

島根原子力発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	EP-016 改 26
提出年月日	令和 3 年 9 月 6 日

島根原子力発電所 2号炉

溢水による損傷の防止等

令和 3 年 9 月
中国電力株式会社

第9条：溢水による損傷の防止等

<目次>

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

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）第九条及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）第十二条を第1.1-1表に示す。また，第1.1-1表において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第1.1-1表 設置許可基準規則第九条及び技術基準規則第十二条要求事項

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

1.2 適合のための設計方針

1.2.1 設置許可基準規則第九条第1項に対する基本方針

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

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、燃料プールにおいては、燃料プールの冷却機能及び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「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（令和2年3月31日原規規発第20033110号原子力規制委員会決定）」（以下「評価ガイド」という。）も参照し、以下のとおり選定する。

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

発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動並びに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。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。）に基づき必要な設備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、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、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.2.2 設置許可基準規則第九条第2項に対する基本方針

放射性物質を含む液体を内包する容器、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、建物内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計とする。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、「重要度分類審査指針」における分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

その上で，溢水防護上必要な機能を有する構築物，系統及び機器として上記の中から，原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止，及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため，また，停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため，並びに燃料プールの冷却機能及び燃料プールの給水機能を維持するために必要となる，重要度分類審査指針における分類のクラス1，2に属する構築物，系統及び機器に加え，安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物，系統及び機器を抽出する。

以上を踏まえ，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，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2.1-1表に示す。

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

(1) 溢水の影響を受けない静的機器

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

(2) 原子炉格納容器内に設置されている機器

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

(3) 動作機能の喪失により安全機能に影響しない機器

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

(4) 他の機器で代替できる機器

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

第2.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備(1/3)

機能	対象系統・機器
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系
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
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）
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、低圧注水モード、サブプレッション・プール水冷却モード） 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） 低圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
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 高圧炉心スプレイ系
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）
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	高圧炉心スプレイ系 自動減圧系により原子炉を減圧し、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉への注水を行う
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	高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系
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
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器冷却モード）
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（交流）

第2.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備(2/3)

機能	対象系統・機器
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	非常用電源系（直流）
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレ イ系を含む）
非常用の直流電源機能	直流電源設備
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備
補機冷却機能	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイ補機冷却系
冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系 高圧炉心スプレイ補機海水系
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁のアクキュムレータ 自動減圧機能のアクキュムレータ 主蒸気隔離弁のアクキュムレータ
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
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	原子炉保護系
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 制御棒位置
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温 格納容器エリア放射線量率

第 2.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備(3/3)

機能	対象系統・機器
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	[低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位（広帯域，燃料域） 格納容器圧力 [サプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域，燃料域） サプレッション・プール水温 [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 [異常状態の把握機能] 排気筒モニタ
燃料プールの冷却機能	燃料プール冷却系 残留熱除去系 燃料プール監視
燃料プールの給水機能	燃料プール補給水系 残留熱除去系 燃料プール監視

2.2 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（燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水を含む）（以下「地震起因による溢水」という。）
- 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。号炉間で共用する建物及び一体構造の建物に設置される機器にあつては、共用、非共用機器にかかわらず、その建物内で単一の溢水源を想定し、建物全体の溢水経路を考慮する。

2.3 溢水源及び溢水量の想定

2.3.1 想定破損による溢水

(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25 A (1B) を超える配管であつて、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[gauge]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25 A (1B) を超える配管であつて、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[gauge]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」と配管肉

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
 $S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*1} \Rightarrow$ 破損想定不要
※1 クラス1 配管は $2.4S_m$ 以下、クラス2 配管は $0.8S_a$ 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
 $S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*2} \Rightarrow$ 破損想定不要
 $0.4 \times \text{許容応力}^{*2} < S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*3} \Rightarrow$ 貫通クラック
※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

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

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 NC1-2005/2007）」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。

2.3.2 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、スプリンクラや残留熱除去系（格納容器冷却モード）からの放水があるが、溢水防護対象設備が設置されている区画には、スプリンクラは設置しない設計とし、それ以外の箇所に設置されたスプリンクラに対しては、その作動による溢水の流入により、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防護対象設備については、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の作動によって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、残留熱除去系（格納容器冷却モード）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基本とするが、火災源が小さい場合においては、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」を用いて放水量を算定し、溢水量を設定する。

2.3.3 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溢水

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クラスの機器については、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クラスの機器のうち耐震対策工事の実施あるいは製作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。

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。

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損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、漏えい検知等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、漏えい検知等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系配管については、伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプが停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。その際、循環水系配管の破損箇所からの津波の流入量も考慮する。

(2) 燃料プール等のスロッシングによる溢水

①燃料プール等のスロッシングによる溢水源の想定

燃料プール等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燃料プール等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燃料プールのスロッシングによる溢水量の設定

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、燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。また、燃料プールの初期水位は、

保守的にスキマサージタンクへのオーバーフロー水位として評価する。

また、定期事業者検査中の燃料プール、原子炉ウェル及び蒸気乾燥器／気水分離器ピットのスロッシングについても評価を実施する。

2.3.4 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に伴う溢水、機器の誤作動、弁グランド部及び配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

2.4 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、扉から他区画への排出は想定しない（床目皿、機器ハッチ、開口扉等のように定量的に他区画への排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、貫通部及び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。

なお、溢水が長期間滞留する区画境界の壁にひび割れが生じる場合は、ひび割れからの浸水量を算出し、溢水評価に影響を与えないことを確認する。

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、火災防護対策等として新たに実施した措置について止水性等を適切に考慮し伝播経路を設定する。

また、定期事業者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により、溢水影響が他に及ばない運用を行う。

2.5 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，安全機能を損なわない設計とするとともに，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，燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能等が維持できる設計とする。

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

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。

2.5.1 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

「2.2 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「2.4 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当たっては，区画の床勾配，流入状態，溢水源からの距離，溢水の滞留した領域を人員が移動すること等による一時的な水位変動を考慮し，区画面積，保有水

量及び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50mm以上の裕度を確保する。

区画の滞留面積の算出においては、機器等が占める面積を調査し、区画面積からこれを差し引く。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%以上の裕度を確保する。

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（各溢水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、機能喪失高さの実力値である個別測定した高さを用いて評価する。

溢水防護対象設備の機能喪失高さ設定における考え方の例を第2.5.1-1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2.5.1-1表 溢水防護対象設備の機能喪失高さの考え方（例示）

設備	機能喪失高さ	
	基本設定箇所*	個別設定箇所
ポンプ／電動機	・ポンプベース高さ	・電動機下端部 ・電線管接続部下端部
空気作動弁／電動弁	・取付け配管中心高さ	・制御ボックス下端部 ・電線管接続部下端部
盤	・盤ベース高さ	・開口部下端部 ・計器下端部 ・電線管接続部下端部
計器ラック	・計器ドレン弁高さ	・計器下端部 ・電線管接続部下端部 ・端子箱下端部

※ 保守的に機能喪失すると仮定した部位

(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又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. 漏えい検知器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、弁グランド部及び配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては、漏えい検知器による早期検知や床目皿からの排水等により、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機能が損なわれない設計とする。

2.5.2 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

「2.2 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又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) 「JISC0920 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又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とどめるため、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. 「JISC0920 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。

2.5.3 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

「2.2 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又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ない設計とする。
 - e. 主蒸気管破断事故時等には、建物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。

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保護カバーやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

2.5.4 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物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事象等に対しては、漏えい検知器による早期検知や床目皿からの排水等により溢水防護対象設備の安全機能を損なわない設計とする。

2.5.5 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、燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。その際、燃料プールの初期水位は、スキマサージタンクへのオーバーフロー水位として評価する。算出した溢水量からスロッシング後の燃料プールの水位低下を考慮しても、燃料プールの冷却機能及び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°C 以下）及び遮蔽水位を維持できる設計とする。

2.6 溢水防護区画を内包するエリア外及び建物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物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物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、地震時の地下水位低下設備の停止により建物周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇しないように地下水位低下設備を基準地震動 S_s による地震力に対して機能維持する設計とする。

2.7 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

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、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備の破損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。

2.8 溢水によって発生する外乱に対する設計方針

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、「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。

3. 別添

別添1 島根原子力発電所2号炉 内部溢水の影響評価について

別添2 島根原子力発電所2号炉 運用、手順説明資料 溢水による損傷の防止

別添3 島根原子力発電所2号炉 内部溢水影響評価における確認プロセスについて

島根原子力発電所 2 号炉

内部溢水の影響評価について

目次

系統名称及び略語

1. 概要	9 条-別添 1-1-1
1.1 溢水防護の基本方針	9 条-別添 1-1-1
1.2 溢水影響評価フロー	9 条-別添 1-1-3
2. 防護対象設備の選定	9 条-別添 1-2-1
2.1 防護対象設備の選定	9 条-別添 1-2-1
2.2 溢水防護対象設備の機能喪失の判定	9 条-別添 1-2-2
2.3 溢水防護対象設備を防護するための設計方針	9 条-別添 1-2-3
3. 溢水源の選定	9 条-別添 1-3-1
3.1 想定破損による溢水	9 条-別添 1-3-1
3.2 消火水の放水による溢水	9 条-別添 1-3-4
3.3 地震起因による溢水	9 条-別添 1-3-4
3.4 その他の溢水	9 条-別添 1-3-4
4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定	9 条-別添 1-4-1
4.1 溢水防護区画の設定	9 条-別添 1-4-1
4.2 滞留面積の算出	9 条-別添 1-4-1
4.3 溢水経路の設定	9 条-別添 1-4-25
5. 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 1-5-1
5.1 溢水量の算定	9 条-別添 1-5-2
5.2 想定破損による没水影響評価	9 条-別添 1-5-8
5.3 想定破損による被水影響評価	9 条-別添 1-5-21
5.4 想定破損による蒸気影響評価	9 条-別添 1-5-24
5.5 想定破損による影響評価結果	9 条-別添 1-5-25
6. 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 1-6-1
6.1 溢水量の算定	9 条-別添 1-6-1
6.2 消火水の放水による没水影響評価	9 条-別添 1-6-1
6.3 消火水の放水による被水影響評価	9 条-別添 1-6-2
6.4 消火水の放水による影響評価結果	9 条-別添 1-6-2
7. 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 1-7-1
7.1 地震に起因する溢水源	9 条-別添 1-7-1
7.2 地震により破損して溢水源となる対象設備	9 条-別添 1-7-1

7.3	耐震 B, C クラスの機器等の耐震性評価	9 条-別添 1-7-1
7.4	燃料プールのスロッシングに伴う溢水量	9 条-別添 1-7-7
7.5	溢水量の算定	9 条-別添 1-7-7
7.6	地震起因による没水影響評価	9 条-別添 1-7-9
7.7	地震起因による被水影響評価	9 条-別添 1-7-13
7.8	地震起因による蒸気影響評価	9 条-別添 1-7-15
7.9	地震起因による影響評価結果	9 条-別添 1-7-15
8.	燃料プールのスロッシングに伴う溢水評価について	9 条-別添 1-8-1
8.1	解析評価	9 条-別添 1-8-2
8.2	溢水量評価結果	9 条-別添 1-8-8
8.3	内部溢水影響評価に用いる溢水量	9 条-別添 1-8-11
8.4	燃料プールのスロッシング後の機能維持評価	9 条-別添 1-8-14
9.	溢水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 1-9-1
9.1	復水器エリアにおける溢水	9 条-別添 1-9-4
9.2	耐震 S クラスエリアにおける溢水	9 条-別添 1-9-14
9.3	海域活断層及び日本海東縁部に想定される 地震による津波について	9 条-別添 1-9-18
9.4	タービン建物に設置されている防護対象設備について	9 条-別添 1-9-20
9.5	取水槽循環水ポンプエリアにおける溢水	9 条-別添 1-9-22
9.6	評価結果	9 条-別添 1-9-24
10.	建物外からの溢水影響評価	9 条-別添 1-10-1
10.1	屋外タンク等の溢水による影響	9 条-別添 1-10-1
10.2	地下水の溢水による影響	9 条-別添 1-10-20
11.	放射性物質を内包する液体の漏えい防止	9 条-別添 1-11-1
11.1	漏えい防止に対する設計上の考慮	9 条-別添 1-11-1
11.2	漏えい防止対策	9 条-別添 1-11-3
添付資料 1 機能喪失判定の考え方と選定された溢水防護対象設備について		
1.	溢水防護対象設備の機能喪失判定	9 条-別添 1-添付 1-1
2.	抽出された溢水影響評価上の防護対象設備	9 条-別添 1-添付 1-6
添付資料 2 溢水源の分類及び運用について		
1.	高エネルギー及び低エネルギー配管の分類について	9 条-別添 1-添付 2-1
2.	所内蒸気系の隔離運用について	9 条-別添 1-添付 2-4

添付資料3 溢水源とする機器としない機器について

1. 溢水源とする機器としない機器のリスト …… 9 条-別添 1-添付 3-1

添付資料4 溢水影響評価において期待することができる設備

1. 溢水防護の概要 …… 9 条-別添 1-添付 4-1
2. 溢水防護対策 …… 9 条-別添 1-添付 4-4

添付資料5 想定破損による溢水影響評価について

1. 想定破損による没水影響評価結果まとめ …… 9 条-別添 1-添付 5-1
2. 想定破損による被水影響評価結果まとめ …… 9 条-別添 1-添付 5-1
3. 想定破損による蒸気影響評価結果まとめ …… 9 条-別添 1-添付 5-1

添付資料6 消火水による溢水影響評価について

1. 消火活動に伴う溢水の有無について …… 9 条-別添 1-添付 6-1
2. 消火水による没水影響評価結果まとめ …… 9 条-別添 1-添付 6-1
3. 消火活動における放水量に関する運用管理について …… 9 条-別添 1-添付 6-1

添付資料7 耐震 B, C クラス機器・配管系の評価について

1. 耐震 B, C クラス配管の耐震性評価について …… 9 条-別添 1-添付 7-1
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 …… 9 条-別添 1-添付 7-8
3. 耐震 B, C クラス配管及び配管支持構造物の耐震評価結果について …… 9 条-別添 1-添付 7-10
4. 耐震 B, C クラス機器の耐震性評価結果について …… 9 条-別添 1-添付 7-11
5. 地震起因による没水影響評価結果 …… 9 条-別添 1-添付 7-18
6. 地震起因による被水影響評価結果 …… 9 条-別添 1-添付 7-18
7. 地震起因による蒸気影響評価結果 …… 9 条-別添 1-添付 7-18

添付資料8 スロッシング解析コードの概要について

1. 概要 …… 9 条-別添 1-添付 8-1
2. 数値解析 …… 9 条-別添 1-添付 8-1
3. 汎用熱流体解析コード Fluent の検証 …… 9 条-別添 1-添付 8-2
4. 結論 …… 9 条-別添 1-添付 8-6

添付資料9 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド等

- への適合状況 …… 9 条-別添 1-添付 9-1

添付資料10 建物外への漏えい防止として止水を期待する設備の設置場所

1. 止水を期待する設備の設置場所について …… 9 条-別添 1-添付 10-1

補足説明資料

1. 島根2号炉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
2. 設置許可基準第十二条の要求について
3. 内部溢水により想定される事象について
4. 開口部等からの排出について
5. 油が溢水した場合の影響について
6. 現場操作の実施可能性について
7. 現場調査を踏まえた溢水源／溢水経路の抽出
8. 過去の不具合事例への対応について
9. 「溢水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」に関する補足
10. 溢水影響評価において原子炉格納容器内の防護対象設備を対象外とする考え方について
11. 原子炉建物二次格納施設内（原子炉格納容器外）の溢水防護対象設備の蒸気影響について
12. 貫通クラック等微小漏えい時の影響について
13. ケーブルの被水影響評価について
14. 屋外タンク等の溢水伝播挙動評価に用いた解析コードについて
15. エキспанションジョイント止水板の性能について
16. 内部溢水影響評価における保守性について
17. 溢水影響評価における耐震クラスの確認方法について
18. 配管の破損位置及び破損形状の評価について
19. フェイル・セーフ機能により溢水影響評価対象外とした弁の溢水による機能影響について
20. ハッチ開放時における溢水影響について
21. 漏えい検知性について
22. 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
23. その他漏えい事象に対する確認について
24. 溢水防護対象設備の配置について
25. 内部溢水影響評価における判定表
26. 燃料プールのスロッシングによる排気ダクトへの流入防止について
27. 溢水影響のある屋外タンク等の選定について
28. 輪谷貯水槽（東側）のスロッシングによる溢水量評価について
29. 原子炉ウェル及び蒸気乾燥器／気水分離器ピットのスロッシングに伴う溢水影響について
30. 取水槽海水ポンプエリアの防護について
31. 設備対策の考え方について
32. 原子炉建物最終滞留区画における溢水発生後の復旧について

33. 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
34. 島根原子力発電所 2 号炉における火災防護と溢水防護における防護対象の比較について
35. 鉄筋コンクリート壁の水密性について
36. スロッシング解析における地盤物性等の不確かさに対する検討について
37. 海水によるケーブルの浸水影響について
38. 輪谷貯水槽の溢水影響について

主な系統等の略称

略語	名称	略語	名称
～F～N	区画	Rw/B	廃棄物処理建物
AHEF	原子炉補機代替冷却系	RWL	液体廃棄物処理系
APFS	ペデスタル代替注水系	RWS	固体廃棄物処理系
C/B	制御室建物	S/C	サプレッション・チェンバ
CRD	制御棒駆動系	SFP	燃料プール
CUW	原子炉浄化系	SLC	ほう酸水注入系
CW・FW	復水給水系	T/B	タービン建物
CWT	復水輸送系	TCW	タービン補機冷却系
DEG	非常用ディーゼル発電機系	TSW	タービン補機海水系
EL	海拔		
FMW	燃料プール補給水系		
FP	消火系		
FPC	燃料プール冷却系		
HPCS	高圧炉心スプレイ系		
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系		
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系		
HS	所内蒸気系（蒸気凝縮水戻り側）		
HS	所内蒸気系		
HVC	中央制御室換気系		
HVCW	空調換気設備冷却水系		
HVD	ドライウェル冷却系		
HW	所内上水系		
LOCA	原子炉冷却材喪失事故		
LPCS	低圧炉心スプレイ系		
MS	主蒸気系		
MUW	補給水系		
PCV	原子炉格納容器		
R/B	原子炉建物		
RAC	再生薬品系		
RCIC	原子炉隔離時冷却系		
RCW	原子炉補機冷却系		
RHR	残留熱除去系		
RSW	原子炉補機海水系		

1. 概要

島根原子力発電所2号炉については、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、各建物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 溢水防護の基本方針

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、燃料プール等のスロッシング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、並びに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、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、溢水防護を考慮した設計とする。

溢水防護を考慮した設計にあたり、基本設計方針を以下のとおりとする。

- (1) 発電用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、並びに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、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、発電用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. 発電用原子炉施設内での溢水事象（地震に起因するものを含む）を想定し、発電用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、各系統相互の離隔距離の確保、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が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、炉心が損傷に至ることなく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) 発電用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されない状態で管理区域外へ漏えいしないよう、以下のような設計とする。
- a. 放射性物質を含む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、放射性液体の管理区域外への流出、拡大を防止する設計とする。
 - b. 放射性物質を含む液体の漏えいの拡大を防止するために、伝播経路となる箇所について、壁、扉、堰等による漏えい防止対策を行う設計とする。
 - c. 放射性物質を含む液体の漏えいの拡大を防止するために、床勾配及び側溝を設置し、漏えいした放射性液体を床ドレンに確実に導く設計とする。

1.2 溢水影響評価フロー

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（令和2年3月31日 原規規発第20033110号 原子力規制委員会決定）」（以下、「評価ガイド」という。）を踏まえ、図1-1のフローにて溢水影響評価を行う。

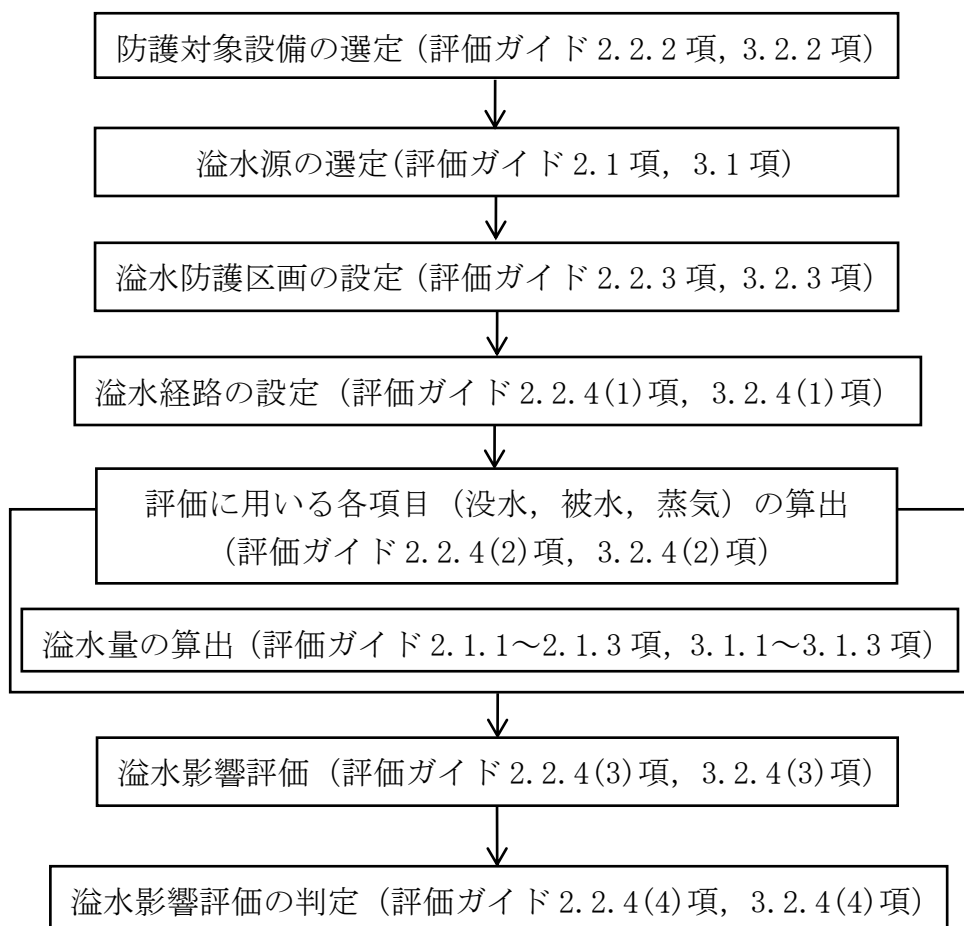


図 1-1 溢水影響評価のフロー

2. 防護対象設備の選定

2.1 防護対象設備の選定

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

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

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

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

上記の要求事項を踏まえ、以下の手順により防護対象設備を選定する（図2-1、表2-1参照）。

2.1.1 溢水防護上必要な機能を有する系統の抽出

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

その上で、『重要度の特に高い安全機能を有する系統』として、「重要度分類審査指針」及び「設置許可基準規則」第十二条より、表2-2のとおり抽出する。

また燃料プールについて、『「プール冷却」及び「プールへの給水」機能を有する系統』を表2-3のとおり抽出する。

なお、安全施設の全体像は、「重要度分類審査指針」における分類でクラス1、2、3に該当する構築物、系統及び機器であり、これら安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統の関連性について表2-4に示す。また、クラス1、2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に該当する安全施設であって、重要

度の特に高い安全機能を有する系統に該当しないものについては、溢水防護上必要な機能を有する系統として考慮するものの、溢水により損傷した場合であっても代替手段があること等により安全機能が損なわれないことが確認できることから後段の影響評価の対象から除外することとし、その結果についても表2-4にて示す。

2.1.2 系統機能を維持する上で必要となる設備の抽出

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

2.1.3 溢水影響評価上の防護対象設備の選定

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

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

2.2 溢水防護対象設備の機能喪失の判定

選定した溢水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。

(1) 没水

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

(2) 被水（流体を内包する機器からの被水）

：溢水防護対象設備から被水源となる機器が視認でき、当該溢水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。

(3) 被水（上階からの溢水の伝播による被水）

：溢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、当該溢水防護対象設備は機能喪失と判定する。

(4) 蒸気

：溢水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溢水防護対象設備は機能喪失と判定する。

2.3 溢水防護対象設備を防護するための設計方針

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

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

2.3.1 没水の影響に対する防護設計方針

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

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して必要な健全性が損なわれない設計とする。
- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震補強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、漏えい検知器による早期検知や床目皿からの排水等により、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。設置する堰については、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して必要な健全性が損なわれない設計とする。

2.3.2 被水の影響に対する防護設計方針

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ない設計とする。
流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して必要な健全性が損なわれない設計とする。
- b. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより被水の影響がない設計とする。
- 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補強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とどめるため、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。

2.3.3 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補強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ない設計とする。

(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保護カバーやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

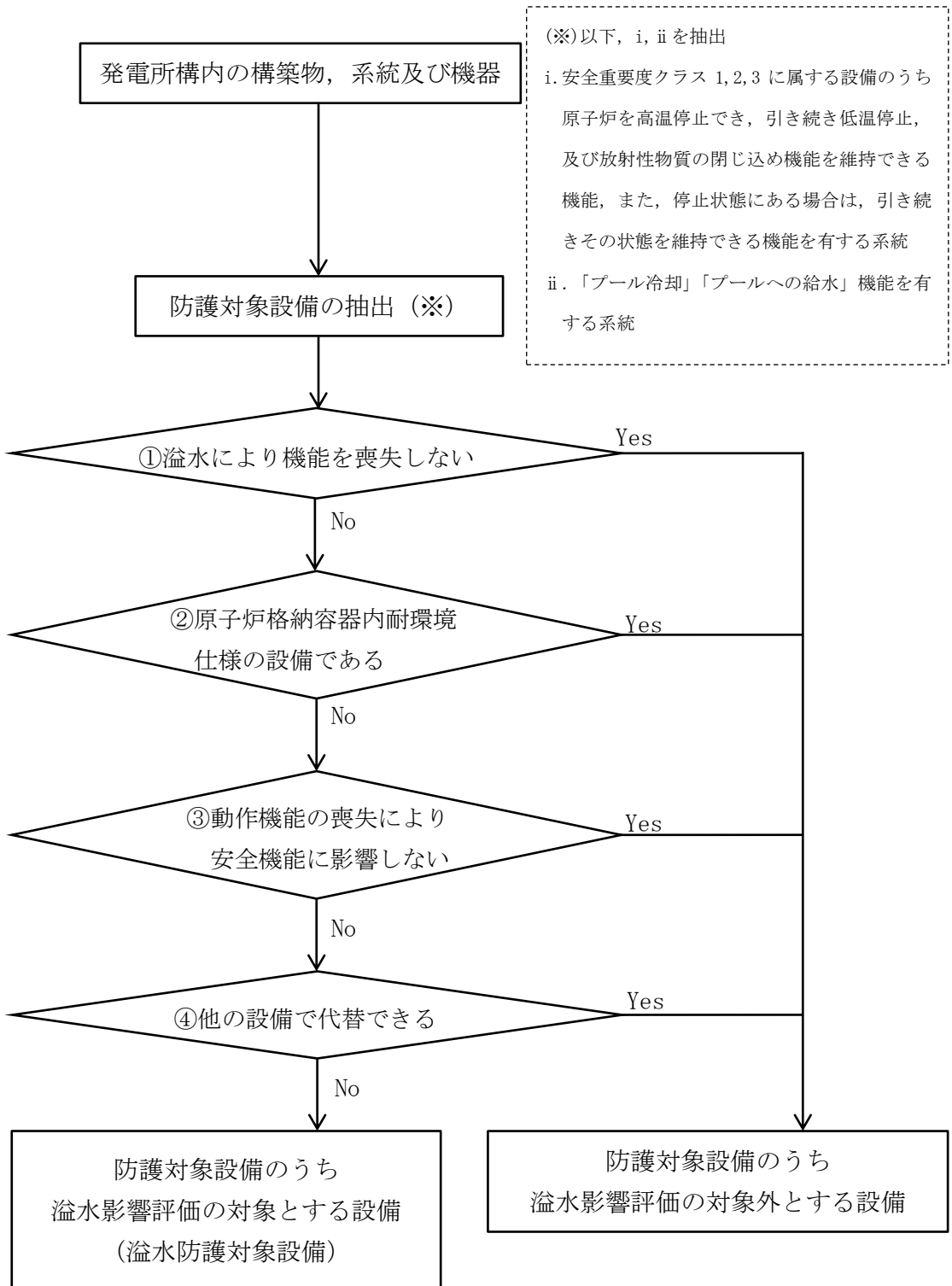


図 2-1 防護対象設備のうち溢水影響評価の対象とする設備の選定フロー

表 2-1 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	静的機器（容器，熱交換器，フィルター，逆止弁等）は，溢水により機能喪失しない。
②原子炉格納容器内耐環境仕様の機器である	原子炉格納容器内の機器のうち，温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の機器は，溢水により機能喪失はしない。
③動作機能の喪失により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は，動作機能が喪失しても安全機能に影響しない。（通常待機時から機能遂行時にかけて動作要求がない機器等（例 常時閉の格納容器隔離弁）も含む）
④他の設備で代替できる	他の機器により要求機能が代替できる機器は機能喪失しても安全機能に影響しない。（代替する他の機器が同時に機能喪失しない場合に限る（例 耐環境仕様の格納容器内側隔離弁に対する格納容器外側隔離弁は，機能喪失しても安全機能に影響しない））

表 2-2 重要度の特に高い安全機能を有する系統(1/3)

機能	対象系統・機器
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系
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
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）
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） 低圧注水モード， suppression・プール水冷却モード） 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） 低圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
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 高圧炉心スプレイ系
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）
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	高圧炉心スプレイ系 自動減圧系により原子炉を減圧し， 低圧炉心スプレイ系， 残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉への注水を行う
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	高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系
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
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器冷却モード）
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（交流）

表 2-2 重要度の特に高い安全機能を有する系統(2/3)

機能	対象系統・機器
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	非常用電源系（直流）
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系を含む）
非常用の直流電源機能	直流電源設備
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備
補機冷却機能	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイ補機冷却系
冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系 高圧炉心スプレイ補機海水系
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁のアクキュムレータ 自動減圧機能のアクキュムレータ 主蒸気隔離弁のアクキュムレータ
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
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	原子炉保護系
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 制御棒位置
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温 格納容器エリア放射線量率

表 2-2 重要度の特に高い安全機能を有する系統(3/3)

機能	対象系統・機器
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	[低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位（広帯域，燃料域） 格納容器圧力 [サプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域，燃料域） サプレッション・プール水温 [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 [異常状態の把握機能] 排気筒モニタ

表 2-3 「プール冷却」及び「プールへの給水」機能を有する系統

機能	対象系統・機器
燃料プールの冷却機能	燃料プール冷却系 残留熱除去系 燃料プール監視
燃料プールの給水機能	燃料プール補給水系 残留熱除去系 燃料プール監視

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (1/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉		
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	系統又は機器	重要度が特に高い安全機能
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって, (a) 炉心の著しい損傷, 又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く。)	原子炉圧力容器	(対象外:バウンダリ機能としては溢水による影響を受けない。)
				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	制御棒カップリング	(対象外:バウンダリ機能としては溢水による影響を受けない。)
				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	(対象外:静的機器のため溢水による影響を受けない)
				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					
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物, 系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	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	・原子炉の緊急停止機能
				制御棒案内管	
MS-1	2) 未臨界維持機能	原子炉停止系(制御棒による系, ほう酸水注入系)	制御棒駆動系(スクラム機能)	制御棒駆動機構	・未臨界維持機能
				水圧制御ユニット(スクラムパイロット弁, スクラム弁, アクキュムレータ, 窒素容器, 配管・弁)	
				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	
				制御棒駆動機構ハウジング	
制御棒駆動機構					
				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・弁, 注入配管・弁)	

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (2/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉			
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	系統又は機器	重要度が特に高い安全機能	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物, 系統及び機器	3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	逃がし安全弁 (安全弁開機能)	・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
		4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統 (残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード), 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系, 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 (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・弁, 熱交換器バイパス配管・弁)	残留熱除去系 (サブプレッショントラップ・プール冷却モード)	・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能
				原子炉隔離時冷却系 (ポンプ, サブプレッショントラップ・プール, タービン, サブプレッショントラップ・プールから注水先までの配管・弁, ポンプミニマムフローライン配管・弁, サブプレッショントラップ・プールストレナ)	タービンへの蒸気供給配管・弁	・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 ・原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
				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, サブプレッショントラップ・プール, サブプレッショントラップ・プールからスプレイ先までの配管・弁, スプレイスパーチャ, ポンプミニマムフローライン配管・弁, サブプレッショントラップ・プールストレナ)	・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 ・原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
				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	・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 ・原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
				逃がし安全弁アキュムレータ, 逃がし安全弁アキュムレータから逃がし安全弁までの配管・弁	自動減圧系弁 (手動逃がし機能)	・圧縮空気供給機能
				原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	原子炉圧力容器から逃がし安全弁	・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 ・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		

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (3/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉		
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	系統又は機器	重要度が特に高い安全機能
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物, 系統及び機器	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))	自動減圧系アキュムレータ, 自動減圧系アキュムレータから逃がし安全弁までの配管・弁	・圧縮空気供給機能
		5) 炉心冷却機能	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)	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・プールから注水先までの配管・弁 (熱交換器バイパスライン含む), ポンプミニマムフローライン配管・弁, サプレッション・プールストレナ)	・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 ・事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能 ・事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能
				高圧炉心スプレイ系 (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールからスプレイ先までの配管・弁, スプレイスパージャ, ポンプミニマムフローライン配管・弁, サプレッション・プールストレナ)	・事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能 ・事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能
				低圧炉心スプレイ系 (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールからスプレイ先までの配管・弁, スプレイスパージャ, ポンプミニマムフローライン配管・弁, サプレッション・プールストレナ)	・原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 ・事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能 ・事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能
				自動減圧系 (逃がし安全弁)	・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
				原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	・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
				自動減圧系アキュムレータ, 自動減圧系アキュムレータから逃がし安全弁までの配管・弁	・圧縮空気供給機能

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (4/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉						
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	系統又は機器	重要度が特に高い安全機能				
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	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）	ジェットポンプ（事故時の炉心再冠水維持機能）	（対象外：静的機器のため溢水による影響を受けない）				
		6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器（格納容器本体、貫通部（ペネトレーション）、所員用エアロック、機器搬入ハッチ）	原子炉格納容器	ベント管	（対象外：静的機器、動的機器であるが溢水による影響を受けない駆動源のため溢水による影響を受けない）		
					スプレイ管				
					真空破壊弁				
					逃がし安全弁排気管のクエンチャ				
					原子炉建屋（原子炉建物原子炉棟）				
					原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管			・原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	
					原子炉棟換気系隔離弁			（対象外：フェイル・セーフ設計のため溢水による影響を受けない）	
					主蒸気隔離弁アキュムレータ、主蒸気隔離弁アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管・弁			・圧縮空気供給機能	
					主蒸気流量制限器			（対象外：静的機器のため溢水による影響を受けない）	
					残留熱除去系（格納容器冷却モード）（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、格納容器スプレイ・ヘッダ（ドライウエル及びサブプレッション・プール）、ポンプミニマムフローライン配管・弁、サブプレッション・プールストレーナ）			・格納容器の冷却機能	
					非常用ガス処理系（排気ファン、フィルタ装置、原子炉建物原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管・弁、乾燥装置（乾燥機能部分））			・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	
					排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能）				
可燃性ガス濃度制御系（再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管・弁、再結合装置から格納容器までの配管・弁）			・格納容器内の可燃性ガス制御機能						
残留熱除去系（再結合装置への冷却水供給を司る部分）									
遮蔽設備（原子炉遮蔽、一次遮蔽、二次遮蔽）			（対象外：静的機器のため溢水の影響を受けない）						

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (5/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉				
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	系統又は機器	重要度が特に高い安全機能		
MS-1	2) 安全上必要なその他の構築物, 系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉保護系	・原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能		
				工学的安全施設作動系	・工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能		
		2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系, 制御室及びその遮へい・非常用換気空調系, 非常用補機冷却水系, 直流電源系(いずれも, MS-1 関連のもの)	非常用所内電源系, 制御室及びその遮へい・非常用換気空調系, 非常用補機冷却水系, 直流電源系(いずれも, MS-1 関連のもの)	非常用所内電源系(ディーゼル機関, 発電機, ディーゼル発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)	・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 ・非常用の交流電源機能	
					非常用ディーゼル室送風機		
					燃料移送系(非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからディーゼル機関まで)		
					始動用空気系(始動用空気だめ(自動供給)からディーゼル機関まで)		
					吸気系		
					冷却水系		
					高圧炉心スプレイ電源系(ディーゼル機関, 発電機, ディーゼル発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)		・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 ・非常用の交流電源機能
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル室送風機		
					燃料移送系(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからディーゼル機関まで)		
					始動用空気系(始動用空気だめ(自動供給)からディーゼル機関まで)		
					吸気系		
					冷却水系		
中央制御室及び中央制御室遮蔽	(対象外: 中央制御室は溢水による影響を受けない。中央制御室遮蔽は静的機器のため溢水による影響を受けない)						
中央制御室換気系「放射線防護機能及び有毒ガス防護機能」(ブースタ・ファン, 非常用チャコール・フィルタ・ユニット, 空調ユニット, 再循環用ファン, 排気ファン, ダクト及びダンパ)	・原子炉制御室非常用換気空調機能						
原子炉補機冷却系(ポンプ, 熱交換器, 非常用負荷冷却ライン配管・弁(MS-1 関連), サージタンク)	・補機冷却機能						
高圧炉心スプレイ補機冷却系(ポンプ, 熱交換器, 非常用負荷冷却ライン配管・弁(MS-1 関連), サージタンク)	・補機冷却機能						
原子炉補機海水系(ポンプ, 配管・弁(MS-1 関連), ストレーナ(異物除去機能を司る部分))	・冷却用海水供給機能						

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (6/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉			
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	系統又は機器	重要度が特に高い安全機能	
MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物, 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, 制御室及びその遮へい・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)	高圧炉心スプレイ補機海水系 (ポンプ, 配管・弁 (MS-1 関連), ストレーナ (異物除去機能を司る部分))	・冷却用海水供給機能	
				取水路 (屋外トレンチ含む)	・冷却用海水供給機能	
				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))	・非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 ・非常用の直流電源機能	
				計測制御電源系 (蓄電池から非常用計測制御装置までの配電設備及び電路 (MS-1 関連))	・非常用の計測制御用直流電源機能	
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって, 炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが, 敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし, 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	主蒸気系, 原子炉冷却材浄化系 (いずれも, 格納容器隔離弁の外側のみ)	原子炉浄化系 (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分) 主蒸気系 (格納容器隔離弁の外側) 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで)	(対象外: 原子炉冷却材を内蔵する機能としては溢水による影響を受けない)	
			放射線廃棄物処理施設 (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。)	排ガス処理系 (活性炭式希ガスホールドアップ装置)	(対象外: 放射性物質を貯蔵する機能としては溢水による影響を受けない)	
				燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む)		(対象外: 放射性物質を貯蔵する機能としては溢水による影響を受けない)
				新燃料貯蔵庫「臨界を防止する機能」 (新燃料貯蔵ラック)		
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料取扱機	(対象外: 落下を防止する設計となっており, 溢水による影響を考慮しても放射性物質の放出のおそれはない)	
				原子炉ウエル		
				原子炉建物天井クレーン		
2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって, その故障により, 炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物, 系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁 (吹き止まり機能に関連する部分)	逃がし安全弁 (吹き止まり機能に関連する部分)	(対象外: 安全弁機能は外部からの電源供給や電気信号を必要とせず, 溢水による影響を受けない。逃がし弁機能は駆動源の喪失により閉止するフェイル・セーフ設計のため溢水による影響を受けない)		
MS-2	1) PS-2 の構築物, 系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物, 系統及び機器	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配管・弁, サプレッション・プールストレーナ)	(溢水防護対象設備として抽出。)	
		2) 放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁, 排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)	排ガス処理系隔離弁	(対象外: 放射性気体廃棄物処置系隔離弁は主蒸気隔離弁での代替が可能)	

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (7/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉		
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	系統又は機器	重要度が特に高い安全機能
MS-2	1) PS-2の構築物, 系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を小さくするようにする構築物, 系統及び機器	2) 放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁, 排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)	排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能以外の部分)	(対象外: 静的機器のため, 溢水による影響を受けない。)
				燃料プール冷却系の燃料プール入口逆止弁	
				原子炉建物(原子炉建物原子炉棟)	
				非常用ガス処理系(排気ファン, フィルタ装置, 原子炉建物原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管・弁, 乾燥装置(乾燥機能部分))	
				排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能))	(再掲: MS-1で抽出済み)
2) 異常状態への対応上特に重要な構築物, 系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	中性子束, 原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置	・事故時の原子炉の停止状態の把握機能	
			原子炉水位(広帯域, 燃料域), 原子炉圧力	・事故時の炉心冷却状態の把握機能	
			原子炉格納容器圧力, 格納容器エリア放射線量率, サプレッション・プール水温	・事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	
			「低温停止への移行」 原子炉圧力, 原子炉水位(広帯域)	・事故時のプラント操作のための情報の把握機能	
			「ドライウェルスプレイ」 原子炉水位(広帯域, 燃料域), 格納容器圧力		
「サプレッション・プール冷却」 原子炉水位(広帯域, 燃料域), サプレッション・プール水温 「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は対象外	—	—		
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)	中央制御室外原子炉停止系	(溢水防護対象設備として抽出。)		
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって, PS-1及びPS-2以外の構築物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能(PS-1, PS-2以外のもの)	計装配管, 試料採取管	原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される小口径配管・弁	(対象外: 原子炉冷却材の保持機能としては溢水による影響を受けない)
				計装配管・弁	
				試料採取系配管・弁	
				ドレン配管・弁 ベント配管・弁	
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉冷却材再循環系	原子炉再循環ポンプ 配管・弁 ライザ管(炉内) ジェットポンプ	(対象外: 当該機能が喪失した場合においても, 安全解析上問題のないことを確認している(詳細は補足説明資料3参照))
		3) 放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール水排水系, 復水貯蔵タンク, 放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの小さいもの)	復水貯蔵タンク	(対象外: 静的機器であり溢水による影響を受けない)
液体廃棄物処理系(タンク) 固体廃棄物処理系(タンク, 固体廃棄物貯蔵所(ドラム缶))	(対象外: 貯蔵機能としては溢水による影響を受けない)				

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (8/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉			
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	系統又は機器	重要度が特に高い安全機能	
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	4) 電源供給機能 (非常用を除く。)	タービン, 発電機及びその励磁装置, 復水系 (復水器を含む。), 給水系, 循環水系, 送電線, 変圧器, 開閉所	発電機及びその励磁装置 軸密封装置 発電機水素ガス冷却装置 固定子冷却装置 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 タービングランド蒸気系, タービン潤滑油系 (配管・弁等) 抽気系 (配管・弁等) タービンヒータベント系 (配管・弁) タービンヒータドレン系 (配管・弁等) 補助蒸気系 復水系 (復水器, 復水ポンプ, 配管・弁) 抽出空気系 (配管・弁) 給水系 (電源駆動給水ポンプ, タービン駆動給水ポンプ, 給水加熱器, 配管・弁) 循環水系 (循環水ポンプ, 配管・弁) 取水設備 (屋外トレンチ含む) 常用所内電源系 (発電機又は外部電源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)), 充電器 計装制御電源系 (電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路 (MS-1 関連以外)) 送電線 変圧器 (所内変圧器, 起動変圧器, 予備変圧器, 電路) 変圧器 油劣化防止装置 冷却装置 開閉所 (母線, 遮断器, 断路器, 電路)		(対象外: 当該機能が機能喪失した場合においても, 安全解析上問題のないことを確認している (詳細は補足説明資料 3))
		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	原子炉制御系 (制御棒価値ミニマイザを含む) 原子炉核計装の一部 原子炉プラントプロセス計装の一部		

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (9/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉					
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	系統又は機器	重要度が特に高い安全機能			
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	6) プラント運転補助機能	所内ボイラ, 計装用圧縮空気系	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)	(対象外: 当該機能が機能喪失した場合においても、安全解析上問題のないことを確認している (詳細は補足説明資料 3))			
				油系統 (重油サービスタンク, 重油ポンプ, 配管・弁)				
				所内蒸気系 (配管・弁)				
				計装用空気系 (空気圧縮機, 配管・弁, 中間冷却器, 後部冷却器, 気水分離器, 空気貯槽)				
				原子炉補機冷却系 (MS-1 関連以外) (配管・弁)				
				タービン補機冷却系 (ポンプ, 熱交換器, 配管・弁, サージタンク)				
				タービン補機海水系 (ポンプ, 配管・弁, ストレーナ)				
				復水輸送系 (ポンプ, 配管・弁)				
				復水貯蔵タンク	(対象外: 静的機器であり溢水による影響を受けない)			
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	燃料被覆管, 上/下部端栓, タイロッド	(対象外: 静的機器であり溢水による影響を受けない)				
		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	原子炉浄化系 (再生熱交換器, 非再生熱交換器, ポンプ, ろ過脱塩装置, 配管・弁) 復水浄化系 (復水ろ過装置, 復水脱塩装置, 配管・弁)	(対象外: 当該機能が機能喪失した場合においても、プラントを停止することで対応が可能である。なお、プラントを停止するための機能は、溢水防護対象設備として抽出している。)			
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	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	(再掲: MS-1 にて抽出済み)			
				原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管				
				逃がし安全弁アキュムレータ, 逃がし安全弁アキュムレータから逃がし安全弁までの配管・弁				
							タービン・バイパス弁	(対象外: 当該機能が機能喪失した場合においても、安全解析上問題のないことを確認している (詳細は補足説明資料 3))
						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		
						タービン・バイパス弁アキュムレータ, タービン・バイパス弁アキュムレータからタービン・バイパス弁までの配管・弁		
	2) 出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系 (再循環ポンプトリップ機能), 制御棒引抜監視装置	原子炉再循環系 (再循環ポンプトリップ機能) 制御棒引抜監視装置					
	3) 原子炉冷却材の補給機能	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)	(対象外: 非常用炉心冷却系による代替が可能。)				

表 2-4 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性(10/10)

重要度分類指針			島根原子力発電所 2号炉			
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	重要度が特に高い安全機能		
MS-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	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	復水貯蔵タンク	(対象外：静的機器であり溢水による影響を受けない)	
				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、ポンプミニマムフローライン配管・弁） タービンへの蒸気供給配管・弁 潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	(再掲：MS-1で抽出済み)	
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射線監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明	緊急時対策所（緊急時対策所、情報収集設備、通信連絡設備、資料及び器材、遮蔽設備）	(対象外：当該機能が喪失した場合においても、島根2号炉には影響がなく、修復性を確保することで安全上支障のない期間での復旧が可能であることから、問題なし。)	
				試料採取系（異常時に必要な以下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、格納容器雰囲気放射線物質濃度サンプリング分析）	(対象外：原子炉冷却材放射性物質濃度については、原子炉冷却材浄化機能により代替可能。原子炉格納容器雰囲気放射線物質濃度については、事故時のプラント状態の把握機能により代替可能。)	
				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）	(対象外：事故時のプラント状態の把握機能より代替可能。)	
				排気筒モニタ	・事故時のプラント操作のための情報の把握機能	
				放射線監視設備（排気筒モニタ以外）	(対象外：事故時のプラント状態の把握機能により代替可能)	
				事故時監視計器の一部		
				消火系	水消火設備（補助消火水槽、サイトバンカ建物消火タンク、44m盤消火タンク、45m盤消火タンク、50m盤消火タンク、ポンプ、配管・弁等）	(対象外：他の消火設備等により代替可能。)
					泡消火設備	
					固定式ガス消火設備	
				火災検出装置（受信機含む）	(対象外：防火扉等は静的機器であり溢水による影響を受けない。火災検出装置は溢水による影響を受けた場合にも復旧による対応が可能である。)	
防火扉、防火ダンパ、耐火壁、隔壁（消火設備の機能を維持・担保するために必要なもの）						
安全避難通路	(対象外：静的機器であり溢水による影響を受けない。)					
安全避難用扉						

3. 溢水源の選定

3.1 想定破損による溢水

評価ガイドに従い、溢水防護対象設備を内包する原子炉建物、廃棄物処理建物、制御室建物、取水槽、排気筒エリア及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽内に敷設されている系統（水、蒸気）、並びに上記の建物又はエリア以外に敷設されている循環水系統を溢水源として選定する（図 3-1、表 3-1, 2）。また各溢水源について、高エネルギー^{※1}／低エネルギー^{※2}に分類する。

- ※1 「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 [gauge] 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。
- ※2 「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 [gauge] 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。

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。

なお、タービン建物内の溢水源については、溢水防護対象設備が設置されている建物への伝播経路に対し止水措置を施すことで、溢水防護対象設備への影響を及ぼさない設計とする。

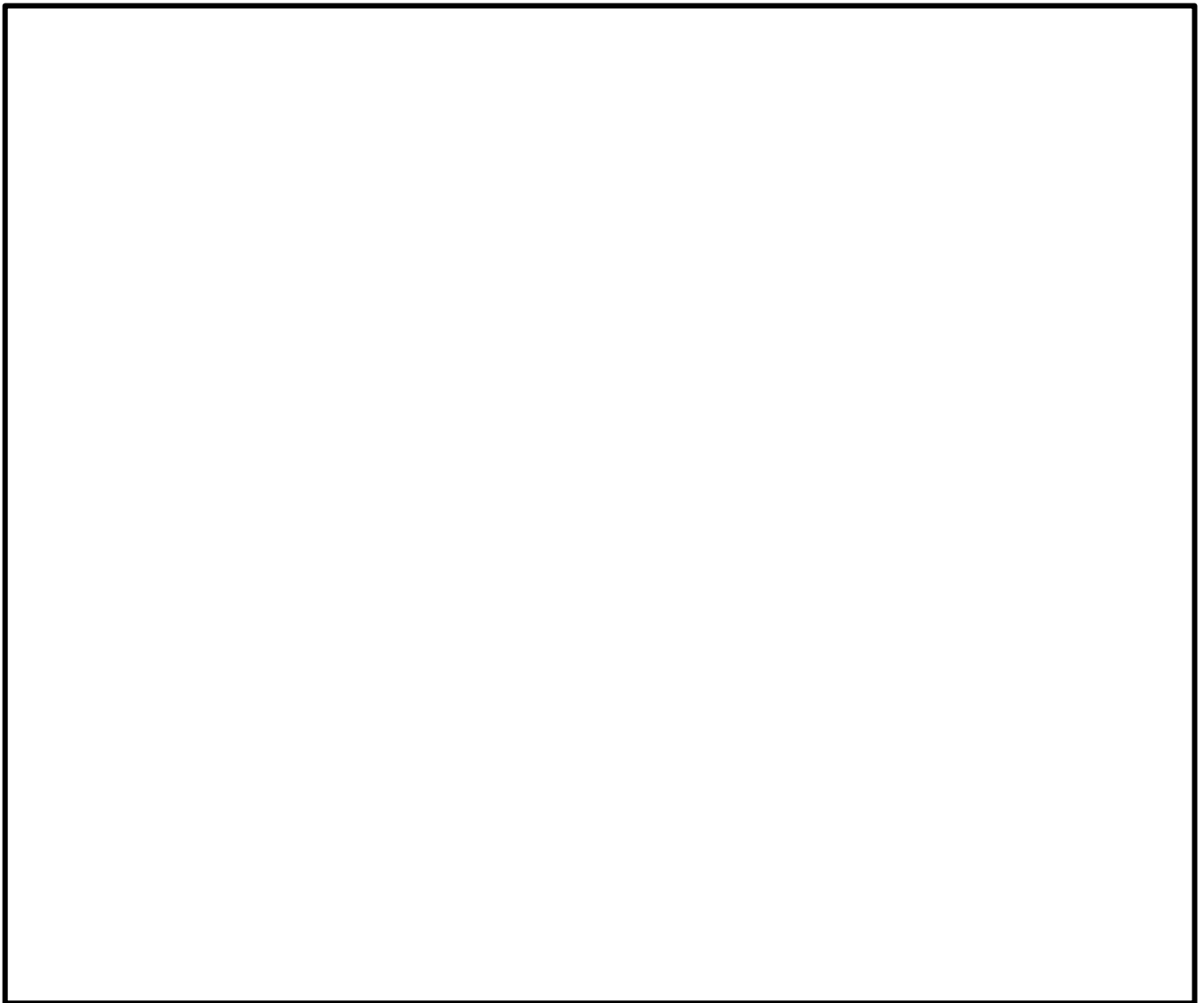


図 3-1 島根 2 号炉全体像

表 3-1 高エネルギー配管を有する系統

系統名	最高使用温度 95℃超	最高使用圧力 1.9MPa 超
主蒸気系	○	○
給水系	○	○
制御棒駆動系	—	○
原子炉浄化系	○	○
原子炉隔離時冷却系	○	○

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 3-2 低エネルギー配管を有する系統

系統名	系統温度[°C]	系統圧力[MPa]
原子炉補機冷却系		
原子炉補機海水系		
燃料プール冷却系		
高压炉心スプレイ補機冷却系		
高压炉心スプレイ補機海水系		
原子炉隔離時冷却系（駆動蒸気系除く）※ ¹		
残留熱除去系※ ¹		
低压炉心スプレイ系※ ¹		
高压炉心スプレイ系※ ¹		
ほう酸水注入系※ ¹		
液体廃棄物処理系		
中央制御室換気系		
ドライウエル冷却系		
空調換気設備冷却水系		
復水輸送系		
補給水系		
消火系		
非常用ディーゼル発電機系 （一次水 / 潤滑油 / 燃料）		
燃料プール補給水系		
所内上水系		

※ 1 高エネルギー配管として運転している時間の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%より小さいため低エネルギー配管として扱うもの。

※ 2 建物内の最高温度。

※ 3 待機中における封水系（残留熱除去系）の圧力。

※ 4 待機中における封水系（復水輸送系）の圧力。

※ 5 待機中における封水系（補給水系）の圧力。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.2 消火水の放水による溢水

溢水防護対象設備を内包する原子炉建物，廃棄物処理建物，制御室建物，取水槽，排気筒エリア及び B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽については，火災発生時に消火栓による消火活動を行う区画における放水を想定する。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。

消火栓以外の設備としては，スプリンクラや残留熱除去系（格納容器冷却モード）があるが，溢水防護対象設備が設置されている区画には，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設置されている区画外のスプリンクラに対しては，その作動による溢水の流入により，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しない。

また，残留熱除去系（格納容器冷却モード）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（ドライウェル圧力高信号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，残留熱除去系（格納容器冷却モード）は誤作動しない。），溢水源として想定しない（図 3-2 参照）。

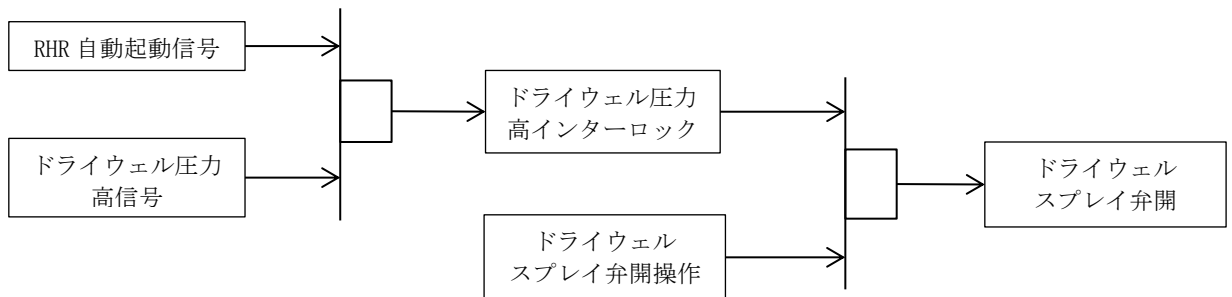


図 3-2 ドライウェルスプレーイ弁開インターロック

3.3 地震起因による溢水

流体（水及び蒸気）を内包する機器（容器及び配管）のうち，耐震 B, C クラスに分類される機器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，地震による燃料プール等のスロッシングについても溢水源として想定する（添付資料 3 参照）。

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，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。

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 23 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、漏えい検知器等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。

注) ここで示す溢水源は、現状の基本設計段階にて想定しているものであり、今後止水措置等の実現性・詳細設計等を精査するに伴い変更（耐震評価、耐震補強工事の追加等）が生じた場合は、適宜反映することとする。

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

2.1 にて溢水防護対象設備として選定した設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び重要な安全機能を有する系統の作動にあたって現場操作が必要となる設備へのアクセス通路について、溢水防護区画として設定する。設定した溢水防護区画を図 4-1 に示す。

4.2 滞留面積の算出

設定した各区画について、溢水が発生した場合の滞留可能な床面をその区画の面積として算出する。算出にあたっては、当該区画内に設置されている各機器により占有されている機器等を考慮し、保守的な滞留面積を算出する（補足説明資料 16 参照）。



図 4-1 溢水防護区画（原子炉建物地下2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

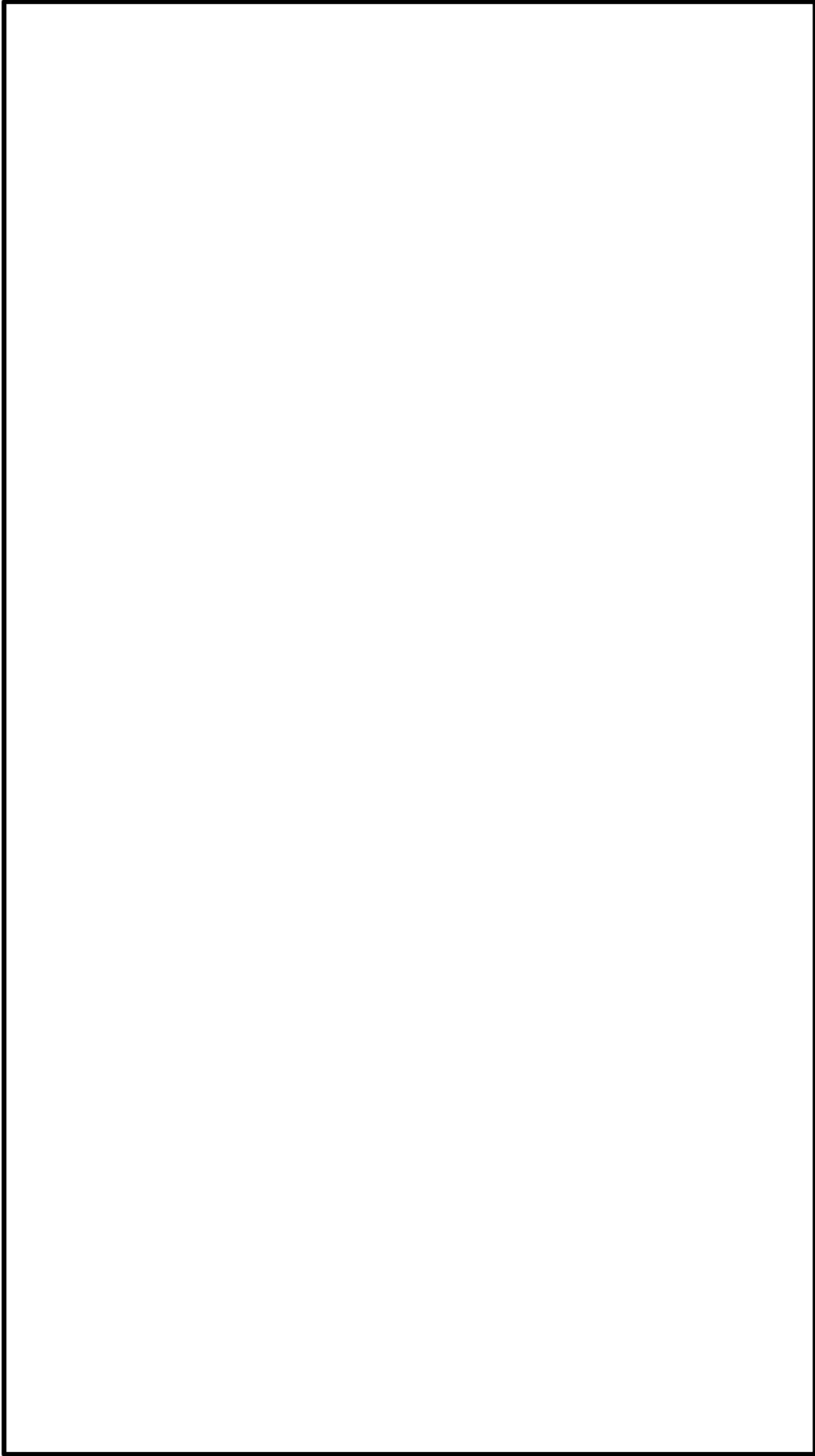


図 4-1 溢水防護区画（原子炉建物地下 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

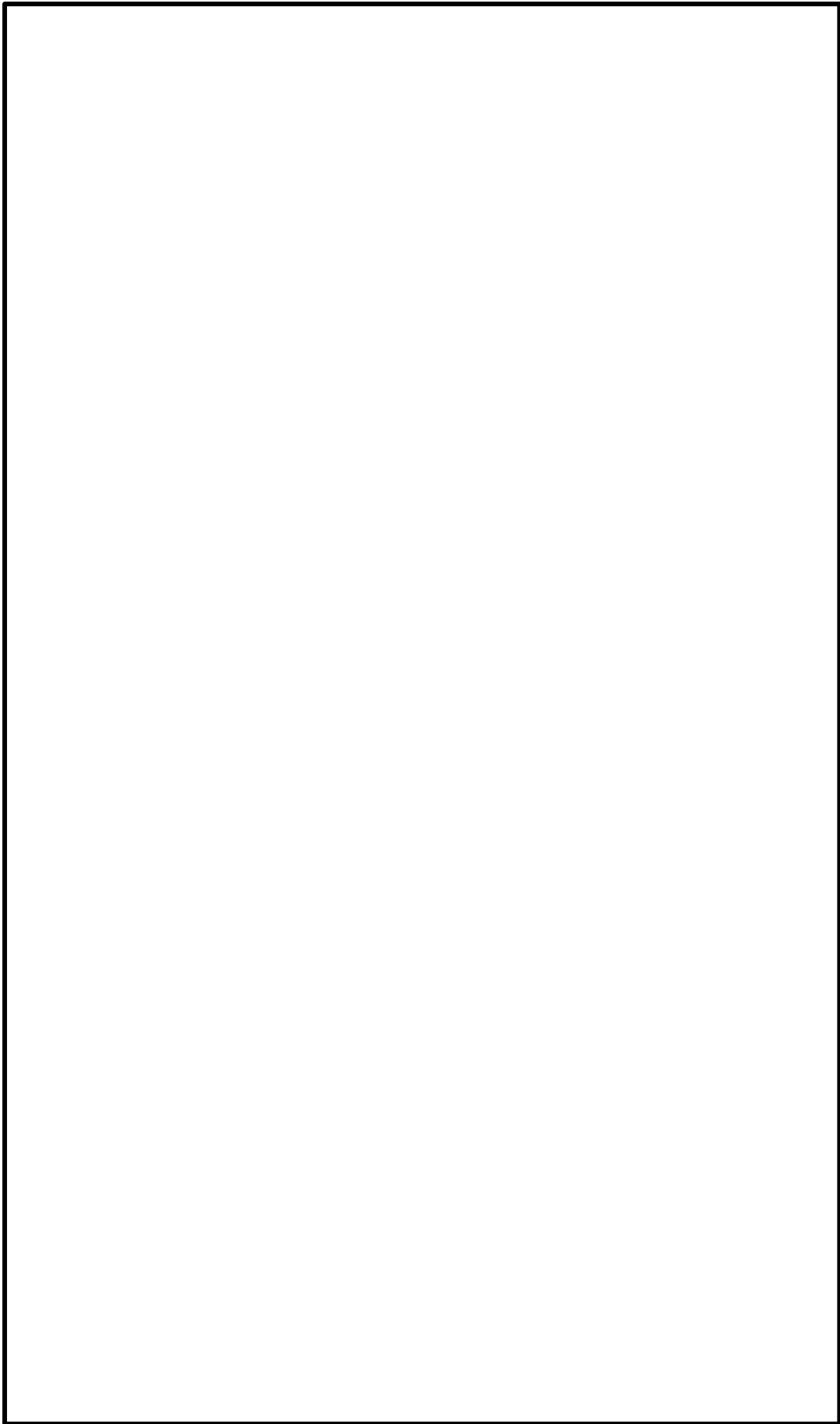


図 4-1 溢水防護区画（原子炉建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

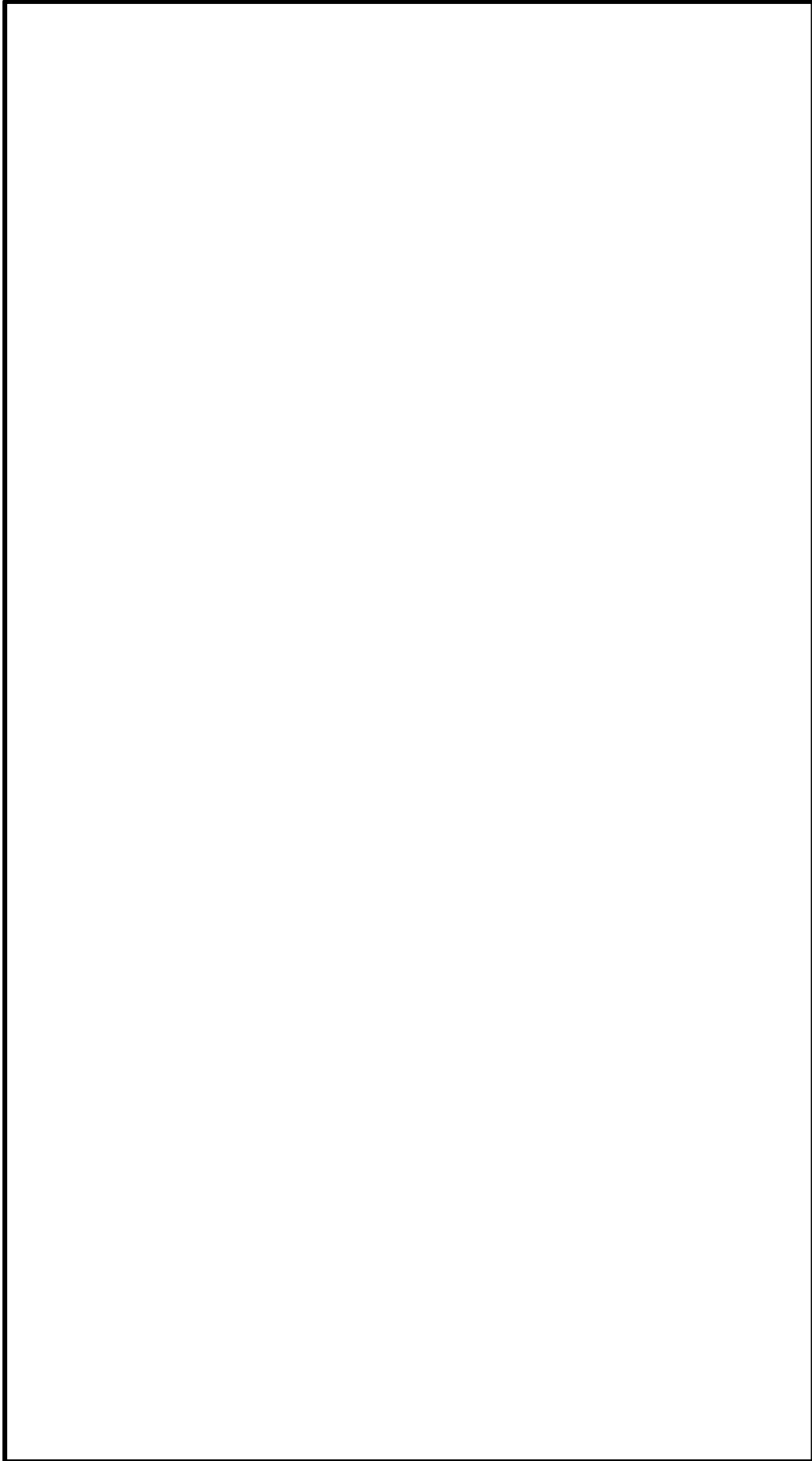


図 4-1 溢水防護区画（原子炉建物 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

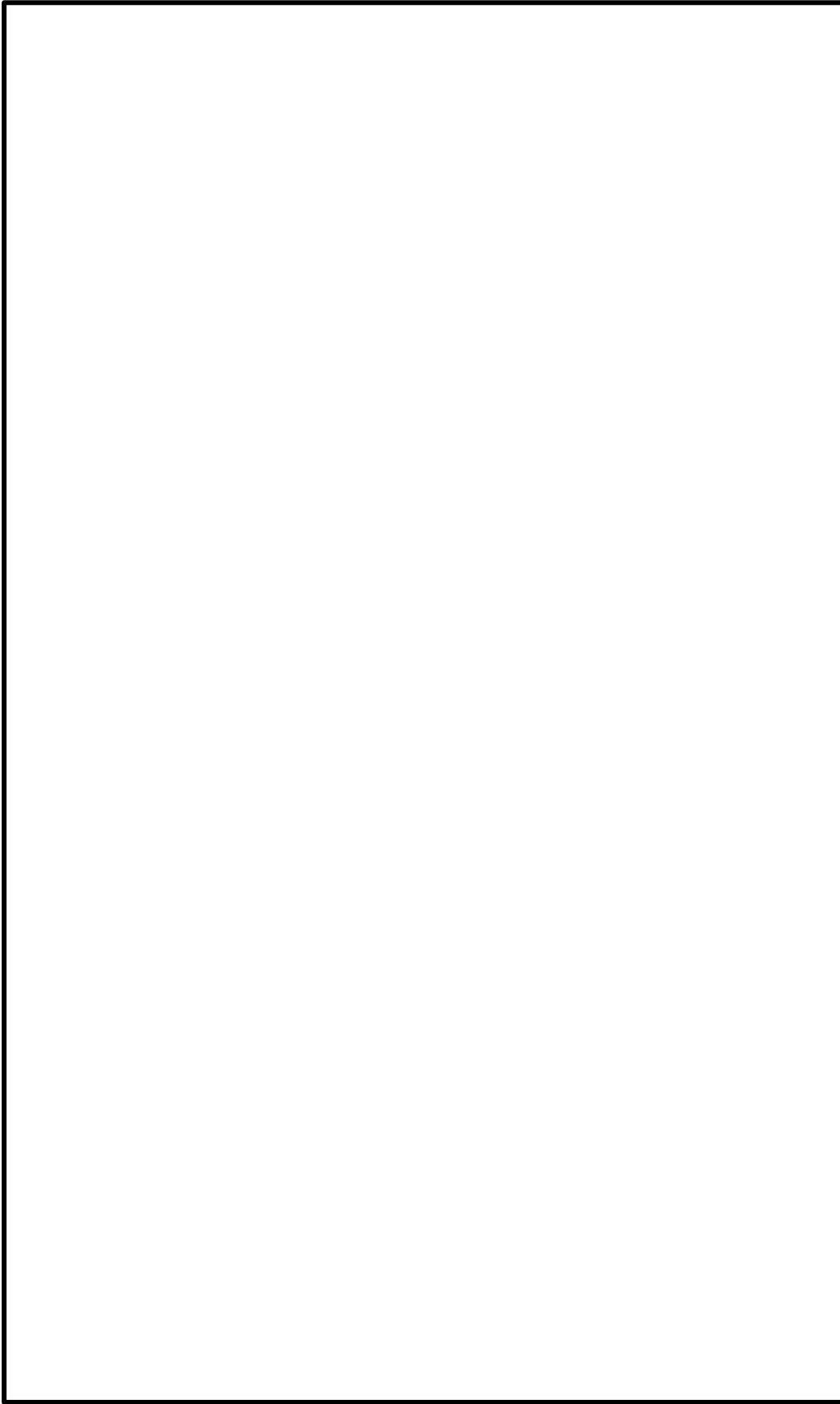


図 4-1 溢水防護区画（原子炉建物中 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

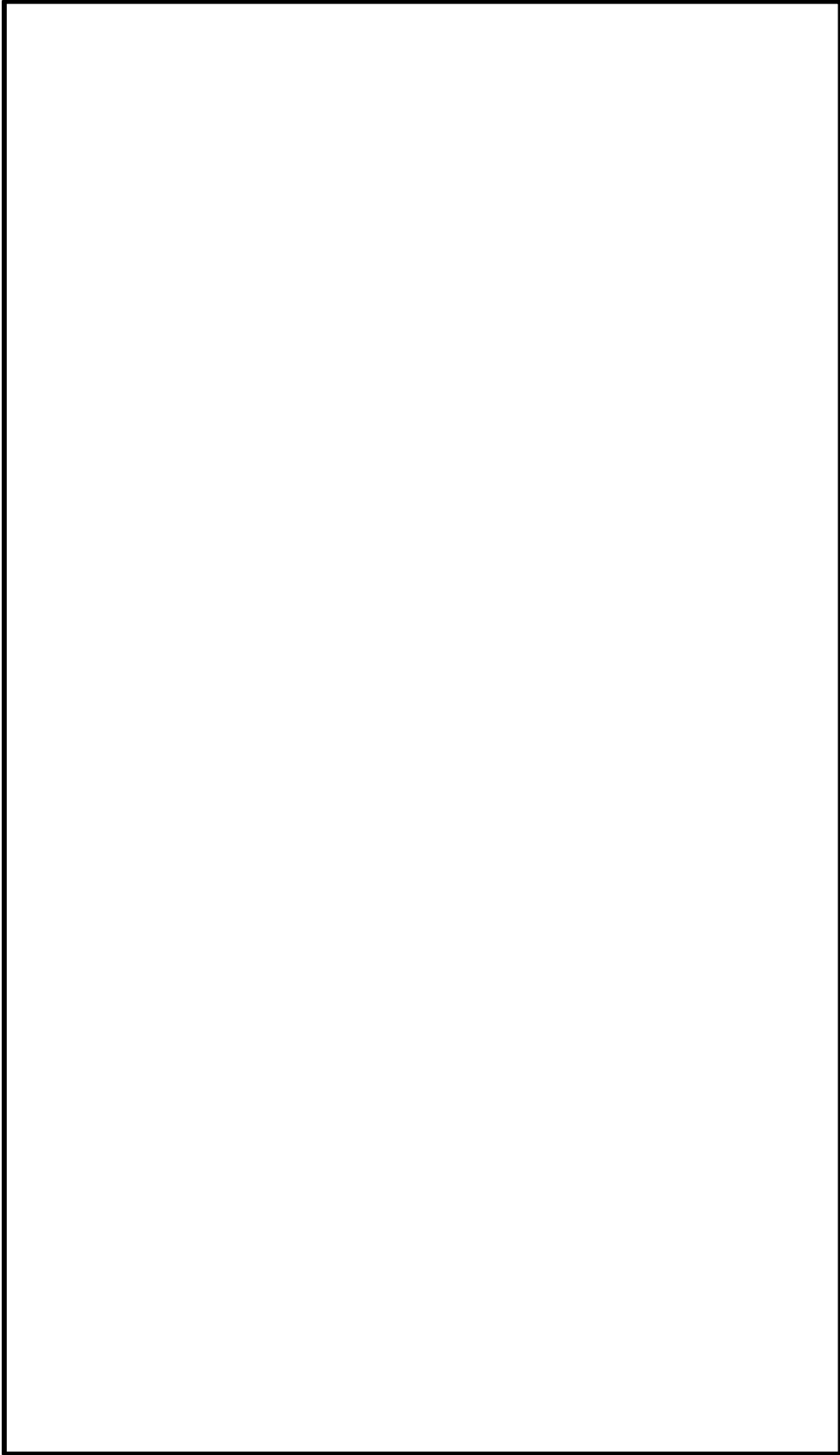


図 4-1 溢水防護区画（原子炉建物 3 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

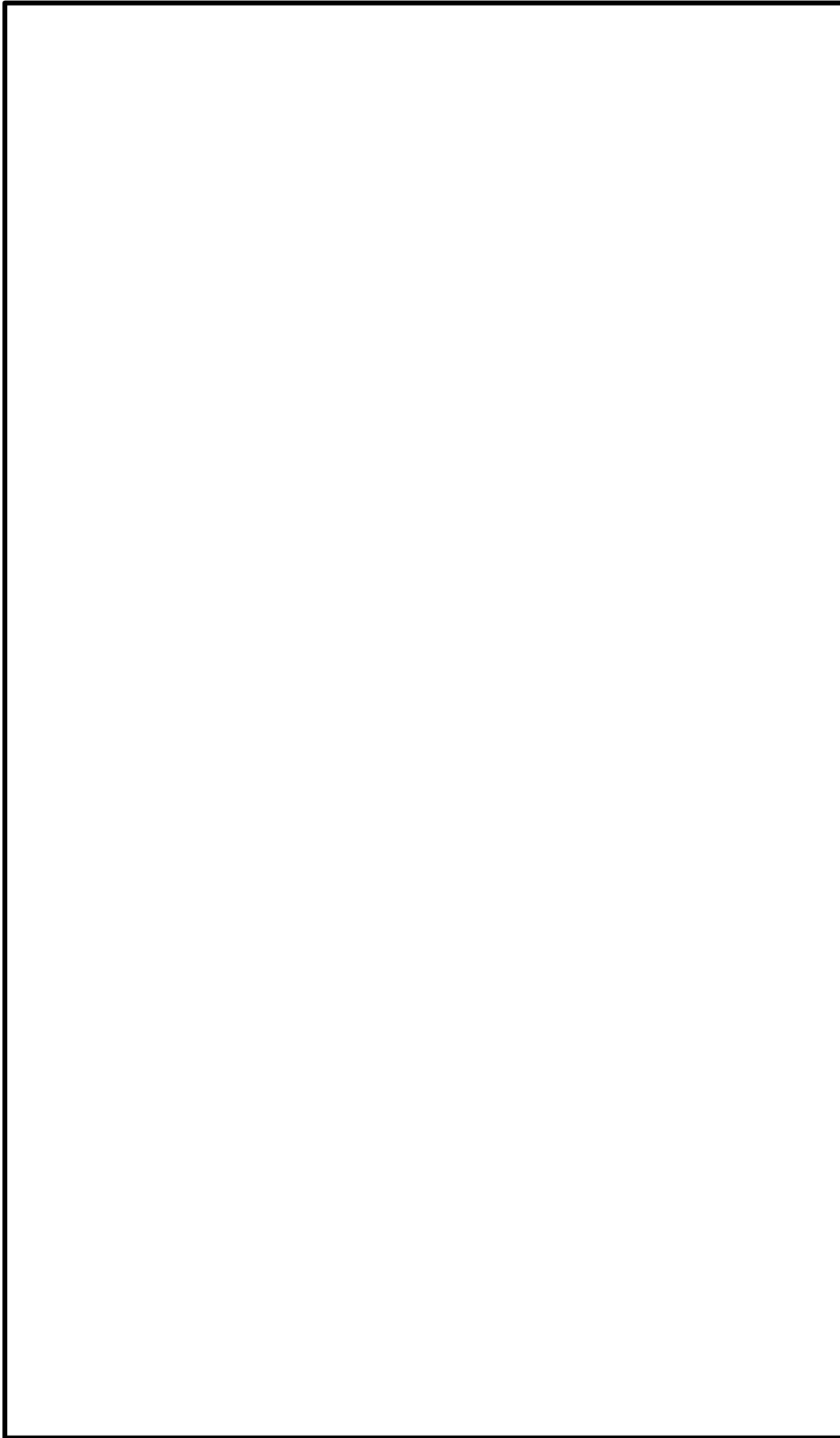


図 4-1 溢水防護区画 (原子炉建物 4 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

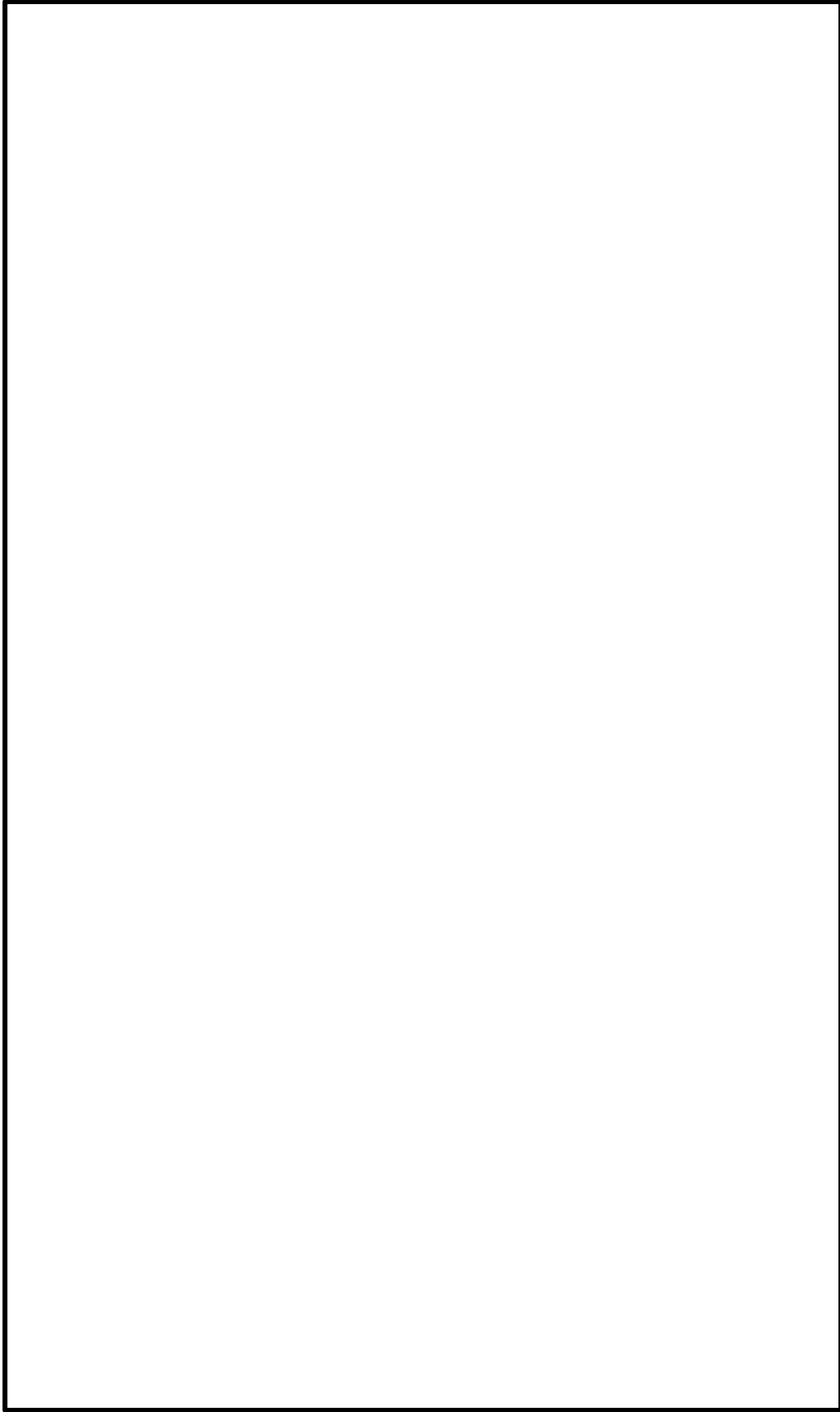


図 4-1 溢水防護区画（廃棄物処理建物地下 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

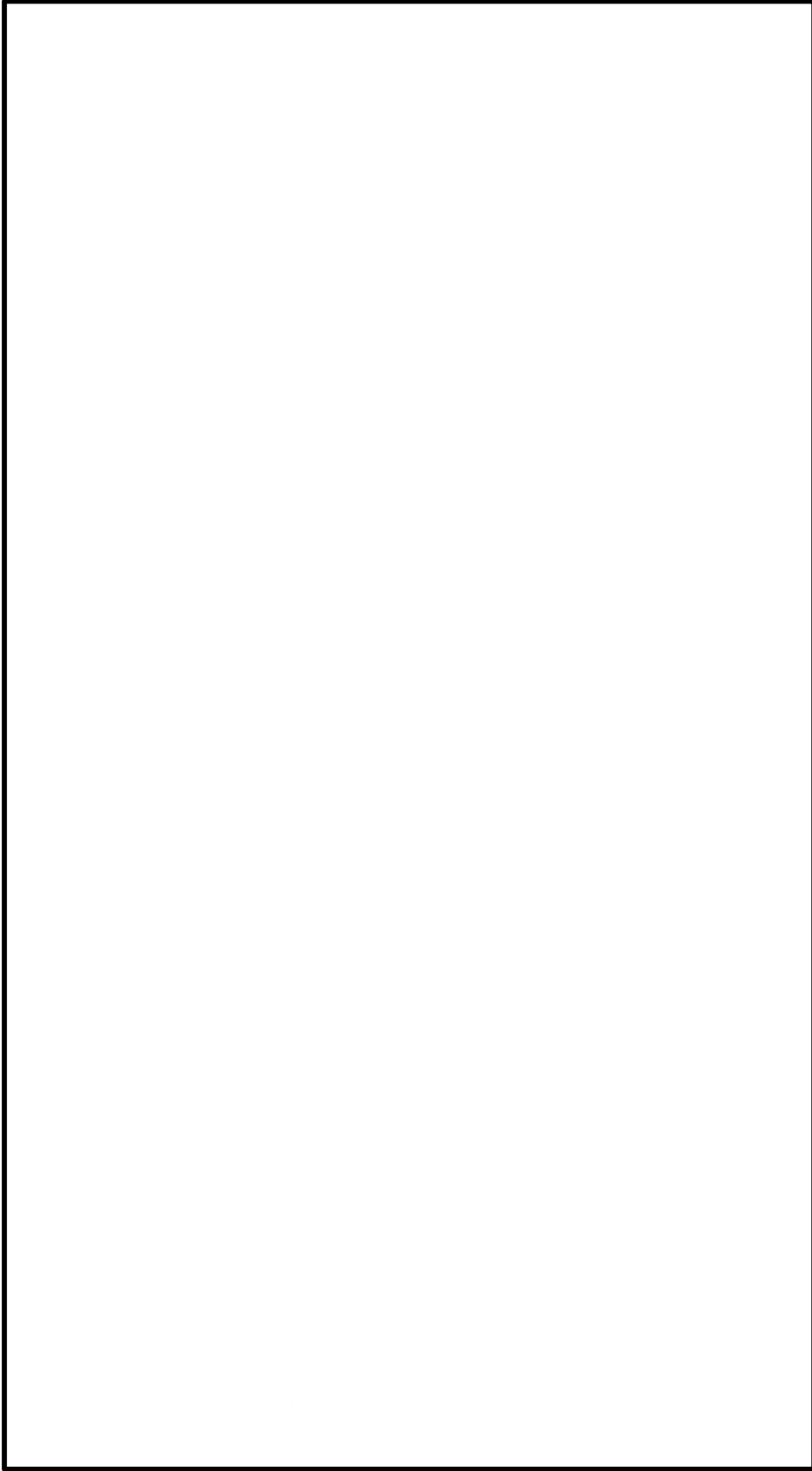


図 4-1 溢水防護区画（廃棄物処理建物地下 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

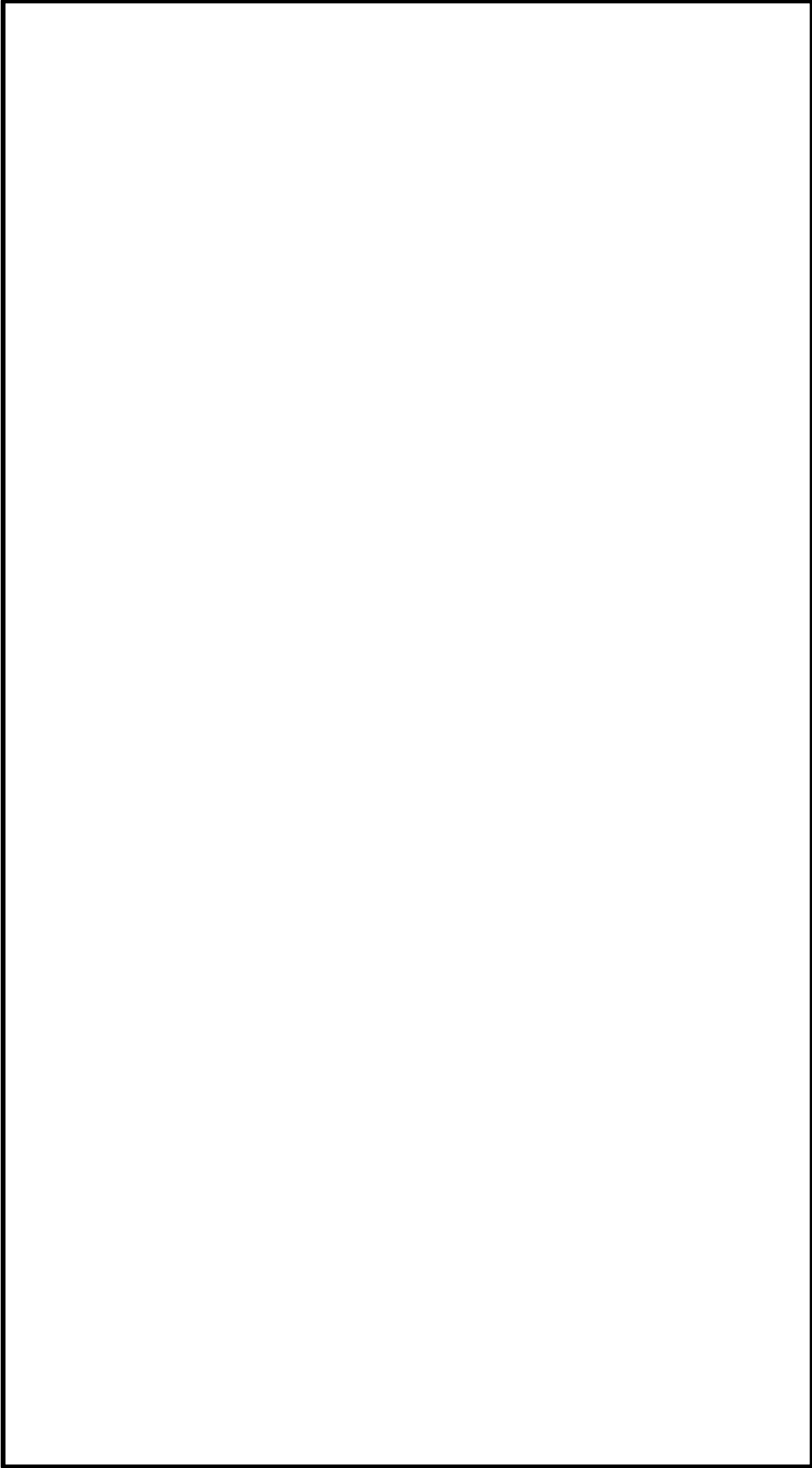


図 4-1 溢水防護区画（廃棄物処理建物地下中 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

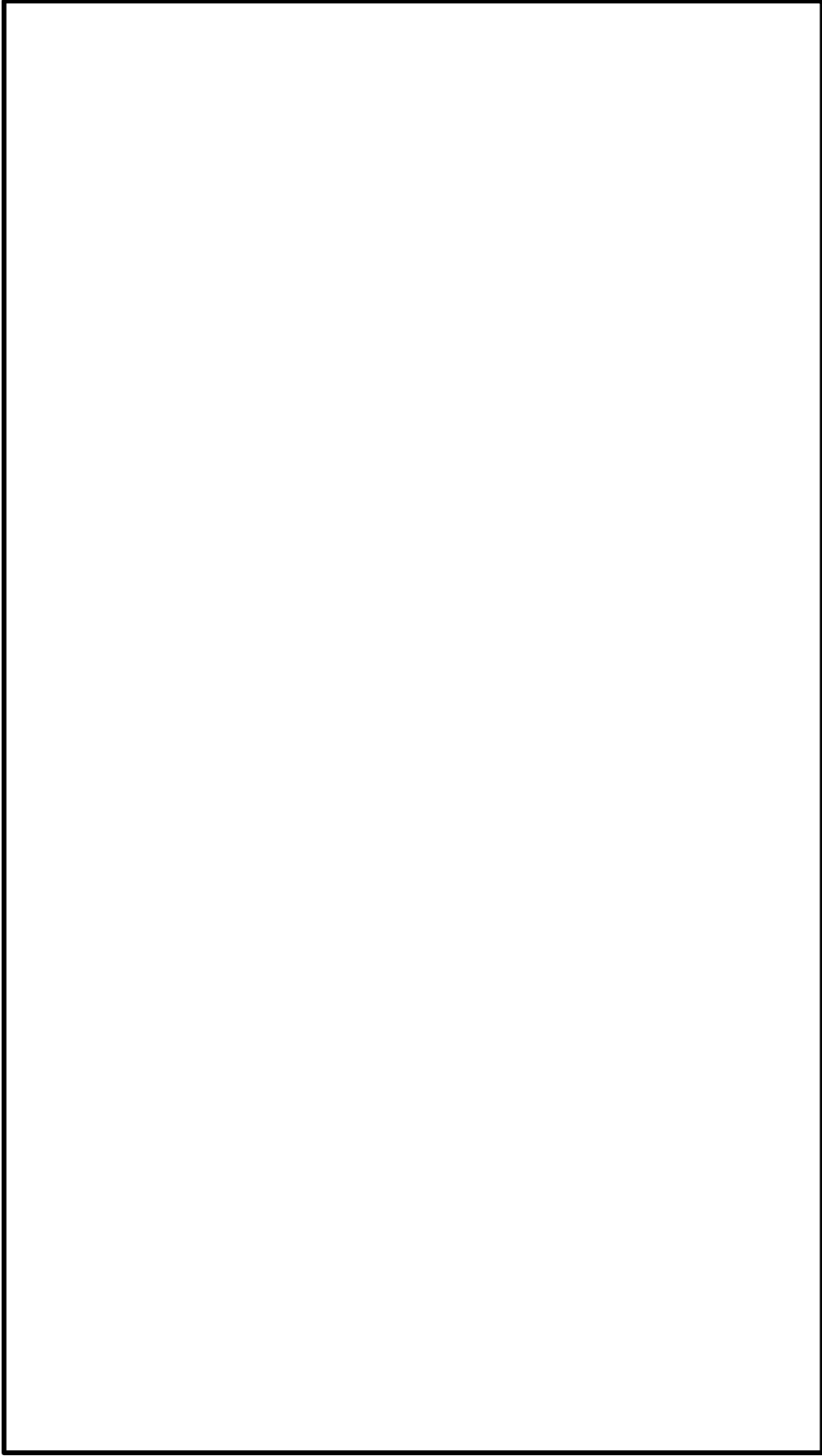


図 4-1 溢水防護区画（廃棄物処理建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

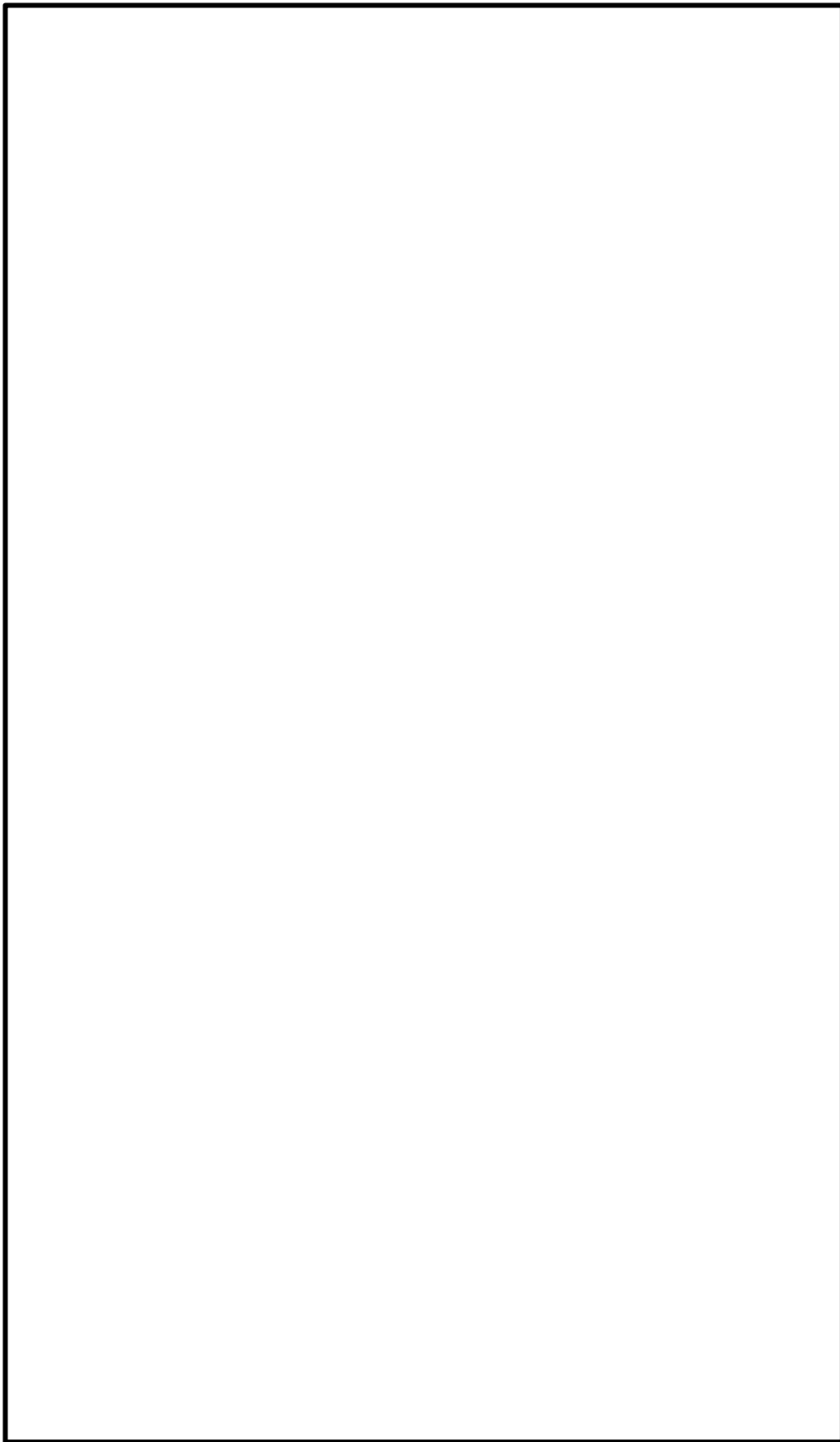


図 4-1 溢水防護区画（廃棄物処理建物 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

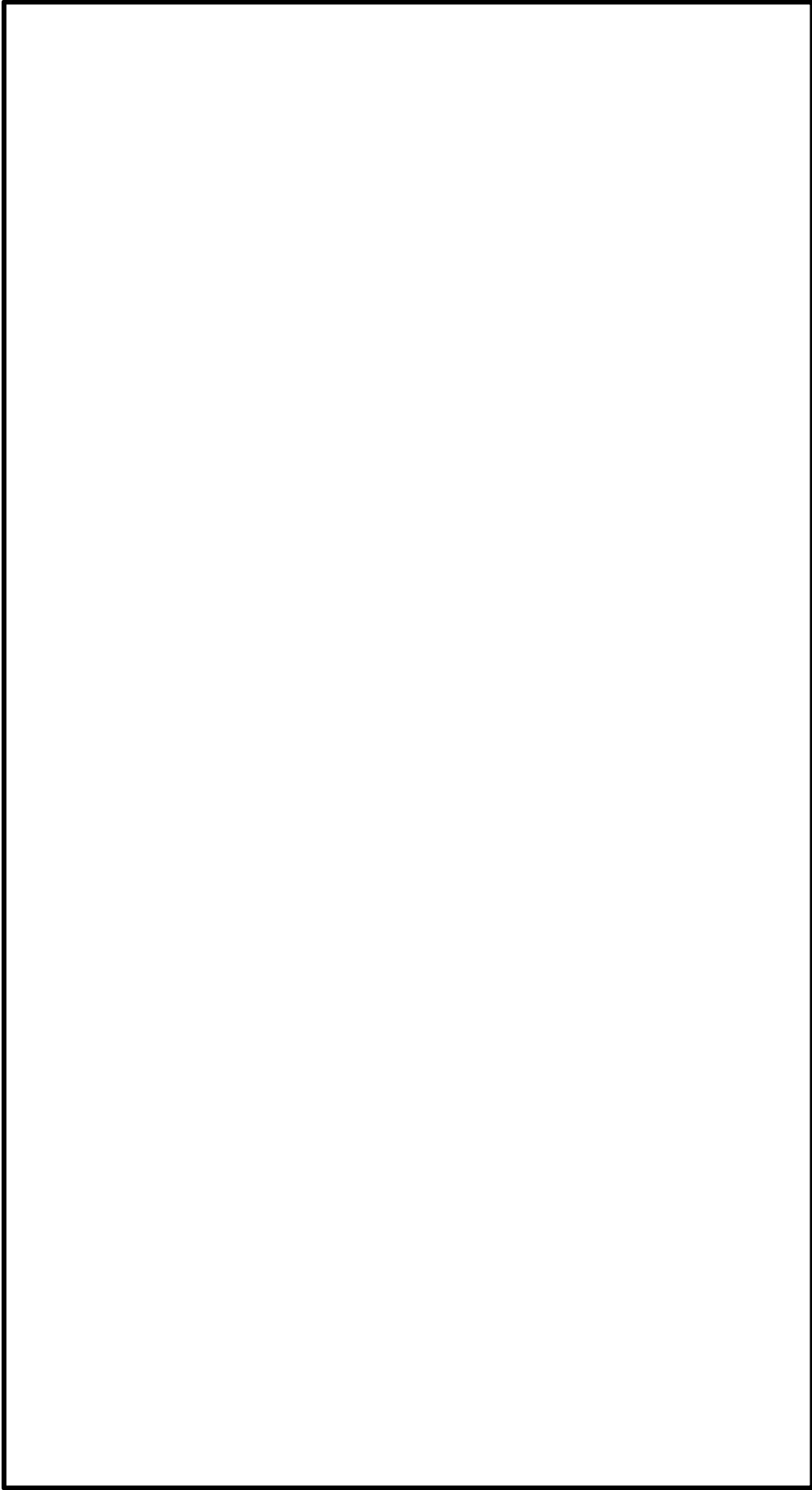


図 4-1 溢水防護区画（廃棄物処理建物 3 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

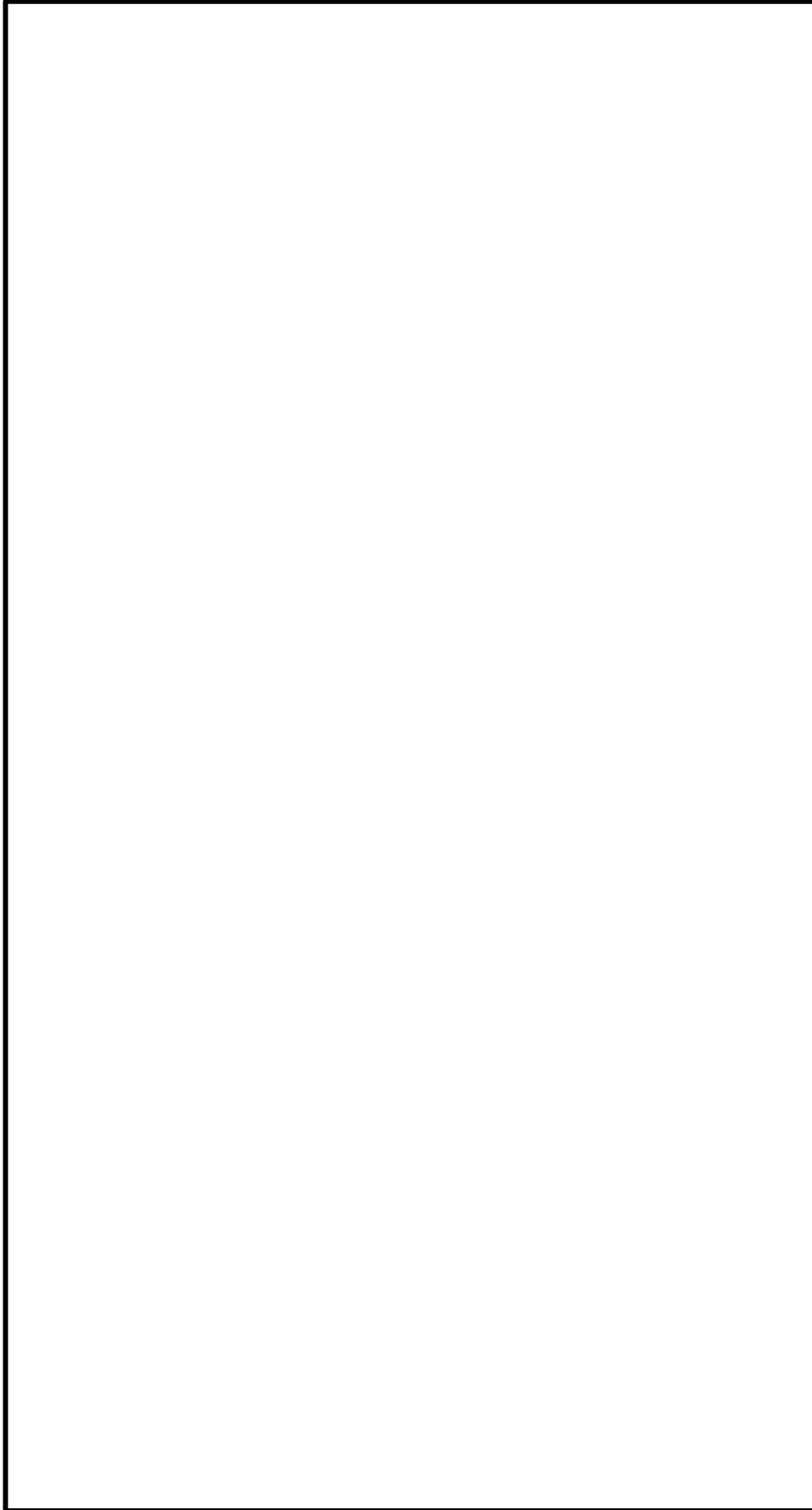


図 4-1 溢水防護区画（廃棄物処理建物 4 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

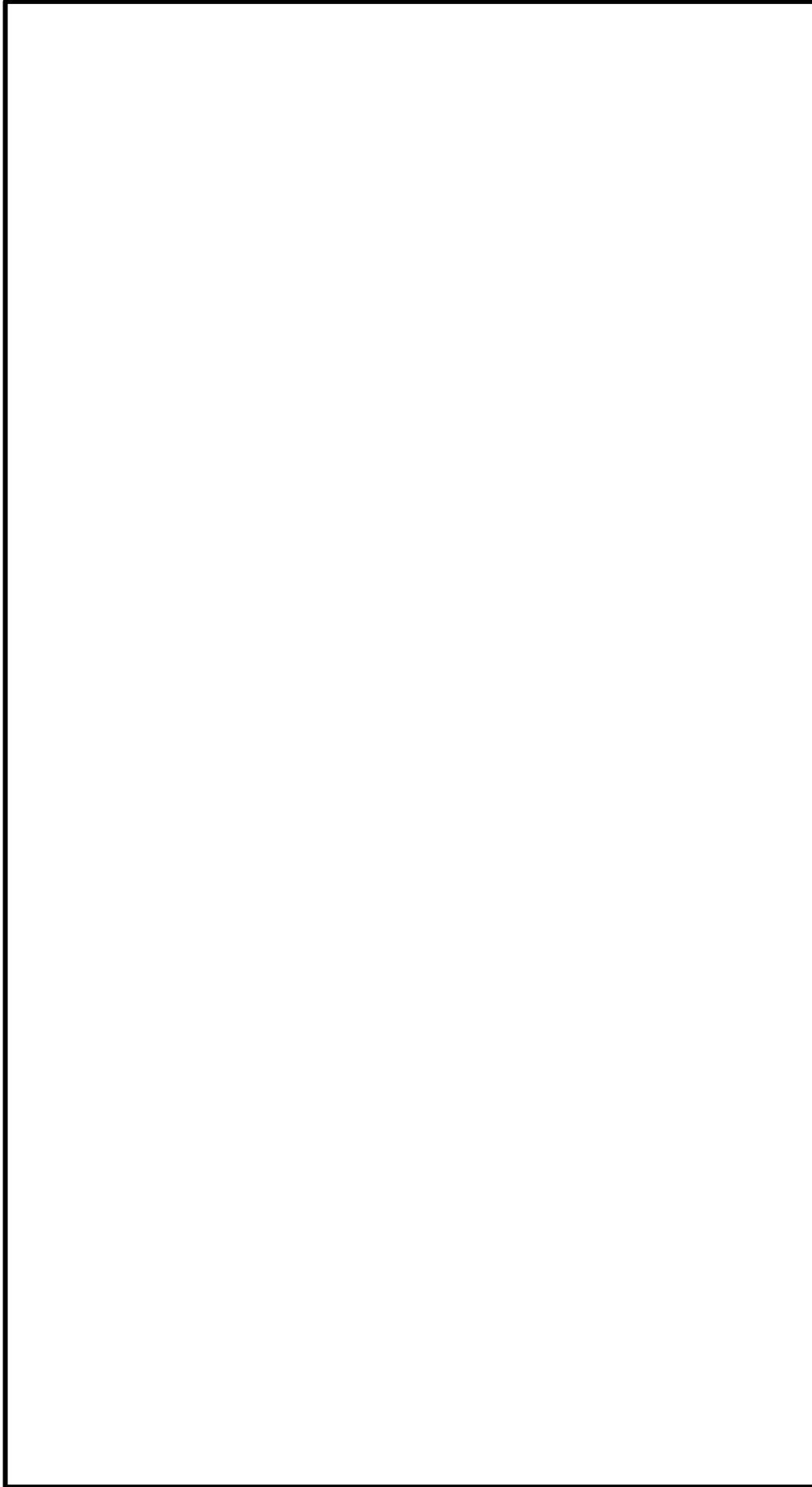


図 4-1 溢水防護区画（廃棄物処理建物 5 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

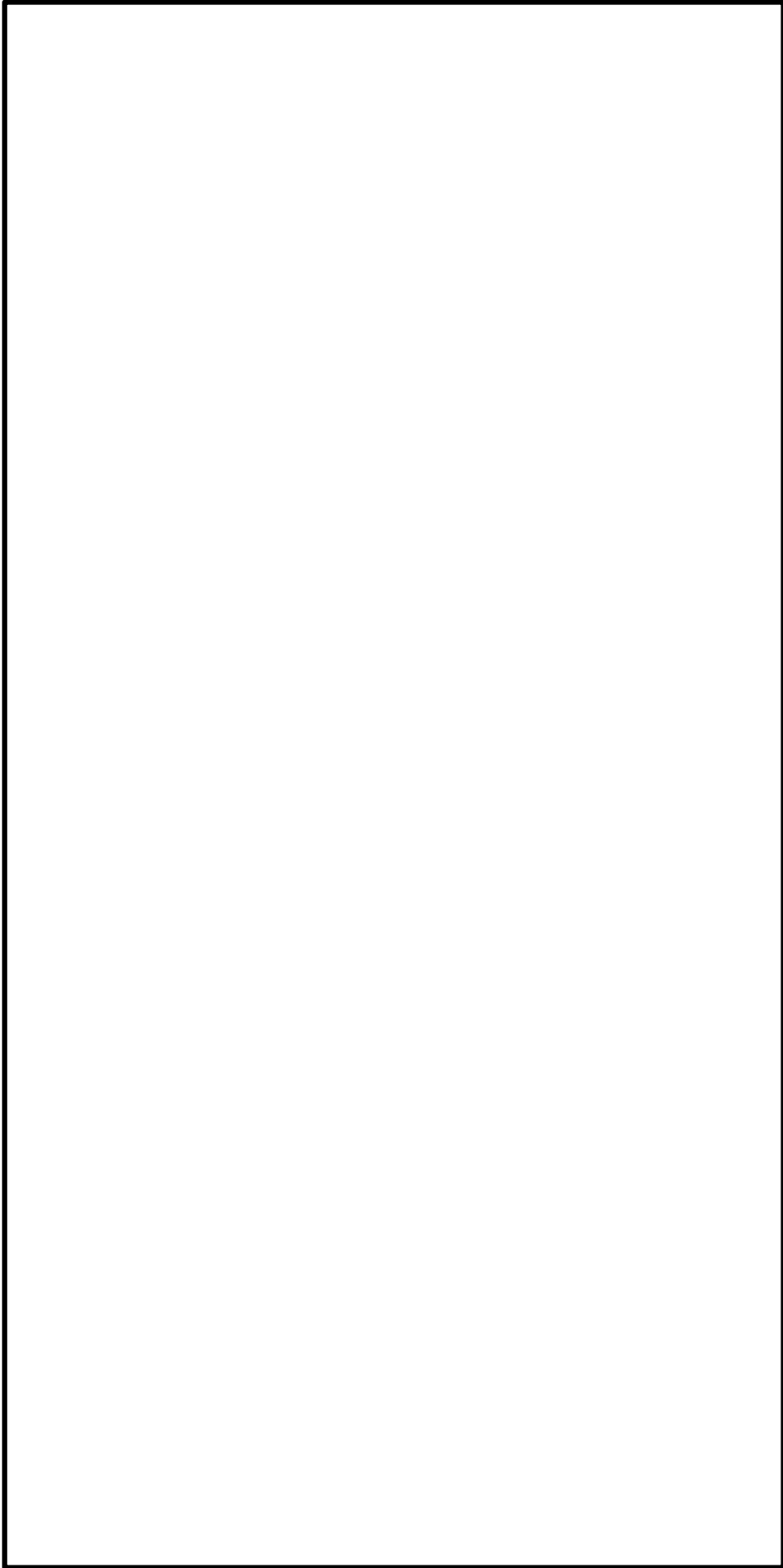


図 4-1 溢水防護区画（制御室建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

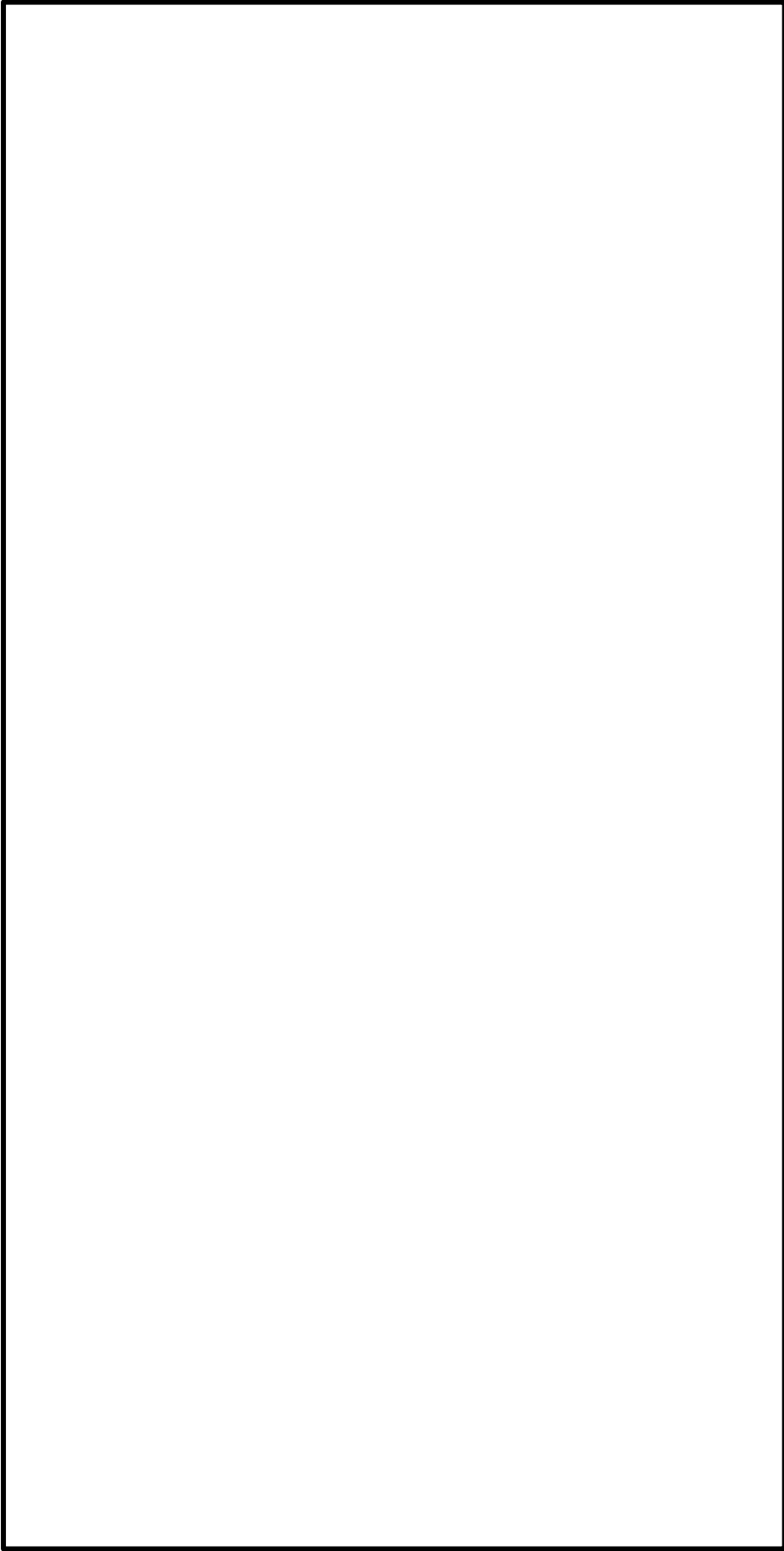


図 4-1 溢水防護区画（制御室建物中 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

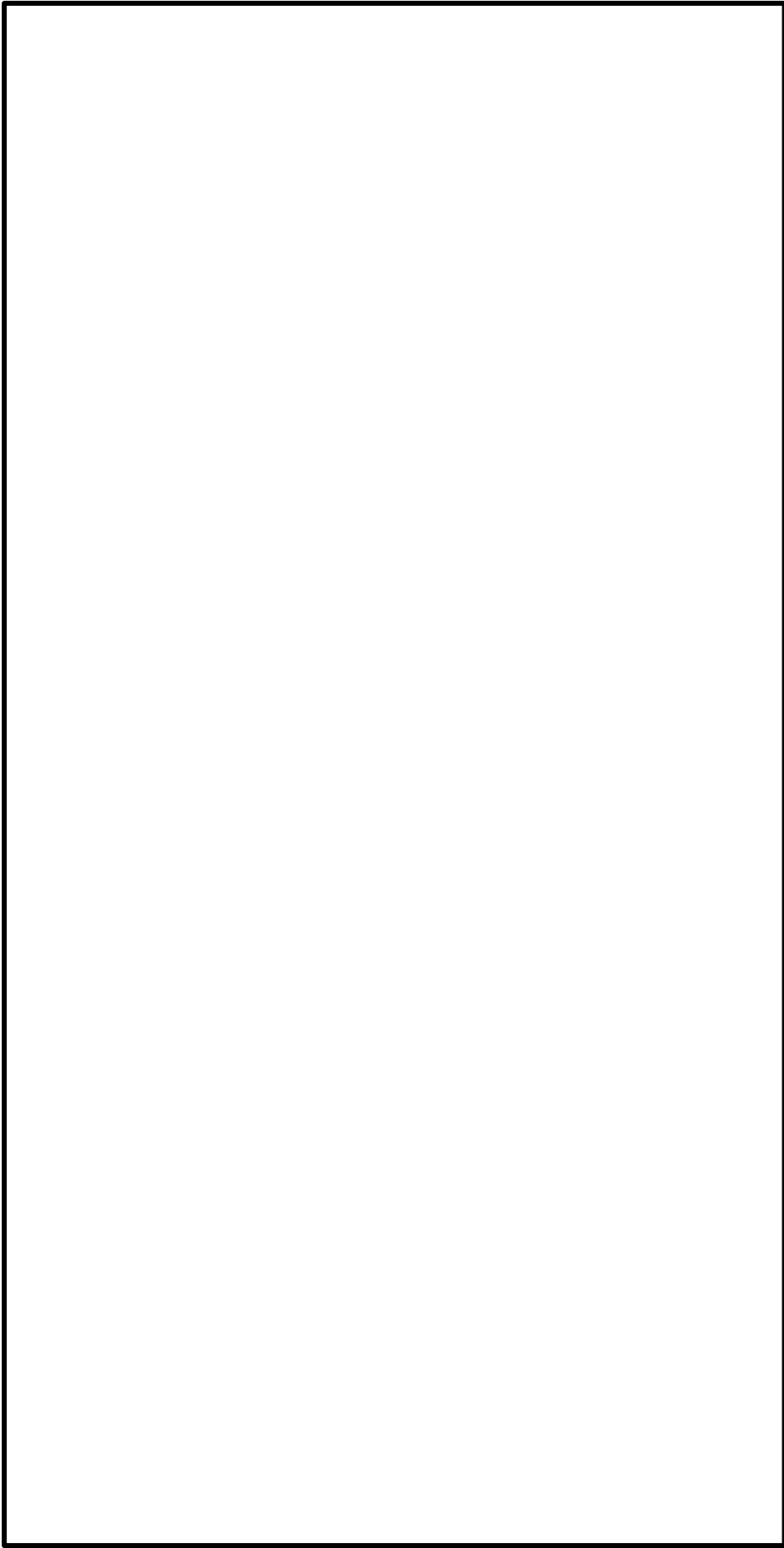


図 4-1 溢水防護区画（制御室建物 2 階）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

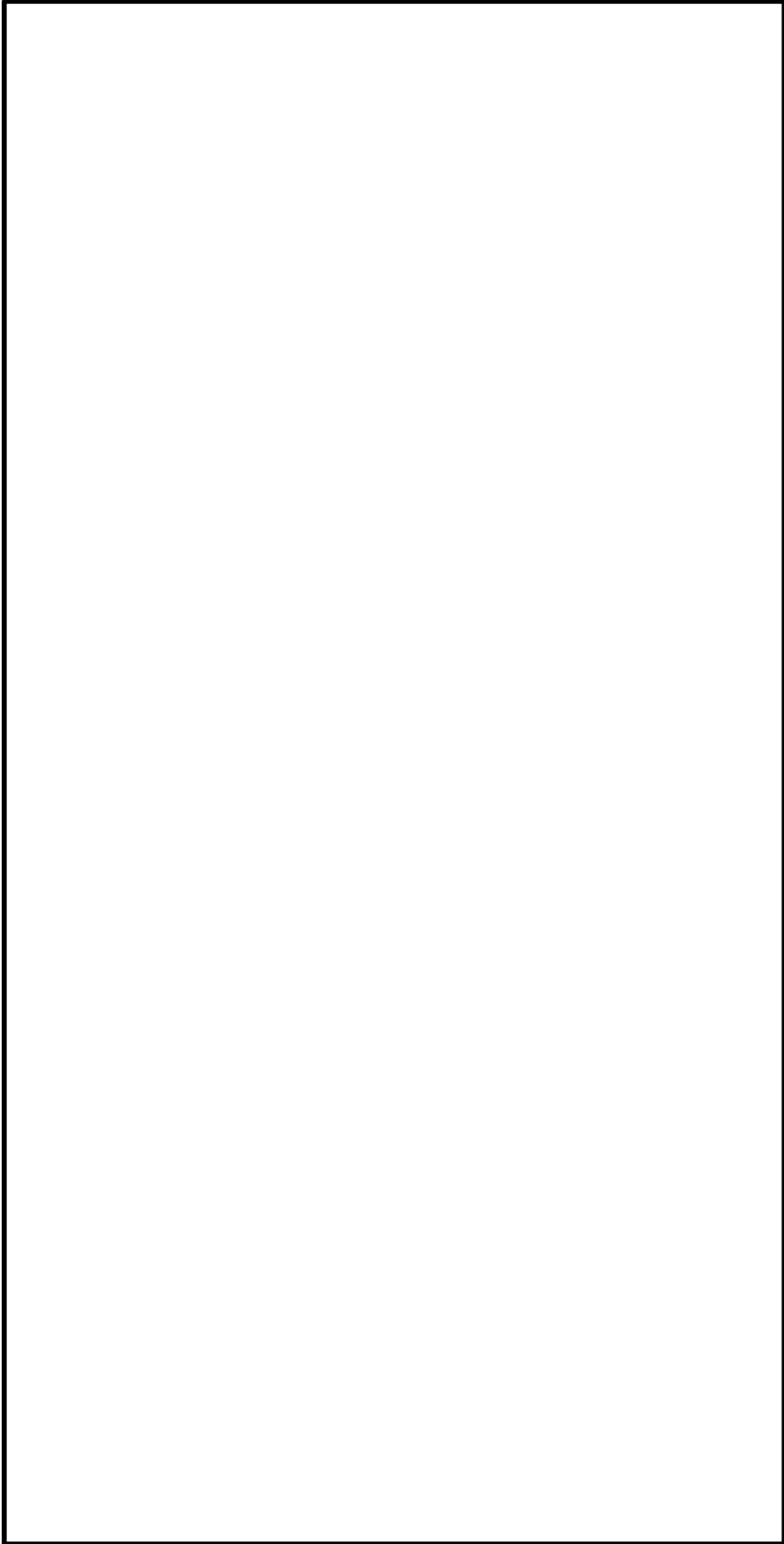


図 4-1 溢水防護区画（制御室建物 3 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

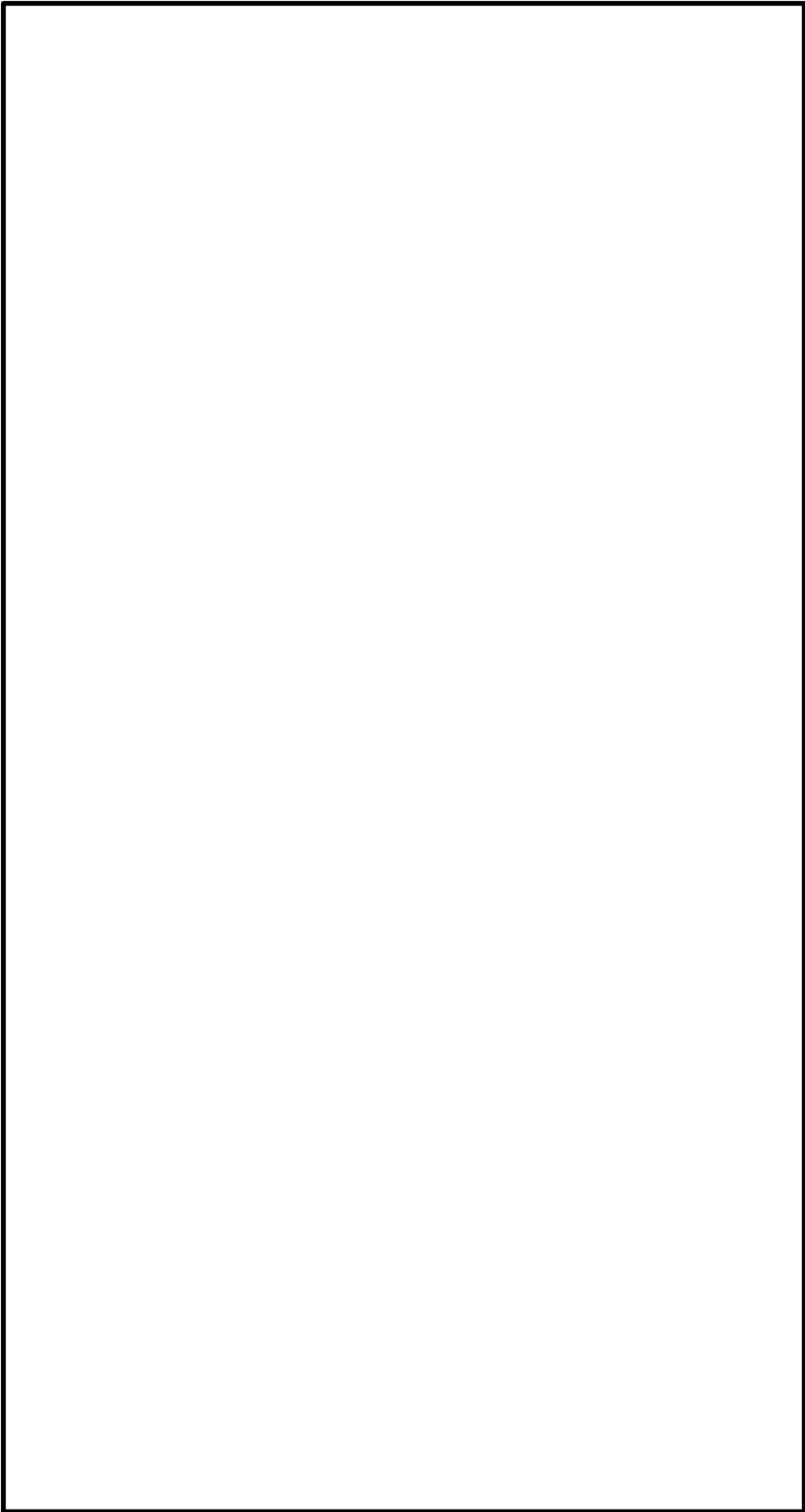


図 4-1 溢水防護区画（制御室建物 4 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

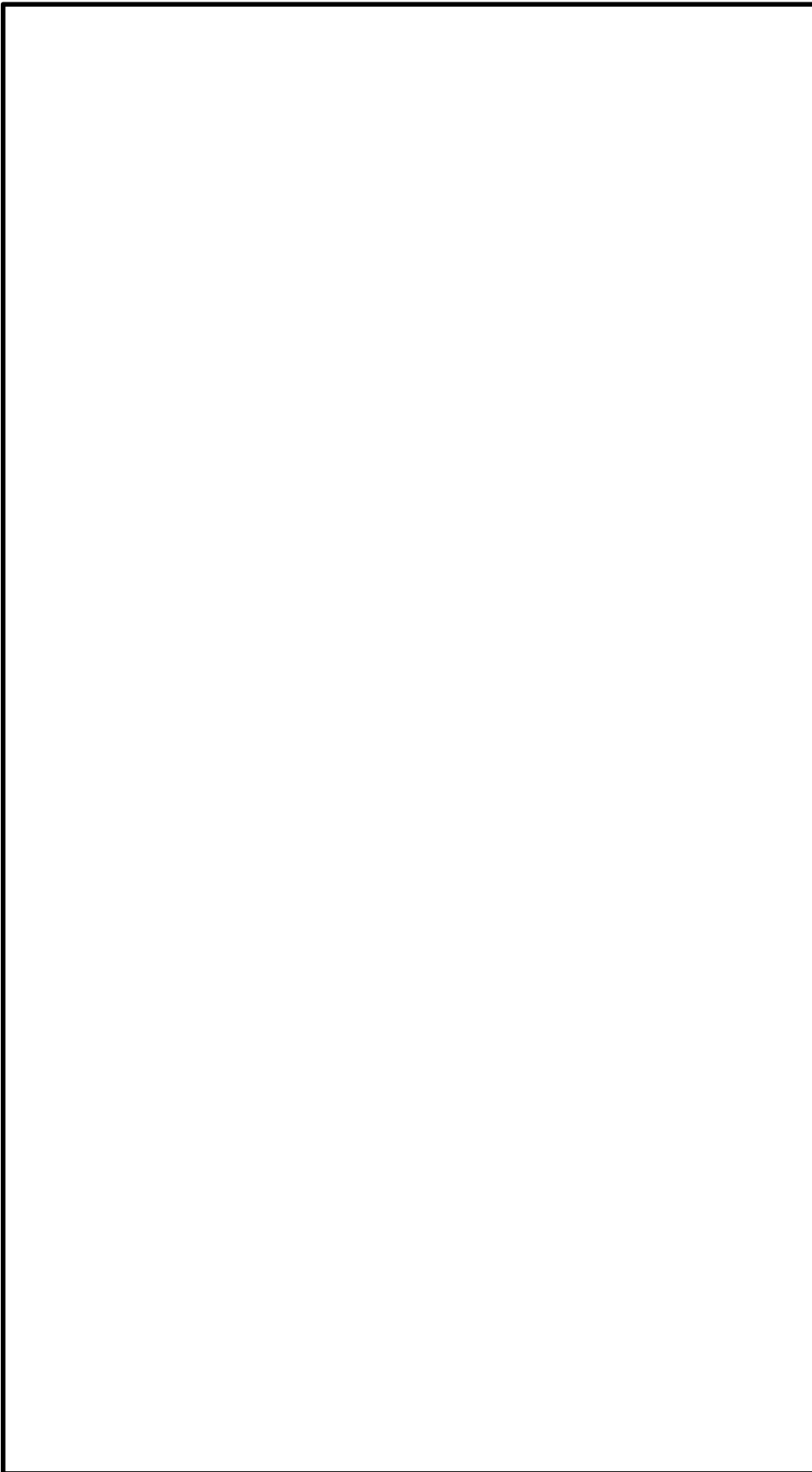


図 4-1 溢水防護区画（取水槽）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

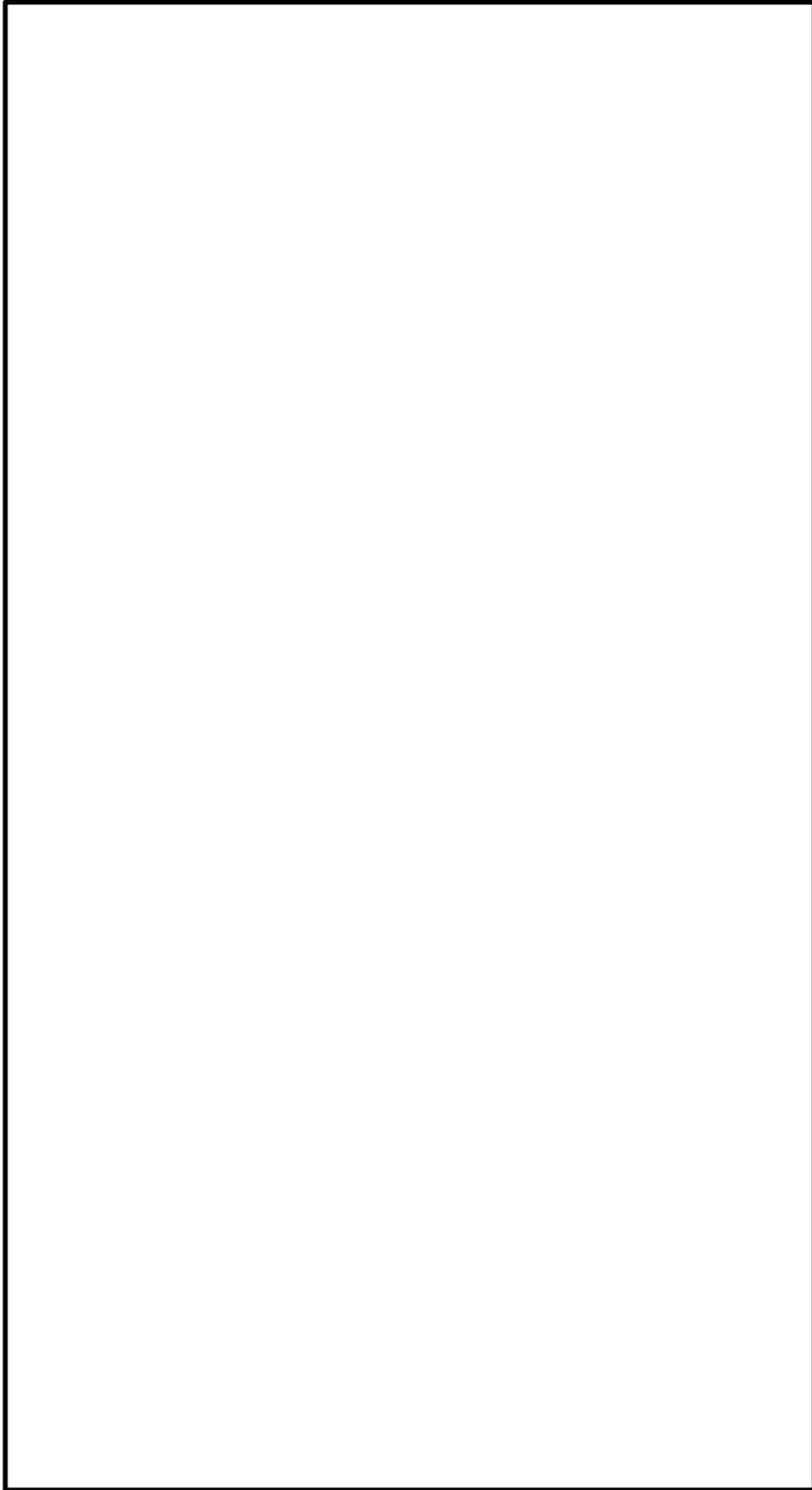


図 4-1 溢水防護区画（排気筒エリア）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

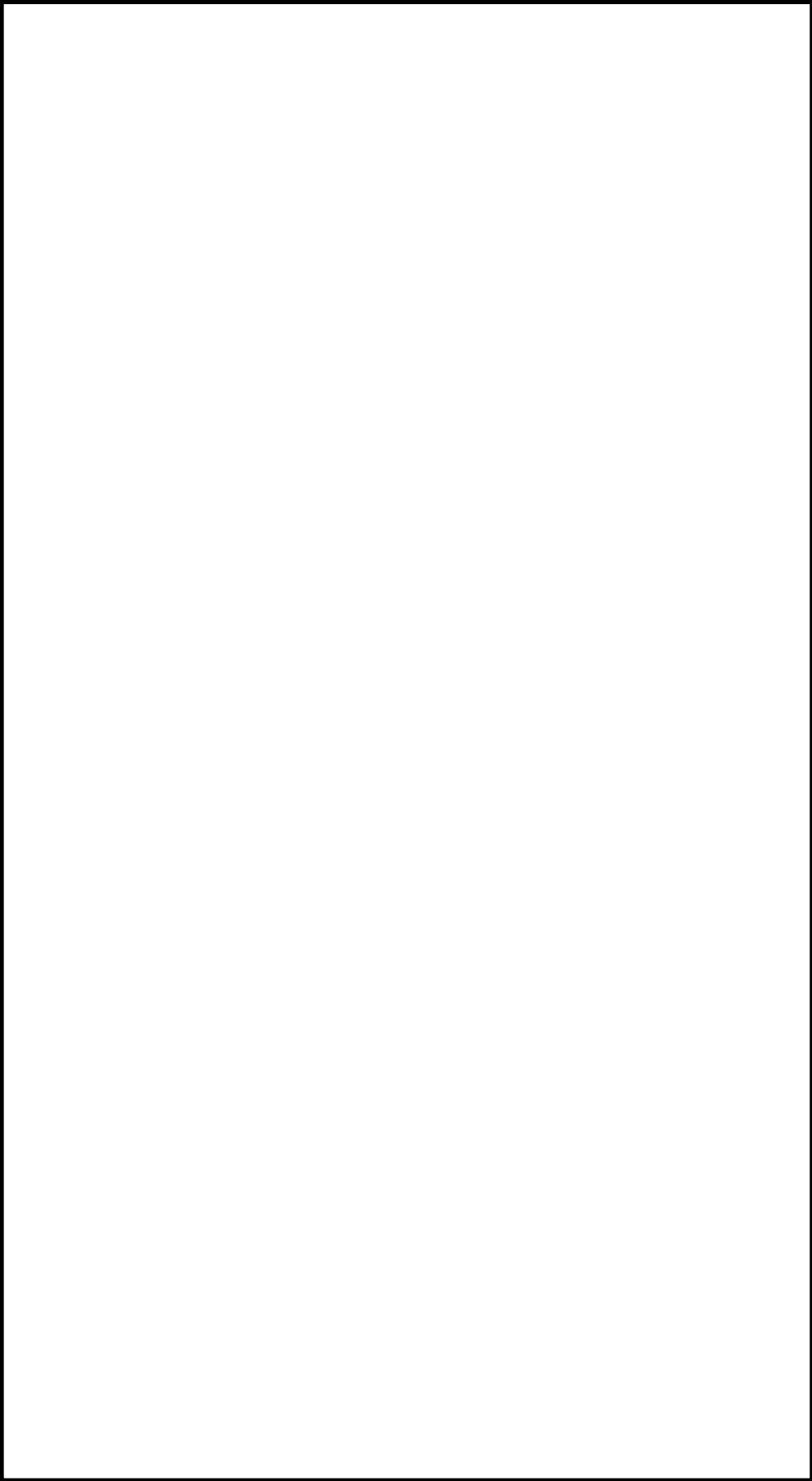


図 4-1 溢水防護区画(B-デューゼル燃料貯蔵タンク格納槽)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.3 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(溢水防護対象設備が存在しない区画又は通路)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の有無を踏まえ、溢水経路モデルとして整理する。

4.3.1 溢水経路モデルの設定

各区画の壁、床及び天井面について、施工図面等及び現場調査により、溢水の伝播経路となり得る開口部や貫通部等を抽出し、各伝播経路の位置情報を整理する。これら伝播経路による各区画間の接続状況、これらに対する溢水防護措置の有無を踏まえ、溢水経路モデルを設定する。ここで、溢水経路を構成する開口部や貫通部に対する溢水防護措置は、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、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。この水密扉の閉止運用に関しては、運用管理が必要となる事項である(別添2参照)。

溢水防護対象設備を内包する建物等の溢水伝播経路概念図を図4-2に示す。ここでは、火災防護対策等として新たに実施した措置について止水性等を適切に考慮し伝播経路を設定する。

なお、扉の水密化、壁貫通部への止水措置、天井や床面開口部及び貫通部への止水措置等の溢水防護措置については、添付資料4を参照のこと。

また、定期事業者検査作業に伴う溢水防護対象設備の不待機や扉の開放等、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は、重大事故等対処施設の利用も含めた現実的な対応も考慮し、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(別添2参照)。

プラント停止中のスロッシングの発生時における溢水影響については、詳細を補足説明資料20,29に示す。なお、プラント停止時におけるハッチの運用面での対応、堰の設置等については、運用管理が必要となる事項である。(別添2参照)。

4.3.2 溢水経路の評価上の考慮

4.3.1にて調査した伝播経路について、溢水の伝播評価を行う際に、評価の対象となる区画(溢水発生源となる区画及び溢水の伝播経路に含まれる区画)における溢水水位が高くなるよう、評価対象区画毎に流出・流入に関する条件を設定する。具体的な条件を以下に示す。

- ① 評価対象区画において溢水が発生、又は他区画から流入した場合、評価上のステップとして仮想的に当該区画からの排水は考慮せず、区画内に全量滞留するものとする。

② ある評価対象区画から他の区画への伝播経路が存在する場合、溢水経路間の伝播量は、壁貫通部等を除き、上流側からの溢水量全量として評価する。壁貫通部等については、壁貫通部等より上方に滞留する溢水量の全量が伝播するものとして評価する。

③ 評価対象区画から他の区画への伝播経路が複数存在する場合、仮想的に同時に二つ以上の区画へは伝播しないものとして、それぞれの区画への伝播を個別に考慮する。

ただし、評価対象区画からの流出が定量的に確認できる以下の伝播経路については、その効果を考慮している。

(a) 機器搬出入ハッチ等の大開口部

機器搬出入ハッチの大開口部や定量的な排出が期待できる開口が存在する場合は、ここからの排水を考慮しても良いこととする。この際の開口部からの排出流量は、水路幅や堰高さ等を用いて算出する。

なお、開口部周囲に堰や壁等の排水を阻害する要因が存在する場合は、それを考慮することとする（補足説明資料4参照）。

(b) 床ドレン

評価区画内に閉止されていない床ドレン系の目皿が2つ以上存在し、定量的に排水が期待できる場合は、排出流量の最も大きい一箇所からの排水は期待できないことを仮定した上で、その他の箇所からの排水を考慮してもよいこととする。

この際の床ドレンからの排出流量 Q は、開口の有効面積と当該区画の水位を用いて以下の式より算出する。

$$Q = A \times C \times \sqrt{2 \times g \times H} \times 3600 \quad [\text{m}^3/\text{h}]$$

Q	: 排出流量	$[\text{m}^3/\text{h}]$
A	: 断面積	$[\text{m}^2]$
C	: 損失係数	$[-]$
g	: 重力加速度	$[\text{m}/\text{s}^2]$
H	: 水頭（当該区画の水位）	$[\text{m}]$

4.3.3 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、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。火災防護対策等として新たに実施した措置について止水性等を適切に考慮する。

表 4-1 に溢水防護対象設備を内包する原子炉建物(二次格納施設及び付属棟)、廃棄物処理建物及び制御室建物の伝播経路に対する気密要求等を示す。なお、

取水槽，排気筒エリア及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽の溢水防護対象区画には蒸気の溢水源はなく，屋外で大気開放であり，蒸気の伝播はない。

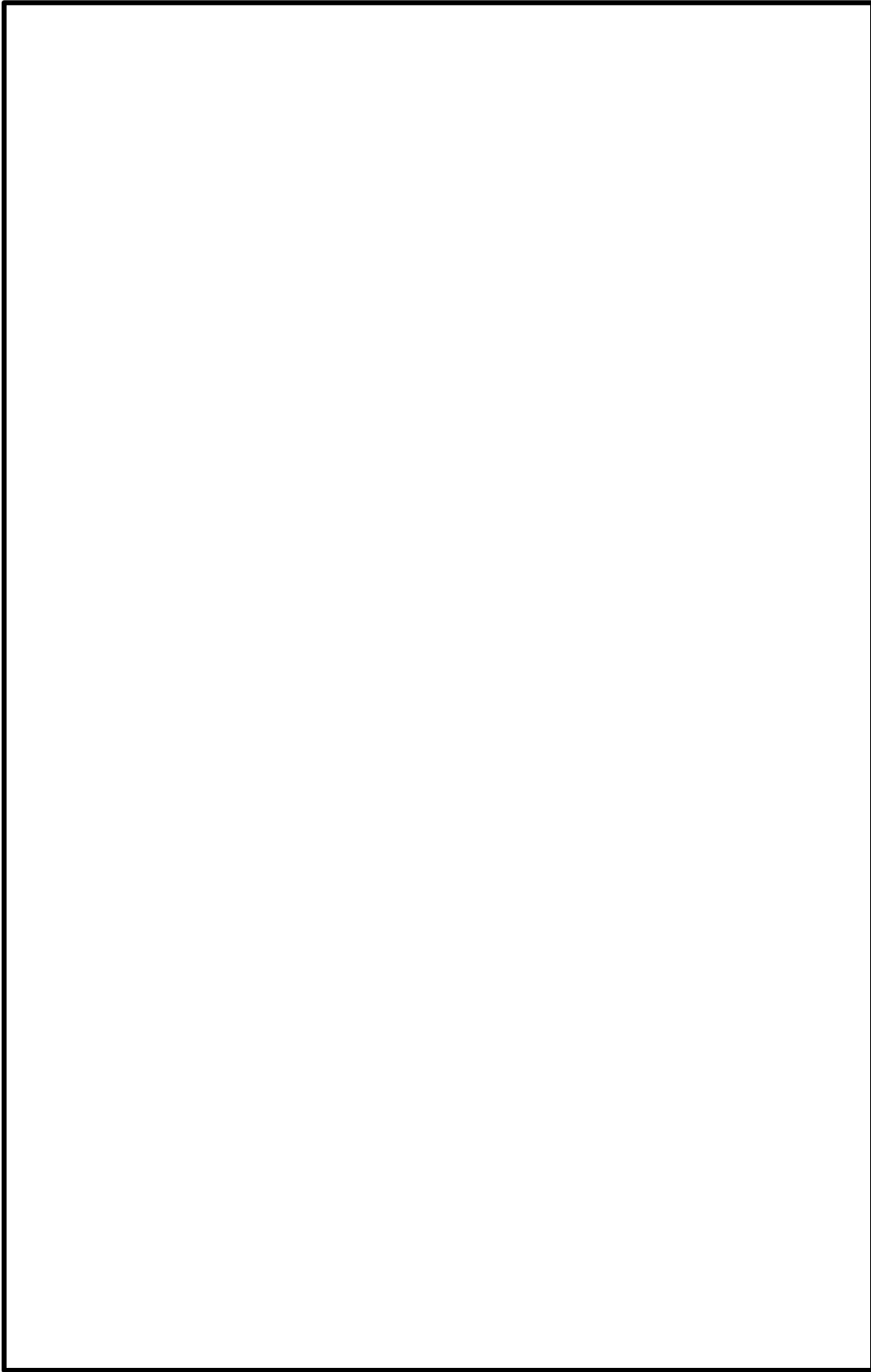


図 4-2 原子炉建物 管理区域 溢水伝播経路概念図 (その 1)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

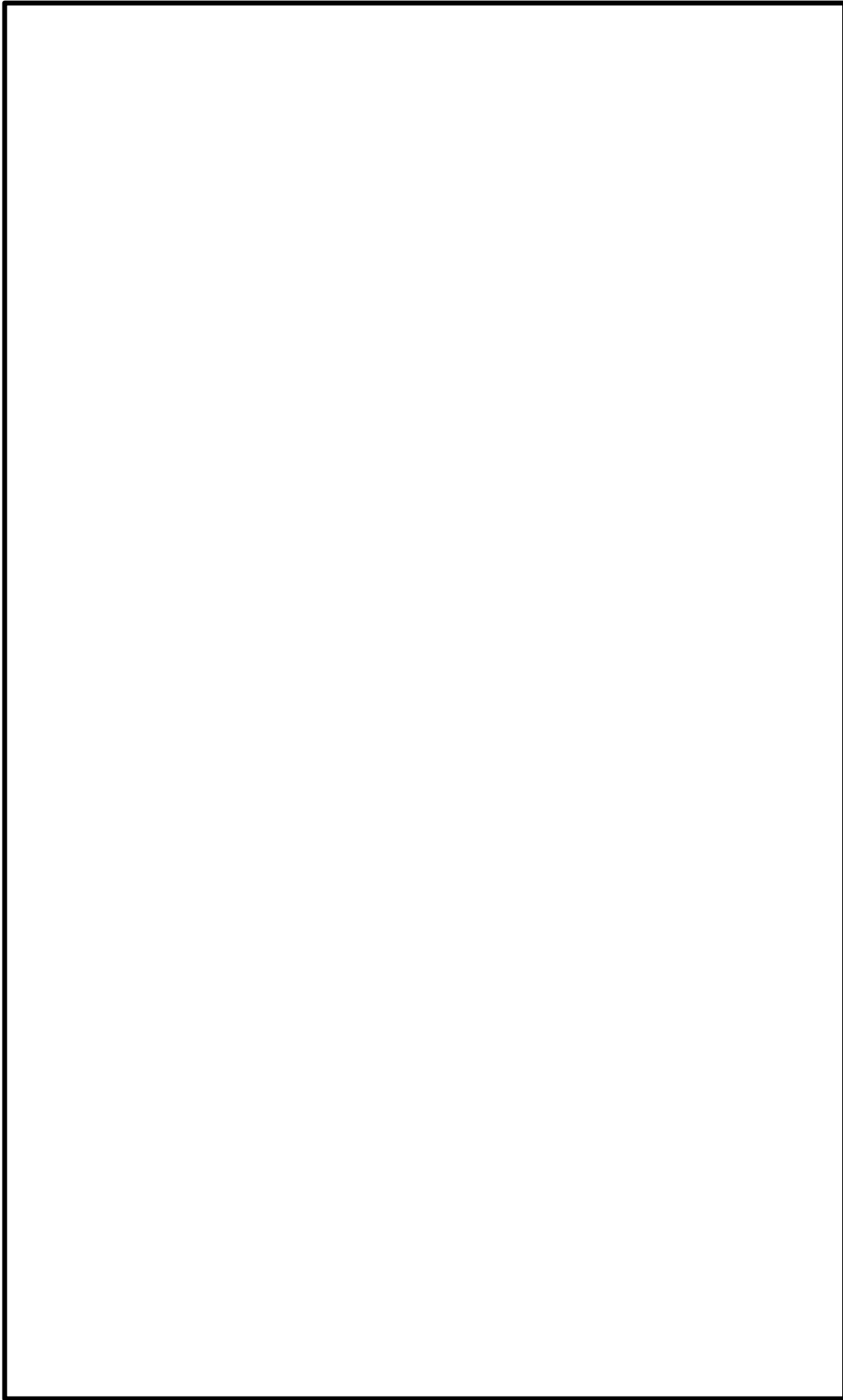


図 4-2 原子炉建物 管理区域 溢水伝播経路概念図 (その 2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

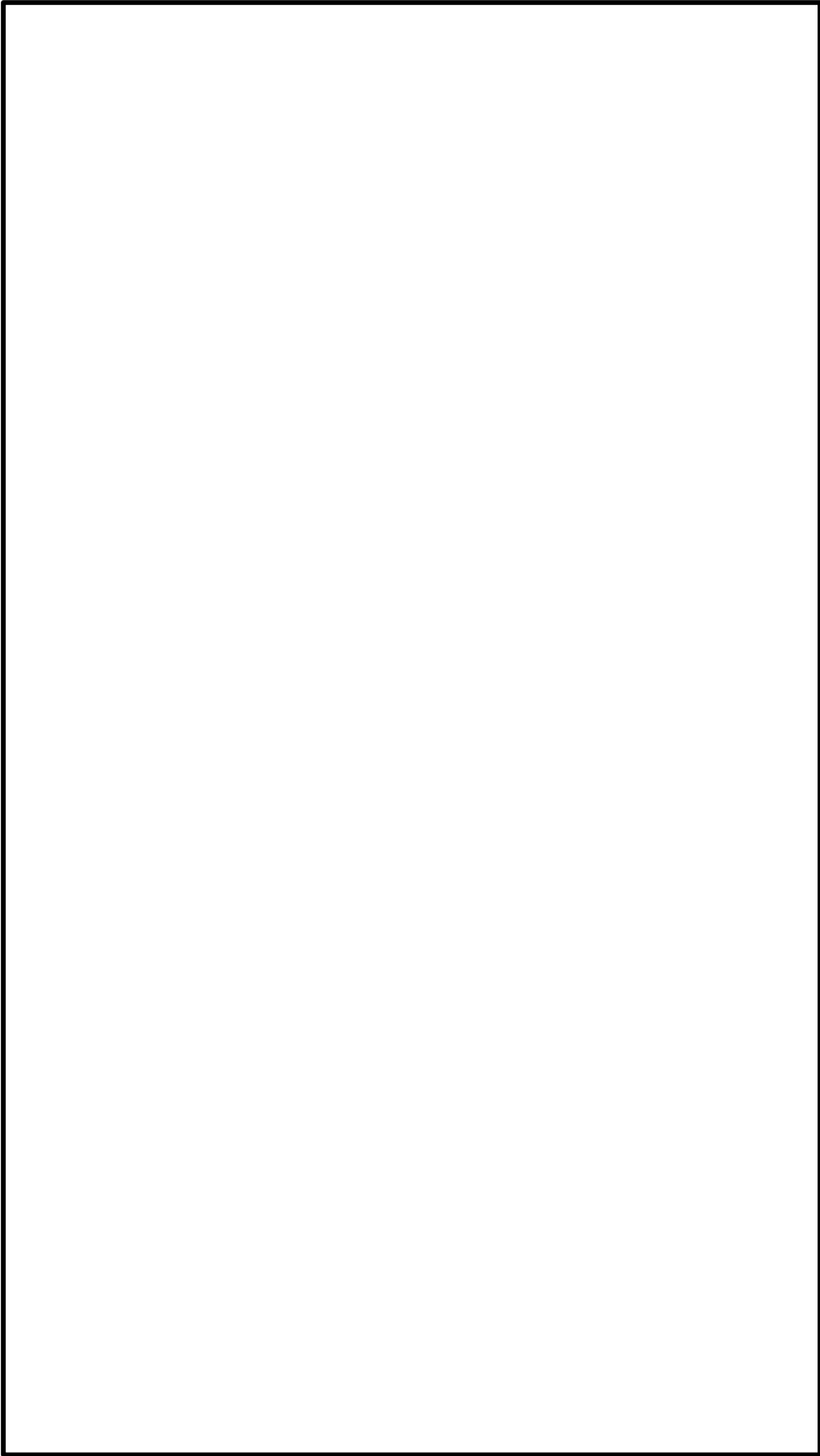


図 4-2 原子炉建物 非管理区域 溢水伝播経路概念図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

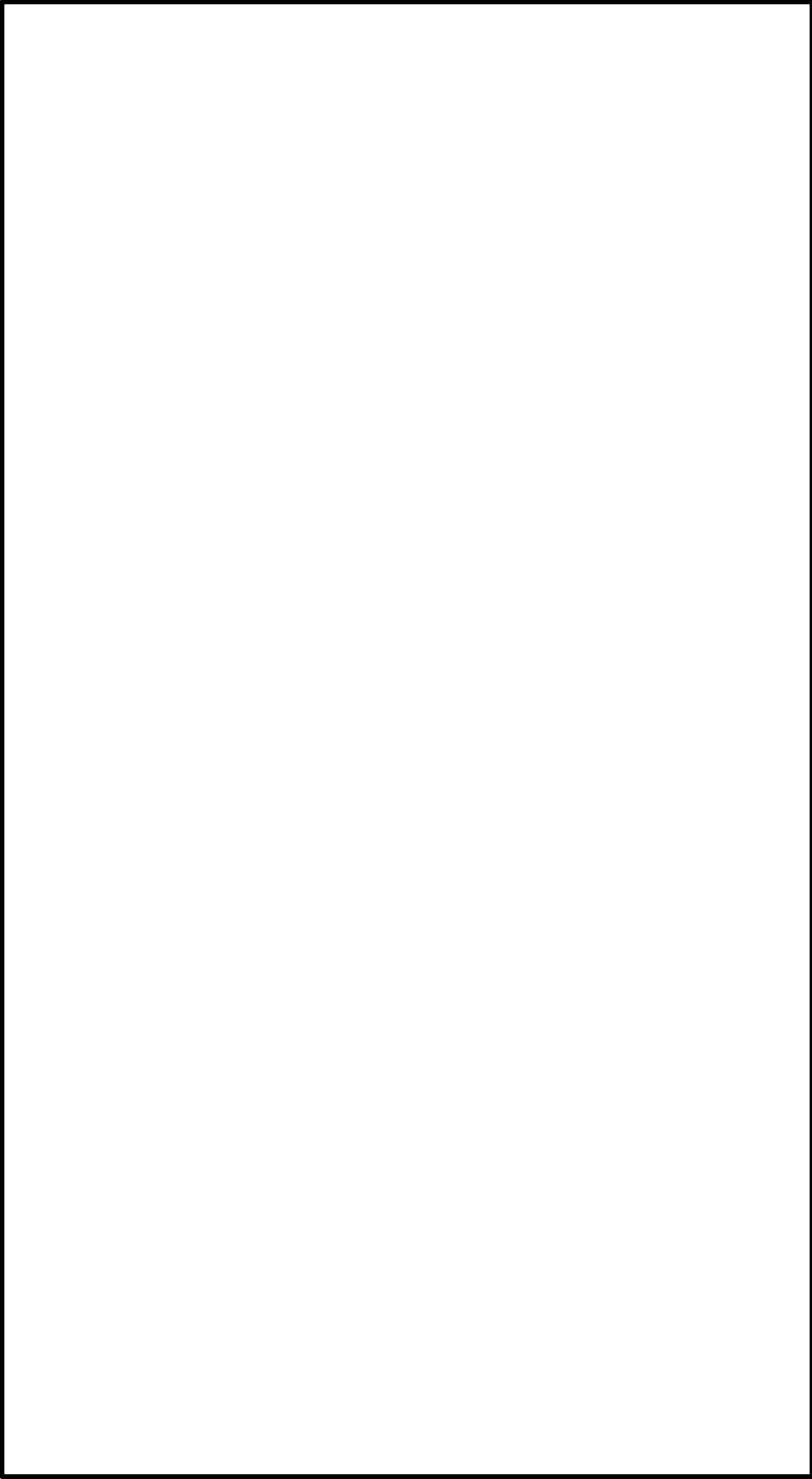


図 4-2 制御室建物 溢水伝播経路概念図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

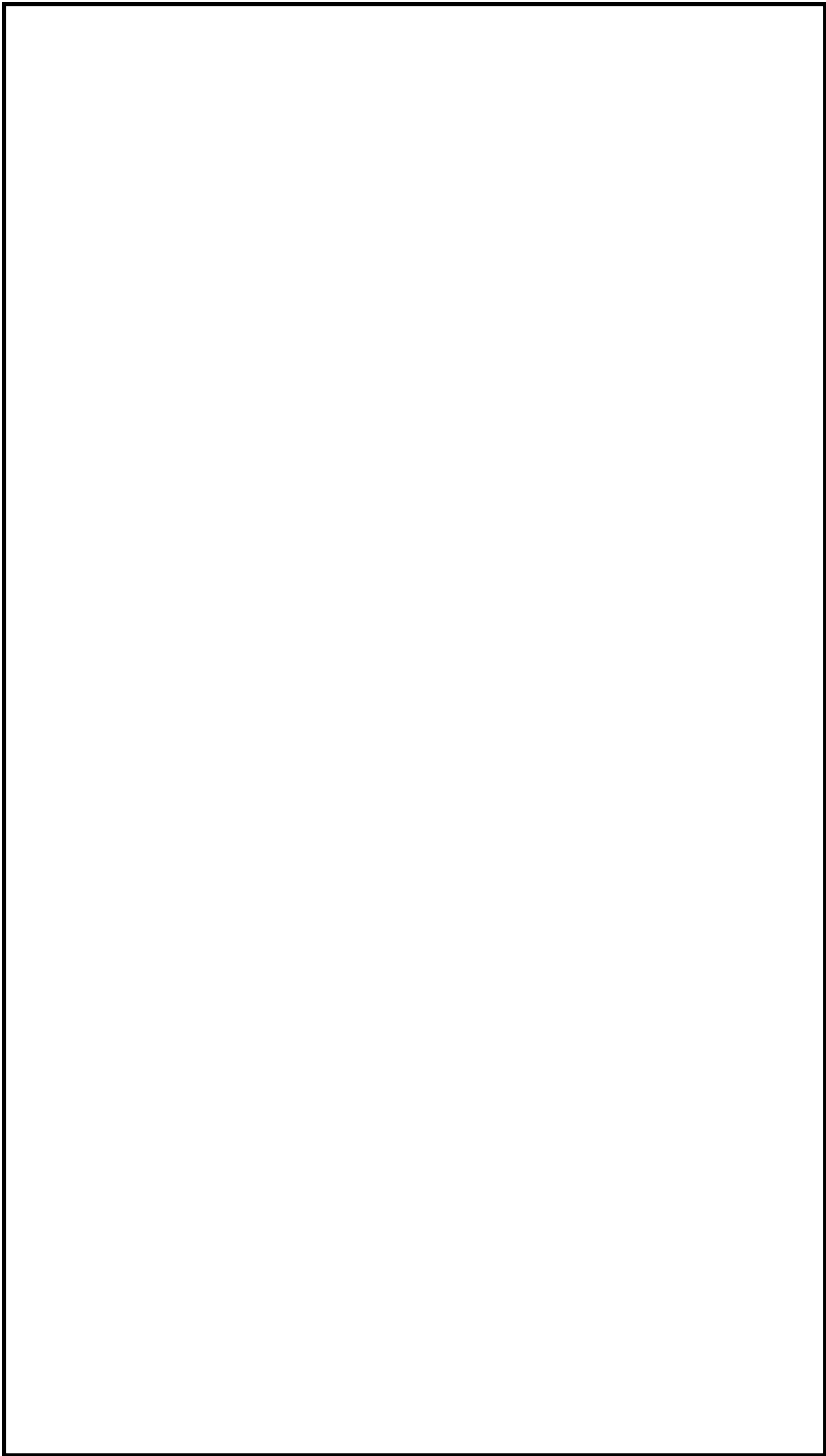


図 4-2 廃棄物処理建物 非管理区域 溢水伝播経路概念図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-1 蒸気に対する区域間の溢水経路

溢水防護対象設備を 内包する建物	接続建物	気密要求 ○：気密あり －：気密なし	備考
原子炉建物二次格納施設	原子炉建物付属棟	○	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物付属棟，タービン建物及び廃棄物処理建物との境界には気密要求あり 主蒸気管破断事故等を想定し，漏えい蒸気を外気へ放出するブローアウト・パネルあり
	タービン建物	○	
	廃棄物処理建物	○	
原子炉建物付属棟	原子炉建物二次格納施設	○	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物二次格納施設，タービン建物及び廃棄物処理建物との境界には気密要求あり
	タービン建物	○	
	廃棄物処理建物	○	
廃棄物処理建物 (溢水防護対象区画)	原子炉建物二次格納施設	○	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物二次格納施設，原子炉建物付属棟，タービン建物及び制御室建物との境界には気密要求あり 廃棄物処理建物のうち溢水防護区画境界には気密要求あり
	原子炉建物付属棟	○	
	タービン建物	○	
	廃棄物処理建物 (溢水防護対象区画以外)	○	
	制御建物	○	
制御室建物 (溢水防護対象区画)	廃棄物処理建物	○	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄物処理建物との境界には気密要求あり 制御室建物のうち溢水防護区画境界には気密要求あり
	制御室建物 (溢水防護対象区画以外)	○	

5. 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、4.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溢水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、多様性を有する溢水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、多様性を有する溢水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、又は溢水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。なお発生防止対策については、評価ガイドに則り応力評価に基づく想定破損の除外を実施することとし、詳細について補足説明資料18に示す。

想定破損に対する評価及び防護方針を図 5-1 に以下に示す。

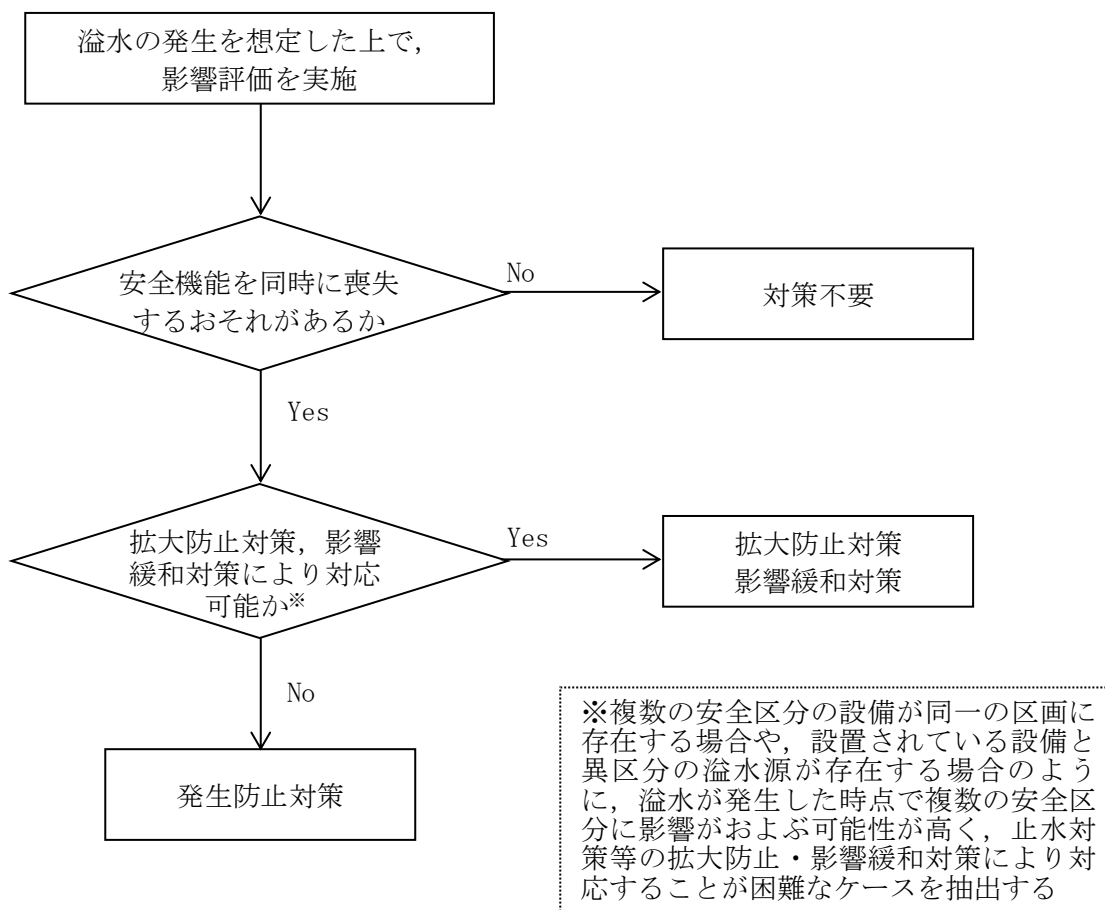


図 5-1 想定破損に対する評価及び防護方針の概要フロー

5.1 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。

5.1.1 溢水流量

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^{※1}：完全全周破断

○低エネルギー配管^{※2}：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。）

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。

※1 「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[gauge]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。

※2 「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[gauge]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。

評価対象区画への単位時間あたりの流入量、すなわち溢水源となる配管からの単位時間あたりの流出量（以下、「溢水流量」という。）は、完全全周破断の場合は、原則として保守的に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溢水流量とする。

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

$$Q_{in} = A \times C_{in} \times \sqrt{2 \times g \times H}$$

Q_{in}	： 溢水流量	[m ³ /s]
A	： 断面積	[m ²]
C_{in}	： 損失係数	[-]
g	： 重力加速度	[m/s ²]
H	： 水頭	[m]

ここで損失係数は破断箇所断面形状等をもとに $0.82^{※3}$ とする。また、断面積(A)及び水頭(H)は、原則として系統全体の最大値(最大口径、最大肉厚、配管の最高使用圧力)を使用する。ただし、破断を想定する箇所を特定し、その箇所における口径、肉厚、圧力が明確な場合は、その値を使用する。

※3 溢水流量損失係数について(機械工学便覧 ベルヌーイの実用式より)

$$\text{溢水流量損失係数 } C_{in} = \sqrt{\frac{1}{1+\zeta}} = \sqrt{\frac{1}{1+0.5}} = 0.82$$

ζ : ノズル係数(破損部の入口形状に最も近い係数として0.5とした)
(図5-2の(c)参照)

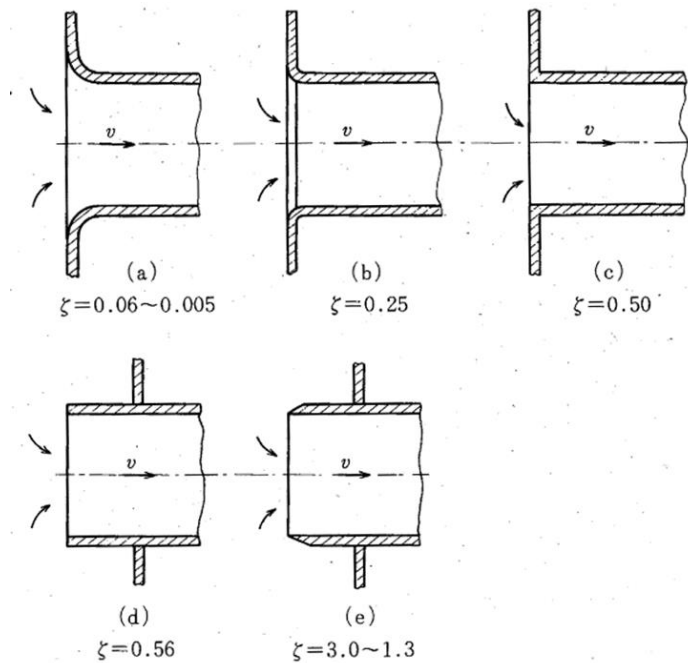


図5-2 管路の入口形状と損失係数

5.1.2 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、以下のとおり設定する。なお、隔離に係る現場操作の実現性については補足説明資料6を参照のこと。

(1) 手動隔離

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、漏えい箇所の特定及び隔離操作等により、下記(i)～(iv)を組合せて算定する(各系統の手動隔離時間は補足説明資料6参照)。

- (i) 漏えい検知器又は床ドレンサンプの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(管理区域の場合は着替え時間を含む) 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
 - ア. 中央制御室での弁閉操作に要する時間 10分
 - イ. 現場での弁閉操作に要する時間 20分

(2) 自動隔離

配管の破断を検知し、各種インターロック等により自動隔離が期待できる復水・給水系、原子炉浄化系及び原子炉補機冷却系については、溢水発生から隔離までの所要時間を個別に設定することとする。溢水評価で考慮するインターロックを表5-1に示す。

表5-1 溢水評価で考慮するインターロック

設置	系統	作動内容	作動条件
既設	復水・給水系	復水ポンプ停止	復水器ホットウェル水位低低
既設	原子炉浄化系	原子炉浄化系入口外側隔離弁閉	原子炉浄化系差流量高
既設	原子炉補機冷却系(非常用)	原子炉補機冷却水ポンプ停止	原子炉補機冷却系サージタンク水位極低
既設	原子炉補機冷却系(常用)	原子炉補機冷却系緊急遮断弁閉	原子炉補機冷却系サージタンク水位極低

5.1.3 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。系統保有水量は以下のとおり算出する。

- (1) 保有水量算出対象は水・油・薬品配管系統とする。
- (2) A系、B系など複数に分割される系統は、各々の系統について算出する。
- (3) 配管計装線図において、保有水量を算出する範囲を抽出する。
- (4) 抽出した範囲について、配管施工図を準備する。
- (5) 配管長は、以下を原則として配管施工図より算出する。
 - a. 配管施工図がない場合は、平面図を使用する。
 - b. 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（図 5-3 参照）。
 - c. レデューサは大口径側の口径を使用する。
 - d. バルブ、スペシャリティ、フランジは接続配管の内径面積×面間寸法により算出する。
- (6) 保有水量は、配管長×内径面積により算出する。
- (7) 機器保有水量は公称容量とし、公称容量がない場合は「運転時重量」と「乾燥重量」の差等とする。
- (8) 保有水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、以下のとおり取り扱う。
 - a. 配管施工図を使用した場合は、計算値に 10%の余裕を確保する。
 - b. 平面図を使用した場合は、計算値に 50%の余裕を確保する。
 - c. 機器保有水量に 10%の余裕を確保する。

ただし、屋外タンク等の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、10%の安全率を乗する対象から除外する。

なお、本事項は運用管理が必要となる事項である（別添 2 参照）。

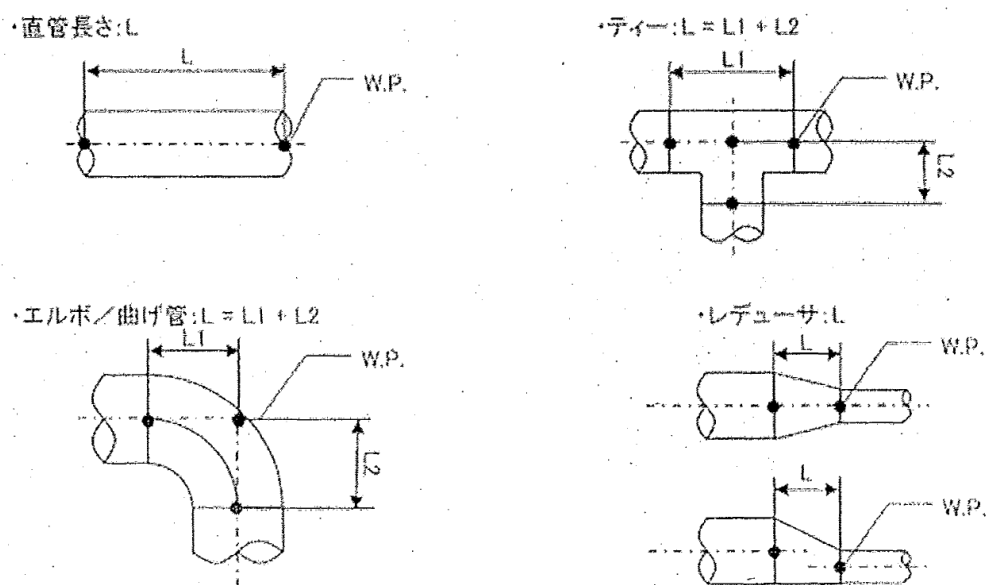


図 5-3 管継手の配管長

5.1.4 溢水量

5.1.1～5.1.3 の条件に基づき、以下の計算式により溢水量を算定する。

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

X : 溢水量 [m³], Q : 溢水流量 [m³/s]

t : 隔離時間 [s], M : 系統保有水量 [m³]

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、保守的に当該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。また、補給水や他系統からの流入も含めた当該系統から溢水し得る全保有水量が流出しきるまでに隔離することが困難な場合は、その全保有水量を溢水量として想定することとする。

各系統からの溢水量を添付資料3「溢水源とする機器としない機器について」に、例を図5-4に示す。保有水量として考慮する内容は以下のとおりとする。

- ・ 系統分：当該系統の配管及び機器に内包される保有水量
- ・ 水源分：当該系統に供給する主な水源の保有水量
- ・ 補給分：隔離までの間に当該系統に補給される補給水量
- ・ 他系統との接続：当該系統と接続している他の系統

- 想定破損による溢水量を示す。
- 想定破損における溢水量は、以下の保有水量を考慮した溢水量とする。
 - ・系統分：当該系統の配管及び機器に内包される保有水量
 - ・水源分：当該系統に供給する主な水源の保有水量
 - ・補給分：隔離までの間に当該系統に補給される補給水量
 - ・他系統との接続：当該系統と接続している他の系統

原子炉建物 4階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])				
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内				二次格外 (管理区域)
						R-4F-01-1N	R-4F-04N	R-4F-01-2N	R-4F-02N	R-4F-03N
						1454	9	74	-	19
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		55	-	●	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		55	-	●	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) トライフル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	23	38	●	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	91	-	□	-	-	-	-
HPCW	高压炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高压炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高压炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	57	1	●	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	31	8	●	-	-	-	-
FP	消火系		○	65	57	●	-	-	-	□
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW/A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW/B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO/A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO/B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO/A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO/B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW/H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO/H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO/H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-
slosh1	スロッシング(オペフロ)(SFP)			-	130	●	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震Bクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

- 溢水源となり得る機器が設置されている区画における溢水源の有無を示す。
- 想定破損による溢水評価では、機器の耐震性は考慮しないため、●又は□を入力している系統のうち最大溢水量となる系統からの溢水を想定する。

図 5-4 溢水源となり得る機器の設置区画及び溢水量 (例)

5.2 想定破損による没水影響評価

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、溢水経路に位置する全ての溢水防護区画（以下、「評価対象区画」という。）における溢水水位を算定した。算定した溢水水位と評価対象区画内の溢水防護対象設備の機能喪失高さと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、並びに燃料プール冷却機能及び給水機能が維持されるかを判定する。

この一連の評価を、想定される全ての単一の機器の破損ケース毎に実施し、結果として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、燃料プール冷却機能及び給水機能が維持されることを確認する。

想定破損による没水影響評価フローを図 5-5 に示す。

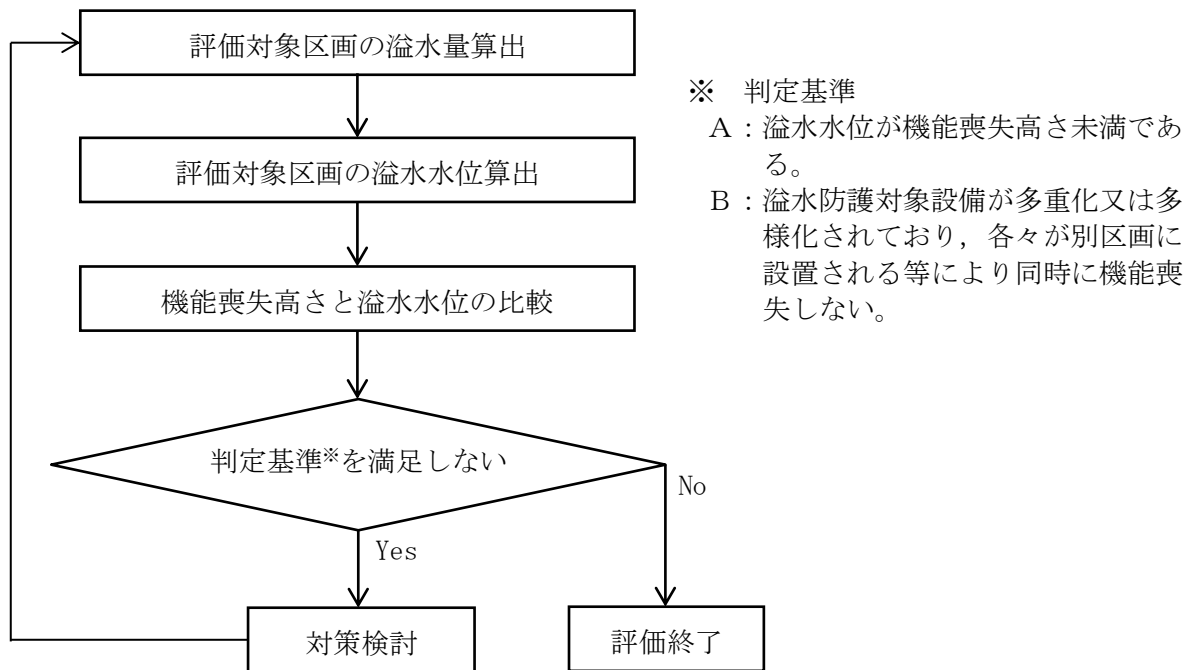


図 5-5 想定破損による没水影響評価フロー

(1) 評価方法

評価対象区画に対して、以下の方法により想定破損による没水影響評価を実施した。

a. 溢水量の算出

系統毎に以下の手法を用いて溢水量の算出を行った。

- ・原子炉建物，廃棄物処理建物は階層及び系統毎，その他の建物は系統毎の保有水量を算出した。
- ・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に溢水流量を乗じ，さらに流出する系統の保有水量を加えて溢水量を算出した。

b. 溢水水位の算出

・溢水水位その1

溢水量と滞留面積より溢水水位を算出した。

$$\text{溢水水位 [m]} = \text{溢水量 [m}^3\text{]} / \text{滞留面積 [m}^2\text{]} + \text{床勾配 [m]}$$

・溢水水位その2

開口部等から流出を期待する場合は，評価対象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流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。

c. 機能喪失高さとの溢水水位の比較

溢水防護区画毎に当該区画で機能喪失高さが最も低い設備を選定し機能喪失高さに対し，溢水水位にゆらぎを考慮しても機能喪失しないことを確認した。

(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。

○溢水発生区画

：原子炉建物地下1階 HPCS ポンプ室冷却機室 (R-B1F-09N)

○溢水源

：R-B1F-09N 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下表 5-2 にまとめる。これより最も溢水量の大きい高圧炉心スプレイ系を溢水源として設定する。

表 5-2 対象区画の溢水源

敷設されている溢水源	溢水量 (m ³)	代表溢水源
高圧炉心スプレイ補機冷却系	43	
高圧炉心スプレイ系	495	○
復水輸送系	65	
消火系	77	

(3) 溢水伝播評価

溢水伝播経路概念図を用いて、(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(評価対象区画)を起点(一次)とし、隣接する区画(接続区画)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。

以下に段階毎の溢水水位の評価結果、及び溢水伝播経路図を示す。

なお、ここで示す溢水評価は基本設計段階での評価であり、今後各種対策の実現性・詳細設計等を精査するに伴い変更が必要となる場合は、適宜反映することとする。

【水位算出方法（例示）】

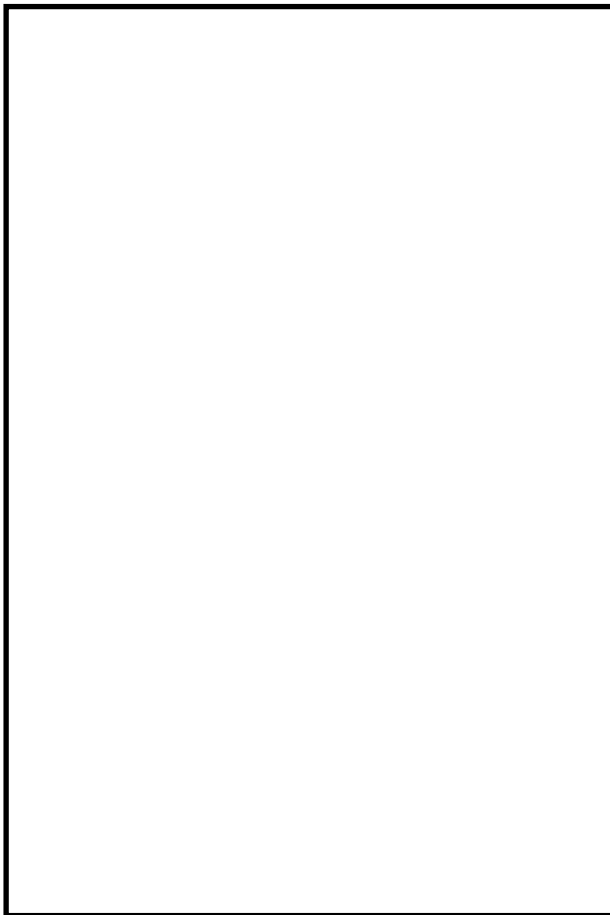
- (1) 評価対象区画の溢水水位を導出する。
 $\text{④溢水水位} = \text{①溢水量} / \text{②滞留面積} + \text{③床勾配}$
- (2) 評価対象区画から接続区画への伝播の有無を判定する。
 $\text{⑥伝播「有」} : \text{⑤伝播開始高さ} < \text{④溢水水位}$
 $\text{⑥伝播「無」} : \text{⑤伝播開始高さ} \geq \text{④溢水水位}$
- (3) (2) 接続区画への伝播有無判定で伝播「有」となった区画を次段階の評価対象区画として選定する。
 (例) 二次伝播評価対象区画は、一次伝播評価で「⑥伝播」判定が「有」となっている R-B1F-33N, R-B2F-10N, R-B2F-31N を対象として評価



一次伝播評価	評価対象区画		
	R-B1F-09N		
①溢水量 [m ³]	②滞留面積 [m ²]		
495	22		
③床勾配 [m]	④溢水水位 [m]		
0.075	0.17		
溢水発生区画。床開口部が存在しており、単位時間当たりの流入流量と開口部からの流出流量が等しくなくなるときの最高水位となるため、溢水水位は 0.17 [m] となる。 （「補足説明資料 4 開口部等からの排出について」参照）			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	⑤伝播開始高さ [m]	⑥伝播
R-B1F-33N	扉	0	有
R-B2F-10N	開口	0	有
R-B2F-31N	扉・開口	0	有

図 5-6 溢水伝播範囲（代表例：1/3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



二次伝播評価	評価対象区画		
	R-B2F-10N		
①溢水量[m ³]	②滞留面積[m ²]		
495	52		
③床勾配[m]	④溢水水位[m]		
0.075	9.6		
R-B1F-09N から床開口部を介した伝播であり、全溢水量が伝播すると考 える。また上方からの落水であることから、被水による影響も同時に 考慮する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	⑤伝播開始高さ[m]	⑥伝播
R-B2F-27-2N	扉	0	有
R-B2F-31N	水密扉*	0*	有

※止水方向と逆方向伝播の為、保守的に伝播するものとする。

二次伝播評価	評価対象区画		
	R-B1F-33N		
①溢水量[m ³]	②滞留面積[m ²]		
495	1		
③床勾配[m]	④溢水水位[m]		
0.075	21.6		
R-B1F-09N から扉を介した伝播の為、全溢水量を R-B1F-09N との合計面 積で割った溢水水位 (21.6m) を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	⑤伝播開始高さ[m]	⑥伝播
無			

図 5-7 溢水伝播範囲 (代表例: 2/3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

二次伝播評価	評価対象区画		
	R-B2F-31N		
①溢水量[m ³]	②滞留面積[m ²]		
495	988		
③床勾配[m]	④溢水水位[m]		
0.075	0.58		
R-B1F-09N から扉を介し、トラス室上部から流下する為、全溢水量が伝播すると考える。また上方からの落水であることから、被水による影響も同時に考慮する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	⑤伝播開始高さ[m]	⑥伝播
R-B2F-02N	水密扉	7.0	無
R-B2F-09N	水密扉	7.0	無
R-B2F-10N	水密扉	7.0	無
R-B2F-15N	水密扉	7.0	無

二次伝播評価	
R-B2F-31N	
①溢水量[m ³]	②滞留面積[m ²]
495	988
③床勾配[m]	④溢水水位[m]
0.075	0.58
R-B1F-09N から扉を介し、トラス室上部から流下する為、全溢水量が伝播すると考える。また上方からの落水であることから、被水による影響も同時に考慮する。	
接続区画への伝播有無判定	
接続区画	境界形態
無	無

三次伝播評価	評価対象区画
	R-B2F-27-2N
①溢水量[m ³]	②滞留面積[m ²]
495	4
③床勾配[m]	④溢水水位[m]
0.075	8.92
R-B2F-10N から扉を介した伝播の為、全溢水量を R-B2F-10N との合計面積で割った溢水水位 (8.92m) を算出。	
接続区画への伝播有無判定	
接続区画	境界形態
無	無
	⑤伝播開始高さ[m]
	⑥伝播

図 5-8 溢水伝播範囲 (代表例 : 3/3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

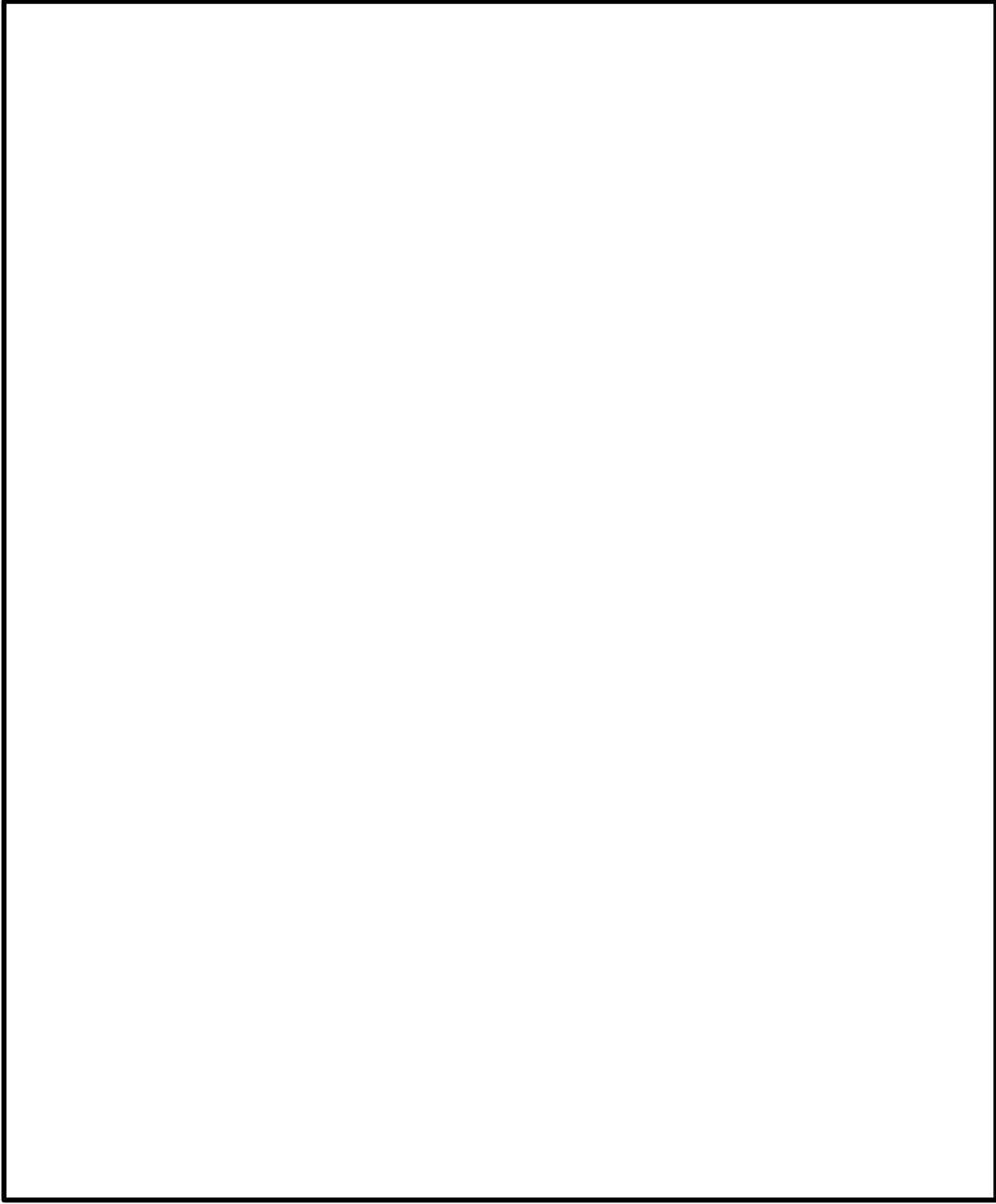
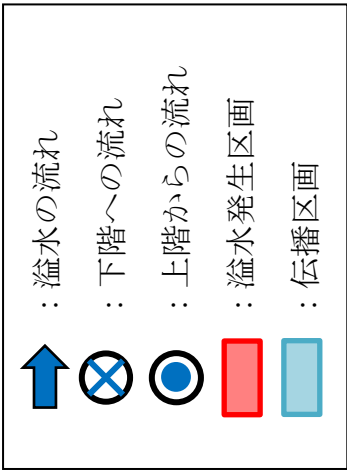
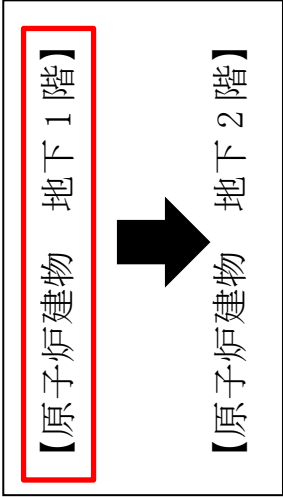


図 5-9 溢水伝播経路図(代表例：1/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

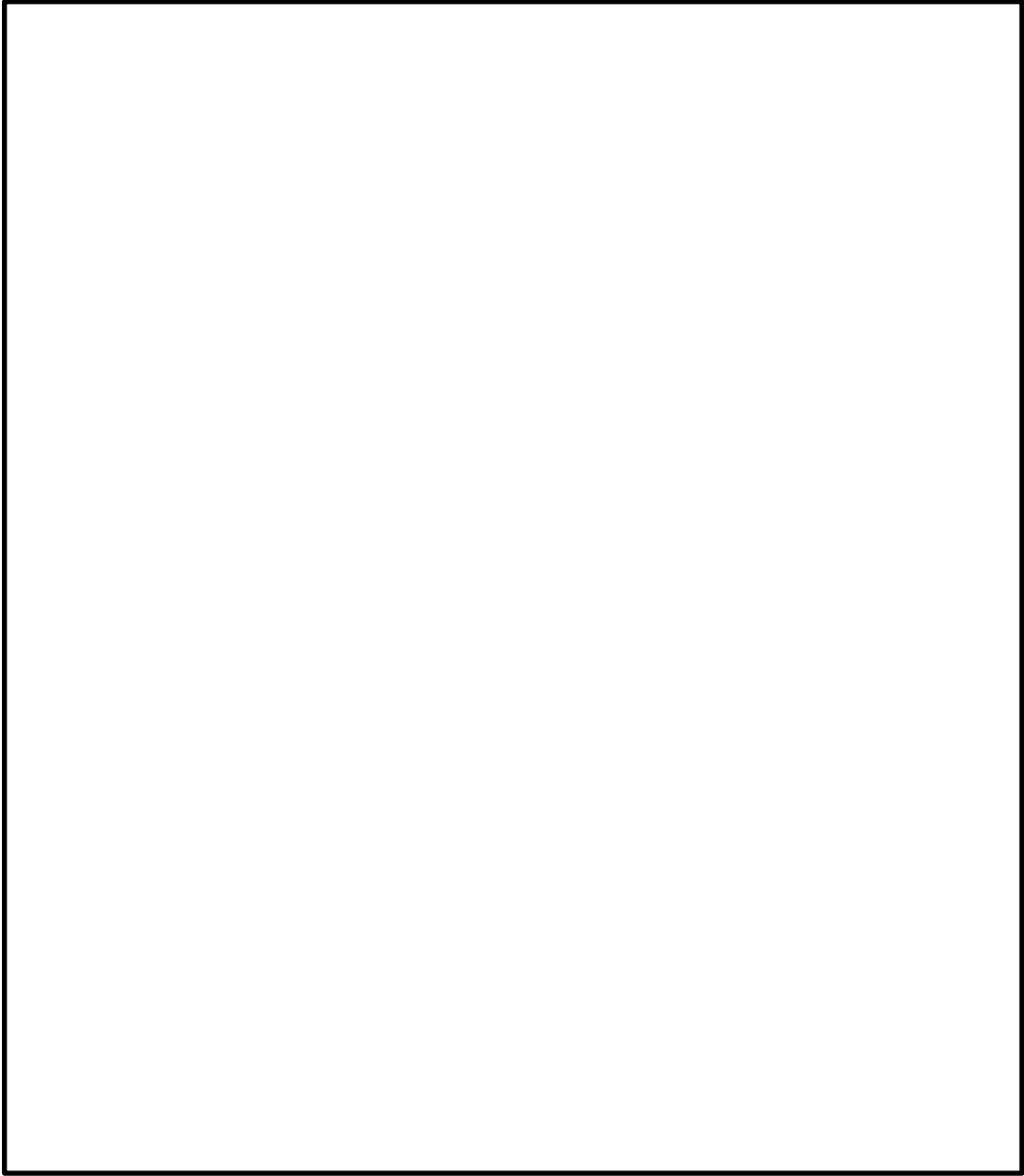
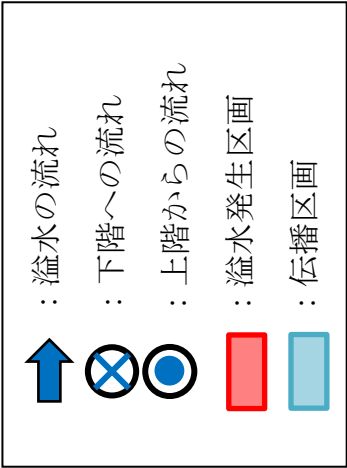
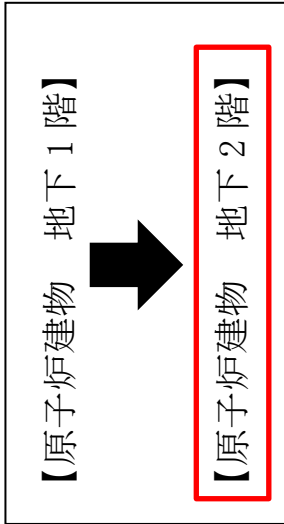


図 5-10 溢水伝播経路概略図(代表例 : 2/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 没水影響評価例

(3) 項にて実施した溢水伝播評価の結果をもとに、各溢水防護対象設備の機能喪失判定を実施し、表 5-3、5-4 に示す。

表 5-3 没水影響評価 (例) (1/2)

防護対象区画	溢水防護対象設備	機器番号	溢水水位[m]	機能喪失高さ[m]	判定	
					没水※1	被水※2
			0.17	0.33	○	×
				0.40	○	×
			21.6	—	—	—
				4.54	×	×
			9.6	4.54	×	×
				2.36	×	×
				2.37	×	×
			8.92	1.72	×	×
				—	—	—
				9.96	○	○
			0.58	9.91	○	○
				11.1	○	○
				11.1	○	○
				9.8	○	○
				10.54	○	○
				11.35	○	○

※1：溢水水位にゆらぎを考慮した評価を実施。

※2：上階からの溢水伝播がある場合は被水による影響も評価する。ない場合は評価不要とし、「—」で示す。(「5.3 想定破損による被水影響評価」参照)

表 5-4 没水影響評価結果 (例) (2/2)

防護対象区画	溢水防護対象設備	機器番号	溢水水位[m]	機能喪失高さ[m]	判定	
					没水※1	被水※2
			0.58	10.7	○	○
				10.4	○	○
				7.42	○	○
				7.64	○	○
				9.74	○	○
				9.74	○	○
				9.74	○	○
				9.74	○	○
				9.74	○	○
				9.74	○	○
				9.7	○	○
				10.1	○	○
				8.7	○	○
8.57	○	○				

※1：溢水水位にゆらぎを考慮した評価を実施。

※2：上階からの溢水伝播がある場合は被水による影響も評価する。ない場合は評価不要とし、「－」で示す。(「5.3 想定破損による被水影響評価」参照)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(5) 判定

表 5-3, 5-4 の没水影響評価例で示した各溢水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。

表 5-3, 5-4 の例においては、一部の溢水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溢水防護対象設備の機能は維持される。

したがって、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こと、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（表 5-5 参照）。

(6) 評価結果

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に示す。

想定した溢水に対し、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、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。

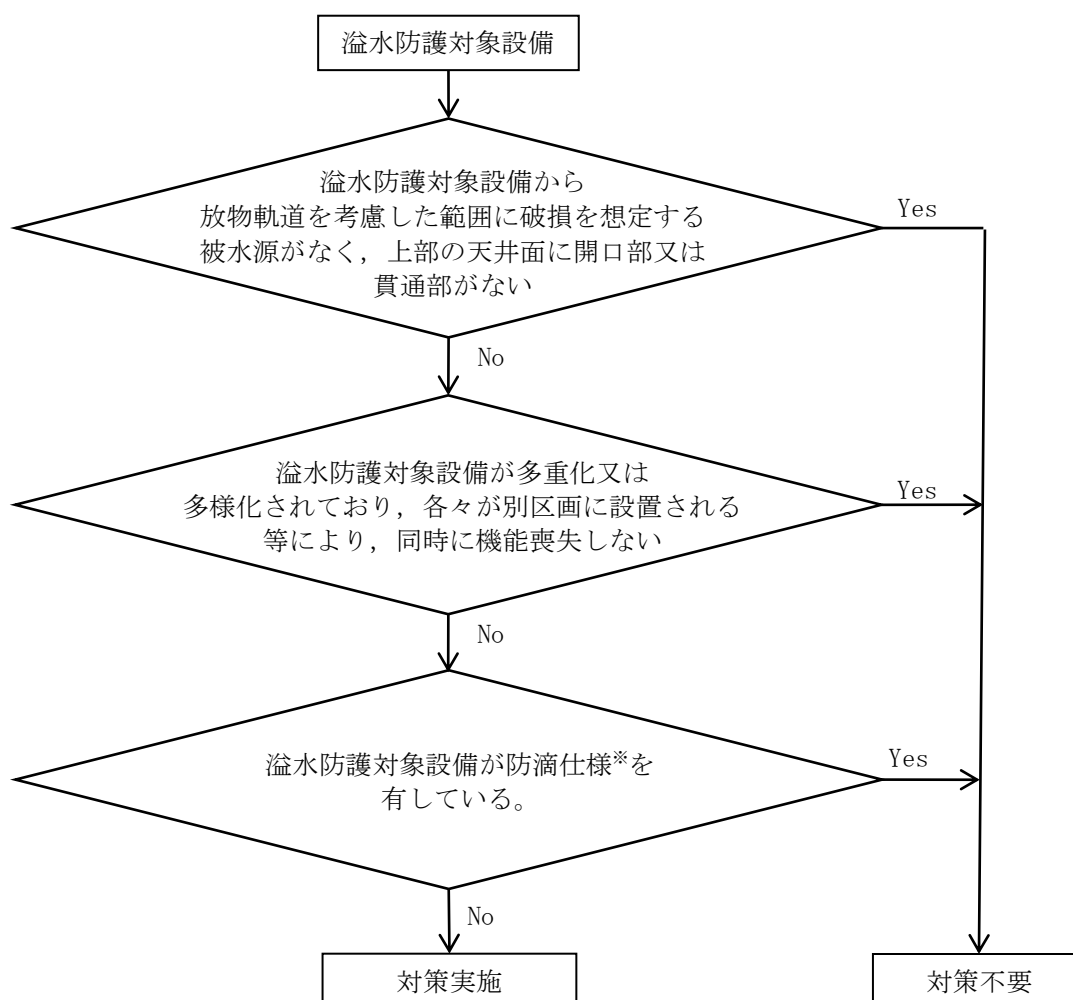
5.3 想定破損による被水影響評価

溢水源を内包する溢水防護区画における単一機器の破損による被水の発生に対し、溢水防護対象設備の被水影響評価を行い、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、並びに燃料プール冷却機能及び給水機能が維持されるかを判定する。

(1) 評価方法

想定破損による直接の被水並びに溢水経路にある天井面の開口部又は貫通部からの被水に対し、溢水防護対象設備の被水影響評価を行った。

想定破損による被水影響評価フローを図 5-11 に示す。



※ 防滴仕様とは、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」による防滴仕様、又は溢水防護対象設備を防護するために必要な対策を示す。

図 5-11 想定破損による被水影響評価フロー

(2) 被水影響評価(例)

評価結果の例として、非常用電気室に敷設されている消火系配管の貫通クランクによる被水影響評価を表 5-6 及び図 5-12 に示す。本評価例の場合、当該区画の溢水防護対象設備は機能喪失する可能性があるが、溢水防護対象設備は多重化され非常用電気室は区画化により系統分離されていることから、2 系統が同時に機能喪失しない結果となる。

想定した被水の影響に対し、必要となる対策を実施することにより原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能、並びに燃料プールの冷却機能及び給水機能が、その機能を失わないことを確認した。

表 5-6 非常用電気室に敷設されている消火系配管による被水影響評価例

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源, 天井開口又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定基準*	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
所内電気設備系	-	非常用マックラ盤 (2C-M/C)	R-2F-04N	-	○	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	非常用マックラ盤 (2D-M/C)	R-2F-05N	-	○	-	B	-	○	

※ 判定基準

- A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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多様化されており、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)」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対策がなされている。

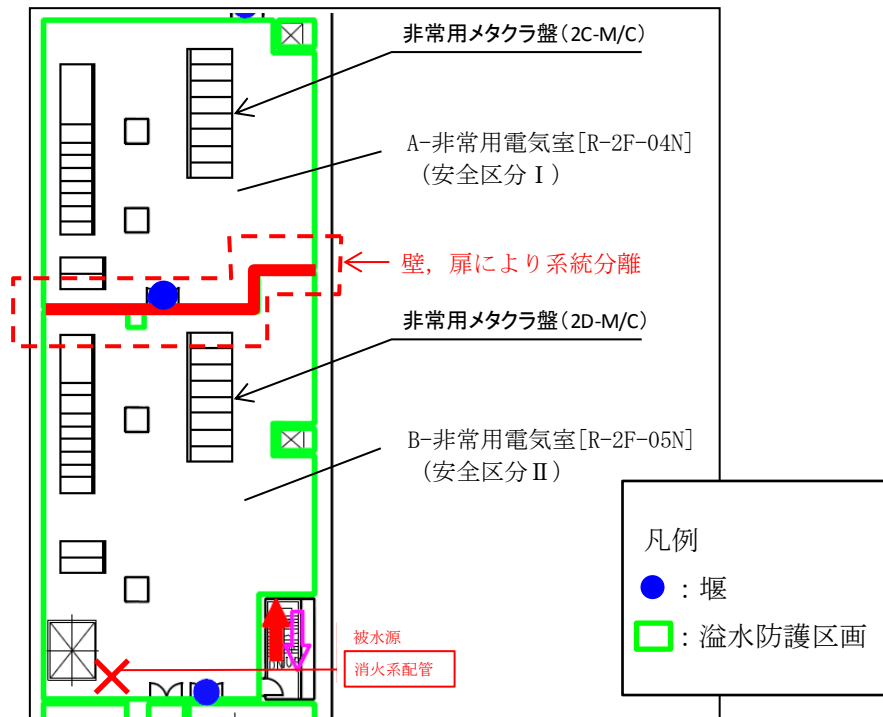


図 5-12 非常用電気室の消火系配管の被水影響評価において溢水防護対象設備の多重化により同時に機能喪失しないと評価した例

(3) 評価結果

想定破損による被水影響評価結果を添付資料 5 に示す。

想定した被水の影響に対し、必要となる対策を実施することにより原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能、並びに燃料プールの冷却機能及び給水機能が、その機能を失わないことを確認した。

5.4 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り放出される蒸気に対して、溢水防護対象設備の蒸気影響評価を行い、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、並びに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。

(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。想定破損による蒸気影響評価フローを図 5-13 に示す。

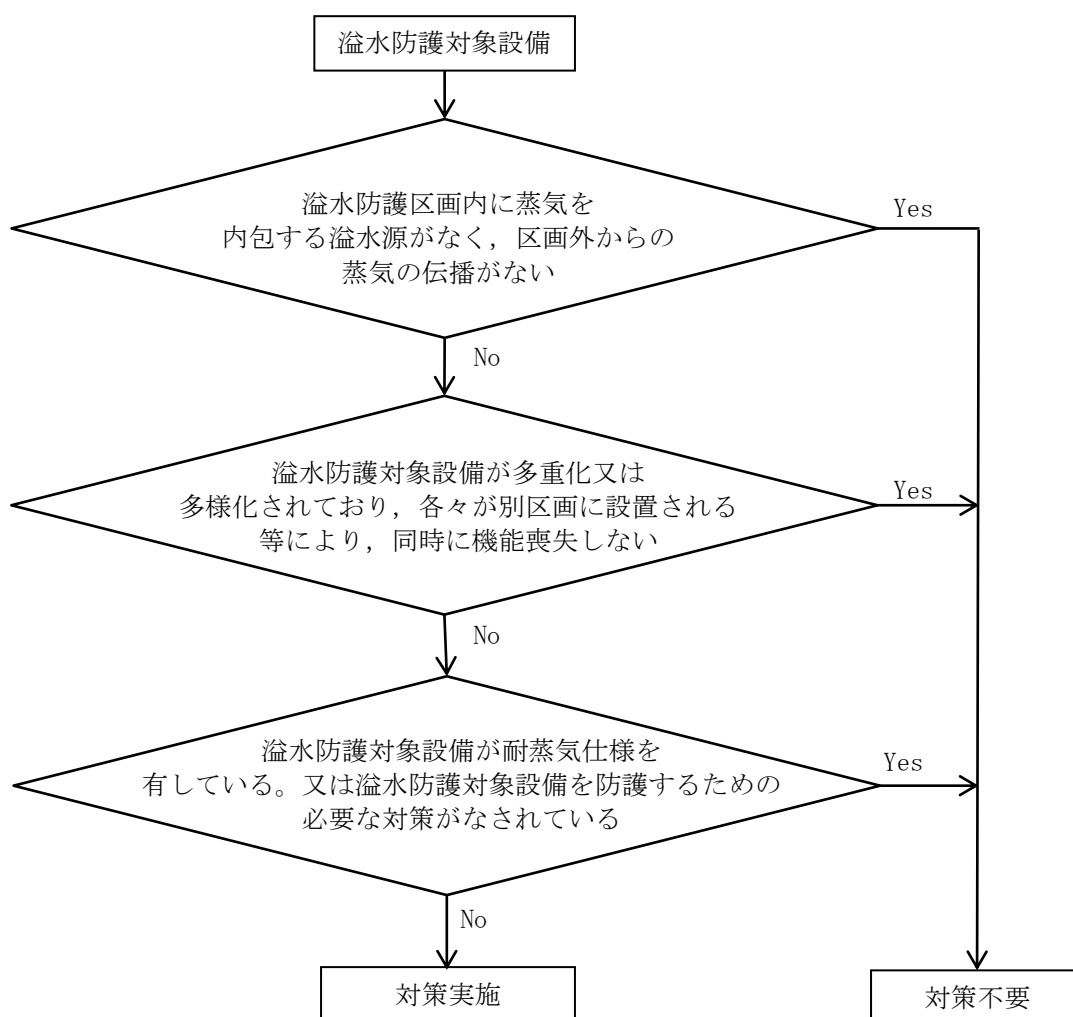


図 5-13 想定破損による蒸気影響評価フロー

(2) 評価結果

想定破損による蒸気影響評価結果を添付資料5に示す。

想定した蒸気の影響に対し、必要となる対策（配管のルート変更等）を実施することにより原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能、並びに燃料プールの冷却機能及び給水機能が、その機能を失わないことを確認した。

5.5 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、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、並びに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。

なお、対策の設計方針に関しては以下を参照のこと。

- 拡大防止対策：添付資料4 溢水影響評価において期待することができる設備
 - 「2.1.1 止水措置」
 - 「2.2 溢水防護対策設備設置箇所」

- 影響緩和対策：添付資料4 溢水影響評価において期待することができる設備
 - 「2.1.2 排水措置」補足説明資料4 開口部等からの排出について

- 発生防止対策：添付資料2 溢水源の分類及び運用について
 - 「2. 所内蒸気系の隔離運用について」補足説明資料18 配管の破損位置及び破損形状の評価について

6. 消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価

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。

6.1 溢水量の算定

消火活動等に伴う放水による溢水影響評価に用いる溢水量は、消火活動時に使用する消火栓からの放水量として以下のとおり算定する。

(1) 溢水流量

屋内の消火栓からの溢水量の算出に用いる溢水流量は、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、屋内消火栓からの放水量を 130 l/min とし、この値を 2 倍して溢水流量とした。

$$\begin{aligned}\text{溢水流量（屋内消火栓）} &= 130 \text{ [l/min]} \times 2 \text{ (倍)} = 260 \text{ [l/min]} \\ &= 15.6 \text{ [m}^3\text{/h]}\end{aligned}$$

屋外の消火栓からの溢水量の算出に用いる溢水流量は、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、屋外消火栓からの放水量を 350 l/min とし、この値を 2 倍して溢水流量とした。

$$\begin{aligned}\text{溢水流量（屋外消火栓）} &= 350 \text{ [l/min]} \times 2 \text{ (倍)} = 700 \text{ [l/min]} \\ &= 42.0 \text{ [m}^3\text{/h]}\end{aligned}$$

(2) 放水時間

消火活動における消火水の放水時間は、評価ガイドに従い原則 3 時間に設定した。ただし、火災源が小さい一部の区画については、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) (表 4-3 火災荷重と等価時間について)に従い、放水時間を設定した。

(3) 溢水量

溢水流量と放水時間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。

- ・ 溢水量（屋内消火栓） = 15.6 [m³/h] × 放水時間
- ・ 溢水量（屋外消火栓） = 42.0 [m³/h] × 放水時間

6.2 消火水の放水による没水影響評価

消火活動等に伴う放水による溢水影響評価は、基本的に想定破損による没水・被水影響評価と同様である。ただし、火災による影響を考慮し、想定破損による没水、被水影響評価と異なる部分について以下に示す。

6.2.1 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、消火栓による消火活動に伴う溢水の発生する区画はガス系消火設備又は消火器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に示す。

なお、消火活動の詳細については、「火災防護計画」に定める消火活動手順に記載する。

6.2.2 消火水の放水による溢水防護対象設備への影響

火災が発生した区画に存在する溢水防護対象設備は、保守的に消火水の放水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、放水により同時に影響をうけないような対策がとられている場合はその限りではない。

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。

6.2.3 火災による伝播経路への影響

火災の発生を想定する区画内に消火栓がない場合は、他区画から消火ホースを引き込むことになるため、その経路上の扉は開放されていると想定する。

また、溢水発生区画から他区画への伝播経路に止水措置が存在する場合は、火災の影響によりその止水機能が喪失するものと想定する。ただし、防火対策等により止水機能が喪失しないものに関しては、その止水機能に期待できることとする。

6.2.4 消火水の放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、消火水の放水による没水影響評価結果（区画の最大溢水水位評価結果）を添付資料6に示す。消火水の放水による溢水に対し、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、並びに燃料プールの冷却機能及び給水機能が、その機能を失わないことを確認した。

6.3 消火水の放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、没水影響評価において同事象を考慮した評価を実施していることから、消火水による被水影響評価は没水影響評価に包含される。また上層階からの溢水の伝播による被水も没水影響評価にて同時に考慮しているため、没水影響評価に包含される。

6.4 消火水の放水による影響評価結果

消火水の放水による没水、被水の影響評価を行い、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、並びに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. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価

7.1 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・配管系（以下、7.では「機器等」という。）、燃料プール等のスロッシングを溢水源として考慮する。

7.2 地震により破損して溢水源となる対象設備

「3. 溢水源の選定」に示しているとおり、溢水源となり得る系統のうち、基準地震動 S_s による地震力によってバウンダリ機能が保持できないおそれのある機器等を溢水源とする。なお、耐震 S クラスの機器等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, C クラスの機器等のうち基準地震動 S_s に対する耐震性を有することを確認しているものは溢水源として想定しない。

7.3 耐震 B, C クラスの機器等の耐震性評価

基準地震動 S_s による地震力に対して、耐震 B, C クラスの機器等が耐震性を有することを確認する評価方法及び評価結果を示す。

機器等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 クラスの機器等の構造強度評価を実施し、バウンダリ機能が保持されることを確認する。

7.3.1 機器の耐震性評価

構造強度評価は図 7-1, 図 7-2 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 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, JEAG 4601・補-1984, JEAG 4601-1991追補版」（以下、「JEAG」という。）等の規格基準で規定されているもの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。

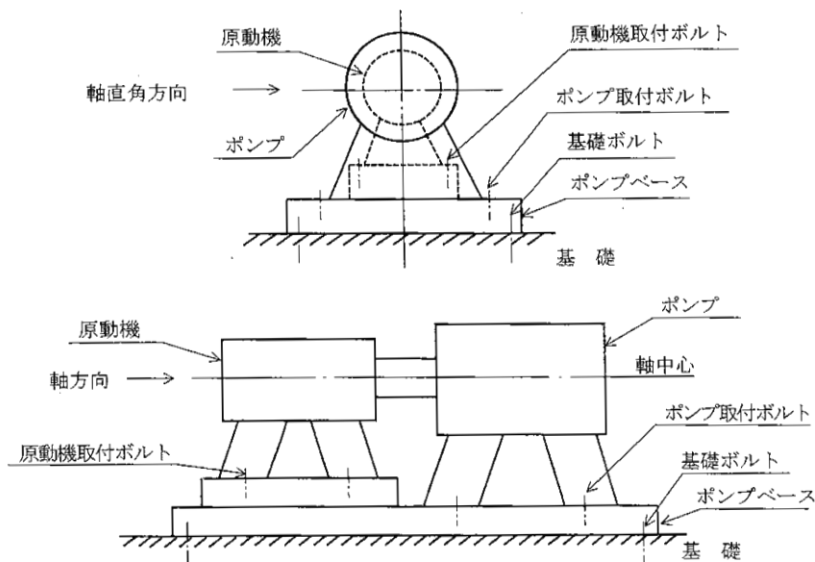
評価基準値は、規格基準で規定されているもの又は試験等で妥当性が確認されているものを用いる。

評価条件を整理して表 7-1 に示す。今回の耐震 B, C クラス機器の評価にあたっては、規格基準で規定されているもの又は試験等で妥当性が確認されているものと異なる評価手法、条件を適用したものはない。

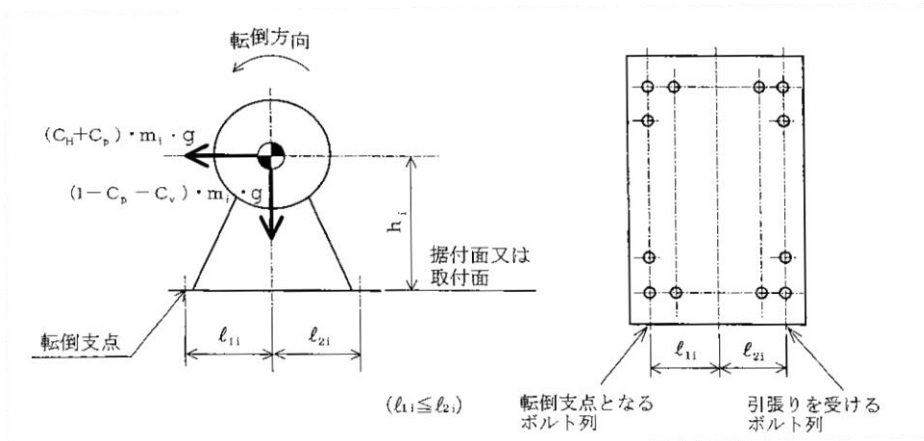
評価の結果、耐震評価対象となる耐震 B, C クラスの機器について計算応力が評価基準値以内であることを確認している。評価結果を添付資料 7 に示す。

表 7-1 機器（ポンプ、容器）の評価条件

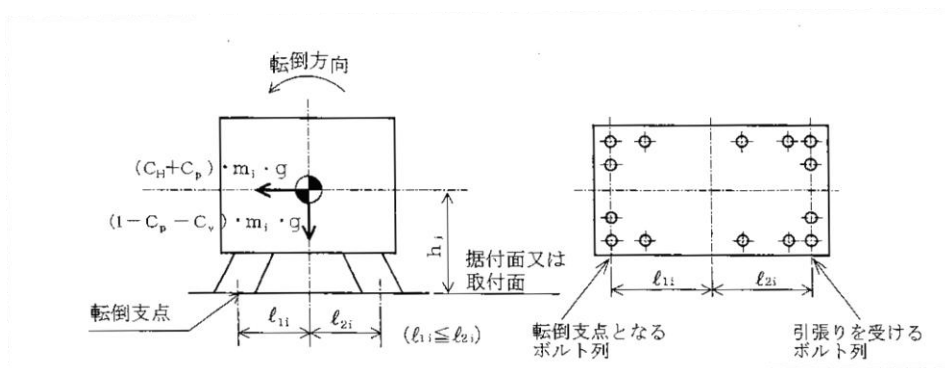
	B, C クラス機器 (溢水影響評価)	【参考】 S クラス機器 (設計評価)
手法	JEAG 等に基づく 構造強度評価	JEAG 等に基づく 構造強度評価
地震動	基準地震動 S_s	基準地震動 S_s 弾性設計用地震動 S_d
床応答スペクトル (FRS)	±10% 拡張	±10% 拡張
水平と鉛直地震力による 荷重の組合せ	絶対値和 又は SRSS	絶対値和 又は SRSS
減衰定数	水平 : 1.0% 鉛直 : 1.0%	水平 : 1.0% 鉛直 : 1.0%
許容応力状態	$IV_A S$	$S_s : IV_A S$ $S_d : III_A S$
評価項目	JEAG に基づく S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



横形ポンプ概要図



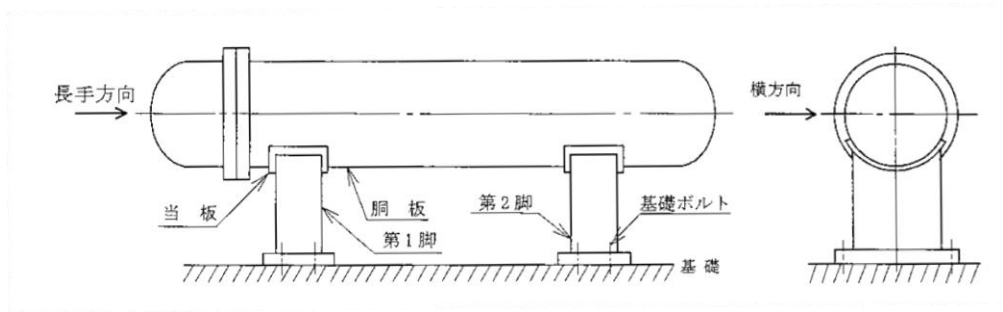
軸直角方向



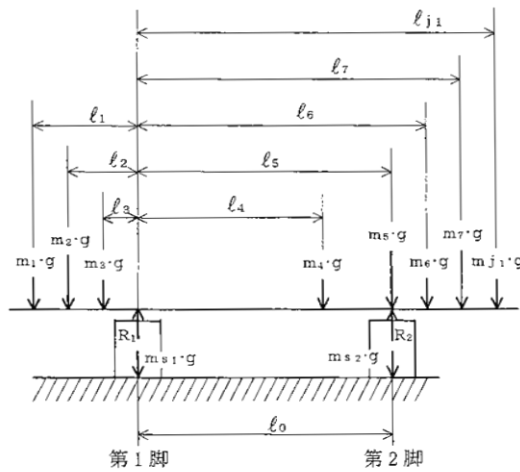
軸方向

- | |
|--|
| <p>耐震性評価部位</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 基礎ボルト ➤ ポンプ取付ボルト ➤ 原動機取付ボルト |
|--|

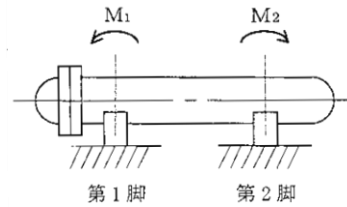
図 7-1 耐震評価の概要 (横形ポンプの例)



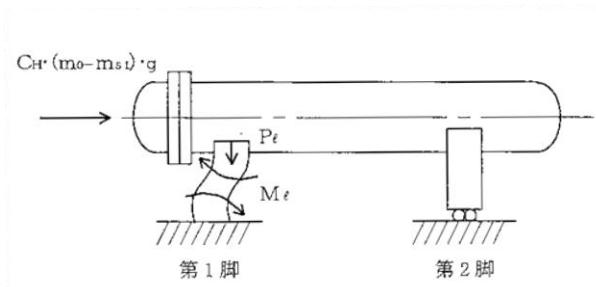
横置円筒形容器概要図



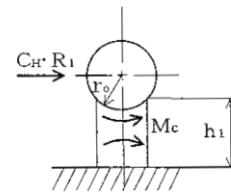
荷重状態



脚位置での曲げモーメント



長手方向荷重による
胴の第1脚付け根部
のモーメント及び鉛
直荷重



横方向荷重による
胴第1脚付け根部
のモーメント

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

図 7-2 耐震評価の概要 (横置円筒形容器の例)

7.3.2 配管の耐震性評価

耐震 B, C クラス機器等のうち、耐震評価対象となる配管については、建設時に 3次元多質点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次元多質点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。定ピッチスパン法の場合は配管1スパン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評価を行う。

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 や 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表 7-2 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、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、耐震評価対象となる耐震 B, C クラスの配管について評価基準値を満足することを確認している。評価結果を添付資料 7 に示す。

表 7-2 配管の評価条件

	B, C クラス配管 (溢水影響評価)	【参考】 S クラス配管 (設計評価)
手法	3次元多質点はりモデルによる解析及び定ピッチスパン法による評価	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 Ss	基準地震動 Ss 弾性設計用地震動 Sd
床応答スペクトル (FRS)	水平 (NS, EW) , 鉛直 ±10%拡幅	水平 (NS, EW) , 鉛直 ±10%拡幅
水平と鉛直地震力による荷重の組合せ	SRSS 法	SRSS 法
減衰定数	0.5%, 1.0%, 1.5% 2.0%, 3.0% ※	0.5%, 1.0%, 1.5% 2.0%, 3.0% ※
許容応力状態	$IV_A S$	$Ss : IV_A S$ $Sd : III_A S$
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

※ JEAG 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

7.4 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。燃料プールのスロッシングによる溢水は、燃料プール水面上にあるダクト吸入口への流入分を除き燃料プールのある原子炉建物4階に流出する。また、ダクト流入分については埋設ダクトに貯水可能である。評価結果を表7-3に示す。

燃料プールのスロッシングによる溢水量については、「8.1 燃料プール溢水量の評価方法」及び「8.2 燃料プール溢水量の評価結果」にて詳細を示す。

表7-3 燃料プールのスロッシングによる溢水量

種類	溢水量[m ³]	埋設ダクト流入量[m ³]	合計[m ³]
燃料プール*	130	50	180

※ 上記の値は解析値を1.1倍した値。

7.5 溢水量の算定

地震時の溢水量の算定に当たり、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、以下のとおり想定した。

- ・「地震加速度大」による原子炉スクラム
- ・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と同時に発生する可能性を考慮し、手動隔離による漏えい停止には期待できないものとして、建物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する（図7-3参照）。

各区画における溢水量の算定手順は以下のとおり。

- 区画内の溢水源として想定する機器（容器及び配管）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（複数の建物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）。
- 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。このとき、同一のタンクを共有する等による溢水量の重複を考慮した補正を実施する。

なお、ここで示す溢水量は、基本設計段階での評価であり、今後各種対策の実現性・詳細設計等を精査するに伴い変動が必要となる場合は、適宜反映することとする。

原子炉建物 4階

➤ 耐震B,Cクラスの系統を示す。

➤ 地震起因による溢水量を示す。

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])				
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内				二次格外 (管理区域)
						R-4F-01-1N	R-4F-04N	R-4F-01-2N	R-4F-02N	R-4F-03N
						1454	9	74	-	19
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		55	-	●	-	-	-	-
RCW(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		55	-	●	-	-	-	-
RCW(N)	原子炉補機冷却系(常用系)		○	23	38	●	-	-	-	-
HVD	ドライウェル冷却系		○							
HVGW	空調換気設備冷却水系		○							
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○								
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○								
FPC	燃料プール冷却系	○	○	91	-	□				
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○								
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○								
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○								
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○								
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○								
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○								
LPOS	低圧炉心スプレイ系	○								
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○								
SLC	ほう酸水注入系	○								
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○							
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○							
CWT	復水輸送系		○	57	1	●	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	31	8	●	-	-	-	-
FP	消火系		○	65	57	●	-	-	-	□
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り製)		○							
DEG(CW/A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○								
DEG(CW/B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○								
DEG(LO/A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○								
DEG(LO/B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○								
DEG(FO/A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○								
DEG(FO/B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○								
DEG(CW/H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○								
DEG(LO/H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○								
DEG(FO/H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○								
slosh1	スロッシング(オペフロ)(SFP)				130	●	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動S_eによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

➤ 溢水源となり得る機器が設置されている区画における溢水源の有無を示す。
 ➤ 地震起因による溢水評価において溢水源とする系統は、●を入力している系統となる。

図 7-3 溢水源となり得る機器の設置区画及び溢水量 (例)

7.6 地震起因による没水影響評価

基準地震動 S_s による地震力によってバウンダリ機能が保持できないおそれのある機器及び燃料プールのスロッシングにより発生する溢水を溢水源として溢水防護対象設備の没水影響評価を行い、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、燃料プール冷却機能及び給水機能が維持されることを確認する。

また本事象は、基準地震動 S_s に随伴して生じる可能性があることから、原則として全ての溢水防護対象設備が機能維持できることを判定基準とする。ただし、溢水防護対象設備であっても、元より基準地震動 S_s への耐震性が確保されていない機器（例：FMW 系統）についてはその限りではない。

地震起因による没水影響評価フローを図 7-4 に示す。

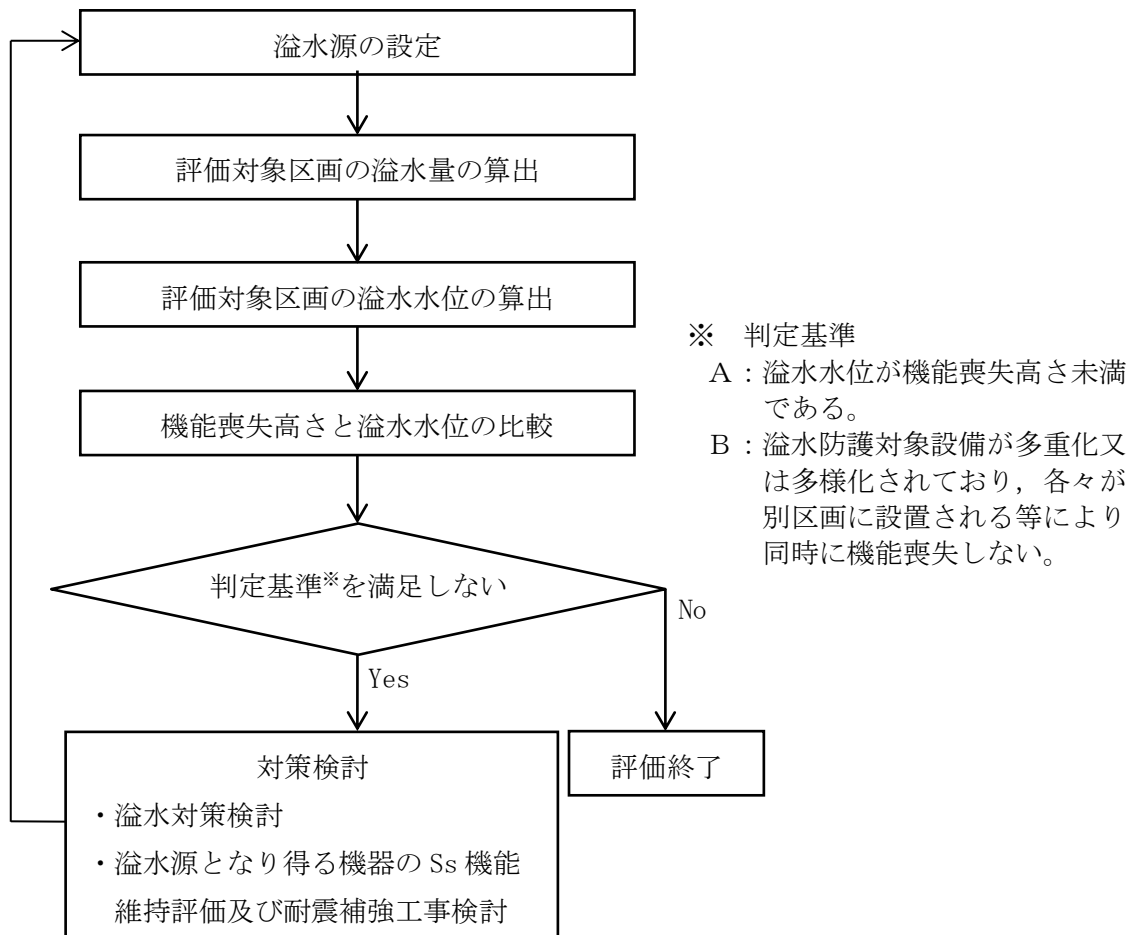


図 7-4 地震起因による没水影響評価フロー

(1) 評価方法

評価対象区画に対して、以下の方法により地震起因による没水影響評価を実施した。

a. 溢水量の算出

「7.5 溢水量の算定」に示しているとおおり、溢水量を算出した。

b. 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。溢水水位算出のモデルケースを図 7-5 に示す。図 7-5 のように接続された区画①～④及び溢水源、溢水量、面積を設定する。区画間の伝播経路としては①～④間の横伝播経路に扉を、その他の縦伝播経路については縦貫通部を想定する。実際に堰等が設置され、伝播開始高さが設定される区画についての扱いは、想定破損による評価と同様とする。モデルケースの評価対象区画における溢水水位の算出例を図 7-6 に示す。

・ 溢水水位その 1

溢水量と滞留面積より溢水水位を算出した。

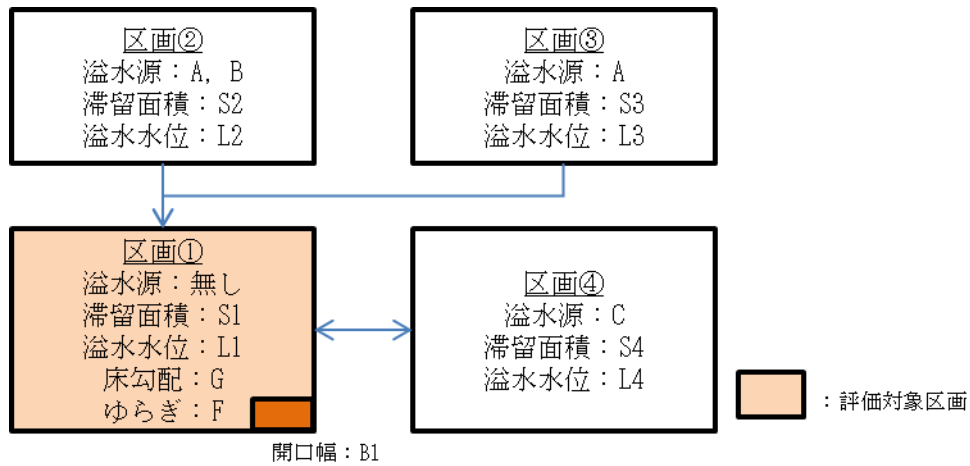
$$\text{溢水水位 [m]} = \text{溢水量 [m}^3\text{]} / \text{滞留面積 [m}^2\text{]} + \text{床勾配 [m]}$$

・ 溢水水位その 2

開口部等から流出を期待する場合は、評価対象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流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。また、評価対象区画への複数破損箇所からの流入がある場合は、これらの流入が同時に開始するものとした。

c. 機能喪失高さとの溢水水位の比較

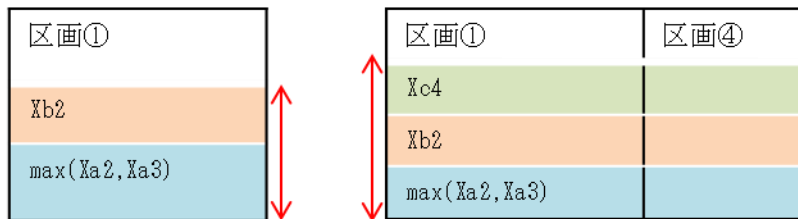
溢水防護区画毎に当該区画で機能喪失高さが最も低い設備を選定し機能喪失高さに対し、溢水水位にゆらぎを考慮しても機能喪失しないことを確認した。



区画	溢水量[m ³]			単位時間当たりの流入量[m ³ /s]		
	溢水源A	溢水源B	溢水源C	溢水源A	溢水源B	溢水源C
①	-	-	-	-	-	-
②	Xa2	Xb2	-	Ya2	Yb2	-
③	Xa3	-	-	Ya3	-	-
④	-	-	Xc4	-	-	Yc4

図 7-5 モデルケースの設定

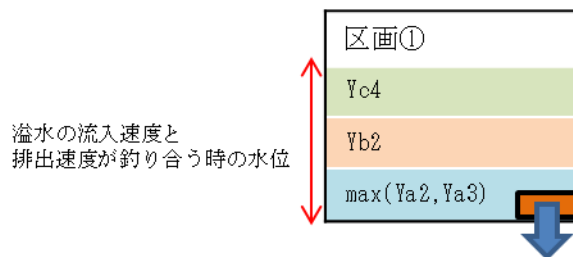
溢水水位その 1（開口部等による排出を考慮しない場合）



区画①で想定される最大水位その 1 は、上方の区画②および③からの伝播する溢水による水位か、または、区画④から伝播する溢水を含めた区画①、④の水位の大きい方となる。ただし、Xa2, Xa3 は同じ溢水源 A からの溢水であるため、これらの最大値を用いる。

$$L1 = \max\{\max(Xa2, Xa3) + Xb2\}/S1, [\max(Xa2, Xa3) + Xb2] + Xc4\}/(S1 + S4) + G + F$$

溢水水位その 2（開口部等による排出を考慮する場合）



区画①で想定される最大水位その 2 は、上方の区画②および③から伝播する溢水と、区画④から伝播する溢水を含めた合計流量を用いる。水位は合計流量と排出係数（補足説明資料 26 参照）、および開口幅によって定まる。

$$L1 = [(\max(Ya2, Ya3) + Yb2) + Yc4]/(C \times B1)]^{(1/1.5)} + G + F \quad (C \text{ は排出係数})$$

図 7-6 溢水水位算出例

(2) 評価結果

モデルケースにて実施した伝播評価を、実際の溢水伝播モデル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。溢水防護対象設備が設置されている区画の溢水水位と、それら各区画における溢水防護対象設備の機能喪失判定及び被水対策の要否について、添付資料7に示す。なお、記載にあたっては、全ての溢水防護対象設備を防護する観点から、区画内の最も機能喪失高さの低い溢水防護対象設備を代表として選定した（添付資料7参照）。

評価の結果、適切な溢水対策を実施することで、必要な溢水防護対象設備が地震による溢水に影響を受けることはなく、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、並びに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。

7.7 地震起因による被水影響評価

基準地震動 S_s による地震力によってバウンダリ機能が保持できないおそれのある機器及び燃料プールのスロッシングにより発生する溢水に対して、溢水防護対象設備の被水影響評価を行い、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、並びに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。

また、上層階からの溢水の伝播による被水については、7.6 における伝播評価時に同時に評価を実施しており、必要な安全機能が維持されることを確認している。

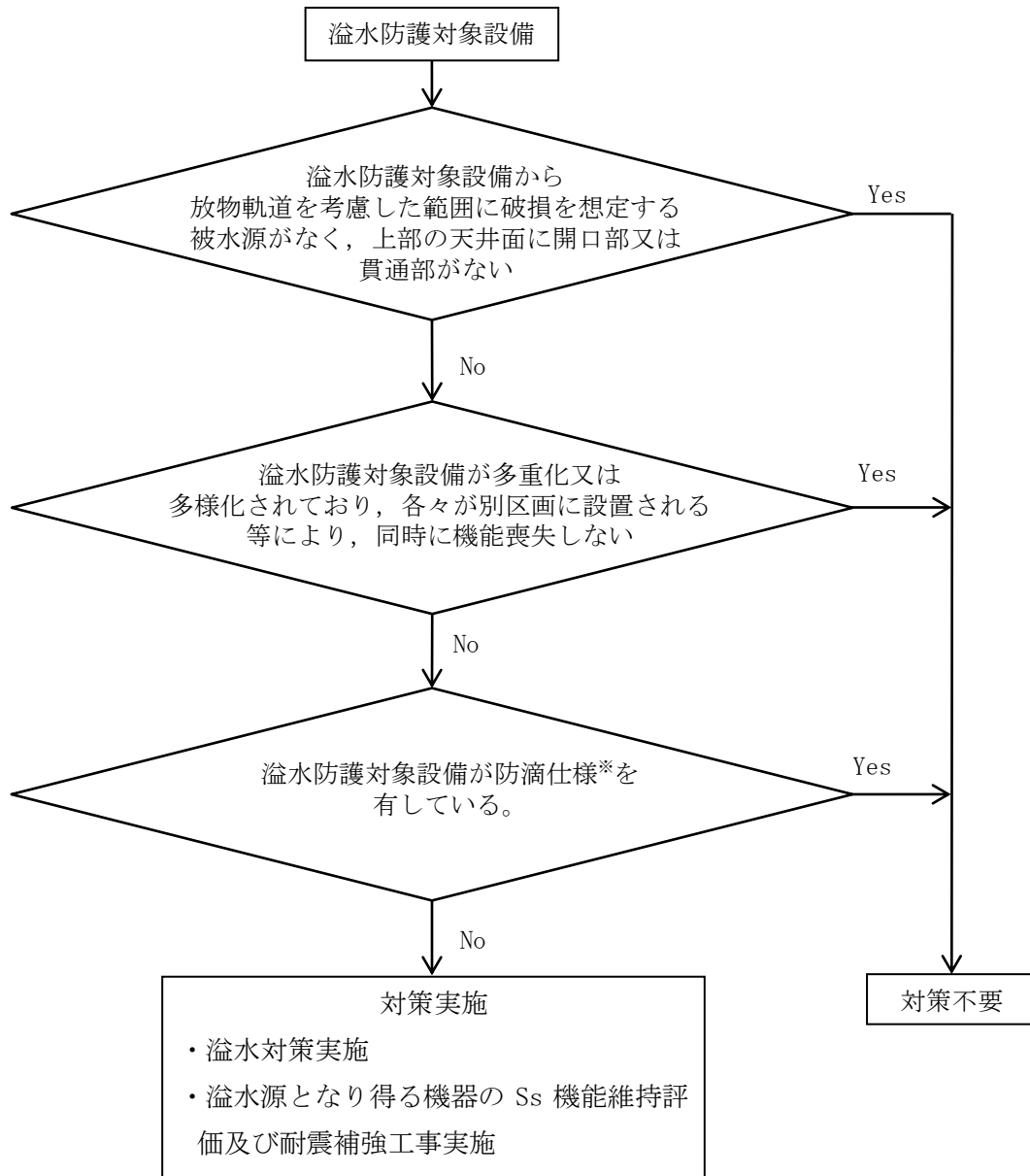
(1) 評価方法

基準地震動 S_s による地震力によってバウンダリ機能が保持できないおそれのある機器及び燃料プールのスロッシングによる直接の被水並びに溢水経路にある天井面の開口部又は貫通部からの被水に対し、溢水防護対象設備の被水影響評価を行った。地震起因による被水影響評価フローを図 7-7 に示す。

(2) 評価結果

地震起因による被水影響評価結果を添付資料 7 に示す。

想定した被水の影響に対し、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、並びに燃料プールの冷却機能及び給水機能が、その機能を失わないことを確認した。



※ 防滴仕様とは、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」による防滴仕様，又は溢水防護対象設備を防護するために必要な対策を示す。

図 7-7 地震起因による被水影響評価フロー

7.8 地震起因による蒸気影響評価

基準地震動 S_s による地震力によってバウンダリ機能が保持できないおそれのある機器から発生する蒸気源の有無、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。地震起因による蒸気影響評価結果を添付資料 7 に示す。

想定した蒸気の影響に対し、必要となる対策（配管のルート変更等）を実施することにより原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能、並びに燃料プールの冷却機能及び給水機能が、その機能を失わないことを確認した。

7.9 地震起因による影響評価結果

地震時の没水、被水、蒸気の影響評価を行い、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、並びに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。

なお、対策の設計方針に関しては以下を参照のこと。

- 拡大防止対策：添付資料 4 溢水影響評価において期待することができる設備
 - 「2.1.1 止水措置」
 - 「2.2 溢水防護対策設備設置箇所」

- 影響緩和対策：添付資料 4 溢水影響評価において期待することができる設備
 - 「2.1.2 排水措置」
 - 「2.3 内部流体漏えい対策について」補足説明資料 4 開口部等からの排出について

- 発生防止対策：添付資料 2 溢水源の分類及び運用について
 - 「2. 所内蒸気系の隔離運用について」補足説明資料 18 配管の破損位置及び破損形状の評価について

8. 燃料プールのスロッシングに伴う溢水評価について

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、溢水量を算出する。算出した溢水量からスロッシング後の燃料プールの水位低下を考慮しても、燃料プールの冷却機能及び給水機能が確保され、それらを用いることにより保安規定で定めた水温（水温 65°C 以下）及び遮蔽水位を維持できることを確認する。

燃料プールが設置される原子炉建物4階の機器配置図を図8-1、燃料プールの概要図を図8-2に示す。

8.1 解析評価

(1) 評価に用いる地震動

燃料プールのスロッシング周期は NS 方向及び EW 方向ともに約 4.3 秒であることから、基準地震動 S_s のうち、この領域における応答スペクトル値が最大となる地震動を評価に用いる。なお、スロッシング周期は下記のハウスナー理論により算出した。

$$\omega^2 = \frac{1.58g}{l} \tanh\left(1.58\frac{h}{l}\right)$$

$$T = \frac{2\pi}{\omega}$$

T : 固有周期 [s]

ω : 円固有振動数 [rad/s]

l : 振動方向長さの 1/2 [m]

h : 底面から液面までの高さ [m]

g : 重力加速度 [m/s²]

燃料プールのスロッシング解析に用いる地震動は、原子炉建物の燃料プール位置 (EL42.8m) における床応答とし、図 8-3 から、スロッシング固有周期領域 (4 秒～5 秒) において、応答加速度が最大となる S_s -D による応答波を用いる。なお、基準地震動 S_s -D は、特定の方向性を持たない応答スペクトル手法に基づき策定された地震動であるため、スロッシング評価においては、水平方向 (NS 方向又は EW 方向のいずれか 1 方向) と鉛直方向を組み合わせた解析を行う。スロッシング解析に用いた入力地震動の加速度時刻歴波形を図 8-4 に示す。

(2) 解析条件

解析条件を表 8-1 に、解析モデルを図 8-5 に、解析メッシュ図を図 8-6 に示す。

(3) スロッシング評価における地震力の組合せ

水平 2 方向及び鉛直方向の地震力を組み合わせた場合の溢水量は、簡便な取り扱いとして、NS 方向+鉛直方向、EW 方向+鉛直方向の溢水量を足し合わせ、溢水量が大きくなるよう保守的に設定する。

表 8-1 解析条件

項目	内容
モデル化範囲	燃料プール
境界条件	プール上部は開放とし、他は壁による境界を設定する。解析範囲外に流出した水は戻らないものとする。 壁面での水の流速は0となるように設定する。壁面と水の境界層は $k-\epsilon$ の乱流モデルとし、壁面での流体の乱れも考慮する。
初期水位	EL42.56m (HWL:High Water Level) ※ ¹
評価用地震動	基準地震動 Ss-D による燃料プール位置 (EL42.8m) の応答波
解析コード	汎用熱流体解析コード Fluent ver. 18.1.0
解析時間	100 秒※ ²
物性値	密度 [kg/m ³] : 1.190 (空気), 998.2 (水) 粘性係数 [Pa・s] : 1.827×10^{-5} (空気), 1.094×10^{-3} (水)
プール寸法	14000 mm (NS) × 13500 mm (EW) × 11730 mm (HWL)
プール内部構造物	内部構造物が流体の運動を阻害しないように、保守的な条件として燃料ラック等のプール内構造物はモデル化しない。
その他	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。

※¹ 燃料プールの初期水位は、保守的にスキマサージタンクへのオーバーフロー水位より高い水位を設定する。

※² 溢水量に有意な増加が確認できなくなった時間 (図 8-7 参照)

