

島根原子力発電所 2 号炉

内部溢水の影響評価について

平成26年10月30日

中国電力株式会社

目 次

1. 評価の概要	1
1.1 溢水防護に関する基本方針	1
1.2 溢水影響評価フロー	3
1.3 島根原子力発電所2号炉の溢水影響評価に係る特徴について	4
2. 防護対象設備の設定	4
2.1 設置許可基準規則 第九条及び第十二条並びに溢水ガイドの要求事項	4
2.2 防護対象設備の抽出	9
2.3 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定について	10
2.4 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能	10
3. 溢水源の想定	16
4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定	18
5. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価	20
5.1 想定破損による溢水	20
5.2 想定破損による溢水源の設定	21
5.3 想定破損による没水影響評価	24
5.4 想定破損による被水影響評価	27
5.5 想定破損による蒸気影響評価	31
6. 消火水の放水評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価	33
6.1 消火水の放水による溢水及び溢水源の設定	33
6.2 消火水の放水による没水影響評価	33
7. 地震起因評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価	34
7.1 地震起因による溢水	34
7.2 地震起因による溢水源の設定	34
7.3 地震起因による没水影響評価	35
7.4 地震起因による被水影響評価	37
7.5 地震起因による蒸気影響評価	39
8. 燃料プールのスロッシング後の機能維持評価	40
8.1 燃料プール溢水量の評価方法	40
8.2 燃料プール溢水量の評価結果	41
8.3 燃料プールの冷却機能、給水機能及び遮蔽機能維持の確認	41
9. 海水ポンプエリアの溢水影響評価	43
10. 溢水防護対象設備が設置されている建物外からの溢水影響評価	47
10.1 タービン建物からの溢水影響評価	47
10.2 屋外タンク等からの溢水影響評価	50
10.3 地下水排水ピットからの溢水影響評価	54
11. 放射性物質を内包する液体の漏えいの防止	55

- 添付資料 1 抽出された溢水防護対象設備と機能喪失高さの考え方
- 添付資料 2 溢水源となりうる機器
- 添付資料 3 設定した溢水防護区画
- 添付資料 4 溢水伝播経路概念図
- 添付資料 5 溢水伝播経路図
- 添付資料 6 止水及び排水設備
- 添付資料 7 想定破損により生じる没水影響評価
- 添付資料 8 想定破損により生じる被水影響評価
- 添付資料 9 想定破損により生じる蒸気影響評価
- 添付資料 10 消火水の放水による溢水影響評価
- 添付資料 11 地震起因により生じる没水影響評価
- 添付資料 12 地震起因により生じる被水影響評価
- 添付資料 13 地震起因による溢水源の設定及び溢水源としない機器の耐震性評価
- 添付資料 14 海水ポンプエリアの溢水影響評価
- 添付資料 15 内部流体漏えい対策について

参考 1 新規制基準[※]への適合状況

参考 2 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合確認

※ 「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）及び「実用発電用原子炉及び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）。

補足説明資料

[全般]

- 1-1 溢水影響評価の対象とする防護対象設備の考え方について
- 1-2 保有水量の算出について
- 1-3 滞留面積の算出について
- 1-4 溢水影響評価における床勾配の考え方について
- 1-5 機能喪失高さの裕度が小さい場合の揺らぎの影響評価について
- 1-6 溢水で想定する隔離時間の設定根拠について
- 1-7 被水対策における防滴仕様について
- 1-8 建物の配管等貫通部について
- 1-9 貫通部シーリング材等の止水性能及び耐震性について
- 1-10 島根原子力発電所 2 号炉における漏水事象の原因と対策について

[想定破損の評価]

- 2-1 想定破損による没水影響評価の概要について
- 2-2 原子炉建物二次格納施設内の溢水防護対象設備の蒸気影響について

2-3 高エネルギー及び低エネルギー配管の分類について

[消火水の放水の評価]

- 3-1 消火活動における放水時間設定の考え方について
- 3-2 消火水の放水による没水影響評価の概要について

[地震起因（燃料プールのスロッシング含む）の評価]

- 4-1 地震起因による没水影響評価の概要について
- 4-2 燃料プールのスロッシングによる溢水量評価について
- 4-3 燃料プールのスロッシングによるダクト流入について
- 4-4 定ピッチスパン法に基づく配管の耐震性評価

[建物外からの影響評価]

- 5-1 タービン建物から防護対象設備が設置される建物への溢水影響について
- 5-2 輪谷貯水槽の耐震評価について
- 5-3 輪谷貯水槽のスロッシングによる溢水量評価について
- 5-4 建物外壁の扉の設置高さについて
- 5-5 屋外タンク等からの溢水の建物外周扉以外の建物への流入経路について
- 5-6 地下水排水設備について
- 5-7 接続する建物からの溢水影響評価

1. 評価の概要

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及び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、漏えいが発生した場合でも漏えい水は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、「設置許可基準規則」第九条（溢水による損傷の防止等）の要求事項を踏まえ、安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計となっていることを確認するものである。

1.1 溢水防護に関する基本方針

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。具体的には、発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き冷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。ここで、これらの機能を維持するために必要な設備を、以下「防護対象設備」という。

設置許可基準規則 第九条及び第十二条並びに「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成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）の要求事項を踏まえ、以下の設備を防護対象設備とする。

- ・重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備
- ・燃料プール冷却機能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

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の破損等（以下「想定破損」という）により生じる溢水、消火系統等の作動（以下「消火水の放水」という）による溢水、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）（以下「地震起因」という）により生じる溢水を考慮し、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、自然現象による波及的影響により生じる溢水に関しては、防護対象設備の配置を踏まえて、最も厳しい条件となる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。具体的には、地震起因による屋外タンクや貯槽（以下「屋外タンク等」という）の破損等（竜巻（台風含む）による飛来物の衝突による破損条件も包含する）により生じる溢水の影響を受け

て、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

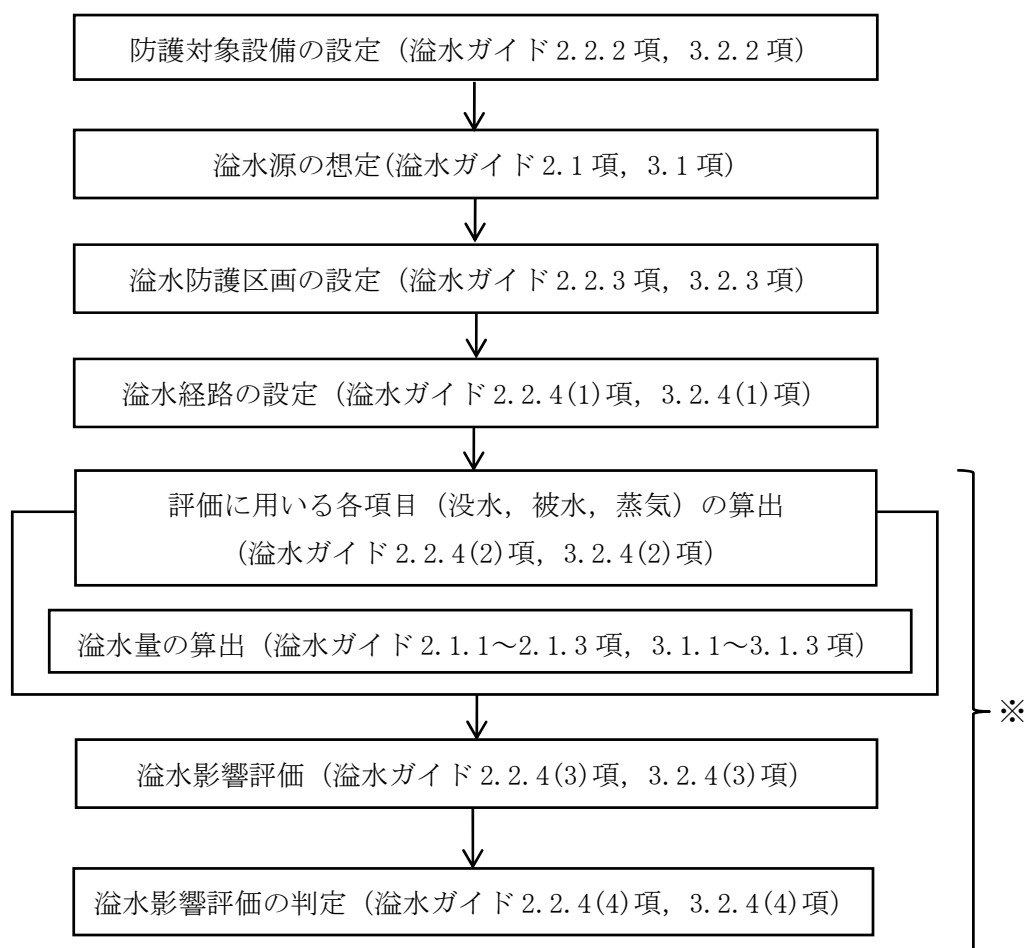
○ 自然現象による溢水影響の考慮

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

自然現象	溢水影響評価
地震	地震起因による屋外タンク等の破損により生じる溢水を想定しても、建物内及び海水ポンプエリア内の防護対象設備が機能喪失しないことを確認。
津波	基準津波及び地震起因による破損により生じる溢水を想定しても、建物内及び海水ポンプエリア内の防護対象設備が機能喪失しないことを確認。
洪水	敷地及び敷地近傍に河川はなく、敷地が洪水による被害を受けないことを確認。
風（台風）	瞬間最大風速は設計竜巻以下であり、竜巻評価に包含されることを確認。
竜巻	設計竜巻による飛来物により、屋外タンク等が破損した場合に生じる溢水水位が、地震による屋外溢水水位以下であり、建物内及び海水ポンプエリア内の防護対象設備が機能喪失しないことを確認。
降水	最大1時間降水量は、地震による屋外溢水水位以下であり、地震起因の溢水評価に包含されることを確認。
高潮	最高潮位は基準津波による最高水位以下であり、津波の評価に包含されることを確認。

1.2 溢水影響評価フロー

溢水ガイドを踏まえ、図 1-1 のフローにて溢水影響評価を行う。



※ 具体的評価内容及び結果。

- ・ 想定破損による溢水影響評価
- ・ 消火水の放水による溢水影響評価
- ・ 地震起因による溢水影響評価
- ・ 燃料プールのスロッシングによる溢水影響評価
- ・ 海水ポンプエリアの溢水影響評価
- ・ 建物外からの溢水影響評価

図 1-1 溢水影響評価のフロー

1.3 島根原子力発電所2号炉の溢水影響評価に係る特徴について

島根原子力発電所2号炉の溢水影響評価に係る特徴について以下に示す。

- (1) タービン建物の敷地高さはEL8.5mであるのに対し、防護対象設備が設置された建物（原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物）の敷地高さはEL15.0mであるため、これらの建物内設備は津波や屋外タンク等からの溢水影響を受けにくい。
- (2) タービン建物は防護対象設備が設置された建物と区別化されており、タービン建物での溢水による防護対象設備への影響はない。

2. 防護対象設備の設定

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

2.1 設置許可基準規則 第九条及び第十二条並びに溢水ガイドの要求事項

設置許可基準規則 第九条及びその解説は、以下のとおり安全施設が溢水で機能喪失しないことを要求している。

設置許可基準規則 第九条	設置許可基準規則の解釈
(溢水による損傷の防止等) 第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても <u>安全機能を損なわないものでなければならない</u> 。	第9条（溢水による損傷の防止等） 3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、 <u>原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること</u> 、また、停止状態にある場合は、 <u>引き続きその状態を維持できることをいう</u> 。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、 <u>プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう</u> 。

設置許可基準規則 第十二条では、安全施設が安全機能を確保するための要求が記載されており、溢水影響評価では以下のとおり対応する。また、第十二条の解釈に示されている安全機能に対応する系統・機器を表 2-1 に示す。

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

表 2-1 第十二条の解釈の安全機能と系統・機器 (1 / 2)

その機能を有する系統の多重性 又は多様性を要求する安全機能	系統・機器
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)
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
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)
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備
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	計装制御用電源設備
補機冷却機能	原子炉補機冷却系
冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室空調換気系
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁, 自動減圧機能のアクムレータ, 主蒸気隔離弁のアクムレータ

表 2-1 第十二条の解釈の安全機能と系統・機器 (2 / 2)

その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能	系統・機器
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, 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（高レンジ）, サプレッション・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	原子炉圧力, 原子炉水位（広帯域, 燃料域）, 格納容器圧力, サプレッション・プール水温, 原子炉格納容器水素濃度, 原子炉格納容器酸素濃度, 排気筒モニタ

溢水ガイドには、溢水から防護すべき対象設備に関して以下の記載がある。

(2.2.2 溢水から防護すべき対象設備)

2.1 項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。

(3.2.2 溢水から防護すべき対象設備)

3.1 項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。

また、溢水ガイドには溢水源に関して以下の記載があり、想定破損により生じる溢水及び消火水の放水による溢水の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ている。

(2.1 溢水源及び溢水量の想定)

溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。

- (1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水
- (2) 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

ここで、上記(1)、(2)の溢水源の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また一系統において多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。

2.2 防護対象設備の抽出

設置許可基準規則及び溢水ガイドの要求を踏まえ防護対象設備を以下のとおり整理した。

- ・重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備
- ・燃料プール冷却機能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

(1) 重要度の特に高い安全機能を有する系統の安全機能維持に必要な設備

重要度の特に高い安全機能を有する系統の安全機能維持に必要な設備が、安全機能を損なわないよう防護対象設備を抽出する。安全機能を損なわないとは、設置許可基準規則 第九条の解釈において、「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」とされている。また、溢水ガイドにおいて「溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある」とされている。

以上を踏まえて、重要度の特に高い安全機能^{※1}を有する系統のうち、以下の設備を防護対象設備とした。

- a. 原子炉停止、高温停止、低温停止及びその停止状態の維持に必要な設備
- b. 原子炉の外乱^{※2}に対処するために必要な設備（放射性物質の閉じ込め機能の維持に必要な設備を含む）

※1 設置許可基準規則 第十二条にて定義される安全機能。

※2 原子炉外乱としては、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、以下の溢水により発生しうる原子炉外乱及び溢水の原因となりうる原子炉外乱を考慮する。

- ・想定破損により生じる溢水
- ・消火水の放水による溢水
- ・地震起因により生じる溢水

溢水評価上想定する起因事象として抽出した運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を表 2-2 及び表 2-3 に示す。また、溢水評価上想定する事象とその対処系統を表 2-4 に示す。なお、抽出にあたっては溢水事象となりうる設計基準事故も評価対象とした。

(2) 燃料プールの冷却機能及び給水機能に必要な設備

燃料プールを保安規定で定めた水温（65℃以下）に維持するため、燃料プールの冷却システムの機能維持に必要な設備を防護対象設備とした。

また、使用済燃料の放射線に対する遮蔽機能維持（燃料取替機床面で線量率 $\leq 0.06\text{mSv/h}$ ）に必要な水位を維持するため、燃料プールの給水システムの機能維持に必要な設備を防護対象設備とした。

2.3 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定について

2.2 で抽出した防護対象設備から、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て抽出した。溢水影響評価の対象とする設備の考え方を図 2-1 及び表 2-5 に、抽出結果を添付資料 1 に示す。

なお、重要度の特に高い安全機能を有するシステムの安全機能維持に必要な設備のうち、原子炉格納容器（以下「PCV」という）内に設置される設備は、原子炉冷却材喪失（LOCA）及び主蒸気管・給水管破断時の PCV 内の状態（温度・圧力及び溢水影響）を考慮した耐環境仕様としており、溢水影響評価の対象外とした。

2.4 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能

溢水影響評価において発生を想定する放射性物質を含む液体は各建物の最下層に貯水することができる。また、放射性物質を含む液体を内包する機器のうち、保有水量が大きい復水貯蔵タンク、補助復水貯蔵タンク及びトラス水受入タンクの保有水は、全量が漏えいした場合であってもダクト及び遮蔽壁で囲まれた区画に貯水することができる。放射性物質を含む液体は、人員開口部への水密扉設置、配管等貫通部の止水処理等の漏えい対策を行うことで管理区域外に漏えいしない。

表 2-2 溢水評価上想定する起因事象の抽出
(運転時の異常な過渡変化)

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

表 2-3 溢水評価上想定する起回事象の抽出
(設計基準事故)

	起回事象	考慮 要否	スクリーンアウトする理由
(1)	原子炉冷却材喪失	○	※
(2)	原子炉冷却材流量の喪失	○	
(3)	原子炉冷却材ポンプの軸固着	—	溢水の影響によって原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
(4)	制御棒落下	—	溢水の影響によって制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下しない。
(5)	放射性気体廃棄物処理施設の破損	—	溢水の影響により気体状の放射性物質が環境に放出されることはない。
(6)	主蒸気管破断	○	※
(7)	燃料集合体の落下	—	溢水の影響により燃料集合体は落下しない。
(8)	可燃性ガスの発生	○	原子炉冷却材喪失に包含する。
(9)	動荷重の発生	○	原子炉冷却材喪失に包含する。

※ 溢水の原因となりうる事象であるため、対策として考慮した。なお、原子炉格納容器外での溢水が想定される「主蒸気管破断」については、想定破損による溢水を考慮した評価において防護対象設備が機能喪失しないことを確認している。

表 2-4 溢水評価上想定する事象とその対処系統

	溢水評価上 想定する事象	左記事象に対する 対処機能	対処系統
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">運転時の異常な過渡変化</p>	<p>「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」 「外部電源喪失」 「給水加熱喪失」 「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」 「負荷の喪失」 「主蒸気隔離弁の誤閉止」 「給水制御系の故障」 「原子炉圧力制御系の故障」 「給水流量の全喪失」</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止，未臨界維持 ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生 	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒及び制御棒駆動系 ・安全保護系
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">設計基準事故</p>	<p>「原子炉冷却材喪失」 「原子炉冷却材流量の喪失」 「主蒸気管破断」</p>	<p>上記機能に加え</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止 ・原子炉停止後の除熱 ・炉心冷却 ・放射性物質の閉じ込め 	<p>上記機能に加え</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁（安全弁としての開機能） ・残留熱除去系 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧注水系 ・低圧炉心スプレイ系 ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系 ・格納容器隔離弁 ・格納容器冷却系 ・非常用ガス処理系 ・可燃性ガス濃度制御系

※ 上記機能に係る間接系についても防護対象設備として抽出する。

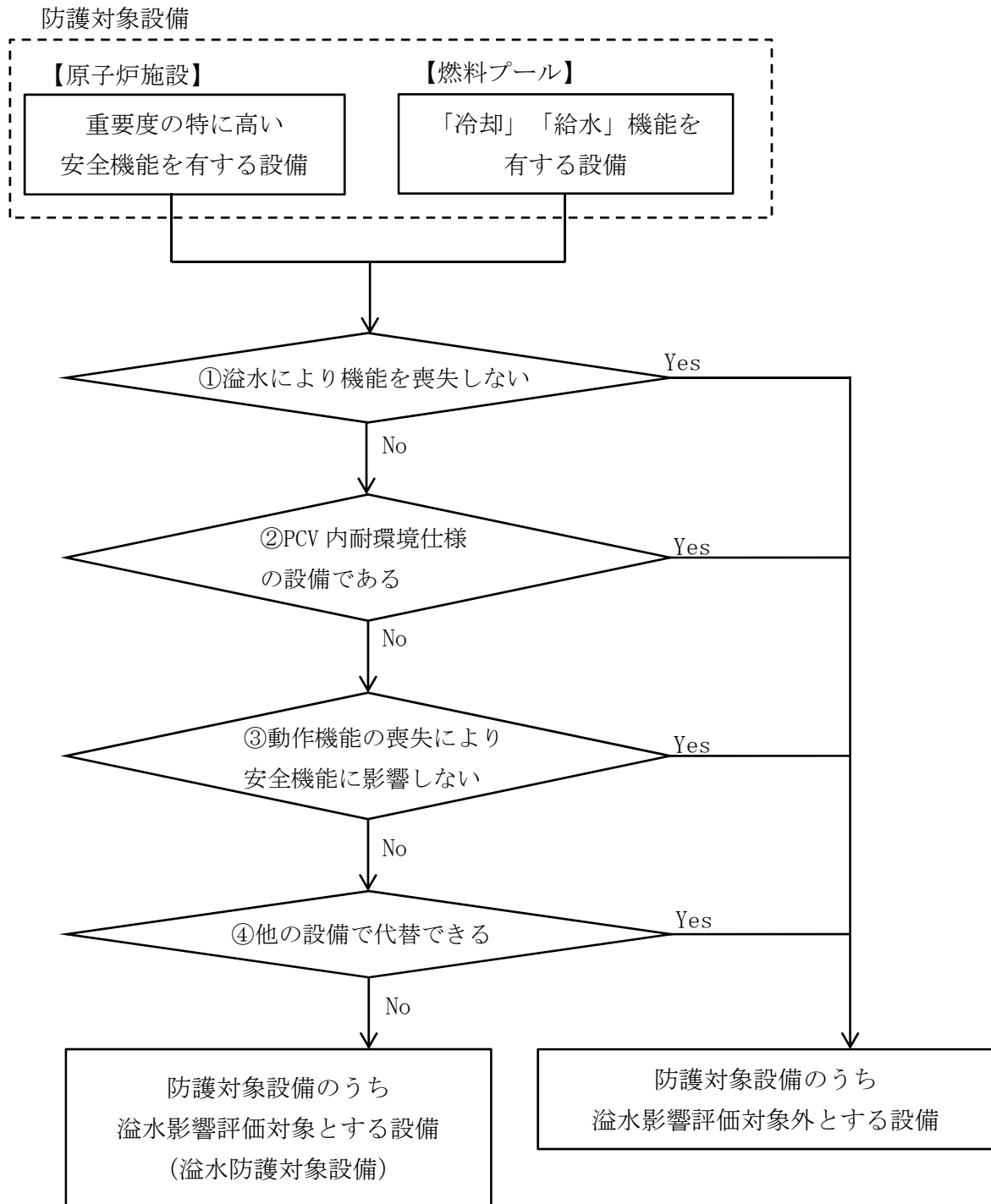


図 2-1 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

表 2-5 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	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，溢水により機能喪失しない。
②PCV 内耐環境仕様の設備である	PCV 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。 なお，対象設備の耐環境仕様については，メーカ試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認した。
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない	状態監視のみの現場指示計，プラント停止操作時に動作要求のない電動弁及び「fail as is」の状態では安全機能に影響しない電動弁及び動作機能喪失により「fail position」となる空気作動弁は，動作機能喪失しても安全機能に影響しない。
④他の設備で代替できる	他の設備により要求機能が代替できる設備は機能喪失しても安全機能に影響しない。具体的には，PCV 隔離弁が機能喪失した場合においても，逆止弁又は電動弁が閉止することで隔離が可能である。

3. 溢水源の想定

溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定した。

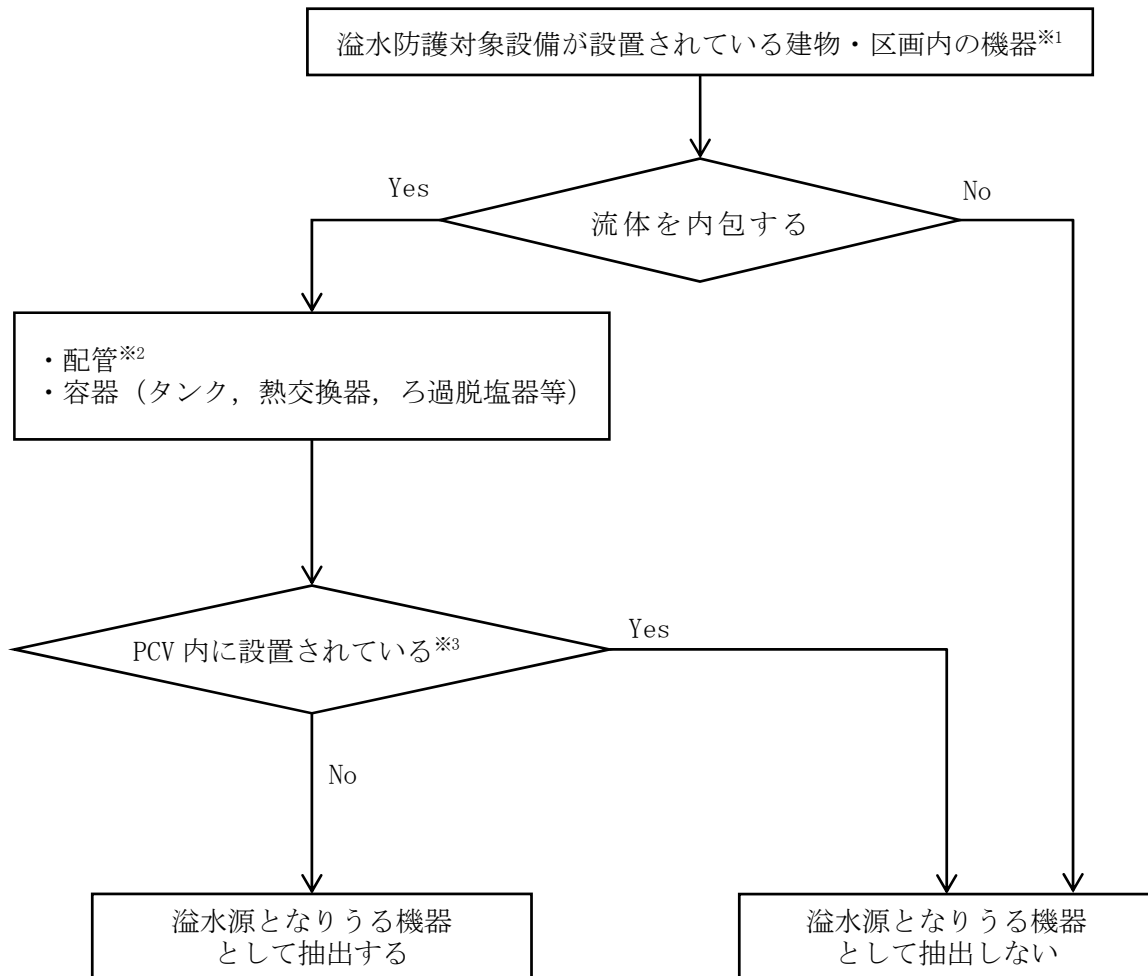
- (1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水
- (2) 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置されるシステムからの放水による溢水
- (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

溢水防護対象設備の設置された建物・区画内において流体を内包する容器（タンク、熱交換器、ろ過脱塩器等）及び配管を溢水源となりうる機器として抽出した。ここで抽出された機器を想定破損及び地震起因のそれぞれの評価での溢水源として考慮した。また、火災時における溢水源としては、自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから、消火栓からの放水を考慮した。

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おり（手動作動ロジック（2 out of 2）、自動作動ロジック（1 out of 2）×2）スプレイ水の誤動作による溢水の影響は考慮しない。

溢水源となりうる機器の抽出の考え方を図 3-1 に示す。また、溢水源となりうる機器のリストを添付資料 2 に示す。

タービン建物や屋外の溢水源については、「10. 溢水防護対象設備が設置されている建物外からの溢水影響評価」にて抽出する。



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

図 3-1 溢水源となりうる機器の抽出フロー

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定

溢水防護対象設備が設置され、障壁、堰、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離されている区画を溢水防護区画として設定する。設定した溢水防護区画を添付資料3に示す。

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）及び溢水影響評価で止水を期待することのできる設備（水密扉や堰等）の抽出を行い、溢水経路を設定した。溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えい（溢水源が評価対象区画内にある場合）と溢水防護区画外漏えい（溢水源が評価対象区画外にある場合）を想定して設定する。なお、評価対象としている溢水防護区画のことを評価対象区画という。

(1) 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路

評価対象区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、評価対象区画内の水位が最も高くなるよう、評価対象区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定した。

a. 床ドレン

評価対象区画に床ドレン配管が設置され他区画とつながっている場合であっても、原則として他区画への流出は考慮しない。

b. 床面開口部及び床貫通部

評価対象区画床面に開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、他区画への流出は期待しない。ただし、床面開口部及び床貫通部から他区画への流出を定量的に評価できる場合は、流出流量を算出し、溢水水位を評価する。

c. 壁貫通部

評価対象区画の境界壁の貫通部が溢水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。

d. 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から他区画への流出は考慮しない。ただし、扉から他区画への流出を定量的に評価できる場合は、流出流量を算出し溢水水位を評価する。

e. 排水設備

評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、評価対象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評価できる場合は、当該区画からの排水を考慮する。

(2) 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路

評価対象区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、評価対象区画の水位が最も高くなるように溢水経路を設定した。

a. 床ドレン

評価対象区画の床ドレン配管が他区画とつながっている場合は、水位差による流入量を考慮する。ただし、評価対象区画に設置されているドレン配管に閉止処置又は逆流防止処置が施されている場合はこれを考慮する。

b. 天井面開口部及び貫通部

評価対象区画の天井に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量全量の流入を考慮する。ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに止水処理が施されている場合又は天井貫通部に止水処理等が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しない。なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に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。

c. 壁貫通部

評価対象区画との境界壁の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合は、その貫通部からの流入を考慮する。ただし、評価対象区画との境界壁の貫通部に止水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。

d. 扉

評価対象区画の水密扉以外の扉については、評価対象区画外からの流入を考慮する。ただし、当該扉が水密扉であって、溢水時に想定される水位によって発生する水圧に対して水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合は、流入を考慮しない。

e. 堰

流路制限措置として設置している堰については、当該区画で発生した溢水が堰高さまで滞留するものとする。

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。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評価できる場合は、当該区画からの排水を考慮する。

なお、上層階から階段あるいは開口部を經由して下層階へ伝播する場合は、上層階の溢水量を積算し、その溢水量が下層階に滞留するものとする。

溢水伝播経路概念図を添付資料4に、溢水伝播経路図を添付資料5に示す。また、溢水影響評価において止水及び排水を期待することができる設備を添付資料6に示す。

5. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価

5.1 想定破損による溢水

高エネルギー配管※¹、低エネルギー配管※²に対して破損を想定し、溢水防護対象設備に対する溢水影響を評価した。

※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 [gage] を超える配管。

※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 [gage] 以下の配管（ただし静水頭圧の配管は除く）。

高エネルギー配管、低エネルギー配管に対して、溢水ガイド 2.1.1 に基づいた破損を想定し、「没水」、「被水」及び「蒸気」による評価を行った。評価の結果、必要な箇所については対策を行う。

- (1) 没水による影響評価については、溢水源となりうる系統毎に系統上の想定破損箇所に対して溢水経路を特定し、区画毎に溢水水位と溢水防護対象設備の機能喪失高さの比較により没水影響を評価した。
- (2) 被水による影響評価については、溢水源となりうる機器の有無、溢水防護対象設備の防滴仕様等の観点から、溢水防護対象設備の被水影響を評価した。
- (3) 蒸気による影響評価については、蒸気の発生源となりうる機器の有無、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を評価した。

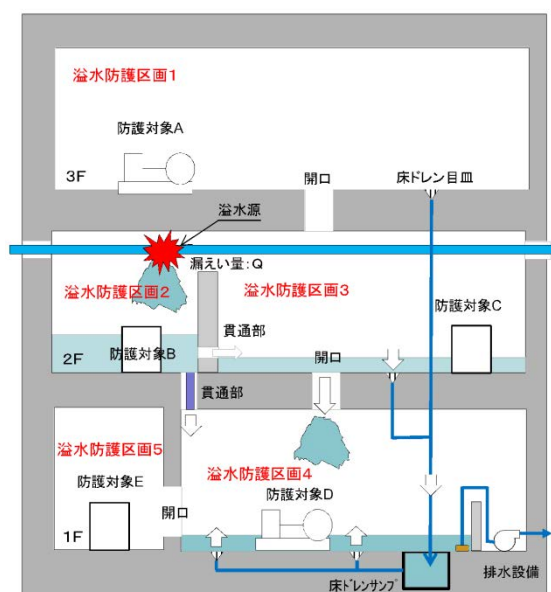


図 5-1 没水・被水評価の対象区画の分類例

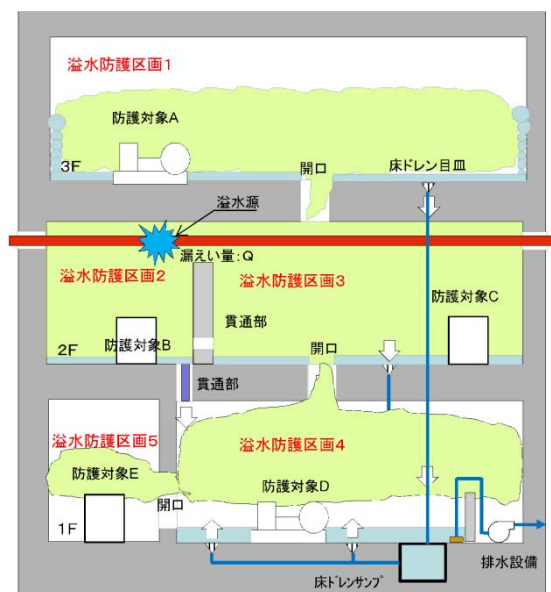


図 5-2 蒸気評価の対象区画の分類例

5.2 想定破損による溢水源の設定

5.2.1 高エネルギー配管

(1) 破損を考慮する高エネルギー配管の抽出

液体又は蒸気を内包する高エネルギー配管について、溢水防護対象設備が設置されている建物・区画内配管を系統図から抽出した結果を表 5-1 に示す。被水及び蒸気影響を評価する場合は 25A (1B) 以下の配管も考慮する。

表 5-1 高エネルギー配管を有する系統

系統名	運転温度 95℃超	運転圧力 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	○	○
所内蒸気系	○	—

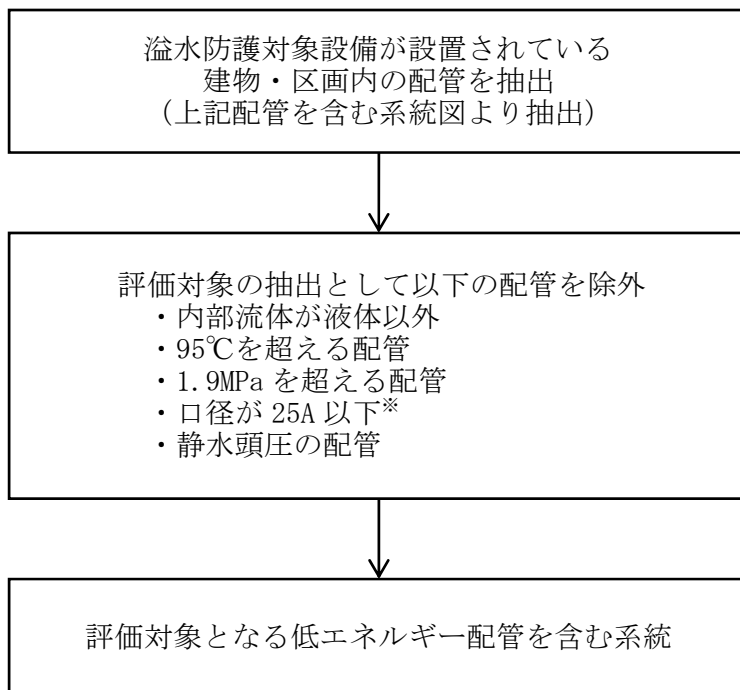
(2) 高エネルギー配管の破損想定

高エネルギー配管については、任意の箇所での完全全周破断を想定する。

5.2.2 低エネルギー配管

(1) 破損を考慮する低エネルギー配管の抽出

溢水防護対象設備が設置されている建物・区画内の液体を内包する低エネルギー配管について、図 5-3 のフローにより抽出した結果を表 5-2 に示す。



※ 被水影響については 25A 以下の配管も考慮する。

図 5-3 低エネルギー配管の抽出フロー

表 5-2 低エネルギー配管を有する系統

系統名	運転温度[°C]	運転圧力[MPa]
原子炉補機冷却系	85	1.37
原子炉補機海水系	40	0.98
燃料プール冷却系	66	1.37
高圧炉心スプレイ補機冷却系	66	0.98
高圧炉心スプレイ補機海水系	40	0.98
残留熱除去系*	95	1.90
低圧炉心スプレイ系*	66	1.37
高圧炉心スプレイ系*	66	1.37
ほう酸水注入系*	66	0.93
液体廃棄物処理系	66	1.37/0.98
空調換気設備冷却水系	85	1.37
復水輸送系	66	1.37
補給水系	40	0.93
消火系	66	1.02
補助消火設備	66	1.20
非常用ディーゼル発電機系	95	0.44
燃料プール補給水系	66	1.37

※ 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) 低エネルギー配管の破損想定

低エネルギー配管については、任意の箇所での貫通クラックを想定する。

5.3 想定破損による没水影響評価

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貫通クラックによる溢水に対して，溢水防護対象設備の没水影響評価を行った。想定破損による没水影響評価フローを図 5-4 に示す。

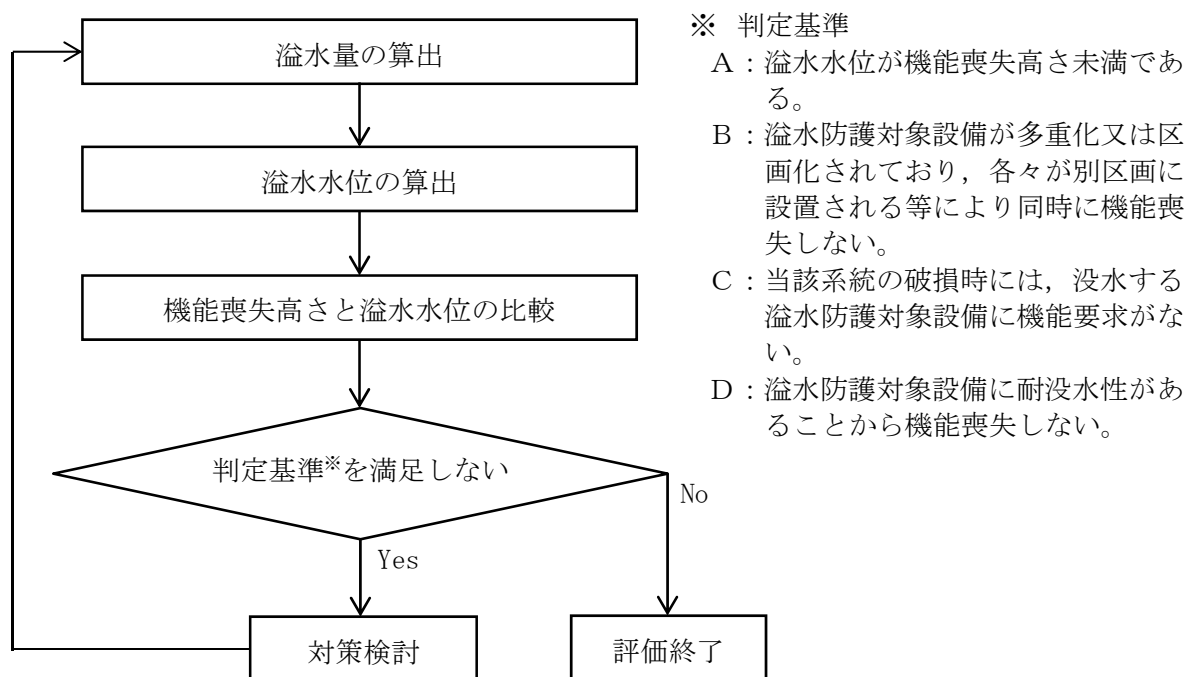


図 5-4 想定破損による没水影響評価フロー

(1) 評価方法

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漏えい流量を乗じ，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。
- ・系統毎の溢水量を比較して最大となる溢水量を，当該区画の没水評価に用いる溢水量として設定した。

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との溢水水位を比較した。

(2) 評価結果

想定破損による没水影響評価結果を添付資料7に示す。没水評価結果の例を表5-3に、没水による安全機能への影響結果の例を表5-4に示す。

想定した溢水に対し、必要な対策を行うことで以下の判定基準を満足するため、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、その機能を失わないことを確認した。

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又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。

C：当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。

D：溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

表 5-3 没水影響評価 (例)

- ・ 系統： 高圧炉心スプレィ補機冷却系 (HPCW)
- ・ 隔離時間[分]： 70
- ・ 溢水量[m³]： 43

建物	区域区分	EL [m]	評価区画	流入を考慮する他区画 ^{※1}	①	②	床勾配 [m]	③	④	溢水防護対象設備 ^{※5}	⑤	⑥ 影響評価	判定基準	評価結果	備考
					溢水量 [m ³]	滞留面積 [m ²]		溢水水位その1 FL+[m] ^{※2,3}	溢水水位その2 FL+[m] ^{※3,4}		機能喪失高さ FL+[m] ^{※3}				
原子炉建物	非管理区域	8.8	R-B1F-11N	—	43	341	0.075	0.21	—	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	2.25	③<⑤	A	○	
	非管理区域	2.8	R-B2F-07N	—	43	116	0.075	0.45	—	高圧炉心スプレィ系ターセル機関	0	③≥⑤	B	○	安全機能への影響を確認
	非管理区域	2.8	R-B2F-11N	R-B2F-14N	43	238	0.075	0.26	—	HPCS-ターセル発電機制御盤 2HPCS-C/C	0.08	③≥⑤	B	○	安全機能への影響を確認
	管理区域 (二次格内)	1.3	R-B2F-10N	—	43	52	0.075	0.91	—	HPCSホップ復水貯蔵水入口弁 HPCSホップトラス水入口弁 高圧炉心スプレィホップ	2.4	③<⑤	A	○	
	管理区域 (二次格内)	1.3	R-B2F-31N	R-B1F-09N	43	988	0.075	0.12	—	LPCSホップミニマム7ロー弁 HPCSホップトラス側ミニマム7ロー弁 HPCSホップCST側第1ミニマム7ロー弁 HPCSホップCST側第2ミニマム7ロー弁	7.1	③<⑤	A	○	

： 溢水源のある区画

- ※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

表 5-4 没水による安全機能への影響評価 (例)

評価対象	原子炉設備																		
	安全機能				未臨界維持機能										高温停止機能		低温停止機能		
	主な系統		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		逃がし安全弁		原子炉隔離時冷却系		高圧炉心スプレィ系		自動減圧系+ A-残留熱除去系 (低圧注水モード), 低圧炉心スプレィ系			自動減圧系+ B(C)-残留熱除去系 (低圧注水モード)			残留熱除去系
評価対象区画	系統安全区分	A	B	A	B	A	B	—	—	A	A	—	B	B	C	A	B		
R-B2F-07N	系統の機能維持安全機能の維持	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○		
R-B2F-11N	系統の機能維持安全機能の維持	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○		

評価対象	原子炉設備								燃料プール											
	安全機能				閉じ込め機能				監視機能				冷却機能				給水機能			
	主な系統		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		事故時計装系		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			
評価対象区画	系統安全区分	内側 I	外側 II	A I	B II	A I	B II	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B			
R-B2F-07N	系統の機能維持安全機能の維持	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			
R-B2F-11N	系統の機能維持安全機能の維持	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			

5.4 想定破損による被水影響評価

配管の破損による溢水に対して、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 5-5 に示す。

(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また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。

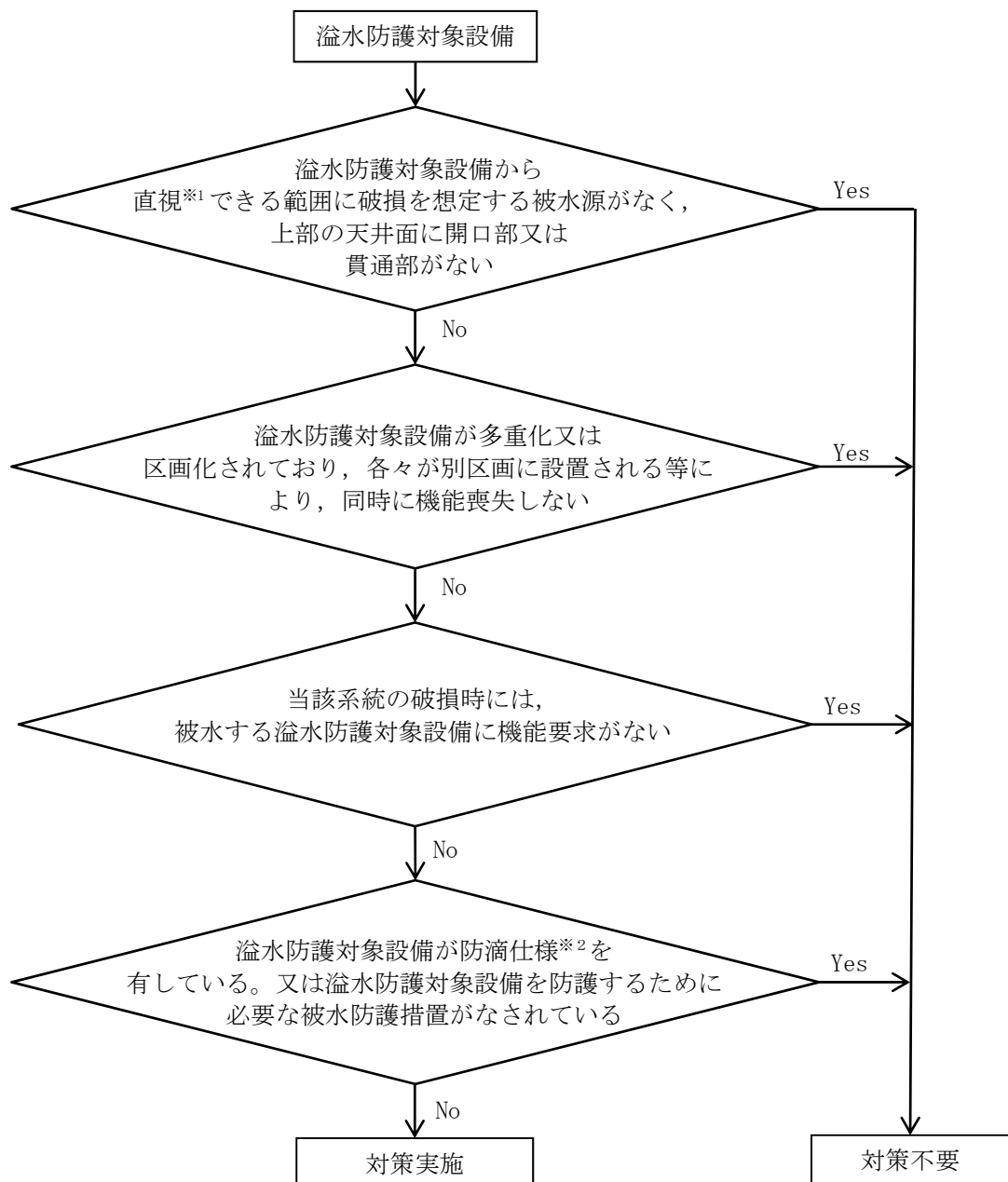
溢水源からの飛散距離については、溢水ガイドでは管内圧力、重力を考慮した弾道計算モデルが示されているが、本評価では被水源からの距離によらず、被水源から直視可能な範囲にある溢水防護対象設備を評価対象とした。

