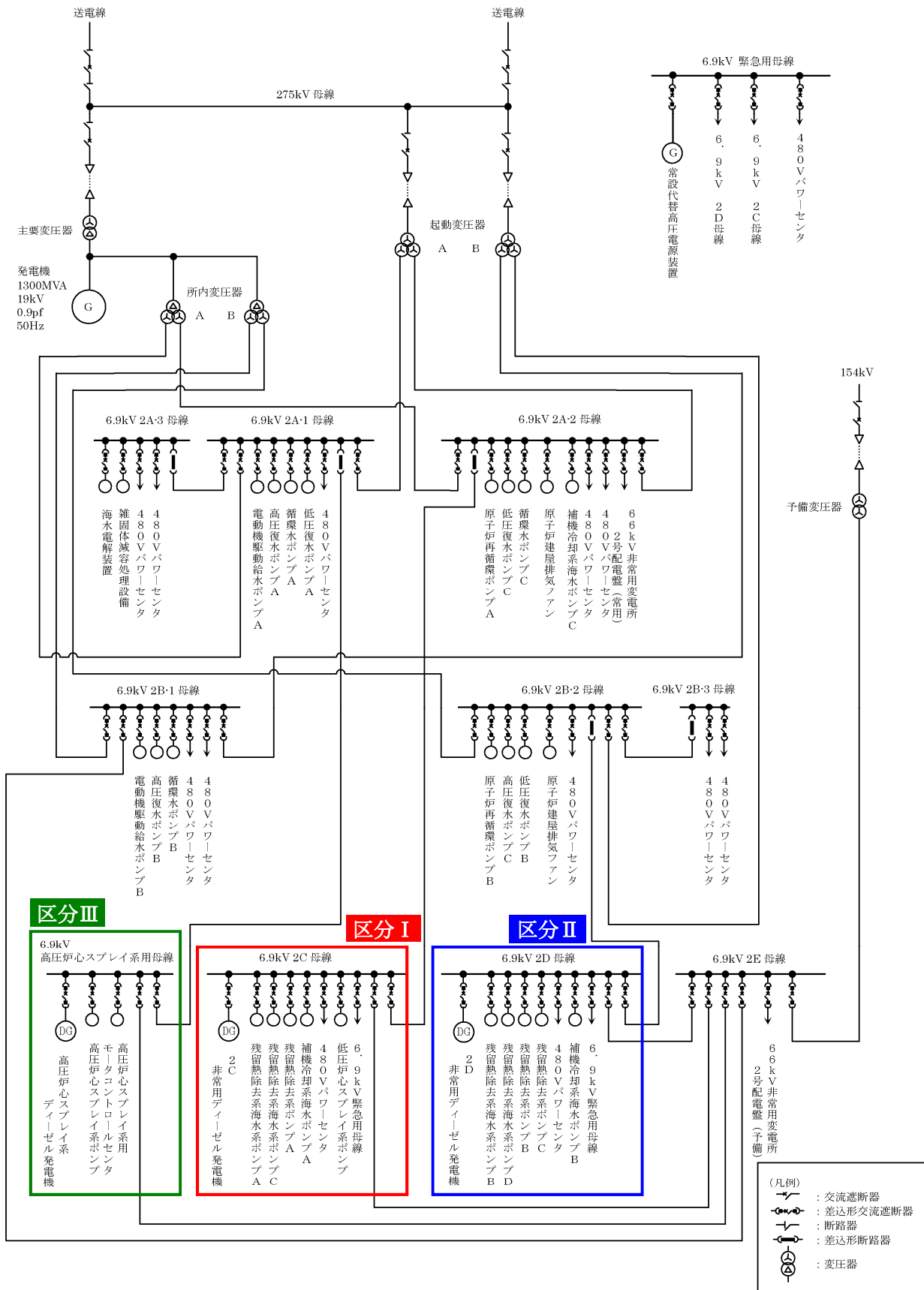
第 11-1 図 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 系統概略図

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



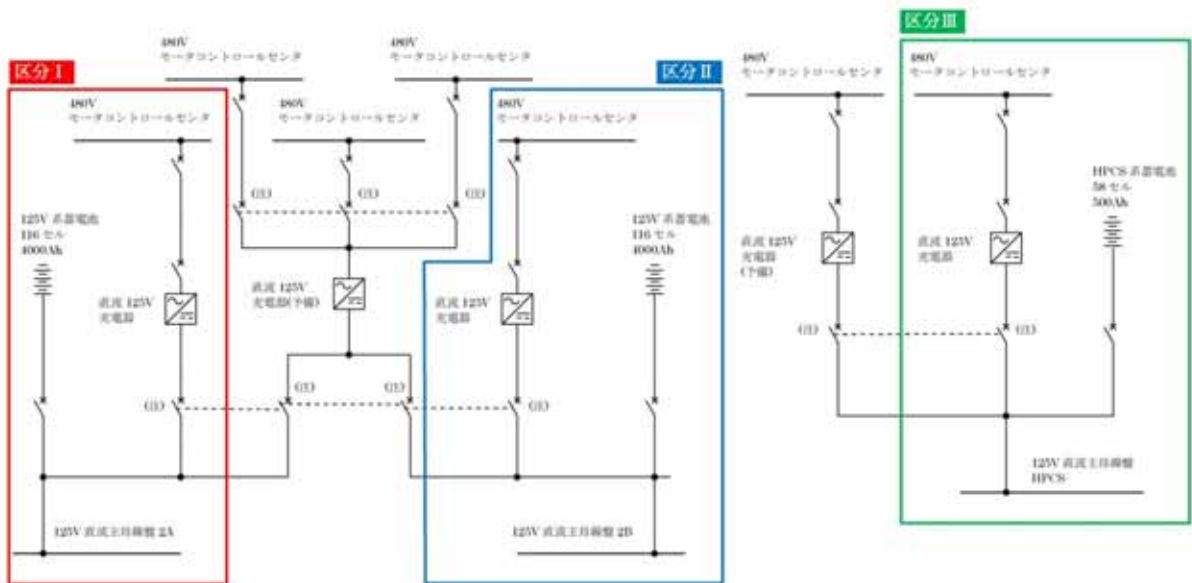
第12-1図 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図

No.	13	
安全機能	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用電源系（交流）	
多重性又は多様性	有	非常用電源系（交流）は3区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)非常用所内電源設備は、いずれも二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)非常用所内電源設備は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(3)非常用所内電源設備は、異なる区分間を接続する電路には複数のしゃ断器を設置しており、電気事故が発生した場合でも確実に電氣的な分離ができるよう設計されている。また、電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第13-1図 非常用所内電源設備	

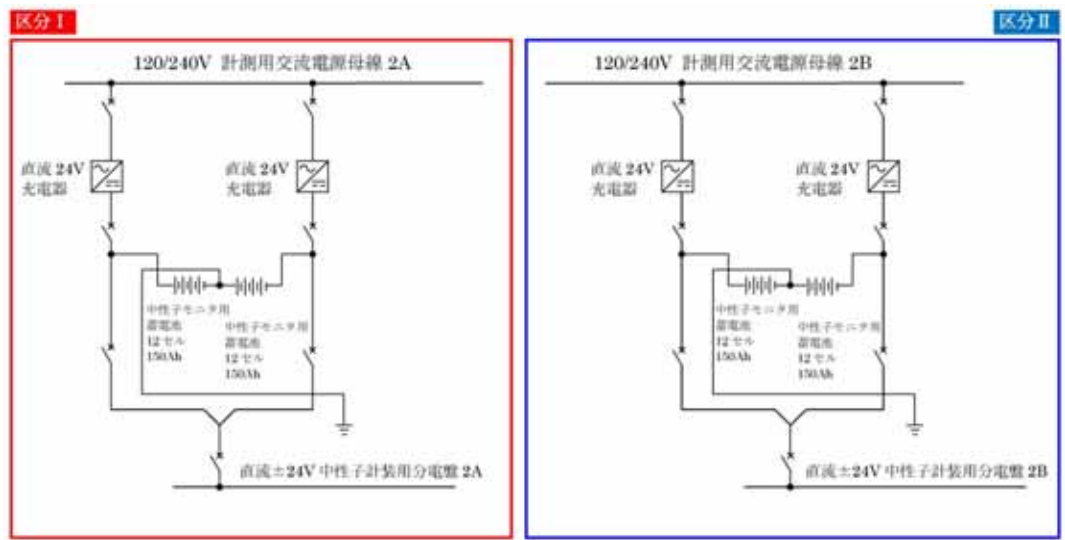


第 13-1 図 非常用所内電源設備 系統概略図

No.	14	
安全機能	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用所内電源系（直流電源系統）	
多重性又は多様性	有	非常用所内電源系（直流電源系統）の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ3区分，2区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)非常用所内電源系（直流電源系統）は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第14-1図 非常用所内電源設備（直流電源系）	

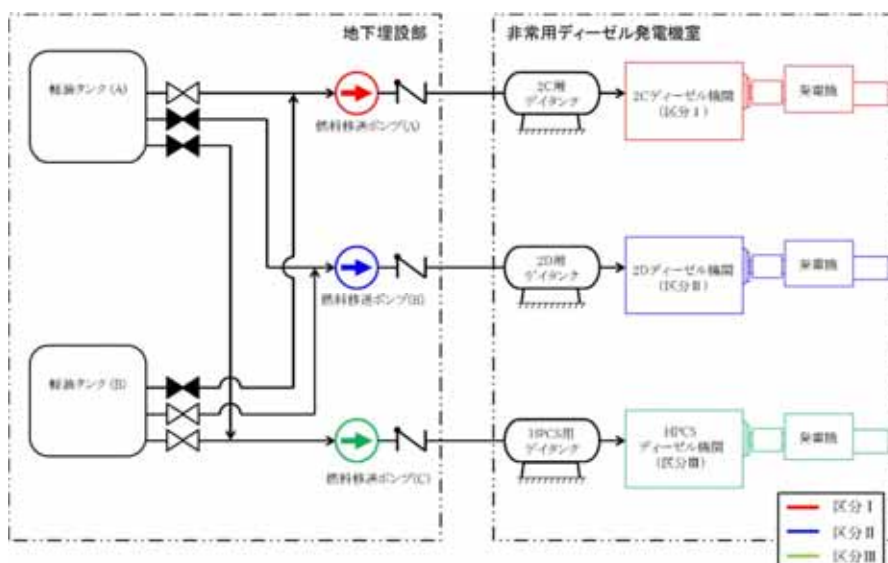


(II) プラズマインテロック付き

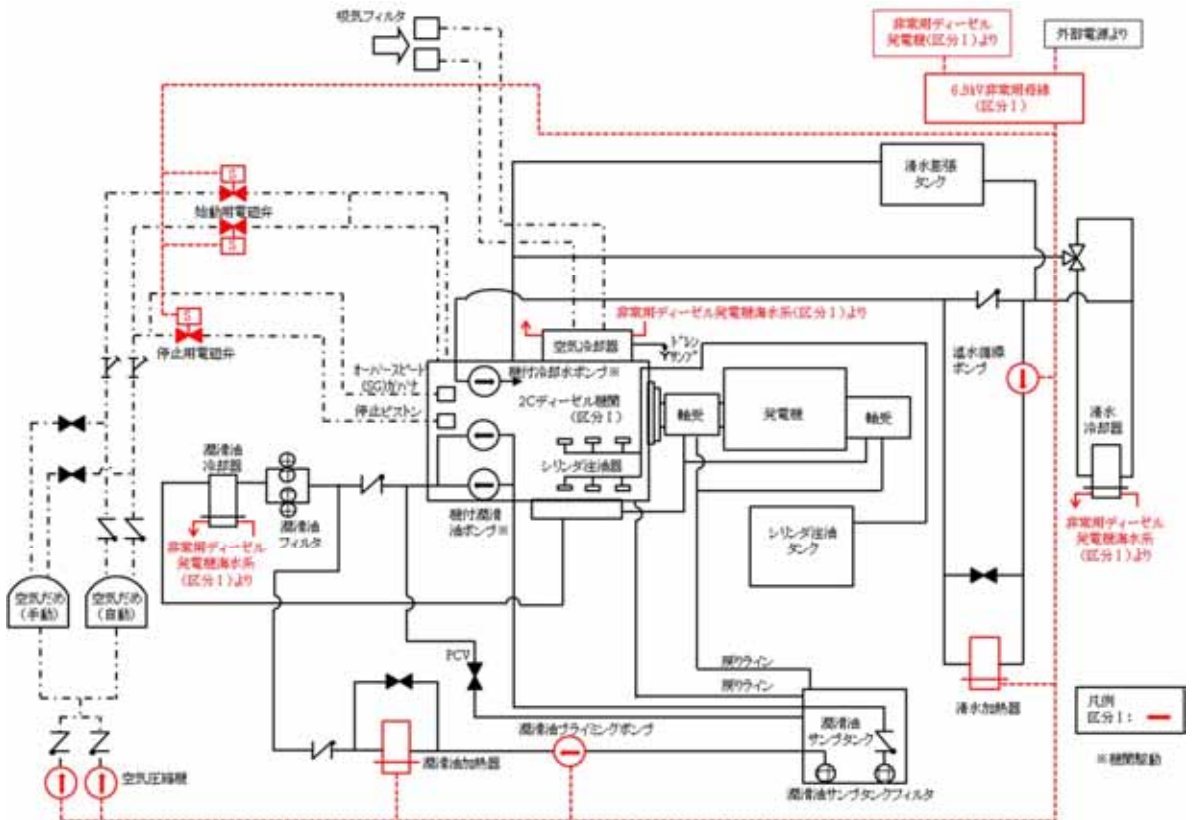


第 14-1 図 非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

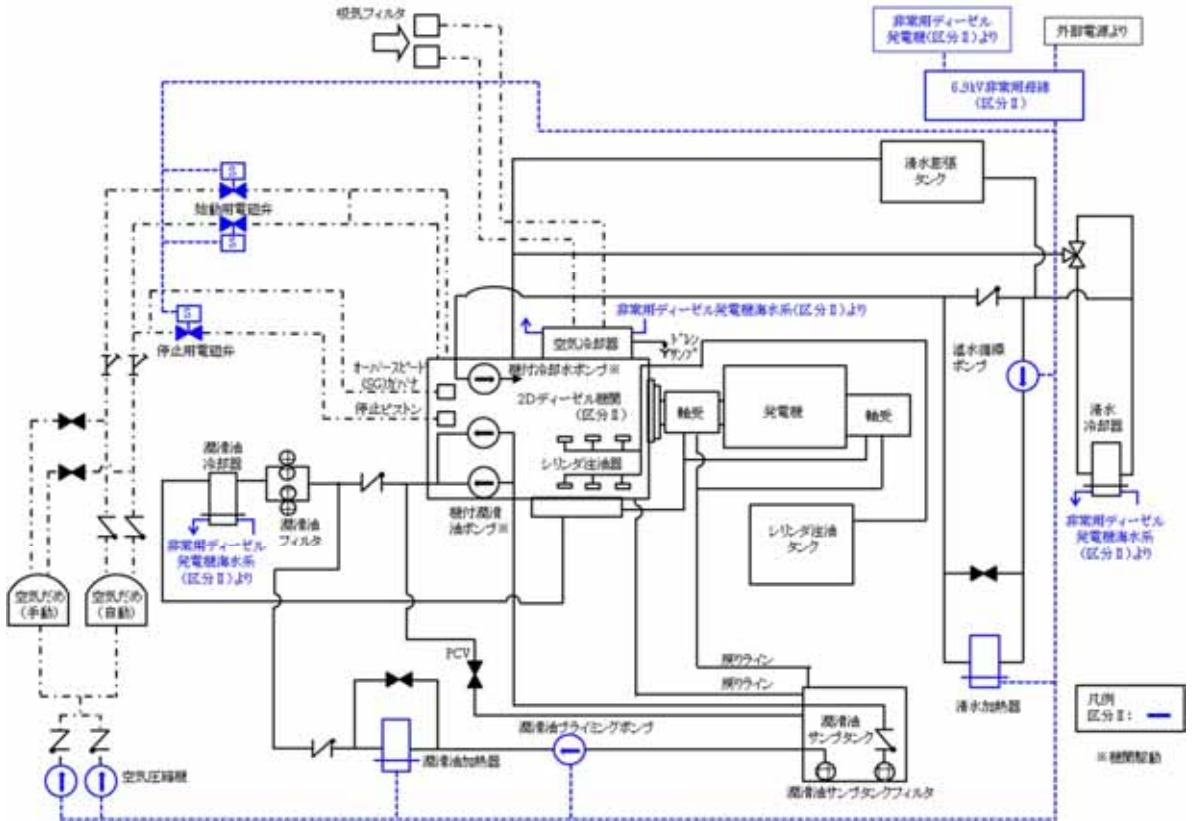
No.	15	
安全機能	非常用の交流電源機能	
系統・機器	ディーゼル発電機設備	
多重性又は多様性	有	<p>ディーゼル発電機設備は非常用ディーゼル発電機2台及び高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機1台の、計3台設置している。</p> <p>また、各々のディーゼル発電機には専用のサポート系（潤滑油系、冷却水系及び燃料移送系）を設置しており、多重性を有している。</p> <p>現有設備では、軽油貯蔵タンクが1基であり、単一設計となっている。しかし、今回の申請にて軽油貯蔵タンクは2基に変更し、多重性を有する設計とする。</p>
独立性	有	<p>(1)ディーゼル発電機設備は、原子炉建屋附属棟内に設置しており、二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)ディーゼル発電機設備は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。</p> <p>また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)電源、補機冷却系はそれぞれ区分が異なる系統（区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲ）から供給されている。</p> <p>(4)軽油貯蔵タンクは、耐震Sクラス設備として設計するとともに、独立性を有する設計とする。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって全ての系統又は機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	<p>第15-1図 ディーゼル発電機設備燃料輸送系</p> <p>第15-2-1図 ディーゼル発電機設備（2C）</p> <p>第15-2-2図 ディーゼル発電機設備（2D）</p> <p>第15-2-3図 ディーゼル発電機設備（HPCS）</p> <p>第15-3図 ディーゼル室換気系</p>	



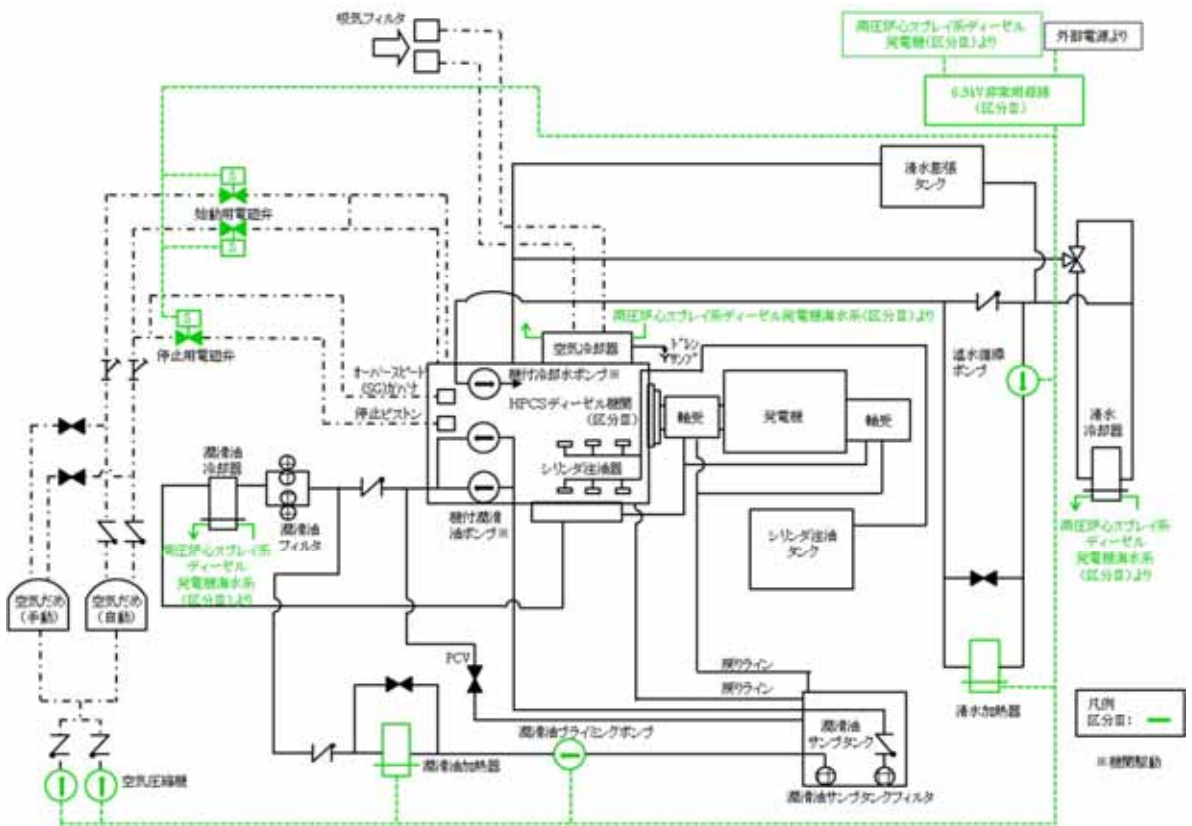
第15-1図 ディーゼル発電機設備燃料輸送系 系統概略図



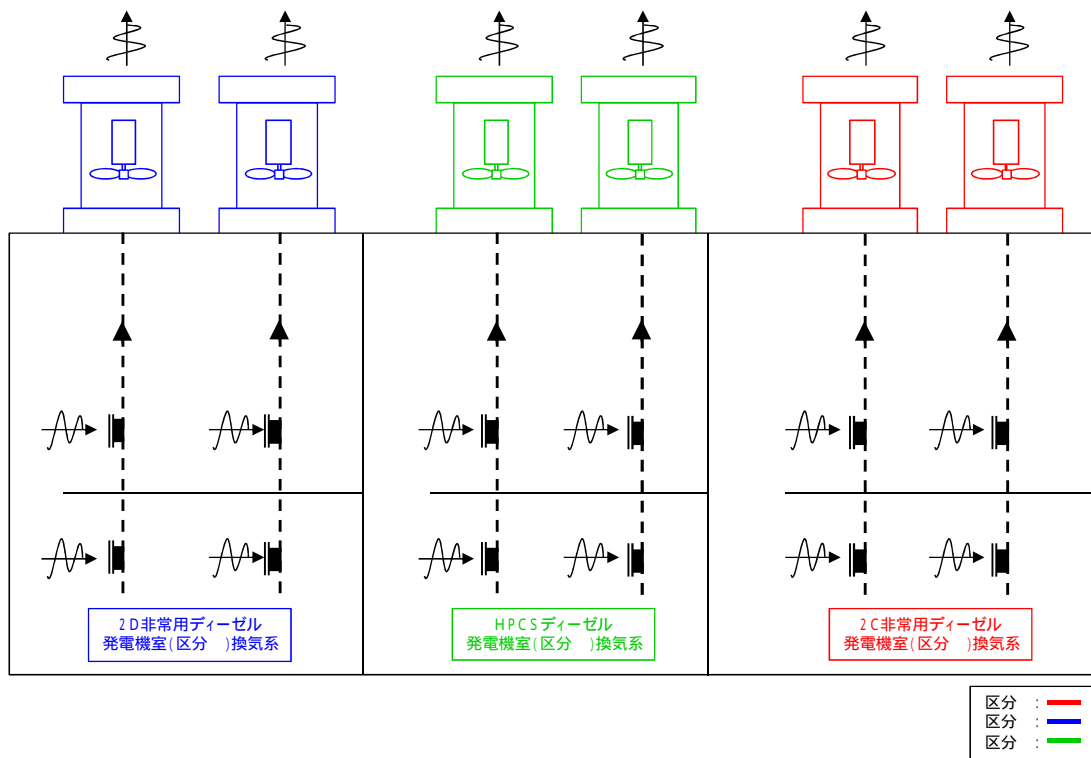
第 15-2-1 図 ディーゼル発電機設備（2C） 系統概略図



第 15-2-2 図 ディーゼル発電機設備（2D） 系統概略図

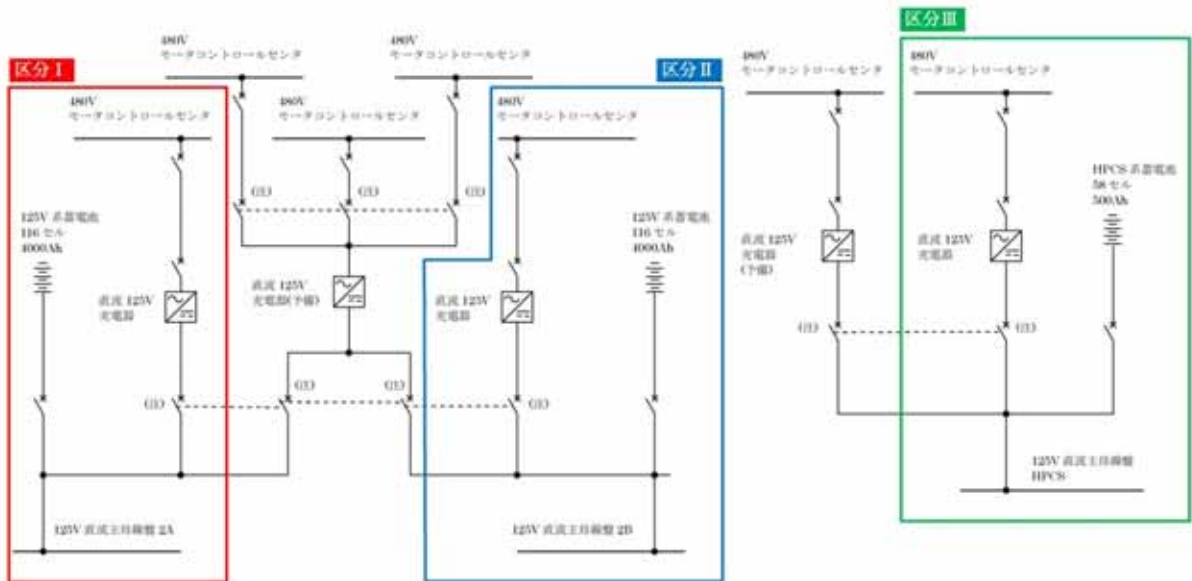


第 15-2-3 図 ディーゼル発電機設備 (HPCS) 系統概略図

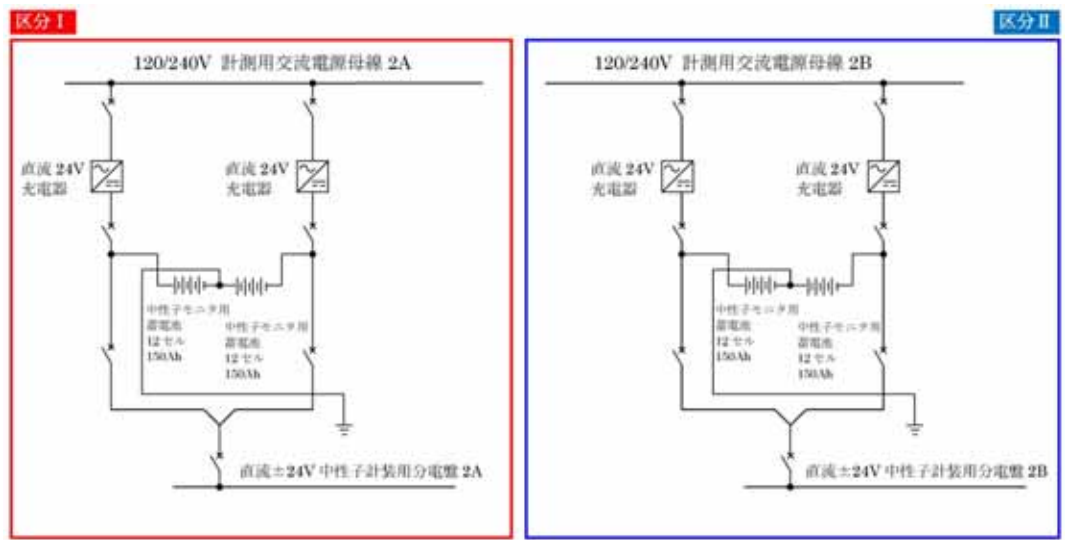


第 15-3 図 ディーゼル室換気系 系統概略図

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



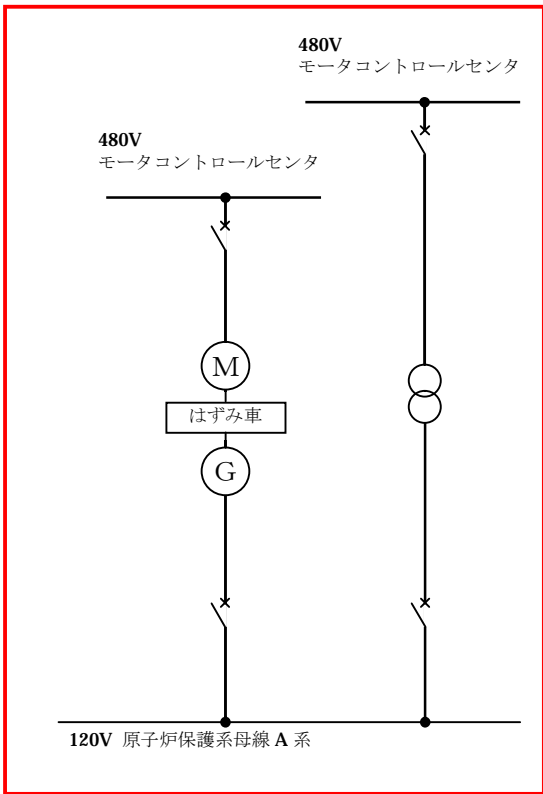
(II) プラズマインテロック付き



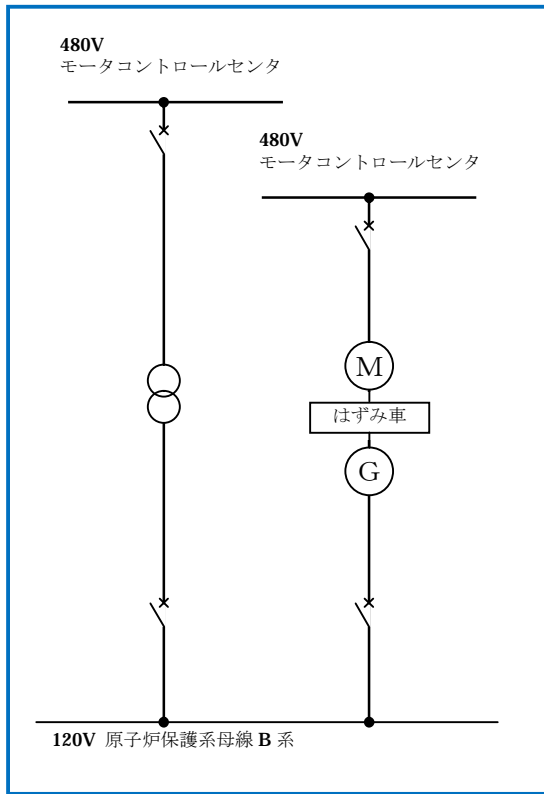
第 16-1 図 非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

No.	17	
安全機能	非常用の計測制御用電源機能	
系統・機器	計測制御用電源設備	
多重性又は多様性	有	計測制御用電源設備は3区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)計装用電源設備は、いずれも二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)計装用電源設備を構成している母線及び分電盤等は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。 また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)計装用電源設備は、それぞれ異なるエリアに分散して配置している。 また、電路においても物理的、電氣的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第17-1図 計装用電源設備	

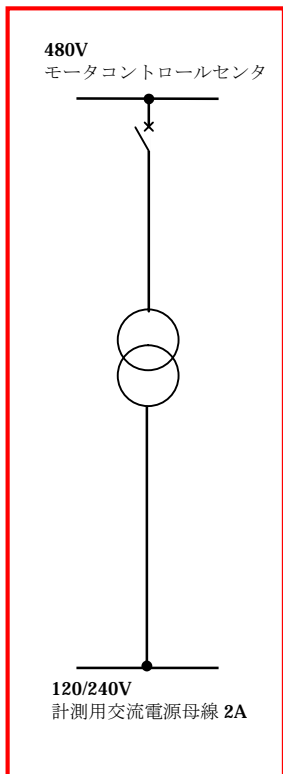
区分 I



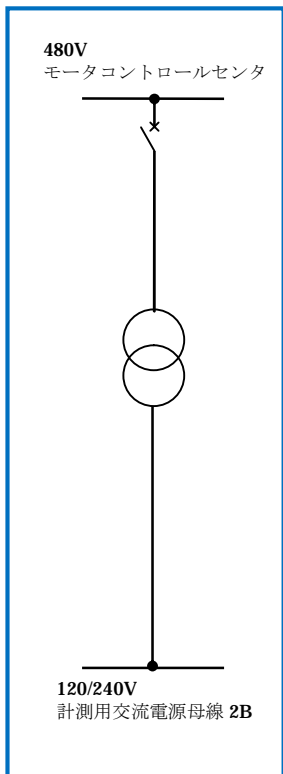
区分 II



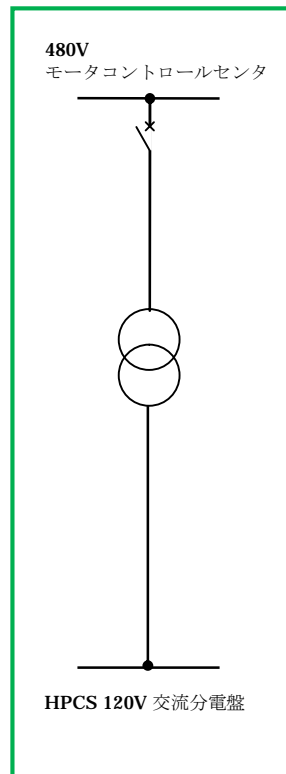
区分 I



区分 II

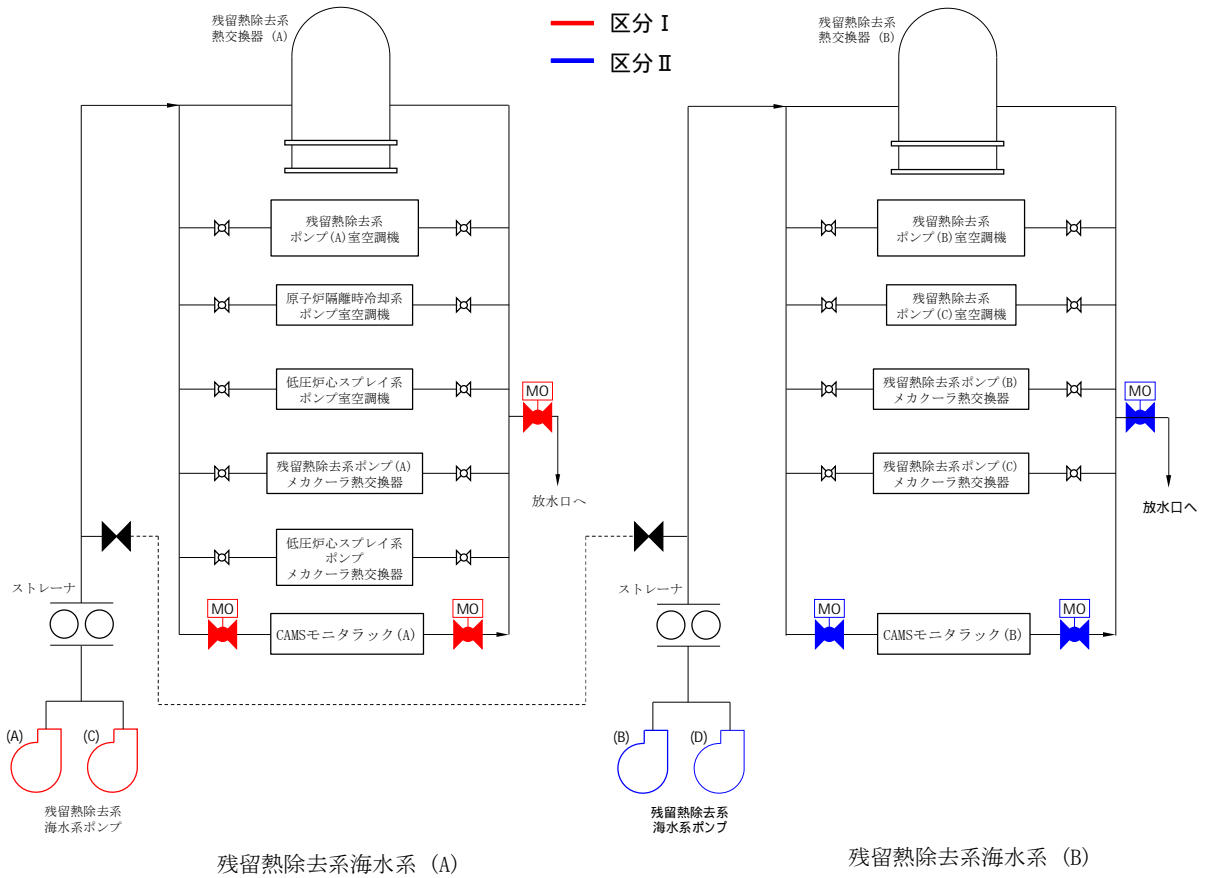


区分 III

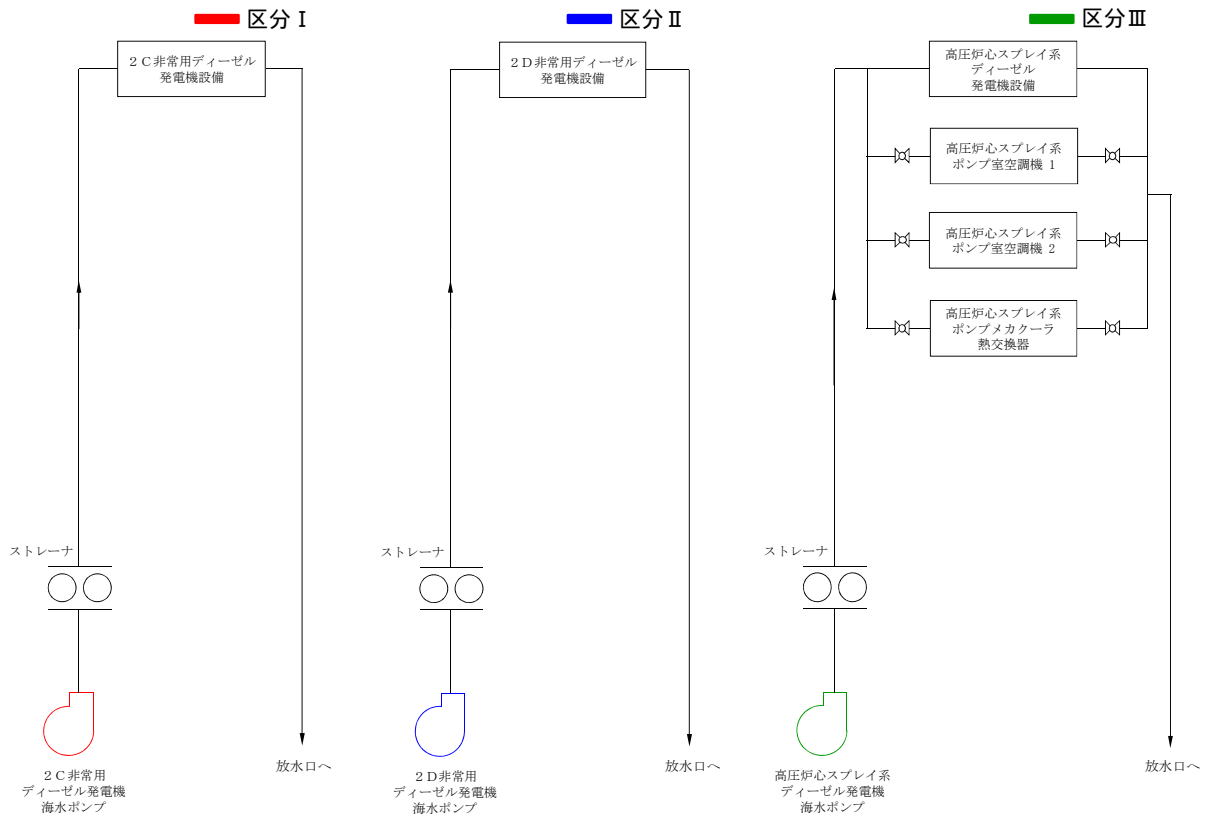


第 17-1 図 計装用電源設備 系統概略図

No.	18, 19	
安全機能	補機冷却機能 冷却用海水供給機能	
系統・機器	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	
多重性又は多様性	有	<p>残留熱除去系海水系は2系統設置しており、多重性を有している。</p> <p>ディーゼル発電機海水系は、非常用ディーゼル発電機海水系が2系統、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が1系統の3系統設置しており、多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1) 残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、二次格納施設外の環境条件に想定される自然環境においても、健全に動作するよう設計されている。</p> <p>※ 自然現象としては、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を想定する。</p> <p>(2) 残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3) 電源については、残留熱除去系海水系は区分Ⅰ、区分Ⅱ、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲの異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>(4) 残留熱除去系海水系のA系とB系はタイラインにより接続しているが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないように適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており、重要度分類についても主配管から隔離弁までの範囲はMS-1相当で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。</p> <p>なお、隔離弁は手動弁であり、施錠により弁ハンドルを固定し誤操作防止措置を講じている。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第19-1図 残留熱除去系海水系 第19-2図 ディーゼル発電機海水系	

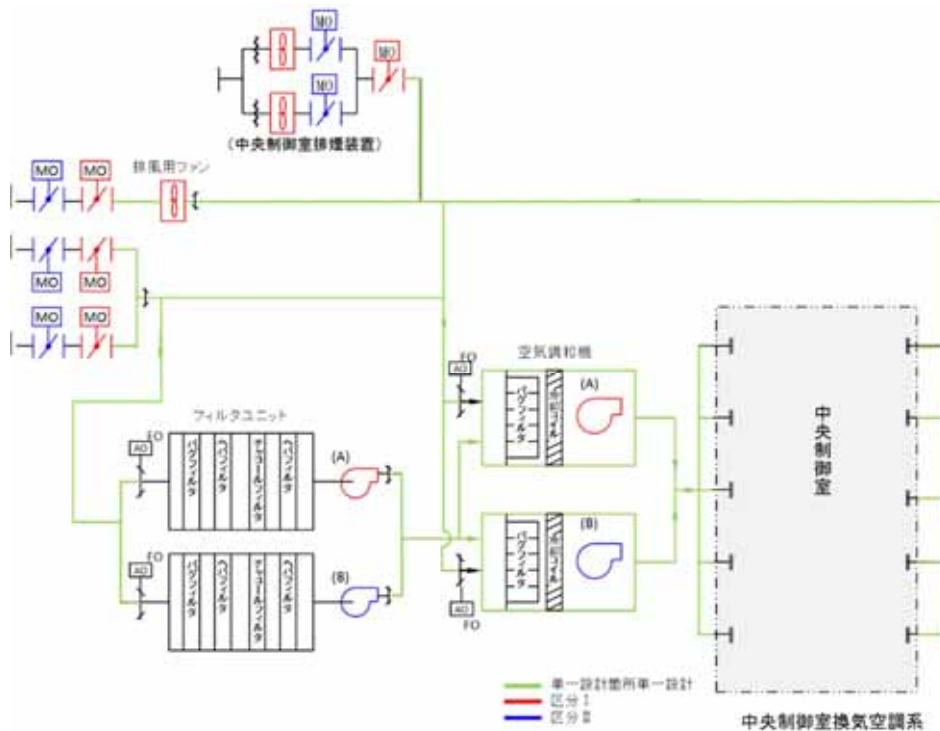


第 19-1 図 残留熱除去系海水系 系統概略図



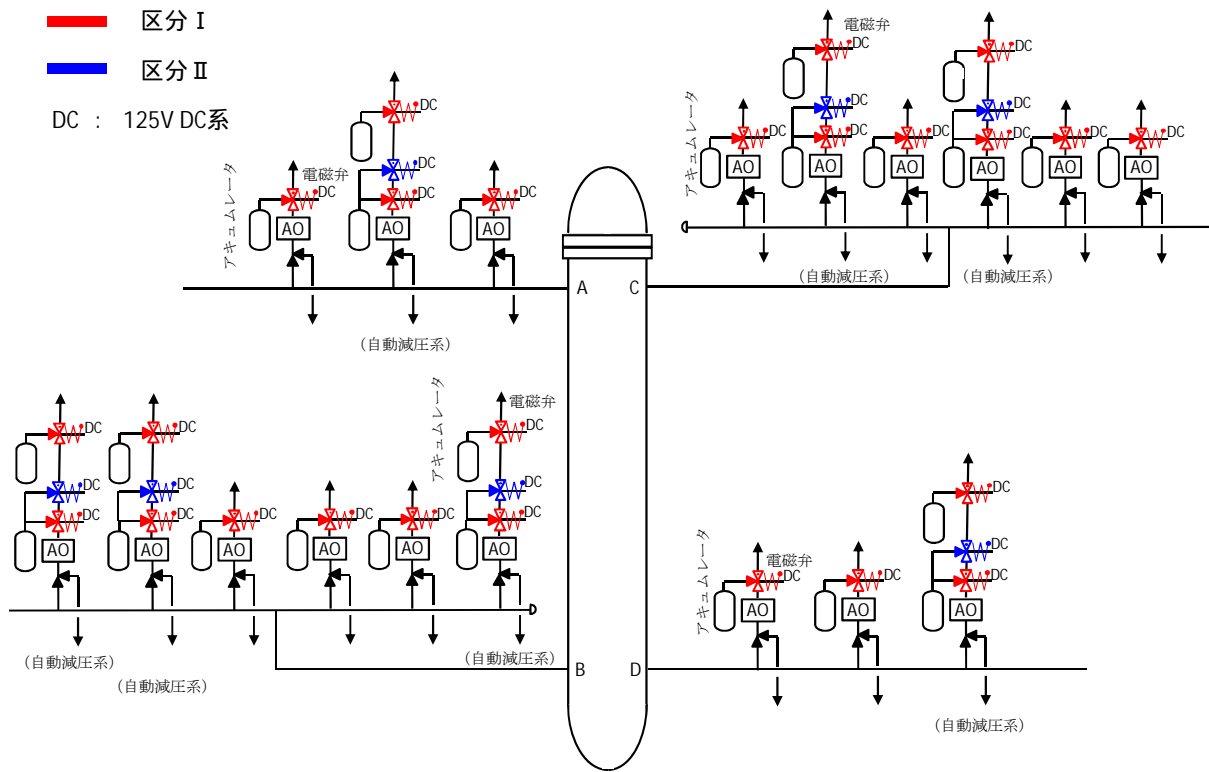
第 19-2 図 ディーゼル発電機海水系 系統概略図

No.	20	
安全機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	
系統・機器	中央制御室換気系	
多重性又は多様性	無	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし、 <u>ダクトの一部及び空気調和機が単一設計となっている。</u>
独立性	有	<p>(1)中央制御室換気系は、二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)中央制御室換気系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計する。</p> <p>(3)中央制御室換気系の動的機器、フィルタユニットは多重化されており、それぞれ100%容量を有している。電源はそれぞれ異なる区分（区分Ⅰ，区分Ⅱ）から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>隔離弁は多重化しており、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しないよう、第1隔離弁と第2隔離弁の駆動電源の区分を分離している。</p> <p>フィルタユニット及び空気調和機の入口弁（空気作動弁）はフェイルオープンとなっており、サポート系の故障により系統機能に影響を及ぼさない設計としている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は24時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第20-1図 中央制御室換気系	

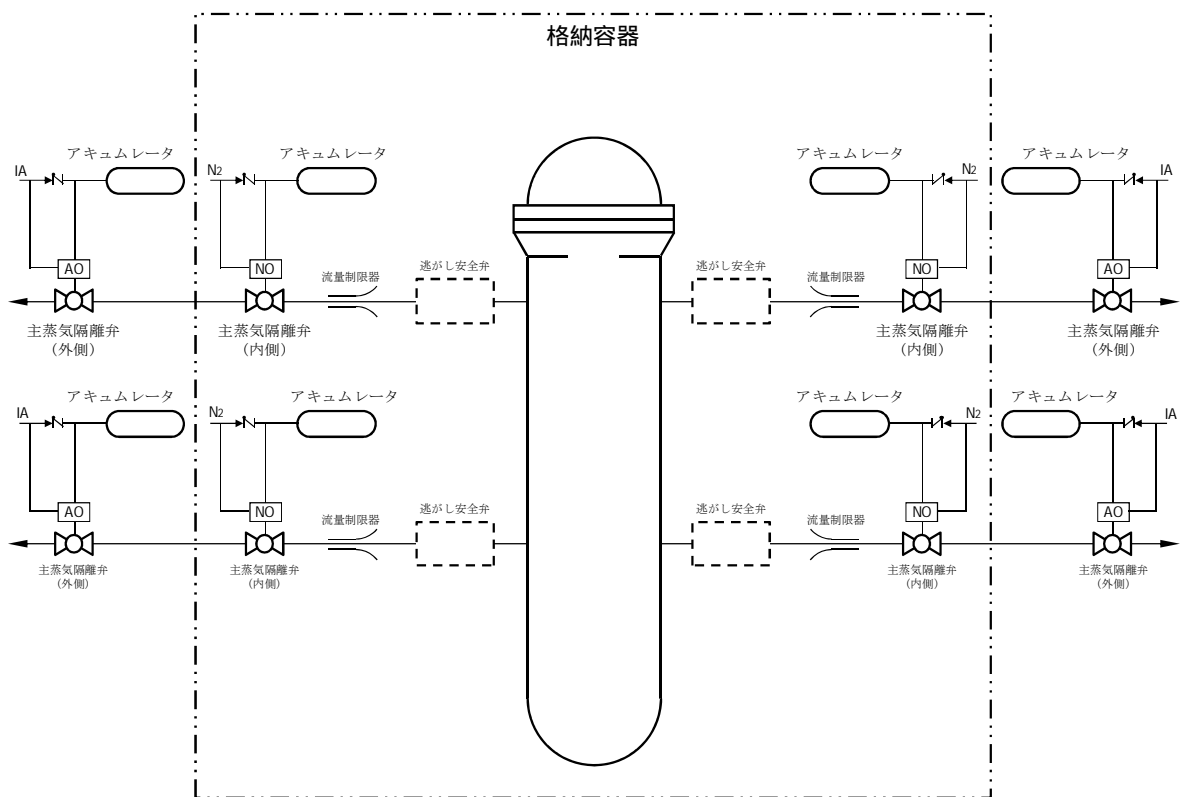


第20-1図 中央制御室換気系 系統概略図

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

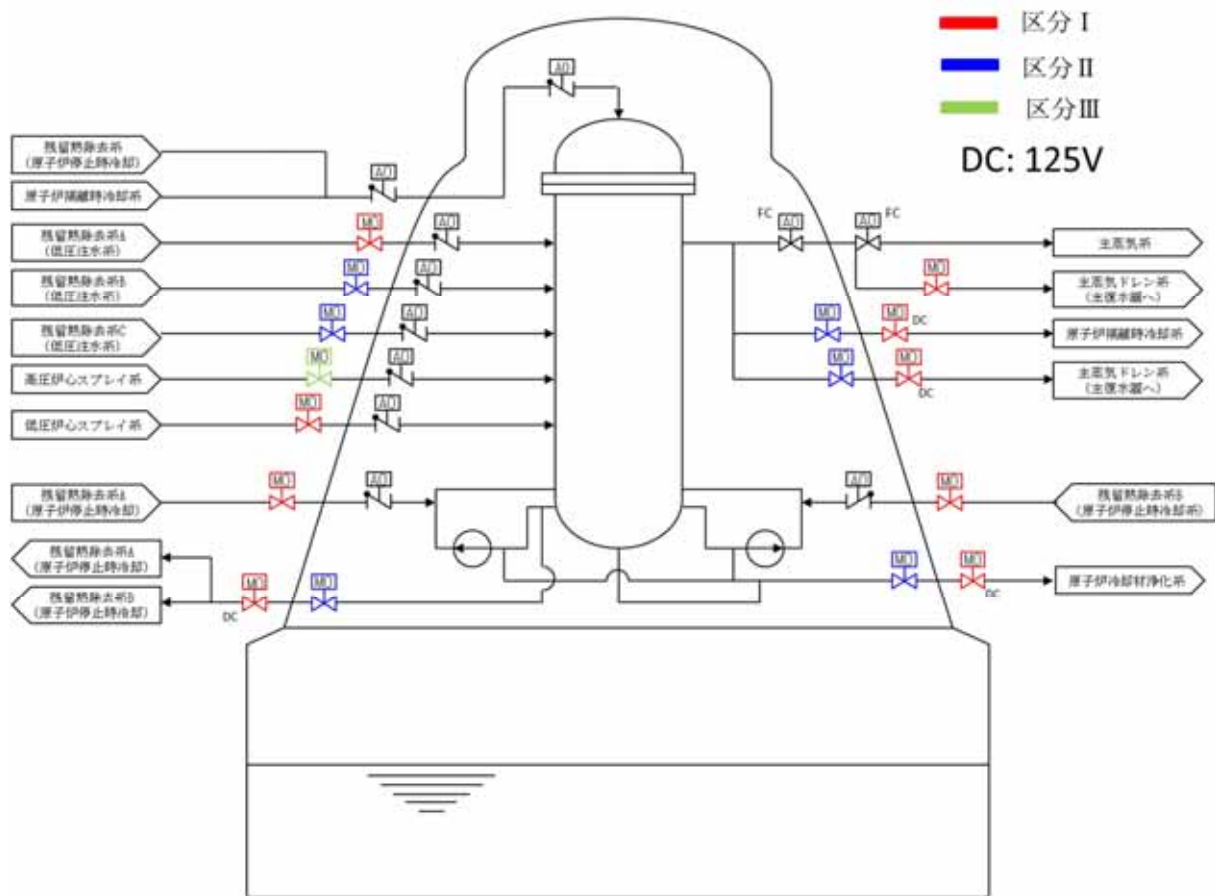


第 21-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図



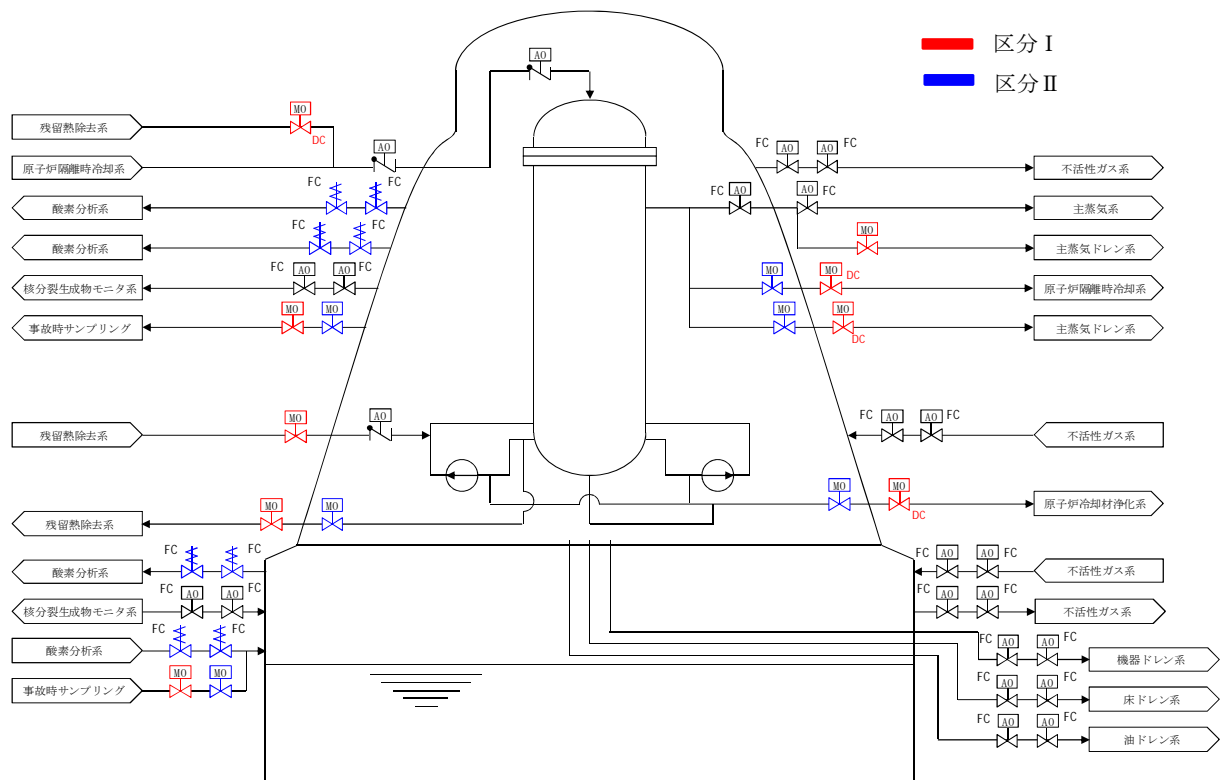
第 21-2 図 主蒸気隔離弁 系統概略図

No.	22	
安全機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	
系統・機器	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第十七条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。
独立性	有	<p>(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁は、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1隔離弁と第2隔離弁がともに電動弁の場合には駆動電源の区分を分離している。 ・第1隔離弁と第2隔離弁がともに空気作動弁の場合にはフェイルクローズとなる設計としている。 ・第1隔離弁と第2隔離弁のうち一方が逆止弁の場合には、逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第22-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	



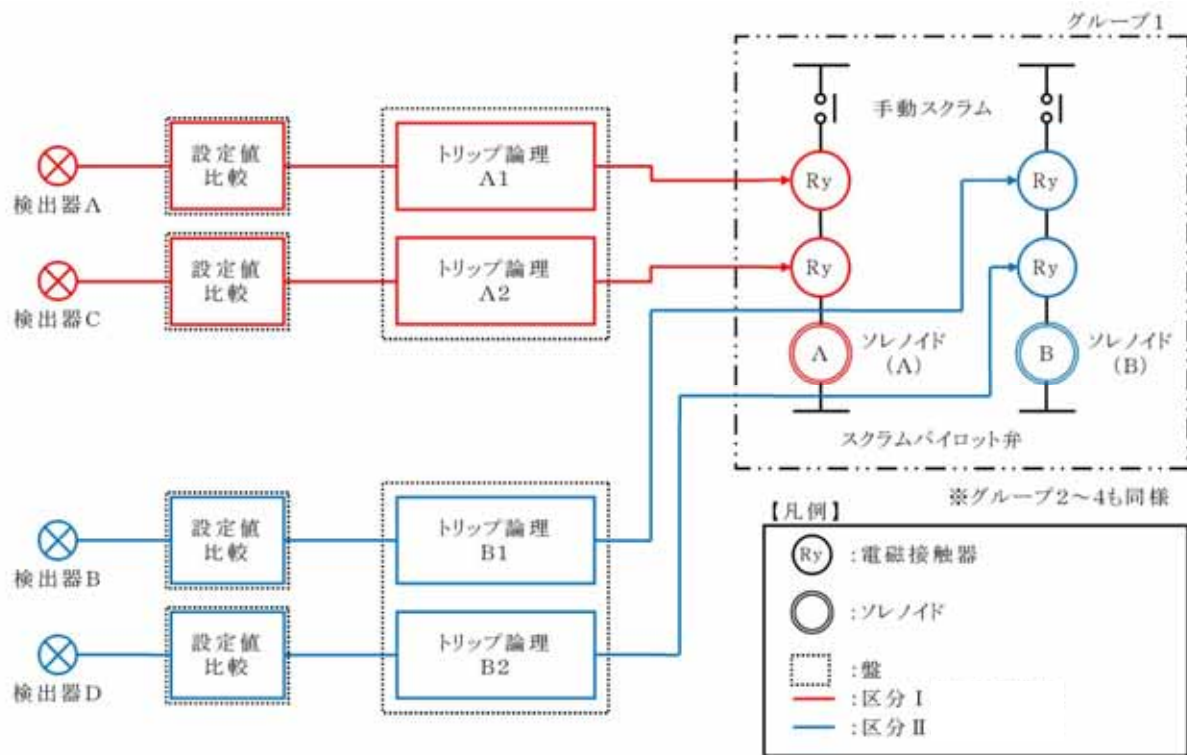
第 22-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁 系統概略図

No.	23	
安全機能	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	
系統・機器	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第三十二条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。
独立性	有	<p>(1)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁が2弁あるものについては、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに電動弁である場合は、駆動電源の区分を分離している。 ・空気作動弁や電磁弁については、フェイルクローズとなる設計としている。 ・逆止弁については、逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第23-1図 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	



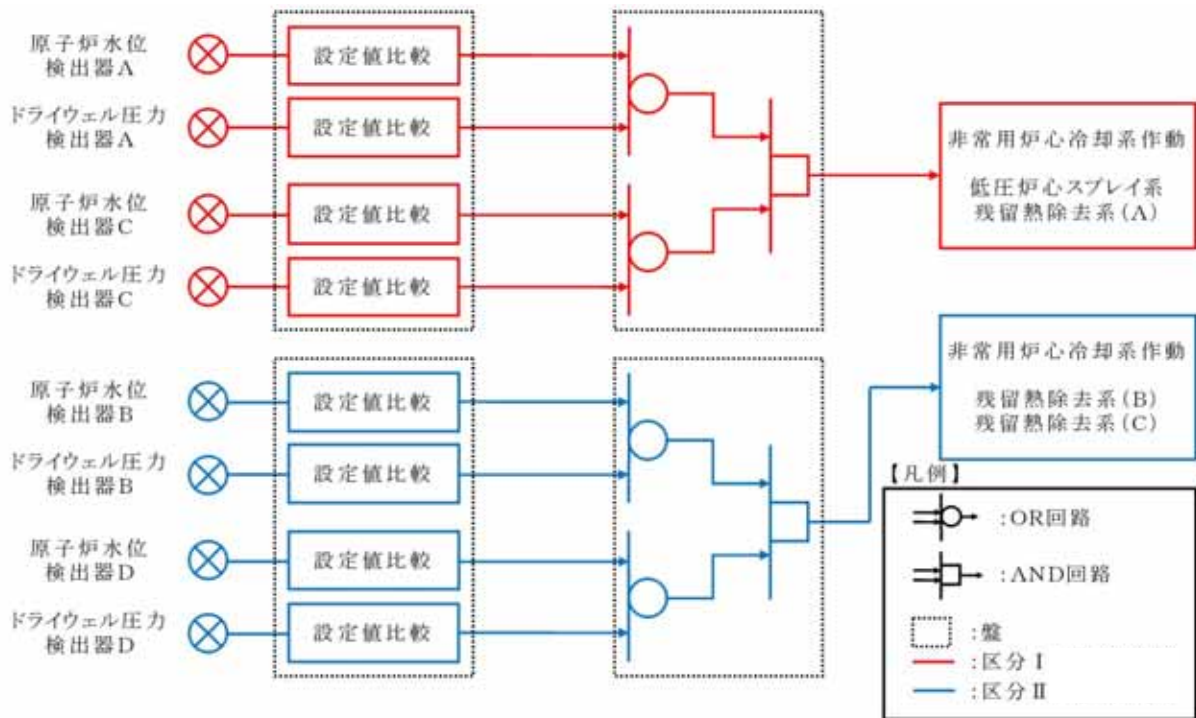
第 23-1 図 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁 系統概略図

No.	24	
安全機能	原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	
系統・機器	安全保護系（スクラム機能）	
多重性又は多様性	有	安全保護系（スクラム機能）は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。 原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており、いずれかの接点の動作で当該系がトリップし、2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっており、多重性を有している。
独立性	有	(1)原子炉緊急停止系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉緊急停止系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)原子炉緊急停止系は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。
長期間にわたる要求	—	使用期間はスクラムのタイミングのみで短期間。
系統概略図	第24-1図 原子炉緊急停止系の安全保護回路	

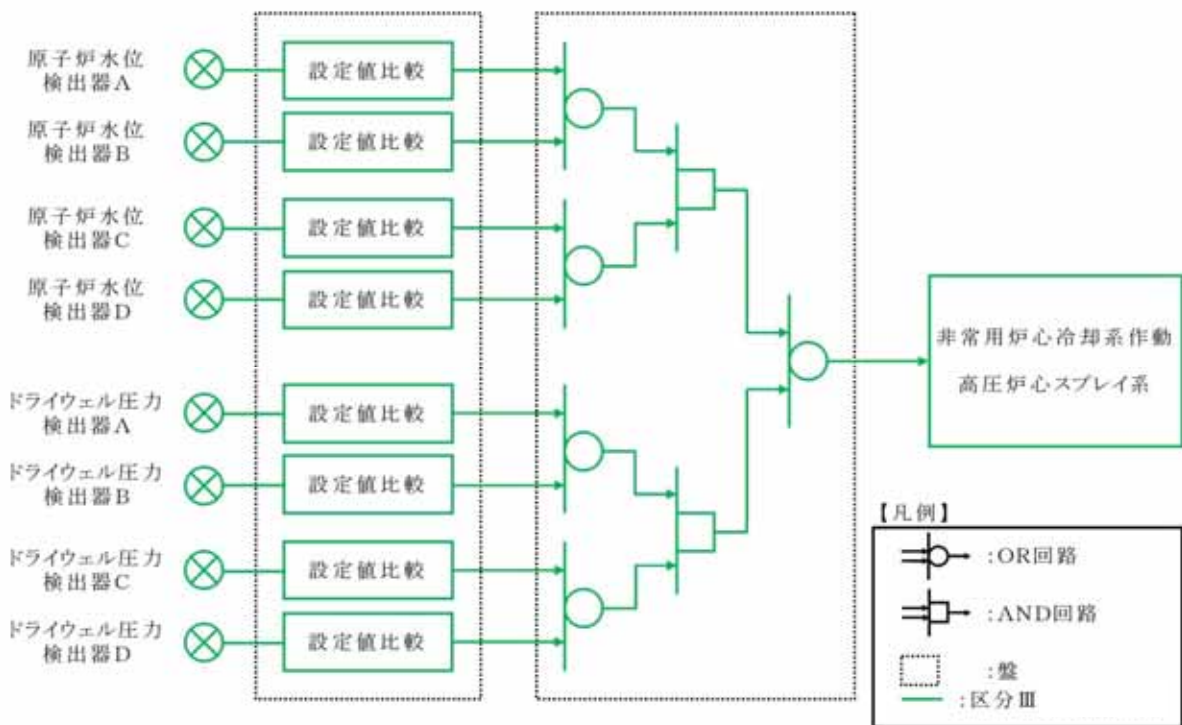


第24-1図 原子炉緊急停止系の安全保護回路 系統概略図

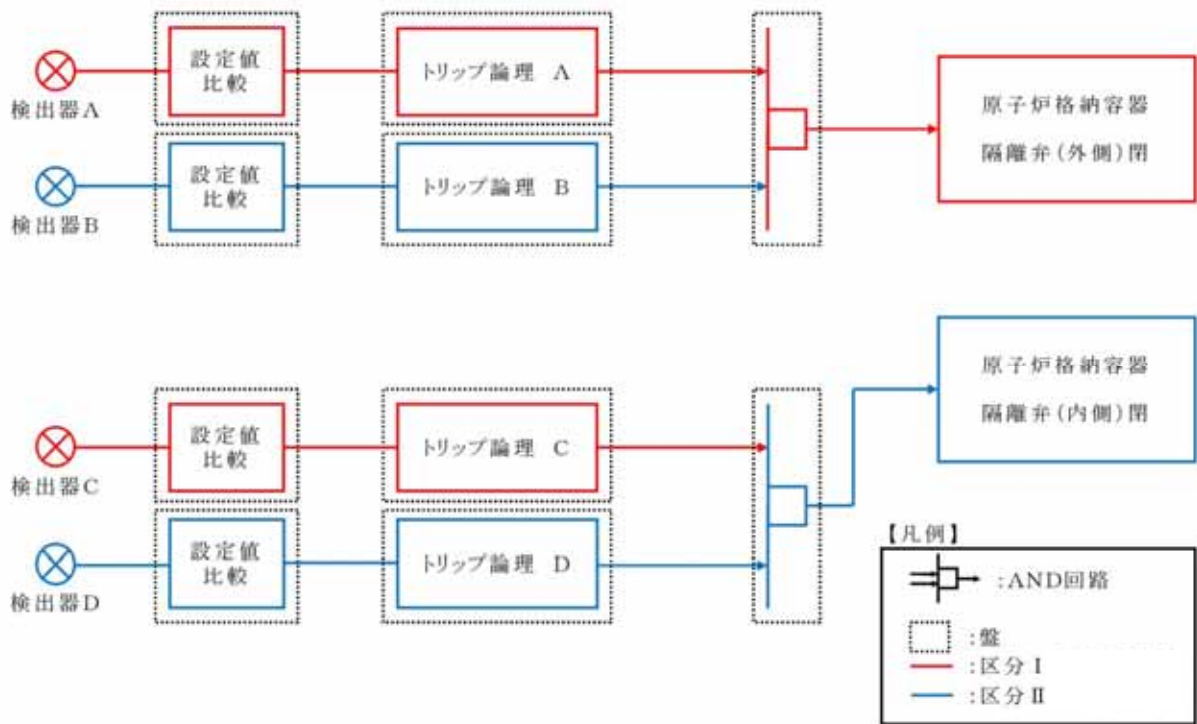
No.	25	
安全機能	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	
系統・機器	安全保護系（非常用炉心冷却系作動，主蒸気隔離，原子炉格納容器隔離，原子炉建屋ガス処理系作動）	
多重性又は多様性	有	<p>非常用炉心冷却系作動（低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，高圧炉心スプレイ系）の安全保護回路はそれぞれの区分に応じた複数の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性又は多様性を有している。</p> <p>非常用炉心冷却系作動（自動減圧系）の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p> <p>主蒸気隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p> <p>原子炉格納容器隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)各回路は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)各回路は耐震Sクラス設備として設計している。また，その区分に応じ，それぞれ異なるエリアに設置しており，溢水，火災が発生した場合においても，安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)各回路は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	<p>第25-1-1 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系）</p> <p>第25-1-2 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系）</p> <p>第25-1-3 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（自動減圧系）</p> <p>第25-2 図 主蒸気隔離の安全保護回路</p> <p>第25-3 図 原子炉格納容器隔離の安全保護回路</p> <p>第25-4-1 図 原子炉建屋ガス処理系(A)作動の安全保護回路</p> <p>第25-4-2 図 原子炉建屋ガス処理系(B)作動の安全保護回路</p>	



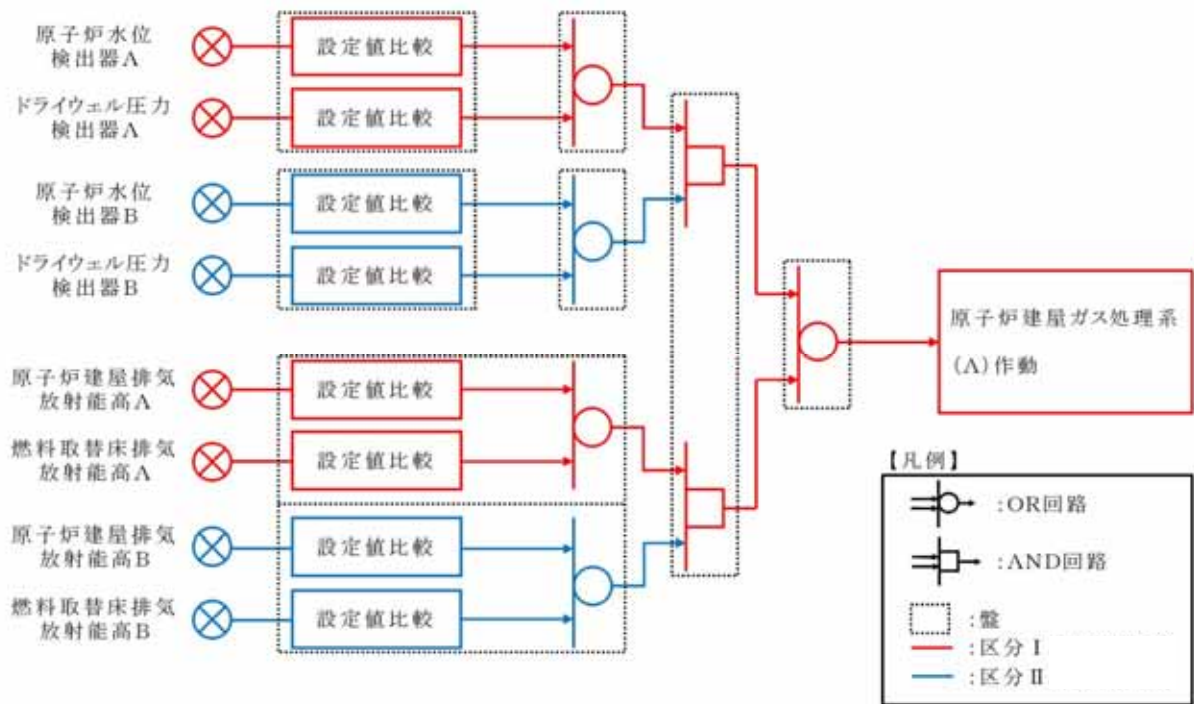
第 25-1-1 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系）系統概略図



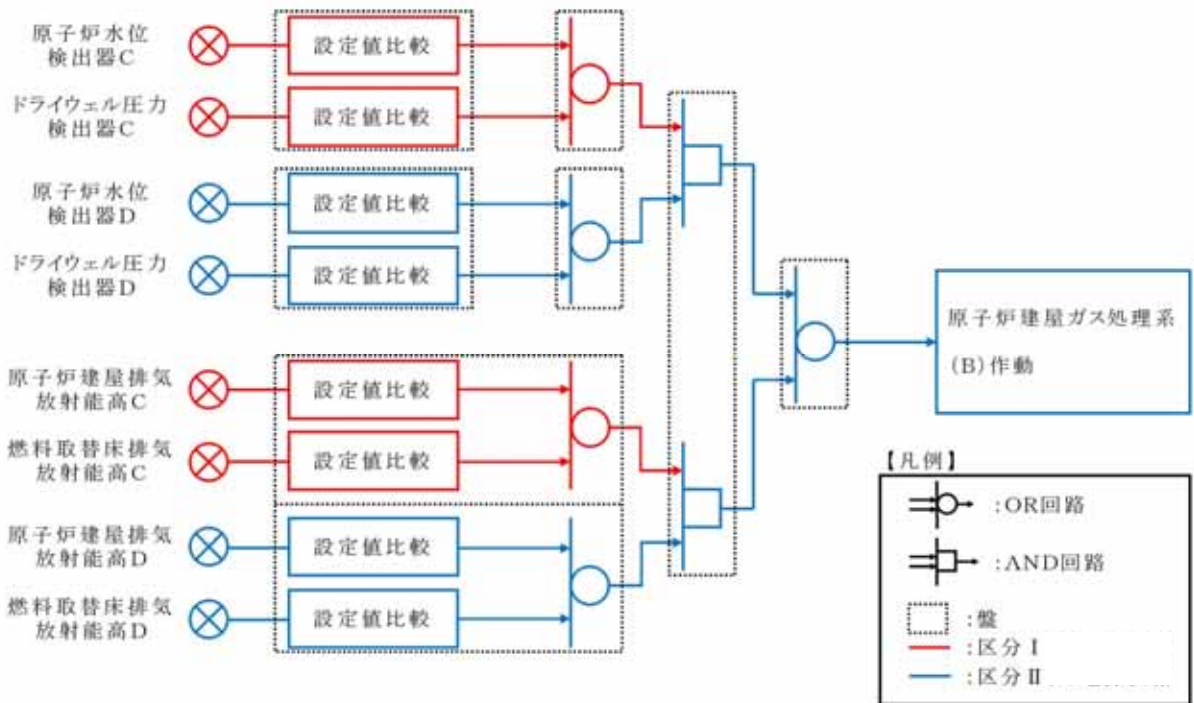
第 25-1-2 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系） 系統概略図



第 25-3 図 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 系統概略図

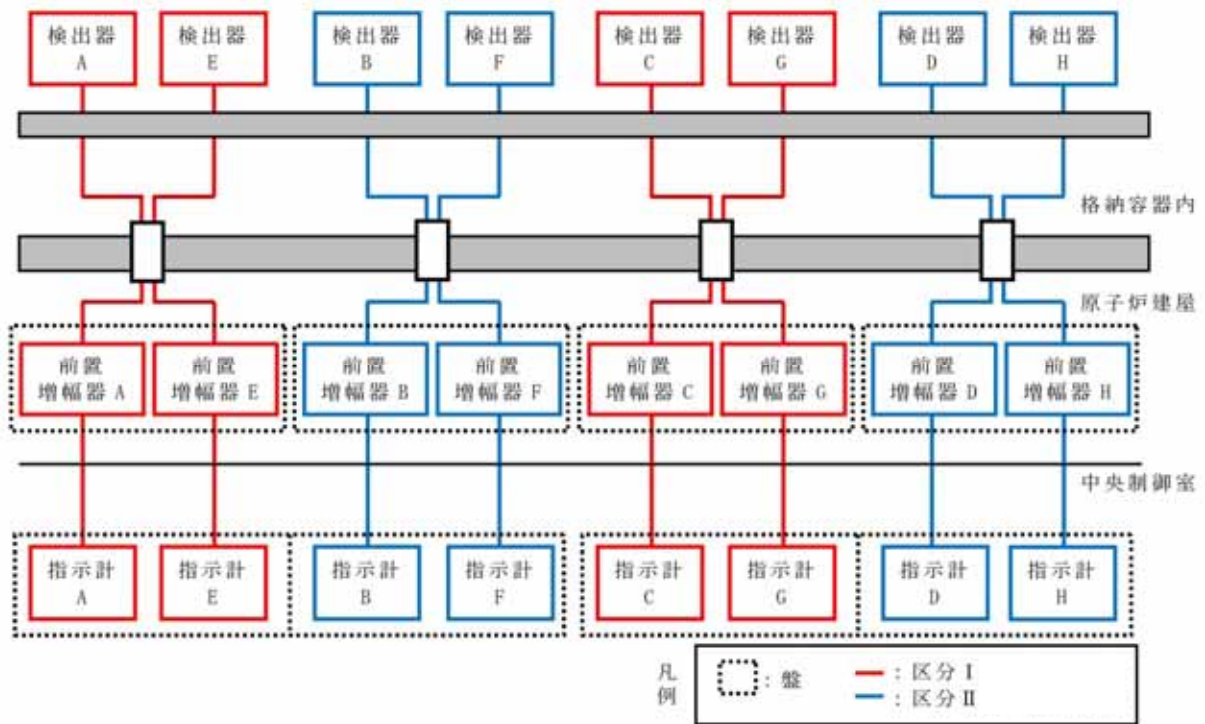


第 25-4-1 図 原子炉建屋ガス処理系 (A) 作動の安全保護回路 系統概略図

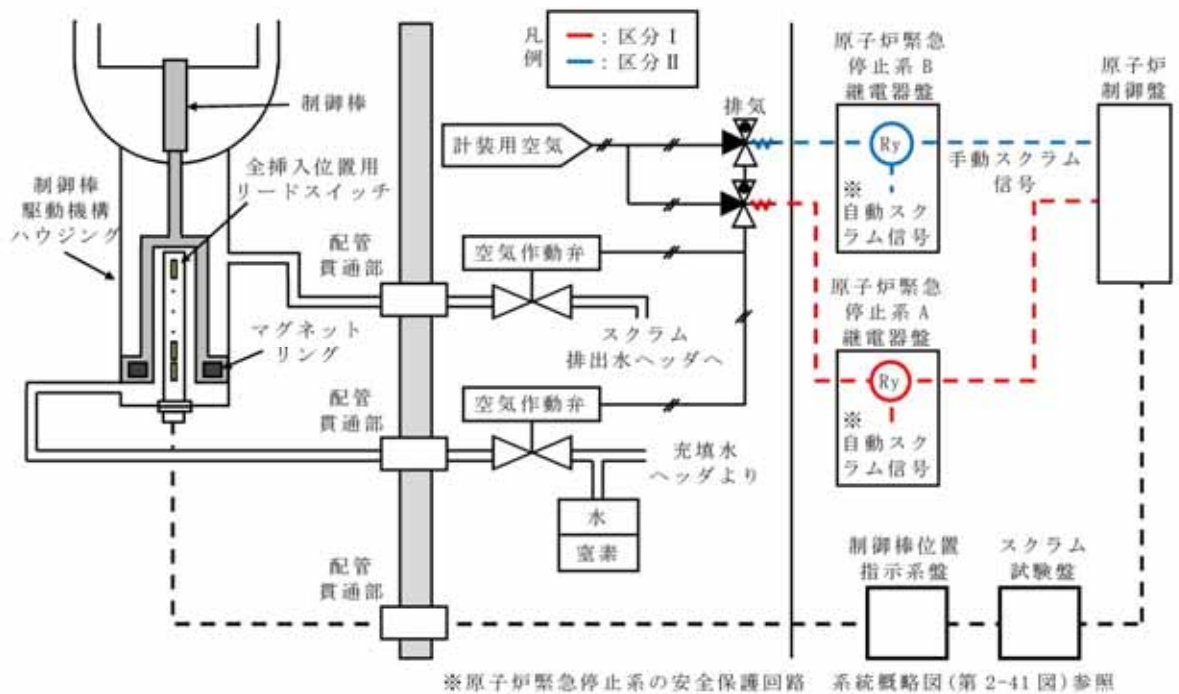


第 25-4-2 図 原子炉建屋ガス処理系 (B) 作動の安全保護回路 系統概略図

No.	26	
安全機能	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	
系統・機器	起動領域計装 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	
多重性又は多様性	有	<p>起動領域計装は、中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っており、多重性を有している。</p> <p>原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。</p>
独立性	有	<p>〈起動領域計装〉</p> <p>(1) 起動領域計装は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 起動領域計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計する。</p> <p>(3) 起動領域計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置、あるいは盤内において離隔して設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p> <p>〈原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備〉</p> <p>原子炉の停止状態を原子炉スクラム用電磁接触器の状態と制御棒位置で判断することにより、原子炉の停止状態を把握する。</p> <p>(1) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。</p> <p>制御棒位置監視設備は、通常運転時の環境条件下において動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については、中央制御室は溢水源が無いこと、火災については常駐する運転員による早期感知・消火が可能であることから、機能に影響を及ぼすものではない。</p> <p>制御棒位置監視設備は、耐震Cクラス設備として設計している。</p> <p>(3) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>制御棒位置監視設備と原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備とは、物理的分離を行っている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第26-1図 起動領域計装 第26-2図 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	

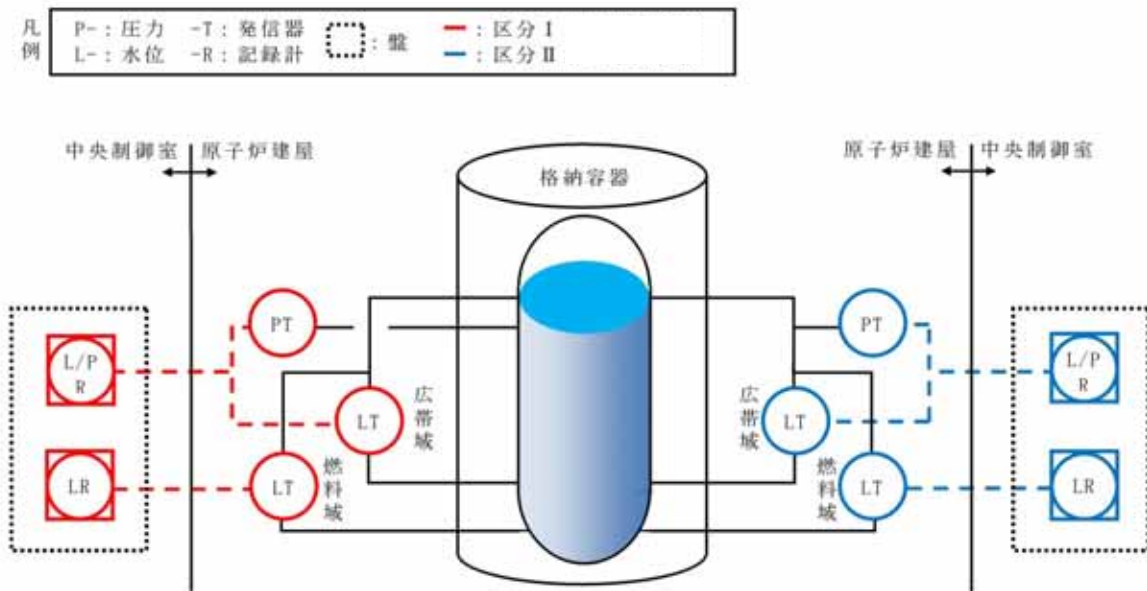


第26-1図 起動領域計装 系統概略図



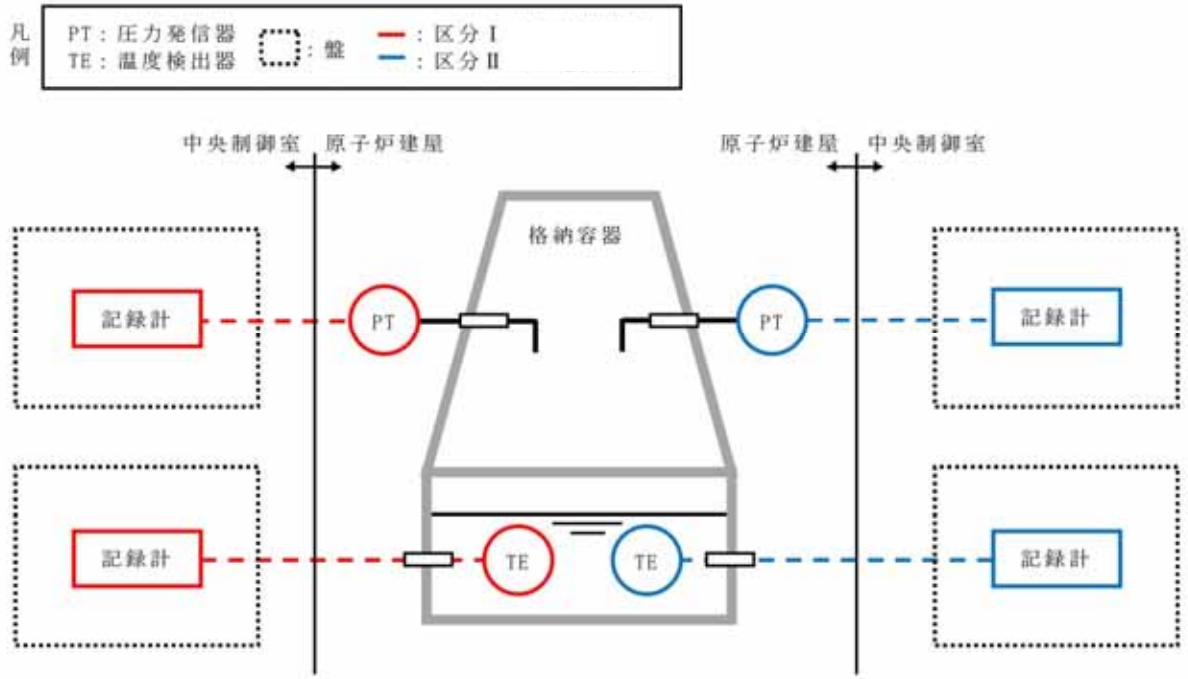
第26-2図 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備 系統概略図

No.	27	
安全機能	事故時の炉心冷却状態の把握機能	
系統・機器	原子炉水位計装（広帯域，燃料域） 原子炉圧力計装	
多重性又は多様性	有	原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉圧力計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)各計装は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。 また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 (3)各計装は，その区分に応じ，中央制御室の盤内において離隔して設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第27-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装	

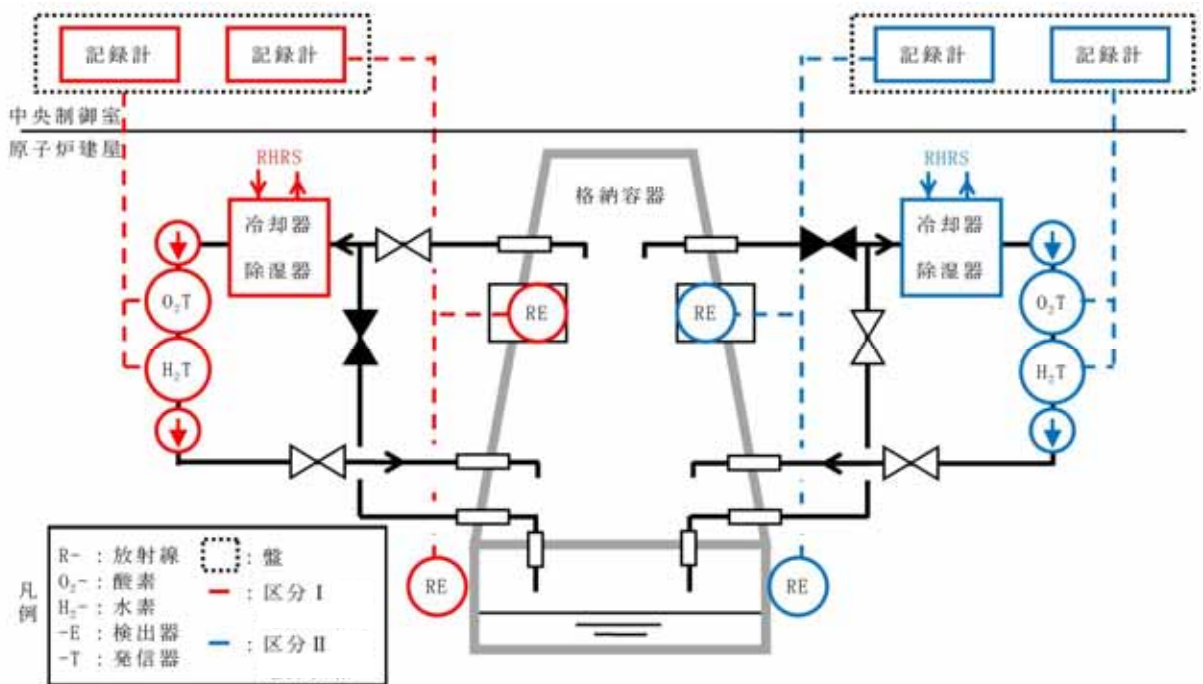


第27-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装 系統概略図

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



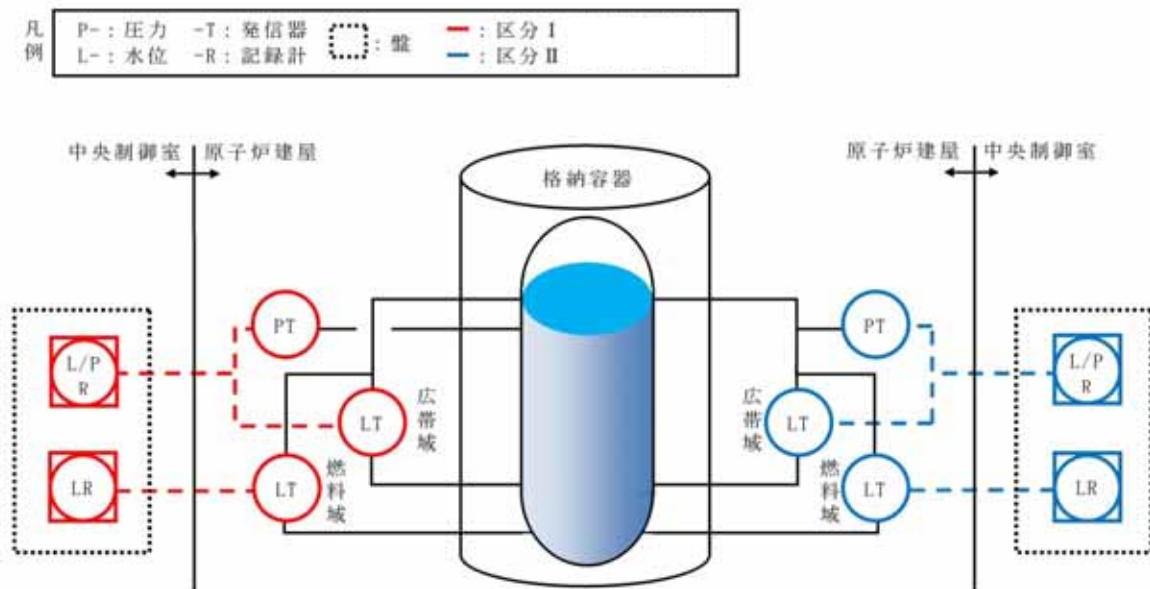
第 28-1 図 原子炉格納容器圧力計装, サプレッション・プール水温度計装 系統概略図



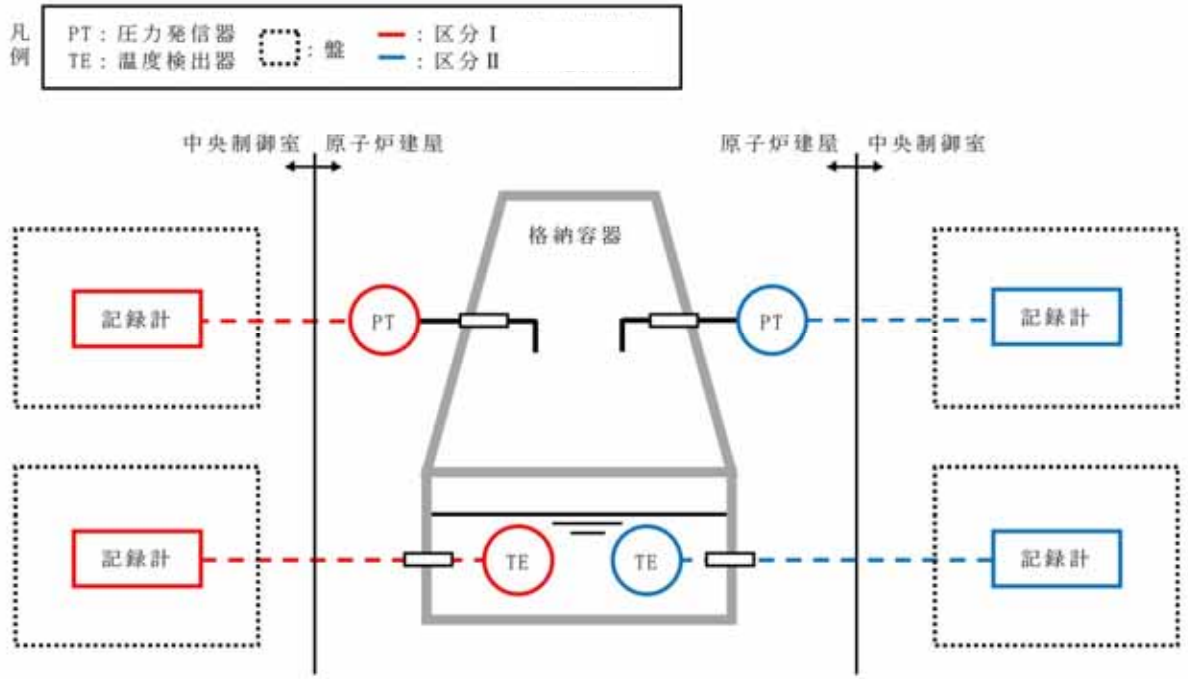
第 28-2 図 原子炉格納容器エリア放射線量率計装 系統概略図

No.	29	
安全機能	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	
系統・機器	<p>【冷温停止への移行】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力計装 ・原子炉水位計装（広帯域） <p>【ドライウェルスプレイ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力計装 <p>【サブプレッション・プール冷却】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・サブプレッション・プール水温度計装 <p>【可燃性ガス濃度制御系起動】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器水素濃度計装 ・原子炉格納容器酸素濃度計装 <p>【放射性気体廃棄物処理系の隔離】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主排気筒放射線モニタ計装 	
多重性又は多様性	有	<p>【冷温停止への移行】</p> <p>原子炉圧力計装及び原子炉水位計装（広帯域）はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【ドライウェルスプレイ】</p> <p>原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉格納容器圧力計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【サブプレッション・プール冷却】</p> <p>原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及びサブプレッション・プール水温度計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【可燃性ガス濃度制御系起動】</p> <p>原子炉格納容器水素濃度計装及び原子炉格納容器酸素濃度計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【放射性気体廃棄物処理系の隔離】</p> <p>主排気筒放射線モニタ計装は2区分設置しており，多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)各計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。主排気筒放射線モニタは排気筒モニタ建屋に設置しており，放射性気体廃棄物処理施設破損時の排気筒モニタ建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)各計装は，耐震Sクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は，耐震Sクラス設備として設計する。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 主排気筒放射線モニタ計装は，区分に応じて個別の盤・ラックに配置し，系統分離する。</p> <p>(3)各計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(4)原子炉格納容器圧力計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置し，それぞれ分離して配置する設計とする。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p>

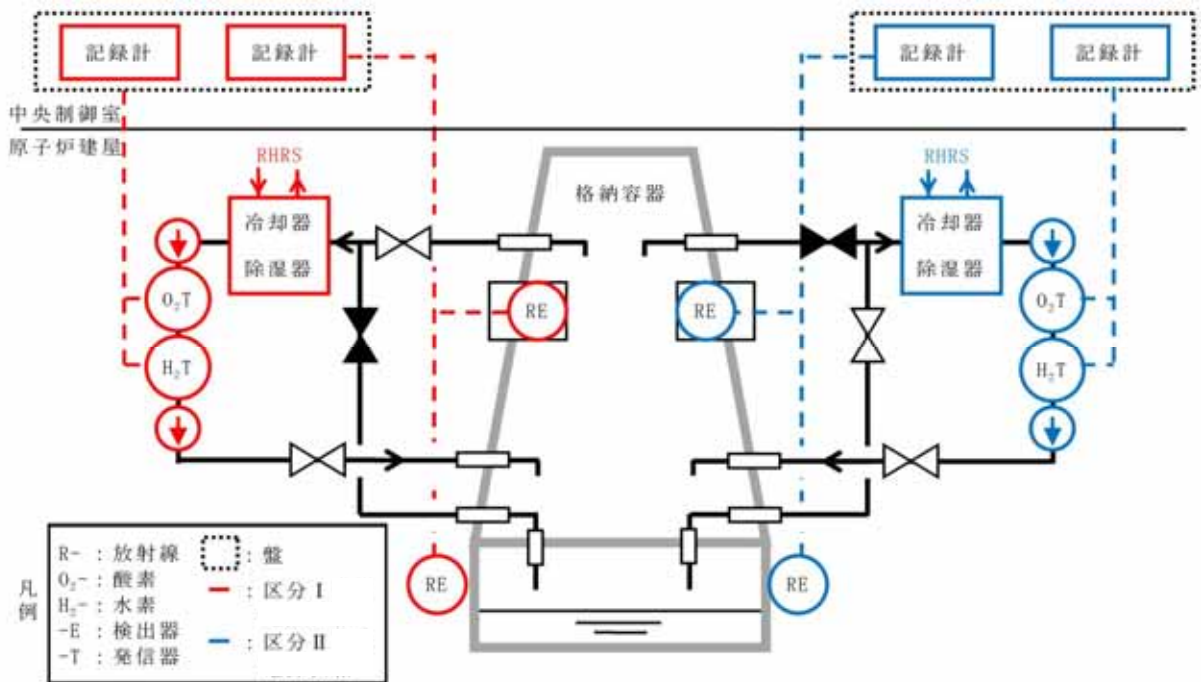
		<p>(5) 主排気筒放射線モニタ計装の電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>上記(1)～(5)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第29-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装 第29-2図 原子炉格納容器圧力計装，サブプレッション・プール水温度計装 第29-3図 原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装 第29-4図 主排気筒放射線モニタ計装	



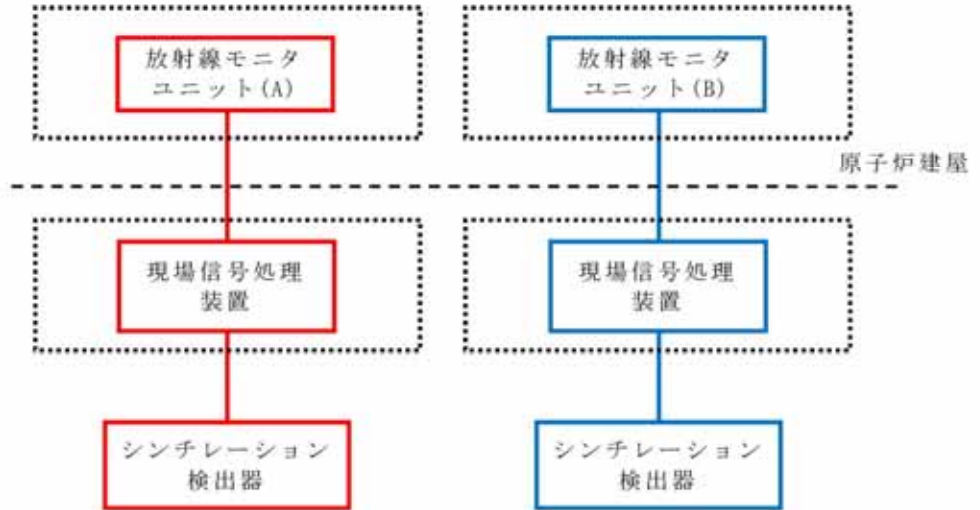
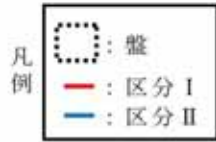
第29-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装 系統概略図



第 29-2 図 原子炉格納容器圧力計装, サプレッション・プール水温度計装 系統概略図



第 29-3 図 原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装 系統概略図



第 29-4 図 主排気筒放射線モニタ計装 系統概略図

安全施設に係る区分分離の基本原則について

1. はじめに

本資料では、東海第二発電所の安全施設に係る区分分離全体の基本原則について以下のとおり整理した。

2. 区分分離の種類

2.1 安全施設の区分分離

安全機能を有する構築物，系統及び機器（安全施設）のうち，重要度が特に高い安全機能を有するもの，及びそれ以外のものについての区分分離の考え方を以下に示す。

- (1) 安全機能を有する構築物，系統及び機器（安全施設）のうち，重要度が特に高い安全機能を有するもの

安全機能を有する構築物，系統及び機器（安全施設）のうち，重要度が特に高い安全機能を有するものについては，以下の（A）（B）のとおり設計している。

- (A) 多重性又は多様性を確保するために設置した同一の機能を有する安全施設との間において，「単一故障（従属要因による多重故障含む）」が発生した場合であっても機能できるよう「独立性」を確保

【設置許可基準規則第十二条第2項】

- (B) 他の安全施設との間，または非安全施設との間において，「その一方の運転又は故障等」により安全機能が阻害されないように「機能的隔離及び物理的分離」を実施

【設置許可基準規則第十二条第1項及び重要度分類指針】

(2) 安全施設のうち、①以外のもの

安全施設のうち、①以外のものについては、以下の（B）のとおり設計することとしている。

（B）他の安全施設との間、または非安全施設との間において、「その一方の運転又は故障等により」安全機能が阻害されないように「機能的隔離及び物理的分離」を実施

【同①（B）】

安全施設の区分分離の具体例を図1に、同一機能内の区分分離及び異なる機能間での区分分離の考え方を図2示す。

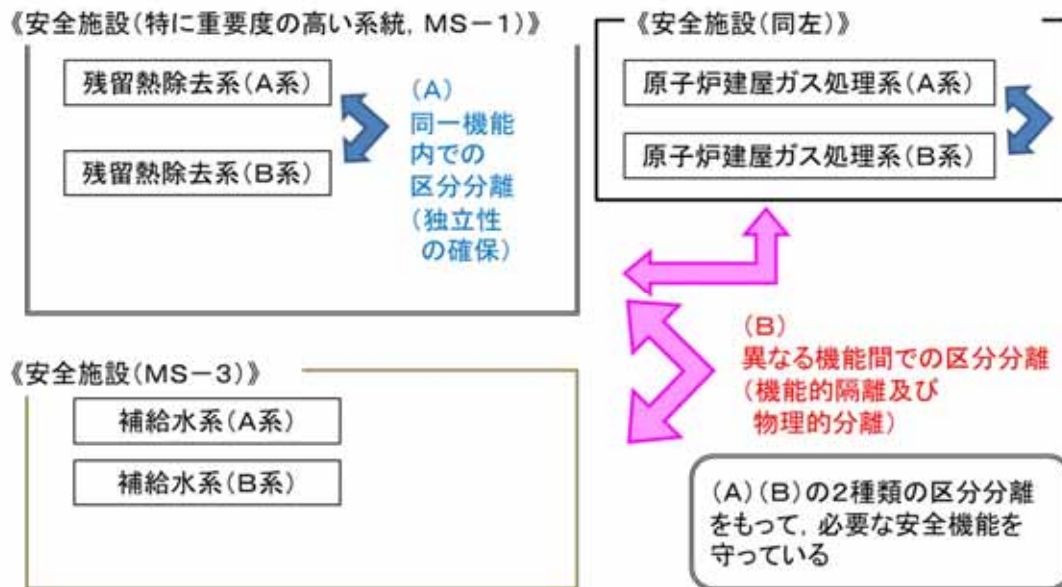


図1 安全施設の区分分離の具体例

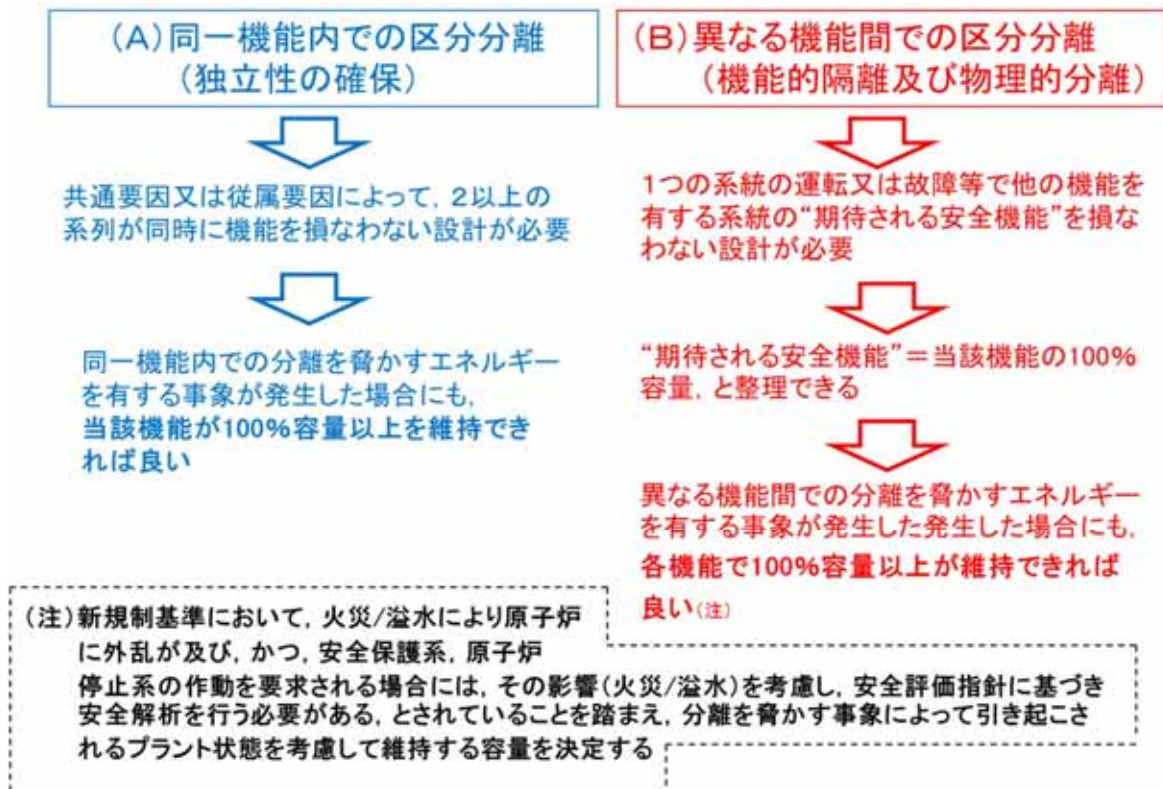


図2 同一機能内の区分分離及び異なる機能間での区分分離

東海第二発電所では、新規制基準を踏まえ、(A)(B)に加えて、設置許可基準規則第八条(火災による損傷の防止)に基づく区分分離や、設置許可基準規則第九条(溢水による損傷の防止)に基づく区分分離も実施することとしている。

ここで、(A)については、当該系(重要度の特に高い安全機能を有する系統)のみならず、直接関連系も対象となる。間接関連系については(A)を満足する必要はないが、共通要因又は従属要因とならないことが必要となる。

なお、(B)異なる機能間での区分分離(機能的隔離及び物理的分離)については安全施設全てを対象としているが、「同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように」することが目的であることを踏まえると、安全施

設のうちクラス3（PS-3，MS-3）の系統については、影響を受ける側の系統として見た場合、当該安全機能が阻害された場合においても代替性や復旧性を考慮すると原子炉施設の安全が損なわれることはない、と評価できる。

2.2 火災に対する分離について

火災に対する分離については、設置許可基準規則十二条に基づく分離と同第八条に基づく分離があり、以下の様な違いがある。

(1) (A) 同一機能内での区分分離（独立性の確保）

火災によっても他区分の設備が損傷しないよう、火災の影響を受ける可能性のある機器について、IEEE 384-1992（IEEE Standard Criteria Independence of Class 1E Equipment and Circuits）に基づく離隔距離の確保、又は耐火障壁の設置により、同一機能内での区分分離を実施

(2) (B) 異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）

火災によっても他機能の安全設備の機能を確保するよう、火災の影響を受ける可能性のある機器について、IEEE 384-1992（IEEE Standard Criteria Independence of Class 1E Equipment and Circuits）に基づく離隔距離の確保、又は耐火障壁の設置により、異なる機能間での区分分離を実施

(3) 区域又は区画内の安全機能が全喪失することを仮定した区分分離

(3時間耐火障壁による物理的分離)

上記(A)(B)の区分分離に加え、原子炉の高温停止及び冷温停止に係る安全機能を有する機器については、保守的に、火災により当該機器を設置する区域又は区画内の安全機能が全喪失することを仮定しても、少なくとも1区分以上の原子炉の高温停止及び冷温停止機能が確保されるよう