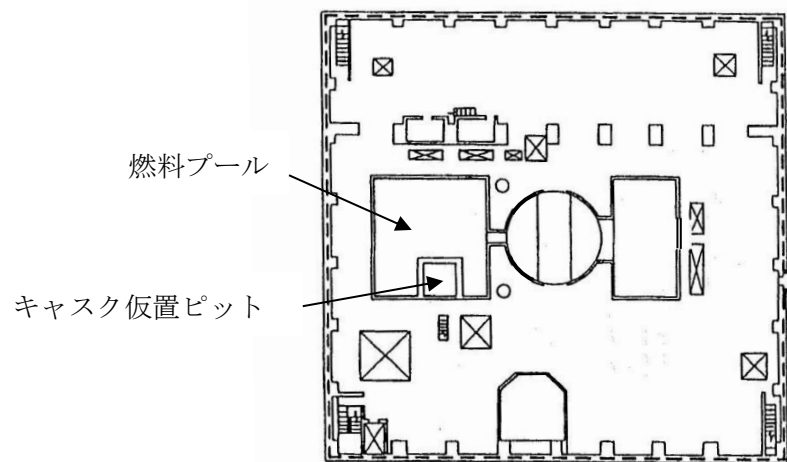


図 8-1 原子炉建物 4 階の機器配置図

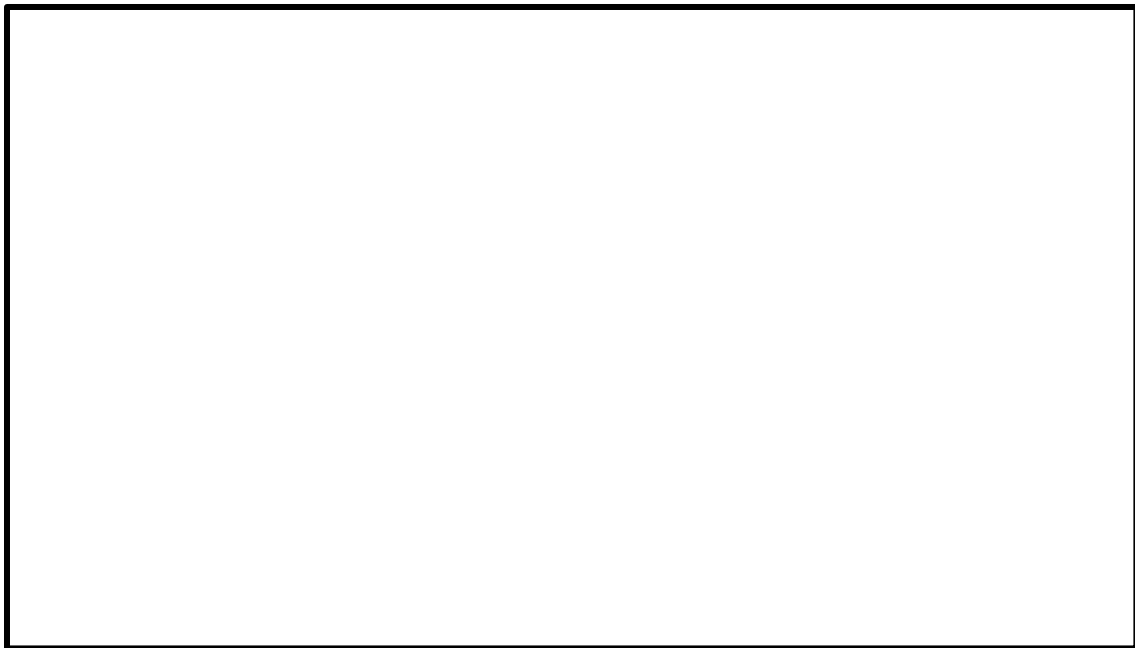


図 8-2 燃料プールの概要

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

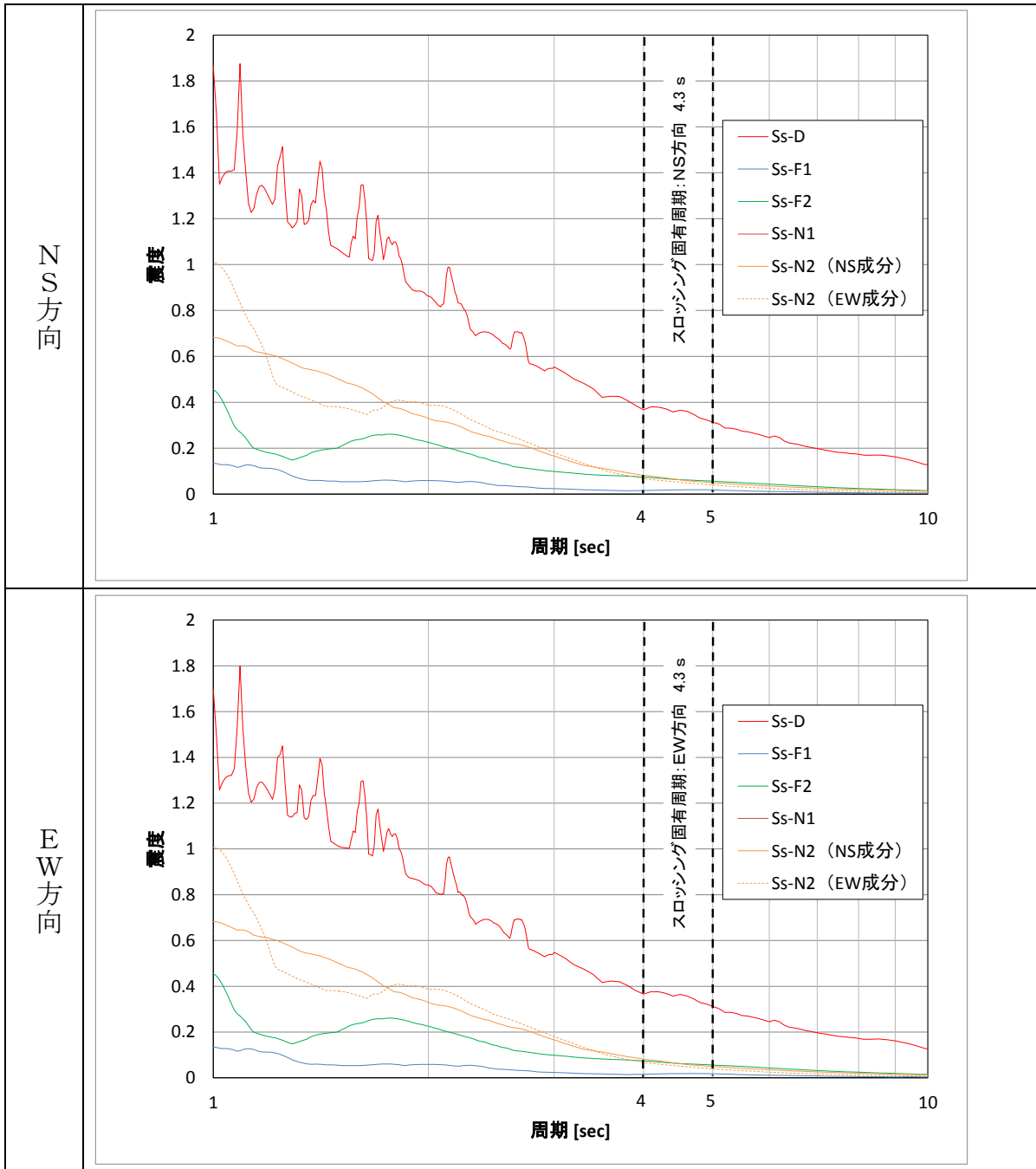


図 8-3 燃料プールの床応答スペクトル
(減衰定数 0.5%※, 原子炉建物 EL 42.8m)

※ 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987」に基づき、液体の揺動に対する設計用減衰定数である 0.5%を用いた。

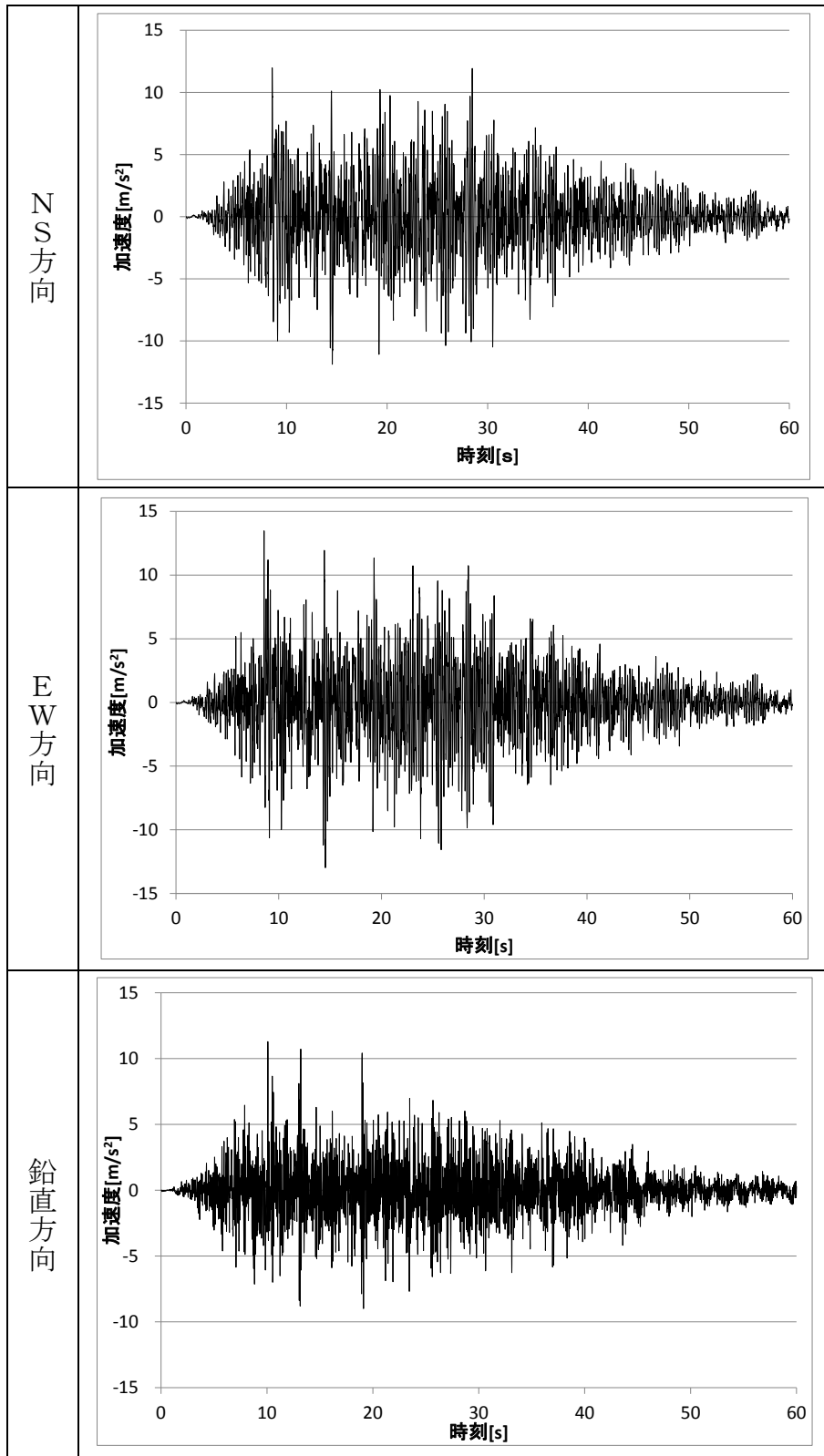


圖 8-4 入力地震動 加速度時刻歷波形

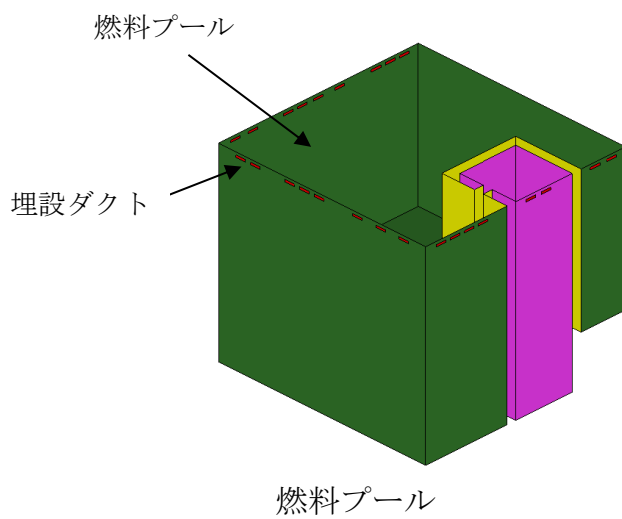


図 8-5 解析モデル図



図 8-6 解析メッシュ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

8.2 溢水量評価結果

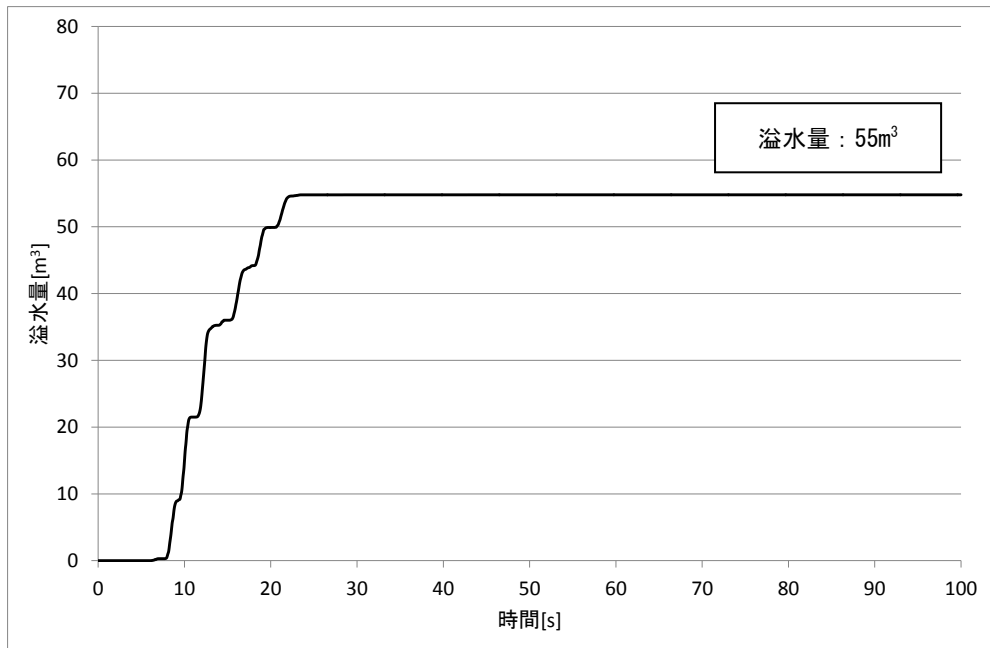
基準地震動 Ss による解析により算定した燃料プールのスロッシングによる溢水量を表 8-2 に、溢水量の時間変化を図 8-7 に、最大波高発生時間近傍における液面状態を図 8-8 に示す。

なお、保守的に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せず、また、一度燃料プール外へ溢水した水が再度プール内に戻ることも考慮しない。

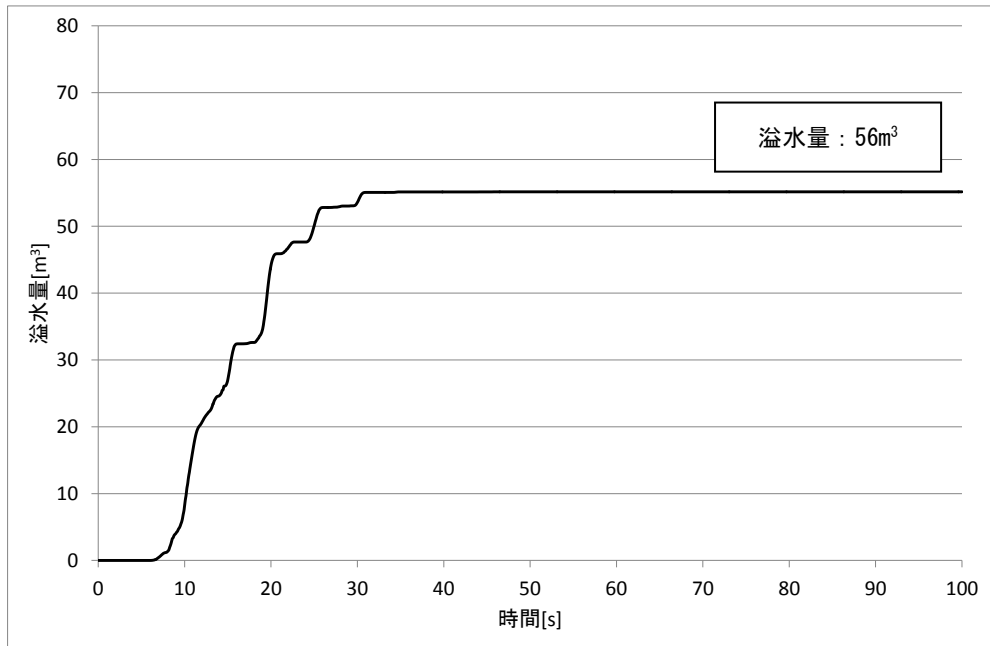
表 8-2 燃料プールのスロッシングによる溢水量

No.	解析ケース（入力条件）	床面への 溢水量[m ³]	埋設ダクト 流入量[m ³]	合計[m ³]
①	NS 方向 : Ss-D 鉛直方向 : Ss-D	55	20	75
②	EW 方向 : Ss-D 鉛直方向 : Ss-D	56	21	76

※ 表の値は、解析結果に対して小数点以下を切り上げた値を示す。

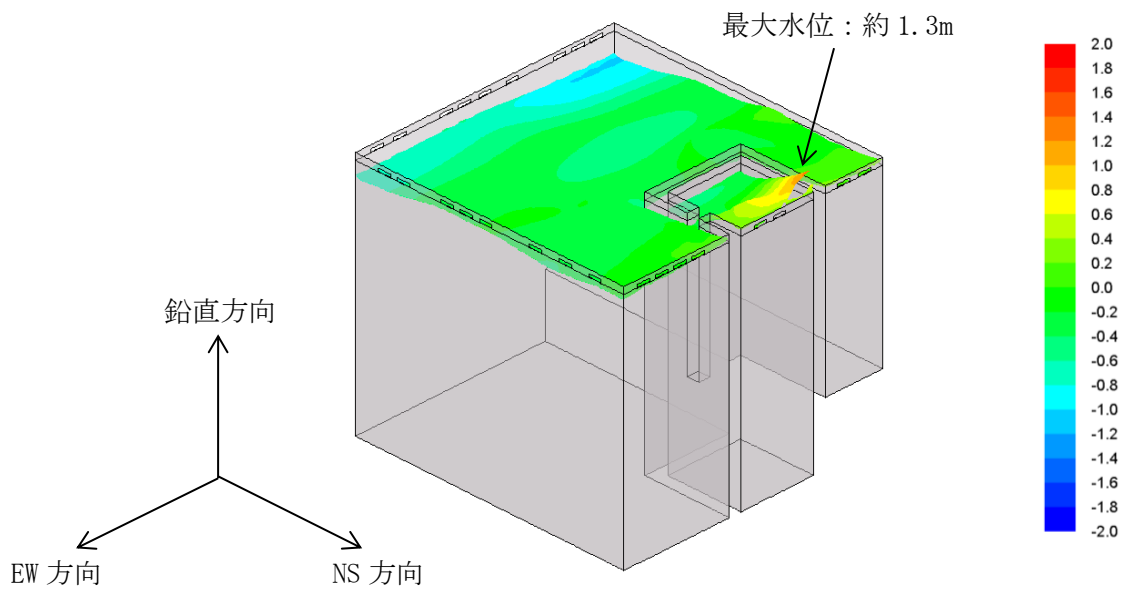


(1) 解析ケース① (NS 方向+鉛直方向)

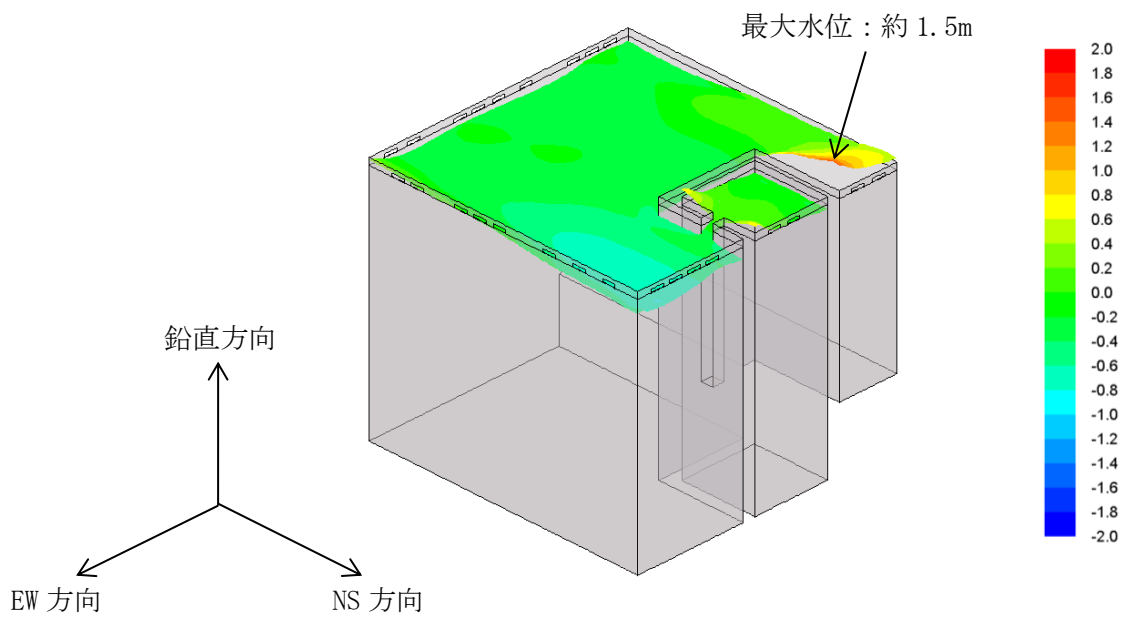


(2) 解析ケース② (EW 方向+鉛直方向)

図 8-7 燃料プールからの溢水量の時間変化



(1) 解析ケース① (NS 方向+鉛直方向)



(2) 解析ケース② (EW 方向+鉛直方向)

図 8-8 最大波高発生時間近傍における液面状態

8.3 内部溢水影響評価に用いる溢水量

内部溢水影響評価に用いる溢水量を表 8-3 に示す。内部溢水影響評価では、解析値に保守性を見込んだものをスロッシングによる溢水量として使用する。具体的には、水平 2 方向の組合せに配慮し、NS 方向+鉛直方向、EW 方向+鉛直方向の溢水量を足し合わせて設定する。また、解析コード (Fluent) の検証結果 (添付資料 8 参照) から、解析値と実験値の差を踏まえて解析値を 1.1 倍し、溢水量が大きくなるよう保守的に設定する。

参考として、3 方向同時入力によるスロッシング解析結果を表 8-4 に示す。また、代表として表 8-4 の No. 1 における溢水量の時間変化を図 8-9 に、最大波高発生時間近傍の液面状態を図 8-10 に示す。この結果から、内部溢水影響評価に用いる溢水量が保守的に設定されていることを確認している。

表 8-3 内部溢水影響評価に用いる溢水量

溢水量 ^{※1}			設定方法
床面への溢水量[m ³]	埋設ダクト流入量[m ³]	合計[m ³]	
110	41	151	解析結果を足し合わせた値 (表 8-2 の①+②)
121	45	166	上記値に解析コードの検証結果を 踏まえて 1.1 倍した値
130 ^{※2}	50	180	上記値に対し保守的に設定 (1 の位を切り上げ) (合計は床面と埋設ダクトの和)

※1 表中の値について、溢水量の足し合わせ及び係数倍は解析結果に基づき実施し、表記上は小数点以下を切り上げた値を示す。

※2 床面への溢水量(130m³)と耐震 B, C クラス機器の破損による溢水量(104m³)を考慮した溢水水位は 0.19m となる。これに対し、高さ 0.30m 以上の堰を設置する。

表 8-4 3方向同時入力によるスロッシング解析結果

No.	解析ケース（入力条件）	溢水量 ^{※1}			備 考
		床面への 溢水量 [m ³]	埋設ダク ト流入量 [m ³]	合計 [m ³]	
1	NS 方向：Ss-D EW 方向：組合せ用地震動 ^{※2} 鉛直方向：Ss-D	106	22	127	水平 2 方向に位相 特性の異なる地震 動を用いたケース
2	NS 方向：組合せ用地震動 ^{※2} EW 方向：Ss-D 鉛直方向：Ss-D	101	23	123	同上
3	NS 方向：Ss-D EW 方向：Ss-D 鉛直方向：Ss-D	85	22	106	水平 2 方向に同位 相の地震動を用い たケース

※1 表の値は、解析結果に対して小数点以下を切り上げた値を示す。

※2 「島根原子力発電所 2 号炉 地震による損傷の防止 別紙-10 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の適切な組合せに関する検討について 参考資料-3 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価に用いる模擬地震波の作成方針」による水平 2 方向の影響検討用に設定された地震動。

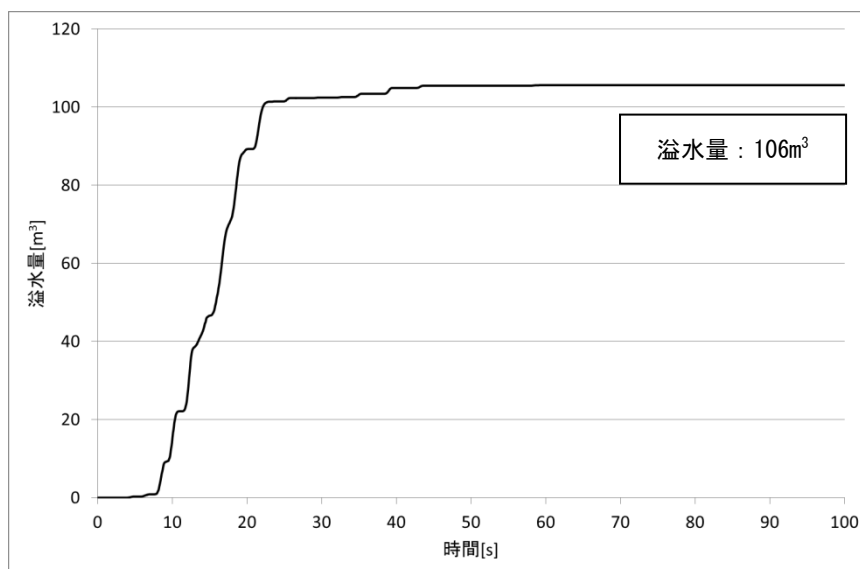


図 8-9 燃料プールからの溢水量の時間変化（表 8-4 の No. 1）

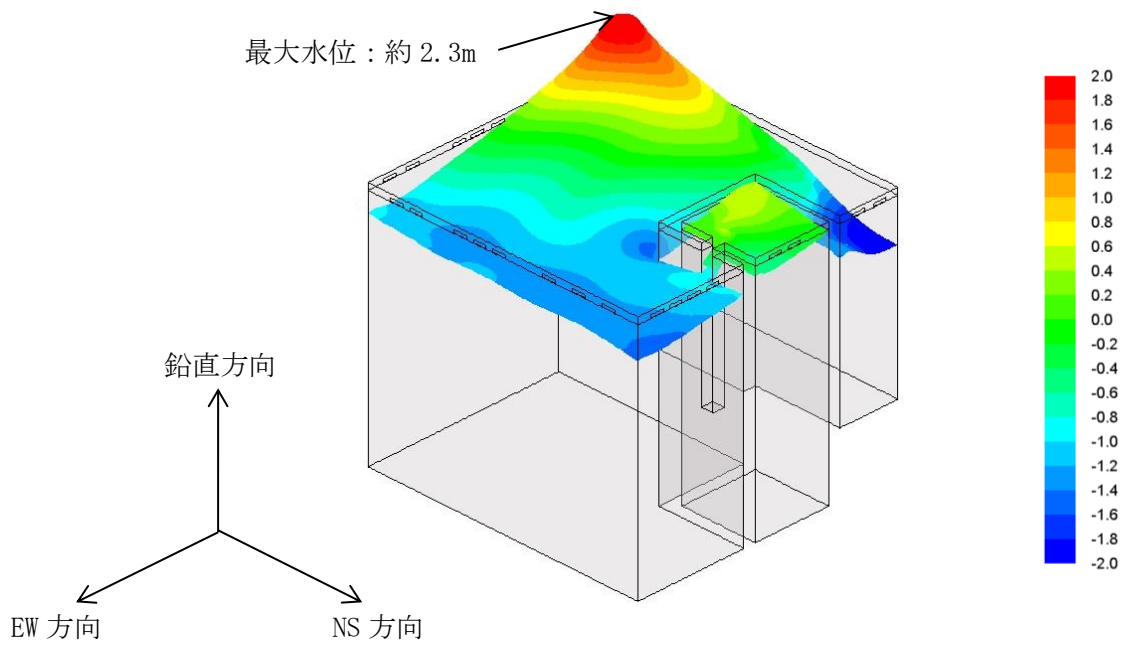


図 8-10 最大波高発生時間近傍における液面状態（表 8-4 の No. 1）

8.4 燃料プールのスロッシング後の機能維持評価

スロッシング後の燃料プールの水位を表 8-5 に示す。なお、溢水量の算出に当たっては、初期水位をスキマサージタンクへのオーバーフロー水位より高い水位である EL42.56m としているが、地震後の燃料プール水位の算出に当たっては、スキマサージタンクへのオーバーフロー水位である EL42.50m を基準とする。

溢水影響評価の結果、燃料プール冷却機能及び給水機能を有する溢水防護対象設備が機能喪失しないことを確認していることから、燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能が維持されることを確認した。また、使用済燃料及び使用済制御棒の遮蔽に必要な水位が確保されていることから、使用済燃料及び使用済制御棒の遮蔽機能が維持されることを確認した。

表 8-5 燃料プールの水位

解析ケース	燃料プール
地震前の燃料プール水位 (初期水位) [m]	11.67 (EL42.50) (Normal Water Level) ※ ¹
地震後の燃料プール水位 [m]	10.59 (EL41.42)
水位低下量 [m]	1.08
燃料有効長頂部 [m]	4.24 (EL35.07)
遮蔽に必要な水位 [m] ※ ²	9.94 (EL40.77)

※¹ スキマサージタンクへのオーバーフロー水位

※² 燃料取替機床面での線量率が設計基準線量当量率 ($\leq 0.06\text{mSv/h}$) を満足する水位

9. 溢水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

溢水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として、タービン建物からの溢水が、溢水防護対象設備が設置されている原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物に及ぼす影響を確認した。また、溢水防護対象設備のうち屋外に設置されている海水ポンプ等に対して、エリア外からの溢水による影響を確認した。溢水防護対象設備が設置されている原子炉建物、廃棄物処理建物、制御室建物とタービン建物並びに取水槽、排気筒エリア及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽の位置関係を図 9-1 に示す。

なお、タービン建物については、設置許可基準規則 第五条（津波による損傷の防止）において、復水器を設置するエリアから耐震 S クラスの設備を設置するエリアへの流入防止の対策として、復水器エリア防水壁等を設置し、耐震 S クラスの設備を設置するエリア（以下、「耐震 S クラスエリア（東）」及び「耐震 S クラスエリア（西）」という。）と復水器を設置するエリア（以下、「復水器エリア」という。）に区画する。タービン建物地下 1 階の区画図を図 9-2 に、タービン建物の溢水源及び溢水量を表 9-1 に示す。

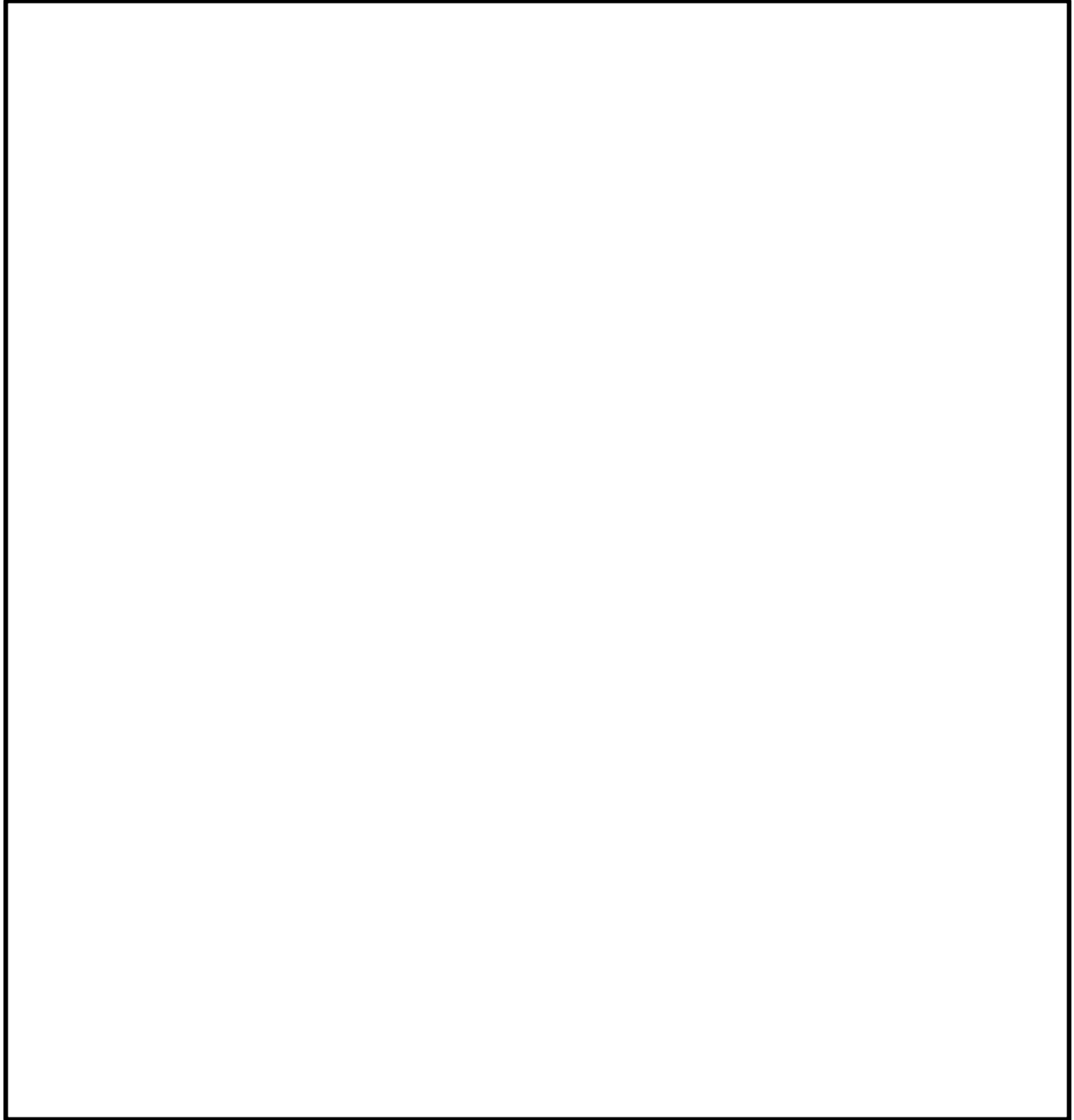


図 9-1 各建物並びに取水槽，排気筒エリア及び
B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽の位置関係

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

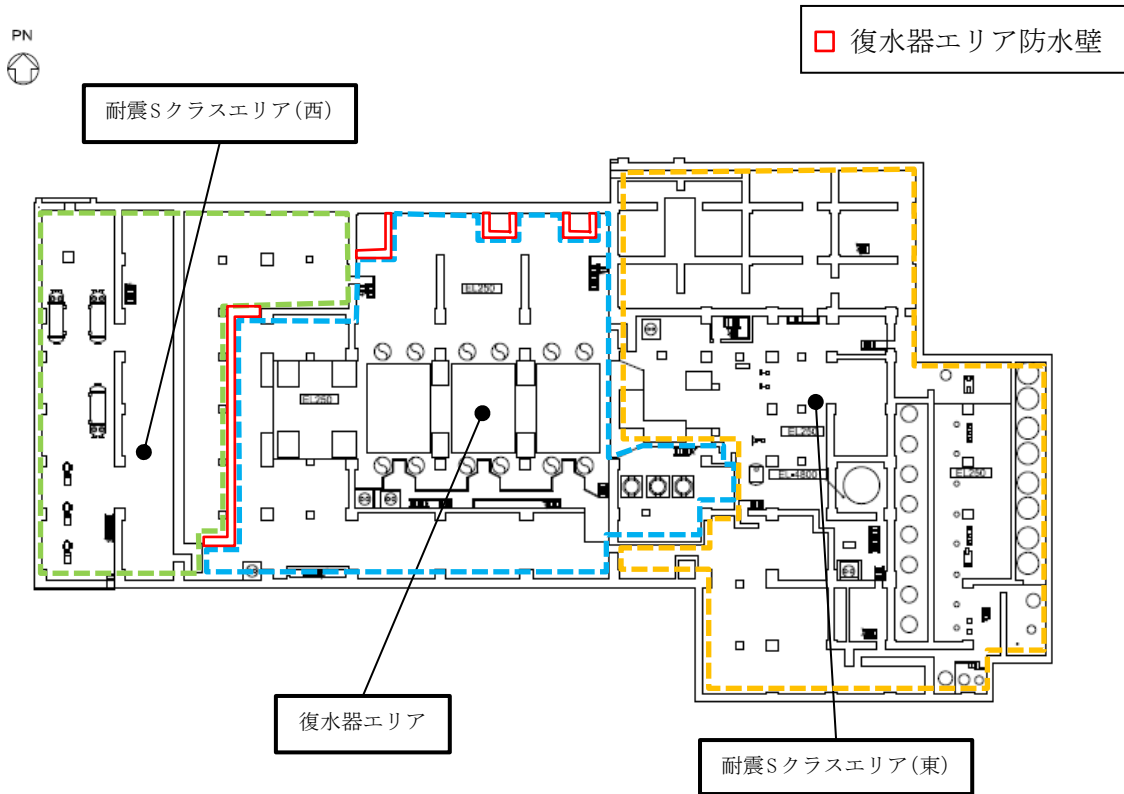


図9-2 タービン建物地下1階の区画

表9-1 タービン建物の溢水源及び溢水量

系統名称	耐震クラス	溢水量[m ³]		地震起因による溢水において流入を考慮する溢水源		
		想定破損	地震破損	復水器エリア	耐震Sクラスエリア(東)	耐震Sクラスエリア(西)
復水給水系	B, C	1646	1527	●	●	□
原子炉浄化系	B, C	-※	11	●	-	●
原子炉補機冷却系(常用系)	B, C	162	210	●	●	●
原子炉補機海水系(A)	S	457	-	-	-	-
原子炉補機海水系(B)	S	457	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ補機海水系	S	119	-	-	-	-
発電機密封油系, タービン設備系, タービン油処理系	B, C	81	81	●	●	●
固定子冷却系	B, C	18	18	●	●	●
タービンヒータードレン系	B, C	998	1527	- (復水給水系に含まれる)	- (復水給水系に含まれる)	□
循環水系	B, C	14452	3130	●	-	-
タービン補機冷却系	B, C	273	241	●	●	●
タービン補機海水系	B, C	330	129	●	-	●
排ガス処理系	B, C	10	4	●	●	●
液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・機器)	B, C	8	8	●	●	●
液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・床)	B, C	8	8	●	●	●
液体廃棄物処理系(非放射性ドレン移送系)	B, C	5	5	●	●	●
液体廃棄物処理系(ランドリドレン系)	B, C	118	118	●	●	●
固体廃棄物処理系(フィルタスラッジ系)	B, C	84	82	●	●	●
空調換気設備冷却水系	B, C	179	216	●	●	●
復水輸送系	B, C	75	53	●	●	●
補給水系	B, C	35	32	●	●	●
消火系	B, C	77	69	●	●	●
所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)	B, C	57	6	●	●	●
非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	S	13	-	-	-	-
非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	S	13	-	-	-	-
非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	S	13	-	-	-	-
再生薬品系	B, C	41	41	●	●	●
地震時に各エリアで考慮する溢水量の合計[m ³]				5989	2730	1332

●: 流入あり -: 流入なし □: 耐震B, Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる
 ※ タービン建物に敷設される原子炉浄化系配管は25A以下の配管であり、溢水源として考慮不要

9.1 復水器エリアにおける溢水

復水器エリアにおける溢水については、想定破損による溢水では循環水系配管の伸縮継手部の全円周状の破損を想定し、地震起因による溢水では循環水系配管の伸縮継手部の全円周状の破損及びその他の耐震 B, C クラス機器の破損を想定する。また、消火水の放水による溢水を想定する。

9.1.1 評価条件

(1) 評価条件

- ・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。
- ・循環水系配管の破損箇所での溢水の流出圧力は、循環水ポンプ運転時の系統圧力とする。なお、配管の圧損については保守的に考慮しない。
- ・循環水系配管の破損箇所は海水面より高いためサイフォン効果による流入はない。
- ・地震起因による溢水では、破損を想定する耐震 B, C クラス機器の保有水を考慮する。
- ・地震起因による溢水では、地震に伴い津波が来襲するものとし、循環水系配管を含む耐震 B, C クラス機器の破損箇所からの津波の流入を考慮する。
- ・消火水の放水による溢水では、屋内消火栓からの放水流量を考慮する。

(2) 循環水ポンプ停止及び循環水系弁閉止インターロックについて

a. 概要

地震時に復水器エリア内の伸縮継手部が破損し、循環水系から大量の海水が流入した場合、溢水防護区画へ海水が伝播し、溢水防護対象設備が機能喪失に至るおそれがある。このため、図 9-3 に示すような地震時に循環水ポンプ停止、循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁を閉止するインターロックを設置し、復水器エリア内への海水の流入を低減する。

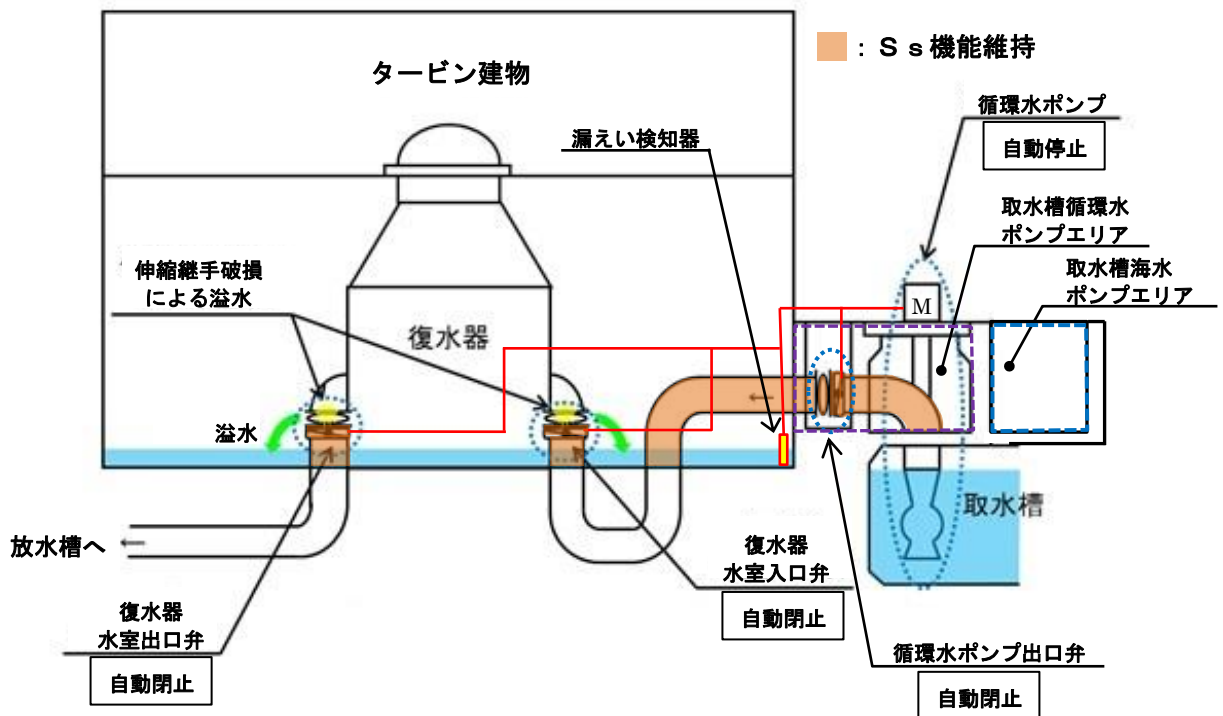


図 9-3 循環水ポンプ停止及び循環水系弁閉止インターロック設置概要図

b. インターロック作動条件

地震時には、確実に漏えいしたことを検出した上でインターロックを作動させるよう、図 9-4 に示すように地震大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、循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁は、基準地震動 Ss 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。漏えい検知は床上 100mm にて検知する設計とする。漏えい検知器の作動原理は、溢水が電極式レベル計の検知レベルに達すると、電極間が導通し、漏えいを検知するものである。漏えい検知器の設置箇所を図 9-5 に、構造及び外観を図 9-6 に示す。

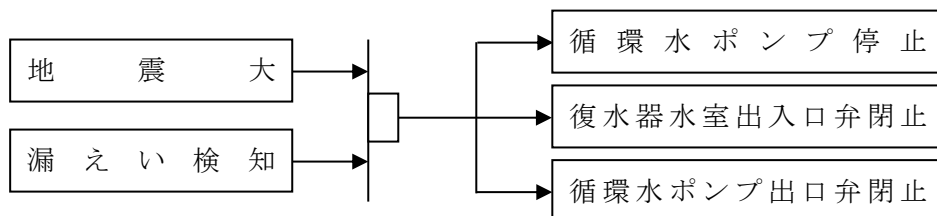


図 9-4 循環水ポンプ停止及び循環水系弁閉止インターロック

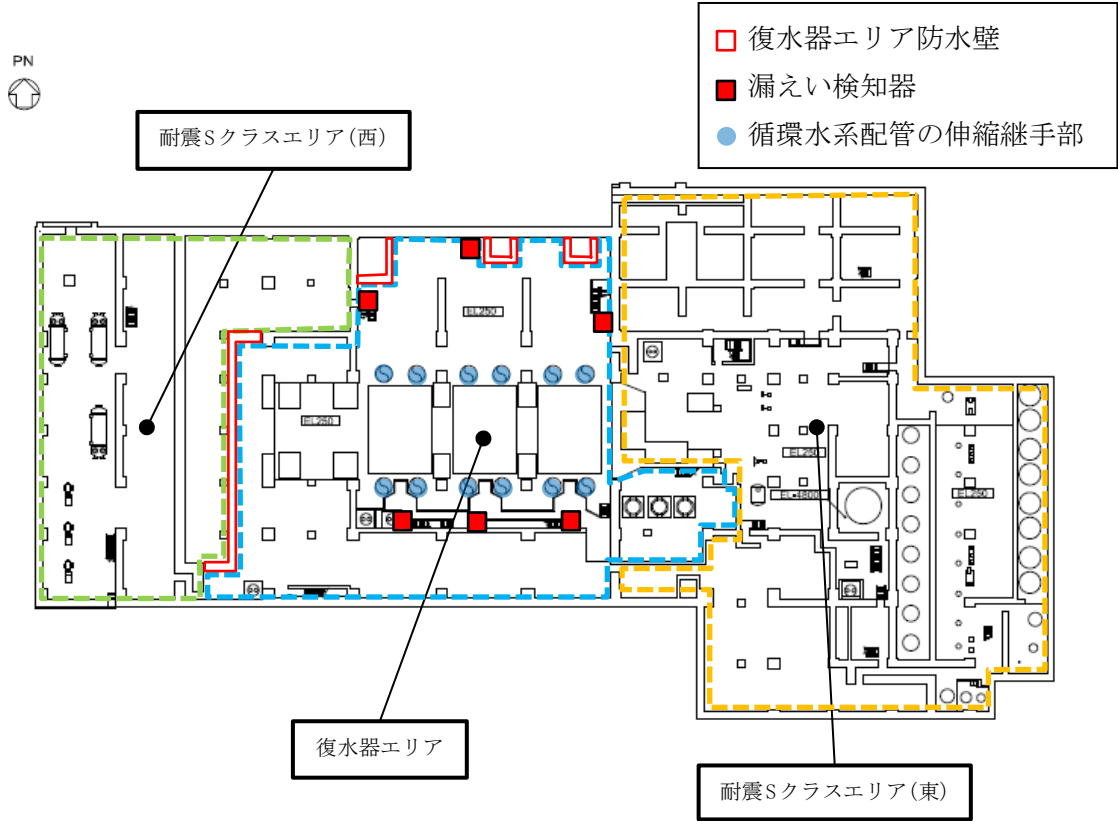


図 9-5 漏えい検知器設置箇所（タービン建物地下1階）

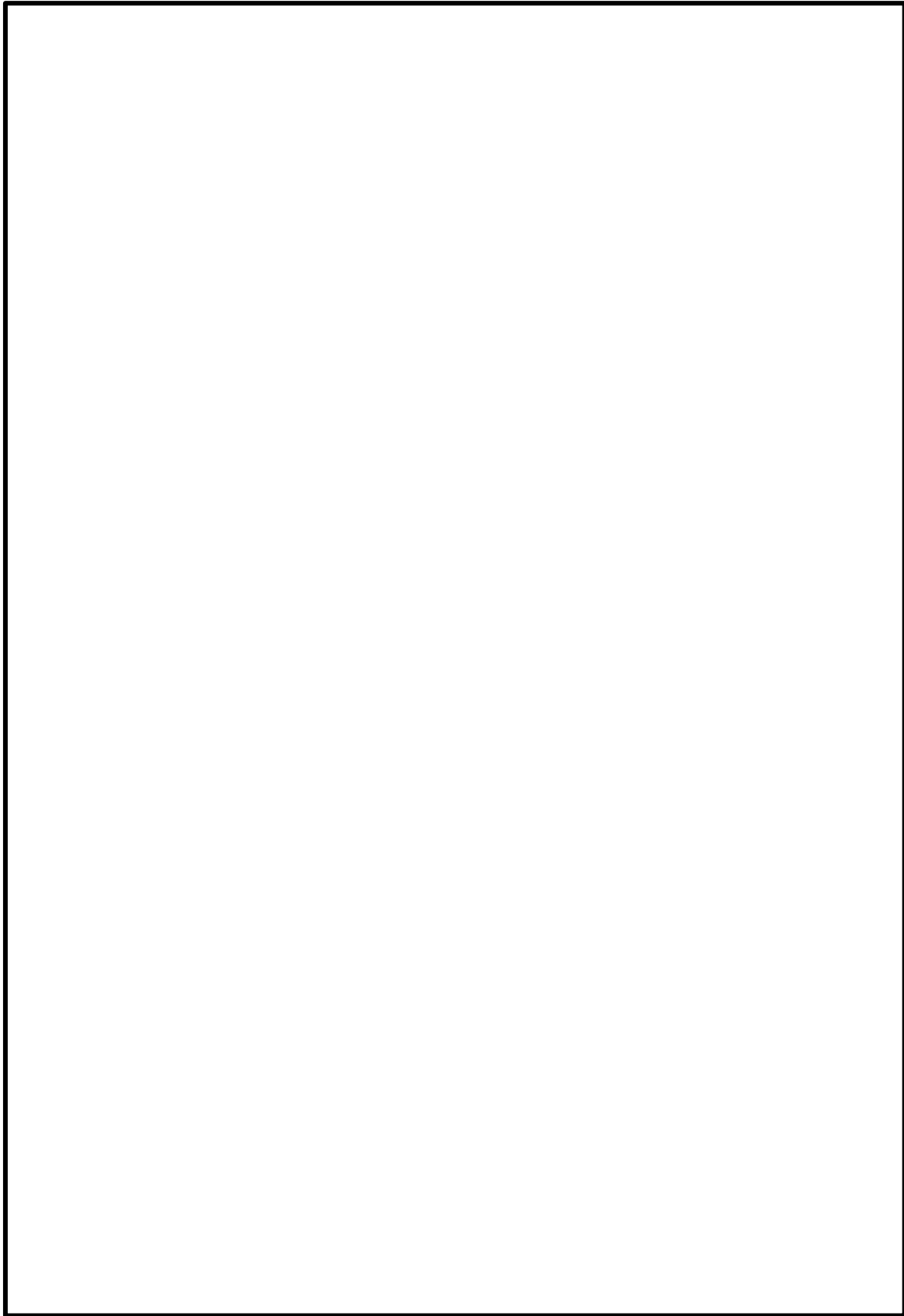


図 9-6 漏えい検知器の構造及び外観

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

c. インターロック設置の必要性

地震起因による溢水量は、インターロック非設置の場合はタービン建物の貯留可能容積を大きく上回ることから、タービン建物内から原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物へ溢水の流出が考えられる。

原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物への溢水の流出防止のためインターロックは必要である。

9.1.2 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、隔離時間及び循環水系の保有水量から算出した。隔離時間は、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、隔離時間及び溢水量をそれぞれ表 9-2～4 に示す。また、実際に漏えい検知に要する時間は、循環水配管の溢水流量、漏えい検知器動作に必要な溢水量を考慮した結果、表 9-5 に示すとおり 10 秒未満であり、評価に用いた検知時間 5 分は十分に保守的である。

表 9-2 伸縮継手部からの溢水流量

部位	内径[mm]	破損幅[mm]	溢水流量[m ³ /h]
復水器水室出入口部	2,200	50	13,173

表 9-3 伸縮継手部の破損から隔離までの時間

項目	時間[min]
漏えい検知器による漏えい検知までの時間	5
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	65

表 9-4 想定破損による溢水量

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の閉止までの溢水量	14,271
循環水系の保有水量	181
合計	14,452

表 9-5 伸縮継手部の破損から漏えい検知までの時間評価

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水流量	13, 173 [m ³ /h]
復水器エリア EL0. 25m~EL2. 0m の空間容積	1, 827 [m ³]
漏えい検知方法	漏えい検知器
漏えい検知器設定値	床面 + 20 [mm]
漏えい検知器動作に必要な溢水量	20. 9 [m ³]
漏えい検知器動作までの時間	5. 8 [s]

(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に加え、タービン建物内の耐震 B, C クラス機器の保有水量から算出した。隔離時間は、地震発生から復水器エリア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、隔離時間及び溢水量をそれぞれ表 9-6~8 に示す。

表 9-6 伸縮継手部からの溢水流量

部位	部位数	内径 [mm]	破損幅 [mm]	溢水流量 [m ³ /h]
復水器水室出入口部	12	2, 200	50	233, 534
復水器水室連絡管部	6	2, 100	50	

表 9-7 伸縮継手部の破損から隔離までの時間及び漏えい検知方法

項目	時間 [min]
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時間	1 *
漏えい検知方法	漏えい検知器
漏えい検知器設定値	床面 + 100 [mm]

※ 漏えい検知時間 3. 1 [sec] + 弁閉止時間 55 [sec] を切り上げた値

表 9-8 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	2, 047*
	循環水系の保有水量	1, 083
耐震 B, C クラス機器の保有水量		2, 859
合計		5, 989

※ $233, 534 [m^3/h] \times 3. 1 [sec] + 233, 534 [m^3/h] \times (60 - 3. 1) [sec] \div 2 = 2, 047 [m^3]$

(3) 消火水の放水による溢水量

「6.1 溢水量の算定」に基づき、消火水の放水による溢水量の算出に用いる放水流量を130[l/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消火水の放水による溢水量を以下のとおりとした。

$$\cdot 130[1/\text{min}/\text{個}] \times 2 \text{ 倍} \times 3.0[\text{h}] = 46.8[\text{m}^3]$$

9.1.3 復水器エリアにおける溢水影響評価結果

復水器エリアの溢水事象により浸水する範囲について、溢水防護対象設備が設置されている原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物との境界貫通部に対して止水処置を施すことにより、溢水防護対象設備への影響がないことを確認した。各溢水事象における評価結果を以下に示す。

(1) 想定破損による没水影響評価結果

復水器エリアの溢水を貯留できる EL5.3m（復水器エリア防水壁高さ）以下の空間容積を表 9-9 に示す。

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量（14,452m³）は、復水器エリアの貯留可能容積（6,680m³）より大きいことから、タービン建物1階（EL5.5m）を溢水経路として、耐震Sクラスエリア（東）に流出する。溢水の浸水する範囲を図 9-7 に、タービン建物全体（耐震Sクラスエリア（西）を除く）の溢水を貯留できる EL8.8m（タービン建物から原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物への流出高さ）以下の空間容積を表 9-10 に示す。空間容積の算出にあたっては、タービン建物床面積から機器等の設置面積相当分を差し引き、上階の床スラブ厚を差し引いた高さを乗じて算出した。

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量（14,452m³）は、タービン建物全体（耐震Sクラスエリア（西）を除く）の貯留可能容積（24,816m³）より小さいことから（溢水水位 EL5.9m）、タービン建物内に貯留可能で、原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物へ溢水の流出がないことを確認した。溢水水位の算出結果を表 9-11 に示す。

$$\begin{array}{ccc} 14,452\text{m}^3 & > & 6,680\text{m}^3 \\ \text{(循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量)} & & \text{(復水器エリアの貯留可能容積)} \end{array}$$

$$\begin{array}{ccc} 14,452\text{m}^3 & < & 24,816\text{m}^3 \\ \text{(循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量)} & & \text{(タービン建物全体（耐震Sクラスエリア（西）を除く）の貯留可能容積)} \end{array}$$

表 9-9 復水器エリアの溢水を貯留できる空間容積

範囲	空間容積[m ³]
EL0.25~EL2.0m	1,827
EL2.0 ~EL5.3m	4,853
合計	6,680

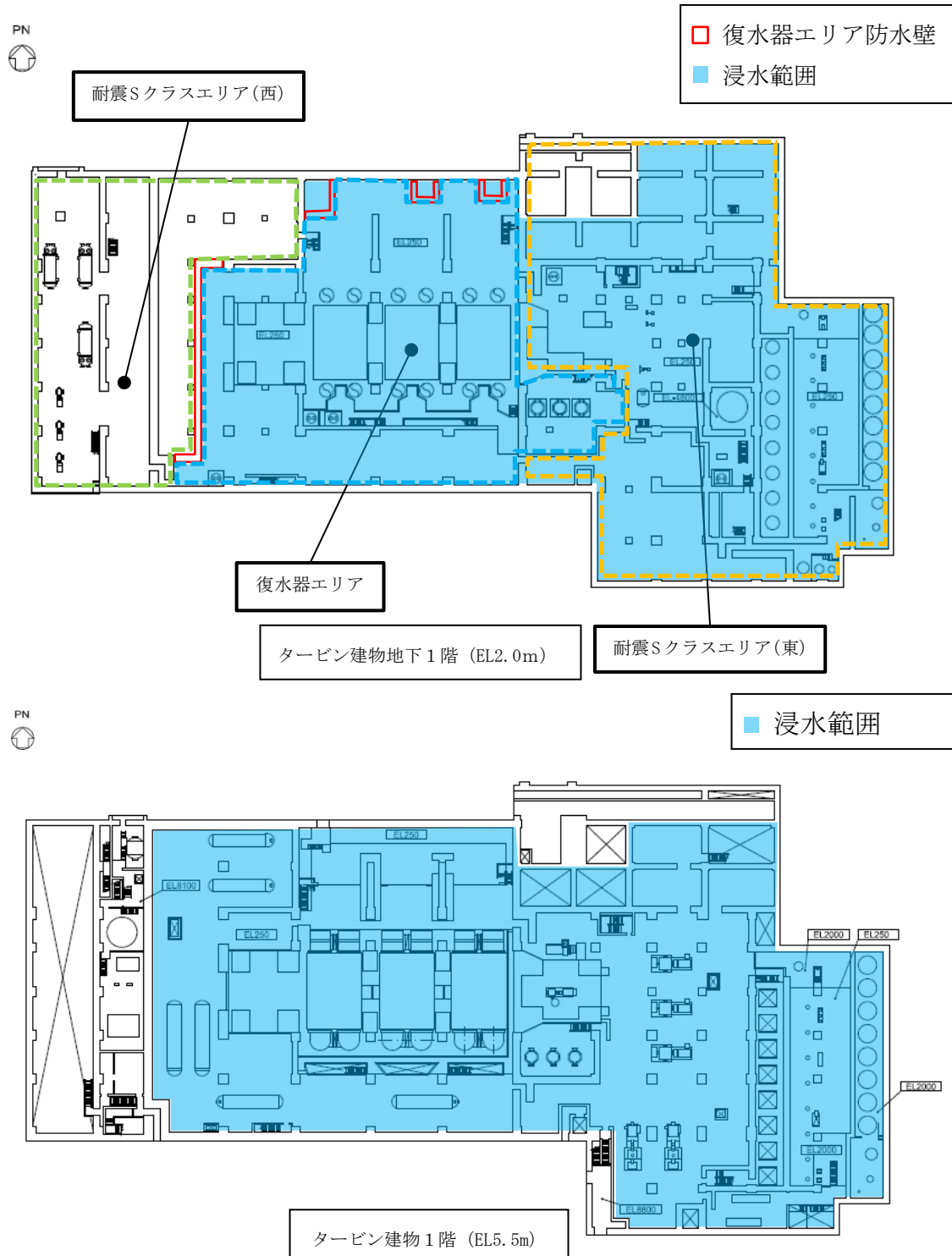


図 9-7 循環水配管の想定破損により溢水の浸水する範囲

(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(46.8m³)は想定破損による溢水量(14,452m³)より小さいことから、想定破損による溢水評価に包含され、原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物へ溢水の流出がないことを確認した。

9.2 耐震 S クラスエリアにおける溢水

耐震 S クラスエリア（東）及び（西）における溢水について、想定破損による溢水ではエリア内で最も溢水量の大きい復水給水系配管の破損を想定し、地震起因による溢水では耐震 B, C クラス機器の破損を想定する。また、消火水の放水による溢水を想定する。

9.2.1 評価条件

- ・ 想定破損による溢水では、エリア内で最も溢水量の大きい復水給水系配管の破損を考慮する。
- ・ 地震起因による溢水では、破損を想定する耐震 B, C クラス機器の保有水を考慮する。
- ・ 地震起因による溢水では、地震に伴い津波が来襲するものとし、タービン補機海水系配管を含む耐震 B, C クラス機器の破損箇所からの津波の流入を考慮する。
- ・ 消火水の放水による溢水では、屋内消火栓からの放水流量を考慮する。

9.2.2 溢水量

(1) 想定破損による溢水量

エリア内で想定する溢水のうち、最も溢水量の大きい復水給水系(1,646m³)とした。

(2) 地震起因による溢水量

エリア内に設置される耐震 B, C クラス機器の保有水量から算出した。各エリアの溢水量を表 9-13 に示す。

表 9-13 地震起因による溢水量

エリア	溢水量[m ³]
耐震 S クラスエリア（東）	2,730
耐震 S クラスエリア（西）	1,332

(3) 消火水の放水による溢水量

9.1.2 (2)と同様に、46.8m³とした。

9.2.3 耐震 S クラスエリア（東）及び（西）における溢水影響評価結果

耐震 S クラスエリア（東）及び（西）の溢水事象により浸水する範囲について、溢水防護対象設備が設置されている原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物との境界貫通部に対して止水処置を施すことにより、溢水防護対象設備への影響がないことを確認した。各溢水事象における評価結果を以下に示す。

表 9-18 地震起因による溢水水位算出結果

諸元	値
①EL2.0m より上部に滞留する溢水量	1,332[m ³]
②EL2.0m における耐震 S クラスエリア (西) の滞留面積	1,080[m ²]
③水上高さ	0.075[m]
④EL2.0m より上部に滞留する溢水水位 ^{※1}	1.4[m] (EL3.4m)

※1 以下の式より算出

$$\text{④} = \text{①} / \text{②} + \text{③}$$

c. 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 (46.8m³) は想定破損による溢水量 (1,646m³) より小さいことから、想定破損による溢水評価に包含され、原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物へ溢水の流出がないことを確認した。

9.3 海域活断層及び日本海東縁部に想定される地震による津波について

海域活断層及び日本海東縁部に想定される地震による津波については、図 9-8、9-9 に示す通り、海域と接続のある耐震 B, C クラス機器のうち、循環水系に加え、タービン補機海水系についてもインターロックによる弁閉止及び出口側配管の逆止弁により津波の流入を防止することから、循環水系配管を含む耐震 B, C クラス機器の破損箇所からタービン建物へ津波の流入はない。タービン補機海水系の対策概要図を図 9-10-1, 2 に示す。

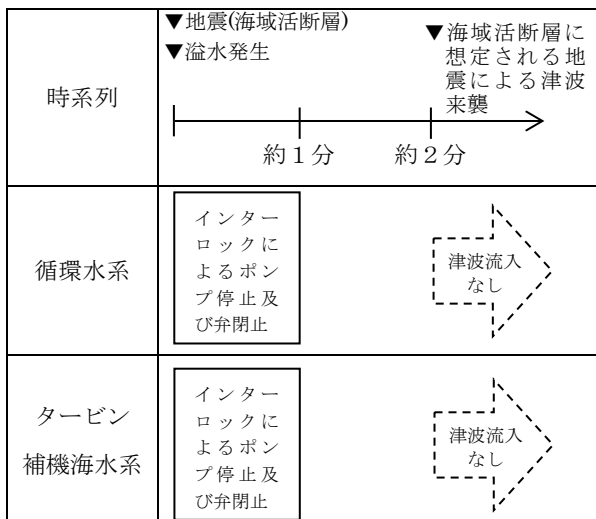


図 9-8 海域活断層に想定される地震による津波来襲に係る時系列

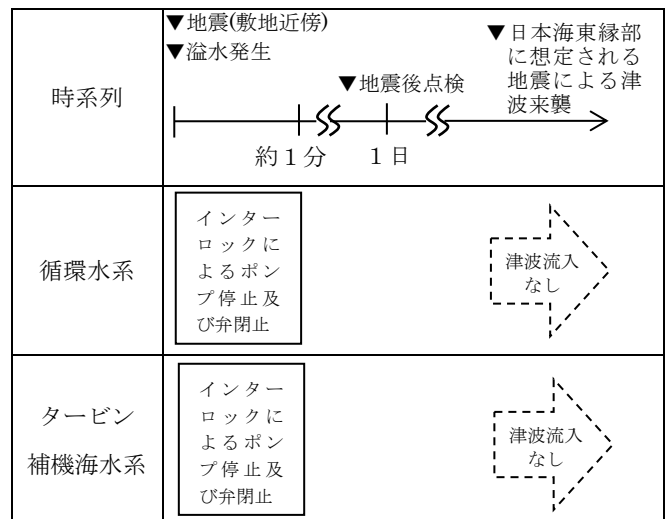


図 9-9 日本海東縁部に想定される地震による津波来襲に係る時系列

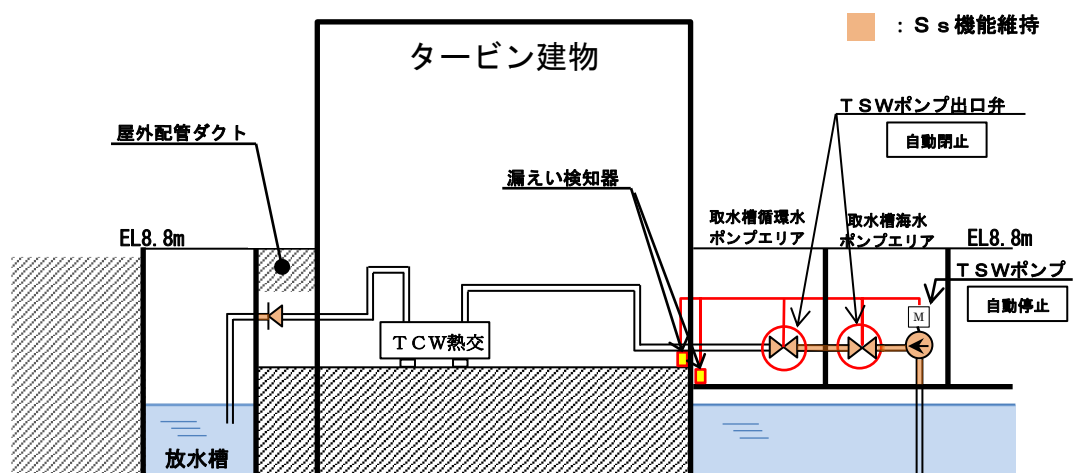


図 9-10-1 タービン補機海水系の対策概要 (断面図)

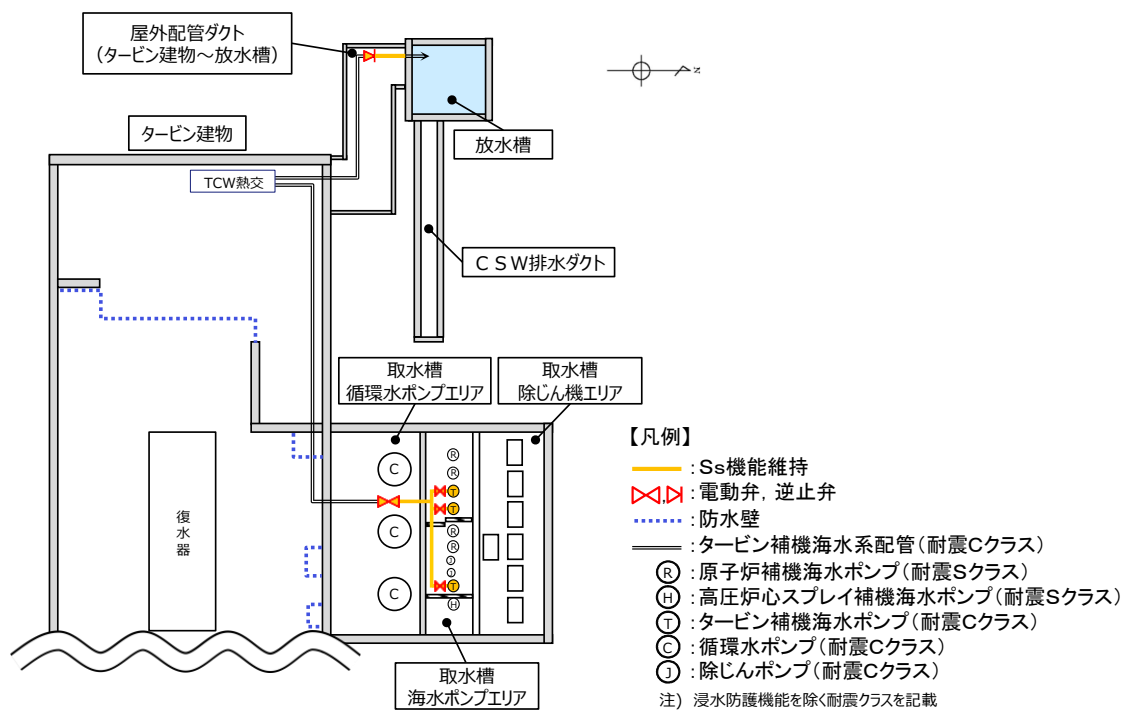


図 9-10-2 タービン補機海水系の対策概要 (平面図)

9.4 タービン建物に設置されている防護対象設備について

タービン建物に設置されている原子炉補機海水系配管等の防護対象設備について、それらの設備が溢水により機能喪失しないことを確認した。

(1) 防護対象設備について

タービン建物のうち、最終滞留区画に設置されている防護対象設備の配置を図9-11に、防護対象設備を表9-19に示す。

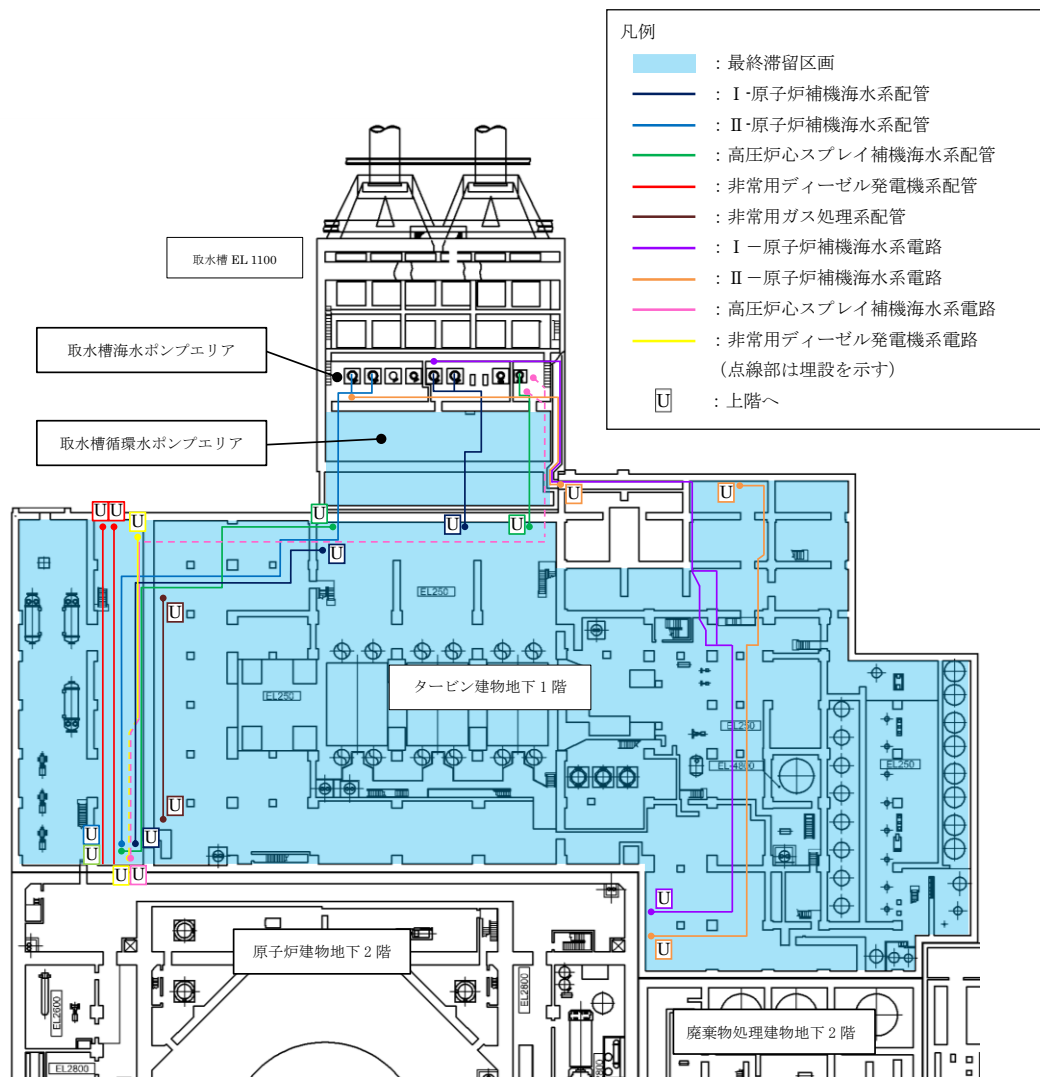


図9-11 防護対象設備配置図

表 9-19 防護対象設備

設置区画	設備	
タービン建物	原子炉補機海水系	配管
		ケーブル
	高圧炉心スプレイ補機海水系	配管
		ケーブル
	非常用ディーゼル発電機系	配管
		ケーブル
	非常用ガス処理系	配管

(2) 配管及びケーブルの溢水影響について

a. 評価条件について

9.1 項及び 9.2 項の評価より、タービン建物における最大の溢水水位 EL5.9m に相当する水頭圧を外圧条件とした。

b. 評価結果

(a) 配管

没水時の外圧に対する健全性評価の例を表 9-20 に示す。なお、弁は配管に比べ肉厚であるため、配管の評価に包含される。配管の製造最小厚さから外圧に対する許容圧力を算出し、没水時の外圧に対する健全性を確認した。

(b) ケーブル

ケーブルはシース（難燃性特殊耐熱ビニル）で覆った構造であり、非常時の環境条件（静水圧換算：18m 以上）を考慮した設計であるため、没水時の外圧により機能喪失しない。また、海水に対する影響については、海水による浸水試験（試験時間：200 時間）を実施し、外観及び絶縁抵抗に影響がないことを確認している。なお、没水するケーブルについては溢水により機能を喪失する接続部（端子部）がないことを確認した。

表 9-20 タービン建物に敷設される配管の外圧に対する許容圧力

系統	原子炉補機 海水系配管	高圧炉心スプ レイ補機海水 系配管	非常用ディー ゼル発電機系 配管	非常用ガス 処理系配管
外径 Do[mm]	711.2	267.4	60.5	406.4
板厚 t[mm]	9.5	9.3	5.5	9.5
製造上最小厚さ ts[mm]	8.5	8.13	4.81	8.31
付録材料図 表 Part7 により 定まる値 B	9.7	55	110	34
材質	SM41C	STPT42	STPT42	STPT42
水頭圧[MPa]	0.06	0.06	0.06	0.06
許容圧力[MPa]**	0.15	2.22	11.6	0.92
許容圧力>水頭圧 判定	○	○	○	○

※「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」

「PPC-3411 直管 (2) 外圧を受ける直管」を準用した以下の式を用い、製造上の最小厚さから許容圧力を算定した値

$$t_s = \frac{3P_e D_0}{4B}$$

P_e : 許容圧力 [MPa]

t_s : 製造上の最小厚さ [mm]

D_0 : 管の外径 [mm]

B : 付録材料図 表 Part7 により定まる値

9.5 取水槽循環水ポンプエリアにおける溢水

取水槽海水ポンプエリアに隣接する取水槽循環水ポンプエリアの循環水系配管の伸縮継手部の全円周状の破損を想定し、取水槽海水ポンプエリアへの溢水影響を評価した。算出した溢水流量を表 9-21 に、溢水影響評価結果を表 9-22 に示す。越流水深の算出にあたっては、Govinda Rao の式（補足説明資料 30 参照）を使用した。

取水槽海水ポンプエリアに設置している取水槽海水ポンプエリア防水壁（EL10.8m）は、取水槽循環水ポンプエリア天端（EL8.8m）より 2.0m 高く設計しており、隣接する取水槽循環水ポンプエリアでの想定破損により溢水が発生した場合においても、取水槽循環水ポンプエリア天端の越流水深は 0.24m であることから、取水槽海水ポンプエリア防水壁を越流して隣接する取水槽海水ポンプエリアに流入することはない。循環水系配管破損時の平面図を図 9-12 に、断面図を図 9-13 に示す。

表 9-21 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]
循環水ポンプ出口配管伸縮継手部	2,600	50	15,590

表 9-22 取水槽循環水ポンプエリアの溢水影響評価結果

W	取水槽循環水ポンプエリア壁の高さ [m]	7.7
B	排出を期待する開口長さ [m]	23.6
L	取水槽循環水ポンプエリア壁の幅 [m]	1.0
Q	エリア内の溢水流量 [m ³ /h]	15,590
h	越流水深 [m]	0.24
H	許容越流水深 [m]	2.0
評価結果(判定基準：H ≥ h)		○

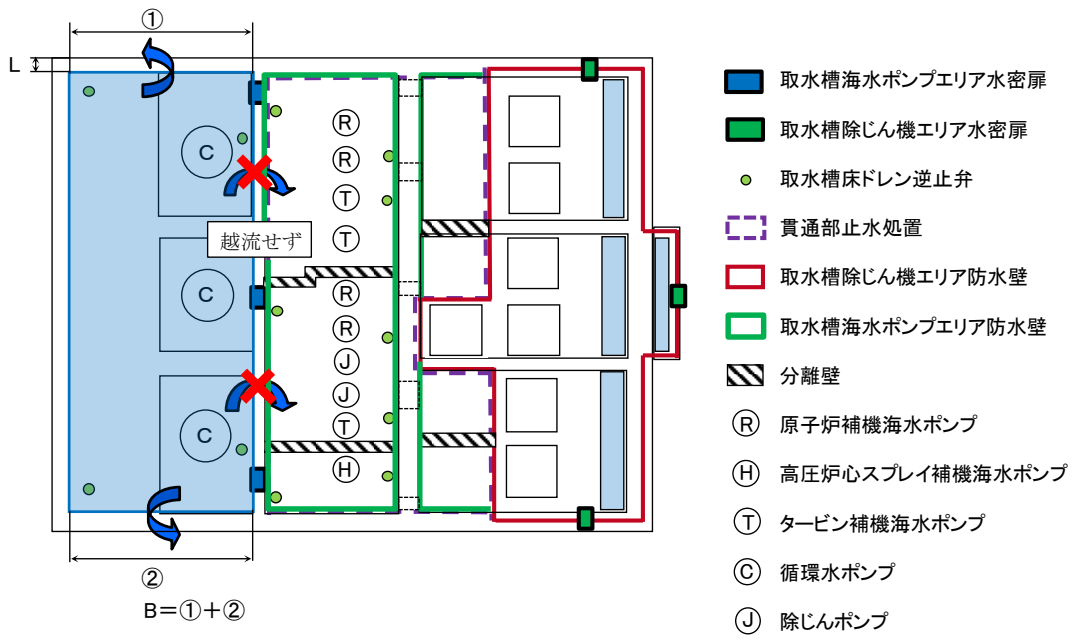


図 9-12 取水槽海水ポンプエリア平面図 (循環水系配管破損時)

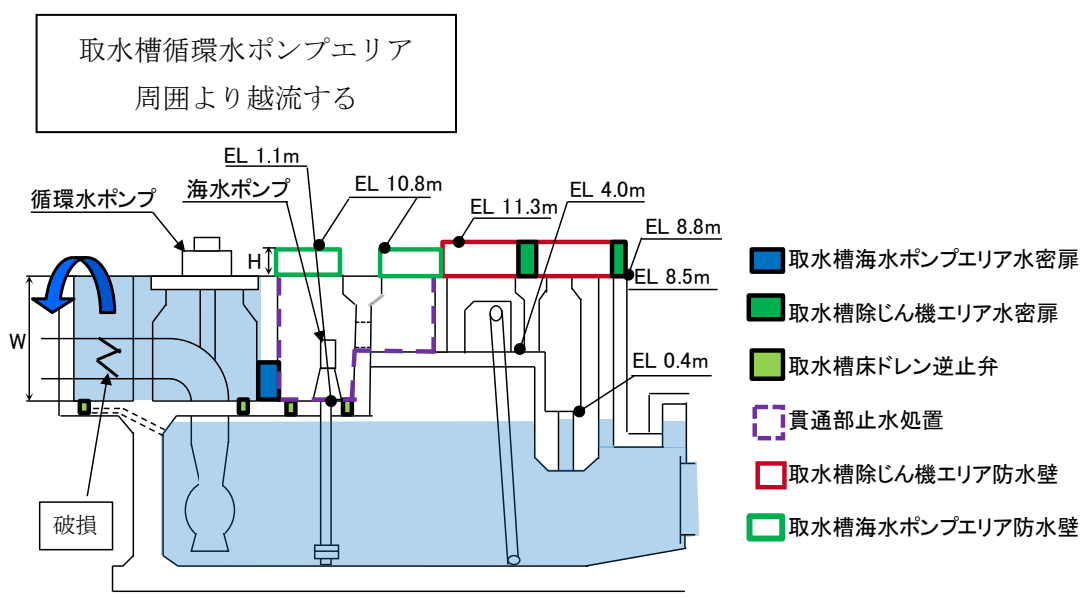


図 9-13 取水槽海水ポンプエリア断面図 (循環水系配管破損時)

9.6 評価結果

9.1～9.5の各溢水事象により浸水する範囲について、溢水防護対象設備が設置されている原子炉建物、廃棄物処理建物、制御室建物及び取水槽との境界貫通部に対して止水措置を施すことにより、溢水防護対象設備への影響がないことを確認した。

10. 建物外からの溢水影響評価

島根原子力発電所2号炉における溢水防護対象設備を内包する建物の外部にある溢水源としては、海水を除き、屋外タンク及び貯水槽等（以下「屋外タンク等」という。）の保有水並びに地下水が挙げられる。ここでは、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。

なお、海水の溢水に関しては「9. 溢水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」及び設置許可基準規則 第五条（津波による損傷の防止）に対する適合性において説明する。また、屋外タンク等は全て大気開放構造であり、最高使用圧力が静水頭圧であるため、想定破損による溢水源として考慮しない。

10.1 屋外タンク等の溢水による影響

(1) 地震起因による屋外タンク等からの溢水影響

屋外タンク等の溢水として、地震による損傷が否定できない屋外タンク等の破損による溢水を考慮する必要がある。

島根原子力発電所の敷地内に設置されている屋外タンク等のうち溢水源とする屋外タンク等を溢水源とする屋外タンク等の選定フロー（図10-1）により抽出した（詳細を補足説明資料27に示す）。結果を表10-1に、また抽出された屋外タンク等の配置を図10-2に示す。

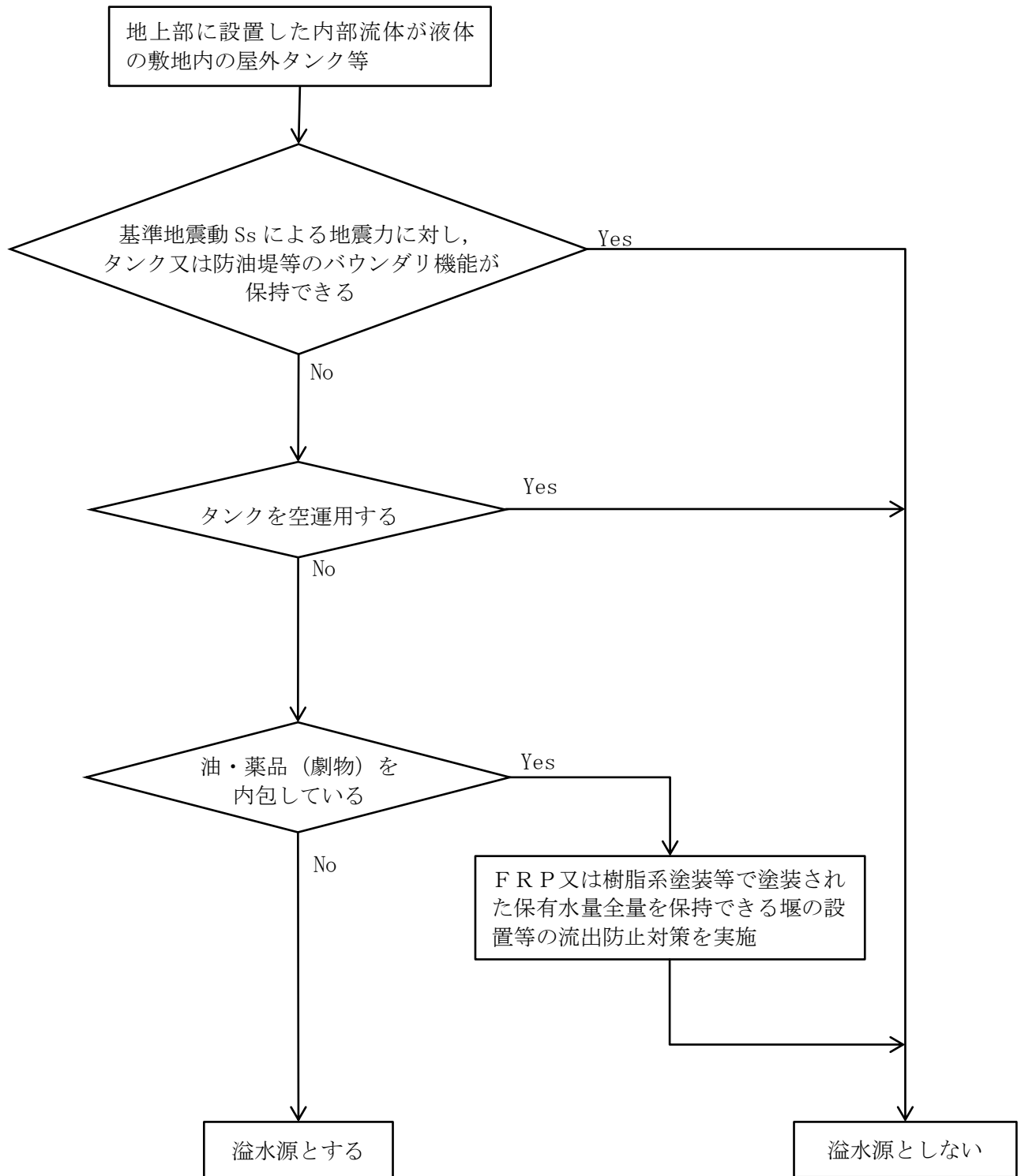


図 10-1 溢水源とする屋外タンク等の選定フロー

表 10-1 溢水源とする屋外タンク等

No	名称	保有水量 [m ³]	溢水伝播 挙動評価 に用いる 溢水量 [m ³] ^{※3}	配置 No	保有水量20m ³ 以上(山間部 除く)の屋外 タンク等	エリア No	合計 保有水量 [m ³]	溢水伝播 挙動評価 に用いる 合計溢水量 [m ³] ^{※2}
1	雑用水タンク	33	49	25	○	エリア ①	2,832	3,366 (2,994)
2	宇中系統中継水槽(西山水槽)	30	45	26	○			
3	碓子水洗タンク	146	161	22	○			
4	ガスタービン発電機用軽油タンク用消火タンク	49	73	23	○			
5	A-44m盤消火タンク	155	171	30	○			
6	B-44m盤消火タンク	155	171	30	○			
7	輪谷貯水槽(東側)沈砂池	260	286	20	○			
8	原水80t水槽	80	120	24	○			
9	仮設水槽-1(2号西側法面付近)	20	30	39	○			
10	仮設水槽-2(2号西側法面付近)	20	30	40	○			
11	仮設水槽-3(2号西側法面付近)	20	30	45	○			
12	輪谷貯水槽(東側)	1,864 ^{※1}	2,200	19	○			
13	泡消火薬剤貯蔵槽(ガスタービン発電機用軽油タンク)	1	—	n-43	—			
14	山林用防火水槽(スカイライン)	50	—	n-52	—			
15	山林用防火水槽(スカイライン)	50	—	n-52	—			
16	仮設水槽(2号西側法面付近)	2	—	n-59	—			
17	防火水槽	20	—	n-74	—			
18	防火水槽	20	—	n-73	—			
19	鉄イオン溶解タンク(2号)	19	—	n-9	—			
20	純水タンク(A)	600	660	10	○	エリア ②	7,681	8,602 (7,712)
21	純水タンク(B)	600	660	10	○			
22	2号ろ過水タンク	3,000	3,300	11	○			
23	1号除だく槽	87	131	12	○			
24	1号ろ過器	62	93	13	○			
25	2号除だく槽	102	113	14	○			
26	2号ろ過器	36	54	15	○			
27	2号濃縮槽	30	45	16	○			
28	1号ろ過水タンク	3,000	3,300	17	○			
29	74m盤受水槽(2槽)	60	90	27	○			
30	純水装置廃液処理設備	42	63	31	○			
31	22m盤受水槽	30	45	37	○			
32	59m盤トイレ用水貯槽	32	48	44	○			
33	所内ボイラブロータンク	1	—	n-24	—			
34	所内ボイラ冷却水冷却塔	1	—	n-24	—			
35	C-真空脱気塔	3	—	n-28	—			
36	D-真空脱気塔	3	—	n-28	—			
37	C/D用冷却水回収槽	2	—	n-28	—			
38	A-真空脱気塔	2	—	n-38	—			
39	B-真空脱気塔	2	—	n-38	—			
40	冷却水回収槽	2	—	n-38	—			
41	1号除だく槽排水槽	7	—	n-41	—			
42	トイレ用ろ過水貯槽	8	—	n-41	—			
43	変圧器消火水槽	306	336	4	○			
44	電解液受槽(1号)	22	33	5	○			
45	A-サイトバンカ建物消火タンク	46	69	18	○			
46	B-サイトバンカ建物消火タンク	46	69	18	○			
47	管理事務所4号館用消火タンク	21	32	36	○			
48	電解液受槽(2号)	10	—	n-8	—			
49	1号海水電解装置電解槽(循環5分 8槽)	2	—	n-8	—			
50	2号海水電解装置電解槽(非循環5分 12槽)	2	—	n-8	—			
51	3号ろ過水タンク(A)	1,000	1,100	1	○			
52	3号純水タンク(A)	1,000	1,100	2	○			
53	消火用水タンク(A)	1,200	1,320	3	○			
54	消火用水タンク(B)	1,200	1,320	3	○	エリア ④	6,979	7,735 (7,023)
55	3号仮設海水淡水化装置(海水受水槽)	25	38	29	○			
56	仮設合併処理槽	31	46	34	○			
57	3号純水タンク(B)	1,000	1,100	32	○			
58	3号ろ過水タンク(B)	1,000	1,100	33	○			
59	A-45m盤消火タンク	155	171	38	○			
60	B-45m盤消火タンク	155	171	38	○			
61	宇中受水槽	24	36	46	○			
62	宇中合併浄化槽(1)	63	94	42	○			
63	宇中合併浄化槽(2)	126	139	43	○			
64	海水電解装置脱気槽	12	—	n-13	—			
65	補助ボイラ排水処理装置 排水pH中和槽	3	—	n-14	—			
66	重油タンク用泡原液差圧調合槽	2	—	n-15	—			
67	補助ボイラ補機冷却水薬液注入貯槽	1	—	n-14	—			
68	ブロータンク	1	—	n-14	—			
69	排水放流槽	1	—	n-14	—			
70	訓練用模擬水槽	4	—	n-58	—			
71	3号仮設海水淡水化装置(RO処理水槽)	15	—	n-76	—			
72	3号仮設海水淡水化装置(仮設純水槽)	5	—	n-77	—			
73	管理事務所1号館東側調整池	1,520	1,672	9	○	エリア ⑤	1,830	2,014 (1,840)
74	A-50m盤消火タンク	155	171	28	○			
75	B-50m盤消火タンク	155	171	28	○			
76	濁水処理装置	10	—	n-71	—			
合計							20,024	22,256

- ※1 輪谷貯水槽のスロッシング解析値(1,694m³)と実験値の差を踏まえて1.1倍し、切上げた値。
 ※2 ()内はエリア内の溢水源とする屋外タンク等の保有水量の合計を示す。
 ※3 評価に用いる溢水量は保有水量を以下のとおり割り増した。
 20m³以上100m³以下の屋外タンク等:1.5倍
 100m³を超える屋外タンク等:1.1倍
 輪谷貯水槽(東側):1,864m³を上回る2,200m³とした。

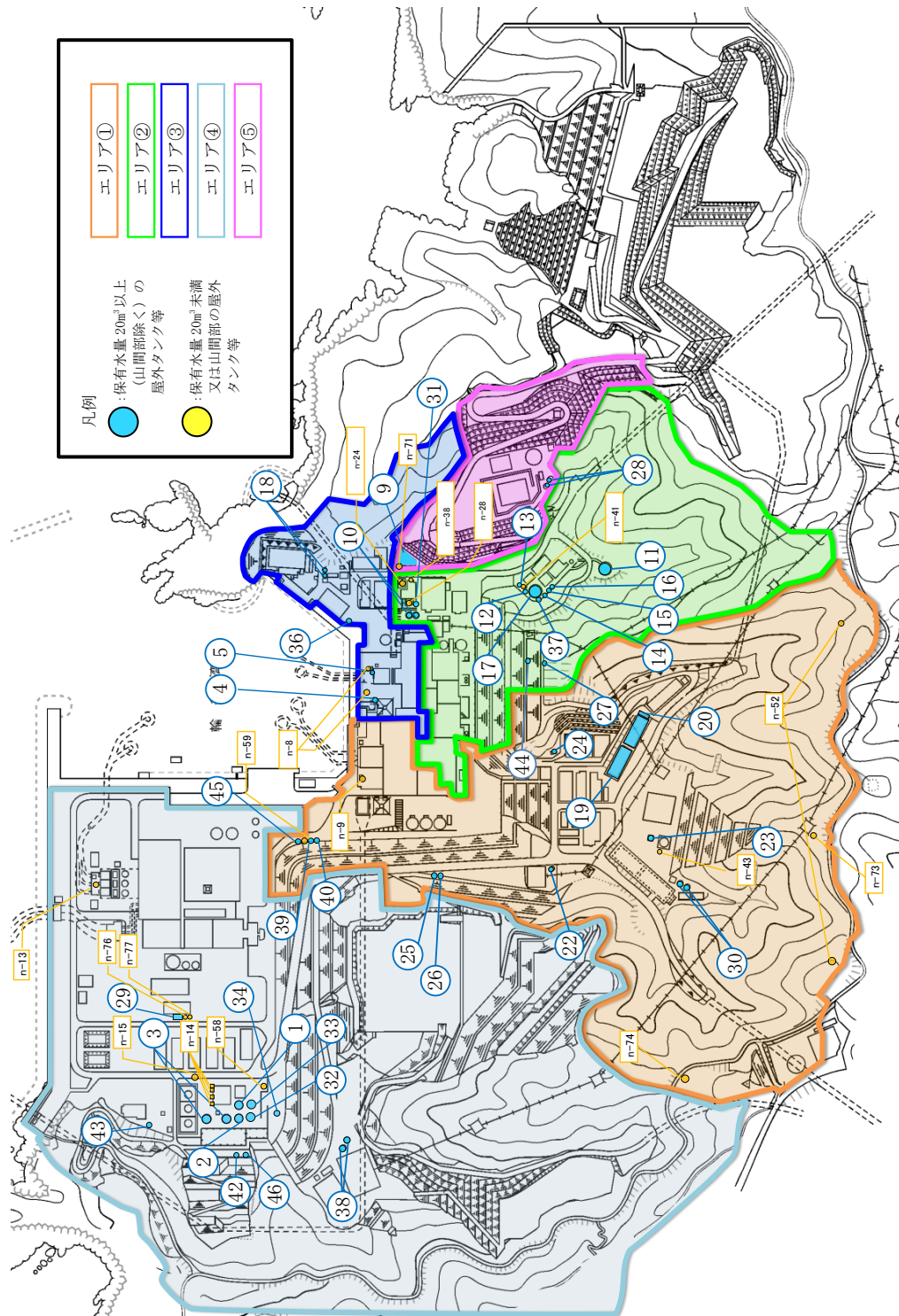


図 10-2 溢水源とする屋外タンク等の配置図

a. 屋外タンク等の溢水伝播挙動評価

屋外タンク等の地震による損傷形態としてはタンクの側板基礎部や側板上部の座屈，また接続配管の破断等が考えられる。このため，地震によりタンクに大開口が生じ短時間で大量の水が流出するようなことはないと考えられるが，屋外タンク等の損傷形態及び流出水の伝播に係る条件について，以下に示す保守的な設定を行った上で，溢水伝播挙動評価を行う。

溢水伝播挙動評価は汎用熱流体解析コードFluentを用いて，以下に示す評価モデルにより敷地の水位を算出する。

なお，輪谷貯水槽（東側）は，溢水防護対象設備の設置されている建物より高所に設置しており，溢水防護対象設備の設置されている建物・区画へ流下することが考えられるため，基準地震動 S_s によって生じるスロッシング量を考慮する。

■溢水伝播挙動評価条件

- 溢水源となる屋外タンク等を表現し，地震による損傷をタンク側板が瞬時に消失するとして模擬する。
- 構内排水路による排水機能及び敷地外への排出は期待しない。
- 輪谷貯水槽（東側）は基準地震動 S_s によって生じるスロッシングによる溢水量（時刻歴）を模擬する。

■評価モデル

島根原子力発電所の敷地形状を三次元モデルで模擬する。評価モデルを図 10-3-1 に示す。

溢水源のモデル化にあたっては，敷地形状（尾根，谷，敷地高さ）を踏まえた発電所構内に流入する降水の集水範囲から，屋外タンク等の設置エリアを5箇所のエリアに区分する。エリアを区分するうえで考慮した敷地形状を表 10-2 に示す。

表 10-1 に示す保有水量 20m^3 以上（山間部除く）の屋外タンク等はその設置位置でモデル化する。また，分散している溢水源を集中させることで水位が高くなることから，保有水量 20m^3 未満又は山間部の屋外タンク等は，その設置位置でモデル化せず，各エリアでモデル化する屋外タンク等の保有水量を割り増すことで考慮する。

区分した各エリアと屋外タンク等の配置を図 10-2 に，各エリア内の屋外タンク等の合計保有水量と溢水伝播挙動評価に用いる溢水量を表 10-1 に示す。

表 10-2 エリア区分で考慮した敷地形状

設置エリア	考慮した主な敷地形状
エリア①／②	尾根
エリア①／③	敷地高さ
エリア①／④	尾根
エリア②／③	敷地高さ
エリア②／⑤	敷地高さ
エリア③／⑤	谷

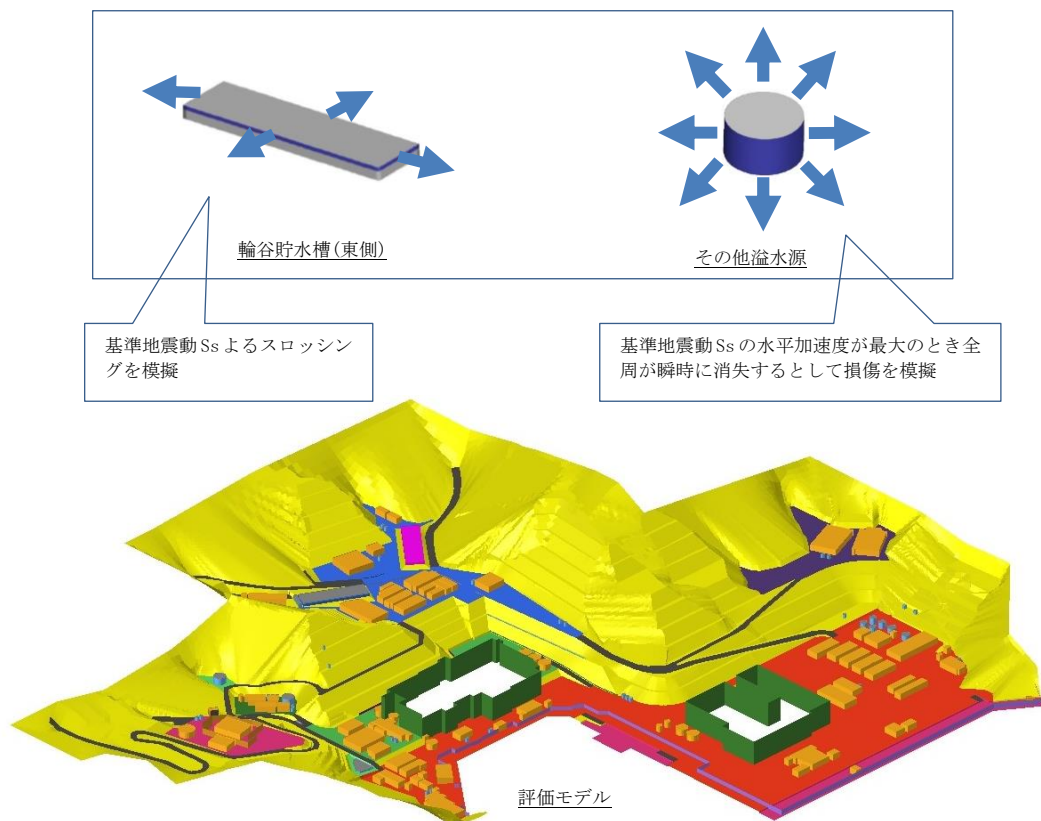
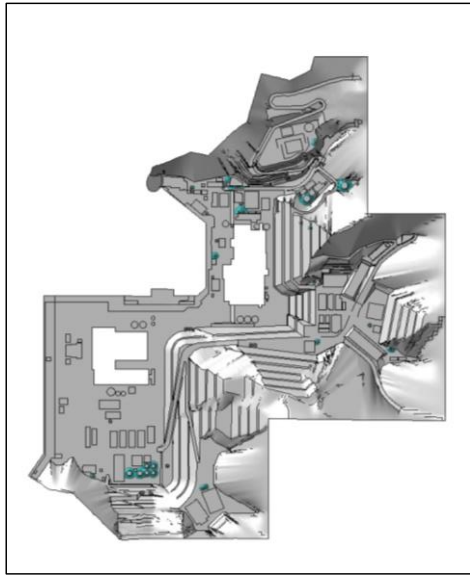


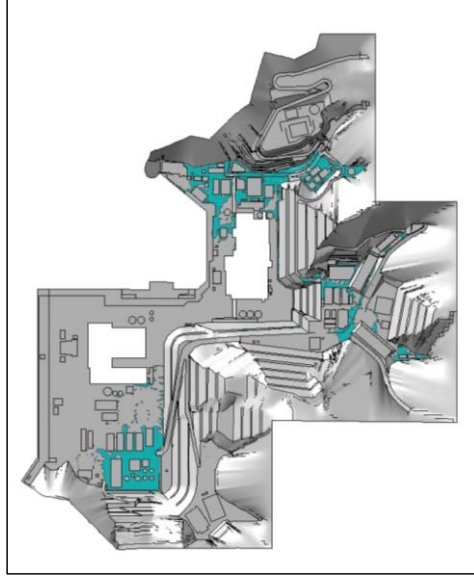
図 10-3-1 溢水伝播挙動の評価モデル

b. 評価結果

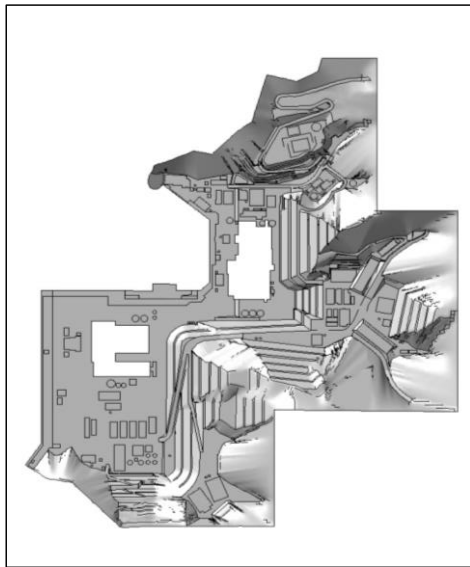
評価の結果として得られた溢水伝播挙動を図 10-3-2 に、代表箇所における浸水深の時刻歴を図 10-3-3 に、最大浸水深を表 10-3 に示す。



10.0 [s]



60.0 [s]



5.0 [s]

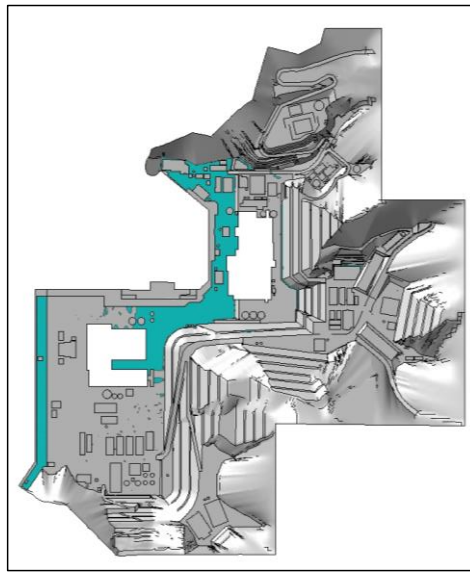


20.0 [s]

図 10-3-2 屋外タンクの溢水伝播挙動 (1/2)



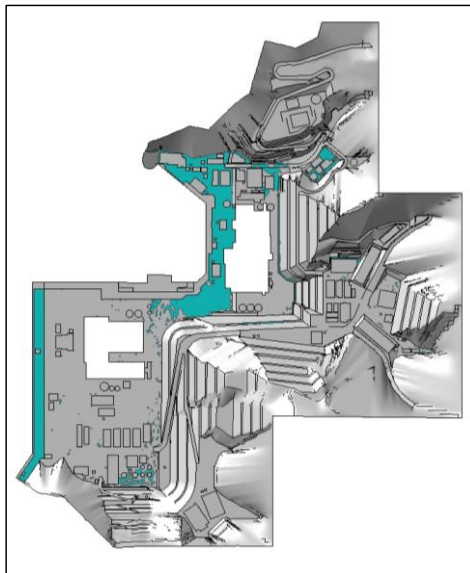
300.0 [s]



1200.0 [s]



120.0 [s]



600.0 [s]

図 10-3-2 屋外タンクの溢水伝播挙動 (2/2)

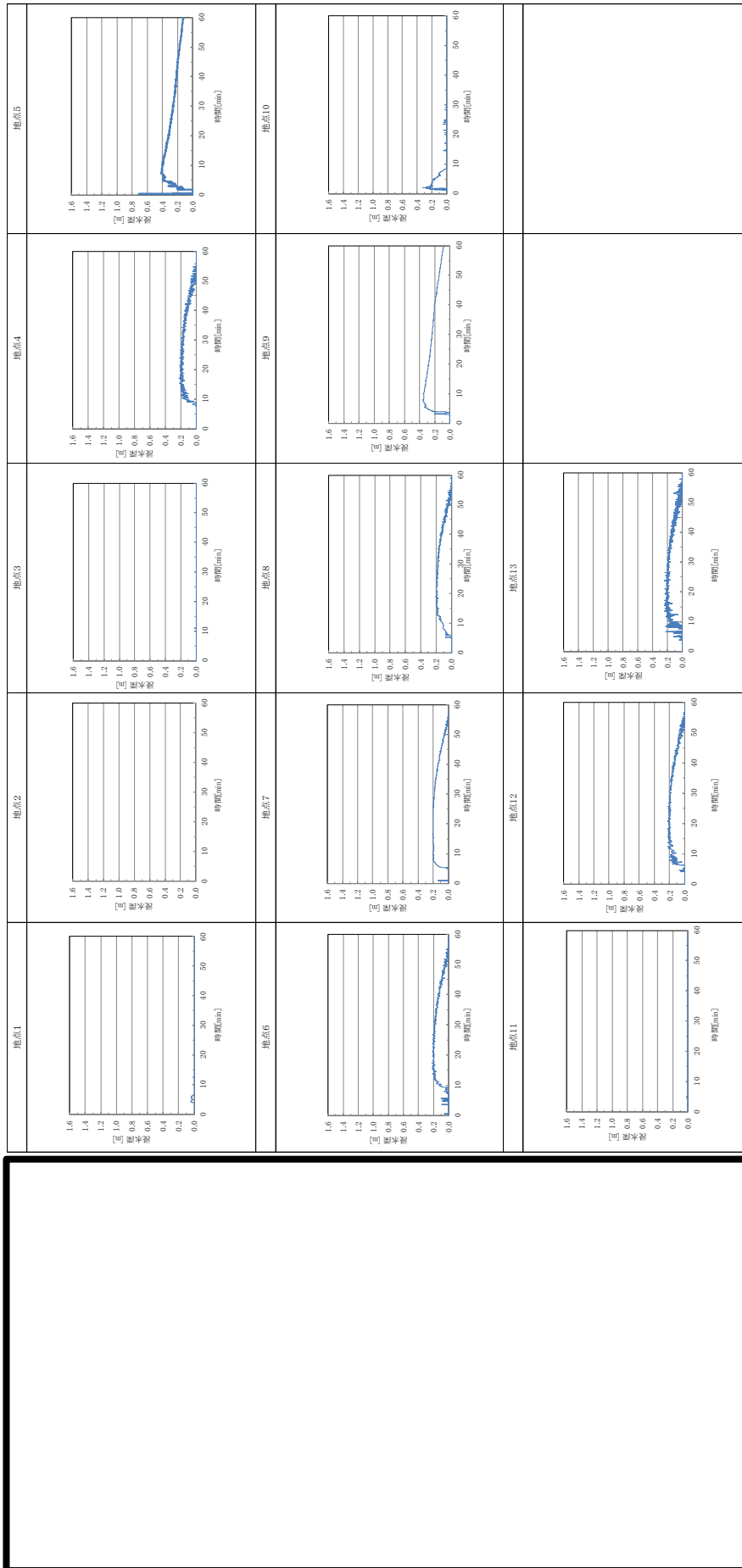


図 10-3-3 代表箇所における浸水深時刻歴

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 10-3 代表箇所における最大浸水深

代表箇所		基準高さ EL [m]	最大 浸水深 [m]	建物外周扉等 の設置位置 EL [m]
地点 1	原子炉建物南面	15.0	0.05	15.3
地点 2	原子炉建物西面 1	15.0	0.01	15.3
地点 3	原子炉建物西面 2	15.0	0.03	15.3
地点 4	タービン建物南面 1	8.5	0.23	8.8
地点 5	タービン建物南面 2	8.5	0.72	8.9
地点 6	タービン建物南面 3	8.5	0.22	9.1
地点 7	タービン建物南面 4	8.5	0.21	9.26
地点 8	取水槽海水ポンプエリア西面	8.5	0.21	8.8
地点 9	取水槽海水ポンプエリア東面	8.5	0.36	8.8
地点 10	廃棄物処理建物南面	15.0	0.33	15.35
地点 11	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽北面	15.0	0.02	15.35
地点 12	A-ディーゼル燃料移送ポンプピット西面	8.5	0.23	8.7
地点 13	HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプピット西面	8.5	0.25	8.7

c. 影響評価

原子炉建物、廃棄物処理建物及びタービン建物への建物外からの溢水に対する流入経路としては表 10-4 に示す経路が挙げられる。なお、制御室建物については直接地表面と接する外壁はなく、屋外タンク等の溢水が直接浸水する経路はない。

また、建物外に設置されている溢水防護対象設備としては以下があるが、これらに対する流入経路は地表部からの直接伝播となる。

- ・A-ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・B-ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・原子炉補機海水ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

以上の各流入経路のうち、溢水防護区画への流入経路①～⑤に対する影響評価の結果は次のとおりであり、いずれの経路からも溢水防護区画への浸水はない。

流入経路①

溢水防護対象設備を設置する原子炉建物及び廃棄物処理建物については、各扉付近の溢水水位より外壁に設置された扉の設置位置（敷地高さ(EL15.0m)から0.3m以上）が高いことから溢水防護区画への浸水はない。タービン建物については、外壁にある扉付近の水位が最大で0.72mであり、扉の設置位置（タービン建物東側開口部下端高さ0.4m）を超えるが、開口部下端高さを超える水位の継続時間が短く、流入する溢水は約 5m^3 と少量である。タービン建物のうち耐震Sクラスエリア（東）内に流入した場合、耐震Sクラスエリア（東）における地震起因による溢水量（約 $2,730\text{m}^3$ ）に含めても、耐震Sクラスエリア（東）の溢水を貯留できる空間容積（約 $6,598\text{m}^3$ ）より小さく貯留可能であることから溢水防護区画への浸水はない。

流入経路②

溢水伝播挙動評価による建物廻りの水位は最大でも0.8m程度である。これに対して、地上1m以下の貫通部に対してシリコン等の止水措置を実施していない箇所はないため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

流入経路③

2号炉建物に隣接する1号炉原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物については敷地高さ(EL8.5m及びEL15.0m)から0.3mの高さまで建物扉や貫通部がないことを確認している。屋外タンク等からの溢水が1号炉タービン建物等に流入した場合でも、その水の量は僅かと考えられるが、保守的な想定として1号炉タービン建物近傍に設置する溢水源となるタンク（純水タンク(A)(B)）（約 $1,200\text{m}^3$ ）が流入したとしても1号炉タービン建物の貯留可能容積は $11,170\text{m}^3$ であるため、流入水は当該建物内に収容されることから、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

流入経路④

地下ダクト等はEL8.5mの地下部に7箇所、EL15.0mの地下部に4箇所あり、屋外とダクト又はダクトと建物境界部に止水処置を実施するため、本経路から溢水防護区画への浸水はない（詳細評価は補足説明資料9に示す）。

流入経路⑤

建物間接合部にはエキスパンションジョイント止水板等が設置されているため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

一方、建物外に設置されるA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びHPCS-ディーゼル燃料移送ポンプについては、当該設備を設置する区画に高さ2mの防水壁及び水密扉を設置すること、また、B-ディーゼル燃料移送ポンプについては、当該設備

近傍の浸水深は低く（表 10-3 地点 11 最大浸水深：0.02m），扉の設置位置（敷地高さ（EL15.0m）から 0.35m）の方が高いことから溢水防護区画への浸水はない。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについては，当該設備を設置する取水槽海水ポンプエリアの天端開口部に高さ 2 m の防水壁を設置することにより，溢水による影響を防止する。

なお，詳細設計の段階において建物外に設置する溢水防護対象設備についても，本項に示す溢水伝播挙動評価により得られる各設置位置における浸水深に対して対策を講じることにより，溢水による影響を防止する。

以上より，地震起因による屋外タンク等からの溢水は，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。

表 10-4 溢水防護区画への流入経路

NO.	流入経路
①	建物外壁にある扉
②	建物外壁にある隙間部（配管貫通部）
③	1号建物扉 →1号建物扉と溢水防護対象設備を設置された建物の境界における開口部
④	地下ダクト接続箇所
⑤	建物間の接合部

(2) 土石流による屋外タンク等からの溢水影響

屋外タンク等の溢水として、土石流による損傷が否定できない屋外タンク等の損傷による溢水を考慮する必要がある。

島根原子力発電所の敷地内に設置されている屋外タンク等のうち土石流危険区域内に設置される屋外タンク等を溢水源として抽出した。結果を表 10-5 に、また抽出された屋外タンク等の配置を図 10-4 に示す。なお、輪谷貯水槽（西側）はコンクリート構造の密閉式貯水槽であるため、溢水源としない。

表 10-5 溢水源とする屋外タンク等

No	名称	保有水量 [m ³]	溢水伝播 挙動評価 に用いる 溢水量 [m ³] ^{※2}	配置 No	保有水量20m ³ 以上の屋外タ ンク等	エリア No	合計 保有水量 [m ³]	溢水伝播 挙動評価 に用いる 合計溢水量 [m ³] ^{※1}
1	A-4m盤消火タンク	155	171	30	○	エリア ①	10,570	11,628 (10,585)
2	B-4m盤消火タンク	155	171	30	○			
3	輪谷貯水槽（東側）沈砂池	260	286	20	○			
4	輪谷貯水槽（東側）	10,000	11,000	19	○			
5	25MVA緊急用変圧器	15	—	n-60	—		15	
6	2号ろ過水タンク	3,000	3,300	11	○	エリア ②	6,347	7,081 (6,362)
7	1号除だく槽	87	131	12	○			
8	1号ろ過器	62	93	13	○			
9	2号除だく槽	102	113	14	○			
10	2号ろ過器	36	54	15	○			
11	2号濃縮槽	30	45	16	○			
12	1号ろ過水タンク	3,000	3,300	17	○			
13	22m盤受水槽	30	45	37	○			
14	1号除だく槽排水槽	7	—	n-41	—			
15	トイレ用ろ過水貯槽	8	—	n-41	—			
16	A-サイトバンカ建物消火タンク	46	69	18	○	エリア ③	113	170 (113)
17	B-サイトバンカ建物消火タンク	46	69	18	○			
18	管理事務所4号館用消火タンク	21	32	36	○			
合 計							17,060	18,879

※1 ()内はエリア内の溢水源とする屋外タンク等の保有水量の合計を示す。

※2 評価に用いる溢水量は保有水量を以下のとおり割り増した。

20m³以上 100m³以下の屋外タンク等：1.5倍

100m³を超える屋外タンク等：1.1倍

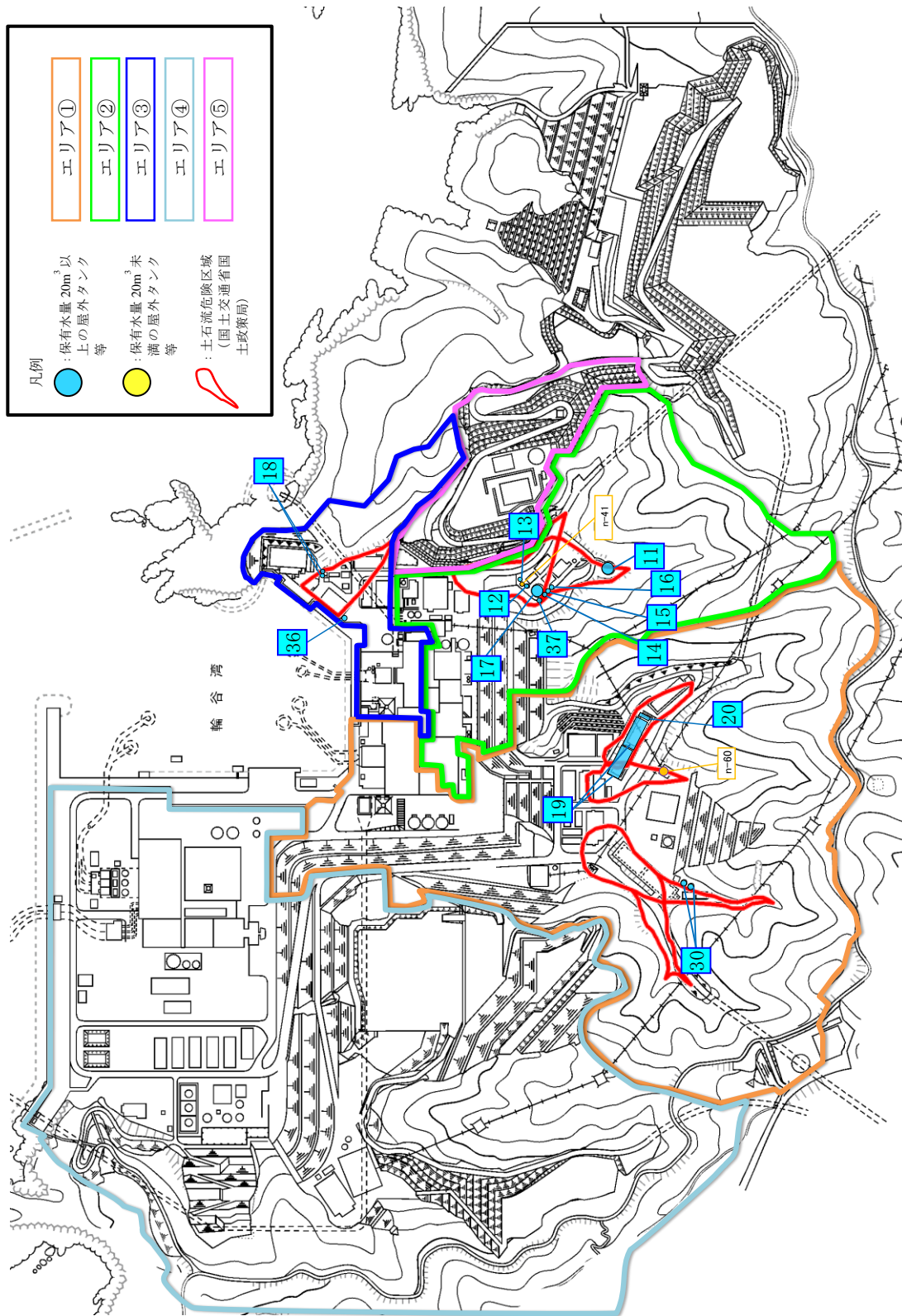


図 10-4 溢水源とする屋外タンク等の配置図

a. 屋外タンク等の溢水伝播挙動評価

屋外タンク等の土石流による損傷形態及び流出水の伝播に係る条件について、以下に示す保守的な設定を行った上で、溢水伝播挙動評価を行う。

溢水伝播挙動評価は汎用熱流体解析コードFluentを用いて、以下に示す評価モデルにより敷地の水位を算出する。

■溢水伝播挙動評価条件

- 溢水源となる屋外タンク等を表現し、土石流による損傷をタンク側板が瞬時に消失するとして模擬する。なお、輪谷貯水槽（東側）も貯水槽側壁が瞬時に消失するとして模擬する。
- 構内排水路による排水機能及び敷地外への排出は期待しない。

■評価モデル

島根原子力発電所の敷地形状を三次元モデルで模擬する（図 10-3-1）。

溢水源のモデル化にあたっては、敷地形状（尾根、谷、敷地高さ）を踏まえた発電所構内に流入する降水の集水範囲から、屋外タンク等の設置エリアを5箇所エリアに区分する。エリアを区分するうえで考慮した敷地形状を表 10-2 に示す。

表 10-5 に示す保有水量 20m^3 以上の屋外タンク等はその設置位置でモデル化する。また、分散している溢水源を集中させることで水位が高くなることから、保有水量 20m^3 未満の屋外タンク等は、その設置位置でモデル化せず、各エリアでモデル化する屋外タンク等の保有水量を割り増すことで考慮する。

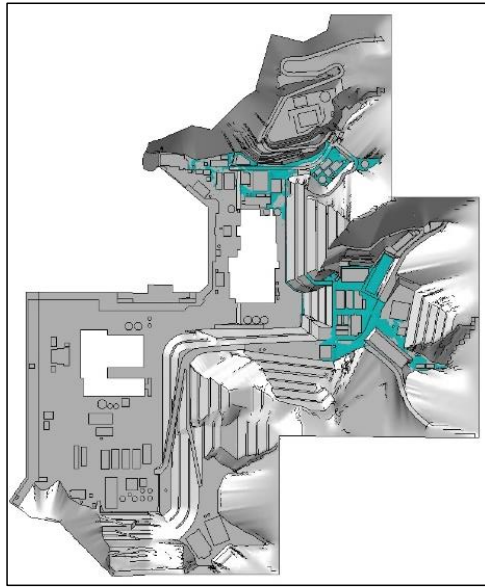
区分した各エリアと屋外タンク等の配置を図 10-4 に、各エリア内の屋外タンク等の合計保有水量と溢水伝播挙動評価に用いる溢水量を表 10-5 に示す。

b. 評価結果

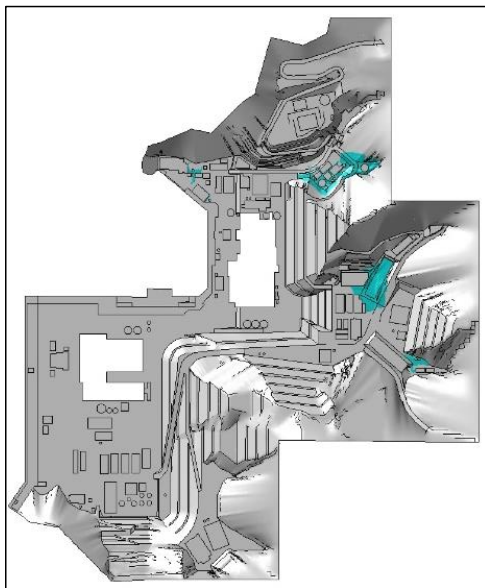
評価の結果として得られた溢水伝播挙動を図 10-5 に、代表箇所における最大浸水深を表 10-6 に示す。



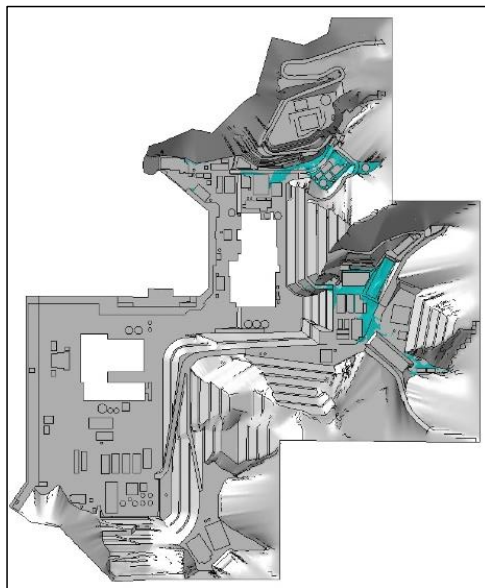
10.0 [s]



60.0 [s]



5.0 [s]

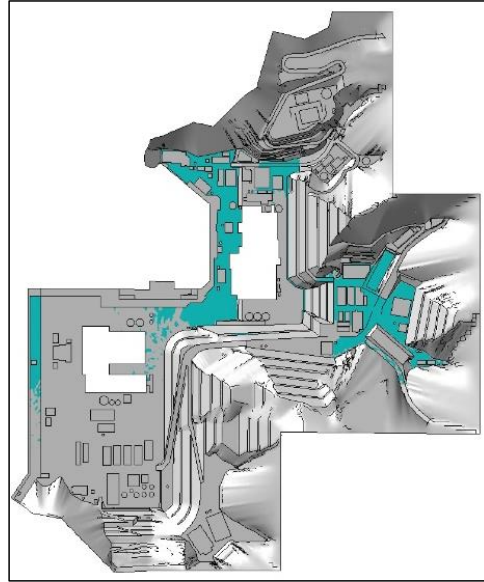


20.0 [s]

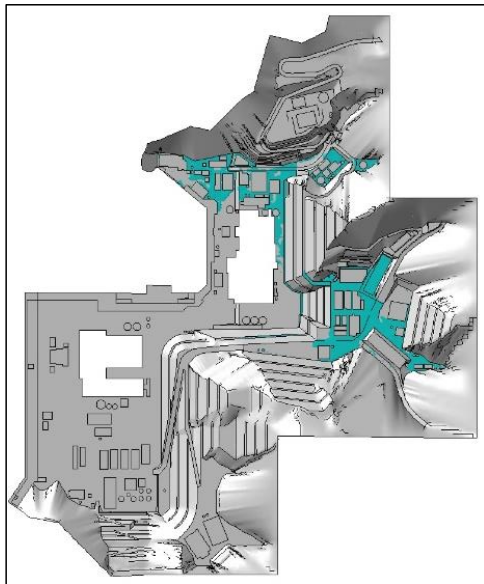
図 10-5 屋外タンクの溢水伝播挙動 (1/2)



300.0 [s]



1200.0 [s]



120.0 [s]



600.0 [s]

図 10-5 屋外タンクの溢水伝播挙動 (2/2)

表 10-6 代表箇所における最大浸水深

代表箇所		基準高さ EL [m]	最大浸水深 [m]	建物外周扉等 の設置位置 EL [m]
地点 1	原子炉建物南面	15.0	0.06	15.3
地点 2	原子炉建物西面 1	15.0	0.11	15.3
地点 3	原子炉建物西面 2	15.0	0.12	15.3
地点 4	タービン建物南面 1	8.5	0.21	8.8
地点 5	タービン建物南面 2	8.5	0.33	8.9
地点 6	タービン建物南面 3	8.5	0.21	9.1
地点 7	タービン建物南面 4	8.5	0.21	9.26
地点 8	取水槽海水ポンプエリア西面	8.5	0.20	8.8
地点 9	取水槽海水ポンプエリア東面	8.5	0.29	8.8
地点 10	廃棄物処理建物南面	15.0	0.32	15.35
地点 11	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽北面	15.0	0.08	15.35
地点 12	A-ディーゼル燃料移送ポンプピット西面	8.5	0.23	8.7
地点 13	HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプピット西面	8.5	0.24	8.7

c. 影響評価

原子炉建物、廃棄物処理建物及びタービン建物への建物外からの溢水に対する流入経路としては表 10-4 に示す経路が挙げられる。なお、制御室建物については直接地表面と接する外壁はなく、屋外タンク等の溢水が直接浸水する経路はない。

また、建物外に設置されている溢水防護対象設備としては以下があるが、これらに対する流入経路は地表部からの直接伝播となる。

- ・ A-ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・ B-ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・ HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・ 原子炉補機海水ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

以上の各流入経路のうち、溢水防護区画への流入経路①～⑤に対する影響評価の結果は次のとおりであり、いずれの経路からも溢水防護区画への浸水はない。

流入経路①

溢水防護対象設備を設置する原子炉建物及び廃棄物処理建物については、各扉付近の溢水水位より外壁に設置された扉の設置位置（敷地高さ(EL15.0m)から0.3m以上）が高いことから溢水防護区画への浸水はない。また、タービン建物についても、各扉付近の溢水水位より外壁に設置された扉の設置位置（敷地高さ(EL8.5m)から0.3m以上）が高いことから溢水防護区画への浸水はない。

流入経路②

溢水伝播挙動評価による建物廻りの水位は最大でも0.4m程度である。これに対して、地上1m以下の貫通部に対してシリコン等の止水措置を実施していない箇所はないため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

流入経路③

2号炉建物に隣接する1号炉原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物については敷地高さ(EL8.5m及びEL15.0m)から0.3mの高さまで建物扉や貫通部がないことを確認している。屋外タンク等からの溢水が1号炉タービン建物等に流入した場合でも、その水の量は僅かと考えられるが、保守的な想定として、土石流危険区域内ではないが1号炉タービン建物近傍に設置するタンク（純水タンク（A）（B））（約1,200m³）が流入したとしても1号炉タービン建物の貯留可能容積は11,170m³であるため、流入水は当該建物内に収容されることから、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

流入経路④

地下ダクト等はEL8.5mの地下部に7箇所、EL15.0mの地下部に4箇所あり、屋外とダクト又はダクトと建物境界部に止水処置を実施するため、本経路から溢水防護区画への浸水はない（詳細評価は補足説明資料9に示す）。

流入経路⑤

建物間接合部にはエキスパンションジョイント止水板等が設置されているため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

一方、建物外に設置されるA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びHPCS-ディーゼル燃料移送ポンプについては、当該設備を設置する区画に高さ2mの防水壁及び水密扉を設置すること、また、B-ディーゼル燃料移送ポンプについては、当該設備近傍の浸水深は低く（表10-6 地点11 最大浸水深：0.08m）、扉の設置位置（敷地高さ(EL15.0m)から0.35m）の方が高いことから溢水防護区画への浸水はない。

原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについては、当該設備を設置する取水槽海水ポンプエリアの天端開口部に高さ2mの防水壁を設置することにより、溢水による影響を防止する。

なお、詳細設計の段階において建物外に設置する溢水防護対象設備についても、本項に示す溢水伝播挙動評価により得られる各設置位置における浸水深に対して対策を講じることにより、溢水による影響を防止する。

以上より、土石流による屋外タンク等の溢水は、溢水防護対象設備に影響を与えないものと評価する。

10.2 地下水の溢水による影響

島根原子力発電所2号炉では、溢水防護区画を構成する原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物の周辺地下部に、図10-6に示すように地下水位低下設備を設置することとしており、同設備により各建物周辺に流入する地下水の排出を行う。

10.2.1 各建物の地下水位低下設備の設置について

原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物の周辺地下部に、基準地震動 S_s による地震力に対して機能維持する地下水位低下設備を設置することによって、地震時及び地震後においても地下水を地上の雨水排水系統へ排水することが可能である。また、地下水位低下設備の電源は、非常用電源系統より供給することから、外部電源喪失時にも排水が可能となっており、水位が上昇し続けることはない（「島根原子力発電所2号炉 地震による損傷の防止 別紙-17 地下水位低下設備について」参照）。

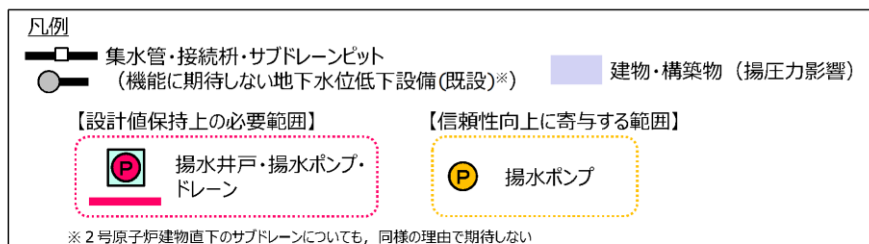
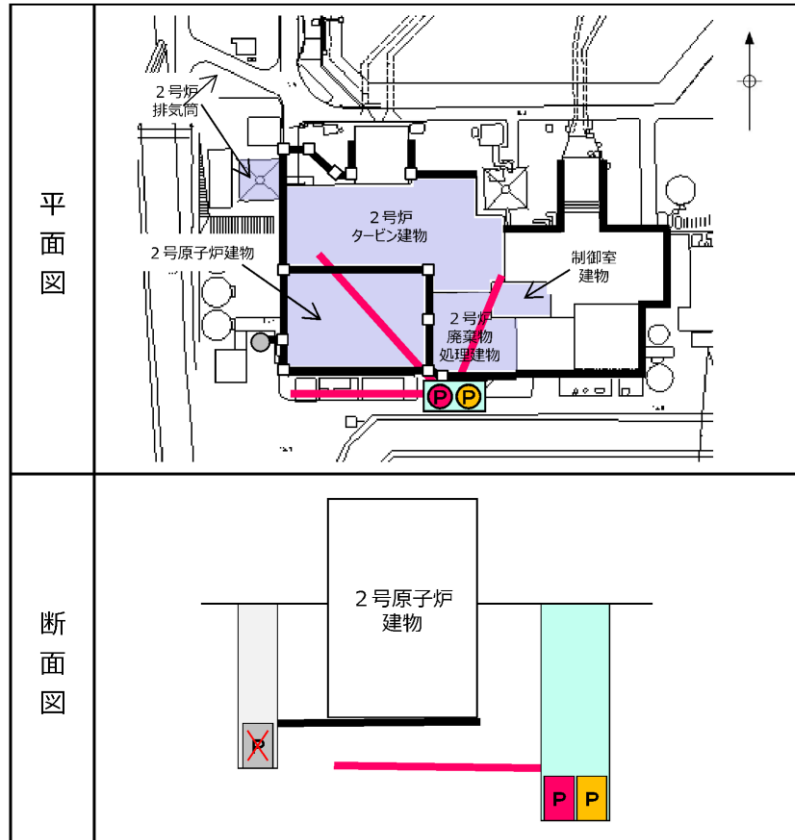


図10-6 地下水位低下設備の構成例

10.2.2 影響評価

地下水の溢水防護区画への流入経路としては地下部における配管等の貫通部の隙間部及び建物間の接合部が考えられるが、基準地震動 S_s による地震力に対して機能維持する地下水位低下設備を設置することから、建物まで地下水位が上昇することはない、地下水が溢水防護区画内に浸水することはない。

なお、地下水位をタービン建物の地表面 (EL8.5m) と想定し、溢水防護区画への浸水対策として、地下部における配管貫通部等の隙間部には止水措置を行っており、また建物間の接合部にはエキスパンションジョイント止水板を設置している。

以上より、地下水は、溢水防護対象設備に影響を与えないものと評価する。

11. 放射性物質を内包する液体の漏えい防止

11.1 漏えい防止に対する設計上の考慮

管理区域内で発生した溢水について、溢水防護措置（水密扉の設置、配管等の貫通部止水処置等）を施すことにより、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備の破損により生じた放射性物質を含む液体が管理されない状態で管理区域外へ漏えいすることを防止することを目的に以下のような設計とする。

- ・放射性物質を含む液体を扱う大容量ポンプの設置区域や、廃棄物処理設備の設置区域に対して、放射性液体の管理区域外への流出、拡大を防止する設計とする。
- ・放射性物質を含む液体の漏えいの拡大を防止するために、伝播経路となる箇所について、壁、扉、堰等による漏えい防止対策を行う設計とする。
- ・放射性物質を含む液体の漏えいの拡大を防止するために、床勾配及び側溝を設置し、漏えいした放射性液体を床ドレンに確実に導く設計とする。

これらの設計に基づき、放射性物質を含む液体の溢水伝播に対して実施する放射性物質を含む液体の漏えい防止対策設備を表 11-1 に示す。

なお、定期事業者検査中を考慮した原子炉ウェル及び蒸気乾燥器／気水分離器ピットのスロッシングに伴う溢水影響について、補足説明資料 29 に示す。

表 11-1 放射性物質を含む液体の漏えい防止対策設備

設置建物	設置場所	設置高さ EL[m]	対象	管理番号
原子炉建物	A-原子炉格納容器 H ₂ ・O ₂ 分析計ボンベラック室	23.8	防水壁	2R-2-WW-1
	RCW バルブ室	23.8	堰	2R-2-DM-15
	第2チェックポイント	15.3	堰	2R-1-DM-3A, 3B
	南西大物搬入口	15.3	堰	2R-1-DM-9
	第3チェックポイント	8.8	堰	2R-B1-DM-5
廃棄物処理建物	廃棄物処理建物送風機室	32.0	堰	2RW-4-DM-2
	南側シャッター前	32.0	堰	2RW-4-DM-1
	廃棄物処理建物 C/C 室	22.1	防水壁	2RW-2-WW-1
	A-原子炉浄化樹脂貯蔵タンク 水中ポンプ操作室	22.1	防水壁	2RW-2-WW-2
	大物搬入口	15.3	水密扉	2RW-1-WD-1
	ドラム缶搬入口	15.3	水密扉	2RW-1-WD-2
タービン建物	T/B 工具室	32.0	堰	2T-4-DM-1
	常用電気室送風機室	20.6	堰	2T-3-DM-7
	T/B 送風機室	20.6	堰	2T-3-DM-8
	オペフロ南東階段	20.6	堰	2T-3-DM-1
	固定子冷却装置室	12.5	防水壁	2T-2-WW-1
	大物搬入口	8.8	堰	2T-2-DM-2
	TCW 熱交換器室	2.0	水密扉	2T-B1-WD-1
制御室建物	第1チェックポイント	8.8	堰	2C-2-DM-1, 2

11.2 漏えい防止対策

11.1 項で示した設計上の考慮に加え、以下のようなケースを想定し、万が一の場合に備えた更なる漏えい防止対策を以下のように実施している。

- ①管理区域内を通る海水系統の破損箇所を経由する漏えい
- ②非管理区域で発生する非放射性ドレンを放出する系統からの漏えい

11.2.1 管理区域内を通る海水系統の破損箇所を経由する漏えい

島根原子力発電所2号炉の海水系統（循環水系、原子炉補機海水系、高圧炉心スプレー補機海水系及びタービン補機海水系）は、タービン建物の管理区域を通る配管があるため、それぞれの海水系統に対する建物外への漏えい防止を確認する。

循環水系については、地震時の海水の流入を防止することを目的に、漏えい検知による循環水ポンプ停止及び循環水系弁閉止インターロックを設置しているため、これにより放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた放射性物質を含む液体はタービン建物内から建物外へ漏えいしない（図 11-1 参照）。

原子炉補機海水系及び高圧炉心スプレー補機海水系については、基準地震動 S_s による地震力に対してバウンダリ機能が保持されるため、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた放射性物質を含む液体はタービン建物内から建物外へ漏えいしない。

タービン補機海水系については、基準地震動 S_s による地震力により破損し、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備の破損により生じた放射性物質を含む液体が破損箇所に流入する可能性があるが、タービン建物のうち耐震 S クラスエリア（西）の地震起因による溢水水位（約 EL3.4m, 9.2.3 項参照）は、放水槽側のタービン補機海水系の建物貫通部高さ EL3.65m 未満である。また、取水槽側は逆止弁が付いていることから、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備の破損により生じた放射性物質を含む液体がタービン建物内から建物外へ漏えいすることはない（図 11-2 参照）。

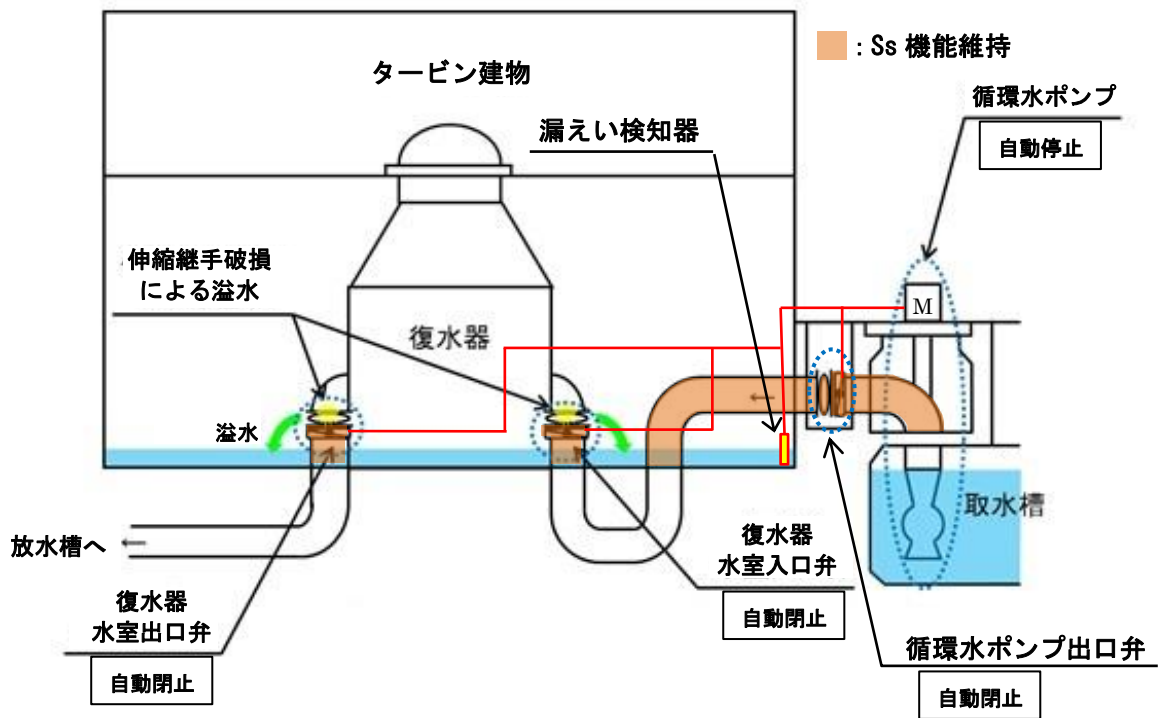


図 11-1 循環水系溢水対策イメージ

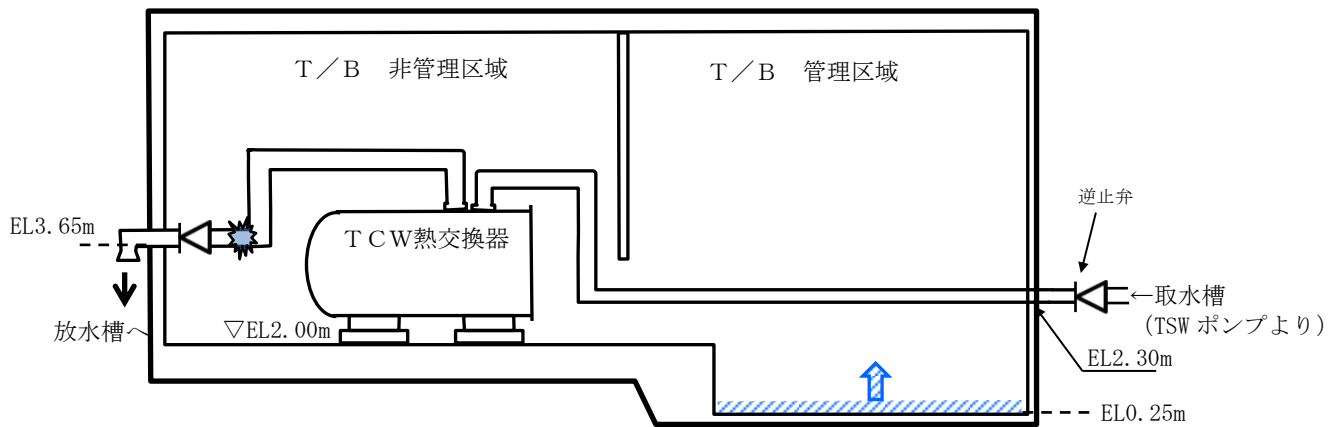


図 11-2 タービン補機海水系溢水対策イメージ

11.2.2 非放射性ドレン移送系からの漏えい

非放射性ドレン移送系は、原子炉建物非管理区域内にサンプを5箇所、タービン建物管理区域内にサンプタンク1箇所設置している。これらのサンプ及びサンプタンクに流入したドレンは、全て廃棄物処理建物に設置されているランドリドレンタンクに移送し、系外放出する前にサンプリングを実施する運用としていることから、仮に原子炉建物非管理区域内等に設置している非放射性ドレン移送系に放射性物質が混入した場合でも、放出前に検知することができる。

なお、タービン建物非管理区域から直接系外放出する配管は常時閉運用の弁を設置しているため、管理されない状態で非放射性ドレン移送系から建物外へ漏えいすることはない（図 11-3 参照）。

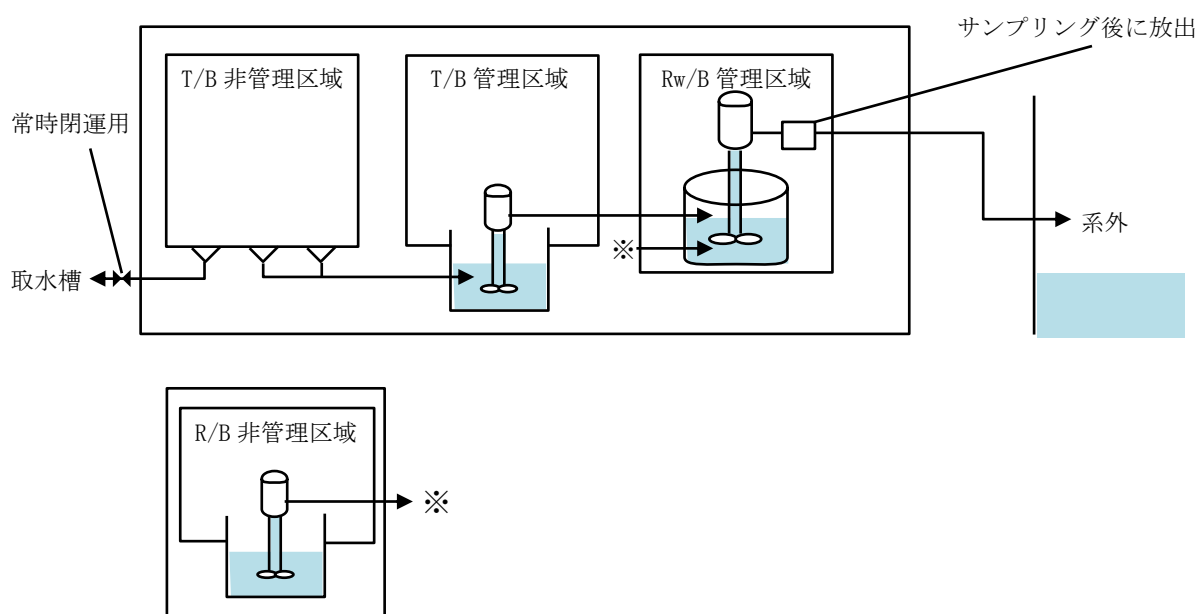


図 11-3 非放射性ドレン移送系からの建物外への漏えい防止対策イメージ

添付資料 1 機能喪失判定の考え方と選定された溢水防護対象設備について

1. 溢水防護対象設備の機能喪失判定

1.1 機能喪失高さ

没水により溢水防護対象設備の機能が喪失する高さを機能喪失高さとして明確にする。各設備の機能喪失高さの考え方を表 1-1 及び図 1-1～1-5 に示す。機能喪失高さは「基本設定箇所」を基本とし、溢水水位に応じて機能喪失高さの実力値である「個別設定箇所」に見直す。なお、機能喪失高さの設定においては、電線管接続部等を考慮している。

表 1-1 溢水防護対象設備の機能喪失高さの考え方

設備	機能喪失高さ	
	基本設定箇所※	個別設定箇所
ポンプ／電動機	・ポンプベース高さ	・電動機下端部 ・電線管接続部下端部
空気作動弁／電動弁	・取付け配管中心高さ	・制御ボックス下端部 ・電線管接続部下端部
盤	・盤ベース高さ	・開口部下端部 ・計器下端部 ・電線管接続部下端部
計器ラック	・計器ドレン弁高さ	・計器下端部 ・電線管接続部下端部 ・端子箱下端部

※ 保守的に機能喪失すると仮定した部位

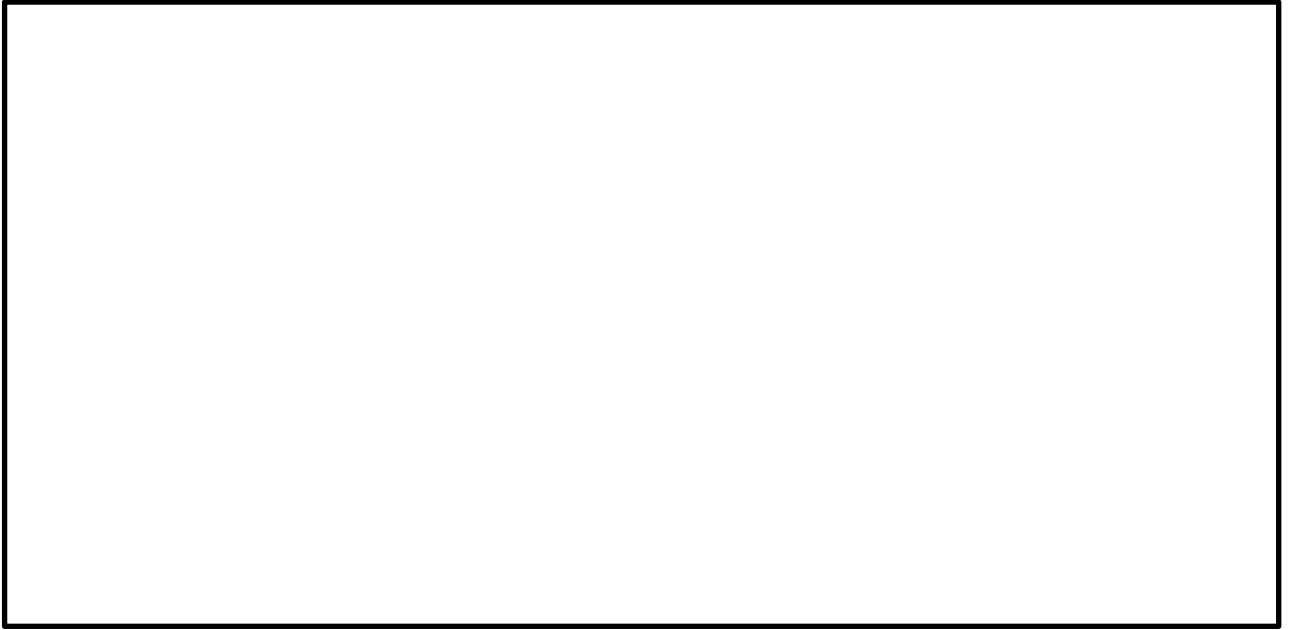


図 1-1 機能喪失高さ（ポンプの例）

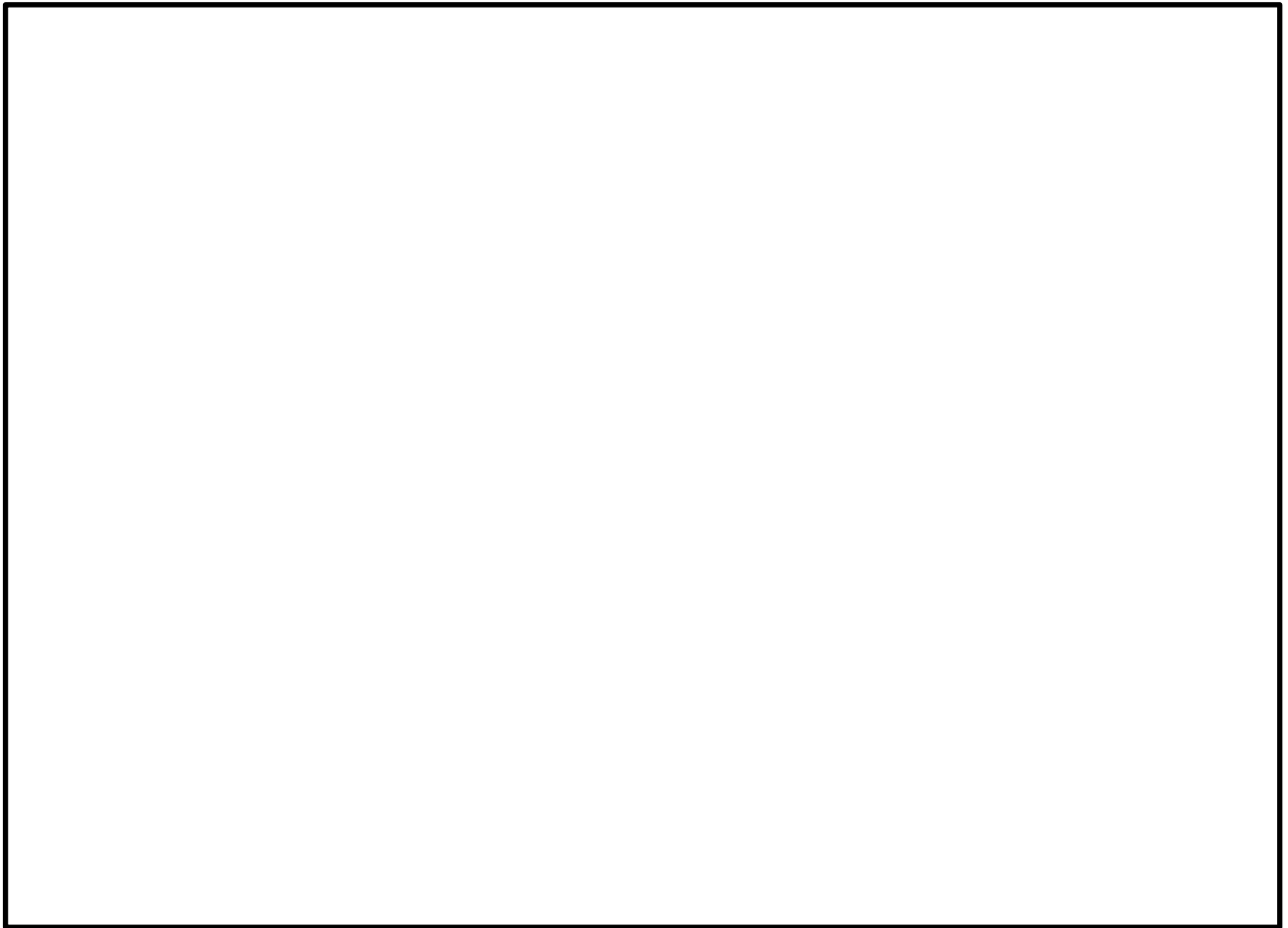


図 1-2 機能喪失高さ（電動弁の例）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

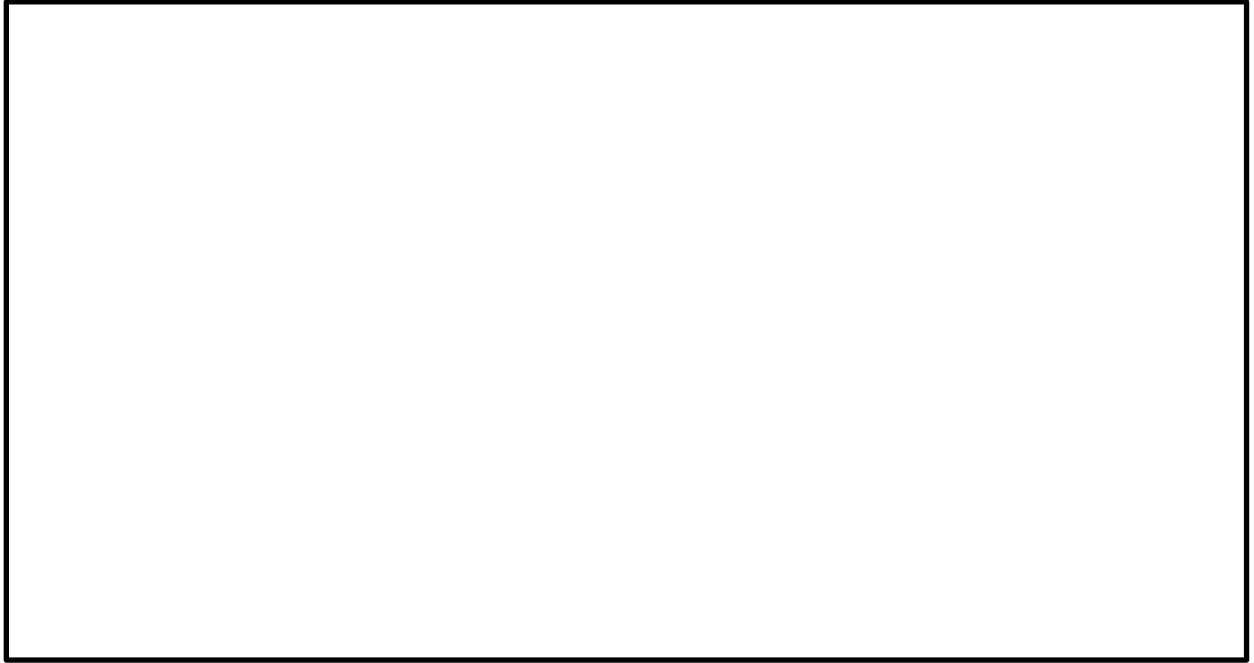


図 1-3 機能喪失高さ (盤の例)

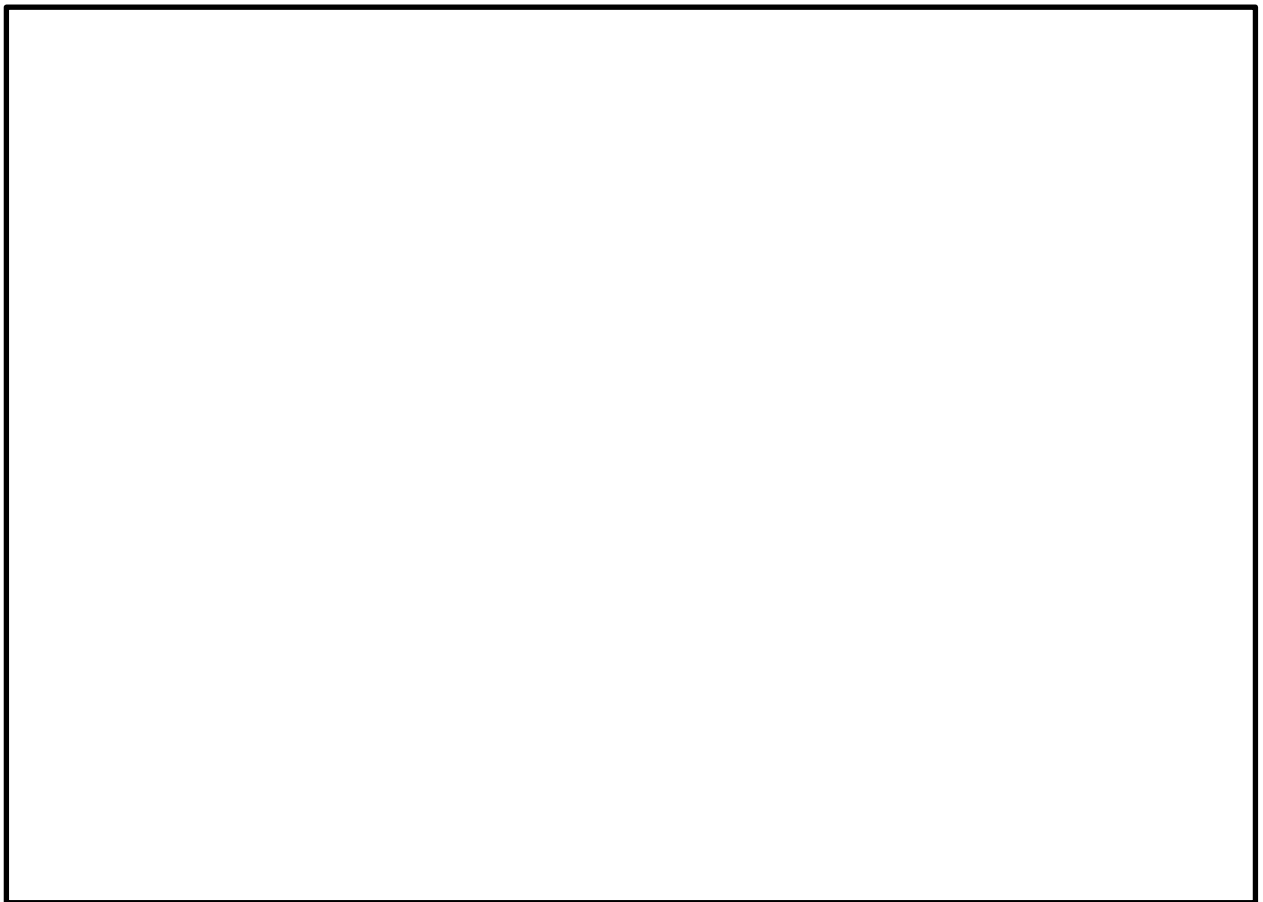


図 1-4 機能喪失高さ (ラックの例)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

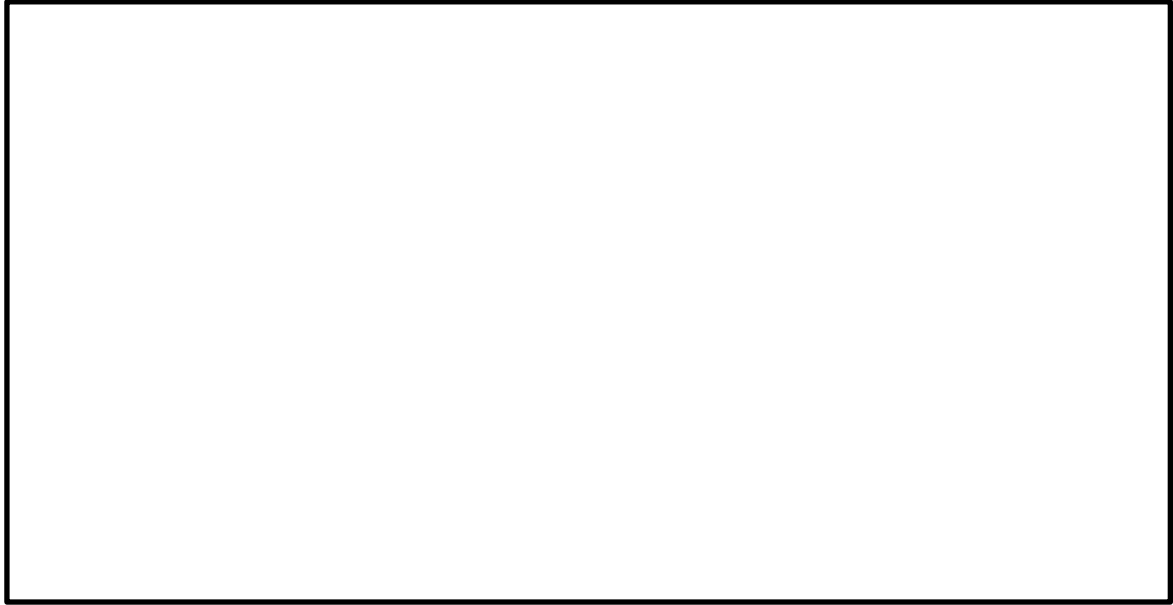
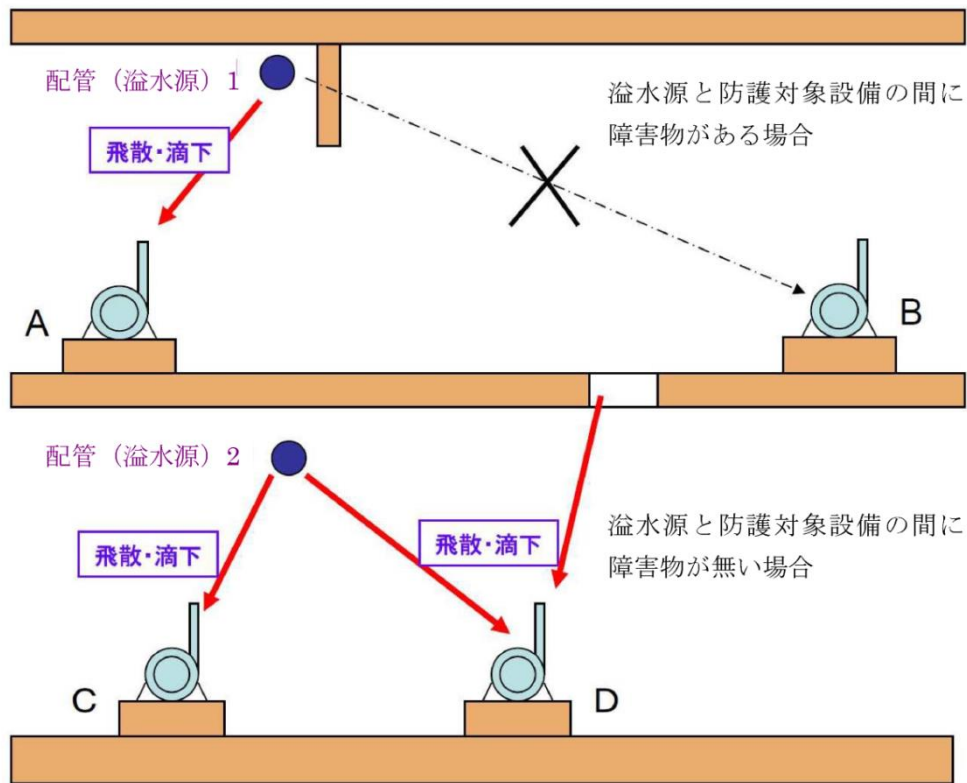


図 1-5 機能喪失高さ（計器の例）

1.2 被水による機能喪失判定

被水により溢水防護対象設備の機能が喪失する場合の被水源及び上階からの伝播経路と溢水防護対象設備の位置関係について図 1-6 に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



溢水防護対象設備	配管（被水源）1	配管（被水源）2
A	機能喪失	機能喪失せず
B	機能喪失せず	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

図 1-6 被水による機能喪失の考え方

1.3 蒸気による機能喪失判定

溢水防護対象設備の蒸気による機能喪失判定は、溢水防護対象設備の仕様（温度、湿度及びその継続時間等）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原子炉冷却材喪失事故時の環境条件に包含されるため、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件と溢水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。

2. 抽出された溢水影響評価上の防護対象設備

溢水影響評価上の防護対象設備（溢水防護対象設備）の選定の考え方を図 2-1 及び表 2-1 に示す。

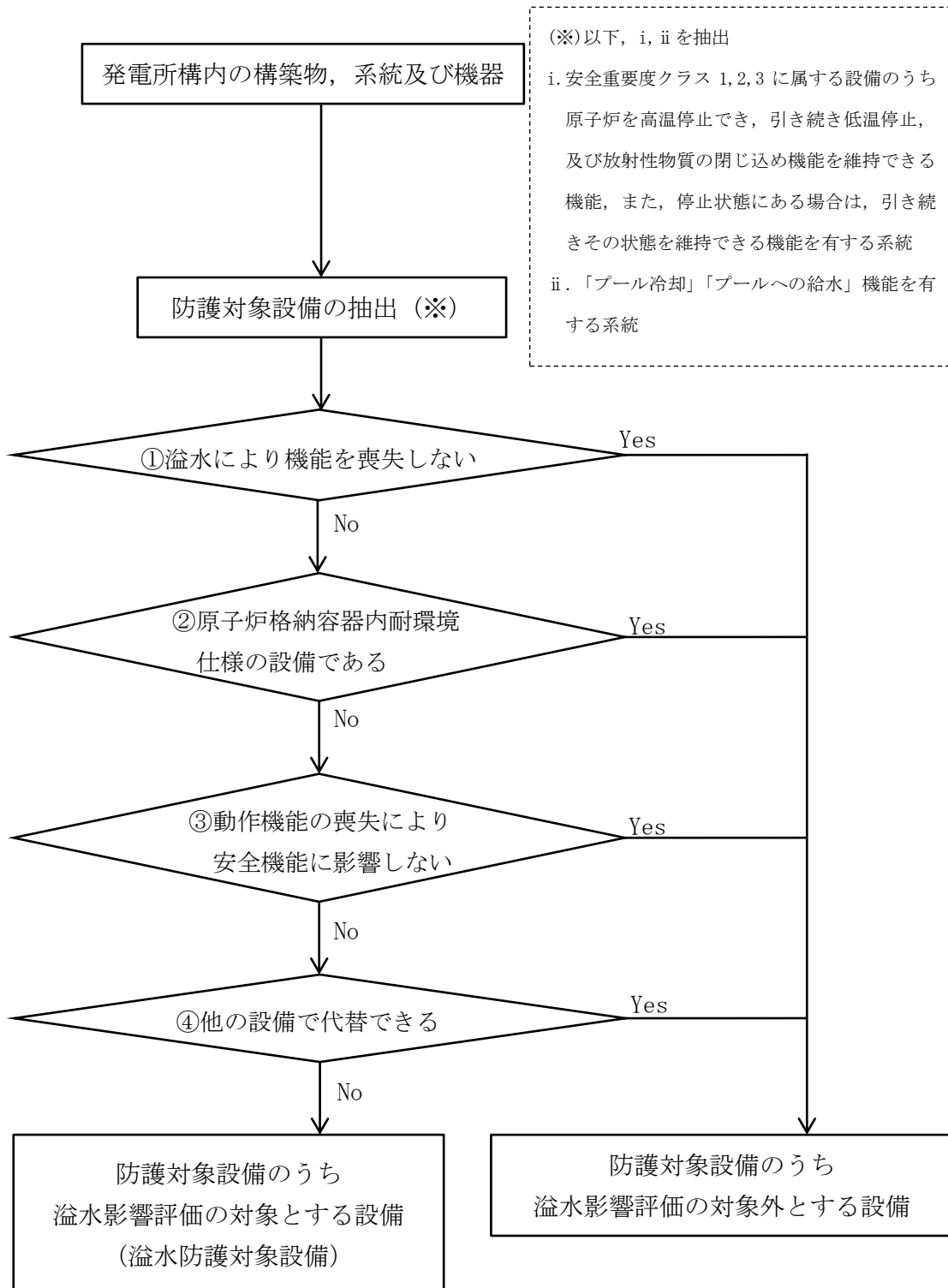


図 2-1 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

表 2-1 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	静的機器（容器，熱交換器，フィルタ，逆止弁等）は，溢水により機能喪失しない。
②原子炉格納容器内耐環境仕様の設備である	原子炉格納容器内の設備のうち，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はしない。
③動作機能の喪失により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は，動作機能が喪失しても安全機能に影響しない（通常待機時から機能遂行時にかけて動作要求がない設備等（例 常時閉の格納容器隔離弁）も含む）。
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（代替する他の設備が同時に機能喪失しない場合に限る（例 耐環境仕様の格納容器内側隔離弁に対する格納容器外側隔離弁は，機能喪失しても安全機能に影響しない））。

2.1 溢水防護対象設備リストの整理

図 2-1 に示した選定フローにより選定された溢水防護対象設備を，表 2-2 に示す。

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (1/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
原子炉補機冷却系	MV214-12A	A1-DG 冷却水出口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 6400	基本	R-B2F-04N
原子炉補機冷却系	MV214-13A	A2-DG 冷却水出口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 6400	基本	R-B2F-04N
原子炉補機冷却系	MV214-12B	B1-DG 冷却水出口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 6400	基本	R-B2F-06N
原子炉補機冷却系	MV214-13B	B2-DG 冷却水出口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 6400	基本	R-B2F-06N
原子炉補機冷却系	P214-1A	A-原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉建物	EL 15300	EL 16204	個別	R-1F-14N
原子炉補機冷却系	P214-1C	C-原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉建物	EL 15300	EL 16204	個別	R-1F-14N
原子炉補機冷却系	P214-1B	B-原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉建物	EL 15300	EL 16200	個別	R-1F-15N
原子炉補機冷却系	P214-1D	D-原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉建物	EL 15300	EL 16200	個別	R-1F-15N
原子炉補機冷却系	MV214-7A	A-RHR 熱交換冷却水出口弁	原子炉建物	EL 23800	EL 29956	個別	R-2F-09N
原子炉補機冷却系	MV214-7B	B-RHR 熱交換冷却水出口弁	原子炉建物	EL 23800	EL 28884	個別	R-2F-10N
原子炉補機冷却系	MV214-3A	A-RCW 常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物	EL 23800	EL 26800	個別	R-2F-20N
原子炉補機冷却系	MV214-3B	B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物	EL 23800	EL 26800	個別	R-2F-20N
原子炉補機冷却系	MV214-1A	A-RCW 常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物	EL 8800	EL 11090	個別	R-B1F-11N
原子炉補機冷却系	MV214-1B	B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物	EL 8800	EL 11090	個別	R-B1F-11N
原子炉補機海水系	MV215-2A	A-RCW 熱交換海水出口弁	原子炉建物	EL 15300	EL 16240	個別	R-1F-14N
原子炉補機海水系	MV215-2B	B-RCW 熱交換海水出口弁	原子炉建物	EL 15300	EL 16820	個別	R-1F-15N
原子炉補機海水系	MV215-1B	B-RSW ポンプ 出口弁	取水槽	EL 1100	EL 3710	個別	Y-24AN
原子炉補機海水系	MV215-1D	D-RSW ポンプ 出口弁	取水槽	EL 1100	EL 3710	個別	Y-24AN
原子炉補機海水系	P215-1B	B-原子炉補機海水ポンプ	取水槽	EL 1100	EL 2785	個別	Y-24AN
原子炉補機海水系	P215-1D	D-原子炉補機海水ポンプ	取水槽	EL 1100	EL 2785	個別	Y-24AN
原子炉補機海水系	MV215-1A	A-RSW ポンプ 出口弁	取水槽	EL 1100	EL 3710	個別	Y-24BN
原子炉補機海水系	MV215-1C	C-RSW ポンプ 出口弁	取水槽	EL 1100	EL 3710	個別	Y-24BN
原子炉補機海水系	P215-1A	A-原子炉補機海水ポンプ	取水槽	EL 1100	EL 2785	個別	Y-24BN
原子炉補機海水系	P215-1C	C-原子炉補機海水ポンプ	取水槽	EL 1100	EL 2785	個別	Y-24BN
燃料プールの冷却系	MV216-1	FPC フィルタ入口弁	原子炉建物	EL 28300	EL 32360	基本	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N
燃料プールの冷却系	P216-1A	A-燃料プールの冷却ポンプ	原子炉建物	EL 28300	EL 28700	個別	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N
燃料プールの冷却系	P216-1B	B-燃料プールの冷却ポンプ	原子炉建物	EL 28300	EL 28700	個別	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N
燃料プールの冷却系	TE216-50~55	燃料プール水位・温度 (SA)	原子炉建物	EL 34800	EL 36050	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
燃料プールの冷却系	MV216-5A	A-FPC 熱交換入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 38290	基本	R-3F-09N
燃料プールの冷却系	MV216-5B	B-FPC 熱交換入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 38290	基本	R-3F-09N
燃料プールの冷却系	MV216-6	FPC フィルタバypass弁	原子炉建物	EL 34800	EL 38290	基本	R-3F-09N
燃料プールの冷却系	LS216-2	燃料プール水位	原子炉建物	EL 42800	EL 43006	基本	R-4F-01-1N
燃料プールの冷却系	TE216-3	燃料プール水温度	原子炉建物	EL 42800	EL 42794	基本	R-4F-01-1N
窒素ガス制御系	PX217-2B	ドラフツェル圧力	原子炉建物	EL 23800	EL 24500	基本	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
窒素ガス制御系	MV217-18	非常用ガス処理入口隔離弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36200	基本	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
高圧炉心スプレイ補機冷却系	P218-1	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	原子炉建物	EL 2600	EL 2970	基本	R-B2F-12N
高圧炉心スプレイ補機海水系	MV219-1	HPSW ポンプ 出口弁	取水槽	EL 1100	EL 2360	基本	Y-24CN
高圧炉心スプレイ補機海水系	P219-1	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	取水槽	EL 1100	EL 2352	個別	Y-24CN
原子炉隔離時冷却系	M221-1	原子炉隔離時冷却系ケビン	原子炉建物	EL 1300	EL 2250	基本	R-B2F-01N
原子炉隔離時冷却系	MV221-2	注水弁	原子炉建物	EL 1300	EL 4470	基本	R-B2F-01N
原子炉隔離時冷却系	MV221-22	タービン蒸気入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 4470	基本	R-B2F-01N
原子炉隔離時冷却系	MV221-3	ポンプトラス水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 2520	個別	R-B2F-01N
原子炉隔離時冷却系	MV221-51	RCIC 主塞止弁	原子炉建物	EL 1300	EL 1890	基本	R-B2F-01N
原子炉隔離時冷却系	MV221-6	ミニマフロー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 4470	基本	R-B2F-01N
原子炉隔離時冷却系	MV221-7	復水器冷却水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 2650	基本	R-B2F-01N

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (2/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
原子炉隔離時冷却系	P221-1	原子炉隔離時冷却ポンプ	原子炉建物	EL 1300	EL 2250	基本	R-B2F-01N
原子炉隔離時冷却系	MV221-10	真空ポンプ 出口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11260	基本	R-B2F-31N
原子炉隔離時冷却系	MV221-23	タービン排気隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11213	基本	R-B2F-31N
原子炉隔離時冷却系	MV221-21	蒸気外側隔離弁	原子炉建物	EL 19000	EL 20690	個別	R-1F-07-2N
原子炉隔離時冷却系	2-2360	RCICタービン制御盤(SII)	原子炉建物	EL 23800	EL 24073	個別	R-2F-05N
残留熱除去系	MV222-17A	A-RHRポンプ ミニマフロー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 4200	基本	R-B2F-02N
残留熱除去系	MV222-1A	A-RHRポンプ トラス水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 2315	基本	R-B2F-02N
残留熱除去系	MV222-8A	A-RHRポンプ 炉水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 2315	基本	R-B2F-02N
残留熱除去系	P222-1A	A-残留熱除去ポンプ	原子炉建物	EL 1300	EL 3950	個別	R-B2F-02N
残留熱除去系	MV222-17C	C-RHRポンプ ミニマフロー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 4000	基本	R-B2F-03N
残留熱除去系	MV222-1C	C-RHRポンプ トラス水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 2315	基本	R-B2F-03N
残留熱除去系	P222-1C	C-残留熱除去ポンプ	原子炉建物	EL 1300	EL 3970	個別	R-B2F-03N
残留熱除去系	MV222-17B	B-RHRポンプ ミニマフロー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 4200	基本	R-B2F-15N
残留熱除去系	MV222-1B	B-RHRポンプ トラス水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 2315	基本	R-B2F-15N
残留熱除去系	MV222-8B	B-RHRポンプ 炉水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 2315	基本	R-B2F-15N
残留熱除去系	P222-1B	B-残留熱除去ポンプ	原子炉建物	EL 1300	EL 3965	個別	R-B2F-15N
残留熱除去系	MV222-11A	A-RHRポンプ 炉水戻り弁	原子炉建物	EL 1300	EL 12400	基本	R-B2F-31N
残留熱除去系	MV222-11B	B-RHRポンプ 炉水戻り弁	原子炉建物	EL 1300	EL 12400	基本	R-B2F-31N
残留熱除去系	MV222-15A	A-RHRテスト弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11100	基本	R-B2F-31N
残留熱除去系	MV222-16A	A-RHR トラススプレイ弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11847	基本	R-B2F-31N
残留熱除去系	MV222-16B	B-RHR トラススプレイ弁	原子炉建物	EL 1300	EL 12657	基本	R-B2F-31N
残留熱除去系	MV222-7	RHR 炉水入口外側隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 12000	基本	R-B2F-31N
残留熱除去系	MV222-15B	B-RHRテスト弁	原子炉建物	EL 15300	EL 17290	個別	R-1F-10N
残留熱除去系	MV222-15C	C-RHRテスト弁	原子炉建物	EL 15300	EL 17300	個別	R-1F-10N
残留熱除去系	MV222-2B	B-RHR 熱交ハバース弁	原子炉建物	EL 15300	EL 20100	個別	R-1F-10N
残留熱除去系	MV222-5A	A-RHR 注水弁	原子炉建物	EL 19000	EL 21030	個別	R-1F-07-2N
残留熱除去系	MV222-2A	A-RHR 熱交ハバース弁	原子炉建物	EL 19000	EL 29500	個別	R-1F-30N
残留熱除去系	MV222-3B	B-RHR ドライウェル第1スプレイ弁	原子炉建物	EL 19500	EL 22030	個別	R-1F-12N
残留熱除去系	MV222-4B	B-RHR ドライウェル第2スプレイ弁	原子炉建物	EL 19500	EL 22030	個別	R-1F-12N
残留熱除去系	MV222-13	RHR 炉頂部冷却外側隔離弁	原子炉建物	EL 23800	EL 25090	個別	R-2F-14N
残留熱除去系	MV222-3A	A-RHR ドライウェル第1スプレイ弁	原子炉建物	EL 23800	EL 24800	基本	R-2F-14N
残留熱除去系	MV222-4A	A-RHR ドライウェル第2スプレイ弁	原子炉建物	EL 23800	EL 24800	基本	R-2F-14N
残留熱除去系	MV222-5B	B-RHR 注水弁	原子炉建物	EL 23800	EL 24800	基本	R-2F-15N
残留熱除去系	MV222-5C	C-RHR 注水弁	原子炉建物	EL 23800	EL 24600	基本	R-2F-15N
低圧炉心スプレイ系	MV223-1	LPCSポンプ 入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 2315	基本	R-B2F-09N
低圧炉心スプレイ系	P223-1	低圧炉心スプレイポンプ	原子炉建物	EL 1300	EL 2900	個別	R-B2F-09N
低圧炉心スプレイ系	MV223-3	LPCSテスト弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11700	基本	R-B2F-31N
低圧炉心スプレイ系	MV223-4	LPCSポンプ ミニマフロー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 8720	個別	R-B2F-31N
低圧炉心スプレイ系	dPX223-1	LPCS 注水弁差圧	原子炉建物	EL 15300	EL 15970	個別	R-1F-03N R-1F-22N
低圧炉心スプレイ系	MV223-2	LPCS 注水弁	原子炉建物	EL 19500	EL 20760	個別	R-1F-32N
高圧炉心スプレイ系	LS224-2A	トラス水位	原子炉建物	EL 1300	EL 5840	基本	R-B2F-10N
高圧炉心スプレイ系	LS224-2B	トラス水位	原子炉建物	EL 1300	EL 5840	基本	R-B2F-10N
高圧炉心スプレイ系	MV224-2	HPCSポンプ トラス水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3670	個別	R-B2F-10N
高圧炉心スプレイ系	P224-1	高圧炉心スプレイポンプ	原子炉建物	EL 1300	EL 3020	個別	R-B2F-10N
高圧炉心スプレイ系	MV224-7	HPCSポンプ トラス側ミニマフロー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 8940	個別	R-B2F-31N
高圧炉心スプレイ系	MV224-3	HPCS 注水弁	原子炉建物	EL 19500	EL 20760	個別	R-1F-33N
ほう酸水注入系	MV225-1A	A-SLC タク出口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36130	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
ほう酸水注入系	MV225-1B	B-SLC タク出口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36150	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
ほう酸水注入系	MV225-2A	A-SLC 注入弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36005	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (3/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
ほう酸水注入系	MV225-2B	B-SLC 注入弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36020	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
ほう酸水注入系	P225-1A	A-ほう酸水注入ポンプ	原子炉建物	EL 34800	EL 35390	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
ほう酸水注入系	P225-1B	B-ほう酸水注入ポンプ	原子炉建物	EL 34800	EL 35390	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
ほう酸水注入系	PS225-1A	A-SLC 注入ポンプ潤滑油圧力	原子炉建物	EL 34800	EL 35930	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
ほう酸水注入系	PS225-1B	B-SLC 注入ポンプ潤滑油圧力	原子炉建物	EL 34800	EL 35945	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	D226-1A	A-SGT 前置カス処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35470	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	D226-1B	B-SGT 前置カス処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35450	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	D226-2A	A-SGT 後置カス処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35470	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	D226-2B	B-SGT 後置カス処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35480	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	M226-1A	A-非常用カス処理系排風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35500	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	M226-1B	B-非常用カス処理系排風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35500	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	MV226-1A	A-SGT 入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36370	基本	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	MV226-1B	B-SGT 入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36370	基本	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	MV226-2A	A-SGT 出口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36370	基本	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	MV226-2B	B-SGT 出口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36370	基本	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
非常用カス処理系	MV226-4A	A-SGT 排風機入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 35895	基本	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (4/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
非常用ガス処理系	MV226-4B	B-SGT 排風機入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 35895	基本	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-101A	A-CAMS トラスサンプ リンク 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11044	基本	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-101B	B-CAMS トラスサンプ リンク 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11044	基本	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-102A	A-CAMS サンプ リンク ガス戻り 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11044	基本	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-102B	B-CAMS サンプ リンク ガス戻り 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11044	基本	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-103A	A-CAMS サンプ リンク トレン戻り 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11044	基本	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-103B	B-CAMS サンプ リンク トレン戻り 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11044	基本	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-2A	A-FCS 出口隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11000	基本	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-2B	B-FCS 出口隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11400	基本	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-100A	A-CAMS トライウェルサンプ リンク 隔離弁	原子炉建物	EL 23800	EL 25450	基本	R-2F-14N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-1A	A-FCS 入口隔離弁	原子炉建物	EL 23800	EL 26149	基本	R-2F-14N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-100B	B-CAMS トライウェルサンプ リンク 隔離弁	原子炉建物	EL 23800	EL 25220	基本	R-2F-15N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-1B	B-FCS 入口隔離弁	原子炉建物	EL 23800	EL 26962	基本	R-2F-15N
可燃性ガス濃度制御系	D229-1A	A-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35500	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
可燃性ガス濃度制御系	D229-1B	B-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35475	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-3A	A-FCS 冷却水入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 35470	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-3B	B-FCS 冷却水入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 35450	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-4A	A-FCS 系統入口流量調節弁	原子炉建物	EL 34800	EL 35540	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-4B	B-FCS 系統入口流量調節弁	原子炉建物	EL 34800	EL 35575	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-5A	A-FCS 再循環流量調節弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36510	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-5B	B-FCS 再循環流量調節弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36485	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-6A	A-FCS 冷却水供給弁	原子炉建物	EL 34800	EL 35560	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (5/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
可燃性ガス濃度制御系	MV229-6B	B-FCS 冷却水供給弁	原子炉建物	EL 34800	EL 35560	個別	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
所内電気設備系	-	2-RCIC 直流-C/C	原子炉建物	EL 10300	EL 10560	個別	R-B1F-16N
所内電気設備系	-	2C1-R/B-C/C	原子炉建物	EL 23800	EL 23857	個別	R-2F-04N
所内電気設備系	-	非常用マック盤(2C-M/C)	原子炉建物	EL 23800	EL 23820	基本	R-2F-04N
所内電気設備系	-	非常用ポートマック盤(2C-L/C)	原子炉建物	EL 23800	EL 23848	個別	R-2F-04N
所内電気設備系	-	2D2-R/B-C/C	原子炉建物	EL 23800	EL 23857	個別	R-2F-05N
所内電気設備系	-	2D3-R/B-C/C	原子炉建物	EL 23800	EL 23860	基本	R-2F-05N
所内電気設備系	-	非常用マック盤(2D-M/C)	原子炉建物	EL 23800	EL 23820	基本	R-2F-05N
所内電気設備系	-	非常用ポートマック盤(2D-L/C)	原子炉建物	EL 23800	EL 23848	個別	R-2F-05N
所内電気設備系	-	2A-DG-C/C	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	個別	R-B2F-05N
所内電気設備系	-	2B-DG-C/C	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	個別	R-B2F-08N
所内電気設備系	-	2HPCS-C/C	原子炉建物	EL 2800	EL 2925	個別	R-B2F-11N
所内電気設備系	-	高压炉心スプレイ系蓄電池	原子炉建物	EL 2800	EL 2905	基本	R-B2F-13N
所内電気設備系	-	非常用マック盤(2HPCS-M/C)	原子炉建物	EL 2800	EL 2920	個別	R-B2F-14N
所内電気設備系	2-2265H	高压炉心スプレイ系直流盤	原子炉建物	EL 2800	EL 3020	個別	R-B2F-14N
所内電気設備系	2-2267H	高压炉心スプレイ系充電器盤	原子炉建物	EL 2800	EL 2985	個別	R-B2F-14N
所内電気設備系	-	2C2-R/B-C/C	原子炉建物	EL 28800	EL 28890	個別	R-M2F-01N
所内電気設備系	-	2C3-R/B-C/C	原子炉建物	EL 28800	EL 28890	個別	R-M2F-01N
所内電気設備系	-	2D1-R/B-C/C	原子炉建物	EL 8800	EL 8880	個別	R-B1F-17-1N
所内電気設備系	-	2B-計装-C/C	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12420	個別	RW-MB1F-05N
所内電気設備系	2-2260B	B-計装分電盤	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12482	個別	RW-MB1F-05N
所内電気設備系	2-2261B	B-計装用無停電交流電源装置	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12580	個別	RW-MB1F-05N
所内電気設備系	2-2263B	B-原子炉中性子計装用分電盤	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12830	基本	RW-MB1F-05N
所内電気設備系	2-2265B	B-115V 系直流盤	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12563	個別	RW-MB1F-05N
所内電気設備系	2-2267B	B-115V 系充電器盤	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12505	個別	RW-MB1F-05N
所内電気設備系	2265D-1	230V 系直流盤(RCIC)	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12490	個別	RW-MB1F-05N
所内電気設備系	2267E-1	230V 系充電器盤(RCIC)	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12528	個別	RW-MB1F-05N
所内電気設備系	-	B-原子炉中性子計装用蓄電池	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12640	個別	RW-MB1F-06N
所内電気設備系	2-2268B	B-原子炉中性子計装用充電器盤	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12415	個別	RW-MB1F-07N
所内電気設備系	-	230V 系蓄電池(RCIC)	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12880	個別	RW-MB1F-08N
所内電気設備系	-	B-115V 系蓄電池	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12840	個別	RW-MB1F-08N
所内電気設備系	2-961A	A-中央分電盤	廃棄物処理建物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
所内電気設備系	2-961B	B-中央分電盤	廃棄物処理建物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
所内電気設備系	2-961H	HPCS-中央分電盤	廃棄物処理建物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
所内電気設備系	2-2267D	115V 系予備充電器盤	廃棄物処理建物	EL 16900	EL 16980	基本	RW-1F-10N
所内電気設備系	-	2A-計装-C/C	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	個別	RW-1F-10N
所内電気設備系	2-2260A	A-計装分電盤	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	個別	RW-1F-10N
所内電気設備系	2-2260C	一般計装分電盤	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	個別	RW-1F-10N
所内電気設備系	2-2261A	A-計装用無停電交流電源装置	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	個別	RW-1F-10N
所内電気設備系	2-2263A	A-原子炉中性子計装用分電盤	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17430	基本	RW-1F-10N

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (6/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
所内電気設備系	2-2265A	A-115V 系直流盤	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	個別	RW-1F-10N
所内電気設備系	2-2267A	A-115V 系充電器盤	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	個別	RW-1F-10N
所内電気設備系	2-2268A	A-原子炉中性子計装用充電器盤	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	個別	RW-1F-10N
所内電気設備系	-	A-115V 系蓄電池	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17720	個別	RW-1F-11N
所内電気設備系	-	A-原子炉中性子計装用蓄電池	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17230	個別	RW-1F-11N
原子炉棟換気系	H261-3	LPCS ポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 11300	EL 11630	基本	R-B1F-13N
原子炉棟換気系	H261-4C	C-RHR ポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 1300	EL 1640	基本	R-B2F-03N
原子炉棟換気系	H261-7A	A-FPC ポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 28300	EL 28690	個別	R-M2F-19N
原子炉棟換気系	H261-7B	B-FPC ポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 28300	EL 28690	個別	R-M2F-19N
原子炉棟換気系	H261-4B	B-RHR ポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 8800	EL 9220	個別	R-B1F-01N R-B1F-08N
原子炉棟換気系	H261-4A	A-RHR ポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 8800	EL 9230	個別	R-B1F-07N
原子炉棟換気系	H261-2	HPCS ポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 8800	EL 9130	基本	R-B1F-09N
中央制御室換気系	D264-1A	A-中央制御室空調和装置	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22530	個別	RW-2F-02N
中央制御室換気系	D264-1B	B-中央制御室空調和装置	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 23240	個別	RW-2F-02N
中央制御室換気系	H264-1A	A-中央制御室冷凍機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22420	基本	RW-2F-02N
中央制御室換気系	H264-1B	B-中央制御室冷凍機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22400	基本	RW-2F-02N
中央制御室換気系	M264-1A	A-中央制御室送風機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22830	個別	RW-2F-02N
中央制御室換気系	M264-1B	B-中央制御室送風機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22810	個別	RW-2F-02N
中央制御室換気系	M264-3A	A-中央制御室排風機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22600	個別	RW-2F-02N
中央制御室換気系	M264-3B	B-中央制御室排風機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22600	個別	RW-2F-02N
中央制御室換気系	P264-1A	A-中央制御室冷水循環ポンプ	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22570	個別	RW-2F-02N
中央制御室換気系	P264-1B	B-中央制御室冷水循環ポンプ	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22570	個別	RW-2F-02N
中央制御室換気系	D264-3	中央制御室非常用再循環処理装置	廃棄物処理建物	EL 25300	EL 25810	個別	RW-2F-01N
中央制御室換気系	M264-2A	A-中央制御室非常用再循環送風機	廃棄物処理建物	EL 25300	EL 25860	個別	RW-2F-01N
中央制御室換気系	M264-2B	B-中央制御室非常用再循環送風機	廃棄物処理建物	EL 25300	EL 25850	個別	RW-2F-01N
原子炉建物付属棟空調換気系	H268-4A	A-RCW ポンプ熱交換器室冷却機	原子炉建物	EL 15300	EL 15790	個別	R-1F-14N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-1	A-非常用 DG 室送風機	原子炉建物	EL 23800	EL 24520	個別	R-2F-06N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-2	B-非常用 DG 室送風機	原子炉建物	EL 23800	EL 24540	個別	R-2F-07N
原子炉建物付属棟空調換気系	D268-3	HPCS 電気室外気処理装置	原子炉建物	EL 23800	EL 24420	個別	R-2F-21N
原子炉建物付属棟空調換気系	H268-4B	B-RCW ポンプ熱交換器室冷却機	原子炉建物	EL 23800	EL 24420	個別	R-2F-21N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-8A	A-HPCS 電気室送風機	原子炉建物	EL 23800	EL 24540	個別	R-2F-21N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-8B	B-HPCS 電気室送風機	原子炉建物	EL 23800	EL 24520	個別	R-2F-21N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-9A	A-HPCS 電気室排風機	原子炉建物	EL 23800	EL 24450	個別	R-2F-21N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-9B	B-HPCS 電気室排風機	原子炉建物	EL 23800	EL 24440	個別	R-2F-21N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-3	HPCS-DG 室送風機	原子炉建物	EL 23800	EL 24450	個別	R-2F-22N

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (7/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
原子炉建物付属棟空調換気系	D268-1	A-非常用電気室外気処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35230	個別	R-3F-02N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-4A	A1-非常用電気室送風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35740	個別	R-3F-02N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-4B	A2-非常用電気室送風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35700	個別	R-3F-02N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-5A	A1-非常用電気室排風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35740	個別	R-3F-02N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-5B	A2-非常用電気室排風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35750	個別	R-3F-02N
原子炉建物付属棟空調換気系	D268-2	B-非常用電気室外気処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35250	個別	R-3F-03N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-6A	B1-非常用電気室送風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35720	個別	R-3F-03N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-6B	B2-非常用電気室送風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35740	個別	R-3F-03N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-7A	B1-非常用電気室排風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35720	個別	R-3F-03N
原子炉建物付属棟空調換気系	M268-7B	B2-非常用電気室排風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35720	個別	R-3F-03N
非常用ディーゼル発電機系	LS280-151A	A-DEG 燃料タンク液位	原子炉建物	EL 10500	EL 13160	個別	R-B1F-04N
非常用ディーゼル発電機系	AV280-300A-1	始動用空気塞止弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3100	基本	R-B2F-04N
非常用ディーゼル発電機系	AV280-300A-2	始動用空気塞止弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3100	基本	R-B2F-04N
非常用ディーゼル発電機系	CV280-1A	1 次水温度調整弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3150	基本	R-B2F-04N
非常用ディーゼル発電機系	CV280-200A	潤滑油温度調整弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3150	基本	R-B2F-04N
非常用ディーゼル発電機系	M280-1A	A-非常用ディーゼル機関	原子炉建物	EL 1300	EL 2110	個別	R-B2F-04N
非常用ディーゼル発電機系	M280-3A	A-非常用ディーゼル発電機	原子炉建物	EL 1300	EL 2110	個別	R-B2F-04N
非常用ディーゼル発電機系	AV280-300B-1	始動用空気塞止弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3100	基本	R-B2F-06N
非常用ディーゼル発電機系	AV280-300B-2	始動用空気塞止弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3100	基本	R-B2F-06N
非常用ディーゼル発電機系	CV280-1B	1 次水温度調整弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3150	基本	R-B2F-06N
非常用ディーゼル発電機系	CV280-200B	潤滑油温度調整弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3150	基本	R-B2F-06N
非常用ディーゼル発電機系	M280-1B	B-非常用ディーゼル機関	原子炉建物	EL 1300	EL 2110	個別	R-B2F-06N
非常用ディーゼル発電機系	M280-3B	B-非常用ディーゼル発電機	原子炉建物	EL 1300	EL 2110	個別	R-B2F-06N
非常用ディーゼル発電機系	AV280-300H-1	始動用空気塞止弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3100	基本	R-B2F-07N
非常用ディーゼル発電機系	AV280-300H-2	始動用空気塞止弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3100	基本	R-B2F-07N
非常用ディーゼル発電機系	CV280-1H	1 次水温度調整弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3150	基本	R-B2F-07N
非常用ディーゼル発電機系	CV280-200H	潤滑油温度調整弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3150	基本	R-B2F-07N
非常用ディーゼル発電機系	M280-1H	高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	原子炉建物	EL 1300	EL 2110	個別	R-B2F-07N
非常用ディーゼル発電機系	M280-3H	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	原子炉建物	EL 1300	EL 2110	個別	R-B2F-07N
非常用ディーゼル発電機系	LS280-151B	B-DEG 燃料タンク液位	原子炉建物	EL 9000	EL 11640	個別	R-B1F-05N
非常用ディーゼル発電機系	LS280-151H	H-DEG 燃料タンク液位	原子炉建物	EL 9000	EL 11660	個別	R-B1F-06N
非常用ディーゼル発電機系	P280-1A	A-燃料移送ポンプ	排気筒エリア	EL 7550	EL 8210	個別	Y-18N
非常用ディーゼル発電機系	P280-1H	高圧炉心スプレイ系燃料移送ポンプ	排気筒エリア	EL 7550	EL 8220	個別	Y-23N

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (8/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
非常用ディーゼル発電機系	P280-1B	B-燃料移送ポンプ	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽	EL 13400	EL 14025	基本	Y-73N
燃料ポンプ補給水系	MV285-1	FMWポンプ入口弁	原子炉建物	EL 8800	EL 11420	個別	R-B1F-01N R-B1F-08N
燃料ポンプ補給水系	MV285-2	FMWポンプ出口弁	原子炉建物	EL 8800	EL 11770	個別	R-B1F-01N R-B1F-08N
燃料ポンプ補給水系	P285-1	燃料ポンプ補給水ポンプ	原子炉建物	EL 8800	EL 9280	個別	R-B1F-01N R-B1F-08N
原子炉保護系	PoS293-6A-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	原子炉建物	EL 15300	EL 18090	基本	R-1F-09N R-1F-26N
原子炉保護系	PoS293-6A-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	原子炉建物	EL 15300	EL 18090	基本	R-1F-09N R-1F-26N
原子炉保護系	PoS293-6B-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	原子炉建物	EL 15300	EL 18090	基本	R-1F-09N R-1F-26N
原子炉保護系	PoS293-6B-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	原子炉建物	EL 15300	EL 18090	基本	R-1F-09N R-1F-26N
原子炉保護系	PoS293-6C-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	原子炉建物	EL 15300	EL 18090	基本	R-1F-09N R-1F-26N
原子炉保護系	PoS293-6C-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	原子炉建物	EL 15300	EL 18090	基本	R-1F-09N R-1F-26N
原子炉保護系	PoS293-6D-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	原子炉建物	EL 15300	EL 18090	基本	R-1F-09N R-1F-26N
原子炉保護系	PoS293-6D-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	原子炉建物	EL 15300	EL 18090	基本	R-1F-09N R-1F-26N
プロセス放射線モニタ系	AMP295-26A	A-格納容器雰囲気モニタリアンプ	原子炉建物	EL 10300	EL 11270	基本	R-B1F-16N
プロセス放射線モニタ系	RE295-26A	A-格納容器雰囲気モニタ(サブレクションチェンバ)	原子炉建物	EL 1300	EL 10000	基本	R-B2F-31N
プロセス放射線モニタ系	RE295-26B	B-格納容器雰囲気モニタ(サブレクションチェンバ)	原子炉建物	EL 1300	EL 9870	基本	R-B2F-31N
プロセス放射線モニタ系	AMP295-25A	A-格納容器雰囲気モニタリアンプ	原子炉建物	EL 15300	EL 16260	基本	R-1F-02N
プロセス放射線モニタ系	RE295-25A	A-格納容器雰囲気モニタ(ドライウエル)	原子炉建物	EL 15300	EL 21540	個別	R-1F-07-1N
プロセス放射線モニタ系	AMP295-25B	B-格納容器雰囲気モニタリアンプ	原子炉建物	EL 15300	EL 16250	基本	R-1F-15N
プロセス放射線モニタ系	RE295-25B	B-格納容器雰囲気モニタ(ドライウエル)	原子炉建物	EL 19500	EL 20020	基本	R-1F-12N
プロセス放射線モニタ系	AMP295-26B	B-格納容器雰囲気モニタリアンプ	原子炉建物	EL 8800	EL 9500	基本	R-B1F-17-1N
プロセス放射線モニタ系	2-YMR-4A	A-排気筒モニタサンプリング	排気筒エリア	EL 8800	EL 8970	個別	Y-30N
プロセス放射線モニタ系	2-YMR-5A	A-排気筒低レンジモニタサンプリング	排気筒エリア	EL 8800	EL 8880	基本	Y-30N
プロセス放射線モニタ系	2-YMR-4B	B-排気筒モニタサンプリング	排気筒エリア	EL 8800	EL 8970	個別	Y-31N
プロセス放射線モニタ系	2-YMR-5B	B-排気筒低レンジモニタサンプリング	排気筒エリア	EL 8800	EL 8880	基本	Y-31N
原子炉圧力容器計装系	LX298-11B	原子炉水位 (広域帯水位計)	原子炉建物	EL 15300	EL 16065	基本	R-1F-03N R-1F-22N
原子炉圧力容器計装系	LX298-1A	原子炉水位	原子炉建物	EL 15300	EL 16585	基本	R-1F-03N R-1F-22N
原子炉圧力容器計装系	LX298-1C	原子炉水位	原子炉建物	EL 15300	EL 16585	基本	R-1F-03N R-1F-22N
原子炉圧力容器計装系	PX298-5B	原子炉圧力	原子炉建物	EL 15300	EL 16065	個別	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-1	RCIC 計器ラック	原子炉建物	EL 1300	EL 2215	個別	R-B2F-01N
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-3A	A-RHR 計器ラック	原子炉建物	EL 1300	EL 1665	個別	R-B2F-02N
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-3C	C-RHR 計器ラック	原子炉建物	EL 1300	EL 1700	基本	R-B2F-03N
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIB-B2-1	LPCS 流量・圧力計器架台	原子炉建物	EL 1300	EL 2160	個別	R-B2F-09N
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-3B	B-RHR 計器ラック	原子炉建物	EL 1300	EL 1870	個別	R-B2F-15N
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208A	A-SRM/IRM 前置増幅器盤	原子炉建物	EL 15300	EL 15900	基本	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208B	B-SRM/IRM 前置増幅器盤	原子炉建物	EL 15300	EL 15900	基本	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208C	C-SRM/IRM 前置増幅器盤	原子炉建物	EL 15300	EL 15900	基本	R-1F-03N R-1F-22N

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (9/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2208D	D-SRM/IRM 前置増幅器盤	原子炉建物	EL 15300	EL 15900	基本	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-2-2	A-PLR ポンプ 計器ラック	原子炉建物	EL 15300	EL 15985	基本	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-2-4	B-PLR ポンプ 計器ラック	原子炉建物	EL 15300	EL 15985	基本	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-3A	A-主蒸気流量計器ラック	原子炉建物	EL 15300	EL 15967	個別	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-3C	C-主蒸気流量計器ラック	原子炉建物	EL 15300	EL 15925	個別	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-8A	A-原子炉圧力容器計器ラック	原子炉建物	EL 15300	EL 15934	個別	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-8C	C-原子炉圧力容器計器ラック	原子炉建物	EL 15300	EL 15941	個別	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-8D	D-原子炉圧力容器計器ラック	原子炉建物	EL 15300	EL 15890	個別	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2211-22	C-メタラ・ロード・センタ保護継電器盤	原子炉建物	EL 23800	EL 24400	基本	R-2F-04N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8A	A-原子炉格納容器圧力計器ラック	原子炉建物	EL 23800	EL 24660	個別	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8B	B-原子炉格納容器圧力計器ラック	原子炉建物	EL 23800	EL 24360	個別	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8C	C-原子炉格納容器圧力計器ラック	原子炉建物	EL 23800	EL 24360	個別	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8D	D-原子炉格納容器圧力計器ラック	原子炉建物	EL 23800	EL 24350	個別	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2220A1	A-デューセル発電機制御盤	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	個別	R-B2F-05N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2220B1	B-デューセル発電機制御盤	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	個別	R-B2F-08N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2220H1	HPCS-デューセル発電機制御盤	原子炉建物	EL 2800	EL 2980	個別	R-B2F-11N
中央制御室機器・現 地制御盤	2RCB-51	ほう酸水注入系操作箱	原子炉建物	EL 34800	EL 35400	基本	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RSR-3-3A	A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック	原子炉建物	EL 34800	EL 34985	個別	R-3F-06N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RSR-3-3B	B-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック	原子炉建物	EL 34800	EL 34980	個別	R-3F-100N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RSR-3-5B	B-原子炉格納容器 H2・O2 クーラーラック	原子炉建物	EL 34800	EL 35460	個別	R-3F-100N

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (10/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-B1-8B	B-ジェットポンプ 流量計器ラック	原子炉建物	EL 8800	EL 9700	個別	R-B1F-01N R-B1F-08N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-B1-8A	A-ジェットポンプ 流量計器ラック	原子炉建物	EL 8800	EL 9380	個別	R-B1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-B1-4	HPCS 計器ラック	原子炉建物	EL 8800	EL 9200	基本	R-B1F-09N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-YIB-1B	II-RSW ポンプ 出口圧力計器収納箱	取水槽	EL 1100	EL 3950	基本	Y-24AN
中央制御室機器・現 地制御盤	2-YIB-1A	I-RSW ポンプ 出口圧力計器収納箱	取水槽	EL 1100	EL 3950	基本	Y-24BN
中央制御室機器・現 地制御盤	2-920A	A-RHR・LPCS 継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-920B	B・C-RHR 継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-921	HPCS 継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-921A	HPCS トリップ 設定器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-923A	A-格納容器隔離継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-923B	B-格納容器隔離継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924A	A-原子炉保護継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924A1	A1-原子炉保護トリップ 設定器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 2-2 溢水防護対象設備リスト (11/11)

系統名称	設備番号	設備名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設定 箇所	設置区画
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924A2	A2-原子炉保護トリップ 設定器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924B	B-原子炉保護継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924B1	B1-原子炉保護トリップ 設定器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924B2	B2-原子炉保護トリップ 設定器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-925	制御棒スクラムテスト盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-934A	A-原子炉フﾟロセス計測盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-934B	B-原子炉フﾟロセス計測盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-961G2	B-直流地絡検出装器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-970A	A-自動減圧継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-970B	B-自動減圧継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-972A	A-原子炉補助継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-972B	B-原子炉補助継電器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-973A-2	A-格納容器 H2/O2 濃度計演算器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-973B-2	B-格納容器 H2/O2 濃度計演算器盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-976A	S I -工学的安全施設トリップ 設定器 盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-976B	S II -工学的安全施設トリップ 設定器 盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-984A	原子炉警報電源盤	廃棄物処理建 物	EL 16900	EL 17010	基本	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2256A	A-中央制御室冷凍機制御盤	廃棄物処理建 物	EL 22100	EL 22285	個別	RW-2F-02N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2256B	B-中央制御室冷凍機制御盤	廃棄物処理建 物	EL 22100	EL 22295	個別	RW-2F-02N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-WIR-2-6A	中央制御室 A-冷凍機計器ラック	廃棄物処理建 物	EL 22100	EL 22480	基本	RW-2F-02N
中央制御室機器・現 地制御盤	2-WIR-2-6B	中央制御室 B-冷凍機計器ラック	廃棄物処理建 物	EL 22100	EL 22480	基本	RW-2F-02N

2.2 溢水影響評価の対象外とした設備の整理

- (1) 図 2-1 に示した選定フローにより溢水影響評価の対象外とした設備のリストを表 2-3 に示す。

表 2-3 溢水影響評価の対象外とした設備のリスト (1/4)

系統名称	設備番号	設備名称	評価対象外とした理由
原子炉再循環系	AV201-1	炉水ポンプリング内側隔離弁	②
原子炉再循環系	AV201-2	炉水ポンプリング外側隔離弁	③
原子炉再循環系	AV201-5A, B	A, B-再循環カウンスルパージ元弁	③
主蒸気系	AV202-1A~D	A~D-主蒸気内側隔離弁	②
主蒸気系	AV202-2A~D	A~D-主蒸気外側隔離弁	③
主蒸気系	MV202-10A~D	A~D-主蒸気管水抜きラインドレン弁	③
主蒸気系	MV202-11	主蒸気管水抜き弁	③
主蒸気系	MV202-2	主蒸気ドレン内側隔離弁	②
主蒸気系	MV202-3	主蒸気ドレン外側隔離弁	③
主蒸気系	RV202-1A~M	A~M-主蒸気逃がし安全弁	②
主蒸気系	T202-1A~M	A~M-主蒸気系逃がし安全弁機能用アキュムレータ	①
主蒸気系	T202-2B, D, E, G, K, M	B, D, E, G, K, M-主蒸気系逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	①
主蒸気系	T202-3A~D	A~D-主蒸気内側隔離弁用アキュムレータ	①
主蒸気系	T202-4A~D	A~D-主蒸気外側隔離弁用アキュムレータ	①
主蒸気系	TE202-4A ~ D, 5A ~ D, 6A ~ D, 7A~D, 8A~D, 9A~D	主蒸気管周囲温度	③
制御棒駆動系	AV212-126	水圧ユニットスクラム弁	③
制御棒駆動系	D212-2	制御棒駆動機構	①
制御棒駆動系	T212-125	水圧ユニットアキュムレータ	①
制御棒駆動系	T212-128	水圧ユニット窒素容器	①
原子炉浄化系	MV213-1A, B	A, B-CUW 入口元弁	②
原子炉浄化系	MV213-2	RPV ドレン側流量調節弁ハイパス弁	②
原子炉浄化系	MV213-3	CUW 入口内側隔離弁	②
原子炉浄化系	MV213-4	CUW 入口外側隔離弁	④
原子炉補機冷却系	CV214-1A, B	中央制御室冷凍機出口圧力調節弁	③
原子炉補機冷却系	H214-1A-1~3	A1~3-原子炉補機冷却系熱交換器	①
原子炉補機冷却系	H214-1B-1~3	B1~3-原子炉補機冷却系熱交換器	①
原子炉補機冷却系	MV214-40	PCV 内冷却水入口外側隔離弁	④
原子炉補機冷却系	MV214-41	PCV 内冷却水出口内側隔離弁	②
原子炉補機冷却系	MV214-42	PCV 内冷却水出口外側隔離弁	④
原子炉補機冷却系	T214-1A, B	A, B-原子炉補機冷却系サージタンク	①
原子炉補機海水系	ST215-1A, B	I, II系-原子炉補機海水ストレナ	①
燃料プール冷却系	-	燃料プール	①
燃料プール冷却系	H216-1A, B	A, B-熱交換器	①
燃料プール冷却系	T216-1A, B	A, B-スキマサージタンク	①
窒素ガス制御系	AV217-19	HVR 入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-2	N2 ドライウェル入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-3	N2 トラス入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-7	N2 補給隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-8A	N2 補給ドライウェル入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-8B	N2 補給トラス入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	MV217-4	N2 ドライウェル出口隔離弁	③
窒素ガス制御系	MV217-5	N2 トラス出口隔離弁	③
高圧炉心スプレイ補機冷却系	H218-1	熱交換器	①

表 2-3 溢水影響評価の対象外とした設備のリスト (2/4)

系統名称	設備番号	設備名称	評価対象外とした理由
高圧炉心スプレ補機冷却系	T218-1	高圧炉心スプレ補機冷却系サージタンク	①
高圧炉心スプレ補機海水系	S219-1	高圧炉心スプレ補機海水ストレナ	①
原子炉隔離時冷却系	MV221-20	蒸気内側隔離弁	②
原子炉隔離時冷却系	S221-2	原子炉隔離時冷却ポンプサブレクションチェンバーストレナ	①
残留熱除去系	CV222-1	炉頂部冷却水流量調節弁	③
残留熱除去系	H222-1A, B	A, B-残留熱除去系熱交換器	①
残留熱除去系	MV222-14	RHR 炉頂部冷却内側隔離弁	②
残留熱除去系	MV222-22A, B	A, B-RHR 熱交水室入口弁	③
残留熱除去系	MV222-6	RHR 炉水入口内側隔離弁	②
残留熱除去系	S222-1A~C	A~C-残留熱除去ポンプサブレクションチェンバーストレナ	①
残留熱除去系	TE222-5A-1~6, 5B-1~6	トラス水温度	②
低圧炉心スプレ系	S223-1	低圧炉心スプレポンプサブレクションチェンバーストレナ	①
高圧炉心スプレ系	S224-2	高圧炉心スプレポンプサブレクションチェンバーストレナ	①
ほう酸水注入系	T225-1	ほう酸水貯蔵タンク	①
非常用ガス処理系	AV226-1A, B	A, B-R/B 連絡弁	③
逃がし安全弁 N2 ガス供給系	MV227-1A, B	A, B-ADS 外側 N2 隔離弁	④
逃がし安全弁 N2 ガス供給系	MV227-3	逃がし弁 N2 供給弁	④
液体廃棄物処理系	MV252-1	ドライウェル機器ドレン内側隔離弁	②
液体廃棄物処理系	MV252-2	ドライウェル機器ドレン外側隔離弁	④
液体廃棄物処理系	MV252-3	ドライウェル床ドレン内側隔離弁	②
液体廃棄物処理系	MV252-4	ドライウェル床ドレン外側隔離弁	③
中央制御室換気系	AD264-1	A, B-制御室再循環風量調整ダンパ	③
中央制御室換気系	AD264-2	A, B-ケーブル処理室排気切替ダンパ	③
中央制御室換気系	AD264-3	A, B-制御室再循環空気排気切替ダンパ	③
中央制御室換気系	AD264-4A, B	A, B-中央制御室排風機用 インレットガイドベーン	③
中央制御室換気系	AV264-5	中央制御室排気内側隔離弁	③
中央制御室換気系	AV264-6	中央制御室排気外側隔離弁	③
中央制御室換気系	AV264-7A, B	A, B-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁	③
中央制御室換気系	CV264-17	中央制御室給気外側隔離弁	③
中央制御室換気系	CV264-18	中央制御室給気内側隔離弁	③
中央制御室換気系	VD264-3	中央制御室外気処理装置ハイスタンプ	①
ドライウェル冷却系	MV265-1	HVD 格納容器入口弁	④
ドライウェル冷却系	MV265-2	HVD 冷却機出口弁	②
ドライウェル冷却系	MV265-3	HVD 格納容器出口弁	④

表 2-3 溢水影響評価の対象外とした設備のリスト (3/4)

系統名称	設備番号	設備名称	評価対象外とした理由
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	A-非常用電気室 A1, 2 送風機入口ダクト	①
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	B-非常用電気室 B1, 2 送風機入口ダクト	①
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	HPCS 電気室 A, B 送風機入口ダクト	①
復水輸送系	T271-1	復水貯蔵タンク	①
補給水系	MV272-196	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁	④
計装用圧縮空気系	MV277-50	IA PCV 外側隔離弁	④
ポンプリング系	AV278-1A~D	A~D-N2 ガスポンプリング 第 1 隔離弁	③
ポンプリング系	AV278-2A~D	A~D-N2 ガスポンプリング 第 2 隔離弁	③
ポンプリング系	AV278-3	N2 ガスポンプリング 戻り 第 2 隔離弁	③
ポンプリング系	AV278-4	N2 ガスポンプリング 戻り 第 1 隔離弁	③
ポンプリング系	MV278-400	原子炉水ポンプリング 内側隔離弁 (PASS)	②
ポンプリング系	MV278-401	原子炉水ポンプリング 外側隔離弁 (PASS)	③
ポンプリング系	MV278-405	液体ポンプ 戻り 第 1 隔離弁	③
ポンプリング系	MV278-406	液体ポンプ 戻り 第 2 隔離弁	③
非常用ディーゼル発電機系	D280-3A, B, H-1, 2	A, B, 高圧炉心スプレイス燃料フィルタ	①
非常用ディーゼル発電機系	D280-4A, B, H-1, 2	A, B, 高圧炉心スプレイス潤滑油フィルタ	①
非常用ディーゼル発電機系	D280-5A, B, H-1, 2	A, B, 高圧炉心スプレイスシリング油フィルタ	①
非常用ディーゼル発電機系	H280-1A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレイス潤滑油冷却器	①
非常用ディーゼル発電機系	H280-3A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレイス 1 次水冷却器	①
非常用ディーゼル発電機系	S280-101A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレイス燃料移送ポンプ 入口ストレーナ	①
非常用ディーゼル発電機系	S280-312A, B, H-1, 2	A, B, 高圧炉心スプレイス 1, 2 始動用空気ストレーナ	①
非常用ディーゼル発電機系	T280-1A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレイス燃料地下タンク	①
非常用ディーゼル発電機系	T280-3A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレイス燃料タンク	①
非常用ディーゼル発電機系	T280-4A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレイス潤滑油サブタンク	①
非常用ディーゼル発電機系	T280-5A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレイスシリング油タンク	①
非常用ディーゼル発電機系	T280-6A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレイス 1 次水空気抜タンク	①
非常用ディーゼル発電機系	T280-7A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレイス 1 次水膨張タンク	①
非常用ディーゼル発電機系	T280-8A, B, H-1	A, B, 高圧炉心スプレイス空気だめ(自動)	①
原子炉保護系	LS293-3A~D	A, B-スクラム排出水容器水位スイッチ	③
原子炉保護系	PoS293-1A, B, 2A, B, 3A, B, 4A, B	主蒸気止め弁開度スイッチ	③
原子炉保護系	PoS293-5A~D-1, 2	主蒸気止め弁開度スイッチ	②
原子炉保護系	PoS293-7A~D, 8A~D, 9A~D	タービンハイス弁開度スイッチ	③
原子炉保護系	PS293-4A~D	蒸気加減弁急速閉用油圧スイッチ	③
原子炉保護系	VbS293-1A~D, 2A~D, 3A~D	スクラム地震計	③
中性子計装系	LPRM04-21, 29, 37A~D	LPRM 検出器	②
中性子計装系	LPRM12-13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	②
中性子計装系	LPRM20-05, 13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	②
中性子計装系	LPRM28-05, 13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	②

表 2-3 溢水影響評価の対象外とした設備のリスト (4/4)

系統名称	設備番号	設備名称	評価対象外とした理由
中性子計装系	LPRM36-05, 13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	②
中性子計装系	LPRM44-13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	②
中性子計装系	MV294-2A~D	移動型計測装置(ボール弁)	③
中性子計装系	NE294-11~18	IRM 検出器(ch. 11~18)	②
中性子計装系	NE294-21~24	SRM 検出器(ch. 21~24)	②
プロセス放射線モニタ系	AMP295-13A~D	A~D-主蒸気管モニタリアップ	③
プロセス放射線モニタ系	AV295-15, 16	PRM トライウェル内漏えい検出モニタ入口第1, 2 隔離弁	③
プロセス放射線モニタ系	AV295-17, 18	PRM トライウェル内漏えい検出モニタ出口第1, 2 隔離弁	③
プロセス放射線モニタ系	RE295-13A~D	A~D-主蒸気管モニタ(イオンチェンバ)	③
プロセス放射線モニタ系	RE295-16A~D	A~D-燃料取替階モニタ	③
プロセス放射線モニタ系	RE295-17A~D	A~D-原子炉棟排気高レンジモニタ	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-2206A~H	A~H-スクラムリノイトヒューズ盤	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-2259A, B	A, B-原子炉保護系 MG 盤	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-RCB-80A, B, H	A, B, HPCS-タービン発電機速度検出用変換器箱	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIB-2-1A, B	A, B-スクラム排水容器水位計器架台	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-1-3B, D	B, D-主蒸気流量計器ラック	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-1-8B	B-原子炉圧力容器計器ラック	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-TIR-1-1A, B	A, B-主蒸気圧力計器ラック	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-TIR-3-9A, B	A, B-復水器真空計器ラック	③
-	-	手動弁一式	①
-	-	逆止弁一式	①
-	-	配管一式	①

2.3 溢水影響評価の対象外とする理由

(1) 「①溢水により機能を喪失しない」による対象外

溢水により機能を喪失しないとした防護対象設備について、没水時の健全性を評価した。表 2-4 に示すように、各建物の最大階高（当該床から上階床までの階高のうち最大となる値）に相当する水頭圧を外圧条件とした。

表 2-4 各建物の外圧条件

建物	水頭圧[m]	最大階高
原子炉建物	8	3 階～4 階
廃棄物処理建物	7	2 階～3 階
取水槽	10	床～防水壁天端

a. 配管及び弁

配管及び弁の没水時の外圧に対する健全性評価の例を表 2-5 に示す。

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007」に基づき算出した機器の外圧に対する許容圧力が溢水水位による外圧を上回るため、健全性を維持できる。なお、弁は配管に比べ肉厚であるため、配管の評価に含まれる。

表 2-5 配管の没水時の外圧による影響評価結果（代表例）

建物	原子炉建物	廃棄物処理建物	取水槽
代表配管※1	700A-RSW-7A	200A-RCW-61A	700A-RSW-2A
外径 Do[mm]	711.2	216.3	711.2
板厚 t[mm]	9.5	8.2	9.5
製造上最小厚さ ts[mm]	8.5	7.17	8.5
付録材料図 表 Part7 により定まる値 B	15.9	89.5	16.6
材質	SM41C	STPT42	SM41C
許容圧力[MPa]※2	0.25	3.95	0.26
水頭圧[MPa]	0.08	0.07	0.10
許容圧力>水頭圧判定	○	○	○

※1 評価を実施するにあたり、各建物の対象配管のうち、保守的に外径(Do)/板厚(t)が最大となる配管を代表として選定した。なお、評価では内圧は大気圧とした。

※2 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007) PPC-3411 直管 (2) 外圧を受ける直管」を準用した以下の式を用い、製造上最小厚さから許容圧力を算定した値

$$t_s = \frac{3P_e D_0}{4B}$$

P_e : 許容圧力 [MPa]

t_s : 製造上の最小厚さ [mm]

D_0 : 管の外径 [mm]

B : 付録材料図 表 Part7 により定まる値

b. 容器（熱交換器）

容器（熱交換器）の没水時の外圧及び浮力に対する健全性評価の例として、表 2-6 に示す 4 つの熱交換器を評価した。

表 2-6 評価対象の熱交換器

設備番号	設備名称
H214-1A-1～3, 1B-1～3	A1～3, B1～3-原子炉補機冷却系熱交換器
H216-1A, B	A, B-燃料プール冷却水熱交換器
H218-1	高圧炉心スプレッド補機冷却水熱交換器
H222-1A, B	A, B-残留熱除去熱交換器

(a) 没水時の外圧に対する健全性評価

熱交換器が没水した場合、熱交換器の胴体には水頭圧が外圧として負荷される。熱交換器は内部流体による満水状態であり、胴体には内圧が負荷されているため、没水時の外圧と熱交換器の内圧を比較し、外圧が内圧を上回り胴体に外側から差圧が負荷されるかを確認した。没水時の水頭圧による外圧と各熱交換器の内圧(運転圧力)を表 2-7 に示す。没水時に生じる外圧は熱交換器の内圧より小さいことから、外側から差圧が負荷される事はない。したがって、内圧に対して強度を有している熱交換器は健全性を維持できる。

表 2-7 没水時の外圧と各熱交換器の内圧比較結果

溢水時に機器が水没した際に生じる圧力(外圧) [MPa]	各熱交換器の運転圧力(内圧) [MPa]							
	原子炉補機冷却系熱交換器		燃料プール冷却水熱交換器		高圧炉心スプレッド補機冷却水熱交換器		残留熱除去熱交換器	
	管側	胴側	管側	胴側	管側	胴側	管側	胴側
0.08 (水頭圧：8m)	0.44	0.78	0.78	0.78	0.29	0.78	0.98	0.78

(b) 没水時の浮力に対する健全性評価

没水時に生じる浮力が自重を上回る場合、基礎ボルトに対して引張荷重が生じる。機器が水没した際に生じる浮力は、以下の式（1）にて算出する。

熱交換器内部は満水状態にあり、溢水は機器の内包流体とほぼ同じ性質の水であることから、機器が没水した場合でも内部流体と溢水の有意な密度差は生じず浮力は発生しない。したがって、浮力が追加荷重として負荷されることはなく、熱交換器は健全性を維持できる。

$$F = \rho \times g \times V \quad \dots\dots\dots (1)$$

- F : 機器が水没した際に生じる浮力
- ρ : 機器内部流体の密度と溢水の密度差
- g : 重力加速度
- V : 機器の体積

c. 容器（タンク）

容器（タンク）の没水時の外圧及び浮力に対する健全性評価の例として、表 2-8 に示す 3 つのタンクを評価した。

表 2-8 評価対象のタンク

設備番号	設備名称
T214-1A, B	A, B-原子炉補機冷却系サージタンク
T225-1	ほう酸水貯蔵タンク
T218-1	高圧炉心スプレィ補機冷却系サージタンク

(a) 没水時の外圧に対する健全性評価

タンクが没水した場合、タンクには水頭圧が外圧として負荷される。タンクは開放構造のため、没水時の外圧と各タンクの内圧はいずれも静水頭圧であり、表 2-9 に示すとおり没水によりタンクの破損には至らず、健全性は維持される。

表 2-9 タンクの没水時の外圧による影響評価結果（代表例）

建物	原子炉建物		
設備名称	原子炉補機冷却系サージタンク	ほう酸水貯蔵タンク	高压炉心スプレィ補機冷却系サージタンク
内径 Di [mm]	2500	3000	1500
板厚 t [mm]	9	8	9
製造上最小厚さ ts [mm]	6.42	4.88	6.40
付録材料図 表 Part7 により定まる値 B	14	4	21
材質	SM41A	SUS316L	SM41A
許容圧力 [MPa]※1	0.0475	0.0086	0.118
水頭圧 [MPa]※2	0.003	0.0035	0.05
許容圧力 > 水頭圧判定	○	○	○

※1 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007） PVC-3122 円筒形の胴の厚さの規定（3）外面に圧力を受ける円筒形の胴」を準用した以下の式を用い、製造上の最小厚さから許容圧力を算定した値

$$t_s = \frac{3P_e D_0}{4B}$$

Pe: 許容圧力 [MPa]
 ts: 製造上の最小厚さ [mm]
 D0: 胴の外径 [mm]
 B: 付録材料図 表 Part7 により定まる値

※2 タンク内保有水なし、各溢水事象の最大水位。

(b) 没水時の浮力に対する健全性評価

タンクが没水した際に生じる浮力が自重を上回る場合、基礎ボルトに対して引張荷重が生じる。タンクは常に保有水があるが、タンクが空の場合の基礎ボルトの健全性を確認する。評価結果を表 2-10 に示すとおり、健全性が維持できる。

表 2-10 タンク基礎ボルトの健全性評価結果

設備名称	発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	判定
原子炉補機冷却系サージタンク	25	176	○
ほう酸水貯蔵タンク	30	176	○
高压炉心スプレィ補機冷却系サージタンク	8	176	○

d. 空調ダンパ及びダクト

防護対象設備である空調ダンパ及びダクトは、没水時の水圧により破損のおそれがあるため、堰設置等の没水対策を行い、健全性を維持させる。なお、床を貫通するダクトに対して堰等の没水対策を実施する場合は、現場調査の結

果に基づき、被水が堰内に流入するのを防止する対策として、被水防止カバー等の対策を実施する。

e. 現場確認の実施について

溢水防護対象設備は、図 2-1 のフローにより防護対象設備から選定しており、開放構造である設備については現場確認を実施している。溢水防護対象設備としない防護対象設備のうち、「①溢水により機能を喪失しない」として溢水影響評価の対象外としている設備（タンク、熱交換器、ろ過脱塩器、逆止弁、手動弁及び配管等の静的機器）は、図 2-2 の「①溢水により機能を喪失しない設備」の選定フローにより現場確認実施の可否について検討した。その結果を表 2-11 に示す。

確認対象となった開放構造のタンクについて、溢水水位とベント管等開放構造部の位置から、溢水の流入がないことを図面及び現場にて確認した。開放構造のタンクの溢水流入確認結果を表 2-12 に、現場確認結果の例として B-原子炉補機冷却系サージタンクのベント管設置箇所を図 2-3 に、非常用ディーゼル発電機系 A-燃料地下タンクのベント管設置箇所を図 2-4 に示す。

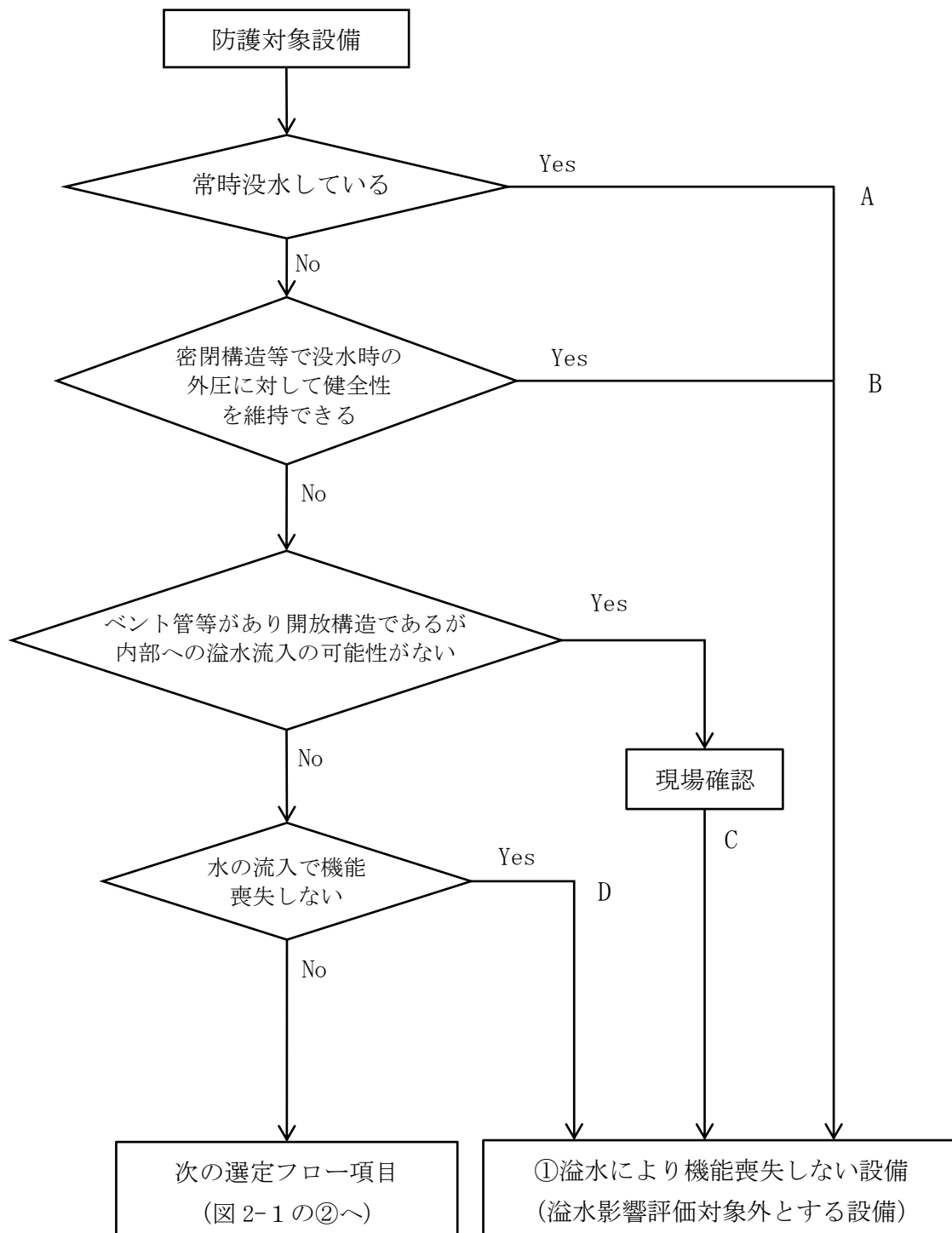


図 2-2 「①溢水により機能を喪失しない設備」の選定フロー

表 2-11 「①溢水により機能を喪失しない設備」の判定 (1/2)

系統名称	設備番号	設備名称	判定※1	現場確認 要否※2
主蒸気系	T202-1A～M	A～M-主蒸気系逃がし安全弁機能用アキュムレータ	B	×
主蒸気系	T202-2B, D, E, G, K, M	B, D, E, G, K, M-主蒸気系逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	B	×
主蒸気系	T202-3A～D	A～D-主蒸気内側隔離弁用アキュムレータ	B	×
主蒸気系	T202-4A～D	A～D-主蒸気外側隔離弁用アキュムレータ	B	×
制御棒駆動系	D212-2	制御棒駆動機構	B	×
制御棒駆動系	T212-125	水圧ユニットアキュムレータ	B	×
制御棒駆動系	T212-128	水圧ユニット窒素容器	B	×
原子炉補機冷却系	H214-1A-1～3	A1～3-原子炉補機冷却系熱交換器	B	×
原子炉補機冷却系	H214-1B-1～3	B1～3-原子炉補機冷却系熱交換器	B	×
原子炉補機冷却系	T214-1A, B	A, B-原子炉補機冷却系サージタンク	C	○
原子炉補機海水系	ST215-1A, B	I, II系-原子炉補機海水ストレーナ	B	×
燃料プール冷却系	-	燃料プール	A	×
燃料プール冷却系	H216-1A, B	A, B-熱交換器	B	×
燃料プール冷却系	T216-1A, B	A, B-スキマサージタンク	D	×
高圧炉心スプレィ補機冷却系	H218-1	熱交換器	B	×
高圧炉心スプレィ補機冷却系	T218-1	高圧炉心スプレィ補機冷却系サージタンク	C	○
高圧炉心スプレィ補機海水系	S219-1	高圧炉心スプレィ補機海水ストレーナ	B	×
原子炉隔離時冷却系	S221-2	原子炉隔離時冷却ポンプサプレッションチェンハーストレーナ	A	×
残留熱除去系	H222-1A, B	A, B-残留熱除去系熱交換器	B	×
残留熱除去系	S222-1A～C	A～C-残留熱除去ポンプサプレッションチェンハーストレーナ	A	×
低圧炉心スプレィ系	S223-1	低圧炉心スプレィポンプサプレッションチェンハーストレーナ	A	×
高圧炉心スプレィ系	S224-2	高圧炉心スプレィポンプサプレッションチェンハーストレーナ	A	×
ほう酸水注入系	T225-1	ほう酸水貯蔵タンク	C	○
中央制御室換気系	VD264-3	中央制御室外気処理装置ハブスタンプ	B	×
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	A-非常用電気室 A1, 2 送風機入口ダンパ	B	×
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	B-非常用電気室 B1, 2 送風機入口ダンパ	B	×
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	HPCS 電気室 A, B 送風機入口ダンパ	B	×
復水輸送系	T271-1	復水貯蔵タンク	C	○
非常用ディーゼル発電機系	D280-3A, B, H-1, 2	A, B, 高圧炉心スプレィ系燃料フィルタ	B	×
非常用ディーゼル発電機系	D280-4A, B, H-1, 2	A, B, 高圧炉心スプレィ系潤滑油フィルタ	B	×
非常用ディーゼル発電機系	D280-5A, B, H-1, 2	A, B, 高圧炉心スプレィ系シリンダ油フィルタ	B	×
非常用ディーゼル発電機系	H280-1A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレィ系潤滑油冷却器	B	×
非常用ディーゼル発電機系	H280-3A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレィ系 1 次水冷却器	B	×
非常用ディーゼル発電機系	S280-101A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレィ系燃料移送ポンプ入口ストレーナ	B	×

表 2-11 「①溢水により機能を喪失しない設備」の判定 (2/2)

系統名称	設備番号	設備名称	判定※1	現場確認 要否※2
非常用ディーゼル発電機系	S280-312A, B, H-1, 2	A, B, 高圧炉心スプレィ系 1, 2 始動用空気ストレーナ	A	×
非常用ディーゼル発電機系	T280-1A, 1A-2, 2B-1, 2B-2, 2B-3, H	A, B, 高圧炉心スプレィ系燃料地下タンク	C	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-3A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレィ系燃料タンク	C	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-4A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレィ系潤滑油ポンプタンク	C	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-5A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレィ系シリンダ油タンク	C	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-6A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレィ系 1 次水空気抜タンク	B	×
非常用ディーゼル発電機系	T280-7A, B, H	A, B, 高圧炉心スプレィ系 1 次水膨張タンク	C	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-8A, B, H-1	A, B, 高圧炉心スプレィ系空気だめ(自動)	B	×
-	-	逆止弁一式	B	×
-	-	手動弁一式	B	×
-	-	配管一式	B	×

※1 A：常時没水

B：密閉構造等で外圧健全性あり

C：開放構造であるが、溢水流入の可能性がない

D：水の流入で、機能喪失しない

※2 ○：現場確認必要 ×：現場確認不要

表 2-12 開放構造のタンクの溢水流入確認結果

系統名称	設備番号	設備名称	開放構造部 床上高さ [m]	タンク設置 区画の最大 溢水水位※1 [m]	評価結果※2
原子炉補機冷却系	T214-1A	A-原子炉補機冷却系サージタンク	4.0	0.19	○
原子炉補機冷却系	T214-1B	B-原子炉補機冷却系サージタンク	4.0	0.19	○
高圧炉心スプレイ補機冷却系	T218-1	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	4.4	4.31	○
ほう酸水注入系	T225-1	ほう酸水貯蔵タンク	4.5	0.19	○
復水輸送系	T271-1	復水貯蔵タンク	13.0	0.03	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-1A, 1A-2	A-燃料地下タンク	4.2	0.23	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-2B-1, 2B-2, 2B-3	B-燃料地下タンク	4.2	0.02	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-1H	高圧炉心スプレイ系燃料地下タンク	4.2	0.25	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-3A	A-燃料デイトンク	2.0	0.15※3	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-3B	B-燃料デイトンク	2.0	0.65※3	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-3H	高圧炉心スプレイ系燃料デイトンク	1.9	2.78	○※4
非常用ディーゼル発電機系	T280-4A	A-潤滑油サンプタンク	1.1	3.01	○※4
非常用ディーゼル発電機系	T280-4B	B-潤滑油サンプタンク	1.1	3.20	○※4
非常用ディーゼル発電機系	T280-4H	高圧炉心スプレイ系潤滑油サンプタンク	1.1	0.70	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-5A	A-シリング油タンク	7.9	3.01	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-5B	B-シリング油タンク	7.9	3.20	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-5H	高圧炉心スプレイ系シリング油タンク	6.7	0.70	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-7A	A-1 次水膨張タンク	7.7	3.01	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-7B	B-1 次水膨張タンク	7.7	3.20	○
非常用ディーゼル発電機系	T280-7H	高圧炉心スプレイ系 1 次水膨張タンク	6.5	0.70	○

※1 想定破損，消火水の放水又は地震起因による溢水のうち，機器設置区画で溢水水位が最大となるもの

※2 ○：開放構造部から流入しない

×：開放構造部から流入する

※3 流入の有無に関わらず，破損により機能喪失するタンクの属する系統の想定破損を除いた最大溢水水位

※4 想定破損時に開放構造部より溢水が流入するが，多重化された機能が同時に機能喪失しないことを確認している。

B-原子炉補機冷却系サージタンクのベント管

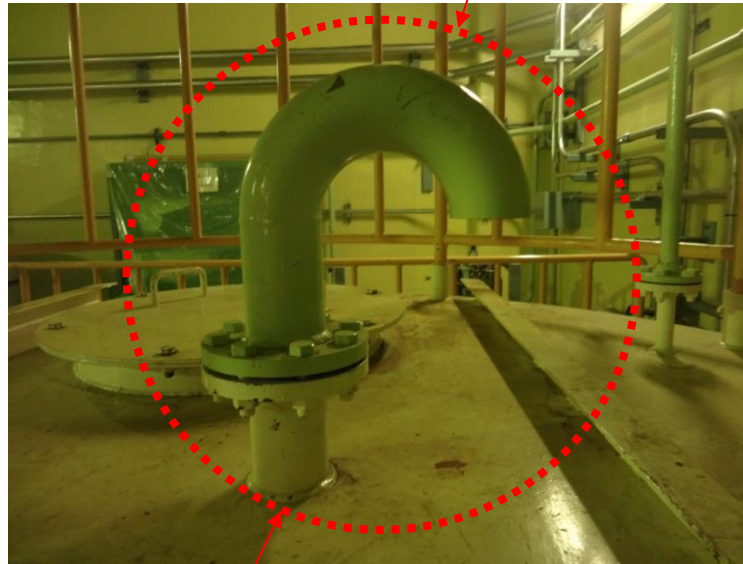


図 2-3 現場確認結果 (例) B-原子炉補機冷却系サージタンク
ベント管設置箇所

(原子炉建物 地上 4 階 EL42800)



図 2-4 現場確認結果 (例) 非常用ディーゼル発電機系
A-燃料地下タンクベント管設置箇所
(屋外 EL8500)

(2) 「②原子炉格納容器内耐環境仕様の設備である」による対象外

原子炉格納容器内の防護対象設備は、設計基準事故において想定される溢水を考慮した設計としているため、溢水影響評価の対象外とする。

a. 没水影響評価

原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時に原子炉格納容器内の破断から流出する冷却水及び原子炉格納容器スプレイ水は、原子炉格納容器内のドライウエル下部に溜まった後、ドライウエル下部にあるベント管を通り、サブレーション・チェンバ（以下「S/C」という。）へ流れ込む設計となっている。

また、LOCA 時の注水源は、S/C であることから、LOCA 時に原子炉格納容器のベント管設置位置よりも高水位まで PCV が溢水することはないため、没水影響評価において対象外とする。

b. 被水影響評価

LOCA 時にドライウエル内が蒸気で満たされた場合、原子炉格納容器スプレイの蒸気凝縮効果によって原子炉格納容器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エル内に一様に噴霧されるため、LOCA 時に動作が必要となる機器については、LOCA 時の雰囲気下で機能を達成するように設計及び試験を行っているため、被水影響評価の対象外とする。

c. 蒸気影響評価

原子炉格納容器内の防護対象設備は、設計基準事故において最も環境が過酷な LOCA 時の原子炉格納容器内の状態を考慮した耐環境仕様で設計しているため、蒸気影響評価の対象外とする。

(3) 「③動作機能の喪失により安全機能に影響しない」による対象外

動作機能が喪失した場合においても、その設備の持つ機能として安全側に作動するようフェイル・セーフ設計となっている空気作動弁等の設備に関しては、結果として要求される安全機能を達成しうることから、安全機能に影響はない。なお、フェイル・セーフ動作後に他の安全機能を発揮するために動作が必要となるような設備がないことを確認している。また、常時閉状態の隔離弁のように、通常の待機時から機能遂行時にかけて、その動作機能が喪失した場合でも安全機能に影響がない機器は、詳細な評価の対象外とする。

(4) 「④他の設備で代替できる」による対象外

他の設備で代替できるため溢水影響評価対象外とした防護対象設備は、原子炉浄化系、原子炉補機冷却系、逃がし安全弁 N₂ ガス供給系、液体廃棄物処理系、ドライウエル冷却系、補給水系及び計装用圧縮空気系の原子炉格納容器外側隔離弁である。表 2-13 に溢水影響評価対象外とした設備及び代替する設備を示す。代替する設備は防護対象設備と同等の仕様であることを確認しており、これらの

子炉格納容器外側隔離弁が機能喪失した場合においても、逆止弁又は電動弁の閉止により隔離が可能である。系統概略図を図 2-5 に示す。

表 2-13 「④他の設備で代替できる」とした防護対象設備及び代替する設備

防護対象設備		代替する設備		代替 パターン
設備番号	設備名称	設備番号	設備名称	
MV213-4	CUW 入口外側隔離弁	MV213-3	CUW 入口内側隔離弁	B
MV214-40	PCV 内冷却水入口外側隔離弁	V214-151	RCWPCV 冷却水入口内側隔離弁	A
MV214-42	PCV 内冷却水出口外側隔離弁	MV214-41	PCV 内冷却水出口内側隔離弁	B
MV227-1A	A-ADS 外側 N2 隔離弁	V227-3A	ADS 自動減圧機能用内側隔離弁	A
MV227-1B	B-ADS 外側 N2 隔離弁	V227-3B	ADS 自動減圧機能用内側隔離弁	A
MV227-3	逃がし弁 N2 供給弁	V227-6	ADS 逃がし弁機能用内側隔離弁	A
MV252-2	ドライウェル機器ドレン外側隔離弁	MV252-1	ドライウェル機器ドレン内側隔離弁	B
MV265-1	HVD 格納容器入口弁	V265-6	HVD 格納容器入口逆止弁	A
MV265-3	HVD 格納容器出口弁	MV265-2	HVD 冷却機出口弁	B
MV272-196	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁	V272-3	MUW PCV 代替冷却内側隔離弁	A
MV277-50	IA PCV 外側隔離弁	V277-64	IA 格納容器供給逆止弁	A