(2) 評価結果

想定破損による被水影響評価結果を添付資料 8 に示す。評価結果の例を表 5-5 及び図 5-6 に示す。

想定した溢水に対し、必要な対策を行うことで以下の判定基準を満足するため、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、その機能を失わないことを確認した。

- A：溢水防護対象設備から直視できる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区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
- C：当該系統の破損時には、被水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D：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被水防護措置がなされている。



- ※1 飛散距離については、溢水ガイドでは管内圧力、重力を考慮した弾道計算モデルが示されているが、本評価では管内圧力を高い側に包含できる直線の軌道を採用する。
- ※2 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 5-5 想定破損による被水影響評価フロー

表 5-5 被水影響評価表（例）

系統	設備	評価対象 区画	被水源, 天井 開口又は貫 通部の有無 －：有 ○：無	多重化・ 区画化 ○：有 －：無	機能 要求 －：有 ○：無	防滴仕様・ 被水防護措 置 ○：有 －：無	判定 基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
所内電気 設備系	非常用メタリ盤 (2C-M/C)	R-2F-04N	－	○	－	－	B	－	○
所内電気 設備系	非常用メタリ盤 (2D-M/C)	R-2F-05N	－	○	－	－	B	－	○
原子炉補機 冷却系	A-原子炉補機 冷却水ポンプ	R-1F-14N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉補機 冷却系	C-原子炉補機 冷却水ポンプ	R-1F-14N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉補機 冷却系	B-原子炉補機 冷却水ポンプ	R-1F-15N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉補機 冷却系	D-原子炉補機 冷却水ポンプ	R-1F-15N	－	－	－	○	D	○	○

(破損想定箇所：非常用電気室の消火系配管)

消火系配管は1箇所の貫通クラックを想定するため被水源となり、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おり、2系統が同時に機能喪失しない。

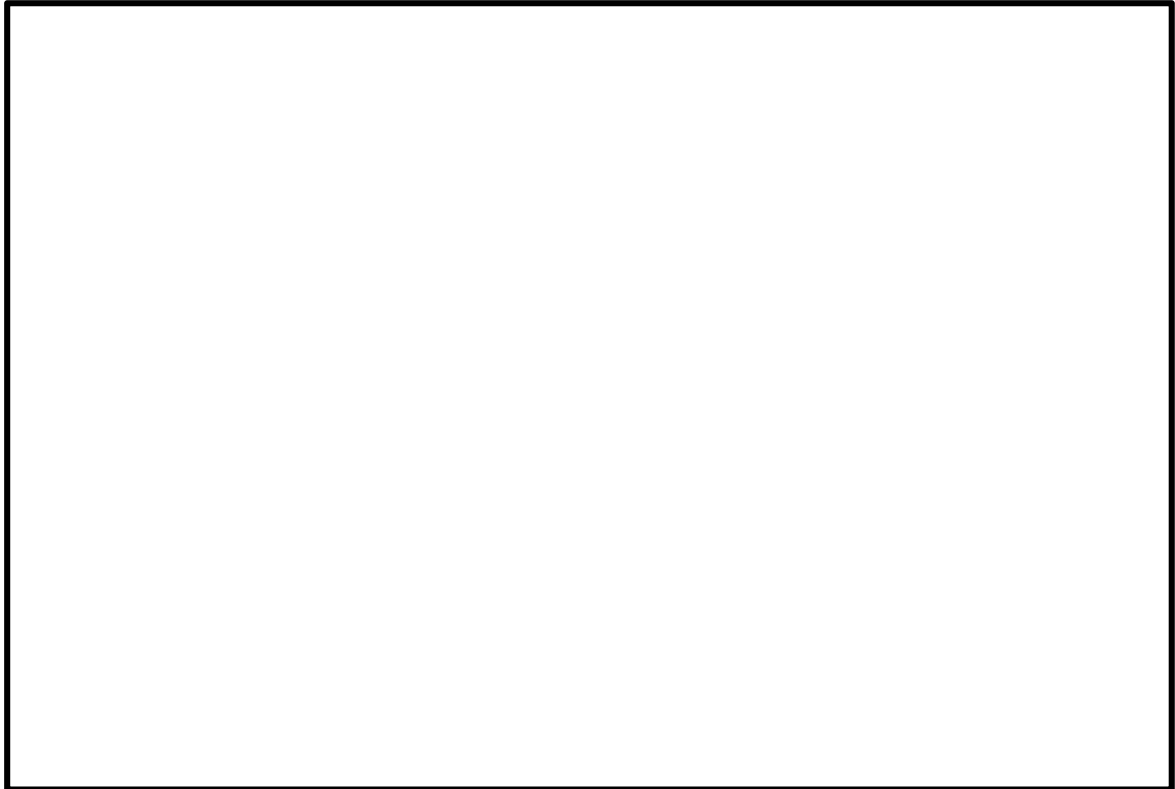


図 5-6 多重化・区画化により同時に機能喪失しないと評価した例

5.5 想定破損による蒸気影響評価

高エネルギー配管の破損による放出蒸気に対して、溢水防護対象設備の蒸気影響評価を行った。想定破損による蒸気影響評価フローを図 5-7 に示す。

(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。溢水防護対象設備を評価した。

(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 9 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以下の判定基準を満足するため，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補給機能が，その機能を失わないことを確認した。

- 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区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。
- C：当該系統の破損時には，溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D：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に必要な蒸気防護措置がなされている。

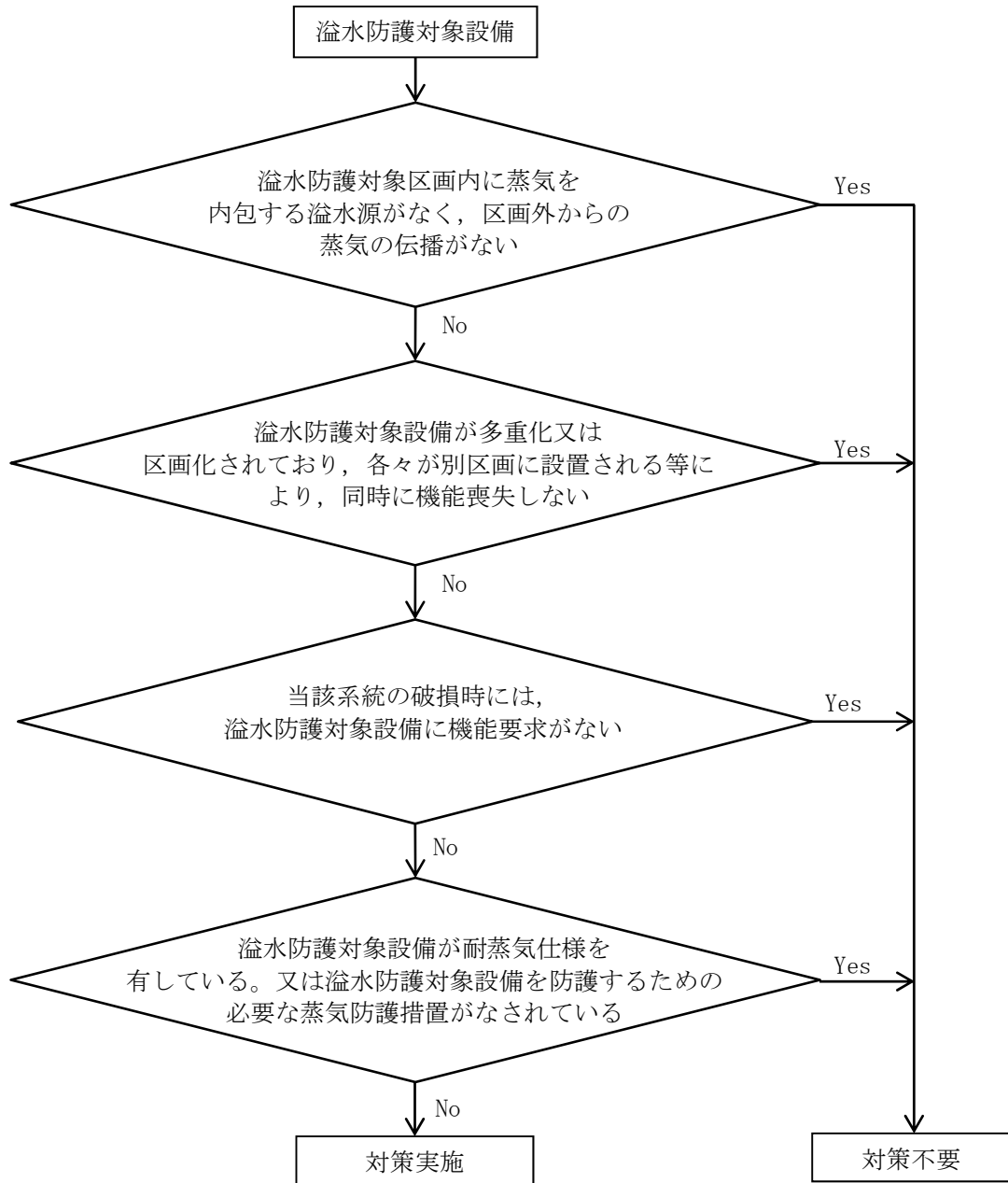


図 5-7 想定破損による蒸気影響評価フロー

6. 消火水の放水評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価

6.1 消火水の放水による溢水及び溢水源の設定

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

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

a. 放水時間の設定

消火栓からの消火活動における放水時間は、建物内について、原則3時間に設定した。また、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 火災荷重と等価火災時間について)に従い、放水時間を設定した。

b. 溢水量の設定

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

$$\cdot 130 \text{ l/min/個} \times \text{放水時間} \times 2 \text{ 倍}$$

屋外の消火栓からの溢水量の算出に用いる放水流量は、消防法施行令第十九条に規定される「屋外消火栓設備に関する基準」により、消火栓からの放水流量を 350 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栓からの溢水量を以下のとおりとした。

$$\cdot 350 \text{ l/min/個} \times 3.0 \text{ 時間} \times 2 \text{ 倍} = 126.0 \text{ m}^3$$

6.2 消火水の放水による没水影響評価

消火活動による溢水量をもとに、消火水の放水による没水影響を各溢水防護区画について評価した。火災が発生した区画にある溢水防護対象設備は、保守的に火災の影響により機能喪失していると想定する。ただし、火災発生箇所から離隔距離が十分大きい場合や、同一区画内で火災が発生しても影響がないような対策がとられている場合は機能喪失を想定しない。

評価にあたっては、消火活動により当該区画の扉を開放する場合、扉の開放を考慮した滞留面積を用いて評価した。また、火災発生箇所のある区画の耐火性能のない止水処置については期待しないこととする。

没水影響評価結果を添付資料 10 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、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、その機能を失わないことを確認した。

なお、火災が発生した区画にある溢水防護対象設備は、保守的に火災の影響により機能喪失していると想定することから、消火水の放水による直接の被水影響はなく、消火水の天井面の開口部又は貫通部からの被水については没水影響評価に含めることとする。

7. 地震起因評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価

7.1 地震起因による溢水

地震による機器(配管, 容器)の破損及び燃料プールのスロッシングを想定し、溢水影響を評価した。

7.2 地震起因による溢水源の設定

7.2.1 機器の破損による溢水

「3. 溢水源の想定」にて抽出した溢水源となりうる機器(流体(蒸気及び水)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。なお、耐震Sクラス機器については、基準地震動 S_s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。溢水源が容器の場合は容器内保有水の全量流出を想定するものとし、配管の場合は、完全全周破断とし、系統の全保有水量の漏えいを想定することを基本とする。

7.2.2 燃料プールのスロッシング

基準地震動 S_s による燃料プールのスロッシングにより発生する溢水を、溢水源とする。発生す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」にて具体的に説明する。

7.3 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った。地震起因による没水影響評価フローを図 7-1 に示す。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ること (S_s 機能維持) を確認した機器は溢水源としない。設定した溢水源及び溢水源としない機器の耐震性評価を添付資料 13 に示す。

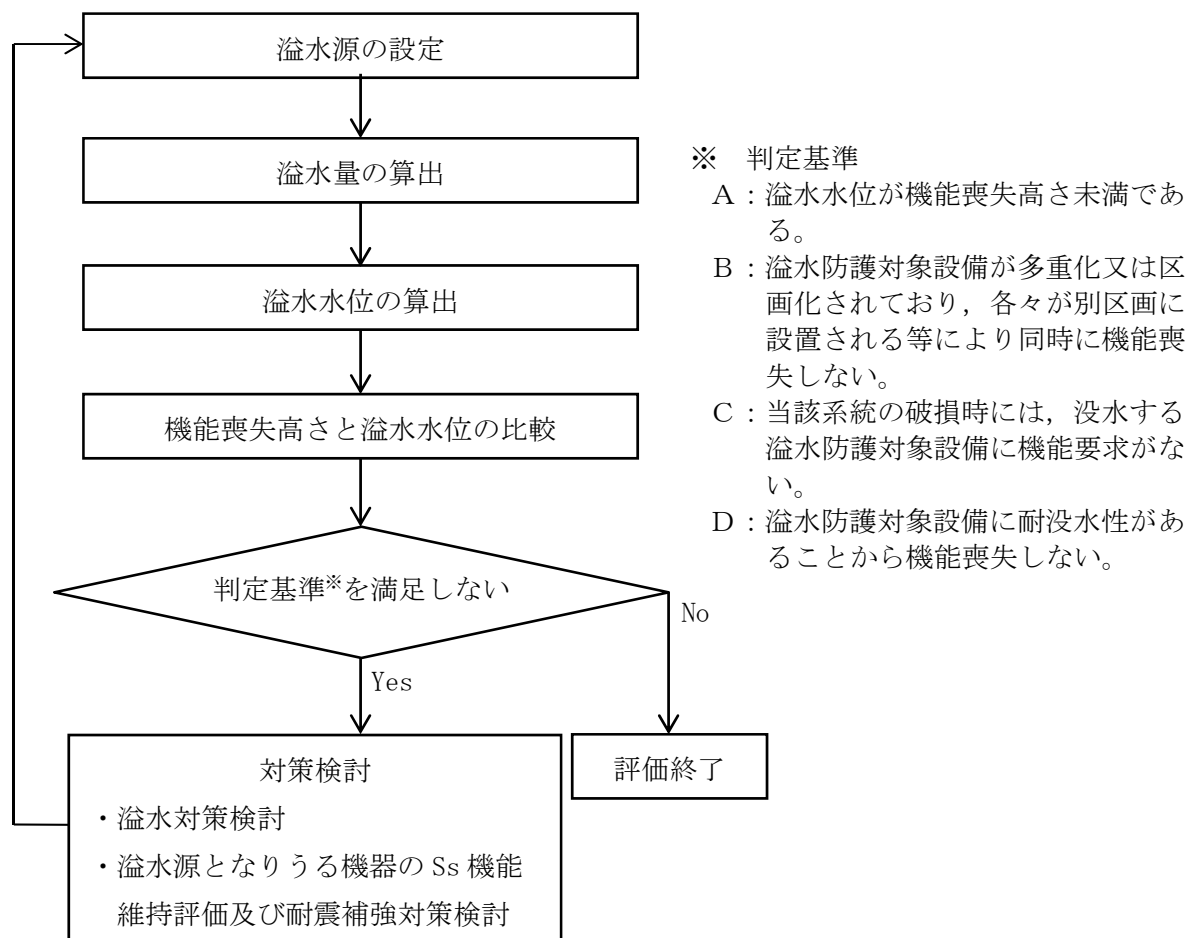


図 7-1 地震起因による没水影響評価フロー

(1) 評価方法

a. 溢水量の算出

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通り想定した。

- ・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）

地震起因の溢水の影響を受ける溢水防護区画について、機器の破損による溢水と燃料プールのスロッシングによる溢水を考慮し、溢水量を区画毎に算出した。

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階に滞留させるため、基本的には他の区画への影響はない。ダクト流入分については埋設ダクト及び躯体付近に設置している容器(以下「チャンバ」という)に貯水可能であるが、チャンバを設置している区画については、ダクト流入量を溢水量として考慮した。

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。

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

・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時最高水位となるため、この時の水位を算出した。また、評価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と溢水水位を比較した。

(2) 評価結果

地震起因による没水影響評価結果を添付資料11に示す。

想定した溢水に対し、必要な対策を行うことで以下の判定基準を満足するため、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、その機能を失わないことを確認した。

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又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。

C：当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。

D：溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

7.4 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を被水源として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 7-2 に示す。

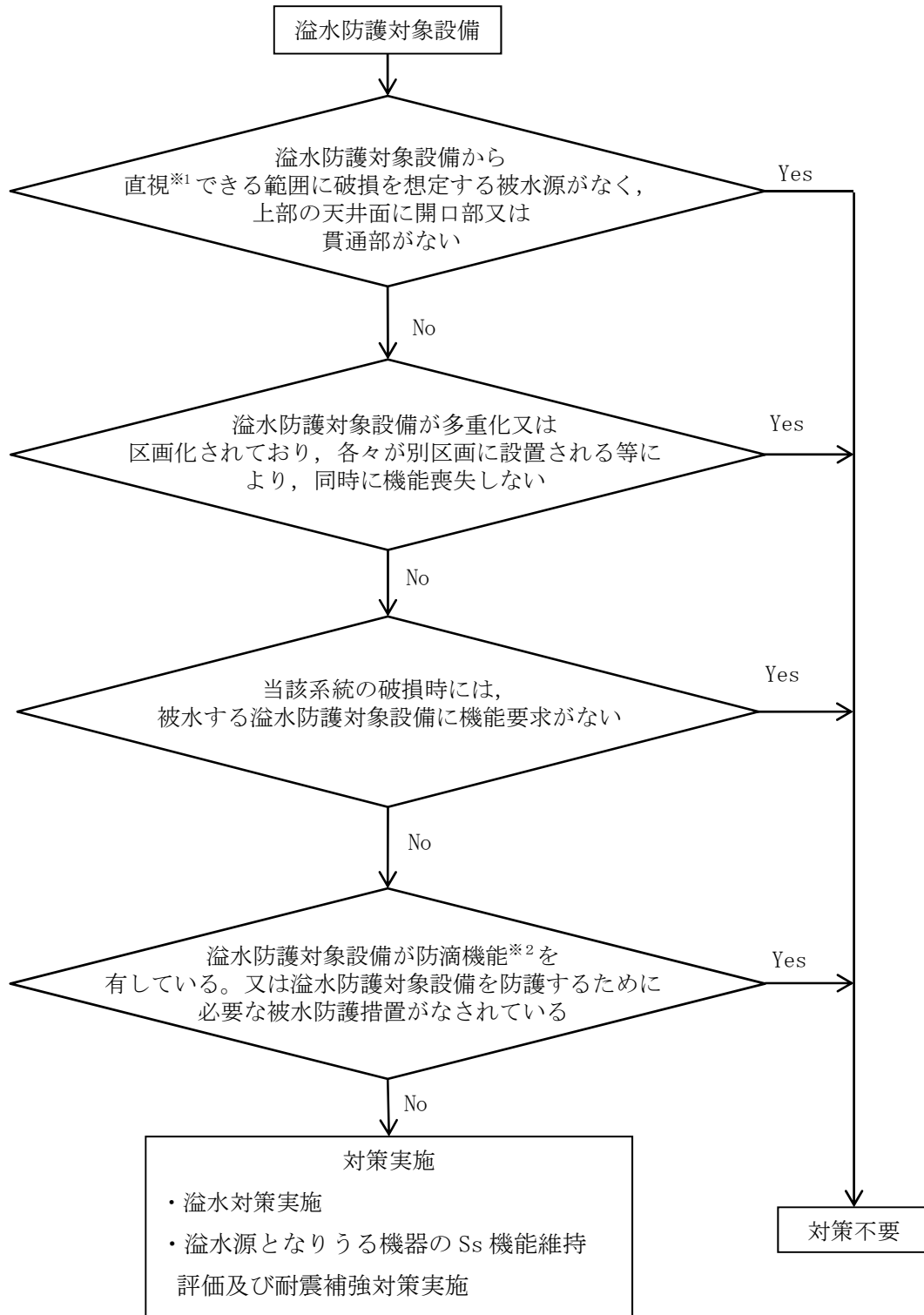
(1) 評価方法

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ること (S_s 機能維持) を確認した機器は溢水源としない。設定した溢水源と S_s 機能維持を確認した機器の評価結果を添付資料 13 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 12 に示す。想定した溢水に対し、必要な対策を行うことで以下の判定基準を満足するため、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、その機能を失わないことを確認した。

- A : 溢水防護対象設備から直視できる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区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
- C : 当該系統の破損時には、被水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D : 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)」による防滴機能を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な被水防護措置がなされている。



※1 飛散距離については、溢水ガイドでは管内圧力、重力を考慮した弾道計算モデルが示されているが、本評価では管内圧力を高い側に包含できる直線の軌道を採用する。

※2 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 7-2 地震起因による被水影響評価フロー

7.5 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溢水を蒸気源として、溢水防護対象設備の蒸気影響評価を行う。地震起因では複数の同時破損を考慮するが、蒸気の発生区域やその後の伝播は想定破損時の評価と同じである。従って、地震起因による蒸気影響評価は「5.5 想定破損による蒸気影響評価」に示す蒸気影響評価に包含される。

8. 燃料プールのスロッシング後の機能維持評価

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

8.1 燃料プール溢水量の評価方法

原子炉建物の燃料プールをモデル化範囲とし、燃料プール及びキャスク仮置ピットが水張りされた状態とした3次元流動解析により溢水量を算出する。原子炉建物の燃料プール周辺 (EL42.8m) の概要を図 8-1 に、解析条件を表 8-1 に示す。



図 8-1 燃料プール周辺の概要図

表 8-1 解析条件

モデル化範囲	燃料プール（キャスク仮置ピット含む）
境界条件	上部は開放，他は壁による境界を設定。
初期水位	EL42.5m（通常時の運用水位 EL42.46m を上回る水位として設定）
評価用地震動	基準地震動 Ss-1 を用いた三方向同時入力時刻歴解析により評価する。
解析コード	STAR-CD（汎用流体解析プログラム） STAR-CD は、VOF（Volume of Fluid）法を搭載した CD-adapco 社製の汎用熱流体解析コードである。VOF 法は、気液界面の変形を伴う三次元非定常流動現象を高精度で解析できる手法であり、スロッシング現象の把握に適している。
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。

8.2 燃料プール溢水量の評価結果

基準地震動 Ss による燃料プールのスロッシングにより生じた溢水量を表 8-2 に示す。

表 8-2 スロッシングによる溢水量

種類	溢水量[m ³]	ダクト流入量[m ³]	合計[m ³]
燃料プール	52	16	68

8.3 燃料プール冷却機能，給水機能及び遮蔽機能維持の確認

スロッシングによる溢水が燃料プール外に流出した際の燃料プールのスロッシング後の水位の算出結果を表 8-3 に示す。なお，溢水量の算出に当たっては，初期水位を通常時の運用水位を上回る水位として EL42.5m 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，L.W.L. である EL42.29m を基準とすることによりスロッシングによる水位低下を保守的に考慮した。

評価の結果，使用済燃料貯蔵ラックが露出することはなく，また，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溢水影響評価において機能喪失しないことを確認していることから，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，使用済燃料の遮蔽機能が維持されることを確認した。

表 8-3 燃料プールの水位

地震前の燃料 プール水位[m]	11.7 (EL42.5)
地震後の燃料 プール水位[m]	11.1 (EL41.9)
水位低下量[m]	0.6
燃料有効長頂部[m]	4.3 (EL35.1)
遮蔽に必要な水位[m]※	8.4 (EL39.2)

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

9. 海水ポンプエリアの溢水影響評価

溢水防護対象設備のうち海水ポンプについては、建物から離れた屋外に設置されており、他の溢水防護対象設備とは別に溢水源や溢水防護区画を設定し溢水影響評価を行った。

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、閉止板、水密扉及び逆止弁の設置、貫通部止水処理を実施する。海水ポンプエリア上部には海水ポンプエリア防水壁を設置し、海水ポンプエリア内には分離壁を設置している。

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の評価した。海水ポンプエリアの平面図を図9-1、断面図を9-2に示す。

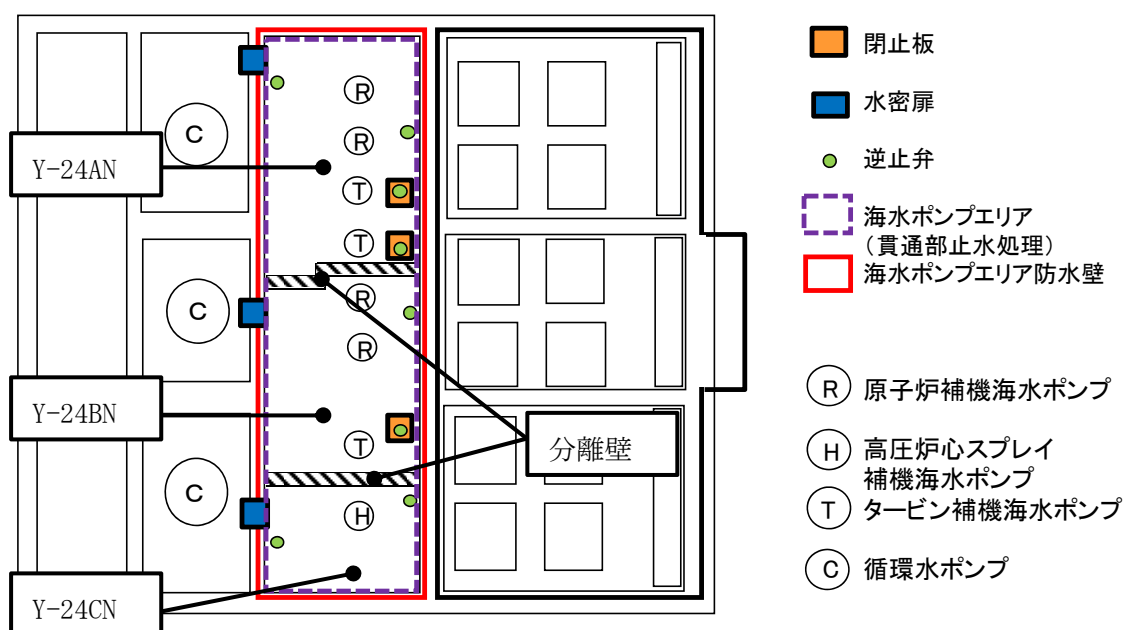


図9-1 海水ポンプエリア平面図

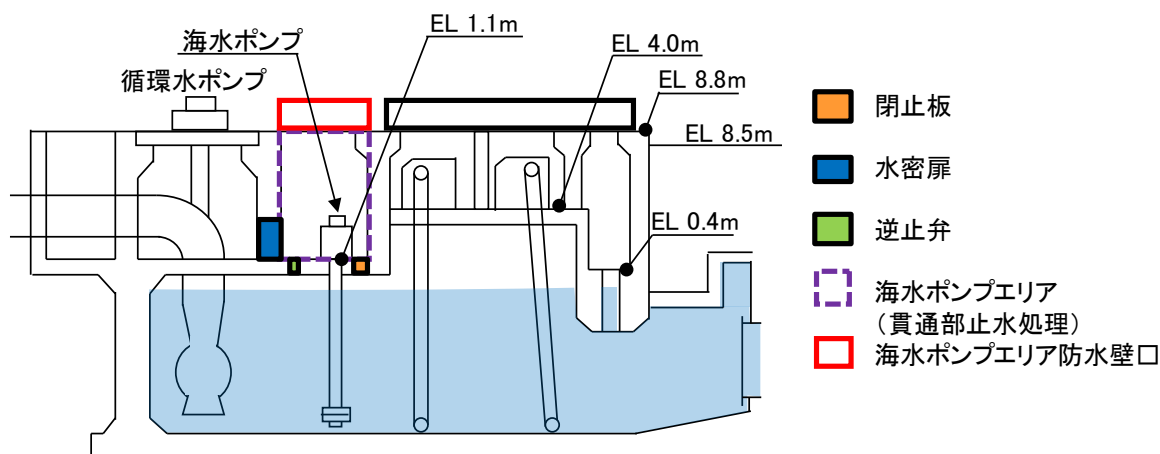


図 9-2 海水ポンプエリア断面図

(1) 想定破損による溢水影響評価

海水ポンプエリアに設置している分離壁(高さ EL11.0m)は、海水ポンプエリア防水壁(高さ EL10.8m)より 0.2m 高く設計されており、隣接する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喪失することはない。評価結果を添付資料 14 に示す。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 9-1 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。海水ポンプエリア防水壁を越えて外部に流出する際の水位(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

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

$$0 < h/L \leq 0.1 ; C = 1.642(h/L)^{0.022} \dots\dots\dots (3-1.5.a)$$

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

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

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

- Q : 越流流量 [m³/s]
- B : 流出を期待する開口長さ [m]
- h : 越流水深 [m]
- C : 流量係数 [-]
- L : 海水ポンプエリア防水壁の幅 [m]
- W : 海水ポンプエリア防水壁の高さ [m]

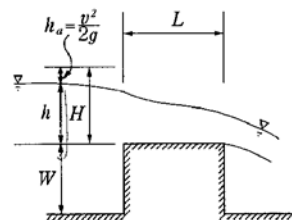


図 3-1.11 長方形せきの諸元

II-RSW の想定破損による溢水が海水ポンプエリア防水壁を越えて外部に流出する際の水位（越流水深）を表 9-2 に示す。なお，流出を期待する開口長さは海水ポンプエリア防水壁の幅とし，概略図を図 9-3 に示す。

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，分離壁を越えて溢水が流出することはなく，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 9-1 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-RSW）	216
タービン補機海水系（TSW）	172
補給水系（MUW）	2
消火系（FP）	36
補助消火設備（AFPS）	16

表 9-2 越流水深計算結果

評価区画		Y-24AN
W	海水ポンプエリア防水壁の高さ[m]	9.7
B	流出を期待する開口長さ[m]	33
L	海水ポンプエリア防水壁の幅[m]	0.074
Q	越流流量（II-RSW）[m ³ /h]	216
h	越流水深[m]	0.02

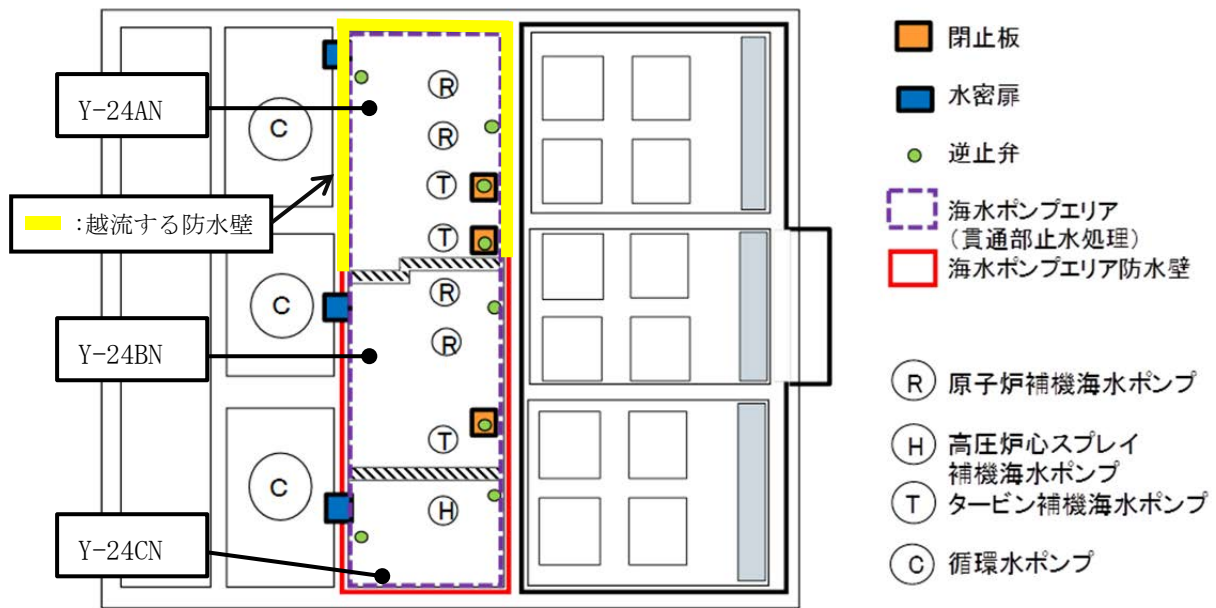


図 9-3 流出を期待する防水壁概略図

(2) 消火水の放水による溢水

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。

(3) 地震起因による溢水

溢水源となりうる機器のうち、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。設定した溢水源と S_s 機能維持を確認した機器の評価結果を添付資料 13 に示す。想定した溢水に対し、溢水水位が機能喪失高さ未満であるため、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、その機能を失わないことを確認した。評価結果を添付資料 14 に示す。

10. 溢水防護対象設備が設置されている建物外からの溢水影響評価

タービン建物及び屋外からの溢水が、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。

10.1 タービン建物からの溢水影響評価

タービン建物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破損及び耐震B、Cクラス機器の破損を想定した。溢水がタービン建物空間部に滞留するものとして溢水水位を算出した。

10.1.1 評価条件

- ・循環水系配管の伸縮継手部の全円周状の破損を想定する。伸縮継手部からの溢水は、破損から循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間を考慮する。
- ・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。

10.1.2 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、溢水時間及び循環水系の保有水量から算出した。溢水時間は、破損から運転員による循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間とした。算出した溢水量を表 10-1～3 に示す。

表 10-1 想定破損による循環水系配管の伸縮継手部の溢水流量

部位	内径 [mm]	破損幅 [mm]	溢水流量 [m ³ /h]
復水器水室出入口部	2200	50	約 13170

表 10-2 想定破損による循環水系配管の伸縮継手部からの溢水時間

項目	時間 [分]
漏えい検知器による漏えい検知までの時間	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 10-3 想定破損による循環水系配管の伸縮継手部の溢水量

項目	溢水量[m ³]
破損から循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの溢水量	約 14270
循環水系の保有水量	約 180
合計	約 14450

(2) 地震起因による溢水量

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量は、溢水流量、溢水時間及びタービン建物内の耐震B，Cクラス機器の保有水量から算出した。溢水時間は、地震発生から復水器室の漏えい検知インターロックによる循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間とした。算出した溢水量を表 10-4～6 に示す。

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

表 10-4 地震起因による循環水系配管の伸縮継手部の溢水流量

部位	部位数	内径[mm]	破損幅[mm]	溢水流量[m ³ /h]
復水器水室出入口部	12	2200	50	約 233460
復水器水室連絡管部	6	2100	50	

表 10-5 地震起因による循環水系配管の伸縮継手部からの溢水時間

項目	時間[分]
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

表 10-6 地震起因による溢水量

項目		溢水量[m ³]
循環水系配管の伸縮継手部	地震発生から漏えい検知インターロックによる循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの溢水量	約 3900
耐震B，Cクラス機器の保有水量		約 4000
合計		約 7900

(3) 消火水の放水による溢水量

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

$$\bullet 130\text{l}/\text{min}/\text{個} \times 2 \text{ 倍} \times 3.0 \text{ 時間} = 46.8\text{m}^3$$

10.1.3 溢水影響評価結果

(1) 想定破損による没水影響評価結果

タービン建物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 10-7 に示す。タービン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。

表 10-7 タービン建物の溢水を貯留できる空間容積

タービン建物範囲	空間容積[m ³]
EL0.25～EL2.0m	約 2930
EL2.0～EL5.5m	約 9990
EL5.5～EL8.8m	約 12000
合計	約 24920

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量は、タービン建物の貯留可能容積より小さいことから、タービン建物内の地下部に貯留可能で、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。

$$\begin{array}{ccc} 14450\text{m}^3 & < & 24920\text{m}^3 \\ \text{(循環水系配管の伸縮} & & \text{(タービン建物の} \\ \text{継手部からの溢水量)} & & \text{貯留可能容積)} \end{array}$$

(2) 地震起因による没水影響評価結果

地震起因による溢水量は想定破損による溢水量より少ないため、想定破損による没水影響評価で包含される。

(3) 消火水の放水による没水影響評価結果

消火水の放水による溢水量は想定破損による溢水量より少ないため、想定破損による溢水の評価に包含される。

10.2 屋外タンク等からの溢水影響評価

(1) 溢水影響のある屋外タンク等の抽出

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、溢水影響の観点から以下に該当する島根原子力発電所の敷地内の屋外タンク等を抽出した。

- ・保有水が 200m³ 以上
- ・耐震 B, C クラス
- ・地上部に設置

抽出した屋外タンク等の溢水量を表 10-8 に、配置図を図 10-1 に示す。なお、宇中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、溢水影響のある屋外タンクの対象から除外した。

溢水量の算出では、基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じるおそれのある屋外タンク等からは全量が流出することとし、基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じない輪谷貯水槽はスロッシング解析により溢水量を算出した。表 10-9 に輪谷貯水槽のスロッシング解析結果を示す。

表 10-8 溢水影響のある屋外タンク等

No.	名称	設置高さ EL[m]	溢水量[m ³]
1	重油タンク (3 基)	8.5	0 ^{※1}
2	1 号処理水受入タンク		0 ^{※2}
3	3 号復水貯蔵タンク		0 ^{※1}
4	3 号補助復水貯蔵タンク		0 ^{※1}
5	3 号低圧原子炉代替注水槽		0 ^{※1}
6	補助消火水槽 (A), (B)		0 ^{※1}
7	3 号ろ過水タンク		1100
8	3 号純水タンク		1100
9	消火用水タンク (A), (B)		2640
10	変圧器消火水槽		260
11	1 号復水貯蔵タンク	15	0 ^{※1}
12	1 号補助サージタンク		0 ^{※2}
13	純水タンク (A), (B)		1320
14	2 号復水貯蔵タンク		0 ^{※1}
15	2 号補助復水貯蔵タンク		0 ^{※1}
16	2 号トーラス水受入タンク	0 ^{※1}	
17	2 号ろ過水タンク	22	3300
18	1 号ろ過水タンク		3300
19	軽油タンク (560KL), (300KL)	44	0 ^{※1}
20	輪谷貯水槽 (4 槽)		7360 ^{※3}
21	輪谷 200t 貯水槽		220
22	新設ろ過水タンク (4 基)	55	0 ^{※1}
合計溢水量			20600

※1 基準地震動 S_s による地震力に対し、タンクまたは防油堤等によってバウンダリ機能が保持できることから溢水量を 0m³ とした (一部タンク等は対策工事を実施予定)。

※2 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ことから溢水量を 0m³ とした。

※3 スロッシング水を考慮した。

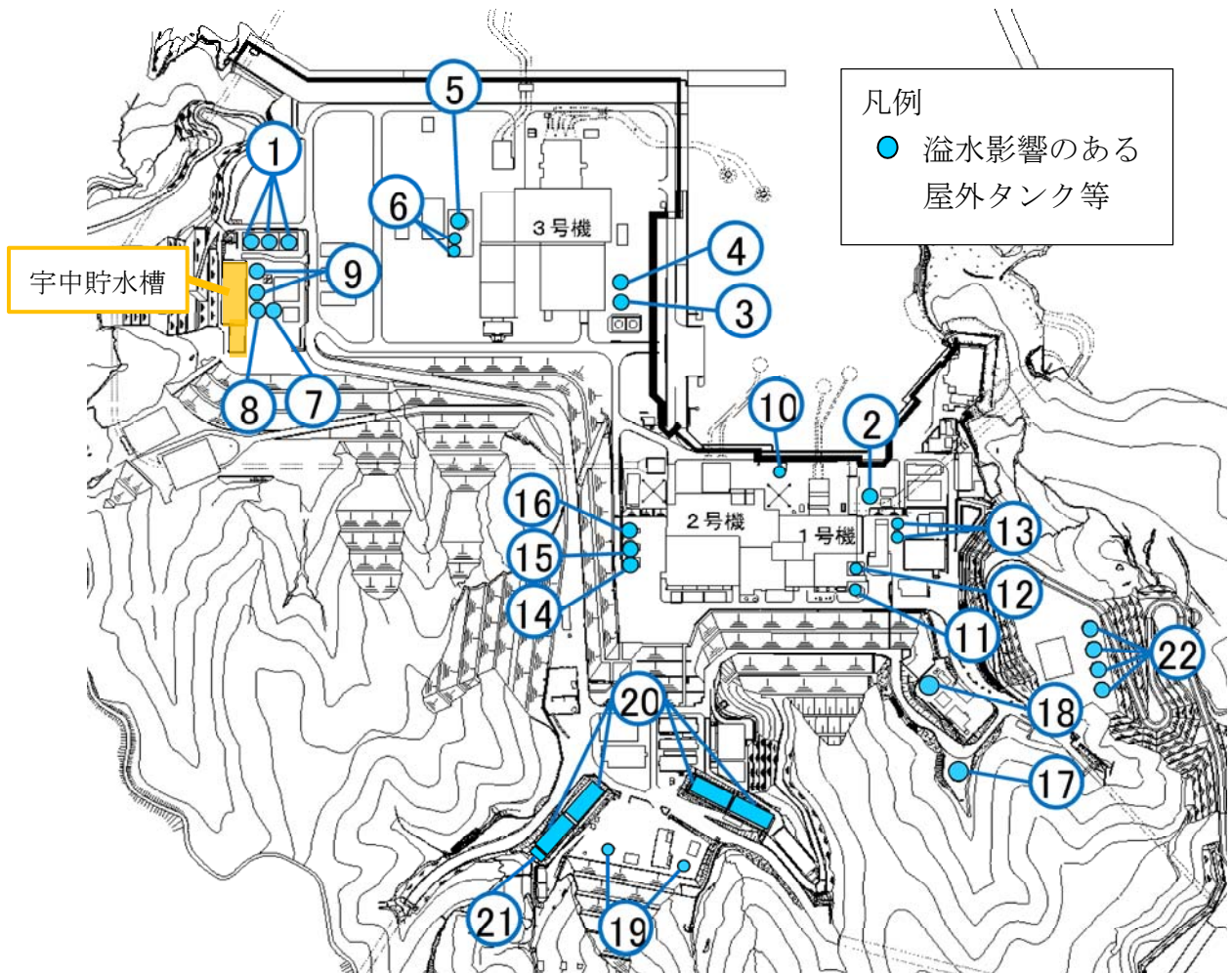


図 10-1 溢水影響のある屋外タンク等の配置図

表 10-9 輪谷貯水槽のスロッシング解析結果

モデル化範囲	輪谷貯水槽 (1 槽)
境界条件	上部は開放, 他は壁による境界を設定。
初期水位[m]	EL49.5 (HWL)
初期水量[m ³]	5400
溢水量[m ³ /槽]	1840
合計溢水量[m ³]	7360

(2) 屋外タンク等の溢水影響評価

抽出した屋外タンク等について、地震起因による全破損を想定し、溢水防護対象設備が設置されている建物等への影響を評価した。

a. 評価の前提条件

屋外タンク等から漏えいした水は EL8.5m 及び EL6.5m の敷地全体に均一に広がると想定した。敷地内の雨水排水溝等からの流出は考慮しない。

b. 評価結果

屋外タンク等による溢水の滞留箇所である EL8.5m 及び EL6.5m の敷地を図 10-2、溢水水位を表 10-10 に示す。溢水防護対象設備が設置された建物等の外壁に設置した扉等の開口部は敷地高さ EL8.5m より 0.3m 以上高い位置に設置されているため、屋外タンク等の溢水により溢水防護対象設備に影響を及ぼすことはない。なお、EL6.5m の敷地は、敷地高さ EL8.5m までの空間容積が約 34000m³あり、屋外タンク等の溢水をすべて滞留させることができる容積を有しているが、溢水水位の算出にあたっては敷地高さ EL6.5m～8.5m の部分の空間容積への滞留は考慮せず、EL8.5m 及び EL6.5m の敷地へ一様に広がることとし、保守的な評価とした。なお、屋外タンク等による溢水が通過する EL15m の敷地への影響は一時的な溢水水位の増加も考えられことから、別途流動解析により確認する。

表 10-10 屋外タンク等の溢水影響評価結果

滞留面積 (EL8.5m) [m ²]	滞留面積 (EL6.5m) [m ²]	合計溢水量[m ³]	溢水水位[m]
約 115000 ^{※1}	約 17000 ^{※2}	20600	0.16

※1 敷地面積 (約 200000m²) から構造物等の面積 (約 85000m²) を除いた値。

※2 敷地面積 (約 22000m²) から構造物等の面積 (約 5000m²) を除いた値。

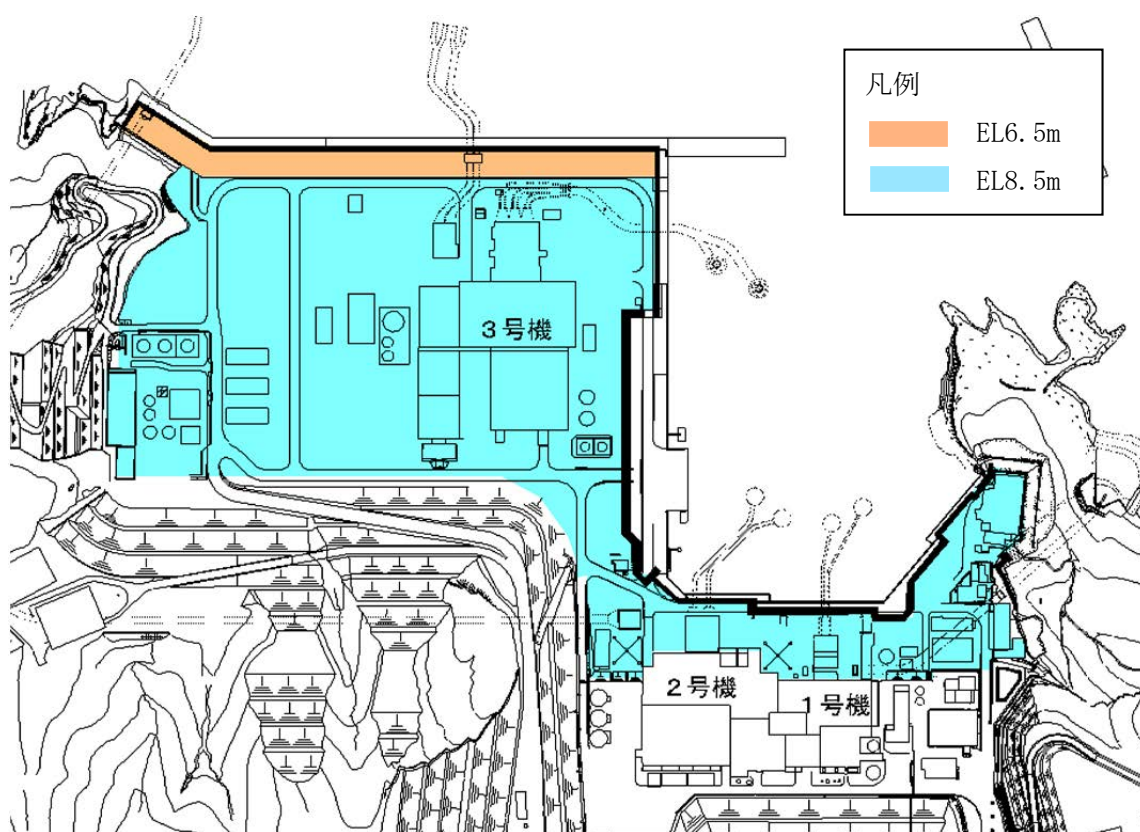


図 10-2 屋外タンク等による溢水の滞留箇所

10.3 地下水排水ピットからの溢水影響評価

地下水排水ピットは屋外に設置されており，水中ポンプが停止した場合でも，建物内へ溢水して溢水防護対象設備に影響を及ぼすおそれはない。

11. 放射性物質を内包する液体の漏えいの防止

地震起因による溢水事象において、内部流体漏えい対策として以下の(1)～(5)を実施する。各対策について添付資料 15 に示す。

(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、通常運転時における本系統配管の破損による放射性物質漏えいリスク低減のため撤去する。