に、3時間耐火能力を有する耐火障壁の設置により、原則として、安全系区分Ⅰ・Ⅱ間での区分分離を行う。

2.3 同一機能内・異なる機能間での分離を脅かすエネルギーについて

同一機能内・異なる機能間での分離を脅かすエネルギーを、プラント内部で発生するエネルギー及びプラント外部で発生するエネルギーに分類すると、以下のとおり整理できる。

(1) プラント内部で発生するエネルギー

- ・環境条件
- ・火災
- ・溢水
- ・内的エネルギー（配管内のエネルギー、回転機器の回転エネルギー）

(2) プラント外部で発生するエネルギー

- ・地震
- ・津波
- ・その他自然現象，人為事象（偶発的）

3. 区分分離の設計方針

プラント内部で発生するエネルギー，プラント外部で発生するエネルギーを想定した分離設計の考えについて，分離方法毎に整理した結果を表1に示す。

表 1 区分分離の設計方針について

分離方法	想定事象	機器	分離手段		設計方針
			距離	障壁	
物理的分離	配管の損傷において影響がある機器		○	—	(格納容器内) ・パイプホップ評価を行い、配管の破断により安全機能が損なわれないような配置設計（必要に応じてパイプホップレストレイントを設置）とする。 (格納容器外) ・系統区分を考慮した配置とし、安全上重要な系統及び機器については、原則、各区分ごとに障壁による分離配置を行い、破断配管と分離する設計とする。 (タービンミサイル) ・「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）に基づきタービンミサイル評価を行い、使用済燃料プール落下確率が 10^{-7} /年以下であるように配置上の考慮を行う。 ・タービンミサイルが貫通しない障壁を設ける設計とする。
			○	○	(その他ポンプ、モータ等のインターナルミサイル) ・ポンプ、モータ、タービン（R/C系、給水系）などの異常によりミサイルが発生する確率が 10^{-7} /年以下であること。 ・上記が不可能な場合には、安全上重要な系統、機器へのミサイル落下確率（破断に至らしめる確率）が 10^{-7} /年以下であること。 ・上記が不可能な場合には、隔離壁を追加する設計とする。
	○	○	・IEEE Std 384-1992(IEEE Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits)に基づく隔離距離により分離する設計とする。 ・耐火障壁等により分離する設計とする。		
	○	○	各機器は想定される環境条件に耐えうる設計とする。		
その他 (想定事象に対する頑健性の確保)	火災	回転機器の損傷において影響がある機器	ケブル	○	溢水の発生要因(想定破損、消火等、地震起因)ならびに溢水影響モード(浸水、被水、蒸気曝露)それぞれに対し、『溢水の発生防止』『溢水の拡大防止』『溢水の影響防止』の3方策を適切に組み合わせることにより、複数の安全区分が同時に機能喪失しないよう設計する。 前震重要施設は基準地震動に対してその機能を損なわない設計とする。 設計基準津波が各機器に到達しないよう防護する設計とする。 屋内機器は影響を受けないこと、屋外機器は個別に防護する設計とする。
			補機	○	
			盤・ラック	○	
	環境条件	溢水※			
		地震			
	津波※				
	その他自然現象、人為事象(偶発的)※				

分離方法	分離手段	設計方針
機能的隔離	隔離装置	タイラインを有する系統間を弁の構成によって隔離する。計装系において光変換カード等を系統間に介在させる。電気系において遮断器等を用いた隔離部分を設ける設計とする。

※想定事象に対する頑健性の確保のため、物理的分離を実施する場合があります。

4. まとめ

- (1) 区分分離には以下の2つの種類があり、これらによって必要な安全機能を守っている。
 - (A) 同一機能内での区分分離（独立性の確保）
 - (B) 異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）

- (2) 区分分離を脅かすエネルギーとしては、プラント内部／外部で発生するエネルギーがそれぞれ考えられるため、各々について整理した。

- (3) 東海第二発電所は、当該系／関連系（直接関連系、間接関連系）について、本区分分離の基本原則に基づき、プラント設計を行っている。

地震，溢水，火災以外の共通要因について

1. 考慮するハザード

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

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

第四条 地震による損傷の防止

第五条 津波による損傷の防止

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

第八条 火災による損傷の防止

第九条 溢水による損傷の防止等

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

第五条 津波による損傷の防止

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

である。

2. 津波による損傷の防止（設置許可基準規則第五条）

津波による損傷の防止については，設置許可基準規則第五条に対する適合性の説明の中で整理するが，重要度の特に高い安全機能を有する系統に対し

では、同別記3の通り、以下の対策をとることで基準津波に対して安全機能を損なわない設計としている。

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

3. 外部からの衝撃による損傷の防止（設置許可基準規則第六条）

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

- ・発電所敷地で想定される洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合において，自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計
- ・「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示される重要安全施設は，科学的技術的知見を踏まえ，当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について，それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせた設計
- ・発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害の原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であ

って人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計

- ・ 自然現象、人為事象の組み合わせについても、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の影響を考慮し、事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせを特定し、その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計

各ハザードに対する具体的な設計上の考慮は表 1 の通りである。

表 1 設置許可基準規則第六条のハザードに対する設計上の考慮

ハザード	設計上の考慮
洪水	・ 敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害が生じることはない。
風（台風）	・ 安全施設は、設計基準風速による風荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは風（台風）による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
竜巻	・ 設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物が安全施設に衝突する際の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに安全施設に常時作用する荷重、運転時荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせた荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する区画の構造健全性の確保若しくは飛来物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
凍結	・ 安全施設は、凍結に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは低温による凍結を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
降水	・ 安全施設は、設計基準降水量による浸水及び荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは降水による損傷を考慮して、代替設備により必要な機

ハザード	設計上の考慮
	<p>能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。</p>
積雪	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、設計基準積雪深による荷重及び閉塞に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは積雪による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
落雷	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、設計基準電流値による雷サージに対し、安全機能を損なわない設計とすること若しくは雷サージによる損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、降下火砕物による直接的影響に対して機能維持すること若しくは降下火砕物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。 降下火砕物による間接的影響である7日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続できることにより安全機能を損なわない設計とする。
生物学的事象	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、生物学的事象に対して健全性を確保すること若しくは生物学的事象による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、森林火災に対し防火帯及び離隔距離の確保若しくは森林火災による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
高潮	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P. +3.3m）以上に設置することで、その安全機能を損なわない設計とする。
飛来物 （航空機落下）	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設等への航空機の落下確率は防護設計の可否を判断する基準である10^{-7}回/炉・年を超えないため、飛来物（航空機落下）による防護については考慮不要である。
ダムの崩壊	<ul style="list-style-type: none"> 発電所敷地の北側に久慈川が位置しており、その支線の上流約30kmにダムが存在するが、久慈川は敷地の北方を太平洋に向かい東進していること、久慈川河口に対して標高3m～21mの上り勾配となっていることから、発電所敷地がダムの崩壊により影響をうけることはない。

ハザード	設計上の考慮
爆発	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、爆発源に対し、離隔距離の確保若しくは爆発による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
近隣工場等の火災	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、近隣工場等の火災に対し、離隔距離の確保若しくは近隣工場等の火災による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
有毒ガス	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、想定される有毒ガスの発生に対し、中央制御室換気系等により、中央制御室の居住性を損なわない設計とする。
船舶の衝突	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、航路を通行する船舶の衝突に対し、航路からの離隔距離を確保することにより、安全施設の船舶の衝突に対する健全性の確保若しくは船舶の衝突による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
電磁的障害	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、電磁的障害に対し、健全性の確保若しくは電磁的障害による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
重畳	<ul style="list-style-type: none"> 事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせを特定し、その中から荷重の大きさ等の観点で代表性のある、地震、津波、火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せの影響に対し、安全機能を損なわない設計とする。

4. 結論

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

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(1/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出		独立性		
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所		使用期間	対象系統
1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 [185本]	有	多重性有	-	-	短期	-	有
2	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 [185本] ほう酸水注入系	有	多様性有	-	-	長期	-	有
3	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	有	多重性有	-	-	短期	-	有
4	原子炉停止後における除熱のため の崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイス 逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能) 残留熱除去系 (サブレッション・プールの冷却系)	-	多様性有	-	-	長期	-	有
5	原子炉停止後における除熱のため の原子炉が隔離された場合の 注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイス	-	多様性有	-	-	長期	-	有
6	原子炉停止後における除熱のため の原子炉が隔離された場合の 圧力逃がし機能	逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能)	有	多重性有	-	-	長期	-	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(2/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出		独立性			
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所		使用期間	対象系統	
7	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイス系 自動減圧系(逃がし安全弁) 低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水系)	—	事故後の高圧時における炉心冷却は、高圧炉心スプレイス又は「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」によって達成できる設計としており、多様性を有している。	—	—	—	有		
			有		—	—	—	—	有	
			—		—	—	—	—	—	有
			有		—	—	—	—	—	有
8	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水系) 高圧炉心スプレイス系	—	低圧炉心スプレイス系、残留熱除去系(低圧注水系)、高圧炉心スプレイス系によって多様性を有している。	—	—	—	有		
			有		—	—	—	—	有	
			—		—	—	—	—	有	
9	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系(逃がし安全弁)	有	自動減圧系(逃がし安全弁)は7個設置しており、多重性を有している。	—	—	短期	—	有	
10	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	原子炉建屋ガス処理系(非常用ガス再循環系、非常用ガス処理系)	—	原子炉建屋ガス処理系の動的機器及びファイタルユニットは多重性を有している。配管の一部が単一設計となっている。	○	配管の一部	長期	○	有	
11	格納容器の冷却機能	残留熱除去系(格納容器スプレイス冷却系)	—	残留熱除去系(格納容器スプレイス冷却系)の動的機器は多重性を有している。スプレイスヘッド(サブレーション・チェンバ側)は単一設計となっている。	○	スプレイスヘッド(サブレーション・チェンバ側)	長期	○	有	
12	格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	有	可燃性ガス濃度制御系は2系統設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有	
13	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系(交流)	有	非常用電源系(交流)は3区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有	

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(3/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出		独立性			
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所		使用期間	対象系統	
14	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系(直流電源系統)	有	多重性有	非非常用所内電源系(直流電源系統)の非非常用所内電源, 中性子モーター用はそれぞれ3区分, 2区分設置しており, それぞれ多重性を有している。	-	長期	-	有	
15	非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機設備	有	多重性有	ディーゼル発電機設備は3区分あり, 多重性を有している。	-	長期	-	有	
16	非常用の直流電源機能	直流電源設備	有	多重性有	直流電源設備の非常用所内電源, 中性子モーター用はそれぞれ3区分, 2区分設置しており, それぞれ多重性を有している。	-	長期	-	有	
17	非常用の計測制御用電源機能	計測制御用電源設備	有	多重性有	計測制御用電源設備は3区分設置しており, 多重性を有している。	-	長期	-	有	
18	補機冷却機能	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	有	多重性有	残留熱除去系海水系は2区分, ディーゼル発電機海水系は3区分設置しており, 多重性を有している。	-	長期	-	有	
19	冷却用海水供給機能									
20	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	-	-	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。ダクトの一部及び空気調和機が単一設計となっている。	○	長期	ダクトの一部	○	有
21	圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 [18個] のアキュムレータ	有	多重性有	弁そのものが多重性を有しており, それぞれ個別にアキュムレータを有していることから, アキュムレータについても多重性を有している。	-	長期	-	-	有
		自動減圧機能 [7個] のアキュムレータ	有	多重性有		-	長期	-	-	有
		主蒸気隔離弁 [8個] のアキュムレータ	有	多重性有		-	短期	-	-	-
22	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	有	多重性有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は, 設置許可基準規則 第十七条に適合する設計としており, 多重性又は多様性を有している。	-	長期	-	-	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(4/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所	使用期間	対象系統		
23	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	有	多重性有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則第三十二条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。	-	-	長期	-	有
24	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	安全保護系(スクラム機能)	有	多重性有	安全保護系(スクラム機能)は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており、いずれかの接点の動作で当該系がトリップし、2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっている。	-	-	短期	-	有
25	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系(非常用炉心冷却系作動、主蒸気隔離、原子炉格納容器隔離、原子炉建屋ガス処理系作動)	有	多重性又は多様性有	安全保護系は、各区分において複数の検出器から得られた信号を用い、安全論理回路を通じて作動信号を発生させており、多重性又は多様性を有している。	-	-	長期	-	有
26	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域計装	有	多重性有	起動領域計装は、中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っている。多重性を有している。	-	-	長期	-	有
27	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	-	多重性有	原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。	-	-	長期	-	有
		原子炉水位計装(広帯域、燃料域)	有	多重性有	原子炉水位計装(広帯域、燃料域)は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-		-	
		原子炉圧力計装	有	多重性有	原子炉圧力計装は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-		-	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(5/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出		独立性	
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所		使用期間
28	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力計装	有	多重性有 原子炉格納容器圧力計装は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	-	有
		サブプレッション・プール水温度計装	有	多重性有 サブプレッション・プール水温度計装は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	長期	有
		原子炉格納容器エリア放射線量率計装	有	多重性有 原子炉格納容器エリア放射線量率計装は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	-	有
		原子炉圧力計装	有	多重性有 原子炉圧力計装は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	-	有
		原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)	有	多重性有 原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	-	有
29	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉格納容器圧力計装	有	多重性有 原子炉格納容器圧力計装は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	-	有
		サブプレッション・プール水温度計装	有	多重性有 サブプレッション・プール水温度計装は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	長期	有
		原子炉格納容器水素濃度計装	有	多重性有 原子炉格納容器水素濃度計装は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	-	有
		原子炉格納容器酸素濃度計装	有	多重性有 原子炉格納容器酸素濃度計装は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	-	有
		主排気筒放射線モニタ計装	有	多重性有 主排気筒放射線モニタ計装は2区分設置しており, 多重性を有している。	-	-	-	有

設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について

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

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

1. 確認方法

東海第二発電所の設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の系統・機器を抽出し、その重要度分類を確認する。

2. 確認結果

第 1 表に示すとおり、これらの設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の系統・機器は全て添付 1、添付 2 に含まれていることを確認した。

なお、設計基準事故解析において期待するMS-3の系統・機器は、主排気筒放射線モニタのみである。

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果 (1/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
・原子炉冷却材喪失	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	MS-1
	・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水系） ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系	炉心冷却機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（原子炉水位低） ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（原子炉水位異常低下，ドライウエル圧力高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の重要度分類確認結果 (2/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量の喪失 原子炉冷却材ポンプの軸固着 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 	MS-1
	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁（安全弁としての開機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気止め弁閉） 	<ul style="list-style-type: none"> 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内電源系 	<ul style="list-style-type: none"> 安全上特に重要な関連機能 	
	反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化		
<ul style="list-style-type: none"> 制御棒落下 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 	MS-1
	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁（安全弁としての開機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉緊急停止の安全保護回路（出力領域中性子束高） 	<ul style="list-style-type: none"> 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内電源系 	<ul style="list-style-type: none"> 安全上特に重要な関連機能 	
	環境への放射性物質の異常な放出		
<ul style="list-style-type: none"> 放射性気体廃棄物処理施設の破損 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性気体廃棄物処理系隔離弁 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外） 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質放出の防止機能 	MS-2
	<ul style="list-style-type: none"> 主排気筒放射線モニタ 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 	MS-3

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の重要度分類確認結果 (3/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
環境への放射性物質の異常な放出			
・主蒸気管破断	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	MS-1
	・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・原子炉隔離時冷却系 ・逃がし安全弁（手動逃がし機能） ・自動減圧系（手動逃がし機能）	原子炉停止後の除熱機能	
	・主蒸気流量制限器 ・主蒸気隔離弁	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気隔離弁閉） ・主蒸気隔離の安全保護回路（主蒸気管流量大）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
・燃料集合体の落下	・遮蔽設備（二次遮蔽壁）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
	・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路（原子炉建屋放射能高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
	・原子炉建屋原子炉棟 ・原子炉建屋ガス処理系 ・非常用ガス処理系排気筒	放射性物質放出の防止機能	MS-2
・原子炉冷却材喪失	・格納容器 ・格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁含む） ・原子炉建屋原子炉棟 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） ・原子炉建屋ガス処理系 ・非常用ガス処理系排気筒 ・遮蔽設備（一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
・制御棒落下	・主蒸気隔離弁	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
	・主蒸気隔離の安全保護回路（主蒸気管放射能高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生信号	

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果 (4/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化			
・原子炉冷却材喪失	・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 残留熱除去系（低圧注水系） ・ 高圧炉心スプレイ系	炉心冷却機能	MS-1
	・ ベント管付き真空破壊弁 ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	
	・ 非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
	・ 原子炉水位（広帯域，燃料域） ・ 原子炉格納容器圧力	事故時のプラント状態の把握機能	MS-2
・可燃性ガスの発生	・ 可燃性ガス濃度制御系	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
	・ 原子炉格納容器水素濃度 ・ 原子炉格納容器酸素濃度	事故時のプラント状態の把握機能	MS-2
・動荷重の発生	—	—	—

静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 非居住区域境界外の被ばく評価について

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

a. 解析条件

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

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

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

第 1 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失）（1/2）

項目	評価条件		選定理由	
冷却材中のよう素濃度	I-131 を約 $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに 応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成と して考慮		I-131 については保安規定 上許容される最大値	
燃料棒から追加放 出される核分裂生 成物の量	I-131 を $2.22 \times 10^{14} \text{Bq}$ とし、それに 応じ他の核分裂生成物の組成を平衡組成と して考慮、希ガスについてはよう素の 2 倍 とする		I-131 については先行炉等 での実測値の平均値に適 切な余裕をみた値	
燃料棒から追加放 出されるよう素の 割合	無機よう素 96%	有機よう素 4%	安全評価審査指針どおり	
格納容器に放出さ れる核分裂生成物 のうち、格納容器内 部に沈着する割合	希ガス 0%	無機よう素 50%	有機よう素 0%	安全評価審査指針どおり
サプレッション・チ ェンバ内のプール 水への分配係数	希ガス 0	無機よう素 100	有機よう素 0	実験に基づく値
格納容器漏えい率	0.5%/d 一定		保守的に設計漏えい率で 一定と仮定	
格納容器内及び原 子炉建屋内での減 衰	考慮する		放出までの崩壊を考慮	
事故の評価期間	無限期間		安全評価審査指針に基づ き保守的に設定	
非常用ガス再循環 系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 90% 換気率 4.8 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 	
	24 時間以降	同上		
非常用ガス処理系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 97% 換気率 1 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 ・原子炉建屋漏えい率 事象発生から 24 時間以 降は非常用ガス処理系 の機能喪失を仮定する ため、原子炉建屋から大 気中へ漏えいすること となるが、この漏えい量 を換気率と同等として 1 回/d と仮定する。 	
	24 時間以降	考慮しない (機能喪失すると想定)		

第 1 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失）（2/2）

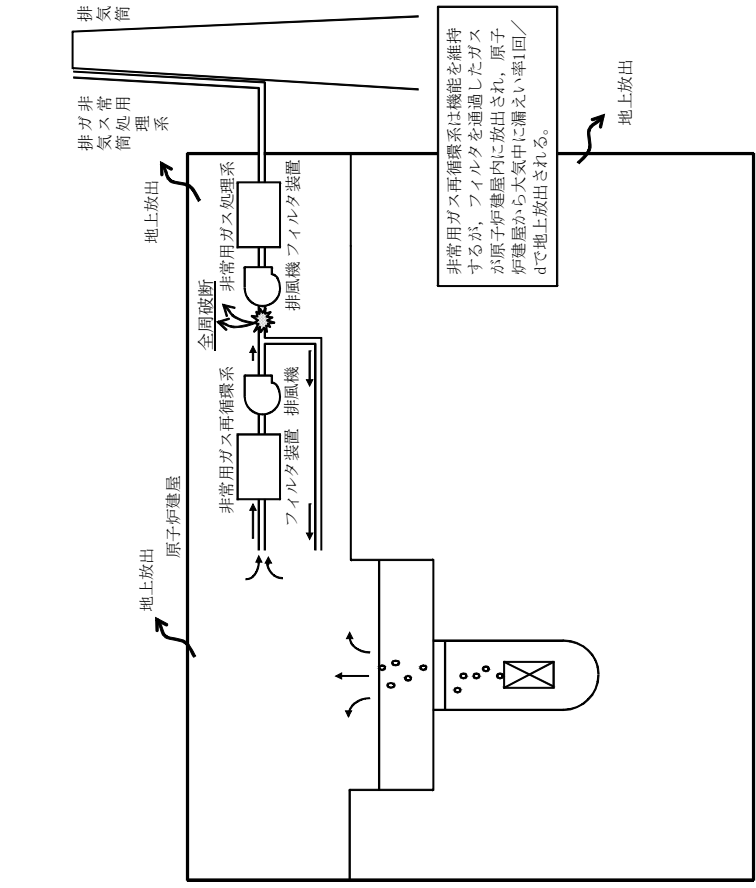
項目	評価条件		選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル		気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%		気象指針どおり
建屋の影響	考慮する		気象指針に従って算出 （原子炉建屋の影響を考慮）
実効放出継続時間	事故発生～ 24 時間	希ガス 10 時間 よう素 20 時間	気象指針に従って算出
	24 時間以降	希ガス 140 時間 よう素 210 時間	
核分裂生成物の 拡散係数	事故発生～ 24 時間	D/Q 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) χ/Q 8.9×10^{-7} (s/m ³)	気象指針に従って算出
	24 時間以降	D/Q 2.4×10^{-19}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

第 2 表 主な解析条件（燃料集合体の落下）（1/2）

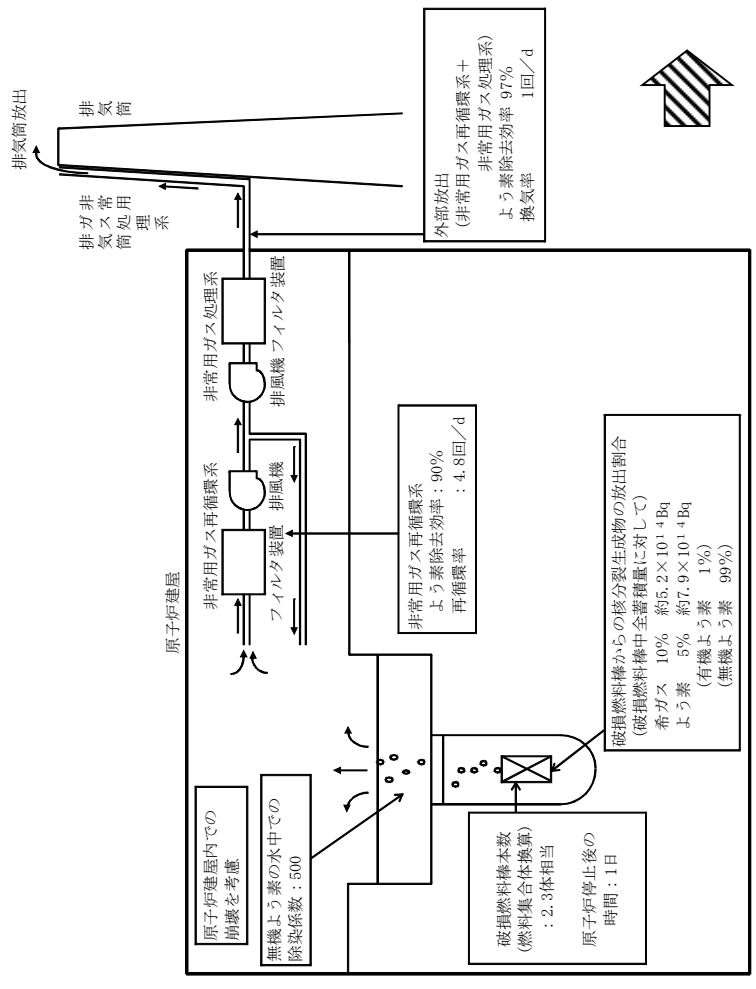
項目	評価条件		選定理由
原子炉停止前の原子炉熱出力	3,440MW		定格出力に余裕をみた値 （定格出力の約 105%）
原子炉運転時間	2,000 日		核分裂生成物の蓄積量が平衡に達する運転時間に余裕をみた上で、炉内平均滞在日数を考慮した値
原子炉停止後、事故発生までの時間	1 日		定検工程に余裕をみた値 （通常は原子炉停止数日後に燃料取替作業を行うが、保守的に 1 日を仮定）
破損燃料棒本数	2.3 体相当（燃料集合体換算）		事故解析結果に余裕をみた値
破損燃料棒から放出される核分裂生成物の割合	希ガス 10% よう素 5%		燃料棒ギャップ中の核分裂生成物の計算値に余裕をみた値
破損燃料棒から放出されるよう素の割合	無機よう素 99% 有機よう素 1%		実験結果に基づく値
無機よう素の水中での除染係数	500		安全評価審査指針どおり
非常用ガス再循環系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 90% 換気率 4.8 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値
	24 時間以降	同上	
非常用ガス処理系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 97% 換気率 1 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 ・原子炉建屋漏えい率 事象発生から 24 時間以降は非常用ガス処理系の機能喪失を仮定するため、原子炉建屋から大気中へ漏えいすることとなるが、この漏えい量を換気率と同等として 1 回/d と仮定する。
	24 時間以降	考慮しない （機能喪失する想定）	

第2表 主な解析条件（燃料集合体の落下）（2/2）

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

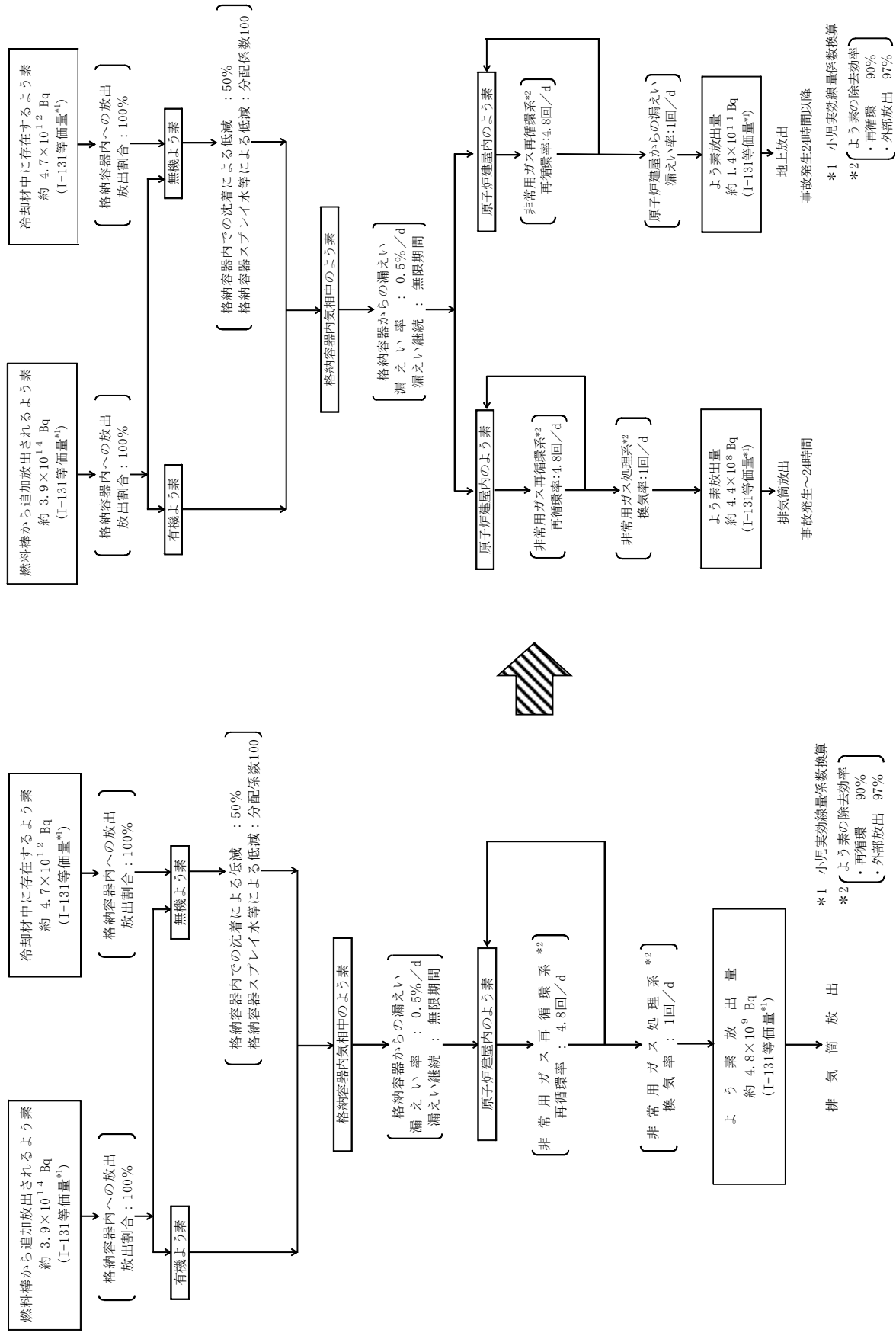


・ ベースケース
・ 影響評価 (事故発生 24 時間以降)

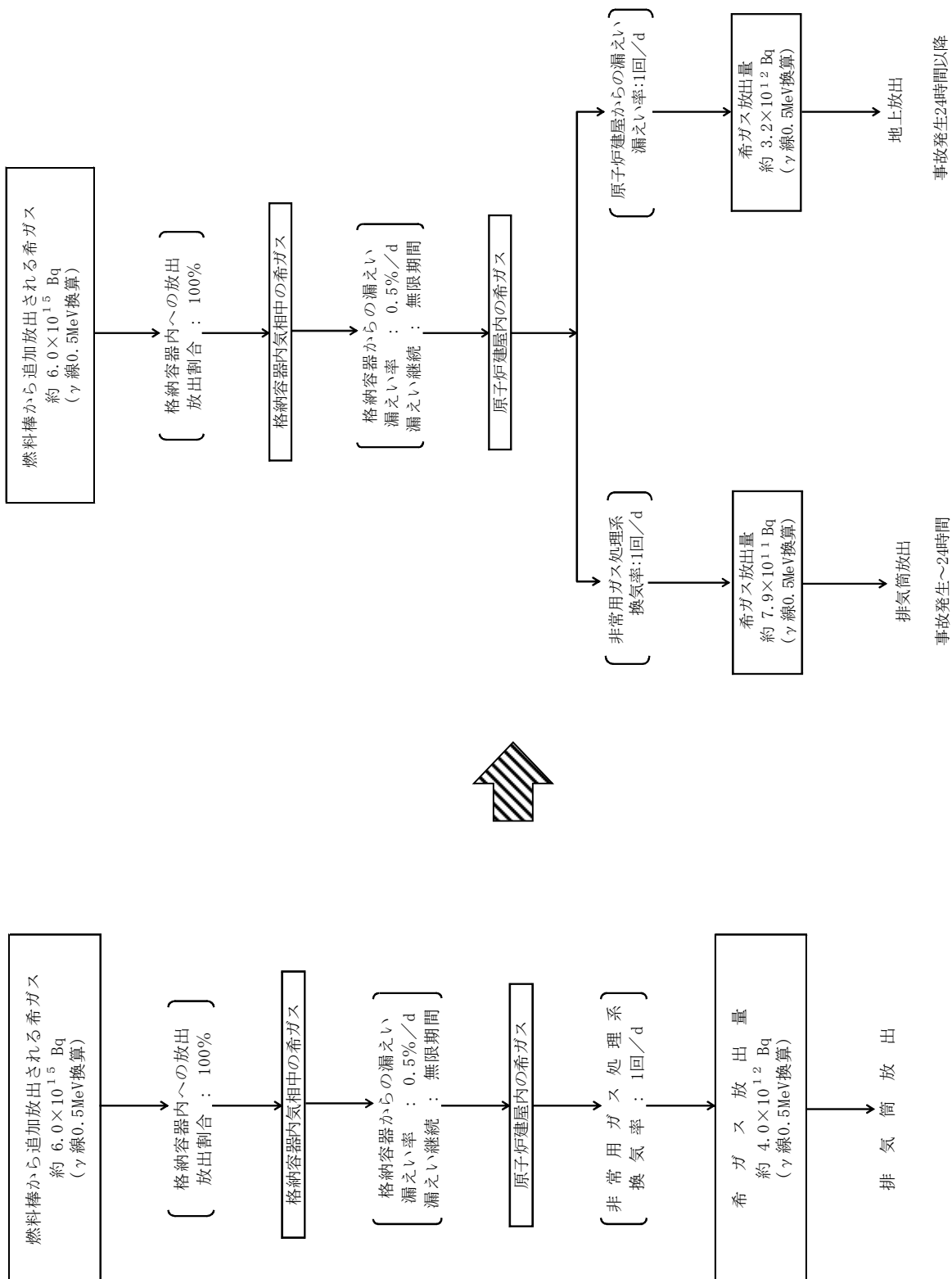


・ ベースケース
・ 影響評価 (事故発生 ~24 時間)

第 2 図 燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出経路の概略

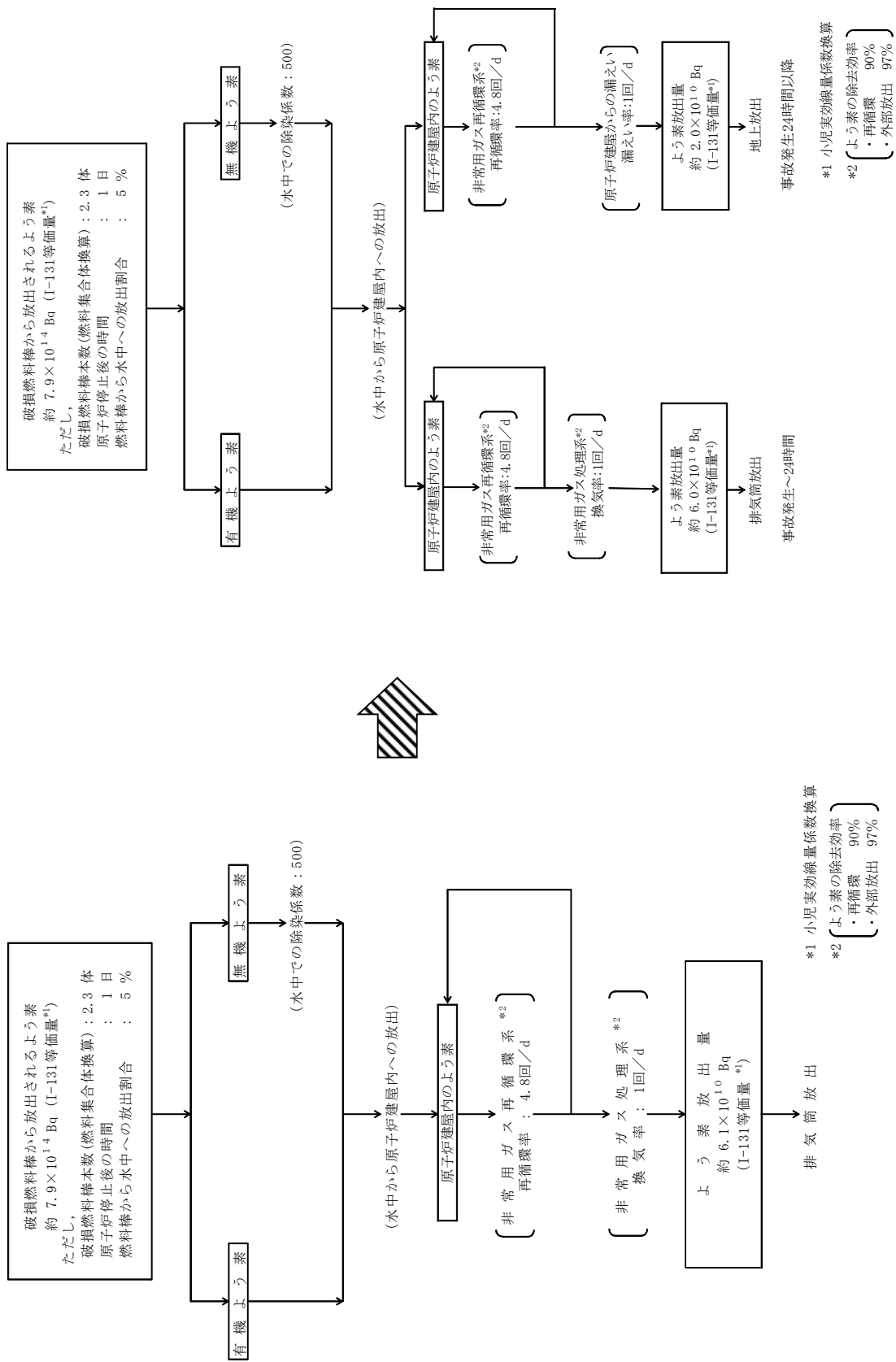


第3図 原子炉冷却材喪失時の放射性よう素の大気放出過程



影響評価

第4図 原子炉冷却材喪失時の放射性希ガスの大気放出過程



影響評価

第5図 燃料集合体の落下時の放射性よう素の大気放出過程

ベースケース

破損燃料棒から放出される希ガス
 約 5.2×10^{14} Bq (γ 線0.5MeV換算)
 ただし、
 破損燃料棒本数(燃料集合体換算) : 2.3 体
 原子炉停止後の時間 : 1 日
 燃料棒から水中への放出割合 : 10 %

(水中から原子炉建屋内への放出)

原子炉建屋内の希ガス

[非常用ガス処理系
 換気率 : 1回/d]

希ガス放出量
 約 3.1×10^{14} Bq
 (γ 線0.5MeV換算)

排気筒放出

ベースケース

破損燃料棒から放出される希ガス
 約 5.2×10^{14} Bq (γ 線0.5MeV換算)
 ただし、
 破損燃料棒本数(燃料集合体換算) : 2.3 体
 原子炉停止後の時間 : 1 日
 燃料棒から水中への放出割合 : 10 %

(水中から原子炉建屋内への放出)

原子炉建屋内の希ガス

[非常用ガス処理系
 換気率 : 1回/d]

希ガス放出量
 約 2.4×10^{14} Bq
 (γ 線0.5MeV換算)

排気筒放出

事故発生～24時間

[原子炉建屋からの漏えい
 漏えい率:1回/d]

希ガス放出量
 約 7.7×10^{13} Bq
 (γ 線0.5MeV換算)

地上放出

事故発生24時間以降



影響評価

第6図 燃料集合体の落下時の放射性希ガスの大気放出過程

(2) 配管修復作業に係る作業員の被ばく評価について

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

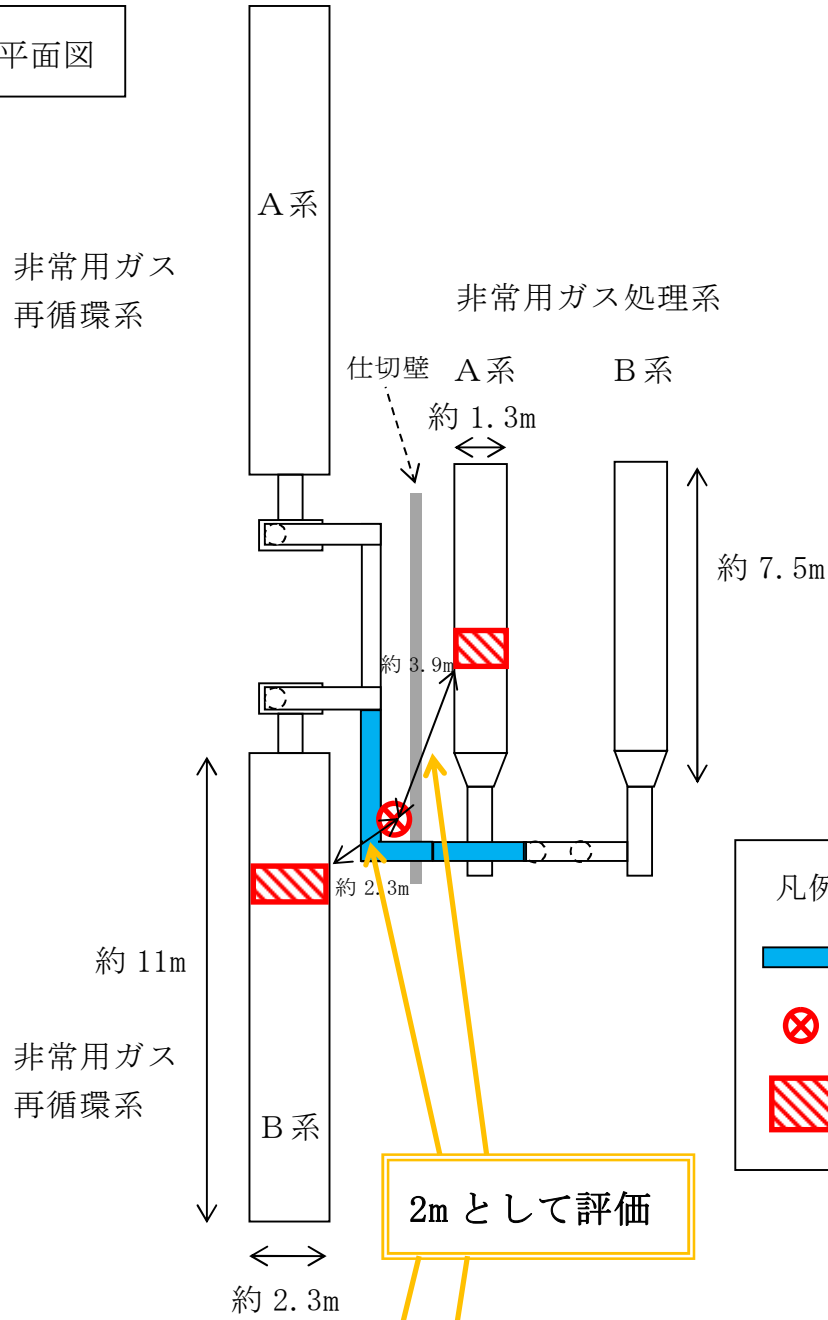
a. 解析条件

配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）を第3表に示す。

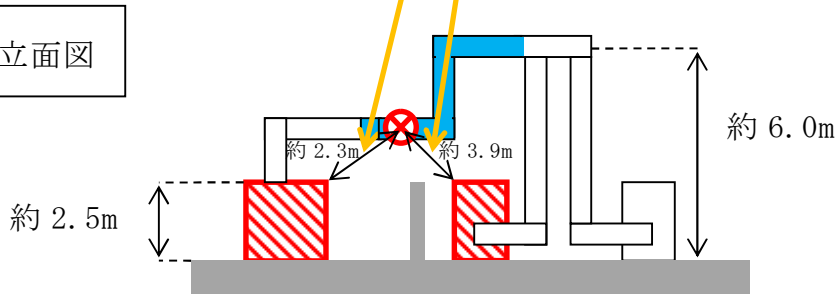
第3表 配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）

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

平面図



立面図



第 7 図 配管修復作業時の評価点 (燃料集合体の落下)

b. 評価結果

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

第4表 配管修復作業に係る線量率

(mSv/h)

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

第5表 作業員の実効線量評価結果

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

c. 参考評価

(a) 修復作業時の評価点の選定について

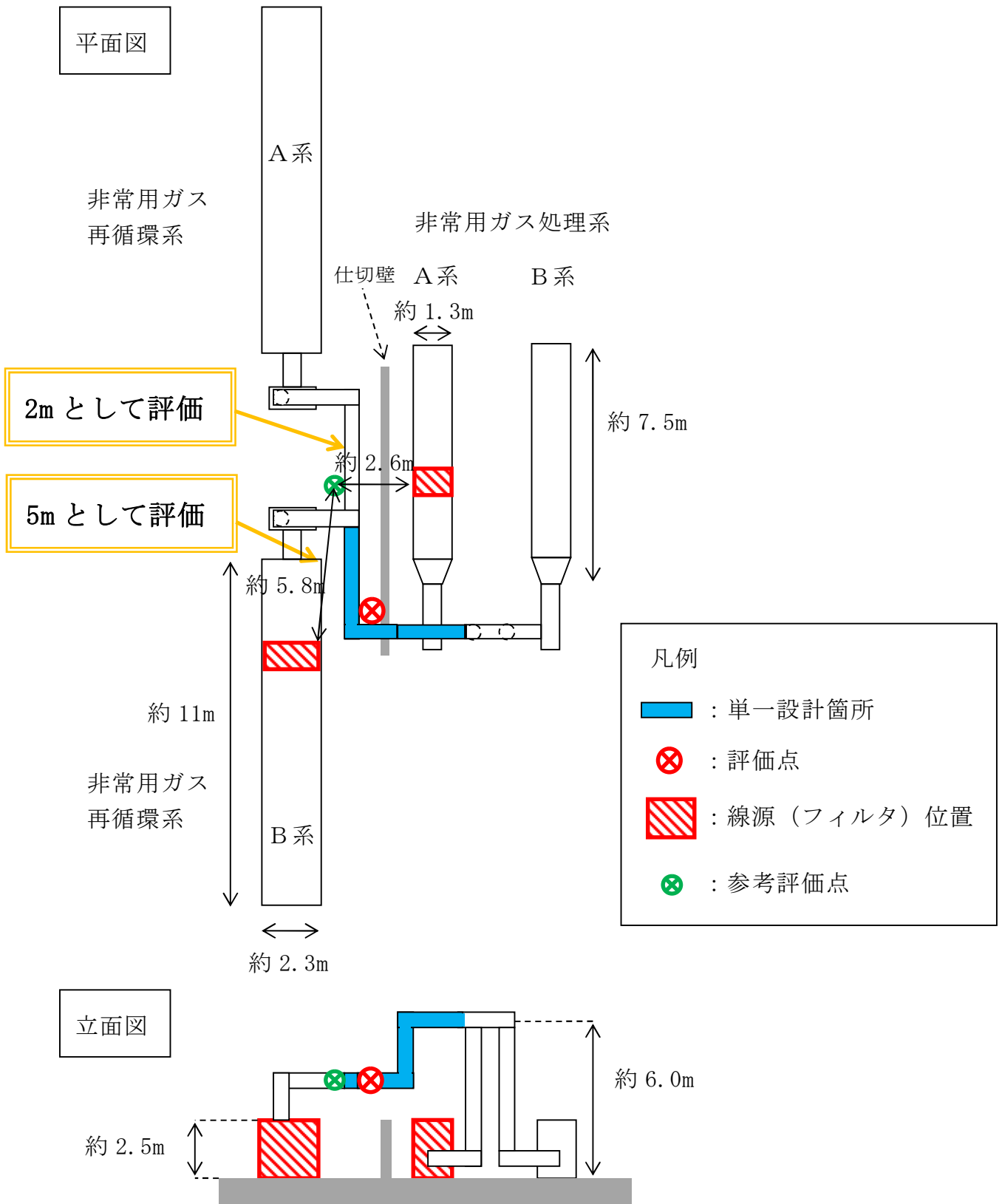
現状の原子炉建屋ガス処理系の配管修復作業時の評価点は、非常用ガス再循環系B系フィルタに最も接近する位置(2m)とし、その評価点では非常用ガス処理系A系フィルタについては約3.9mの距離が見込めるが保守的に2mとして評価を行っている。なお、フィルタで除去されることになる放射性物質は全て非常用ガス処理系A系フィルタ及び非常用ガス再循環系B系フィルタに保持されるとしている。

非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系ともに多重化されており、それぞれA系又はB系が使用される可能性があるが、保守的に考えて評価点がフィルタに近くなる非常用ガス処理系A系及び非常用ガス再循環系B系を使用することで評価している。これに対し、その他のパターン※では配管の位置は明らかに現評価点よりも離れた位置となっており、現状の評価点の方が保守的な設定となっている。

※非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の使用パターンとして、AB以外には、BA、AA、BB及び使用途中でシステムを切り替えるパターンが考えられる。

参考として、二重化された配管であるが、単一設計部分に接続され隔離がされていない配管で、非常用ガス処理系のフィルタに最も接近する箇所として第8図に示す参考評価点を設定し線量評価を行った。参考評価点における線量率を第6表に、線量を第7表に示す。

事故発生から20日後に4時間作業を行う場合の作業員の実効線量は参考評価点で約 1.9×10^1 mSvとなる。一方、現評価点における実効線量は約 5.2×10^1 mSvであるため、現評価点が保守的な評価となることが確認できた。



第 8 図 配管修復作業時の参考評価点 (燃料集合体の落下)

第6表 参考評価点における配管修復作業に係る線量率

(mSv/h)

事故後の 時間 [日(時間)]	原子炉建屋内に放出された 放射性物質による被ばく		原子炉建屋ガス処理系からの 直接ガンマ線による外部被ばく		合 計
	ガンマ線 による 外部被ばく	吸入による 内部被ばく	非常用ガス 処理系 フィルタ	非常用ガス 再循環系 フィルタ	
1 (24)	約 4.9E+00	約 2.5E+01	約 2.6E+01	約 1.9E+01	約 7.5E+01
2 (48)	約 1.4E+00	約 2.6E-01	約 1.8E+01	約 1.3E+01	約 3.3E+01
3 (72)	約 4.4E-01	約 2.8E-03	約 1.4E+01	約 1.0E+01	約 2.5E+01
4 (96)	約 1.4E-01	約 3.1E-05	約 1.2E+01	約 8.7E+00	約 2.1E+01
5 (120)	約 4.5E-02	約 3.4E-07	約 1.0E+01	約 7.6E+00	約 1.8E+01
10 (240)	約 1.6E-04	約 5.5E-17	約 6.5E+00	約 4.7E+00	約 1.1E+01
15 (360)	約 5.5E-07	約 9.0E-27	約 4.2E+00	約 3.1E+00	約 7.3E+00
20 (480)	約 1.9E-09	約 1.5E-36	約 2.7E+00	約 2.0E+00	約 4.7E+00
25 (600)	約 6.9E-12	約 2.4E-46	約 1.8E+00	約 1.3E+00	約 3.1E+00
30 (720)	約 2.5E-14	約 4.0E-56	約 1.2E+00	約 8.5E-01	約 2.0E+00

第7表 参考評価点における作業員の実効線量評価結果

項 目		影響評価 (mSv)
原子炉建屋内に放出された 放射性物質による被ばく	ガンマ線による外部被ばく	約 7.8×10^{-9}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-36}
原子炉建屋ガス処理系からの 直接ガンマ線による外部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	約 1.1×10^1
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 8.0×10^0
合 計		約 1.9×10^1

(b) 原子炉建屋ガス処理系配管の修復を考慮した非居住区域境界外の公衆の被ばく評価

静的機器の単一故障を想定した非居住区域境界外の公衆の被ばく評価は、事故発生から 24 時間後に原子炉建屋ガス処理系配管（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断すると想定し、配管破断後の修復を考慮せずに、破断箇所からの放出（地上放出）が無限期間続くものとして評価を行っている。

しかしながら、現実的には破断箇所の修復が可能であることから、修復を考慮した場合の非居住区域境界外の公衆の被ばく評価を以下のとおり実施した。

配管破断発生から配管の修復までの間は、破断箇所から放出（地上放出）されるものとし、配管修復後は原子炉建屋ガス処理系を通した放出（排気筒放出）が無限期間続くものとして、第 8 表に示す条件で評価を行った。

結果は第 9 表に示すとおりであり、非居住区域境界外の実効線量は、原子炉冷却材喪失では約 9.8×10^{-3} mSv、燃料集合体の落下では約 5.9×10^{-2} mSv で判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第8表 原子炉建屋ガス処理系の配管の修復を考慮した評価条件

作業時間	原子炉建屋ガス処理系の状況	放出経路	環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件			
			原子炉冷却材喪失		燃料集合体の落下	
			実効放出 継続時間	D/Q及び λ/Q	実効放出 継続時間	D/Q及び λ/Q
事故発生～ 24時間 [1日間]	通常運転状態	排気筒 放出	希ガス：10時間 よう素：20時間	5.6×10 ⁻²⁰ (Gy/Bq) 8.9×10 ⁻⁷ (s/m ³)	希ガス：10時間 よう素：1時間	5.6×10 ⁻²⁰ (Gy/Bq) 2.0×10 ⁻⁶ (s/m ³)
24時間～ 480時間 [19日間]	配管に単一故障発生 非常用ガス処理系停止 非常用ガス再循環系運転	地上 放出				
480時間～ 528時間 [2日間]	作業準備（足場設置等） 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	地上 放出	希ガス：130時間 よう素：190時間	2.5×10 ⁻¹⁹ (Gy/Bq) 7.1×10 ⁻⁶ (s/m ³)	希ガス：10時間 よう素：1時間	4.8×10 ⁻¹⁹ (Gy/Bq) 2.4×10 ⁻⁵ (s/m ³)
528時間～ 532時間 [4時間]	配管修復作業 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	地上 放出				
532時間 以降	通常運転状態	排気筒 放出	希ガス：210時間 よう素：70時間	2.2×10 ⁻²⁰ (Gy/Bq) 4.3×10 ⁻⁷ (s/m ³)	—※	—※

※ 532時間以降は事象が収束していることから放出がない。

第9表 配管の修復を考慮した放出量及び線量評価結果

項 目			原子炉冷却材喪失	燃料集合体の落下
環境に放出される希ガス（ γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値）	事象発生～24時間	排気筒放出	約 7.9×10^{11} Bq	約 2.4×10^{14} Bq
	24時間～532時間	地上放出	約 3.0×10^{12} Bq	約 7.7×10^{13} Bq
	532時間以降	排気筒放出	約 2.2×10^{11} Bq	—
環境に放出されるよう素（I-131等価量—小児実効線量係数換算）	事象発生～24時間	排気筒放出	約 4.4×10^8 Bq	約 6.0×10^{10} Bq
	24時間～532時間	地上放出	約 1.3×10^{11} Bq	約 2.0×10^{10} Bq
	532時間以降	排気筒放出	約 6.6×10^8 Bq	—
実効線量	希ガスの γ 線の外部被ばくによる実効線量		約 8.0×10^{-4} mSv	約 5.0×10^{-2} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量		約 8.9×10^{-3} mSv	約 8.4×10^{-3} mSv
	建屋からの直接線及びスカイシャイン線の外部被ばくによる実効線量		約 1.0×10^{-4} mSv	—
	合 計		約 9.8×10^{-3} mSv	約 5.9×10^{-2} mSv

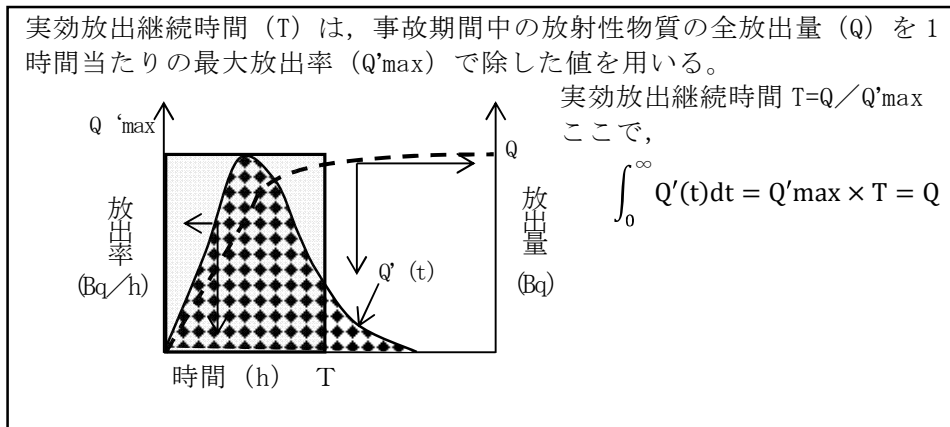
(3) 実効放出継続時間変更について

希ガス及びヨウ素の実効放出継続時間について、従来の設置許可申請書では、実効放出継続時間が24時間を超える場合（原子炉冷却材喪失）は、保守的に24時間を用いており、今回評価のベースケースも同様の値を用いているが、影響評価では、気象指針※に例示された手法により算出した値を使用した。（第10表、第11表）

※（気象指針解説抜粋）

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

(実効放出継続時間の補足説明図)



第 10 表 実効放出継続時間（原子炉冷却材喪失）

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

第 11 表 実効放出継続時間（燃料集合体の落下）

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

(4) 相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) について

(3)の実効放出継続時間を基に、非居住区域境界外における相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) を算出した結果を第 12 表, 第 13 表に示す。

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

第 12 表 相対線量及び相対濃度 (原子炉冷却材喪失)

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

※¹: 非常用ガス処理系排気筒から放出 ※²: 原子炉建屋から地上放出

第 13 表 相対線量及び相対濃度 (燃料集合体の落下)

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

※¹: 非常用ガス処理系排気筒から放出 ※²: 原子炉建屋から地上放出

2. 中央制御室換気系

(1) 中央制御室の居住性に係る被ばく評価について

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

a. 解析条件

原子炉冷却材喪失(仮想事故)の主な解析条件を第14表、主蒸気管破断(仮想事故)の主な解析条件を第15表に示す。また、影響評価で想定した中央制御室換気系の条件を第16表に示す。

第 14 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（1/2）

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

第 14 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（2/2）

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

第 15 表 主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））（1/2）

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

第 15 表 主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））（2/2）

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

第 16 表 中央制御室換気系の条件

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

(2) ダクト修復作業に係る作業員の被ばく評価について

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

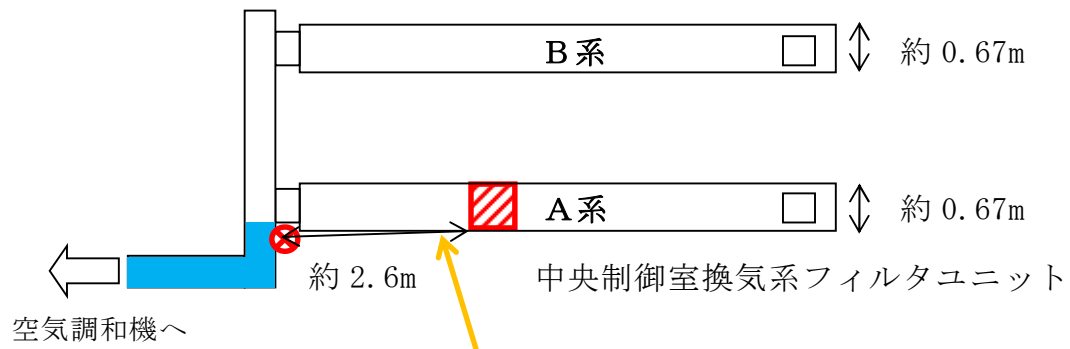
a. 解析条件

ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））を第 17 表に示す。

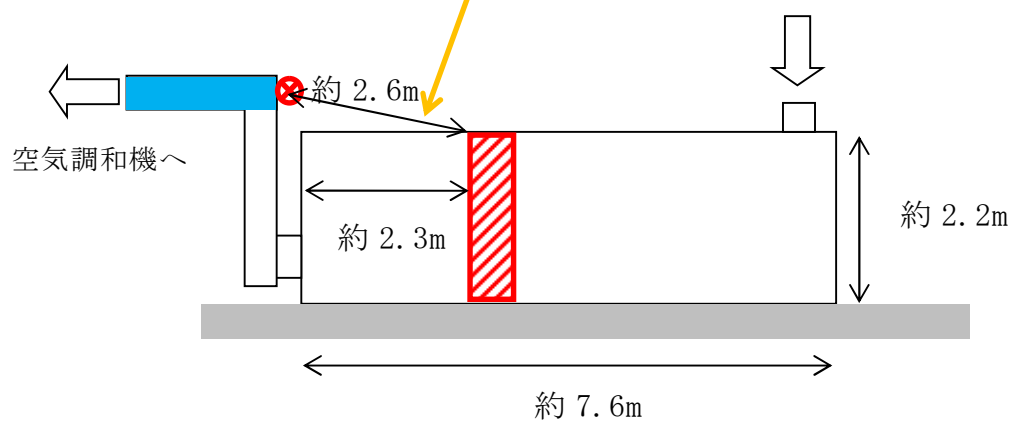
第 17 表 ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））




項目	評価条件		選定理由
単一故障想定箇所	中央制御室換気系ダクト		被ばく評価上最も厳しい箇所を想定
中央制御室換気系の運転状態	0分～15分	通常運転状態	単一故障及び修復作業を考慮
	15分～24時間	再循環運転状態	
	24時間～72時間 (2日間)	ダクトに単一故障発生 作業準備（足場設置等） 再循環運転状態	
	72時間～76時間 (4時間)	ダクト修復作業 換気系停止状態	
	76時間～	再循環運転状態	
修復期間	単一故障発生直後から 52 時間		修復作業が困難で最も修復期間が長くなる箇所の修復を想定
一人当たりの作業時間	12 時間		交替を考慮する
修復作業エリア容積	(作業エリアの放射性物質濃度は外気と同じと仮定)		換気設備がバウンダリの外側にあることから保守的に設定
線源からの距離	2m		線源である中央制御室換気系フィルタに最も近接する作業場所（ 第 9 図 参照）
マスクによる防護係数	考慮しない		保守的に設定

平面図



立面図



- 凡例
-  : 単一設計箇所
 -  : 評価点
 -  : 線源 (フィルタ) 位置

第9図 配管修復作業時の評価点 (主蒸気管破断 (仮想事故))

b. 評価結果

主蒸気管破断（仮想事故）における中央制御室換気系のダクト修復作業に係るエリアの線量率を第 18 表に示す。また、修復作業期間中に被ばく線量が最も厳しくなる、単一故障発生直後から 12 時間作業する作業員の実効線量は、約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。評価結果を第 19 表に示す。なお、原子炉冷却材喪失（仮想事故）における作業員の実効線量は約 $2.0 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。

第 18 表 ダクト修復作業に係るエリアの線量率

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

第 19 表 作業員の実効線量評価結果

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

c. 参考評価

(1) 中央制御室換気系ダクトの修復を考慮した中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価

静的機器の単一故障を想定した中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価は、事故発生から 24 時間後に中央制御室換気系ダクトが全周破断すると想定し、ダクト破断後の修復を考慮せずに、破断箇所からフィルタを通らない外気が中央制御室に流入するものとして、事故発生後 30 日間の運転員の被ばく評価を行っている。

しかしながら、現実的には破断箇所の修復が可能であることから、修復を考慮した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価を以下のとおり実施した。

ダクト破断発生からダクトの修復までの間は、破断箇所からフィルタを通らない外気が中央制御室に流入するものとし、配管修復後は中央制御室換気系について再循環運転（閉回路循環運転[※]）を行うとして、第 20 表に示す条件で評価を行った。

結果は第 21 表に示すとおりであり、中央制御室の運転員の実効線量は、原子炉冷却材喪失は約 2.9mSv、主蒸気管破断は約 2.1mSv でともに判断基準（実効線量 100mSv 以下）を満足することを確認した。

※ 閉回路循環運転 27 時間、外気取入運転 3 時間を交互に行う間欠運転を想定。

第 20 表 中央制御室換気系ダクトの修復を考慮した評価条件

作業時間	中央制御室換気系の状況	室内取込流量
事故発生～ 15分	通常運転状態	外気取込量 : 3,400m ³ /h 再循環流量 : 0m ³ /h インリーク量 : 2,800m ³ /h
15分～ 24時間	再循環運転状態 (閉回路循環運転)	外気取込量 : 0m ³ /h 再循環流量 : 5,100m ³ /h インリーク量 : 2,800m ³ /h
24時間～ 72時間 [2日間]	ダクトに単一故障発生 作業準備(足場設置等) 換気系停止状態	外気取込量 : 0m ³ /h 再循環流量 : 0m ³ /h インリーク量 : 48,700m ³ /h
72時間～ 76時間 [4時間]	ダクト修復作業 換気系停止状態	外気取込量 : 0m ³ /h 再循環流量 : 0m ³ /h インリーク量 : 48,700m ³ /h
76時間 以降	再循環運転状態 (閉回路循環運転 27 時間, 外気取入運転 3 時間の間欠運 転)	外気取込量 : 0m ³ /h (3,400m ³ /h) 再循環流量 : 5,100m ³ /h (1,700m ³ /h) インリーク量 : 2,800m ³ /h (2,800m ³ /h) ※()内は外気取入運転時の値

第 21 表 ダクトの修復を考慮した中央制御室の運転員の線量評価結果

(単位:mSv)

項 目		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.6×10^0	約 4.3×10^{-3}
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 1.8×10^0
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.0×10^0	約 1.6×10^{-1}
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
合 計		約 2.9×10^0	約 2.1×10^0

(3) 空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号）の別添資料「原子力発電所の中央制御室空気流入率測定試験手法」に基づき，東海第二発電所の中央制御室について平成 27 年 2 月に試験を実施した。試験結果は第 22 表に示すとおりであり，空気流入率は最大で 0.47 回/h である。

第 22 表 中央制御室空気流入率試験結果

項目	内容	
試験期間	平成 27 年 2 月 24 日～平成 27 年 2 月 26 日	
試験結果	系統	空気流入率(95%信頼限界値)
	A	0.47 回/h(±0.012)
	B	0.44 回/h(±0.012)

3. 線量評価に用いた気象データについて

(1) はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

(2) 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

設置変更許可申請における線量評価については、原子炉熱出力向上の検討の一環で準備していた、敷地の気象の代表性が確認された 2005 年度の気象データを用いた風洞実験結果^{*}を用いている。

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たり、添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際、添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について、申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ、代表性が確認できなかった。このため、平常時線量評価用の風洞実験結果が整備されている 2005 年度の気象データについて、申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で、安全解析に用いる気象条件として適用することにした。

これに伴い、添付書類九（通常運転時の線量評価）、添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し、評価を見直すこととした。

※：風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に2005年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは、2011年3月以前、東海第二発電所において、次のように2005年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の5%増による冷却材中のよう素濃度減少により、換気系からの気体状よう素放出量の減少等）、また、南南東方向（常陸那珂火力発電所方向）、北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから、新規制定された「(社)日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき、使用済燃料乾式貯蔵建屋、固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982年）以降に増設された建屋も反映し、2005年度の気象データを用いて風洞実験を実施した。

(3) 2005年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された1年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の

気象データと比較し、以下について確認する。

- ・ 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- ・ 異常年検定

(4) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

a. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005年度）と最新の気象（2015年度）との比較を行った。その結果、2005年度気象での相対濃度※は $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015年度気象では $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ である。2005年度に対し2015年度の相対濃度は約1%の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲30%以内）であり、2005年度の気象データに特異性はない。

※：排気筒放出における各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

b. 異常年検定

1) 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第23-1表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署（水戸地方気象台、小名浜特別地域気象観測所）の観測記録についても使用した。

第 23-1 表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年 ^{※1}	観測地点 ^{※2}
2005 年度： 2005 年 4 月 ～ 2006 年 3 月	① 2001 年 4 月～2013 年 3 月 (申請時最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)
	② 2004 年 4 月～2016 年 3 月 (最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m) <参考> ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象 観測所

※1：2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

2) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

3) 検定結果 (①～⑯ 棄却検定表参照)

検定結果は第 23-2 表のとおりであり、最新の気象データ (2004 年 4 月～2016 年 3 月) を用いた場合でも、有意水準 (危険率) 5% での棄却数は少なく、有意な増加はない。また、最寄の気象官署の気象データにおいても、有意水準 (危険率) 5% での棄却数は少なく、2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。

第 23-2 表 検定結果

検定年	統計年 ^{※1}	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10m	地上高 81m ^{※2}	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	—	—
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※1：①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

(5) 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度 17 項目、風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象（2005 年度）を最新の気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）にて検定した結果、最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位は E N E， E， E S E， S S W である。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005 年度と 2015 年度を第

23-3 表のとおり比較した。

E N E, E, E S Eについては2005年度に対し2015年度は0.5~0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、S S Wについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、S S Wは頻度が比較的low相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第23-3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度※ (s/m ³) (2005年度) : A	相対濃度※ (s/m ³) (2015年度) : B	比 (B/A)
E N E	1.456×10^{-6}	1.258×10^{-6}	0.864
E	1.982×10^{-6}	1.010×10^{-6}	0.510
E S E	1.810×10^{-6}	1.062×10^{-6}	0.587
S S W	1.265×10^{-6}	1.421×10^{-6}	1.123

※：燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

(6) 結論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- a. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以

内) の範囲に収まり、2005 年度の気象データに特異性はない。

- b. 2005 年度の気象データについて申請時の最新気象データ（2001 年 4 月～2013 年 3 月）及び最新気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）で異常年検定を行った結果、棄却数は少なく、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005 年度の気象データは棄却数は少なく、異常年とは判断されない。
- c. 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については、最新気象データと比べて保守的、あるいは、ほぼ同等となっており、線量評価結果への影響を与えない。

以上より、2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5~1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5~2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5~3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5~4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5~5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5~6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5~7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5~8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5~9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5~1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5~2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5~3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5~4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5~5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5~6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5~7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5~8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5~9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5~1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5~4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5~7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5~1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5~2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5~3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5~4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5~5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5~6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5~7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5~8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5~9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5~2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5~4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5~9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

(参考)

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

静的機器単一故障時の原子炉格納容器冷却機能代替性確認評価

1. 評価条件

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

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

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

第 1 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

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

2. 評価結果

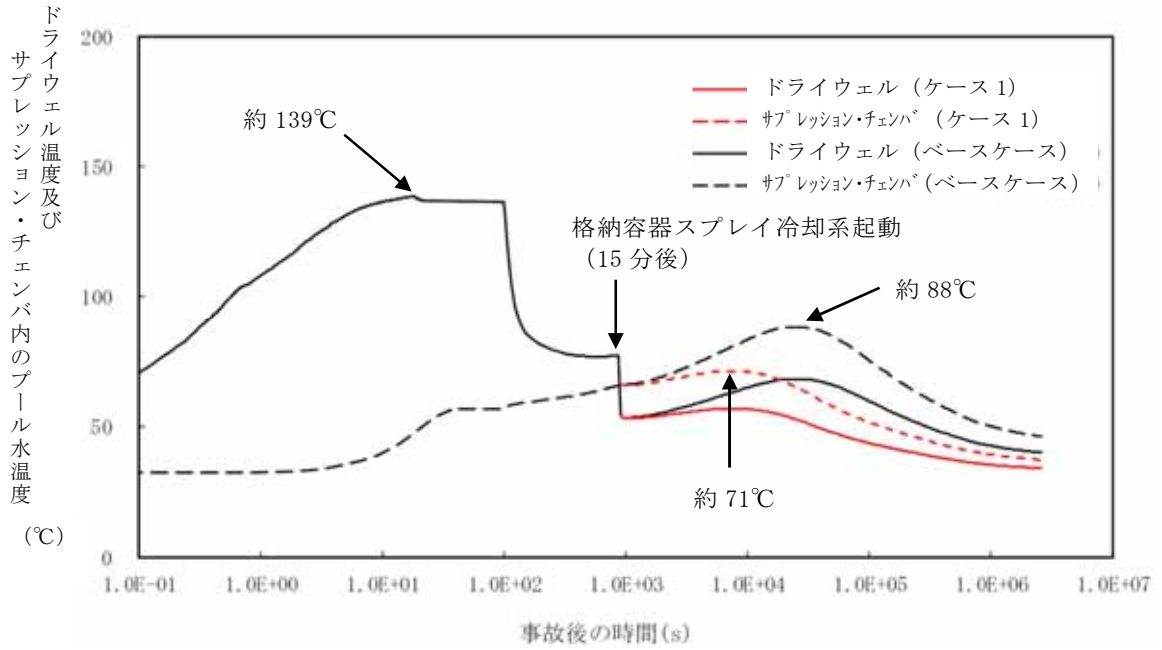
前述の条件で評価を実施した結果を第 2 表，第 1 図～第 4 図に示す。

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

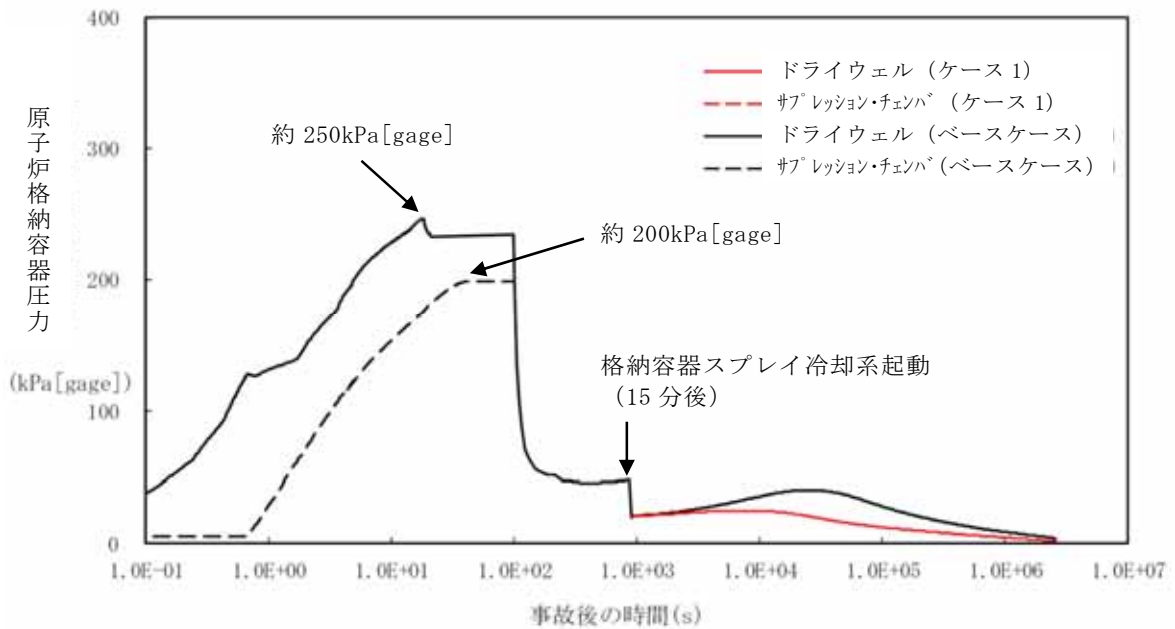
この結果から、静的機器の単一故障が発生した場合における原子炉格納容器冷却機能の代替性を有していることが確認された。

第2表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

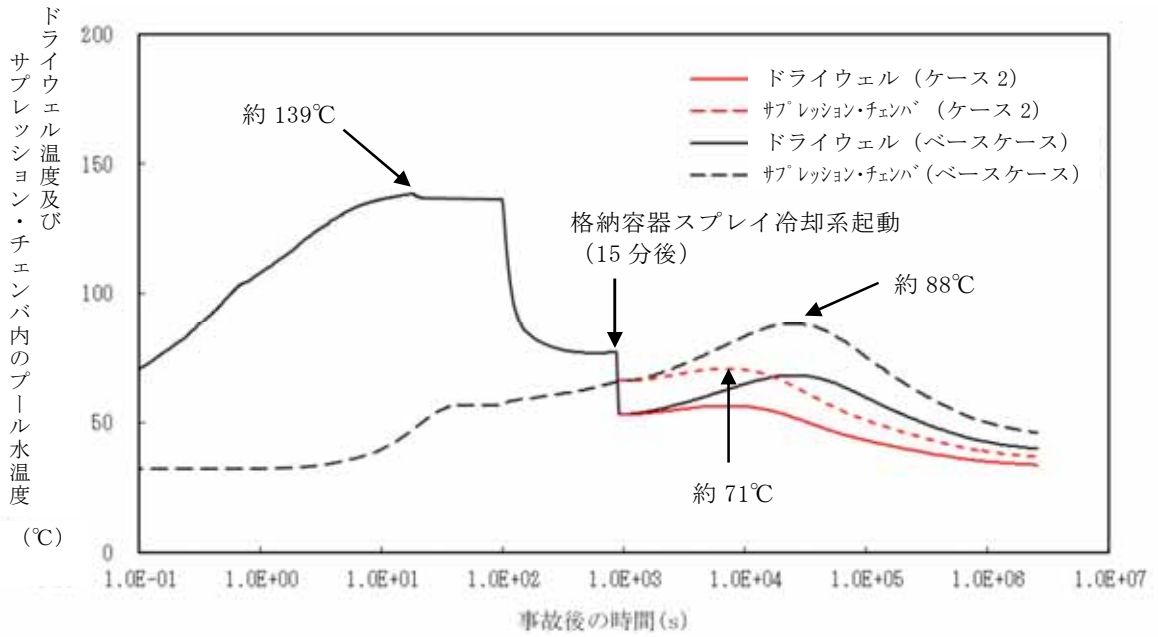
項目	代替性確認評価 ケース1	代替性確認評価 ケース2	ベースケース	判断基準
ドライウエル 最高温度 (°C)	約 139	約 139	約 139	171
ドライウエル 最高圧力 (kPa[gage])	約 250	約 250	約 250	310
サプレッション・ チェンバ内のプー ル水最高水温 (°C)	約 71	約 71	約 88	104
サプレッション・ チェンバ最高圧力 (kPa[gage])	約 200	約 200	約 200	310



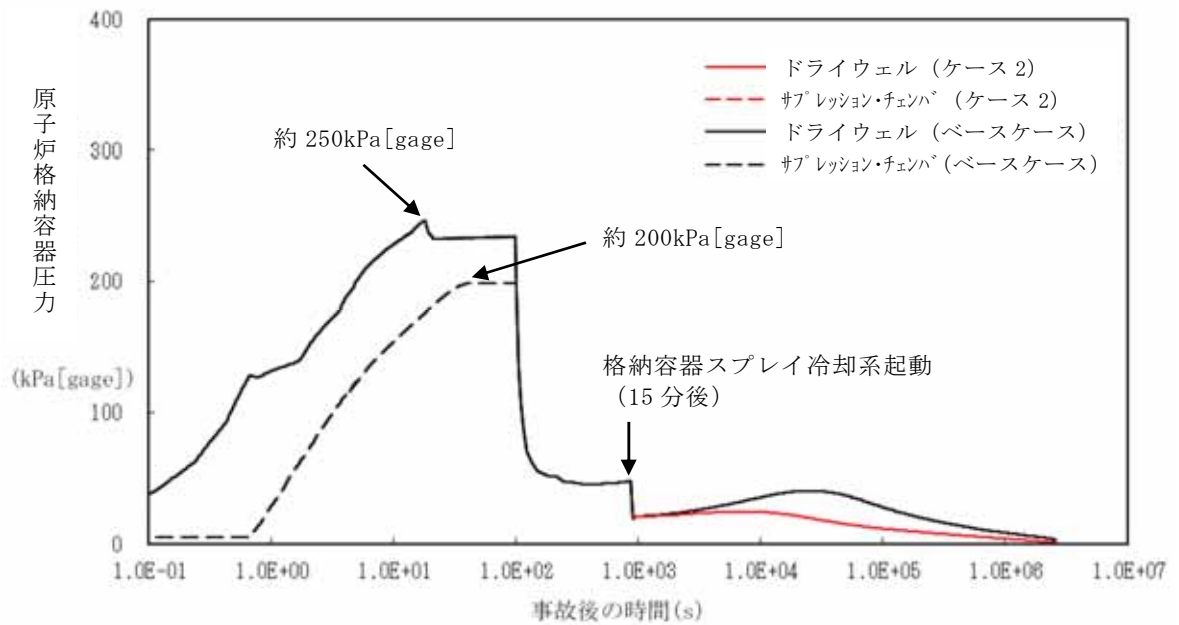
第1図 代替性確認評価ケース1とベースケースの
評価結果比較（原子炉格納容器温度）



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



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



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

修復作業の成立性に関する検討について

1. 原子炉建屋ガス処理系配管

(1) 修復作業の実施について

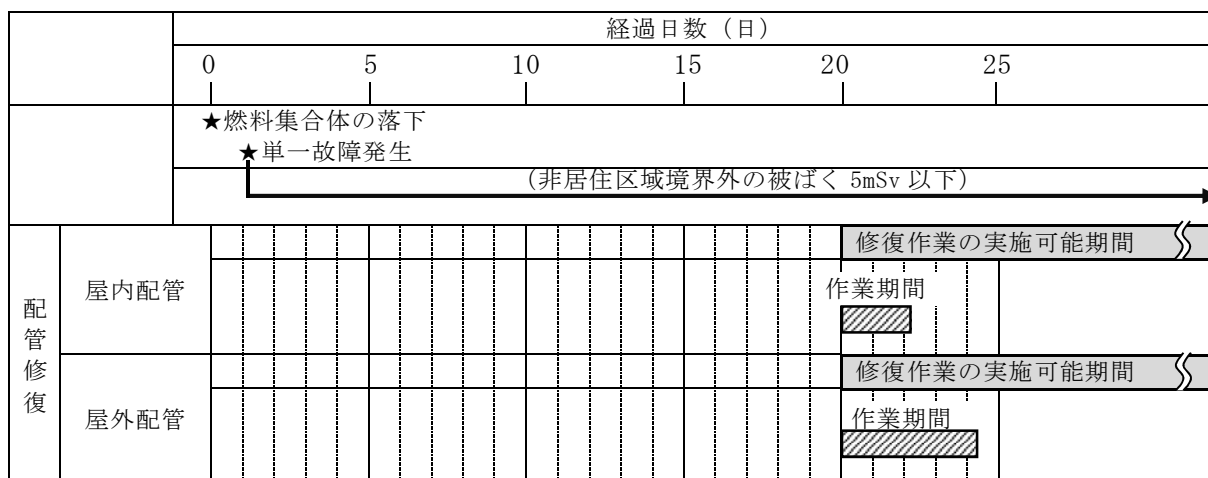
a. 実施時期

原子炉建屋ガス処理系の単一設計箇所については、配管に全周破断を想定したとしても安全上支障のない期間内に修復可能であることから、基準に適合していることを確認している。

燃料集合体落下の発生を起点として、24時間後に単一設計箇所が故障したと想定する。燃料集合体の落下における非居住区域境界外の公衆被ばく評価により、事故収束までの全期間にわたって判断基準（実効線量5mSv以下）を満足することが確認できたため、以下に示す作業期間は安全上支障のない期間とできる。

修復作業の作業期間は、緊急作業時の線量限度（100mSv）を満足できることを考慮した。

これにより安全上支障のない期間に確実に修復できることが確認できた。



なお、設定した作業期間は原子炉建屋ガス処理系の機能を回復させるための最短の時期を示しており、実運用における作業期間は公衆や作業員の被ばくを考慮した上で決定する。なお、作業期間におけるタイムチャートについては「(3)詳細工程について」で示す。

(2) 作業手順について

a. 作業手順

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

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

- ・修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

- ・現場の状況（修復箇所表面の温度，作業エリアの汚染の状況等）に応じた保護具を装着する。
- ・作業安全確保のため，原子炉建屋ガス処理系排風機の隔離（スイッチ“停止”及び電源“切”）を行う。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し，チェーンブロック等により芯合せを行う。

④ 配管破断箇所に，修復用資機材（補修用パテ，クランプ等）を取り付ける。

なお，修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

b. 修復方法

原子炉建屋ガス処理系配管の修復方法を以下に図示する。

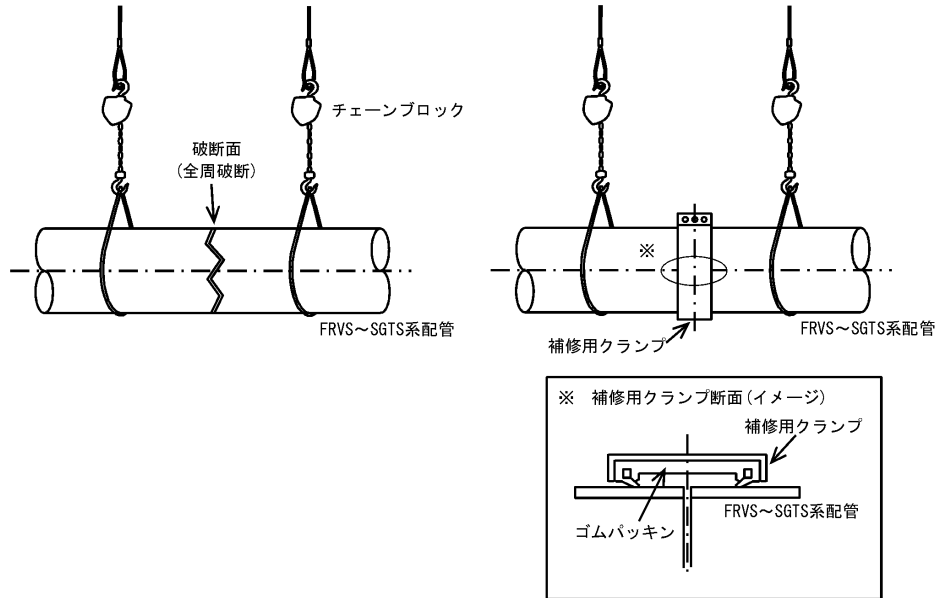
原子炉建屋ガス処理系配管には，直管部，エルボ部，分岐（T字，Y字）部，壁貫通部，サポート部があり，いずれの部位に故障が発生した

場合にも対応できるように検討した。

なお、修復方法については、必要に応じて追加・見直しを行う。

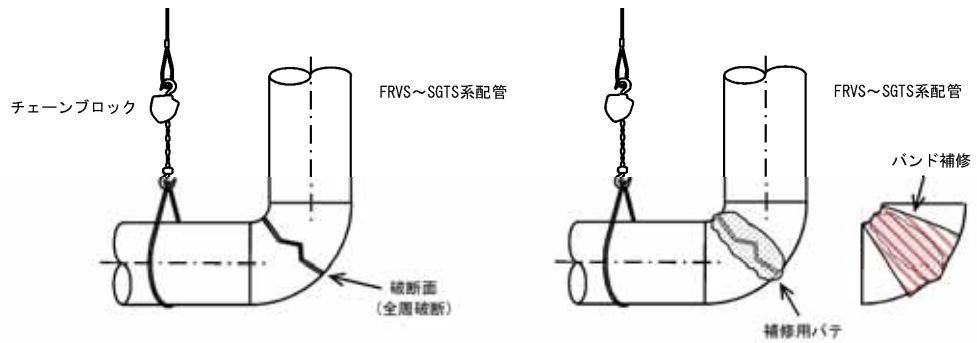
①直管部の修復

- ・補修用クランプにて固定



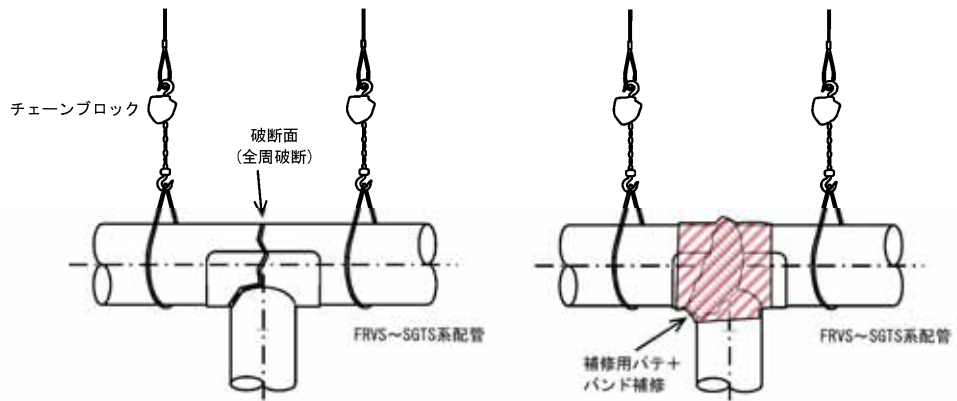
②エルボ部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



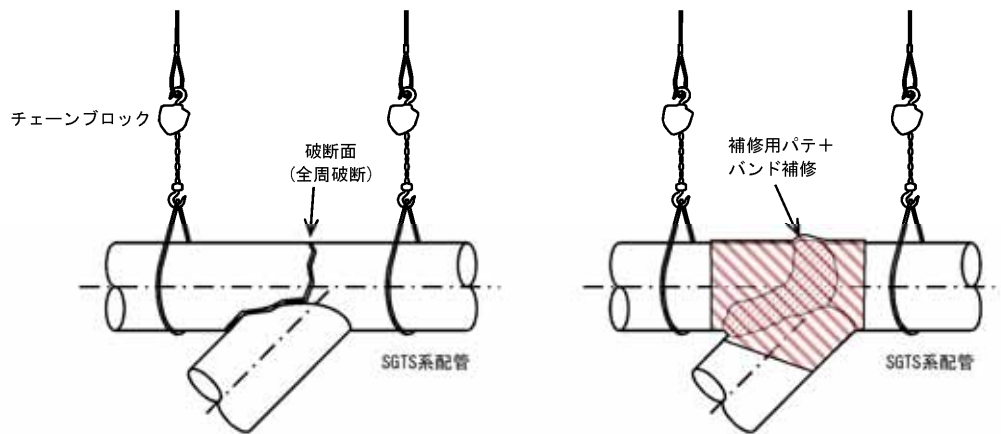
③分岐部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



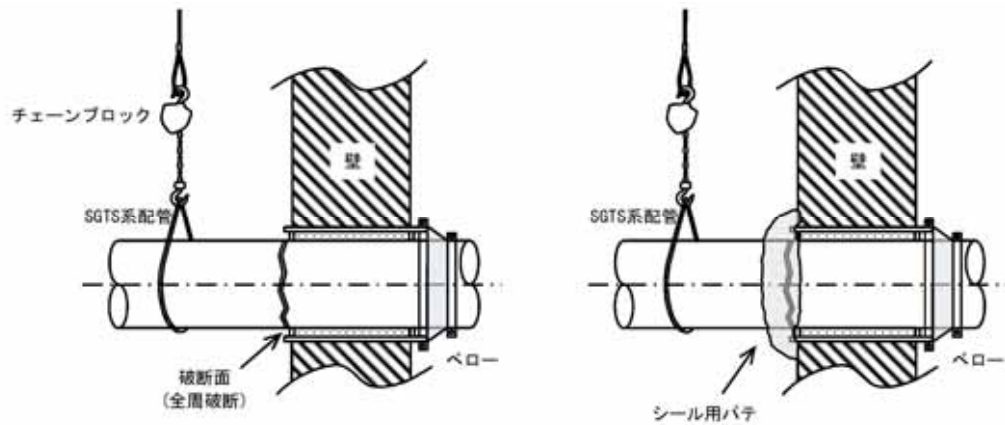
④分岐部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



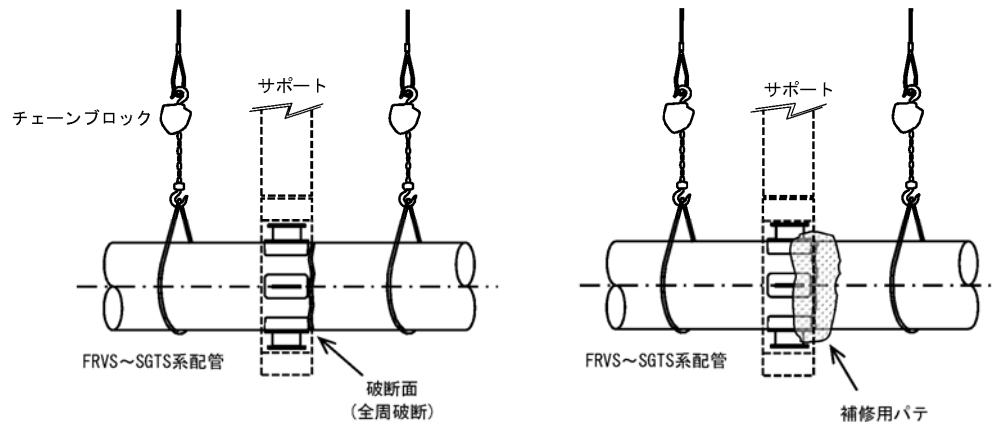
⑤建屋貫通部の修復

- ・シール用パテによる補修



⑥サポート部の修復

- ・補修用パテによる補修



c. 修復用資機材

修復用資機材としては以下のものが挙げられる。

修復用資機材については、使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のあるものを準備することとし，発電所構内に保管する。

なお，修復用資機材については，必要に応じて追加・見直しを行う。

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

(3) 詳細工程について

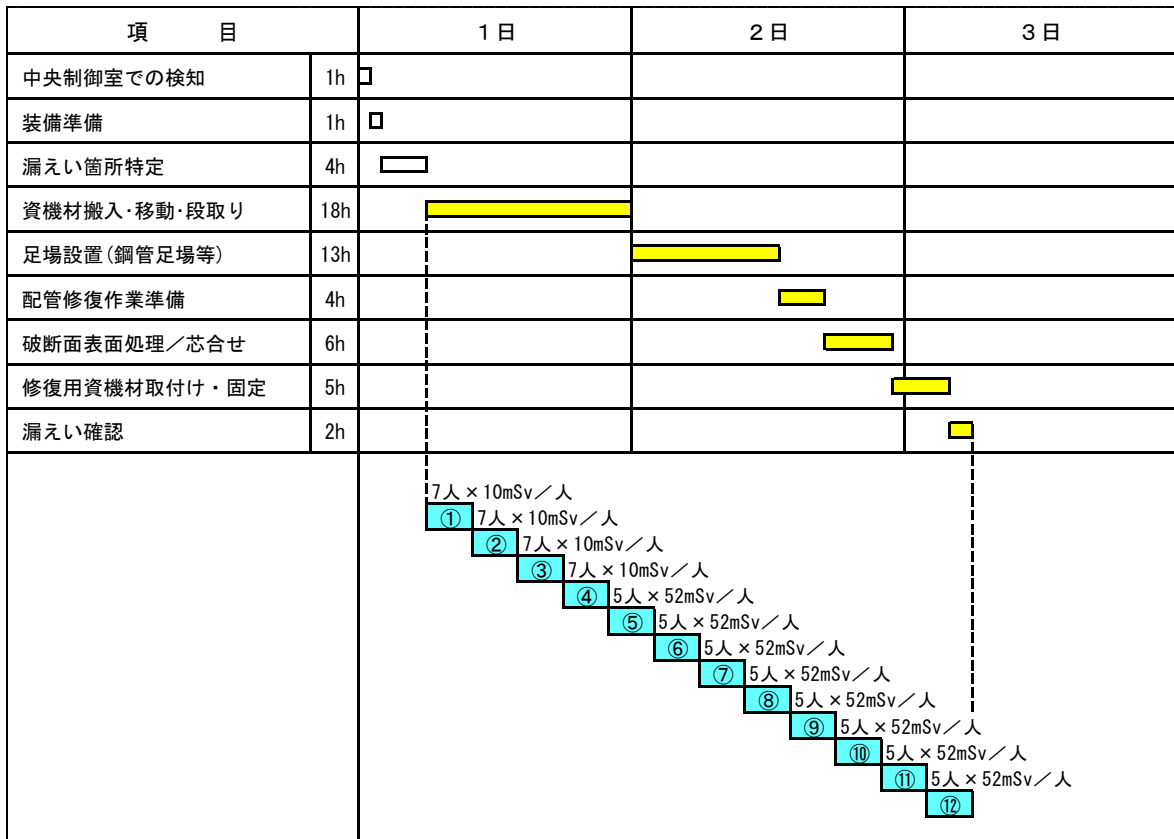
a. 屋内作業

修復は破断箇所を特定した後に行うため，足場設置箇所が限定できる

ことから、足場の組立作業を含めても2日間程度で可能である。なお、足場解体作業は、事故収束後（後日）の対応とする。

原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業についてモックアップを行い、タイムチャートを作成した。これにより2日間での修復作業の成立性を確認することができた。

また、被ばく評価の結果に基づき、配管修復作業における1人当たりの作業時間を4時間とすると、12班（作業員総数68名）で修復作業を実施することができ、作業員1人当たりの被ばく量は最大で52mSv（4時間）となることが確認できた。



※ ■ : 修復作業

最も被ばく線量が厳しい箇所の故障を想定した場合、修復作業に68名の作業員（作業責任者、放管員含む）が必要となる。しかし、当該作

業の想定では事故発生から 20 日後に作業を開始することになっており、必要な作業員を確保ための時間は十分あると考える。

また、非居住区域境界外の被ばくの評価結果から、作業開始を遅らせることも可能であり、これにより被ばく線量を低減することができ、必要な要員数を削減できる。

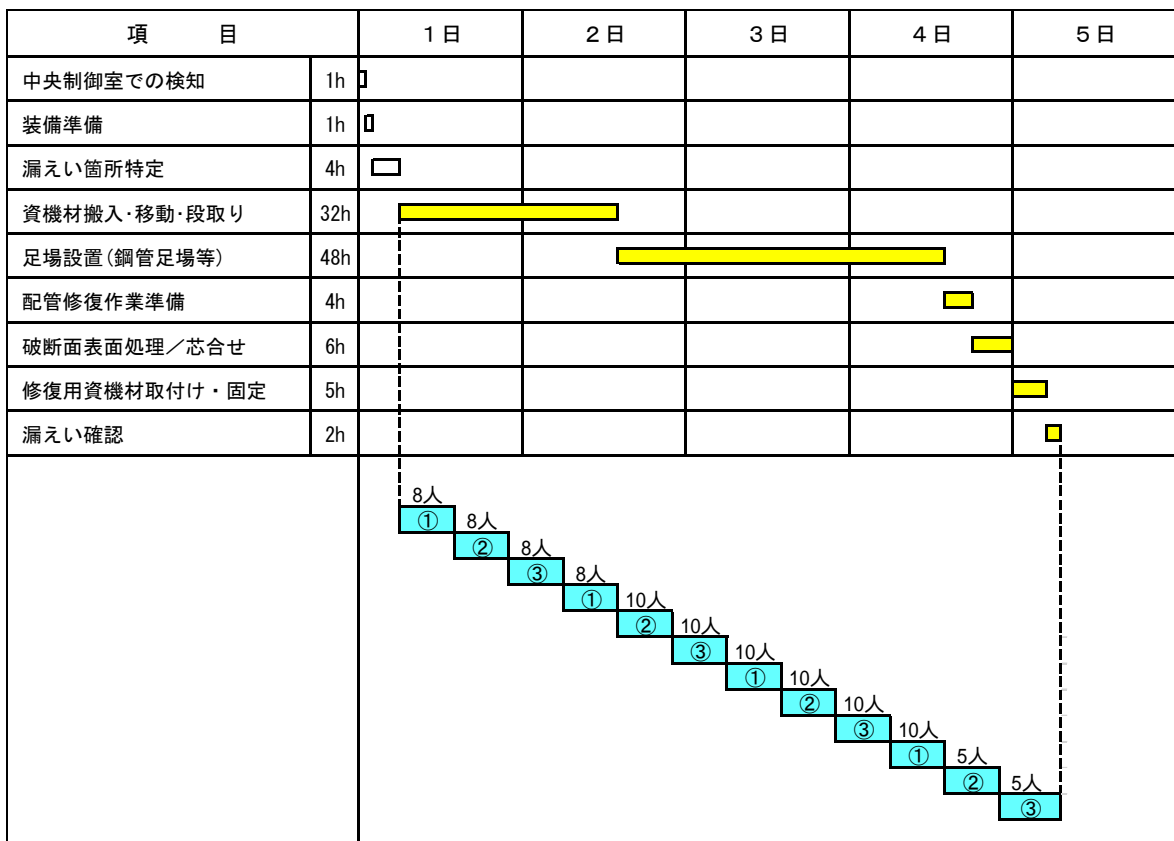
なお、故障発生箇所がチャコールフィルタから離れた場所であれば、作業場所の線量が低下するため、必要な要員数は低減される。

b. 屋外作業

原子炉建屋ガス処理系配管のうち、屋外配管の修復作業についてのタイムチャートを以下に示す。

屋外作業では高さ 15m の足場組立を想定しているため、屋内作業に比べて足場組立の作業量が増加することになり、修復には約 4 日間を要する。しかし、建屋外のため放射線源であるフィルタを考慮する必要が無いこと、配管中のガスはフィルタで浄化したものであることから、修復作業を通常の 3 交替で実施することができる。

したがって、配管修復作業は 3 班、30 名（延べ人数 102 名）で実施することができる。



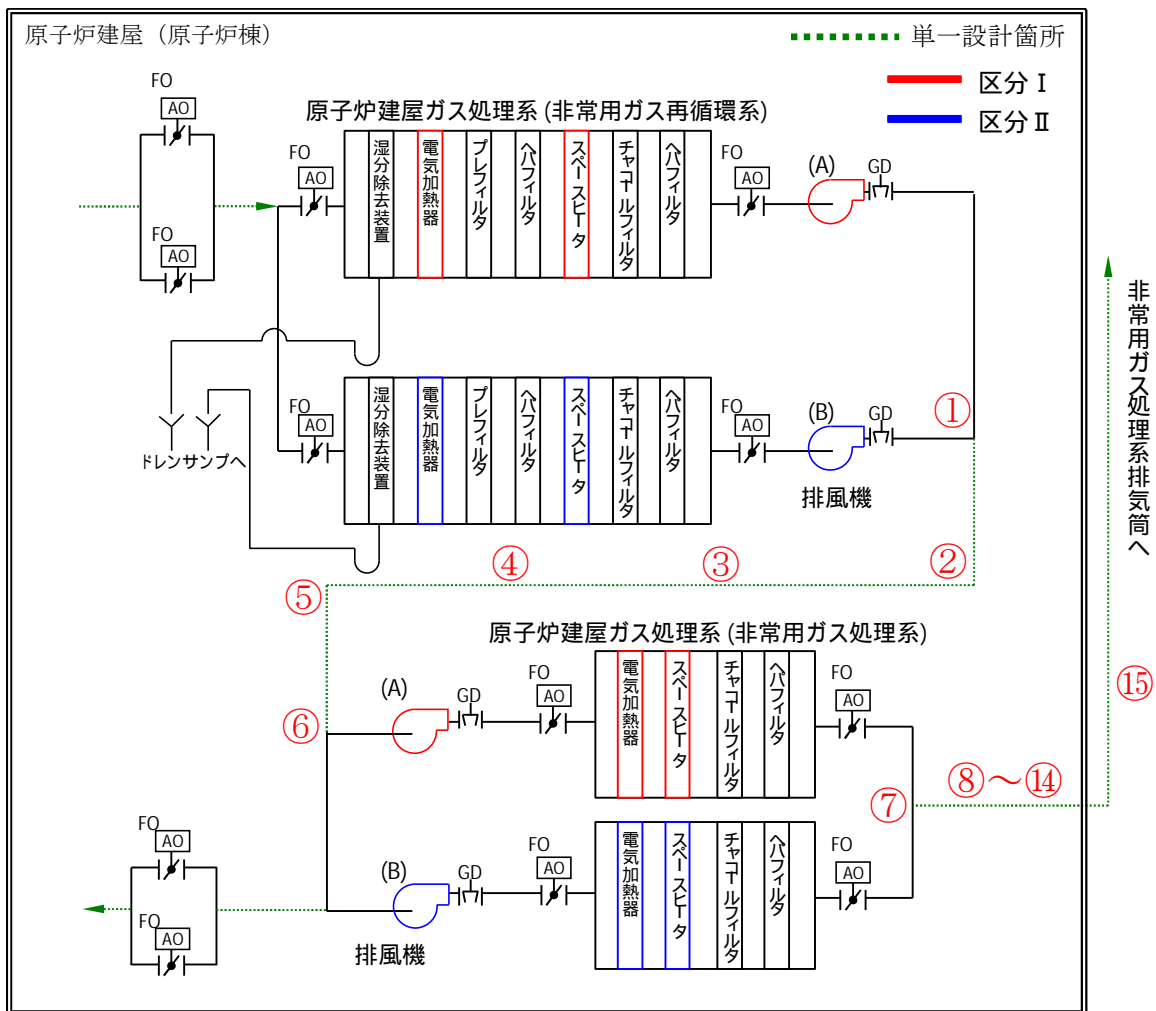
※ ■ : 修復作業

(4) 狭隘部の作業

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

その結果、原子炉建屋ガス処理系配管は全範囲において目視により破損状況を確認することが可能であり、修復作業が困難な狭隘部も存在しないことを確認した。確認に当たっては、最も作業性が悪い箇所（写真⑤）を選定したモックアップ作業も実施している。

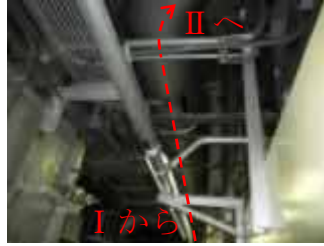
以下に配管の敷設状況を示す。



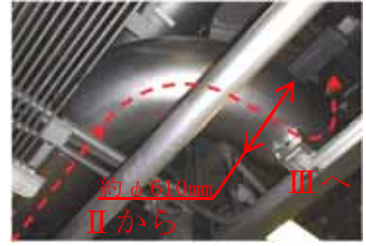
①



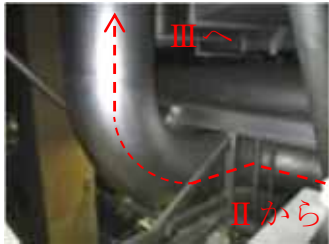
②



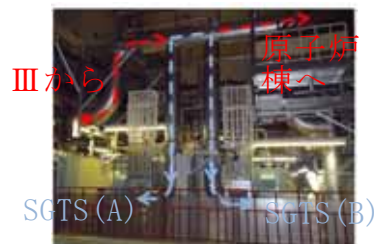
③



④



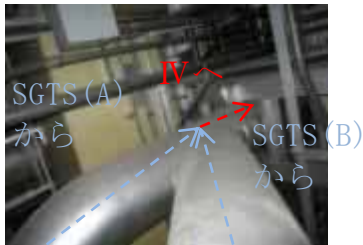
⑤



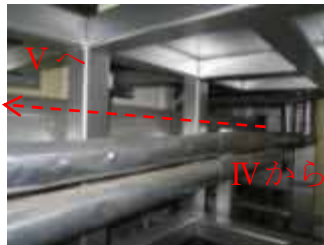
⑥



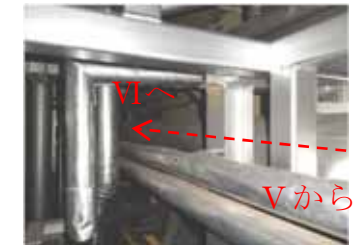
⑦



⑧



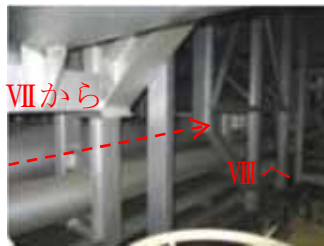
⑨



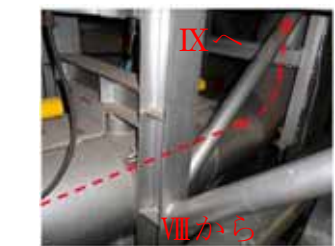
⑩



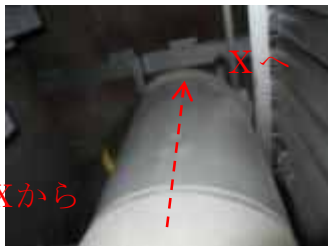
⑪



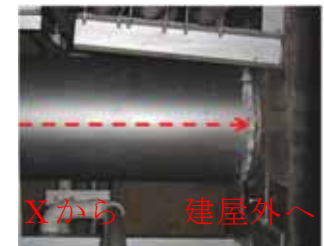
⑫



⑬



⑭



⑮



2. 中央制御室換気系

(1) 修復作業の実施時期について

中央制御室換気系の単一設計箇所については、ダクトに全周破断を想定し、安全上支障のない期間内に修復可能であることから、基準に適合していることを確認している。

主蒸気管破断の発生を起点として、24時間後に単一設計箇所が故障したと想定する。主蒸気管破断における中央制御室運転員の被ばく評価により事故収束までの全期間にわたって判断基準（実効線量100mSv以下）を満足すると評価できることから、以下に示す作業期間は、安全上支障のない期間とできる。

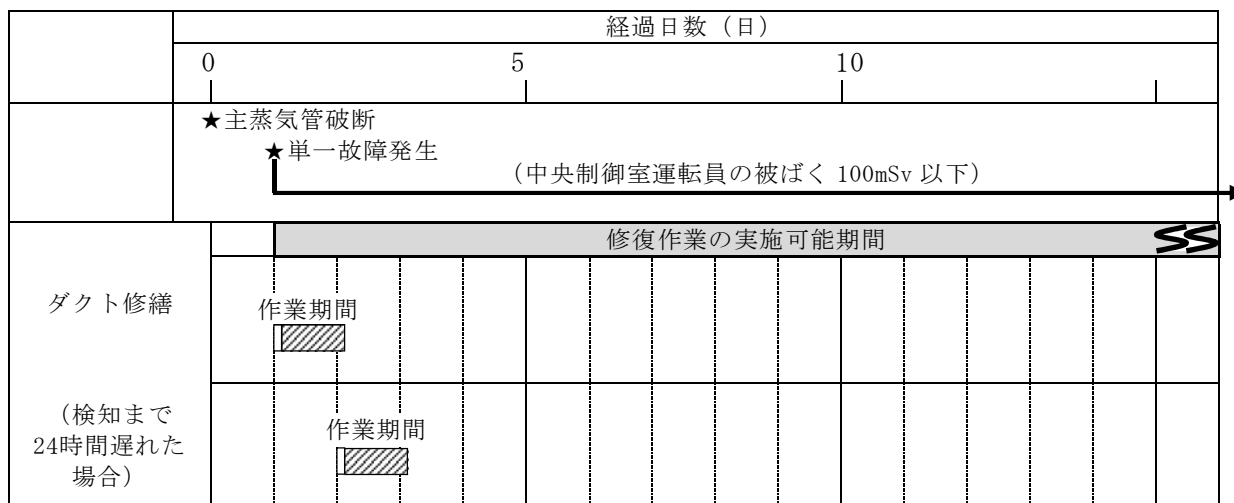
修復作業の作業実施時期は、ダクト修復作業に係る作業員の被ばく評価結果から、故障発生後、直ちに作業着手可能であるため、故障発生の直後と設定した。

これにより安全上支障のない期間内に確実に修復できることが確認できた。

なお、設定した作業実施時期は中央制御室換気系の機能を回復させるための最短の時期を示しており、実運用における作業期間は中央制御室の運転員や作業員の被ばくを考慮した上で決定する。

故障が小規模破損で検知に時間を要し、作業開始が24時間遅れた場合であっても、安全上支障のない期間内に確実に修復できることも確認できた。

なお、作業期間におけるタイムチャートについては「(3)詳細工程について」で示す。



(2) 作業手順について

a. 作業手順

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

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

- ・ 修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・ 修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。

④ ダクト破断箇所に、修復用資機材（ゴムシート，当て板等）を取り付ける。

なお、修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

b. 作業イメージ図

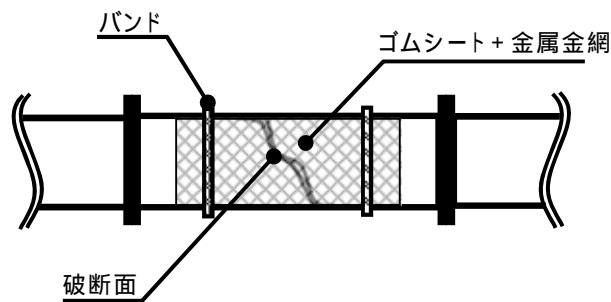
中央制御室換気系ダクトの修復方法を以下に図示する。

中央制御室換気系ダクトには、直管部、エルボ部、分岐（T字）部、床貫通部、サポート部があり、いずれの部位に故障が発生した場合にも対応できるよう検討した。なお、修復方法については、必要に応じて追加・見直しを行う。

また、軽微な故障の場合は当て板、紫外線硬化型FRPシート、コーキング等、通常の補修方法を適用することができる。

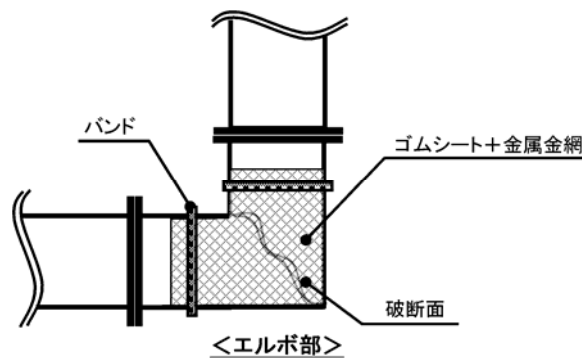
①中央制御室空調ダクト直管部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