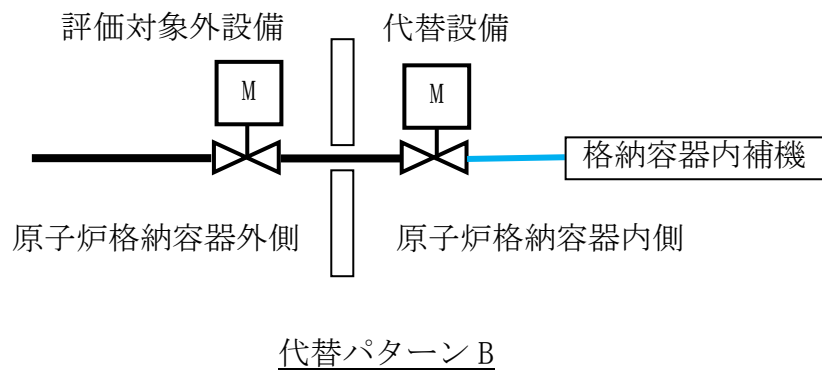
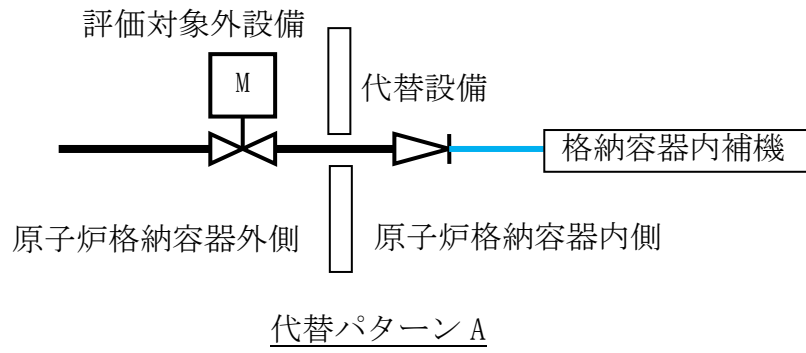


図 2-5 系統概略図

添付資料2 溢水源の分類及び運用について

1. 高エネルギー及び低エネルギー配管の分類について

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%より小さければ、低エネルギー配管とすることができる。」と定められている。

運転している時間が短いことから低エネルギー配管とした5系統と原子炉建物内の所内蒸気系について、低エネルギー配管として分類できることを確認した。表1-1に運転時間割合の算出結果を、表1-2にプラント停止時の残留熱除去系の運転時間を、表1-3に計画外停止時の系統の運転時間を示す。

表1-1に示す高エネルギー配管として運転している時間の割合及び表1-2に示すプラント停止時の残留熱除去系の運転時間は、詳細な運転記録のある第10回定期検査後から第17回定期検査開始までの約10年間の実績で算出しているが、以下の理由により、運転開始からの運転時間の割合は大きく変わるものではなく、低エネルギー配管の判定に影響を及ぼすことはないと考える。

- ・プラント運転中の定期試験の頻度は変わるものではない。
- ・計画外停止を含め、プラント運転中に低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系、ほう酸水注入系及び原子炉隔離時冷却系が作動した実績はなく、定期試験時のみ運転している。
- ・プラント停止時の残留熱除去系の運転時間は、停止操作毎に大きく変わるものではない。保守的にすべての停止操作が実績のうちの最大値である3時間(2時間42分を切り上げ)としたとしても、1%に対して十分余裕がある。

なお、表1-1に示す系統の運転時間を管理することにより、高エネルギー配管としての運転時間がプラント運転期間の1%より小さいことを確認していくこととする。

※ 「プラント運転期間」としては、評価ガイドが「高エネルギー状態にある運転期間」が短時間である系統の配管の考え方の参考とした米国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、温態待機、低温停止状態までの冷却期間」とされており、これを適用した。

表 1-1 高エネルギー配管の運転時間割合算出結果

系統略称	系統名	運転時間割合 [%]	計算式 ^{※1}	高エネルギー配管の運転時間 [h]	プラント運転期間 [h]
RHR	A-残留熱除去系	0.08	49.5[h]/65202[h]=0.08[%]	45.0 ^{※2}	65202 ^{※5}
	B-残留熱除去系	0.03	18.4[h]/65202[h]=0.03[%]	16.7 ^{※2}	
	C-残留熱除去系	0.03	15.2[h]/65202[h]=0.03[%]	13.8 ^{※2}	
LPCS	低圧炉心スプレイ系	0.05	26.4[h]/65202[h]=0.05[%]	24.0 ^{※3}	
HPCS	高圧炉心スプレイ系	0.06	33.0[h]/65202[h]=0.06[%]	30.0 ^{※3}	
SLC	A-ほう酸水注入系	0.22	141.5[h]/65202[h]=0.22[%]	128.6 ^{※4}	
	B-ほう酸水注入系	0.22	141.5[h]/65202[h]=0.22[%]	128.6 ^{※4}	
RCIC	原子炉隔離時冷却系	0.05	30.6[h]/65202[h]=0.05[%]	27.8 ^{※3}	
HS	所内蒸気系 (原子炉建物内)	0.29	184.8[h]/65202[h]=0.29[%]	168.0 ^{※6}	

※1 保守的に調査結果に 10%の余裕を確保した。

※2 以下の①定期試験と②停止操作時の 2つの時間の合計で算出した。

①定期試験

至近の 1 サイクル中に実施した定期試験データから、高エネルギー状態 (1.9MPa 以上) となっている運転時間を抽出し、抽出した運転時間のうち最長である時間を定期試験 1 回あたりの高エネルギー状態での運転時間とした。これにプラント運転期間中のポンプ運転回数を乗じて全体の高エネルギー運転時間を算出した。なお、定期試験以外も含めて、原子炉隔離時冷却系運転時のトーラス水冷却運転も考慮している。

②停止操作時

高エネルギー状態 (95℃以上) の運転時間については、プラント停止操作時の実績データより、プラント運転期間中の実運転時間を抽出。

※3 プラント運転期間中の定期試験のうちポンプの総運転時間。

※4 プラント運転期間中の定期試験に要した時間。

※5 第 10 回定期検査後 (平成 14 年 2 月 19 日) から第 17 回定期検査開始 (平成 24 年 1 月 27 日) までの約 10 年間とし、定期検査によるプラント停止工程の「冷温停止」到達以降からプラント起動時の「原子炉起動」までの時間及び計画外停止期間を除外した時間。

※6 プラント運転期間中、原子炉建物内の所内蒸気系は常時隔離運用とするが、定期検査中の原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン等の試運転時に一時的に所内蒸気を使用する。約 10 年間の期間中に 7 回試運転実績があり、1 回の試運転は数時間で終了するため、保守的に 1 回の試運転で蒸気を 24 時間通気するとして算出した時間。

表 1-2 プラント停止時の残留熱除去系の運転時間

定検回	運転時間
第 11 回定検 (平成 15 年 4 月)	50 分
第 12 回定検 (平成 16 年 9 月)	39 分
第 13 回定検 (平成 18 年 2 月)	31 分
第 14 回定検 (平成 19 年 5 月)	43 分
第 15 回定検 (平成 20 年 9 月)	1 時間 40 分
第 16 回定検 (平成 22 年 3 月)	1 時間 8 分
第 17 回定検 (平成 24 年 1 月)	1 時間 24 分

表 1-3 計画外停止時の系統運転時間

計画外停止 (年月)	トプバルの内容	運転系統												
		A-RHR	B-RHR	C-RHR	LPCS	HPCS	A-SLC	B-SLC	RCIC	HS				
平成元年 4 月	原子炉再循環ポンプ A 号機の回転数低下のため原子炉手動停止	○ 記録なし	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
平成 2 年 11 月	原子炉再循環ポンプ 電動機潤滑油位低下に伴う原子炉手動停止	○ 記録なし	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
平成 2 年 12 月	原子炉出力上昇中の原子炉自動停止	○ 記録なし	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
平成 5 年 1 月	原子炉再循環ポンプ A 号機のメカニカルシール不具合による原子炉手動停止	○ 記録なし	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
平成 7 年 1 月	「スラム排出水容器水位異常高」信号による原子炉自動停止	○ 記録なし	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
平成 16 年 3 月	原子炉格納容器内ドライケル冷却機凝縮水量及び床トレイ量増加に伴う原子炉手動停止	○ 2 時間 42 分	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
平成 17 年 3 月	原子炉再循環ポンプ B 号機メカニカルシールの不具合に伴う原子炉手動停止	○ 1 時間 32 分	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
平成 17 年 6 月	原子炉再循環ポンプ B 号機メカニカルシールの不具合に伴う原子炉手動停止	○ 51 分	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×

2. 所内蒸気系の隔離運用について

原子炉建物内及び廃棄物処理建物内のうち溢水防護区画に敷設されている所内蒸気系配管については、上流のタービン建物内で常時隔離運用し、かつ一部配管のルート変更を行う。所内蒸気系の隔離箇所と配管ルート変更箇所の概要図を図 2-1 に、蒸気源有無の全体概略図を図 2-2 に示す。

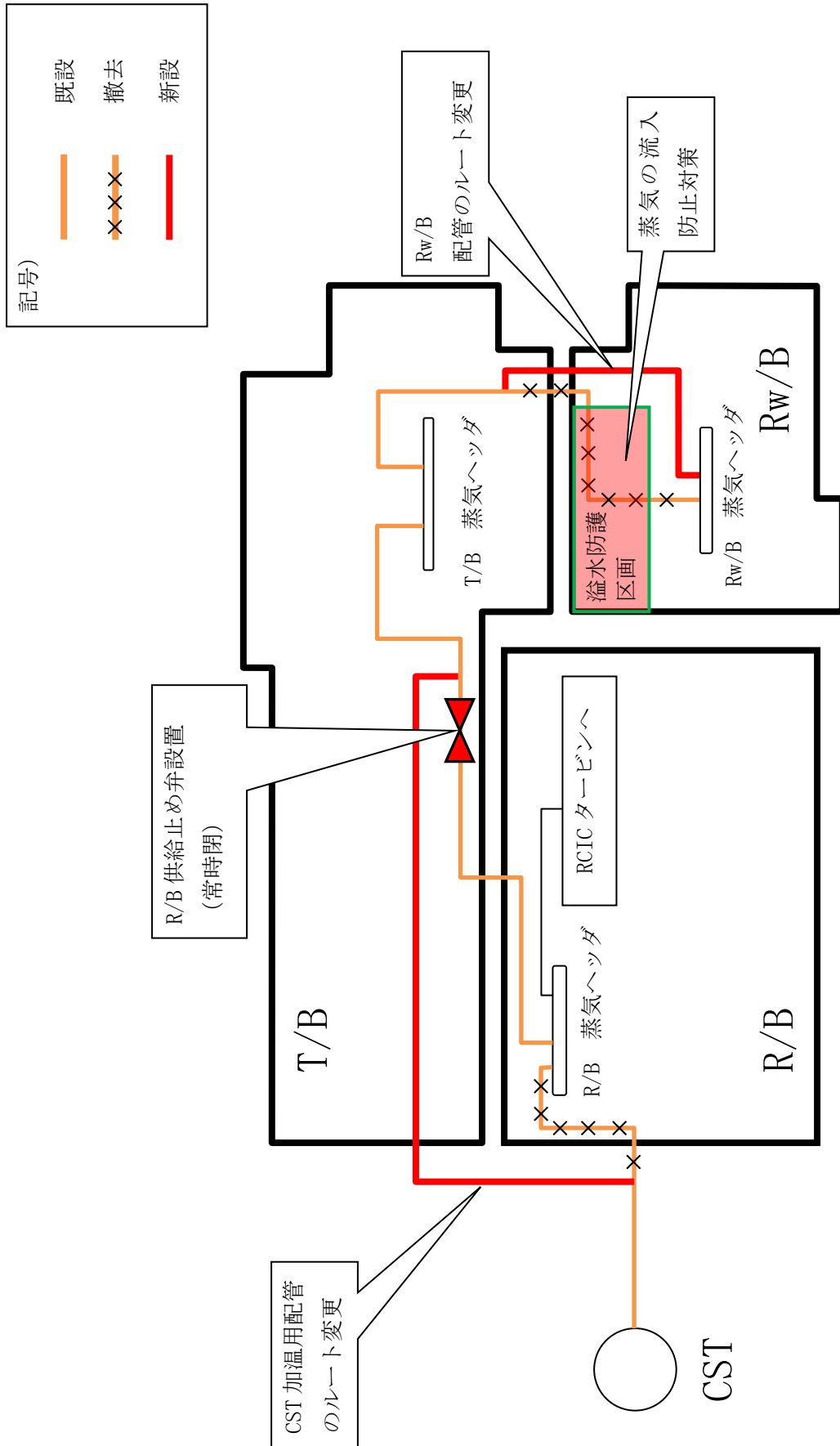


図 2-1 所内蒸気系配管の隔離箇所と配管ルート箇所の概要図

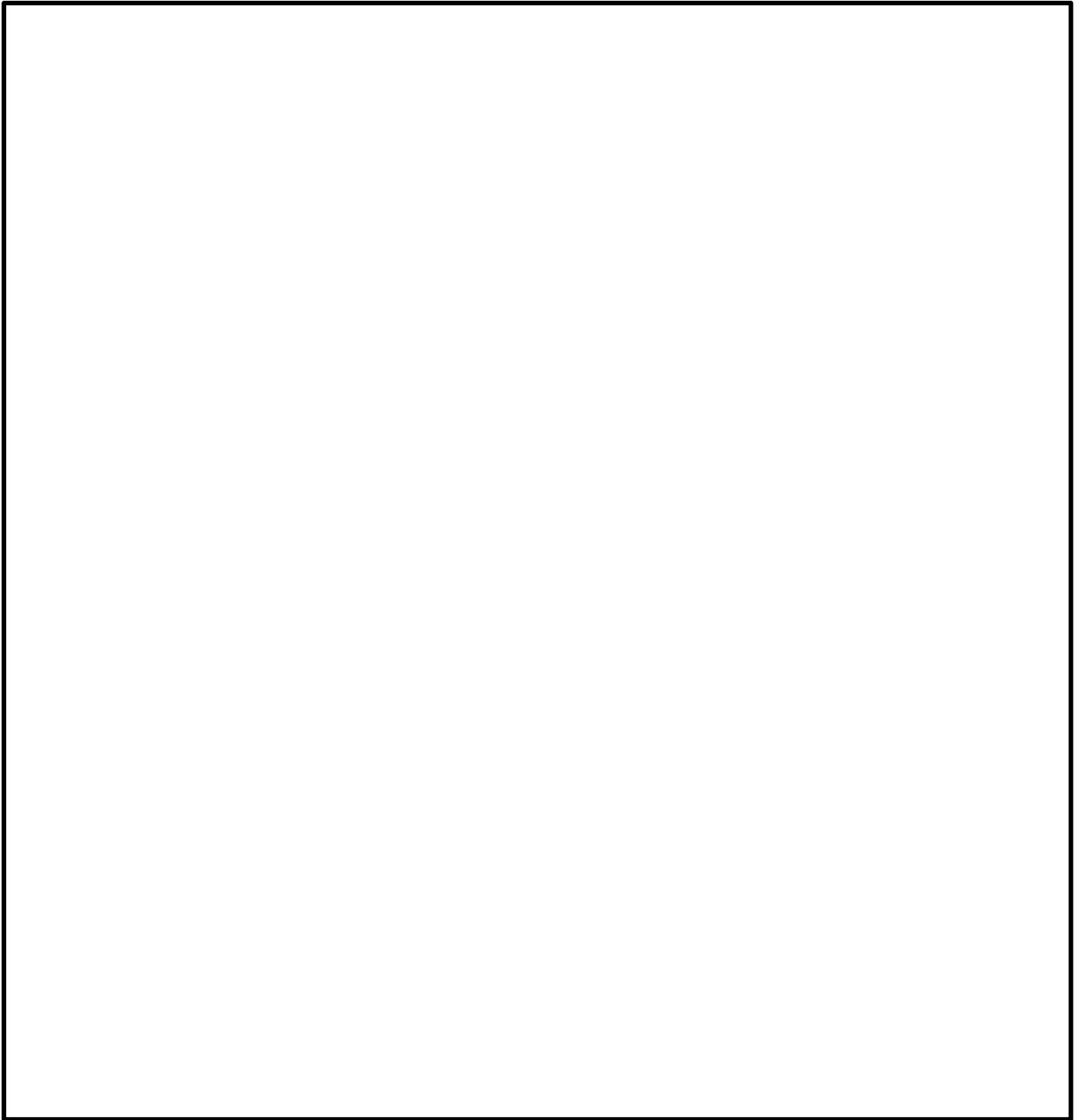


図 2-2 蒸気源有無の全体概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添付資料3 溢水源とする機器としない機器について

1. 溢水源とする機器としない機器のリスト

1.1 溢水源となり得る機器について

溢水源となり得る機器として、原子炉建物、制御室建物、廃棄物処理建物、タービン建物及び取水槽等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）並びに配管を抽出した。溢水源となり得る主な機器のリストを表1-1に、溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量を表1-2に、溢水源となり得る機器の配置を図1-1～19に示す。

表 1-1 溢水源となり得る機器リスト (1/6)

建 物	設 置 階*	設 備	耐震 クラス
原子炉建物	地上4階 (EL42.8m)	原子炉補機冷却系サージタンク	S
		燃料プール	S
		配管	—
	地上3階 (EL34.8m)	ドライウェル冷凍機	C
		燃料プール冷却系熱交換器	B
		燃料プール冷却系ろ過脱塩器逆洗水タンク	C
		燃料プール冷却系ろ過脱塩器フリオートタンク	C
		スキマサージタンク	B
		ほう酸水貯蔵タンク	S
		配管	—
	地上中2階 (EL30.5m)	原子炉浄化系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	B
		燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	B
		原子炉浄化系サージタンク	C
		原子炉浄化系非再生熱交換器	B
		原子炉浄化系脱塩装置脱塩器	B
		配管	—
	地上2階 (EL23.8m)	残留熱除去系熱交換器	S
		スクラム排水容器	C
		空調換気設備冷却水冷凍機	C
		原子炉浄化系再生熱交換器	B
		原子炉浄化系補助熱交換器	C
配管		—	
地上1階 (EL15.3m)	原子炉補機冷却系熱交換器	S	
	配管	—	

※（ ）内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-1 溢水源となり得る機器リスト (2/6)

建 物	設 置 階※	設 備	耐震 クラス
原子炉建物	地下1階 (EL8.8m)	ディーゼル燃料タンク	S
		高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	S
		配管	—
	地下2階 (EL1.3m)	ディーゼル発電設備 シリンダ油タンク	S
		ディーゼル発電設備 潤滑油フィルタ	S
		ディーゼル発電設備 シリンダ油フィルタ	S
		ディーゼル発電設備 燃料フィルタ	S
		ディーゼル発電設備 潤滑油冷却器	S
		ディーゼル発電設備 1次水冷却器	S
		ディーゼル発電設備 1次水プリアータ	S
		ディーゼル発電設備 1次水空気抜タンク	S
		ディーゼル発電設備 1次水膨張タンク	S
		ディーゼル発電設備 潤滑油プリアータ	S
		ディーゼル発電設備 燃料ドレン受缶	S
		ディーゼル発電設備 潤滑油サンプタンク	S
		高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	S
		R/B北西コーナ室床ドレンサンプ	C
		R/B北東コーナ室床ドレンサンプ	C
		DEG室床ドレンサンプ	C
		HPCSポンプ室床ドレンサンプタンク	C
	RHRポンプ室床ドレンサンプタンク	C	
	LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク	C	
	原子炉建物機器ドレンサンプタンク	C	
原子炉建物床ドレンサンプタンク	C		
サブプレッション・チェンバ	S		
配管	—		
制御室建物	地上4階 (EL16.9m)	配管	—
	地上3階 (EL12.8m)	配管	—
	地上2階 (EL8.8m)	電気温水ボイラ	C
		配管	—
	地上中2階 (EL5.3m)	配管	—
地上1階 (EL1.6m)	配管	—	

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-1 溢水源となり得る機器リスト (3/6)

建 物	設 置 階※	設 備	耐震 クラス
廃 棄 物 処 理 建 物	地上 5 階 (EL37.5m)	ラトリ・ドレン濃縮器復水器	C
		ラトリ・ドレン脱塩器	C
		ラトリ・ドレンインビクタ添加タンク	C
		ラトリ・ドレン乾燥機復水器	C
		ラトリ・ドレン濃縮器	C
		配管	—
	地上 4 階 (EL32.0m)	配管	—
	地上 3 階 (EL26.7m)	化学廃液濃縮器復水器	C
		床ドレン濃縮器復水器	C
		真空発生装置循環水タンク	C
		ラトリ・ドレンすすぎ水受タンク	C
		ラトリ・ドレン収集タンク	C
		ラトリ・ドレンサンプルタンク	C
		濃縮廃液タンク用温水タンク	C
		ラトリ・ドレン濃縮廃液タンク	C
		配管	—
	地上 2 階 (EL22.1m)	中央制御室冷凍機	S
		床ドレン濃縮器	C
		ラトリ・ドレンサンプルタンク	C
		機器ドレンろ過脱塩器	C
		機器ドレン脱塩器	C
		機器ドレンろ過脱塩装置フリコトタンク	C
		凝縮水ろ過脱塩器	C
		凝縮水脱塩器	C
		化学廃液濃縮器	C
		配管	—
		地上 1 階 (EL15.3m)	インビクタ添加タンク
	硫酸添加タンク		C
	配管		—
	地下中 1 階 (EL12.3m)	濃縮廃液ポンプ封水冷却器	C
		配管	—

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-1 溢水源となり得る機器リスト (4/6)

建 物	設 置 階※	設 備	耐震 クラス
廃棄物 処理建物	地下 1 階 (EL8.8m)	R W / B 陰イオンフロックタンク	C
		R W / B 陽イオンフロックタンク	C
		復水系スラッジ貯蔵タンク	C
		復水系樹脂貯蔵タンク	C
		原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク	B
		配管	—
	地下 2 階 (EL3.0m)	R W / B 所内蒸気ドレン回収タンク	C
		機器ドレンタンク	C
		機器ドレン処理水タンク	C
		凝縮水受タンク	C
		処理水タンク	C
		床ドレンタンク	C
		化学廃液タンク	C
		ラトリ・ドレンタンク	C
		濃縮廃液タンク	C
		復水スラッジ分離タンク	C
		機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水受タンク	C
		機器ドレンスラッジ分離タンク	C
		原子炉浄化系スラッジ貯蔵タンク	B
		廃棄物処理建物機器ドレンサンプタンク	C
		廃棄物処理建物床ドレンサンプタンク	C
		廃棄物処理建物化学廃液サンプタンク	C
		配管	—
タービン 建 物	地上 4 階 (EL32.0m)	配管	—
	地上 3 階 (EL20.6m)	タービン補機冷却水サージタンク	C
		排ガス除湿冷凍設備	C
		温水ボイラ用膨張タンク兼用給水タンク	C
		配管	—

※ () 内は, 設置階の基準床高さを示す。

表 1-1 溢水源となり得る機器リスト (5/6)

建 物	設 置 階*	設 備	耐震 クラス
タービン 建 物	地上 2 階 (EL12.5m)	第 1 給水加熱器	C
		第 2 給水加熱器	C
		主油タンク油冷却器	C
		RFPタービン油冷却器	C
		空気抽出器復水器	C
		グラント蒸気復水器	C
		第 6 給水加熱器	B
		固定子冷却装置	C
		湿分分離器ドレンタンク	C
		グラント蒸気発生器	C
		排ガス復水器	C
		排ガス除湿冷却器	C
		配管	—
		地上 1 階 (EL5.5m)	第 3 給水加熱器
	第 4 給水加熱器		C
	第 5 給水加熱器		B
	油計量タンク		C
	制御油タンク		C
	配管		—
	地下 1 階 (EL2.0m)	タービン補機冷却水熱交換器	C
		復水脱塩装置脱塩器	B
		復水ろ過脱塩装置フリコトタンク	C
		復水脱塩装置好む樹脂再生塔	C
		復水脱塩装置アエオン樹脂再生塔	C
		T/B 所内蒸気ドレン回収タンク	C
		復水器	C
		復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	B
		封水回収タンク	C
		タービン建物配管室床ドレンサンプタンク	C
		タービン建物復水器室機器ドレンサンプタンク	C
		タービン建物発電機架台北機器ドレンサンプタンク	C
		復水器室床ドレンサンプタンク	C
	復水ろ過脱塩装置逆洗水受タンク	C	
タービン建物逆洗水ポンプ室床ドレンサンプタンク	C		
配管	—		

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-1 溢水源となり得る機器リスト (6/6)

建 物	設 置 階*	設 備	耐震 クラス
取水槽	— (EL1.1m)	配管	—
排気筒エリア	— (EL3.5m)	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	S
		HPC S-ディーゼル燃料貯蔵タンク	S
		配管	—
B-ディーゼル 燃料貯蔵タンク 格納槽	— (EL9.35m)	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	S
		配管	—

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (1/27)

原子炉建物 4階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])				
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内				二次格外 (管理区域)
						R-4F-01-1N	R-4F-04N	R-4F-01-2N	R-4F-02N	R-4F-03N
						1454	9	74	-	19
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		55	-	●	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		55	-	●	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウェル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	23	38	●	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	91	-	□ 想定破損除外	-	-	-	-
HPCW	高压炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高压炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高压炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	57	1	●	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	31	8	●	-	-	-	-
FP	消火系		○	65	57	●	-	-	-	□
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-
slosh1	スロッシング(オベフロ)(SFP)			-	130	●	-	-	-	-

●: 溢水源あり

□: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)

-: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (2/27)

原子炉建物 3階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内								
						R-3F-04-1N, 04-2N, 07N, 16-1N	R-3F-06N	R-3F-05N	R-3F-09N	R-3F-10N	R-3F-11N 25N	R-3F-12-1N	R-3F-12-2N	R-3F-13N
						600	35	22	45	17	58	28	56	20
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	□	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		62	-	●	●	-	●	-	-	●	●	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		67	-	●	-	-	●	-	-	●	●	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系)ドライウエル冷却系空調換気設備冷却水系		○	43	58	●	□	-	-	-	●	●	●	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	102	16	-	-	-	●	-	●	●	●	●
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	58	2	●	-	-	●	-	●	●	●	●
MUW	補給水系		○	33	28	□	□	-	●	●	●	●	●	●
FP	消火系		○	66	58	□	-	□	-	-	□	-	□	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してハウンドリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (3/27)

原子炉建物 3階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内						二次格外 (非管理区域)		
						R-3F-15N	R-3F-16-2N	R-3F-21N	R-3F-22N	R-3F-100N	R-3F-102N	R-3F-01N	R-3F-02N	R-3F-03N
						13	6	4	1	29	72	11	288	277
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		62	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		67	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
ROW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	43	58	-	-	-	-	-	-	-	□	●
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	102	16	-	●	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	58	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	-	-	-	-	□	-	-	-	-
FP	消火系		○	66	58	-	-	-	-	□	-	-	□	□
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (4/27)

原子炉建物 3階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])			
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格外 (非管理区域)			
						R-3F-14N	R-3F-17N	R-3F-19N	R-3F-20N
						113	27	20	12
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		62	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		67	-	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	43	58	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	102	16	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	58	2	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	-	-	-	-
FP	消火系		○	66	58	□	-	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (5/27)

原子炉建物 中2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内								
						R-M2F-03N, 04N, 05N	R-M2F-06N, 07N	R-M2F-08N	R-M2F-09N	R-M2F-10N	R-M2F-11N, 12N, 26N	R-M2F-14N	R-M2F-15N	R-M2F-16N
						162	53	8	10	10	87	8	8	9
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	□	-	□	●	●	□	●	●	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		68	-	●	-	-	-	-	●	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		79	-	-	-	-	-	-	●	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	71	86	-	□	●	-	-	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	□ 想定破損除外	-	-	-	●	-	-	●
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	●	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	58	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	●	□	-	-	-	□	-	-	-
FP	消火系		○	66	58	-	□	-	-	-	□	-	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	●	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (6/27)

原子炉建物 中2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])													
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内													
						R-M2F-17N	R-M2F-18-1N, 21N, 22N	R-M2F-18-2N	R-M2F-19N	R-M2F-20N	R-M2F-24N	R-M2F-25N	R-M2F-27N	R-M2F-100N					
											9	163	16	79	58	5	22	3	10
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	□	-	-	-	-	-	-	●	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		68	-	-	●	-	●	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		79	-	-	●	-	●	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系)ドライウエル冷却系空調換気設備冷却水系		○	71	86	-	□	□	●	□	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	58	2	-	●	●	●	-	-	-	-	-	□	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	-	●	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FP	消火系		○	66	58	-	□	□	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (7/27)

原子炉建物 中2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号,下段:区画滞留面積[m ²])			
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内		二次格外 (管理区域)	
						R-M2F-102N	R-M2F-23N	R-M2F-01N	R-M2F-02N
						83	16	72	102
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-
ROW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		68	-	-	-	-	-
ROW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		79	-	-	-	-	-
ROW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	71	86	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	58	2	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	-	-	-	-
FP	消火系		○	66	58	-	-	-	□
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	●	-	-	-

- : 溢水源あり
- : 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
- : 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (8/27)

原子炉建物 2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内								
						R-2F-09N	R-2F-10N	R-2F-11N, 12N, 18N, 19N, 24N, 25N	R-2F-13N	R-2F-14N	R-2F-15N	R-2F-16N	R-2F-17N	R-2F-28N
						48	48	571	134	37	37	89	5	7
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	●	●	□	●	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	□	-	□	-	□	-	●	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		101	-	●	-	●	-	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		120	-	●	●	●	●	-	-	●	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系)ドライウエル冷却系空調換気設備冷却水系		○	143	158	-	-	●	-	-	-	●	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	□ 想定破損除外	-	-	-	-	□	-	-
HPCW	高圧炉心スプレィ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレィ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIG	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	●	-	-	●	●	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	●	●	-	-	●	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-	-	-	-	●	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレィ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレィ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	●	-	●	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	59	28	-	-	●	●	□	□	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	●	●	●	-	-	-	●	-	-
FP	消火系		○	67	59	-	□	□	-	-	-	-	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	●	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (9/27)

原子炉建物 2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格外 (管理区域)			二次格外 (非管理区域)					
						R-2F-02N	R-2F-03N	R-2F-08N	R-2F-01N	R-2F-04N	R-2F-05N	R-2F-06N	R-2F-07N	R-2F-20N
						20	11	257	29	168	262	38	36	102
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		101	-	-	-	●	-	-	-	-	-	●
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		120	-	-	-	●	-	-	-	-	-	●
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系)ドライウエル冷却系空調換気設備冷却水系		○	143	158	-	-	□	-	-	-	-	-	●
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIG	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	59	28	-	-	-	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FP	消火系		○	67	59	-	-	□	-	□	□	□	-	●
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (10/27)

原子炉建物 2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²]) 二次格外 (非管理区域)			
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	R-2F-21N	R-2F-22N	R-2F-23N	R-2F-29N
						451	20	32	-
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-
GRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		101	-	●	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		120	-	●	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	143	158	●	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	59	28	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	-	-	-	-
FP	消火系		○	67	59	□	-	●	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (11/27)

原子炉建物 1 階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内								
						R-1F-03N, 22N	R-1F-04N	R-1F-05N	R-1F-06N	R-1F-07-1N	R-1F-07-2N	R-1F-08N	R-1F-09N, 26N	R-1F-10N
						767	25	16	26	52	55	14	301	19
CW FW	復水給水系		○	456	163	-	-	-	-	-	-	-	●	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	●	-	-	-	●	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	□	-	-	●	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		164	-	●	-	●	-	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		188	-	●	-	-	-	-	-	-	-	●
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウェル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	181	196	●	-	-	-	●	□	●	●	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高压炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高压炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	●	-	●	-	●	●	-	●	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	●	-	-	-	-	-	-	-	●
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-	-	-	-	-	-	-	●
LPCS	低压炉心スプレイ系	○		231	-	●	-	-	-	●	-	-	-	-
HPCS	高压炉心スプレイ系	○		495	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-	●	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	61	30	□	-	-	-	●	●	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	●	-	-	-	●	●	●	●	-
FP	消火系		○	68	60	□	-	-	-	-	-	-	-	□
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	●

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (12/27)

原子炉建物 1階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内								
						R-1F-11N	R-1F-12N	R-1F-13N	R-1F-16N	R-1F-17N	R-1F-18N	R-1F-19N	R-1F-20N	R-1F-21N
						16	98	85	114	29	19	-	8	29
CW FW	復水給水系		○	456	163	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	●	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		164	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		188	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウェル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	181	196	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高压炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高压炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	●	●	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	●	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低压炉心スプレイ系	○		231	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高压炉心スプレイ系	○		495	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	61	30	-	-	□	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	-	-	●	-	-	-	-	-	-
FP	消火系		○	68	60	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (13/27)

原子炉建物 1階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])										
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内										二次格外 (管理区域)
						R-1F-25N	R-1F-28N	R-1F-29N	R-1F-30N	R-1F-32N	R-1F-33N	R-1F-34N	R-1F-101N	R-1F-011N		
						4	-	65	26	33	33	18	9	24		
CW FW	復水給水系		○	456	163	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	-	●	●	●	-	-	-		
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		164	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-		
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		188	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系)ドライウェル冷却系空調換気設備冷却水系		○	181	196	-	-	●	●	●	□	-	-	-		
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
HPCW	高压炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
HPSW	高压炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-		
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-		
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	-	-	-	-	●	-	-		
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-	-	-	-	-	●	-	-		
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		231	-	-	-	-	-	●	-	-	-	-		
HPCS	高压炉心スプレイ系	○		495	-	-	-	-	-	-	●	-	-	-		
SLC	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
CWT	復水輸送系		○	61	30	-	-	-	-	●	●	-	-	-		
MUW	補給水系		○	33	28	-	-	-	●	-	-	-	-	□		
FP	消火系		○	68	60	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (14/27)

原子炉建物 1 階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格外 (管理区域)			二次格外 (非管理区域)					
						R-1F-01-2N	R-1F-102N	R-1F-02N	R-1F-14N	R-1F-15N	R-1F-24-1N	R-1F-24-2N	R-1F-27N	R-1F-31N
						16	77	515	222	232	23	11	-	-
CW FW	復水給水系		○	456	163	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		164	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		188	-	-	-	-	-	●	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	181	196	-	-	□	□	□	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		457	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		457	-	-	-	-	-	●	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		231	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		495	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLO	ほう酸水注入系	○		8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	61	30	-	-	-	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	33	28	-	-	-	-	□	-	-	-	-
FP	消火系		○	68	60	-	-	●	□	□	-	□	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (15/27)

原子炉建物 地下1階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ²]	地震起因 [m ²]	二次格内								
						R-B1F-01N, 08N	R-B1F-02N	R-B1F-03N	R-B1F-07N	R-B1F-09N	R-B1F-10N	R-B1F-13N	R-B1F-26N	R-B1F-27N
						326	13	10	49	22	23	12	-	-
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	●	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	□	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		199	-	-	-	-	●	-	-	●	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		208	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	208	223	□	-	-	□	-	□	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		495	-	□	-	-	-	□	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・機器)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	39	11	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD2)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・床)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(MSC)	液体廃棄物処理系(非放射性ドレン移送系)		○	18	1	●	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	65	34	□	-	-	□	□	□	-	-	-
MUW	補給水系		○	35	32	●	●	-	-	-	-	-	-	-
FP	消火系		○	77	69	□	-	-	□	□	□	□	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		29	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		29	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		22	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	●	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動S_{el}による地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (16/27)

原子炉建物 地下1階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内				二次格外 (管理区域)				
						R-B1F-28N	R-B1F-30N	R-B1F-32N	R-B1F-33N	R-B1F-14-1N	R-B1F-14-2N	R-B1F-15N	R-B1F-18-1N	R-B1F-18-2N
						9	-	5	1	15	13	243	38	11
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		199	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		208	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウェル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	208	223	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		457	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		495	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・機器)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	39	11	-	-	-	-	-	-	●	-	-
RWL(RD2)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・床)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(MSC)	液体廃棄物処理系(非放射性ドレン移送系)		○	18	1	-	-	-	-	-	-	-	●	-
CWT	復水輸送系		○	65	34	-	-	-	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	35	32	-	-	-	-	-	-	●	-	-
FP	消火系		○	77	69	-	-	-	-	-	-	●	□	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		29	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		29	-	-	-	-	-	-	-	●	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		22	-	-	-	-	-	-	-	●	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ss1による地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (17/27)

原子炉建物 地下1階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格外 (管理区域)				二次格外 (非管理区域)				
						R-B1F-21N	R-B1F-31N	R-B1F-04N	R-B1F-05N	R-B1F-06N	R-B1F-11N	R-B1F-12N	R-B1F-16N	R-B1F-17-1N
						44	-	14	13	9	341	158	474	121
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	●	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		199	-	-	-	-	-	●	●	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		208	-	-	-	-	-	●	●	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	208	223	●	-	-	-	●	●	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		457	-	-	-	-	-	●	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		457	-	-	-	-	-	●	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-	-	-	●	●	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	□	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		495	-	□	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・機器)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	39	11	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD2)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・床)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(MSC)	液体廃棄物処理系(非放射性ドレン移送系)		○	18	1	-	-	-	-	●	●	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	65	34	●	-	-	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	35	32	●	-	-	-	●	□	●	-	-
FP	消火系		○	77	69	-	-	-	-	●	-	□	□	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		29	-	-	●	-	-	-	-	●	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		29	-	-	-	●	-	-	-	-	-	-
DEG(O)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		22	-	-	-	-	●	●	●	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (18/27)

原子炉建物 地下1階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])						
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格外 (非管理区域)						
						R-B1F-17-2N	R-B1F-18-3N	R-B1F-20N	R-B1F-23N	R-B1F-24N	R-B1F-25N	R-B1F-29N
						68	2	94	6	1	1	2
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		199	-	-	●	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		208	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	208	223	□	-	●	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		457	-	-	-	●	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		457	-	-	-	●	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	●	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		495	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・機器)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	39	11	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD2)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・床)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(MSC)	液体廃棄物処理系(非放射性ドレン移送系)		○	18	1	-	-	●	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	65	34	-	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	35	32	-	-	●	-	-	-	□
FP	消火系		○	77	69	□	-	●	-	-	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(OW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(OW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		29	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		29	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(OW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		22	-	-	-	●	-	●	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (19/27)

原子炉建物 地下2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内								
						R-B2F-01N	R-B2F-02N	R-B2F-03N	R-B2F-09N	R-B2F-10N	R-B2F-15N	R-B2F-21N	R-B2F-22-1N,2N	R-B2F-24-1N,2N
						92	53	110	51	52	53	11	4	4
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		205	-	●	●	-	●	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		215	-	-	-	●	-	●	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウェル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	209	224	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		119	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	□	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	●	●	-	●	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	●	-	●	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-	●	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		231	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		495	-	-	-	-	□	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・機器)		○	10	6	-	●	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	182	182	-	-	-	-	□	-	-	-	-
RWL(RD2)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・床)		○	20	6	-	●	●	●	●	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(MSC)	液体廃棄物処理系(非放射性ドレン移送系)		○	18	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	65	34	-	-	-	□	□	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	35	32	-	□	□	-	□	-	-	-	-
FP	消火系		○	77	69	□	□	-	□	□	□	-	-	-
HS	所内蒸気系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW/A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW/B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO/A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO/B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO/A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		29	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO/B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		29	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW/H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LO/H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO/H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		22	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (20/27)

原子炉建物 地下2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格内				二次格外 (非管理区域)				
						R-B2F-26-1N,2N	R-B2F-27-1N,2N	R-B2F-31N	R-B2F-04N	R-B2F-05N	R-B2F-06N	R-B2F-07N	R-B2F-08N	R-B2F-11N
						4	4	988	70	91	69	69	81	173
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	●	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		205	-	-	-	●	●	●	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		215	-	-	-	●	-	-	●	-	●	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	209	224	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-	-	-	-	-	●	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		119	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	□	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-	●	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		231	-	-	-	●	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		495	-	-	-	□	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・機器)		○	10	6	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	182	182	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RWL(RD2)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・床)		○	20	6	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(MSC)	液体廃棄物処理系(非放射性ドレン移送系)		○	18	1	-	-	-	●	-	●	●	-	-
CWT	復水輸送系		○	65	34	-	-	●	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	35	32	-	-	●	□	-	□	□	-	-
FP	消火系		○	77	69	-	-	-	-	-	-	-	□	□
HS	所内蒸気系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(CW/A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		11	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
DEG(CW/B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		11	-	-	-	-	-	-	●	-	-	-
DEG(LO/A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		13	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
DEG(LO/B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		13	-	-	-	-	-	-	●	-	-	-
DEG(FO/A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		29	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
DEG(FO/B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		29	-	-	-	-	-	-	●	-	-	-
DEG(CW/H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		11	-	-	-	-	-	-	-	●	-	-
DEG(LO/H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		13	-	-	-	-	-	-	-	●	-	-
DEG(FO/H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		22	-	-	-	-	-	-	-	●	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	●	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (21/27)

原子炉建物 地下2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])								
		S	B, C	想定破壊 [m ²]	地震起因 [m ²]	二次格外 (非管理区域)								
						R-B2F-12N	R-B2F-13N	R-B2F-14N	R-B2F-16N	R-B2F-17N 18N 19N	R-B2F-20N	R-B2F-23N	R-B2F-25N	R-B2F-28N
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-	-	-	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		205	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		215	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	209	224	-	-	-	●	-	-	-	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	●	-	●	●	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		119	-	●	-	-	●	-	-	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		231	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		495	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・機器)		○	10	6	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	182	182	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(RD2)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・床)		○	20	6	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
RWL(MSC)	液体廃棄物処理系(非放射性ドレン移送系)		○	18	1	-	-	-	●	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	65	34	-	-	-	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	35	32	□	□	□	●	-	-	-	-	-
FP	消火系		○	77	69	-	-	-	□	□	-	-	-	-
HS	所内蒸気系		○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(QW/A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(QW/B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LQ/A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LQ/B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO/A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		29	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-
DEG(FO/B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		29	-	-	-	-	●	●	-	-	-	-
DEG(QW/H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(LQ/H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
DEG(FO/H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		22	-	-	-	-	●	●	-	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり
 □: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ss1による地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (22/27)

原子炉建物 地下2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])	
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	二次格外 (非管理区域)	
						R-B2F-29N	R-B2F-30N
						-	-
CW FW	復水給水系		○	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	67	12	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	158	158	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I)	○		205	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		215	-	-	-
RCW(N) HVD HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系		○	209	224	-	-
RSW(A)	原子炉補機海水系(I)	○		-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(II)	○		-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系	○	○	154	63	-	-
HPCW	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○		43	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		119	-	-	-
RCIC	原子炉隔離時冷却系	○		-	-	-	-
RHR(A)	残留熱除去系(A)	○		311	-	-	-
RHR(B)	残留熱除去系(B)	○		306	-	-	-
RHR(C)	残留熱除去系(C)	○		235	-	-	-
LPCS	低圧炉心スプレイ系	○		231	-	-	-
HPCS	高圧炉心スプレイ系	○		495	-	-	-
SLC	ほう酸水注入系	○		-	-	-	-
RWL(RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・機器)		○	10	6	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	182	182	-	-
RWL(RD2)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン移送系・床)		○	20	6	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化学廃液系)		○	-	-	-	-
RWL(MSC)	液体廃棄物処理系(非放射性ドレン移送系)		○	18	1	-	-
CWT	復水輸送系		○	65	34	-	-
MUW	補給水系		○	35	32	-	-
FP	消火系		○	77	69	-	-
HS	所内蒸気系		○	-	-	-	-
DEG(CW)(A)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(A)	○		11	-	-	-
DEG(CW)(B)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(B)	○		11	-	-	-
DEG(LO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(A)	○		13	-	-	-
DEG(LO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(B)	○		13	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		29	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		29	-	-	-
DEG(CW)(H)	非常用ディーゼル発電機系(冷却水系)(HPCS)	○		11	-	-	-
DEG(LO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(潤滑油系)(HPCS)	○		13	-	-	-
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		22	-	-	-
FMW	燃料プール補給水系		○	-	1	-	-

●: 溢水源あり
 ○: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが, 基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
 -: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (23/27)

廃棄物処理建物 2階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])	
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	非管理区域	
						RW-2F-01N	RW-2F-02N
						126	263
CW	復水系		○	-	-	-	-
CRD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	-	-	-	-
RW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I) 中央制御室空調換気系 I	○		141	-	-	● 想定破損除外
RW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II) 中央制御室空調換気系 II	○		166	-	-	● 想定破損除外
RW(N) HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) 空調換気設備冷却水系		○	178	189	-	□ 想定破損除外
FPC	燃料プール冷却系		○	-	-	-	-
RWL (RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン 移送系・機器)		○	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化 学廃液系)		○	-	-	-	-
RWL(LD)	液体廃棄物処理系(ランドリドレン 系)		○	-	-	-	-
RWS (CONW)	固体廃棄物処理系(濃縮廃液系)		○	-	-	-	-
RWS(SS)	固体廃棄物処理系(フィルタス ラッジ系)		○	-	-	-	-
RWS	固体廃棄物処理系(使用済樹脂 系)		○	-	-	-	-
RWS(LD)	固体廃棄物処理系(ランドリドレン 系)		○	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	-	-	-	-
FP	消火系		○	68	60	□ 想定破損除外	□ 想定破損除外
HW	所内上水系		○	-	2	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-
RAC	再生薬品系		○	-	-	-	-

●: 溢水源あり

□: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)

-: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (24/27)

廃棄物処理建物 1階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])		
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	非管理区域		
						RW-1F-05N 07N	RW-1F-10N	RW-1F-11N
						190	94	43
CW	復水系		○	-	-	-	-	-
ORD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I) 中央制御室空調換気系 I	○		-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II) 中央制御室空調換気系 II	○		-	-	-	-	-
RCW(N) HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) 空調換気設備冷却水系		○	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系		○	-	-	-	-	-
RWL (RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン 移送系・機器)		○	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化 学廃液系)		○	-	-	-	-	-
RWL(LD)	液体廃棄物処理系(ランドリドレン 系)		○	-	-	-	-	-
RWS (CONW)	固体廃棄物処理系(濃縮廃液系)		○	-	-	-	-	-
RWS(SS)	固体廃棄物処理系(フィルタス ラッジ系)		○	-	-	-	-	-
RWS	固体廃棄物処理系(使用済樹脂 系)		○	-	-	-	-	-
RWS(LD)	固体廃棄物処理系(ランドリドレン 系)		○	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	-	-	-	-	-
FP	消火系		○	-	-	-	-	-
HW	所内上水系		○	-	-	-	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-
RAC	再生薬品系		○	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり

□: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)

-: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (25/27)

廃棄物処理建物 中地下1階

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])		
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	非管理区域		
						RW-MB1F-05N	RW-MB1F-06N	RW-MB1F-08N
						110	18	40
CW	復水系		○	-	-	-	-	-
ORD	制御棒駆動系		○	-	-	-	-	-
CUW	原子炉浄化系		○	-	-	-	-	-
RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系(非常用系I) 中央制御室空調換気系 I	○		-	-	-	-	-
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II) 中央制御室空調換気系 II	○		-	-	-	-	-
RCW(N) HVCW	原子炉補機冷却系(常用系) 空調換気設備冷却水系		○	-	-	-	-	-
FPC	燃料プール冷却系		○	-	-	-	-	-
RWL (RD1)	液体廃棄物処理系(放射性ドレン 移送系・機器)		○	-	-	-	-	-
RWL(E)	液体廃棄物処理系(機器ドレン)		○	-	-	-	-	-
RWL(F)	液体廃棄物処理系(床ドレン・化 学廃液系)		○	-	-	-	-	-
RWL(LD)	液体廃棄物処理系(ランドリドレン 系)		○	-	-	-	-	-
RWS (CONW)	固体廃棄物処理系(濃縮廃液系)		○	-	-	-	-	-
RWS(SS)	固体廃棄物処理系(フィルタス ラッジ系)		○	-	-	-	-	-
RWS	固体廃棄物処理系(使用済樹脂 系)		○	-	-	-	-	-
RWS(LD)	固体廃棄物処理系(ランドリドレン 系)		○	-	-	-	-	-
CWT	復水輸送系		○	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	-	-	-	-	-
FP	消火系		○	-	-	-	-	-
HW	所内上水系		○	-	-	-	-	-
HS	所内蒸気系(蒸気凝縮水戻り側)		○	-	-	-	-	-
RAC	再生薬品系		○	-	-	-	-	-

●: 溢水源あり

□: 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)

-: 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (26/27)

制御室建物

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])	
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	非管理区域	
						C-4F-01N	
						408	
RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系(非常用系II)	○		-	-	-	
TCW	タービン補機冷却系		○	-	-	-	
MUW	補給水系		○	-	-	-	
FP	消火系		○	-	-	-	
HW	所内上水系		○	-	-	-	

- : 溢水源あり
- : 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
- : 溢水源なし

表 1-2 溢水源となり得る系統の設置区画及び溢水量 (27/27)

取水槽, 排気筒エリア, B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽

系統略称	系統名称	耐震クラス		溢水量		区画番号及び区画滞留面積(上段:区画番号, 下段:区画滞留面積[m ²])							
		S	B, C	想定破損 [m ³]	地震起因 [m ³]	非管理区域							
						Y-24AN	Y-24BN	Y-24CN	Y-18N	Y-23N	Y-30N	Y-31N	Y-73
						54	38	20	7	8	12	57	35
RSW(A)	原子炉補機海水系(A)	○		5425	-	-	●	-	-	-	-	-	-
RSW(B)	原子炉補機海水系(B)	○		5425	-	●	-	-	-	-	-	-	-
HPSW	高圧炉心スプレイ補機海水系	○		1867	-	-	-	●	-	-	-	-	-
TSW	タービン補機海水系(取水エリア)	○		4315	129	●	●	-	-	-	-	-	-
MUW	補給水系		○	57	17	□	□	-	-	-	-	-	-
FP	消火系		○	905	70	□	□	□	-	-	-	-	-
OTC	取水槽設備系	○		2947	-	-	●	●	-	-	-	-	-
DEG(FO)(A)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(A)	○		13	-	-	-	-	●	-	-	-	-
DEG(FO)(B)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(B)	○		13	-	-	-	-	-	-	-	-	●
DEG(FO)(H)	非常用ディーゼル発電機系(燃料油系)(HPCS)	○		13	-	-	-	-	-	●	-	-	-

- : 溢水源あり
- : 溢水源あり(耐震B,Cクラスであるが、基準地震動Ssによる地震力に対してバウンダリ機能が保持できる)
- : 溢水源なし

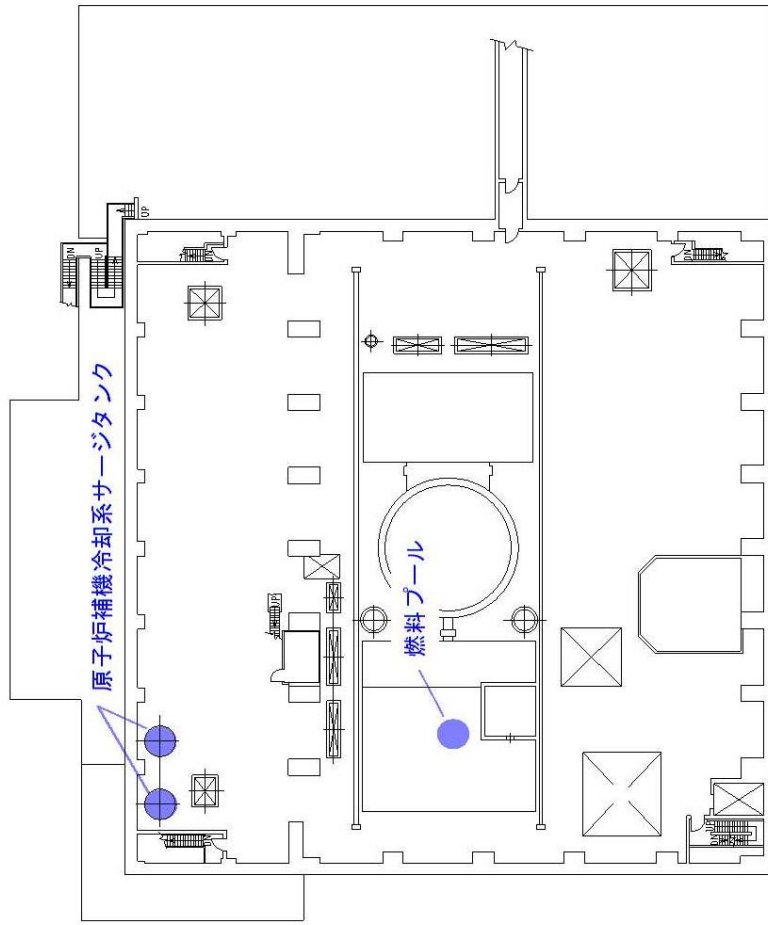


図 1-1 溢水源となり得る主な機器の配置 (原子炉建物 4 階 EL42.8m)

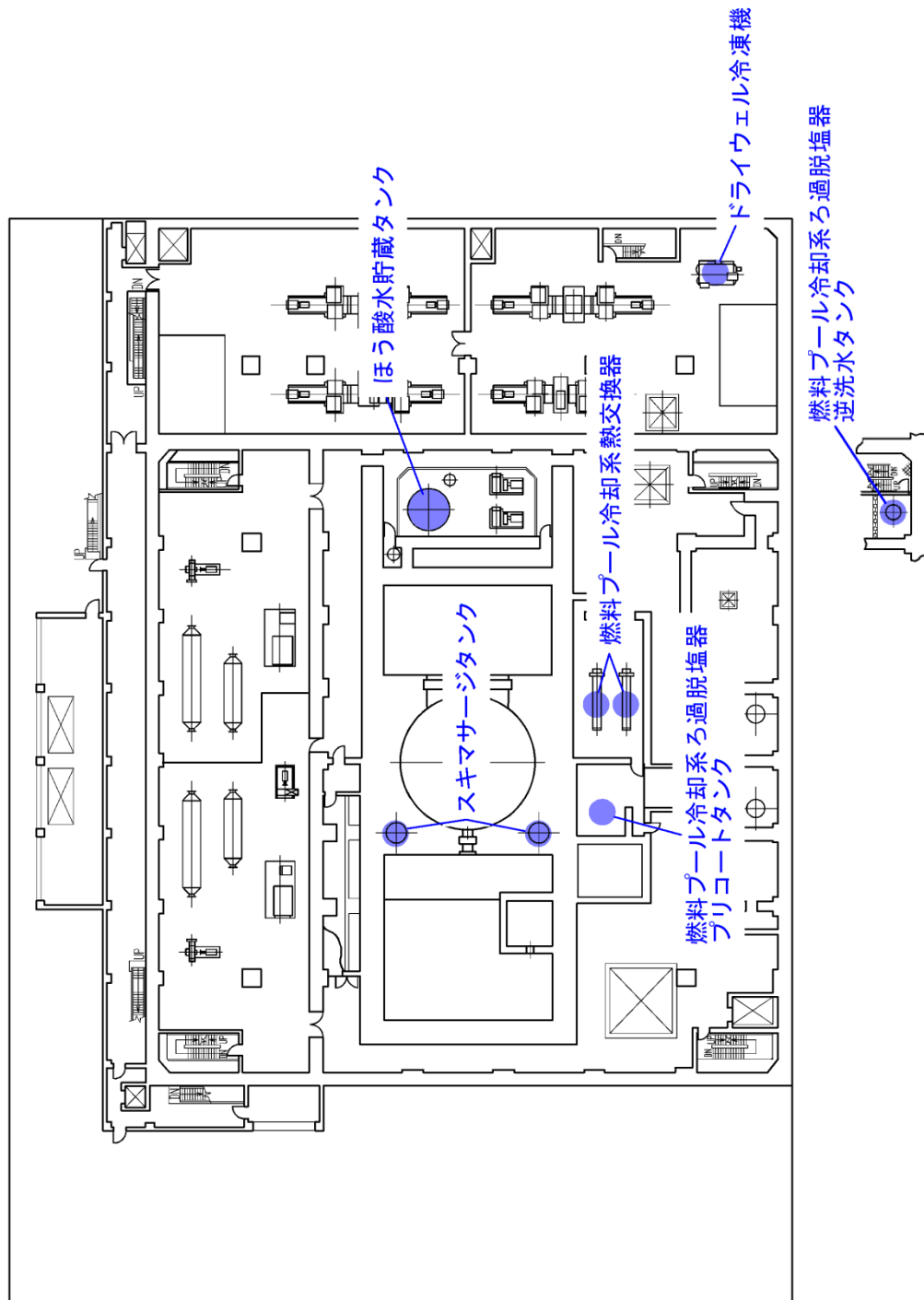


図 1-2 溢水源となり得る主な機器の配置 (原子炉建物 3 階 EL.34.8m)

PN 

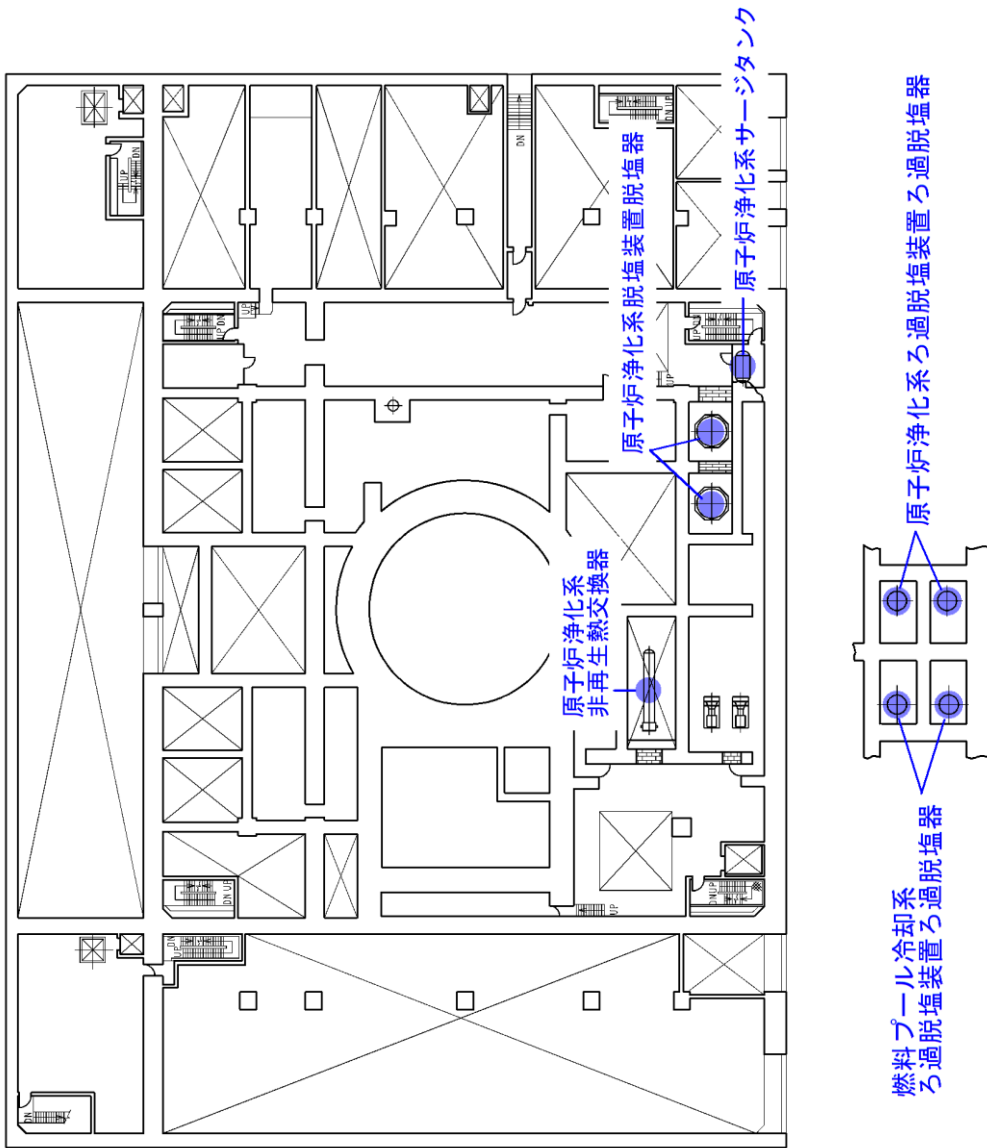


図 1-3 溢水源となり得る主な機器の配置 (原子炉建物中 2 階 EL30.5m)

PN 

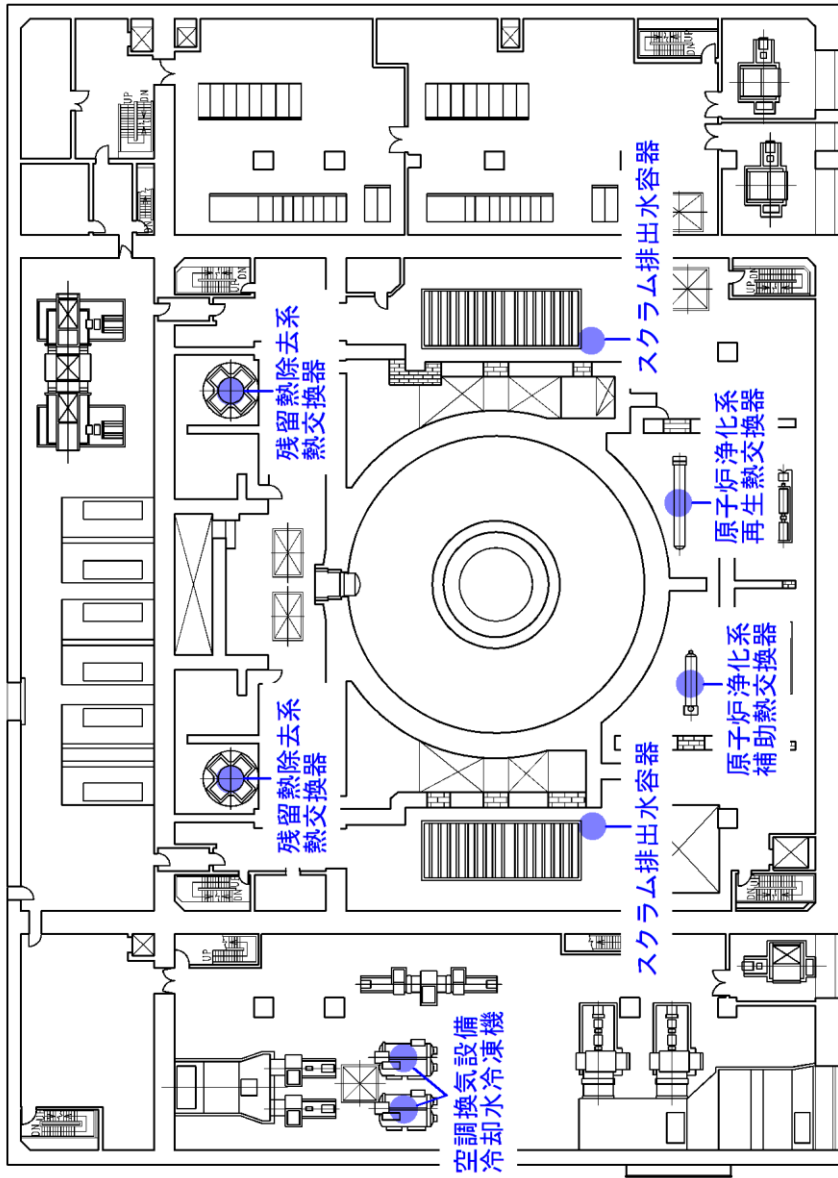


図 1-4 溢水源となり得る主な機器の配置 (原子炉建物 2 階 EL23.8m)

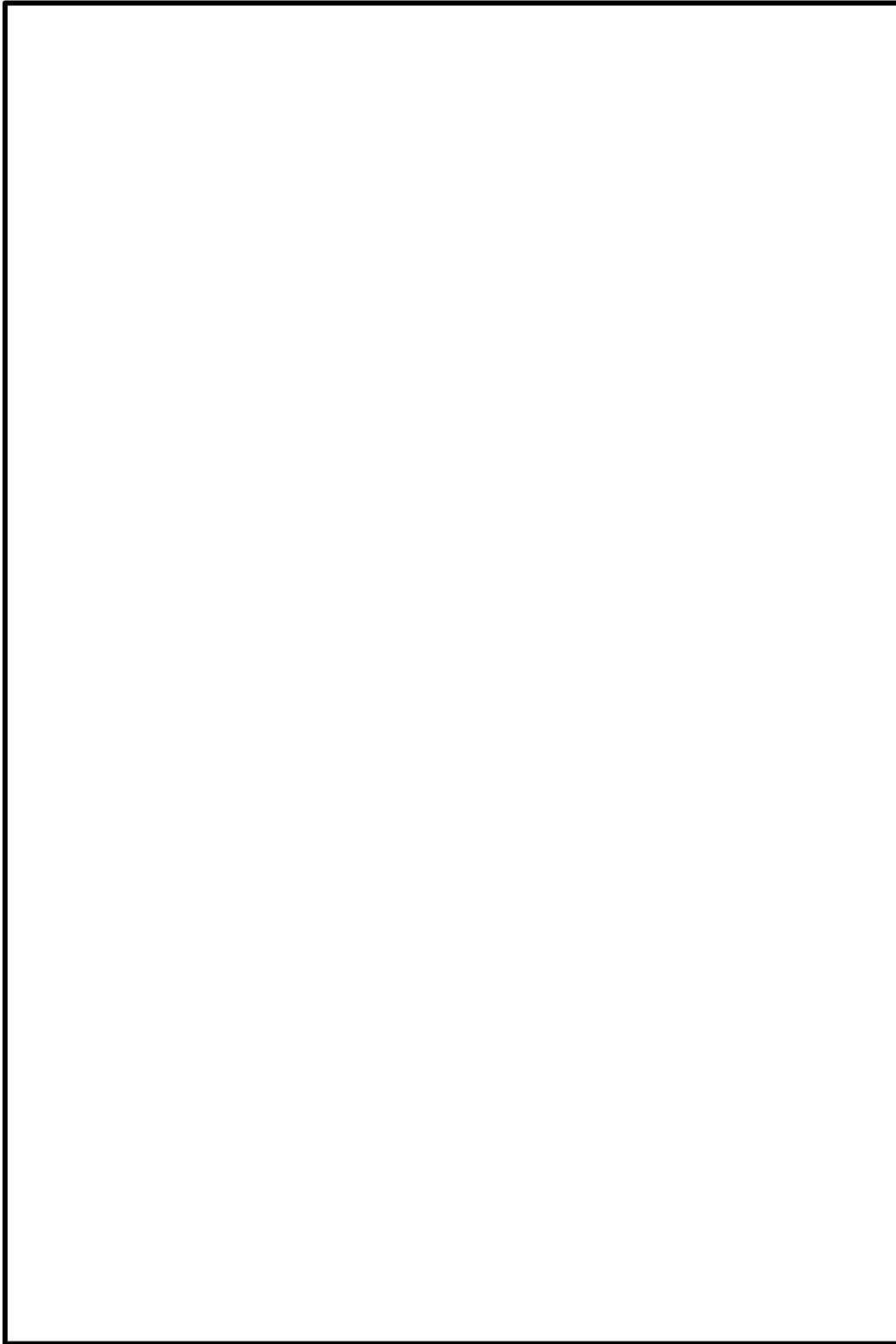


図 1-5 溢水源となり得る主な機器の配置 (原子炉建物 1 階 EL15.3m)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

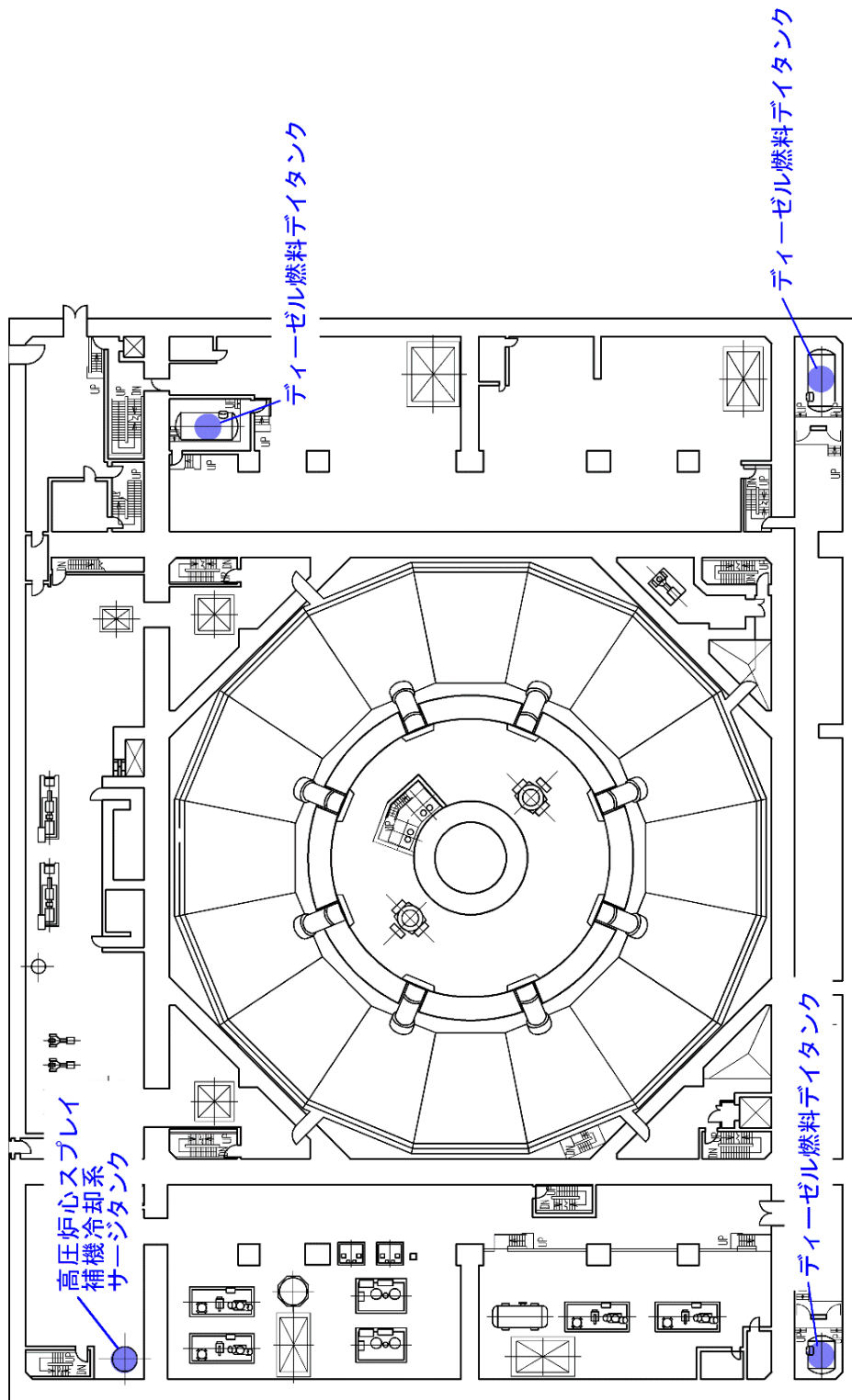


図 1-6 溢水源となり得る主な機器の配置 (原子炉建物地下 1 階 EL8.8m 及び原子炉容器内 EL10.1m)

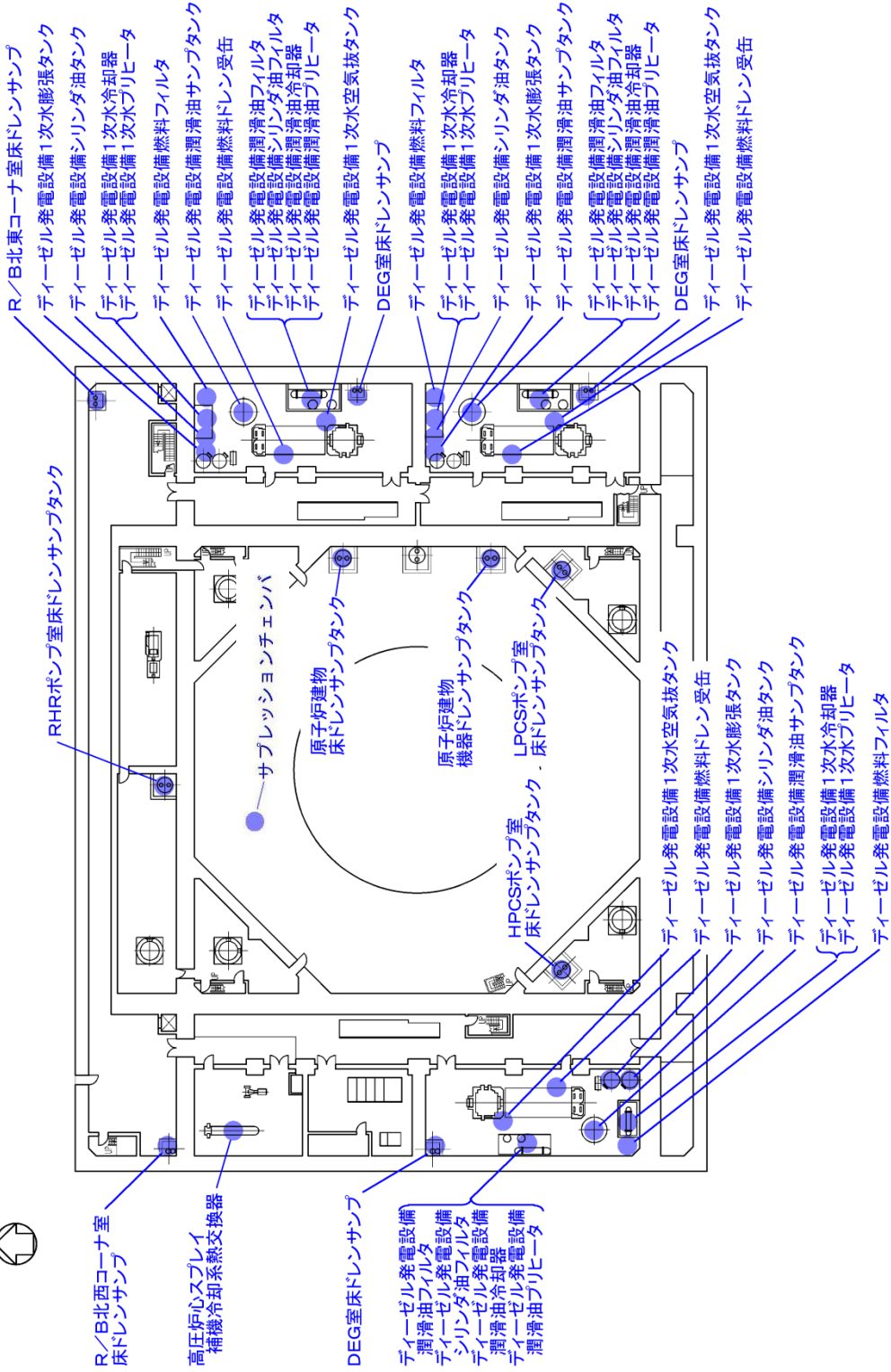


図 1-7 溢水源となり得る主な機器の配置 (原子炉建物地下 2 階 EL1.3m)

PN

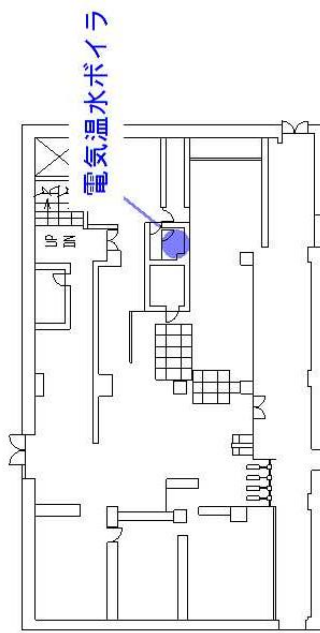


図 1-8 溢水源となり得る主な機器の配置
(制御室建物 2階 EL8.8m)

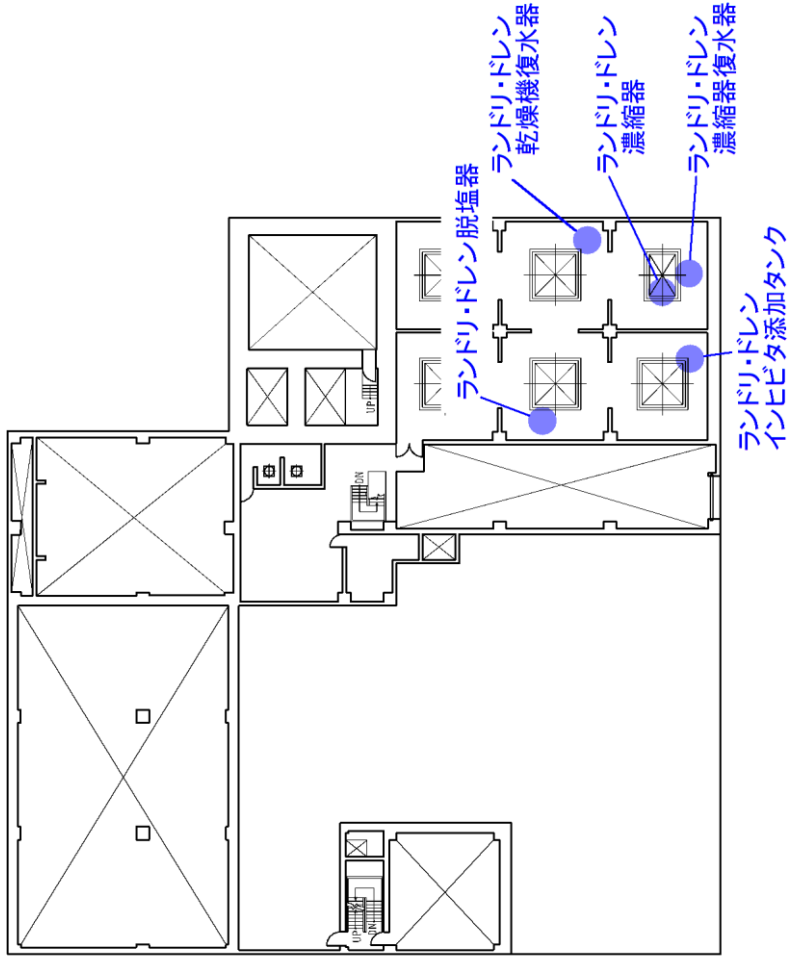


図 1-9 溢水源となり得る主な機器の配置
(廃棄物処理建物 5階 EL37.5m)



図 1-12 溢水源となり得る主な機器の配置
(廃棄物処理建物 1 階 EL15.3m)

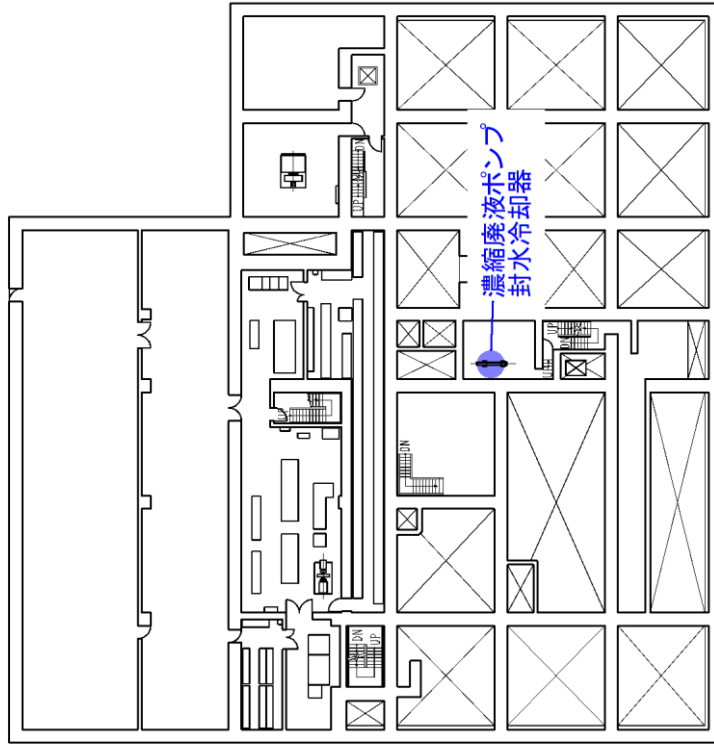


図 1-13 溢水源となり得る主な機器の配置
(廃棄物処理建物地下中 1 階 EL12.3m)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

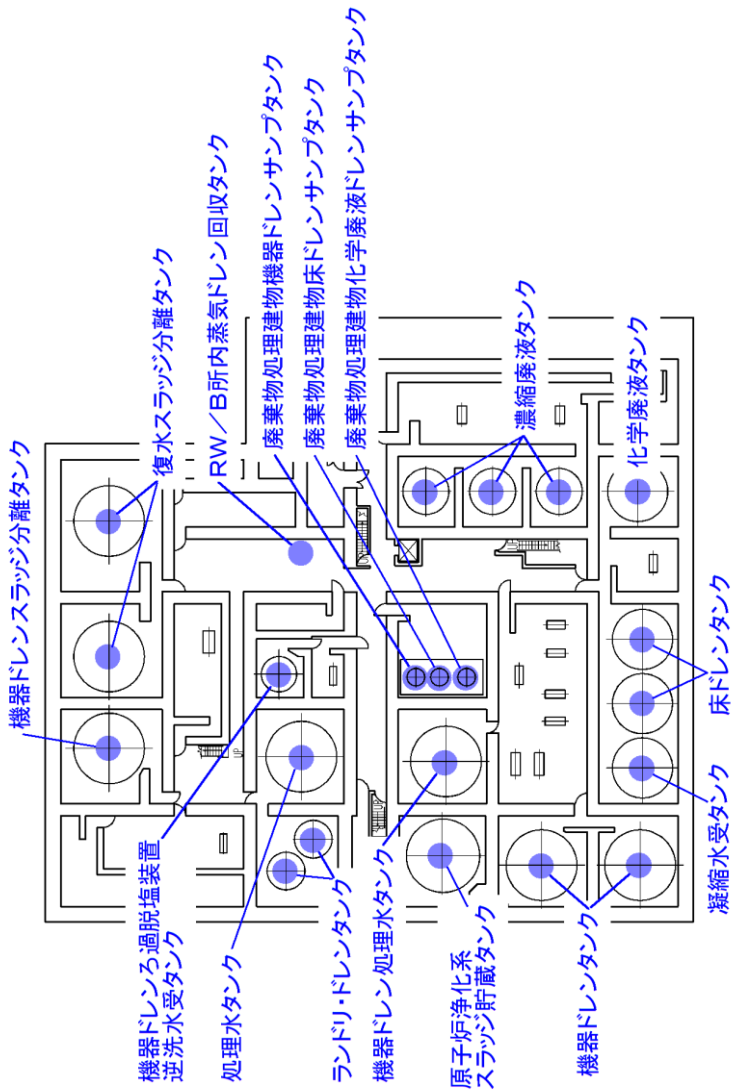


図 1-15 溢水源となり得る主な機器の配置
(廃棄物処理建物地下 2 階 EL3.0m)

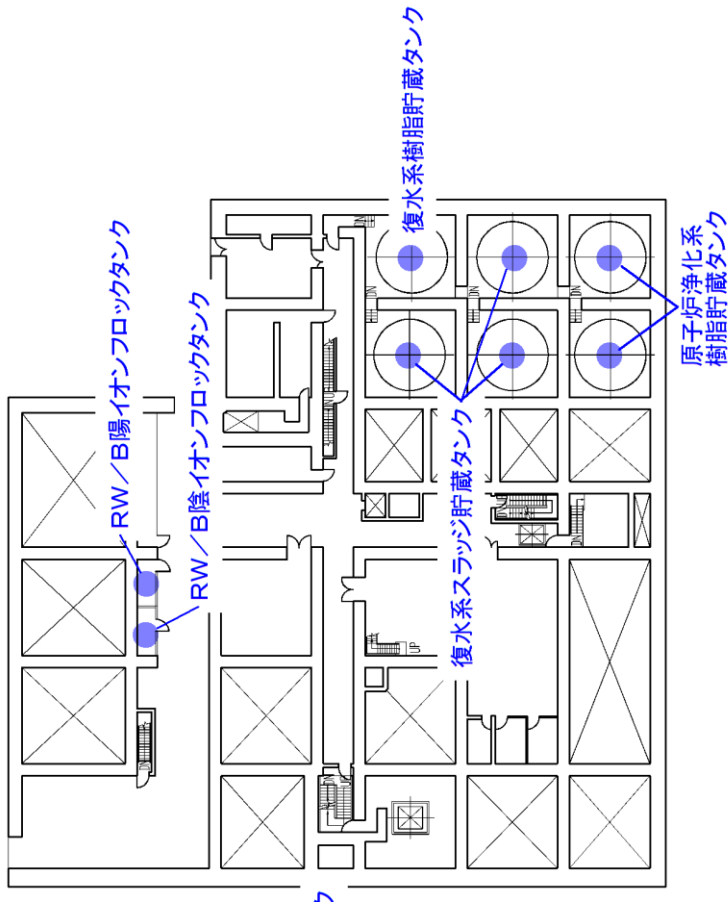


図 1-14 溢水源となり得る主な機器の配置
(廃棄物処理建物地下 1 階 EL8.8m)

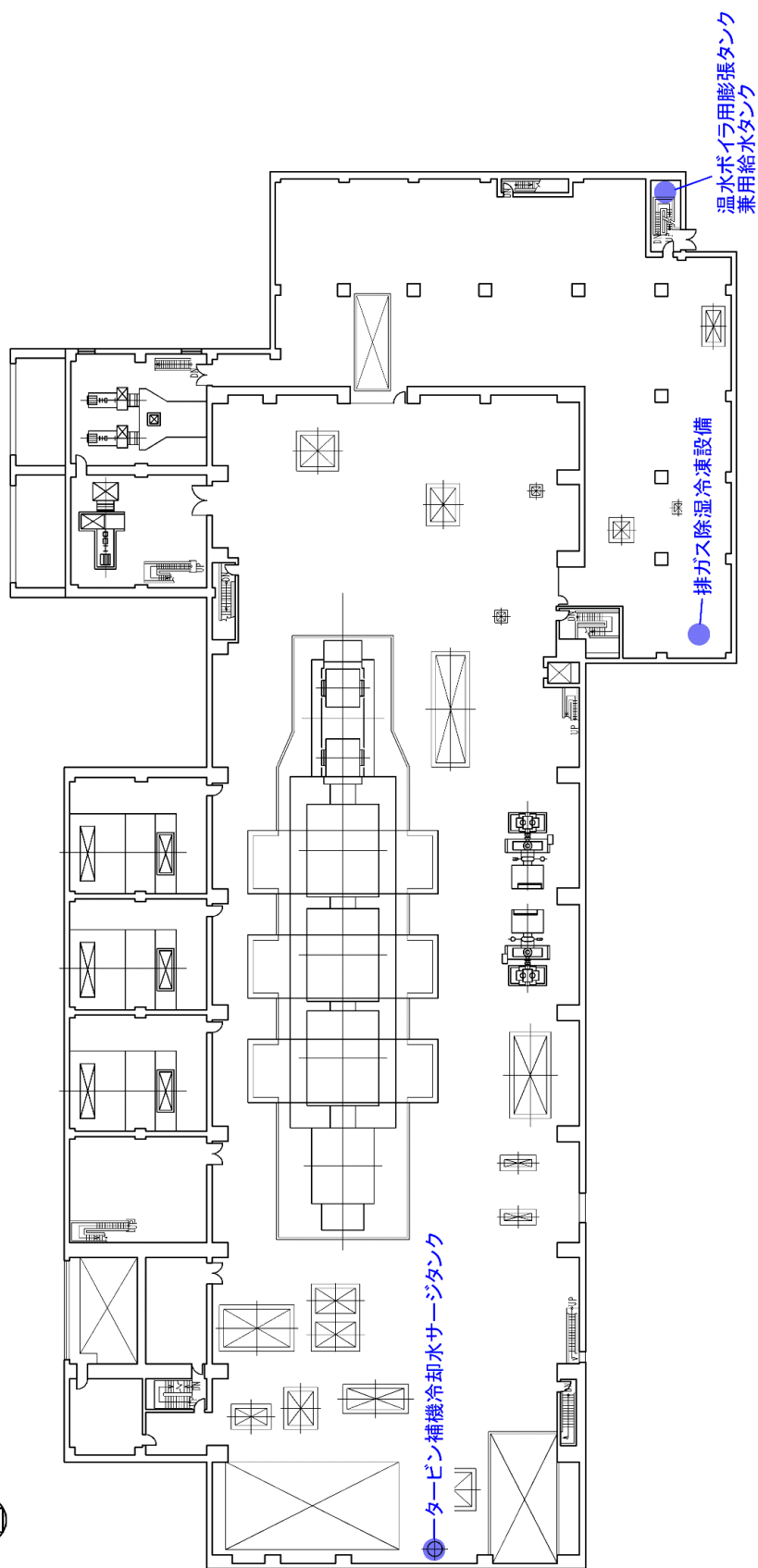


図 1-16 溢水源となり得る主な機器の配置 (タービン建物3階 EL20.6m)

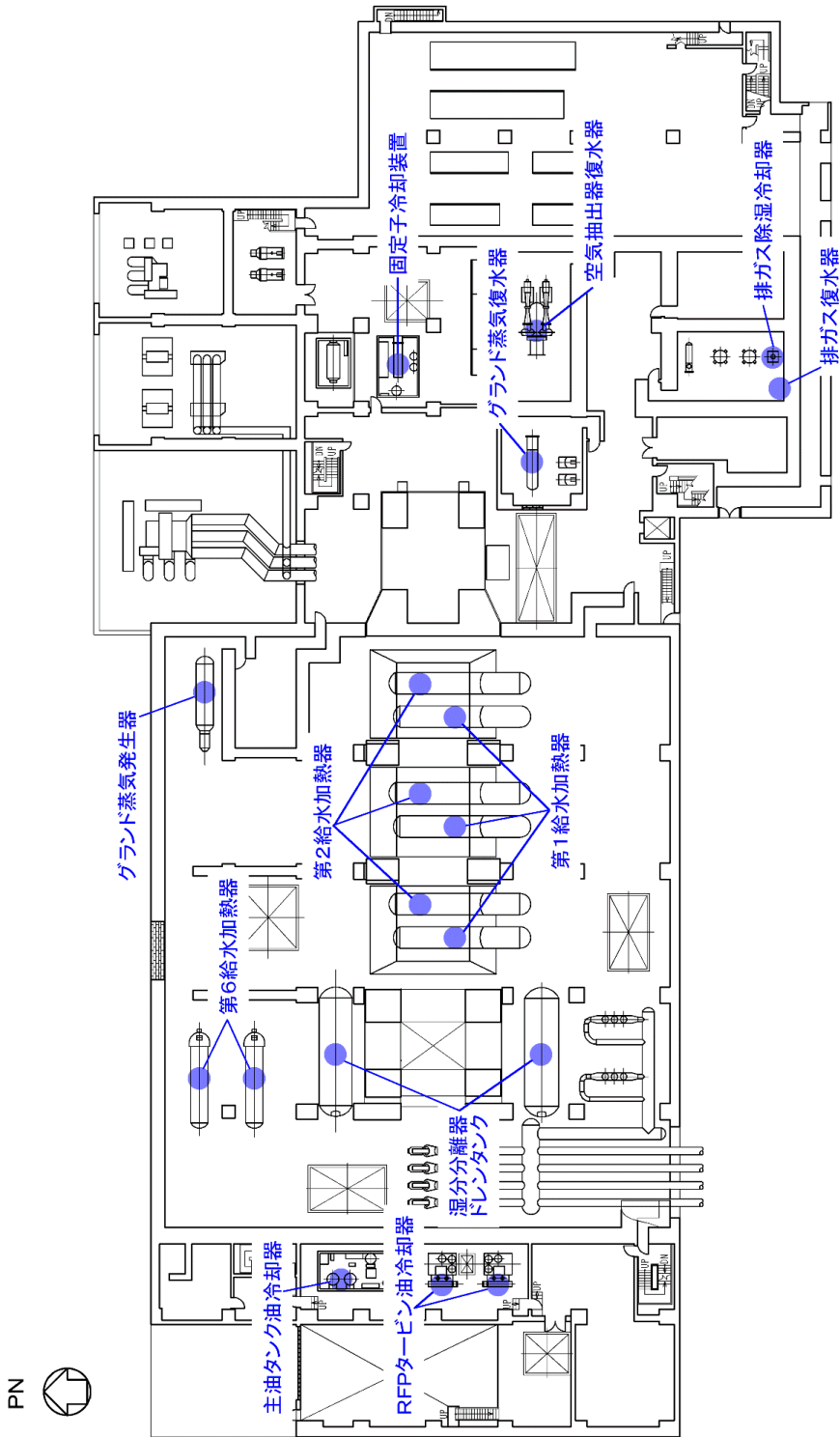


図 1-17 溢水源となり得る主な機器の配置 (タービン建物 2階 EL12.5m)

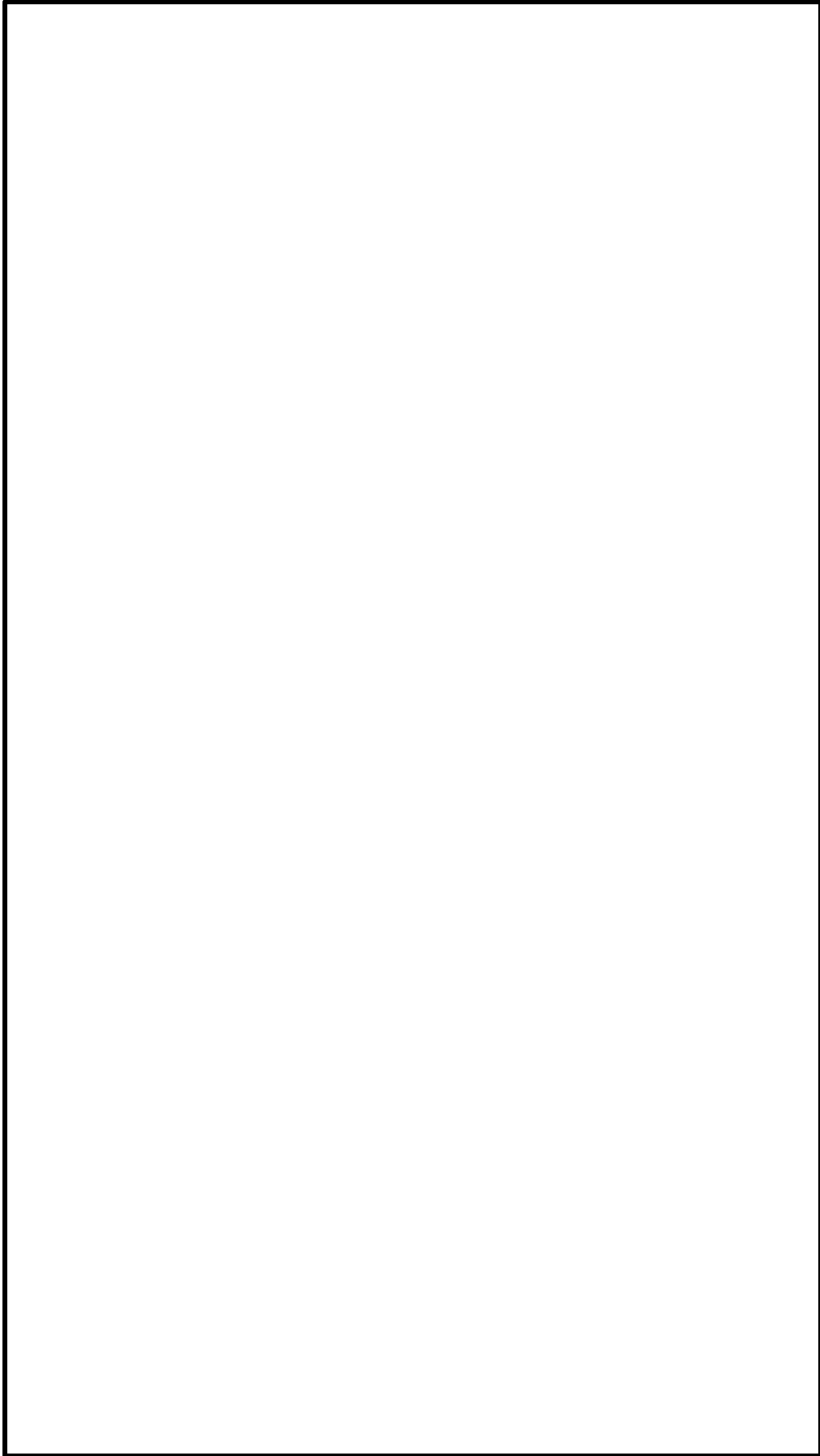


図 1-18 溢水源となり得る主な機器の配置 (タービン建物 1 階 EL5.5m)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.2 地震起因による溢水源の設定及び溢水源としない機器について

地震起因の没水・被水影響評価フロー（本文 図 7-5, 7-8）に基づき影響評価を行い、溢水源とする機器と、Ss 機能維持評価により溢水源としない機器を選定した。溢水源とする機器としない機器を表 1-3 に、Ss 機能維持評価により溢水源としない配管を表 1-4 に示す。

表 1-3 溢水源とする機器としない機器(1/4)

建物	設置階 ^{※1}	機器	溢水源とする機器	溢水源としない機器
原子炉建物	地上3階 (EL34.8m)	ドライウエル冷凍機	○	—
		燃料プール冷却系熱交換器	—	○
		燃料プール冷却系ろ過脱塩器逆洗水タンク	○	—
		燃料プール冷却系ろ過脱塩器プリコートタンク	○	—
	地上中2階 (EL30.5m)	原子炉浄化系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	○	—
		燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	○	—
		原子炉浄化系サージタンク	○	—
		原子炉浄化系非再生熱交換器	○	—
		原子炉浄化系脱塩装置脱塩器	○	—
		燃料プール冷却ポンプ	—	○
		原子炉浄化ろ過脱塩装置ホールディングポンプ	—	○
	地上2階 (EL23.8m)	スクラム排水容器	○	—
		空調換気設備冷却水冷凍機	○	—
		原子炉浄化系再生熱交換器	○	—
		原子炉浄化系補助熱交換器	○	—
		原子炉浄化循環ポンプ	—	○
	地上1階 (EL15.3m)	P L R ポンプ用MGセット油冷却器	—	○
		P L R ポンプ用MGセット誘導電動機用空気冷却器	—	○
		P L R ポンプ用MGセット交流発電機空気冷却器	—	○
		P L R ポンプ用MGセット室冷却機	—	○
	地下1階 (EL8.8m)	復水輸送ポンプ	—	○
		原子炉浄化補助ポンプ	—	○

※1 () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-3 溢水源とする機器としない機器(2/4)

建物	設置階 ^{※1}	機器	溢水源とする機器	溢水源としない機器
原子炉建物	地下1階 (EL8.8m)	CRDポンプ室冷却機	—	○
		CRDポンプ油冷却器	—	○
		R C I Cポンプ室冷却機	—	○
		N2 ガス製造装置空気圧縮機	—	○
	地下2階 (EL1.3m)	R/B北西コーナ室 床ドレンサンプ	○	—
		R/B北東コーナ室 床ドレンサンプ	○	—
		DEG室床ドレンサンプ	○	—
		HPCSポンプ室 床ドレンサンプタンク	○	—
		RHRポンプ室 床ドレンサンプタンク	○	—
		LPCSポンプ室 床ドレンサンプタンク	○	—
		原子炉建物 機器ドレンサンプタンク	○	—
		原子炉建物 床ドレンサンプタンク	○	—
	—	配管	○ ^{※2}	○ ^{※3}
制御室建物	地上2階 (EL8.8m)	電気温水ボイラ	○	—
	—	配管	○ ^{※2}	○ ^{※3}
廃棄物 処理 建物	地上5階 (EL37.5m)	ランドリ・ドレン 濃縮器復水器	○	—
		ランドリ・ドレン脱塩器	○	—
		ランドリ・ドレン インヒビタ添加タンク	○	—
		ランドリ・ドレン 乾燥機復水器	○	—
		ランドリ・ドレン濃縮器	○	—
	地上3階 (EL26.7m)	化学廃液濃縮器復水器	○	—
		床ドレン濃縮器復水器	○	—
		真空発生装置循環水タンク	○	—

※1 () 内は、設置階の基準床高さを示す。

※2 右記以外。

※3 詳細は表 1-4 による。

表 1-3 溢水源とする機器としない機器 (3/4)

建物	設置階※1	機器	溢水源とする機器	溢水源としない機器
廃棄物 処理 建物	地上3階 (EL26.7m)	ランドリ・ドレン すすぎ水受タンク	○	—
		ランドリ・ドレン 収集タンク	○	—
		ランドリ・ドレン サンプルタンク	○	—
		濃縮廃液タンク用 温水タンク	○	—
		ランドリ・ドレン 濃縮廃液タンク	○	—
	地上2階 (EL22.1m)	床ドレン濃縮器	○	—
		ランドリ・ドレン サンプタンク	○	—
		機器ドレンろ過脱塩器	○	—
		機器ドレン脱塩器	○	—
		機器ドレンろ過脱塩装置 プリコートタンク	○	—
		凝縮水ろ過脱塩器	○	—
		凝縮水脱塩器	○	—
	地上1階 (EL15.3m)	インヒビタ添加タンク	○	—
		硫酸添加タンク	○	—
	地下中1階 (EL12.3m)	濃縮廃液ポンプ封水用 冷却器	○	—
	地下1階 (EL8.8m)	RW/B陰イオン フロックタンク	○	—
		RW/B陽イオン フロックタンク	○	—
		復水系スラッジ貯蔵タンク	○	—
		復水系樹脂貯蔵タンク	○	—
		原子炉浄化系樹脂貯蔵 タンク	○	—
	地下2階 (EL3.0m)	RW/B所内蒸気 ドレン回収タンク	○	—
		機器ドレンタンク	○	—
		機器ドレン処理水タンク	○	—
		凝縮水受タンク	○	—

※1 () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-3 溢水源とする機器としない機器(4/4)

建物	設置階※1	機器	溢水源とする機器	溢水源としない機器
廃棄物 処理 建物	地下2階 (EL3.0m)	処理水タンク	○	—
		床ドレンタンク	○	—
		化学廃液タンク	○	—
		ランドリ・ドレンタンク	○	—
		濃縮廃液タンク	○	—
		復水スラッジ分離タンク	○	—
		機器ドレンろ過脱塩装置 逆洗水受タンク	○	—
		機器ドレンスラッジ 分離タンク	○	—
		原子炉浄化系スラッジ 貯蔵タンク	○	—
		廃棄物処理建物 機器ドレンサンプタンク	○	—
		廃棄物処理建物 床ドレンサンプタンク	○	—
	廃棄物処理建物 化学廃液サンプタンク	○	—	
—	—	配管	○※2	○※3
取水槽	— (EL1.1m)	配管	—	○※3

※1 () 内は、設置階の基準床高さを示す。

※2 右記以外。

※3 詳細は表 1-4 による。

表 1-4 溢水源としない配管(1/5)

建物	設置階※	設置区画	配管
原子炉建物	地上 4 階 (EL42. 8m)	R-4F-01-1N	燃料プール冷却系
	地上 3 階 (EL34. 8m)	R-3F-04-1N	原子炉補機冷却系
		R-3F-04-2N	空調換気設備冷却水系
		R-3F-07N	復水輸送系
		R-3F-16-1N	補給水系 消火系
		R-3F-06N	空調換気設備冷却水系 補給水系
		R-3F-05N	消火系
		R-3F-11N	原子炉浄化系
		R-3F-25N	消火系
		R-3F-12-2N	消火系
		R-3F-100N	補給水系 消火系
		R-3F-02N	空調換気設備冷却水系 消火系
		R-3F-03N	消火系
	R-3F-14N	消火系	
	地上中 2 階 (EL30. 5m)	R-M2F-3N	原子炉浄化系
		R-M2F-4N	
		R-M2F-5N	
		R-M2F-06N	原子炉補機冷却系 燃料プール冷却系 ドライウェル冷却系
		R-M2F-07N	空調換気設備冷却水系 補給水系 消火系
		R-M2F-08N	原子炉浄化系
		R-M2F-11N	原子炉浄化系
		R-M2F-12N	補給水系
		R-M2F-26N	消火系
R-M2F-18-1N		原子炉補機冷却系	
R-M2F-21N		空調換気設備冷却水系	
R-M2F-22N	消火系		

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-4 溢水源としない配管 (2/5)

建物	設置階※	設置区画	配管
原子炉建物	地上中 2 階 (EL30.5m)	R-M2F-18-2N	原子炉浄化系 原子炉補機冷却系 ドライウエル冷却系 消火系
		R-M2F-20N	原子炉補機冷却系 ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系
		R-M2F-27N	復水輸送系
		R-M2F-02N	消火系
	地上 2 階 (EL23.8m)	R-2F-09N	原子炉浄化系
		R-2F-10N	燃料プール冷却系 消火系
		R-2F-11N R-2F-12N	原子炉浄化系 消火系
		R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	
		R-2F-14N	制御棒駆動系 原子炉浄化系 復水輸送系
		R-2F-15N	復水輸送系
		R-2F-08N	原子炉補機冷却系 空調換気設備冷却水系 消火系
		R-2F-04N	消火系
		R-2F-05N	消火系
		R-2F-06N	消火系
		R-2F-21N	消火系

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-4 溢水源としない配管 (3/5)

建物	設置階※	設置区画	配管
原子炉建物	地上 1 階 (EL15.3m)	R-1F-03N	復水輸送系
		R-1F-22N	消火系
		R-1F-07-1N	原子炉浄化系
		R-1F-07-2N	原子炉補機冷却系 ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系
		R-1F-10N	消火系
		R-1F-13N	復水輸送系
		R-1F-33N	空調換気設備冷却水系
		R-1F-01-1N	補給水系
		R-1F-02N	原子炉補機冷却系 空調換気設備冷却水系
		R-1F-14N	原子炉補機冷却系 原子炉補機海水系 空調換気設備冷却水系 消火系
		R-1F-15N	原子炉補機冷却系 原子炉補機海水系 ドライウエル冷却系 空調換気設備冷却水系 補給水系 消火系
	R-1F-24-2N	消火系	
	地下 1 階 (EL8.8m)	R-B1F-01N R-B1F-08N	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイ系 空調換気設備冷却水系 復水輸送系 消火系
		R-B1F-07N	原子炉補機冷却系 復水輸送系 消火系
		R-B1F-09N	高圧炉心スプレイ系 復水輸送系 消火系

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表 1-4 溢水源としない配管(4/5)

建物	設置階※	設置区画	配管
原子炉建物	地下1階 (EL8.8m)	R-B1F-10N	原子炉浄化系 原子炉補機冷却系 復水輸送系 消火系
		R-B1F-13N	消火系
		R-B1F-18-1N	消火系
		R-B1F-21N	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
		R-B1F-11N	原子炉補機海水系
		R-B1F-12N	補給水系
		R-B1F-16N	消火系
		R-B1F-17-1N	消火系
		R-B1F-17-2N	原子炉補機冷却系 消火系
		R-B1F-20N	原子炉補機海水系
		R-B1F-29N	補給水系
	地下2階 (EL1.3m)	R-B2F-01N	原子炉隔離時冷却系 消火系
		R-B2F-02N	補給水系 消火系
		R-B2F-03N	補給水系
		R-B2F-09N	復水輸送系 消火系
		R-B2F-10N	高圧炉心スプレイ系 液体廃棄物処理系（機器ドレン系） 復水輸送系 補給水系 消火系
		R-B2F-15N	消火系
		R-B2F-31N	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系

※（ ）内は，設置階の基準床高さを示す。

表 1-4 溢水源としない配管(5/5)

建物	設置階※	設置区画	配管系統
原子炉建物	地下 2 階 (EL1. 3m)	R-B2F-04N	補給水系
		R-B2F-06N	補給水系
		R-B2F-07N	補給水系
		R-B2F-08N	消火系
		R-B2F-11N	消火系
		R-B2F-12N	高圧炉心スプレイ系 補給水系
		R-B2F-13N	補給水系
		R-B2F-14N	補給水系
		R-B2F-16N	高圧炉心スプレイ補機海水系 消火系
		R-B2F-17N R-B2F-18N R-B2F-19N	消火系
廃棄物処理建物	地上 2 階 (EL22. 1m)	RW-2F-01N	消火系
		RW-2F-02N	原子炉補機冷却系 消火系
取水槽	— (EL1. 1m)	Y-24AN	補給水系 消火系
		Y-24BN	補給水系 消火系
		Y-24CN	消火系

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

添付資料4 溢水影響評価において期待することができる設備

1. 溢水防護の概要

1.1 溢水経路に対する対策

評価ガイドに従い、内部溢水の発生を想定した場合、貫通部や扉の間隙等を介して広範囲に溢水が伝播するおそれがある。このような溢水伝播経路に対する止水措置、並びに発生した溢水を排水するための排水設備の設置(以下「排水措置」という。)の溢水防護対策を実施することにより、溢水防護対象設備が設置される区画への溢水の伝播を防ぐ等、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実施している。

なお、ここで示す溢水防護対策は基本設計段階での評価であり、今後各種対策の実現性・詳細設計等を精査するに伴い変更が必要となる場合は、適宜反映する。

1.1.1 想定破損（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）

溢水源の想定にあたっては、溢水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。このため、多重性又は多様性を有する機器の間に溢水伝播経路が存在する場合、単一の機器の破損により、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、多重性又は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っている(図1-1参照)。また、多重性又は多様性が損なわれないよう、排水措置による溢水の影響緩和を行っている(図1-2参照)。

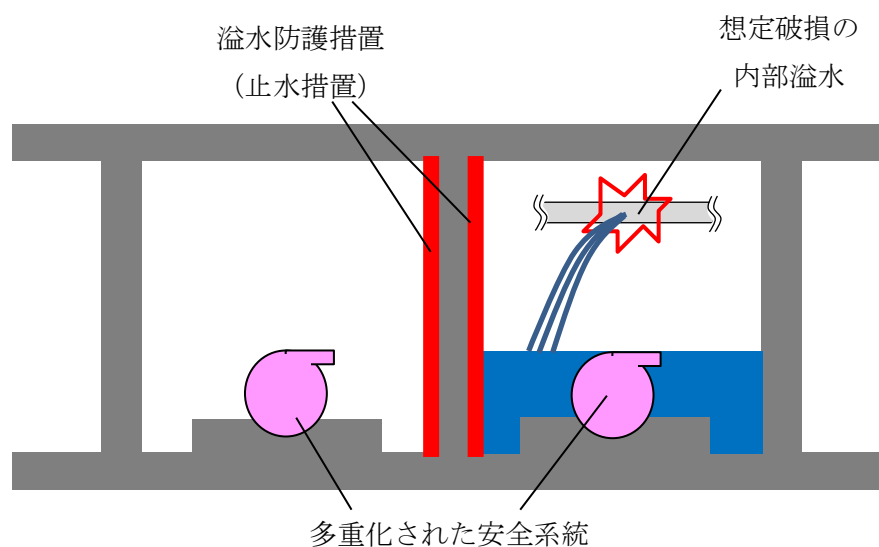


図1-1 想定破損に対する溢水防護概念図

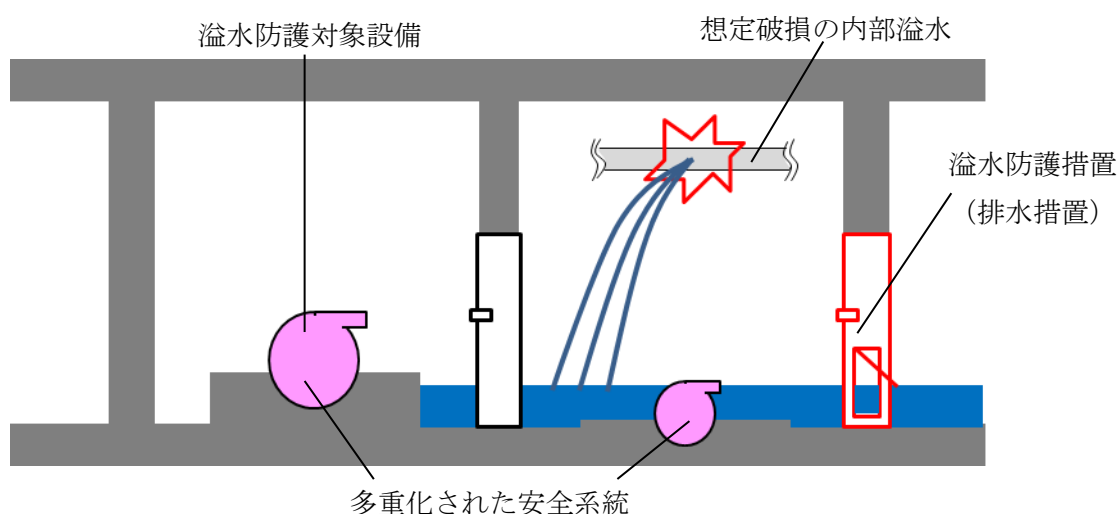


図1-2 排水措置の溢水防護概念図

1.1.2 消火水等の溢水（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）

溢水源の想定にあたっては、1.1.1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。このため、溢水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。

1.1.3 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保守的に想定する。

1.1.1、1.1.2と異なり単一以上の破損が想定されるため、想定破損に比べて相対的に溢水量が大きく、溢水防護区画外からの溢水の影響が大きくなる傾向となる。

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又は排水措置を行っている。なお、溢水防護区画内の溢水源については、必要に応じて基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を確保し、溢水防護区画内での溢水の発生を防止している（図1-3参照）。

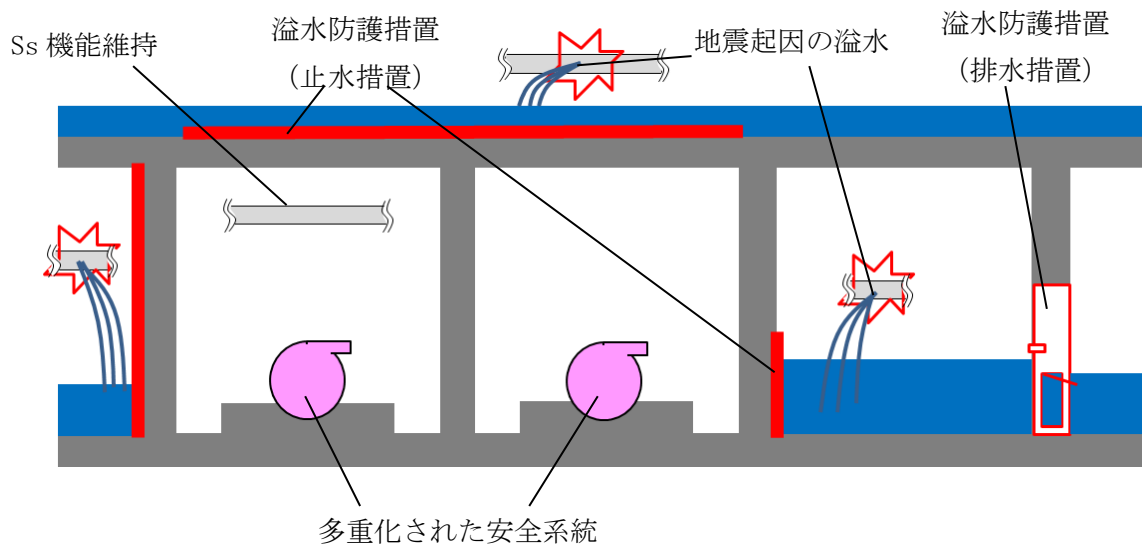


図1-3 地震起因の破損に対する溢水防護概念図

1.2 溢水防護対象設備に対する対策

内部溢水の発生を想定した場合に、没水、被水及び蒸気の影響により溢水防護対象設備が機能喪失するおそれがある。このような溢水防護対象設備に対する止水措置又は被水措置の溢水防護対策を実施することにより、溢水想定下においても安全機能を維持することが可能になる。別添1 2.3で示している防護するための設計方針に基づき溢水対策を実施した。

なお、ここで示す溢水防護対策は基本設計段階での評価であり、今後各種対策の実現性・詳細設計等を精査するに伴い変更が必要となる場合は、適宜反映する。

2. 溢水防護対策

溢水防護が必要となる溢水経路又は溢水防護対象設備に水密扉，堰，又は壁面・床面貫通部止水処置（シリコン，ラバーブーツ，モルタル）等の溢水防護対策を実施している（図2-1参照）。

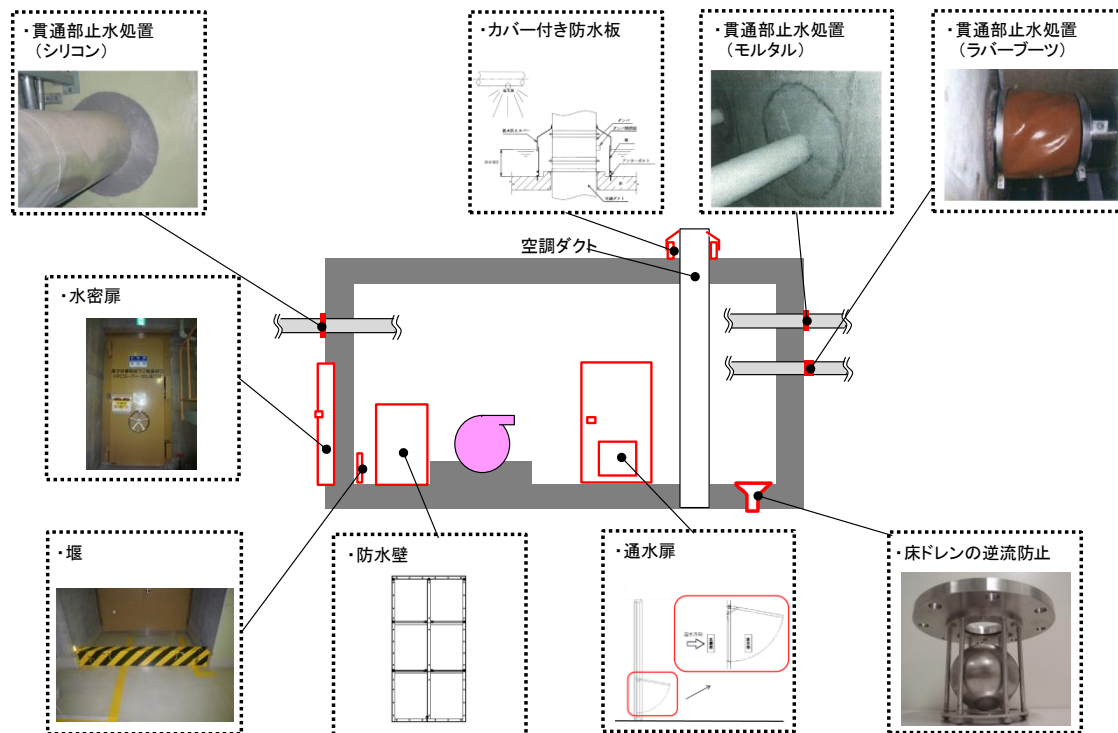


図 2-1 主要な溢水防護対策の施工例

2.1 溢水防護対策の概要

2.1.1 止水措置

溢水防護対象設備を防護するため、止水設備を設置する。貫通部止水処置を除く溢水防護対象設備の設置箇所一覧を表 2-1 に示す。

表 2-1 止水設備設置箇所一覧 (1/2)

設置場所	設置高さ (EL[m])	対象	箇所数
原子炉 建物	42.8	堰	5
	34.8	堰	8
		防水壁	1
	31.1	堰	1
	30.5	堰	3
	28.3	堰	2
	23.8	堰	13
		防水壁	1
	15.3	水密扉	1
		堰	7
	10.3	堰	3
		水密扉	5
	8.8	堰	3
		水密扉	2
	2.8	堰	1
		逆止弁	5
		水密扉	3
2.6	逆止弁	2	
	水密扉	7	
1.3	逆止弁	15	
	被水カバー	2	

表 2-1 止水設備設置箇所一覧 (2/2)

設置場所	設置高さ(EL[m])	対象	箇所数
廃棄物処理 建物	25.3	水密扉	1
	22.1	堰	2
	16.9	堰	10
	12.5	水密扉	1
	8.8	水密扉	1
制御室建物	16.9	堰	4
取水槽	1.1	水密扉	3
	8.8	防水壁	1
排気筒 エリア	8.8	堰	1

2.1.1.1 止水設備の構造及び性能

止水設備の構造及び性能について、代表例を図 2-2～11 に示す。

(1) 水密扉



図 2-2 水密扉

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 堰

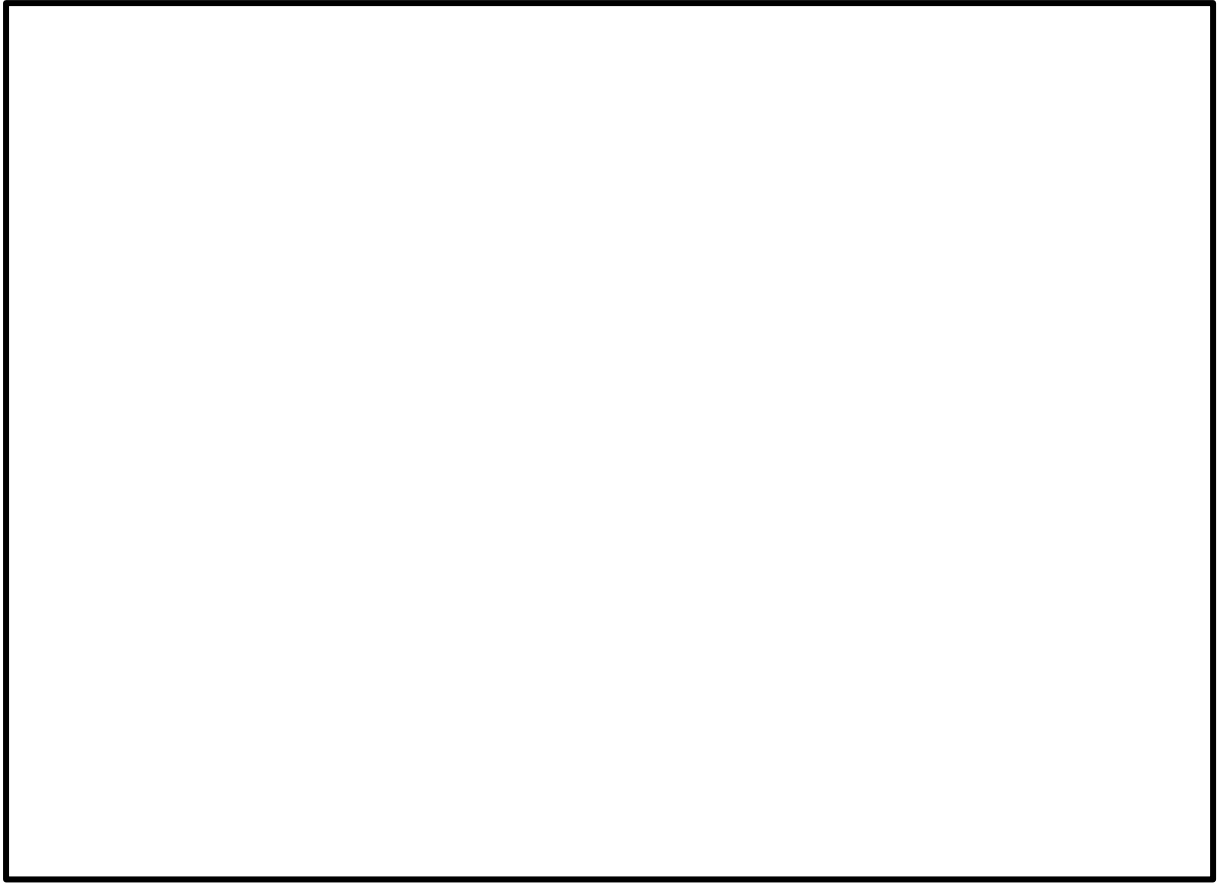


図 2-3 堰

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) 防水壁

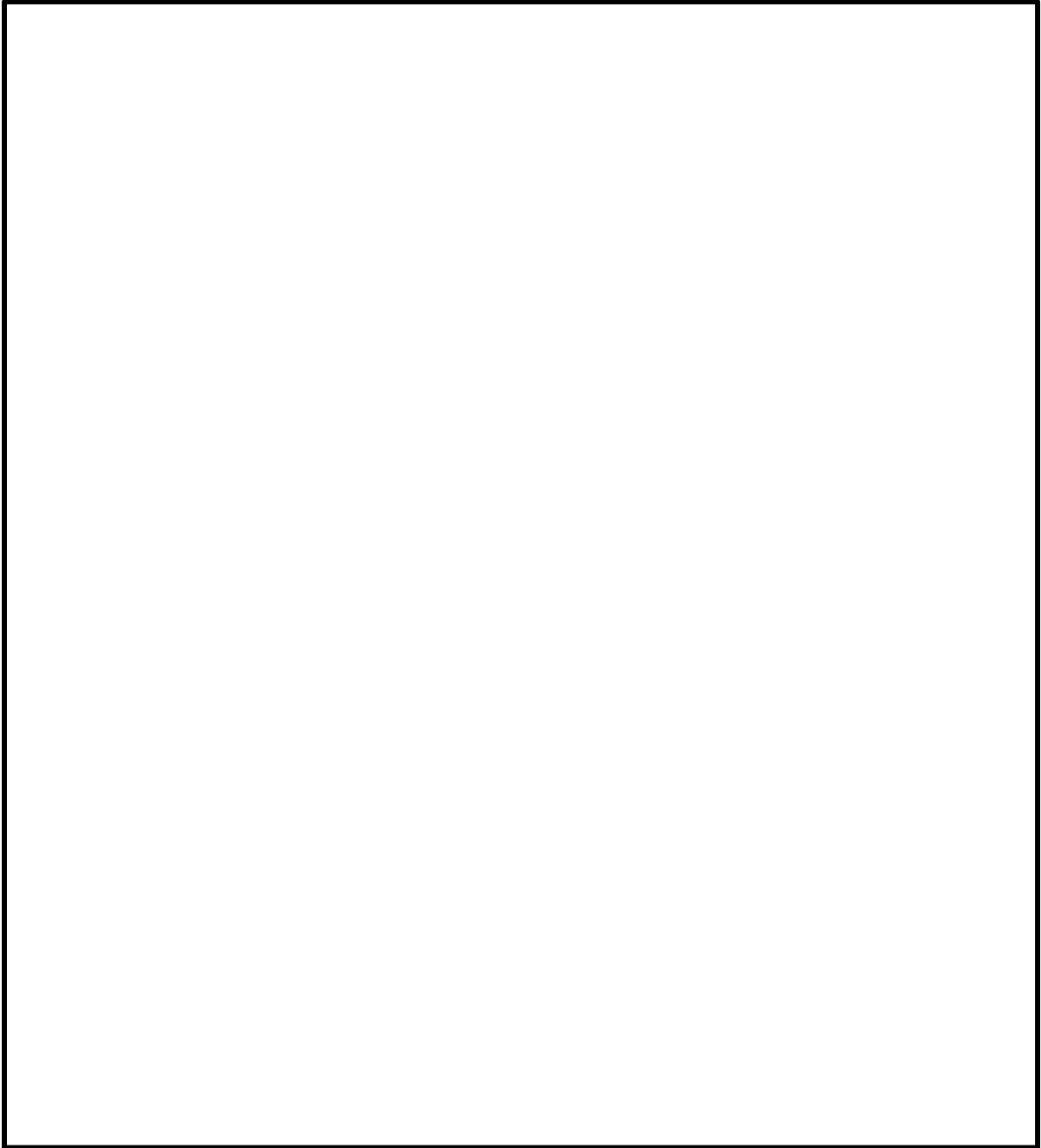


図 2-4 防水壁

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 逆止弁

種類	フロート式※ 配管フランジタイプ

図 2-5 逆止弁

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(5) 逆止弁

種類	フロート式※ 目皿タイプ

図 2-6 逆止弁

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(6) 貫通部止水処置

種類	シリコン

図 2-7 貫通部止水処置 (シリコン)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(7) 貫通部止水処置

種類	ラバーブーツ

図 2-8 貫通部止水処置 (ラバーブーツ)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(8) 貫通部止水処置

種類	モルタル
[Blank area for content]	

図 2-9 貫通部止水処置 (モルタル)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(9) 貫通部止水処置

種類	カバー付き防水板
[Blank area for diagram or image]	

図 2-10 カバー付き防水板

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(10) 被水カバー



図 2-11 被水カバー（例）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.1.2 排水措置

溢水防護対象設備を防護するため、排水設備を設置する。設備設置箇所一覧を表 2-2 に示す。

表 2-2 排水設備設置箇所一覧

設置場所	設置高さ (EL[m])	対象	箇所数
原子炉 建物	23.8	通水扉	2
	15.3	通水扉	2

2.1.2.1 排水設備の構造

排水設備の構造及び性能を図 2-12 に記す。

(1) 通水扉

種類	小扉フラップ型
主要寸法	開口サイズ 600mm×600mm
主要材料	溶融亜鉛めっき鋼板
通水性能	制限水位以下で開放すること
耐震性	基準地震動 S_s による地震力に対して機能維持

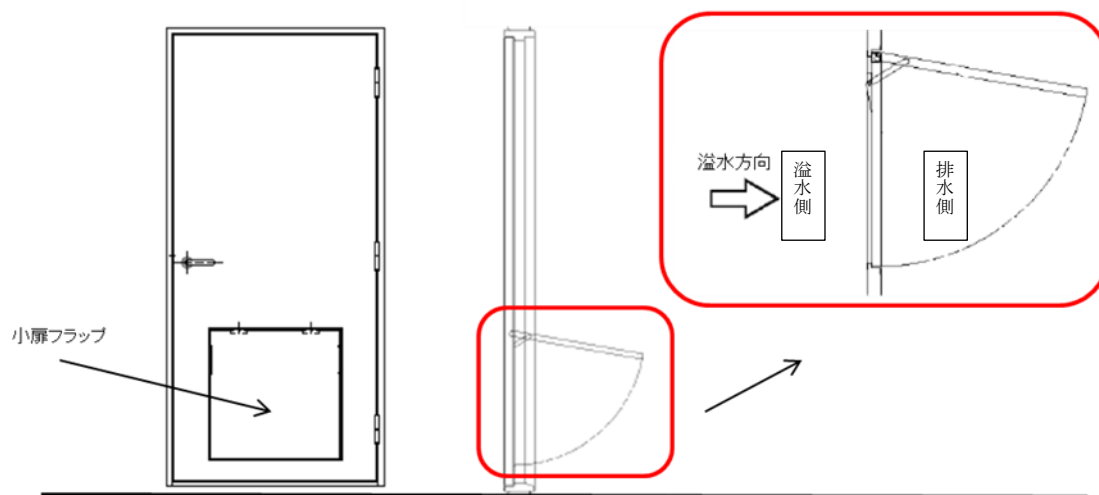


図 2-12 通水扉

2.1.3 溢水防護対策に用いる材料の選定について

建物の配管等貫通部については、貫通物の種類、温度等に応じて水密性のあるシール材の充填等による止水処理を実施する。建物の配管等貫通部における止水処理の例を表 2-3 に示す。

また、溢水防護対策に用いる材料の選定にあたっては、火災防護上、火災荷重を可能な限り低減させる配慮を行っている。具体的には、配管貫通部やケーブルトレイ貫通部、水密扉やハッチ、堰、防水壁等の止水に用いるシール材には不燃性又は難燃性の材料を選定する。

表 2-3 建物の配管等貫通部における止水処理（例）

貫通物	止水処理	施工内容		説明
		断面図	写真	
低温配管	モルタル	[断面図と写真の欄は図表として表示されず、施工内容の欄に統合されている]	[断面図と写真の欄は図表として表示されず、施工内容の欄に統合されている]	貫通スリーブと配管の間にモルタルを充填する
	シリコン			貫通スリーブと配管の間にシリコンを充填する
高温配管	ラバーブーツ			貫通スリーブと配管にラバーブーツの端部を固定する
	シリコン			貫通スリーブとケーブルトレイの間、ケーブルトレイ内にシリコンを充填する
電線管				電線管が接続するプルボックス内にシリコンを充填する

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.1.4 貫通部の止水対策の耐水圧性能及び地震時の健全性について

貫通部については止水対策が必要となる箇所に対して、シーリング材、ラバーブーツ及びモルタル施工を実施することとしており、これらの止水措置の耐水圧性能及び地震時の健全性を以下のとおり確認している。

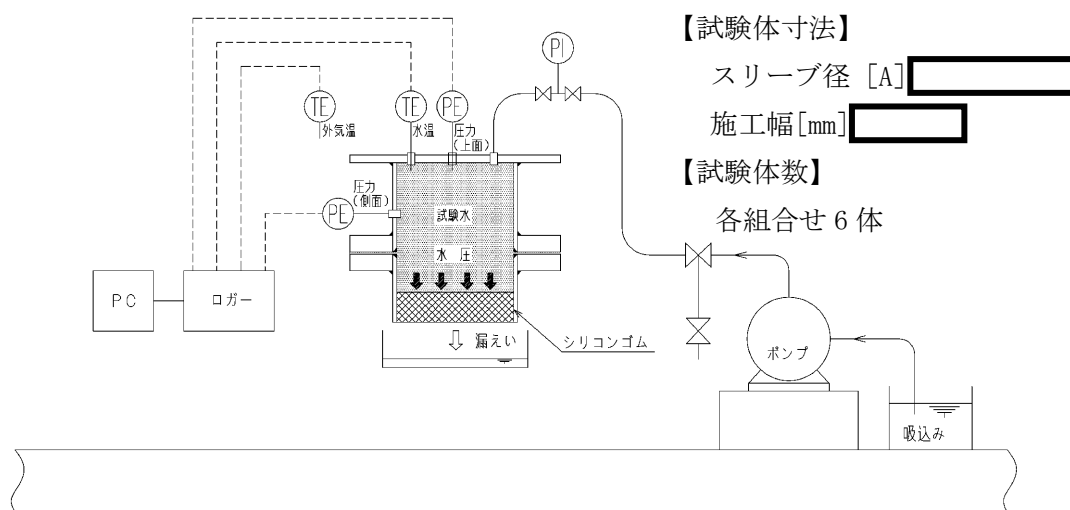
2.1.4.1 シーリング材、ラバーブーツ及びモルタルの止水性能について

(1) シーリング材

a. シリコン（配管貫通部）

配管貫通部の止水処理に用いるシリコンについては、図 2-13 に示す試験体による耐圧試験により止水性能を確認した。なお、保守的に試験体には配管を模擬していない。

本試験において得られたシリコンの許容耐圧値は [] (試験体 6 体のうち最も低い破壊限界値) であり、約 [] の静水圧に相当することから、止水性能は確保できる。



【試験方法】

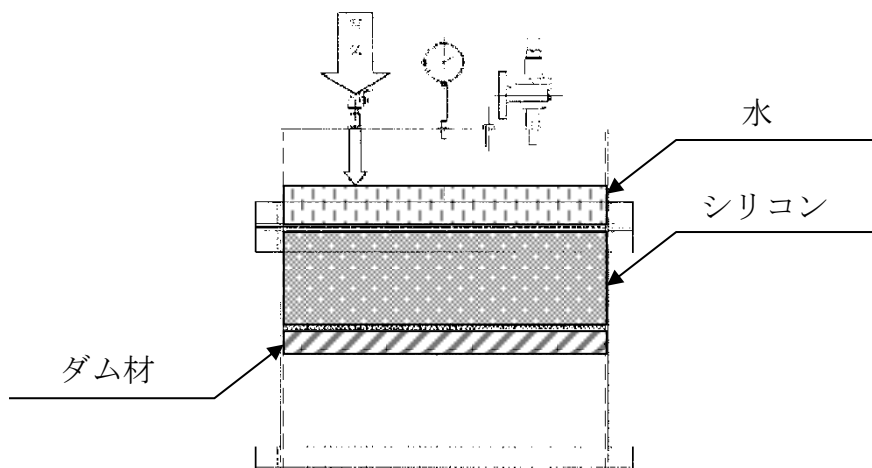
試験装置に注水後、水により加圧
試験圧力 []，保持時間 15 分

図 2-13 試験体形状

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. シリコン（ケーブルトレイ，電線管）

ケーブルトレイ，電線管の止水処理に用いるシリコンについては，図2-14に示すとおり，試験圧力0.15MPa（静水圧15m相当）で継続加圧した結果，漏えいは認められなかったため，止水性能は十分に確保できる。



【試験条件】

シリコン充填高さ：

【試験方法】

試験装置に注水後，空気により加圧
試験圧力（0.15MPa），保持時間72時間

図2-14 試験装置全体図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) ラバーブーツ

配管貫通部の止水処理に用いるラバーブーツについては、耐圧試験によって耐水性を確認し、配管貫通部に要求される耐水性を満足するものを使用する。

図 2-15 に示す試験体による耐圧試験により止水性能を確認した。試験体の諸元及び試験結果を表 2-4、2-5 に示す。

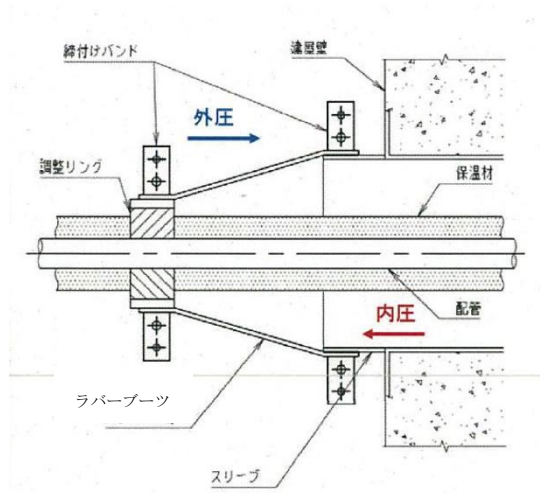


図 2-15 試験装置全体図

表 2-4 試験体諸元・試験結果 (型式 1)

No.	呼び寸法		許容耐圧値 [MPa]	
	配管径 [A]	スリーブ径 [A]	内圧	外圧
1	[Redacted]		0.04	0.03
2			0.03	0.02

表 2-5 試験体諸元・試験結果※ (型式 2)

No.	呼び寸法		許容耐圧値 [MPa]	
	配管径 [A]	スリーブ径 [A]	内圧	外圧
1	[Redacted]		0.20	0.20
2			0.20	0.20
3			0.20	-

※ 「原子カプラントにおける貫通部シール水密性能検証試験」 (三菱重工業株式会社) より抜粋

【試験方法】

ラバーブーツ内側・外側から水により加圧

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) モルタル

貫通部の止水処理に用いるモルタルについては、以下のとおり静水圧に対し十分な耐性を有していることを確認している。モルタルの評価概要を図 2-16 に示す。

【検討条件】

- ・スリーブ径：D [mm]
- ・モルタルの充填深さ：L [mm]
- ・配管径：d [mm]
- ・モルタル許容付着強度※：2.0 [N/mm²]
- ・静水圧：0.2 [N/mm²]（保守的に 20m 相当の静水圧を想定）

※「鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説 2010」による。

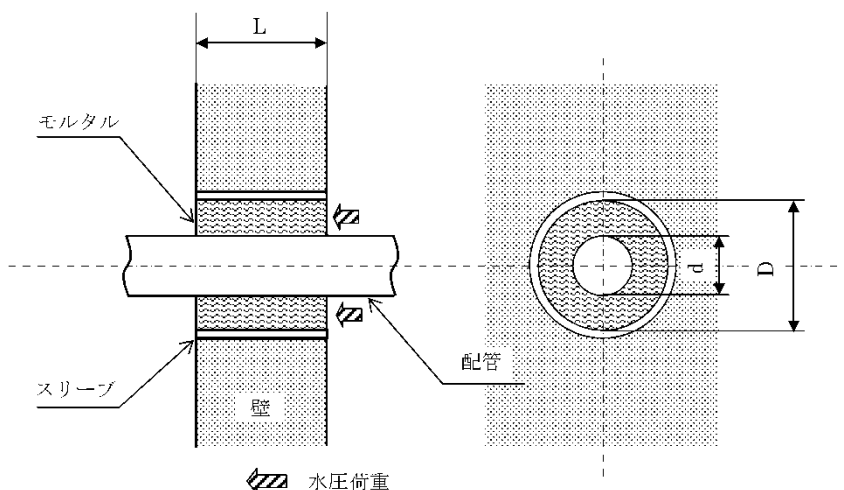


図 2-16 モルタル評価概要図

① モルタル部分に作用する水圧荷重 (P1)

静水圧がモルタル部分に作用したときに生じる荷重は以下のとおり。

$$P1 [N] = 0.2 [N/mm^2] \times (\pi \times (D^2 - d^2) / 4) [mm^2]$$

② モルタルの許容付着荷重 (P2)

静水圧がモルタル部分に作用したときに、モルタルが耐える限界の付着荷重は以下のとおり。

$$P2 [N] = 2.0 [N/mm^2] \times (\pi \times (D + d) \times L) [mm^2]$$

モルタルの付着強度は、付着面積及び充填深さに比例するため、ここでは、保守的に貫通部に配管がない状態 (d=0) を想定し評価を行った。

静水圧に対して止水性能を確保するためには、 $P1 \leq P2$ であるため、以下のように整理できる。

$$0.03 \times D \text{ [mm]} \leq L \text{ [mm]}$$

上式より、モルタル施工箇所が止水性能を発揮するためには、貫通スリーブ径の3%以上の充填深さが必要である。例えば400mmの貫通スリーブに対して、約12mm以上の充填深さが必要であるが、実機における対象貫通部の最小厚さ200mmに対し、モルタルは壁厚さと同程度の厚さで充填されていることを踏まえると、止水性能は十分に確保できる。

2.1.4.2 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

シリコンは伸縮性に優れたシール材であり、また、ラバーブーツについては、配管等の変位追従性に優れた構造となっていることから、地震によりシール材及びラバーブーツの健全性が損なわれることはない。

(2) モルタル

モルタルを充填した貫通部のうち配管口径100A以下かつモルタル充填深さ500mm以上のものについては、配管口径100A及びモルタル充填深さ500mmを代表ケースとして、また、配管口径が100Aを超えるか、又はモルタル充填深さが500mm未満のものについては個々の配管口径及びモルタル充填深さによる評価を行い、表2-6のとおり基準地震動 S_s による地震力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した。

表 2-6 貫通部に発生する荷重とモルタルの許容荷重

評価 ケース	配管口径 [A]	モルタル 充填深さ [mm]	圧縮荷重評価		付着荷重評価	
			発生荷重 [kN]	許容荷重 ^{※2} [kN]	発生荷重 [kN]	許容荷重 ^{※2} [kN]
代表						
個別 ^{※1}						

※1 代表ケースに包含されないもののうち、裕度が最小のものを記載。

※2 「鉄筋コンクリート構造計画基準・同解説2010」による。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.1.5 止水設備及び排水設備が内部火災影響評価に与える影響について

止水及び排水設備の主要材料は鋼板等の金属材料であるが、水密扉に内包するグリス等の可燃性材料を一部使用している。ただし、これらの可燃性材料は微量であり、内部火災影響評価で用いる各区画の等価時間（発熱量と火災荷重より算出）に十分包含されるため、止水及び排水設備の新規設置により、内部火災影響評価へ影響を与えない。また、止水設備の設置箇所と内部火災対策で設置する耐火壁（貫通部シール、防火扉及び防火ダンパ）の設置箇所が重複する場合は、止水及び耐火の両方の性能を満足できるように設備を設置する。具体例としては水密扉と防火扉の両方を設置する対策があり、図 2-17 に原子炉建物地下 1 階の設置箇所を示す。

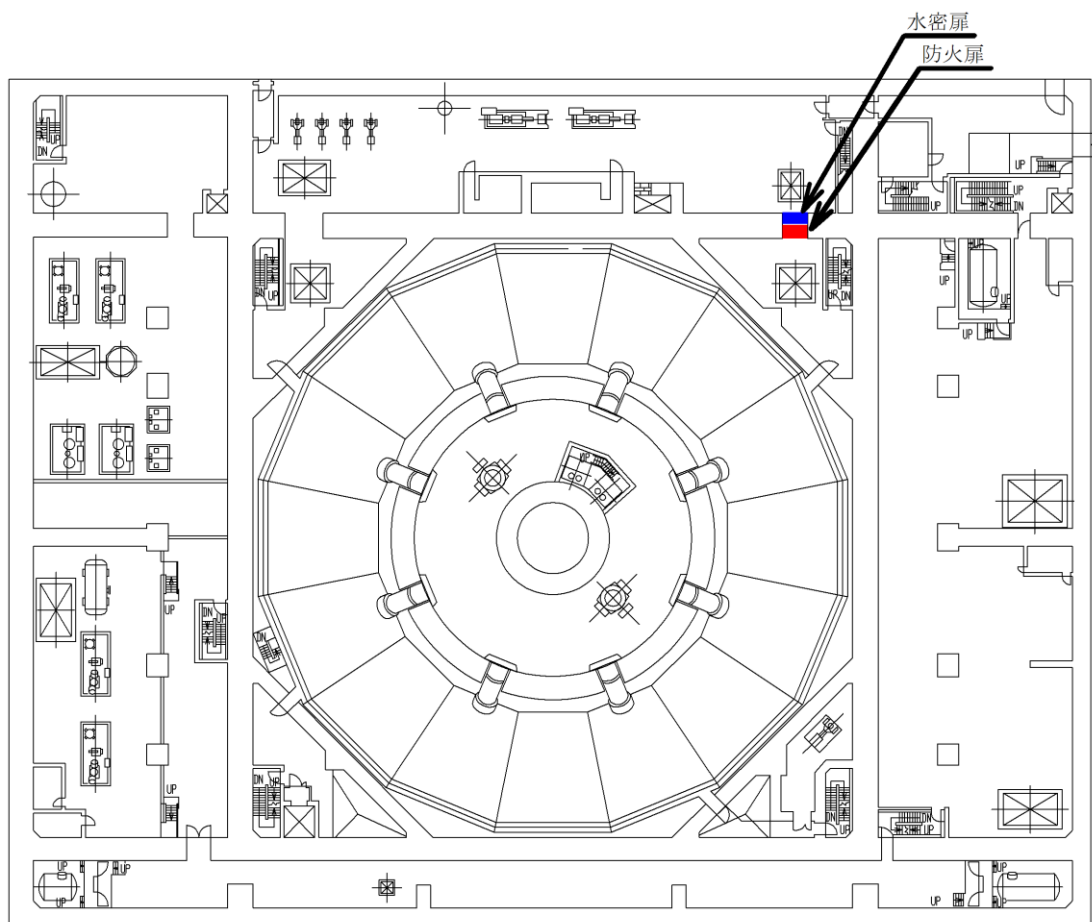


図 2-17 止水設備と耐火壁の重複設置の例
(原子炉建物地下 1 階)

2.2 溢水防護対策設備設置箇所

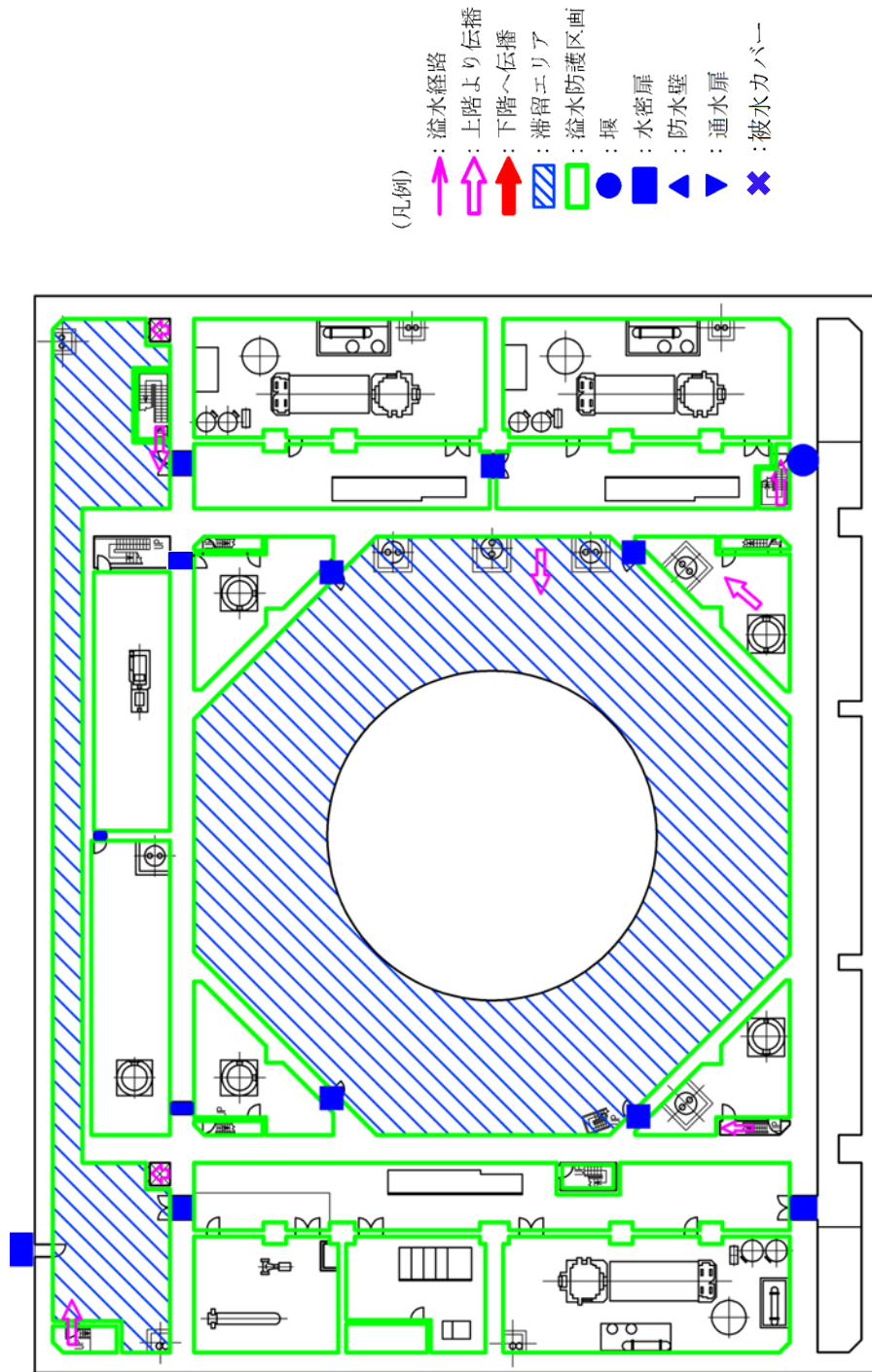
2.2.1 溢水防護対策設備設置箇所（貫通部止水処置除く）

貫通部止水処置を除いた溢水防護対策設備の設置箇所を図 2-18～39 に示す。

2.2.2 貫通部止水処置の施工対象範囲

貫通部止水処置の施工対象となる壁面及び床面を以下の図 2-40～61 に示す。

PN



EL1300

図 2-18 原子炉建物地下 2 階 溢水防護対策設備設置箇所

PN

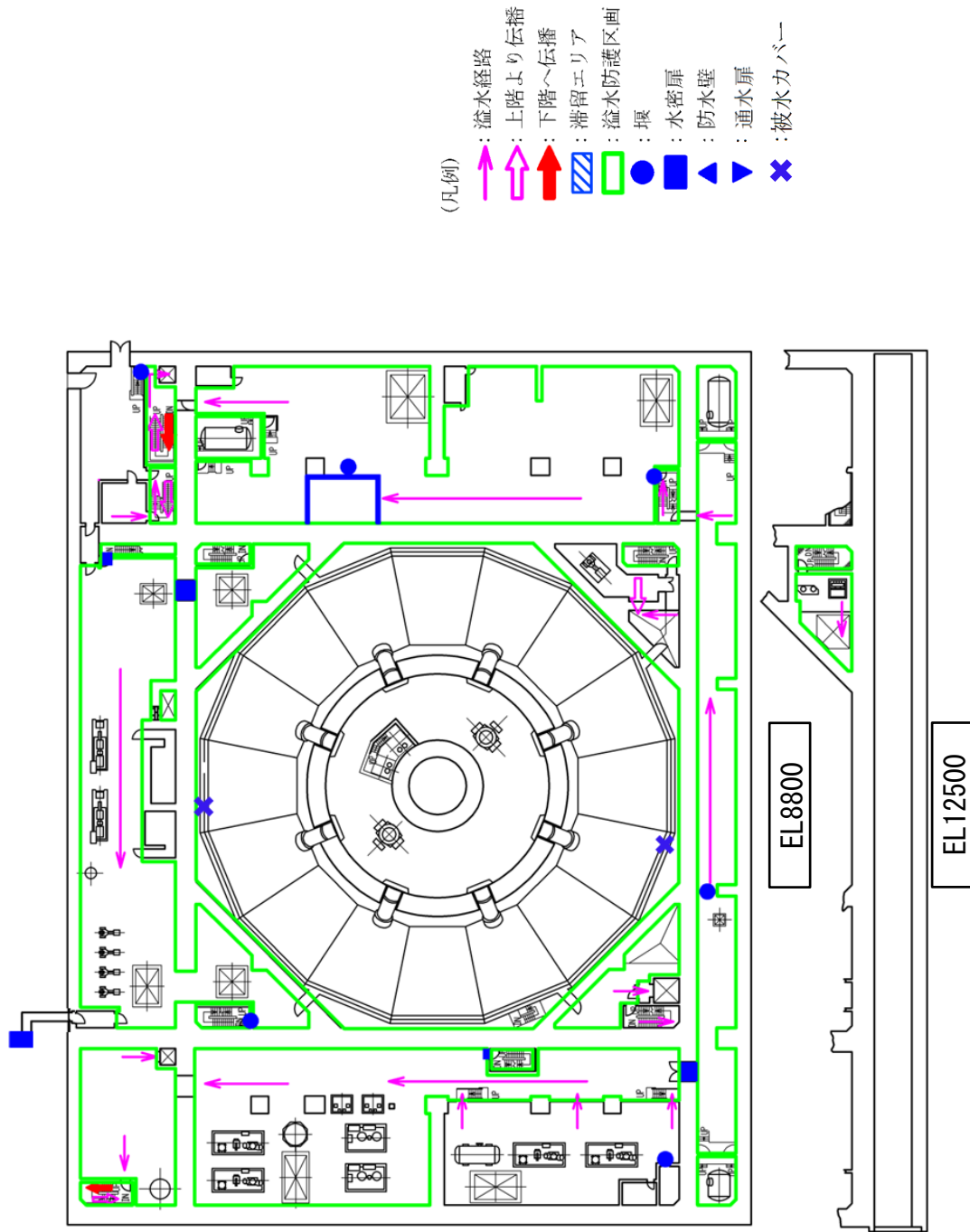


図 2-19 原子炉建物地下 1 階 溢水防護対策設備設置箇所

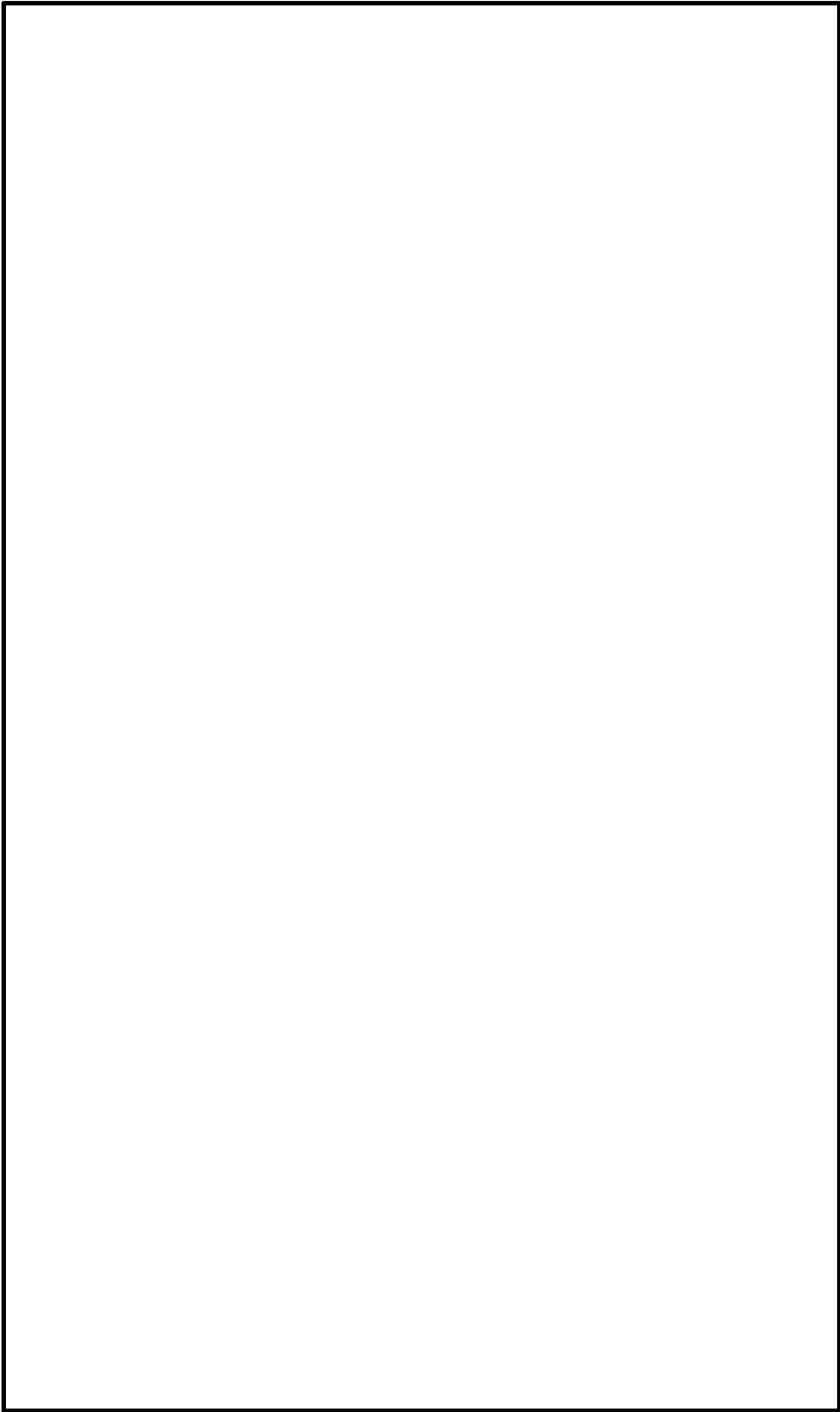


図 2-20 原子炉建物 1 階 溢水防護対策設備設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PN

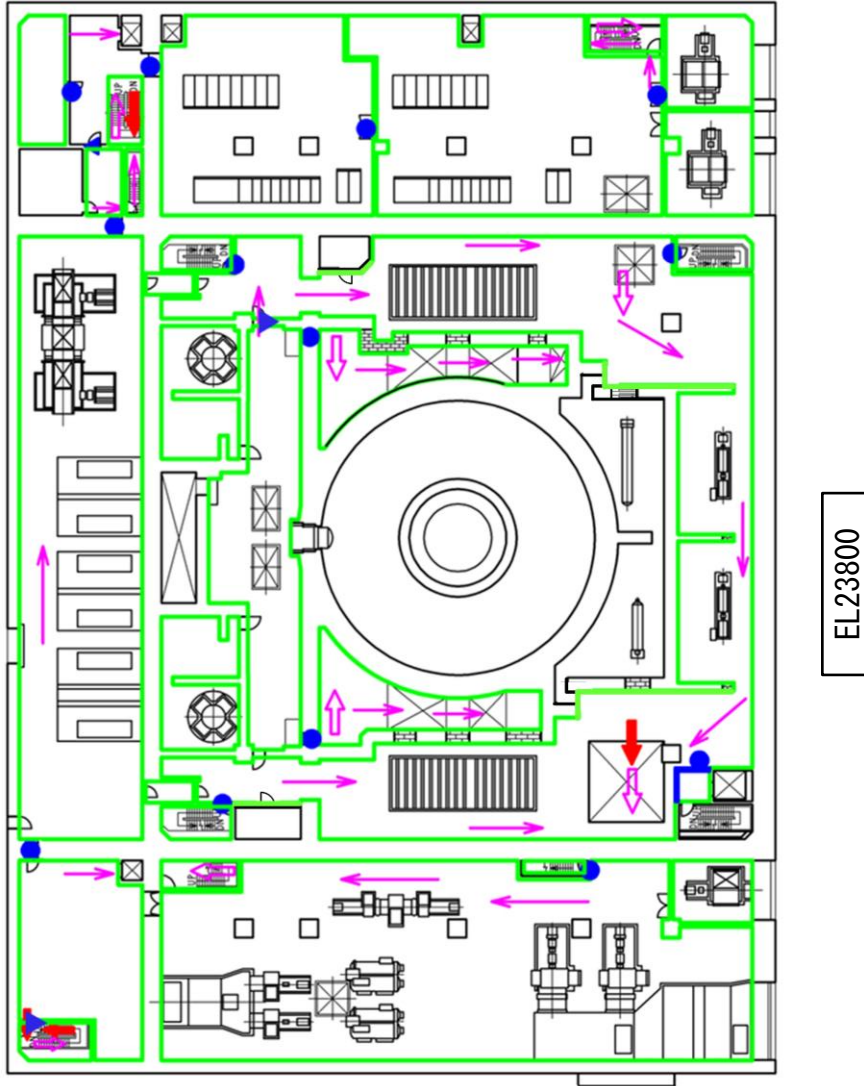
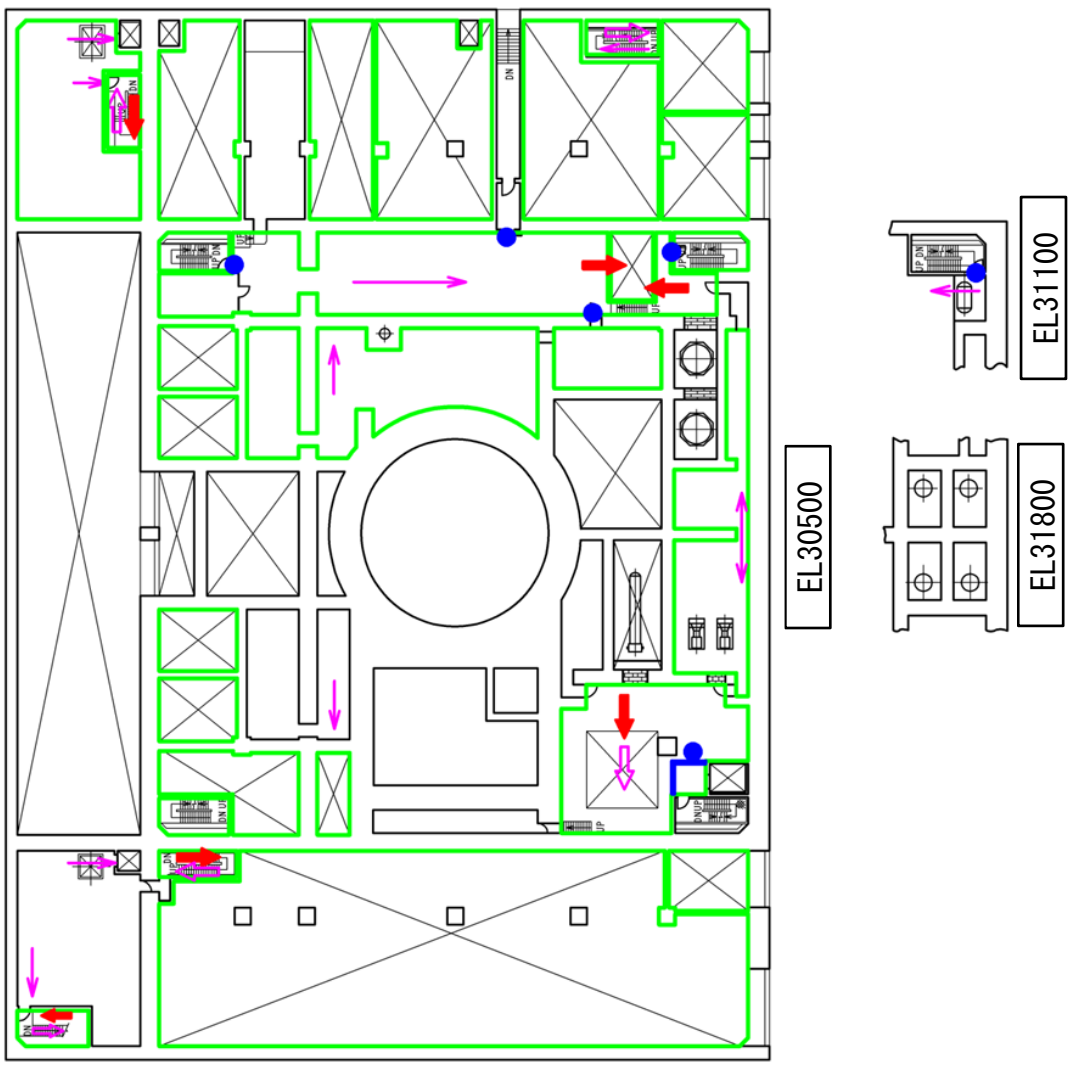



図 2-21 原子炉建物 2 階 溢水防護対策設備設置箇所

PN 













- (凡例)
-  : 溢水経路
 -  : 上階より伝播
 -  : 下階へ伝播
 -  : 滞留エリア
 -  : 溢水防護区画
 -  : 堰
 -  : 水密扉
 -  : 防水壁
 -  : 通水扉
 -  : 被水カーバー

図 2-22 原子炉建物中 2 階 溢水防護対策設備設置箇所

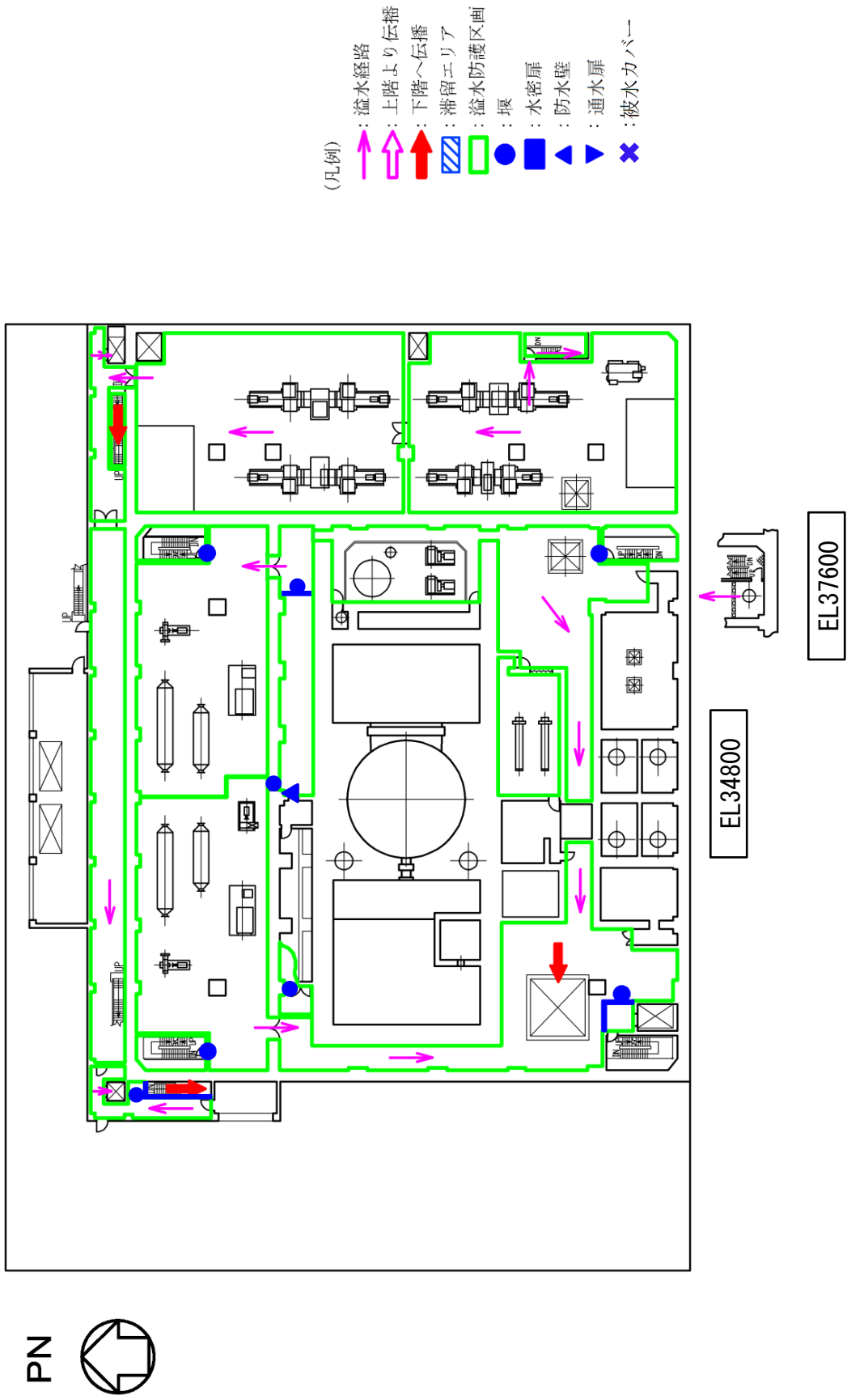
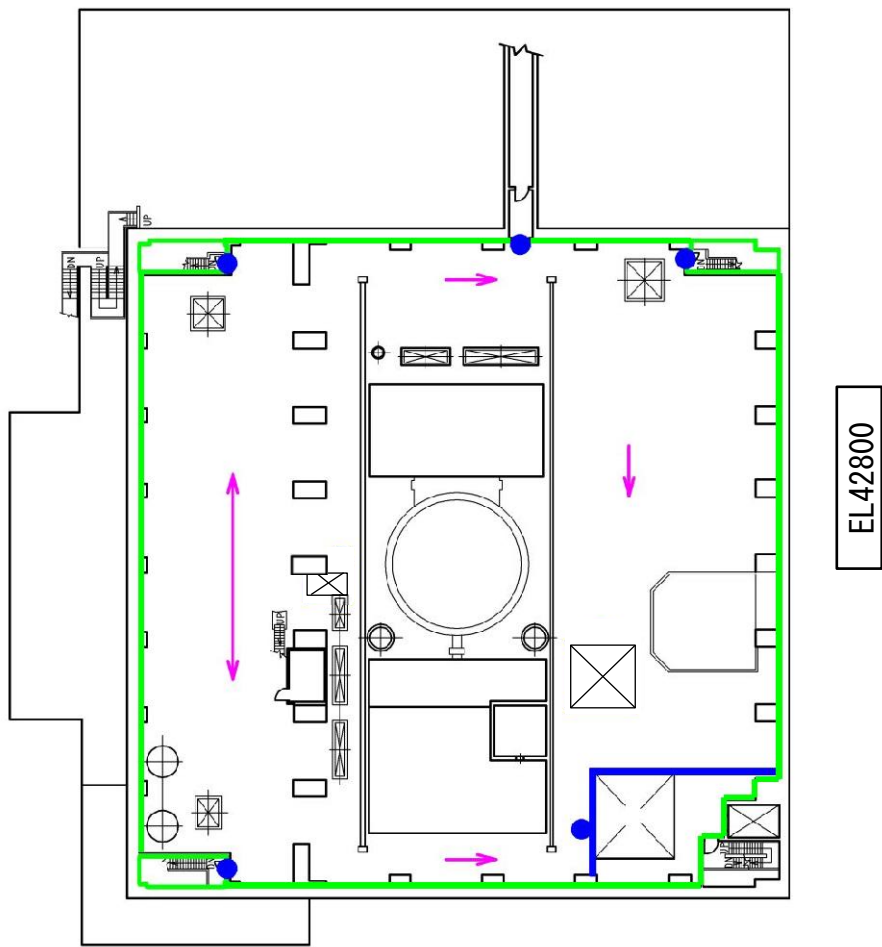


図 2-23 原子炉建物 3 階 溢水防護対策設備設置箇所

PN



- (凡例)
- ↑ : 溢水経路
 - ↑ : 上階より伝播
 - ↑ : 下階へ伝播
 - (斜線) : 滞留エリア
 - (緑) : 溢水防護区画
 - (青) : 堰
 - (青) : 水密扉
 - ▲ (青) : 防水壁
 - ▼ (青) : 通水扉
 - ✕ (青) : 被水カカバー

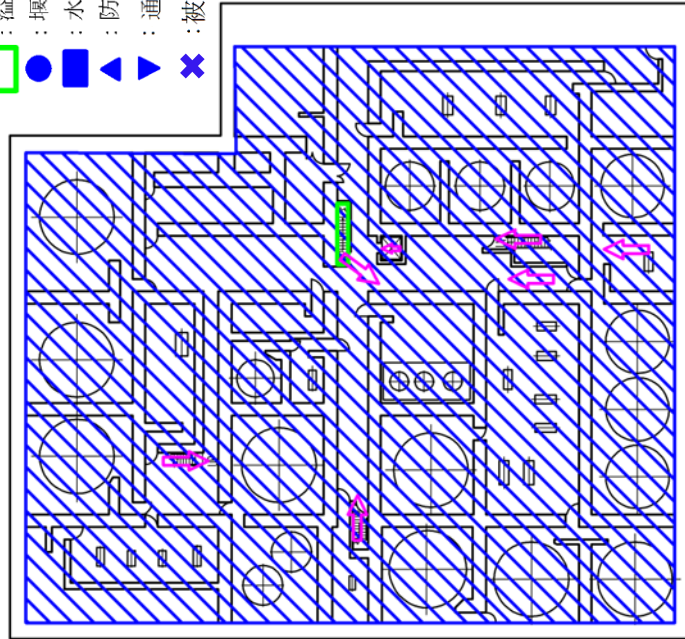
図 2-24 原子炉建物 4 階 溢水防護対策設備設置箇所

PN



(凡例)

- ↑ : 溢水経路
- ↑ : 上階より伝播
- ↑ : 下階へ伝播
- ▨ : 滞留エリア
- ▭ : 溢水防護区画
- : 堰
- : 水密扉
- ▲ : 防水壁
- ▼ : 通水扉
- ✕ : 被水カバ-



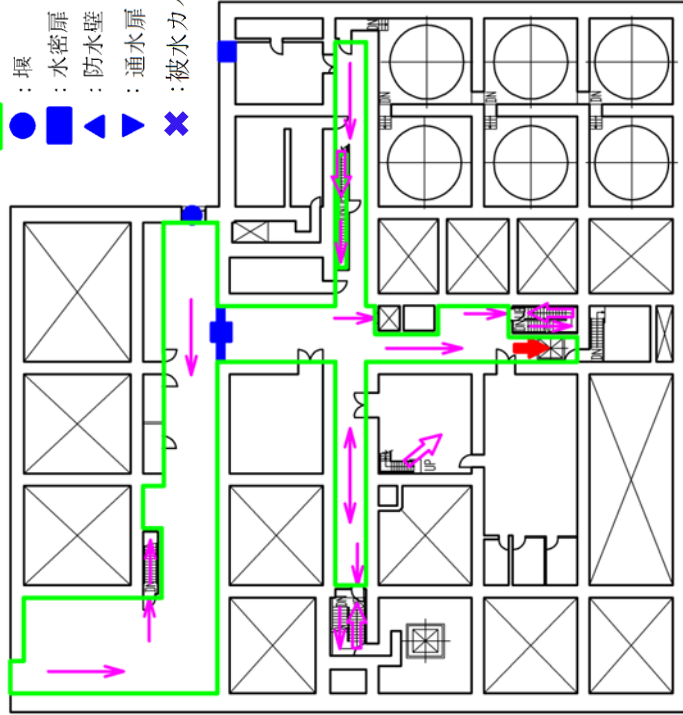
EL3000

PN



(凡例)

- ↑ : 溢水経路
- ↑ : 上階より伝播
- ↑ : 下階へ伝播
- ▨ : 滞留エリア
- ▭ : 溢水防護区画
- : 堰
- : 水密扉
- ▲ : 防水壁
- ▼ : 通水扉
- ✕ : 被水カバ-



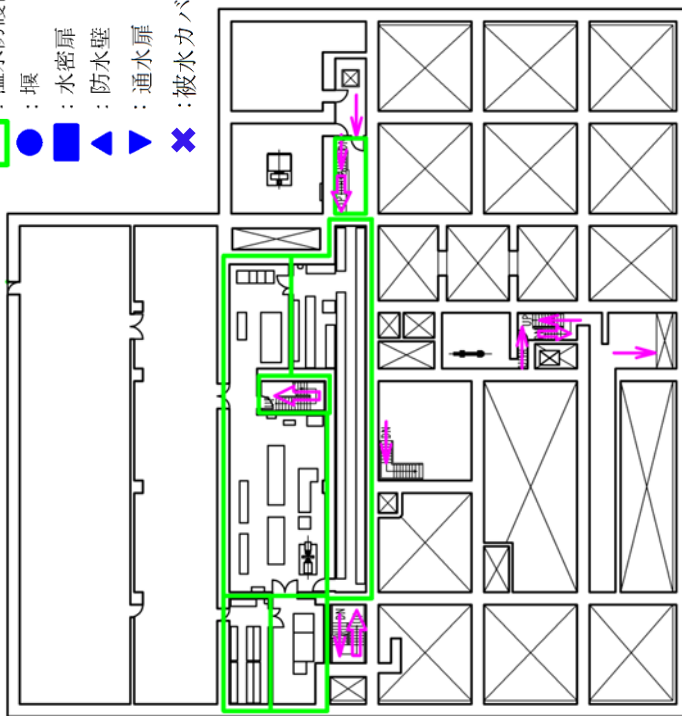
EL8800

図 2-25 廃棄物処理建物地下 2 階 溢水防護対策設備設置箇所 図 2-26 廃棄物処理建物地下 1 階 溢水防護対策設備設置箇所

PN



- (凡例)
- : 溢水経路
 - : 上階より伝播
 - : 下階へ伝播
 - : 滞留エリア
 - : 溢水防護区画
 - : 堰
 - : 水密扉
 - : 防水壁
 - : 通水扉
 - : 被水カバー



EL12300



図 2-27 廃棄物処理建物地下中 1 階 溢水防護対策設備設置箇所 図 2-28 廃棄物処理建物 1 階 溢水防護対策設備設置箇所

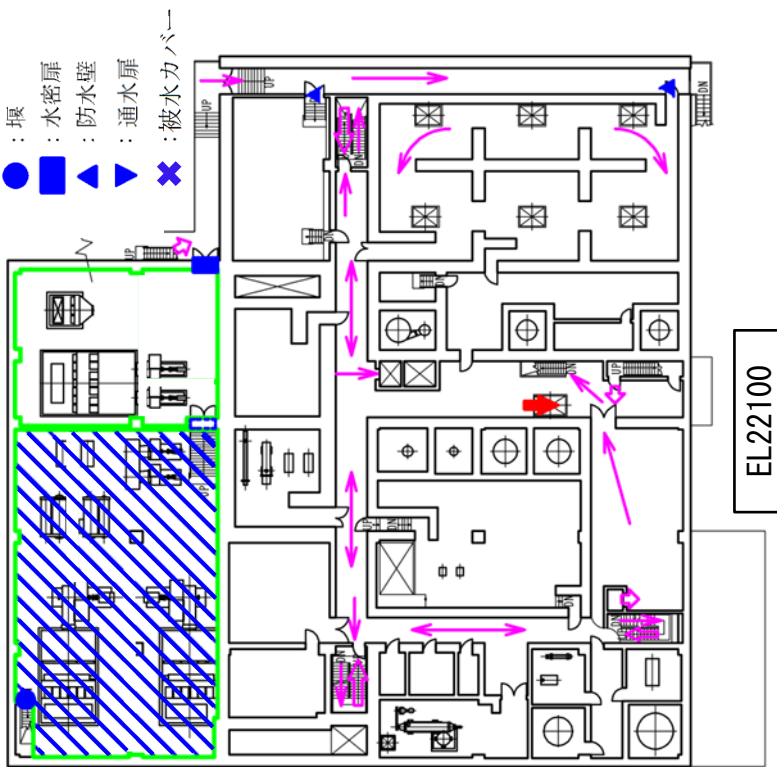
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PN



(凡例)

- ↑ : 溢水経路
- ↑ : 上階より伝播
- ↑ : 下階へ伝播
- ▨ : 滞留エリア
- : 溢水防護区画
- : 環
- : 水密扉
- ▲ : 防水壁
- ▼ : 通水扉
- ✕ : 被水カバー



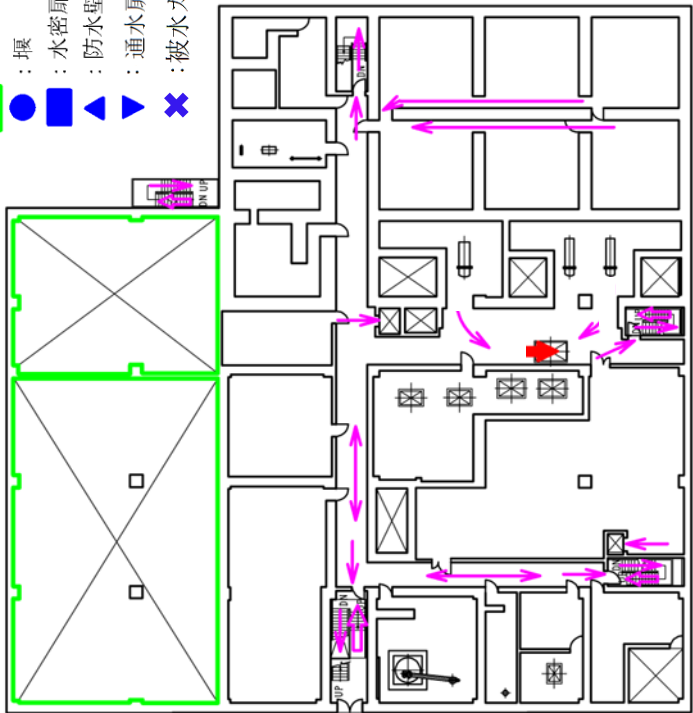
EL22100

PN



(凡例)

- ↑ : 溢水経路
- ↑ : 上階より伝播
- ↑ : 下階へ伝播
- ▨ : 滞留エリア
- : 溢水防護区画
- : 環
- : 水密扉
- ▲ : 防水壁
- ▼ : 通水扉
- ✕ : 被水カバー



EL26700

図 2-29 廃棄物処理建物 2 階 溢水防護対策設備設置箇所

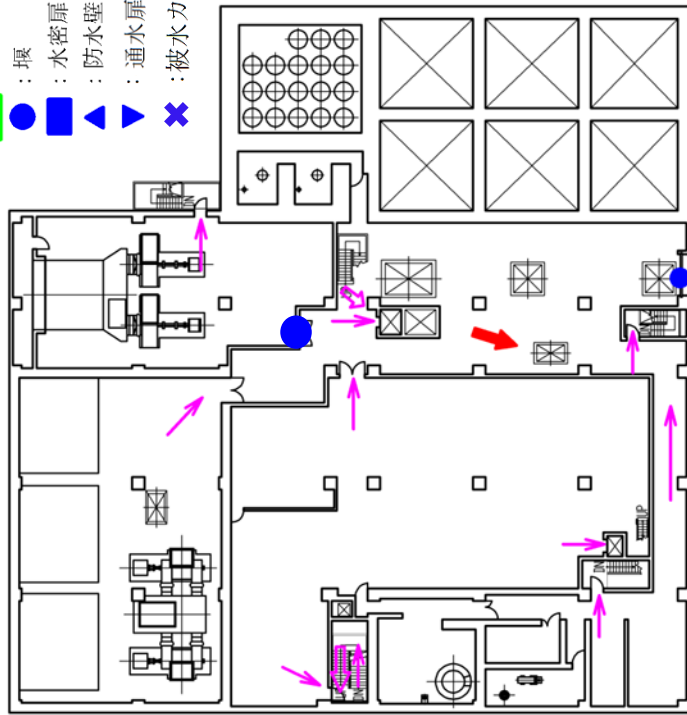
図 2-30 廃棄物処理建物 3 階 溢水防護対策設備設置箇所

PN



(凡例)

- ↑ : 溢水経路
- ↑ : 上階より伝播
- ↑ : 下階へ伝播
- ▨ : 滞留エリア
- ▭ : 溢水防護区画
- : 堰
- : 水密扉
- ▲ : 防水壁
- ▼ : 通水扉
- ✕ : 被水カバー



EL32000

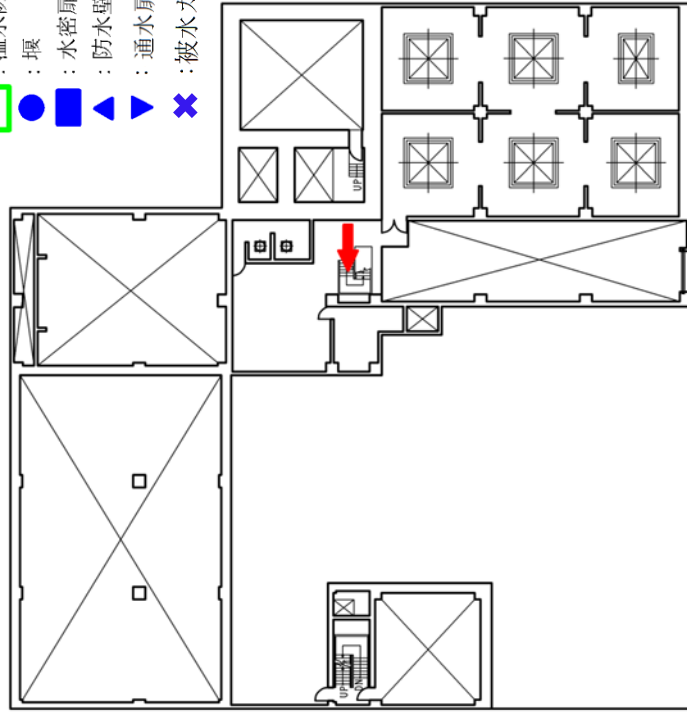
図 2-31 廃棄物処理建物 4 階 溢水防護対策設備設置箇所

PN



(凡例)

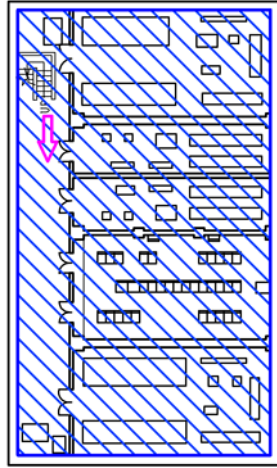
- ↑ : 溢水経路
- ↑ : 上階より伝播
- ↑ : 下階へ伝播
- ▨ : 滞留エリア
- ▭ : 溢水防護区画
- : 堰
- : 水密扉
- ▲ : 防水壁
- ▼ : 通水扉
- ✕ : 被水カバー



EL37500

図 2-32 廃棄物処理建物 5 階 溢水防護対策設備設置箇所

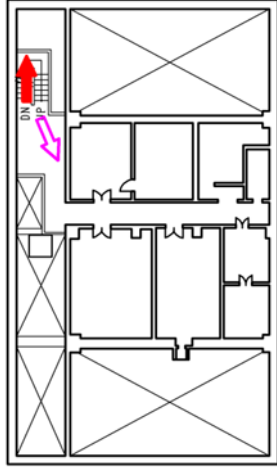
PN



- (凡例)
- ↑ : 溢水経路
 - ↑ : 上階より伝播
 - ↑ : 下階へ伝播
 - ▨ : 滞留エリア
 - ▨ : 溢水防護区画
 - : 堰
 - : 水密扉
 - ▲ : 防水壁
 - ▼ : 通水扉
 - ✖ : 被水カバー

EL1600

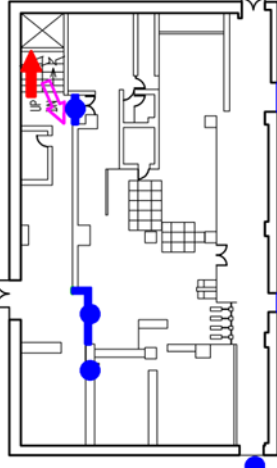
PN



- (凡例)
- ↑ : 溢水経路
 - ↑ : 上階より伝播
 - ↑ : 下階へ伝播
 - ▨ : 滞留エリア
 - ▨ : 溢水防護区画
 - : 堰
 - : 水密扉
 - ▲ : 防水壁
 - ▼ : 通水扉
 - ✖ : 被水カバー

EL5300

PN



- (凡例)
- ↑ : 溢水経路
 - ↑ : 上階より伝播
 - ↑ : 下階へ伝播
 - ▨ : 滞留エリア
 - ▨ : 溢水防護区画
 - : 堰
 - : 水密扉
 - ▲ : 防水壁
 - ▼ : 通水扉
 - ✖ : 被水カバー

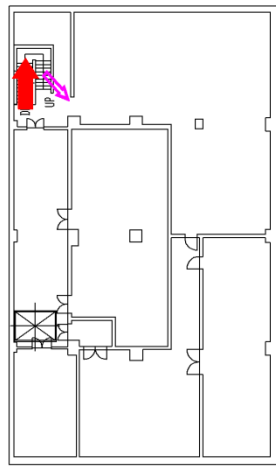
EL8800

図2-33 制御室建物1階 溢水防護対策設備設置箇所

図2-34 制御室建物中2階 溢水防護対策設備設置箇所

図2-35 制御室建物2階 溢水防護対策設備設置箇所

PN



EL12800

- (凡例)
- ↑ : 漏水経路
 - ↑ : 上階より伝播
 - ↑ : 下階へ伝播
 - ↑ : 滞留エリア
 - : 漏水防護区画
 - : 堰
 - : 水密扉
 - ▲ : 防水壁
 - ▼ : 通水扉
 - ✕ : 被水カバー

図 2-36 制御室建物 3 階 漏水防護対策設備設置箇所



図 2-37 制御室建物 4 階 漏水防護対策設備設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

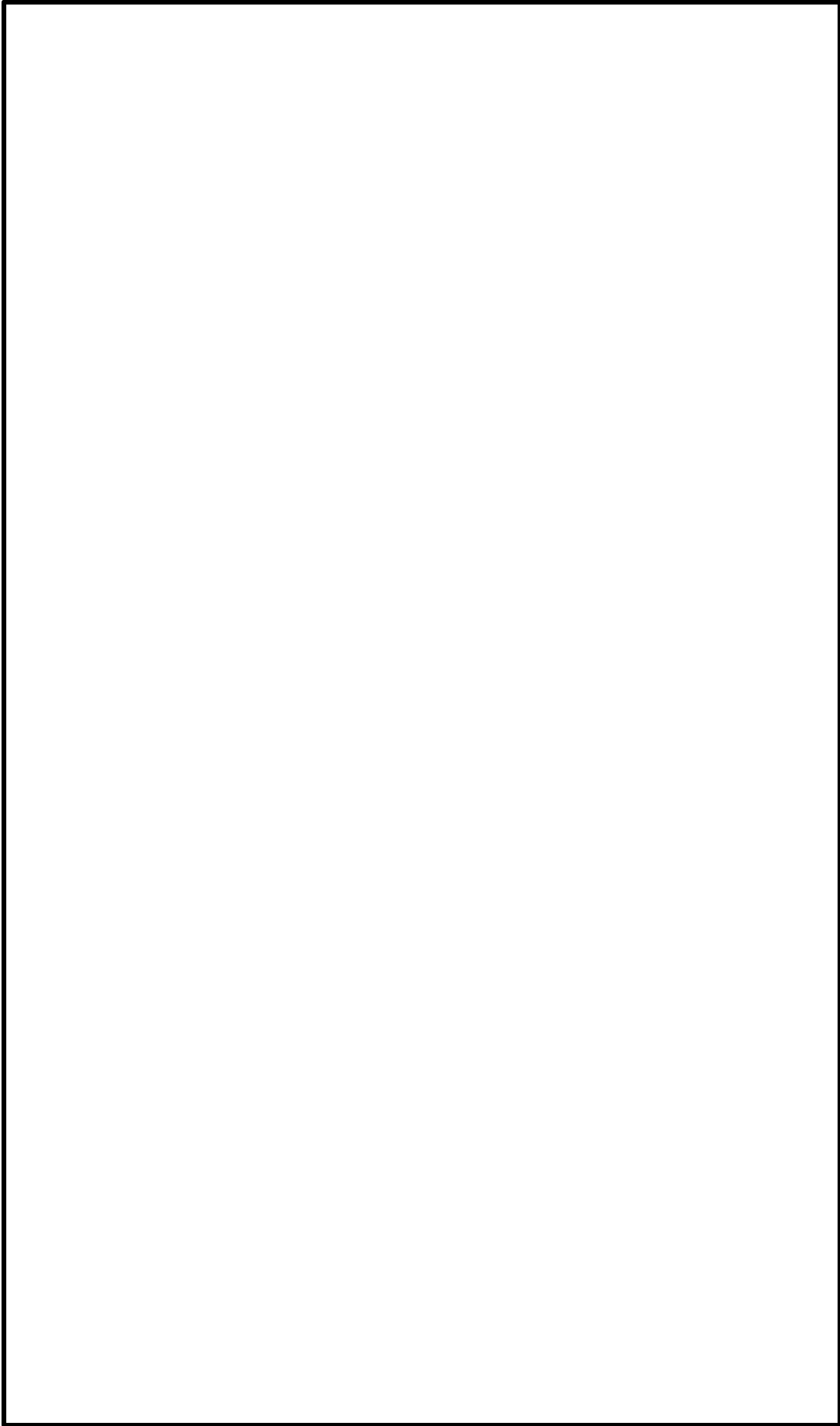


図 2-38 取水槽 溢水防護対策設備設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

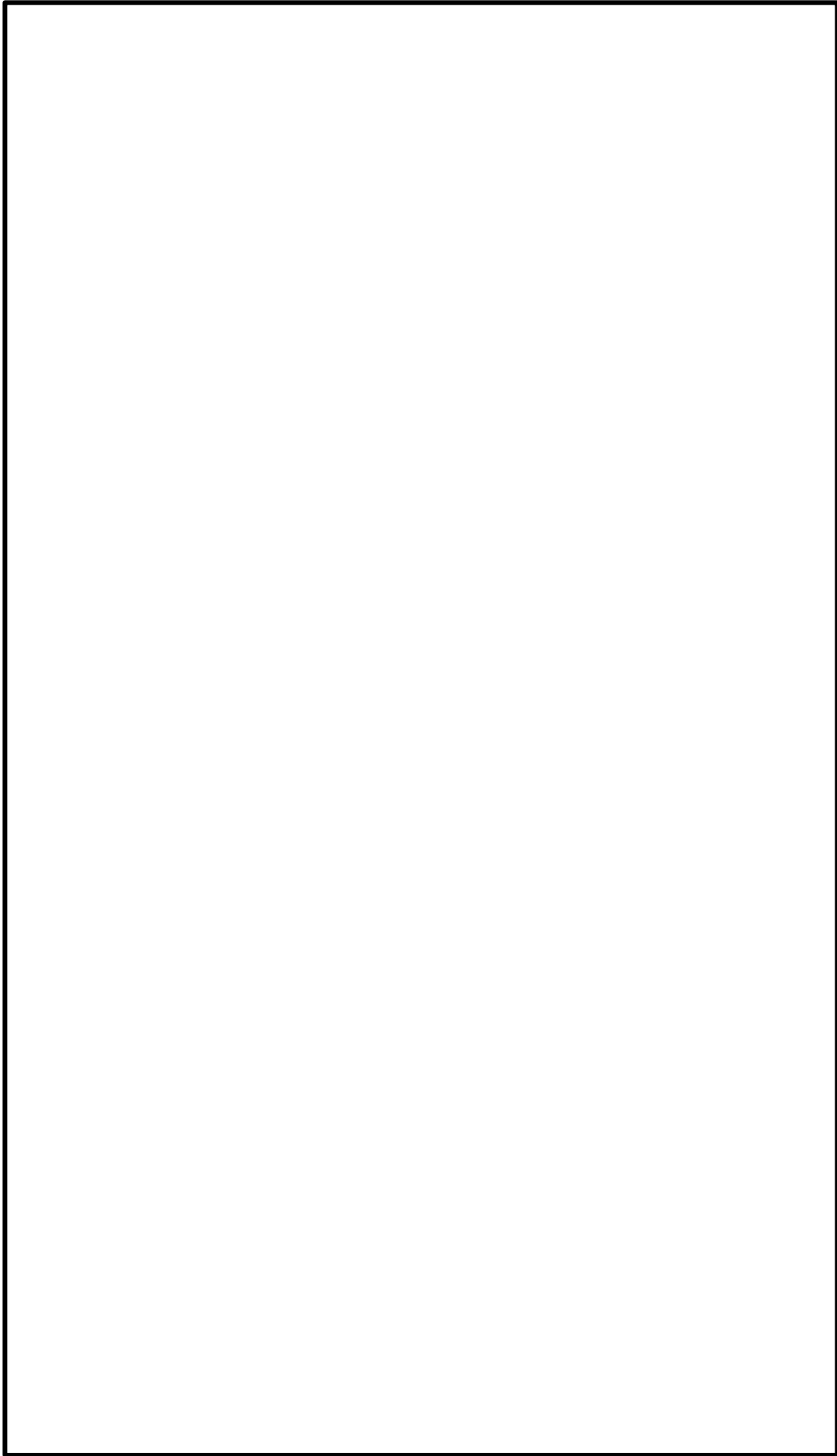


図 2-39 排気筒エリア 溢水防護対策設備設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

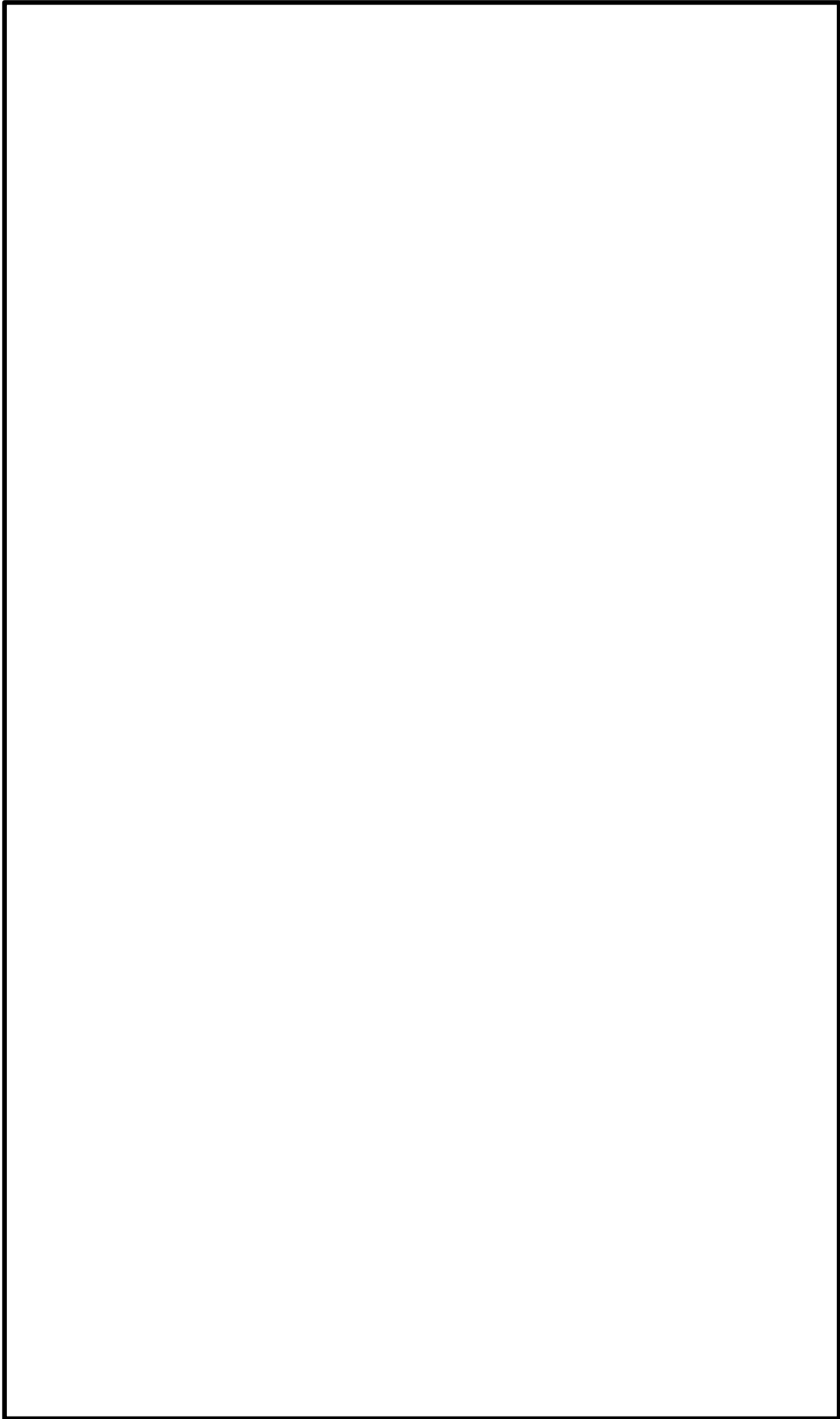


図 2-40 原子炉建物地下 2 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

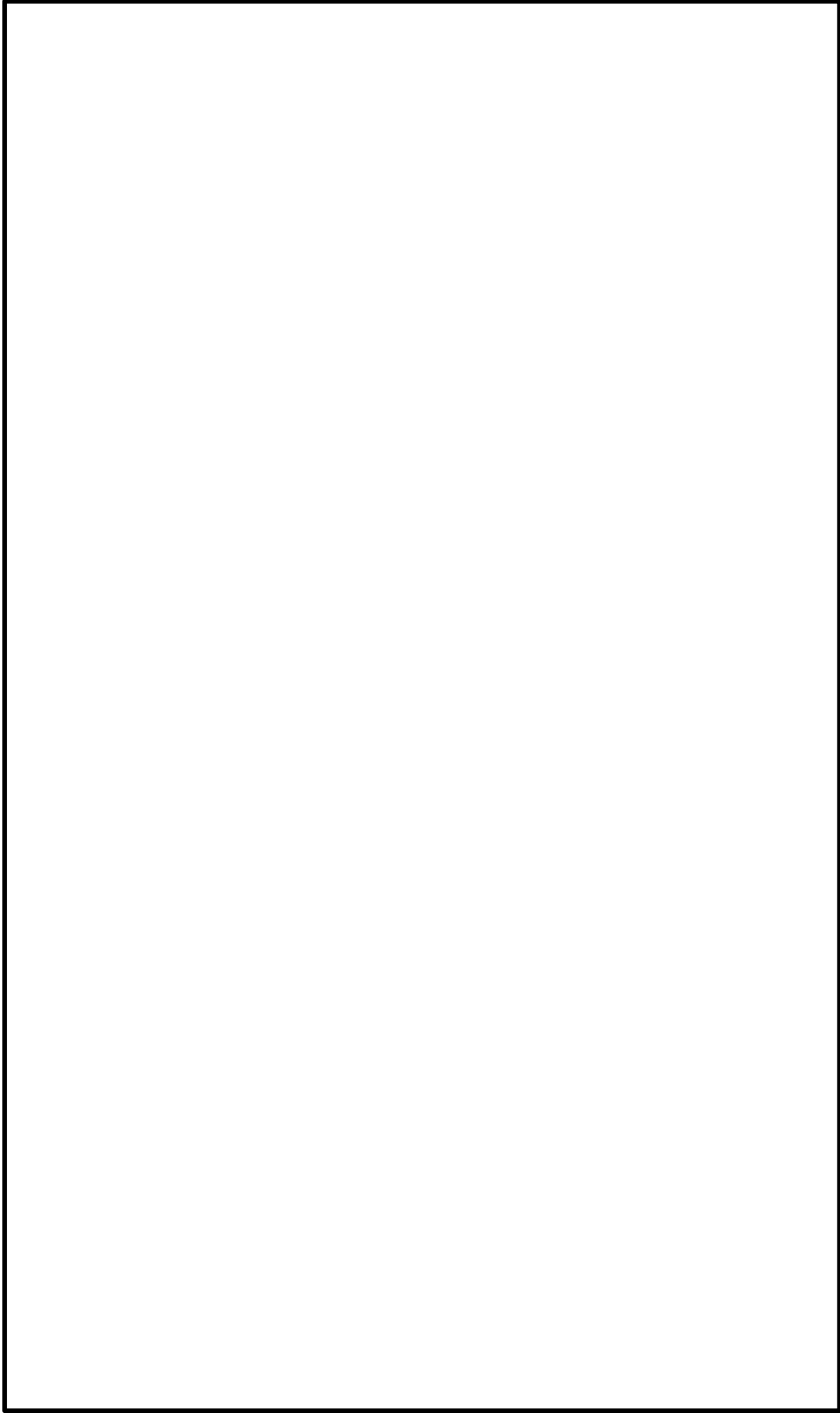


図 2-41 原子炉建物地下 1 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

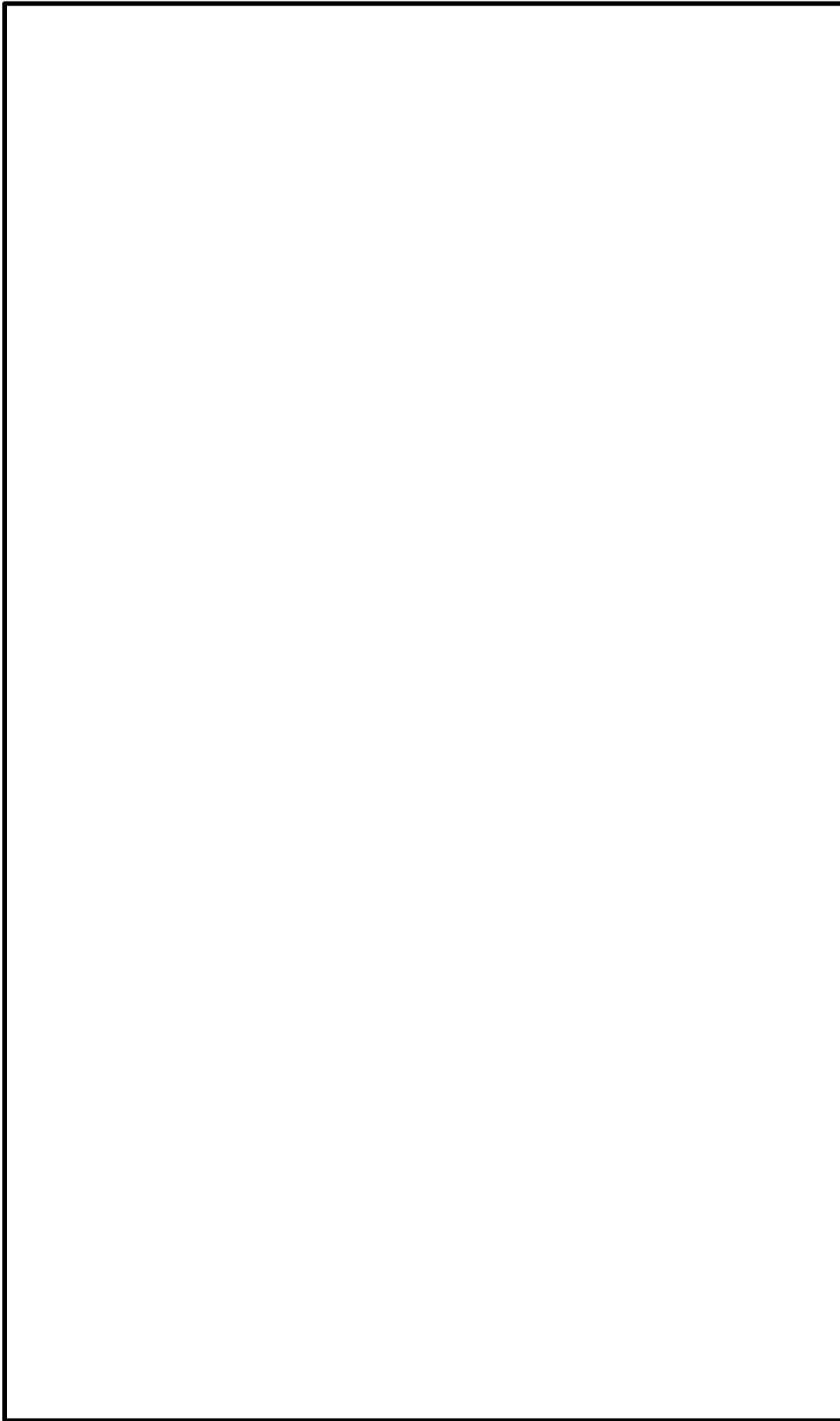


図 2-42 原子炉建物 1 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

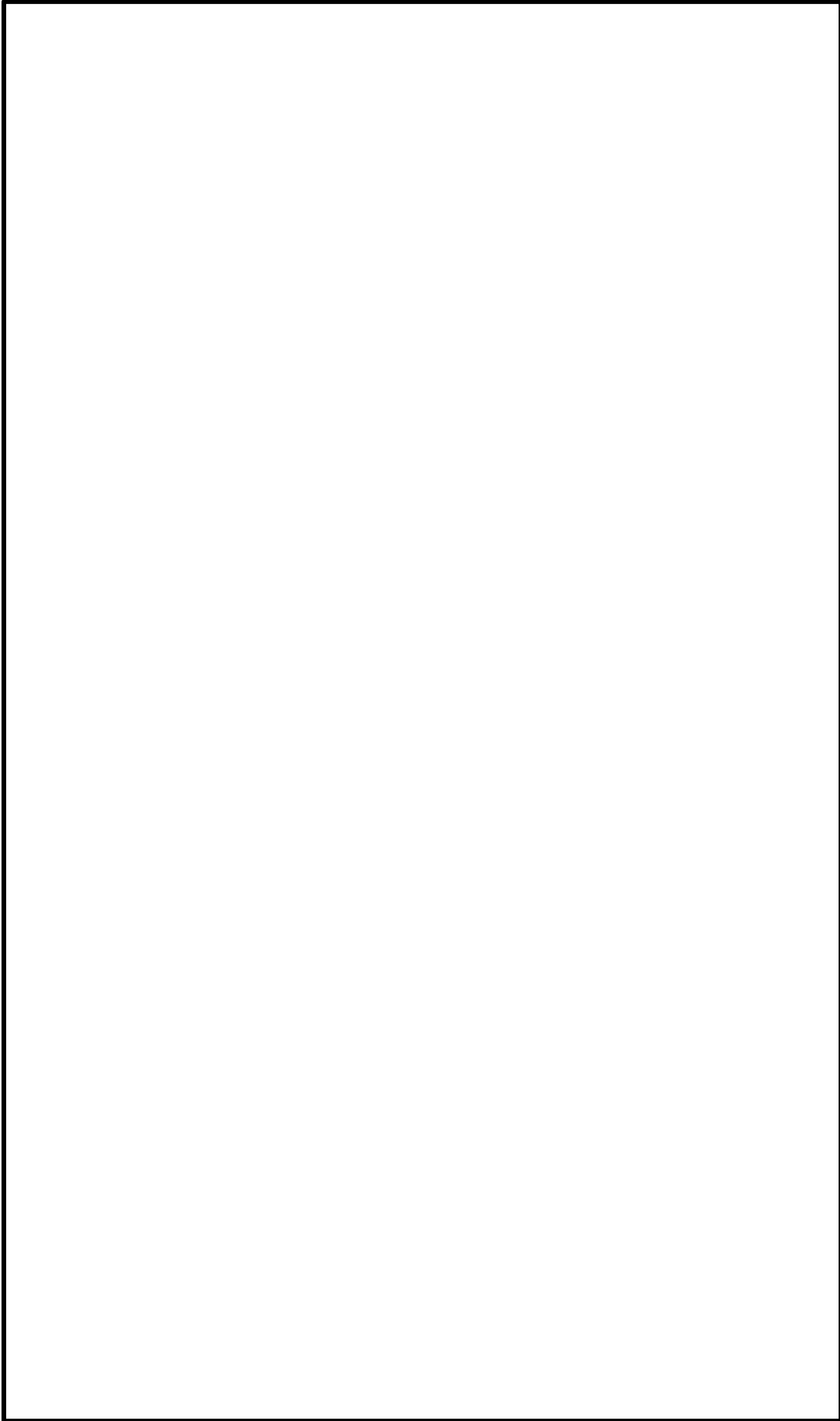


図 2-43 原子炉建物 2 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

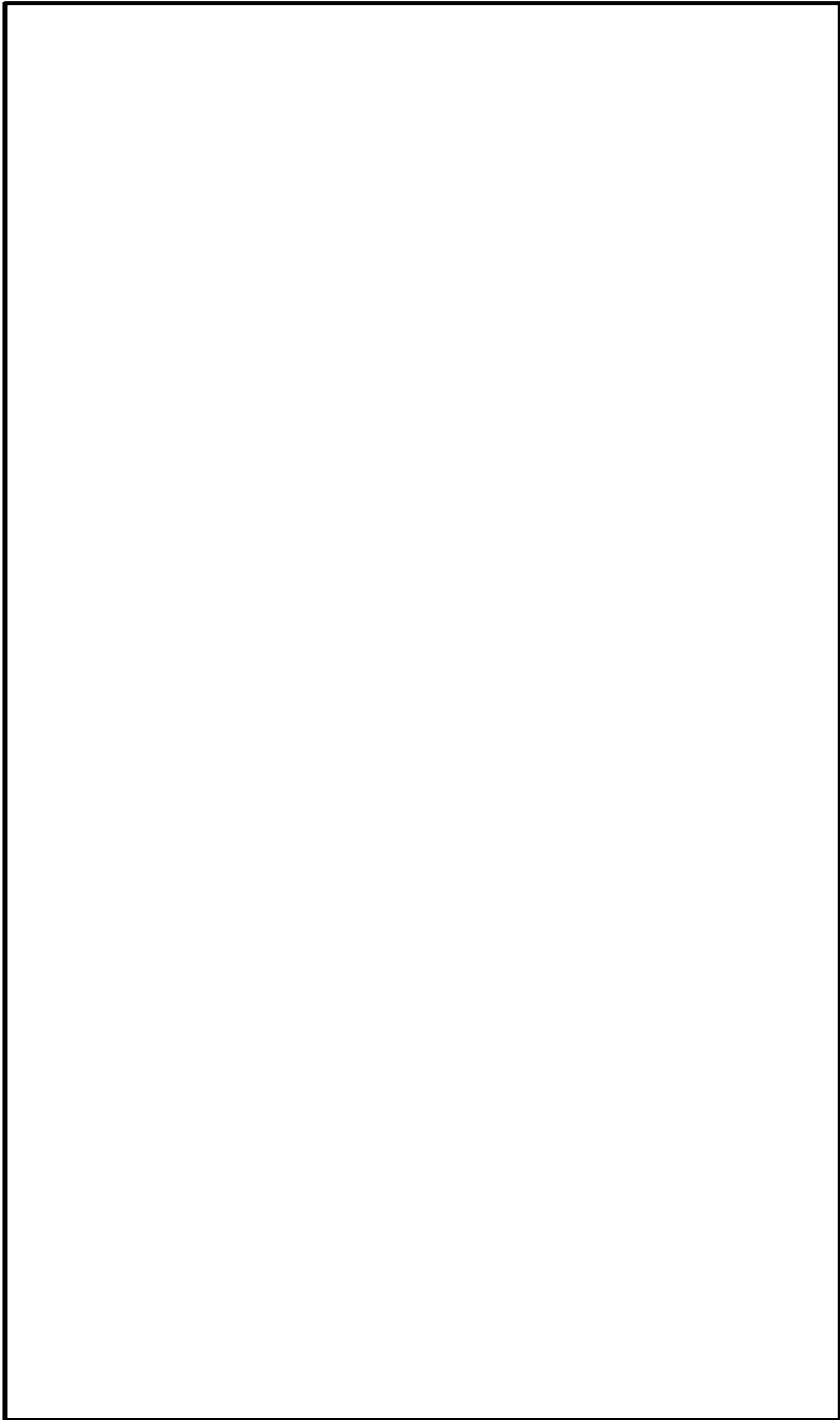


図 2-44 原子炉建物中 2 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

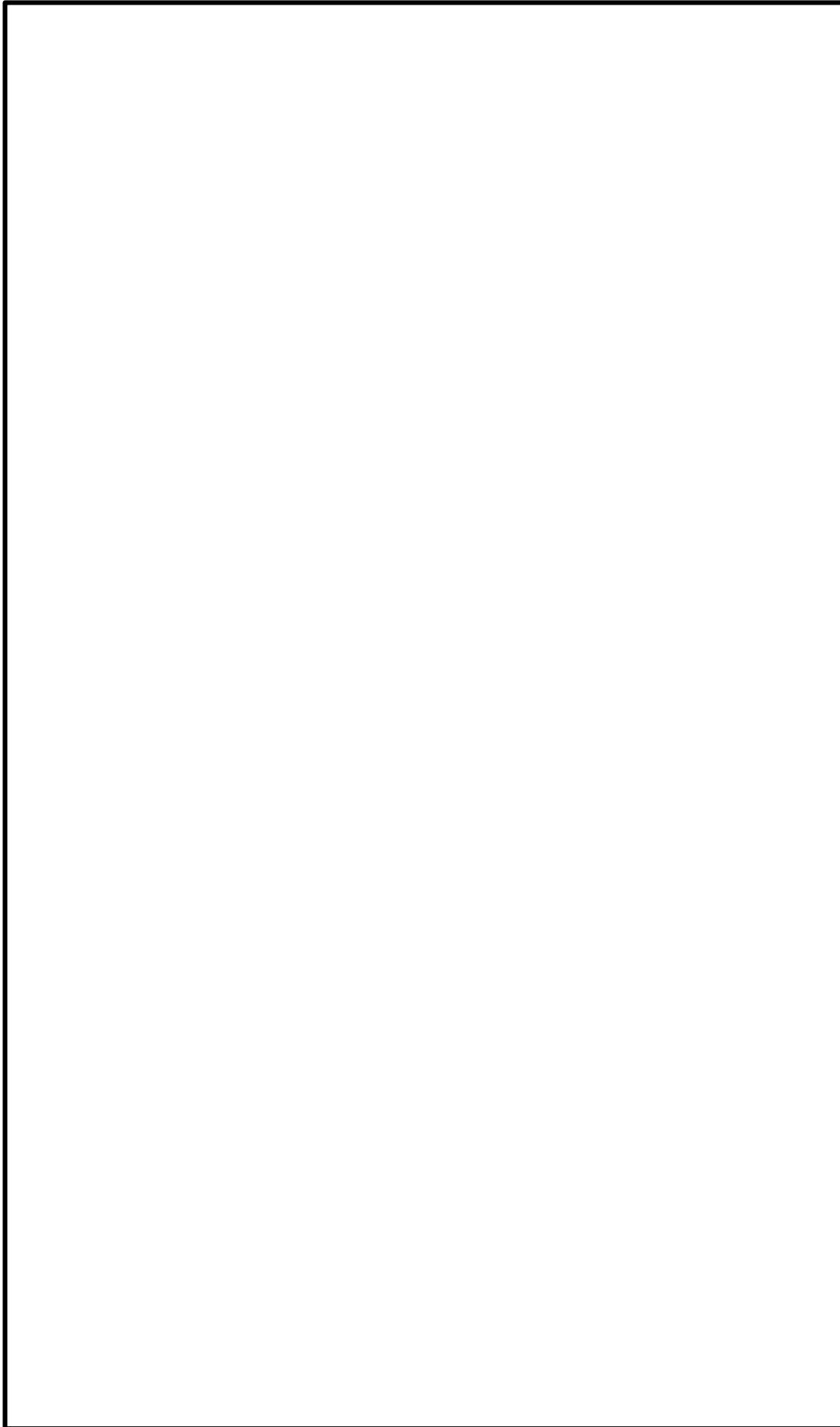


図 2-45 原子炉建物 3 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

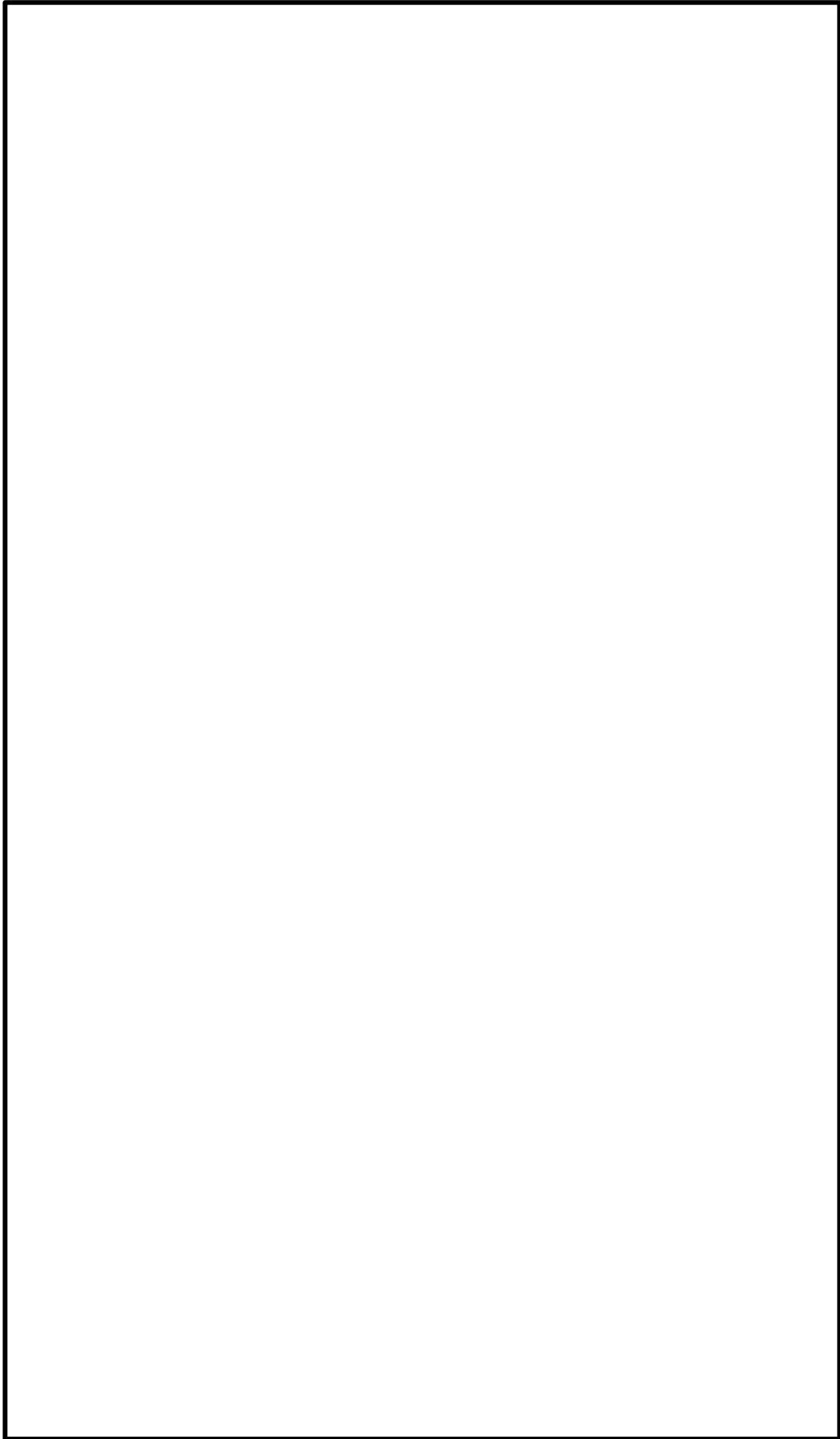


図 2-46 原子炉建物 4 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

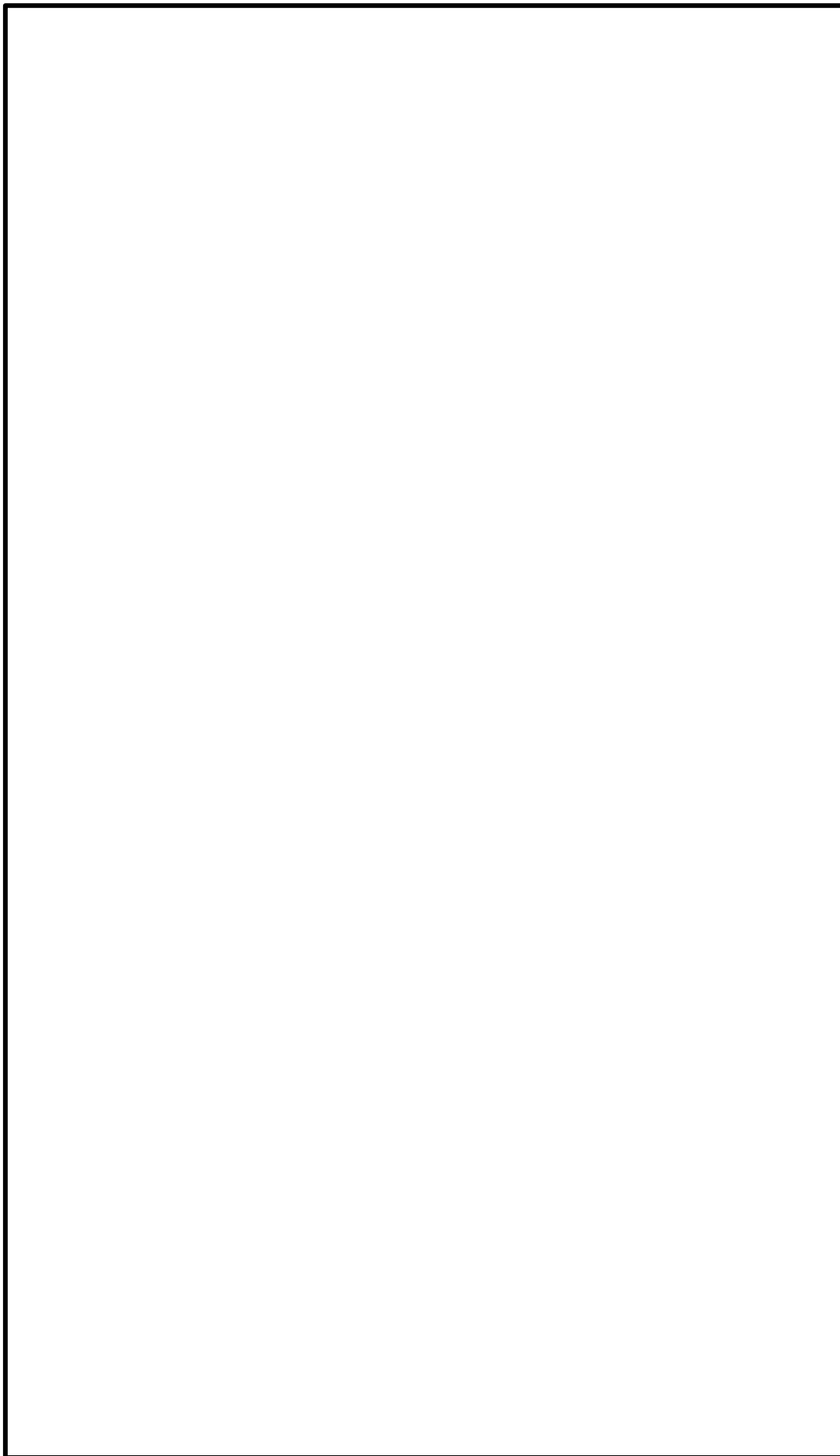


図 2-47 廃棄物処理建物地下 2 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

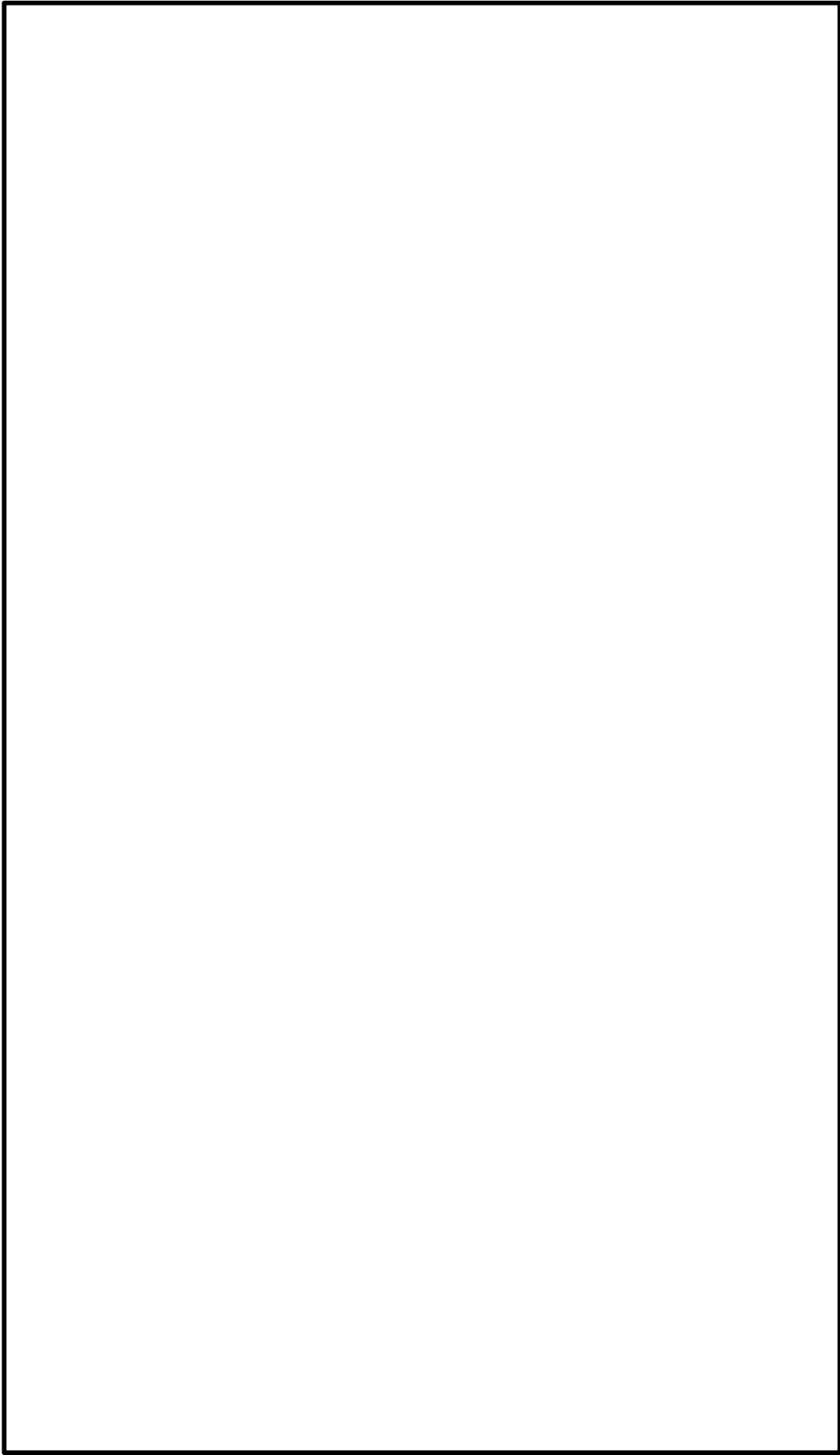


図 2-48 廃棄物処理建物地下 1 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

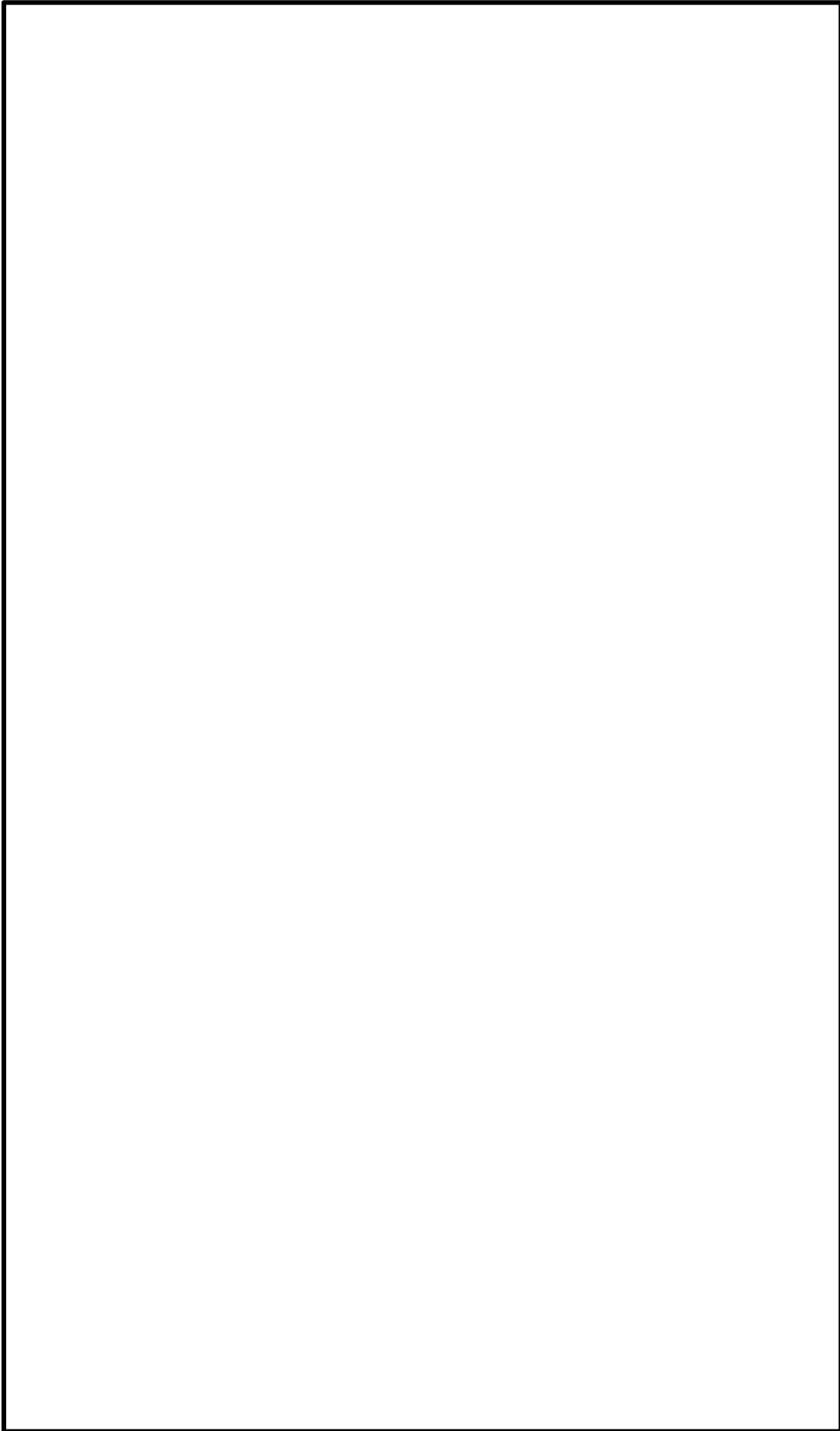


図 2-49 廃棄物処理建物地下中 1 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

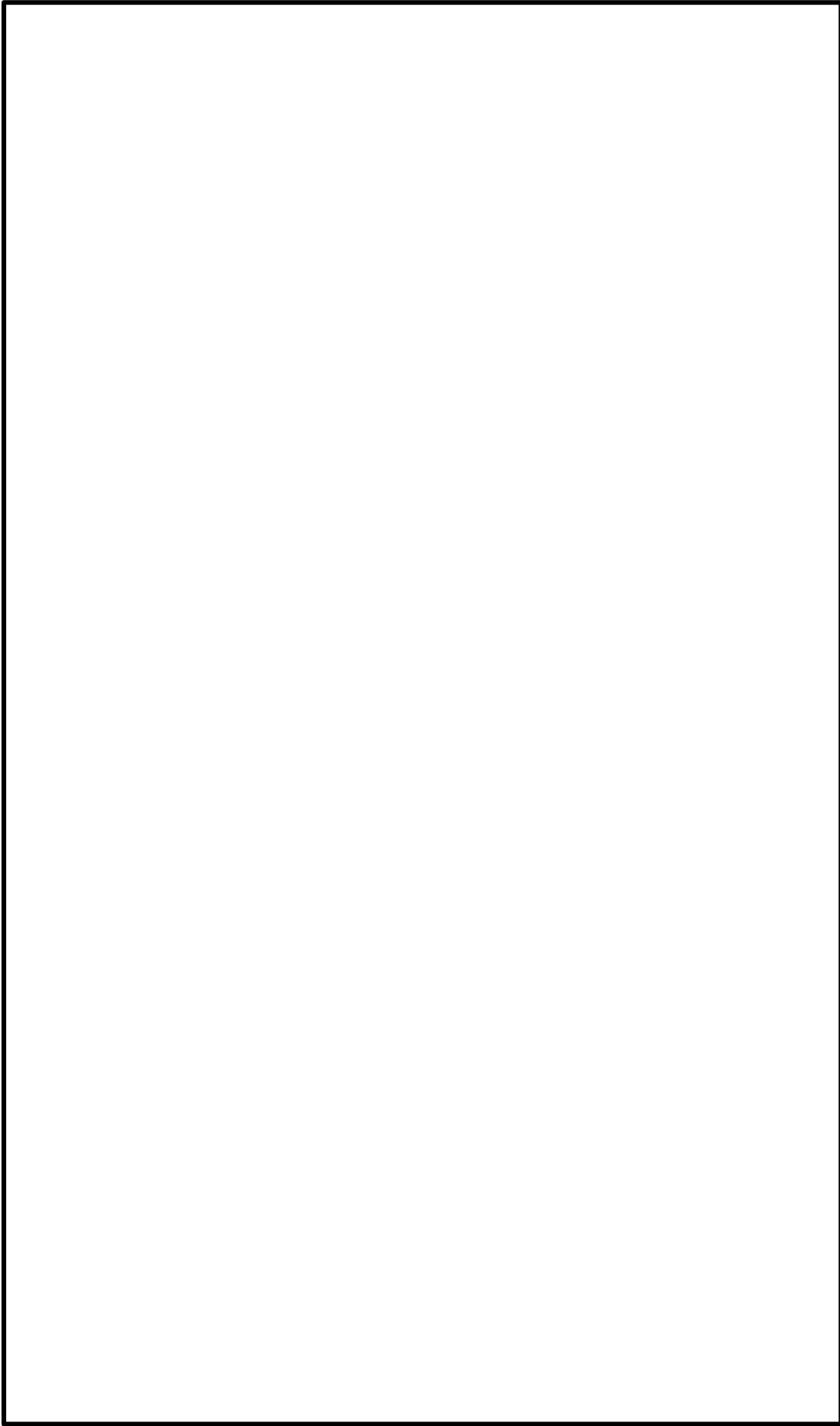


図 2-50 廃棄物処理建物 1 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

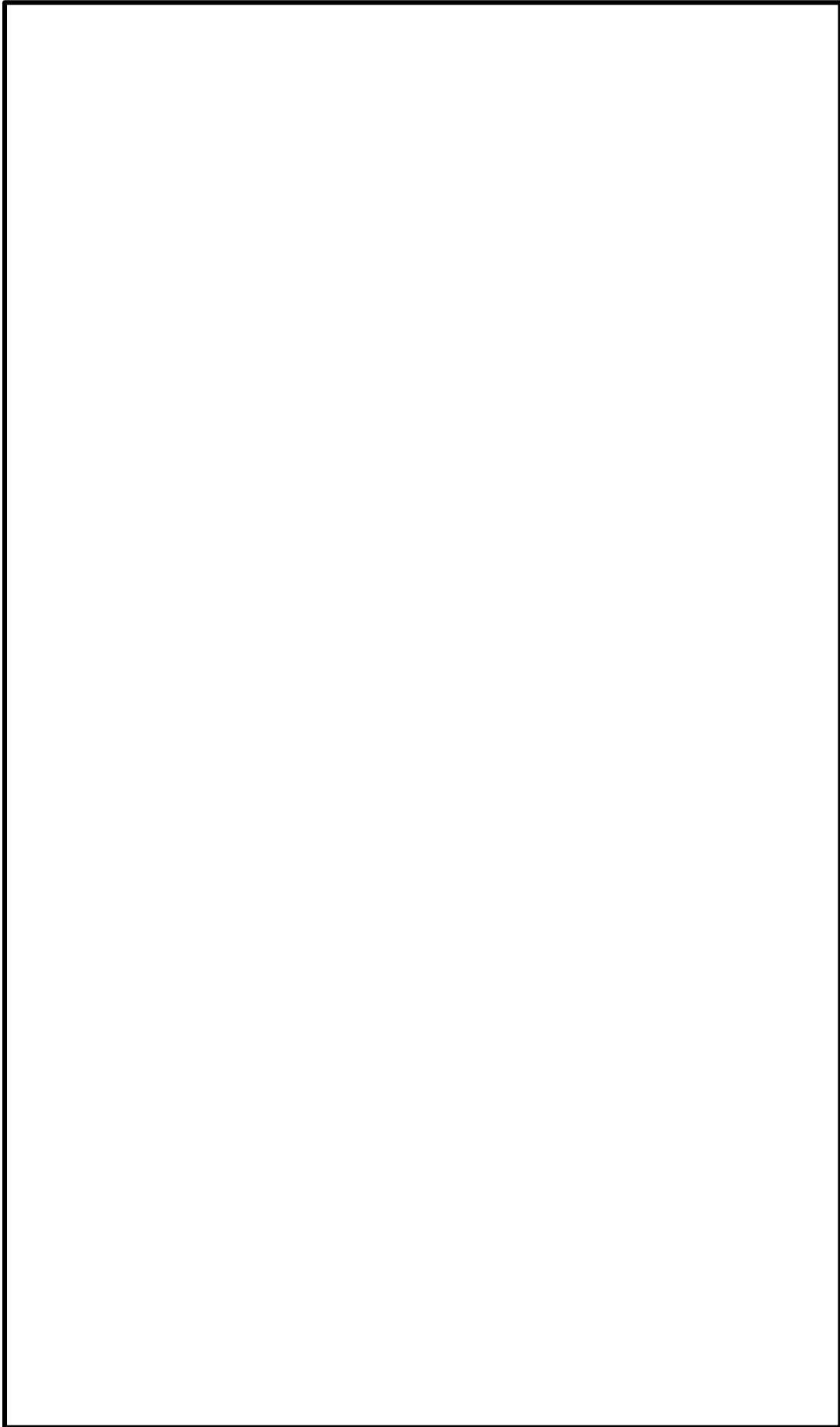


図 2-51 廃棄物処理建物 2 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

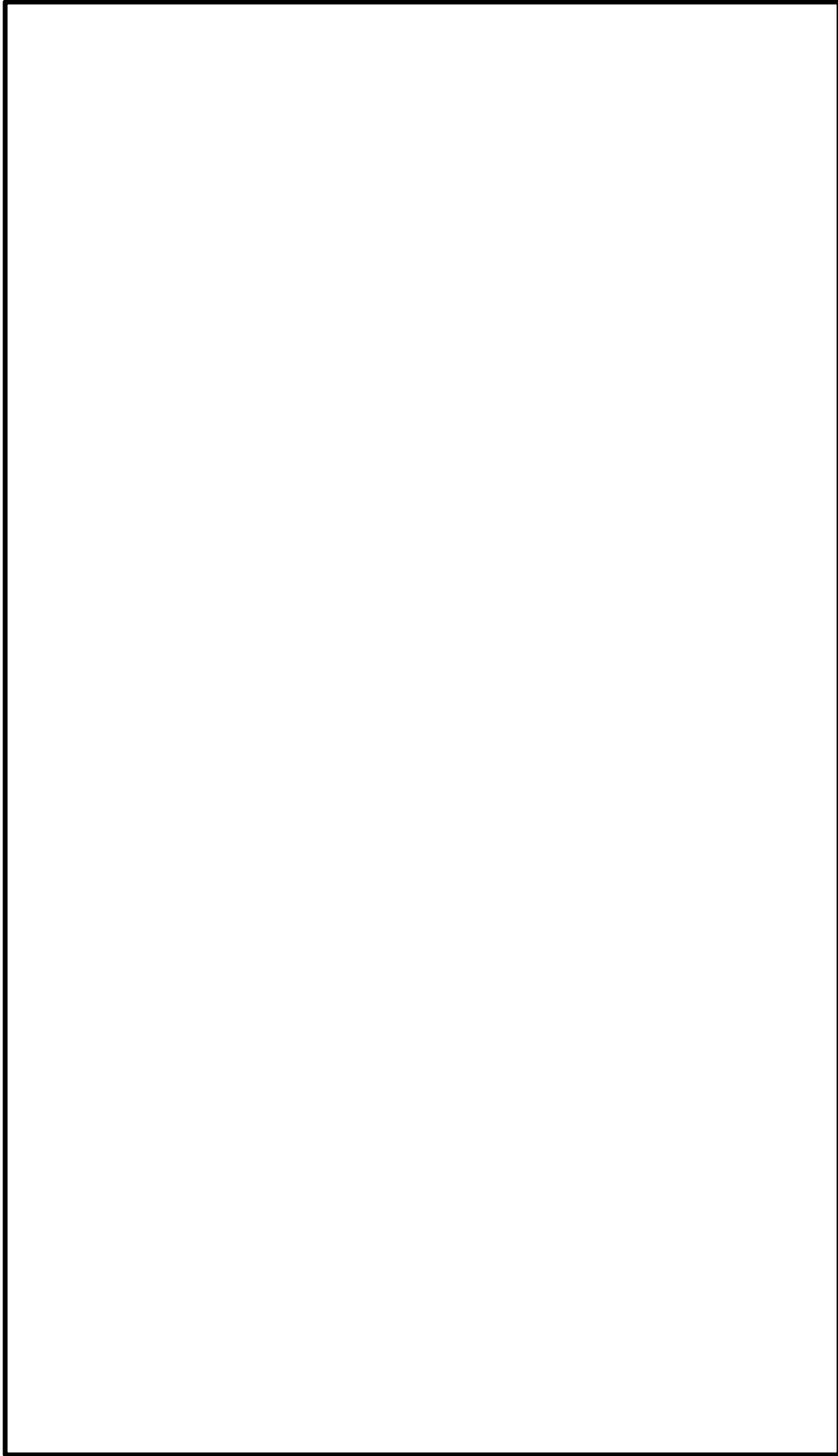


図 2-52 廃棄物処理建物 3 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

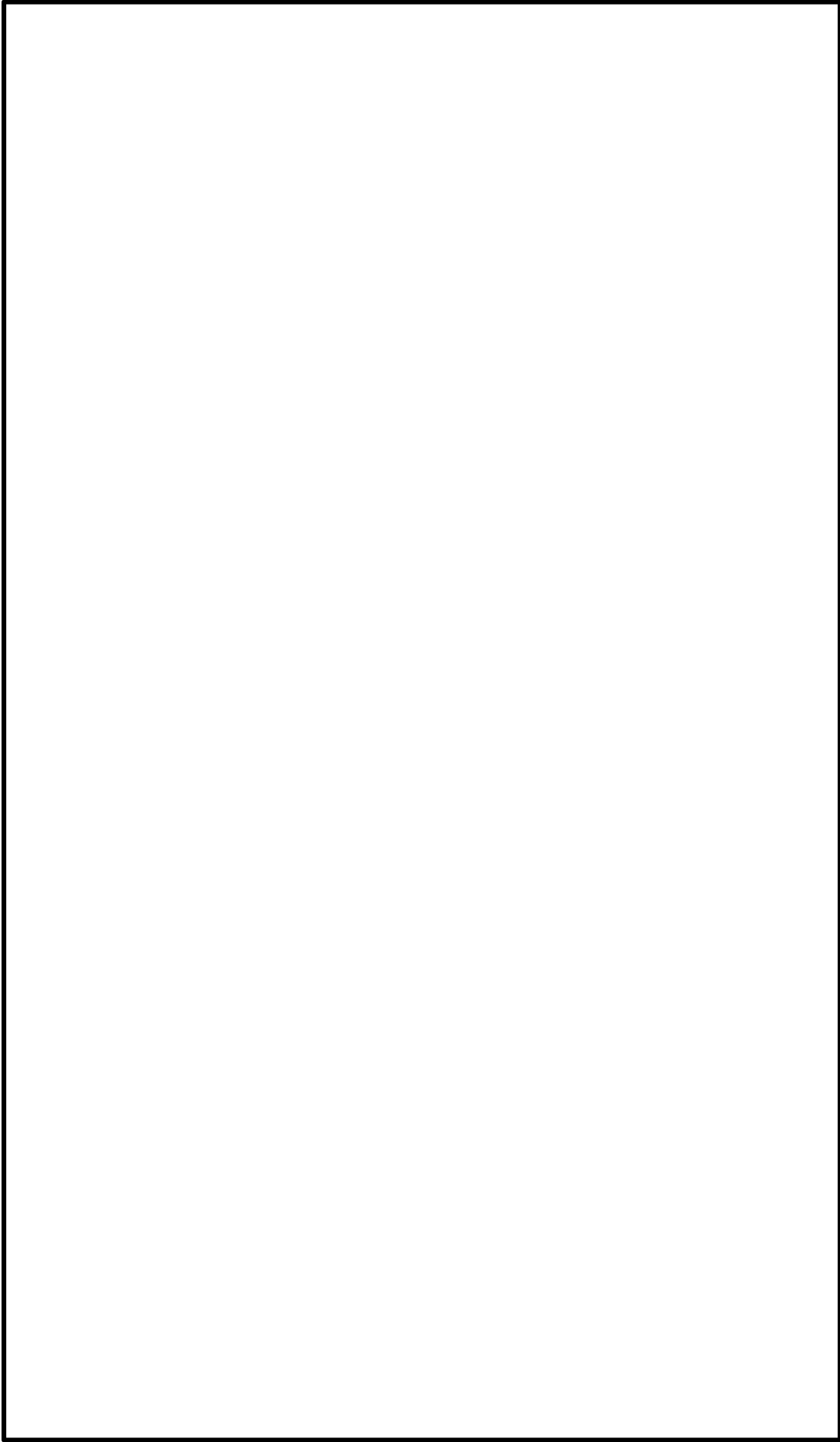


図 2-53 廃棄物処理建物 4 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

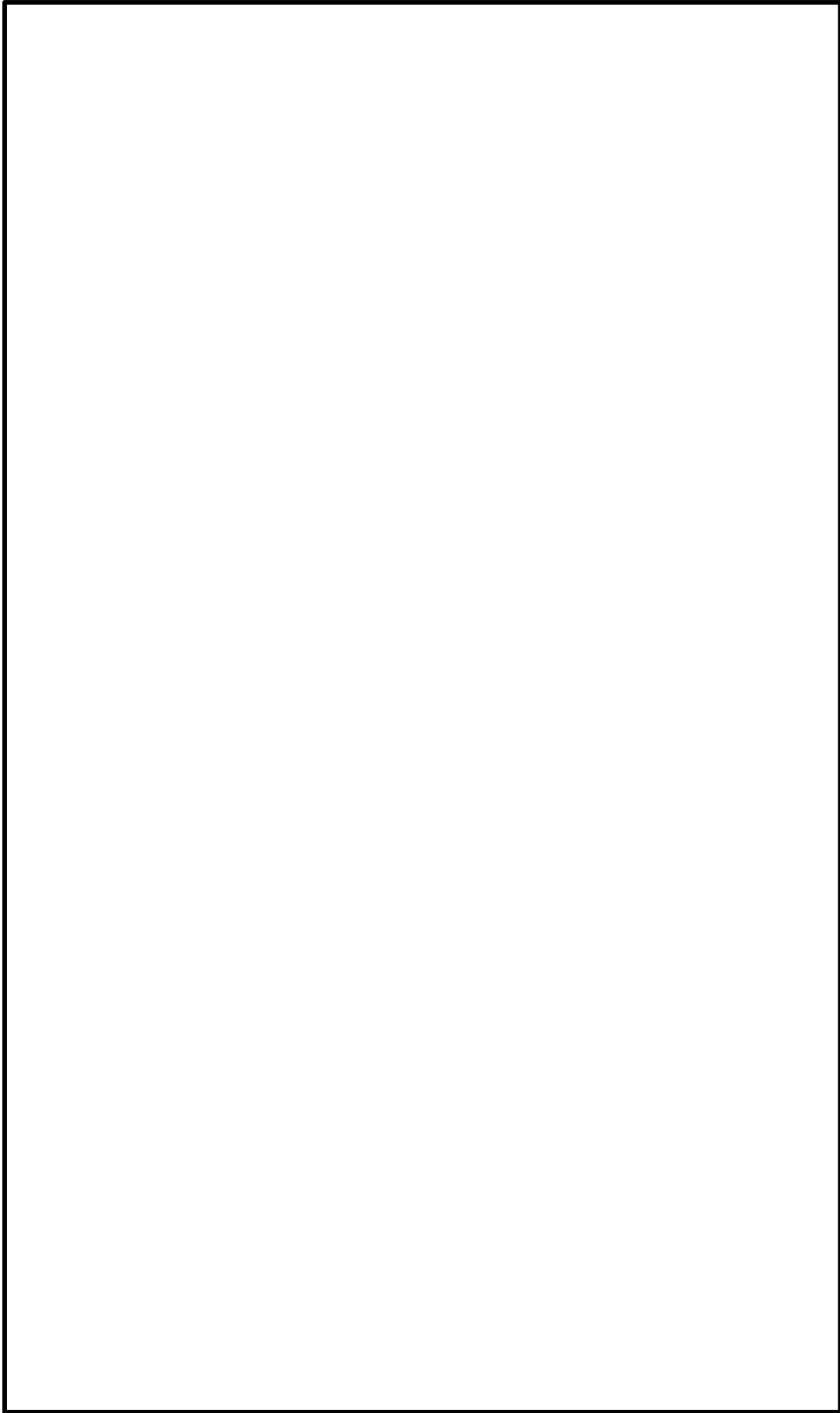


図 2-54 廃棄物処理建物 5 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

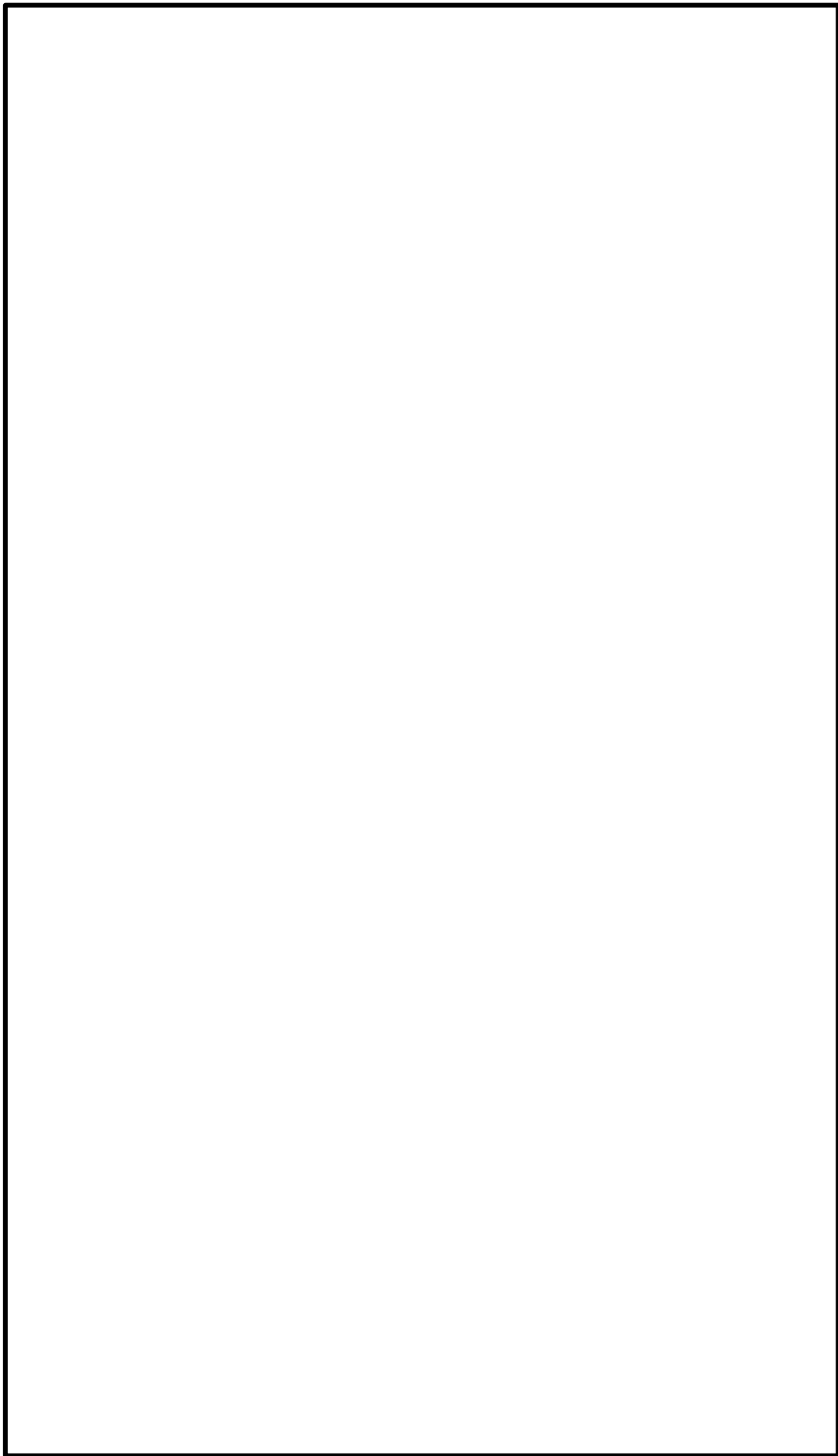


図 2-55 制御室建物 1 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

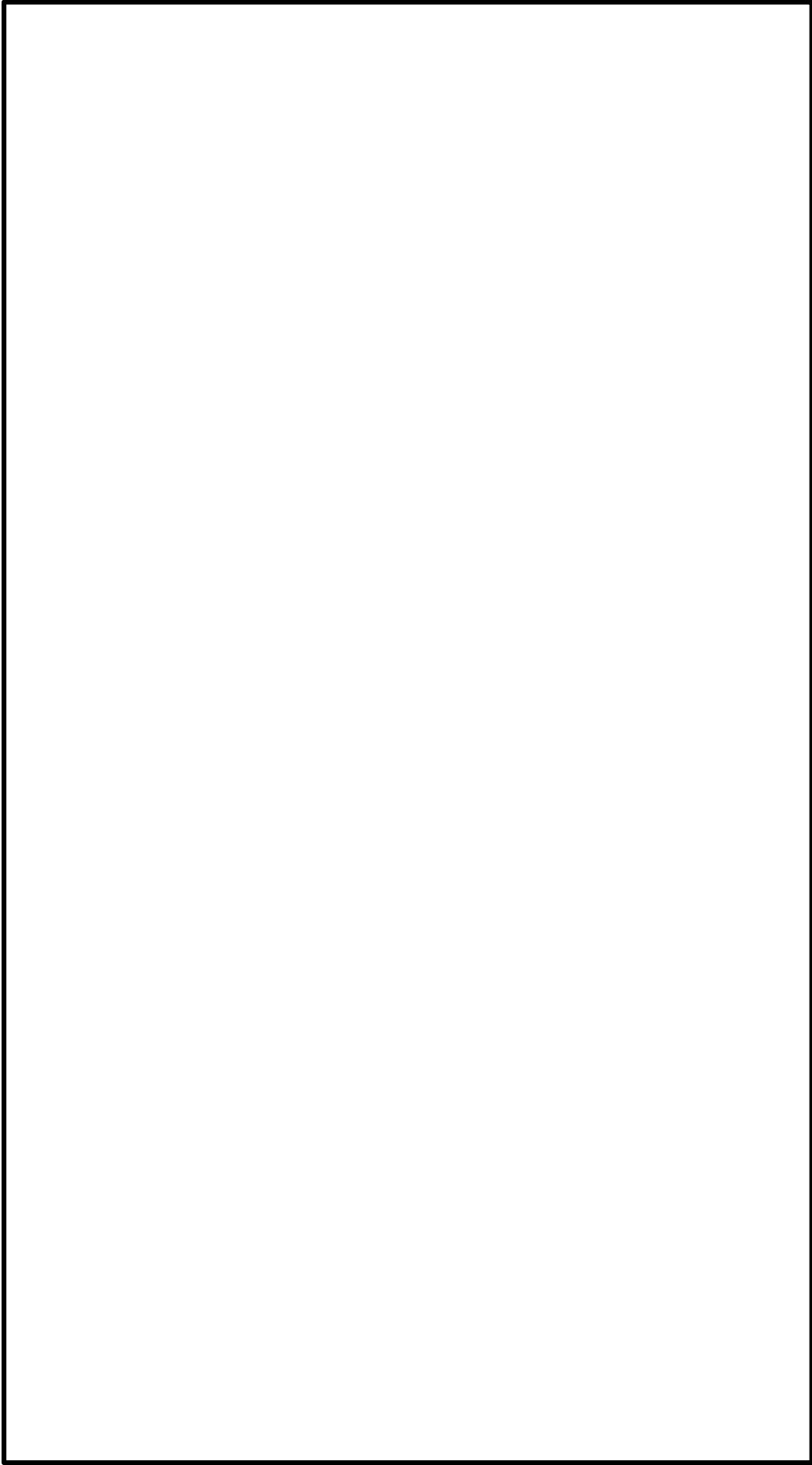


図 2-56 制御室建物中 2 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

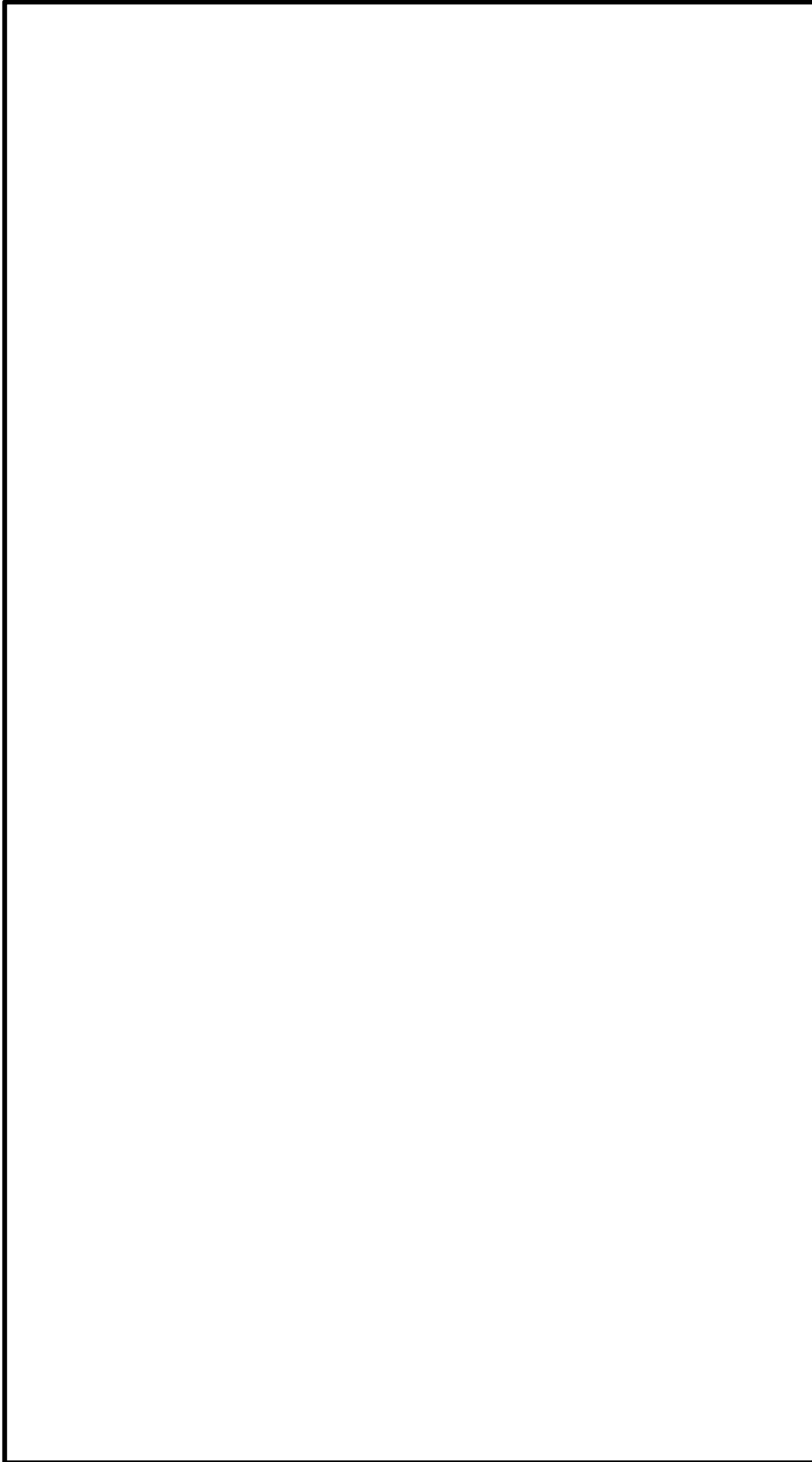


図 2-57 制御室建物 2 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

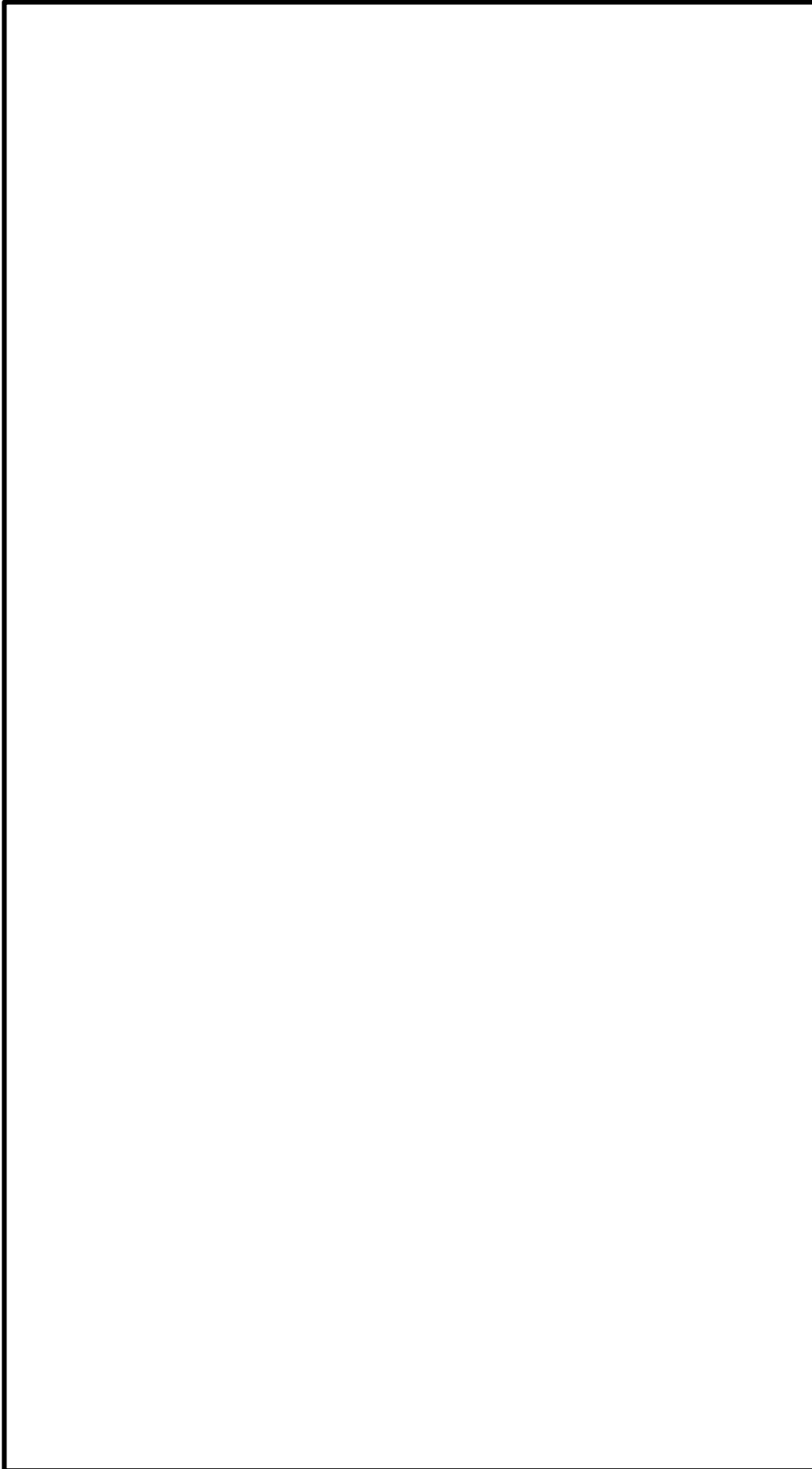


図 2-58 制御室建物 3 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

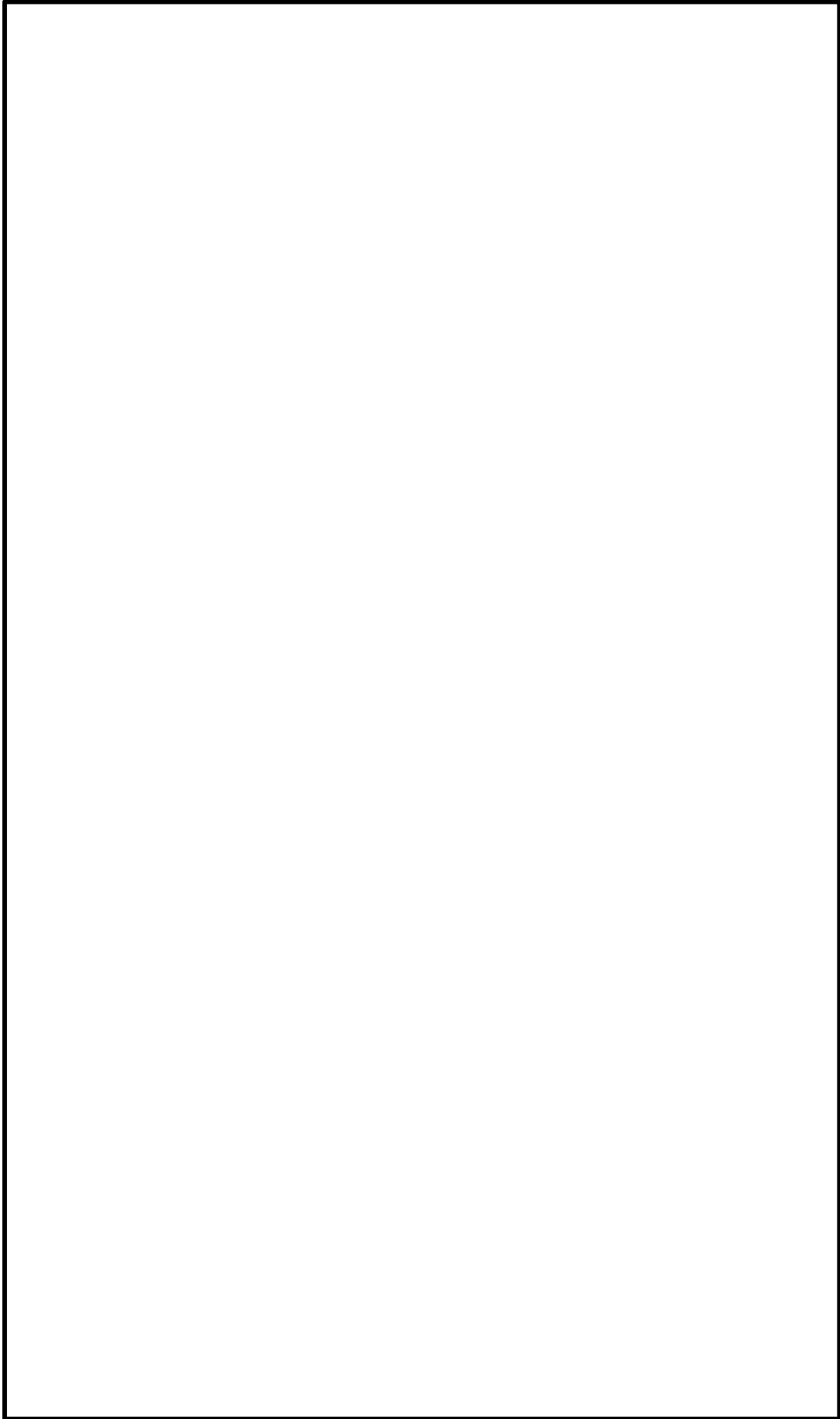


図 2-59 制御室建物 4 階 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

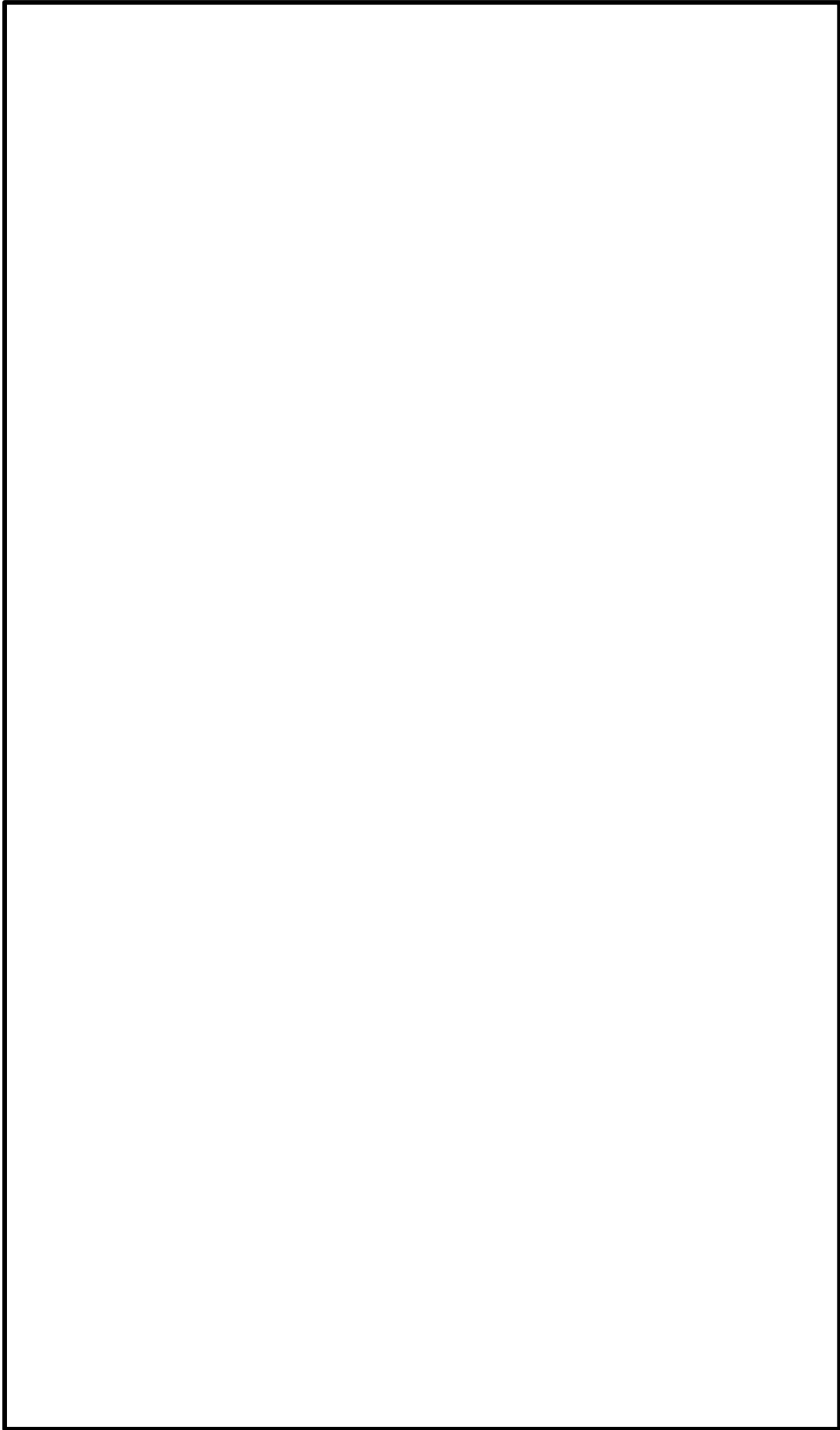


図 2-60 取水槽 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

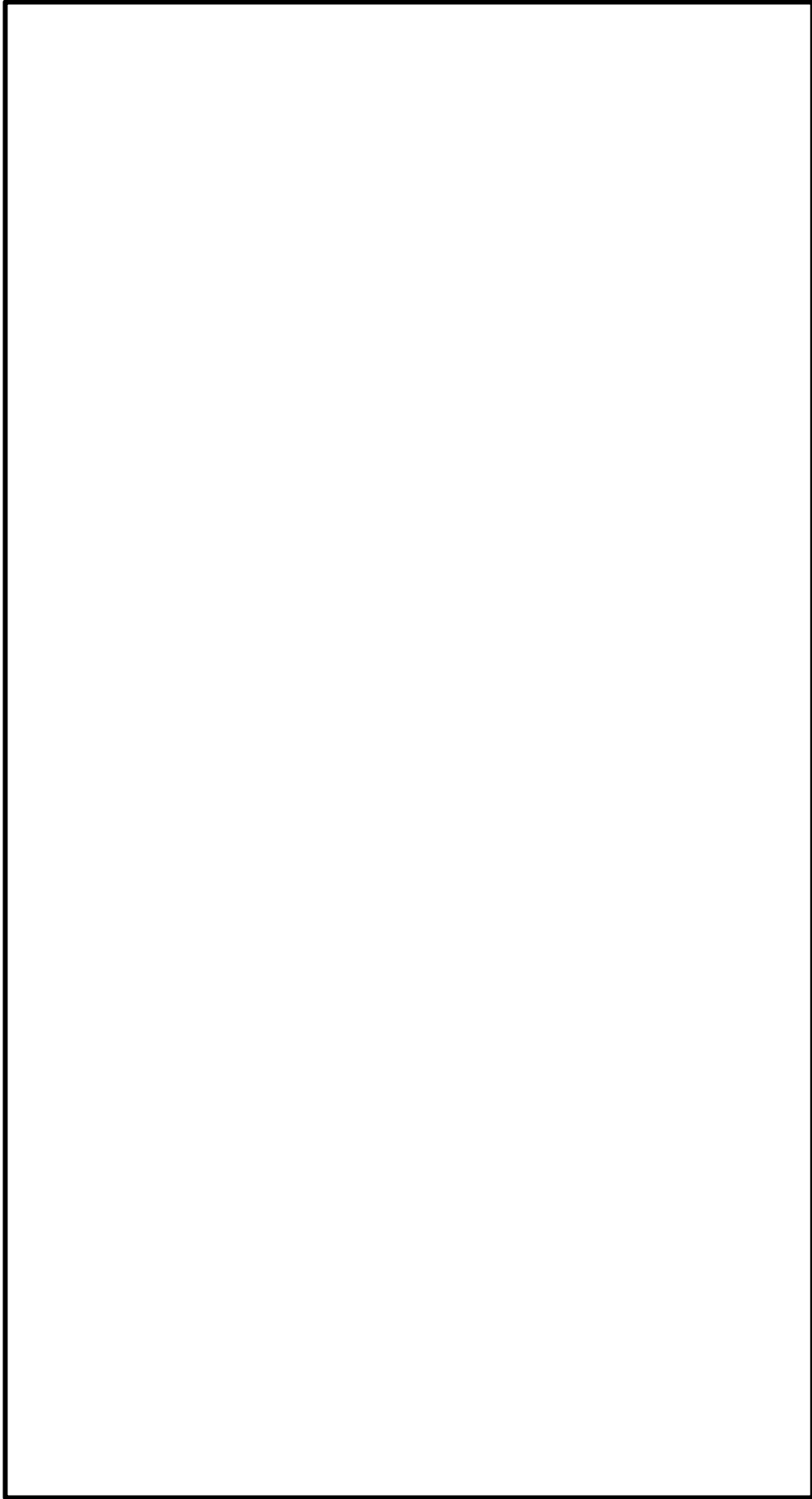


図 2-61 排気筒エリア 貫通部止水処置施工対象範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.3 内部流体漏えい対策について