(2) 主蒸気隔離弁閉インターロックの設置

地震時にタービン系の配管破損による放射性物質の漏えいを防止するために、主蒸気隔離弁を閉止するインターロックを設置する。

(3) 大型タンク遮断弁の設置

地震時に大型タンクに接続する系統からの溢水影響を低減させるために、遮断弁及び地震時に遮断弁を閉止するインターロックを設置する。

(4) 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロックの設置

地震時に循環水系からの溢水影響を低減させるために、循環水ポンプを停止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する。

(5) 制御棒駆動系及び燃料プール冷却系弁閉止インターロックの設置

地震時に制御棒駆動系及び燃料プール冷却系からの溢水影響を低減させるために、復水器スピルオーバー流量調整弁の閉止、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置入口弁の閉止及びバイパス弁の開を行うインターロックを設置する。

添付資料1 抽出された溢水防護対象設備と機能喪失高さの考え方

1. はじめに

重要度の特に高い安全機能を有する系統の安全機能維持に必要な設備並びに燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能に必要な設備として、抽出された溢水防護対象設備が溢水の影響により機能を喪失する高さを明確にする。

2. 機能喪失高さ

溢水の影響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。各機器の機能喪失高さの考え方を表1, ポンプの例を図1に示す。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、ケーブルコネクタ等を考慮した設定としている。考え方を表2に示す。

3. 溢水防護対象設備リストの整理

溢水防護対象設備の設置高さ及び機能喪失高さを溢水防護対象設備リストとして表3に示す。

表1 各機器の機能喪失高さの考え方

機 器	機 能 喪 失 高 さ	
	基本測定箇所	個別測定箇所
弁	・取付け配管センター高さ	・電動弁モータ下端部高さ
ポ ン プ	・ポンプベース高さ	・モータ下端部高さ
フ ァ ン	・ファンベース高さ	・モータ下端部高さ ・扉下端部高さ ・計器下端部高さ ・吸込み口下端部高さ
盤 (操作盤含む)	・盤ベース高さ	・扉下端部高さ ・計器下端部高さ
計 器	・計器下端部高さ	-
計器ラック	・計器ドレン弁高さ	・計器下端部高さ ・端子箱の下端部高さ

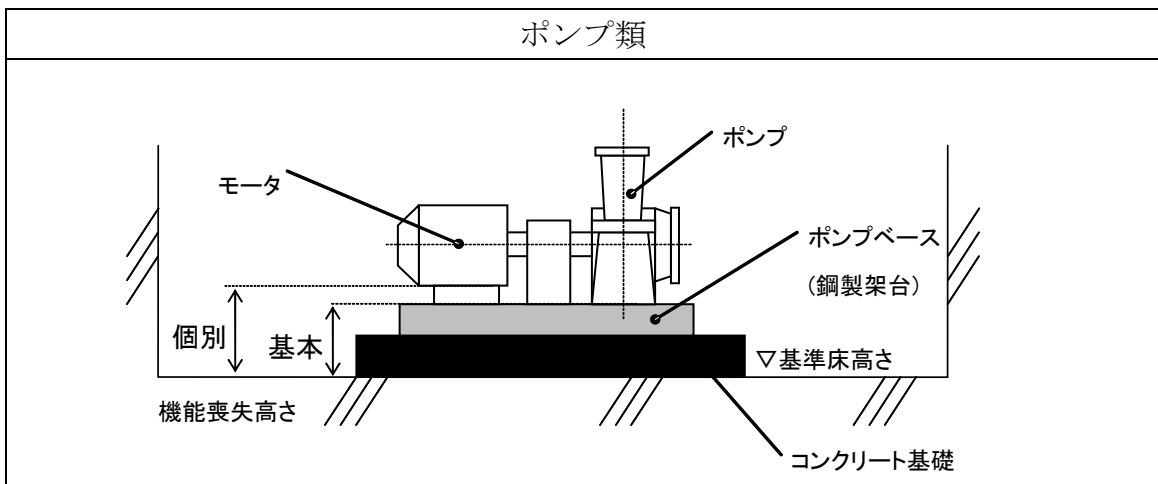


図1 機能喪失高さ (ポンプの例)

表2 ケーブルコネクタ等を考慮した機能喪失高さの考え方

機器	ケーブルコネクタ等の考え方
弁	表1に示す機能喪失高さより下側にケーブルコネクタ等が設置されている場合は、ケーブルコネクタ等の止水対策を実施するため、表1に示す高さが機能喪失高さとなる。
ポンプ	
ファン	
盤	計器の側面でケーブルと接続しているため、計器下端を機能喪失高さとする。
(操作盤含む) 計器	
計器ラック	
ケーブル	防水性を備えており、ケーブル材料としては、絶縁体及びシース材料に対して120時間の浸水試験を行い、水分の含有が十分小さいことを確認している。

表3 溢水防護対象設備リスト

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
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	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	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 2160	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 2208	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 2195	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	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	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	R-1F-03N R-1F-22N
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	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 16180	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 16190	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 15870	R-1F-03N R-1F-22N
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	原子炉建物	EL 15300	EL 15860	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 16190	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 16190	R-1F-03N R-1F-22N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-2207A	A-SRM/IRM 駆動装置盤	原子炉建物	EL 23800	EL 23925	R-2F-04N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-2211-22	C-メタラポートセンタ保護継電 器盤	原子炉建物	EL 23800	EL 24400	R-2F-04N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-2207B	B-SRM/IRM 駆動装置盤	原子炉建物	EL 23800	EL 23872	R-2F-05N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-RIB-2-1A	A-スクラム排水容器水位計 器架台	原子炉建物	EL 23800	EL 24970	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-RIB-2-1B	B-スクラム排水容器水位計 器架台	原子炉建物	EL 23800	EL 24980	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N

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。

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
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	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	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	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	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-ટે-ૈ-૨ેલ發電機制御盤	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	R-B2F-05N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-2220B1	B-ટે-ૈ-૨ેલ發電機制御盤	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	R-B2F-08N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-2220H1	HPCS-ટે-ૈ-૨ેલ發電機制御 盤	原子炉建物	EL 2800	EL 2880	R-B2F-11N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-RIB-M2-1	FPC ポンプ流量・圧力計器 架台	原子炉建物	EL 28300	EL 29640	R-M2F-19N
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	R-3F-04N R-3F-06N 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	R-3F-06N
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	R-3F-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 9310	R-B1F-09N

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。

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
中央制御室機器・現地 制御盤	2-934A	A-原子炉プロセス計測 盤	廃棄物処理 建物	EL 16900	EL 17050	RW-1F-05N RW-1F-07N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-934B	B-原子炉プロセス計測 盤	廃棄物処理 建物	EL 16900	EL 17010	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	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	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	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	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	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	RW-2F-02N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-YMR-1	プロセスマニタリングラック	屋外	EL 8800	EL 8900	Y-101N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-YMR-2A	A-換気系モニタ ガスサ ンプラ	屋外	EL 8800	EL 9305	Y-101N
中央制御室機器・現地 制御盤	2-YMR-2B	B-換気系モニタ ガスサ ンプラ	屋外	EL 8800	EL 9305	Y-101N
原子炉浄化系	MV213-4	CUW 入口外側隔離弁	原子炉建物	EL 15300	EL 17450	R-1F-07-1N
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	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	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	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	R-1F-15N
原子炉補機冷却系	MV214-7A	A-RHR 熱交冷却水出口弁	原子炉建物	EL 23800	EL 30110	R-2F-09N
原子炉補機冷却系	MV214-7B	B-RHR 熱交冷却水出口弁	原子炉建物	EL 23800	EL 29060	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 26070	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 26100	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 11050	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 11050	R-B1F-11N
原子炉補機海水系	MV215-2A	A-RCW 熱交海水出口弁	原子炉建物	EL 15300	EL 16240	R-1F-14N
原子炉補機海水系	MV215-2B	B-RCW 熱交海水出口弁	原子炉建物	EL 15300	EL 16820	R-1F-15N
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	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	Y-24AN
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	Y-24BN

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。

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
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	Y-24BN
燃料プール冷却系	LX216-1	スキマサージタンク水位	原子炉建物	EL 23800	EL 25240	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
燃料プール冷却系	MV216-1	FPC フィルタ入口弁	原子炉建物	EL 28300	EL 32360	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N
燃料プール冷却系	P216-1A	A-燃料プール冷却水ポンプ	原子炉建物	EL 28300	EL 28700	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N
燃料プール冷却系	P216-1B	B-燃料プール冷却水ポンプ	原子炉建物	EL 28300	EL 28700	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N
燃料プール冷却系	MV216-5A	A-FPC 熱交入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 38290	R-3F-09N
燃料プール冷却系	MV216-5B	B-FPC 熱交入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 38290	R-3F-09N
燃料プール冷却系	MV216-6	FPC フィルタバypass弁	原子炉建物	EL 34800	EL 38290	R-3F-09N
高圧炉心スプレー補機冷却系	P218-1	高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ	原子炉建物	EL 2600	EL 2970	R-B2F-12N
高圧炉心スプレー補機海水系	MV219-1	HPSW ポンプ 出口弁	取水槽	EL 1100	EL 2360	Y-24CN
高圧炉心スプレー補機海水系	P219-1	高圧炉心スプレー補機海水ポンプ	取水槽	EL 1100	EL 2352	Y-24CN
原子炉隔離時冷却系	M221-1	原子炉隔離時冷却系タービン	原子炉建物	EL 1300	EL 2288	R-B2F-01N
原子炉隔離時冷却系	MV221-1	ポンプ 復水貯蔵水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 2530	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 2580	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 2580	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 2530	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 2580	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	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 2530	R-B2F-01N
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 2580	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	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	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 23629	R-1F-07-2N
原子炉隔離時冷却系	2-2360	RCIC タービン制御盤 (S II)	原子炉建物	EL 23800	EL 24073	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 4050	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 3760	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 3420	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	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 3800	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 3800	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	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	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	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	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	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	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	R-B2F-31N
残留熱除去系	MV222-16A	A-RHR トラススプレー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 11848	R-B2F-31N
残留熱除去系	MV222-16B	B-RHR トラススプレー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 12657	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	R-B2F-31N

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
残留熱除去系	MV222-15B	B-RHR テスト弁	原子炉建物	EL 15300	EL 17380	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 17400	R-1F-10N
残留熱除去系	MV222-22B	B-RHR 熱交水室入口弁	原子炉建物	EL 15300	EL 20100	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	R-1F-10N
残留熱除去系	MV222-5A	A-RHR 注水弁	原子炉建物	EL 19000	EL 23700	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 19550	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	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	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 25145	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	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	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	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	R-2F-15N
残留熱除去系	MV222-15A	A-RHR テスト弁	原子炉建物	EL1300	EL 11100	R-B2F-31N
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 3750	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 3000	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	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 8400	R-B2F-31N
低圧炉心スプレイ系	dPX223-1	電子式発信器(差圧, 圧力)	原子炉建物	EL 15300	EL 15970	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 20740	R-1F-32N
高圧炉心スプレイ系	LS224-2A	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	原子炉建物	EL 1300	EL 5620	R-B2F-10N
高圧炉心スプレイ系	LS224-2B	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	原子炉建物	EL 1300	EL 5620	R-B2F-10N
高圧炉心スプレイ系	MV224-1	HPCS ポンプ 復水貯蔵水入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 3700	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 3700	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 3700	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 8400	R-B2F-31N
高圧炉心スプレイ系	MV224-8	HPCS ポンプ CST 側第1ミニマフロー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 8400	R-B2F-31N
高圧炉心スプレイ系	MV224-9	HPCS ポンプ CST 側第2ミニマフロー弁	原子炉建物	EL 1300	EL 8400	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 20796	R-1F-33N
ほう酸水注入系	MV225-1A	A-SLC タンク 出口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36130	R-3F-07N
ほう酸水注入系	MV225-1B	B-SLC タンク 出口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36150	R-3F-07N
ほう酸水注入系	MV225-2A	A-SLC 注入弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36005	R-3F-07N
ほう酸水注入系	MV225-2B	B-SLC 注入弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36020	R-3F-07N
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	R-3F-07N
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	R-3F-07N
非常用ガス処理系	D226-1A	A-SGT 前置ガス処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35455	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
非常用ガス処理系	D226-1B	B-SGT 前置ガス処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35445	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
非常用ガス処理系	D226-2A	A-SGT 後置ガス処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35470	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
非常用ガス処理系	D226-2B	B-SGT 後置ガス処理装置	原子炉建物	EL 34800	EL 35480	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
非常用ガス処理系	M226-1A	A-非常用ガス処理系排風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35500	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
非常用ガス処理系	M226-1B	B-非常用ガス処理系排風機	原子炉建物	EL 34800	EL 35500	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
非常用ガス処理系	MV226-1A	A-入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36370	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
非常用ガス処理系	MV226-1B	B-入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36370	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
非常用ガス処理系	MV226-2A	A-出口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36370	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
非常用ガス処理系	MV226-2B	B-出口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 36370	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
非常用ガス処理系	MV226-4A	A-SGT 排風機入口弁	原子炉建物	EL 34800	EL 35895	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
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	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
逃がし安全弁 N2 ガス供給系	MV227-3	逃がし弁 N2 供給弁	原子炉建物	EL 15300	EL 15885	R-1F-07-1N
逃がし安全弁 N2 ガス供給系	MV227-1A	A-ADS 外側 N2 隔離弁	原子炉建物	EL 23800	EL 24140	R-2F-14N
逃がし安全弁 N2 ガス供給系	MV227-1B	B-ADS 外側 N2 隔離弁	原子炉建物	EL 23800	EL 24350	R-2F-15N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-101A	A-CAMS トーラスサンプリング 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 9744	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-101B	B-CAMS トーラスサンプリング 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 9744	R-B2F-31N
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	原子炉建物	EL 1300	EL 9744	R-B2F-31N
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	原子炉建物	EL 1300	EL 9744	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-103A	A-CAMS サンプリングドレン戻り 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 9744	R-B2F-31N
可燃性ガス濃度制御系	MV229-103B	B-CAMS サンプリングドレン戻り 隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 9744	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	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	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グ 隔離弁	原子炉建物	EL 23800	EL 25450	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	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グ 隔離弁	原子炉建物	EL 23800	EL 25220	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	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 (装置全体)	原子炉建物	EL 34800	EL 35500	R-3F-04N R-3F-06N 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 (装置全体)	原子炉建物	EL 34800	EL 35475	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
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 35570	R-3F-04N R-3F-06N 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 35550	R-3F-04N R-3F-06N 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	R-3F-04N R-3F-06N 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	R-3F-04N R-3F-06N 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	R-3F-04N R-3F-06N 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	R-3F-04N R-3F-06N 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	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N
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	R-3F-04N R-3F-06N 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 10430	R-B1F-16N
所内電気設備系	-	2C1-R/B-C/C	原子炉建物	EL 23800	EL 23857	R-2F-04N
所内電気設備系	-	非常用マックラ盤(2C-M/C)	原子炉建物	EL 23800	EL 23812	R-2F-04N
所内電気設備系	-	非常用ロードセクタ盤(2C-L/C)	原子炉建物	EL 23800	EL 23848	R-2F-04N
所内電気設備系	-	2D2-R/B-C/C	原子炉建物	EL 23800	EL 23857	R-2F-05N
所内電気設備系	-	2D3-R/B-C/C	原子炉建物	EL 23800	EL 23860	R-2F-05N
所内電気設備系	-	非常用マックラ盤(2D-M/C)	原子炉建物	EL 23800	EL 23812	R-2F-05N
所内電気設備系	-	非常用ロードセクタ盤(2D-L/C)	原子炉建物	EL 23800	EL 23848	R-2F-05N
所内電気設備系	-	2A-DG-C/C	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	R-B2F-05N
所内電気設備系	-	2B-DG-C/C	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	R-B2F-08N
所内電気設備系	-	2HPCS-C/C	原子炉建物	EL 2800	EL 2880	R-B2F-11N
所内電気設備系	2-2267H-1	高圧炉心スプレィ系蓄電池	原子炉建物	EL 2800	EL 2905	R-B2F-13N
所内電気設備系	2-2265H	高圧炉心スプレィ系直流盤	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	R-B2F-14N
所内電気設備系	2-2267H	高圧炉心スプレィ系充電器	原子炉建物	EL 2800	EL 2890	R-B2F-14N
所内電気設備系	2HPCS-M/C	2HPCS-盤	原子炉建物	EL 2800	EL 2815	R-B2F-14N
所内電気設備系	-	2C2-R/B-C/C	原子炉建物	EL 28800	EL 28890	R-M2F-01N
所内電気設備系	-	2C3-R/B-C/C	原子炉建物	EL 28800	EL 28890	R-M2F-01N
所内電気設備系	-	2D1-R/B-C/C	原子炉建物	EL 8800	EL 8880	R-B1F-17N
所内電気設備系	-	2B-計装-C/C	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12420	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	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	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	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	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	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	RW-MB1F-05N

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
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	RW-MB1F-05N
所内電気設備系	2-2268B-1	B-原子炉中性子計装用蓄電池	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12640	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	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12415	RW-MB1F-07N
所内電気設備系	-	B-115V系蓄電池	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12840	RW-MB1F-08N
所内電気設備系	-	230V系蓄電池(RCIC)	廃棄物処理建物	EL 12330	EL 12880	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	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	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	RW-1F-05N RW-1F-07N
所内電気設備系	-	2A-計装-C/C	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	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	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	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	RW-1F-10N
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	RW-1F-10N
所内電気設備系	2-2267A	A-115V系充電器	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	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	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17005	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	RW-1F-11N
所内電気設備系	2-2268A-1	A-原子炉中性子計装用蓄電池	廃棄物処理建物	EL 16930	EL 17230	RW-1F-11N
液体廃棄物処理系	MV252-2	ドラフウェル機器トレン外側隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 12300	R-B2F-31N
原子炉棟空調換気系	H261-3	LPCSポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 11300	EL 11630	R-B1F-13N
原子炉棟空調換気系	H261-4C	C-RHRポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 1300	EL 1640	R-B2F-03N
原子炉棟空調換気系	H261-4B	B-RHRポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 8800	EL 9220	R-B1F-01N R-B1F-08N
原子炉棟空調換気系	H261-4A	A-RHRポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 8800	EL 9220	R-B1F-07N
原子炉棟空調換気系	H261-2	HPCSポンプ室冷却機	原子炉建物	EL 8800	EL 9130	R-B1F-09N
中央制御室空調換気系	D264-1A	A-中央制御室空調和装置	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22550	RW-2F-02N
中央制御室空調換気系	D264-1B	B-中央制御室空調和装置	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 23232	RW-2F-02N
中央制御室空調換気系	H264-1A	A-中央制御室冷凍機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22450	RW-2F-02N
中央制御室空調換気系	H264-1B	B-中央制御室冷凍機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22450	RW-2F-02N
中央制御室空調換気系	M264-1A	A-中央制御室送風機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 23630	RW-2F-02N
中央制御室空調換気系	M264-1B	B-中央制御室送風機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 23630	RW-2F-02N
中央制御室空調換気系	M264-3A	A-中央制御室排風機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22970	RW-2F-02N

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
中央制御室空調換気系	M264-3B	B-中央制御室排風機	廃棄物処理建物	EL 22100	EL 22970	RW-2F-02N
中央制御室空調換気系	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	RW-2F-02N
中央制御室空調換気系	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	RW-2F-02N
中央制御室空調換気系	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 25600	RW-2F-01N
中央制御室空調換気系	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 25600	RW-2F-01N
中央制御室空調換気系	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 25600	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 15815	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 24020	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 25040	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 24650	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 24160	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 24610	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 24600	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 24540	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 24890	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 25000	R-2F-22N
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 35940	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	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 35740	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 35710	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 35740	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 35940	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	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	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	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	R-3F-03N
計装用圧縮空気系	MV277-50	I A 2 R I R - 1 - 1 A入口弁	原子炉建物	EL 1300	EL 12515	R-B2F-31N
サンプリング系	MV278-405	液体サンプル戻り第1隔離弁	原子炉建物	EL 1300	EL 9100	R-B2F-31N

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
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 2290	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 2290	R-B2F-04N
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 2290	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 2290	R-B2F-06N
非常用ディーゼル発電機系	M280-1H	高圧炉心スレイ系ディーゼル機関	原子炉建物	EL 1300	EL 2290	R-B2F-07N
非常用ディーゼル発電機系	M280-3H	高圧炉心スレイ系ディーゼル発電機	原子炉建物	EL 1300	EL 2290	R-B2F-07N
非常用ディーゼル発電機系	P280-1A	A-燃料移送ポンプ	屋外	追而		
非常用ディーゼル発電機系	P280-1B	B-燃料移送ポンプ	屋外			
非常用ディーゼル発電機系	P280-1H	高圧炉心スレイ系燃料移送ポンプ	屋外			
燃料プール補給水系	MV285-1	FMW ポンプ入口弁	原子炉建物	EL 8800	EL 10880	R-B1F-01N R-B1F-08N
燃料プール補給水系	MV285-2	FMW ポンプ出口弁	原子炉建物	EL 8800	EL 10880	R-B1F-01N R-B1F-08N
燃料プール補給水系	P285-1	燃料プール補給水ポンプ	原子炉建物	EL 8800	EL 9280	R-B1F-01N R-B1F-08N
原子炉保護系	LS293-3A	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	原子炉建物	EL 23800	EL 25444	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
原子炉保護系	LS293-3B	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	原子炉建物	EL 23800	EL 25444	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
原子炉保護系	LS293-3C	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	原子炉建物	EL 23800	EL 25437	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
原子炉保護系	LS293-3D	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	原子炉建物	EL 23800	EL 25437	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N
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 収納箱	原子炉建物	EL 10300	EL 11270	R-B1F-16N
プロセス放射線モニタ系	RE295-26A	電離箱型モニタ(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	R-B2F-31N
プロセス放射線モニタ系	RE295-26B	電離箱型モニタ(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	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 収納箱	原子炉建物	EL 15300	EL 16260	R-1F-02N

系統名称	機器番号	機器名称	設置建物	設置高さ [mm]	機能喪失 高さ[mm]	設置区画
プロセス放射線モニタ系	RE295-25A	電離箱型モニタ(格納容器雰囲気モニタ(ドライセル))	原子炉建物	EL 15300	EL 16540	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収納箱	原子炉建物	EL 15300	EL 16250	R-1F-15N
プロセス放射線モニタ系	RE295-25B	電離箱型モニタ(格納容器雰囲気モニタ(ドライセル))	原子炉建物	EL 19500	EL 20020	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収納箱	原子炉建物	EL 8800	EL 9500	R-B1F-17N
排気筒モニタ関連機器	追而					

添付資料2 溢水源となりうる機器

溢水源となりうる機器として、原子炉建物、制御室建物、廃棄物処理建物及びタービン建物及び海水ポンプエリア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。溢水源となりうる機器のリストを表1に、溢水源となりうる機器の配置図を図1～19に示す。

表1 溢水源となりうる機器リスト

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
		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プリコートタンク	C
		スキマサージタンク	B
		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	—
	地下1階 (EL8.8m)	ディーゼル燃料デイトンク	S
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク		S	
配管		—	

建 物	設 置 階*	設 備	耐震 クラス
原子炉建物	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次水プリヒータ	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 潤滑油プリヒータ	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
		高压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		
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	—	

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)	ランドリ・ドレン濃縮器復水器	C
		ランドリ・ドレン脱塩器	C
		ランドリ・ドレンインヒビタ添加タンク	C
		ランドリ・ドレン乾燥機復水器	C
		ランドリ・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
		ランドリ・ドレンすすぎ水受タンク	C
		ランドリ・ドレン収集タンク	C
		ランドリ・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
		ランドリ・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
		ランドリ・ドレンサンプタンク	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プリコートタンク	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)	インヒビタ添加タンク	C
		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		—	

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)	RW/B 陰イオンフロックタンク	C
		RW/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)	RW/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
		ランドリ・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	—

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
		復水ろ過脱塩装置プリコートタンク	C
		復水脱塩装置カチオン樹脂再生塔	C
		復水脱塩装置アニオン樹脂再生塔	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	—		

建 物	設 置 階*	設 備	耐震 クラス
海水ポンプ エリア	— (EL1.1m)	配管	—

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

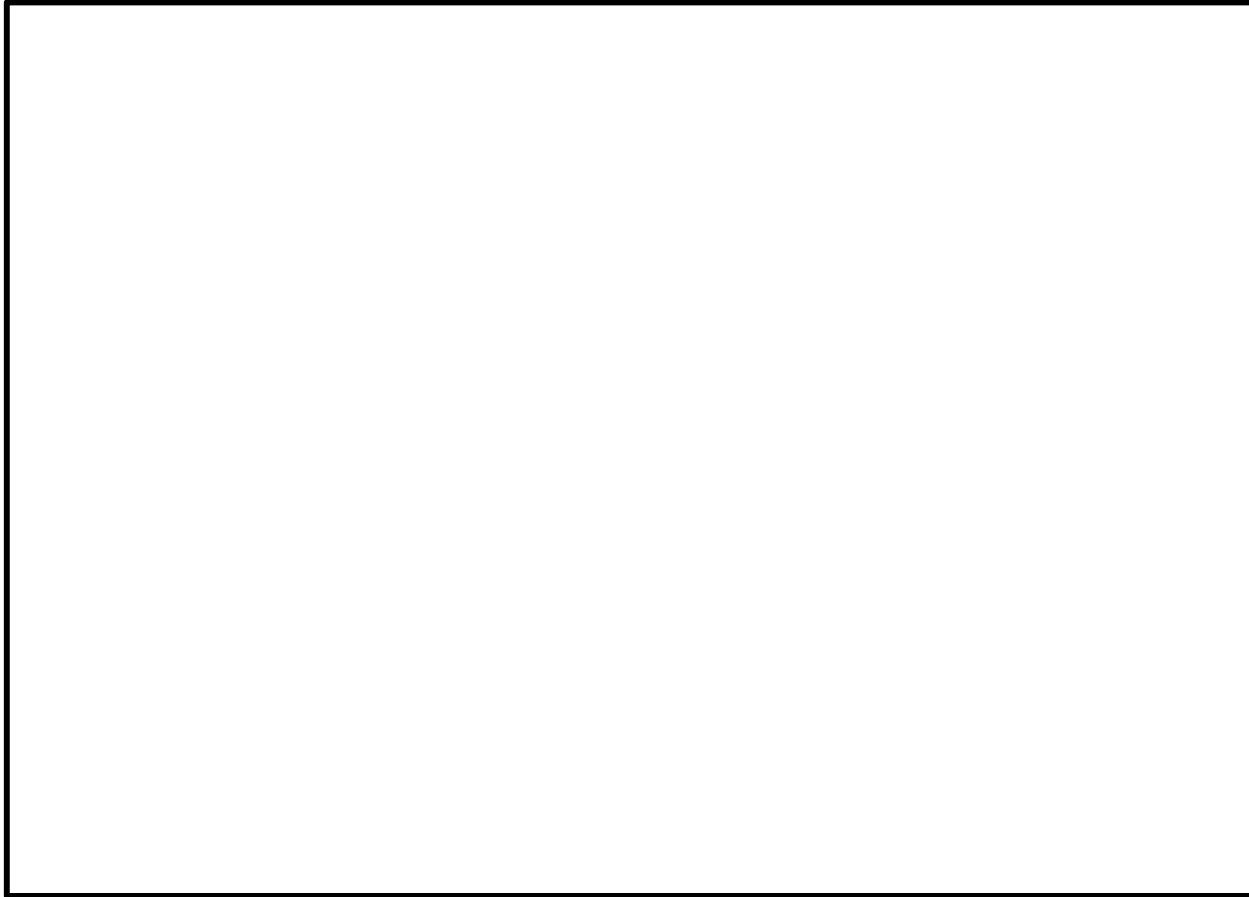


図 1 原子炉建物 4 階 基準床高さ EL42.8m

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。

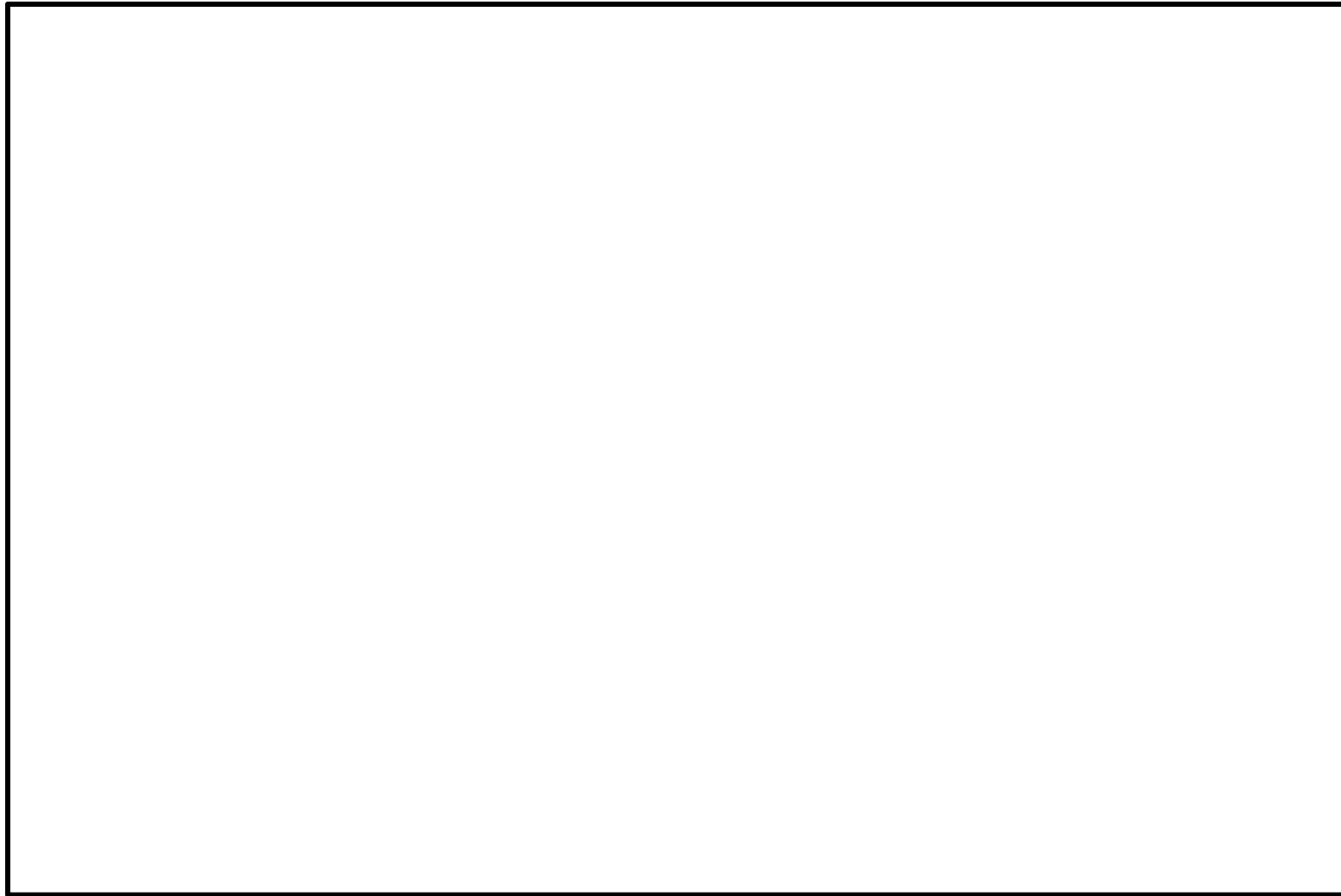


図 2 原子炉建物 3 階 基準床高さ EL34.8m

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。

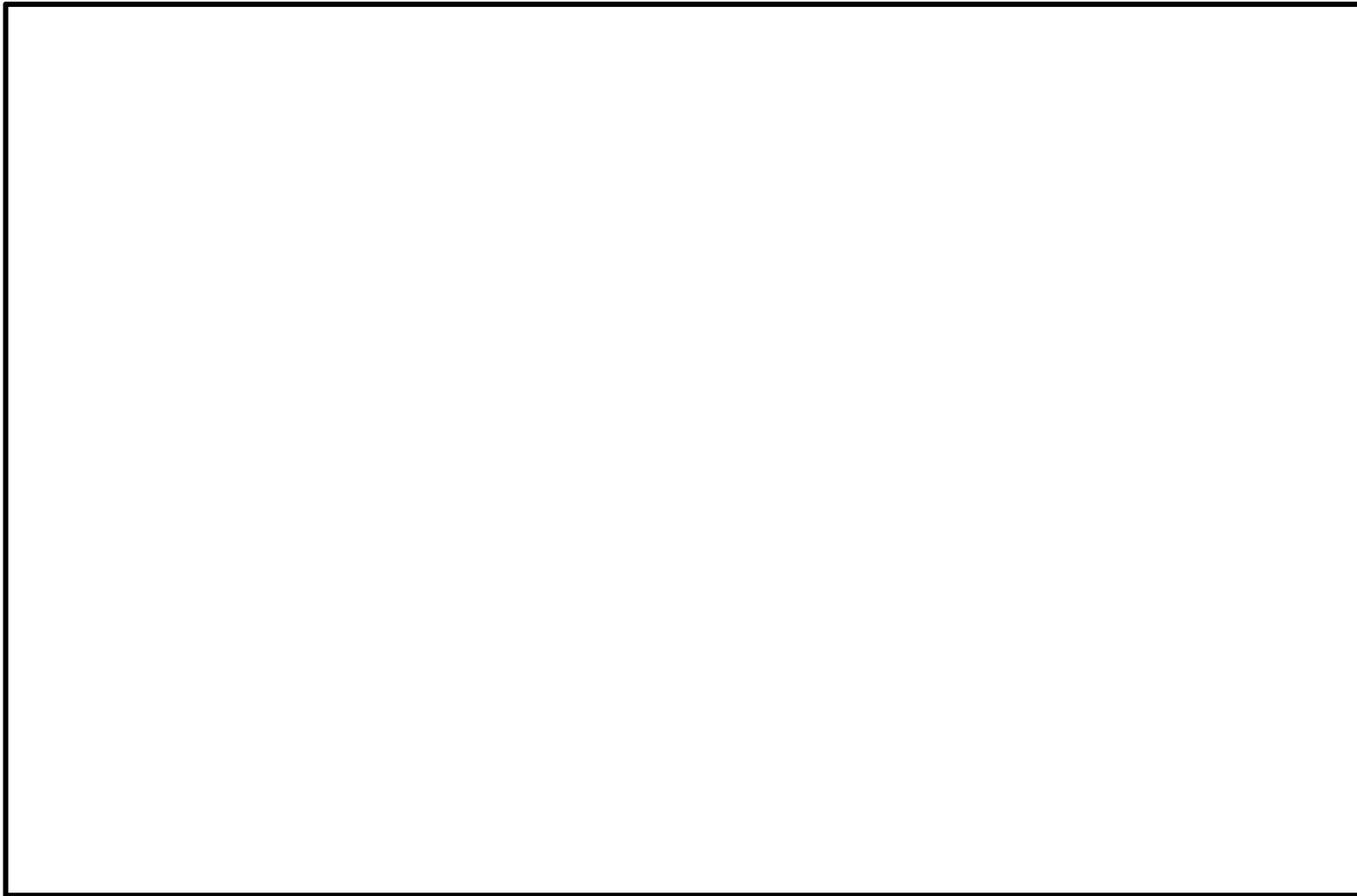


図 3 原子炉建物中 2 階 基準床高さ EL30.5m

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。

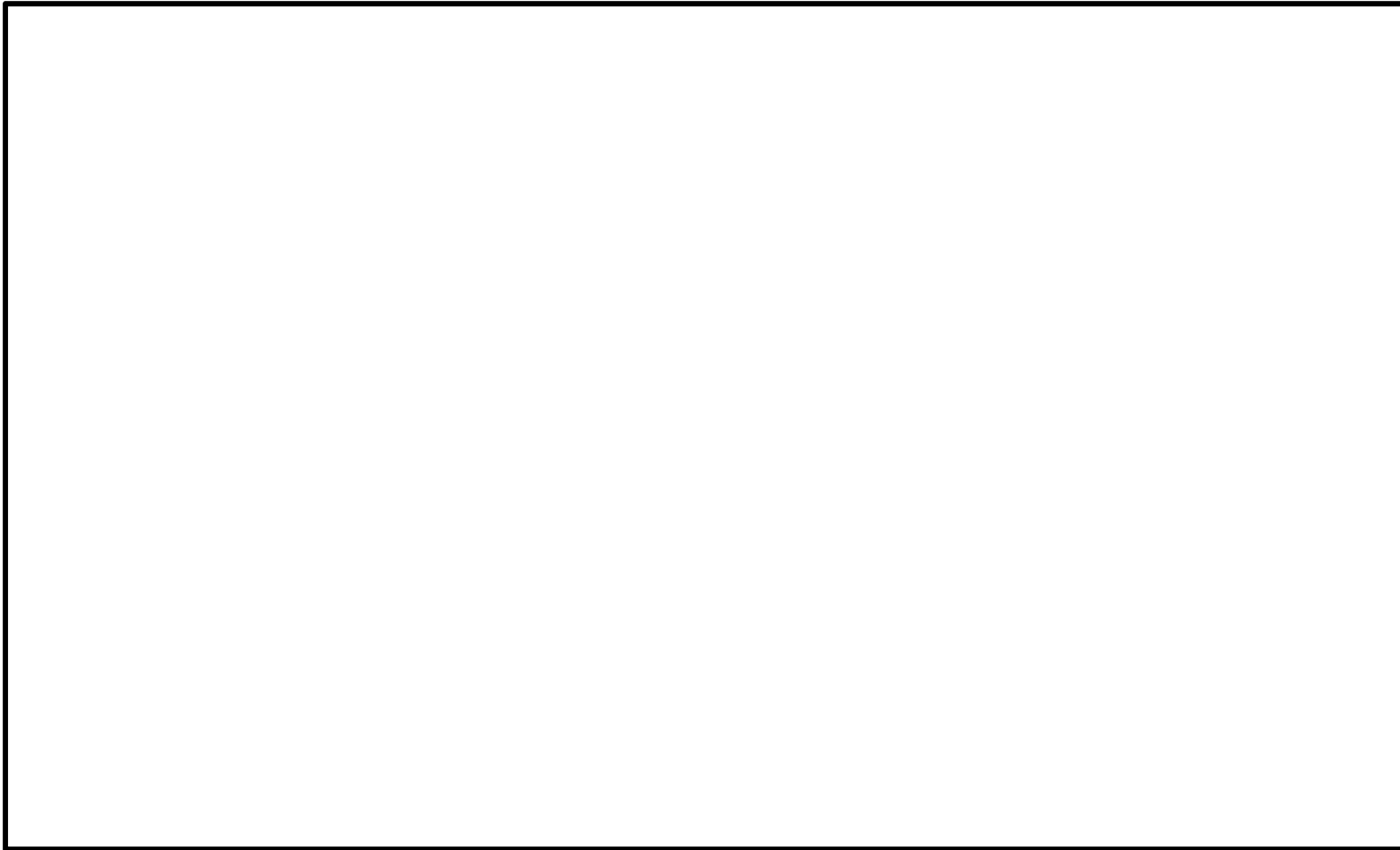


図 4 原子炉建物 2 階 基準床高さ EL23.8m

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。

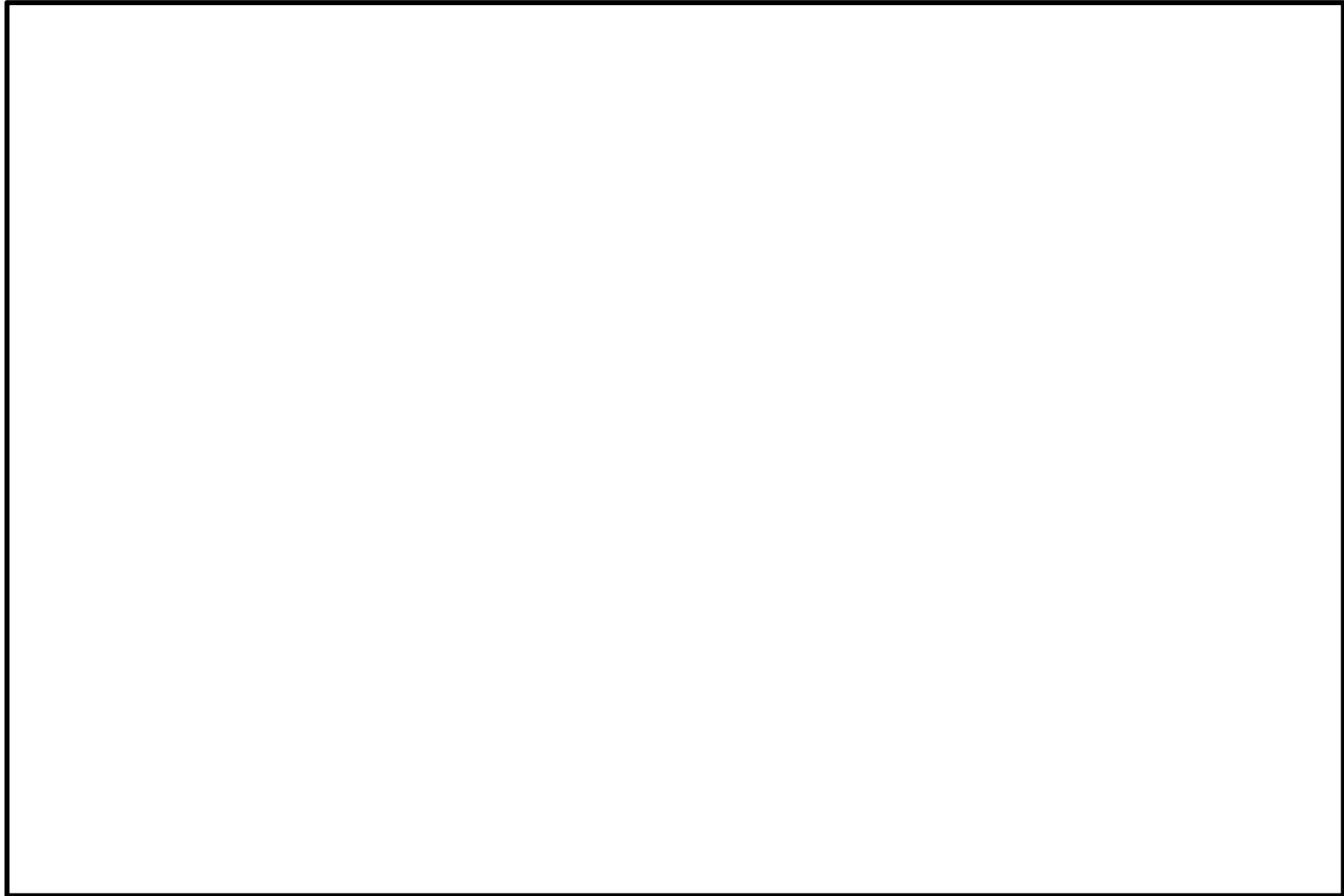


図 5 原子炉建物 1 階 基準床高さ EL15.3m

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。

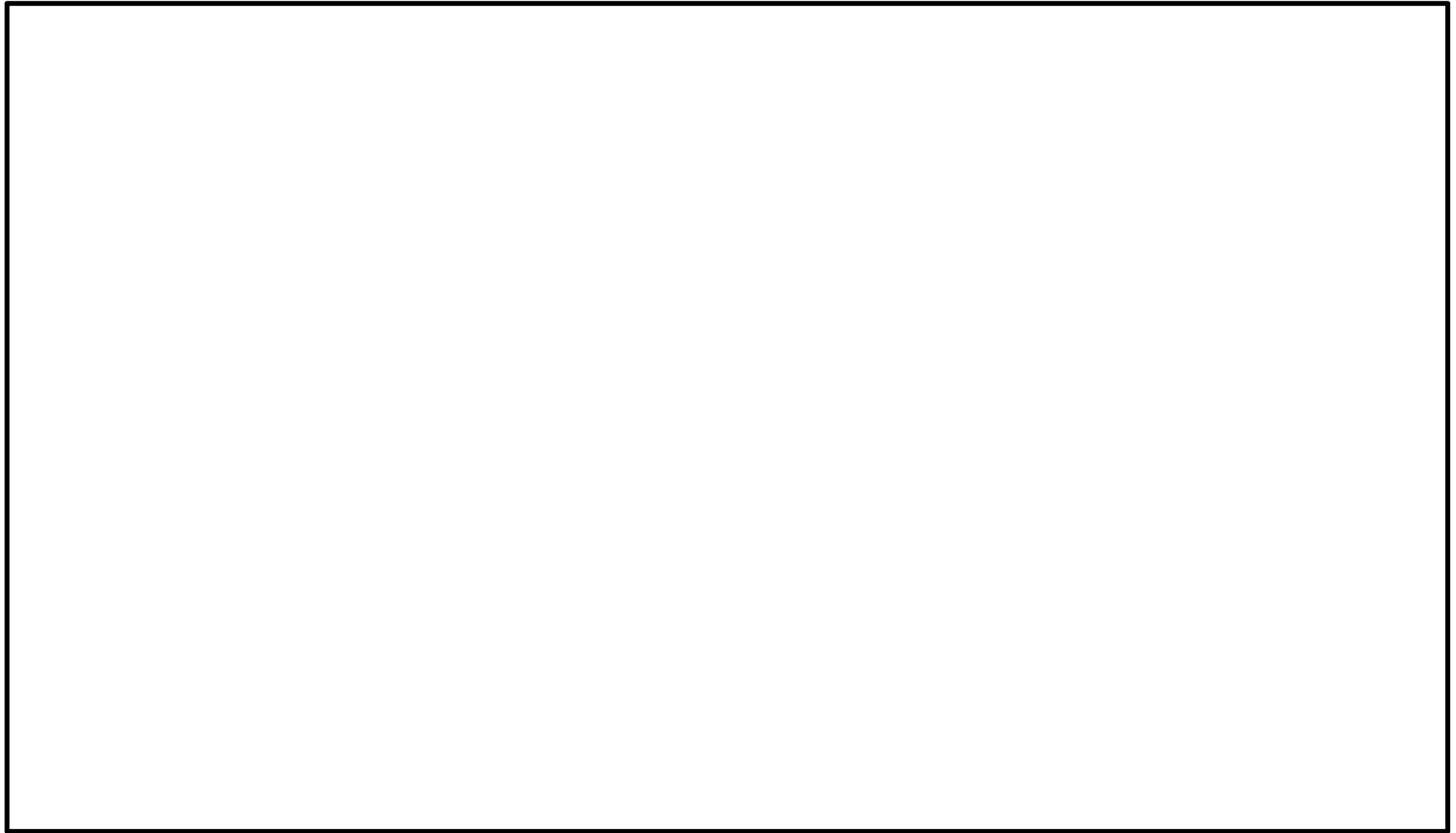


図6 原子炉建物地下1階 基準床高さ EL8.8m 及び原子炉容器内 基準床高さ EL10.1m

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 7 原子炉建物地下 2 階 基準床高さ EL1.3m

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。

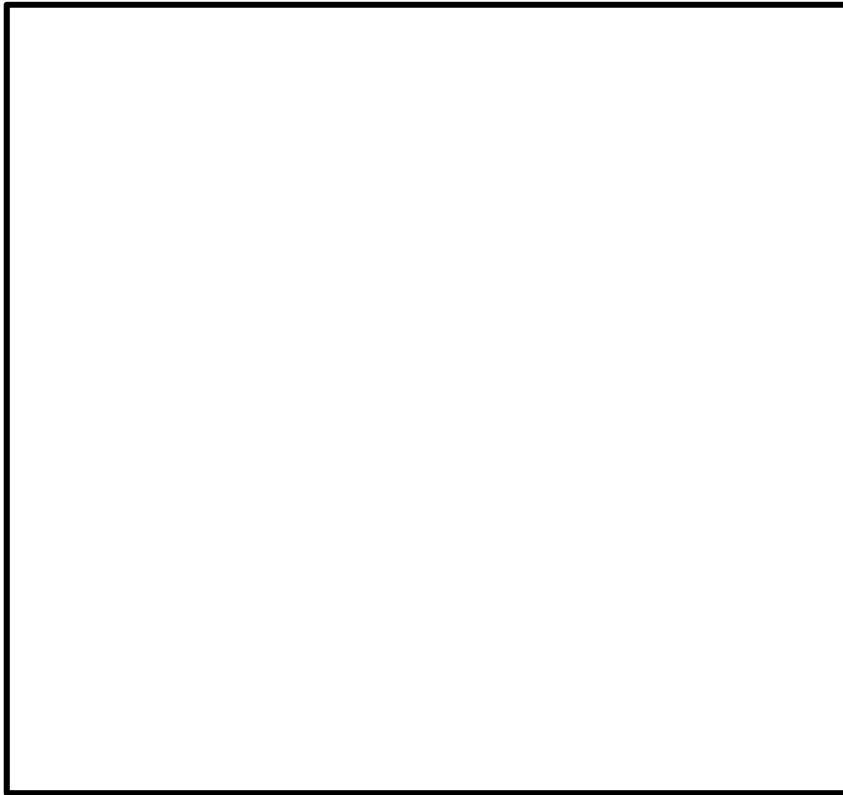


図 8 制御室建物 2 階 基準床高さ EL8.8m

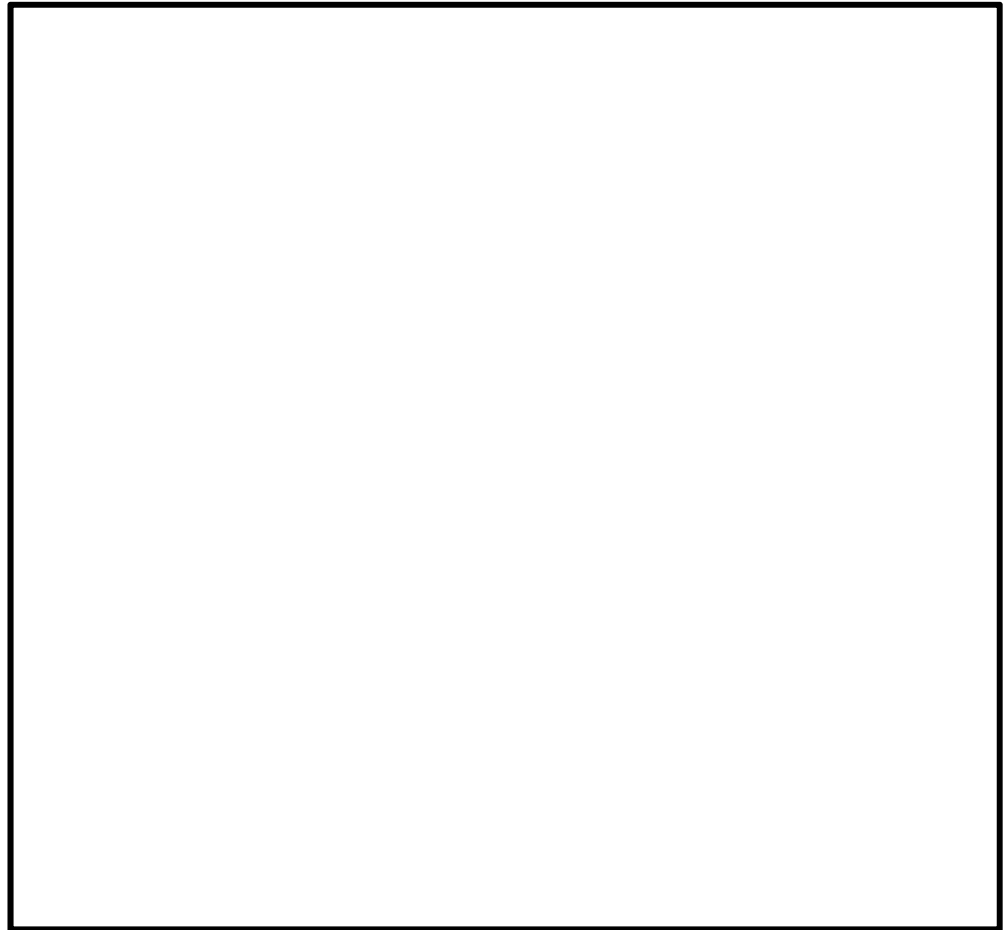


図 9 廃棄物処理建物 5 階 基準床高さ EL37.5m

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。



図 10 廃棄物処理建物 3 階 基準床高さ EL26. 7m

図 11 廃棄物処理建物 2 階 基準床高さ EL22. 1m

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 12 廃棄物処理建物 1 階 基準床高さ EL15.3m