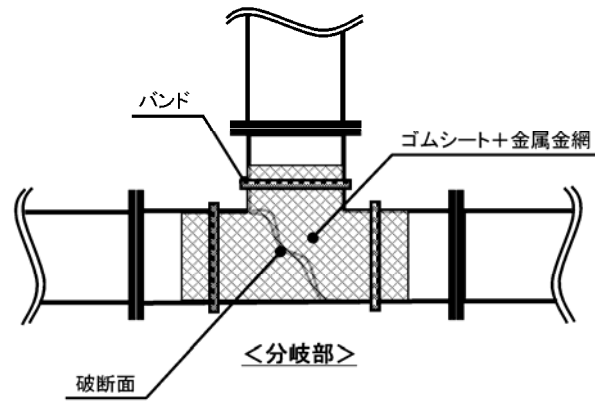
②中央制御室空調ダクトエルボ部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



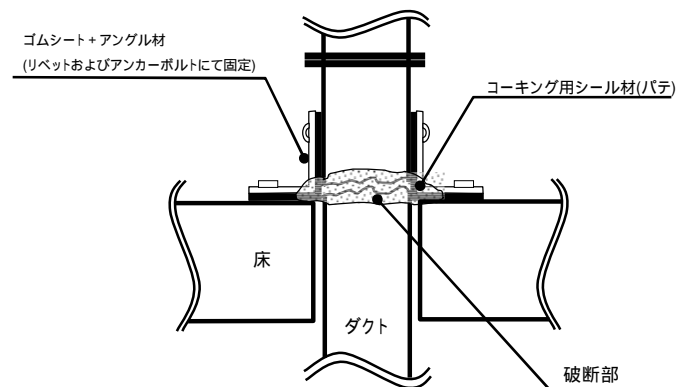
③中央制御室空調ダクト分岐部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



④中央制御室空調ダクト貫通部における修復方法

- ・ゴムシート+アングル材にてダクトを固定，破断面をコーキング処理



c. 修復用資機材

修復用資機材としては以下のものが挙げられる。

修復用資機材については、使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のもを準備することとし，発電所構内に保管する。

なお，修復用資機材については，必要に応じて追加・見直しを行う。

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

(3) 詳細工程について

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

中央制御室換気系ダクトの修復作業についてモックアップを行い，タイムチャートを作成した。これにより2日間での修復作業の成立性を確認することができた。

また，被ばく評価の結果から，中央制御室換気系ダクトの修復作業では最も厳しい条件であっても線量率は約 5.2×10^{-2} mSv/hであり，3交替で作業することができる。したがって，中央制御室換気系ダクトについては，3班，24名（延べ41名）にて修復作業が実施可能であることを確認できた。

項 目		1 日	2 日	3 日
中央制御室での検知	1h	□		
装備準備	1h	□		
漏えい箇所特定	2h	□		
資機材搬入・移動・段取り	16h	■		
足場設置(鋼管足場等)	18h		■	
作業準備	6h		■	
ダクト破断面の整形	2h			■
ゴム板・金網による固定(壁貫通部は当て板使用)	4h			■
漏えい確認	2h			■

※■ : 修復作業

中央制御室換気系ダクトの修復作業における被ばく評価の結果から、当該作業の被ばく線量は十分低い値であり、修復作業の実現性に問題はない。

なお、故障が小規模破損で検知に時間を要し、作業開始が 24 時間遅れた場合を想定したタイムチャートは以下のとおりである。この場合も、修復作業の実現性に問題はない。

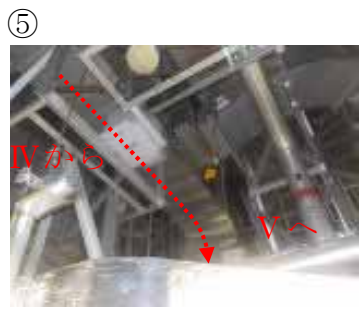
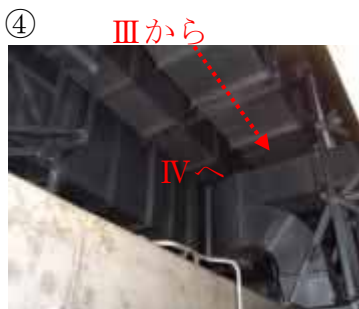
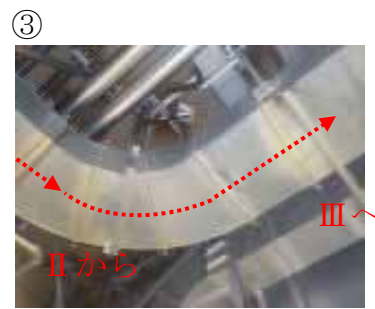
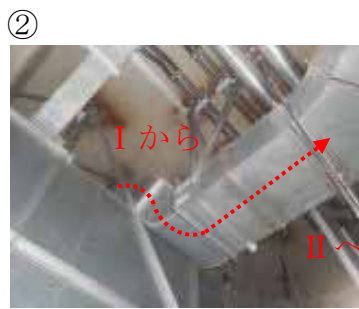
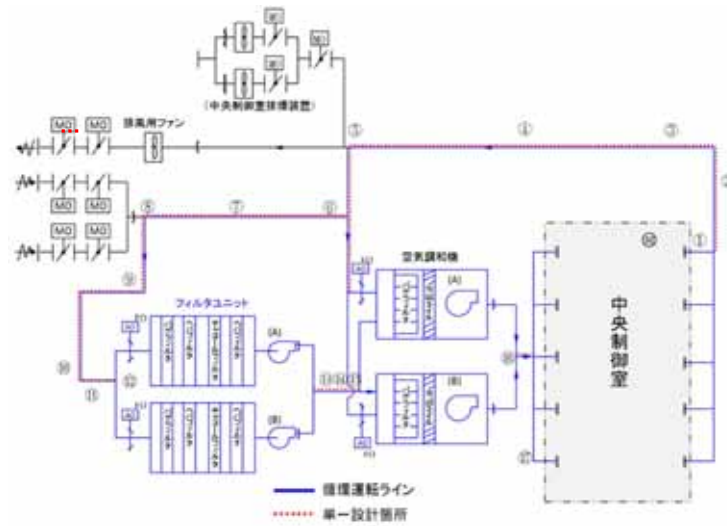
項 目		1 日	2 日	3 日	4 日
(中央制御室での検知不可)	24h				
漏えい箇所特定(巡視点検による検知)	2h		□		
資機材搬入・移動・段取り	16h		■		
足場設置(鋼管足場等)	18h			■	
作業準備	6h			■	
ダクト破断面の整形	2h				■
ゴム板・金網による固定(壁貫通部は当て板使用)	4h				■
漏えい確認	2h				■

※ ■ : 修復作業

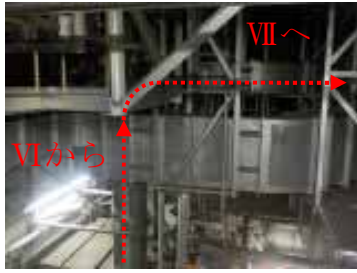
(4) 狭隘部の作業

中央制御室系ダクトについて修復作業が困難な狭隘部が存在するかを現場点検により確認した。その結果、中央制御室換気系ダクトは全範囲において目視により破損状況を確認することが可能であり、修復作業が困難な狭隘部も存在しないことを確認した。確認に当たっては、最も作業性が悪い箇所（写真⑧）を選定したモックアップ作業も実施している。

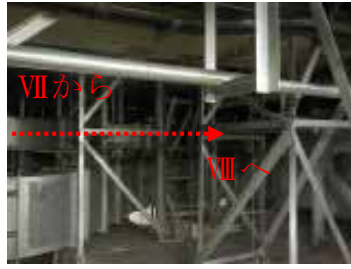
以下にダクト敷設状況を示す。



⑦



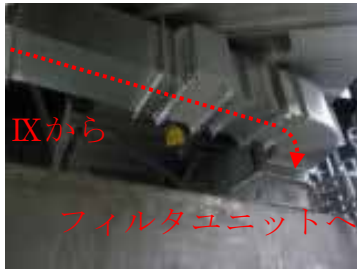
⑧



⑨



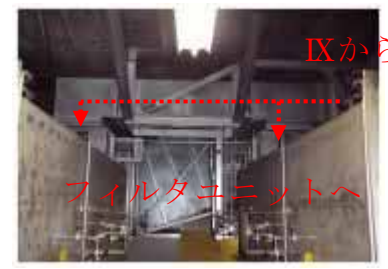
⑩



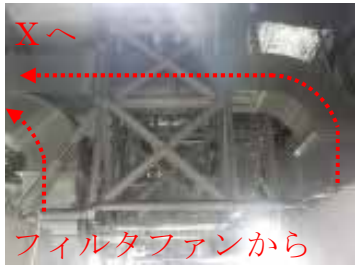
⑪



⑫



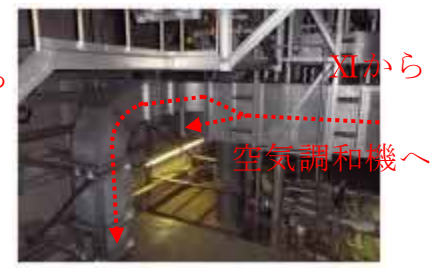
⑬



⑭



⑮



⑯



⑰



3. モックアップによる修復作業の成立性確認

原子炉建屋ガス処理系配管及び中央制御室換気系ダクトについて、全周破断を想定した修復作業のモックアップを実施することにより、修復作業の成立性を確認し、作業ステップ毎のタイムチャートを作成した。確認項目は以下のとおり。

- ① 破断箇所が高所であった場合、安全・確実に足場を設置することが可能であること。
- ② 狭隘部に対して、バンド巻き等の修復作業を実施できること。
- ③ 当該系統の配管（ダクト）形状に対して修復作業を適用できること。
- ④ 作業ステップ毎に必要な要員数、作業時間を確認し、タイムチャートを作成する。

モックアップの結果、原子炉建屋ガス処理系配管及び中央制御室換気系ダクトに全周破断が発生した場合、修復作業が実施可能であることが確認できた。以下にモックアップの状況を示す。

(1) 原子炉建屋ガス処理系配管

原子炉建屋ガス処理系配管について修復作業のモックアップを実施することにより作業の成立性を確認した。

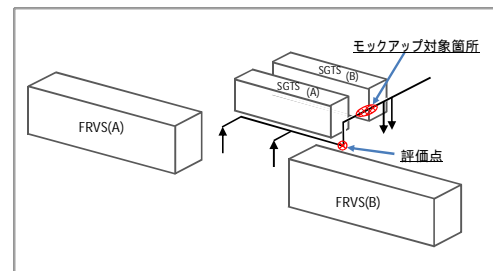
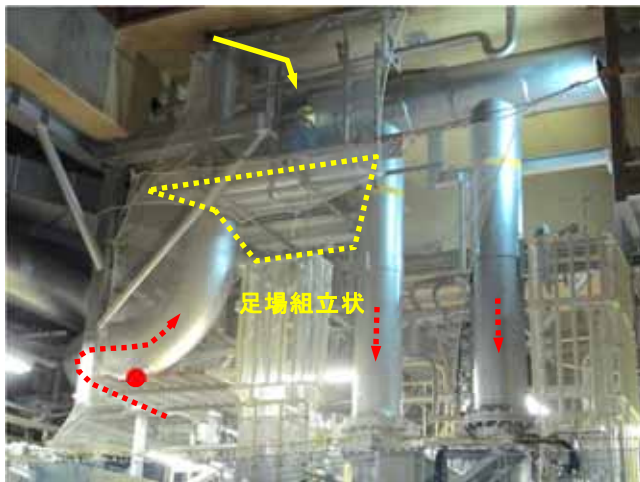
a. モックアップ対象箇所

原子炉建屋ガス処理系配管の全てのラインについて現場確認を行い、作業性（高所、狭隘）及び想定される雰囲気線量から、最も作業が困難である場所（非常用ガス再循環系から非常用ガス処理系への連絡配管）を選定した。

b. 足場設置状況

原子炉建屋ガス処理系配管は高所に敷設されていることから、破断想定箇所での作業性確保のため足場等を設置することが可能であるかを、モックアップ対象箇所ですら実際に足場を設置することにより確認した。第1図に足場組立状況を示す。図に示すとおり、モックアップ対象箇所において安全・確実に足場組立を行うことが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所、狭隘、高線量である場所を現場確認により選定していることから、原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で足場設置可能であると評価する。



第1図 現場モックアップ状況（足場組立全景）

c. 狭隘部における作業状況

破断想定箇所に対して補修作業が実施できることを確認するため、モックアップ対象箇所には補修用バンドの巻付けを行った。第2図に作業状況を示す。図に示すとおり、モックアップ対象箇所において安全・確実に補修作業を実施できることが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所、狭隘、高線量である場所を現場確認により選定していることから、原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で補修

作業が実施可能であると評価する。



第2図 狭隘部作業状況

d. 補修作業の実施状況

原子炉建屋ガス処理系配管の形状には、直管、エルボ管、分岐管（T字、Y字）がある。これらの配管形状について補修用バンドの巻付けが実施可能であることを確認した。モックアップ対象箇所は直管であるため、その他の形状については別系統の大口径配管を用いた。

なお、原子炉建屋ガス処理系には壁貫通部とサポート部があるが、これらについては補修用パテにより修復を行う計画である。

作業状況を第3図に示す。図に示すとおり、補修用バンドの巻付けは様々な形状に適用できることが確認できた。これにより原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で、補修作業が実施可能であると評価する。

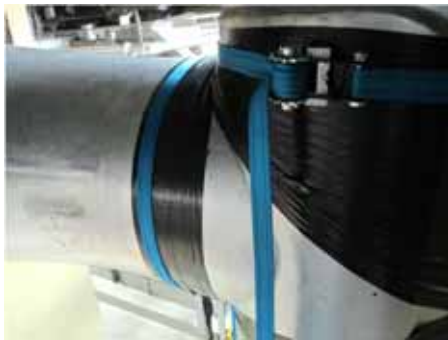
① 直管部（実機）



② エルボ部（模擬・別系統）



③ 分岐部（模擬・別系統）



第3図 修復模擬作業状況

e. モックアップの実測データ

モックアップにより実測したデータを以下に示す。

(a) 作業時間

作業項目	作業時間	作業員 ^{※3}	備考
資機材準備	18h ^{※1}	5人	
足場組立	13h ^{※1}	3人	床面高さ約5m
配管修復準備	10h ^{※2}	3人	
配管修復	5h ^{※1}	3人	補修用パテの硬化時間は10～60分

※1 保守的な評価として実測値を1.5倍した。

※2 破断面の処理や配管の芯合せ等、モックアップできない作業につ

いては予想時間とした。

※3 実際の作業では、作業員の他に監督者及び放管員が必要となる。

(b) 必要資機材

足場設置用の資機材を以下に示す。

(使用材料)			
足場板	2m×8	ベース	2
足場板	1.5m×6	キャッチ	14
足場板	1m×2	直交	40
メッシュ	1m×1	自在	1
足場パイプ	2.5×7	ジョイント	3
足場パイプ	2m×10	ステップバー	10
足場パイプ	1.5m×15	セイフティブロック	1
足場パイプ	1m×6	安全ネット	2
足場パイプ	0.5m×1	ワイヤー	1

f. タイムチャート

モックアップの実績に基づき原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業について、作成したタイムチャートを以下に示す。モックアップは原子炉建屋ガス処理系配管の中で最も作業困難な箇所を選定して実施していることから、ここに示すタイムチャートは最も時間のかかる作業におけるものである。

項 目		1日	2日	3日
中央制御室での検知	1h	□		
装備準備	1h	□		
漏えい箇所特定	4h	□		
資機材搬入・移動・段取り	18h	■		
足場設置(鋼管足場等)	13h		■	
配管修復作業準備	4h		■	
破断面表面処理/芯合せ	6h		■	
修復用資機材取付け・固定	5h			■
漏えい確認	2h			■

※ ■ : 修復作業

なお、屋外作業について、足場設置までは過去の工事实績から、配管補修についてはモックアップの実績から作成したタイムチャートを以下に示す。

項 目		1日	2日	3日	4日	5日
中央制御室での検知	1h	□				
装備準備	1h	□				
漏えい箇所特定	4h	□				
資機材搬入・移動・段取り	32h	■				
足場設置(鋼管足場等)	48h		■			
配管修復作業準備	4h				■	
破断面表面処理/芯合せ	6h				■	
修復用資機材取付け・固定	5h					■
漏えい確認	2h					■

※ ■ : 修復作業

(2) 中央制御室換気系ダクト

中央制御室換気系ダクトについて修復作業のモックアップを実施することにより作業の成立性を確認した。

a. モックアップ対象箇所

中央制御室換気系ダクトの全てのラインについて現場確認を行い、作業性（高所、狭隘）及び想定される雰囲気線量から、最も作業が困難である場所（フィルタユニットの循環ライン（入口側））を選定した。

b. 足場設置状況

中央制御室換気系ダクトには高所に敷設されている箇所があることから、破断想定箇所での作業性確保のため足場を設置することが可能であるかを、モックアップ対象箇所で実際に足場を設置することにより確認した。第4図に足場組立状況を示す。図に示すとおり、モックアップ対象箇所において安全・確実に足場組立を行うことが確認できた。



第4図 現場モックアップ状況（足場組立全景）

モックアップ対象箇所は高所，狭隘である場所を現場確認により選定していることから，中央制御室換気系ダクトの全範囲で足場設置可能であると評価する。

c. 狭隘部における作業状況

破断想定箇所に対して補修作業が実施できることを確認するため，モックアップ対象箇所にゴムシート+金属金網の取付けを行った。第5図に作業状況を示す。図に示すとおり，モックアップ対象箇所において安全・確実に補修作業を実施できることが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所，狭隘，高線量である場所を現場確認により選定していることから，中央制御室換気系ダクトの全範囲で補修作業が実施可能であると評価する。

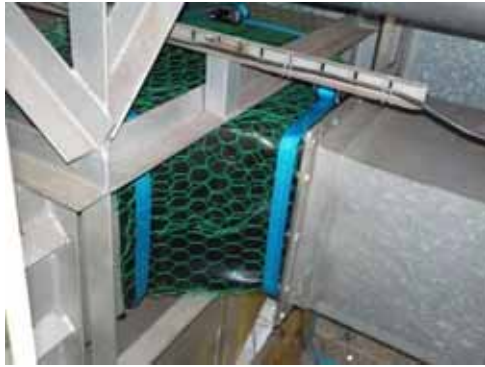


第5図 狭隘部作業状況

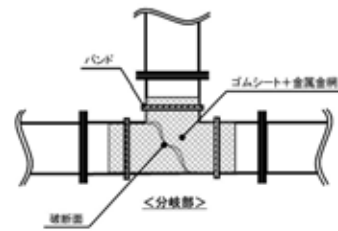
d. 補修作業の実施状況

中央制御室換気系ダクトの形状には，直管，エルボ管，分岐管（T字）がある。これらのダクト形状についてゴムシート+金属金網による補修作業が実施可能であることを確認するため，モックアップ対象箇所にゴムシート+金属金網の取付けを行う。

作業状況を第6図に示す。図に示すとおり，ゴムシート+金属金網の取付けはモックアップ対象箇所に対して実施可能であることが確認できた。モックアップ対象箇所は最も作業性の悪いT字分岐管を選定していることから，その他の形状については適用できると評価する。

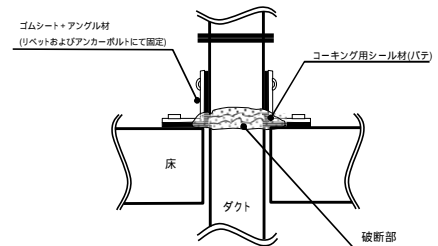


中央制御室空調ダクト分岐部における修復方法
・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



第6図 分岐部修復状況

また，中央制御室換気系ダクトの床貫通部についても，補修作業（模擬）を実施した。作業状況を第7図に示す。床貫通部には高所，狭隘など作業性の悪い箇所はなく，図に示すとおり，問題なく補修することができる。



第7図 床貫通部模擬作業状況

以上により中央制御室換気系ダクトの全範囲で、補修作業が実施可能であると評価する。

e. モックアップの実測データ

モックアップにより実測したデータを以下に示す。

(a) 作業時間

作業項目	作業時間	作業員 ^{※3}	備考
資機材準備	16h ^{※1}	8人	
足場組立	18h ^{※1}	5人	床面高さ約5m
ダクト修復準備	8h ^{※2}	3人	
ダクト修復	4h ^{※1}	3人	

※1 保守的な評価として実測値を1.5倍した。

※2 破断面の処理等、モックアップできない作業については予想時間とした。

※3 実際の作業では、作業員の他に監督者及び放管員が必要となる。

(b) 作業資機材

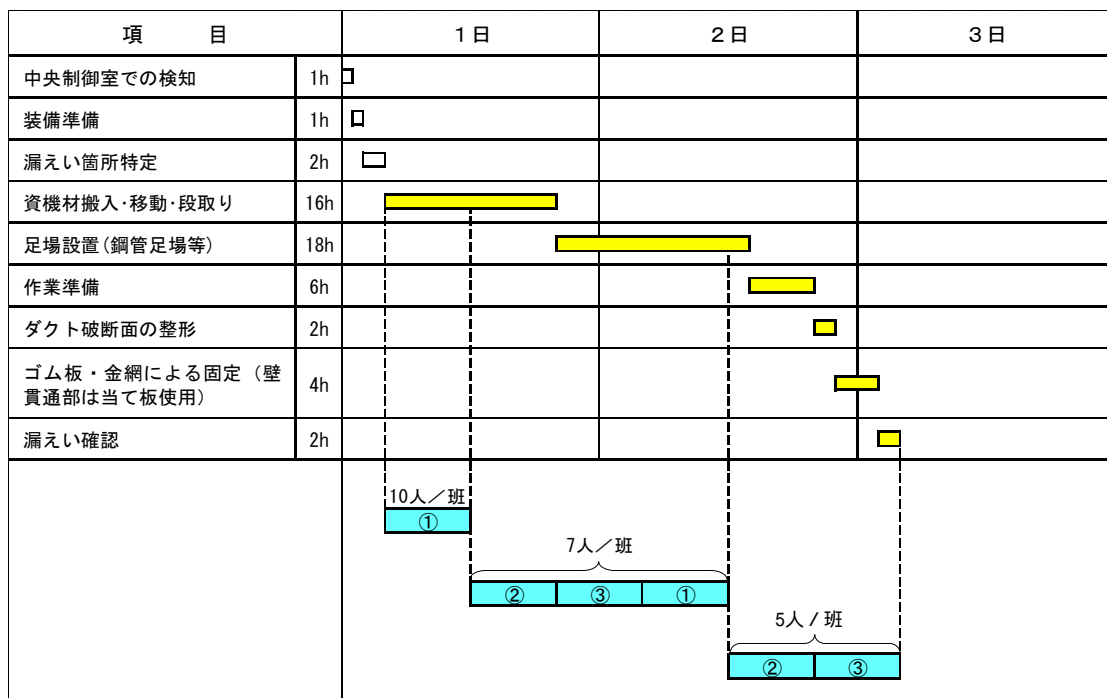
足場設置用の資機材を以下に示す。


(使用材料)			
足場板	3m×4	キャッチ 直交	14
足場板	2m×6	キャッチ 自在	1
足場板	1.5m×10	ジョイント	1
足場板	1m×3	ベース	1
足場パイプ	3m×7	敷角	1

足場パイプ	2m×8	梯子	4.5m×1
足場パイプ	1.5m×10	セーフティブロック	1
足場パイプ	1m×8	クランプカバー	10
メッシュ	12	パイプカバー	10
直交	50	造り番線	1箱
自在	10		

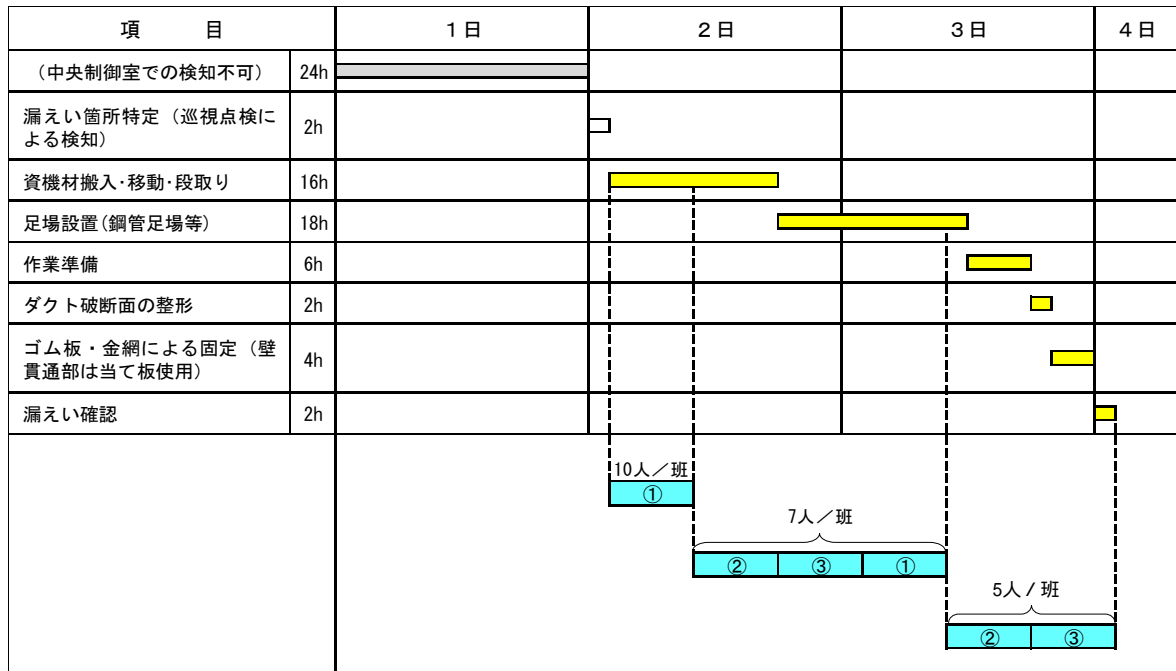
f. タイムチャート

モックアップの実績に基づき中央制御室換気系ダクトの修復作業におけるタイムチャートを作成した。モックアップは中央制御室換気系ダクトの中で最も作業困難な箇所を選定して実施していることから、ここに示すタイムチャートは最も時間のかかる作業におけるものである。



※  : 修復作業

また、故障が小規模破損で検知に時間を要し、作業開始が 24 時間遅れた場合を想定したタイムチャートを以下に示す。破損が小規模であれば修復作業に要する時間を短縮できるが、タイムチャート作成に当たっては、全周破断の修復作業に要する作業時間を用いた。



※ : 修復作業

4. 補修工法の妥当性

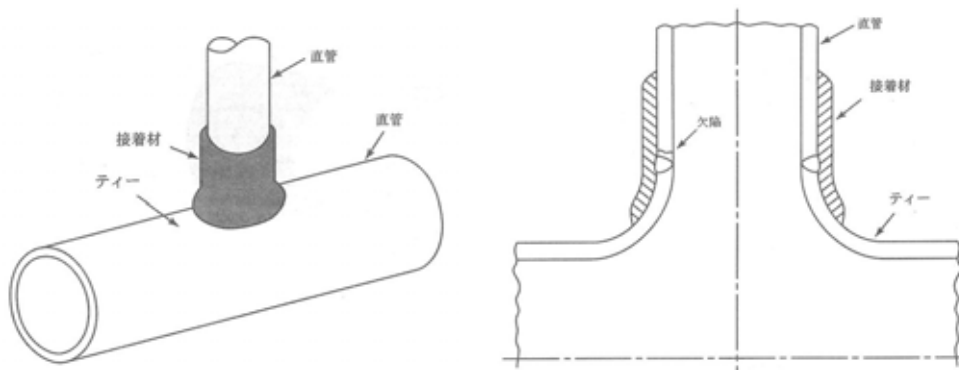
(1) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系の設計仕様は最高使用圧力0.014MPa[gage]，最高使用温度72℃であり，単一故障の修復に当たっては使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

モックアップで使用した補修用パテについても当該配管の設計条件を満足する仕様であり，事故時の原子炉建屋ガス処理系の環境においても応急処置として使用可能である。

(補足) 補修用パテ+補修用バンドによる修復方法の妥当性確認

原子炉建屋ガス処理系配管の修復としては補修用パテを用いた方法を行うこととしている。社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）」には暫定修復方法として「接着材による補修方法」が規定されており，東海第二発電所においても接着材を用いた修復は多くの実績がある。



第1図 配管（ティー部）への適用例

（社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）」より）

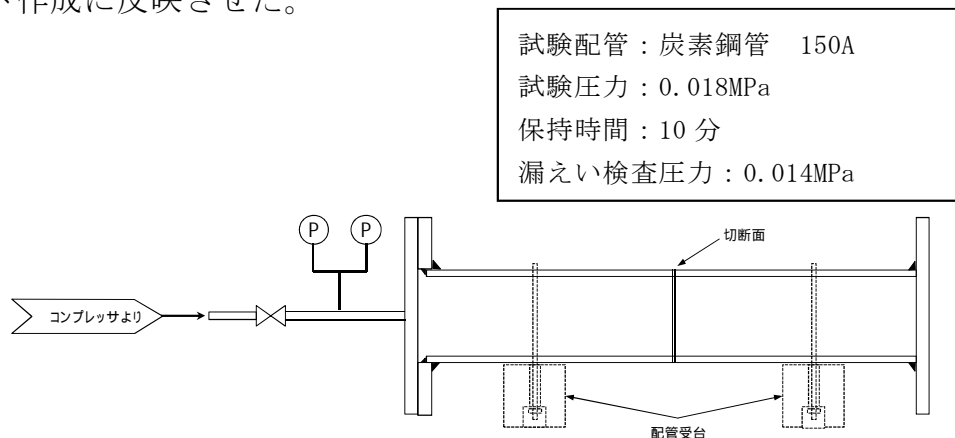
しかしながら，全周破断の修復への適用は想定されていないことから，

実証試験を行い、全周破断した配管に適用した場合でも漏えいを止めることが可能であることを確認した。

原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業のモックアップでは、補修用パテを塗布し、補修用バンドを巻き付ける方法について、実機に施工可能であることを確認した。

ここでは、全周破断させた模擬配管を用いて、補修用パテによる修復方法の妥当性について検証を行った。試験方法を第8図に示す。なお、試験については、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版）」に基づき実施した。

なお、本試験では補修用パテを塗布する作業時間を測定し、タイムチャート作成に反映させた。



第8図 試験方法

試験の結果、補修箇所からの漏えいがないことを確認した。これにより、全周破断した配管であっても、応急処置として補修用パテによる修復が可能であるということが確認できた。

なお、原子炉建屋ガス処理系の最高使用温度は72℃であるが、作業実施に当たっては、配管の表面温度を考慮した適切な保護具を装着して行う。また、補修作業は原子炉建屋ガス処理系排風機を停止した状態で行うことから、配管の表面温度は周辺環境と同じ温度となることから、作業実施に支障を与えることはない。

(2) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の運転条件は運転圧力0.98kPa[gage]以下、運転温度10℃～40℃であり、単一故障の修復に当たっては使用環境（耐圧性、耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

モックアップで使用したゴムシートについても運転条件を満足する仕様であり、事故時の中央制御室換気系の環境においても応急処置としては使用可能である。

(補足) ゴムシートによる応急処置の実例

中央制御室換気系ダクトの全周破断の修復としては、ゴムシート＋金属金網＋バンド固定の方法を行うこととしている。東海第二発電所において、ダクトの暫定的な修復にゴムシートを当て板として用いた事例を（参考）に示す。

このような実績からも、ゴムシート＋金属金網＋バンド固定による修復方法は中央制御室換気系ダクトの単一故障に対して適用可能であると考える。

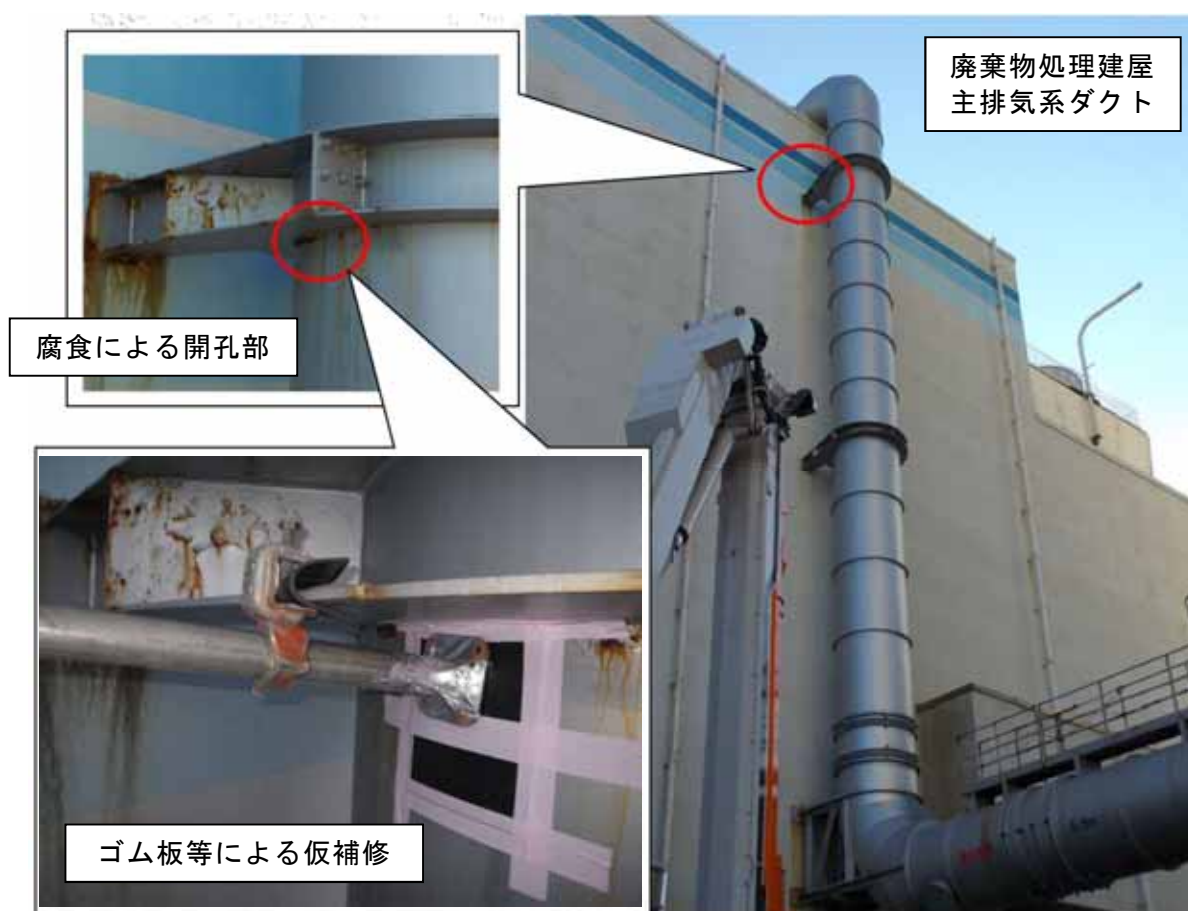
東海第二発電所におけるダクト修復（応急処置）の事例

1. 故障の概要

【廃棄物処理建屋主排気系ダクトの（屋外）開孔について】

- 平成24年11月15日より東海第二発電所の原子炉建屋、タービン建屋等の換気系屋外ダクトについて、計画に基づき点検作業を行っていたところ、平成24年11月20日、廃棄物処理建屋 主排気系ダクトに開孔（直径約5mm）があることを確認した。
- 平成24年11月20日、ゴム板等により仮補修を行い漏えいのないことを確認した。

2. 仮補修の状況



配管及びダクトの点検の実施状況について

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

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 内部点検の実施状況

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

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

(2) 今後の点検方針

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

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

2. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）

(1) 内部点検の実施状況

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッ

ション・チェンバ側)の内部については、以下のとおり点検を実施し、異常のないことを確認している。

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

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

(2) 今後の点検方針

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

今後も、スプレイヘッド内部の点検を継続することにより、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)のスプレイヘッド(サブプレッション・チェンバ側)の健全性を維持することが可能である。

3. 中央制御室換気系ダクト

東海第二発電所の中央制御室換気空調系ダクトの点検実績及び点検実績等に基づく点検計画の変遷は以下のとおりである。主な点検実績を第1表及び第1図に示す。

(1) 他社水平展開としての全箇所点検(2005, 2006年度)

2005年度に他プラント不具合の水平展開として外面及び内面の全ての範囲(保温材施工範囲は保温材を取外しを実施)の外観点検を実施した。点

検の結果、構造健全性に影響を与えるような有意な腐食は認められなかったが、ダクト外面に全体的に発錆がみられたため補修塗装を実施した。保温材については新品に取替え、結露の発生防止対策を図った。

2006年度には中央制御室気密試験準備のためダクトの外観点検を実施するとともに、インリーク箇所についてシール施工を実施した。

(2) 全箇所の点検に基づく点検方法、周期の変更（2007年度）

中央制御室換気空調系ダクトの点検は、従来、1回／10年の目視点検としていたが、2005年度、2006年度の点検の結果、ダクト外面に全体的に発錆が確認されたことから、点検周期及び点検内容の見直しを行った。点検周期については、屋内に設置されたダクトであり厳しい腐食環境ではないこと、点検の結果からも著しい腐食が認められなかった状況を勘案して、5年に設定した。点検内容については、錆の発生箇所に環境条件的な特異性はなかったこと、保温材施工範囲については近年に補修塗装による腐食防止及び保温材の取換えによる結露防止対策が図られていることから、機器の取替や点検にあわせて近傍のダクトの内面及び外面をサンプリング的に点検することとした。

(3) 敦賀1号機の水平展開としての点検（2009年度）

2009年度には、敦賀発電所1号機の中央制御室換気空調系外気取入れダクトの腐食事象（2008年12月）の水平展開として、外気取入れ口～空気調和機、及び排風用ファン～排気口の範囲にあるダクトの点検を実施した。

(4) 2009年度以降の点検

2011年度、2015年度には、点検計画に基づき、ダンパの取替や点検に合わせて近傍のダクトの点検（保温材施工部は保温材取外し）を実施し、異常のないことを確認した。

これらの点検実績を反映した点検周期及び点検内容については、保全計

画に定めるとともに、他プラントでの損傷実績があることを記載することで、形骸化を防止している。点検周期及び点検方法を第2表に示す。

なお、敦賀発電所1号機の事象の水平展開の一つとして、発電室が行う巡視点検において、静的機器であるダクトの錆、腐食への意識が高ければ早期に発見できた可能性があることから、上記の定期的な点検とは別に、発電室においても、1年毎にダクトの外面の目視点検（保温材施工部は保温材の取付状態の確認）を実施することとした。本点検については、点検の視点（錆、腐食、き裂、析出物、変色、塗装の剥がれ、変形の有無）を明確にしたチェックシート、系統図、前回点検時の写真を用いて行うこと、結果については保修室に通知することを社内規定に定め、形骸化防止を図っている。

(5) 今後の対応方針

2016年12月には、島根原子力発電所2号機の中央制御室空調換気空調系ダクトにおいて腐食事象が発生しているが、東海第二発電所では、本事象をうけ、今年度に中央制御室空調系ダクトの点検を計画している。

東海第二発電所においては、2005年度に類似箇所（外気取入れ口近傍のダクト内面及び外面）の点検を実施し、著しい腐食のないことを確認しているが、今年度に計画している点検の結果を踏まえ、腐食の要因となる結露の発生や海塩粒子の付着の観点から、ダクトの内面及び外面のそれぞれについて環境上厳しい部位を特定し、点検周期及び点検部位の見直しを検討し、点検計画に反映する方針である。

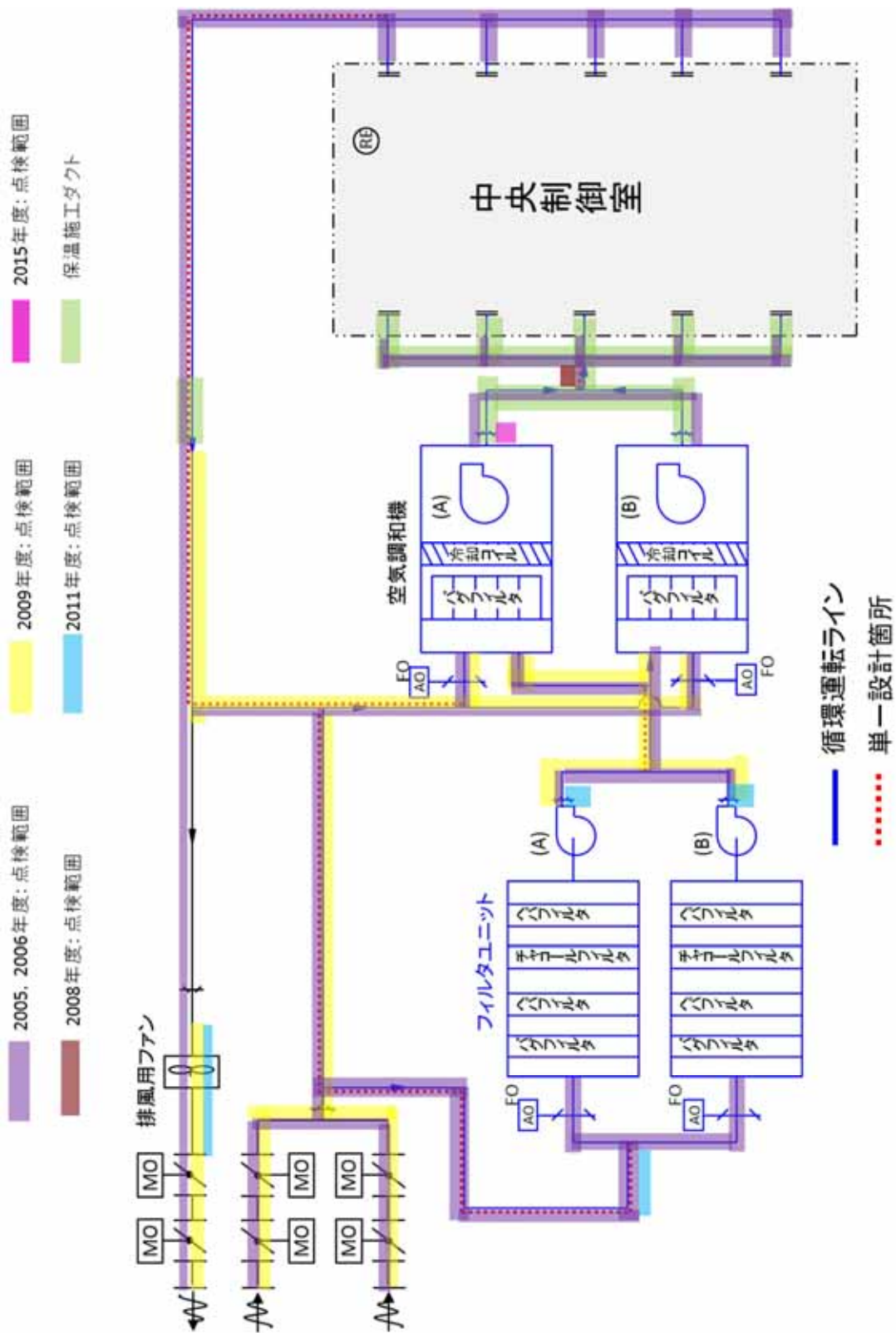
また、島根原子力発電所2号機の事象の原因が特定された場合には、東海第二発電所における類似箇所を特定し、合わせて点検計画に反映する方針である。

第1表 中央制御室換気空調系ダクトの主な点検実績

実施年度	点検範囲		点検方法	担当	備考
	外面	内面			
2005	全ての範囲 (保温材施工部は保温材取外し)	全ての範囲	目視点検	保修室	・他プラント水平展開
2006	全ての範囲 (保温材施工部は保温材取外し)	—	目視点検	保修室	・中央制御室気密試験準備
2007	—	—	—	—	・内面及び外面の点検を点検計画に反映
2008	空気調和機～ 中央制御室の一部 (部分的に保温材取外し)	空気調和機～ 中央制御室	目視点検	保修室	・中央制御室気密試験準備 ・空気調和機から中央制御室までのダクトの一部をサンプリング的に点検 ・敦賀発電所1号機の中央制御室換気空調系外気取入れダクトの腐食事象発生
2009	外気取入口～空気調和機 排風用ファン～排気口 (保温材が施工されていない範囲)	—	目視点検	保修室	・敦賀1号機トラブル事象の水平展開として実施
2010	—	—	—	—	
2011	取替ダンパ近傍 (保温材が施工されていない範囲)	取替ダンパ近傍	目視点検	保修室	・点検計画に基づき、取替ダンパ近傍のダクトをサンプリング的に点検
2015	点検ダンパ近傍 (部分的に保温材取外し)	点検ダンパ近傍	目視点検	保修室	・点検計画に基づき、点検ダンパ近傍のダクトをサンプリング的に点検

第2表 点検周期及び点検方法

点検方法及び周期	点検範囲		備考
	外面	内面	
目視点検 (1回/5年)	点検機器(ダクト, フランジ, ベローズ等)の近傍 (部分的に保温材取外し)	外気取入口～ 空気調和機	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所2号機の事象に対する点検結果を踏まえ、必要に応じ見直しを行う。 ・島根原子力発電所2号機の事象の原因が特定された場合は、東海第二発電所の点検計画への反映を検討する。



第1図 中央制御室換気空調系ダクトの主な点検実績

小規模破損の検知及び修復について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では、腐食による配管の全周破断を想定しているが、配管が腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく、腐食が配管を貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定し、全周破断に至る前の小規模の破損において検知可能であるかを検討した。小規模破損として、系統流量の10%の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

(2) 検知性

事故発生後、中央制御室ではパラメータ（系統流量、原子炉建屋差圧、放射線モニタ等）を監視している。10%の漏えいであれば、系統流量、原子炉建屋の差圧、非常用ガス処理系排気筒モニタの指示値は変動するため、中央制御室にて系統の異常を検知し、現場確認（視覚、聴覚、触覚）により破断箇所を特定する。

中央制御室にて異常が検知されると、必要に応じて現場確認を行う。10%漏えい破損であれば、穴径が約136mm、損傷部から吹き出す風量が $357\text{m}^3/\text{h}$ （系統流量 $3,570\text{m}^3/\text{h}$ ）、風速約 $6.9\text{m}/\text{s}$ であり現場確認での異音の有無の確認や吹流しの使用等により破損箇所の特定が可能である。

また、故障発生直後における原子炉建屋の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件でも約 $150\text{mSv}/\text{h}$ であるため数十分程度は現場確認可能である。更に必要な場合には要員の交替を行うことで現場確認※を継続することも可能である。

※ 原子炉建屋ガス処理系の配管は原子炉建屋5階の限定された区域に敷設されており，通常状態であれば配管全体を確認したとしても40分～1時間で可能である。事故時の要員交替を勘案しても数時間程度で現場確認は可能である。よって，原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業に係るタイムチャートにおいては，漏えい箇所特定の時間を4時間と見積もっている。

項 目	1日	2日	3日
中央制御室での検知	1h □		
装備準備	1h □		
漏えい箇所特定	4h ■		
資機材搬入・移動・段取り	18h		
足場設置(鋼管足場等)	13h		
配管修復作業準備	4h		
破断面表面処理／芯合せ	6h		
修復用資機材取付け・固定	5h		
漏えい確認	2h		□

(補足) 監視計器一覧

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
FRVS トレイン流量計	0～25,000 m ³ /h	14,450 m ³ /h	定格流量： 16,500m ³ /h
SGTS トレイン流量計	0～ 6,000 m ³ /h	3,035 m ³ /h	定格流量： 3,570m ³ /h
SGTS 排気筒モニタ(低) ：NaI(Tl)シンチ	0.1～1E+6 cps	200 cps	K = 1.7E-1 Bq/cc/cps
SGTS 排気筒モニタ(高) ：電離箱	1E-2～1E+4 mSv/h	2E-2 Sv/h	K = 7.09E+4 Bq/cc/(mSv/h)
原子炉建屋負圧計	-2.0～0 kPa	-0.981 kPa	SGTS 起動時： -0.063 kPa 以上

- ① FRVS 流量計 (指示計) のフルスパンは0～25,000m³/h (最小目盛 500m³/h) であり，定格流量 (16,500m³/h 以上) の

10%の変化 $1,650\text{m}^3/\text{h}$ は3目盛以上の指示変動となり、異常の検知は可能である。

S G T S 流量計（指示計）のフルスパンは $0\sim 6,000\text{m}^3/\text{h}$ （最小目盛 $100\text{m}^3/\text{h}$ ）であり、定格流量（ $3,570\text{m}^3/\text{h}$ 以上）の10%の変化 $357\text{m}^3/\text{h}$ は3目盛以上の指示変動となり、異常の検知は可能である。

なお、指示計による異常検知ができなかった場合でも、流量のトレンドを確認することにより、後から異常を検知することも可能である。

② 事故（F H A，L O C A等）発生後の放射線量率はS G T S 排気筒モニタの測定範囲内であり、指示値上昇は検知されている。配管の損傷によりS G T S 流量が10%程度低下したことに伴う指示低下は検知することができる。

③ 原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋（原子炉棟）負圧は 0.063 kPa （ $6.4\text{ mmH}_2\text{O}$ ）以上であり、中央制御室の指示計等で確認することとなっており、原子炉建屋（原子炉棟）負圧維持に異常が発生した場合は中央制御室にて検知することができる。

(3) 小規模破損の影響

原子炉建屋ガス処理系の配管に10%程度の漏えいが発生し、非常用ガス処理系の流量が90%になったと仮定しても、原子炉建屋の負圧は $6\text{mmH}_2\text{O}$ から $4.8\text{mmH}_2\text{O}$ に低下するものの機能は維持される。

更に小規模な破損で漏えい量もわずか場合は、中央制御室での検知が不可能であるが、原子炉建屋ガス処理系の安全機能が喪失することはなく、安全に影響を与えない。

なお、非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管に小規模破損が発生した場合は、非常用ガス処理系の機能が維持されるため、原子炉建屋の負圧は6mmH₂Oに維持される。

(4) 修復性

故障箇所が特定できた場合は、配管全周破断時と同様に修復を行う。

(5) 修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については、配管全周破断時における評価に包絡される。

2. 中央制御室換気空調系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では、腐食によるダクトの全周破断を想定しているが、ダクトが腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく、腐食がダクトを貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定し、全周破断に至る前の小規模の破損において検知可能であるかを検討した。小規模破損として、系統流量の10%の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

(2) 検知性

10%漏えい破損では中央制御室の雰囲気線量率が低く、エリアモニタによる検知は困難であり、また、小規模破損であるため破断音の確認も難しい。よって、中央制御室換気系ダクトの小規模破損については、巡視点検により異常の有無を検知する。

10%漏えい破損が発生すれば、穴径が約164mm、損傷部から吹き出す風量が $510\text{m}^3/\text{h}$ （系統流量 $5,100\text{m}^3/\text{h}$ ）、風速約 $6.7\text{m}/\text{s}$ であるため、現場確認での異音の有無の確認や吹流しの使用等により破損箇所の特定は可能である※。

全周破断発生直後における当該区域の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件で評価しても約 $5.2 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{h}$ であることから、現場確認の実施は十分可能である。

※ 中央制御室換気系ダクトの運転員による巡視点検及び詳細点検の実績からダクト全体を確認するために要する時間は1時間程度である。よって、中央制御室換気系ダクトの修復作業に係るタイムチャート（添付7より再掲）において漏えい箇所特定の時間を2時間と見積もっている。

故障が小規模破損であった場合は、中央制御室での検知は困難であるため、1回/日の頻度で実施する運転員の巡視点検により異常の検知及び破損箇所の特定を行う。よって、中央制御室換気系ダクト小規模破損の修復作業に係るタイムチャートにおいては、故障発生から漏えい箇所特定まで時間を26時間と見積もっている。

(中央制御室換気系ダクト全周破断の修復作業に係るタイムチャート)

項 目		1日	2日	3日
中央制御室での検知	1h	□		
装備準備	1h	□		
漏えい箇所特定	2h	■		
資機材搬入・移動・段取り	16h	▬		
足場設置(鋼管足場等)	18h		▬	
作業準備	6h		▬	
ダクト破断面の整形	2h			□
ゴム板・金網による固定(壁貫通部は当て板使用)	4h			▬
漏えい確認	2h			□

(中央制御室換気系ダクト小規模破損の修復作業に係るタイムチャート)

項 目		1日	2日	3日	4日
(中央制御室での検知不可)	24h	▬			
巡視点検(漏えい箇所特定)	2h		■		
資機材搬入・移動・段取り	16h		▬		
足場設置(鋼管足場等)	18h			▬	
作業準備	6h			▬	
ダクト破断面の整形	2h				□
ゴム板・金網による固定(壁貫通部は当て板使用)	4h				▬
漏えい確認	2h				□

(補足) 監視計器

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
MCRエリアモニタ	1E-4~1 mSv/h	5E-3 mSv/h	

全周破断における影響評価において、空調機械室の雰囲気線量率は事故発生24時間後(全周破断発生直後)で最大 1.2×10^{-4} mSv/h(添付5 第19表参照)であるが、これは中央制御室内に設置されたエリアモニタの下限程度である。小規模破損ではフィルタによる浄化が期待できるため、更に低いと考えられ、エリアモニタによる検知は困難である。

(3) 小規模破損の影響

中央制御室換気系のダクトに10%程度の漏えいが発生した場合、中央制御室内の雰囲気線量率はエリアモニタの下限以下であり、運転員への影響は小さい。

(4) 修復性

故障箇所が特定できた場合は、ダクト全周破断時と同様に修復を行う。

(5) 修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については、ダクト全周破断時における評価に包絡される。

中央制御室換気系の外気取入ラインについて

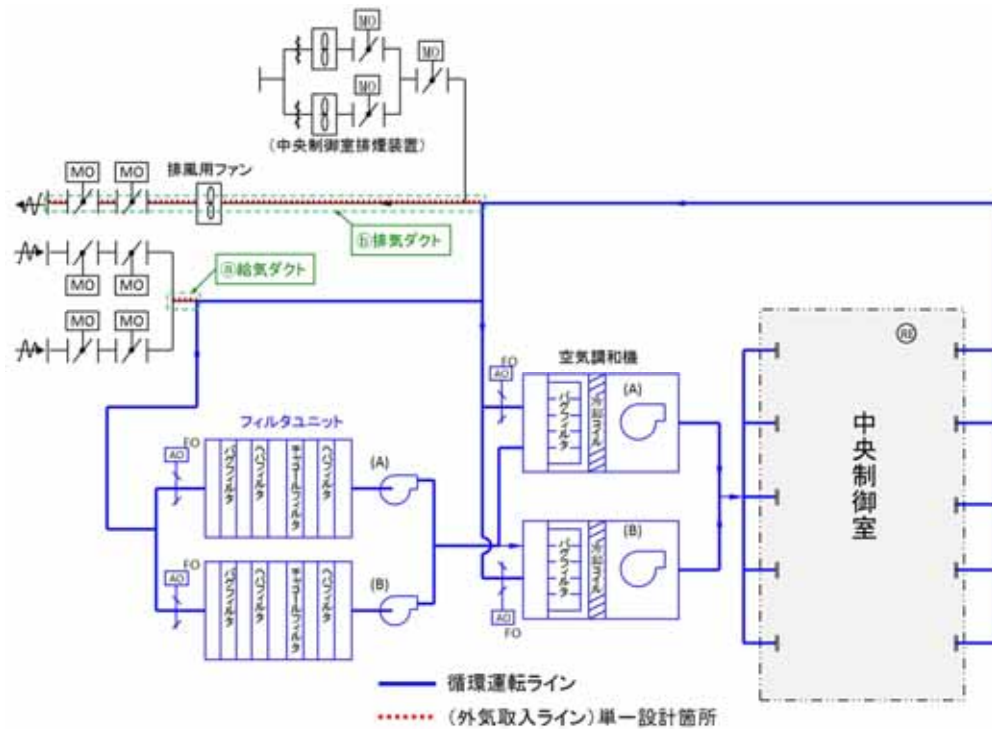
中央制御室換気系の評価においては、循環ラインのみを考慮の対象とし、外気取入ラインを除いている。期待される安全機能を達成する上で当該ラインによる外気取入機能の必要性を確認し、その考え方を示す。

1. 外気取入機能について

中央制御室換気系は、事故時に外気取入口を遮断し、フィルタユニットを通る閉回路循環方式で運転することで放射性物質を除去し、運転員の被ばくを低減する機能を有する。外気取入ライン（給気ダクト、排気ダクト）にはそれぞれ2個の隔離弁（電動弁）を有しており、第1隔離弁と第2隔離弁で異なる区分から電源を供給している。

循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができる。

ここでは中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能に外気取入ラインの機能が必要であるかを検討し、あわせて外気取入ライン故障時の影響を確認する。外気取入ライン（給気ダクト、排気ダクト）の概要図を第1図に示す。



第 1 図 中央制御室換気系 系統概要図

2. 中央制御室の居住性

(1) 外気取入機能について

事故時の中央制御室換気系の閉回路循環運転においては、外気取入ラインを遮断することとなるが、中央制御室の空気流入率測定試験結果から隔離運転時の空気流入量は約 $1,080\text{m}^3/\text{h}$ (0.4 回/h) ※1 であり、外気間欠取込 (27 時間隔離, 3 時間取入) における外気取込み量約 $340\text{m}^3/\text{h}$ ※2 に対して十分上回ることから、中央制御室の居住性に影響を与えることはない。

※1 空気流入率試験結果 0.468 回/h (A 系), 0.435 回/h を基に
保守的に設定。また、中央制御室の容積を $2,700\text{m}^3$ とする。

※2 $3,400\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 時間 / (3 時間 + 27 時間)

以上から、中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するためには、外気取入ラインの外気取入機能を必要としない。

(2) 中央制御室の環境測定について

中央制御室には，対策要員の居住環境の確認のため，可搬型酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。外気の取り入れ遮断(循環運転開始)時から計測を開始し，連続監視する。

(参考) 空気流入率ゼロの場合の中央制御室居住性評価

中央制御室に外気のリークインが全くないと仮定した場合の評価は以下のようなになる。

a. 酸素濃度

(a) 評価条件

- ・ 在室人員 7人(運転員)
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積 2,700m³
- ・ 初期酸素濃度 20.95%
- ・ 評価結果が保守的になるよう空気流入は無いものとして評価する。
- ・ 1人あたりの呼吸量は，事故時の運転操作を想定し，歩行時の呼吸量^{※1}を適用して，24L/minとする。
- ・ 1人あたりの酸素消費量は，成人吸気酸素濃度^{※1}(20.95%)，成人呼気酸素濃度^{※2}(16.40%)から1.092L/minとする。
- ・ 許容酸素濃度 19.0%以上^{※3}

※1：空気調和・衛生工学便覧 第14版 3空気調和設備編

※2：呼気には肺胞から蒸発した水蒸気が加わっており，吸気と等容積ではないため，CO₂排出量を計算するには，乾燥空気換算(%)を使用する。

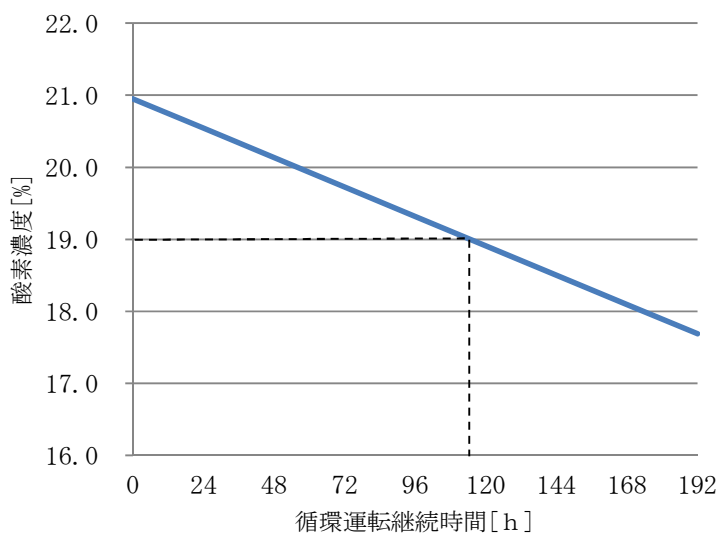
※3：鉱山保安法施行規則

(b) 評価結果

評価条件から求めた酸素濃度は、第1表のとおりであり、114時間まで外気取入れを遮断しても、中央制御室内に滞在可能である。

第1表 中央制御室換気系閉回路循環運転時の酸素濃度

時間	24時間	48時間	96時間	114時間
酸素濃度	20.5%	20.1%	19.3%	約19.0%



第2図 中央制御室換気系閉回路循環運転時の酸素濃度

b. 二酸化炭素濃度

(a) 評価条件

- ・ 在室人員 7人(運転員)
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積 2,700m³
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 評価結果が保守的になるよう空気流入は無いものとして評価する。

- ・ 1 人あたりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業での吐出量※¹を適用して、 $0.046\text{m}^3/\text{h}$ とする。

- ・ 許容二酸化炭素濃度 0.5%以下※²

※¹：空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編

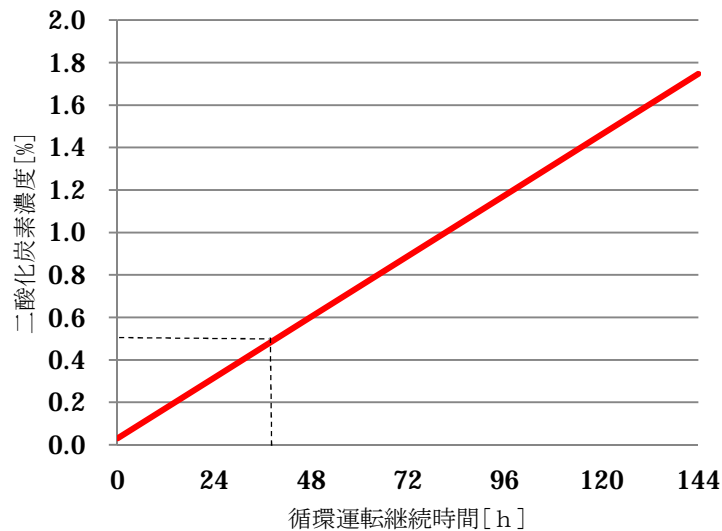
※²：原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する
規程（JEAC4622-2009）

(b) 評価結果

評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、第2表のとおりであり、39時間まで外気取入を遮断しても、中央制御室内に滞在可能である。

第2表 中央制御室換気系閉回路循環運転時の二酸化炭素濃度

時間	24 時間	39 時間
二酸化炭素濃度	0.32%	0.50%



第3図 中央制御室換気系閉回路循環運転時の二酸化炭素濃度

3. 故障の仮定

中央制御室換気系は、循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができる。

外気取入を行う場合、外気取入ダクトに故障が発生した場合の影響を以下に示す。

a. 全周破断の想定

給気・排気ダクトに全周破断を想定したとしても、破断箇所から外気取入を行うこととなり、外気取入機能に影響はない。

b. 閉塞の想定

中央制御室換気系ダクトについては、当該系の吸込み部は中央制御室の天井付近に配置しており、空気中の塵や埃等の浮遊物しか流入することではなく、ダクトの口径も大きいことから閉塞することはない。

また、給気口にフィルタは設置されていないため、フィルタによる閉塞はない。

c. 電動弁の故障

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

4. 検討結果

以上に示したように、外気取入ダクトの外気取入機能は、中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するために必要な機能ではない。

なお、中央制御室換気系は、循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができるが、外気取入機能が喪失するような単一故障は発生しない。

故障・トラブル情報の活用について

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

1. トラブル検討会

トラブル検討会で審議する主な情報としては次のものがある。

① 国内 原子力発電所

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

② 海外 故障・トラブル情報

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

③ 原子力発電所以外の国内施設故障・トラブル情報

これらについて、東海第二発電所への水平展開の必要性等を検討している。

東海第二発電所において、平成16年にQMSが導入されてから平成26年10月までにトラブル検討会で検討した事例のうちダクトに関するものは18件であった。なお、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

東海第二発電所への水平展開を実施した主な事例として「中央制御室換気系外気取り入れダクトの腐食（敦賀発電所1号炉）※1」がある。本事象を受け、中央制御室換気系ダクトについては定期的な内面・外面点検を実施し、汚染のおそれのある管理区域の気体が行き渡るダクトについては毎年外観点検を行い、腐食状況を確認することとした。

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

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

2. 不適合管理票

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

東海第二発電所において、平成16年にQMSが導入されてから平成26年10月までに発行された不適合管理票のうちダクトに関するものは34件であった※2。その中で、中央制御室換気系ダクトに関する不適合管理票は1件であった。これは、ダクト表面の軽微な発錆の段階で検出された不適合事象であり、簡易な補修による対策で

設備の健全性を確保できるものであった。

その他の事象についても、原子力安全に影響を与えるものではなく、不適合管理票を活用することにより、設備の健全性維持を図っている。

なお、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

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

3. 保守管理の改善

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

東海第二発電所におけるケーブルの系統分離について

1. はじめに

原子力規制委員会より平成28年1月6日に指示文書「東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）」（原規規発第1601063号）（以下「指示文書」という。）が発出されており、これに従い、当社は平成28年3月31日に「東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）に係る対応について（報告）」を提出している。本報告においては、当社の要求事項である「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号）」（以下「旧技術基準」という。）に照らし、不適切なケーブル敷設はないことを確認したことを報告している。（参考－1）

一方、平成25年6月に施行された「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「新技術基準」という。）に対しては、ケーブルの系統分離について対応が必要となる箇所が確認されていることから、新技術基準への適合方針について以下に説明する。

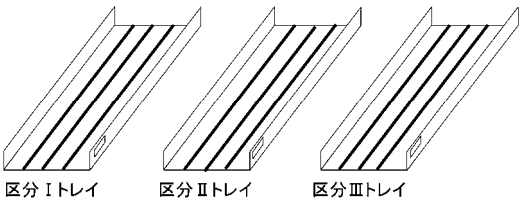
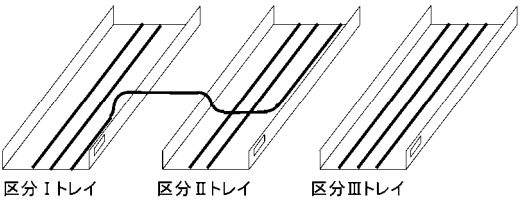
2. 東海第二発電所のケーブルの系統分離に対する要求

東海第二発電所は電源が3区分となっており、旧技術基準に基づいて設計されていることから、トレイ、電線管又はコンクリートピットにケーブルを敷設するにあたっては、電力ケーブルに対しては区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに分離して敷設する要求があるものの、制御・計装ケーブルに対しては分離の要求はない。また、同区分の非常用系と常用系のケーブルに対する分離の要求もない。

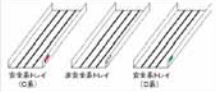
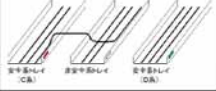

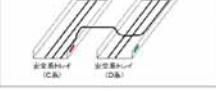
3. 新旧技術基準要求の比較と東海第二発電所の調査結果

旧技術基準と新技術基準のケーブルに関する系統分離（区分分離）の要求事項は第1表のとおり。東海第二発電所建設当時のケーブルの分離要求を考慮すると旧技術基準には適合するものの新技術基準に適合しない状況が確認されている。

第1表 新旧技術基準の要求の比較と東海第二発電所の調査結果

敷設状況	イメージ図	旧技術基準 適合性		新技術基準 適合性	
		電力 ケーブル	制御 計装 ケーブル	電力 ケーブル	制御 計装 ケーブル
区分間の跨ぎ無し		○	○	○	○
区分間の跨ぎ有り 〔新技術基準第12条において、安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するケーブルが敷設されたトレイ等の区分間跨ぎ〕	 【区分I～区分II間跨ぎの例】	×	○※	×	×

※ 東海第二発電所では320箇所を調査にて確認（詳細は第2表のとおり。）

<p>東海第二発電所は、電源が3区分となっており、また、同区分の非常用系（安全系）と常用系（非安全系）のケーブルに対する分離の要求はなく、これらは同一のトレイに敷設されているため、第1表は第469回審査会合（平成29年5月25日）の当社3プラント共通の敷設パターン（右図）から東海第二発電所の敷設パターンに見直した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆ 同区分の非常用系（安全系）と常用系（非安全系）のケーブルは同一のトレイに敷設されているため右図（ii）は跨ぎなしと同じ。 ◆ 同区分の非常用系（安全系）と常用系（非常用系）のケーブルは同一のトレイに敷設されているため右図（iii）と（iv）は同じ。 	敷設パターン	イメージ図	旧技術基準 適合性		新技術基準 適合性	
	(i) 非安全系と安全系全てが分離		○	○	○	○
	(ii) 非安全系-安全系1区分跨ぎ		○	○	○	○
	(iii) 非安全系-安全系重複跨ぎ		×	○	×	×
	(iv) 安全系異区分跨ぎ		×	○※	×	×
※東海第二発電所では320箇所を調査にて確認						


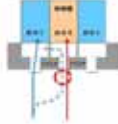

4. 区分跨ぎケーブルが発生した原因

東海第二発電所は、1978年（昭和53年）運転開始であり、運転開始時には非難燃ケーブルが敷設され、運転開始以降の増改良工事では難燃ケーブルが敷設された。当社の要求事項を明記した工事等仕様書では旧技術基準を満足するよう要求していたため、要求事項を満足するよう、電力ケーブルについては区分分離を行ったものの、制御及び計装ケーブルに対しては、区分分離の要求は無かったことから、異区分を跨ぐケーブルが敷設されたものと考えられる。なお、新技術基準施行後は新技術基準の要求事項を調達管理に反映しており、異区分を跨ぐケーブルは敷設されていない。

5. ケーブル用途（負荷）特定状況

指示文書に従い、東海第二発電所でのケーブル敷設状況を確認した結果、当社の要求事項である旧技術基準は満足していたが、新技術基準に適合させるための対策が必要な制御・計装ケーブルの跨ぎ箇所が320箇所確認された。このうち123箇所については、平成28年3月の指示文書報告時点でケーブル用途（負荷）が特定されている。また、この時点で用途（負荷）の特定ができなかった197箇所についても、新技術基準適合への対応として、ケーブル用途（負荷）の特定作業を行い、平成29年7月20日現在、ケーブル用途（負荷）の特定作業は完了した。（参考－2，3）

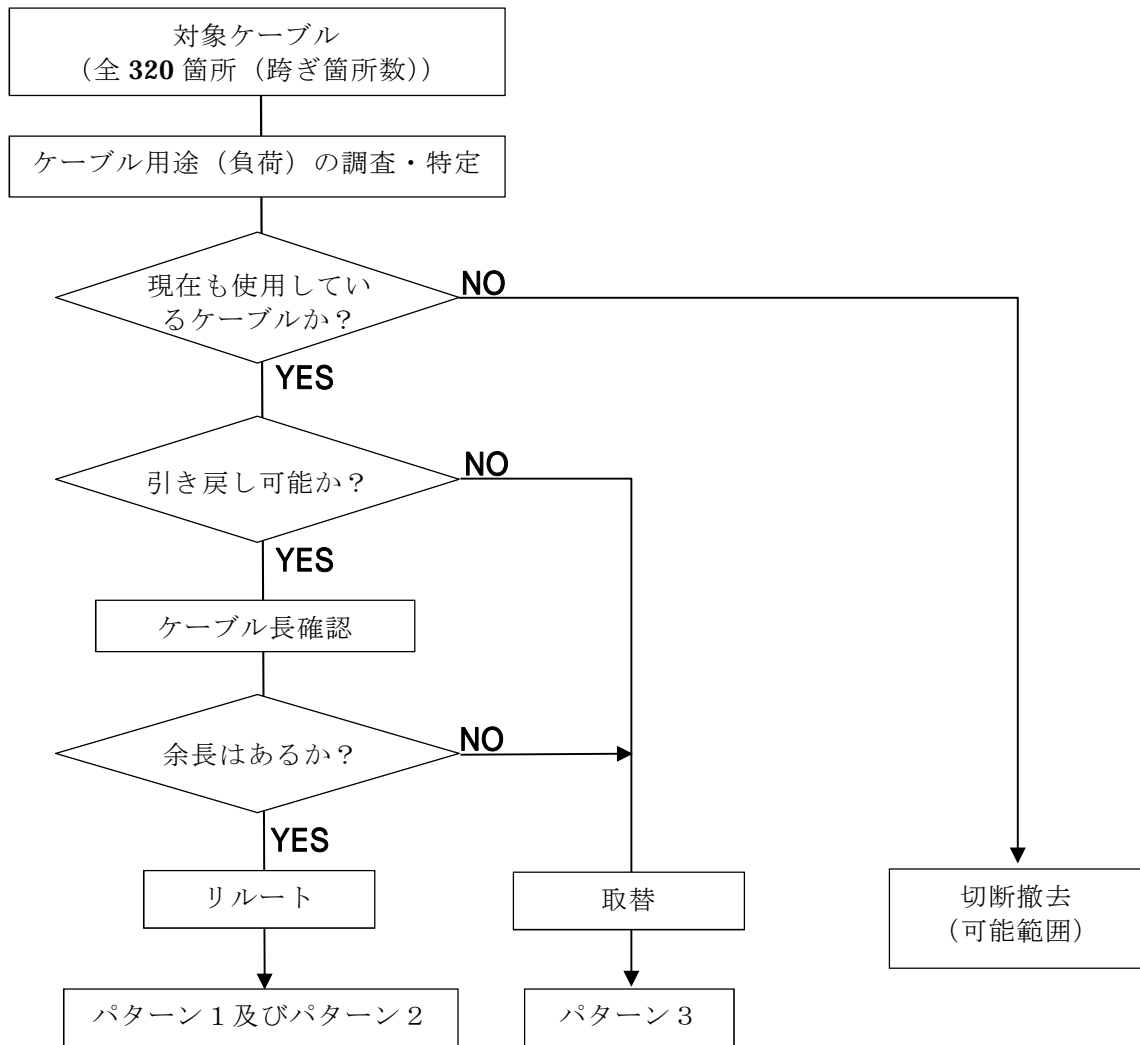
第2表 跨ぎケーブル特定状況（平成29年7月20日現在調査完了）

跨ぎ形態		ケーブル跨ぎ箇所 (全320箇所)	跨ぎ本数 ()内は未使用(切り離し) ケーブルであり、数値は外数	
中央 制御室	パターン1 (異区分の制御盤間の跨ぎ)		159	101(13)
ケーブル 処理室	パターン2 (制御盤入線部の跨ぎ)		72	70(1)
	パターン3 (ケーブルトレイ間跨ぎ)		77	72(5)
現場※	同上	ケーブルトレイ (I) ケーブルトレイ (II)	12	8(4)
合計			320	251(23)

※:「中央制御室」及び「ケーブル処理室」以外の原子炉建屋を「現場」とする

6. 対応方針

新技術基準に適合しないケーブルについては、新技術基準に適合させるため、以下のフローに従い対応し区分分離を図る。対応方針は第3表のとおり。



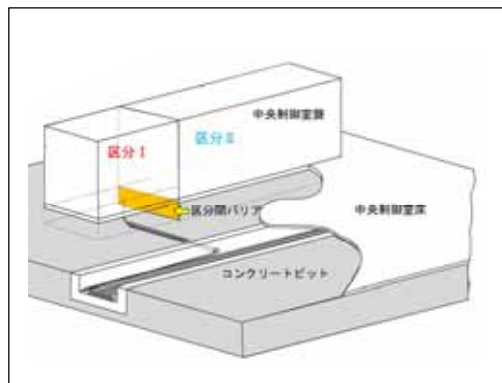
第3表 区分分離対応方針

異区分跨ぎパターン	状況イメージ図	解消方法	跨ぎ先ルート内に同一の安全機能がある場合の対応
パターン1 異区分の制御盤間の跨ぎ (中央制御室)		<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブルの識別(目視にて跨ぎ箇所から接続点まで確認) ● ケーブル切り離し ● 始点終点が盤内にある場合は、コンクリートビットを使って正規ルートで取替 ● 跨ぎがパターン2又はパターン3に起因するものは、それぞれに対応 ● ケーブル接続 ● 分離板復旧(分離盤に貫通、破損がある場合は、閉止又は取替を行う) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 1本ずつ隔離をするため影響なし
パターン2 制御盤入線部の跨ぎ(ケーブル処理室)		<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブルの識別(目視にて跨ぎ箇所から接続点まで確認) ● 同じルートに同一機能を持つ異区分の安全機能がないことを確認 ● ケーブル接続切り離し ● 跨ぎ箇所まで引き戻し ● 正規ルートでケーブル敷設 ● ケーブル接続 	<ul style="list-style-type: none"> ● 1本ずつ隔離して引き戻し ● 引き戻せない場合は入線部で切断しルート ● 余長がない場合は取替しルート
パターン3 ケーブルトレイ間跨ぎ(ケーブル処理室、現場)		<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブルの特定(目視又は切離して電気的確認で負荷を特定) ● ケーブル接続切り離し ● 跨ぎケーブル等可能な範囲でケーブル撤去 ● 新ケーブルを正規ルートで敷設 ● ケーブル接続 	<ul style="list-style-type: none"> ● 取替のため影響なし

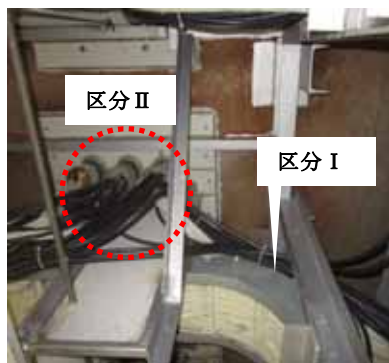
パターン1の例



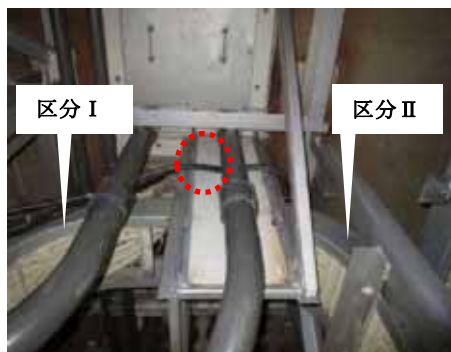
区分間バリアのイメージ



パターン2の例

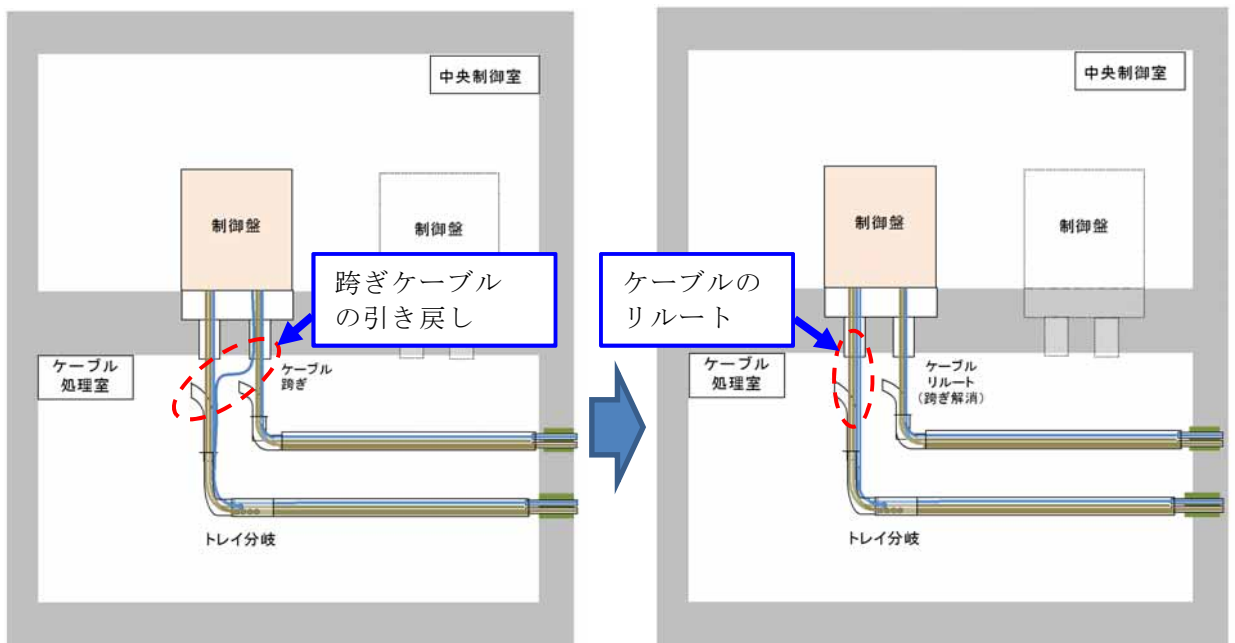


パターン3の例



【リルートによる区分分離の方法】

- ① 制御盤内で対象ケーブルを解線し，ケーブルをケーブル処理室まで引き戻す。
- ② 引き戻したケーブルは，適切な管路を確保して制御盤へ入線し，①で解線した箇所に結線することでリルート完了。



第1図 ケーブル処理室のケーブルリルート例

東海第二発電所における跨ぎケーブルの調査方法

原子力規制委員会より平成28年1月6日に発出された指示文書「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）」（原規規発第1601063号）に従い、当社は、安全系ケーブルトレイに不適切なケーブル敷設がなされていないことを以下の方法により調査した。

- ・ 異区分跨ぎケーブルの調査は、中央制御室においてはコンクリートピットの蓋を開放し、盤下のケーブルに対しては盤の扉を開放して、目視にて確認できるような状態としてから跨ぎ箇所を調査した。
- ・ ケーブル処理室及び現場については、全てのトレイに対し確認漏れがないように、ケーブルトレイ配置図（第3図）を確認しながら、ケーブル処理室及び現場のケーブルトレイを追跡し、目視にて跨ぎ箇所を調査した。
- ・ 高所、暗所等の視認しづらい箇所に対しては、双眼鏡、脚立、投光器等を用いることで、目視にて確認できるような状態とすることで跨ぎ箇所の見落としを防止した。
- ・ 調査は2名以上の調査員で行い、跨ぎ箇所の見落としがないよう、相互に確認を行い、また、跨ぎ箇所が確認された場合は、調査員とは別の調査責任者も確認を行い、信頼性を確保している。
- ・ 本調査においては、当社からプラントメーカーへ業務を発注する際に、その内容を工事等仕様書に明記するとともに、同仕様書にて「適用設計基準、技術基準を熟知した者が判定すること」を要求している。これを

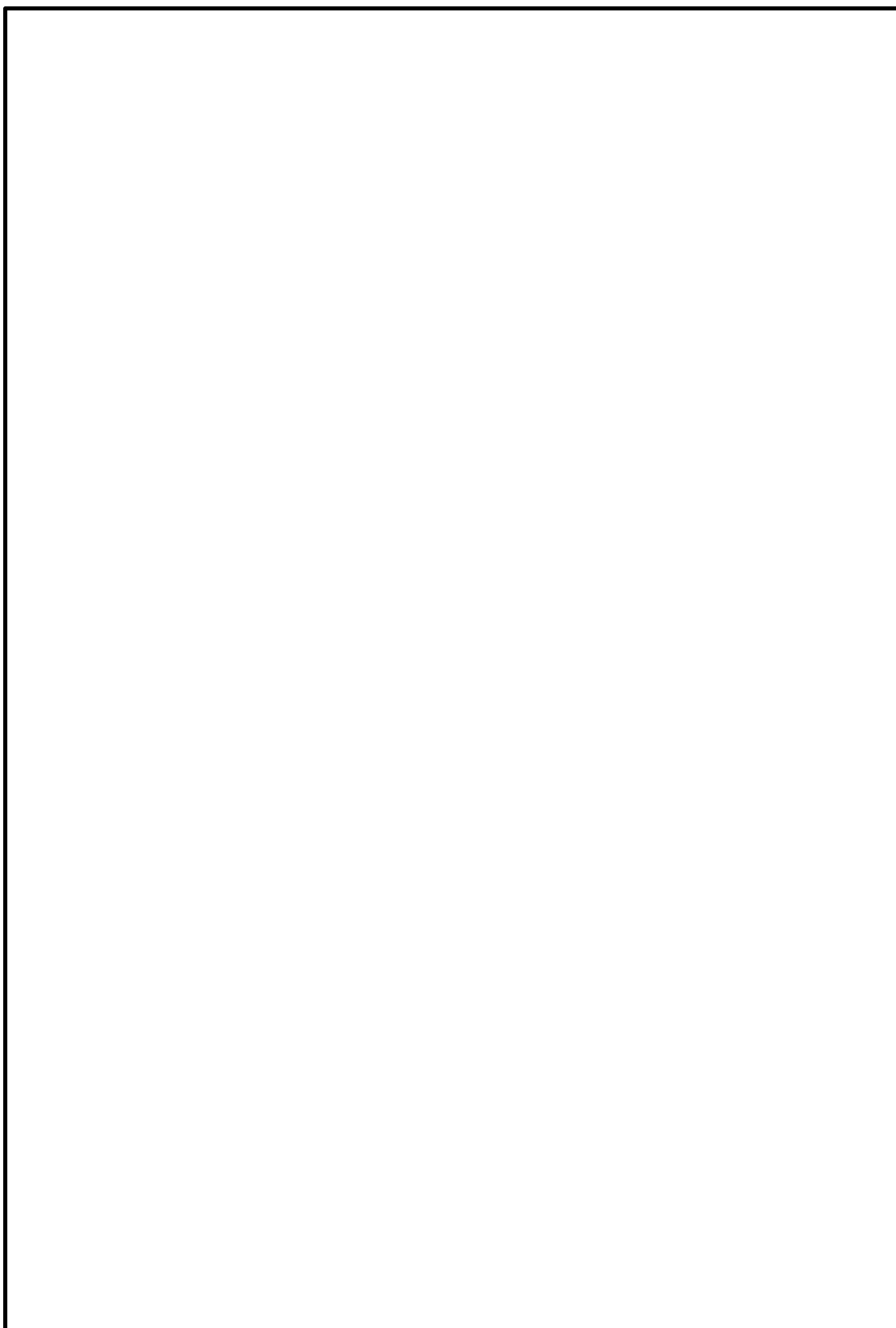
受け、プラントメーカーは調査に従事するにあたって必要な力量を有している」と認められた者を選任し、当社へ力量評価書（第3図及び第4図）を提出している。当社は、この力量評価書をもとに、調査に従事する者が、必要な力量を有していると判断している。

以上のおり信頼性の高い調査を実施したが、新技術基準への確実な適合のため、新技術基準に適合しないケーブル跨ぎ箇所を解消するための工事を行うにあたって、以下の再確認を実施する計画である。

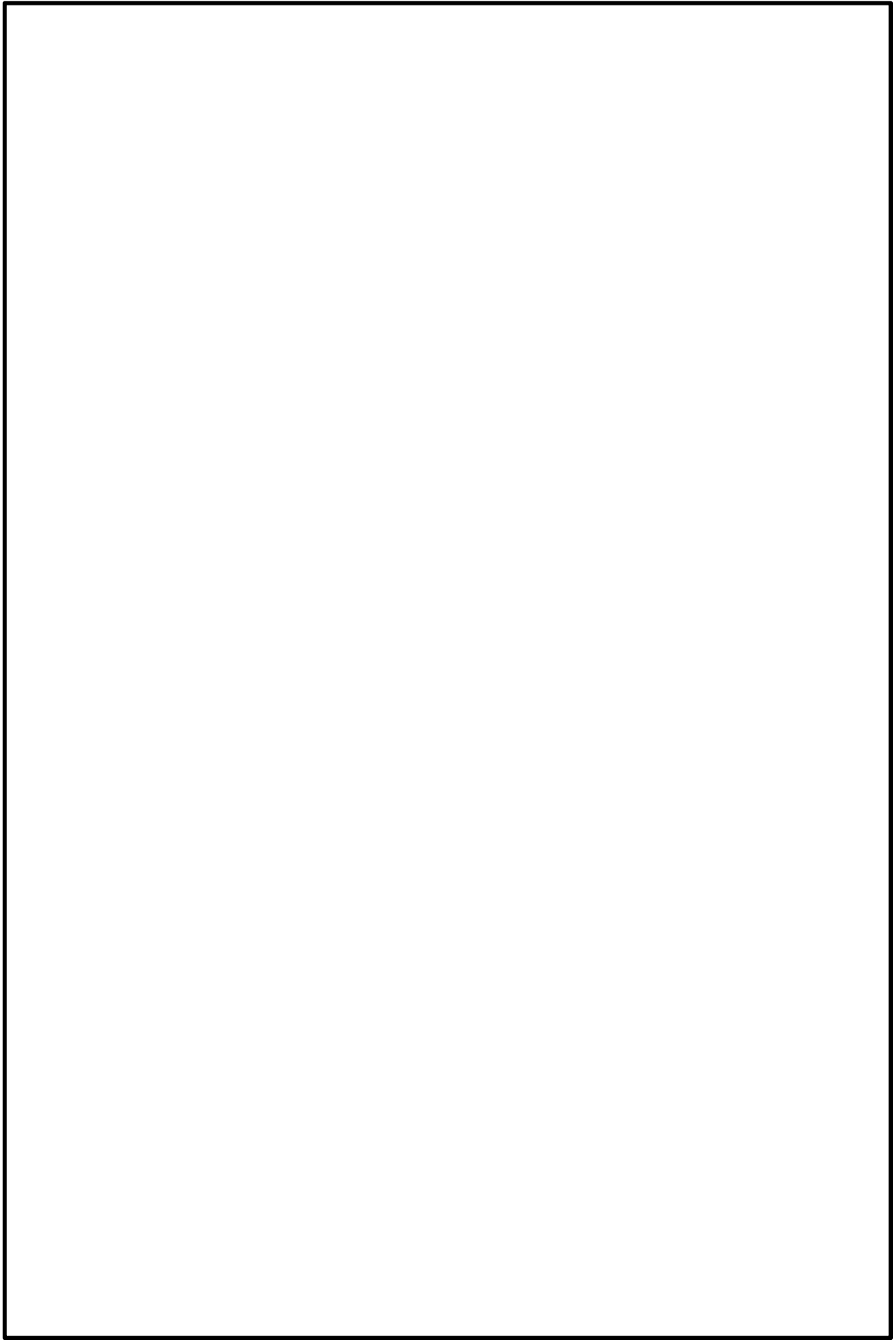
- (1) 中央制御室盤下ケーブル跨ぎ（パターン1）及び制御盤入線部の跨ぎ（パターン2）については、中央制御室盤下の区分間バリアに穴等の貫通箇所がないことを、工事結果の確認段階時に再確認する。
- (2) ケーブルトレイ間跨ぎ（パターン3）については、新技術基準適合のための複合体施工時にケーブルトレイ間の不適切な跨ぎケーブルがないことを再確認する。



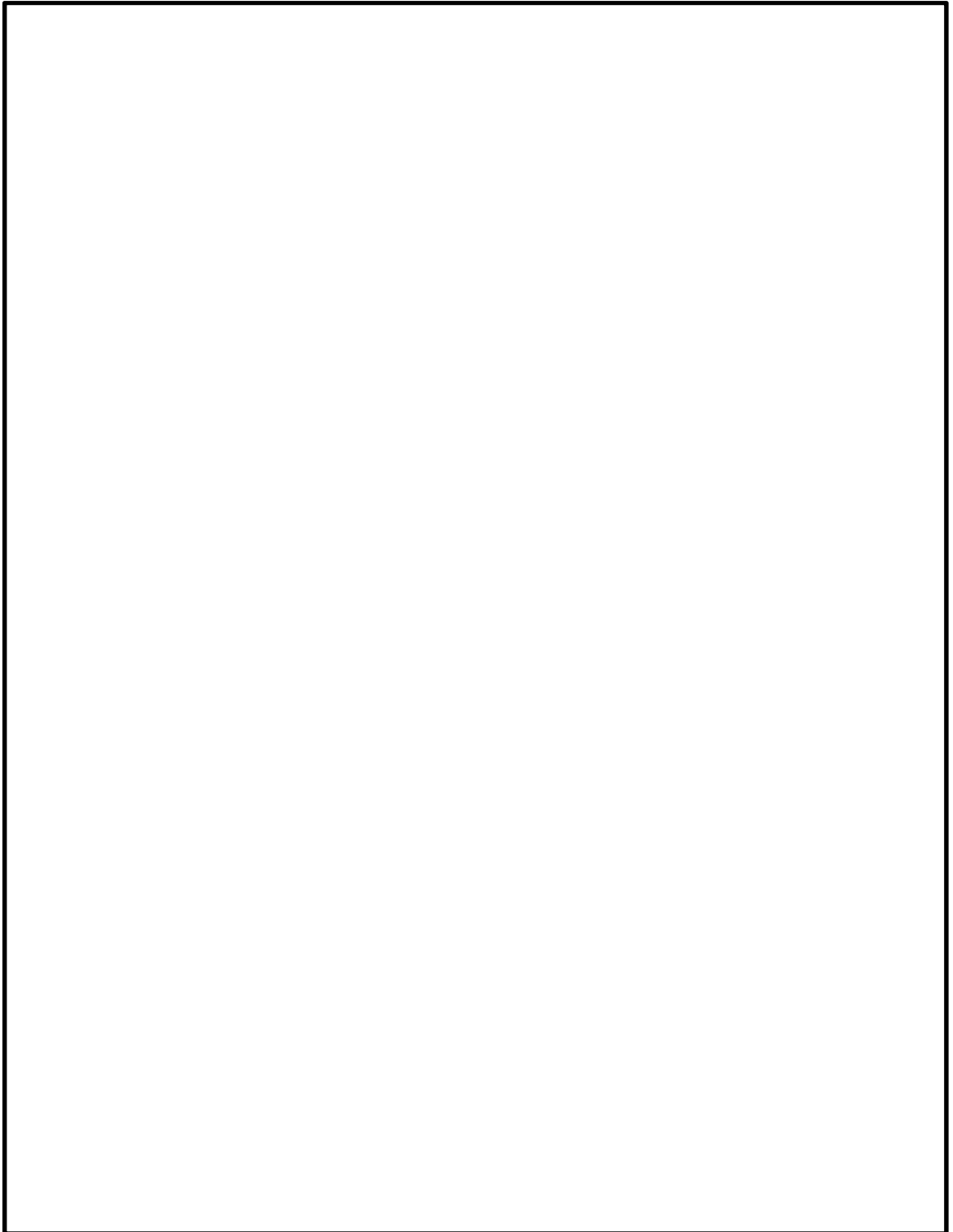
第2図 ケーブルトレイ配置図（例）



第3図 力量評価書（調査責任者）



第4図 力量評価書（調査員（1／2））



第4図 力量評価書（調査員（2／2））

東海第二発電所における跨ぎケーブルの用途（負荷）特定方法

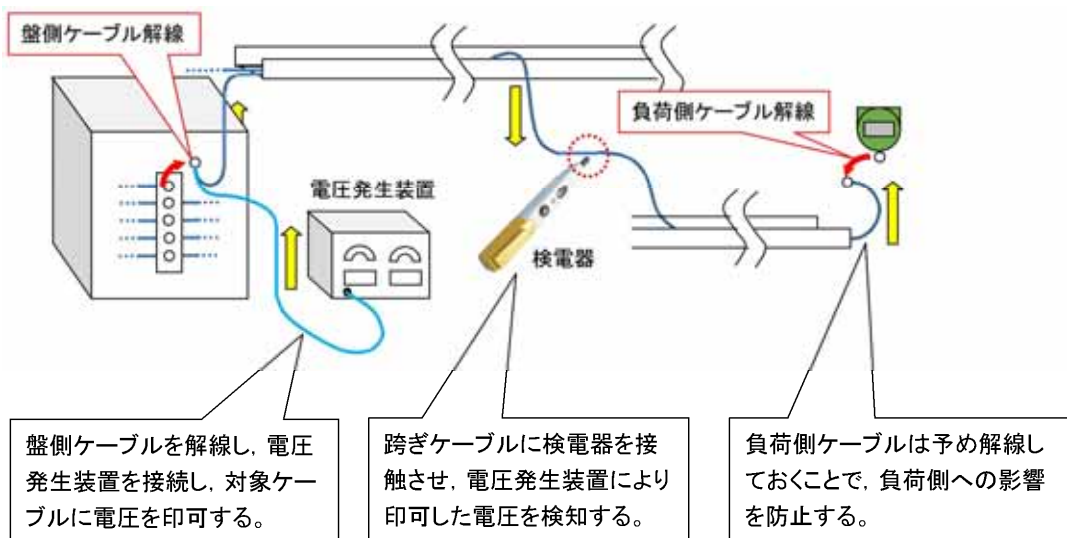
東海第二発電所では、跨ぎケーブルを新技術基準に適合させるため、跨ぎケーブルの用途（負荷）の特定作業を以下の方法により行っている。

a. 目視による確認

対象ケーブルを目視にてケーブル端まで追跡し、ケーブル用途（負荷）を特定する。また、目視による確認結果は、過去の増改良工事の履歴と照合することにより、調査の信頼性を高める。

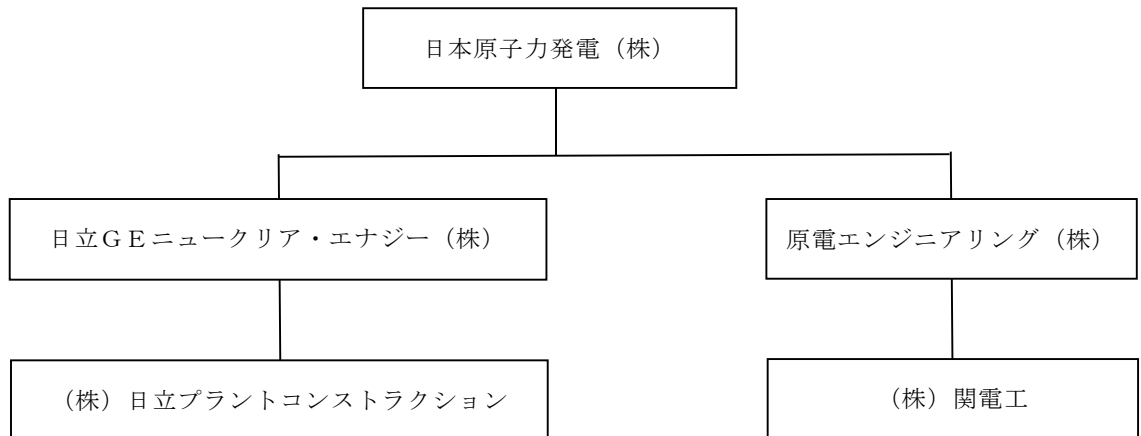
b. 電氣的信号による確認（負荷隔離による確認）

図面や現場の状態により調査対象ケーブルの用途（負荷）の範囲を限定したうえで、個別の負荷単位で隔離することにより、電圧発生装置及び検電器を用いてケーブル用途（負荷）を特定する。



第5図 電氣的信号による確認（負荷隔離による確認）の概要

なお、本調査は以下の体制で実施する。



第6図 ケーブル用途（負荷）特定調査体制表

受注者は調査に従事するにあたって必要な力量を有していると認められた者を選任し、当社へ力量評価書を提出している。当社は、この力量評価書をもとに、当該工事又は類似機器の工事の経験から調査に従事する者が、本調査に必要な力量を有していると判断している。

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
1	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
2	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
3	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
4	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
5	制御	難燃	発電長コンソールBOX	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
6	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
7	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
8	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
9	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
10	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
11	制御	難燃	E12-F170A開閉表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
12	制御	難燃	E12-F097開閉操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
13	制御	難燃	E12-F097開閉操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
14	制御	難燃	RCIC流量、吐出圧力検出回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
15	制御	難燃	DGSW運転表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
16	制御	難燃	PNL H13-P628制御回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
17	制御	難燃	DG HPCS室床漏えい検出回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
18	制御	難燃	SAMPLING & OFF GAS SYSTEM警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
19	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
20	制御	難燃	LPCS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
21	制御	難燃	HPCS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
22	制御	難燃	RPS系回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
23	制御	難燃	RHR流量記録計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
24	制御	難燃	警報回路監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
25	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
26	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
27	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
28	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
29	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み

今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
30	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
31	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
32	制御	難燃	LDS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
33	制御	難燃	RCIC出口流量	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
34	制御	難燃	DGSW運転表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
35	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
36	制御	難燃	LCV-9-192操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
37	制御	難燃	LCV-9-192操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
38	制御	難燃	サンプルレベル警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
39	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	RCW系電動弁サマルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
40	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	RCW系電動弁サマルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
41	制御	難燃	TD-RFP TURNING GEAR操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
42	制御	難燃	RCW系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
43	制御	難燃	主発電機同期検定回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
44	制御	難燃	TD-RFP TURNING GEAR操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
45	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
46	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
47	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
48	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
49	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
50	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
51	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	SOVP操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
52	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	SOVP操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
53	制御	難燃	M/C 2C/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
54	制御	難燃	M/C 2C/11監視計器	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
55	制御	難燃	放射線管理計算機	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
56	制御	難燃	放射線管理計算機	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
57	制御	難燃	給電情報	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
58	制御	難燃	M/C 2C/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
59	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
60	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
61	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
62	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
63	制御	難燃	LONP回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
64	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
65	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
66	制御	難燃	M/C 2C/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
67	制御	難燃	P/C 2C/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
68	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
69	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
70	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
71	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
72	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
73	制御	難燃	PI/O-2デジタル入力回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
74	制御	難燃	PI/O-3デジタル入力回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
75	制御	難燃	RFP出口流量警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
76	制御	難燃	RFP系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
77	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
78	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
79	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	MD-RFP出口流量警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
80	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	HPCP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
81	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	LPCP系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
82	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	T/Bバイパス弁状態表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
83	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	TD-RFP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
84	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	主油タンク出口弁状態表示	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
85	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	MD-RFP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
86	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
87	制御	非難燃	RCW サージタンクMAKE UP弁開表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
88	制御	非難燃	TCW サージタンクMAKE UP弁開表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
89	制御	難燃	T/D-RFP現場盤リレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
90	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
91	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
92	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
93	制御	難燃	M/C 2E/2B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
94	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
95	制御	難燃	M/C 2B-1/6操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
96	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.274と同ケーブル)
97	制御	難燃	P/C 2D/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.277と同ケーブル)
98	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.272と同ケーブル)
99	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.263,276と同ケーブル)
100	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
101	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.282と同ケーブル)
102	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.264,273と同ケーブル)
103	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
104	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
105	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
106	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
107	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
108	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
109	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
110	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
111	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
112	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
113	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
114	制御	難燃	HPCP圧力監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
115	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
116	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
117	制御	難燃	RCW SURGE TANK警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
118	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
119	制御	難燃	予備警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
120	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
121	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
122	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
123	制御	難燃	予備変り回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
124	制御	難燃	サーマルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
125	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
126	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
127	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
128	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
129	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
130	制御	難燃	M/C 2B-3電圧計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
131	制御	難燃	M/C 2B-3/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
132	制御	難燃	M/C 2B-3/1表示灯回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
133	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
134	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
135	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
136	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
137	制御	難燃	M/C 2B-2/9電流計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
138	制御	難燃	M/C 2B-2/9操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
139	制御	難燃	M/C 2B-2/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
140	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.261と同ケーブル)
141	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.266と同ケーブル)
142	制御	難燃	予備変保護回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
143	制御	難燃	M/C HPCS/3操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
144	制御	難燃	M/C HPCS/2リレ回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
145	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
146	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
147	制御	難燃	M/C HPCS/4電流計回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
148	制御	難燃	DG HPCS電力、電流計回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
149	制御	難燃	FPC系表示灯回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み

今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
150	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
151	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
152	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
153	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
154	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
155	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
156	制御	難燃	燃料プール出口弁操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
157	制御	難燃	燃料プール水位監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
158	制御	難燃	燃料プール出口弁操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
159	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
160	制御	難燃	R/B6F南側カメラ	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
161	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
162	制御	難燃	H13-P615A制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
163	制御	難燃	通信用ケーブル	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
164	制御	難燃	盤内照明回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
165	制御	難燃	H13-P603制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
166	制御	難燃	H13-P610制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
167	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.242と同ケーブル)
168	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.247と同ケーブル)
169	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.240と同ケーブル)
170	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.249と同ケーブル)
171	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.234と同ケーブル)
172	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.235と同ケーブル)
173	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.236と同ケーブル)
174	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.244と同ケーブル)
175	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.237と同ケーブル)
176	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.243と同ケーブル)
177	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.245と同ケーブル)
178	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.238と同ケーブル)
179	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.239と同ケーブル)

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
180	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.246と同ケーブル)
181	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.252と同ケーブル)
182	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.248と同ケーブル)
183	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.250と同ケーブル)
184	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.251と同ケーブル)
185	制御	難燃	CRD系表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
186	制御	難燃	CRD ACCUMULATOR警報検出回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
187	制御	難燃	CRD ACCUMULATOR警報検出回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
188	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
189	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
190	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
191	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
192	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
193	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
194	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
195	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
196	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
197	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
198	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
199	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
200	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
201	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
202	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
203	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
204	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
205	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
206	制御	難燃	CRD系表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
207	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
208	制御	難燃	SRNM系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
209	制御	難燃	SRNM系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
210	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間の跨ぎ (No.283と同ケーブル)	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
211	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間の跨ぎ (No.284と同ケーブル)	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
212	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
213	制御	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
214	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
215	制御	難燃	HPCS系警報回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
216	制御	難燃	DGSW出口圧力計	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
217	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
218	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
219	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
220	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
221	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
222	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
223	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
224	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
225	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
226	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
227	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
228	計装	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
229	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
230	制御	難燃	熱出力デジタル表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
231	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
232	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
233	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
234	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.171と同ケーブル)
235	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.172と同ケーブル)
236	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.173と同ケーブル)
237	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.175と同ケーブル)
238	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.178と同ケーブル)
239	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.179と同ケーブル)

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み

今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
240	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.169と同ケーブル)
241	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
242	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.167と同ケーブル)
243	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.176と同ケーブル)
244	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.174と同ケーブル)
245	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.177と同ケーブル)
246	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.180と同ケーブル)
247	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.168と同ケーブル)
248	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.182と同ケーブル)
249	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.170と同ケーブル)
250	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.183と同ケーブル)
251	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.184と同ケーブル)
252	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.181と同ケーブル)
253	制御	難燃	代替制御棒挿入系警報	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
254	制御	難燃	SLC STORAGE TANKレベル計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
255	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
256	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
257	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
258	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
259	制御	難燃	代替制御棒挿入回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
260	制御	難燃	M/C 2E/3Aリレー回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
261	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.140と同ケーブル)
262	制御	難燃	DG HPCS同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
263	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.99,276と同ケーブル)
264	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.102,273と同ケーブル)
265	制御	難燃	DG 2D電力、電流計回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
266	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.141と同ケーブル)
267	制御	難燃	同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
268	制御	難燃	同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
269	制御	難燃	通信用ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
270	制御	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
271	制御	難燃	M/C 2E/4A操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
272	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.98と同ケーブル)
273	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.102,264と同ケーブル)
274	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.96と同ケーブル)
275	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
276	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.99,263と同ケーブル)
277	制御	難燃	P/C 2D/3B操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.97と同ケーブル)
278	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
279	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
280	制御	難燃	RFP-EHC信号	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
281	制御	難燃	RFP-EHC信号	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
282	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.101と同ケーブル)
283	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
284	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
285	計装	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
286	計装	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
287	計装	難燃	主タービン振動記録計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
288	制御	難燃	主タービン振動計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
289	制御	難燃	ヒータドレン系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
290	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
291	制御	難燃	RFP系計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
292	制御	難燃	RFP系計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
293	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
294	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
295	制御	難燃	主タービン回転速度計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
296	制御	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
297	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
298	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
299	制御	難燃	主タービン回転速度計記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
300	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
301	制御	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
302	制御	難燃	主タービン回転速度計記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
303	制御	難燃	RFP振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
304	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
305	制御	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
306	制御	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
307	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
308	制御	非難燃	過渡時データ収集装置	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
309	制御	非難燃	過渡時データ収集装置	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
310	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
311	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
312	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
313	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
314	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
315	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
316	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
317	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
318	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
319	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
320	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

以上

共有／相互接続設備 抽出表

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物, 系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共有/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続あり
P S - 1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷, 又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構造物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く。)	原子炉圧力容器 原子炉再循環ポンプ 配管, 弁 隔離弁		
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒駆動機構ハウジング 中性子束計装管ハウジング 制御棒カップリング 制御棒駆動機構カップリング		
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物(炉心シュラウド, シュラウドサポート, 上部格子板, 炉心支持板, 制御棒案内管), 燃料集合体(ただし, 燃料を除く。)	炉心シュラウド シュラウドサポート 上部格子板 炉心支持板 燃料支持金具 制御棒案内管 制御棒駆動機構ハウジング 燃料集合体(上部タイブレート) 燃料集合体(下部タイブレート) 燃料集合体(スパーサ) 燃料集合体 制御棒 制御棒案内管 制御棒駆動機構	○ ○ ○	
MS - 1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物, 系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能)	水圧制御ユニット(スクラムパイロット弁, スクラム弁, アクチュエレータ, 窒素容器, 配管, 弁)	○	

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 4) 原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止系(制御棒による系、ほう酸水注入系)	制御棒 ○		
			原子炉停止系(制御棒による系、ほう酸水注入系)	制御棒カプリング ○		
			原子炉停止系(制御棒による系、ほう酸水注入系)	制御棒駆動機構カプリング ○		
			原子炉停止系(制御棒による系、ほう酸水注入系)	制御棒駆動機構 ○		
			原子炉停止系(制御棒による系、ほう酸水注入系)	制御棒駆動機構ハウジング ○		
			ほう酸水注入系(ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管及び弁、注入配管及び弁)		○	
			逃がし安全弁(安全弁開機能)		○	
			残留熱除去系(ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却系のルートとなる配管及び弁)		○	
			残留熱除去系	熱交換器バイパス配管及び弁	○	
			原子炉隔離時冷却系(ポンプ、サブプレッション・プール、タービン、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁)	残留熱を除去する系(残留熱除去系(原子炉停止時冷却モータ)、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁(手動逃がし機能)、自動減圧系(手動逃がし機能))	タービンへの蒸気供給配管、弁 ポンプミニマムフローライン配管、弁 サブプレッション・プールストレナー 潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	○
高圧炉心スプレイ系(ポンプ、サブプレッション・プールの配管、弁、スプレイヘッド)			○			

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物，系統及び機器	機能 4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統(残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，逃がし安全弁(手動逃がし機能)，自動減圧系(手動逃がし機能))	ポンプミニマムフローライン配管，弁 サプレッション・ブールストレーナ	○		
			逃がし安全弁(手動逃がし機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源(アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁)	○		
			自動減圧系(手動逃がし機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
			自動減圧系(手動逃がし機能)	駆動用窒素源(アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁)	○		