2.3.1 はじめに

本資料は地震時の内部流体漏えい対策として実施する以下の(1)～(4)について説明するものである。

- (1) 主蒸気隔離弁漏えい制御系の撤去
- (2) 大型タンク遮断弁の設置
- (3) 循環水ポンプ停止及び循環水系弁閉止インターロックの設置
- (4) 燃料プール冷却系弁閉止インターロックの設置

2.3.2 対策内容

(1) 主蒸気隔離弁漏えい制御系の撤去

主蒸気隔離弁漏えい制御系は、事故時主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を抑制するため設けているがシート性能が向上した主蒸気隔離弁を採用しており、主蒸気隔離弁の後備設備として設置しておく必要性がなくなったことから、地震時の内部流体漏えい対策として、当該系統の撤去を行う。

a. 系統概要

主蒸気隔離弁漏えい制御系は、主蒸気隔離弁の下流側の主蒸気管に設ける主蒸気第3弁と、漏えい蒸気を各主蒸気隔離弁及び主蒸気第3弁間からサブプレッション・プール水中に導く配管系及び原子炉棟に導く配管系で構成する。系統概要図を図2-62に示す。

主蒸気第3弁の下流側における主蒸気管破断事故時、主蒸気管流量大又は主蒸気管周囲温度高の信号による主蒸気隔離弁閉等の信号を確認した後、本系統を手動にて作動させ主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気をサブプレッション・プール水中に排出し、プール水中で凝縮することによって、破断口への蒸気の漏えいを制御することができる。冷却材喪失事故時には、主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を原子炉棟内に導き、非常用ガス処理系にて処理することができる。

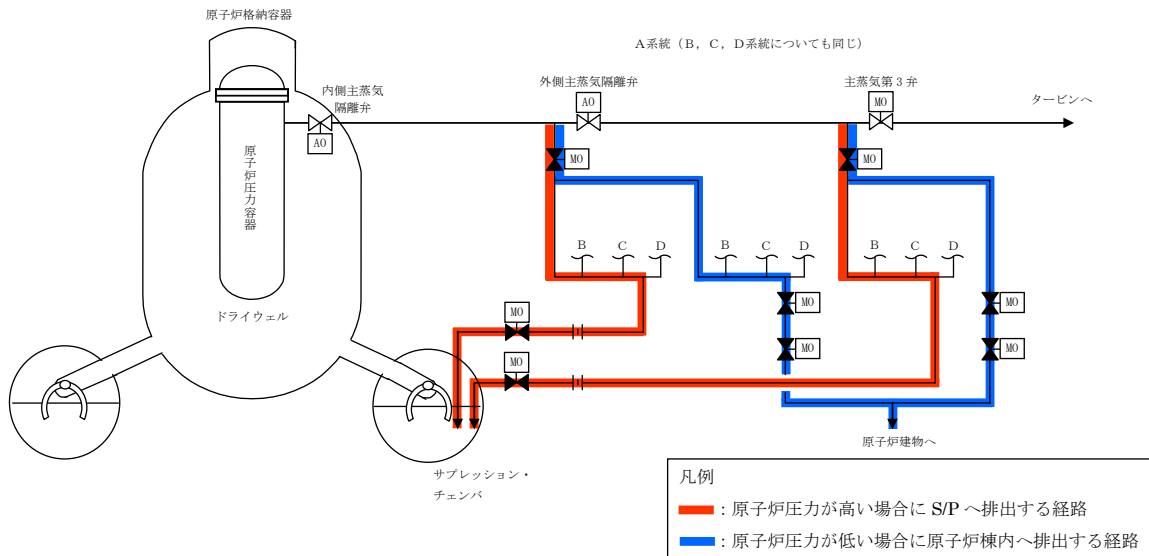


図 2-62 主蒸気隔離弁漏えい制御系系統概要図

b. 撤去範囲

主蒸気隔離弁漏えい制御系の機能のみを有する範囲についてその他の既設設備へ影響のない範囲で撤去する。ただし、既設設備への影響を考慮し、主蒸気隔離弁漏えい制御系以外の機能も有する範囲については、表 2-7 に示すとおり、今後も維持する。また、機能廃止範囲を図 2-63 に示す。

表 2-7 今後も維持する範囲

維持する範囲	機能概要
主蒸気第 3 弁	主蒸気管の機器クラスを当該弁により区分する。具体的にはクラス 2 機器とクラス 3 機器を区分する。
主蒸気隔離弁内側及び外側間に設置されているサブプレッション・プールへのベントライン	プラント停止時における主蒸気管の水抜きのため、ドレンラインとして活用する。

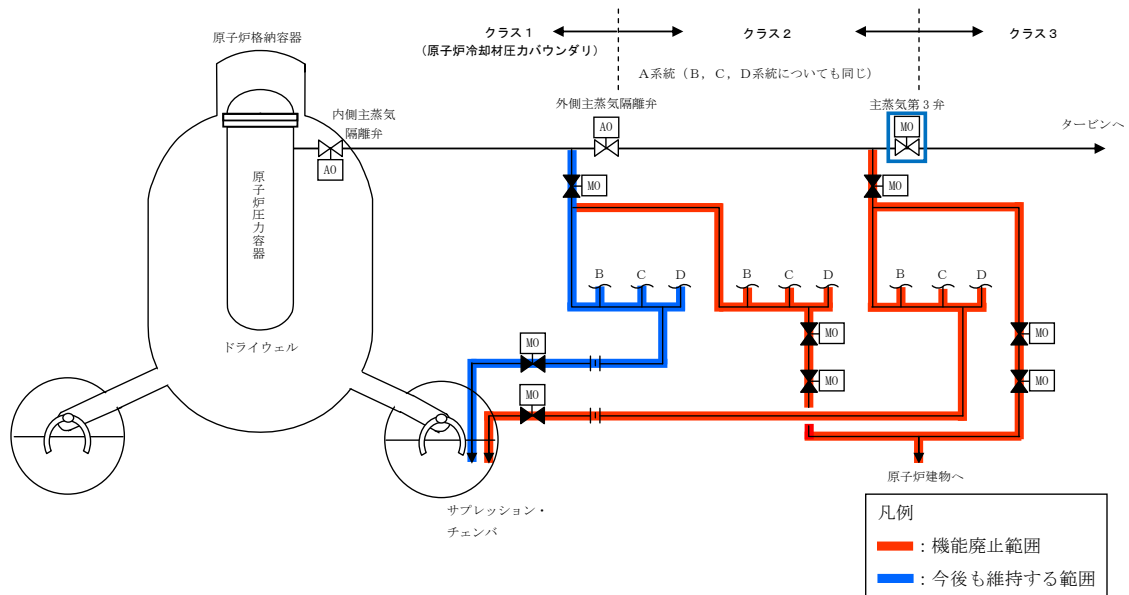


図 2-63 主蒸気隔離弁漏えい制御系の機能廃止範囲

c. 撤去理由

主蒸気隔離弁漏えい制御系は、主蒸気管破断事故時等に主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を制御するため設置したものである。島根2号炉では、シート性能が向上した主蒸気隔離弁を採用しているため、主蒸気隔離弁の漏えい率検査では、判定基準に対し十分低い漏えい率であることを確認しており、主蒸気隔離弁が高い信頼性を有していることから、主蒸気隔離弁漏えい制御系は主蒸気隔離弁の後備設備として設置しておく必要性がなくなっている。

このため、通常運転時に地震等が発生し、本系統配管の破損による蒸気や放射性物質の漏えいリスク低減のために主蒸気隔離弁漏えい制御系を撤去する。

(a) 主蒸気隔離弁のシート性能向上について

島根2号炉の主蒸気隔離弁は、漏えいリスク低減を考慮した改良型を採用している。改良型とは、弁座シート面と弁体が安定して接触するように従来型から弁体の上部ガイド径を縮小することで、シート性能を向上させている。図2-64に主蒸気隔離弁の全体図、図2-65に弁体の改良内容の概略説明を示す。



図 2-64 主蒸気隔離弁全体図



図 2-65 弁体の改良内容の概略説明

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(b) 主蒸気隔離弁漏えい率試験

島根2号炉の主蒸気隔離弁漏えい率試験（全8弁：内側4弁，外側4弁）の結果を図2-66に示す。判定基準10%/day以下に対し，漏えい率は十分低い結果となっている。

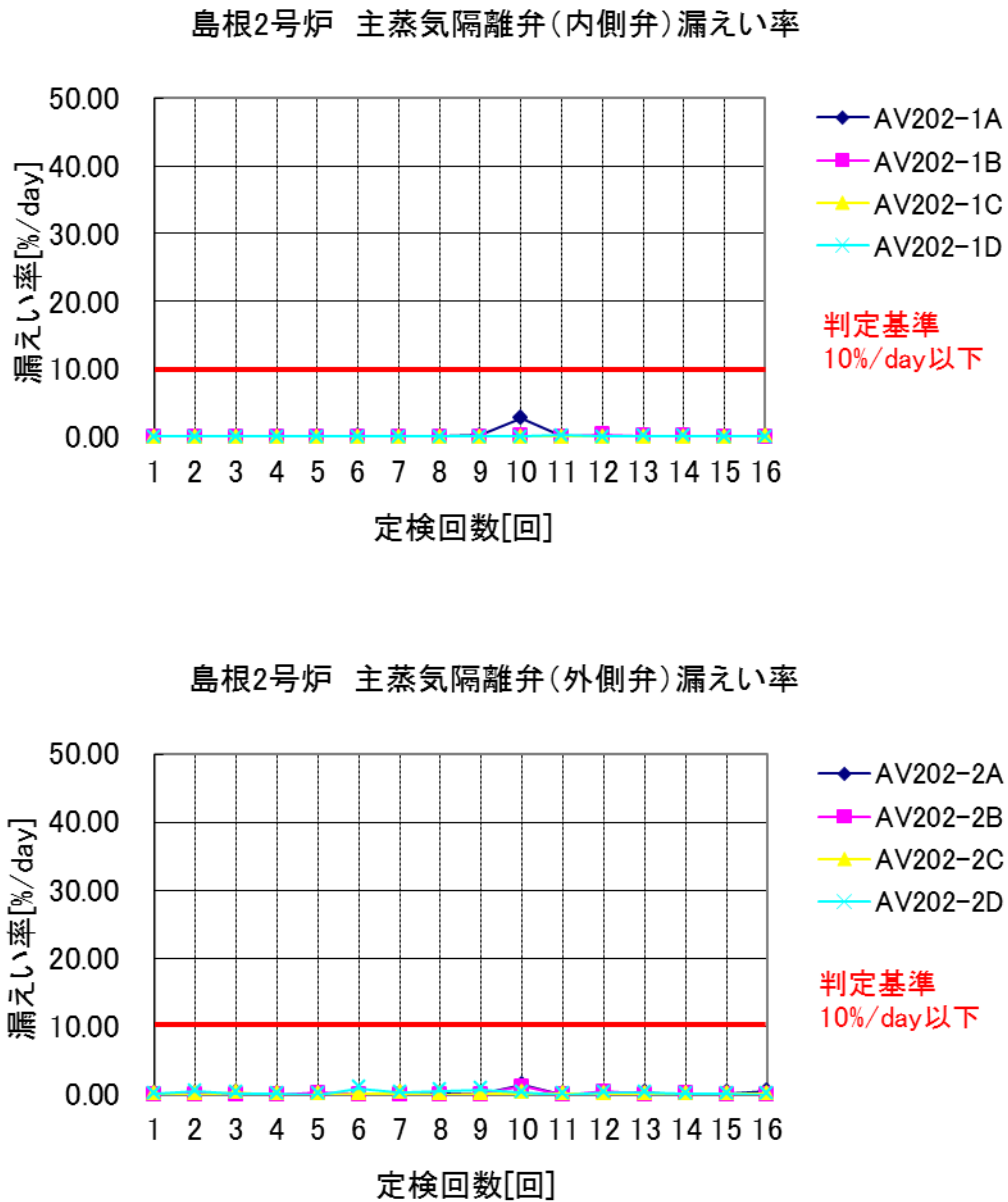


図2-66 島根2号炉 主蒸気隔離弁漏えい率

(2) 大型タンク遮断弁の設置

a. 概要

地震によって屋外の大型タンク及び配管が破損せず，大型タンクに接続する系統が地震時に建物内で破損した場合，大型タンク内の保有水が流入することにより，溢水防護対象設備が機能喪失に至るおそれがある。このため，大型タンク遮断弁（以下「遮断弁」という。）及び地震時に遮断弁を閉止するインターロックを設置し，図 2-67 に示す大型タンクについて建物内への流入を低減する。

なお，大型タンク遮断弁を設置する復水貯蔵タンク等は重大事故等対処設備の水源として期待していない。



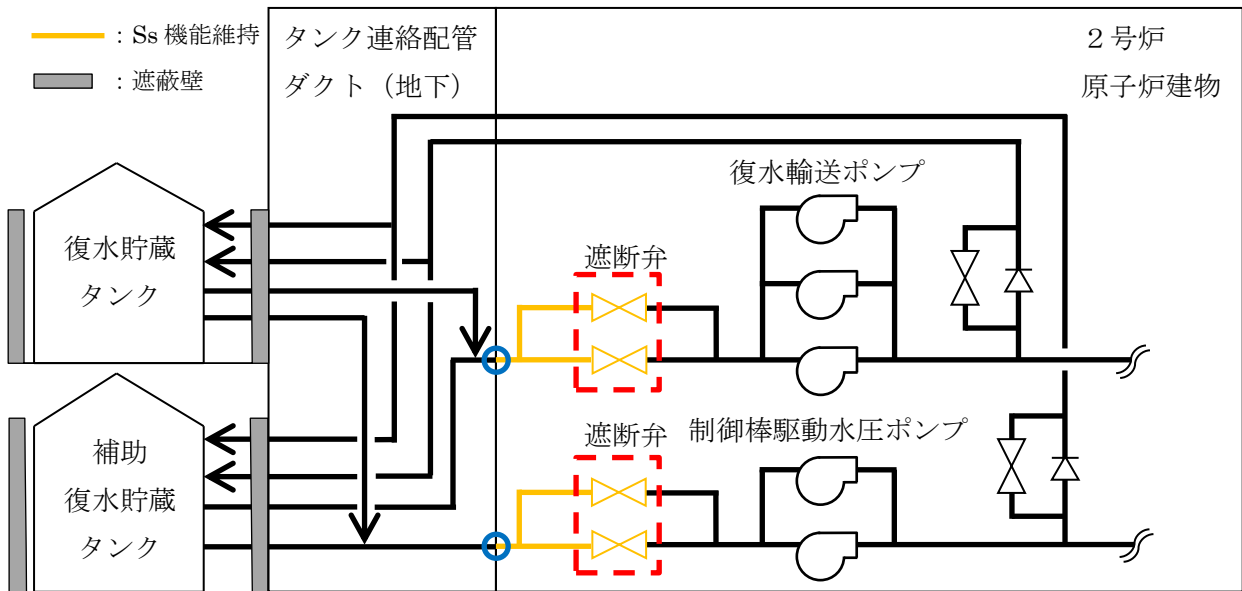
図 2-67 建物内への流入を抑制する大型タンク

b. 遮断弁について

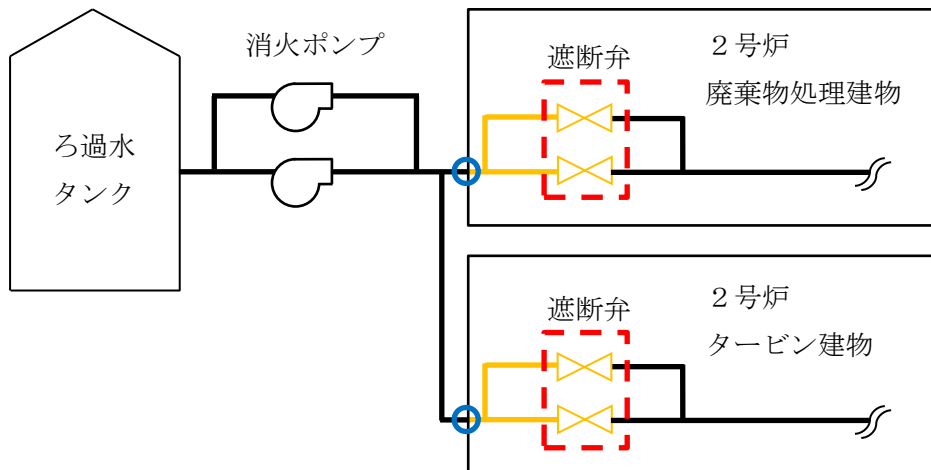
大型タンク毎の遮断弁の系統構成を図 2-68 に，遮断弁の設置例を図 2-69 に示す。復水貯蔵タンク及び補助復水貯蔵タンクについては制御棒駆動系等への供給水源であること，ろ過水タンクについては消火活動の際の供給水源であることから，当該タンクの遮断弁については単一故障を考慮し多重化を図っている。多重化された遮断弁の電源は，電源区分を分離する。遮断弁及び遮断弁から上流側の建物境界部までの配管は基準地震動 S_s による地震力に対して機能維持する設計とする。

なお，復水貯蔵タンクの遮断弁は，非常用炉心冷却系の配管には設置せず，常用系の配管にのみ設置する。

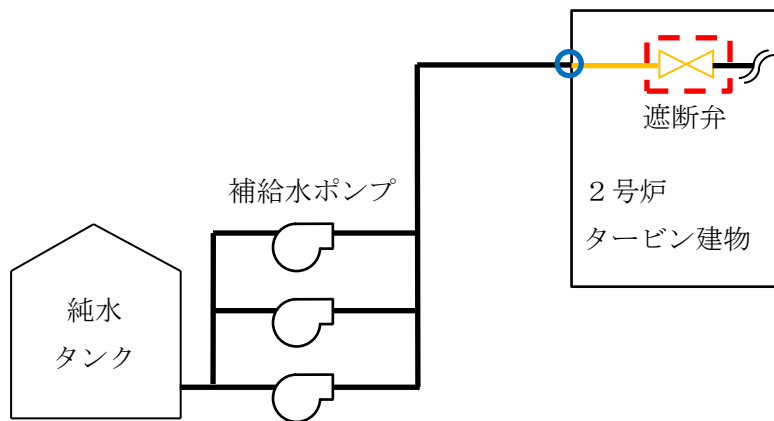
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



(1) 復水貯蔵タンク及び補助復水貯蔵タンクの遮断弁の系統構成



(2) ろ過水タンクの遮断弁の系統構成



(3) 純水タンクの遮断弁の系統構成

○ : 建物境界の貫通部止水処置がシリコンの場合は、建物外の2方向拘束点まで、モルタルの場合は、モルタルが2方向拘束点となるため建物境界までを Ss 機能維持

図 2-68 大型タンク遮断弁の系統構成

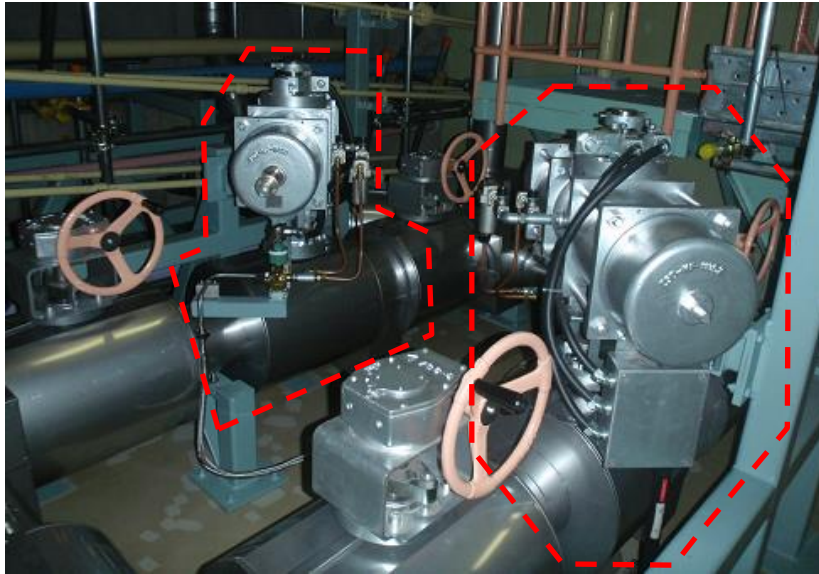


図 2-69 遮断弁の設置例（消火系配管 2号炉 廃棄物処理建物）

c. 遮断弁のインターロックについて

図 2-70 に示すように，地震大信号により遮断弁を閉止する。

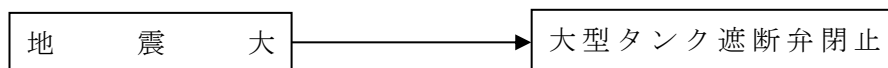


図 2-70 遮断弁閉止インターロック

(3) 循環水ポンプ停止及び循環水系弁閉止インターロックの設置

地震時に復水器エリア内の伸縮継手部が破損した場合に備えてインターロックを設置している（本文 9.1.1 (2)参照）。

(4) 燃料プール冷却系弁閉止インターロックの設置

a. 概要

地震時に燃料プール冷却系のうち、ろ過脱塩装置ろ過脱塩器周りからの溢水影響を低減させるために、図 2-71 に示す燃料プール冷却系ろ過脱塩装置入口弁の閉止を行うインターロックを設置する。当該弁を含むろ過脱塩装置ろ過脱塩器周り以外の範囲は基準地震動 S_s による地震力に対して機能維持する設計とする。

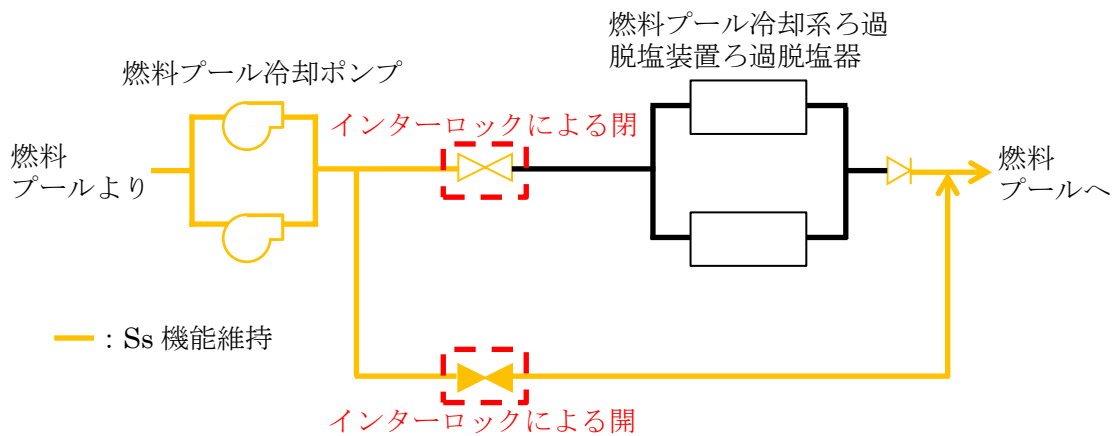


図 2-71 燃料プール冷却系インターロック設置概要図

b. インターロックについて

図 2-72 に示すように、地震大信号により弁を閉止又は開する。

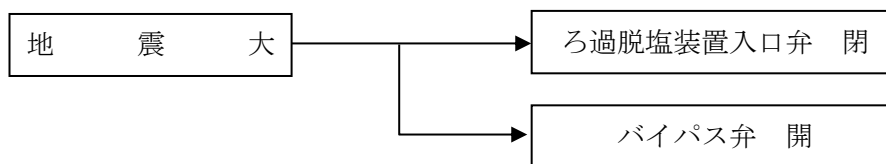


図 2-72 弁開閉インターロック

2.3.3 既設回路への影響について

2.3.3.1 安全保護系と計測制御系の分離

大型タンク遮断弁閉止，循環水ポンプ停止及び循環水系弁閉止，並びに燃料プール冷却系弁閉止インターロックは，計測制御系（常用系）の信号にて設計している。ただし，検出部である地震計は安全保護系と共用しているが，地震計からの地震大信号は，図 2-73 に示すように継電器にて安全保護系と計測制御系を電氣的に分離しており，計測制御系統側で短絡，地絡等の故障が生じた場合でも安全保護系側にその影響を与えない設計としている。したがって，「設置許可基準規則」第二十四条第 1 項第七号『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。』を満足している。

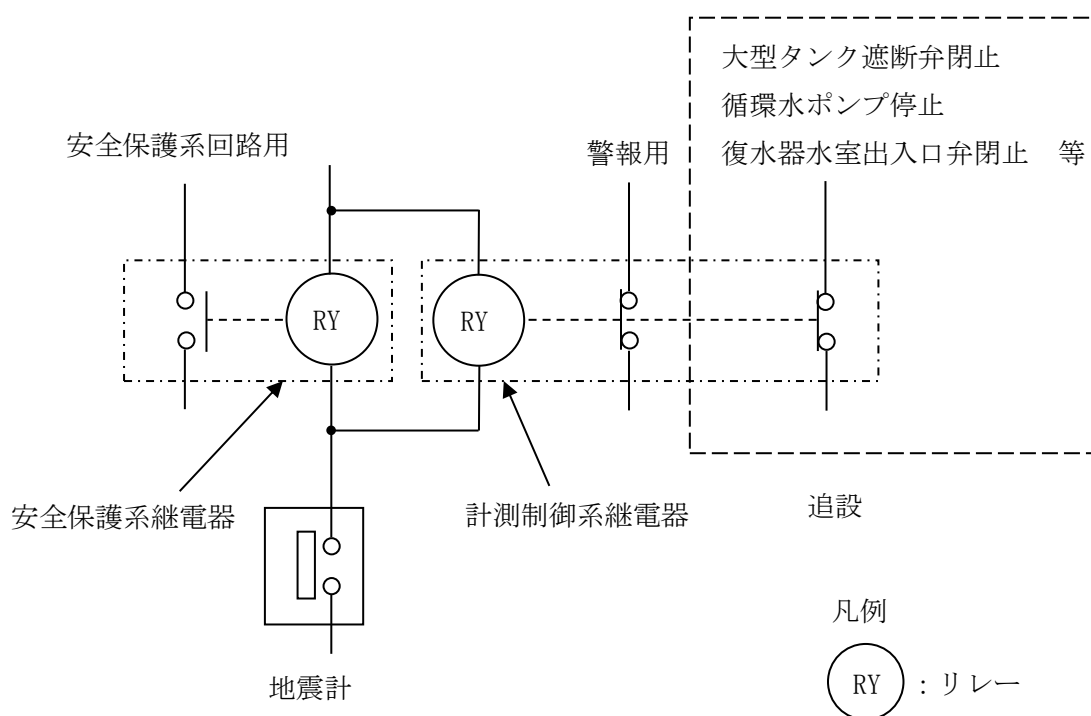


図 2-73 地震大信号の分岐方法

2.3.3.2 安全解析への影響

(1) 主蒸気隔離弁漏えい制御系の撤去

主蒸気隔離弁漏えい制御系は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」及び「主蒸気管破断」時に、閉止した主蒸気隔離弁を通してタービン建物へ流入する蒸気漏えい量の低減を目的に設置しているが、安全解析ではその効果を考慮していない。このため、主蒸気隔離弁漏えい制御系の撤去による安全解析への影響はない。

(2) 大型タンク遮断弁の設置

大型タンク遮断弁及び地震時に弁を閉止するインターロックを設置し、建物内への大型タンク保有水の流入を抑制することとしているが、大型タンク遮断弁を設置する系統は、安全解析で想定する事象に対処するための安全機能に該当しない。このため、大型タンク遮断弁の設置による安全解析への影響はない。

(3) 循環水ポンプ停止及び循環水系弁閉止インターロックの設置

本インターロックの設置により、誤作動した場合には復水器の真空が低下しタービントリップに伴う原子炉圧力の上昇に至る可能性があるが、「負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービン・バイパス弁不作動）」事象よりも圧力上昇が緩慢であることから厳しい結果とはならず、本インターロックの設置による安全解析への影響はない。

(4) 燃料プール冷却系弁閉止インターロックの設置

本インターロックを設置し溢水影響を低減させることとしているが、燃料プール冷却系は、安全解析で想定する事象に対処するための安全機能に該当しない。このため、本インターロックの設置による安全解析への影響はない。

添付資料 5 想定破損による溢水影響評価について

1. 想定破損による没水影響評価結果まとめ
想定破損による没水影響評価結果を表 1-1 に示す。
2. 想定破損による被水影響評価結果まとめ
想定破損による被水影響評価結果を表 2-1 に示す。
3. 想定破損による蒸気影響評価結果まとめ
想定破損による蒸気影響評価結果を表 3-1 及び蒸気源有無の全体概略図を図 3-1 に示す。

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価項目		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		R-22F-01N		○			
海水源		RRR(A)					
海水重層		311					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉停炉時注水機能		原子炉停炉時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉停炉時注水機能		燃料冷却機能		燃料ポンプ		監視機能		
	RRR(A) and RRR(B)	RRR(C)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C)	SLC(A) and SLC(B)	SLC(C)	RFC or HPCS	RRR(A) or LPCS	RRR(B) or RRR(C)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	RRR(I) or RRR(II)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	
機能判定	○					○													
系統機能判定																			
系統名	制御棒及び原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉停炉時注水機能		非常用電源機能		原子炉停炉時注水機能		原子炉停炉時注水機能		原子炉停炉時注水機能		原子炉停炉時注水機能		原子炉停炉時注水機能		原子炉停炉時注水機能		原子炉停炉時注水機能		
	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	
機能判定	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○
系統機能判定																			
系統名	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)	原子炉冷却系 (格納容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		R-22F-03N		○			
海水源		RHR(B)					
海水重量		20t					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能	原子炉制御時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)	○	○	○	○	○
機能判定		HCU(A) and HCU(B)					
系統機能判定		SLC(A) and SLC(B)					
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水(水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水(水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水(水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水(水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水(水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水(水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水(水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動時				原子炉停止時				
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電圧機能	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定									
系統機能判定									
系統名	格納容器隔離弁(格納容器冷却モーター)	非常用電源(非常用電源/非常用電源/非常用電源)	原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却	原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却	原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却	原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却	原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却	原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却	原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却/原子炉制御室冷却
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-202F-05N	○	
没水源	RWC(A), HVC(A)		
没水量[m ³]	205		
評価対象	原子炉施設		
安全機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉施設時注水機能	原子炉施設時注水機能
機能判定	○	2区分以上	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) or LPCS and RHR(A)
系統名	制御棒及び原子炉降圧時冷却系 (水圧制御ユニット)	HPCS 高圧炉心スプレイス系	SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) or LPCS and RHR(A)
系統区分	A B A B A B	- - -	A B -
安全区分	I II I II I II	I II I II I II	I I I I I I
判定	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○
評価対象	原子炉施設		
安全機能	格納容器の冷却機能	非常用電源機能	事故時半電圧
機能判定	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	2区分以上	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉冷却系 (格納容器冷却モーター)	格納容器内の可燃性ガス排気機能	燃料プール
系統区分	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-202F-05N	○	
没水源	RWC(A), HVC(A)		
没水量[m ³]	205		
評価対象	原子炉施設		
安全機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉施設時注水機能	原子炉施設時注水機能
機能判定	○	2区分以上	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) or LPCS and RHR(A)
系統名	制御棒及び原子炉降圧時冷却系 (水圧制御ユニット)	HPCS 高圧炉心スプレイス系	SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) or LPCS and RHR(A)
系統区分	A B A B A B	- - -	A B -
安全区分	I II I II I II	I II I II I II	I I I I I I
判定	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○
評価対象	原子炉施設		
安全機能	格納容器内の可燃性ガス排気機能	非常用電源機能	事故時半電圧
機能判定	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	2区分以上	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉冷却系 (格納容器冷却モーター)	格納容器内の可燃性ガス排気機能	燃料プール
系統区分	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	R-22F-06N	○	
海水源	R(W)(B), HVC(B)		
没水量[m ³]	21B		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未確保維持機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料冷却機能		監視機能	
	原子炉緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○		HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	RIC or HPCS	2区分以上	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
機能判定																
系統機能判定																
系統名	制御棒及び原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		非常用電源機能		燃料冷却機能		燃料冷却機能		燃料冷却機能		燃料冷却機能		燃料冷却機能		燃料冷却機能	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○															
機能判定																
系統機能判定																
系統名	原子炉降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)	燃料冷却器降圧時注水系統 (燃料冷却器降圧時注水)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考											
海水発生区画		R-B2F-07N		○													
海水源		HPCW															
海水重量		43															
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能							
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)						
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)		2区分以上		[SRV(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[SRV(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[SRV(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)							
機能判定	○	○		○		○		○		○							
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	SLC(A) and SLC(B)		RHC or HPCS		HPCS		ABS(D) and RHR(C)		SRV(I) or SRV(II)		ABS(I) or ABS(II)		RHR(A) or RHR(B)		SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) and RHR(B)	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)
系統機能判定	○	SLC(A) and SLC(B)		RHC or HPCS		HPCS		ABS(D) and RHR(C)		SRV(I) or SRV(II)		ABS(I) or ABS(II)		RHR(A) or RHR(B)		SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) and RHR(B)	
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		自動減圧系+A-残留熱除去系 (低圧注水モード)		高圧炉心スプレイス系		高圧炉心スプレイス系		高圧炉心スプレイス系		高圧炉心スプレイス系	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	安全機能	機能判定	放射線物質の濃度監視機能		格納容器内の可燃性ガス検出機能		非常用電源機能		補機冷却機能/冷却用海水供給機能		原子炉制御室/非常用換気空調機能		事故時半電圧		冷却機能		給水機能		監視機能		
			SGT(A) or SGT(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HVC(A) or HVC(B)	HVC(A) or HVC(B)	2区分以上	2区分以上	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統名	原子炉給水系 (格納容器隔離弁)	格納容器隔離弁		可燃性ガス濃度制御系		非常用電源		原子炉補機冷却系/原子炉駆動時注水/高圧炉心スプレイス系/残留熱除去系		原子炉制御室/非常用換気空調系		中央制御室換気系		燃料プールの冷却系		燃料プールの冷却系		燃料プールの冷却系		監視機能	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損		総合判定	備考
	破断種別	破断位置		
海水発生区画	R-22F-08N		○	
海水源	RCW(B), HVC(B)			
配管位置	21B			
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B) or SLC(A) and SLC(B)	2区分以上	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)
機能判定	○		○	[SRV(I) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)
系統機能判定		HCU(A) and HCU(B)		
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動時										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス検出機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気設備機能	事故時半電池機能	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	隔離子(内側) 隔離子(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	
系統名	原子炉冷却系 (格納容器冷却モジュール)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度調整系	非常用電源 (非常用交流電源 非常用直流電源 非常用制御電源)	原子炉補給冷却系 原子炉駆動時注水系統 高圧中心スプレイ補給冷却系 高圧中心スプレイ監視冷却系	中央制御室換気系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		R-22F-09N		○			
海水源		RRR(A)					
海水重量		311					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未燃燃料貯蔵機能		原子炉内貯蔵時注水機能		原子炉駆動圧		低圧注水機能		圧力逃がし機能		原子炉駆動圧		燃料プール	
	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
安全機能	○				○											
機能判定																
系統機能判定																
系統名	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)
系統区分	A	B	A	B	-	-	A	B	C	-	-	A	B	A	B	C
安全区分	I	II	I	II	III	II	I	II	I	II	I	II	I	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料容器の冷却機能		格納容器内の可燃性ガス制御機能		非常用電源機能		補給冷却機能/冷却用海水供給機能		原子炉制御室/非常用換気空調機能		事故時半電把限		冷却機能		給水機能		監視機能	
	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)	非常用電源 (燃料容器隔離弁)
安全機能	○																	
機能判定																		
系統機能判定																		
系統名	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動圧系 (燃料容器隔離弁)
系統区分	A	B	-	-	-	-	-	-	-	A	B	A	B	A	B	A	B	-
安全区分	I	II	I	II	III	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画		R=102F-10N		○			
海水源		HPCS					
浸水重量		995					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料プール	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○	○	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	2区分以上	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	2区分以上	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統名	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		燃料プール	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (格納容器冷却ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考																													
海水発生区画		R-202F-11N		○																															
海水源		PP																																	
海水重量		77																																	
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未過半維持機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能																			
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)																	
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上																	
機能判定	○	○		○		○		○		○		○		○		○		○																	
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	SIC(A) and SIC(B)		RHC or HPCS		HPCS		ABS(D) and RHC(C)		SRV(I) or SRV(II)		ABS(I) or ABS(II)		RHC(A) or RHC(B)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)			
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)			
系統機能判定	○	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○	
系統名	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能			
		原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能			
系統名	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能		原子炉の緊急停止機能			
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B			
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II			
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○			

評価対象	安全機能	機能判定	格納容器内の可燃性ガス抑制機能		放射線物質の濃度監視機能	非常用電源機能		原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能		給水機能		監視機能
			可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能		非常用電源機能	非常用電源機能			FPC(A) or FPC(B)	RHC(A) or RHC(B)	RHC(A) or RHC(B)	RHC(A) or RHC(B)	
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		R-12F-12N		○			
海水源		HPSW					
没水量[m ³]		119					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能		
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	
機能判定	○	○	○	○	○	2区分以上	2区分以上	○	○	○	○	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or SRV(II) or ABS(I) or ABS(II) and RHR(A) or RHR(B)] and [RHR(A) or RHR(B)] and [RHR(C) or RHR(D)] and RHR(A)]	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	RHC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(II) and RHR(C)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or SRV(II) and RHR(A)	SRV(I) or SRV(II) and RHR(A) and RHR(B) and RHR(C) and RHR(D)
系統名	制御棒及び原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B C	A B C	A B C	A B	A B	A B	A B C	A B C B
安全区分	I II	I II	I II	III	II	I II	II	III	I II	I II	I II	I II	I II II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ×	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○ ○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	III	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○ ○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価項目	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-202F-13N	○	
海水源	加圧		
浸水重量	35		

評価対象	原子炉施設				原子炉施設				原子炉施設				原子炉施設			
	原子炉の緊急停止機能	未過量維持機能	原子炉内圧力抑制機能	低圧注水機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) SIC(I) and SIC(II)		2区分以上	[SRV(I) or SRV(II)] [ORS(I) or ORS(II)]											[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)] [SRV(II) or ABS(II)] and [RHR(B) or RHR(C) and RHR(E)]
機能判定			○													
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	RFC or HPCS	ABS(II) and RHR(C)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ORS(I) or ORS(II)	RHR(A) or RHR(B)								[SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)] [SRV(II) or ABS(II)] and [RHR(B) or RHR(C) and RHR(E)]
系統名	制御棒及び原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	-	-	A B C	-	-	A B	-	-	A B	-	-	A B	-	A B C
安全区分	I II	I II	III	II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設				原子炉施設				原子炉施設				原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	事故時半電池機能	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	事故時半電池機能	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	RHR(A) or RHR(B)		○											
機能判定																							
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	隔離子(内側) 隔離子(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)													
系統名	原子炉冷却系 (格納容器冷却ユニット)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度調整弁	非常用電源	原子炉補給冷却系/原子炉冷却系/高圧炉心スプレイ補給冷却系	原子炉制御室/非常用換気設備	事故時半電池系	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給水系	監視機能	原子炉冷却系 (格納容器冷却ユニット)	隔離子(内側) 隔離子(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)			
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価項目		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		R-102F-14N		○			
海水源		HPCW					
海水重量		43					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未過昇温抑制機能		原子炉内即時注水機能		低圧注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能	
	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C)	SLC(A) and SLC(B)	HCU(A) or HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	2区分以上	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RHR(A) or RHR(B)	(RHR(A) or RHR(B)) or (SRV(I) or ABS(I)) and (RHR(A) or LPCS) and RHR(A)
機能判定	○					○	2区分以上					(RHR(A) or RHR(B)) or (SRV(I) or ABS(I)) and (RHR(A) or LPCS) and RHR(A)
系統機能判定												(SRV(I) or ABS(I)) and (RHR(B) or RHR(C)) and RHR(B)
系統名	制御棒及び降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)	制御棒及び降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧系 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B C	A B	A B	A B	A B	A B C
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設				燃料プール			
	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電把限	冷却機能	給水機能	監視機能
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○
系統機能判定			2区分以上	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	-
系統名	格納容器隔離弁 (格納容器隔離弁)	非常用電源 (非常用電源)	原子炉補給冷却系/原子炉補給冷却系/高圧炉心スプレイ補給冷却系/高圧炉心スプレイ補給冷却系	原子炉制御室/非常用換気空調系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給水系	監視機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考					
没水発生区画		R-32F-31N		○							
海水源		HPCS									
海水重層		BBS									
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
安全機能	○	○		2区分以上		○		○		○	
機能判定											
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統機能判定											
系統名	原子炉の緊急停止機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統名											
系統区分	原子炉の緊急停止機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統区分											
安全区分	原子炉の緊急停止機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
安全区分											
判定	原子炉の緊急停止機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
判定											

評価対象	安全機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
安全機能											
機能判定											
系統機能判定											
系統名											
系統区分											
安全区分											
判定											

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		R-B1F-02N		○			
海水源		加圧					
海水量[m³]		35					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未過昇温抑制機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		附帯熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○											
機能判定												
系統機能判定												
系統名	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	C	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○											
機能判定												
系統機能判定												
系統名	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器冷却ユニット)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表I-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損		総合判定		備考
	浸水発生区画	浸水原因	総合判定	総合判定	
浸水発生区画	B-B1F-04N	BIG(P0) (A)	○		
浸水原因	BIG(P0) (A)				
浸水重量	29				
評価対象	原子炉施設				
安全機能	原子炉緊急停止機能		原子炉停止機能		機能判定
	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉停止機能	原子炉停止機能	
安全機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SRV(I) or SRV(II) or HPCS	SRV(I) or SRV(II) or HPCS	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or SRV(II) or HPCS] and [RHR(A) or RHR(B) or RHR(C) or RHR(D)]
系統機能判定	未遮断維持機能		低圧注水機能		機能判定
	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	SRV(I) or SRV(II) or HPCS	SRV(I) or SRV(II) or HPCS	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or SRV(II) or HPCS] and [RHR(A) or RHR(B) or RHR(C) or RHR(D)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動装置（水圧制御ユニット）		原子炉停止機能		機能判定
	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	
系統名	制御棒及び制御棒駆動装置（水圧制御ユニット）	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or SRV(II) or HPCS] and [RHR(A) or RHR(B) or RHR(C) or RHR(D)]
系統区分	原子炉緊急停止機能		原子炉緊急停止機能		機能判定
	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	
系統区分	A B	A B	A B	A B	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or SRV(II) or HPCS] and [RHR(A) or RHR(B) or RHR(C) or RHR(D)]
安全区分	原子炉緊急停止機能		原子炉緊急停止機能		機能判定
	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	
安全区分	I II	I II	I II	I II	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or SRV(II) or HPCS] and [RHR(A) or RHR(B) or RHR(C) or RHR(D)]
判定	原子炉緊急停止機能		原子炉緊急停止機能		機能判定
	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or SRV(II) or HPCS] and [RHR(A) or RHR(B) or RHR(C) or RHR(D)]

評価対象	原子炉施設				
	燃料プール	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能
安全機能	燃料プールの冷却機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能
安全機能	RHR(A) or RHR(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)
機能判定	燃料プールの冷却機能		補給冷却機能/冷却用海水供給機能		機能判定
	燃料プールの冷却機能	燃料プールの冷却機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[RHR(A) or RHR(B)] or [FPC(A) or FPC(B)]
系統機能判定	燃料プールの冷却機能		補給冷却機能/冷却用海水供給機能		機能判定
	燃料プールの冷却機能	燃料プールの冷却機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)
系統名	燃料プールの冷却機能		補給冷却機能/冷却用海水供給機能		機能判定
	燃料プールの冷却機能	燃料プールの冷却機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	
系統名	燃料プールの冷却機能	燃料プールの冷却機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [FPC(A) or FPC(B)]
系統区分	燃料プールの冷却機能		補給冷却機能/冷却用海水供給機能		機能判定
	燃料プールの冷却機能	燃料プールの冷却機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	
系統区分	A B	A B	A B	A B	[RHR(A) or RHR(B)] or [FPC(A) or FPC(B)]
安全区分	燃料プールの冷却機能		補給冷却機能/冷却用海水供給機能		機能判定
	燃料プールの冷却機能	燃料プールの冷却機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	
安全区分	I II	I II	I II	I II	[RHR(A) or RHR(B)] or [FPC(A) or FPC(B)]
判定	燃料プールの冷却機能		補給冷却機能/冷却用海水供給機能		機能判定
	燃料プールの冷却機能	燃料プールの冷却機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[RHR(A) or RHR(B)] or [FPC(A) or FPC(B)]

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	R-B1F-05N	○	
海水源	BIG(P0) (B)		
海水量 [m ³]	29		

評価対象	原子炉緊急時		原子炉運転時		原子炉停止時		原子炉再稼働時		原子炉修理時		原子炉廃止時		原子炉再稼働時		原子炉廃止時		原子炉再稼働時		原子炉廃止時		
	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	
安全機能	○																				
機能判定																					
系統機能判定																					
系統名	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉緊急時		原子炉運転時		原子炉停止時		原子炉再稼働時		原子炉修理時		原子炉廃止時		原子炉再稼働時		原子炉廃止時		原子炉再稼働時		原子炉廃止時		
	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	緊急停止機能	
安全機能	○																				
機能判定																					
系統機能判定																					
系統名	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)	原子炉停止機能 (海水発生区画)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-B1F-06N	○	
没水源	BIG(P0) (H)		
没水量[m ³]	22		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料冷却機能		監視機能		
	原子炉緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	RFC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	RFC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統名	原子炉緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料冷却機能		非常用電源機能		原子炉降圧室非常用換気空調機能		事故時半電池		冷却機能		給水機能		監視機能		
	燃料冷却機能	燃料冷却機能	非常用電源機能	非常用電源機能	原子炉降圧室非常用換気空調機能	原子炉降圧室非常用換気空調機能	事故時半電池	事故時半電池	冷却機能	冷却機能	給水機能	給水機能	監視機能	監視機能	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	FCS(A) or FCS(B)	FCS(A) or FCS(B)	HRC(A) or HRC(B)	HRC(A) or HRC(B)	A系 or B系	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	
系統名	原子炉緊急停止機能 (燃料冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (燃料冷却ユニット)	非常用電源機能 (非常用電源)	非常用電源機能 (非常用電源)	原子炉降圧室非常用換気空調機能 (原子炉降圧室非常用換気空調)	原子炉降圧室非常用換気空調機能 (原子炉降圧室非常用換気空調)	事故時半電池 (事故時半電池)	事故時半電池 (事故時半電池)	燃料冷却機能 (燃料冷却機能)	燃料冷却機能 (燃料冷却機能)	燃料冷却機能 (燃料冷却機能)	燃料冷却機能 (燃料冷却機能)	燃料冷却機能 (燃料冷却機能)	燃料冷却機能 (燃料冷却機能)	燃料冷却機能 (燃料冷却機能)
系統区分	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	R-B1F-09N	○	
海水源	HPCS		
海水重量	995		

評価対象	原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系	
	原子炉の緊急停止機能	未通電維持機能	原子炉駆動時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能		HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)	2区分以上		[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)]															
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RVC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(II) or RRR(C)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RVC(A) or RVC(B)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	
系統名	制御棒及び原子炉駆動系（水圧制御ユニット）	制御棒及び原子炉駆動系（水圧制御ユニット）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）	原子炉駆動系（高圧圧入系）
系統区分	A B	A B	-	-	A B	-	-	-	A B	-	-	-	-	A B	-	-	-	-	A B	-
安全区分	I II	I II	III	III	I II	III	I II	III	I II	III	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系		原子炉駆動系	
	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能	格納容器内の冷却機能
安全機能																				
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RVC(A) or RVC(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RVC(A) or RVC(B)	RVC(A) or RVC(B)	FPC(A) or FPC(B)	RVC(A) or RVC(B)	RVC(A) or RVC(B)	RVC(A) or RVC(B)	RVC(A) or RVC(B)	RVC(A) or RVC(B)	
系統名	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	原子炉冷却系（格納容器冷却モジュール）	
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-B1F-10N	○	
没水源	RWC(N), BWD, BVCW		
没水量[m ³]	298		

評価対象	原子炉駆動				原子炉駆動				燃料プール				
	原子炉の緊急停止機能	未過熱炉機能	原子炉駆動時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)	○	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ADS(II) and RRR(C)	ADS(I) or ADS(II)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	RRR(A) or RRR(C)	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ADS(II) and RRR(C)	ADS(I) or ADS(II)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	-	A B	-	C	-	B C	-	A B	-	A B	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動				燃料プール			
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	FCS(A) or FCS(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)
系統名	原子炉駆動時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	非常用電源系統	可燃性ガス濃度調整系統	可燃性ガス濃度調整系統	非常用電源系統	非常用電源系統	非常用電源系統	非常用電源系統
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価項目	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	R-B/F-11N	○	
海水源	RSW(A)		
海水重量	437		

評価対象	原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動			
	原子炉の緊急停止機能	未過熱炉機能	原子炉駆動時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)	○	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	
系統機能判定	○	HCU(A) and HCU(B) or SLC(A) and SLC(B)	○	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II) and RBR(A)	
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

評価対象	原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動					
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電圧	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電圧	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	SGT(A) or SGT(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
系統名	原子炉駆動時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	格納容器隔離弁	非常用電源	原子炉駆動時注水系統	原子炉制御室	事故時半電圧	冷却機能	給水機能	監視機能	原子炉制御室	事故時半電圧	冷却機能	給水機能	監視機能	原子炉制御室	事故時半電圧	冷却機能	給水機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価項目		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		R-B1F-12N		○			
没水源		RCW(N), BVD, BVCW					
没水量[m ³]		208					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未確保維持機能		原子炉保護時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉駆動		燃料プール	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉保護時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉の緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	II	II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	格納容器内の可燃性ガス制御機能		放射性物質の濃度監視機能		格納容器内の可燃性ガス制御機能		非常用電源機能		補給冷却機能/冷却用海水供給機能		原子炉制御室/非常用換気設備機能		事故時半電圧		冷却機能		給水機能		監視機能	
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	事故時半電圧	冷却機能	給水機能	監視機能	監視機能	監視機能	監視機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却モーター)	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	非常用電源機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	事故時半電圧	冷却機能	給水機能	監視機能	監視機能	監視機能	監視機能	
系統区分	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-B1F-13N	○	
没水源	RWC(A), HVC(A)		
没水量[m ³]	199		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉保護時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	II	II	II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動				燃料プール				
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射線物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半透明状態	冷却機能	給水機能	監視機能
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源制御系	非常用電源制御系	原子炉補給冷却系/原子炉保護時注水冷却系/高圧炉心スプレイ補給冷却系/高圧炉心スプレイ補給冷却系	原子炉制御室/非常用換気空調系	事故時半透明状態	冷却機能	給水機能	監視機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-B1F-15N	○	
没水源	PP		
没水量[m ³]	77		

評価対象	原子炉施設				原子炉施設				原子炉施設				原子炉施設				
	原子炉の緊急停止機能	未過熱炉機能	原子炉内圧縮機注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉施設				原子炉施設				原子炉施設			
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)		2区分以上	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(II) or SRV(II)] and [RHR(A) or RHR(B)] and [RHR(C) or RHR(D)] and [RHR(E)]												
機能判定		○	○	○	○												
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	HCU(I) and LPCS [RHR(A) or RHR(C)]	SRV(I) or SRV(II) or SRV(II)	ABS(I) and ABS(II) or RHR(C)	HPCS	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)	HCU(I) or HCU(II) or HCU(II)
系統名	制御棒及び原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉冷却系 (水圧調整ユニット)	ほう酸水注入系	自動減圧系+A-残留熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース	高圧炉心スプレースペース
系統区分	A B	A B	A B	A B C	A B	A B C	A B C	A B C	A B C	A B C	A B C	A B C	A B C	A B C	A B C	A B C	A B C
安全区分	I II	I II	I II	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設				原子炉施設				原子炉施設				原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス検出機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス検出機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] or [RHR(A) or RHR(B)]	○													
機能判定																							
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	隔離系(内側) 隔離系(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	
系統名	原子炉冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離系	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度調整系	非常用電源	原子炉補給冷却系 原子炉補給海水系 高圧炉心スプレースペース補給冷却系 高圧炉心スプレースペース補給海水系	中央制御室換気系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	I II III	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-B1F-17-1N	○	
没水源	PP		
没水量[m ³]	77		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源種別機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉保護時注水機能		燃料プール		
	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
安全機能	○														
機能判定															
系統機能判定															
系統名	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	II	II	II	I	II	I	I	I	I	I
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉緊急停止機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能	
	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
安全機能	○													
機能判定														
系統機能判定														
系統名	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)	原子炉緊急停止機能 (原子炉保護時注水機能)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-31F~17-2N	○	
没水源	RWC(N), BVD, BVCW		
没水量[m ³]	208		
評価対象	原子炉施設		
安全機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉施設時注水機能	原子炉施設時注水機能
機能判定	○	2区分以上	[RHR(A) or RHR(B)] or [(SRV(I) or ABS(I)) and (RHR(A) or LPCS) and RHR(A)] [RHR(A) or RHR(B)] or [(SRV(I) or ABS(I)) and (RHR(B) or RHR(C) and RHR(E))]
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B) HCU(A) and HCU(B)	低圧注水機能	[SRV(I) or SRV(II)] [ABS(I) or ABS(II)]
系統名	HCU(A) and HCU(B) HCU(A) and HCU(B) HCU(A) and HCU(B) HCU(A) and HCU(B)	自動減圧系+A-残留熱除去系 B(C)-残留熱除去系 (低圧注水モード) 自動減圧系+残留熱除去系 B(C)-残留熱除去系 (低圧注水モード) 自動減圧系 残留熱除去系	SRV(I) or SRV(II) ABS(I) or ABS(II) HPCS 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系 残留熱除去系
系統区分	A B A B A B	-	- A B C -
安全区分	I II I II I II	II	I II I II I II
判定	○ ○ ○ ○ ○ ○	○	○ ○ ○ ○ ○ ○
評価対象	燃料プール		
安全機能	燃料容器内の可燃性ガス抑制機能	燃料容器内の可燃性ガス抑制機能	燃料容器内の可燃性ガス抑制機能
機能判定	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	2区分以上	2区分以上
系統名	RHR(A) or RHR(B)	燃料容器隔離弁 燃料容器隔離弁 燃料容器隔離弁	RHR(A) or RHR(B) RHR(A) or RHR(B) RHR(A) or RHR(B)
系統区分	A B -	A B A B	A B A B
安全区分	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II
判定	○ ○ ○ ○ ○ ○	○	○ ○ ○ ○ ○ ○

評価種別	想定破損	総合判定	備考
安全機能	燃料容器内の可燃性ガス抑制機能	燃料容器内の可燃性ガス抑制機能	燃料容器内の可燃性ガス抑制機能
機能判定	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	2区分以上	2区分以上
系統名	RHR(A) or RHR(B)	燃料容器隔離弁 燃料容器隔離弁 燃料容器隔離弁	RHR(A) or RHR(B) RHR(A) or RHR(B) RHR(A) or RHR(B)
系統区分	A B -	A B A B	A B A B
安全区分	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II
判定	○ ○ ○ ○ ○ ○	○	○ ○ ○ ○ ○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		R-B1F-18-1N		○			
海水源		PP					
没水量[m ³]		77					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未遮断炉内機能		原子炉保護時の注水機能		低圧注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉保護時の注水機能	2区分以上	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能	原子炉保護時の注水機能
系統名	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉内機能		原子炉外機能		燃料プール	
	原子炉内の緊急停止機能	原子炉内の緊急停止機能	原子炉外の緊急停止機能	原子炉外の緊急停止機能	燃料プールの緊急停止機能	燃料プールの緊急停止機能
安全機能	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	HVC(A) or HVC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価項目	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	R-B1F-20N	○	
海水源	RSW(A)		
海水質量	457		
評価対象	原子炉施設		
安全機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉施設	原子炉施設
機能判定	低圧注水機能	原子炉施設	原子炉施設
	原子炉施設時注水機能	原子炉施設	原子炉施設
系統機能判定	未燃準維持機能	原子炉施設	原子炉施設
	原子炉施設時注水機能	原子炉施設	原子炉施設
系統名	原子炉の制御棒及び制御棒駆動機 (水圧制御ユニット)	原子炉施設	原子炉施設
	原子炉の制御棒駆動機 (水圧制御ユニット)	原子炉施設	原子炉施設
系統区分	A	B	A
	B	A	B
安全区分	I	II	I
	II	I	II
判定	○	○	○
	○	○	○

評価対象	原子炉施設				燃料プール			
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半燃把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半燃把握	冷却機能	給水機能	監視機能
機能判定	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RIR(A) or RIR(B)]	[RIR(A) or RIR(B)]	○
系統機能判定	RIR(A) or RIR(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RIR(A) or RIR(B)	-
系統名	原子炉施設 (格納容器冷却機)	非常用電源 (非常用電源/非常用電源/非常用電源)	原子炉施設冷却機/原子炉施設冷却機/原子炉施設冷却機	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半燃把握	燃料プールの冷却系	燃料プールの給水系	監視機能
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B
	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II
	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○
	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	R-B1F-20N	○	
海水源	RSW(B)		
海水重量	457		

評価対象	原子炉機能				原子炉駆動				原子炉駆動				燃料プール			
	原子炉の緊急停止機能	未過熱炉機能	原子炉駆動時注水機能	低圧注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	2区分以上	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定		HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	2区分以上	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定		HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	2区分以上	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉機能				原子炉駆動				燃料プール				
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半透明状態	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定													
系統機能判定													
系統名	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機(水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定		備考
海水発生区画	R-B1F-2IN	○		
海水源	HPCS	○		
海水重層	BBS	○		

評価対象	原子炉駆動				原子炉駆動		原子炉駆動			原子炉駆動			原子炉駆動			原子炉駆動			
	原子炉の緊急停止機能	未過熱炉機能	原子炉駆動時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	
安全機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	ABS(D) and RHC(C)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RHC(A) or RHC(B)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統	原子炉駆動時注水系統 (低圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動			原子炉駆動			原子炉駆動			原子炉駆動			原子炉駆動			原子炉駆動					
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射線物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半能燃	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射線物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半能燃	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	RHC(A) or RHC(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RHC(A) or RHC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHC(A) or RHC(B)	FW	RHC(A) or RHC(B)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
系統名	原子炉駆動時注水系統 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	可燃性ガス濃度制御系統	非常用電源系統 (非常用電源/非常用冷却ポンプ/非常用換気空調)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	原子炉駆動時注水系統 (高圧注水モード)	中央制御室換気系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価項目	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	R-3MF-28N	○	
海水源	RWC(A), HVC(A)		
海水質量	199		

評価対象	原子炉施設			原子炉施設			原子炉施設			原子炉施設			原子炉施設			原子炉施設			原子炉施設		
	原子炉の緊急停止機能	未過昇降機機能	原子炉降時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	
安全機能		HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)	○	2区分以上	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(II) or SRV(II)] and [SRV(II) or SRV(II)] and [SRV(II) or SRV(II)] and [SRV(II) or SRV(II)]																
機能判定	○	○	○	○	○																
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	ABS(D) and (RBR(B) or RBR(C))	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(I) or ABS(I) and (RBR(A) or LPCS) and RBR(A)												
系統名	制御棒及び降時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却システム (原子炉冷却ユニット)	
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

評価対象	原子炉施設			原子炉施設			原子炉施設			原子炉施設			原子炉施設							
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射能物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	事故時半池処理	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射能物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	事故時半池処理	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能																				
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉冷却系統 (格納容器冷却ユニット)	格納容器隔離弁	格納容器内の可燃性ガス濃度調整弁	非常用電源系統 (非常用電源制御ユニット)	原子炉冷却系統 (原子炉冷却ユニット)	原子炉冷却系統 (原子炉冷却ユニット)	事故時半池処理系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統
系統区分	A B	-	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		R-1F-01-1N		○			
海水源		加圧					
海水重量		D					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未過昇温抑制機能	原子炉停炉時注水機能	原子炉駆動		原子炉駆動	
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B) HCU(C) or HCU(D) SLC(A) and SLC(B) SLC(C) or SLC(D)	○	低圧注水機能		低圧注水機能	
機能判定				2区分以上		2区分以上	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統名	制御棒及び制御棒駆動機(水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動機(水圧制御ユニット)	原子炉停炉時冷却系	原子炉駆動時冷却系	原子炉駆動時冷却系	原子炉駆動時冷却系	原子炉駆動時冷却系
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	安全機能	機能判定	原子炉駆動		燃料プール		監視機能	
			格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半電池		冷却機能
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[RHR(A) or RHR(B)]	○	
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉冷却系(格納容器冷却モジュール)	格納容器隔離弁	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源(非常用電源制御用電源)	原子炉制御室非常用換気空調系	事故時冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系
系統区分	A B	-	A B	-	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-1F-02N	○	
没水源	RCW(N), BVD, BVCW		
没水量[m ³]	181		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未燃燃料貯蔵機能		原子炉制御室 注水機能		低圧注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能			
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉制御室内の可燃性ガス制御機能	2区分以上	原子炉制御室 非常用電源機能	原子炉制御室 非常用換気空調機能	事故時半燃把握	冷却機能	給水機能	監視機能	監視機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	2区分以上	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉制御室内の可燃性ガス制御機能	原子炉制御室 非常用電源機能	原子炉制御室 非常用換気空調機能	原子炉制御室 非常用電源機能	原子炉制御室 非常用換気空調機能	事故時半燃把握	冷却機能	給水機能	監視機能	監視機能	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系統 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系統 (水圧制御ユニット)	原子炉制御室 可燃性ガス制御系統	原子炉制御室 可燃性ガス制御系統	原子炉制御室 非常用電源系統	原子炉制御室 非常用換気空調系統	原子炉制御室 非常用電源系統	原子炉制御室 非常用換気空調系統	事故時半燃把握系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの補給水系統	燃料プールの監視機能	燃料プールの監視機能	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉緊急停止機能		未燃燃料貯蔵機能		原子炉制御室 注水機能		低圧注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能			
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉制御室内の可燃性ガス制御機能	2区分以上	原子炉制御室 非常用電源機能	原子炉制御室 非常用換気空調機能	事故時半燃把握	冷却機能	給水機能	監視機能	監視機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	2区分以上	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS <td>原子炉制御室内の可燃性ガス制御機能</td> <td>原子炉制御室 非常用電源機能</td> <td>原子炉制御室 非常用換気空調機能</td> <td>原子炉制御室 非常用電源機能</td> <td>原子炉制御室 非常用換気空調機能</td> <td>事故時半燃把握</td> <td>冷却機能</td> <td>給水機能</td> <td>監視機能</td> <td>監視機能</td> <td></td>	原子炉制御室内の可燃性ガス制御機能	原子炉制御室 非常用電源機能	原子炉制御室 非常用換気空調機能	原子炉制御室 非常用電源機能	原子炉制御室 非常用換気空調機能	事故時半燃把握	冷却機能	給水機能	監視機能	監視機能	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系統 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系統 (水圧制御ユニット)	原子炉制御室 可燃性ガス制御系統	原子炉制御室 可燃性ガス制御系統	原子炉制御室 非常用電源系統	原子炉制御室 非常用換気空調系統	原子炉制御室 非常用電源系統	原子炉制御室 非常用換気空調系統	事故時半燃把握系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの補給水系統	燃料プールの監視機能	燃料プールの監視機能	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-F-03N, R-F-22N	○	
没水源	HPCS		
没水量[m ³]	995		

評価対象	原子炉駆動			原子炉駆動			燃料プール			
	原子炉の緊急停止機能	未過熱炉機能	原子炉駆動時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉駆動時注水機能	事故時半能化機能	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	2区分以上	2区分以上	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(I) or SRV(II)]
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	ABS(D) and [RBR(A) or RBR(C)]	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(I) or SRV(II) and RBR(A)	SRV(I) or SRV(II) and RBR(A)
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水系統	自動減圧系+A-残留熱除去系B (C)-残留熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイス系	残留熱除去系 (原子炉停止時待機モード)	自動減圧系	残留熱除去系 (原子炉停止時待機モード)	残留熱除去系 (原子炉停止時待機モード)	残留熱除去系 (原子炉停止時待機モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	A B	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動			燃料プール						
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半能化機能	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半能化機能	冷却機能	給水機能	監視機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
系統名	原子炉駆動時注水系統 (格納容器冷却モード)	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源系統 (非常用電源制御用電源)	原子炉補給冷却系/原子炉駆動時注水系統/高圧炉心スプレイス系/補給冷却系	中央制御室換気系	事故時注水系統	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給冷却系	残留熱除去系
系統区分	A B	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考														
海水発生区画		R-1F-05N		○																
海水源		RRR(A)																		
貯水装置		311																		
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未過半維持機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		
		RRR(A) and RRR(B)	HCU(A) and HCU(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)
機能判定	○	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)
系統機能判定		RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)	RRR(A) and RRR(B)
系統名	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	安全機能	機能判定	系統機能判定	系統名	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		
					RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
格納容器内の可燃性ガス制御機能	○	○	○	格納容器内の可燃性ガス制御機能	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	
放射線物質の濃度監視機能	○	○	○	放射線物質の濃度監視機能	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	
格納容器(内側)隔離弁(内側)	○	○	○	格納容器(内側)隔離弁(内側)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	
格納容器隔離弁	○	○	○	格納容器隔離弁	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	
原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却モータ)	A B	I II	○ ○	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却モータ)	A B	I II	○ ○	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却モータ)	A B	I II	○ ○	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却モータ)	A B	I II	○ ○	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却モータ)	A B	I II	○ ○
系統区分	A B	I II	○ ○	系統区分	A B	I II	○ ○	系統区分	A B	I II	○ ○	系統区分	A B	I II	○ ○	系統区分	A B	I II	○ ○
安全区分	I II	I II	○ ○	安全区分	I II	I II	○ ○	安全区分	I II	I II	○ ○	安全区分	I II	I II	○ ○	安全区分	I II	I II	○ ○
判定	○ ○	○ ○	○ ○	判定	○ ○	○ ○	○ ○	判定	○ ○	○ ○	○ ○	判定	○ ○	○ ○	○ ○	判定	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-1F-07-1N	○	
没水源	RHR(A)		
没水量[m³]	311		

評価対象	原子炉駆動系		原子炉冷却系		原子炉圧力制御系		原子炉圧力抑制系		原子炉圧力監視系		原子炉圧力保護系		原子炉圧力抑制系		原子炉圧力監視系		原子炉圧力保護系		原子炉圧力抑制系		原子炉圧力監視系		
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の駆動系	原子炉の冷却系	原子炉の圧力制御系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	
安全機能	○																						
機能判定																							
系統機能判定																							
系統名	原子炉駆動系 (原子炉駆動系)		原子炉冷却系 (原子炉冷却系)		原子炉圧力制御系 (原子炉圧力制御系)		原子炉圧力抑制系 (原子炉圧力抑制系)		原子炉圧力監視系 (原子炉圧力監視系)		原子炉圧力保護系 (原子炉圧力保護系)		原子炉圧力抑制系 (原子炉圧力抑制系)		原子炉圧力監視系 (原子炉圧力監視系)		原子炉圧力保護系 (原子炉圧力保護系)		原子炉圧力抑制系 (原子炉圧力抑制系)		原子炉圧力監視系 (原子炉圧力監視系)		
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉駆動系		原子炉冷却系		原子炉圧力制御系		原子炉圧力抑制系		原子炉圧力監視系		原子炉圧力保護系		原子炉圧力抑制系		原子炉圧力監視系		原子炉圧力保護系		原子炉圧力抑制系		原子炉圧力監視系		
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の駆動系	原子炉の冷却系	原子炉の圧力制御系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	原子炉の圧力抑制系	原子炉の圧力監視系	原子炉の圧力保護系	
安全機能	○																						
機能判定																							
系統機能判定																							
系統名	原子炉駆動系 (原子炉駆動系)		原子炉冷却系 (原子炉冷却系)		原子炉圧力制御系 (原子炉圧力制御系)		原子炉圧力抑制系 (原子炉圧力抑制系)		原子炉圧力監視系 (原子炉圧力監視系)		原子炉圧力保護系 (原子炉圧力保護系)		原子炉圧力抑制系 (原子炉圧力抑制系)		原子炉圧力監視系 (原子炉圧力監視系)		原子炉圧力保護系 (原子炉圧力保護系)		原子炉圧力抑制系 (原子炉圧力抑制系)		原子炉圧力監視系 (原子炉圧力監視系)		
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-1F-07-2N	○	
浸水源	RHR(A)		
浸水重畳	311		

評価対象	原子炉施設				原子炉施設				燃料プール								
	原子炉の緊急停止機能	未遮蔽炉内機能	原子炉施設内の注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール					
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) SIC(I) and SIC(II)	○	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	HPCS	ADS(II) and RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	RHR(A) or RHR(B)	[RHR(A) or RHR(B)] [SRV(I) or SRV(II)] [ADS(I) or ADS(II)] [RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)] [SRV(I) or SRV(II)] [ADS(I) or ADS(II)] [RHR(A) or RHR(B)]	
系統機能判定	○	HCU(A) and HCU(B) SIC(A) and SIC(B)	○	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	HPCS	ADS(II) and RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	RHR(A) or RHR(B)	[RHR(A) or RHR(B)] [SRV(I) or SRV(II)] [ADS(I) or ADS(II)] [RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)] [SRV(I) or SRV(II)] [ADS(I) or ADS(II)] [RHR(A) or RHR(B)]
系統名	制御棒及び原子炉降圧時冷却系 (水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉降圧時冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時冷却系	自動減圧系+A-残留熱除去系 (低圧注水モード)	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	高圧炉心スプレッド系	B-(C)-残留熱除去系 (低圧注水モード)	残留熱除去系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	残留熱除去系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	C	-	A B C	-	A B	-	A B	-	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	III	I	II	I	II	III	I II	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設				燃料プール					
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射線物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半遮断	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	○	○	○	○	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉降圧時冷却系 (格納容器冷却ユニット)	非常用電源 非常用換気空調 非常用冷却水供給	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 非常用冷却水供給	原子炉補給冷却系 原子炉降圧時冷却系 高圧炉心スプレッド系 高圧炉心スプレッド系	原子炉制御室 非常用換気空調	事故時半遮断	燃料プールの冷却系	燃料プールの給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画		R-1F-09N, R-1F-26N		○			
海水源		CW, FW					
浸水重さ		50t					

評価対象	原子炉の緊急停止機能	未確保機能		原子炉内注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉駆動時注水機能		燃料プール					
		HCU(I) and HCU(II) SLC(I) and SLC(II)		HCU(A) and HCU(B)		R1C or R1CS		HPCS		ABS(D) and RBR(C)		SRV(I) or SRV(II)		RBR(A) or RBR(B)		SRV(I) or ABS(I) and RBR(A) or LPCS and RBR(A)		SRV(I) or ABS(I) and RBR(B) or RBR(C) and RBR(B)	
		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
安全機能	○	○		○		○		○		○		○		○		○		○	
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	SLC(A) and SLC(B)		R1C or R1CS		HPCS		ABS(D) and RBR(C)		SRV(I) or SRV(II)		RBR(A) or RBR(B)		SRV(I) or ABS(I) and RBR(A) or LPCS and RBR(A)		SRV(I) or ABS(I) and RBR(B) or RBR(C) and RBR(B)		SRV(I) or ABS(I) and RBR(B) or RBR(C) and RBR(B)	
系統名	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	
系統区分	A B	A B		-		-		-		-		-		-		-		-	
安全区分	I II	I II		III		III		II		II		II		II		II		II	
判定	○ ○	○ ×		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○	

評価対象	安全機能	隔離機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス検出機能	原子炉駆動時		原子炉停止時		燃料プール								
					非常用電源機能		原子炉制御室非常用換気空調機能		事故時半透明状態		監視機能						
					2区分以上		2区分以上		A系 or B系		RBR(A) or RBR(B)		監視機能				
機能判定	○ ○	○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○	
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	SGT(A) or SGT(B)		FCS(A) or FCS(B)		RVC(A) or RVC(B)		A系 or B系		RBR(A) or RBR(B)		RBR(A) or RBR(B)		RBR(A) or RBR(B)		RBR(A) or RBR(B)	
系統名	原子炉隔離弁 (格納容器冷却モーター)	格納容器隔離弁		可燃性ガス濃度調整弁		原子炉駆動時非常用電源		中央制御室換気系		燃料プールの冷却系		燃料プールの冷却系		燃料プールの冷却系		燃料プールの冷却系	
系統区分	A B	A B		A B		A B		A B		A B		A B		A B		A B	
安全区分	I II	I II		I II		I II		I II		I II		I II		I II		I II	
判定	○ ○	○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○	

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損		総合判定		備考
	浸水発生区画	R-TP-11N	総合判定	○	
海水源	RHR(B)				
浸水重量	20t				

評価対象	原子炉施設											
	原子炉緊急停止機能		未燃燃料貯蔵機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		低圧注水機能		附属熱除去機能	
安全機能	HCU(A) and HCU(B)		HCU(A) and HCU(B)		2区分以上		SRV(I) or SRV(II) or SRV(III)		SRV(I) or SRV(II) or SRV(III)		SRV(I) or SRV(II) or SRV(III)	
機能判定	○		○		○		○		○		○	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)		SLC(A) and SLC(B)		RHC or HPCS		HPCS		ABS(D) and RHR(C)		SRV(I) or SRV(II) or SRV(III)	
系統名	制御棒及び降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)		制御棒及び降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)		原子炉降圧時注水系統		原子炉降圧時注水系統		自動減圧系 + A-残留熱除去系 (低圧注水モード)		残留熱除去系 (原子炉停止時待機モード)	
系統区分	A	B	A	B	-	-	C	-	A	B	-	A
安全区分	I	II	I	II	III	II	I	II	I	II	I	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール													
	燃料容器の冷却機能		格納容器内の可燃性ガス制御機能		格納容器内の可燃性ガス制御機能		放射性物質の濃度監視機能		隔離機能		隔離機能		監視機能	
安全機能	RHR(A) or RHR(B)		FCS(A) or FCS(B)		FCS(A) or FCS(B)		SGT(A) or SGT(B)		RHR(A) or RHR(B)		RHR(A) or RHR(B)		RHR(A) or RHR(B)	
機能判定	○		○		○		○		○		○		○	
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)		FCS(A) or FCS(B)		FCS(A) or FCS(B)		SGT(A) or SGT(B)		RHR(A) or RHR(B)		RHR(A) or RHR(B)		RHR(A) or RHR(B)	
系統名	原子炉冷却系 (燃料容器冷却モード)		可燃性ガス濃度調整系		可燃性ガス濃度調整系		放射性物質濃度監視系		燃料容器隔離系		燃料容器隔離系		監視機能	
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-1F-12N	○	
海水源	RHR(B)		
浸水重量	20t		
評価対象	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉駆動
安全機能	HCU(A) and HCU(B)	原子炉駆動時注水機能	
機能判定	○	2区分以上	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	低圧注水機能	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(III) or SRV(IV)] and [RHR(A) or RHR(B)] and RHR(A)
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統区分	A B A B	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全区分	I II I II	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
判定	○ ○ ○ ○	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能

評価対象	原子炉駆動				燃料プール				
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	-
系統名	原子炉停止系 (格納容器冷却モーター)	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源系統	原子炉補給冷却系/原子炉駆動冷却系/高圧炉心スプレイ補給冷却系	中央制御室換気系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給水系	監視機能
系統区分	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ×

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		R-F-13N		○			
海水源		CWT					
没水量[m³]		61					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未確保維持機能	原子炉保護時注水機能	原子炉駆動圧	原子炉駆動圧	原子炉駆動圧	原子炉駆動圧
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)	低圧注水機能 2区分以上	[SRV(I) or SRV(II)] [ABS(I) or ABS(II)]	[SRV(I) or SRV(II)] [ABS(I) or ABS(II)]	[SRV(I) or SRV(II)] [ABS(I) or ABS(II)]	[SRV(I) or SRV(II)] [ABS(I) or ABS(II)]
機能判定	○	HCU(A) and HCU(B)	2区分以上	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却モーター)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却モーター)	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)
系統区分	A	B	A	B	C	-	A
安全区分	I	II	I	II	III	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉駆動圧			燃料プール			監視機能
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	
安全機能	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却モーター)	非常用電源機能 (非常用電源/非常用電源)	非常用電源機能 (非常用電源)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	事故時半電池	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却モーター)	非常用電源機能 (非常用電源)	非常用電源機能 (非常用電源)	原子炉の緊急停止機能 (高圧圧入系)	事故時半電池	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系
系統区分	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損		備考								
浸水発生区画	R-P-14N		総合判定 ○								
海水源	RSW(A)										
浸水範囲	194										
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未燃燃料貯蔵機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		圧力逃がし機能		附帯熱除去機能		
			原子炉駆動時注水機能	原子炉停止時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉停止時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉停止時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉停止時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)					SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)				[RHR(A) or RHR(B) or (SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) or LPCS) and RHR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II) and RHR(B) or RHR(C) and RHR(E))] and RHR(A)]
機能判定	○										○
系統機能判定	RHR(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ABS(D) and RHR(C)	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) or LPCS and RHR(A)	SRV(D) or ABS(D) and RHR(B) or RHR(C) and RHR(E)
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉停止時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉停止時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉停止時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉停止時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉停止時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉停止時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉停止時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉停止時注水系統 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	燃料貯蔵機能	放射線物質の濃度監視機能	可燃性ガス検出機能	格納容器内の可燃性ガス検出機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	事故時半電圧保護	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○												
機能判定	○												
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉駆動時注水系統 (燃料貯蔵冷却モーター)	非常用電源系統 (非常用電源/非常用換気設備)	可燃性ガス濃度制御系統	原子炉制御室/非常用換気設備系統	原子炉制御室/非常用換気設備系統	事故時半電圧保護系統	燃料貯蔵冷却系統	燃料貯蔵冷却系統	燃料貯蔵冷却系統	燃料貯蔵冷却系統	燃料貯蔵冷却系統	燃料貯蔵冷却系統	燃料貯蔵冷却系統
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	R-1F-24-2N	○	
海水源	PP		
海水重量	BS		

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉内圧降下注水機能		原子炉駆動時注水機能		低圧注水機能		圧力逃がし機能		原子炉駆動時注水機能		燃料プール駆動時注水機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○															
機能判定																
系統機能判定																
系統名	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○															
機能判定																
系統機能判定																
系統名	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉駆動時注水系統 (燃料容器隔離弁)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-1F-29N	○	
没水源	RCW(N), BVD, BVCW		
没水量[m ³]	181		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料プール	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(I) or ABS(I) and RBR(A)	SRV(II) or ABS(II) and RBR(B)	SRV(III) or ABS(III) and RBR(C)	SRV(IV) or ABS(IV) and RBR(D)
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(III) or ABS(III) and RBR(C)	SRV(IV) or ABS(IV) and RBR(D)	SRV(V) or ABS(V) and RBR(E)	SRV(VI) or ABS(VI) and RBR(F)	SRV(VII) or ABS(VII) and RBR(G)	監視機能
系統名	制御棒及び降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	監視機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	監視機能
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	監視機能
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	監視機能

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		燃料プール	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	監視機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	HPCS or HPCS(B)	2区分以上	2区分以上	2区分以上	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	監視機能
系統名	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	非常用電源系統	可燃性ガス濃度調整系統	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	監視機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	監視機能
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	監視機能
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	監視機能

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-1F-30X	○	
没水源	RHR(A)		
没水量	311		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉降圧時注水機能		低圧注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料冷却機能		燃料プール	
	原子炉緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	原子炉降圧時注水機能	2区分以上	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
系統機能判定	○	○				2区分以上										
系統名	原子炉緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉緊急停止機能		非常用電源機能		燃料冷却機能		燃料プール	
	原子炉緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	非常用電源機能	燃料冷却機能	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉緊急停止機能 (燃料冷却ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (燃料冷却ユニット)	非常用電源機能 (燃料冷却ユニット)	燃料冷却機能 (燃料冷却ユニット)	燃料プール (燃料冷却ユニット)	燃料プール (燃料冷却ユニット)	燃料プール (燃料冷却ユニット)	燃料プール (燃料冷却ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-1F-33N	○	
海水源	HPCS		
浸水範囲	B95		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未燃燃料貯蔵機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		低圧注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料プール		
	原子炉緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○																
機能判定																	
系統機能判定																	
系統名	制御棒及び原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		非常用電源機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○																	
機能判定																		
系統機能判定																		
系統名	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-1F-3AN	○	
海水源	RHR(B)		
浸水重量	20t		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未遮蔽炉機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉保護時注水機能		燃料プール	
	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C)	RHC or HPCS	低圧注水機能	2区分以上	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
安全機能	○		HCU(I) and HCU(II) SLC(I) or SLC(II)			2区分以上	SRV(I) or SRV(II) ABS(I) or ABS(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
機能判定	○				○									
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	原子炉保護時注水機能	低圧注水機能	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統名	制御棒及び原子炉保護時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機	原子炉保護時注水機
系統区分	A B	A B	A B	-	-	-	A B C	-	A B	-	A B	-	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	III	II	II	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉緊急停止機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能	
	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)
安全機能	○		○		○		○		○		○		○	
機能判定	○		○		○		○		○		○		○	
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C)
系統名	原子炉緊急停止機(格納容器冷却機)	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機	原子炉緊急停止機
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ×	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画		R-2F-0AN		○			
海水源		PP					
浸水重量		87					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
機能判定	○	2区分以上	○	○	○	○	○
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統名	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
評価対象	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統名	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-2F-05N	○	
海水源	PP		
浸水重量	87		

評価対象	原子炉緊急時		原子炉運転時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時	
	原子炉の緊急停止機能	未確認機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能
安全機能	○																	
機能判定																		
系統機能判定																		
系統名	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉緊急時		原子炉運転時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能
安全機能	○																	
機能判定																		
系統機能判定																		
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画		R-2F-06N		○			
海水源		PP					
浸水重量		87					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未遮蔽炉機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B) HCU(C) or HCU(D)	○	[SRV(I) or SRV(II)] [ORS(I) or ORS(II)]		[SRV(I) or SRV(II)] [ORS(I) or ORS(II)] and [RHR(A) or RHR(B) or RHR(C) or RHR(D)]	
機能判定	○	○	○	○		○	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ORS(I) or ORS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or SRV(II) and RHR(A)
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○
系統名	制御棒及び降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	制御棒及び降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統	原子炉降圧時注水系統	原子炉降圧時注水系統	原子炉降圧時注水系統	原子炉降圧時注水系統
系統名	原子炉降圧時注水系統 (制御棒降圧ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (制御棒降圧ユニット)	原子炉降圧時注水系統	原子炉降圧時注水系統	原子炉降圧時注水系統	原子炉降圧時注水系統	原子炉降圧時注水系統
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能			原子炉降圧時注水機能			原子炉降圧時注水機能		
	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半遮断	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	RHR(A) or RHR(B)	○	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統名	可燃性ガス濃度調整系統	非常用電源系統	原子炉補給冷却系統/原子炉降圧時注水系統/高圧炉心スプレイ補給冷却系統/高圧炉心スプレイ補給冷却系統	中央制御室換気系統	事故時注水系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの補給冷却系統	監視機能	
系統名	可燃性ガス濃度調整系統	非常用電源系統	原子炉補給冷却系統/原子炉降圧時注水系統/高圧炉心スプレイ補給冷却系統/高圧炉心スプレイ補給冷却系統	中央制御室換気系統	事故時注水系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの補給冷却系統	監視機能	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-2F-08N	○	
没水源	RWC(N), BVD, BVCW		
没水量[m ³]	143		

評価対象	原子炉駆動				原子炉駆動				燃料プール				
	原子炉の緊急停止機能	未過熱炉機能	原子炉駆動時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)	○	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHC(A) and HCU(B)	SIC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	SRV(I) and RBR(C)	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動				燃料プール				
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射線物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電圧機能	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RBR(A) or RBR(B)]	RBR(A) or RBR(B)	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHC(A) or RHC(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	FW
系統名	原子炉駆動時注水系統 (格納容器冷却ユニット)	非常用電源系統	非常用電源系統	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-2F-09N	○	
浸水源	RHR(A)		
浸水範囲	311		
評価対象	原子炉施設		
安全機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉施設
機能判定	○	2区分以上	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)
	○	○	[SRV(I) or ABS(II)] and [RHR(B) or RHR(C)] and RHR(B)
系統機能判定	RHC(A) and HCU(B)	SRV(I) and HPCS	SRV(I) or ABS(I) and RHR(A)
	RHC(B) and HCU(A)	RHC or HPCS	SRV(I) or ABS(II) and RHR(A)
系統名	制御棒及び制御棒駆動装置 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系	原子炉冷却系
	制御棒及び制御棒駆動装置 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系	原子炉冷却系
系統区分	A B	A B	A B
	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II
	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○
	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設				燃料プール			
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○ ○
	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	-
	RHR(A) or RHR(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	-
系統名	原子炉冷却系 (格納容器冷却モジュール)	格納容器隔離弁	原子炉冷却系/原子炉冷却系/高圧炉心スプレイ/補機冷却系/高圧炉心スプレイ/補機冷却系	原子炉冷却系/非常用換気空調機能	事故時半電池	燃料プールの冷却系	燃料プールの給水系	監視機能
	原子炉冷却系 (格納容器冷却モジュール)	格納容器隔離弁	原子炉冷却系/原子炉冷却系/高圧炉心スプレイ/補機冷却系/高圧炉心スプレイ/補機冷却系	原子炉冷却系/非常用換気空調機能	事故時半電池	燃料プールの冷却系	燃料プールの給水系	監視機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	-
	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	-
	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考					
没水発生区画		R-2F-10N		○							
海水源		RHR(B)									
没水量[m ³]		206									
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未過渡停炉機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)		2区分以上		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)	
機能判定	○	○		○		○		○		○	
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	未過渡停炉機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)
系統機能判定	○	SLC(A) and SLC(B)		2区分以上		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)	
機能判定	○	○		○		○		○		○	
系統名	原子炉の緊急停止機能	未過渡停炉機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機(高圧炉心スプレイス)		原子炉駆動時注水機(高圧炉心スプレイス)		原子炉駆動時注水機(高圧炉心スプレイス)		原子炉駆動時注水機(高圧炉心スプレイス)	
系統機能判定	○	SGT(A) or SGT(B)		2区分以上		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)	
機能判定	○	○		○		○		○		○	
系統名	原子炉の緊急停止機能	未過渡停炉機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)
系統名	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁		燃料ポンプ(内側) 隔離弁		燃料ポンプ(内側) 隔離弁		燃料ポンプ(内側) 隔離弁		燃料ポンプ(内側) 隔離弁	
系統機能判定	○	SGT(A) or SGT(B)		2区分以上		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)	
機能判定	○	○		○		○		○		○	
系統名	原子炉の緊急停止機能	未過渡停炉機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)
系統名	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁		燃料ポンプ(内側) 隔離弁		燃料ポンプ(内側) 隔離弁		燃料ポンプ(内側) 隔離弁		燃料ポンプ(内側) 隔離弁	
系統機能判定	○	SGT(A) or SGT(B)		2区分以上		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)	
機能判定	○	○		○		○		○		○	

評価対象	原子炉駆動時						燃料プール					
	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半透明状態	冷却機能	給水機能	監視機能	監視機能	監視機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	○	RHR(A) or RHR(B)	○	○
系統名	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁	燃料ポンプ(内側) 隔離弁
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	○	RHR(A) or RHR(B)	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-2F-11N, R-2F-12N, R-2F-18N, R-2F-19N, R-2F-24N, R-2F-25N	○	
海水源	RHR(B)		
没水量[m ³]	206		

評価対象	原子炉施設				原子炉施設				燃料プール				
	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能	原子炉施設内の注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール	
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B) HCU(C) and HCU(D)	○	2区分以上	[SRV(I) or SRV(II)] [ORS(I) or ORS(II)]	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定													
系統機能判定		SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	ABS(D) and RHR(C)	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ORS(I) or ORS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) or LPCS and RHR(A)	RHR(A) or LPCS and RHR(C) and RHR(D)	SRV(D) or ABS(D) and RHR(B) or RHR(C) and RHR(E)	
系統名	制御棒及び原子炉降圧時冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時冷却系 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	原子炉降圧時冷却系	
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	A B	-	A B	-	A B	
安全区分	I II	I II	III	II	I II	II	III	II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

評価対象	原子炉施設				燃料プール				
	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	○	[RHR(A) or RHR(B)]	○
機能判定									
系統機能判定	FCS(A) or FCS(B)	SGT(A) or SGT(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	可燃性ガス濃度調整系	非常用電源	原子炉補給冷却系 原子炉降圧時冷却系 高圧炉心スプレイ補給冷却系 高圧炉心スプレイ補給冷却系	原子炉補給冷却系 原子炉降圧時冷却系 高圧炉心スプレイ補給冷却系 高圧炉心スプレイ補給冷却系	中央制御室換気系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系
系統区分	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考					
浸水発生区画		R-2F-13N		○							
海水源		RRR(A)									
浸水重量		311									
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未遮断炉機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		RRR(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	RRR(A) or LPCS	RRR(A) or LPCS	RRR(A) or LPCS	RRR(A) or LPCS	RRR(A) or LPCS	RRR(A) or LPCS	RRR(A) or LPCS	RRR(A) or LPCS
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td></td></td>		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td></td>		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td>		RRR(A) or LPCS	
		HCU(A) and HCU(B)		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td></td></td>		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td></td>		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td>		RRR(A) or LPCS	
機能判定	○	HCU(A) and HCU(B)		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td></td></td>		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td></td>		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td>		RRR(A) or LPCS	
		HCU(A) and HCU(B)		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td></td></td>		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td></td>		RRR(A) or LPCS <td colspan="2">RRR(A) or LPCS </td>		RRR(A) or LPCS	
系統機能判定	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)	制御棒及び原子炉駆動時注水機(水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	安全機能	機能判定	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
			RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)
系統機能判定	RRR(A) and HCU(B)	○ ○	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)
系統名	原子炉駆動時注水機(燃料容器隔離弁)	○ ○	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)	RRR(A) and HCU(B)
系統区分	A B	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考					
浸水発生区画		R-2F-15N		○							
海水源		RRR(B)									
浸水重量		20t									
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未遮断炉機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
		RRR(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	RRR(A) or LPCS	RRR(B) or RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
機能判定	○	RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	RRR(A) and HCU(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
		RRR(A) or LPCS	RRR(B) or RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)
系統機能判定	○	RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
機能判定	○	RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
系統名	原子炉の緊急停止機能	RRR(A) and HCU(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
		RRR(A) or LPCS	RRR(B) or RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)
系統名	原子炉の緊急停止機能	RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
系統機能判定	○	RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
機能判定	○	RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
系統区分	原子炉の緊急停止機能	RRR(A) and HCU(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
		RRR(A) or LPCS	RRR(B) or RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

評価対象	安全機能	機能判定	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
			RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)
安全機能	○	○	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)
機能判定	○	○	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)
系統機能判定	○	○	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)
系統名	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C) or RRR(D)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		R-2F-16N		○			
海水源		FPC					
没水量[m ³]		154					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未過昇補償機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)	○	2区分以上		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)	
機能判定	○	○	○	○		○	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) and ABS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or ABS(I) and RHR(A) or LPCS and RHR(A)
系統名	制御棒及び降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能				燃料プール			
	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半池処理	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] or [RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	可燃性ガス濃度調整系統	非常用電源系統 (非常用電源用電源)	原子炉補給冷却系統 (原子炉補給冷却系統)	中央制御室換気系統	事故時注水系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの補給水系統	燃料プールの監視機能
系統区分	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-2F-21N	○	
没水源	RWC(N), BVD, BVCW		
没水量[m ³]	143		

評価対象	原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動			
	原子炉の緊急停止機能	未過熱炉機能	原子炉駆動時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)		2区分以上	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)															
機能判定		○		○	○															
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	ABS(D) and (RBR(B) or RBR(C))	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	HPCS	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系+高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	
系統名	制御棒及び炉内冷却系(水圧制御ユニット)	圧力逃がし系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動				原子炉駆動						
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気設備機能	事故時半電圧機能	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気設備機能	事故時半電圧機能	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定																			
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
系統名	原子炉駆動時注水系統(格納容器冷却ユニット)	非常用電源系統	可燃性ガス濃度制御系統	原子炉駆動時注水系統	原子炉制御室非常用換気設備系統	事故時半電圧系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	事故時半電圧系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの冷却系統
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考															
浸水発生区画		R-2F-23N		○																	
海水源		PP																			
浸水重さ		87																			
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源維持機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能					
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)			
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)		2区分以上		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)			
機能判定	○	○		○		○		○		○		○		○		○		○			
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	SLC(A) and SLC(B)		RVC or RPS		HPCS		SRV(I) or SRV(II)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)			
		原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	
系統機能判定	○	SLC(A) and SLC(B)		RVC or RPS		HPCS		SRV(I) or SRV(II)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
系統名	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能			
		原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	
安全機能	○	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○	
機能判定	○	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○	
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	SGT(A) or SGT(B)		FCS(A) or FCS(B)		HVC(A) or HVC(B)		A系 or B系		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
系統名	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	非常用電源		可燃性ガス濃度制御		原子炉駆動時注水機能		事故時半電圧		冷却機能		給水機能		監視機能		監視機能		監視機能		監視機能	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		R-AD2F-02N		○			
海水源		PP					
海水重量		66					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉内圧維持注水機能		原子炉駆動圧		低圧注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	
系統名	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (水圧制御ユニット)	
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	II	II	II	II	II	II	II	II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

評価対象	格納容器の冷却機能		格納容器内の可燃性ガス制御機能		放射性物質の濃度監視機能		非常用電源機能		原子炉駆動圧維持注水機能		事故時半電圧機能		燃料プール	
	格納容器の冷却機能	格納容器の冷却機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	非常用電源機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	事故時半電圧機能	事故時半電圧機能	燃料プール	燃料プール
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	FCS(A) or FCS(B)	FCS(A) or FCS(B)	SGT(A) or SGT(B)	SGT(A) or SGT(B)	非常用電源機能	非常用電源機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	事故時半電圧機能	事故時半電圧機能	燃料プール	燃料プール
系統名	原子炉駆動圧維持注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動圧維持注水機能 (格納容器冷却ユニット)	可燃性ガス濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	原子炉駆動圧維持注水機能	原子炉駆動圧維持注水機能	事故時半電圧機能	事故時半電圧機能	燃料プール	燃料プール
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	-	-	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	III	III	III	III	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ×	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-42F-03N, R-42F-04N, R-42F-05N	○	
海水源	RHR(A)		
浸水重量	311		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源単独炉機能		原子炉制御室圧水機能		原子炉制御室圧水機能		圧力逃がし機能		炉内熱除去機能	
	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SLC(A) and SLC(B)	SLC(C) and SLC(D)	RHC or HPCS	RHC or HPCS	ABS(I) and ABS(II)	ABS(III) and ABS(IV)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(III) or SRV(IV)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(C) or RHR(D)
機能判定	○				○		2区分以上		[SRV(I) or SRV(II)] [SRV(III) or SRV(IV)] and [RHR(A) or RHR(B)] and [RHR(C) or RHR(D)]			
系統機能判定												
系統名	制御棒及び炉内冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	A B C	-	A B	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	III	II II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動系				燃料プール			
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半池処理	冷却機能	給水機能	監視機能
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○
系統機能判定								
系統名	原子炉冷却系 (格納容器冷却モジュール)	非常用電源 (非常用電源制御用電源)	原子炉補給冷却系 (原子炉冷却用海水供給系)	原子炉制御室非常用換気空調系	事故時半池処理系	燃料プールの冷却系	燃料プールの給水系	監視機能
系統区分	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II III	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考																	
海水発生区画		R-42F-06N, R-42F-07N		○																			
海水源		RHR(B)																					
貯水装置		200																					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		圧力逃がし機能		附随熱除去機能													
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)			
安全機能	○	○		○		2区分以上		○		○		○		○		○		○		○			
機能判定	○	○		○		2区分以上		○		○		○		○		○		○		○			
系統機能判定	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能			
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)		
系統機能判定	○	○		○		2区分以上		○		○		○		○		○		○		○		○	
機能判定	○	○		○		2区分以上		○		○		○		○		○		○		○		○	
系統名	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能			
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)		
系統名	○	○		○		2区分以上		○		○		○		○		○		○		○		○	
系統区分別	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		R-AD2F-08N		○			
海水源		CUW					
海水重量		158					
評価対象		原子炉種別		原子炉種別		原子炉種別	
安全機能	緊急停止機能	未遂準備機能	原子炉種別 注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	附属熱除去機能	
○	○	HCU(I) and HCU(II) SIC(I) and SIC(II)	○	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)	
系統機能判定		HCU(A) and HCU(B)	RHC or HPCS	ADS(I) and ADS(II) or RHR(C)	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or ADS(I) and RHR(A) and RHR(B)
系統名		制御棒及び 制御棒駆動機 (水圧制御ユニット)	原子炉 冷却系	自動減圧系+A-残留熱除去系 B(C)-残留熱除去系 (低圧注水モード)	高圧圧入系 高圧圧入系	自動減圧系	フィードアンドフワードによる除熱(I)
系統区分		A B A B	-	自動減圧系+A-残留熱除去系 低圧注水モード	高圧圧入系 高圧圧入系	低圧圧入系 高圧圧入系	フィードアンドフワード
安全区分		I II I II	III	自動減圧系 低圧圧入系	I II I II	I II I II	I II I II
判定		○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○
評価対象		原子炉種別		原子炉種別		原子炉種別	
安全機能	格納容器の 冷却機能	隔離機能	放射性物質の 濃度低減機能	格納容器内の 可燃性ガス抑制機能	非常用電源機能	補給冷却機能/ 冷却用海水供給機能	原子炉制御室 非常用換気空調機能
○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定		RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)
系統名		原子炉冷却系 (格納容器冷却モ- ド)	格納容器隔離弁 非常用ガス処理系	可燃性ガス 濃度抑制系	非常用電源 非常用電源 非常用電源	原子炉制御冷却系 原子炉制御冷却系 高圧圧入系 高圧圧入系	中央制御室換気系
系統区分		A B	A B	A B	-	-	A B A B
安全区分		I II	I II	I II	I II	I II	I II I II
判定		○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○ ○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損		総合判定	備考
	海水発生区画	R-ADP-09N		
海水源	CW			
海水重み	158			

評価対象	原子炉駆動				原子炉駆動				燃料プール			
	原子炉の緊急停止機能	未過半堆芯機能	原子炉駆動時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉駆動時注水機能	事故時半燃把握	冷却機能	給水機能	監視機能		
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B) HCU(C) or HCU(D) SIC(A) or SIC(B) SIC(C) and SIC(D)	○	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	○	○	○	○	○		
機能判定		○		○	○						○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	ADS(I) and ADS(II) RBR(B) or RBR(C)	SRV(I) or SRV(II) HPCS	ADS(I) or ADS(II)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(I) or ADS(I) RBR(A) or LPCS and RBR(A)	SRV(I) or ADS(I) RBR(B) or RBR(C) and RBR(B)			
系統名	制御棒及び隔離時注水系統 (水圧制御ユニット)	制御棒及び隔離時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統	自動減圧系+A-残留熱除去系 B(C)-残留熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレッド系	高圧炉心スプレッド系	高圧炉心スプレッド系	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)		
系統区分	A B	A B	-	- B C	-	-	A B	- A B	- A B	- A B C		
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II		
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○		

評価対象	原子炉駆動				燃料プール				
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半燃把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
機能判定									
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
系統名	原子炉安全注水系統 (格納容器冷却モード)	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	原子炉補給冷却系 原子炉補給冷却系 高圧炉心スプレッド系 高圧炉心スプレッド系	中央制御室換気系	事故時注水系	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給冷却系	燃料プールの監視機能
系統区分	A B	A B	A B	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II III	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		備考																	
没水発生区画 R-AD2F-10N		総合判定		○																	
海水源		CUI																			
没水量[㎡]		158																			
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能 HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能															
	機能判定	○		○		○															
		○		○		○															
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	HCU(I) and LPCS or HCU(II) and HCU(III)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	BRR(A) or BRR(B) and RRR(A) or RRR(B)		SRV(I) or ADS(I) and BRR(A) or LPCS and RRR(A)		SRV(II) or ADS(II) and BRR(B) or RRR(C) and RRR(D)										
	系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水機能(水圧制御ユニット)		原子炉駆動時注水機能	高圧圧入系	高圧圧入系+高圧圧入系(低圧注水モード)	原子炉停止時注水機能(原子炉停止時注水モード)	自動減圧系		残留熱除去系		残留熱除去系(原子炉停止時注水モード)									
		原子炉駆動時注水機能(水圧制御ユニット)		原子炉駆動時注水機能(高圧圧入系)	原子炉駆動時注水機能(高圧圧入系)	原子炉停止時注水機能(高圧圧入系)	原子炉停止時注水機能(高圧圧入系)	原子炉停止時注水機能(高圧圧入系)	自動減圧系		残留熱除去系		残留熱除去系(原子炉停止時注水モード)								
系統区分	A	B	A	B	-	-	C	-	-	A	B	C	B								
安全区分	I	II	I	II	III	II	I	II	I	II	I	II	I								
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○								
評価対象	安全機能	隔離機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	原子炉駆動時			燃料プール			監視機能										
					非常用電源機能			事故時半把柄				給水機能									
					補機冷却機能/冷却用海水供給機能			FPC(A) or FPC(B) or RRR(A) or RRR(B)				RHR(A) or RHR(B)									
系統機能判定	○		○		○		○		○		○										
系統名	系統区分	安全区分	判定	非常用電源(格納容器隔離弁)	放射性物質の濃度監視(非常用ガス処理系)	可燃性ガス濃度制御系	原子炉駆動時注水機能(高圧圧入系)	原子炉停止時注水機能(高圧圧入系)	事故時半把柄	燃料プールの冷却系	燃料プールの給水機能	監視機能									
													2区分以上			2区分以上			2区分以上		
													非常用電源(格納容器隔離弁)			原子炉駆動時注水機能(高圧圧入系)			燃料プールの冷却系		

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		R-42F-11N, R-42F-12N, R-42F-26N		○			
海水源		CUW					
没水量[m ³]		158					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未過昇温抑制機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○	○	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	RFC or HPCS	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(I) or ABS(I) and RBR(A)	SRV(II) or ABS(II) and RBR(B)	SRV(III) or ABS(III) and RBR(C)
系統名	制御棒及び降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	制御棒及び降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	制御棒及び降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (高圧圧入スプレッド)	原子炉降圧時注水系統 (高圧圧入スプレッド)	原子炉降圧時注水系統 (高圧圧入スプレッド)	原子炉降圧時注水系統 (高圧圧入スプレッド)	原子炉降圧時注水系統 (高圧圧入スプレッド)	原子炉降圧時注水系統 (高圧圧入スプレッド)	原子炉降圧時注水系統 (高圧圧入スプレッド)	原子炉降圧時注水系統 (高圧圧入スプレッド)	原子炉降圧時注水系統 (高圧圧入スプレッド)
系統区分	A B	A B	A B	-	-	B C	-	A B	-	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	I II	III	III	II	I II	II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	FW	RBR(A) or RBR(B)	-	-
系統名	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)	原子炉降圧時注水系統 (格納容器降圧時注水)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考											
海水発生区画		R-AD2F-14N		○													
海水源		CUW															
海水重量		158															
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未過半維持機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能					
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)				
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)		2区分以上		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)					
機能判定	○	○		○		○		○		○		○					
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	SLC(A) and SLC(B)		RHC or HPCS		HPCS		ABS(D) and RHR(C)		SRV(I) or SRV(II)		RHR(A) or RHR(B)		SRV(I) or ABS(I) and RHR(A)		SRV(I) or ABS(I) and RHR(B) or RHR(C) and RHR(D)	
		原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統機能判定	○	SLC(A) and SLC(B)		RHC or HPCS		HPCS		ABS(D) and RHR(C)		SRV(I) or SRV(II)		RHR(A) or RHR(B)		SRV(I) or ABS(I) and RHR(A)		SRV(I) or ABS(I) and RHR(B) or RHR(C) and RHR(D)	
系統名	原子炉の緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動時				原子炉停止時				燃料プール									
	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	放射性物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	RHC(A) or RHC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)	非常用電源機能	可燃性ガス濃度調整機能	原子炉補給冷却系/原子炉駆動時注水系/高圧炉心スプレイ補給冷却系/高圧炉心スプレイ補給冷却系	中央制御室換気系	事故時注水系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		R-AD2F-16N		○			
海水源		FPC					
海水量[m ³]		154					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未電源種別機能		原子炉内圧時注水機能		原子炉駆動時注水機能		圧力逃がし機能		付随熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統名	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統名	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉駆動時注水機能 (格納容器冷却ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		R-ADP-17N		○			
海水源		FPC					
没水量[m ³]		154					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能	原子炉内圧縮時注水機能	原子炉駆動		原子炉駆動	
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)	2区分以上	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(III) or SRV(IV)] and [SRV(V) or SRV(VI)] and [SRV(VII) or SRV(VIII)] and [SRV(IX) or SRV(X)] and [SRV(XI) or SRV(XII)] and [SRV(XIII) or SRV(XIV)] and [SRV(XV) or SRV(XVI)] and [SRV(XVII) or SRV(XVIII)] and [SRV(XIX) or SRV(XX)] and [SRV(XXI) or SRV(XXII)] and [SRV(XXIII) or SRV(XXIV)] and [SRV(XXV) or SRV(XXVI)] and [SRV(XXVII) or SRV(XXVIII)] and [SRV(XXIX) or SRV(XXX)] and [SRV(XXXI) or SRV(XXXII)] and [SRV(XXXIII) or SRV(XXXIV)] and [SRV(XXXV) or SRV(XXXVI)] and [SRV(XXXVII) or SRV(XXXVIII)] and [SRV(XXXIX) or SRV(XXX(X))]		[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(III) or SRV(IV)] and [SRV(V) or SRV(VI)] and [SRV(VII) or SRV(VIII)] and [SRV(IX) or SRV(X)] and [SRV(XI) or SRV(XII)] and [SRV(XIII) or SRV(XIV)] and [SRV(XV) or SRV(XVI)] and [SRV(XVII) or SRV(XVIII)] and [SRV(XIX) or SRV(XX)] and [SRV(XXI) or SRV(XXII)] and [SRV(XXIII) or SRV(XXIV)] and [SRV(XXV) or SRV(XXVI)] and [SRV(XXVII) or SRV(XXVIII)] and [SRV(XXIX) or SRV(XXX)] and [SRV(XXXI) or SRV(XXXII)] and [SRV(XXXIII) or SRV(XXXIV)] and [SRV(XXXV) or SRV(XXXVI)] and [SRV(XXXVII) or SRV(XXXVIII)] and [SRV(XXXIX) or SRV(XXX(X))]	
機能判定	○	○	○	○		○	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統名	制御棒及び原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)	原子炉駆動時注水系統 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B C	A B C	A B C	A B C
安全区分	I II	I II	III	I II III	I II III	I II III	I II III
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動				燃料プール			
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半遮断	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] or [RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	可燃性ガス濃度制御系統	非常用電源系統	原子炉補給冷却系統/原子炉駆動冷却系統/高圧炉心スプレイ補給冷却系統/高圧炉心スプレイ補給冷却系統	中央制御室換気系統	事故時注水系統	燃料プールの冷却系統	燃料プールの補給水系統	燃料プールの監視機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II III	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-ADP-18-2N	○	
没水源	CW		
没水量[m ³]	158		

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未確保維持機能		原子炉内除熱時注水機能		低圧注水機能		原子炉駆動		炉心冷却機能		燃料プール	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	原子炉内除熱時注水機能	原子炉内除熱時注水機能	2区分以上	2区分以上	原子炉駆動	原子炉駆動	炉心冷却機能	炉心冷却機能	燃料プール	燃料プール
安全機能	○	○			○	○	2区分以上	2区分以上						
機能判定														
系統機能判定														
系統名	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉内除熱時注水機能 (高圧炉心スプレイス)	原子炉内除熱時注水機能 (高圧炉心スプレイス)	原子炉内除熱時注水機能 (高圧炉心スプレイス)	原子炉内除熱時注水機能 (高圧炉心スプレイス)	原子炉駆動 (原子炉停止時)	原子炉駆動 (原子炉停止時)	炉心冷却機能 (炉心冷却機能)	炉心冷却機能 (炉心冷却機能)	燃料プール (燃料プール)	燃料プール (燃料プール)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	B C	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	III	II	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未確保維持機能		原子炉内除熱時注水機能		低圧注水機能		原子炉駆動		炉心冷却機能		燃料プール	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	原子炉内除熱時注水機能	原子炉内除熱時注水機能	2区分以上	2区分以上	原子炉駆動	原子炉駆動	炉心冷却機能	炉心冷却機能	燃料プール	燃料プール
安全機能	○	○			○	○	2区分以上	2区分以上						
機能判定														
系統機能判定														
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器隔離弁)	原子炉内除熱時注水機能 (格納容器隔離弁)	原子炉内除熱時注水機能 (格納容器隔離弁)	原子炉内除熱時注水機能 (格納容器隔離弁)	原子炉内除熱時注水機能 (格納容器隔離弁)	原子炉駆動 (格納容器隔離弁)	原子炉駆動 (格納容器隔離弁)	炉心冷却機能 (格納容器隔離弁)	炉心冷却機能 (格納容器隔離弁)	燃料プール (格納容器隔離弁)	燃料プール (格納容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	III	I	I	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損		備考	
	評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-AD2F-19N			
没水源	R(W)(B), HVC(B)			
没水量[公升]	79			
評価対象	原子炉施設			
安全機能	原子炉の緊急停止機能	未遮断維持機能	原子炉保護時注水機能	低圧注水機能
機能判定	○	HCU(I) and HCU(II) SLC(I) and SLC(II)	○	2区分以上 ○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)
系統名	制御棒及び隔離時スラット(水圧制御ユニット)	制御棒及び隔離時スラット(水圧制御ユニット)	原子炉冷却系	原子炉停止時(原子炉停止時)冷却モード
系統区分	A B	A B A B	-	A B
安全区分	I II	I II I II	III	I II I II
判定	○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○	○ ○ ○ ○
評価対象	燃料プール			
安全機能	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能
機能判定	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	HVC(A) or HVC(B)
系統名	原子炉冷却系(格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	可燃性ガス濃度制御系	燃料プールの冷却系
系統区分	A B	-	A B	A B A B
安全区分	I II	I II	I II III	I II I II
判定	○ ×	○ ○	○ ○ ×	○ × ○ × ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別			想定破損		総合判定		備考					
浸水発生区画			R-ADP-20N		○							
浸水源			RCW(B), HVC(B)									
浸水重さ(トン)			79									
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未通断維持機能	原子炉保護時注水機能		原子炉駆逐		低圧注水機能		圧力逃がし機能		炉内熱除去機能	
			原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)	○	2区分以上	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(III) or SRV(IV)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(III) or SRV(IV)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(III) or SRV(IV)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(III) or SRV(IV)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(III) or SRV(IV)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(III) or SRV(IV)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(III) or SRV(IV)]	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(III) or SRV(IV)]
機能判定	○		○									
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	未通断維持機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統名	原子炉の緊急停止機能	未通断維持機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
系統名	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能(水圧制御ユニット)
系統区分	原子炉の緊急停止機能	未通断維持機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	原子炉の緊急停止機能	未通断維持機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
安全区分	I II	I II	III	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	原子炉の緊急停止機能	未通断維持機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆逐			燃料プール		
	格納容器内の可燃性ガス抑排機能	非常用電源機能	格納容器内の可燃性ガス抑排機能	非常用電源機能	格納容器内の可燃性ガス抑排機能	非常用電源機能
安全機能	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上
系統名	可燃性ガス濃度制御系統	非常用電源系統	可燃性ガス濃度制御系統	非常用電源系統	可燃性ガス濃度制御系統	非常用電源系統
系統区分	A B	-	A B	-	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-ADP-27N	○	
没水源	CW		
没水量[m ³]	158		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源種別機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料プール	
	原子炉降圧時緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	2区分以上	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○					2区分以上								
機能判定														
系統機能判定														
系統名	原子炉降圧時緊急停止機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	B C	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	III	II	II	I	II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		燃料プール	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○													
機能判定														
系統機能判定														
系統名	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-3F-02N	○	
海水源	PP		
浸水重畳	BB		

評価対象	原子炉緊急時		原子炉運転時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時	
	原子炉の緊急停止機能	未過量再沸機能	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能
安全機能	○			2区分以上														
機能判定																		
系統機能判定																		
系統名	制御棒及び原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉緊急時		原子炉運転時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		
	格納容器の冷却機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射線物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電圧	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射線物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電圧	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○																		
機能判定																			
系統機能判定																			
系統名	原子炉冷却系 (格納容器冷却モジュール)	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-3F-03N	○	
海水源	PP		
浸水重畳	BP		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料プール	
	原子炉緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○													
機能判定														
系統機能判定														
系統名	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水機能 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	II	II	II	I	II	I	I	I	I
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○													
機能判定														
系統機能判定														
系統名	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機能 (燃料容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		備考		総合判定	
海水侵入区画		R-3F-04-1N, R-3F-04-2N, R-3F-07N, R-3F-10-1N				○	
海水源		RCW(B), HVC(B)					
想定重量		t7					

原子炉種別				原子炉種別				原子炉種別			
安全機能				原子炉種別				原子炉種別			
機能判定				○				○			
系統機能判定				○				○			
系統名	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

原子炉種別											
原子炉種別			原子炉種別			原子炉種別			原子炉種別		
安全機能	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

燃料プール											
燃料プール			燃料プール			燃料プール			燃料プール		
安全機能	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別	原子炉種別
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考															
浸水発生区画		R-3F-05N		○																	
海水源		PP																			
浸水重畳		BP																			
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源維持機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能					
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)			
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)		2区分以上		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)			
機能判定	○	○		○		○		○		○		○		○		○		○			
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	SLC(A) and SLC(B)		RVC or HPCS		HPCS		ABS(D) and RRR(C)		SRV(I) or SRV(II)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
		原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統機能判定	○	SLC(A) and SLC(B)		RVC or HPCS		HPCS		ABS(D) and RRR(C)		SRV(I) or SRV(II)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
系統名	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)		原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)		原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)		原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)		原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)		原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)		原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)		原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)		原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)		原子炉駆動時注水機能 (原子炉駆動時注水機能)	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	安全機能	機能判定	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能	
			非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能	非常用電源機能
安全機能	○	○	○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○	
機能判定	○	○	○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○	
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	SGT(A) or SGT(B)		FCS(A) or FCS(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)		RRR(A) or RRR(B)	
系統名	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	非常用電源機能 (非常用電源機能)		非常用電源機能 (非常用電源機能)		非常用電源機能 (非常用電源機能)		非常用電源機能 (非常用電源機能)		非常用電源機能 (非常用電源機能)		非常用電源機能 (非常用電源機能)		非常用電源機能 (非常用電源機能)		非常用電源機能 (非常用電源機能)		非常用電源機能 (非常用電源機能)	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-3F-0(S)	○	
没水源	RWC(A), HVC(A)		
没水量[m ³]	02		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源種別機能		原子炉保護時注水機能		原子炉保護時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉保護時注水機能		燃料プール	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RUC or HPCS	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RUC or HPCS	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
系統名	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)	原子炉保護時注水機能 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉保護		原子炉保護		原子炉保護		原子炉保護		原子炉保護		原子炉保護		原子炉保護	
	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RUC(A) or RUC(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能	原子炉保護時注水機能
系統名	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)	原子炉保護時注水機能 (燃料容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画		R-3F-03N		○			
海水源		FPC					
浸水範囲		102					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源保機能	原子炉隔離時注水機能	原子炉駆動		原子炉駆動	原子炉駆動
安全機能	BCU(A) and BCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	SRV(I) or SRV(II)	HPS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
機能判定	○	○	○	2区分以上		2区分以上	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	BCU(A) or BCU(B)	SRV(I) or SRV(II)	HPS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統名	制御棒及び隔離時スレーブ系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び隔離時スレーブ系 (水圧制御ユニット)	原子炉隔離時注水機能	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動
系統区分	A B	A B	A B	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	安全機能	原子炉駆動								燃料プール
		隔離機能	放射線物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス検出機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気設備機能	事故時半透明状態	冷却機能	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉隔離弁 (格納容器冷却モーター)	格納容器隔離弁	可燃性ガス濃度測器	非常用電源 (非常用送電機、非常用照明機、非常用冷却機)	原子炉隔離冷却系、原子炉隔離冷却系、高圧炉心スレーブ隔離冷却系、高圧炉心スレーブ隔離冷却系	原子炉制御室、中央制御室換気系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系
系統区分	A B	-	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	III	I II III	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	× ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考						
浸水発生区画		R-30-10N		○								
海水源		加Ⅲ										
浸水量[㎡]		33										
評価対象 安全機能 機能判定	原子炉の緊急停止機能 ○	未確保機能 HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)		低圧注水機能 2区分以上 ○		原子炉駆動 圧力逃がし機能 SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)		附属熱除去機能 [RHR(A) or RHR(B) or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)] or [SRV(II) or ADS(II)] and [RHR(B) or RHR(C) and RHR(E)]				
		HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	HCU(A) or LPCS [RHR(A) or RHR(C)]	ABS(I) and [RHR(B) or RHR(C)]	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or ADS(I) and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)	[SRV(II) or ADS(II)] and [RHR(B) or RHR(C) and RHR(E)]		
系統名	制御棒及び原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)		原子炉駆動系(水圧制御ユニット)
										原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉駆動系(水圧制御ユニット)	
系統区分	A	B	A	B	A	B	C	A	B	A	B	C
安全区分	I	II	I	II	I	II	III	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象 安全機能 機能判定	隔離機能 RHR(A) or RHR(B)	格納容器隔離弁(格納容器冷却モータ)	放射性物質の濃度監視機能 SGT(A) or SGT(B)	格納容器内の可燃性ガス制御機能 FCS(A) or FCS(B)	非常用電源機能 2区分以上	補機冷却機能/冷却用海水供給機能 2区分以上	原子炉制御室/非常用換気空調機能 RVC(A) or RVC(B)	事故時半電池 A系 or B系	冷却機能 [FPC(A) or FPC(B)] or [RHR(A) or RHR(B)]	燃料プール		監視機能
										非常用電源(非常用電源)	非常用電源(非常用電源)	
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統名	原子炉冷却系(格納容器冷却モータ)	格納容器隔離弁	非常用電源(非常用電源)	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源(非常用電源)	原子炉補機冷却系/原子炉駆動冷却系/高圧炉心スプレイ補機冷却系/高圧炉心スプレイ補機冷却系	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	[FPC(A) or FPC(B)] or [RHR(A) or RHR(B)]	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	監視機能
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考									
没水発生区画		R-3F-11N, R-3F-25N		○											
海水源		CUW													
没水量[m³]		158													
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未確保抑圧機能	原子炉停炉時注水機能	原子炉駆動室	原子炉駆動室			原子炉駆動室							
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B) HCU(C) or HCU(D) SIC(A) and SIC(B)	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	圧力逃がし機能		附帯熱除去機能								
					SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)			
系統機能判定	○	HCU(A) and HCU(B) HCU(C) or HCU(D) SIC(A) and SIC(B)	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	圧力逃がし機能		附帯熱除去機能							
						SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)		
系統名	制御棒及び降圧時スプレッド系 (水圧調整ユニット)	自動減圧系+A-滞留熱除去系 (低圧注水モード)	原子炉駆動室冷却系 高圧炉心スプレッド系	HPCS 高圧炉心スプレッド系	自動減圧系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系	残置熱除去系 高圧炉心スプレッド系
系統区分	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B	A B A B A B
安全区分	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II	I II I II I II
判定	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○

評価対象	安全機能	機能判定	原子炉駆動室		原子炉駆動室		原子炉駆動室		原子炉駆動室		原子炉駆動室		原子炉駆動室		原子炉駆動室			
			格納容器内の可燃性ガス抑圧機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半池処理	冷却機能	給水機能	監視機能	格納容器内の可燃性ガス抑圧機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半池処理	冷却機能	給水機能	監視機能
	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	系統機能判定	○	2区分以上	2区分以上	2区分以上	2区分以上	2区分以上	2区分以上	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	FW	RHR(A) or RHR(B)	○	○	○	○	○
	系統名	格納容器隔離弁 (格納容器冷却モード)	非常用電源 非常用電源 非常用電源	原子炉制御室冷却系 原子炉制御室冷却系 原子炉制御室冷却系	中央制御室換気系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系
	系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
	安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
	判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		R-30-12-1N		○			
海水源		FPC					
海水重量		102					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉内の注水機能		低圧注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	原子炉内の注水機能	2区分以上	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	2区分以上	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能
系統名	制御棒及び原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉内電源		原子炉制御室		燃料プール		監視機能	
	非常用電源機能	非常用電源機能	原子炉制御室	非常用電源機能	燃料プール	監視機能	監視機能	監視機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	非常用電源機能	非常用電源機能	原子炉制御室	非常用電源機能	燃料プール	監視機能	監視機能	監視機能
系統名	非常用電源機能	非常用電源機能	原子炉制御室	非常用電源機能	燃料プール	監視機能	監視機能	監視機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価項目		想定破損		総合判定		備考													
没水発生区画		R-30-12-2N		○															
海水源		FPC																	
没水量[m ³]		102																	
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能									
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	低圧注水機能	2区分以上	圧力逃がし機能	残圧注水機能	残圧注水機能	残圧注水機能	残圧注水機能	残圧注水機能								
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)		2区分以上		[SRV(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[SRV(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)		[SRV(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ABS(I)] and [RHR(A) or LPCS] and RHR(A)									
機能判定	○	HCU(C) and HCU(D)		○		[SRV(I) or ABS(II)] and [SRV(II) or ABS(II)]		[SRV(I) or ABS(II)] and [SRV(II) or ABS(II)]		[SRV(I) or ABS(II)] and [SRV(II) or ABS(II)]									
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能	SLC(A) and SLC(B)		RHC or HPCS		HPCS		ABS(II) and RHR(C)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)	
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統機能判定	○	SLC(A) and SLC(B)		RHC or HPCS		HPCS		ABS(II) and RHR(C)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)		SRV(I) or SRV(II)	
系統名	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (水圧制御ユニット)	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)	
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)		原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却ユニット)	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-30-13N	○	
浸水源	FPC		
浸水範囲	102		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未確認種別機能		原子炉保護時注水機能		原子炉緊急停止注水機能		原子炉種別		低圧注水機能		圧力逃がし機能		炉内熱除去機能		
	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	原子炉保護時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	原子炉緊急停止注水機能	原子炉緊急停止注水機能	原子炉緊急停止注水機能	原子炉緊急停止注水機能	原子炉緊急停止注水機能	原子炉緊急停止注水機能	原子炉緊急停止注水機能	原子炉緊急停止注水機能	原子炉緊急停止注水機能	原子炉緊急停止注水機能
安全機能	○					○											
機能判定																	
系統機能判定																	
系統名	制御棒及び原子炉保護時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉保護時注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機	原子炉緊急停止注水機
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉種別				燃料プール			
	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	燃料プールの監視機能	燃料プールの監視機能	燃料プールの監視機能	燃料プールの監視機能
安全機能	○	○	○	○				
機能判定								
系統機能判定								
系統名	原子炉緊急停止機 (燃料容器冷却機)	燃料容器隔離弁	燃料容器隔離弁	燃料容器隔離弁	燃料プールの監視機能	燃料プールの監視機能	燃料プールの監視機能	燃料プールの監視機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
浸水発生区画	R-3F-14N	○	
浸水源	PF		
浸水範囲	6F		

評価対象	原子炉施設					原子炉施設					燃料プール				
	原子炉の緊急停止機能	未過昇補償機能 [HCU(I) and HCU(II)] [SLC(I) and SLC(II)]	原子炉内貯留時注水機能 ○	低圧注水機能 2区分以上 ○	圧力逃がし機能 [SRV(I) or SRV(II)] [ABS(I) or ABS(II)]	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	ABS(I) and (II) or LPCS or RRR(C)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(I) or ABS(I) and (II) or LPCS and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) and RRR(B)	SRV(III) or ABS(III) and RRR(C)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(C)	RRR(D)	
系統名	制御棒及び降圧系統 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系統 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧系統	自動降圧系+A-降圧熱除去系 B (C)-降圧熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	
系統区分	A B	A B	-	-	A B C	-	-	-	A B	-	A	-	A	-	
安全区分	I II	I II	III	I	II	II	II	II	I II	I	I	I	I	II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

評価対象	原子炉施設					燃料プール				
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射線物質の濃度監視機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電圧	冷却機能	給水機能	監視機能	
系統機能判定	FCS(A) or FCS(B)	SGT(A) or SGT(B)	2区分以上	2区分以上	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	
系統名	可燃性ガス濃度制御系	非常用ガス処理系	非常用電源系	原子炉補給冷却系 原子炉降圧冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス系	中央制御室換気系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	燃料プールの給水系	燃料プールの監視機能	
系統区分	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-	
安全区分	I II	I II	III	I II III	I II	I II	I II	I II	II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	R-30-16-2N	○	
没水源	FPC		
没水量[m ³]	4		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料冷却機能		監視機能	
	原子炉緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RHC or HPCS	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○															
機能判定																
系統機能判定																
系統名	制御棒及び原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○															
機能判定																
系統機能判定																
系統名	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)	原子炉降圧時注水機 (燃料容器降圧機)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		R-3F-100N		○			
没水源		RCW(B), HVC(B)					
没水量[m ³]		87					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未確保機能		原子炉内の注水機能		原子炉の圧力逃がし機能		低圧注水機能		原子炉の圧力逃がし機能		圧力逃がし機能		原子炉の圧力逃がし機能		原子炉の圧力逃がし機能		原子炉の圧力逃がし機能		原子炉の圧力逃がし機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能
安全機能	○																					
機能判定																						
系統機能判定																						
系統名	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	格納容器の冷却機能		格納容器内の可燃性ガス抑制機能		放射線物質の濃度抑制機能		非常用電源機能		原子炉の制御室/非常用換気設備機能		事故時半電圧機能		冷却機能		給水機能		監視機能	
	格納容器の冷却機能	格納容器の冷却機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	放射線物質の濃度抑制機能	放射線物質の濃度抑制機能	非常用電源機能	非常用電源機能	原子炉の制御室/非常用換気設備機能	原子炉の制御室/非常用換気設備機能	事故時半電圧機能	事故時半電圧機能	冷却機能	冷却機能	給水機能	給水機能	監視機能	監視機能
安全機能	○		○		○		○		○		○							
機能判定																		
系統機能判定																		
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器の冷却機能)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考															
海水発生区画		R-4F-01-1N		○																	
海水源		PP																			
海水重量		BS																			
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未過昇温抑制機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能					
		HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	SIC(A) and SIC(B)	SIC(C) and SIC(D)	RVC or HPCS	RVC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)			
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) SIC(I) and SIC(II)		2区分以上		[SRV(I) or SRV(II)] [SRV(I) or SRV(II)]		[SRV(I) or SRV(II)] [SRV(I) or SRV(II)]		[SRV(I) or SRV(II)] [SRV(I) or SRV(II)]		[SRV(I) or SRV(II)] [SRV(I) or SRV(II)]		[SRV(I) or SRV(II)] [SRV(I) or SRV(II)]		[SRV(I) or SRV(II)] [SRV(I) or SRV(II)]		[SRV(I) or SRV(II)] [SRV(I) or SRV(II)]			
機能判定	○	○		○		○		○		○		○		○		○		○			
系統機能判定	原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	RVC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	
																					自動減圧系 (低圧注水モード)
系統機能判定	○	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○	
系統名	原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	RVC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
系統名	原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)	原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)		原子炉の駆動停止機能 (水圧制御ユニット)	
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画		R-4F-03N		○			
海水源		PP					
浸水重さ		B5					

評価対象	原子炉施設				原子炉施設				燃料プール				
	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能	原子炉制御時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール
安全機能	○	HCU(A) and HCU(B)	HC(U) and HC(U(B)) SIC(C) and SIC(D)	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ADS(I) and ADS(II)	SRV(I) or ADS(I) RHR(A) or LPCS and RHR(A)	SRV(I) or ADS(I) RHR(B) or RHR(C) and RHR(B)	SRV(II) or ADS(II) RHR(C) or RHR(D) and RHR(A)	SRV(II) or ADS(II) RHR(D) or RHR(E) and RHR(A)	SRV(II) or ADS(II) RHR(E) or RHR(F) and RHR(B)
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	RHC or HPCS	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ADS(I) and ADS(II)	SRV(I) or ADS(I) RHR(A) or LPCS and RHR(A)	SRV(II) or ADS(II) RHR(B) or RHR(C) and RHR(A)	SRV(II) or ADS(II) RHR(D) or RHR(E) and RHR(B)	SRV(II) or ADS(II) RHR(F) or RHR(G) and RHR(B)	SRV(II) or ADS(II) RHR(H) or RHR(I) and RHR(B)	SRV(II) or ADS(II) RHR(J) or RHR(K) and RHR(B)
系統名	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)	原子炉の緊急停止機能 (海水注水モード)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	C	A B C	A B C	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	III	I II III	I II III	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設				燃料プール						
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	RHR(A) or RHR(B)	監視機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却モード)	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
没水発生区画		RW-1F-02N, RW-1F-04N		○			
海水源		PP					
海水量[m ³]		BS					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		附属熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(C) and HCU(D)	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○											
機能判定												
系統機能判定												
系統名	制御棒及び原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)	原子炉降圧時注水機(水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○											
機能判定												
系統機能判定												
系統名	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水機(燃料容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
海水発生区画		RW-1F-09N		○			
海水源		PP					
海水重層		BS					
評価対象	原子炉の緊急停止機能	未電源種別機能	原子炉内の注水機能	低圧注水機能	原子炉駆動	圧力逃がし機能	付随熱除去機能
安全機能	○	HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)	○	2区分以上	[SRV(I) or SRV(II)] or [SRV(I) or SRV(II)] and [SRV(II) or SRV(III)] and [SRV(IV) or SRV(V)] and [SRV(VI) or SRV(VII)] and [SRV(VIII) or SRV(IX)] and [SRV(X) or SRV(XI)] and [SRV(XII) or SRV(XIII)] and [SRV(XIV) or SRV(XV)] and [SRV(XVI) or SRV(XVII)] and [SRV(XVIII) or SRV(XIX)] and [SRV(XX) or SRV(XXI)] and [SRV(XXII) or SRV(XXIII)] and [SRV(XXIV) or SRV(XXV)] and [SRV(XXVI) or SRV(XXVII)] and [SRV(XXVIII) or SRV(XXIX)] and [SRV(XXX) or SRV(XXXI)] and [SRV(XXXII) or SRV(XXXIII)] and [SRV(XXXIV) or SRV(XXXV)] and [SRV(XXXVI) or SRV(XXXVII)] and [SRV(XXXVIII) or SRV(XXXIX)] and [SRV(XXX(X) or SRV(XXX(XI))]		
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	ABS(D) and (R) or R(RC)	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	SRV(I) or ABS(I) and (R) or LPS and R(RA)
系統名	制御棒及び除熱系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉隔離冷却系	自動減圧系+A-蒸留熱除去系 B (C)-蒸留熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレー系	自動減圧系	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B A B	A B A B	-	自動減圧系+残留熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレー系	自動減圧系	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
安全区分	I II I II	I II I II	III	残留熱除去系	III	I II I II	I II I II
判定	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○

評価対象		原子炉駆動				燃料プール				
安全機能	格納容器内の冷却機能	放射性物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス検出機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気装置機能	事故時半電池機能	冷却機能	給水機能	監視機能
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [R(R) or R(RB)]	[R(R) or R(RB)]	○
系統機能判定	R(R) or R(RB)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	R(RC) or R(RCB)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	R(R) or R(RB)	-
系統名	原子炉熱交換系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源	原子炉隔離冷却系 原子炉隔離海水系 高圧炉心スプレー系 高圧炉心スプレー系 高圧炉心スプレー系	中央制御室換気系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	III	I II III	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	RW-2F-31N	○	
海水源	PP		
没水量[m ³]	BS		

評価対象	原子炉駆動系		原子炉冷却系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の駆動系	原子炉の冷却系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	
安全機能	○																						
機能判定																							
系統機能判定																							
系統名	原子炉の緊急停止機能	原子炉の駆動系	原子炉の冷却系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

評価対象	原子炉駆動系		原子炉冷却系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系		原子炉圧力調整系	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の駆動系	原子炉の冷却系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	
安全機能	○																					
機能判定																						
系統機能判定																						
系統名	原子炉の緊急停止機能	原子炉の駆動系	原子炉の冷却系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	原子炉の圧力調整系	
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価項目		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画	RW-2F-32N						
海水源	PP						
浸水重さ	BS						
評価対象	原子炉施設						
安全機能	原子炉の緊急停止機能	未確認機能	原子炉の緊急停止機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	附属熱除去機能	
機能判定	○	HCU(I) and HCU(II) or SIC(I) and SIC(II)	○	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)	[RHR(A) or RHR(B) or (SRV(I) or ABS(L)) and (RHR(A) or LPCS) and RHR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RHR(B) or RHR(C) and RHR(E))]	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	RIC or HPCS	ABS(D) and (RHR(B) or RHR(C))	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	SRV(I) or ADS(L) and (RHR(A) or LPCS) and RHR(A) or (SRV(D) or ABS(D)) and (RHR(B) or RHR(C) and RHR(E))
系統名	制御棒及び原子炉降圧系(水圧調整ユニット)	原子炉降圧系(水圧調整ユニット)	原子炉降圧系	自動降圧系+A-残留熱除去系B(C)-残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心スプレイス系	残留熱除去系(原子炉停止時待機モード)	残留熱除去系(原子炉停止時待機モード)
系統区分	A B A B	A B A B	- -	- B C -	- -	A B	A - A -
安全区分	I II I II	I II I II	III II	II II	I II I II	I I	I I I I
判定	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○

評価対象		原子炉施設		燃料プール		監視機能					
安全機能	隔離機能	放射線物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス検出機能	非常用電源機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時半燃燃	冷却機能	給水機能	監視機能	
機能判定	○	○	○	○	○	○	[RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○	○	
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	FW	RHR(A) or RHR(B)
系統名	原子炉降圧系(格納容器降圧ユニット)	格納容器隔離弁	可燃性ガス濃度調整系	非常用電源	原子炉補給冷却系 原子炉降圧冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス系	中央制御室換気系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	燃料プールの補給水系	燃料プールの補給水系	残留熱除去系
系統区分	A B	-	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	I II	III II	I II III	I II	I II	I II	I II	-	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画		RW-4F-01N		○			
浸水源		RCW(N), BVD, BVCW					
浸水重さ		72					

評価対象	原子炉施設				原子炉施設				燃料プール				
	原子炉の緊急停止機能	未過熱炉機能	原子炉内圧降下機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	原子炉施設	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール
安全機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	2区分以上	SRV(I) or SRV(II) or SRV(III)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	ABS(D) and RBR(C)	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	HPCS	ABS(D) and RBR(C)	HPCS
系統名	制御棒及び降圧時スプレッド(水圧調整ユニット)	制御棒及び降圧時スプレッド(水圧調整ユニット)	原子炉降圧時スプレッド	自動減圧系+A-残留熱除去系B(C)-残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心スプレッド	高圧炉心スプレッド	高圧炉心スプレッド	高圧炉心スプレッド	高圧炉心スプレッド	高圧炉心スプレッド	高圧炉心スプレッド	高圧炉心スプレッド	高圧炉心スプレッド
系統区分	A B	A B	-	- B C	-	- B C	-	- B C	-	- B C	-	- B C	-
安全区分	I II	I II	III	II	I II	II	III	II	I II	II	I II	II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設				燃料プール				
	格納容器内の可燃性ガス制御機能	放射線物質の濃度監視機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	補給冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時半電池	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	SGT(A) or SGT(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	SGT(A) or SGT(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	HVC(A) or HVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
系統名	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	原子炉補給冷却系/原子炉冷却用海水供給系/高圧炉心スプレッド補給冷却系	中央制御室換気系	事故時計量系	燃料プールの冷却系	残留熱除去系	残留熱除去系
系統区分	-	A B	A B	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画		C-1F-01N		○			
海水源		TCW					
浸水重量		273					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未遮蔽炉機能		原子炉内貯留時注水機能		原子炉駆動時注水機能		原子炉駆動時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉駆動時注水機能		燃料プール	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
安全機能	○		HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	RIC or HPCS	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
機能判定																
系統機能判定			HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	RIC or HPCS	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能	原子炉駆動時注水機能
系統名	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)	原子炉の緊急停止機能 (原子炉駆動時注水機能)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I	II	I	II	III	II	I	II	III	I	II	I	II	I	II	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	格納容器の冷却機能		格納容器内の可燃性ガス抑制機能		格納容器内の可燃性ガス抑制機能		格納容器内の可燃性ガス抑制機能		格納容器内の可燃性ガス抑制機能		格納容器内の可燃性ガス抑制機能		格納容器内の可燃性ガス抑制機能		燃料プール	
	格納容器の冷却機能	格納容器の冷却機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能	格納容器内の可燃性ガス抑制機能
安全機能	○		SGT(A) or SGT(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能
機能判定																
系統機能判定			SGT(A) or SGT(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能	可燃性ガス抑制機能
系統名	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)	原子炉の緊急停止機能 (格納容器冷却機能)
系統区分	A B	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	C-402F-01N	○	
海水源	PP		
海水重量	ES		

評価対象	原子炉緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降圧時注水機能		燃料冷却機能		監視機能	
	原子炉緊急停止機能	原子炉降圧時注水機能	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○															
機能判定																
系統機能判定																
系統名	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)	原子炉降圧時注水系統 (水圧調整ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能		原子炉降圧時注水機能	
	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能	原子炉降圧時注水機能
安全機能	○															
機能判定																
系統機能判定																
系統名	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)	原子炉降圧時注水系統 (燃料容器隔離弁)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考													
没水発生区画		C-3F-06N, C-3F-07N		○															
海水源		PP																	
海水量[m ³]		E5																	
評価対象 安全機能 機能判定	原子炉の緊急停止機能 ○	未電源維持機能 HCU(I) and HCU(II) or SLC(I) and SLC(II)		低圧注水機能 2区分以上 ○		原子炉駆動 圧力逃がし機能 SRV(I) or SRV(II) or ADS(I) or ADS(II)		炉内熱除去機能 [RRR(A) or RRR(B) or [SRV(I) or ABS(I)] and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)] or [SRV(II) or ADS(II)] and [RRR(B) or RRR(C) and RRR(E)]											
		原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○										
系統機能判定	原子炉の緊急停止機能 ○	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RVC or RPS	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(I) or ABS(I) and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) and [RRR(B) or RRR(C) and RRR(E)]									
											原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	
系統名	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○

評価対象 安全機能 機能判定	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動	
		原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○	原子炉の緊急停止機能 ○
系統機能判定		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上		2区分以上	
系統名		原子炉の緊急停止機能 ○		原子炉の緊急停止機能 ○		原子炉の緊急停止機能 ○		原子炉の緊急停止機能 ○		原子炉の緊急停止機能 ○		原子炉の緊急停止機能 ○		原子炉の緊急停止機能 ○		原子炉の緊急停止機能 ○		原子炉の緊急停止機能 ○	
系統区分		A B		A B		A B		A B		A B		A B		A B		A B		A B	
安全区分		I II		I II		I II		I II		I II		I II		I II		I II		I II	
判定		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○		○ ○	

表1-1 想定破損による浸水影響評価結果

評価種別		想定破損		総合判定		備考	
浸水発生区画		C-4F-02N		○			
海水源		PP					
浸水重さ		E5					

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未電源維持機能		原子炉内圧維持注水機能		低圧注水機能		原子炉駆動		圧力逃がし機能		附帯熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	原子炉内圧維持注水機能	原子炉内圧維持注水機能	2区分以上	2区分以上	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	RFC or HPCS	HPCS	ABS(D) and (RBR(B) or RBR(C))	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(I) or ABS(I) and (RBR(A) or LPCS) and RBR(A)	SRV(I) or ABS(I) and (RBR(B) or LPCS) and RBR(A)	SRV(I) or ABS(I) and (RBR(B) or LPCS) and RBR(A)	SRV(I) or ABS(I) and (RBR(B) or LPCS) and RBR(A)
系統名	制御棒及び原子炉駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)	原子炉内圧維持注水系 (水圧制御ユニット)
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	C	-	A B	-	A B	-	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	II	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動	
	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	FCS(A) or FCS(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
系統名	原子炉駆動系 (格納容器冷却モーター)	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁	格納容器隔離弁
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
没水発生区画	Y-RSN	○	
没水源	BIG(PD) (A)		
没水量[m ³]	13		

評価対象	原子炉緊急時		原子炉運転時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時	
	原子炉の緊急停止機能	未確認機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能
安全機能	○																	
機能判定																		
系統機能判定																		
系統名	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)																	
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉緊急時		原子炉運転時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時		原子炉起動時		原子炉停止時	
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能
安全機能																		
機能判定																		
系統機能判定																		
系統名	原子炉の緊急停止機能 (原子炉の緊急停止機能)																	
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表1-1 想定破損による没水影響評価結果

評価種別	想定破損	総合判定	備考
海水発生区画	T-24CN	○	
海水源	OTC		
海水重量	2947		

評価対象	原子炉の緊急停止機能		未確保維持機能		原子炉内の注水機能		低圧注水機能		原子炉駆動		炉心冷却機能		圧力逃がし機能		付随熱除去機能							
	原子炉の緊急停止機能	原子炉の緊急停止機能	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	原子炉内の注水機能	原子炉内の注水機能	2区分以上	2区分以上	原子炉駆動	原子炉駆動	炉心冷却機能	炉心冷却機能	圧力逃がし機能	圧力逃がし機能	付随熱除去機能	付随熱除去機能						
機能判定	○	○			○	○	2区分以上	2区分以上	○	○	○	○	○	○	○	○						
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	SLC(A) and SLC(B)	RIC or HPCS	RIC or HPCS	ABS(D) and (RBR(C))	ABS(D) and (RBR(C))	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	SRV(I) or SRV(II)	SRV(I) or SRV(II)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	SRV(I) or ABS(I) and (RBR(A) or LPCS) and RBR(A)	SRV(I) or ABS(I) and (RBR(B) or RBR(C)) and RBR(B)	SRV(I) or ABS(I) and (RBR(A) or LPCS) and RBR(A)	SRV(I) or ABS(I) and (RBR(B) or RBR(C)) and RBR(B)		
系統名	制御棒及び原子炉駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び原子炉駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	原子炉冷却系 (水圧制御ユニット)	
系統区分	A B	A B	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	III	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動		原子炉駆動	
	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動	原子炉駆動
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	SGT(A) or SGT(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	RVC(A) or RVC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)	RBR(A) or RBR(B)
系統名	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)	原子炉駆動系 (格納容器冷却系)
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価種別	想定値	備考	総合判定
溢水発生区画	Y-73N		○
溢水源	DEG(F0) (B)		
溢水量[m ³]	13		

評価対象	原子炉施設										廃熱除去機能					
	原子炉の緊急停止機能	未燃燃料機能	原子炉の降圧時正水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉降圧時					廃熱除去機能					
安全機能	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定			
系統機能判定	○	○	○	2区分以上	(SWV(I) or SWV(II)) (ASIS(I) or ASIS(II))	SWV(I) SWV(II)	ABS(I) ABS(II)	RHR(A) RHR(B)	(SWV(I) or ASIS(I)) (RHR(A) or LPCS) and RHR(A)	(SWV(II) or ASIS(II)) (RHR(B) or RHR(C) and RHR(B))						
系統名	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能	原子炉降圧時正水機能			
系統区分	A	B	A	B	A	B	C	-	A	B	-	A	B	C	B	
安全区分	I	II	I	II	I	II	III	II	I	II	I	I	I	II	II	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設										燃料プール		
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	排熱冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉降圧時非常用換気調整機能	事故時水能把握	冷却機能	給水機能	監視機能		
安全機能	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定	機能判定
系統機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]	[RHR(A) or RHR(B)]	○	○	○
系統名	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	排熱冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉降圧時非常用換気調整機能	事故時水能把握	冷却機能	給水機能	監視機能		
系統区分	A	B	A	B	A	B	C	-	A	B	-	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	III	I	I	I	I	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (1/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 ○：有 -：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
原子炉補機冷却系	MV214-12A	A1-DG 冷却水出口弁	R-B2F-04N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-13A	A2-DG 冷却水出口弁	R-B2F-04N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-12B	B1-DG 冷却水出口弁	R-B2F-06N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-13B	B2-DG 冷却水出口弁	R-B2F-06N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機冷却系	P214-1A	A-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-14N	-	○	-	B	-	○	
原子炉補機冷却系	P214-1C	C-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-14N	-	○	-	B	-	○	
原子炉補機冷却系	P214-1B	B-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-15N	-	○	-	B	-	○	
原子炉補機冷却系	P214-1D	D-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-15N	-	○	-	B	-	○	
原子炉補機冷却系	MV214-7A	A-RHR 熱交換冷却水出口弁	R-2F-09N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-7B	B-RHR 熱交換冷却水出口弁	R-2F-10N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-3A	A-RCW 常用補機冷却水出口 切替弁	R-2F-20N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-3B	B-RCW 常用補機冷却水出口 切替弁	R-2F-20N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-1A	A-RCW 常用補機冷却水入口 切替弁	R-B1F-11N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-1B	B-RCW 常用補機冷却水入口 切替弁	R-B1F-11N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-2A	A-RCW 熱交換水出口弁	R-1F-14N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-2B	B-RCW 熱交換水出口弁	R-1F-15N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-1B	B-RSW ポンプ 出口弁	Y-24AN	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-1D	D-RSW ポンプ 出口弁	Y-24AN	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機海水系	P215-1B	B-原子炉補機海水ポンプ	Y-24AN	-	○	○	B	IPX5	○	
原子炉補機海水系	P215-1D	D-原子炉補機海水ポンプ	Y-24AN	-	○	○	B	IPX5	○	
原子炉補機海水系	MV215-1A	A-RSW ポンプ 出口弁	Y-24BN	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-1C	C-RSW ポンプ 出口弁	Y-24BN	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉補機海水系	P215-1A	A-原子炉補機海水ポンプ	Y-24BN	-	○	○	B	IPX5	○	
原子炉補機海水系	P215-1C	C-原子炉補機海水ポンプ	Y-24BN	-	○	○	B	IPX5	○	
燃料ポンプ冷却系	MV216-1	FPC フィルタ入口弁	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	-	○	○	B	IP55	○	
燃料ポンプ冷却系	P216-1A	A-燃料ポンプ冷却ポンプ	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	-	○	-	B	-	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IPコード)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (2/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
燃料ブース冷却系	P216-1B	B-燃料ブース冷却ホップ	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	-	○	-	B	-	○	
燃料ブース冷却系	TE216-50~55	燃料ブースル水位・温度(SA)	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IPX5	○	
燃料ブース冷却系	MV216-5A	A-FPC 熱交入口弁	R-3F-09N	-	○	○	B	IP55	○	
燃料ブース冷却系	MV216-5B	B-FPC 熱交入口弁	R-3F-09N	-	○	○	B	IP55	○	
燃料ブース冷却系	MV216-6	FPC7イコハホップ弁	R-3F-09N	-	○	○	B	IP55	○	
燃料ブース冷却系	LS216-2	燃料ブースル水位	R-4F-01-1N	-	○	○	B	IP65	○	
燃料ブース冷却系	TE216-3	燃料ブースル水温度	R-4F-01-1N	-	○	-	B	-	○	
窒素ガス制御系	PX217-2B	ドラウエル圧力	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	○	C	IP67	○	
窒素ガス制御系	MV217-18	非常用ガス処理入口隔離弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
高圧炉心スプレイ補機 冷却系	P218-1	高圧炉心スプレイ補機冷却水 ホップ	R-B2F-12N	-	○	○	B	IP44	○	
高圧炉心スプレイ補機 海水系	MV219-1	HPSW ホップ 出口弁	Y-24CN	-	○	○	B	IP55	○	
高圧炉心スプレイ補機 海水系	P219-1	高圧炉心スプレイ補機海水ホップ	Y-24CN	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉隔離時冷却系	M221-1	原子炉隔離時冷却系ホップ	R-B2F-01N	-	○	-	B	-	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-2	注水弁	R-B2F-01N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-22	ホップ蒸気入口弁	R-B2F-01N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-3	ホップトランス入口弁	R-B2F-01N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-51	RCIC 主塞止弁	R-B2F-01N	-	○	-	B	-	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-6	ニミヤクホップ	R-B2F-01N	-	○	○	B	IP55	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (3/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 ○：有 -：有 ○：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
原子炉隔離時冷却系	MV221-7	復水器冷却水入口弁	R-B2F-01N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	P221-1	原子炉隔離時冷却ポンプ	R-B2F-01N	-	○	-	B	-	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-10	真空ポンプ 出口弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-23	タービン排気隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-21	蒸気外側隔離弁	R-1F-07-2N	-	○	○	B	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	2-2360	RCICタービン制御器 (S II)	R-2F-05N	-	○	-	B	-	○	
残留熱除去系	MV222-17A	A-RHR ポンプ ミニマフロー弁	R-B2F-02N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-1A	A-RHR ポンプ トラス水入口弁	R-B2F-02N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-8A	A-RHR ポンプ 炉水入口弁	R-B2F-02N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	P222-1A	A-残留熱除去ポンプ	R-B2F-02N	-	○	○	B	IPX5	○	
残留熱除去系	MV222-17C	C-RHR ポンプ ミニマフロー弁	R-B2F-03N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-1C	C-RHR ポンプ トラス水入口弁	R-B2F-03N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	P222-1C	C-残留熱除去ポンプ	R-B2F-03N	-	○	○	B	IPX5	○	
残留熱除去系	MV222-17B	B-RHR ポンプ ミニマフロー弁	R-B2F-15N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-1B	B-RHR ポンプ トラス水入口弁	R-B2F-15N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-8B	B-RHR ポンプ 炉水入口弁	R-B2F-15N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	P222-1B	B-残留熱除去ポンプ	R-B2F-15N	-	○	○	B	IPX5	○	
残留熱除去系	MV222-11A	A-RHR ポンプ 炉水戻り弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-11B	B-RHR ポンプ 炉水戻り弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-15A	A-RHR 7スト弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-16A	A-RHR トラス7レイ弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-16B	B-RHR トラス7レイ弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-7	RHR 炉水入口 外側隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-15B	B-RHR 7スト弁	R-1F-10N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-15C	C-RHR 7スト弁	R-1F-10N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-2B	B-RHR 熱交換ポンプ	R-1F-10N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-5A	A-RHR 注水弁	R-1F-07-2N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-2A	A-RHR 熱交換ポンプ	R-1F-30N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-3B	B-RHR ドライアウト第1スプレイ弁	R-1F-12N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-4B	B-RHR ドライアウト第2スプレイ弁	R-1F-12N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-13	RHR 炉頂部冷却外側隔離弁	R-2F-14N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-3A	A-RHR ドライアウト第1スプレイ弁	R-2F-14N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-4A	A-RHR ドライアウト第2スプレイ弁	R-2F-14N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-5B	B-RHR 注水弁	R-2F-15N	-	○	○	B	IP55	○	
残留熱除去系	MV222-5C	C-RHR 注水弁	R-2F-15N	-	○	○	B	IP55	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (4/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	MV223-1	LPCS ｾﾞﾝｼﾞ入口弁	R-B2F-09N	-	○	○	B	IP55	○	
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	P223-1	低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲｾﾞﾝｼﾞ	R-B2F-09N	-	○	○	B	IPX5	○	
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	MV223-3	LPCS ｾﾞﾝｼﾞ弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	MV223-4	LPCS ｾﾞﾝｼﾞ ﾆﾞﾙﾌﾞﾙﾌﾞ弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	dPX223-1	LPCS 注水弁差圧	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	MV223-2	LPCS 注水弁	R-1F-32N	-	○	○	B	IP55	○	
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LS224-2A	ﾄｰﾌﾞｽ水位	R-B2F-10N	-	○	○	B	IP65	○	
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LS224-2B	ﾄｰﾌﾞｽ水位	R-B2F-10N	-	○	○	B	IP65	○	
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	MV224-2	HPCS ｾﾞﾝｼﾞ ﾆﾞﾙﾌﾞﾙﾌﾞ入口弁	R-B2F-10N	-	○	○	B	IP55	○	
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	P224-1	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲｾﾞﾝｼﾞ	R-B2F-10N	-	○	○	B	IPX5	○	
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	MV224-7	HPCS ｾﾞﾝｼﾞ ﾆﾞﾙﾌﾞﾙﾌﾞ側 ﾆﾞﾙﾌﾞﾙﾌﾞ弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	MV224-3	HPCS 注水弁	R-1F-33N	-	○	○	B	IP55	○	
ほう酸水注入系	MV225-1A	A-SLC ﾉｸﾞ出口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
ほう酸水注入系	MV225-1B	B-SLC ﾉｸﾞ出口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
ほう酸水注入系	MV225-2A	A-SLC 注入弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (5/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
ほう酸水注入系	MV225-2B	B-SLC 注入弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
ほう酸水注入系	P225-1A	A-ほう酸水注入ポンプ	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
ほう酸水注入系	P225-1B	B-ほう酸水注入ポンプ	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
ほう酸水注入系	PS225-1A	A-SLC 注入ポンプ潤滑油圧力	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
ほう酸水注入系	PS225-1B	B-SLC 注入ポンプ潤滑油圧力	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
非常用ガス処理系	D226-1A	A-SGT 前置ガス処理装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
非常用ガス処理系	D226-1B	B-SGT 前置ガス処理装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
非常用ガス処理系	D226-2A	A-SGT 後置ガス処理装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
非常用ガス処理系	D226-2B	B-SGT 後置ガス処理装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IP コード)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (6/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源, 天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
非常用ガス処理系	M226-1A	A-非常用ガス処理系排風機	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP44	○	
非常用ガス処理系	M226-1B	B-非常用ガス処理系排風機	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP44	○	
非常用ガス処理系	MV226-1A	A-SGT 入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
非常用ガス処理系	MV226-1B	B-SGT 入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
非常用ガス処理系	MV226-2A	A-SGT 出口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
非常用ガス処理系	MV226-2B	B-SGT 出口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
非常用ガス処理系	MV226-4A	A-SGT 排風機入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
非常用ガス処理系	MV226-4B	B-SGT 排風機入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-101A	A-CAMS トーラスサブリング [※] 隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-101B	B-CAMS トーラスサブリング [※] 隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (7/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 ○：有 -：有 ○：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
可燃性ガス濃度制御系	MV229-102A	A-CAMS サンプリングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-102B	B-CAMS サンプリングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-103A	A-CAMS サンプリングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-103B	B-CAMS サンプリングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-2A	A-FCS 出口隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-2B	B-FCS 出口隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-100A	A-CAMS ドライエジェクタリング隔離弁	R-2F-14N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-1A	A-FCS 入口隔離弁	R-2F-14N	-	○	○	B	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-100B	B-CAMS ドライエジェクタリング隔離弁	R-2F-15N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-1B	B-FCS 入口隔離弁	R-2F-15N	-	○	○	B	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	D229-1A	A-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
可燃性ガス濃度制御系	D229-1B	B-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-3A	A-FCS 冷却水入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-3B	B-FCS 冷却水入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N NR-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	○	C	IP55	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IP コード)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (8/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
可燃性ガス濃度制御 系	MV229-4A	A-FCS 系統入口流量調節弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御 系	MV229-4B	B-FCS 系統入口流量調節弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御 系	MV229-5A	A-FCS 再循環流量調節弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御 系	MV229-5B	B-FCS 再循環流量調節弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御 系	MV229-6A	A-FCS 冷却水供給弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御 系	MV229-6B	B-FCS 冷却水供給弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	○	B	IP55	○	
所内電気設備系	-	2-RCIC 直流-C/C	R-B1F-16N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	2C1-R/B-C/C	R-2F-04N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	非常用ボイラ装置(2C-M/C)	R-2F-04N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	非常用ボイラ装置(2C-L/C)	R-2F-04N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	2D2-R/B-C/C	R-2F-05N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	2D3-R/B-C/C	R-2F-05N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	非常用ボイラ装置(2D-M/C)	R-2F-05N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	非常用ボイラ装置(2D-L/C)	R-2F-05N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	2A-DG-C/C	R-B2F-05N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	2A-DG-C/C	R-B2F-08N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	2HPCS-C/C	R-B2F-11N	-	○	-	B	-	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IP コード)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (9/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 ○：有 -：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
所内電気設備系	-	高圧炉心炉内系蓄電池	R-B2F-13N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	非常用1/2分電盤(2HPCS-M/C)	R-B2F-14N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	2-2265H	高圧炉心炉内系直流電盤	R-B2F-14N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	2-2267H	高圧炉心炉内系充電器盤	R-B2F-14N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	2C2-R/B-C/C	R-M2F-01N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2C3-R/B-C/C	R-M2F-01N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2D1-R/B-C/C	R-B1F-17-1N	-	○	-	B	-	○	
所内電気設備系	-	2B-計装-C/C	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2260B	B-計装分電盤	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2261B	B-計装用無停電交流電源 装置	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2263B	B-原子炉中性子計装用分 電盤	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2265B	B-115V 系直流電盤	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2267B	B-115V 系充電器盤	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2265D-1	230V 系直流電盤 (RCIC)	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2267E-1	230V 系充電器盤 (RCIC)	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	B-原子炉中性子計装用蓄 電池	RW-MB1F-06N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2268B	B-原子炉中性子計装用充 電器盤	RW-MB1F-07N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	230V 系蓄電池 (RCIC)	RW-MB1F-08N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	B-115V 系蓄電池	RW-MB1F-08N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-961A	A-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-961B	B-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-961H	HPCS-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2267D	115V 系予備充電器盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2A-計装-C/C	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2260A	A-計装分電盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2260C	一般計装分電盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2261A	A-計装用無停電交流電源 装置	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (10/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 ○：有 -：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
所内電気設備系	2-2263A	A-原子炉中性子計装用分電盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2265A	A-115V系直流盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2267A	A-115V系充電器盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2268A	A-原子炉中性子計装用充電器盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	A-115V系蓄電池	RW-1F-11N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	A-原子炉中性子計装用蓄電池	RW-1F-11N	○	-	-	A	-	○	
原子炉棟換気系	H261-3	LPCSポンプ室冷却機	R-B1F-13N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉棟換気系	H261-4C	C-RHRポンプ室冷却機	R-B2F-03N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉棟換気系	H261-7A	A-FPCポンプ室冷却機	R-M2F-19N	-	○	-	B	-	○	
原子炉棟換気系	H261-7B	B-FPCポンプ室冷却機	R-M2F-19N	-	○	-	B	-	○	
原子炉棟換気系	H261-4B	B-RHRポンプ室冷却機	R-B1F-01N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉棟換気系	H261-4A	A-RHRポンプ室冷却機	R-B1F-08N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉棟換気系	H261-2	HPCSポンプ室冷却機	R-B1F-07N	-	○	○	B	IP44	○	
中央制御室換気系	D264-1A	A-中央制御室空気調和装置	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	D264-1B	B-中央制御室空気調和装置	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	H264-1A	A-中央制御室冷凍機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	H264-1B	B-中央制御室冷凍機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-1A	A-中央制御室送風機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-1B	B-中央制御室送風機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-3A	A-中央制御室排風機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-3B	B-中央制御室排風機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	P264-1A	A-中央制御室冷水循環ポンプ	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (11/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 -：有 ○：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
中央制御室換気系	P264-1B	B-中央制御室冷水循環ポンプ	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	D264-3	中央制御室非常用再循環 処理装置	RW-2F-01N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-2A	A-中央制御室非常用再循 環送風機	RW-2F-01N	○	-	○	A	IP44	○	
中央制御室換気系	M264-2B	B-中央制御室非常用再循 環送風機	RW-2F-01N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	H268-4A	A-RCW ポンプ熱交換器室冷 却機	R-1F-14N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-1	A-非常用 DC 室送風機	R-2F-06N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-2	B-非常用 DC 室送風機	R-2F-07N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	D268-3	HPCS 電気室外気処理装置	R-2F-21N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構 造
原子炉建物付属棟空 調換気系	H268-4B	B-RCW ポンプ熱交換器室冷 却機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-8A	A-HPCS 電気室送風機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-8B	B-HPCS 電気室送風機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-9A	A-HPCS 電気室排風機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-9B	B-HPCS 電気室排風機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-3	HPCS-DG 室送風機	R-2F-22N	○	-	-	A	-	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	D268-1	A-非常用電気室外気処理 装置	R-3F-02N	-	○	-	B	-	○	内部に浸水しない構 造
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-4A	A1-非常用電気室送風機	R-3F-02N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-4B	A2-非常用電気室送風機	R-3F-02N	-	○	○	B	IP44	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (12/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-5A	A1-非常用電気室排風機	R-3F-02N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-5B	A2-非常用電気室排風機	R-3F-02N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	D268-2	B-非常用電気室外気処理 装置	R-3F-03N	-	○	-	B	-	○	内部に浸水しない構 造
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-6A	B1-非常用電気室送風機	R-3F-03N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-6B	B2-非常用電気室送風機	R-3F-03N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-7A	B1-非常用電気室排風機	R-3F-03N	-	○	○	B	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-7B	B2-非常用電気室排風機	R-3F-03N	-	○	○	B	IP44	○	
非常用アイゼン発電 機系	LS280-151A	A-DEG 燃料タンク液位	R-B1F-04N	-	○	○	B	IP55	○	
非常用アイゼン発電 機系	AV280-300A-1	始動用空気塞止弁	R-B2F-04N	-	○	-	B	-	○	
非常用アイゼン発電 機系	AV280-300A-2	始動用空気塞止弁	R-B2F-04N	-	○	-	B	-	○	
非常用アイゼン発電 機系	CV280-1A	1 次水温度調整弁	R-B2F-04N	-	○	-	B	-	○	
非常用アイゼン発電 機系	CV280-200A	潤滑油温度調整弁	R-B2F-04N	-	○	○	B	IPX5	○	
非常用アイゼン発電 機系	M280-1A	A-非常用アイゼン機関	R-B2F-04N	-	○	-	B	-	○	
非常用アイゼン発電 機系	M280-3A	A-非常用アイゼン発電機	R-B2F-04N	-	○	-	B	-	○	
非常用アイゼン発電 機系	AV280-300B-1	始動用空気塞止弁	R-B2F-06N	-	○	-	B	-	○	
非常用アイゼン発電 機系	AV280-300B-2	始動用空気塞止弁	R-B2F-06N	-	○	-	B	-	○	
非常用アイゼン発電 機系	CV280-1B	1 次水温度調整弁	R-B2F-06N	-	○	-	B	-	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (13/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
非常用ディーゼル発電 機系	CV280-200B	潤滑油温度調整弁	R-B2F-06N	-	○	○	B	IPX5	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-1B	B-非常用ディーゼル機関	R-B2F-06N	-	○	-	B	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-3B	B-非常用ディーゼル発電機	R-B2F-06N	-	○	-	B	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	AV280-300H-1	始動用空気塞止弁	R-B2F-07N	-	○	-	B	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	AV280-300H-2	始動用空気塞止弁	R-B2F-07N	-	○	-	B	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	CV280-1H	1次水温度調整弁	R-B2F-07N	-	○	-	B	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	CV280-200H	潤滑油温度調整弁	R-B2F-07N	-	○	○	B	IPX5	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-1H	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 機関	R-B2F-07N	-	○	-	B	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-3H	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機	R-B2F-07N	-	○	-	B	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	LS280-151B	B-DEG 燃料タンク液位	R-B1F-05N	-	○	○	B	IP55	○	
非常用ディーゼル発電 機系	LS280-151H	H-DEG 燃料タンク液位	R-B1F-06N	-	○	○	B	IP55	○	
非常用ディーゼル発電 機系	P280-1A	A-燃料移送ポンプ	Y-18N	-	○	-	B	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	P280-1B	B-燃料移送ポンプ	Y-73N	-	○	-	B	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	P280-1H	高圧炉心スプレイ系燃料移送 ポンプ	Y-23N	-	○	-	B	-	○	
燃料ポンプ補給水系	MV285-1	FMW ポンプ 入口弁	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	○	○	B	IP55	○	
燃料ポンプ補給水系	MV285-2	FMW ポンプ 出口弁	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	○	○	B	IP55	○	
燃料ポンプ補給水系	P285-1	燃料ポンプ補給水ポンプ	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	○	-	B	-	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IP コード)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (14/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 ○：有 -：有 ○：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
原子炉保護系	PoS293-6A-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	○	-	B	-	○	
原子炉保護系	PoS293-6A-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	○	-	B	-	○	
原子炉保護系	PoS293-6B-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	○	-	B	-	○	
原子炉保護系	PoS293-6B-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	○	-	B	-	○	
原子炉保護系	PoS293-6C-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	○	-	B	-	○	
原子炉保護系	PoS293-6C-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	○	-	B	-	○	
原子炉保護系	PoS293-6D-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	○	-	B	-	○	
原子炉保護系	PoS293-6D-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	○	-	B	-	○	
プ ロセス放射線モニタ系	AMP295-26A	A-格納容器雰囲気モニタ(サブ ユニット)	R-B1F-16N	-	○	-	B	-	○	
プ ロセス放射線モニタ系	RE295-26A	A-格納容器雰囲気モニタ(サブ ユニット)	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
プ ロセス放射線モニタ系	RE295-26B	B-格納容器雰囲気モニタ(サブ ユニット)	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
プ ロセス放射線モニタ系	AMP295-25A	A-格納容器雰囲気モニタ(サブ ユニット)	R-1F-02N	-	○	○	B	IPX5	○	
プ ロセス放射線モニタ系	RE295-25A	A-格納容器雰囲気モニタ(ト ウエル)	R-1F-07-1N	-	○	-	B	-	○	PCV遮蔽内に設置され ており、被水しない
プ ロセス放射線モニタ系	AMP295-25B	B-格納容器雰囲気モニタ(サブ ユニット)	R-1F-15N	-	○	-	B	-	○	
プ ロセス放射線モニタ系	RE295-25B	B-格納容器雰囲気モニタ(ト ウエル)	R-1F-12N	-	○	-	B	-	○	PCV遮蔽内に設置され ており、被水しない
プ ロセス放射線モニタ系	AMP295-26B	B-格納容器雰囲気モニタ(サブ ユニット)	R-B1F-17-1N	-	○	-	B	-	○	
プ ロセス放射線モニタ系	2-YMR-4A	A-排気筒モニタ(サブ ユニット)	Y-30N	○	-	-	A	-	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化され、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (15/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
プロセ放射線モニタ系	2-YMR-5A	A-排気筒低レンジモニタガス検出アラーム	Y-30N	○	-	-	A	-	○	
プロセ放射線モニタ系	2-YMR-4B	B-排気筒モニタガスアラーム	Y-31N	○	-	-	A	-	○	
プロセ放射線モニタ系	2-YMR-5B	B-排気筒低レンジモニタガス検出アラーム	Y-31N	○	-	-	A	-	○	
原子炉圧力容器計装系	LX298-11B	原子炉水位 (広域帯水位計)	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
原子炉圧力容器計装系	LX298-1A	原子炉水位	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
原子炉圧力容器計装系	LX298-1C	原子炉水位	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
原子炉圧力容器計装系	PX298-5B	原子炉圧力	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-1	RCIC 計器ツック	R-B2F-01N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-3A	A-RHR 計器ツック	R-B2F-02N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-3C	C-RHR 計器ツック	R-B2F-03N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIB-B2-1	LPCS 流量・圧力計器架台	R-B2F-09N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-3B	B-RHR 計器ツック	R-B2F-15N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208A	A-SRM/IRM 前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構造
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208B	B-SRM/IRM 前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構造
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208C	C-SRM/IRM 前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構造
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208D	D-SRM/IRM 前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構造

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IP コード)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (16/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源, 天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-2-2	A-PLR ボンブ 計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-2-4	B-PLR ボンブ 計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-3A	A-主蒸気流量計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-3C	C-主蒸気流量計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-8A	A-原子炉圧力容器計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-8C	C-原子炉圧力容器計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-8D	D-原子炉圧力容器計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
<div style="border: 2px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 </div>										
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2211-22	C-メタタ・ロード センサ保護継電 器盤	R-2F-04N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8A	A-原子炉格納容器圧力計 器ツック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8B	B-原子炉格納容器圧力計 器ツック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	○	C	IPX5	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IP コード)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (17/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8C	C-原子炉格納容器圧力計 器 ⁷ ツク	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8D	D-原子炉格納容器圧力計 器 ⁷ ツク	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2220A1	A- ⁷ イ- ⁷ ル発電機制御盤	R-B2F-05N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2220B1	B- ⁷ イ- ⁷ ル発電機制御盤	R-B2F-08N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2220H1	HPCS- ⁷ イ- ⁷ ル発電機制御 盤	R-B2F-11N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2RCE-51	ほう酸水注入系操作箱	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RSR-3-3A	A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計 ⁷ ツク	R-3F-06N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RSR-3-3B	B-原子炉格納容器 H2・O2 分析計 ⁷ ツク	R-3F-100N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RSR-3-5B	B-原子炉格納容器 H2・O2 ⁷ - ⁷ ラ ⁷ ツク	R-3F-100N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-B1-8B	B- ⁷ エ- ⁷ ソ- ⁷ ボ- ⁷ ソ- ⁷ ン- ⁷ フ 流量計器 ⁷ ツク	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	○	○	B	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-B1-8A	A- ⁷ エ- ⁷ ソ- ⁷ ボ- ⁷ ソ- ⁷ ン- ⁷ フ 流量計器 ⁷ ツク	R-B1F-07N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-B1-4	HPCS 計器 ⁷ ツク	R-B1F-09N	-	○	-	B	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-YIB-1B	II-RSW ボ- ⁷ ソ- ⁷ ン- ⁷ フ 出口圧力計器 収納箱	Y-24AN	-	○	-	B	-	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (18/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源, 天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
中央制御室機器・現 地制御盤	2-YIB-1A	I-RSW ボンプ 出口圧力計器 収納箱	Y-24BN	-	○	-	B	-	○	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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多様化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IP コード)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (19/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 ○：有 -：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
中央制御室機器・現 地制御盤	2-920A	A-RHR・LPCS 継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-920B	B・C-RHR 継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-921	HPCS 継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-921A	HPCS トリップ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-923A	A-格納容器隔離継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-923B	B-格納容器隔離継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924A	A-原子炉保護継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924A1	A1-原子炉保護トリップ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924A2	A2-原子炉保護トリップ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924B	B-原子炉保護継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924B1	B1-原子炉保護トリップ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924B2	B2-原子炉保護トリップ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-925	制御棒スクラムテスト盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-934A	A-原子炉プ ーテスト計測盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-934B	B-原子炉プ ーテスト計測盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IP コード)」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対策がなされている。

表 2-1 想定破損による被水影響評価結果 (20/20)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 ○：有 -：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
中央制御室機器・現 地制御盤	2-961G2	B-直流地絡検出装置盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-970A	A-自動減圧継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-970B	B-自動減圧継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-972A	A-原子炉補助継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-972B	B-原子炉補助継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-973A-2	A-格納容器 H2/O2 濃度計演 算器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-973B-2	B-格納容器 H2/O2 濃度計演 算器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-976A	SI-工学的安全施設トリップ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-976B	SII-工学的安全施設トリップ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-984A	原子炉警報電源盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2256A	A-中央制御室冷凍機制御 盤	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2256B	B-中央制御室冷凍機制御 盤	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-WIR-2-6A	中央制御室 A-冷凍機計器 ツク	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-WIR-2-6B	中央制御室 B-冷凍機計器 ツク	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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 電気機械器具の外観による保護等級 (IP コード)」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対策がなされている。

表 3-1 想定破損による蒸気影響評価結果

蒸気源、又は他区画からの流入※1	多重化・区画化 ○：有 －：無	機能要求 ○：有 －：無	耐環境仕様 ○：有 －：無	判定基準※2	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 －：否	判定期由
原子炉建物 二次格納施設	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)	－	○	B	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 高エネルギー配管の破断を考慮した設計 (1)耐環境仕様 (2)プロアーアウト・パネルの設置 ほう酸水注入系は耐蒸気仕様ではないが、水圧制御ユニットが耐蒸気仕様であることから、多重化又は多様化された系統が同時に機能喪失しない 所内蒸気系配管に対しては、以下の対策を実施 (1)止め弁の設置による常時隔離（運用の変更） (2)配管のルート変更等 原子炉建物付属棟との境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
原子炉建物 付属棟	－ (所内蒸気系)	－	－	A	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 所内蒸気系配管に対しては以下の対策を実施 (1)止め弁の設置による常時隔離（運用の変更） (2)配管のルート変更等 原子炉建物二次格納施設との境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
廃棄物処理建物	－ (所内蒸気系)	－	－	A	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 所内蒸気系配管については、以下の対策を実施 (1)配管のルート変更等 (2)溢水防護対象区画境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
制御室建物	－ (所内蒸気系)	－	－	A	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 所内蒸気系配管に対しては以下の対策を実施 溢水防護対象区画境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
取水槽	－	－	－	A	－	○	
排気筒エリア	－	－	－	A	－	○	<ul style="list-style-type: none"> 区画内に蒸気源がなく、屋外で大気開放であるため伝播しない
B-デューセル燃料貯蔵タンク格納槽	－	－	－	A	－	○	

※1 ()内は対策前の蒸気源、又は他区画から流入する蒸気源を示す。
 ※2 記号 A：溢水防護対象区画内に蒸気を内包する溢水源がなく、区画外からの蒸気の伝播がない。
 B：溢水防護対象設備が多重化又は多様化されており、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耐蒸気仕様が有している。又は溢水防護対象設備を防護するための必要な対策がなされている。

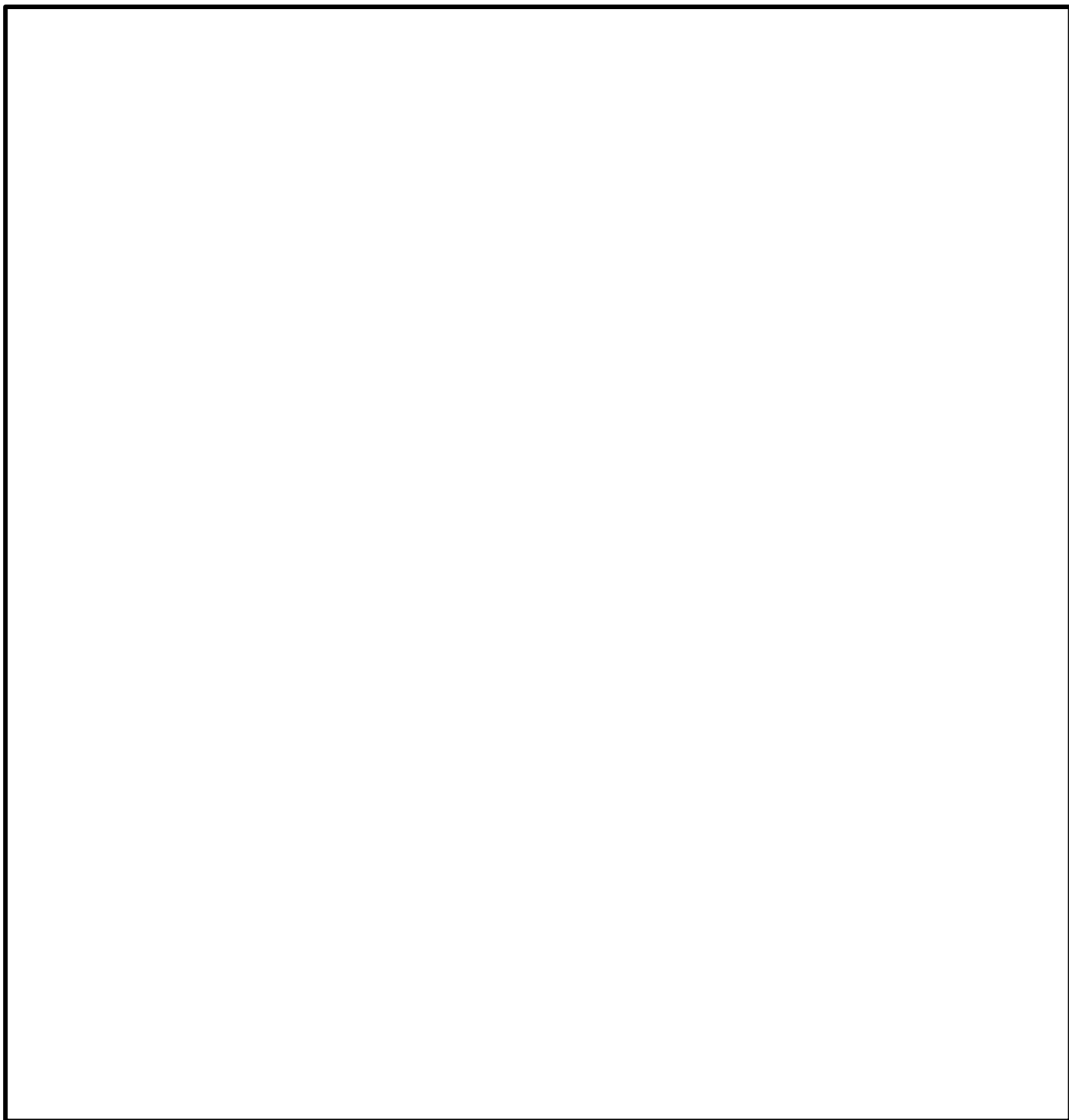


図 3-1 蒸気源有無の全体概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添付資料6 消火水による溢水影響評価について

1. 消火活動に伴う溢水の有無について

消火活動に伴う溢水の有無を表 1-1 に示す。

2. 消火水による没水影響評価結果まとめ

消火水の放水による没水影響評価結果を表 2-1 に示す。

3. 消火活動における放水量に関する運用管理について

(1) はじめに

火災時の消火活動における消火栓からの溢水により，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，燃料プール冷却機能及び給水機能が，その機能を失わないことを確認したが，運用においては，消火栓からの溢水が溢水防護対象設備に影響を及ぼす可能性について周知徹底し，確実な運用を図っていくものとする。具体的な実施内容について次項に示す。

(2) 消火栓からの溢水流量について

a. 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，3 時間又は火災源の大きさを考慮した放水時間を設定している。

b. 消火栓の溢水流量について

消火栓について放水流量の確認を行い，評価で設定している溢水流量以下であることを確認している。

・屋内 放水試験口：226 l/min

・屋外 放水試験口：522 l/min

○評価上の溢水流量 → 屋内 260 l/min (130 l/min×2 倍)

屋外 700 l/min (350 l/min×2 倍)

(3) 運用における対応について

運用については，島根原子力発電所の QMS 文書に必要事項を記載する。

a. 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ことから，発電所の防火・消火活動を規定している「火災防護計画」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。

b. 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、「火災防護計画」で規定する防火・防災教育及び消防訓練で周知徹底を図る。

c. 火災発生時の設備点検実施について

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（原子炉施設保安規定第17条）。

表 1-1 消火活動に伴う溢水の有無について(1/8)

区画名	消火活動に伴う放水の有無	溢水源	溢水量 [m ³]
R-B2F-01N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-02N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-03N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-04N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-05N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-06N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-07N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-08N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-09N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-10N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-11N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-12N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-13N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-14N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-15N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-16N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-17N R-B2F-18N R-B2F-19N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-20N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-21N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-22-1N R-B2F-22-2N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B2F-23N	有	消火栓	0.16
R-B2F-24-1N R-B2F-24-2N	有	消火栓	0.16
R-B2F-25N	有	消火栓	0.16
R-B2F-26-1N R-B2F-26-2N	有	消火栓	0.47
R-B2F-27-1N R-B2F-27-2N	有	消火栓	0.16
R-B2F-28N	有	消火栓	2.03
R-B2F-29N	有	消火栓	0.16
R-B2F-30N	有	消火栓	0.16
R-B2F-31N	無（固定式消火設備等）	-	-

表 1-1 消火活動に伴う溢水の有無について(2/8)

区画名	消火活動に伴う放水の有無	溢水源	溢水量 [m ³]
R-B1F-01N R-B1F-08N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-02N	有	消火栓	0.16
R-B1F-03N	有	消火栓	8.74
R-B1F-04N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-05N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-06N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-07N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-09N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-10N	有	消火栓	3.75
R-B1F-11N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-12N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-13N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-14-1N	有	消火栓	0.32
R-B1F-14-2N	有	消火栓	0.32
R-B1F-15N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-16N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-17-1N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-17-2N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-18-1N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-18-2N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-18-3N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-20N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-21N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-23N	有	消火栓	0.16
R-B1F-24N	有	消火栓	0.16
R-B1F-25N	有	消火栓	0.16
R-B1F-26N	有	消火栓	0.16
R-B1F-27N	有	消火栓	38.69
R-B1F-28N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-29N	有	消火栓	32.76
R-B1F-30N	有	消火栓	0.16
R-B1F-31N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-32N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-B1F-33N	無（固定式消火設備等）	-	-

表 1-1 消火活動に伴う溢水の有無について(3/8)

区画名	消火活動に伴う放水の有無	溢水源	溢水量 [m ³]
R-1F-01-1N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-01-2N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-02N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-03N R-1F-22N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-04N	有	消火栓	0.16
R-1F-05N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-06N	有	消火栓	0.16
R-1F-07-1N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-07-2N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-08N	有	消火栓	0.16
R-1F-09N R-1F-26N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-101N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-102N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-10N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-11N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-12N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-13N	有	消火栓	9.05
R-1F-14N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-15N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-16N	有	消火栓	0.16
R-1F-17N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-18N	有	消火栓	1.41
R-1F-19N	有	消火栓	0.16
R-1F-20N	有	消火栓	0.16
R-1F-21N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-24-1N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-24-2N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-25N	有	消火栓	0.16
R-1F-27N	有	消火栓	0.16
R-1F-28N	有	消火栓	0.16
R-1F-29N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-30N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-31N	有	消火栓	39

表 1-1 消火活動に伴う溢水の有無について(4/8)

区画名	消火活動に伴う放水の有無	溢水源	溢水量 [m ³]
R-1F-32N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-33N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-1F-34N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-01N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-02N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-03N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-04N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-05N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-06N	有	消火栓	0.16
R-2F-07N	有	消火栓	10.3
R-2F-08N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-09N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-10N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-13N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-14N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-15N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-16N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-17N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-20N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-21N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-22N	有	消火栓	3.44
R-2F-23N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-26N	有	消火栓	0.16
R-2F-27N	有	消火栓	0.16
R-2F-28N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-2F-29N	有	消火栓	1.41
R-M2F-01N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-02N	無（固定式消火設備等）	-	-

表 1-1 消火活動に伴う溢水の有無について(5/8)

区画名	消火活動に伴う放水の有無	溢水源	溢水量 [m ³]
R-M2F-03N R-M2F-04N R-M2F-05N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-06N R-M2F-07N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-08N	有	消火栓	0.78
R-M2F-09N	有	消火栓	0.16
R-M2F-10N	有	消火栓	0.16
R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-14N	有	消火栓	0.16
R-M2F-15N	有	消火栓	0.16
R-M2F-16N	有	消火栓	0.16
R-M2F-17N	有	消火栓	0.16
R-M2F-18-1N R-M2F-21N R-M2F-22N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-18-2N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-19N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-20N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-23N	有	消火栓	0.16
R-M2F-24N	有	消火栓	0.16
R-M2F-25N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-27N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-100N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-M2F-102N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-01N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-02N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-03N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-04-1N R-3F-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-05N	無（固定式消火設備等）	-	-

表 1-1 消火活動に伴う溢水の有無について(6/8)

区画名	消火活動に伴う放水の有無	溢水源	溢水量 [m ³]
R-3F-06N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-09N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-10N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-11N R-3F-25N	有	消火栓	0.32
R-3F-12-1N	有	消火栓	0.16
R-3F-12-2N	有	消火栓	0.16
R-3F-13N	有	消火栓	5.15
R-3F-14N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-15N	有	消火栓	0.16
R-3F-16-2N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-17N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-19N	有	消火栓	0.16
R-3F-20N	有	消火栓	0.16
R-3F-21N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-22N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-100N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-3F-102N	無（固定式消火設備等）	-	-
R-4F-01-1N	有	消火栓	0.94
R-4F-01-2N	有	消火栓	0.94
R-4F-02N	有	消火栓	0.16
R-4F-03N	有	消火栓	0.16
R-4F-04N	有	消火栓	0.78
RW-MB1F-01N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-MB1F-02N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-MB1F-05N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-MB1F-06N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-MB1F-07N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-MB1F-08N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-MB1F-11N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-01N RW-1F-30N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-02N RW-1F-04N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-03N	無（固定式消火設備等）	-	-

表 1-1 消火活動に伴う溢水の有無について(7/8)

区画名	消火活動に伴う放水の有無	溢水源	溢水量 [m ³]
RW-1F-05N RW-1F-07N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-06N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-09N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-10N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-11N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-20N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-21N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-22N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-27N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-29N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-1F-31N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-2F-01N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-2F-02N	無（固定式消火設備等）	-	-
RW-2F-31N	有	消火栓	0.16
RW-2F-32N	有	消火栓	0.16
RW-4F-01N	有	消火栓	1.1
C-1F-01N	有	消火栓	19.04
C-1F-02N	有	消火栓	23.4
C-1F-03N	有	消火栓	9.68
C-1F-04N	有	消火栓	0.78
C-1F-05N	有	消火栓	0.32
C-1F-06N	有	消火栓	19.35
C-M2F-01N	有	消火栓	0.16
C-M2F-02N	有	消火栓	4.53
C-M2F-03N	有	消火栓	7.18
C-M2F-04N	有	消火栓	46.8
C-M2F-05N	有	消火栓	0.32
C-M2F-06N	有	消火栓	0.32
C-M2F-07N	有	消火栓	3.44
C-M2F-08N	有	消火栓	14.98
C-M2F-09N	有	消火栓	0.16
C-2F-01N C-2F-04-1N	有	消火栓	14.82

表 1-1 消火活動に伴う溢水の有無について(8/8)

区画名	消火活動に伴う放水の有無	溢水源	溢水量 [m ³]
C-2F-02N C-2F-03N C-2F-04-3N	有	消火栓	25.43
C-2F-04-2N	有	消火栓	4.68
C-2F-05N	有	消火栓	0.16
C-2F-06N	有	消火栓	0.16
C-2F-07N	有	消火栓	46.8
C-2F-08N	有	消火栓	1.41
C-2F-09N	有	消火栓	3.28
C-3F-01N	無（固定式消火設備等）	-	-
C-3F-02N	無（固定式消火設備等）	-	-
C-3F-03N	有	消火栓	7.18
C-3F-04N	無（固定式消火設備等）	-	-
C-3F-05N	無（固定式消火設備等）	-	-
C-3F-06N C-3F-07N	有	消火栓	46.8
C-3F-08N	無（固定式消火設備等）	-	-
C-4F-01N	無（固定式消火設備等）	-	-
C-4F-02N	有	消火栓	0.16
Y-18N	有	消火栓	0.42
Y-23N	有	消火栓	0.42
Y-24AN	有	消火栓	11.76
Y-24BN	有	消火栓	13.02
Y-24CN	有	消火栓	0.42
Y-25N	有	消火栓	32.34
Y-26N	有	消火栓	0.42
Y-29N	有	消火栓	0.42
Y-30N	無（固定式消火設備等）	-	-
Y-31N	無（固定式消火設備等）	-	-
Y-73N	無（固定式消火設備等）	-	-

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-RFP-23N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設													
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	廃熱除去機能								
安全機能	HCL(A) and HCL(B) and HCL(C)	HCL(A) and HCL(B) and HCL(C)	BFC or HPCS	SIC(A) and SIC(B)	DSI(I) or LPCS (RR(A) or RR(C))	DSI(II) or RR(C)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(I) or ABS(I) and RR(A)	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(I) or ABS(I)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)]		
機能判定												○	○	○
系統機能判定	HCL(A) and HCL(B) and HCL(C)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	DSI(I) or LPCS (RR(A) or RR(C))	DSI(II) or RR(C)	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ABS(I) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(I) or ABS(I) and RR(A)	[SRV(II) or ABS(II)] and RR(B)			
系統名											原子炉降脚時注水冷却系	原子炉降脚時注水冷却系	原子炉降脚時注水冷却系	原子炉降脚時注水冷却系
系統区分	A	B	A	B	A	C	-	-	A	B	A	B	C	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	I	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設												
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能		
安全機能	RR(A) or RR(B)	RR(A) and RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HW(A) or HW(B)	A系 or B系	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	[RR(A) or RR(B)]	
機能判定												○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) and RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HW(A) or HW(B)	A系 or B系	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	格納容器冷却系(格納容器冷却系)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源機能	原子炉補機冷却系	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系
系統区分	A	B	A	B	-	-	A	B	A	B	A	B	-
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-BZF-24-1N、R-BZF-24-2N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]									
機能判定	2区分以上									
系統機能判定	○									
系統名	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール									
	燃料容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能
機能判定	○									
系統機能判定	○									
系統名	燃料プールの冷却機能									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-RFP-25N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設													
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		廃熱除去機能						
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] and [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]													
機能判定	2区分以上													
系統機能判定	○													
系統名	ファイナードアンドブリードによる除熱(I)													
系統区分	A	B	A	B	C	-	-	A	B	-	A	B	C	B
安全区分	I	II	I	II	III	I	II	I	II	I	I	I	II	II
判定	○													

評価対象	原子炉施設													
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能			
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] and [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]													
機能判定	○													
系統機能判定	○													
系統名	ファイナードアンドブリードによる除熱(II)													
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	C	B
安全区分	I	II	I	II	III	I	II	I	I	I	I	I	II	II
判定	○													

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-R2F-206-1N、R-R2F-206-2N			
放水量[m ³]	0.47			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		廃熱除去機能			
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SLC(1) and SLC(II)]	○	2区分以上		[SRV(1) or SRV(II)] [ADS(1) or ADS(II)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]			
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) or LPCS RRR(A) or RRR(C)	ADS(II) RRR(B) or RRR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ADS(1) RRR(A) or RRR(C) and RRR(A)	SRV(II) or ADS(II) RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B	A B	-	A -	B C	-	-	-	A B	A -	A -
安全区分	I II	I II	II III	I I	II II	I II III	I II	I II	I II	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モーター)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II III	I II	II III	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-R2F-27-1N、R-R2F-27-2N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		排熱除去機能			
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[SRV(1) or SRV(II)] [ABS(1) or ABS(II)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]			
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ABS(1) and LPCS [RRR(A) or RRR(C)]	ABS(II) [RRR(B) or RRR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) and [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	ほう配水注入系	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+α-吸留熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+β-吸留熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスpray系	高圧炉心スプレイスpray系	自動減圧系	高圧炉心スプレイスpray系	高圧炉心スプレイスpray系	高圧炉心スプレイスpray系
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I	II	III	I II	I II	I	I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	吸留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスpray系 高圧炉心スプレイスpray系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B2F-28N			
放水量[m ³]	2.03			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	系統維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]										
機能判定	○										
系統機能判定	BCL(A) and BCL(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(I) or LPCS [RHR(A) or RHR(B)]	SRV(I) or SRV(II)	HPCS	ADS(II) [RHR(B) or RHR(C)]	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or ADS(I) [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]	SRV(II) or ADS(II) [RHR(B) or RHR(C) and RHR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス	高圧炉心スプレイス	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	A -	B C -	-	A -	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	I II	I I	I II	I I	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]										
機能判定	○										
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW [RHR(A) or RHR(B)]	RHR(A) or RHR(B)
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ○	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-RFP-28N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										燃料プール											
	原子炉の緊急停止機能	系統維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内除熱機能																
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	ABS(1) or ABS(II)	HPCS	ISV(1) or ISV(II)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(C)]	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(C)]	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(C)]												
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内除熱系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内除熱系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I	II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設										燃料プール													
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能													
安全機能																								
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW or RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)													
系統名	炉内除熱系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	炉内除熱系	監視機能												
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	B A	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-BZF-30N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設											
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	廃熱除去機能						
安全機能	○	HCU (I) and HCU (II) [SIC (I) and SIC (II)]	○	2区分以上		[RRR (A) or RRR (B)] or [SRV (I) or ADS (I)] and [RRR (A) or LPCS and RRR (A)] or [SRV (II) or ADS (II)] and [RRR (B) or RRR (C) and RRR (B)]						
機能判定				○					○			
系統機能判定	○	SIC (A) and SIC (B)	BFC or HPCS	ADS (I) [RRR (A) or LPCS]	ADS (II) [RRR (B) or RRR (C)]	HPCS	SRV (I) or SRV (II)	ADS (I) or ADS (II)	RRR (A) or RRR (B)	SRV (I) or ADS (I) and [RRR (A) or LPCS and RRR (A)] or [SRV (II) or ADS (II)] and [RRR (B) or RRR (C) and RRR (B)]	○	
系統名												原子炉降脚時冷却系
系統区分	A	B	A	B	A	C	-	-	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール											
	燃料容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC (A) or FPC (B)] [RRR (A) or RRR (B)]	RRR (A) or RRR (B)	○	
機能判定												○
系統機能判定	○	RRR (A) or RRR (B)	SGT (A) or SGT (B)	FCS (A) or FCS (B)	2区分以上	2区分以上	HW (A) or HW (B)	A系 or B系	FPC (A) or FPC (B)	RRR (A) or RRR (B)	FHW	RRR (A) or RRR (B)
系統名												
系統区分	A	B	A	B	-	-	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-02N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設													
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		炉冷却除去機能						
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]													
機能判定	2区分以上													
系統機能判定	○													
系統名	BCL(A) and BCL(B)	SIC(A) and SIC(B)	BTC or HPCS	ADS(I) or LPCS [RHR(A) or RHR(C)]	ADS(II) [RHR(B) or RHR(C)]	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or ADS(I) [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]	SRV(II) or ADS(II) [RHR(B) or RHR(C) and RHR(B)]			
	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉冷却除去系(低圧注水モード)	自動減圧系+炉冷却除去系(低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスpray系	高圧炉心スプレイスpray系	自動減圧系	炉冷却除去系(原子炉停止時冷却モード)	炉冷却除去系(原子炉停止時冷却モード)	炉冷却除去系(原子炉停止時冷却モード)	炉冷却除去系(原子炉停止時冷却モード)		
系統区分	A	B	A	B	C	-	-	-	A	B	-	A	B	
安全区分	I	II	I	II	III	I	II	I	I	II	I	I	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール												
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能		
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]												
機能判定	○												
系統機能判定	○												
系統名	RHR(A) or RHR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW	RHR(A) or RHR(B)	-	
	炉冷却除去系(格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源機能 非常用電源機能 計測制御用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスpray系 高圧炉心スプレイスpray系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	炉冷却除去系	監視機能
系統区分	A	B	A	B	-	-	A	B	A	B	A	B	-
安全区分	I	II	I	II	I	III	I	II	I	II	I	II	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-03N			
放水量[m ³]	18.74			

評価対象	原子炉施設											
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能						
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]						
機能判定	○	○	○	○	○	○						
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)		SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)		SRV(II) or ABS(II) and RR(C) or RR(B)	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイス 系	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)		ファイアードアンドブリードによる除熱(I)			ファイアードアンドブリードによる除熱(II)
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	A	B	A	B	-	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	III	I	II	I	II	I	II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設											
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-	
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	炉内熱除去系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1-F-10N			
放水量[m ³]	3.75			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		排熱除去機能			
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[SRV(1) or SRV(II)] [ABS(1) or ABS(II)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]			
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HPCS	ABS(1) RRR(A) or LPCS	ABS(II) RRR(B) or RRR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	SRV(II) or ABS(II) and RRR(C) or RRR(B)
系統名	制御棒及び 制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び 制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時 冷却系	自動減圧系+α-残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス 系	自動減圧系+ B(C)-α残留熱除去系 (低圧注水モード) 自動減圧系	高圧炉心 スプレイス 系	高圧炉心 スプレイス 系	自動減圧系	残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)	残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)	残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	- A	- B C	-	-	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	III	I II	I II	I I	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス冷却系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-14-2N			
放水量[m ³]	0.32			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C)) and RR(B)]				
機能判定				○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) or LPCS RR(A) or RR(C)	ADS(1) or ADS(II) RR(A) or RR(C)	SRV(1) or SRV(II) HPCS	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B) or RR(C) or RR(D)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	A -	B C	-	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-23N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設																					
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能																
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																	
機能判定	○	○	○	○	○																	
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or RRR(C)	HPCS	ISV(1) or ISV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) or RRR(A) and RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) or RRR(A) and RRR(B)												
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	
系統区分	A B	A B	-	-	C	-	-	-	A B	A B	-	-	-	A B	A B	-	-	-	A B	A B	-	
安全区分	I II	I II	III	I II	II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定											
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器(内側) 格納容器(外側)	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-24N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	系統維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [SRV(1) or ABS(1)] and [RR(A) or LPCS and RR(A)] or [SRV(II) or ABS(II)] and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ABS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	SRV(II) or ABS(II) [RR(C) or RR(C) and RR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系 自動減圧系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B	A B	-	- A	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I I	I II	I II	I II	I I	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉冷却除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	-	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-2EN			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										原子炉施設												
	原子炉の緊急停止機能	系統維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉降脚時注水機能				原子炉降脚時注水機能													
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																		
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU(1) or HCU(2)	ABS(1) or ABS(2) [RRR(A) or RRR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(2)	ABS(1) or ABS(2)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or SRV(2)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)		
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+α-残留熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系		
系統区分	A	B	A	B	A	B	C	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	
安全区分	I	II	I	II	I	II	III	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設										原子炉施設													
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可溶性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能		監視機能												
安全機能																								
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	
系統名	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可溶性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用交流電源 計測制御用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライム系 高圧炉心スプレイスライム系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-26N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		廃熱除去機能			
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[SRV(1) or SRV(II)] [ABS(1) or ABS(II)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]			
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ABS(1) or LPCS [RRR(A) or RRR(C)]	ABS(II) [RRR(B) or RRR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) and [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) and [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B	A B	-	A -	B C -	-	-	-	A B	A -	A -
安全区分	I II	I II	II	I I	II II	III	I II	I II	I II	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-27N			
放水量(立上)	38.69			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RRR(B) or RRR(C)) and RRR(B)]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RRR(A) or LPCS]	ADS(2) [RRR(B) or RRR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ADS(1) and RRR(A) and RRR(A)	SRV(II) or ADS(II) and RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	炉冷却除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉冷却除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉冷却除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	A -	B C	-	-	-	A B	A -	A -
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	III	I II	I II	I I	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	炉冷却除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-20N			
放水量[m ³]	32.76			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)		SRV(II) or ABS(II) and RR(C) or RR(B)	
系統名	制御棒及び 制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び 制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時 冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心 スプレイス 系	炉内熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)		炉内熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)	
系統区分	A B	A B	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス冷却系 高圧炉心スプレイス補機冷却系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ×	○ ○	○ ×	○ ×	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-B1F-30N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(II) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)		SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	ほう配水注入系	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (低圧炉心スプレイスライ)		炉内熱除去系 (低圧注水モード)	
系統区分	A B	A B	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイス供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-04N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)		SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライム系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)		炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	
系統区分	A B	A B	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライム供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-06N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設															
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能		冷却炉除去機能									
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]															
機能判定	○															
系統機能判定	BCL(A) and BCL(B) and HCL(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(I) or LPCS [RHR(A) or RHR(C)]	ADS(II) [RHR(B) or RHR(C)]	HPCS	SRV(I) or SRV(II)	ADS(I) or ADS(II)	RHR(A) or RHR(B)	SRV(I) or ADS(I) [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]	SRV(II) or ADS(II) [RHR(B) or RHR(C) and RHR(B)]					
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)		原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+α-残留熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+β-残留熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスpray系	高圧炉心スプレイスpray系	自動減圧系	残留熱除去系	ファイアードアンドブリードによる除熱(II)						
系統区分	A	B	A	B	A	-	C	-	A	B	-	A	B	C	B	
安全区分	I	II	I	II	I	III	I	II	I	II	I	I	I	I	II	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設												
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能		
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]												
機能判定	○												
系統機能判定	RHR(A) or RHR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RHR(A) or RHR(B)	FHW	RHR(A) or RHR(B)	
系統名	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 (非常用交流電源 計測制御用電源)	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスpray系 高圧炉心スプレイスpray系	中央制御室換気系	事故警計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能		
系統区分	A	B	A	B	-	-	A	B	A	B	A	B	
安全区分	I	II	I	II	I	III	I	II	I	II	-	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-68N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		廃熱除去機能			
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[SRV(1) or SRV(II)] [ABS(1) or ABS(II)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(1) or ADS(1)] and [RRR(A) or LPCS and RRR(A)] or [SRV(II) or ADS(II)] and [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]			
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	BCL(A) and HCU(1) and HCU(2)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) or LPCS	ADS(1) or ADS(2) or ADS(3)	SRV(1) or SRV(2)	HPCS	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ADS(1) and RRR(A) or RRR(B)	SRV(2) or ADS(2) and RRR(B) or RRR(C)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	ほう配水注入系	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+廃熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+廃熱除去系(B)(C)-廃熱除去系(低圧注水モード)	逃がし安全弁	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B A B	A B	-	- A -	- B C -	- -	- -	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	I II	I III	I II	I I	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	FWW RRR(A) or RRR(B)
系統名	高圧炉心スプレイス系(格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源機能 非常用換気空調機能 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-13N			
放水量[m ³]	9.05			

評価対象	原子炉施設																						
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能																	
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																		
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or ABS(2) or ABS(3)	ISV(1) or ISV(2) or ISV(3)	HPCS	ABS(1) or ABS(2) or ABS(3)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)	RR(A) or RR(B) or RR(C)		
系統名	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	B	-	-	-	A	B	-	-	-	A	B	-	-	-	A	B	
安全区分	I II	I II	III	III	III	II	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	格納容器冷却系(格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源	原子炉補機冷却系	原子炉制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	-	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-16N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RRR(B) or RRR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	HPCS	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-18N			
放水量[m ³]	1.41			

評価対象	原子炉施設											
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能						
安全機能	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上		[SRV(1) or SRV(II)] [ABS(1) or ABS(II)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]					
機能判定	○		○		○		○					
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HPCS	ABS(1) [RRR(A) or LPCS]	SRV(1) or SRV(II)	HPCS	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]	(SRV(II) or ABS(II)) [RRR(C) or RRR(C) and RRR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)		原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (低圧注水モード)	炉内熱除去系 (高圧注水モード)	炉内熱除去系 (低圧注水モード)
系統区分	A	B	A	B	A	B	C	-	A	B	-	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設											
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	RRR(A) or RRR(B)		SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	[PFC(A) or PFC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○	
機能判定	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	PFC(A) or PFC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-	
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源機能 非常用換気空調機能 計測制御用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	炉内熱除去系	監視機能
系統区分	A	B	A	B	-	-	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-19N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ABS(1) [RRR(A) or LPCS]	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RRR(A) and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) and RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	ほう配水注入系	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ ス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイス スライ ス系	高圧炉心スプレイス スライ ス系	高圧炉心スプレイス スライ ス系	高圧炉心スプレイス スライ ス系
系統区分	A B A B A B	A B A B A B	-	-	-	-	A B C -	A B	A B	A B
安全区分	I II I II I II	I II I II I II	III	I II	I II	I II	III I II	I II	I II	I II
判定	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス冷却系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-20N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能					
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]					
機能判定	○	○	○	○	○	○					
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	HPCS	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	炉冷却除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉冷却除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉冷却除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉冷却除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	A -	-	C -	-	A B	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉冷却除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-25N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内冷却機能					
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [SRV(1) or ABS(1)] and [RR(A) or LPCS and RR(A)] or [SRV(II) or ABS(II)] and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]					
機能判定	○	○	○	○	○	○					
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(A) or LPCS]	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	SRV(1) or SRV(II) or ABS(1) or ABS(II) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内冷却系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイスライ 自動減圧系+炉内冷却系 (低圧注水モード) B(C)-炉内冷却系 (低圧注水モード) 自動減圧系 高圧炉心スプレイスライ 炉内冷却系	高圧炉心スプレイスライ 炉内冷却系	高圧炉心スプレイスライ 炉内冷却系	高圧炉心スプレイスライ 炉内冷却系	高圧炉心スプレイスライ 炉内冷却系	高圧炉心スプレイスライ 炉内冷却系	高圧炉心スプレイスライ 炉内冷却系	高圧炉心スプレイスライ 炉内冷却系
系統区分	A B	A B	-	A -	-	C -	B -	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	II	I I	II	III	II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	監視機能
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ 高圧炉心スプレイスライ補機冷却系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F~27N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設																					
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能																
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																	
機能判定	○	○	○	○	○																	
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	ABS(1) or ABS(II)	HPCS	ISV(1) or ISV(II)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(C)]	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(C)]	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(C)]												
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	
系統区分	A B	A B	-	A -	-	C -	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定											
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却系)	格納容器(内側) 格納容器(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW	燃料プール補給水
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-28N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設																						
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能																	
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																		
機能判定	○	○	○	○	○																		
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or LPCS [RRR(A) or RRR(C)]	ABS(II) [RRR(B) or RRR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]		
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	II	I	II	II	III	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RRR(A) or RRR(B)	FWW	RRR(A) or RRR(B)
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故警計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	-	I II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-1F-31N			
放水量[m ³]	30.00			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SLC(1) and SLC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(A) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(C) and RR(A)]		SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ ス系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)		炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	
系統区分	A B	A B	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ ス系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-2F-60N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										燃料プール						
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉降脚時注水機能					燃料プール	監視機能					
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SLC(1) and SLC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]												
機能判定	○	○	○	○	○												
系統機能判定		SLC(A) and SLC(B)	HFC or HPS	ABS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	ABS(1) or ABS(II)	HPCS	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or ABS(1) [RR(A) or RR(C) and RR(B)]	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	自動減圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ×	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										燃料プール						
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能						
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]							
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却系)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧降圧系/高圧降圧系 高圧降圧系/高圧降圧系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	B A	B A	B A	B A	B A	B A	B A	B A	B A
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-2F~22N			
放水量[m ³]	3.44			

評価対象	原子炉施設																				
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能															
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SLC(1) and SLC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																
機能判定	○	○	○	○	○																
系統機能判定		HCU(A) and HCU(B) [SLC(A) and SLC(B)]	HFC or HPS	ABS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	ABS(1) or ABS(II) [RR(A) or RR(C)]	HPCS	ISV(1) or ISV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(C)]	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(C)]	ISV(1) or ABS(II) [RR(B) or RR(C)]	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(II) [RR(C) or RR(B)]						
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	II	II	II	II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[PFC(A) or PFC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	PFC(A) or PFC(B)	FWW	RR(A) or RR(B)
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-2F-20N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能				
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]									
機能判定	2区分以上									
系統機能判定	○									
系統名	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール									
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能
安全機能	[FPC(A) or FPC(B)] [RHR(A) or RHR(B)]									
機能判定	○									
系統機能判定	○									
系統名	燃料プールの冷却機能									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-2F~27N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										燃料プール										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内除熱機能															
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																
機能判定	○	○	○	○	○																
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or RRR(C)	HPCS	ISV(1) or ISV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) or RRR(A) and RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) or RRR(A) and RRR(B)											
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内除熱系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	自動減圧系+炉内除熱系 (低圧注水モード)	炉内除熱系 (炉内停止時冷却モード)	炉内除熱系 (炉内停止時冷却モード)	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ	燃料系注水モータ
系統区分	A B	A B	-	-	C	-	-	-	A B	A B	-	-	-	A B	A B	-	-	-	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	III	I II	II	III	I II	I II	I II	I II	I	I	I	I II	I II	I	I	I	I II	I II	II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										燃料プール											
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能		監視機能										
安全機能																						
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[PC(A) or PC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○											
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	PC(A) or PC(B)	FWW	RRR(A) or RRR(B)											
系統名	炉内除熱系 (格納容器冷却モータ)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	監視機能										
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	B A	B A	B A	-										
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-										
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○										

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-2F-2N			
放水量[m ³]	1.41			

評価対象	原子炉施設																				
	原子炉の緊急停止機能	系統維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却機能															
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																
機能判定	○	○	○	○	○																
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	ABS(1) or ABS(II)	HPCS	ISV(1) or ISV(II)	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	ISV(1) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]											
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)	炉冷却除去系 (低圧注水モード)
系統区分	A B	A B	-	A -	B C	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	×	○ ○	○ ○	×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	
系統名	炉冷却除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-12F-08N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設																			
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能														
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]															
機能判定	○	○	○	○	○															
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	ISV(1) or ISV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(B) and RR(C)]	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(B) and RR(C)]	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(B) and RR(C)]							
系統名	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系(低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	ISV(1) or ISV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(B) and RR(C)]	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(B) and RR(C)]	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or RR(B) and RR(C)]	炉内熱除去系(炉内停止時冷却モード)	炉内熱除去系(炉内停止時冷却モード)	炉内熱除去系(炉内停止時冷却モード)	炉内熱除去系(炉内停止時冷却モード)	炉内熱除去系(炉内停止時冷却モード)	炉内熱除去系(炉内停止時冷却モード)	炉内熱除去系(炉内停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	- A	- B C	-	-	-	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[PC(A) or PC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	PC(A) or PC(B)	FWW	RR(A) or RR(B)
系統名	炉内熱除去系(格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源機能	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-12F-10N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能				
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]									
機能判定	2区分以上									
系統機能判定	○									
系統名	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール									
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能
機能判定	○									
系統機能判定	○									
系統名	燃料プールの冷却機能									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-22F-14N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	廃熱除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] [ADS(1) or ADS(II)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RR(A) or LPCS]	ADS(II) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) and RR(A) and RR(A)	SRV(II) or ADS(II) and RR(B) or RR(C) and RR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B	A B	-	- A	- B C	-	-	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	II	I I	II II	III	I II	I II	I I	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	高圧炉心スプレイス系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-2F-15N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	系統維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能				
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]									
機能判定	2区分以上									
系統機能判定	○									
系統名	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール									
	燃料容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能
機能判定	○									
系統機能判定	○									
系統名	燃料プールの冷却機能									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-22F-16N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能				
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]									
機能判定	2区分以上									
系統機能判定	○									
系統名	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール											
	燃料容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
機能判定	○											
系統機能判定	○											
系統名	燃料プールの冷却機能											
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-12F-17N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	系統維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能				
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]									
機能判定	2区分以上									
系統機能判定	○									
系統名	ファイナードアンドブリードによる除熱(I)									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール									
	燃料容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能
機能判定	○									
系統機能判定	○									
系統名	燃料プールの冷却機能									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-22F-23N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	ADS(1) or ADS(II)	SRV(1) or SRV(II)	HPCS	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) and [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(II) or ADS(II) and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	炉内熱除去系 高圧炉心スプレイス系	炉内熱除去系 高圧炉心スプレイス系	炉内熱除去系 高圧炉心スプレイス系	炉内熱除去系 高圧炉心スプレイス系	炉内熱除去系 高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B	A B	-	A -	B C	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	II	I II	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-22F-24N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]										
機能判定	2区分以上										
系統機能判定	○										
系統名	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)										
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	C
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
機能判定	○										
系統機能判定	○										
系統名	燃料プール										
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	C
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-3F-11N, R-3F-25N			
放水量[m ³]	0.32			

評価対象	原子炉施設																				
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能															
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SLC(1) and SLC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																
機能判定	○	○	○	○	○																
系統機能判定		SLC(A) and SLC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or RRR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	HCU(1) and HCU(2)	HCU or HCS	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設																						
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能												
安全機能																							
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RRR(A) or RRR(B)	FWW	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライム系 高圧炉心スプレイスライム系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系
系統区分	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-3F-12-1N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										前線熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		原子炉降脚時注水機能		原子炉降脚時注水機能		
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上		ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]					[RR(A) or RR(B)] or [ISV(1) or ABS(1)] and [RR(A) or LPCS and RR(A)] or [ISV(II) or ABS(II)] and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(A) or LPCS]	ABS(II) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	RR(A) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	RR(A) or RR(B) or [ISV(1) or ABS(1)] and [RR(A) or LPCS and RR(A)] or [ISV(II) or ABS(II)] and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+入-残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	自動減圧系+入-残留熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-残留熱除去系 (低圧注水モード) 自動減圧系	高圧炉心スプレイス	高圧炉心スプレイス	自動減圧系	残留熱除去系	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス	残留熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス
系統区分	A B	A B	-	A -	B C	-	-	-	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	II	I I	II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										燃料プール
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	燃料プール補給水
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-3F-12-2N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										前線熱除去機能		
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉降脚時注水機能						前線熱除去機能	
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(2) or ADS(2)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ADS(II) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	HPCS	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or SRV(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or SRV(II)	SRV(1) or SRV(II)	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(2) or ADS(2)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										燃料プール	
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能		監視機能
安全機能												
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧降圧系/高圧降圧系 高圧降圧系/高圧降圧系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-3F-13N			
放水量[m ³]	5.15			

評価対象	原子炉施設											
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		崩壊熱除去機能				
安全機能	HCU(A) and HCU(B) [SIC(1) and SIC(2)]	HCU(A) and HCU(B)	BFC or HPCS	2区分以上		[SRV(1) or SRV(2)] [ABS(1) or ABS(2)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(2) or ABS(2)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]				
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HPCS	2区分以上		[SRV(1) or SRV(2)] [ABS(1) or ABS(2)]		[SRV(1) or ABS(1)] [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)			[SRV(2) or ABS(2)] [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]	
系統名				崩壊熱及び崩壊熱移動系 (水圧制御ユニット)	自動減圧系+崩壊熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+崩壊熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+崩壊熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+崩壊熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+崩壊熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+崩壊熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+崩壊熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+崩壊熱除去系 (低圧注水モード)
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	C	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HW(A) or HW(B)	A系 or B系	[PPC(A) or PPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
機能判定											
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HW(A) or HW(B)	A系 or B系	[PPC(A) or PPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
系統名											
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-3F-15N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										燃料プール							
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉降脚時注水機能					燃料プール	監視機能						
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]													
機能判定	○	○	○	○	○													
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HFC or HPS	ABS(1) or RR(C)	HPS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) or RR(B)	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	HCU(1) and HCU(2) 制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										燃料プール							
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能							
安全機能																		
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モード)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧降圧系 高圧降圧系 高圧降圧系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	監視機能	監視機能	監視機能	監視機能	監視機能	監視機能	監視機能	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-3F-20N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C)) and RR(B)]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RR(A) or LPCS]	ADS(2) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) and RR(A) and RR(A)	SRV(II) or ADS(II) and RR(B) or RR(C) and RR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	炉冷却除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉冷却除去系 (炉心スプレイス系)	炉冷却除去系 (炉心スプレイス系)
系統区分	A B	A B	-	- A	- B C	-	-	-	A B	A	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	III	I II	I II	I I	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉冷却除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	炉冷却除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-4F-01-1N			
放水量[m ³]	0.94			

評価対象	原子炉施設										前線熱除去機能		
	原子炉の緊急停止機能	系統維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能		原子炉施設			原子炉施設			
安全機能													
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定													
系統名	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系	原子炉降脚時冷却系
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設										燃料プール			監視機能
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	燃料プール	燃料プール	燃料プール	
安全機能														
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定														
系統名	格納容器冷却系(格納容器冷却系)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源(非常用電源)	原子炉補機冷却系/高圧炉心スプレイスレイ補機給水系	原子炉制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	燃料プール	燃料プール	燃料プール	監視機能
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-4F-01-2N			
放水量[m ³]	0.94			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]					
機能判定	○	○	○	○	○	○					
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ABS(1) and LPCS [RR(A) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]		
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	A -	-	C -	-	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II	II II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-4F-02N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(II) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)		SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時注水系 ほう配水注入系	原子炉降脚時冷却系 高圧炉心スプレイスライ スライ 系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系 逃がし安全弁	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 低圧炉心スプレイスライ スライ 系		炉内熱除去系 高圧炉心スプレイスライ スライ 系	
系統区分	A B A B	A B	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○ ○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○ ○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ スライ 系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○ ○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	R-4F-03N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	廃熱除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C)) and RR(B)]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	BCL(A) and HCU(1) and HCU(2)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RR(A) or LPCS]	ADS(2) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(2)	ADS(1) or ADS(2)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(2) or ADS(2) [RR(B) or RR(C)] and RR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード) 低圧降圧系	自動減圧系+高圧降圧系 (低圧注水モード) 高圧降圧系	高圧降圧系	高圧降圧系	高圧降圧系	高圧降圧系	高圧降圧系	高圧降圧系
系統区分	A B A B	A B	-	A -	B C -	-	-	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II I II	I II	III	I I	II II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○ ○ ○	○ ○	○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○ ○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	高圧降圧系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧降圧系 高圧降圧系 高圧降圧系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○ ○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	RW-2F-31N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	廃熱除去機能				
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]									
機能判定	2区分以上									
系統機能判定	○									
系統名	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール									
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [RHR(A) or RHR(B)]									
機能判定	○									
系統機能判定	○									
系統名	燃料プールの補機冷却系									
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	RW-2F-32N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] [ADS(1) or ADS(II)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RRR(A) or LPCS]	ADS(II) [RRR(B) or RRR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ADS(1) and RRR(A) and RRR(A)	SRV(II) or ADS(II) and RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス	炉冷却除去系 高圧炉心スプレイス	自動減圧系 逃がし安全弁	自動減圧系 逃がし安全弁	炉冷却除去系 (原子炉停止時冷却モード)	ファイアードアンドブリードによる除熱(I) ファイアードアンドブリードによる除熱(II)	
系統区分	A B	A B	-	A -	B C	-	-	-	A B	A -	A -
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	III	I II	I II	I I	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	炉冷却除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス冷却系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	RW-4F-01N			
放水量[m ³]	1.10			

評価対象	原子炉施設											
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	廃熱除去機能						
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] [ADS(1) or ADS(II)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]						
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	ADS(1) or ADS(II)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) and [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(II) or ADS(II) and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系 B(C)-廃熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系 高圧炉心スプレイス系	原子炉停止時冷却モード)	原子炉停止時冷却モード)	原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	A -	-	C -	-	-	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW RR(A) or RR(B)	-
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-1F-01N			
放水量[m ³]	19.04			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(II) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)		SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	自動減圧系		ファイアードアンドブリードによる除熱(II)	
系統区分	A B	A B	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイス供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-1F-02N			
放水量[m ³]	23.40			

評価対象	原子炉施設											
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	廃熱除去機能						
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]											
機能判定	2区分以上											
系統機能判定	○											
系統名	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)											
系統区分	A	B	A	B	A	B	C	-	A	B	C	B
安全区分	I	II	I	II	III	I	II	I	II	I	II	II
判定	○											

評価対象	原子炉施設											
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	[RHR(A) or RHR(B)] or [SRV(I) or ADS(I)] and [RHR(A) or LPCS and RHR(A)]											
機能判定	○											
系統機能判定	○											
系統名	ファイアードアンドブリードによる除熱(II)											
系統区分	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	C	B
安全区分	I	II	I	II	III	I	II	I	II	I	II	II
判定	○											