図 13 廃棄物処理建物地下中 1 階 基準床高さ 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。

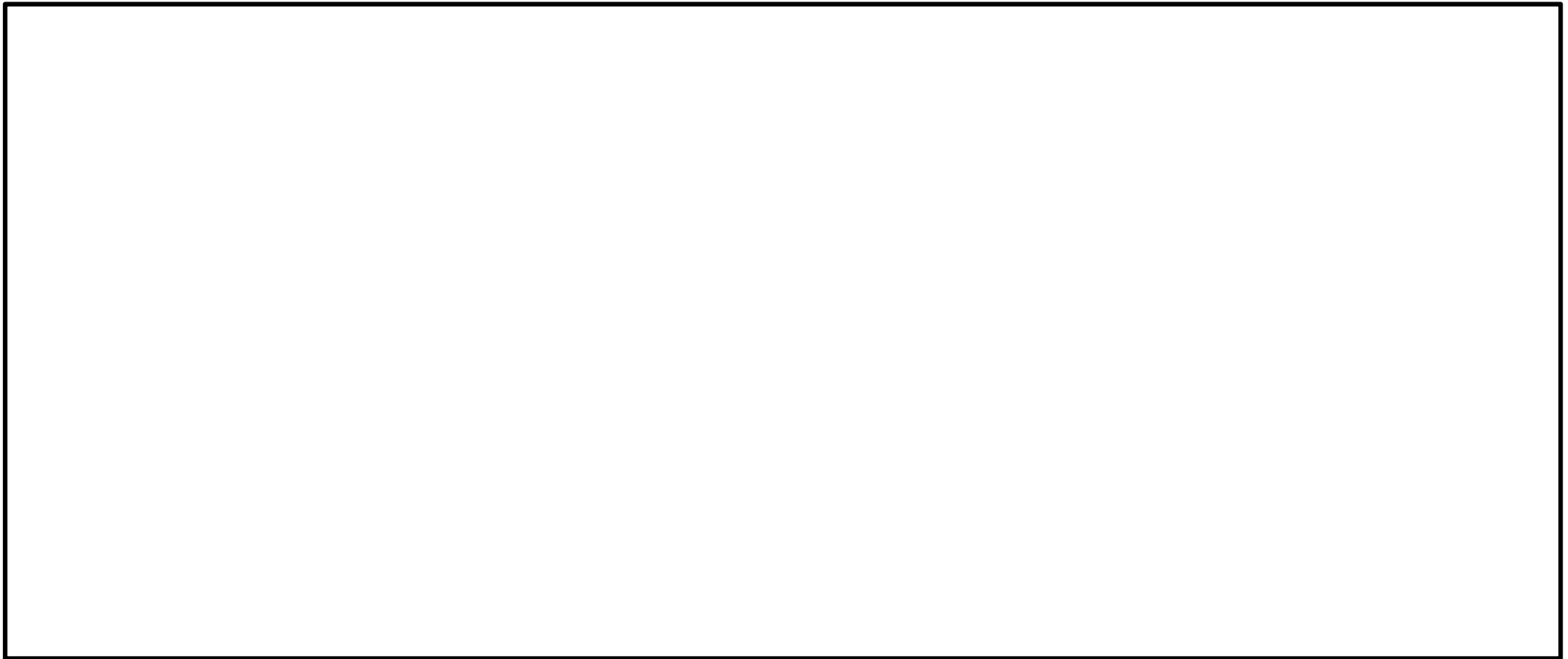


図 14 廃棄物処理建物 地下 1 階 基準床高さ EL8.8m

図 15 廃棄物処理建物 地下 2 階 基準床高さ EL3.0m

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。

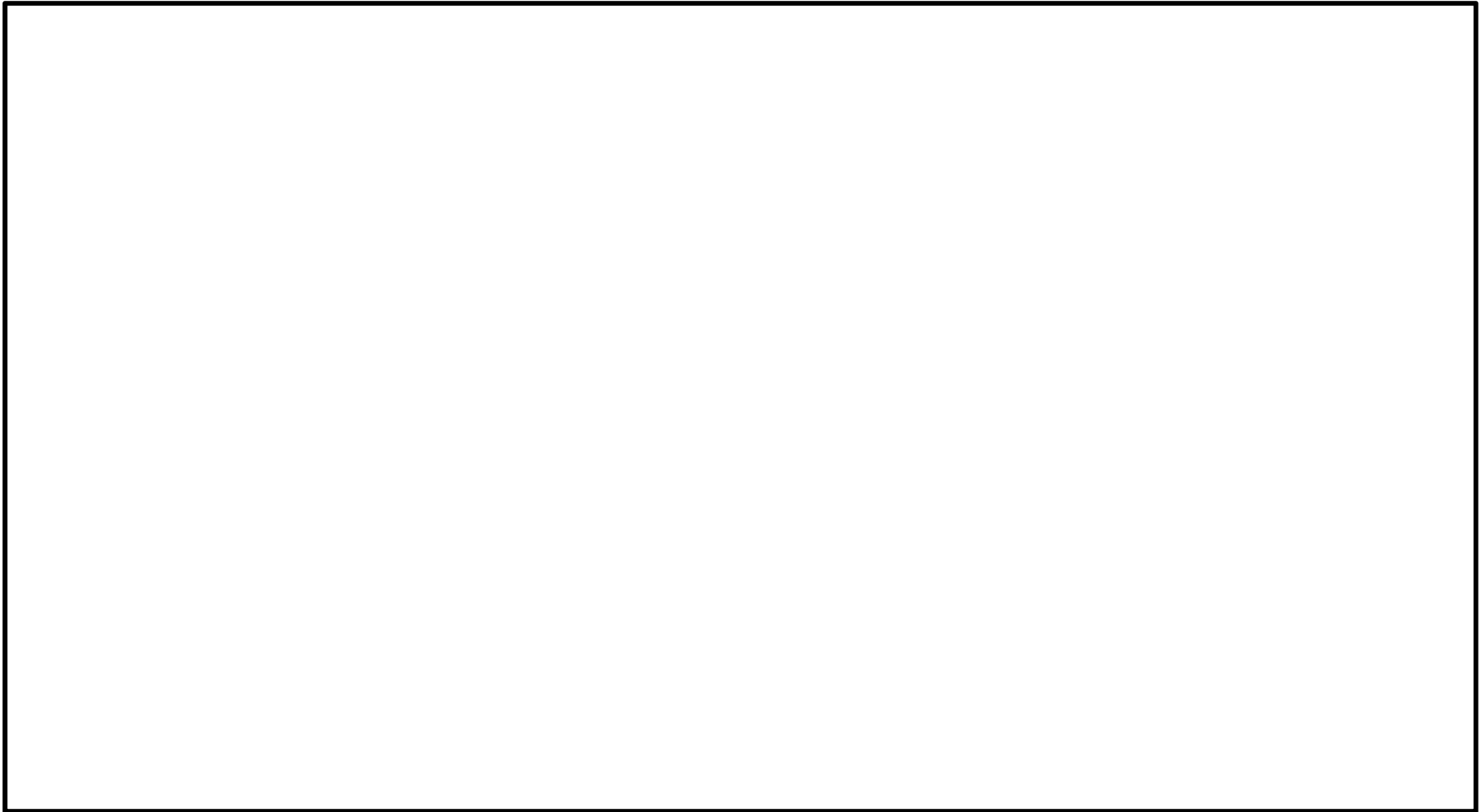


図 16 タービン建物 3 階 基準床高さ EL20.6m

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。

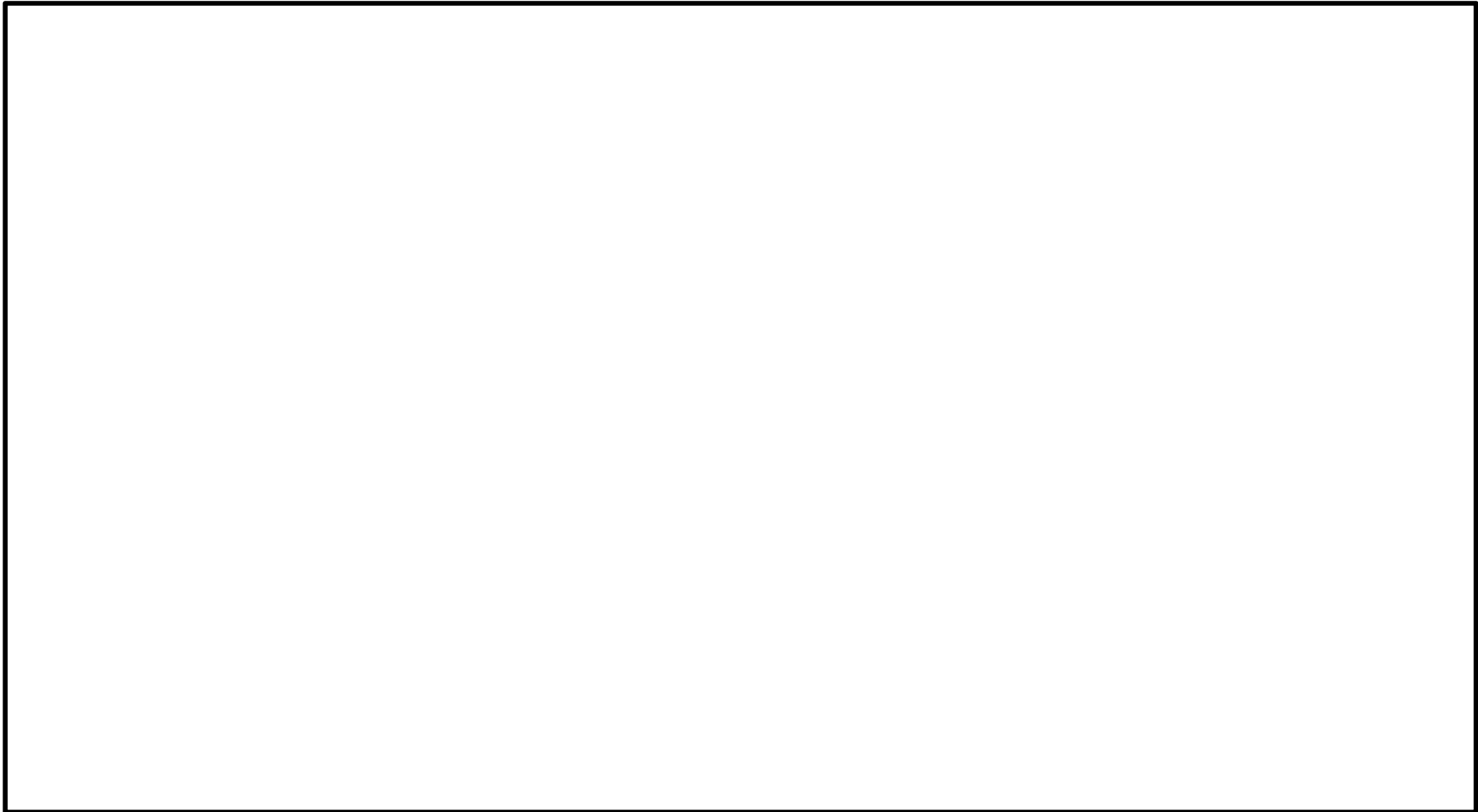


図 17 タービン建物 2 階 基準床高さ EL12.5m

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。

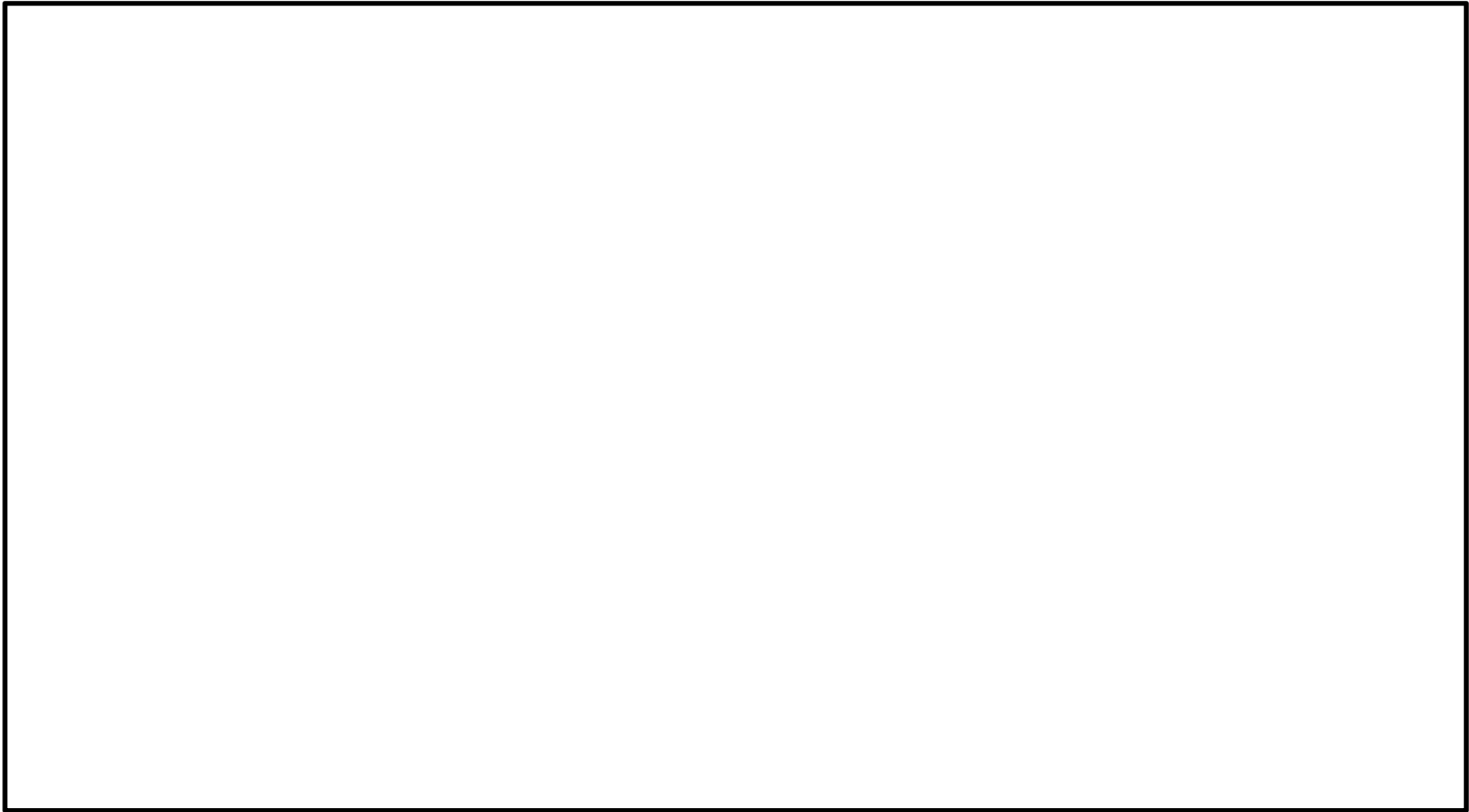


図 18 タービン建物 1 階 基準床高さ EL5.5m

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。

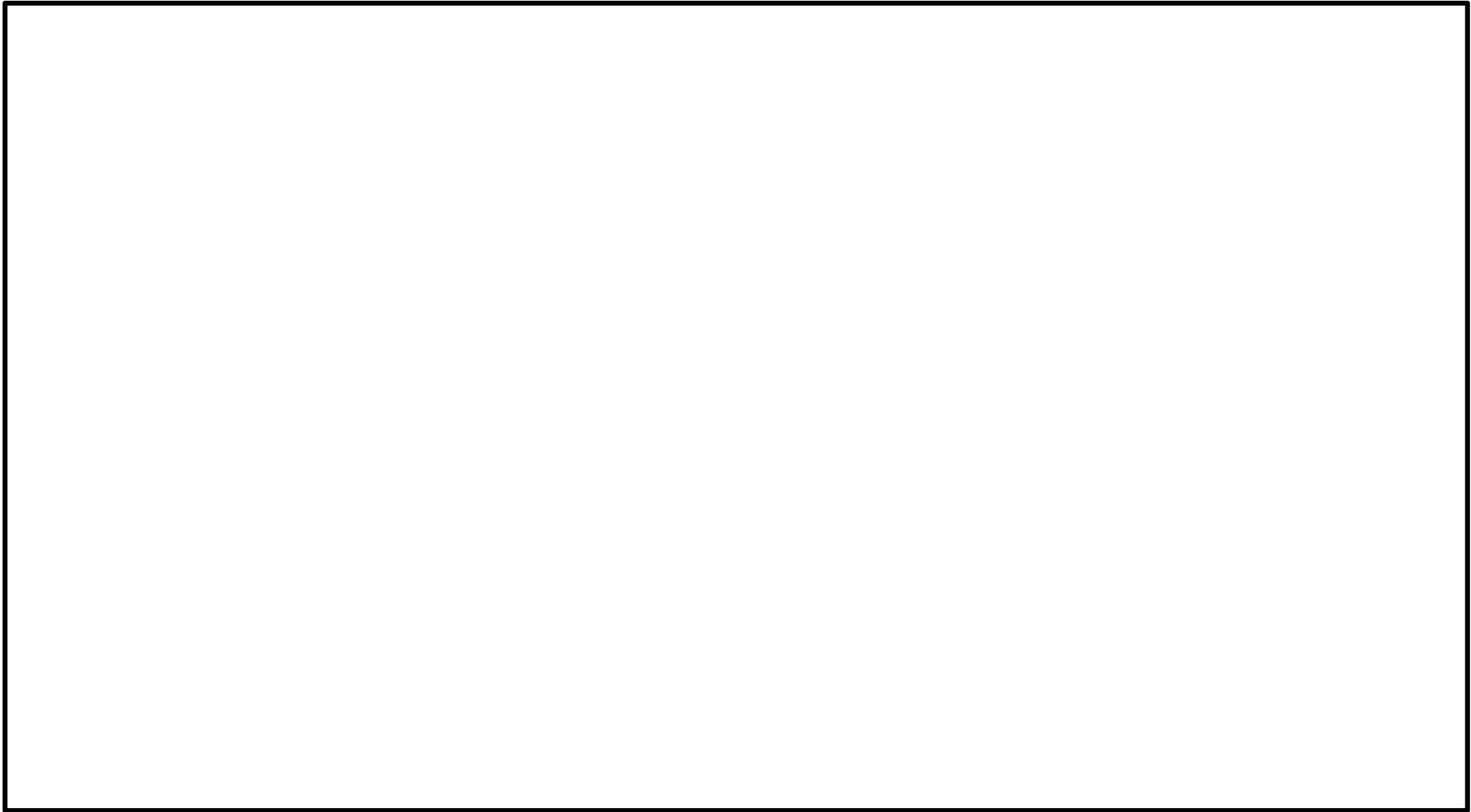


図 19 タービン建物地下 1 階 基準床高さ EL2.0m

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 設定した溢水防護区画

添 3-1

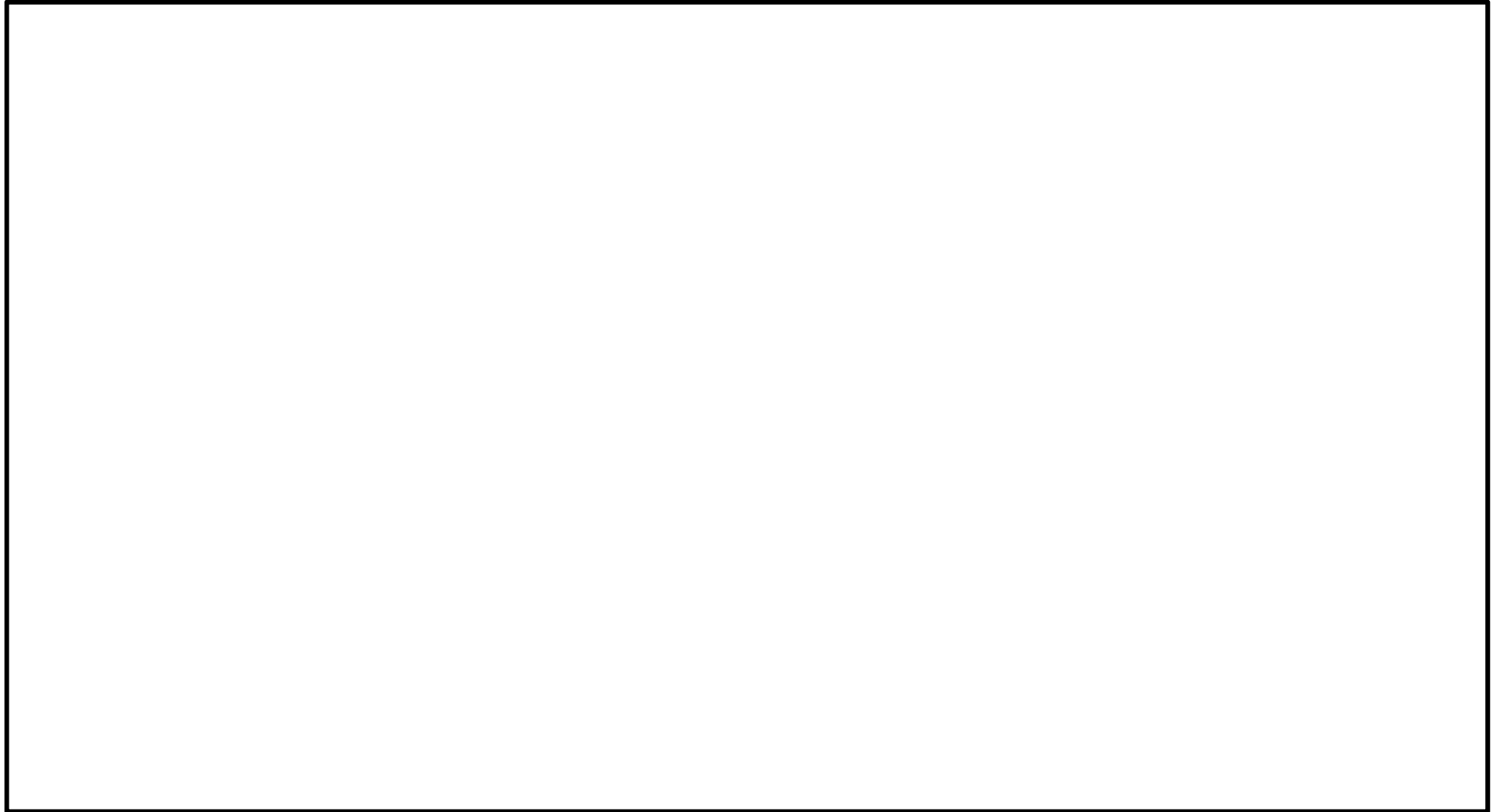


図1 原子炉建物地下2階

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。

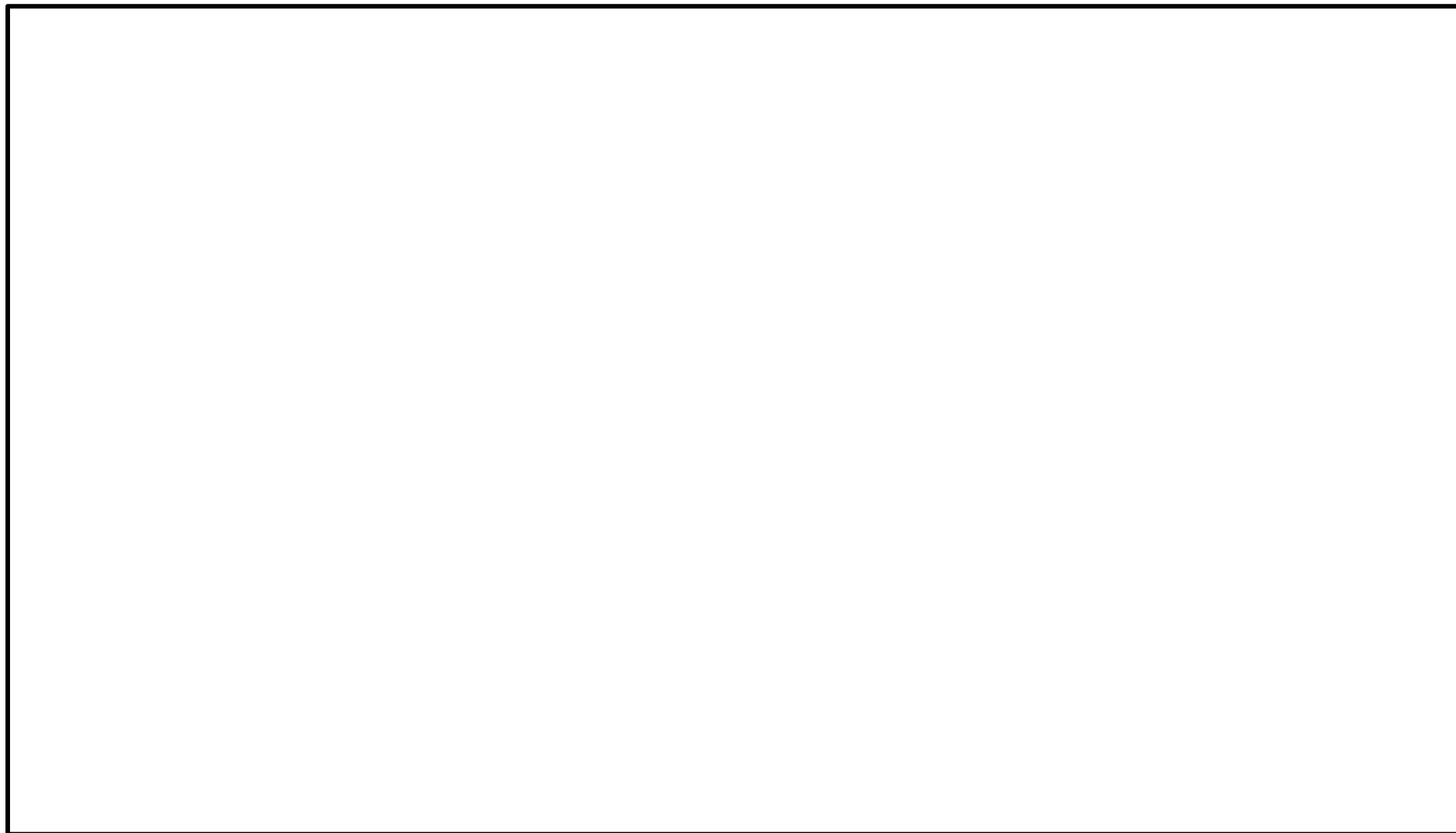


図 2 原子炉建物地下 1 階

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。

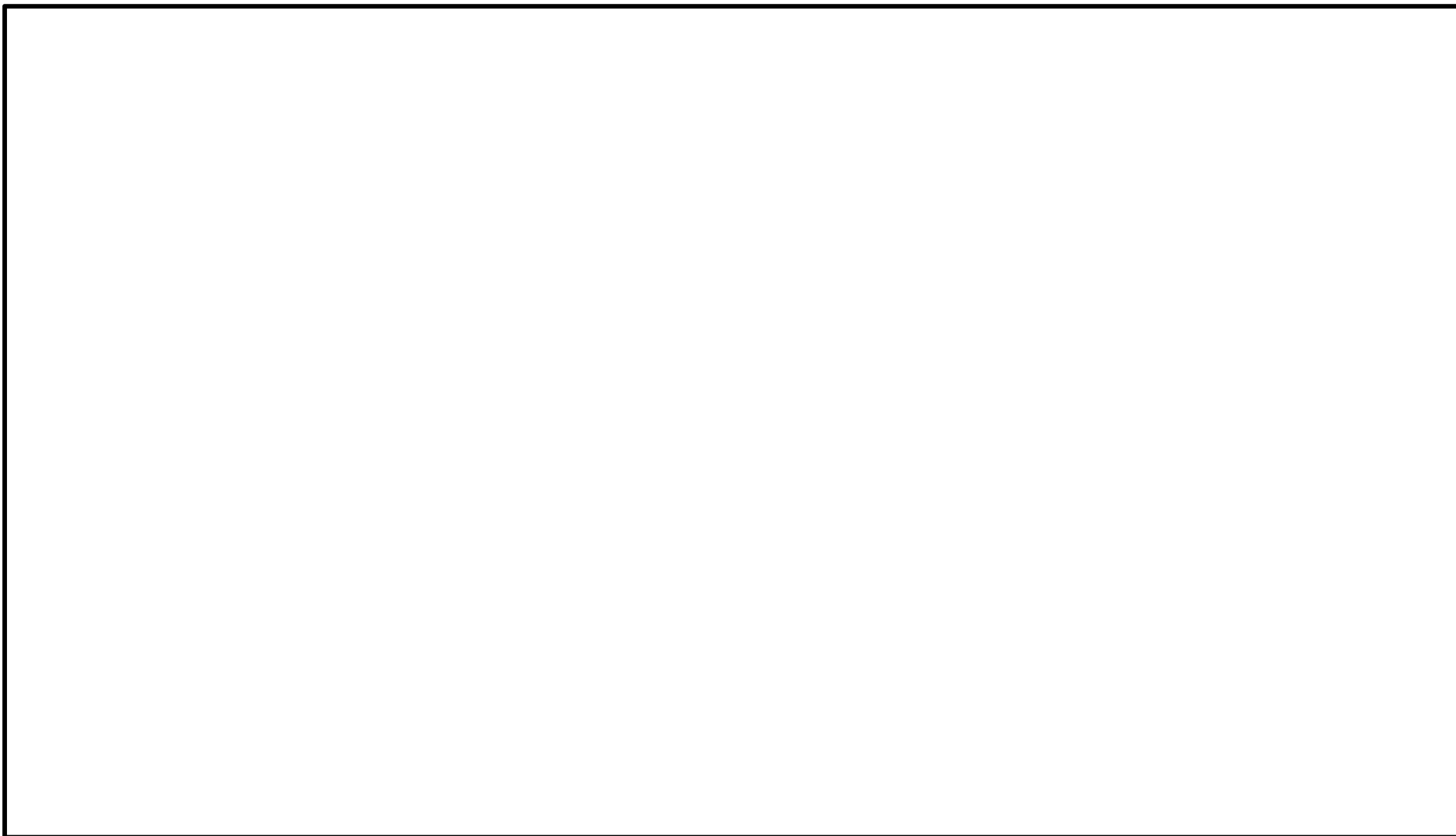


図 3 原子炉建物 1 階

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。

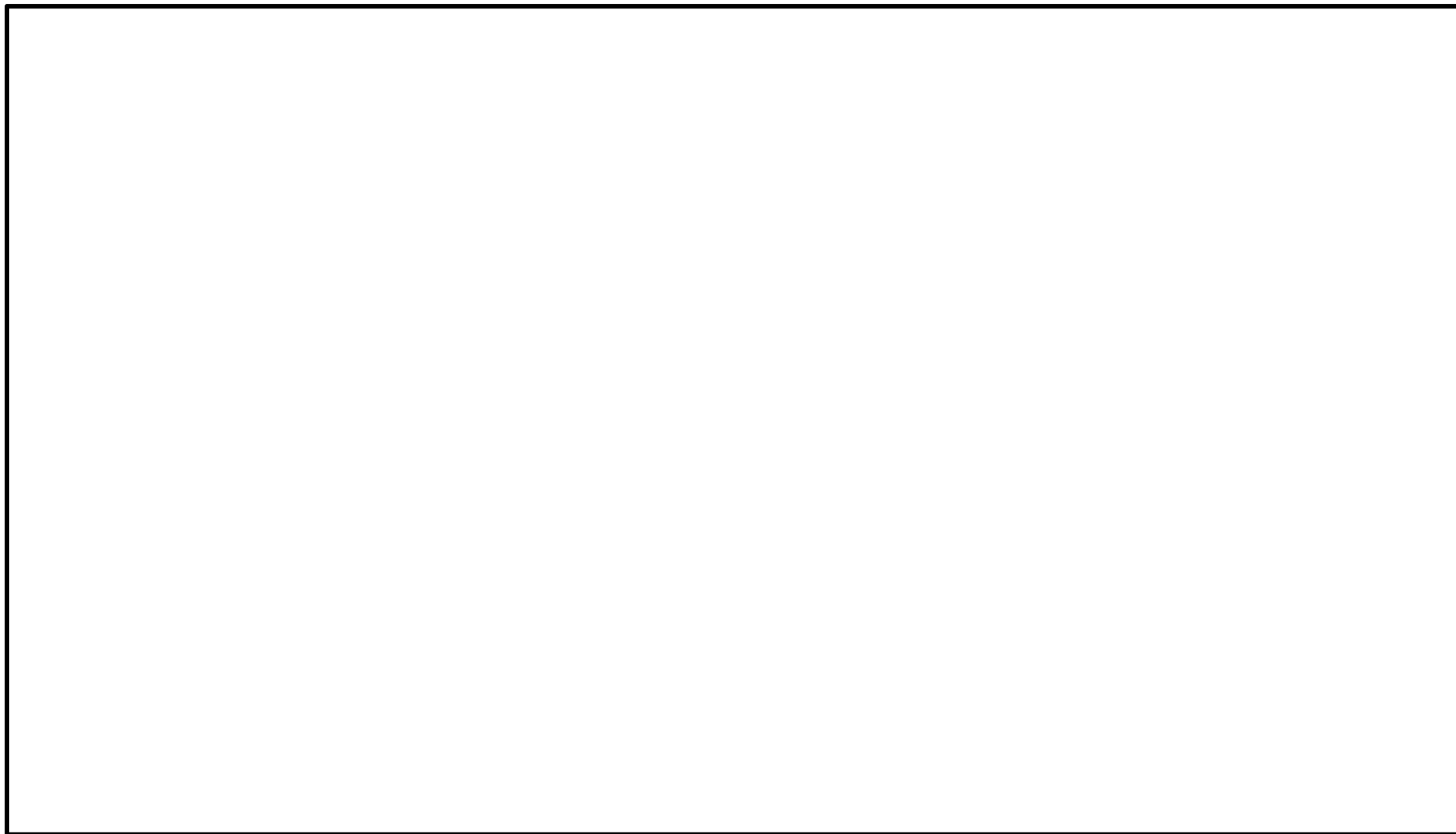


図 4 原子炉建物 2 階

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。

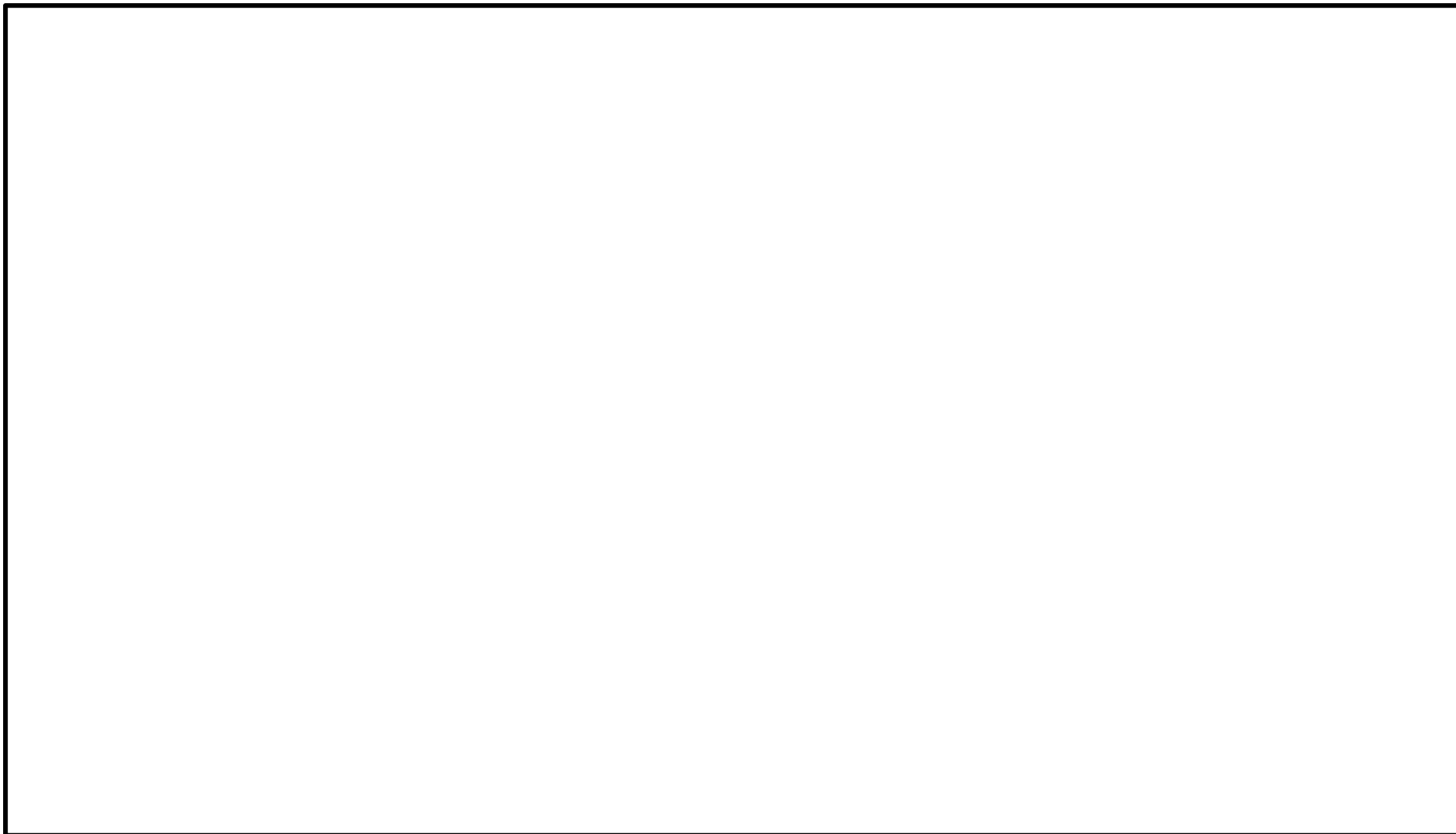


図 5 原子炉建物中 2 階

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。

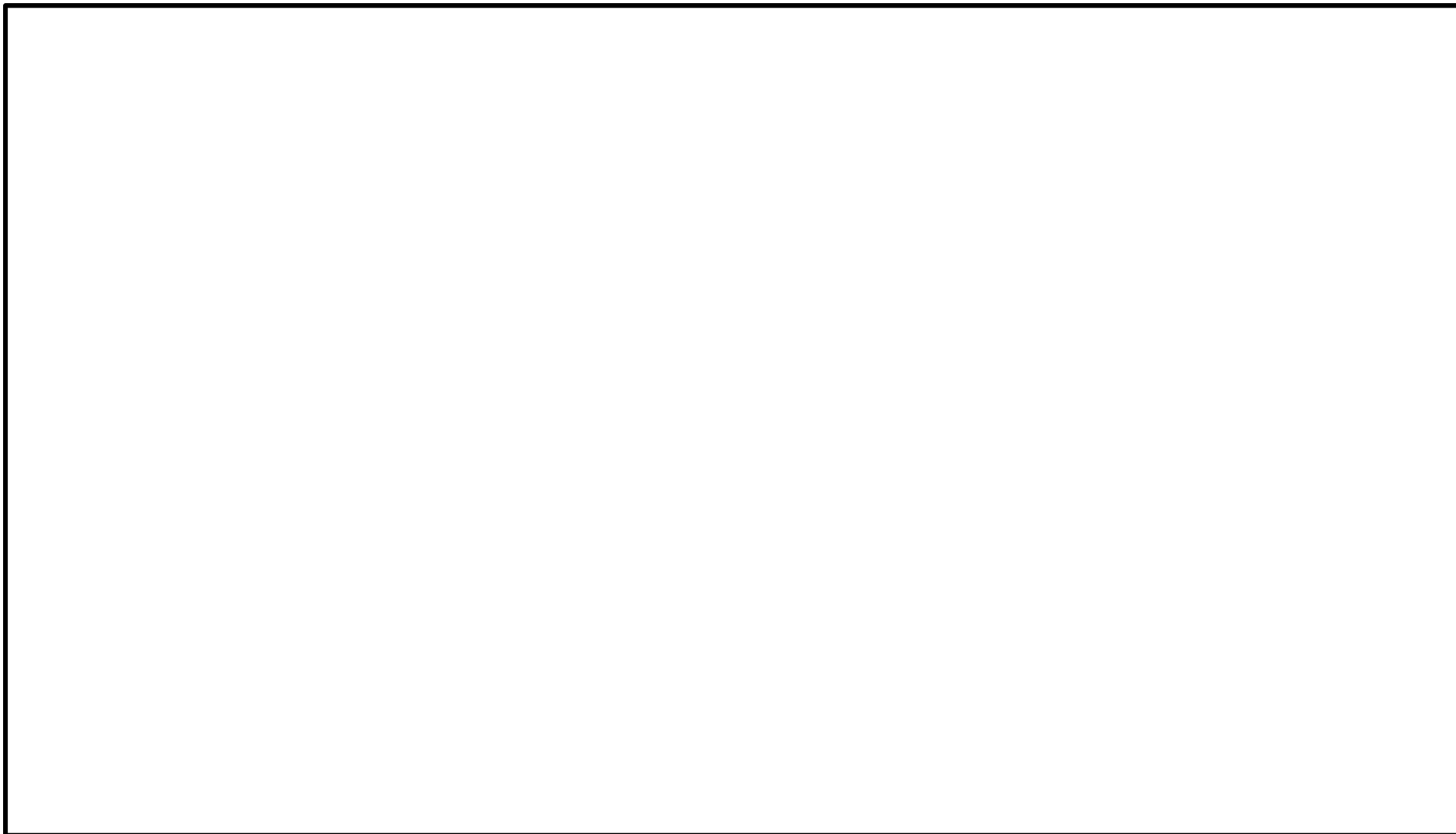


図 6 原子炉建物 3 階

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。