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系 (低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、高圧炉心スプレイス系、自動減圧系)	低圧炉心スプレイス系 (ポンプ、サブプレッション・プールの配管、弁、スプレイヘッド)	○		
				低圧炉心スプレイス系	○		
				残留熱除去系 (低圧注水系) (ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁 (熱交換器バイパスライン含む)、注水ヘッド)	○		
				残留熱除去系	○		
				高圧炉心スプレイス系 (ポンプ、サブプレッション・プールの配管、弁、スプレイヘッド)	○		
				高圧炉心スプレイス系	○		
				ポンプミニマムフロライン配管、弁			
				サブプレッション・プールのストレーナ			
				ポンプミニマムフロライン配管、弁			
				サブプレッション・プールのストレーナ			

重要度分類指針			東海第二発電所							
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり				
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	自動減圧系 (逃がし安全弁)	○	共有/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり				
			非常用炉心冷却系 (低圧炉心スプレイス、低圧注水系、高圧炉心スプレイス系、自動減圧系)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源 (アキユムレータ、アキユムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)			○			
			原子炉格納容器 (格納容器本体、貫通部、所員用エアロック、機器搬入ハッチ)	ダイヤフラムフロア ベント管 スプレイ管 ベント管付き真空破壊弁			○ ○ ○ ○			
			原子炉格納容器	原子炉建屋外側ブローアウトパネル 逃がし安全弁排気管のクエンチャ			○ ○ ○			
			原子炉建屋原子炉棟 (原子炉建屋外側ブローアウトパネル付)	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁			○ ○			
			原子炉建屋	格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管			○			
			格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源 (アキユムレータ、アキユムレータから主蒸気隔離弁までの配管、弁)			○			

重要度分類指針		東海第二発電所						
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり		
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却力の過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系	主蒸気流量制限器 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) (ポンプ、熱交換器、サプレッション・プール、サプレッション・プールからスプレイ先 (ドライウエル及びサプレッション・プール気相部) までの配管、弁、スプレイヘッド (ドライウエル及びサプレッション・プール))	○			
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管、弁 サプレッション・プールのストレーナ	○		
				原子炉建屋ガス処理系 (乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管、弁)	乾燥装置 (乾燥機能部)	○		
				原子炉建屋ガス処理系	排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)	○		
				可燃性ガス濃度制御系 (再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から格納容器までの配管、弁)	可燃性ガス濃度制御系 (再結合装置への冷却水供給を司る部分)	○		
				排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)	遮蔽設備 (原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁)	○		
				原子炉緊急停止の安全保護回路	原子炉緊急停止の安全保護回路	○		
				安全保護系	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 	○		
				1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能				
				2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器				

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	2) 安全上必須なその他の構造物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系 (いずれも、MS-1 関連のもの)	構造物、系統又は機器			
				非常用所内電源系 (ディーゼル機関、発電機、発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)	○		
				燃料系	○		
				始動用空気系 (機関～空気だめ)	○		
				吸気系	○		
				冷却水系	○		
				中央制御室	○		
				中央制御室遮蔽			
				中央制御室換気空調系 (放射線防護機能及び有毒ガス防護機能) (非常用再循環送風機、非常用再循環フィルタ装置、空調ユニット、送風機、排風機、ダクト及びびダンパ)	○		
				残留熱除去系海水系 (ポンプ、熱交換器、配管、弁、ストレーナ (MS-1 関連))	○		
ディーゼル発電機海水系 (ポンプ、配管、弁、ストレーナ)	○						
直流電源系 (蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1 関連))	○						
計装制御電源系 (MS-1 関連)	○						
放水路ゲート							
その他							

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
P S - 2	1) その損傷又は故障により発生する事象によつて，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破壊を直ちに引き起こすおそれはないが，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構造物，系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分)	原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分)			
		2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであつて，放射性物質を貯蔵する機能	主蒸気系	主蒸気系			
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)		
		1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	燃料取扱設備	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)		
		2) 通常運転時及び過渡変化時に作動を要求されるものであつて，その故障により，炉心冷却性が損なわれる可能性の高い構造物，系統及び機器	燃料取扱設備	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)		
			燃料取扱設備	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)		
			燃料取扱設備	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)		
			燃料取扱設備	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)		
			燃料取扱設備	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)		
			燃料取扱設備	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)	放射能インベントリ(の大きいもの)，使用済燃料貯蔵ラック(新燃料貯蔵ラック)		

重要度分類指針			東海第二発電所						
分類	定義	機能	構造物, 系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり			
MS-2	1) PS-2の構造物, 系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構造物, 系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系 (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールから燃料プールまでの配管, 弁) ポンプミニマムフローラインの配管, 弁 サプレッション・プールのトレーナ					
			放射性気体廃棄物処理系の隔離弁, 排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)	放射性気体廃棄物処理系 (オフガス系) 隔離弁 排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外) 燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁					
		2) 放射性物質放出の防止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋	原子炉建屋				
				原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁				
		2) 異常状態への対応上特に重要な構造物, 系統及び機器		1) 事故時のプラント状態の把握機能	原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置 (乾燥装置部分) 排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)			
					中性子束 (起動領域計装) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 制御棒位置 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ)				
					事故時監視計器の一部				

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	[低温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) [ドライウエルスブレイ] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・原子炉格納容器圧力 [サブレーション・プール冷却] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・サブレーション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度			
		2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし	(対象外)		
		3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)		
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構造物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	計装配管, 弁	計装配管, 弁		
		2) 原子炉冷却材の循環機能	計装配管, 試料採取管	試料採取管, 弁		
		3) 放射性物質の貯蔵機能	原子炉再循環系	ドレン配管, 弁 ベント配管, 弁 原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁, ライザー管 (炉内), ジェットポンプ 復水貯蔵タンク 液体廃棄物処理系 (低電導度廃液収集槽, 高電導度廃液収集槽) 固体廃棄物処理系 (C UW粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫 (ドラム缶))		

重要度分類指針		東海第二発電所						
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり		
P S - 3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、P S - 1及びP S - 2以外の構築物、系統及び機器	3) 放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設(放射性インベントリの小さいもの)	新燃料貯蔵ラック				
			給水加熱器保管庫					
			セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備(液体及び固体の放射性廃棄物処理系)				共用 (セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物作業建屋)	
			発電機及びその励磁装置(発電機、励磁機)					
			固定子冷却装置					
			発電機水素ガス冷却装置					
			軸密封油装置					
			励磁電源系					
			蒸気タービン(主タービン、主要弁、配管)					
			主蒸気系(主蒸気/駆動源)					
			タービン制御系					
			タービン潤滑油系					
			復水系(復水器を含む)(復水器、復水ポンプ、配管/弁)	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系(復水器を含む。), 給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所				
復水系(復水器含む)								
給水系(電動駆動給水ポンプ、タービン駆動給水ポンプ、給水加熱器、配管/弁)								
給水系								
駆動用蒸気								
循環水系(循環水ポンプ、配管/弁)								
循環水系								
取水設備(屋外トレンチを含む)								
常用所内電源系(発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路(MS-1関連以外))								
直流電源系(蓄電池、蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路(MS-1関連以外))								

重要度分類指針		東海第二発電所														
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり										
P S - 3	1) 異常状態の起因 事象となるもので あって、P S - 1 及びP S - 2以外 の構築物、系統及 び機器	4) 電源供給機能 (非常用を除く。)	タービン、発電機及び その励磁装置、復水系 (復水器を含む。), 給 水系, 循環水系, 送電 線, 変圧器, 開閉所	計測制御電源系 (電源装置から常用計測制御装置 までの配電設備及び電路 (MS - 1 関連以外)) 送電線												
			5) プラント計 測・制御機能 (安 全保護機能を除 く。)	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	変圧器 (所内変圧器, 起動変圧器, 予備変圧器, 電 路)											
				6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	変圧器 油劣化防止装置 冷却装置										
					6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	開閉所 (母線, 遮断機, 断路器, 電路)									
						6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	・ 原子炉制御系 (制御棒価値ミニマイザを含む) ・ 原子炉核計装 ・ 原子炉プラントプロセス計装								
							6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	所内ボイラ設備 (所内ボイラ, 給水タンク, 給水ポ ンプ, 配管/弁)			共用	給水処理系 (P S - 3 (所 内ボイラ関連 として))			
								6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	所内ボイラ設備 電気設備 (変圧器)			共用			
									6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	所内蒸気系及び戻り系 (ポンプ, 配管/弁)			共用 (所内蒸気系)		
										6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	計装用圧縮空気設備 (空気圧縮機, 中間冷却器, 配 管, 弁)				
											6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	計装用圧縮空気設備 後部冷却器 気水分離器 空気貯槽			
6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却ポンプ, 熱交 換器, 配管/弁)														
	6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	タービン補機冷却水系 (タービン補機冷却ポンプ, 熱交換器, 配管/弁)													
		6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	タービン補機冷却水系 サージタンク												
			6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	補機冷却海水ポンプ, 配管/弁, ストレーナ 復水補給水系 (復水移送ポンプ, 配管/弁)											
				6) プラント運転 補助機能	原子炉制御系 (制御棒 価値ミニマイザを含 む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロ セス計装	復水補給水系 復水貯蔵タンク									給水処理系 (P S - 3 (復 水補給水系関 連として))	

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物, 系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に低く抑える程度に支障のない構造物, 系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管 上/下部端栓 タイロッド			
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系, 復水浄化系	原子炉冷却材浄化系 (再生熱交換器, 非再生熱交換器, CUWポンプ, ろ過脱塩装置, 配管, 弁) 復水浄化系 (復水脱塩装置, 配管, 弁) 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)			
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても, MS-1, MS-2とあいまって, 事象を緩和する構造物, 系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁 (逃がし弁機能), タービンバイパス弁	逃がし安全弁 (逃がし弁機能) タービンバイパス弁			
		2) 出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系 (再循環ポンプトリップ機能, 制御棒引抜監視装置)	原子炉再循環制御系 ・制御棒引き抜き阻止回路 ・選択制御棒挿入回路			
		3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系, 原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系 (ポンプ, 復水貯蔵タンク, 復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管, 弁) ポンプサクション イルタ ポンプミニマムフローライン配管, 弁			

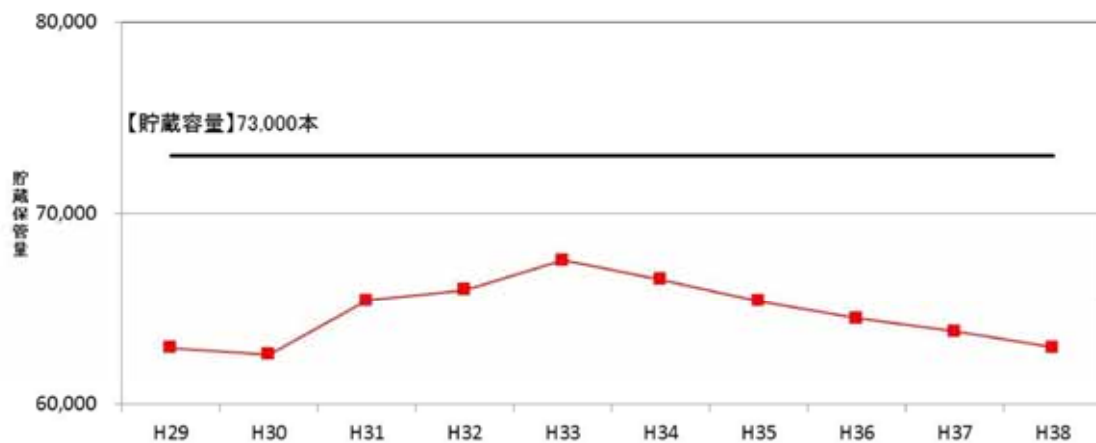
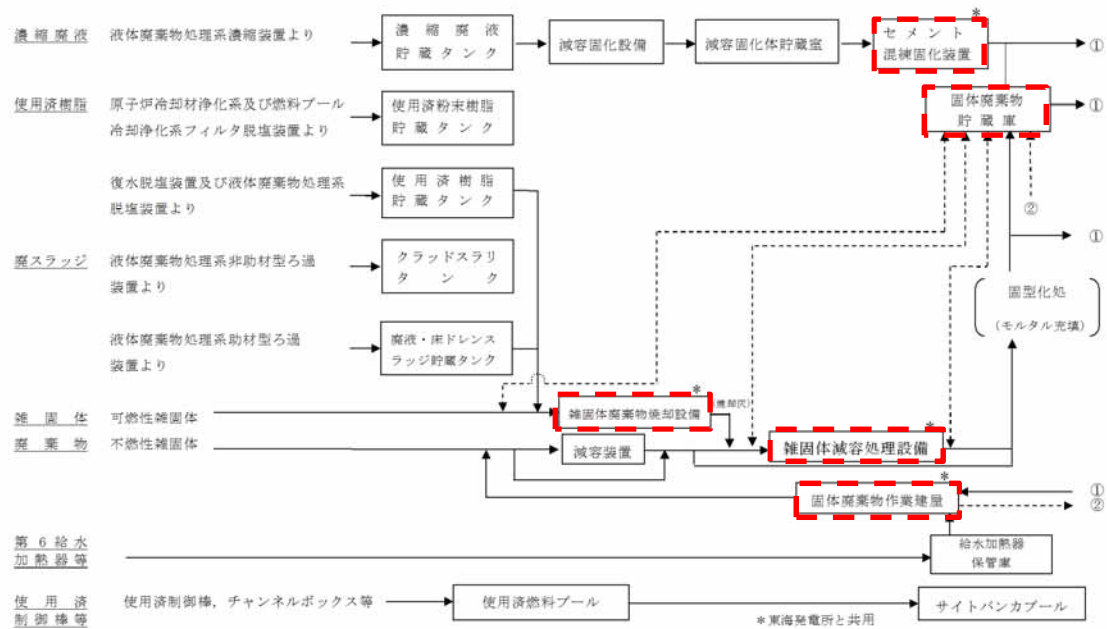
重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-3	<p>1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器</p> <p>2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器</p>	<p>3) 原子炉冷却材の補給機能</p>	<p>原子炉隔離時冷却系 (ポンプ、タービン、サブレッション・プール、サブレッション・プールから注水先までの配管、弁)</p>				
			<p>制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系</p>	<p>タービンへの蒸気供給配管、弁</p>			
				<p>ポンプミニマムフローライン配管、弁</p>			
				<p>潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管</p>			
				<p>緊急時対策所</p>	<p>情報収集設備</p>	共用	
				<p>緊急時対策所</p>	<p>通信連絡設備</p>	共用	
					<p>資料及び器材</p>	共用	
					<p>遮蔽設備</p>	共用	
					<p>試料採取系 (異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射線物質濃度サンプリング分析、原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析)</p>		
					<p>通信連絡設備</p>	共用	
		<p>原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射線監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明</p>	<p>放射線監視設備</p>	<p>共用 (固定モニタリング設備、環境試験測定設備、気象観測設備、放射能観測車、出入管理室)</p>			
			<p>事故時監視計器の一部</p>				
			<p>消火系 (水消火設備、泡消火設備、二酸化炭素消火設備、等)</p>	<p>共用 (構内消火設備のみ)</p>			
			<p>消火系</p>	<p>共用 (構内消火ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ)</p>			

重要度分類指針		東海第二発電所				
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構造物，系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	ろ過水貯蔵タンク		給水処理系 (MS-3 (消火系関連として))
				原水タンク		
				多目的タンク		
				火災検出装置 (受信機含む)		
			消火系			
			耐火扉，防火ダンパ，耐火壁，隔壁 (消火設備の機能を維持担保するための必要なもの)			
			安全避難通路			
			安全避難通路			
			安全避難用扉			
			非常用照明			

共用設備 概略図

(1) 固体廃棄物処理系

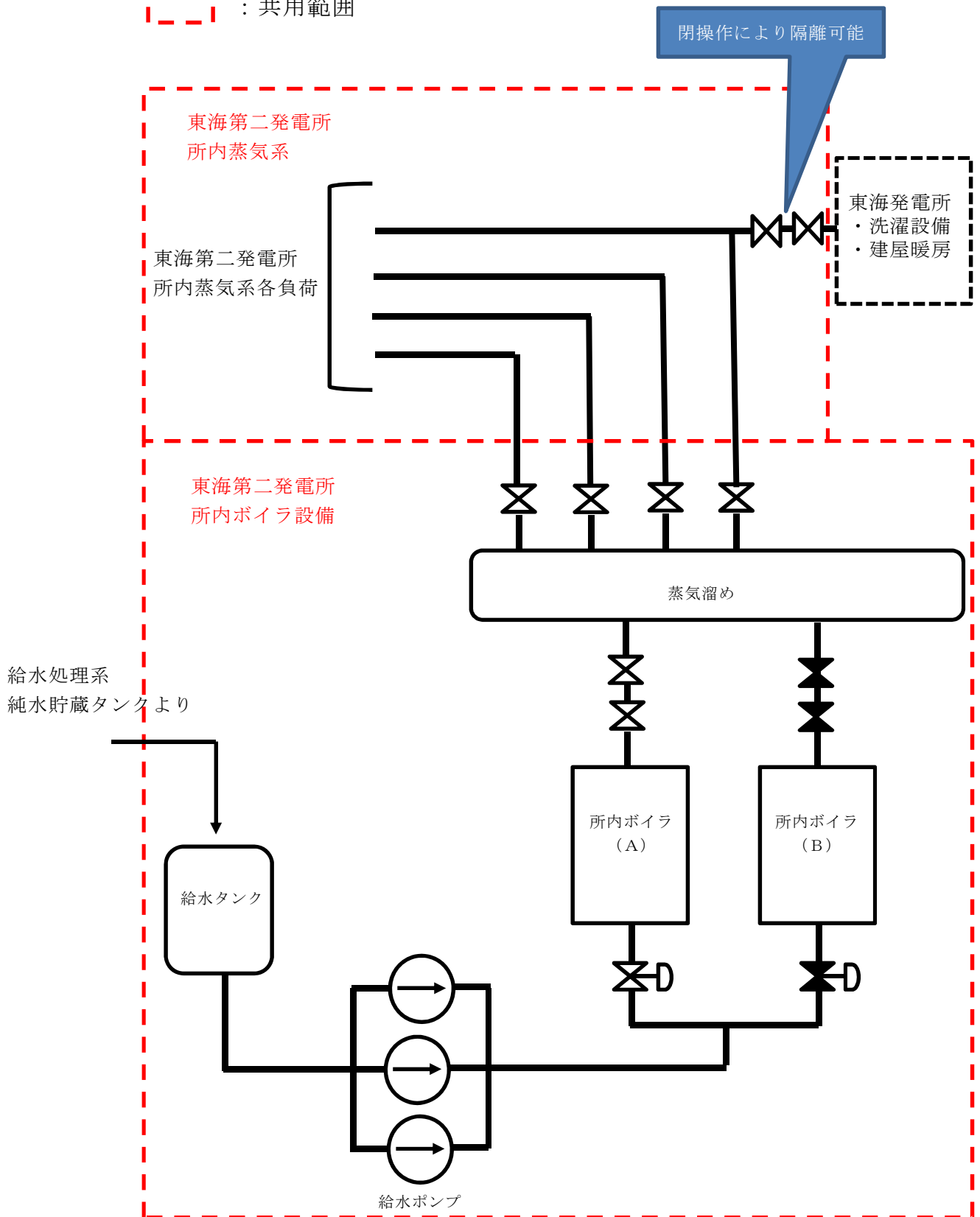
 : 共用範囲



固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所と共用）の貯蔵保管量予測

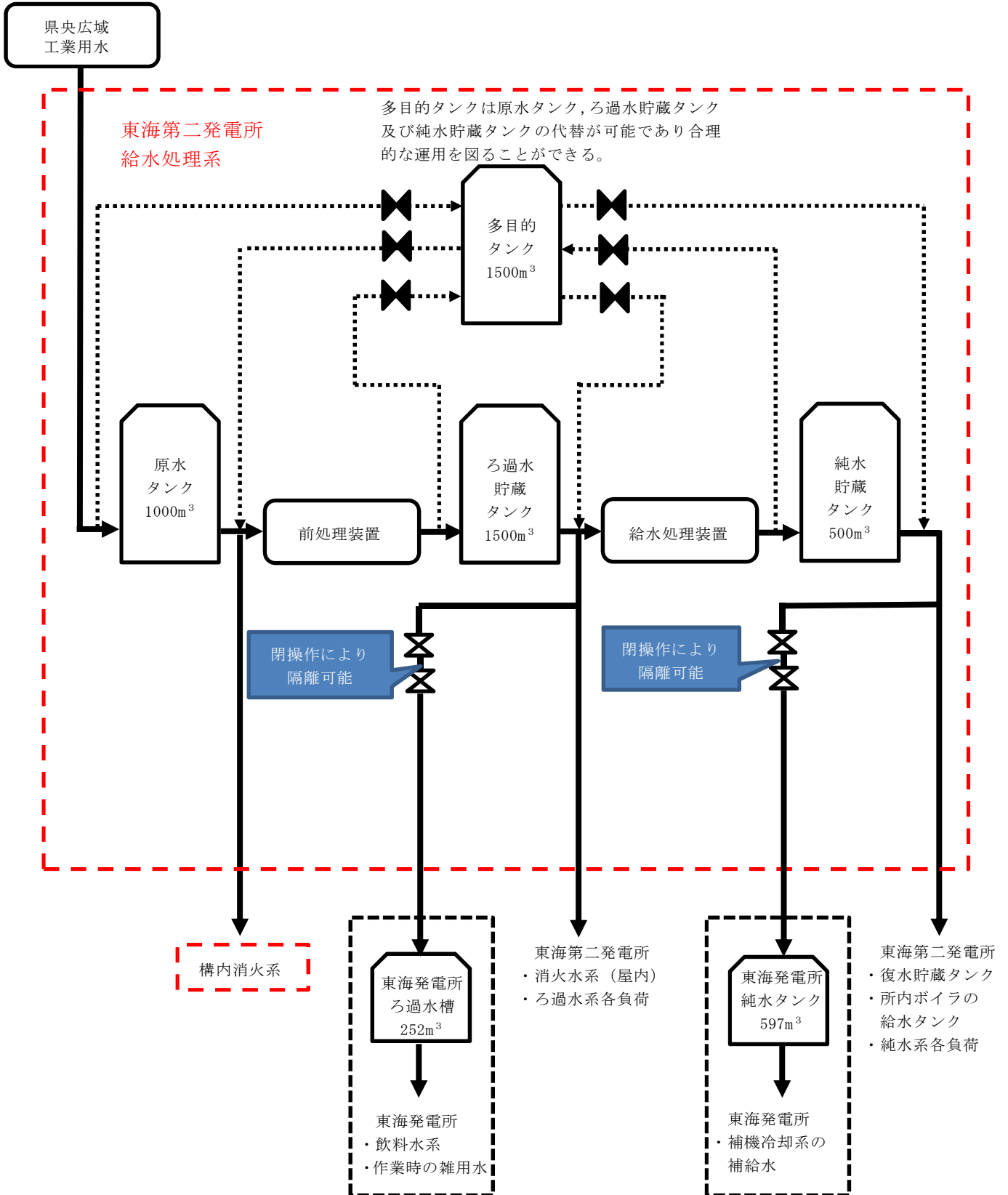
(2) 所内ボイラ設備, 所内蒸気系

--- : 共用範囲



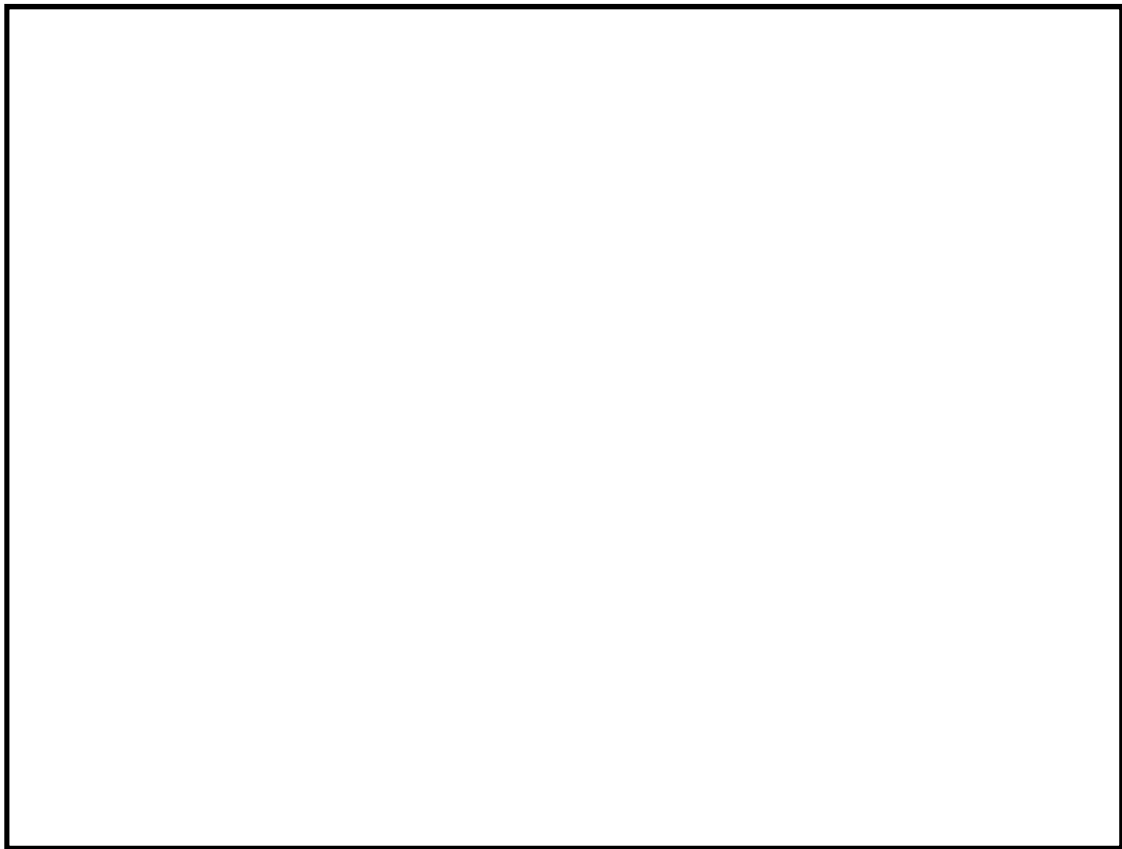
(3) 給水処理系

 : 共用範囲

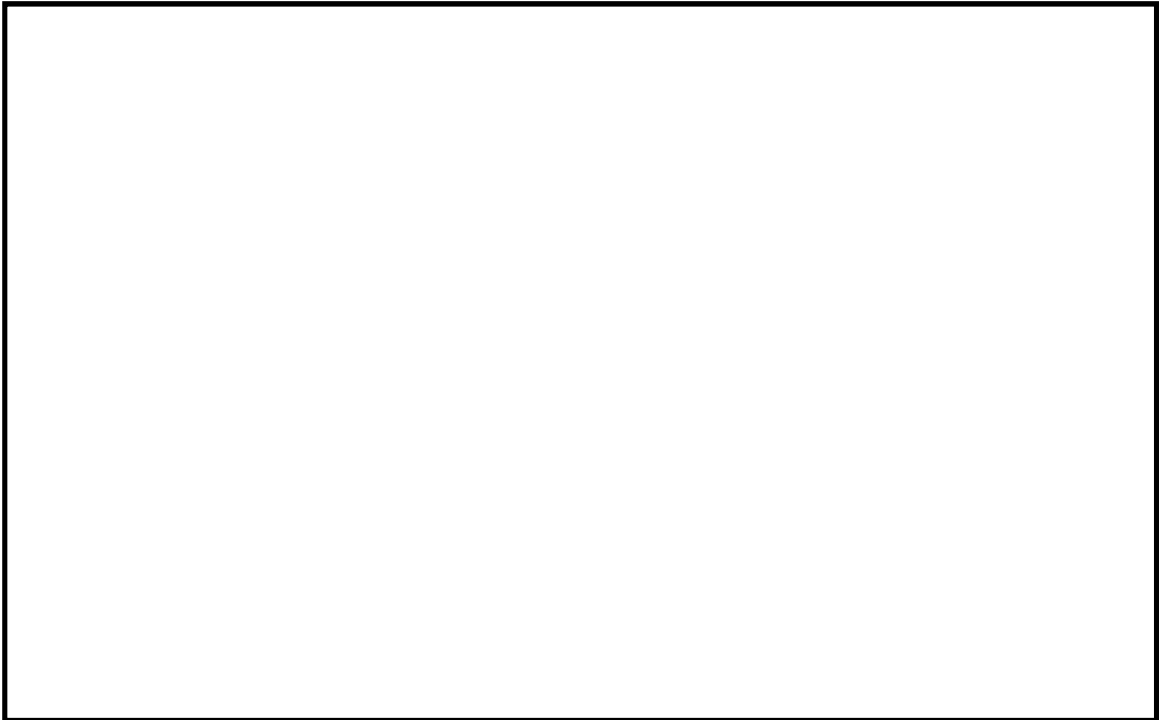


(4) 放射線監視設備

① 固定モニタリング設備 (モニタリングポスト)



② 気象観測設備



【超音波風向風速計】
(地上高さ)



【ドップラーソーダ (風向風速計)】
(排気筒高さ)



【日射計(左),放射収支計(右)】

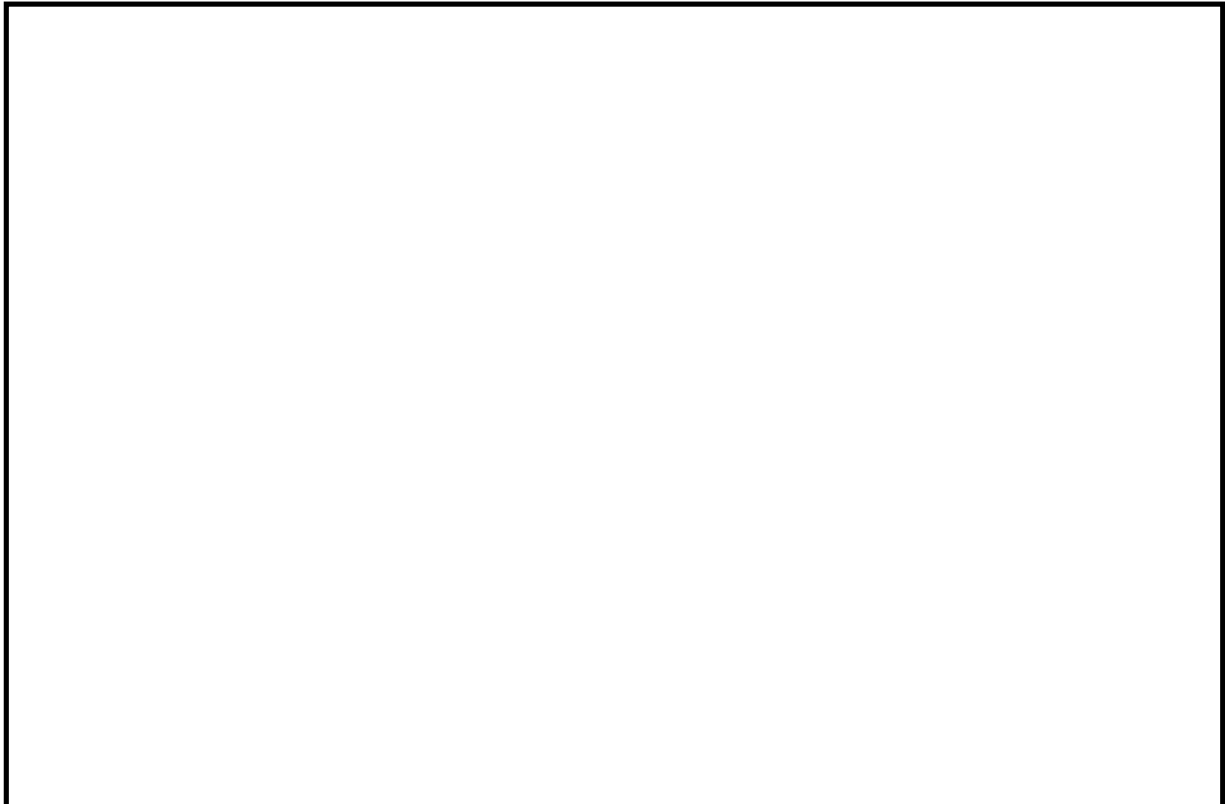


【温度計】



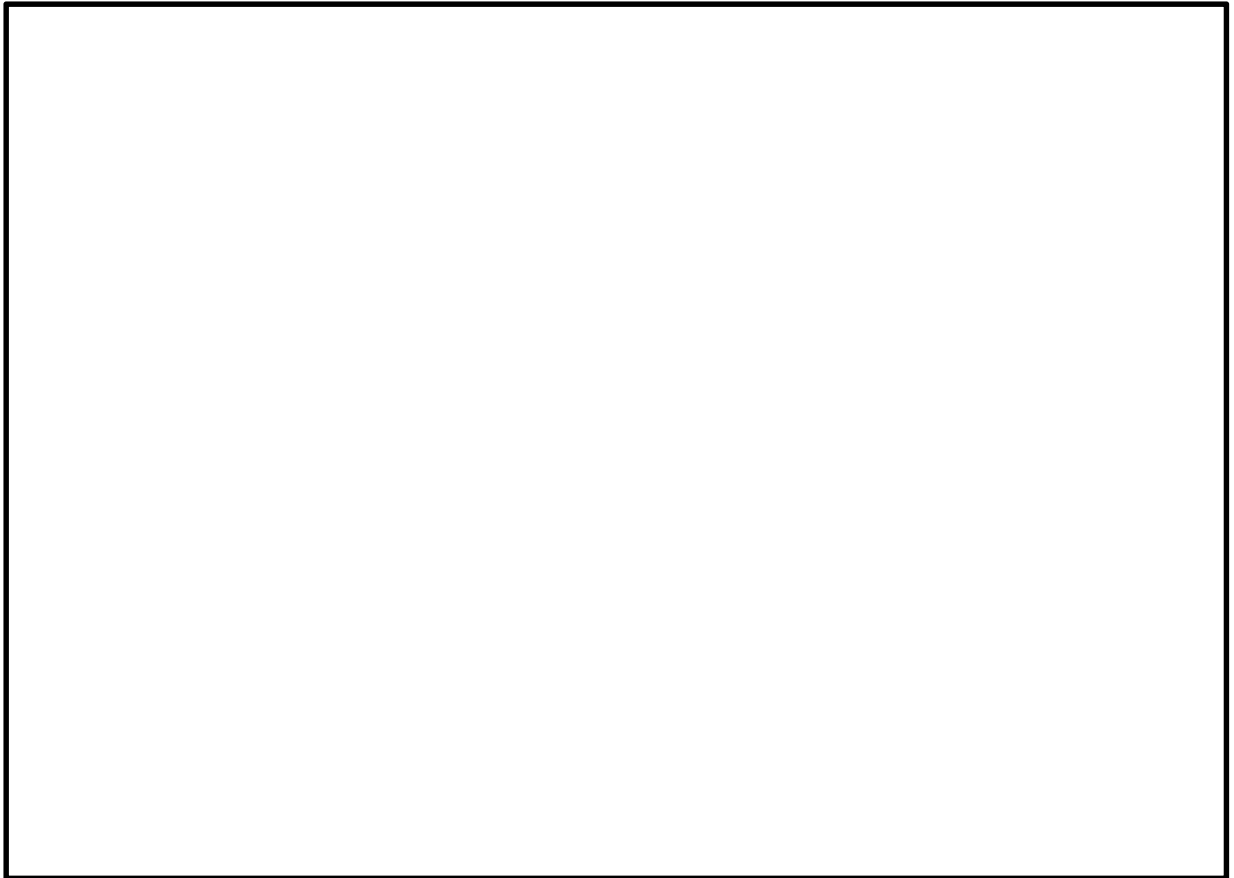
【雨量計】

③ 放射能観測車



名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	NaI (Tl) シンチレーション	B. G. $\sim 10^0$ nGy/h	記録紙	1
		半導体			
	ダスト モニタ	プラスチックシンチレーション	B. G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1
	ZnS (Ag) シンチレーション				
	よう素 測定装置	NaI (Tl) シンチレーション	B. G. $\sim 10^0$ S ⁻¹	記録紙	1
<p>(その他主な搭載機器) 個数: 各1台</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ダスト・よう素サンプラ ・風向、風速計 ・無線連絡設備 (放射能観測車搭載) 		 <p>(放射能観測車の写真)</p>			

④ 環境試料測定設備，出入管理室




a. 環境試料測定設備

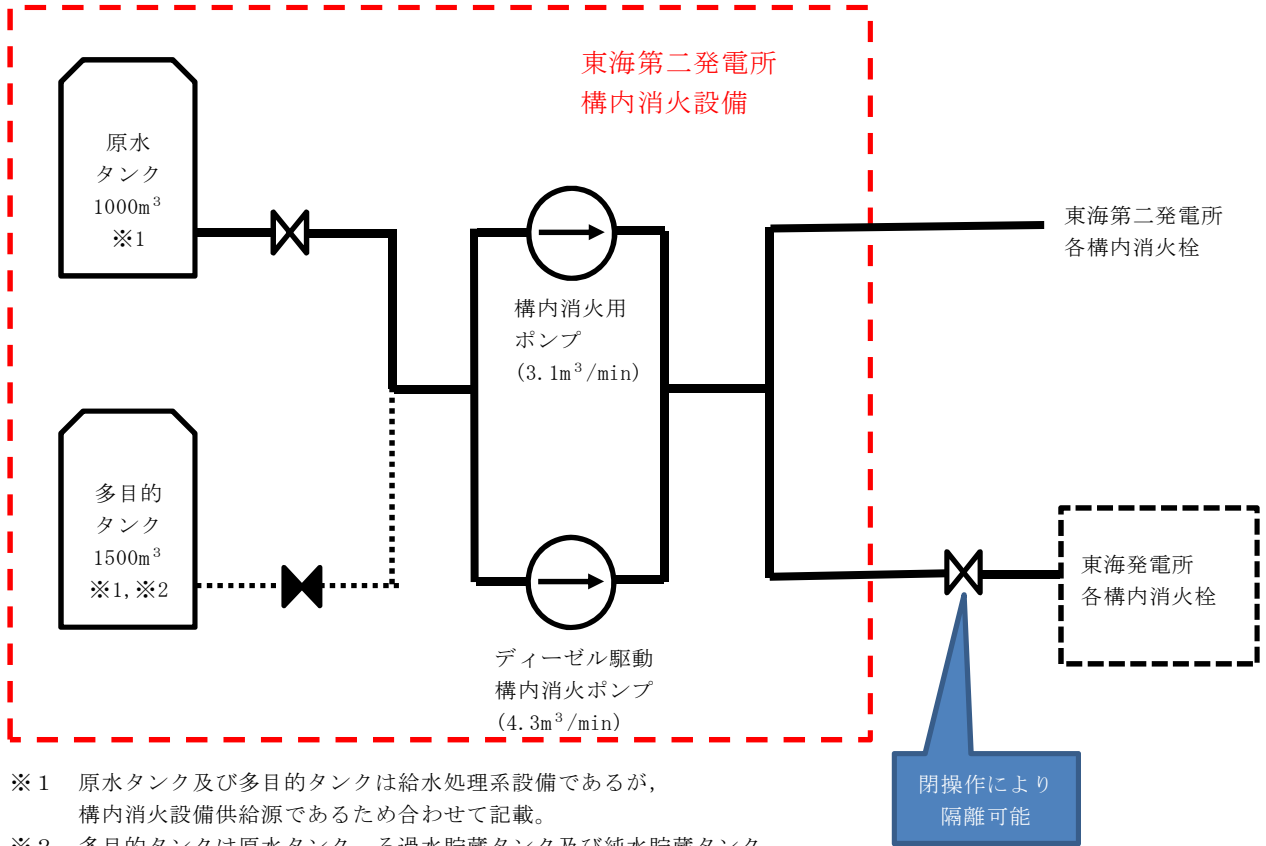
発電所周辺の水・食物・土壌などの環境試料の前処理や，放射線物質濃度を測定する設備を事務本館内にある環境試料測定室に設けている。

b. 出入管理室

東海発電所及び東海第二発電所（A区域）の管理区域の出入り管理及び被ばく線量を監視する設備を出入管理室に設けている。

(5) 消火系（構内消火設備）

 : 共用範囲



- ※1 原水タンク及び多目的タンクは給水処理系設備であるが、構内消火設備供給源であるため合わせて記載。
- ※2 多目的タンクは原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの代替が可能であり合理的な運用を図ることができる。

東海発電所及び東海第二発電所において共用としている消火系（構内消火設備）について、以下の通り、屋外の消火活動にて使用する屋外消火栓の必要水量は、消防法施行令第十九条（屋外消火栓設備に関する基準）の要求を満足するよう設計している。

$$\underline{\text{屋外消火栓必要水量} = 2 \text{ 箇所(消火栓)} \times 0.35\text{m}^3 / \text{min} \times 2 \text{ 時間} = 84.0\text{m}^3}$$

東海発電所、東海第二発電所それぞれに単一の火災が同時に発生し、消火栓による放水を実施した場合において、必要となる放水量は屋外消火栓

の放水量を倍（消火栓 4 か所に余裕を見て）として 200m^3 としても、供給する原水タンクの容量は $1,000\text{m}^3$ （多目的タンクを代替で使用時は $1,500\text{m}^3$ ）であり、十分確保される。

また、ポンプ容量について、消火栓 4 か所を使用した場合に必要となる送水容量は $2.0\text{m}^3/\text{min}$ ($0.35\text{m}^3/\text{min} \times 4$ か所に余裕を見て) としても、構内消火用ポンプ ($3.1\text{m}^3/\text{min}$) 及びディーゼル駆動構内消火ポンプ ($4.3\text{m}^3/\text{min}$) であり、十分確保される。

別添

運用，手順説明資料

12 条 安全施設

【要求事項】
 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能を確保できるような設計を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

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

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できる設備

(対象箇所)
 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッド
 （サブプレッジョン・チェンバ側）

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

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できない設備

(対象箇所)
 ・原子炉建屋ガス処理系の配管の一部
 ・中央制御室換気系のダクトの一部

配管、ダクトの修復
 保

【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）

表 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
<p>第12条 安全施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋ガス処理系の配管の一部 ・中央制御室換気系のダクトの一部 	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	日常点検 定期点検 損傷時の補修
		教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ 側） 	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

全交流動力電源喪失対策設備

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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 追加要求事項に対する適合方針
 - 1.3 気象等
 - 1.4 設備等（手順等含む）

2. 全交流動力電源喪失対策設備
 - 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力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 125V系蓄電池A系の容量
 - 2.3.1.3 125V系蓄電池B系の容量
 - 2.3.1.4 125V系蓄電池H P C S系の容量
 - 2.3.1.5 中性子モニタ用蓄電池A系の容量
 - 2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池B系の容量
 - 2.3.1.7 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

- 別紙1 常設代替交流電源設備から電力供給を開始する時間
- 別紙2 可搬型代替電源設備から電力供給を開始する時間
- 別紙3 所内常設蓄電式直流電源設備
- 別紙4 制御棒位置指示への給電について
- 別紙5 使用済燃料プール水位・温度監視について
- 別紙6 蓄電池の容量算出方法
- 別紙7 蓄電池の容量換算時間 K_i 値一覧
- 別紙8 蓄電池の放電終止電圧
- 別紙9 蓄電池容量の保守性の考え方
- 別紙10 蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳
- 別紙11 全交流動力電源喪失時における非常用直流電源系の信頼性について

3. 運用，手順説明資料

（別添資料）全交流動力電源喪失対策設備

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

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 追加要求事項に対する適合方針

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(i) 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常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8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蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～69）】

(2) 安全設計方針

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.12 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常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8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非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～69）】

(3) 適合性説明

第十四条 全交流動力電源喪失対策設備

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、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。

適合のための設計方針

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95分を包絡した約8時間に対し、原子炉停止系の動作により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非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～69）】

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.1.2.2 全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には、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95分を包絡した約8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非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～69）】

10.1.3 主要設備

10.1.3.5 直流電源設備

非常用直流電源設備は、第10.1-3図に示すように、非常用電源設備として、直流125V 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V及び±24V系統は、非常用低圧母線に接続される充電器9個、蓄電池5組等を設ける。これらの125V系3系統のうち1系統の故障及び±24V系2系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要

因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり，非常用直流電源設備5組の電源の負荷は，工学的安全施設等の制御装置，電磁弁，無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため，原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ），125V系蓄電池B系及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池H P C S系（区分Ⅲ）の5組で構成し，据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり，非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また，蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah(125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系)，500Ah（125V系蓄電池H P C S系），150Ah（中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系）であり，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一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は，例えば，発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等，発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系，発電用原子炉の停止，冷却，原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電力供給を行った場合においても，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95分を包絡した約8時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【説明資料 (2.1:14条-18～24) (2.3.1:14条-53～69)】

10.1.3.6 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用主母線盤120V/240V 2母線及び計装用分電盤120V 3母線で構成する。

計装用分電盤2 A及び2 Bは、2系統に分離独立させ、それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため、非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより、非常用の無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し、2 A及び2 Bの計装用分電盤に対し電力供給を確保する。

非常用の無停電電源装置は、核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確保のため、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95分間を包絡した約8時間、電力供給が可能である。

なお、これらの電源を保守点検する場合は、必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の変圧器から供給する。

また、計装用主母線盤は、分離された非常用低圧母線から給電する。計装用分電盤H P C Sは非常用低圧母線から給電する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【説明資料 (2.1:14条-18～24) (2.2:14条-25～52) (2.3.1:14条-53～69)】

10.1.5 試験検査

10.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

形 式		鉛蓄電池
組 数		5
セル数	125V系 A系	116
	125V系 B系	116
	H P C S系	58
	中性子モニタ用 A系	24
	中性子モニタ用 B系	24
電 圧	125V系 A系	125V
	125V系 B系	125V
	H P C S系	125V
	中性子モニタ用 A系	±24V
	中性子モニタ用 B系	±24V
容 量	125V系 A系	6,000Ah
	125V系 B系	6,000Ah
	H P C S系	500Ah
	中性子モニタ用 A系	150Ah
	中性子モニタ用 B系	150Ah

常用

形 式	鉛蓄電池
組 数	1
セル数	116
電 圧	250V
容 量	2,000Ah

(2) 充電器

非常用（予備充電器は常用）

形 式	シリコン整流器	
個 数	125V系 A系, B系	2（予備1）
	H P C S系	1（予備1）
	中性子モニタ用 A系	2
	中性子モニタ用 B系	2
充電方式	浮動	
冷却方式	自然通風	
交流入力		
	125V系 A系, B系	3相 50Hz 480V
	H P C S系	3相 50Hz 480V
	中性子モニタ用 A系	単相 50Hz 120V
	中性子モニタ用 B系	単相 50Hz 120V

容量	125V系 A系	58.8kW
	125V系 B系	48.8kW
	(125V系 A系, B系予備)	58.8kW)
	H P C S系	14kW
	中性子モニタ用 A系	0.84kW
	中性子モニタ用 B系	0.84kW

直流出力電圧

	125V系 A系, B系	125V
	H P C S系	125V
	中性子モニタ用 A系	±24V
	中性子モニタ用 B系	±24V

直流出力電流

	125V系 A系	420A
	125V系 B系	320A
	(125V系 A系, B系予備)	420A)
	H P C S系	100A
	中性子モニタ用 A系	30A
	中性子モニタ用 B系	30A

常用

形式	シリコン整流器
個数	1 (予備1)
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3相 50Hz 480V
容量	98 kW

直流出力電圧	250V
直流出力電流	350A

(3) 直流母線

非常用

個 数	5
電 圧	
125V系 A系, B系	125V
H P C S系	125V
中性子モニタ用 A系	±24V
中性子モニタ用 B系	±24V

常用

個 数	1
電 圧	250V

第10.1-5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 無停電電源装置

形 式	静止型
個 数	2
容 量	約35kVA (1個当たり)
出力電圧	約120V

b. 計装用交流主母線盤

個 数	5
電 圧	約120V/約240V (2個) 約120V (3個)

(2) 常用

a. 無停電電源装置

形 式	静止型
個 数	1
容 量	約50kVA
出力電圧	約120V/約240V

b. 原子炉保護系用M-G装置

電動機

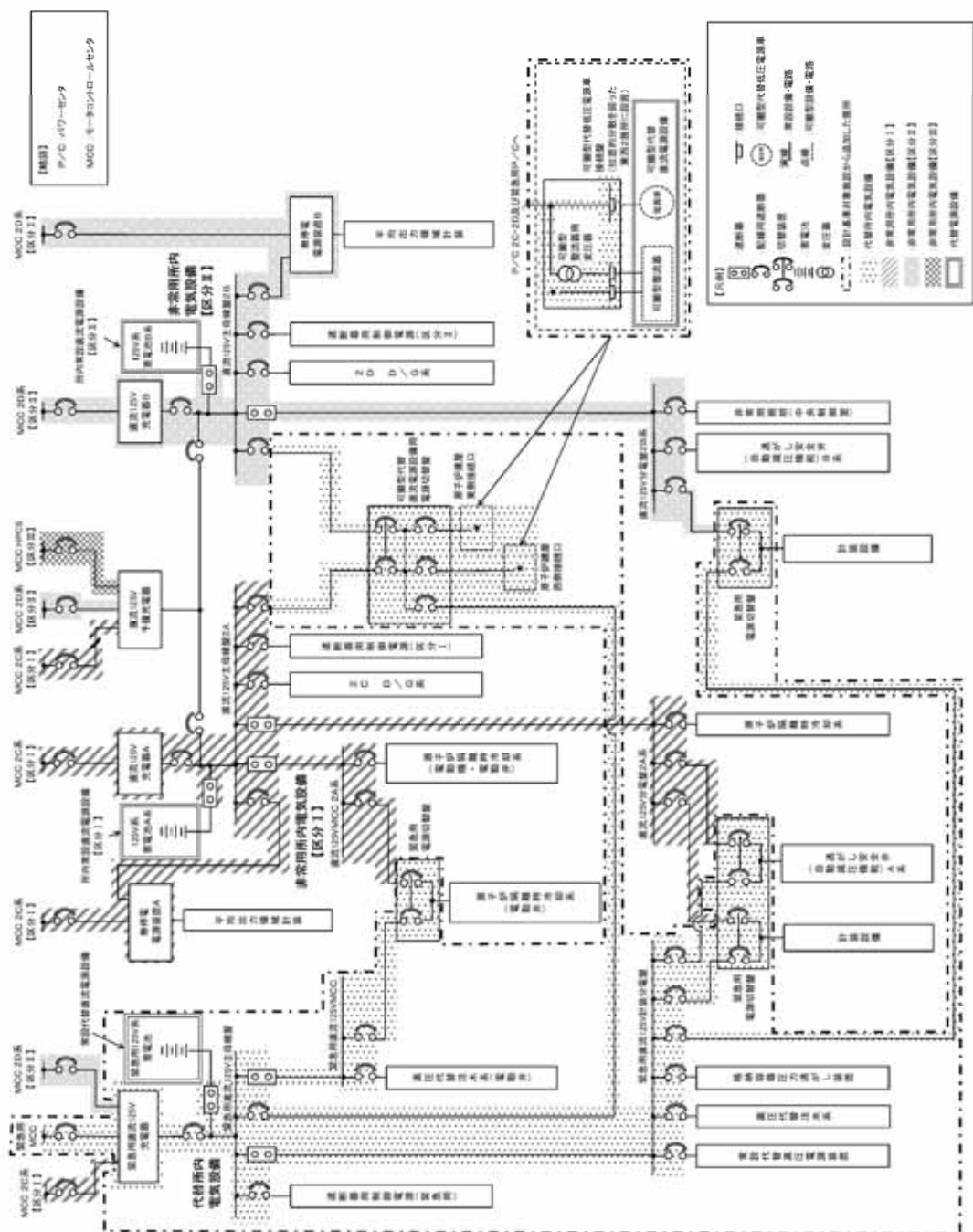
形 式	3相誘導電動機
台 数	2
定格容量	44.76kW
電 圧	約440V

発電機

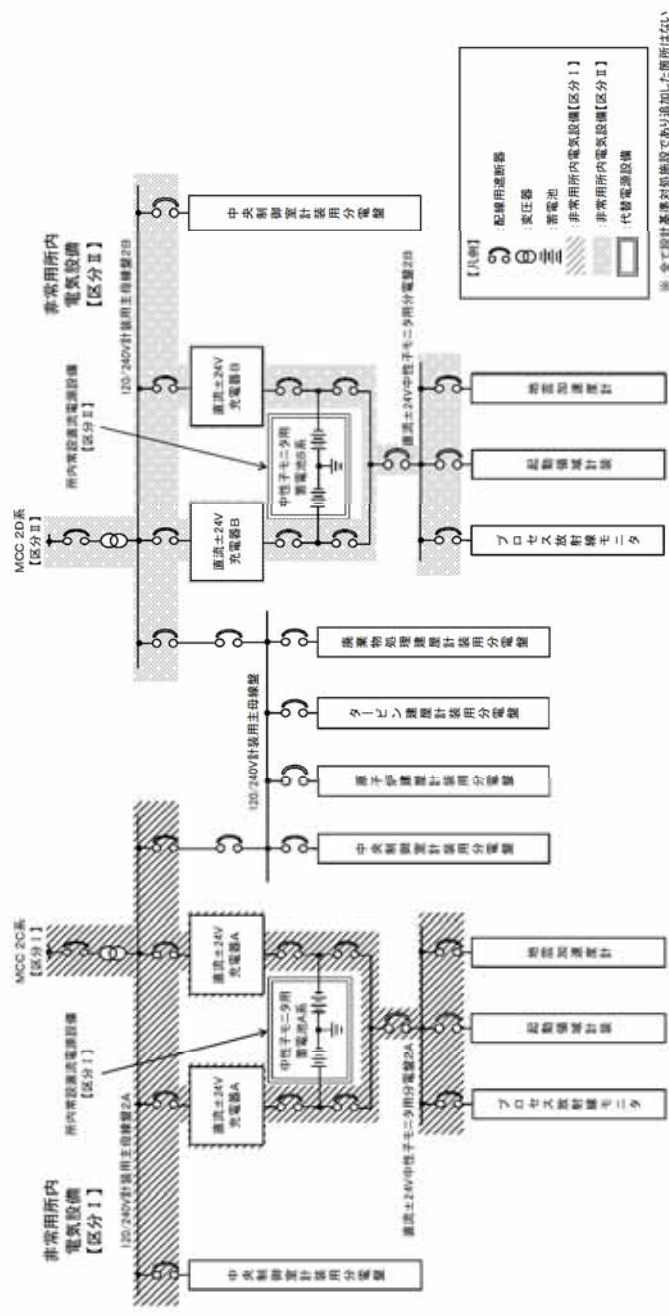
形 式	単相同期発電機
台 数	2
定格容量	約18.75kVA
電 圧	約120V
周 波 数	50Hz

c. 計装用交流母線

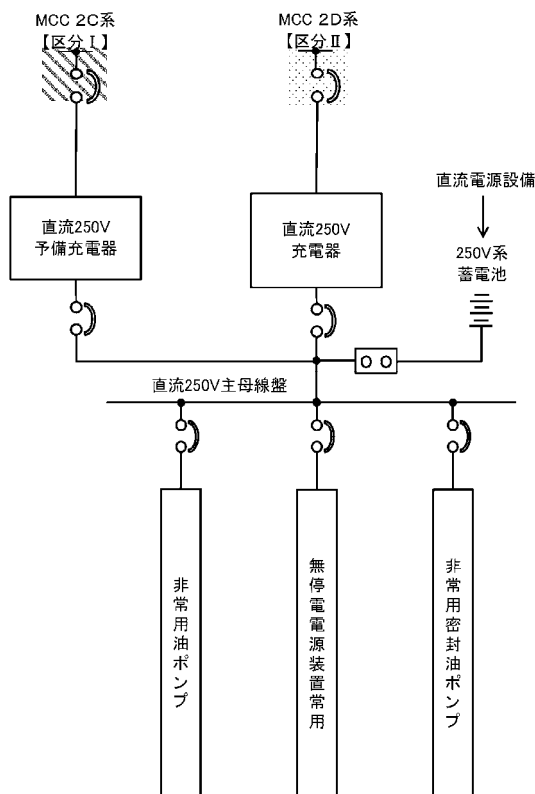
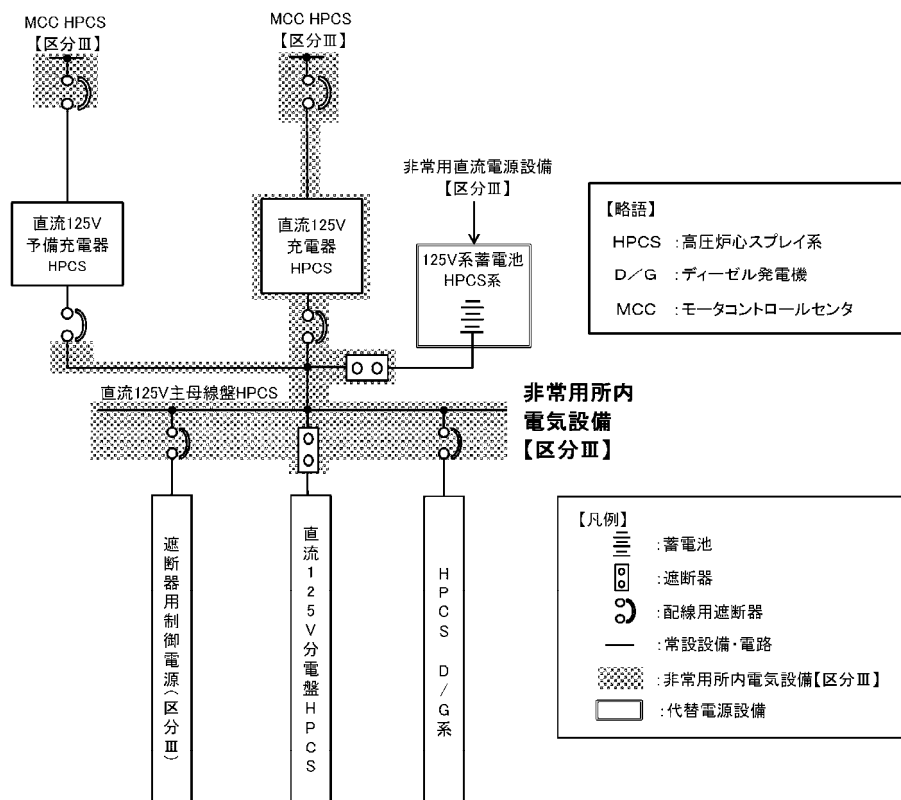
個 数	4
電 圧	約120V/約240V (2個) 約120V (2個)



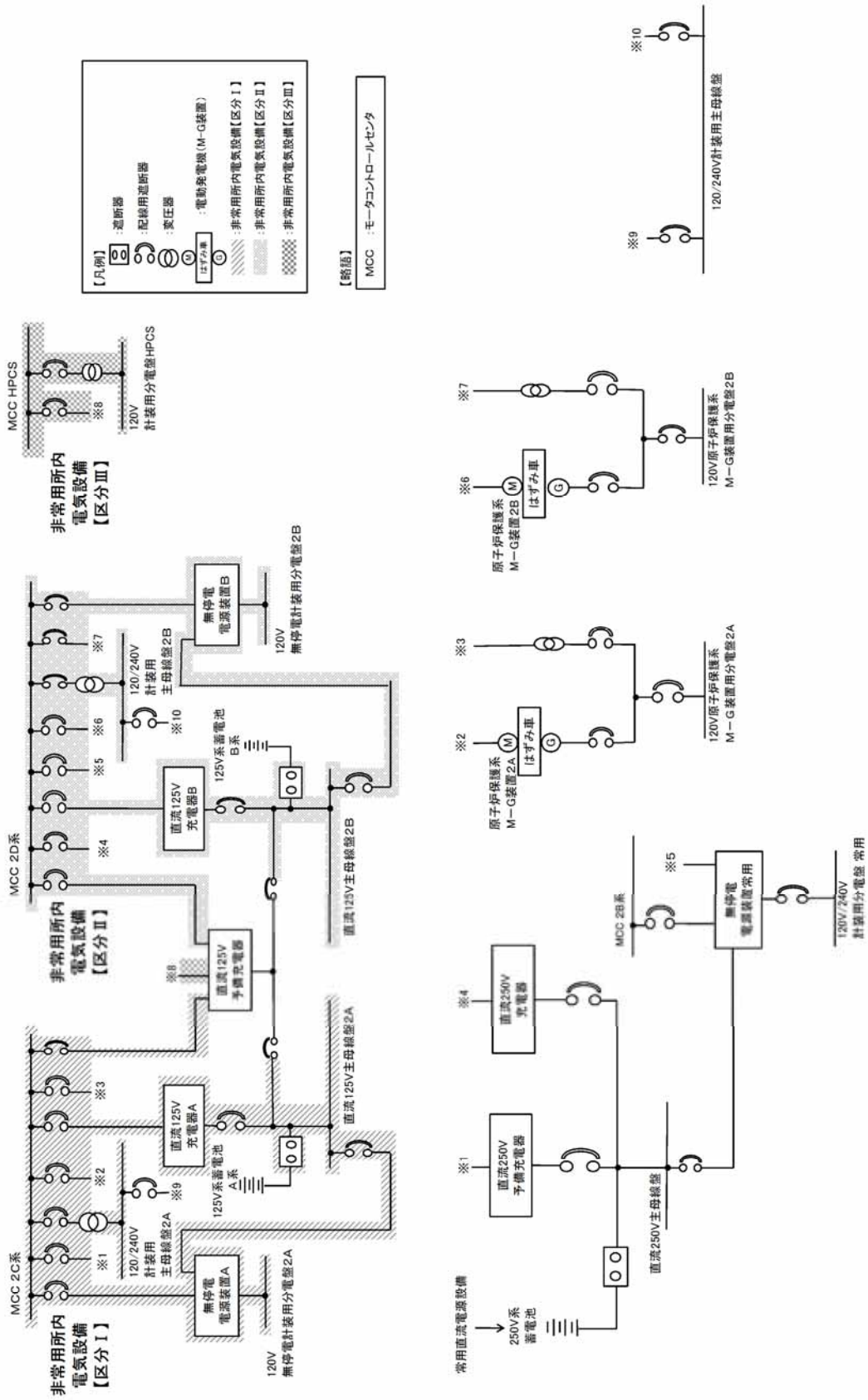
第 10.1—3 図 直流電源単線結線図 (1/3)



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図

2. 全交流動力電源喪失対策設備

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) 概要

非常用所内電気設備は外部電源から受電可能な設計としているが、外部電源が喪失した場合においても、設計基準事故に対処するために必要な設備への給電が可能となるよう、非常用交流電源設備として非常用ディーゼル発電機2系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1系統（区分Ⅲ）を設置する。また、非常用直流電源設備として、それぞれ独立した蓄電池，充電器，及び分電盤等で構成する3系統5組の直流電源設備を設置する。なお，非常用直流電源設備のうち，直流母線電圧が125Vの3系統3組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流125V蓄電池で構成し，主要な負荷は，ディーゼル発電機初期励磁，メタルクラッド開閉装置（以下「M/C」という），パワーセンタ（以下「P/C」という）遮断器の制御電源，計測制御系統設備等であり，直流母線電圧が±24Vの2系統2組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子モニタ用蓄電池で構成し，主要な負荷は起動領域計装等である。非常用直流電源設備は，いずれの1区分が故障しても，残りの区分で非常用ディーゼル発電機もしくは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し，設計基準事故に対処するために必要な設備へ電力を供給することにより，原子炉の安全が確保できる設計とする。

また，外部電源が喪失し，更に3系統のディーゼル発電機が同時に機能喪失して全交流動力電源喪失が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から供給開始するまでの間，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用直流電源設備によって発電用原子炉を安全に停止し，発電用原子炉の停止後の原子炉冷却を行うとともに，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電力が供給できる設備とする。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 2.1-1 表に、直流電源単線結線図を第 2.1-1 図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で、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設計とする。

また、計測制御用電源単線結線図について第 2.1-2 図に示す。

(2) 蓄電池からの電力供給時間

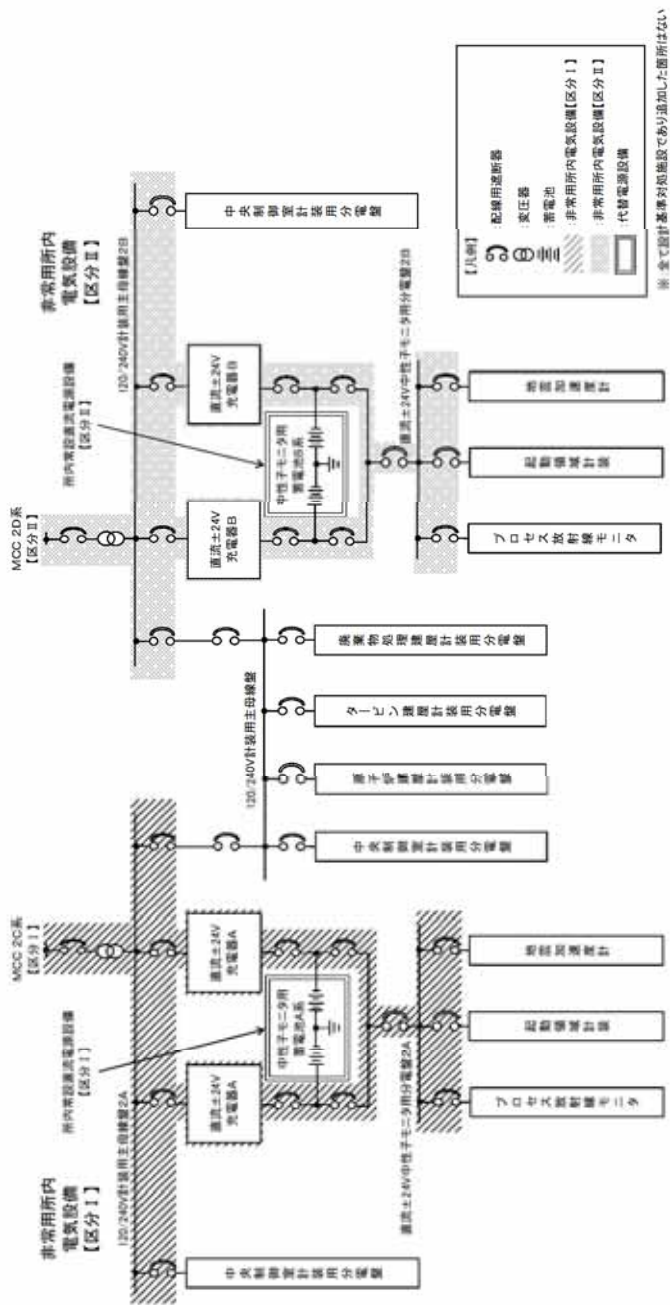
全交流動力電源喪失に備えて、非常用直流電源設備は発電用原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間給電できる蓄電池容量を確保する設計とする。

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 95 分以内（別紙 1 に示す）に給電を行うが、万一、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 180 分以内（全交流動力電源喪失後 275 分以内）に非常用所内電気設備へ給電を行う。（可搬型代替低圧電源設備から電力供給を開始する時間については別紙 2 に示す）

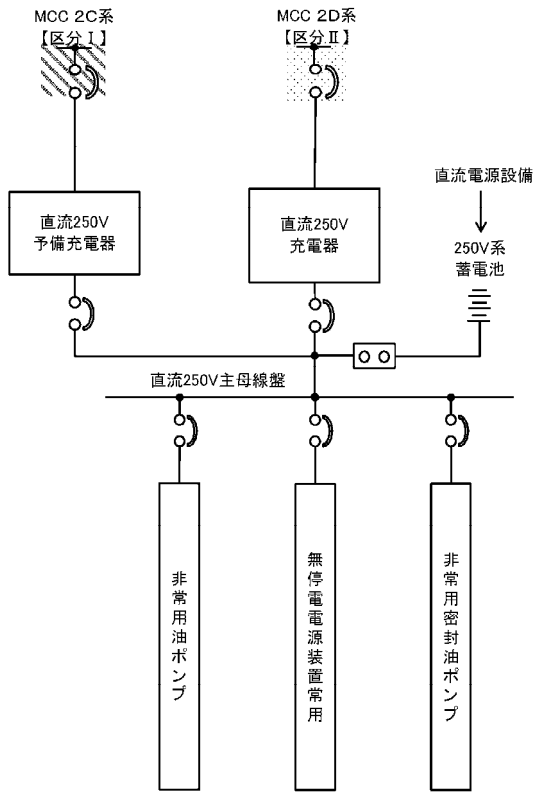
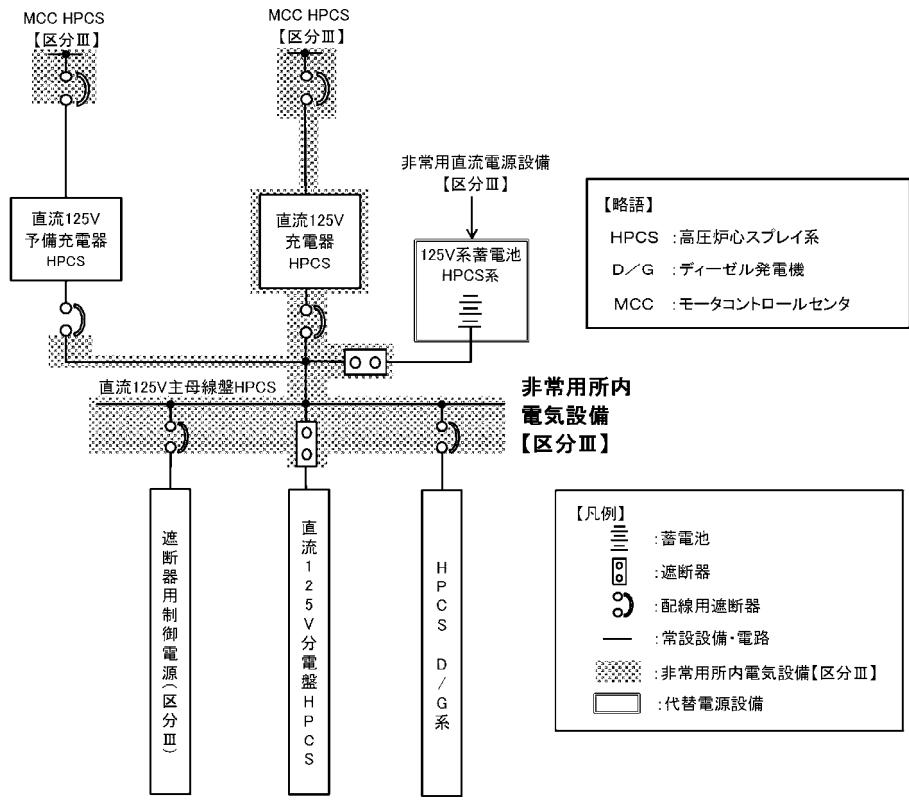
蓄電池（非常用）は、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間電力供給できる設計とする。

第 2.1-1 表 非常用直流電源設備の主要機器仕様

		設計基準事故対処設備 (DB) (重大事故等対処設備を兼ねる)				(参考) 重大事故等 対処設備 (SA)
		125V 系蓄電池 A系 (区分 I)	125V 系蓄電池 B系 (区分 II)	中性子 モニタ用 蓄電池 A系 (区分 I)	中性子 モニタ用 蓄電池 B系 (区分 II)	125V 系蓄電池 HPCS系 (区分 III) ※ ※全交流動力電源 喪失対策設備に は含まれない
蓄電池 電圧 容量		125V 約 6,000Ah	125V 約 6,000Ah	±24V 約 150Ah	±24V 約 150Ah	125V 約 6,000Ah
充電器 個数		2 (予備 1)	2	2	2	1
充電方式		浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)



第 2.1-1-1 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (3/3)

2.2 全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流設備について

(1) 基本的な考え方

全交流動力電源喪失時に、重大事故等に対処するための常設代替交流電源設備から電力が供給されるまでの間、事象緩和に直接的に期待する設備、事象緩和に直接的には期待しないが、事故対応において必要となる設備及び事故対応に必要なはないが安定した電力供給を行う必要がある設備に直流電源からの供給を行う設計とする。

(2) 非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備の選定方針

非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備のうち、全交流動力電源喪失時の対応上必要となる設備は、発電用原子炉の停止、発電用原子炉停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性確認を担う設備であり、その有効性を確認している全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備の中から選定することとする。

また、全交流動力電源喪失時において、事象緩和に直接的には期待しないが、全交流動力電源喪失時の事故対応において必要となる通信連絡設備等についても選定することとする。

(3) 非常用直流電源設備から電力供給する設備の分類

全交流動力電源喪失時に直流電源設備に接続する設備について、既設計で、非常用直流蓄電池の負荷となっているものは、そのままの負荷とすることを前提に以下の分類とした。

A-1 非常用直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備

- ① 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対応設備（重大事故等対応設備を兼ねるものも含む）であって、全交

流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備。

- ② 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的には期待しないが、事故対応において必要となる設備。
- ③ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備。
- ④ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的には期待しないが、事故対応において必要となる設備。

A-2 非常用直流電源設備に接続するが、全交流動力電源喪失時に切離しが可能な以下の設備。

- ① 既設で非常用直流電源設備の負荷であって、全交流動力電源喪失時に期待しない設備。
- ② 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって、全交流動力電源喪失時に期待しないが、安定した電力供給が必要な設備

B-1 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

- ① 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備。
- ② 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって、全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的には期待し

ないが、事故対応において必要となる設備。

B-2 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）
であって、全交流動力電源喪失時に期待しないが、安定した電力供給が必要な設備

上記設備分類のフロー図を第 2.2-1 図に示す。また、全交流動力電源喪失時に必要となる設備を第 2.2-1 表に示す。

全交流動力電源喪失時に期待する重大事故等対処設備と設置許可基準規則との整理を第 2.2-2 表に、有効性評価の事故シーケンスグループ等と期待する設備の整理を第 2.2-3 表に示す。

(4) 非常用直流電源設備からの電力供給を要求する時間の設定方針及び対象設備

全交流動力電源喪失時に期待する設備は、用途に応じて機能維持すべき時間が異なる。このため、(3)で分類した非常用直流電源設備から給電される設備の要求時間設定方針を整理する。また、設定した要求時間及び設備の詳細を第 2.2-1 表に示す。

蓄電池の容量設定における要求時間設定においては、包絡的に設定する観点から、蓄電池負荷としては最大となる全交流動力電源喪失が長時間継続する有効性評価「全交流動力電源喪失（長期 T B）」及び同時発生することが想定される使用済燃料プールの冷却機能喪失状態を想定する。

a. 外部電源喪失から 1 分まで

全交流動力電源喪失が発生する起因として、外部電源喪失が考えられる。この場合、交流動力電源を確保するためにディーゼル発電機が

自動起動する。ディーゼル発電機から電力供給には、直流電源が必要となるが、この動作は 10 秒以内に完了する。

このため、ディーゼル発電機からの電力供給に係る要求時間を、保守的に 1 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

非常用ディーゼル発電機初期励磁

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁

M/C 及び P/C 遮断器の制御電源

(下線部：建設時、直流の電力供給を必要とした設備)

b. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失）から 60 分まで

ディーゼル発電機から電力供給に失敗（全交流動力電源喪失）した場合、(2) 及び(3) で選定した設備によって、事故対応を行う。このうち、原子炉停止状態の確認は、原子炉スクラム後数分以内に完了するため、原子炉停止及びその状態の確認に係る設備は、以降事故対応上必須ではなくなる。

このため、これら設備に係る要求時間を、未臨界状態が維持されていることの確認時間も含めて保守的に 60 分間と設定する。

なお、これら設備のうち、中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しが可能な設備については、60 分以内に切り離しを行う。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

平均出力領域計装

c. 全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

全交流動力電源喪失から 95 分後には、常設代替交流電源設備（常設

代替高圧電源装置) から電力供給が可能であり、蓄電池からの電力供給は不要となる。

このため、基本的に要求時間は 95 分と設定する。なお、有効性評価の全交流動力電源喪失では、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置)からの給電に期待していないことを考慮し、この場合の重大事故等対応に係る設備については 95 分以降も蓄電池からの給電を行うものとする。このうち、原子炉隔離時冷却系等 8 時間までの作動に期待する設備については、要求時間を 8 時間と設定する。

また、蓄電池(非常用) 2 区分からの給電が確保されている計装設備の一部について、全交流動力電源喪失で、同様の計装設備が重大事故等対処設備で確保している設備に対し、設計基準事故対処設備のうち 1 系統については、要求時間を 8 時間と設定する。

なお、8 時間以降に不要となる設備のうち、容易な操作で負荷削減に効果がある負荷については、切り離しを行うこととする。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

原子炉隔離時冷却系

直流非常灯

原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉圧力

(下線部：建設時、直流の電力供給を必要とした設備)

d. 全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

c. の給電対象設備のうち、切り離しを行っていない残りの設備を給電継続対象設備とする。ここでの要求時間は、有効性評価の全交流動力電源喪失では 24 時間交流動力電源設備からの給電に期待していないこと、設置許可基準規則第 57 条では 24 時間蓄電池からの給電を

要求していることを考慮し， 24 時間を設定する。

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（1/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間						
						A-1	A-2	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	B-1	B-2		注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 区分Ⅲ	（参考） 緊急用 125V系 蓄電池
						注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時		注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時	注） 必要 負荷 時
3条	設計基準対象施設の地盤	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
4条	地震による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
5条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	●④	-	-	-	-	-	95分	9時間	-	-	-	-		
			5-2	潮位計	DB	●④	-	-	-	-	-	-	95分	9時間	-	-	-		
			5-3	取水ピット水位計	DB	●④	-	-	-	-	-	-	95分	9時間	-	-	-		
6条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
7条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
8条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	-	●②	-	-	-	95分	9時間	9時間	-	-	-	24時間		
9条	溢水による損傷の防止等	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
10条	誤操作の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
11条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	DB	●②	-	-	-	-	95分	9時間	24時間	-	-	-	-		
12条	安全施設	有	-	蓄電池（非常用）から電力供給する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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
14条	全交流動力電源喪失対策設備	有	-	蓄電池（非常用）から電力供給する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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

注) ①～④：第2.2-1図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（2/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）		蓄電池からの電力供給時間							
						A-1	A-2	B-1	B-2	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	要求 時間	区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	（参 考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V系 蓄電池		
						注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	
15条	炉心等	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)(54-1と同じ)	DB/ SA	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			16-2	使用済燃料プールライナードレン 漏えい検知	DB	●①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			16-3	原子炉建屋燃料取替床換気系排気 ダクト放射線モニタ	DB	●②	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			16-4	原子炉建屋換気系排気ダクト放射 線モニタ	DB	●②	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
18条	蒸気タービン	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
19条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁 (21-2,46-1と同じ)	DB/ SA	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系*2 (21-1,45-2と同じ)	DB/ SA	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
21条	残留熱を除去することができ る設備	無	21-1	原子炉隔離時冷却系*2 (20-1,45-2と同じ)	DB/ SA	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			21-2	逃がし安全弁 (19-1,46-1と同じ)	DB/ SA	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
23条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装*3 (68-1と同じ)	DB/ SA	●③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			23-2	起動領域計装*3 (68-2と同じ)	DB/ SA	●①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		

注) ①～④：第2.2-1図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（3/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）		蓄電池からの電力供給時間																																																																																																																																																						
						A-1	A-2	B-1	B-2	注）	要 B 負 荷 時	要 S 負 荷 時	要 B 負 荷 時	要 S 負 荷 時	区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	（参 考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V 系 蓄電池																																																																																																																																															
						注） 要 S 負 荷 時	不 要 B 負 荷 時	不 要 S 負 荷 時	注） 要 B 負 荷 時	不 要 S 負 荷 時	要 B 負 荷 時	要 S 負 荷 時	要求 時間	区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	（参 考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V 系 蓄電池																																																																																																																																																
23 条	計測制御系統施設	無	23-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (58-3 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-3) で整理して記載	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																
																			23-4	原子炉圧力 (58-5 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-5) で整理して記載	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																														
																																					23-5	ドライヴェル圧力 (D B)	D B	第 58 条(計測設備)の (58-5) で整理して記載	● ②	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																												
																																																							23-6	サブレーション・プールの温度 (D B)	D B	第 58 条(計測設備)の (58-5) で整理して記載	● ②	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																																										
																																																																									23-7	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (58-13 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-13) で整理して記載	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																								
																																																																																											23-8	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) (58-14 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-14) で整理して記載	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																																						
																																																																																																													23-9	サブレーション・プールの水位 (D B)	D B	第 58 条(計測設備)の (58-14) で整理して記載	● ②	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																				
																																																																																																																															23-10	原子炉隔離時冷却系統流量 (58-21 と同じ)	D B / S A	第 58 条(計測設備)の (58-21) で整理して記載	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																		
																																																																																																																																																	24-1	安全保護回路	D B	第 58 条(計測設備)の (58-21) で整理して記載	● ②	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
26 条	原子炉制御室等	D B	第 58 条(計測設備)の (58-21) で整理して記載	● ②	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																	
																		27 条	放射性廃棄物の処理施設	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																															
																																				28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																													

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（4/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）			要求 時間	蓄電池からの電力供給時間					
						A-1	A-2	注） 必要 負荷 時	B-1	B-2	注） 必要 負荷 時		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	（参 考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V系 蓄電池	
						不 要 負 荷 時	不 要 負 荷 時	必 要 負 荷 時	不 要 負 荷 時	不 要 負 荷 時	-		-	-	-	-	-	
29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
31条	監視設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
32条	原子炉格納施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
33条	保安電源設備	有	33-1	M/C、P/C遮断器の制御電源	DB/ SA	●②	-	-	-	-	-	1分	1分	-	-	-	-	
			33-2	M/C遮断器の制御電源	DB/ SA	-	●①	-	-	-	-	-	-	-	1分	-	-	
			33-3	非常用ダイゼン発電機励磁	DB/ SA	-	●①	-	-	-	-	-	1分	1分	-	-	-	-
			33-4	高圧炉心スプレイズ系ダイゼン発電機励磁	DB/ SA	-	●①	-	-	-	-	-	1分	-	-	-	1分	-
34条	緊急時対策所	有	34-1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
35条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備	DB	●②	-	-	-	-	8時間	24時間	-	-	-	-	-	
			35-2	衛星電話設備(62-1と同じ)	DB/ SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			35-3	データ伝送装置(62-2と同じ)	DB/ SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
36条	補助ボイラー	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
37条	重大事故等の拡大の防止等	有	-	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については、各設備の条文中にて設備の抽出を行う	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

注) ①～④：第2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（5/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間			
						A-1	A-2	B-1	B-2	区分Ⅰ	区分Ⅱ		中性子 モニター 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池	
						注 必 要 負 荷	注 必 要 負 荷	注 必 要 負 荷	注 必 要 負 荷							
38条	重大事故等対処施設の地盤	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
39条	地震による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
40条	津波による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
41条	火災による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
42条	特定重大事故等対処施設	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
43条	重大事故等対処設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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 44-2	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）	S A S A	●① ●①	- -	- -	- -	60分 60分	9時間 9時間	9時間 9時間	- -	- -	- -	- -
45条	原子炉冷却材圧カ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 45-2	高圧代替注水系*5 (51-1と同じ) 原子炉隔離時冷却系*2,*3,*11 (20-1,21-1と同じ)	S A D B / S A	- ●①	- -	●① -	- -	8時間 8時間	- 24時間	- 24時間	- -	- -	- -	24時間 24時間
46条	原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備	有	46-1	逃がし安全弁*11 (19-1,21-2と同じ)	D B / S A	●①	-	●①	-	24時間	24時間	24時間	-	-	-	24時間
47条	原子炉冷却材圧カ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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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	耐圧強化ベント系*6	S A	-	-	●②	-	24時間	-	-	-	-	-	24時間

注) ①～④：第2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（6/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間					
						A-1	A-2	B-1	B-2	注	S 要 負 荷		B-2	区分 I	区分 II	中性子 モニター 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 要 負 荷	注 必 要 負 荷	注 必 要 負 荷	注 必 要 負 荷									
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-2	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (50-1, 52-1, 58-25 と同じ)	SA	-	-	● ^②	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間		
49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
50 条	原子炉格納容器内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 ^{*7} (48-2, 52-1, 58-25 と同じ)	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
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	高圧代替注水系 (45-1 と同じ)	SA	-	-	● ^①	-	-	8 時間	-	-	-	-	24 時間		
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 ^{*7} (48-2, 50-1, 58-25 と同じ)	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
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	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	SA	-	-	-	● ^{*12}	-	24 時間	-	-	-	-	-	24 時間	
			53-2	原子炉建屋水素濃度	SA	-	-	-	-	● ^{*12}	-	24 時間	-	-	-	-	-	24 時間
			53-3	原子炉ウエル水位	自主	-	-	-	● ^②	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	24 時間
			53-4	格納容器頂部注水流量	自主	-	-	-	● ^②	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	24 時間
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ^{*11} (16-1 と同じ)	D B / S A	● ^③	-	-	● ^①	-	24 時間	-	-	-	-	-	24 時間	
			54-2	使用済燃料プール温度 (SA)	SA	-	-	-	● ^①	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	24 時間
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	SA	-	-	-	● ^①	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	24 時間
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	SA	-	-	-	● ^①	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（7/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間						
						A-1 注) 必 要 負 荷	A-2 不 要 負 荷	B-1 注) 必 要 負 荷	B-2 不 要 負 荷	区分 I	区分 II		中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池				
																蓄電池 (A-1)	蓄電池 (A-2)	蓄電池 (B-1)	蓄電池 (B-2)
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
56 条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
57 条	電源設備	有	-	蓄電池（非常用）から電力供給する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	平均出力領域計装*3 (23-1と同じ)	D B / S A														
			58-2	起動領域計装*3 (23-2と同じ)	D B / S A														
			58-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (23-3と同じ)	D B / S A	● ①	-	-	-	-	-	24 時間	9 時間	-	-	-	-	-	-
			58-4	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）	S A	-	-	● ①	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	-	24 時間
			58-5	原子炉圧力（23-4と同じ）	D B / S A	● ①	-	-	-	-	-	24 時間	9 時間	-	-	-	-	-	-
			58-6	原子炉圧力（S A）	S A	-	-	● ①	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	-	24 時間
			58-7	原子炉圧力容器温度	S A	-	-	● ②	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	-	24 時間
			58-8	ドライウェル圧力	S A	-	-	● ①	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	-	24 時間
			58-9	サブプレッション・チェンバ圧力	S A	-	-	● ①	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	-	24 時間
			58-10	ドライウェル蒸気温度	S A	-	-	● ①	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	-	24 時間
			58-11	サブプレッション・チェンバ蒸気温度	S A	-	-	● ①	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	-	-	24 時間

注) ①～④：第2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（8/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）			要求 時間	蓄電池からの電力供給時間			
						A-1	A-2	B-1	B-2	区分 I	区分 II		中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V 系 蓄電池	
						注） 必 要 負 荷 時	注） 必 要 負 荷 時	注） 必 要 負 荷 時	注） 必 要 負 荷 時	注） 必 要 負 荷 時	注） 必 要 負 荷 時		注） 必 要 負 荷 時	注） 必 要 負 荷 時		
58 条 計装設備		有	58-12	サブプレッション・プール水温度	SA	-	-	●①	-	-	24 時間	-	-	-	24 時間	
			58-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (23-7 と同じ) ^{*11}	DB/ SA	●①	-	●①	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	24 時間
			58-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{*11} (23-8 と同じ)	DB/ SA	●①	-	●①	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	24 時間
			58-15	サブプレッション・プール水位	SA	-	-	●①	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-16	格納容器下部水位	SA	-	-	●②	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-17	代替淡水貯槽水位	SA	-	-	●①	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-18	高圧代替注水系系統流量	SA	-	-	●①	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-19	低圧代替注水系原子炉注水流量 ^{**}	SA	-	-	●①	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-20	代替循環冷却系原子炉注水流量	SA	-	-	-	-	● ^{*12}	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-21	原子炉隔離時冷却系系統流量 (23-10 と同じ)	DB/ SA	●①	-	-	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	-
			58-22	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量 ^{*10}	SA	-	-	●①	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-23	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量 ^{*10}	SA	-	-	●②	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-24	代替循環冷却系格納容器スプレイ 流量	SA	-	-	-	-	● ^{*12}	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-25	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 50-1, 52-1 と同じ)	SA	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間

第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の (48-2) で整理して記載

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（9/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間					
						A-1	A-2	B-1	B-2	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池	
						注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷	注） 必要 負荷									
58条 計装設備		有	58-26	耐圧強化ベント系放射線モニタ	SA	-	-	●②	-	-	-	24時間	-	-	-	24時間		
			58-27	代替循環冷却系ポンプ入口温度	SA	-	-	-	●**12	-	-	-	24時間	-	-	-	24時間	
			58-28	原子炉建屋水素濃度	SA	-	-	-	-	●**12	-	-	-	24時間	-	-	-	24時間
			58-29	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	DB/ SA	●②	-	-	-	-	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-
			58-30	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	-	-	-	-	●②	-	-	-	24時間	-	-	-	24時間
			58-31	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	DB/ SA	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	-
			58-32	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	DB/ SA	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間	9時間	-	-	-
			58-33	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	24時間
			58-34	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	●④	-	-	-	●②	-	-	-	24時間	24時間	-	-	24時間
			58-35	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	24時間
			58-36	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	24時間
			58-37	格納容器下部水温	SA	-	-	-	-	-	●②	-	-	24時間	-	-	-	24時間
			59条	原子炉制御室	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
60条	監視測定設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
61条	緊急時対策所	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

注) ①～④：第2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（10/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）			要求 時間	蓄電池からの電力供給時間			
						A-1	A-2	蓄電池（緊急用）		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ用 蓄電池		(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 1.25V系 蓄電池		
						注) 必 要負 荷時	注) 必 要負 荷時	B-1	B-2								
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	衛星電話設備 (35-2と同じ) データ伝送装置 (35-3と同じ)	DB/ SA	●④	-	●②	-	-	-	24時間	-	-	-	24時間	
			62-2			DB/ SA	●④	-	●②	-	-	-	-	24時間	-	-	24時間

注) ①～④：第2.2-1図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

(凡例)

■ : 区分Ⅰの蓄電池(125V系蓄電池A系)から電力供給

■ : 区分Ⅱの蓄電池(125V系蓄電池B系)から電力供給

■ : 中性子モニタ用蓄電池A系又は中性子モニタ用蓄電池B系から電力供給

■ : 区分Ⅲの蓄電池(125V系蓄電池HPCS系)から電力供給

■ : 緊急用125V系蓄電池から電力供給

— : 建設時直流の電力供給を必要としていた設備

(略語)

D/W : ドライウエル

S/C : サプレッション・チェンバ

- ※1 DBは設計基準事故対処設備を示す。SAは重大事故等対処設備を示す。自主は自主対策設備を示す。
- ※2 重大事故等対処設備である高圧代替注水系と共用している電動弁については、緊急用125V系蓄電池から供給可能な設計とする。
- ※3 平均出力領域計装及び起動領域計装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ため、蓄電池から当該設備への給電時間は、60分間で設定する。なお、起動領域計装については全交流動力電源喪失後約4時間監視可能である。
- ※4 外の状況を監視する設備は、構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計、気象観測設備、モニタリング・ポスト等がある。このうち構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計は、全交流動力電源喪失後約8時間監視可能である。
- ※5 全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系による原子炉への

注水に失敗している場合は、重大事故等対処設備である高圧代替注水系により、原子炉への注水が可能な設計とする。

- ※6 耐圧強化ベント系は、耐圧強化ベント系放射線モニタを示す。
- ※7 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置入口水素濃度を示す。
- ※8 低圧代替注水系原子炉注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水流量の監視に用いる。
- ※9 低圧代替注水系格納容器スプレー流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器へのスプレー流量の監視に用いる。
- ※10 低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水流量の監視に用いる。
- ※11 区分Ⅰ又は区分Ⅱの蓄電池から電力供給ができない場合には、電源切替盤にて電源切替操作することにより、緊急用 125V 系蓄電池から電力供給が可能である。
- ※12 原則、直流機器を選定することで監視システム設備の構成上有利となる。

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備(1/3)

主要設備	設置許可基準規則(条)															
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	
原子炉压力容器温度	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉圧力	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉圧力(SA)	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位(広帯域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位(燃料域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位(SA広帯域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位(SA燃料域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
高压代替注水系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低压代替注水系原子炉注水流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
代替循環冷却系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低压代替注水系格納容器下部注水流量	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
ドライウエル雰囲気温度	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・プール水温度	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	○	-	-	-	○	
格納容器下部水温	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
ドライウエル圧力	-	-	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・チェンバ圧力	-	-	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・プール水位	-	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	○	-	○	
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
格納容器内水素濃度(SA)	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	-	-	○	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	-	-	○	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
起動領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
平均出力領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置水位	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置圧力	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備 (2/3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	○
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	○
代替淡水貯槽水位	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	○	-	○	-	○
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	○
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
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 (SA)	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	○
使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
原子炉隔離時冷却系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高圧炉心スプレイ系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系系統流量	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧炉心スプレイ系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	○	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備 (3/3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
残留熱除去系熱交換器出口温度	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系海水系系統流量	○	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○

■ : 交流電源から給電する計装設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリオグループ等で期待している計装設備について (1/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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	
【動力電源対象】																								
原子炉隔離時冷却系	-	-	○	-	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧代替注水系	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	○	-	-	-	○	○	-	-
【制御電源対象】																								
原子炉圧力容器温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉圧力	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉圧力 (S A)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉水位 (広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉水位 (燃料域)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉水位 (S A 広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉水位 (S A 燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
高圧代替注水系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系原子炉注水流量	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリオグループ等で期待している計装設備について (2/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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	
代替循環冷却系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○	-	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
ドライウエル雰囲気温度	○	-	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水温度	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
格納容器下部水温	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
ドライウエル圧力	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ圧力	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水位	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	○	-
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内水素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリオグループ等で期待している計装設備について (3/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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	
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	○	○	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
起動領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○
平均出力領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替淡水貯槽水位	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	○	○	-	-	○	-	○	○	-	-	○	-	-
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリオグループ等で期待している計装設備について (4/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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	
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-
使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系系統流量	-	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-
低圧炉心スプレイ系系統流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリオグループ等で期待している計装設備について (5/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-
残留熱除去系海水系統流量	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-

(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事故シナリオグループ及び設備
- : 交流電源から給電する計装設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)

(5) 全交流動力電源喪失時の電力供給の方法

125V系蓄電池A系又は125V系蓄電池B系から24時間電力供給が必要な直流設備に電力源供給を行う場合、蓄電池の容量を考慮し、下記のとおり不要な負荷の切離し操作を行う。

【全交流動力電源喪失から60分以内】

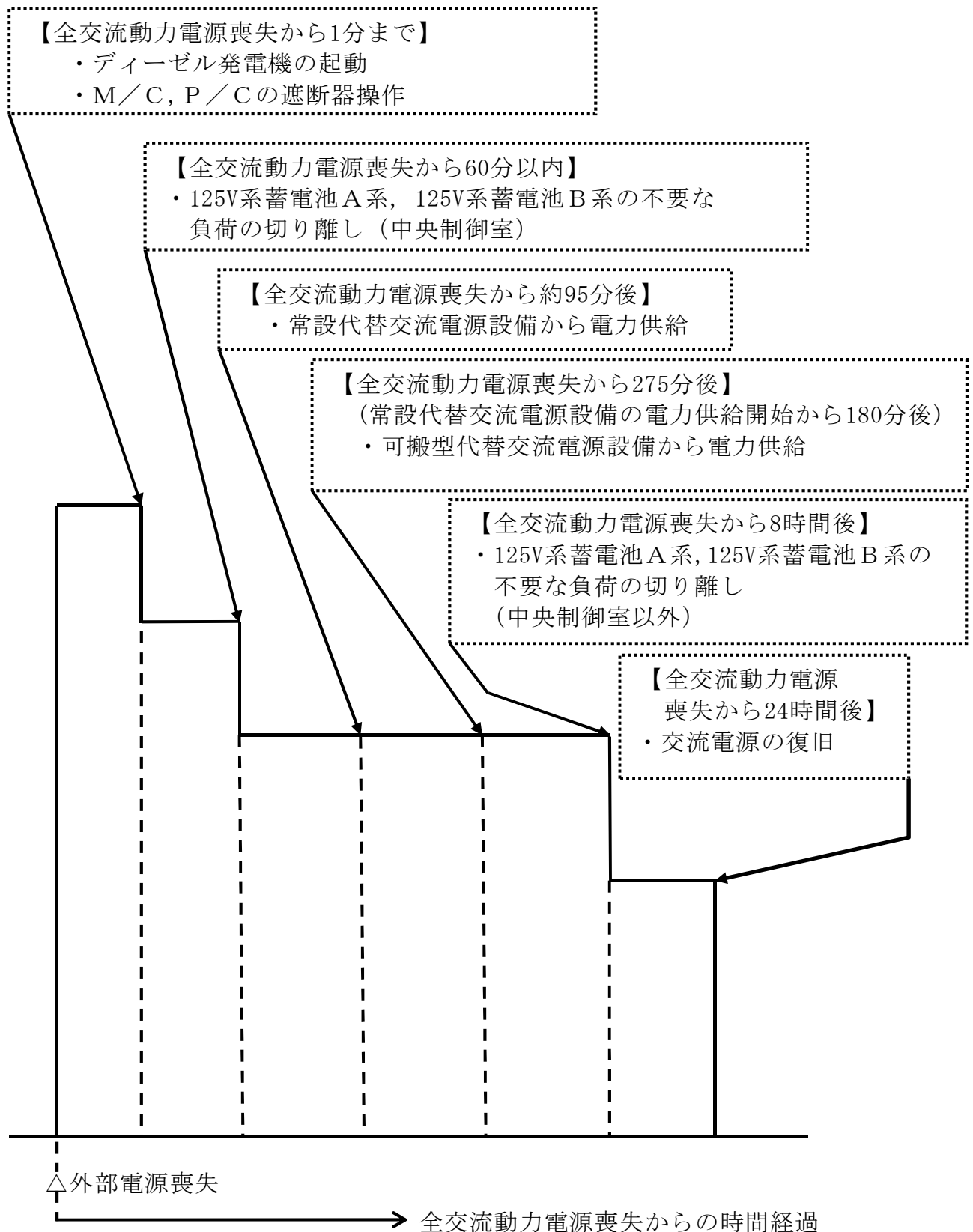
- ・125V系蓄電池A系の不要な負荷の切り離し^{※1}
- ・125V系蓄電池B系の不要な負荷の切り離し^{※1}

※1 中央制御室または隣接する電気室等において簡易な操作にて切り離し可能な負荷

【全交流動力電源喪失から8時間後】

- ・125V系蓄電池A系の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）
- ・125V系蓄電池B系の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）

全交流動力電源喪失直後から24時間後までの間に考慮する設備操作の時刻系列を第2.2-2図に示す。



第 2.2-2 図 全交流動力電源喪失発生以降において考慮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。

(1) 125V系蓄電池A系（区分Ⅰ）

全交流動力電源喪失から60分後に125V系蓄電池A系の不要な負荷のうち中央制御室にて簡易な操作により切り離し可能な負荷について、切り離しを行う。その後、全交流動力電源喪失から8時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16時間にわたり使用する。

(2) 125V系蓄電池B系（区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から60分後に125V系蓄電池B系の不要な負荷のうち中央制御室にて簡易な操作により切り離し可能な負荷について、切り離しを行う。その後、全交流動力電源喪失から8時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16時間にわたり使用する。

(3) 125V系蓄電池HPCS系（区分Ⅲ）

全交流動力電源喪失から操作を要することなく24時間後まで使用する。

(4) 中性子モニタ用蓄電池（A系：区分Ⅰ，B系：区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から操作を要することなく4時間後まで使用する。

2.3.1.2 125V系蓄電池A系の容量

(1) 125V系蓄電池A系の負荷内訳


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

第2.3.1-1表 125V系蓄電池A系負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間 ^{※1}	9-24時間
M/C, P/C遮断器の制御電源				
2C非常用ディーゼル発電機初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
その他の負荷 ^{※3}				
合計	1,750	255	238	134

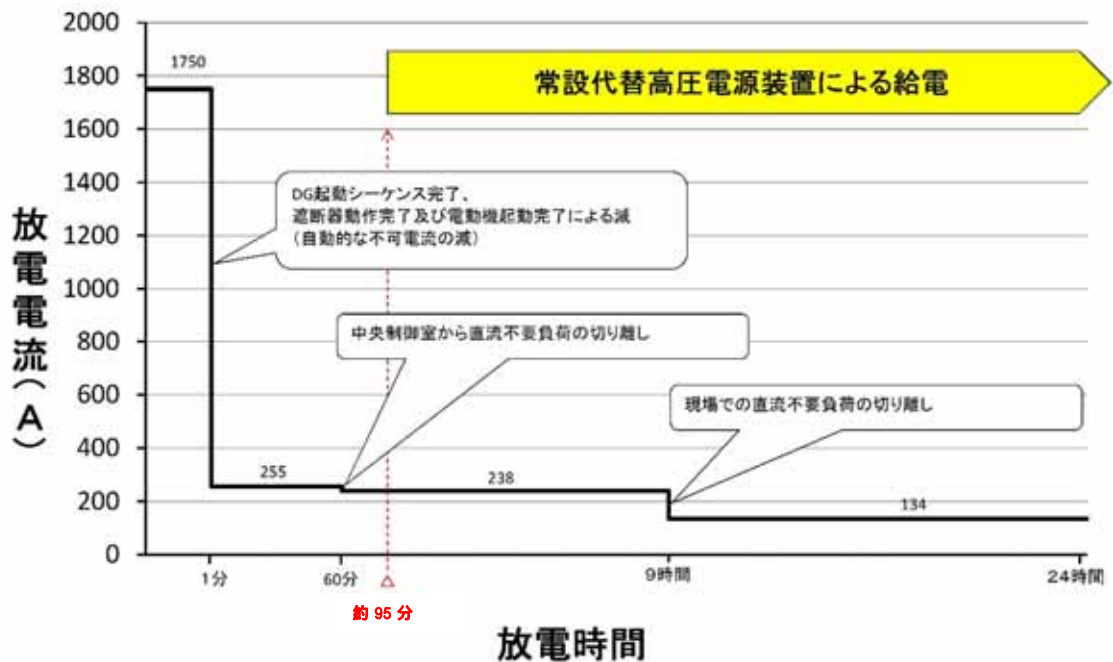
単位：A

※1 事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し、容量計算では9時間まで給電を継続するものとしている。

※2 2C非常用ディーゼル発電機初期励磁はM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、2C非常用ディーゼル発電機初期励磁電流  はM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）に1分間電力供給するものとして蓄電池容量を計算す

る。

※3 その他の負荷の内訳は「別紙10 蓄電池（非常用）の容量内訳」に示す。



第 2.3.1-1 図 125V 系蓄電池 A系負荷給電パターン

(2) 125V 系蓄電池 A系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙 6 に示す。）

① 1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1,750] = 1,444 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 1,750 \text{ (A)}$$

② 60 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1,750 + 1.98 \times (255 - 1,750)] \\ = 675 \text{Ah}$$

$$K_1 : 2.00 \text{ (60 分)}, I_1 : 1,750 \text{ (A)}$$

$K_2 : 1.98$ (59 分), $I_2 : 255$ (A)

③ 9 時間 (540 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_3 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1,750 + 9.43 \times (255 - 1,750) + 8.72 \times (238 - 255)] \\ &= 2,843 \text{Ah} \end{aligned}$$

$K_1 : 9.44$ (540 分), $I_1 : 1,750$ (A)

$K_2 : 9.43$ (539 分), $I_2 : 255$ (A)

$K_3 : 8.72$ (480 分), $I_3 : 238$ (A)

④ 24 時間 (1,440 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_4 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1,750 + 24.31 \times (255 - 1,750) + 23.32 \times (238 - 255) + 15.32 \times (134 - 238)] \\ &= 5,284 \text{Ah} \end{aligned}$$

$K_1 : 24.32$ (1,440 分), $I_1 : 1,750$ (A)

$K_2 : 24.31$ (1,439 分), $I_2 : 255$ (A)

$K_3 : 23.32$ (1,380 分), $I_3 : 238$ (A)

$K_4 : 15.32$ (900 分), $I_4 : 134$ (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス $_i$ (添え字) 1, 2, 3, ..., 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。

上記計算より，全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5,284Ah であり，125V 系蓄電池 A 系の容量（約 6,000Ah）以下であることから，125V 系蓄電池 A 系は必要な容量を有している。

2.3.1.3 125V系蓄電池B系の容量

(1) 125V系蓄電池B系の負荷内訳

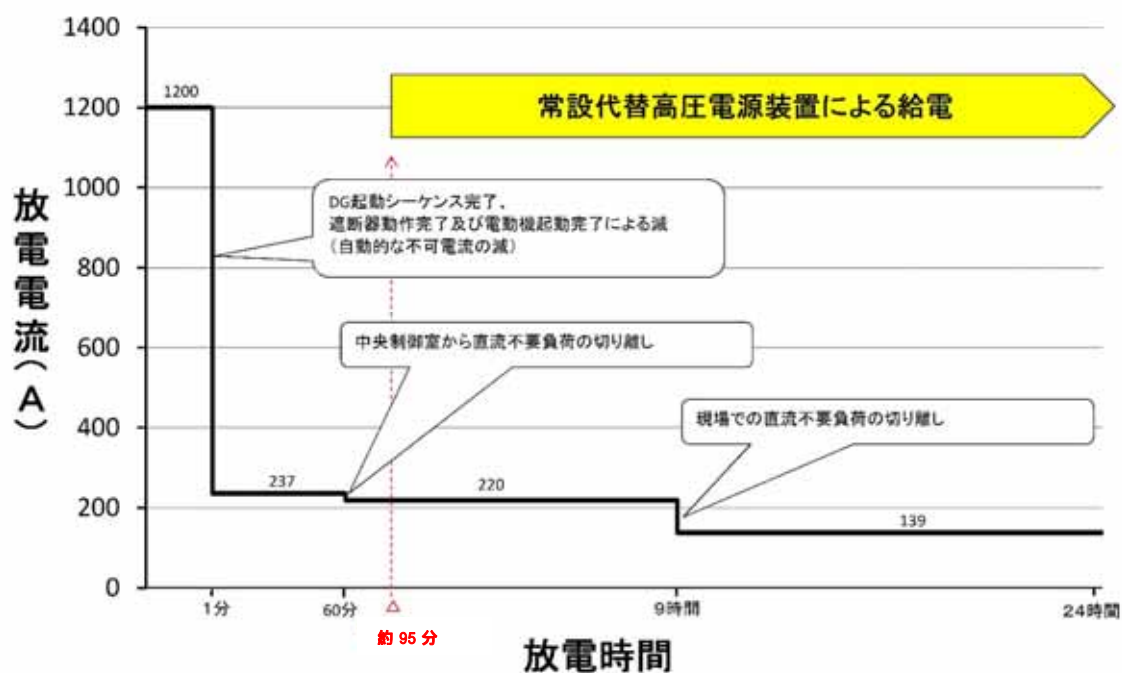
125V系蓄電池B系は、以下の第2.3.1-2表に示す負荷に電力を供給する。また、125V系蓄電池B系による負荷給電パターンを、第2.3.1-2図に示す。

第2.3.1-2表 125V系蓄電池B系負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間 ^{※1}	9-24時間
M/C, P/C遮断器の制御電源				
2D非常用ディーゼル発電機初期励磁				
その他の負荷 ^{※3}				
合計	1,200	237	220	139

単位：A

- ※1 事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し、容量計算では9時間まで給電を継続するものとしている。
- ※2 2D非常用ディーゼル発電機初期励磁はM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、2D非常用ディーゼル発電機初期励磁電流 はM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）に1分間電力供給するものとして蓄電池容量を計算する。
- ※3 その他の負荷の内訳は「別紙10 蓄電池（非常用）の容量内訳」に示す。



第 2.3.1-2 図 125V 系蓄電池 B 系負荷給電パターン

(2) 125V 系蓄電池 B 系の容量計算結果 (蓄電池の容量算出方法は別紙 6 に示す。)

① 1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1,200] = 990\text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 1,200 \text{ (A)}$$

② 60 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_2 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1200 + 1.98 \times (237 - 1,200)] \\ &= 617\text{Ah} \end{aligned}$$

$$K_1 : 2.00 \text{ (60 分)}, I_1 : 1,200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 1.98 \text{ (59 分)}, I_2 : 237 \text{ (A)}$$

③ 9 時間 (540 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_3 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1,200 + 9.43 \times (237 - 1,200) + 8.72 \times (220 - 237)]$$

$$= 2,624\text{Ah}$$

$$K_1 : 9.44 \text{ (540 分)}, I_1 : 1,200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 9.43 \text{ (539 分)}, I_2 : 237 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 8.72 \text{ (480 分)}, I_3 : 220 \text{ (A)}$$

④ 24 時間 (1,440 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_4 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1,200 + 24.31 \times (237 - 1,200) + 23.32 \times (220 - 237) + 15.32 \times (139 - 220)]$$

$$= 5,171\text{Ah}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1,440 分)}, I_1 : 1,200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 24.31 \text{ (1,439 分)}, I_2 : 237 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 23.32 \text{ (1,380 分)}, I_3 : 220 \text{ (A)}$$

$$K_4 : 15.32 \text{ (900 分)}, I_4 : 139 \text{ (A)}$$

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i(添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に付番

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

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5,171Ah であり, 125V 系蓄電池 B 系の容量 (約 6,000Ah) 以下であることから, 125V 系蓄電池 B 系は必要な容量を有している。

2.3.1.4 125V系蓄電池HPC S系の容量

(1) 125V系蓄電池HPC S系の負荷内訳

125V系蓄電池HPC S系は、以下の第2.3.1-3表に示す負荷に電力を供給する。また、125V系蓄電池HPC S系による負荷給電パターンを、第2.3.1-3図に示す。