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-1F-03N			
放水量[m ³]	9.68			

評価対象	原子炉施設																			
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能														
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]															
機能判定	○	○	○	○	○															
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or RRR(C)	HPCS	ISV(1) or ISV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) or RRR(A) and RRR(A)	ISV(1) or ABS(1) or RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)										
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系
系統区分	A B	A B	-	-	C	-	-	-	A B	-	-	-	-	A B	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I II	II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RRR(A) or RRR(B)	FWW or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライム系 高圧炉心スプレイスライム系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	-	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-1F-04N			
放水量[m ³]	0.78			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] [ADS(1) or ADS(II)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]					
機能判定				○					○		
系統機能判定	BCL(A) and HCL(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU(A) and HCU(B)	ADS(1) RR(A) or LPCS	ADS(II) RR(B) or RR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) and RR(A) and RR(A)	SRV(II) or ADS(II) and RR(B) and RR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	ほう配水注入系	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	原子炉停止時冷却系	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (低圧注水モード)	炉内熱除去系 (高圧注水モード)
系統区分	A B	A B	-	- A	- B C	-	-	-	A B	- A	- B C
安全区分	I II	I II	II	I I	II II	III	I II	I II	I I	I I	II II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-1F-65N			
放水量[m ³]	0.32			

評価対象	原子炉施設												
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能							
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]							
機能判定	○	○	○	○	○	○							
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RRR(B) or RRR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	HPCS	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]			
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライム系	高圧炉心スプレイスライム系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライム系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	A B	A B	-	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライム系 高圧炉心スプレイス系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-1F-60N			
放水量[m ³]	19.35			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	ほう配水注入系	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイス供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-22F-01N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設											
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能						
安全機能	HCU(A) and HCU(B) [SIC(1) and SIC(2)]	HCU(A) and HCU(B)	BFC or HPCS	SIC(A) and SIC(B)	2区分以上	[SRV(1) or SRV(2)] [ABS(1) or ABS(2)]	SRV(1) or SRV(2)	HPCS	ABS(1) or ABS(2)	RR(A) or RR(B)	[SRV(1) or ABS(1)] [RR(A) or RR(B) and RR(C)]	[RR(A) or RR(B)] or [SRV(1) or ABS(1)] and [RR(A) or RR(B) and RR(C)]
機能判定												
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	SIC(A) and SIC(B)	2区分以上	[SRV(1) or SRV(2)] [ABS(1) or ABS(2)]	SRV(1) or SRV(2)	HPCS	ABS(1) or ABS(2)	RR(A) or RR(B)	[SRV(1) or ABS(1)] [RR(A) or RR(B) and RR(C)]	[SRV(1) or ABS(1)] [RR(A) or RR(B) and RR(C)]
系統名												
系統区分	A	B	-	A	-	-	-	-	-	-	A	B
安全区分	I	II	III	I	II	II	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール											
	燃料容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	RR(A) or RR(B)	RR(A) and RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HW(A) or HW(B)	A系 or B系	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	RR(A) or RR(B)	[RR(A) or RR(B)]
機能判定												
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) and RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HW(A) or HW(B)	A系 or B系	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	RR(A) or RR(B)	[RR(A) or RR(B)]
系統名												
系統区分	A	B	A	B	-	-	A	B	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	III	I	II	I	II	I	II	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-42F-02N			
放水量[m ³]	4.53			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C)) and RR(B)]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RR(A) or LPCS]	ADS(2) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) and RR(A) and RR(A)	SRV(II) or ADS(II) and RR(B) or RR(C) and RR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	炉心炉心スプレイス系	逃がし安全弁	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	ファイナードアンドブリードによる除熱(I) ファイナードアンドブリードによる除熱(II)	
系統区分	A B A B	A B A B	-	- A -	- B C -	-	-	-	A B A	- A -	- B C B
安全区分	I II I II	I II I II	III	I I I	II II II	I II III	I II	I II I	I I I	I I I	II II II
判定	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II III	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-42F-04N			
放水量[m ³]	46.80			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] [ADS(1) or ADS(II)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C)) and RR(B)]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RR(A) or LPCS]	ADS(II) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) and RR(A) and RR(A)	SRV(II) or ADS(II) and RR(B) or RR(C) and RR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	- A	- B C	-	-	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	I II III	I II	I II	I II	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II III	I II	III	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-22F-06N			
放水量[m ³]	0.32			

評価対象	原子炉施設										前線熱除去機能		
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉降脚時注水機能						前線熱除去機能	
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]							[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]	
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ABS(1) or LPCS RR(A) or RR(C)	SRV(1) or SRV(II)	HPCS	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) RR(A) or RR(C)	SRV(1) or ABS(1) RR(A) or RR(C)	SRV(1) or ABS(1) RR(A) or RR(C)	SRV(1) or ABS(1) RR(A) or RR(C)	SRV(1) or ABS(1) RR(A) or RR(C)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+高圧熱除去系 (低圧注水モード) 低圧熱除去系 低圧熱除去系 低圧熱除去系	自動減圧系+高圧熱除去系 (低圧注水モード) 高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系	高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系	高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系	高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系	高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系	高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系	高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系	高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系	高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系
系統区分	A B	A B	-	A -	-	C -	-	A B	-	-	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										燃料プール		
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能	燃料プール	
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]			
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器内(内側)隔離系(外側)隔離系	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧熱除去系 高圧熱除去系 高圧熱除去系	中央制御室換気系	事故時状態把握系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-22F-07N			
放水量[m ³]	3.44			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上	[SRV(1) or SRV(II)] [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [SRV(1) or ADS(1)] and [RR(A) or LPCS and RR(A)]					
機能判定											
系統機能判定	○	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RR(A) or LPCS]	ADS(1) and ADS(II) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	[SRV(1) or ADS(1)] and [RR(A) or LPCS and RR(A)]	[SRV(1) or ADS(1)] and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]
系統名											
系統区分	A	B	A	B	C	-	-	-	A	B	C
	I	II	I	II	III	I	II	I	I	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール										
	燃料容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定											
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW	RR(A) or RR(B)
系統名	非常用電源 非常用電源 計測制御電源					原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスレイ補機冷却系		燃料プール冷却系		燃料プール補給水系	
系統区分	A	B	A	B	-	-	A	B	A	B	-
安全区分	I	II	I	II	III	I	II	I	I	II	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-42F-08N			
放水量[m ³]	14.98			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		廃熱除去機能			
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[SRV(1) or SRV(II)] [ABS(1) or ABS(II)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(1) or ABS(1)] and [RRR(A) or LPCS and RRR(A)] or [SRV(II) or ABS(II)] and [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]			
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ABS(1) or LPCS	ABS(1) or RRR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) or RRR(A) and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) or RRR(B) and RRR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-廃熱除去系 自動減圧系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B	A B	-	A -	B C	-	-	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	III	I II	I II	I I	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御用電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-22F-08N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	廃熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [ISV(1) or ABS(1)] and [RR(A) or LPCS and RR(A)] or [ISV(II) or ABS(II)] and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(B) or RR(C)]	ISV(1) or ISV(II)	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	ISV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]		
系統名	制御棒及び制御棒駆動系(水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系 ほう配水注入系	高圧炉心スプレイスライ 系	自動減圧系+高圧炉心スプレイスライ系 低圧炉心スプレイスライ系 自動減圧系	自動減圧系+高圧炉心スプレイスライ系 低圧炉心スプレイスライ系 自動減圧系	高圧炉心スプレイスライ系 高圧炉心スプレイスライ系	高圧炉心スプレイスライ系 高圧炉心スプレイスライ系	高圧炉心スプレイスライ系 高圧炉心スプレイスライ系	高圧炉心スプレイスライ系 高圧炉心スプレイスライ系	高圧炉心スプレイスライ系 高圧炉心スプレイスライ系
系統区分	A B A B	A B	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	高圧炉心冷却系(格納容器冷却系)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源機能 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心冷却系 高圧炉心スプレイス系 補機冷却系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系 燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-2F-01N、C-2F-04+1N			
放水量[m ³]	14.82			

評価対象	原子炉施設																					
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能																
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																	
機能判定	○	○	○	○	○																	
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or RRR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RRR(B) or RRR(C) and RRR(A)	SRV(1) or ABS(1) and RRR(B) or RRR(C) and RRR(A)											
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ
系統区分	A B	A B	-	-	C	-	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RRR(A) or RRR(B)	FWW	RRR(A) or RRR(B)
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	-	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-2F-02N, C-2F-03N, C-2F-04-3N			
放水量[m ³]	25.43			

評価対象	原子炉施設													
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能								
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SLC(1) and SLC(II)]	○	2区分以上	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C)) and RR(B)]									
機能判定					○									
系統機能判定	BCL(A) and HCU(1) and HCU(2)	SLC(A) and SLC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RR(A) or LPCS]	ADS(II) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(II) or ADS(II) [RR(B) or RR(C)] and RR(B)			
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	ほう配水注入系	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ		
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	-	A B	A B	-	A B		
安全区分	I II	I II	III	I II	II	II	I II	I II	I II	I II	I II	I II		
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○		

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	[PFC(A) or PFC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	PFC(A) or PFC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源機能	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-2F-04-2N			
放水量[m ³]	4.68			

評価対象	原子炉施設										前線熱除去機能	
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	原子炉降脚時注水機能						前線熱除去機能
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]							[RR(A) or RR(B)] or [SRV(1) or ABS(1)] and [RR(A) or LPCS and RR(A)] or [SRV(II) or ABS(II)] and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	HPCS	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	[SRV(II) or ABS(II)] [RR(B) or RR(C) and RR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+入-残留熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-残留熱除去系 (低圧注水モード)	逃がし安全弁	高圧炉心スプレイスライ	自動減圧系	残留熱除去系	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系 (低圧注水モード)	残留熱除去系 (低圧注水モード)	残留熱除去系 (低圧注水モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	C	-	A B	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II III	II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										燃料プール
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイス供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	残留熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	I II III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-2F-60N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		炉冷却除去機能			
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[SRV(1) or SRV(II)] [ABS(1) or ABS(II)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]			
機能判定				○		○		○			
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ABS(1) RRR(A) or LPCS	ABS(2) RRR(B) or RRR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(A)	SRV(2) or ABS(2) and RRR(B) or RRR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	ほう配水注入系	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ
系統区分	A B A B	A B	-	-	-	C	-	-	A B	A B	A B
安全区分	I II I II	I II	III	I II	II	II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○ ○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	炉冷却除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-2F-07N			
放水量[m ³]	46.80			

評価対象	原子炉施設																			
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能														
安全機能		HCI(1) and HCI(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]															
機能判定	○	○	○	○	○															
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HIC or HPCS	ABS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	ABS(II) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]							
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	-	A B	A B	-	-	A B	-	A B	-	A B	-	A B	-
安全区分	I II	I II	III	I	II	II	III	I	II	I	II	I	II	I	I	II	I	II	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)	RR(A) or RR(B)
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	-	-
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-2F-68N			
放水量[m ³]	1.41			

評価対象	原子炉施設																				
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能															
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]																
機能判定	○	○	○	○	○																
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or LPCS [RRR(A) or RRR(C)]	ABS(II) [RRR(B) or RRR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS and RRR(A)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	-	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I	II	II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能											
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW or RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-2F-60N			
放水量[m ³]	3.28			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		排熱除去機能			
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[SRV(1) or SRV(II)] [ABS(1) or ABS(II)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(1) or ABS(1)] and [RRR(A) or LPCS and RRR(A)] or [SRV(II) or ABS(II)] and [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]			
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	BCL(A) and HCL(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ABS(1) or LPCS	ABS(1) or RRR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RRR(A) or RRR(B)	SRV(II) or ABS(II) and RRR(C) or RRR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+排熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+排熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	排熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	排熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	排熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	A -	B C	-	-	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	III	I II	I II	I I	I I	II II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	FWW RRR(A) or RRR(B)
系統名	排熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	排熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-3F-63N			
放水量[m ³]	7.18			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(A) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) and RR(A) and RR(A)	SRV(II) or ABS(II) and RR(B) and RR(B)	SRV(II) or ABS(II) and RR(C) and RR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ ス系	高圧炉心スプレイス スライ ス系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス冷却系 高圧炉心スプレイス補機冷却系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-3F-06N、C-3F-07N			
放水量[m ³]	46.80			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SLC(1) and SLC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(ISV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(ISV(2) or ABS(2)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]					
機能判定	○	○	○	○	○	○					
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SLC(A) and SLC(B)	HCU or HPCS	ABS(1) [RR(A) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(2)	ABS(1) or ABS(2)	RR(A) or RR(B)		ISV(1) or ABS(1) and RR(A) and RR(A)	ISV(2) or ABS(2) and RR(B) or RR(C) and RR(B)	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)		ファイアードアンドブリードによる除熱(II)	
系統区分	A B	A B	-	A -	-	C -	A B	A -	A -	-	B C B
安全区分	I II	I II	III	I I	II	II	I II	I I	I I	II	II II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	監視機能
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	C-4F-02N			
放水量[m ³]	0.16			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]					
機能判定	○	○	○	○	○	○					
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RRR(B) or RRR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	HPCS	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)	SRV(II) or ABS(II) [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	自動減圧系 逃がし安全弁	炉内熱除去系 炉内熱除去系	炉内熱除去系 炉内熱除去系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)		炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	-	-	C	-	A B	A B	-	A B
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用電源 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉内熱除去系 高圧炉内熱除去系 高圧炉内熱除去系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	Y-18N			
放水量[m ³]	0.42			

評価対象	原子炉施設										燃料プール						
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内除熱機能					監視機能	給水機能					
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]												
機能判定	○	○	○	○	○												
系統機能判定		SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) or RRR(C)	HPCS	ISV(1) or ISV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RRR(A) or RRR(B)	ISV(1) or ABS(1) or RRR(A) and RRR(B)	ISV(II) or ABS(II) or RRR(C) and RRR(B)							
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内除熱系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ
系統区分	A B	A B	-	-	C	-	-	-	A B	-	-	A	-	A	-	-	-
安全区分	I II	I II	II	II	II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ×	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	原子炉施設										燃料プール		
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能	給水機能	監視機能
安全機能									[PC(A) or PC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]				
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RRR(A) or RRR(B)	FWW	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系	燃料プール補給系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	-	I II	I II	I II
判定	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ○	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ○	○ ×	○ ×	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	Y-23N			
放水量[m ³]	0.42			

評価対象	原子炉施設										燃料プール	
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能		圧力逃がし機能		廃熱除去機能				
安全機能	HCU(A) and HCU(B) [SIC(1) and SIC(2)]	HCU(A) and HCU(B) [SIC(1) and SIC(2)]	○	2区分以上		[SRV(1) or SRV(2)] [ABS(1) or ABS(2)]		[RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(1) or ABS(1)] and [RRR(A) or RRR(B)] or [SRV(2) or ABS(2)] and [RRR(C) or RRR(D)]				
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B) [SIC(1) and SIC(2)]	SIC(A) and SIC(B)	HCU(A) or HCU(B)	ABS(1) or LPCS [RRR(A) or RRR(B)]	ABS(2) or RRR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(2)	ABS(1) or ABS(2)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ABS(1) or RRR(A) or RRR(B)	SRV(2) or ABS(2) or RRR(C) or RRR(D)	
系統名	HCU(A) and HCU(B) [SIC(1) and SIC(2)] 制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	HCU(A) and HCU(B) [SIC(1) and SIC(2)] 制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	HCU(A) or HCU(B) 原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+高圧降圧系 低圧降圧系 低圧降圧系+高圧降圧系 低圧降圧系 高圧降圧系+高圧降圧系 低圧降圧系 高圧降圧系+高圧降圧系 低圧降圧系	自動減圧系+高圧降圧系 B(C)-高圧降圧系 (低圧降圧モード)	高圧降圧系+高圧降圧系 低圧降圧系 高圧降圧系	高圧降圧系+高圧降圧系 低圧降圧系 高圧降圧系	自動減圧系 高圧降圧系	高圧降圧系+高圧降圧系 低圧降圧系 高圧降圧系	高圧降圧系+高圧降圧系 低圧降圧系 高圧降圧系	高圧降圧系+高圧降圧系 低圧降圧系 高圧降圧系	高圧降圧系+高圧降圧系 低圧降圧系 高圧降圧系
系統区分	A B A B	A B A B	-	A -	B C -	-	-	A B	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II I II	I II I II	II	I I II	II II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○

評価対象	原子炉施設										燃料プール
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	
安全機能	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
機能判定	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)	RRR(A) or RRR(B)
系統名	RRR(A) or RRR(B) 高圧降圧系 (格納容器冷却モード)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B) 非常用ガス処理系	FCS(A) or FCS(B) 可燃性ガス濃度制御系	2区分以上 非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	2区分以上 原子炉補機冷却系 高圧降圧系+高圧降圧系 高圧降圧系+高圧降圧系 高圧降圧系+高圧降圧系	HWC(A) or HWC(B) 中央制御室換気系	A系 or B系 事故警計表系	RRR(A) or RRR(B) 高圧降圧系 高圧降圧系	RRR(A) or RRR(B) 燃料プール補給水系	RRR(A) or RRR(B) 監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	Y-24AN			
放水量[m ³]	11.76			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] [ADS(1) or ADS(II)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) [RR(A) or LPCS]	ADS(II) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) and RR(A) and RR(A)	SRV(II) or ADS(II) and RR(B) or RR(C) and RR(B)
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス	炉内熱除去系 高圧炉心スプレイス	炉内熱除去系 高圧炉心スプレイス	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	- A	- B C	-	-	-	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	III	I II	I II	I II	I I	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス供給系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ×	○ ×	○ ×	○ ×	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	Y-24BN			
放水量[m ³]	13.02			

評価対象	原子炉施設											
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉冷却除去機能						
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]						
機能判定				○					○			
系統機能判定	○	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) or LPCS RR(A) or RR(C)	ADS(II) or RR(C)	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) RR(A) or LPCS and RR(A)	[SRV(II) or ADS(II)] RR(B) or RR(C) and RR(B)	
系統名											自動減圧系+炉冷却除去系 (低圧注水モード)	
系統区分	A	B	A	B	C	-	-	-	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II	III	I	II	I	I	I	I	II
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

評価対象	燃料プール											
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能	
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○	
機能判定	○											
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-	
系統名	炉冷却除去系 (格納容器冷却モード)		非常用ガス処理系		非常用電源 非常用電源 計測用電源		中央制御室換気系		燃料プール冷却系		燃料プール補給水系	
系統区分	A	B	A	B	-	-	A	B	A	B	-	
安全区分	I	II	I	II	I	III	I	II	I	I	II	
判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	Y-24CN			
放水量[m ³]	0.42			

評価対象	原子炉施設											
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	廃熱除去機能						
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RR(A) or RR(B)] or [SRV(1) or ADS(1)] and [RR(A) or LPCS and RR(A)] [RR(A) or RR(B)] or [SRV(1) or ADS(1)] and [RR(B) or RR(C) and RR(B)]						
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) or LPCS [RR(A) or RR(C)]	ADS(1) and ADS(II) [RR(B) or RR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ADS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)] [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	SRV(II) or ADS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+廃熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-廃熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイス系
系統区分	A B	A B	-	A -	- B C	-	-	-	A B	A B	A B	A B
安全区分	I II	I II	II	I I	II II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	格納容器冷却系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ×	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	Y-25N			
放水量[m ³]	32.34			

評価対象	原子炉施設									
	原子炉の緊急停止機能	末端昇降機機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能				
安全機能		HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	SRV(1) or SRV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(SRV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS) and RR(A)] or [(SRV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]				
機能判定	○	○	○	○	○	○				
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCU or HCS	ABS(1) [RR(B) or RR(C)]	SRV(1) or SRV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS] and RR(A)	SRV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	高圧炉心スプレイスライ	高圧炉心スプレイスライ
系統区分	A B	A B	-	-	-	-	-	-	-	-
安全区分	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	I II	I II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RR(A) or RR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイスライ供給系 高圧炉心スプレイスライ供給系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給系	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	Y-26N			
放水量[m ³]	0.42			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能		HCI(1) and HCI(II) [SIC(1) and SIC(II)]		2区分以上	ISV(1) or ISV(II) [ABS(1) or ABS(II)]	[RR(A) or RR(B)] or [(ISV(1) or ABS(1)) and (RR(A) or LPCS and RR(A))] or [(ISV(II) or ABS(II)) and (RR(B) or RR(C) and RR(B))]					
機能判定	○	○	○	○	○	○					
系統機能判定	HCI(A) and HCI(B)	SIC(A) and SIC(B)	HCI or HPCS	ABS(1) [RR(A) or LPCS]	ISV(1) or ISV(II)	ABS(1) or ABS(II)	RR(A) or RR(B)	ISV(1) or ABS(1) [RR(A) or LPCS and RR(A)]	ISV(II) or ABS(II) [RR(B) or RR(C) and RR(B)]		
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイス系	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	ファイアードアンドブリードによる除熱(I)			
系統区分	A B	A B	-	A -	C -	-	A B	A -	A -	-	B C B
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	I II	I II	I I	I I	II II	II II
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能									[FPC(A) or FPC(B)] [RR(A) or RR(B)]	FWW [RR(A) or RR(B)]	○
機能判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○
系統機能判定	RR(A) or RR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	FWW	RR(A) or RR(B)
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	炉内熱除去系
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	-	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	-	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

表2-1 消火水の放水による浸水影響評価結果

評価種別	消火水の放水	備考	総合判定	○
浸水発生区画	Y-29N			
放水量[m ³]	0.42			

評価対象	原子炉施設										
	原子炉の緊急停止機能	末端維持機能	原子炉降脚時注水機能	低圧注水機能	圧力逃がし機能	炉内熱除去機能					
安全機能	○	HCU(1) and HCU(II) [SIC(1) and SIC(II)]	○	2区分以上		[RRR(A) or RRR(B)] or [(SRV(1) or ADS(1)) and (RRR(A) or LPCS) and RRR(A)] [ADS(1) or ADS(II)] or [(SRV(II) or ADS(II)) and (RRR(B) or RRR(C) and RRR(B))]					
機能判定				○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	HCU(A) and HCU(B)	SIC(A) and SIC(B)	BFC or HPCS	ADS(1) or LPCS [RRR(A) or RRR(C)]	ADS(II) [RRR(B) or RRR(C)]	HPCS	SRV(1) or SRV(II)	ADS(1) or ADS(II)	RRR(A) or RRR(B)	SRV(1) or ADS(1) [RRR(A) or LPCS] and RRR(A)	SRV(II) or ADS(II) [RRR(B) or RRR(C) and RRR(B)]
系統名	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	制御棒及び制御棒駆動系 (水圧制御ユニット)	原子炉降脚時冷却系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス系	自動減圧系+炉内熱除去系 (低圧注水モード) B(C)-炉内熱除去系 (低圧注水モード)	炉内熱除去系 炉心スプレイス系	逃がし安全弁	自動減圧系	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	炉内熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
系統区分	A B	A B	-	A -	- B C	-	-	-	A B	A -	- A
安全区分	I II	I II	III	I I	II II	III	I II	I II	I II	I I	I I
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

評価対象	燃料プール										
	格納容器の冷却機能	隔離機能	放射性物質の濃度低減機能	格納容器内の可燃性ガス制御機能	非常用電源機能	補機冷却機能/冷却用海水供給機能	原子炉制御室/非常用換気空調機能	事故時状態把握	冷却機能	給水機能	監視機能
安全機能	○	○	○	○	○	○	○	○	[FPC(A) or FPC(B)] [RRR(A) or RRR(B)]	FWW [RRR(A) or RRR(B)]	○
機能判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
系統機能判定	RRR(A) or RRR(B)	隔離弁(内側) 隔離弁(外側)	SGT(A) or SGT(B)	FCS(A) or FCS(B)	2区分以上	2区分以上	HWC(A) or HWC(B)	A系 or B系	FPC(A) or FPC(B)	RRR(A) or RRR(B)	-
系統名	炉内熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器隔離弁	非常用ガス処理系	可燃性ガス濃度制御系	非常用電源 非常用換気空調 計測制御電源	原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス補機給水系	中央制御室換気系	事故時計表系	燃料プール冷却系	燃料プール補給水	監視機能
系統区分	A B	-	A B	A B	-	-	A B	A B	A B	A B	-
安全区分	I II	I II	I II	I II	III	I II	I II	I II	I II	I II	-
判定	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○	○ ○

添付資料7 耐震 B, C クラス機器・配管系の評価について

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。

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。配管系の各区分間について、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。

1.2 3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析による評価

地震応答解析における発生応力が許容応力以下となることを確認し、実際のサポートスパンを解析用支持スパンと比較することで耐震性を確認する。

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フロアの1つ上階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で確保されていることにより耐震性を確認する。

1.4 評価の概要

評価フローを図 1-1 に示す。

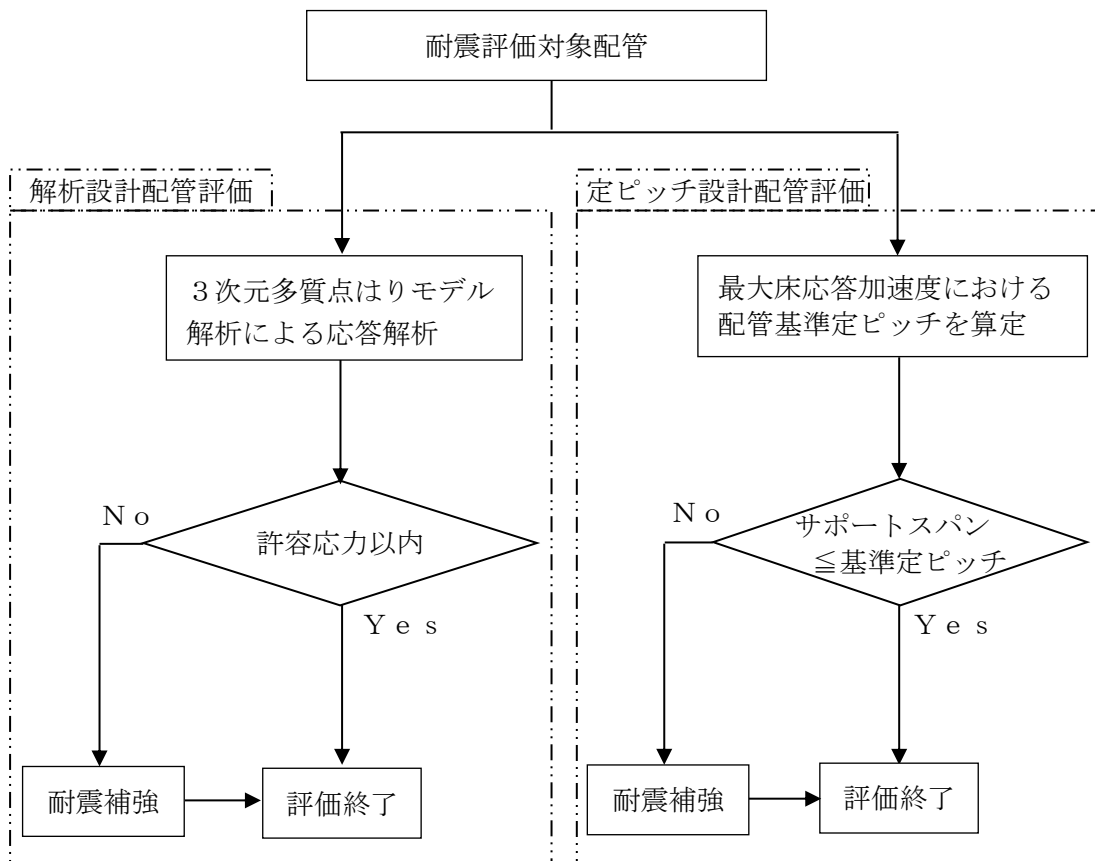


図 1-1 耐震 B, C クラス配管の評価フロー

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・補-1984, JEAG 4601-1987, 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。

1.6 評価手法

(1) 3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析による評価

評価フローを図 1-2 に示す。また、各手順における詳細手順を以下に示す。

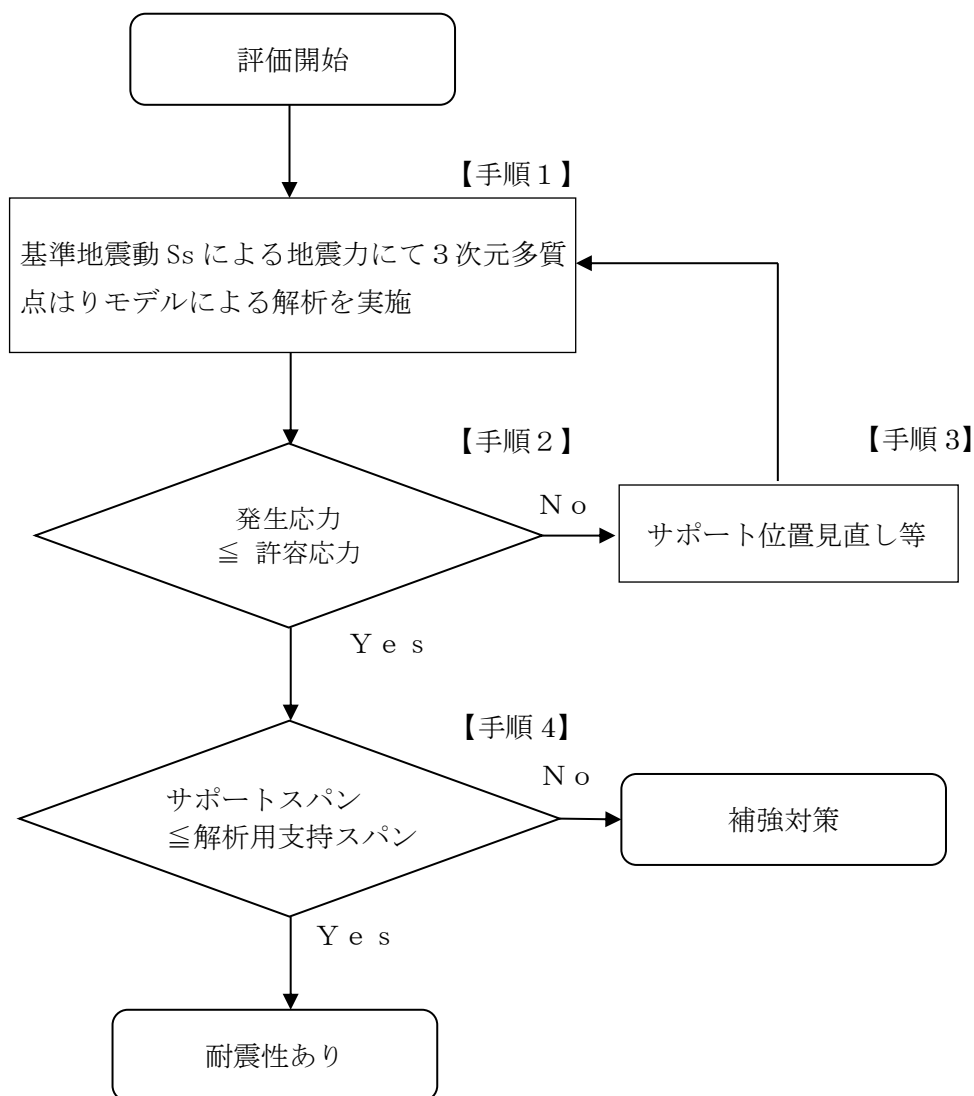


図 1-2 3次元多質点はりモデルを用いた耐震性評価フロー

【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 S と一次＋二次応力 S_n を確認する。

【手順2】

手順1にて算出した一次応力 S 及び一次＋二次応力 S_n が JEAG で規定する許容応力状態 $IV_A S$ での許容応力 $0.9S_u$ (一次応力) 及び $2S_y$ (地震動のみによる一次＋二次応力の変動値が $2S_y$ 以下であれば、疲れ解析不要) 以下であることを確認

する。

$$0.9S_u \geq S$$

$$2S_y \geq S_n$$

【手順 3】

手順 2 で発生応力が許容応力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 を行う。

【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満足していることを確認する。

$$\text{サポートスパン} \leq \text{解析用支持スパン}$$

(2) 定ピッチスパン法を用いた評価

評価フローを図 1-3 に示す。また、各手順における詳細手順を以下に示す。

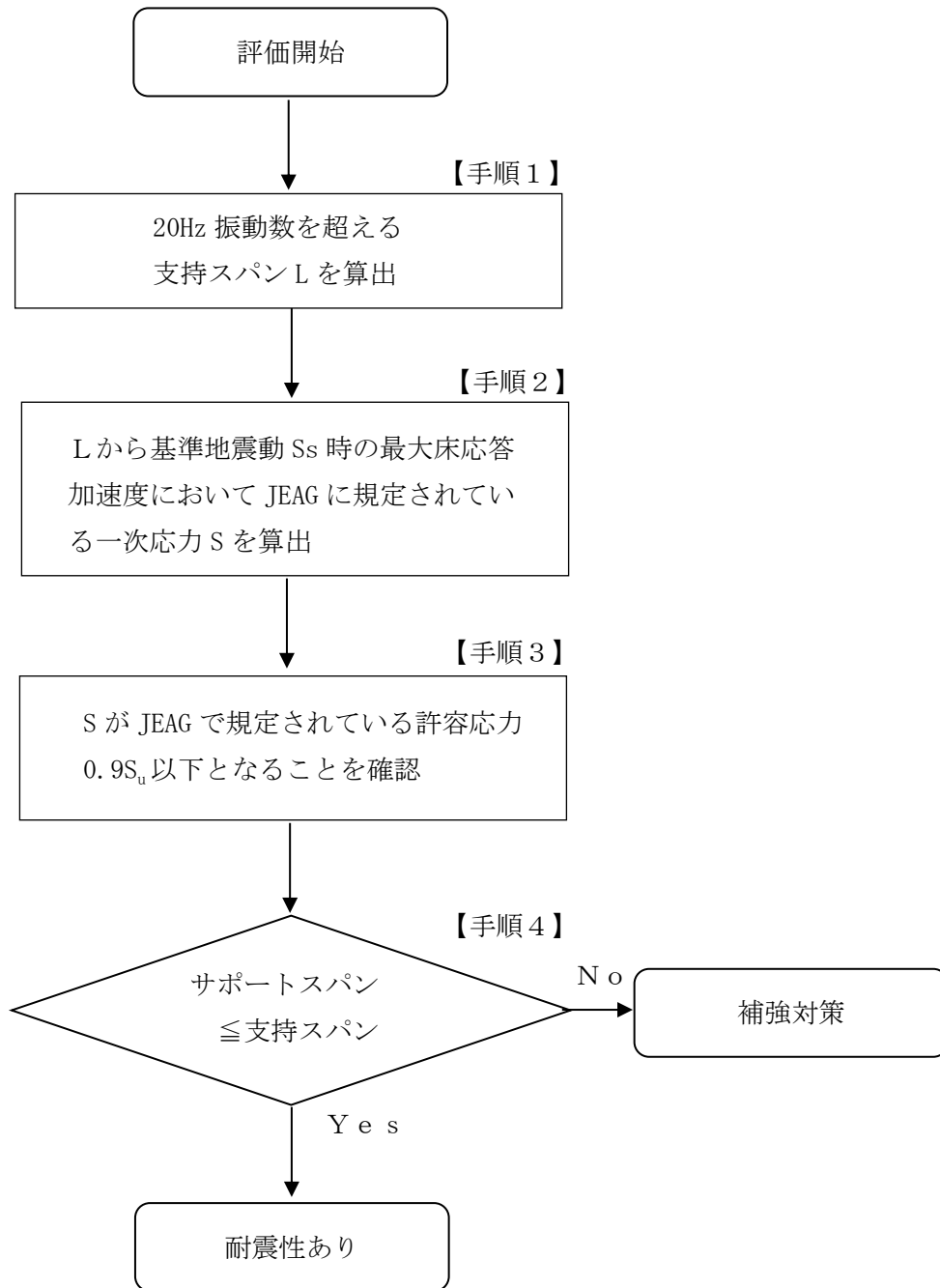


図 1-3 定ピッチスパン法を用いた耐震性評価フロー

【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 を超える支持スパンL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 の評価用震度における一次応力 S を JEAG の算定式より算出する。

$$S = \frac{PDo}{4t} + \frac{0.75i_1(Ma + Mb)}{Z}$$

【手順3】

手順2にて算出した一次応力 S が JEAG で規定する許容応力状態 $IV_A S$ 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 に対する耐震性を確認することができる。

$$0.9S_u \geq S$$

【手順4】

手順1で算出した支持スパンLと建設時の図面又は、現地状況におけるサポートスパンが支持スパンLを満足していることを確認する。

$$\text{サポートスパン} \leq \text{支持スパンL}$$

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図 2-1 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、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、又は定ピッチスパン法によって算出したものを用いる。評価基準値はJEAGの $IV_A S$ に基づき設定する。

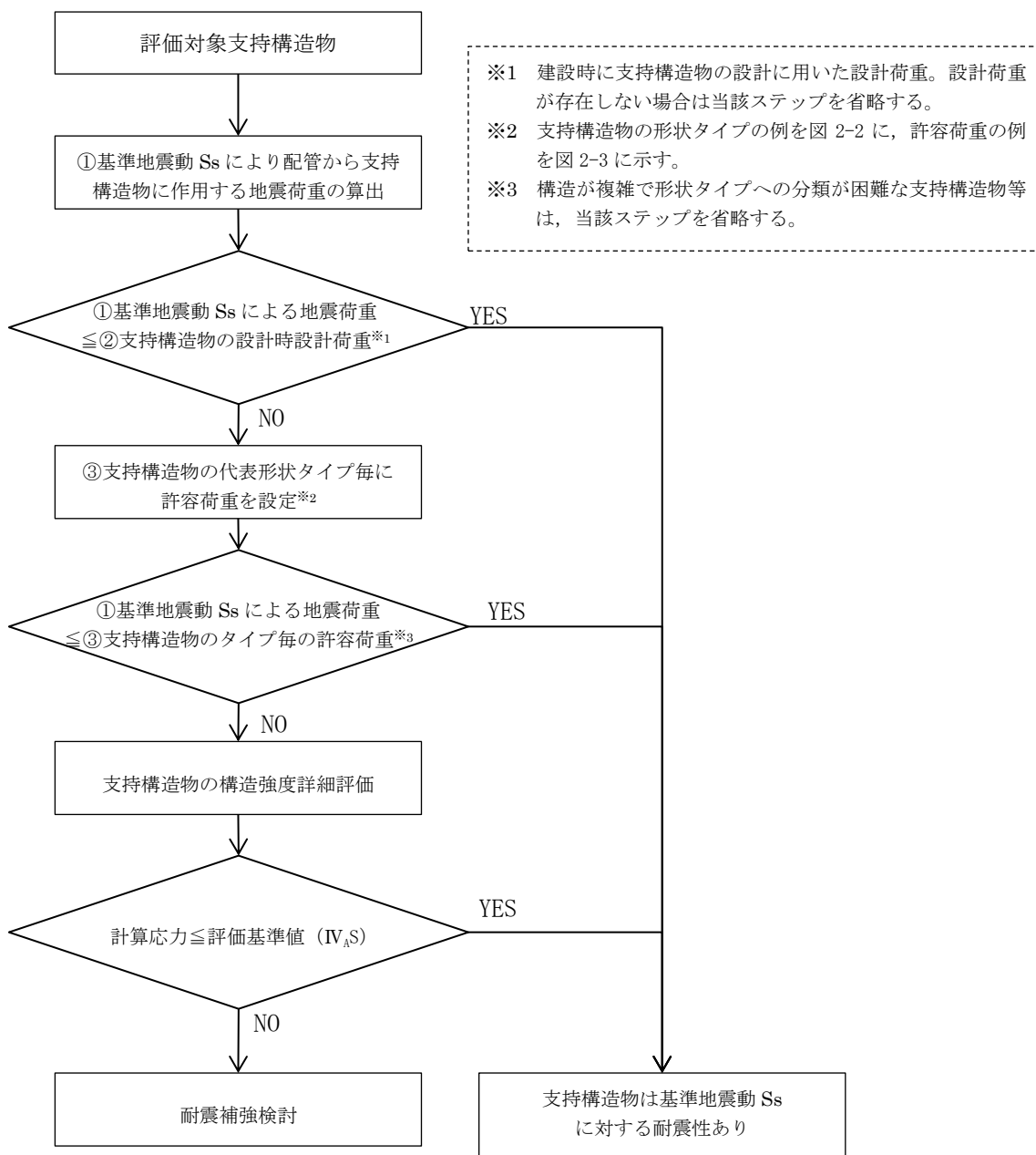
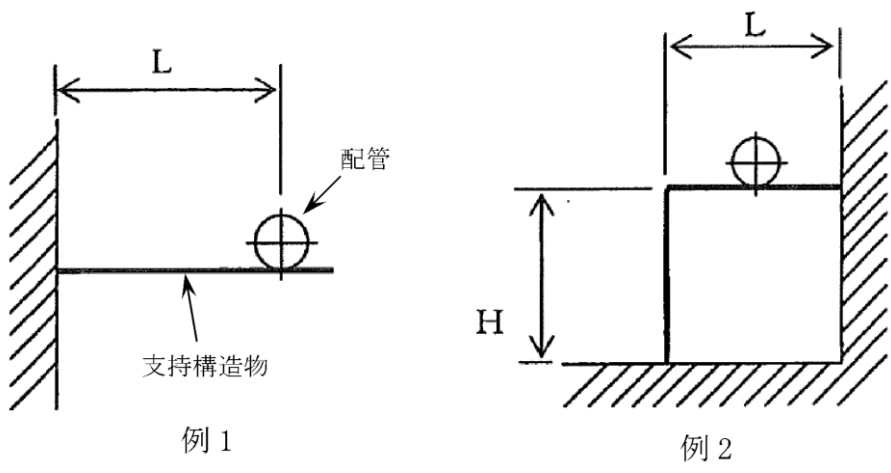


図 2-1 配管支持構造物の耐震性評価フロー



L, H : 支持構造物鋼材寸法

図 2-2 支持構造物の形状タイプの例



支持構造物の構成部材が許容応力 ($IV_A S$) に達するときの荷重を許容荷重とする。複数の部材で構成されている支持構造物は、各部材の許容荷重の内、最も小さいものをその支持構造物の許容荷重とする。

図 2-3 許容荷重の例

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 耐震 B, C クラス配管及び配管支持構造物の耐震評価結果について

耐震 B, C クラス配管及び配管支持構造物の基準地震動 S_s に対する耐震性評価結果について表 3-1 に示す。

なお、本評価結果は暫定条件を用いた評価結果であることから、正式条件を用いた評価結果は詳細設計段階で示す。

表 3-1 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
復水給水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
制御棒駆動系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
原子炉浄化系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
原子炉補機冷却系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
燃料プール冷却系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
高圧炉心スプレイ系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
原子炉隔離時冷却系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
タービンヒータードレン系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
液体廃棄物処理系（機器ドレン系）	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
ドライウェル冷却系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
空調換気設備冷却水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
復水輸送系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
補給水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
消火系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
所内上水系	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2

※1 評価対象配管からの地震に起因する溢水が発生しないと評価（どの区画の配管を評価対象としているかは添付資料 3 参照）

※2 評価対象配管支持構造物の耐震性ありと評価

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）に対して，基準地震動 S_s による地震力に対する耐震性評価手法・条件及び結果について，表 4-1 に示す。評価結果は，JEAG 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（評価方針等については，本文 7 章参照）。

評価の結果，いずれの機器においても，発生値が評価基準値以下であることを確認した。

なお，本評価結果は暫定条件を用いた評価結果であることから，正式条件を用いた評価結果は詳細設計段階で示す。

表 4-1 機器（ポンプ、容器）の評価結果(1/6)

評価対象設備	評価部位	応力 分類	発生値 MPa	評価 基準値 MPa	解析手法（公式等による評価，スペクトルモデル解析，時刻歴解析他）				解析モデル				減衰定数				
					○：同じ ●：異なる —：該当なし	解析種別	相連内容 内容	方向	解析種別	相連内容 内容	方向	解析種別	相連内容 内容	○：同じ ●：異なる —：該当なし	解析種別	相連内容 方向	内容
MG セット誘導電動機 用空気冷却器	ジャッキボルト	せん断	36	157	○	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	水平	応答解析	—	水平	応答解析	—	水平	—		
		圧縮	29	248	○	応力解析	公式等による評価	鉛直	—	—	鉛直	—	—	鉛直	—		
MG セット用交流発電機 機空冷却器	取付ボルト	引張	13	207	○	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	水平	応答解析	—	水平	応答解析	—	水平	—		
		せん断	26	159	○	応力解析	公式等による評価	鉛直	—	—	鉛直	—	—	鉛直	—		
MG セット油冷却器	基礎ボルト	引張	173	184	○	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	水平	応答解析	—	水平	応答解析	—	水平	—		
		せん断	83	174	○	応力解析	公式等による評価	鉛直	—	—	鉛直	—	—	鉛直	—		
MG セット室冷却機	基礎ボルト	引張	140	159				水平		—	水平		—	水平	—		
		せん断	67	146		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	鉛直	—	—	鉛直	—	—	鉛直	—		
	ファン取付ボルト	引張	35	190	○			水平		—	水平		—	水平	—		
		せん断	12	146		応力解析	公式等による評価	鉛直	—	—	鉛直	—	—	鉛直	—		
原動機取付ボルト	引張	25	190				水平		—	水平		—	水平	—			
	せん断	11	146		応力解析	公式等による評価	鉛直	—	—	鉛直	—	—	鉛直	—			

表 4-1 機器（ポンプ，容器）の評価結果 (2/6)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値 MPa	評価基準値 MPa	JISAG 等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違									
					解析手法（公式等による評価，スペクトルモデル解析，時刻歴解析他）		解析モデル				減衰定数			
					○：同じ ●：異なる —：該当なし	相違内容	解析種別	方向	内容	○：同じ ●：異なる —：該当なし	解析種別	方向	内容	
CIW ポンプ	基礎ポルト	引張	59	188	○	内容	応答解析	水平	—	—	○：同じ	—	—	—
		せん断	36	145	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	—	鉛直	—	(応答解析)	—	—	—	—
	ポンプ取付ポルト	引張	13	455	○	—	—	水平	—	—	(応答解析)	—	—	—
		せん断	19	350	○	公式等による評価	応力解析	水平	—	—	(応力解析)	—	—	—
	原動機取付ポルト	引張	31	188	○	—	—	鉛直	—	—	—	—	—	—
		せん断	27	145	○	—	—	鉛直	—	—	—	—	—	—
CIW 補助ポンプ	基礎ポルト	引張	28	190	○	内容	応答解析	水平	—	—	—	—	—	
		せん断	32	146	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	—	鉛直	—	(応答解析)	—	—	—	
	ポンプ取付ポルト	引張	35	444	○	—	—	水平	—	—	(応答解析)	—	—	—
		せん断	13	342	○	公式等による評価	応力解析	水平	—	—	(応力解析)	—	—	—
	原動機取付ポルト	引張	16	190	○	—	—	鉛直	—	—	—	—	—	—
		せん断	15	146	○	—	—	鉛直	—	—	—	—	—	—

表 4-1 機器（ポンプ，容器）の評価結果 (3/6)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値 MPa	評価基準値 MPa	解析手法 (公式等による評価, スペクトルモデル解析, 時刻歴解析他)				JEAG 等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違					
					解析種別	相違内容	解析種別	相違内容	解析種別	相違内容	解析種別	相違内容		
													○: 同じ ●: 異なる -: 該当なし	○: 同じ ●: 異なる -: 該当なし
原子炉浄化用過脱塩装置ホールディングポンプ	基礎ボルト	引張	6	207	○	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	応答解析	水平	応答解析	水平	応答解析	水平	—
		せん断	2	159		—	—	—	鉛直	—	鉛直	—	—	—
	ポンプ取付ボルト	引張	27	207	○	応答解析	公式等による評価	—	水平	—	—	—	—	—
		せん断	7	159		—	—	—	鉛直	—	—	—	—	—
	基礎ボルト	引張	28	469	○	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	—	水平	—	—	—	—	—
		せん断	22	361		—	—	—	鉛直	—	—	—	—	—
	ポンプ取付ボルト	引張	40	455	○	応答解析	—	—	水平	—	—	—	—	—
		せん断	12	350		—	—	—	鉛直	—	—	—	—	—
原動機取付ボルト	引張	33	205	○	応答解析	公式等による評価	—	水平	—	—	—	—	—	
	せん断	23	158		—	—	—	鉛直	—	—	—	—	—	

表 4-1 機器 (ポンプ, 容器) の評価結果 (4/6)

評価対象設備	評価部位	応力 分類	発生値 MPa	評価 基準値 MPa	JISG 等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違																		
					解析手法 (公式等による評価, スペクトルモデル解析, 時刻歴解析他)		解析モデル			減衰定数													
					○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	相違内容	解析種別	方向	内容	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	解析種別	方向	内容										
燃料アーク冷却水熱交換器	胴板	一次- 般膜	52	226	○	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	相違内容 内容	解析種別 応答解析	方向 水平	内容 -	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	解析種別 応答解析	方向 水平	内容 -									
															一次	各設備の固有値に基づく応答加速 度による評価	-	(応答解析)	-	(応答解析)	鉛直	-	
																							一次+二 次
	基礎ボルト	引張	66	210	○	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	相違内容 内容	解析種別 応力解析	方向 水平	内容 -	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	解析種別 応力解析	方向 水平	内容 -									
															せん断	公式等による評価	-	-	-	-	-	-	
																							組合せ
	脚	引張	15	280	○	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	相違内容 内容	解析種別 応答解析	方向 水平	内容 -	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	解析種別 応答解析	方向 水平	内容 -									
															せん断	各設備の固有値に基づく応答加速 度による評価	-	(応答解析)	-	-	-	-	
																							-
	CRD ポンプ油冷却器	油タンク 基礎ボルト	引張	3	188	○	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	相違内容 内容	解析種別 応答解析	方向 水平	内容 -	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	解析種別 応答解析	方向 水平	内容 -								
																せん断	各設備の固有値に基づく応答加速 度による評価	-	(応答解析)	-	-	-	-
油冷却器 取付ボルト	引張	4	181	○	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	相違内容 内容	解析種別 応力解析	方向 水平	内容 -	○: 同じ ●: 異なる 一: 該当なし	解析種別 応力解析	方向 水平	内容 -										
														せん断	公式等による評価	-	(応力解析)	-	-	-	-		
																						-	-

表 4-1 機器（ポンプ，容器）の評価結果 (5/6)

評価対象設備	評価部位	応力 分類	発生値 MPa	評価 基準値 MPa	JISG 等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違									
					解析手法（公式等による評価，スペクトルモデル解析，時刻歴解析他）		解析モデル				減衰定数			
					○：同じ ●：異なる —：該当なし	相違内容	解析種別	方向	内容	○：同じ ●：異なる —：該当なし	解析種別	方向	内容	
CRD ポンプ室冷却機	基礎ボルト	引張	31	188	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	応答解析	水平	—	—	○：同じ	—	—	—
		せん断	25	145	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	応答解析	鉛直	—	(応答解析)	—	(応答解析)	鉛直	—
	ファン取付ボルト	引張	19	188	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	応答解析	水平	—	—	—	—	—	—
		せん断	8	145	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	応答解析	鉛直	—	(応答解析)	—	(応答解析)	鉛直	—
	原動機取付ボルト	引張	11	188	○	公式等による評価	応力解析	水平	—	—	—	—	—	—
		せん断	8	145	○	公式等による評価	応力解析	鉛直	—	(応力解析)	—	(応力解析)	鉛直	—
	RCIC ポンプ室冷却機	基礎ボルト	引張	67	188	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	応答解析	水平	—	—	—	—	—
			せん断	25	145	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	応答解析	鉛直	—	(応答解析)	—	(応答解析)	鉛直
ファン取付ボルト		引張	10	188	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	応答解析	水平	—	—	—	—	—	
		せん断	4	145	○	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	応答解析	鉛直	—	(応答解析)	—	(応答解析)	鉛直	—
原動機取付ボルト		引張	14	188	○	公式等による評価	応力解析	水平	—	—	—	—	—	
		せん断	7	145	○	公式等による評価	応力解析	鉛直	—	(応力解析)	—	(応力解析)	鉛直	—

表 4-1 機器（ポンプ，容器）の評価結果(6/6)

評価対象設備	評価部位	応力 分類	発生値 MPa	評価 基準値 MPa	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違						
					解析手法（公式等による評価，スペクトルモデル解析，時刻歴解析他）		解析モデル		減衰定数		
					相違内容	解析種別	相違内容	解析種別	相違内容	解析種別	
CWT ポンプ	基礎ボルト	引張	14	205	○：同じ ●：異なる —：該当なし	○：同じ ●：異なる —：該当なし	相違内容 内容 —	○：同じ ●：異なる —：該当なし	相違内容 解析種別 応答解析	相違内容 方向 水平	内容 —
		せん断	14	158							
	ポンプ取付ボルト	引張	61	455	○	—	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	—	—	—	—
		せん断	11	350							
	原動機取付ボルト	引張	14	205	○	—	公式等による評価	—	—	—	—
		せん断	11	158							
N2 ガス製造装置 空気圧縮機	基礎ボルト	引張	72	216	○	—	各設備の固有値に基づく応答加速度による評価	—	—	—	—
		せん断	19	166							
	圧縮機取付ボルト	引張	157	193	○	—	公式等による評価	—	—	—	—
		せん断	14	148							
	原動機取付ボルト	引張	28	193	○	—	公式等による評価	—	—	—	—
		せん断	8	148							

5. 地震起因による没水影響評価結果
地震起因による没水影響評価結果を表 5-1 に示す。
6. 地震起因による被水影響評価結果
地震起因による被水影響評価結果を表 6-1 に示す。
7. 地震起因による蒸気影響評価結果
地震起因による蒸気影響評価結果を表 7-1 に示す。

表 5-1 地震起因による没水影響評価結果 (1/4)

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ (m)	判定 基準	評価 結果
R-4F-01-1N	燃料プール水温度	0.19	-0.06	B	○
R-3F-02N	A-非常用電気室外気処理装置	0.18	0.43	A	○
R-3F-03N	B-非常用電気室外気処理装置	0.29	0.45	A	○
R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	A-ほう酸水注入ポンプ B-ほう酸水注入ポンプ	0.19	0.59	A	○
R-3F-06N	A-原子炉格納容器 H ₂ ・O ₂ 分析計ラック	0.00	0.18	A	○
R-3F-09N	A-FPC 熱交入口弁 B-FPC 熱交入口弁	1.10	3.49	A	○
R-3F-100N	B-原子炉格納容器 H ₂ ・O ₂ 分析計ラック	0.00	0.18	A	○
R-M2F-01N	2C2-R/B-C/C 2C3-R/B-C/C	0.00	0.09	A	○
R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	A-燃料プール冷却ポンプ B-燃料プール冷却ポンプ	1.65	0.40	B	○
R-M2F-19N	A-FPC ポンプ室冷却機 B-FPC ポンプ室冷却機	0.50	0.39	B	○
R-2F-04N	非常用マタラ盤 (2C-M/C)	0.00	0.02	A	○
R-2F-05N	非常用マタラ盤 (2D-M/C)	0.00	0.02	A	○
R-2F-06N	A-非常用 DG 室送風機	0.00	0.72	A	○
R-2F-07N	B-非常用 DG 室送風機	0.00	0.74	A	○
R-2F-09N	A-RHR 熱交冷却水出口弁	0.66	6.15	A	○
R-2F-10N	B-RHR 熱交冷却水出口弁	0.68	5.08	A	○
R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	D-原子炉格納容器圧力計器ラック	0.43	0.55	A	○
R-2F-14N	A-RHR トライウェル第 1 スプレイ弁 A-RHR トライウェル第 2 スプレイ弁	0.35	1.00	A	○
R-2F-15N	C-RHR 注水弁	0.23	0.80	A	○

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

A：溢水水位が機能喪失高さ未満である。

B：溢水防護対象設備が多重化されており、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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 5-1 地震起因による没水影響評価結果 (2/4)

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ (m)	判定 基準	評価 結果
R-2F-20N	A-RCW 常用補機冷却水出口切替弁 B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁	1.62	3.00	A	○
R-2F-21N	HPCS 電気室外気処理装置 B-RCW ポンプ 熱交換器室冷却機	0.52	0.62	A	○
R-2F-22N	HPCS-DG 室送風機	0.45	0.65	A	○
R-1F-02N	A-格納容器雰囲気気モニタ [°] リアン [°]	0.31	0.96	A	○
R-1F-03N R-1F-22N	D-原子炉圧力容器計器ラック	0.52	0.59	A	○
R-1F-07-1N	A-格納容器雰囲気気モニタ (ト [°] ライウエル)	0.62	6.24	A	○
R-1F-07-2N	蒸気外側隔離弁	0.51	1.69	A	○
R-1F-09N R-1F-26N	主蒸気隔離弁開度スイッチ	1.89	2.79	A	○
R-1F-10N	B-RHR テスト弁	0.64	1.99	A	○
R-1F-12N	B-格納容器雰囲気気モニタ (ト [°] ライウエル)	0.21	0.52	A	○
R-1F-14N	A-RCW ポンプ 熱交換器室冷却機	0.00	0.49	A	○
R-1F-15N	B-原子炉補機冷却水ポンプ [°] D-原子炉補機冷却水ポンプ [°]	0.00	0.90	A	○
R-1F-30N	A-RHR 熱交バ [°] イ [°] ス弁	9.16	10.50	A	○
R-1F-32N	LPCS 注水弁	0.74	1.26	A	○
R-1F-33N	HPCS 注水弁	0.70	1.26	A	○
R-B1F-01N R-B1F-08N	B-RHR ポンプ [°] 室冷却機	0.22	0.42	A	○
R-B1F-04N	A-DEG 燃料テ [°] イ [°] タンク液位	0.15	2.66	A	○
R-B1F-05N	B-DEG 燃料テ [°] イ [°] タンク液位	0.00	2.64	A	○
R-B1F-06N	H-DEG 燃料テ [°] イ [°] タンク液位	0.00	2.66	A	○
R-B1F-07N	A-RHR ポンプ [°] 室冷却機	0.00	0.43	A	○
R-B1F-09N	HPCS ポンプ [°] 室冷却機	0.00	0.33	A	○
R-B1F-11N	A-RCW 常用補機冷却水入口切替弁 B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁	1.03	2.29	A	○
R-B1F-13N	LPCS ポンプ [°] 室冷却機	0.00	0.33	A	○
R-B1F-16N	2-RCIC 直流-C/C	0.15	0.26	A	○
R-B1F-17-1N	2D1-R/B-C/C	0.00	0.08	A	○

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

A：溢水水位が機能喪失高さ未満である。

B：溢水防護対象設備が多重化されており、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。

表 5-1 地震起因による没水影響評価結果 (3/4)

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ (m)	判定 基準	評価 結果
R-B2F-01N	RCIC 主塞止弁	0.00	0.59	A	○
R-B2F-02N	A-RHR 計器ラック	0.31	0.36	A	○
R-B2F-03N	C-RHR ポンプ室冷却機	0.13	0.34	A	○
R-B2F-04N	A-非常用ディーゼル機関 A-非常用ディーゼル発電機	0.09	0.81	A	○
R-B2F-05N	A-ディーゼル発電機制御盤 2A-DG-C/C	0.09	0.09	A	○
R-B2F-06N	B-非常用ディーゼル機関 B-非常用ディーゼル発電機	0.09	0.81	A	○
R-B2F-07N	高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	0.09	0.81	A	○
R-B2F-08N	B-ディーゼル発電機制御盤 2B-DG-C/C	0.09	0.09	A	○
R-B2F-09N	LPCS 流量・圧力計器架台	0.48	0.86	A	○
R-B2F-10N	高圧炉心スプレイポンプ	0.20	1.72	A	○
R-B2F-11N	2HPCS-C/C	0.08	0.12	A	○
R-B2F-12N	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	0.08	0.37	A	○
R-B2F-13N	高圧炉心スプレイ系蓄電池	0.03	0.10	A	○
R-B2F-14N	非常用マタリ盤 (2HPCS-M/C)	0.03	0.12	A	○
R-B2F-15N	B-RHR 計器ラック	0.00	0.57	A	○
R-B2F-31N	LPCS ポンプ ミニマフロー弁	0.95	7.42	A	○
RW-2F-01N	中央制御室非常用再循環処理装置	0.00	0.51	A	○
RW-2F-02N	A-中央制御室冷凍機制御盤	0.00	0.18	A	○
RW-1F-05N RW-1F-07N	B-原子炉保護継電器盤 他	0.00	0.11	A	○
RW-1F-10N	A-計装用無停電交流電源装置 他	0.00	0.07	A	○
RW-1F-11N	A-原子炉中性子計装用蓄電池	0.00	0.30	A	○
RW-MB1F-05N	2B-計装-C/C	0.00	0.09	A	○
RW-MB1F-06N	B-原子炉中性子計装用蓄電池	0.00	0.31	A	○
RW-MB1F-07N	B-原子炉中性子計装用充電器盤	0.00	0.08	A	○
RW-MB1F-08N	B-115V 系蓄電池	0.00	0.51	A	○

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

A：溢水水位が機能喪失高さ未満である。

B：溢水防護対象設備が多重化されており、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。

表 5-1 地震起因による没水影響評価結果 (4/4)

溢水防護 区画	防護対象設備※1	溢水水位 (m)	機能喪失 高さ (m)	判定 基準	評価 結果
Y-18N	A-燃料移送ポンプ	0.00	0.66	A	○
Y-23N	高圧炉心スプレイ系燃料移送ポンプ	0.00	0.67	A	○
Y-24AN	B-原子炉補機海水ポンプ D-原子炉補機海水ポンプ	0.00	1.68	A	○
Y-24BN	A-原子炉補機海水ポンプ C-原子炉補機海水ポンプ	0.00	1.68	A	○
Y-24CN	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	0.00	1.25	A	○
Y-30N	A-排気筒低レンジモニタリングサンプラ	0.00	0.08	A	○
Y-31N	B-排気筒低レンジモニタリングサンプラ	0.00	0.08	A	○
Y-73N	B-燃料移送ポンプ	0.00	0.62	A	○

※1：当該評価対象区画内の機能喪失高さの最も低い防護対象設備を代表で記載

A：溢水水位が機能喪失高さ未満である。

B：溢水防護対象設備が多重化されており、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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(1/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 ○:有 -:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
原子炉補機冷却系	MV214-12A	A1-DG 冷却水出口弁	R-B2F-04N	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-13A	A2-DG 冷却水出口弁	R-B2F-04N	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-12B	B1-DG 冷却水出口弁	R-B2F-06N	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-13B	B2-DG 冷却水出口弁	R-B2F-06N	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機冷却系	P214-1A	A-原子炉補機冷却水ボック	R-1F-14N	○	-	-	A	-	○	
原子炉補機冷却系	P214-1C	C-原子炉補機冷却水ボック	R-1F-14N	○	-	-	A	-	○	
原子炉補機冷却系	P214-1B	B-原子炉補機冷却水ボック	R-1F-15N	○	-	-	A	-	○	
原子炉補機冷却系	P214-1D	D-原子炉補機冷却水ボック	R-1F-15N	○	-	-	A	-	○	
原子炉補機冷却系	MV214-7A	A-RHR 熱交換水出口弁	R-2F-09N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-7B	B-RHR 熱交換水出口弁	R-2F-10N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-3A	A-RCW 常用補機冷却水出口 切替弁	R-2F-20N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-3B	B-RCW 常用補機冷却水出口 切替弁	R-2F-20N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-1A	A-RCW 常用補機冷却水入口 切替弁	R-B1F-11N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機冷却系	MV214-1B	B-RCW 常用補機冷却水入口 切替弁	R-B1F-11N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-2A	A-RCW 熱交換水出口弁	R-1F-14N	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-2B	B-RCW 熱交換水出口弁	R-1F-15N	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-1B	B-RSWボック 出口弁	Y-24AN	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-1D	D-RSWボック 出口弁	Y-24AN	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機海水系	P215-1B	B-原子炉補機海水ボック	Y-24AN	○	-	○	A	IPX5	○	
原子炉補機海水系	P215-1D	D-原子炉補機海水ボック	Y-24AN	○	-	○	A	IPX5	○	
原子炉補機海水系	MV215-1A	A-RSWボック 出口弁	Y-24BN	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機海水系	MV215-1C	C-RSWボック 出口弁	Y-24BN	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉補機海水系	P215-1A	A-原子炉補機海水ボック	Y-24BN	○	-	○	A	IPX5	○	
原子炉補機海水系	P215-1C	C-原子炉補機海水ボック	Y-24BN	○	-	○	A	IPX5	○	
燃料ボック冷却系	MV216-1	FPC フィルタ入口弁	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	-	○	○	B	IP55	○	
燃料ボック冷却系	P216-1A	A-燃料ボック冷却ボック	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	-	○	○	B	-	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」による保護仕様を有している。
 又は溢水防護対象設備を防護するために必要な対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(2/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考	
燃料プールの冷却系	P216-1B	B-燃料プール冷却ポンプ	R-M2F-11N	-	○	-	B	-	○		
			R-M2F-12N								
			R-M2F-26N								
燃料プールの冷却系	TE216-50~55	燃料プール水位・温度(SA)	R-3F-04-1N	-	-	○	C	IPX5	○		
			R-3F-04-2N								
			R-3F-07N								
			R-3F-16-1N								
			R-3F-09N					B	IP55	○	
			R-3F-09N					B	IP55	○	
燃料プールの冷却系	TE216-3	燃料プール水位	R-3F-09N	-	○	○	B	IP55	○		
			R-4F-01-1N				B	IP65	○		
			R-4F-01-1N				B	-	-	○	
			R-2F-11N								
			R-2F-12N								
			R-2F-18N								
窒素ガス制御系	PX217-2B	ドライセル圧力	R-2F-19N	-	-	○	C	IP67	○		
			R-2F-24N								
窒素ガス制御系	MV217-18	非常用ガス処理入口隔離弁	R-2F-25N								
			R-3F-04-1N								
高圧炉心スグレイ補機冷却系	P218-1	高圧炉心スグレイ補機冷却水ポンプ	R-3F-04-2N	○	-	○	A	IP55	○		
			R-3F-07N								
			R-3F-16-1N								
			R-B2F-12N				A	IP44	○		
			Y-24CN				A	IP55	○		
			Y-24CN				A	IP44	○		
			R-B2F-01N				A	-	-	○	
			R-B2F-01N				A	IP55	○		
			R-B2F-01N				A	IP55	○		
			R-B2F-01N				A	IP55	○		
			R-B2F-01N				A	-	-	○	
			R-B2F-01N				A	IP55	○		

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(3/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 ○:有 -:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
原子炉隔離時冷却系	MV221-7	復水器冷却水入口弁	R-B2F-01N	○	-	○	A	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	P221-1	原子炉隔離時冷却ホヱ弁	R-B2F-01N	○	-	-	A	-	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-10	真空ホヱ弁 出口弁	R-B2F-31N	-	-	-	C	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-23	タービン排気隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	MV221-21	蒸気外側隔離弁	R-1F-07-2N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉隔離時冷却系	2-2360	RCICタービン制御盤(SII)	R-2F-05N	○	-	-	A	-	○	
残留除去系	MV222-17A	A-RHRホヱ弁ニマアロ弁	R-B2F-02N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	MV222-1A	A-RHRホヱ弁トラス水入口弁	R-B2F-02N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	MV222-8A	A-RHRホヱ弁 炉水入口弁	R-B2F-02N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	P222-1A	A-残留熱除去ホヱ弁	R-B2F-02N	○	-	○	A	IPX5	○	
残留除去系	MV222-17C	C-RHRホヱ弁ニマアロ弁	R-B2F-03N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	MV222-1C	C-RHRホヱ弁トラス水入口弁	R-B2F-03N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	P222-1C	C-残留熱除去ホヱ弁	R-B2F-03N	○	-	○	A	IPX5	○	
残留除去系	MV222-17B	B-RHRホヱ弁ニマアロ弁	R-B2F-15N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	MV222-1B	B-RHRホヱ弁トラス水入口弁	R-B2F-15N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	MV222-8B	B-RHRホヱ弁 炉水入口弁	R-B2F-15N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	P222-1B	B-残留熱除去ホヱ弁	R-B2F-15N	○	-	○	A	IPX5	○	
残留除去系	MV222-11A	A-RHRホヱ弁 炉水戻り弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-11B	B-RHRホヱ弁 炉水戻り弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-15A	A-RHRホヱ弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-16A	A-RHRトラスホヱ弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-16B	B-RHRトラスホヱ弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-7	RHR 炉水入口外側隔離弁	R-B2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-15B	B-RHRホヱ弁	R-1F-10N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-15C	C-RHRホヱ弁	R-1F-10N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-2B	B-RHR 熱交換ホヱ弁	R-1F-10N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-5A	A-RHR 注水弁	R-1F-07-2N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-2A	A-RHR 熱交換ホヱ弁	R-1F-30N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-3B	B-RHRトラスホヱ弁 第1ホヱ弁	R-1F-12N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-4B	B-RHRトラスホヱ弁 第2ホヱ弁	R-1F-12N	-	-	○	C	IP55	○	
残留除去系	MV222-13	RHR 炉頂部冷却外側隔離弁	R-2F-14N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	MV222-3A	A-RHRトラスホヱ弁 第1ホヱ弁	R-2F-14N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	MV222-4A	A-RHRトラスホヱ弁 第2ホヱ弁	R-2F-14N	○	-	○	A	IP55	○	
残留除去系	MV222-5B	B-RHR 注水弁	R-2F-15N	-	-	○	C	IP55	○	

A: 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており, 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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(4/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
残留熱除去系	MV222-5C	C-RHR 注水弁	R-2F-15N	-	-	○	C	IP55	○	
低圧炉心スラッグライ系	MV223-1	LPCS ホップ 入口弁	R-2F-09N	○	-	○	A	IP55	○	
低圧炉心スラッグライ系	P223-1	低圧炉心スラッグライホップ	R-2F-09N	○	-	○	A	IPX5	○	
低圧炉心スラッグライ系	MV223-3	LPCS 排水弁	R-2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
低圧炉心スラッグライ系	MV223-4	LPCS ホップ ニニヤクロー弁	R-2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
低圧炉心スラッグライ系	dPX223-1	LPCS 注水弁差圧	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
低圧炉心スラッグライ系	MV223-2	LPCS 注水弁	R-1F-32N	-	-	○	C	IP55	○	
高圧炉心スラッグライ系	LS224-2A	トラス水位	R-2F-10N	○	-	○	A	IP65	○	
高圧炉心スラッグライ系	LS224-2B	トラス水位	R-2F-10N	○	-	○	A	IP65	○	
高圧炉心スラッグライ系	MV224-2	HPCS ホップ トラス水入口弁	R-2F-10N	○	-	○	A	IP55	○	
高圧炉心スラッグライ系	P224-1	高圧炉心スラッグライホップ	R-2F-10N	○	-	○	A	IPX5	○	
高圧炉心スラッグライ系	MV224-7	HPCS ホップ トラス側 ニニヤクロー弁	R-2F-31N	-	-	○	C	IP55	○	
高圧炉心スラッグライ系	MV224-3	HPCS 注水弁	R-1F-33N	-	-	○	C	IP55	○	
ほう酸水注入系	MV225-1A	A-SLC タンク出口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	○	-	IP55	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため,評価対象外 とした。
ほう酸水注入系	MV225-1B	B-SLC タンク出口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	○	-	IP55	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため,評価対象外 とした。
ほう酸水注入系	MV225-2A	A-SLC 注入弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	○	-	IP55	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため,評価対象外 とした。

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており, 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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(5/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
ほう酸水注入系	MV225-2B	B-SLC 注入弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	○	-	IP55	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため,評価対象外 とした。
ほう酸水注入系	P225-1A	A-ほう酸水注入ポンプ	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため,評価対象外 とした。
ほう酸水注入系	P225-1B	B-ほう酸水注入ポンプ	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため,評価対象外 とした。
ほう酸水注入系	PS225-1A	A-SLC 注入ポンプ潤滑油圧 力	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため,評価対象外 とした。
ほう酸水注入系	PS225-1B	B-SLC 注入ポンプ潤滑油圧 力	R-3F-04-1NR-3 F-04-2NR-3F-0 7NR-3F-16-1N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため,評価対象外 とした。
非常用ガス処理系	D226-1A	A-SGT 前置ガス処理装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	-	A	-	○	
非常用ガス処理系	D226-1B	B-SGT 前置ガス処理装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	-	A	-	○	
非常用ガス処理系	D226-2A	A-SGT 後置ガス処理装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	-	A	-	○	

A: 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており, 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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(6/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
非常用ガス処理系	D226-2B	B-SGT 後置ガス処理装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	-	A	-	○	
非常用ガス処理系	M226-1A	A-非常用ガス処理系排風機	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP44	○	
非常用ガス処理系	M226-1B	B-非常用ガス処理系排風機	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP44	○	
非常用ガス処理系	MV226-1A	A-SGT 入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
非常用ガス処理系	MV226-1B	B-SGT 入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
非常用ガス処理系	MV226-2A	A-SGT 出口弁	R-3F-04-1NR-3 F-04-2NR-3F-0 7NR-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
非常用ガス処理系	MV226-2B	B-SGT 出口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
非常用ガス処理系	MV226-4A	A-SGT 排風機入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(7/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 -：有 ○：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
非常用ガス処理系	MV226-4B	B-SGT 排風機入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-101A	A-CAMS トラップリング*隔離弁	R-2F-3-1N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-101B	B-CAMS トラップリング*隔離弁	R-2F-3-1N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-102A	A-CAMS サブリング*ガス戻り隔離弁	R-2F-3-1N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-102B	B-CAMS サブリング*ガス戻り隔離弁	R-2F-3-1N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-103A	A-CAMS サブリング*トラップ戻り隔離弁	R-2F-3-1N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-103B	B-CAMS サブリング*トラップ戻り隔離弁	R-2F-3-1N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-2A	A-FCS 出口隔離弁	R-2F-3-1N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-2B	B-FCS 出口隔離弁	R-2F-3-1N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-100A	A-CAMS トラップリング*隔離弁	R-2F-14N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-1A	A-FCS 入口隔離弁	R-2F-14N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-100B	B-CAMS トラップリング*隔離弁	R-2F-15N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-1B	B-FCS 入口隔離弁	R-2F-15N	-	-	○	C	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	D229-1A	A-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	-	A	-	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(8/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
可燃性ガス濃度制御系	D229-1B	B-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	-	A	-	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-3A	A-FCS 冷却水入口弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-3B	B-FCS 冷却水入口弁	R-3F-04-1NR-3 F-04-2NR-3F-0 7NR-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-4A	A-FCS 系統入口流量調節弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-4B	B-FCS 系統入口流量調節弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-5A	A-FCS 再循環流量調節弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-5B	B-FCS 再循環流量調節弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-6A	A-FCS 冷却水供給弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	
可燃性ガス濃度制御系	MV229-6B	B-FCS 冷却水供給弁	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	○	-	○	A	IP55	○	

A: 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」による保護仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(9/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 ○:有 -:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
所内電気設備系	-	2-RC1C 直流-C/C	R-B1F-16N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2C1-R/B-C/C	R-2F-04N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	非常用照明盤(2C-M/C)	R-2F-04N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	非常用ポンプ制御盤(2C-L/C)	R-2F-04N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2D2-R/B-C/C	R-2F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2D3-R/B-C/C	R-2F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	非常用照明盤(2D-M/C)	R-2F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	非常用ポンプ制御盤(2D-L/C)	R-2F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2A-DG-C/C	R-2F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2B-DG-C/C	R-2F-08N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2HPCS-C/C	R-2F-11N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	高圧炉心スワッチ系蓄電池	R-2F-13N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	非常用照明盤(2HPCS-M/C)	R-2F-14N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2265H	高圧炉心スワッチ系直流通盤	R-2F-14N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2267H	高圧炉心スワッチ系充電器盤	R-2F-14N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2C2-R/B-C/C	R-M2F-01N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2C3-R/B-C/C	R-M2F-01N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2D1-R/B-C/C	R-B1F-17-1N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2B-計装-C/C	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2260B	B-計装分電盤	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2261B	B-計装用無停電交流電源装置	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2263B	B-原子炉中性子計装用分電盤	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2265B	B-115V 系直流通盤	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2267B	B-115V 系充電器盤	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2265D-1	230V 系直流通盤(RC1C)	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2267E-1	230V 系充電器盤(RC1C)	RW-MB1F-05N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	B-原子炉中性子計装用蓄電池	RW-MB1F-06N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2268B	B-原子炉中性子計装用充電器盤	RW-MB1F-07N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	230V 系蓄電池(RC1C)	RW-MB1F-08N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	B-115V 系蓄電池	RW-MB1F-08N	○	-	-	A	-	○	

A: 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており, 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)」による保護仕様を有している。
又は溢水防護対象設備を防護するために必要な対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(10/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 -：有 ○：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
所内電気設備系	2-961A	A-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-961B	B-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-961H	HPCS-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2267D	115V系予備充電器盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	2A-計装-C/C	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2260A	A-計装分電盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2260C	一般計装分電盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2261A	A-計装用無停電交流電源装置	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2263A	A-原子炉中性子計装用分電盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2265A	A-115V系直流機	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2267A	A-115V系充電器盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	2-2268A	A-原子炉中性子計装用充電器盤	RW-1F-10N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	A-115V系蓄電池	RW-1F-11N	○	-	-	A	-	○	
所内電気設備系	-	A-原子炉中性子計装用蓄電池	RW-1F-11N	○	-	-	A	-	○	
原子炉棟換気系	H261-3	LPCSボンプ室冷却機	R-B1F-13N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉棟換気系	H261-4C	C-RHRボンプ室冷却機	R-B2F-03N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉棟換気系	H261-7A	A-PPCボンプ室冷却機	R-M2F-19N	-	○	-	B	-	○	
原子炉棟換気系	H261-7B	B-PPCボンプ室冷却機	R-M2F-19N	-	○	-	B	-	○	
原子炉棟換気系	H261-4B	B-RHRボンプ室冷却機	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	-	○	C	IP44	○	
原子炉棟換気系	H261-4A	A-RHRボンプ室冷却機	R-B1F-07N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉棟換気系	H261-2	HPCSボンプ室冷却機	R-B1F-09N	○	-	○	A	IP44	○	
中央制御室換気系	D264-1A	A-中央制御室空気調和装置	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	D264-1B	B-中央制御室空気調和装置	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	H264-1A	A-中央制御室冷凍機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(11/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
中央制御室換気系	H264-1B	B-中央制御室冷凍機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-1A	A-中央制御室送風機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-1B	B-中央制御室送風機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-3A	A-中央制御室排風機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-3B	B-中央制御室排風機	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	P264-1A	A-中央制御室冷水循環ポン プ	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	P264-1B	B-中央制御室冷水循環ポン プ	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	D264-3	中央制御室非常用循環環 理装置	RW-2F-01N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室換気系	M264-2A	A-中央制御室非常用循環 送風機	RW-2F-01N	○	-	○	A	IP44	○	
中央制御室換気系	M264-2B	B-中央制御室非常用循環 送風機	RW-2F-01N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	H268-4A	A-RCWポンプ熱交換器室冷 却機	R-1F-14N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-1	A-非常用 DG 室送風機	R-2F-06N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-2	B-非常用 DG 室送風機	R-2F-07N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	D268-3	HPCS 電気室外気処理装置	R-2F-21N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構 造
原子炉建物付属棟空 調換気系	H268-4B	B-RCWポンプ熱交換器室冷 却機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-8A	A-HPCS 電気室送風機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-8B	B-HPCS 電気室送風機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(12/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-9A	A-HPCS 電気室排風機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-9B	B-HPCS 電気室排風機	R-2F-21N	-	-	○	C	IP55	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-3	HPCS-DG 室送風機	R-2F-22N	○	-	-	A	-	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	D268-1	A-非常用電気室外気処理装 置	R-3F-02N	○	-	-	A	-	○	内部に浸水しない構 造
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-4A	A1-非常用電気室送風機	R-3F-02N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-4B	A2-非常用電気室送風機	R-3F-02N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-5A	A1-非常用電気室排風機	R-3F-02N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-5B	A2-非常用電気室排風機	R-3F-02N	○	-	○	A	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	D268-2	B-非常用電気室外気処理装 置	R-3F-03N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構 造
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-6A	B1-非常用電気室送風機	R-3F-03N	-	-	○	C	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-6B	B2-非常用電気室送風機	R-3F-03N	-	-	○	C	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-7A	B1-非常用電気室排風機	R-3F-03N	-	-	○	C	IP44	○	
原子炉建物付属棟空 調換気系	M268-7B	B2-非常用電気室排風機	R-3F-03N	-	-	○	C	IP44	○	
非常用ディーゼル発電 機系	LS280-151A	A-DEG 燃料タンク液位	R-B1F-04N	○	-	○	A	IP55	○	
非常用ディーゼル発電 機系	AV280-300A-1	始動用空気塞止弁	R-B2F-04N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	AV280-300A-2	始動用空気塞止弁	R-B2F-04N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	CV280-1A	1次水温度調整弁	R-B2F-04N	○	-	-	A	-	○	

A: 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化され、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(13/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
非常用ディーゼル発電 機系	CV280-200A	潤滑油温度調整弁	R-B2F-04N	○	-	○	A	IPX5	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-1A	A-非常用ディーゼル発電機	R-B2F-04N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-3A	A-非常用ディーゼル発電機	R-B2F-04N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	AV280-300B-1	始動用空気塞止弁	R-B2F-06N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	AV280-300B-2	始動用空気塞止弁	R-B2F-06N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	CV280-1B	1次水温度調整弁	R-B2F-06N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	CV280-200B	潤滑油温度調整弁	R-B2F-06N	○	-	○	A	IPX5	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-1B	B-非常用ディーゼル発電機	R-B2F-06N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-3B	B-非常用ディーゼル発電機	R-B2F-06N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	AV280-300H-1	始動用空気塞止弁	R-B2F-07N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	AV280-300H-2	始動用空気塞止弁	R-B2F-07N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	CV280-1H	1次水温度調整弁	R-B2F-07N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	CV280-200H	潤滑油温度調整弁	R-B2F-07N	○	-	○	A	IPX5	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-1H	高圧炉心スプレイ系ディーゼル機 関	R-B2F-07N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	M280-3H	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発 電機	R-B2F-07N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	LS280-151B	B-DEG 燃料タンク液位	R-B1F-05N	○	-	○	A	IP55	○	
非常用ディーゼル発電 機系	LS280-151H	H-DEG 燃料タンク液位	R-B1F-06N	○	-	○	A	IP55	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(14/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 -：有 ○：無	多重化・ 多様化 ○：有 -：無	防滴仕様 ○：有 -：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
非常用ディーゼル発電 機系	P280-1A	A-燃料移送ポンプ	Y-18N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	P280-1B	B-燃料移送ポンプ	Y-73N	○	-	-	A	-	○	
非常用ディーゼル発電 機系	P280-1H	高圧炉心スプレッド系燃料移送 ポンプ	Y-23N	○	-	-	A	-	○	
燃料ポンプ補給水系	MV285-1	FMWポンプ 入口弁	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	○	○	B	IP55	○	
燃料ポンプ補給水系	MV285-2	FMWポンプ 出口弁	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	○	○	B	IP55	○	
燃料ポンプ補給水系	P285-1	燃料ポンプ補給水ポンプ	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	○	-	B	-	○	
原子炉保護系	Pos293-6A-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため、評価対象外 とした。
原子炉保護系	Pos293-6A-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため、評価対象外 とした。
原子炉保護系	Pos293-6B-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため、評価対象外 とした。
原子炉保護系	Pos293-6B-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため、評価対象外 とした。
原子炉保護系	Pos293-6C-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため、評価対象外 とした。

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(15/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 ○：有 －：無	多重化・ 多様化 ○：有 －：無	防滴仕様 ○：有 －：無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○：良 ×：否	備考
原子炉保護系	Pos293-6C-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	－	－	－	－	－	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため、評価対象外 とした。
原子炉保護系	Pos293-6D-1	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	－	－	－	－	－	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため、評価対象外 とした。
原子炉保護系	Pos293-6D-2	主蒸気隔離弁開度スイッチ	R-1F-09N R-1F-26N	－	－	－	－	－	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため、評価対象外 とした。
プ`ロセス放射線モニタ系	AMP295-26A	A-格納容器雰囲気モニタ(リアン プ)	R-B1F-16N	○	－	－	A	－	○	
プ`ロセス放射線モニタ系	RE295-26A	A-格納容器雰囲気モニタ(サブレ ンジョンチェンバ)	R-B2F-31N	－	－	○	C	IP55	○	
プ`ロセス放射線モニタ系	RE295-26B	B-格納容器雰囲気モニタ(サブレ ンジョンチェンバ)	R-B2F-31N	－	－	○	C	IP55	○	
プ`ロセス放射線モニタ系	AMP295-25A	A-格納容器雰囲気モニタ(リアン プ)	R-1F-02N	－	－	○	C	IPX5	○	
プ`ロセス放射線モニタ系	RE295-25A	A-格納容器雰囲気モニタ(ノ`ライ ケル)	R-1F-07-1N	－	－	－	C	－	○	PCV 遮蔽内に設置さ れており、被水しな い
プ`ロセス放射線モニタ系	AMP295-25B	B-格納容器雰囲気モニタ(リアン プ)	R-1F-15N	○	－	－	A	－	○	
プ`ロセス放射線モニタ系	RE295-25B	B-格納容器雰囲気モニタ(ノ`ライ ケル)	R-1F-12N	－	－	－	C	－	○	PCV 遮蔽内に設置さ れており、被水しな い
プ`ロセス放射線モニタ系	AMP295-26B	B-格納容器雰囲気モニタ(リアン プ)	R-B1F-17-1N	○	－	－	A	－	○	
プ`ロセス放射線モニタ系	2-YMR-4A	A-排気筒モニタ(サブ)ノ`ラック	Y-30N	○	－	－	A	－	○	
プ`ロセス放射線モニタ系	2-YMR-5A	A-排気筒モニタ(サブ)ノ`ラック	Y-30N	○	－	－	A	－	○	
プ`ロセス放射線モニタ系	2-YMR-4B	B-排気筒モニタ(サブ)ノ`ラック	Y-31N	○	－	－	A	－	○	

A：溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」による保護仕様を有している。
又は溢水防護対象設備を防護するために必要な対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(16/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
ブレイク放射線モニタ系	2-YMR-5B	B-排気筒低レベルモニタ・スナップ	Y-31N	○	-	-	A	-	○	
原子炉圧力容器計装系	LX298-11B	原子炉水位(広域帯水位計)	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
原子炉圧力容器計装系	LX298-1A	原子炉水位	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
原子炉圧力容器計装系	LX298-1C	原子炉水位	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
原子炉圧力容器計装系	PX298-5B	原子炉圧力	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IP67	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-1	RCIC 計器ツック	R-B2F-01N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-3A	A-RHR 計器ツック	R-B2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-3C	C-RHR 計器ツック	R-B2F-03N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIB-B2-1	LPCS 流量・圧力計器架台	R-B2F-09N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-B2-3B	B-RHR 計器ツック	R-B2F-15N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208A	A-SRM/IRM 前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構造
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208B	B-SRM/IRM 前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構造
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208C	C-SRM/IRM 前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構造
中央制御室機器・現地制御盤	2-2208D	D-SRM/IRM 前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	C	-	○	内部に浸水しない構造
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-1-2-2	A-PLR ホットツック 計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-1-2-4	B-PLR ホットツック 計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-1-3A	A-主蒸気流量計器ツック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	

A: 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多様化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(17/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-3C	C-主蒸気流量計器 ⁷⁾	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-8A	A-原子炉圧力容器計器 ⁷⁾	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-8C	C-原子炉圧力容器計器 ⁷⁾	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-1-8D	D-原子炉圧力容器計器 ⁷⁾	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現地制御盤										
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2211-22	C- ⁷⁾ ボルト・ワッシャー保護継電器 盤	R-2F-04N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8A	A-原子炉格納容器圧力計器 ⁷⁾	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8B	B-原子炉格納容器圧力計器 ⁷⁾	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8C	C-原子炉格納容器圧力計器 ⁷⁾	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	○	C	IPX5	○	

A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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多様化されており、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)」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対策がなされている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(18/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源、天井開口 又は貫通部の有無 - : 有 ○ : 無	多重化・ 多様化 ○ : 有 - : 無	防滴仕様 ○ : 有 - : 無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○ : 良 × : 否	備考
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-2-8D	D-原子炉格納容器圧力計器 ツク	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2220A1	A-デ・イ・ゼ・ル発電機制御盤	R-B2F-05N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2220B1	B-デ・イ・ゼ・ル発電機制御盤	R-B2F-08N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2220H1	HPCS-デ・イ・ゼ・ル発電機制御盤	R-B2F-11N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2RCB-51	ほう酸水注入系操作箱	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	-	-	-	-	-	○	地震起因は地震大信 号によりスクラムす るため、評価対象外 とした。
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RSR-3-3A	A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ツク	R-3F-06N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RSR-3-3B	B-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ツク	R-3F-100N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RSR-3-5B	B-原子炉格納容器 H2・O2 ツク	R-3F-100N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-B1-8B	B-ゾ・エクトボ・ソフ・流量計器ツク	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	-	○	C	IPX5	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-B1-8A	A-ゾ・エクトボ・ソフ・流量計器ツク	R-B1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-RIR-B1-4	HPCS 計器ツク	R-B1F-09N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-YIB-1B	II-RSW ボンプ 出口圧力計器 収納箱	Y-24AN	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-YIB-1A	I-RSW ボンプ 出口圧力計器 収納箱	Y-24BN	○	-	-	A	-	○	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- A : 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(19/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 ○:有 -:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考

A: 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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多様化されており, 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)」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対策がなされている。

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(20/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 ○:有 -:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
中央制御室機器・現 地制御盤	2-920A	A-RHR・LPCS 継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-920B	B・C-RHR 継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-921	HPCS 継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-921A	HPCS トリップ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-923A	A-格納容器隔離継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-923B	B-格納容器隔離継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924A	A-原子炉保護継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924A1	A1-原子炉保護トリップ 設定器 盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924A2	A2-原子炉保護トリップ 設定器 盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924B	B-原子炉保護継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924B1	B1-原子炉保護トリップ 設定器 盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-924B2	B2-原子炉保護トリップ 設定器 盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-925	制御棒スクラムス盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-934A	A-原子炉炉内計測盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-934B	B-原子炉炉内計測盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-961C2	B-直流地絡検出装置盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-970A	A-自動減圧継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	

A: 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており、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)」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対策がなされている。

表 6-1 地震起因による被水影響評価(21/21)

系統名称	設備番号	設備名称	設置区画	被水源,天井開口 又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 多様化 ○:有 -:無	防滴仕様 ○:有 -:無	判定 基準	保護等級	評価結果 ○:良 ×:否	備考
中央制御室機器・現 地制御盤	2-970B	B-自動減圧継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-972A	A-原子炉補助継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-972B	B-原子炉補助継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-973A-2	A-格納容器 I2/O2 濃度計演 算器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-973B-2	B-格納容器 I2/O2 濃度計演 算器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-976A	SI-工学的安全施設トリッ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-976B	SII-工学的安全施設トリッ 設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-984A	原子炉警報電源盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2256A	A-中央制御室冷凍機制御盤	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-2256B	B-中央制御室冷凍機制御盤	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-WIR-2-6A	中央制御室 A-冷凍機計器 リリ	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	
中央制御室機器・現 地制御盤	2-WIR-2-6B	中央制御室 B-冷凍機計器 リリ	RW-2F-02N	○	-	-	A	-	○	

A: 溢水防護対象設備から放物軌道を考慮した範囲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様化又は多重化されており, 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)」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対策がなされている。

表 7-1 地震起因による蒸気影響評価結果

	蒸気源、又は他 区画からの流入 ※1	多重化・ 区画化 ○：有 －：無	機能 要求 ○：有 －：無	耐環境 仕様 ○：有 －：無	判定 基準 ※2	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 －：否	判定理由
原子炉建物 二次格納施設	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気系 給水系 原子炉冷却材 浄化系 (所内蒸気系) 	－	○	○	B	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 高エネルギー配管の破断を考慮した設計 (1)耐環境仕様 (2)ブローアウト・パネルの設置 ほう酸水注入系は耐蒸気仕様ではないが、水圧制御ユニットが耐蒸気仕様であることから、多重化又は多様化された系統が同時に機能喪失しない 所内蒸気系配管に対しては、以下の対策を実施 (1)止め弁の設置による常時隔離 (運用の変更) (2)配管のルート変更等 原子炉建物付属棟との境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
原子炉建物 付属棟	－ (所内蒸気系)	－	○	－	A	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 所内蒸気系配管に対しては以下の対策を実施 (1)止め弁の設置による常時隔離 (運用の変更) (2)配管のルート変更等 原子炉建物二次格納施設との境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
廃棄物処理建物	－ (所内蒸気系)	－	○	－	A	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 所内蒸気系配管については、以下の対策を実施 (1)配管のルート変更等 (2)溢水防護対象区画境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
制御室建物	－ (所内蒸気系)	－	○	－	A	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 所内蒸気系配管に対しては以下の対策を実施 溢水防護対象区画境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
取水槽	－	－	○	－	A	－	○	
排気筒エリア	－	－	○	－	A	－	○	<ul style="list-style-type: none"> 区画内に蒸気源がなく、屋外で大気開放であるため伝播しない
B-デーン燃料貯蔵 タンク格納槽	－	－	○	－	A	－	○	

※1 ()内は対策前の蒸気源、又は他区画から流入する蒸気源を示す。
 ※2 判定基準 記号 A：溢水防護対象区画内に蒸気を内包する溢水源がなく、区画外からの蒸気の伝播がない。
 B：溢水防護対象設備が多重化又は多様化されており、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耐蒸気仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するための必要な対策がなされている。

添付資料 8 スロッシング解析コードの概要について

1. 概要

Fluent は汎用熱流体解析コードで、VOF (Volume of Fluid) 法を用いて溢水を伴う大波高現象の解析を実施することが可能である。

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。

2. 数値解析

(1) VOF (Volume of Fluid) 法について

VOF は下式に示すように計算格子 (セル) における流体の割合を示すスカラー量である。スロッシング解析では水を100%含む計算セルをVOF=1.0, 水が存在せず100%空気の計算セルをVOF=0.0 としている。図2-1にVOF の計算セル例を示す。

$$\alpha_1 = \frac{V_1}{V}$$

・・・①

α_1	: VOF 値
V_1	: 流体 (水) 体積
V	: 計算セル体積

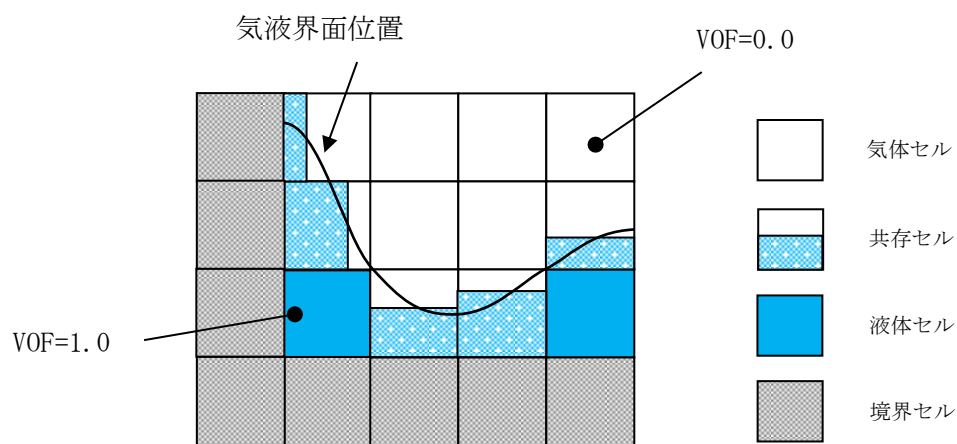


図 2-1 計算セルの例

(2) 基礎方程式

VOF に対して下記の輸送方程式を解く。

$$\frac{\partial \alpha_1}{\partial t} + \frac{\partial \alpha_1 u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{2}$$

u_i : i 方向の流速
 $i=1, 2, 3$

②式の流速 u_i は、③質量保存式、④運動量保存式より計算する。

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{3}$$

$$\frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i u_j}{\partial x_j} = -\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_i} \tau_{ij} + \rho K_i \quad \dots \textcircled{4}$$

ρ : 密度
 P : 圧力
 τ_{ij} : 粘性応力テンソル
 K_i : 外力

質量保存式、運動量保存式で用いる密度 ρ は⑤式により計算する。

$$\rho = \alpha_1 \rho_1 + (1 - \alpha_1) \rho_g \quad \dots \textcircled{5}$$

ρ_1 : 水密度
 ρ_g : 空気密度

3. 汎用熱流体解析コード Fluent の検証

3.1 概要

Fluent を用いたスロッシング解析の妥当性検証を目的とし、水槽によるスロッシング検証試験で得られた液面変動及び溢水量と、解析によって得られた液面変動及び溢水量の比較を実施する。

3.2 試験概要

3.2.1 試験装置

矩形の水槽を用いて、正弦波加振によるスロッシング試験を実施した。試験装置の概要を図 3-1 に示す。

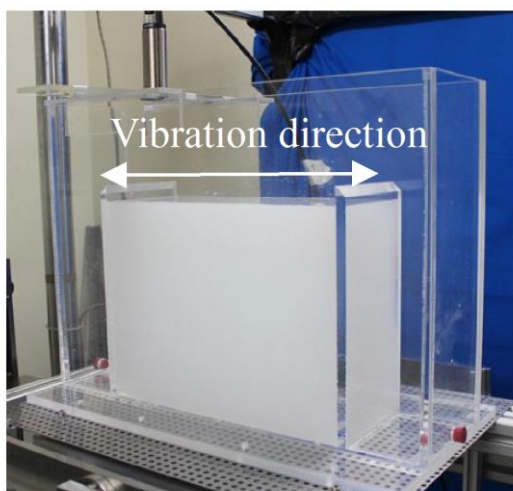
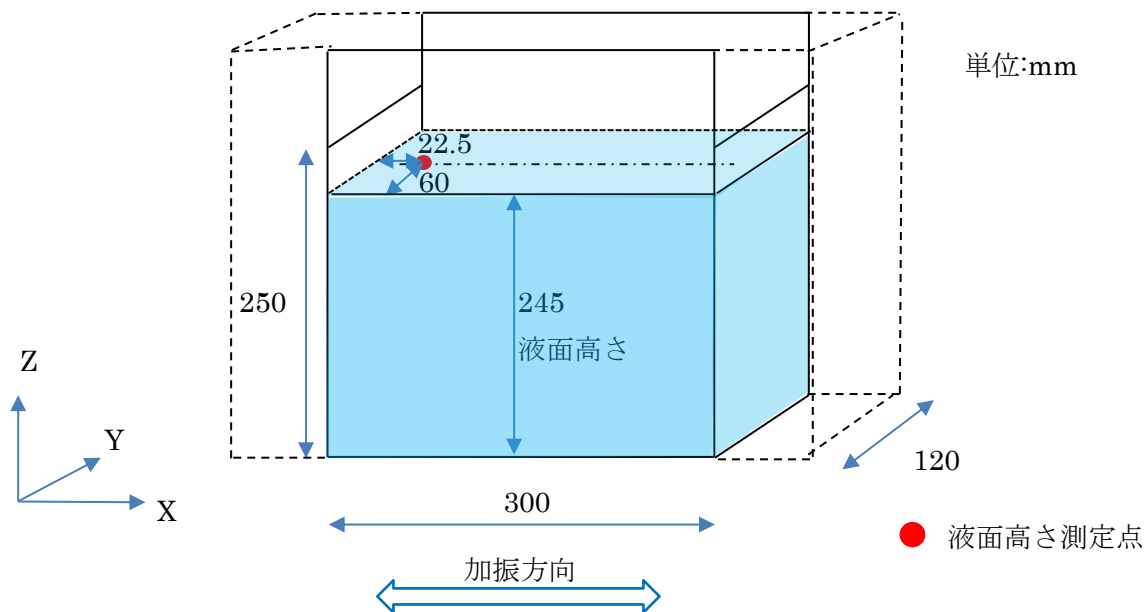


図 3-1 試験装置概要

3.2.2 加振条件

試験体の一次スロッシング固有振動数は1.6Hz（固有周期0.625秒）である。この振動数で、最大加速度 70mm/s^2 の正弦波を10秒間、水槽のX方向に入力し、加振試験を実施した。

3.2.3 計測項目

液面変動及び加振後の溢水量を計測した。

3.3 検証解析

3.3.1 解析モデル

試験体の寸法や形状を模擬した解析モデルの概要を図3-2に示す。



図3-2 解析モデル概要図

3.3.2 入力加振波

スロッシング試験に用いた入力波（正弦波）を解析の入力加振波に用いる。入力加振波を図3-3に示す。

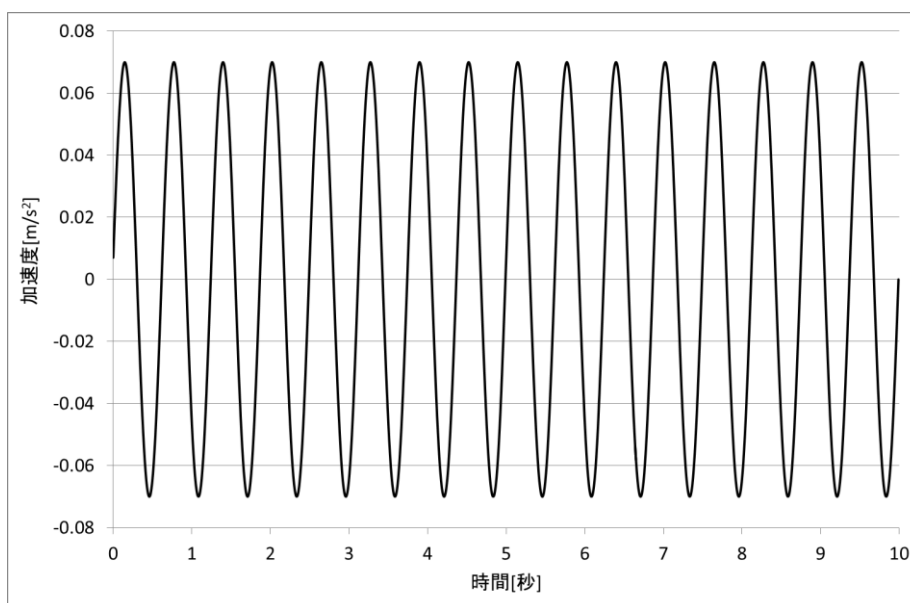


図3-3 入力加振波

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.3.3 解析結果

(1) 液面変動の比較

水槽の液面変動について、試験値と Fluent による解析値との比較を図 3-4 に示す。解析値は、試験値とほぼ同等の液面変動を示している。

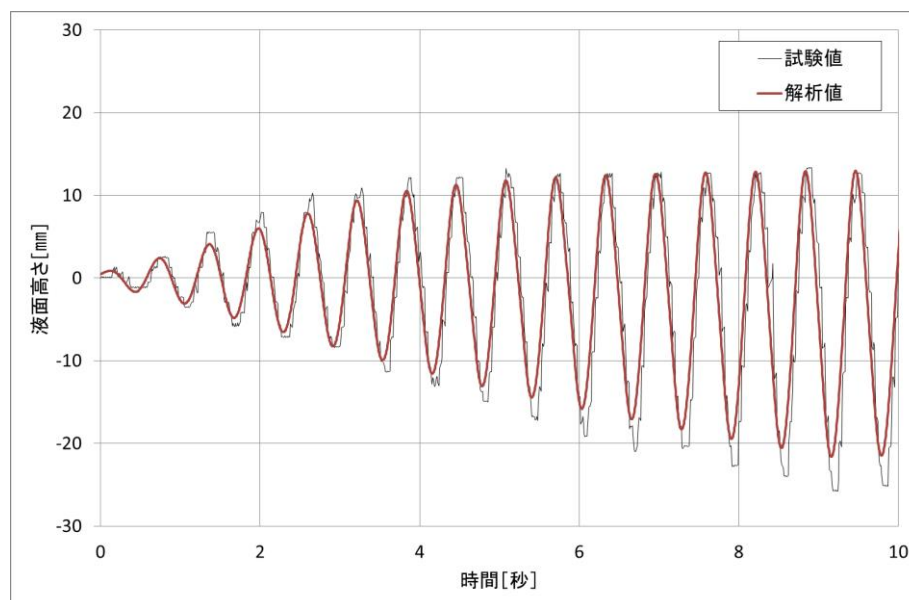


図 3-4 液面変動の比較

(2) 溢水量比較

加振後の溢水量について、試験値と Fluent による解析値の比較を表 3-1 に、溢水量の解析結果を図 3-5 に示す。

表 3-1 溢水量の比較

試験値	解析値	備考
213 cm ³	231 cm ³	解析は試験の 108.5%

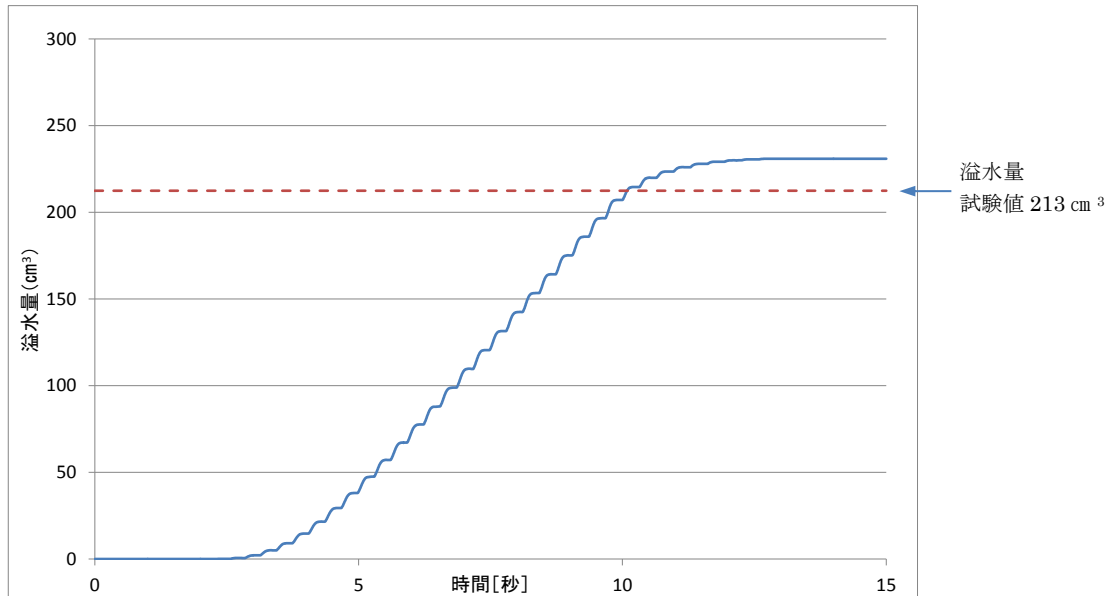


図 3-5 溢水量の解析結果

4. 結論

スロッシング試験値と解析値を比較したところ、ほぼ同等の結果が得られており、Fluentによる溢水量評価の妥当性が確認できた。

なお、内部溢水影響評価では、スロッシング解析によって得られた溢水量を1.1倍した値を用いているが、検証で得られた試験値と解析値の溢水量の差異を考慮すると、妥当であると判断する。

・参考文献

1. 藤田，牛尾，鬼塚ら(2017)，「使用済燃料プールの地震時溢水量評価に用いる解析コードの検証」，日本原子力学会 2017年 秋の大会 -3B11-

添付資料9 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド等への適合状況

1. 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
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（燃料プール等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燃料プールの冷却及び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、燃料プール冷却機能の維持及び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>

新規制基準の項目	適合状況
<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 ○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、重要度の特により高い安全機能を有する設備並びに燃料プールの冷却及び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（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に外乱及び溢水の原因となり得る原子炉に外乱も評価対象とする。</p> <p>○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</p>

新規制基準の項目	適合状況
<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（キャナルを含む。）（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 ・ 燃料プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウエル、蒸気乾燥器／気水分離器ピット

2. 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
1	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>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> <p>○重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに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。</p> <p>○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、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。</p> <p>○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。</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>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>

新規制基準の項目	適合状況
<p>1, 2</p> <p>【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）又は使用済燃料貯蔵ピット（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）又は使用済燃料貯蔵ピット（PWR）においては、プール冷却機能及びびプール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> <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 ○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、重要度の特により高い安全機能を有する設備並びに燃料プールの冷却及び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に外乱及び溢水の原因となり得る原子炉に外乱も評価対象とする。 ○燃料プールの冷却及びびプールの給水に必要な系統設備

新規制基準の項目	適合状況
<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（キャナルを含む。）（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 ・ 燃料プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウエル、蒸気乾燥器／気水分離器ピット

3. 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	島根 2 号炉における評価
<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計され、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。</p> <p>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ないとしている。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</p>	

島根 2 号炉における評価	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
	<p>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うよう、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、妨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、実用発電用原子炉及びその附属施設に適用する。</p> <p>1. 3 関連法規 (略)</p> <p>1. 4 用語の定義</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>(略)</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。</p> <p>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>■原子炉施設の溢水評価</p> <p>□溢水源の想定</p> <p>ガイドに従い、下記（1）～（3）の溢水を想定して評価している。</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>上記（1）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を、（2）の想定にあたっては単一箇所での放水を想定し、他の系統及び機器は健全なものとしている。</p> <p>ユニット間で共用する建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用にかかわらずその建屋内で単一の溢水源を想定し、建物全体の溢水経路を考慮している。</p> <p>上記（3）の地震に起因する溢水量の想定においては、溢水防護対象設備を内包する建物及び区域は、耐津波設計において浸水防護重点化範囲と設定し、基準津波の流入防止及び地下水等の浸水防止対策を施すことから、これらの浸水量は考慮していない。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<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（容器の一部であって、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。分類にあたっては、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。</p> <p>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 の長さと同配管肉厚の 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。） <p>（解説－2. 1. 1－2）</p> <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>○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、破損形態は内包流体のエネルギーに応じて以下のとおりとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 の長さと同配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラック <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している。具体的には、溢水源となり得る系統の配管が敷設される全ての区画を溢水の起点とし、各区画において最大の溢水水位を与える系統の破損を想定している。循環水系配管については伸縮継手部の破損を想定している。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>ただし、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る場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>また、漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求めることができる。（付録B 参照）</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ること。</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BTP 3-4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。</p> <p>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</p>	<p>また、溢水量は、溢水の検知による隔離（自動隔離及び手動隔離）を考慮し、漏えい停止までの時間を考慮して算定している。</p> <p>なお、運転員の手動操作による漏えい停止（発生箇所の隔離）については、QMS 文書を制定している。</p>

島根 2 号炉における評価	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水 - 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 <p>島根原子力発電所 2 号炉では、火災検知により自動作動するスプリンクラーは設置されていないため、これによる放水は想定していない。</p>	<p>棄物貯蔵設備に設置する堰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」</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>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間を考慮して算出する。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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>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。</p> <p>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)</p> <p>ただし、火災源が小さい場合は、火災荷重に基づく等価時間により算出することができる。(解説－2. 1. 2－1)</p> <p>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 (JEAG4607-2010) 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</p>	<p>- 建物内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 火災発生時に消火栓による消火活動が想定される区画における放水を想定している。 なお、放水箇所を起点とした溢水の伝播についても考慮した評価を実施している。</p> <p>放水量は、消火活動を連続して行うことを前提とし、消火栓からの原則 3 時間の放水を想定している。</p> <p>ただし、火災源が小さい場合においては、その可燃性物質の量及び等価時間を考慮した消火活動に伴う放水により想定される溢水量を想定する。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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 (JEAG4607-2010)」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る。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>(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</p> <p>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断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。</p> <p>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</p> <p>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</p>	<p>・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</p> <p>島根原子力発電所 2 号炉には溢水防護対象設備が設置されている区画には、スプリンクラーは設置しない設計とし、溢水防護対象設備が設置されている区画外のスプリンクラーに対しては、その作動による溢水の流入により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しない。</p> <p>・残留熱除去系 (格納容器冷却モード) からの放水による溢水</p> <p>格納容器内に設置されている重要な安全機能を有する設備は、残</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>放出されるスプレイ水を想定する。</p> <p>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間に放出される量とする。</p> <p>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にインタ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. 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</p> <p>流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動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、破損を想定する。</p> <p>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）</p> <p>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>溢水量は、以下を考慮して求める。</p>	<p>留熱除去系（格納容器冷却モード）の作動が要求される事故時の環境を考慮した設計がなされている。また、残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、単一故障による誤作動が発生しないよう設計上の配慮がなされている。これらのことから、残留熱除去系（格納容器冷却モード）からの放水による溢水の影響はないものと評価できるため、これによる溢水は想定していない。</p> <p>○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所内に設置された機器の破損による漏水 <p>流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動 S_s に対する耐震性を確認していない耐震 B、C クラスの機器の破損を想定している（地震による損傷モードを考慮した評価を行い、溢水源となる耐震 B、C クラスの機器を選定）。</p> <p>破損を想定する位置は、溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなるよう設定している。</p> <p>具体的には、溢水源となり得る系統の配管が敷設される全ての区画を溢水の起点とし、各区画において全ての溢水源の破損を想定している。循環水配管については伸縮継手部の破損を想定している。</p> <p>溢水量は、以下を考慮して算出している。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価
<p>① 配管の場合は、完全全周破断とし、系統の全保有水量が漏えいするものとする。なお、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。</p> <p>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として溢水量を求めることができる。</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る場合は、この機能を考慮することができるとが。</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ことができる（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、自動で動作する機器、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限りはならない。</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</p>	<p>・配管は完全全周破断とし、破断位置（エレベーション）以上の当該系統の機器（配管、容器）の保有水が全量漏えいするものと想定</p> <p>・循環水系配管については、伸縮継手部が全円周状に破損するものと想定</p> <p>・漏えい検知等による自動隔離機能を有する場合は、隔離による漏えいの停止は期待していない</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水</p> <p>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</p> <p>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>・燃料プールのスロッシングによる溢水</p> <p>基準地震動 S_s による地震力によって生じる燃料プール水のスロッシングによる漏水量を考慮している。</p> <p><input type="checkbox"/> 溢水影響評価</p> <p><input checked="" type="radio"/> 安全設備に対する溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価にあたっては、以下の考え方による判定を行っている。</p> <p>原子炉施設内での溢水事象を想定し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（多重性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>また、内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮して安全解析を行う。</p> <p>なお、中央制御室については溢水防護区画として溢水の影響がないことを確認することとしており、また現場操作に関しても、溢水の影響により接近の可能性が失われな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	島根 2 号炉における評価
<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</p> <p>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</p> <p>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、</p>	<p>○溢水から防護すべき対象設備</p> <p>溢水防護上必要な機能を有する系統として、安全機能を有する構築物、系統及び機器の中から、原子炉の高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持するために必要となる、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下、「重要度分類審査指針」という。）における分類でクラス 1 及び 2 に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス 3 に属する構築物、系統及び機器を抽出する。</p> <p>その上で、『重要度の特に高い安全機能を有する系統』として、「重要度分類審査指針」及び「設置許可基準規則」第十二条を参照のうえ、該当する系統を抽出し、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象として選定している。</p> <p>○溢水防護区画の設定</p> <p>溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定している。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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ぬ。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> <p>2. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるかを評価する（図-1）。</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいの 2 通りの溢水経路を想定する。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画</p>	<p>○溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価は、没水、被水及び蒸気の影響について評価している。</p> <p>評価対象区画は、溢水源を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。</p> <p>・ 溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいを想定している。</p> <p>- 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画からの流出経路を以下の考え方で設定し、当該区画における</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価
<p>から他区画への流出がないように溢水経路を設定する。</p> <p>評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。</p> <p>ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b) 床面開口部及び床貫通部</p> <p>評価対象区画床面に床開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。</p> <p>ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、床開口部及び床貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>①評価対象区画の床貫通部にあつては、貫通する配管、ダクト、ク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</p>	<p>水位を保守的に算定している。</p> <p>*床ドレン</p> <p>評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。</p> <p>ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、一部、床ドレン一箇所の閉塞を考慮した上で、他の床ドレン配管からの単位時間あたりの流出を考慮し、溢水水位を評価する。</p> <p>*床面開口部及び床貫通部</p> <p>評価対象区画に床面開口部又は貫通部が存在する場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。</p> <p>ただし、機器搬出入用のハッチ等、明らかに流出が想定される経路からの流出は考慮してもよいこととする。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>に流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>②評価対象区画の床面開口部にあっては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣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。</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</p> <p>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>*壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が存在する場合であっても、当該壁貫通部からの流出は考慮しない。</p> <p>*扉</p> <p>評価対象区画に扉が存在する場合であっても、当該の扉からの流出は原則として考慮しない。</p> <p>ただし、常時開放扉のように明らかに流出が想定される扉からの流出は考慮しても良いこととする。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>(e) 排水設備</p> <p>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、設計及び工事の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</p> <p>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、排出する流量は少なくなると設定）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</p> <p>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、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>*排水設備</p> <p>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、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。</p> <p>ただし、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している。</p> <p>- 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画への流入及び流出経路を以下の考え方で設定し、溢水防護区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>*床ドレン</p> <p>評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合、床ドレン配管の敷設状態及び逆流防止措置の有無を勘案して、流入の可能性がある場合は水位差によって発生する流入を考慮する。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価
<p>(b) 天井開口部及び貫通部</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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。</p>	<p>* 天井開口部及び貫通部</p> <p>評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部又は貫通部への止水措置（貫通部止水処置、堰の設置等）が施されている場合を除き、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>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、当該区画に滞留すると評価できる場合は、その滞留水の流出は考慮しない。</p> <p>* 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の壁面に貫通部が存在し、当該貫通部に対する止水処置が施されていない場合は、隣接する区画との水位差による流入を考慮する。</p> <p>* 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合は、当該扉が想定される水圧に耐えられる強度を有する水密扉である場合以外は、扉がないも</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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、設計及び工事の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>(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一 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一 3 に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。</p>	<p>のとして隣接する区画からの流入量を考慮する。</p> <p>*堰 溢水が発生している区画に堰（床面のカーブを含む）が設置されている場合は、当該の堰高さまで溢水が蓄積されるものとする。</p> <p>*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、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。ただし、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している。</p> <p>・溢水防護区画の評価に用いる各項目の算定</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法</p> <p>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。</p> <p>水位：Hは、下式に基づいて算出する。</p> $H=Q/A$ <p>ただし、各項目は以下とする。</p> <p>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>A：滞留面積(m²)</p> <p>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。</p> <p>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>- 没水評価に用いる水位の算出方法</p> <p>溢水影響評価に用いる水位の算出は、ガイドに示される評価式を用い、必要に応じて水面の揺らぎによる影響も考慮している。</p> <p>なお、壁、コンクリート基礎等の範囲を除く面積（有効面積）を滞留面積としている。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法</p> <p>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。</p> <p>飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。(図-4)</p> $X = \frac{\tan \phi + \sqrt{\tan^2 \phi + (2gt) / (V^2 \cos^2 \phi)}}{g / (V^2 \cos^2 \phi)}$ $V = \sqrt{2gP / \gamma} \quad (\text{トリチウムの定理})$ <p>ただし、各項目は以下とする。</p> <p>V=噴出速度 (m/s)</p> <p>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)</p> <p>H=破損位置の床上高さ (m)</p> <p>g=重力加速度 (m/s²)</p> <p>P=管内圧力 (Pa)</p> <p>γ=水の比重量 (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>- 被水評価に用いる飛散距離の算出方法</p> <p>溢水防護対象設備から放物線を考慮した範囲に溢水源となり得る機器が存在する場合は、この機器からの飛散距離内にあるものとしている。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<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。</p> <p>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。</p> <p>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>(3) 影響評価</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>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っては、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。</p> <p>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</p>	<p>- 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気の拡散範囲に関しては、保守的に、連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとした。</p> <p>・ 影響評価</p> <p>原子力発電所内で発生する溢水に対して没水、被水及び蒸気による影響の観点から評価を行っている。</p> <p>- 没水による影響評価</p> <p>溢水防護区画における溢水位と溢水防護対象設備の機能喪失高さを比較することにより、当該設備の機能維持の可否を評価している。</p> <p>なお、溢水防護対象設備自身を溢水源として想定する場合は、当該設備は機能喪失するものとしている。</p> <p>またアクセス性に関しては、アクセス通路の溢水水位や環境条件等を考慮して接近の可能性が失われる場合は、その機能に期待できないものと評価している。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備への被水による影響は、以下の観点から評価している。</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、溢水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>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、天井面の開口部又は貫通部の有無</p> <p>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の止水処置等の流出防止対策の有無</p> <p>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止水処置等の流出防止対策がなされていない場合は、防護</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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いい、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>解説－2. 2. 4－2 「被水による影響評価」</p> <p>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源と同じである。「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。」としては、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>っては、溢水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>⑤ 溢水防護対象設備の耐環境仕様（防滴仕様等）</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>c. 蒸気による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>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。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関する、蒸気による影響評価を実施する。(解説 2. 2. 4—3)</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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ない場合は、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。</p> <p>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。</p>	<p>- 蒸気による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備の蒸気による影響については、以下の観点から評価している。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に係らず、蒸気による影響評価の対象としている。</p> <p>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、溢水防護対象設備に対する蒸気防護措置(気流による分離、ケーブルの端子箱の止水処置等)の有無</p> <p>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の有無</p> <p>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の止水処置等の流出防止対策の有無</p> <p>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止水処置等の流出防止対策がなされていない場合には、評価対象設備の有無</p> <p>⑤ 溢水防護対象設備の耐環境仕様(耐蒸気仕様等)</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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。</p> <p>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>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処置等をいう。</p> <p>解説－ 2. 2. 4－3 「蒸気による影響評価」</p> <p>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>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>(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</p>	<p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p> <p>・ 溢水による影響評価の判定</p> <p>溢水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（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>なお、内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、2. 1 項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源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</p> <p>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。</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。） <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</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p> <p>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</p>	<p>原子炉停止系の作動を要求される場合を想定し、溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき安全解析を実施し、問題のないことを確認している。</p> <p>■燃料プールの溢水評価</p> <p>□溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源として、原子炉施設の溢水評価と同じ溢水源及び溢水量を想定している。（評価は、原子炉施設の溢水評価と併せて実施）</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>原子炉施設の溢水評価と同様に、内包する流体のエネルギーに応じた破損形態を想定している（評価は、原子炉施設の溢水評価と併せて実施）。</p> <p>○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</p> <p>原子炉施設の溢水評価と同様に、火災発生時に消火栓による消火活動が想定される区画における放水を想定している（評価は、原子炉</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>の原子炉施設と同じように以下の 2 項目を想定する。</p> <p>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</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</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</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。</p> <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、地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏水する可能性のある場合は、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</p> <p>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、</p>	<p>施設の溢水評価と併せて実施)。</p> <p>○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所内に設置された機器の破損による溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、流体を内包する機器 (配管、容器) のうち、基準地震動 S_s に対する耐震性を確認していない耐震 B・C クラスの機器の破損を想定している (評価は、原子炉施設の溢水評価と併せて実施)。 ・燃料プールのスロッシングによる溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、燃料プール水が基準地震動 S_s による地震力により生じるスロッシングによる漏水量を考慮している (評価は、原子炉施設の溢水評価と併せて実施)。 <p>○溢水影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料プールに対する溢水影響評価 原子炉施設内での溢水事象を想定し、燃料プールの冷却及び給水機能を有する系統が、その機能を失わないことを評価している。 なお、外乱が生じた場合であっても、これらの系統の機能が同時に損なわれないことにより、燃料プールの水温の維持及び遮蔽に必

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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」ができることを確認する。</p> <p>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、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。</p> <p>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、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</p> <p>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</p> <p>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。</p>	<p>要な水量の給水が可能であると評価している。</p> <p>・ 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>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設備を防護対象設備として選定している（原子炉施設の溢水評価における防護対象設備と併せて選定）。</p> <p>・ 溢水防護区画の設定</p> <p>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溢水防護区画として設定している（原子炉施設の溢水評価における溢水防護区画と併</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<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、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。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、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. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるか否かを評価する。(図-8)</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>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</p> <p>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。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p>	<p>せて設定)。</p> <p>・溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価は、没水、被水及び蒸気の影響について評価している。</p> <p>評価対象区画は、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(評価は、原子炉施設の溢水評価と併せて実施)。</p> <p>- 溢水経路の設定</p> <p>原子炉施設の溢水評価と同様に、溢水防護区画内漏えい及び溢水防護区画外漏えいについて、評価対象区画の水位を保守的に算定するよう、溢水経路を設定している(原子炉施設の溢水評価における溢水経路と併せて設定)。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2 号炉における評価
<p>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。</p> <p>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、被水及び蒸気の要求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。</p> <p>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こと。</p>	<p>- 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は、原子炉施設の溢水評価と同様に算出している（評価は、原子炉施設の溢水評価と併せて実施）。</p> <p>- 影響評価 原子炉施設の溢水評価と同様に、没水、被水及び蒸気による影響について評価している（評価は、原子炉施設の溢水評価と併せて実施）。</p> <p>- 溢水による影響評価の判定 溢水影響評価の結果、内部溢水に対して、燃料プールの冷却及び給水機能が失われないことを確認している。</p>

島根 2 号炉における評価	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド 4. 附則 (略)
---------------	------------------------------------

添付資料 10 建物外への漏えい防止として止水を期待する設備の設置場所

1. 止水を期待する設備の設置場所について

放射性物質を含んだ液体の溢水伝播に対して止水を期待する設備の、具体的な設置場所について図 1-1～図 1-11 に示す。

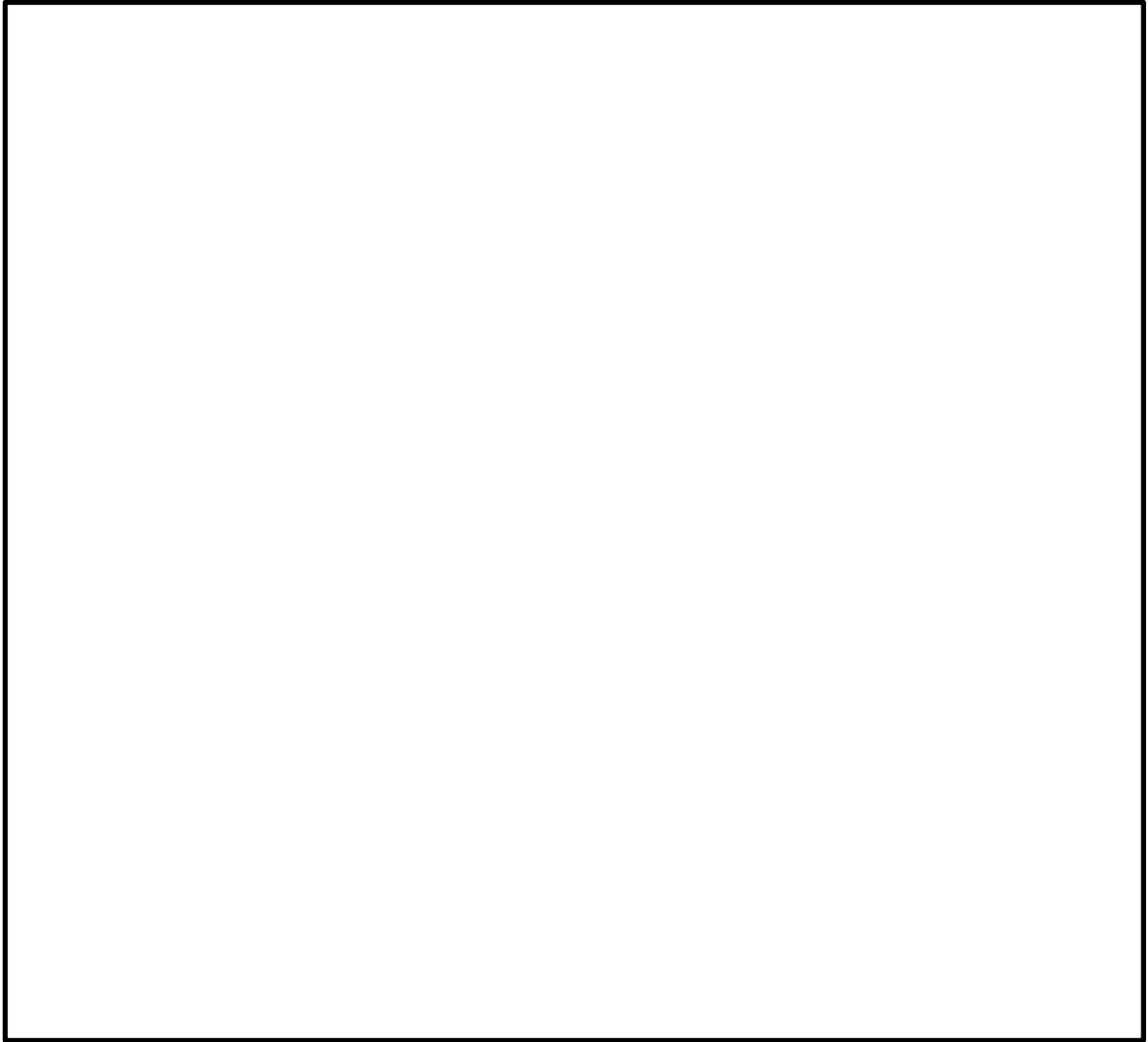


図 1-1 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

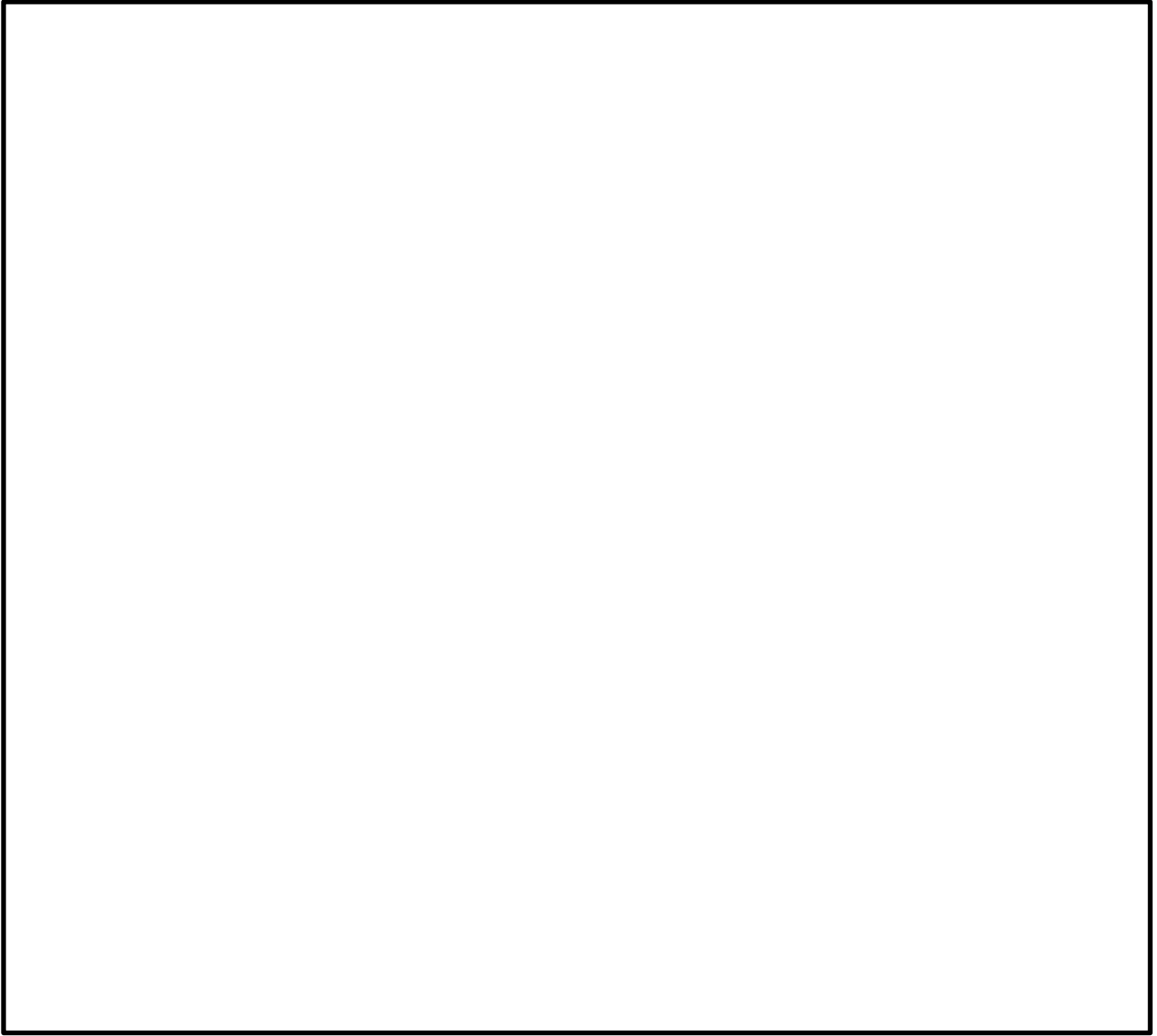


図 1-2 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

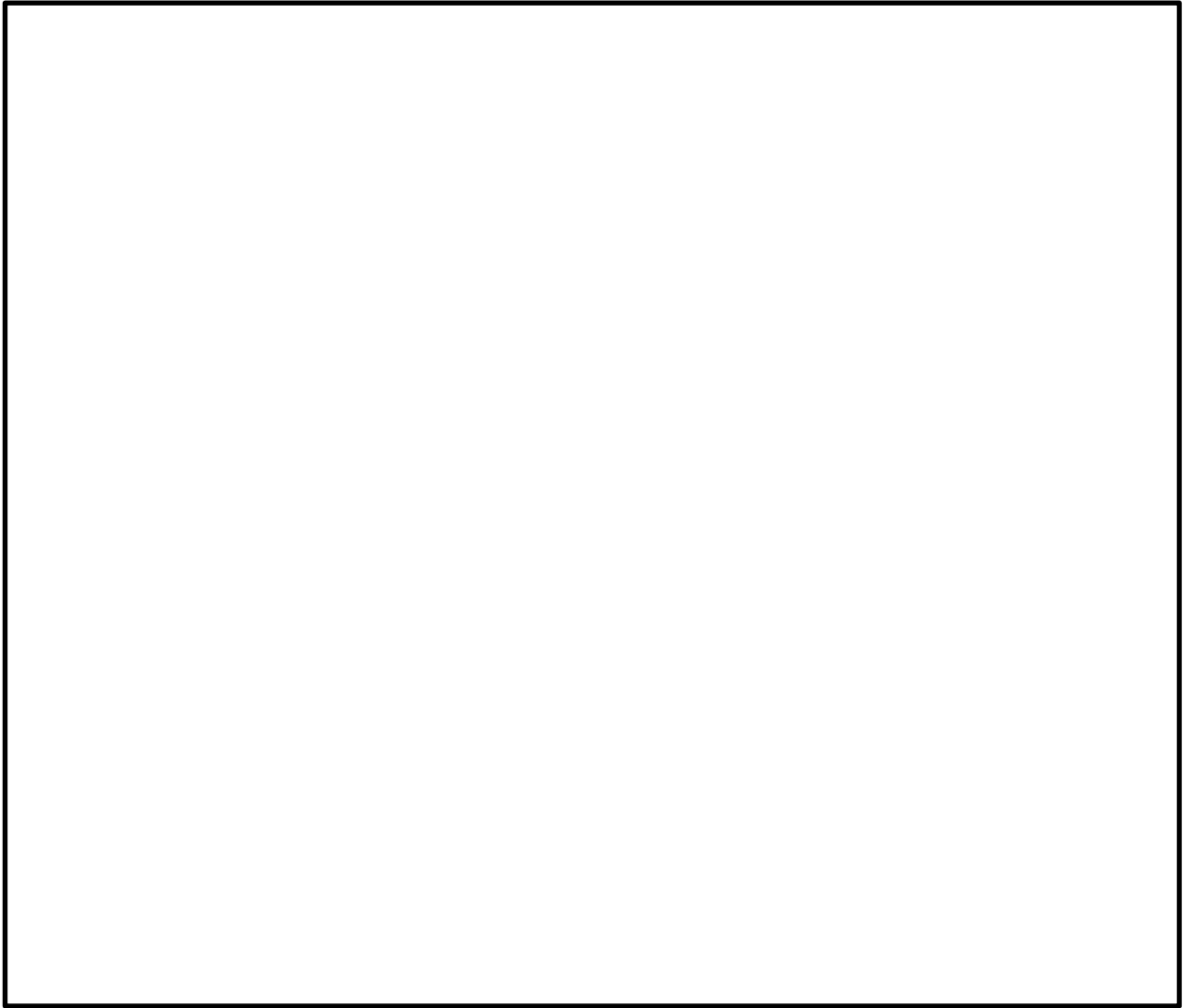


図 1-3 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

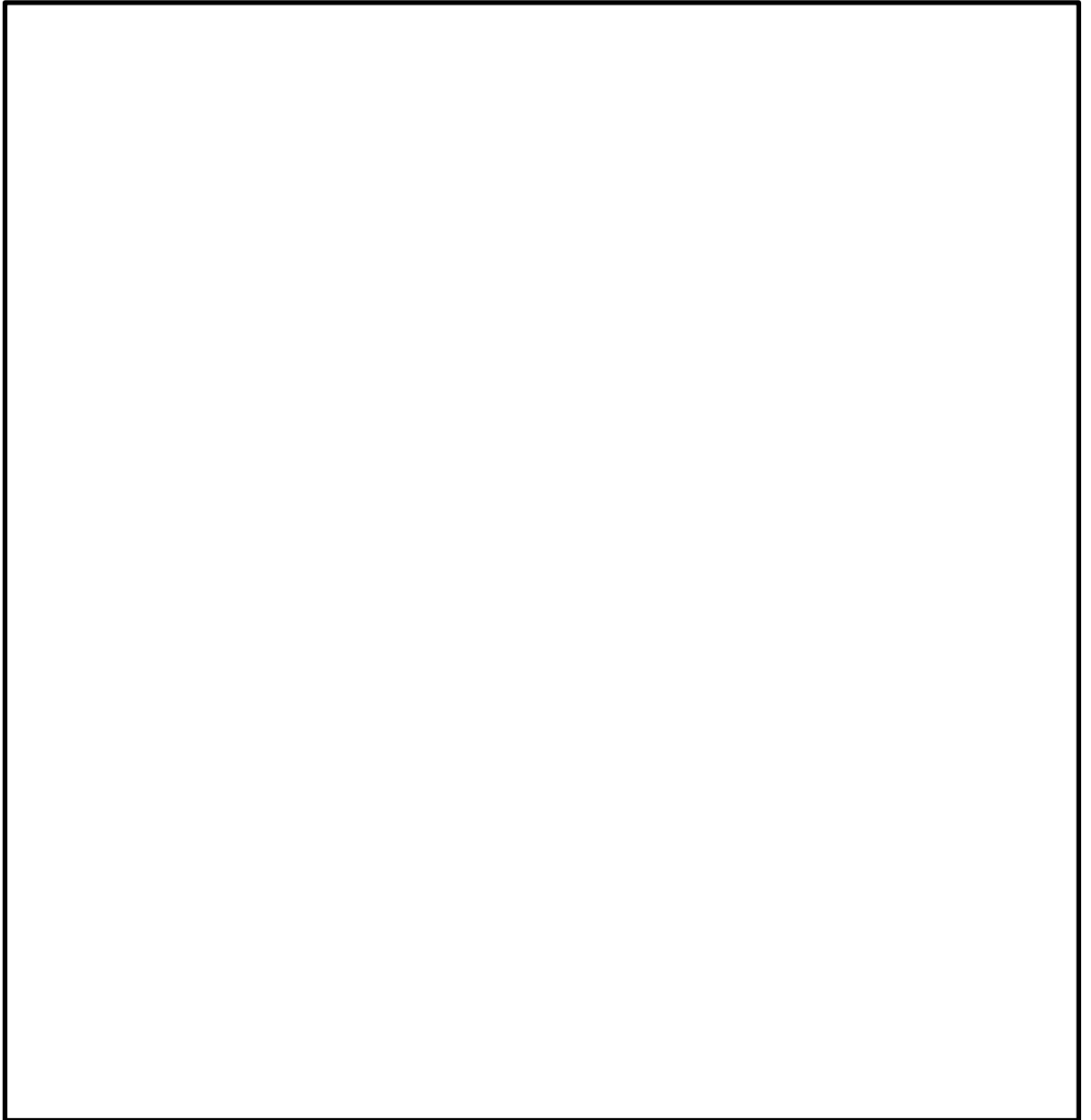


図 1-4 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

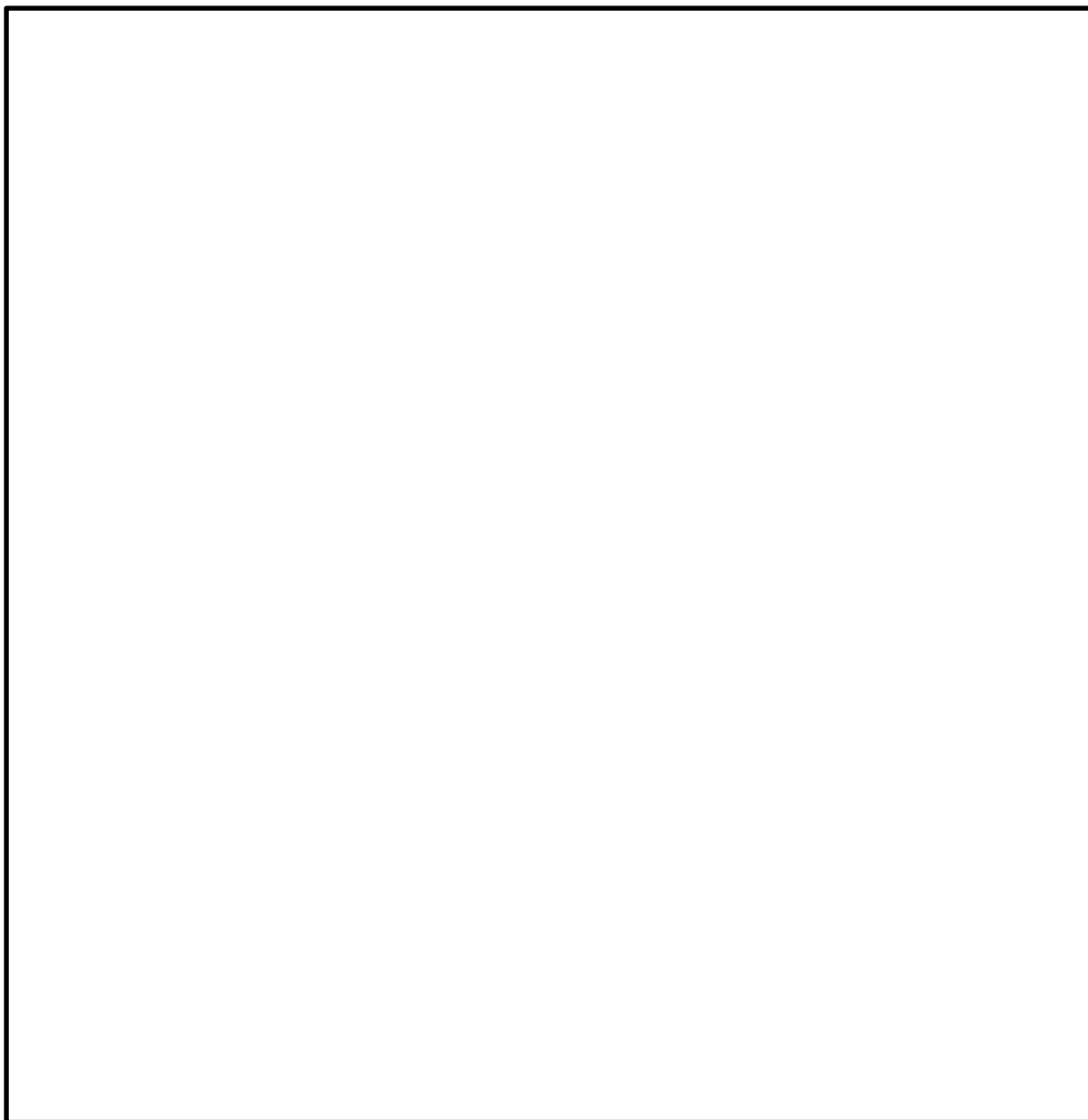


図 1-5 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

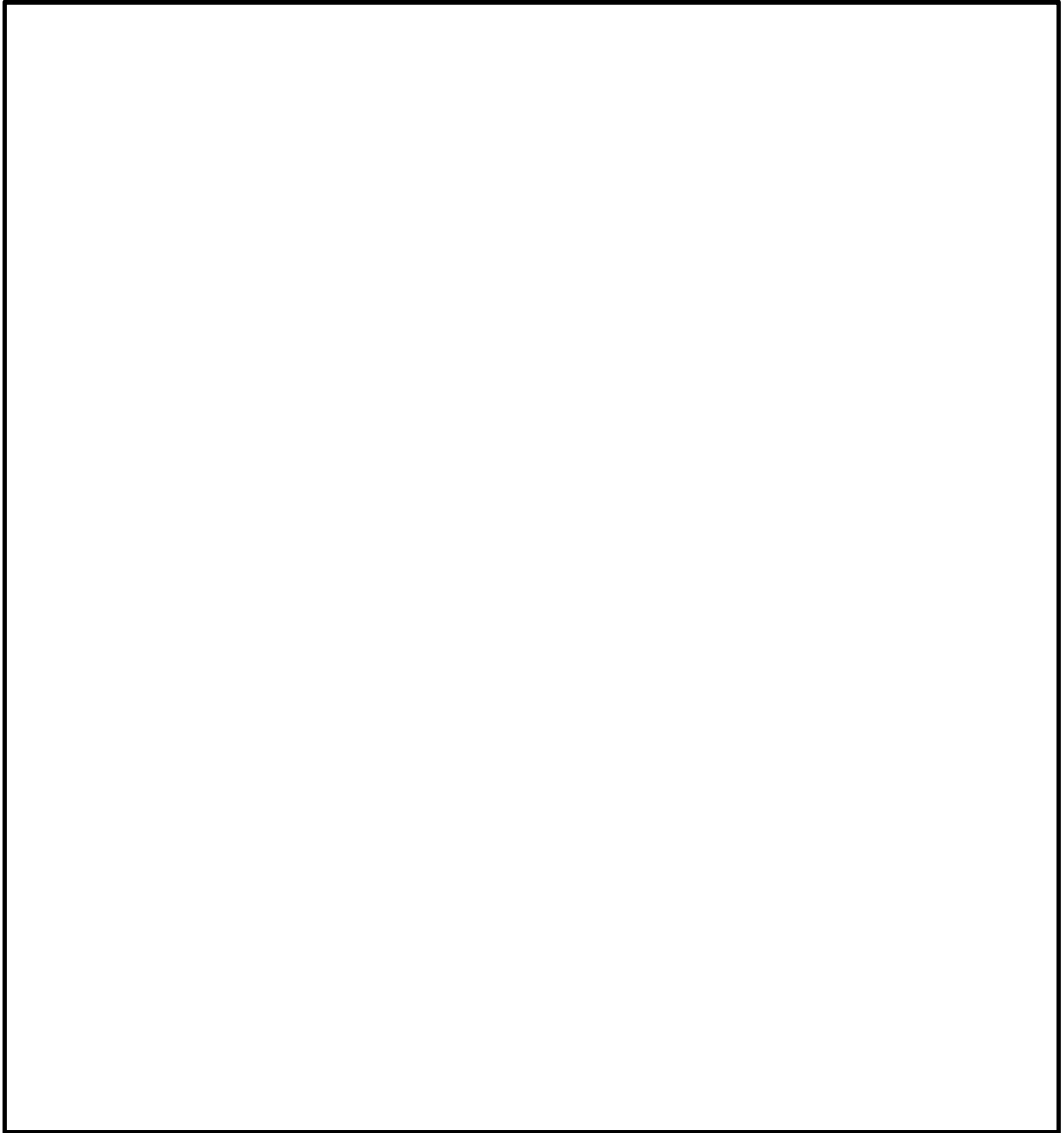


図 1-6 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

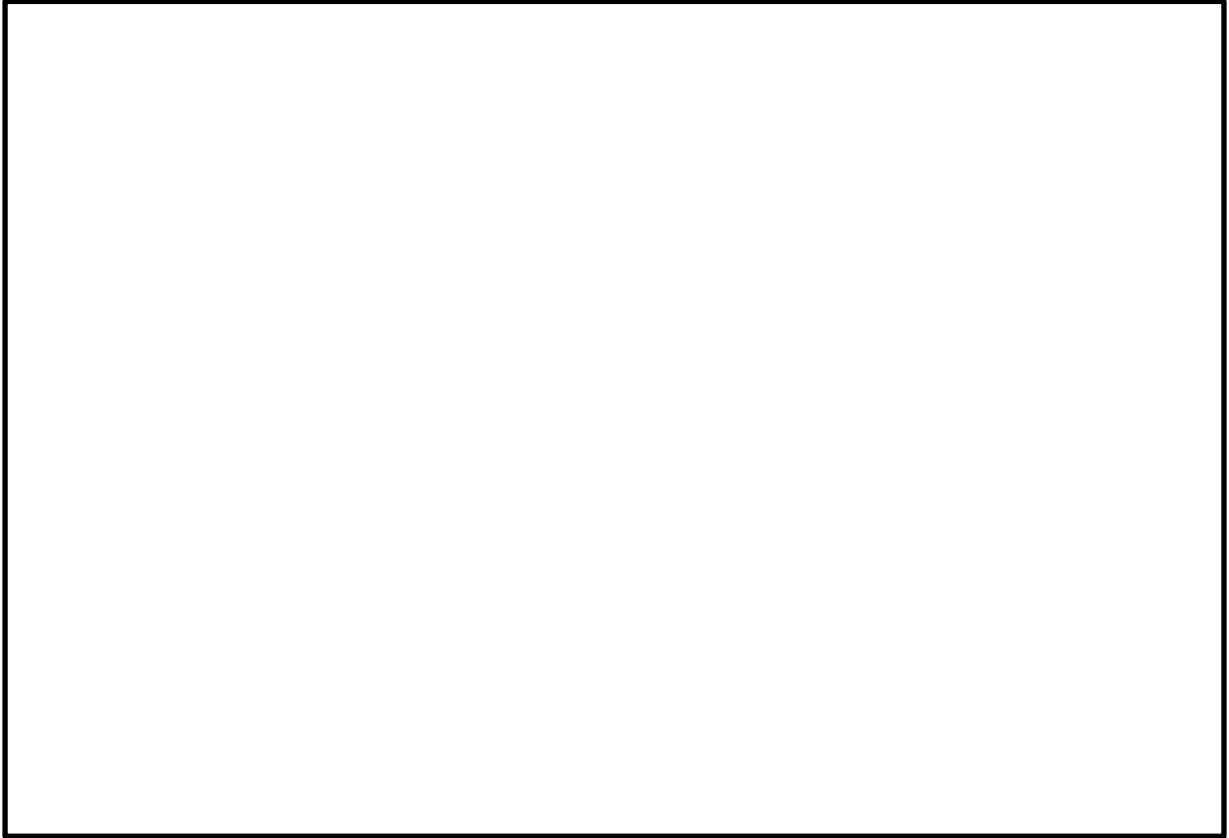


図 1-7 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 1-8 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

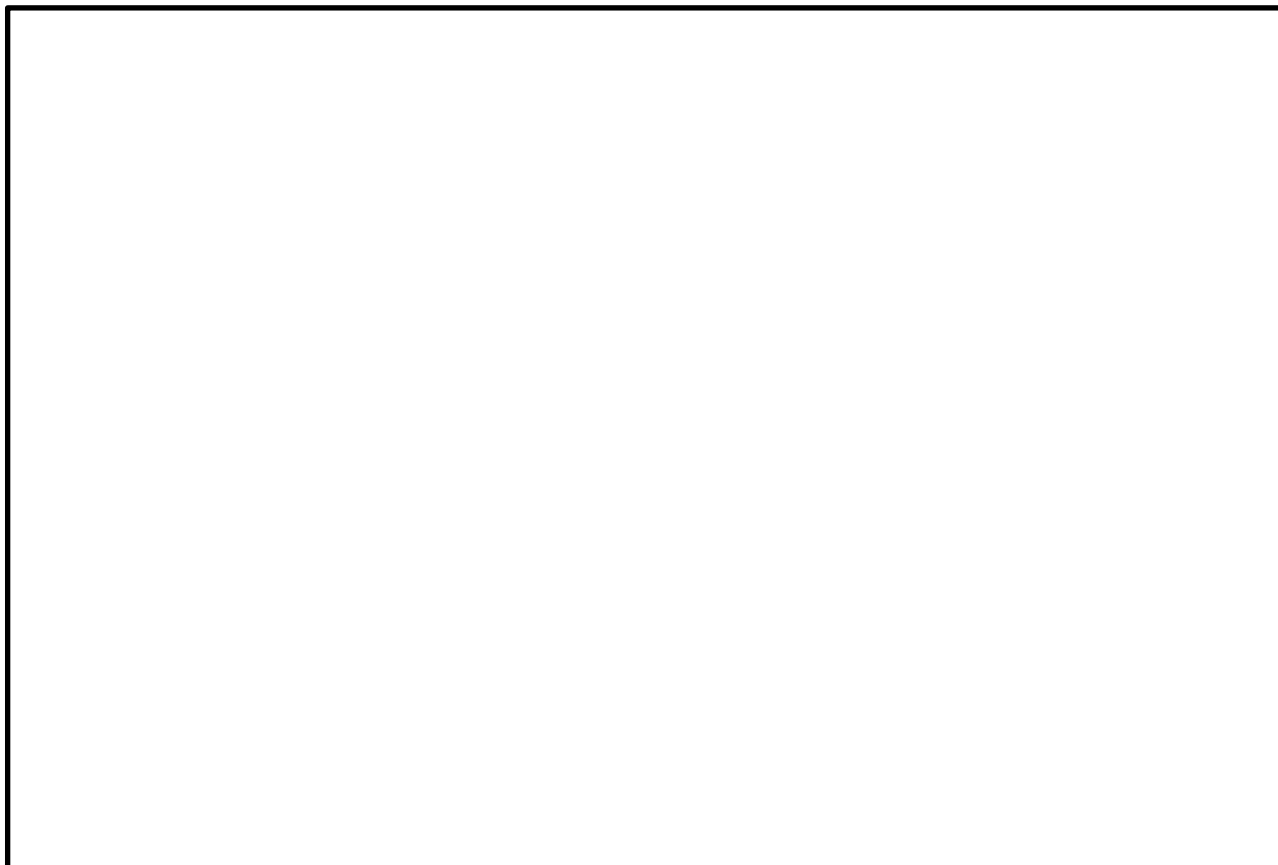


図 1-9 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

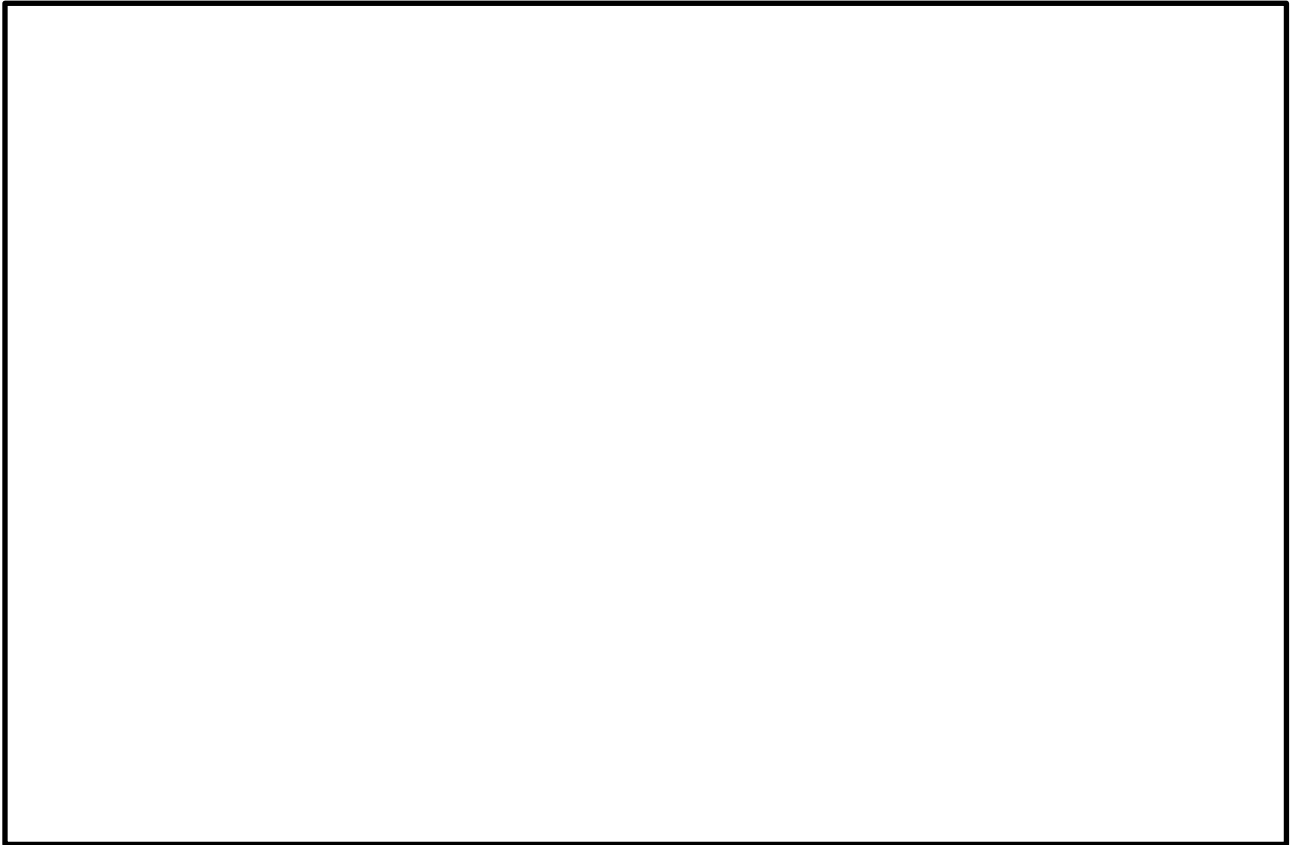


図 1-10 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 1-11 止水を期待する設備の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根 2 号炉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

1. はじめに

島根 2 号炉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が島根 2 号炉における溢水影響評価に包含されることを以下に示す。

2. 島根 2 号炉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 号炉において、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。当該配管は新管に取り替え済みであり、本件同様にゴムライニングを採用している箇所について随時開放点検を実施中である。

本事象による溢水量は、約 0.45m^3 であり、想定破損による溢水影響評価に包含されることを確認した。原子炉補機海水系の海水漏えい事象と原子炉補機海水系想定破損の比較を表 1 に示す。

表 1 原子炉補機海水系海水漏えい事象と原子炉補機海水系想定破損の比較

	破損状況	溢水量
原子炉補機海水系の海水漏えい事象	貫通孔 (ピンホール)	約 0.45m^3
原子炉補機海水系の想定破損※	貫通クラック	457m^3

※ 原子炉補機海水系（呼び径：700A，運転温度： 40°C ，運転圧力： 0.98MPa ）は低エネルギー配管であるため、評価ガイドに基づき貫通クラックによる破損を想定する。

設置許可基準第十二条の要求について

1. はじめに

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おり、この要求への対応について整理する。

2. 要求事項

第十二条における要求事項と内部溢水影響評価での対応を以下のとおり整理する。

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、重要度の特に高い安全機能を有する系統に関して、評価ガイドの要求に従い、防護対象設備として選定する。</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>想定する溢水に対して、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）を確認する。</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、外部事象を考慮しても、溢水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する。</p>

3, 第十二条 第2項への適合について

(1) 定義

「多重性」, 「多様性」, 「独立性」の定義については, 設置許可基準規則 第二条第2項にて以下のように定められている。

設置許可基準規則 第二条	設置許可基準規則の解釈
<p>第2項</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>3 第2項第18号に規定する「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。</p>

(2) 確認プロセス

本文表 2-2 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・独立性確保に関して, 以下のフロー図 (図 3-1) 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表 3-1 にまとめる。

結果として, いずれの機能に対しても多重性・多様性・独立性に問題ないことを確認する。

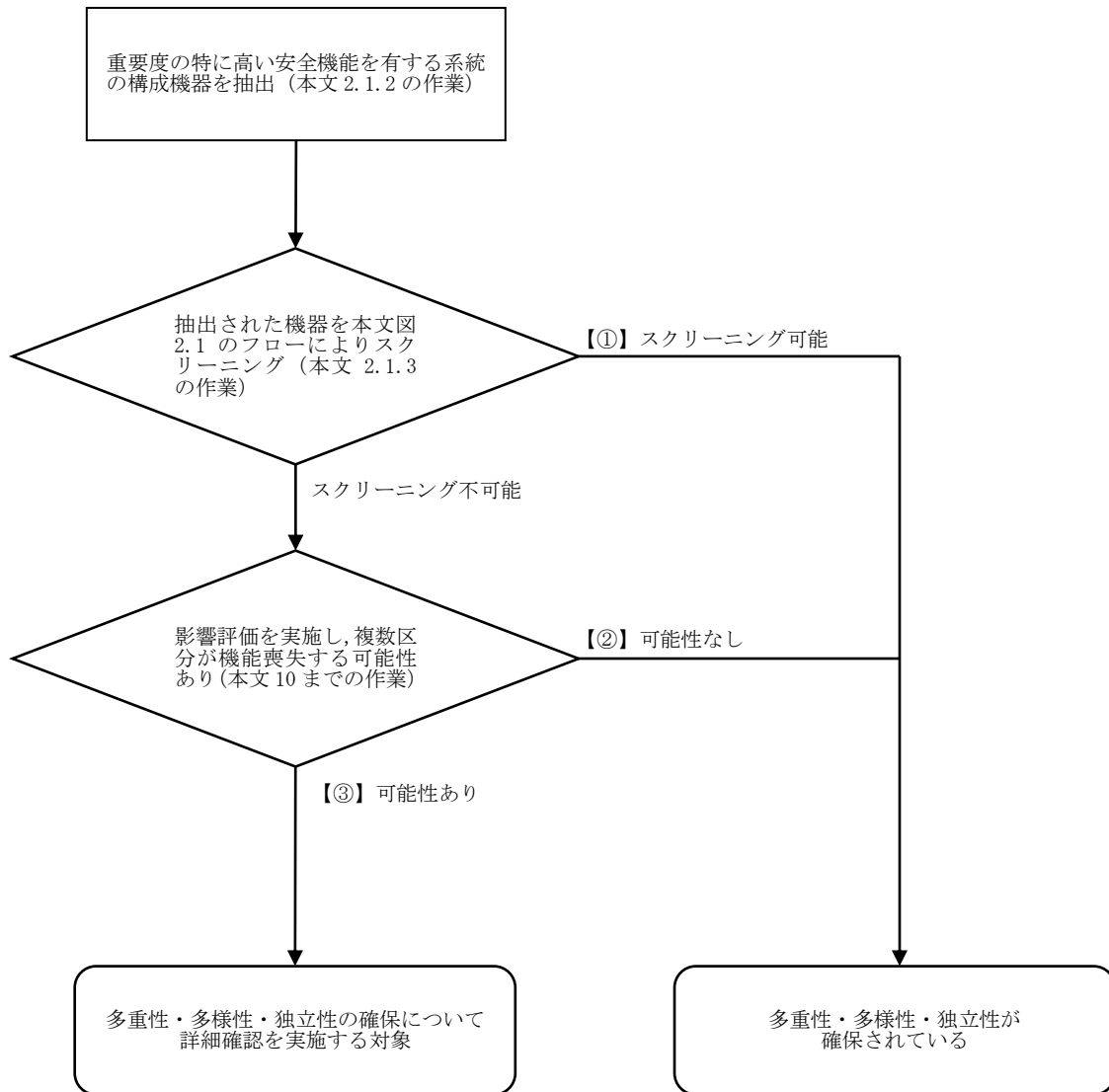


図 3-1 多重性・多様性・独立性の確保に関する確認フロー

表 3-1 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
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
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	中央制御室換気系

(3) 詳細確認

非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系及び中央制御室換気系は、いず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、以下に示すとおり、区画内及び区画外からの溢水の影響がない事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 25 に整理する。

a. 想定破損による溢水の影響

非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系及び中央制御室換気系の機器が設置されている区画においては、補足説明資料 18 に示すガイド附属書 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」に基づいた応力評価、減肉等の評価を実施し、溢水の影響がないよう適切な管理を実施することとする。また、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。

b. 消火水による溢水の影響

非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系及び中央制御室換気系の機器が設置されている区画においては、固定式消火設備を設置し、消火栓からの放水を行わないことから、消火活動に伴う溢水の影響はない。また、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。

c. 地震時の溢水の影響

非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系の機器が設置されている区画においては、当該機器に被水の影響を与える流体を内包する配管に対し、基準地震動 S_s に対する耐震性を確保することから、被水により機能喪失することはない。中央制御室換気系の機器が設置されている区画においては、区画内の流体を内包する配管に対し、基準地震動 S_s に対する耐震性を確保することから、区画内での溢水が発生しない。

また、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。

4. 第十二条 第3項への適合について

(1) 外部事象による溢水影響の考慮

各外部事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、純水タンク・ろ過水タンク等の屋外タンクを外部事象による影響を確認する対象とする。

想定される外部事象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、表 4-1 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、直接的な影響のうち、地震・津波に関しては本審査資料の該当箇所にて、その他の外部事象に関しては各外部事象に関する審査にて説明する。

表 4-1 外部事象による溢水影響(1/3)

No.	外部事象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
1	地震	本事象による直接的な溢水影響はない。	<地震動> 地震によるタンク損傷の可能性があるが、屋外タンク等の溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 (1) 地震起因による屋外タンクからの溢水影響」を参照。
2	津波	津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、設計基準津波は地震起因の溢水水位に包含される (No. 1参照)。	<浸水> 設計基準津波は屋外タンクへは到達しないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。
3	洪水	発電所の近くには、発電所に影響を及ぼすような河川等はないため、溢水影響はない。	<浸水> 発電所の近くには、発電所に影響を及ぼすような河川等はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。
4	風 (台風)	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重 (風荷重, 衝突荷重) > 敷地付近で観測された瞬間最大風速の観測記録56.5m/sは設計竜巻の最大風速92m/s以下であり、竜巻評価に包含される (No. 5参照)。
5	竜巻	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重 (風荷重, 衝突荷重) > 設計竜巻による飛来物により、屋外タンクが破損した場合に発生する溢水水位は地震起因の溢水水位に包含される (No. 1参照)。
6	凍結	本事象による直接的な溢水影響はない。	<内圧上昇> 敷地付近で観測された最低気温の観測記録-8.7℃に対して、屋外機器で凍結のおそれのあるものについては凍結防止対策を施しているため、本事象による屋外タンクの損傷はない。
7	降水	敷地付近で観測された最大1時間降水量の観測記録は77.9mmであり、溢水防護対象設備が設置されている建物及び構築物のカーブ高さを超えないため、溢水影響はない。	<荷重 (堆積荷重) > タンク上部への滞留については、タンク上部の形状から滞留の可能性はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。

表 4-1 外部事象による溢水影響(2/3)

No.	外部事象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
8	積雪	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（堆積荷重）> 敷地付近で観測された最大積雪深さは100cmであり、積雪により屋外タンク等が破損した場合に発生する溢水水位は地震起因の溢水水位に包含される（No.1参照）。</p>
9	落雷	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><雷サージ及び誘導電流> 本事象による屋外タンクの損傷はない。</p>
10	地滑り・土石流	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（衝突荷重）> 【地滑り】 地滑り地形の範囲に屋外タンクは存在しないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。 【土石流】 土石流によるタンク損傷の可能性があるが、屋外タンク等の溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1（2）土石流による屋外タンク等からの溢水影響」を参照。</p>
11	火山の影響	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（堆積荷重）> 降下火砕物の層厚は文献調査等の結果から56cm程度であり、降下火砕物により屋外タンク等が破損した場合に発生する溢水水位は地震起因の溢水水位に包含される（No.1参照）。</p> <p><腐食> 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響が考えられるが、腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管理を行うことにより、本事象による屋外タンクの損傷はない。</p>
12	生物学的事象	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><海生生物（くらげ等）の襲来による取水口閉塞> 本事象による屋外タンクの損傷はない。</p> <p><小動物によるケーブル類の損傷等> 本事象による屋外タンクの損傷はない。</p>
13	飛来物（航空機落下）	航空機落下確率評価結果は、約 8.2×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないため、航空機落下による溢水は考慮しない。	<p><荷重（衝突荷重）> 航空機落下確率評価結果は、約8.2×10^{-8}回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である10^{-7}回/炉・年を超えないため、本事象による屋外タンクの破損は考慮しない。</p>
14	ダムの崩壊	発電所の近くには、崩壊により発電所に影響を及ぼすようなダムはないため、ダムの崩壊による溢水は考慮しない。	<p><荷重> 発電所の近くには、崩壊により発電所に影響を及ぼすようなダムはないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。</p>

表 4-1 外部事象による溢水影響(3/3)

No.	外部事象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
15	火災・爆発	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><熱影響></p> <p>防火帯林縁からの離隔距離がとられているため、森林火災による熱影響はない。万一、熱影響があった場合はタンク保有水によって吸収されるため、本事象による屋外タンクの損傷はない。</p> <p>また、発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート等の石油工業関連施設はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。</p>
			<p><ばい煙による影響></p> <p>本事象による屋外タンクの損傷はない。</p>
			<p><爆風及び飛来物></p> <p>発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート等の石油工業関連施設はないため、近隣工場等の爆発による屋外タンクの損傷はない。</p>
16	有毒ガス	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象による屋外タンクの損傷はない。
17	船舶の衝突	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（衝突荷重）></p> <p>発電所の周辺海域には、主要な船舶の航路はなく、船舶の衝突による発電所への影響はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。</p>
18	電磁的障害	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象による屋外タンクの損傷はない。

内部溢水により想定される事象について

島根2号炉では、内部溢水の影響軽減対策として、原子炉の安全停止を達成し、維持するために必要な系統は、内部溢水によって同時に機能が喪失しないように系統分離等の対策を講じており、安全停止パスを確保することとしている。

その上で、内部溢水により原子炉に外乱が及ぶ場合について、重畳事象も含めどのような事象が起こる可能性があるかを分析し、内部溢水による影響範囲を評価し、緩和設備に対する機能維持状態を確認し、低温停止が可能であることを確認する。

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溢水防護対象設備は、溢水影響評価結果に基づき、機能を喪失する設備は機能喪失を仮定し、それ以外の溢水防護対象設備は機能が維持される。
- ・原子炉建物（以下「R/B」という。）又はタービン建物（以下「T/B」という。）において内部溢水が発生することを仮定し、当該建物内の溢水防護対象設備以外のものは溢水影響を仮定する。
- ・R/B 又は T/B において発生した内部溢水は、当該の建物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あたっては、ある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かについて、安全停止パスの確認と同様に全ての区画について評価することが考えられる。そのためには、常用系設備等の溢水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、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ないことから、溢水防護対象設備に該当しない常用系設備等は、設置された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評価することとする。以上を踏まえ、R/B 及び T/B 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み合わ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み合わせを選定し、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（図 1-1 参照）。

【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主要な要因を抽出する（図 2-1 参照）。

【ステップ 2】

原子炉に有意な影響を与える主要な要因を誘発する故障を抽出する（図 2-1 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区画を分析する。ここでは、常用系設備等の溢水防護対象設備に該当しない設備は、設置された区画によらず、溢水影響を受ける可能性があるかと仮定する。その際、R/B 及び T/B の一方の建物における溢水の影響は他方の建物に及ばないとする（図 2-1 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、各建物で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定にあたっては、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、原子炉再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）のトリップについては、溢水の規模により 1 台トリップから全台トリップまで考えられるが、最も厳しくなる全台トリップを想定する。）（図 2-1 参照）。

【ステップ 5】

各建物で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組み合わせ毎に、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】

各建物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】

安全評価審査指針に従い、原子炉停止機能、炉心冷却機能及び放射能閉じ込め機能に単一故障を想定する。

なお、ここでは溢水影響評価結果に基づき、機能を喪失する設備は機能喪失していることを前提に、機能維持する溢水防護対象設備に単一故障を更に重ねる。

【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、事象の収束ができることを確認する。

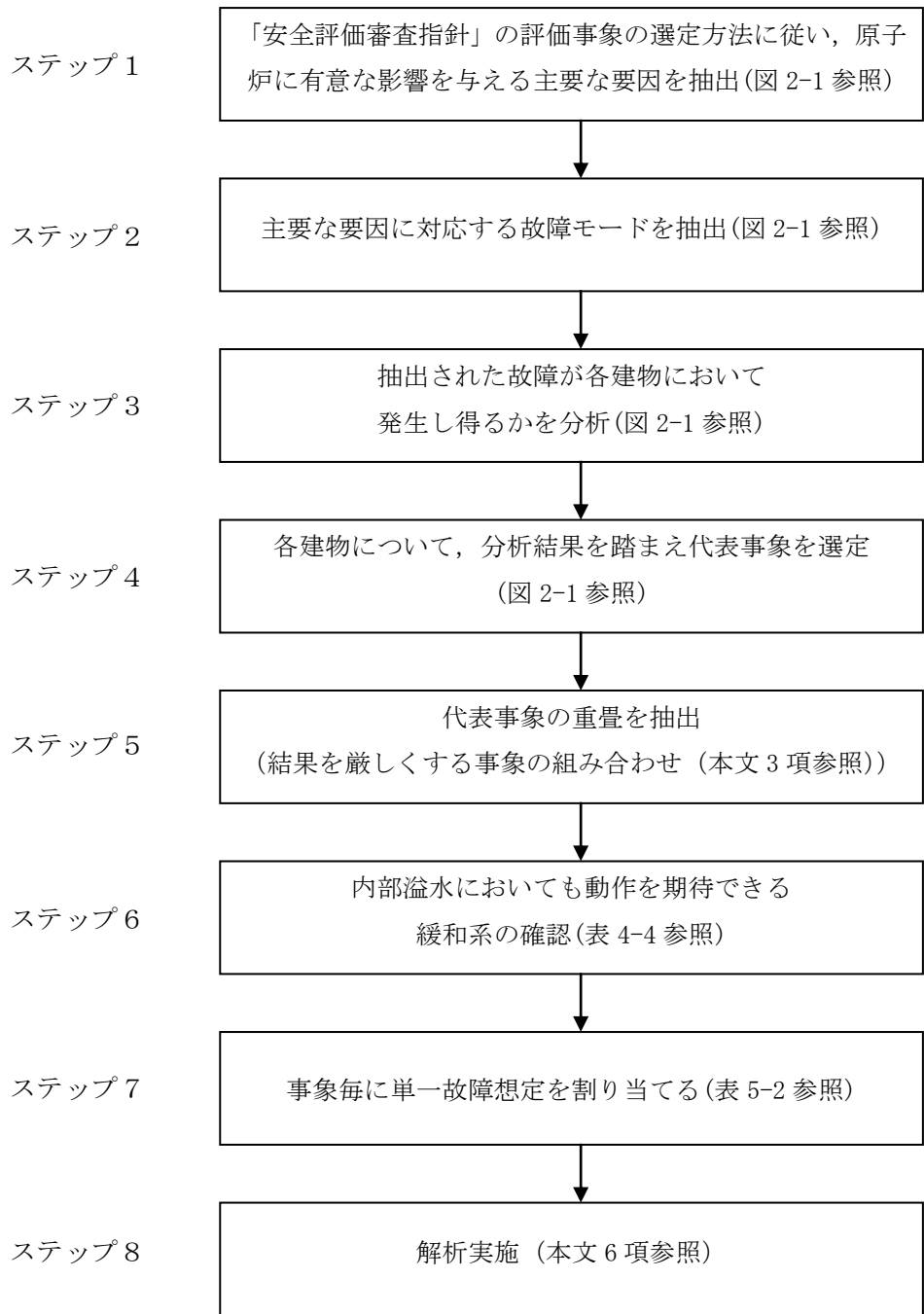


図 1-1 評価プロセス

2. 代表事象の抽出【ステップ1, 2, 3, 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図 2-1 に示す。また、同図において、抽出した故障が、R/B 及び T/B において発生し得るかを分析し、各建物において抽出した代表事象を示す。

図 2-1 において抽出された、R/B 及び T/B 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表 2-1 に示す。

表 2-1 抽出された代表事象

抽出された代表事象	R/B	T/B
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	○	—
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）	○	—※1
給水制御系の故障※2	○	○
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 T/B ではより厳しい給水流量の全喪失を想定

※2 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項にて抽出したR/B及びT/B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。結果について表3-1及び表3-2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表3-3に示す。

表3-1 R/Bにおける抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由 ^{※1}
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）
X	RCICの誤起動	考慮	—

表3-2 T/Bにおける抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由 ^{※1}
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	—

※1 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では再循環ポンプの慣性が大きく、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、重畳しても結果は厳しくならない。
- ② 圧力が低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。
- ③ 出力が低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。

表 3-3 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（炉心流量）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（レベル8）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、主蒸気隔離弁が誤閉止し、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。
RCIC の誤起動	原子炉の出力運転中に、RCIC が誤起動し、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、発電機負荷遮断により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 項で抽出し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、重畳の組み合わ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つの事象の組み合わせについて、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み合わ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、厳しくなる組み合わせが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。

(1) R/Bにおける代表事象の重畳

表 3-1 に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表 3-4 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」及び「給水制御系の故障」は、いずれも主要弁の閉止を伴う圧力上昇事象である。

これらの事象のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」は、タービン・バイパス弁に期待することができないため、圧力上昇の観点では最も厳しい事象となる。また、出力上昇の観点では、スクラムタイミングの遅い「給水制御系の故障」が最も厳しい事象となる。

「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」は、出力ピークが最も高くなるものの、解析の初期状態が部分出力状態であること及び燃料の熱伝達遅れのため、炉心平均表面熱流束の観点からは厳しい事象とならない。

なお、「RCIC の誤起動」による注水流量の増加分は、「給水制御系の故障」による流量増加分と比べると少ないため、結果に大きな影響はない。

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表 3-6 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、R/Bにおける内部溢水を想定した場合の代表事象は、「主蒸気隔離弁の誤閉止」及び「給水制御系の故障」とする。

(2) T/Bにおける代表事象の重畳

表 3-2 に抽出した事象について、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表 3-5 に示す。

出力上昇の観点から、スクラムタイミングの遅い「給水加熱喪失」が最も厳しい結果を与える。また、表 3-7 に示すとおり、「給水加熱喪失」と「給水制御系の故障」は事象開始時に同時に発生すると、タービントリップ時の出力が高めになるため、その他の事象に比べて厳しい結果になると考えられる。

なお、後述のとおり、タービン建物における内部溢水ではタービン・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、T/Bにおける内部溢水を想定した場合の代表事象は、「給水制御系の故障+給水加熱喪失」の重畳事象とする。

表 3-4 想定される代表事象（単独事象）の解析結果（R/B 溢水発生時を想定）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力／ 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 3.5 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 207% 表面熱流束：約 74% 圧力：約 6.68MPa [gauge]	初期条件：定格出力の 57%，定格炉心流量の 39%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 0.1 秒)	原子炉圧力上昇に伴 うボイド率減少によ り出力増加	2 台ポンプトリップ により低下	出力：約 118% 表面熱流束：初期値を越 えない 圧力：約 7.09MPa [gauge]	タービン・バイパス弁 不動作時は出力約 369%，表面熱流束約 122%，圧力約 8.29MPa [gauge]
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒後)	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：初期値を超えない 表面熱流束：初期値を越 えない 圧力：約 7.99MPa [gauge]	
VIII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (原子炉水位高→ター ビントリップ→) (約 9.1 秒後)	炉心入口サブクール 増大により出力増加	— (タービントリップと 同時に 2 台ポンプトリ ップにより低下)	出力：約 115% 表面熱流束：約 111% 圧力：約 7.19MPa [gauge]	
X RCIC の誤起動	RCIC 誤作動に伴う給水流量の増加は 2%程度であり，給水制御系の故障時の流量増加分 (36%) と比べると影響は小さいため， 重畳を考慮しない				

※ 給水流量の全喪失は，事象発生後約 7 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て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の解析結果）。

表 3-5 想定される代表事象（単独事象）の解析結果（T/B 溢水発生時を想定）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力／ 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 89 秒後)	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力：約 123% 表面熱流束：約 121% 圧力：約 7.12MPa [gauge]	
III 負荷の喪失	— (フルバイパスプランのため)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	2 台ポンプトリップにより低下	出力：約 118% 表面熱流束：初期値を越えない 圧力：約 7.09MPa [gauge]	タービン・バイパス弁不作動時は出力約 369%、表面熱流束約 122%、圧力約 8.29MPa [gauge]
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒後)	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：初期値を超えない 表面熱流束：初期値を越えない 圧力：約 7.99MPa [gauge]	
VII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (原子炉水位高→タービントリップ→) (約 9.1 秒後)	炉心入口サブクール増大により出力増加	— (タービントリップと同時に 2 台ポンプトリップにより低下)	出力：約 115% 表面熱流束：約 111% 圧力：約 7.19MPa [gauge]	

※ 給水加熱器 1 段の喪失を想定。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、スクラム後の評価は同様になると考えられる。

表 3-6 重畳事象の分析 (R/B 溢水発生時)

	III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	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	—	<p>×</p> <p>スクラムタイミングが遅いIIIが出力上昇の観点からは厳しいが、IVは圧力上昇の観点で厳しくプラント挙動としては影響が大さい。重畳事象は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IVにより代表できる。</p> <p>【抽出事象：IV】</p>	<p>×</p> <p>隔離弁が閉止するVが圧力上昇の観点から厳しい。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。</p> <p>【抽出事象：V】</p>	<p>×</p> <p>スクラムタイミングが遅いVIIIの方が出力上昇並びに圧力上昇が厳しい。重畳事象は、IIIに伴う中性子束上昇により短時間でスクラムするため、単独事象であるVIIIにより代表できる。</p> <p>【抽出事象：VIII】</p>
IV 給水流量の全喪失 ＋ タービントリップ	—	—	<p>×</p> <p>タービン・バイパス弁が期待できないVが圧力上昇の観点から厳しい。重畳事象は圧力上昇の観点から、単独事象であるVにより代表できる。</p> <p>【抽出事象：V】</p>	<p>×</p> <p>(給水流量の全喪失と給水制御系の故障は相反する事象のため、重量しない。)</p>
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	—	—	—	<p>×</p> <p>スクラムタイミングが遅いVIIIの方が出力上昇が厳しくなるが、本プラントは100%タービン・バイパスプラントのため、その影響は限定的である。一方、タービン・バイパス弁が期待できないVの方が原子炉圧力上昇の観点から厳しい。重畳事象はVにより直ちにスクラムするため、圧力上昇の観点からは単独事象であるV、出力の観点からはVIIIにより代表できる。</p> <p>【抽出事象：V】 【抽出事象：VIII】</p>
VIII 給水制御系の故障	—	—	—	—

(○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい)

表 3-7 重畳事象の分析 (T/B 溢水発生時)

	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
I 給水加熱喪失	—	<p>×</p> <p>T/B での III ではタービン・パイパス弁不動作を仮定するため、プラント全体に及ぼす影響は III の方が大きくなる。 重畳事象は負荷の喪失タービン・パイパス弁不動作により直ちにスクラムする ため、単独事象である III により代表できる。</p> <p>【抽出事象： III】</p>	<p>×</p> <p>スクラムタイミングが遅い I が出力上昇の観点で厳しい。 重畳事象は IV を仮定すると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。</p> <p>【抽出事象： I】</p>	<p>○</p> <p>スクラムタイミングが遅い I が出力上昇の観点で厳しい。 重畳事象はタービントリップ時の出力が高めになるため、I が単独で発生した場合よりも厳しい事象となる。</p> <p>【抽出事象： I + VII】</p>
III 負荷の喪失	—	—	<p>×</p> <p>---の閉止速度の速い III が出力上昇の観点で厳しい。 重畳事象は弁の閉止速度が遅い III により代表できる。</p> <p>【抽出事象： III】</p>	<p>×</p> <p>T/B での III ではタービン・パイパス弁不動作を仮定するため、プラント全体に及ぼす影響は III の方が大きくなる。 重畳事象は負荷の喪失タービン・パイパス弁不動作により直ちにスクラムするため、単独事象である III により代表できる。</p> <p>【抽出事象： III】</p>
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	—	—	—	<p>×</p> <p>スクラムタイミングが遅い VII の方が出力上昇の観点から厳しい。 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。</p> <p>【抽出事象： VII】</p>
VII 給水制御系の故障	—	—	—	—

(○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい)

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】

4.1. 内部溢水による緩和設備に対する機能維持状態

内部溢水の影響軽減対策として、原子炉の安全停止を達成し、維持するために必要な系統は、内部溢水によって同時に機能が喪失しないように系統分離等の対策を講じており、安全停止パスが確保可能であることについては、別添1補足説明資料25「内部溢水影響評価における判定表」において詳細を説明する。

その上で、除熱機能の2区分のうち、1区分は機能を維持するよう対策を実施するものの、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又はフィードアンドブリード（以下「残留熱除去系等」という。）による除熱が喪失した場合、さらに、単一故障を想定すると、除熱機能が喪失する可能性がある。

このため、残留熱除去系等の制御系から実際の機器配置場所までを以下の区画及び建物を対象に調査することで「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況にあるかについて網羅的に確認した。

- (1) 中央制御室及び補助盤室
- (2) 非常用電気室
- (3) ケーブル処理室
- (4) 中央制御室外原子炉停止装置（RSS）盤室
- (5) 建物内（R/B, T/B）

(1) 中央制御室 () 及び補助盤室 (RW-1F-05N, 07N)

中央制御室及び補助盤室については、溢水源となり得る系統がなく、また、溢水影響を受ける隣接区画からの溢水による浸水がないため、緩和設備である除熱機能の喪失は発生しない。

別添1添付資料3「溢水源とする機器としない機器」において、溢水源となり得る系統がないこと、また、別添1添付資料5, 6, 7において、溢水影響を受ける隣接区画からの溢水による浸水がないことを確認した。

(2) 非常用電気室 (R-2F-04N, 05N)

非常用電気室については、溢水源となり得る系統があり、溢水による浸水の可能性がある。しかしながら、想定される浸水により、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」は発生しないため、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に緩和設備である除熱機能が喪失することはない。

別添1添付資料3「溢水源とする機器としない機器」において、溢水源となり得る系統を、また、別添1添付資料5, 6, 7において、溢水による浸水の可能性があることを確認した。

表4-1に溢水により発生可能性がある事象を抽出し、事象発生の原因となり得る設備及びその設置区画を整理し、設置区画及び溢水の流下経路における「残留熱除去系等関連機器」の設置有無を確認することで、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系等の機能喪失が発生することなく、加えて、残留熱除去系等に単一故障を想定した場合においても、低温停止が可能であることを確認した。

事象発生の原因となり得る設備と「残留熱除去系等関連機器」が同一区画又は溢水の流下経路に存在するが、個別に発生する事象の詳細確認を行い、スクラムしない事象であること及び溢水を起因とした「RCICの誤起動」は起こらないことを確認しており、低温停止に対して影響がないことを確認した。

表 4-1 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	原因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器				設置区画 ^{※1}	残留熱除去系等の同時機能喪失 ^{※2}	備考
					2D-動力変圧器	2D2-R/B-C/C	2D3-R/B-C/C	非常用ドレーン/セクタ盤(2D-L/C)			
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	ECCS等の誤起動	RCICの誤起動	RCICタービン制御盤	R-2F-05N	2D-動力変圧器				R-2F-05N	○	本過渡事象は、スクラムしない事象である。加えて事象発生の起因となり得る設備が溢水の影響を受けても誤起動は起こらない。
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化					2D2-R/B-C/C						
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化					非常用ドレーン/セクタ盤(2D-L/C)						

※1 溢水の流下経路を含め配置確認

※2 ○：機能喪失無， ×：機能喪失有

(3) ケーブル処理室 (RW-MB1F-01N, 02N, C-3F-01N, 02N)

ケーブル処理室 (RW-MB1F-01N, 02N) については、溢水源となり得る系統はなく、隣接区画からの溢水影響も受けないため、緩和設備である除熱機能の喪失は発生しない。

ケーブル処理室(C-3F-01N, 02N)については、溢水源となり得る系統はないが、溢水影響を受ける隣接区画からの溢水による浸水の可能性がある。しかしながら、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の原因となる設備及び動力ケーブルが配置されていないため、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」は発生しない。

別添1 添付資料3「溢水源とする機器としない機器」において、溢水源となり得る系統がないこと、また、別添1 添付資料5, 6, 7において、溢水影響を受ける隣接区画からの溢水による浸水がないことを確認した。

(4) 中央制御室外原子炉停止装置 (RSS) 盤室 ()

中央制御室外原子炉停止装置 (RSS) 盤室については、溢水源となり得る系統はなく、隣接区画からの溢水影響も受けないため、緩和設備である除熱機能の喪失は発生しない。

別添1 添付資料3「溢水源とする機器としない機器」において、溢水源となり得る系統がないこと、また、別添1 添付資料5, 6, 7において、溢水影響を受ける隣接区画からの溢水による浸水がないことを確認した。

(5) 建物内 (R/B, T/B) 溢水

建物内 (R/B, T/B) の各区画については、溢水源となる系統があり、また、溢水影響を受ける隣接区画からの溢水による浸水の可能性があるため、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に緩和設備である除熱機能が喪失することがないか確認する。

表 4-2 に原子炉低温停止の可否を確認する観点から、残留熱除去系等に必要となる主要なフロント系及びサポート系機器を抽出した。

表 4-3 に溢水により発生可能性がある事象を抽出し、事象発生の原因となり得る設備及びその設置区画を整理し、設置区画及び溢水の流下経路における「残留熱除去系等関連機器」の設置有無を確認することで、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系等の機能喪失が発生することがなく、加えて、残留熱除去系等に単一故障を想定した場合においても、低温停止が可能であることを確認した。

事象発生の原因となり得る設備と「残留熱除去系等関連機器」が同一区画又は溢水の流下経路に存在する場合もあるが、個別に発生する事象の詳細確認を行い、スクラムしない事象であること及び PCV 内で発生する溢水としては LOCA が考え

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

られるが、溢水を起因とした LOCA は想定されないこと等を確認しており、低温停止に対して影響がないことを確認した。

図 4-1 に、溢水防護区画の設定の状況を示す。

以上より、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系等が機能喪失する事象がないことを確認した。この結果より、主要建物における溢水において、単一故障を想定した場合においても残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能であることを確認した。

表 4-2 残留熱除去系等フロント系及びサポート系機器 (1/4)

フロント系/ サポート系	系統	機器	設置区画※
フロント系	RHR	A-RHR ポンプ 炉水戻り弁	R-B2F-31N
		B-RHR ポンプ 炉水戻り弁	R-B2F-31N
		A-RHR テスト弁	R-B2F-31N
		B-RHR テスト弁	R-1F-10N
		A-RHR ポンプ ミニマムフロー弁	R-B2F-02N
		B-RHR ポンプ ミニマムフロー弁	R-B2F-15N
		C-RHR ポンプ ミニマムフロー弁	R-B2F-03N
		A-RHR ポンプ トーラス水入口弁	R-B2F-02N
		B-RHR ポンプ トーラス水入口弁	R-B2F-15N
		C-RHR ポンプ トーラス水入口弁	R-B2F-03N
		A-RHR 熱交水室入口弁	R-1F-30N
		B-RHR 熱交水室入口弁	R-1F-10N
		A-RHR 熱交バypass弁	R-1F-30N
		B-RHR 熱交バypass弁	R-1F-10N
		A-RHR 注水弁	R-1F-07-2N
		B-RHR 注水弁	R-2F-15N
		C-RHR 注水弁	R-2F-15N
		RHR 炉水入口内側隔離弁	PCV 内
		RHR 炉水入口外側隔離弁	R-B2F-31N
		A-RHR ポンプ 炉水入口弁	R-B2F-02N
		B-RHR ポンプ 炉水入口弁	R-B2F-15N
		A-残留熱除去ポンプ	R-B2F-02N
		B-残留熱除去ポンプ	R-B2F-15N
		C-残留熱除去ポンプ	R-B2F-03N
	LPCS	LPCS ポンプ 入口弁	R-B2F-09N
		LPCS 注水弁	R-1F-32N
		LPCS ポンプ ミニマムフロー弁	R-B2F-31N
		低圧炉心スプレイポンプ	R-B2F-09N

※ 別添 1 本文「4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定」記載の区画番号

表 4-2 残留熱除去系等フロント系及びサポート系機器 (2/4)

フロント系/ サポート系	系統	機器	設置区画※
フロント系	MS	A-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		B-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		C-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		D-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		E-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		F-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		G-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		H-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		J-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		K-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		L-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
		M-主蒸気逃がし安全弁	PCV 内
サポート系	RCW	A1-DG 冷却水出口弁	R-B2F-04N
		B1-DG 冷却水出口弁	R-B2F-06N
		A2-DG 冷却水出口弁	R-B2F-04N
		B2-DG 冷却水出口弁	R-B2F-06N
		A-RHR 熱交冷却水出口弁	R-2F-09N
		B-RHR 熱交冷却水出口弁	R-2F-10N
		A-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-14N
		B-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-15N
		C-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-14N
		D-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-15N
	RSW	A-RSW ポンプ 出口弁	Y-24BN
		B-RSW ポンプ 出口弁	Y-24AN
		C-RSW ポンプ 出口弁	Y-24BN
		D-RSW ポンプ 出口弁	Y-24AN
		A-RCW 熱交海水出口弁	R-1F-14N
		B-RCW 熱交海水出口弁	R-1F-15N
		A-原子炉補機海水ポンプ	Y-24BN
		B-原子炉補機海水ポンプ	Y-24AN
		C-原子炉補機海水ポンプ	Y-24BN
		D-原子炉補機海水ポンプ	Y-24AN

※ 別添 1 本文「4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定」記載の区画番号

表 4-2 残留熱除去系等フロント系及びサポート系機器 (3/4)

フロント系/ サポート系	系統	機器	設置区画※
サポート系	HVR	LPCS ポンプ室冷却機	R-B1F-13N
		A-RHR ポンプ室冷却機	R-B1F-07N
		B-RHR ポンプ室冷却機	R-B1F-01N R-B1F-08N
		C-RHR ポンプ室冷却機	R-B2F-03N
	HVRO	A-RCW ポンプ熱交換器室冷却機	R-1F-14N
		B-RCW ポンプ熱交換器室冷却機	R-2F-21N
		A-非常用 DG 室送風機	R-2F-06N
		B-非常用 DG 室送風機	R-2F-07N
		A1-非常用電気室送風機	R-3F-02N
		A2-非常用電気室送風機	R-3F-02N
		A1-非常用電気室排風機	R-3F-02N
		A2-非常用電気室排風機	R-3F-02N
		B1-非常用電気室送風機	R-3F-03N
		B2-非常用電気室送風機	R-3F-03N
		B1-非常用電気室排風機	R-3F-03N
		B2-非常用電気室排風機	R-3F-03N
	DEG	A-非常用デヒューゼラ機能	R-B2F-04N
		B-非常用デヒューゼラ機能	R-B2F-06N
	電源系	2C-動力変圧器	R-2F-04N
		2D-動力変圧器	R-2F-05N
		A-計装分電盤	RW-1F-10N
		B-計装分電盤	RW-MB1F-05N
		A-計装用無停電交流電源装置	RW-1F-10N
		B-計装用無停電交流電源装置	RW-MB1F-05N
		A-115V 系直流盤	RW-1F-10N
		B-115V 系直流盤	RW-MB1F-05N
		A-115V 系蓄電池	RW-1F-11N
		B-115V 系蓄電池	RW-MB1F-08N
A-中央分電盤		RW-1F-05N RW-1F-07N	
B-中央分電盤		RW-1F-05N RW-1F-07N	
2A-DG-C/C		R-B2F-05N	

※ 別添 1 本文「4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定」記載の区画番号

表 4-2 残留熱除去系等フロント系及びサポート系機器 (4/4)

フロント系/ サポート系	系統	機器	設置区画※	
サポート系	電源系	2A-計装-C/C	RW-1F-10N	
		2B-DG-C/C	R-B2F-08N	
		2B-計装-C/C	RW-MB1F-05N	
		2C1-R/B-C/C	R-2F-04N	
		2C2-R/B-C/C	R-M2F-01N	
		2C3-R/B-C/C	R-M2F-01N	
		非常用ポート`センタ盤 (2C-L/C)	R-2F-04N	
		非常用マタラ盤 (2C-M/C)	R-2F-04N	
		2D1-R/B-C/C	R-B1F-17-1N	
		2D2-R/B-C/C	R-2F-05N	
		2D3-R/B-C/C	R-2F-05N	
		非常用ポート`センタ盤 (2D-L/C)	R-2F-05N	
		非常用マタラ盤 (2D-M/C)	R-2F-05N	
		A-RHR・LPCS 継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	
		B・C-RHR 継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	
		A-自動減圧継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	
		B-自動減圧継電器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	
		A-ディーゼル発電機制御盤	R-B2F-05N	
		B-ディーゼル発電機制御盤	R-B2F-08N	

※ 別添1本文「4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定」記載の区画番号

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (1/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画*1	残留熱除去系等の同時機能喪失*2	備考
再循環ポンプ速度の増加	速度制御器増加要求信号誤発生	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	A-再循環ポンプ MGモト	R-1F-02N	-	-	○	-
			B-再循環ポンプ MGモト					
給水温度の低下	抽気逆止弁の誤閉止	給水加熱喪失	A-原子炉再循環ポンプ	(PCV 内)	RHR 炉水入口内側隔離弁 A~H-主蒸気逃がし安全弁 J~M-主蒸気逃がし安全弁	(PCV 内)	○	※3
			B-原子炉再循環ポンプ					
			A-再循環ポンプ MGモト					
			B-再循環ポンプ MGモト					
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉給水制御系増信号誤発生	給水制御系の故障	A-原子炉再循環ポンプ	(PCV 内)	RHR 炉水入口内側隔離弁 A~H-主蒸気逃がし安全弁 J~M-主蒸気逃がし安全弁	(PCV 内)	○	※3
			B-原子炉再循環ポンプ					
給水流量の増加	予備給復水ポンプの誤起動	給水制御系の故障	抽気逆止弁	T/B	-	-	○	-
			給水加熱器					
			給水加熱器トランス(水位調節弁廻り)					
			ターボ駆動原子炉給水ポンプ					
			電動機駆動原子炉給水ポンプ					
			給水流量調節弁後弁					
			起動用給水流量調節弁後弁					
			電動機駆動原子炉給水ポンプ 入口弁					
			給水流量調節弁					
			起動用給水流量調節弁					
復水昇圧ポンプ								
復水昇圧ポンプ 出口弁								
復水昇圧ポンプ 入口弁								
復水ポンプ								
復水ポンプ 出口弁								
復水ポンプ 入口弁								

※1 溢水の流下経路を含め配置確認 ※2 ○：機能喪失無， ×：機能喪失有

※3 PCV 内で発生する溢水としては LOCA が考えられるが、溢水を起因とした LOCA は想定されないため、原子炉冷却材流量制御系の誤動作は発生しない

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (2/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画*1	残留熱除去系等の同時機能喪失**2	備考		
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	HPCS の誤起動	HPCS の誤起動	高圧炉心スグレポンプ*	R-B2F-10N	LPCS ボンプ 入口弁 低圧炉心スグレポンプ	R-B2F-09N	○	※3		
			HPCS の誤起動	HPCS の誤起動	HPCS 注水弁	R-1F-33N	LPCS 注水弁	R-1F-32N	○	※3
							B-RHR 戻り弁	R-1F-10N		
							B-RHR 熱交換水室入口弁			
							B-RHR 熱交換ハイス弁			
							A-RHR 注水弁	R-1F-07-2N		
							A-RHR 戻り弁	R-B2F-31N		
							LPCS ボンプ 2号機700-弁			
							A-RHR ボンプ 炉水戻り弁			
							B-RHR ボンプ 炉水戻り弁			
							RHR 炉水入口外側隔離弁	R-B2F-02N		
			A-RHR ボンプ 2号機700-弁							
			A-RHR ボンプ トランス水入口弁							
			A-残留熱除去ボンプ*							
			RCIC の誤起動	RCIC の誤起動	RCIC ケービンの蒸気入口弁 RCIC ケービンの蒸気加減弁 RCIC 注水弁	R-B2F-01N	A-RHR ボンプ 炉水入口弁	R-B2F-03N	○	※3
C-RHR ボンプ 2号機700-弁										
C-RHR ボンプ トランス水入口弁										
C-残留熱除去ボンプ*										
C-RHR ボンプ 室冷却機										
LPCS ボンプ 入口弁 低圧炉心スグレポンプ	R-B2F-09N									

※1 溢水の流下経路を含め配置確認 ※2 ○：機能喪失無、×：機能喪失有

※3 本過渡事象は、スクラムしない事象である。加えて事象発生の起因となり得る設備が溢水の影響を受けても誤起動は起こらない

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (3/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画※1	残留熱除去系等の同時機能喪失※2	備考		
再循環ループの誤起動	再循環ポンプの誤起動	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	A-再循環ポンプ MG セット	R-1F-02N	—	—	○	※3		
			B-再循環ポンプ MG セット							
			A-原子炉再循環ポンプ	(PCV 内)	RHR 炉水入口内側隔離弁	—	○	—		
			B-原子炉再循環ポンプ							
			A-原子炉再循環ポンプ 入口弁							
			B-原子炉再循環ポンプ 入口弁							
			A-原子炉再循環ポンプ 出口弁	T/B	—	—	○	—		
			B-原子炉再循環ポンプ 出口弁							
	蒸気加減弁閉止	蒸気加減弁	負荷の喪失	蒸気加減弁	T/B	—	—	○	—	
				圧力制御装置 (タービン制御系 EHC)						
主蒸気止め弁閉止	主蒸気止め弁閉止	負荷の喪失 給水流量の全喪失 + タービントリップ	主蒸気止め弁	T/B	—	—	○	—		
			主蒸気内側隔離弁							
弁の閉止	主蒸気隔離弁閉信号誤発生	主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気内側隔離弁	(PCV 内)	RHR 炉水入口内側隔離弁 A~H-主蒸気逃がし安全弁 J~M-主蒸気逃がし安全弁	(PCV 内)	○	※4		
			主蒸気外側隔離弁							
			R-1F-09N R-1F-26N	—	—	B-RHR 注水弁	R-1F-10N	—	—	—
						B-RHR 熱交水室入口弁				
						B-RHR 熱交パイプ弁	R-1F-07-2N	—	—	—
						A-RHR 注水弁				
						A-RHR 注水弁	R-B2F-3IN	—	○	※5
						A-RHR 注水弁				
						LPCS ポンプ ミニマムポンプ				
						A-RHR ポンプ 炉水戻り弁				
B-RHR ポンプ 炉水戻り弁	—	—	—	—	—	—	—			
RHR 炉水入口外側隔離弁										

※1 溢水の流下経路を含め配置確認 ※2 ○：機能喪失無， ×：機能喪失有

※3 本過渡事象は、スクラムしない事象である。加えて事象発生の起因となり得る設備が溢水の影響を受けても誤起動は起こらない

※4 PCV 内で発生する溢水としては LOCA が考えられるが、溢水を起因とした LOCA は想定されないため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動及び主蒸気隔離弁の誤閉止は発生しない

※5 溢水影響評価の結果、残留熱除去系等関連機器は機能喪失しない

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (4/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画※1	残留熱除去系等の同時機能喪失※2	備考
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	自由空間体積の減少	給水制御系の故障	原子炉給水制御系増信号誤発生	タービン駆動原子炉給水ポンプ	T/B	-	○	-
			予備給復水ポンプの誤起動	電動機駆動原子炉給水ポンプ				
				給水流量調節弁後弁				
				起動用給水流量調節弁後弁				
				電動機駆動原子炉給水ポンプ入口弁				
				給水流量調節弁				
				起動用給水流量調節弁				
				復水昇圧ポンプ				
				復水昇圧ポンプ出口弁				
				復水昇圧ポンプ入口弁				
復水ポンプ								
復水ポンプ出口弁								
復水ポンプ入口弁								
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	給水温度の低下	給水加熱喪失	抽気逆止弁	T/B	-	-	○	-
			給水加熱器					
給水流量の増加	給水流量の増加	給水制御系の故障	給水加熱器トランジスタ (水位調節弁廻り)	T/B	-	-	○	-
			タービン駆動原子炉給水ポンプ					

※1 溢水の流下経路を含め配置確認

※2 ○：機能喪失無， ×：機能喪失有

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (5/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画*1	残留熱除去系等の同時機能喪失**2	備考
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	予備給復水ポンプの誤起動	給水流量の増加	電動機駆動原子炉給水ポンプ	T/B	-	-	○	-
			給水流量調節弁後弁					
			起動用給水流量調節弁後弁					
			電動機駆動原子炉給水ポンプ入口弁					
			給水流量調節弁					
			起動用給水流量調節弁					
			復水昇圧ポンプ					
			復水昇圧ポンプ出口弁					
			復水昇圧ポンプ入口弁					
			復水ポンプ					
			復水ポンプ出口弁					
			復水ポンプ入口弁					
			弁の開放					
蒸気加減弁								
圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)								
蒸気加減弁								
タービン・バイパス弁								
圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)								
タービン・バイパス弁								
圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)								
タービン・バイパス弁								
圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)								
タービン・バイパス弁								
圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)								
タービン・バイパス弁								
圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)								

*1 溢水の流下経路を含め配置確認

*2 ○：機能喪失無， ×：機能喪失有

*3 PCV 内で発生する溢水としては LOCA が考えられるが、溢水を起因とした LOCA は想定されないため、逃がし弁開放は発生しない

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (6/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画*1	残留熱除去系等の同時機能喪失*2	備考
原子炉内の熱発生又は熱除去の異常な変化 ECCS等の誤起動	HPCSの誤起動	HPCSの誤起動	高圧炉心スプレッド	R-B2F-10N	LPCSボンプ入口弁	R-B2F-09N	○	※3
					低圧炉心スプレッド			
					HPCSの誤起動	HPCSの誤起動	HPCS注水弁	R-1F-33N
	B-RHRアト弁							
	B-RHR熱交水室入口弁							
	B-RHR熱交バypass弁							
	A-RHR注水弁							
	A-RHRアト弁							
	LPCSボンプニマダワ弁							
	A-RHRボンプ炉水戻り弁							
	B-RHRボンプ炉水戻り弁							
	RHR炉水入口外側隔離弁							
	A-RHRボンプニマダワ弁							
	A-RHRボンプトラップ水入口弁							
	A-残留熱除去ボンプ							
A-RHRボンプ炉水入口弁								
C-RHRボンプニマダワ弁								
C-RHRボンプトラップ水入口弁								
C-残留熱除去ボンプ								
C-RHRボンプ室冷却機								
LPCSボンプ入口弁								
低圧炉心スプレッド								
R-B2F-09N								
RCICの誤起動	RCICの誤起動	RCIC注水弁	RCICケベツ蒸気入口弁	R-B2F-01N	A-RHRボンプニマダワ弁	R-B2F-02N	○	※3
					A-残留熱除去ボンプ			
					A-RHRボンプ炉水入口弁			
					C-RHRボンプニマダワ弁			
C-RHRボンプトラップ水入口弁								
C-残留熱除去ボンプ								
C-RHRボンプ室冷却機								
LPCSボンプ入口弁								
低圧炉心スプレッド								
R-B2F-09N								

※1 溢水の流下経路を含め配置確認 ※2 ○：機能喪失無，×：機能喪失有

※3 本過渡事象は、スクラムしない事象である。加えて事象発生の起因となり得る設備が溢水の影響を受けても誤起動は起こらない

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (7/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画※1	残留熱除去系等の同時機能喪失※2	備考
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	再循環ループの誤起動	再循環ポンプの誤起動	A-再循環ポンプ MGモト	R-1F-02N	-	-	○	-
			B-再循環ポンプ MGモト					
			A-原子炉再循環ポンプ	(PCV 内)	RRR 炉水入口内側隔離弁	○	※3	
			B-原子炉再循環ポンプ					
			A-原子炉再循環ポンプ 入口弁					
			B-原子炉再循環ポンプ 入口弁					
	A-原子炉再循環ポンプ 出口弁	R-1F-02N	-	○	-			
	B-原子炉再循環ポンプ 出口弁							
	再循環ポンプのトリップ	駆動電源喪失	原子炉冷却材流量の喪失	A-再循環ポンプ MGモト	R-1F-02N	-	○	-
				B-再循環ポンプ MGモト				
				A-再循環ポンプ MGモト	(PCV 内)	RRR 炉水入口内側隔離弁	○	※3
				B-再循環ポンプ MGモト				
A-原子炉再循環ポンプ								
B-原子炉再循環ポンプ								
A-原子炉再循環ポンプ 入口弁	R-1F-02N	-	○	-				
B-原子炉再循環ポンプ 入口弁								
再循環ポンプのトリップ	再循環ポンプトリップ/信号誤発生	原子炉冷却材流量の喪失	A-原子炉再循環ポンプ	(PCV 内)	RRR 炉水入口内側隔離弁	○	※3	
			B-原子炉再循環ポンプ					
			A-原子炉再循環ポンプ 入口弁	(PCV 内)	A~H-主蒸気逃がし安全弁	○	※3	
			B-原子炉再循環ポンプ 入口弁					
			A-原子炉再循環ポンプ 出口弁					
			B-原子炉再循環ポンプ 出口弁					
再循環ポンプ速度の増加	速度制御器増加要求信号誤発生	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	A-再循環ポンプ MGモト	R-1F-02N	-	○	-	
			B-再循環ポンプ MGモト					
			A-原子炉再循環ポンプ	(PCV 内)	RRR 炉水入口内側隔離弁	○	※3	
			B-原子炉再循環ポンプ					
			A-原子炉再循環ポンプ 入口弁					
			B-原子炉再循環ポンプ 入口弁					
A-原子炉再循環ポンプ 出口弁	(PCV 内)	A~H-主蒸気逃がし安全弁	○	※3				
B-原子炉再循環ポンプ 出口弁								

※1 溢水の流下経路を含め配置確認 ※2 ○：機能喪失無，×：機能喪失有

※3 PCV 内で発生する溢水としては LOCA が考えられるが、溢水を起因とした LOCA は想定されないため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動及び原子炉冷却材流量の喪失は発生しない

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (8/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画※1	残留熱除去系等の同時機能喪失※2	備考		
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	再循環ポンプ速度の増加	主制御器増加要求信号誤発生	A-再循環ポンプ MGセト	R-1F-02N	—	—	○	—		
			B-再循環ポンプ MGセト							
			A-原子炉再循環ポンプ							
			B-原子炉再循環ポンプ							
	弁の閉止	蒸気加減弁閉止	蒸気加減弁 圧力制御装置 (タービン制御系 EHC)	T/B	T/B	—	—	○	—	
										主蒸気止め弁
		主蒸気止め弁閉止	主蒸気内側隔離弁 主蒸気外側隔離弁	R-1F-09N R-1F-26N	T/B	R-1F-10N R-1F-07-2N	R-1F-10N R-1F-07-2N	○	※4	
										主蒸気外側隔離弁
		自由空間体積の減少	原子炉給水制御系増信号誤発生	給水制御系の故障	タービン駆動原子炉給水ポンプ	T/B	—	—	○	—

※1 溢水の流下経路を含め配置確認 ※2 ○：機能喪失無、×：機能喪失有

※3 PCV 内で発生する溢水としては LOCA が考えられるが、溢水を起因とした LOCA は想定されないため、原子炉冷却材流量制御系の誤動作及び主蒸気隔離弁の誤閉止は発生しない

※4 溢水影響評価の結果、残留熱除去系等関連機器は機能喪失しない

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (9/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画 ^{※1}	残留熱除去系等 ^{※2} の同時機能喪失	備考										
									自由空間体積の減少	予備給復水ポンプの誤起動	給水制御系の故障	電動機駆動原子炉給水ポンプ	給水流量調節弁後弁	起動用給水流量調節弁後弁	電動機駆動原子炉給水ポンプ入口弁	給水流量調節弁	起動用給水流量調節弁	復水昇圧ポンプ
原子炉冷卻材圧力又は原子炉冷卻材保有量の異常な変化	自由空間体積の減少	予備給復水ポンプの誤起動	給水制御系の故障	電動機駆動原子炉給水ポンプ	T/B	—	○	—										
				給水流量調節弁後弁														
				起動用給水流量調節弁後弁														
				電動機駆動原子炉給水ポンプ入口弁														
				給水流量調節弁														
				起動用給水流量調節弁														
				復水昇圧ポンプ														
				復水昇圧ポンプ出口弁														
				復水ポンプ														
				復水ポンプ出口弁														
復水ポンプ入口弁																		
弁の開放	逃がし弁開指令誤発生	逃がし弁開放	主蒸気逃がし安全弁	(PCV 内)	RHR 炉水入口内側隔離弁	(PCV 内)	○	※3										
				蒸気加減弁	A～H 主蒸気逃がし安全弁													
				圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)	J～M 主蒸気逃がし安全弁													
				弁の開放	蒸気加減弁開信号誤発生	原子炉圧力制御系の故障	蒸気加減弁	T/B	—	—	○	—						
								圧力制御装置最大出力信号誤発生	原子炉圧力制御系の故障	蒸気加減弁	タービン・バイパス弁	圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)	—	○	—			
																タービン・バイパス弁の誤開放	タービン・バイパス弁	圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)
								弁の開放	タービン・バイパス弁の誤開放	原子炉圧力制御系の故障	タービン・バイパス弁	T/B	—	—	○	—		
												圧力制御装置最大出力信号誤発生	原子炉圧力制御系の故障	タービン・バイパス弁	圧力制御装置 (タービン制御系 BHC)	—	○	—

※1 溢水の流下経路を含め配置確認 ※2 ○：機能喪失無， ×：機能喪失有

※3 PCV 内で発生する溢水としては LOCA が考えられるが、溢水を起因とした LOCA は想定されないため、逃がし弁開放は発生しない

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (10/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画 ^{※1}	残留熱除去系等 ^{※2} の同時機能喪失	備考
給水流量の低下	L8 信号誤発生	給水流量の全喪失 + タービントリップ	タービン駆動原子炉給水ポンプ	T/B	-	-	○	-
	原子炉給水制御系減信号誤発生	給水制御系の故障 (流量減少)	タービン駆動原子炉給水ポンプ	T/B	-	-	○	-
	復水ポンプのトリップ (駆動電源喪失)	給水流量の全喪失	復水昇圧ポンプ [※] 出口弁 復水昇圧ポンプ [※] 入口弁 復水ポンプ 復水ポンプ [※] 出口弁 復水ポンプ [※] 入口弁	T/B	-	-	○	-
給水流量の増加	原子炉給水制御系増信号誤発生	給水制御系の故障	タービン駆動原子炉給水ポンプ	T/B	-	-	○	-
	予備給復水ポンプの誤起動	給水制御系の故障	電動機駆動原子炉給水ポンプ [※] 給水流量調節弁後弁 起動用給水流量調節弁後弁 電動機駆動原子炉給水ポンプ [※] 入口弁 給水流量調節弁 起動用給水流量調節弁 復水昇圧ポンプ [※] 復水昇圧ポンプ [※] 出口弁 復水昇圧ポンプ [※] 入口弁 復水ポンプ 復水ポンプ [※] 出口弁 復水ポンプ [※] 入口弁	T/B	-	-	○	-

※1 溢水の流下経路を含め配置確認

※2 ○：機能喪失無， ×：機能喪失有

表 4-3 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (11/11)

原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)	要因に対応する故障	発生の可能性がある ある事象	事象発生の要因となり得る設備	区画	残留熱除去系等関連機器	設置区画※1	残留熱除去系等との同 時機能喪失※2	備考					
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	ECCS等の誤起動	HPCSの誤起動	HPCSの誤起動	高圧炉心スワッチボンプ	R-B2F-10N	LPCSボンプ入口弁	R-B2F-09N	○	※3				
						低圧炉心スワッチボンプ							
						HPCSの誤起動	HPCSの誤起動	HPCS注水弁	R-1F-33N	LPCS注水弁	R-1F-32N	○	※3
										B-RHRテスタ弁	R-1F-10N		
										B-RHR熱交水室入口弁			
										B-RHR熱交パイパス弁			
										A-RHR注水弁			
										A-RHRテスタ弁	R-B2F-31N		
										LPCSボンプニマダロー弁			
										A-RHRボンプ炉水戻り弁			
										B-RHRボンプ炉水戻り弁			
										RHR炉水入口外側隔離弁			
						A-RHRボンプニマダロー弁							
						RCICの誤起動	RCICの誤起動	RCICカージェン蒸気入口弁	R-B2F-01N	原子炉隔離時冷却ボンプ	R-B2F-02N	○	※3
										原子炉隔離時冷却ボンプ駆動用ケーソン			
A-RHRボンプ炉水入口弁													
A-RHRボンプニマダロー弁	R-B2F-03N												
A-RHRボンプ炉水入口弁													
C-RHRボンプニマダロー弁													
C-RHRボンプ炉水入口弁													
C-残留熱除去ボンプ	R-B2F-09N												
C-RHRボンプ室冷却機													
低圧炉心スワッチボンプ													

※1 溢水の流下経路を含め配置確認 ※2 ○：機能喪失無，×：機能喪失有

※3 本過渡事象は、スクラムしない事象である。加えて事象発生の起因となり得る設備が溢水の影響を受けても誤起動は起こらない

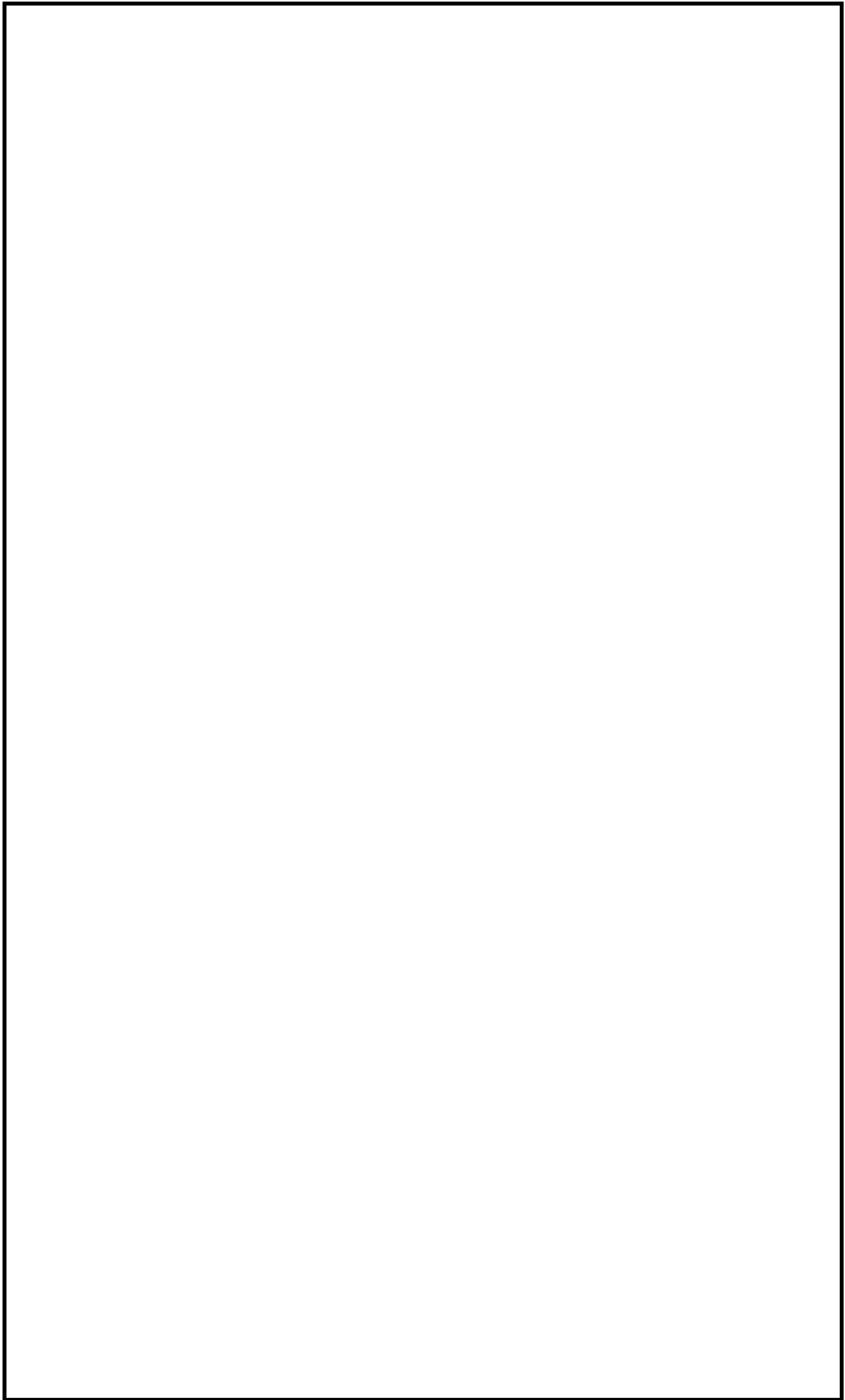


図 4-1 溢水防護区画の設定 (1/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

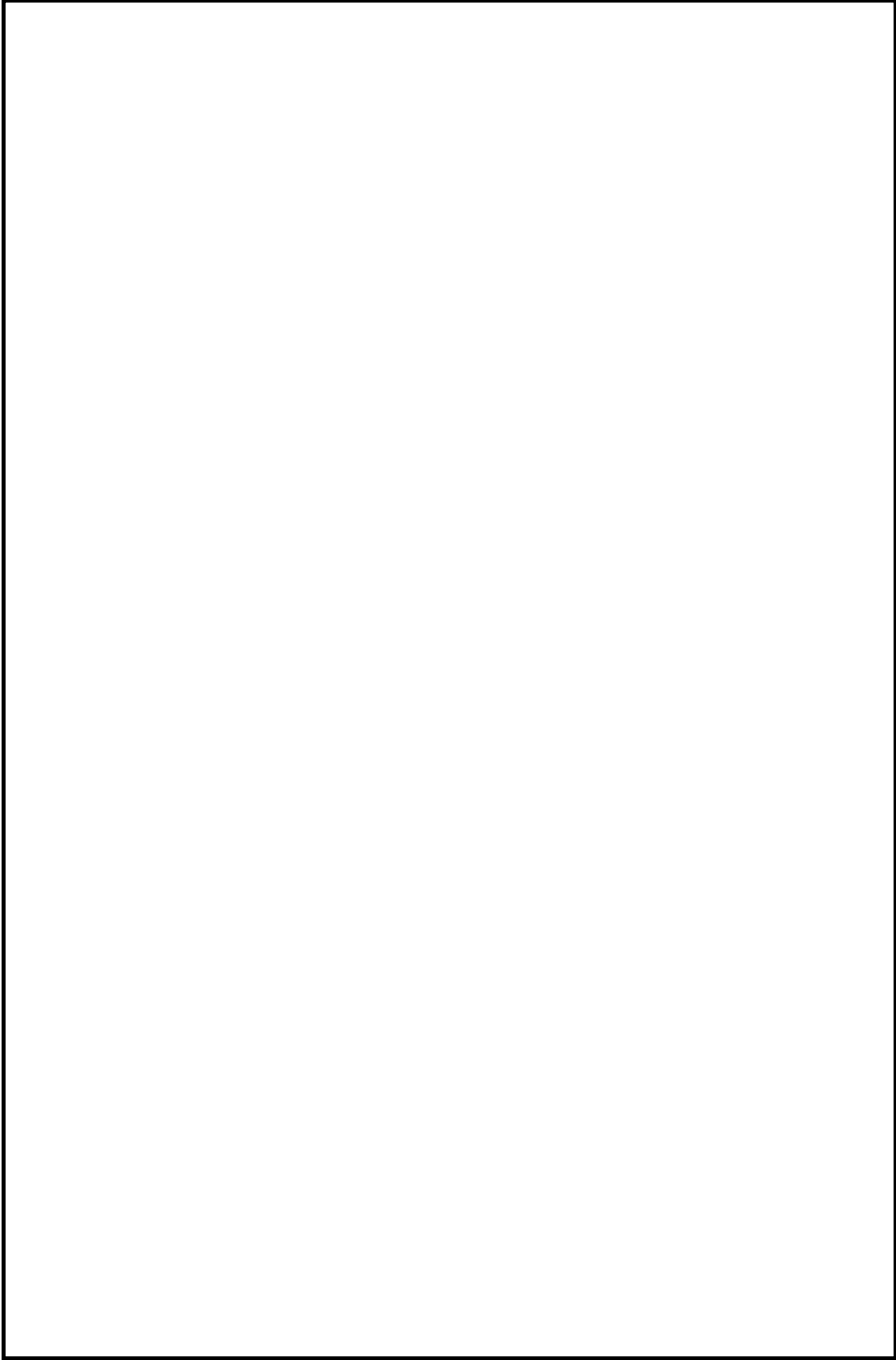


図 4-1 溢水防護区画の設定 (2/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

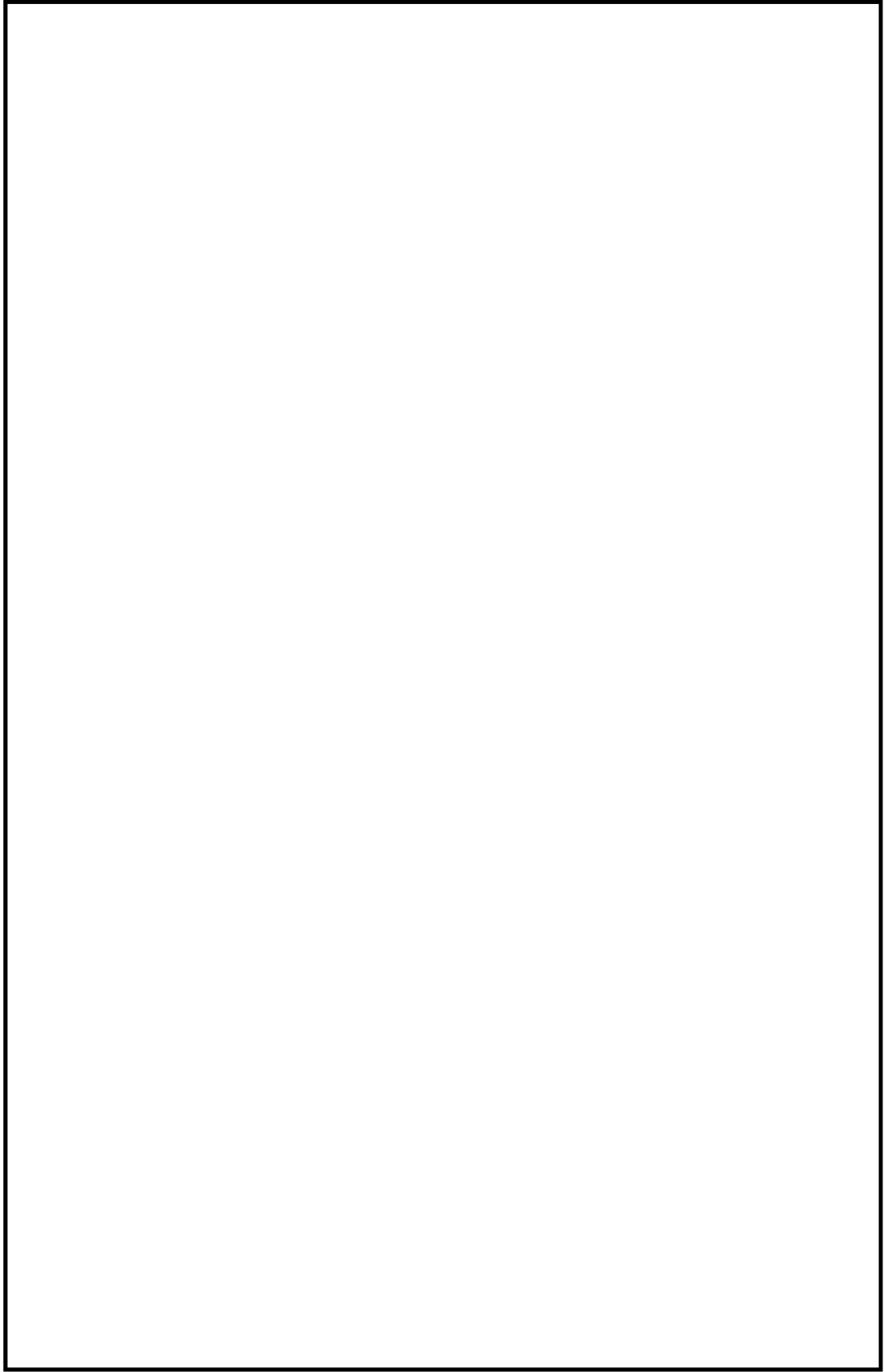


図 4-1 溢水防護区画の設定 (3/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

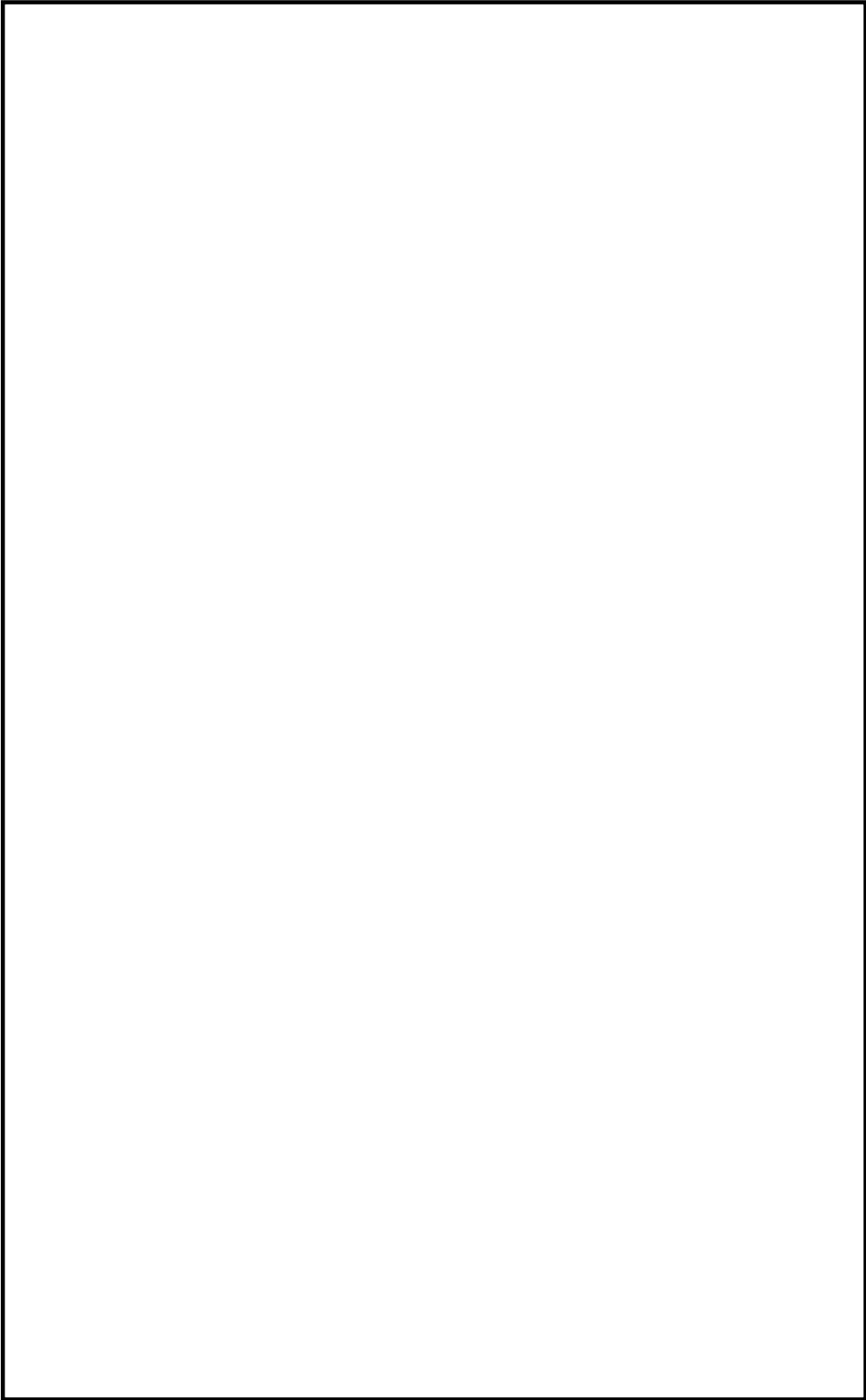


図 4-1 溢水防護区画の設定 (4/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

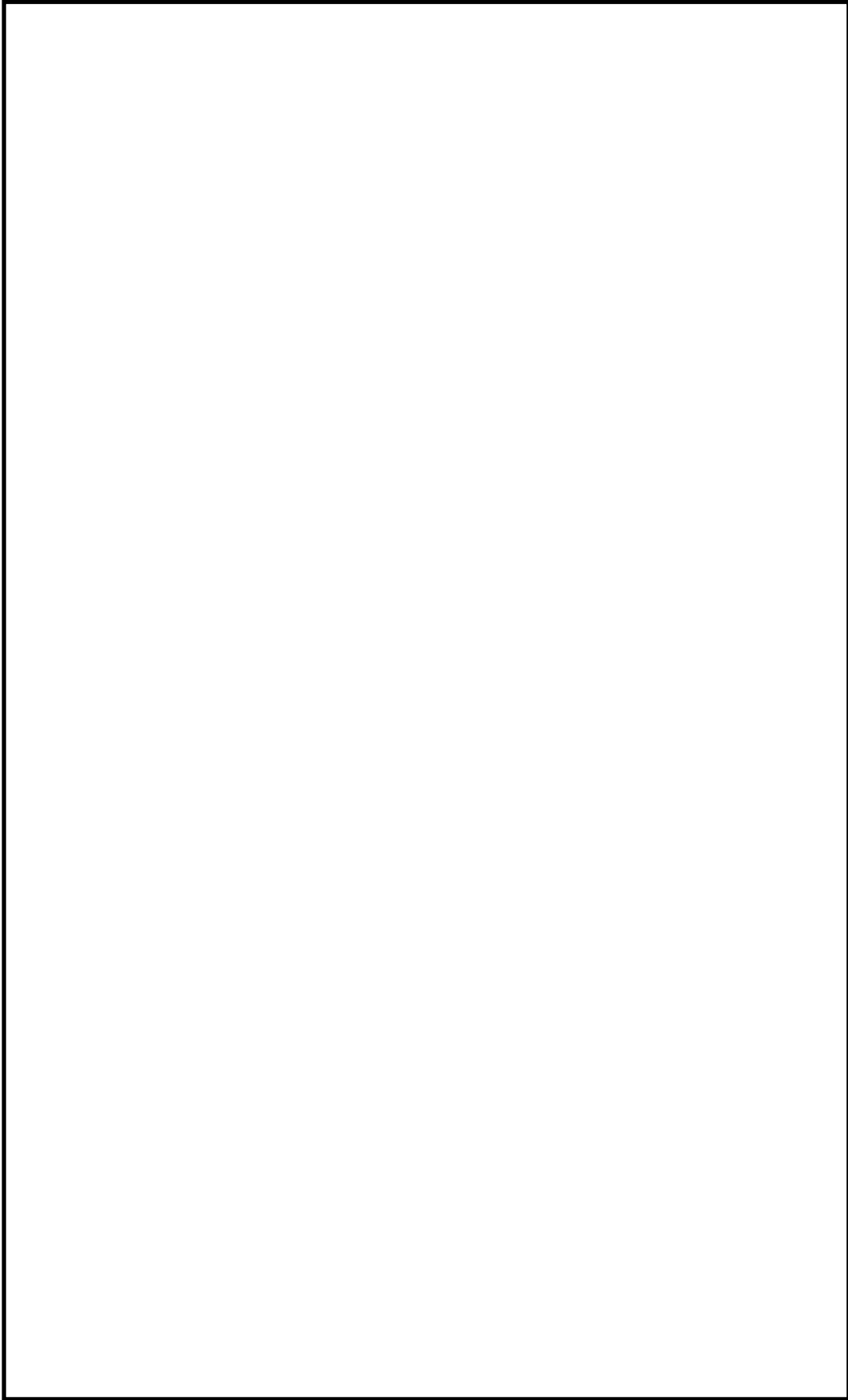


図 4-1 溢水防護区画の設定 (5/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 4-1 溢水防護区画の設定 (6/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

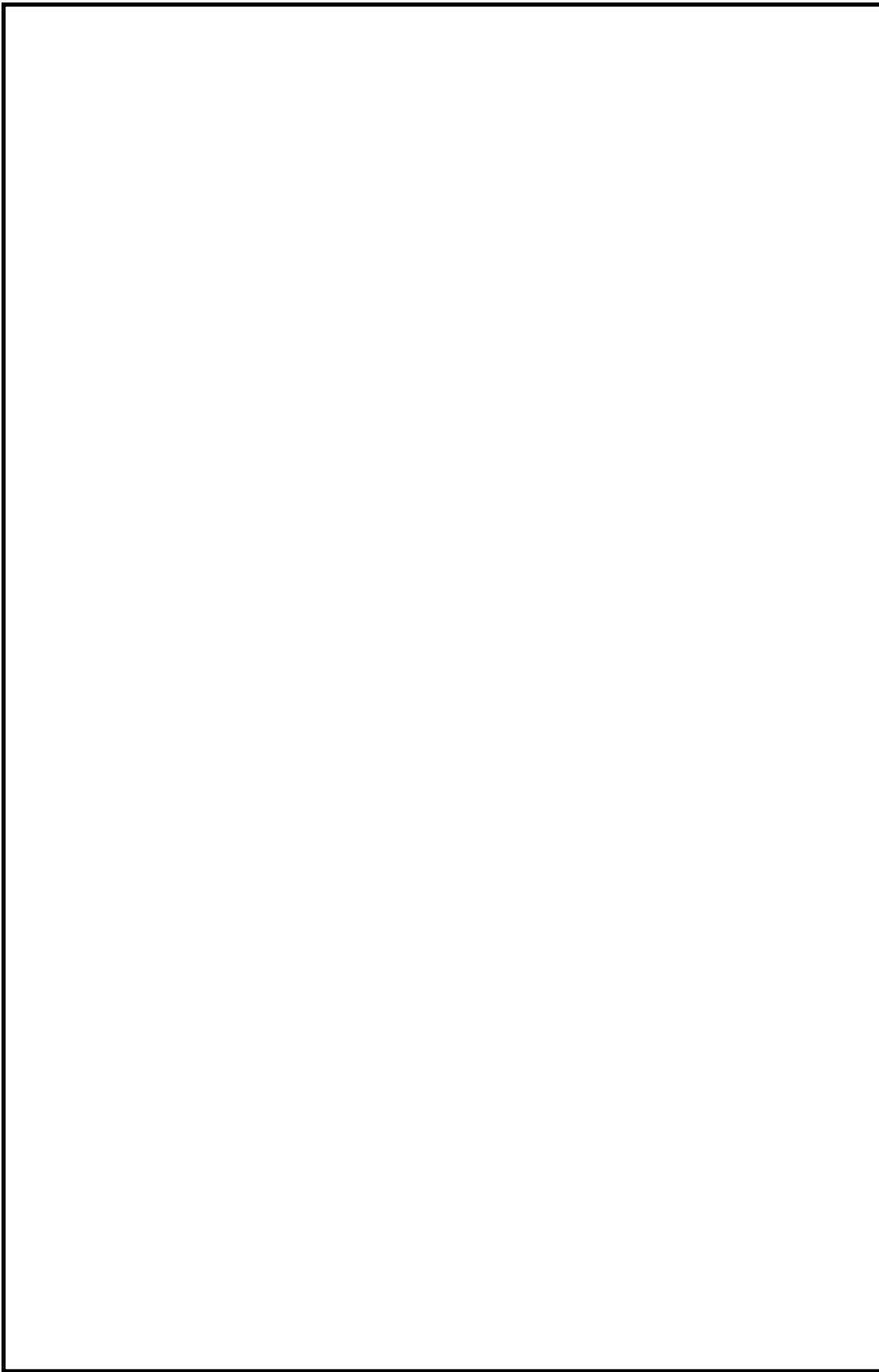


図 4-1 溢水防護区画の設定 (7/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

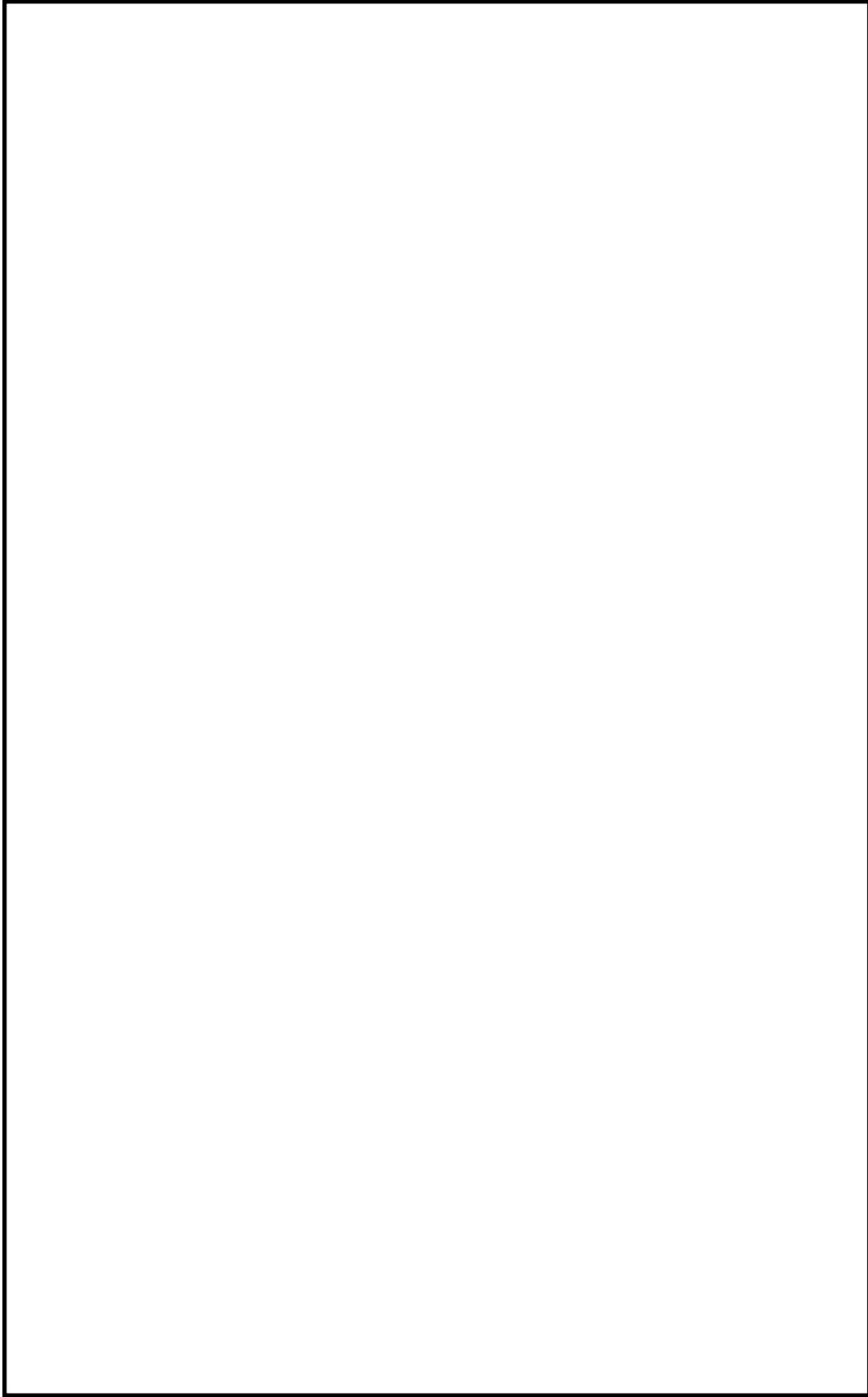


図 4-1 溢水防護区画の設定 (8/11)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

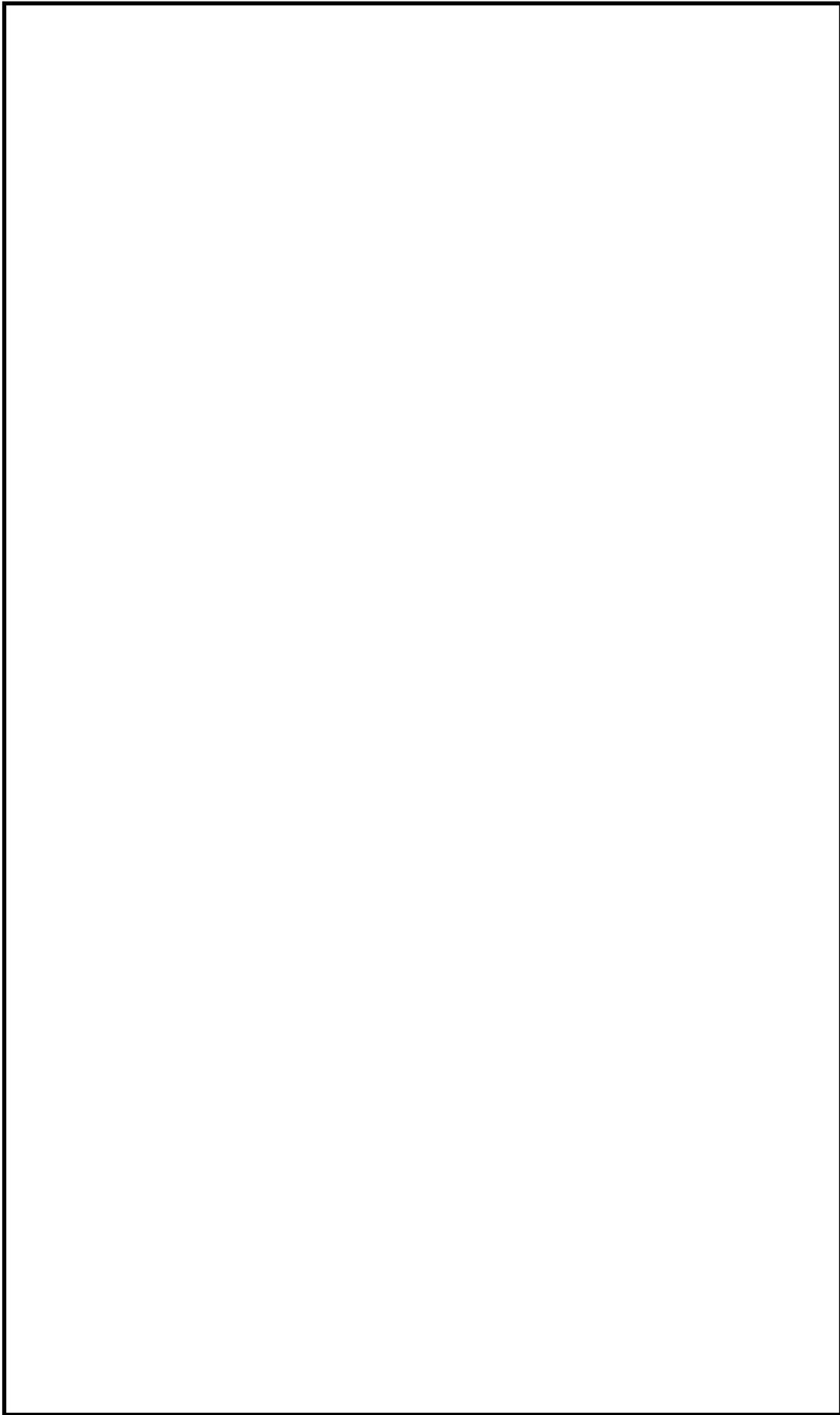


図 4-1 溢水防護区画の設定 (9/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

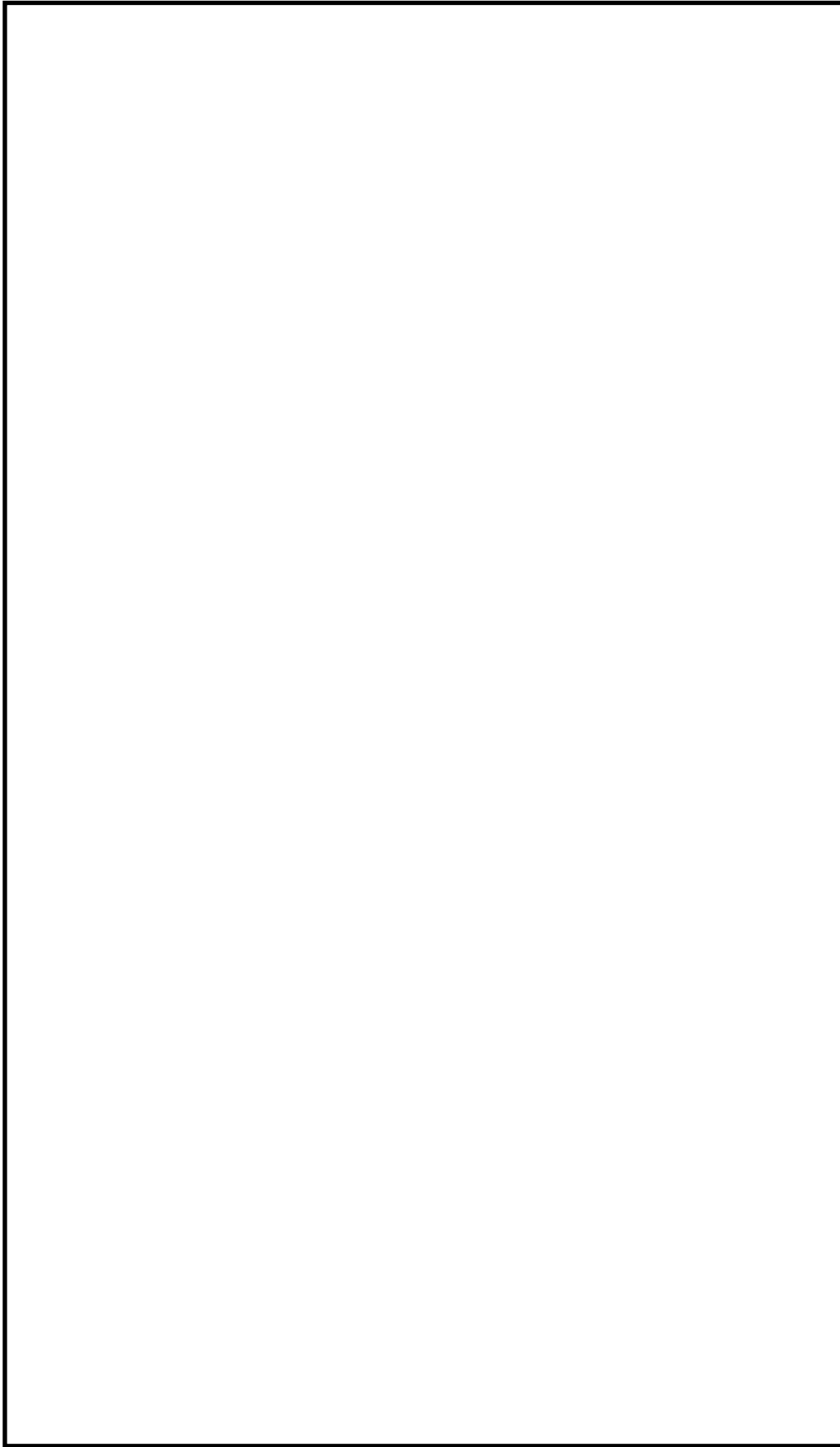


図 4-1 溢水防護区画の設定 (10/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

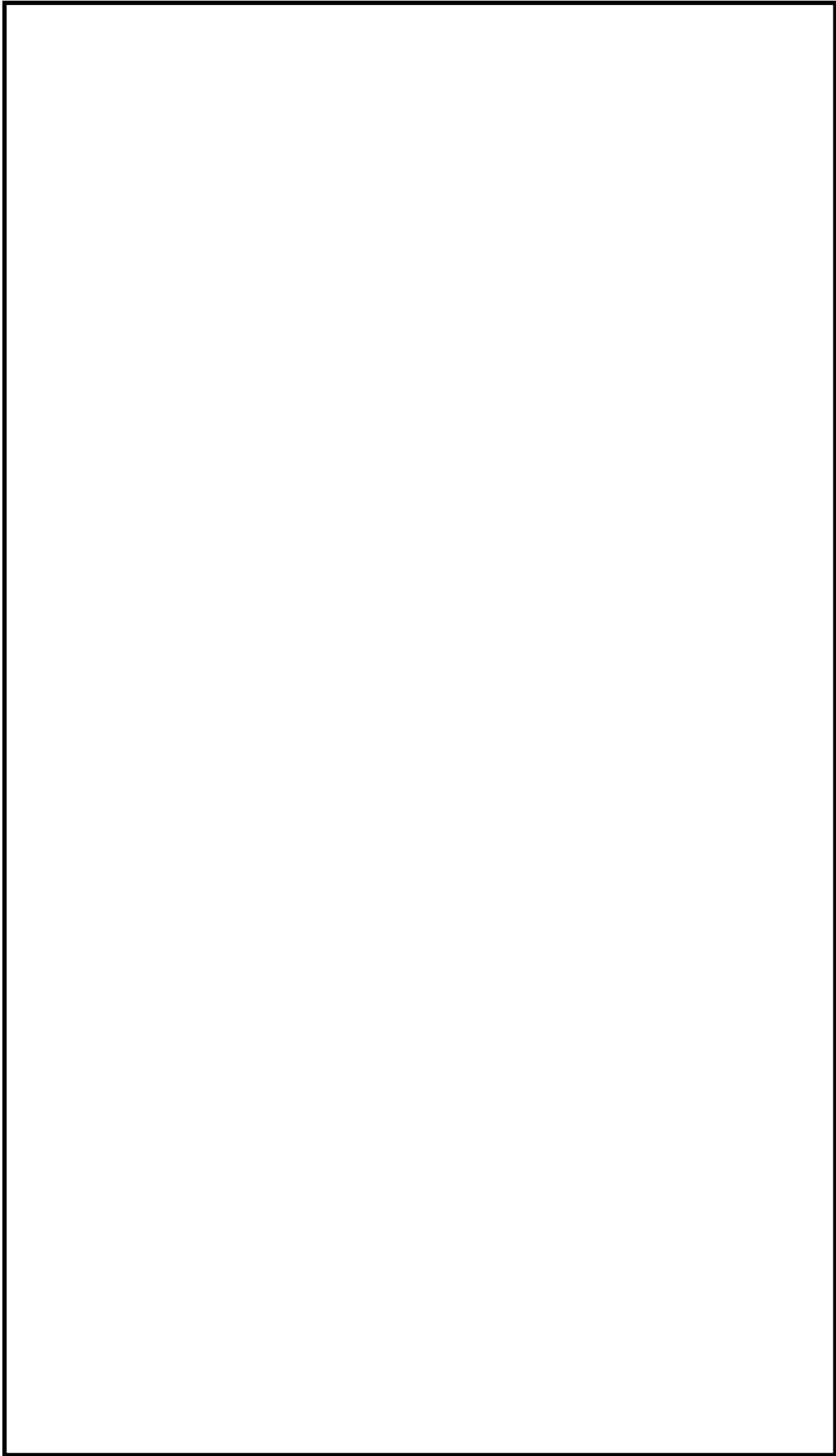


図 4-1 溢水防護区画の設定 (11/11)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.2. 内部溢水発生時に期待できる緩和設備