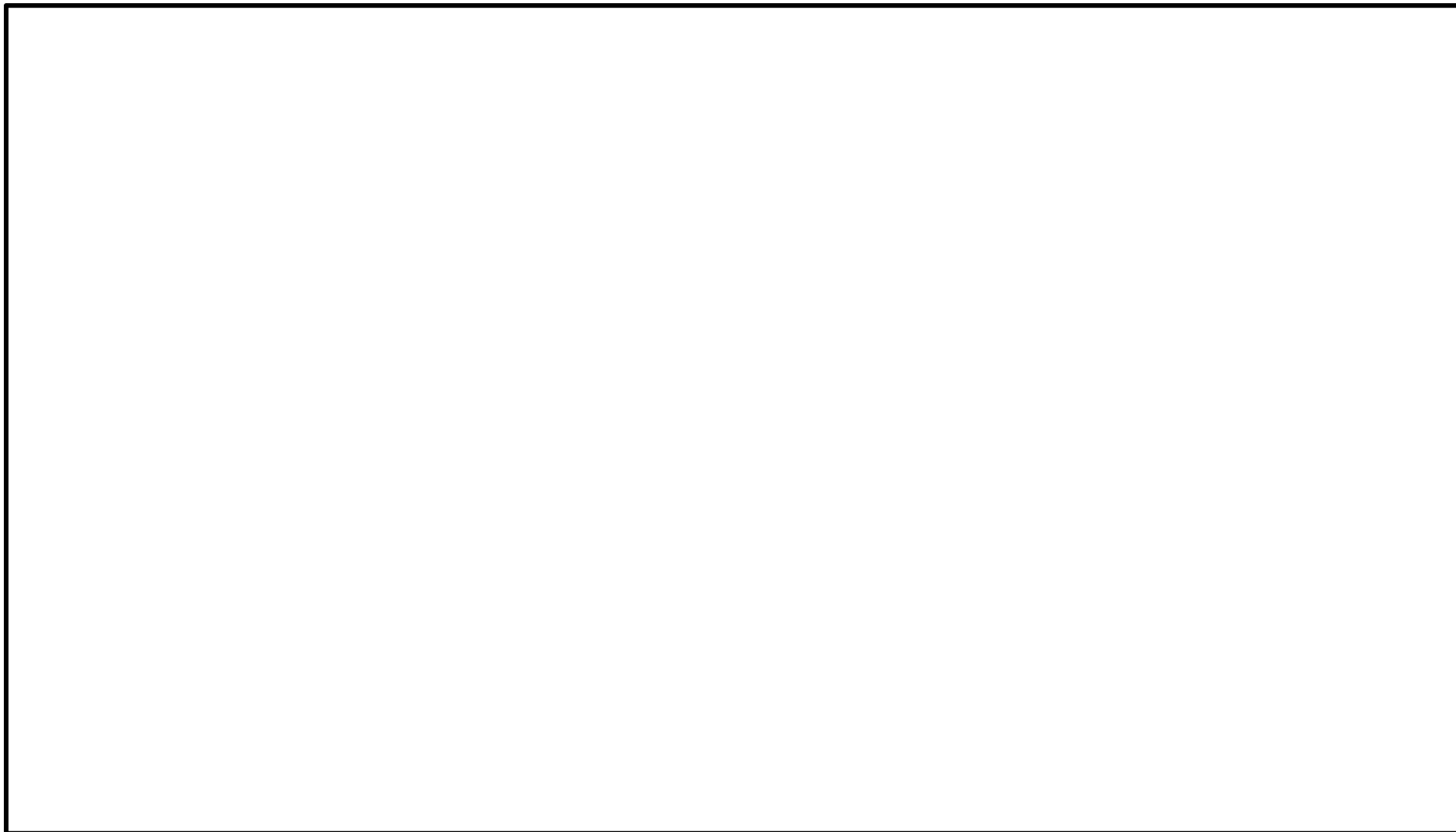


図 7 原子炉建物 4 階

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。

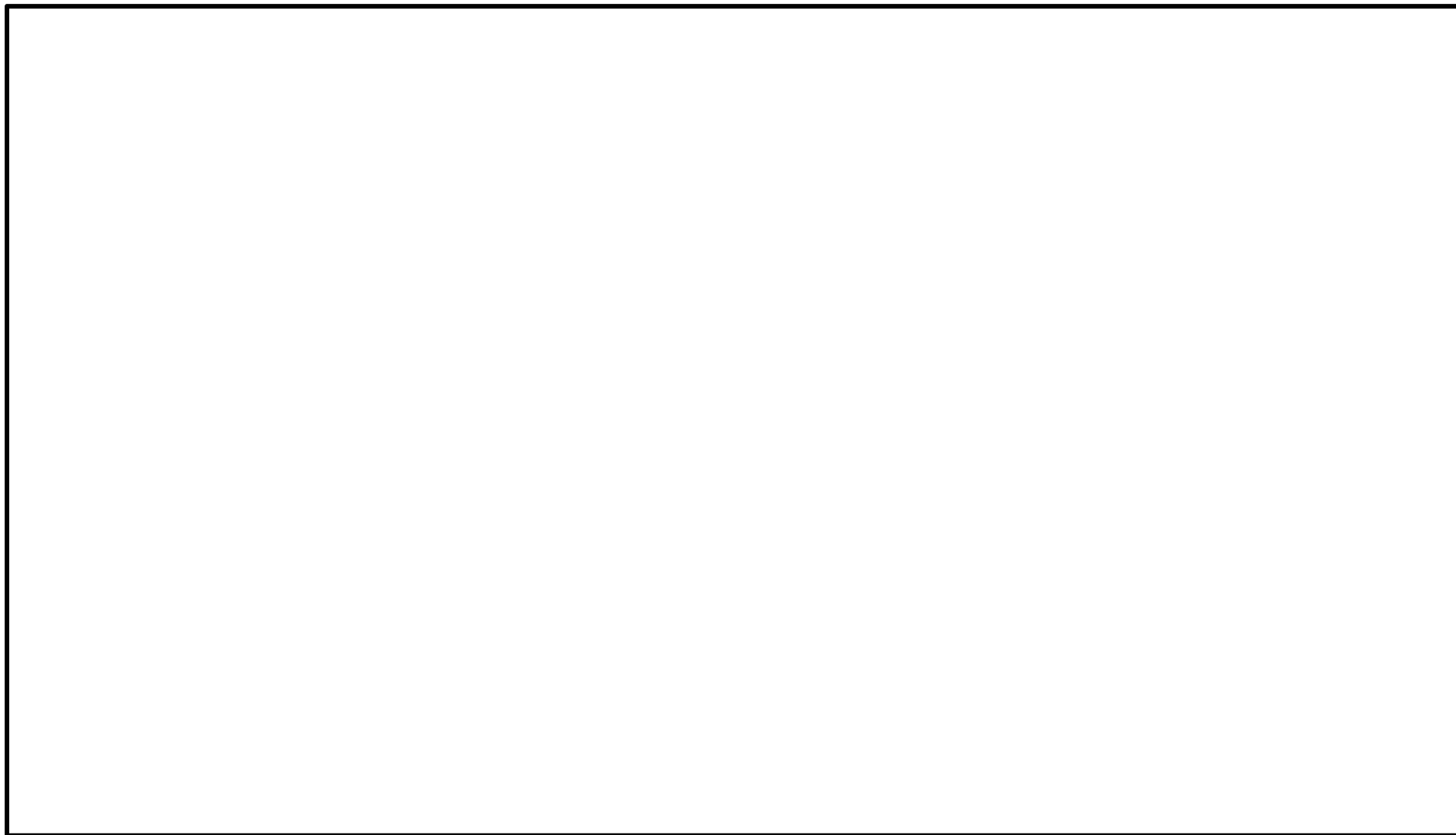


図 8 廃棄物処理建物地下中 1 階

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。

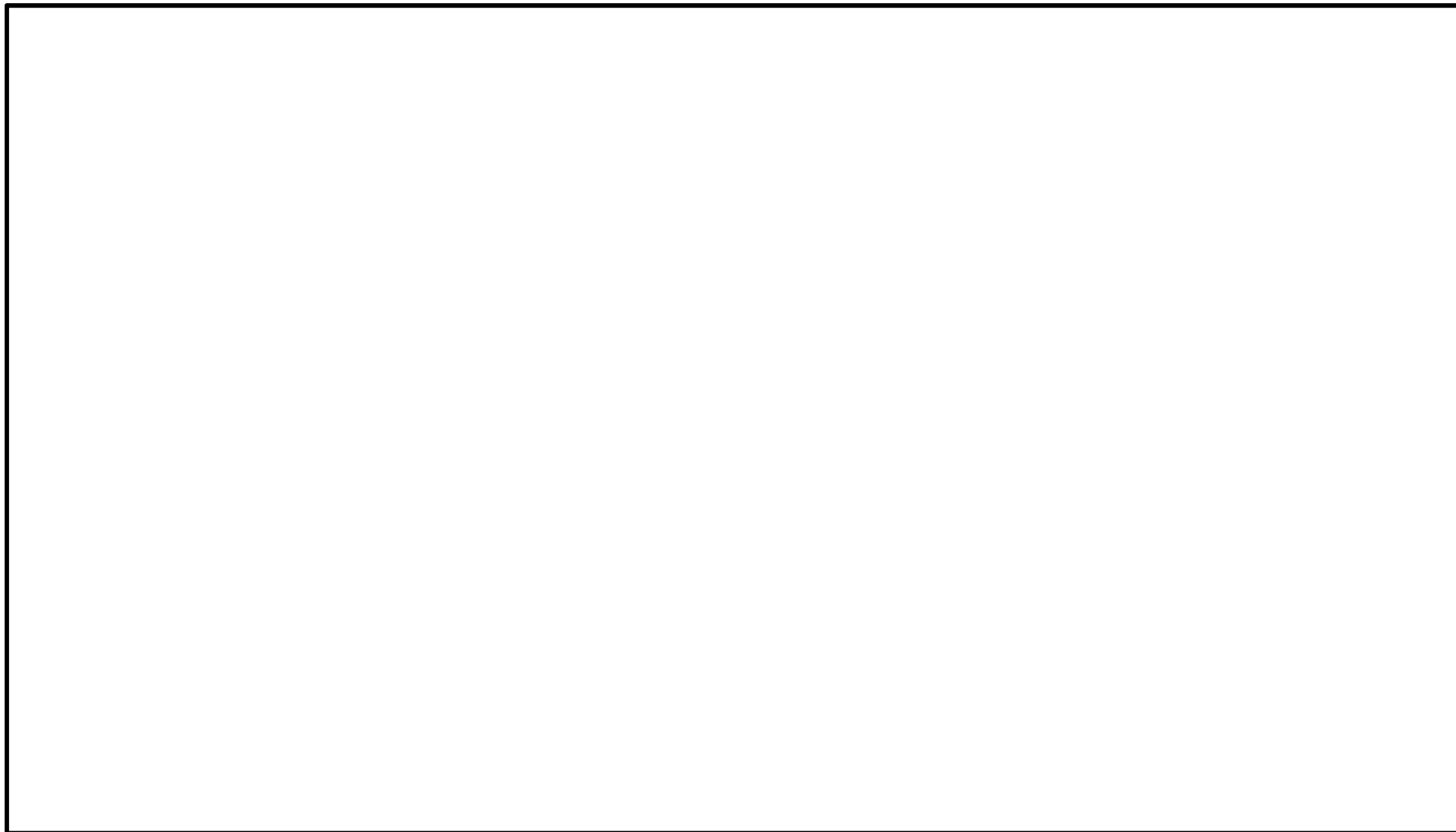


図 9 廃棄物処理建物 1 階

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。

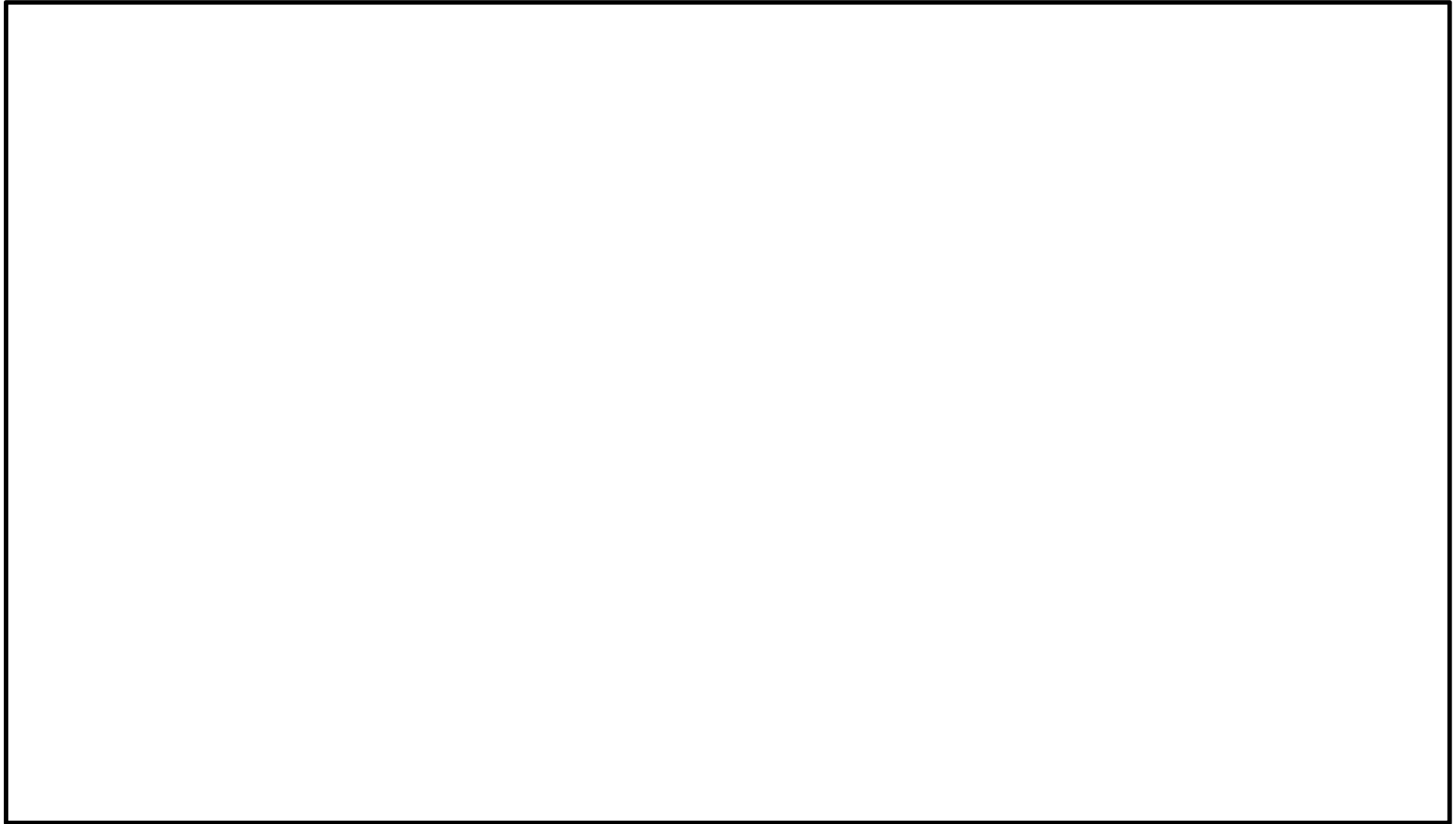


図 10 廃棄物処理建物 2 階

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。

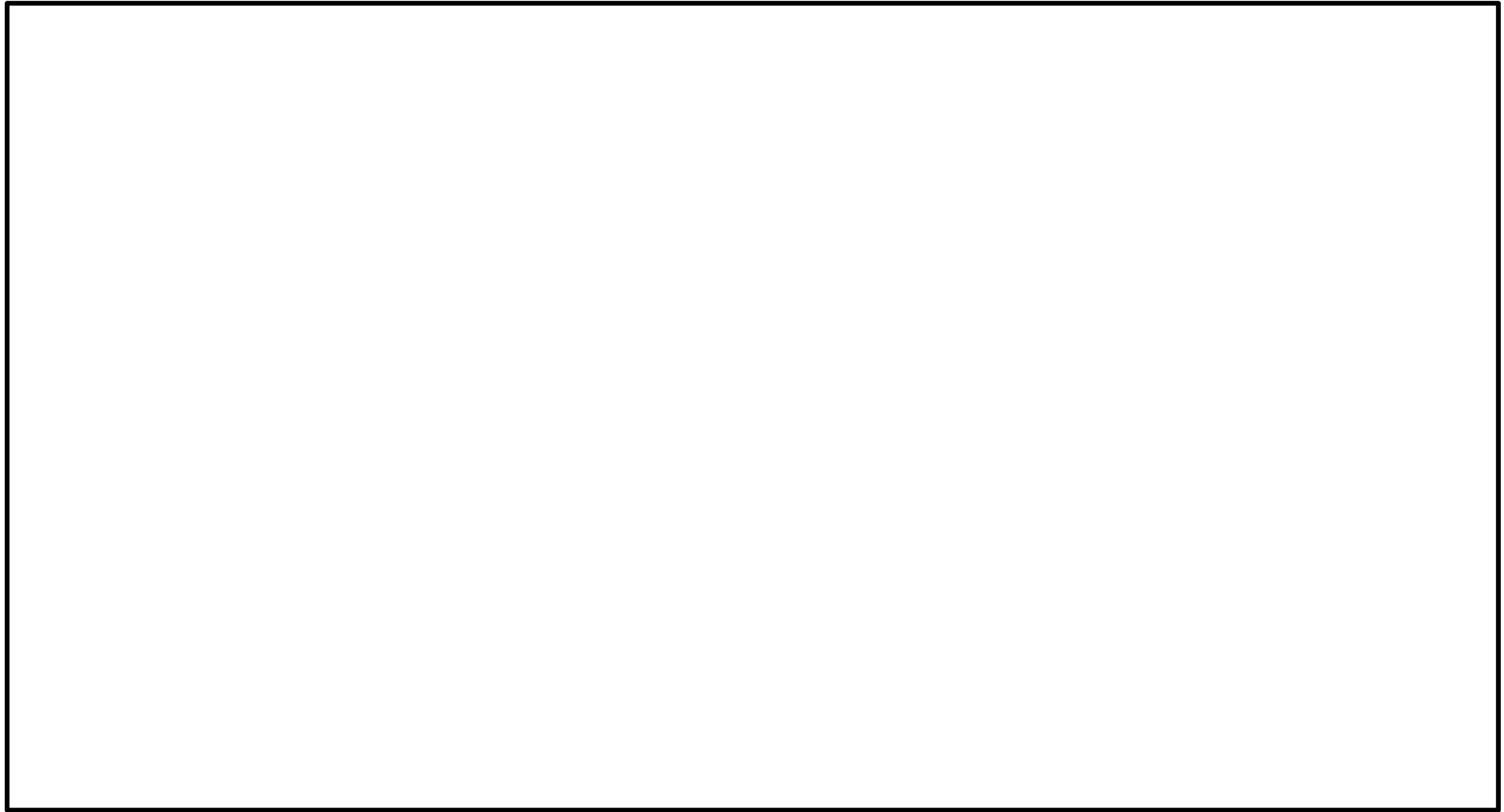


図 11 廃棄物処理建物 3 階

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。

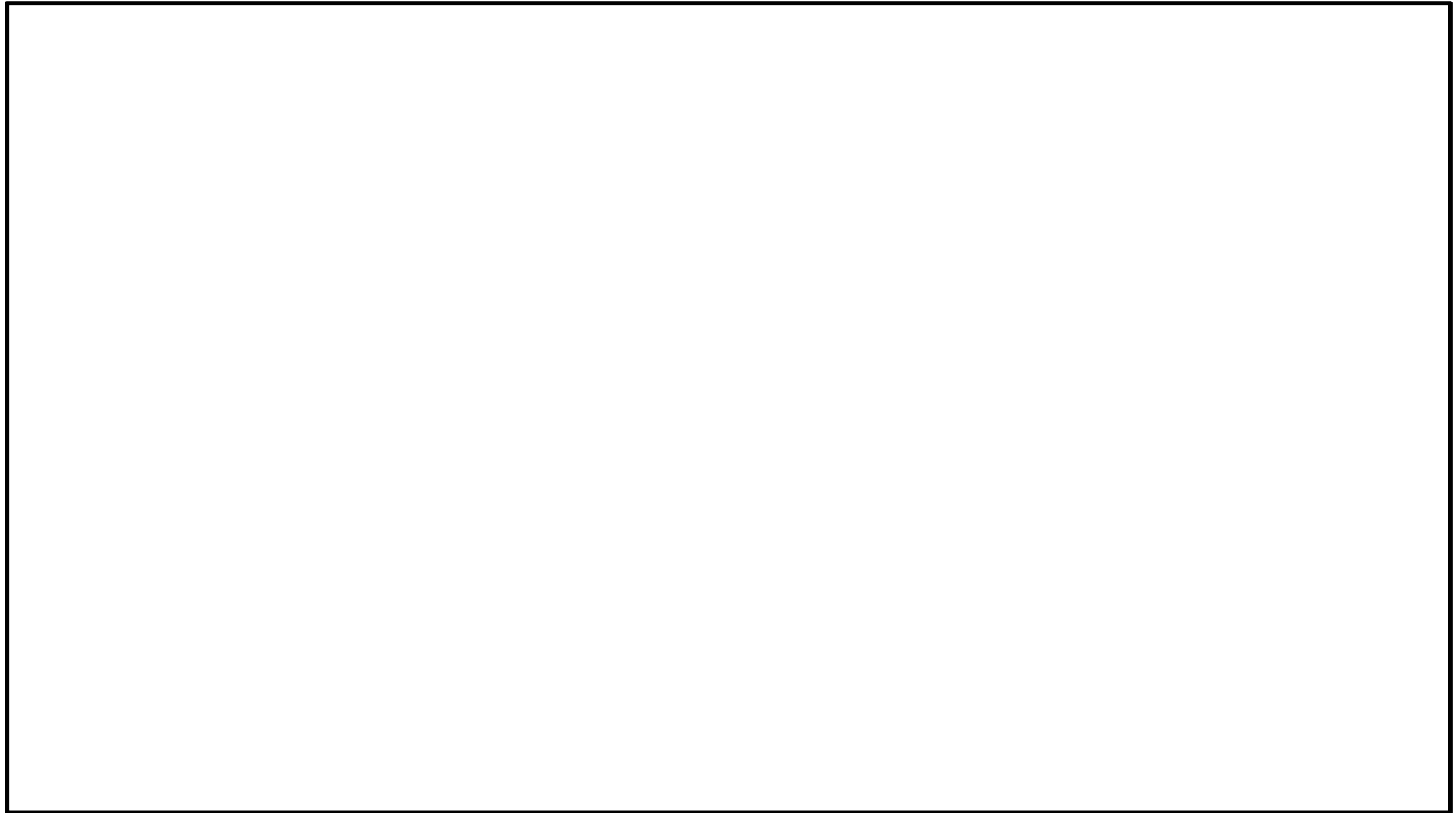


図 12 廃棄物処理建物 4 階

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。

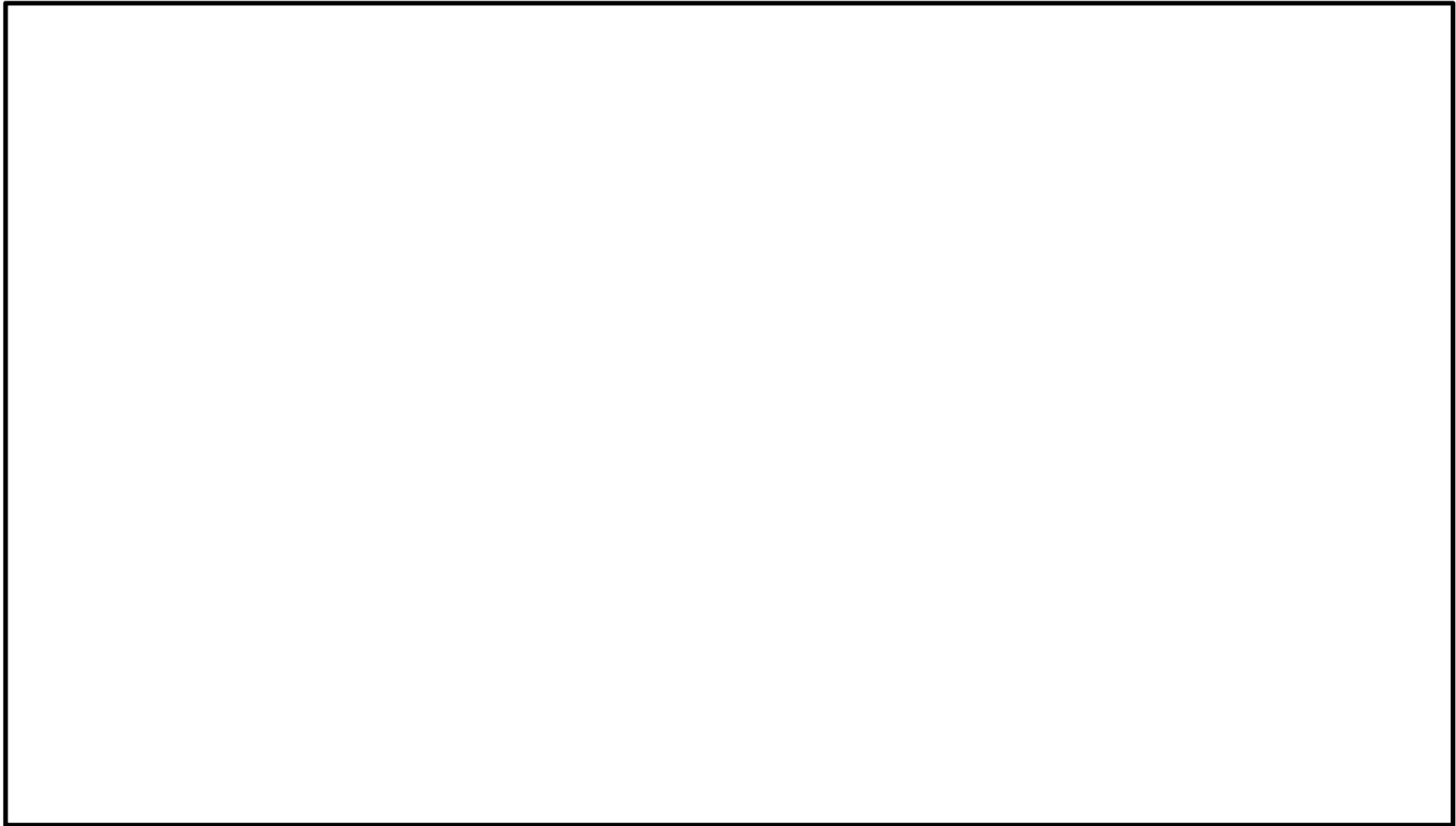


図 13 制御室建物 1 階

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。

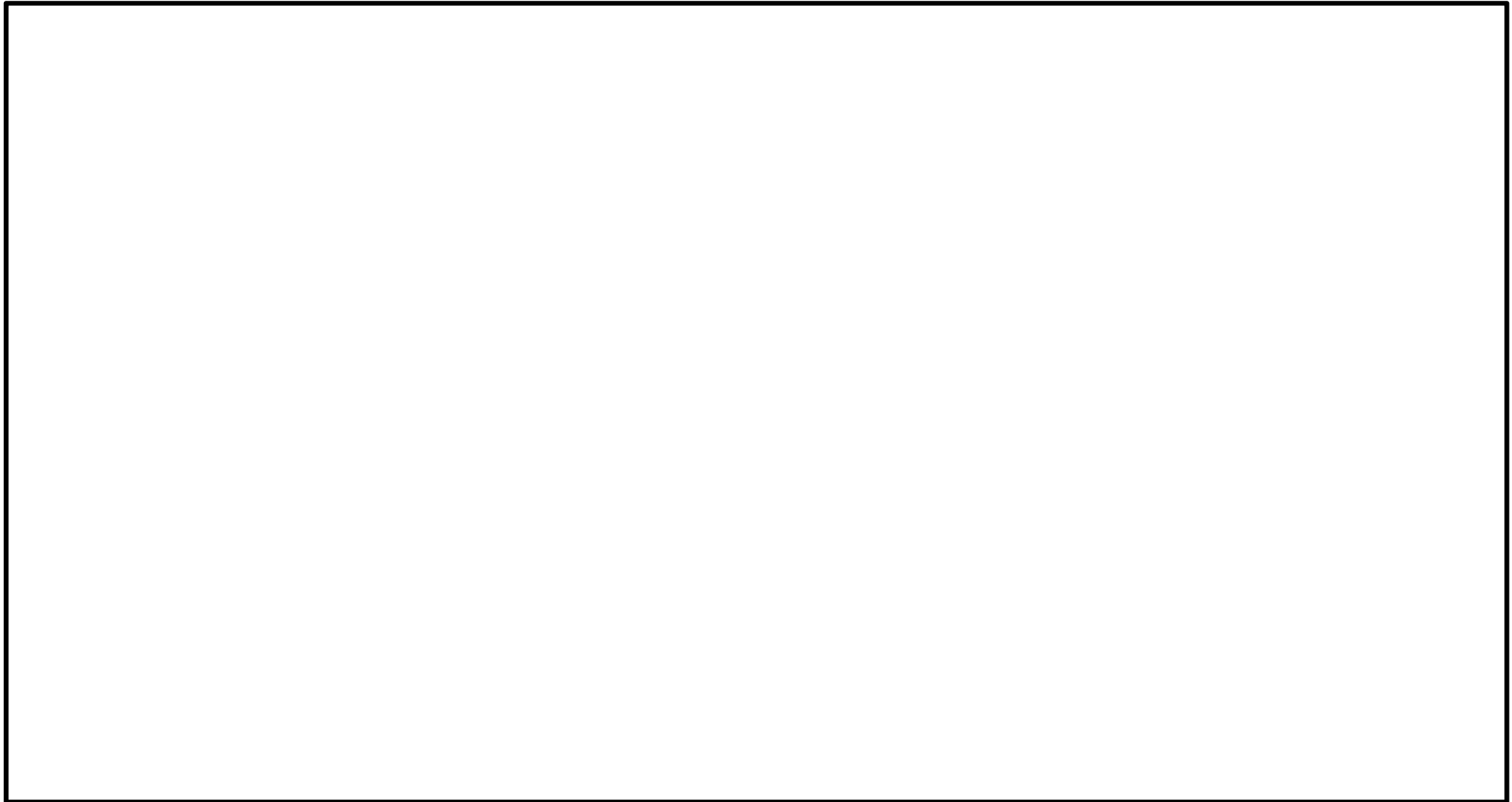


図 14 制御室建物中 2 階

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。

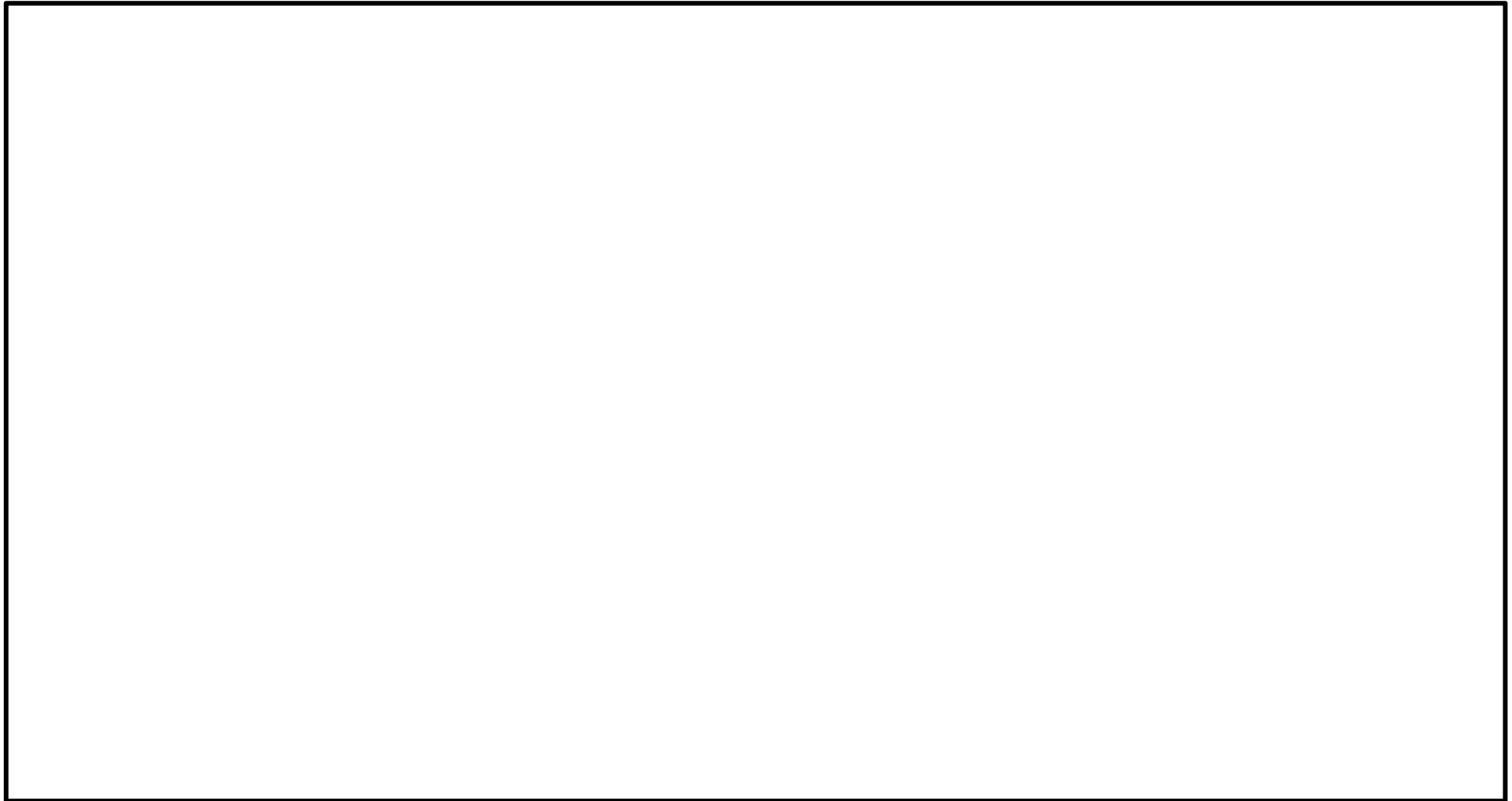


図 15 制御室建物 2 階

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。

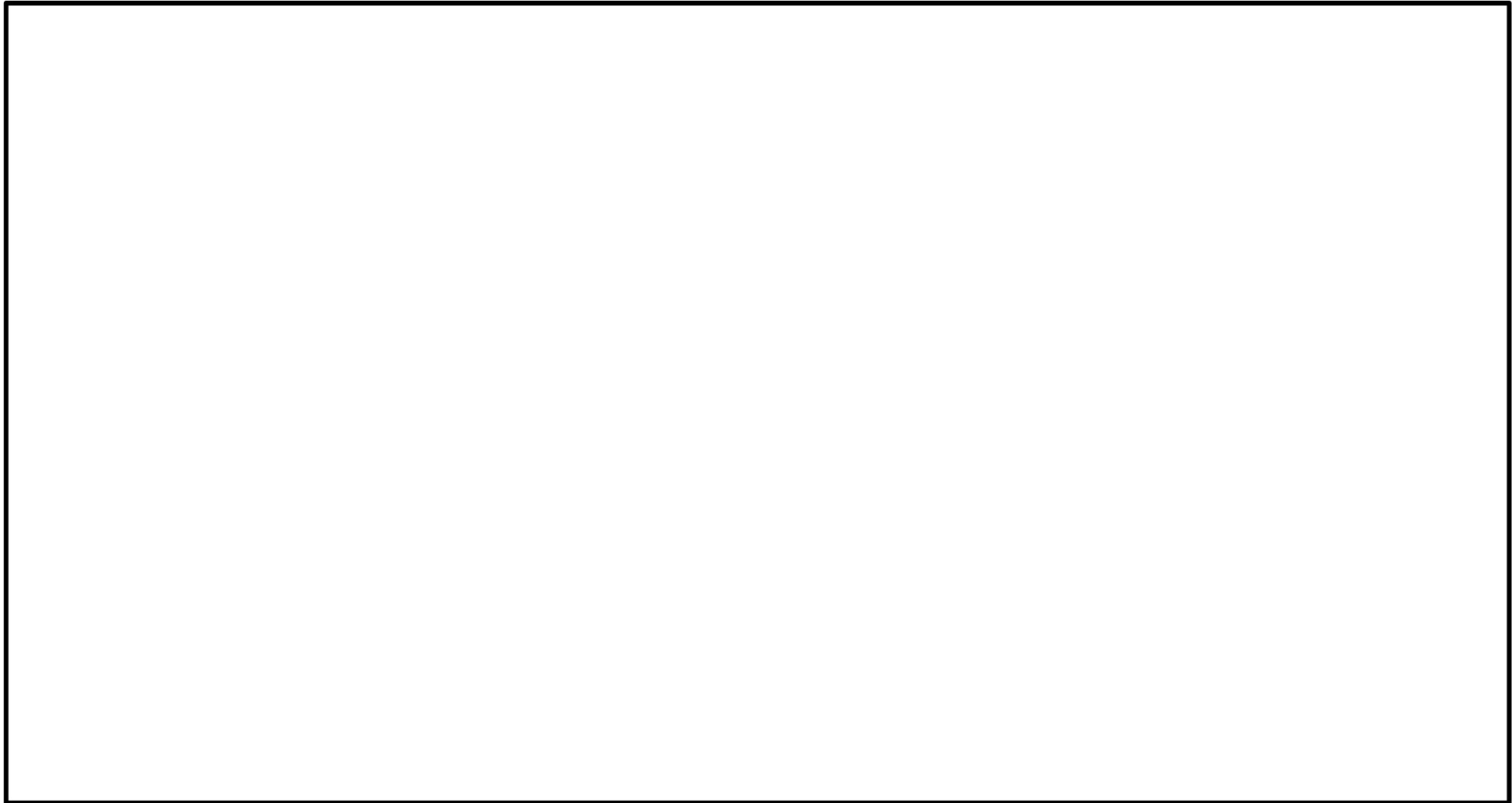


図 16 制御室建物 3 階

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。

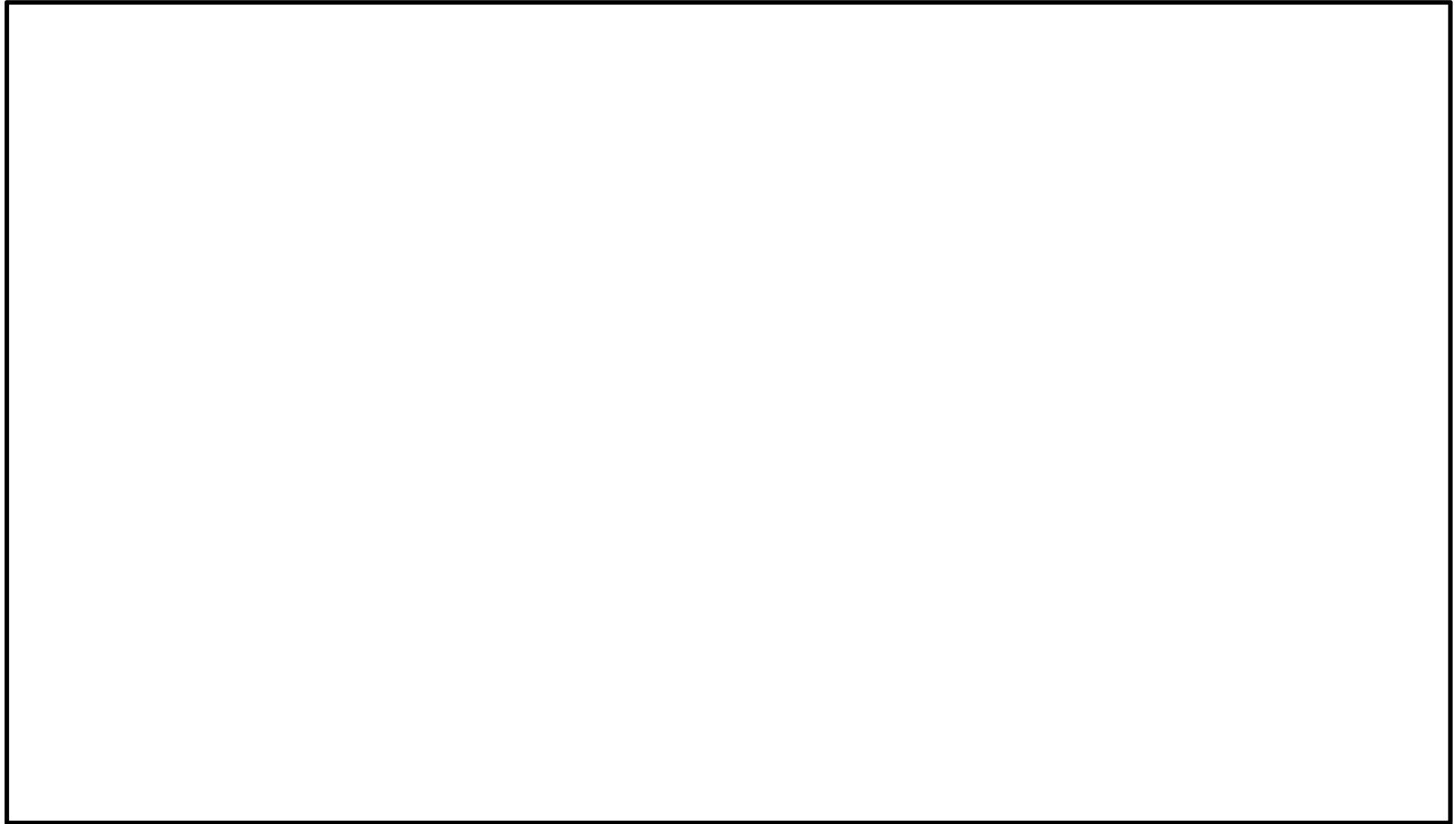


図 17 制御室建物 4 階

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。

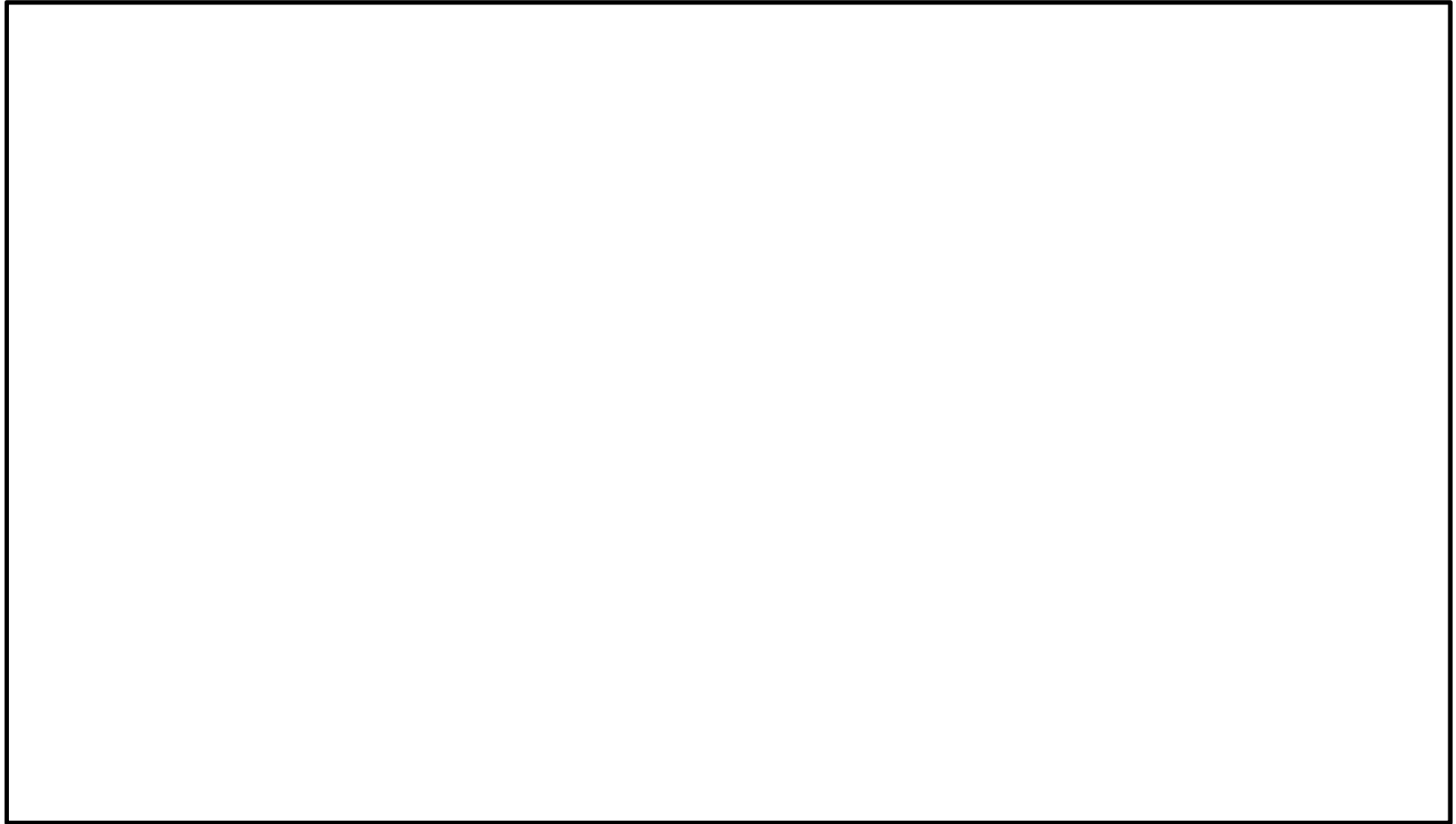


図 18 海水ポンプエリア

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。

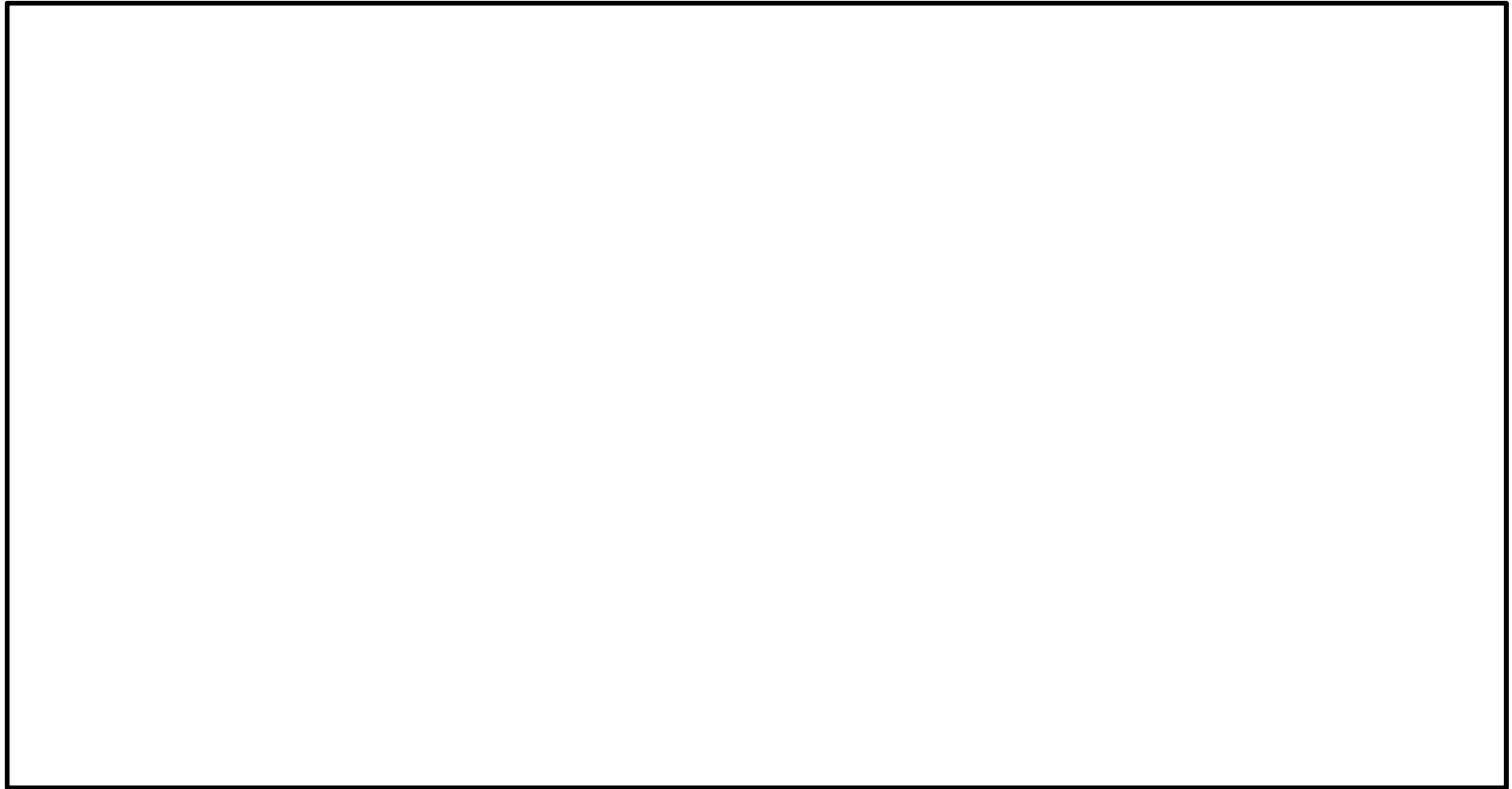
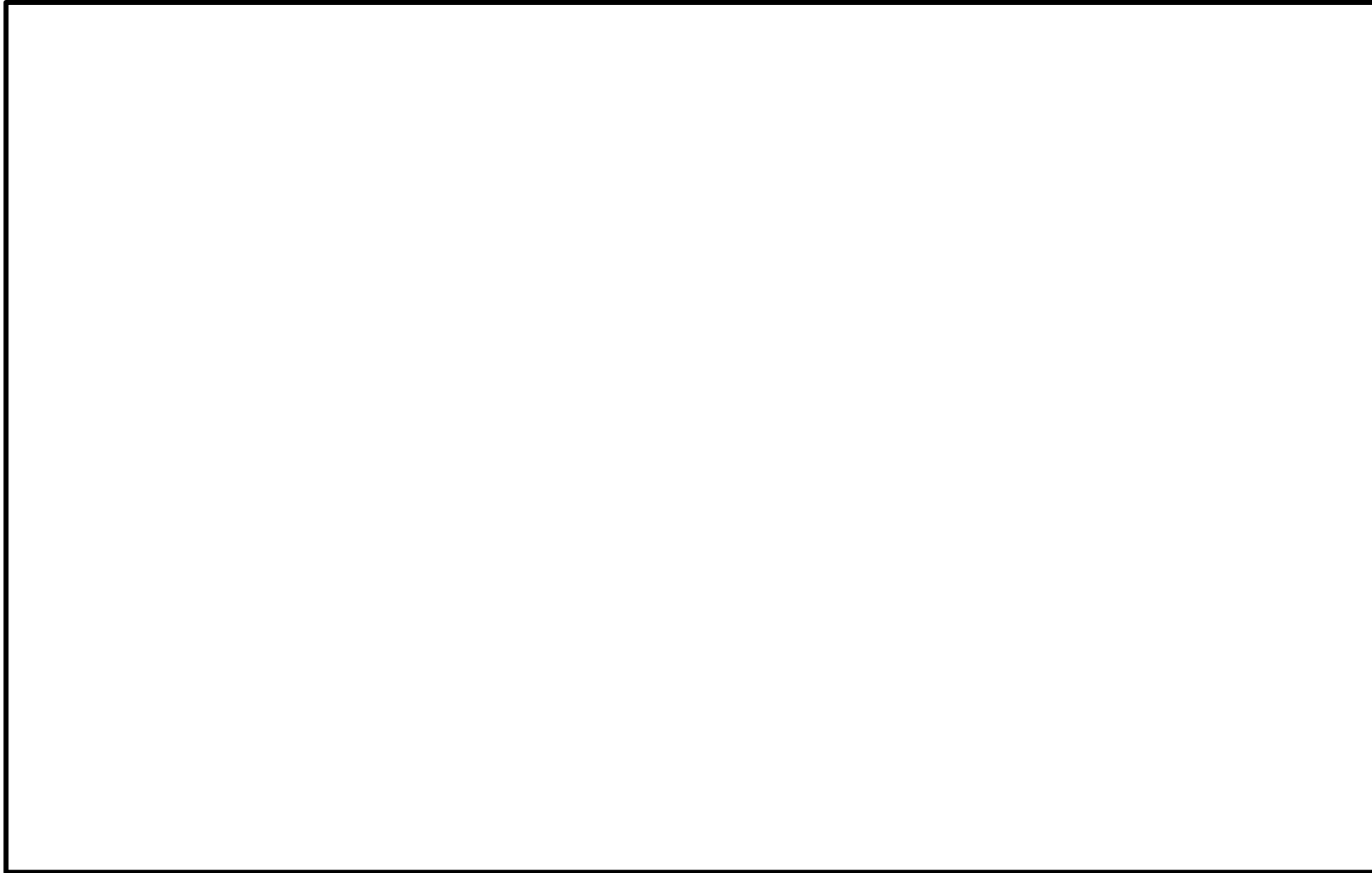