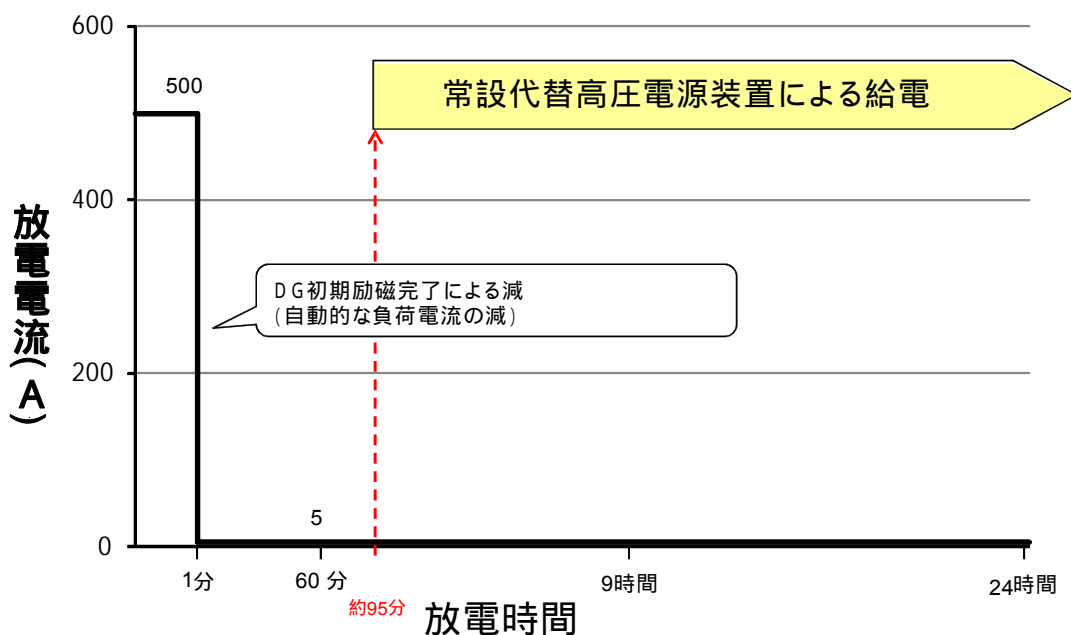
第2.3.1-3表 125V系蓄電池HPC S系負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-24時間
M/C遮断器の制御電源		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁		
その他の負荷※ ²		
合計	500	5

単位：A

※1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁はM/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、M/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し：A）は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁電流より小さいため、電流値の大きい高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁電流に1分間電力供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※2 その他の負荷の内訳は「別紙10 蓄電池（非常用）の容量内訳」に示す。



第 2.3.1-3 図 125V 系蓄電池 H P C S 系負荷給電パターン

(2) 125V 系蓄電池 H P C S 系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙添 6 に示す。）

① 1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 500 \text{ (A)}$$

② 24 時間 (1440 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)] \\ = 159 \text{Ah}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1,440 分)}, K_2 : 24.31 \text{ (1,439 分)}$$

$$I_1 : 500 \text{ (A)}, I_2 : 5 \text{ (A)}$$

注) C_i : +10°C における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間 (時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度によ

り定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス _{i} (添え字)1, 2, 3・・・, 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。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 413Ah であり, 125V 系蓄電池 H P C S 系の容量 (約 500Ah) 以下であることから, 125V 系蓄電池 H P C S 系は必要な容量を有している。

2.3.1.5 中性子モニタ用蓄電池A系の容量

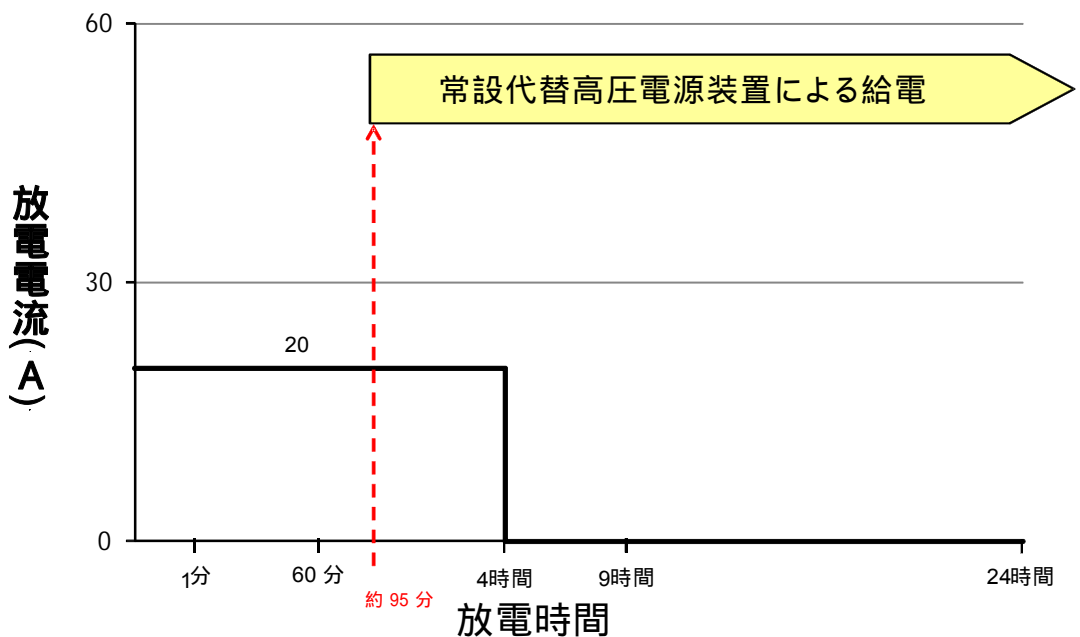
(1) 中性子モニタ用蓄電池A系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池A系は、以下の第2.3.1-4表に示す負荷に電力を供給する。また、中性子モニタ用蓄電池A系による負荷給電パターンを、第2.3.1-4図に示す。

第2.3.1-4表 中性子モニタ用蓄電池A系負荷一覧表

負荷名称	4時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計	20.0	20.0

単位：A



第2.3.1-4図 中性子モニタ用蓄電池A系負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池A系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙6に示す。）

① 4時間（240分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

K_1 : 5.30 (240分), I_1 : 20.0 (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i(添え字) 1, 2, 3..., n: 放電電流の変化の順に付番

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

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 133Ah であり, 中性子モニタ用蓄電池A系の容量 (約 150Ah) 以下であることから, 中性子モニタ用蓄電池A系は必要な容量を有している。

2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池B系の容量

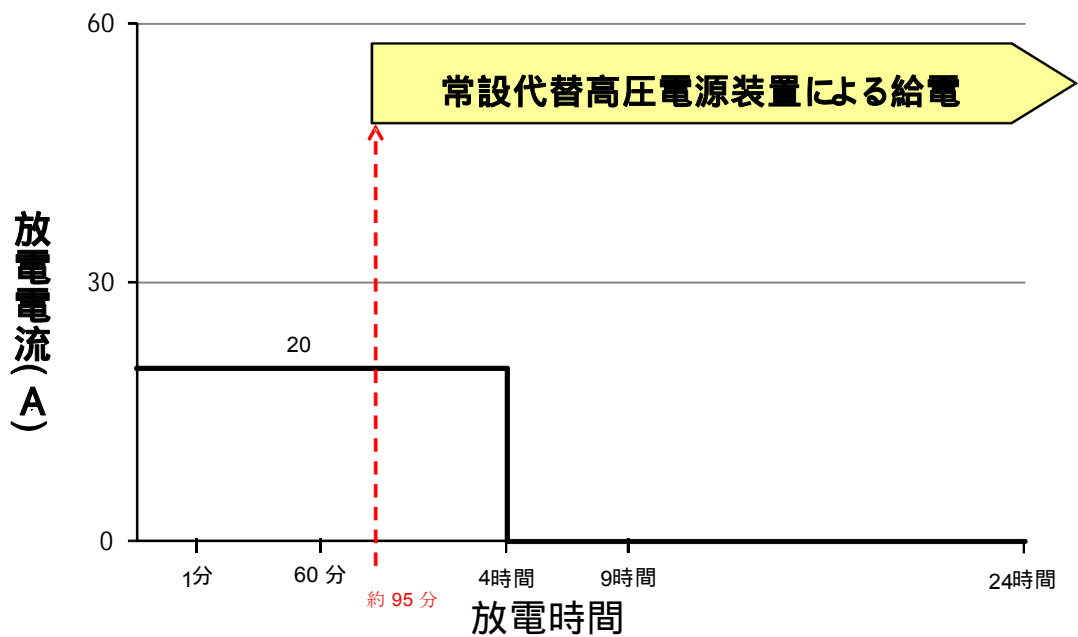
(1) 中性子モニタ用蓄電池B系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池B系は、以下の第 2.3.1-5 表に示す負荷に電力を供給する。また、中性子モニタ用蓄電池B系による負荷給電パターンを、第 2.3.1-5 図に示す。

第 2.3.1-5 表 中性子モニタ用蓄電池B系負荷一覧表

負荷名称	4 時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計	20.0	20.0

単位：A



第 2.3.1-5 図 中性子モニタ用蓄電池B系負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池B系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙6に示す。）

① 4時間（240分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

K_1 : 5.30 (240分), I_1 : 20.0 (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サブイックス_i(添え字)1, 2, 3..., 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。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は133Ahであり, 中性子モニタ用蓄電池B系の容量(約150Ah)以下であることから, 中性子モニタ用蓄電池B系は必要な容量を有している。

2.3.1.7 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2.3.1-6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、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間(24時間)以上確保でき、設置許可基準規則第14条の要求事項を満足する。

第2.3.1-6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)
125V系蓄電池A系	約6,000Ah	1分間→1,444Ah 60分間→675Ah 9時間→2,843Ah 24時間→ <u>5,284Ah</u>	約5,284Ah	○
125V系蓄電池B系	約6,000Ah	1分間→990Ah 60分間→617Ah 9時間→2,624Ah 24時間→ <u>5,171Ah</u>	約5,171Ah	○
中性子モニタ用蓄電池A系	約150Ah	4時間→ <u>133Ah</u>	約133Ah	○
中性子モニタ用蓄電池B系	約150Ah	4時間→ <u>133Ah</u>	約133Ah	○
125V系蓄電池HPCS系(参考)	約500Ah	1分間→ <u>413Ah</u> 24時間→159Ah	約413Ah	○

*下線は各蓄電池の必要容量

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

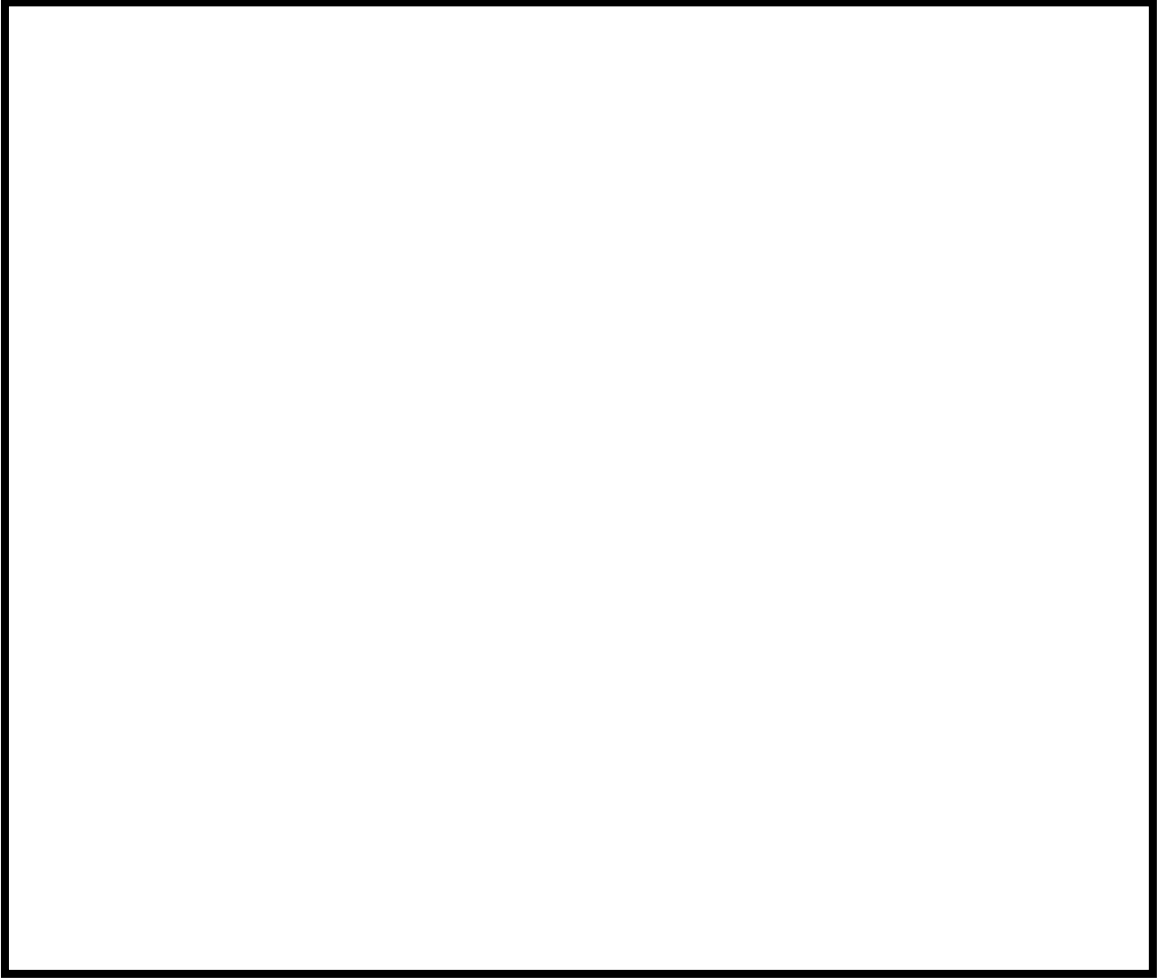
蓄電池（非常用）の配置を、第 2.3.2-1 図に示す。

蓄電池（非常用）は、非常用 3 系統をお互い別の場所に設置しており、主たる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、地震、津波、内部火災及び溢水の観点から、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。

また、発電所敷地で想定される地震、津波以外の自然現象として、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮が選定される。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮に対して外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内に設置し、各自然現象によって機能が喪失することがない設計とする。落雷については、避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより落雷により機能を喪失することがない設計とする。洪水については、立地的要因から設計上の考慮は不要である。

主たる共通要因に対する頑健性を、第 2.3.2-1 表に示す。



第 2.3.2-1 図 蓄電池（非常用）配置図

第 2.3.2-1 表 主たる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	基準地震動に対して、十分な耐震性を有する設計とする。	基準地震動に対して、建屋及び蓄電池（非常用）が機能維持できる設計とする。
津波	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。	新設する防潮堤により蓄電池室が、津波の影響を受けない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離を行う設計とする。	異なる系統の蓄電池室については、火災防護基準で要求されている 3 時間以上の耐火能力を有する防火壁又は隔壁等により分離する設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水・蒸気・被水）に対し、影響のないことを確認、もしくは溢水源等に対し溢水影響のないよう設備対策を実施する設計とする。	地震や火災による溢水に対して蓄電池（非常用）が機能喪失にならないことを確認する。 また、蓄電池室には、蒸気源及び被水源がないため影響を考慮する必要がない。

別紙 1 常設代替交流電源設備から電力供給を開始する時間

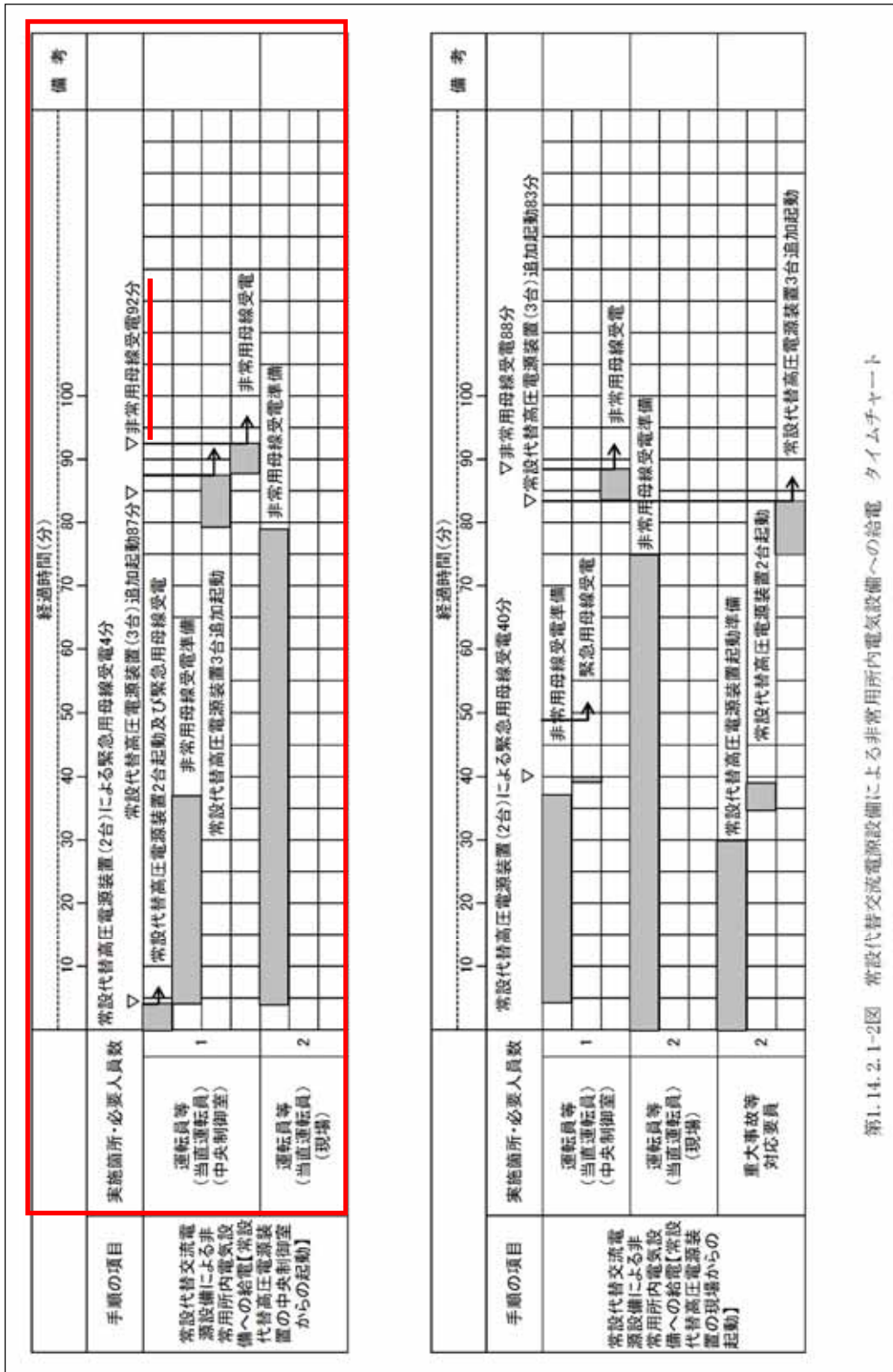
常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの電力供給開始に要する時間は、「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」に記載する。同資料に記載する電力供給開始に係る時間評価結果を第 1 図に示す。

全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2 台）から代替所内電気設備（緊急用M/C）への給電に要する時間は 4 分であり、代替所内電気設備に接続している重大事故等対処設備（常設低圧代替冷却系ポンプ等）が使用可能となる。なお、常設代替高圧電源装置 2 台で代替所内電気設備に接続している重大事故等対処設備が使用可能な負荷容量となっている。

その後、2 C 及び 2 D 非常用ディーゼル発電機の故障により非常用所内電気設備（M/C 2 C 及び M/C 2 D）の母線電圧が喪失している場合には、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 3 台）を追加起動することにより、緊急用M/Cを経由して、非常用所内電気設備（M/C 2 C 又は M/C 2 D）へ給電する。

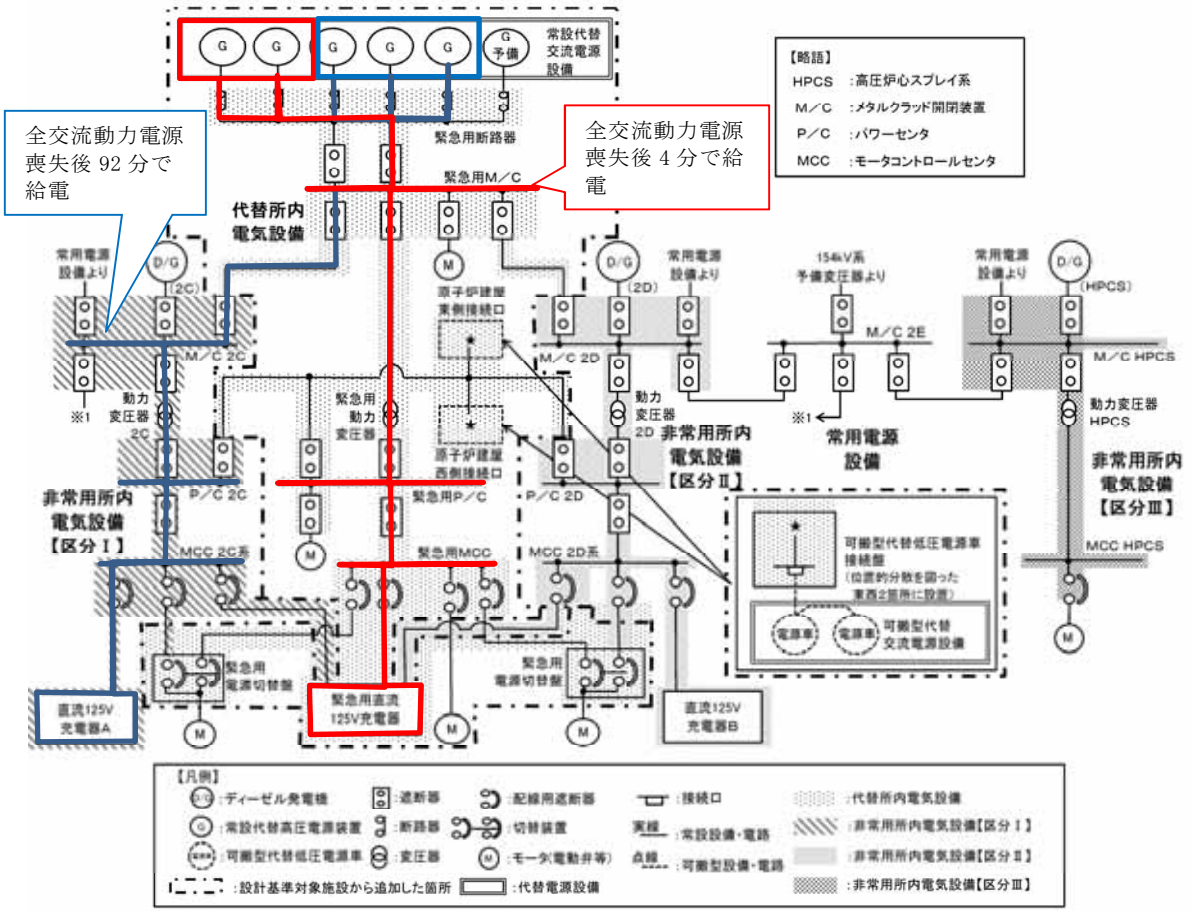
常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）から非常用所内電気設備へ給電に要する時間は 92 分であり、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備に接続している設備（設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備）が使用可能となる。（第 2 図交流単線結線図参照）

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備へ給電が完了する時間は 92 分であるため、95 分で電力供給可能としている。



第1.14.2.1-2図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート

第1図 「東海第二発電所「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」抜粋



第 2 図 交流単線結線図

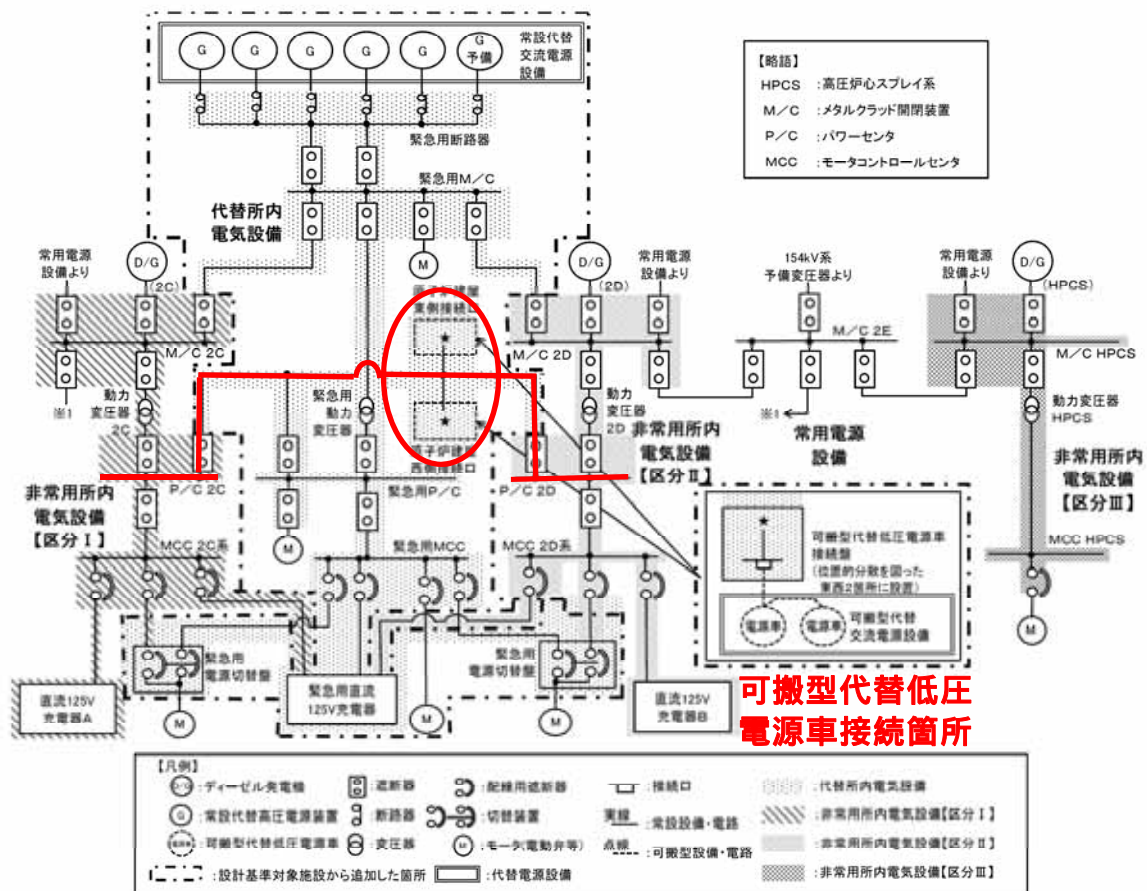
別紙 2 可搬型代替電源設備から電力供給を開始する時間

可搬型代替電源設備（可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備への電力供給方法は、非常用 P / C への電力供給（第 1 図参照）と、可搬型整流器を用いた直流 125V 主母線盤への電力供給（第 2 図参照）がある。

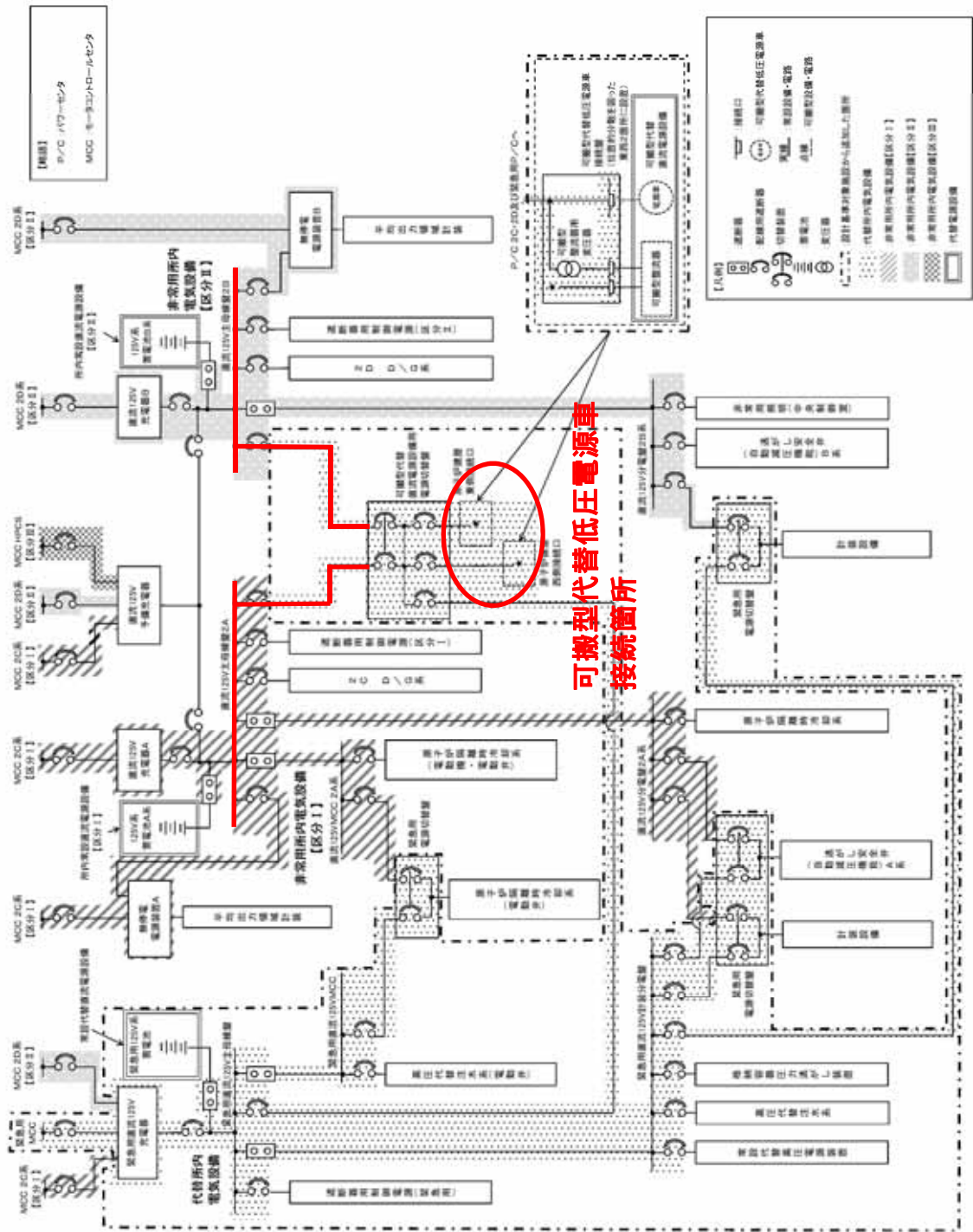
非常用 P / C への電力供給は 180 分（第 3 図参照）、直流 125V 主母線盤への電力供給は 250 分（第 4 図参照）で完了する。

設置許可規準規則第 14 条においては、全交流動力電源喪失から重大事故等に対処するために必要な電力が交流動力電源設備から供給開始されるまでの間、必要負荷に電力を供給することを要求している。

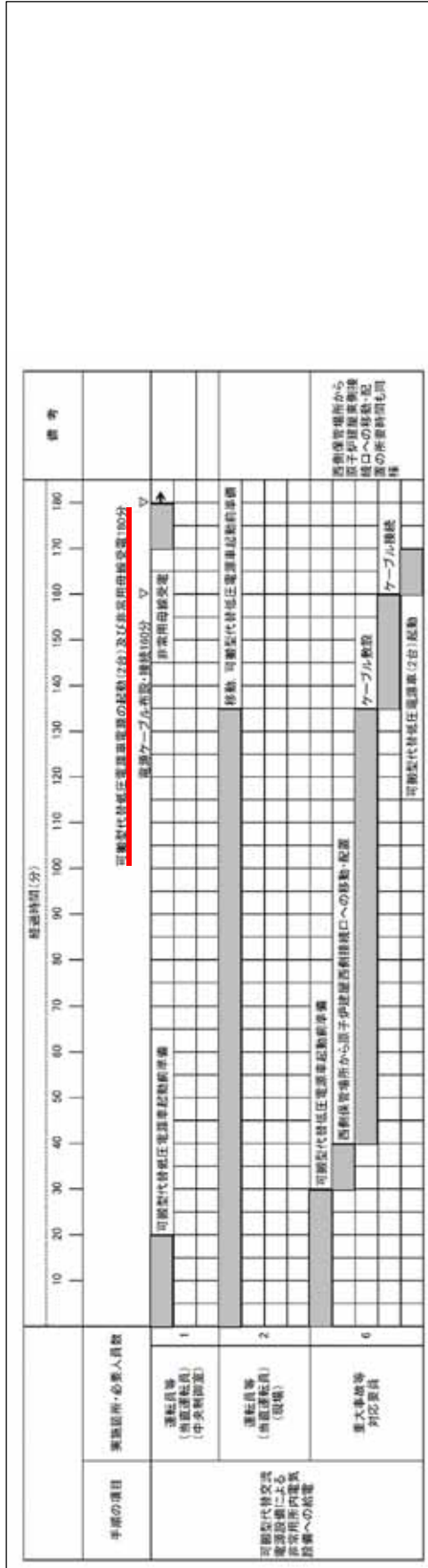
このため、可搬型代替電源設備（可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備の電力供給開始までの時間は、交流動力電源を供給する非常用 P / C への電力供給時間 180 分を使用する。



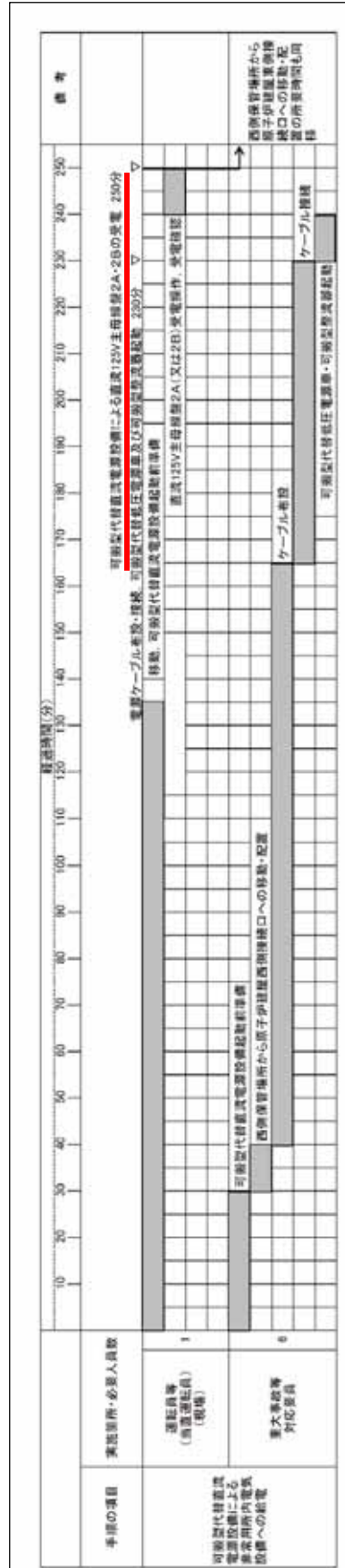
第 1 図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（非常用 P / C）への電力供給経路図



第2図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（125V 主母線盤）への電力供給経路図



第3図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（非常用P/C）電力供給電タイムチャート※1



第4図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（直流125V主母線盤）への電力供給タイムチャート※1

※1 「東海第二発電所「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」の抜粋

別紙 3 所内常設蓄電式直流電源設備

125V 系蓄電池 A 系, 125V 系蓄電池 B 系及び 125V 系蓄電池 H P C S 系は, 重大事故等対処設備として要求される所内常設蓄電式直流電源設備と兼用しており, 設置許可基準規則第 57 条電源設備 解釈 1b) 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とする。

上記の要求事項を満足するために、代替電源設備を含む交流電源の復旧に時間を要する場合、125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系は全交流動力電源喪失発生後 1 時間及び 8 時間後以降に不要負荷を切り離す手順とする。ただし、125V 系蓄電池 H P C S 系は切り離し操作をすることなく 24 時間後まで使用する。

別紙 4 制御棒位置指示への給電について

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針では、事故時のプラント状態の把握機能は重要度分類のクラス 2 に分類され、非常用電源からの給電要求がある。

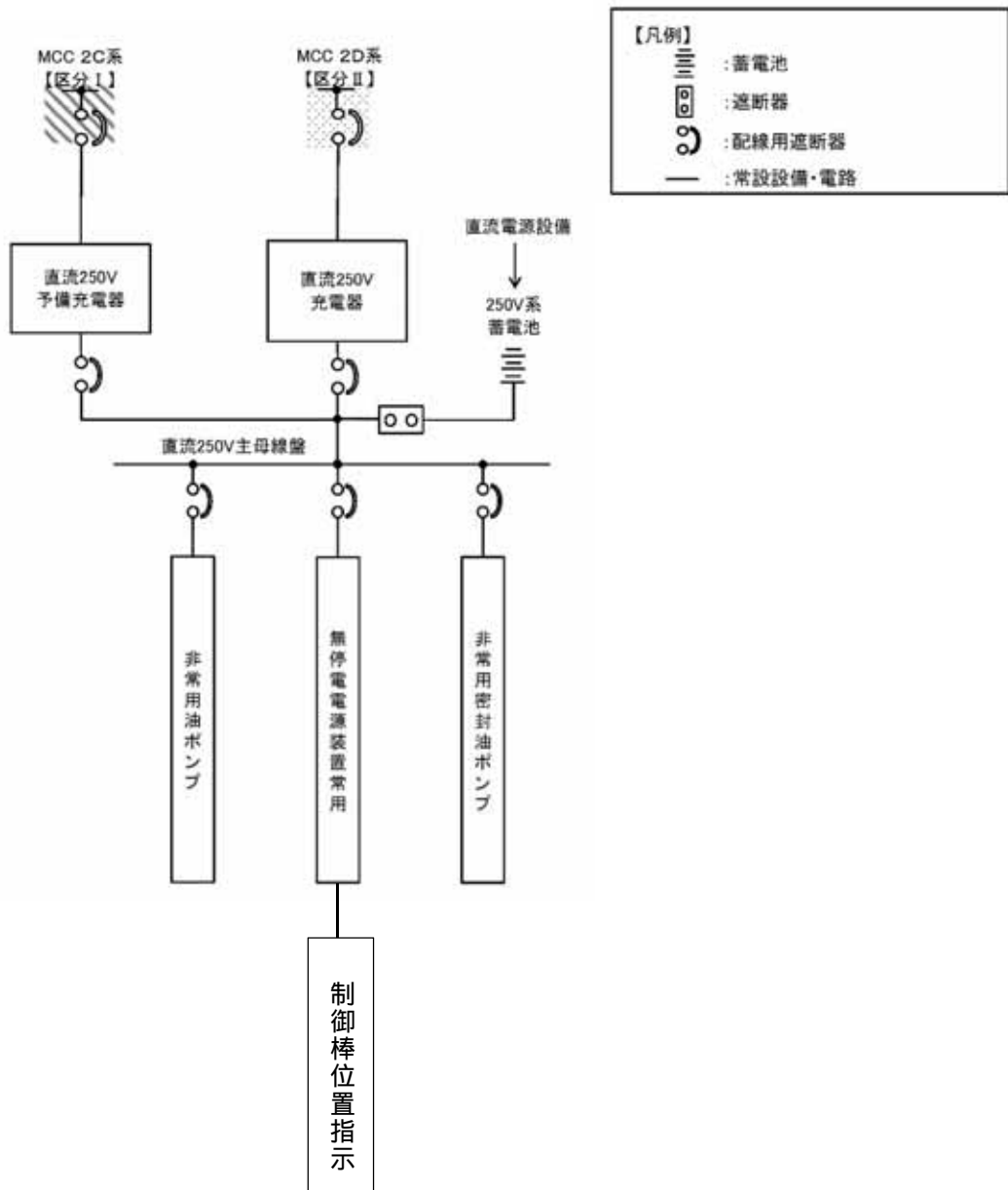
制御棒位置指示は「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」(J E A G 4 6 1 1 - 2 0 0 9)において上記事故時のプラント状態の把握機能を有する設備と位置付けているが、本文第 2.2-1 表の全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流電源設備としては選定していない。これは、以下の理由によるものがある。

(1) 制御棒位置指示は耐震 C クラス設計であること。

「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」(J E A G 4 6 1 1 - 2 0 0 9)では、制御棒位置指示の耐震クラスが低いことを考慮し、原子炉スクラム用電磁接触器と相まってクラス 2 要求を満足する設備と位置付けていること。

(2) 東海第二発電所の制御棒位置指示は無停電電源設備より給電するが、第 1 図に示すとおり直流電源系は常用蓄電池より給電する設計となっていること。

(3) 上記設計を考慮し、全交流動力電源喪失の有効性評価では原子炉停止状態を確認するためのパラメータとして平均出力領域計装及び起動領域計装を選定していること。



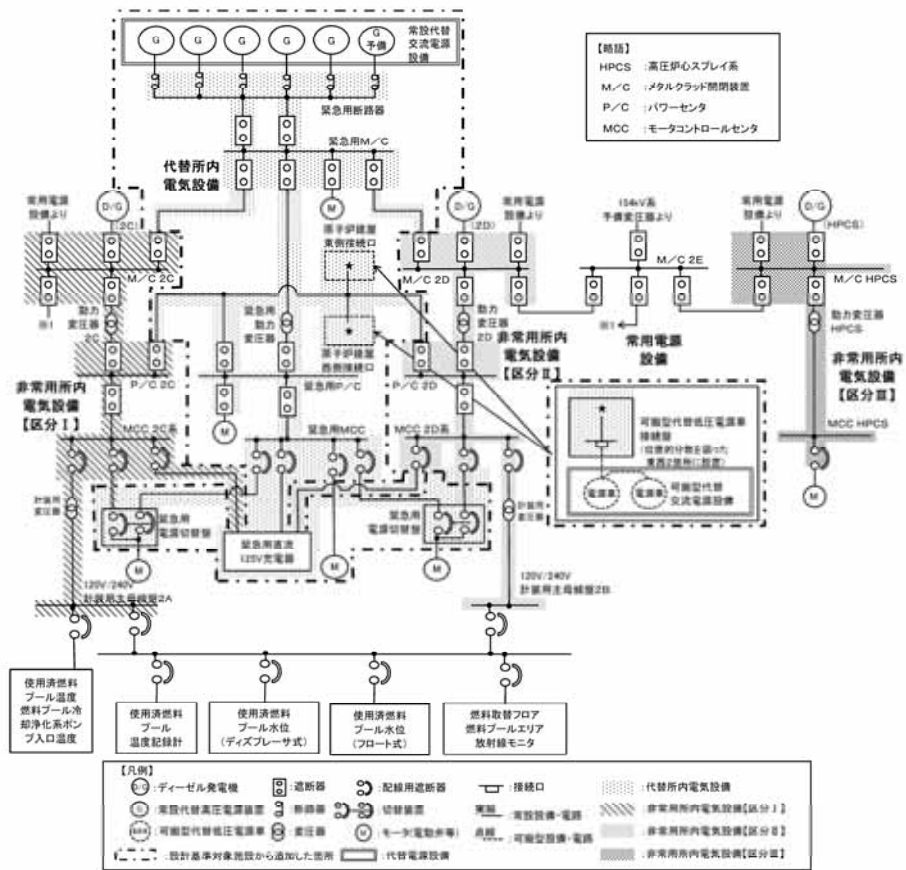
第1図 制御棒位置指示への給電系統

別紙 5 使用済燃料プールの水位・温度監視について

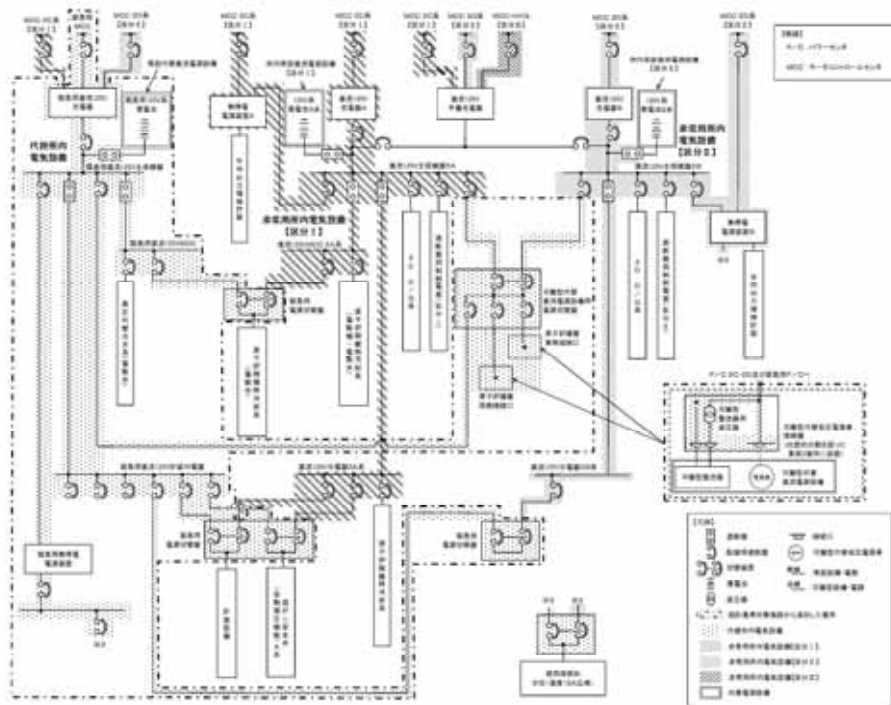
使用済燃料プールの水位・温度の監視は、設置許可基準規則第 16 条第 3 項第 2 号において、外部電源が利用できない場合における使用済燃料プールの水位・温度の監視機能が要求されている。

東海第二発電所の既設の使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度は、第 1 図に示すとおり非常用交流母線より給電される設計となっている。このため、全交流動力電源喪失時にも使用済燃料プールの水位・温度の監視を可能とするため、蓄電池（非常用）から給電される使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）を新たに設置する（第 2 図）。

なお、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）は、重大事故等対策の有効性評価における重要事故シーケンスである蓄電池（非常用）機能が喪失する全交流動力電源喪失（T B D）時においても、使用済燃料プールの水位及び温度監視を可能とするため、常設代替直流電源設備からも給電可能な設計とする。



第1図 交流電源概略図



第2図 直流電源概略図

別紙 6 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℃とする。
- (3) 放電終止電圧は 1.80V/セルとする。(別紙 8)
- (4) 保守率は 0.8 とする。
- (5) 容量算出の一般式

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

ここに,

C_i : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., 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 (125V 系蓄電池H P C S 系容量)

(1) 1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

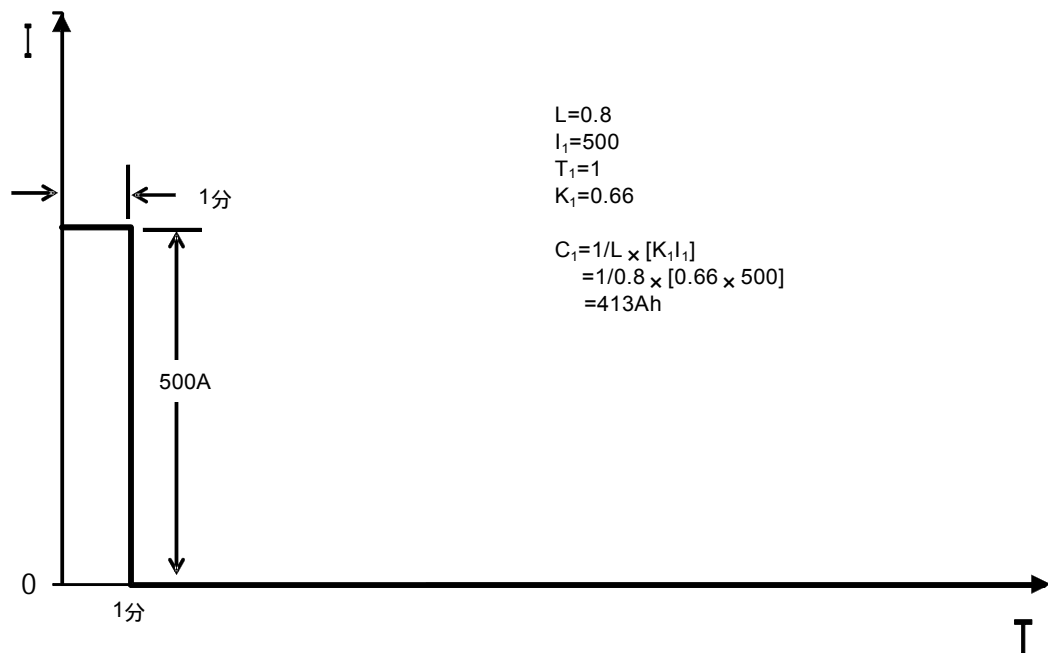
$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413\text{Ah}$$

(2) 24 時間 (1,440 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_{1440} = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)]$$
$$= 159\text{Ah}$$

給電開始から 1 分までの蓄電池容量 $C_1 = 413\text{Ah}$ である。

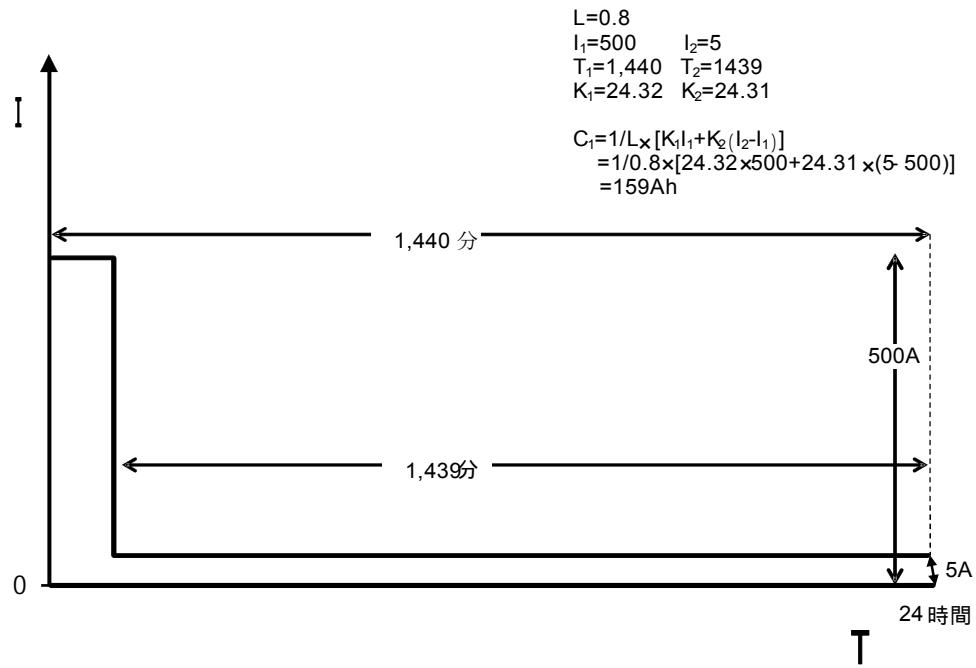
給電開始から 1 分までの負荷曲線を第 1 図に示す。



第 1 図 給電開始から 1 分までの負荷曲線

給電開始から 24 時間 (1,440 分) 後までの蓄電池容量 $C_2=159\text{Ah}$ である。

給電開始から給電開始から 24 時間 (1,440 分) 後までの負荷曲線を第 2 図に示す。



第 2 図 給電開始から 24 時間 (1,440 分) 後までの負荷曲線

別紙 7 蓄電池の容量換算時間 K_i 値一覧

蓄電池（非常用）の容量換算時間を第 1 表に示す。

第 1 表 125V 系蓄電池 A 系, 125V 系蓄電池 B 系, 125V 系蓄電池 H P C S 系,
中性子モニタ用蓄電池 A 系及び中性子モニタ用蓄電池 B 系（制御弁
式）容量換算時間

放電時間 T (分)	容量換算時間 K_i (時)
1	0.66
59	1.98
60	2.00
240	5.30
480	8.72
539	9.43
540	9.44
599	10.32
600	10.32
900	15.32
1,380	23.32
1,439	24.31
1,440	24.32

別紙 8 蓄電池の放電終止電圧

蓄電池の容量換算時間 K_1 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、蓄電池から電力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。

東海第二発電所では、放電終止電圧を次のとおりとする。

125V系蓄電池A系，125V系蓄電池B系，125V系蓄電池H P C S系，
中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系：1.80V／セル

別紙 9 蓄電池容量の保守性の考え方

蓄電池の容量は、使用開始から寿命までの間変化し、使用年数を経るに従い容量が低下する。このため、蓄電池の容量は、必要容量に対し以下のような保守性を考慮することで、余裕を持った容量設計とする。

- (1) 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(S B A S O 6 0 1 - 2 0 1 4) による保守率 0.8 を採用することで、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)
- (2) 各負荷の電流値は、設計値を用いている。

別紙 10 蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳

125V 系蓄電池 A 系，125V 系蓄電池 B 系，125V 系蓄電池 H P C S 系の「その他の負荷」内訳は以下の第 1 表～第 3 表のとおりである。

第 1 表 125V 系蓄電池 A 系「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1 分	1 分-60 分	1-9 時間	9-24 時間
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁				
その他 原子炉隔離時冷却系弁				
無停電電源装置 A ^{※1}				
DB / SA 分離盤（区分 I）（突合せ給電を除く） ^{※2}				
DB / SA 分離盤（区分 I）（突合せ給電） ^{※3}				
直流非常灯				
主蒸気ラインドレン弁				
CUW 系 電動弁				
FRVS / SGT S CP-6A				
DC 制御他 ^{※4}				
負荷余裕 ^{※5}				
合計				

単位：A

※1 無停電電源装置 A の負荷は以下の設備

- ・平均出力領域計装，外の状況を監視する設備，津波監視カメラ，潮位計，取水ピット水位計，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，無線連絡設備

※2 DB／SA分離盤（区分I）（突合せ給電を除く）は以下の設備

- ・原子炉隔離時冷却系系統流量，ドライウェル圧力，サブプレッション・プール水温度（DB），サブプレッション・プール水位，原子炉水位用凝縮槽温度

※3 DB／SA分離盤（区分I）（突合せ給電）は以下の設備

- ・原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※4 DC制御他は以下の設備

- ・安全保護系計装・制御回路，蓄電池水素濃度，逃がし安全弁，格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W），格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C），ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能），ATWS緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能），使用済プールライナードレン漏えい検知，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，タービン制御系，計測制御設備等の小容量設備を集約

※5 将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1分に負荷余裕を見込んでいる。

第2表 125V系蓄電池B系「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間	9-24時間
無停電電源装置B ^{※1}				
DB/S A分離盤(区分Ⅱ)(突合せ給電を除く) ^{※2}				
DB/S A分離盤(区分Ⅱ)(突合せ給電) ^{※3}				
データ伝送装置				
直流非常灯				
FRVS / SGTSCP-6B				
DC制御他 ^{※4}				
負荷余裕 ^{※5}				
合計				

単位：A

※1 無停電電源装置Bの負荷は以下の設備

- ・平均出力領域計装，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，衛星電話設備，データ伝送装置

※2 DB/S A分離盤(区分Ⅱ)(突合せ給電を除く)は以下の設備

- ・ドライウエル圧力，サプレッション・プール水温度(DB)，サプレッション・プール水位(DB)，原子炉水位用凝縮槽温度

※3 DB/S A分離盤(区分Ⅱ)(突合せ給電)は以下の設備

- ・原子炉圧力，原子炉水位(広帯域)，原子炉水位(燃料域)，残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※4 DC制御他は以下の設備

- ・安全保護系計装・制御回路，蓄電池室水素濃度，使用済燃料プール水位・温度（S A 広域），逃がし安全弁，格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C），A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能），A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能），タービン制御系，計測制御設備等の小容量設備を集約

※5 将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

第 3 表 125V 系蓄電池 H P C S 系「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1 分	1 分-24 時間
D C 制御他 ^{※1}		
負荷余裕 ^{※2}		
合計		

単位：A

※1 D C 制御他は以下の設備

- ・計測制御設備等の小容量設備を集約

※2 将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

別紙 11 全交流動力電源喪失時における非常用直流電源系の信頼性について

1. はじめに

全交流動力電源喪失時において、交流電源設備が復旧するまでの間、原子炉隔離時冷却系等の必要な設備に給電するための設備として、非常用直流電源系を用いる。この非常用直流電源系の信頼性について、以下のとおり考察を行った。

2. 非常用直流電源系の信頼性

非常用直流電源系は、単線結線図（第1図）に示すとおり、蓄電池、充電器、計測制御装置、遮断器、配線用遮断器電路（母線、ケーブル）で構成される。この非常用直流電源系は、通常時は交流電源から充電器を経由して負荷に電力給電するとともに蓄電池を充電している。全交流動力電源喪失時には、常設代替交流電源設備により電力供給可能となる約95分後までの間、遮断器の操作等を伴わず、待機していた系統構成を変えずに、蓄電池から継続して電力供給する。

非常用直流電源系は、回転機器等の可動部位を有しない蓄電池等の静的機器で構成されており、回転機器等で構成される設備と比較して信頼性の高い設備である。

なお、構成機器のうち遮断器は可動部位を有する構造となっているが、遮断器は、電気系統に故障が生じた場合に、故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化する目的で設置しているものであり、交流電源喪失時において動作するものではない。また、遮断器は上記目的以外のインターロックにより、動作することはない。

以上より、非常用直流電源系は十分信頼性が高い系統であり、全交流動力

電源喪失時でも高い信頼性で電力供給可能と考えられる。

万一、非常用直流電源系が使用できない場合においても、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備から高圧代替注水系等の必要な設備に給電することが可能である

以上

別添

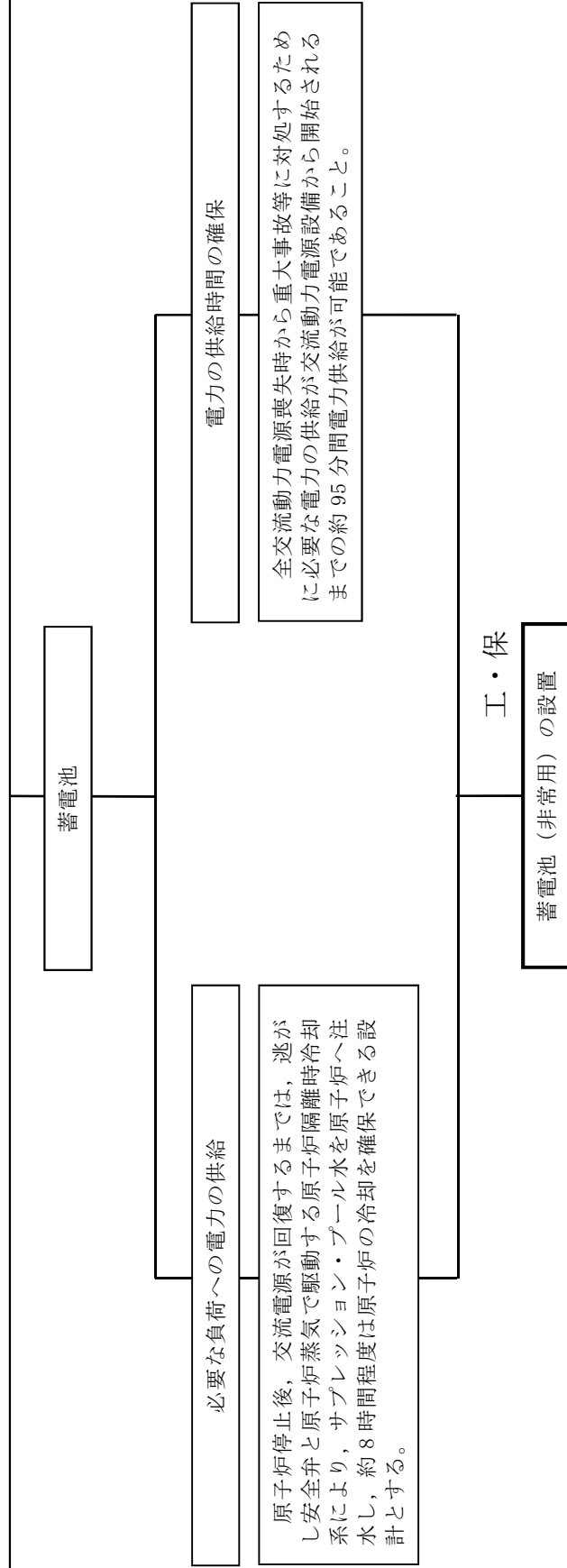
東海第二発電所

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

設置許可基準規則 第 14 条

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、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をできるよう、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。



必要な負荷への電力の供給

原子炉停止後、交流電源が回復するまでは、逃がし安全弁と原子炉蒸気で駆動する原子炉隔離時冷却系により、サブレーション・プールの水を原子炉へ注水し、約 8 時間程度は原子炉の冷却を確保できる設計とする。

電力の供給時間の確保

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約 95 分間電力供給が可能であること。

工・保

蓄電池（非常用）の設置

【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）

【添付八への反映事項】

：添付八

：当該条文に該当しない
（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	運用対象等
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	-
		教育・訓練	-

東海第二発電所

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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
 - 1.2 追加要求事項及び評価条件変更に対する適合性
 - (1) 位置，構造及び設備
 - (2) 安全設計方針
 - (3) 適合性説明
 - 1.3 気象等
 - 1.4 設備等(手順等含む)
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 使用済燃料を監視する機能の確保について
 - 2.3 使用済燃料プールの冷却能力について
3. 別添資料
 - 別添資料 1 使用済燃料プールへの重量物落下について
 - 別添資料 2 使用済燃料プール監視設備について
 - 別添資料 3 運用，手順説明資料 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
 - 別添資料 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

< 概 要 >

1. において、設計基準対象施設の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準対象施設について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。
4. において、設計にあたって実施する各評価に必要な入力条件等の設定を行うため、設備等の設置状況を現場にて確認した内容について整理する。

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 表に示す。また，第 1.1-1 表において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

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

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 26 条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備考
<p>発電用原子炉施設には，次に掲げる ところにより，通常運転時に使用する 燃料体又は使用済燃料（以下この条に おいて「燃料体等」という。）の取扱 施設（安全施設に係るものに限る。） を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有 するものとする事。</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事。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融 しないものとする事。</p>	<p>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
—	<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 器に破損しないものであること。</p>	変更なし

<p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p>	<p>六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。</p>	<p>七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するも</p>	<p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放</p>	<p>変更なし</p>

<p>の及び放射性物質の放出を低減するものとする。</p> <p>ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。</p> <p>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p>	<p>出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。</p> <p>三 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</p> <p>一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p>	
<p>二 使用済燃料の貯蔵施設(使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク(以下「キャスク」という。)を除く。)にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、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つて、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れいした場合において水の漏れいを検知することができるものとする。</p>	<p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽(以下「使用済燃料貯蔵槽」という。)は、次に定めるところによること。</p> <p>ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水があること。</p> <p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p> <p>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>変更なし</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。	
ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。	ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。	追加要求事項
—	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>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</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</u></p>	追加要求事項

<p><u>すること。</u></p>	<p><u>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>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>
<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>こと。</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>
<p>4 キャスクを設ける場合には、その</p>	<p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に</p>	<p>変更なし</p>

<p>キャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。</p> <p>三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。</p>	<p>定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>六 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。）は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。</p> <p>ロ 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こと。</p> <p>ハ 使用済燃料の被覆材の著しい腐食又は変形を防止できること。</p> <p>ニ キャスク本体その他のキャスクを構成する部材は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。</p> <p>七 取扱者以外の物がみだりに立ち入らないようにすること。</p>	
---	--	--

1.2 追加要求事項及び評価条件変更に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(k) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の取扱施設(安全施設に係るものに限る。)は，燃料体等を取り扱う能力を有し，燃料体等が臨界に達するおそれがなく，崩壊熱により燃料体等が熔融せず，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，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設計とする。

燃料体等の貯蔵施設(安全施設に属するものに限る。)は，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でき，放射性物質の放出を低減できる設計とする。また，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とともに，燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により熔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し，使用済燃料プール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，使用済燃料プールから水が漏れいした場合において，水の漏れいを検知することができる設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、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こととし、使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下しない設計とする。

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを中央制御室に伝えるとともに、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電気設備からの電源供給により、使用済燃料プールの水位及び水温並びに放射線量を監視することができる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるとともに、使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができる設計とする。

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備の記述を以下のとおり変更する。

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取扱装置、原子炉建屋クレーン等で構成する。

新燃料は、原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵施設から原子炉建屋クレーン等で使用済燃料プールに移し、燃料取扱装置により炉心に挿入する。

燃料の取替えは、原子炉上部のウェルに水を張り、水中で燃料取扱装置を用いて行う。

使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で燃料取扱装置

により移送し，原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの水中に貯蔵するか，又は使用済燃料プールの水中に7年以上貯蔵した後，使用済燃料乾式貯蔵設備に貯蔵する。

燃料取扱装置は，燃料取扱時において燃料体が臨界に達することのない設計とする。

また，燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止する設計とするとともに、使用済燃料プール周辺の設備状況等を踏まえて、使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下を防止できる設計とする。

なお，使用済燃料の事業所外への搬出には，使用済燃料輸送容器を使用する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(i) 新燃料貯蔵施設

a 構造

新燃料貯蔵施設は，新燃料を貯蔵ラックに挿入して貯蔵するものであり，原子炉建屋原子炉棟内に設置する。

新燃料貯蔵施設は，想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。

b 貯蔵能力

全炉心燃料の約30%相当分

(ii) 使用済燃料貯蔵施設

a 使用済燃料プール

(a) 構造

使用済燃料プールは，使用済燃料及び新燃料を水中の貯蔵ラックに入れて貯蔵する鉄筋コンクリート造，ステンレス鋼内張りの水槽であり，原子

炉建屋原子炉棟内に設ける。

使用済燃料プールは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール水温、使用済燃料プール上部の空間線量率及び使用済燃料プール水の漏えいを監視する設備を設ける。

使用済燃料プールは、想定されるいかなる状態においても燃料体等が臨界に達することのない設計とする。

また、使用済燃料プールのライニングは、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使用済燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

使用済燃料プールは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料体等の貯蔵機能を確保する設計とする。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。

(b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約290%相当分

b 使用済燃料乾式貯蔵設備

(a) 構造

使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を保管する使用済燃料乾式貯蔵建屋等からなる。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料をヘリウムガス雰囲気中に貯蔵する適切な遮蔽機能及び密封機能を有した鋼製の容器である。

使用済燃料乾式貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても使用済燃料が臨界に達することのない設計とする。

また、使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去する設計とする。

(b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約190%相当分

貯蔵対象燃料 8×8燃料，新型8×8燃料，新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系は、ポンプ、熱交換器、ろ過脱塩装置等で構成し、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化できる設計とする。さらに、全炉心燃料を取り出した場合においても、残留熱除去系を併用して、使用済燃料プール水の十分な冷却が可能な設計とする。また、補給水ラインを設け、使用済燃料プール水の補給も可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等を経て、最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

台数 2

容量 約 125m³/h (1台あたり)

b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

基 数 2

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

- 1 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。
 - 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。
 - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
 - 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。
 - 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。
- 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。

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。

ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。

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。

ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、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。

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つて、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。

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。

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。

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。

二 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。

4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一 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。

二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。

三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。

適合のための設計方針

以下、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）のうち、チャンネル・ボックスを除いたものを燃料集合体という。

第1項第1号について

燃料取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り扱いにおいて、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。

第1項第2号について

燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

第1項第3号について

燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、すべて水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。

第1項第4号について

使用済燃料の取扱設備は、取扱い時において、十分な水遮蔽深さが確保される設計とする等、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするような設計とする。

第1項第5号について

燃料取替機の燃料つかみ具は二重ワイヤや種々のインターロックを設け、燃料移動中の燃料体等の落下を防止できる設計とする。

また、原子炉建屋クレーンの主要要素は、吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は、使用済燃料プール上を走行できないなどのインターロックを設ける設計とする。

第2項第1号イについて

貯蔵設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、適切な雰囲気換気空調系で維持する設計とする。また、燃料等の落下により放射性物質が放出された場合は、原子炉建屋原子炉棟で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系で処理する設計とする。

第2項第1号ロについて

新燃料貯蔵庫の貯蔵能力は、全炉心燃料の約30%とする。

使用済燃料プールは、全炉心燃料の約290%相当分貯蔵できる容量を有し、使用済燃料乾式貯蔵設備の貯蔵能力である全炉心燃料の約190%相当分と合わせて、発生する使用済燃料を貯蔵する。

第2項第1号ハについて

燃料体等の貯蔵設備としては、新燃料貯蔵庫、使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵設備がある。

- (1) 新燃料貯蔵庫は、浸水を防止し、かつ、水が入ったとしても排水可能な構造とする。
- (2) 新燃料貯蔵ラックは、燃料間距離を十分とることにより、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は0.95以下に保つことができる設計とする。

なお、実際に起きることは考えられないが、反応度が最も高くなるような水分雰囲気を満たされた場合を仮定しても臨界未満にできる設計とする。

- (3) 使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックは、耐震Sクラスで設計し、使用済燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより燃料が相互に接近しないようにする。また、貯蔵能力最大に燃料を収容し、使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を0.95以下に保つことができる設計とする。
- (4) 燃料装填後貯蔵された状態において使用済燃料乾式貯蔵使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物は、耐震Sクラスで設計し、貯蔵容器内のバスケットは、適切な燃料集合体間隔を保持することにより、燃料集合体が相互に接近しないようにする。また、貯蔵容器最大に燃料集合体を収容し、貯蔵容器内の燃料位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率が0.95以下となる設計とする。

第2項第2号イについて

使用済燃料の貯蔵設備については、以下のように設計する。

使用済燃料プール内の壁面及び底部はコンクリート壁による遮蔽を施すとともに、使用済燃料の上部は十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

第2項第2号ロについて

使用済燃料プールの崩壊熱は、燃料プール冷却浄化系の熱交換器で使用済燃料プール水を冷却して除去するが、必要に応じて残留熱除去系の熱交換器を併用する。燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等を経て最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

また、燃料プール冷却浄化系は、ろ過脱塩装置を設置して使用済燃料プール水の浄化を行う設計とする。

第2項第2号ハについて

使用済燃料プールの耐震設計は、Sクラスで設計し、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。また、使用済燃料プールには排水口を設けないとともに、使用済燃料プールに入る配管には真空破壊弁を設けサイフォン効果により使用済燃料プール水が流出しない設計とする。

また、万一の使用済燃料プールライニングの破損による漏えいを監視するため、漏えい検知装置及び水位警報装置を設ける設計とする。

第2項第2号ニについて

燃料取替機の燃料つかみ具は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、かつ、ワイヤ、インターロック等は、その使用前に必ず機能試験、検査

を実施するので燃料体等取扱中に燃料体等が落下することはないと考えるが、使用済燃料プールのライニングは、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使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じない設計とする。

また、燃料取替機本体等の重量物については、使用済燃料プールに落下しない設計とする。

なお、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器の落下については、キャスクピットは使用済燃料プールとは障壁で分離し、かつ、原子炉建屋クレーンは吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できない等のインターロックを設ける設計とするので、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器が使用済燃料プールに落下することを想定する必要はない。

第3項について

使用済燃料プールには、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備を設け、異常が検知された場合には、中央制御室に警報を発することができる設計とする。また、これらの計測設備については非常用所内電気設備から受電し、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。

第4項について

- (1) 使用済燃料乾式貯蔵設備は、適切な遮蔽能力を有する設計とする。
- (2) 使用済燃料乾式貯蔵設備は、自然冷却によって使用済燃料の崩壊熱を外部に放出できる構造とし、使用済燃料乾式貯蔵容器内部にはヘリウムガ

スを封入して燃料被覆管の腐食を防止する設計とする。

- (3) 燃料装填後貯蔵された状態において、使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物は耐震Sクラスの設計とし、冷却媒体であるヘリウムガスを保持し、密封監視装置により漏えいを監視できる設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等(手順等含む)

4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時

4.1.1.1 概要

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料貯蔵庫、使用済燃料プール、使用済燃料乾式貯蔵設備（以下4. では「乾式貯蔵設備」という。）、燃料取替機、原子炉建屋クレーン、除染装置等で構成する。

なお、使用済燃料の事業所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールの概要図を第4.1-1図に、使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物概要図を第4.1-2図に示す。

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから炉心に装荷するまで、及び使用済燃料を炉心から取り出し事業所外へ搬出までの貯蔵、並びに取り扱いを行うものである。

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は中央制

御室で監視できるとともに、異常時は中央制御室に警報を発信する。

4.1.1.2 設計方針

(1) 未臨界性

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、幾何学的な安全配置又は適切な手段により、臨界を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵設備は、燃料体等を貯蔵容量最大に収容した場合でも通常時はもちろん、想定されるいかなる場合でも、未臨界性を確保できる設計とする。また、燃料体等の取扱設備は、燃料体等を直接取り扱う場合には、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

(2) 非常用補給能力

使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッションプールの水を補給できる設計とする。

(3) 貯蔵能力

使用済燃料プール及び乾式貯蔵設備は、使用済燃料を計画どおりに貯蔵した後でも、炉心内の全燃料を使用済燃料プールに移すことができるような貯蔵能力を有した設計とする。また、新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有した設計とする。

(4) 遮蔽

使用済燃料プール内の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、使用済燃料等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

また、乾式貯蔵設備は、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。

燃料体等の取扱設備は、使用済燃料の炉心から使用済燃料プールへの移送操作、使用済燃料プールから炉心への移送操作、使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器への収容操作等が、使用済燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計とする。

(5) 漏えい防止、漏えい監視及び崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態の監視

使用済燃料プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計とする。また、使用済燃料プールに接続された配管には真空破壊弁を設け、配管が破損しても、使用済燃料プール水が流出しない設計とする。

万一の使用済燃料プール水の漏えいを監視するため、漏えい検知装置及び水位警報装置を設ける設計とする。また、使用済燃料プールの水温及び燃料取扱場所の放射線量を測定できる設計とする。

(6) 密封及び密封監視

乾式貯蔵設備は、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

また、二重の蓋を設け、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより、密閉性を監視できる設計とする。

(7) 構造強度

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

また、使用済燃料プールのライニングは、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使用済燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

(8) 落下防止

落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギー（15.5kJ）以上となる設備等を抽出する。床面や壁面へ固定する設備等については、使用済燃料プールからの離隔を確保するため、使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

a. 原子炉建屋原子炉棟

原子炉建屋原子炉棟の屋根を支持する屋根トラスは、基準地震動に対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料プール内に落下しない設計とする。また、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し、地震による剥落のない構造とする。

また、運転床面より上部を構成する壁は、鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、運転床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動に対して使用済燃料プール内へ落下しない設計とする。

b. 燃料取替機

燃料取替機は、基準地震動による地震荷重に対し、燃料取替機本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料プールへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。また、燃料取替機は、ワイヤロープの二重化、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能により、落下防止対策を講じた設計とする。

(a) 燃料取替機本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時に燃料取替機本体に発生する応力が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては、走行レール頭部を抱き込む構造をしたクレーンの脱線防止装置について、想定される使用条件において評

価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時に脱線防止装置及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下であること。

(c) 走行レールの健全性評価においては、想定される使用条件において、地震時に走行レールに発生する応力が許容応力以下であること。

c. 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、基準地震動による地震荷重に対し、クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料プールへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。また、原子炉建屋クレーンは、ワイヤロープストップ機構、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能により落下防止対策を施すとともに、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できない等のインターロックを設ける設計とする。

(a) 原子炉建屋クレーン本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時にクレーン本体に発生する応力が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては、走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建屋クレーンの脱線防止装置について、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時に脱線防止装置に発生する応力が許容応力以下であること。

(9) 雰囲気の浄化

燃料体等の貯蔵設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、適切な雰囲気を換気空調設備（「8. 放射線管理施設」参照）で維持する設計とする。また、燃料体等の落下により放射性物質等が放出された場合には、原子炉建屋原子炉棟で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系（「9. 原子炉格納施設」参照）で処理する設計とする。

(10) 除 染

使用済燃料輸送容器等の除染ができる設計とする。

(11) 被ばく低減

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低減する設計とする。

(12) 燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を検出できるとともに、これを適切に放射線業務従事者へ伝えることができる設計とする。

(13) 試験検査

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備のうち安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第4.1-1表に示す。

また、乾式貯蔵設備の主要仕様を第4.1-3表に示す。

4.1.1.4 主要設備

発電所に到着した新燃料は、受取検査後、原子炉建屋原子炉棟内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プールに貯蔵する。

(1) 燃料取替機

燃料取替機は、原子炉ウェル、使用済燃料プール及び気水分離器等貯蔵プール上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

また、燃料つかみ具は二重のワイヤや燃料体等を確実につかんでいない場合には、吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気が喪失

した場合にも、燃料体等が外れない設計とする。

燃料取替作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため、燃料取替機は遠隔自動で運転できる設計とする。

(2) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、新燃料、使用済燃料輸送容器等の運搬に使用するとともに、原子炉遮蔽体、格納容器上蓋、原子炉压力容器上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器等の取外し、運搬及び取付けに使用する。

また、原子炉建屋クレーンの主要要素は、種々の二重化を行うとともに重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

(3) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、発電所に到着した新燃料を受取検査後炉心に装荷するまで貯蔵する鉄筋コンクリート造の設備で、原子炉建屋原子炉棟内に設け、全炉心燃料の約30%を収納できる。燃料は堅固な構造のラックに垂直に入れ、乾燥状態で保管する。新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける。

なお、新燃料は発電所敷地内の倉庫に所定の保安上の措置を行った上、一時仮置することもある。

新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ。さらに実際には起こることは考えられないが、反応度が最も高くなるというような水分雰囲気で満たされる場合を仮定しても臨界未満とする。

(4) 使用済燃料プール

使用済燃料プールは、約290%炉心分の燃料の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取り扱いができるスペースをもたせる。壁の厚さは遮蔽を考慮して十分とり、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。使用済燃料プールの水深は約11.5mである。

なお、使用済燃料プールは通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保する。

使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料体等を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。

使用済燃料プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない。万一の使用済燃料プール水の漏えい、又は崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を監視するため、使用済燃料プール監視設備として、使用済燃料プール水位、使用済燃料プールライナードレン漏えい検知、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設ける。

なお、外部電源が利用できない場合においても、使用済燃料プール監視設備は、非常用交流電源設備又は非常用直流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設計とする。

また、使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッション・チェンバのプール水を補

給する。

キャスクピットは、使用済燃料プールとは障壁で分離し、万一の使用済燃料輸送容器等の落下事故の場合にも、使用済燃料プールの機能を喪失しないようにする。

なお、新燃料を使用済燃料プールに一時的に仮置することもある。

(5) 使用済燃料乾式貯蔵設備

乾式貯蔵設備は、使用済燃料を収納する使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料乾式貯蔵容器を支持する支持構造物、貯蔵中の密封監視等を行う装置及びこれらを収納する使用済燃料乾式貯蔵建屋(以下4.では「貯蔵建屋」という。)で構成する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋部、バスケット等で構成され、これらの部材は、設計貯蔵期間における放射線照射影響、腐食、クリープ、疲労、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性を有する材料を選択し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのないようにする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、61体の使用済燃料の貯蔵が可能であり、24基を設ける。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器には次のとおり燃料の種別に応じた適切な期間使用済燃料プールで冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料を使用済燃料プール内で装填し、排水後内部にヘリウムガスを封入する。

8×8燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が33,000MWd/t以下の場合

9年以上冷却

新型 8 × 8 燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が
35,000MWd/t以下の場合

7年以上冷却

新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が
36,000MWd/t以下の場合

7年以上冷却

高燃焼度 8 × 8 燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が
39,500MWd/t以下の場合

7年以上冷却

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が
41,000MWd/t以下の場合

8年3か月以上冷却

ヘリウムガスは、冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止する。

使用済燃料を装填した使用済燃料乾式貯蔵容器は、車両衝突等の事故を防止するための措置を行い、原子炉建屋原子炉棟から貯蔵建屋へ運搬し、貯蔵建屋内の支持構造物により支持され、そこで貯蔵される。

なお、使用済燃料を事業所外へ搬出する場合には、使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を運搬し、キャスクに詰め替えを行った後、事業所外へ搬出する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率100 μSv/h以下となるよう、装填さ

れる使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行う。

装填された使用済燃料から発生する崩壊熱は、伝導、輻射等により大気へ放散される。また、安全機能を有する構成部材が健全性を維持できる温度以下及び設計貯蔵期間貯蔵しても燃料被覆管の累積クリープ量が1%を超えない温度以下になるようにする。さらに、貯蔵建屋に排気温度等の監視装置を設け、異常が生じた場合には中央制御室に警報を出す。

個々の燃料集合体を使用済燃料乾式貯蔵容器内部の所定の位置に収納するためのバスケットは、中性子吸収材であるほう素を添加した材料を適切に配置するとともに、適切な燃料間距離を保持することにより燃料集合体が相互に接近しないようにする。

また、燃料集合体を全容量収納し、容器内の燃料位置等について想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋部及び金属ガスケットにより漏えいを防止し、設計貯蔵期間中貯蔵容器内部圧力を負圧に維持する。さらに、貯蔵容器の二重蓋間の空間部をあらかじめ加圧し、密封を監視するための密封監視装置を貯蔵建屋内に設け、異常が生じた場合には中央制御室に警報を出す。

その場合でも、あらかじめ貯蔵容器内部を負圧に維持しているため、内部の気体が外部に流出することはない。

万一、二重蓋間の圧力低下等が生じた場合には、原則として使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を搬入し、必要な措置を行うこととする。

なお、安全評価において想定すべき異常事象として抽出された使用済燃料乾式貯蔵容器の燃料取扱床等への異常着床、使用済燃料乾式貯蔵容器の支持構造物への衝突の各事象に対しても、設計方針で示した各安全機能が

満足される。

(6) キャスク除染ピット

キャスク除染ピットは使用済燃料プールに隣接して設け、使用済燃料輸送容器等の除染を行う。

(7) 破損燃料検出装置

破損燃料検出装置は、原子炉停止時に SHIPPING を行って、破損燃料を検出する。なお、SHIPPING とは、チャンネルボックス上にシッパキャップを載せ、各チャンネルボックス内の水を採取し、核種分析によって燃料の破損を検出する方法である。

(8) 使用済燃料プール水位

使用済燃料プール水位は、使用済燃料プール水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、異常を検知した場合は中央制御室に警報を発信する設計とする。

(9) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

使用済燃料プールライナードレン漏えい検知は、使用済燃料プールライニングからの漏えいを検知できる計測範囲を有し、使用済燃料プールからの漏えいが発生した場合に中央制御室に警報を発信する設計とする。

(10) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できる設計とする。

(11) 使用済燃料プール温度

使用済燃料プール温度は、使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。

(12) 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）は、使用済燃料プール水位の異常な低下及び使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、水位の異常な低下時及び温度の異常な上昇時に警報を発信する設計とする。

(13) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは、燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な放射線量を検出し警報を発信する設計とする。

(14) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタは、燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料体等の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な放射線量を検知した場合に警報を発信し、原子炉建屋原子炉棟の通常の換気空調系を停止するとともに原子炉建屋ガス処理系を起動する設計とする。

(15) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタは、燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料体等の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検知できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な放射線量を検知した場合に警報を発信し、原子炉建屋原子炉棟の通常の換気空調系を停止するとともに原子炉建屋ガス処理系を起動する設計とする。

4.1.1.5 試験検査

(1) 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備の機器は、その使用前に必ず機能試

験，検査を実施する。

(2) 乾式貯蔵設備は，定期的に点検を行い，その健全性を確認する。

4.1.1.6 手順等

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

(1) 使用済燃料プールへの重量物落下防止対策

- a. 使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷については，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。
- b. 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。
- c. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは，通常待機時，使用済燃料プール上への待機配置を行わないこととする。また，原子炉建屋クレーンにより，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料保管容器を使用済燃料プール上で取り扱う場合は，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器の移動範囲の制限に関する運用上の措置を講ずることとし，それらを手順等に整備し，的確に実施する。
- d. 使用済燃料プール上で作業を行う原子炉建屋クレーンについては，クレーン等安全規則に基づき，定期点検及び作業開始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。また，燃料取替機においても，定期点検及び作業開始前点検を実施する。

第 4.1-1 表 燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様

(1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式)

(2) 貯蔵能力 全炉心燃料の約 290%相当分

(3) 使用済燃料プール水位

個数 2

計測範囲 (水位低警報設定値)

通常水位-142mm (EL. 46, 053mm)

(水位高警報設定値)

通常水位+36mm (EL. 46, 231mm)

種類 ディスプレーサ/フロート
式

(4) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

個数 1

計測範囲 (警報設定値)

ドレン止め弁 (EL. 29, 150mm) より +265mm (EL. 29, 415mm)

種類 フロート式

(5) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

個数 1

計測範囲 0°C~300°C

種類 熱電対

(6) 使用済燃料プール温度

個 数	1
計測範囲	0°C～100°C
種 類	熱電対

(7) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

個 数	水位：1 温度：1（検出点 2 箇所）
計測範囲	水位：EL. 35, 077～46, 577mm 温度：0～120°C
種 類	水位：ガイドパルス式 温度：測温抵抗体式

(8) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

個 数	1
計測範囲	10^{-3} mSv/h～ 10^1 mSv/h
種 類	半導体式

(9) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

個 数	4
計測範囲	10^{-3} mSv/h～ 10^1 mSv/h
種 類	半導体式

(10) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

個 数	4
計測範囲	$10^{-4}\text{mSv/h} \sim 1\text{mSv/h}$
種 類	半導体式

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できる設計とする。

(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、設置変更許可申請書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認している。

b. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

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

抽出された設備等の中から、落下エネルギーが気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギーを比較し、使用済燃料プール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，これらの計測設備については非常用所内電気設備から受電し，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。

東海第二発電所

使用済燃料プールへの重量物落下について

目 次

1. 新規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する重量物の抽出結果
5. 落下防止の対応状況確認

5.1 評価フローⅢ（落下防止とその適切性の確認）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 設備構造による落下防止対策

5.2.3 運用による落下防止対策

5.3 評価フロー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原子炉棟 6 階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. 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
2. 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
3. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策
4. その他トラブル事例に対する対応状況について

5. 新燃料の取り扱いにおける落下防止対策
6. キャスク取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響
7. キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

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、東海第二発電所 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、機器配置図等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書、設置許可変更許可申請書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認する。

II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出した設備等について、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーを気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーと比較し、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. 落下防止の対策の要否判断

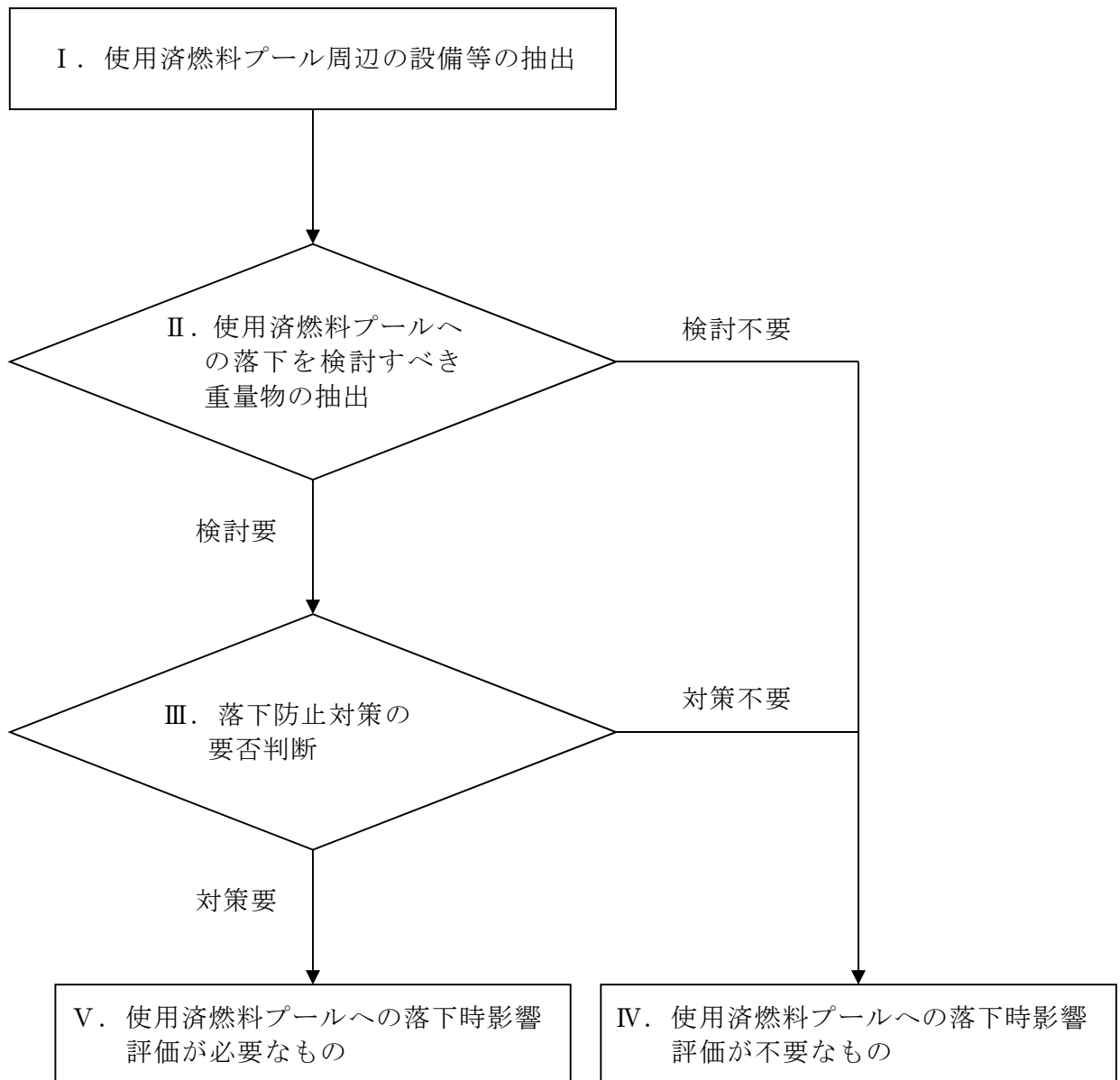
評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況を踏まえて落下防止対策の要否を検討する。

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、対策の有効性を検証するため、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

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



第 2.1-1 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）

- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）に設置されている設備等。

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、機器配置図等にて抽出する。なお、今後設置を計画している重大事故等対処設備についても抽出対象とする。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

設置変更許可申請書

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）に設置されている又は設置予定の設備等。

3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

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

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）の作業において、燃料取替機または原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等。

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

3.2 評価フロー 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。抽出した設備等の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】

- ① 原子炉建屋原子炉棟
- ② 燃料取替機
- ③ 原子炉建屋クレーン
- ④ その他クレーン類
- ⑤ PCV（取扱具含む）
- ⑥ RPV（取扱具含む）
- ⑦ 内挿物（取扱具含む）
- ⑧ プール内ラック類
- ⑨ プールゲート類
- ⑩ キャスク（取扱具含む）
- ⑪ 電源盤類

- ⑫ フェンス・ラダー類
- ⑬ 装置類
- ⑭ 作業機材類
- ⑮ 計器・カメラ・通信機器類
- ⑯ 試験・検査用機材類
- ⑰ コンクリートプラグ・ハッチ類
- ⑱ 空調機
- ⑲ 重大事故等対処設備
- ⑳ その他

使用済燃料プール周辺の主な作業としては、燃料集合体の移動作業がある。この作業で使用する燃料取替機は、原子炉圧力容器と使用済燃料プール内ラック間の燃料集合体、キャスクへの使用済燃料集合体の移動作業を行う。原子炉建屋クレーンにおいては、キャスクの移動、プラント定検時の原子炉建屋原子炉棟6階床面における各機器の配置変更、搬入及び搬出を行う。

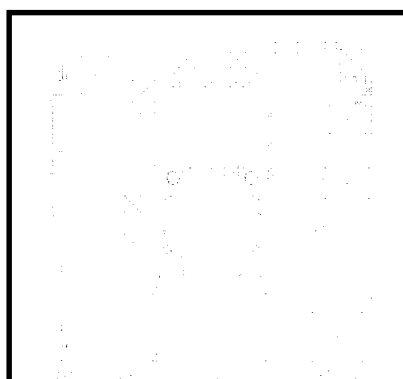
東海第二発電所の現場状況を以下に示す。



原子炉建屋クレーン



原子炉建屋原子炉棟 6階西側



原子炉建屋原子炉棟 6階平面図



原子炉建屋原子炉棟 6階東側



燃料取替機

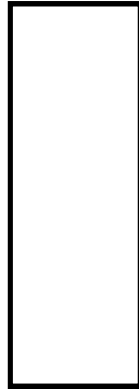
第 3.2-1 図 原子炉建屋原子炉棟 6階床面概要



燃料取替機本体



燃料集合体



制御棒

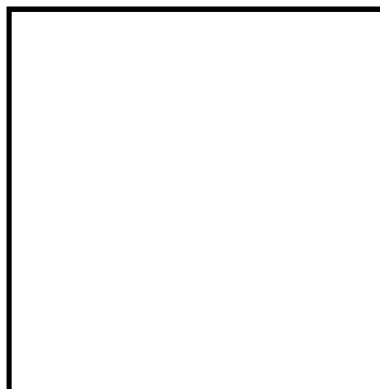
第 3.2-2 図 燃料取扱機本体及び取扱重量物



原子炉建屋クレーン本体



キャスク



キャスク吊具



使用済燃料プールゲート

第 3.2-3 図 原子炉建屋クレーン本体及び取扱重量物

第 3.2-1 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（その 1）

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス, 耐震壁等
		照明
		クレーンランウェイガータ
2	燃料取替機	燃料取替機
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン
		新燃料検査台
5	PCV (取扱具含む)	PCV ヘッド
		PCV ヘッド吊り具
6	RPV (取扱具含む)	RPV ヘッド (+スタッドボルトテンション)
		RPV ヘッドフランジガasket
		ミラーインシュレーション
		スタッドボルト着脱装置
		ミラーインシュレーションペロー
7	内挿物 (取扱具含む)	ドライヤ
		セパレータ
		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
		D/S 吊り具
		MS ラインプラグ
		MSLP 用電源箱
		MSLP 用空気圧縮機
		MSLP 用電動チェーンブロック
		マルチストロングバック
		燃料集集体
		チャンネル着脱機
		D/S 水中移動装置
		8
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		
LPRM 収納缶置台		
9	プールゲート類	制御棒ハンガ
		燃料プールゲート (大)
		燃料プールゲート (小)
		キャスクピットゲート

番号	抽出項目	詳細
10	キャスク (取扱具含む)	キャスク
		キャスク吊り具
		ドライキャスク
		ドライキャスク吊り具
		固体廃棄物移送容器
		固体廃棄物移送容器用垂直吊り具 (R/B 用)
11	電源盤類	照明用トランス
		照明用分電盤
		チャンネル着脱機制御盤
		作業用分電盤
		中継端子箱
		原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤
		水中照明電源箱
		シッピング用操作盤部
		シッピング動力盤
		開閉器
		キャスクピット排水用電源盤
12	フェンス・ラダー 類	手摺り (除染機用レール含む)
		可動ステージ開放用ホイスト架台
		原子炉ウェル用梯子
		DSP 昇降梯子
		パーテーション
13	装置類	集塵装置 (収納コンテナ含む)
		DSP パッキン用減圧器
		酸化膜厚測定装置
		水中テレビ制御装置
		燃料付着物採取用装置 (本体, ボール, ヘッド)
		水位調整装置
14	作業用機材類	リークテスト測定装置
		SFP ゲート用架台
		工具類
		大型セイバーソー
		遮へい体
		防災シート類
		足場材
		水中簡易清掃装置保管箱
		局所排風器
		ウェル用資機材
		ローリングタワー
フィルタ収納容器		
LPRM 収納箱		

第 3.2-2 表 評価フロー I の抽出結果 (詳細) (その 2)

番号	抽出項目	詳細	番号	抽出項目	詳細
14	作業用機材類	テント	18	空調機	空調機
		酸化膜厚測定装置架台			FHM 操作室空調機
		工具箱 (引き出しタイプ) 鋼製	19	重大事故等対処設備	静的触媒式水素再結合器
		ドロップライト収納箱			常設スプレイヘッド
		グラブ収納箱			配管
		水中カメラ支持ポール			チェッカープレート
		チャンネル固縛仮置き架台			非常用誘導灯
		NFV 用吊り具ワイヤ			消火設備
		除染ピット用クーラー			掲示板
		スポットクーラー			ガラス
		注水ユニット			ダクト
		キャスク底部固定金具			ブローアウトパネル
		足場収納箱			ケーブル
		差圧計			救命用具
エリアモニタ	定検資機材				
プロセスモニタ	RCW サージタンク				
ページング	時計				
固定電話	手摺り収納箱				
監視カメラ	ステップ				
IAEA カメラ	カメラケース				
使用済燃料プール温度計	カメラ用架台				
使用済燃料プール水位計	ペリスコープ用架台				
水素濃度計	キャビネット (コンテナ類含む)				
DS プールレベルスイッチ (保管箱含む)	使用済垂直吊具アーム収納箱 (NFT)				
RCW サージタンク液位計	安全帯用ポール及び連結板				
地震計	内蓋吊金具収納箱				
16	試験・検査用機材類	テンション用テストブロック	20	その他	垂直吊具エア操作ユニット
		スタッドボルト試験片			リークテスト測定装置ホース収納箱
		FHM 用テストウェイト			蓋仮置き台
		シッパーキャップ架台 (16 キャップ含む)			フランジプロテクター
		SHIPPING 装置架台			蓋吊具 (DC 用, NFT 用)
		可動ステージ			ボンベ台車
キャスク除染ピットカバー	収納缶 (冷却用)				
DS プールカバー	ハンドリフター (2t)				
原子炉ウェルシールドプラグ	加圧タンク				
スキマサージタンク用コンクリートプラグ	ヘリオット				
SFP スロットプラグ	位置決めラグ				
SFP スロットプラグ吊り具	RPV ヘッド架台				
DSP スロットプラグ	真空乾燥装置				
DSP スロットプラグ吊り具	新燃料容器				
新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	コンテナ用枕木				
FPC F/D コンクリートプラグ					
CUW F/D コンクリートプラグ					

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距離や設置方法等を考慮して、使用済燃料プール内に落下するおそれがあるものを検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

4.1.2 落下エネルギーによる抽出

4.1.1「設置状況による抽出」にて検討要となった重量物について、落下エネルギーを算出し、気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギー（約 15.5kJ[※]）を超える重量物となる設備等を検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

※ 燃料体等の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料体等と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（別紙1）参照。

（落下エネルギーの算出方法）

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

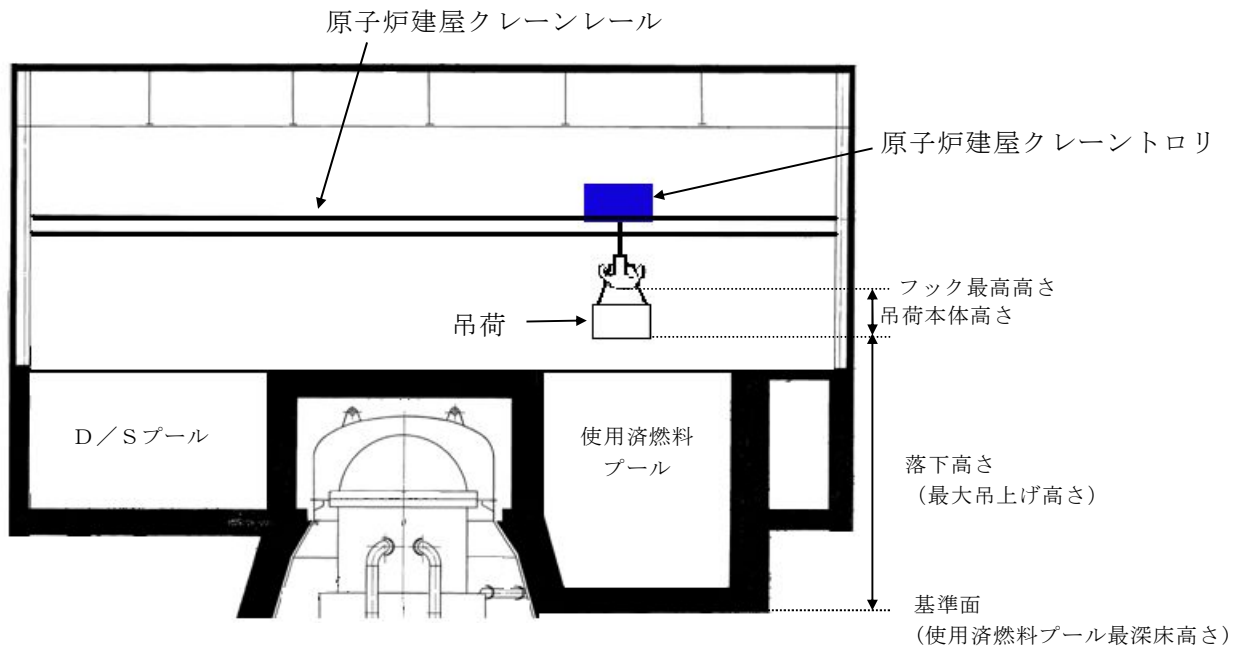
E：落下エネルギー [J]

m：質量 [kg]

g：重力加速度 [m/s²]

h：落下高さ [m]

ここで、落下高さは、各設備等の最大吊り上げ高さ（＝フック最高高さ－プール最深床高さ－吊荷本体高さ）とし、基準面は使用済燃料プール最深床高さとする。



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算出

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、検討要になるものを、評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断が必要となる重量物として抽出する。

4.2 評価フローⅡの抽出結果

4.2.1 設置状況による抽出結果

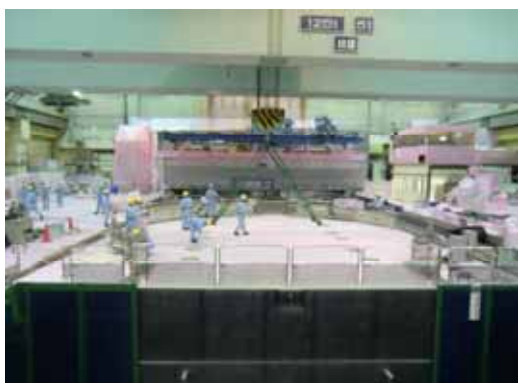
設置位置については、手摺りにより区画された外側に配置されていれば、使用済燃料に容易に落下することはないと考えられる。したがって、手摺りにより区画された外側に配置されていることで、使用済燃料プールとの離隔を確保していることとする。

下記項目の設備等は、使用済燃料プールの手摺りの外側に設置されており、使用済燃料プールとの離隔が確保されているとともに、設置方法として、転倒防止対策（電源盤類、空調機については、床面や壁面にボルト等にて固定または固縛）がとられており、仮に地震等により損壊・転倒したとしても使用済燃料プールまでの離隔がとられていることから、落下は防止される（詳細は、使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟6階床面上設備との離隔概要について（別紙2）参照）。

<検討不要となる項目※>

- ・⑤PCV（取扱具含む）
- ・⑪電源盤類
- ・⑱空調機
- ・⑲重大事故等対処設備

※各項目の詳細は第3.2-1表及び第3.2-2表を参照



使用済燃料プール周り（全体）



使用済燃料プール周り（手摺り）

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」に示す落下エネルギーの算出方法により算出された落下エネルギーが，気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さくなり，検討不要となる。

<検討不要の項目* >

- ・ ⑧ プール内ラック類
- ・ ⑭ 作業用機材類
- ・ ⑮ 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 表参照

上記項目の設備等は，使用中に仮に使用済燃料プールへ落下した場合においても，その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギーより小さいことから，検討不要とした。

4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果

4.2.1「設置状況による抽出」及び4.2.2「落下エネルギーによる抽出」により検討要になる重量物として抽出した項目を下記に示す。

これらの項目は、落下により使用済燃料プールの機能を損なう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要否判断を実施する。

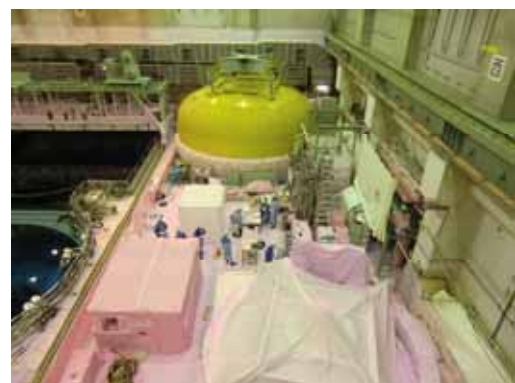
<検討要となる項目※>

- ・①原子炉建屋原子炉棟
- ・②燃料取替機
- ・③原子炉建屋クレーン
- ・④その他クレーン類
- ・⑥RPV（取扱具含む）
- ・⑦内挿物（取扱具含む）
- ・⑨プールゲート類
- ・⑩キャスク
- ・⑫フェンス・ラダー類
- ・⑬装置類
- ・⑯試験・検査用資材
- ・⑰コンクリートプラグ・ハッチ類
- ・⑳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



原子炉建屋原子炉棟（天井面）



原子炉建屋原子炉棟（壁面）

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、落下防止措置を適切に実施する設計とする。

抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理について第 5.1-1 表に示す。

第 5.1-1 表 抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理

抽出した設備等※	該当する落下原因（a～d）及び落下対策（①～③）					
	a. 地震による設備等の損壊	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
原子炉建屋原子炉棟	○	—	—	—	—	—
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）	○	○	○	○	○	—
ブルゲート類	—	○	○	○	○	—
キャスク（取扱具含む）	—	○	○	○	○	○
フェンス・ラダー類	—	○	○	○	○	—
装置類	—	○	○	○	○	—
試験・検査用機材類	—	○	○	○	○	—
コンクリートプラグ・ハッチ類	—	○	○	○	○	—
その他	—	○	○	○	○	—

※項目の詳細は第 3.2-1 表及び第 3.2-2 表参照

ここで、吊荷取扱設備とは、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンであり、吊荷取扱装置とは、吊荷取扱設備に設けている安全装置等をいう。

上記落下防止対策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

原子炉建屋原子炉棟、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンについて、基準地震動 S_s に対する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していることを確認する。

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、燃料取替機にはフック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等の設備構造上の落下防止措置が、原子炉建屋クレーンにはフック外れ止め、フェイルセーフ機構（ワイヤロープストッパ機構含む）等の設備構造上の落下防止措置が適切に講じられている設計とする。

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及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策により、落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

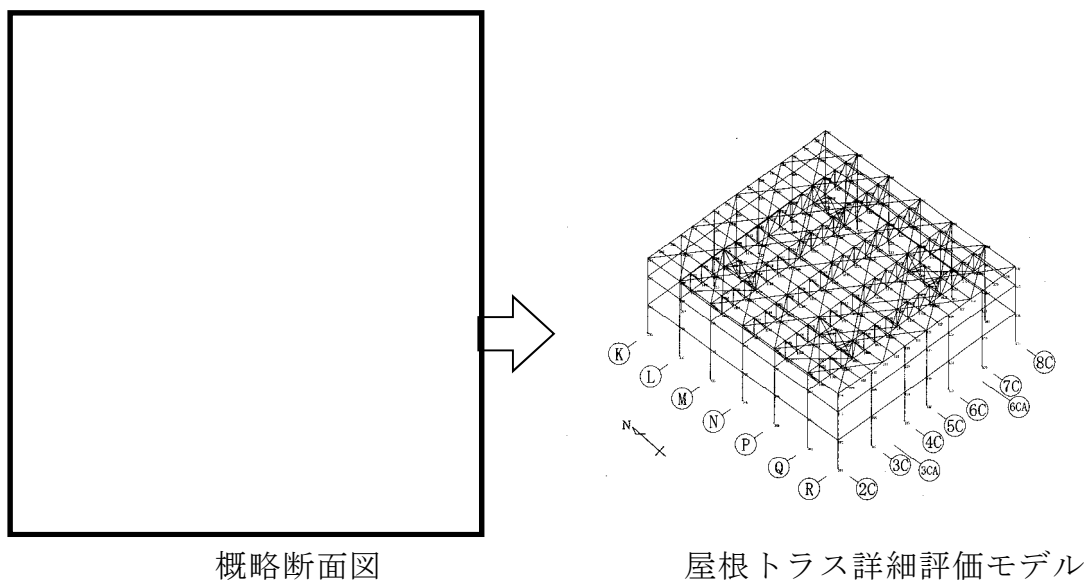
5.2 評価フローⅢの評価

5.2.1 耐震性確保による落下防止対策

(1) 原子炉建屋原子炉棟及び使用済燃料プール上部にある常設設備

原子炉建屋原子炉棟については、6階床面（EL. 46.5m）より上部の鉄筋コンクリート造の壁および鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動 S_s に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局応力を超えず、使用済燃料プール内に落下しないことを設計とする。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。原子炉建屋原子炉棟6階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、6階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。

なお、使用済燃料プール上部にある常設設備としては天井照明があるが、その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さいため、評価フローⅡにおいて検討不要としている。



第 5.2-1 図 原子炉建屋原子炉棟屋根評価モデル

(2) 燃料取替機

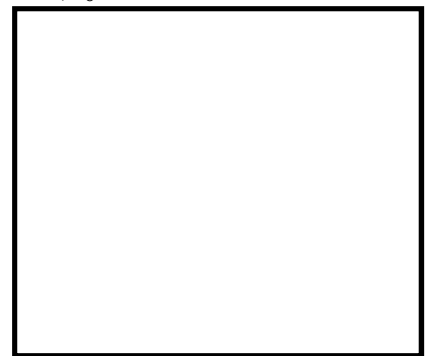
燃料取替機[※]は、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びD/Sプールをまたぐレール上を走行する取替機であり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、走行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

※ 耐震性評価においては燃料取替機の使用済燃料プール上で取り扱う吊荷となる項目全てを包絡する重量とする。

- 燃料集合体
- ブレードガイド
- 制御棒 等

燃料取替機本体及びレールの詳細図面を以下に示す。



燃料取替機本体



走行レール上面



走行レール断面

第 5.2-2 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に落下しない設計とする。

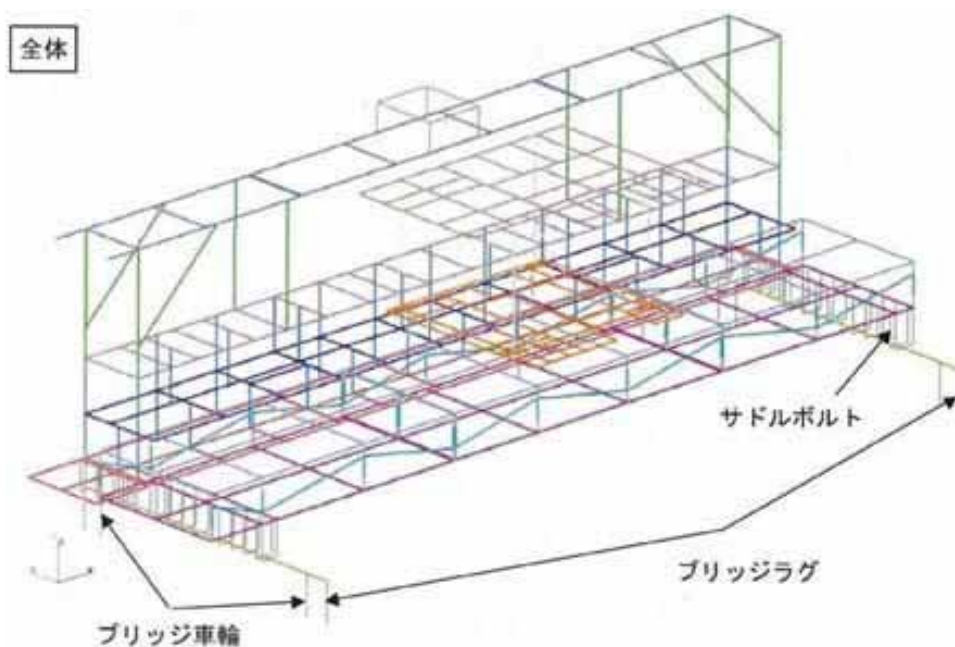
以下に、耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元はりモデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