R/B 又は T/B 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表 4-4 に示す。

表 4-4 内部溢水発生時に期待できる緩和系

緩和機能	溢水発生建物	
	R/B	T/B
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としている。また、T/B 側 RPS は機能喪失しない)	原子炉保護系 (R/B 側 RPS)
炉心冷却機能	RCIC 及び ECCS (3 区分に多重化されており、1 区分溢水で機能喪失しても2区分は機能維持される) RHR 等 (2 区分に多重化されており、1 区分溢水で機能喪失しても1 区分は機能維持される)	RCIC 及び ECCS (3 区分とも機能維持) RHR 等 (2 区分とも機能維持)
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	—

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

4.2 項で示した動作を期待できる緩和機能を前提に、溢水影響により解析において機能喪失を仮定する緩和系を表 5-1 に示す。MS-3 機能については、内部溢水が発生する建物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・蒸気加減弁急速閉スクラム)については、T/B における内部溢水に対して機能喪失すると仮定する。

表 5-1 機能喪失を仮定する緩和機能

緩和機能	溢水発生建物	
	R/B	T/B
再循環ポンプトリップ	喪失を仮定	喪失を仮定
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	喪失を仮定	—
タービン・バイパス弁	—	喪失を仮定
タービン系 RPS	—	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、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、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表 5-2 に示す。また、R/B 及び T/B での代表事象発生時に期待する緩和系は表 4-4 のとおりである。

表 5-2 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	・原子炉保護系に単一故障を仮定しても、多重化されているため影響はない。
炉心冷却機能	[RCIC 及び ECCS] ・内部溢水により 1 区分、単一故障により更に 1 区分喪失しても、残りの区分により炉心冷却が可能。 [RHR 等] ・単一故障により 1 区分喪失しても、残りの区分により除熱が可能（溢水により過渡事象の発生と RHR 等の機能喪失は同時に発生しない）
放射能閉じ込め機能	・評価事象において燃料は破損しない。

6. 解析の実施【ステップ8】

6.1 使用する解析コード

解析にあたっては、表 6-1 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。

表 6-1 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（原子炉圧力）	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等の解析条件については、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。主な解析条件を表 6-2 に示す。

表 6-2 主な解析条件

項目	解析条件
原子炉出力	2,540 MW
炉心入口流量	30.3×10^3 t/h
原子炉圧力	7.03 MPa[gauge]
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が収束することを確認する。

6.4 解析結果

解析を実施する事象について、解析結果を表 6-3～表 6-5、図 6-1～図 6-4、図 6-6～図 6-9 及び図 6-11～図 6-14 に、事象の推移を図 6-5、図 6-10 及び図 6-15 に示す

(1) R/B での内部溢水に起因する事象

R/B 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。

(a) 主蒸気隔離弁の誤閉止

i 原子炉停止状態

主蒸気隔離弁の閉止により、主蒸気が遮断されると、原子炉圧力は上昇するが、主蒸気隔離弁が全開位置から 10%閉止すると、主蒸気隔離弁閉信号により原子炉はスクラムする。

ii 炉心冷却状態

主蒸気隔離弁の閉止により、給水ポンプ速度が低下するため、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、主蒸気隔離弁閉止とともに原子炉圧力は上昇するが、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。

iii 安全停止状態

原子炉スクラム及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

(b) 給水制御系の故障

i 原子炉停止状態

給水流量の増加による炉心入口サブクーリングの増加によってボイドが減少し、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。主蒸気止め弁の閉止により、原子炉はスクラムする。

ii 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上昇するが、タービン・バイパス弁の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

iii 安全停止状態

原子炉スクラム及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

(2) T/B での内部溢水に起因する事象

T/B 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。

(a) 給水制御系の故障＋給水加熱喪失

i 原子炉停止状態

給水流量の増加と給水加熱喪失による炉心入口サブクーリングの増加によってボイドが減少し、原子炉出力が上昇する。また、給水流量の増加により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が、タービン系 RPS の機能喪失を仮定するため、この時点ではスクラムしない。主蒸気止め弁の閉止により原子

炉圧力が上昇し、炉心内のボイドの減少により原子炉出力が上昇するため、中性子束高信号が発生し、原子炉はスクラムする。

ii 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上昇するが、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。

iii 安全停止状態

原子炉スクラム及び炉心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可能性のあ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が収束し、原子炉を安全停止できることを確認した。

表 6-3 解析結果まとめ表 (R/B 主蒸気隔離弁の誤閉止)

重畳事象	項目	解析結果 () 内は判断目安
主蒸気隔離弁の誤閉止	中性子束 (%)	初期値を越えない (-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gauge])	8.52 (10.34 以下)
	燃料被覆管温度 (°C)	沸騰遷移に至らない (1200 以下)

発生事象	時刻[秒]
主蒸気隔離弁閉発生	0
原子炉スクラム (主蒸気隔離弁閉)	0.3
安全弁開開始	4.1

表 6-4 解析結果まとめ表 (R/B 給水制御系の故障)

重畳事象	項目	解析結果 () 内は判断目安
給水制御系の故障	中性子束 (%)	117 (-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gauge])	7.47 (10.34 以下)
	燃料被覆管温度 (°C)	沸騰遷移に至らない (1200 以下)

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)	9.2
安全弁開開始	—※

※ フルバイパスプラントのため、安全弁が作動しない

表 6-5 解析結果まとめ表 (T/B 給水制御系の故障+給水加熱喪失)

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 (%)	660 (-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gauge])	8.68 (10.34 以下)
	燃料被覆管温度 (°C)	約 710 (1200 以下)

発生事象	時刻[秒]
給水加熱喪失発生	0
給水制御系故障発生	0
原子炉水位レベル8 (給水ポンプトリップ)	9.2
原子炉スクラム (中性子束高)	9.5
逃がし弁開始	10.3

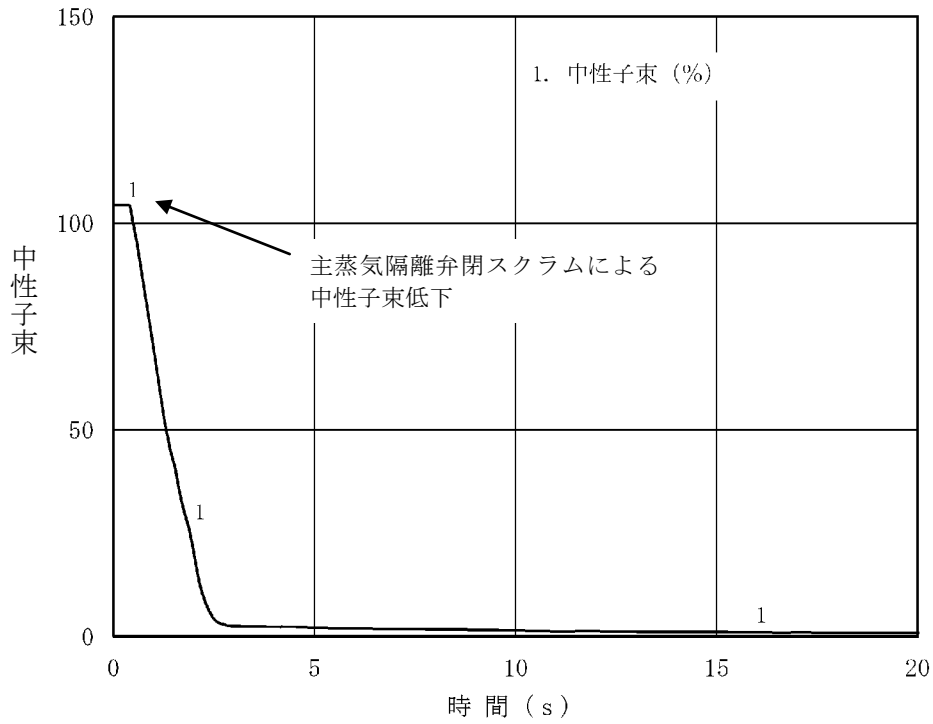


図 6-1 R/B における内部溢水による事象変化 (中性子束)
(主蒸気隔離弁の誤閉止)

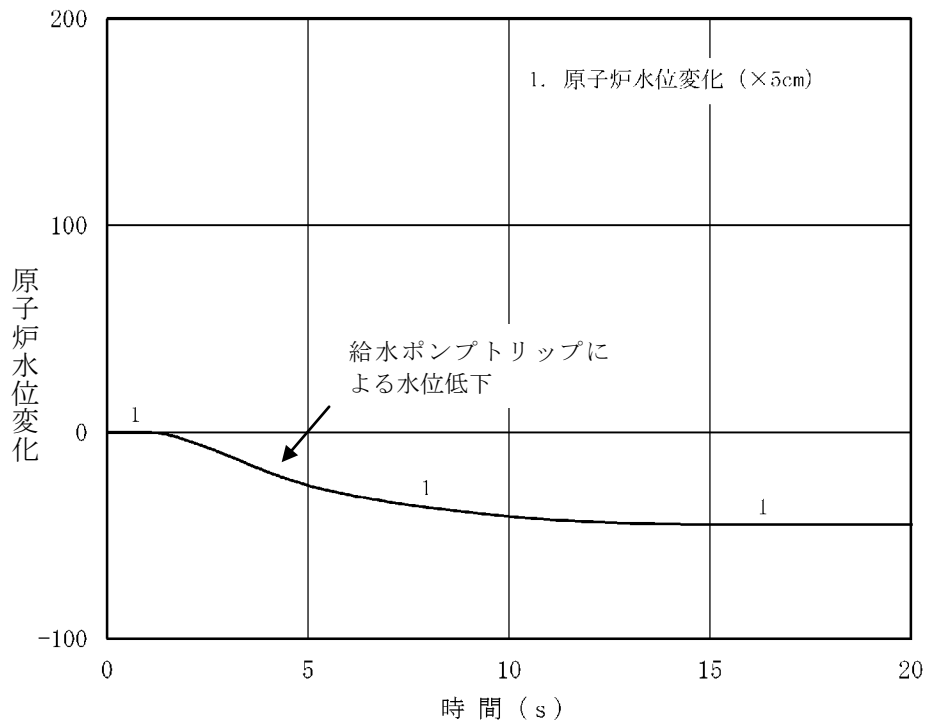


図 6-2 R/B における内部溢水による事象変化 (原子炉水位)
(主蒸気隔離弁の誤閉止)

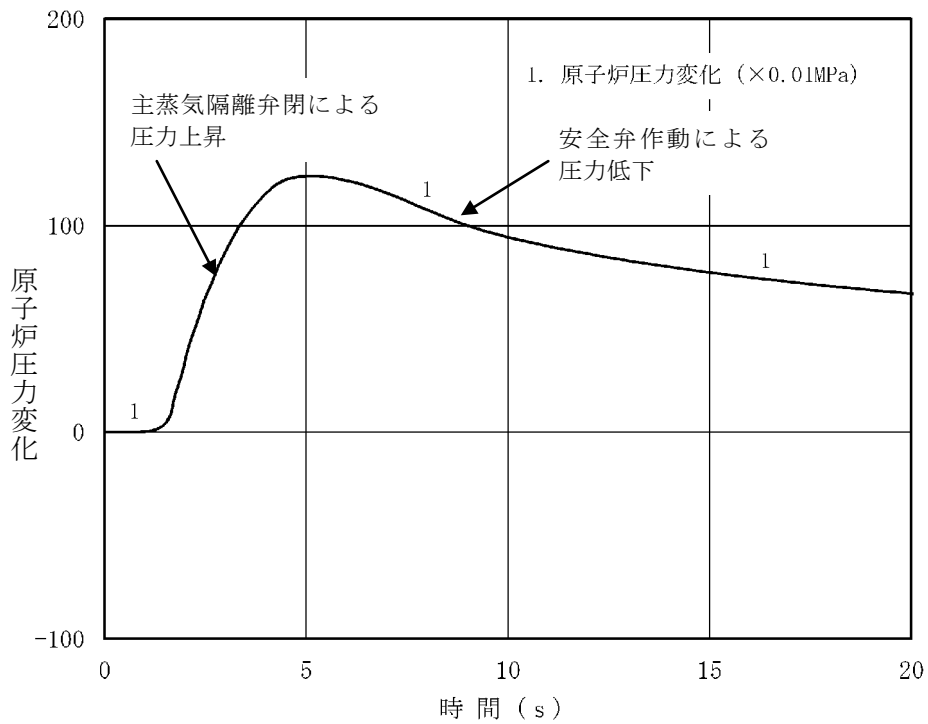


図 6-3 R/B における内部溢水による事象変化 (原子炉圧力)
(主蒸気隔離弁の誤閉止)

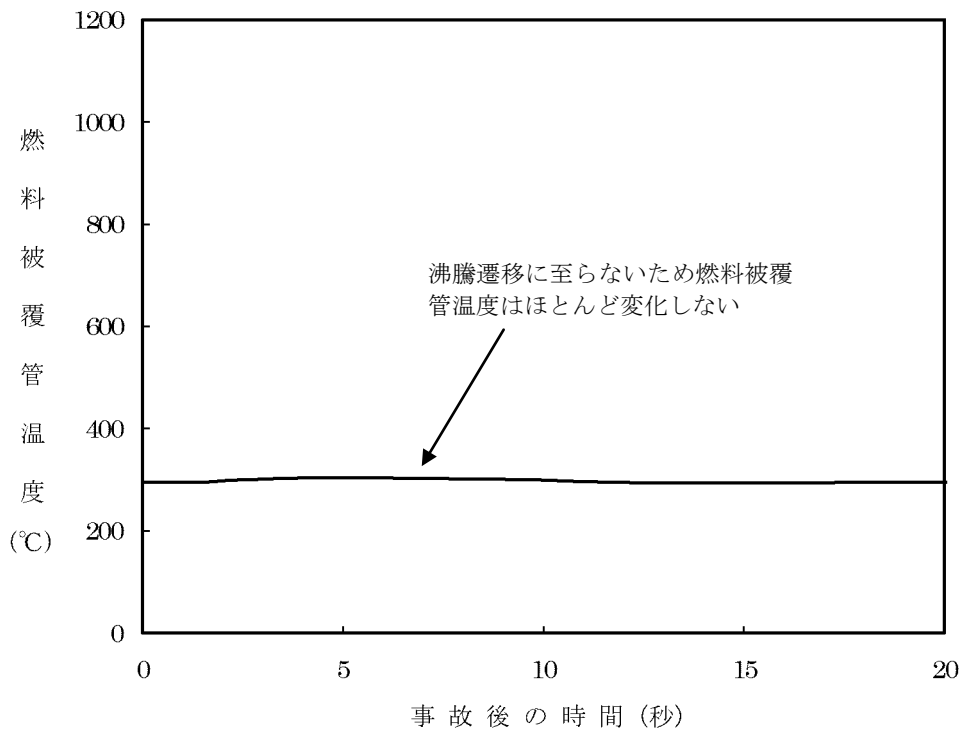


図 6-4 R/B における内部溢水による事象変化 (燃料被覆管温度)
(主蒸気隔離弁の誤閉止)

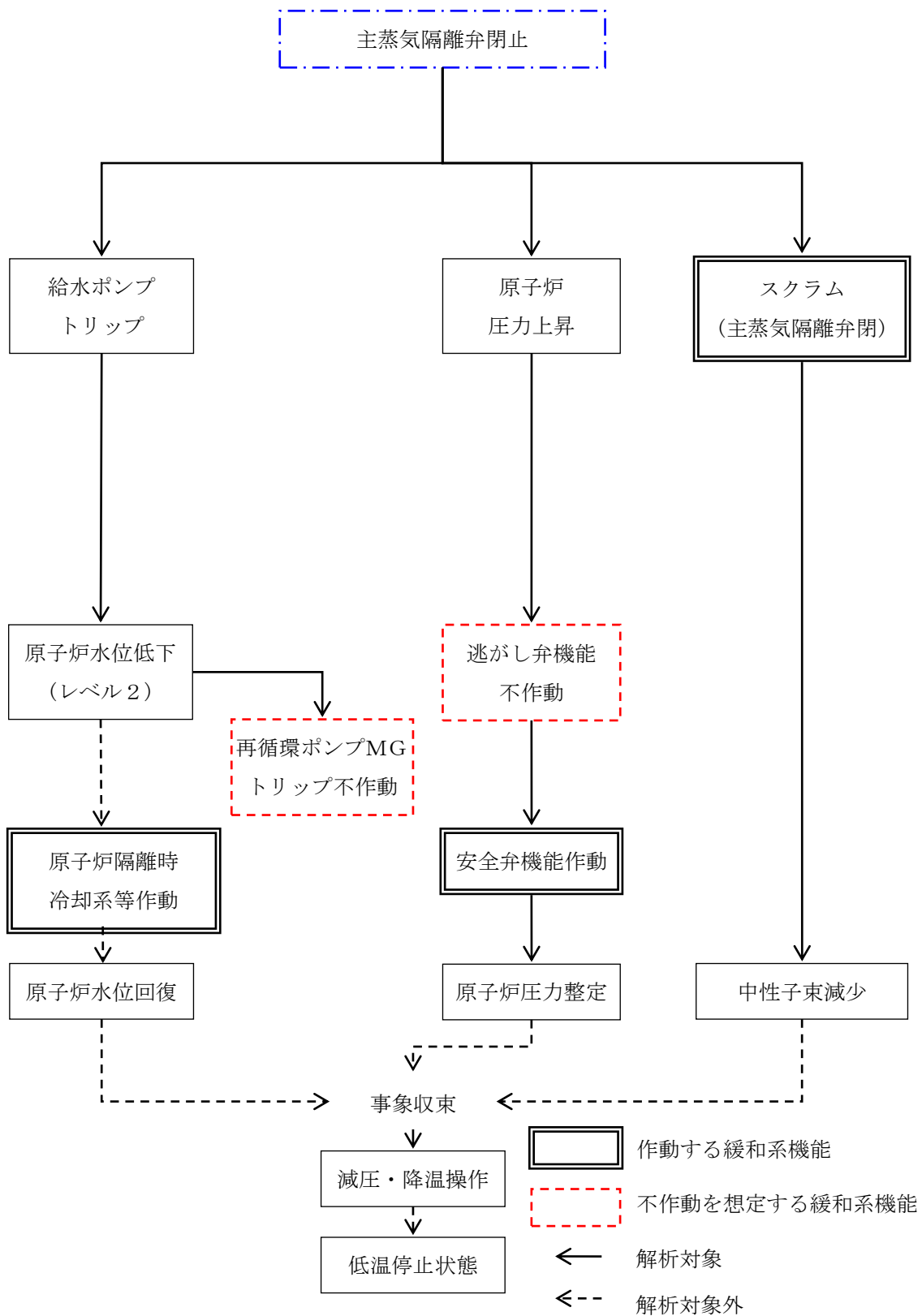


図 6-5 R/Bにおける事象推移のフローチャート
 (主蒸気隔離弁の誤閉止)

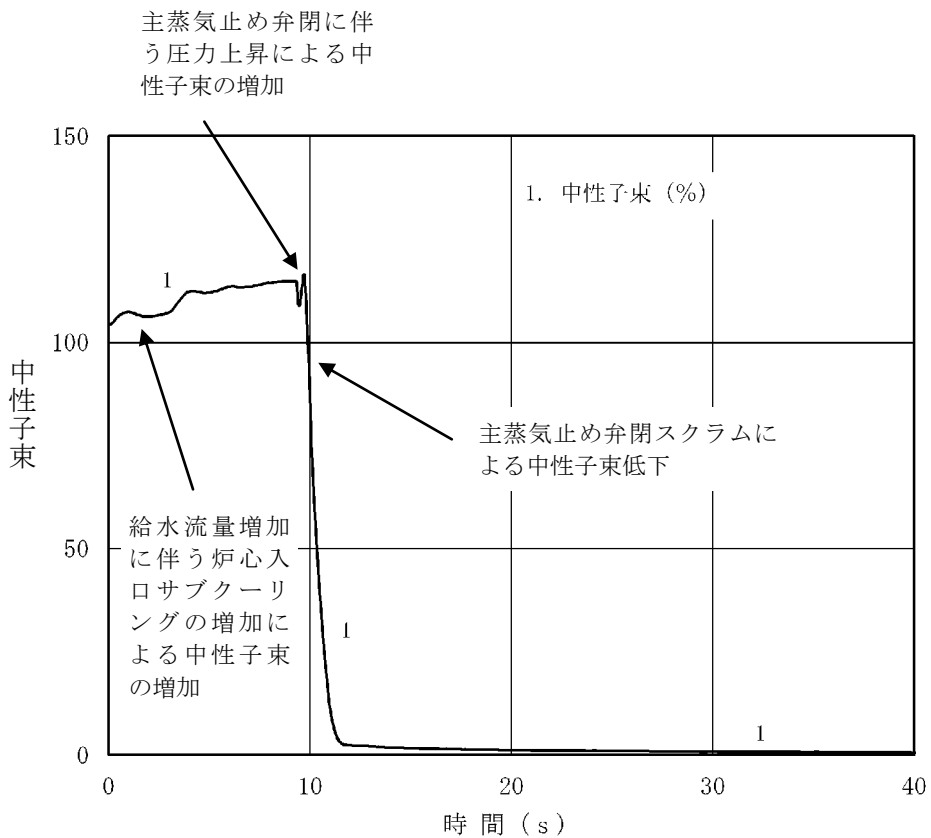


図 6-6 R/Bにおける内部溢水による事象変化 (中性子束)
(給水制御系の故障)

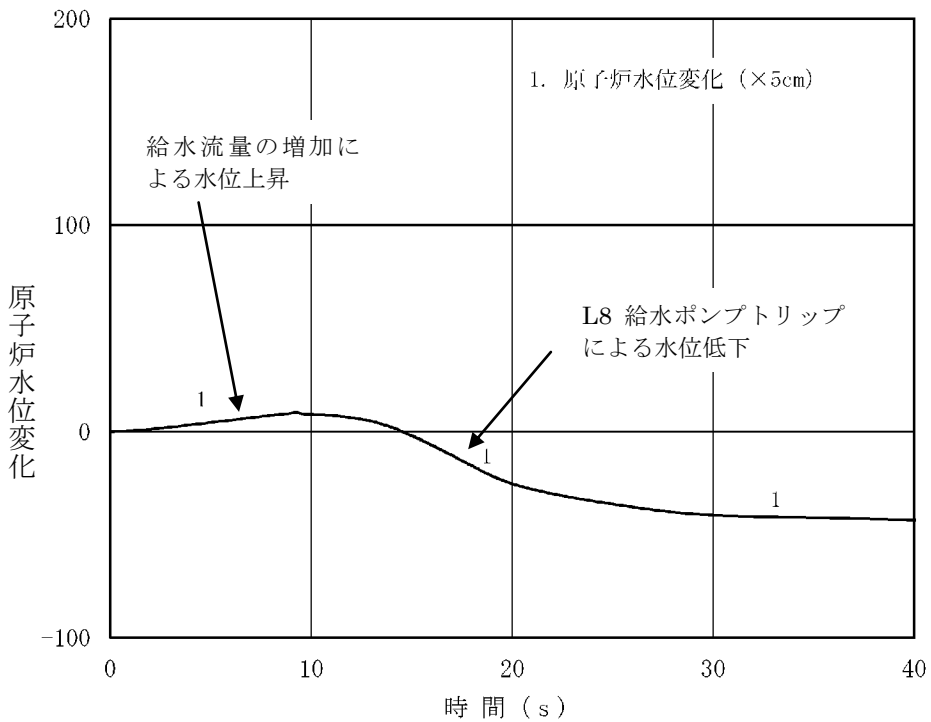


図 6-7 R/Bにおける内部溢水による事象変化 (原子炉水位)
(給水制御系の故障)

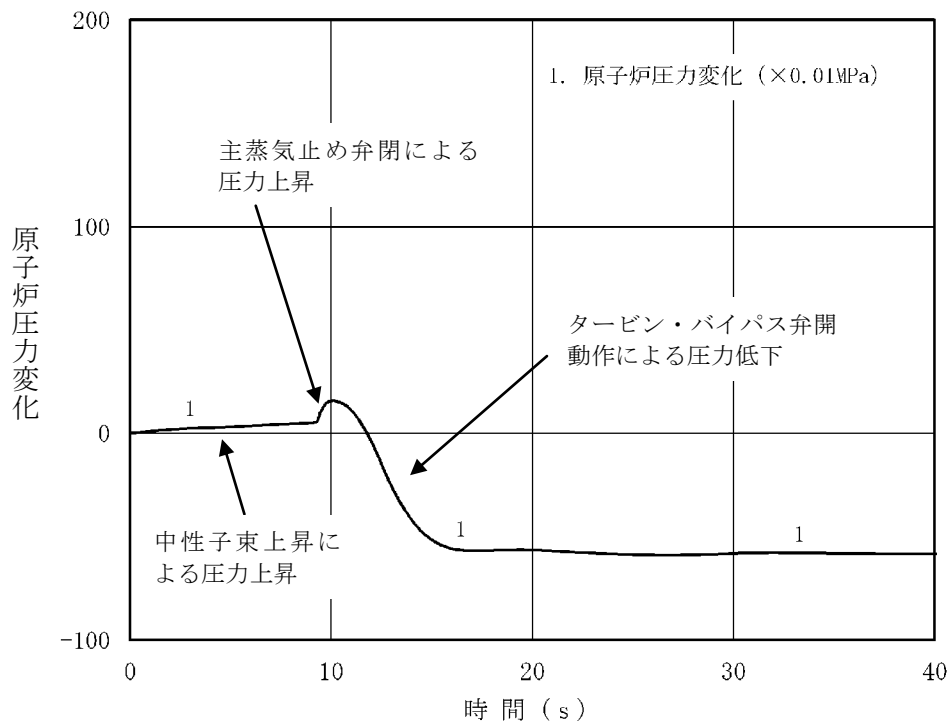


図 6-8 R/B における内部溢水による事象変化 (原子炉圧力)
(給水制御系の故障)

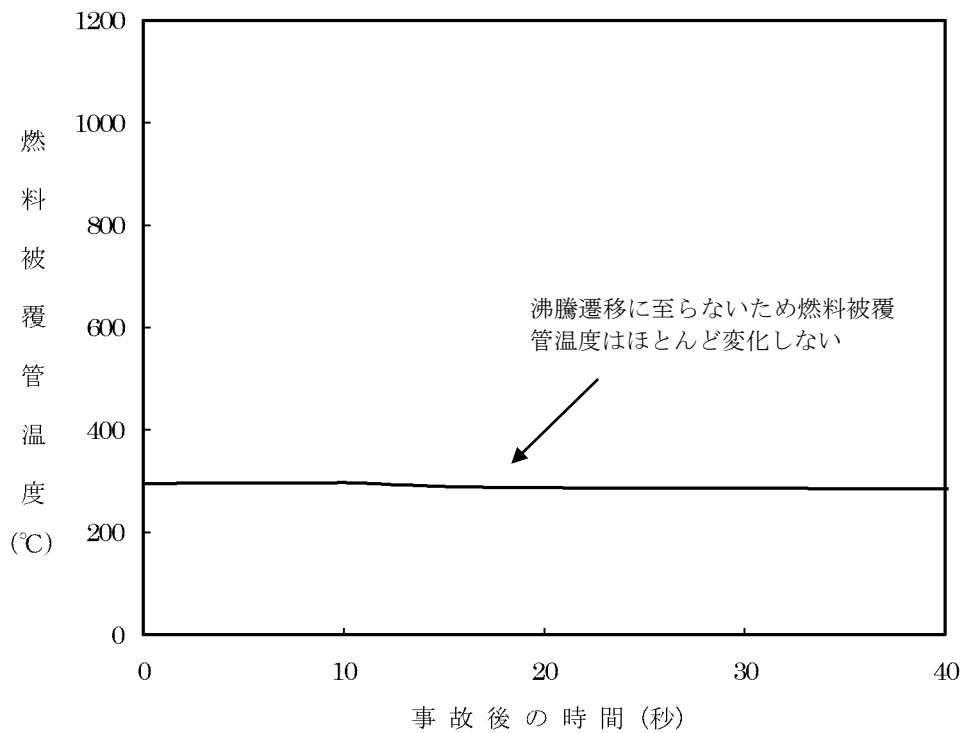


図 6-9 R/B における内部溢水による事象変化 (燃料被覆管温度)
(給水制御系の故障)

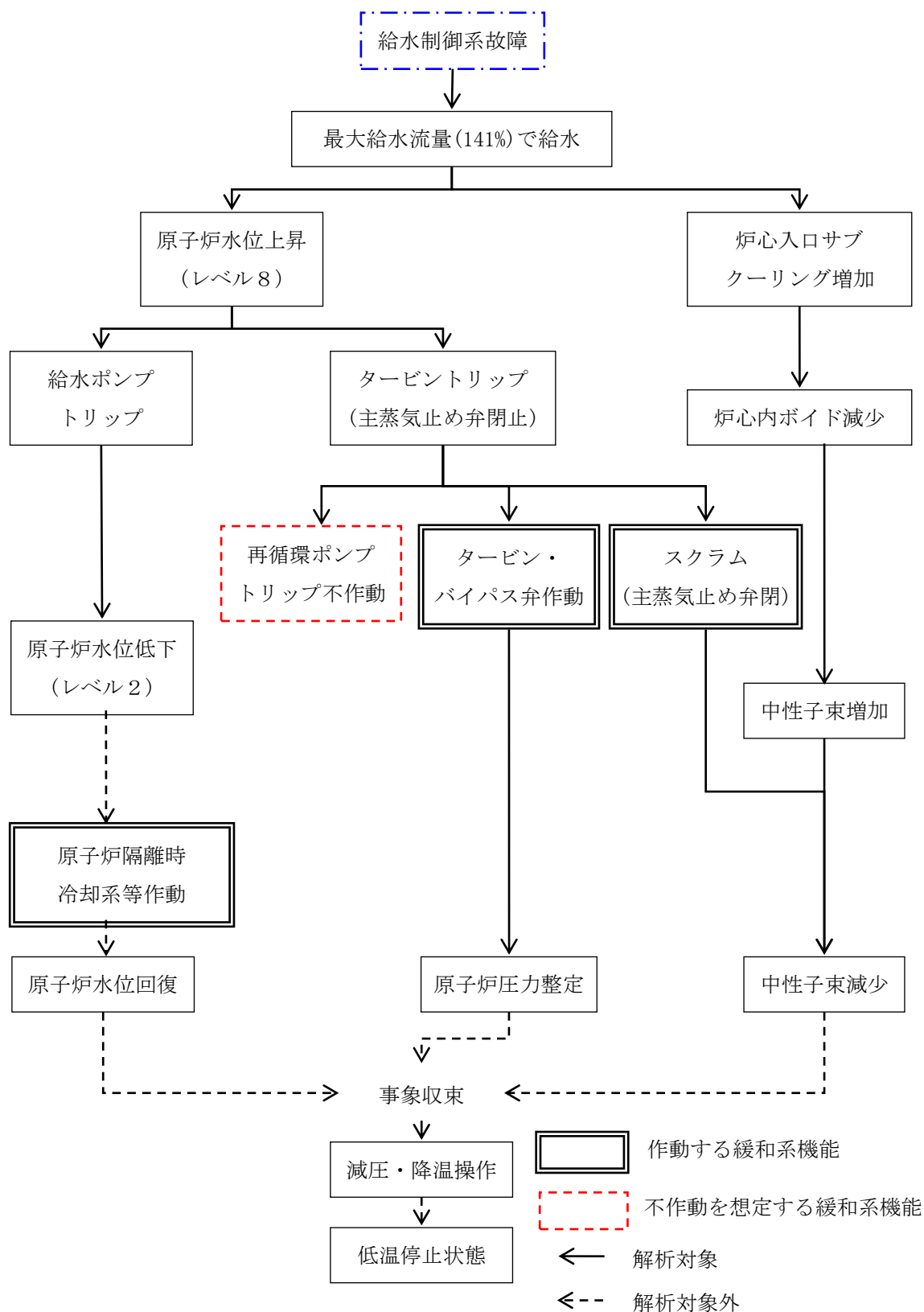


図 6-10 R/B における事象推移のフローチャート (給水制御系の故障)

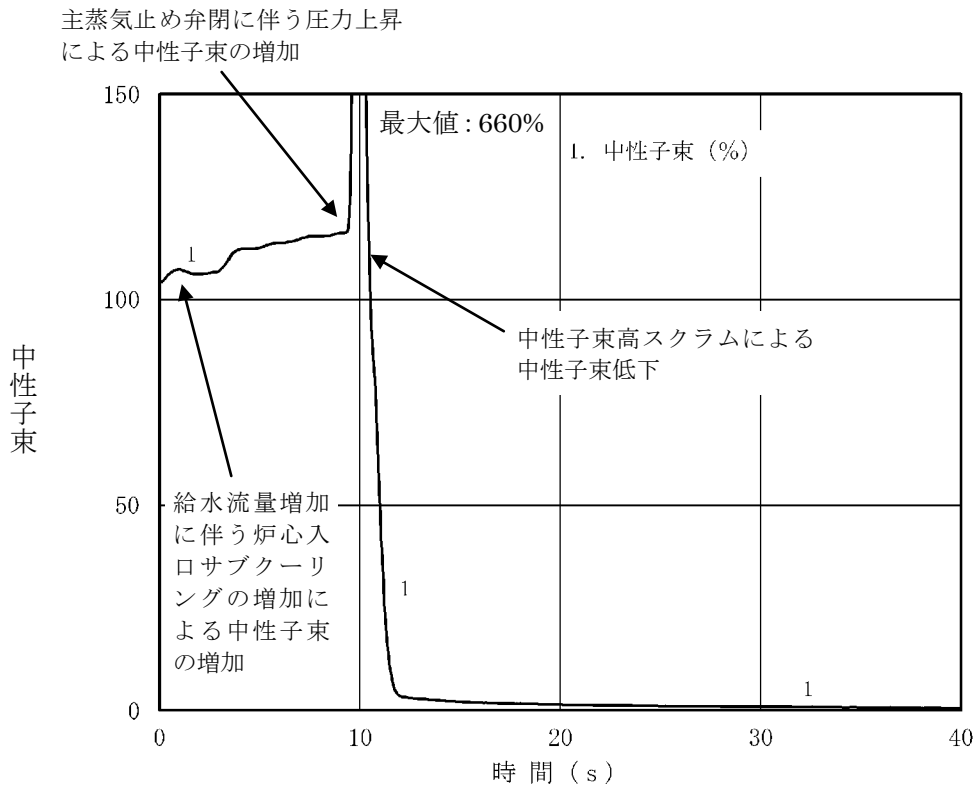


図 6-11 T/B における内部溢水による事象変化 (中性子束)
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)

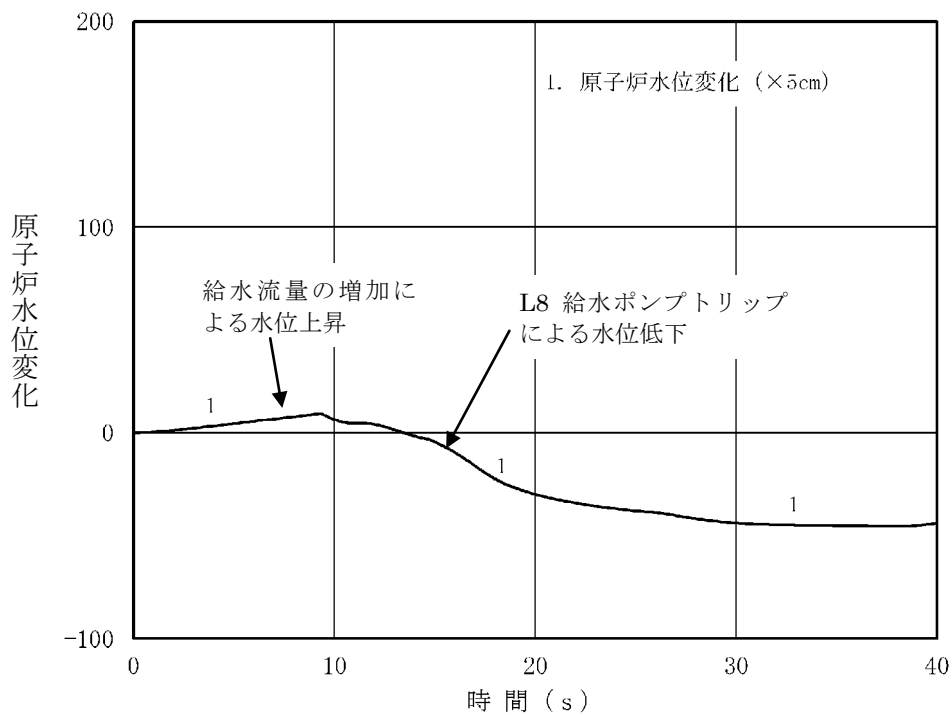


図 6-12 T/B における内部溢水による事象変化 (原子炉水位)
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)

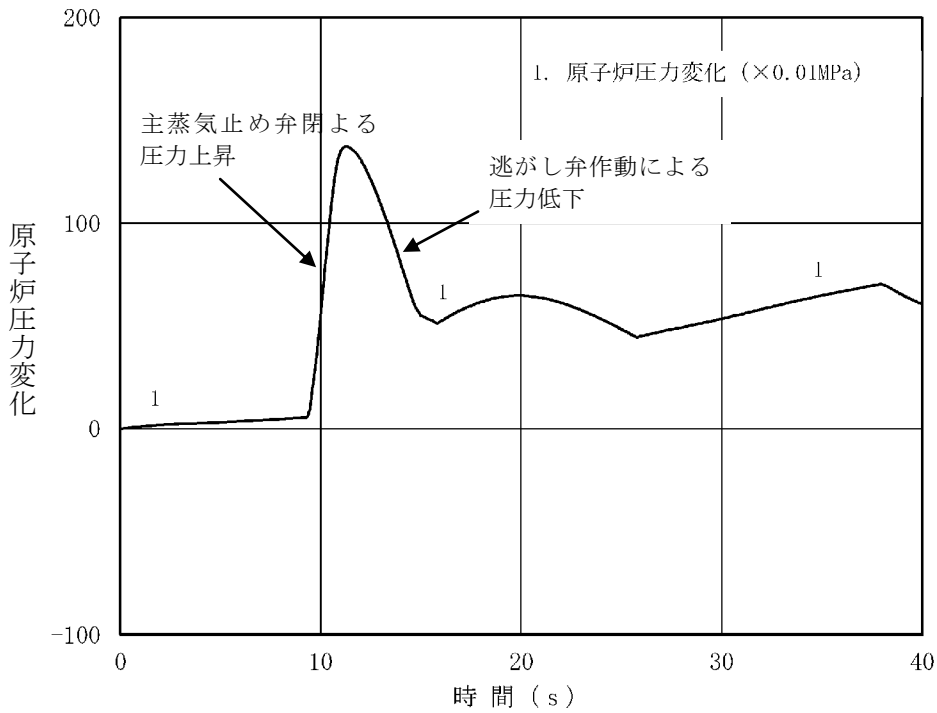


図 6-13 T/B における内部溢水による事象変化 (原子炉圧力)
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)

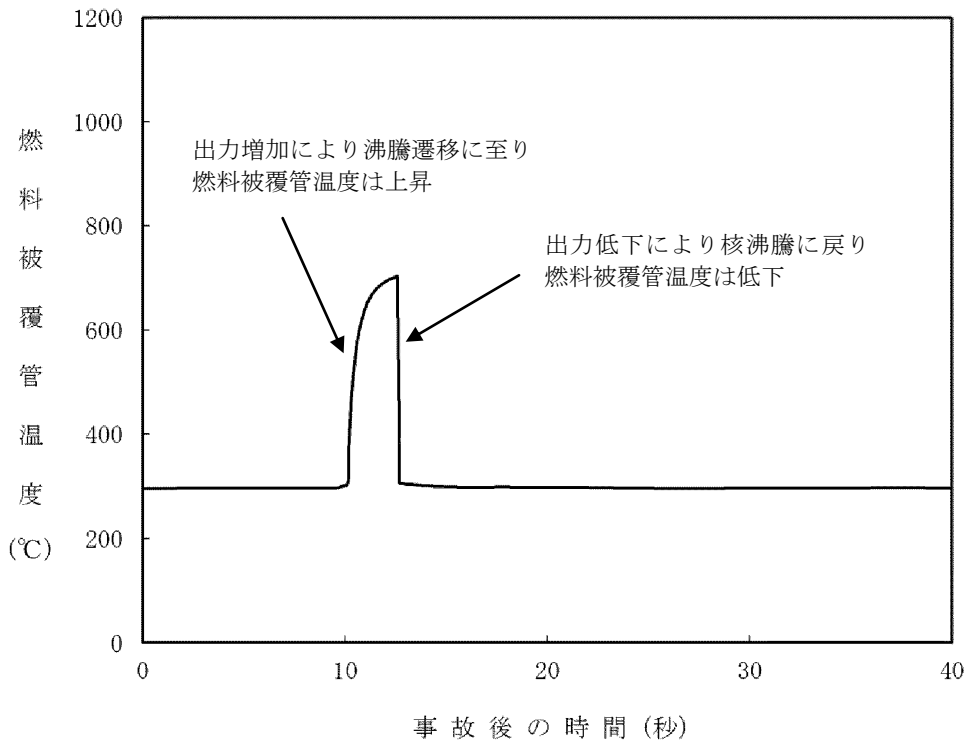


図 6-14 T/B における内部溢水による事象変化 (燃料被覆管温度)
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)

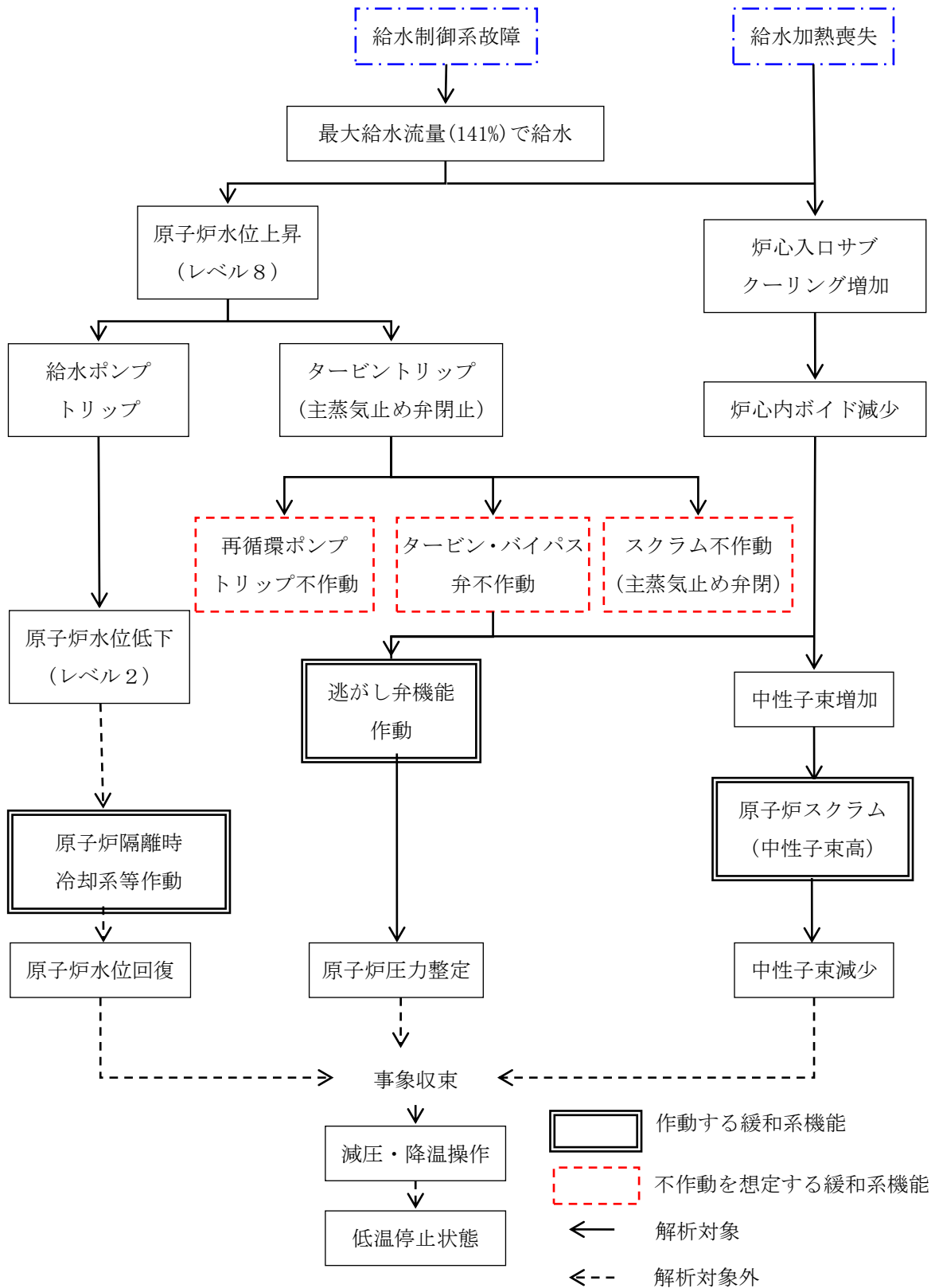


図 6-15 T/B における事象推移のフローチャート
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)

開口部等からの排出について

島根原子力発電所 2 号炉における，機器搬入ハッチや階段等の開口部や通水扉からの排水について以下に示す。

1. 機器搬入ハッチ等の開口部からの排出

1.1 機器搬入ハッチ等の開口部からの排出流量

一般的な機器搬入ハッチの形状を想定し，以下の式を利用して機器搬入ハッチ等の開口部からの排出流量を算出する。開口部概略図を図 1-1 に示す。(参考文献「土木学会 水理公式集 平成 11 年度版」)

なお，開口までの長さ L を長く取るほどに排出流量が少なくなることから，保守的に原子炉建物の二次格納施設の 1 辺に相当する 50m とし，床面を長頂堰とみなして算出する。

$$Q_{\text{out}} = C_{\text{out}} \times B \times h^{\frac{3}{2}} \quad \dots\dots\dots (1)$$

$$C_{\text{out}} = 1.642 \times \left(\frac{h}{L}\right)^{0.022} \quad \dots\dots\dots (2)$$

- Q_{out} : 排出流量 [m³/s]
- B : 開口の幅 [m]
- C_{out} : 排出係数 [m^{1/2}/s]
- h : 溢水水位 [m]
- L : 開口までの長さ [m]
- W : 堰高さ [m]

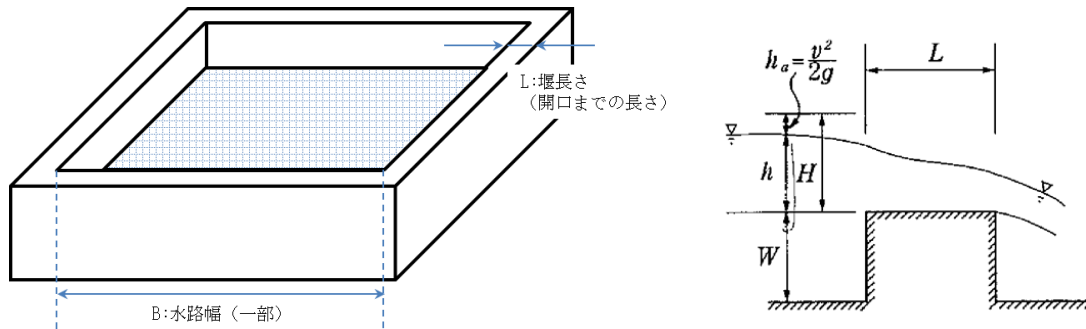


図 1-1 開口部概略図

1.2 算出結果

前述の式から，排出を期待する機器搬入ハッチ等の開口部からの排出流量を算出する。以下では，原子炉建物地上3階大物搬入口を代表として選定し，具体的な排出流量を算出した。開口の幅等の各パラメータ値と算出結果を表 1-1 にまとめる。

なお，開口の幅については，周囲の壁等の状況や開口角部で流出が阻害される可能性も考慮し，排出を期待できる開口の幅の50%として設定する。

結果としては，溢水水位が0.32m（この区画の最も低い浸水防護設備の高さ）にて排出流量は11,900m³/h程度となり，これは系統からの流出に対し，機器搬入ハッチ等の開口部からの排水を期待する系統の中の最大流量337m³/h（原子炉補機冷却系）よりも上回っているため，没水高さがこの区画の最も低い浸水防護設備の高さ以上となることはない。

表1-1 開口部の各パラメータ値及び排出流量算出結果

B：開口の幅 [m]	12.5
h：溢水水位 [m]	0.32
L：開口までの長さ [m]	50
h/L	0.0064
C _{out} ：排出係数 [m ^{1/2} /s]	1.47
Q _{out} ：排出流量 [m ³ /h]	11,988

1.3 機器搬入ハッチ等の開口部からの排出に期待する区画

機器搬入ハッチ等の開口部からの排出に期待する区画及びそれら開口部の開口の幅等を表 1-2 にまとめる。(区画の位置に関しては別添 1 4.1 図 4-1 参照)

表 1-2 機器搬入ハッチ等の開口部からの排出に期待する区画

建物	区画	開口の幅 [m]	堰高さ [m]
原子炉建物	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	12.5	-
	R-3F-16-2N	1.7	-
	R-M2F-03N R-M2F-04N R-M2F-05N	1.4	0.15
	R-M2F-06N R-M2F-07N	1	0.15
	R-M2F-18-1N R-M2F-21N R-M2F-22N	2.4	-
	R-M2F-18-2N	2.4	-
	R-M2F-19N	12.5	-
	R-M2F-20N	0.5	-
	R-M2F-27N	1.7	-
	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	12.5	-
	R-2F-14N	1.6	-
	R-2F-15N	1.9	-
	R-2F-23N	3.6	0.2
	R-1F-03N R-1F-22N	2.7	-
	R-1F-07-2N	2.7	-
	R-1F-29N	2.2	-
	R-1F-32N	6.5	-
	R-1F-33N	6.3	-
	R-1F-34N	2.1	0.2
	R-B1F-09N	2.8	0.2

建物	区画	開口の幅 [m]	堰高さ [m]
原子炉建物	R-B1F-12N	9.7	-
	R-B1F-13N	2.6	0.2
	R-B1F-21N	0.6	-
	R-B1F-28N	2.1	0.2
	R-B1F-32N	0.5	-
廃棄物処理建物	Rw-4F-06-02N Rw-4F-09N Rw-4F-10N	4	-
	Rw-2F-09N	2.7	-
	Rw-1F-23N	2.5	-
	Rw-B1F-20-2N	2.5	-

2. 階段開口部からの排出

2.1 階段開口部からの排出流量

階段開口部からの排出について、そこからの排出流量を算出する。算出にあたっては、階段及びその周囲の形状を考慮し、「1.1 機器搬入ハッチ等の開口部からの排出流量」における式を用いる。

なお、開口の幅については、排出を期待できる開口の幅の100%とする。階段開口部の例示を図2-1に示す。

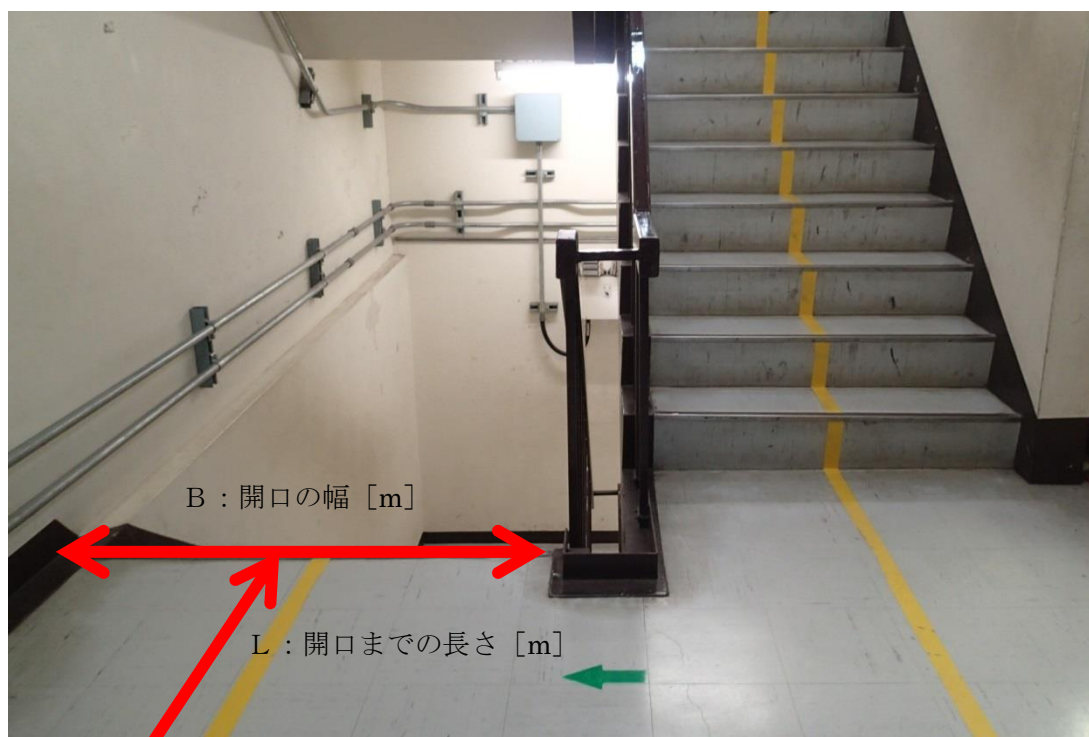


図 2-1 階段開口部の例示

2.2 算出結果

排出を期待する階段開口部からの排出流量を溢水水位毎に算出する。算出に必要な階段開口部の各パラメータ値と算出結果を表2-2に、溢水水位と排出流量の相関図を図2-2に示す。

2.3 階段開口部からの排出に期待する区画

階段開口部からの排出に期待する区画及びそれら開口部の開口の幅等を表2-1にまとめる。(区画の位置に関しては別添1 4.1 図4-1参照)

表 2-1 階段開口部からの排出に期待する区画

建物	区画	開口の幅 [m]	堰高さ [m]
原子炉建物	R-3F-17N	1.1	-
	R-3F-19N	0.9	-
	R-M2F-18-1N R-M2F-21N R-M2F-22N	1.2	-
処理建物 廃棄物	Rw-5F-02N	1	-
	Rw-2F-09N	1.2	-
	Rw-1F-10N	1.2	-
制御室建物	C-4F-02N	1.1	-
	C-3F-07N	1.3	-
	C-2F-01N C-2F-02N C-2F-03N C-2F-04-1N C-2F-06N	1.3	-
	C-M2F-01N	1.1	-

表 2-2 開口部の各パラメータ値及び排出流量算出結果

開口部の各パラメータ値	
B : 開口幅 [m]	1.1
L : 開口までの長さ [m]	50

h : 溢水水位 [m]	h / L	C : 排出係数 [m ^{1/2} /s]	Q : 排出流量 [m ³ /h]
0.05	0.001 (長頂堰)	1.411	72
0.10	0.002 (長頂堰)	1.433	180
0.15	0.003 (長頂堰)	1.446	360
0.20	0.004 (長頂堰)	1.455	540
0.25	0.005 (長頂堰)	1.462	756
0.30	0.006 (長頂堰)	1.468	972
0.35	0.007 (長頂堰)	1.473	1224

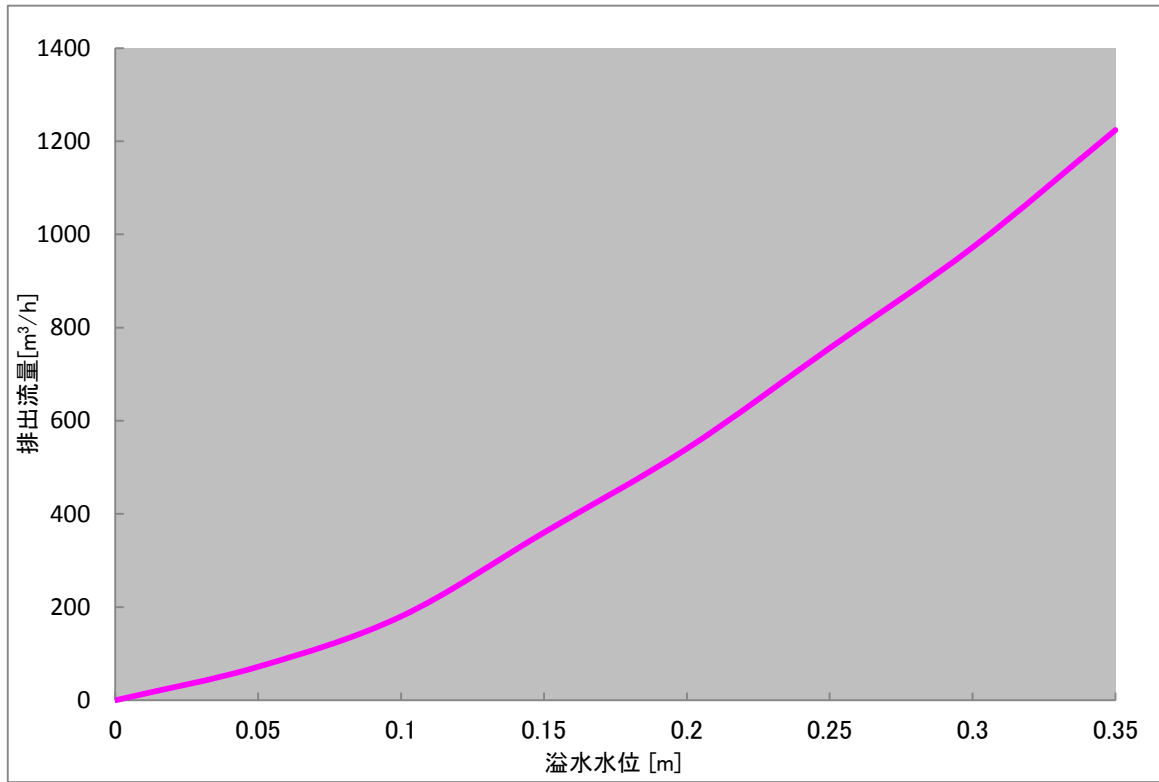


図 2-2 溢水水位と排出流量相関図

3. 通水扉からの排水

発生した溢水を排水するための設備として設置する溢水通水扉(以下「通水扉」という。)について、通水試験により動作状況及び流出係数の確認を行った。

3.1 通水扉の概要

通水扉の概要図を図 3-1 に示す。通水扉は鋼製扉に小扉フラップが内蔵された構造であり、溢水の水圧によりフラップが開放することで排水を行う機構となっている。

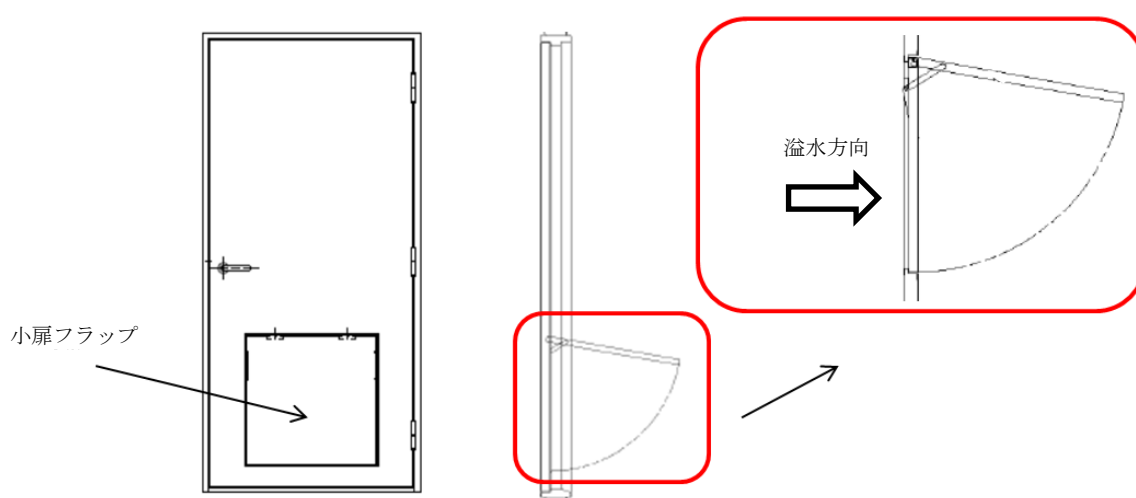


図 3-1 溢水通水扉概要図

3.2 小扉フラップの要求排水性能

(1) 開放動作

小扉フラップについては、溢水時の制限水位以下で確実に開放することが求められる。

(2) 排水量

小扉フラップについては、溢水時に期待する量の排水ができることが求められる。排水量の算出については、流出開口と水位を用いた広頂堰の式による算出と、水門からの流出流量評価式(以下「水門の式」という。)による算出方法がある。これらの算出方法については、図 3-2 に示すとおり、溢水水位の高さによって適用式が異なることから、それぞれの評価式における排出流量との比較により性能を確認する。

[広頂堰の式]

$$Q = C \times B \times h^{\frac{3}{2}} \times 3600$$

Q : 排出流量 [m³/h]

B : 堰の幅 (小扉フラップ幅) [m]

C : 流出係数 [-]

h : 越流水深 (小扉フラップ下端からの高さ) [m]

[水門の式]

$$Q = C \times a \times L \times \sqrt{2 g h} \times 3600$$

Q : 排出流量 [m³/h]

C : 流出係数 [-]

a : 水門の開き高さ (小扉フラップ高さ) [m]

L : 水門の幅 (小扉フラップ幅) [m]

g : 重力加速度 [m/s²]

h : 上流水深 (小扉フラップ下端からの高さ) [m]

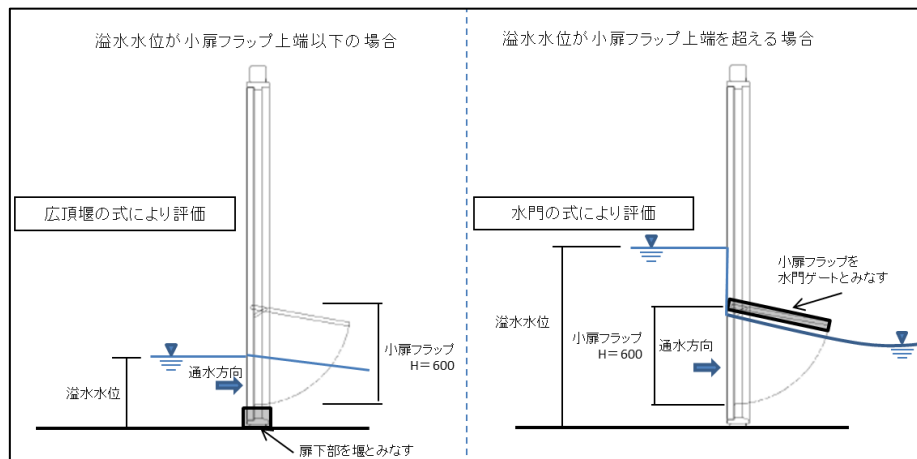


図 3-2 排水量評価式の適用状況

3.3 試験概要

(1) 開放動作の確認

小扉フラップ部を模擬した試験体を水槽に設置して注水し、フラップが溢水時の制限水位以下で開放することを確認する。

(2) 排水量の確認

小扉フラップ部を模擬した試験体を水槽に設置して注水し、フラップからの排水流量と水位変化から、広頂堰の式及び水門の式における流出係数を確認する。

3.4 試験装置

試験装置の概要及び試験体を図 3-3 及び表 3-1 に示す。

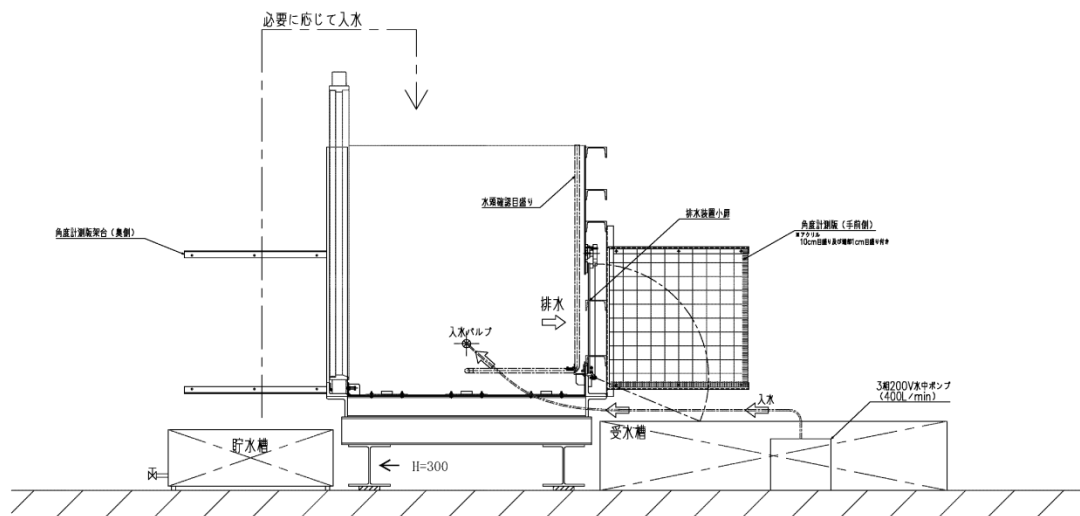
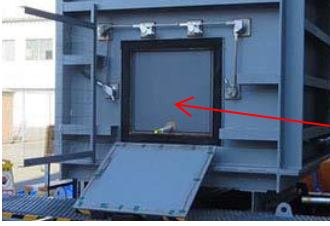


図 3-3 溢水通水扉通水試験装置概要図

表 3-1 試験扉

開口寸法	外観写真
W600×H600 [mm]	 <p>(写真は W600×H600 [mm])</p>

3.5 試験結果

試験の状況を図 3-4 に示す。



図 3-4 試験状況

(1) 開放動作確認結果

開放動作確認結果を表 3-2 に示す。

表 3-2 開放動作確認結果

開口寸法	開放開始水位 (開口部下端からの高さ)	
	小扉フラップ型 W600×H600 [mm]	1 回目
	2 回目	154 [mm]

(2) 排水量確認結果

a. 流量と越流水深の関係

図 3-5 に試験により得られた越流水深と流量の関係を示す。図 3-5 には流出係数が 1.3~1.9 の場合の広頂堰の式及び流出係数が 0.294~0.429 の場合の水門の式から求めた越流水深と流量の関係も併せて示す。

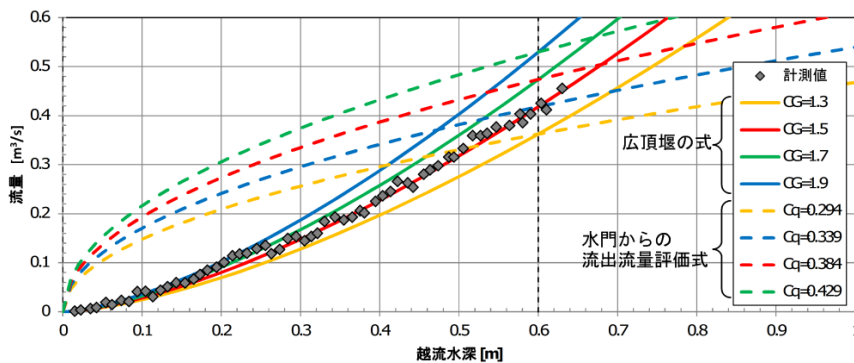
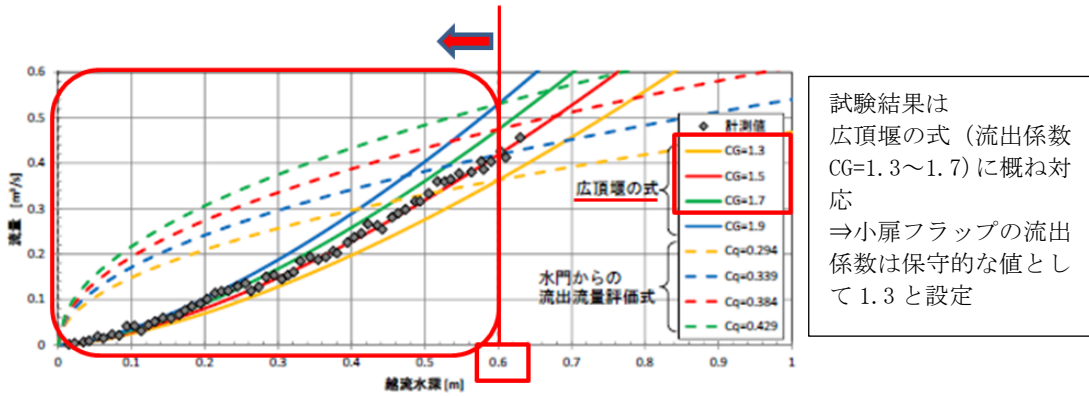


図 3-5 通水扉越流水深と流量の関係

b. 流出係数

(a) 越流水深が小扉フラップ開口高さ (600mm) 以下の場合 (広頂堰の式)

図 3-6 に示すとおり, 試験結果は流出係数が 1.3~1.7 の広頂堰の式に概ね対応している。このことから, 越流水深が 600mm 以下の小扉フラップの流出係数は保守的な値として 1.3 と設定した。

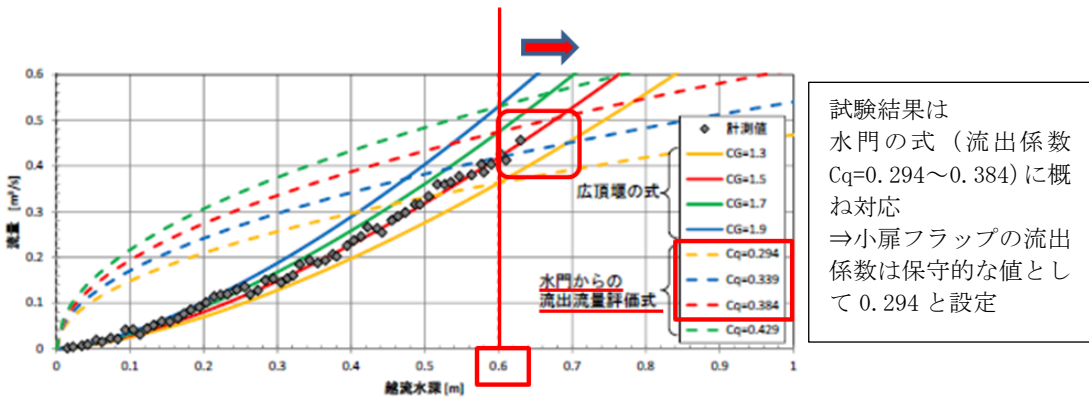


試験結果は
 広頂堰の式（流出係数
 $CG=1.3\sim 1.7$ ）に概ね対
 応
 ⇒小扉フラップの流出
 係数は保守的な値とし
 て1.3と設定

図 3-6 流出係数の設定（広頂堰の式）

(b) 越流水深が小扉フラップ開口高さ(600mm)を超える場合(水門の式)

図 3-7 に示すとおり, 試験結果は流出係数が 0.294~0.384 の水門の式に概ね対応している。このことから, 越流水深が 600mm を超える小扉フラップの流出係数は保守的な値として 0.294 と設定した。なお, 流出係数の水門の式への適用にあたっては, 試験範囲外では適用していない。



試験結果は
 水門の式（流出係数
 $Cq=0.294\sim 0.384$ ）に概
 ね対応
 ⇒小扉フラップの流出
 係数は保守的な値とし
 て0.294と設定

図 3-7 流出係数の設定（水門の式）

4. 排水に期待する開口部の周辺状況に係る運用について

排水に期待する開口部の周辺状況を調査し、排水を大きく阻害する可能性のある要因を抽出する。抽出された排水阻害要因に対し、表 4-1 のような対策・運用管理を QMS 文書に定めることで、排水が阻害されることを防止する。

なお、本事項は運用管理が必要となる事項である（別添 2 参照）。

表 4-1 排水の阻害要因とその対応

排水阻害要因	対象	対応
落下防止板	開口部	グレーチングへの変更や撤去等により、排水を大きく阻害しない設計とする。なお、撤去により生じる下部の隙間からの落下に対しては、開口部内部に新たな落下防止対策等を実施することで対応する。
足場材/周辺仮置き資材	開口部 通水扉	排水を期待する箇所からの排水評価に影響する設備の設置や物品の仮置きをしない。

油が溢水した場合の影響について

島根原子力発電所 2 号炉の建物内において、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、屋外での油の漏えいに関しては、別添 1 10.1 を参照のこと。

1. 要求事項

漏えいの拡大防止措置は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（以下「火災防護に係る審査基準」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、火災が発生するおそれがない場合は、この限りでない。

2. 漏えい拡大防止対策について

安全機能を有する設備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 クラスの設備は、基準地震動 S_s による地震力により損壊しないよう耐震性を確保できており、また、耐震 B, C クラスの機器については、基準地震動 S_s による地震力により損壊しないよう耐震性を確保する設計とする。

さらに、安全機能を有する設備等を設置する火災区域にある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は、機器の周囲に堰を設置し、油の漏えいの拡大を防止する対策を講じる。火災区域にあるポンプ等の油内包機器の油保有量を表 2-1 に示す。

3. 影響確認

3.1 想定破損による影響

油タンクは溢水源として評価しているが、潤滑油等は溢水源として想定していないため、油内包機器の油内包量及び漏えいした場合の影響の有無を確認した。表 2-1 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油の漏えいの拡大は防止される設計としているため、安全機能を有する設備等に影響はない。

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、各建物におけるその他の水系系統の溢水量に比べ十分に小さく、想定破損の評価に包含される。

- ・ 原子炉建物 : 16m^3
- ・ 廃棄物処理建物 : 0.14m^3

3.2 地震時の影響

安全機能を有する設備等の設置場所にあるポンプ等の油内包機器のうち、再循環ポンプ MG セットを除く耐震 B, C クラスの機器は、基準地震動 S_s による地震力により損壊しないよう耐震性を確保するため、地震に伴う漏えいは発生しない。なお、再循環ポンプ MG セットを設置している R-1F-02N については、堰により油の漏えいの拡大を防止する設計としていることに加え、再循環ポンプ MG セットの保有油の溢水量と、同区画の耐震 C クラス系統である消火系の溢水量との合計量による同区画の溢水水位が、溢水防護対象設備の機能喪失高さ以下であることを確認している。各数値を表 3-1 に示す。

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (1/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
原子炉建物	原子炉隔離時冷却ポンプ	タービン32	7.5	1704.5
原子炉建物	RCICタービン復水ポンプ	タービン56	0.3	
原子炉建物	原子炉隔離時冷却系タービン	タービン32	66	
原子炉建物	潤滑油クーラ	タービン32	8	
原子炉建物	タービン蒸気加減弁	タービン32	1	
原子炉建物	RCICタービン油ポンプ	タービン32	1	
原子炉建物	A-残留熱除去ポンプ用電動機	タービン 68	13	727.7
		タービン56	325	
原子炉建物	A-残留熱除去封水ポンプ	タービン32	0.8	439.5
原子炉建物	C-残留熱除去ポンプ用電動機	タービン 68	13	
		タービン56	325	
原子炉建物	A-ディーゼル発電設備 潤滑油サンプタンク	ディーゼル機関用油	7000	41000
原子炉建物	A-ディーゼル発電設備 排気タービン過給機, ガバナアクチュエータ	タービン 68	10.2	
原子炉建物	A-ディーゼル発電設備 燃料ドレン受缶	燃料油 (軽油)	53	
原子炉建物	A-ディーゼル発電設備 1次水循環ポンプ	タービン56	0.5	
原子炉建物	A-ディーゼル発電設備 空気圧縮機	ダフニースーパーCS100	9.8	
原子炉建物	A-ディーゼル発電設備 ターニング装置	ダフニースーパーギヤオイル 220	18	
原子炉建物	A-ディーゼル発電設備 シリンダ油タンク	ディーゼル機関用油	650	750
原子炉建物	B-ディーゼル発電設備 潤滑油サンプタンク	ディーゼル機関用油	7000	33000
原子炉建物	B-ディーゼル発電設備 排気タービン過給機, ガバナアクチュエータ	タービン 68	10.2	
原子炉建物	B-ディーゼル発電設備 燃料ドレン受缶	燃料油 (軽油)	53	
原子炉建物	B-ディーゼル発電設備 1次水循環ポンプ	タービン56	0.5	
原子炉建物	B-ディーゼル発電設備 空気圧縮機	ダフニースーパーCS100	9.8	
原子炉建物	B-ディーゼル発電設備 ターニング装置	ダフニースーパーギヤオイル 220	18	
原子炉建物	B-ディーゼル発電設備 シリンダ油タンク	ディーゼル機関用油	650	750

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (2/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
原子炉建物	HPCS-ディーゼル発電設備 潤滑油サンプタンク	ディーゼル機関用油	7000	50000
原子炉建物	HPCS-ディーゼル発電設備 排気タービン過給機, ガバナアクチュエータ	タービン 68	10.2	
原子炉建物	HPCS-ディーゼル発電設備 燃料ドレン受缶	燃料油 (軽油)	53	
原子炉建物	HPCS-ディーゼル発電設備 1次水循環ポンプ	タービン56	0.5	
原子炉建物	HPCS-ディーゼル発電設備 空気圧縮機	ダフニースーパーCS100	9.8	
原子炉建物	HPCS-ディーゼル発電設備 ターニング装置	ダフニースーパーギヤオイル 220	18	
原子炉建物	HPCS-ディーゼル発電設備 シリンダ油タンク	ディーゼル機関用油	650	750
原子炉建物	低圧炉心スプレーポンプ用 電動機	タービン 68	40	460
		タービン56	325	
原子炉建物	高圧炉心スプレーポンプ用 電動機	タービン56	490	896
原子炉建物	高圧炉心スプレー補機冷却 ポンプ	タービン32	2.5	64
原子炉建物	B-残留熱除去ポンプ用電動機	タービン 68	13	1033
		タービン56	325	
原子炉建物	B-残留熱除去封水ポンプ	タービン32	0.8	
原子炉建物	A, B-残留熱代替除去ポンプ	タービン32	各15	300
原子炉建物	A-制御棒駆動水圧ポンプ	タービン32	259	395.5
原子炉建物	B-制御棒駆動水圧ポンプ	タービン32	259	407.5
原子炉建物	A, B, C-復水輸送ポンプ	タービン32	各2.5	397
原子炉建物	燃料プール補給水ポンプ	タービン32	2.5	
原子炉建物	A-燃料デイトンク	燃料油 (軽油)	16000	19000
原子炉建物	B-燃料デイトンク	燃料油 (軽油)	16000	19000
原子炉建物	高圧炉心スプレー系燃料デイトンク	燃料油 (軽油)	9000	13000
原子炉建物	原子炉浄化補助ポンプ	タービン32	3	51
原子炉建物	A, B-所内用空気圧縮機	タービン68	各40	A:200 B:171
原子炉建物	A, B-計装用空気圧縮機	タービン68	各40	A:303 B:302

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (3/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
原子炉建物	計装用空気脱湿装置 (A, B-再生送風機)	ダフニーメカニックオイル150	各1.3	各111
原子炉建物	N 2 ガス製造装置	【空気圧縮機】 ダフニーマリンオイル SX40 【A, B-FRLルブリケータ】 タービン32	【空気圧縮機】 9 【A, B-FRLルブリケータ】 各0.065	【空気圧縮機】 91.55 【A, B-FRLルブリケータ】 各4.88
原子炉建物	A, B-原子炉再循環ポンプ MGセット	タービン32	各7800	A:12500 B:11500
原子炉建物	A, B-ドライウエル内漏えい検出 ダストモニタサンプルポンプ	シェルオマラS2G460	各0.25	45
原子炉建物	除染廃液移送ポンプ	タービン32	0.4	43
原子炉建物	CRD分解洗浄装置	タービン32	0.17	2.65
原子炉建物	A, C-原子炉補機冷却ポンプ	タービン32	各5.9	A:165 C:111
原子炉建物	B, D-原子炉補機冷却ポンプ	タービン32	各5.9	B:166 D:170
原子炉建物	A, B, C, D-主蒸気外側 隔離弁	EMR-135	各7	各63
原子炉建物	A, B-原子炉棟排風機	タービン32	各7	各142
原子炉建物	A-原子炉浄化循環ポンプ	タービン32	250	324.5
原子炉建物	B-原子炉浄化循環ポンプ	タービン32	250	269.5
原子炉建物	A, B-空調換気設備冷却水 循環ポンプ	タービン56	各4	各37
原子炉建物	A, B-空調換気設備冷却水 冷凍機	フレオールα 68N	各140	各220
原子炉建物	A, B-燃料プール冷却ポンプ	タービン32	各3	A:89 B:127
原子炉建物	ドライウエル冷凍機	フレオールα 68N	140	361
原子炉建物	ドライウエル冷水循環ポンプ	タービン32	1	69
原子炉建物	A, B-非常用ガス処理系排風機	ダフニーメカニックオイル68	各6.6	A:42.1 B:25.1
原子炉建物	A, B-ほう酸水注入ポンプ	【ポンプクランクケース】 ダフニーメカニックオイル 68 【減速機ギヤケース】 ダフニーメカニックオイル 150	【ポンプクランクケース】 各50 【減速機ギヤケース】 各17	4340.7

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (4/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
原子炉建物	燃料プールろ過脱塩器 プリコートポンプ	タービン46	2.05	33
原子炉建物	新燃料検査台 (2号)	ボンノックM320	7	209
廃棄物処理建物	復水スラッジ分離水ポンプ	タービン46	1.45	26.9
廃棄物処理建物	A, B-ランドリドレンポンプ	タービン46	各1.05	各24.9
廃棄物処理建物	処理水ポンプ	タービン46	1.45	40
廃棄物処理建物	復水スラッジポンプ	タービン46	2.15	30.9
廃棄物処理建物	モニタ校正室局所冷凍機 ユニット	フレオールF22	1.6	9.5
廃棄物処理建物	モニタ操作室局所冷凍機 ユニット	フレオールF22	1.6	9.5
廃棄物処理建物	機器ドレンろ過脱塩装置 逆洗水ポンプ	タービン46	1.45	119.3
廃棄物処理建物	A, B, C-濃縮廃液ポンプ	タービン46	各1.45	A:24.1 B:52.2 C:23.6
廃棄物処理建物	A, B-機器ドレンポンプ	タービン46	各2.05	A:30 B:31.2
廃棄物処理建物	機器ドレン処理水ポンプ	タービン46	1.45	37.3
廃棄物処理建物	A, B-床ドレンポンプ	タービン46	各1.05	各27.5
廃棄物処理建物	A, B-凝縮水ポンプ	タービン46	各1.45	各27.2
廃棄物処理建物	化学廃液ポンプ	タービン46	1.05	25.9
廃棄物処理建物	原子炉浄化スラッジ分離水 ポンプ	タービン46	0.85	22.5
廃棄物処理建物	A, B-RW/B所内蒸気ドレン 回収ポンプ	タービン32	各0.8	A:29.8 B:41.1
廃棄物処理建物	ハンガーコンベア	モービルコンパウンドEE	27	36
廃棄物処理建物	油圧プレス装置	タービン46	80	88.8
廃棄物処理建物	A, B-中央制御室送風機	タービン 32	各7	【軸受(カップ リング)】 各8.7 【軸受(反カ ップリング)】 各5.2

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (5/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
廃棄物処理建物	A, B-中央制御室冷凍機	フレオールα 68N	各140	各201
廃棄物処理建物	A, B-中央制御室冷水循環ポンプ	タービン56	各2.8	各5.4
廃棄物処理建物	機器ドレンろ過脱塩装置 ブリコートポンプ	タービン46	1.45	26.3
廃棄物処理建物	乾燥機凝縮水ポンプ	タービン46	0.7	24.6
廃棄物処理建物	乾燥機供給タンク循環ポンプ	タービン46	2.3	27.7
廃棄物処理建物	希ガスホールドアップ塔 バイアルサンブラ真空ポンプ	ULVOIL R-4	0.3	48
廃棄物処理建物	排ガスブロワ	タービン32	1.3	17.3
廃棄物処理建物	A, B-濃縮廃液タンク用 温水ポンプ	タービン46	各1.05	A:44.1 B:31.6
廃棄物処理建物	ランドリ・ドレン乾燥機 供給ポンプ	【エバ-サルジ-ポイント】 ダフニスーパ-ギヤオイル 460 【減速機】 TDオイル10	【エバ-サルジ-ポイント】 0.01 【減速機】 1	16.5
廃棄物処理建物	ランドリ・ドレン乾燥機	【減速機】 ダフニーメカニクオイル 220 【メカニカルシ-ル】 FBKオイルR0150	【減速機】 20 【メカニカルシ-ル】 1	25.9
廃棄物処理建物	A, B-ランドリ・ドレン 濃縮廃液ポンプ	タービン46	各0.65	各16.5
廃棄物処理建物	A, B-ランドリ・ドレン サンプルポンプ	タービン46	各0.85	A:19.4 B:15.3
廃棄物処理建物	A, B-ランドリ・ドレン すすぎ水移送ポンプ	タービン46	各0.65	A:18.4 B:22.7
廃棄物処理建物	A, B-ランドリ・ドレン 濃縮器供給ポンプ	タービン46	各0.65	A:41.6 B:25
廃棄物処理建物	真空発生装置循環水ポンプ	タービン46	0.65	34.3
廃棄物処理建物	乾燥機粉碎機	ダフニーメカニクオイル100	9.2	1350
廃棄物処理建物	A, B-廃棄物処理建物排風機	タービン32	各6.2	A:87.5 B:138.95

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (6/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
廃棄物処理建物	硫酸注入ポンプ装置	【クランクケース】 ダフニースーパーギヤオイル 150 【デイスプレーメントチャンバー】 ダフニートルクオイルA 【シフトレバー下降レバージャッキ可動部】 タービン32	【クランクケース】 4.3 【デイスプレーメントチャンバー】 0.7 【シフトレバー下降レバージャッキ可動部】 0.2	164
タービン建物	復水ろ過脱塩装置 プリコートポンプ	タービン46	2.15	52.1
タービン建物	復水ろ過脱塩装置 リサイクルポンプ	タービン46	2.45	81.1
タービン建物	封水回収ポンプ	タービン32	3	225
タービン建物	A, B-T/B所内蒸気ドレン 回収ポンプ	タービン32	各0.4	A:70 B:91
タービン建物	A, B, C-復水ポンプ用電動機	タービン56	各340	2533
タービン建物	A, B, C-タービン補機 冷却水ポンプ	タービン32	各5.9	A:79.3 B:73.9 C:66.8
タービン建物	復水ろ過脱塩装置逆洗水ポンプ	タービン46	2.05	46
タービン建物	油計量タンク	タービン32	71000	108000
タービン建物	EHC制御油圧ユニット 制御油タンク, 循環タンク, サク ションストレーナ, ラインフィル タ, フラズアースフィルタ, バ ックアップフィルタ, 配管, 制御 油圧ユニットヒーターファン, 制 御油冷却器, 制御油ポンプ, 制御 油フィルタポンプ, EHCアキュー ムレータ	ファイヤクエルEHC	2600	12000
タービン建物	油清浄機			
タービン建物	タービン油移送ポンプ	タービン32	7940	
タービン建物	タービン油ろ過ポンプ			
タービン建物	A, B, C-復水昇圧ポンプ	タービン32	各357.1	A:669 B:691 C:667
タービン建物	A, B-電動機駆動原子炉 給水ポンプ	タービン32	各369.9	A:469 B:657
タービン建物	真空槽	タービン32	4300	2700

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (7/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
タービン建物	A, B-固定子冷却装置	タービン56	各1.3	34.4
タービン建物	A, B-グラント蒸気排風機	タービン56	各1.7	497.2
タービン建物	排ガス除湿冷却器出口バイアル サンブラ真空ポンプ	ULVOIL R-4	0.3	48
タービン建物	グラントシール排ガスバイアル サンブラ真空ポンプ	ULVOIL R-4	0.3	40
タービン建物	A, B-主油タンク	タービン32	45300	76000
タービン建物	吸込油ポンプ			
タービン建物	ターニング油ポンプ			
タービン建物	非常用軸受油ポンプ			
タービン建物	オイルブースタポンプ			
タービン建物	A, B-RFPタービン油タンク	タービン32	14000	
タービン建物	A1, A2, B1, B2- RFP-T主油ポンプ			
タービン建物	A, B-RFP・T 非常用油ポンプ			
タービン建物	A, B-排ガス除湿冷凍機	フレオールF22	各1.5	850.4
タービン建物	ローター回転駆動装置 (低圧用)	ダフニーメカニクオイル150	1.4	2.88
タービン建物	ローター回転駆動装置 (高圧用)	ボンノックM150	0.7	1.47
タービン建物	A, B-タービン駆動原子炉 給水ポンプ	タービン32	各36.1	-
タービン建物	主タービン	タービン32	主油タンク と同油	-
タービン建物	A, B, C, D, E, F, G, H -ジャッキング油ポンプ	タービン32	主油タンク と同油	-
タービン建物	A, B-原子炉給水ポンプ 駆動用蒸気タービン	タービン32	各41	A:469 B:657
タービン建物	A, B-原子炉給水ポンプ 駆動用蒸気タービン 高圧蒸気止め弁	タービン32	各2	
タービン建物	A, B-原子炉給水ポンプ 駆動用蒸気タービン 低圧蒸気止め弁	タービン32	各2	
タービン建物	A, B, C-タービン建物排風機	タービン32	各7	各94

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (8/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
排気筒エリア	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	燃料油 (軽油)	170000	523000
排気筒エリア	HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク	燃料油 (軽油)	170000	515000
排気筒エリア	A2-ディーゼル燃料貯蔵タンク	燃料油 (軽油)	170000	515000
取水槽	B, D-原子炉補機 海水ポンプ用電動機	タービン56	各 165	B:169.2 D:171.1
取水槽	A, C-原子炉補機 海水ポンプ用電動機	タービン56	各 165	A:171.1 C:179.1
	A, B-除じんポンプ	タービン46	各1.6	各14.2
取水槽	A, B, C- 循環水ポンプ用電動機	タービン56	各1070	A:1180.5 B:1182.5 C:1191.5
取水槽	ユニハンドラ駆動部本体 カウンター用減速機	ボンノックM150	0.2	55
取水槽	R S Wストレーナ 切替用ユニハンドラー	ボンノックM150	1	63
B-ディーゼル燃料 貯蔵タンク格納槽	B1-ディーゼル燃料貯蔵タンク	燃料油 (軽油)	104013	399000
B-ディーゼル燃料 貯蔵タンク格納槽	B2-ディーゼル燃料貯蔵タンク	燃料油 (軽油)	104013	399000
B-ディーゼル燃料 貯蔵タンク格納槽	B3-ディーゼル燃料貯蔵タンク	燃料油 (軽油)	104013	399000
サイドバンカ建物	廃油ポンプ	【変速機】 タービン32 【メカカルシール】 タービン56	【変速機】 0.15 【メカカルシール】 0.02	168.1
サイドバンカ建物	S/B所内 蒸気ドレン回収ポンプ	タービン46	0.4	19.8
サイドバンカ建物	A, B-サイトバンカ設備 計装用空気圧縮機	ニューハイスクリュールオイル 2000	各12	A:66.1 B:44.2
サイドバンカ建物	プール水循環ポンプ	タービン56	1.45	33
サイドバンカ建物	スラッジデカントポンプ	タービン56	1.05	24.7
サイドバンカ建物	炉灰ドラム運搬台車	ダフニースーパーギヤオイル68	0.5	3.3
サイドバンカ建物	C/F灰ドラム運搬台車	ダフニースーパーギヤオイル68	0.5	3.3
サイドバンカ建物	A, B-S/B建物排気筒トリチ ウムサンプル冷凍機	JOMOフレオールα32 パーレルフリーズ32SE	各0.8 各0.85	各480
サイドバンカ建物	A, B-サイトバンカ建物 排気モニタサンプルラック	コスモスニソ3GSD	各0.85	各192

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (9/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
サイドバンカ建物	焼却炉排ガスモニタ サンプルラック	コスモスニソ3GSD	0.85	192
サイドバンカ建物	S/Bトリチウム 捕集装置サンプルラック	KF96L2CS	捕集槽A:1 捕集槽B:1	捕集槽A:480 捕集槽B:480
サイドバンカ建物	サイドバンカ建物送風機	ダフニースーパーマルチオイル 68	3.3	169.3
サイドバンカ建物	A, B-サイドバンカ建物排風機	ダフニースーパーマルチオイル 68	各3.3	A:145.6 B:129.6
サイドバンカ建物	廃油タンク	廃油	1900	2897.8
サイドバンカ建物	モルタル上澄水ポンプ	タービン46	0.28	2926
サイドバンカ建物	分別台	ダフニースーパーギヤオイル 220	0.95	6.7
サイドバンカ建物	仕分台	ダフニースーパーギヤオイル 220 ダフニーメカニックオイル150	ギヤオイル:1.9 メカニックオ イル:0.7	ギヤオイル:6.89 メカニックオ イル:1.81
サイドバンカ建物	A, B-投入容器昇降機	MOBIL SHC632	各4.2	各12.5
サイドバンカ建物	バランスアーム	ダフニーノーラストエンジンオ イルSAE-30	2	12
サイドバンカ建物	充填固化体前処理用減容圧縮機	スーパーハイランド46	40	76
サイドバンカ建物	充填固化体前処理用減容圧縮機	スーパーハイランド46	40	76
サイドバンカ建物	雑固体ドラム転倒機	ダフニースーパーギヤオイル 460	5	28.1
サイドバンカ建物	プリコート兼ホールディング ポンプ	タービン56	1.45	32.1
サイドバンカ建物	袋詰供給装置油圧ユニット (タンク)	ダフニーハイドロリックフル イド68	580	659.5
サイドバンカ建物	焼却炉炉底蓋シール空気用 空気圧縮機	ニューハイスクリューオイル 2000	7	117.5
サイドバンカ建物	キャニスタコンベヤ2	ダフニースーパーギヤオイル 220	0.95	22
サイドバンカ建物	キャニスタ昇降機	MOBIL SHC630	5.6	47
サイドバンカ建物	排ガス補助ブロワ	タービン32	2.4	33.1
サイドバンカ建物	排ガスブロワ	タービン32	3.4	116

表 2-1 火災区域内の油内包機器 (10/10)

建物	機器名	油の種類	内包量	堰容量
			(L)	(L)
サイドバンカ建物	C/Fエレメント破砕機	ダフニースーパーギヤオイル 150	1.5	9.55
サイドバンカ建物	使用済樹脂供給機	ダフニーアルファドライブ P150	2.6	96.4
サイドバンカ建物	1次C/Fエレメント破砕機	ダフニースーパーギヤオイル 68	4.7	40.1
サイドバンカ建物	2次C/Fエレメント破砕機	ダフニースーパーギヤオイル 68	4.7	40.1
サイドバンカ建物	雑固体破砕機	ダフニースーパーギヤオイル 150	80	512.5
サイドバンカ建物	袋詰供給機	ダフニースーパーマルチオイル 150	0.2	84.3
サイドバンカ建物	給袋機	ダフニースーパーマルチオイル 460	0.2	84.3
サイドバンカ建物	袋詰品コンベヤ	ダフニースーパーギヤオイル 460	0.4	84.3
サイドバンカ建物	LPRM切断装置用電動油圧ポンプ	シェルテラスS2M32	25	295
サイドバンカ建物	雑固体廃棄物処理設備 空気圧縮機	ニューハイスクリューオイル 2000	10	128.8
サイドバンカ建物	モルタルポンプ	スパルタンEP220	0.5	6.03
サイドバンカ建物	雑固体供給リフト	ダフニースーパーギヤオイル 220	0.5	20.6
サイドバンカ建物	雑固体コンベヤ	ダフニースーパーマルチオイル 150	0.7	4.3
サイドバンカ建物	雑固体供給機	ダフニースーパーマルチオイル 68	0.5	84.3
サイドバンカ建物	雑固体仕分台コンベヤ	ダフニースーパーマルチオイル 150	0.7	4.3
サイドバンカ建物	雑固体破砕コンベヤ	【変速機】 ダフニースーパーマルチオイル 150 【減速機】 ダフニースーパーギヤオイル 460	【変速機】 1.6 【減速機】 0.6	23.7
固体廃棄物貯蔵	低レベル放射性廃棄物検査装置	【ギヤボックス】 シェルオマラ2G150 【ウォーム減速機】 ボンノックM460	【ギヤボックス】 0.95 【ウォーム減速機】 7.8	【ギヤボックス】 1.4 【ウォーム減速機】 15.8

表 3-1 溢水防護区画 (R-1F-02N) の溢水水位と機能喪失高さ

溢水量[m ³]			溢水水位 ^{※1} [m]	機能喪失高さ ^{※2} [m]
消火系	再循環ポンプ MG セット	合計		
60	16	76	0.28	0.96

※1 溢水量の合計で算出。床勾配及び水面ゆらぎを考慮した

※2 A-格納容器雰囲気モータリアンプの機能喪失高さ

現場操作の実施可能性について

島根原子力発電所 2 号炉において、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. 溢水発生後に必要な現場操作

(1) 溢水発生後に必要な現場操作

溢水発生後に必要となる可能性のある現場操作は次のとおりである。

- (i) 想定破損時の溢水の拡大防止のための現場隔離操作
- (ii) 残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のための現場操作

(i) の現場隔離操作に関しては、想定破損による溢水時に必要となる漏えい検知、現場移動、漏えい箇所の特定及び隔離操作の一連の作業が対象となる。なお、地震起因による溢水時には必要となる現場隔離操作はない。

(ii) の現場操作に関しては、溢水等の要因により燃料プール冷却・給水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系により燃料プールの冷却・給水機能を維持するために弁の現場操作が必要となる。

(2) 溢水発生時の対応に係る手順について

溢水発生時の対応に係る手順については今後作成し、QMS 文書として管理する。

2. 現場操作に関わる体制の整備

溢水が発生した場合の対応については、溢水発生時のプラントの安全性確保を目的に、保安規定に基づき溢水の拡大防止・排水処理・放射線管理等に関する QMS 文書を制定し、この QMS 文書に沿って各種対応を実施する。現場操作を実施する際の体制に関しても、この QMS 文書にて要員等を規定し、必要な人員を常時確保する。具体的には中央制御室及び現場それぞれにおいて、常時 2 名以上の対応要員を確保することとする。

なお本事項は運用管理が必要となる事項である（別添 2 参照）。

3. 想定破損時の現場での隔離操作

(1) 想定破損評価における隔離時間の妥当性について

a. 隔離時間の設定

(a) 自動隔離

配管の破断を検知し、各種インターロック等により自動隔離が期待できる復水・給水系、原子炉浄化系及び原子炉補機冷却系については、溢水発生から隔離までの所要時間を個別に設定した。

(b) 手動隔離

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、漏えい箇所の特定及び隔離操作等により、下記(i)～(iv)を組合せて算出し、実際の隔離時間の妥当性について確認を行った。

- (i) 床ドレンサンプの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(管理区域の場合は着替え時間を含む) 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
 - ア. 中央制御室での弁閉操作に要する時間 10分
 - イ. 現場での弁閉操作に要する時間 20分

(c) 隔離時間の設定

ア. 中央制御室で弁閉操作する場合

$$(i)10分 + (ii)20分 + (iii)30分 + (iv)10分 = 70分$$

イ. 現場で弁閉操作する場合

$$(i)10分 + (ii)20分 + (iii)30分 + (iv)20分 = 80分$$

b. 床ドレンサンプの警報発信までの時間の算出

前項の「(i) 床ドレンサンプの警報発信までの時間」の算出方法を説明する。

(a) 床ドレンサンプ流入流量について

床ドレンサンプ流入流量は、床目皿部の排出流量とドレン配管の排出流量を算出・比較し、小さい方を流量とする。床目皿部からの排出概要図を図3-1に示す。

(b) 床目皿部の排出流量

床目皿からの排出は、床目皿をノズルとみなして算出する。なお、床目皿が複数ある場合は、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した。床上0.2mの水位を想定した場合の目皿1箇所あたりの排水流量は、25.0 m³/hとなる。算出式の諸元を表3-1に、算出式を以下に示す。

目皿1箇所当たりの排水流量 Q :

$$Q = \sqrt{\frac{2gH}{C}} \times 3600 \times A$$

$$= \sqrt{\frac{2 \times 9.80665 \times 0.20}{1.5}} \times 3600 \times 0.0043 = 25.03 \cong 25.0 \text{ [m}^3/\text{h]}$$

表 3-1 床目皿1箇所あたりの排水流量算出式の諸元

重力加速度	g	9.80665 [m/s ²]
断面積	A	0.0043 [m ²] (口径:80A, Sch:80)
水頭	H	0.20[m]
損失係数	C	1.5

(c) ドレン配管の排出流量

ドレン配管の排水流量を算出するにあたっての前提条件は次のとおりとする。

- ・ドレン配管は満水状態とする。
- ・水頭は最下層フロア（EL1.3m）と床ドレンサンプの入口高さ（EL-1.15m）の差2.45mとする。

この前提条件におけるドレン配管の排出流量は87.0m³/hとなる。
ドレン配管の排水流量算出式の諸元を表3-2に、算出式を以下に示す。

ドレン配管の排出流量 Q :

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

$$= 0.0043 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.80665 \times 2.45} \times 3600 = 87.99 \div 87.0 \quad [\text{m}^3/\text{h}]$$

表 3-2 ドレン配管の排水流量算出式の諸元

重力加速度	g	9.80665 [m/s ²]
断面積	A	0.0043 [m ²] (口径：80A, Sch:80)
水頭	H	2.45[m]
排出係数	C	0.82

(d) 床ドレンサンプの警報発信までの時間

床目皿からの排水流量25.0m³/hがドレン配管の排水流量87.0m³/hよりも小さいため、床目皿部の排水流量が床ドレンサンプへの流入流量となる。破損配管からの溢水流量が25.0m³/h以上である系統については、25.0m³/hを床ドレンサンプへの流入流量とし、溢水流量が25.0m³/h未満である系統については、溢水流量を床ドレンサンプへの流入流量として評価した。

床ドレンサンプの警報発信までに要する水量は、ドレン配管の内包水量とサンプ水位高高（警報発信）までのサンプ容量の和とした。

サンプ容量は、水位低から水位高高（警報発信）までの容量とした。

床ドレンサンプの警報発信までに要する溢水量は以下の算出式で算出し、その諸元を表3-3に示す。

$$\text{ドレン配管内包水量} : 0.0043\text{m}^2 \times 250\text{m} = 1.075 \div 1.1\text{m}^3$$

$$\text{サンプタンク容量} : (1.5\text{m} \div 2)^2 \times \pi \times (1.3\text{m}) = 2.297 \div 2.3\text{m}^3$$

$$\text{合計} : 1.1\text{m}^3 + 2.3\text{m}^3 = 3.4\text{m}^3$$

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表3-4に示す。

表 3-3 溢水量算出式の諸元

ドレン配管の長さ	250 [m]
ドレン配管の断面積	0.0043[m ²]
サンプタンク直径	1.5 [m]
水位高高と水位低の水位差	1.3 [m]

表 3-4 代表系統の床ドレンサンプの警報発信までに要する時間

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]	床ドレンサンプ警報発信 までに要する時間	
			計算式	[分]
高圧炉心 スプレイ系	393	25	$3.4\text{m}^3 \div 25\text{m}^3/\text{h} \times 60\text{分}/\text{h} = 8.16\text{分}$	9
消火系	36	25	$3.4\text{m}^3 \div 25\text{m}^3/\text{h} \times 60\text{分}/\text{h} = 8.16\text{分}$	9
補給水系	20	20	$3.4\text{m}^3 \div 20\text{m}^3/\text{h} \times 60\text{分}/\text{h} = 10.2\text{分}$	10*
ほう酸水 注入系	14	14	$3.4\text{m}^3 \div 14\text{m}^3/\text{h} \times 60\text{分}/\text{h} = 14.6\text{分}$	10*

※ 溢水流量が 25.0 m³/h 未満の場合、床ドレンサンプ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いことを確認している。したがって、床ドレンサンプ警報発信までに要する時間を 10 分と設定しても影響がないことから 10 分とした。

c. 現場への移動時間

漏えい検知器又は床ドレンサンプ警報により中央制御室で漏えいを検知してから現場までの移動時間を確認した。管理区域の場合は中央制御室からチェックポイントまでの移動時間及び着替えに要する時間、非管理区域の場合は中央制御室から各建物入口までの移動時間を確認した。確認した移動時間を表 3-5 に示す。

表 3-5 現場への移動時間

	中央制御室からチェックポイント又は建物入口までの移動時間[分]	着替えに要する時間[分]
管理区域	1	5
非管理区域	2	-

d. 漏えい箇所特定に要する時間

漏えい箇所特定手段がないとし、床ドレンサンプへ流入する目皿がある区画全域の確認を実施した。原子炉建物管理区域内で漏えいした際の評価例を表 3-6 に示す。なお、各系統での漏えいを示唆するような警報が発生している場合は、漏えい系統の絞り込みを行うことができる。各系統と、その系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及び変動するパラメータの例を表 3-7 にまとめる。

表 3-6 漏えい箇所特定に要する時間

	漏えい箇所特定に要する時間[分]	対象
原子炉建物 (管理区域)	33	チェックポイントから各床ドレンサンプへ流入する床目皿がある区画全域の確認時間
原子炉建物 (非管理区域)	22	建物入口から各床ドレンサンプへ流入する床目皿がある区画全域の確認時間
廃棄物処理建物 (非管理区域)		
制御室建物		

表 3-7 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について (一例) (1/3)

漏えい系統	系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
制御棒駆動系	<ul style="list-style-type: none"> アキュムレータ充填水圧力 	<ul style="list-style-type: none"> R/B床ドレンサンブ 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒駆動水流量 CRD ポンプ出口圧力
原子炉補機海水系	<ul style="list-style-type: none"> 海水ポンプ出口圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> R/B北西コーナ室床ドレンサンブ 	<ul style="list-style-type: none"> RSW ポンプ出口圧力
燃料プール冷却系	<ul style="list-style-type: none"> スキマサージタンク水位 	<ul style="list-style-type: none"> R/B床ドレンサンブ 	<ul style="list-style-type: none"> スキマサージタンク水位 FPC ポンプ入口圧力 FPC ポンプ出口流量
高圧炉心スプレイ補機冷却系	<ul style="list-style-type: none"> サージタンク水位 	<ul style="list-style-type: none"> R/B北西コーナ室床ドレンサンブ 	<ul style="list-style-type: none"> サージタンク水位
高圧炉心スプレイ補機海水系	<ul style="list-style-type: none"> — 	<ul style="list-style-type: none"> R/B北西コーナ室床ドレンサンブ 	<ul style="list-style-type: none"> —

表 3-7 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について (一例) (2/3)

漏えい系統	系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
残留熱除去系	<ul style="list-style-type: none"> • RHR ポンプ出口圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> • RHR ポンプ室ドレンサンブ 	<ul style="list-style-type: none"> • RHR ポンプ出口圧力
低圧炉心スプレイ系	<ul style="list-style-type: none"> • LPCS ポンプ出口圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> • LPCS ポンプ室ドレンサンブ 	<ul style="list-style-type: none"> • LPCS ポンプ出口圧力
高圧炉心スプレイ系	<ul style="list-style-type: none"> • HPCS ポンプ出口圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> • HPCS ポンプ室ドレンサンブ 	<ul style="list-style-type: none"> • HPCS ポンプ出口圧力 • CWT 系統流量
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> • 補給水ポンプ出口圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> • R/B 床ドレンサンブ 	<ul style="list-style-type: none"> • 純水タンク水位
液体廃棄物処理系	—	<ul style="list-style-type: none"> • R/B 床ドレンサンブ 	—

表 3-7 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について (一例) (3/3)

漏えい系統	系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
復水輸送系	<ul style="list-style-type: none"> 復水輸送ポンプ出口圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> R/B床ドレンサンプ水位 	<ul style="list-style-type: none"> 復水使用量 復水貯蔵タンク水位
補給水系	<ul style="list-style-type: none"> 補給水ポンプ出口圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> R/B床ドレンサンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 純水タンク水位
消火系	<ul style="list-style-type: none"> 水ろ過装置消火ポンプ自動起動 	<ul style="list-style-type: none"> R/B床ドレンサンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ろ過水タンク水位
非常用ディーゼル発電機系	—	<ul style="list-style-type: none"> R/B北東コーナ室床ドレンサンプ 	—

e. 隔離操作時間

中央制御室での隔離操作に要する時間, 現場での隔離箇所特定に要する時間及び現場での隔離操作に要する時間について確認した。なお隔離操作については口径等を考慮し, 最も時間を要する系統の隔離弁を選定し確認した。

(Ⅰ) 中央制御室での隔離操作に要する時間 : 5 分

(Ⅱ) 現場での隔離箇所特定に要する時間 : 5 分

(Ⅲ) 現場での隔離操作に要する時間 : 4 分

f. 隔離時間の妥当性確認結果

各系統の隔離操作に要する時間を表 3-8～表 3-11 に示す。想定破損時の系統の隔離操作に要する時間は, 評価時間以内であることを確認した。

① 漏えい発生から漏えい検知までに要する時間

② 漏えい検知から現場までの移動時間

③ 漏えい箇所特定に要する時間

(「表 3-15 アクセスルートの水位と歩行速度」に示す溢水影響による歩行速度の低下を考慮した時間)

④ 隔離操作時間

(Ⅰ) 中央制御室での隔離操作に要する時間

(Ⅱ) 現場での隔離箇所特定に要する時間

(Ⅲ) 現場での隔離操作に要する時間

表 3-8 各系統の隔離操作に要する時間（原子炉建物 管理区域）

単位[分]

対象系統	①	②	③	④			合計
				(I)	(II)	(III)	
制御棒駆動系	9	6	36	5	—	—	56
燃料プール冷却系	9	6	36	5	—	—	56
高圧炉心スプレイ補機冷却系	9	6	36	5	—	—	56
残留熱除去系	9	6	36	5	—	—	56
低圧炉心スプレイ系	9	6	36	5	—	—	56
高圧炉心スプレイ系	9	6	36	5	5	4	65
ほう酸水注入系	10	6	36	—	5	4	61
液体廃棄物処理系	10	6	36	—	—	4	56
復水輸送系	9	6	36	5	—	—	56
補給水系	10	6	36	5	—	—	57
消火系	9	6	36	5	—	—	56
非常用ディーゼル発電機系	10	6	36	—	15*	4	71

※ 隔離弁が原子炉建物(非管理区域)のため、隔離弁までの移動時間 10 分を考慮した。

表 3-9 各系統の漏えい隔離に要する時間（原子炉建物 非管理区域）

単位[分]

対象系統	①	②	③	④			合計
				(I)	(II)	(III)	
原子炉補機海水系	9	2	24	5	15*	4	59
高圧炉心スプレイ補機冷却系	9	2	24	5	—	—	40
高圧炉心スプレイ補機海水系	9	2	24	5	—	—	40
補給水系	10	2	24	5	—	—	41
消火系	9	2	24	5	—	—	40
非常用ディーゼル発電機系	10	2	24	—	—	4	40

※ 隔離弁が屋外のため、隔離弁までの移動時間 10 分を考慮した。

表 3-10 各系統の漏えい隔離に要する時間（廃棄物処理建物 非管理区域）

単位[分]

対象系統	①	②	③	④			合計
				(I)	(II)	(III)	
消火系	9	2	23	5	—	—	39

表 3-11 各系統の漏えい隔離に要する時間（制御室建物）

単位[分]

対象系統	①	②	③	④			合計
				(I)	(II)	(III)	
補給水系	10	2	23	5	—	—	40
消火系	10	2	23	5	—	—	40

(2) 想定破損時の現場隔離操作におけるアクセス性及び操作性

a. 現場隔離操作に必要な設備及びアクセスルートの設定

想定破損時の現場隔離操作に必要な機器の選定例を表 3-12 に示す。現場隔離操作を実施する区画までのアクセスルートを溢水防護区画として設定した。

b. アクセス性及び操作性の確認

アクセス性や操作性に影響を及ぼす可能性のある系統毎の溢水源の特性について表 3-13 に示す。

(a) 没水

アクセスルート上で溢水の一時的な滞留があった場合でも、溢水伝播経路より最終滞留箇所に排出されることと、操作場所までの経路は複数あることから、没水による影響のないルートからのアクセスが可能である。設定したアクセスルートにおける、隔離操作場所までのアクセス性について表 3-14 に例示する。国土交通省「地下空間における浸水対策ガイドライン」によると浸水による扉の内外に水位差が生じ、水圧に逆らって開操作する場合、約 26cm を超えると操作できない可能性があるが、扉を水圧に逆らって開操作する場所の水位は最大でも 2cm でありアクセスは可能である。また、表 3-8～表 3-11 に示す各系統の隔離操作に要する時間は、表 3-15 に示す溢水の影響による歩行速度の低下を考慮しており、アクセス性に支障はない。

なお、評価対象区画の没水評価にて、算出する溢水水位に保守性を持たせるため、扉を介して存在する他区画からの溢水流入を考慮する際には、扉のないものと仮定することで流入量及び流入流量を最大限に算出している。一方で、評価対象区画からの扉を介しての排水はないものとしている（扉は閉止状態と仮定）。

(b) 被水

操作場所までの経路は複数あることから、被水による影響のないルートからのアクセスが可能である。被水が発生している区画内で隔離操作を実施する必要がある場合でも、破損系統のポンプを停止する等により破損系統の水圧は低下するため操作は可能である。

(c) 温度（蒸気）

溢水源のうち高温の流体を内包する系統は主蒸気系、給水系、原子炉浄化系、原子炉隔離時冷却系及び所内蒸気系である。このうち主蒸気系、給水系、原子炉浄化系及び原子炉隔離時冷却系は、漏えい検知による自動隔離等のインターロックが設置されている。また所内蒸気系は、止め弁の設置による常時隔離や配管のルート変更等を実施するため、現場隔離操作は不要である。

(d) 線量

表 3-13 に示すとおり、現場隔離操作が必要な系統で高線量の系統はないことからアクセス性及び操作性への影響はない。

(e) 薬品

溢水防護対象区画が設定された建物・区画内にある主な薬品として、冷却材中に含まれる防錆剤や塩素があるが、希釈された状態で存在するため、漏えいした場合でもアクセス性及び操作性への影響はない。

(f) 照明

作業用照明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いることから、アクセス性及び操作性への影響はない。

(g) 感電

電気設備が溢水の影響を受けた場合、アクセス時の感電が懸念されるが、電気設備には短絡が発生し、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ため、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 QMS 文書として定めることで、感電による影響を防止する。

(h) 漂流物

屋内に配置された棚や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ることはなく、アクセス性及び操作性に影響はない。アクセスルートの固縛処置例を図 3-2 に示す。

c. アクセス性及び操作性の評価結果

隔離操作場所までのアクセス性及び隔離操作への溢水の影響を評価した結果、アクセス性を含め現場操作が成立することを確認した。

表 3-12 想定破損時に必要な現場隔離操作機器(例)

系統	隔離操作機器		設置区画	設備分類
	設備番号	設備名称		
高圧炉心スプレイ系	V224-10	HPCS 洗浄水入口元弁	R-1F-33N	手動弁
	V224-11	HPCS 封水入口元弁	R-1F-33N	手動弁
ほう酸水注入系	V225-17	SLC 封水止め弁	R-3F-07N	手動弁
液体廃棄物処理系(機器ドレン)	P252-2	機器ドレン処理水ポンプ	RW-1F-08N	スイッチ
	AV252-122	処理水ポンプ出口弁(復水貯蔵タンク)	RW-1F-08N	スイッチ
非常用ディーゼル発電機系(冷却水)(A)	PSV272-150A	DEG 一次水膨張タンク補給水弁 A	R-B2F-05N	スイッチ
非常用ディーゼル発電機系(冷却水)(B)	PSV272-150B	DEG 一次水膨張タンク補給水弁 B	R-B2F-08N	スイッチ
非常用ディーゼル発電機系(冷却水)(HPCS)	PSV272-150H	DEG 一次水膨張タンク補給水弁 H	R-B2F-11N	スイッチ
非常用ディーゼル発電機系(燃料油)(A)	P280-1A	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	R-B2F-05N	スイッチ
非常用ディーゼル発電機系(燃料油)(B)	P280-1B	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	R-B2F-08N	スイッチ
非常用ディーゼル発電機系(燃料油)(HPCS)	P280-1H	H-ディーゼル燃料移送ポンプ	R-B2F-11N	スイッチ

表 3-13 溢水源の特性について(1/2)

破損を想定する系統	現場 操作 の有無	温度が 95℃以上	放射性 物質の含有	薬品の含有	設置建物			
					原子炉建物 (管理区域)	原子炉建物 (非管理区域)	廃棄物処理建物 (非管理区域)	制御室建物
給水系	—	○	○	—	○	—	—	—
制御棒駆動系	—	—	○	—	○	—	—	—
原子炉浄化系	—	○	○	—	○	—	—	—
原子炉補機冷却系	—	—	—	○	○	○	○	—
原子炉補機海水系	○	—	—	○	○	—	—	—
燃料プール冷却系	—	—	○	—	○	—	—	—
高圧炉心スプレイ 補機冷却系	—	—	—	○	○	—	—	—
高圧炉心スプレイ 補機海水系	—	—	—	○	—	○	—	—
原子炉隔離時冷却系	—	○	○	—	○	—	—	—
残留熱除去系	—	—	○	—	○	—	—	—
低圧炉心スプレイ系	—	—	○	—	○	—	—	—
高圧炉心スプレイ系	○	—	○	—	○	—	—	—
ほう酸水注入系	○	—	—	○	○	—	—	—

○：有 —：無

表 3-13 溢水源の特性について (2/2)

破損を想定する系統	現場操作の有無	温度が95℃以上	放射性物質の含有	薬品の含有	設置建物			
					原子炉建物(管理区域)	原子炉建物(非管理区域)	廃棄物処理建物(非管理区域)	制御室建物
液体廃棄物処理系	○	—	○	—	○	—	—	—
復水輸送系	—	—	○	—	○	—	—	—
補給水系	—	—	—	—	○	○	—	○
消火系	—	—	—	—	○	○	○	○
所内上水系	—	—	—	—	—	—	○	○
所内蒸気系	—	○	—	—	—	—	—	—※
非常用ディーゼル発電機系	○	—	—	—	○	○	—	—
燃料プール補給水系	—	—	○	—	○	—	—	—

○：有 —：無

※ 溢水防護区画に所内蒸気系配管はない

表 3-14 隔離操作箇所までのアクセス性(例) (1/3)

溢水系統	アクセス区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否	理由 ^{※1}
高圧炉心スプレイ系	R-1F-24-2N	0	可	②
	R-1F-24-1N	0	可	②
	R-1F-01-2N	0	可	②
	R-1F-01-1N	0	可	②
	R-1F-19N	0	可	②
	R-1F-03N R-1F-22N	0.10	可	①
	R-1F-33N ^{※2}	0.06	可	①

※1 アクセス可能とした理由

①溢水水位は最大でも 0.3m のため歩行可能。

②当該系統の溢水は、アクセス区画に流入しない。

※2 隔離操作箇所

表 3-14 隔離操作箇所までのアクセス性(例) (2/3)

溢水系統	アクセス区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否	理由 ^{※1}
ほう酸水注入系	R-1F-24-2N	0	可	②
	R-1F-24-1N	0	可	②
	R-1F-01-2N	0	可	②
	R-1F-01-1N	0	可	②
	R-1F-19N	0	可	②
	R-1F-03N R-1F-22N	0.02	可	①
	R-B2F-26-1N	0	可	②
	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N ^{※2} R-3F-16-1N	0.02	可	①
液体廃棄物処理系 (機器ドレン)	RW-B1F-20-1N	0	可	②
	RW-B1F-20-2N	0	可	②
	RW-B2F-33N	0	可	②
	RW-1F-23N	0	可	②
	RW-1F-08N ^{※2}	0	可	②
非常用ディーゼル 発電機系(冷却水)(A)	R-1F-24-2N	0	可	②
	R-B2F-20N	0	可	②
	R-B2F-16N	0	可	②
	R-B2F-05N ^{※2}	0	可	②
非常用ディーゼル 発電機系(冷却水)(B)	R-1F-24-2N	0	可	②
	R-B2F-20N	0	可	②
	R-B1F-16N	0	可	②
	R-B2F-28N	0	可	②
	R-B2F-08N ^{※2}	0	可	②

※1 アクセス可能とした理由

①溢水水位は最大でも0.3mのため歩行可能。

②当該系統の溢水は、アクセス区画に流入しない。

※2 隔離操作箇所

表 3-14 隔離操作箇所までのアクセス性(例) (3/3)

溢水系統	アクセス区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否	理由 ^{※1}
非常用ディーゼル 発電機系(冷却水) (HPCS)	R-1F-24-2N	0	可	②
	R-B2F-20N	0	可	②
	R-B1F-16N	0	可	②
	R-B2F-28N	0	可	②
	R-B1F-17-1N	0	可	②
	R-B1F-17-2N	0	可	②
	R-B1F-11N	0	可	②
	R-B2F-25N	0	可	②
	R-B2F-11N ^{※2}	0	可	②
非常用ディーゼル 発電機系(燃料油)(A)	R-1F-24-2N	0	可	②
	R-B2F-20N	0.11	可	①
	R-B2F-16N	0.11	可	①
	R-B2F-05N ^{※2}	0.08	可	①
非常用ディーゼル 発電機系(燃料油)(B)	R-1F-24-2N	0	可	②
	R-B2F-20N	0	可	②
	R-B1F-16N	0	可	②
	R-B2F-28N	0	可	②
	R-B2F-08N ^{※2}	0	可	②
非常用ディーゼル 発電機系(燃料油) (HPCS)	R-1F-24-2N	0	可	②
	R-B2F-20N	0	可	②
	R-3F-17N	0	可	②
	R-3F-14N	0	可	②
	R-3F-19N	0	可	②
	R-2F-29N	0	可	②
	R-2F-21N	0	可	②
	R-B2F-25N	0	可	②
	R-B2F-11N ^{※2}	0	可	②

※1 アクセス可能とした理由

①溢水水位は最大でも 0.3m のため歩行可能。

②当該系統の溢水時，アクセス区画に流入しない。

※2 隔離操作箇所

表 3-15 アクセスルートの水位と歩行速度

水位[m]	0.10	0.20	0.30	0.40
歩行速度[m/s]	0.85	0.71	0.57	0.42

(地下空間における浸水対策ガイドライン/国土交通省 による)

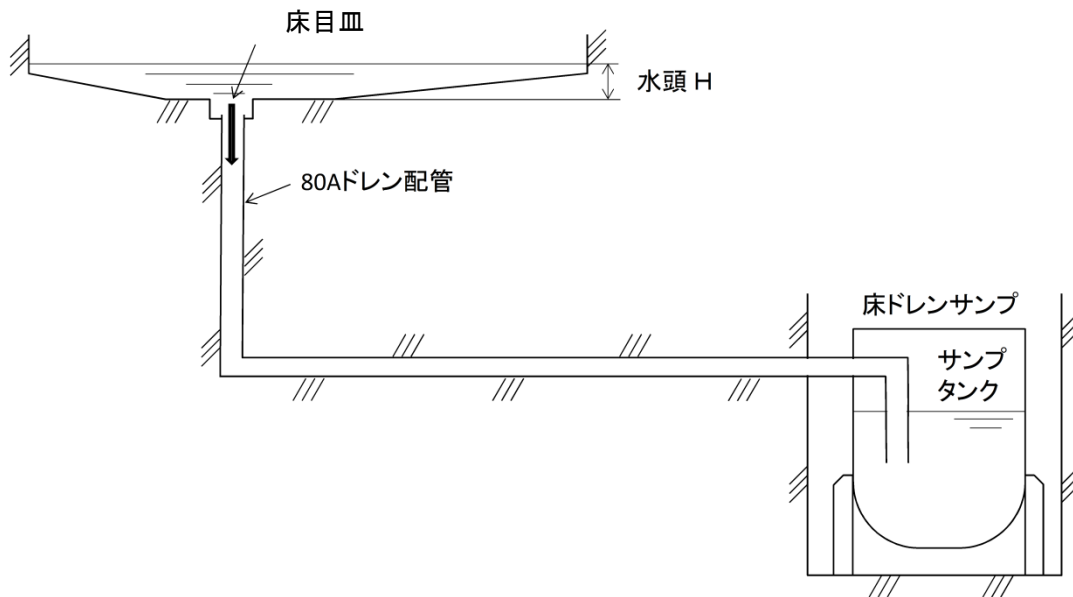


図 3-1 目皿からの排出概要図

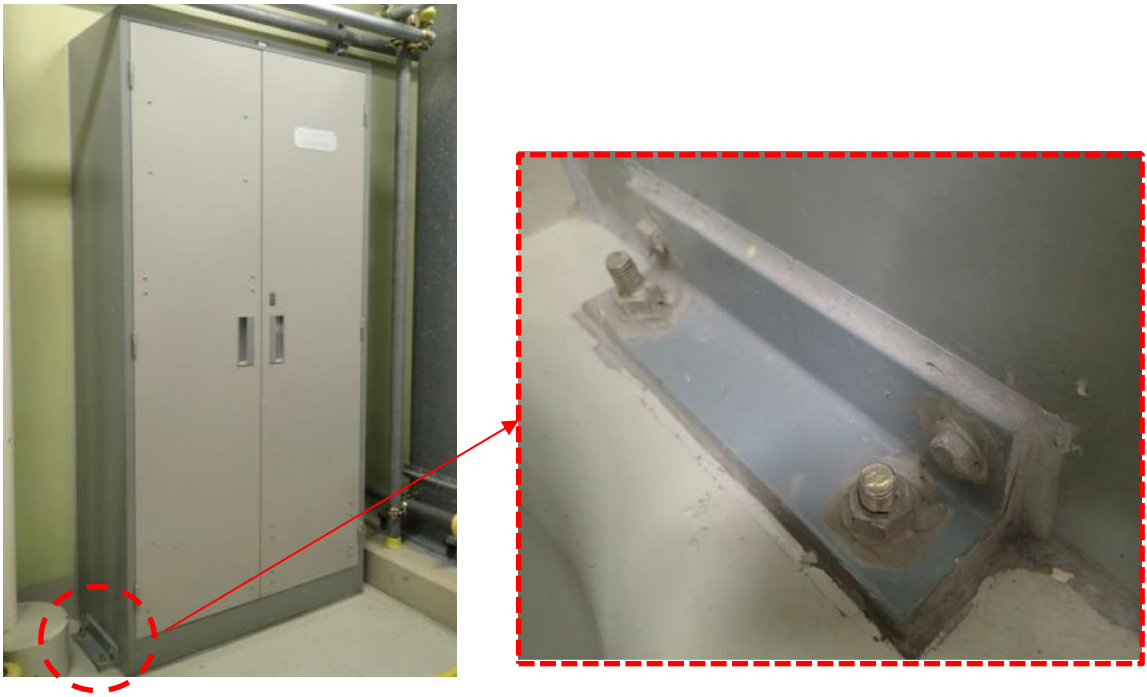


図 3-2 アクセスルートの固縛処置例（原子炉建物 R-1F-01-1N）

4. 残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のための操作におけるアクセス性及び操作性

溢水等の要因により燃料プール冷却系，燃料プール補給水系が機能喪失した場合，残留熱除去系により燃料プールの冷却・給水機能を維持する必要があるが，その際に現場での手動弁の操作が必要となる（図 4-1 参照）。

燃料プール冷却系，燃料プール補給水系が機能喪失する場合として，想定破損や消火活動に伴う溢水の場合と，地震に伴う溢水の場合が考えられ，前者では燃料プールの初期水位は通常水位であり，かつ現場へのアクセス性も前項で説明したとおり問題ないと考えられる。一方で後者では地震によるスロッシングにて初期水位は低下しており，前者に比べてより厳しい状況となっている。よって以下では地震起因による燃料プールスロッシング後の残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のための操作について示す。

なお本事項は運用管理が必要となる事項である（別添 2 参照）。

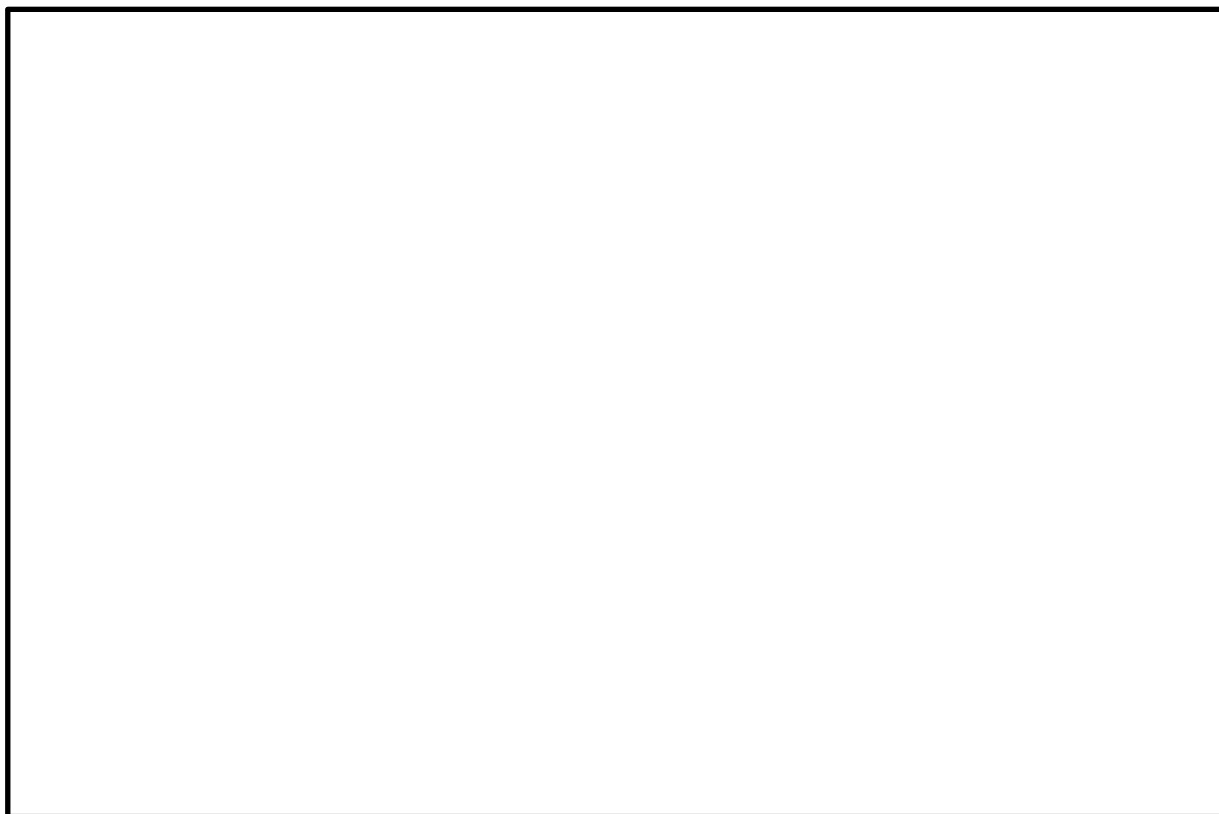


図 4-1 残留熱除去系による燃料プール冷却・給水ライン

a. 燃料プールの想定及び温度上昇に対する時間余裕

燃料プールの想定する状態としては、「プラント運転開始直後」及び「燃料ラックに運転中最大数の燃料保管」の状態を想定した。この状態から，地震時のスロッシング量 180m³ を初期保有水から差し引いた水位で初期温度 40℃ から 65℃及び 100℃到達までの時間を表 4-1 にまとめた。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-1 燃料プールの温度上昇時間

65°C到達時間[h]	100°C到達時間[h]
17	43

b. 現場操作に必要な機器及びアクセスルートの設定

燃料プールスロッシング後の残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のための現場操作が必要な機器を選定した結果を表 4-2 に示す。現場操作を実施する区画までのアクセスルートを溢水防護区画として設定した。設定したアクセスルートの概略を以下に、詳細を図 4-2 に示す。

- ① 中央制御室→R/B 管理(1F)→R/B 北東階段室→R/B 北東エアロック (2F) →R/B 南東階段室→バルブ室 (M2F) →R/B 管理(2F)→R/B 北側階段室→A/B-RHR ポンプ室(B2F)→R/B 管理(2F)→B-RHR バルブ室(2F)
- ② 中央制御室→R/B 管理(1F)→R/B 北東階段室→原子炉棟排気処理装置室(2F)→R/B 北西エアロック (2F)→東ペネ室(2F)→バルブ室 (M2F) →R/B 管理(2F)→R/B 北側階段室→A/B-RHR ポンプ室(B2F)→R/B 管理(2F)→B-RHR バルブ室(2F)
- ③ 中央制御室→R/B 管理(1F)→R/B 北東エアロック (1F)→R/B 北東階段室→バルブ室 (M2F) →R/B 管理(1F)→R/B 北側階段室→A/B-RHR ポンプ室(B2F)→R/B 管理(2F)→B-RHR バルブ室(2F)

上記のアクセスルートに対し、溢水による各種環境条件を以下で整理し、各ルートの成立性を確認する。

c. アクセス性及び操作性の確認

(a) 没水

燃料プールスロッシング後の残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のためのアクセスは、時間余裕が十分あり、発生した溢水がハッチ等の開口部より最終滞留箇所まで排出されていること及び操作場所までの経路は複数あることから、アクセス性及び操作性への影響はない。現場操作場所までのアクセス性を表 4-3 に例示する。

(b) 被水

燃料プールスロッシング後の残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のためのアクセスは、溢水発生から時間が経過していることから、アクセスに影響のある被水はないため、アクセス性及び操作性への影響はない。

(c) 温度(蒸気)

溢水源のうち基準地震動 S_s による地震力によって破損のおそれのある系統のうち、高温の流体を内包する系統は主蒸気系、原子炉浄化系及び原子炉浄化系と接続する給水系が考えられるが、これらの系統には、漏えい検知による自動隔離等のインターロックが設置されている。原子炉浄化系及び原子炉浄化系と接続する給水系からの漏えいにより、一時的に原子炉建物二次格

納容器内は高温になるが、隔離及びブローアウト・パネルからの排気により温度は低下する。また、非常用ガス処理系による換気にも期待できることから、長時間にわたりアクセス困難な高温状態が継続するとは考えにくい。

(d) 線量

地震時に放射性物質を内包する溢水の発生する区画も存在するが、十分な時間経過後には最終滞留区画まで排水されることから、漏えいした溢水による線量の影響はほとんどないと考えられる。また原子炉浄化系は高温・高圧のため溢水により蒸気が発生するが、自動で検知・隔離が達成されることから、漏えいは限定的である。さらに非常用ガス処理系による換気にも期待できることから、線源となる蒸気が長時間に渡り空間部に充満することは考えにくい。なお、保守的な想定での評価をしても被ばく線量としては数 mSv 程度^{*}となり、緊急作業に係る線量限度である 100mSv を超えることはなく、アクセス性及び操作性への影響はない。

※サブマージョンモデルにより放射性物質の分布形状等による保守性を考慮した評価を実施。詳細を別紙 1 に示す。

(e) 薬品

溢水防護対象区画が設定された建物・区画内にある主な薬品として、冷却材中に含まれる防錆剤（亜硝酸ソーダ）があるが、通常運転時の濃度は 200ppm～350ppm と希釈された状態で存在するため、漏えいした場合でもアクセス性及び操作性への影響はない。

(f) 照明

作業用照明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いることから、アクセス性及び操作性への影響はない。さらに、基準地震動 Ss に対し機能維持する電源内蔵型照明（実力値：8 時間以上使用可能）も期待できる。

(g) 感電

電気設備が溢水の影響を受けた場合、アクセス時の感電が懸念されるが、電気設備には短絡が発生し、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ため、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 QMS 文書として定めることで、感電による影響を防止する。

(h) 漂流物

屋内に配置された棚や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ることはなく、アクセス性及び操作性に影響はない。

d. アクセス性及び操作性の評価結果

残留熱除去系による燃料プール冷却・給水のための現場操作場所までのアクセス性及び操作への溢水の影響を評価した結果、アクセス性を含め現場操作が成立することを確認した。

表 4-2 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作機器

操作	使用する系統	操作設備		設置区画
		設備番号	設備名称	
燃料 プー ル 冷 却	残留熱除去系(A)	V222-10	RHR・FPC系入口第1止め弁	R-M2F-03N R-M2F-04N R-M2F-05N
		V222-11A	A-FPC系入口第2止め弁	R-B2F-02N
		V222-12A	A-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N
	残留熱除去系(B)	V222-10	RHR・FPC系入口第1止め弁	R-M2F-03N R-M2F-04N R-M2F-05N
		V222-11B	B-FPC系入口第2止め弁	R-B2F-15N
		V222-12B	B-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N
燃料 プー ル 給 水	残留熱除去系(A)	V222-12A	A-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N
	残留熱除去系(B)	V222-12B	B-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N

表 4-3 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作箇所までのアクセス性(例) (1/9)

操作	使用する系統	ルート	アクセス 区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否
燃料 プール 冷却	残留熱除去系 (A)	①		0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可

※ 操作箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-3 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作箇所までのアクセス性(例) (2/9)

操作	使用する系統	ルート	アクセス 区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否
燃料 プール 冷却	残留熱除去系 (A)	②		0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可

※ 操作箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-3 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作箇所までのアクセス性(例) (3/9)

操作	使用する系統	ルート	アクセス区画	溢水水位 [m]	アクセス可否
燃料プール冷却	残留熱除去系 (A)	③		0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0.24	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.31	可
				0.08	可
				0.08	可

※ 操作箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-3 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作箇所までのアクセス性(例) (4/9)

操作	使用する系統	ルート	アクセス 区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否
燃料 プール 冷却	残留熱除去系 (B)	①		0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可

※ 操作箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-3 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作箇所までのアクセス性(例) (5/9)

操作	使用する系統	ルート	アクセス 区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否
燃料 プール 冷却	残留熱除去系 (B)	②		0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
0.08	可				

※ 操作箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-3 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作箇所までのアクセス性(例) (6/9)

操作	使用する系統	ルート	アクセス 区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否
燃料 プール 冷却	残留熱除去系 (B)	③		0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0.24	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0.08	可

※ 操作箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-3 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作箇所までのアクセス性(例)(7/9)

操作	使用する系統	ルート	アクセス区画	溢水水位 [m]	アクセス可否
燃料プール給水	残留熱除去系 (A) 残留熱除去系 (B)	①		0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可

※ 操作箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-3 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作箇所までのアクセス性(例) (8/9)

操作	使用する系統	ルート	アクセス 区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否
燃料 プール 給水	残留熱除去系 (A) 残留熱除去系 (B)	②		0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可

※ 操作箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4-3 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による
燃料プール冷却・給水のための現場操作箇所までのアクセス性(例) (9/9)

操作	使用する系統	ルート	アクセス 区画	溢水水位 [m]	アクセス 可否
燃料 プール 給水	残留熱除去系 (A) 残留熱除去系 (B)	③		0	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可
				0	可
				0	可
				0	可
				0.08	可
				0.24	可
				0.08	可
				0.08	可
				0.08	可

※ 操作箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

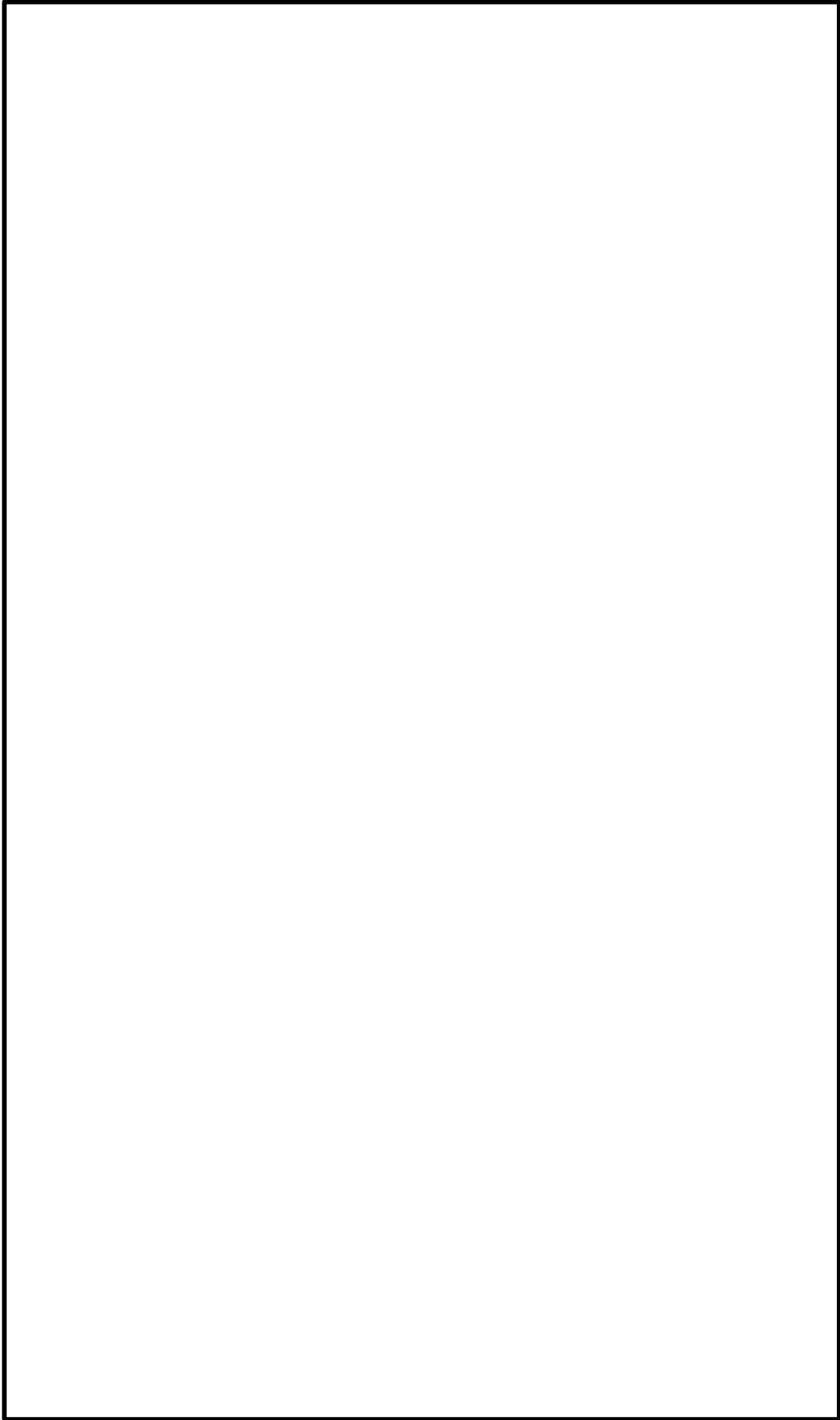


図 4-2 燃料プールのロスロッシング後の残留熱除去系による燃料プール冷却・給水のためのアクセスルート図 (1/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

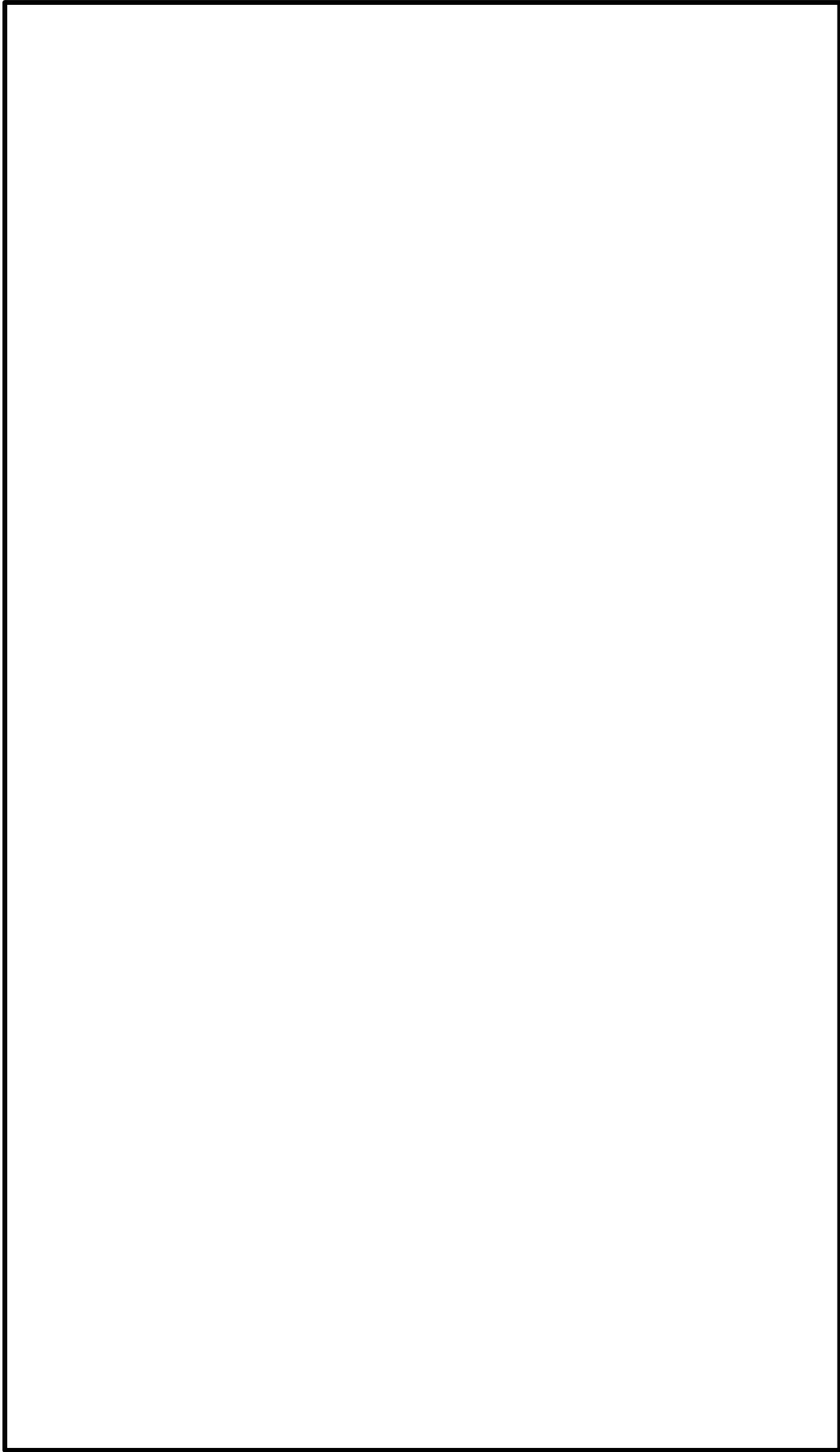


図 4-2 燃料プールのロスロッシング後の残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のためのアクセスルート図 (2/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

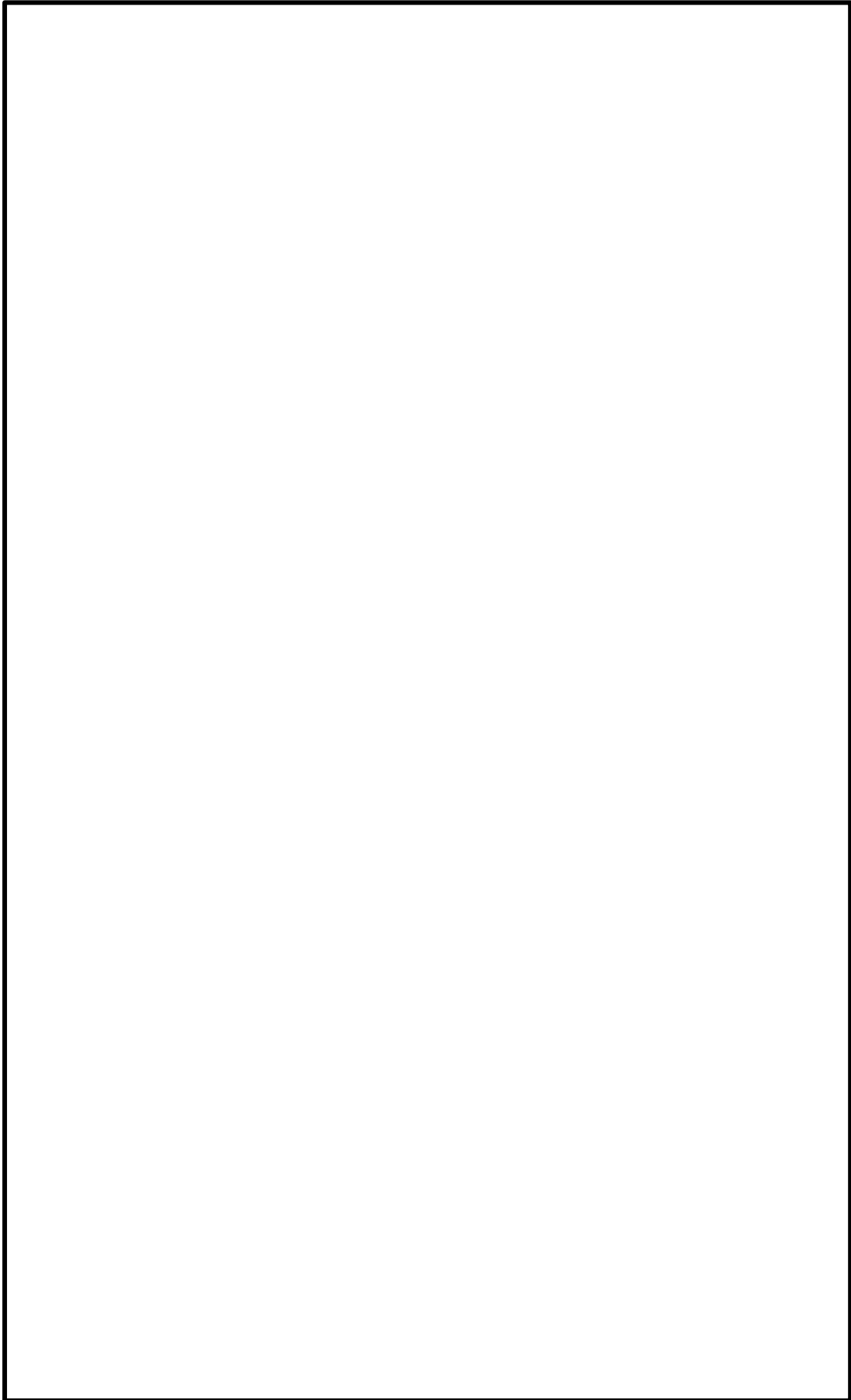


図 4-2 燃料プールのロスロッシング後の残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のためのアクセスルート図 (3/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

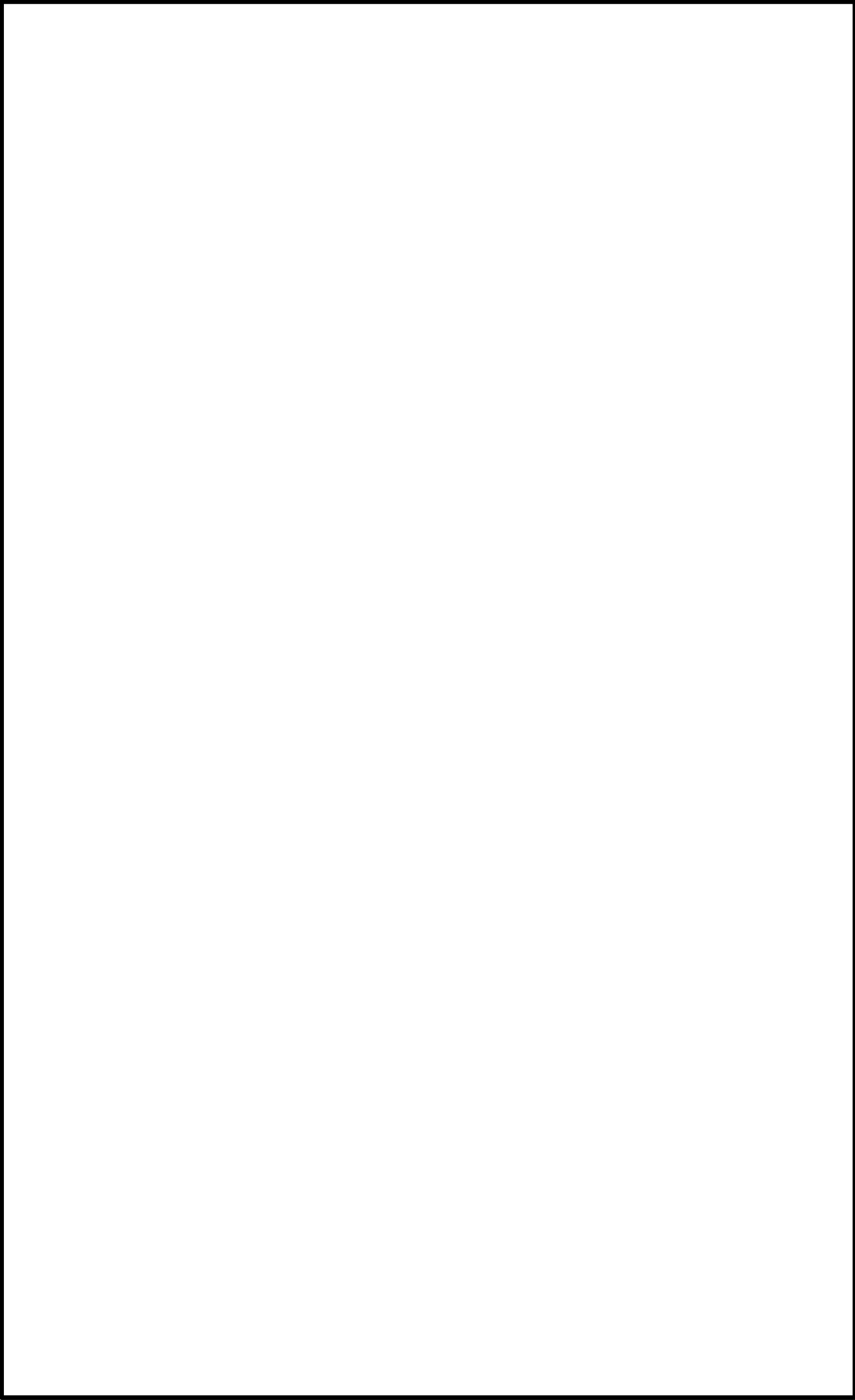


図 4-2 燃料プールスロッシング後の残留熱除去系による燃料プール冷却・給水のためのアクセスルート図 (4/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

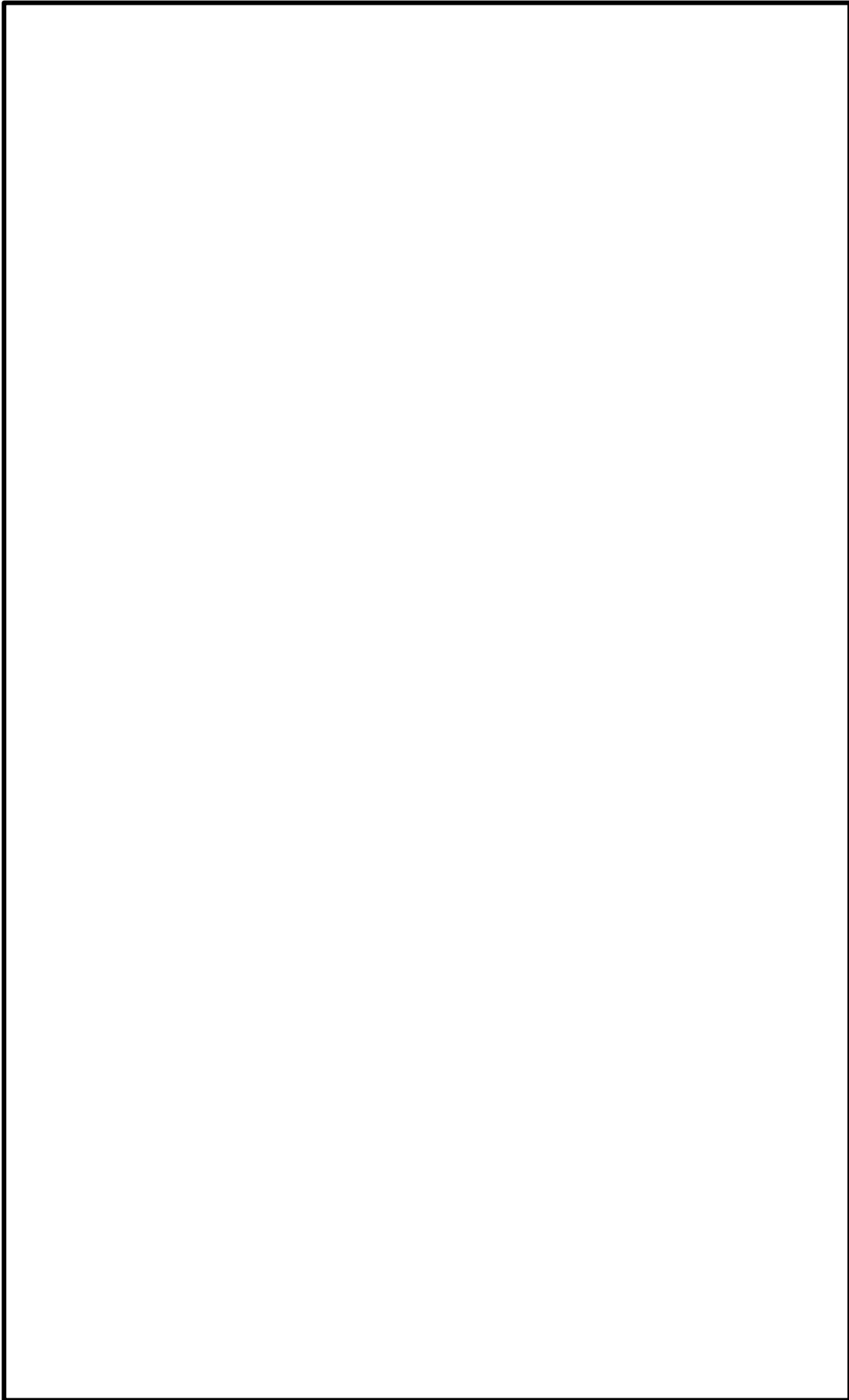


図 4-2 燃料プールのロスロッシング後の残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のためのアクセスルート図 (5/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

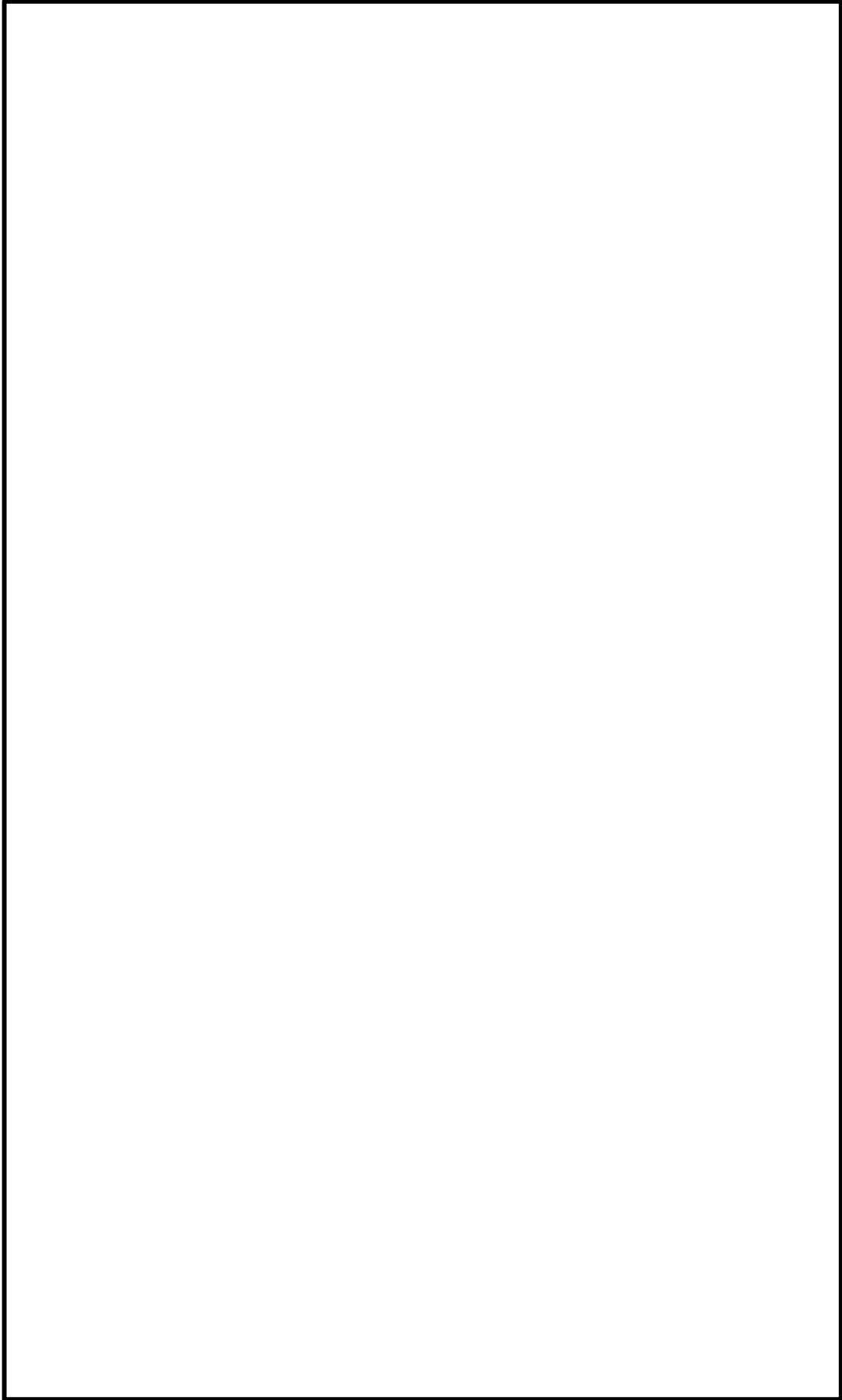


図 4-2 燃料プールのロスロッシング後の残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のためのアクセスルート図 (6/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

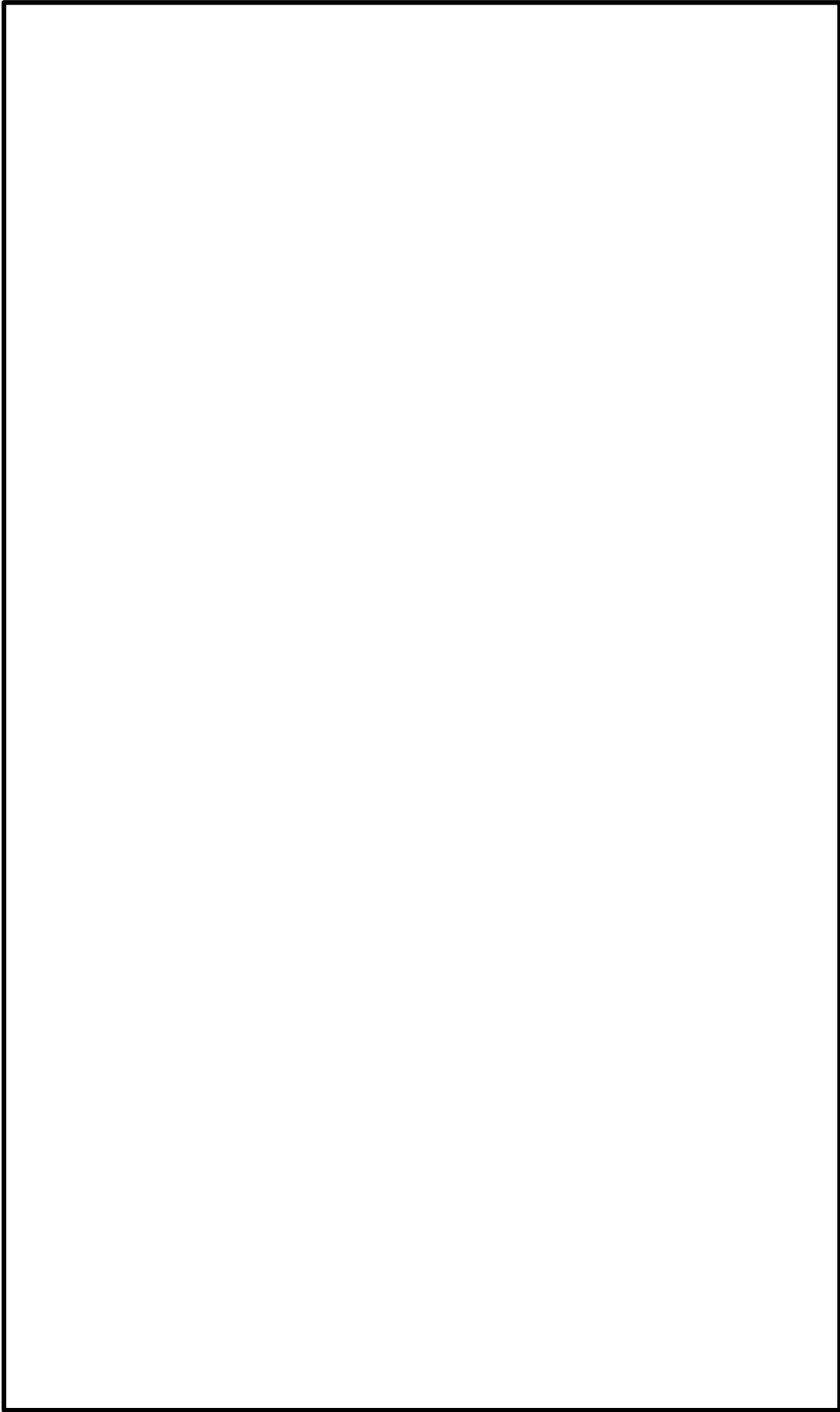


図 4-2 燃料プールのスロッシング後の残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水のためのアクセスルート図 (7/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

サブマージョンモデルについて

1. はじめに

サブマージョンモデルは空間に分布した放射性物質からの線量を簡易的に算出する評価モデルであり、「原子力発電所中央制御室の居住性に係わる被ばく評価手法について（内規）」においても利用される。

2. 概要

サブマージョンモデルの概要について以下に示す。

- ・漏えいした放射性物質が半球状に一様に分布していると想定（図 1）
- ・半球の体積は漏えいした放射性物質を含む流体の体積と同等
- ・評価点は半球底面の中心点
- ・評価点におけるガンマ線による線量を評価

3. 保守性

サブマージョンモデルを用いて評価を実施するにあたり、考慮した保守性を以下に示す。

- ・溢水の場合は、現実的には床面に平面的に放射性物質が分布することになり、対象者から遠方に分布している放射性物質からの影響は距離による減衰が大きくなるが、全溢水量が半球状に分布することで、全ての放射性物質がより近傍に分布していることとなり、距離による減衰を小さく見積もることとなる
- ・水の遮蔽効果に期待しない

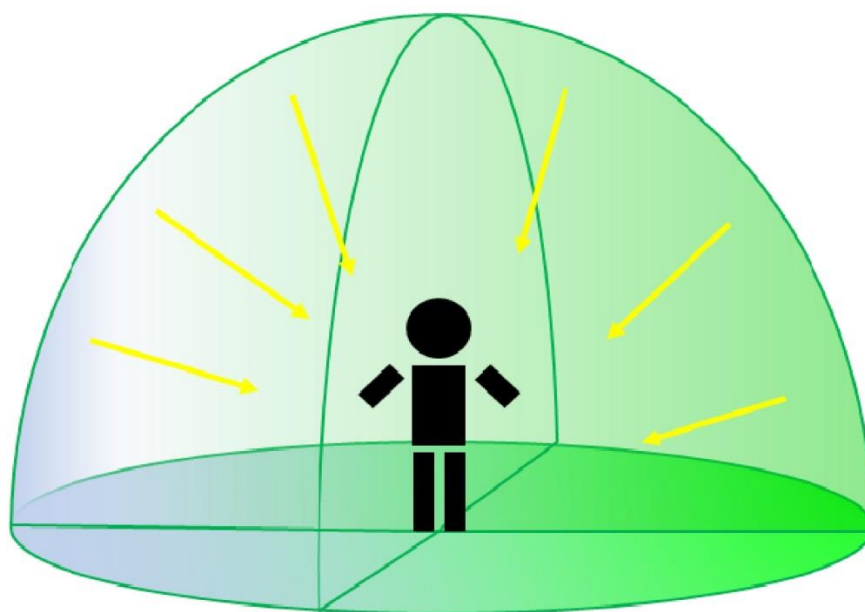


図 1 サブマージョンモデル概念図

薬品の溢水による溢水防護対象設備への影響評価について

1. ほう酸水の影響

ほう酸水注入系（以下「SLC」という）からの溢水は以下のように設定しており，ほう酸水自体の溢水を想定する必要はない。

(1) 前提条件

- a. SLCは通常，待機状態にあるため，待機状態を想定し，溢水影響評価を行う。
- b. SLCの待機状態には，図1に示すとおり，系統の大部分は補給水系により封水されている。

(2) 想定破損による溢水

ほう酸水を貯蔵しているほう酸水貯蔵タンクは大気開放タンクであり，最高使用圧力は静水頭圧であるため，想定破損による溢水源とはならない。

(3) 地震起因による溢水

SLCは耐震Sクラスであるため，地震起因による溢水は生じない。

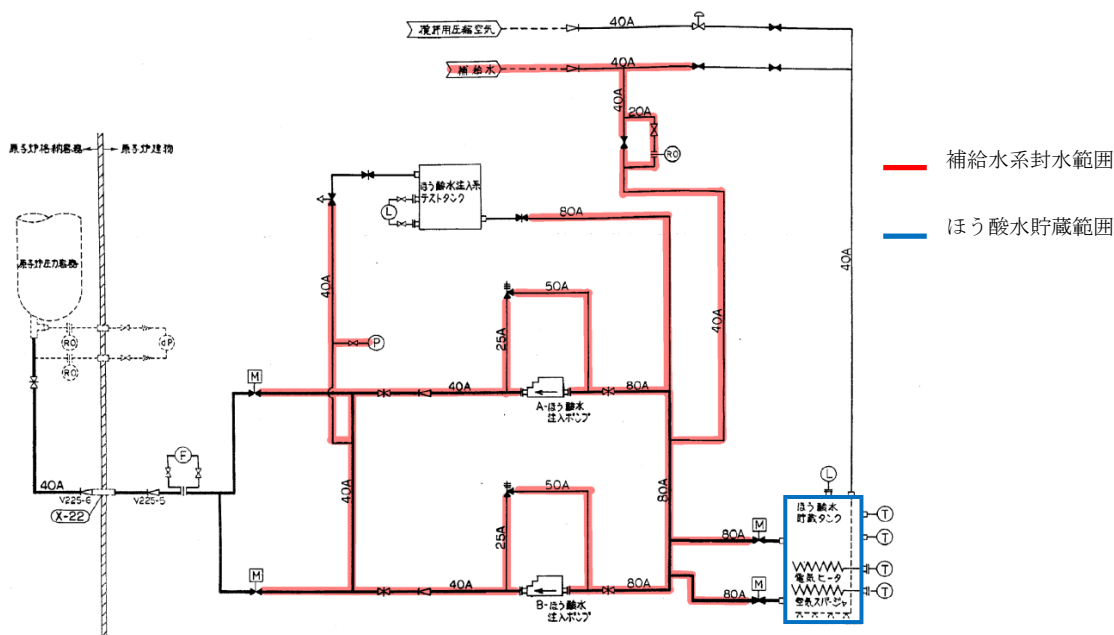


図1 SLCの待機状態

2. 分析用の薬品による影響

分析用の薬品は、主に図 2, 3 に示す溢水防護区画外の放射化学分析室（廃棄物処理建物）及び一般化学分析室（制御室建物）に、専用の容器で保管している。保有量は少量であるため、薬品の保管容器が破損した場合でも室外へ流出する可能性は小さい。また、仮に分析用の薬品が室外に流出した場合でも、建物内の他の溢水防護区画とは壁により区画化されており、当該階より下階には溢水防護対象設備はないため、評価に影響を及ぼすおそれはない。

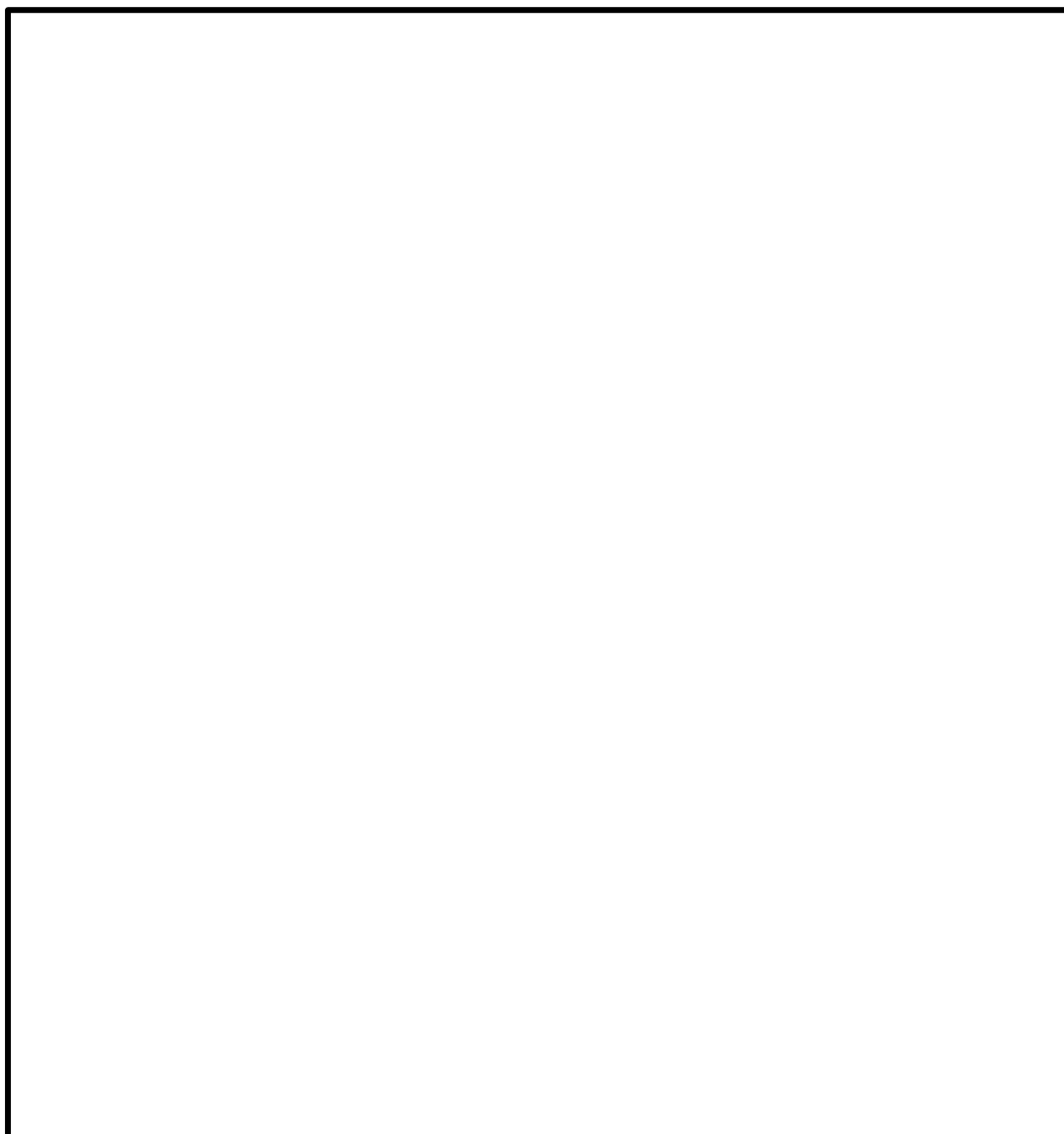


図 2 放射化学分析室（廃棄物処理建物 地下中 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

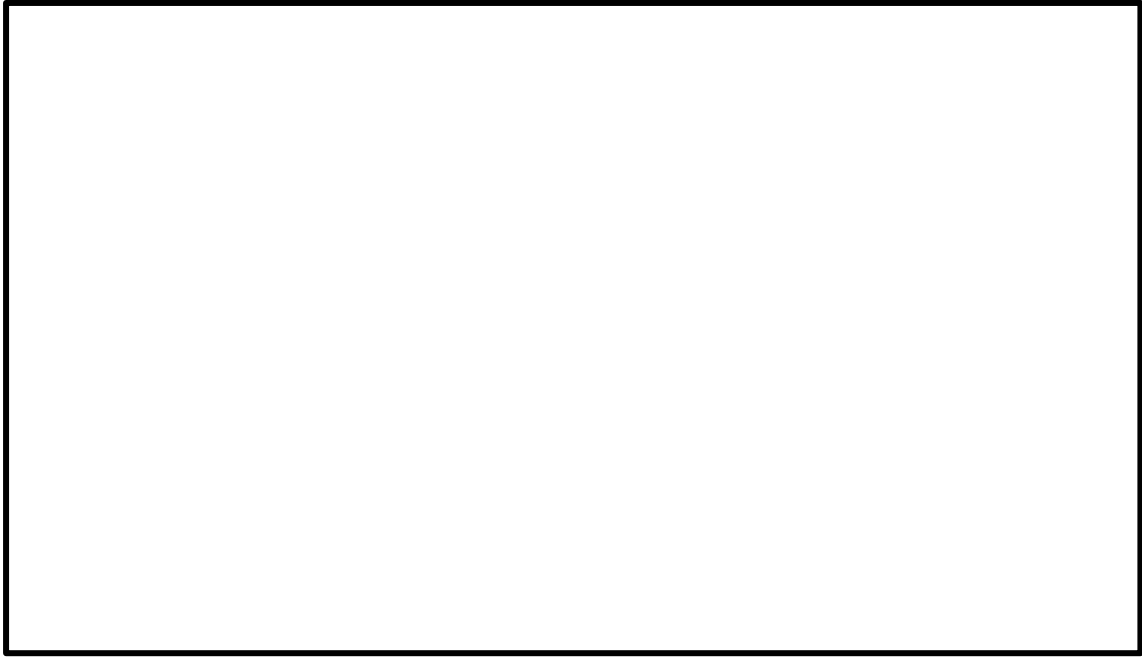


図3 一般化学分析室（制御室建物 中2階）

3. 薬品を注入している主な系統の溢水による影響

ほう酸水注入系を除き、溢水防護区画内で薬品を注入している主な系統は、補機冷却系（防錆剤）及び補機海水系（塩素）であるが、薬品濃度は十分低いため、これらの系統からの溢水による溢水防護対象設備に与える影響及び隔離操作に伴うアクセス時に人体へ与える影響はない。薬品を注入している主な系統を表1に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表1 薬品を注入している主な系統

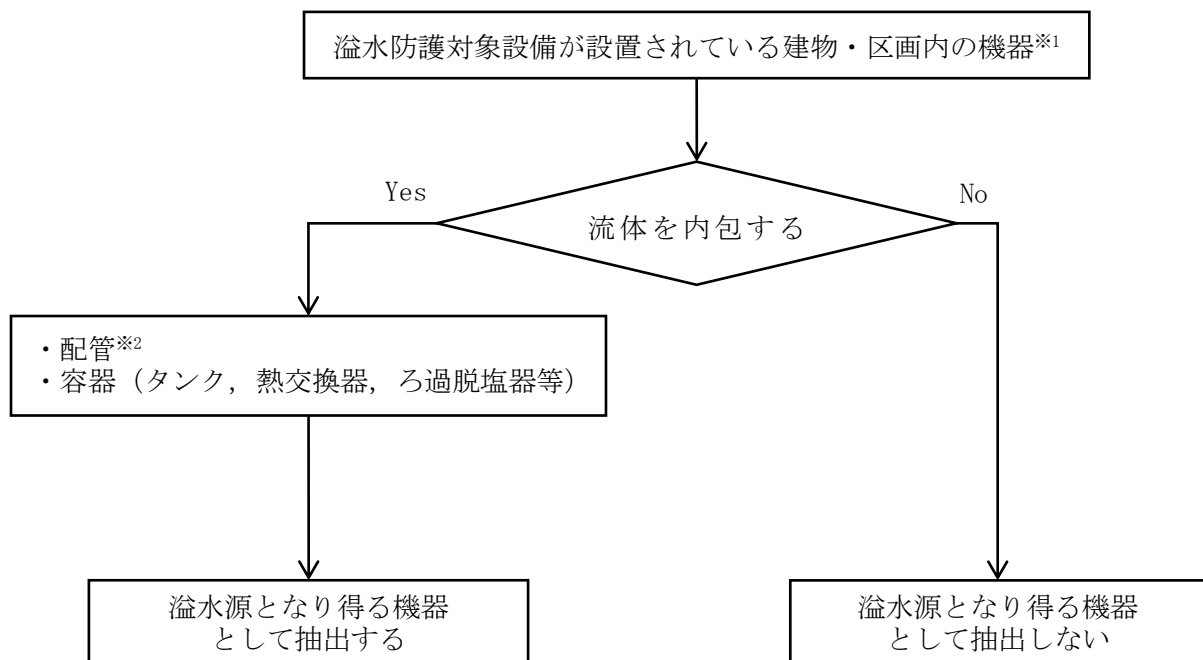
--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

現場調査を踏まえた溢水源／溢水経路の抽出

1. 溢水源の確認

- (1) 溢水源となり得る機器の抽出フローに基づき、溢水源となり得る機器を抽出した。溢水源となり得る機器の抽出フローを図 1 に示す。
- (2) 溢水源となり得る機器の設置区画を、機器配置図、配管施工図等により確認した（表 1 参照）。
- (3) 溢水源となり得る機器が区画内にあることをプラントウォークダウンにより確認した（図 2 参照）。



※ 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。PCV 内に設置されている機器は除く。

※ 2 ポンプ、弁等は溢水源として配管に含める。

図 1 溢水源となり得る機器の抽出フロー

表 1 溢水源となり得る機器抽出結果例

系統名	溢水源となり得る機器の有無		
	R-B2F-05N	R-B2F-06N	R-B2F-12N
復水給水系			
制御棒駆動系			
原子炉浄化系			
原子炉補機冷却系（非常用系Ⅰ）	○		
原子炉補機冷却系（非常用系Ⅱ）		○	
原子炉補機冷却系（常用系）			
原子炉補機海水系（Ⅰ）			
原子炉補機海水系（Ⅱ）			
燃料プール冷却系			
高圧炉心スプレー補機冷却系			○
高圧炉心スプレー補機海水系			○
原子炉隔離時冷却系			
残留熱除去系（A）			
残留熱除去系（B）			
残留熱除去系（C）			
低圧炉心スプレー系			
高圧炉心スプレー系			
ほう酸水注入系			
液体廃棄物処理系		○	
ドライウェル冷却系			
空調換気設備冷却水系			
復水輸送系			
補給水系		○	○
消火系			
所内蒸気系			
非常用ディーゼル発電機系（A）			
非常用ディーゼル発電機系（B）		○	
非常用ディーゼル発電機系（HPCS）			
燃料プール補給水系			

○：溢水源となり得る機器あり



原子炉補機冷却系
(非常用系 I)

図2 溢水源となり得る機器の確認例 (R-B2F-05N)

2. 溢水経路の確認

- (1) 溢水防護対象設備が設置されている建物・区画において、床面開口部（機器ハッチ、階段等）及び溢水評価で止水を期待できる設備（水密扉や堰等）を建物平面図等より抽出し、溢水経路を想定した。なお、溢水経路上の没水範囲にある貫通部は、基本的に貫通部止水処置を実施することを考慮した。
- (2) 想定した溢水経路に影響を与える可能性のある設備の設置状況の有無をプラントウォークダウンにより確認した（図3参照）。
- (3) 想定した溢水経路以外に他区画へ流出する可能性のある開口部等の有無をプラントウォークダウンにより確認した（図4参照）。
- (4) プラントウォークダウンによる確認結果を反映し、溢水経路を設定した。



トゥープレート部は溢水が流れやすいように加工

図3 想定した溢水経路に影響を与える可能性のある設備の確認例
(原子炉建物中2階)



想定した溢水経路以外
に他区画へ流出する可
能性のある開口部

図4 想定した溢水経路以外に他区画へ流出する可能性のある開口部の例
(廃棄物処理建物1階)

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

過去の不具合事例から溢水事象を以下により抽出した。

- ・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)により幅広に抽出

3. 内部溢水影響評価への反映が必要となる事象の選定

抽出した溢水事象から内部溢水影響評価への反映が必要となる事象を図 3-1 及び表 3-1 に基づき選定した。選定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表 3-2 に、過去の不具合事例として抽出した全事象を表 3-3 に示す。

4. 過去の不具合事例への対応について

溢水を伴う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、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、必要となる対策を講じることから、評価内容及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。

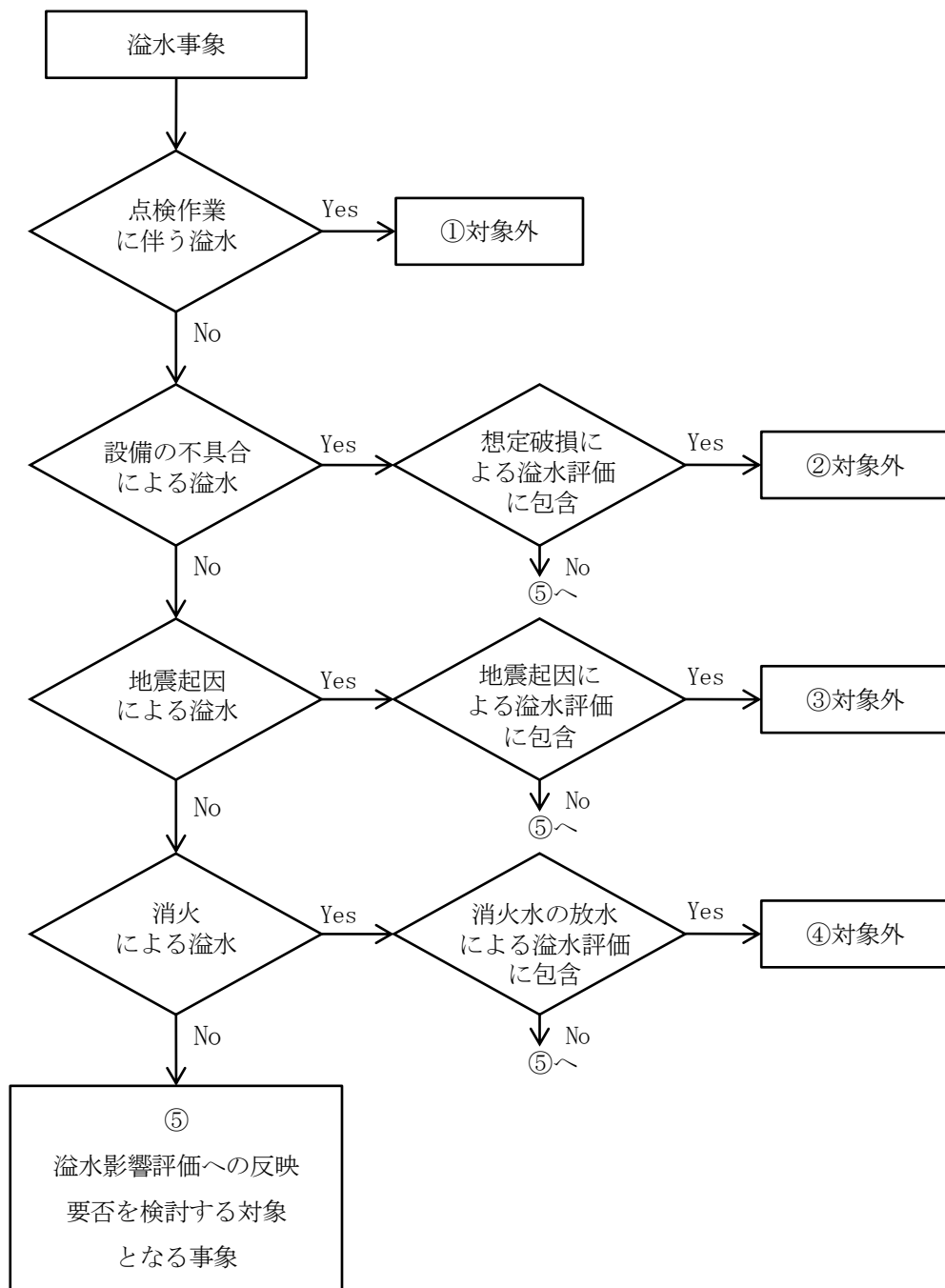


図 3-1 内部溢水影響評価への反映要否判断フロー

表 3-1 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>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>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>

表 3-2 過去の不具合事象に対する内部溢水影響評価への影響について

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。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、管理区域外への漏洩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洩検出器を設置した。 d. 復水貯蔵タンクしゃへい壁の雨水口はモルタル、シーリング剤を充填した。 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) 恒久的漏洩防止対策</p> <p>復水貯蔵タンクしゃへい壁内の漏洩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洩検出器を設置する</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、以下の対策を講じることとしており、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. 建物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) 復水器水室出入口弁の「全閉」インターロックの追加 (3) 循環水ポンプ出口弁の「全閉」インターロックの追加 (4) 循環水ポンプトリップインターロックの追加 (5) 上記に関する電源の強化(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、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じ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、サービス建屋出入り口(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、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じることとしており、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/B T/B B 1 F(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, 各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して, 溢水防護措置を講じることとしており, 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 B 1 F 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るコンクリート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の設置し, 壁面はコンクリート補修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, 各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して, 溢水防護措置を講じることとしており, 内部溢水影響評価において考慮済みである。 なお, 溢水防護区画の境界となる建物外壁については, 地震時に微細なひび割れが発生することは否定できないものの, 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。

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, トレンチ内に溜まった雨水は仮設ポンプにより排水した。 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, 各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して, 溢水防護措置を講じることとしており, 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、貫通部周囲にシーリング材を塗布し、当該配管貫通部のシーリング性を向上した。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、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じることとしており、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	(1)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。 (2)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。 (3)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	(1)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)を講じることから、内部溢水影響評価への影響はない。 (2)溢水経路の設定に係る事象であるが、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じることとしており、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	(1) 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)を講じることから、内部溢水評価への影響はない。 (2) 溢水経路の設定に係る事象であるが、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じることとしており、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. 18(法令報告事象であると判断した日時) 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ナ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	(1) 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)を講じることから、内部溢水評価への影響はない。 (2) 溢水経路の設定に係る事象であるが、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じることとしており、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. 28(法令報告事象であると判断した日時) 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	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措置として、鋼板とモルタルを用いた閉止措置を実施した。 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。 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。 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。
内部溢水評価への影響	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、以下の対策を講じることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。 1. 建物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、 (1)復水器室への漏えい検知器の設置 (2)復水器水室出入口弁の「全閉」インターロックの追加 (3)循環水ポンプ出口弁の「全閉」インターロックの追加 (4)循環水ポンプトリップインターロックの追加 (5)上記に関する電源の強化(非常用電源への接続) なお、管理区域と非管理区域のドレン配管が接続されている箇所では、ドレンファンネル、床目皿の位置を考慮し、高低差により流出のおそれがある箇所には、逆止弁や閉止栓の設置等溢水防護措置を講じることとしており、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は、5月19日に実施し、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	<p>(1)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。</p> <p>(2)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。</p> <p>(3)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。</p> <p>(4)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。</p>
内部溢水評価への影響	<p>(1)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)を講じることから、内部溢水評価への影響はない。</p> <p>(2)溢水経路の設定に係る事象であるが、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じることとしており、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、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じることとしており、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。)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。</p> <p>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。)で埋め戻されているため、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	<p>a. 止水板の取り付け状態の確認</p> <p>止水板取り付け状態を以下のように確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・直線部は、止水板本体の変形・ゆがみによる躯体との密着不良がないことを確認する。 ・入隅部は、締着板を取り外し、ボルト及び止水板の孔の位置が適切であることを確認する。 ・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。 <p>b. 締め付けトルク値の確認</p> <p>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。</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、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じることとしており、内部溢水影響評価において考慮済みである。</p>

件名⑯	C/B 2F 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リットル)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リットル))。
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(最終滞留区画)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(20 cm)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。内部溢水評価では、上階で発生した溢水については、最地下階に導き滞留することとしていること(上階に長時間滞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、内部溢水影響評価への影響はない)から、微細なひび割れが溢水経路となることはない。</p>

件名⑰	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。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	<p>溢水経路の設定に係る事象であるが、各建物間(地下ダクト部含む)の境界に対して、溢水防護措置を講じることとしており、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階の廃液中和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。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。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。</p> <p>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）</p> <p>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物内部への水の浸入については、建物外壁境界の貫通部（地表面上、地表面以下）又はダクトに対し、溢水防護措置を講じることとしており、雨水が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>

表 3-3 過去の不具合事例

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
505	1977-東京-T007	福島第一 1号	原子炉再循環ポンプの異常について	1978/1/26	②
599	1979-東京-T002	福島第一 2号	定期検査作業終了後の調整運転中のトラブルについて	1979/7/13	① ②
569	1979-原電-T001	東海第二	発電支障事故について	1979/7/22	②
591	1979-中部-M004	浜岡 1号	原子炉冷却材浄化系(CUW)ポンプメカニカルシールの取替	1980/2/28	②
592	1979-中部-M005	浜岡 2号	循環水ポンプ軸受潤滑水弁取替	1980/2/29	②
593	1979-中部-M006	浜岡 1号	ドライウエル床ドレンサンプ水位の微上昇	1980/3/6	②
597	1979-中部-M010	浜岡 1号	原子炉冷却材浄化系(CUW)ポンプメカニカルシールの取替	1980/3/21	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
644	1980-中部-M002	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系(CUW)ポンプメカニカルシールの取替	1980/4/21	②
647	1980-中部-M005	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカニカルシールの取替	1980/5/26	②
663	1980-東京-M005	福島第一 4 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカニカルシール漏洩	1980/8/23	①
654	1980-中部-T012	浜岡 1 号	高圧給水加熱器空気抜き管の損傷について	1980/9/29	②
655	1980-中部-M013	浜岡 1 号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカニカルシールの取替	1980/11/13	②
658	1980-中部-M016	浜岡 2 号	主蒸気隔離弁前第 1 ドレン弁グラウンド部の点検補修について	1981/2/1	②
791	1981-東京-T002	福島第一 1 号	隔離時復水器系配管の損傷について	1981/4/10	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
718	1981-原電-M009	東海第二	抽気系ドレントラップの漏洩	1981/6/16	②
773	1981-中国-T001	島根1号	原子炉冷却材浄化系A再生熱交換器からの漏洩について	1981/6/16	②
798	1981-東京-T008	福島第一6号	高圧ポンプメカニカルシール水配管の損傷について	1981/7/6	②
780	1981-中部-M005	浜岡1号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)メカニカルシールの取替	1981/7/8	②
800	1981-東京-T011	福島第一4号	480 ボルトモーターコントロールセンタの停止について	1981/7/10	②
802	1981-東京-M013	福島第一6号	廃液濃縮器(A)加圧蒸気フランジ部の孔食について	1981/7/22	②
726	1981-原電-T017	東海第二	給水系試験用計装配管溶接部の損傷について	1981/8/10	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
809	1981-東京-T020	福島第一6号	廃棄物処理設備の配管損傷について	1981/8/24	②
808	1981-東京-M019	福島第一2号	補助ボイラ軽油移送配管の漏洩	1981/8/24	②
733	1981-原電-M025	東海第二	原子炉給水ポンプ入口安全弁取出配管の漏えいについて	1981/9/12	②
814	1981-東京-M025	福島第一2号	残留熱除去海水系配管の漏洩について	1981/9/14	②
815	1981-東京-M026	福島第一5号	電動機駆動原子炉給水ポンプ吐出圧力取出し配管損傷について	1981/9/17	②
818	1981-東京-T029	福島第一5号	給水試料採取系配管継手部よりの漏洩に伴う停止について	1981/9/28	②
830	1981-東京-M041	福島第一5号	原子炉補機冷却設備の海水冷却系配管の損傷について	1981/11/24	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
745	1981-原電-T036	東海第二	原子炉建屋内主蒸気トンネル室床面の汚染について	1981/12/1	①
783	1981-中部-M008	浜岡1号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカニカルシールの取替	1981/12/3	②
784	1981-中部-T009	浜岡1号	復水器水室(A-2)細管リークについて	1981/12/24	②
760	1981-原電-M051	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)号機封水配管漏えいについて	1982/1/8	②
786	1981-中部-M011	浜岡1号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカニカルシールの取替	1982/1/11	②
836	1981-東京-M047	福島第一1号	非常用ユニットデューゼル発電機点検修理	1982/1/13	②
764	1981-原電-M055	東海第二	原子炉隔離時冷却系ドレンポット排水弁(E51-F026)のボンネットパッキン交換による待機除外について	1982/2/9	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
788	1981-中部-M013	浜岡1号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)メカニカルシールの取替え	1982/2/19	②
840	1981-東京-M051	福島第一1号	非常用ユニットデューゼル発電機点検修理	1982/2/23	②
842	1981-東京-T053	福島第一6号	高圧復水ポンプA号機メカニカルシール水配管損傷について	1982/3/22	②
891	1982-原電-M008	東海第二	原子炉隔離時冷却系ドレンポット排水ラインドレントラップポンネットフレンジ部よりの漏えいについて	1982/5/8	②
961	1982-東京-M011	福島第一1号	C C S Wポンプ (格納容器冷却系海水ポンプ)	1982/6/3	②
962	1982-東京-M012	福島第一3号	廃液濃縮器の孔食による損傷について	1982/6/17	②
899	1982-原電-M016	東海第二	原子炉建屋内の水漏れについて	1982/6/30	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
966	1982-東京-M016	福島第一1号	非常用ユニットD/G冷却器及び計装品点検	1982/7/2	②
981	1982-東京-M031	福島第一2号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)軸受冷却水の漏えいについて	1982/9/28	②
983	1982-東京-T033	福島第一6号	原子炉再循環系圧力検出用予備座小口径配管の漏えいについて	1982/10/25	②
946	1982-中部-T006	浜岡1号	復水器(A-1)室細管の点検・補修について	1982/11/3	②
948	1982-中部-M008	浜岡2号	復水器(A)室細管の点検・補修について	1982/12/24	②
949	1982-中部-T009	浜岡1号	復水器(A-1)室細管の点検・補修について	1983/1/5	②
1078	1983-中部-T001	浜岡1号	復水器(A-1・2)室細管の点検・補修について	1983/4/10	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1092	1983-東京-T008	福島第一1号	タービン蒸気加減弁制御装置油漏洩による原子炉自動停止について	1983/8/13	②
1053	1983-原電-M014	東海第二	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)の不具合について	1983/9/5	②
1099	1983-東京-M015	福島第一6号	タービン駆動原子炉給水ポンプシール水戻り配管の漏えいについて	1983/9/27	②
1100	1983-東京-T016	福島第一6号	タービン駆動原子炉給水ポンプシール水戻り配管の漏洩について	1983/10/3	②
1058	1983-原電-T020	東海第二	原子炉隔離時冷却系ポンプ室内の漏水について	1983/10/23	①
1103	1983-東京-M019	福島第一6号	非常用ディーゼル発電機潤滑油プライミングポンプ修理	1983/11/18	②
1063	1983-原電-T025	東海第二	タービン抽気管ドレン系の蒸気漏洩について	1983/12/26	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1112	1983-東京-M028	福島第一4号	タービン建屋2階空調機制御盤室消火水漏洩につ いて	1984/2/5	②
1197	1984-東京-M003	福島第一1号	格納容器スプレ－海水ポンプ(B)メカニカルシー ル取替	1984/4/25	②
1202	1984-東京-M008	福島第一3号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカニカル漏洩に ついて	1984/8/5	②
1207	1984-東京-T013	福島第一2号	復水貯蔵タンクしゃへい壁内バルブの不具合につ いて	1984/10/17	⑤
1223	1984-東北-M003	女川1号	タービン建屋配管トレンチ内溢水について	1984/11/27	①
1214	1984-東京-M021	福島第一2号	原子炉給水流量検出配管継手部のにじみについて	1984/12/17	②
1215	1984-東京-M022	福島第二1号	タービン建屋低電導度サンプ(B)ピット内オーバ ーフローについて	1984/12/18	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1216	1984-東京-M023	福島第二3号	3/4号機廃棄物処理設備の漏洩について	1984/12/20	②
1218	1984-東京-T025	福島第一2号	循環水系逆洗弁(A1)損傷による出力制限について	1985/1/21	②
1220	1984-東京-T027	福島第二2号	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器水室トラスリ ング溶接部の損傷について	1985/2/7	②
1280	1985-東京-M002	福島第一2号	残留熱除去系点検	1985/5/1	②
1281	1985-東京-T003	柏崎刈羽1号	循環水配管からの海水漏洩について	1985/5/31	②
1283	1985-東京-M005	福島第一2号	残留熱除去系点検	1985/6/20	②
1289	1985-東京-T011	福島第一1号	起動用母線電源盤の焼損について	1985/8/31	④

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1295	1985-東京-T017	福島第一5号	原子炉格納容器内ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止について	1985/9/20	②
1299	1985-東京-T022	福島第一4号	原子炉格納容器機器ドレン量増加に伴う原子炉手動停止について	1985/11/29	②
1301	1985-東京-M024	福島第一5号	空気抽出器駆動用蒸気ドレン配管ドレントラップボンネットフランジ部漏洩	1985/12/24	②
1271	1985-原電-M024	東海第二	非常用ディーゼル発電機海水系出口逆止弁の不具合について	1986/3/23	①
1370	1986-中部-T001	浜岡2号	復水器水室細管の点検・補修について	1986/6/20	②
1371	1986-中部-T002	浜岡2号	復水器水室細管の点検・補修について	1986/7/25	②
1384	1986-東京-T009	福島第一2号	原子炉格納容器床ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止について	1986/11/3	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1445	1987-中部-M001	浜岡1号	復水器水室細管の点検・補修について	1987/4/12	②
1458	1987-東京-M009	柏崎刈羽1号	HPCSディーゼル機関の保修について	1987/6/22	②
1462	1987-東京-M013	柏崎刈羽1号	原子炉冷却材浄化系(CUW)ポンプ(B)除染用フ ランジからの漏洩について	1987/7/12	②
1464	1987-東京-T015	柏崎刈羽1号	非常用ディーゼル発電機A号機ディーゼル機関か らの冷却水の漏洩について	1987/8/17	②
1467	1987-東京-M018	福島第一5号	廃液濃縮器(A)の不具合について	1987/11/13	②
1479	1987-東京-T030	福島第二1号	原子炉再循環ポンプ(B)電動機上部軸受温度上昇 に伴う原子炉炉手動停止について	1988/3/18	②
1480	1987-東京-M031	福島第一6号	排ガス予熱器の不具合について	1988/3/24	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1537	1988-中部-T003	浜岡 2号	高圧注入系蒸気ドレン配管点検・保修に伴う原子炉 手動停止について	1988/5/22	②
1552	1988-東京-T006	福島第一 3号	原子炉再循環ポンプ(A)吐出弁ベント配管エルボ 溶接部からの漏洩による原子炉手動停止	1988/7/27	②
1563	1988-東京-M017	福島第一 4号	廃棄物処理系弁類点検時の水漏れについて	1989/1/24	① ②
1564	1988-東京-T018	福島第一 3号	タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)シール水スト レーナフランプジ部からの漏えいについて	1989/2/13	②
1609	1989-東京-T002	福島第二 2号	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器(B)入口配管溶 接部からの漏えいに伴う原子炉手動停止について	1989/6/3	②
1604	1989-中部-M004	浜岡 1号	原子炉冷却材浄化ポンプ(B)メカニカルシールの 取替	1989/11/20	②
1605	1989-中部-M005	浜岡 1号	原子炉冷却材浄化ポンプ(A)メカニカルシールの 取替	1989/12/25	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1622	1989-東京-T015	福島第二1号	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止について	1989/12/27	① ②
1607	1989-中部-M007	浜岡2号	復水器水室細管の点検・補修について	1990/2/23	②
1710	1991-東京-M001	福島第一1号	タービン建屋内海水漏えいについて	1991/6/24	②
1714	1991-東京-T005	福島第一1号	補機冷却水系海水配管からの海水漏えいに伴う原子炉手動停止について	1991/10/30	②
1719	1991-東京-M011	福島第一3号	タービン制御用EHC油冷却器(A)の漏えいについて	1992/1/17	②
1732	1992-原電-M002	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプA号機駆動用タービン軸振動値の増加について	1992/4/22	②
18	1992-中国-T003	島根1号	原子炉格納容器内機器ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止について	1993/2/4	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1747	1993-原電-M005	東海第二	補機海水系・屋外出口配管からの海水漏えいについて	1993/9/15	②
1788	1994-北陸-M002	志賀1号	液体廃棄物処理設備 高電導度廃液系圧力検出配管 ソケット溶接部からの漏洩	1995/1/10	②
1773	1994-中部-M005	浜岡1号	原子炉給水ポンプ(A)メカニカルシールからの漏 えいについて	1995/3/16	②
72	1994-東京-T014	福島第一3号	循環水ポンプ(B)不具合に伴う出力低下について	1995/3/24	②
97	1995-東京-T003	柏崎刈羽5号	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止につ いて	1995/7/13	②
1810	1995-中部-M004	浜岡1号	原子炉圧力容器フランジシール部からの漏えいにつ いて	1995/10/25	①
101	1995-東京-T008	福島第一6号	原子炉格納容器内床ドレン量の増加に伴う原子炉 手動停止について	1995/11/25	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1802	1995-原電-M010	東海第二	高圧復水ポンプ(B)のバランス配管からの微少漏えいについて	1996/2/4	②
1833	1996-中部-M002	浜岡1号	原子炉機器冷却水ポンプ(A-1)の点検について	1996/4/25	②
1834	1996-中部-M003	浜岡2号	原子炉機器冷却水ポンプ(B-2)の点検について	1996/4/28	②
1839	1996-東京-M003	福島第一4号	補助ボイラ室での火災について	1996/6/13	②
113	1996-原電-T004	東海第二	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止について	1996/8/10	①
1841	1996-東京-M008	福島第一4号	高圧復水ポンプ(A)メカニカルシールからの漏えいについて	1996/9/4	②
145	1997-東京-T005	福島第一2号	調整運転中の電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)出口逆止弁ボンネットシール部からの漏えいに伴う 出	1997/6/8	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1883	1997-東京-M007	柏崎刈羽7号	グラント蒸気系蒸化器計装ラックからの蒸気漏えいについて	1997/7/18	②
146	1997-東京-T009	柏崎刈羽1号	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)出口逆止弁からの漏えいに伴う出力制限について	1997/8/19	②
1886	1997-東京-M012	福島第一2号	残留熱除去系(RHR)熱交換器(A)海水側ドレンラインフランジパッキンの交換	1997/10/24	②
1894	1997-東京-M026	福島第二1号	原子炉建屋地下2階床面への漏えいについて	1998/3/27	①
1895	1997-東京-M027	福島第二4号	残留熱除去機器冷却系海水配管フランジパッキンの取替について	1998/3/29	②
8876	1998-中国-M001	島根2号	2号機A-デューゼル機関L-1シリンダからの漏水	1998/5/11	②
1930	1998-東京-M002	柏崎刈羽7号	タービン建屋循環水配管エリアにおける海水の溢水について	1998/6/1	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1931	1998-東京-M003	福島第二2号	原子炉ウエル内における漏えいについて	1998/7/6	①
168	1998-東京-T004	福島第二2号	調整運転中のタービン駆動原子炉給水ポンプ(A)蒸気加減弁フランジ部からの漏えいに伴う出力制限について	1998/7/21	① ②
172	1998-東京-T011	柏崎刈羽1号	原子炉格納容器内LCWサンプからのオーバーフローについて	1998/10/8	①
166	1998-中部-T003	浜岡2号	給水ポンプ駆動タービン(B)ケーシングドレン配管管台部点検に伴う原子炉手動停止について	1998/11/3	②
プレスリリース	—	女川1号	女川原子力発電所1号機の原子炉格納容器内配管の漏洩について	1998/11/14	②
1939	1998-東京-M017	福島第一4号	補機冷却海水系戻り弁からの海水微少漏えいについて	1999/1/5	②
1940	1998-東京-M018	福島第一5号	給水加熱器(1C)ドレン配管からの漏えいについて	1999/1/13	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
1959	1999-原電-M001	東海第二	主復水器循環水系バイパス管からの溢水について	1999/4/20	①
1960	1999-原電-M003	東海第二	燃料プール冷却浄化系プリコートタンクからの溢水について	1999/5/21	①
1991	1999-東京-M015	福島第一 1号	定期検査中のタービン建屋内での油漏えいについて	1999/10/18	①
227	2000-東京-T005	柏崎刈羽 2号	タービン系蒸気凝縮水漏えいに伴う原子炉手動停止について	2000/6/29	②
230	2000-東京-T008	福島第一 2号	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止について	2000/7/23	②
2076	2000-東北-M001	女川 1号	復水ろ過脱塩塔出口配管からの漏えいについて	2000/9/2	②
2072	2000-東京-M015	柏崎刈羽 5号	原子炉再循環ポンプMGセット(B)電動機側ギヤカップリング部からのグリース漏れについて	2000/12/22	②

ニューシ ア 通 番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分 類
2074	2000-東京-M018	福島第一6号	主発電機冷却用水素ガス漏えいについて	2001/2/13	②
2026	2000-原電-M010	東海第二	廃棄物処理設備機器ドレン系廃液脱塩器の使用済樹脂漏えいについて	2001/3/23	① ②
2112	2001-東京-M004	柏崎刈羽6号	屋外消火系配管損傷による消火用水の漏えいについて	2001/5/17	①
243	2001-東京-T008	柏崎刈羽6号	原子炉格納容器内の原子炉補機冷却水の漏えいに伴う原子炉手動停止について	2001/6/18	②
2118	2001-東京-M013	柏崎刈羽1号	サブレーションポンプル水位計からの漏水について	2001/7/12	①
2132	2001-東北-M001	女川1号	原子炉冷却材浄化系の漏えいについて	2001/7/23	① ②
2121	2001-東京-M016	福島第二2号	蒸気加減弁急速閉用圧力スイッチ検出ライン継ぎ手部からの漏えい修理について	2001/8/12	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2136	2001-北陸-M002	志賀1号	高圧復水ポンプ(B)メカニカルシールからの漏えいについて	2001/8/26	②
2093	2001-原電-M010	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)封水出口配管からの蒸気微小漏えいについて	2001/12/10	②
248	2001-東北-T005	女川2号	復水流量計配管付け根部からの水漏れについて	2002/3/7	②
2187	2002-東北-M001	女川2号	湿分分離ドレンタンク水位調節弁ボンネット部からのにじみについて	2002/4/2	②
2148	2002-原電-M002	東海第二	発電機界磁整流器盤内整流器冷却水ホースからの微小漏えいについて	2002/5/19	②
2150	2002-原電-M004	東海第二	高圧タービン入口配管ドレンラインオリフィーストレーナ下流部からの漏えいについて	2002/5/29	②
2263	2002-中部-M002	浜岡3号	給水ポンプ駆動タービン高圧蒸気加減弁ドレン元弁の点検について	2002/7/3	②

ニューシニア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2152	2002-原電-M006	東海第二	原子炉給水ポンプ駆動タービンA号機グラウンド下部からの凝縮水微量漏えいについて	2002/7/5	②
プレスリリース	—	浜岡4号	原子炉建屋1階における水漏れについて	2002/7/11	②
2181	2002-東京-M006	柏崎刈羽7号	低圧ドレンポンプ室での漏水について	2002/7/12	①
2180	2002-東京-M007	柏崎刈羽6号	燃料プール冷却浄化系ポンプ室での水の飛散について	2002/7/12	①
256	2002-東京-T009	福島第一3号	制御棒駆動水圧系配管の不具合	2002/8/22	②
2184	2002-東京-M014	福島第一3号	格納容器内への水漏れについて	2002/9/24	①
258	2002-東京-T019	福島第一4号	制御棒駆動水圧系挿入引抜配管の不具合	2002/10/11	②

ニューシニア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
311	2002-東京-M024	柏崎刈羽 4号	ほう酸水注入系ドレン受けタンクからの純水のオーバーフローについて	2002/11/7	①
プレスリリース	—	浜岡 3号	サービス建屋地下 1 階（放射線管理区域外）で発見された水たまりについて	2002/11/8	②
2162	2002-原電-M016	東海第二	タービン主塞止弁 No. 4 グランド蒸気リークホルダーからの漏えいについて	2002/12/6	①
2190	2002-東北-M007	女川 1号	定期検査中の原子炉格納容器内における水の漏えいについて	2002/12/14	①
2269	2002-中部-M007	浜岡 1号	原子炉冷却材浄化系サンプリングラック周りの溢水について	2003/1/15	①
295	2002-東京-M034	柏崎刈羽 2号	原子炉格納容器内における水漏れについて	2003/1/23	①
プレスリリース	—	浜岡 3号	タービン建屋 2 階で発見された水漏れについて	2003/4/17	②

ニューシ ア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
プレスリ ース	—	浜岡 1 号	復水ろ過脱塩装置 2 階における水漏れについて	2003/5/15	②
プレスリ ース	—	浜岡 2 号	タービン建屋 1 階における水漏れについて	2003/5/21	②
プレスリ ース	—	浜岡 3 号	補助建屋地下 1 階における水漏れについて	2003/5/29	②
272	2003-北陸-M001	志賀 1 号	タービン建屋の漏水について	2003/5/31	①
2256	2003-北陸-M002	志賀 1 号	残留熱除去系ポンプ室における弁のグランドパッ キン部からの水の滴下について	2003/6/9	②
2264	2003-北陸-M005	志賀 1 号	タービン建屋内の所内蒸気凝縮水の飛散について	2003/6/26	①
2282	2003-北陸-M006	志賀 1 号	ドライクリーニング設備における溶剤残渣の飛散 について	2003/6/27	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
274	2003-東京-T014	福島第一2号	原子炉建屋内での水漏れについて	2003/7/24	①
2258	2003-北陸-M008	志賀1号	制御棒駆動機構補修室における水漏れについて	2003/7/30	①
2283	2003-北陸-M010	志賀1号	ドライクリーニング設備からの水漏れについて	2003/8/13	①
プレスリ リース	—	浜岡3号	タービン建屋地下1階雨水について	2003/8/15	⑤
2265	2003-北陸-M011	志賀1号	原子炉格納容器内の原子炉格納容器冷却器排水口からの水漏れについて	2003/8/20	①
2284	2003-北陸-M012	志賀1号	タービン建屋内での主油タンク油冷却器からの油漏れについて	2003/8/29	①
プレスリ リース	—	浜岡1号	原子炉建屋地下2階における水漏れについて	2003/9/17	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
383	2003-東京-M017	福島第二1号	R C I Cタービン反カプリング側パッキン箱上部からの水の滴下について	2003/9/17	②
370	2003-東京-S013	福島第二2号	原子炉建屋低電導度廃液系サンプピットへの流入について	2003/9/24	①
2267	2003-北陸-M016	志賀1号	原子炉格納容器内における漏水について	2003/9/25	①
3073	2003-東京-M019	福島第一1号	非常用ディーゼル発電機(D/G 1 A)の異常について	2003/9/25	②
2270	2003-北陸-M017	志賀1号	残留熱除去系(C)ポンプメカニカルシール部からの水漏れについて	2003/9/27	①
334	2003-東京-M020	柏崎刈羽1号	ほう酸水注入系ドレン配管からの漏えいについて	2003/9/30	②
372	2003-東京-S017	福島第二2号	タービン建屋2階工具棚からの微量な油だれの発生について	2003/10/6	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
380	2003-東京-M025	福島第二2号	残留熱除去系安全弁フランジ部からの水の滴下について	2003/10/7	②
367	2003-東京-S018	福島第二	補助ボイラ起動時の蒸気ドレン弁からの蒸気漏えいについて	2003/10/8	②
369	2003-東京-S022	福島第二1号	原子炉冷却材浄化系計装ラックよりの水の滴下について	2003/10/14	②
338	2003-東京-S023	柏崎刈羽1号	RHR(A)系排水ライン排水口からの水漏れ	2003/10/18	①
プレスリリース	—	浜岡2号	原子炉建屋廃棄物処理装置エリア中2階における水漏れについて	2003/10/26	②
373	2003-東京-S025	福島第二1号	1, 2号機サービス建屋地下2階冷凍機用潤滑油の捕集容器からの微量な油だれの発生について	2003/10/27	②
2271	2003-北陸-M018	志賀1号	原子炉冷却材再循環系配管ドレン弁からの水漏れについて	2003/11/12	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
323	2003-東京-S028	福島第二2号	原子炉建屋高電導度廃液系サンプピットへの流入 について	2003/11/14	①
プレスリリ ース	—	浜岡4号	タービン建屋2階における水漏れについて	2003/11/26	②
350	2003-東京-S034	福島第一4号	原子炉格納容器内における非放射性の水漏れにつ いて	2003/11/26	②
2213	2003-東京-S040	柏崎刈羽5号	RHRリークテスト弁からの漏えい	2003/12/2	①
342	2003-東京-M038	福島第一6号	原子炉建屋内における水漏れについて	2003/12/5	①
10229	2003-東京-M037	福島第一5号	高圧注水系タービン蒸気管排水ラインからの微少 な蒸気漏えいについて	2003/12/5	②
364	2003-東京-S045	福島第一4号	定期検査中の4号機タービン建屋における非放射 性的水漏れについて	2003/12/12	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
360	2003-東京-S046	福島第二4号	定期検査中の4号機海水熱交換器建屋外における海水漏れについて	2003/12/16	②
3030	2003-東京-S047	福島第一6号	原子炉建屋における水漏れについて	2003/12/17	①
3029	2003-東京-S053	福島第一6号	原子炉建屋における水漏れについて	2003/12/24	①
3027	2003-東京-S054	福島第一5号	タービン建屋内給水加熱室における水漏れについて	2003/12/27	②
2228	2003-東京-M041	福島第二3号	残留熱除去機器冷却系冷却水ポンプ(B)吸込側の配管フランジ部からの水の滴下について	2004/1/19	②
2383	2003-東京-S065	福島第一6号	原子炉建屋内における水漏れについて	2004/1/25	①
プレスリリース	—	浜岡2号	原子炉建屋地下2階における水漏れについて	2004/2/5	②

ニューシ ア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分 類
2232	2003-東京-M047	福島第二3号	高圧炉心スプレイ系注入ライン配管フランジ部からの水の滴下について	2004/2/7	②
2294	2003-東京-S090	福島第二2号	タービン建屋低電導度廃液サンピット等への漏えいについて	2004/3/3	②
プレスリ ース	—	浜岡2号	原子炉建屋格納容器内における水漏れについて	2004/3/11	②
2321	2003-中国-T007	島根2号	原子炉格納容器内ドライウェル冷却機凝縮水量および床ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止	2004/3/17	②
2447	2004-東京-S003	柏崎刈羽5号	大漆側ランドリー建屋成型品用洗濯機(B)からの水漏れ	2004/4/13	②
プレスリ ース	—	浜岡1号	原子炉地下2階における水漏れについて	2004/4/27	②
2405	2004-東京-S013	福島第二	廃棄処理建屋における補助ボイラ給水タンクオーバフローラインから水漏れについて	2004/5/20	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2415	2004-東京-S019	福島第一5号	廃棄物処理建屋内における水漏れについて	2004/6/2	①
2425	2004-東京-S021	福島第一2号	原子炉格納容器除湿冷却系統における水漏れについて	2004/6/9	②
2733	2004-北陸-M002	志賀1号	廃棄物処理建屋内における水漏れについて	2004/6/10	①
2774	2004-東京-S022	福島第二2号	復水器連続洗浄装置系弁フランジ部よりの海水漏えいについて	2004/6/16	①
2463	2004-中部-S004	浜岡3号	タービン建屋3階における油の漏えいについて	2004/6/22	②
2476	2004-東京-S026	福島第一6号	福島第一原子力発電所6号機原子炉建屋内での水漏れについて	2004/7/16	②
2499	2004-東京-S028	福島第二	サイトバンカ建屋における水の滴下について	2004/7/28	②

ニューシ ア 通 番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分 類
2498	2004-東京-M023	福島第一6号	制御棒駆動水圧系配管取り付け部からの水のみに ついて	2004/8/5	②
2502	2004-中部-S012	浜岡4号	タービン駆動給水ポンプまわりの弁の監視につ いて	2004/8/6	②
2495	2004-東京-M024	福島第二2号	原子炉起動時における原子炉水位高事象の発生に ついて	2004/8/7	①
2493	2004-東京-S029	柏崎刈羽6号	高圧制御油圧ユニット室内での油漏れにつ いて	2004/8/9	①
2531	2004-中部-S014	浜岡5号	タービン建屋地下1階配管室における水漏れにつ いて	2004/8/27	②
プレスリ リース	—	女川3号	タービン建屋地下1階復水器室における配管から の結露水滴下	2004/8/27	—
2517	2004-東北-M005	女川3号	高圧第2給水加熱器(B)胴側逃がし弁フランジ部 からの微量な漏えいについて	2004/8/29	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2567	2004-東京-S039	福島第二	1, 2号機廃棄物処理建屋における水溜まり等の発見について	2004/8/29	②
2535	2004-東京-S040	柏崎刈羽4号	柏崎刈羽原子力発電所4号機 軽油タンク防油堤内作業時における軽油の漏えいについて	2004/8/30	①
2525	2004-東京-S044	福島第二2号	原子炉冷却材浄化系保持ポンプ(A)出入口差圧計につながらる配管継ぎ手部からの漏えいについて	2004/9/4	②
2579	2004-東京-S045	福島第一3号	定期検査中の3号機原子炉建屋における水漏れについて	2004/9/5	①
2576	2004-東京-S049	福島第一1号	定期検査中の1号機タービン建屋内の油漏れについて	2004/9/14	①
2549	2004-東京-S055	福島第一3号	福島第一原子力発電所3号機原子炉格納容器内における水漏れについて	2004/9/26	①
2566	2004-東京-S059	福島第二1号	タービン建屋内の油漏れについて	2004/10/3	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2588	2004-中部-S022	浜岡3号	サービス建屋地下1階における火災報知器の作動 (誤報) について	2004/10/9	⑤
2615	2004-東京-S063	福島第一4号	制御棒駆動水圧系ポンプ潤滑油フィルターからの 油漏れ	2004/10/18	②
2808	2004-北陸-M013	志賀1号	補機冷却水系タンクからの水のオーバーフローに ついて	2004/10/20	①
2627	2004-東京-S064	福島第一5号	電動駆動給水ポンプにおける油漏れについて	2004/10/20	②
2640	2004-東北-S019	女川1号	原子炉建屋内における洗浄用の補給水の漏えい について	2004/10/21	①
2600	2004-中部-S024	浜岡3号	タービン駆動給水ポンプまわりの弁の監視につ いて	2004/10/27	②
2981	2004-東京-S069	柏崎刈羽7号	タービン駆動原子炉ポンプ室内での油にじみにつ いて	2004/11/4	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2623	2004-東京-M044	福島第二2号	原子炉冷却材浄化系保持ポンプ(B)出入口差圧計 配管継ぎ手部からの漏えいについて	2004/11/8	②
2628	2004-中部-S027	浜岡3号	タービン機器冷却水熱交換器の点検作業について	2004/11/16	②
2650	2004-中部-S028	浜岡5号	タービン建屋地下1階 配管室における水漏れにつ いて	2004/11/17	②
2779	2004-東京-S077	福島第一6号	原子炉建屋内における水漏れ	2004/11/18	①
2884	2004-東京-M047	福島第一6号	原子炉格納容器低電導度廃液サンプル流量増加につ いて	2004/11/26	②
2646	2004-東京-S080	福島第一2号	高圧復水ポンプ付属配管からの漏えいについて	2004/11/30	②
2712	2004-東京-S082	福島第一1号	定期検査中の1号機廃棄物処理建屋内における水 漏れについて	2004/12/4	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
東北 提供情報	—	女川1号	復水系廃スラッジ混合ポンプ(B)室での復水補給 水の漏えい	2004/12/6	①
2705	2004-東京-M051	福島第一4号	福島第一原子力発電所4号機の原子炉手動停止に ついて	2004/12/8	②
2665	2004-東京-M050	福島第一2号	湿分離器ドレンタンク配管付近の水漏れに伴う 原子炉手動停止	2004/12/8	②
2663	2004-東京-S086	福島第一5号	タービン建屋近傍洞道内配管からの水漏れ (飲料 水) について	2004/12/12	②
2715	2004-東京-S087	福島第一5号	原子炉格納容器内における水漏れについて	2004/12/14	①
2714	2004-東京-S088	福島第一3号	非常用ディーゼル発電機(B)室内での油漏れにつ いて	2004/12/19	①
2679	2004-東京-S089	福島第一5号	タービン建屋内における水漏れ	2004/12/22	①

ニュージーア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2716	2004-中部-S035	浜岡3号	補助建屋中地下1階における水漏れについて	2005/1/5	②
2695	2004-東京-S091	福島第二1号	タービン建屋における油漏れ	2005/1/7	①
2696	2004-東京-S092	福島第一3号	タービン建屋における水漏れ	2005/1/11	②
2757	2004-東京-S094	福島第二1号	原子炉建屋内での水漏れ	2005/1/18	①
2776	2004-東京-T058	柏崎刈羽1号	タービン建屋内における蒸気の微少漏えいに伴う 原子炉手動停止について	2005/2/4	②
2758	2004-東京-S103	福島第二3号	主変圧器点検作業中の油漏れ	2005/2/7	①
2768	2004-東京-S106	福島第二3号	原子炉建屋内における水漏れについて	2005/2/11	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2810	2004-東京-M061	福島第一3号	非常用ディーゼル発電機(B)室内での油漏れ	2005/3/1	②
2826	2004-東京-S115	福島第二3, 4号	3, 4号機廃棄物処理建屋低電導度廃液サンプピットへの水の流入について	2005/3/2	①
2834	2004-東京-S120	福島第二3号	タービン建屋における海水の漏えい	2005/3/7	①
2831	2004-東京-S122	柏崎刈羽7号	タービン建屋内での水漏れについて	2005/3/8	①
2841	2004-東京-S124	福島第一3号	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン軸受け部からの油漏れ	2005/3/12	①
2862	2004-東京-S129	柏崎刈羽3号	屋外軽油タンク防油堤内における軽油の漏えいについて	2005/3/16	②
2877	2004-東京-S135	柏崎刈羽3号	タービン建屋における油漏れについて	2005/3/28	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
2883	2004-東北-S042	女川1号	原子炉建屋内における水漏れについて	2005/3/30	①
2908	2004-東京-S137	福島第一5号	タービン建屋内における水漏れについて	2005/3/31	①
2910	2004-東京-S138	福島第二3号	タービン建屋海水ストームサンプピットへの水の流入について	2005/3/31	②
2915	2005-東北-S004	東通1号	制御棒駆動水ポンプ室排水受口からの溢水	2005/4/6	①
2969	2005-北陸-S001	志賀2号	2号機 廃棄物処理建屋における漏えいについて	2005/4/16	①
2921	2005-東京-S002	福島第一6号	6号機タービン建屋内における蒸気漏れ	2005/4/17	②
2951	2005-東北-S008	東通1号	復水器水室からの海水の溢水	2005/5/4	①

ニュース ア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分 類
2948	2005-東京-S008	福島第一2号	原子炉建屋における水漏れについて	2005/5/7	①
3012	2005-東北-S009	女川2号	タービン排気室マンホール養生部からの水の漏えいについて	2005/5/9	①
3023	2005-東京-S010	福島第一2号	タービン建屋内での油漏れについて	2005/5/13	②
2960	2005-東京-S011	福島第一5号	廃棄物処理建屋内における水漏れ	2005/5/14	②
2984	2005-東京-S013	柏崎刈羽1号	再循環MGセット油冷却器からの油漏れ	2005/5/31	②
2992	2005-東京-S014	福島第二1号	福島第二原子力発電所1号機原子炉建屋試料採取ラック室内での水漏れについて	2005/6/5	②
3052	2005-中部-S004	浜岡5号	タービン機器冷却水熱交換器内における冷却水（淡水）の海水側への流出について	2005/6/9	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
3018	2005-東京-S017	福島第一2号	タービン建屋内における水漏れ	2005/6/11	①
3072	2005-東京-S020	柏崎刈羽1号	定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所1号機原子炉 建屋内での溢水について	2005/6/24	①
3067	2005-東京-S021	柏崎刈羽1号	タービン建屋潤滑油ラックからの油漏れについて	2005/6/27	①
3077	2005-東京-M013	福島第一2号	高圧注水系における微少な蒸気漏れ	2005/6/30	①
3106	2005-東京-S025	柏崎刈羽6号	F P C ポンプ室内の溢水について	2005/7/7	①
3128	2005-東京-S028	福島第一1号	原子炉再循環系配管の排水弁不具合	2005/7/15	②
3136	2005-中部-S007	浜岡3号	給水系第2隔離弁(B)グラント部の監視強化につ いて	2005/7/24	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
3185	2005-北陸-S004	志賀2号	電動駆動給水ポンプ吸込流量計の空気抜き操作間 違いについて	2005/7/27	①
3162	2005-東京-M022	福島第一1号	復水器洗浄装置制御盤の火災について	2005/8/4	②
3190	2005-東京-M021	福島第一1号	タービン建屋内での水漏れについて	2005/8/4	②
3178	2005-東京-M025	福島第一3号	福島第一原子力発電所3号機非常用ディーゼル発 電機(A)定例試験時の油漏れについて	2005/8/6	②
3191	2005-東京-S039	福島第一1号	1号機タービン建屋内における非放射性の水漏れ について	2005/8/12	②
3195	2005-東京-S042	福島第二4号	地震による原子炉建屋における空調ダクトからの 水の滴下について	2005/8/16	③
3196	2005-東京-S041	福島第一2, 6 号	地震による原子炉建屋における空調ダクトからの 水の滴下について	2005/8/16	③

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
3211	2005-東京-S043	福島第一	高温焼却炉設備用燃料供給ポンプの軸封部からの油漏れについて	2005/8/19	②
3239	2005-東京-M029	柏崎刈羽5号	使用済燃料プールの水位低下による運転上の制限の逸脱について	2005/9/1	②
7913	2005-東京-M030	柏崎刈羽3号	タービン建屋低電導度廃液系サンプ(A)の監視について	2005/9/15	②
7908	2005-中部-S014	浜岡4号	浜岡4号機 タービン軸振動計取付け部の監視措置について	2005/9/28	②
7909	2005-東京-S056	福島第二1号	1号機におけるタービン建屋低電導度廃液系サンプポンプの起動回数増加について	2005/9/29	②
7916	2005-東京-M034	福島第一4号	残留熱除去系海水配管からの海水漏えいについて	2005/10/3	②
7937	2005-東京-M037	福島第一4号	給水加熱器ドレンポンプ(C)の点検状況について	2005/10/12	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
7953	2005-東京-S062	福島第二2号	屋外地下道における放水配管からの海水の漏えい について	2005/10/18	②
7948	2005-東京-S066	福島第二3号	原子炉建屋における水溜まりの発見について	2005/10/25	①
7959	2005-東京-S068	福島第一5号	福島第一原子力発電所5号機屋外重油移送ポンプ 近傍からの重油の漏えいについて	2005/11/1	②
7962	2005-東京-S070	福島第一5号	福島第一原子力発電所5号機屋外配管敷設溝にお ける重油だまりの発見について	2005/11/2	②
7964	2005-東京-S069	福島第一4号	タービン建屋内における水たまりの発見について	2005/11/2	②
8215	2005-東北-S041	女川3号	スクラム弁ポンネット部の水のにじみについて	2005/11/21	①
8005	2005-東京-S079	柏崎刈羽1号	タービン建屋内での溢水について	2005/12/5	②

ニュース 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8012	2005-東京-M044	福島第一4号	高圧復水ポンプ入口ヘッダーのサンプリング配管 溶接部からのにじみ	2005/12/10	②
8015	2005-東京-S081	福島第二2号	福島第二原子力発電所2号機屋外消火栓付近にお ける水漏れについて	2005/12/13	②
8035	2005-東京-S084	福島第二1, 2 号	福島第二原子力発電所1, 2号機廃棄物処理設備建 屋ボイラ棟内ピットへの水の流入について	2005/12/21	②
8080	2005-東京-S090	福島第一6号	原子炉建屋内での水漏れについて	2006/1/12	①
8079	2005-東京-S095	福島第一6号	原子炉建屋における水漏れについて	2006/1/18	②
8088	2005-東京-M050	福島第一6号	給水加熱器ドレンポンプの点検状況について	2006/1/27	②
8110	2005-東京-S100	福島第二1号	タービン建屋低電導度廃液サンプ(A)の監視につ いて	2006/2/16	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8161	2005-東北-S056	女川1号	原子炉補機冷却海水系および非常用補機冷却海水系(B)における海水の滴下について	2006/2/23	①
8251	2005-東北-S059	女川1号	ほう酸水注入系配管接合部のにじみについて	2006/3/2	②
8254	2005-東北-S064	女川1号	復水貯蔵タンク上部のフィルタ付き安全弁からの蒸気発生について	2006/3/7	②
8141	2005-東京-S104	福島第二1, 2号	福島第二原子力発電所1・2号機廃棄物処理建屋内における水漏れについて	2006/3/7	①
8143	2005-東京-S105	福島第一6号	福島第一原子力発電所6号機原子炉建屋における水漏れについて	2006/3/9	①
8169	2005-東京-S106	福島第二	廃棄物処理建屋ボイラー棟内の水漏れについて	2006/3/25	②
8157	2005-東京-S107	福島第一6号	原子炉建屋における海水漏えいについて	2006/3/25	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8178	2006-東京-S002	福島第一6号	福島第一原子力発電所6号機原子炉建屋における 非放射性の水の漏えいについて	2006/4/7	①
8210	2006-東京-S005	福島第一3号	原子炉建屋主蒸気隔離弁室における水漏れについ て	2006/4/27	①
8213	2006-東京-S007	福島第一3号	原子炉建屋における水漏れ	2006/5/7	①
8224	2006-東京-M005	福島第二4号	相分離母線ダクト部からの油滴下に伴う原子炉手 動停止について	2006/5/15	②
8242	2006-東京-M007	福島第一6号	MS系弁間ドレン弁グラウンド部からの漏えい	2006/5/22	②
8295	2006-北陸-S001	志賀1号	低圧復水ポンプA号機電動機上部軸受潤滑油への 水混入について	2006/5/25	②
8308	2006-東京-S017	福島第一3号	福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋における 水漏れについて	2006/6/20	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8313	2006-東京-S019	福島第一1号	福島第一原子力発電所1号機タービン建屋内における重油漏れについて	2006/6/23	②
8346	2006-東京-S024	福島第二1号	原子炉建屋における水漏れについて	2006/7/16	②
8341	2006-東京-S023	福島第一6号	所内ボイラ室における火災警報の発生ならびに非放射性の水の漏えい	2006/7/16	①
8348	2006-東京-S025	福島第二1号	原子炉建屋における水漏れについて	2006/7/23	①
8376	2006-東北-T009	女川2号	原子炉建屋地下3階トラス室における漏えいについて	2006/8/3	①
8379	2006-東京-S028	福島第一4号	福島第一原子力発電所4号機廃棄物処理建屋における水漏れについて	2006/8/8	①
8388	2006-東京-S029	柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機タービン建屋内での水漏れについて	2006/8/15	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8404	2006-東京-S030	福島第一5号	原子炉格納容器内における水漏れについて	2006/8/17	①
8409	2006-東京-M023	福島第二1号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)入口配管フランジ部からの漏えいについて	2006/8/21	②
8408	2006-東京-S034	福島第一5号	原子炉建屋地下階における水漏れについて	2006/8/24	②
8484	2006-東北-S034	女川2号	残留熱除去系(A)流量制限逆止弁端子ボックス内の油たまりについて	2006/9/2	②
8423	2006-東京-M027	福島第二3号	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)入口配管フランジ部からの漏えいについて	2006/9/10	②
8430	2006-東京-S038	福島第一5号	福島第一原子力発電所5号機タービン建屋内における非放射性的の水漏れについて	2006/9/14	① ②
8450	2006-東京-M030	福島第一2号	給水加熱器ドレンポンプの点検状況について	2006/9/26	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8480	2006-中部-S016	浜岡3号	3号機 所内蒸気の漏えいによる自動火災報知設備の作動（非火災報）について	2006/10/12	②
8542	2006-中国-M001	島根2号	主蒸気圧力検出器の点検について	2006/10/13	②
8506	2006-東京-S050	福島第二1, 2号	福島第二原子力発電所1・2号機廃棄物処理建屋内における水漏れについて	2006/11/2	①
8575	2006-東京-S052	福島第一2号	原子炉建屋内における水漏れについて	2006/11/6	①
8547	2006-東京-S053	柏崎刈羽5号	原子炉建屋付属棟内（非管理区域）における水道水漏れについて	2006/11/16	②
8545	2006-東京-S055	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機サービス建屋（非管理区域）における潤滑油漏れについて	2006/11/18	②
8589	2006-中部-S017	浜岡1号	1号機 タービン建屋地下1階における海水の漏えいについて	2006/11/20	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8555	2006-東京-S057	柏崎刈羽5号	定期検査中の5号機タービン建屋のクレーンからの潤滑油漏れ	2006/11/25	②
8607	2006-東北-S054	女川1号	制御棒駆動水ポンプ(B)吐出逆止弁からの微小な漏えいについて	2006/12/5	②
8608	2006-東北-S055	女川2号	起動用真空ポンプ気水分離器ベントラインからの水漏れについて	2006/12/5	①
8805	2006-原電-M024	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)軸封部シール水出口配管からの微少漏えいについて	2007/2/21	①
8612	2006-東京-M040	福島第二1号	原子炉炉冷却材浄化系ポンプ(A)入口配管取り合いフランジ部からの漏えいについて	2007/1/16	②
8631	2006-東京-S072	福島第二3, 4号	廃棄物処理用窒素製造装置の空気圧縮機室内(非管理区域)における非放射性的の水の漏えいについて	2007/2/4	②
9027	2006-東北-S087	東通1号	復水補給水系復水移送ポンプ室等の排水受口からの溢水について	2007/2/7	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8661	2006-中部-M017	浜岡4号	4号機 湿分離加熱器ドレンタンク水位計装配管からの排水の監視強化について	2007/2/9	②
8655	2006-東京-S078	福島第一5号	廃棄物処理建屋における水漏れ	2007/2/16	①
8919	2006-東北-S093	女川1号	タービン建屋地下3階配管スペースにおける海水の溢水について	2007/2/20	②
8805	2006-原電-M024	東海第二	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)軸封部シール水出口配管からの微少漏えいについて	2007/2/21	②
8673	2006-東京-M049	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機原子炉建屋内にある作業用仮設ハウスの局所排風機用フィルタからの発煙について	2007/2/21	④
8683	2006-東京-S080	柏崎刈羽2号	定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所2号機原子炉建屋付属棟(非管理区域)における潤滑油漏れについて	2007/2/23	-
8920	2006-東北-S099	女川1号	原子炉補機冷却海水系ベント弁からののにじみについて	2007/2/27	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9201	2006-東北-S104	女川3号	残留熱除去系ポンプ(A)仮設フランジからの水漏れについて	2007/3/3	②
8701	2006-東京-M050	福島第一1号	給水加熱器ドレンポンプの点検状況	2007/3/5	②
8754	2006-北陸-S006	志賀1号	使用済燃料貯蔵プールからの水飛散について	2007/3/25	③
8771	2006-北陸-S009	志賀2号	原子炉冷却材浄化系圧力調節弁等の調節不足について	2007/3/30	①
8774	2006-中部-M022	浜岡3号	3号機 シャワー廃液処理設備配管の小さな穴の確認について	2007/3/31	②
8932	2007-東北-S005	女川1号	ドライウェル機器ドレンサンプポンプ(A)軸封部からの水の飛散について	2007/4/9	①
8782	2007-東京-S003	福島第一4号	タービン建屋内における油漏れについて	2007/4/9	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8933	2007-東北-S006	女川	原子炉補機冷却海水系ドレン弁から下流側配管への海水の微少なしみ出しについて	2007/4/10	②
8934	2007-東北-S007	女川1号	原子炉補機冷却海水系入口計器元弁軸封部からの海水の滴下について	2007/4/11	②
8781	2007-東京-S004	福島第二3号	原子炉建屋内における水漏れについて	2007/4/11	①
8930	2007-東北-S010	女川1号	復水ろ過脱塩塔(E)プリコート入口弁の軸封部からの水の滴下について	2007/4/16	②
8929	2007-東北-S009	女川1号	機器ドレン系密封ファンネルからの水の漏えいについて	2007/4/16	②
8926	2007-東北-S011	女川1号	原子炉給水ポンプ吸込弁の軸封部からの水の滴下について	2007/4/17	②
8796	2007-東京-M005	柏崎刈羽6号	6号機タービン建屋内での水漏れについて	2007/4/25	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8808	2007-東京-S013	福島第二3, 4号	3・4号機サービス建屋内手洗い場における水漏れについて	2007/4/26	②
8807	2007-東京-S014	福島第二3号	タービン建屋海水ストームサンプピットへの水の流入について	2007/4/26	①
プレス リリース	—	女川3号	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット下部の水たまりについて	2007/5/11	②
8822	2007-東京-S017	福島第一6号	屋外における非放射性的の水漏れについて	2007/5/15	①
8824	2007-東京-M007	福島第一1号	使用済燃料プール水位低下に伴う運転上の制限の逸脱	2007/5/17	①
8840	2007-中部-M003	浜岡4号	4号機 高圧炉心スプレイ機器冷却水系補給水タンクの水位低下について	2007/5/21	②
8866	2007-東京-S020	福島第一3号	廃棄物処理建屋における水漏れについて	2007/5/30	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
8956	2007-東京-S024	柏崎刈羽6号	定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所6号機原子炉 建屋内での水漏れについて	2007/6/13	①
8957	2007-東京-M014	福島第一3号	福島第一原子力発電所3号機の原子炉手動停止に ついて	2007/6/14	②
8996	2007-東京-S027	柏崎刈羽6号	定期検査中における原子炉建屋内での水漏れ	2007/6/19	①
9168	2007-東北-S033	女川3号	原子炉格納容器内での水漏れについて	2007/6/26	①
9209	2007-東北-S037	女川3号	残留熱除去系ポンプ(A)仮設フランジからの水漏 れについて	2007/7/3	①
9121	2007-東京-S030	福島第一	福島第一原子力発電所 集中環境施設内における非 放射性の水漏れについて	2007/7/6	②
9123	2007-東京-S031	福島第一6号	福島第一原子力発電所6号機屋外における消火栓 配管からの水漏れについて	2007/7/9	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9129	2007-東京-S032	柏崎刈羽5号	原子炉建屋付属棟（非管理区域）における換気空調機器結露水の溢水について	2007/7/11	②
10030	2007-東京-M027	柏崎刈羽2号	【新潟県中越沖地震】タービン建屋原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン主油タンク（B）タンク室床に油たまり	2007/7/16	③
10002	2007-東京-M025	柏崎刈羽1号	【新潟県中越沖地震】原子炉複合建屋地下5階における漏えい	2007/7/16	③
9134	2007-東京-T035	柏崎刈羽6号	【新潟県中越沖地震】6号機の放射性物質の漏えいについて	2007/7/16	③
9150	2007-東京-T031	柏崎刈羽1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号	【新潟県中越沖地震】1～7号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける溢水	2007/7/16	③
10002	2007-東京-M025	柏崎刈羽1号	【新潟県中越沖地震】原子炉複合建屋地下5階における漏えい	2007/7/16	③
10029	2007-東京-M026	柏崎刈羽1号	【新潟県中越沖地震】消火設備配管の損傷について	2007/7/16	③