図 19 排気筒モニタ室

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 4 溢水伝播経路概念図



添
4-1

図 1 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。

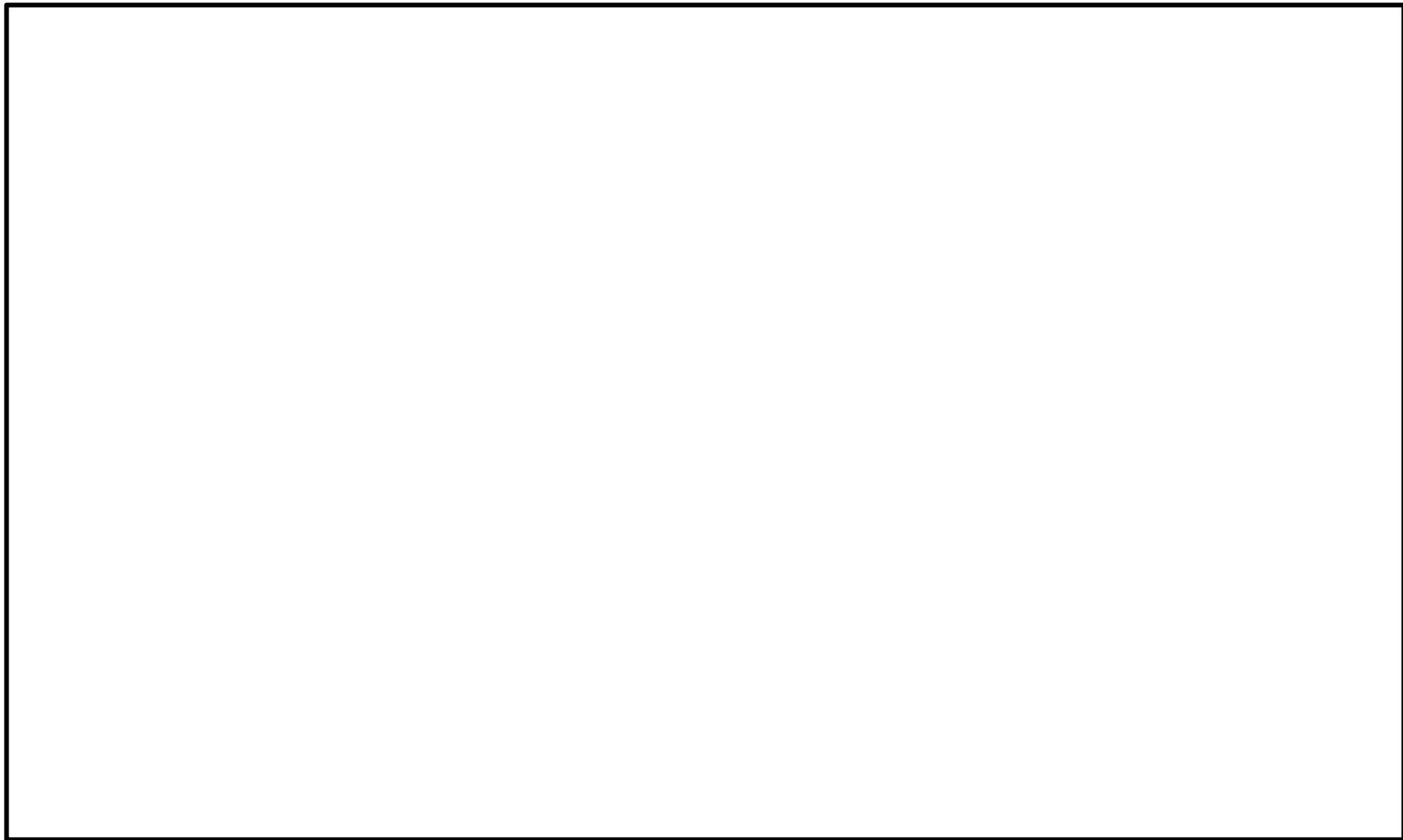


図 2 原子炉建物 管理区域 溢水伝播経路概念図（その 2）

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。

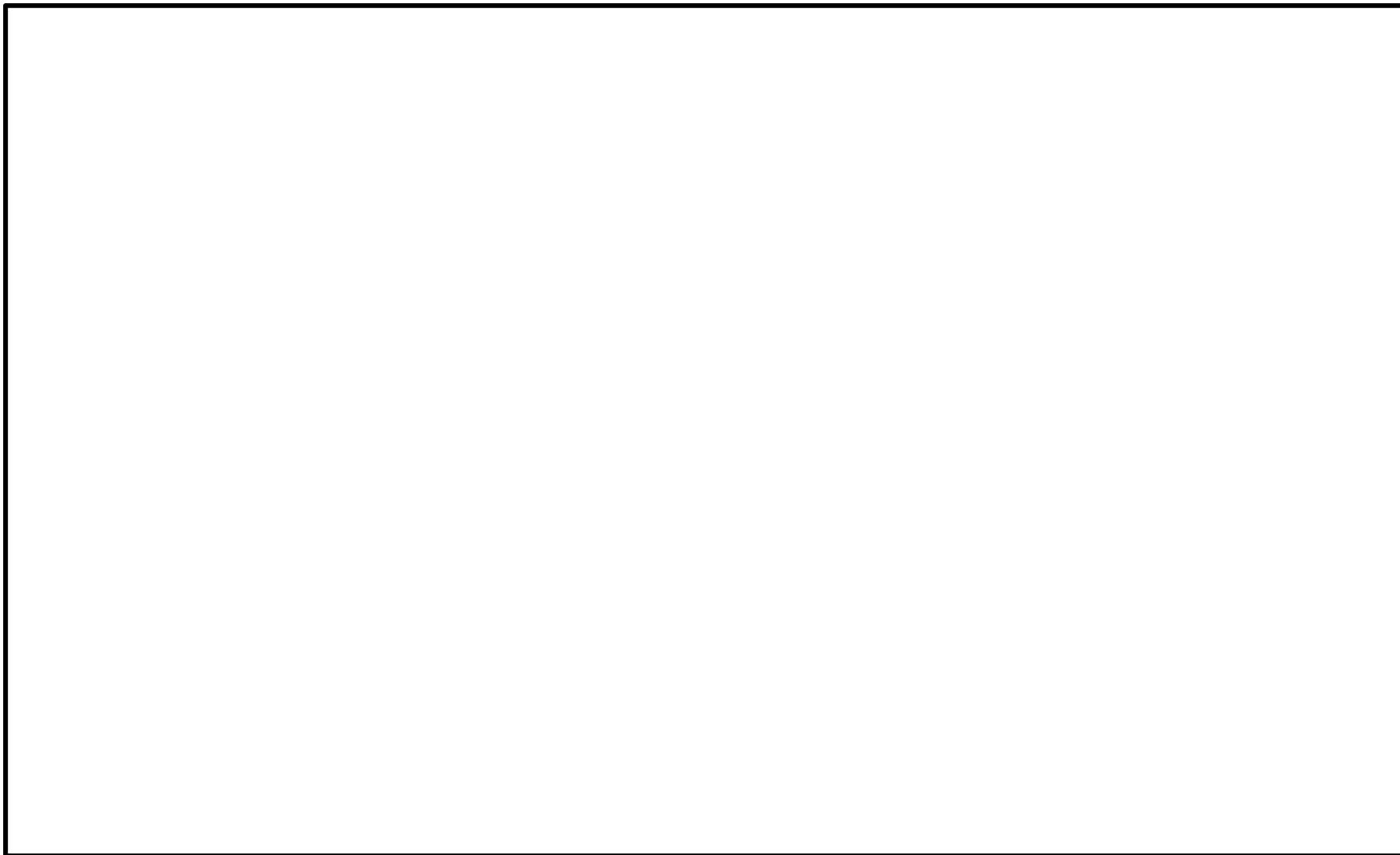


図 3 原子炉建物 非管理区域 溢水伝播経路概念図

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。

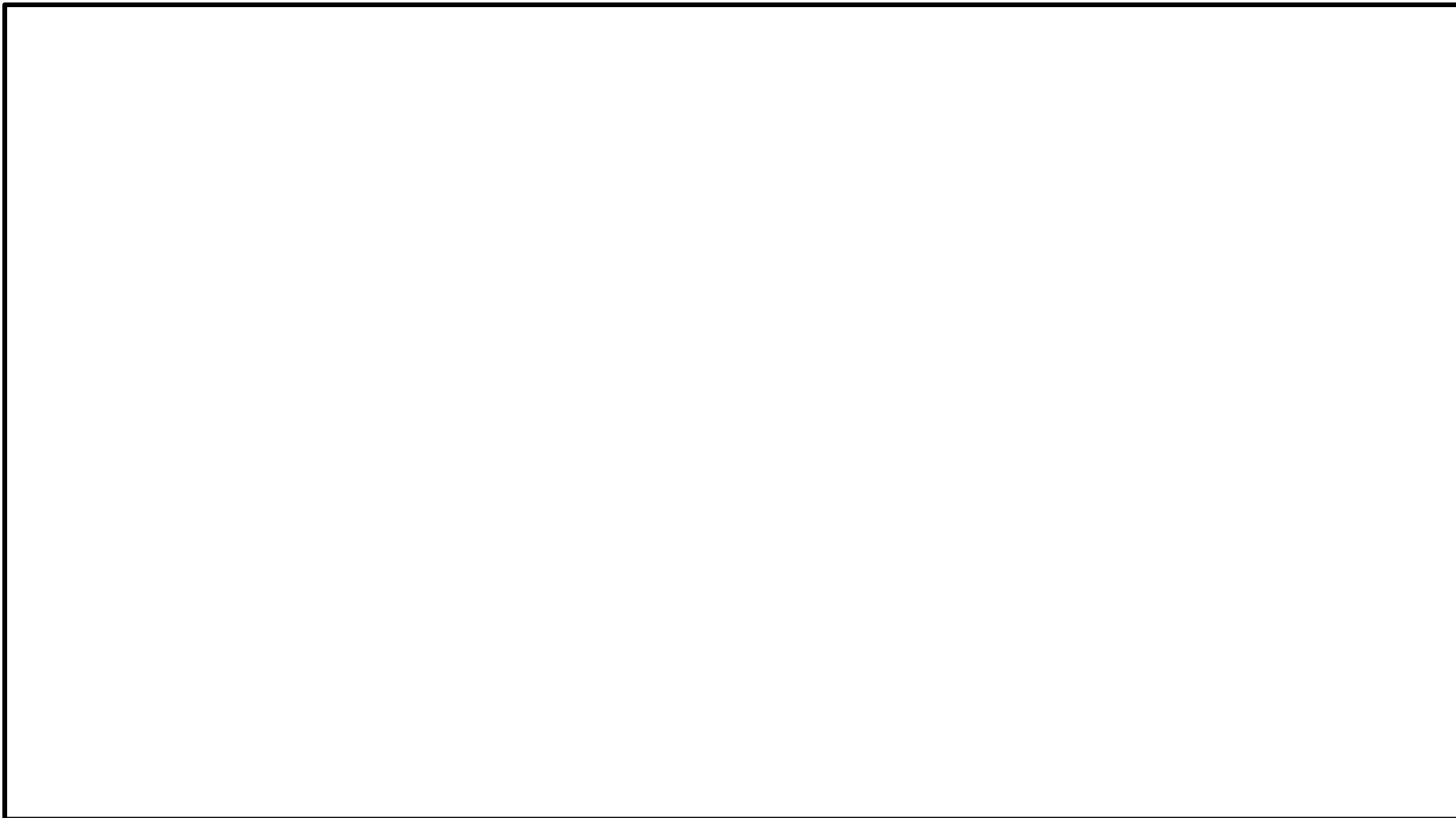


図 4 制御室建物 溢水伝播経路概念図

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。

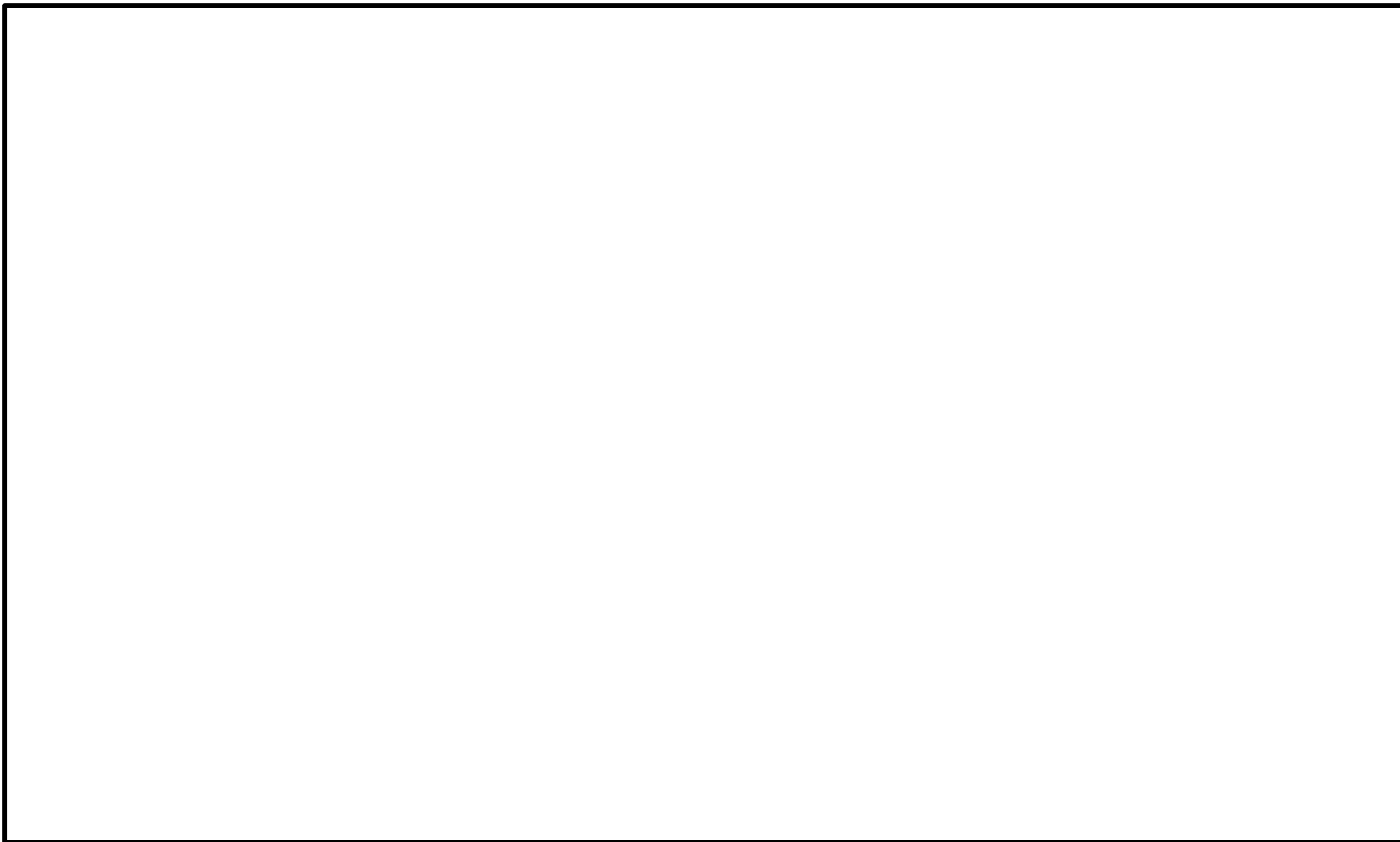


図 5 廃棄物処理建物 溢水伝播経路概念図

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。

添付資料5 溢水伝播経路図

添5-1

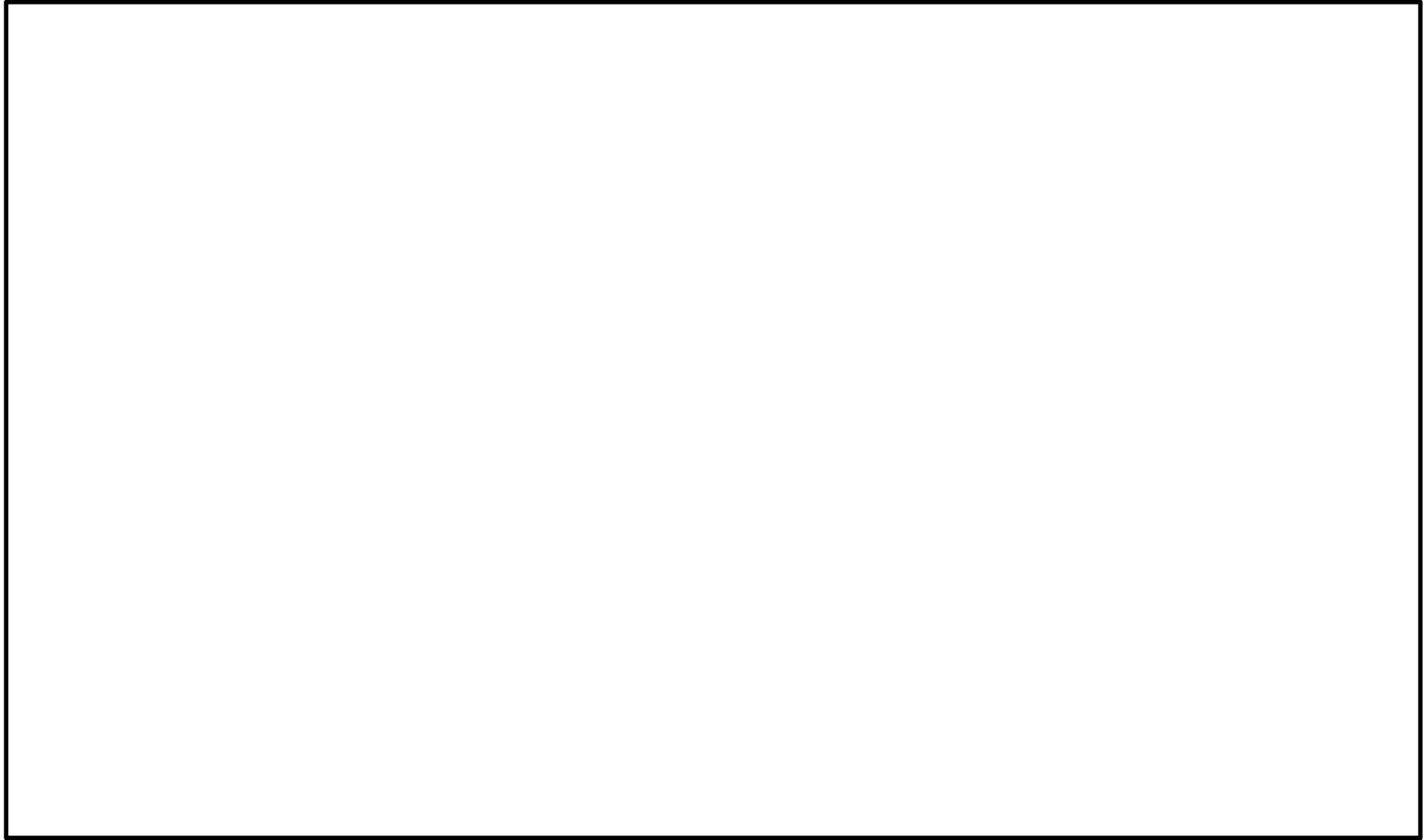


図1 原子炉建物地下2階

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。

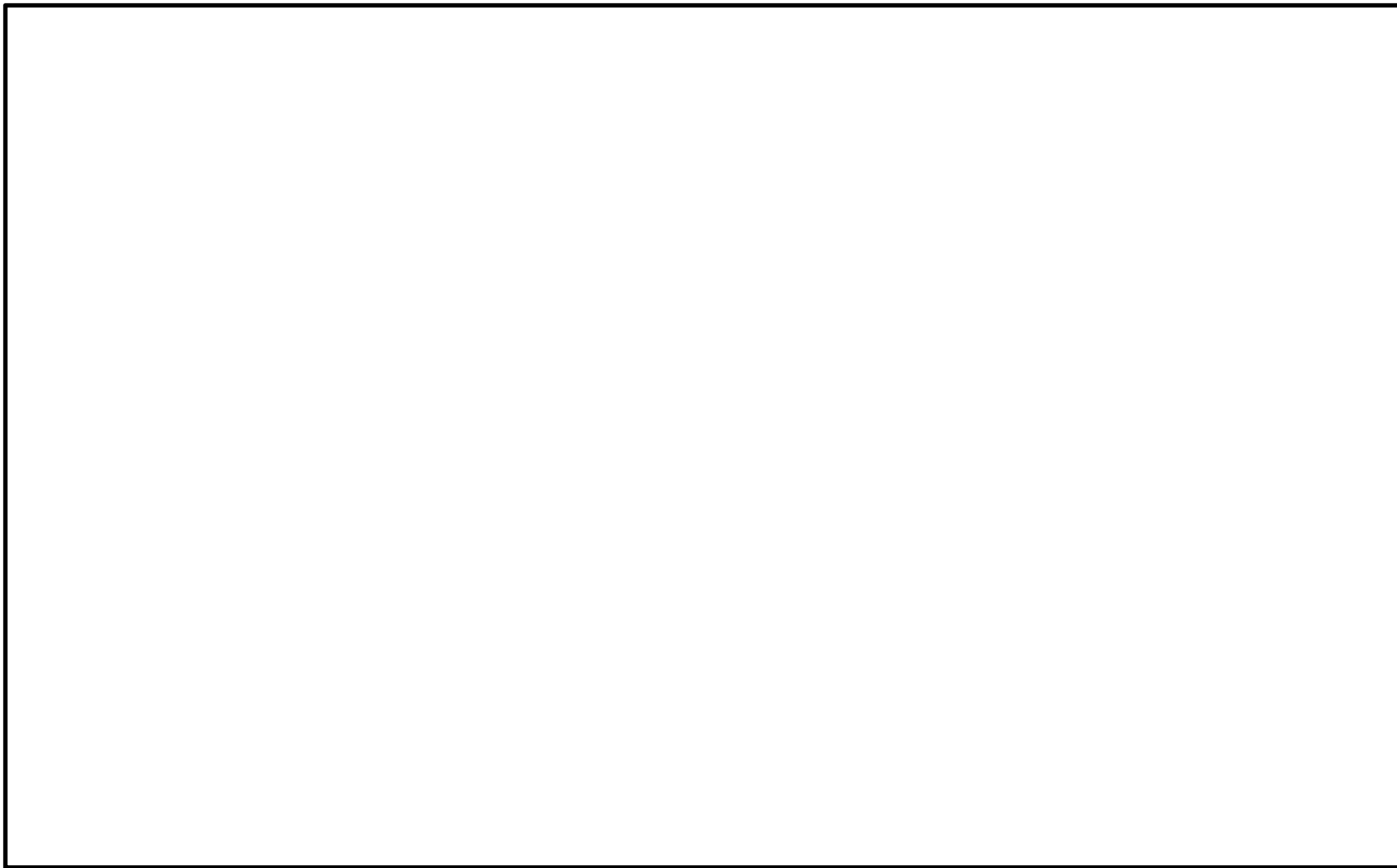


図 2 原子炉建物地下 1 階

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。

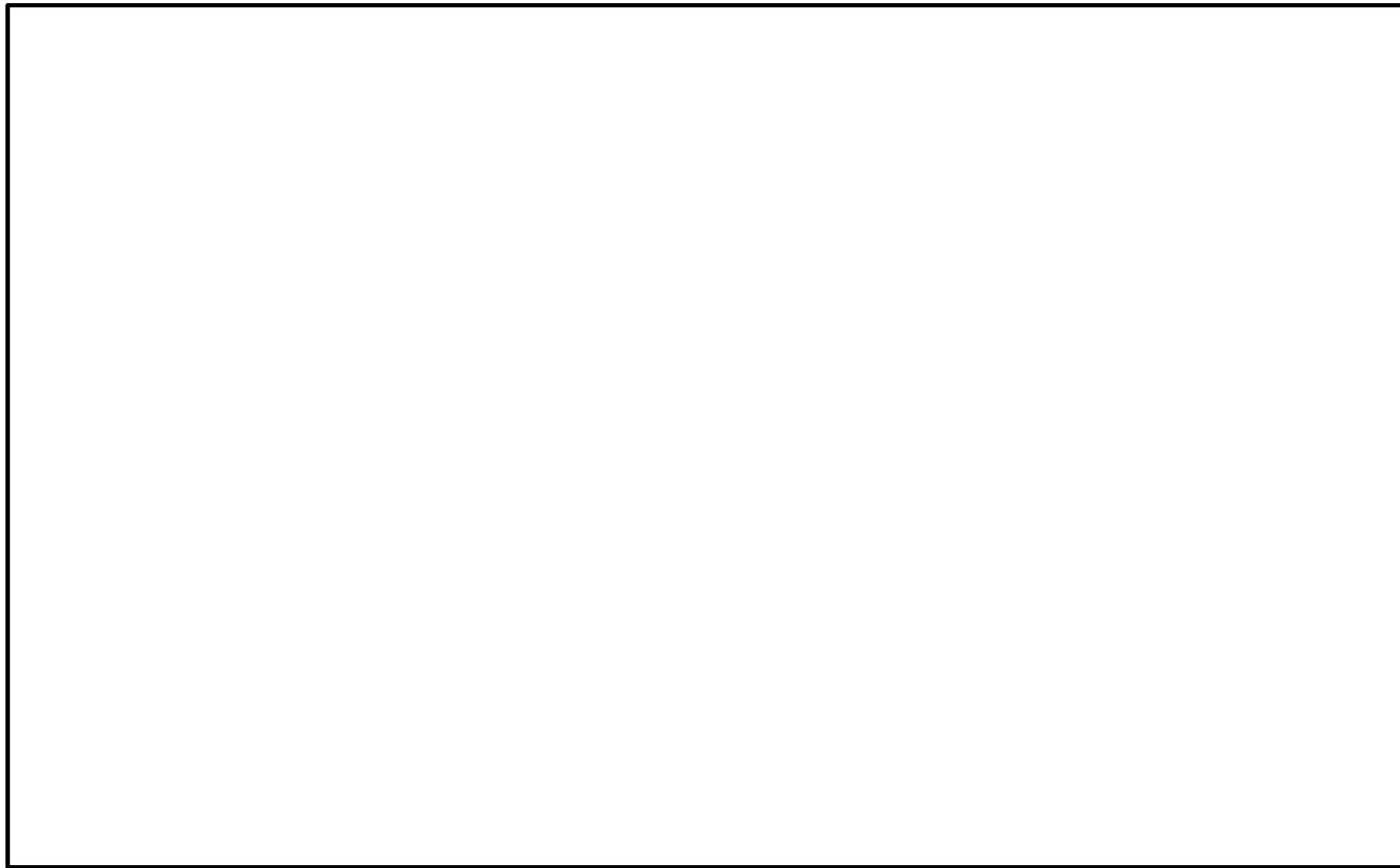


図 3 原子炉建物 1 階

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。

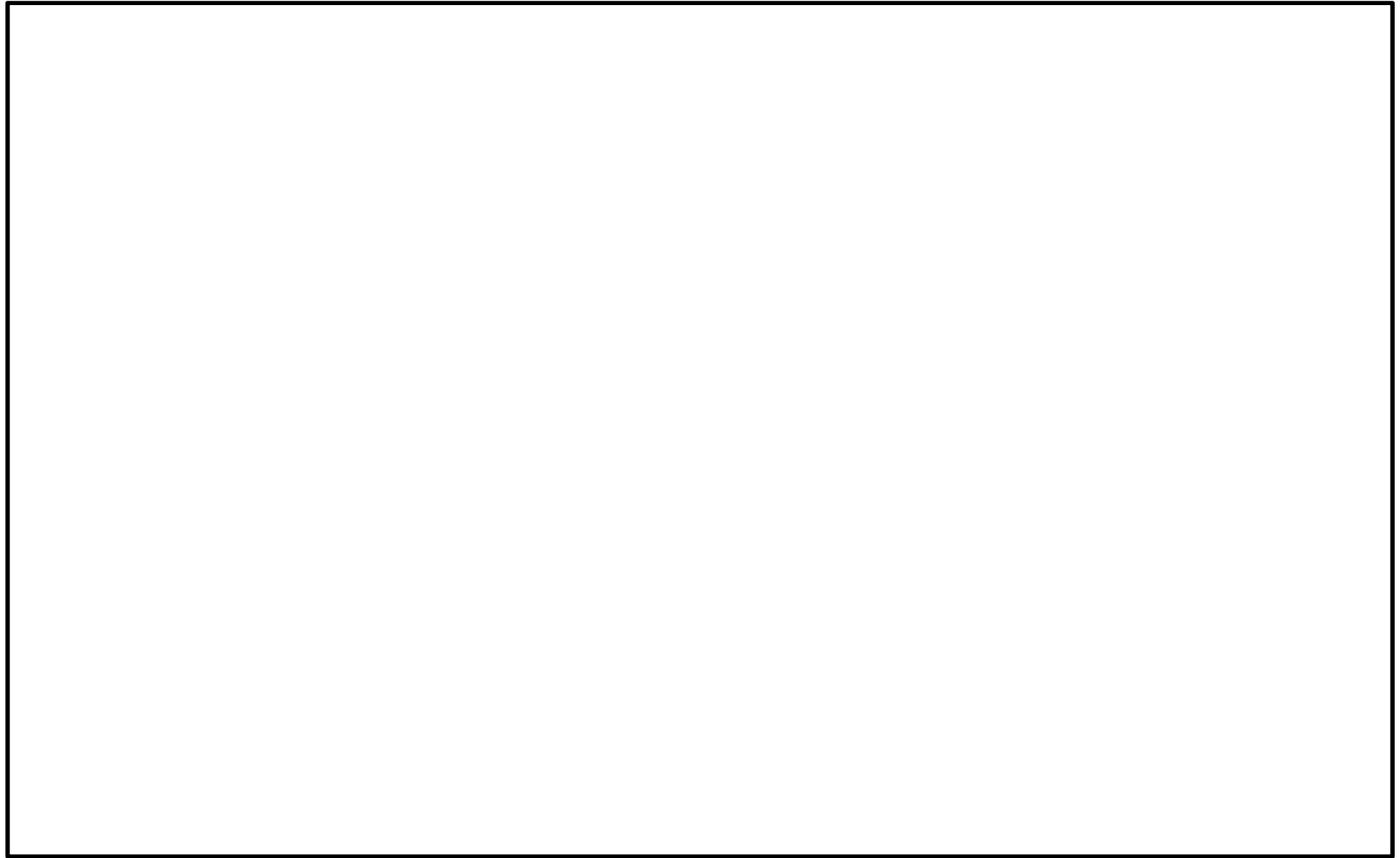


図 4 原子炉建物 2 階

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。

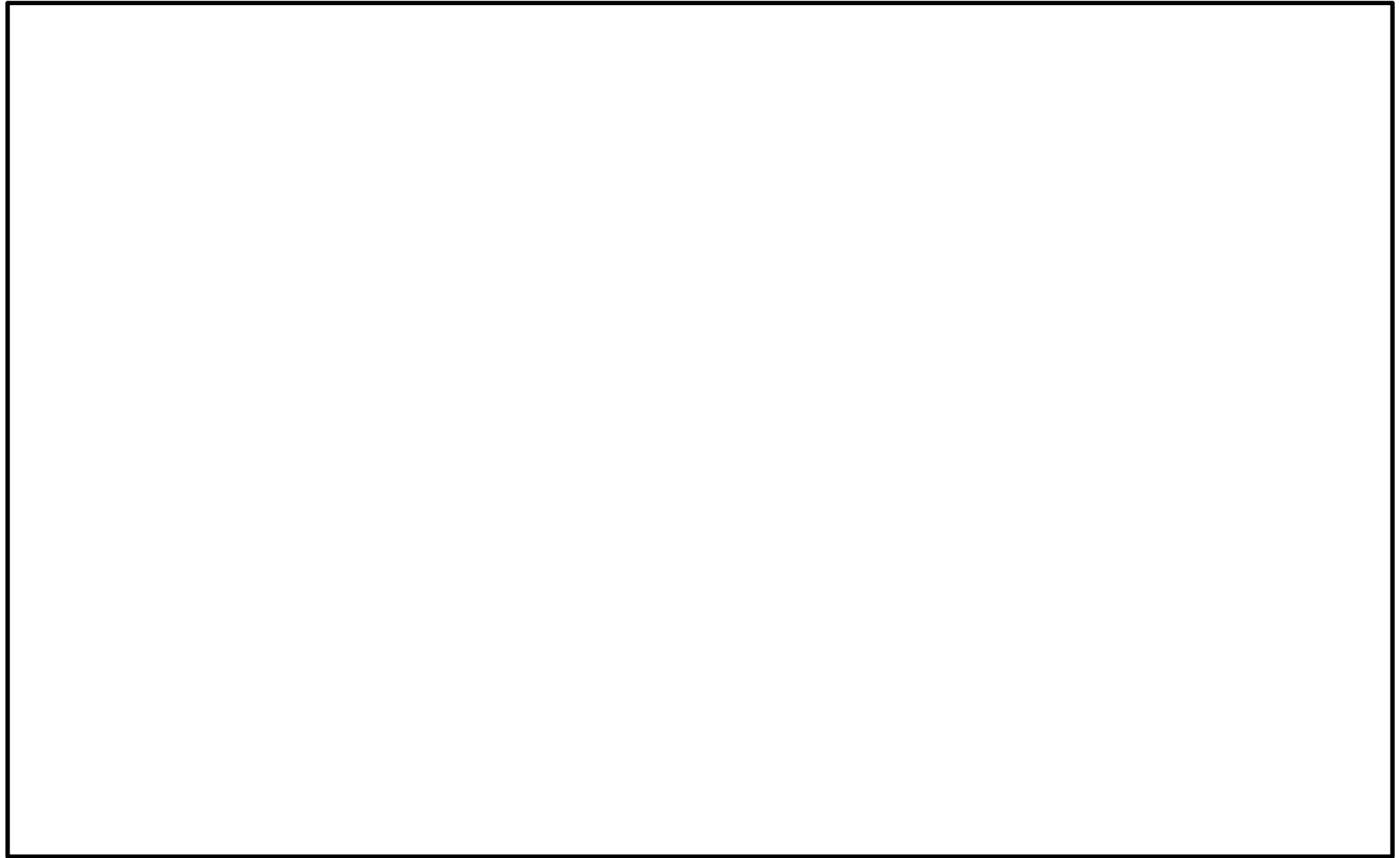


図 5 原子炉建物中 2 階

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 6 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。