(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 5.2-3 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 に対して燃料取替機本体（構造物フレーム）に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

ii. トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行用レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）及びトロリ脱線防止ラグ（片爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造とする。

本装置は、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 に対して脱線防止ラグ及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上の走行用レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、燃料取替機が浮上り、走行レールより脱線しない構造とする。

本装置は、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 に対して脱線防止ラグ及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

iv. 走行レール

走行レールは原子炉建屋原子炉棟 6 階床面に設置され、本レールが破損した場合、燃料取替機本体が使用済燃料プールに落下することを防止するため、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 に対して走行レールに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

b. 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として，ワイヤロープやフックの破断，ブレーキの滑りが考えられるため，ワイヤロープ，フック及びブレーキは，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

燃料取替機本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ (S_u) による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については，重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト，モノレールホイスト及びフレームホイスト) について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 1 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、原子炉建屋原子炉棟内壁に沿って設置された走行レール上を走行するクレーンであり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、ランウェイガータ当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

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

※ 耐震性評価においては原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール上で取り扱う吊荷は、下記のように燃料取替機によりつられる項目を包絡する重量とする。

- キャスク
- プールゲート
- 燃料集合体等 等

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



第 5.2-4 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

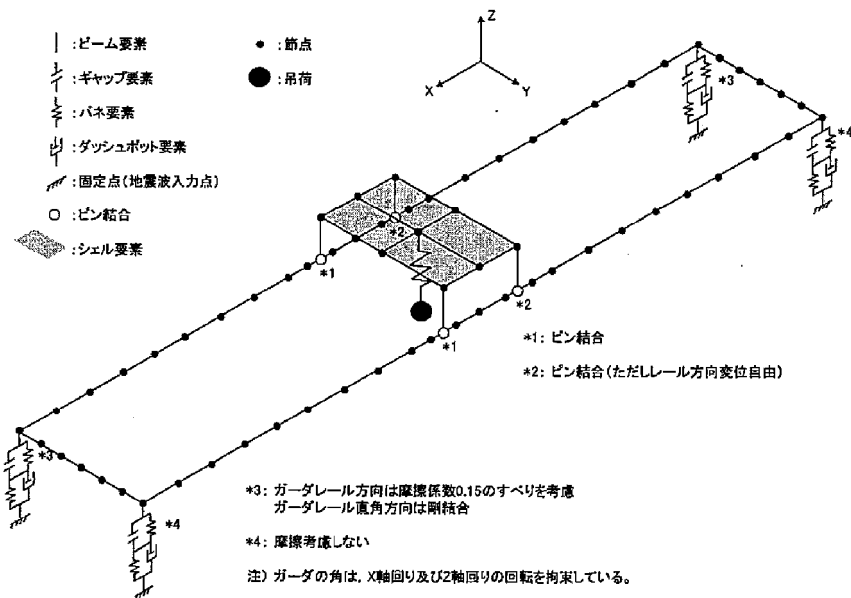
原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。耐震性評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元はりモデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

(b) 評価部材

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



第 5.2-5 図 原子炉建屋クレーン解析モデル (イメージ)

i. クレーン本体ガード

原子炉建屋クレーン本体ガードは、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

走行脱線防止ラグは、ランウェイガード当り面に対し浮上り代を設けた構造とし、原子炉建屋クレーンが浮上り、ランウェイガードより脱線しない構造とする。

脱線防止装置は、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 に対して脱線防止装置に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

iii. トロリストッパ

トロリストッパは、横行レールに対し浮上り代を設けた構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造としている。

トロリストッパは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対してトロリストッパに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

b. 吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として，ワイヤロープやフックの破断，ブレーキの滑りが考えられるため，脱線防止ラグは，原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。耐震評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ (S_u) による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については，重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト及びモノレールホイスト) について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 2 に，主巻における評価例を示す。

5.2.2 設備構造による落下防止対策

(1) 燃料取替機

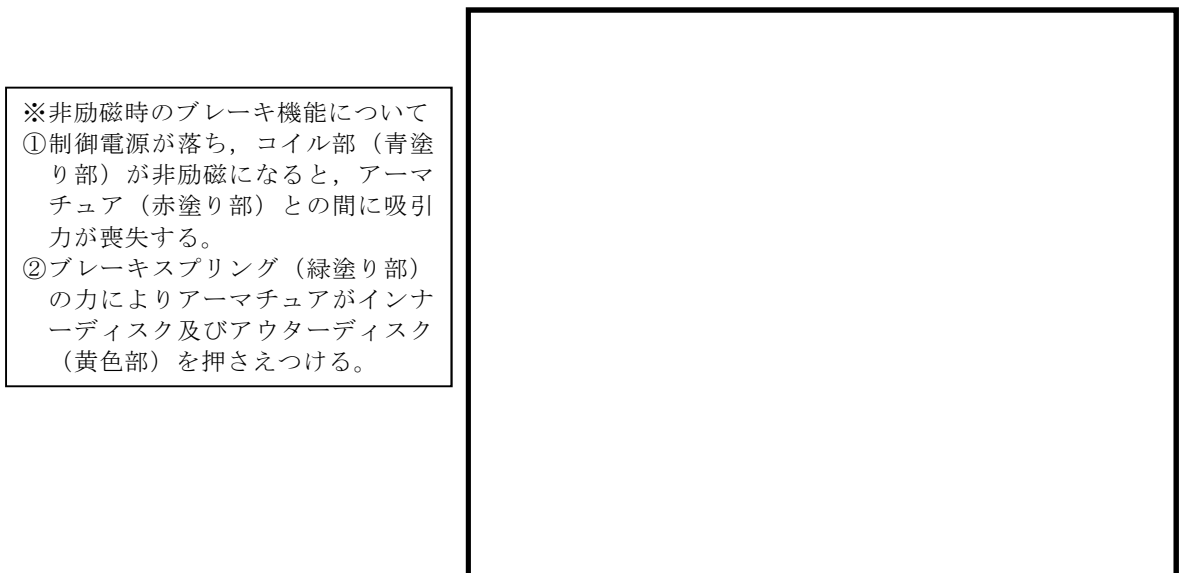
使用済燃料プール上において、燃料取替機で扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

a. 駆動電源の喪失対策

燃料取替機は、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2-6 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 5.2-6 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。

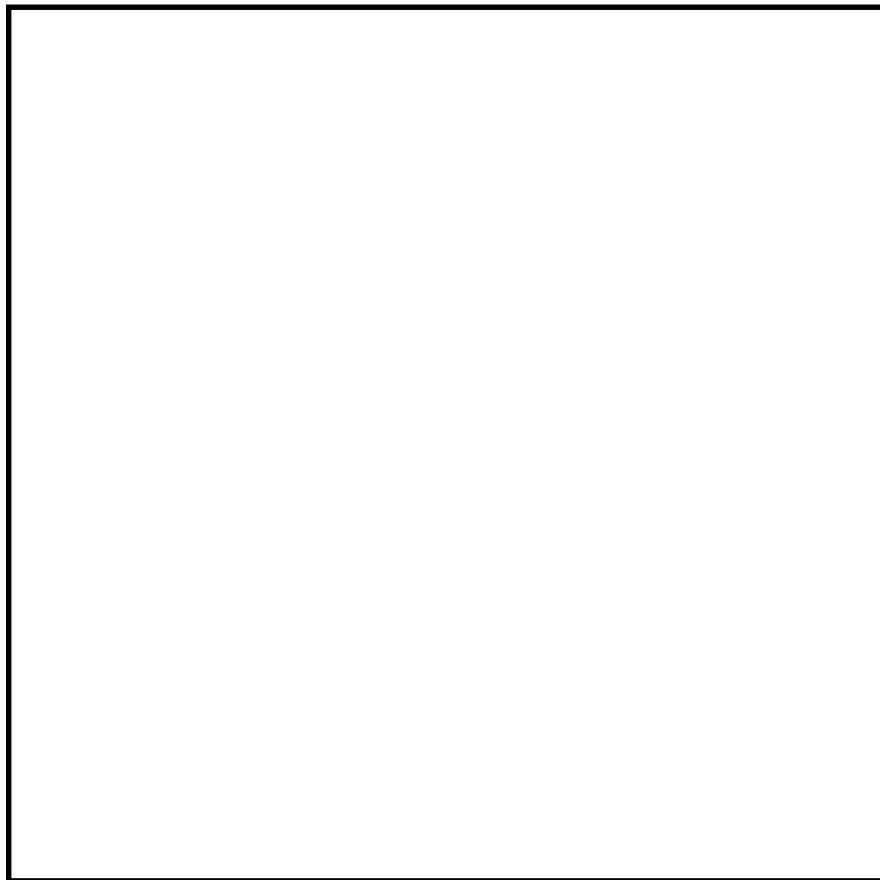


第 5.2-6 図 直流電磁ブレーキの概要

(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 5.2-7 図に示す。また、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カム構造により、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。

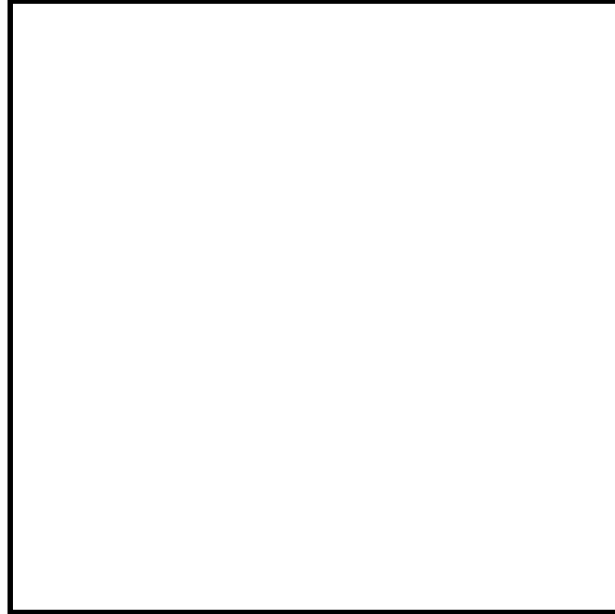


第 5.2-7 図 燃料つかみ具機構概要

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。

※ ワイヤロープ 1 本の耐荷重は約 9.7t であり、燃料集合体の 1 体の重量（約 300kg）は十分に保持可能である。



第 5.2-8 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、計算機システムより駆動制御装置に運転指令を与え、一連の燃料取替作業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、誤動作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

具体的には、運転員の入力指示に従い、計算機が安全な移送ルート、及び速度パターンを決定し、運転指令信号を出力することで、ブリッジ等を駆動し、速度制限による運転が行われる。

この他、手動による操作も可能であり、本操作時においても運転速度は制限され、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止する設計とする。

各運転操作における運転速度は以下に示すとおりとなる。

第 5.2-1 表 運転速度

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
自動 半自動	—			
手動	押ボタン			
	1ノッチ			
	2ノッチ			
	3ノッチ			

トロリホイスト及びフレーム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、トロリホイスト及びフレームホイストには、過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために、過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けており、過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

(2) 原子炉建屋クレーン

使用済燃料プール上において、原子炉建屋クレーンで扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

a. 駆動電源の喪失対策

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2-9 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 5.2-9 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になると、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 5.2-9 図 電磁ブレーキ構造

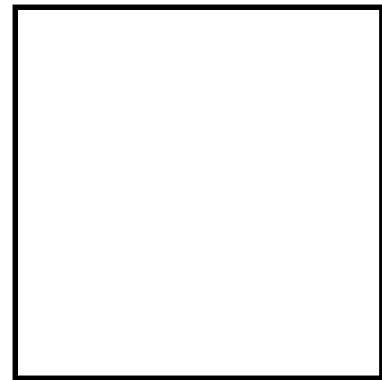
b. 主巻ワイヤロープストッパ方式及びフックの外れ止め金具

主巻のイコライザハンガをストッパ方式にすることで、仮にワイヤロープが切れた場合でも重量物が落下せず、安全に保持できる構造となっている。

また、フックには、外れ止め金具が装備されており、フックとワイヤロープが外れて重量物が落下しない設計となっている。



イコライザハンガ構造図



ストッパ方式概念図



主巻フック構造図

第 5.2-10 図 イコライザハンガ及び主巻フック構造

c. 速度制限

原子炉建屋クレーンの主巻は操作室からの操作が可能であり，補巻は操作室からの操作とクレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。操作室で操作する場合は，低速－高速の切替運転，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である。

また，モノレールホイストについては，クレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。

各運転操作における運転速度は以下に示すとおりとなる。

第 5.2-2 表 運転速度

主巻及び補巻		単位：m/min	
運転操作	操作室操作		ペンダント操作
	高速	低速	速度／可変抵抗器目盛
主巻			
補巻			
横行			
走行			

モノレールホイスト		単位：m/min
運転操作	ペンダント操作	
巻上機		
横行		

運転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，補巻，モノレール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。

5.2.3 運用による落下防止対策

(1) 法令点検等による落下防止措置

クレーン等安全規則には、点検の実施や玉掛け作業は有資格者が実施することなどが規定されている。原子炉建屋クレーンによる燃料集合体や内挿物の移送作業においても、この規定に基づく作業前点検等を行い、クレーンや玉掛け用具の故障や不具合によって取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

また、燃料取替機においても、作業前点検等を実施することにより、原子炉建屋クレーン同様、取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

クレーン等安全規則（抜粋）

第二章 クレーン 第三節 定期自主検査等

（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な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、自主検査を行な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なわなければならない。ただし、一月をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

- 一 巻過防止装置その他の安全装置、過負荷警報装置その他の警報装置、ブレーキ及びクラッチの異常の有無
- 二 ワイヤロープ及びつりチェーンの損傷の有無
- 三 フック、グラブバケット等のつり具の損傷の有無
- 四 配線、集電装置、配電盤、開閉器及びコントローラーの異常の有無
- 五 ケーブルクレーンにあっては、メインロープ、レールロープ及びガイロープを緊結している部分の異常の有無並びにウインチの据付けの状態

(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なうときは、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な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

第八章 玉掛け 第一節 玉掛用具

(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、異常を認めるときは、直ちに補修しなければならない。

第八章 玉掛け 第二節 就労制限

(就労制限)

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設計とする。また、原子炉建屋クレーンを使用した吊荷作業時においては、可動範囲をインターロックにより制限することで、吊荷等が使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

別紙3に燃料取替機及び原子炉建屋クレーンにおける待機場所等について、別紙4に原子炉建屋クレーンのインターロックについて示す。

(3) 異物混入防止対策による落下防止措置

使用済燃料プールは，異物混入防止エリアを設置することで，異物混入による使用済燃料プールの損傷を未然に防止することとしている。管理項目として，出入口は原則 1 箇所とし，作業員による当該エリアでの物品の持込み，持出しについては監視員による確認等を行い，不要物品等の持込みを制限することで，落下防止対策が図られている。

別紙 5 に使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアの概要を示す。

5.3 評価フロー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「耐震評価による落下防止対策」，5.2.2「設備構造による落下防止対策」，及び5.2.3「運用による落下防止対策」を実施することで，使用済燃料プールへの落下時影響評価は不要とする。

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第 6.1-1 表に示す（抽出した機器の重量は，系統設計仕様書，機器設計仕様書，外形図，構造図及び製作図を参照した）。

(2) まとめ

今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件への適合状況を確認するため、「2. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出」に基づき，落下時影響評価が必要な重量物を選定した。

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，原子炉建屋原子炉棟，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及び吊荷等の設備を選定した。

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強度を有する設計とする。

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，適合していることを示すことが可能である。

今回抽出した設備等以外の設備等で，今後，使用済燃料プール周辺に設置する，または取り扱う設備等については，本評価フローの考え方にに基づき，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6.1-1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

番号	評価①			評価②			評価③			評価④			落下時の影響評価※2	
	抽出した設備等※1	配置	重量	高さ	落下エネルギー	選定結果	a. 地震による設備等の破損		b. 吊荷取扱装置の故障等		c. 吊荷取扱装置の誤操作	d. 吊荷取扱設備の待機位置等		選定結果※2
							対策①	対策②	対策③	対策②				
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約35m	—	×	○	耐震評価	—	—	—	—	○	不要
2	燃料取替機	×	約23t	約12m	約2.7MJ	×	○	耐震評価	—	—	○	使用済燃料プール外待機	○	不要
3	原子炉建屋クレーン	×	約48t	約20m	約9.4MJ	×	○	耐震評価	—	—	○	使用済燃料プール外待機	○	不要
4	その他クレーン類	×	約1000kg	約17m	約167kJ	×	○	耐震評価	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	—	○	不要
5	PCV (取扱具含む)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
6	RPV (取扱具含む)	×	約4.6t	約14m	約631kJ	×	—	—	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	—	○	不要
7	内挿物 (取扱具含む)	×	約430kg	約12m	約50.6kJ	×	○	耐震評価	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	—	○	不要
8	プール内ラック類	×	約7.5t	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
9	プールゲート類	×	約2.7t	約12m	約318kJ	×	—	—	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	—	○	不要
10	キャスク	×	約120t	約14m	約16.5MJ	×	—	—	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○	可動範囲制限	不要
11	電源盤類	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
12	フェンス・ラダー類	×	約300kg	約12m	約24kJ	×	—	—	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	—	○	不要
13	装置類	×	約800kg	約12m	約94kJ	×	—	—	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	—	○	不要
14	作業用機材類	×	<100kg	約12m	<11.8kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
15	計器・カメラ・通信機器類	×	<300kg	約4m	<11.8kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
16	試験・検査用機材類	×	約500kg	約14m	約69kJ	×	—	—	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	—	○	不要
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	×	約7.5t	約14m	約1.0MJ	×	—	—	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	—	○	不要
18	空調機	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
19	重大事故等対処設備	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
20	その他	×	約1000kg	約14m	約137kJ	×	—	—	フェイルセーフ機構	○	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	—	○	不要

【凡例の説明】○：次のステップの評価は不要 ×：次のステップの評価が必要 —：対象外又は評価不要

【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：軽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もしくは評価②が「○」であれば選定結果を「○」、落下時影響評価は「不要」とする。選定結果が「×」の場合は評価フローIIIによる評価を実施する。

・落下時の影響評価：a, b, c, dの落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「○」、それ以外は「×」

・選定結果：a, b, c, dの項目全てが「○」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「必要」

※1 具体的な設備は、別添資料4「東海第二発電所 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」添付資料1の第1表を参照のこと。

※2 耐震評価による確認をもって、選定結果「○」とし、落下時の影響評価を「不要」とする。

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

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

使用済燃料プールへの燃料体等の落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料体等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が確認されている^{※1}。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85 mm に対して 0.7 mm であった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

- ※1 「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。水中の燃料体等の重量は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

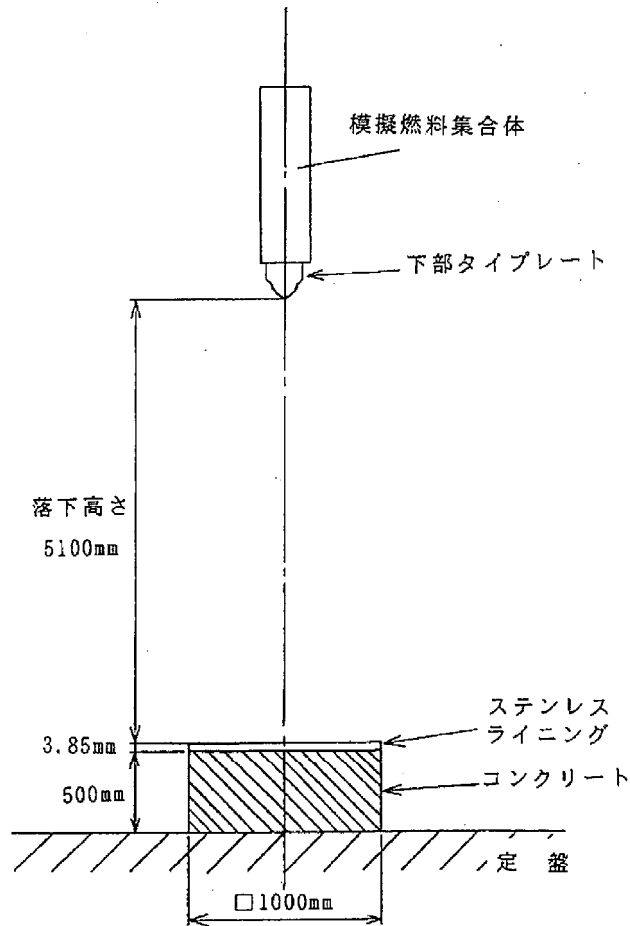


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、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 東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネルボックス含む）は、表1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。

表1 燃料集合体重量

		燃料集合体重量 (kg)	
		気中	水中※3
実 機	8×8燃料		
	新型8×8燃料		
	新型8×8ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度8×8燃料		
	9×9燃料（A型）		
	9×9燃料（B型）		
模擬燃料集合体		310	

※3 表中の各燃料集合体の水中重量は、気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり、実際の水中重量は表中の値以下となる。

使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上設備等との

離隔概要について

評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて「検討不要」とした各項目の設備等については、使用済燃料プール手摺り外側にて設置、保管及び取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、分電盤、制御盤等については、離隔距離を確保し配置されていることに加え、床や壁面にボルト等にて固定または固縛されている設備等であることから、使用済燃料プールへ落下することはない。

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

表1 評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類

番号	抽出項目	No	詳細	落下防止分類
5	PCV（取扱具含む）	1	PCV ヘッド	①
		2	PCV ヘッド吊り具	①
11	電源盤類	3	照明用トランス	①, ②
		4	照明用分電盤	①, ②
		5	チャンネル着脱機制御盤	①, ②
		6	作業用分電盤	①, ②
		7	中継端子箱	①, ②
		8	原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤	①, ②
		9	水中照明電源箱	①, ②
		10	SHIPPING用操作盤部	①, ②
		11	SHIPPING動力盤	①, ②
		12	開閉器	①, ②
		13	キャスクピット排水用電源盤	①, ②
18	空調機	14	空調機	①, ②
		15	FHM 操作室空調機	①, ②
19	重大事故等対処設備	16	静的触媒式水素再結合器	①, ②
		17	常設スプレイヘッダ	①, ②

【落下防止分類】

- ①使用済燃料プール周りに設置される手摺りの外側に設置，保管及び扱い
- ②床または壁面への固定

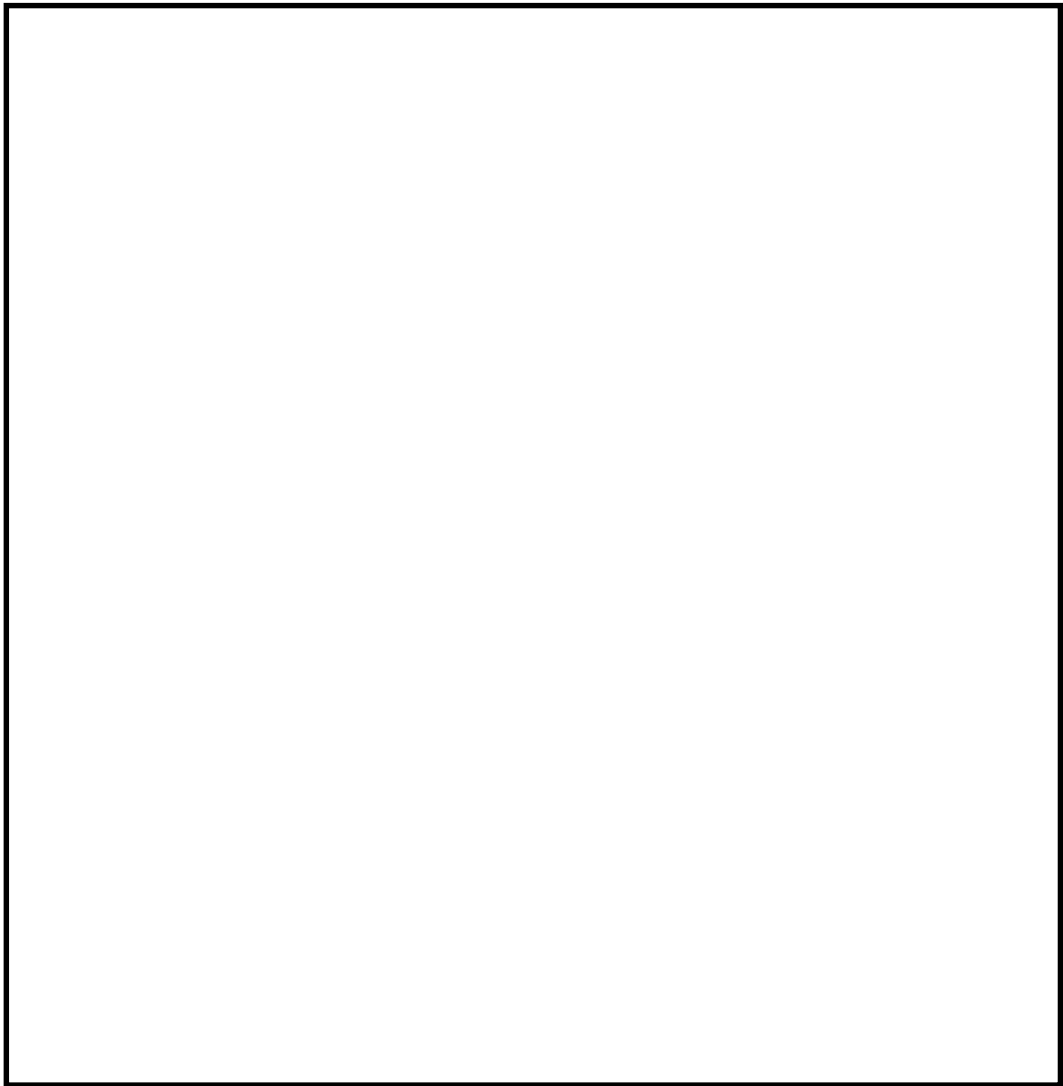


図 1 使用済燃料プールと周辺設備の配置図

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、待機時に使用済燃料プール上へ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、東海第二発電所の燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機位置を示す。

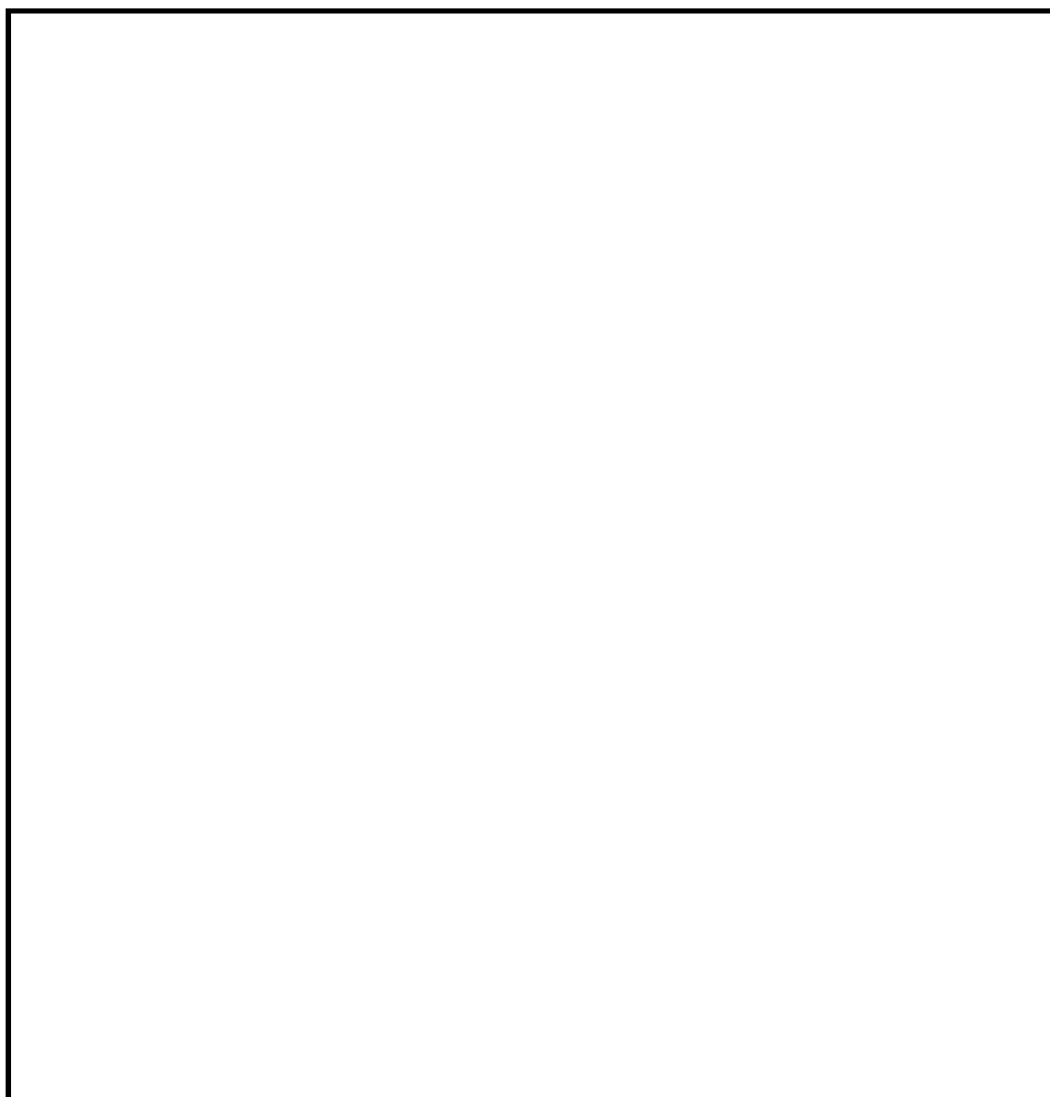


図 2 燃料取替機待機位置

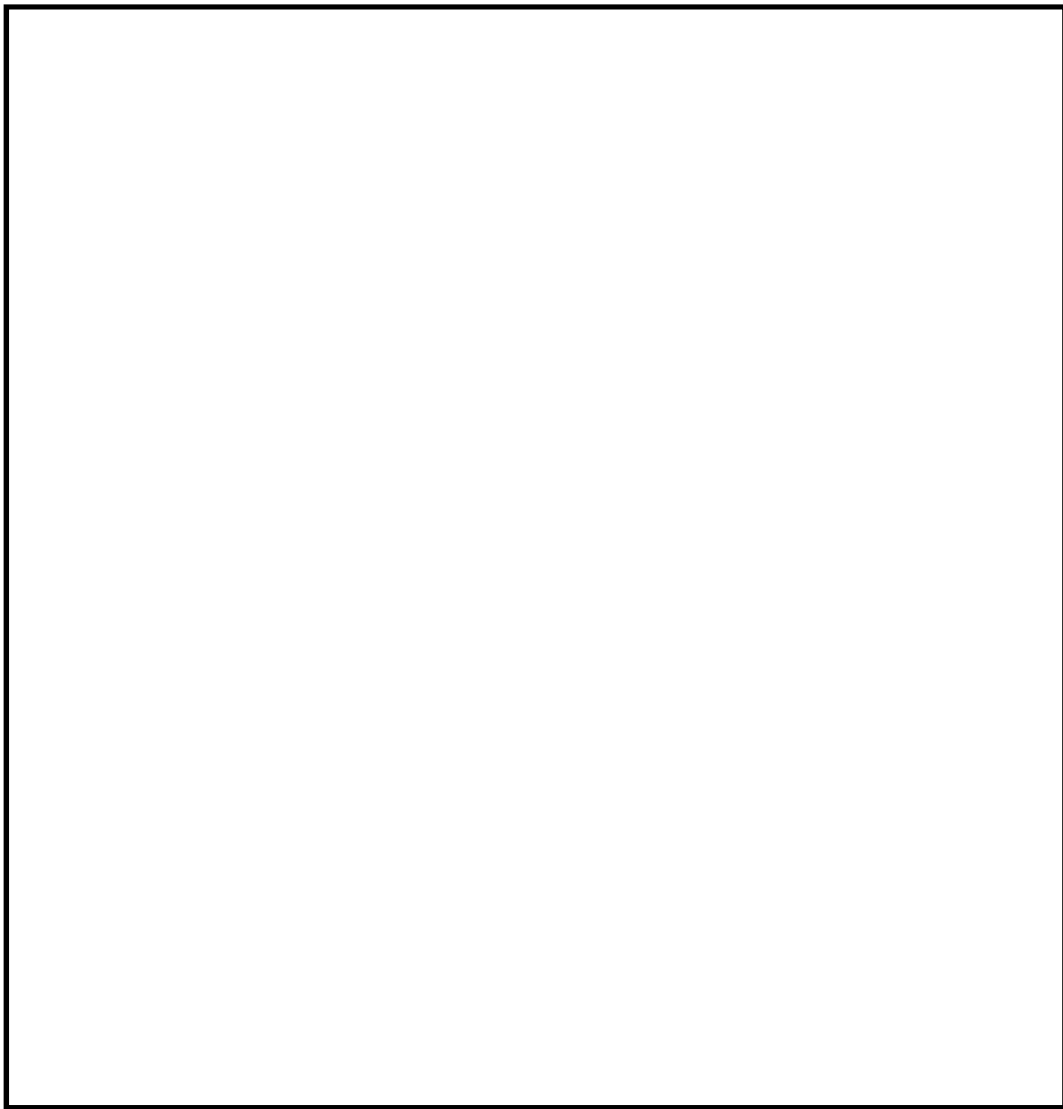


図3 原子炉建屋クレーン待機位置

原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上を重量物及びキャスクが走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設けている。

原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋原子炉棟運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設されているが、重量物及びキャスクの移送を行う際には、重量物及びキャスクが使用済燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる移送範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止する設計とする。

インターロックには3つのモードがあり、取り扱う重量物に応じてモード選択を行い、移送範囲を制限することで、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止している。

原子炉建屋クレーンの重量物移送及びキャスク移送のインターロックによる移送範囲とリミットスイッチ展開図の関係を図1, 2に示す。

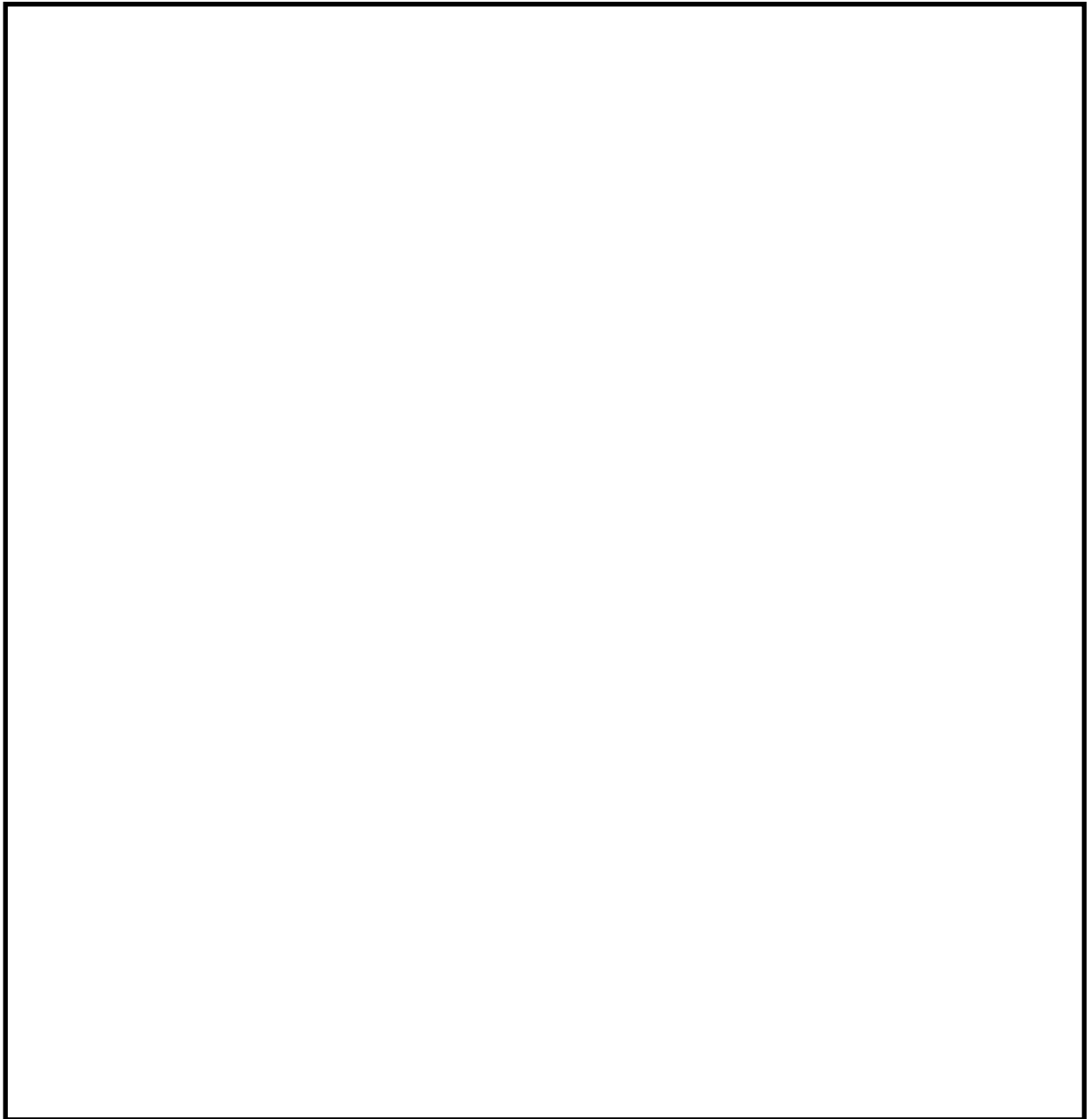


図 1 原子炉建屋クレーンのインターロック (Bモード) による
重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図

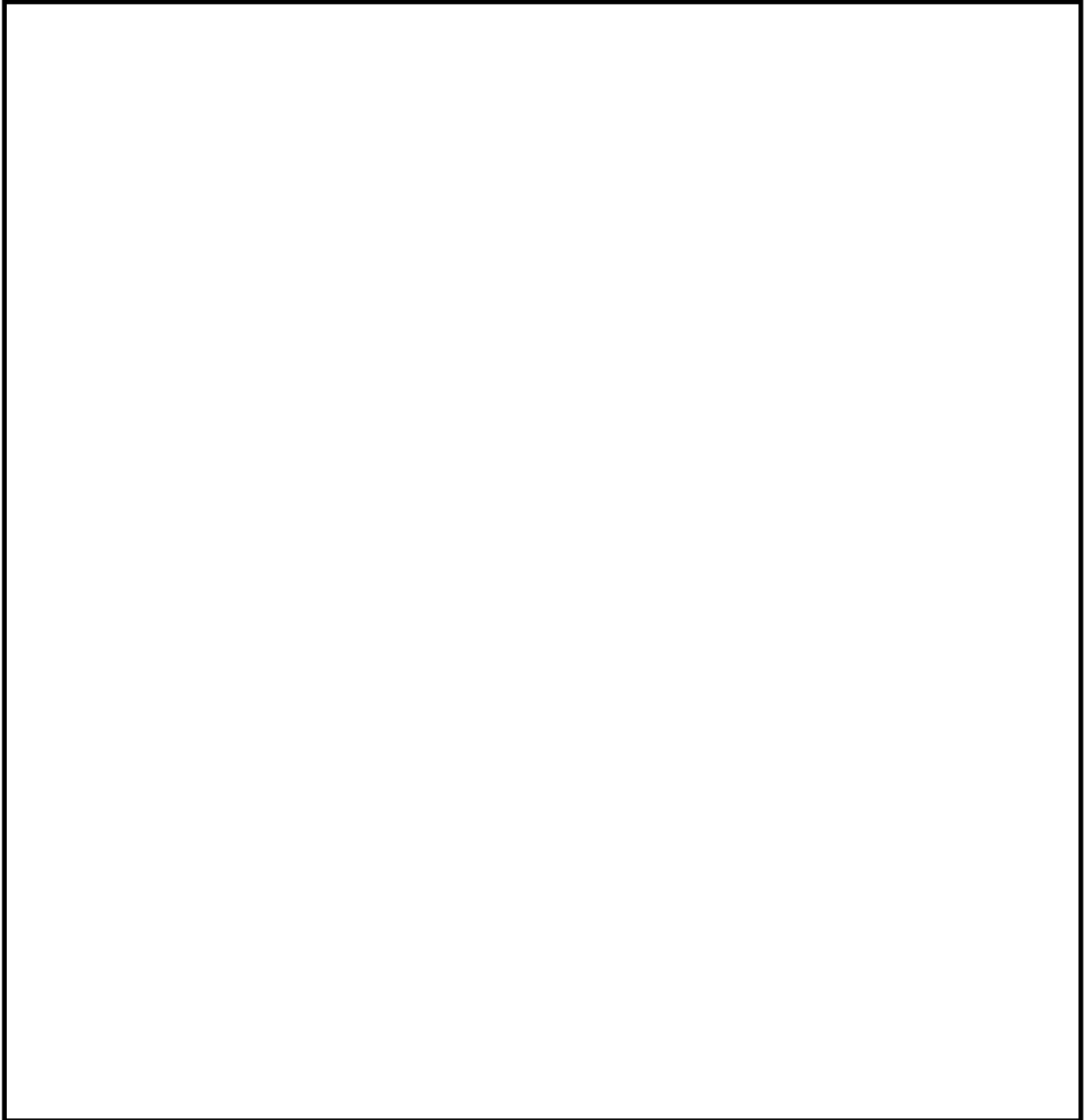


図2 原子炉建屋クレーンのインターロック（Aモード）による
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図

使用済燃料プール周辺における異物混入防止区域について

東海第二発電所の使用済燃料プール周りは、異物混入防止管理区域に指定されており、運転中及び定検中において、使用済燃料プール周辺で作業を実施する際は異物混入防止エリアを設定し、持ち込み物品を制限することで使用済燃料プールへの異物混入による損傷を未然に防止している。

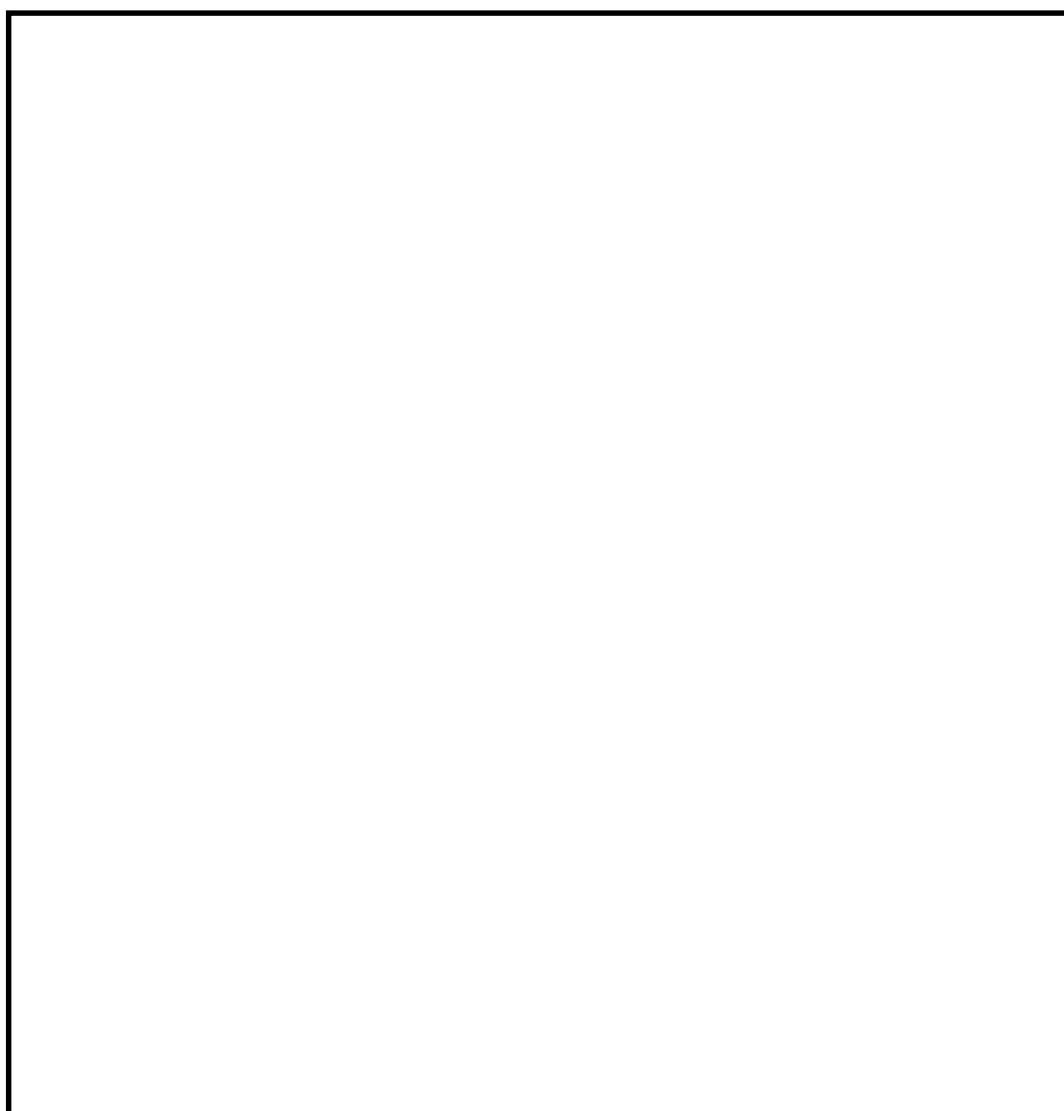


図 1 原子炉建屋 6 階異物混入防止管理区域

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の
健全性評価について

1. 評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し、各部に作用する荷重を算出する。当該算出荷重により、各部の強度評価を行うこととする。

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）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。^(注 1)

表 1 取替機主ホイスト各部 裕度整理表

設備	部位	裕度	判定基準値	
燃料取替機	ワイヤロープ ^{※1}	(注 1)	(注 1) ^{※2}	
	グラップル ヘッド	フック ^{※1}	(注 1)	(注 1) ^{※2}
		シャフト ^{※1}	(注 1)	(注 1) ^{※2}
	ブレーキ ^{※1}	(注 1)	(注 1) ^{※2}	

※ 1 燃料取替機のワイヤロープ、フック、シャフトの構造については図 5.2.7 及び図 5.2.8 参照。ブレーキの構造については図 5.2.6 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ないこととする。

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

1. 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施することとする。

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）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。

(注 1)

表 2 原子炉建屋クレーン主巻各部 裕度確認整理表

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	(注 1)	(注 1) ※ ²
	フック※ ¹	(注 1)	(注 1) ※ ²
	ブレーキ※ ¹	(注 1)	(注 1) ※ ²

※ 1 原子炉建屋クレーンのワイヤロープ、フックについては第 5.2.10 図参照，ブレーキの構造については，図 5.2.9 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すべり量は，評価にて算出する。

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策

○燃料取替機

燃料取替機は、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を燃料取替機、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、走行レールについては建屋壁面との離隔距離より、燃料取替機の全車輪がレールから脱線するおそれは無く、横行レールについては、ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料プールに落下することはない。

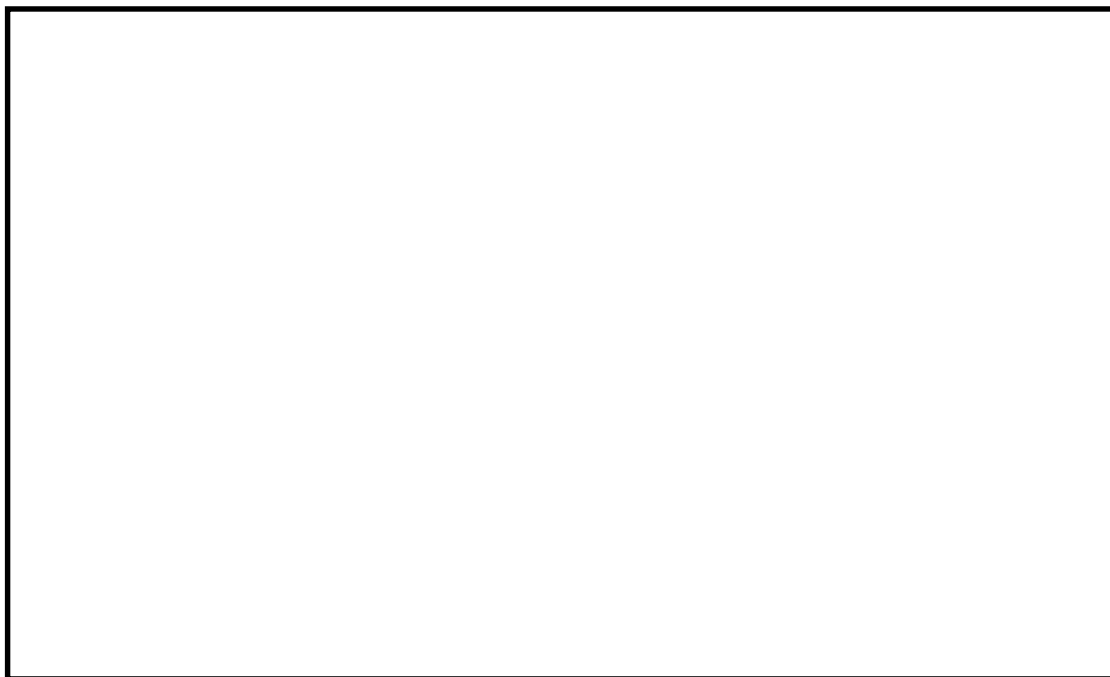


図 1 燃料取替機走行レールと壁面距離

○原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、ランウェイガード当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を原子炉建屋クレーン、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、各レールと建屋壁面との離隔距離より、原子炉建屋クレーン、トロリがレールから脱線するおそれは無く、使用済燃料プールに落下することはない。

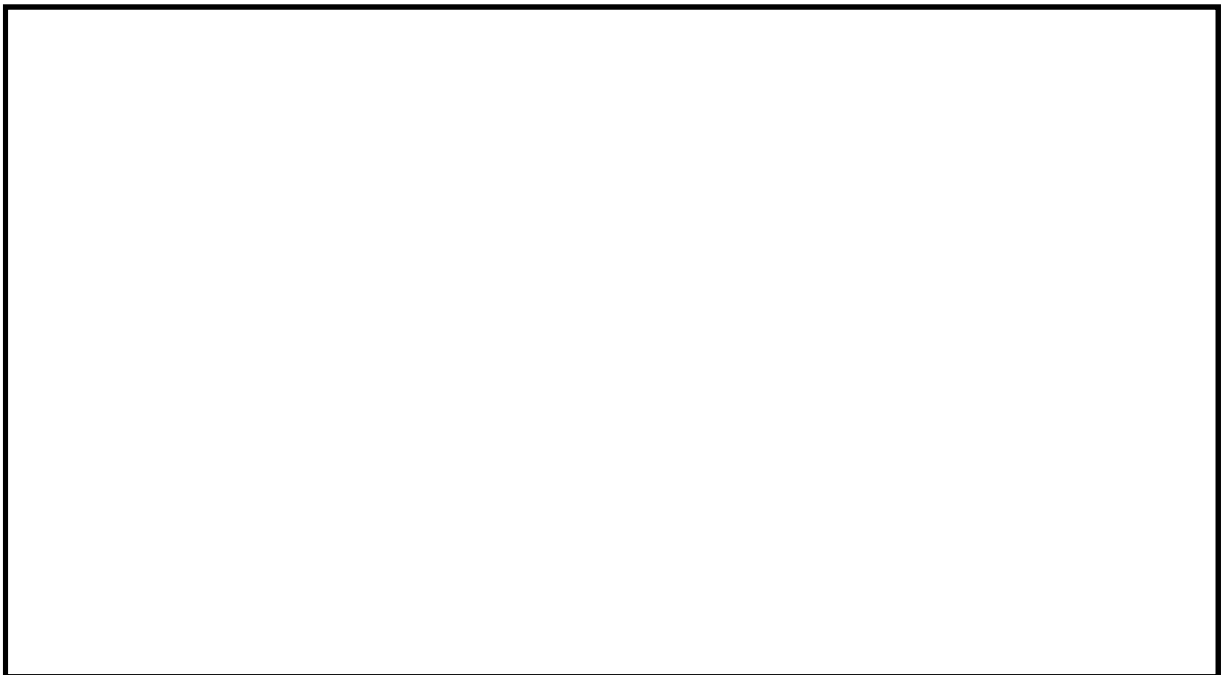


図2 原子炉建屋クレーン走行、横行レールと壁面距離

過去トラブル事例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有事象について

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、異音を確認された。その後の詳細点検において、走行部内部の軸受が損傷していることが確認された（図 1 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・東北地方太平洋沖地震に伴う軸方向の地震荷重により軸受つば部が損傷した。
- ・損傷したつば部の破片が、軸受コロに挟まれ、その後の当該クレーンの異音調査のための走行に伴い、軸受の損傷が拡大した。

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

なお、東北地方太平洋沖地震に伴う類似の事象は福島第二原子力発電所 3 号炉においても確認されている（図 3 参照）。

1.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

以下の観点から、本事象の東海第二発電所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、東海第二発電所の原子炉建屋クレーンがランウェイ上から落下することはないと考えられる。
 - ・東海第二発電所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。
- なお、異常発見時、速やかに復旧作業を行うため、軸受については予備品を保有することとしている。

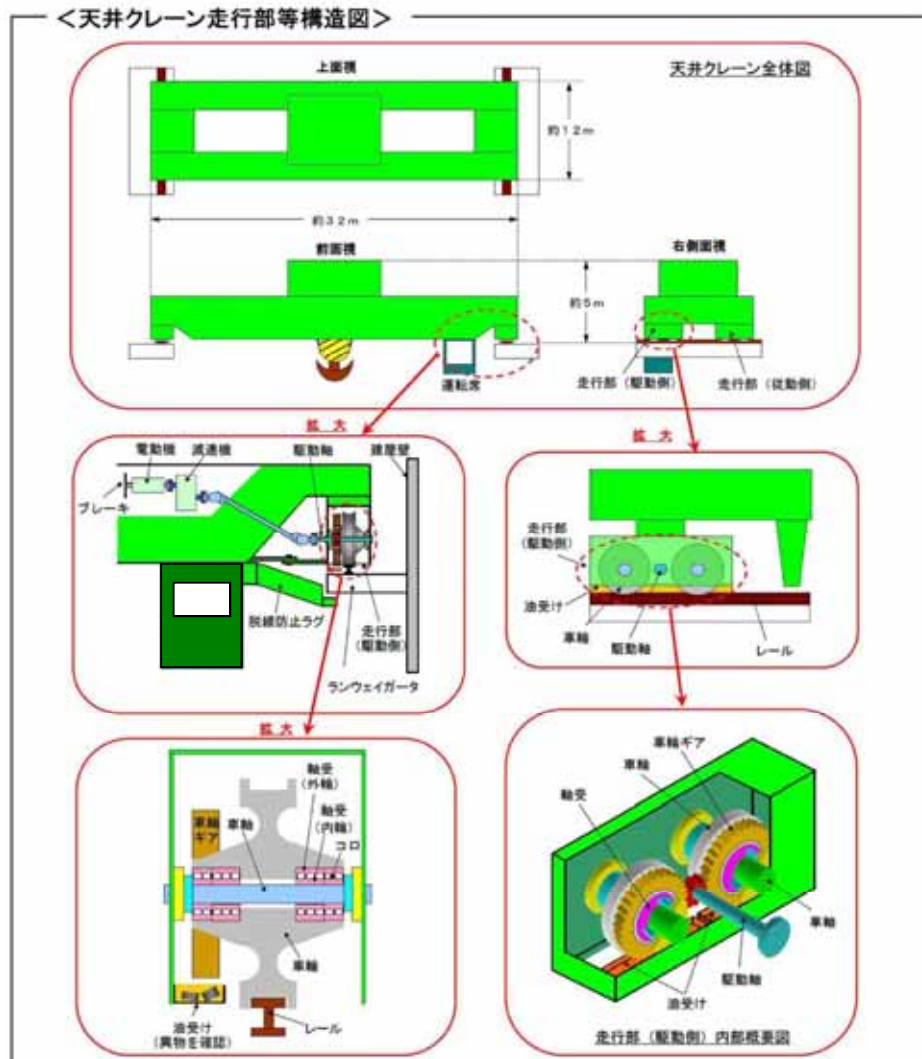


図1 女川原子力発電所1号炉 原子炉建屋クレーン走行部等構造図
(平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋)

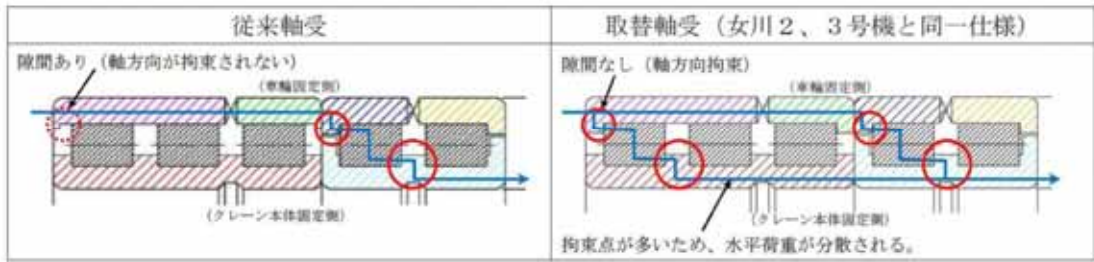


図2 女川原子力発電所1号炉 従来軸受と取替軸受の比較
 （平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋）

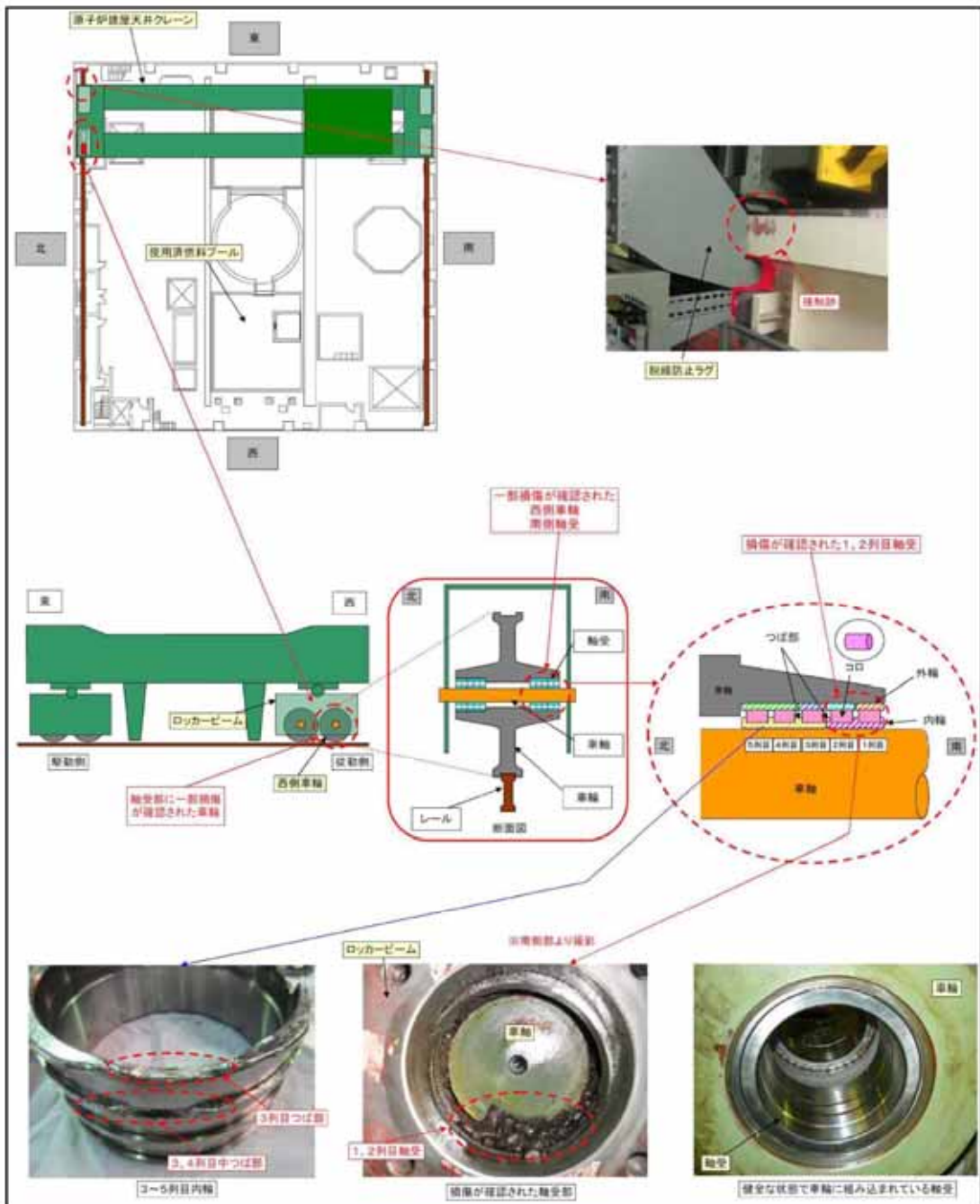


図3 福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について
 （平成25年12月25日 東京電力プレス資料より抜粋）

2. 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 原子炉建屋クレーン走行伝動用継手部の破損事象について

2.1 事象概要

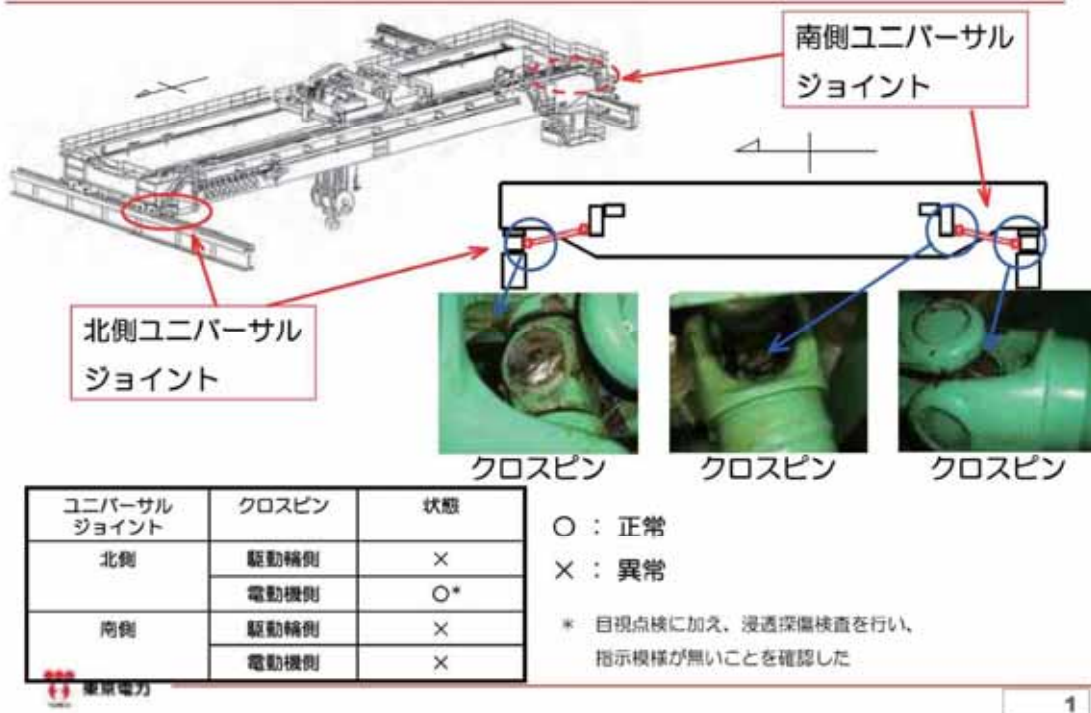
柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉の原子炉建屋クレーンについて、平成 19 年 7 月 24 日に新潟県中越沖地震後の設備点検を実施していたところ、走行伝動用継手（以下、ユニバーサルジョイントという。）が南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認した（図 4 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・地震発生時、原子炉建屋クレーンは停止している状態であり、走行車輪はブレーキ（電動機側に設置されている）が掛かっている状態であった。
- ・地震動により強制的にクレーン走行方向の力が発生し、走行車輪に回転しようとする力が作用したが、電動機側の回転を阻止する力（ブレーキ）の相反する作用により、走行車輪と電動機をつなぐユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し、破損に至った。

2.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

東海第二発電所は設備構造上の違いからユニバーサルジョイントを使用していないため、水平展開は不要と判断している。

事象の概要 (1)



事象の概要 (2)

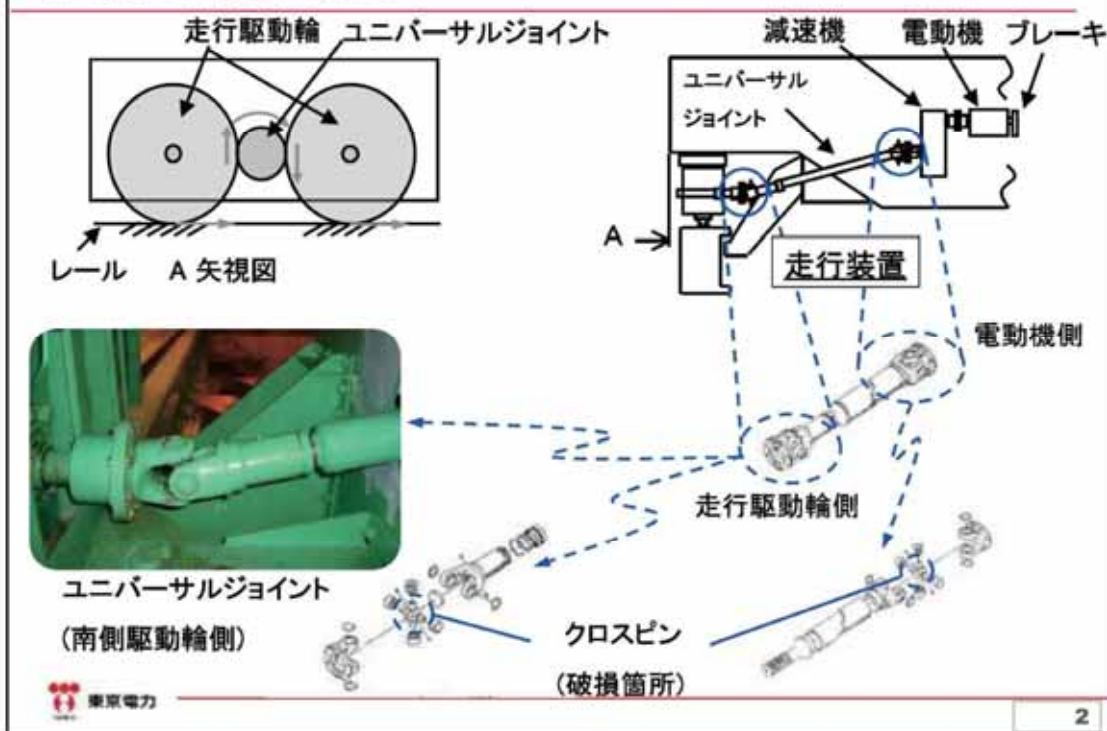


図 4 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について

3. その他トラブル事例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，社外で発生したトラブル事例については，海外情報を含め，WANO，原子力安全推進協会，BWR 事業者協会等を通じて情報を収集している。

入手した情報については，社内要領に従い，社内検討会にてスクリーニングを行い，対応が必要と判断された案件については，当社における現状調査や予防処置の検討を実施することとしている。トラブル情報の処理フローについて図5に示す。

処理方法の詳細については，以下のとおり。

- ① 発電管理室及び東海第二発電所は，入手したトラブル情報等について，水平展開要否の検討を行う。また，発電管理室は，検討が必要と判断した場合，東海第二発電所に検討を依頼する。
- ② 東海第二発電所は，関連室にて「同様・類似設備の有無」，「発生プラントで行われた各対策に対する水平展開の要否及びその理由」等について検討し，トラブル検討会にてその妥当性を審議する。
- ③ 発電管理室は，トラブル検討会の審議結果を情報検討会に付議し，東海第二発電所の審議結果の妥当性を確認する。
- ④ 東海第二発電所は，対策を実施する。
- ⑤ 発電管理室は，トラブル検討が完了したことを管理リストへ反映する。

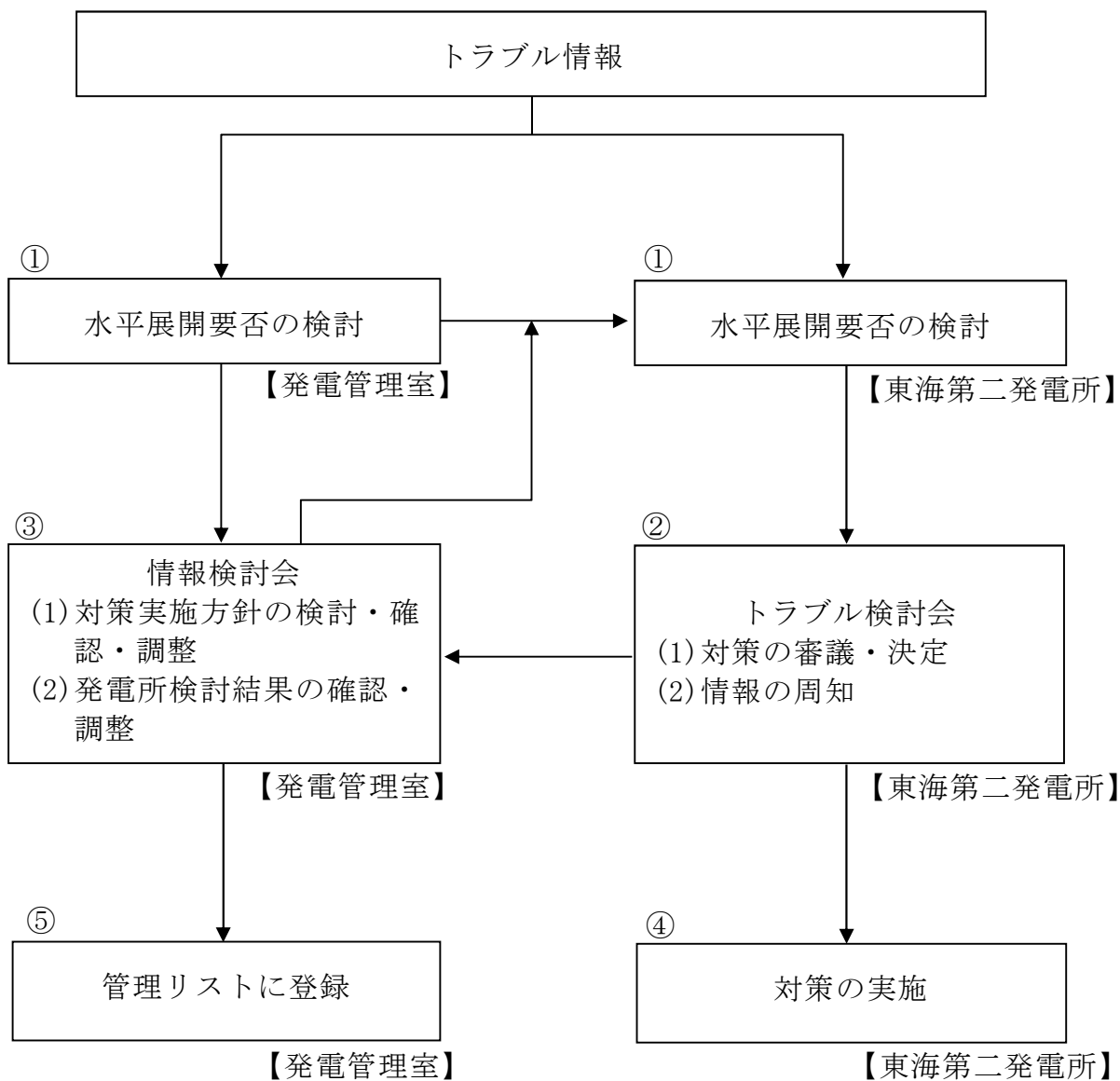


図5 トラブル情報の処理フロー

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われ、原子炉建屋原子炉棟内に搬入後、検査を行い、所定の場所（新燃料貯蔵庫，又は使用済燃料プール）へ保管され、燃料装荷の際に炉心へと移送される。

新燃料の取り扱いに係る移送フロー及び経路（例）を図1に示す。

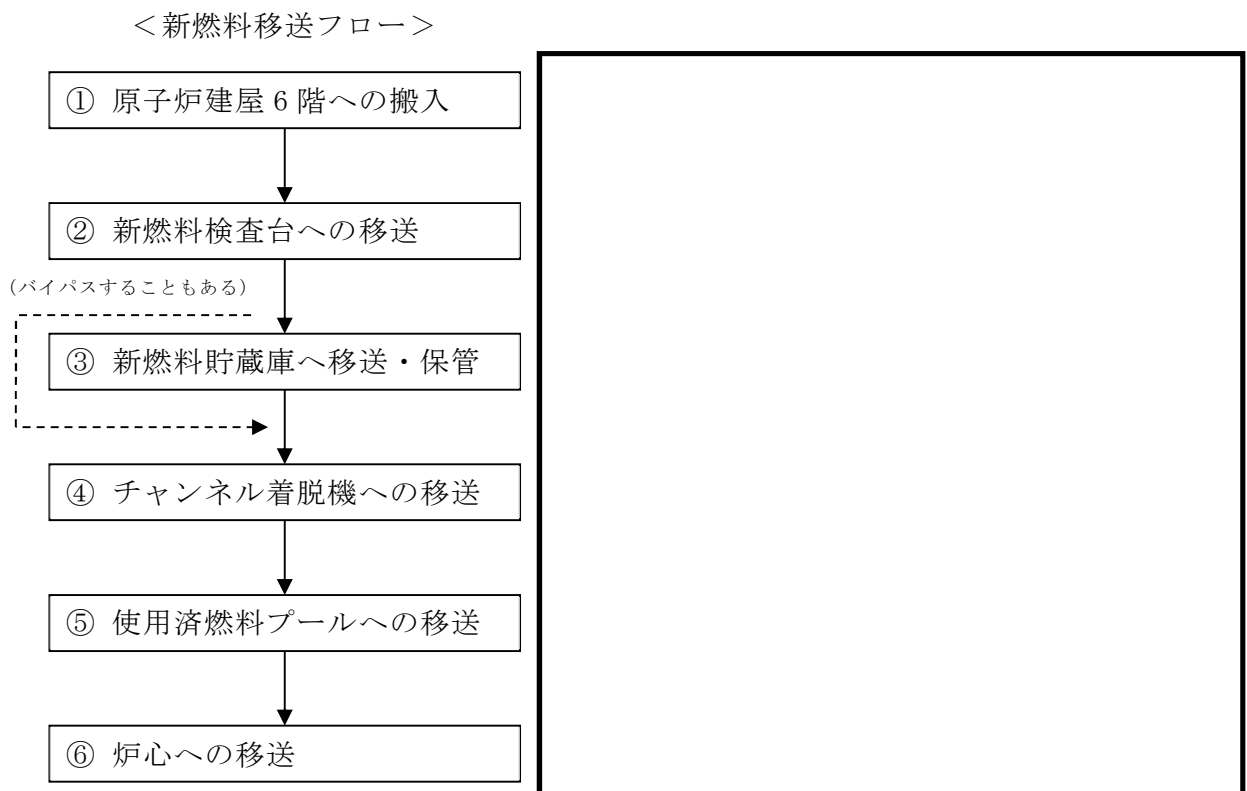


図1 新燃料の取り扱いに係る経路（例）

図1に示すとおり、新燃料の取り扱いに係る移送時においては、可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用にて新燃料の使用済燃料プールへの落下を防止しているが、チャンネル着脱機^{*}に装荷する際には使用済燃料プール上を移送することとなる。

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、新燃料の落

下を防止する構造としており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチにより、誤操作等による新燃料の落下は防止される。

炉心への燃料装荷の際には、燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが、燃料取替機についても、駆動源喪失時等における種々のインターロックが設けられており、新燃料の落下は防止される。

※ チャンネル着脱機は、新燃料を原子炉建屋クレーンから燃料取替機へ受け渡す中継作業時に使用。

キャスク取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

キャスクの取り扱い作業は原子炉建屋クレーンを使用し、機器ハッチより原子炉建屋原子炉棟 6 階床面へキャスクの移送を行い、キャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。作業概要について図 1 に示す。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、キャスクが使用済燃料プール上を通過することがないように、インターロックによる可動範囲制限を行うことで、使用済燃料プールへのキャスクの落下は防止される設計としている。

また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから、キャスクの落下は防止される設計としている。

なお、キャスクピットでのキャスク取り扱い時に、仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ（横行、走行、巻上下）の機能が喪失した場合、キャスクは横行、走行方向及び鉛直方向に滑る恐れがあるが、キャスクをキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置されるため、キャスクが横行、走行方向及び鉛直方向に滑った^{※1、2}としても、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 キャスク取り扱い時は、インターロック運転により可動範囲が制限されること及びキャスクピットはキャスクピットゲートにより燃料プールと隔離されることから、キャスクが横行、走行方向に滑ったとしてもキ

ヤスクがキャスクピットエリア外の燃料プール内に落下することはない
ものとする。

※2 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る不可トルクが発生した場
合のすべり量は、基準地震動 S_s 時の評価にて示すこととする。

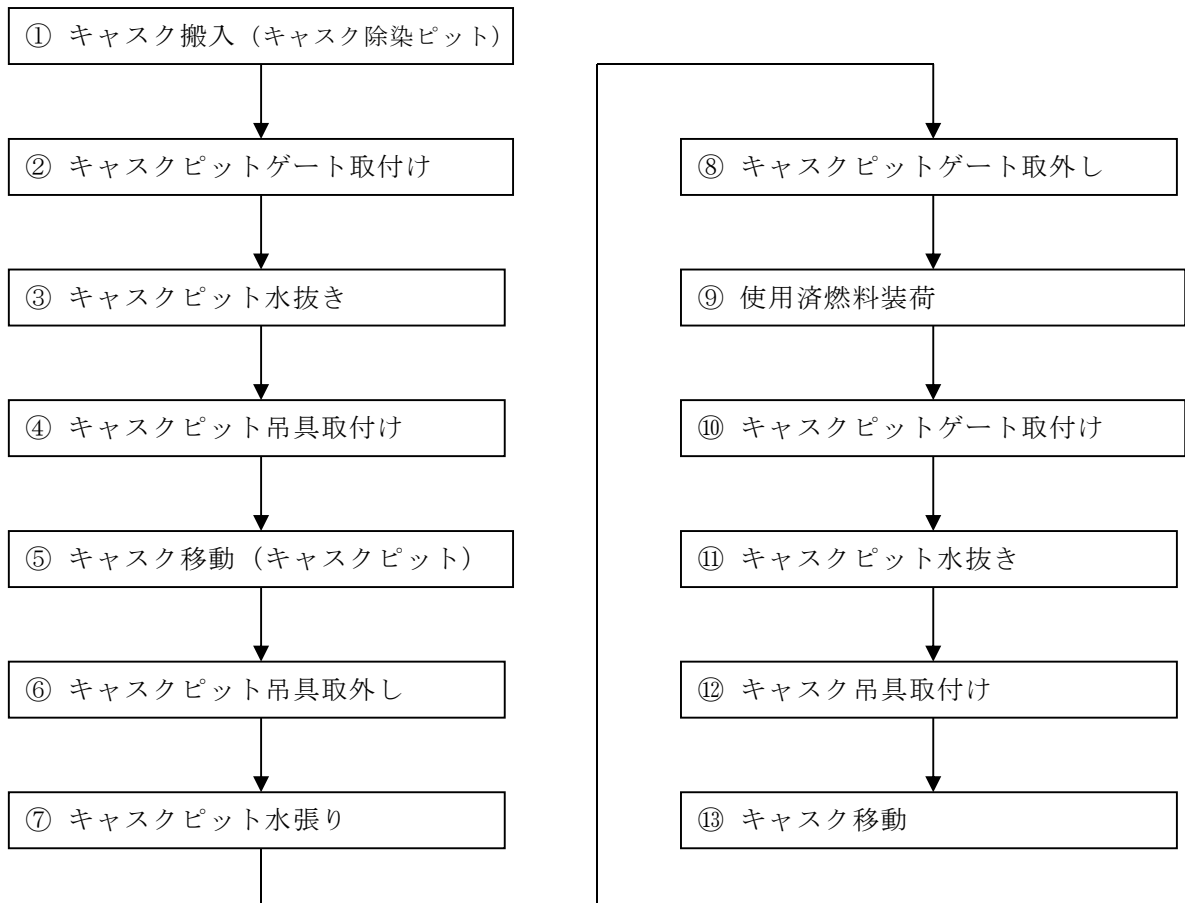
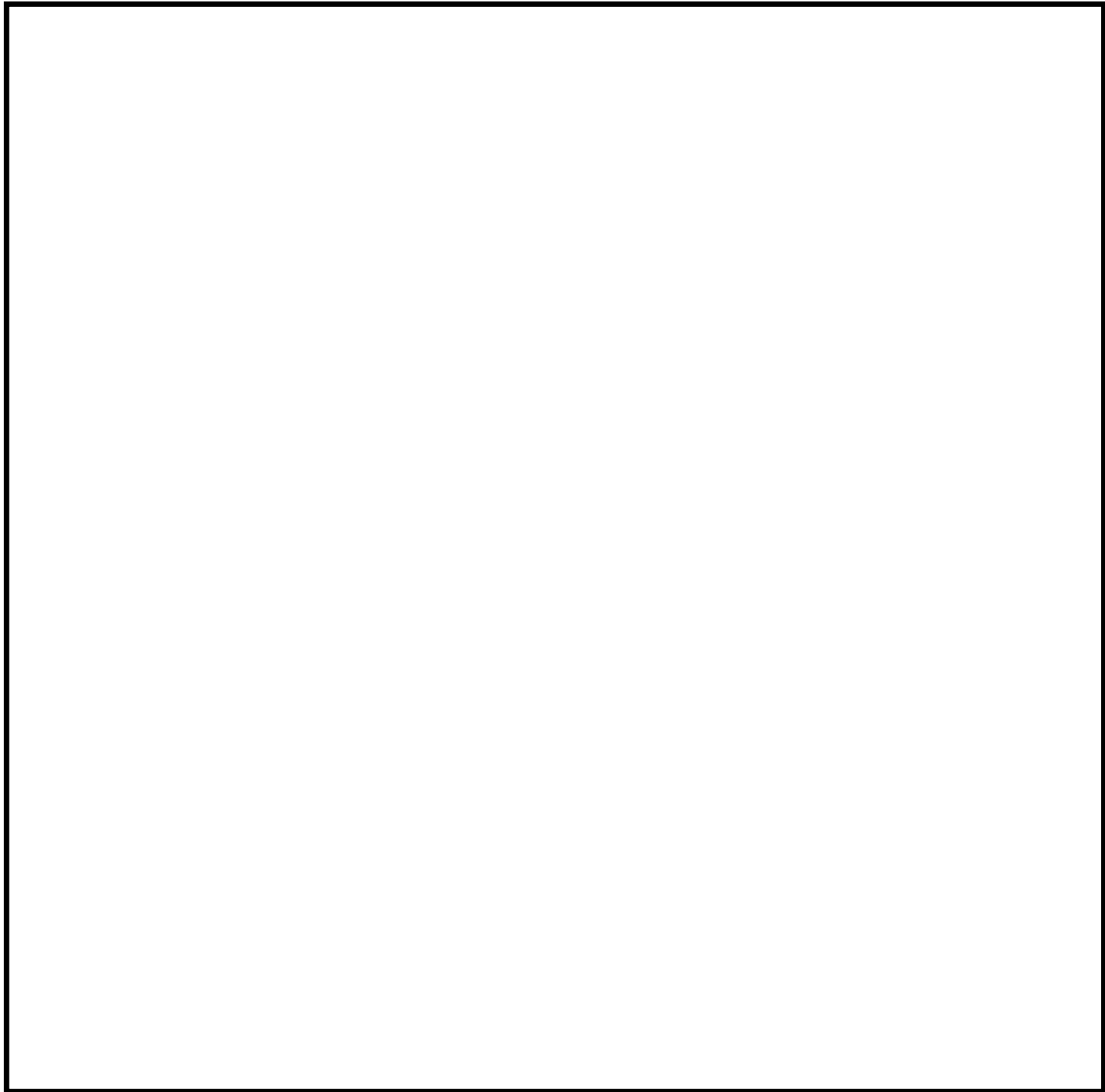


図1 キャスク取り扱い作業フロー



キャスクの種類

番号	名称	外形 (mm)
1	キャスク (NFT-32B 型)	
2	ドライキャスク (A 社製)	
3	ドライキャスク (B 社製)	
4	ドライキャスク (C 社製)	

図 2 キャスクとキャスクピットゲートの位置関係

キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

キャスクは、原子炉建屋クレーン（主巻）にキャスク吊具を取付けて移送する。キャスクを移送する場合、キャスクはキャスク吊具によりトラニオン4か所ので支持されている。また、キャスク吊具と原子炉建屋クレーンはキャスク吊具の支持ピン（2本）とクレーンフックで支持されている。

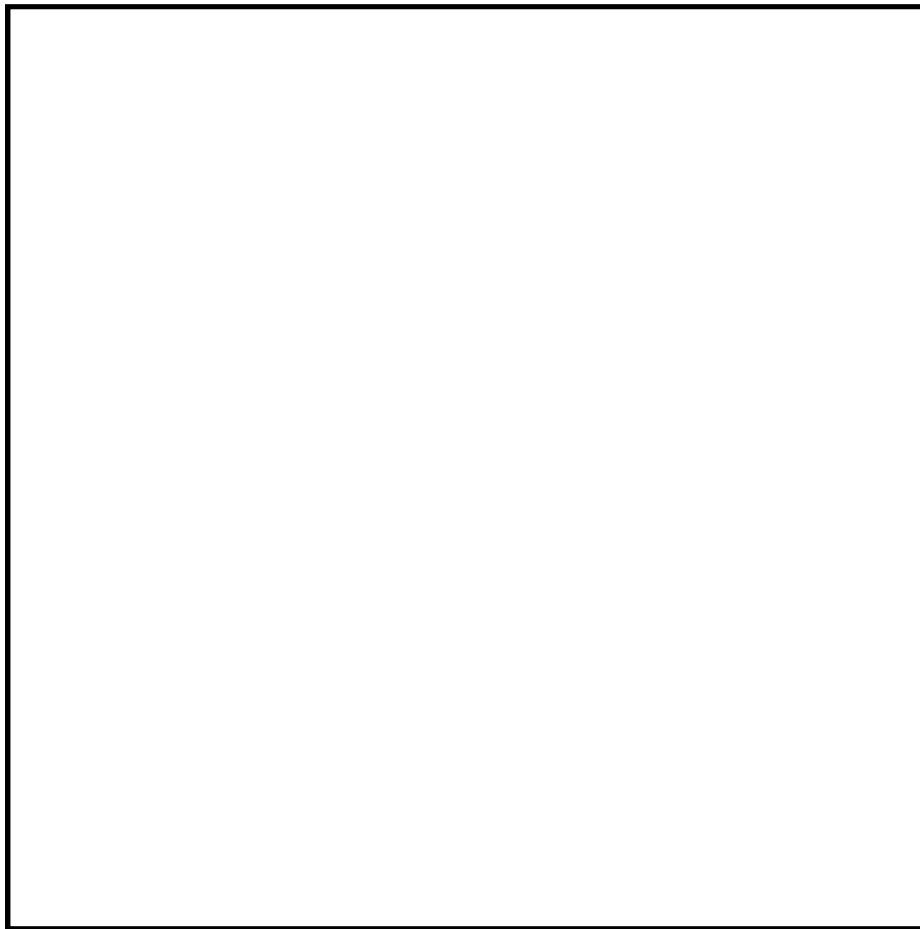


図1 キャスク吊具の構造図

東海第二発電所

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）使用済燃料プール水位・温度（S A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」という。）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、使用済燃料プール水位、使用済燃料プールライナードレン漏えい検知、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設置しており、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）を設置する設計としている。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使用済燃料プール付近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、使用済燃料プ

ール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（S A広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタについて，非常用所内電源系からの電源供給により監視継続が可能であるとともに，測定結果を表示，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）一覧（1 / 2）

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
使用済燃料プール水位	ディスプレイサ ／フロート式	水位が通常水位 N. W. L (EL. 46, 195mm) 近傍である こと。	—	水位低：EL. 46, 053 mm (通 常水位 - 142 mm) 水位高：EL. 46, 231 mm (通 常水位 + 36mm)	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	2	C
使用済燃料プール ライナードレン漏 えい検知	フロート式	使用済燃料プールライナー 部からの漏えいを検知する こと。	—	EL. 29, 415 mm (ドレン止め 弁 (EL. 29, 150 mm) + 265 mm)	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	C
燃料プール冷却浄 化系ポンプ 入口温度	熱電対	使用済燃料プール温度は、 燃料プール冷却浄化系によ り 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℃を 包含して測定できる範囲と している。また、燃料プー ル冷却浄化系ポンプ入口温 度は、使用済燃料プール温 度が監視できる十分な測定 範囲としている。	0℃～300℃	—	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	C
使用済燃料 プール温度	熱電対		0℃～100℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
使用済燃料プール 水位・温度 (S A 広域)	ガイドパルス式	使用済燃料プール上端近傍 から燃料ラック下端まで計 測できること。	-4, 300mm ～+7, 200mm (EL. 35, 077mm ～ EL. 46, 577 mm)	水位低：EL. 46, 000mm (通 常水位 - 195mm)	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C (Ss) *
	测温抵抗体式	使用済燃料プール温度の異 常な上昇の監視及び冷却状 態が把握できること。	0℃～120℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C (Ss) *

※ 基準地震動 S s による地震力に対して、機能を維持する設計とする。

第 1.2-1 表 使用済燃料プールの監視設備（設計基準対象施設）一覧（2/2）

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
燃料取替フロア 燃料プールエリア 放射線モニタ	半導体式	燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値 (0.01mSv/h) を包含して測定できる範囲とする。	10^{-3} mSv/h ～ 10^1 mSv/h	高 バックグラウンド の 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
原子炉建屋換気 系燃料取替床排 気ダクト放射線 モニタ	半導体式	使用済燃料プール区域排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し、原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測できる範囲としている。	10^{-3} mSv/h ～ 10^1 mSv/h	高 バックグラウンド の 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	4	S
原子炉建屋換気 系排気ダクト放 射線モニタ	半導体式	原子炉建屋原子炉棟内から放出される換気空調系排気を連続的に監視し、原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測できる範囲としている。	10^{-4} mSv/h ～1mSv/h	高 バックグラウンド の 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 3 階	4	S

(1) 使用済燃料プール水位

○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
(EL. 46, 195 mm以下「N. W. L」) からの水位の異常な低下並び
に上昇の監視を目的としている。

○構成概略：水位検出器（ディスプレイサ，フロート式）で検出された使
用済燃料プールの水位は，所定の警報設定値に達した場合，
水位低及び水位高の検出信号を中央制御室に発信し，中央制
御室に警報が発せられるとともに，プロセス計算機に出力し
記録する。（第 1.2-1 図参照）

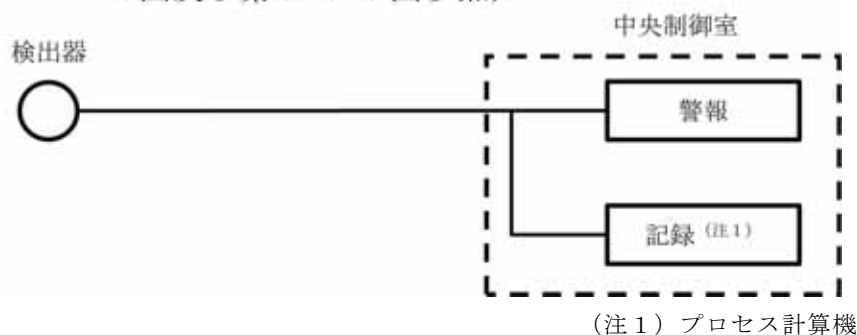
○警報設定：

水位高：EL. 46, 231mm（通常水位 +36mm）

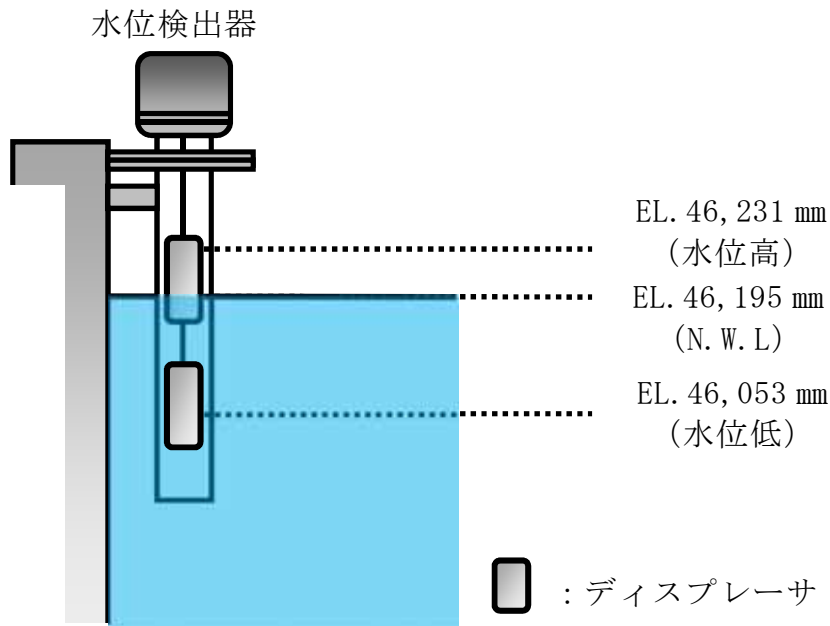
使用済燃料プール水位の異常な上昇によって運転操作床面へ
プール水が溢れるのを事前に検知するために設定値を設けて
いる。（第 1.2-2 図及び第 1.2-3 図参照）

水位低：EL. 46, 053mm（通常水位 -142mm）

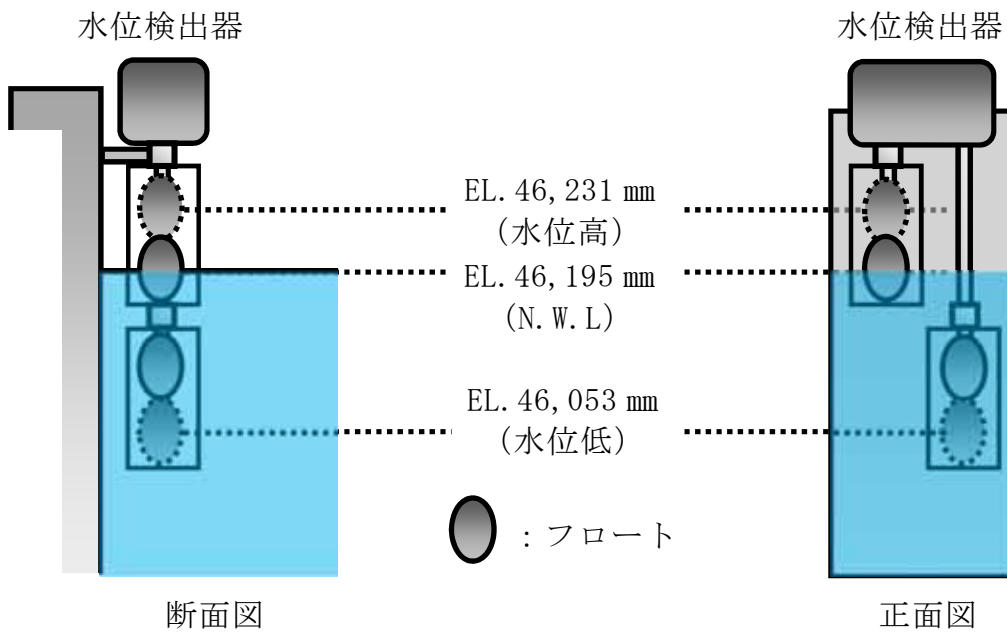
使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位
低下を早期に検知するため，設定値を設けている。（第 1.2-
2 図及び第 1.2-3 図参照）



第 1.2-1 図 使用済燃料プール水位（ディスプレイサ，フロート式）の概略構成図



第 1.2-2 図 使用済燃料プール水位の警報設定値 (ディスプレーサ式)



第 1.2-3 図 使用済燃料プール水位の警報設定値 (フロート式)

(設備仕様)

個 数 : 各 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 水位高 EL. 46,231mm (通常水位 +36mm)

水位低 EL. 46,053mm (通常水位 -142mm)

警 報 : 「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

(2) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

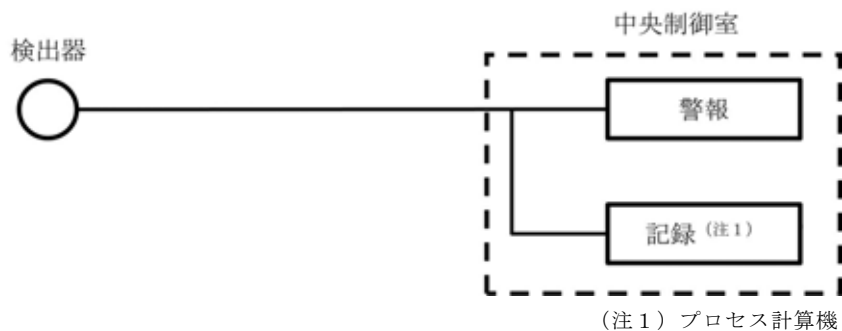
○計測目的：使用済燃料プールライナーからの漏えいの早期発見を目的としている。

使用済燃料プールライナー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ードレン漏えい検知系配管内に溜まる。この漏えいしたプール水を検出することで使用済燃料プールライナーからの漏えいを検知する。

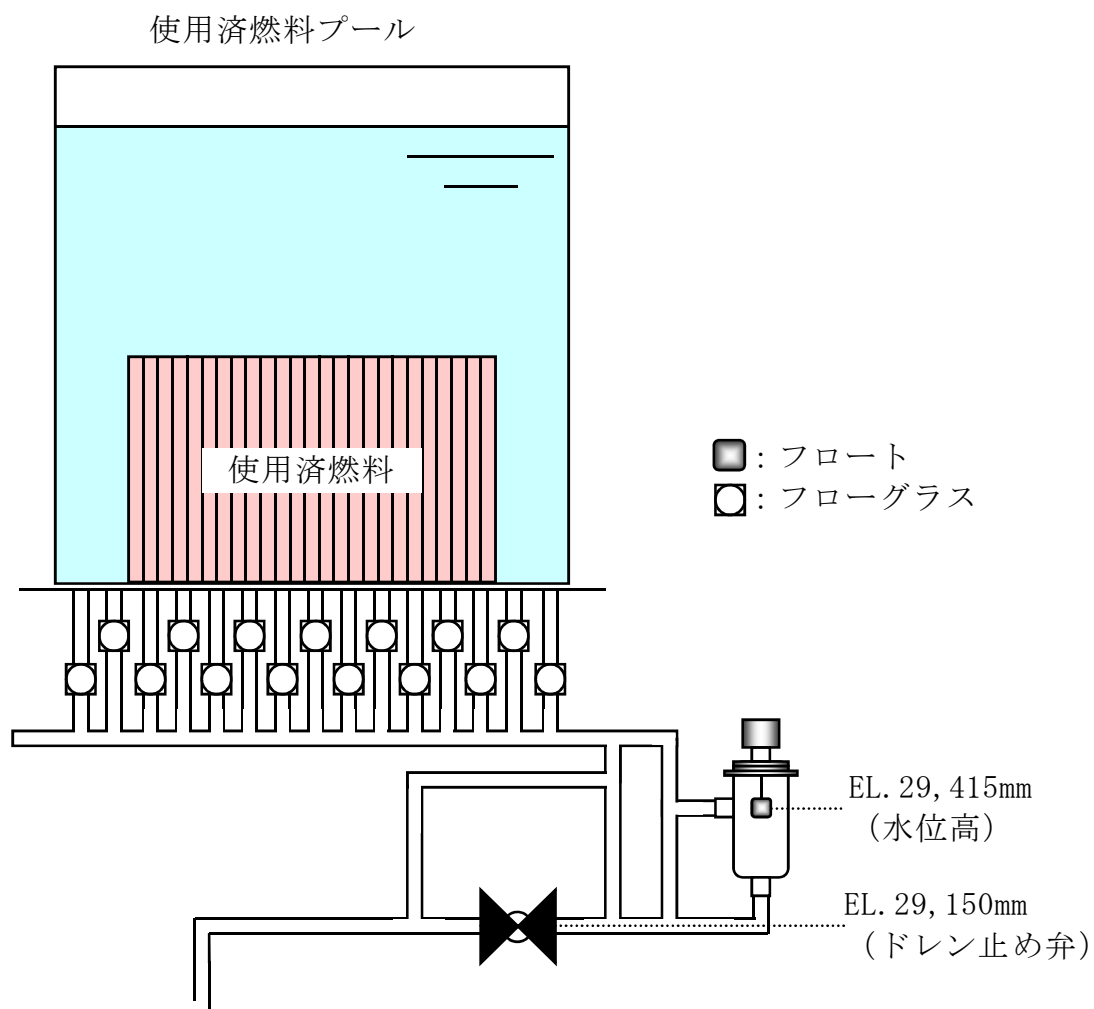
○構成概略：使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を水位検出器（フロート式）で検出し、使用済燃料プールライナーからの漏えい量が、所定の警報設定値に達した場合、漏えい水検出信号を発し、中央制御室に警報が発せられるとともに、プロセス計算機に出力し記録する。（第 1.2-4 図参照）

○警報設定：EL. 29, 415mm（ドレン止め弁（EL. 29, 150mm）+265mm）

使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を早期に検出する。（第 1.2-5 図参照）



第 1.2-4 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の概略構成図



第 1.2-5 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

(設備仕様)

個 数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟4階

警報設定値 : EL. 29, 415mm (ドレン止め弁 (EL. 29, 150mm) + 265mm)

警 報 : 「FUEL POOL LINER LEAKAGE」

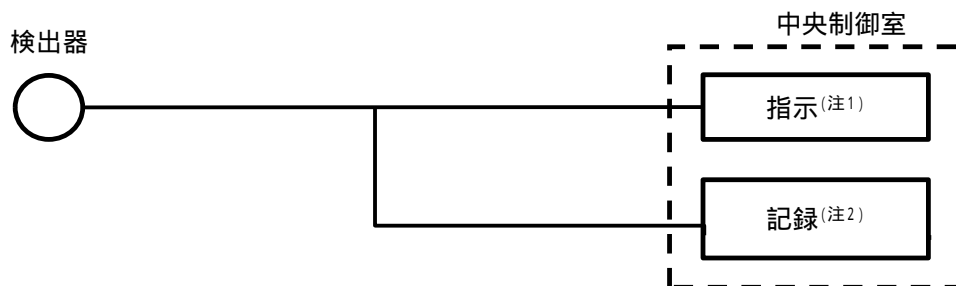
(3) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

○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監視を目的としている。

○構成概略：燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，熱電対にて温度を電気信号へ変換した後，中央制御室に指示及び記録される。

(第 1.2-6 図参照)

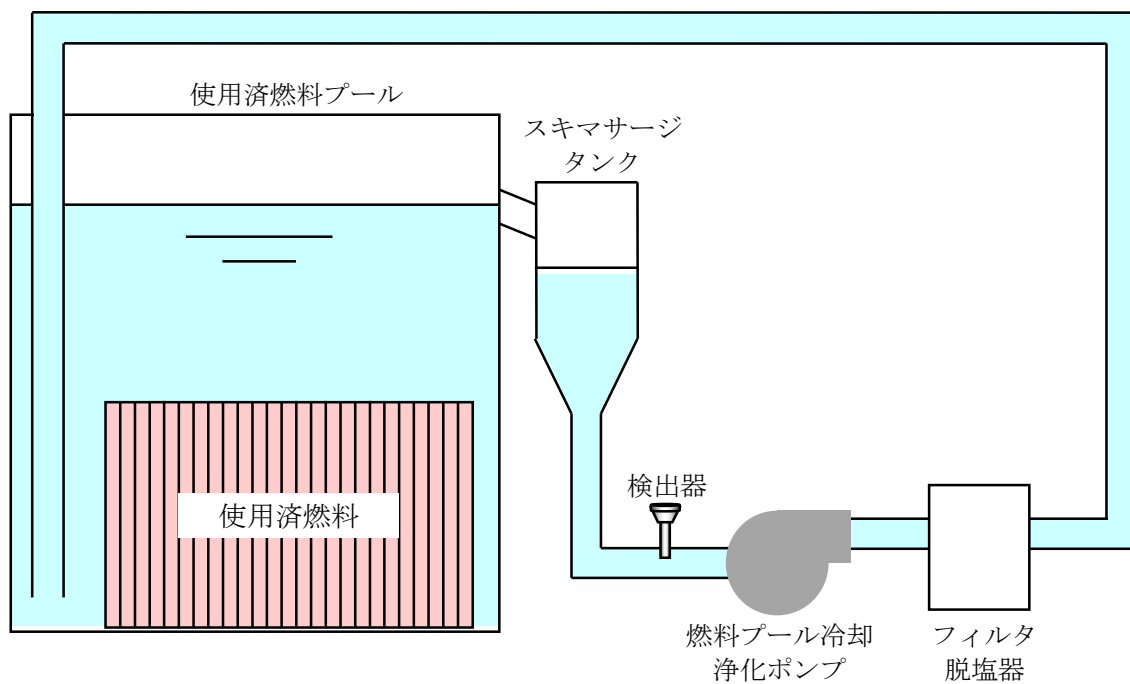
○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう， $0^{\circ}\text{C}\sim 300^{\circ}\text{C}$ の温度計測を可能としている。(第 1.2-7 図参照)



(注 1) プロセス計算機

(注 2) 記録計

第 1.2-6 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図



第 1.2-7 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 : 0°C~300°C

個数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 4 階

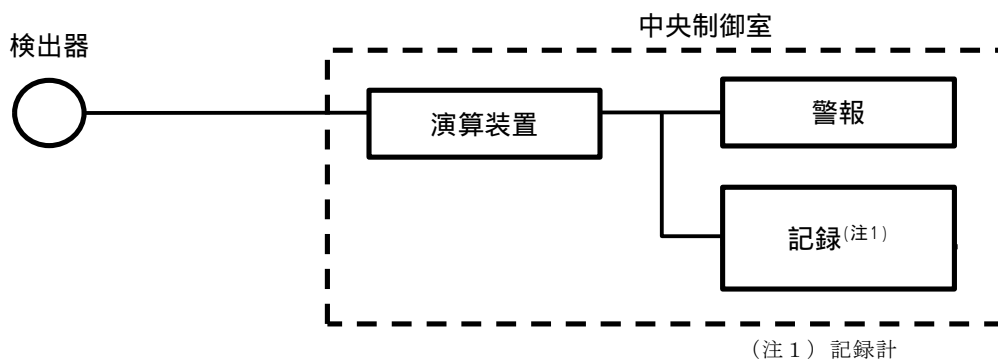
(4) 使用済燃料プール温度

○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水状態の把握を目的とする。

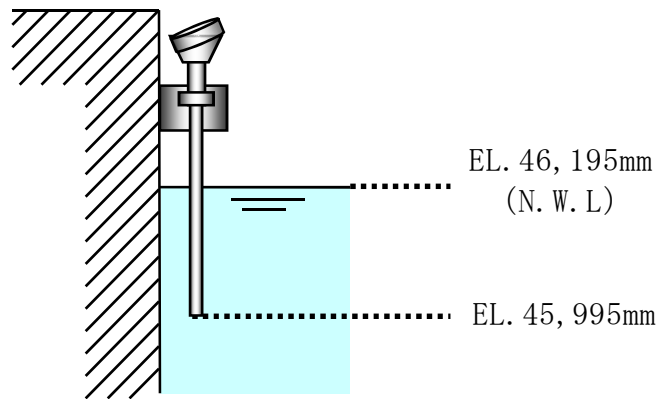
○構成概略：熱電対により検出された水温は，中央制御室の演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，温度高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。（第 1.2-8 図参照）

○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう， $0^{\circ}\text{C}\sim 100^{\circ}\text{C}$ の温度計測を可能としている。（第 1.2-9 参照）

○警報設定：使用済燃料プール温度は，燃料プール冷却浄化系により，通常 52°C 以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し， 65°C 以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は 52°C を超えるおそれがあることを検知するために 50°C としている。



第 1.2-8 図 使用済燃料プール温度の概略構成図



第 1.2-9 図 使用済燃料プール温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 : 0°C~100°C

個数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 50°C

警報 : 「FUEL POOL TEMP HIGH」

(5) 使用済燃料プール水位・温度（S A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を目的とし新たに設置する。
- 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態の把握を目的とし新たに設置する。
- 構成概略（水位）：パルス信号を発信し、プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し、水位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に警報が発せられる。（第 1.2-10 図参照）
- 構成概略（温度）：測温抵抗体により検出された温度は、演算装置において温度信号に変換され、中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。（第 1.2-10 図参照）
- 計測範囲（水位）：使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測を可能とする。（第 1.2-11 図参照）
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 -0.70m 低下）においても水位計測を可能とする。

○計測範囲（温度）：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう、
0℃～120℃の温度計測を可能とする。

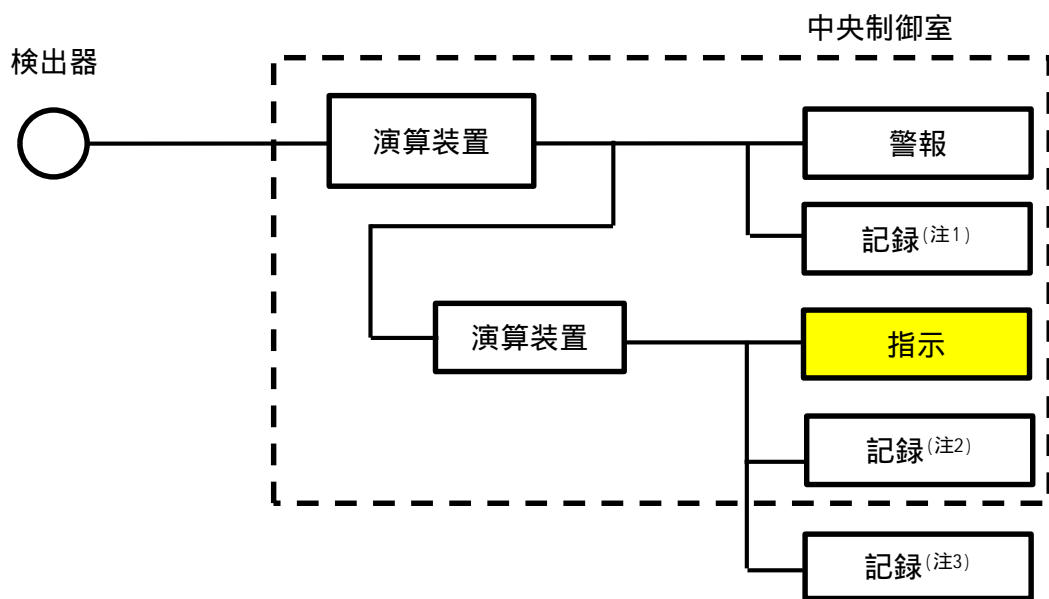
（第 1.2-11 図参照）

○警報設定（水位）：水位低 EL. 46,000mm（通常水位 -195mm）

使用済燃料プール水位（S A 広域）の設定値は、燃料プール冷却浄化系ポンプが停止後、更に異常な水位低下が発生した場合に、これ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。