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9260	2007-東京-M022	柏崎刈羽1, 2, 3号	【新潟県中越沖地震】1～3号機使用済み燃料プールの水位低下による運転上の制限からの逸脱および復帰について	2007/7/16	③
10066	2007-東京-M033	柏崎刈羽1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号	新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所で発生した不適合事象（Bグレード以上80件）について	2007/7/16	② ③ ⑤
9149	2007-東京-S036	福島第一4号	廃棄物処理建屋における水漏れについて	2007/7/25	① ②
9156	2007-東京-S037	福島第二3号	福島第二原子力発電所3号機原子炉建屋付属棟における油漏れについて	2007/7/27	②
9161	2007-東京-S039	福島第二2号	定期検査中の福島第二原子力発電所2号機原子炉建屋低電導度廃液サンプピットへの水の流入について	2007/7/30	① ②
9172	2007-東京-S040	福島第二2号	福島第二原子力発電所2号機 屋外軽油タンクの防油堤内における油漏れについて	2007/8/2	②
9378	2007-東北-S054	女川3号	原子炉再循環系の水張り時における冷却水の溢水について	2007/8/7	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9195	2007-東京-S044	福島第二2号	定期検査中の福島第二原子力発電所2号機における原子炉建屋低電導度廃液サンプピットへの水の流入について	2007/8/16	① ②
9218	2007-東京-S047	福島第二1, 2号	廃棄物処理建屋内の低電導度廃液系収集ポンプ(B)室における水漏れについて	2007/8/21	②
9291	2007-原電-M008	東海第二	高圧炉心スプレイ系デューゼル発電機 冷却水系圧カススイッチ元弁付近からの水の漏えいについて	2007/9/4	②
9284	2007-東京-S060	柏崎刈羽1号	原子炉複合建屋(非管理区域)における潤滑油漏れ	2007/9/10	②
8919	2006-東北-S093	女川1号	タービン建屋地下3階配管スペースにおける海水の溢水について	2007/2/20	②
プレス リリース	—	東海第二	高圧復水ポンプ(A)ケーシングの空気抜き配管の取替えについて	2007/9/23	②
9338	2007-東京-M054	福島第一3号	給水加熱器ドレンポンプの点検状況について	2007/9/26	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9339	2007-東京-S067	福島第二1号	定期検査中の福島第二原子力発電所1号機タービン建屋高電導度廃液サンプピットへの水の流入について	2007/9/27	①
9349	2007-東京-S070	福島第一1号	定期検査中の福島第一原子力発電所1号機タービン建屋内における油の滴下について	2007/10/2	① ②
9353	2007-東京-S072	柏崎刈羽1号	柏崎刈羽原子力発電所原子炉複合建屋低電導度廃液サンプピットへの水の流入について	2007/10/5	③
9357	2007-東京-M056	柏崎刈羽7号	【新潟県中越沖地震】柏崎刈羽原子力発電所7号機原子炉ウエルライナイナードレン水の検知について	2007/10/8	②
9452	2007-東北-S065	女川3号	女川原子力発電所第3号機制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット内の弁軸封部からの水の滴下について	2007/10/9	②
9369	2007-東京-S075	福島第一1号	タービン建屋地下1階所内ボイラ室内における重油漏れについて	2007/10/10	①
9374	2007-東京-S077	福島第一6号	定期検査中の福島第一原子力発電所6号機廃棄物処理建屋内における非放射性の水の漏えいについて	2007/10/11	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9448	2007-東北-S067	女川2号	女川原子力発電所第2号機制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット内の弁軸封部からの水の滴下について	2007/10/12	②
9411	2007-東京-M060	福島第一6号	原子炉建屋内における水漏れ	2007/10/25	①
9442	2007-北陸-M004	志賀1号	固体廃棄物貯蔵庫におけるドラム缶からの析出物確認について	2007/10/30	②
9431	2007-東京-S084	福島第二1, 2号	1・2号機廃棄物処理建屋内の洗濯廃液収集タンク(A・B)室における水漏れについて	2007/11/1	②
9427	2007-東京-S086	福島第二1号	福島第二原子力発電所1号機原子炉建屋内における水漏れについて	2007/11/3	①
9459	2007-東京-S092	福島第一3号	定期検査中の福島第一原子力発電所3号機原子炉格納容器内における水漏れについて	2007/11/19	①
9470	2007-東京-S096	福島第一6号	定期検査中の原子炉建屋内における水漏れ	2007/11/22	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9548	2007-東北-S089	女川2号	換気空調補機非常用冷却水系弁からのじみにつ いて	2007/12/25	②
9536	2007-中部-S013	浜岡2号	原子炉建屋1階における水の漏えいについて	2008/1/4	②
9550	2007-東京-M077	柏崎刈羽7号	タービン建屋発電機下部における油漏れについて	2008/1/16	①
9563	2007-東京-M079	柏崎刈羽2号	2号機・3号機間の地下連絡通路内（管理区域）に おける水漏れについて	2008/1/28	②
9628	2007-東北-S102	女川1号	原子炉建屋サンプリングラック室内における原子 炉水の漏えいについて	2008/2/15	① ②
9669	2007-東京-S127	福島第二4号	定期検査中の4号機タービン建屋における油漏れ の確認について	2008/3/31	①
9682	2008-東京-S003	柏崎刈羽6号	原子炉建屋（非管理区域）における非常用デューゼ ル発電機からの油漏れについて	2008/4/4	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
東北 提供情報	—	東通 1 号	主タービン油冷却器 (A) フランジからの漏えい	2008/4/19	①
10846	2008-東京-M002	柏崎刈羽 1 号	改造工事中の洗濯廃液系主配管での漏えいの原因 と対策について	2008/4/24	②
9731	2008-北陸-M003	志賀 1 号	残留熱除去系からの水漏れについて	2008/4/25	①
9824	2008-東京-M004	福島第一 4 号	給水加熱器ドレンポンプにおける溜まり水の発見 について	2008/5/7	②
9765	2008-東京-S007	福島第一 2 号	定期検査中のタービン建屋内における水漏れにつ いて	2008/5/8	②
9774	2008-東京-S008	柏崎刈羽 7 号	軽油タンク (B) における油漏れについて	2008/5/19	①
9788	2008-東京-T007	福島第一 5 号	起動操作中の 5 号機高圧注水系と原子炉隔離時冷 却系不具合による手動停止について	2008/5/25	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9848	2008-東北-S018	東通1号	タービン建屋地下2階空調ダクトからの滴下について	2008/5/26	①
9810	2008-北陸-S001	志賀1号	原子炉建屋地下2階における水の漏えいについて	2008/5/30	①
9809	2008-東京-S012	柏崎刈羽6号	タービン建屋（管理区域）における油漏れについて	2008/6/4	①
9827	2008-東京-M009	福島第二2, 4号	岩手・宮城内陸地震の影響について	2008/6/14	③
9873	2008-北陸-M005	志賀2号	燃料プール冷却浄化系保持ポンプ(A)の故障について	2008/6/17	②
9874	2008-北陸-M006	志賀2号	発電機固定子冷却水ポンプ出口配管溶接部のわずかなひびについて	2008/6/23	②
9884	2008-東京-S016	柏崎刈羽6号	タービン建屋内における水漏れ（結露水）について	2008/7/11	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
9905	2008-中部-M011	浜岡5号	タービン付属建屋地下1階における水漏れについて	2008/7/23	②
9895	2008-東北-S043	女川3号	女川原子力発電所3号機サービス建屋における水たまりについて	2008/7/24	—
9997	2008-東京-S024	柏崎刈羽3号	原子炉建屋内（管理区域）における水漏れについて	2008/8/29	①
10041	2008-東京-S032	柏崎刈羽1号	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	2008/10/27	⑤
10081	2008-原電-M032	東海第二	屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について	2008/11/9	②
10101	2008-東京-S053	柏崎刈羽1号	柏崎刈羽原子力発電所1号機タービン建屋（管理区域）における堆積物の確認について	2008/12/3	①
10107	2008-東京-S041	柏崎刈羽2号	柏崎刈羽原子力発電所2号機原子炉建屋内（管理区域）における水漏れについて	2008/12/14	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10160	2008-東北-S070	女川3号	タービンバイパス弁用サーボ弁からの油にじみに ついて	2009/1/15	②
10307	2009-東京-S003	福島第一1, 2, 3, 4号	1～4号機側屋外重油移送配管における油漏れの 発見	2009/4/10	②
10309	2009-東京-S004	柏崎刈羽3号	柏崎刈羽原子力発電所3号機 原子炉建屋（非管理 区域）における油のにじみについて	2009/4/15	① ②
10345	2009-東京-M005	福島第一2号	福島第一原子力発電所2号機 給水加熱器ドレンポ ンプにおける溜まり水の発見について	2009/5/6	②
10983	2010-東京-S004	柏崎刈羽4号	柏崎刈羽原子力発電所4号機 タービン建屋（管理 区域）における潤滑油の漏れについて	2010/5/26	①
10581	2009-東京-S009	福島第一2号	福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋内におけ る水漏れについて	2009/5/24	①
10400	2009-東北-S019	女川2号	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットからの水の漏 えいについて	2009/5/25	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10362	2009-東京-M009	福島第一1号	福島第一原子力発電所1号機 原子炉格納容器スプレイ海水系からの海水漏れについて	2009/5/27	②
10363	2009-東京-S011	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機 原子炉付属建屋（非管理区域）における潤滑油漏れについて	2009/5/28	①
10412	2009-東京-S012	福島第一2号	福島第一原子力発電所2号機 原子炉建屋地下における火災報知器の発報について	2009/5/29	①
10594	2009-東京-S013	柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機 高圧ヒータードレンポンプ(C)のモーターとポンプの軸結合部からの潤滑油のにじみについて	2009/6/2	②
10567	2009-東京-S014	柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機 プラント全体の機能試験におけるタービン駆動原子炉給水ポンプ(A)吐出弁からの漏えいについて	2009/6/6	②
10410	2009-東北-M003	女川1号	女川原子力発電所1号機の発電機と励磁機の接合部不具合による原子炉停止について	2009/6/11	① ②
10416	2009-東京-S019	柏崎刈羽	柏崎刈羽原子力発電所 荒浜側洗濯設備建屋付近（屋外）における油漏れについて	2009/6/22	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10430	2009-東京-M013	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機 海水熱交換器建屋 (非管理区域) における海水の流入について	2009/6/30	① ②
10524	2009-北陸-M004	志賀2号	タービン潤滑油の漏えいについて	2009/7/16	①
10479	2009-東京-S023	福島第二4号	福島第二原子力発電所4号機 タービン建屋におけ る油漏れについて	2009/8/3	①
10512	2009-東京-S024	柏崎刈羽4号	柏崎刈羽原子力発電所4号機 原子炉建屋 (非管理 区域) における潤滑油漏れについて	2009/8/10	①
10624	2009-中部-S012	浜岡3号	タービン機器冷却水系冷却水補給タンクの水位低 下について	2009/8/17	②
10552	2009-東京-S026	福島第二1号	福島第二原子力発電所1号機タービン建屋におけ る油漏れについて	2009/9/7	① ②
10573	2009-東京-M027	福島第一5号	福島第一原子力発電所5号機 給水加熱器ドレンポ ンプにおける溜まり水の発見について	2009/9/15	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10574	2009-東京-S029	福島第一	福島第一原子力発電所 集中環境施設用の屋外重油配管における油漏れの発見について	2009/9/17	①
10600	2009-北陸-M008	志賀2号	原子炉格納容器内での溢水について	2009/9/26	①
10613	2009-東京-M029	福島第一4号	福島第一原子力発電所 定期検査中の4号機における原子炉建屋内の水漏れについて	2009/10/2	①
10629	2009-中部-M024	浜岡3号	タービン建屋内への海水の浸入について	2009/10/8	⑤
10643	2009-東京-S034	福島第一4号	福島第一原子力発電所 定期検査中の4号機における原子炉建屋内の水漏れについて	2009/10/16	①
10642	2009-東京-S035	柏崎刈羽1号	柏崎刈羽原子力発電所1号機 海水熱交換器建屋(非管理区域) 残留熱除去海水系配管からの海水の漏えいについて	2009/10/17	②
10689	2009-北陸-T011	志賀2号	志賀原子力発電所2号機の手動停止について	2009/11/13	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10711	2009-北陸-M012	志賀2号	非常用ディーゼル発電機A号機の確認試験中におけるインジェクタ弁からの潤滑油漏れについて	2009/12/6	②
10713	2009-東京-M038	福島第一1号	福島第一原子力発電所1号機 主復水器の点検に伴う出力降下について	2009/12/7	②
10851	2009-東京-M048	福島第一3号	福島第一原子力発電所3号機における廃棄物処理建屋内の水漏れについて	2010/2/21	① ②
10875	2009-東北-S065	女川1号	制御棒駆動水圧系圧力制御ユニット内の弁からの水漏れ等について	2010/2/23	①
10906	2009-中部-S022	浜岡3号	サービス建屋地下一階での漏水について	2010/3/1	②
10870	2009-東京-S049	福島第二2号	福島第二原子力発電所 定期検査中の2号機タービン建屋における油漏れについて	2010/3/8	①
10878	2009-東京-S050	柏崎刈羽	柏崎刈羽原子力発電所荒浜側 重油タンク（屋外）付近からの重油漏れについて	2010/3/10	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
10936	2010-東京-S002	柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機タービン建屋（管理区域）における水漏れについて	2010/4/26	①
10983	2010-東京-S004	柏崎刈羽4号	柏崎刈羽原子力発電所4号機タービン建屋（管理区域）における潤滑油の漏れについて	2010/5/26	①
10982	2010-東京-S005	柏崎刈羽3号	柏崎刈羽原子力発電所3号機原子炉建屋（非管理区域）における潤滑油漏れについて	2010/5/27	①
10981	2010-東京-S006	柏崎刈羽1号	柏崎刈羽原子力発電所1号機原子炉建屋（非管理区域）における油漏れについて	2010/5/28	①
11062	2010-中国-S005	島根2号	原子炉補機海水系ドレン配管からの漏えいについて	2010/6/28	②
11046	2010-東京-S017	福島第一1号	福島第一原子力発電所1号機における原子炉自動スクラム(B系)警報の発生について	2010/7/24	②
プレス リリース	—	東海第二	タービン建屋 所内ボイラ室における油漏えいについて	2010/7/28	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11056	2010-東京-M009	福島第一1号	福島第一原子力発電所1号機 原子炉の計画停止について	2010/8/12	②
11059	2010-北陸-M005	志賀1号	原子炉格納容器内における水の漏えいについて	2010/8/13	②
11068	2010-東京-S022	福島第一3号	福島第一原子力発電所 定期検査中の3号機における原子炉建屋内の水漏れについて	2010/8/24	①
東北 提供情報	—	女川3号	提供情報 復水系水張り時のサンプルからの漏えいについて	2010/9/14	①
11157	2010-東北-S020	女川3号	CRD系水圧制御ユニットアキムレータ上部シリンダヘッドからのにじみ	2010/9/27	②
11125	2010-中部-M010	浜岡2号	タービン建屋における放射性物質を含まない水の漏えいについて	2010/9/28	②
11130	2010-東京-S027	柏崎刈羽1号	柏崎刈羽原子力発電所1号機 原子炉冷却材浄化系ポンプ室（管理区域）における水漏れについて	2010/10/20	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11142	2010-中部-M014	浜岡 2号	原子炉建屋内（放射線管理区域内）での計装配管からの水の漏えいについて	2010/10/29	②
11195	2010-中部-S018	浜岡 4号	タービン建屋における放射性物質を含まない潤滑油の漏えいについて	2010/11/8	①
11153	2010-東京-S034	柏崎刈羽 1号	柏崎刈羽原子力発電所 1号機 原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)室（管理区域）における水漏れについて	2010/11/9	①
11165	2010-東京-M020	柏崎刈羽 7号	柏崎刈羽原子力発電所 7号機 復水器室（管理区域）における水漏れについて	2010/11/16	①
11178	2010-北陸-M009	志賀 1号	原子炉冷却材再循環ポンプ（B号機）軸封部取替に伴う原子炉手動停止について	2010/12/1	① ②
11179	2010-東京-S035	柏崎刈羽 4号	柏崎刈羽原子力発電所 4号機 タービン建屋（管理区域）における点検中機器の養生部からの油漏れについて	2010/12/1	①
11203	2010-北陸-M011	志賀 1号	原子炉冷却材再循環ポンプ（B号機）軸封部取替作業中の作業員への被水について	2010/12/7	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11205	2010-東京-S040	柏崎刈羽1号	柏崎刈羽原子力発電所1号機タービン建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/1/12	②
11214	2010-東京-S041	柏崎刈羽3号	柏崎刈羽原子力発電所3号機原子炉建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/1/27	①
11225	2010-東京-S043	福島第一4号	福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋内（管理区域）における水漏れについて	2011/2/10	①
11245	2010-北陸-M015	志賀1号	原子炉冷却材再循環ポンプ（B号機）軸封部取替に伴う原子炉手動停止について	2011/2/28	① ②
11436	2010-原電-M015	東海第二	【東日本大震災】東海第二発電所 使用済燃料プール水飛散	2011/3/11	③
11457	2010-原電-S014	東海第二	【東日本大震災】東海第二発電所 固体廃棄物貯蔵用サイトバントカプール水飛散	2011/3/11	③
11284	2010-東北-T010	女川2号	【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	2011/3/11	⑤

ニュース 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11408	2010-東京-T035	福島第二1, 2, 3, 4号	【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	2011/3/11	⑤
11296	2010-東京-T032	福島第一1, 2, 3, 4, 5, 6号	【東日本大震災関連】福島第一原子力発電所 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	2011/3/11	-
11625	2010-東京-T043	福島第一1, 2, 3, 4, 5, 6号	【東日本大震災関連】福島第一原子力発電所 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 (追補)	2011/3/11	-
11596	2010-東京-M041	福島第二1, 2, 3, 4号	東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電 所で発生した不適合事象について	2011/3/11	⑤
11282	2010-原電-T013	東海第二	【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	2011/3/18	⑤
11283	2010-原電-T012	東海第二	【東日本大震災関連】125V蓄電池2B室における 溢水について	2011/3/28	⑤
11298	2011-東京-S001	柏崎刈羽	柏崎刈羽原子力発電所 共用設備 重油移送ポンプ 室 (非管理区域) における油漏れについて	2011/4/15	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11291	2011-東京-S004	柏崎刈羽	補助ボイラ建屋（非管理区域）における油漏れについて	2011/4/30	②
11308	2011-東京-M003	柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機タービン建屋における制御油の漏れについて	2011/5/15	②
11594	2011-東京-M014	福島第二1号	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	2011/5/27	⑤
11352	2011-東京-S008	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機 原子炉建屋（非管理区域）における水溜まりの発見について	2011/6/23	②
11359	2011-東京-S009	柏崎刈羽1号	柏崎刈羽原子力発電所1号機 原子炉建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/7/3	②
11362	2011-東京-S010	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機 原子炉建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/7/12	②
11405	2011-東京-S016	柏崎刈羽1号	柏崎刈羽原子力発電所1号機 海水熱交換器建屋（非管理区域）における水漏れについて	2011/9/2	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
プレス リリース	—	女川1号	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	2011/9/21	⑤
11438	2011-東京-M012	柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機 定期検査中における 非常用ディーゼル発電機の弁の不具合について	2011/11/4	②
11489	2011-中部-M004	浜岡3号	タービン機器冷却水系冷却水補給タンクレベルの 水位低下について	2011/11/8	②
11722	2011-東京-M016	柏崎刈羽7号	残留熱除去系ポンプ室空調機冷却コイルからの補 機冷却水の漏えいについて	2012/1/3	②
11469	2011-東京-S023	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機 タービン建屋（管理 区域）における油漏れについて	2012/2/1	①
11478	2011-東京-S028	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機熱交換器建屋内（非管 理区域）における発煙の発生について	2012/2/25	①
11565	2011-原電-M016	東海第二	残留熱除去系(C)低圧注水系注入弁差圧検出配管 溶接部近傍での水の滴下について	2012/3/3	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11516	2012-東京-S003	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機タービン建屋（管理区域）における油漏れについて	2012/4/13	①
11569	2012-原電-S004	東海第二	非管理区域における重油の漏えいについて	2012/7/4	②
11558	2012-中部-M001	浜岡5号	浜岡原子力発電所5号機タービン建屋内（放射線管理区域内）での復水回収ポンプ出口配管からの水の漏えいについて	2012/7/30	②
11573	2012-中部-S003	浜岡3号	浜岡原子力発電所3号機補助建屋内（放射線管理区域内）での水の漏えいについて	2012/8/31	① ②
11585	2012-東京-M032	柏崎刈羽4号	柏崎刈羽原子力発電所4号機タービン建屋（管理区域）における油漏れについて	2012/9/16	②
プレス リリース	—	浜岡5号	タービン建屋内（放射線管理区域内）での回収ポンプ出口配管からの水の漏えいについて	2012/11/1	②
11645	2012-東京-M030	柏崎刈羽2号	柏崎刈羽原子力発電所2号機原子炉建屋（非管理区域）における油漏れについて	2012/12/14	① ②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11701	2012-東北-S034	東通1号	浄化系沈降分離槽スラッジポンプ室ファンネルからの溢水	2013/3/8	① ②
11736	2012-東京-M031	柏崎刈羽5号	所内蒸気系（非放射性）凝縮水受けタンク内における放射性物質の検出について	2013/3/11	②
11730	2013-東北-S002	東通1号	原子炉建屋原子炉棟1階RHR(B)バルブ室床ファンネルからの漏えい	2013/4/23	-
11740	2013-東京-M039	柏崎刈羽6, 7号	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	2013/6/19	⑤
11761	2013-東京-S024	柏崎刈羽6号	柏崎刈羽原子力発電所6号機タービン建屋（非管理区域）における水漏れについて	2013/7/23	②
11793	2013-中部-M003	浜岡3号	浜岡原子力発電所3号機 起動変圧器(B)冷却ファン羽の一部脱落および絶縁油の漏えいについて	2013/8/9	②
11838	2013-東京-S058	柏崎刈羽3号	柏崎刈羽原子力発電所3号機タービン建屋（管理区域）における油漏れについて	2013/10/15	①

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
11839	2013-中部-S005	浜岡	廃棄物減容処理装置建屋（第2建屋）（放射線管理区域内）における活性炭を含んだ水の漏えいについて	2013/10/28	②
11849	2013-東京-M038	柏崎刈羽	柏崎刈羽原子力発電所 ガスタービン発電機車（屋外）燃料タンク接続部からの油漏れについて	2013/11/17	②
11941	2013-東京-S088	柏崎刈羽	建設中の補助ボイラー設備における水の漏えいおよび給水タンクの損傷について	2014/3/10	①
12031	2014-北陸-S001	志賀2号	原子炉建屋内における水の漏えいについて	2014/4/15	①
東北 提供情報	—	女川1号	サンプポンプ試運転時におけるサンプからの水の漏えいについて	2014/7/4	①
12076	2014-東京-S039	柏崎刈羽1号	原子炉複合建屋（非管理区域）における油漏れについて	2014/7/18	②
12108	2014-東京-S049	福島第二3, 4号	福島第二原子力発電所3, 4号機サービス建屋における放射線管理区域内トイレの洗浄水の漏えいについて	2014/9/12	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
12105	2014-中部-S004	浜岡	浜岡原子力発電所 災害対策用の軽油ドラム缶からの油の漏えいについて	2014/9/16	②
東北 提供情報	—	女川1号	C/B 2F 非常用D/G発電機 燃料デイトンク(B)室軽油漏れについて	2014/9/19	⑤
12122	2014-中部-M005	浜岡3号	浜岡原子力発電所3号機 タービン建屋への雨水の浸入について	2014/10/6	⑤
12191	2014-四国-S010	伊方3号	伊方発電所3号機 非常用ディーゼル発電機補機室内における溢水について	2015/3/20	②
12210	2015-東北-S006	東通1号	原子炉冷却材浄化系設備のポンプ(B)試運転準備時における原子炉冷却材浄化系設備ポンプ(B)パージライン逃がし弁の動作	2015/04/23	①
12211	2015-東北-S005	東通1号	原子炉冷却材浄化系設備(B)吐出逆止弁後第一ドレン弁グラント部からの漏えい	2015/04/23	①
12213	2015-東京-T001	福島第一	1000トン鋼製角形タンク群から3号機タービン建屋への貯留水移送ホースからの漏えい(構内排水路から港湾内への放射性物質の漏えい)	2015/05/29	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
12215	2015-東京-S006	柏崎刈羽5号	柏崎刈羽原子力発電所5号機 原子炉給水ポンプ 駆動用蒸気タービン軸受箱付近からの油漏れにつ いて	2015/06/04	②
12244	2015-東京-S016	福島第一	福島第一原子力発電所構内における汚染水処理設 備(淡水処理RO膜装置-3)からの堰内漏えいにつ いて	2015/07/17	②
12256	2015-東京-S019	福島第一	福島第一原子力発電所における汚染水処理設備(淡 水処理RO膜装置3-3)の堰内漏えいについて	2015/08/12	②
12301	2015-中部-M004	浜岡3号	浜岡原子力発電所3号機 非常用ディーゼル発電機 からの油の漏えいについて	2015/09/22	①
12322	2015-東京-S027	福島第一	福島第一原子力発電所 高温焼却炉建屋サンプリン グラックからの漏えいについて	2015/09/29	②
12312	2015-中部-M007	浜岡3号	浜岡原子力発電所3号機 軽油配管の流量計からの 油の漏えいについて	2015/10/08	②
12313	2015-中部-M008	浜岡4号	浜岡原子力発電所4号機 海水熱交換器建屋におけ る水の漏えいについて	2015/10/10	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
12340	2015-東京-S030	福島第一	福島第一原子力発電所構内における高性能多核種除去設備の堰内漏えいについて	2015/11/02	①
12358	2015-東京-S034	福島第一	福島第一原子力発電所構内における高性能多核種除去設備ベント配管からの堰内漏えいについて	2015/11/25	②
12372	2015-原電-M001	敦賀1号	敦賀発電所1号機 タービン建屋機器ドレンサンブ移送配管からの水漏れについて	2015/12/09	②
12377	2015-東京-S040	福島第一5号	福島第一原子力発電所5号機残留熱除去海水系Aポンプからの潤滑油漏えいについて	2016/01/06	②
12409	2016-中部-M001	浜岡3号	補助ボイラ(A)重油圧力自動減圧弁からの重油の漏えい	2016/04/06	②
12411	2016-中部-M002	浜岡3号	補助ボイラ(A)重油流量計入口ストレーナからの重油の漏えい	2016/04/08	②
12413	2015-東京-S045	福島第一	福島第一原子力発電所 多核種除去設備における堰内漏えいについて	2016/03/25	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
12414	2016-中部-M004	浜岡3号	非常用ディーゼル発電機(B)バルブレバー注油ポンプ出口ストレーナからの潤滑油の漏えい	2016/04/11	②
12420	2016-東北-M001	東通1号	東通原子力発電所1号機における非常用ディーゼル発電機(A)からの軽油漏えいについて	2016/04/14	②
12428	2015-東京-S046	福島第一	福島第一原子力発電所 高温焼却炉建屋内における堰内漏えいについて	2016/03/23	②
12433	2016-東京-S004	福島第一	福島第一原子力発電所 サブドレンNo. 4 中継タンク堰内における配管フランジ部からの地下水滴下について	2016/04/21	②
12441	2016-東北-S002	東通1号	R C I Cタービンポンプ室における漏えい	2016/04/08	①
12445	2016-原電-T001	東海第二	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	2016/06/02	⑤
12449	2016-東北-M002	女川2号	女川原子力発電所2号機における非常用ディーゼル発電機からの潤滑油の漏えいについて	2016/06/16	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
12482	2016-中部-S005	浜岡 4号	スクリーン洗浄ポンプモーター油面計からの油漏えい	2016/08/24	②
12483	2016-中部-S004	浜岡 3号	タービン建屋内における循環水系の海水配管からの放射性物質を含まない水の漏えい	2016/08/29	②
12504	2016-北陸-M002	志賀 2号	志賀原子力発電所 2号機 原子炉建屋内への雨水流入について	2016/09/28	⑤
12545	2016-東北-S036	女川 1号	女川原子力発電所 1号機における海水の漏えいに関する原因と対策について	2016/11/28	①
12550	2016-東北-S039	東通 1号	CRD水圧制御ユニット スクラム入口弁グランド部からの漏えい	2016/10/21	②
12561	2016-中部-S008	浜岡 1号	原子炉建屋 2階 排水枡からの水の漏えい	2016/12/20	②
12576	2016-東京-S030	福島第一	福島第一原子力発電所B系サブドレン処理 吸着塔スキッドB漏えいについて	2016/12/06	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
12579	2016-東京-S031	福島第一	福島第一原子力発電所 4号機タービン建屋内の淡水化装置からの漏えいについて	2016/12/14	②
12580	2016-東京-S032	福島第一	福島第一原子力発電所 窒素ガス分離装置(A)からの油漏えいについて	2016/12/15	②
12582	2016-東京-S033	福島第一	福島第一原子力発電所 高性能多核種除去設備建屋における水溜まりの発見について	2016/12/17	②
12585	2016-東京-S036	福島第一	福島第一原子力発電所 4号機タービン建屋内の淡水化装置からの漏えいについて	2017/01/09	②
12587	2016-東京-S038	福島第一	福島第一原子力発電所 既設多核種除去設備A系吸着塔出口弁からの漏えいについて	2017/01/11	②
12589	2016-東京-S039	福島第一	福島第一原子力発電所 4号機使用済燃料プールホースのドレン弁付近からの漏えいについて	2017/01/12	②
12590	2016-中部-M008	浜岡5号	タービン建屋内の連絡配管溶接部における微小な孔	2017/02/01	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
12608	2016-中部-S009	浜岡 1 号	復水ろ過脱塩装置建屋地下 2 階における水の漏えい	2017/02/19	②
12610	2016-東京-S040	柏崎刈羽 6, 7 号	柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号機 サービス建屋ロックスカー室 (非管理区域) における火災の発生について	2017/02/23	④
12620	2016-東京-S044	福島第一	福島第一原子力発電所 増設多核種除去装置 A 系のブースターポンプ付近からの水漏れについて	2017/02/17	②
12621	2016-東京-S045	福島第一	福島第一原子力発電所 集中廃棄物処理施設高温焼却炉建屋内での水溜まりの発見について	2017/03/02	②
12630	2016-東北-M005	女川 2 号	女川原子力発電所 2 号機管理区域内における放射性物質を含む水の漏えいならびに作業員への被水について	2017/03/27	①
12644	2017-東京-S003	福島第一	福島第一原子力発電所 サブドレン浄化設備吸着塔 (B) 入口弁付近からの水漏れ発生について	2017/04/10	②
12662	2017-中部-S001	浜岡 3 号	サービス建屋内の洗濯室における放射性物質を含まない水の漏えい	2017/05/08	②

ニューシア 通番	報告書番号	ユニット	件名	事象発生日	分類
12668	2017-東京-S007	福島第一	福島第一原子力発電所の増設多核種除去装置(B)ブラスターポンプ下部からの水漏れ発生について	2017/05/12	②

「溢水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」
に関する補足

1. タービン建物から溢水防護対象設備が設置される建物への溢水影響について

タービン建物における溢水影響評価としては、溢水量が一番大きくなる循環水系配管の想定破損による溢水水位 EL5.9m に対して、保守的に EL8.8m までの隣接する溢水防護区画への溢水影響について確認を行った。

タービン建物から溢水防護区画のある原子炉建物及び廃棄物処理建物への溢水伝播経路（EL8.8m 以下）には、境界貫通部に対して止水対策を実施するため、溢水防護区画へ流入する可能性はないと評価している。

なお、タービン建物周辺の地下水は、基準地震動 S_s による地震力に対して機能維持する地下水位低下設備を設置することから、タービン建物まで地下水位が上昇することはないと評価している。タービン建物及び原子炉建物断面図を図 1 に示す。

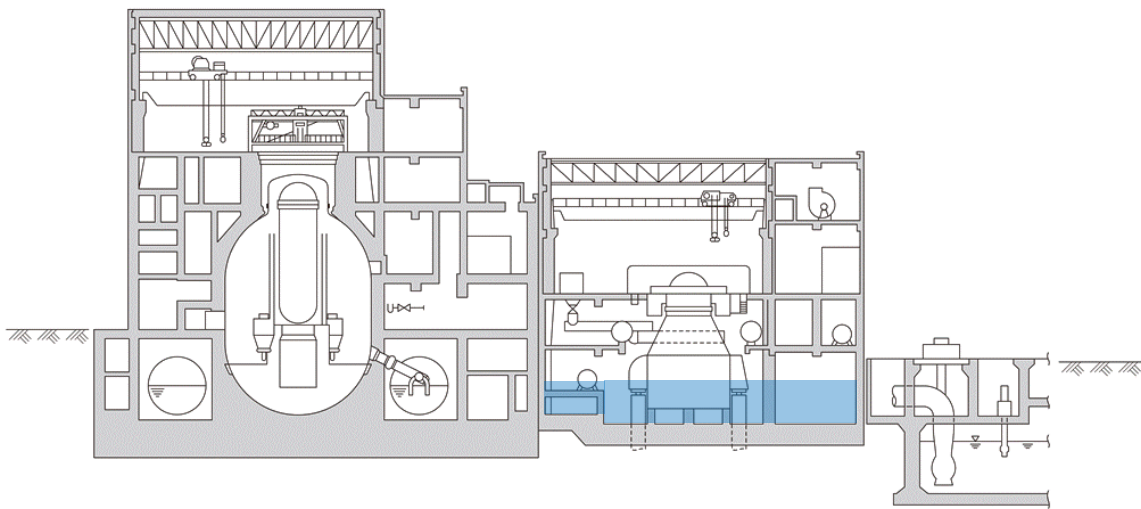


図 1 タービン建物及び原子炉建物断面図

2. 屋外タンクの溢水による建物への流入経路について

屋外タンクの溢水影響評価において考慮する必要がある島根原子力発電所2号炉の外周扉以外の流入経路を抽出し、屋外タンクの溢水が溢水防護対象設備を設置された建物へ流入しないことを示す。

2.1 建物外周扉以外の流入経路について

島根原子力発電所2号炉と屋外の境界のうち、建物外周扉以外の流入経路として、地上部の貫通部及び地下ダクト等の貫通部がある。このうち地上1m以下の地上部の貫通部については、貫通部止水処置が実施されていることから流入経路とはならない。地下ダクト等はEL8.5mの敷地の地下部に7箇所、EL15.0mの敷地の地下部に4箇所あり、それぞれ表1に示す位置に止水処置を実施するため、流入経路とはならない。図2に地下ダクト等の位置を示す。

表1 ダクトの止水処理位置

	名称	止水処置位置
①	屋外配管ダクト (B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物)	屋外ーダクト境界部
②	タービン建物～取水槽境界壁	タービン建物境界部
③	取水コントロールセンタ ケーブルダクト	ダクトータービン建物境界部 └─ 取水槽海水ポンプエリア境界部
④	薬品系ダクト	ダクトータービン建物境界部
⑤	1・2号機連絡配管ケーブルダクト	ダクトータービン建物境界部
⑥	屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	屋外ーダクト境界部
⑦	0F ケーブルダクト	ダクトータービン建物境界部
⑧	屋外配管ダクト (タービン建物～放水槽)	屋外ーダクト境界部
⑨	窒素ガス蒸発系配管ダクト	屋外ーダクト境界部
⑩	第1 ベントフィルタ格納槽	屋外ー格納槽境界部
⑪	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	屋外ー格納槽境界部

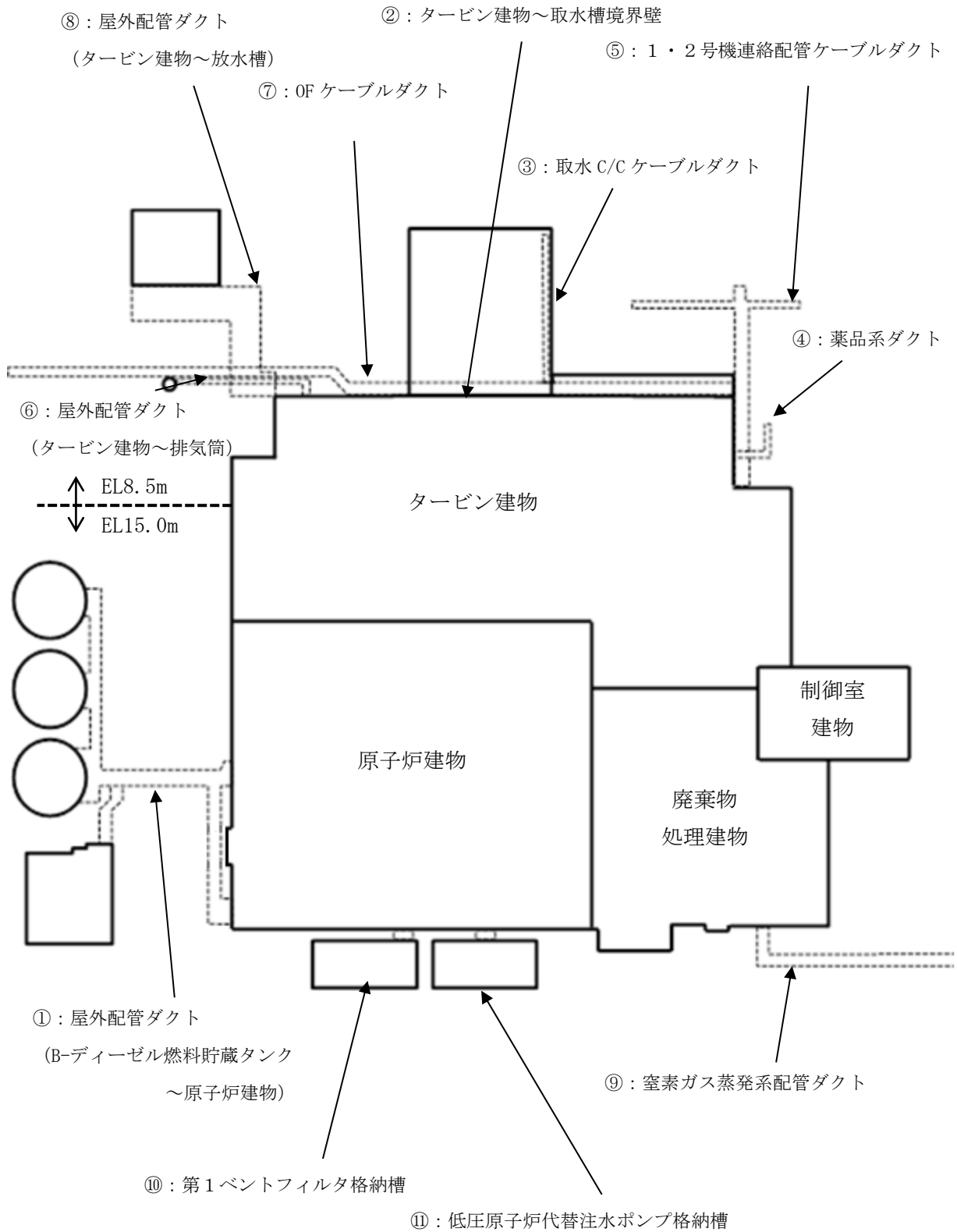


図2 地下ダクト等の位置

3. 接続する建物からの溢水影響評価

3.1 はじめに

島根原子力発電所2号炉に隣接して設置される1号炉の原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物内には、2号炉の溢水防護対象設備はないが、これらの建物内に設置されている機器等の破損により生じる溢水が連絡通路等の接続箇所から伝播し、溢水防護対象設備の設置されている2号炉の原子炉建物及び廃棄物処理建物並びに共用建物の制御室建物の溢水影響評価に影響を及ぼさないことを確認する。島根原子力発電所1号炉と2号炉の位置関係を図3に示す。

なお、島根原子力発電所3号炉と2号炉との接続箇所はない。

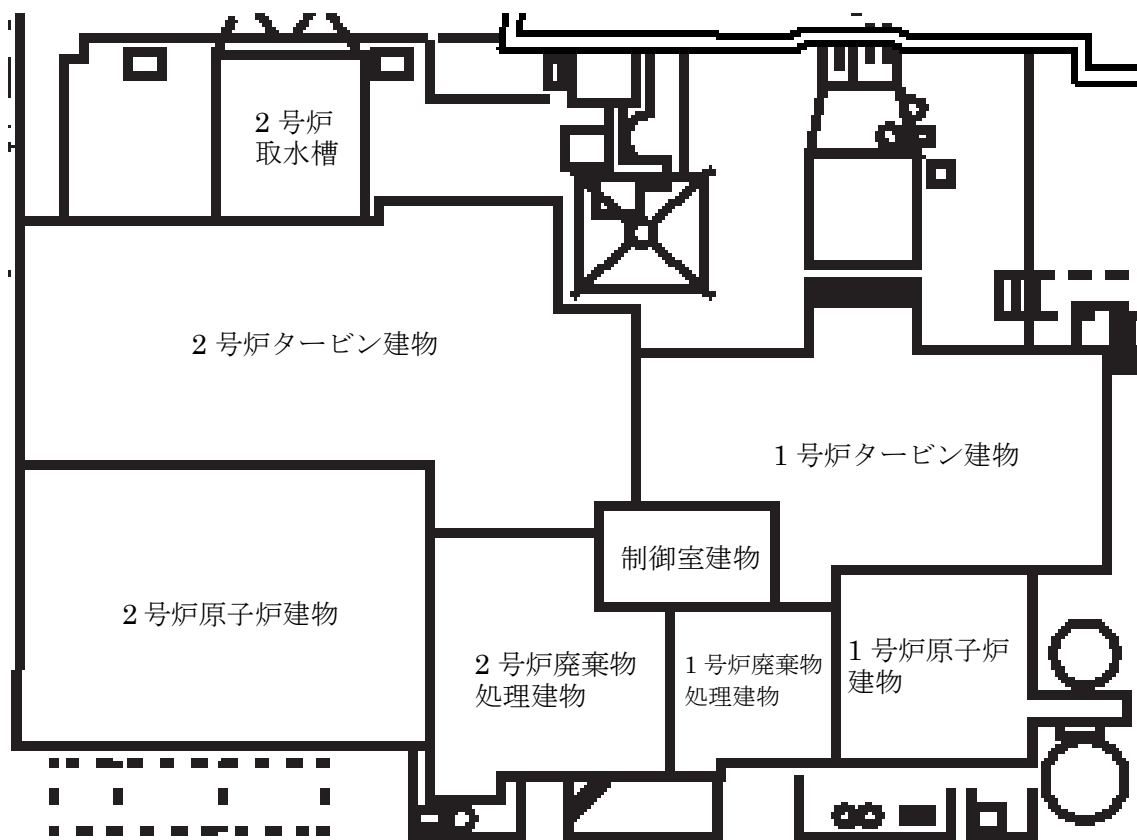


図3 島根原子力発電所1号炉と2号炉の位置関係

3.2 接続する建物の抽出

島根原子力発電所の敷地内の建物のうち、2号炉の建物に隣接し、かつ、連絡通路等により2号炉の建物と接続している建物の抽出結果を表2に、接続箇所を図4に示す。

表2 接続する建物の抽出結果

建物	接続箇所
1号炉 タービン建物	
1号炉 廃棄物処理建物	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

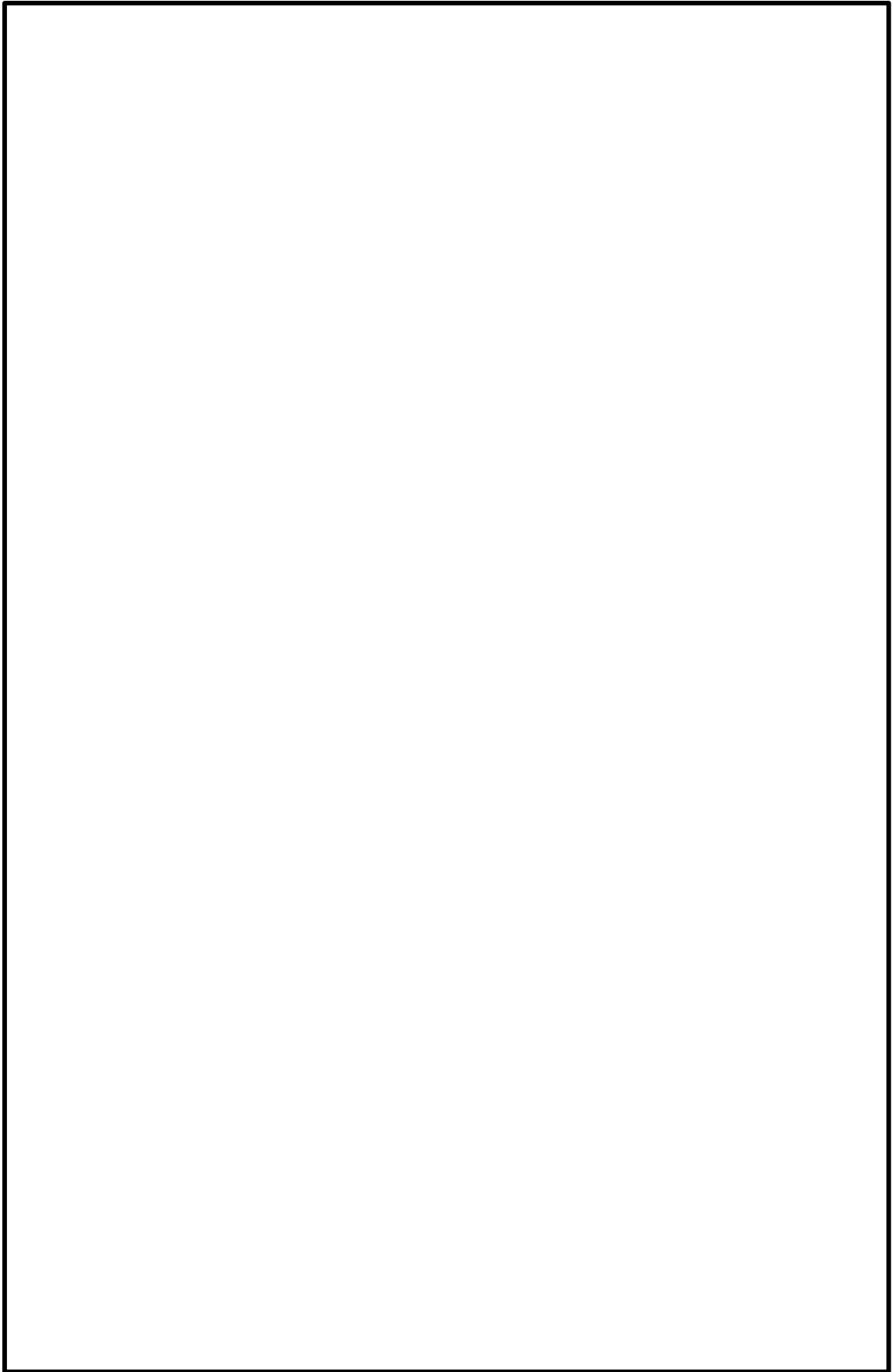


図4 2号炉の建物との接続箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.3 溢水防護対象設備の設置されている建物への影響評価

3.3.1 影響評価の前提条件

- a. 1号炉は低温停止状態にあり，循環水系は停止状態にあるものとする。
- b. 1号炉の原子炉建物は2号炉建物との接続箇所はなく，建物内で発生した溢水は原子炉建物の最下層に流入するため，他の建物への影響は生じない。
- c. 1号炉のタービン建物及び廃棄物処理建物は，2号炉建物との接続箇所があるため，建物内の機器（容器及び配管）の全保有水量が溢水すると想定して，他の建物への影響を評価する。なお，発生した溢水は，各建物の最下階へ流入する。

3.3.2 1号炉タービン建物の影響評価結果

1号炉タービン建物と制御室建物が接続しているEL8.8mまでの範囲の貯留可能容積は，機器等の設置面積や床スラブ厚を考慮して，表3のとおり算出した。

1号炉タービン建物内の保有水量に復水貯蔵タンクの水量を加えた想定溢水量とタービン建物内の貯留可能容積を比較した結果，制御室建物へ溢水の流出はなく，溢水防護対象設備の設置されている建物への影響がないことを確認した。

$$\left(\begin{array}{c} 2700\text{m}^3 \\ \text{1号炉タービン建物内の} \\ \text{想定溢水量} \end{array} \right) < \left(\begin{array}{c} 11170\text{m}^3 \\ \text{1号炉タービン建物の} \\ \text{貯留可能容積} \end{array} \right)$$

表3 1号炉タービン建物の溢水を貯留できる空間容積

建物範囲	空間容積 [m ³]
EL-1.5～EL1.8m	約1290
EL1.8～EL3.5m	約1050
EL3.5～EL8.8m	約8830
合計	約11170

3.3.3 1号炉廃棄物処理建物の影響評価結果

1号炉廃棄物処理建物と制御室建物が接続しているEL8.8mに設置する水密扉の許容水深であるEL15.3mまでの範囲の貯留可能容積は、機器等の設置面積や床スラブ厚を考慮して、表4のとおり算出した。

1号炉廃棄物処理建物内の保有水量に復水貯蔵タンクの水量を加えた想定溢水量と建物内の貯留可能容積を比較した結果、制御室建物へ溢水の流出がなく、溢水防護対象設備の設置されている建物への影響がないことを確認した。

$$\left(\begin{array}{c} 4400\text{m}^3 \\ \text{1号炉廃棄物処理建物内} \\ \text{の想定溢水量} \end{array} \right) < \left(\begin{array}{c} 4920\text{m}^3 \\ \text{1号炉廃棄物処理建物} \\ \text{の貯留可能容積} \end{array} \right)$$

表4 1号炉廃棄物処理建物の溢水を貯留できる空間容積

建物範囲	空間容積 [m ³]
EL6.5～EL15.3m	約4920
合計	約4920

3.3.4 評価結果のまとめ

以上より、1号炉の原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物の建物内に設置されている機器等の破損により生じる溢水が、2号炉の原子炉建物及び廃棄物処理建物並びに共用建物の制御室建物へ影響を及ぼすことはない。

溢水影響評価において原子炉格納容器内の防護対象設備を 対象外とする考え方について

原子炉格納容器内における防護対象設備の溢水影響評価、耐環境性能試験及び保全の実施状況について以下に示す。

1. 原子炉格納容器内の溢水影響評価

(1) 被水影響評価

LOCA 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、LOCA 時に動作が必要となる機器については、LOCA 時の雰囲気下で機能を達成するように設計及び試験を行っている。

(2) 没水影響評価

LOCA 時に PCV 内に破断口から流出する冷却水及び 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、サブプレッションチェンバ（以下、S/C という）へ流れ込む設計となっている。また、LOCA 時の注水源は、S/C であることから、LOCA 時に PCV のベント管設置位置よりも高水位まで PCV が溢水することは無く、PCV 内の防護対象設備の没水影響評価は不要である。

(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、原子炉格納容器内は全域が高温・高圧の蒸気雰囲気（設計条件 最高圧力：0.427MPa、最高温度：171℃）となる。

LOCA 時に機能要求のある原子炉格納容器内の防護対象設備は、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必要な試験を実施し、設備を設計している。蒸気影響を確認した試験は、原子炉格納容器内での再循環配管破断条件（主蒸気配管破断時の環境を包含）で実施している。再循環配管破断による格納容器内の圧力変化及び温度変化を図 1-1、1-2 に示す。

2. 耐環境性能試験について

原子炉格納容器内耐環境仕様を確認した耐環境性能試験の例を以下に示す。

(1) 電動弁の耐環境性能試験

電動弁は、図 2-1 に示す環境条件（温度：最大 174℃）において耐環境性能試験を行い、機能を維持することを確認している。

(2) 温度測定素子（熱電対）の耐環境性能試験

温度測定素子は、環境解析結果を満足する LOCA 環境下で実施している。具体

的には、図 2-2 に示す環境条件において耐環境性能試験を行い、熱電対がどのような出力特性を示すか連続的に測定し、試験前後、及び試験中に断線、短絡の有無、絶縁抵抗の変化を確認することで機能を維持することを確認している。

(3) MSIV の耐環境性能試験

MSIV の電磁弁を内蔵するコントロールパネルは、図 2-3 に示す環境条件において LOCA 環境試験を行い、機能を維持することを確認している。

3. 原子炉格納容器内の防護対象設備の保全状況について

原子炉格納容器内の防護対象設備は導入時に耐環境性能試験を実施しており、導入後も定期点検や定期取替を実施し、プラントの安全機能に影響のないようにしている。

定期点検については、運転実績や設置環境による劣化の影響を考慮して定めた周期にて外観点検・特性試験や分解点検を実施している。

また、定期取り替えについては、設備の寿命を考慮して取替の周期を定め、この周期内での取替を実施している。表 3-1 に保全状況を示す。

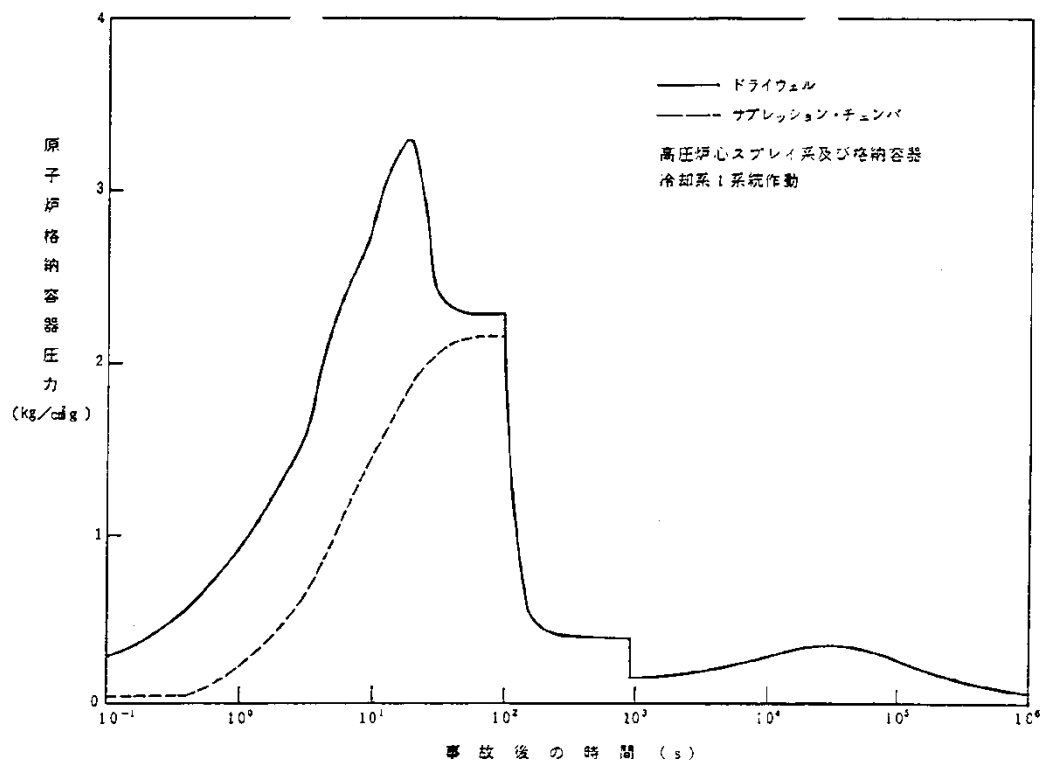


図 1-1 再循環配管瞬時完全破断事故時におけるドライウェル及びサプレッション・チェンバの圧力変化

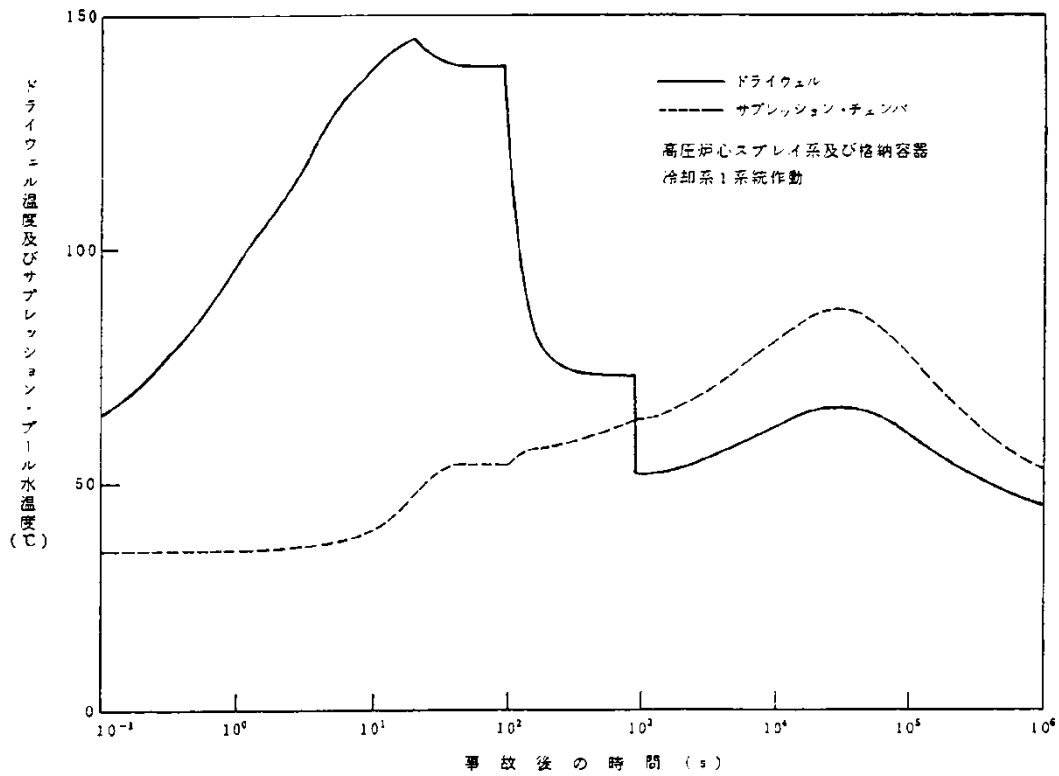


図 1-2 再循環配管瞬時完全破断事故時におけるドライウエル温度及びサブプレッション・プール水温度変化

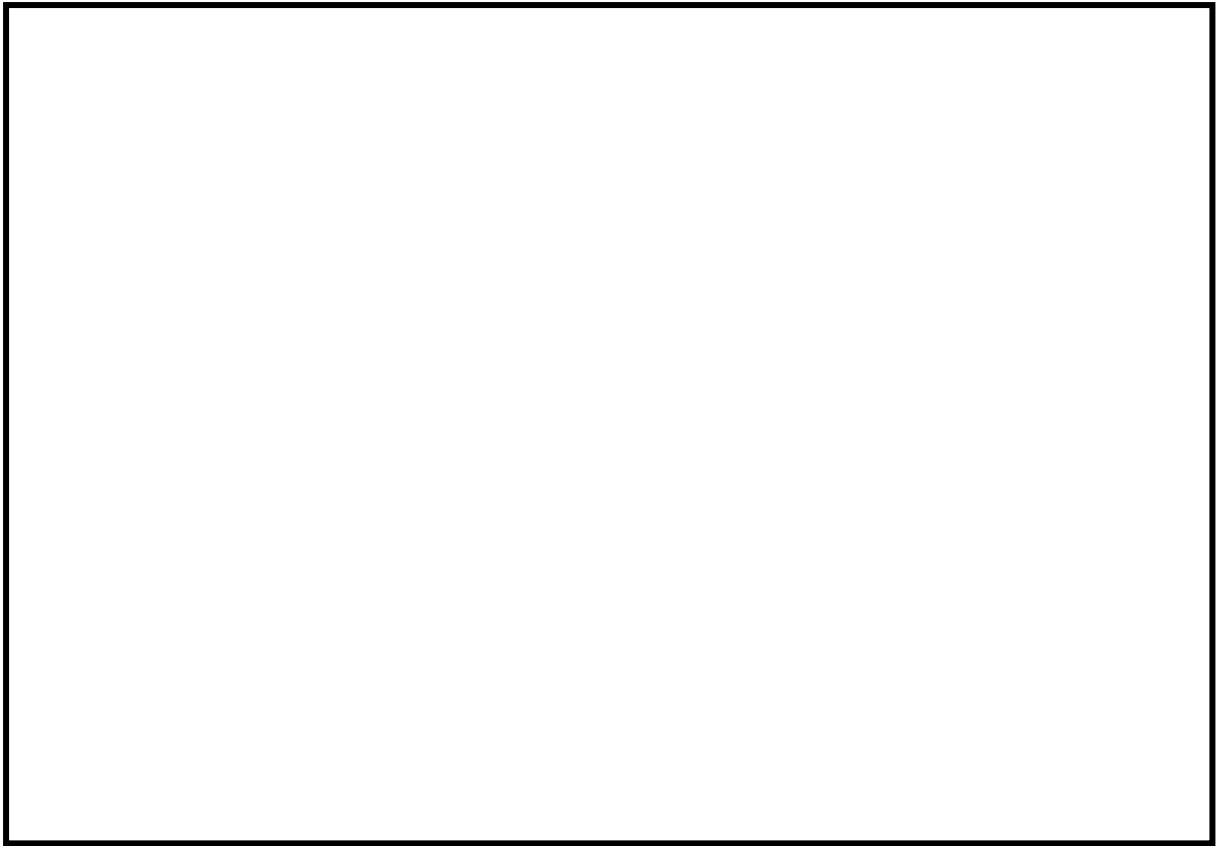


図 2-1 電動弁の耐環境性能試験

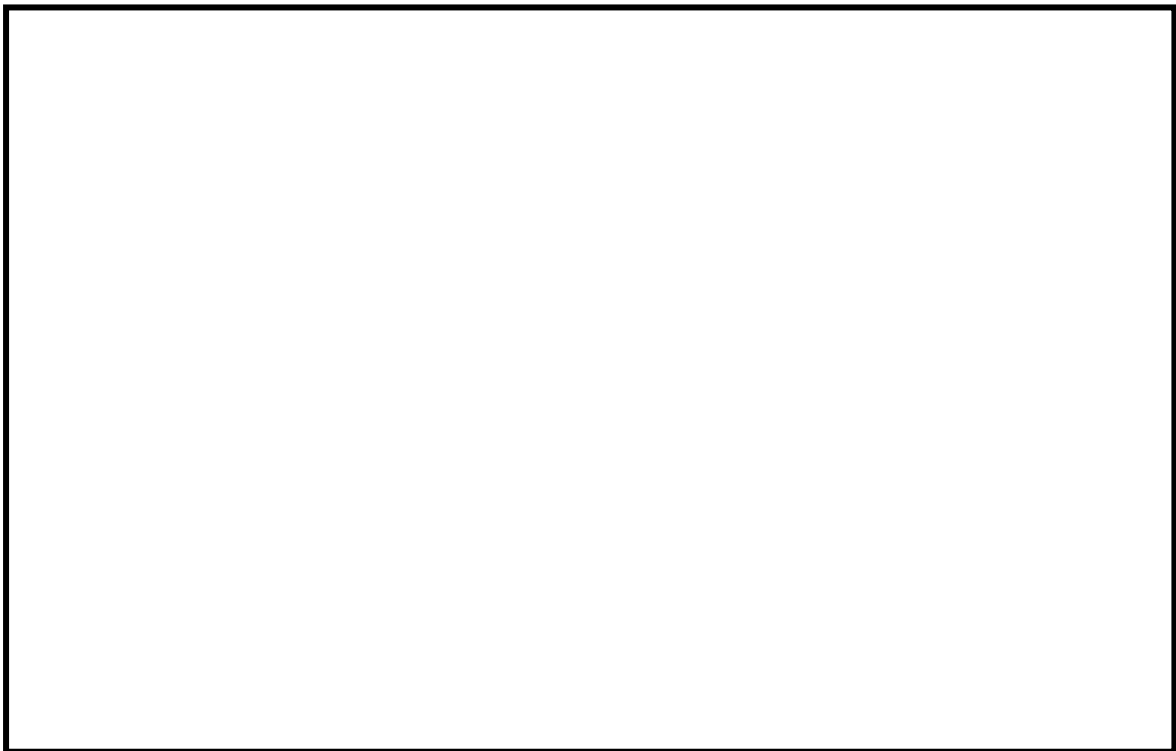


図 2-2 温度検出器の耐環境性能試験

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

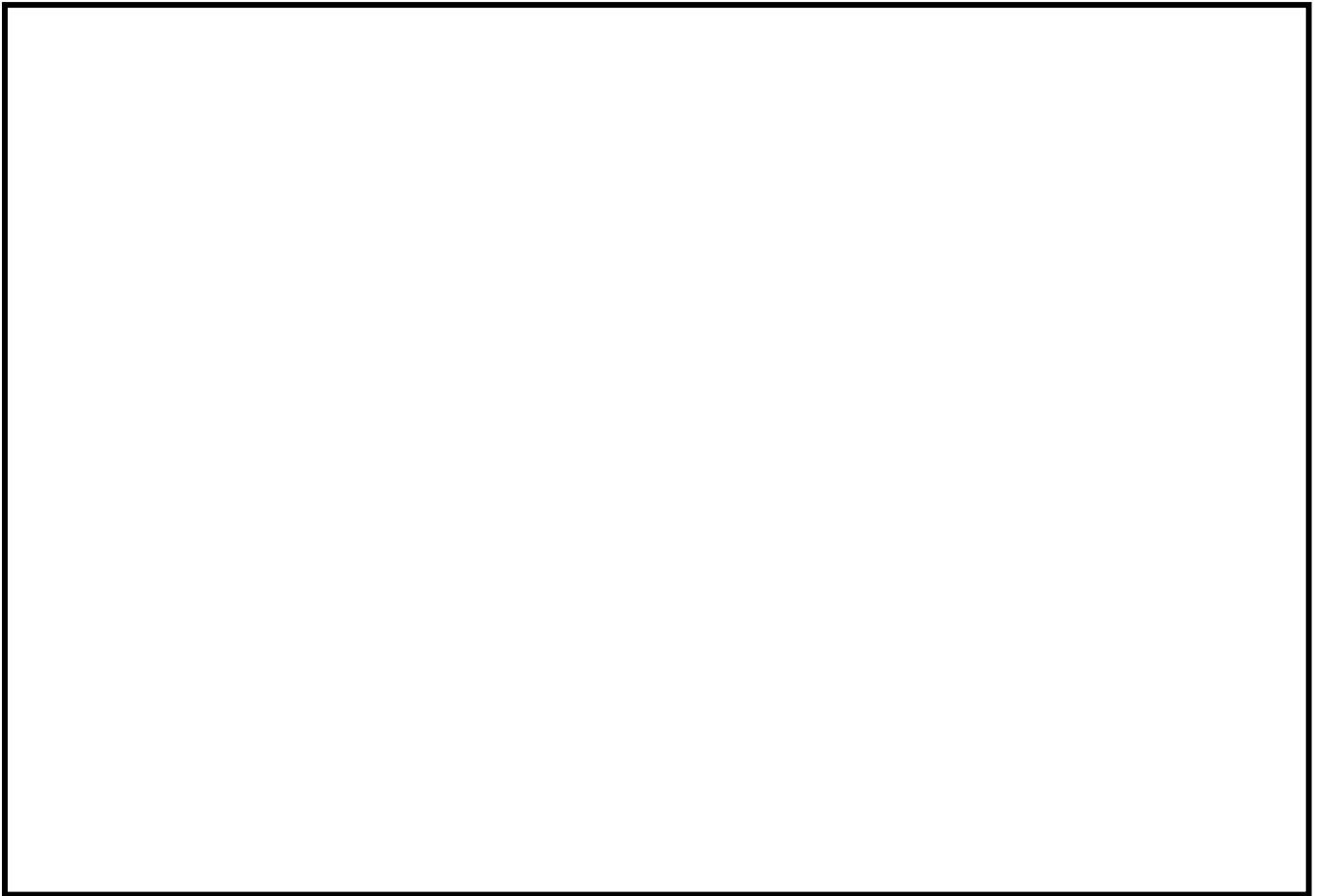


図 2-3 MSIV の耐環境性能試験

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 3-1 原子炉格納容器内耐環境仕様設備及び保全状況

設備		保全状況		
設備番号	設備名称	点検部位	点検周期	保全内容
AV201-1	炉水ポンプ リング 内側隔離弁	本体	1C	機能・性能試験
		駆動部	78M	分解点検
		リミットスイッチ	1C	機能・性能試験
			78M	定期取替
		電磁弁	1C	機能・性能試験
52M	定期取替			
AV202-1A～D	A～D-主蒸気内側隔離弁	本体	1C	機能・性能試験
		駆動部	52M	分解点検
		コントロールパネル	13M	分解点検
		リミットスイッチ	1C	機能・性能試験
			26M	定期取替
		電磁弁	1C	機能・性能試験
52M	定期取替			
MV202-2	主蒸気ドレン内側隔離弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
RV202-1A～M	A～M-主蒸気逃がし安全弁	本体	13M	機能・性能試験
		駆動部	52M	分解点検
		リミットスイッチ	1C	機能・性能試験
			65M	定期取替
		電磁弁	1C	機能・性能試験
			52M	定期取替
MV213-1A, B	A, B-CUW 入口元弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
MV213-2	RPV ドレン側流量調節弁パイパス弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
MV213-3	CUW 入口内側隔離弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
MV214-41	PCV 内冷却水出口外側隔離弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
MV221-20	蒸気内側隔離弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
MV222-14	RHR 炉頂部冷却内側隔離弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
MV222-6	RHR 炉水入口内側隔離弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
TE222-5A-1 ～ 6, 5B-1～6	トラス水温度	本体	1C	特性試験
MV252-1	ドライウェル機器ドレン内側隔離弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
MV252-3	ドライウェル床ドレン内側隔離弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
MV265-2	HVD 冷却機出口弁	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
MV278-400	原子炉水ポンプ リング 内側隔離弁 (PASS)	駆動部	65M	分解点検
			5C	機能・性能試験
LPRM04-21, 29, 37A～D	LPRM 検出器	検出器及びケーブル	1C	特性試験（絶縁抵抗測定）
				機能・性能試験
		コネクタ	1C	外観点検

設備		保全状況		
設備番号	設備名称	点検部位	点検周期	保全内容
LPRM12-13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	検出器及びケーブル	1C	特性試験（絶縁抵抗測定）
				機能・性能試験
		コネクタ	1C	外観点検
LPRM20-05, 13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	検出器及びケーブル	1C	特性試験（絶縁抵抗測定）
				機能・性能試験
		コネクタ	1C	外観点検
LPRM28-05, 13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	検出器及びケーブル	1C	特性試験（絶縁抵抗測定）
				機能・性能試験
		コネクタ	1C	外観点検
LPRM36-05, 13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	検出器及びケーブル	1C	特性試験（絶縁抵抗測定）
				機能・性能試験
		コネクタ	1C	外観点検
LPRM44-13, 21, 29, 37, 45A~D	LPRM 検出器	検出器及びケーブル	1C	特性試験（絶縁抵抗測定）
				機能・性能試験
		コネクタ	1C	外観点検
NE294-11~18	IRM 検出器(ch. 11~18)	検出器及びケーブル	1C	特性試験（絶縁抵抗測定）
				機能・性能試験
		コネクタ	1C	外観点検
NE294-21~24	SRM 検出器(ch. 21~24)	検出器及びケーブル	1C	特性試験（絶縁抵抗測定）
				機能・性能試験
		コネクタ	1C	外観点検

原子炉建物二次格納施設内（原子炉格納容器外）の 溢水防護対象設備の蒸気影響について

原子炉建物二次格納施設内の溢水防護対象設備に対しては、高エネルギー配管破断による影響を考慮して以下のとおり設計しているため、蒸気影響がないことを確認した。

1. 二次格納施設内に設置される防護対象設備の耐環境設計について

二次格納施設内に設置される防護対象設備の耐環境設計では、二次格納施設内における高エネルギー配管破断の際に生じ得る環境を考慮して機器設計環境仕様を定め、同仕様に基づき設定した環境条件による耐環境性能試験を行い、環境に対する適合性を確認している。

原子炉建物二次格納施設の環境条件の考え方の内容及び溢水防護対象設備の耐環境試験の確認例を以下に示す。

2. 原子炉建物二次格納施設の環境条件の考え方

原子炉建物二次格納施設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系配管破断，給水系配管破断，原子炉隔離時冷却系蒸気配管破断，原子炉浄化系配管破断を考慮しており，完全全周破断を想定している。

(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^{*}の開放によって建物外に圧力を排出することになるため，原子炉建物二次格納施設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

原子炉格納容器外の一次系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物内に充満し圧力上昇を引き起こす。この建物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，建物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

原子炉一次系配管が存在する主蒸気管室，原子炉隔離時冷却系タービン室等の区画では，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，隔離弁の閉止，又は原子炉減圧によって原子炉一次系の蒸気放出が終了し，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とし，過熱蒸気の漏えいは保守的に 1 時間継続するものとしている。

また，その他の区画においては，圧力上昇時のブローアウト・パネルの開放を考慮し，大気圧下での飽和温度である 100℃を設定している。図 2-1 に温度変化を，図 2-2 に設定した各区画の温度条件を示す。

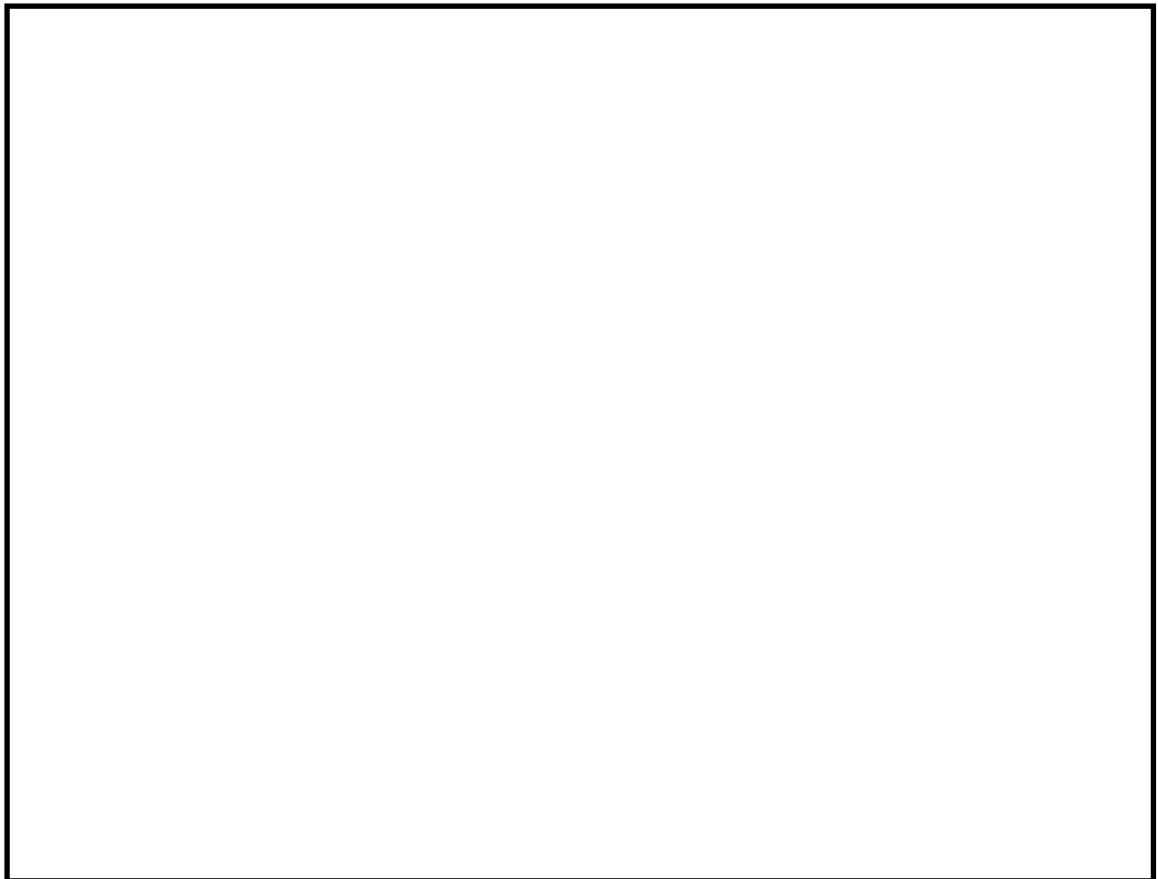


図 2-1 二次格納施設内の区画の温度変化

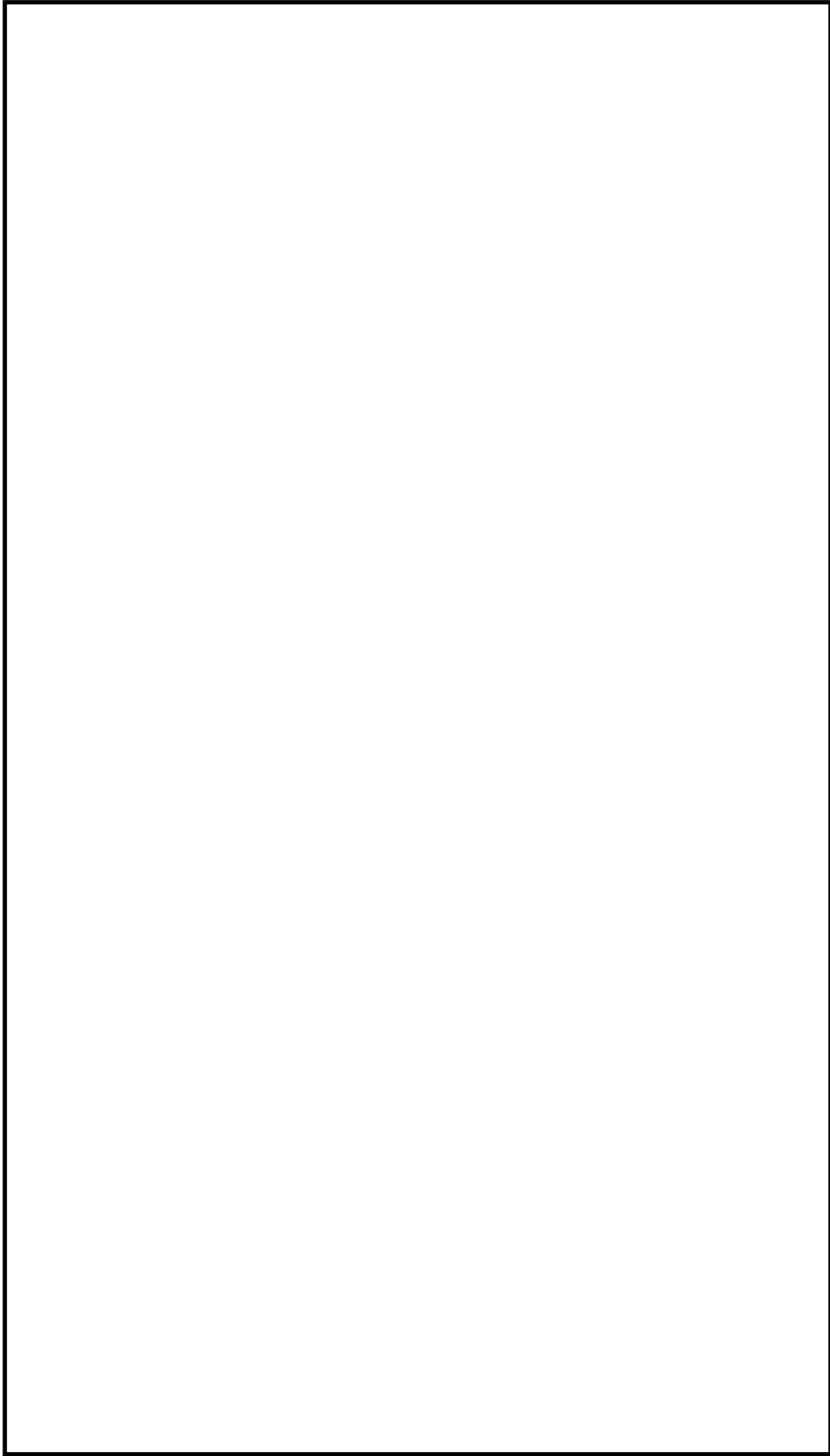


図 2-2 二次格納施設内の区画の温度条件 (1/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

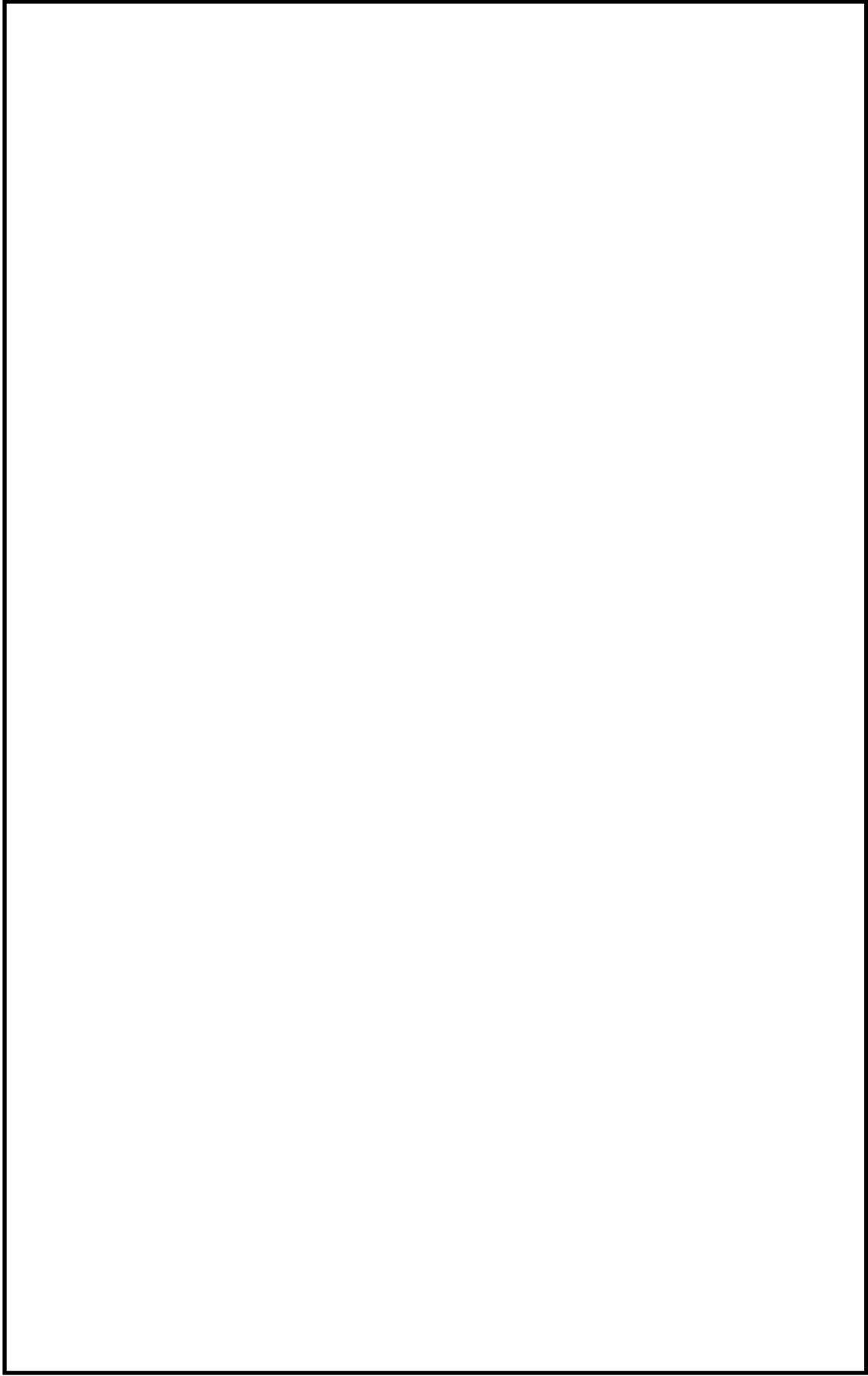


図 2-2 二次格納施設内の区画の温度条件 (2/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

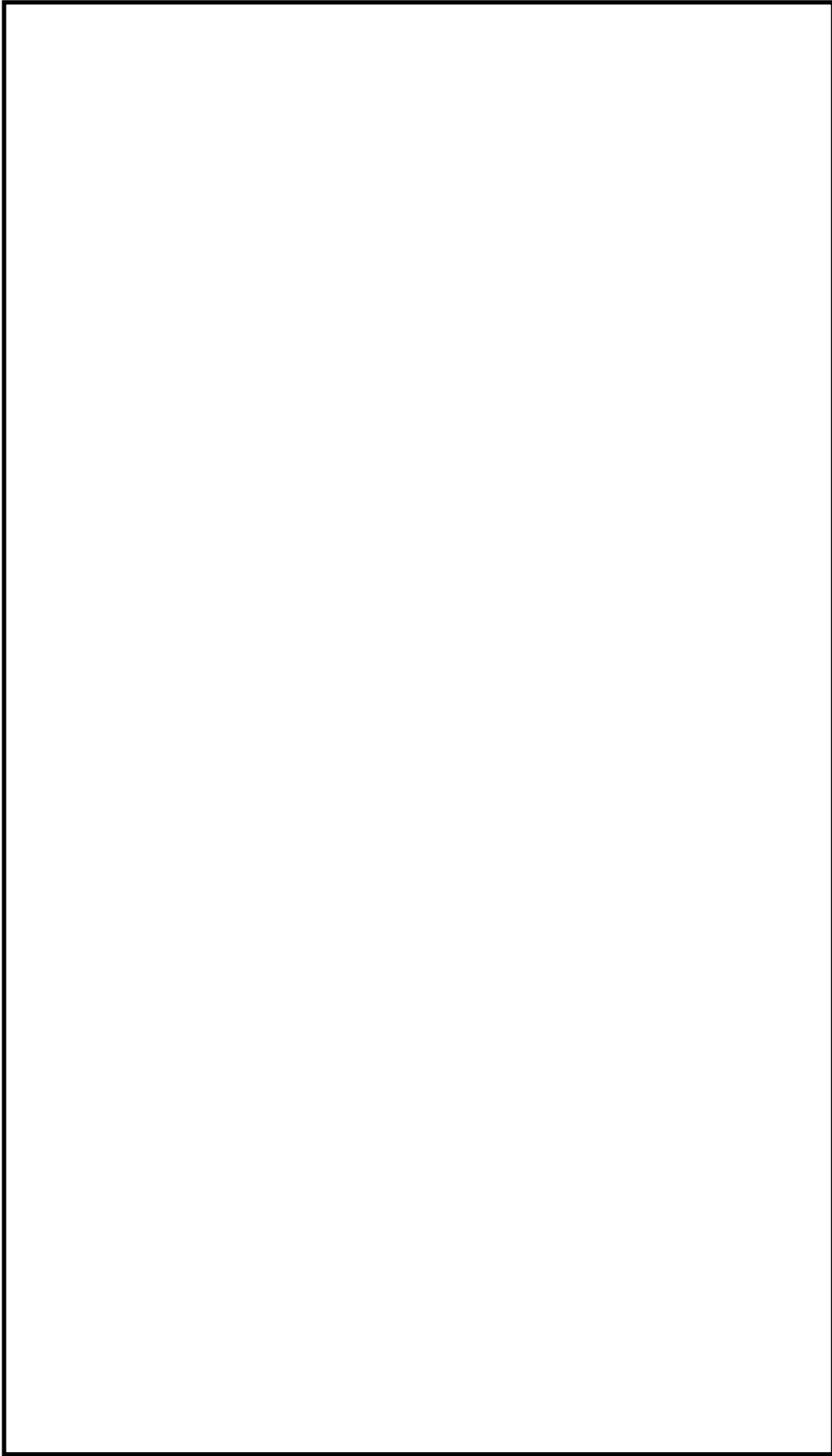


図 2-2 二次格納施設内の区画の温度条件 (3/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

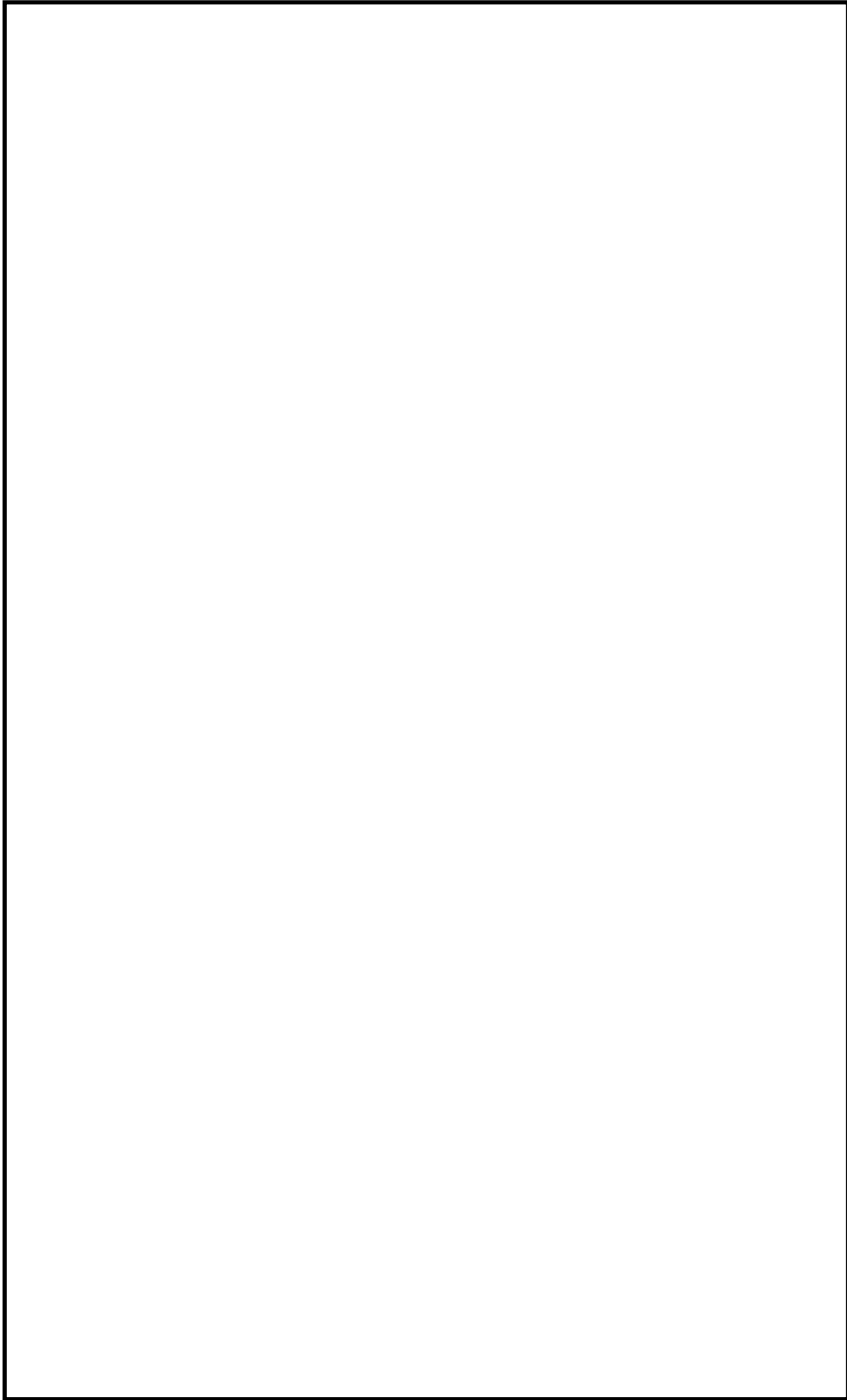


図 2-2 二次格納施設内の区画の温度条件 (4/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

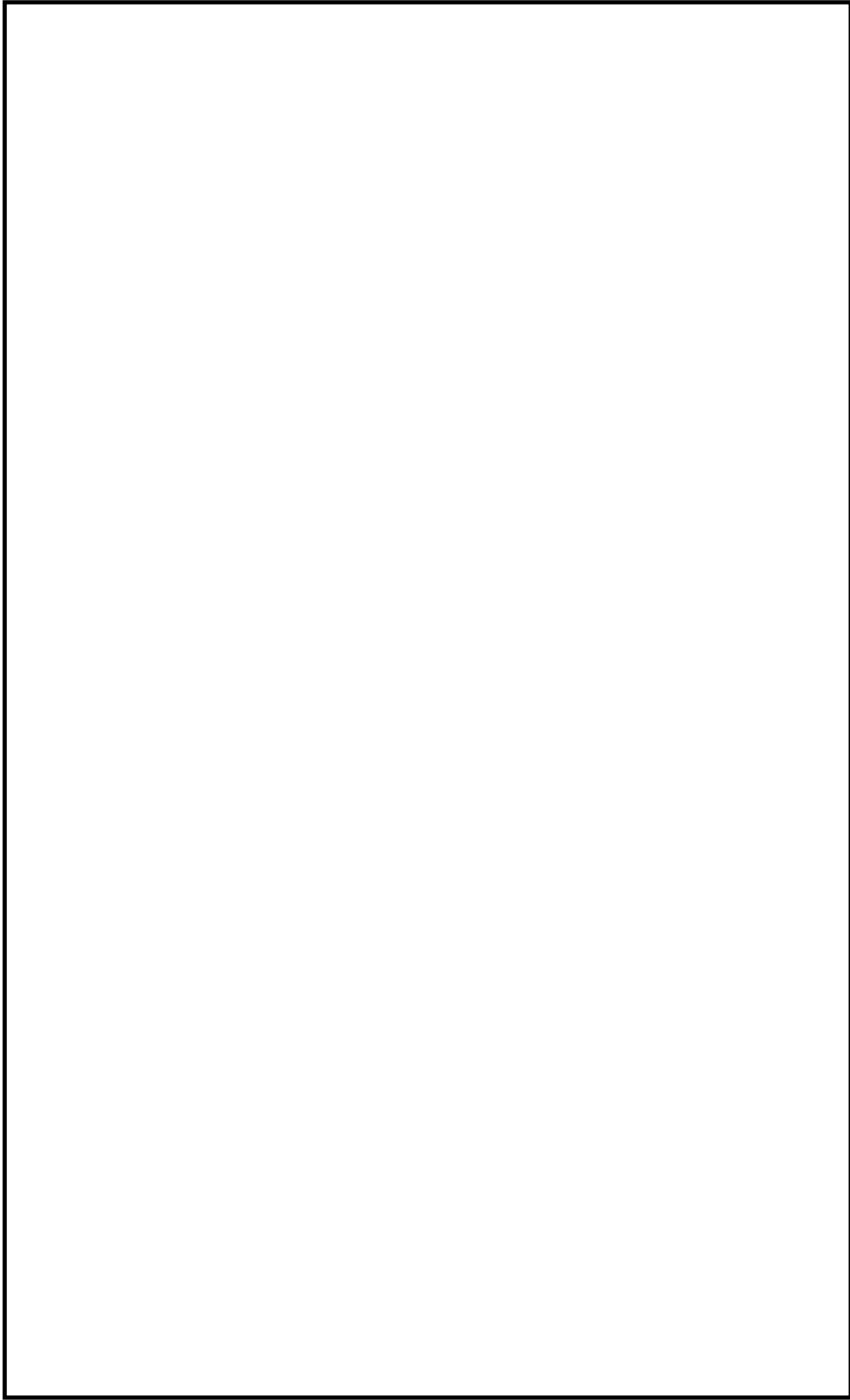


図 2-2 二次格納施設内の区画の温度条件 (5/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

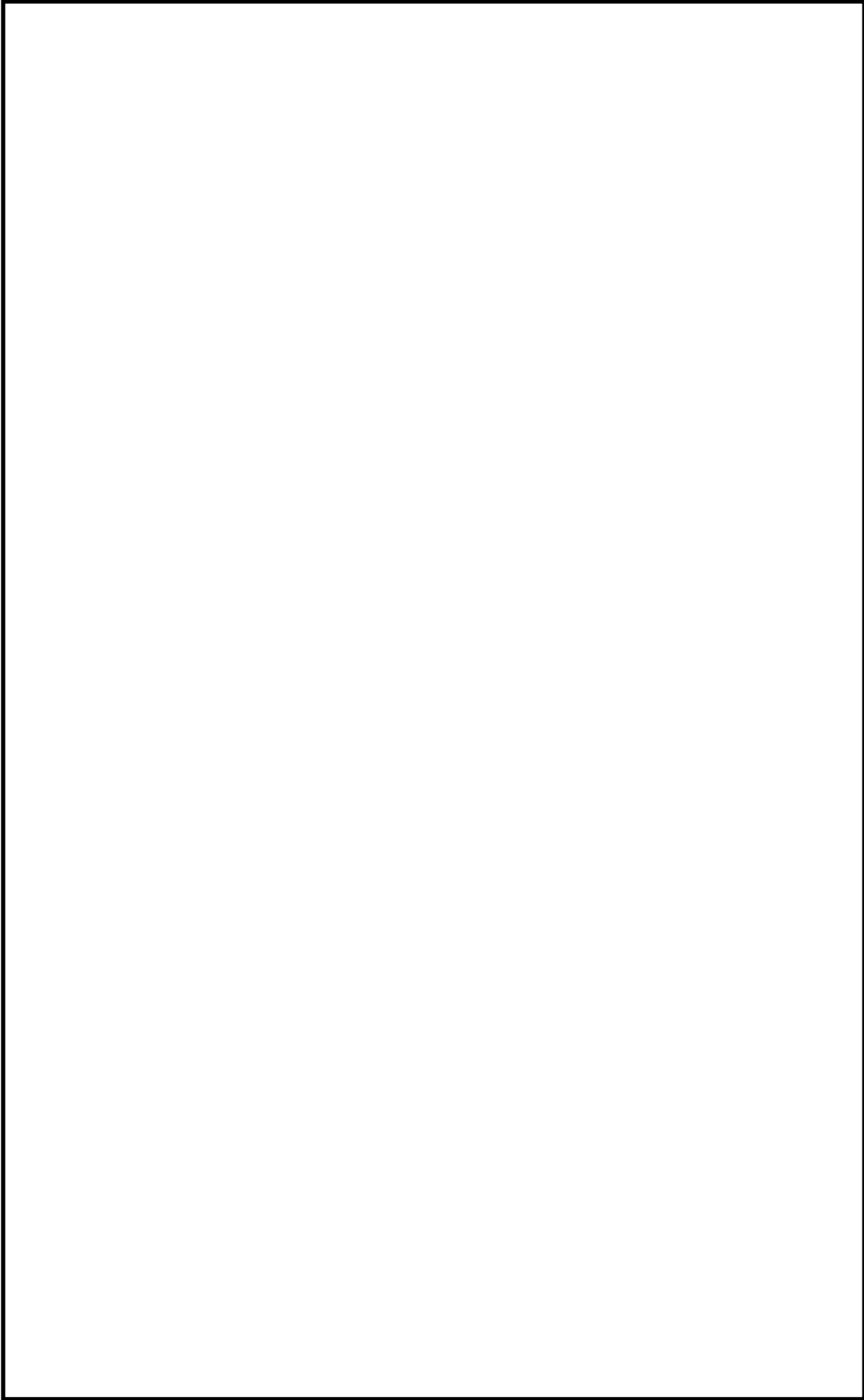


図 2-2 二次格納施設内の区画の温度条件 (6/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

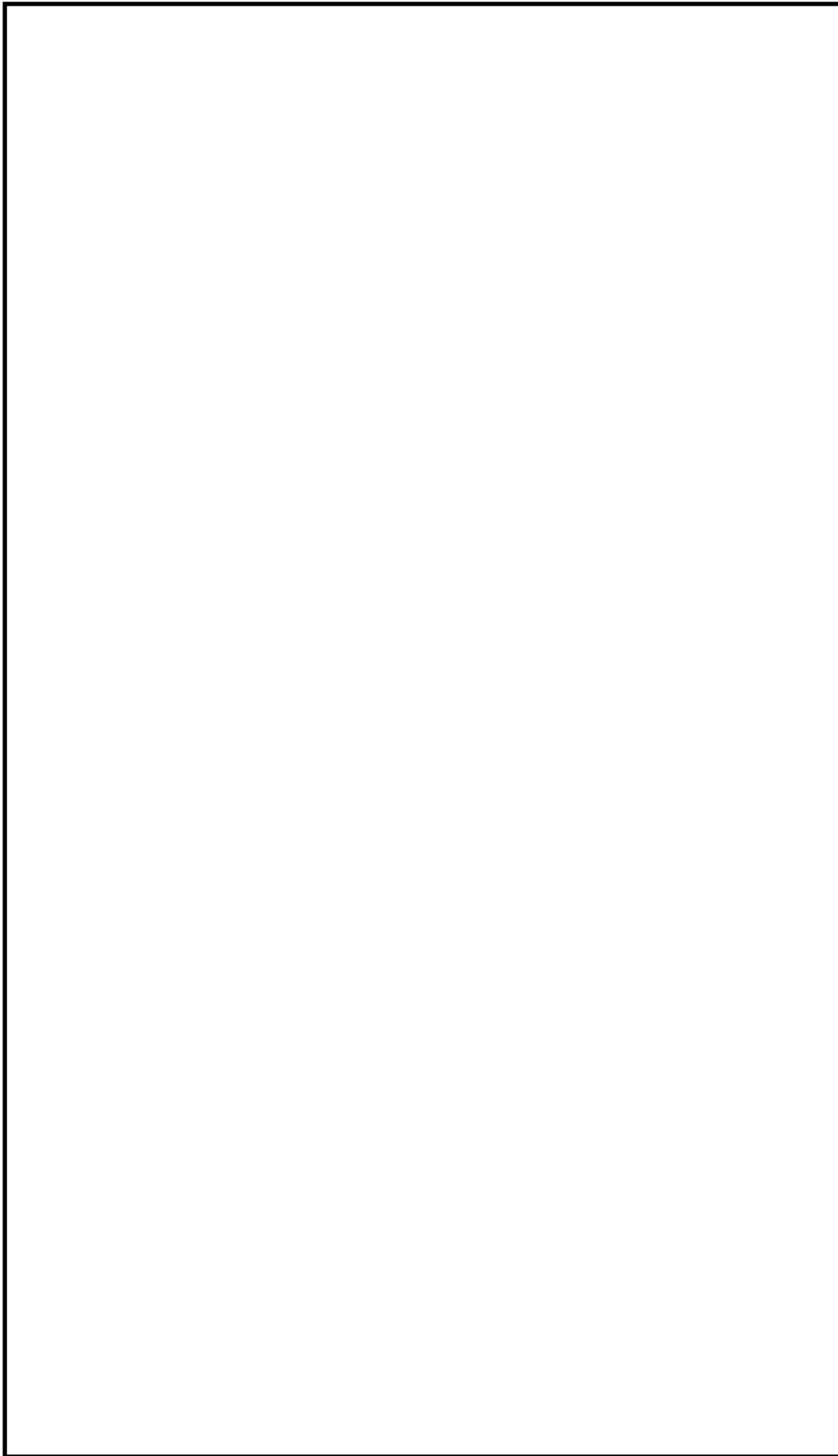


図 2-2 二次格納施設内の区画の温度条件 (7/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 溢水防護対象設備の蒸気環境適合性の確認例

溢水防護対象設備の蒸気環境適合性について、確認例を図 3-1, 3-2 に示す。

(1) 高エネルギー配管の蒸気が直接漏えいする区画

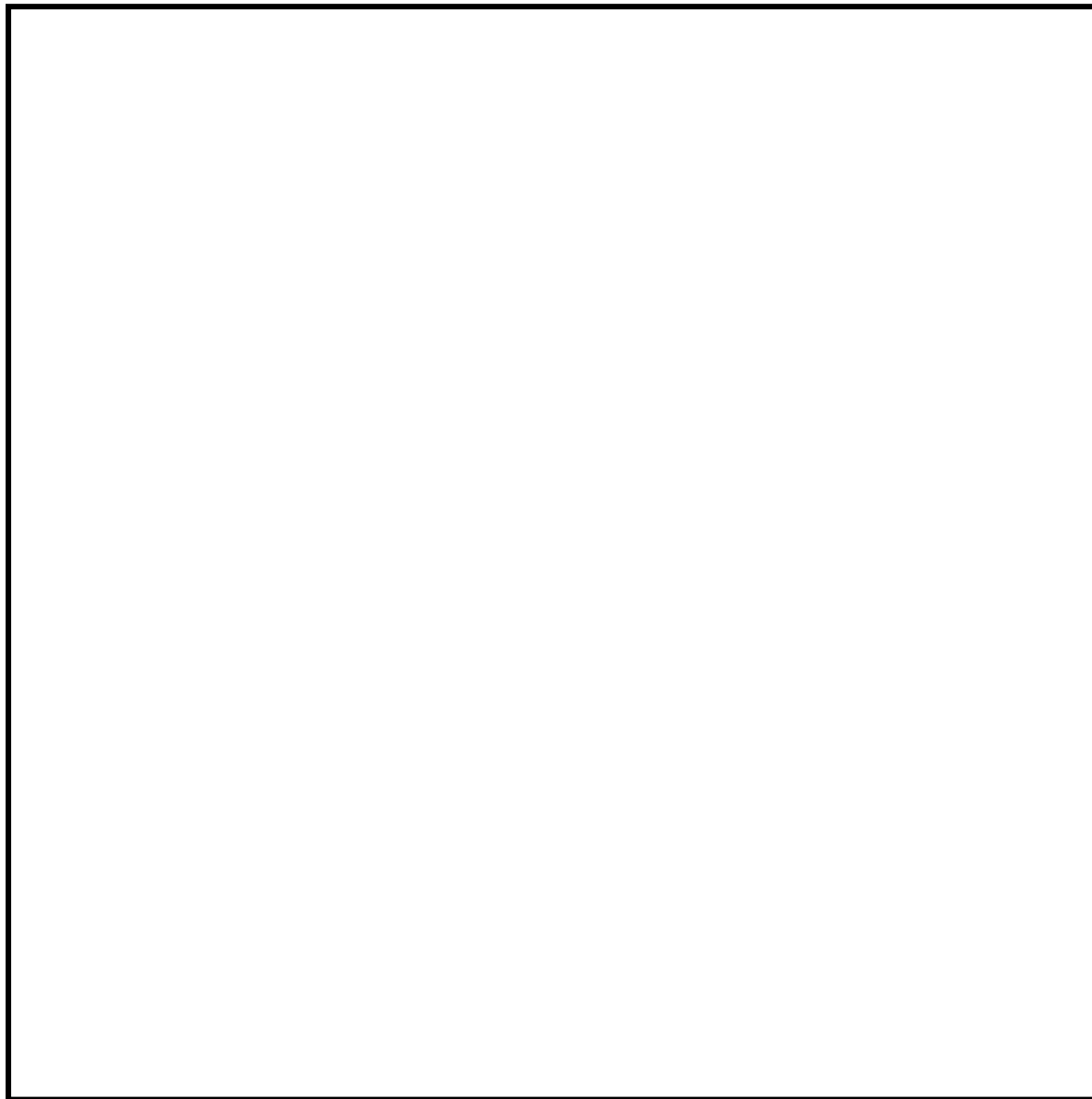


図 3-1 耐環境性能試験条件（高エネルギー配管の蒸気が直接漏えいする区画の例）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 高エネルギー配管の蒸気が直接漏えいする区画以外

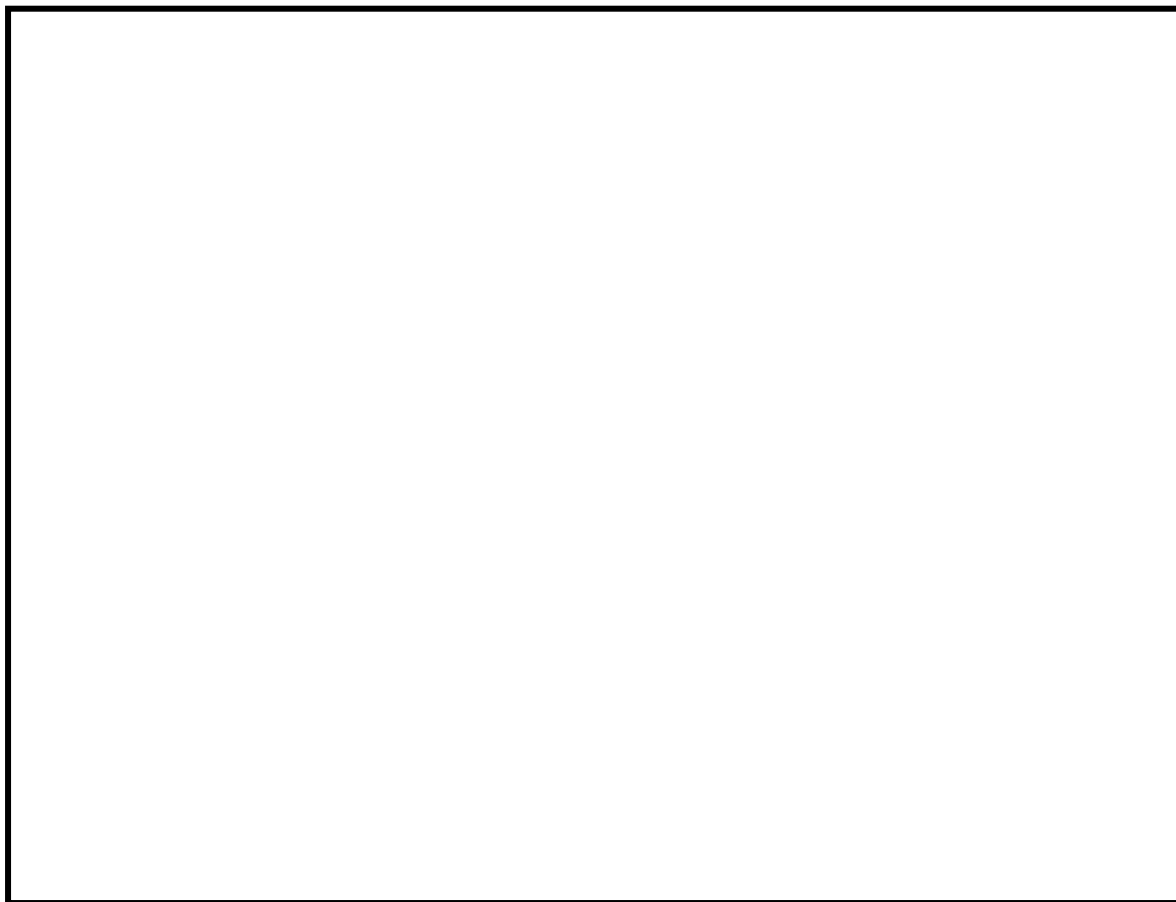


図 3-2 耐環境性能試験条件（高エネルギーの蒸気が直接漏えいする区画以外の例）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. 二次格納施設内溢水防護対象設備の保守管理

二次格納施設内の溢水防護対象設備については、1. 項で示した通りの耐環境設計を行っているが、供用開始以降についても、定期点検・取替を行うことにより機能維持を図っている。

定期点検については、運転実績や設置環境による劣化の影響を考慮して定めた周期により、外観点検・特性試験や分解点検を実施している。また定期取替については、機器の寿命を考慮して取替の周期を定め、この周期内での取替を実施している。保守管理の具体的な内容を表 4-1 に示す。

表 4-1 原子炉二次格納施設内溢水防護対象設備の保全状況

設備		保全周期 ^{※1}		
種別	部位	点検 ^{※2}	分解点検	取替
ポンプ	電動機	～8C	～8C	—
	ポンプ	～7C	～7C	—
空調機	電動機	～6C	6C	—
弁	本体	—	6C	—
電動弁	電動機	～10C	～10C	10C ^{※3}
	弁	～10C	～10C	—
空気作動弁	弁	～4C	～10C	～12C ^{※4}
電磁弁	本体	3C	6C	—
伝送器	本体	1C	—	～16Y
圧力・水位スイッチ	本体	～2C	～3C	—
温度検出器	本体	1C	—	—
水素・酸素濃度検出器	本体	10C	—	—
放射線量率検出器	本体	1C	—	—
前置増幅器	本体	～10C	—	—
計装ラック	本体	～10C	—	—
水圧制御ユニット	本体	～10C	10C	5C ^{※5}
蒸気タービン	本体	～6C	～6C	—
フィルタ装置	本体	～4C	～4C	—
再結合器	本体	～5C	5C	—
ケーブル	本体	— ^{※6}	—	—

※1 保全周期は「Y」また「C」で表し、「Y」は年、「C」は定期事業者検査のサイクル（13ヶ月）を示す

※2 外観点検、特性試験及び作動確認等を実施

※3 取替対象はリミットスイッチ

※4 取替対象は電磁弁及びリミットスイッチ

※5 取替対象はスクラムパイロット弁

※6 ケーブル点検は負荷点検に合わせて実施

貫通クラック等微小漏えい時の影響について

1. 高エネルギー配管からの微小漏えいについて

想定破損による溢水影響評価（没水）において、高エネルギー配管の破断を想定した溢水影響評価を実施しており、溢水量は溢水流量と検知・隔離時間を元に算出している。このとき、破断形状としては評価ガイドに則り完全全周破断を想定しているが、破断面積が小さい場合は検知・隔離時間に要する時間が長くなる可能性があるため、その影響について確認した。

想定破損による溢水影響評価において、完全全周破断を想定する系統と隔離完了までの溢水量を表 1-1 に示す。

隔離完了までの溢水量の算出式：

$$\text{隔離完了までの溢水量}[\text{m}^3] = \text{溢水流量}[\text{m}^3/\text{分}] \times \text{隔離時間}[\text{分}]$$

表 1-1 完全全周破断を想定する系統と隔離完了までの溢水量

系統名称	溢水流量 [m ³ /h]	隔離時間 [min]	隔離完了まで の溢水量 [m ³]
制御棒駆動系	54	70	63
原子炉浄化系	6868	1.36	156
復水給水系	5720	1.59	152

上記系統は管理区域内に敷設されており、漏えいを検知する手段としては、サンプタンク水位、サンプポンプの異常運転、床漏えい検知器、漏えい検知器（温度）、エリアモニタ、運転員による巡視点検及び各種パラメータの監視等が考えられる。

破断面積が小さく、サンプタンク水位やサンプポンプの異常運転による漏えいの検知ができない可能性がある範囲の場合、溢水流量が十分に小さいため、床ドレンにより排出されて溢水水位は高くない。床ドレンから排出された溢水はサンプに流入し、サンプポンプで排出され、溢水事象としてそれ以上進展することはない。したがって、サンプポンプの定格流量（11m³/h）以下の溢水流量の場合は、サンプの水位制御が可能であり、溢水事象として留意すべき事態とはならない。

これより、少なくともサンプポンプ定格流量以上の流量での漏えいを想定する。

(1) 制御棒駆動水圧系

サンプポンプ定格流量以上で、かつ、サンプタンク水位による警報の発生までに要する時間が、標準的な評価上の想定である 10 分を超過する可能性のある溢水流量は 11～25m³/h 程度である。このとき隔離までに流出する溢水量は、最大でも 26m³ 程度であり、評価上想定している隔離までの溢水量 63m³ よりも小さいため、影響はない。

(2) 原子炉冷却材浄化系

破断形状として完全全周破断を想定すると、系統の差流量大インターロック（設定値 40m³/h）により、短時間で系統は隔離されると考えられ、標準評価においては、隔離までの溢水量として 156m³ が流出すると想定している。

一方で、溢水流量が 40m³/h 未満である場合は、差流量大による系統の隔離は達成されない可能性がある。しかし、この場合は漏えい検知器やサンプタンクの水位高等、他の警報による溢水の検知が可能である。隔離までに流出する溢水量が、標準的な評価で想定する溢水量を超過する可能性がある溢水流量は 11～40m³/h である。このとき隔離までに流出する溢水量は最大でも 44m³ 程度であり、評価上想定している隔離までの溢水量 156m³ よりも小さいため、影響はない。

(3) 復水給水系

原子炉建物内で復水給水系が敷設されている区画は主蒸気管トンネル室のみである。当該区画には漏えい検知器（温度）や放射線モニタが設置されており、復水給水系統からの漏えいが微少であっても、これらの設備によって漏えいを検知することが可能である。また溢水流量が微少であることから、隔離までの溢水量が、完全全周破断想定時の溢水量（152m³/h）以上になるまでにはかなりの時間余裕があることから、影響はない。

ケーブルの被水影響評価について

1. ケーブルの被水影響評価

ケーブルの断面図を図 1-1 に示す。ケーブルは通電する導体の廻りが絶縁体で覆われ、さらに外的保護は、耐水性があり、絶縁材料であるシースにより覆われているため、ケーブルは被水による影響を受けない。ケーブルが被水による影響を受ける可能性としては、ケーブルの絶縁体の割れ等によりケーブルの絶縁機能が低下し、導体が直接被水する場合が考えられる。以下に耐環境試験によりケーブルの被水影響について評価した結果を示す。運転期間相当(40年)を模擬した劣化に加え、LOCA 時を模擬した劣化を与え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から、ケーブルの被水影響はない。

(1) 耐環境試験

a. 劣化模擬試験

以下の条件により、運転期間(40年)相当の劣化及びLOCA時(安全系ケーブルのみ)の劣化を模擬する。詳細条件を図 1-2 及び 1-3 に示す。

試験条件：熱劣化 (121[°C], 168[時間])

放射線照射 (5.0×10^5 [Gy]又は 7.6×10^5 [Gy])

LOCA 模擬

b. マンドレル耐電圧試験 (40倍)

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。試験装置の例を図 1-4 に示す。

試験条件：ケーブル外径の約40倍の直径を持つ金属円筒の周囲にケーブルを巻き付け、水道水中に浸漬させた状態で絶縁体厚さに対し、50[Hz]又は60[Hz]の交流電圧(3.2[kV/mm])を印加。

(2) 定期事業者検査時の試験

定期事業者検査時のケーブルの作動確認等により、ケーブルの絶縁機能が維持されていることを確認している。

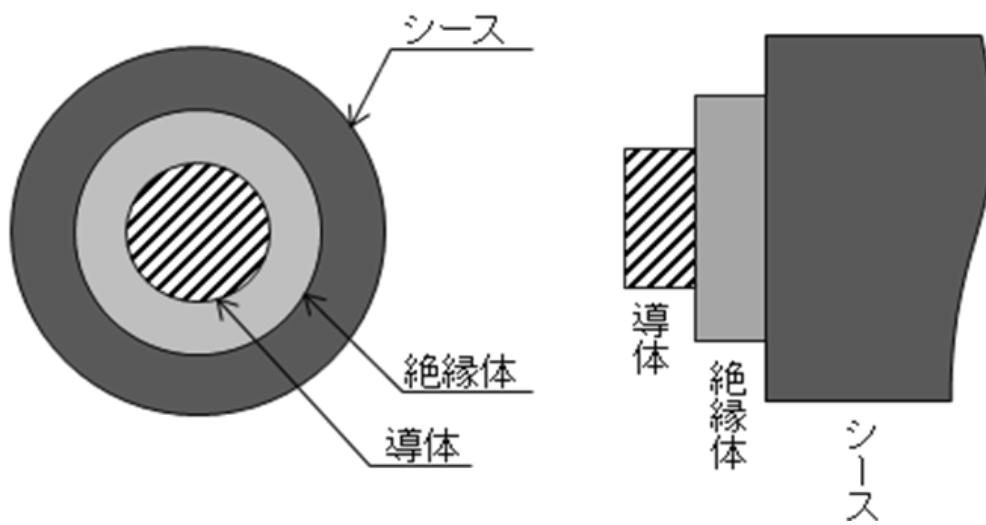


図 1-1 ケーブル断面図 (例 低圧動力ケーブル)



図 1-2 原子炉格納容器内 試験条件例

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

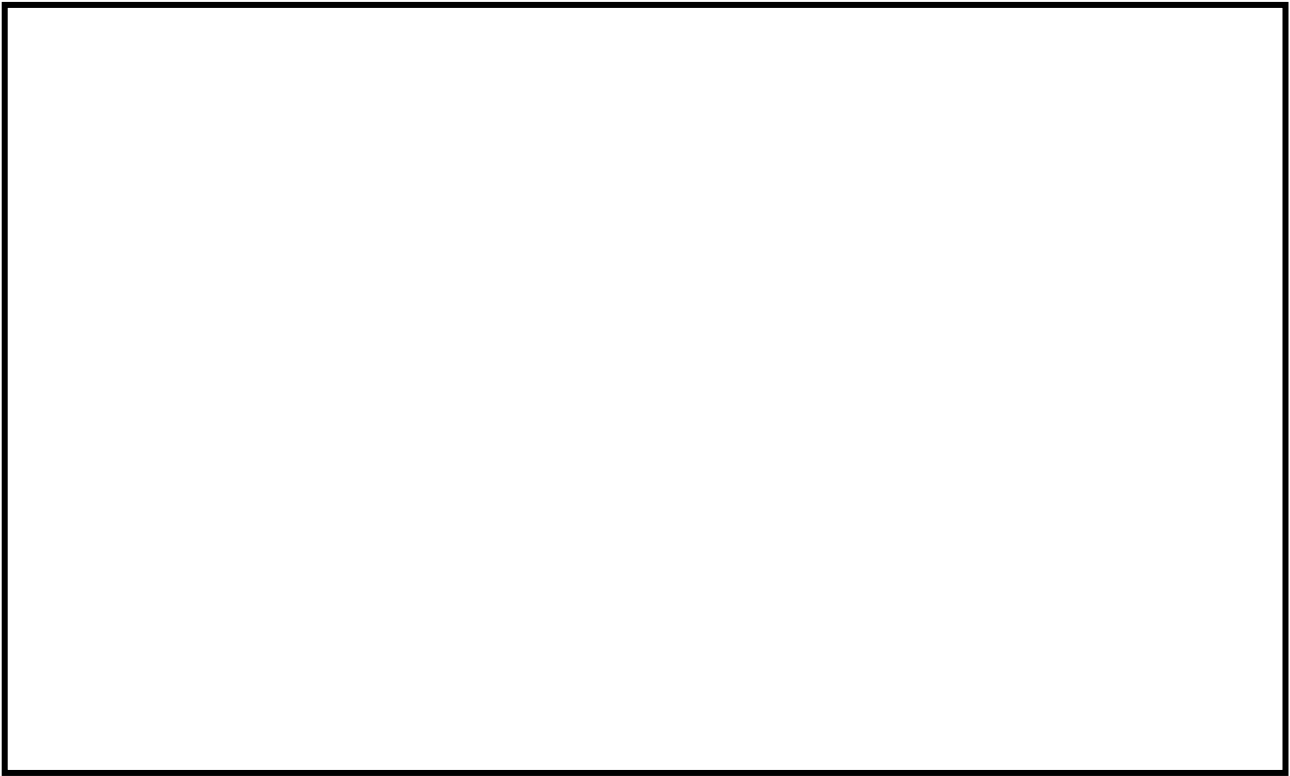


図 1-3 原子炉格納容器外 試験条件例

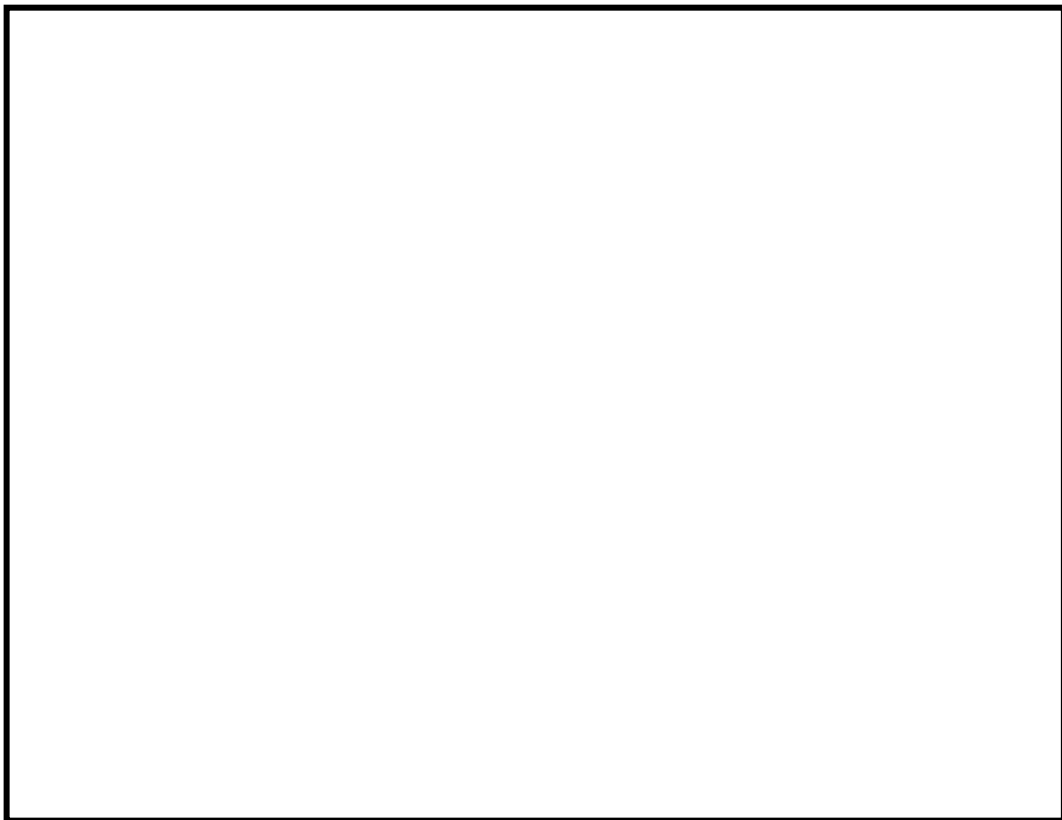


図 1-4 マンドレル耐電圧試験装置例

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

屋外タンク等の溢水伝播挙動評価に用いた解析コードについて

1. 解析コードの概要

屋外タンク等からの溢水の伝播挙動評価は、解析コード Fluent を用いて行っている。Fluent は乱流、熱伝導、反応、燃焼、空力音響、回転機械、混相流といった多種多様な物理現象のモデル化が可能な汎用熱流体解析コードである。自由表面を有するような混相流解析の界面捕捉法には VOF (Volume Of Fluid) 法を採用しており、これにより碎波などを含む複雑な自由表面形状を高精度に解析することを可能としている。

2. VOF (Volume Of Fluid) 法について

2.1 VOF 法の概要

VOF 法は計算要素(セル)に存在する流体の体積分率を関数として扱う方式で、流体で満たされた流体セルを「 $F=1$ 」、流体が全く存在しない気体セルを「 $F=0$ 」とし、流体が部分的に存在しセルが自由表面に接している境界セルをその体積占有率に応じて「 0 」から「 1 」の間の値で表現する。

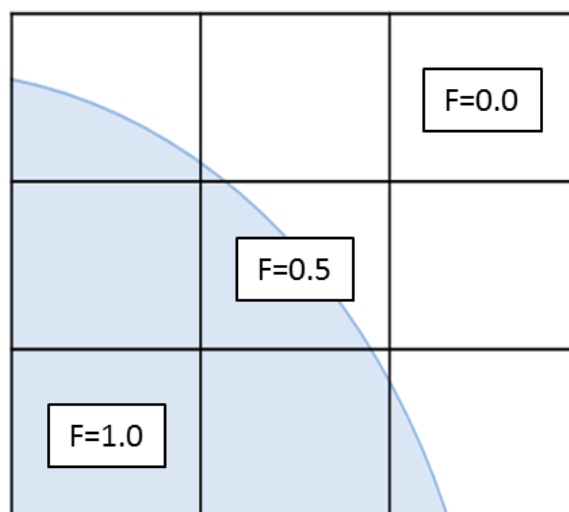


図1 VOF 法の概念図

2.2 計算手順

VOF 法では、解析領域の各要素に占める流体の体積分率を F 値 ($0 \leq F \leq 1$) として定義し、下記の輸送方程式を解くことにより界面を求める。以下にその計算手順を示す。

- ① 各セルの体積分率 ($F=0.0 \sim 1.0$ の間の値をとる) 及び周囲のセルの状況により、図 1 に示すように気体 ($F=0.0$)、液体 ($F=1.0$)、境界 ($0.0 < F < 1.0$) セルに分類する。
- ② 液体セル、境界セル内の水面の法線の向きを決定する。
- ③ 各計算セルの流体を運動方程式で計算された流速場に従って移流させる。
- ④ 時間を進めて計算を繰り返す。

輸送方程式

$$\frac{\partial F}{\partial t} + \frac{\partial F u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{1}$$

u_i : i 方向の流速
i=1, 2, 3

ここで、①式の流速 u_i は、②質量保存式、③運動量保存式より計算する。

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{2}$$

$$\frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i u_j}{\partial x_j} = -\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_i} \tau_{ij} + \rho K_i \quad \dots \textcircled{3}$$

ρ : 密度
 P : 圧力
 τ_{ij} : 粘性応力テンソル
 K_i : 外力

質量保存式、運動量保存式で用いる密度 ρ は④式により計算する。

$$\rho = F \rho_l + (1 - F) \rho_g \quad \dots \textcircled{4}$$

ρ_l : 水密度
 ρ_g : 空気密度

2.3 解析コードの検証

解析コードの妥当性検証のため、類似性の高い水ダム崩壊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した。詳細を別紙に示す。

この結果、解析と実験の水面位置の時間変化はほぼ一致しており、本解析コードにおける屋外タンク等の溢水伝播挙動評価の妥当性が確認できた。

以上

解析コードの妥当性の検証

1. 概要

使用プログラム Fluent 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

図 1 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図 1 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、物性値は表 1 に示す値を用いる。

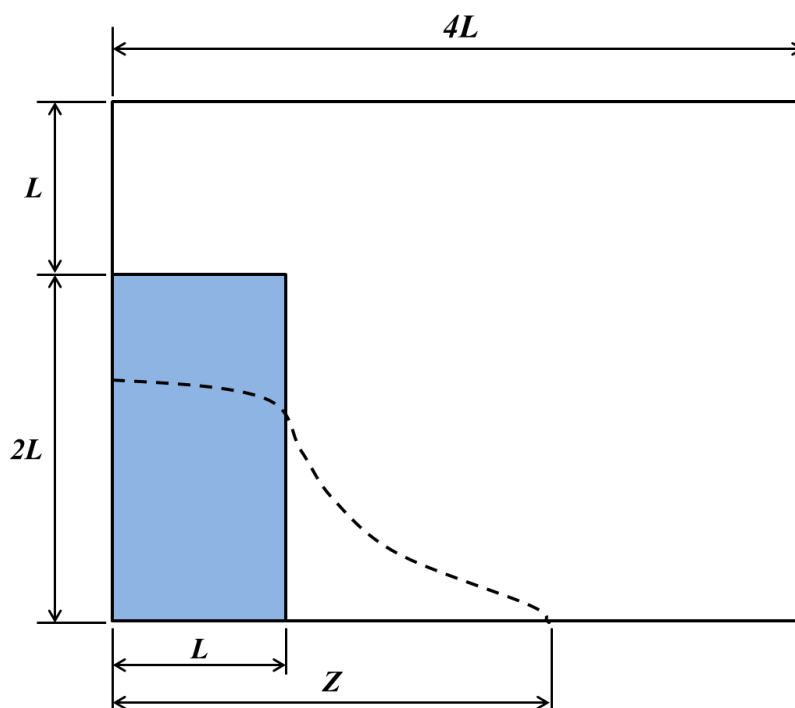


図 1 解析対象領域

表 1 物性値

	水	空気
密度 [kg/m ³]	$\rho_1=1000$	$\rho_g=1.0$
粘性係数 [Pa·s]	$\mu_1=1.0 \times 10^{-3}$	$\mu_g=1.8 \times 10^{-5}$

3. 解析モデルと解析条件

3.1 メッシュ分割

図2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。



図2 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，図3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。

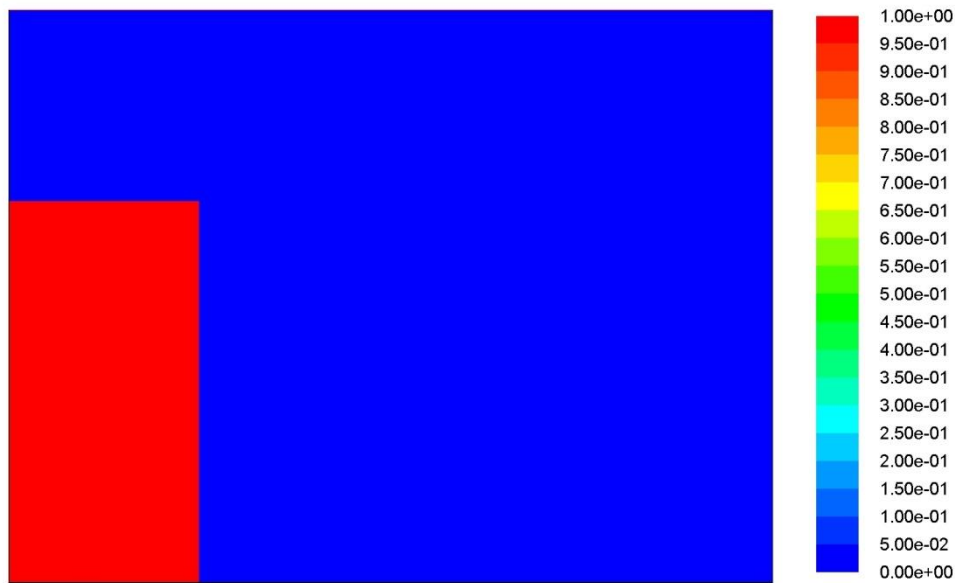


図3 体積分率分布（初期条件）

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適用する。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 (9.8m/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 ステップ (=1.0 秒間) の解析を行う。

4. 解析結果及びまとめ

図4に、体積分率分布を示す。ここで、図中の記号は 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⁾との比較を、図5及び図6に示す。図5は水の先端（右端）の位置の時間変化を、図6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、本解析結果は実験結果とよく一致している。図5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。

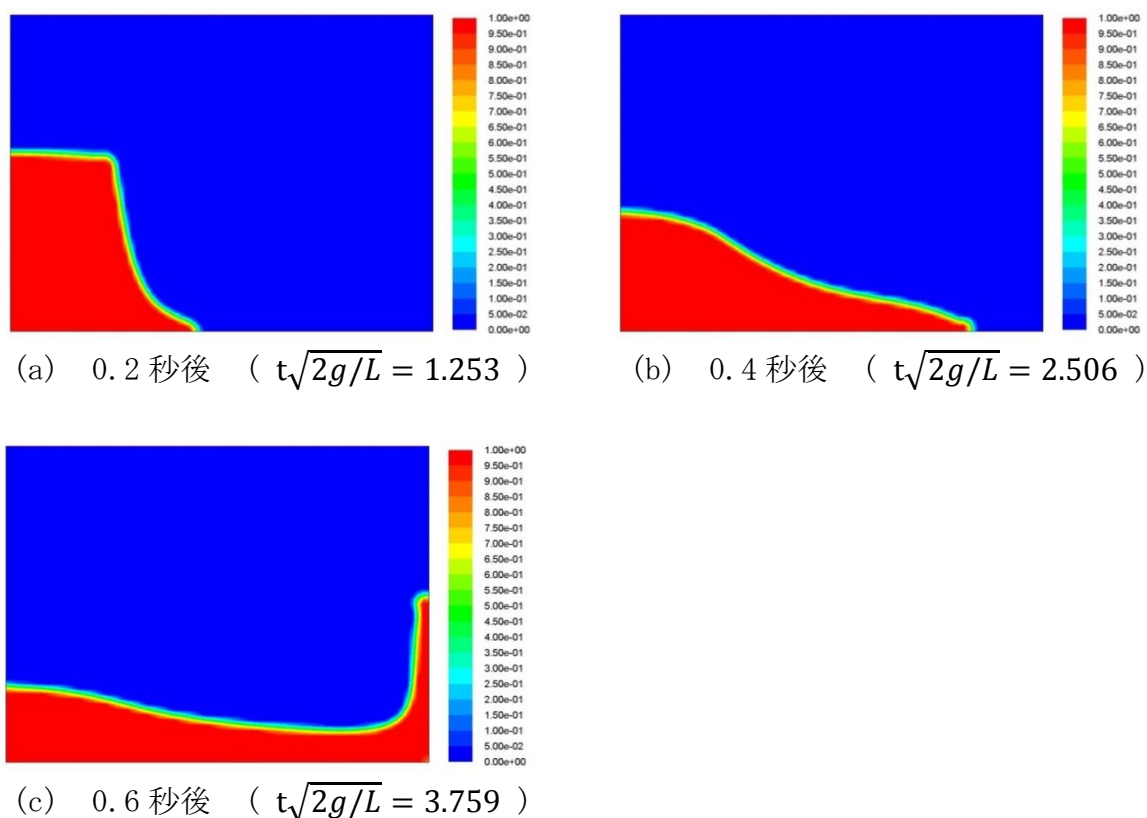


図4 水面（体積分率分布）の変化

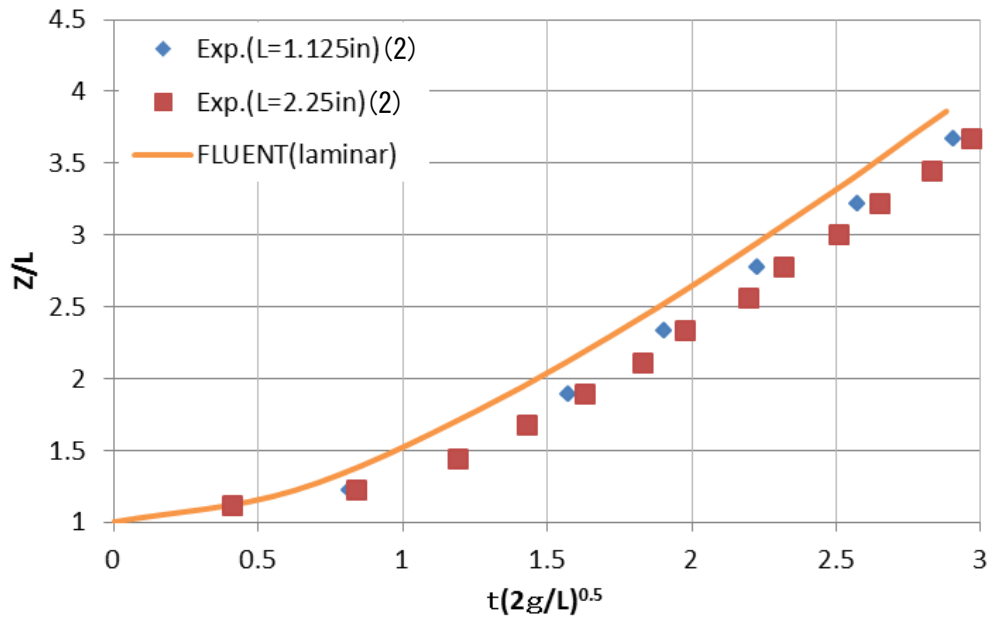


図5 先端位置 Z の時間変化

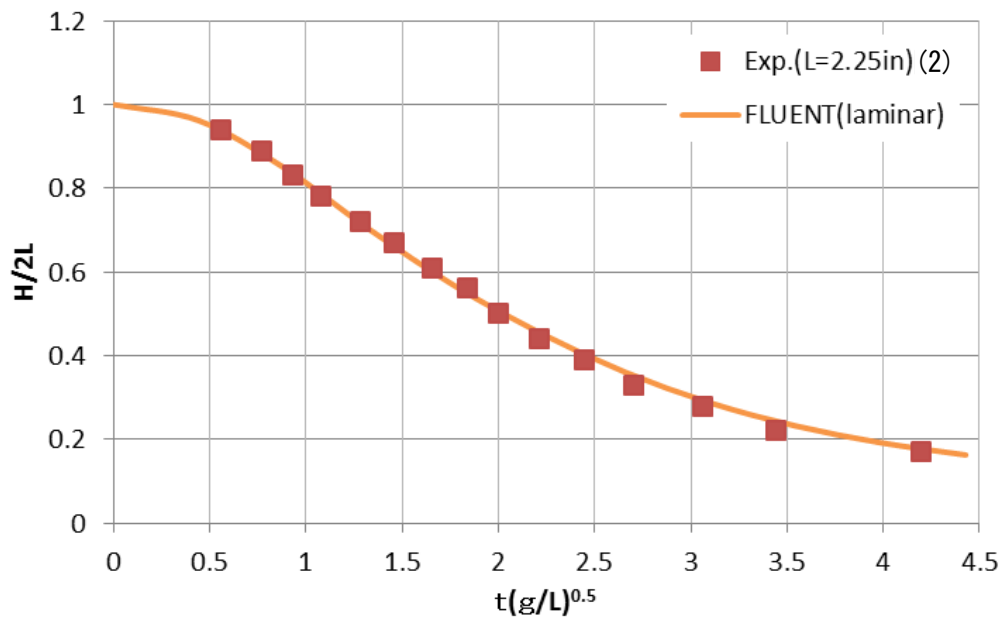


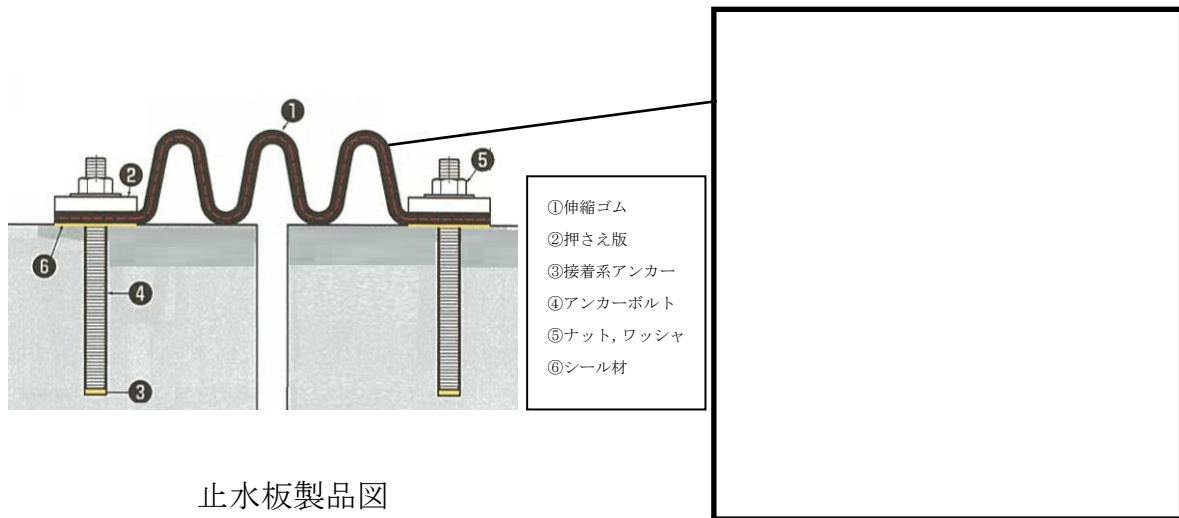
図6 水柱高さ H の時間変化

参考文献

- (1) Hirt, C. W. and Nichols, B. D.: Volume of fluid (VOF) method for the 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

エキスパンションジョイント止水板の性能について

2号炉の建物間接合部には、エキスパンションジョイント止水板（以下、「止水板」という。）として「可とうジョイント」を設置している。止水板の概要を図1に示し、性能（許容負荷、耐震性）について、以下に示す。



止水板製品図

図1 止水板の概要

1. 許容負荷（許容耐水圧）

止水板の許容耐水圧のメーカー規定値は0.10MPaであり、耐水圧試験により確認している。試験では、試験機に止水板を取り付け、常態（変位なし）、伸長（200mm）及び沈下（300mm）を模擬した状態にて、0.10MPaの水圧を加圧し漏えいのないことを確認している。試験の概略図を図2に、試験結果を表1に示す。

これに対し、地下水は建物間に浸水した場合でも建物周辺の地下水位と平衡した水位で上昇は止まるものと考えられる。その上で、止水板に考慮する地下水位を保守的にタービン建物の敷地高さ（EL8.5m）と想定した場合でも、止水板設置箇所EL2.6mに加わる静水圧は約0.06MPa（約6m水頭圧）程度であり、止水板の許容耐水圧（0.10MPa（約10m水頭圧））に対し、十分な余裕がある。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

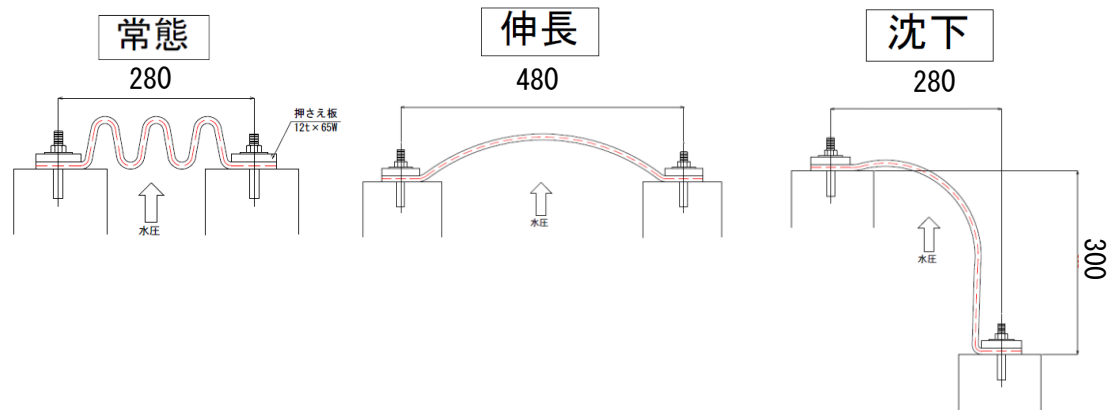


図2 止水板の耐水圧試験概略図

表1 耐水圧試験結果

変位	試験水圧	状況
常態 (0mm)	0.1MPa	漏水なし
伸長 (200mm)	0.1MPa	漏水なし
沈下 (300mm)	0.1MPa	漏水なし

2. 耐震性

止水板の許容伸縮量のメーカー規定値は伸長 200mm、沈下 300mm である。これに対し、原子炉建物とタービン建物の基準地震動 S_s による地震力で発生する最大相対変位量は約 17mm 程度であり、許容伸縮量の規定値以内に収まることを確認している。

以上より、止水板は基準地震動 S_s に対する耐震性を有すると判断している。

3. 経年劣化管理

止水板の経年劣化事象としては、紫外線や放射線、酸素やオゾン、熱等に起因する材料の硬化やひび割れなどがあり、今回対象の 2 号炉の建物間接合部は、地下階及び非管理区域であるため、紫外線や放射線等の経年劣化の影響は小さいと考えられる。

また、定期点検として外観目視点検を年 1 回実施しており、ひび割れ等の異常が確認された場合には適宜、補修や交換を実施することにより機能維持を図ることとしている。

内部溢水影響評価における保守性について

島根原子力発電所 2 号炉の内部溢水影響評価にて考慮している保守性について以下に示す。

1. 評価上考慮している保守性の整理

内部溢水評価では、評価の各プロセスにおいて様々な保守的な仮定や想定を行っており、評価の全体として大きな保守性を有したものとなっている。なお、内部溢水影響評価に用いる各項目の数値は、評価に必要な精度の桁数を考慮し、数値が保守側になるように端数処理をしている。評価に用いる各項目の保守性についての考え方と端数処理を表 1-1 に、溢水水位算出に用いる数値設定の考え方と端数処理を表 1-2 に示す。内部溢水影響評価に用いる各項目の概要図を図 1-1 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。

表 1-1 内部溢水影響評価の保守性一覧

項目	評価対象	内容
個別設備の機能喪失判定	機能喪失高さ	機能喪失を判定する部位として、ベース高さ等の保守的な部位を選定
	被水影響範囲	被水の影響範囲として同一区画内全域、又は放物軌道を考慮した範囲を設定
系統機能としての機能喪失判定	関連系設備	機能喪失により直ちに影響のない監視計器等の関連系設備も、系統の機能喪失の判定対象設備として選定
溢水源の設定	区画内溢水源	想定破損の溢水源として小口径配管も対象として考慮
	高/低エネ分類	有効数字切り上げ
伝播経路	伝播の仕方	評価対象区画の水位その1を算出する場合は、仮想的に他の区画への流出は考慮せず、一時的に区画内に全量滞留するものと設定
		評価対象区画の水位その2を算出する場合は、伝播経路上の他の区画における溢水流量が評価対象区画へ全量流入するものと設定
		評価対象区画を含む複数の区画への経路が存在する場合、評価対象区画へ全量伝播するものと設定
消火活動における伝播経路	止水時の耐火性能	火災が発生した区画の耐火性能のない止水措置は期待しない
想定破損における溢水量	溢水源	伝播経路上の全ての区画に存在する系統について、最大の保有水量及び溢水流量をもつ系統の破損をそれぞれ想定
消火活動における溢水量	流出流量	消防法施行令に規定されている放水量の2倍を想定
地震における溢水量	溢水源	基準地震動 S_s による地震力によってバウンダリ機能が保持できないおそれのある機器の複数同時破損を想定
	隔離操作	運転員による隔離操作に期待しない
	評価用溢水量	同一の系統が複数の区画で溢水する場合は、仮想的に各区画で想定される最大の保有水量及び溢水流量をそれぞれ考慮

表 1-2 内部溢水影響評価の溢水水位算出に用いる項目の保守性一覧 (1/2)

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
A 溢水量	① 保有水量	配管施工図又は平面図より算出	<ul style="list-style-type: none"> 配管施工図を使用した場合は、計算値に 10%、平面図を使用した場合は 50%の余裕を確保した。 機器保有水量に 10%の余裕を確保した 	切り上げ
	② 溢水流量	$Q_{in} = A \times C_{in} \times \sqrt{2 \times g \times h}$ Q_{in} : 溢水流量 [m ³ /s] A : 断面積 [m ²] C_{in} : 損失係数 [-] g : 重力加速度 [m/s ²] h : 水頭 [m]	<ul style="list-style-type: none"> 断面積は系統内最大口径で評価した (※1) 	切り上げ
	③ 隔離時間	<ul style="list-style-type: none"> 床サンプの警報発信までの時間 (10 分) 現場への移動時間 (20 分) 漏えい箇所特定に要する時間 (30 分) 弁操作時間 (10 分 or 20 分) <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での弁操作に要する時間 10 分 b. 現場での弁の特定に要する時間 + 現場での弁操作に要する時間 20 分 	<ul style="list-style-type: none"> 漏えい発生から中央制御室のみで隔離を行う系統は、隔離までに要する時間は最大でも 57 分であり、70 分未満であることを確認した 漏えい発生から現場操作を伴う隔離を行う系統は、隔離までに要する時間は最大でも 71 分であり、80 分未満であることを確認した 	—
B 溢水水位その 1	④ 滞留面積	滞留面積 = 床面積 × (1 - [面積低減率])	<ul style="list-style-type: none"> 区画内で実際に機器等が占める面積 (面積低減率) を考慮 	切り捨て
	⑤ 床勾配	床勾配 50mm 建築施工公差 25mm	<ul style="list-style-type: none"> 床勾配及び建築施工公差を考慮し、溢水水位を算出した。床勾配がない区画については、建築施工公差のみを考慮し、溢水水位を算出した 	—
B 溢水水位その 2	⑥ 排出流量	$Q_{out} = C_{out} \times B \times h^{\frac{3}{2}}$ $0 < \frac{h}{L} \leq 0.1$: $C_{out} = 1.642 \times \left(\frac{h}{L}\right)^{0.022}$ Q_{out} : 排出流量 [m ³ /s] B : 開口の幅 [m] C_{out} : 排出係数 [-] h : 水位 [m] L : 開口までの長さ [m]	<ul style="list-style-type: none"> 排出係数 C_{out} は開口までの長さ L と水位 h の関係があるが、開口までの長さ L は長くとるほどに Q_{out} が少なくなることから、保守的に原子炉建物の二次格納施設の 1 辺に相当する 50m として算出した 本計算式は、試験の結果から得られた越流水深と越流量の関係を近似式として表現したものであり、計算式自体に保守性を含まないが、開口部の条件設定に保守性を持たせて評価した 	切り捨て
	⑦ 開口部の条件設定	<ul style="list-style-type: none"> 開口の幅 [m] = 排出を期待できる開口幅 [m] × 0.5 	<ul style="list-style-type: none"> 機器搬入ハッチ等の開口部開口の幅 [m] を、排出を期待できる開口幅 [m] の 50% として評価した 	切り捨て
		<ul style="list-style-type: none"> 開口の幅 [m] = 排出を期待できる開口幅 [m] × 1.0 	<ul style="list-style-type: none"> 階段開口部開口の幅 [m] を、排出を期待できる開口幅 [m] の 100% として評価した 	切り捨て

表 1-2 内部溢水影響評価の溢水水位算出に用いる項目の保守性一覧 (2/2)

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
㉟機能喪失高さ ㊸溢水水位の比較	㊸機能喪失高さ	機能喪失高さは「基本測定箇所」を基本とし、溢水水位に応じて機能喪失高さの実力値である「個別測定箇所」に見直す。 なお、機能喪失高さの設定においては、電線管接続部等を考慮した設定としている。	設定した機能喪失高さが実際の機能喪失高さ以下であることをプラントウォークダウンにより確認した。また、溢水水位に対し機能喪失高さは、水面のゆらぎ(50 mm)以上の裕度が確保されていることを確認した。	切り捨て

- ※1 ただし、破断を想定する箇所を特定し、その箇所における口径が明確な場合は、その値を使用する。
- ※2 自重による溢水流量を算出する際には、水頭は当該系統敷設最高フロアの上階床 EL と、当該系統敷設最低フロアの床 EL との差とする。ただし、配管敷設箇所が明確な場合は、破断箇所との EL 差とする。

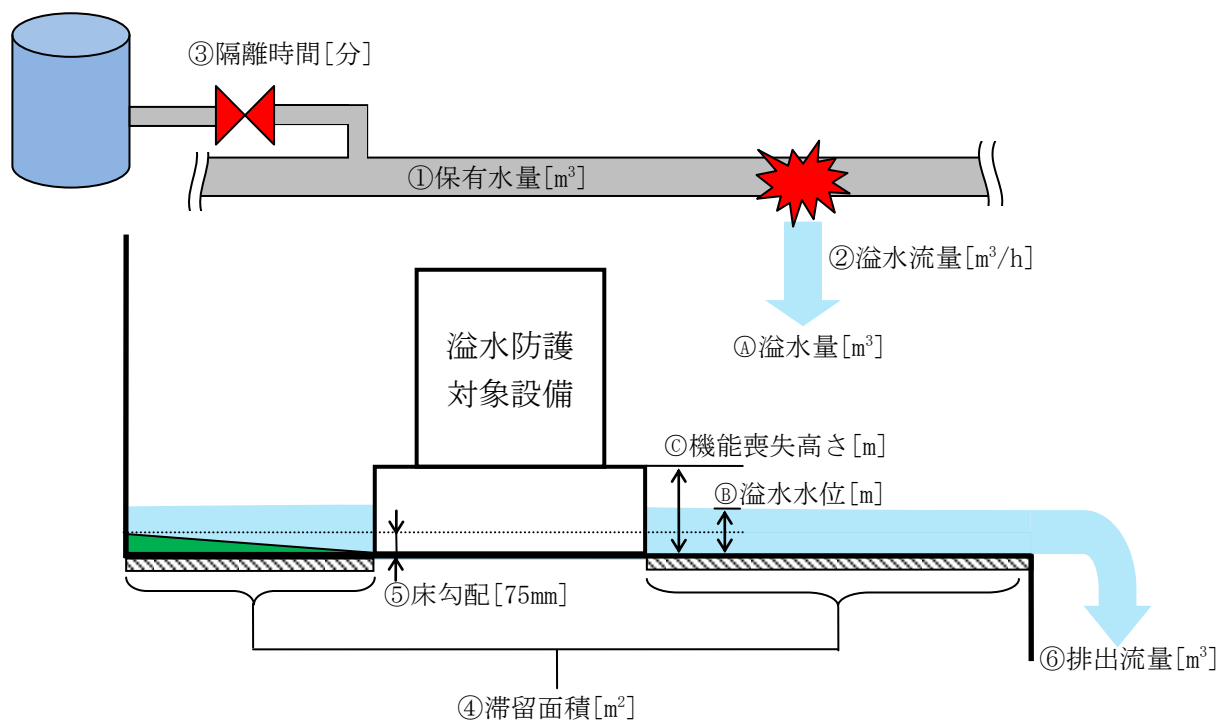


図 1-1 内部溢水影響評価に用いる各項目の概要図

2. 保守性の詳細

2.1 水上高さの扱いについて

想定破損、消火水の放水及び地震起因の溢水評価においては、評価対象区画の床に勾配がある場合においても、保守的な評価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た。

具体的には図 2-1 に示すとおり、溢水水位の算出にあたって床勾配 (50mm) 及び建築施工公差 (25mm) を考慮し、水上高さ 75mm を溢水水位算出の基準点とした。なお、図 2-2 廃棄物処理建物及び図 2-3 原子炉建物内の一部の区画は、床勾配がないため建築施工公差 (25mm) のみを考慮し、水上高さ 25mm を溢水水位算出の基準点とした。

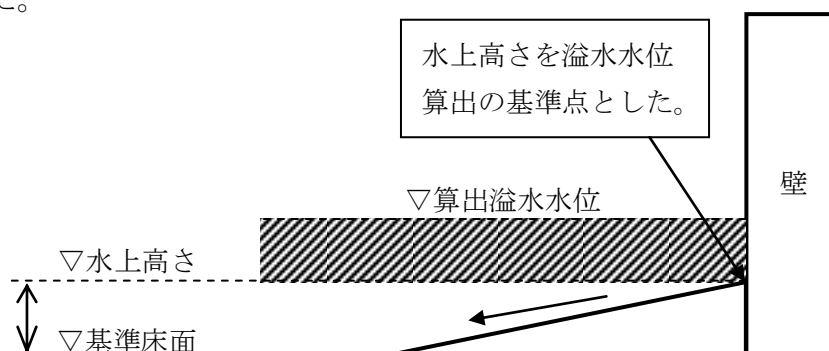


図 2-1 溢水水位算出時の床勾配の考え方

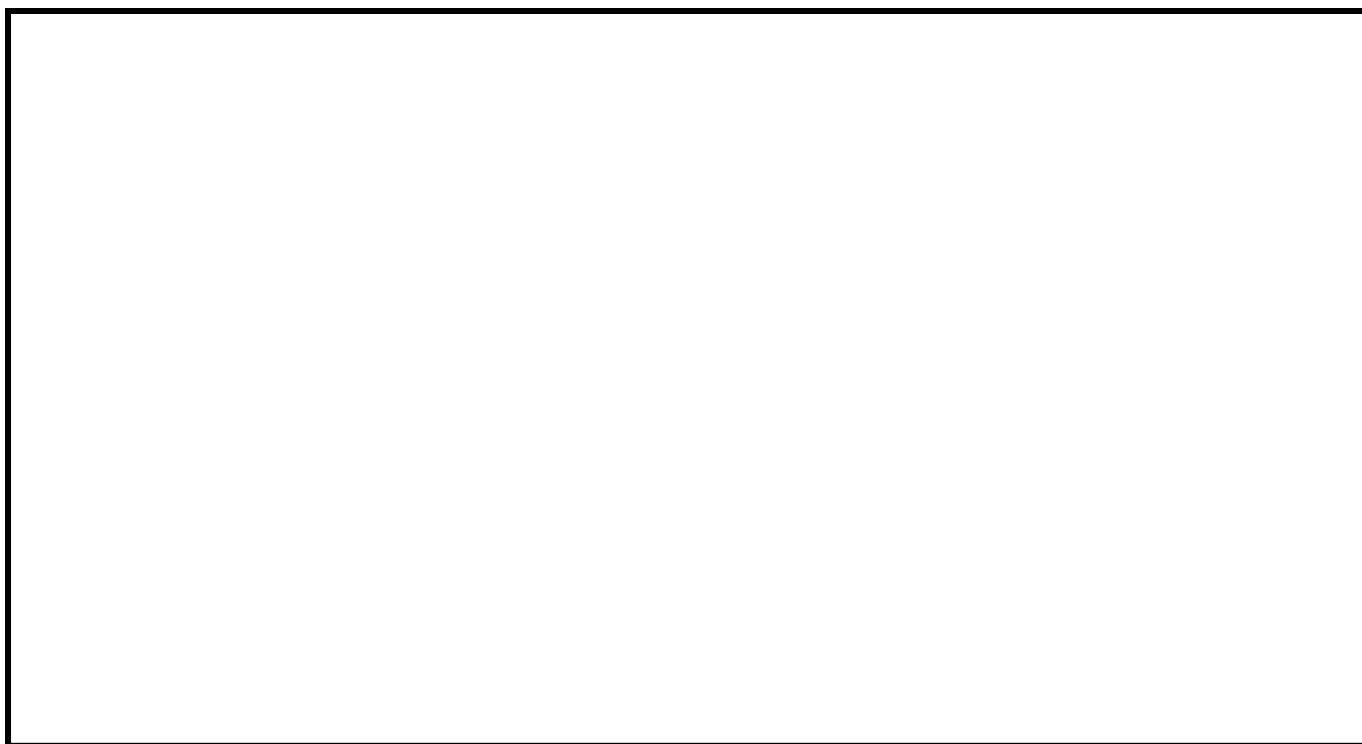


図 2-2 床勾配を考慮しない区画 (廃棄物処理建物) (1/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

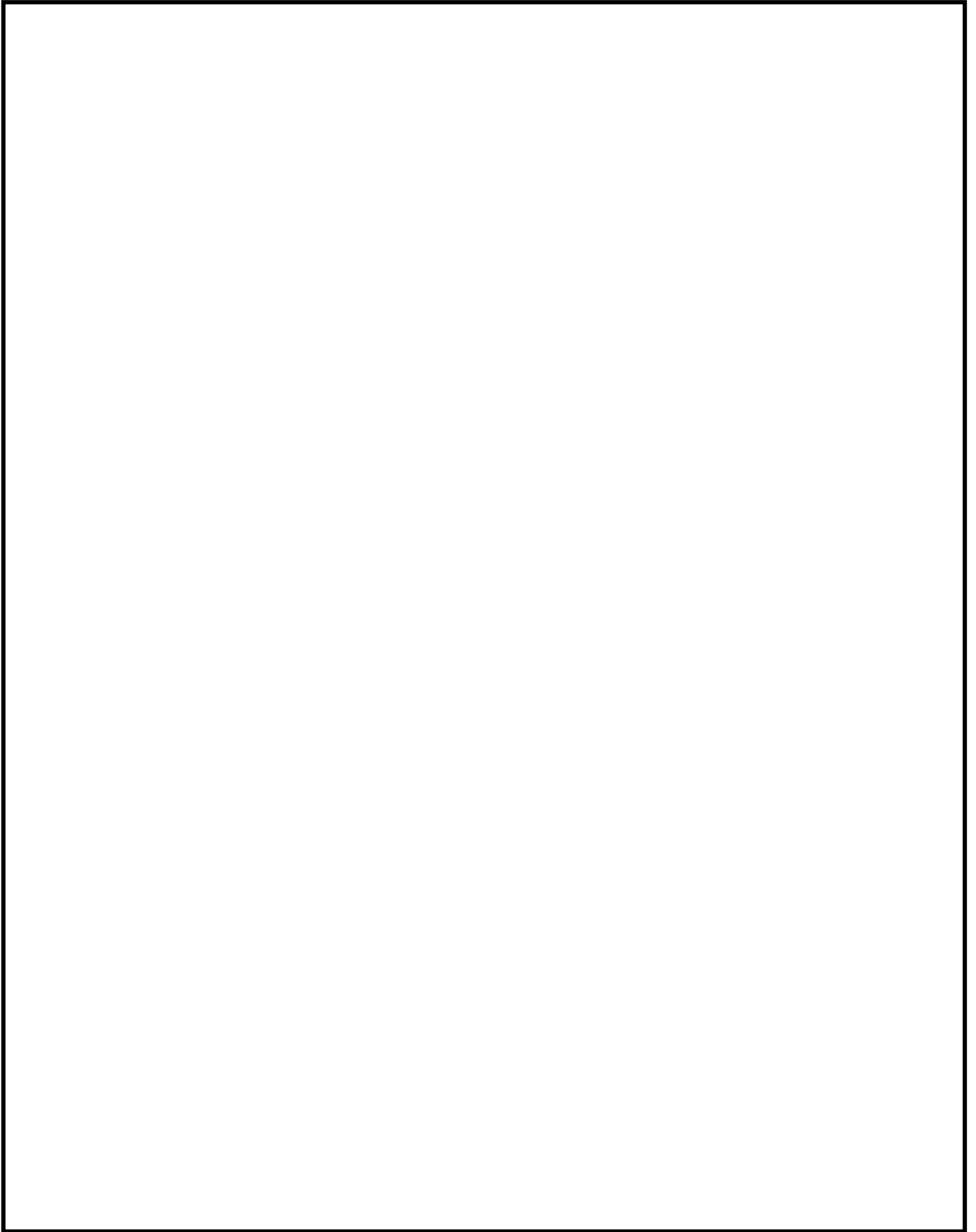


図 2-2 床勾配を考慮しない区画（廃棄物処理建物）（2/2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

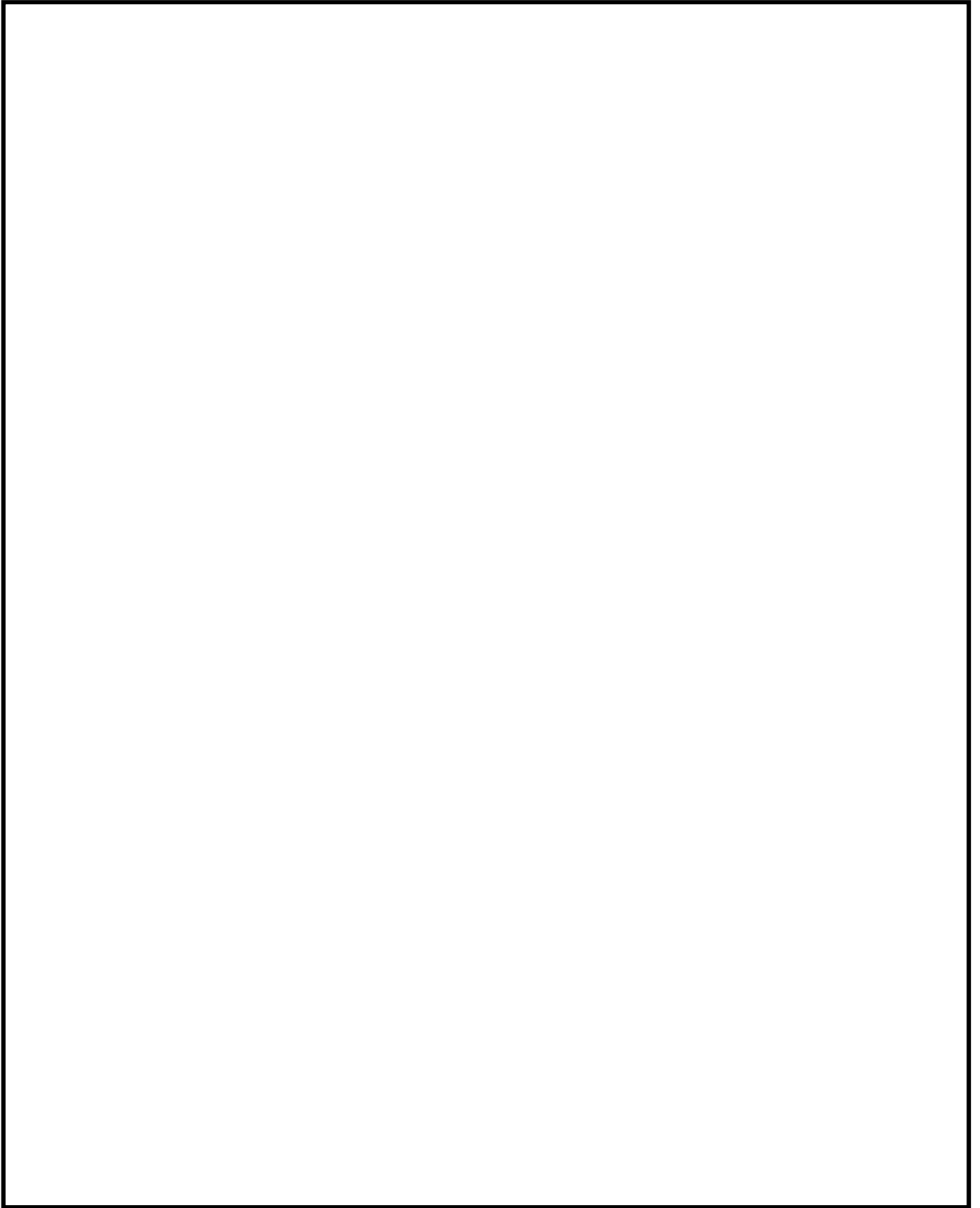


図 2-3 床勾配を考慮しない区画（原子炉建物）（1/2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

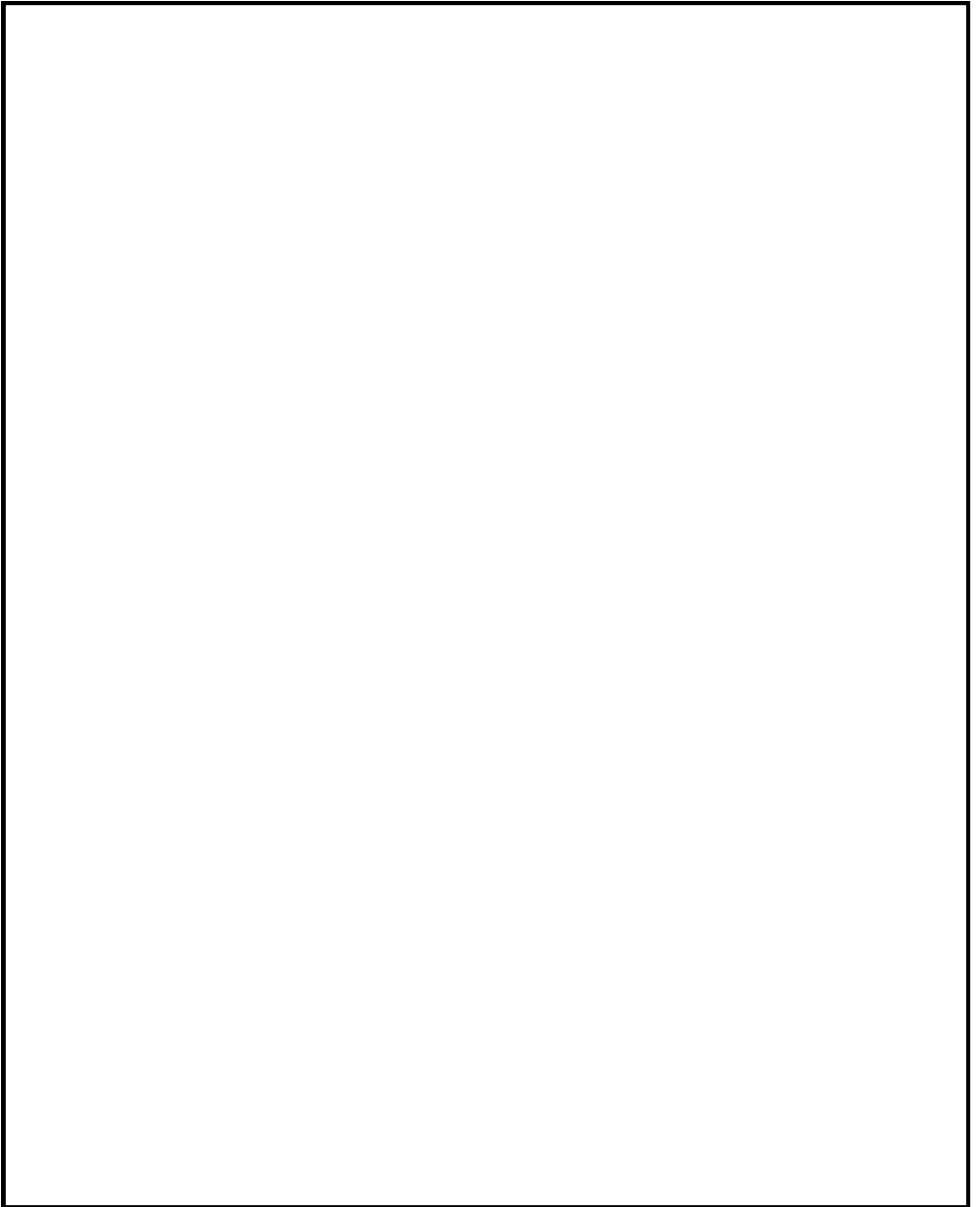


図 2-3 床勾配を考慮しない区画（原子炉建物）（2/2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.2 滞留面積について

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した。

なお、資機材の持ち込み等により滞留面積が一時的に変動し、溢水水位に影響を及ぼすような場合は、溢水評価への影響確認を実施する。また、本事項は運用管理が必要となる事項である（別添2参照）。

2.2.1 床面積の算出

溢水防護区画毎に建築図から躯体寸法を読み取り、手計算又はCADにて床面積を算出した。

2.2.2 滞留面積の算出

区画内で実際に機器等が占める面積の割合（以下「実面積低減率」という。）が0.3以下となる区画については、表2-1に示す一部の区画を除き面積低減率を0.3として滞留面積を算出した。また、機器等が多く設置された区画で、実面積低減率が0.3を超える区画については、面積低減率に実面積低減率を用いて滞留面積を算出した。

$$[\text{滞留面積}] = [\text{床面積}] \times (1 - [\text{面積低減率}])$$

表 2-1 面積低減率を 0.3 未満とする区画

建物	区画番号	面積低減率	実面積低減率
原子炉建物	R-B1F-20N	0.20	0.15

2.2.3 実面積低減率の算出

実面積低減率を算出するために必要となる機器等の占める面積は、以下の方法により算出した。実面積低減率が0.3を超える区画を表2-2に示す。

- ・区画内の機器基礎寸法を使用することを基本とし、熱交換器等で基礎部の面積よりも機器の投影面積の方が大きい機器については、投影面積を使用した。
- ・機器等の設置状況について現場調査結果を反映した。

表 2-2 実面積低減率が 0.3 を超える区画(1/2)

建物	区画番号	実面積低減率
原子炉建物	R-B2F-04N	0.65
	R-B2F-06N	0.66
	R-B2F-07N	0.61
	R-B2F-13N	0.54
	R-B1F-04N	0.46
	R-B1F-05N	0.48
	R-B1F-06N	0.46
	R-B1F-09N	0.32
	R-B1F-13N	0.37
	R-B1F-24N	0.78
	R-B1F-25N	0.85
	R-B1F-29N	0.75
	R-1F-08N	0.39
	R-1F-25N	0.43
	R-1F-17N	0.46
	R-1F-101N	0.33
	R-2F-04N	0.33
	R-2F-07N	0.31
	R-2F-08N	0.43
	R-2F-17N	0.45
	R-2F-21N	0.35
	R-2F-22N	0.32
	R-2F-28N	0.47
	R-M2F-01N	0.41
	R-M2F-09N	0.35
	R-M2F-10N	0.34
	R-M2F-27N	0.46
	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	0.44
	R-3F-06N	0.44

表 2-2 実面積低減率が 0.3 を超える区画 (2/2)

建物	区画番号	実面積低減率
廃棄物処理建物	RW-MB1F-08N	0.60
	RW-1F-03N	0.33
	RW-1F-05N	0.35
	RW-1F-07N	
	RW-1F-21N	0.34
	RW-2F-01N	0.37
	RW-2F-02N	0.38
	RW-4F-01N	0.36
制御室建物	C-2F-08N	0.38
取水槽	Y-24BN	0.38
排気筒エリア	Y-23N	0.51

2.3 水面のゆらぎの考慮について

内部溢水事象発生時において没水評価におけるゆらぎを考慮すべき場合は、滞留水にゆらぎを与えるものを考慮して、以下の2つが考えられる。

- (1) 溢水源から流出する際の水勢
- (2) 人員の移動

この2つの場合について以下のとおりゆらぎ水位を評価する。

(1) 溢水する際の水勢

溢水が過渡的に各溢水防護区画に流入した直後については、過渡的に溢水源からの水勢による流体の速度によってゆらぎが発生する可能性があるが、時間の経過と共に水位が上昇するにつれ流体の水勢は弱まり、各溢水防護区画に全ての流入流量が収まる頃には水位が最大高さになることと併せて流体の流動及びゆらぎによる水面の変動は十分小さくなると考えられる。加えて、溢水防護対象設備に対する溢水源からの距離の影響について、没水水位が低い場合は溢水源から距離が近いものについては、その影響が考えられる。しかし、水位が上昇することに伴い、溢水源からの水勢が弱まるため距離の影響は小さくなる。このため、表 1-1 における伝播の仕方等の保守性を考慮することにより、水勢によるゆらぎ高さは現状の評価において包含される。

(2) 人員の移動

内部溢水事象発生後、運転員等が通路を歩行する際に、滞留した流体に運動エネルギーを加えることで水位が上昇することが考えられる。このため、通路部においては、人員の移動により溢水水位に応じてゆらぎが発生する可能性があることから、各通路部において 50mm 以上の裕度が保守的に確保されていることを確認する。

以上より、表 2-3 に水位変動の要因と、評価上の裕度の考慮について整理した。結果として各要因により水位変動が生じる可能性を考慮して、アクセスルートにおいて人員の移動によるゆらぎ高さ 50mm の裕度を確保する。

表 2-3 水位変動の要因等の整理

要因	発生時期	発生場所	状況	溢水水位に対する影響	対応
溢水源から流出する際の水勢	溢水発生時	溢水発生区画	溢水した直後は水勢により区画内の水位を変動させる要因となり得るが、溢水後はその水勢が無くなり変動が十分小さくなる。	評価用の溢水水位は流出完了後の溢水量にて算出しているため、その水位を更に有意に変動させることはない。	不要
人員の移動	一定時間経過後	アクセスルート	溢水が滞留している区画内を人員が移動する場合は、滞留している溢水に運動エネルギーを付与し水位を変動させる要因となり得る。	人員の移動で有意な水位変動が生じることを考慮し、通路部の溢水水位について50mmの余裕を確保する。	要

2.4 評価用溢水水位の保守性について

評価用の溢水水位の算出は、溢水量及び滞留面積を用いて評価ガイドに従い算出している。この溢水量及び滞留面積の算出においては、表 1-1 及び表 1-2 に記載したような各種保守性を考慮しており、また溢水伝播の評価においても、評価対象区画への流入流量が大きく、評価対象区画から他区画への排出流量は小さくなるよう想定をして評価を実施していることから、大きな保守性を有したものとなっている。併せて、実際に溢水が発生した場合の溢水水位の挙動に関しては、人員の移動に伴う水勢によって水面がゆらぐことで水位の変動が生じる可能性があるため、ゆらぎを考慮した評価用水位を用いる。

以上より、一連の各プロセスで保守性を確保することにより、溢水評価全体で保守性を確保している。

溢水影響評価における耐震クラスの確認方法について

地震起因によって溢水源となり得る機器については、「3. 溢水源の選定」にて抽出した溢水源となり得る機器のうち、基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じるおそれのある機器を選定している。さらに、選定した機器に対し、地震起因による没水影響評価フロー及び地震起因による被水影響評価フローに基づき、影響評価を行い、溢水源にする機器を選定している。図1に地震起因による没水影響評価フローを、図2に地震起因による被水影響評価フローを示す。

この中で、耐震 B, C クラスの配管は、配管計装線図を用いて抽出している。配管計装線図には、系統仕様（耐震重要度分類、最高使用圧力、最高使用温度等）が記載されており、本図書を用いることによって耐震重要度分類及び設置されている建物が確認できる。また、抽出した機器が溢水防護対象設備が設置された建物・区画内にあることをプラントウォークダウンにより確認している。

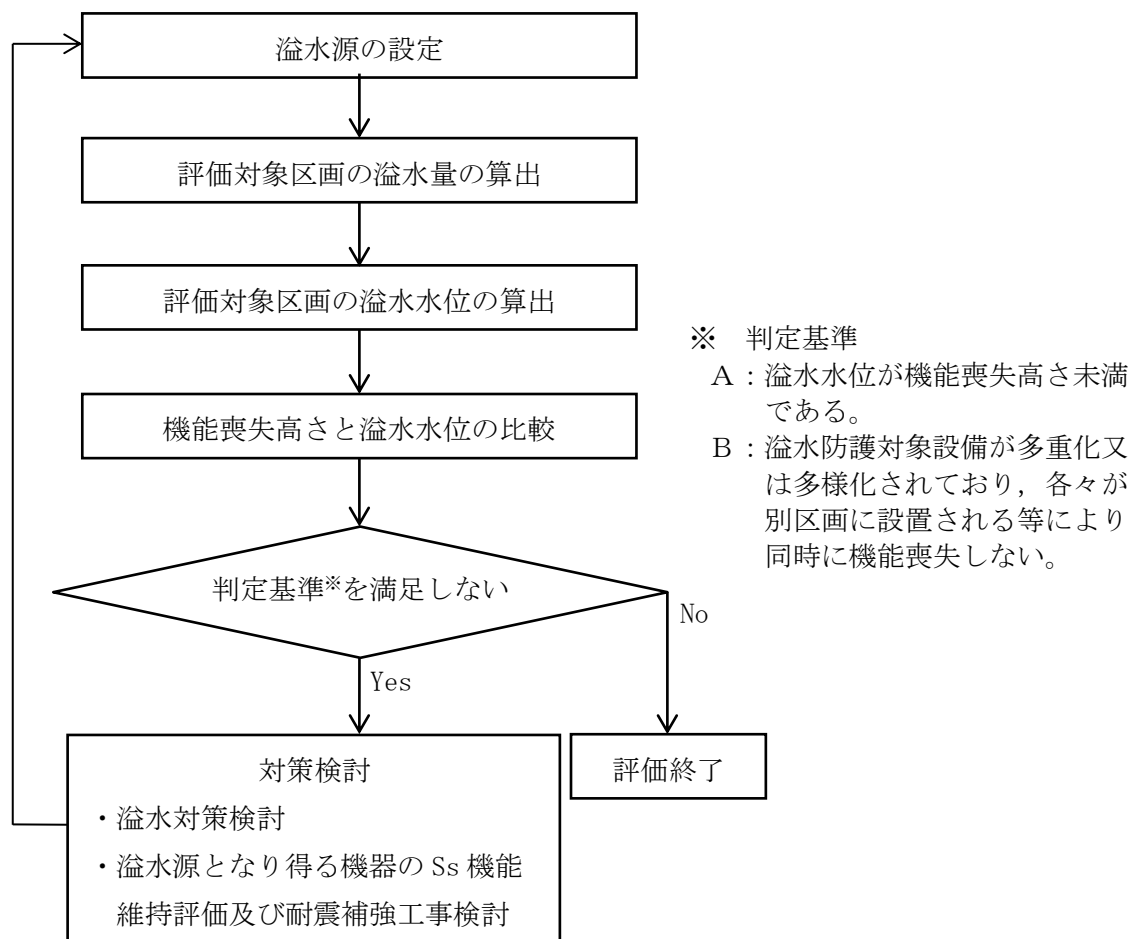
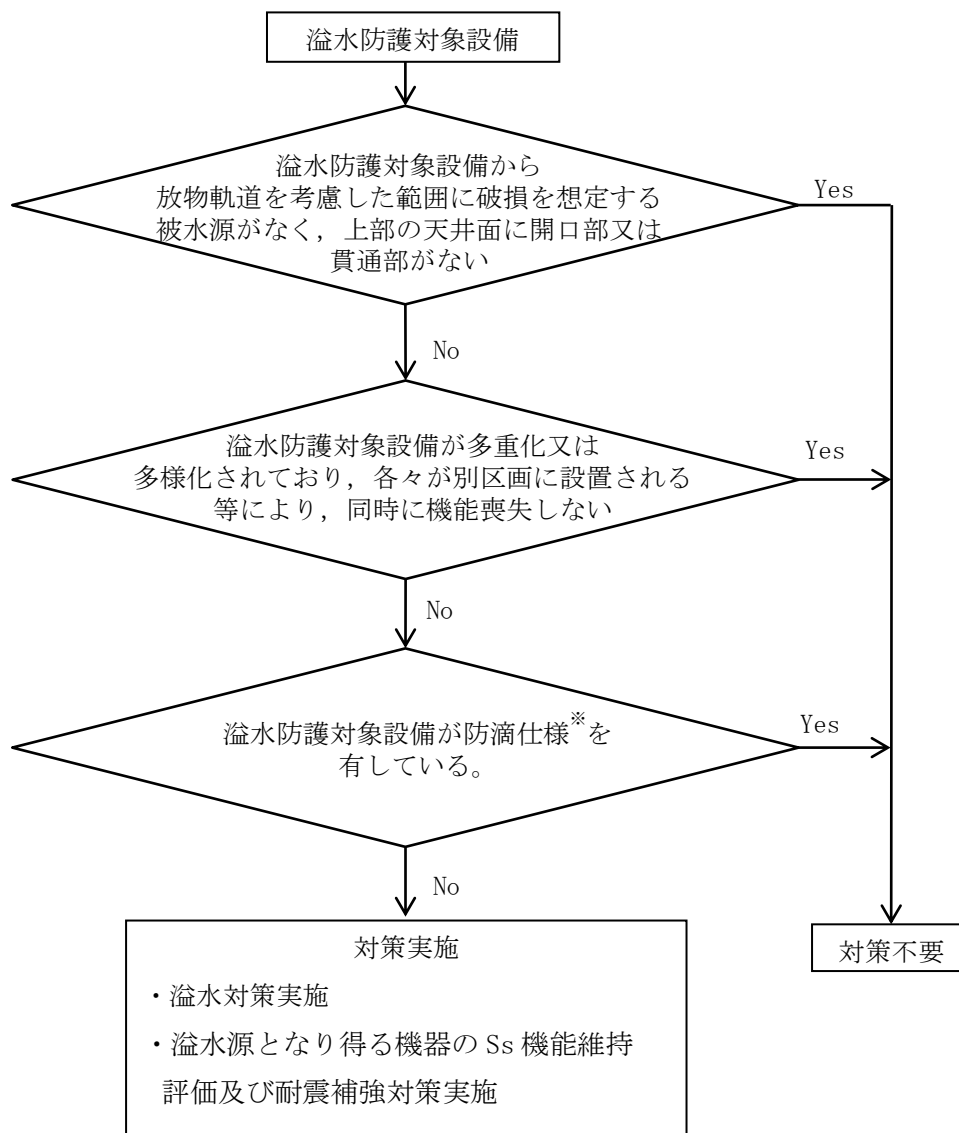


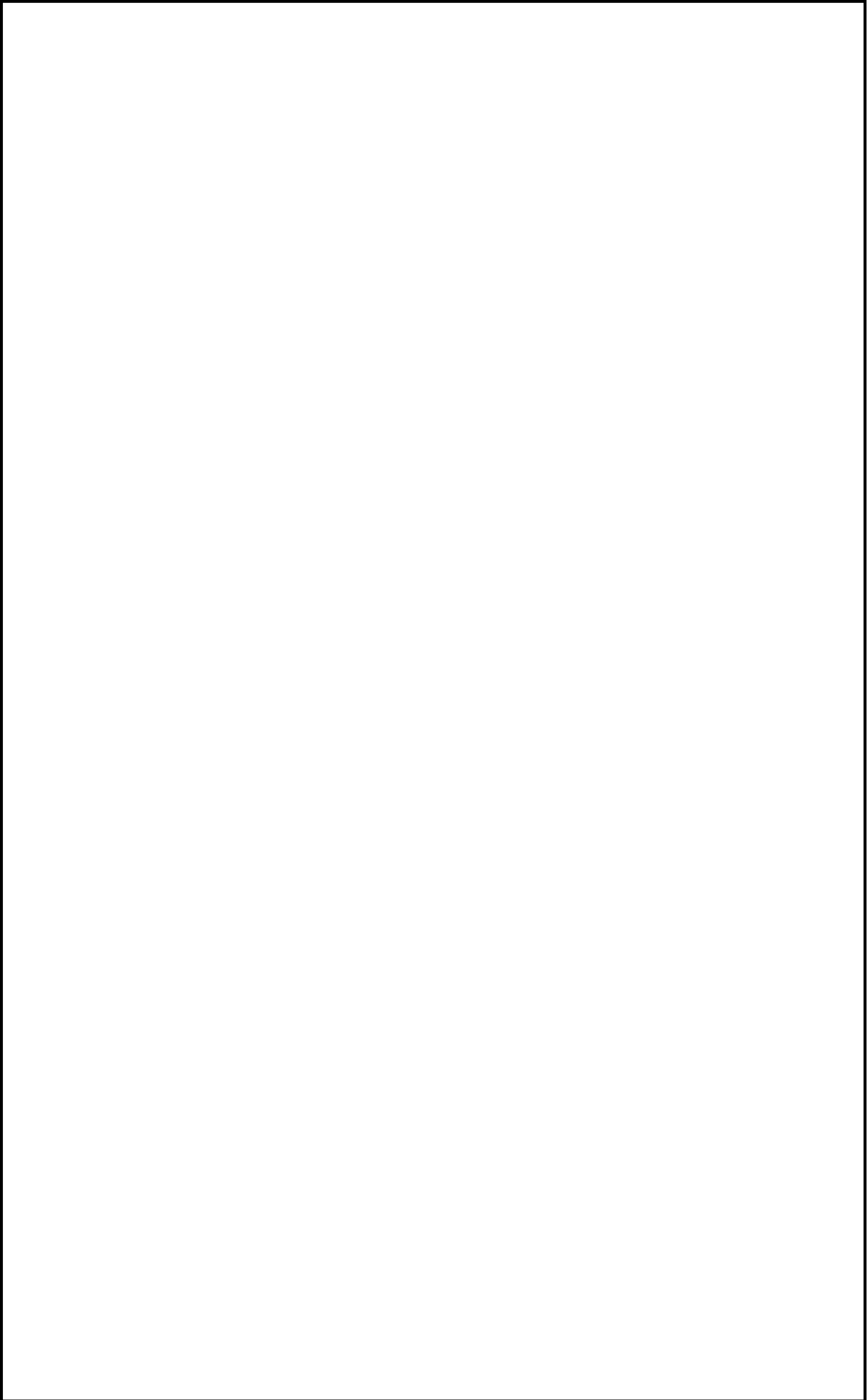
図1 地震起因による没水影響評価フロー
 (本文 7.6 図 7-4 再掲)



※ 防滴仕様は「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」による。

図2 地震起因による被水影響評価フロー
(本文 7.7 図 7-7 再掲)

配管計装線図 例



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

配管の破損位置及び破損形状の評価について

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、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、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」の規定を適用しているため、本資料にて当該評価について説明する。

1. 評価対象配管

想定破損除外の応力評価を実施する対象配管を表 1-1 に示す。

表 1-1 低エネルギー配管の想定破損除外を適用する対象配管

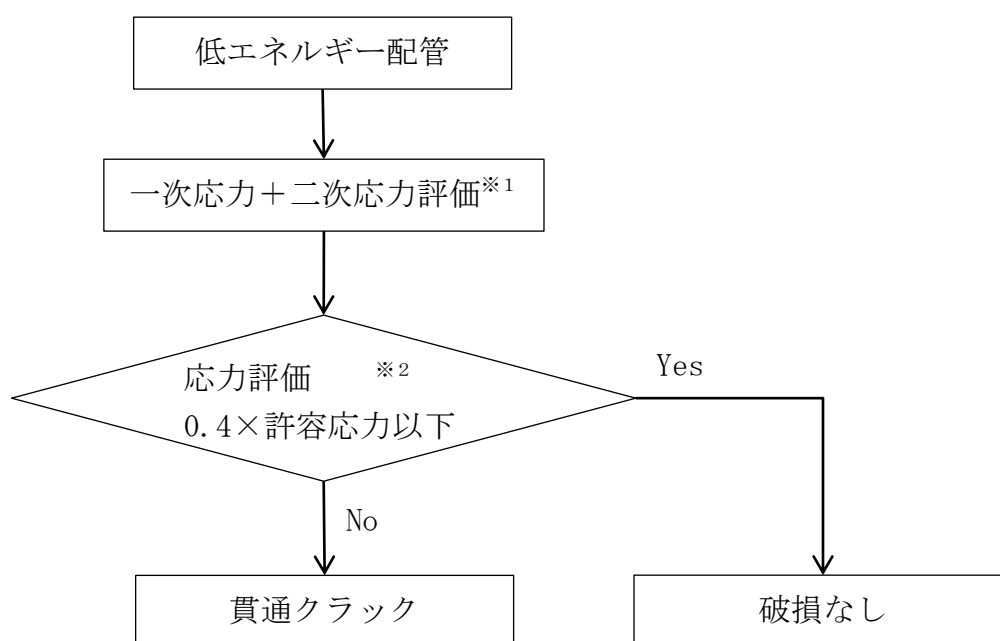
建物	区画番号	対象系統	
		略称	名称
原子炉 建物		FPC	燃料プール冷却系
		FPC	燃料プール冷却系
		RCW(A)	原子炉補機冷却系（非常用系Ⅰ）
		RCW(B)	原子炉補機冷却系（非常用系Ⅱ）
		RHR(A)	残留熱除去系（A）
		RHR(B)	残留熱除去系（B）
廃棄物処理 建物		FPC	燃料プール冷却系
		FP	消火系
		RCW(A) HVC(A)	原子炉補機冷却系（非常用系Ⅰ） 中央制御室換気系（A）
		RCW(B) HVC(B)	原子炉補機冷却系（非常用系Ⅱ） 中央制御室換気系（B）
		RCW(N)	原子炉補機冷却系（常用系）
		FP	消火系

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 低エネルギー配管の応力に基づく評価

表 1-1 に示す対象配管はクラス 2, 3 又は非安全系の配管であることから, 評価ガイド附属書 A のクラス 2, 3 又は非安全系の配管に適用される計算式により応力評価を実施し, 評価ガイドに定める評価条件を満足することを確認する。

応力評価は 3 次元梁モデル解析により行い, 供用状態 A, B 及び $(1/3)S_d$ 地震荷重に対して設計・建設規格 PPC-3530(1)b. の計算式により求めた (一次応力+二次応力) S_n が, 設計・建設規格 PPC-3530(1)d. の計算式により求めた許容応力 S_a の 0.4 倍以下であることを確認する。低エネルギー配管の破損形状の評価フローを図 2-1 に示す。



※1 評価ガイド附属書 A に基づく一次応力+二次応力評価

※2 クラス 2, 3 又は非安全系の配管は $0.4S_a$ 以下

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)

図 2-1 低エネルギー配管の破損形状評価フロー

3. 低エネルギー配管の応力に基づく評価結果

対象とした配管の区画内における最小裕度となる箇所の応力評価結果を表 3-1 に示す。また、対象配管の解析モデルの例を図 3-1 に示す。評価の結果、配管の応力は $S_n \leq 0.4S_a$ であり、想定破損除外を適用できることを確認した。

なお、ここで示す応力評価結果は基本設計段階での評価であり、今後各種対策の実現性・詳細設計等を精査するに伴い変更が必要となる場合は、適宜反映する。

表 3-1 最小裕度となる箇所における応力評価結果

区画 番号	対象 系統	材質	発生値 [MPa]					許容値 0.4S _a [MPa]	評価
			内圧	自重	地震	熱	合計		
	FPC							137	OK
	RCW(A)							111	OK
	RCW(B)							108	OK
	RHR(A)							111	OK
	RHR(B)							111	OK
	FPC							137	OK
	FPC							137	OK
	FP							100	OK
	RCW(A)							111	OK
	HVC(A)							100	OK
	RCW(B)							111	OK
	HVC(B)							100	OK
	RCW(N)							100	OK
	FP							100	OK

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

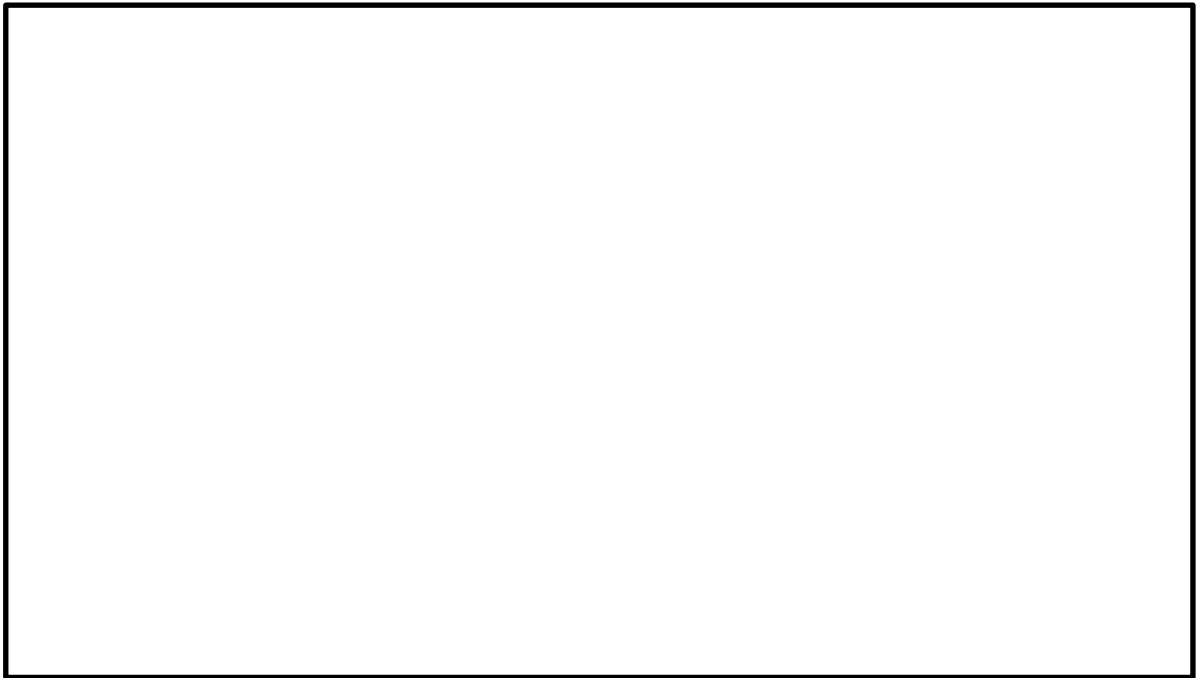


図 3-1 解析モデル図 (FPC-15)

4. 減肉等に対する管理

「3. 低エネルギー配管の応力に基づく評価結果」により破損形状の想定を行う場合は、減肉、腐食等による破損を別途想定し、非破壊検査等を定期的を実施する。定期的な管理を実施することにより、減肉による破損の想定を除外する。

4.1 配管の想定破損評価時の配管減肉の管理方針について

島根原子力発電所 2 号炉の減肉の可能性のある配管については、「発電用原子炉設備規格 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)」に基づいて管理している。

ここで、溢水影響評価において想定破損除外を適用する配管については、低エネルギー配管であり、上記の管理対象とならないが、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、当該の配管については評価ガイド附属書 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、本事項は運用管理が必要となる事項である (別添 2 参照)。

4.2 減肉管理対象系統の抽出

(1) 対象材料

島根原子力発電所 2 号炉の低エネルギー配管材料としては、ステンレス鋼及び炭素鋼が使用されているが、配管の主要な減肉事象を表 4-1 のとおり整理した。応力評価を実施する対象配管のうち、消火系配管については、内面ライニング配管のため、対象外とする。

表 4-1 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。

(2) 対象腐食モード

評価対象配管の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。

(3) 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、溶存酸素濃度、pH、塩分濃度等の水質条件である。想定破損除外を適用する対象配管の水源は純水タンクであり、これ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。

- ・中央制御室換気系

純水タンクを水源としており、防錆剤を含む定常的な流れのある系統として選定。

- ・残留熱除去系

サプレッションチェンバを水源としており、防錆剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

4.3 検討対象系統の肉厚測定結果

検討対象系統の肉厚測定結果について表 4-2 に示す。

表 4-2 配管肉厚測定結果

計測系統		配管 口径 [A]	板厚 (公称肉 厚) [mm]	測定値 (最小 値) [mm]	公差
中央制御室換気系	中央制御室空気調和装置 冷却水ライン				
残留熱除去系	可燃性ガス濃度制御スプ レイ冷却器冷却水ライン				

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

フェイル・セーフ機能により溢水影響評価対象外とした弁の
溢水による機能影響について

1. フェイル・セーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備

フェイル・セーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備を表 1 に、フェイル・セーフ機能の代表例を図 1, 2 に示す。また、フェイル・セーフ機能設備が溢水の影響により動作機能が喪失した後に、動作が要求されることのないことを確認した。

2. 溢水によるフェイル・セーフ機能への影響

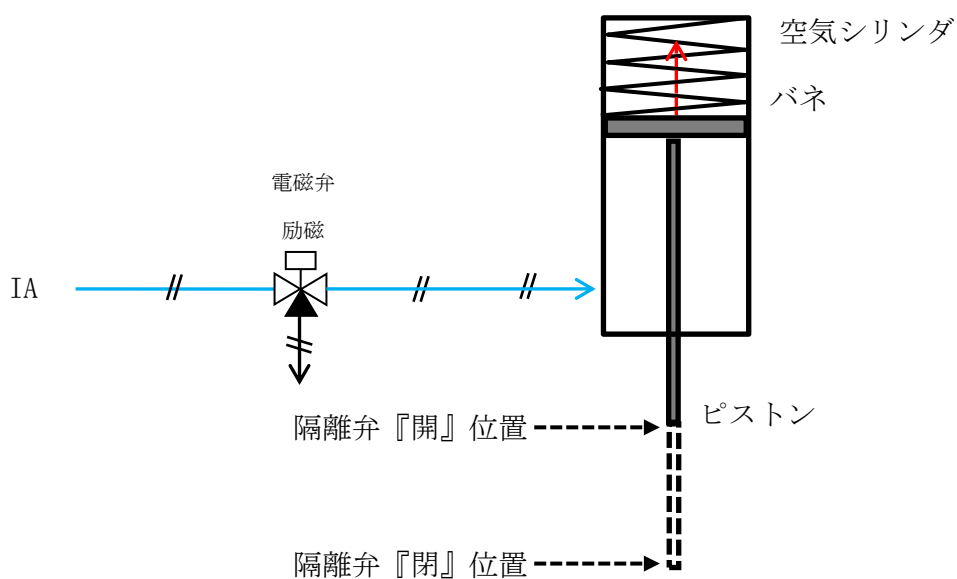
以下に示す通り、溢水によるフェイル・セーフ機能への影響はないと考える。

- (1) 端子部に水分が浸入した時点で電源が遮断され、フェイル・セーフ機能が作動する。電源が喪失すれば誤作動はしない。
- (2) 溢水により電源が遮断されない場合は、電源回路の絶縁性能が保たれているため、正常に動作可能。
- (3) 溢水により無励磁の箇所が誤って励磁される事象は考えられない。

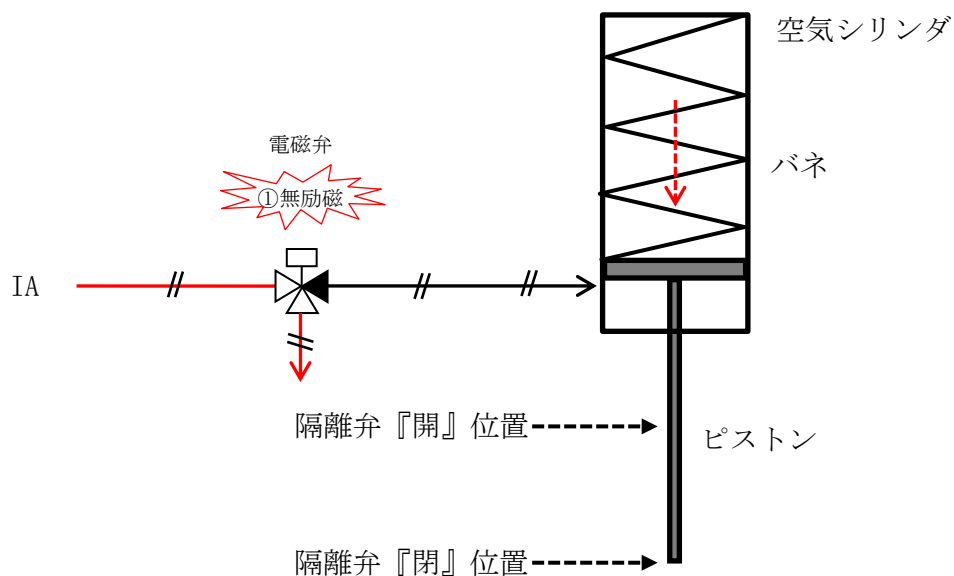
表1 フェイル・セーフ機能により溢水影響評価対象外とした設備

系統名称	機器番号	機器名称	フェイル・セーフ時の動作	動作要求の有無	作動原理	
原子炉再循環系	AV201-2	炉水ポンプリング外側隔離弁	開→閉	閉動作後の開動作要求なし	図1	
	AV201-5A, B	A, B-再循環モジュールージ元弁				
主蒸気系	AV202-2A~D	A~D-主蒸気外側隔離弁				
制御棒駆動系	AV212-126	水圧エレクトスクラム弁	閉→開	スクラム達成後の動作要求なし		
原子炉補機冷却系	CV214-1A, B	中央制御室冷凍機出口圧力調節弁	制御→開	開動作後の閉動作要求なし		
窒素ガス制御系	AV217-8A	N2 補給ドライウェル入口隔離弁	開→閉	閉動作後の閉動作要求なし		
	AV217-8B	N2 補給トラス入口隔離弁				
非常用ガス処理系	AV226-1A, B	A, B-R/B 連絡弁	閉→開	開動作後の閉動作要求なし		
中央制御室換気系	AD264-1	A, B-制御室再循環風量調整ダンパ	開→閉	閉動作後の開動作要求なし		図2
	AD264-2	A, B-ケーブル処理室排気切替ダンパ	閉→開	開動作後の閉動作要求なし		
	AD264-3	A, B-制御室再循環空気排気切替ダンパ				
	AD264-4A, B	A, B-中央制御室排風機用 インレットガイドベーン				
	AV264-5	中央制御室排気内側隔離弁	開→閉	閉動作後の開動作要求なし		
	AV264-6	中央制御室排気外側隔離弁				
	AV264-7A, B	A, B-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁	閉→開	開動作後の閉動作要求なし		
	CV264-17	中央制御室給気外側隔離弁				
CV264-18	中央制御室給気内側隔離弁					
ポンプリング系	AV278-1A~D	A~D-N2 ガスポンプリング 第1 隔離弁	開→閉	閉動作後の開動作要求なし	図1	
	AV278-2A~D	A~D-N2 ガスポンプリング 第2 隔離弁				
	AV278-3	N2 ガスポンプリング 戻り 第2 隔離弁				
	AV278-4	N2 ガスポンプリング 戻り 第1 隔離弁				
プロセス放射線モニタ系	AV295-15, 16	PRM ドライウェル内漏えい検出モニタ入口 第1, 2 隔離弁				
	AV295-17, 18	PRM ドライウェル内漏えい検出モニタ出口 第1, 2 隔離弁				

【通常時】



【フェイル・セーフ動作時】

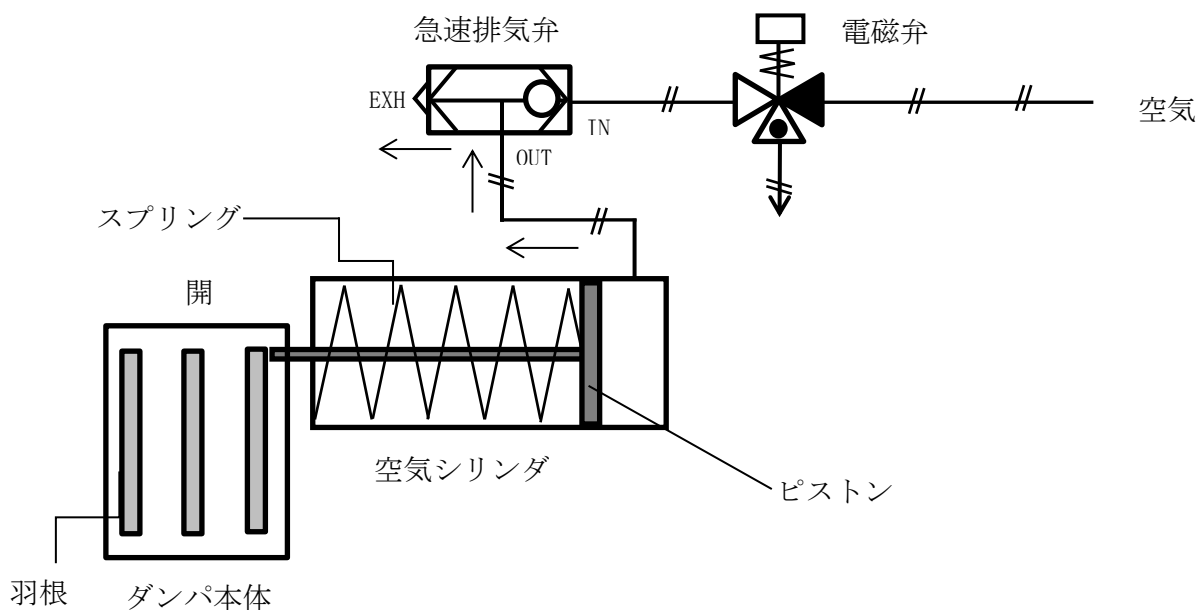


<溢水時動作>

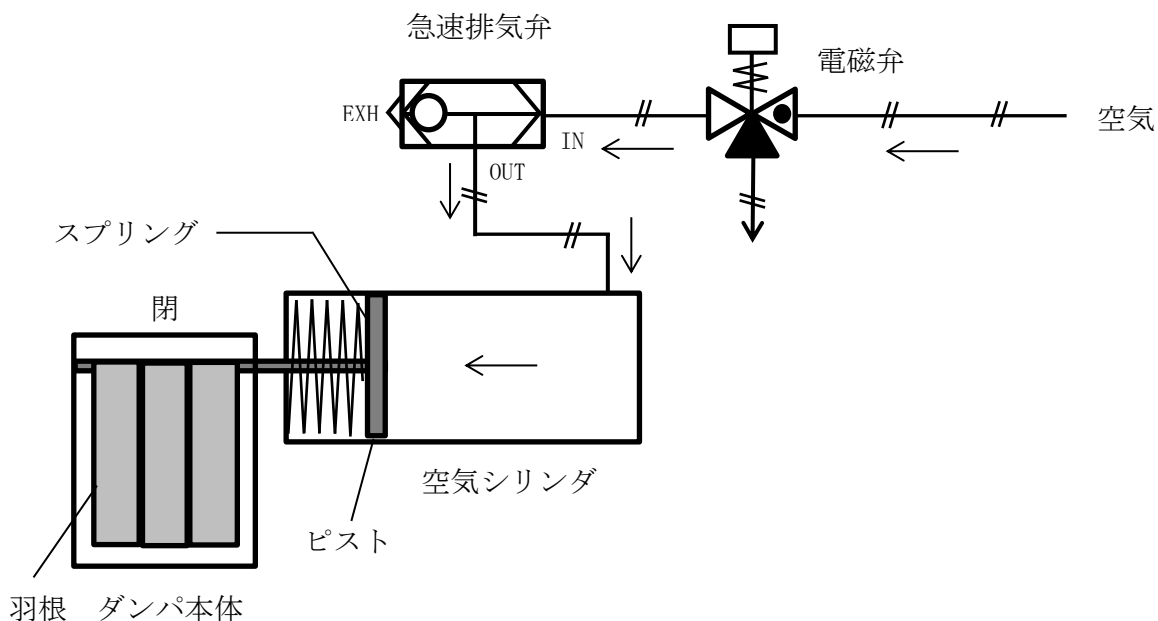
- ①溢水の影響により、電磁弁が無励磁となる
- ②電磁弁の空気供給ループが変更される
- ③ピストンが隔離弁「閉」位置となる側に移動し、空気作動弁が閉止する

図1 空気作動弁の動作概要図

【通常時】



【フェイル・セーフ動作時】



< 溢水時動作 >

- ① 溢水の影響により、電磁弁が無励磁となる
- ② 急速排気弁の空気供給ループが変更される
- ③ ピストンが作動式ダンパ「閉」位置となる側に移動し、空気作動式ダンパが閉止する

図2 空調式ダンパの動作概要図

ハッチ開放時における溢水影響について

定検作業に伴う溢水防護対象設備の不待機や扉の開放等、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は、重大事故等対処施設の利用も含めた現実的な対応も考慮し、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないような運用とする。

ここでは、影響評価上設定した溢水経路の状態の一時的な変更の一例として、島根原子力発電所2号炉における定期事業者検査時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. ハッチ開放による溢水評価への影響の考え方

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、定期事業者検査時等で開放されることを考慮し、評価に及ぼす影響について図1のフローに従い確認する。

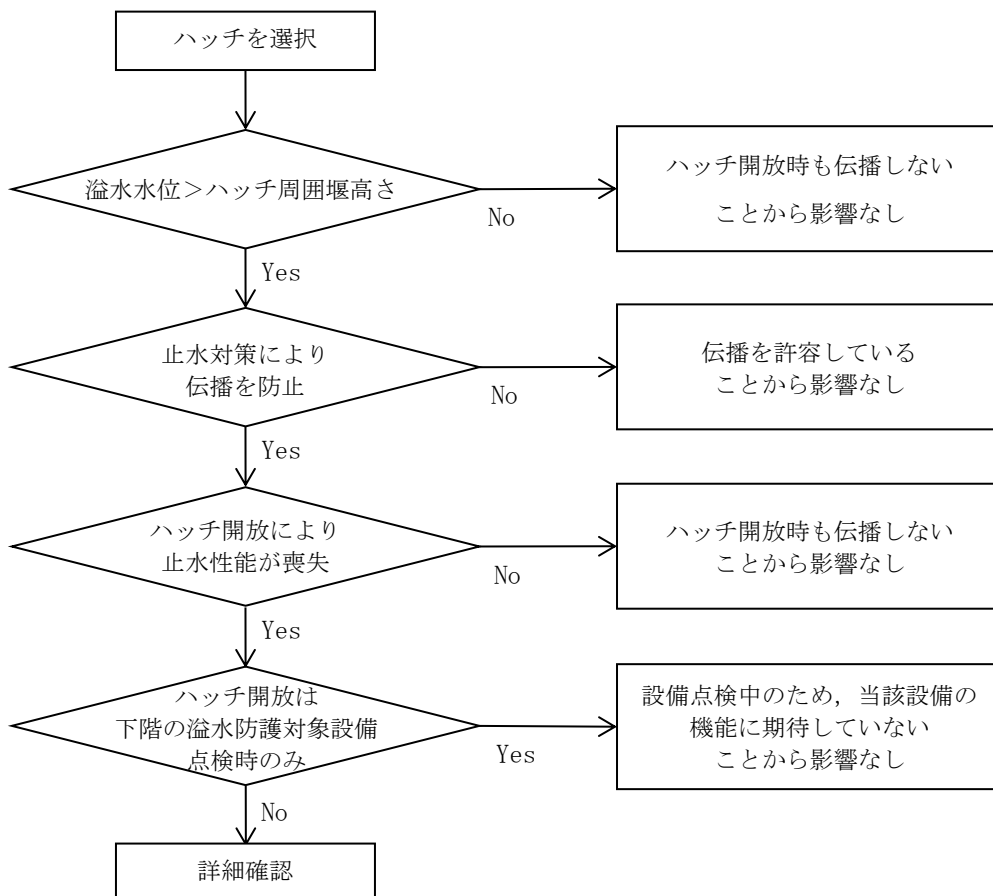


図1 ハッチ開放による影響確認フロー

2. 確認結果

図1の確認フローに従いハッチ開放時の影響を確認し、詳細確認が必要となった箇所及びその対応を表1に示す。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基づく規定文書に明記する。また本事項は運用管理が必要となる事項である（別添2参照）。

表1 ハッチ開放による溢水影響評価

ハッチ No.	設置区画	接続区画	止水方法	主なハッチ開放理由	対応
8.8-HR-1	R-B1F-01N R-B1F-08N	R-B2F-01N	シール	RCIC ポンプ点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
15.3-HR-1	R-1F-02N	R-B1F-16N	シール	A-DEG 設備点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
15.3-HR-2	R-1F-02N	R-B1F-16N	シール	B-DEG 設備点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
15.3-HR-8	R-1F-15N	R-B1F-11N	シール	IA コンプレッサ点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
15.3-HR-9	R-1F-15N	R-B1F-12N	シール	H-DEG 点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
23.8-HR-5	R-2F-21N	R-1F-15N	シール	HPCS 電気室排風機用電動機点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
30.5-HR-1	R-M2F-01N	R-2F-23N	シール	C/C 点検等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認
30.5-HR-2	R-M2F-02N	R-2F-20N	シール	C/C 点検等	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認
34.8-HR-1	R-3F-03N	R-2F-05N	シール	非常用電気室排風機点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
34.8-HR-2	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	シール	機器搬出入	ハッチより伝播した場合にも安全機能に影響がないことを確認
42.8-HR-1	R-4F-01-1N	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	シール	A-SGT 点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
42.8-HR-2	R-4F-01-1N	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	シール	機器搬出入	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
42.8-HR-3	R-4F-01-1N	R-3F-15N	シール	FHE 点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
42.8-HR-4	R-4F-01-1N	R-3F-15N	シール	FHE 点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
42.8-HR-8	R-4F-01-1N	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	シール	B-SGT 点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
42.8-HR-11	R-4F-01-1N	R-3F-22N	シール	FHE 点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）
32.0-HW-5	RW-4F-02N	RW-2F-02N	シール	中央制御室送風機点検等	運用による対応（例：当該ハッチ開放中に異区分の安全機器の点検をしない。）

漏えい検知性について

溢水発生時の漏えい検知性について以下に示す。

1. 溢水発生時の漏えい検知の考え方

溢水防護区画について、想定破損による内部溢水が発生した場合の漏えい検知性の考え方を図1に示す。

2. 確認結果

図1のフローに基づき、漏えい検知性が溢水評価に影響がないことを確認した。確認結果を表1に示す。

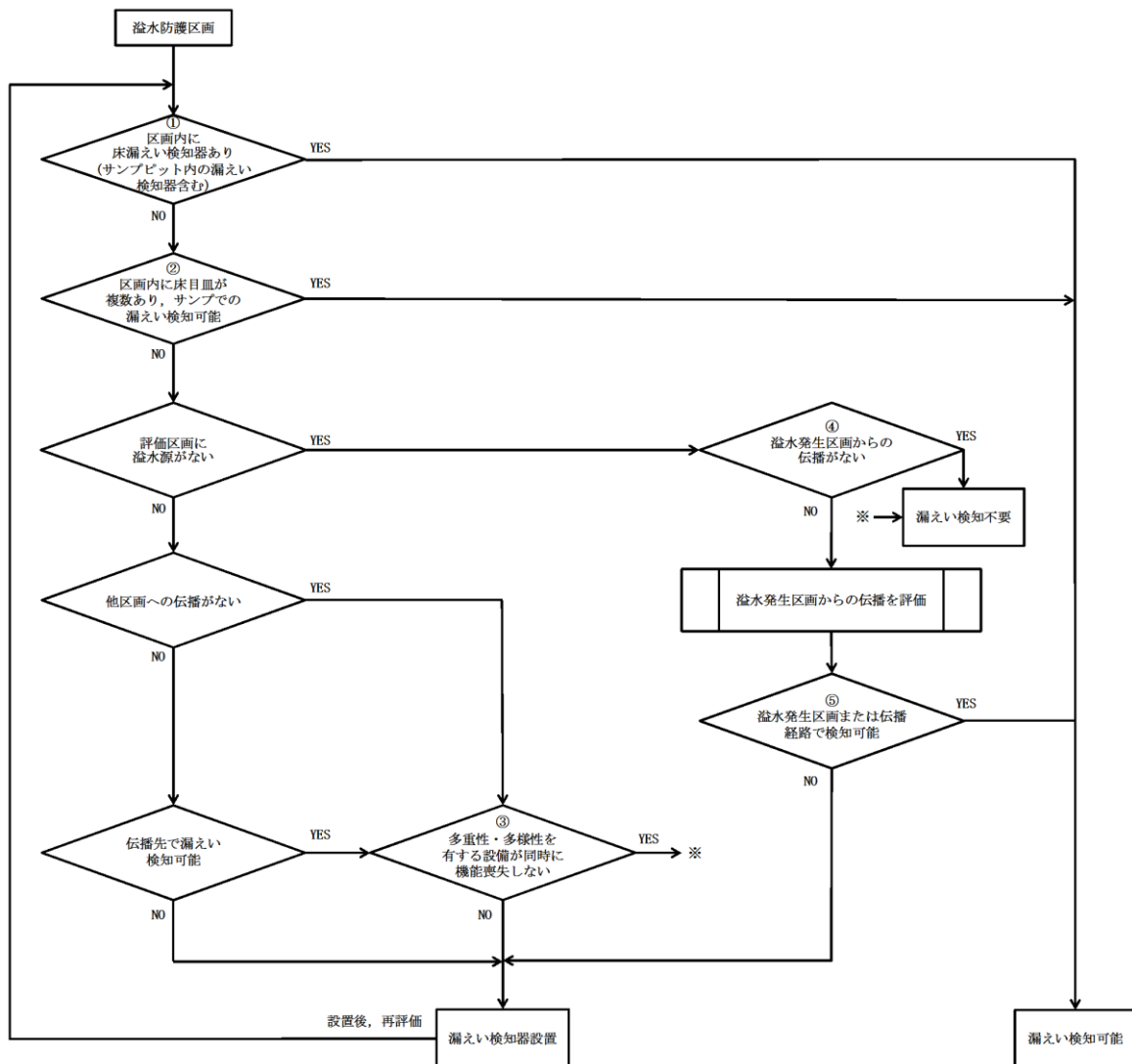


図1 漏えい検知性の確認フロー

表1 漏えい検知性確認結果 (1/2)

建物	階	区域区分	区画番号	漏えい検知方法※	漏えい検知 ○:可または不要 ×:不可
原子炉建物	4FL	管理区域 (二次格内)	R-4F-01-1N	②	○
	3FL	管理区域 (二次格内)	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	②	○
			R-3F-06N	①	○
			R-3F-09N	①	○
			R-3F-100N	①	○
		非管理区域	R-3F-02N	①	○
			R-3F-03N	①	○
	M2FL	管理区域 (二次格内)	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	②	○
			R-M2F-19N	②	○
		非管理区域	R-M2F-01N	③	○
	2FL	管理区域 (二次格内)	R-2F-09N	②	○
			R-2F-10N	②	○
			R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	②	○
			R-2F-14N	③	○
			R-2F-15N	③	○
			R-2F-01N	④	○
		非管理区域	R-2F-04N	①	○
			R-2F-05N	①	○
			R-2F-06N	④	○
			R-2F-07N	⑤	○
			R-2F-20N	②	○
			R-2F-21N	②	○
			R-2F-22N	⑤	○
			1FL	管理区域 (二次格内)	R-1F-03N R-1F-22N
	R-1F-07-1N	②			○
	R-1F-07-2N	③			○
	R-1F-09N R-1F-26N	②			○
	R-1F-10N	③			○
	R-1F-12N	②			○
	R-1F-30N	③			○
	R-1F-32N	③			○
	R-1F-33N	③		○	
	非管理区域	R-1F-02N		②	○
R-1F-14N		②		○	
R-1F-15N		②		○	

※ 漏えい検知方法

- ① 漏えい検知器により検知可能である。
- ② 床目皿が複数あり、最も大きい床目皿以外からの排出によりサンプルでの漏えい検知が可能である。
- ③ 伝播先で漏えい検知可能であり、多重性・多様性を有する設備が同時に機能喪失しない。
- ④ 評価区画内に溢水源がなく、他区画からの伝播がない。
- ⑤ 評価区画内に溢水源がなく、溢水発生区画または伝播経路で検知可能であり、他区画からの流入による影響がない。

表1 漏えい検知性確認結果 (2/2)

建物	階	区域区分	区画番号	漏えい検知方法※	漏えい検知 ○:可または不要 ×:不可
原子炉建物	B1FL	管理区域 (二次格内)	R-B1F-01N	①	○
			R-B1F-08N	①	○
			R-B1F-07N	①	○
			R-B1F-09N	③	○
		R-B1F-13N	①	○	
		非管理区域	R-B1F-04N	①	○
			R-B1F-05N	①	○
			R-B1F-06N	①	○
	R-B1F-11N		②	○	
	R-B1F-16N	②	○		
	R-B1F-17-1N	②	○		
	B2FL	管理区域 (二次格内)	R-B2F-01N	①	○
			R-B2F-02N	①	○
			R-B2F-03N	①	○
			R-B2F-09N	①	○
			R-B2F-10N	①	○
			R-B2F-15N	①	○
		R-B2F-31N	①	○	
		非管理区域	R-B2F-04N	③	○
			R-B2F-05N	②	○
R-B2F-06N			③	○	
R-B2F-07N			③	○	
R-B2F-08N			②	○	
R-B2F-11N	②		○		
R-B2F-12N	②	○			
R-B2F-13N	③	○			
R-B2F-14N	③	○			
廃棄物処理建物	2FL	非管理区域	RW-2F-01N	①	○
			RW-2F-02N	①	○
	1FL	非管理区域	RW-1F-05N	④	○
			RW-1F-07N	④	○
			R-1F-10N	④	○
	R-1F-11N	④	○		
	MB1FL	非管理区域	RW-MB1F-05N	①	○
			RW-MB1F-06N	③	○
RW-MB1F-07N			③	○	
RW-MB1F-08N			⑤	○	
制御室建物	4FL	非管理区域	C-4F-01N	④	○
海水ポンプエリア	屋外	非管理区域	Y-24AN	③	○
			Y-24BN	③	○
			Y-24CN	③	○
排気筒エリア	屋外	非管理区域	Y-18N	①	○
			Y-23N	①	○
		管理区域	Y-30N	④	○
			Y-31N	④	○
B-デファイゼル 燃料貯蔵タンク格納槽	屋外	非管理区域	Y-73N	④	○

※ 漏えい検知方法

- ① 漏えい検知器により検知可能である。
- ② 床目皿が複数あり、最も大きい床目皿以外からの排出によりサンプルでの漏えい検知が可能である。
- ③ 伝播先で漏えい検知可能であり、多重性・多様性を有する設備が同時に機能喪失しない。
- ④ 評価区画内に溢水源がなく、他区画からの伝播がない。
- ⑤ 評価区画内に溢水源がなく、溢水発生区画または伝播経路で検知可能であり、他区画からの流入による影響がない。

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

本補足説明資料については、第四十三条の審査資料に統合する。

その他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、漏えい検知器又は床ドレンサンプの警報等により、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漏えい事象について表 1-1 に整理する。

表 1-1 想定されるその他漏えい事象

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 	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、ドレン系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、二次側は配管により自系統等に直接繋がっているため、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

フロー管は配管により機器ドレンファンネル等に接続されているため、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に設計上の配慮がされている。また、その他のリーク事象の漏えい量は少なく、床目皿等により排水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事業者検査時に発生しているものであり、人的要因である。よって、発生時には早期に隔離等の対処が可能である。

2. その他漏えい事象に対する対応方針

表 1-1 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。一方、一部の区画においては想定破損を除外している場合があり、現状の影響評価で包含されず、少量の漏えいであっても安全機能に影響を及ぼす可能性が考えられるため、図 2-1 に示す確認フローにて溢水防護区画毎に確認を実施した。確認結果について表 2-1 に示す。

なお、(4) 人的過誤については、発生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。

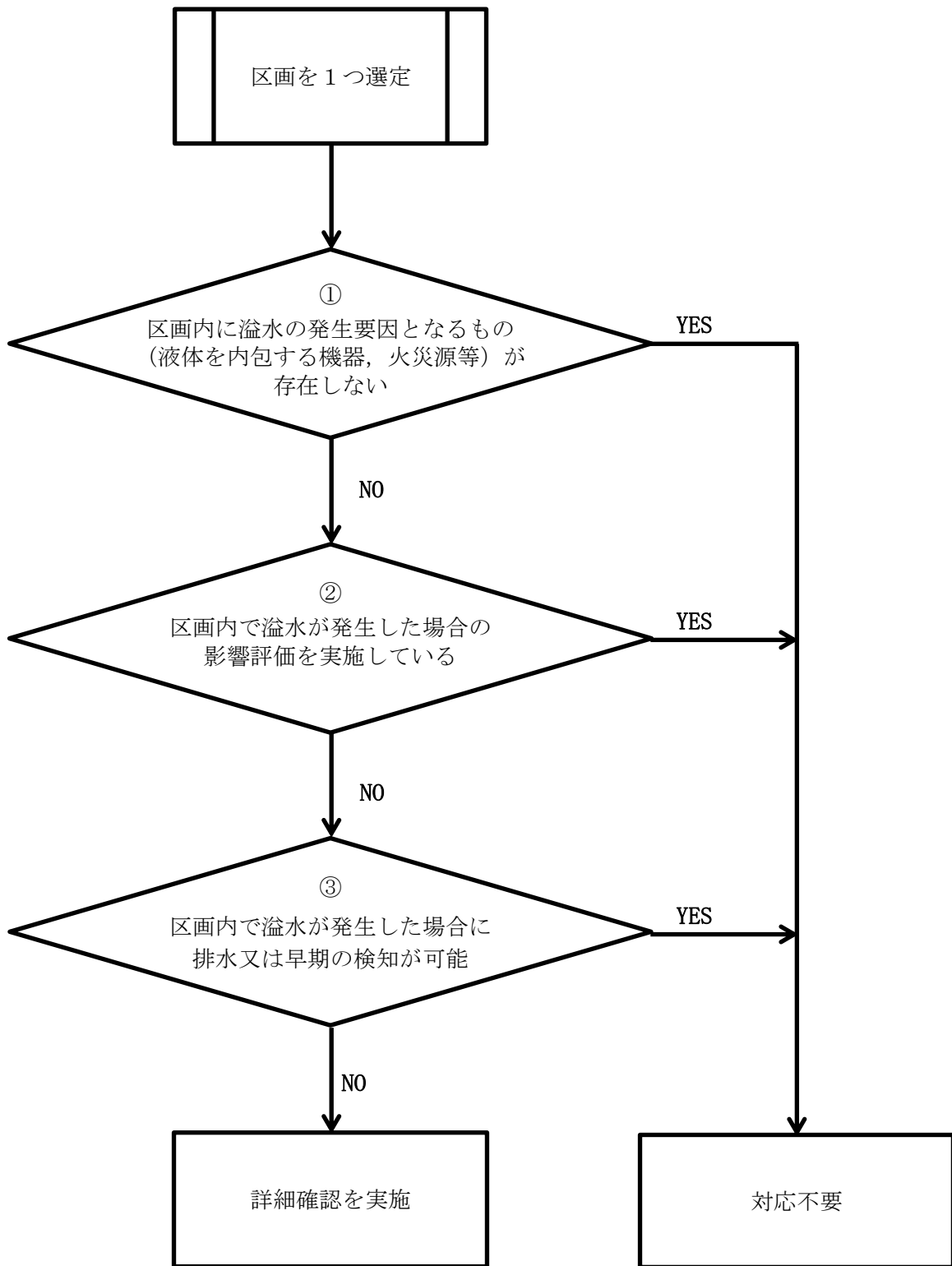


図 2-1 漏えい検知性の確認フロー

表 2-1 その他漏えい事象に対する対応確認結果 (1/2)

建物	階	区域区分	区画番号	漏えい検知方法	確認結果	
原子炉建物	4FL	管理区域 (二次格内)	R-4F-01-1N	②	対応不要	
	3FL	管理区域 (二次格内)	R-3F-04-1N R-3F-04-2N R-3F-07N R-3F-16-1N	②	対応不要	
			R-3F-06N	②	対応不要	
			R-3F-09N	②	対応不要	
			R-3F-100N	②	対応不要	
		非管理区域	R-3F-02N	②	対応不要	
			R-3F-03N	②	対応不要	
	M2FL	管理区域 (二次格内)	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	②	対応不要	
			R-M2F-19N	②	対応不要	
		非管理区域	R-M2F-01N	②	対応不要	
	2FL	管理区域 (二次格内)	R-2F-09N	②	対応不要	
			R-2F-10N	②	対応不要	
			R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	②	対応不要	
			R-2F-14N	②	対応不要	
			R-2F-15N	②	対応不要	
			非管理区域	R-2F-01N	①	対応不要
				R-2F-04N	②	対応不要
				R-2F-05N	②	対応不要
				R-2F-06N	②	対応不要
			R-2F-07N	②	対応不要	
		R-2F-20N	②	対応不要		
		R-2F-21N	②	対応不要		
		R-2F-22N	②	対応不要		
		1FL	管理区域 (二次格内)	R-1F-03N R-1F-22N	②	対応不要
	R-1F-07-1N			②	対応不要	
	R-1F-07-2N			②	対応不要	
	R-1F-09N R-1F-26N			②	対応不要	
	R-1F-10N			②	対応不要	
	R-1F-12N			②	対応不要	
	R-1F-30N			②	対応不要	
	R-1F-32N			②	対応不要	
R-1F-33N	②		対応不要			
非管理区域	R-1F-02N		②	対応不要		
	R-1F-14N		②	対応不要		
	R-1F-15N	②	対応不要			

表 2-1 その他漏えい事象に対する対応確認結果 (2/2)

建物	階	区域区分	区画番号	漏えい検知方法	確認結果
原子炉建物	B1FL	管理区域 (二次格内)	R-B1F-01N	②	対応不要
			R-B1F-08N	②	対応不要
			R-B1F-07N	②	対応不要
			R-B1F-09N	②	対応不要
		非管理区域	R-B1F-13N	②	対応不要
			R-B1F-04N	②	対応不要
			R-B1F-05N	②	対応不要
			R-B1F-06N	②	対応不要
	B2FL	管理区域 (二次格内)	R-B1F-11N	②	対応不要
			R-B1F-16N	②	対応不要
			R-B1F-17-1N	②	対応不要
			R-B2F-01N	②	対応不要
			R-B2F-02N	②	対応不要
			R-B2F-03N	②	対応不要
		非管理区域	R-B2F-09N	②	対応不要
			R-B2F-10N	②	対応不要
			R-B2F-15N	②	対応不要
			R-B2F-31N	②	対応不要
			R-B2F-04N	②	対応不要
			R-B2F-05N	②	対応不要
廃棄物処理建物	2FL	非管理区域	R-B2F-06N	②	対応不要
			R-B2F-07N	②	対応不要
	1FL	非管理区域	R-B2F-08N	②	対応不要
			R-B2F-11N	②	対応不要
			R-B2F-12N	②	対応不要
			R-B2F-13N	②	対応不要
	MB1FL	非管理区域	R-B2F-14N	②	対応不要
			RW-2F-01N	①	対応不要
RW-2F-02N			①	対応不要	
RW-1F-05N			①	対応不要	
制御室建物	4FL	非管理区域	RW-1F-07N	①	対応不要
			R-1F-10N	①	対応不要
			R-1F-11N	①	対応不要
			RW-MB1F-05N	②	対応不要
海水ポンプエリア	屋外	非管理区域	RW-MB1F-06N	①	対応不要
			RW-MB1F-07N	②	対応不要
			RW-MB1F-08N	①	対応不要
排気筒エリア	屋外	非管理区域	C-4F-01N	①	対応不要
			Y-24AN	②	対応不要
		管理区域	Y-24BN	②	対応不要
			Y-24CN	②	対応不要
B-デーンセル 燃料貯蔵タンク格納槽	屋外	非管理区域	Y-18N	②	対応不要
			Y-23N	②	対応不要
排気筒エリア	屋外	管理区域	Y-30N	①	対応不要
			Y-31N	①	対応不要
B-デーンセル 燃料貯蔵タンク格納槽	屋外	非管理区域	Y-73N	①	対応不要