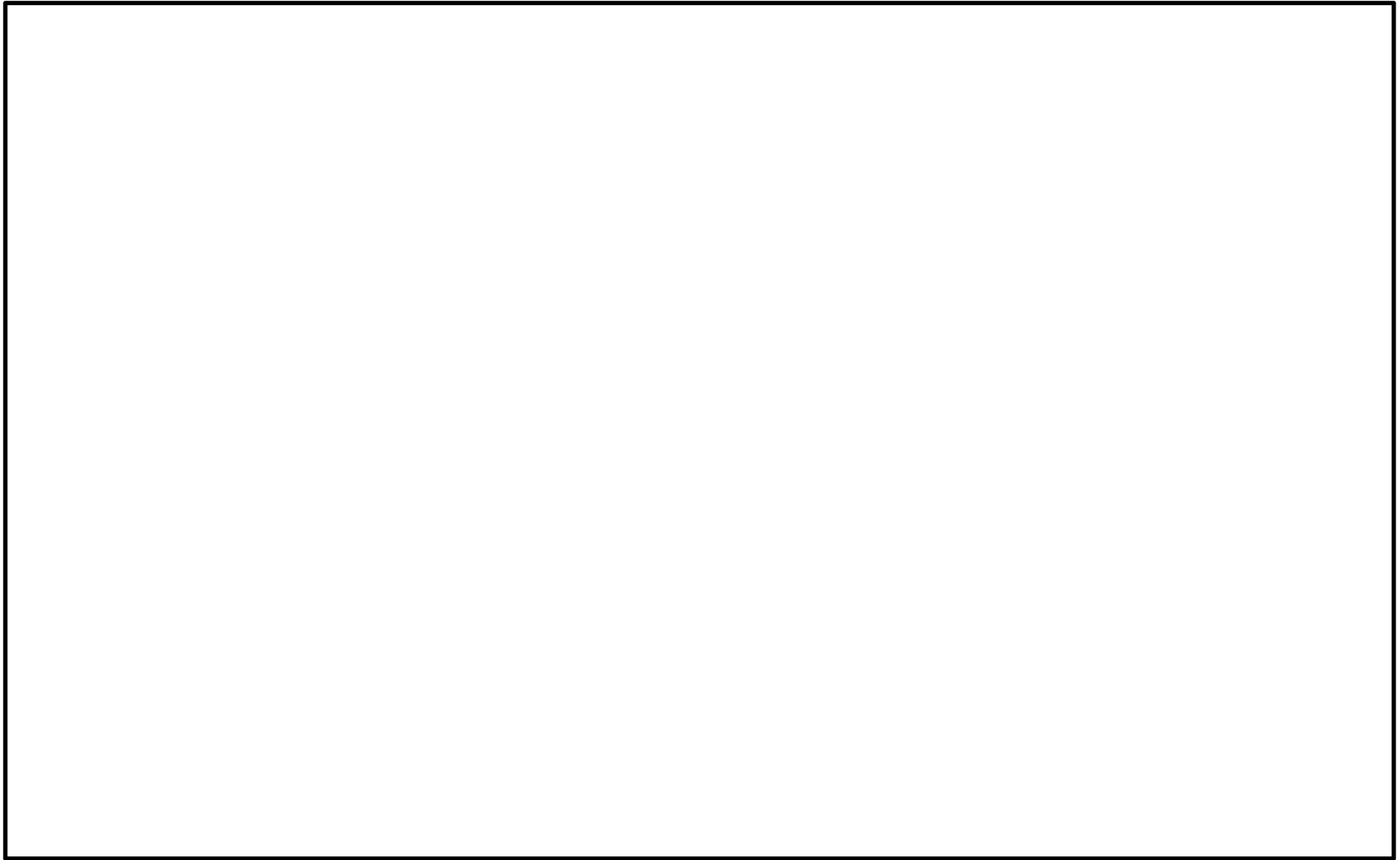


図 7 原子炉建物 4 階

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。

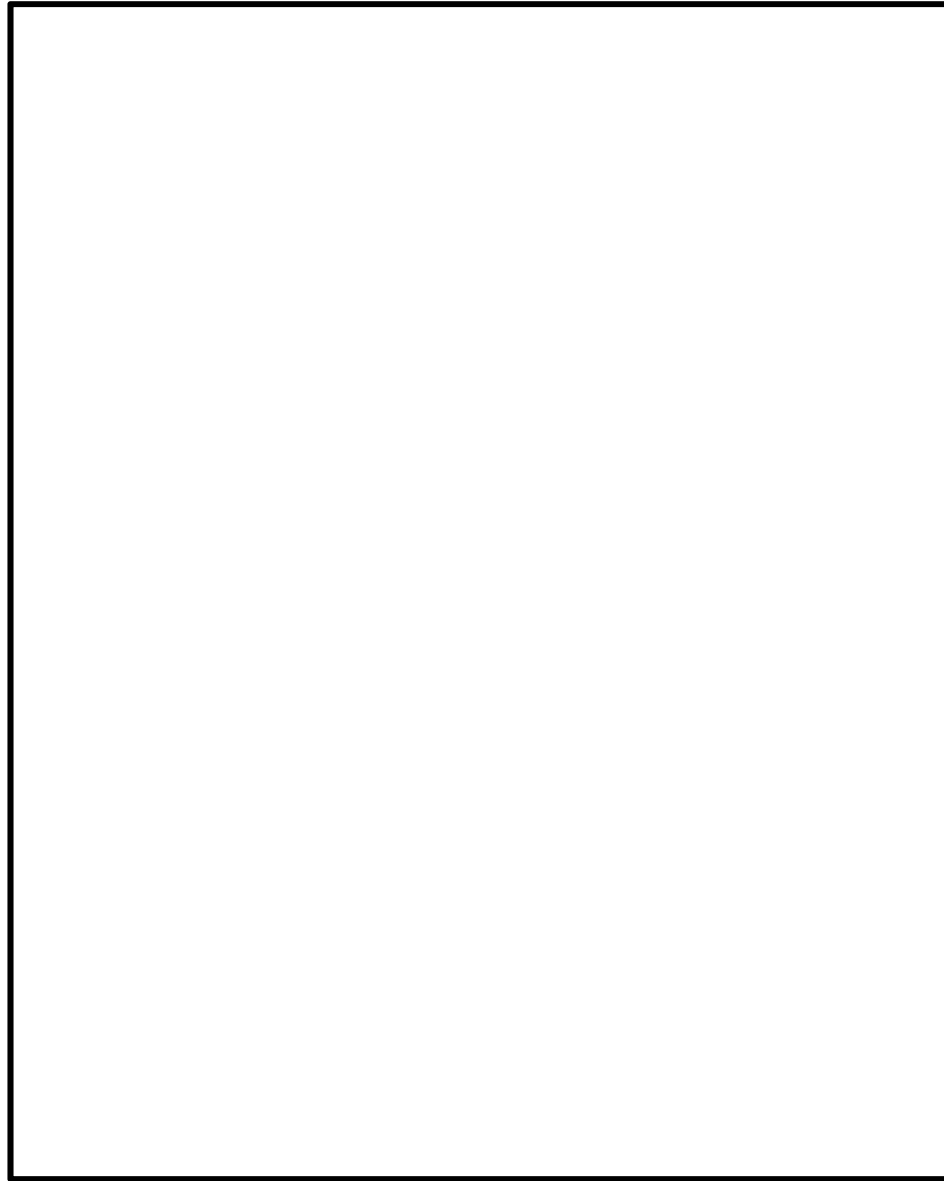


図 8 廃棄物処理建物地下 2 階

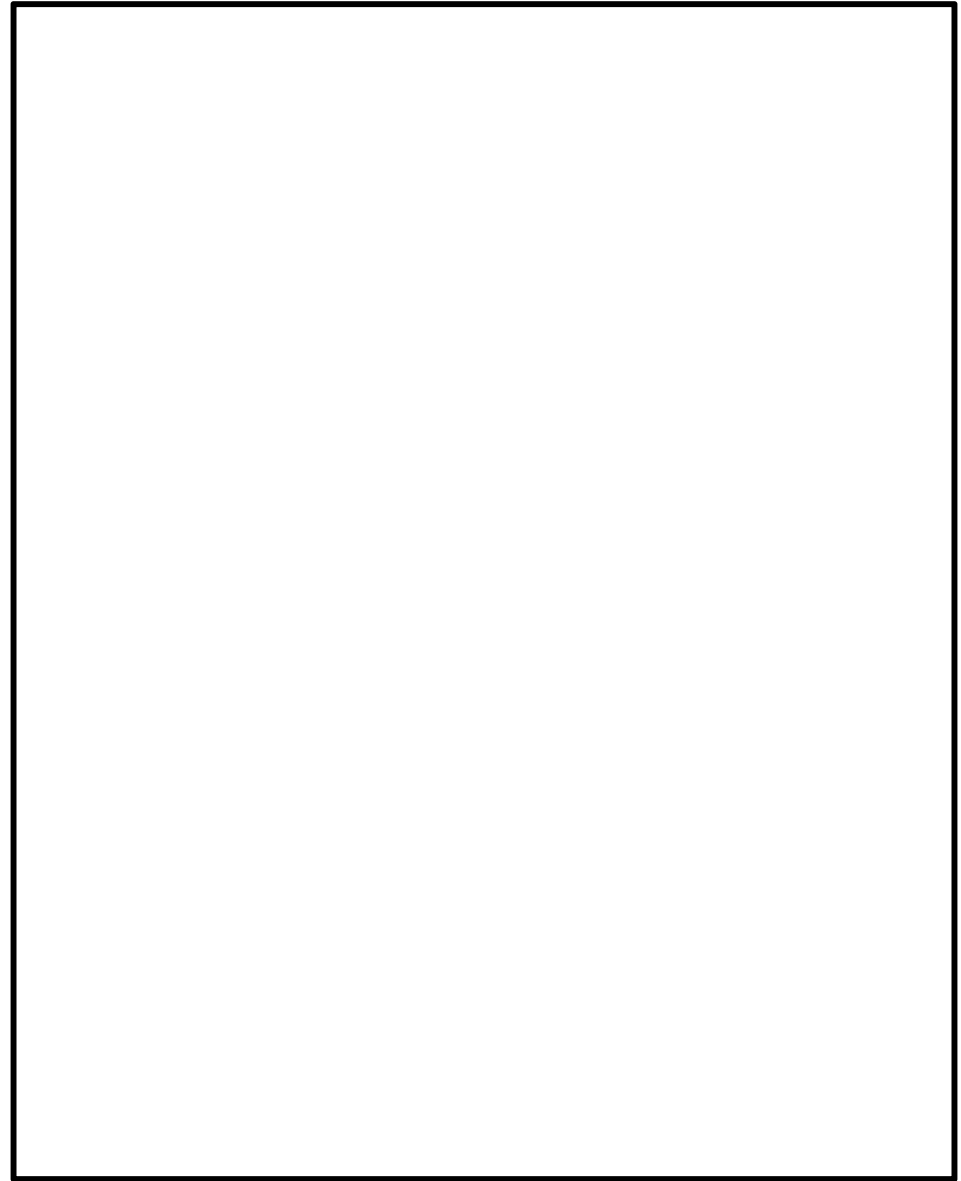


図 9 廃棄物処理建物地下 1 階

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。

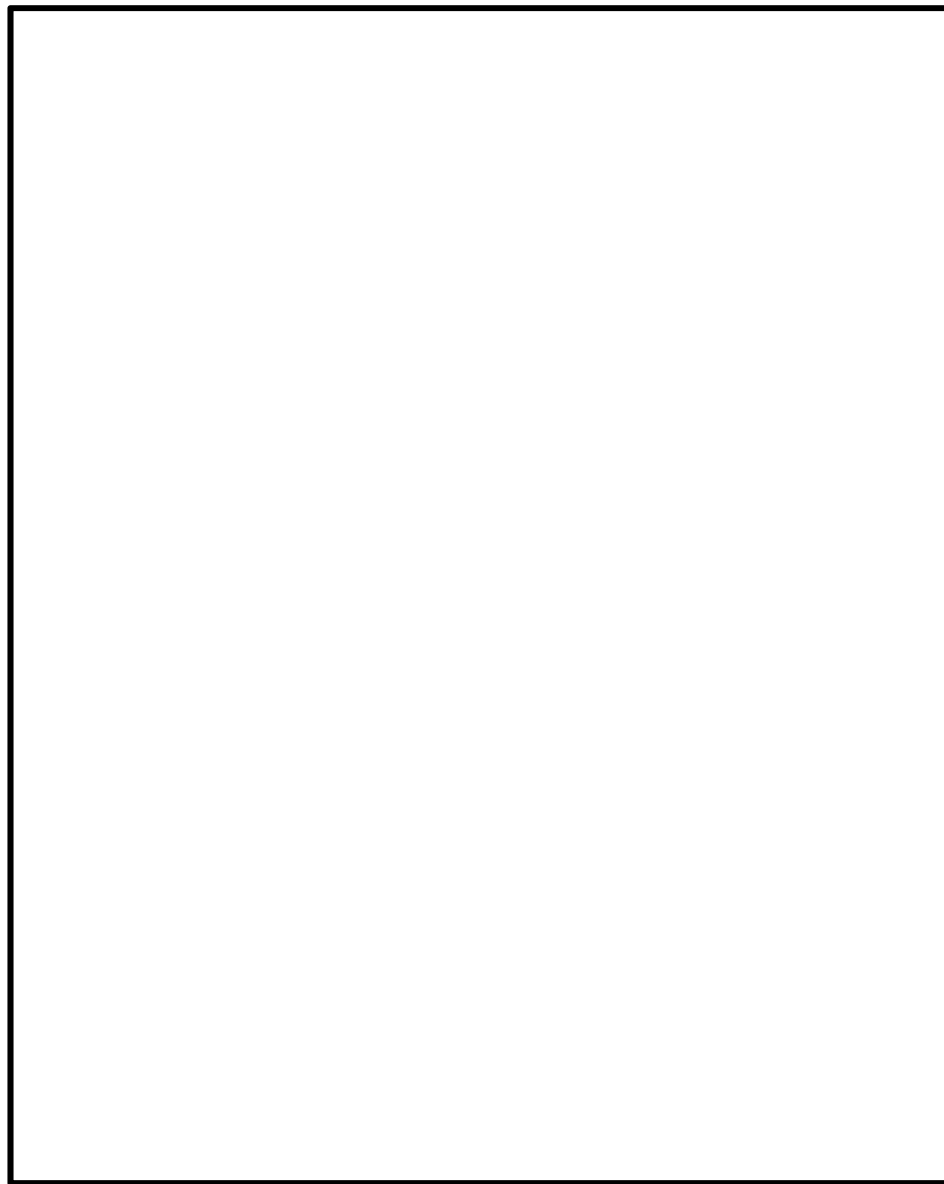


図 10 廃棄物処理建物地下中 1 階

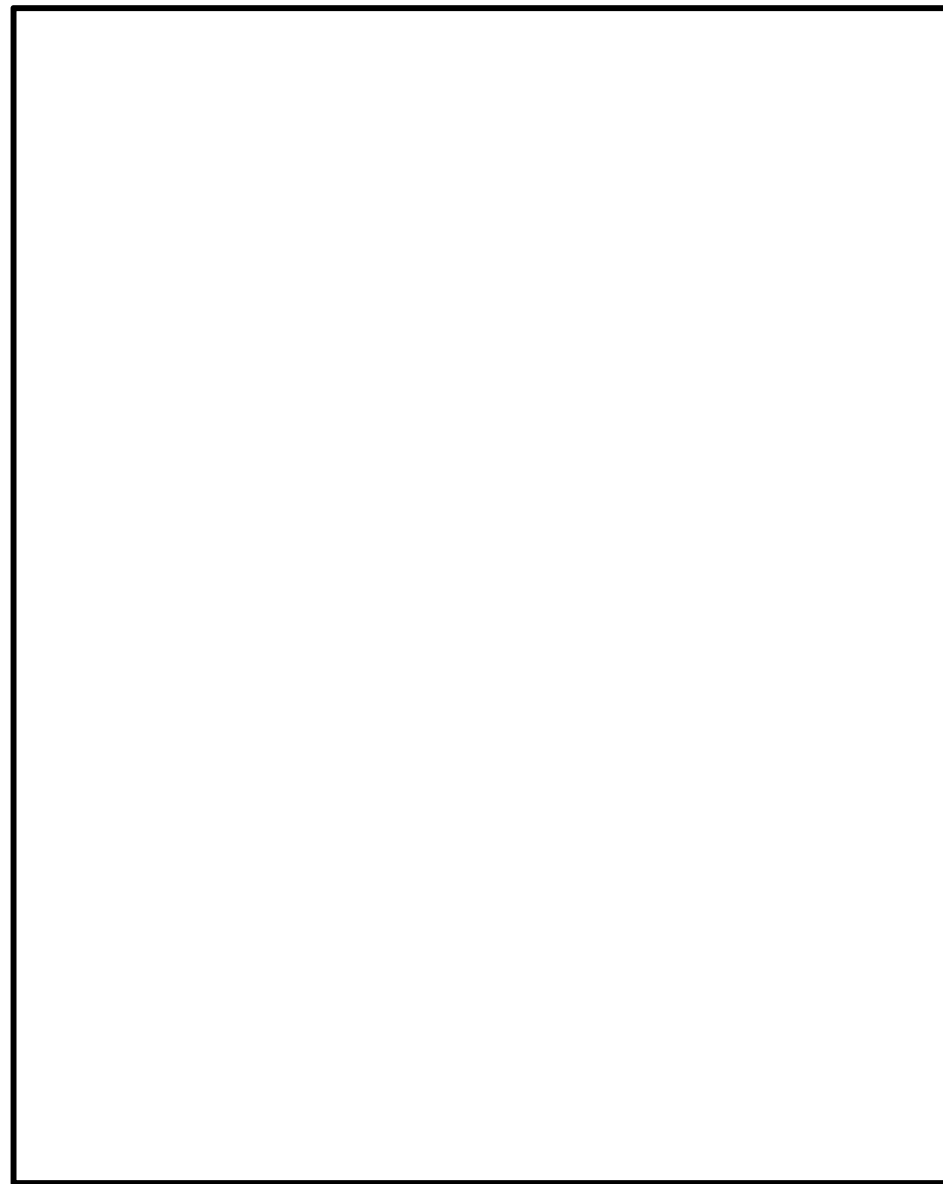


図 11 廃棄物処理建物 1 階

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。

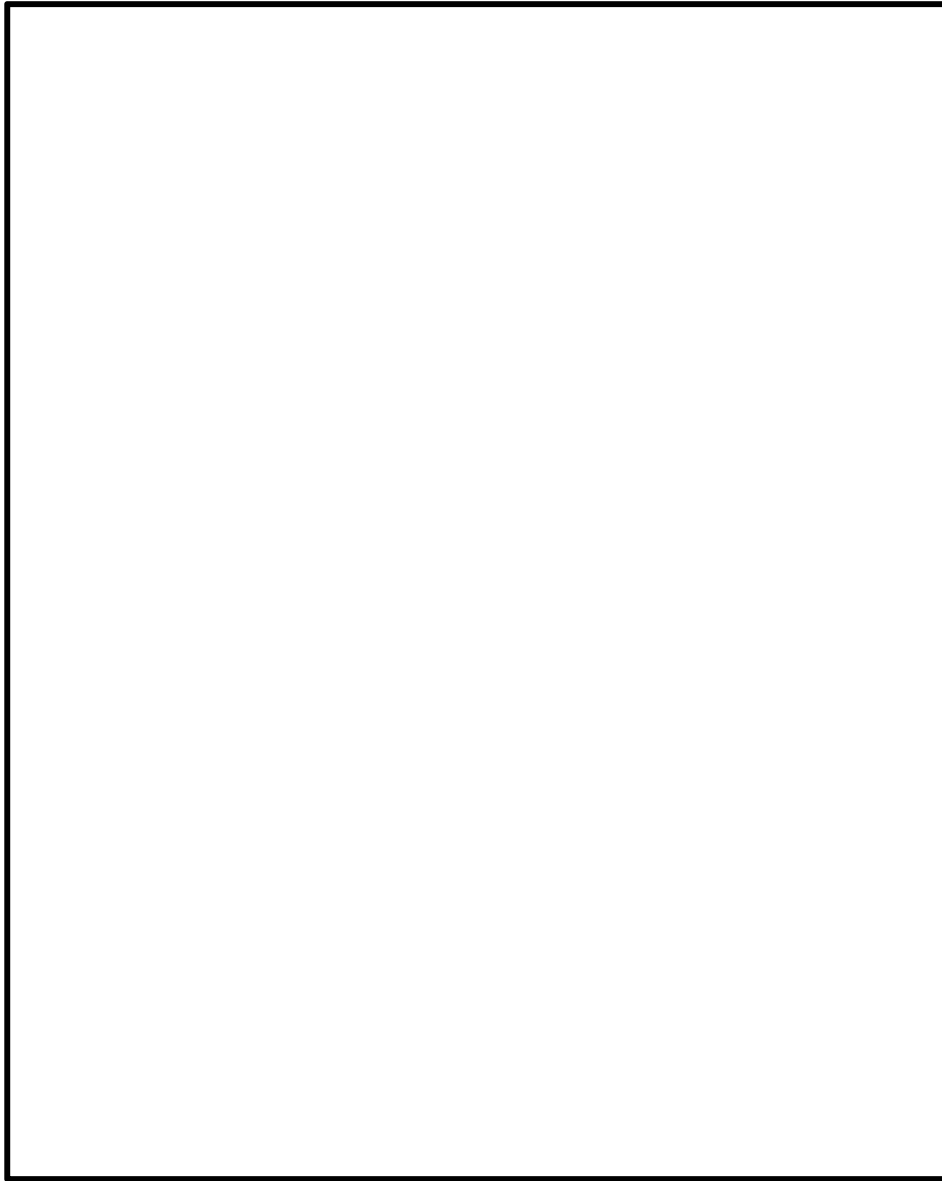


図 12 廃棄物処理建物 2 階

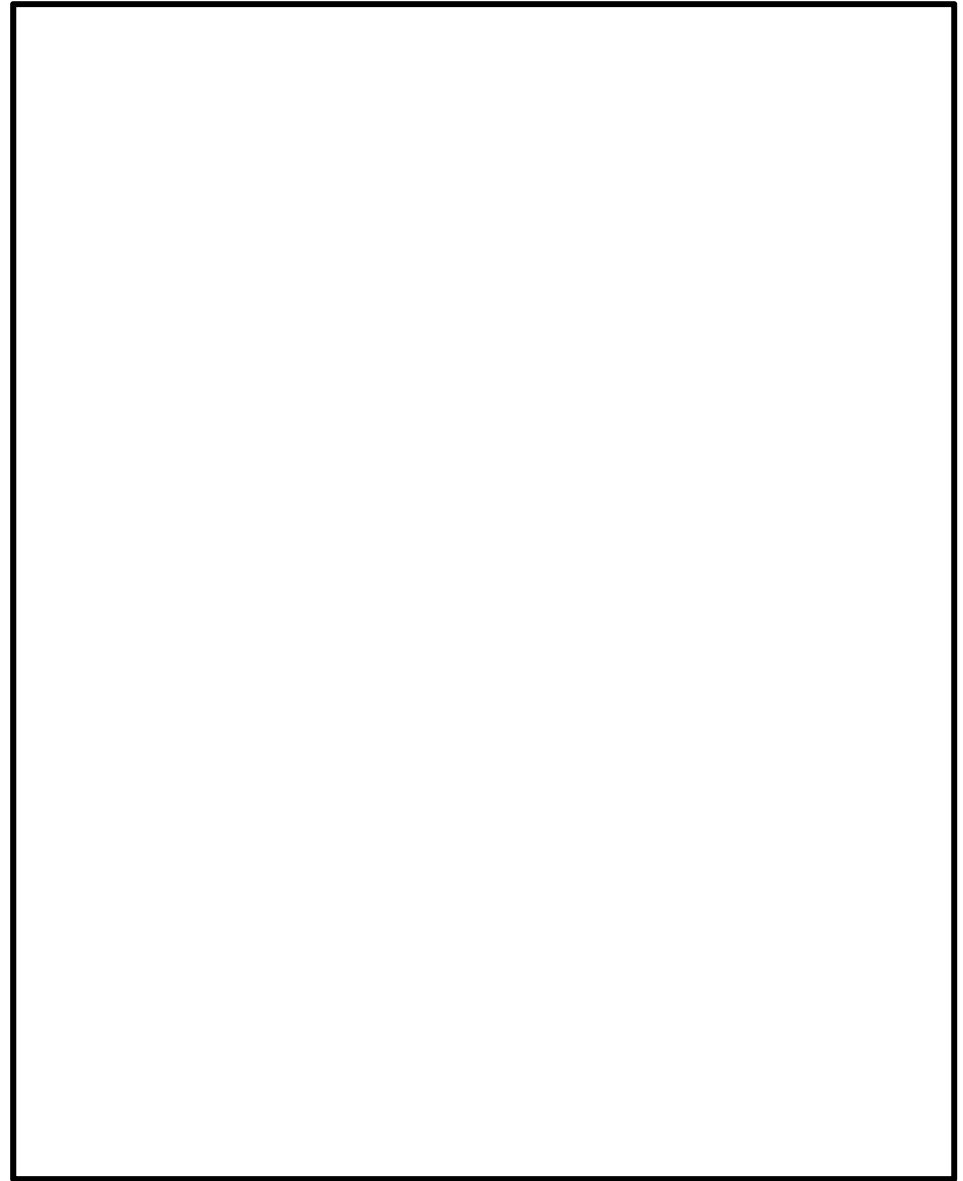


図 13 廃棄物処理建物 3 階

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。

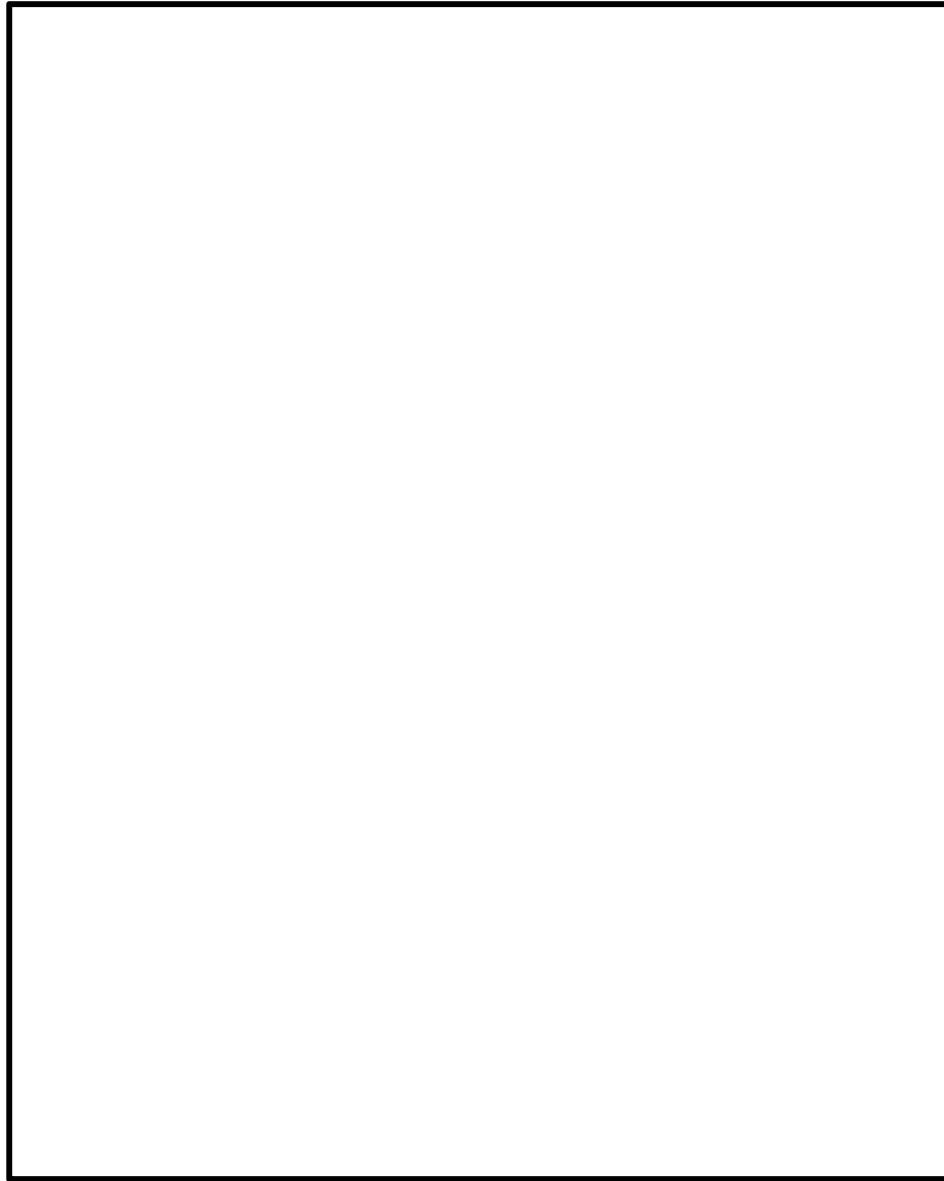


図 14 廃棄物処理建物 4 階

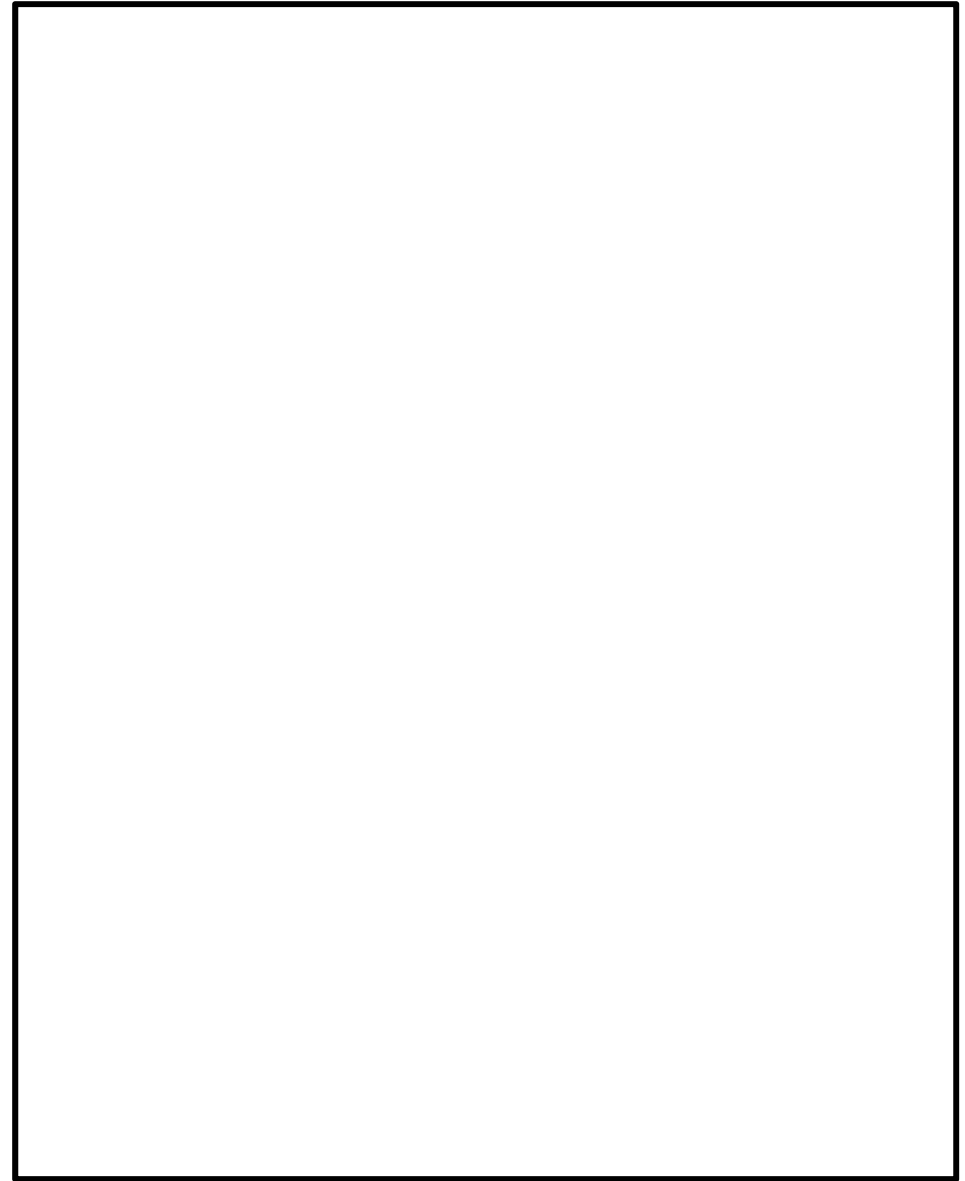


図 15 廃棄物処理建物 5 階

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。

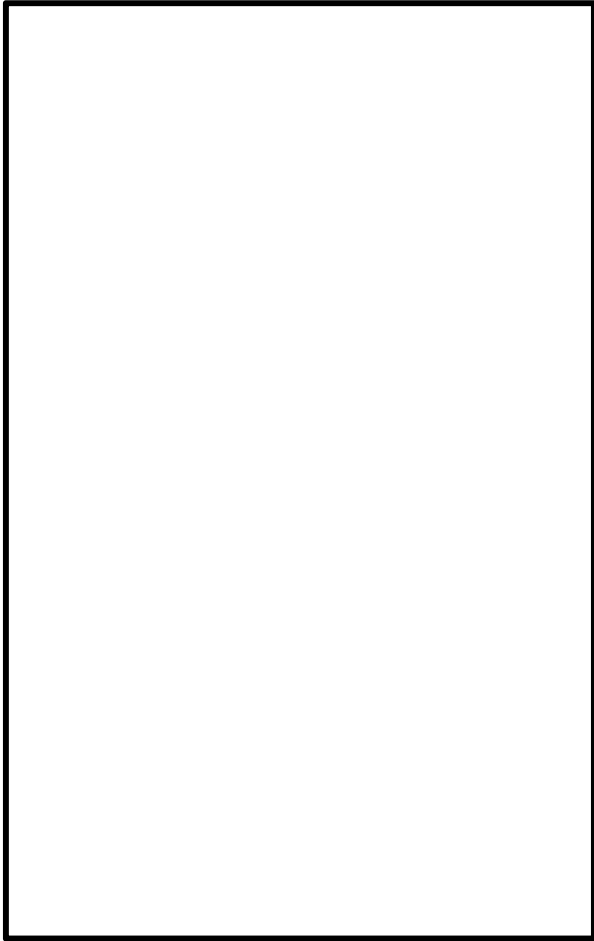


図 16 制御室建物 1 階



図 17 制御室建物中 2 階

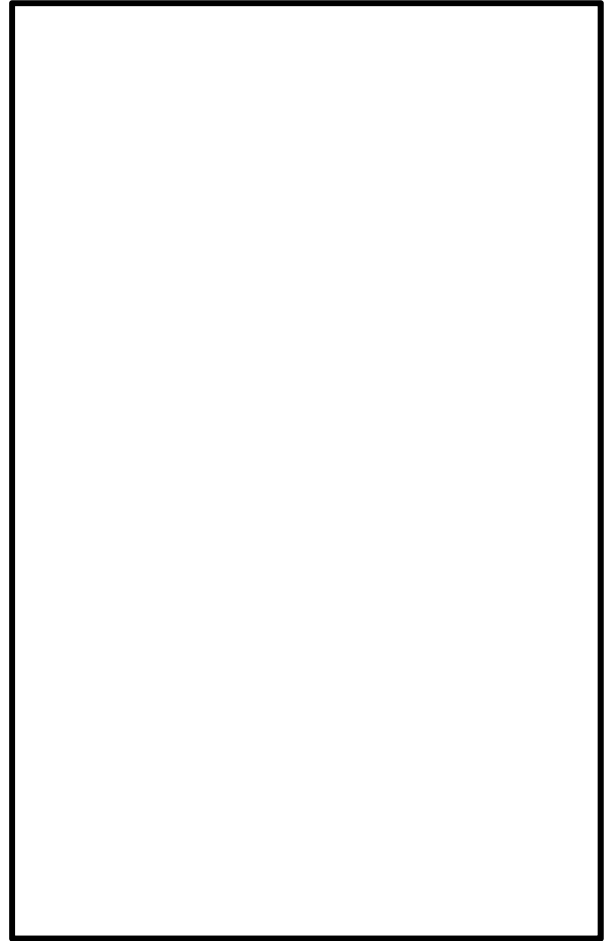


図 18 制御室建物 2 階

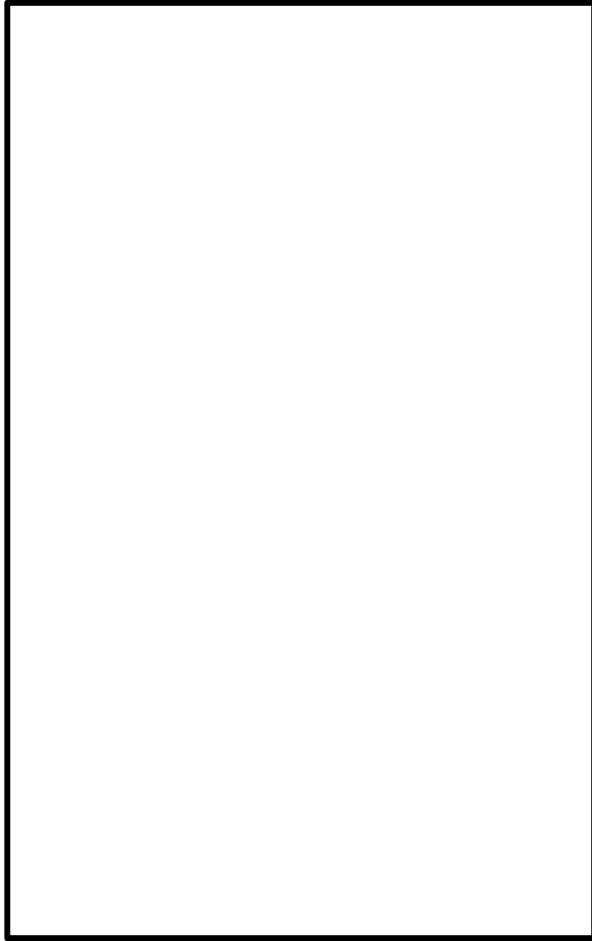


図 19 制御室建物 3 階

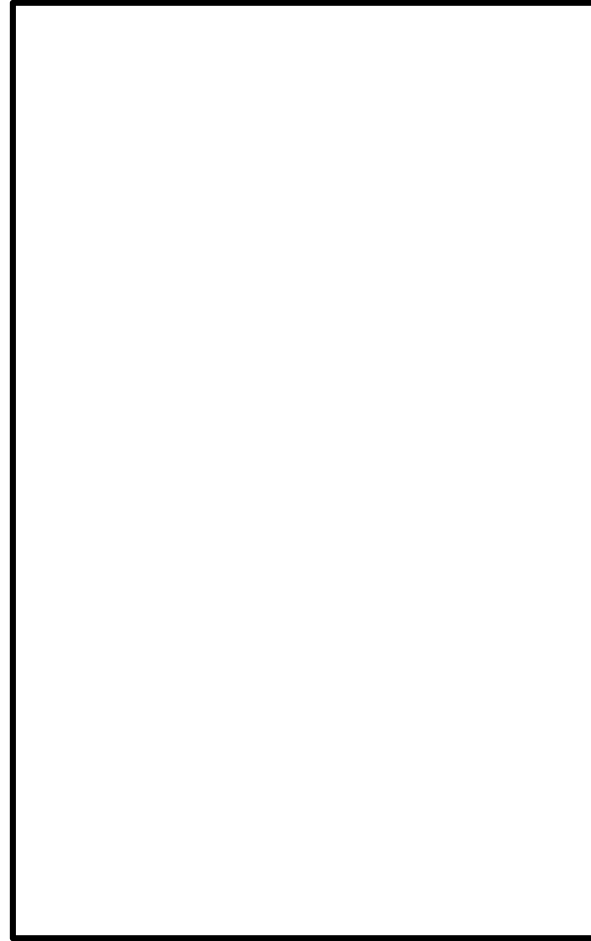


図 20 制御室建物 4 階

添付資料6 止水及び排水設備

1. 止水設備

溢水防護対象設備を防護するため、発生した溢水の流入を防止するための止水設備（逆止弁、水密扉及び堰等）を設置する。設置箇所一覧を表1に示す。

表1 止水設備設置箇所一覧（1／2）

設置場所	設置高さ(EL)	対象	箇所数※
原子炉 建物	42.8m	堰	6
	37.6m	堰	1
	34.8m	堰	4
	31.1m	堰	1
	30.5m	堰	6
	23.8m	堰	13
		防水壁	2
	19.3m	堰	1
	15.3m	水密扉	1
		堰	8
	8.8m	水密扉	5
		堰	6
	2.8m	水密扉	4
		堰	1
		逆止弁	2
1.3m	水密扉	7	
	逆止弁	2	

表1 止水設備設置箇所一覧（2/2）

設置場所	設置高さ(EL)	対象	箇所数※
タービン 建物	32.0m	防水壁	1
	20.6m	堰	6
		防水壁	3
	12.5m	水密扉	4
		堰	4
		防水壁	1
	5.5m	水密扉	1
		堰	1
		防水壁	1
	2.0m	水密扉	1
		防水壁	1
		逆止弁	1
		フラップゲート	4
廃棄物処理 建物	32.0m	堰	1
		防水壁	1
	22.1m	水密扉	1
		堰	3
		防水壁	1
	15.3m	水密扉	2
		堰	8
		防水壁	1
	8.8m	水密扉	2
堰		1	
制御室建物	16.9m	堰	4
	8.8m	水密扉	1
		堰	1