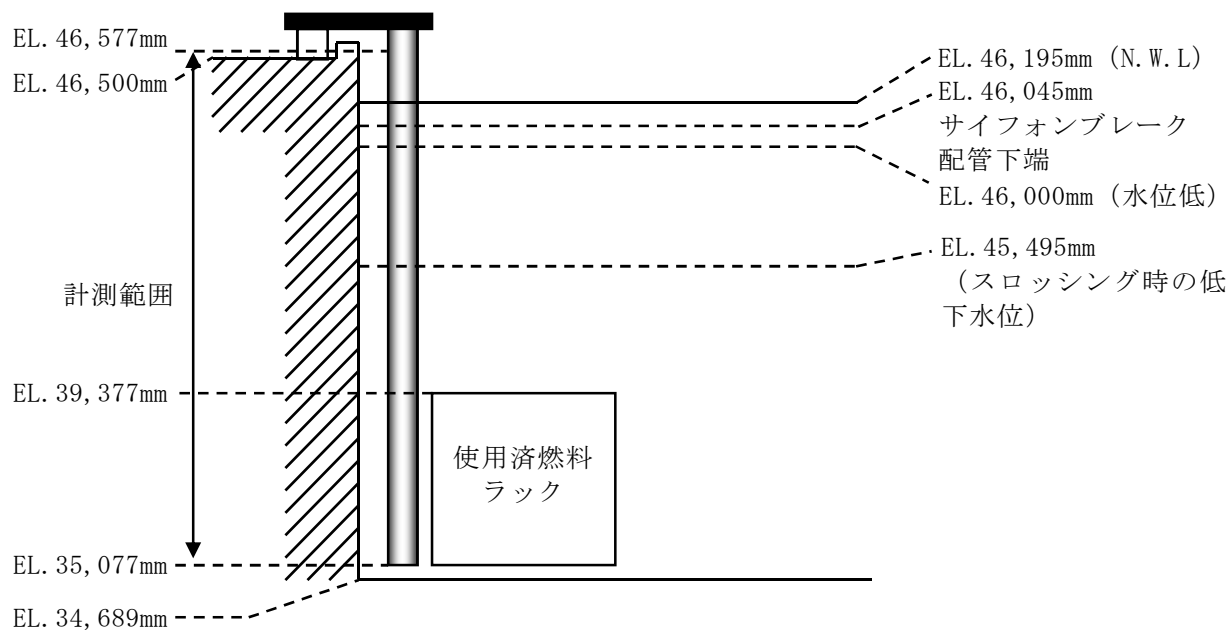
○警報設定（温度）：温度高 50℃

使用済燃料プール水温度（S A 広域）は、燃料プール冷却浄化系により、通常 52℃以下で維持されており、これを超える場合には、残留熱除去系を併用し、65℃以下に維持することとしている。これらを考慮し、設定値は 52℃を超えるおそれがあることを検知するために 50℃とする。

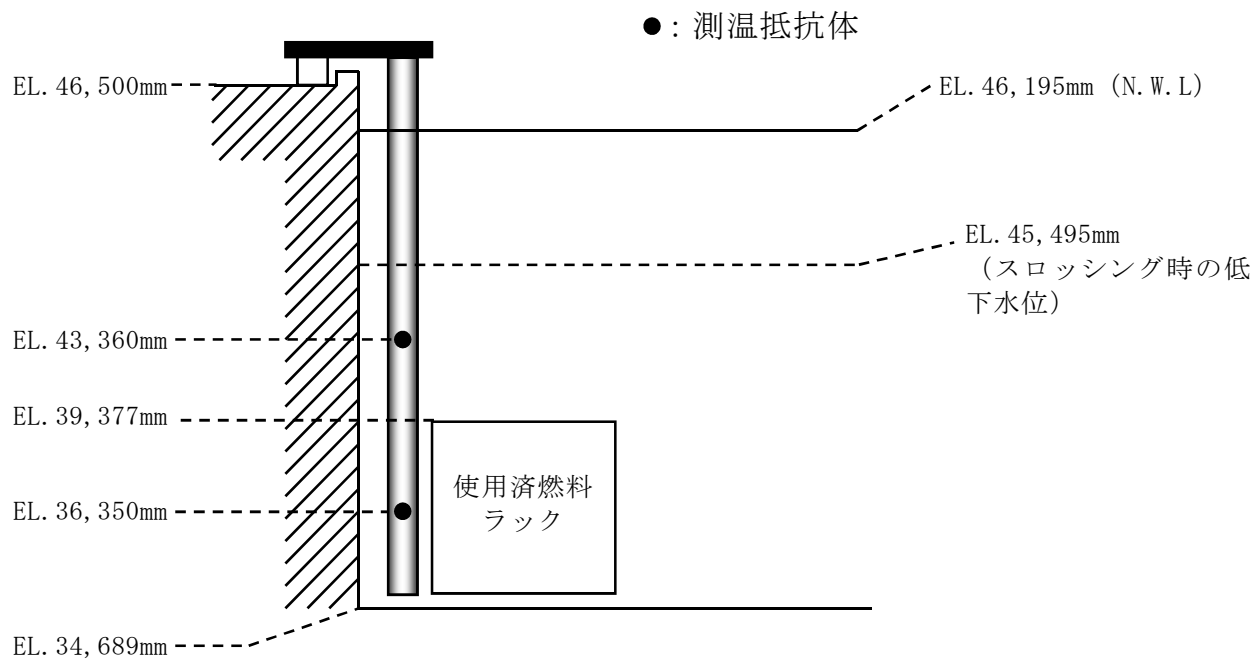


- (注1) プロセス計算機
- (注2) データ伝送装置
- (注3) 緊急時対策支援システム伝送装置

第 1.2-10 図 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) の概略構成図



使用済燃料プール水位・温度（S A広域）のうち，水位検出図



使用済燃料プール水位・温度（S A広域）のうち，温度検出図

図1.2-11 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の設置図

(設備仕様)

計測範囲 : 【水位】 -4,300mm~+7,200mm^{※1}

(EL. 35,077mm~EL. 46,577mm)

※1 基準点は使用済燃料ラック上端
EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)

【温度】 0°C~120°C

個数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6階

警報設定値 : 水位低 EL. 46,000mm (通常水位 -195 mm)

温度高 50°C

個別警報 : 水位低 「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

温度高 「FUEL POOL TEMP HIGH」

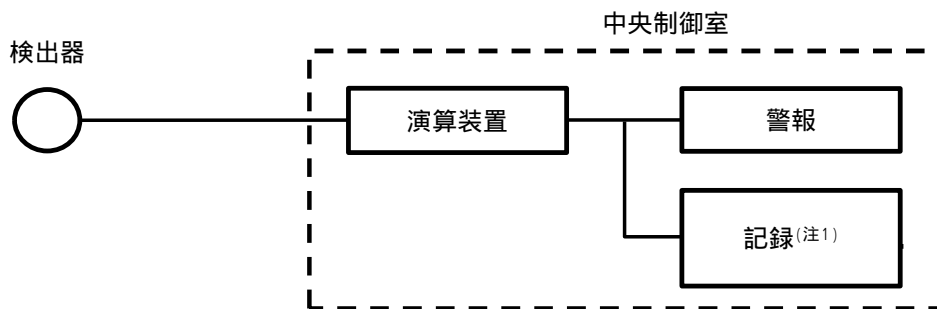
(6) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

○計測目的：作業従事者に対する放射線防護の観点から、使用済燃料プールエリアにおける線量当量率を監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの線量当量率を、半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、放射線レベル高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。(第 1.2-12 図参照)

○計測範囲：燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは、燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値 (0.01mSv/h) を包含して測定できる範囲とし、 10^{-3} mSv/h \sim 10^1 mSv/h の線量当量率を計測可能としている。

○警報設定：通常時の異常な放射線レベルの上昇を検知するため、警報設定値は、バックグラウンドの 10 倍以下としている。



(注1) 記録計

第 1.2-12 図 燃料取替フロア燃料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 : 10^{-3} mSv/h \sim 10^1 mSv/h

個数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの 10 倍以下

警報 : 「REFUELING FLOOR AREA RADIATION HIGH」

(7) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

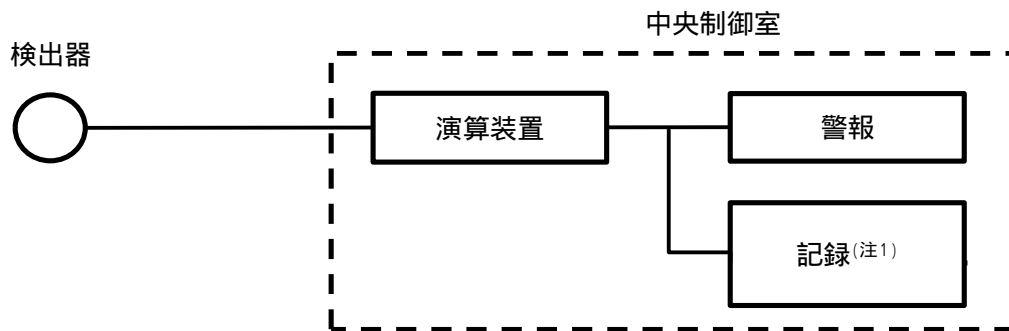
○計測目的：使用済燃料プールエリアでの燃料取扱事故を検出し，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。

(第 1.2-13 図参照)

○計測範囲：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し，異常な放射線上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



(注1) 記録計

第 1.2-13 図 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : 10^{-3} mSv/h ~ 10^1 mSv/h

個数 : 4

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟6階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの10倍以下

警報 : 「R/B REFUELING EXHAUST RADIATION HIGH」

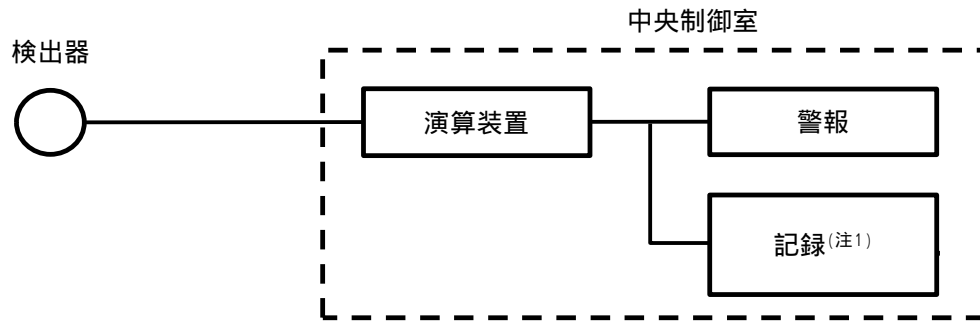
(8) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

○計測目的：原子炉建屋原子炉棟内の異常な放射能上昇を検出し，原子炉建屋通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系排気ダクトの放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉建屋換気空調系の線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高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，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。（第 1.2-14 図参照）

○計測範囲：原子炉建屋原子炉棟内から放出される換気空調系排気を連続的に監視し，異常な放射能上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



(注1) 記録計

第 1.2-14 図 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : 10^{-4} mSv/h ~ 1 mSv/h

個数 : 4

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 3 階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの 10 倍以下

警報 : 「R/B EXHAUST PLENUM RADIATION HIGH」

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

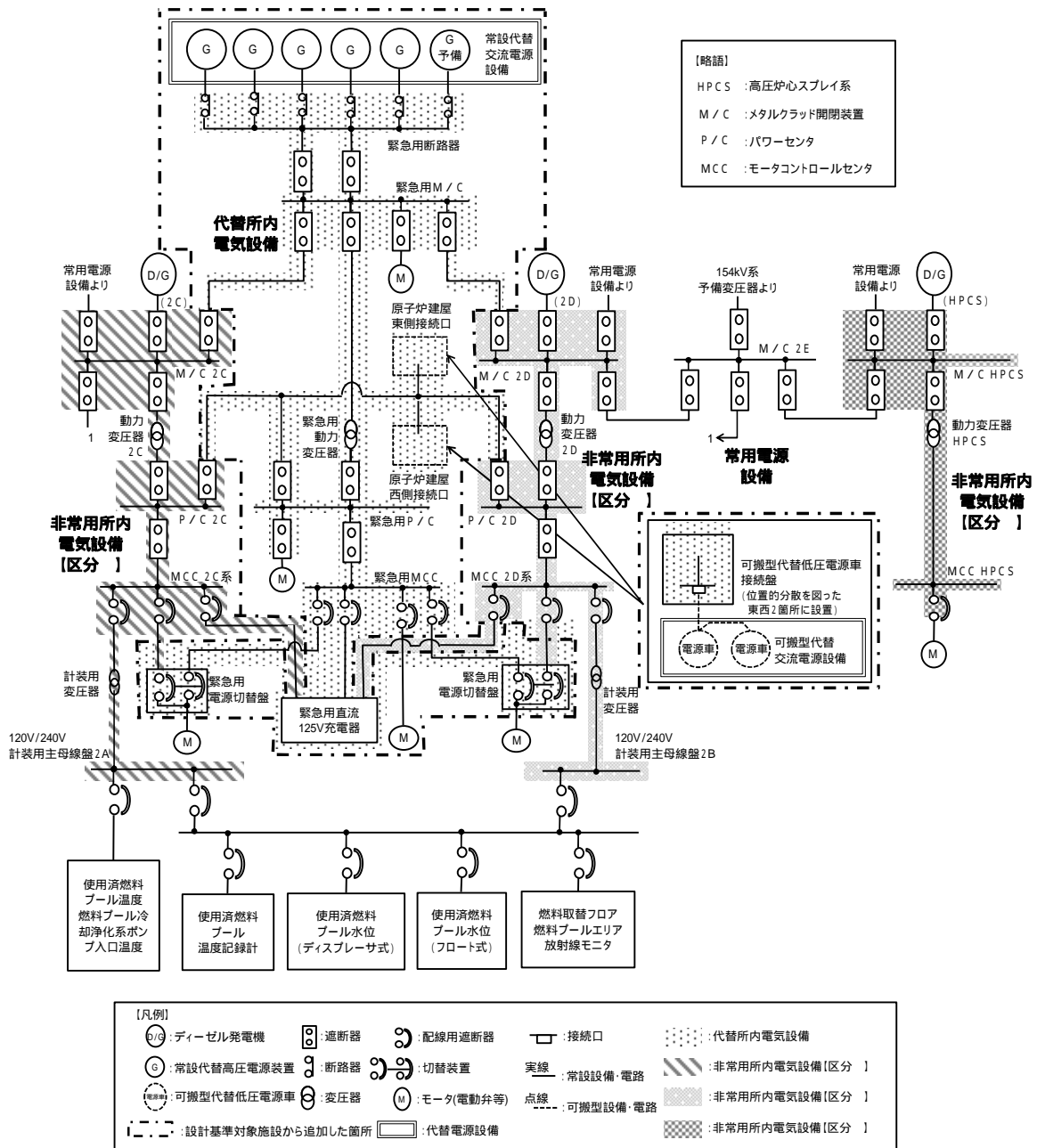
「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条において使用済燃料プールの温度，水位及び燃料取扱場所の放射線量について，「表示，記録，保存」が追加要求されており，「東海第二発電所原子炉施設保安規定第 11 章記録及び報告 第 120 条」に定める保安に関する記録及び社内規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。（第 1.3-1 表参照）

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	燃料取替フロア燃料プール エリア放射線モニタ	記録紙	5 年
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	使用済燃料プール水位	アラーム タイパー	5 年
	使用済燃料プール温度	記録紙	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

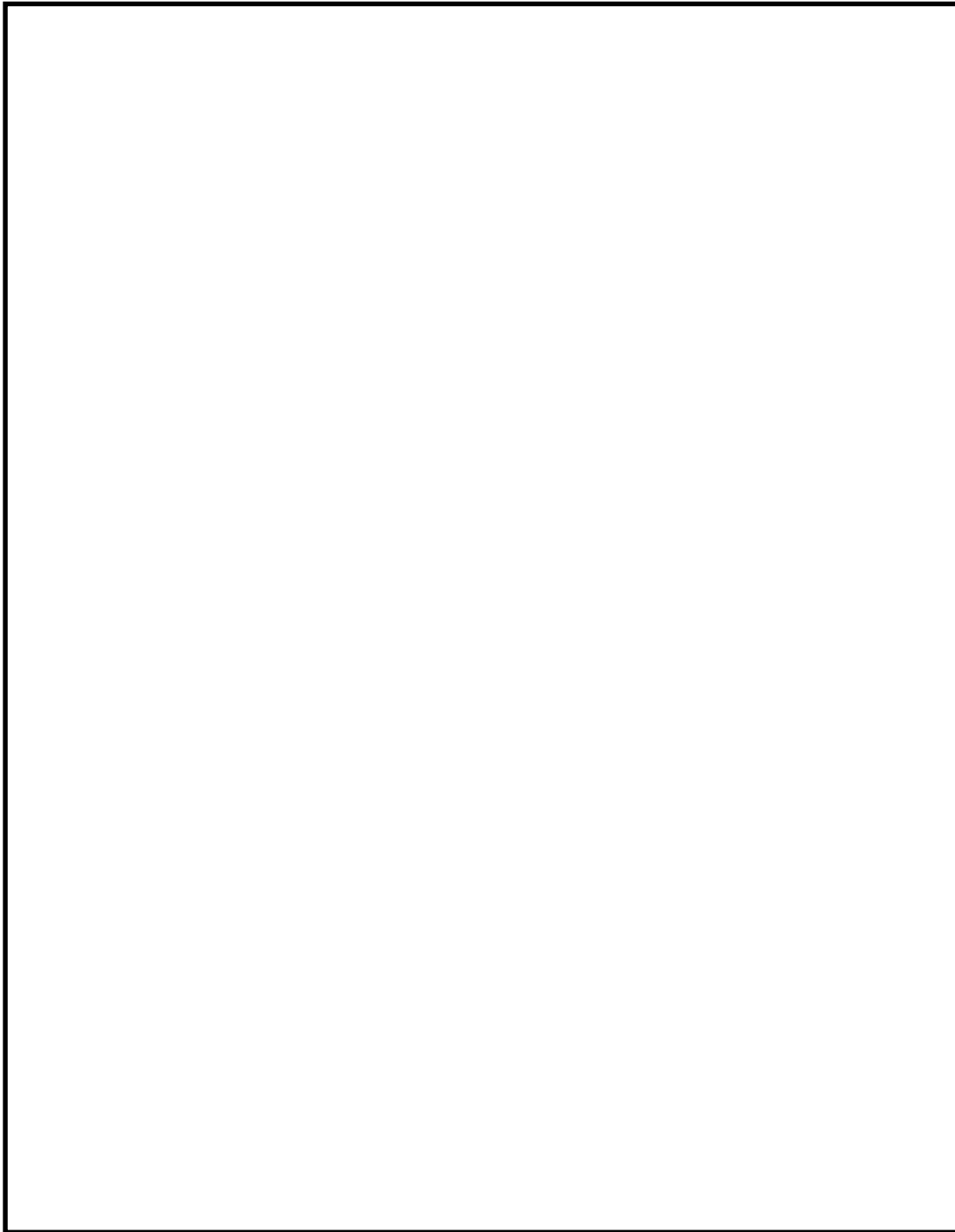
外部電源が利用できない場合においても使用済燃料プールの水位、温度及び燃料取扱場所の放射線量を監視することが要求されていることから使用済燃料プール監視設備は、非常用所内電源系からの電源供給により、外部電源が喪失した場合においても計測が可能な設計としている。（設置許可基準規則第十六条 第3項）（第1.4-1図，第1.4-2図参照）



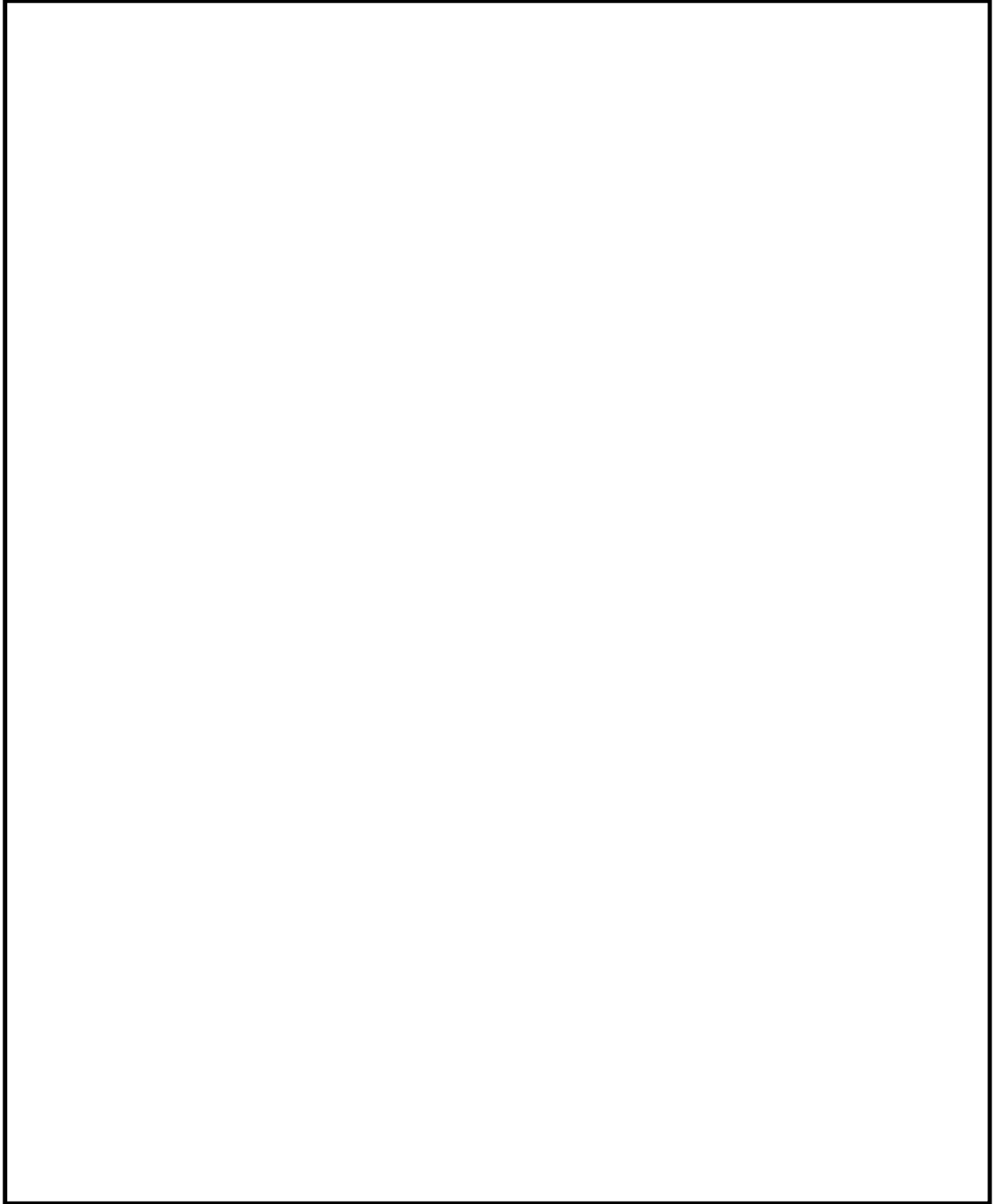
第 1.4-1 図 計測装置の電源構成概略図 (交流)

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

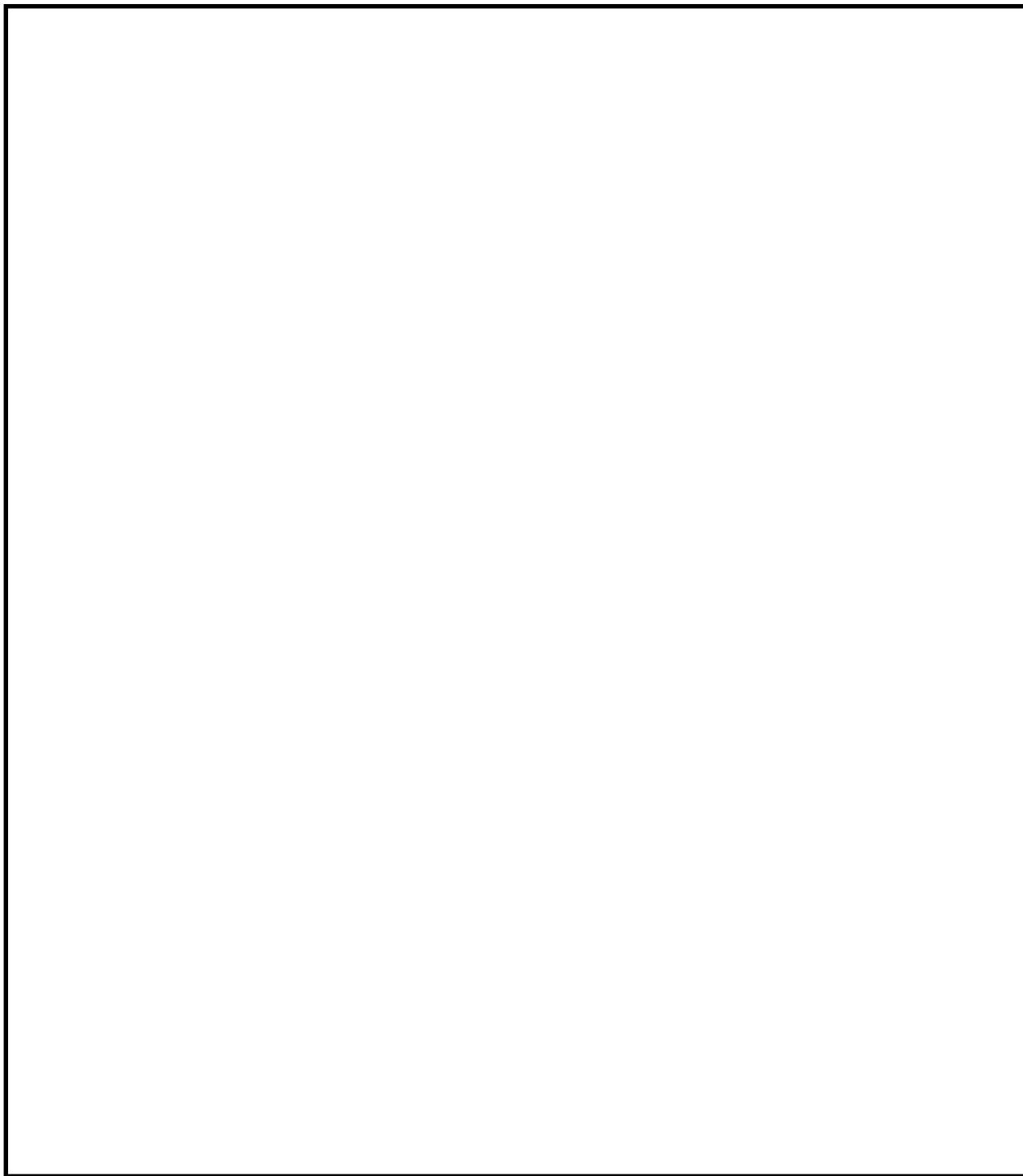
使用済燃料プール監視設備の設置場所を第1.5-1図～第1.5-3図に示す。



第 1.5-1 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 6 階)



第 1.5-2 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 4 階)



第 1.5-3 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 3 階)

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、「東海第二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規程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あっては、その濃度	制御棒位置	制御棒位置記録	5 年
四 一次冷却材に関する次の事項			
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	5 年
ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力	運転記録	10 年
	主蒸気流量	運転記録	10 年
	主蒸気温度	運転記録	10 年
	給水圧力	運転記録	10 年
	給水流量	運転記録	10 年
	給水温度	運転記録	10 年
五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位	原子炉水位（停止域）	—	—
	原子炉水位（燃料域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（広帯域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（狭帯域）	記録紙	5 年
六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射線物質の濃度及び線量当量率	格納容器圧力	運転記録	10 年
	格納容器内温度	運転記録	10 年
	格納容器内水素ガス濃度	記録紙	5 年
	格納容器内酸素ガス濃度	記録紙	5 年
	原子炉格納容器モニタ	記録紙	5 年
	格納容器内核分裂生成物モニタ	記録紙	5 年

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	主蒸気管放射線モニタ	記録紙	5年
	排ガスモニタ	記録紙	5年
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気中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
	非常用ガス処理系放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
	廃棄物処理建屋排気筒モニタ	放射性廃棄物管理月報	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	放射性廃棄物管理月報	10年
十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場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		

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	エリアモニタ	記録紙	5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	記録紙	5年
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	使用済燃料プール水位	アラームタイパー	5年
	使用済燃料プール温度	記録紙	5年
十五 敷地内における風向及び風速	風向・風速	記録紙	10年

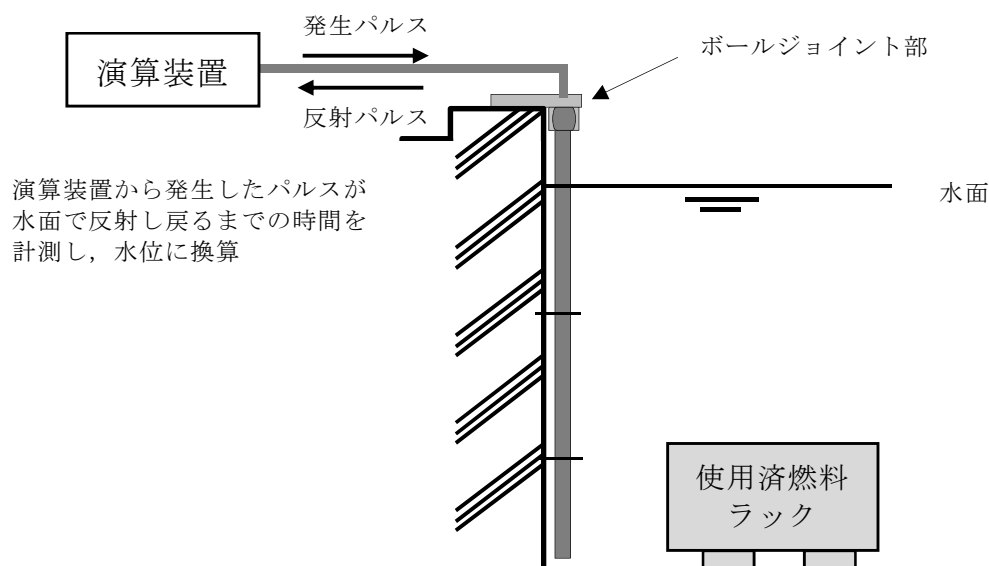
使用済燃料プール水位・温度（S A広域）について

1. 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の計測性能

(1) 水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、演算装置から高速電圧パルスを発生させ、検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が、演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。ガイドパルス式水位計による水位検出原理を第1図に示す。

検出器は伝達回路となる導体のステンレス芯棒が、同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており、検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第1図 ガイドパルス式水位計による水位検出原理

(2) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）は、電圧パルスによる水位測定に加え、測温抵抗体による温度計測により水温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2箇所を温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、温度計は測温抵抗体を使用し、連続して測定が可能な設計としている。

水位計に関しては、空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により、同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。

警報設定値について

1. 使用済燃料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

使用済燃料プール水位の水位高及び水位低の警報設定範囲は下記の考えに基づき設定している。

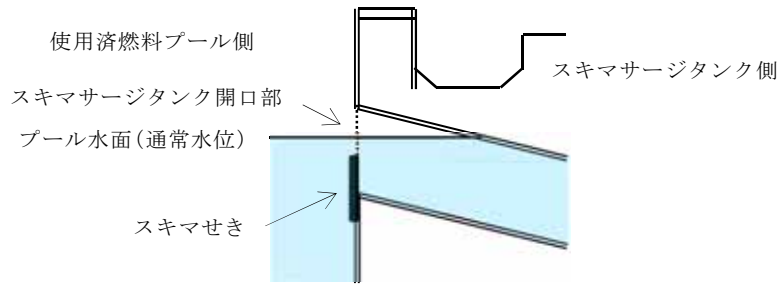
(水位高) 使用済燃料プール水位の異常上昇により運転操作床面へプール水が溢れることを事前に検知するため、通常水位 (N. W. L 46, 195mm) ～運転操作床面 (EL. 46, 500mm) の間で設定する。

(水位低) 使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位低下を直接検知する。(燃料プール冷却浄化系の運転を停止した場合には、使用済燃料プール水位がスキマサージタンクオーバーフローゲート位置付近 (EL. 46, 043mm) まで低下することがある。第 1 図に使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図を示す。)

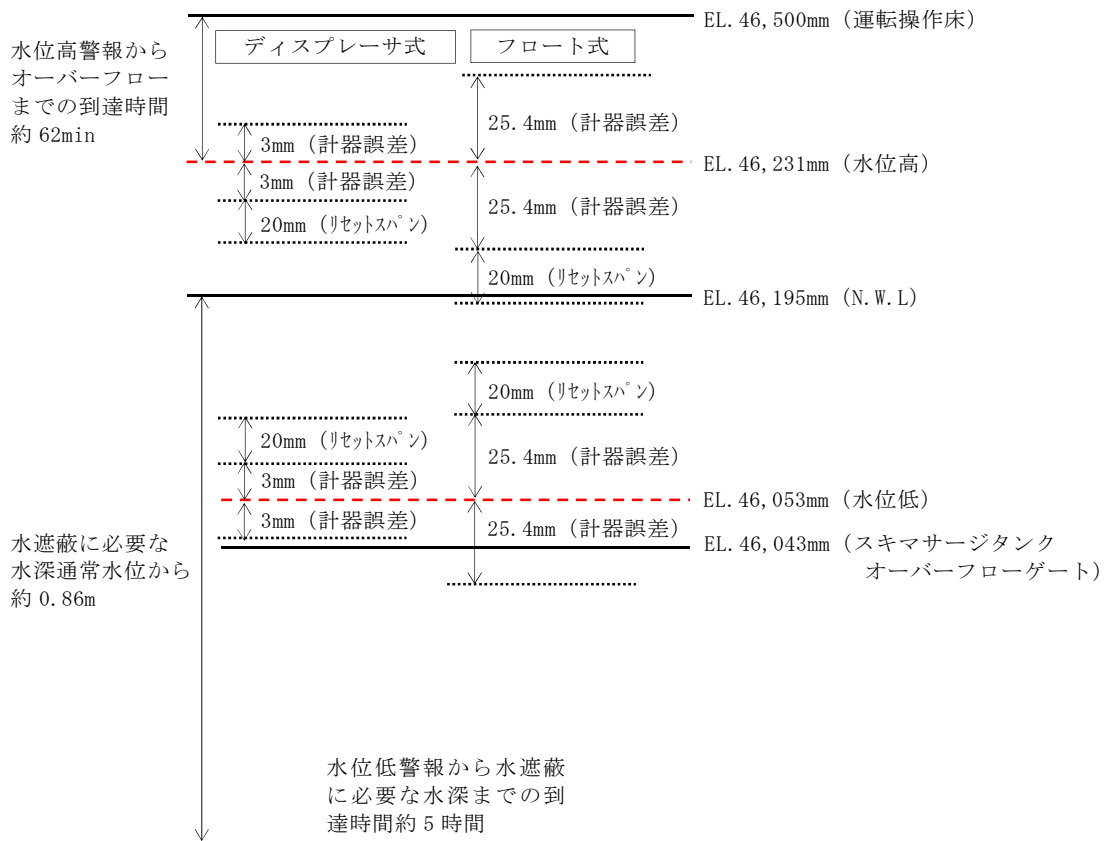
上記警報設定範囲を考慮し、使用済燃料プール水位の警報設定値を第 1 表に示す。また、第 2 図に使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお、計器誤差を考慮し、警報設定値を設定している。

第 1 表 使用済燃料プール水位の警報設定値

警報	警報設定値
水位低	通常水位 - 142mm (EL. 46, 053mm)
水位高	通常水位 + 36mm (EL. 46, 231mm)



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：1,189m³
- ・ プール断面積：116m²
- ・ 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：

7.0°C/h

- ・使用済燃料プール冷却系の機能喪失後，プール水位低下速度：

0.131m/h

水位低警報設定値は通常水位－142mm（EL. 46,053mm）であり，必要な水遮蔽（10mSv/h の場合）は通常水位から約－0.86m である。仮に使用済燃料プール水の蒸発（水位低下速度 0.131m/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約 5 時間となり，使用済燃料プールへの補給操作に余裕^{※1}を持った設計としている。

水位高警報設定値は通常水位＋36mm（EL. 46,231mm）であり，仮に復水移送系（約 30m³/h）により使用済燃料プールへ補給をし続けてしまった場合，水位高警報発生から運転操作床面へプール水がオーバーフローするまで約 62 分であり，警報発生から補給停止操作をする上で余裕^{※1}を持った設計としている。

※1 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（約 16 分）を考慮しても余裕を持った設計としている。

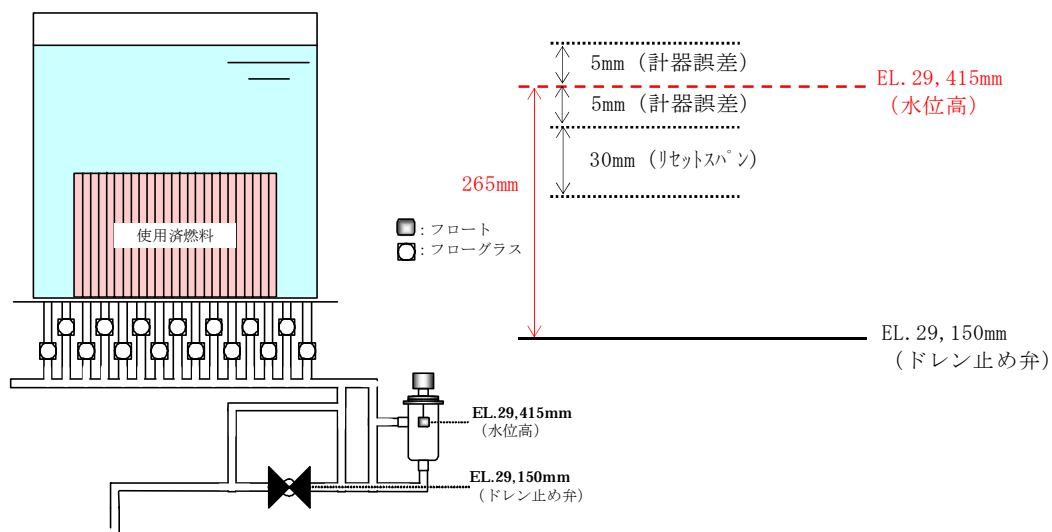
2. 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値について

(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ー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表に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値を、第3図に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図を示す。

第2表 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

警報	警報設定値
水位高	ドレン止め弁+265mm (EL. 29, 415mm)



第3図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

使用済燃料プールライナー漏えい検知の水位高警報設定値は、ドレン止め弁+265mm (EL. 29,415mm) であり、警報設定値までのドレン配管容積は、約 $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$ である。この容量は使用済燃料プール容積 (1,189 m^3) に対して十分小さな値であり、燃料プールライナー漏えいの早期検知において余裕^{*2}を持った設計としている。

※2 仮に $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$ の水がドレン配管に溜まった場合、使用済燃料プールの水位低下は約 0.04mm 程度であり、必要な水遮蔽 (10mSv/h の場合) は通常水位から約 0.86m 下であることから、余裕を持った設計としている。

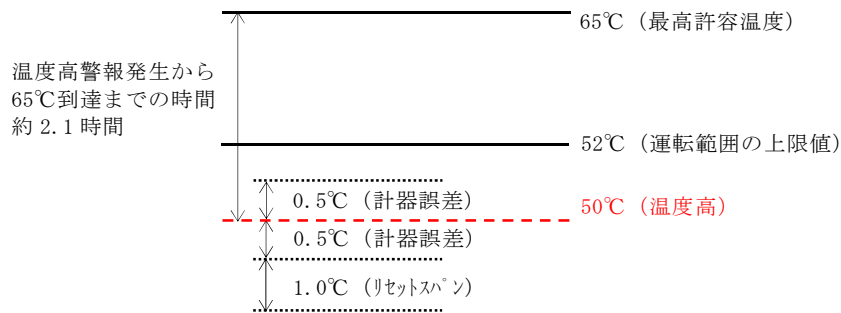
3. 使用済燃料プール温度の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールの水温異常上昇を注意喚起するため、通常時の燃料プール水温度の上限値 52℃を超えない 50℃に設定する。第 3 表に使用済燃料プール温度の警報設定値を、第 4 図に使用済燃料プール温度の警報設定概要図を示す。

第 3 表 使用済燃料プール温度の警報設定値

警報	警報設定値
温度高	50℃



第 4 図 使用済燃料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 7.0°C/h であり，温度高警報設定値 50°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約 2.1 時間であり，余裕^{※3}を持った設計としている。

※3 運転員の手動操作の時間的余裕（10 分）＋残留熱除去系による燃料プール冷却運転切替（約 126 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 50°C に達するまでに約 1.4 時間以上あり，さらに警報発生から最高許容温度 65°C に達するまでに約 2.1 時間あることを考慮すると，その間に残留熱除去系による燃料プール冷却運転へ切替することは可能であり，余裕を持った設計としている。

東海第二発電所

運用，手順説明資料

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

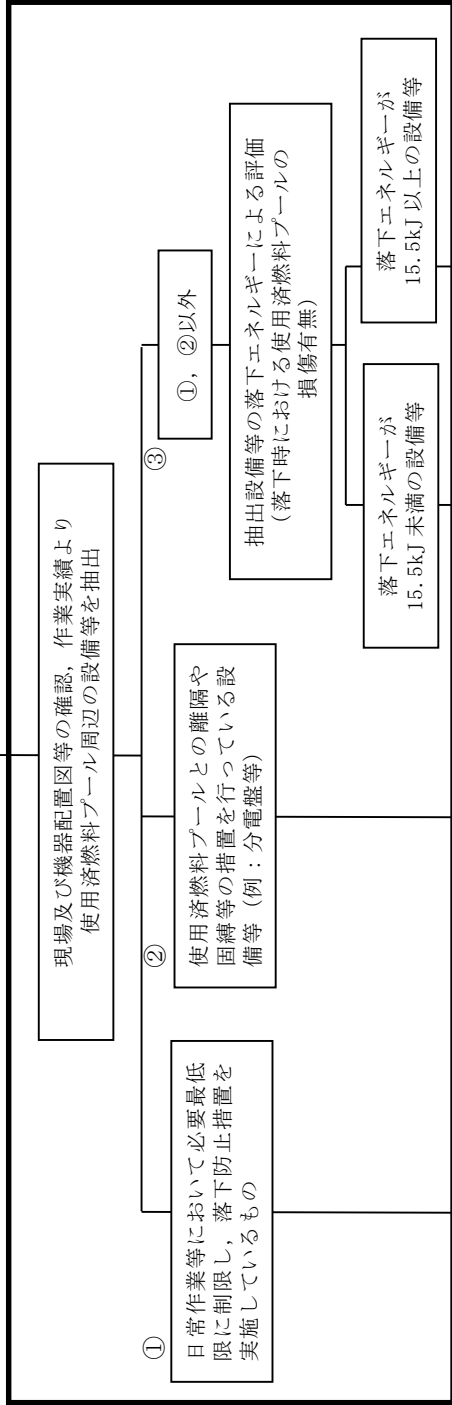
16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準 第16条 第2項第2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)



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 S_s 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。

※1 使用済燃料プール周辺は、異物混入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。

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策②
【設備構造上の落下防止措置の確認】
燃料取替機、原子炉建屋クレーンの安全機能として、フック外れ止め、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

※2 使用済燃料プールまでの隔離やボルト固定等による転倒防止が図られていることから評価OKとする。

○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】
者作業等の要求事項による落下防止措置とその適切性について確認する。

保
評価OK

【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

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。

表 1 運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 16 条 燃料体等の取扱施設および貯蔵施設	燃料取替機における対策	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため，吊荷に対するワイヤーロープ二重化や動力電源喪失時保持機能等の落下防止対策について，予め手順等を整備し，的確に実施する。 ・使用済燃料プール内にて取り扱う吊荷について，予め定めた評価フローに基づき評価を行い，使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については，必要最低限に制限する。 <p>—</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため，保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。 <p>—</p>
	原子炉建屋クレーンにおける対策	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	<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，動力源喪失時保持機能等の落下防止対策について，予め手順等を整備し，的確に実施する。 ・使用済燃料輸送容器的移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずることとし，それらを手順等に整備し，的確に実施する。 ・使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷について，予め定めた評価フローに基づき評価を行い，使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については，必要最低限に制限する。 <p>—</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため，保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。 ・クレーン等安全規則に基づき，定期点検及び作業前点検を実施するとともに，クレーンの運転，玉掛けは有資格者が実施する。 <p>—</p>

16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準 第 16 条 第 3 項第一号

使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、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こと。

設置許可基準 第 16 条 第 3 項第二号

外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとすること。

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

（使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ）

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、中央制御室での監視及び警報発信が可能であること。

異常の検知

警報発信

使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの設置。

中央制御室の警報発信回路。

工

工

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。

使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用内電源からの給電。

使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存。

工

工・保

【後段規制との対応】

【添付六、八への反映事項】

工：工事計画認可申請（基本設計方針、添付書類）

□：添付六、八に反映

保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）

□□：当該条文に該当しない

（他条文での反映事項他）

表 2 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 16 条 燃料体等の取扱施設 及び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール水位 ・ 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知 ・ 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 ・ 使用済燃料プール温度 ・ 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ・ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ ・ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ ・ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ ・ 中央制御室の警報発信回路 	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
		運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
		運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

使用済燃料プールへの重量物落下に係る

対象重量物の現場確認について

1. 基準要求

【第 16 条】 設置許可基準第 16 条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）及び技術基準第 26 条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵施設）にて、燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないことを要求されている。

当該基準を満足するにあたっては、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに、燃料取替機及びクレーンはワイヤロープ二重化等落下防止対策を行う設計としている。

また、使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出する必要があることから、使用済燃料プール周辺の設備等について現場確認を行うこととする。

2. 確認項目及び内容

上記基準要求を満足するにあたっては、使用済燃料プール周辺の設備等が地震時に使用済燃料プールへの重量物とならないか調査する必要があり、現場確認及び機器配置図等を用いた机上検討、また、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取扱う重量物について、作業実績に基づき抽出を行った。

(1) 現場確認による抽出

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

具体的には、使用済燃料プール周辺の設備等について、設置位置(高さ)、物量、重量、固定状況等を確認し、地震等により使用済燃料プール

への落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(2) 機器配置図等[※]による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図等にて抽出した。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

設置変更許可申請書

具体的には、内挿物等現場で確認出来ない重量物について、機器配置図等にて物量、重量、設置状況等確認し、使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(3) 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

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

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

3. 抽出物に対する評価

現場確認、機器配置図等の確認及び作業実績により抽出された設備につい

では、設置状況や落下エネルギーによる評価及び落下防止対策の状況により使用済燃料プールへの影響評価を実施した。

4. 今後の対応

今回抽出した設備等以外の設備等で、今後、使用済燃料プール周辺に設置する、または取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い、評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い、必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

現場確認等における抽出物の詳細

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場及び機器配置図等による確認、また使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う重量物について、網羅的に抽出を行った。

詳細について、第 1 表に整理する。

第 1 表の評価①では、使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」とする。

評価①で「×」としたものについて、評価②で落下エネルギーを評価し、基準値 15.5kJ を超えるものを「×」とする。

評価①及び評価②のいずれも「×」のものを評価フローⅡの抽出結果として選定する。

さらに、評価フローⅡで抽出されたもののうち、落下エネルギーが最大となるものを代表重量物とする。

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その1）

評価フロー I			評価フロー II			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス，耐震壁等	×	×	×	○ (特定不可， ～約 35m)
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガータ	○	－	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約 23t， 約 12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約 48t， 約 20m)
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン	×	×	×	○ (約 1000kg， 約 17m)
		新燃料検査台	○	－	○	
5	PCV（取扱具含む）	PCV ヘッド	○	－	○	○ (約 56t， 約 14m)
		PCV ヘッド吊り具	○	－	○	
6	RPV（取扱具含む）	RPV ヘッド（+スタッドボルトテンショナ）	○	－	○	
		RPV ヘッドフランジガスケット	○	－	○	
		ミラーインシュレーション	○	－	○	
		スタッドボルト保管架台	○	－	○	
		スタッドボルト着脱装置	×	×	×	○ (約 4.6t， 約 14m)
		ミラーインシュレーションペロー	×	×	×	
7	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ	○	－	○	
		セパレータ	○	－	○	
		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	×	×	×	
		D/S 吊り具	○	－	○	
		MS ラインプラグ	○	－	○	
		MSLP 用電源箱	○	－	○	
		MSLP 用空気圧縮機	○	－	○	
		MSLP 用電動チェーンブロック	○	－	○	
		マルチストロングバック	○	－	○	
		燃料集合体	×	×	×	
		チャンネル着脱機	×	×	×	○ (約 430kg， 約 12m)
D/S 水中移動装置	○	－	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，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

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その2）

番号	抽出項目	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	選定結果		
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要			
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	×	○	○	○ (約7.5t, -)	
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		LPRM 収納缶置台	×	○	○		
		制御棒ハンガ	×	○	○		
9	プールゲート類	燃料プールゲート(大)	×	×	×	○ (約2.7t, 約12m)	
		燃料プールゲート(小)	×	×	×		
		キャスクピットゲート	×	×	×		
10	キャスク (取扱具含む)	核燃料輸送容器	×	×	×		
		核燃料輸送容器吊り具	×	×	×		
		使用済燃料乾式貯蔵容器	×	×	×	○ (約120t, 約14m)	
		使用済燃料乾式貯蔵容器吊り具	×	×	×		
		固体廃棄物移送容器	×	×	×		
		固体廃棄物移送容器用垂直吊具 (R/B用)	×	×	×		
11	電源盤類	照明用トランス	○	－	○	○	
		照明用分電盤	○	－	○		
		チャンネル着脱機制御盤	○	－	○		
		作業用分電盤	○	－	○		
		中継端子箱	○	－	○		
		原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤	○	－	○		
		水中照明電源箱	○	－	○		
		SHIPPING用操作盤部	○	－	○		
		SHIPPING動力盤	○	－	○		
		開閉器	○	－	○		
キャスクピット排水用電源盤	○	－	○				
12	フェンス・ラダー類	手摺り (除染機用レール含む)	×	○	○		
		可動ステージ開放用ホイスト架台	○	－	○		
		原子炉ウェル用梯子	×	×	×	○ (約300kg, 約12m)	
		DSP 昇降梯子	×	×	×		
		パーテーション	×	○	○		

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面, 壁面への固定設備等に該当する場合は「○」, 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

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その3）

番号	抽出項目	評価フロー I		評価フロー II			代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価①	評価②	選定結果		
			配置 ^{※1}	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要			
13	装置類	除染装置（収納コンテナ含む）	×	×	×	○ （約 800 kg, 約 12m）	
		DSP バックイン減圧器	○	－	○		
		酸化膜厚測定装置	×	○	○		
		水中テレビ制御装置	○	－	○		
		燃料付着物採取用装置（本体，ボール，ヘッド）	○	－	○		
		水位調整装置	○	－	○		
		リークテスト測定装置	○	－	○		
14	作業用機材類	SFP ゲート用架台	×	○	○	○ （<100kg, 約 12m）	
		工具箱	○	－	○		
		大型セイバーソー	○	－	○		
		遮へい体	○	－	○		
		防災シート類	○	－	○		
		足場材	○	－	○		
		水中簡易清掃装置保管箱	○	－	○		
		局所排風器	○	－	○		
		ウェル用資機材	○	－	○		
		ローリングタワー	○	－	○		
		フィルタ収納容器	○	－	○		
		LPRM 収納箱	○	－	○		
		テント	○	－	○		
		酸化膜厚測定装置架台	×	○	○		
		工具箱（引出タイプ）鋼製	○	－	○		
		ドロップライト収納箱	×	○	○		
		グラブ収納箱	×	○	○		
		水中テレビカメラ支持ボール（アルベルグ製）	×	○	○		
		チャンネル固縛仮置き架台（16 kg/枚）	×	○	○		
		NFV 用吊り具ワイヤ	×	○	○		
		除染ビット用クーラー	○	－	○		
		スポットクーラー	×	○	○		
注水ユニット	×	○	○				
キャスク底部固定金具	×	○	○				
足場収納箱（アトックス）	○	－	○				

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，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

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その4）

番号	抽出項目	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	選定結果		
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要			
15	計器・カメラ・通信機器類	差圧計	○	－	○		
		エリアモニタ	○	－	○		
		プロセスモニタ	○	－	○		
		ページング	○	－	○		
		固定電話	○	－	○		
		監視カメラ	○	－	○		
		IAEA カメラ	○	－	○		
		使用済燃料プール温度計	×	○	○	○ (<300kg, 約 4m)	
		使用済燃料プール水位計	×	○	○		
		水素濃度計	○	－	○		
		DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）	○	－	○		
		RCW サージタンク液位計	○	－	○		
16	試験・検査用機材類	テンショナ用テストブロック	○	－	○		
		スタッドボルト試験片	○	－	○		
		FHM 用テストウェイト	×	×	×	○ (約 500 kg, 約 14m)	
		シッパーキャップ架台（16 キャップ含む）	×	×	×		
		SHIPPING 装置架台	×	×	×		
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ	○	－	○		
		キャスク除染ピットカバー	○	－	○		
		DS プールカバー	×	×	×		
		原子炉ウエルシールドプラグ	○	－	○		
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ	×	×	×		
		SFP スロットプラグ	×	×	×	○ (約 7.5t, 約 14m)	
		SFP スロットプラグ吊り具	×	×	×		
		DSP スロットプラグ	○	－	○		
		DS スロットプラグ吊り具	○	－	○		
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	×	×	×		
		FPC F/D コンクリートプラグ	×	×	×		
CUW F/D コンクリートプラグ	×	×	×				
18	空調機	空調機	○	－	○		
		FHM 操作室空調機	○	－	○	○	
19	重大事故等対処設備	静的触媒式水素再結合器	○	－	○	○	
		常設スプレイヘッド	○	－	○		

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、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

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その5）

番号	抽出項目	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物※2
		詳細	評価①	評価②		
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要	選定結果	
20	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	○	－	○	
		ガラス	○	－	○	
		ダクト	○	－	○	
		ブローアウトパネル	○	－	○	
		ケーブル	×	○	○	
		救命用具	×	○	○	
		定検資機材	×	○	○	
		RCW サージタンク	○	－	○	
		時計	○	－	○	
		手すり収納箱	○	－	○	
		ステップ	×	○	○	
		カメラケース	×	○	○	
		カメラ用架台	×	○	○	
		ペリスコープ用架台	×	×	×	
		キャビネット（コンテナ類含む）	○	－	○	
		使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）4本	○	－	○	
		安全帯用ポール及び連結板	×	○	○	
		内蓋吊金具収納箱	×	×	×	
		垂直吊具エアー操作ユニット(1)	○	－	○	
		リークテスト測定装置ホース収納箱	○	－	○	
		蓋仮置き台	○	－	○	
		フランジプロテクター	×	○	○	
		蓋吊具（DC用、NFT用）	×	×	×	
		ボンベ台車	×	○	○	
		収納缶（冷却用）	×	○	○	
		ハンドリフター（2t）	○	－	○	
		加圧タンク	×	○	○	
		ヘリオット	×	○	○	
位置決めラグ	×	×	×			
RPVヘッド架台	×	×	×	○ (約1000kg, 約14m)		
真空乾燥装置	○	－	○			
新燃料容器	×	×	×			
コンテナ用枕木	×	○	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、機器配置図等による確認及び使用済燃料プール周辺の作業実績から抽出し、抽出した設備等について項目分類を行う。

II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出した設備等について、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがないものは検討不要とする。

上記の対象外となった項目の設備等について、落下エネルギーと、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー[※]を比較し、使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物を選定する。

※ 燃料集合体の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（添付資料 3）参照。

III. 落下防止の対応状況評価

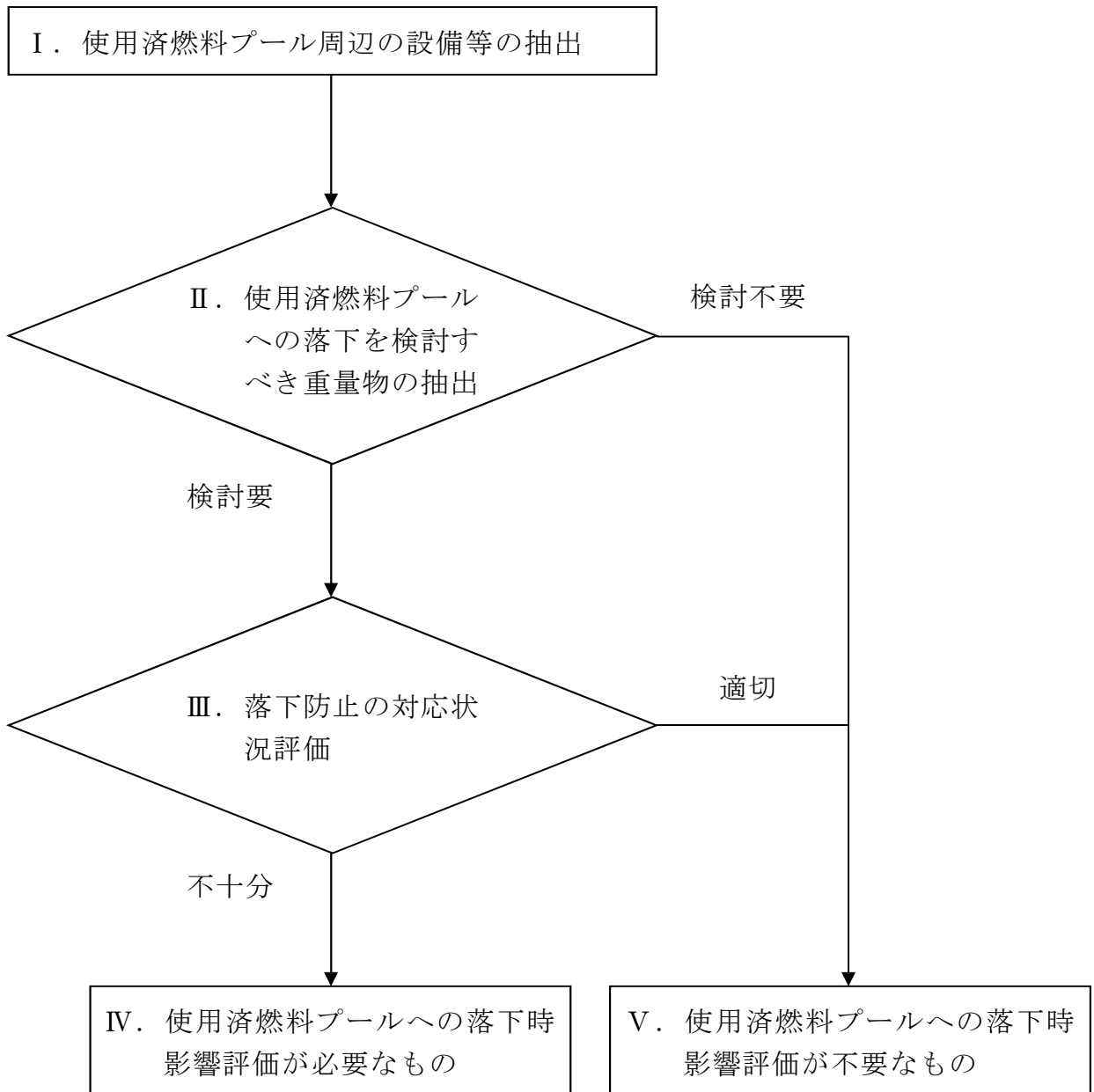
評価フロー II で使用済燃料プールへの落下を検討すべき項目とした設備等に対し、耐震評価、設備構造及び運用状況について適切性を評価する。

IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フローⅢで落下防止対策が不十分とした重量物は、落下時に使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フローⅡで検討不要，または評価フローⅢで落下防止は適切としたものは、使用済燃料プールの機能を損なう重量物ではないことから、落下時影響評価は不要とする。



第1図 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

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

使用済燃料プールへの燃料体等の落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料体等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 0.7 mm であった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。水中の燃料体等の重量は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

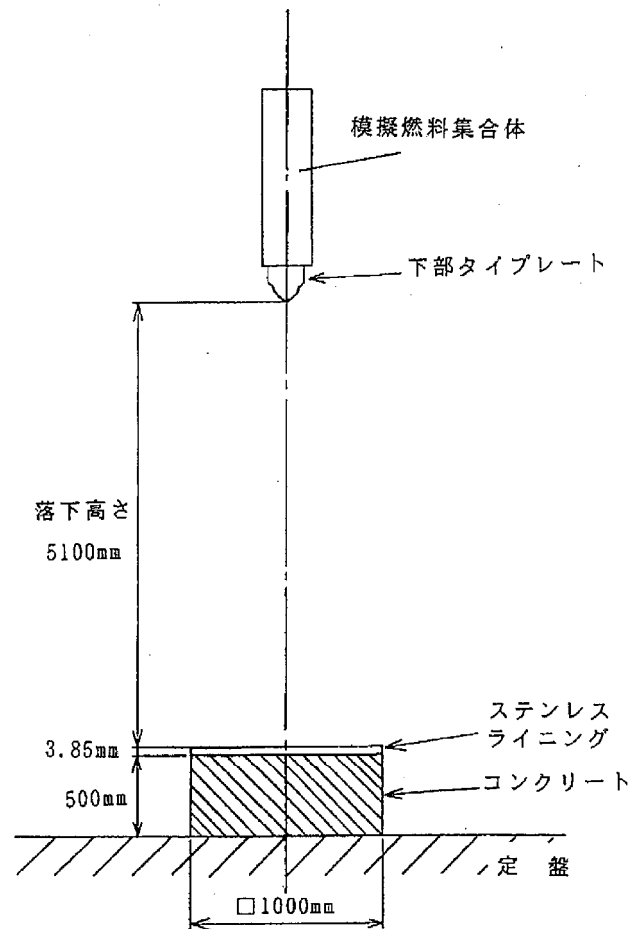


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、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約5mを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネル・ボックス含む）は，表1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。

表1 燃料集合体重量

		燃料集合体重量 (kg)	
		気中	水中 ^{※3}
実 機	8×8燃料	<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	
	新型8×8燃料		
	新型8×8ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度8×8燃料		
	9×9燃料（A型）		
	9×9燃料（B型）		
模擬燃料集合体		310	

※3 表中の各燃料集合体の水中重量は，気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり，実際の水中重量は表中の値以下となる。

東海第二発電所

原子炉冷却材圧力バウンダリ

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

目 次

1.	基本方針	1
1.1	要求事項の整理	1
1.2	追加要求事項に対する適合性	3
2.	原子炉冷却材圧力バウンダリ	11
2.1	原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出	11
2.2	誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について	14
2.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について	16
2.4	原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について	18
2.5	原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について	19
2.6	原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について	21
3.	別紙	
	別紙 1 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー	
	別紙 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図	
	別紙 3 管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について	
	別紙 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて	
	別紙 5 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方	
	別紙 6 ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる	

理由

別紙 7 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されているフェ
ライト系鋼に対する管理について

4. 別添

別添 1 東海第二発電所 運用, 手順等説明資料 原子炉冷却材圧力バウン
ダリ

< 概 要 >

1. において、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。），「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

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

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリに関する設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項を第 1-1 表に示し、追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項

設置許可基準規則 第 17 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	技術基準規則 第 27 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	追加要求事項
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし (ただし、解釈にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大)</p>
<p>一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則 第 17 条 (原子炉冷却材圧力バ ウンダリ)	技術基準規則 第 28 条 (原子炉冷却材圧力バ ウンダリの隔離装置 等)	追加要求 事項
二 原子炉冷却材の流出を制限 するため隔離装置を有するも のとする事。	原子炉冷却材圧力バウンダリ には、原子炉冷却材の流出を制 限するよう、隔離装置を施設し なければならない。	変更なし
三 通常運転時、運転時の異常 な過渡変化時及び設計基準事 故時に瞬時的破壊が生じない よう、十分な破壊じん性を有 するものとする事。	—	変更なし
四 原子炉冷却材圧力バウンダ リからの原子炉冷却材の漏え いを検出する装置を有するも のとする事。	2 発電用原子炉施設には、原 子炉冷却材圧力バウンダリか らの原子炉冷却材の漏えいを 検出する装置を施設しなけれ ばならない。	変更なし

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る）は，以下を考慮した設計とする。

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように，十分なじん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお，原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は，以下とする。

(一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは，原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

(二) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは，原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち，(二)以外のも

のは，原子炉側からみて，第一隔離弁を含むまでの範囲とする。

(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。

(五) 上記において「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお，通常時閉，事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記(三)に該当するものとする。

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。

二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。

三 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように，十分な破壊じん性を有するものとする。

四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

適合のための設計方針

第1項について

原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。

- (1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）
- (2) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（一次冷却材設備系配管及び弁）
- (3) 接続配管
 - a. 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - b. 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - c. 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、b. 以外のものは、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も a. に準ずる。
 - e. 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち、個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記 c. に該当するものとする。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン及び残留熱除去系停止時冷却系戻りラインについては、従来クラス2機器としていたが、上記 b. に該当するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス1機器における要求を満足することを確認する。

拡大範囲については、クラス 1 機器の供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

第 1 項第 1 号及び第 2 号について

通常運転時において、出力運転中、圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。

タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け、また主蒸気逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である 8.62MPa の 1.1 倍の圧力 9.48MPa を超えない設計とする。

設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして、制御棒落下がある。これについては「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。

第 1 項第 3 号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び設計基準事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断

の発生を防止するために、フェライト系鋼で製作する機器に対しては、材料選択、設計、製作及び試験に特別の注意を払う。

(使用材料管理)

溶接部を含む使用材料に起因する不具合や欠陥の介在を防止するため次の管理を行う。

- (1) 材料仕様
- (2) 機器の製造・加工・工程
- (3) 非破壊検査の実施
- (4) 破壊靱性の確認（関連温度の妥当性の確認、原子炉圧力容器材料のテスト・ピースによる衝撃試験の実施）

(使用圧力・温度制限)

フェライト系鋼製機器の非延性破壊や、急速な伝播型破断を防止するため比較的低温で加圧する水圧試験時には加える圧力に応じ、最低温度の制限を加える。

(使用期間中の監視)

供用期間中の定期的検査（溶接部等の非破壊検査、耐圧部の耐圧、漏えい試験）を実施し、構成機器の構造や気密の健全性を評価し、また、欠陥の発生の早期発見のため、漏えい検出系を設置して監視を行えるよう設計する。

また、原子炉圧力容器の母材、熱影響部及び溶着金属については、試験片を原子炉圧力容器内に挿入して、原子炉圧力容器と同様な条件で照射し、定期的に取り出し衝撃試験を行い破壊靱性の確認を行う。

第1項第4号について

通常運転時、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び格納容器内雰囲気中の核分

裂生成物の放射能の測定により，約 3.80/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるように設計する。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備

5.1.1 通常運転時等

5.1.1.4 主要設備

5.1.1.4 弁類

原子炉冷却系の弁類として，主蒸気隔離弁，逃がし安全弁，給水隔離弁，ベント弁，ドレン弁，逆止弁等を設け，このうち主要な弁については，中央制御室に弁の開閉表示を行う。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され，その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として，次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常時開及び事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- c. 通常時閉及び事故時閉のうち b. 以外の場合は 1 個の隔離弁
- d. 通常時閉及び事故時開の非常用炉心冷却系等は a. に準ずる。

ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

5.1.1.5 手順等

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。

5.1.1.6 評価

- (1) 原子炉冷却系統施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、残留熱除去系及び非常用炉心冷却系と相まって炉心を冷却できる設計としている。
- (2) 原子炉冷却系の圧力は、逃がし安全弁の設置により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下にできる設計としている。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、原子力規制委員会規則等に基づき、最低使用温度を考慮して、非延性破壊を防止できる設計としている。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生じる荷重をも適切に重ね合わせ、変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を想定し、材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。

- (5) 原子炉冷却系を構成する系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全性を損なわない構造強度を有し、かつその支持構造物は、温度変化による膨張収縮に伴う変位を吸収し得る設計としている。
- (6) 原子炉冷却系の配管は、配置上の考慮を払うとともに必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行い、想定される配管破断時に安全上重要な施設の機能が損なわれることのない設計としている。
- (7) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが生じた場合に、その程度を適切かつ早期に判断し得るよう漏えい監視装置を設ける設計としている。
- (8) 下記の試験検査を行うことができる設計としている。
- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ供用期間中検査
 - b. 原子炉構造材監視試験
 - c. 主蒸気隔離弁作動試験
 - d. 主蒸気隔離弁機能試験
 - e. 主蒸気隔離弁漏えい率試験
 - f. 逃がし安全弁設定圧確認試験

6. 計測制御系統施設

6.3 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1 概要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、発電用原子炉施設の重要な部分にはすべてのプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量及び水位等を測定及び指示するも

のであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びそのほかの計装から構成されている。

発電用原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。

6.3.4 主要設備

- (5) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

原子炉冷却材系統に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常運転時の制御棒駆動水圧系／原子炉隔離時冷却系ポンプによる補給水量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常運転時開，事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常運転時閉，事故時閉の場合は 1 個の隔離弁
- c. 通常運転時閉，事故時開の非常用炉心冷却設備等は a. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は 2 個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常運転時閉，事故時閉となる手動弁のうち、施錠管理を行う弁は開となるおそれがなく、上記 b. に該当することから、1 個の隔離弁を設けるものとする。

(1) 範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

設置許可基準規則の解釈第 17 条第 1 項に基づき、原子炉圧力容器に接続される全ての配管系を対象として、従来は原子炉側から見て第 1 隔離弁までの範囲としていたものが第 2 隔離弁を含む範囲に拡大される箇所の有無について、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に別紙 1 のフローに基づき確認した。

このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を別紙 2 に示す。

別紙 2 に示すとおり，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

- ・原子炉再循環系 C U W 入口ドレンライン
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

(2) 拡大要否の検討

原子炉再循環系 C U W 入口ドレンラインの隔離弁は，施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁である。したがって，当該ラインの弁については，弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じており，「通常時又は事故時において開となるおそれはない」ことから，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方，残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン，残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインに設置している隔離弁については，以下の理由から「開となるおそれ」が否定できない。

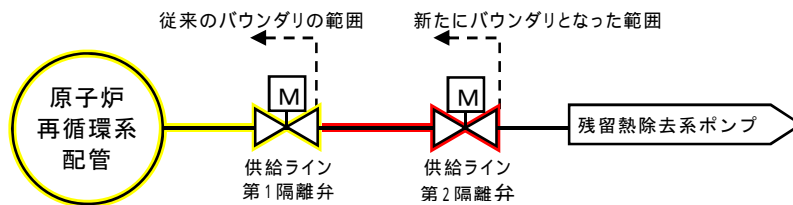
a. 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン

第 1 隔離弁は原子炉圧力が高い場合には開とならないようインターロックを設けているが，中央制御室から遠隔操作する電動弁であるため，誤動作により開となるおそれがある。

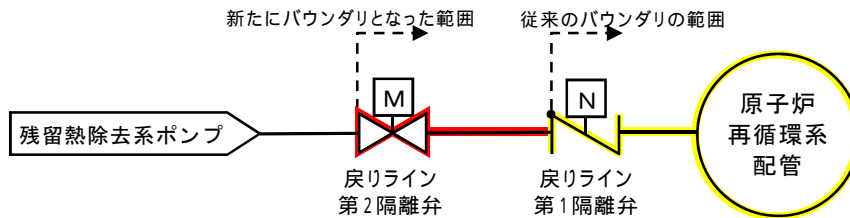
b. 残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

第1 隔離弁は逆止弁であるため、原子炉圧力が高い場合には開とならないが、原子炉圧力が低く、残留熱除去系ポンプが起動している場合、開となるおそれがある。

よって、残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、戻りラインについては、第1 隔離弁から第2 隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(残留熱除去系停止時冷却系供給ライン)



(残留熱除去系停止時冷却系戻りライン)

第 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について

原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの第1隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系C UW入口ドレン弁）は、弁ハンドルをチェーンで固縛した上で南京錠を使用し施錠することで、通常時又は事故時において開となるおそれがないよう管理している。施錠管理に用いる鍵の取扱いについては社内規程に定め、発電長が保管、管理を行う。

なお、当該弁は格納容器内に設置している手動弁であり、通常運転中は所員用エアロック等が施錠され、窒素雰囲気であることから弁操作場所へのアクセスができない。

また、当該弁の定検中の管理については、従来から作業毎に作業票により適切に管理を行っており、原子炉起動前には弁状態確認（全閉確認及びトルクチェック）を行っている。加えて、今後は、弁ハンドルをチェーンで固縛し、施錠を実施する。



第 2-2 図 原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁 施錠状態

第 2-1 表 手動弁の管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの※1（第1隔離弁まで）※2	原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁	B35-F051A
	原子炉再循環ポンプ（B）系C UW入口ドレン弁	B35-F051B

※1：通常時又は事故時において開となるおそれはないもの。

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図（別紙2）の凡例③による。

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の仕様を第 2-2 表～第 2-5 表に示す。これにより，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の設計仕様が，従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の設計仕様（最高使用圧力，最高使用温度）と同じであることを確認した。

また，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の材料がクラス 1 機器の材料として適切であることを確認した。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

第 2-2 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁上流 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP

第 2-3 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14
第 2 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14

第 2-4 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁下流 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS316TP SUSF316 SUS304TP

第 2-5 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	300A	SCS16A	SUSF316L
				SCS14	SUS316
第 2 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	300A	SCS14	SCS14

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、従来クラス2としての強度・耐震評価を実施していたが、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、以下のとおり、クラス1としての基準地震動 S_s を用いた強度・耐震評価を行い、技術基準規則の要求を満足していることを確認する。なお、強度・耐震評価の結果、クラス1の要求事項を満足できない場合は、改造等により技術基準へ適合することを確認していく。

(1) 強度評価

技術基準規則要求		クラス2配管・弁及び 支持構造物	クラス1配管・弁及び 支持構造物
第17条	構造・強度	設計条件における応力評価	設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける応力評価
		運転状態Ⅰ，Ⅱにおける 疲労評価，延性破断及び 座屈評価	運転状態Ⅰ，Ⅱにおける熱 応力ラチェット評価
			運転状態Ⅰ，Ⅱにおける疲 労評価
			設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ， Ⅲ，Ⅳにおける座屈評価

また評価上は、クラス2とクラス1では規格計算式、許容値も異なる。

(2) 耐震評価

当該ラインは、従来より耐震Sクラスであるため技術基準規則の要求事項に変更はない。

ただし、強度評価と同様に評価体系（許容値、計算式）が異なる。

2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008 年度版」（以下「維持規格」という。）に基づくクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み、検査を実施していく必要がある。

東海第二発電所では、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁について、従来よりクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み検査を実施していることを確認した。

このため、拡大範囲の検査に変更はなく今後も継続して同様の検査を実施する。（第 2-6 表）

第2-6表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査について

検査対象	建設時の検査項目	規格要求 (クラス1機器 ISI)		従来の検査項目	
		試験方法	試験程度	試験方法	試験程度
配管の溶接継手	PSI				
	UT (100%)	UT	溶接継手数の25%/7年		
配管の支持部材取付け溶接継手	PT (100%)	PT	溶接継手数の7.5%/7年		
	VT (100%)	VT	全数の25%/7年		
弁のボルト締付け部	—	VT	類似弁毎に1台の25%/7年		同左
	—	VT	7.5%/7年		
全ての耐圧機器	VT※ ¹ (100%)	VT※ ² (漏えい試験)	100%/1定検		

※1 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の1.25倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

※2 拡大範囲の管と小口径管台(3/4B, 1B)との溶接継手は、維持規格において表面試験が免除されており、漏えい試験により健全性を確認する。

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について

(1) クラスに対する品質保証上の取扱いについて

今回，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りラインの配管，弁等について，製造・据付時における重要度クラスによる品質保証上の違いについて整理した。

a. 製造プロセス

当該ラインの配管，弁について，製造メーカーにおける製造プロセスを確認した結果，クラス1機器とクラス2機器では，非破壊検査の項目以外は製造時のプロセスは同一である。

第2-7表 メーカーにおけるクラス1機器とクラス2機器の製造プロセスの比較

名称	製造メーカー		製造プロセス	製品構造，型番
配管	素材メーカー	クラス1機器としての実績有	クラス1機器と同一※1	クラス1機器と同一
管台	素材メーカー	同上	同上	同上
エルボ	継手メーカー	同上	同上	同上
弁	弁メーカー	同上	同上	同上

※1：素材非破壊検査の要求が一部異なるが，それ以外の製造プロセスは同一

b. 据付プロセス

当該ラインの据付を施工するメーカーはプラントメーカーのみであり，据付時はクラス1機器及びクラス2機器においても同じ要領による作業フ

ローで実施しており，非破壊検査の項目以外は据付時のプロセスは同一である。

また，据付時の使用前検査及び溶接事業者検査の検査項目についても重要度クラスでの差異はない。

以上のことから，製造・据付プロセスにおいて，クラス1機器及びクラス2機器での非破壊検査の項目は異なるが，当該ラインの配管，弁等については，クラス1機器と同じ系統仕様，構造，型番であり，同一の製造・据付プロセスであることから品質においてもクラス1機器と同等であると考ええる。

(2) 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の検査項目について

残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の製作・据付時における検査を第2-8表に示す。

a. 配管・弁について

当該ラインの配管・弁については，製造メーカーにてクラス1機器に要求される非破壊検査を実施していることを確認した。

b. 溶接部について

当該ラインの溶接部については，非破壊検査においてクラス1機器との相違があるものの，以下の対応を実施することにより，クラス1機器と同等であると考ええる。

・当該ラインの配管の周溶接継手の一部でPTの記録を確認できなかった

た（クラス 2 配管に対する検査要求は R T のみで， P T の要求はない）。よって，該当する溶接継手については念のため P T を実施し異常のないことを確認した。

- ・当該ラインの配管には小口径配管（3/4B， 1B）を接続する管台が溶接されている。クラス 1 配管の管台溶接継手に対しては 1/2 P T が要求されているが，従前はクラス 2 配管であったことから 1/2 P T の要求はなく，供用後に同様の検査を実施することはできない。

しかし，管台溶接継手は据付時に最終層 P T 及び耐圧試験にて健全性を確認しており，今後も漏えい試験で継続的に健全性を確認する。

（別紙 3 参照）

以上から，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲は，非破壊検査についてもクラス 1 機器と同等の検査を実施していると考ええる。

第 2-8 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査項目

(製作・据付時の検査)

部位		検査要求 (規格要求)		検査実績		備考	
		クラス 1	クラス 2	(記録等確認)			
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管		UT+MT/PT	—	○	UT+PT	
弁	第 2 隔離弁	弁箱・弁蓋	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 (供給ライン)	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 (戻りライン)	UT+MT/PT	—	○	UT+PT	
		ボルト (供給ライン)	UT+MT/PT	—	○	UT+MT (PT)	
		ボルト (戻りライン)	MT/PT	—	○	MT (PT)	
溶接部	配管の溶接継手	供給ライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT (一部)	※ 1
		戻りライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT	
	管と管台の溶接継手		1/2PT※2 +PT	MT/PT	△	PT	※3
	管の支持部材取付け溶接継手		MT/PT	MT/PT	○	PT	

UT：超音波探傷試験，PT：浸透探傷試験，MT：磁粉探傷試験，

RT：放射線透過試験，—：規格要求なし

○：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績がある。

△：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績を確認できないものが一部ある。

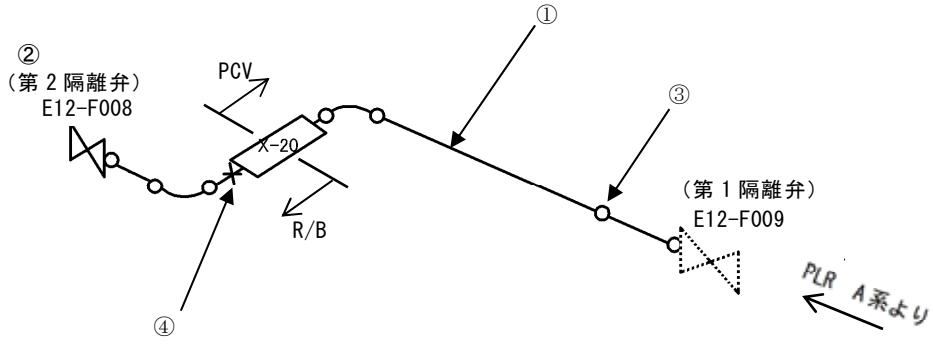
※1：建設時の PT 実施記録がない溶接継手については、改めて PT を実施し判定基準を満足していることを確認した。

※2：溶接深さの 2 分の 1 の段階で行う PT。

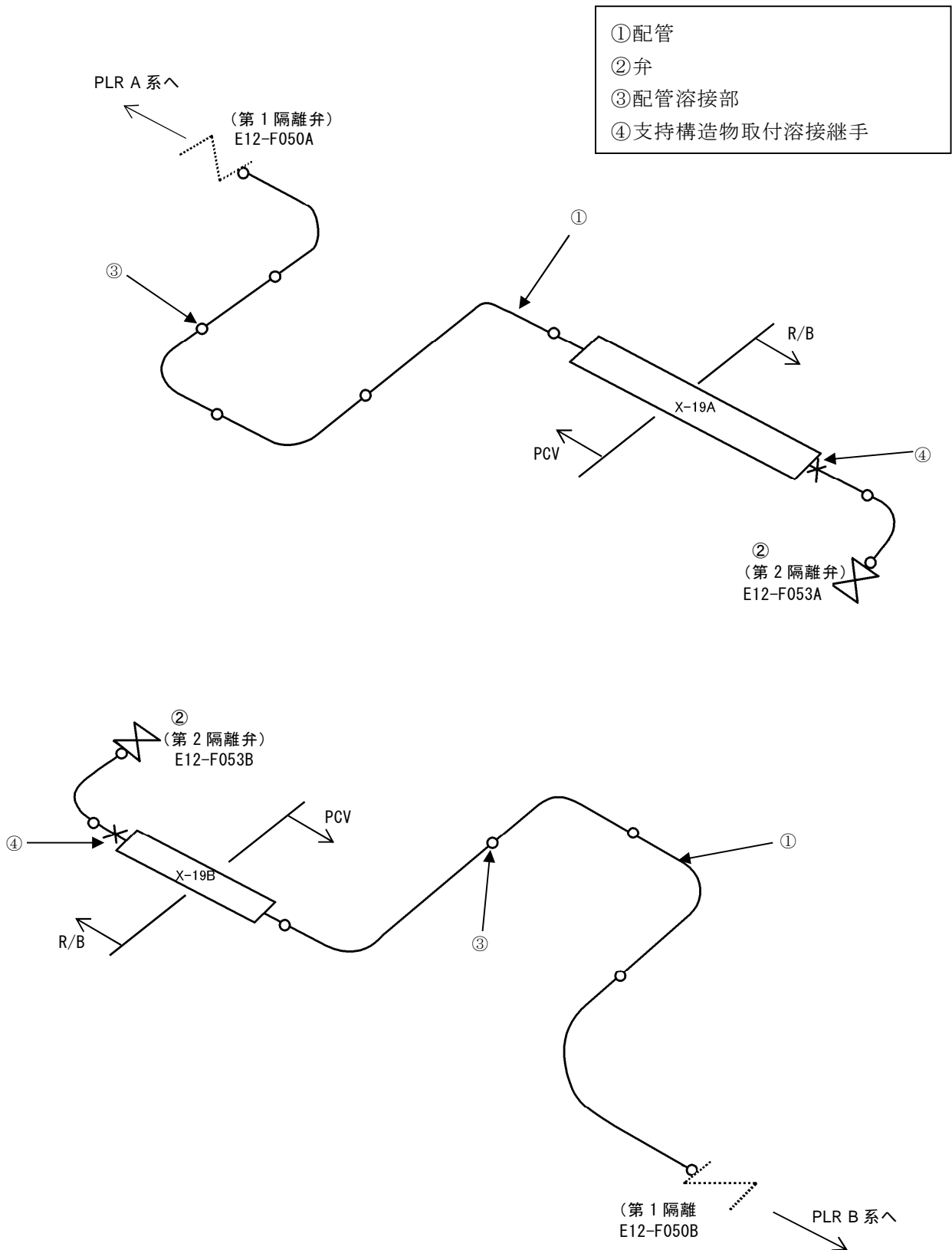
※3：耐圧試験を実施している。また、ISI にて漏えい検査を実施している。

(別紙 3「管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について」参照)

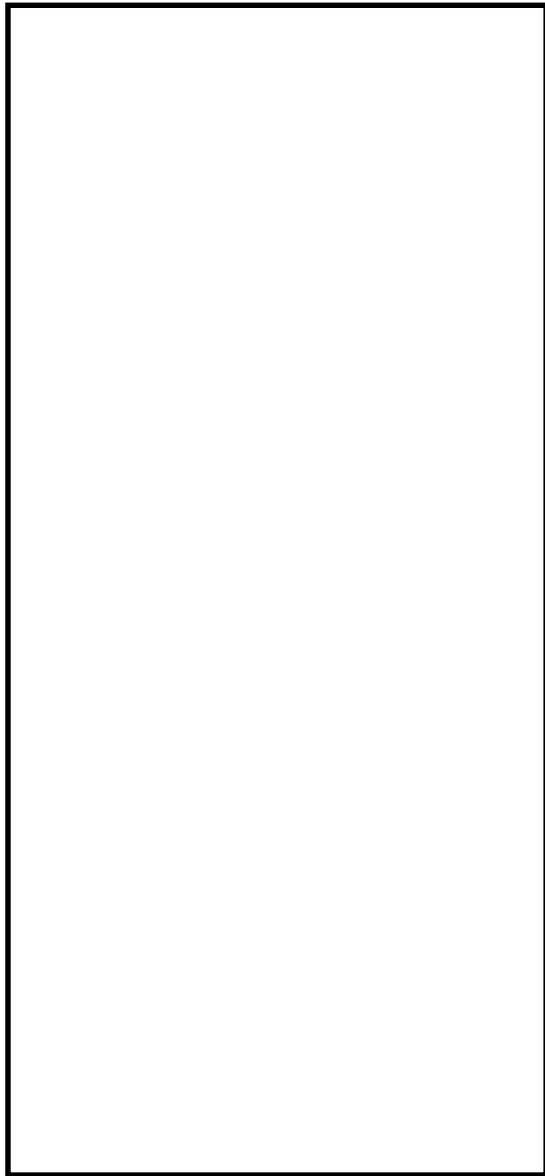
- ①配管
- ②弁
- ③配管溶接部
- ④支持構造物取付溶接継手



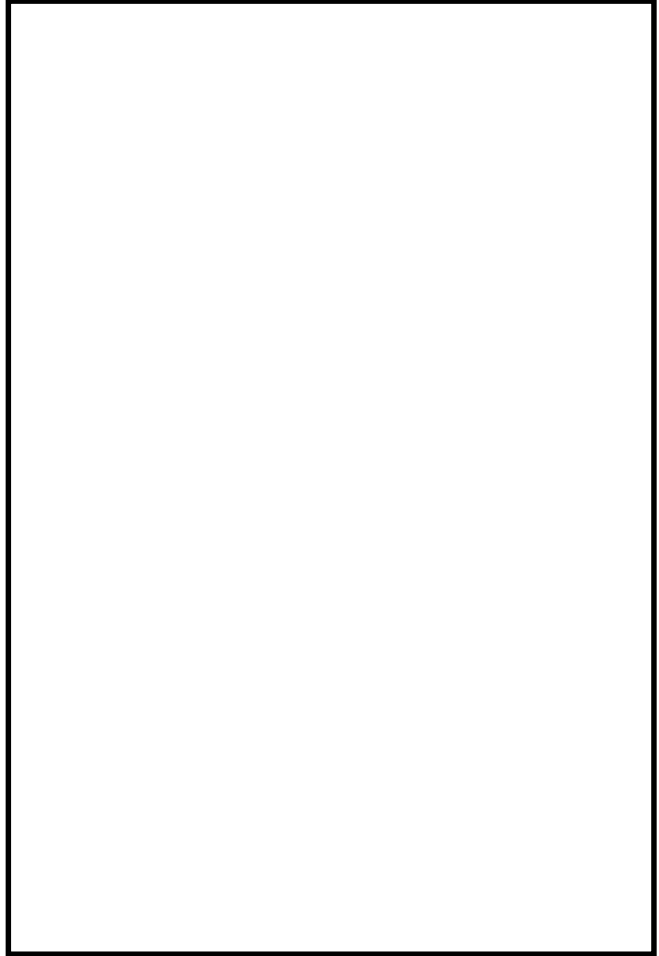
第 2-3 図 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン



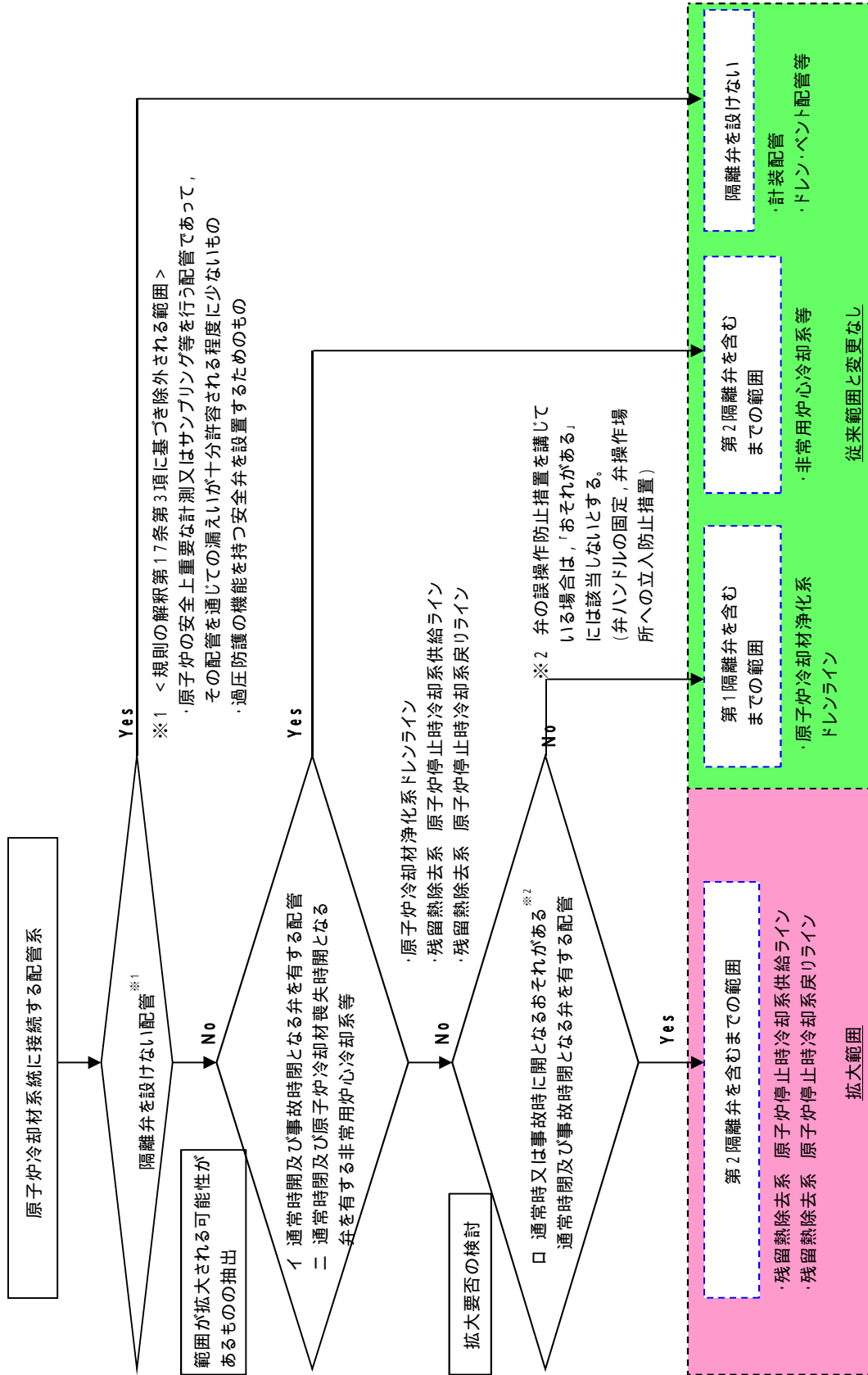
第 2-4 図 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン



第 2-5 図 配管の製造プロセスフロー図 (例)

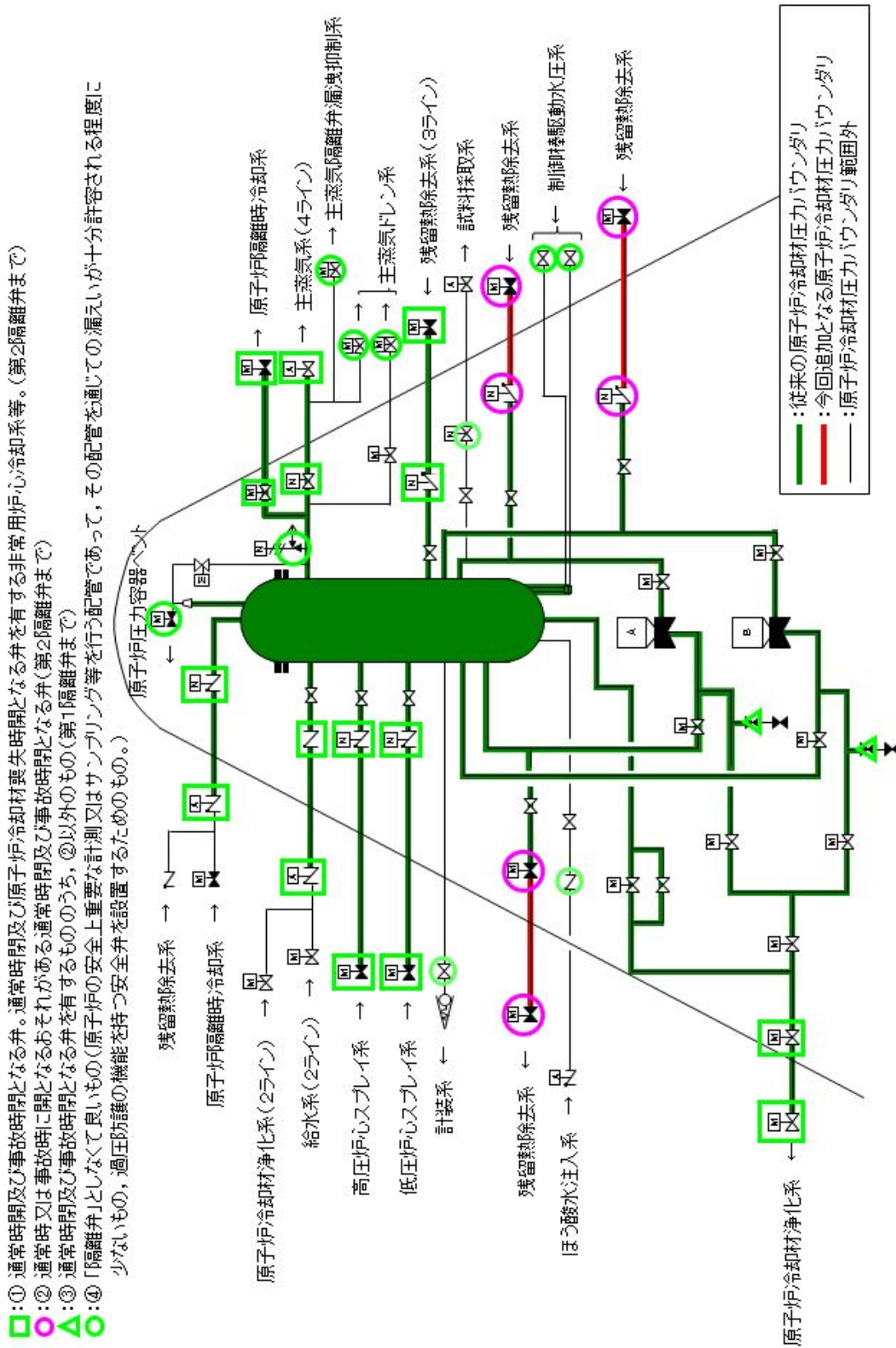


第 2-6 図 配管の据付プロセスフロー図



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号「接続配管のイ、ロ、ニ」に該当する。

別紙 1-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー



別 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

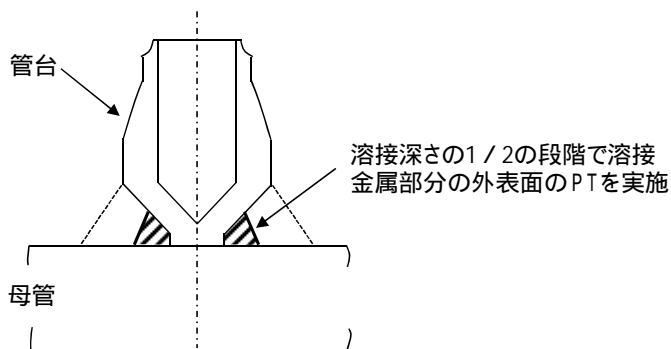
管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径配管の管台と母管の溶接継手については、従前はクラス2機器であったため、クラス1機器の溶接時の検査として要求される1/2PT検査を実施していない。これに鑑み、当該溶接継手の今後の点検の妥当性について検討した。

1. 1/2PT検査の方法及び検査目的

1/2PT検査とは、溶接深さの2分の1の外表面に対して浸透探傷試験を行う検査であり、溶接深さの2分の1における溶接欠陥を検出することにより、最終層まで溶接した際に内在する欠陥を未然に防止するために実施される。(別3-1図参照)

検出される欠陥としては、別3-1表に示すものがある。



別3-1図 1/2PT概念図

別 3-1 表 検出される欠陥の種類

想定欠陥	内 容
高温割れ	溶接部の凝固温度範囲又はその直下のような高温で発生する割れ。
低温割れ	溶接後，溶接部の温度が常温付近に低下してから発生する割れ。
スラグ巻込み	溶接金属中又は母材との融合部にスラグが残ること。
融合不良	溶接境界面が互いに十分に溶け合っていないこと。

2. 想定される内在欠陥

別 3-1 表の欠陥に対して施工プロセス等を踏まえて以下の観点から発生の可能性を検討した。

(1) 欠陥ごとに対する対策の観点

a. 高温割れ，低温割れ

高温割れについては，その発生防止のため，ステンレス鋼の溶接金属には不純物（リン，硫黄）含有量を低減させるとともに，適切なデルタフェライトを含む成分設計としており，施工時においても高温割れ防止のため，溶接金属や母材熱影響部の強度低下やじん性の低下の観点から層間温度の上限を管理していることから，高温割れが発生する可能性は低い。

また，低温割れについては，主に炭素鋼や低合金鋼にて発生が想定される欠陥であるため，当該部材のオーステナイト系ステンレス鋼においては，低温割れの発生は無い。

b. スラグ巻込み, 融合不良

当該箇所は溶接検査対象であることから、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士が溶接を実施し、次の層を溶接する前の形状の修正をする。特にビード間又はビードと開先面の境界は深い谷のような隙間をなくすようにして管理することで、スラグ巻込み, 融合不良が発生しないようにしている。また、溶接棒は吸湿により性能劣化となるため、適切に管理された溶接棒の選定をしており、施工法においてもクラス1と同等の要領であることから、スラグ巻込み, 融合不良による欠陥発生の可能性は低い。

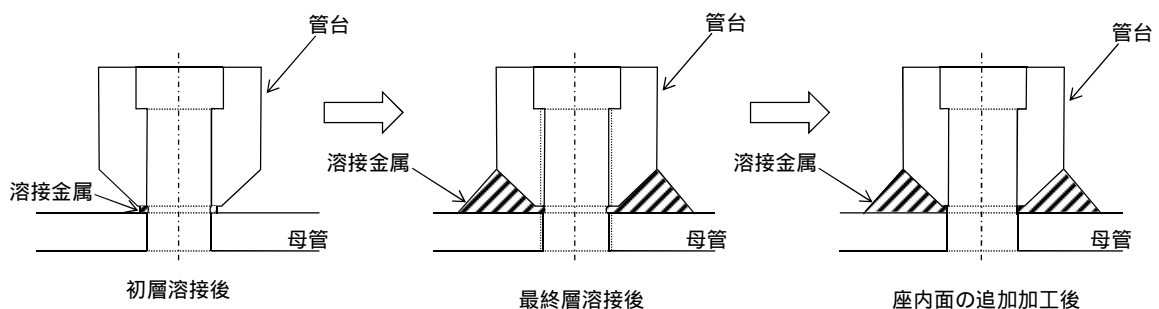
(2) 施工上の観点

a. 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン (建設時)

当該箇所については、穴加工された管台と母管の溶接時に管台内面を不活性ガスによりバックパージを実施することで、完全溶け込み溶接としている。また、最終層まで溶接した後に規定する寸法値になるように座内面を追加加工することで開先の裏まで溶け込んだ初層溶接部*が除去されることで、溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

※初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は、初層部の開先が狭く、溶接棒の操作性が悪いため、溶接が困難。



別 3-2 図 管台施工概略図

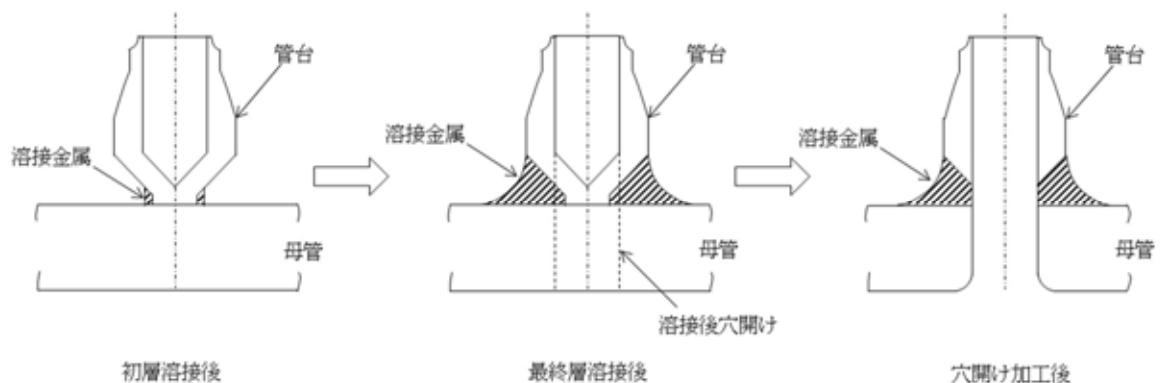
b. 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン（改造時）

当該箇所については、管台と母管を最終層まで溶接したあとに穴あけ加工を実施する施工方法であることから、溶接部において最も溶接欠陥が発生しやすいと考えられる初層部^{*}は穴あけ切削時に除去されることで、溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

また、本施工を現地ではなく溶接がしやすいような作業環境、条件が確保される工場で行っているため、欠陥発生リスクはさらに低減される。

※初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は、初層部の開先が狭く、溶接棒の操作性が悪いため、溶接が困難。



別 3-3 図 管台施工概略図

(3) 検査の観点

当該箇所は、溶接検査対象であることから、当時の法令に従い、適切な手段を経て技術的妥当性が確認された施工法及び技量により施工されている。また、溶接検査にて適切な施工法及び技量が適用されていることを確認しており、溶接施工に関する全ての作業は、都度適切に管理され、溶接の各段階における欠陥発生に対する予防措置が十分に講じられている。

当該溶接部は、溶接検査において 1/2 P T 検査の前工程である材料検査、開先検査、溶接検査の各工程において所定の検査に合格しているとともに、後工程の最終層 P T 検査、耐圧・外観検査についても合格している。

また、当該溶接部の最終層には上述の欠陥は発生していないことから、1/2 層位置でも同等の品質は得られていると考える。

別 3-2 表 欠陥の発生の可能性

	対策	発生の可能性
高温割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温割れの原因となる不純物（P, S）低減材の使用。 ・ 高温割れ防止となるデルタフェライトを含む成分設計を採用。 ・ 高温割れ防止の観点から、溶接時の収縮ひずみ緩和のため、層間温度の上限の管理を実施。 	無
低温割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低温割れが想定される炭素鋼や低合金鋼ではないステンレス鋼を使用。 	無
スラグ巻込み	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多層盛りの層間でスラグ除去を実施。 ・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。 	無
融合不良	<ul style="list-style-type: none"> ・ 開先や前のビードとの境界を溶かす作業を実施。 	無

	<ul style="list-style-type: none"> ・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。 ・ 作業性の観点から、適切に乾燥・保温された溶接棒を使用。 	
--	--	--

別 3-2 表の検討結果に示すように、当該箇所において、想定される内在欠陥の発生の可能性は考え難い。

なお、ニューシアにより過去に BWR プラントで当該箇所を起因とした損傷事例を調査するとともに、継続的にニューシア情報を確認しているが、内在欠陥を起点とした損傷の情報は、確認されておらず、可能性は極めて小さいと考える。

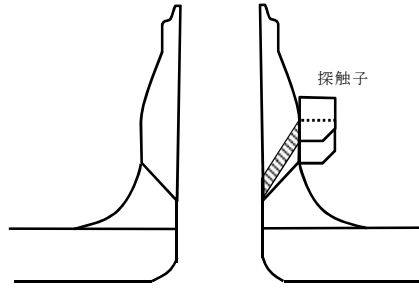
3. 1/2 P T 検査の代替検査の可否

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径管の管台と母管の溶接継手については、1/2 P T 検査を実施していないが、代替検査として U T 検査（超音波探傷試験による体積検査）、R T 検査（放射線透過試験による体積検査）の実施可否を検討した。

(1) U T 検査

以下の理由により、U T 検査では探傷できない。

- ・ 当該溶接部は管台溶接部であり、管台側に斜角探触子を置いて探傷した場合、溶接部に超音波がほとんど入らない。
- ・ 母管内面側からの探傷は、既に当該配管が発電所に据え付けられているため、探触子をアクセスさせることができず、探傷できない。

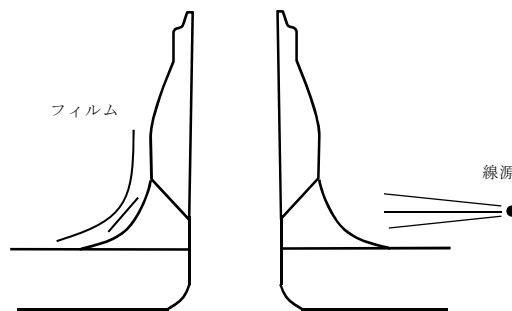


別 3-4 図 U T 検査概略図

(2) R T 検査

R T 検査では，試験部の放射線の透過厚さが均一であり，フィルム及び透過度計を線源の照射方向に対して直角かつ，試験部に隙間なく設置することで，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影をすることができる。これを満足するような当該の管台溶接の撮影配置を考えると別 3-5 図のとおりとなる。

しかし，この撮影配置では試験部の放射線の透過厚さが均一でなく，また，フィルムは狭隘形状のために試験部に隙間なく設置することができず，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影ができなため，適切な R T 検査を実施することはできない。



別 3-5 図 R T 検査概略図

4. 劣化モード

当該箇所の供用期間中の劣化モードについて、使用条件等から発生の可能性を検討した。検討結果を別 3-3 表に示す。

別 3-3 表 劣化モードの検討

劣化モード	評価	発生の可能性
疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・設計対策[*]を実施しており、有意な振動及び圧力過渡は受けない。 ・多層盛りの溶接部であり、初層部は除去されているため、応力は内面側が低く、外面側が高いと考えられる。 ・よって、発生の可能性は極めて低いが、劣化モードを想定するならば、外面からの疲労が想定される。 	低 (外面から)
S C C	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント運転中は流れがなく、温度も低い。 また、使用時間も短いことから S C C の感受性は低く、発生は考えがたい。 	無
全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。 	無
減肉	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント運転中は流れがなく、耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。 	無