溢水防護対象設備の配置について

添付資料 1 にて抽出した溢水防護対象設備について溢水防護区画上の配置を図 1-1 に示す。

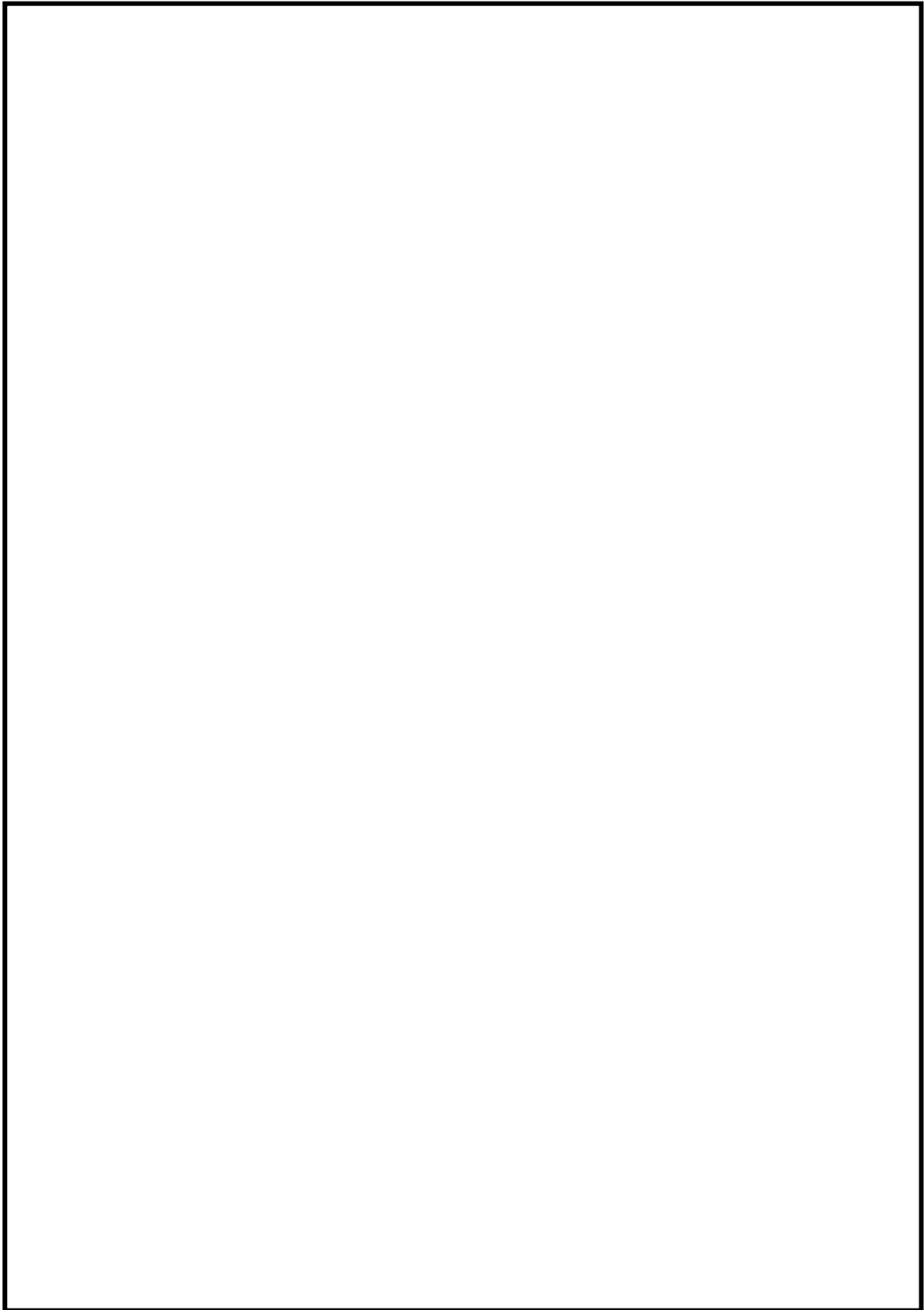


図 1-1 溢水防護対象設備の配置図 (1/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

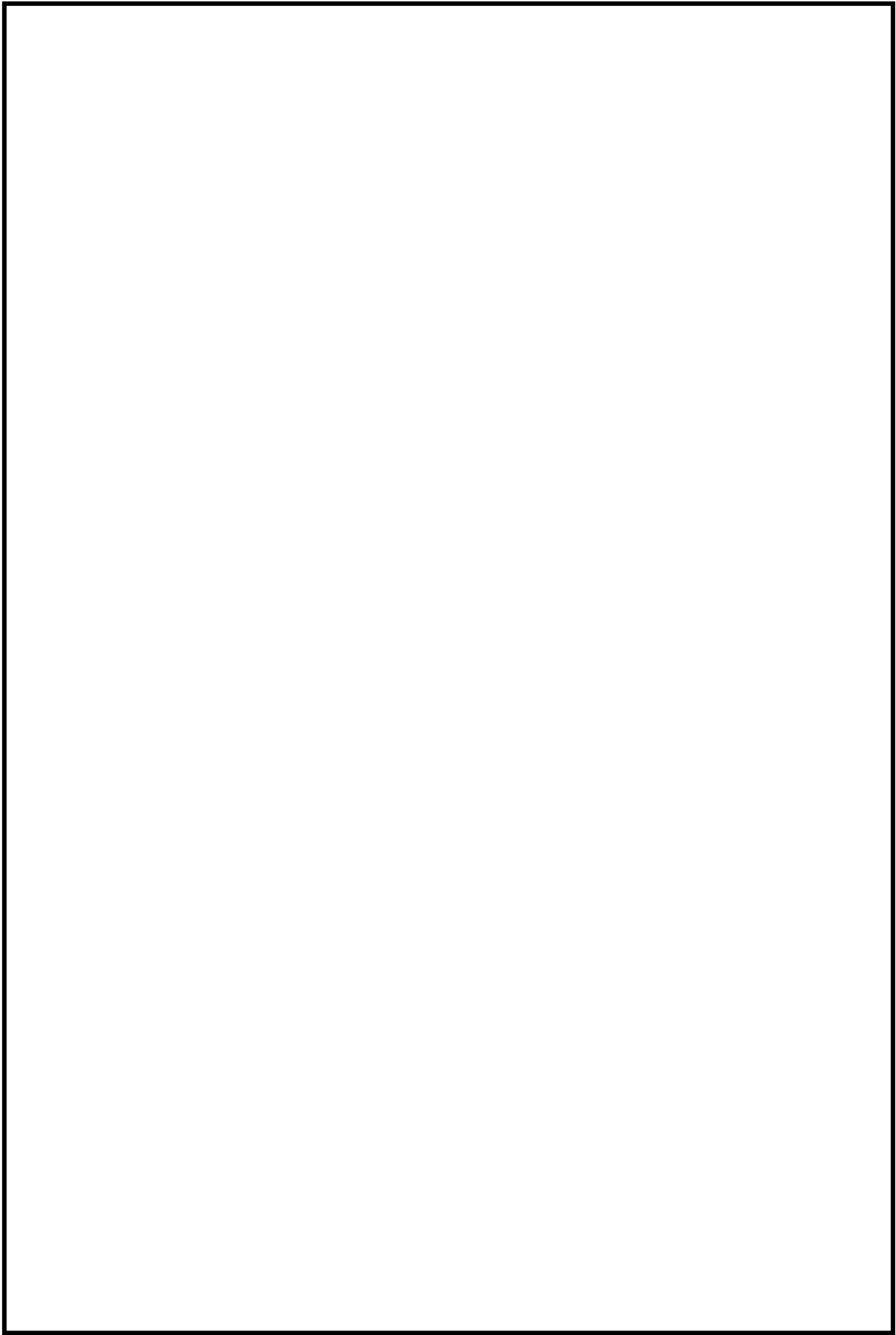


図 1-1 溢水防護対象設備の配置図 (2/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

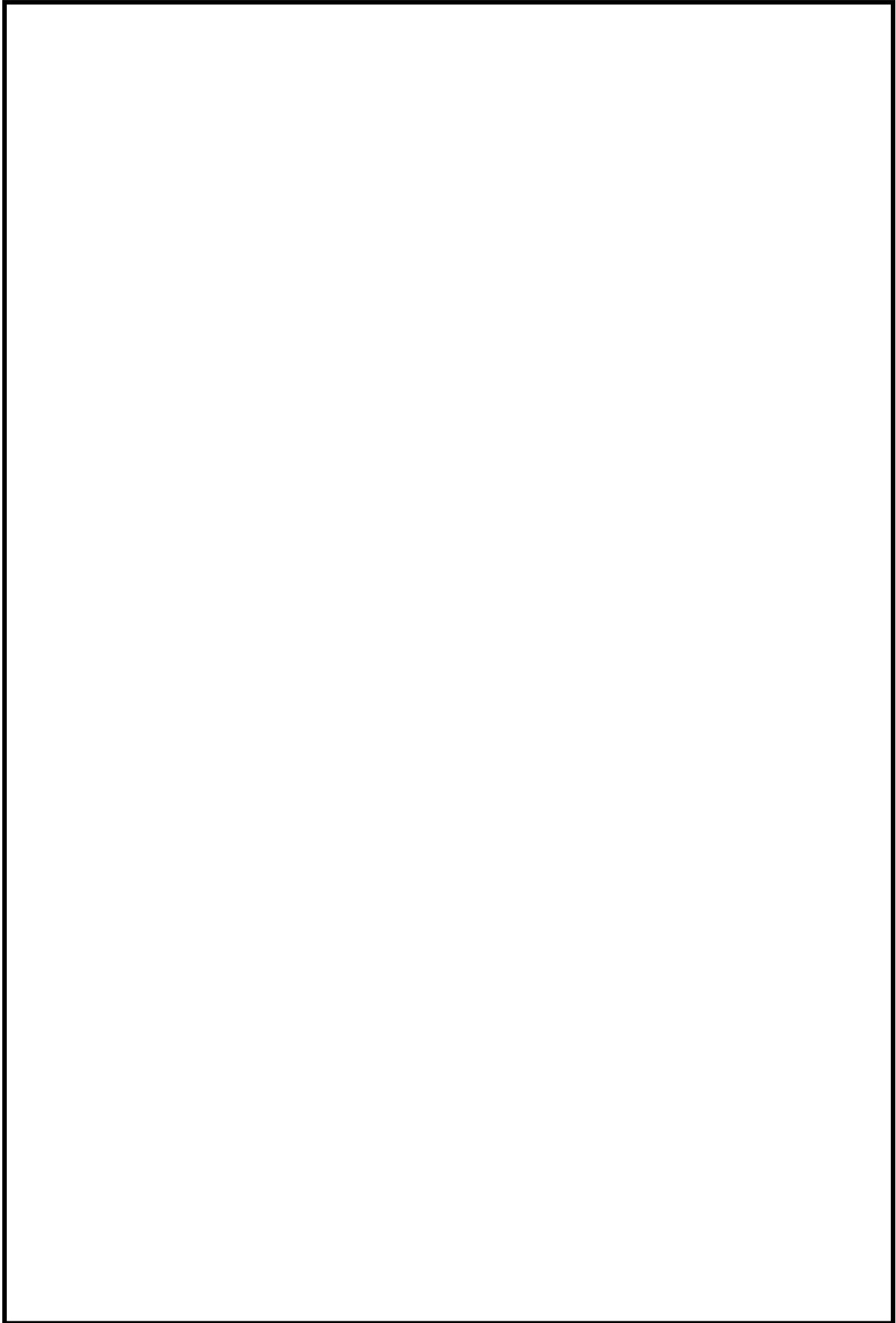


図 1-1 溢水防護対象設備の配置図 (3/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

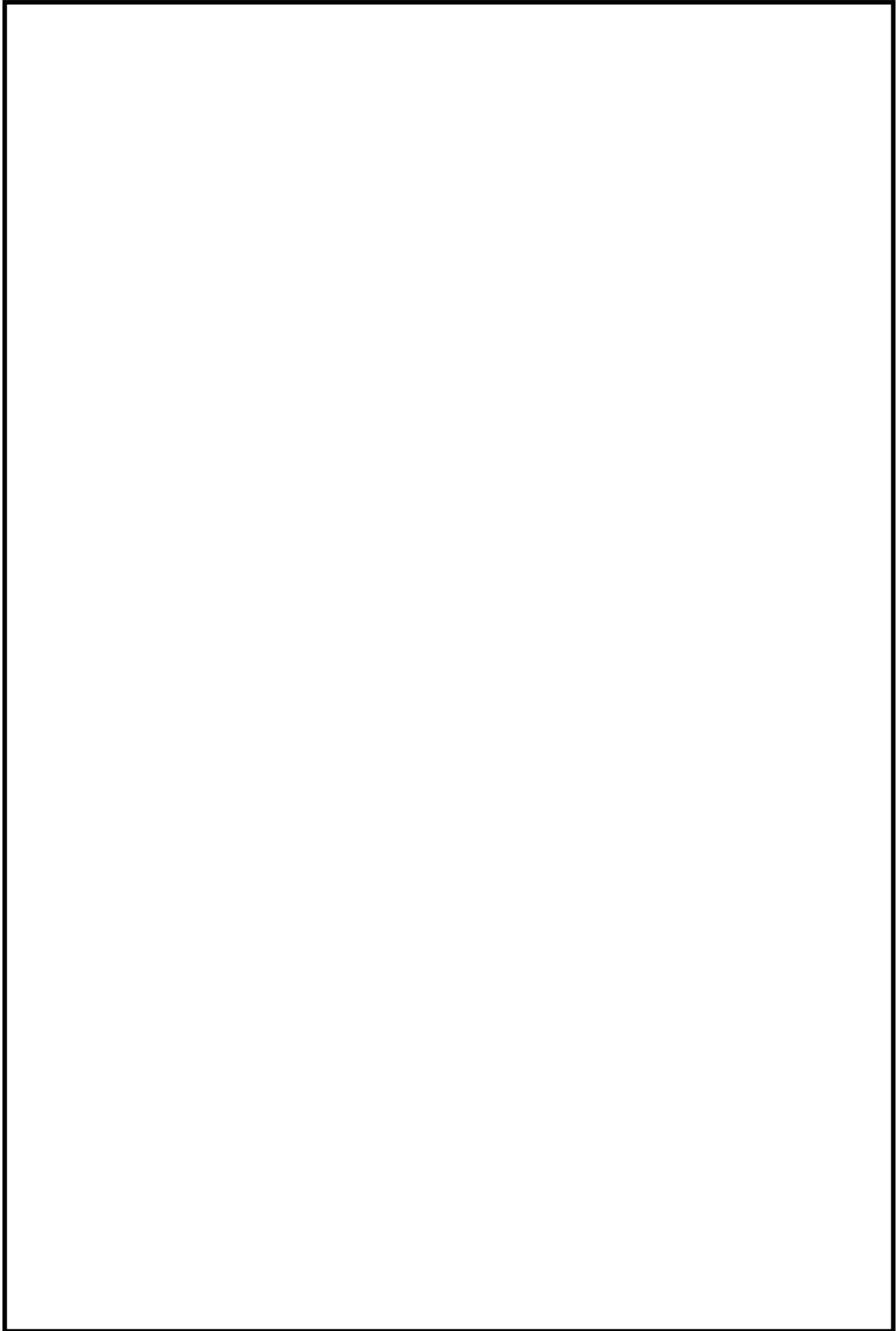


図 1-1 洪水防護対象設備の配置図（4/14）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

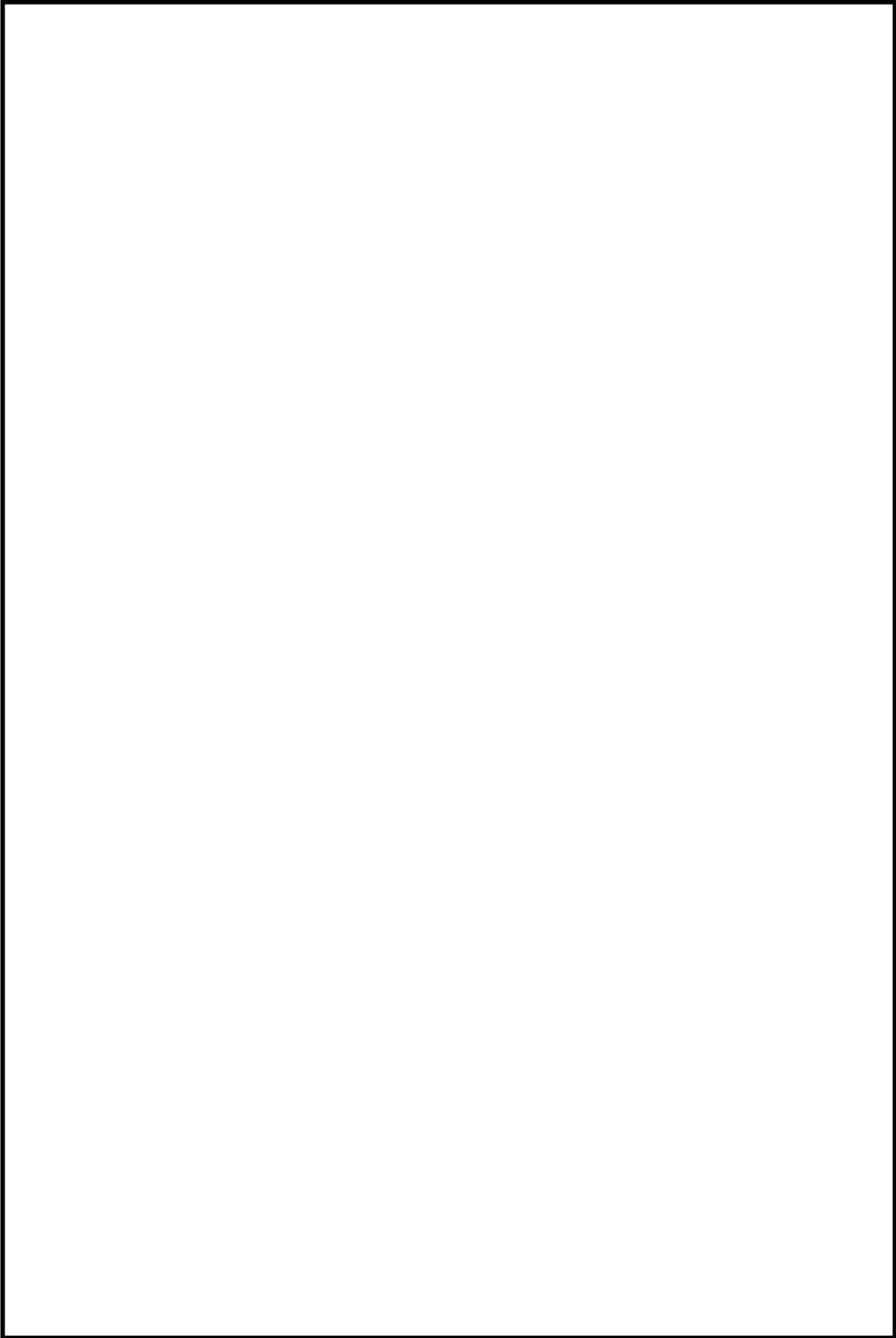


図 1-1 洪水防護対象設備の配置図 (5/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

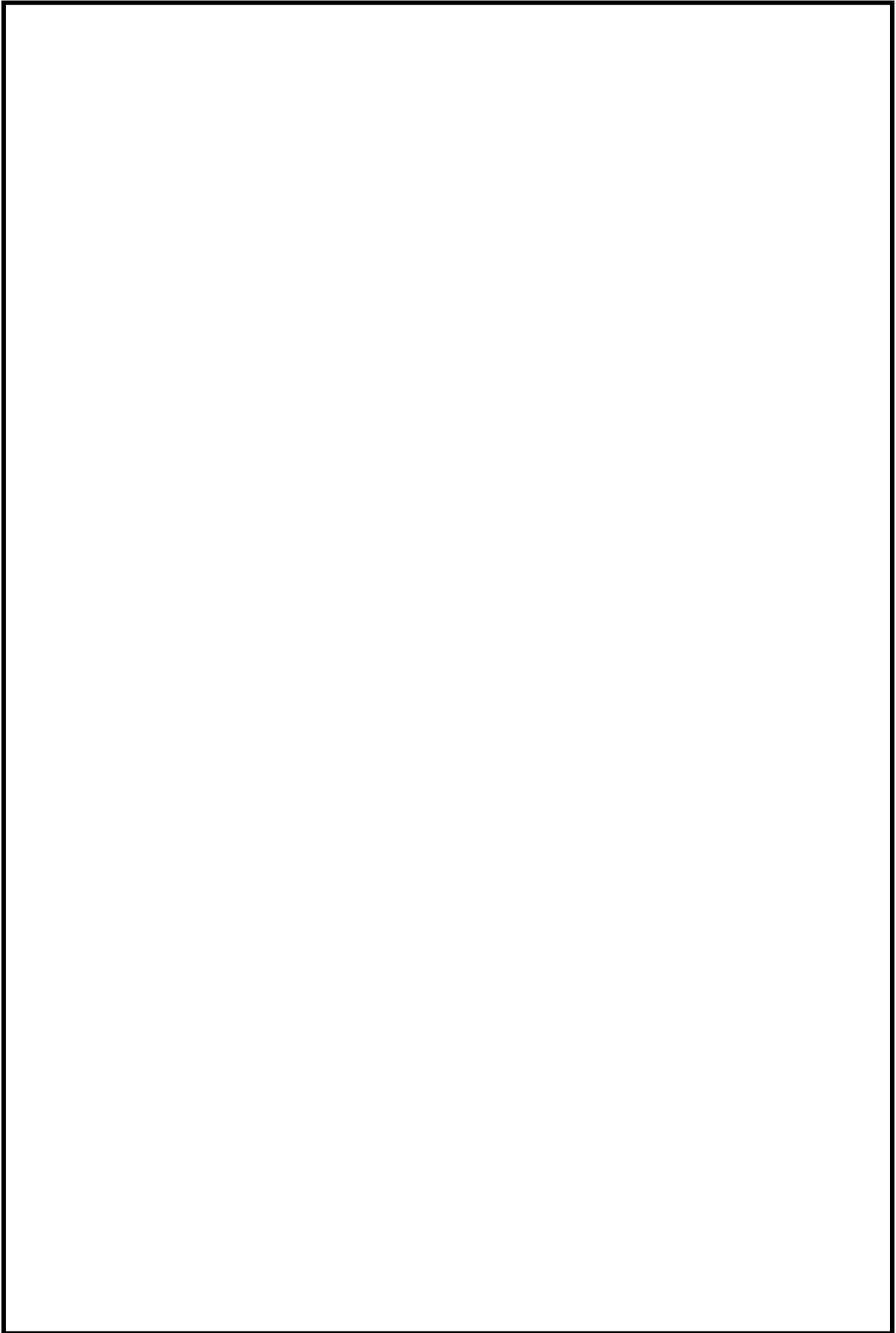


図 1-1 溢水防護対象設備の配置図 (6/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

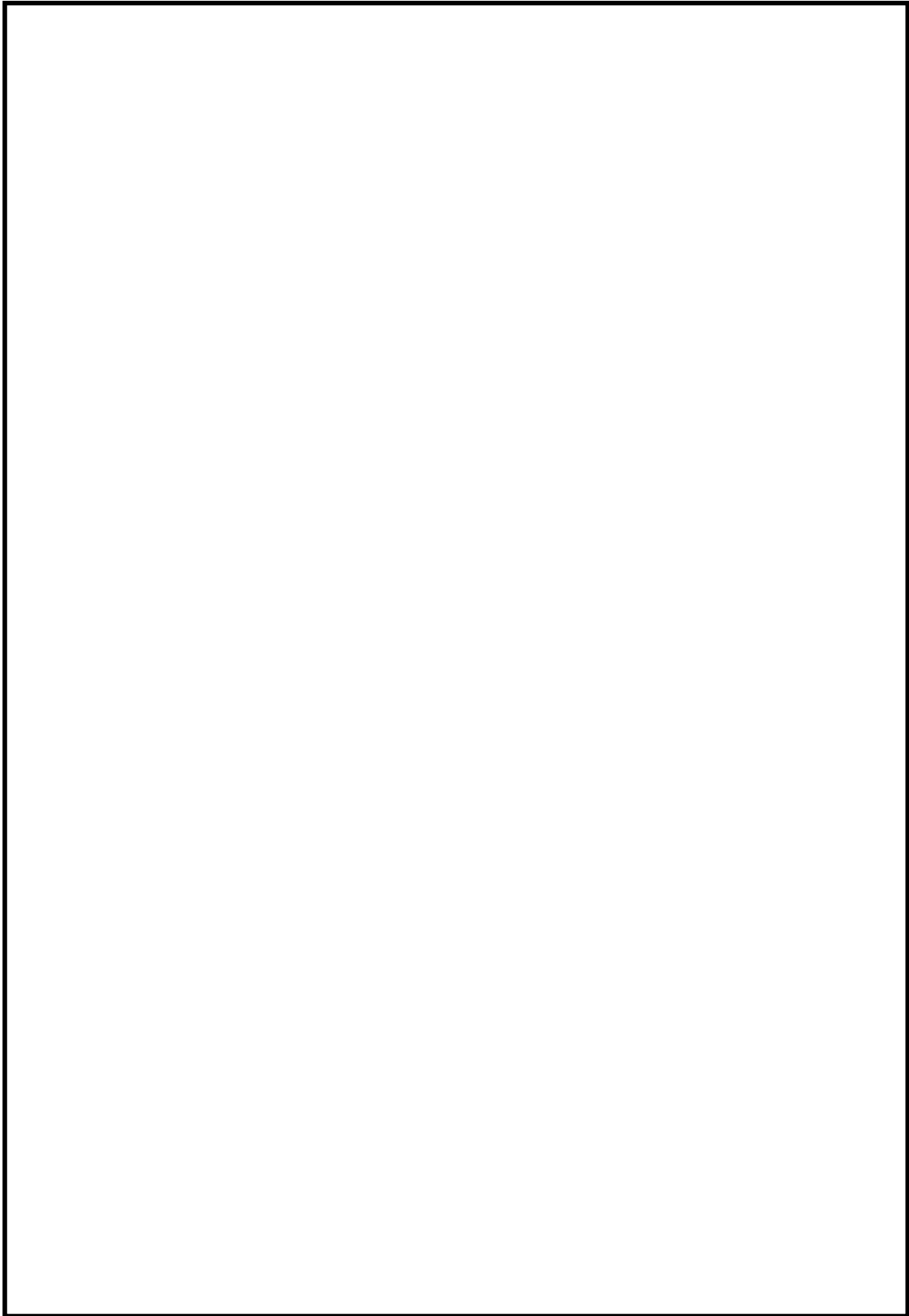


図 1-1 溢水防護対象設備の配置図 (7/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

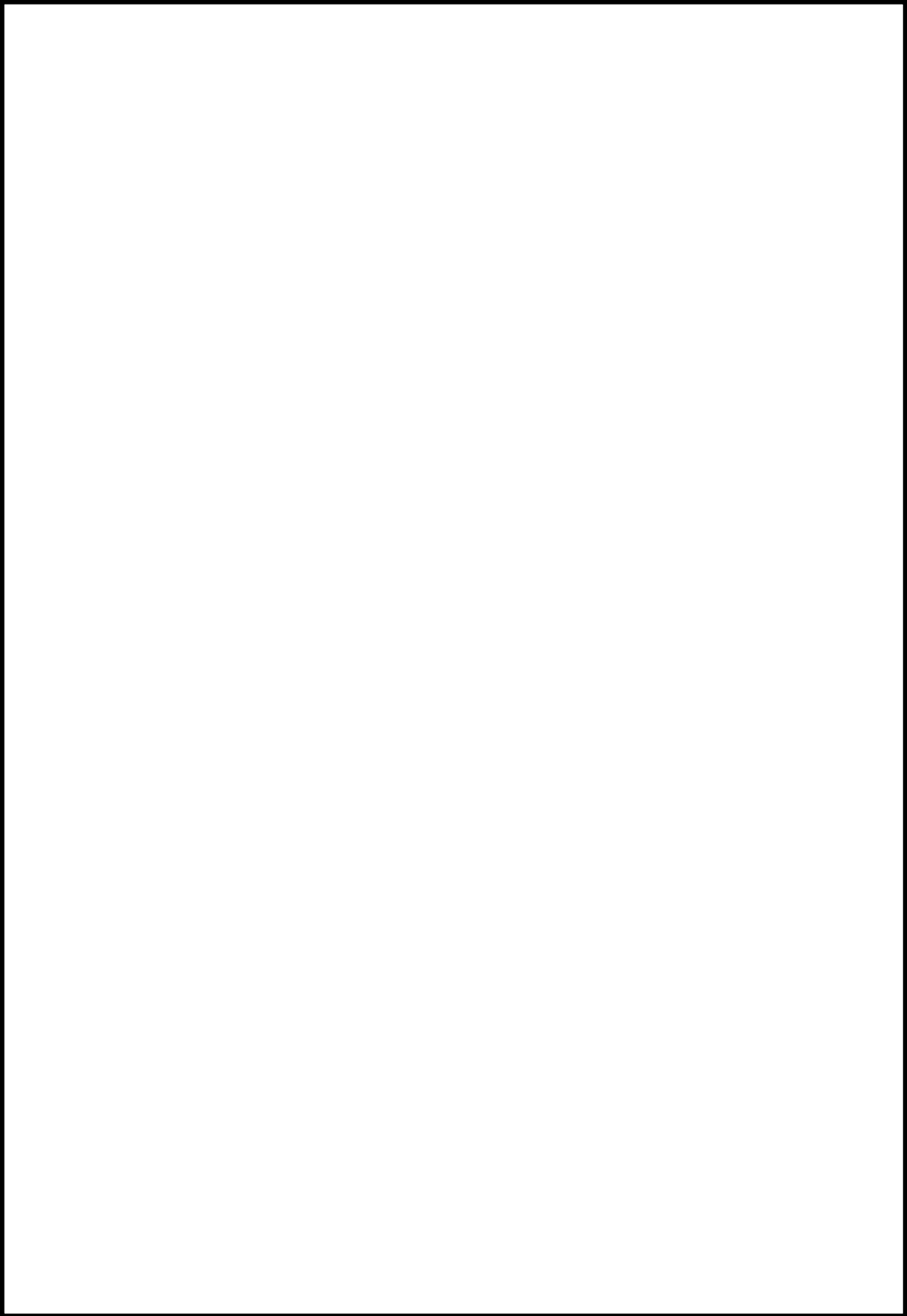


図 1-1 洪水防護対象設備の配置図 (8/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

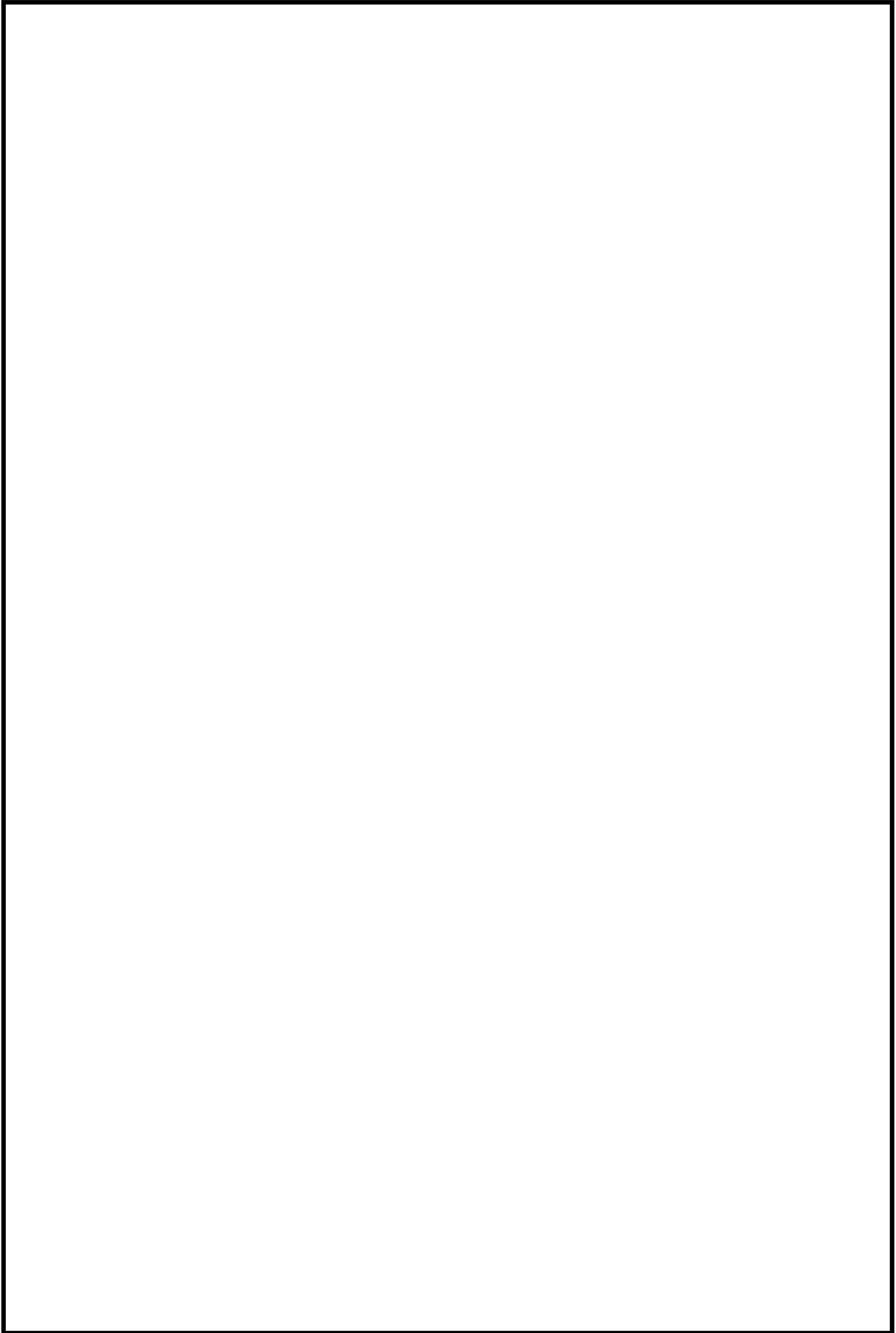


図 1-1 溢水防護対象設備の配置図 (9/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

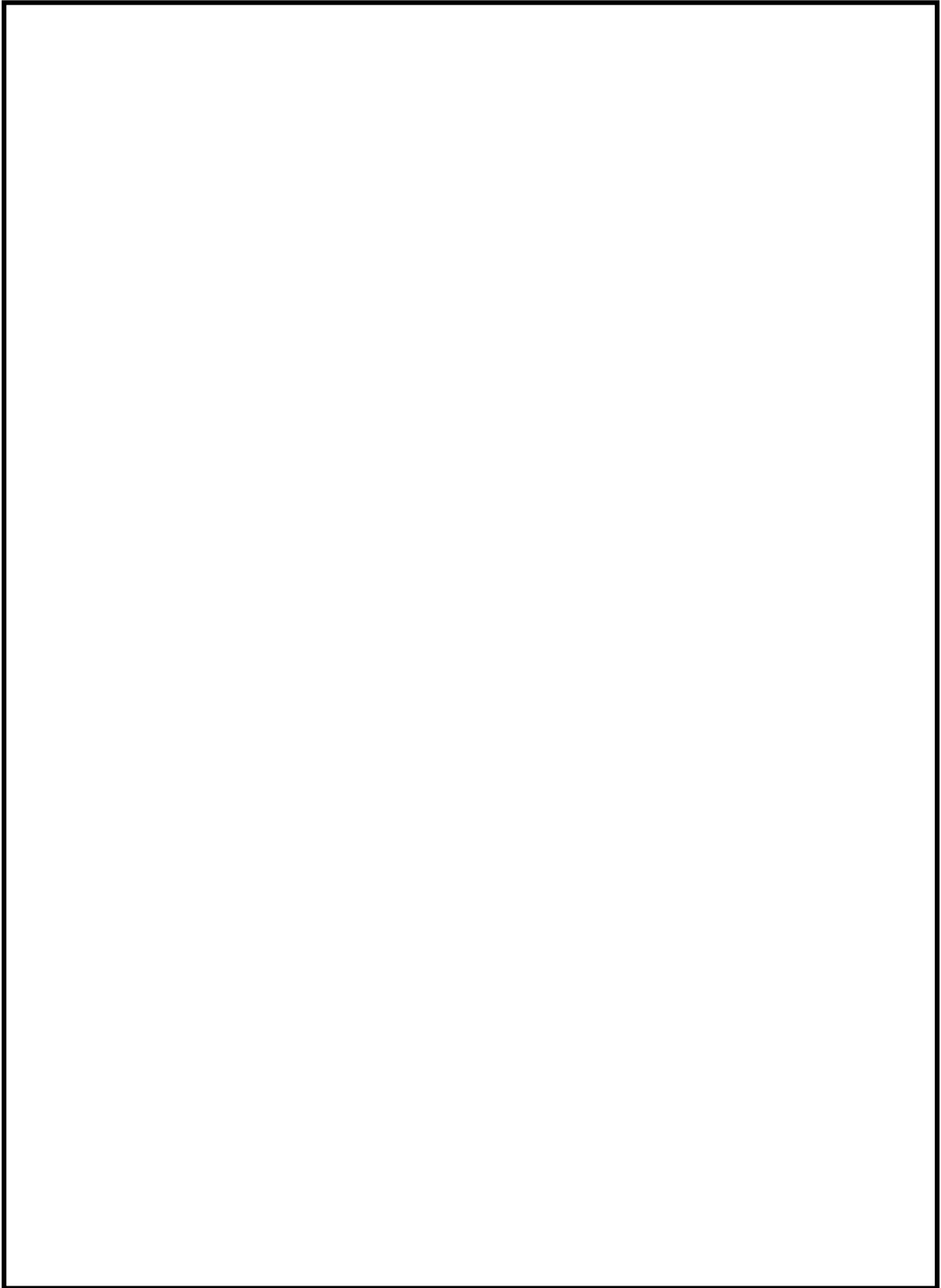


図 1-1 洪水防護対象設備の配置図 (10/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

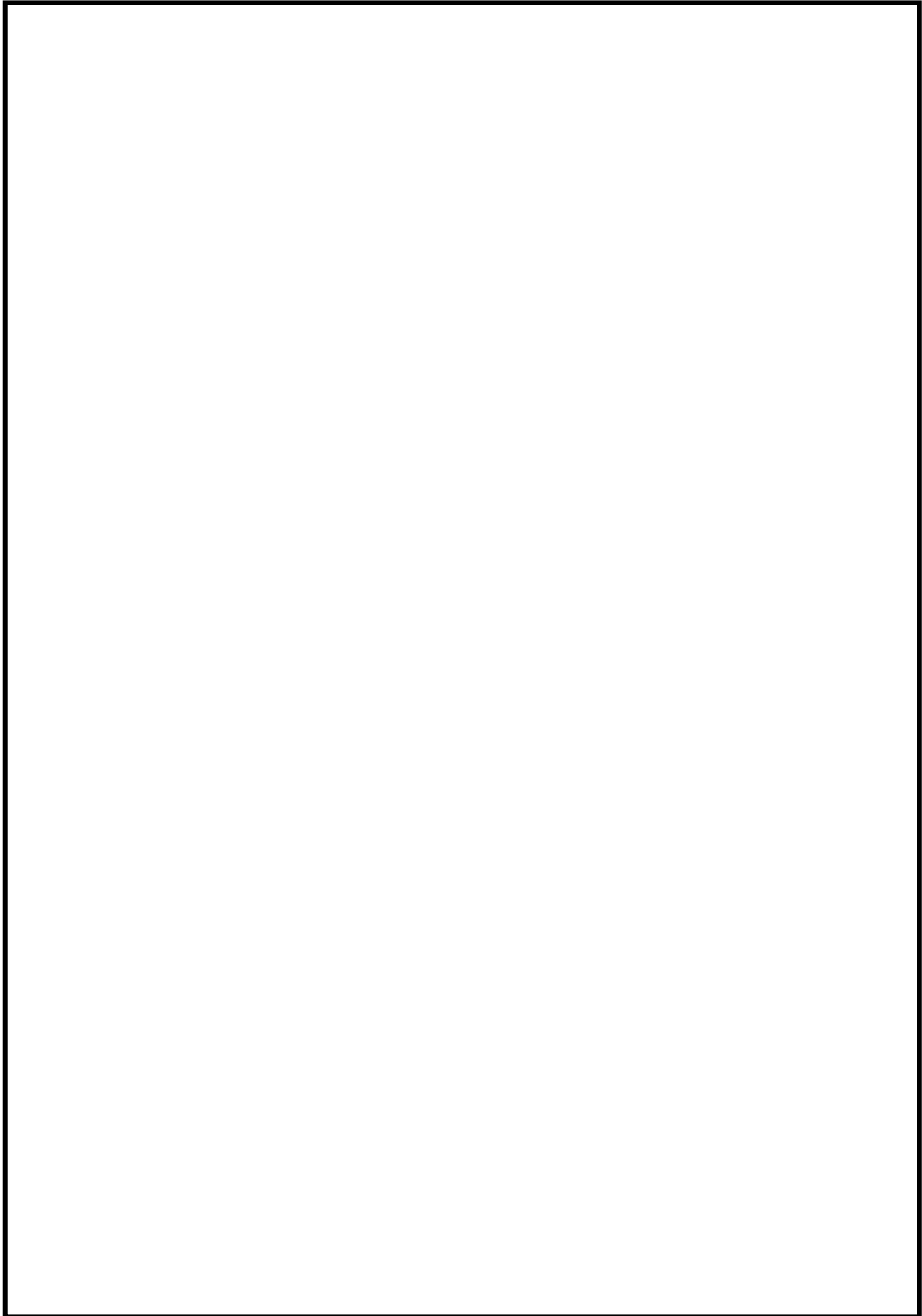


図 1-1 溢水防護対象設備の配置図 (11/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

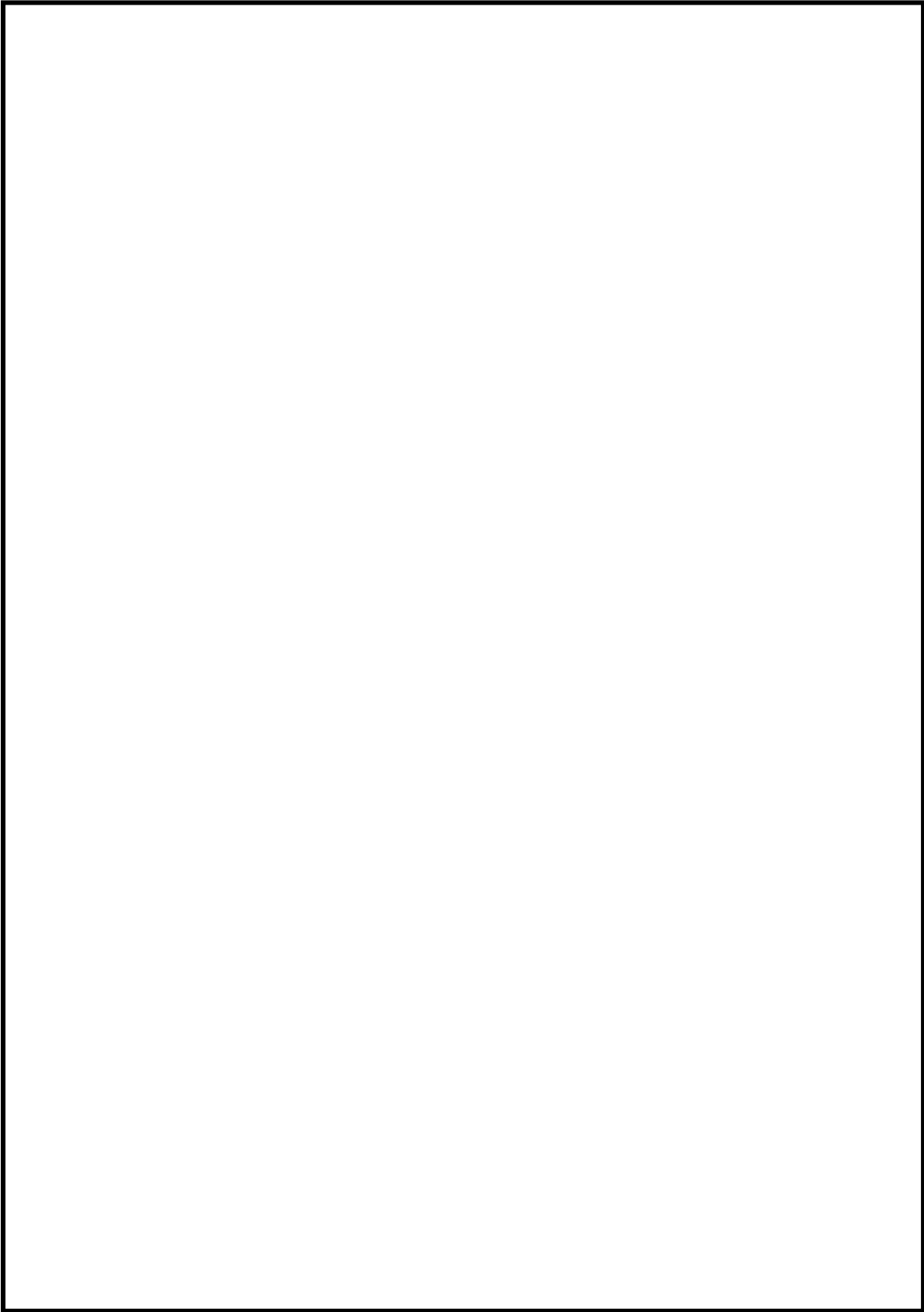


図 1-1 溢水防護対象設備の配置図 (12/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

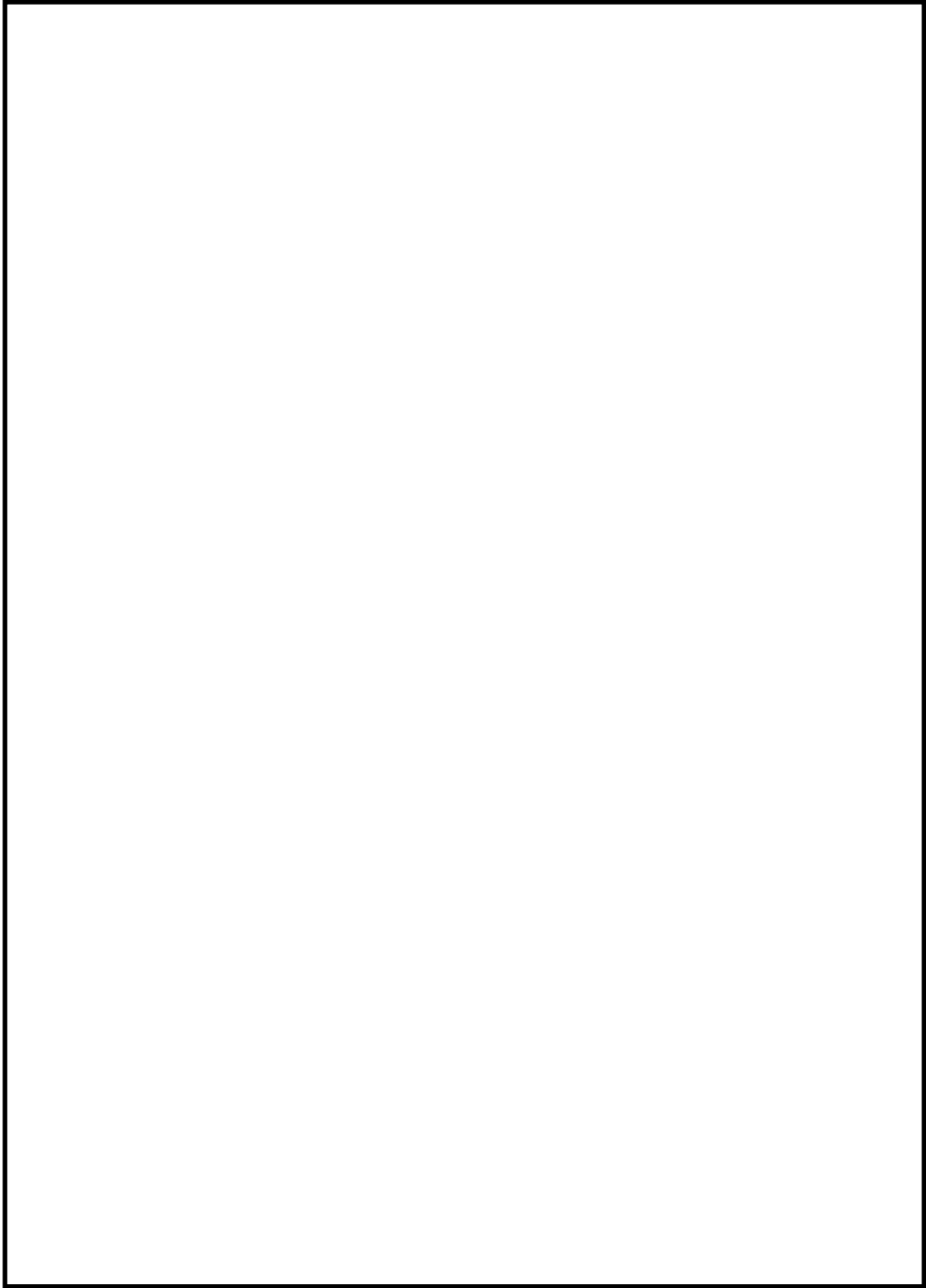


図 1-1 洪水防護対象設備の配置図 (13/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

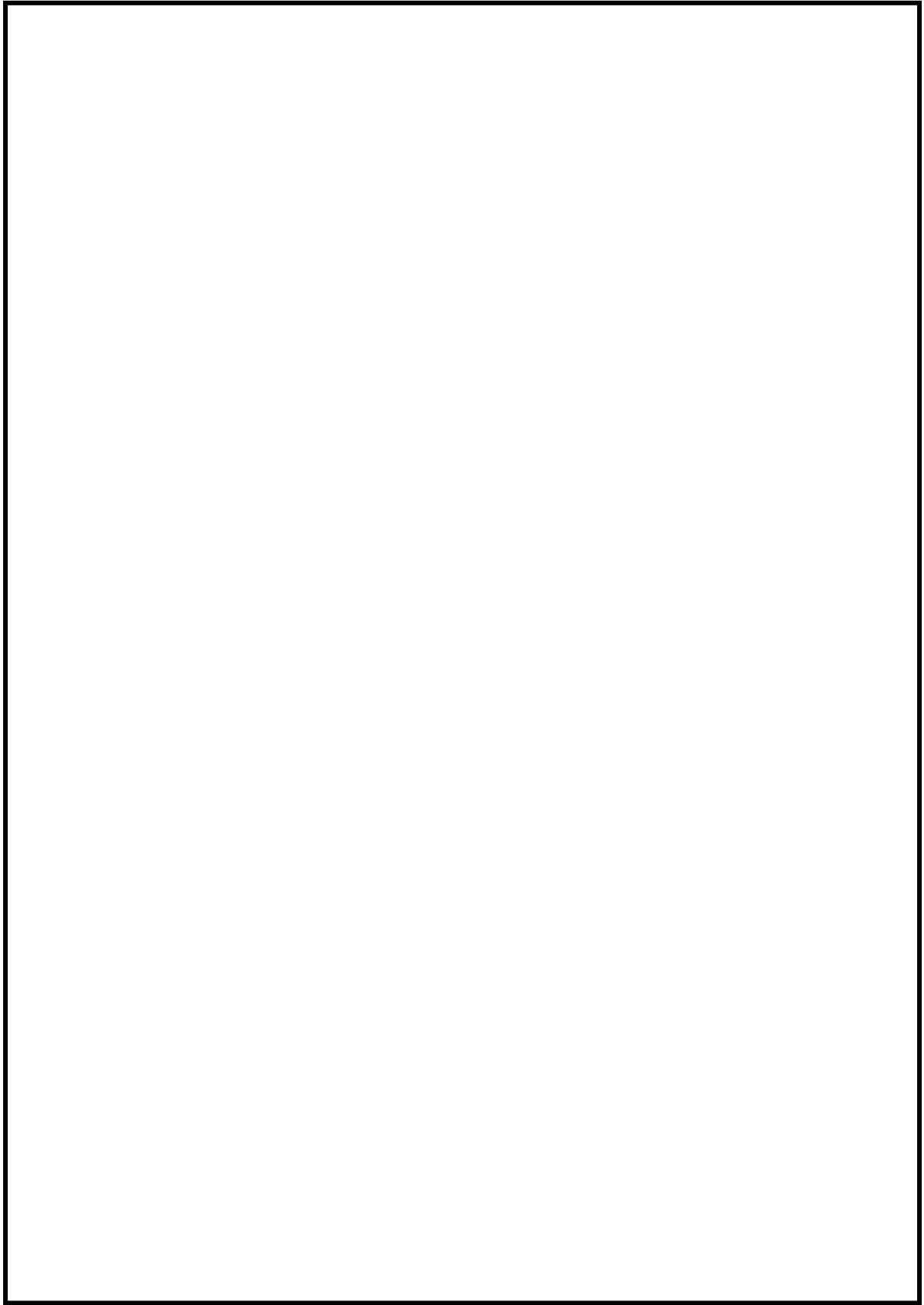


図 1-1 溢水防護対象設備の配置図 (14/14)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

内部洪水影響評価における判定表

1. はじめに

内部洪水影響評価における洪水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，燃料プール冷却機能及び燃料プールへの補給機能」について，内部洪水影響評価における要求事項を表 1～10 の安全機能整理表に整理した。

内部洪水影響評価の判定としては，3 項から 18 項の判定基準により，洪水防護対象設備の機能が維持されていることを確認した。

3. 原子炉の緊急停止機能

【判定基準】

制御棒及び制御棒駆動系（水圧制御ユニット）の機能が維持されていること。

表 1 安全機能整理表（1/10）

評価対象	原子炉施設	
安全機能	原子炉の緊急停止機能	
系統名	制御棒及び制御棒駆動系（水圧制御ユニット）	
系統区分	A	B
安全区分	I	II

4. 未臨界維持機能

【判定基準】

制御棒及び制御棒駆動系（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。

表 2 安全機能整理表（2/10）

評価対象	原子炉施設			
安全機能	未臨界維持機能			
系統名	制御棒及び制御棒駆動系（水圧制御ユニット）		ほう酸水注入系	
系統区分	A	B	A	B
安全区分	I	II	I	II

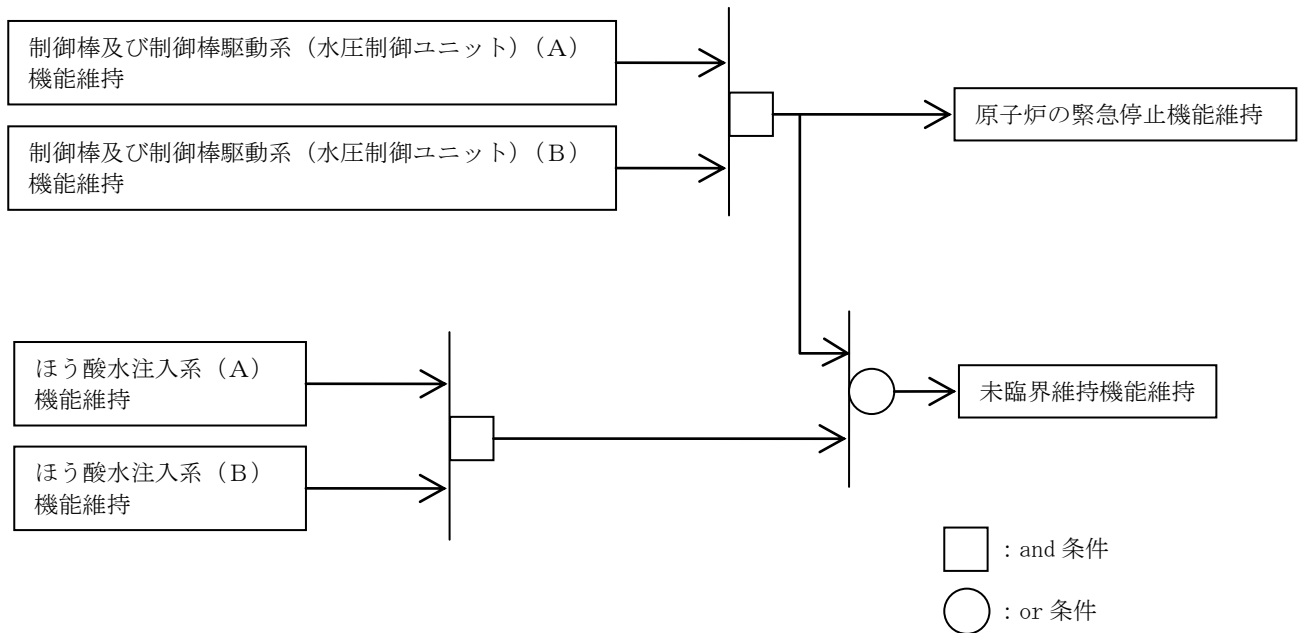


図 1 安全機能判定フロー（原子炉の緊急停止機能及び未臨界維持機能）

5. 原子炉隔離時注水機能

【判定基準】

原子炉隔離時冷却系（Ⅱ）又は高圧炉心スプレイ系（Ⅲ）の機能が維持されていること。

表 3 安全機能管理表（3/10）

評価対象	原子炉施設	
安全機能	原子炉隔離時注水機能	
系統名	原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系
系統区分	—	—
安全区分	Ⅱ	Ⅲ

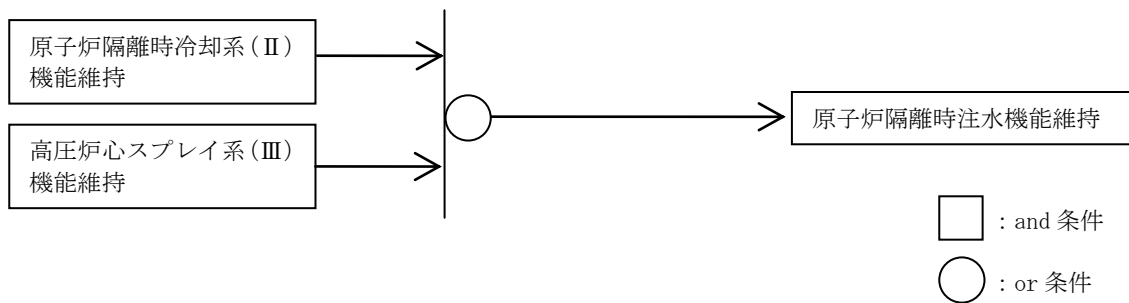


図 2 安全機能判定フロー（原子炉隔離時注水機能）

6. 低圧注水機能

【判定基準】

安全区分Ⅰ～Ⅲの炉心冷却機能のうち2区分以上の機能が維持されていること。

(安全区分Ⅰ)

自動減圧系(Ⅰ)の機能が維持されており、かつ残留熱除去系(A)又は低圧炉心スプレイ系(Ⅰ)の機能が維持されていること。

(安全区分Ⅱ)

自動減圧系(Ⅱ)の機能が維持されており、かつ残留熱除去系(B)又は(C)の機能が維持されていること。

(安全区分Ⅲ)

高圧炉心スプレイ系(Ⅲ)の機能が維持されていること。

表4 安全機能整理表(4/10)

評価対象	原子炉施設						
安全機能	低圧注水機能						
系統名	自動減圧系+A-残留熱除去系 (低圧注水モード), 低圧炉心スプレイ系			自動減圧系+B(C)-残留熱除去系 (低圧注水モード)			高圧炉心 スプレイ系
	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		
系統区分	—	A	—	—	B	C	—
安全区分	Ⅰ	Ⅰ	Ⅰ	Ⅱ	Ⅱ	Ⅱ	Ⅲ

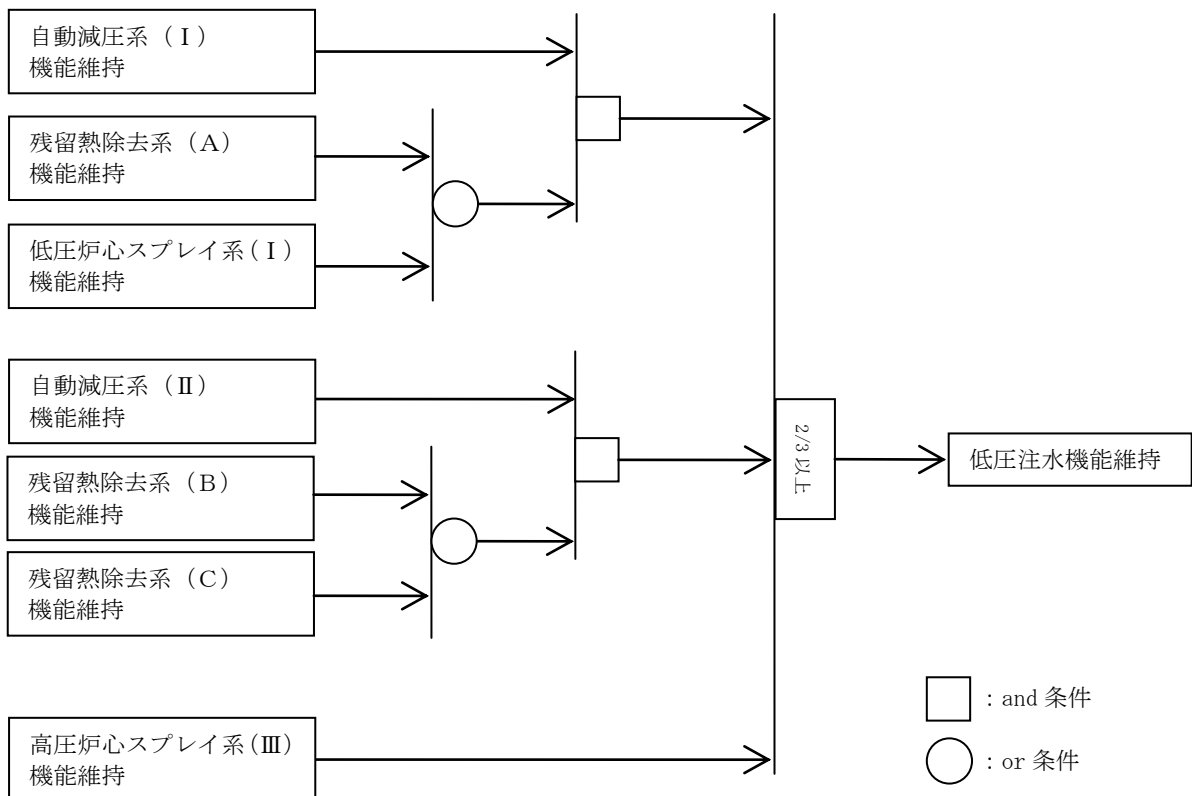


図3 安全機能判定フロー(低圧注水機能)

7. 圧力逃がし機能

【判定基準】

逃がし安全弁又は自動減圧系（Ⅰ）若しくは（Ⅱ）の機能が維持されていること。

表 5 安全機能整理表 (5/10)

評価対象	原子炉施設			
安全機能	圧力逃がし機能			
系統名	逃がし安全弁		自動減圧系	
系統区分	—	—	—	—
安全区分	I	II	I	II

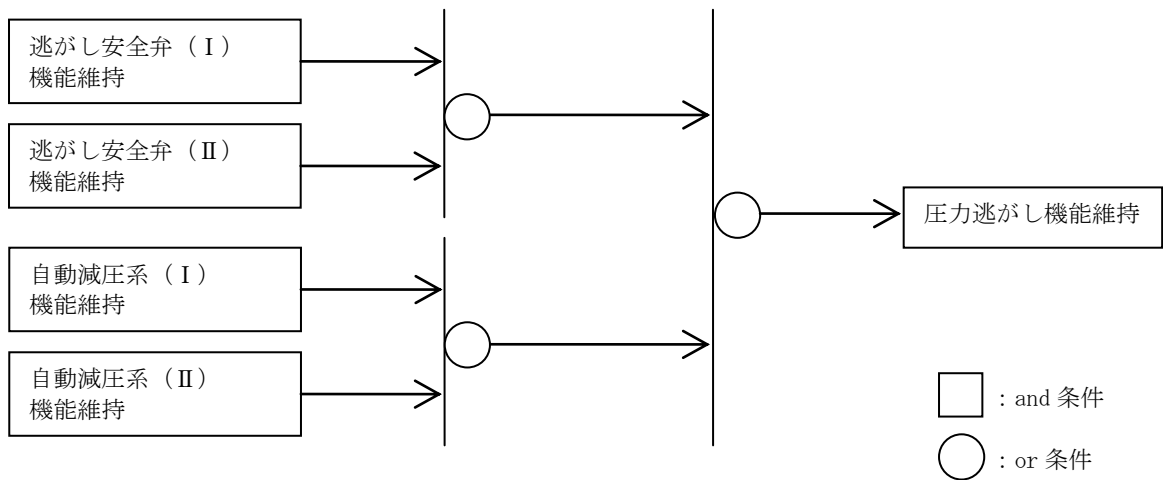


図 4 安全機能判定フロー (圧力逃がし機能)

8. 崩壊熱除去機能

【判定基準】

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又はフィードアンドブリードによる除熱（Ⅰ）若しくは（Ⅱ）が機能維持されていること。

表 6 安全機能整理表 (6/10)

評価対象	原子炉施設											
安全機能	崩壊熱除去機能											
系統名	残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)		フィードアンドブリードによる除熱 (Ⅰ)						フィードアンドブリードによる除熱 (Ⅱ)			
			逃がし 安全弁	自動 減圧系	残留熱除去系 (低圧注水モ ード)	低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (サブプレッ ション・プ ール水冷却 モード)	逃がし 安全弁	自動 減圧系	残留熱除去系 (低圧注水モ ード)	残留熱除去系 (サブプレッ ション・プ ール水冷却 モード)	
系統区分	A	B	—	—	A	—	A	—	—	B	C	B
安全区分	I	II	I	I	I	I	I	II	II	II	II	II

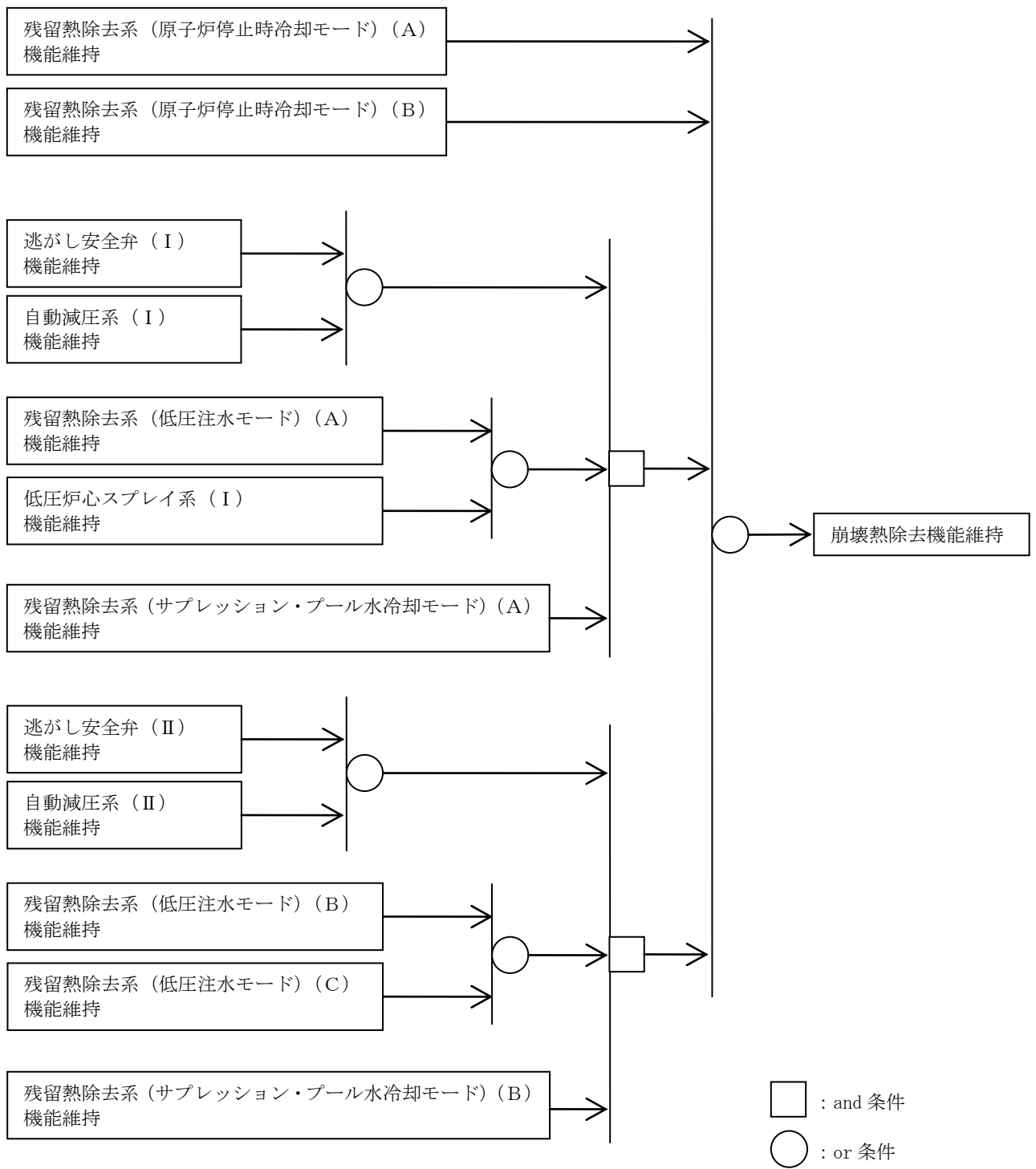


図5 安全機能判定フロー（崩壊熱除去機能）

9. 格納容器の冷却機能

【判定基準】

残留熱除去系（格納容器冷却モード）（A）又は（B）が機能維持されていること。

表 7 安全機能整理表（7/10）

評価対象	原子炉施設	
安全機能	格納容器の冷却	
系統名	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	
系統区分	A	B
安全区分	I	II

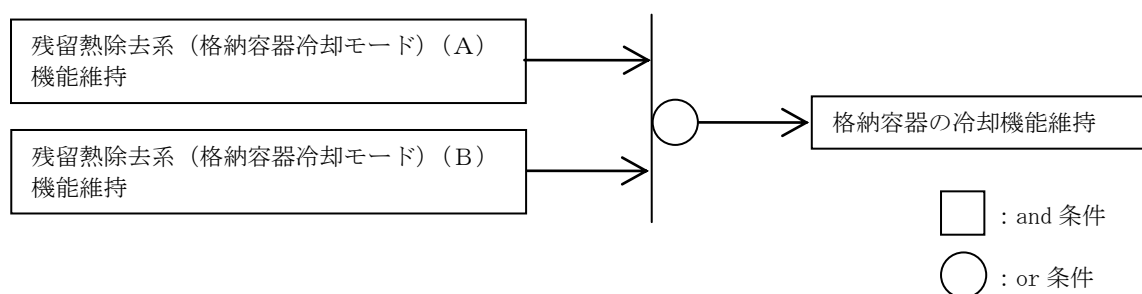


図 6 安全機能判定フロー（格納容器の冷却）

10. 隔離機能

【判定基準】

隔離弁（内側）又は（外側）が機能維持されていること。

11. 放射性物質の濃度低減機能

【判定基準】

非常用ガス処理系（A）又は（B）が機能維持されていること。

12. 格納容器内の可燃性ガス制御機能

【判定基準】

可燃性ガス濃度制御系（A）又は（B）が機能維持されていること。

表 8 安全機能整理表（8/10）

評価対象	原子炉施設					
安全機能	隔離機能		放射性物質の濃度低減機能		格納容器内の可燃性ガス制御機能	
系統名	格納容器隔離弁		非常用ガス処理系		可燃性ガス濃度制御系	
系統区分	内側	外側	A	B	A	B
安全区分	-	-	I	II	I	II

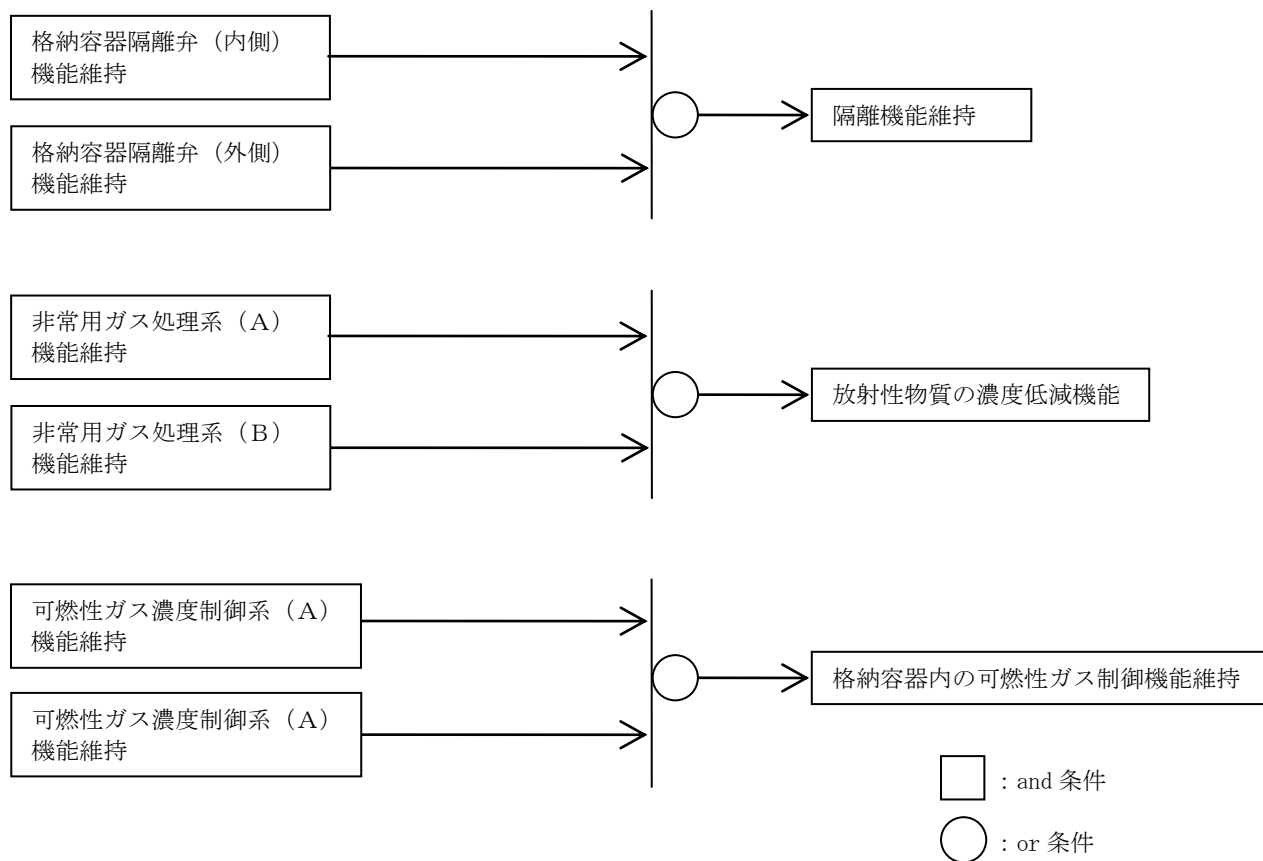


図7 安全機能判定フロー (隔離機能, 放射性物質の濃度低減機能及び格納容器内の可燃性ガス制御機能維持)

13. 非常用電源機能

【判定基準】

安全区分Ⅰ～Ⅲの非常用電源機能のうち2区分以上の機能が維持されていること。

14. 補機冷却機能，冷却用海水供給機能

【判定基準】

安全区分Ⅰ～Ⅲの補機冷却機能及び冷却用海水供給機能のうち2区分以上の機能が維持されていること。

(安全区分Ⅰ)

原子炉補機冷却系（Ⅰ）の機能が維持されており，かつ原子炉補機海水系（Ⅰ）の機能が維持されていること。

(安全区分Ⅱ)

原子炉補機冷却系（Ⅱ）の機能が維持されており，かつ原子炉補機海水系（Ⅱ）の機能が維持されていること。

(安全区分Ⅲ)

高圧炉心スプレイ補機冷却系（Ⅲ）の機能が維持されており，かつ高圧炉心スプレイ補機海水系（Ⅲ）の機能が維持されていること。

15. 原子炉制御室非常用換気空調機能

【判定基準】

中央制御室換気系（A）又は（B）の機能が維持されていること。

16. 事故時状態把握

【判定基準】

事故時計装系（A）又は（B）の機能が維持されていること。

表9 安全機能整理表 (9/10)

評価対象	原子炉施設									
	非常用電源機能			補機冷却機能 冷却用海水供給機能			原子炉制御室非常用 換気空調機能		事故時状態把握	
系統名	非常用交流電源 非常用直流電源 計測制御用電源			原子炉補機冷却系 原子炉補機海水系 高圧炉心スプレイ補機冷却系 高圧炉心スプレイ補機海水系			中央制御室 換気系		事故時計装系	
系統区分	—	—	—	—	—	—	A	B	A	B
安全区分	Ⅰ	Ⅱ	Ⅲ	Ⅰ	Ⅱ	Ⅲ	Ⅰ	Ⅱ	Ⅰ	Ⅱ

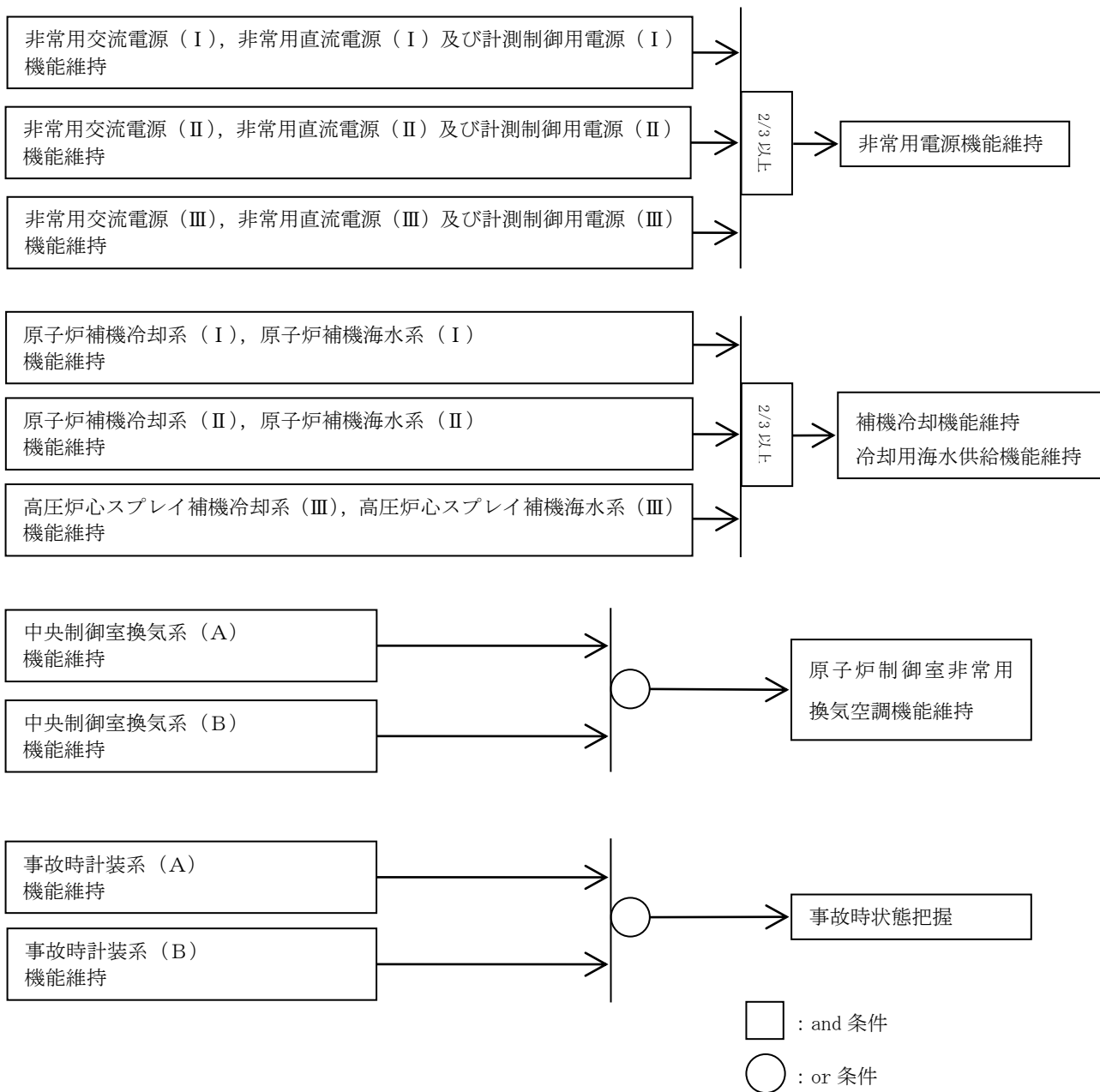


図8 安全機能判定フロー(非常用電源機能, 補機冷却機能, 冷却用海水供給機能, 原子炉制御室非常用換気空調機能及び事故時状態把握)

17. 燃料プールの冷却機能

【判定基準】

燃料プール冷却系（A）又は（B）若しくは残留熱除去系（A）又は（B）の機能が維持されていること。

18. 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（A）又は（B）の機能が維持されていること。

表 10 安全機能整理表 (10/10)

評価対象	燃料プール							
安全機能	冷却機能				給水機能			監視機能
系統名	燃料プール冷却系		残留熱除去系		燃料プール補給水系	残留熱除去系		監視機能
系統区分	A	B	A	B	—	A	B	—
安全区分	I	II	I	II	—	I	II	—

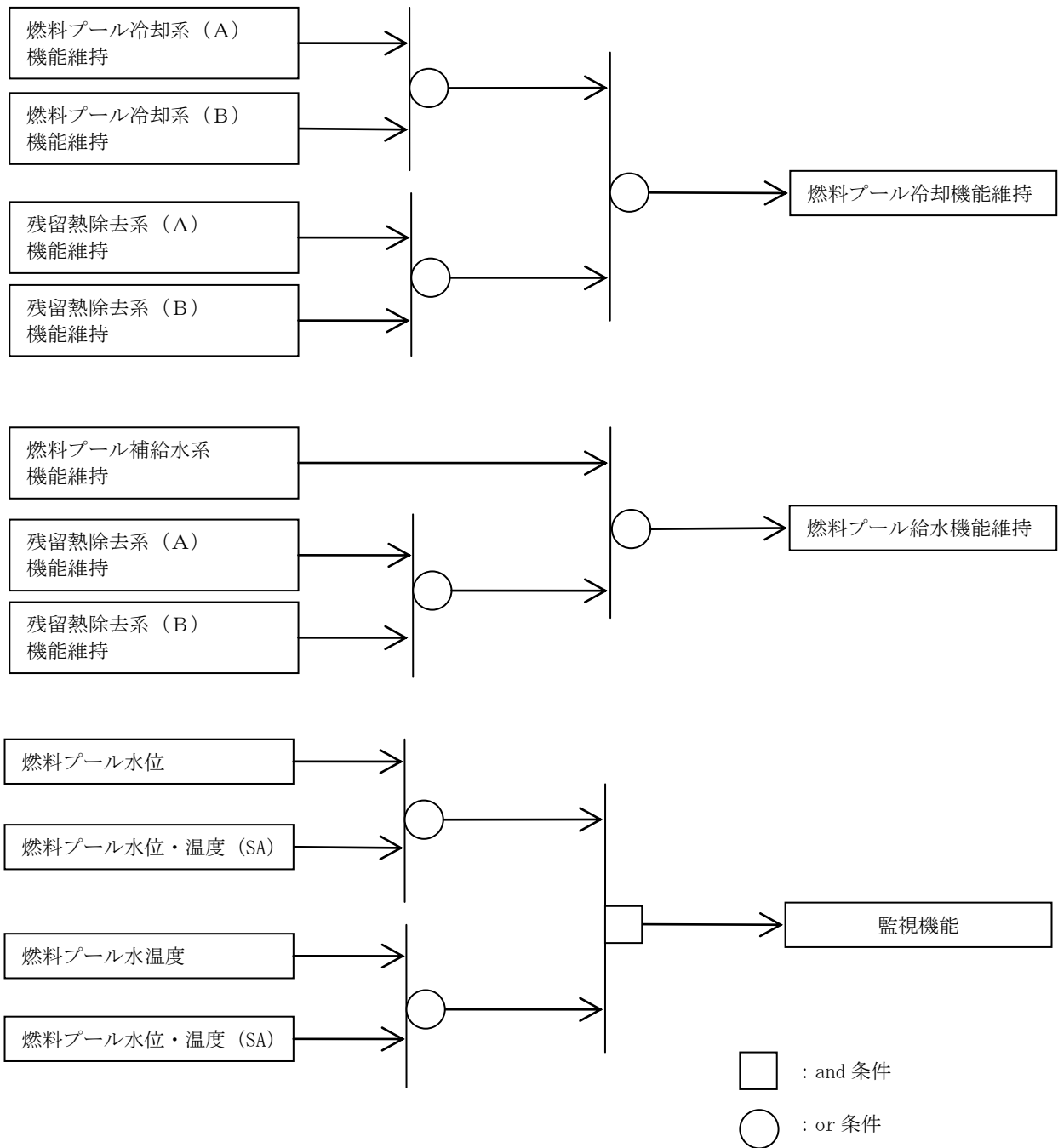


図9 安全機能判定フロー（燃料プール冷却機能，燃料プール給水機能及び監視機能）

燃料プールのスロッシングによる排気ダクトへの流入防止について

1. はじめに

現状の燃料プール廻りのダクト敷設状況は、燃料プールから発生する微量の放射性物質を含む水蒸気がダクト吸入口から燃料プールのコンクリート壁面に埋設されたダクトを通じて、空調換気系の排気ダクトへ導く系統構成となっている。現状の燃料プール廻りのダクト敷設状況を図 1-1 に、ダクト吸入口（写真）を図 1-2 に示す。

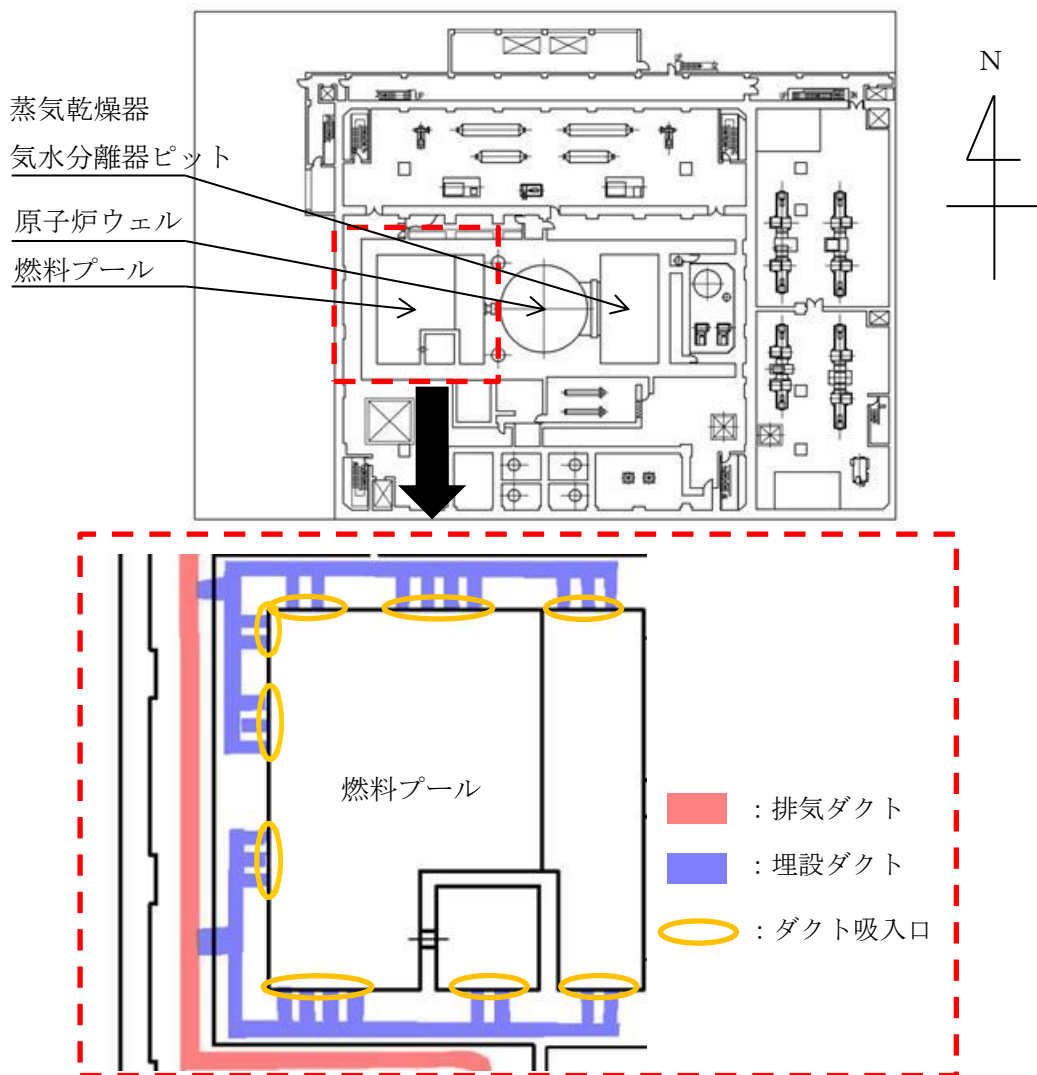


図 1-1 現状の燃料プール廻りのダクト敷設状況（原子炉建物 3 階）

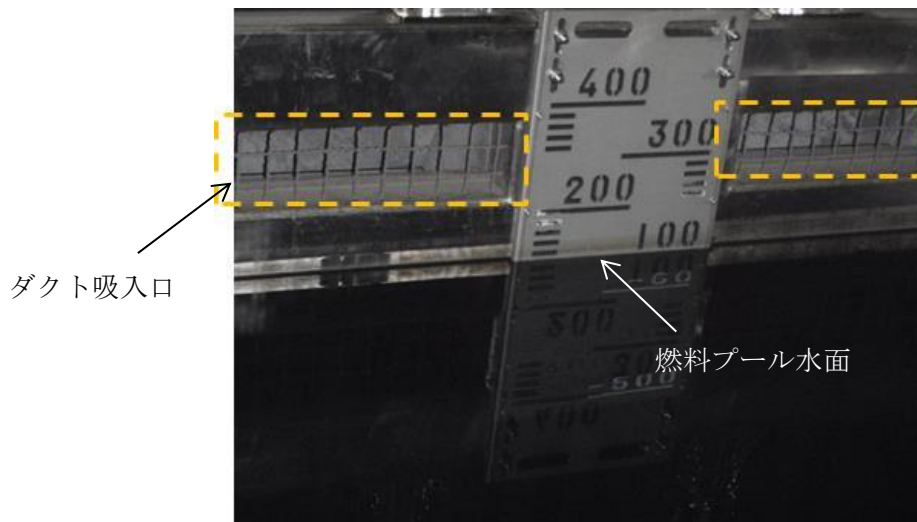


図 1-2 燃料プールのダクト吸入口（写真）

2. 燃料プールのスロッシングによる排気ダクトへの流入防止対策

(1) 対策内容

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吸入口から埋設ダクトを経由して、空調換気系の排気ダクトへ流入することを防止するため、空調換気系の排気ダクトと埋設ダクトの接続を切り離すとともに、埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置する。排気ダクトへの流入防止対策後の燃料プール廻りのダクト敷設状況を図 2-1 に、閉止板設置状況を図 2-2 に示す。埋設ダクト出口側の躯体壁面に設置する閉止板には、ドレン配管及びドレン弁を取り付ける。また、定期的にドレン配管の水抜きを行うとともに、ドレン弁及び埋設ダクトの保守管理を行う。なお、原子炉ウェル及び蒸気乾燥器気水分離器ピットにも埋設ダクトが設置されているため、上記と同様の対策を実施する。

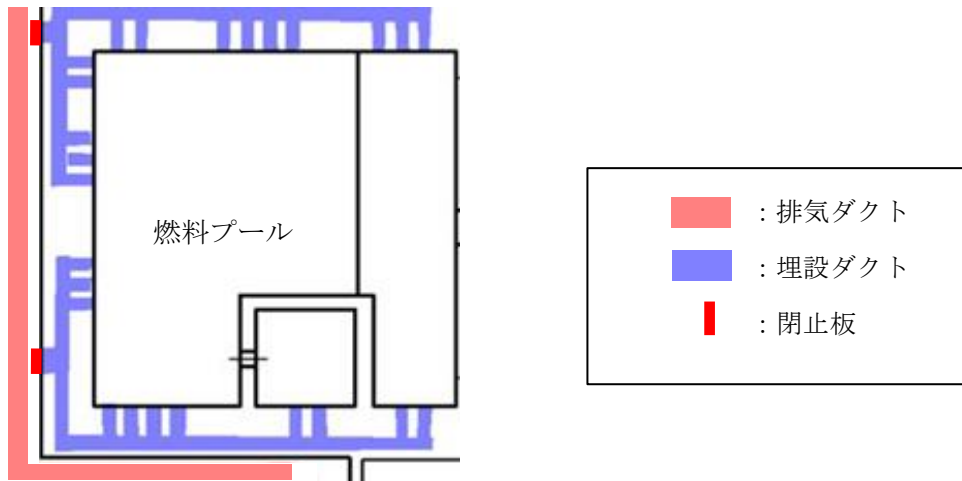


図 2-1 流入防止対策後の燃料プール廻りのダクト敷設状況

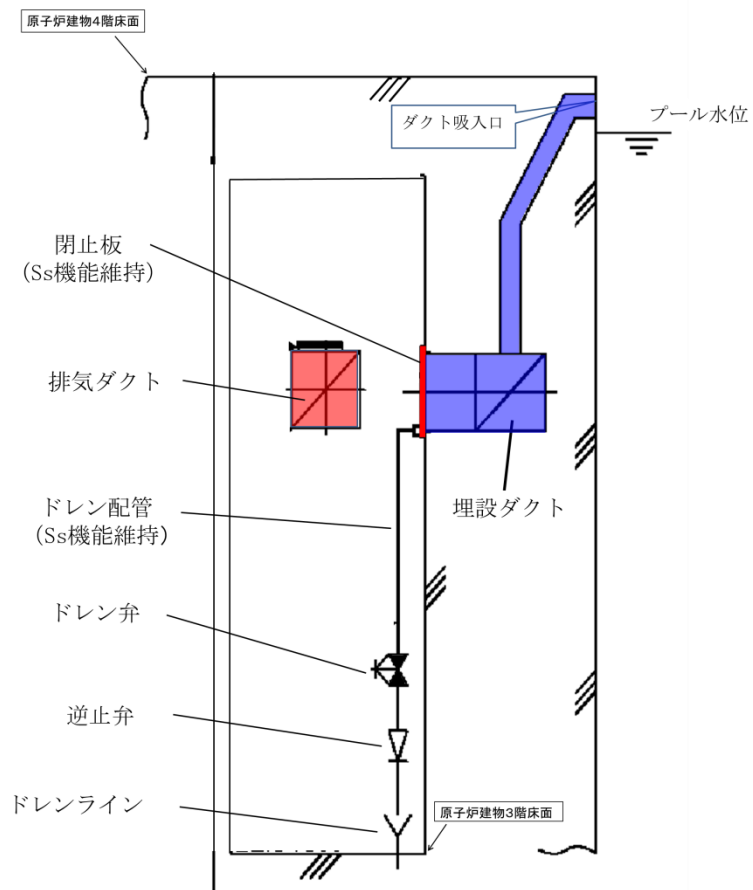


図 2-2 閉止板設置状況

(2) ダクト閉止における影響

プール水面の吸入口は、プール水面上の汚染空気を原子炉建物4階に拡散させないように設置されている。4階フロアの通常空調の設計は、同じ目的で、負圧を維持し、下階から4階フロア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。

プール水面の吸入口を埋設ダクト出口で閉止した場合は、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、これらを考慮した排気ダクトを設置することにより、負圧バランスを維持することから、汚染拡大への影響はない。

(3) 閉止板の耐震評価

a. 評価方針

埋設ダクト出口側に設置する閉止板の耐震評価を実施する。評価部位は閉止板及び取付部（溶接部）とする。

基準地震動 S_s の震度を上回る評価用の震度による地震力に対して、閉止板の耐震性を評価する。

b. 評価方法

(a) 閉止板は大たわみ理論により発生応力を算出し評価する。

(b) 取付部（溶接部）は、各軸方向に発生する応力を算出し、組合せ応力にて評価する。

(c) 荷重の組合せは下記とする。

$$\text{荷重の組合せ} = D + P_D + S_s$$

D：死荷重（閉止板の自重）

P_D ：圧力荷重（空調換気系の運転圧力は生じないため考慮しない）

S_s ：地震荷重（基準地震動 S_s の震度を上回る評価用の震度による地震力）

c. 評価結果

燃料プールのスロッシングによる排気ダクトへの流入防止対策として設置する閉止板に対し、耐震評価を実施した結果、閉止板の機能は維持できることを確認した。閉止板及び取付部（溶接部）の耐震評価結果を表 2-1～2-2 に示す。

表 2-1 閉止板の耐震評価結果

No.	閉止板 [mm]	a. 許容応力 [MPa]	b. 発生応力 [MPa]	評価	
				裕度 (a/b)	判定 (≥ 1.0)
1				17.18	OK
2				21.15	OK

表 2-2 取付部（溶接部）の耐震評価結果

No.	閉止板 [mm]	a. 許容応力 [MPa]	b. 発生応力 [MPa]	評価	
				裕度 (a/b)	判定 (≥ 1.0)
1				158	OK
2				158	OK

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 閉止板の強度評価

① 閉止板に加わる動水圧を考慮した強度評価

a. 評価方針

埋設ダクト内へのプール水の浸水により、閉止板に加わる動水圧と閉止板の許容応力を比較し、動水圧が許容応力以下であることを評価する。閉止板には、「c. 動水圧の考え方」のとおり等分布荷重を受けるものとし、保守的に埋設ダクトの摩擦等の外力を無視する。評価対象部位は、閉止板及び取付部（溶接部）とする。

基準地震動 S_s の震度を上回る評価用の震度による地震力に対して、閉止板の強度を評価する。

b. 評価方法

(a) 閉止板は大たわみ理論により発生応力を算出し評価する。

(b) 取付部（溶接部）は、各軸方向に発生する応力度を算出し、組合せ応力度にて評価する。

(c) 荷重の組合せは下記とする。

荷重の組合せ = $D + P$

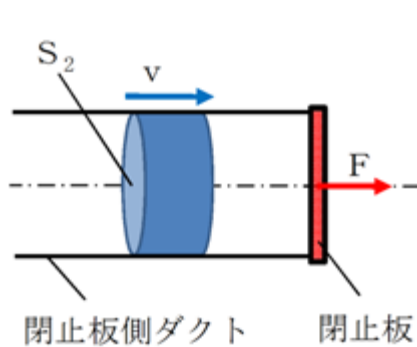
D : 死荷重（閉止板の自重）

P : 圧力荷重（動水圧）

c. 動水圧の考え方

(a) 閉止板に働く力

閉止板に働く力は下記のとおり流体力学の運動量法則を用いて算出する。



$$F = \rho Q v = \rho S_2 v^2$$

F : 閉止板に働く力 [N]

ρ : 流体密度 [kg/m³]

v : 速度 [m/s] ・ ・ ・ 「2. (4) c. (b) 速度の考え方」 参照

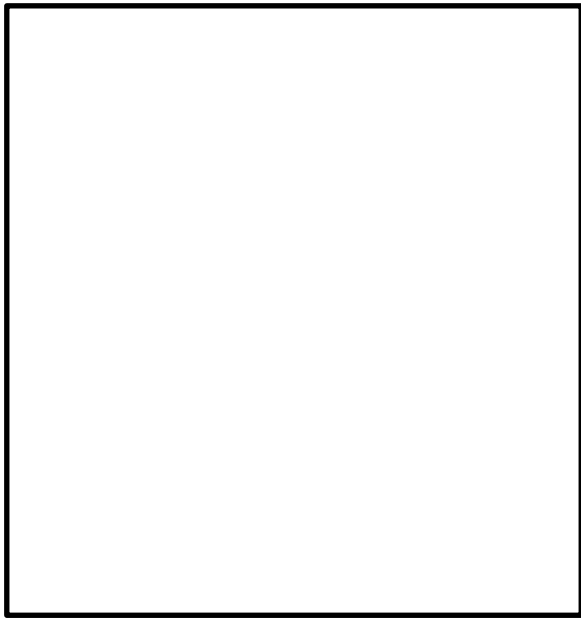
S_2 : 閉止板側ダクト開口面積 [m²]

Q : 流量 [m³/s] = $S_2 \times v$

図 2-3 閉止板に働く力（イメージ図）

(b) 速度 [v] の考え方

閉止板への衝突速度 [v_2] と排気ダクト開口上端から埋設ダクト下端までの自由落下速度 [v_3] の絶対値の和 [v] を用いる。



v : 速度[m/s] = $|v_2| + |v_3|$
 S_1 : 燃料プール側ダクト開口面積[m²]
 (保守的に全開口面積合計とする)
 v_1 : 流入速度[m/s]
 S_2 : 閉止板側ダクト開口面積[m²]
 v_2 : 衝突速度[m/s]・・・「2. (4)c. (c) 衝突速度の考え方」参照
 v_3 : 自由落下速度[m/s]
 力学的エネルギー保存則より

$$\frac{1}{2} m v_3^2 + mgh = \text{const}$$

 m : 質量[kg] = 全流入量
 g : 重力加速度[m/s²]
 h : 落下高さ[m]
 (初速 = 0, 摩擦等の外力 = 0)

図 2-4 速度[v]の考え方 (イメージ図)

(c) 衝突速度[v_2]の考え方

埋設ダクトの開口面積は燃料プール側に比べ、閉止板側が小さいため、埋設ダクト内に流入した水の流路断面積と流速の関係を考慮し、流体力学の連続の式を用いて、衝突速度[v_2]を算出する。

○連続の式・・・流れの断面積が変化したとき、密度一定ならば管の細いところは流れが速い

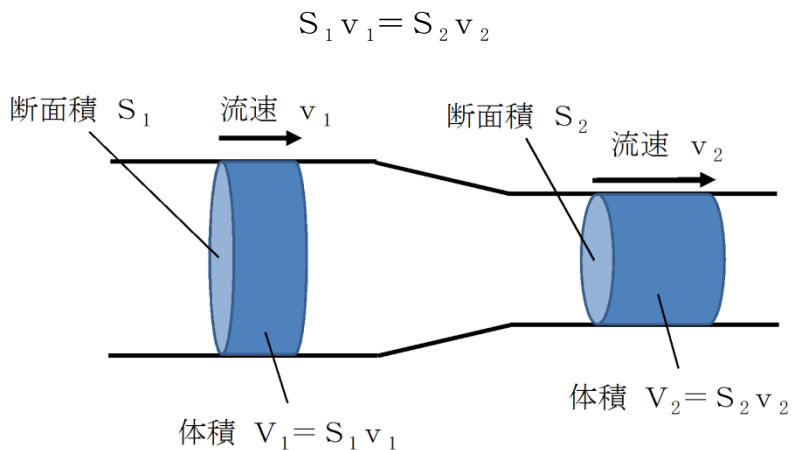


図 2-5 流路断面積と流速の関係

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

d. 評価結果

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吸入口から埋設ダクト内に浸水し、閉止板へ動水圧が加わった場合を想定しても、閉止板の機能は維持できることを確認した。

動水圧を考慮した閉止板及び取付部（溶接部）の強度評価結果を表 2-3～2-4 に示す。

表 2-3 動水圧を考慮した閉止板の強度評価結果

No.	閉止板 [mm]	a. 許容応力 [MPa]	b. 発生応力 [MPa]	評価	
				裕度 (a/b)	判定 (≥ 1.0)
1				1.2	OK
2				1.18	OK

表 2-4 動水圧を考慮した取付部（溶接部）の強度評価結果

No.	閉止板 [mm]	a. 許容応力 [MPa]	b. 発生応力 [MPa]	評価	
				裕度 (a/b)	判定 (≥ 1.0)
1				31.6	OK
2				31.6	OK

② 浸水後の水頭圧を考慮した強度評価

a. 評価方針

閉止板から排気ダクト吸入口まで満水状態を想定した水頭圧に対して、閉止板の強度評価を実施する。評価部位は閉止板及び取付部（溶接部）とする。

b. 評価方法

- (a) 閉止板は大たわみ理論により発生応力を算出し評価する。
- (b) 取付部（溶接部）は、各軸方向に発生する応力を算出し、組合せ応力で評価する。
- (c) 荷重の組合せは下記とする。
 荷重の組合せ = D + P
 D：死荷重（閉止板の自重）
 P：圧力荷重（水頭圧）

c. 評価結果

燃料プールのスロッシングによる排気ダクトへの流入防止対策として設置する閉止板に対し、浸水後の水頭圧を考慮した強度評価を実施した結果、閉止板の機能は維持できることを確認した。浸水後における閉止板及び取付部（溶接部）の評価結果を表 2-5～2-6 に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 2-5 浸水後における閉止板の強度評価結果

No.	閉止板 [mm]	a. 許容応力 [MPa]	b. 発生応力 [MPa]	評価	
				裕度 (a/b)	判定 (≥ 1.0)
1				1.93	OK
2				1.97	OK

表 2-6 浸水後における取付部（溶接部）の強度評価結果

No.	閉止板 [mm]	a. 許容応力 [MPa]	b. 発生応力 [MPa]	評価	
				裕度 (a/b)	判定 (≥ 1.0)
1				79	OK
2				79	OK

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

溢水影響のある屋外タンク等の選定について

1. はじめに

溢水防護対象設備が設置されている建物等への溢水影響評価において、溢水影響のある屋外タンク等の選定方法を示す。

2. 屋外タンク等の抽出

島根原子力発電所敷地内において、地上部に設置されており、内部流体が液体である屋外タンク、貯水槽、沈砂池及び調整池等を図面又は現場調査により抽出した。

3. 溢水影響のある屋外タンク等の選定

図面又は現場調査により抽出した屋外タンク等を溢水源の選定フローに基づき溢水源とする屋外タンク等又は溢水源としない屋外タンク等に選定する。溢水源の選定フローを図1に、選定結果を表1に、配置図を図2に示す。

宇中貯水槽及び中和沈殿槽、輪谷貯水槽（西側）沈砂池、輪谷200t貯水槽は敷地を掘り込んだ構造となっており、水面が敷地高さより低いため、溢水源とする屋外タンク等の対象から除外した。また、敷地形状から建物側へ流れないことを確認している屋外タンク等は対象から除外した。

なお、輪谷貯水槽（西側）は基準地震動 S_s による地震力に対し機能維持する密閉式貯水槽を設置するため、スロッシングを含め溢水は生じない。

4. 溢水源としない屋外タンク等の対策

溢水源としない屋外タンク等の対策内容を以下に示す。

(1) 区分A

基準地震動 S_s による地震力に対し、タンク又は防油堤等のバウンダリ機能を保持させる。

(2) 区分B

タンクを空運用とすることとし、QMS文書に反映し管理する。

(3) 区分C

FRP又は樹脂系塗装等で塗装された保有水量全量を保持できる堰の設置等の流出防止対策を実施する。

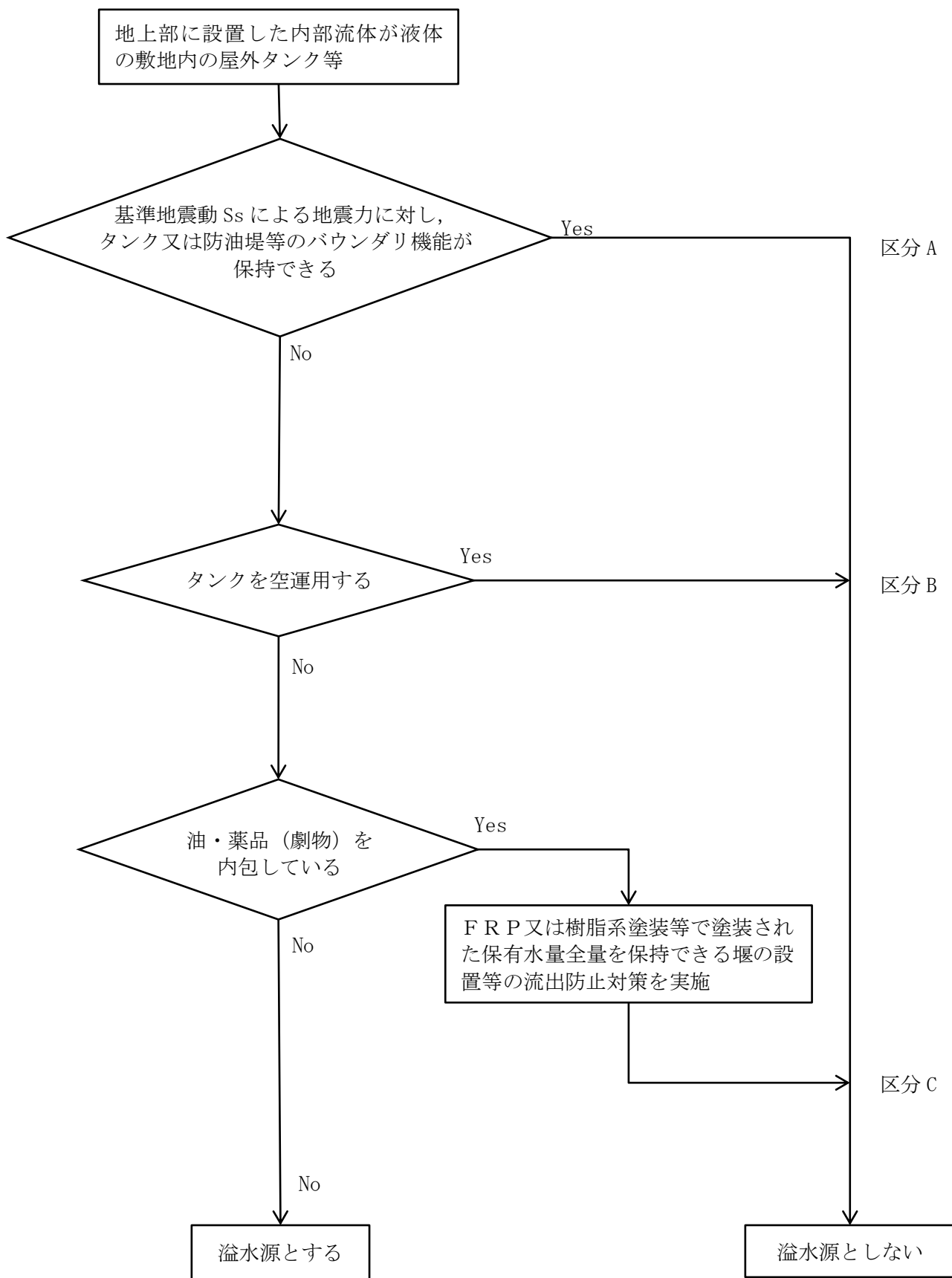


図1 溢水源の選定フロー

表1 溢水影響のある屋外タンク等の選定結果 (1/2)

No.	名称	内容物	保有水量 [m ³]	選定結果※1	配置図 No	区分
1	タービン油計量タンク	油	47	×	n-3	C
2	No. 3 重油タンク	油	900	×	n-4	A-1
3	No. 2 重油タンク	油	900	×	n-4	A-1
4	No. 1 重油タンク	油	900	×	n-4	A-1
5	地上式淡水タンク(A)	水	560	×	n-7	B
6	地上式淡水タンク(B)	水	560	×	n-7	B
7	電解液受槽(1号)	薬品(非劇物)	22	○	5	—
8	電解液受槽(2号)	薬品(非劇物)	10	○	n-8	—
9	鉄イオン溶解タンク(2号)	薬品(非劇物)	19	○	n-9	—
10	硫酸貯蔵タンク	薬品(劇物)	6	×	n-10-1	C
11	苛性ソーダ貯蔵タンク	薬品(劇物)	30	×	n-10-1	B
12	1号機主変圧器	油	0	×	n-11	B
13	1号機所内変圧器	油	0	×	n-11	B
14	2号機主変圧器	油	77	×	n-12	C
15	2号機所内変圧器(A)	油	10	×	n-12	C
16	2号機所内変圧器(B)	油	10	×	n-12	C
17	2号機起動変圧器	油	24	×	n-12	C
18	海水電解装置脱気槽	薬品(非劇物)	12	○	n-13	—
19	補助ボイラ排水処理装置 pH調整用 酸貯槽	薬品(劇物)	1	×	n-14-1	C
20	補助ボイラ排水処理装置 pH調整用 アルカリ貯槽	薬品(劇物)	1	×	n-14-1	C
21	補助ボイラ排水処理装置 排水pH中和槽	水	3	○	n-14	—
22	補助ボイラ補機冷却水薬液注入貯槽	薬品(非劇物)	1	○	n-14	—
23	重油タンク用泡原液差圧調合槽	薬品(非劇物)	2	○	n-15	—
24	3号機主変圧器	油	141	×	n-16	C
25	3号機所内変圧器	油	21	×	n-16	C
26	3号機補助変圧器	油	37	×	n-16	C
27	空気分離器	油	2	×	n-17	C
28	500kVケーブル給油装置	油	1	×	n-16	C
29	補助ボイラサーピスタック	油	2	×	n-14-1	C
30	1号処理水受入タンク	水(放射性)	2,000	×	n-3	B
31	3号復水貯蔵タンク	水	2,000	×	n-74	A-2
32	3号補助復水貯蔵タンク	水	2,000	×	n-74	A-2
33	代替注水槽	水	2,500	×	n-20	B
34	3号補助消火水槽(A)	水	200	×	n-75	B
35	3号補助消火水槽(B)	水	200	×	n-75	B
36	3号ろ過水タンク(A)	水	1,000	○	1	—
37	3号純水タンク(A)	水	1,000	○	2	—
38	消火用水タンク(A)	水	1,200	○	3	—
39	消火用水タンク(B)	水	1,200	○	3	—
40	宇中受水槽	水	24	○	46	—
41	変圧器消火水槽	水	306	○	4	—
42	管理事務所1号館東側調整池	水	1,520	○	9	—
43	3号所内ボイラサーピスタック	油	2	×	n-24-2	C
44	4号所内ボイラサーピスタック	油	2	×	n-24-3	C
45	苛性ソーダ貯蔵タンク	薬品(劇物)	26	×	n-27	C
46	排水中和用塩酸タンク	薬品(劇物)	1	×	n-27	C
47	排水中和用苛性ソーダタンク	薬品(劇物)	1	×	n-27	C
48	塩酸貯槽	薬品(劇物)	3	×	n-28-3	C
49	予備変圧器	油	10	×	n-31	C
50	1号機起動変圧器	油	48	×	n-32	C
51	硫酸貯蔵タンク	薬品(劇物)	10	×	n-27	C
52	1号復水貯蔵タンク	水(放射性)	500	×	n-33	A-2
53	1号補助サージタンク	水(放射性)	500	×	n-34	B
54	純水タンク(A)	水	600	○	10	—
55	純水タンク(B)	水	600	○	10	—
56	2号復水貯蔵タンク	水(放射性)	2,000	×	n-35	A-2
57	2号補助復水貯蔵タンク	水(放射性)	2,000	×	n-36	A-2
58	2号トーラス水受入タンク	水(放射性)	2,000	×	n-37	A-2
59	A-真空脱気塔	水	2	○	n-38	—
60	B-真空脱気塔	水	2	○	n-38-1	—
61	冷却水回収槽	水	2	○	n-38-2	—
62	C-真空脱気塔	水	3	○	n-28	—
63	D-真空脱気塔	水	3	○	n-28-1	—

表1 溢水影響のある屋外タンク等の選定結果 (2/2)

No.	名称	内容物	保有水量 [m ³]	選定結果※1	配置図 No	区分
64	C/D用冷却水回収槽	水	2	○	n-28-2	—
65	2号ろ過水タンク	水	3,000	○	11	—
66	1号除だく槽	水	87	○	12	—
67	1号ろ過器	水	62	○	13	—
68	2号除だく槽	水	102	○	14	—
69	2号ろ過器	水	36	○	15	—
70	2号濃縮槽	水	30	○	16	—
71	1号除だく槽排水槽	水	7	○	n-41	—
72	22m盤受水槽	水	30	○	37	—
73	1号ろ過水タンク	水	3,000	○	17	—
74	ガスタービン発電機用軽油タンク	油	560	×	n-43-1	A-1
75	泡消火薬剤貯蔵槽 (ガスタービン発電機用軽油タンク)	薬品 (非劇物)	1	○	n-43	—
76	OPケーブルタンク	油	3	×	n-47	C
77	輪谷貯水槽 (東側)	水	1,864※2	○	19	—
78	輪谷貯水槽 (西側)	水	10,000	×	n-55	A-2
79	輪谷貯水槽 (東側) 沈砂池	水	260	○	20	—
80	磚子水洗タンク	水	146	○	22	—
81	原水80 t 水槽	水	80	○	24	—
82	雑用水タンク	水	33	○	26	—
83	宇中系統中継水槽 (西山水槽)	水	30	○	25	—
84	59m盤トイレ用水貯槽	水	32	○	44	—
85	500kVケーブル給油装置	油	1	×	n-48	C
86	非常用ろ過水タンク	水	2,500	×	n-49	A-2
87	74m盤受水槽 (2槽)	水	60	○	27	—
88	山林用防火水槽 (スカイライン)	水	50	○	n-52	—
89	山林用防火水槽 (スカイライン)	水	50	○	n-52	—
90	A-サイトバンカ建物消火タンク	水	46	○	18	—
91	B-サイトバンカ建物消火タンク	水	46	○	18	—
92	A-50m盤消火タンク	水	155	○	28	—
93	B-50m盤消火タンク	水	155	○	28	—
94	3号仮設海水淡水化装置 (海水受水槽)	水	25	○	29	—
96	3号仮設海水淡水化装置 (RO処理水槽)	水	15	○	n-76	—
97	3号仮設海水淡水化装置 (仮設純水槽)	水	5	○	n-77	—
97	ガスタービン発電機用軽油タンク用消火タンク	水	49	○	23	—
98	仮設合併処理槽	水	31	○	34	—
99	管理事務所4号館用消火タンク	水	21	○	36	—
100	仮設水槽-1 (2号西側法面付近)	水	20	○	39	—
101	仮設水槽-2 (2号西側法面付近)	水	20	○	40	—
103	仮設水槽-3 (2号西側法面付近)	水	20	○	45	—
103	純水装置廃液処理設備	水	42	○	31	—
104	3号純水タンク (B)	水	1,000	○	32	—
105	3号ろ過水タンク (B)	水	1,000	○	33	—
106	A-44m盤消火タンク	水	155	○	30	—
107	B-44m盤消火タンク	水	155	○	30	—
108	A-45m盤消火タンク	水	155	○	38	—
109	B-45m盤消火タンク	水	155	○	38	—
110	宇中合併浄化槽 (1)	水	63	○	42	—
111	宇中合併浄化槽 (2)	水	126	○	43	—
112	ブロータンク	水	1	○	n-14	—
113	排水放流槽	水	1	○	n-14	—
114	訓練用模擬水槽	水	4	○	n-58	—
115	1号海水電解装置電解槽 (循環ライン 8槽)	薬品 (非劇物)	2	○	n-8	—
116	2号海水電解装置電解槽 (非循環ライン 12槽)	薬品 (非劇物)	2	○	n-8	—
117	仮設水槽 (2号西側法面付近)	水	2	○	n-59	—
118	25MVA緊急用変圧器	油	15	×	n-60	A-1
119	所内ボイラブロータンク	水	1	○	n-24	—
120	所内ボイラ冷却水冷却塔	水	1	○	n-24-1	—
121	濁水処理装置	水	10	○	n-71	—
122	防火水槽	水	20	○	n-74	—
123	防火水槽	水	20	○	n-73	—
124	トイレ用ろ過水貯槽	水	8	○	n-41	—

※1: 溢水源とする屋外タンク等を「○」、溢水源としない屋外タンク等を「×」とする。
 ※2: 基準地震動 Ss による地震力に対し耐震性を有しているため、スロッシング量を保有水量とした。
 保有水量は、スロッシング解析値 (1,694m³) と実験値の差を踏まえ 1.1 倍し、切上げた値。

区分 A: 基準地震動 Ss による地震力に対し、タンク又は防油堤等のバウンダリ機能が保持できる。
 A-1: SA 対応において基準地震動 Ss による地震力に対し、耐震性を確保するもの。
 A-2: 溢水影響評価において基準地震動 Ss による地震力に対し、耐震性を確保するもの。
 区分 B: タンクを空運用する。
 区分 C: FRP 又は樹脂系塗装等で塗装された保有水量全量を保持できる堰を設置し、配管破断等により堰外への流出防止対策を実施する。

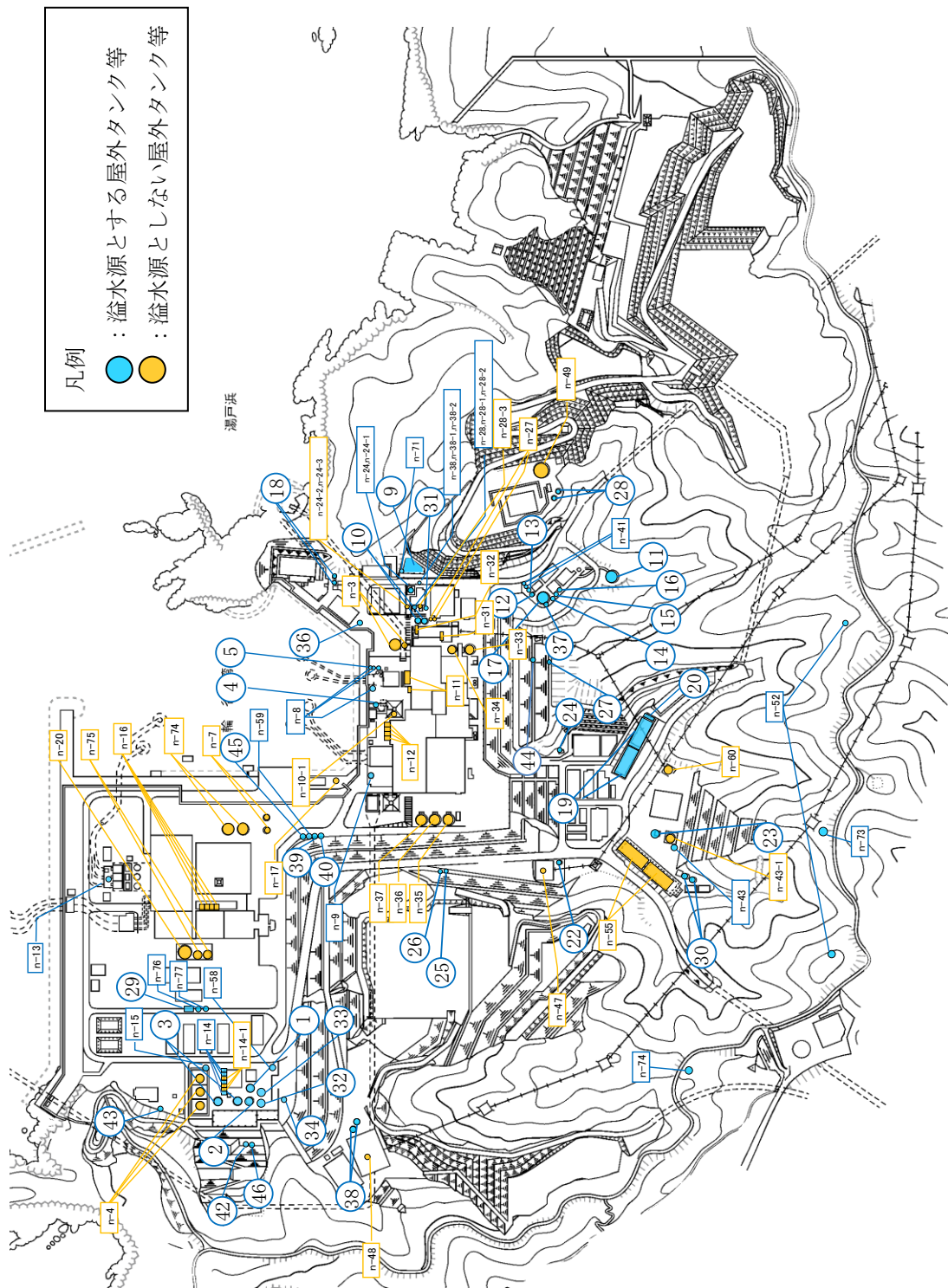


図2 発電所敷地内に地上設置されている屋外タンク等の配置図

輪谷貯水槽（東側）のスロッシングによる溢水量評価について

1. はじめに

地震時の輪谷貯水槽（東側）のスロッシングによる溢水量評価結果を以下に示す。

2. 輪谷貯水槽（東側）のスロッシングによる溢水量の評価

2.1 解析方法

スロッシングによる溢水量を三次元流動解析により算出した。輪谷貯水槽（東側）周辺の概要を図1に示す。

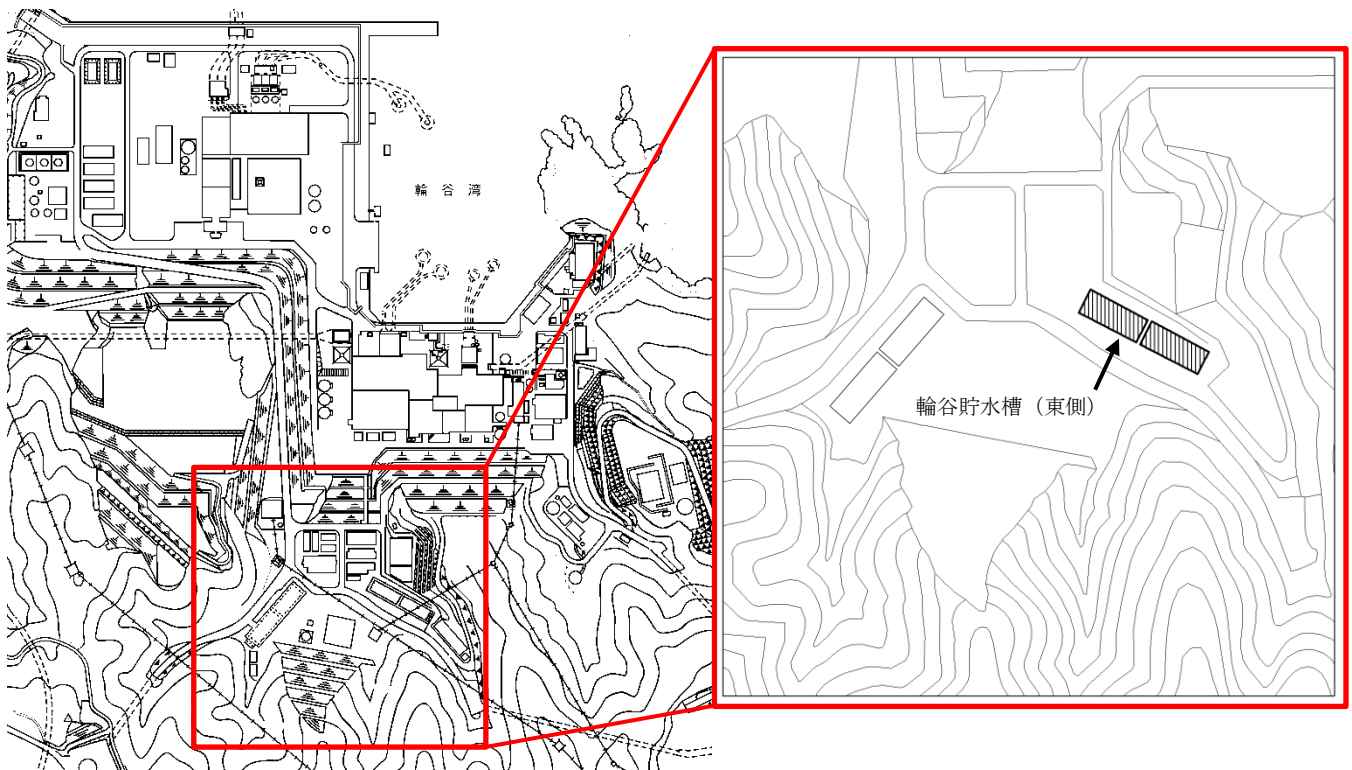


図1 輪谷貯水槽（東側）周辺の概要図

2.2 解析条件

解析条件を表1に、解析モデル諸元を表2に、解析モデル図を図2に示す。

表1 解析条件

項目	内容
モデル化範囲	輪谷貯水槽（東側）（2槽連結モデル）
境界条件	貯水槽上部は開放とし、他は壁による境界を設定する。解析範囲外に流出した水は戻らないものとする。
初期水位	EL49.5m（HWL）
評価用地震動	基準地震動 S _s -D による輪谷貯水槽の床応答
解析コード	汎用熱流体解析コード Fluent ver. 18.2
解析時間	500 秒 ^{※1}
物性値	密度[kg/m ³]：1.21（空気），999（水） 粘性係数[Pa・s]：1.799×10 ⁻⁵ （空気），1.154×10 ⁻³ （水）
貯水槽寸法	20m（短辺）×51m（長辺）×5.3m（水位高さ） ^{※2} ×2水槽

※1 溢水量に有意な増加が確認できなくなった時間。（図5参照）

※2 最深部での水位高さを示す。

表2 解析領域とメッシュ数

種類	解析領域 [m]	メッシュ数 [要素]
輪谷貯水槽（東側）	EL44.2～EL60.0	約 770,000

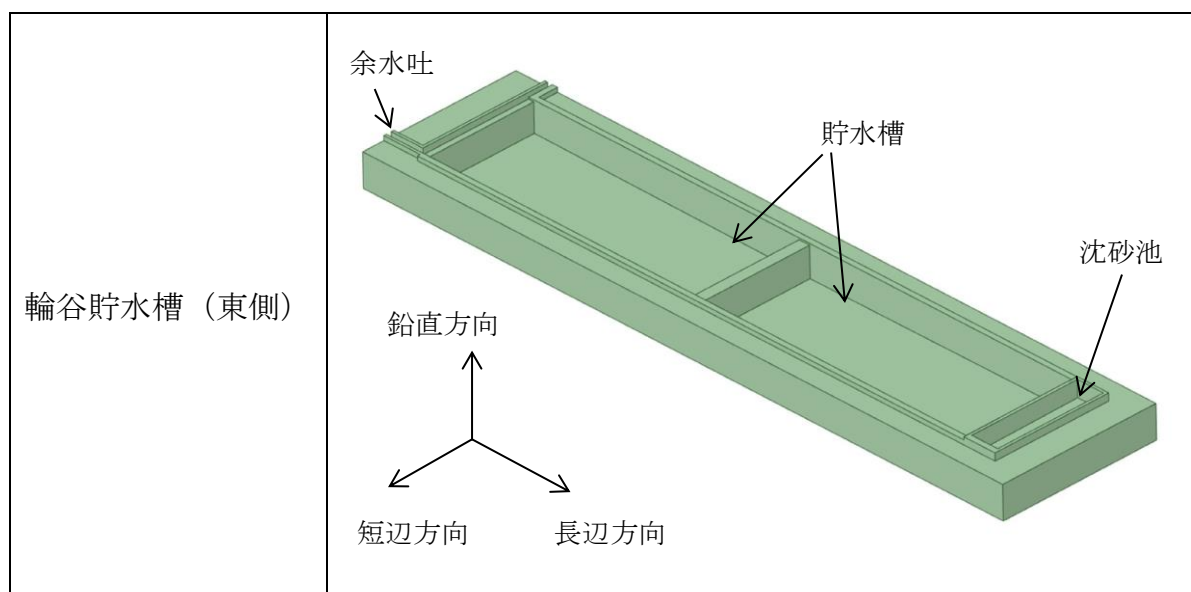


図2 解析モデル図

2.3 入力地震動

基準地震動 S_s の応答スペクトル（水平方向）を図3に示す。輪谷貯水槽（東側）のスロッシングの1次固有周期は6秒以上（短辺方向：約6.1秒，長辺方向：約14.3秒）の長周期領域であることから，基準地震動 S_s のうち，長周期成分が相対的に大きい基準地震動 S_s-D を用いて評価を実施する。なお，スロッシングの固有周期は，「8. 燃料プールのスロッシングに伴う溢水評価について」で示した燃料プールのスロッシング周期の算出方法と同様に，ハウスナー理論により算出した。

スロッシング解析に用いる地震動は，輪谷貯水槽（東側）の地震応答解析（2次元動的時刻歴非線形 FEM 解析）による応答加速度を用いる。解析に用いた加速度時刻歴波形を図4に示す。なお，基準地震動 S_s-D は，特定の方向性を持たない応答スペクトル手法に基づき策定された地震動であるため，スロッシング評価においては，水平方向（短辺方向及び長辺方向のいずれか1方向）と鉛直方向を組み合わせた解析を行う。

2.4 スロッシング評価における地震力の組合せ

水平2方向及び鉛直方向の地震力を組み合わせた場合の溢水量は，簡便な取り扱いとして，短辺方向＋鉛直方向，長辺方向＋鉛直方向の溢水量を足し合わせ，溢水量が大きくなるよう保守的に設定する。

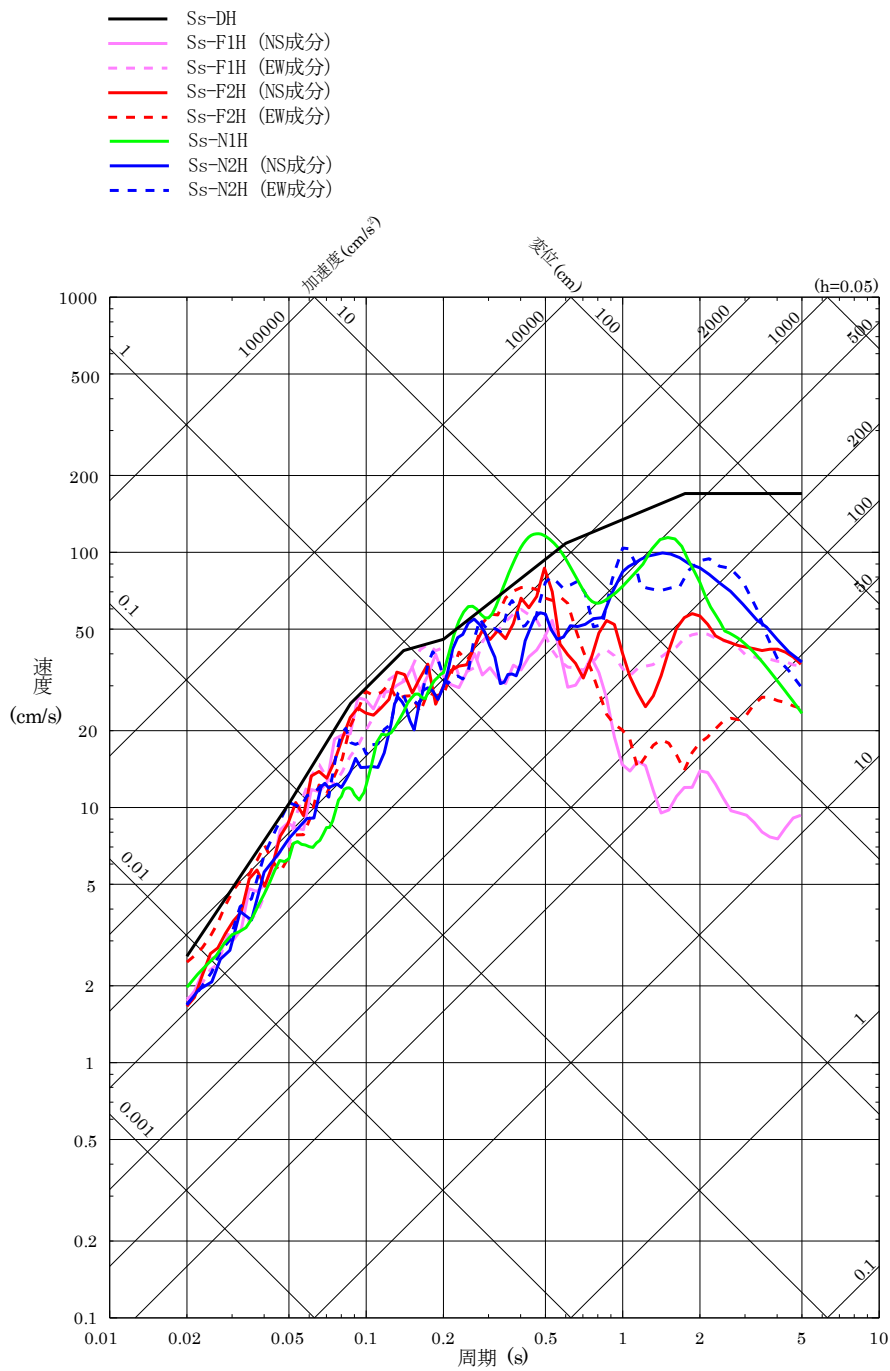


図3 基準地震動 Ss の応答スペクトル (水平方向)

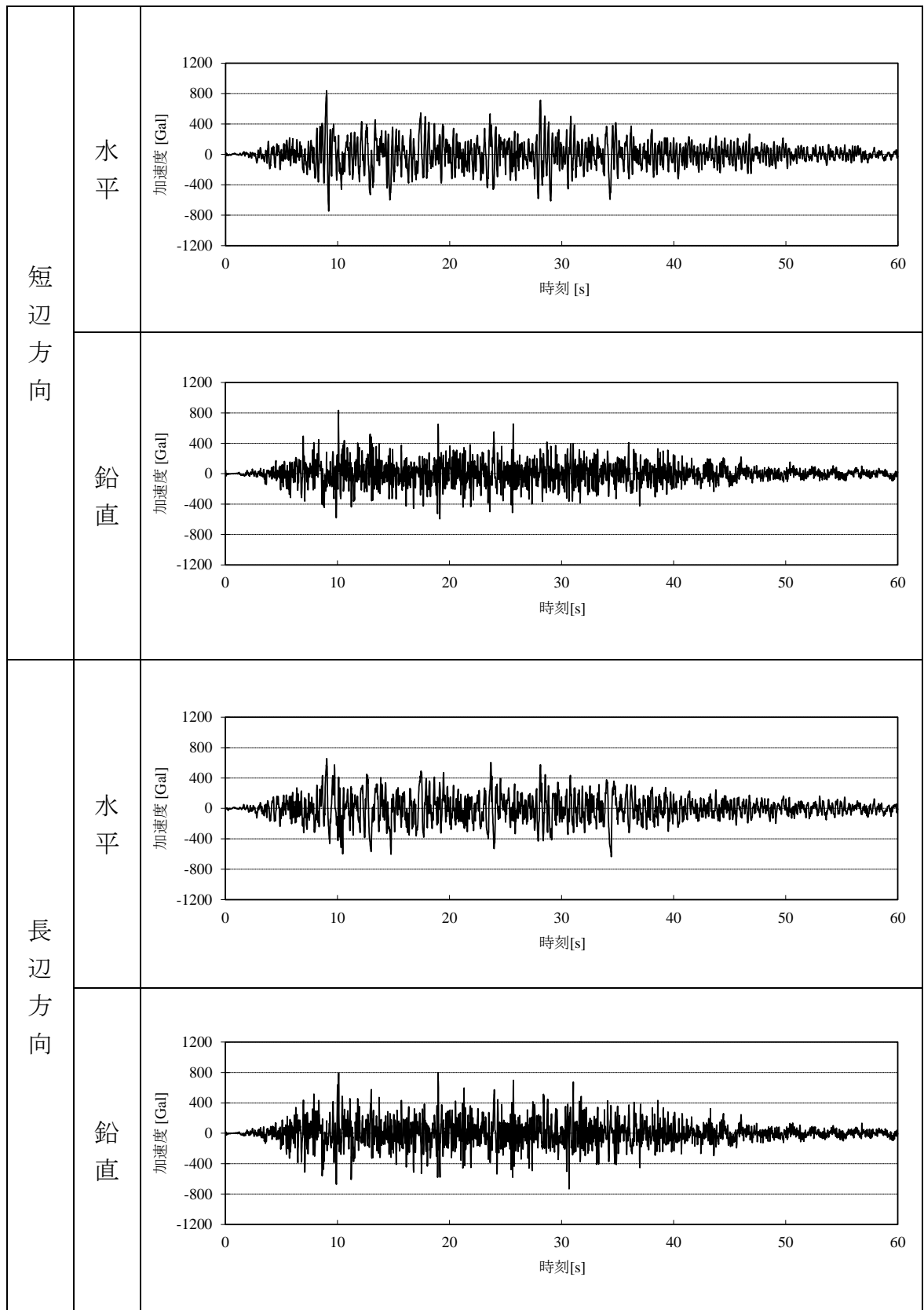


図 4 入力地震動 加速度時刻歴波形

2.5 溢水量評価結果

解析により算定した輪谷貯水槽（東側）のスロッシングによる溢水量を表 3 に、溢水量の時間変化を図 5 に、最大波高発生時間近傍における液面状態を図 6 に示す。

表 3 輪谷貯水槽（東側）のスロッシングによる溢水量

No.	解析ケース（入力条件）	溢水量[m ³]
①	短辺方向：Ss-D 鉛直方向：Ss-D	1350
②	長辺方向：Ss-D 鉛直方向：Ss-D	344

※ 表の値は、解析結果を基として小数点以下を切り上げの値を示す。

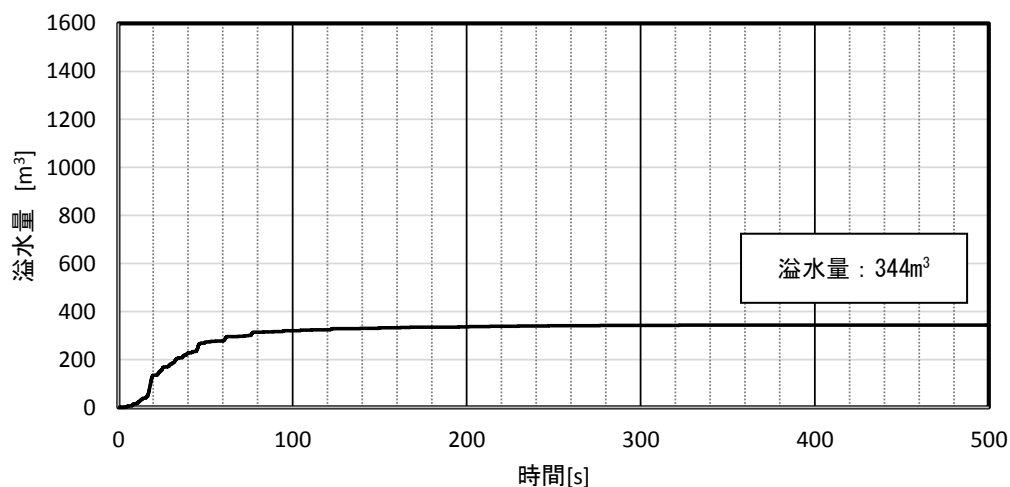
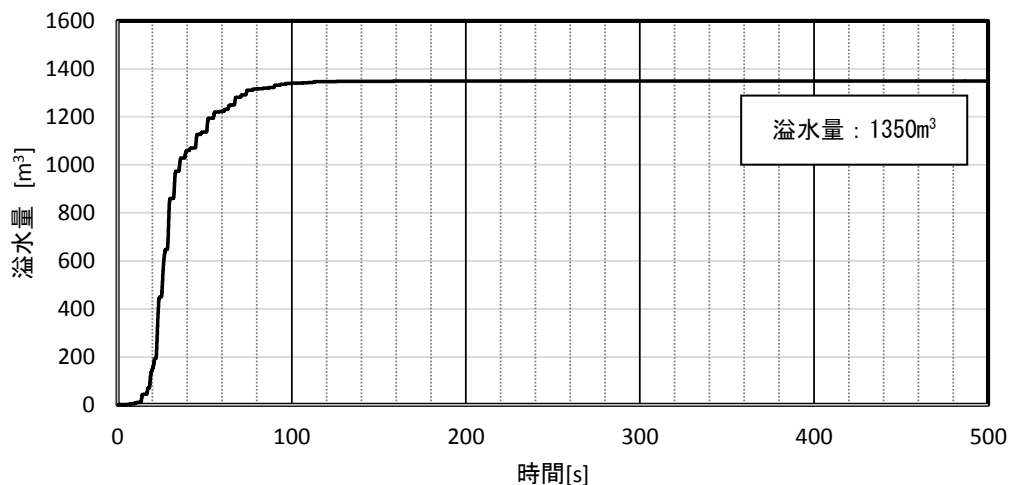
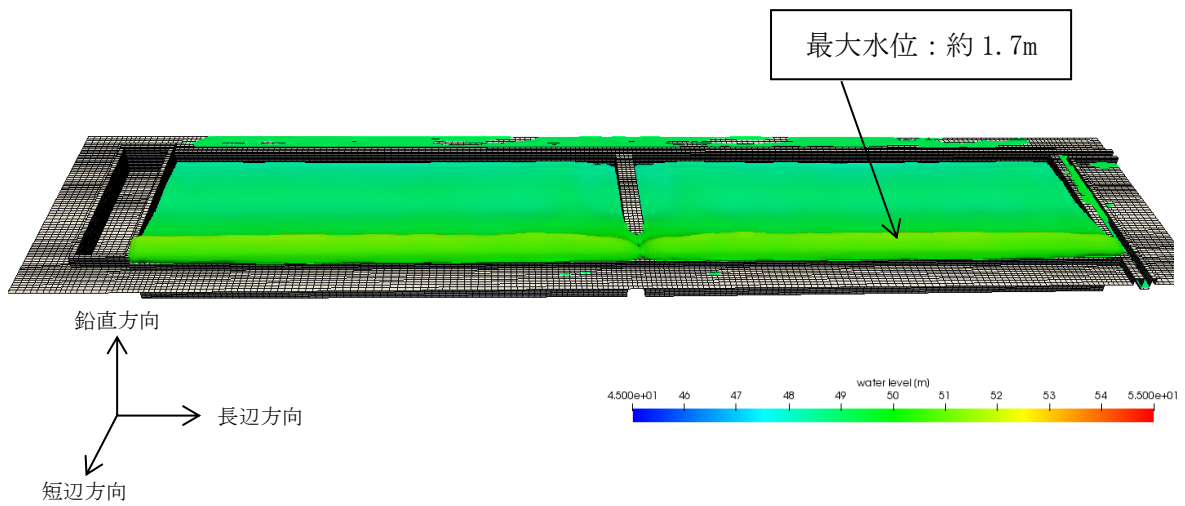
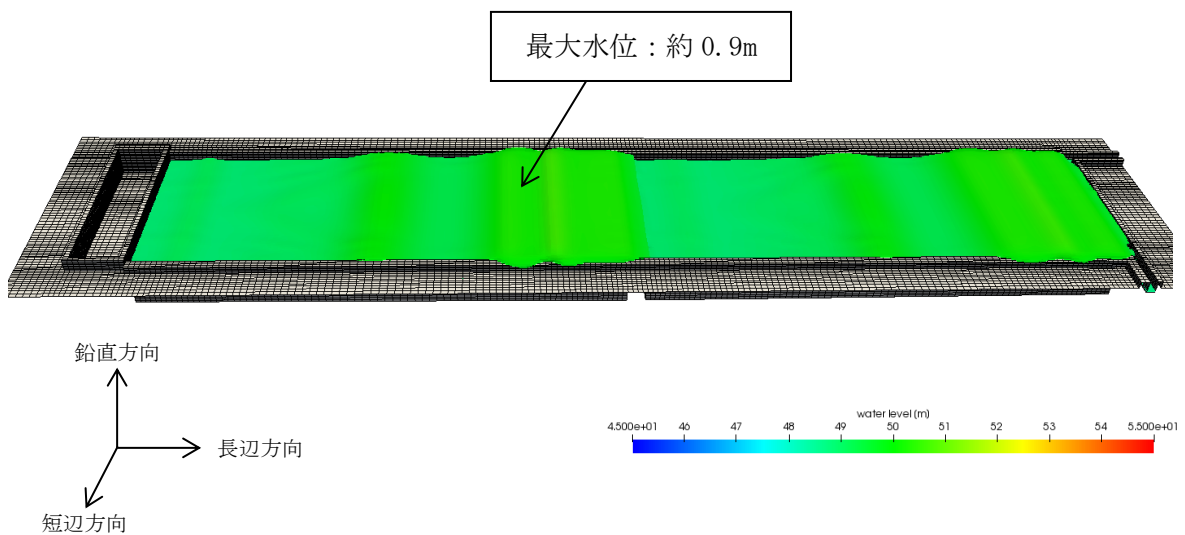


図 5 輪谷貯水槽（東側）からの溢水量の時間変化



(1) 解析ケース① (短辺方向+鉛直方向)



(2) 解析ケース② (長辺方向+鉛直方向)

図 6 最大波高発生時間近傍における液面状態

2.6 内部溢水影響評価に用いる溢水量

内部溢水影響評価に用いる溢水量を表4に示す。内部溢水影響評価では、解析値に保守性を見込んだものをスロッシングによる溢水量として使用する。具体的には、水平2方向の組合せに配慮し、短辺方向+鉛直方向、長辺方向+鉛直方向の溢水量を足し合わせて設定する。また、解析コード（Fluent）の検証結果（添付資料8参照）から、解析値と実験値の差を踏まえて解析値を1.1倍し、溢水量が大きくなるよう保守的に設定する。

参考として、3方向同時入力によるスロッシング解析結果を表5に示す。また、代表として表5のNo.1における溢水量の時間変化を図7に、最大波高発生時間近傍の液面状態を図8に示す。この結果から、内部溢水影響評価に用いる溢水量が保守的に設定されていることを確認している。

表4 内部溢水影響評価に用いる溢水量

溢水量[m ³]	設定方法
1694	解析結果を足し合わせた値 (表3の①+②)
1864	上記値に解析コードの検証結果を 踏まえて1.1倍した値
2200	上記値に対して保守性を考慮して設定

※ 表中の値について、溢水量の足し合わせ及び係数倍は解析結果に基づき実施し、表記上は小数点以下を切り上げた値を示す。

表5 3方向同時入力によるスロッシング解析結果

No.	解析ケース（入力条件）	溢水量[m ³] ^{※1}	備考
1	短辺方向：Ss-D 長辺方向：組合せ用地震動 ^{※2} 鉛直方向：Ss-D	1485	水平2方向に位相特性の異なる地震動を用いたケース
2	短辺方向：Ss-D 長辺方向：Ss-D 鉛直方向：Ss-D	1440	水平2方向に同位相の地震動を用いたケース

※1 表の値は、解析結果に対して小数点以下を切り上げた値を示す。

※2 「島根原子力発電所2号炉 地震による損傷の防止 別紙-10 水平2方向及び鉛直方向地震力の適切な組合せに関する検討について 参考資料-3 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価に用いる模擬地震波の作成方針」による水平2方向の影響検討用に設定された地震動。

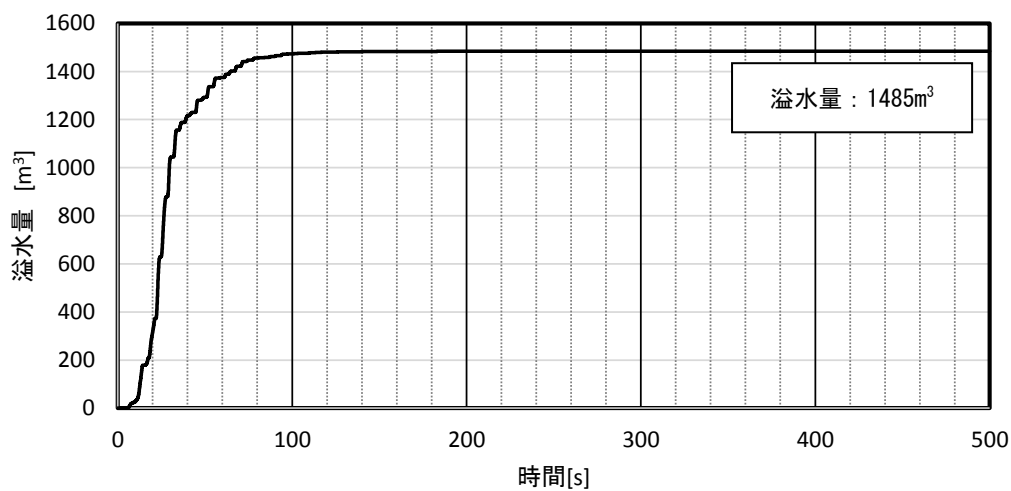


図7 輪谷貯水槽（東側）からの溢水量の時間変化（表5のNo.1）

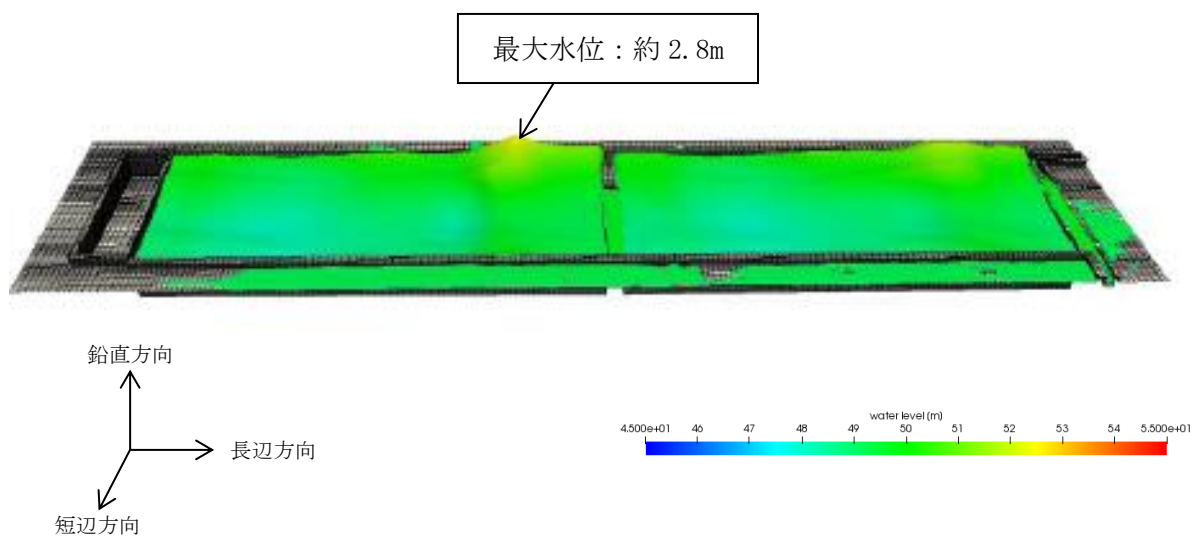


図8 最大波高発生時間近傍における液面状態（表5のNo.1）

原子炉ウェル及び蒸気乾燥器／気水分離器ピットの スロッシングに伴う溢水影響について

1. はじめに

定期事業者検査作業に伴う原子炉ウェルや蒸気乾燥器／気水分離器ピット（以下「DSP」という。）の水張り状態におけるスロッシングの発生、溢水防護対象設備の不待機や扉の開放等、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は、重大事故等対処施設の利用も含めた現実的な対応も考慮し、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行う。

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、定期事業者検査時のスロッシングの発生を想定し、これによる溢水評価への影響について示す。

2. 原子炉ウェル及び DSP のスロッシングに伴う溢水評価について

燃料プールの通常時におけるスロッシングについては、必要な溢水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、定期事業者検査期間時に想定される、燃料プール、原子炉ウェル及び DSP 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、溢水評価を実施する。燃料プール、原子炉ウェル及び DSP が設置される原子炉建物 4 階の機器配置図を図 1 に示す。なお、解析に用いた基準地震動 S_s 及び解析条件は、「8. 燃料プールのスロッシングに伴う溢水評価について」で示した内容と同様である。原子炉ウェル及び DSP の NS 方向寸法は燃料プールとほぼ同等であり、スロッシング固有周期も同等となる。また、EW 方向寸法については、燃料プールよりも長くなるため、固有周期は燃料プールより長くなる。したがって、燃料プールのスロッシング解析と同様に、基準地震動 S_s のうち、長周期成分が大きい S_s -D を用いてスロッシング解析を行う。

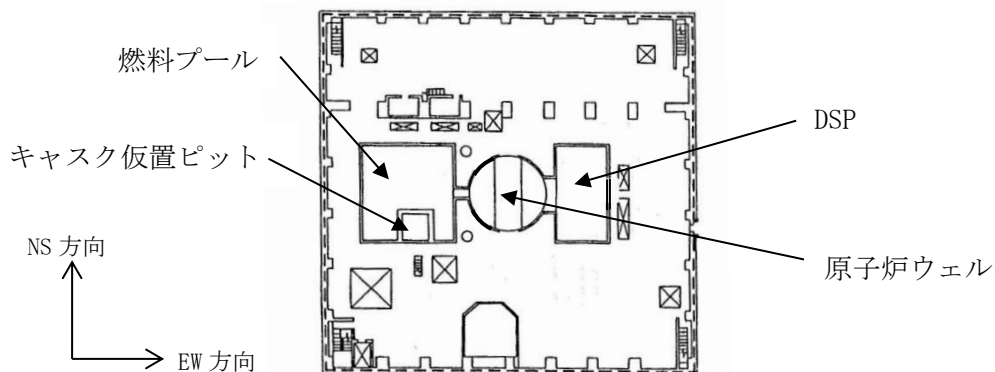


図 1 原子炉建物 4 階の機器配置図

3. 解析モデル図

解析モデルを図2に、解析メッシュ図を図3に示す。

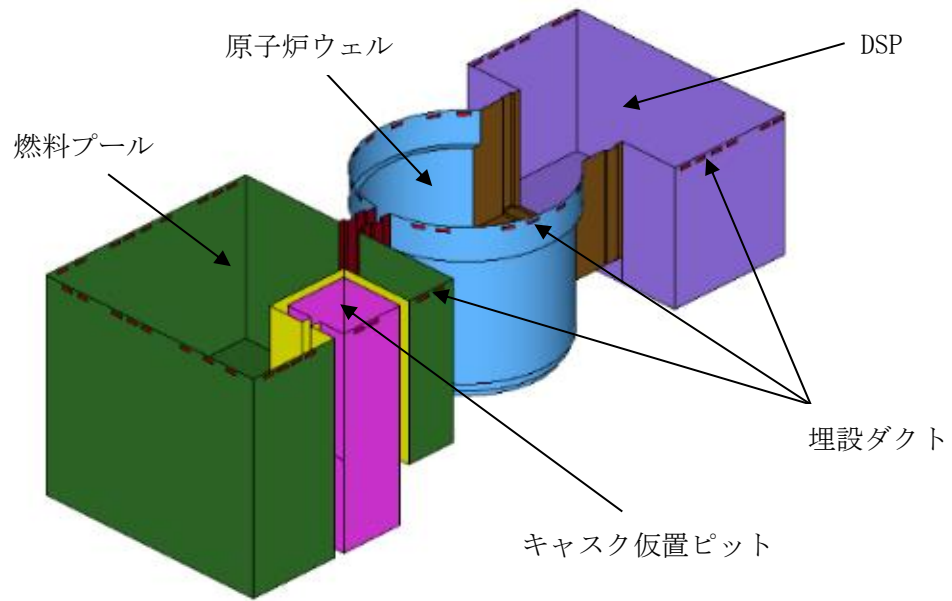


図2 解析モデル図

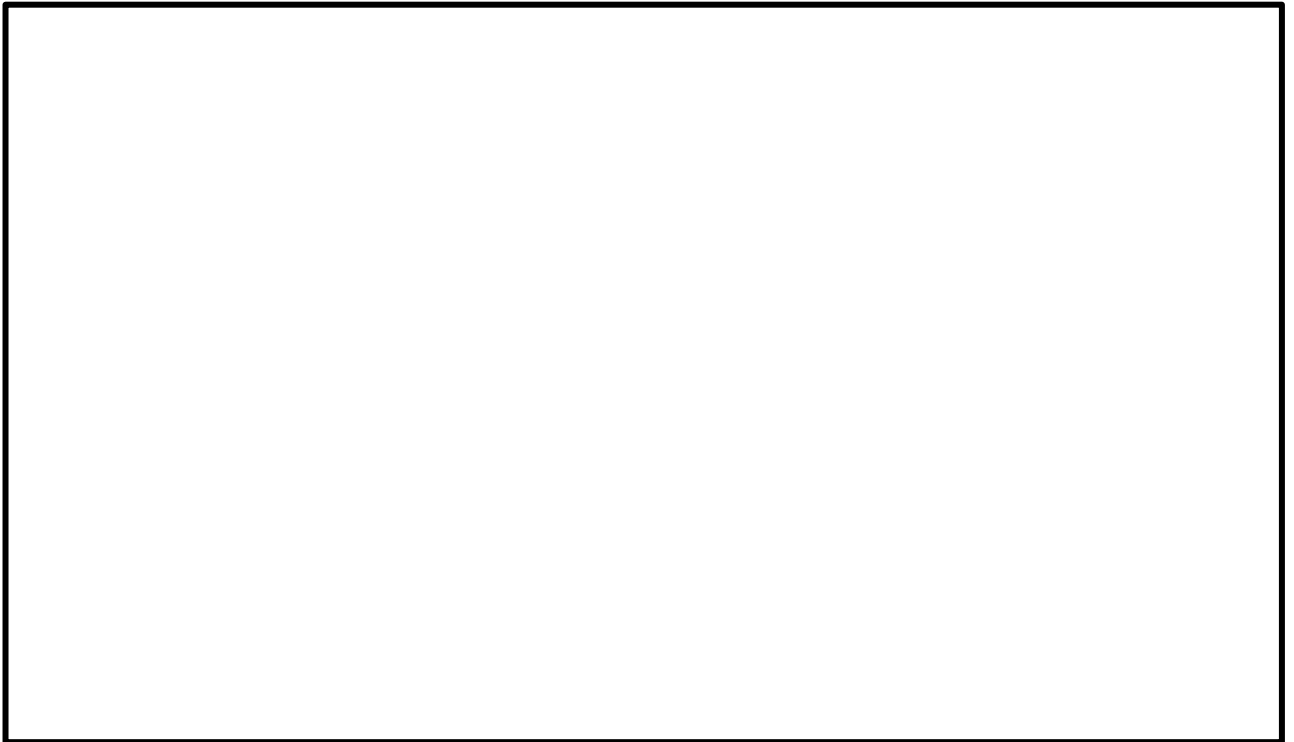


図3 解析メッシュ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. 定期事業者検査時の溢水量評価結果

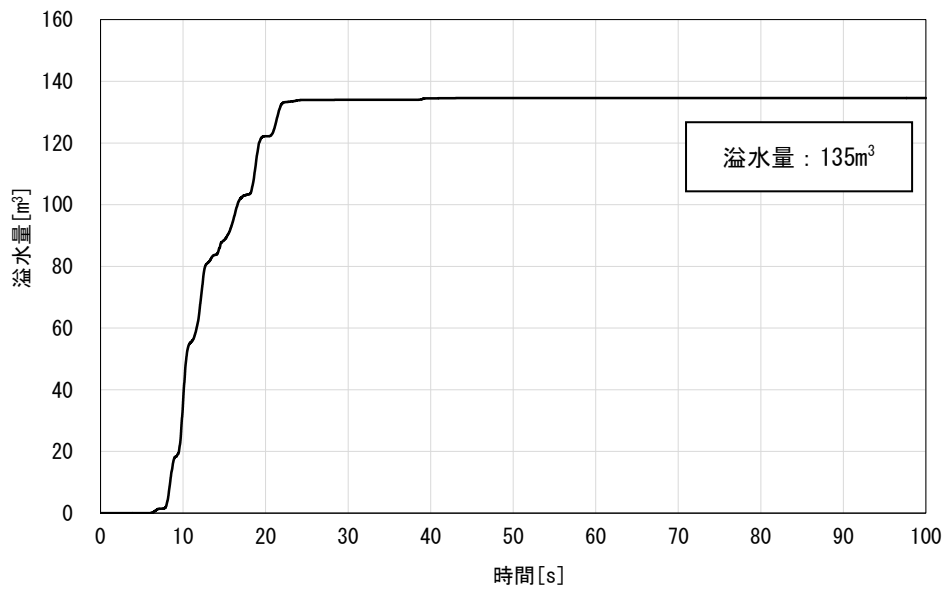
(1) 燃料プール、原子炉ウエル及び DSP のスロッシングによる溢水量

解析により算定した基準地震動 S_s による燃料プール、原子炉ウエル及び DSP のスロッシングによる溢水量を表 1 に、溢水量の時間変化を図 4 に、最大波高発生時間近傍における液面状態を図 5 に示す。なお、保守的に燃料プール、原子炉ウエル及び DSP 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せず、また、一度燃料プール、原子炉ウエル及び DSP 外へ溢水した水が再度燃料プール、原子炉ウエル及び DSP 内に戻ることも考慮しない。

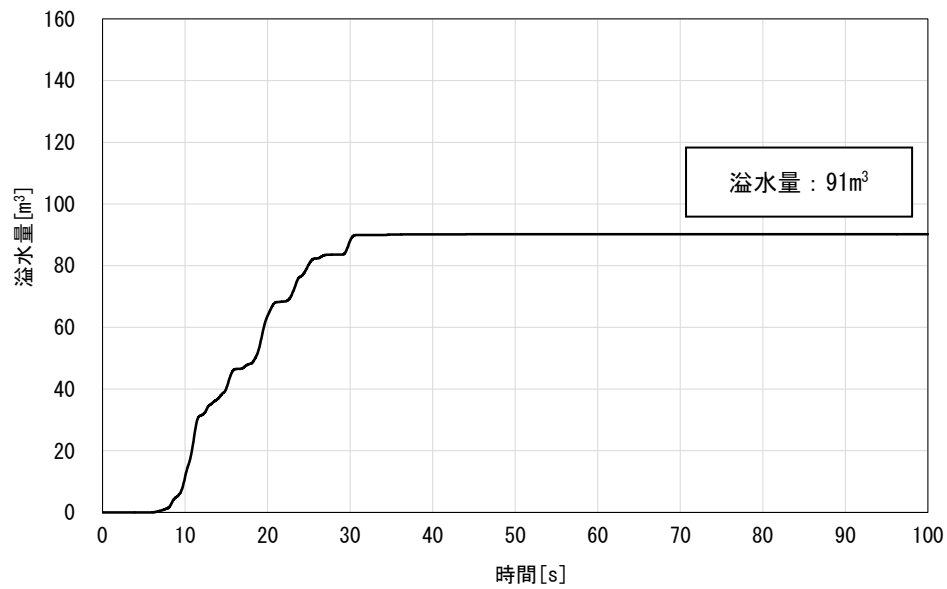
表 1 燃料プール、原子炉ウエル及び DSP のスロッシングによる溢水量

No.	解析ケース (入力条件)	床面への溢水量[m ³]	埋設ダクト流入量[m ³]	合計[m ³]
①	NS 方向 : S_s -D 鉛直方向 : S_s -D	135	71	205
②	EW 方向 : S_s -D 鉛直方向 : S_s -D	91	56	146

※ 表の値は、解析結果に対して小数点以下を切り上げた値を示す。

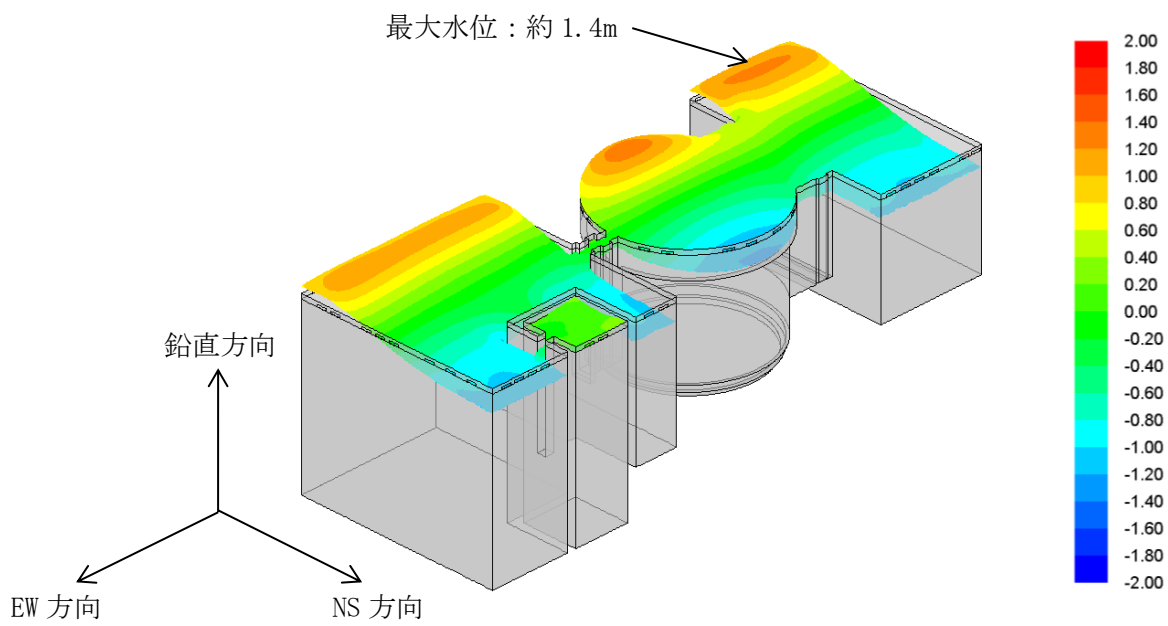


(1) 解析ケース① (NS 方向 + 鉛直方向)

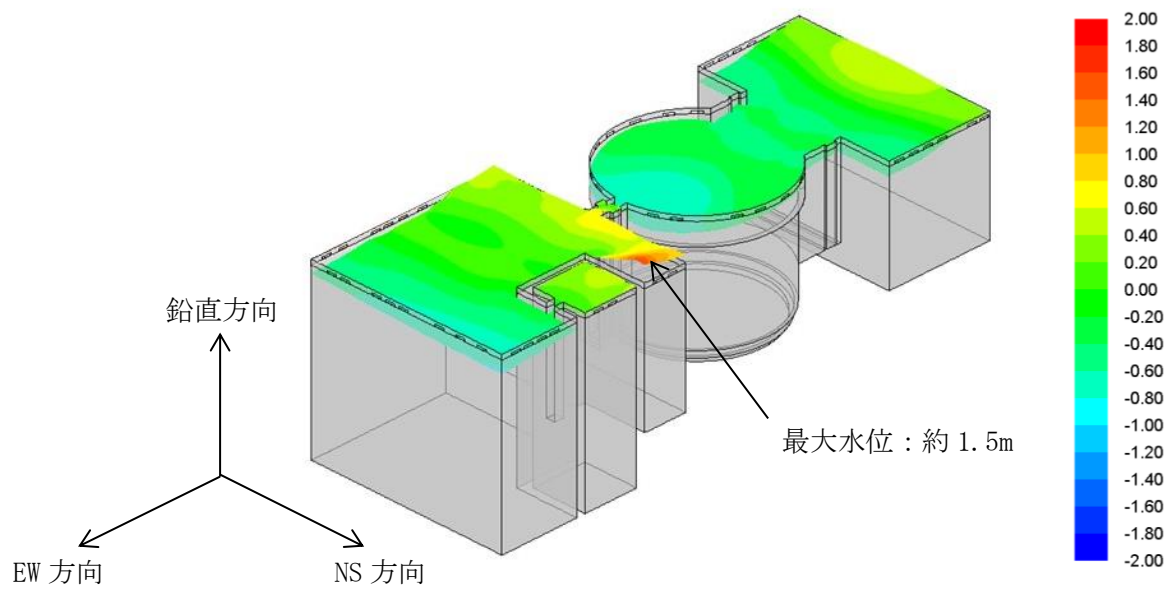


(2) 解析ケース② (EW 方向 + 鉛直方向)

図 4 燃料プール，原子炉ウェル及び DSP の溢水量の時間変化



(1) 解析ケース① (NS 方向 + 鉛直方向)



(2) 解析ケース② (EW 方向 + 鉛直方向)

図 5 最大波高発生時間近傍における液面状態

(2) 内部溢水影響評価に用いる溢水量

内部溢水影響評価に用いる溢水量を表 2 に示す。内部溢水影響評価では、解析値に保守性を見込んだものをスロッシングによる溢水量として使用する。具体的には、水平 2 方向の組合せに配慮し、NS 方向+鉛直方向、EW 方向+鉛直方向の溢水量を足し合わせて設定する。また、解析コード (Fluent) の検証結果 (添付資料 8 参照) から、解析値と実験値の差を踏まえて解析値を 1.1 倍し、溢水量が大きくなるよう保守的に設定する。

参考として、3 方向同時入力によるスロッシング解析結果を表 3 に示す。また、代表として表 3 の No. 1 における溢水量の時間変化を図 6 に、最大波高発生時間近傍の液面状態を図 7 に示す。この結果から、内部溢水影響評価に用いる溢水量が保守的に設定されていることを確認している。

表 2 内部溢水影響評価に用いる溢水量

溢水量			設定方法
床面への 溢水量[m ³]	埋設ダクト 流入量[m ³]	合計[m ³]	
225	126	351	解析結果を足し合わせた値 (表 1 の①+②)
248	139	386	上記値に解析コードの検証結果を 踏まえて 1.1 倍した値
250	140	390	上記値に対し保守的に設定 (1 の位を切り上げ) (合計は床面と埋設ダクトの和)

※ 表中の値について、溢水量の足し合わせ及び係数倍は解析結果に基づき実施し、表記上は小数点以下を切り上げた値を示す。

表3 3方向同時入力によるスロッシング解析結果

No.	解析ケース (入力条件)	溢水量 ^{※1}			備考
		床面への 溢水量 [m ³]	埋設ダク ト流入量 [m ³]	合計 [m ³]	
1	NS 方向 : Ss-D EW 方向 : 組合せ用地震動 ^{※2} 鉛直方向 : Ss-D	203	49	252	水平 2 方向に位相 特性の異なる地震 動を用いたケース
2	NS 方向 : Ss-D EW 方向 : Ss-D 鉛直方向 : Ss-D	173	52	225	水平 2 方向に同位 相の地震動を用い たケース

※1 表の値は、解析結果に対して小数点以下を切り上げた値を示す。

※2 「島根原子力発電所2号炉 地震による損傷の防止 別紙-10 水平2方向及び鉛直方向地震力の適切な組合せに関する検討について 参考資料-3 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価に用いる模擬地震波の作成方針」による水平2方向の影響検討用に設定された地震動。

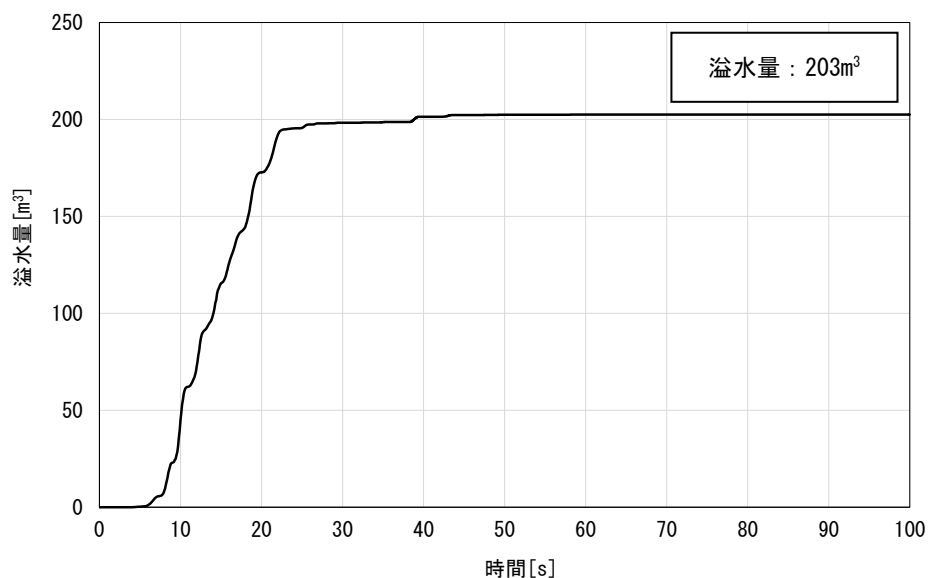


図6 燃料プール、原子炉ウェル及びDSPの溢水量の時間変化(表3のNo.1)

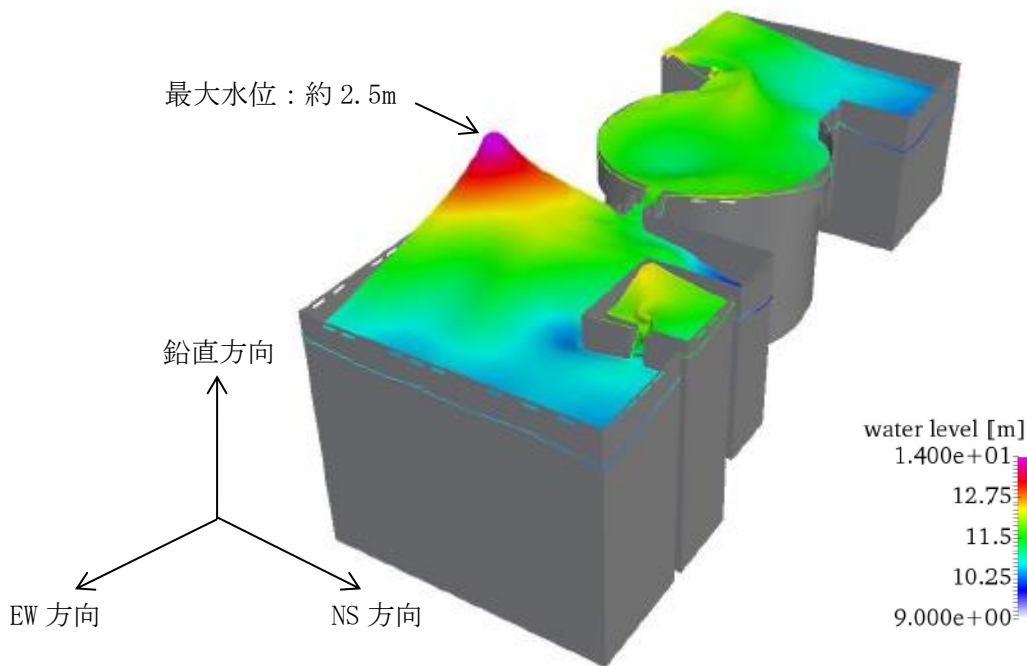


図7 最大波高発生時間近傍における液面状態（表3のNo.1）

(3) 定期事業者検査時の溢水評価

定期事業者検査時のスロッシングを考慮した溢水量を表4に、溢水水位を表5に示す。定期事業者検査時の溢水水位は、運転中の溢水水位（0.19m）を上回る0.27mとなるが、高さ0.30m以上の堰を設置することで、溢水評価への影響はないことを確認した。

表4 定期事業者検査時のスロッシングを考慮した溢水量

系統		RCW (常)	CWT	MUW	FP	スロッシング	合計
溢水量 [m ³]	通常時	38	1	8	57	130	234
	定期事業者検査時					250	354

表5 定期事業者検査時のスロッシングを考慮した溢水水位

評価対象	溢水量[m ³]	滞留面積[m ²]	溢水水位[m] [※]
通常時	234	1454	0.19
定期事業者検査時	354		0.27

※ 建築施工公差 0.025m を考慮した値。

(4) 定期事業者検査時の燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

定期事業者検査時のスロッシング後の燃料プールの水位を表6に示す。定期事業者検査時のスロッシング後の水位低下量(1.02m)は、通常時の水位低下量(1.08m)未満であり、地震後の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及び燃料の遮蔽に必要な水位が維持されることを確認した。

表6 燃料プールの水位評価

解析ケース	通常時	定期事業者検査時
地震前の燃料プール水位(初期水位) [m]	11.67 (EL42.50) (Normal Water Level) ※1	
地震後の燃料プール水位 [m]	10.59 (EL41.42)	10.65 (EL41.48)
水位低下量 [m]	1.08	1.02
燃料有効長頂部 [m]	4.24 (EL35.07)	
遮蔽に必要な水位 [m] ※2	9.94 (EL40.77)	

※1 スキマサージタンクへのオーバーフロー水位

※2 燃料取替機床面での線量率が設計基準線量当量率 ($\leq 0.06\text{mSv/h}$) を満足する水位

取水槽海水ポンプエリアの防護について

1. はじめに

溢水防護対象設備のうち取水槽海水ポンプは、取水槽に設置されている。

取水槽海水ポンプエリアは、エリア外からの浸水を防止する対策として、水密扉及び逆止弁の設置、貫通部止水処置を実施するとともに、取水槽海水ポンプエリア上部には防水壁を、取水槽海水ポンプエリア内には分離壁を設置している。

ここでは、取水槽海水ポンプエリアについて、想定破損、消火水の放水及び地震起因による溢水を評価した。取水槽海水ポンプエリアの平面図を図 1-1 に、断面図を図 1-2 に示す。

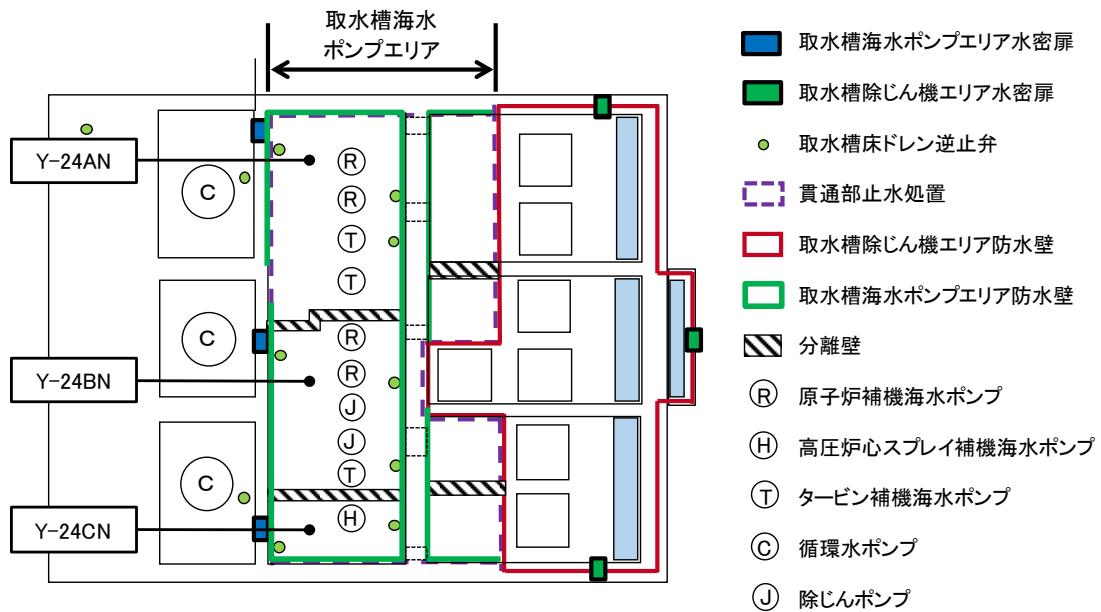


図 1-1 取水槽海水ポンプエリア平面図

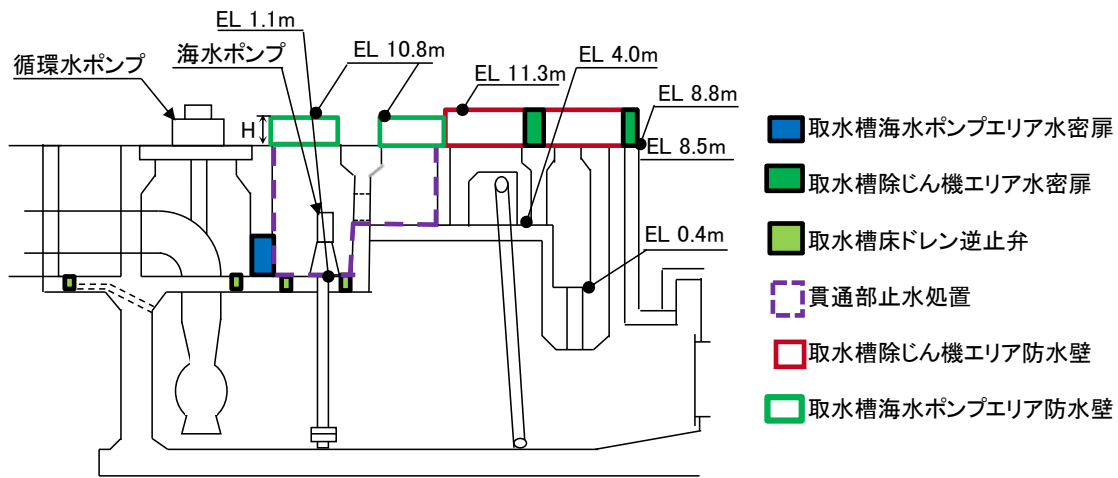


図 1-2 取水槽海水ポンプエリア断面

2. 想定破損による溢水影響評価

図 2-2 に示す通り，取水槽海水ポンプエリアに設置している分離壁(高さ 9.9m)は，防水壁(高さ 9.7m)より 0.2m 高く設計されており，隣接する取水槽海水ポンプエリアでの想定破損により溢水が発生した場合においても，分離壁を越流して溢水が隣接する取水槽海水ポンプエリアに流入することはない。評価結果を表 2-1 に示す。

表 2-1 想定破損による溢水影響評価結果

評価区画		Y-24AN	Y-24BN	Y-24CN
W	防水壁の高さ [m]	9.7	9.7	9.7
B	排出を期待する開口高さ [m]	33	23	17
L	防水壁の幅 [m]	0.074	0.074	0.074
Q	区画内の最大溢水流量 [m ³ /h]	216	216	121
h	越流水深 [m]	0.02	0.02	0.02
H	許容越流水深 [m]	0.2	0.2	0.2
評価結果 (判定基準: $H \geq h$)		○	○	○

また，評価結果の例を以下に示す。

【区画 Y-24AN での想定破損による溢水影響評価】

区画 Y-24AN での想定破損による溢水が隣接する区画 Y-24BN に流出しないことを確認する。溢水源となる系統及び溢水流量を表 2-2 に示す。

溢水源となる系統のうち、溢水量が最大となるのはⅡ-RSWである。防水壁を越えて外部に排出する際の水位（越流水深）を算出するため、以下の式を使用した。

Govinda Rao の式（参考文献：土木学会 水理公式集（平成 11 年度版））

(a) 越流水深による表示

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

$$0 < h/L \leq 0.1 ; C = 1.642(h/L)^{0.022} \quad \dots\dots\dots(3-1.5.a)$$

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

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

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

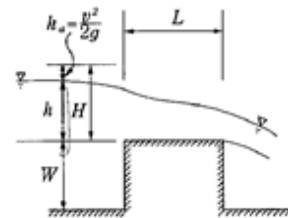


図 3-1.11 長方形せきの諸元

- Q : 越流流量[m³/s]
- B : 排出を期待する開口高さ[m]
- h : 越流水深[m]
- C : 流量係数[-]
- L : 取水槽海水ポンプエリア防水壁の幅[m]
- W : 取水槽海水ポンプエリア防水壁の高さ[m]

想定破損による溢水が防水壁を越えて外部に排出する際の水位（越流水深）を表に示す。なお、排出を期待する開口長さは区画（Y-24AN）に接する防水壁の長さとし、概略図を図 2-1、図 2-2 に示す。

表 2-3 に示すように溢水の越流水深は防水壁と分離壁の高低差（0.2m）を下回るため、分離壁を越流して溢水が隣接する取水槽海水ポンプエリアに流入することはなく、多重化された系統が同時に機能を喪失することはない。

表 2-2 溢水源となる系統及び溢水流量（Y-24AN）

系統	溢水流量[m ³ /h]
原子炉補機海水系（Ⅱ-R S W）	216
タービン補機海水系（T S W）	172
補給水系（M U W）	2
消化系（F P）	36

表 2-3 越流水深計算結果

評価対象区画		Y-24AN
W	防水壁の高さ [m]	9.7
B	排出を期待する開口長さ [m]	33
L	取水槽海水ポンプエリア防水壁の幅 [m]	0.074
Q	越流流量 (II-R SW) [m ³ /h]	216
h	越流水深 [m]	0.02

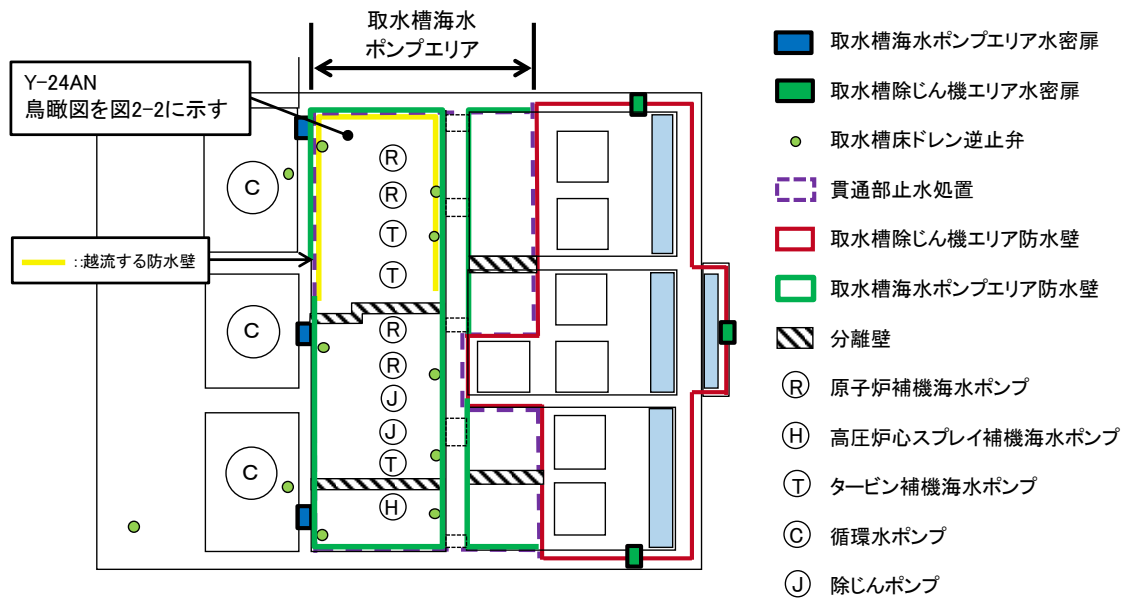


図 2-1 取水槽海水ポンプエリア防水壁概略図

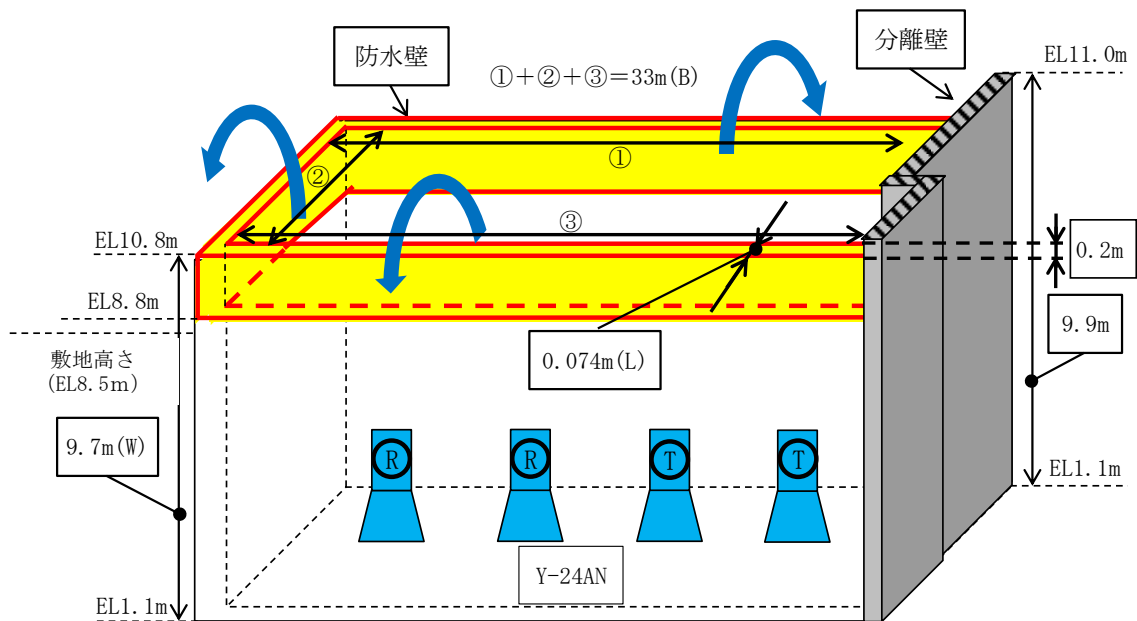


図 2-2 排出を期待する防水壁鳥瞰図 (Y-24AN)

3. 消火水の放水による溢水

取水槽海水ポンプエリアの消火活動に使用される設備に屋外の消火栓がある。消火栓からの溢水流量を $350 \text{ l/min} \times 2 \text{ 倍}$ ($42 \text{ m}^3/\text{h}$) とし、消火活動による放水に伴う溢水流量とする。この溢水流量は、表 3-1 に示す通り想定破損の評価で想定する溢水流量より小さく、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ため、多重化された系統が同時に機能喪失することはない。

表 3-1 想定破損及び消火放水による溢水流量の比較

	想定破損		消火放水
	系統	溢水流量 [m^3/h]	溢水流量 [m^3/h]
Y-24AN	原子炉補機海水系 (II-R SW)	216	42
Y-24BN	原子炉補機海水系 (I-R SW)	216	42
Y-24CN	取水槽設備系 (O T C)	121	42

4. 地震起因による溢水

溢水源となり得る機器のうち、基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じるおそれのある機器を溢水源として想定した。添付資料 3 に示すとおり、取水槽海水ポンプエリアの機器・配管は基準地震動 S_s に対する耐震性を有し

ていることから、重要度の特に高い安全機能、燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能が喪失することはない。評価結果を表 4-1 に示す。

表 4-1 地震起因による溢水影響評価結果

評価区画	Y-24AN	Y-24BN	Y-24CN
溢水量[m ³]	0	0	0
滞留面積[m ²]	54	38	20
溢水水位[m]	0	0	0
機能喪失床上高さ[m]	1.68	1.68	1.25
評価結果	○	○	○

設備対策の考え方について

島根原子力発電所 2 号炉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、求められる構造・機能・強度の考え方を以下に整理した。

1. 放射性物質の管理区域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。
- ・耐震重要度分類にて要求され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、伝播防止機能として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、伝播防止機能が維持できる高さ以上を確保する設計とする。

2. 溢水の伝播を防止する設備

【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、伝播防止機能として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、伝播防止機能としてその機能が維持でき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、伝播防止機能として設置経路を確保する設計とする。

3. 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。

4. 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、その防護機能として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できる高さ以上を確保する設計とする。
- ・ 没水影響に対し溢水防護対象設備が、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。

5. 溢水源に対する対策設備

【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。

原子炉建物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、溢水が原子炉建物最下層に滞留することとなる。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。そこで、没水側区画について復旧を行う際の対応について以下に示す。

1. 想定する状況

- ・原子炉建物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

2. 現場へのアクセス

溢水は原子炉建物の最下層に滞留することとなる。最終滞留区画までの溢水経路については、目皿による排水を考慮しなくても開口のカーブ高さ程度の水位となり、アクセス可能である。

原子炉建物の最下層が水没した状況においても、上階の各階段室等から滞留の状況を確認しつつ、アクセスが可能である。

3. 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 原子炉建物内への移送

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 原子炉建物外への移送

原子炉建物内のサンプ設備が使用不可の場合は、滞留水を原子炉建物より直接、廃棄物処理建物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

廃棄物処理建物内のサンプ設備やタンク類が使用不可の場合は、滞留水を原子炉建物の外に設置されたトールス水受入タンク等に、仮設の排水ポンプ等にて移送する。

4. 作業期間

原子炉建物の最下層で、最終的な滞留水は最大で2 m程度であり、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日～3日程度で排水作業の完了が可能である。

5. 機器の点検作業

原子炉建物に内部溢水が発生した場合は、事象収束後に、原子炉施設の損傷の有無の確認を速やかに行う。

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、地震による溢水については、SA設備は基準地震動 S_s に対する耐震性を有することから溢水源として考慮しない。また、消火水による溢水については、消火系配管とSA設備は接続しないことから溢水源に影響はない。

2.2 評価結果

いずれのSA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SA範囲については、別途、第四十三条の対応にて全てのSA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SA設備が想定破損の溢水源となる場合でも、保有水量は表1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。

表 1 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	低圧原子炉代替注水系	約1.4m ³	隔離弁
2	ペDESTAL代替注水系	約0.1m ³	隔離弁
3	A-原子炉補機代替冷却系	約0.7m ³	隔離弁
4	B-原子炉補機代替冷却系	約3.2m ³	隔離弁
5	残留熱代替除去系	約0.7m ³	隔離弁

島根原子力発電所 2 号炉における
火災防護と溢水防護における防護対象の比較について

1. はじめに

「設置許可基準規則」第八条（火災防護）及び第九条（溢水防護）では、それぞれの事象に対して、「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「放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能」を損なわないことを要求している。

ここでは、火災防護及び溢水防護のそれぞれにおける防護対象について整理した。

2. 要求事項と選定の考え方

火災防護と溢水防護に対する要求事項と防護対象設備の選定の考え方を表 1 に整理した。

表 1 要求事項と設備選定の考え方

	要求事項	防護対象設備の選定の考え方
火 災	<p>【審査基準】</p> <p>(1) 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護することを目的として、以下に示す火災区域及び火災区画の分類に基づいて、火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講ずること。</p> <p>① 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造物、系統及び機器が設置される火災区域及び火災区画</p> <p>② 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器が設置される火災区域</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又は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。</p>
溢 水	<p>【設置許可基準規則の解釈】</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</p> <p>【評価ガイド】</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>評価ガイドに示される「重要度の特に高い安全機能を有するもの」として、設置許可基準規則第十二条の解釈に示される機能を有する設備を選定。</p>

3. 火災防護と溢水防護における防護対象の比較

溢水防護では、「設置許可基準規則第十二条の解釈に示される機能」を有する対象系統を構成する設備を選定し防護を実施する。(表2)

これに対して、火災防護において「設置許可基準規則第十二条の解釈に示される機能」を有する対象系統を設置する火災区域又は火災区画に対して「火災の発生防止」「火災の早期感知」「火災の早期消火」を実施しているかどうかを表2に整理した。

その結果、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、火災防護に係る審査基準に基づき「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。

表2 火災防護及び溢水防護の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能	対象系統	内部火災	内部溢水
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	—	○
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	—	○
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)	—	○
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, 低圧注水モード, サプレッション・プール水冷却モード)	—	○
	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)	○	○
	低圧炉心スプレイ系	○	○
	原子炉隔離時冷却系	○	○
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 (手動逃がし機能)	○	○
	自動減圧系 (手動逃がし機能)	○	○
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための			
原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系	○	○
	自動減圧系により原子炉を減圧し, 低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (低圧注水モード) により原子炉への注水を行う	○	○
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	○	○
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	—	○
格納容器の冷却機能	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	—	○
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 (交流)	○	○
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	非常用電源系 (直流)	○	○

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能	対象系統	内部火災	内部溢水
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系を含む）	○	○
非常用の直流電源機能	直流電源設備	○	○
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	○	○
補機冷却機能	原子炉補機冷却系	○	○
	高圧炉心スプレイ補機冷却系	○	○
冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系	○	○
	高圧炉心スプレイ補機海水系	○	○

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能	対象系統	内部火災	内部溢水
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	—	○
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁，自動減圧機能，主蒸気隔離弁のアクキュレータ	—	○
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	○	○
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	原子炉保護系	○	○
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系	○	○
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 制御棒位置	○	○
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力	○	○
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 格納容器エリア放射線量率 サブプレッション・プール水温	—	○
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	（低温停止への移行） ・原子炉圧力及び原子炉水位（広帯域） （ドライウェルスプレイ） ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・格納容器圧力 （サブプレッション・プール冷却） ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・サブプレッション・プール水温 （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 （異常状態の把握機能） ・排気筒モニタ	○	○

○：火災防護又は溢水防護に係る審査基準に基づく対策

—：消防法又は建築基準法に基づく対策

鉄筋コンクリート壁の水密性について

原子炉建物、廃棄物処理建物及びタービン建物において地震に起因する機器の破損に伴う溢水量は、建物の最地下階に滞留するため、耐震壁等のひび割れの影響について確認する。

1. 各建物の応答解析結果

(1) 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）

各建物の最終滞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）は表1に示すとおり、原子炉建物・廃棄物処理建物・タービン建物の最終滞留区画を構成する壁は、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。

表1 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 ($\times 10^{-3}$)		
建物	階層(m) [※]	NS	EW	第1折点
原子炉建物	E. L. +1.3～+8.8	0.526	0.305	NS 0.227 EW 0.222
廃棄物処理建物	E. L. +3.0～+8.8	0.533	0.343	NS 0.216 EW 0.220
タービン建物	E. L. +2.0～+5.5	0.731	0.528	NS 0.194 EW 0.221

※ 地震応答解析モデルにおける最終滞留区画を構成する壁のレベル

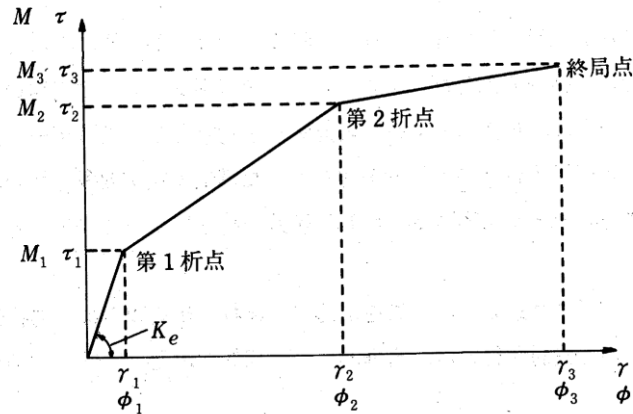


図4-1 トリリニャー・スケルトンカーブ

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（ τ - γ 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。

2. 原子炉建物・廃棄物処理建物・タービン建物の水密性の考慮について

原子炉建物・廃棄物処理建物・タービン建物の最終滞留区画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。

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図1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物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。

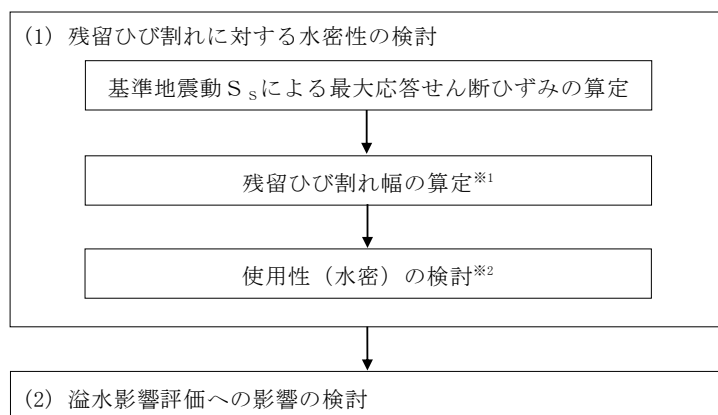


図1 検討フロー

※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）

4. 検討結果

(1) 耐震壁等のひび割れの可能性について

原子炉建物・廃棄物処理建物・タービン建物の地震時の溢水は最地下階に滞留する。

残留ひび割れ幅の評価は、せん断ひずみ度及び鉄筋間隔を条件として行うが、鉄筋間隔は各建物で同一（最大鉄筋間隔 200mm）であるので、評価条件がより厳しい最も大きなせん断ひずみ度が生じるタービン建物について、残留ひび割れを考慮した評価を実施する。タービン建物の最終滞留区画の耐震壁の配置と水密性の評価を実施した壁の配置を図2に示す。

最終滞留区画について、基準地震動 S_s による壁の最大応答せん断ひずみ度を表2に示す。

表2 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
タービン建物	EL. +2.0m~+5.5m	0.731	0.528

(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図3及び図4に示す。タービン建物の最終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度が最大となる層は、 0.731×10^{-3} (EL. +2.0m~+5.5m：東側外壁) 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 0.02mm~0.18mm 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。

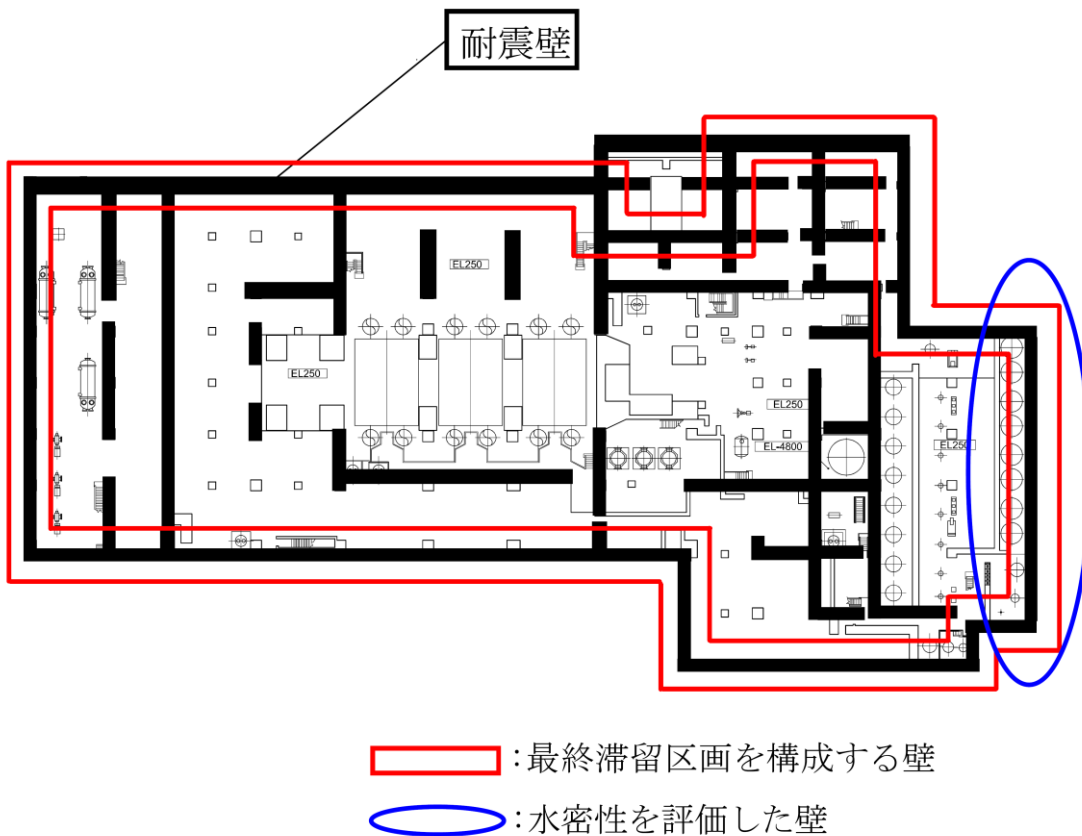


図2 タービン建物の最終滞留区画における耐震壁の配置

(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

図3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。

$$Y=50\sim 250 (\times 10^{-6})$$

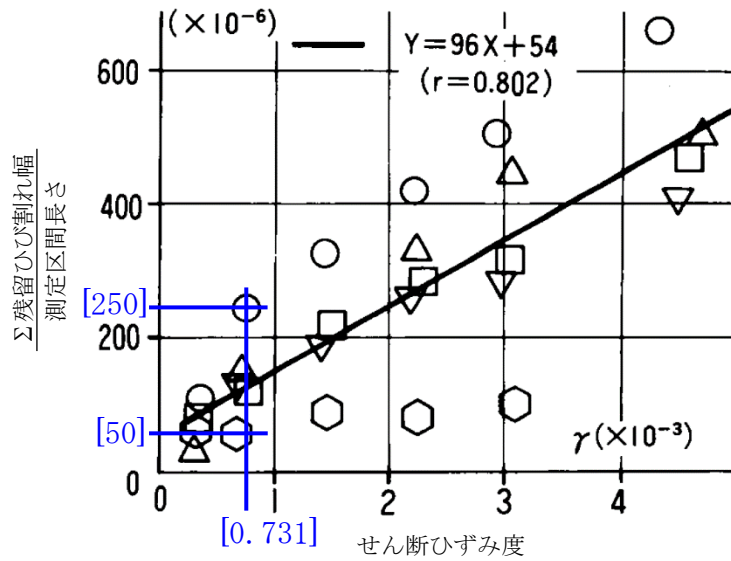


図3 (残留ひび割れ幅の総計) / (測定区間長さ)

② 平均ひび割れ間隔の算定

$$A = 200(\text{mm}) \times 2.0 \sim 3.5 = 400 \sim 700(\text{mm})$$

ここで、

- ・水密区画を構成するRC壁の最大鉄筋間隔：200mm
- ・平均ひび割れ間隔／鉄筋間隔：2.0～3.5倍（図4より，最大せん断ひずみに対応する値をグラフから読み取る。）

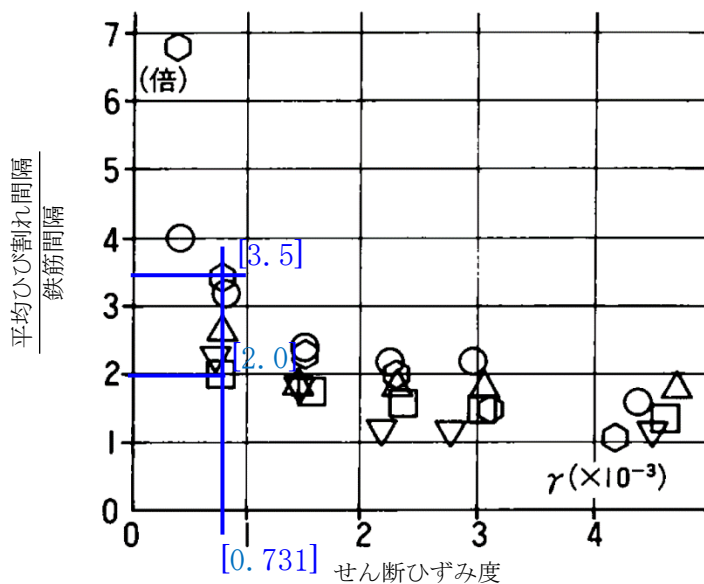


図4 (平均ひび割れ間隔) / (鉄筋間隔)

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。

$$\begin{aligned} & \text{ひび割れ1本当たりの残留ひび割れ幅} \\ & = \text{残留ひび割れ幅の総計} / \text{ひび割れ本数} \\ & = \text{残留ひび割れ幅の総計} / (\text{測定区間長さ} / \text{平均ひび割れ間隔}) \\ & = Y \times A \\ & = 50 \sim 250 (\times 10^{-6}) \times 400 \sim 700 (\text{mm}) \\ & = 0.020 \sim 0.175 (\text{mm}) \Rightarrow 0.02 \sim 0.18 (\text{mm}) \end{aligned}$$

(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、0.18mm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 70cm：原子炉建物）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、適切なエポキシ樹脂塗料による防水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。

同様に建物の基礎を含む床部の躯体について考慮すべき有意なひび等の管理については、適切なエポキシ樹脂塗料による防水処置及び水密性を考慮した保守管理による維持管理を行う。エポキシ樹脂塗料は、耐薬品性、耐候性等に優れ、コンクリートとの密着性が良好で、多くの使用実績を有するものであり、これまでの使用実績においても、特段の異常は認められていないが、塗装面の劣化に対しては、定期的な点検を行うとともに、劣化等が認められた場合には保修を行うなどの適切な保守管理を通して維持管理を行うこととしている。

5. 通常時及び地震後の建物の保守管理について

通常時における原子炉建物等構築物の保守管理については、維持管理指針に従った「QMS 7-06-N16-16 島根原子力発電所 土木建築関係設備点検手順書」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、建物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物範囲については、水密を必要とする重要度を考慮した対応として、貫通ひび割れに発展する可能性の高い「構造上の影響が懸念されるひび割れ」については、ひび割れ幅の大小によらず、補修等の対策をとり、また、その他の一般的なひび割れについては、点検結果が、維持管理指針におけるA2（経過観察）を満足しない判定となる場合に、速やかに補修等の対応をとる管理とする。

また、「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）」に基づき、点検対象箇所で機器が障害になる箇所等の場合、点検対象箇所の周囲にある類似の構造及び類似の環境条件の箇所における点検結果を、機器が障害になる箇所等の点検結果として、管理している。

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。表 1 に維持管理指針におけるひび割れ幅の評価基準を示す。

表 1 維持管理指針におけるひび割れ幅の評価基準

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、10cm～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。表 2 に壁厚と漏水が生じるひび割れ幅を示す。

表 2 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 70cm:原子炉建物)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、適切なエポキシ樹脂塗料による防水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）

2. 耐震壁等のひび割れからの漏水影響について

参考として、原子炉建物の溢水防護区画に隣接する最終滞留区画に溢水が長期間滞留する場合の耐震壁等のひび割れ幅からの漏水影響の確認方法及び確認結果を以下に示す。

漏水影響については、機能喪失するまでの時間が最も短い A-RHR 計器ラック (2-RIR-B2-3A) の溢水影響評価を示す。A-RHR 計器ラック (2-RIR-B2-3A) 及び原子炉建物の最終滞留区画の壁の配置を図 5 に示す。

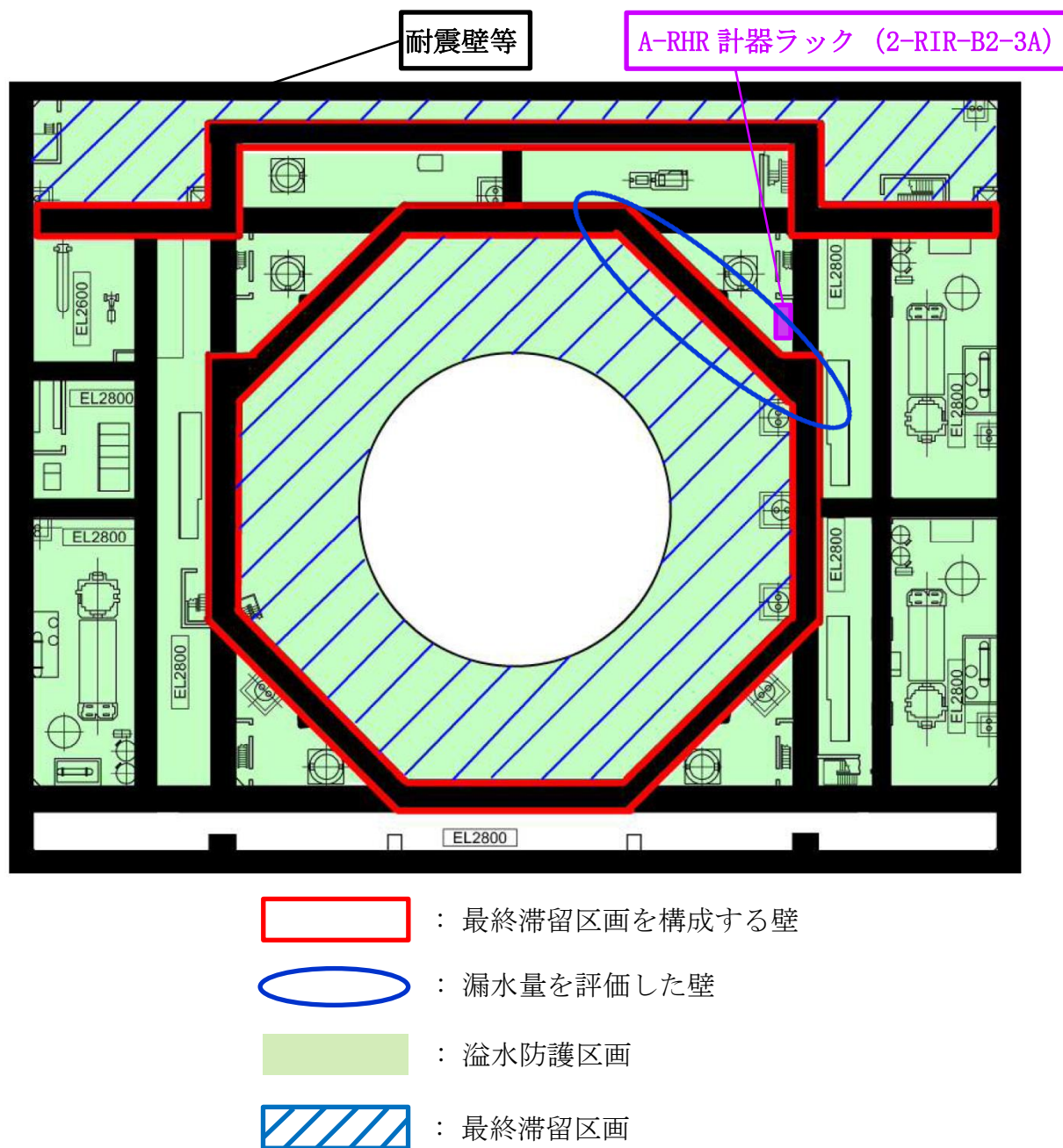


図 5 原子炉建物の最終滞留区画における耐震壁等の配置

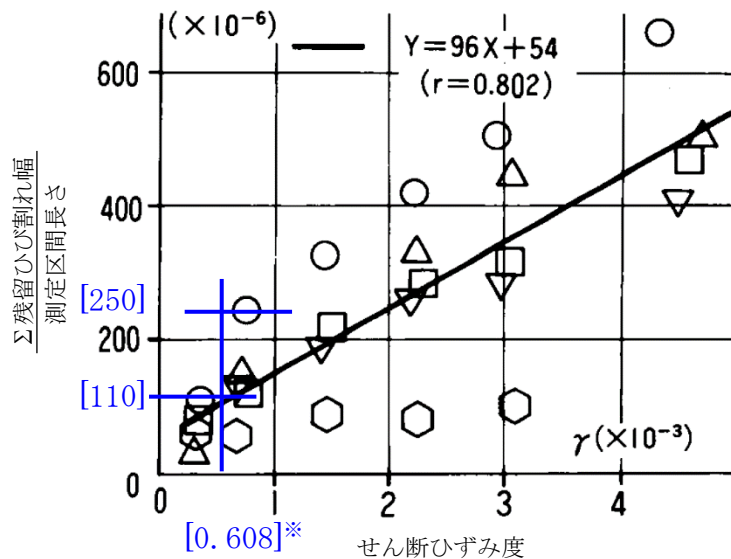
(1) 原子炉建物の残留ひび割れ幅の算定について

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。

① 残留ひび割れ幅の総計

図 6 より、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。

$$Y=110\sim 250 \quad (\times 10^{-6})$$



※漏水量の評価を実施した壁が斜めの壁であるため、NS・EWの最大応答せん断ひずみ度を合成した値とする。

図 6 (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

$$A = 200 \text{ (mm)} \times 6.8 \sim 3.5 = 1360 \sim 700 \text{ (mm)}$$

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：3.5～6.8 倍（図 7 より、せん断ひずみに対応する値をグラフから読み取る。）

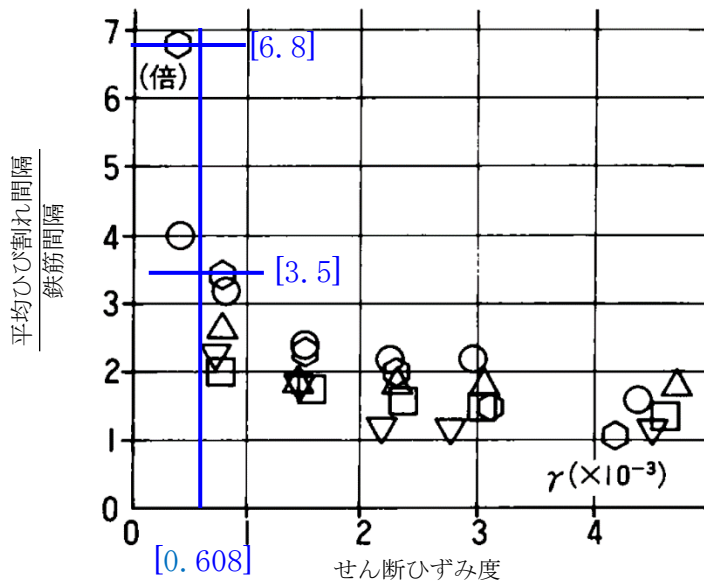


図7 (平均ひび割れ間隔) / (鉄筋間隔)

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

$$= \text{残留ひび割れ幅の総計} / \text{ひび割れ本数}$$

$$= \text{残留ひび割れ幅の総計} / (\text{測定区間長さ} / \text{平均ひび割れ間隔})$$

$$= Y \times A$$

$$= 110 \sim 250 (\times 10^{-6}) \times 1360 \sim 700 (\text{mm})$$

$$= 0.150 \sim 0.175 (\text{mm}) \Rightarrow 0.15 \sim 0.18 (\text{mm})$$

(2) ひび割れからの漏水量の算定

「コンクリートのひび割れ調査，補修・補強指針-2009-付：ひび割れの調査と補修・補強事例（日本コンクリート工学会）」に示される下式に基づき算定する。

(漏水量算定式)

$$Q = C_w \cdot L \cdot w^3 \cdot \Delta p / (12 \nu \cdot t)$$

ここに，

- Q : 漏水量 (mm³/s)
 C_w : 低減係数
 L : ひび割れ長さ (mm)
 w : ひび割れ幅 (mm)
 Δp : 作用圧力 (N/mm²)
 ν : 水の粘性係数 (N・s/mm²)
 t : 部材の厚さ (ひび割れ深さ) (mm)

(算定条件)

C_w : 最終滞留区画の壁厚さを考慮し，「沈埋トンネル側壁のひび割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）」に基づき設定する。

L : 地震時のせん断ひび割れを対象としていることから，壁面全面に45度で×型に入ると仮定。

$$L = 2 \cdot (W \cdot h) / (A / \sqrt{2})$$

W : 壁幅 (21220 mm)

h : 溢水高さ (1600 mm)

A : ひび割れ間隔 [700 mm (鉄筋間隔 200 mm の 3.5 倍) とする]

w : (1) の算定結果から残留ひび割れ幅の値を 0.18mm とする。

Δp : 溢水高さ (1600mm) 及び比重 (1.03) を考慮した静水圧分布。

(算定結果)

項目		算定条件及び結果
C _w	低減係数	3.57 × 10 ⁻³
L	ひび割れ長さ (mm)	137200
w	ひび割れ幅 (mm)	0.18
Δp	作用圧力 (N/mm ²)	1.62 × 10 ⁻²
ν	水の粘性係数 (N・s/mm ²)	1.14 × 10 ⁻⁹
t	部材の厚さ (ひび割れ深さ) (mm)	1200
Q	漏水量 (mm ³ /s)	2819
Q	漏水量 (リットル/h)	10.15

(3) 溢水影響評価への影響確認

(2) により算定した漏水量が、溢水防護区画の溢水評価に影響がないことを確認する。

- ・地震に起因するRC壁の残留ひび割れは、水密性の観点からの評価基準値を下回っている。
- ・残留ひび割れからの漏水を想定した場合においても、単位時間当たりの漏水量は「10.15リットル/h」であり、溢水評価における裕度[※]に対し相当に小さい値であるため溢水評価に影響を与えることはない。
- ・万一漏水が発生した場合は、可搬ポンプによって漏水の移送・回収、また、補修材による止水補修を実施する。

以上により、最終滞留区画の残留ひび割れから想定される漏水は溢水影響評価に影響を及ぼさない。

※ 最終滞留区画に隣接する溢水防護区画について、残留ひび割れからの漏水量による溢水影響評価を実施した結果、機能喪失するまでの時間が最も短い原子炉建物地下2階に設置されているA-RHR計器ラック(2-RIR-B2-3A)の溢水量裕度は12.72m³であり、溢水回収対策を実施しない場合においても、溢水により機能喪失するまで約1253時間(約52日)の時間的余裕があることを確認した。

(機能喪失するまでの時間算定式)

$$12.72 \text{ (m}^3\text{)} \div 10.15 \text{ (リットル/h)} = \text{約 } 1253 \text{ (h)}$$

スロッシング解析における地盤物性等の不確かさに対する検討について

1. 概要

スペクトルモーダル解析では、地盤物性等の不確かさによる固有周期の変動を考慮して、周期方向に±10%拡幅した床応答スペクトルを用いている。溢水量を算定するためのスロッシング解析は、床応答スペクトルを用いた解析ではなく時刻歴解析であることから、地盤物性等の不確かさによる影響を確認した。

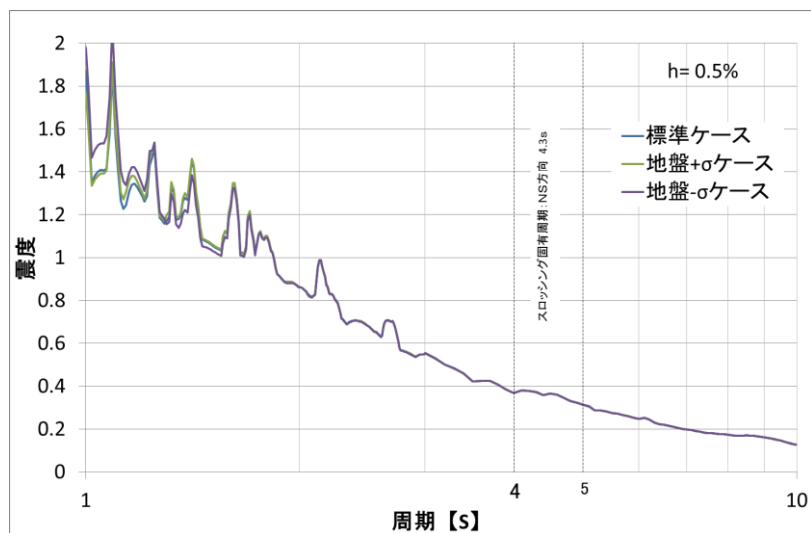
2. 地盤物性等の不確かさによる影響確認について

地盤物性等の不確かさ等によるスロッシング解析結果への影響を確認するため、燃料プールのスロッシングにより発生する溢水量を算定するためのスロッシング解析に用いた基準地震動 Ss-D による床応答加速度時刻歴（地盤剛性標準、建物設計剛性）（以下「標準ケース」という。）と地盤剛性の不確かさを考慮した床応答加速度時刻歴（以下「地盤+ σ ケース」及び「地盤- σ ケース」という。）の床応答スペクトルを比較した。

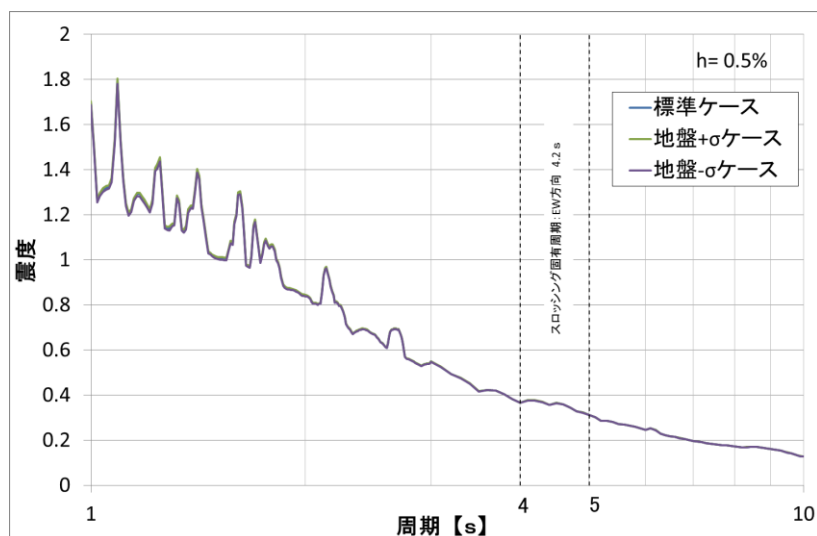
なお、建物剛性の不確かさについては、スロッシング固有周期が4～5秒であることから、影響は軽微と判断した。

3. 床応答スペクトルの比較について

標準ケース, 地盤+ σ ケース及び地盤- σ ケースの各方向の床応答スペクトルの比較を図1に示す。



NS 方向



EW 方向

図1 床応答スペクトルの比較 (減衰定数 0.5%, 原子炉建物 EL42.8m)

4. 影響確認結果

スロッシング固有周期 4~5 秒における標準ケースに対する地盤+ σ ケース及び地盤- σ ケースの応答加速度比の最大値を表 1 に示す。

スロッシング固有周期においては, 標準ケースと地盤+ σ ケース及び地盤- σ ケースの応答加速度の差は小さく, 地盤物性等の不確かさによるスロッシング解析への影響は軽微であることを確認した。

表 1 スロッシング固有周期における応答加速度比の最大値

	NS 方向	EW 方向
標準ケース	1	1
地盤+ σ ケース	1.001	1.002
地盤- σ ケース	1.001	1.000

海水によるケーブルの浸水影響について

1. ケーブルの浸水影響評価

タービン建物内に設置している原子炉補機海水系等のケーブルは、原子炉建物（格納容器外）に使用するケーブルを使用している。ケーブル仕様を表 1-1 に示す。これらのケーブルは、溢水により海水に没水する可能性があることからその健全性を確認する。

表 1-1 タービン建物内に設置している原子炉補機海水系等のケーブル

名称	シース	絶縁体	系統
6, 600V 架橋ポリエチレン絶縁 難燃性特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル	難燃性特殊 耐熱ビニル	架橋 ポリエチレン	原子炉補機海水系
600V 難燃性架橋ポリエチレン絶縁 難燃性特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル		難燃性架橋 ポリエチレン	原子炉補機海水系 高圧炉心スプレイ補機海水系 非常用ディーゼル発電機系
難燃性架橋ポリエチレン絶縁 難燃性特殊耐熱ビニルシース制御ケーブル			原子炉補機海水系 高圧炉心スプレイ補機海水系

2. ケーブルの耐環境試験

タービン建物内に設置している原子炉補機海水系等のケーブルに対し、設置区画の環境条件における 40 年間の運転期間を包絡する環境、さらに原子炉建物（格納容器外）の事故時環境を模擬した劣化条件による耐環境試験を実施し、劣化による影響を確認する。

2.1 試験条件

表 2-1 に示す劣化条件により、劣化を模擬したケーブルに対して、以下の試験条件でマンドレル耐電圧試験を行う。

試験条件：ケーブル外径の約 40 倍の直径を持つ金属円筒の周囲にケーブルを巻き付け、真水中に浸漬させた状態で絶縁体厚さに対し、50 (Hz) 又は 60 (Hz) の交流電圧 3.2 (kV/mm) を印加。

表 2-1 建物内環境条件及び試験時の劣化条件

対象ケーブル設置区画 環境条件		試験時の劣化条件		
周囲温度 (°C)	放射線量 (Gy/40年)	加速熱劣化	放射線照射線量 (Gy)	事故時雰囲気曝露
40	4	121°C※ 168時間※	5.0×10 ⁵	最高 171°C 最高 0.43MPa 約 25時間

※：アレニウスの法則による 40°C，40 年を包絡する値

2.2 試験結果

タービン建物内に設置している原子炉補機海水系等のケーブルに対し，設置区画の環境条件における 40 年間の運転期間を包絡する環境，さらに原子炉建物（格納容器外）の事故時環境を模擬した劣化条件による耐環境試験を実施し，機械的・電氣的な健全性を確認した。

3. ケーブルの浸水課電試験

タービン建物内に設置している原子炉補機海水系等のケーブルは，海水等による浸水課電試験を実施し，海水の浸水による影響を確認する。

3.1 試験条件

浸水課電試験に用いた水溶液を以下に，課電試験条件を表 3-1 に示す。

試験水溶液：標準海水，硫酸水溶液（3wt%），カセイソーダ水溶液（3wt%），水酸化カルシウム水溶液（0.5wt%）

表 3-1 浸水課電試験条件

名称	電圧 (V)	時間 ^{※3} (h)	水溶液温度 ^{※4} (°C)
6, 600V 架橋 [®] ポリエチレン絶縁 難燃性特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル	4,000 ^{※1}	200	90
600V 難燃性架橋 [®] ポリエチレン絶縁 難燃性特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル	480 ^{※2}	200	90
難燃性架橋 [®] ポリエチレン絶縁 難燃性特殊耐熱ビニルシース制御ケーブル	480 ^{※2}	200	90

※1：各芯遮蔽があるため大地間電圧に余裕を考慮した値

※2：ロードセンタ及びコントロールセンタ電圧 460V に余裕を考慮した値

※3：7日間（168時間）に余裕を考慮した値

※4：ケーブル絶縁体の連続許容温度

3.2 試験結果

浸水課電試験の結果は表 3-2 のとおりであり、海水等の浸水による影響は十分小さいことを確認した。

表 3-2 浸水課電試験結果

名称	絶縁抵抗 (MΩ-km)				
	判定基準 [※]	結果			
		標準海水	硫酸水溶液 (3wt%)	カセイソーダ水溶液 (3wt%)	水酸化カルシウム水溶液 (0.5wt%)
6, 600V 架橋 [®] ポリエチレン絶縁 難燃性特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル	100 ≤	15,000	12,000	7,000	12,000
600V 難燃性架橋 [®] ポリエチレン絶縁 難燃性特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル		1,300	1,100	1,400	1,300
難燃性架橋 [®] ポリエチレン絶縁 難燃性特殊耐熱ビニルシース制御ケーブル		2,000	1,300	1,600	1,800

※：高圧電動機絶縁抵抗判定基準 5 MΩ（回転電気機械一般（JEC-2100-2008）に基づき計算）を上回る値，
低圧電路絶縁性能判定基準 0.4 MΩ（電気設備に関する技術基準を定める省令（電気設備の技術基準の解釈））を上回る値

4. まとめ

タービン建物内に設置している原子炉補機海水系等のケーブルに対し、設置区画の環境条件における40年間の運転期間を包絡する環境、さらに原子炉建物（格納容器外）の事故時環境を模擬した劣化条件による耐環境試験を実施し、健全性を確認した。また、海水等による浸水課電試験を実施し、海水等の浸水による影響が十分小さいことを確認した。

耐環境試験におけるマンドレル耐電圧試験は、海水中ではなく真水中で行われているが、いずれも導電性を有する水中であり、浸水課電試験の絶縁抵抗測定結果に、水溶液による有意な違いがないことから、試験する水溶液によるマンドレル耐電圧試験結果への影響は十分小さいと考えられる。

また、これまで系統機器の点検時に絶縁抵抗測定等を実施し、有意な絶縁特性低下がないこと、系統機器の点検時に実施する機器の動作試験においても絶縁機能の健全性を確認しており、屋外に布設され雨水や海塩粒子等に晒される原子炉補機海水系等のケーブル（タービン建物内に設置しているケーブルと同じ）についても、絶縁体の絶縁不良は確認されていない。

したがって、タービン建物内に設置している原子炉補機海水系等のケーブルは海水に没水しても健全性は維持され则认为する。

輪谷貯水槽の溢水影響について

輪谷貯水槽（沈砂池含む）による溢水防護対象設備が設置されている建物等への溢水影響評価について以下に示す。

1. 設備概要

輪谷貯水槽（沈砂池含む）の配置概要を図1に示す。

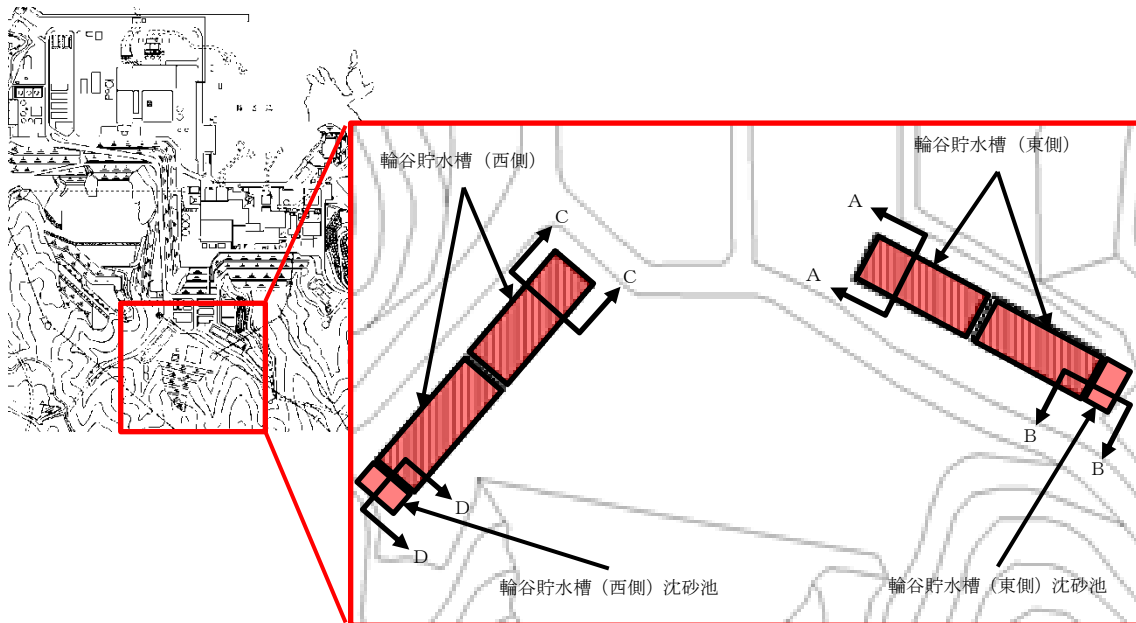
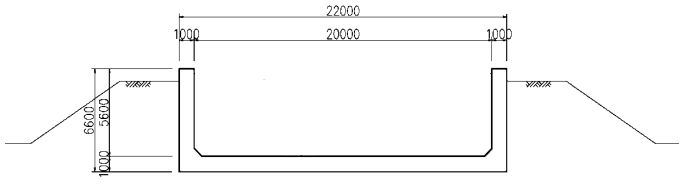
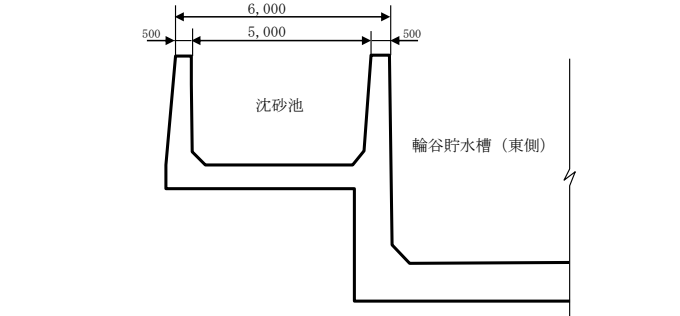
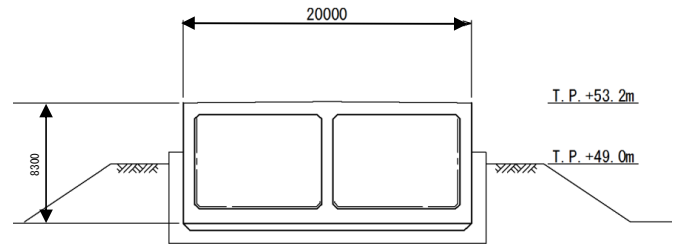
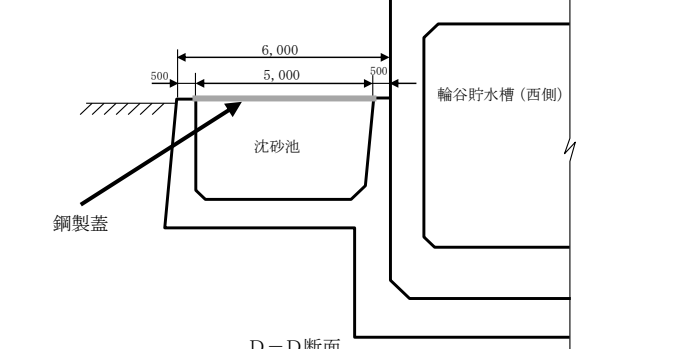


図1 輪谷貯水槽（沈砂池含む）の配置概要図

2. 輪谷貯水槽の溢水影響の有無

輪谷貯水槽（沈砂池含む）の構造を踏まえた溢水影響の有無を表1に示す。

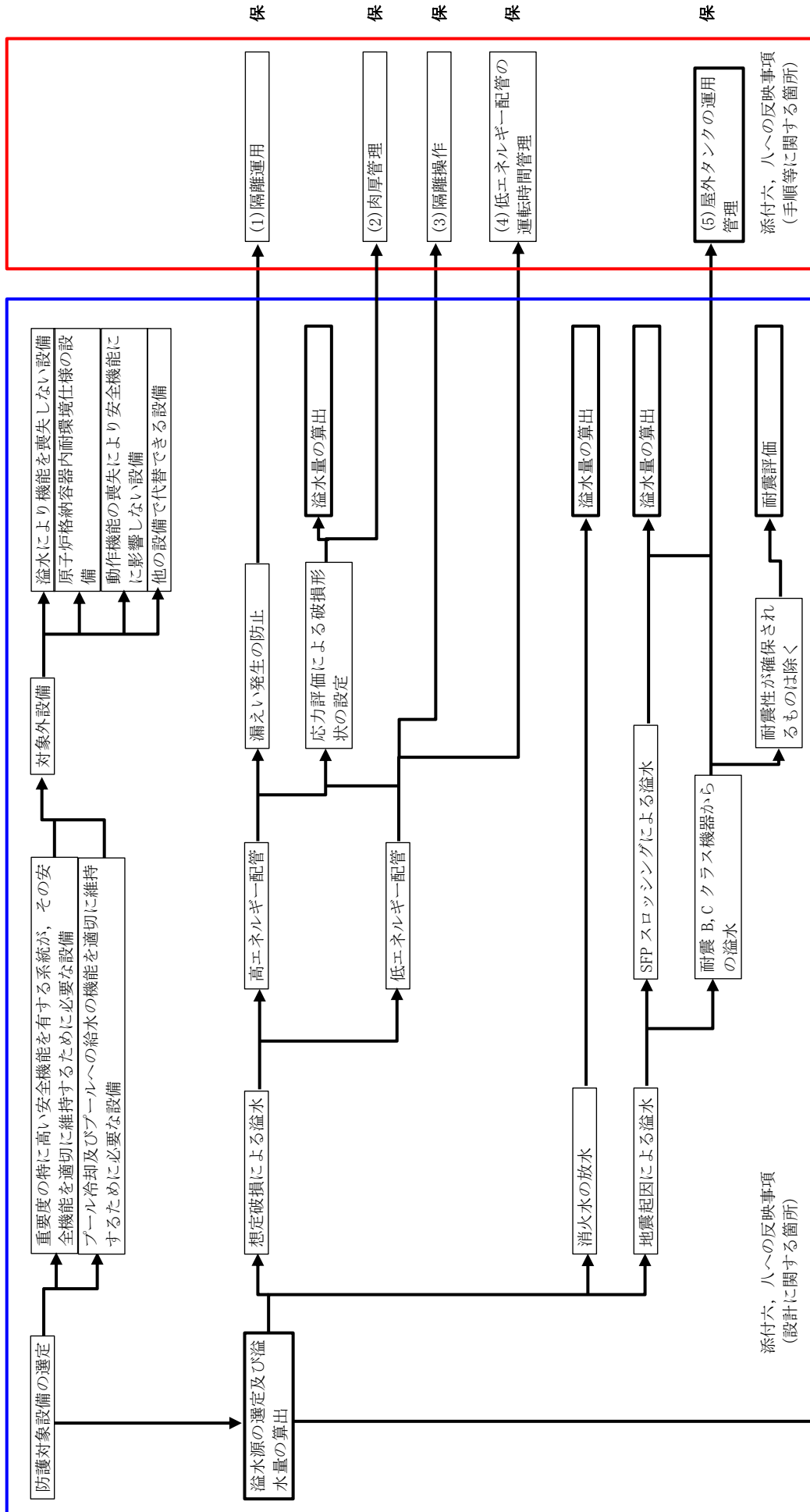
表 1 輪谷貯水槽の構造を踏まえた溢水影響の有無

名称	概要図	溢水影響の有無
<p>輪谷貯水槽 (東側)</p>	 <p>A-A断面</p>	<p>有</p> <p>基準地震動 Ss による地震力に対し貯水槽の耐震性を有しているが、天端が開口しているためスロッシングを考慮する。</p>
<p>輪谷貯水槽 (東側) 沈砂池</p>	 <p>B-B断面</p>	<p>有</p> <p>全量流出を考慮する。</p>
<p>輪谷貯水槽 (西側)</p>	 <p>C-C断面</p>	<p>無</p> <p>基準地震動 Ss による地震力に対し機能維持する密閉式貯水槽であるため溢水源として考慮しない。</p>
<p>輪谷貯水槽 (西側) 沈砂池</p>	 <p>D-D断面</p>	<p>無</p> <p>敷地を掘り込んだ構造となっており、水面が敷地高さより低く、天端には鋼製蓋を設置しているため溢水源として考慮しない。</p>

島根原子力発電所2号炉

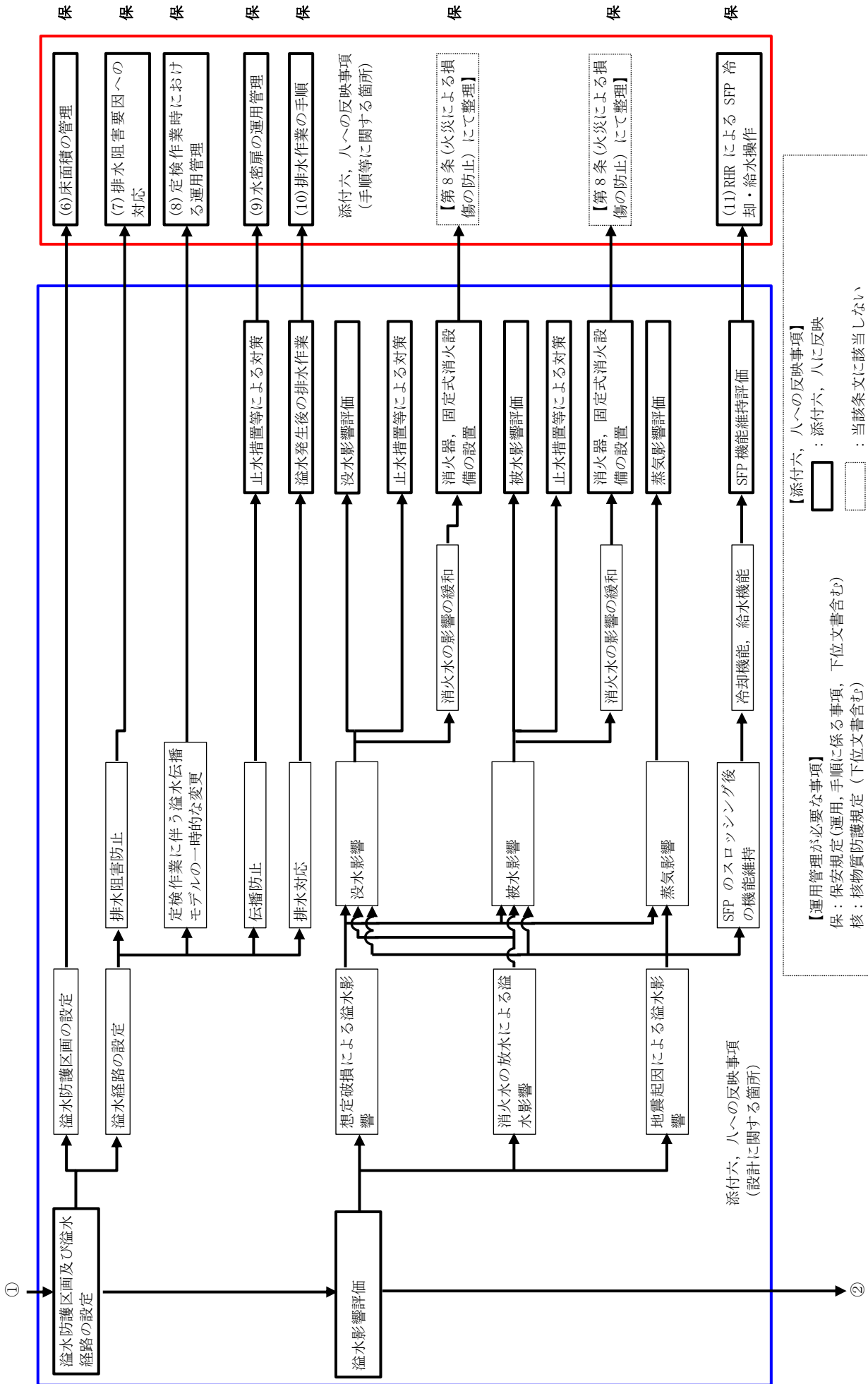
運用，手順説明資料
溢水による損傷の防止

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いものでなければならない。

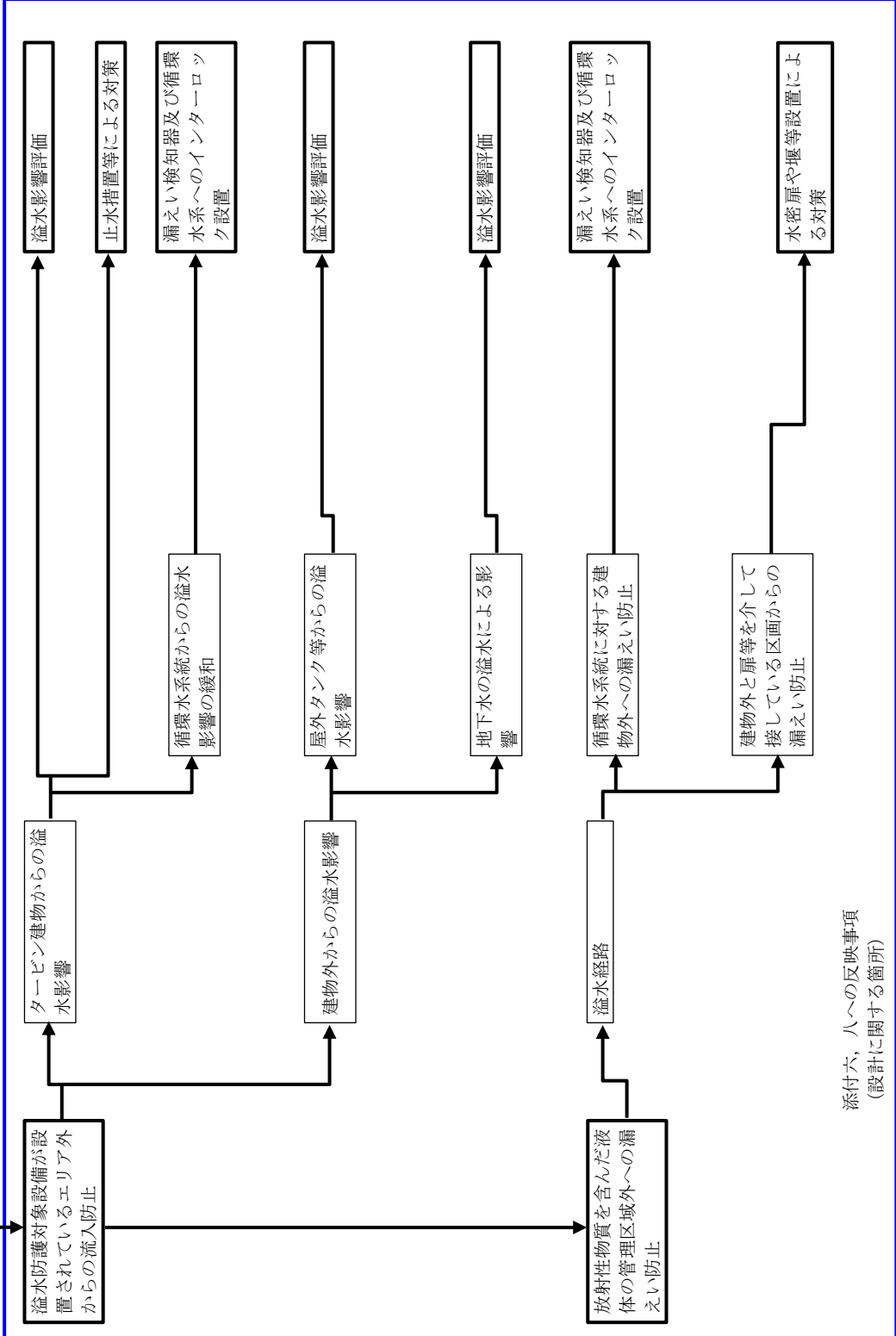


【添付六、八への反映事項】
 □：添付六、八に反映
 □：当該条文中に該当しない
 (他条文中での反映事項他)

【運用管理が必要な事項】
 保：保安規定(運用, 手順に係る事項, 下位文書含む)
 核：核物質防護規定(下位文書含む)



②



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)

【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)

【運用管理が必要な事項】
 保：保安規定(運用,手順に係る事項, 下位文書含む)
 核：核物質防護規定(下位文書含む)

別添第2-1表 運用、手順に関わる対策等（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
第九条 溢水による 損傷の防止	(1) 隔離運用	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	所内蒸気系の原子炉建物立弁を閉止運用とする。 (運転員、保全員による運用管理)
	(2) 肉厚管理	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	(保全員による肉厚管理) 想定破損除外を適切している配管について、配管の減肉がないことを、継続的な肉厚管理で確認する
	(3) 隔離操作	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	内部溢水に関する全般教育 溢水発生時における、隔離手順書の作成 (運転員による隔離操作)
	(4) 低エネルギー配管の 運転時間管理	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	内部溢水に関する全般教育、溢水発生時の対応訓練を実施する 残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系、高圧炉心スプレイス系、原子炉隔離時冷却系、ほう酸水注入系、所内蒸気系の高エネルギー配管としての運転時間を管理する (運転員による運転時間管理)
	(5) 屋外タンクの運用管 理	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	内部溢水に関する全般教育 苛性ソーダ貯蔵タンク、1号処理水受入タンク、1号補助サージタンク、代替注水槽、地上式淡水タンク (A) (B)、1号機主変圧器、1号機所内変圧器、3号補助消火水 槽 (A) (B) を空運用とし、QMS文書に反映し管理する。 (運転員、保全員による運用管理)
	(6) 床面積の管理	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	内部溢水に関する全般教育 溢水防護区画の溢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 (運転員、保全員による床面積管理)
	(7) 排水阻害要因への対 応	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	日常点検又は定期点検 内部溢水に関する全般教育 ハッチ等、排水を期待する箇所からの排水評価に影響する設備の設置や物品の仮置きをしない (運転員、保全員による運用管理)
	(8) ハッチ開放に関する 運用管理	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	内部溢水に関する全般教育 止水要求のあるハッチを開放する場合に、溢水防護対象設備の安全機能へ悪影響がないような運用とする (保全員による運用管理)
	(9) 水密扉の運用管理	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	内部溢水に関する全般教育 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 (運転員、保全員による運用管理)
	(10) 排水手順	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	内部溢水に関する全般教育 溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。 (運転員による運用管理)
	(11) RHRによるSFP冷却・ 給水対応	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	内部溢水に関する全般教育 燃料プール冷却系及び燃料プール補給水系が機能喪失した場合の、残留熱除去系による燃料プールの冷却・給水操作手順を定める (運転員による系統操作)

島根原子力発電所2号炉

内部溢水影響評価における 確認プロセスについて

1. はじめに

本資料は、島根原子力発電所 2 号炉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。

2. 基準要求

「設置許可基準規則」第九条（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設計となっていることを要求されている。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 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061913 号 原子力規制委員会決定）」（以下「溢水ガイド」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等、消火システムの作動、地震に起因する機器の破損等（燃料プールのスロッシングを含む）により生じる溢水に対し、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（燃料プール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、プラントメーカーへ評価委託を実施するとともに、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、溢水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。確認のプロセスを図 3-1 に、確認内容を表 3-1 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おそ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

4.1 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等価時間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。

4.2 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対応を予め整備し，的確に実施する。

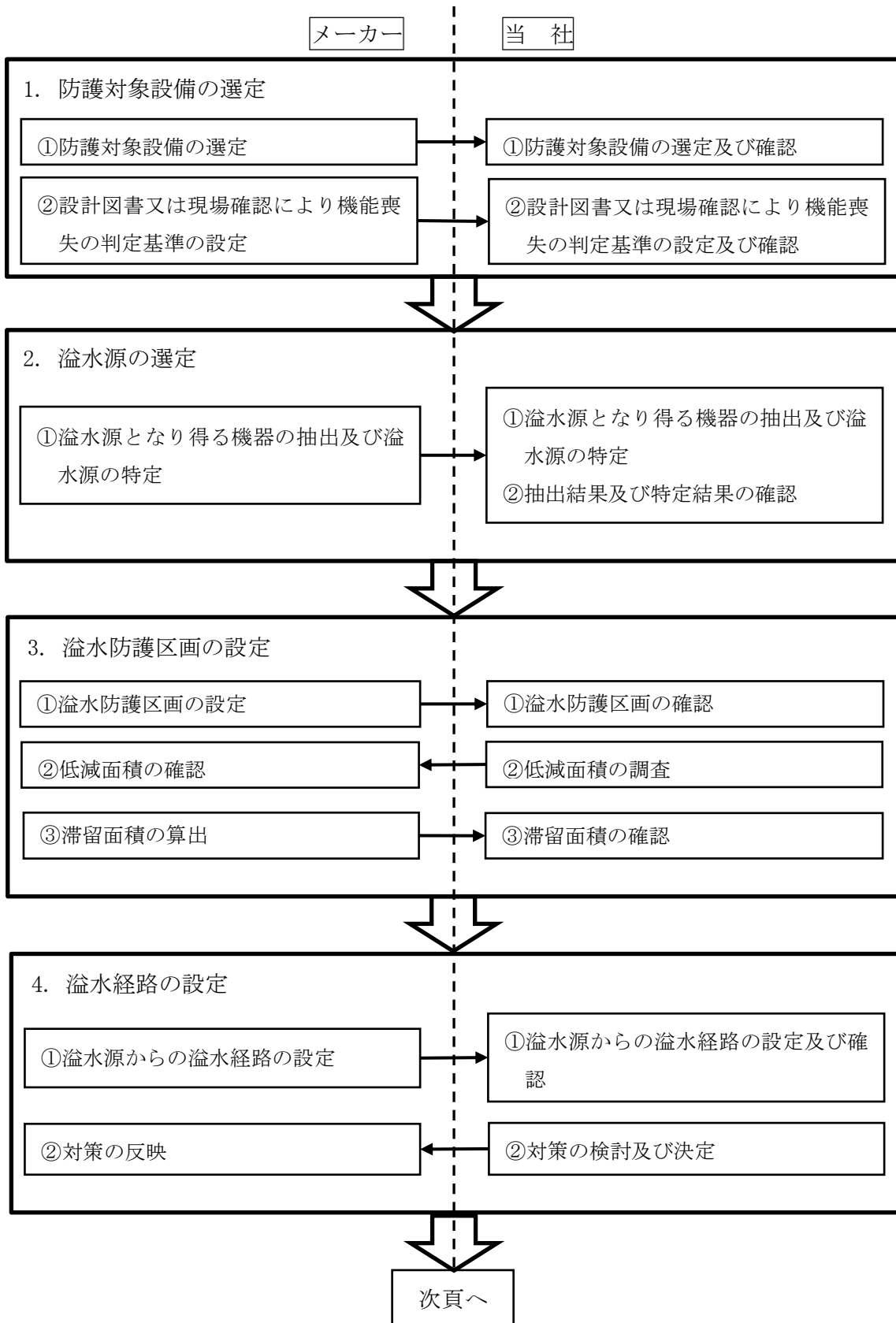


図 3-1 内部溢水影響評価内容の確認プロセスフロー (1/2)

表 3-1 内部溢水影響評価の具体的な確認内容 (1/2)

	項目	メーカーでの実施内容	当社での実施内容
1	防護対象設備の選定	<p>①溢水による機能への影響の有無（設備の種別，耐環境仕様等）を考慮したスクリーニングを行い，溢水影響評価上の防護対象設備（溢水防護対象設備）を選定及び当社が実施した選定結果を反映。</p> <p>②選定した溢水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の基準を設定及び当社実施の機能喪失判定の基準を反映。</p>	<p>①溢水による機能への影響の有無（設備の種別，耐環境仕様等）を考慮したスクリーニングを行い，溢水影響評価上の防護対象設備（溢水防護対象設備）を選定及びメーカー実施の選定結果を確認。</p> <p>②選定した溢水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の基準を設定及びメーカー実施の機能喪失判定の基準を確認。</p>
2	溢水源の選定	<p>①溢水源となり得る機器を系統図，配置図より抽出及び当社実施の抽出結果を反映。</p> <p>②想定破損及び地震起因による損傷により溢水源となり得る機器を溢水源として特定及び当社実施の特定結果を反映。</p>	<p>①溢水源となり得る機器を系統図，配置図及び現場状況より抽出及びメーカー実施の抽出結果を確認。</p> <p>②想定破損及び地震起因による損傷により溢水源となり得る機器を溢水源として特定及び確認。</p>
3	溢水防護区画の設定	<p>①溢水防護対象設備が設置されている全ての区画，中央制御室及び重要な安全機能を有する系統の作動にあたって現場操作が必要となる設備へのアクセス通路について，溢水防護区画として設定。</p> <p>②当社実施の低減面積の算出結果を反映。</p> <p>③配置図から躯体寸法を読み取り，手計算又はCADにて床面積を算出し，低減面積より滞留面積を算出。</p>	<p>①設定された溢水防護区画を現場状況含め確認。</p> <p>②現場にて低減面積を算出。</p> <p>③現場状況含め，機器の配置状況を確認し，算出された滞留面積を確認。</p>

表 3-1 内部溢水影響評価の具体的な確認内容 (2/2)

	項目	メーカーでの実施内容	当社での実施内容
4	溢水経路の設定	<p>①溢水源からの溢水経路を設定及び当社の選定結果を反映。</p> <p>②必要な対策を反映した溢水経路を設定。</p>	<p>①溢水源からの溢水経路を設定及びメーカー選定結果に対し、壁、扉、堰及び機器ハッチ等を確認し、溢水経路となる開口部の有無を現場にて確認。</p> <p>②没水、被水及び蒸気の評価において、必要な対策を決定。</p>
5	評価項目の算出 (1) 床勾配	①床勾配を考慮して溢水水位を算出。	①床勾配を建築図面から確認。
	評価項目の算出 (2) 溢水量の算出	<p>①溢水源となる機器について設計図面(機器)及び配管図面より保有水量を算出。</p> <p>②基準地震動 S_s によるスロッシング量を算出。</p> <p>⑤当社で検討した系統隔離範囲及び隔離操作時間に基づき、想定破損に伴う溢水量を算出。</p> <p>⑥当社提示の等価時間より消火水の放水に伴う溢水量を算出。</p> <p>⑦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ない溢水源の複数同時破損を考慮し、溢水量を算出。</p>	<p>①算出された保有水量を図面により確認。</p> <p>②算出されたスロッシング量を確認。</p> <p>③隔離操作項目を抽出し、必要となる隔離時間を決定。</p> <p>④等価時間を算出。</p> <p>⑤, ⑥, ⑦算出した溢水量を確認。</p>
	評価項目の算出 (3) 溢水水位の算出	⑧算出した滞留面積及び溢水量より、溢水水位を算出。	⑧算出した溢水水位を確認。
6	溢水影響評価の実施	①溢水影響評価の結果を元に、各溢水防護対象設備の機能喪失判定を実施。	①溢水影響評価の結果を元に、各溢水防護対象設備の機能喪失判定を実施及びメーカー実施の機能喪失判定を確認。
7	溢水影響評価の判定	なし。	①内部溢水に対して、溢水防護対象設備がその安全機能を失わないことを判定。