※： ・当該部は、母管からの分岐以降、組合せ 3 方向でサポートされている範囲であり、振動の影響を受けない。

・プラント運転中、当該ラインの第 1 隔離弁は閉止されているため、原子炉冷却材の圧力・温度過渡及び流体振動を直接受けない。

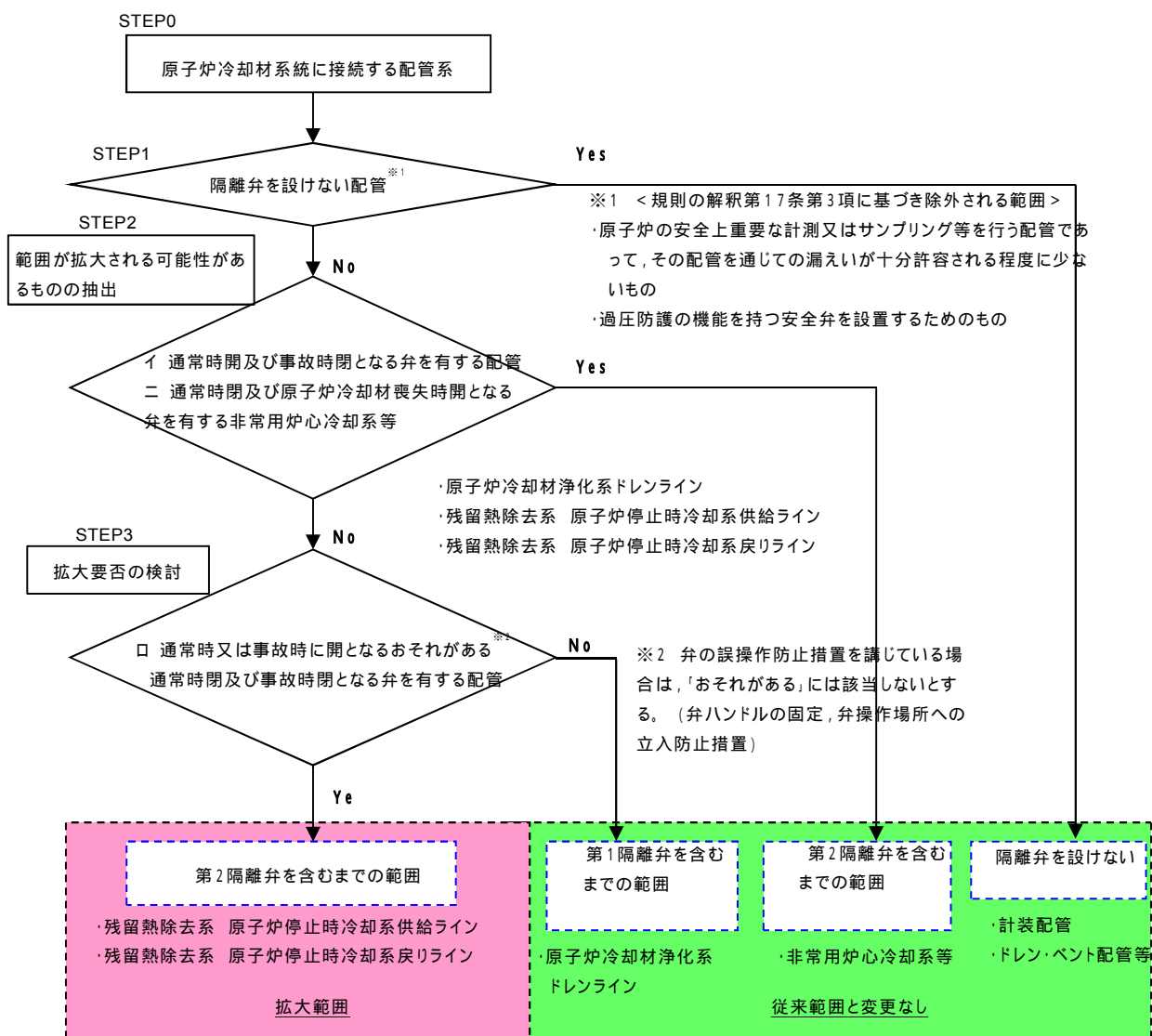
別 3-3 表に示すように、当該ラインに劣化モードを想定するならば外面からの疲労である。ただし、当該ラインは、プラント運転中は隔離されており、出力運転時及びライン使用時ともに従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲に比べ低圧、低温の環境条件に限られることから、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。

5. 点検方法及び点検頻度

これまでの検討結果より、当該箇所の健全性は確保されているとともに、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。このため当該箇所については、維持規格に基づくクラス1機器供用期間中検査に定められる検査方法（漏えい検査）及び検査頻度（100%/1定検）による検査を実施することで健全性を継続監視することが妥当であると考えられる。

また、当該箇所はこれまでもクラス1機器供用期間中検査に組み込み、漏えい検査を実施しており、異常は認められていない。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

【抽出プロセス】

STEP0 (母集団の確認)

- ・原子炉圧力容器全体構造図を用いて、原子炉圧力容器のノズルを抽出する。

- ・配管計装線図を用いて、ノズルに接続されている配管を抽出する。
- ・第2隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径、内部流体を確認する。

STEP1（隔離弁を設けない配管（規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲）の抽出）

- ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。

※ その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものとは、液相で36.7mm以下、気相で73.4mm以下の配管を指す。（別紙5参照）

STEP2（範囲が拡大される可能性のあるものの抽出）

- ・通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。
- ・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系統等を抽出する。

STEP3（拡大要否の検討）

- ・通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。

※ 弁の誤操作防止措置を講じている場合は、「おそれがある」には該当しないとし、第1隔離弁を含むまでの範囲とする（2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について参照）。

原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

東海第二発電所において、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方を以下に示す。

(1) 前提条件

- a. 原子炉は通常運転状態とする。
- b. 原子炉圧力容器の水位は一定とする。
- c. 制御棒駆動水圧系からの補給水流量は、3.5L/sec であり、常温における補給水量は、209.6kg/min となる。
- d. 原子炉隔離時冷却系の補給水流量は、37.9L/sec であり、常温における補給水量は、2269.9kg/min となる。
- e. 給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

(2) 計算方法

F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of Single Component, Two-Phase Mixture” に基づき算出する。

$$A_{\max} = \frac{W}{G}$$

A_{\max} : 最大破断断面積

W : 補給水量

G : 臨界質量速度

(液相) 2,343,681kg/min-m²

(気相) 585,920kg/min-m²

$$D_{\max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{\max}}{\pi}}$$

D_{\max} : 最大破断直径

(3) 算出結果

(1), (2)より, 小口径配管が破断した場合でも原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径を別 5-1 表に示す。

この結果から, 小口径配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径は, 設計上の余裕をみて液相, 気相それぞれ 25A, 50A を最大としている。

別 5-1 表 原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
破断断面積 (mm ²)	1, 057	4, 231
最大破断直径 (mm)	36. 7	73. 4
原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

差圧検出管・ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる理由

差圧検出管・ほう酸水注入系配管の配管口径は 40A であり原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径（液相 25A）よりは大きい。しかしながら、原子炉圧力容器外で破断した場合であっても、その漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。

その考え方を以下に示す。

1. 差圧検出管・ほう酸水注入管の概要

差圧検出管・ほう酸水注入管の概要を別 6-1 図に示す。

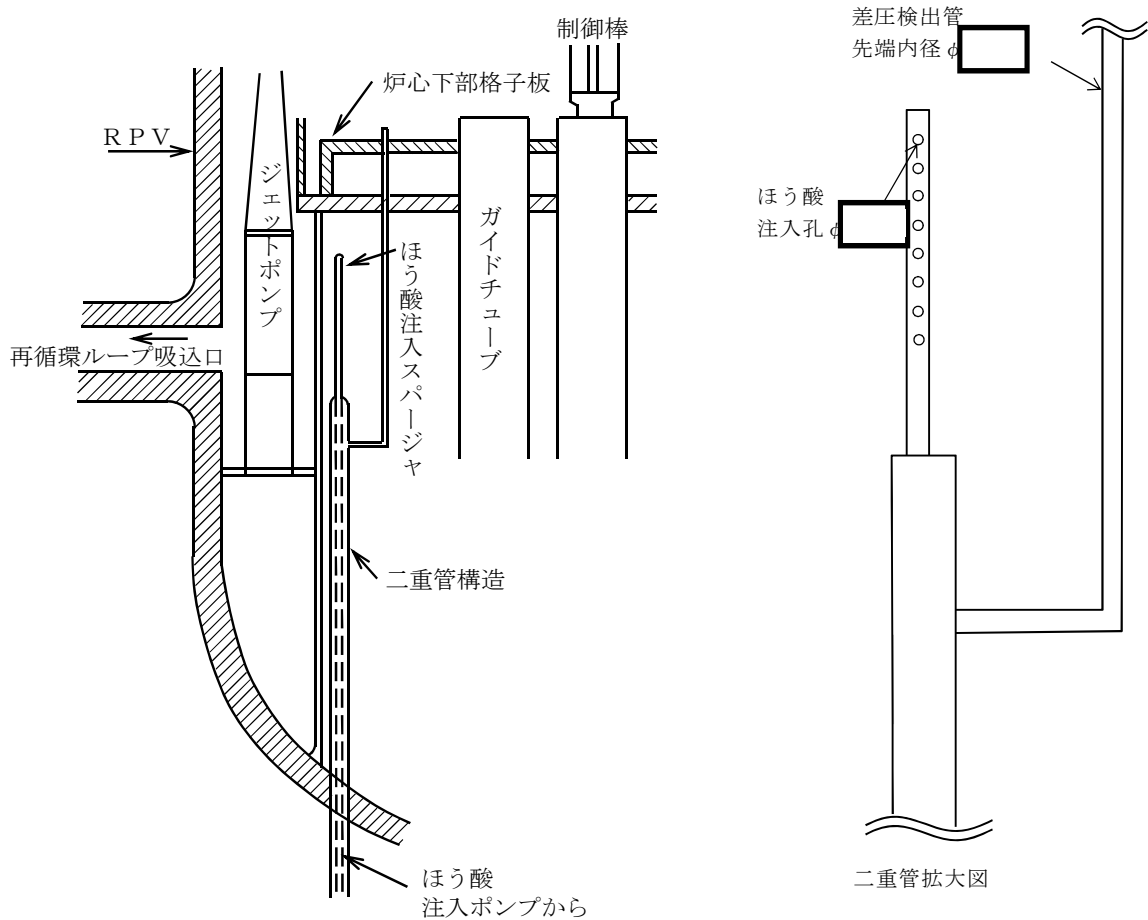
差圧検出管・ほう酸水注入管は、2重管構造となっており、差圧検出機能及びほう酸水注入機能を有している。本配管は、原子炉圧力容器内で、ほう酸注入スパージャ及び差圧検出管に分岐される。

ほう酸注入スパージャには、直径 m の注入孔が 箇所に設けられており、ほう酸水注入ポンプで加圧されたほう酸水はそれぞれの注入孔から原子炉内に注入される。

差圧検出管は、2重管から分岐後、先端は原子炉圧力容器内部で開放されており、原子炉圧力容器内の圧力を検出することができる。差圧検出管の先端内径は mm である。

2. 差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合の原子炉冷却材の流出

原子炉圧力容器の外側で差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合、原子炉冷却材は、ほう酸注入スパー ज्याのほう酸注入孔及び差圧検出管の先端を逆流し、原子炉圧力容器の外側の破断口から漏えいする。したがって、原子炉圧力容器内の開口面積（ほう酸水注入孔及び差圧検出管の先端部の面積の合計）が、原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積より小さければ、差圧検出管・ほう酸注入管の破断口からの原子炉冷却材の漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないと考えられ、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。



別 6-1 図 差圧検出管・ほう酸水注入管 概要図

3. 評価結果

差圧検出管・ほう酸注入管配管の原子炉圧力容器内の開口面積を別 6-1 表に示す。

差圧検出管・ほう酸注入管の原子炉圧力容器内の開口面積は、原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積よりも小さいことから、原子炉圧力容器外でほう酸水注入系配管が破断した場合であっても破断口からの漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため、ほう酸水注入系配管（40A）は原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される。

別 6-1 表 差圧検出管・ほう酸水注入系配管の原子炉圧力容器内開口面積

No	項目	面積 (mm ²)
1	ほう酸水注入孔： <input type="text"/>	<input type="text"/>
2	差圧検出管の先端： <input type="text"/>	
3	No. 1 と No. 2 の合計	
4	原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積	
大小関係		No. 3 < No. 4

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されているフェライト系鋼
に対する管理について

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については、第 17 条第 1 項第 3 号において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとするのが要求されている。東海第二発電所においては、フェライト系鋼の脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するため、建設当時から告示 501 号等の技術基準の要求に従って、以下の管理を実施してきている。

○使用材料管理

適用規格基準：告示 501 号（昭和 45 年）

- 管理事項：・材料の選定
- ・破壊靱性試験の実施
 - ・素材段階での非破壊検査（体積検査、表面検査）の実施

○使用圧力・温度制限

適用規格基準：J E A C 4 2 0 6（1973）原子力発電所用機器の最低使用温度の確認試験方法

- 管理事項：・耐圧漏えい試験時の試験温度の制限

○使用期間中の監視

適用規格基準：J E A C 4 2 0 5（1973）軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査

J E A C 4 2 0 1 (1 9 7 0) 原子炉構造材の監視試験方法

管理事項

- ： ・ 供用期間中検査での欠陥発生有無の確認
- ・ 監視試験による脆性遷移温度の管理（原子炉圧力容器）

以上

東海第二発電所

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

(設置許可基準規則 第17条)

一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。

二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。

三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。

四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

(技術基準規則 第14条) 安全設備

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

(技術基準規則 第15条) 設計基準対象施設の機能

3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。

(技術基準規則 第17条) 材料及び構造

一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。

八 クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。

十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接金属部及び熱影響部をいう。)は、次に定めるところによること。

(技術基準規則 第18条) 使用中の亀裂等による破壊の防止

2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があつてはならない。

(技術基準規則 第19条) 流体振動等による損傷の防止

燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。

(技術基準規則 第27条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損傷その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。

(技術基準規則 第28条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等

2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。

(設置許可基準規則 第27条 第28条)

一 変更なし 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。

二 変更なし 隔離装置である第1隔離弁の範囲から第2隔離弁を含む範囲までに変更した。

三 変更なし 十分な破壊靱性を有するオーステナイト系ステンレス鋼、又は強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力において、瞬間的破壊が生じないことを確認している。

四 変更なし 各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について、漏えいを検出する方法に変更はない。

規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見ると第1隔離弁までの範囲としていたものが第2隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるか、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。その結果、範囲が拡大される可能性があるものとして以下のラインが抽出された。

①原子炉再循環系CUW入口ドレンドライン
 ②残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン
 ③残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

このうち、①については既に施設により弁ハンドルの固定が行われている手動弁であり、弁の誤操作防止措置を講じていることから、バウンダリの範囲は拡大されない。また、②、③については、通常運転時に当該系統を使用する場合には、隔離弁を開とすることから、バウンダリ拡大範囲とする。

○範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

○弁の施設管理 (①)

原子炉再循環系CUW入口ドレンドラインについては、通常時又は事故時に開とすることから変更はない。

○バウンダリ範囲の拡大 (②, ③)

残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大される。

評価OK

【後段規制との対応】

工：工規(基本設計方針、添付書類)
 保：保安規定(運用に係る事項、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、八に反映しない
 当該条文中に該当しない
 (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17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	施設管理	運用・手順	-
		体制	-
		保守・点検	・原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの 第1 隔離弁 (原子炉再循環ポンプ (A) 系CU W入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ (B) 系C UW入口ドレン弁) は, 通常時又は事故時 開となるおそれがないように施設管理を適切 に実施する。
		教育・訓練	-

東海第二発電所

安全保護回路

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 24 条 安全保護回路

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

(2) 安全設計方針

(3) 適合性説明

1.3 気象等

1.4 設備等（手順等含む）

2. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス防止のための措置について

2.2 安全保護回路の概要

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

2.4 外部からの不正アクセス行為防止について

2.5 想定脅威に対する対策について

2.6 物理的分離及び電気的分離について

別紙 1 安全保護回路について，承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

別紙 2 今回の設置許可申請に関し，安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

別紙 3 安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対する

セキュリティ対策

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について，システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

別紙 7 安全保護回路のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

別紙 8 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

3. 運用，手順説明資料

（別添資料）安全保護回路

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

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

3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全保護回路について，設置許可基準規則第24条及び技術基準規則第35条において，追加要求事項を明確化する。（第1.1表）

第 1.1 表 設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条 要求事項

設置許可基準規則 第 24 条 (安全保護回路)	技術基準規則 第 35 条 (安全保護装置)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにすることができるものとする。</p> <p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p> <p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p> <p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p>	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p>

設置許可基準規則 第24条(安全保護回路)	技術基準規則 第35条(安全保護装置)	備考
<p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p>	<p>四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p>	<p>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>七 発電用原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。</p>	<p>変更なし</p>

1.2. 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本
的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(s) 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護回路のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、不正アク

セス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに、ソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24条-37, 38) (2.2 : P24条-39) (2.3 : P24条-40) (2.4 : P24条-41) (2.5 : P24条-42) (2.6 : P24条-42, 43)】

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、中性子束を測定する炉内核計装設備と水位、圧力、再循環流量等を測定する計装設備、安全保護回路及び制御設備を設ける。また、通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために、圧力制御装置を設ける。

発電用原子炉の出力制御は、再循環流量の調整及び制御棒位置の調整の2方式により行われる。

(1) 計 装

(i) 核計装の種類

中性子束は以下のように2つの領域に分けて原子炉内で計測する。

起動領域：固定型計数方式及び 8チャンネル

キャンベル方式計装

出力領域：固定型直流方式計装 172チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

原子炉水位，原子炉圧力，再循環流量，給水流量，蒸気流量，制御棒位置，制御棒駆動用冷却材圧力等の計装装置を設ける。

(2) 安全保護回路

安全保護回路（安全保護系）は，「原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）」及び「その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）」で構成する。

安全保護回路は，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37, 38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）
（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42, 43）】

(i) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）は，次に示す条件により発電用原子炉をスクラムさせるため，2つの独立のチャンネルが設けられ，これらの同時動作によって発電用原子炉をスクラムさせる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉

- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

なお、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には、次のものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下、主蒸気管放射能高、主蒸気管圧力低、主蒸気管流量大、主蒸気管トンネル温度高、復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系及び低圧注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動
- f. 原子炉水位低、原子炉水位異常低下、ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また、その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(2) 安全設計方針

1.1.3 安全保護系の設計方針

反応度制御系（制御棒）及び工学的安全施設の作動を開始させるための安全保護系は、多重性と独立性を有する設計とし、実際に起こると考えられる、いかなる単一故障によってもその安全保護機能が妨げられないような設計とする。また、安全保護系は系の遮断、駆動源の喪失等においても安全上許容される状態（フェイル・セーフ又はフェイル・アズ・イズ）になるよう設計する。

安全保護系については、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37, 38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42, 43）】

(3) 適合性説明

(安全保護回路)

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護

機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとするこ
と。

適合のための設計方針

第1項第1号について

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一誤動作に起因する異常な反応度印加が生じた場合でも、燃料要素の許容損傷限界を超えないよう、中性子束高スクラム及び原子炉出力ペリオド短スクラムにより発電用原子炉を停止できる設計とする。

第1項第2号について

安全保護系は、設計基準事故時に異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる。また、自動的に主蒸気隔離弁の閉鎖、非常用炉心冷却系の起動、原子炉建屋ガス処理系の起動を行わせる等の保護機能を有する設計とする。

- (1) 発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムする。
 - a. 原子炉圧力高
 - b. 原子炉水位低
 - c. ドライウェル圧力高
 - d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
 - e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
 - f. 中性子束低（平均出力領域計装）
 - g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）

- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

(2) その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける設計とする。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
 - b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
 - c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動
 - d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
 - e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動
 - f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖
- また，その他保護動作としては次のようなものがある。

- a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

第1項第3号について

安全保護系は、十分に信頼性のある少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し、機器又はチャンネルの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉緊急停止系作動回路は、検出器、トリップ接点、論理回路、主トリップ継電器等で構成し、基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため、原子炉緊急停止系作動回路は、運転中すべて励磁状態であり、電源の喪失、継電器の断線及び検出器を取り外した場合、回路が無励磁状態で、チャンネル・トリップになるようにする。

したがって、これらの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

核計装系は、安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも一つ以上多いチャンネルを持ち、運転中でもバイパスして保守、調整及び校正できる。

したがって、これが故障の場合、故障チャンネルはバイパスし、残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

- (2) 工学的安全施設を作動させるチャンネル（検出器を含む）は、多重性をもった構成とする。

したがって、これらの単一故障、使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

第1項第4号について

安全保護系は、その系統を構成するチャンネル相互が分離され、また計測制御系

からも原則として分離し，独立性を持つ設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉格納容器を貫通する計装配管は，物理的に独立した貫通部を有する2系列を設ける。
- (2) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは，独立に中央制御室の各盤に導く。
各トリップチャンネルの論理回路は，盤内で独立して設ける。
- (3) 原子炉緊急停止系作動回路の電源は，分離・独立した母線から供給する。

第1項第5号について

安全保護系の駆動源として電源あるいは計器用空気を使用する。この系統に使用する弁等は，フェイル・セーフの設計とするか，又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になるようにし，この現状維持の場合でも多重化された他の回路によって保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セーフとなるものの主要なものをあげると以下のとおりである。

- (1) 電源喪失
 - a. スクラム
 - b. 主蒸気隔離弁閉
 - c. 格納容器ベント弁閉
- (2) 計器用空気喪失
 - a. スクラム
 - b. 格納容器ベント弁閉

また，主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護系の場合，駆動源である電源の喪失時には，系統を現状維持とする設計とする。

系統の遮断やその他，火災，浸水等不利な状況が発生した場合でも，この工学的安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性，独立性を持つことで発電用原

子炉施設を十分に安全な状態に導くよう設計する。

第1項第6号について

安全保護系のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置（片方向のみの通信を許可する装置）を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離するとともに、固有のプログラム言語の使用による一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境等によりウイルス等の侵入を防止することでソフトウェアの内部管理の強化を図り、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）、又は米国Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じて設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用するとともに、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限並びに設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理により、不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37, 38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42, 43）】

第1項第7号について

安全保護系と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブル・ルート及び原子炉格納

容器を貫通する計装配管を，原則として分離する設計とする。

安全保護系は，原子炉水位及び原子炉圧力を検出する計装配管ヘッダの一部を計測制御系と共用すること及び核計装等の検出部が表示，記録計用検出部と共用される以外は計測制御系とは完全に分離する等，計測制御系での故障が安全保護系に影響を与えない設計とする。

安全保護系と計測制御系で計装配管を共用する場合は，安全保護系の計装配管として設計する。

また，核計装等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

6. 計測制御系統施設

6.3 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1 概 要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため，核計装のほかに，発電用原子炉施設の重要な部分には，すべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は，温度，圧力，流量，水位等を測定及び指示するものであるが，一部を除き必要な指示及び記録計器は，すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は，原子炉圧力容器計装，再循環回路計装，原子炉給水系及び蒸気系計装，制御棒駆動機構計装及びその他の計装から構成されている。

発電用原子炉の停止，炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視す

るために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、予想変動範囲内での監視が可能であるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (2) 設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける設計とする。
- (5) 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの3つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力及び温度等は、設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるように当該記録が保存できる設計とする。

6.3.3 主要設備の仕様

原子炉プラント・プロセス計装の一覧を第6.3-1表に示す。

6.3.4 主要設備

(1) 原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要のある項目は、水位、圧力、容器胴部の

温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は、連続的に測定され、指示及び記録される。原子炉水位低又は水位高で警報を出す。原子炉水位低下が更に大きい場合には、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるとともに再循環系ポンプをトリップする信号を出す。また、原子炉水位上昇が更に大きい場合にはタービン・トリップを行わせるための信号を出す（第6.3-1図参照）。

原子炉圧力は圧力検出器で測定され、指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され、記録される。この記録を基にして、原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉圧力容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは、2個のOリング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが、ドレン・ラインの圧力が測定及び指示され、圧力高で警報が出される。

(2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では、再循環流量、冷却材温度、ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧によって測定される。再循環系ポンプについては、シール漏えい量、冷却水流量及び温度が計測され、シール漏えい流量高及び低並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

(3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は、フロー・ノズルによって連続的に測定され、指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後、三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか、給水温度、タービン第一段圧力などが測定され、指示及び記録され

る。

(4) 制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は、駆動冷却材の供給系、通常の駆動水圧系、水圧制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器、並びに制御棒位置指示に対して、それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では、駆動ポンプ出口圧力、フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水圧系では、発電用原子炉と駆動水圧系との差圧、駆動ヘッダの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）等が計測される。

水圧制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器系では、アキュムレータ窒素圧力、アキュムレータの漏えい水量、スクラム水排出容器水位等が計測され、アキュムレータの圧力低と水位高、スクラム水排出容器の水位高で警報が出される。スクラム水排出容器の水位が更に高くなれば、発電用原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は、駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

(5) 原子炉格納容器内雰囲気計装

原子炉格納容器（以下 6. では「格納容器」という。）について計測する主要な項目は、格納容器内の圧力、温度、湿度、水素濃度、酸素濃度及び放射線レベルである。

格納容器内の圧力、温度及び酸素濃度は、連続的に測定し、指示又は記録する。また、冷却材喪失事故後の格納容器内の圧力、温度、水素濃度、酸素濃度、放射線レベル等も測定し、記録する。その他、ドライウェルの湿度並びにサプレッション・チェンバのプール水位及び水温も連続的に測定し、指示又は記録する。

ドライウェル圧力高，水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。ドライウェル圧力の上昇が更に大きい場合には，原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるための信号を出す（第 6.6-3 図及び第 6.6-5 図参照）。

サプレッション・チェンバでは，プール水位低，プール水位高，プール水温高，水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。

(6) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は，指示するとともに，原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

(7) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ほう酸水注入系では，ほう酸水貯蔵タンク水位，ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され，タンク水位低，ポンプ出口圧力低等で警報が出される。

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では，ポンプ出口圧力及びサプレッション・プール水位が計測される。

6.3.5 試験検査

原子炉プラント・プロセス計装は，定期的に試験又は検査を行い，その機能の健全性を確認する。

6.3.6 評価

- (1) 原子炉プラント・プロセス計装は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを予想変動範囲

内で監視することができる設計としている。

- (2) 原子炉プラント・プロセス計装は、設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視することができる設計としている。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。
- (4) 原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出することができる設計としている。

6.6 安全保護系

6.6.1 概 要

安全保護系は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合、あるいはこのような事態の発生が予想される場合には、発電用原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能、その他の保護動作（低圧注水系起動等を含む）を有する。また、安全保護系を構成するチャンネルは、各チャンネル相互を可能な限り、物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計するとともに、原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

6.6.2 設計方針

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (3) 安全保護系は、設計基準事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。

- (4) 安全保護系は、多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし、機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても、その安全保護機能が妨げられないようにする。
- (5) 安全保護系は、系統の遮断、駆動源の喪失においても、安全上許容される状態（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）になるようにする。
- (6) 安全保護系は、計測制御系とは極力分離し、部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。
- (7) 安全保護系は、通常運転中においても、定期的に機能試験を行うことができるようにする。
- (8) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。
- (9) 安全保護系は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-37, 38) (2.2 : P24 条-39) (2.3 : P24 条-40) (2.4 : P24 条-41) (2.5 : P24 条-42) (2.6 : P24 条-42, 43)】

6.6.3 主要設備の仕様

原子炉緊急停止系作動回路の主要設備の仕様を第 6.6-1 表、第 6.6-1 図及び第 6.6-3 図に、その他の主要な安全保護系の仕様を第 6.6-2 表、第 6.6-4 図及び第 6.6-5 図に示す。

6.6.4 主要設備

(1) 原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は、第 6.6-1 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャ

ンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、発電用原子炉がスクラムされるようになっている。

発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムされる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

検出器の形式、配置場所及びスクラム設定値は、第6.6-1表に示すとおりである。

この他、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも原子炉はスクラムする。

なお、原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のようにバイパスされる。

- (a) 「停止」このモードでは、スクラム信号が出され、全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約10秒程度で自動的にスクラム信号のリセットが可能となる。また、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされ、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能である。
- (b) 「燃料取替」このモードではスクラム回路は動作状態にあるが、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約4.1MPa [gage] 以下のときは自動的にバイパスされる。さらに、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが、この場合には制御棒を引き抜くことはできない。
- (c) 「起動」このモードは発電用原子炉を起動し、最高で定格の約5%まで出力をあげる場合に適用される。また、主蒸気隔離弁が閉で、かつタービン補機が動作している状態で、発電用原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。
- (d) 「運転」このモードでは、バイパスはすべて解除され、運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で、個々の計器をバイパスさせることができる。

(2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号

による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動

d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル，継電器方式の構成で，論理回路及びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には，特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は，すべて運転中励磁状態にあり，コイルの断線又は短絡，あるいは導線の断線等の継電器の故障の大部分は，継電器自体を非励磁状態に戻し，回路が不動作状態になるように働くので，このような回路構成は，大部分の故障条件に対して“フェイル・セーフ”になっている。

一方，接点の焼損又は溶着等“フェイル・セーフ”に反する方向の故障に対しては，各接点を流れる電流が定格の50%以下であるように制限することによって，その発生を防止するようにしている。

第6.6-1図に示すように，論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので，どの継電器でも1個が非励磁の状態になれば，その継電器接点が属して

いる論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は、各ソレノイド・グループ回路ごとに2つずつ直列につないで、継電器接点が1つ単独で故障して開かない場合でも、スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びそのほかの補助保護機能の作動開始には、別の継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には、ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は、3方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き、制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは、2チャンネルに接続されるので、両チャンネルがトリップすれば、発電用原子炉はスクラムされるが、単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止システムの試験は、一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、原子炉運転中でも定期的に行うことができる。この試験によって、スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

(4) リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば、ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには、手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって、運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり、また、運転監視補助装置が、各検出器トリップの時間的順序を記録する。

(5) 後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が生じた場合、制御棒が確実に挿入されるように、計器用空気系統に2個の3方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回路に接続されていて、通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の2チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって、2個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には、後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は、通常の挿入時間より長いが発電用原子炉を停止させる場合、1本の制御棒の挿入が遅れても、他の制御棒が挿入できれば十分なので、たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

(6) 原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は、第6.6-2図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは、原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）に接続されていて、各電動機は所内電気系の別々の480V交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギーが大きいので、瞬間的な電圧降下では原子炉スクラムは生じない。

原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）を保守のため取り外すことができるように、バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

6.6.5 試験検査

(1) 原子炉緊急停止系は、原則として原子炉運転中でも次の試験ができ、定期的その機能が喪失していないことを確認できる。

a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：手動スクラム・スイッチによるパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認

b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各トリップ・チャンネルごとの鍵付

テスト・スイッチによるトリップ・チャンネル及びパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認

c. 検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及びトリップ・チャンネルの試験端子から校正用模擬信号を入れることによるトリップ・チャンネルの作動の確認

d. 制御棒スクラム試験：手動スイッチによる同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒のスクラム時間の確認

以上のうちb. 及びc. の試験により、各チャンネルの独立性の確認も行うことができる。

(2) 工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器含む）の試験を行うことができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

なお、論理回路を含む全系統の試験については、原子炉停止時に行うことができる。

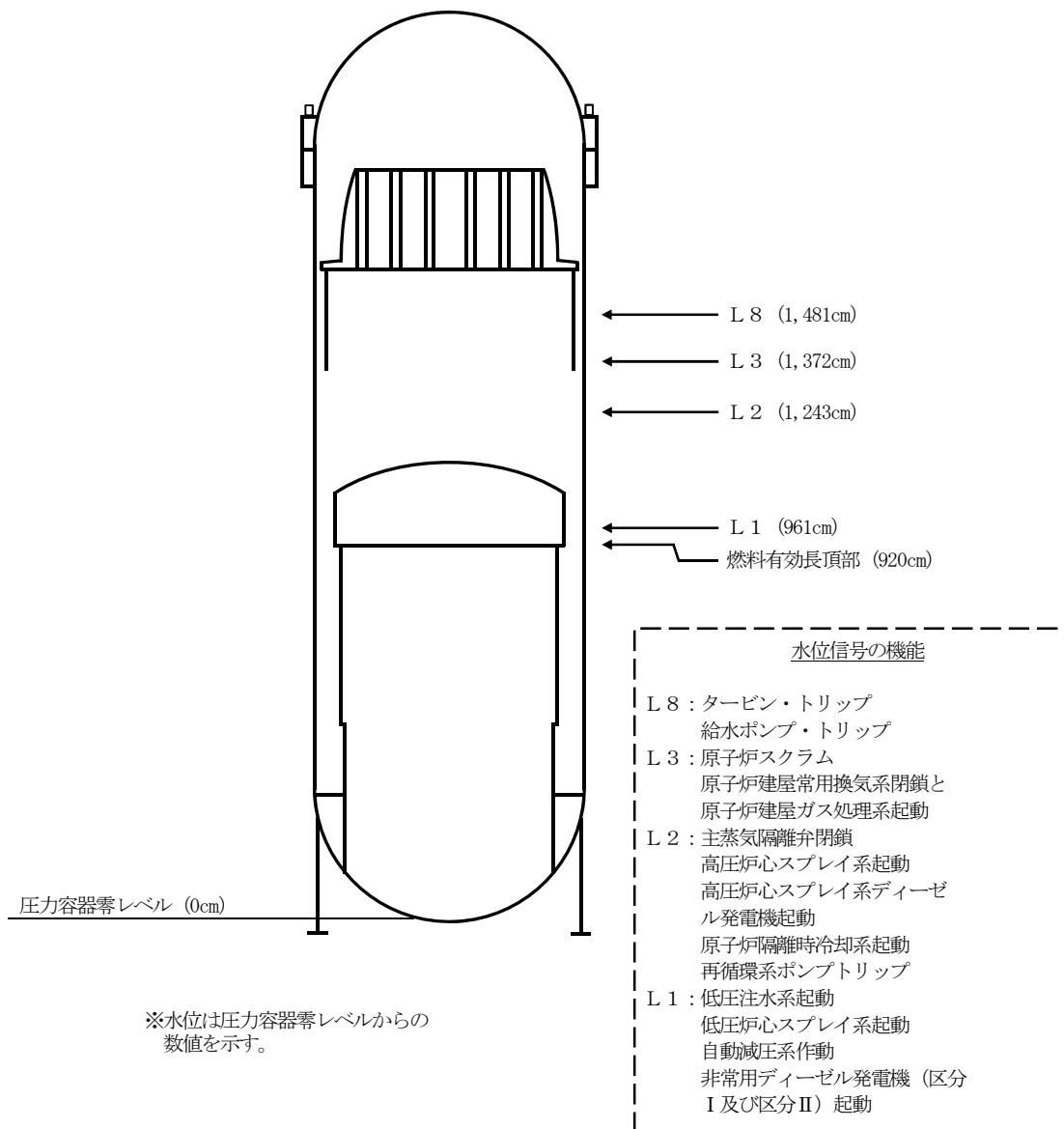
6.6.6 手順等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定め、適切な管理を行う。

- (1) 安全保護回路を有する制御盤については、施錠管理方法を定め、運用する。
- (2) 発電所の出入管理方法については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。
- (3) 発電所の出入管理に係る教育については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。

第 6.3-1 表 原子炉プラント・プロセス計装一覧表

項目	名称
原子炉圧力容器計装	原子炉水位, 圧力 圧力容器胴部温度 圧力容器フランジ部シール漏えい
再循環回路計装	再循環流量 冷却材温度 再循環系ポンプ出入口差圧 炉心流量 シール漏えい流量 再循環系ポンプ冷却水流量, 温度
原子炉給水系及び蒸気系計装	原子炉給水流量 蒸気流量 給水温度 タービン第一段圧力
制御棒駆動機構計装	制御棒駆動ポンプ出口圧力 フィルタ圧力 原子炉と駆動水压系との差圧 駆動ヘッド流量 制御棒駆動機構温度 アキュムレータ窒素圧力 アキュムレータ漏えい水量 スクラム水排出容器水位
原子炉格納容器内雰囲気計装	格納容器内圧力 格納容器内温度 格納容器内湿度 格納容器内水素濃度及び酸素濃度 格納容器内放射線 サブプレッション・プール水位 サブプレッション・プール水温
漏えい検出系計装	格納容器床ドレン流量 格納容器機器ドレン流量 格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度
その他の原子炉プラント・プロセス計装	ほう酸水貯蔵タンク水位 ほう酸水温度及びポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力



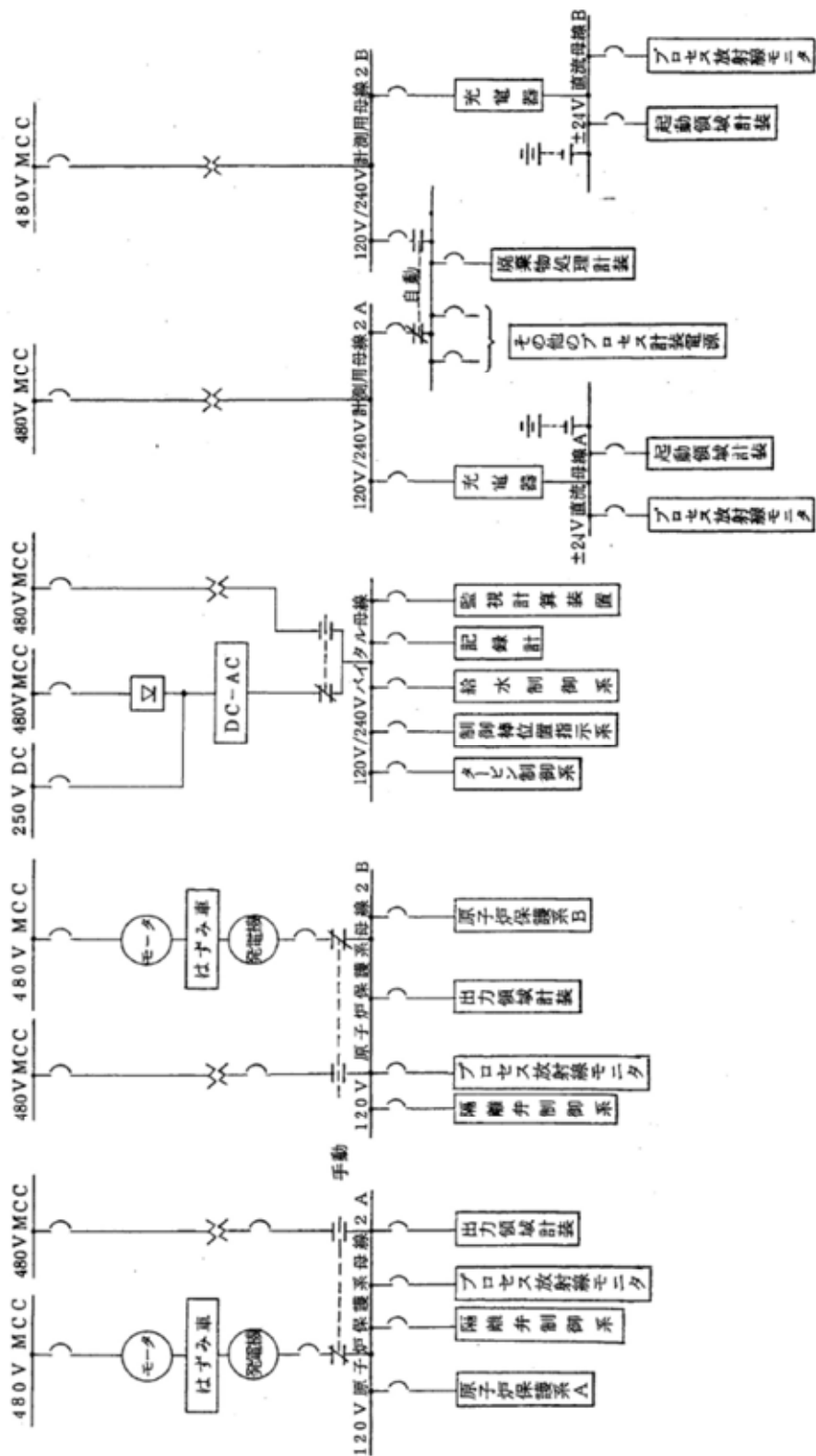
第 6.3-1 図 原子炉水位計装説明図

第 6.6-1 表 原子炉スクラム信号一覧表

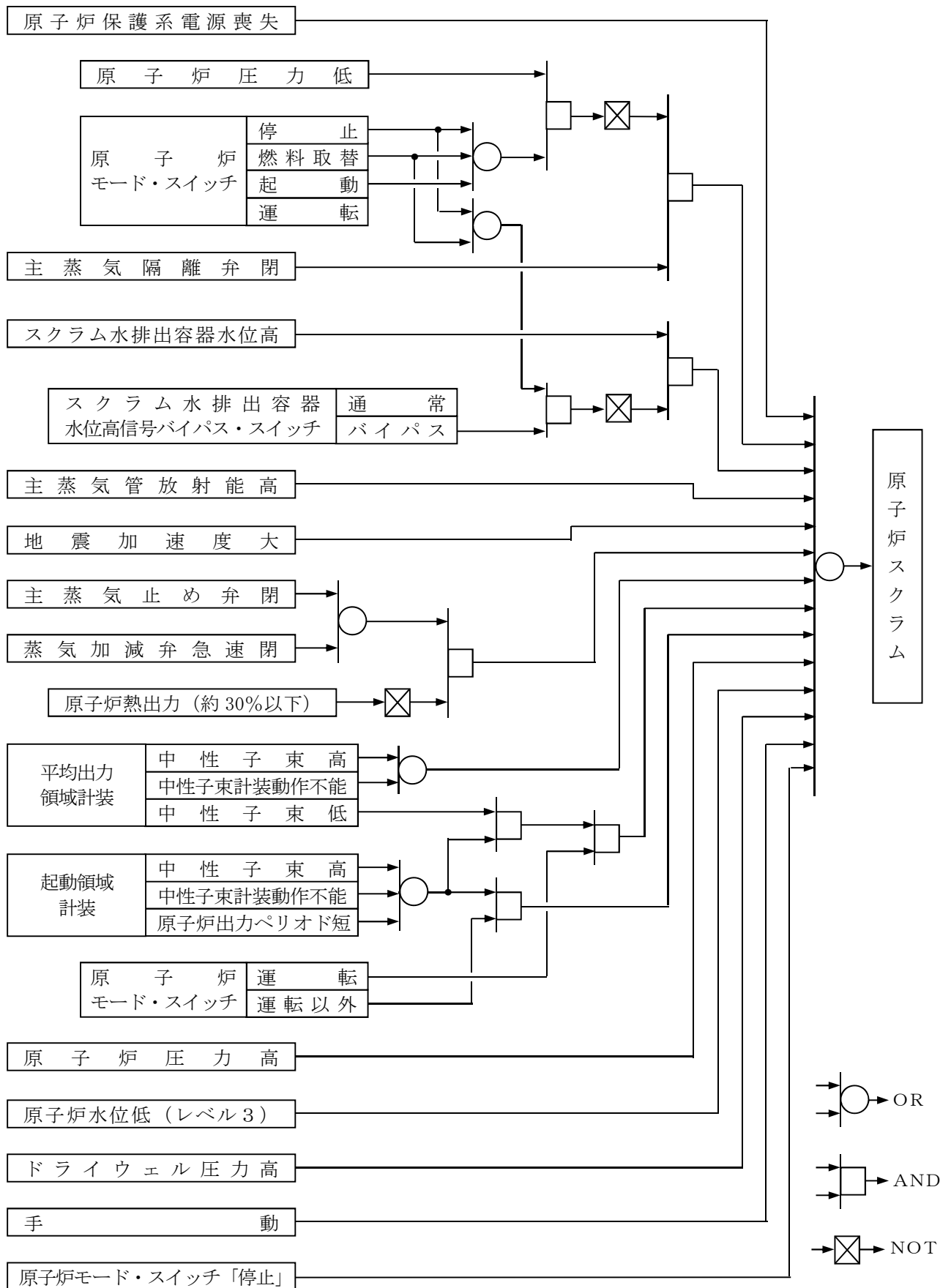
スクラム 信号の種類	検出器		スクラム設定値
	型式	配置場所	
原子炉圧力高	圧力スイッチ	原子炉圧力容器	7.25MPa [gage]
原子炉水位低	差圧スイッチ	原子炉圧力容器	1,372cm (ベッセルゼロより上)
ドライウェル圧力高	圧力スイッチ	ドライウェル	13.7kPa [gage]
原子炉出力ペリオド短	起動領域計装	炉心内	10 秒
中性子束高	起動領域計装	炉心内	最終レンジ目盛の 120/125
	出力領域計装	炉心内	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉モード・スイッチ「運転」位置で定格出力の 120% ・原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外で定格出力の 15% ・自動可変設定
中性子束低	出力領域計装	炉心内	定格出力の 2%
中性子束計装動作不能	起動領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
	出力領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
スクラム水排出容器水位高	レベル・スイッチ	スクラム水排出容器	0.189m ³ に相当するレベル
主蒸気隔離弁閉	弁位置スイッチ	主蒸気隔離弁	開度 90%
主蒸気管放射能高	ガンマ線モニタ	ドライウェル外側の主蒸気管	通常運転時の放射能の 10 倍以下
主蒸気止め弁	弁位置スイッチ	主塞止弁	開度 90%
蒸気加減弁急速閉	圧力スイッチ	蒸気加減弁	4.12MPa [gage]
地震加速度大	加速度検出器	原子炉建屋内	水平方向 300gal (EL. 14.0m) 水平方向 250gal (EL. -4.0m) 鉛直方向 120gal (EL. -4.0m)
原子炉モード・スイッチ「停止」	原子炉モード・スイッチ	中央制御室	
手 動	押しボタン	中央制御室	

第 6.6-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

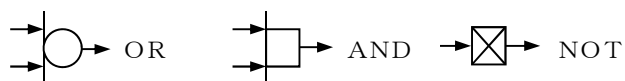
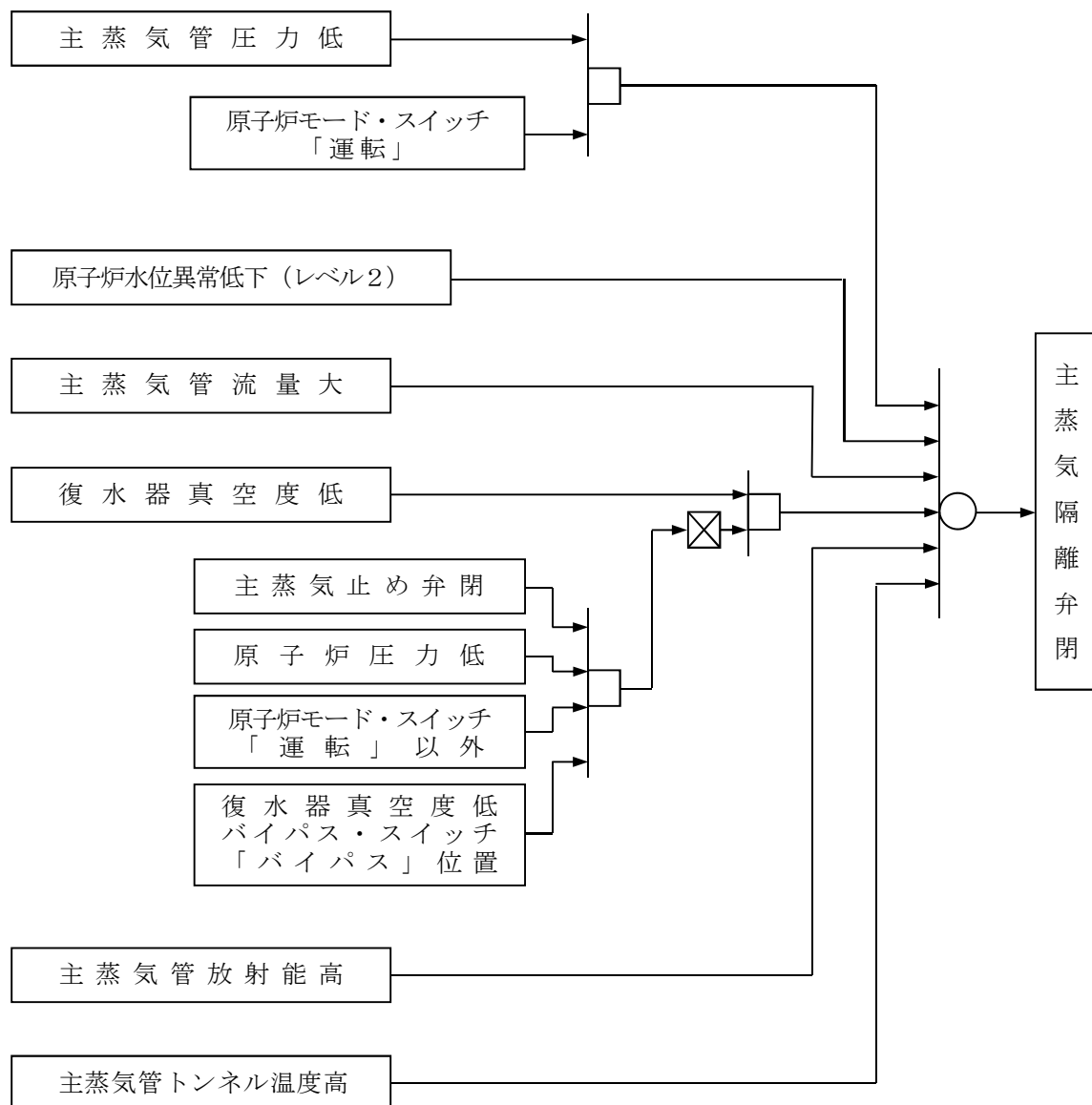
信号の種類	保護機能の種類	設定値
原子炉水位低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,372cm (ベッセルゼロより上) (レベル3)
原子炉水位異常低下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動	1,243cm (ベッセルゼロより上) (レベル2)
	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 自動減圧系作動 非常用ディーゼル発電機起動	961cm (ベッセルゼロより上) (レベル1)
ドライウェル圧力高	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動 非常用ディーゼル発電機起動	13.7kPa [gage]
主蒸気管圧力低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主蒸気管流量大	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の140%相当
復水器真空度低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主蒸気管放射能高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93℃
原子炉建屋放射能高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10倍以下



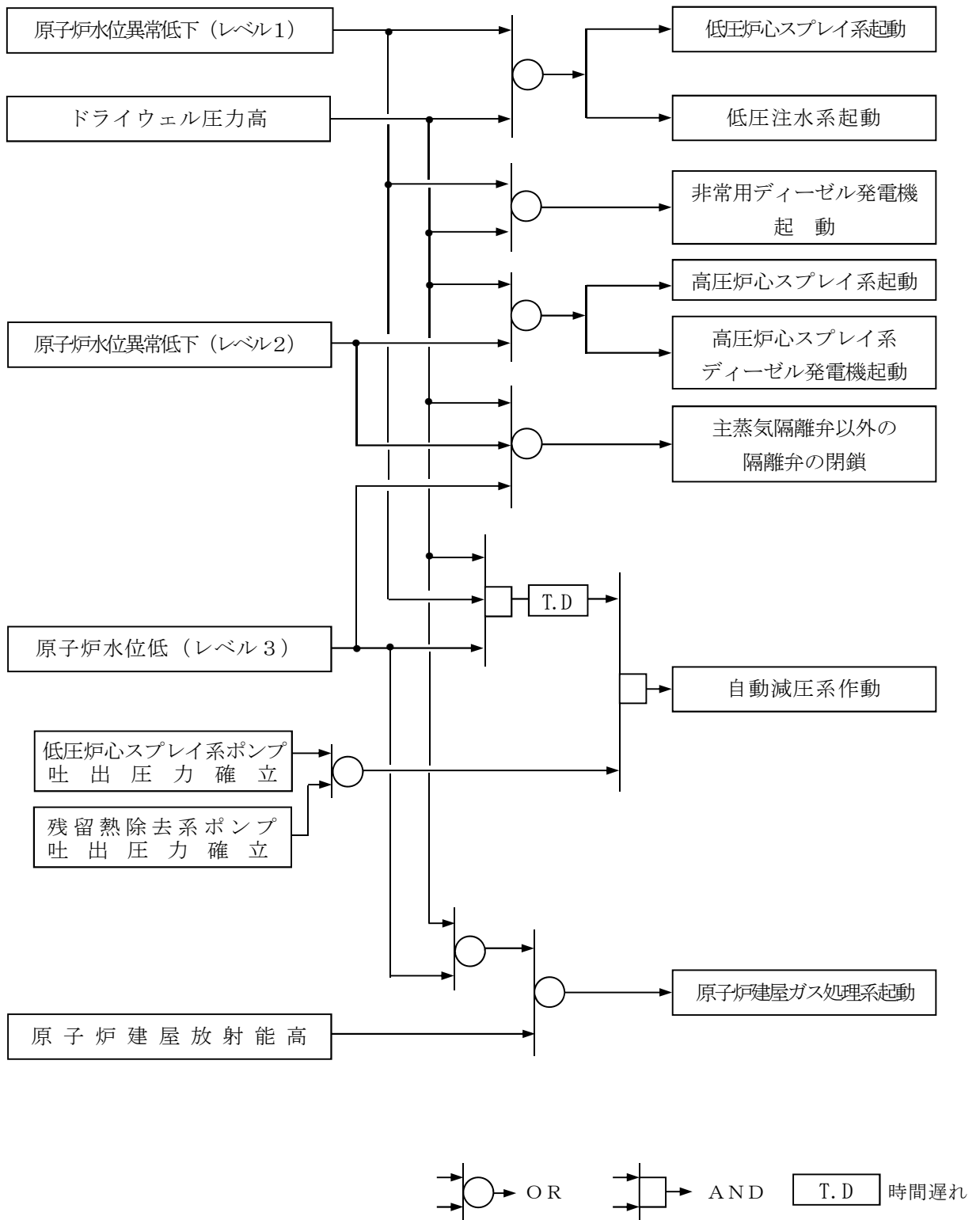
第 6.6-2 図 安全保護系用電源



第 6.6-3 図 原子炉緊急停止系機能説明図



第6.6-4図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その1)



第 6.6-5 図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その 2)

2. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条（安全保護回路）第1項第六号において、『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。』が要求されている。

東海第二発電所の安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）の不正アクセス行為による被害防止については，デジタル演算処理を行う機器も含め，下記の対策を実施している。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電氣的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり，外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限[※]し，外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

(4) システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

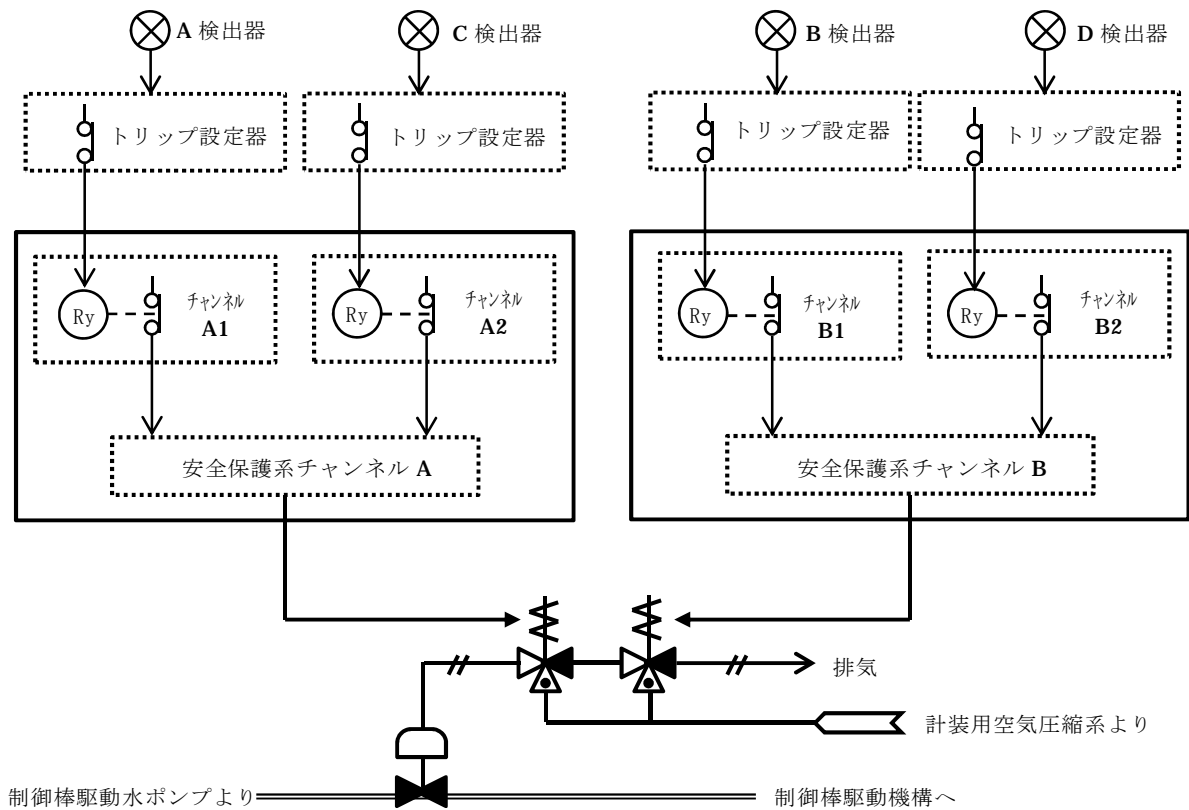
安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

2.2 安全保護回路の概要

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。例として、原子炉緊急停止系の構成例を第 2.2 図に示す。

安全保護回路は、検出器からの信号を受信し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と、工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており、多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。



第2.2図 原子炉緊急停止系の構成例

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

安全保護回路は、不正アクセスを防止するため、安全保護系盤等の扉には施錠を行い、許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。



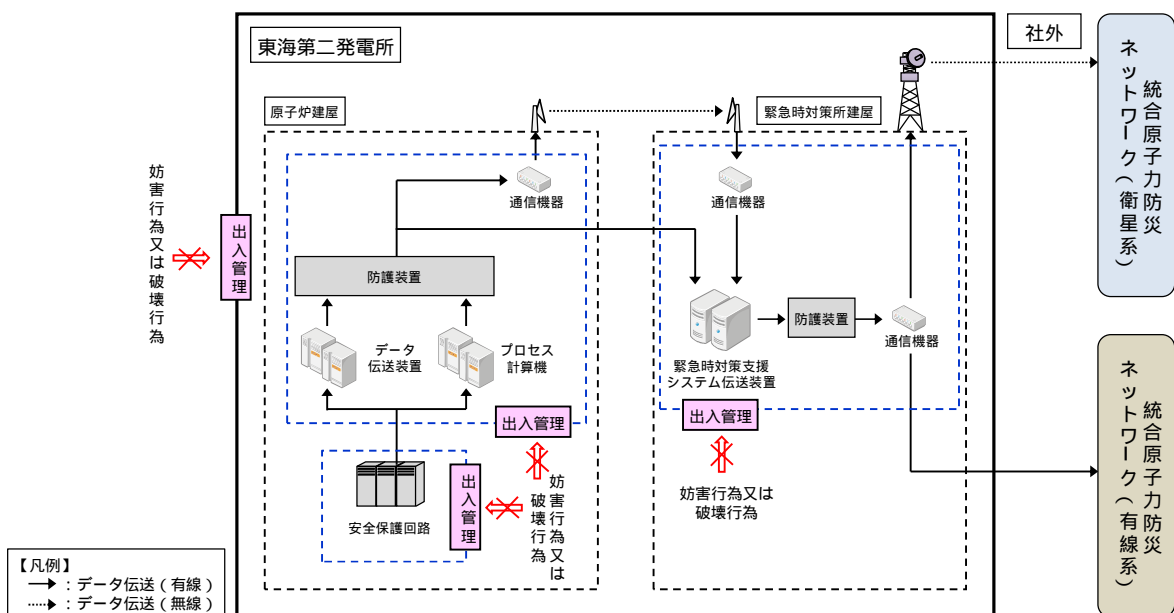
第 2.3 図 安全保護系盤及びデータ収集端末

2.4 外部からの不正アクセス防止について

安全保護回路は、外部ネットワークと直接接続は行っていない。外部システムと接続する必要がある計算機については、防護装置を介して接続され、外部からのデータ書き込み機能を設けないことでコンピュータウイルスの侵入等を防止している。

また、外部からの妨害行為又は破壊行為については、出入管理により関係者以外の接近を防止している。

外部ネットワークとの接続構成概略図を第 2.4 図に示す。



第 2.4 図 外部ネットワークとの接続構成概略図

2.5 想定脅威に対する対策について

デジタル処理を行う機器については、工場製作段階から第 2.5 表に示す想定脅威に対する対策を行っている。

第 2.5 表 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	ソフトウェアの設計データの製作環境は外部に接続しない環境で製作
内部脅威	設備の脆弱性	安全保護系のソフトウェアは供給者独自ソフトウェアにて構築
	不正ソフトウェア利用	不正ソフトウェアが無いことを確認した環境で、ソフトウェア設計を実施
	持込機器・媒体による改ざん・漏えい	作業専用端末による作業
	作業環境からの不正アクセス	作業環境での第三者のソフトウェアへの不正アクセスを防止
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	情報セキュリティ教育の実施

2.6 物理的分離及び電気的分離について

(1) 物理的分離について

安全保護回路と計測制御系とは電源，ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を，原則として分離する設計とする。

計測制御系のケーブルを安全保護回路のケーブルと同じケーブル・ルートに敷設した場合には，安全保護回路のケーブルと同等の扱いとする設計とする。

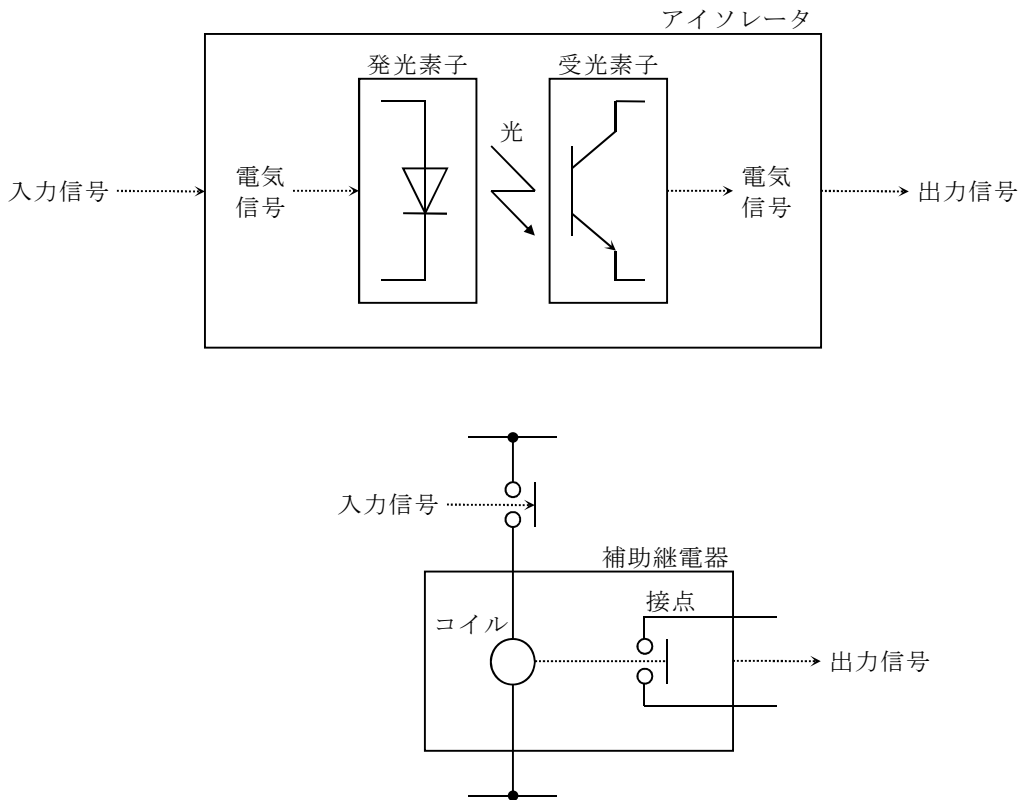
安全保護回路と計測制御系で計装配管を共用する場合は，安全保護回路の計装配管として設計する。

(2) 電気的分離について

安全保護回路からインターフェース部（計測制御系）の分離は，アイソレータや補助継電器等の隔離装置（第2.6図参照）を用いて電気的分離

(計測制御系で短絡等の故障が生じて安全保護回路に影響を与えない)を行う。

核計装系等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護回路に影響を与えない設計とする。



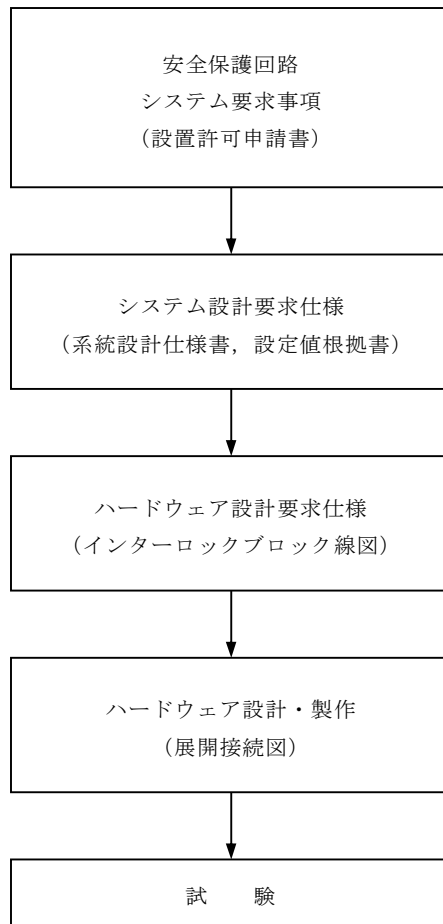
第 2.6 図 隔離装置 (アイソレータ及び補助継電器)

別紙 1 安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。

安全保護回路に対し、承認されていない動作及び変更を防ぐ措置として以下を実施している。

- ・安全保護回路の変更が生じる場合は、上流文書から下流文書（第 1 図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。
- ・デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行う。
- ・改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護回路が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。
- ・中央制御室への入域に対しては、出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。
- ・安全保護回路及び設定値を変更するには、中央制御室にて発電長の許可を得て、発電長の管理する鍵を借用する必要がある、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。



第1図 安全保護回路の設計・製作・試験の流れ (例)

別紙 2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の
基準適合性

2011年3月の運転停止以降の安全性向上対策工事等（新規制対応工事含む）のうち、安全保護回路の変更に係る工事を抽出し、確認を行った。第1図の抽出フローに基づき抽出した結果、SA対策で実施する自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチ設置が抽出された。

安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果を第1表に、抽出された設備についての個別の確認結果を(1)に示す。また、過渡時自動減圧機能及びA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計とする（参考1）。

(1) 自動減圧系の起動阻止スイッチについて

a. 目的

原子炉停止機能喪失事象においては、発電用原子炉が臨界状態であるため、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の急激な流量増加は、正の反応度印加を引き起こし、原子炉出力の急上昇につながる。このため原子炉停止機能喪失事象発生時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動しないように、起動阻止スイッチを設置する。

b. 起動阻止スイッチ

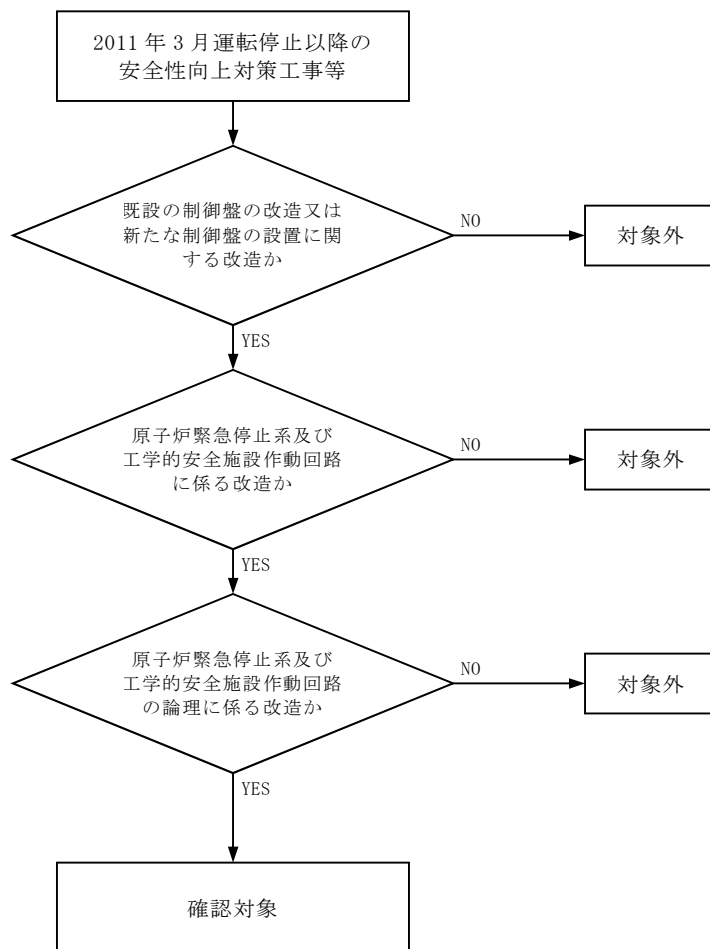
自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路を第2図に示す。この起動阻止スイッチは、単一故障により、自動減圧系の機能を阻害しないように、また、多重化された自動減圧系の独立性に悪影響がないように自動減圧系の論理回路ごとに設ける設計としている。

c. 自動減圧系への影響について

追加設置する自動減圧系の起動阻止スイッチが、自動減圧系に対して悪影響を与えないことを以下に示す。

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	自動減圧系への影響
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>起動阻止スイッチは、原子炉停止機能喪失事象時に手動で自動減圧系を阻止するものであり、運転時の異常な過渡変化時には使用しないため問題ない。</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p>	<p>自動減圧系は、駆動源である電源の喪失で系の現状維持（フェイル・アズ・イズ）、その他の不利な状況が発生した場合でも多重性、独立性をもつことで発電用原子炉を十分に安全な状態に導くようにしている。追加する起動阻止スイッチはこの安全保護動作を阻害するものではない。</p>
<p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p>	<p>阻止回路はアナログで構成しており、不正アクセス行為による影響を受けない。</p>
<p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>計測制御系とは共用していないため、影響はない。</p>

設置許可基準規則 第12条（安全施設）	自動減圧系への影響
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	起動阻止スイッチを設置することで自動減圧系の試験に影響を与えることはない。

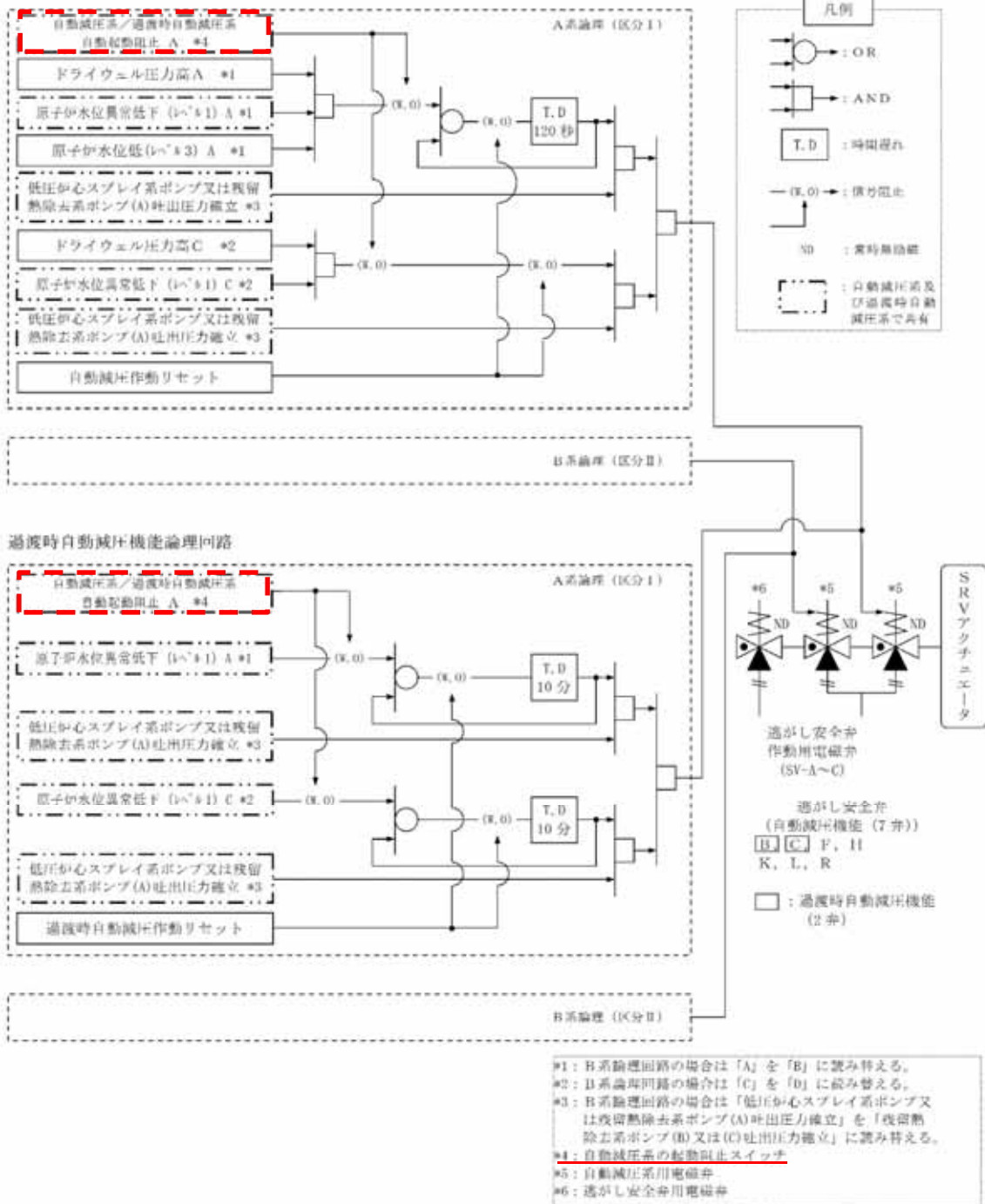


第1図 安全保護回路の変更に係る改造抽出フロー

第 1 表 安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果

改造概要	条文	安全保護回路への 影響評価
A T W S 時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動を阻止する手動阻止回路を追加する。	44 条	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチは自動減圧機能論理回路の関連回路として安全保護回路と同等に扱うものとする。これらは安全保護回路と同様，計測制御系統施設や他の重大事故等対処設備から物理的，電氣的に分離する。さらに，安全保護回路として多重化しそれぞれの区分は互いに物理的，電氣的に分離する。

自動減圧機能論理回路



第2図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路図

参考 1 新規制対応設備の安全保護回路への影響について

1. 過渡時自動減圧機能について

(1) 目的

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 自動減圧系への影響について

過渡時自動減圧機能の論理回路は別紙2（第2図）のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第1図のとおり、原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

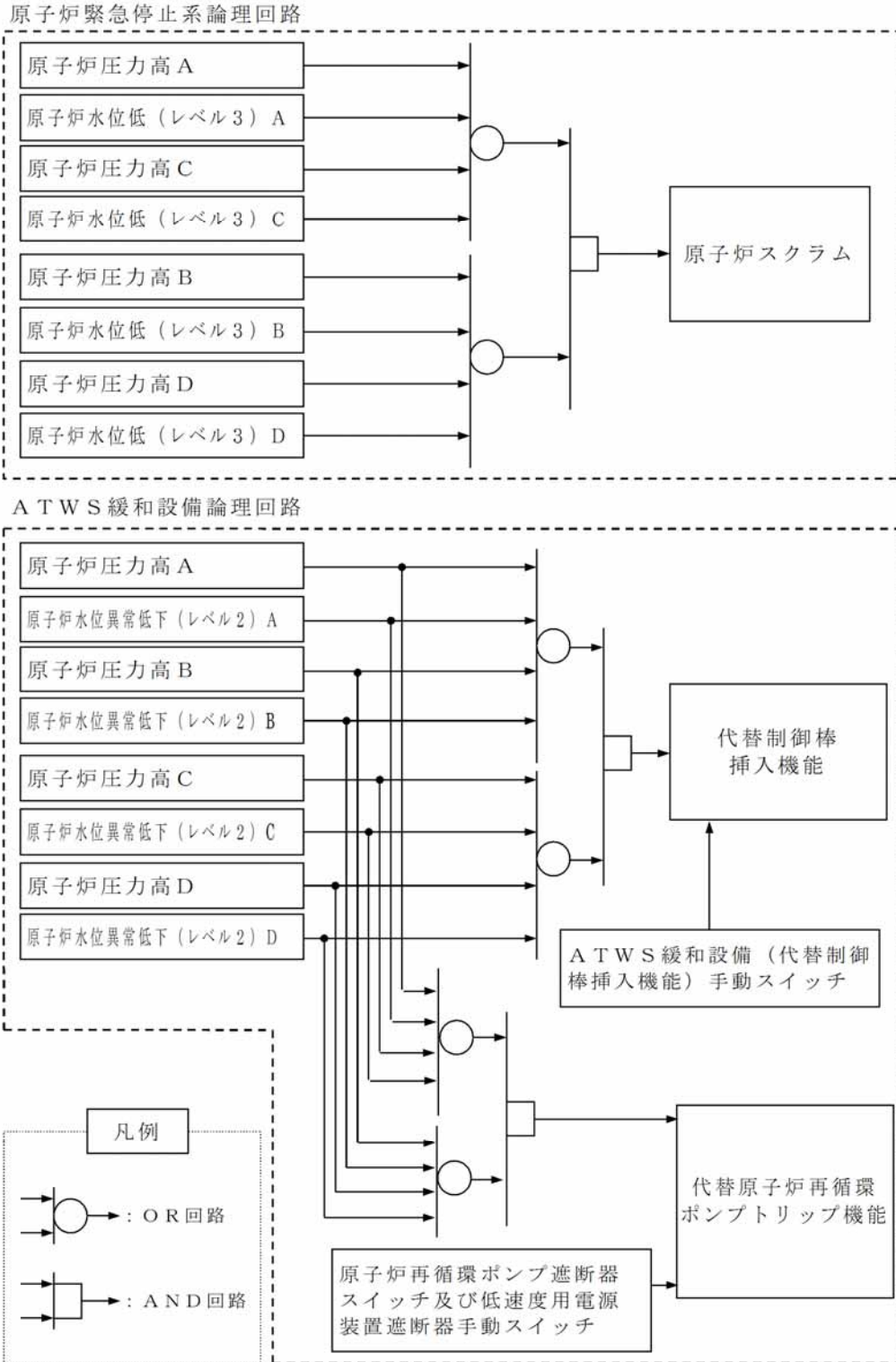
(1) 目的

代替制御棒挿入機能は、運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉緊急停止系から独立した回路により、計器用空気配管上に設置したスクラム・パイロット弁とは別のソレノイドが励磁され排気弁を開放し、全制御棒を挿入することにより原子炉出力を低下させることを目的とする。

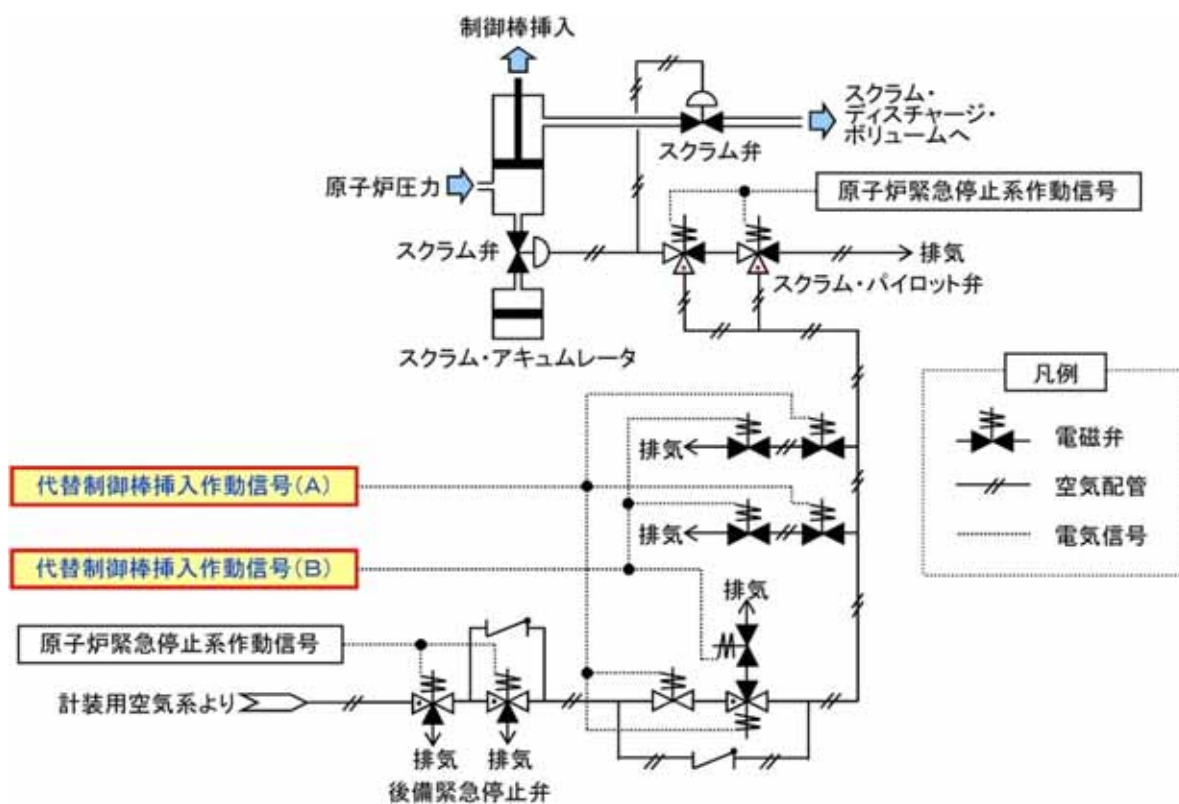
(2) 原子炉緊急停止系への影響について

代替制御棒挿入機能の論理回路は第2図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

なお、代替制御棒挿入機能の作動電磁弁についても、第3図のとおり代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。



第2図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能の論理回路図



第 3 図 作動電磁弁について

別紙 3 安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系、工学的安全施設作動回路）について、検出器から論理回路の入口までの構成機器に対しアナログ・デジタルの有無を抽出した。安全保護系構成概略図を第 1 図、抽出結果を第 1 表、第 2 表に示す。安全保護回路にはプロセス放射線モニタ盤の演算処理装置及び中性子束計装モニタ盤の演算処理装置にデジタル回路が含まれる。ただし、当該演算処理装置は外部ネットワークと直接接続しないことにしている。さらに、出入管理により外部からの妨害行為又は破壊行為を防止していることから不正アクセス行為による被害を受けることはない。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、電氣的アクセスについては、安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし、デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに、データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は、安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて、安全保護回路からは発信されるのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限^{*}し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

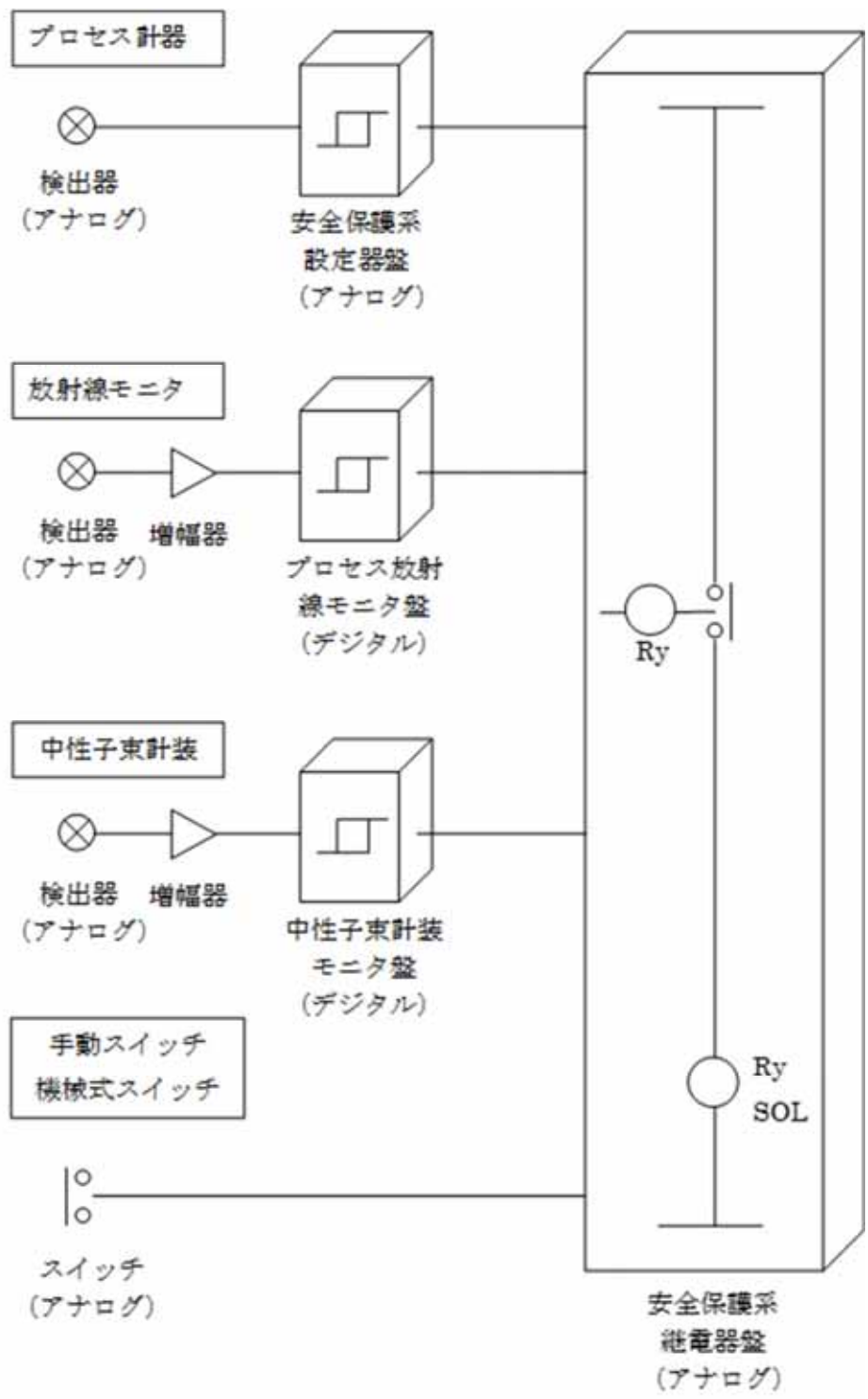
(4) システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のデジタル演算処理を行う機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。



第1図 安全保護系構成概略図

第1表 原子炉緊急停止系の構成機器

原子炉スクラム信号の種類	構成機器	
	検出器	設定器
原子炉圧力高	アナログ	アナログ
原子炉水位低	アナログ	アナログ
ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束高（起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束低（平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束計装動作不能 （起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
スクラム水排出容器水位高	アナログ（接点）	
主蒸気隔離弁閉	アナログ（接点）	
主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気止め弁閉	アナログ（接点）	
蒸気加減弁急速閉	アナログ（接点）	
地震加速度大	アナログ（接点）	
原子炉モード・スイッチ「停止」	アナログ（接点）	
手動	アナログ（接点）	

第2表 工学的安全施設作動回路の構成機器

機能	信号の種類	構成機器	
		検出器	設定器
主蒸気隔離弁閉	主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
	主蒸気管圧力低	アナログ	アナログ
	主蒸気管流量大	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
	主蒸気管トンネル温度高	アナログ	アナログ
	復水器真空度低	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
自動減圧系の作動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉建屋放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁閉鎖	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における、インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護回路について、検出器から論理回路入口までの構成機器のうちデジタル演算処理を行う機器は、プロセス放射線モニタ盤、中性子束計装モニタ盤である。これらについては以下の対策を実施する。

データ収集端末については、デジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けることとし、施錠管理されたラック内に保管する。また、データ収集端末は、当社保修員が許可した者に限定して貸し出しを行うこととする。

データ収集端末接続のためには制御盤の解錠が必要であり、制御盤の鍵は発電長の許可を得た上で貸し出しを行う。

これらにより、許可された者のみアクセス可能とする。

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。

デジタル演算処理を行う機器への接続可能なアクセスとして、データ収集端末の接続がある。こちらについては以下のとおり対策する。

(1) データ収集端末による不正アクセスの防止対策

データ収集端末は、中性子束計装モニタ盤に接続することによりデジタル演算処理を行う機器からデータを受信する機能がある。この場合において、中性子束計装モニタ盤からはデータを発信するだけであり、データ収集端末には自身から中性子束計装モニタ盤に向けて通信する機能は持たせていない。

(2) 物理的アクセスの制限

データ収集端末は通常時接続はせず、接続のためには制御盤の解錠を必要とする。また、施錠管理された場所に保管することで管理されない使用及び変更を防止している。

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、管理されない変更を防止している。

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

システム設計に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、安全保護回路のうち、デジタル演算処理を行う機器は、工場出荷前試験及び導入時における試験を実施することにより、要求される機能を満足することの確認及び未使用機能等による悪影響がないことの確認が供給者によって確実に実施されていることを確認している。

別紙 7 安全保護回路のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは，安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため，設計，製作，試験，変更管理の各段階で「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008，以下「JEAG4609」），又は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じた検証及び妥当性確認を実施する。

東海第二発電所においては起動領域計装，平均出力領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高の演算処理においてソフトウェアを用いている。以下にこれらソフトウェアの検証及び妥当性確認の概要を示す。

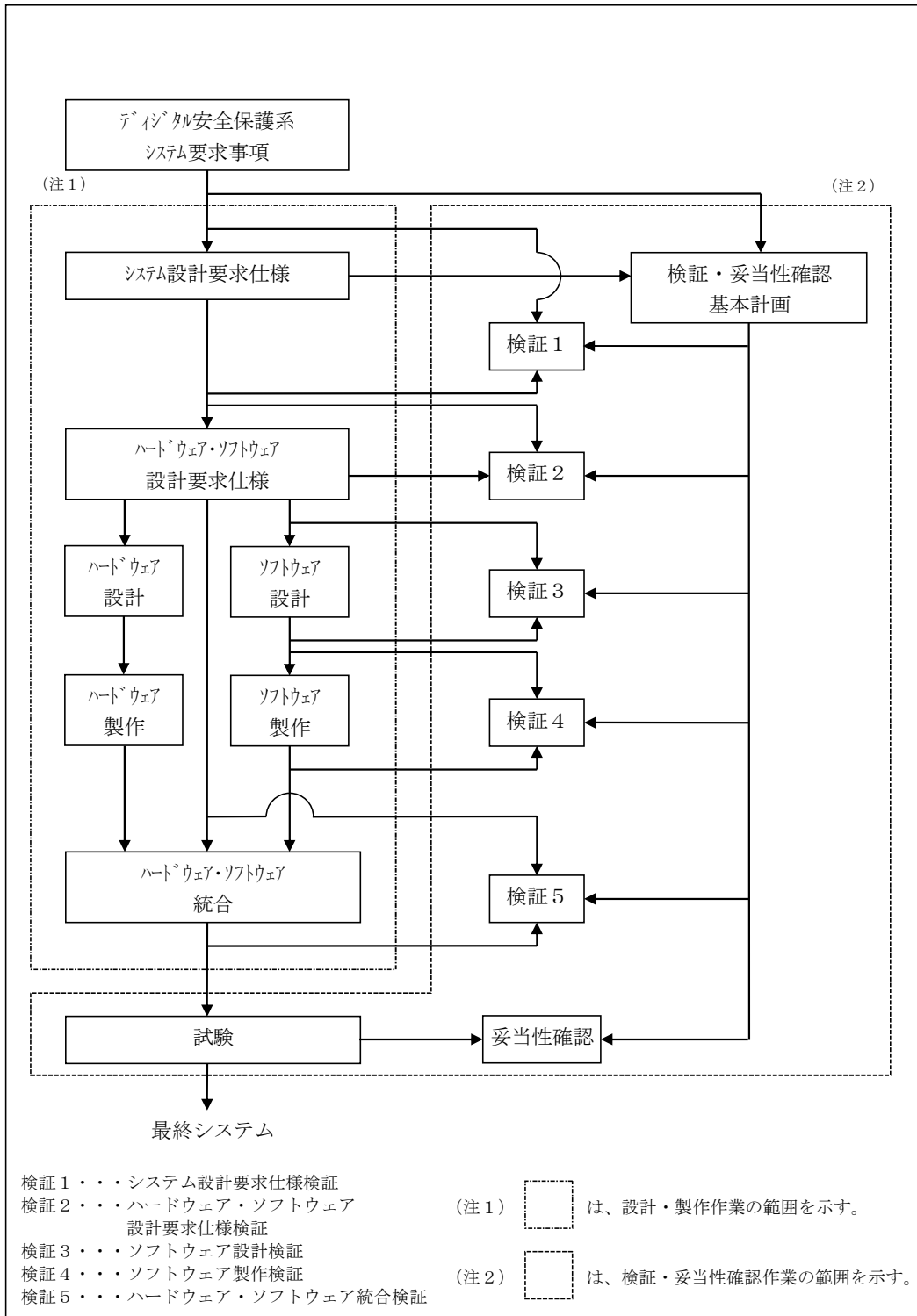
(1) 平均出力領域計装

平均出力領域計装に用いるソフトウェアは JEAG4609 に基づき検証及び妥当性確認を実施している。（第1図）

検証は，設計，製作過程のステップごとに上位仕様と下位仕様の整合性チェックを主体として，以下の観点から検証作業を行う。

- a. 安全保護系システム要求事項がシステム設計要求仕様に正しく反映されていること。
- b. システム設計要求仕様がハードウェア，ソフトウェアの設計要求仕様に正しく反映されていること。
- c. 上記設計要求仕様に基づいてソフトウェアが製作されていること。
- d. 検証及び妥当性確認が可能なソフトウェアとなっていること。

必要な検証を経て製作されたソフトウェアをハードウェアと統合した後
 の全体システムについて、最終的に安全保護系システム要求事項が正しく
 実現されていることを確認するために妥当性確認を行う。



第1図 検証及び妥当性確認 (JEAG4609)

(2) 起動領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高

これらに用いるソフトウェアの検証及び妥当性確認は米国のライセンシング・トピカル・レポート NEDO-31439-A 付録 E「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」に従って実施している。NEDO-31439-A 付録 E のソフトウェア検証及び妥当性確認の手法は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準拠しており米国 NRC によりエンドースされている。

検証は，ソフトウェアの設計，製作過程を 6 つの「ベースライン」と呼ばれるフェーズに分け（第 1 表），各フェーズを完了し，次のフェーズに進むために「ベースライン・レビュー」で以下を実施する。

- ・全ての設計のステップが完了し，検証されていることを確認する。
- ・設計と検証が承認された上位のレベルのベースラインの文書に基づいて行われていることを確認する。
- ・検証の範囲とアプローチが理に適っていること，コメントが文書化されていること，検証で抽出された問題点が解決されていることを確認する。
- ・レビュー結果を文書化する。次のフェーズで用いる文書の承認状況もこれに含める。

本検証手法は，JEAG4609 と同様に，ソフトウェア設計の各段階で設計アウトプットが上位設計からの要求事項を満足しているかの観点を主体に，また同様な設計フェーズにおいて検証を行っており（第 1 表），JEAG4609 と同等の検証手法である。

第 1 表 NEDO-31439-A 付録 E 「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」 及び JEAG4609 の概要比較

NEDO-31439-A 付録 E	JEAG4609
<p>【ベースライン 1：要求事項と計画の策定】 最上流の要求事項，ソフトウェア管理と V&V の計画を確認する。</p>	<p>【システム設計要求仕様作成】 システムとしての全体設計を行い，要求仕様を明確に定める。</p>
<p>【ベースライン 1・レビュー】 ベースライン 1 が発注者要求事項（基準規格，許認可要求事項等）に基づいていることを確認する。</p>	<p>【検証 1】 JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。</p>
<p>【ベースライン 2：製品パフォーマンスの決定】 ハードウェア設計，ハードウェア／ソフトウェアの機能の割り当て，通信プロトコル等の基本設計を定める。</p>	<p>【ハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様作成】 ＜ハードウェア・ソフトウェア統合要求仕様＞ ハードウェアとソフトウェアで実現する機能範囲及びそのインターフェイスを図，表などを用いて規定する。 ＜ハードウェア設計要求仕様＞ 全体ハードウェア及び構成されるハードウェア要素（マイクロプロセッサ，電源等）それぞれについての機能・性能を規定する。 ＜ソフトウェア設計要求仕様＞ 入力処理，演算処理，出力処理等のソフトウェア及びこれらを組合せて実現する全体ソフトウェア構成について機能・性能を規定する。</p>
<p>【ベースライン 2・レビュー】 ベースライン 2 の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。</p>	<p>【検証 2】 システム設計要求仕様が正しくソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。</p>
<p>【ベースライン 3：ハイレベルソフトウェア設計】 アーキテクチャ，ソフトウェアの構造，各モジュールの決定，各モジュールへの機能の割り当て，演算の優先順位等のハイレベル設計を行う。</p>	<p>【ソフトウェア設計】 ソフトウェア設計要求仕様を実現するためのソフトウェアを設計する。</p>
<p>【ベースライン 3・レビュー】 ベースライン 3 の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。</p>	<p>【検証 3】 ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。</p>
<p>【ベースライン 4：詳細設計／コード／モジュール試験】</p>	<p>【ソフトウェア製作】</p>

ソフトウェア詳細設計，コーディング，モジュールの試験を行う。	ソフトウェア設計で明らかにされたソフトウェア機能を，デジタル計算機で実現するためのプログラムを作成する。
【ベースライン4・レビュー】 ベースライン4の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証4】 ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
【ベースライン5：統合試験／最終設計】 ハードウェアとソフトウェアを統合し，試験を行う。	【ハードウェア・ソフトウェア統合】 ハードウェアにソフトウェアを装荷し，システムとして組みあげる
【ベースライン5・レビュー】 ベースライン5の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証5】 ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
【ベースライン6：妥当性確認とファームウェア出荷】 機器の全ての機能についてブラックボックス試験を行い，上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。(完了後にファームウェアは製造工程にリリース)	【妥当性確認】 ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが，JEAC4620のデジタル安全保護系システム要求事項を満たしていることを確認する。

別紙 8 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、東海第二発電所の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記のとおり確認した。

(1) 過去の不具合事象の抽出

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

- a. 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- b. キーワード検索（安全保護系，原子炉保護系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- c. 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

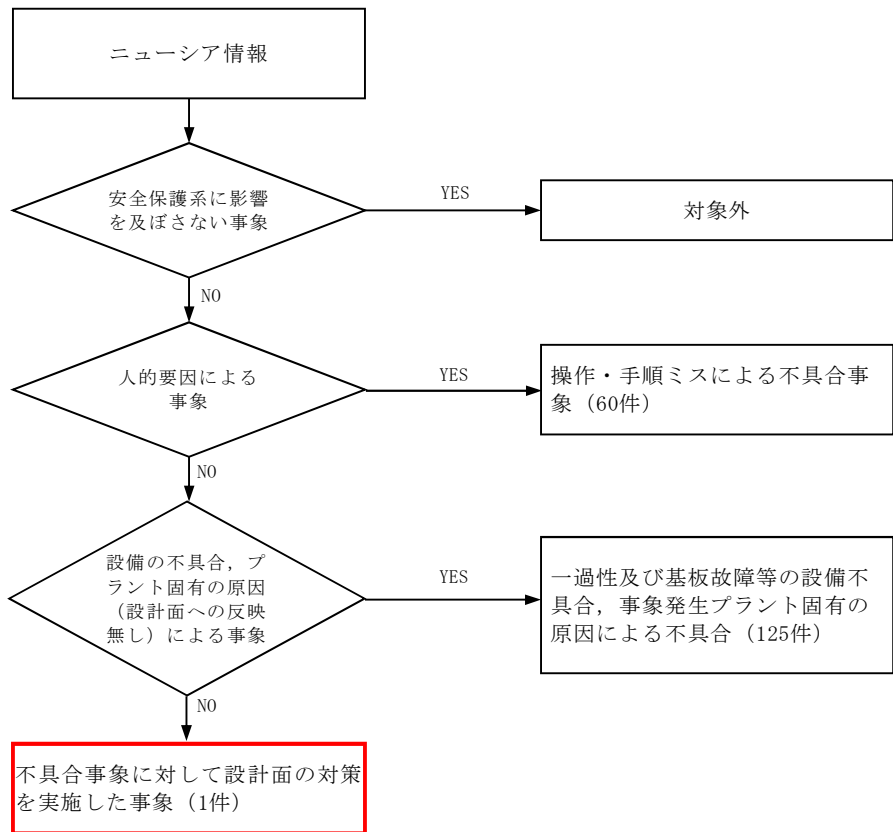
(2) 反映が必要となる事象の選定

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について、第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第2表に示す。

(3) 過去の不具合事象への対応について

安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果、抽出された1件については対応を実施しており、また、その他の不具合事象については反映不要であることを確認した。

なお、今後新知見等が得られれば、設計面への反映を検討していく。



第1図 設計面へ反映が必要となる事象の抽出フロー

第1表 設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス、作業手順のミス等	作業手順、作業管理等の人的要因によるものであり、設計面へ反映すべき事項ではない。
設備の不具合、プラント固有の原因（設計面への反映無し）による事象	計器・部品の単体故障、一過性故障、偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり、設計面へ反映すべき事項ではない。
	プラント固有の原因によるケーブルへのノイズ混入や機器振動の計装配管への伝搬による誤動作	事象発生プラント固有の原因によるものであり、東海第二発電所の設計面へ反映すべき事項ではない。

第2表 抽出された過去の不具合事象

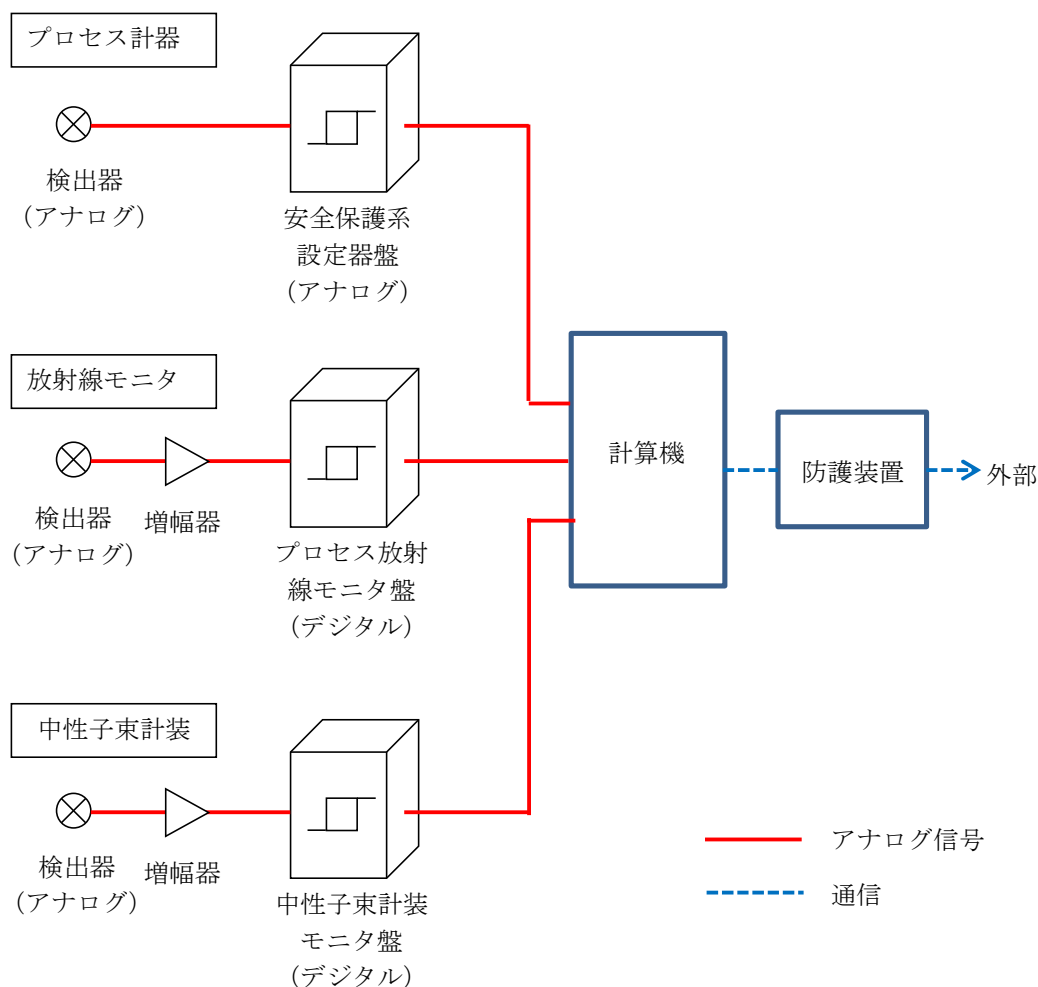
件名	原子炉保護系チャンネルAのトリップについて
会社名・プラント	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所
発生日	1982年3月18日
事象発生時の状況	出力1, 100MWで定常運転中の3月18日16時56分、原子炉保護系チャンネルAが、原子炉圧力高(A2)の動作によりトリップした。 関連パラメータには、異常が認められなかったため、チャンネルAトリップをリセットして、運転を継続した。
原因調査の概要	当該圧力スイッチ(B22-N023C)の較正確認試験を実施した結果、セット値73.3kg/cm ² g(原子炉施設保安規定に定める設定値は74.0kg/cm ² g)に対し、動作値は72.1kg/cm ² gであり、動作値がセット値に対し1.2kg/cm ² g低い(ドリフト)ことが判明した。 なお、当該圧力スイッチ(B22-N023C)は、昨年7月28, 29日にも同じ事象が発生しており、その後、再現性テスト、配管・サポートの点検、圧力スイッチの固有振動数並びに運転中の圧力変動(脈動)及び振動値(加速度)の測定等の結果、当該圧力スイッチの検出管は、他の検出管に比べ圧力変動(脈動)が大きい(変動巾最大値1.35kg/cm ² g)現象が認められた。しかし、動作に至るほどの変動ではなかった。このため、定検後の原子炉起動時(昨年12月)には、検出配管内のフラッシング及び空気抜きを十分に行っていた。
事象の原因	当該圧力スイッチの動作値がドリフトしていたこと及び検出配管内の圧力脈動等を瞬時に検出して、動作したものと考えられる。
再発防止対策	(1) 当該圧力スイッチは動作値がドリフトしていたので、予備の圧力スイッチと交換した。 (2) 次回定検時、検出方式を現在の現場圧力スイッチ方式から、圧力変動(脈動)等の影響(誤動作)及びドリフトの少ない、アナログ方式に変更する。 (3) 中間停止(今年6月)から次回定検(今年11月開始)までの運転中、関連パラメータをイベントレコーダに接続して、誤動作が生じるような事象の連続監視を行う。

参考 1

サイバー攻撃（ランサムウェア）による安全保護回路への影響について

チェルノブイリ原子力発電所周辺において、ランサムウェアによる攻撃により、ウィンドウズ・システムを使う放射線センサが作動しなくなったため手動に切り替えたとの報道がある。

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、また外部ネットワークへ直接接続されておらず、外部からのランサムウェア等のサイバー攻撃に対して安全保護回路が影響を受けることはないと考える。



参考 2

安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項において、柏崎の落雷事象を反映不要とした理由

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機で発生した落雷によるスクラム事象は、原子炉建屋外壁埋設となっていた信号ケーブルに雷サージ電流が侵入したことが原因と考えられる。

東海第二発電所における安全保護回路のケーブルは、建屋内に集約されており、原子炉建屋外壁埋設となっていないため、上記事象はプラント固有の原因と判断し、設計面へ反映が必要となる事象の抽出フロー（24 条別紙 8-2 第 1 図）により反映不要としている。

なお、安全保護回路を含む重要安全施設に対する落雷影響については、6 条「外部からの衝撃による損傷の防止」（7. 落雷影響評価について）において評価し、機能が損なわれないことを確認している。

別 添

東海第二発電所

運用，手順説明資料
安全保護回路

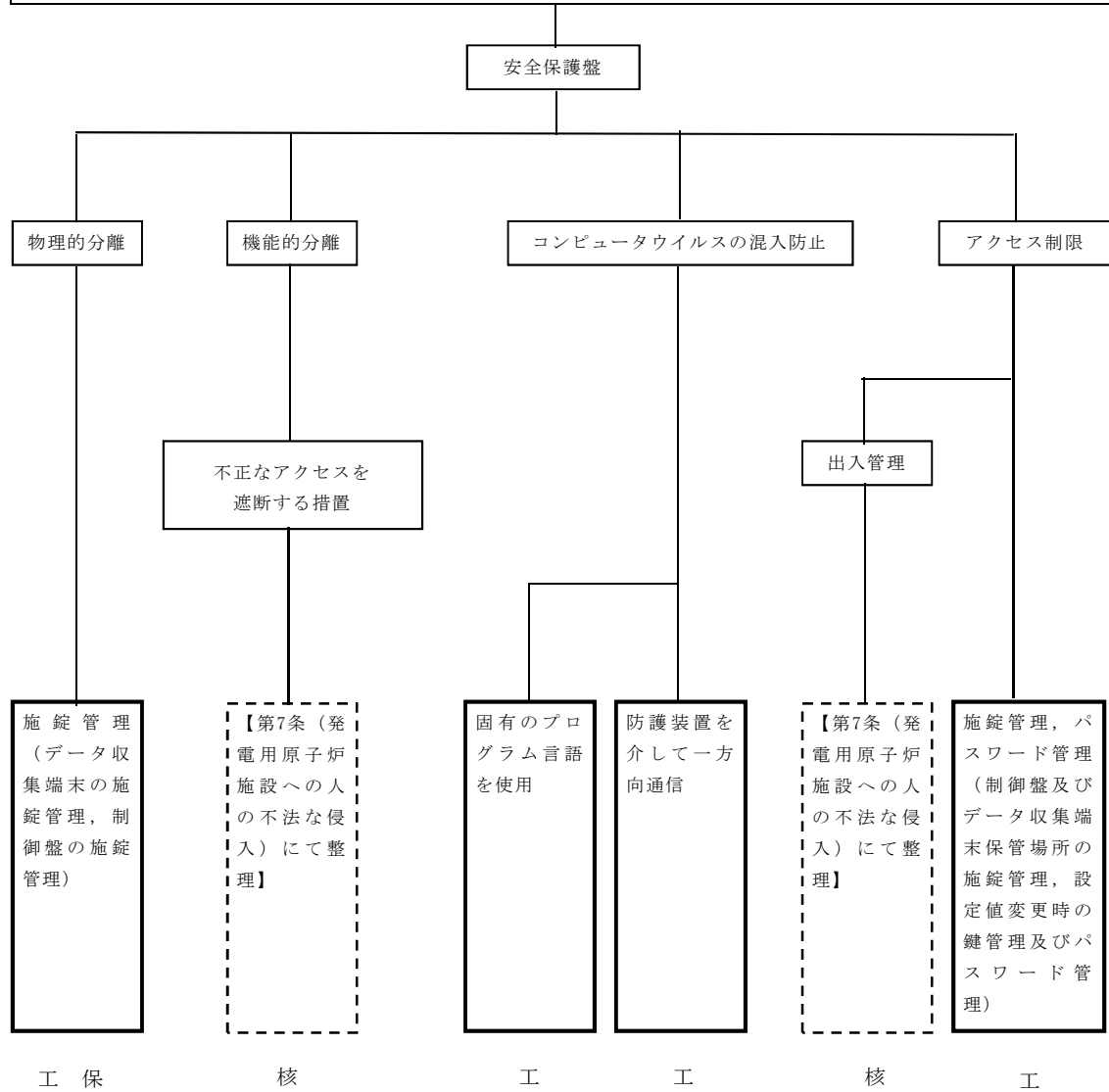
第 24 条 安全保護回路

設置許可基準 第 24 条 第 1 項 第 6 号

不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

(解釈)

第 6 号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは，ハードウェアの物理的分離，機能的分離に加え，システムの導入段階，更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等，承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。



<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：核物質防護規定（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</p> <p style="text-align: right;">（他条文での反映事項他）</p>
--	---

第 1 表 運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 24 条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	（運転員， 保修員による識別及び施錠管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	パスワード 管理	運用・手順	・管理（設定値変更時のパスワード管理の 手順整備含む） ・操作（パスワード入力手順の整備含む）
		体制	（保修員によるパスワード管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—