※ 今後の検討により箇所数に変動する可能性がある。

2. 止水設備の構造

止水設備の構造について、代表例を以下に示す。

(1) 水密扉

名称	溢水防護扉
種類	水密扉

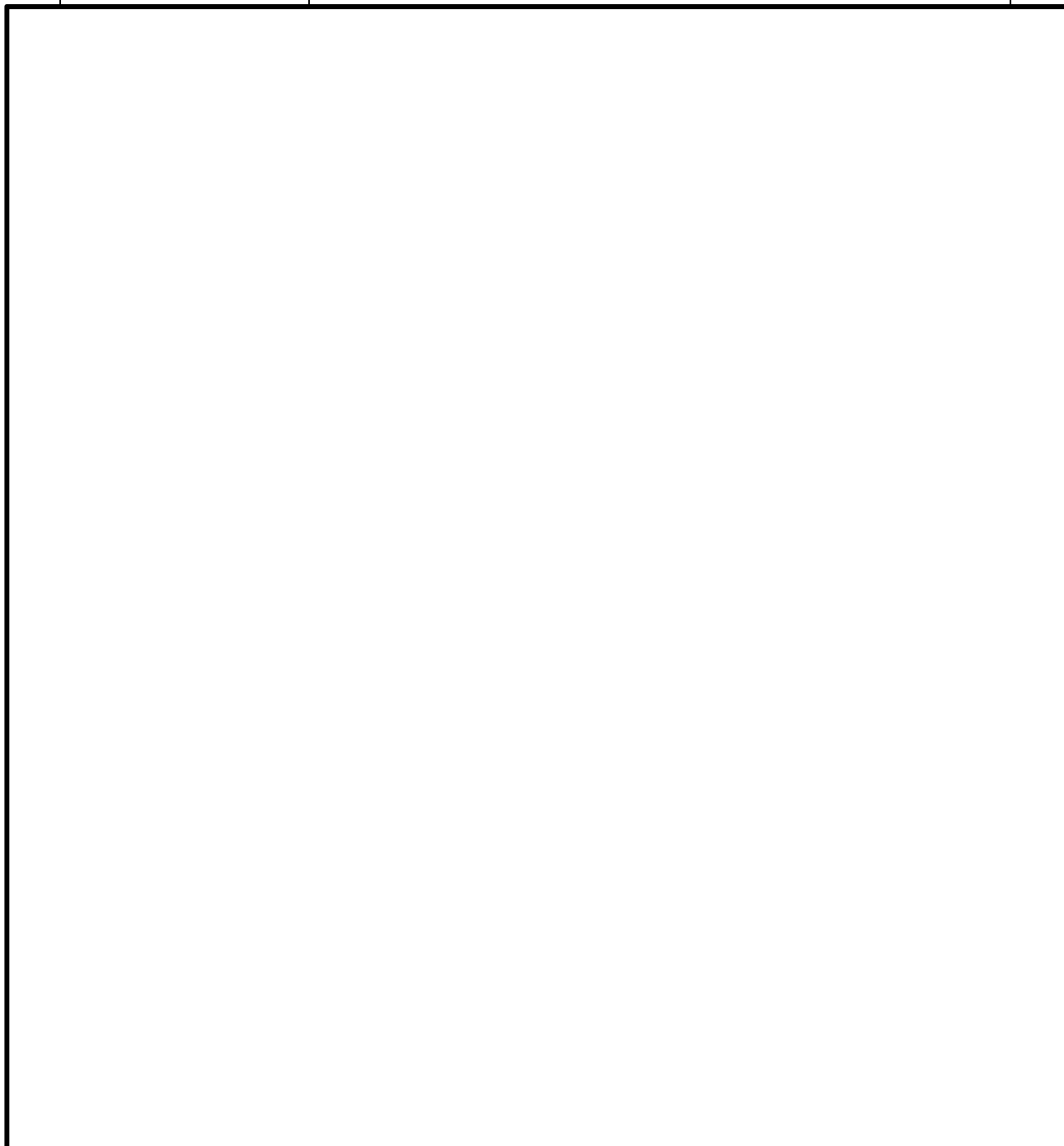


図1 水密扉

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

名称	溢水防護堰
種類	堰

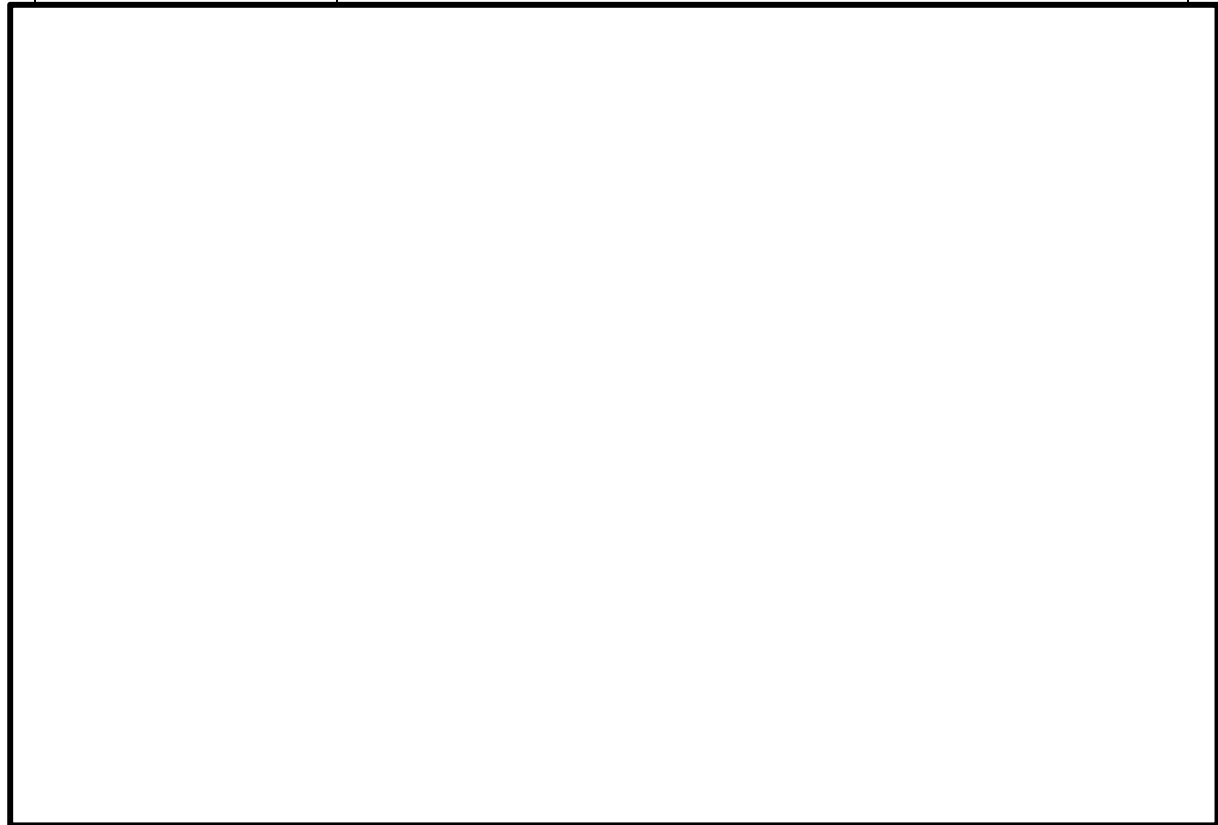


図 2 堰

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

名称	溢水防護防水壁
種類	防水壁

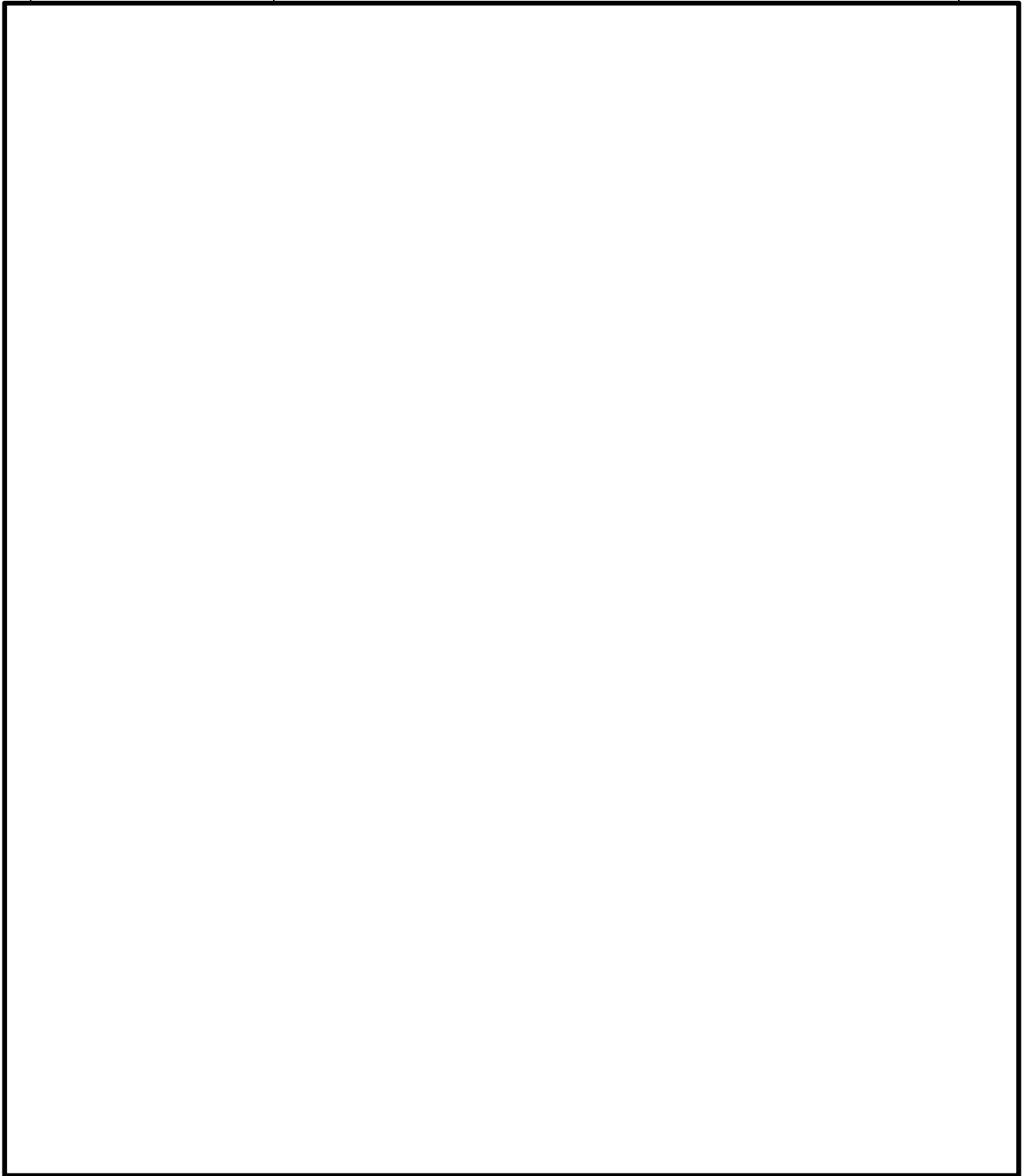


図3 防水壁

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

名称	溢水防護逆止弁
種類	逆止弁（フロート式※ 配管フランジタイプ）

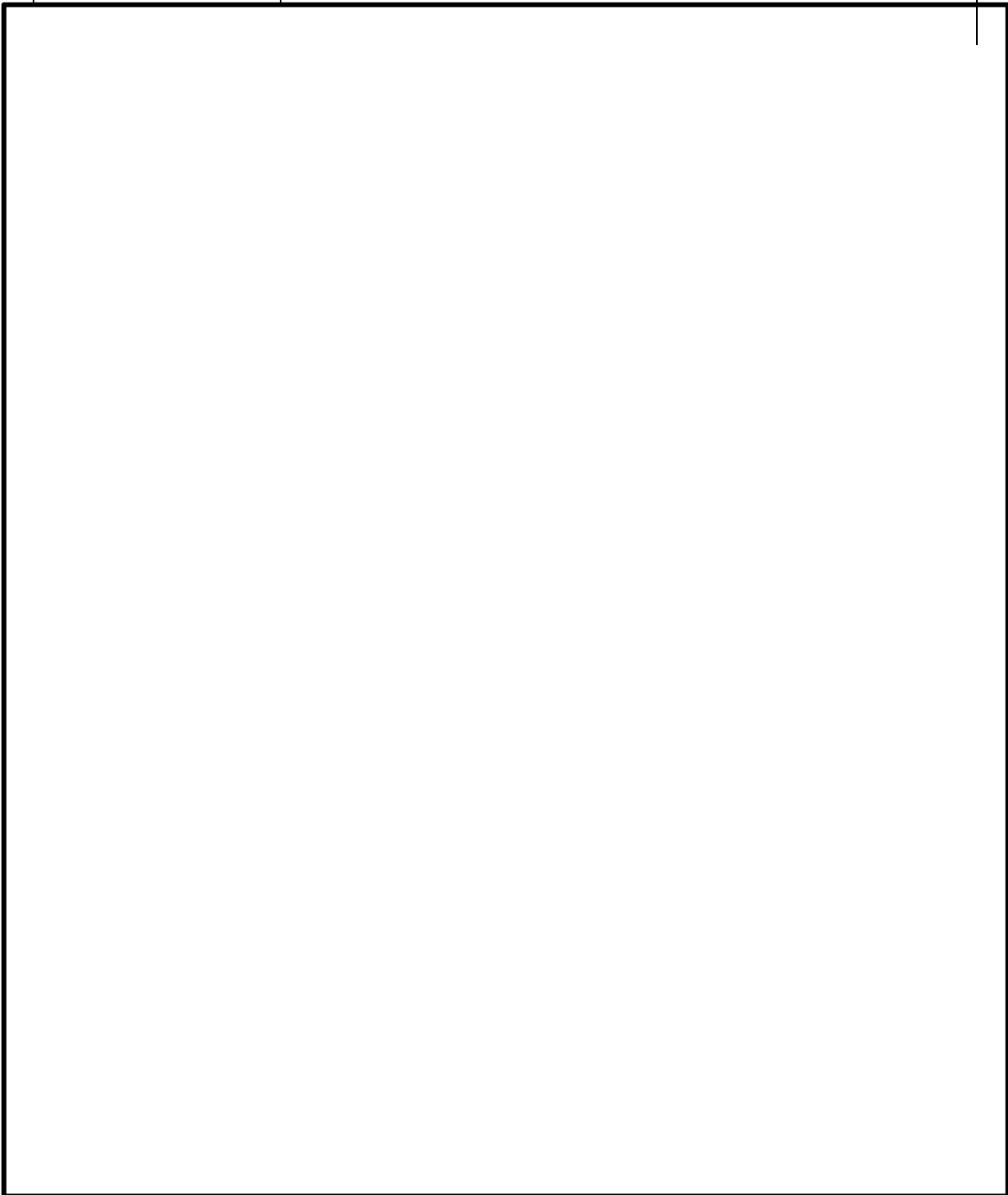


図4 逆止弁

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

名称	溢水防護逆止弁
種類	逆止弁（フロート式※ 目皿タイプ）

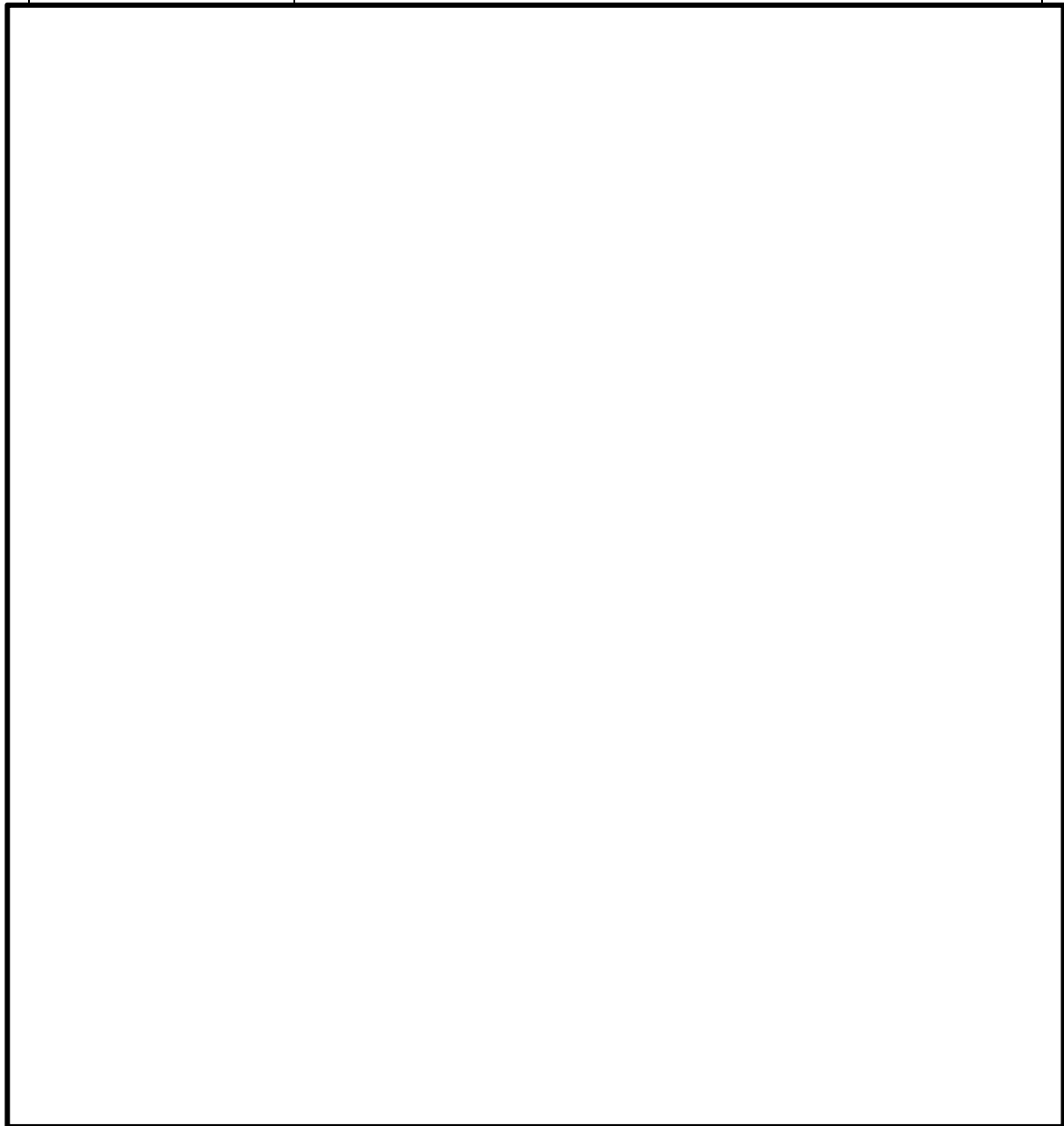


図5 逆止弁

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。

(6) フラップゲート

名称	溢水防護フラップゲート
種類	フラップゲート

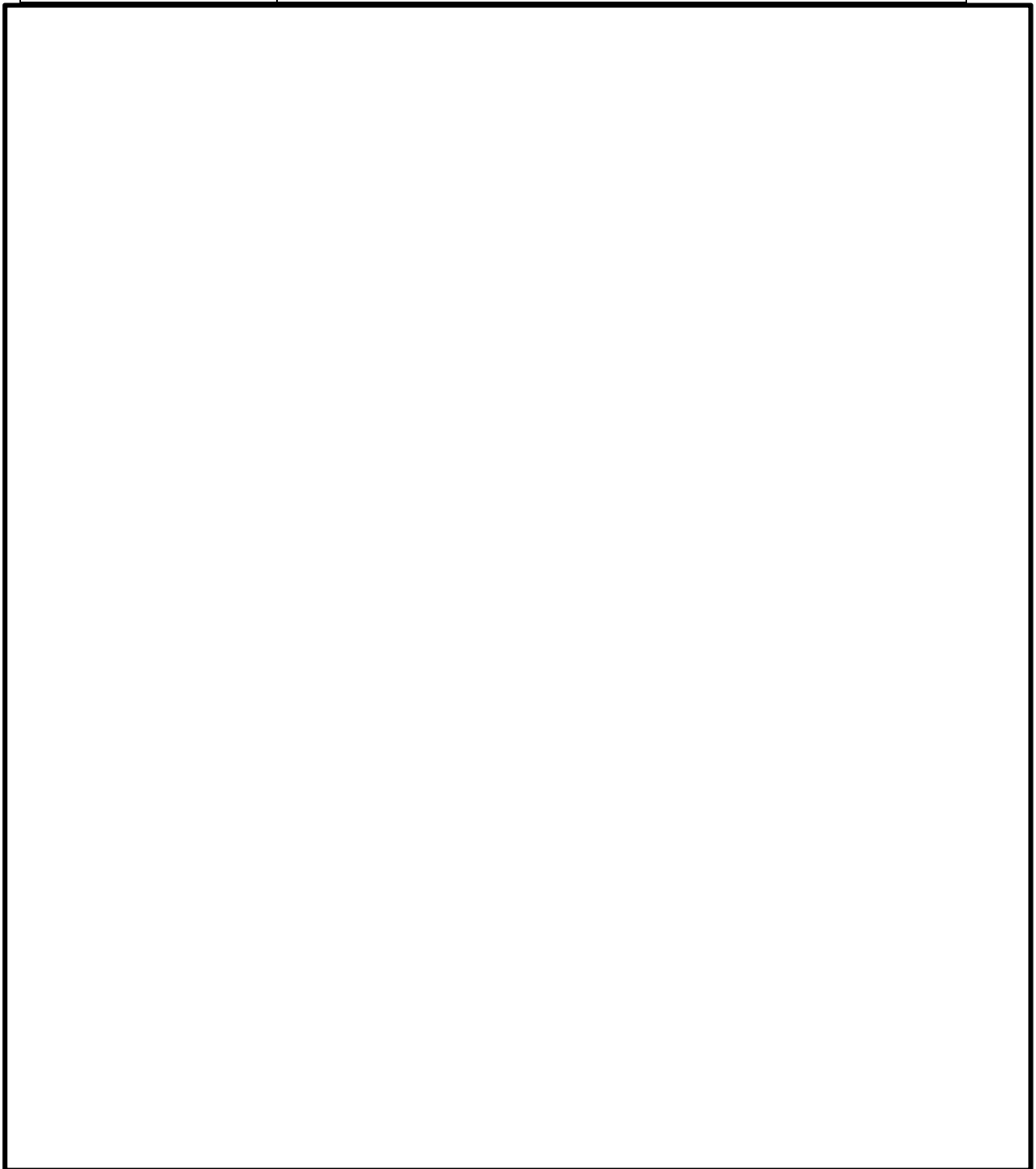


図6 フラップゲート (代表例 350mm×350mm)

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. 排水設備

溢水防護対象設備を防護するため、発生した溢水を排水するための設備を設置する。排水設備設置箇所一覧を表2に示す。

表2 排水設備設置箇所一覧

設置場所	設置高さ(EL)	対象	箇所数※
原子炉 建物	23.8m	通水扉	2
	15.3m	通水扉	2
	1.3m	通水扉	2
廃棄物処理 建物	23.7m	通水扉	1

※ 今後の検討により箇所数変動する可能性がある。

4. 排水設備の構造

排水設備の構造について、代表例を以下に示す。

(1) 鋼製扉

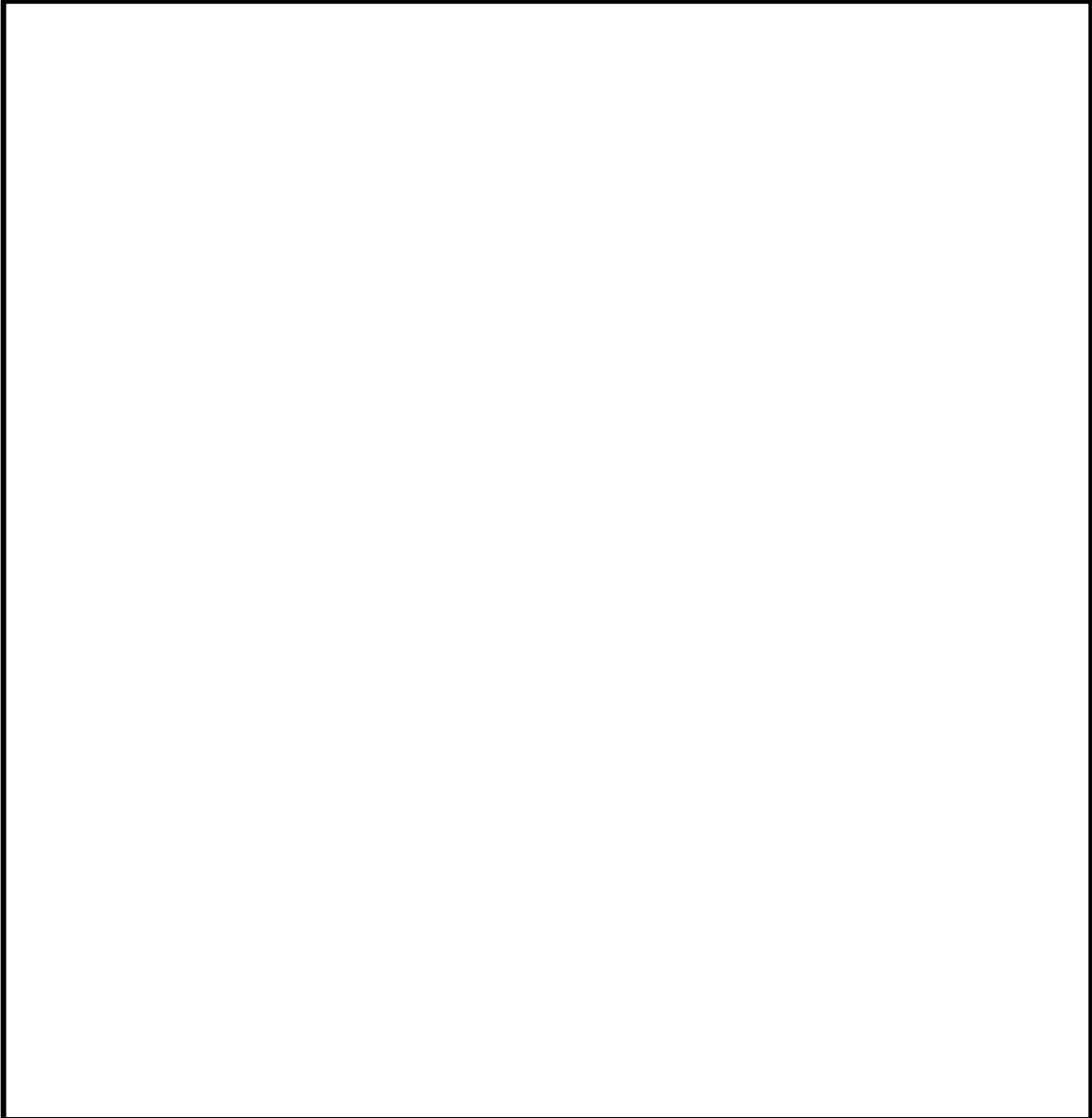
名称	溢水通水扉
	

図 7 通水扉

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。

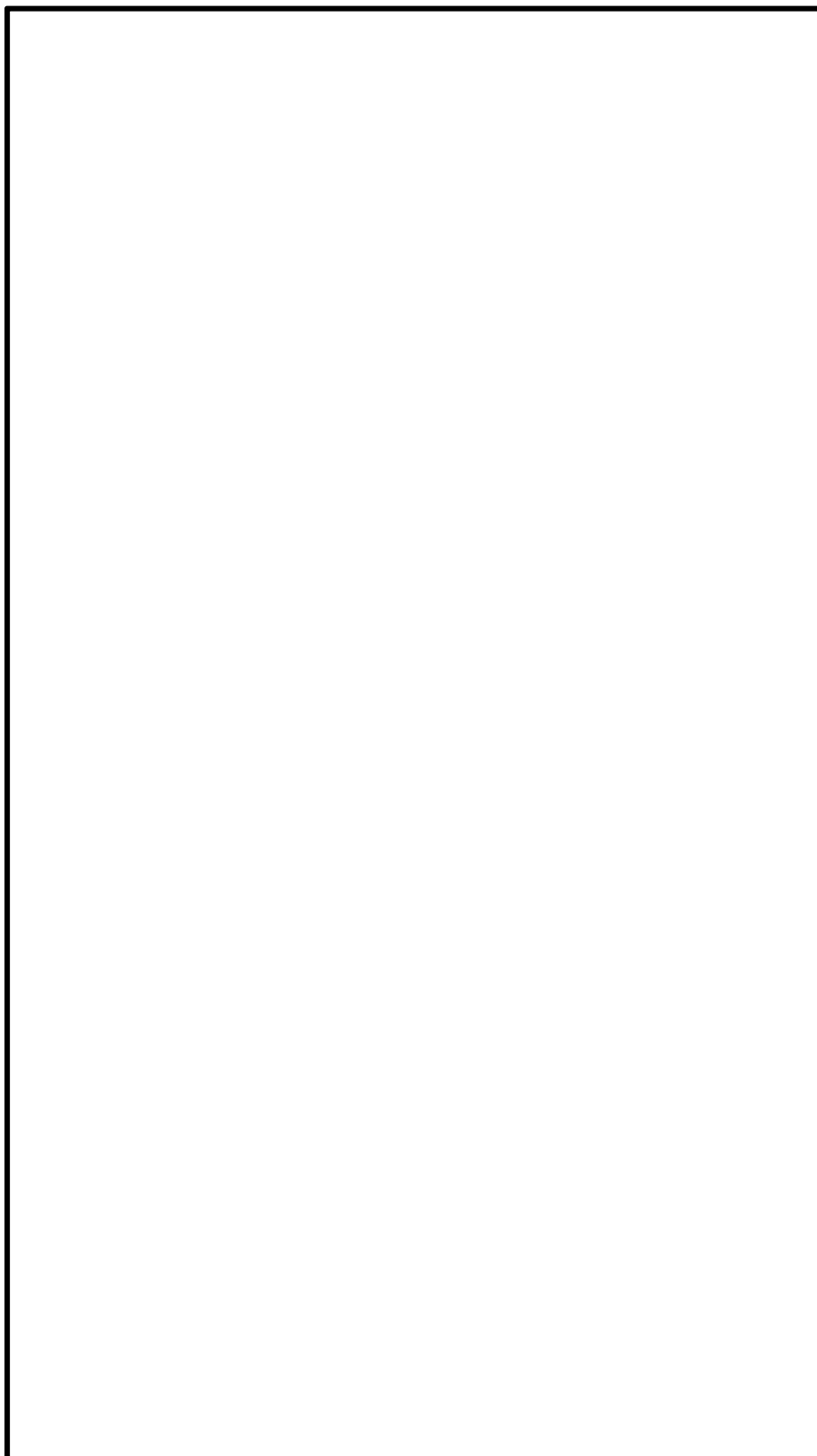
(2) 鋼製扉

名称	溢水通水扉

図 8 通水扉

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。

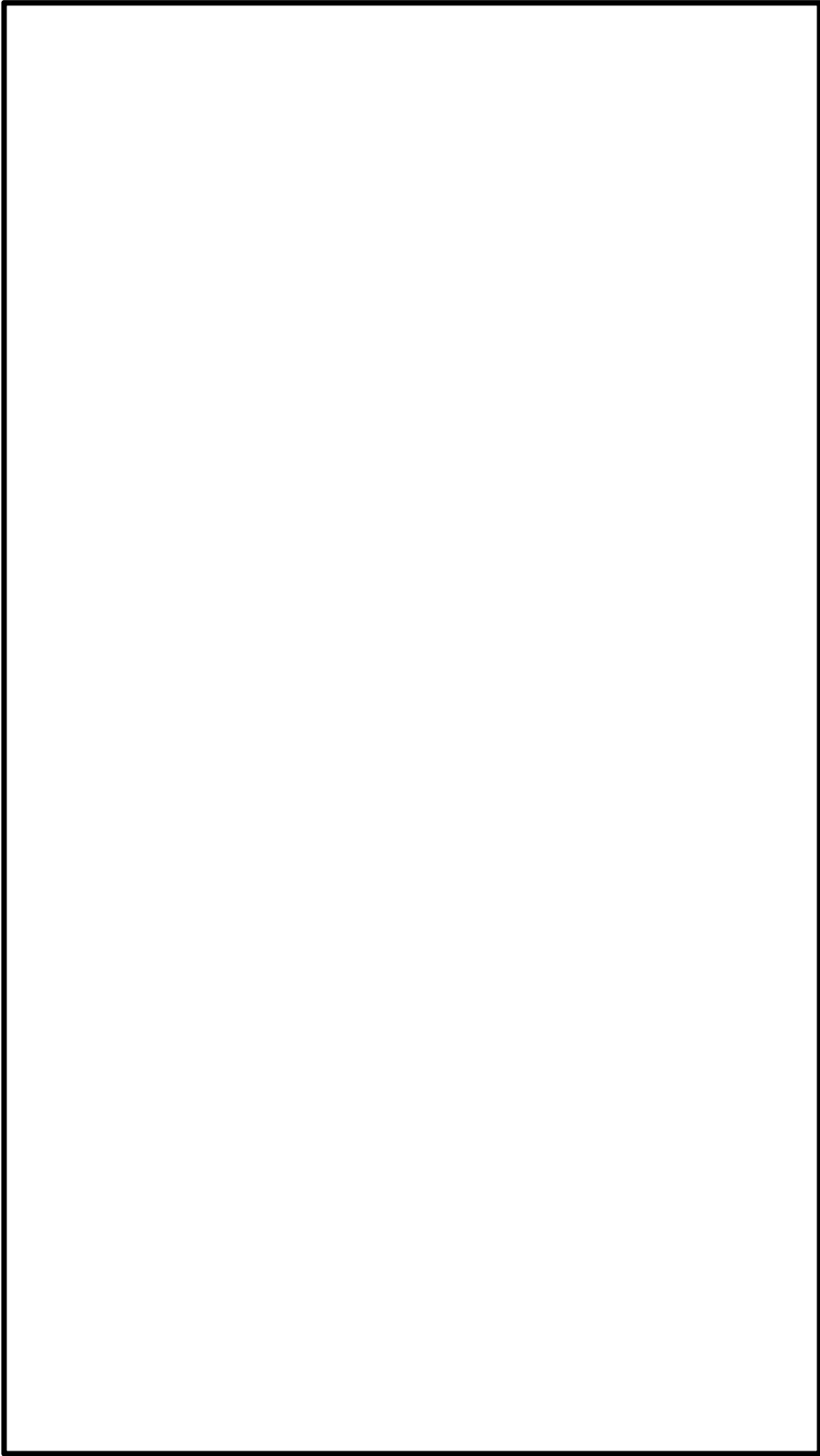
添付資料7 想定破損により生じる没水影響評価



- ：溢水源のある区画
- ※1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
 - ※2 溢水量から算出した水位。
 - ※3 基準床からの高さ。
 - ※4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
 - ※5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

- 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又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。
- C：当該システムの破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D：溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

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。

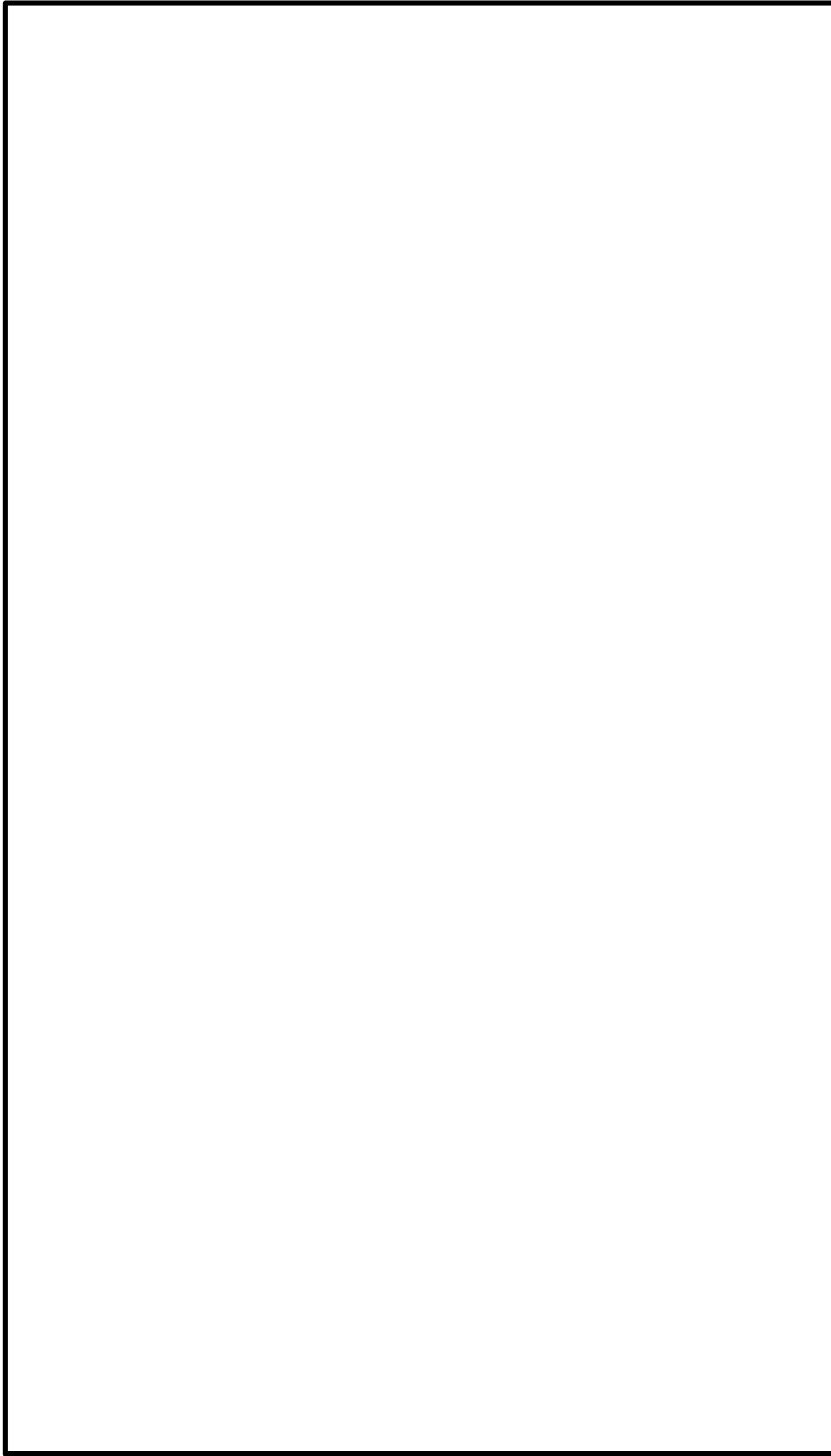


- A：溢水水位が機能喪失高さ未満である。
- B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。
- C：当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D：溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

■：溢水源のある区画

- ※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。

C：当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。

D：溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

■：溢水源のある区画

※1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。

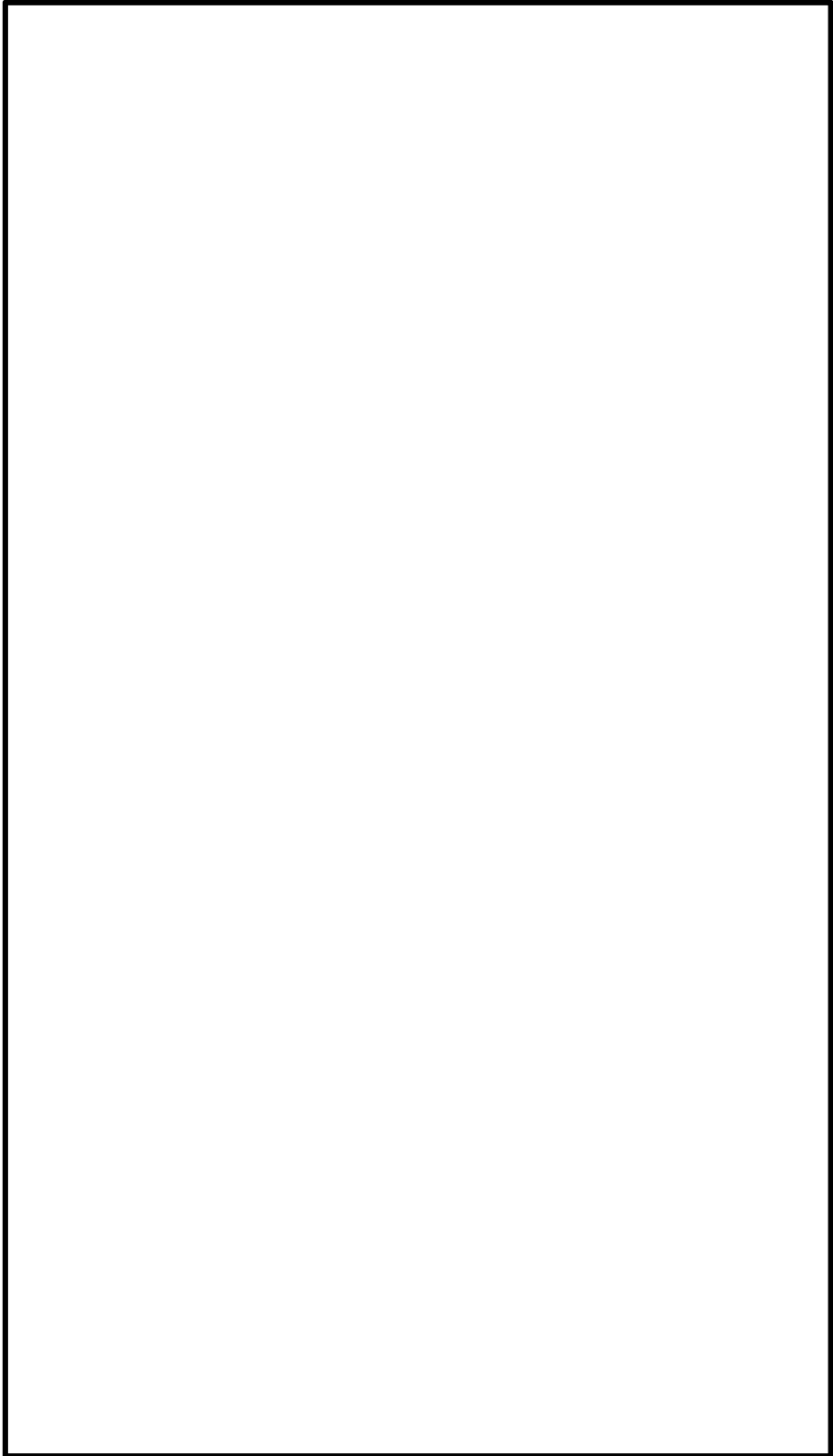
※2 溢水量から算出した水位。

※3 基準床からの高さ。

※4 溢水流量と流出流量から算出した水位。

※5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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。

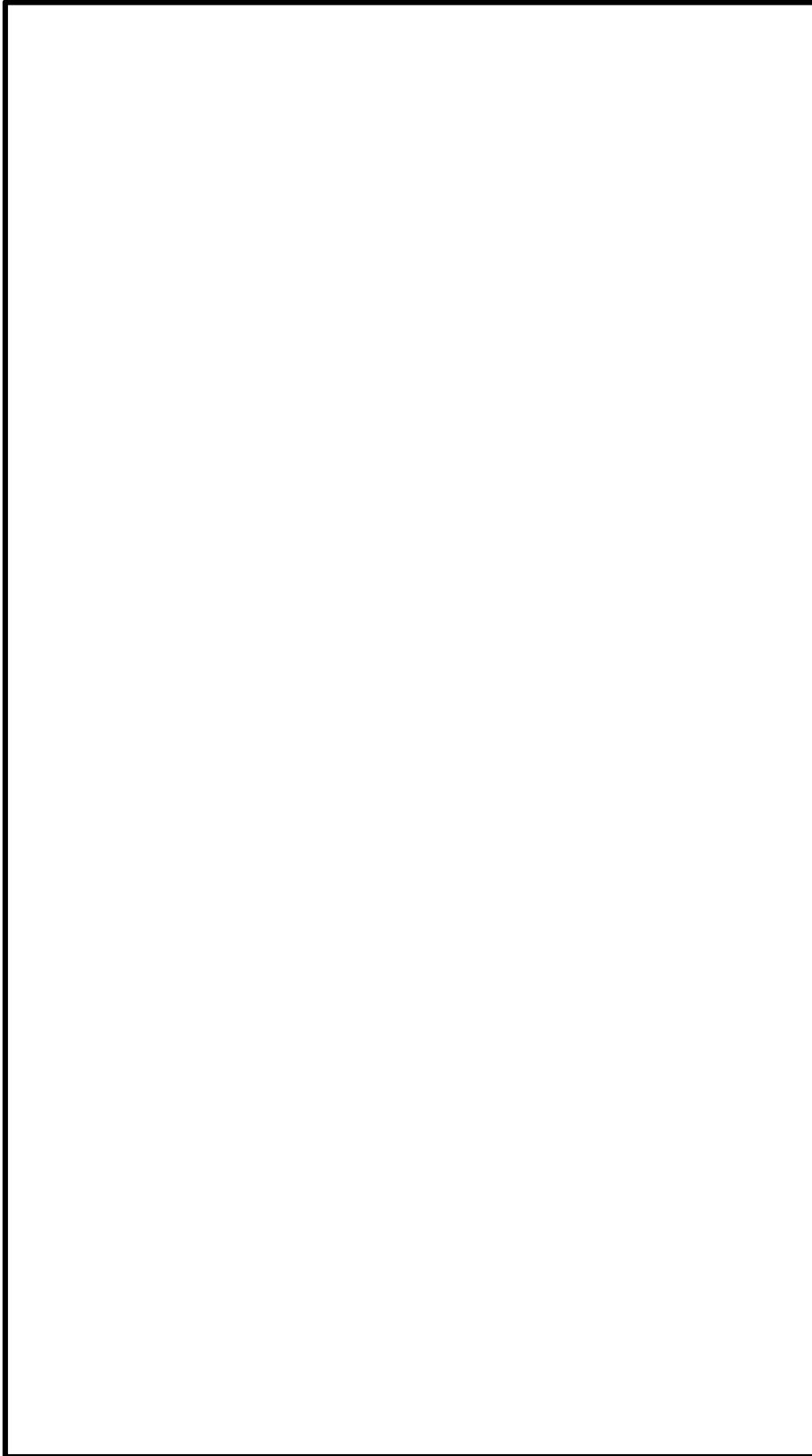


- A : 溢水水位が機能喪失高さ未満である。
- B : 溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。
- C : 当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D : 溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

■ : 溢水源のある区画

- ※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。

C：当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。

D：溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

■：溢水源のある区画

※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。

※ 2 溢水量から算出した水位。

※ 3 基準床からの高さ。

※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。

※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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 8 想定破損により生じる被水影響評価

系統	設備	評価対象 区画	被水源、 天井開口 又は貫通 部の有無 ○:有 -:有 ○:無	多重化・ 区画化 ○:有 -:無	機能 要求 -:有 ○:無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○:有 -:無	判定 基準	対策 実施 ○:有 -:無	評価 結果 ○:良 ×:否
プロセス放射 線モニタ系	A-格納容器雰 囲気モニタリアンプ 収納箱	R-1F-02N	-	○	-	-	B	-	○
低圧炉心スプ レイ系	電子式発信器 (差圧,圧力)	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-SRM/IRM前 置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-SRM/IRM前 置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	C-SRM/IRM前 置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	D-SRM/IRM前 置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-PLRポンプ計 器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-PLRポンプ計 器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-原子炉圧力 容器計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-原子炉圧力 容器計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	C-原子炉圧力 容器計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	D-原子炉圧力 容器計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
逃がし安全弁 N2ガス供給系	逃がし弁N2供給 弁	R-1F-07-1N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉浄化系	CUW入口外側隔 離弁	R-1F-07-1N	-	-	-	○	D	○	○

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。

系統	設備	評価対象 区画	被水源, 天井開口 又は貫通 部の有無 ○:有 -:有 ○:無	多重化・ 区画化 ○:有 -:無	機能 要求 -:有 ○:無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○:有 -:無	判定 基準	対策 実施 ○:有 -:無	評価 結果 ○:良 ×:否
プロセス放射 線モニタ系	電離箱型モニタ(格 納容器雰囲気モ ニタ(トライウエル))	R-1F-07-1N	-	○	-	-	B	-	○
残留熱除去系	A-RHR注水弁	R-1F-07-2N	-	○	-	-	B	-	○
原子炉隔離時 冷却系	蒸気外側隔離弁	R-1F-07-2N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHRテスト弁	R-1F-10N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	C-RHRテスト弁	R-1F-10N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHR熱交水室 入口弁	R-1F-10N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHR熱交ハイ パス弁	R-1F-10N	-	○	-	-	B	-	○
残留熱除去系	B-RHRトライウエル 第1スプレイ弁	R-1F-12N	-	○	-	-	B	-	○
残留熱除去系	B-RHRトライウエル 第2スプレイ弁	R-1F-12N	-	○	-	-	B	-	○
プロセス放射 線モニタ系	電離箱型モニタ(格 納容器雰囲気モ ニタ(トライウエル))	R-1F-12N	-	○	-	-	B	-	○
原子炉補機冷 却系	A-原子炉補機 冷却水ポンプ	R-1F-14N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機冷 却系	C-原子炉補機 冷却水ポンプ	R-1F-14N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機海 水系	A-RCW熱交海 水出口弁	R-1F-14N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	A-RCWポンプ熱 交換器室冷却機	R-1F-14N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機冷 却系	B-原子炉補機 冷却水ポンプ	R-1F-15N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機冷 却系	D-原子炉補機 冷却水ポンプ	R-1F-15N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機海 水系	B-RCW熱交海 水出口弁	R-1F-15N	-	-	-	○	D	○	○
プロセス放射 線モニタ系	B-格納容器雰 囲気モニタリアン プ収納箱	R-1F-15N	-	○	-	-	B	-	○
残留熱除去系	A-RHR熱交ハイ パス弁	R-1F-30N	-	○	-	-	B	-	○
低圧炉心ス プレイ系	LPCS注水弁	R-1F-32N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心ス プレイ系	HPCS注水弁	R-1F-33N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-SRM/IRM駆 動装置盤	R-2F-04N	-	○	-	-	B	-	○
中央制御室機 器・現地制御盤	C-メタラ・ロートセン タ保護継電器盤	R-2F-04N	-	-	-	○	D	○	○

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。

系統	設備	評価対象 区画	被水源、 天井開口 又は貫通 部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 区画化 ○:有 -:無	機能 要求 -:有 ○:無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○:有 -:無	判定 基準	対策 実施 ○:有 -:無	評価 結果 ○:良 ×:否
所内電気設備系	2C1-R/B-C/C	R-2F-04N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備系	非常用メータ盤 (2C-M/C)	R-2F-04N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備系	非常用ロードセンタ 盤(2C-L/C)	R-2F-04N	-	○	-	-	B	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-SRM/IRM駆 動装置盤	R-2F-05N	-	○	-	-	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	非常用メータ盤 (2D-M/C)	R-2F-05N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備系	非常用ロードセンタ 盤(2D-L/C)	R-2F-05N	-	○	-	-	B	-	○
原子炉隔離時 冷却系	RCICタービン制 御盤(S II)	R-2F-05N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	A-非常用DG室 送風機	R-2F-06N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	B-非常用DG室 送風機	R-2F-07N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉補機冷 却系	A-RHR熱交冷却 水出口弁	R-2F-09N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機冷 却系	B-RHR熱交冷却 水出口弁	R-2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール冷 却系	スキマサージタ ンク水位	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-原子炉格納 容器圧力計器ラ ック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-原子炉格納 容器圧力計器ラ ック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	C-原子炉格納 容器圧力計器ラ ック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	D-原子炉格納 容器圧力計器ラ ック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源、 天井開口 又は貫通 部の有無 －：有 ○：無	多重化・ 区画化 ○：有 －：無	機能 要求 －：有 ○：無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○：有 －：無	判定 基準	対策 実施 ○：有 －：無	評価 結果 ○：良 ×：否
中央制御室機 器・現地制御盤	A-スクラム排水 容器水位計器架 台	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-スクラム排水 容器水位計器架 台	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉保護系	レベルスイッチ(密閉 型フロート式)	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉保護系	レベルスイッチ(密閉 型フロート式)	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉保護系	レベルスイッチ(密閉 型フロート式)	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉保護系	レベルスイッチ(密閉 型フロート式)	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	－	－	－	○	D	○	○
逃がし安全弁 N2ガス供給系	A-ADS外側N2 隔離弁	R-2F-14N	－	○	－	－	B	－	○
残留熱除去系	RHR炉頂部冷却 外側隔離弁	R-2F-14N	－	－	－	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRトライウエル 第1スプレイ弁	R-2F-14N	－	○	－	－	B	－	○
残留熱除去系	A-RHRトライウエル 第2スプレイ弁	R-2F-14N	－	○	－	－	B	－	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-CAMSTライウエ ルサンプリング隔離 弁	R-2F-14N	－	○	－	－	B	－	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-FCS入口隔離 弁	R-2F-14N	－	○	－	－	B	－	○
逃がし安全弁 N2ガス供給系	B-ADS外側N2 隔離弁	R-2F-15N	－	○	－	－	B	－	○
残留熱除去系	B-RHR注水弁	R-2F-15N	－	○	－	－	B	－	○
残留熱除去系	C-RHR注水弁	R-2F-15N	－	○	－	－	B	－	○
可燃性ガス濃 度制御系	B-CAMSTライウエ ルサンプリング隔離 弁	R-2F-15N	－	○	－	－	B	－	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源、 天井開口 又は貫通 部の有無 —:有 ○:無	多重化・ 区画化 ○:有 —:無	機能 要求 —:有 ○:無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○:有 —:無	判定 基準	対策 実施 ○:有 —:無	評価 結果 ○:良 ×:否
可燃性ガス濃 度制御系	B-FCS入口隔離 弁	R-2F-15N	—	○	—	—	B	—	○
原子炉補機冷 却系	A-RCW常用補 機冷却水出口切 替弁	R-2F-20N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉補機冷 却系	B-RCW常用補 機冷却水出口切 替弁	R-2F-20N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	HPCS電気室外 気処理装置	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	A-HPCS電気室 送風機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	B-HPCS電気室 送風機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	A-HPCS電気室 排風機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	B-HPCS電気室 排風機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	B-RCWポンプ熱 交換器室冷却機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	HPCS-DG室送 風機	R-2F-22N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	A-非常用電気 室外気処理装置	R-3F-02N	—	○	—	○	B	—	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	A1-非常用電気 室送風機	R-3F-02N	—	○	—	—	B	—	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	A2-非常用電気 室送風機	R-3F-02N	—	○	—	—	B	—	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	A1-非常用電気 室排風機	R-3F-02N	—	○	—	—	B	—	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	A2-非常用電気 室排風機	R-3F-02N	—	○	—	—	B	—	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	B-非常用電気 室外気処理装置	R-3F-03N	—	○	—	○	B	—	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	B1-非常用電気 室送風機	R-3F-03N	—	○	—	—	B	—	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	B2-非常用電気 室送風機	R-3F-03N	—	○	—	—	B	—	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源, 天井開口 又は貫通 部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 区画化 ○:有 -:無	機能 要求 -:有 ○:無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○:有 -:無	判定 基準	対策 実施 ○:有 -:無	評価 結果 ○:良 ×:否
原子炉建物付 属棟空調換気 系	B1-非常用電気 室排風機	R-3F-03N	-	○	-	-	B	-	○
原子炉建物付 属棟空調換気 系	B2-非常用電気 室排風機	R-3F-03N	-	○	-	-	B	-	○
非常用ガス処 理系	A-SGT前置ガス 処理装置	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	B-SGT前置ガス 処理装置	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	A-SGT後置ガス 処理装置	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	B-SGT後置ガス 処理装置	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	A-非常用ガス処 理系排風機	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	B-非常用ガス処 理系排風機	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	A-入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	B-入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	A-出口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	B-出口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	A-SGT排風機入 口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ガス処 理系	B-SGT排風機入 口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-原子炉格納 容器H ₂ ・O ₂ 分析 計ラック	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-可燃性ガス濃 度制御系再結合 装置(装置全体)	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	B-可燃性ガス濃 度制御系再結合 装置(装置全体)	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-FCS冷却水 入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源、 天井開口 又は貫通 部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 区画化 ○:有 -:無	機能 要求 -:有 ○:無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○:有 -:無	判定 基準	対策 実施 ○:有 -:無	評価 結果 ○:良 ×:否
可燃性ガス濃 度制御系	B-FCS冷却水 入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-FCS系統入口 流量調節弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	B-FCS系統入口 流量調節弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-FCS再循環流 量調節弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	B-FCS再循環流 量調節弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-FCS冷却水供 給弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	B-FCS冷却水供 給弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-原子炉格納 容器H ₂ ・O ₂ 分析 計ラック	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	ほう酸水注入系 操作箱	R-3F-07N	-	-	-	○	D	○	○
ほう酸水注入 系	A-SLCタンク 出口弁	R-3F-07N	-	-	-	○	D	○	○
ほう酸水注入 系	B-SLCタンク 出口弁	R-3F-07N	-	-	-	○	D	○	○
ほう酸水注入 系	A-SLC注入弁	R-3F-07N	-	-	-	○	D	○	○
ほう酸水注入 系	B-SLC注入弁	R-3F-07N	-	-	-	○	D	○	○
ほう酸水注入 系	A-ほう酸水注入 ポンプ	R-3F-07N	-	-	-	○	D	○	○
ほう酸水注入 系	B-ほう酸水注入 ポンプ	R-3F-07N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール冷 却系	A-FPC熱交入口 弁	R-3F-09N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール冷 却系	B-FPC熱交入口 弁	R-3F-09N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール冷 却系	FPCフィルタハイパス 弁	R-3F-09N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール補 給水系	FMW ポンプ入 口弁	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール補 給水系	FMW ポンプ出 口弁	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール補 給水系	燃料プール補給水 ポンプ	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉棟空調 換気系	B-RHRポンプ室 冷却機	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	○	-	-	B	-	○
原子炉棟空調 換気系	A-RHRポンプ室 冷却機	R-B1F-07N	-	○	-	-	B	-	○
中央制御室機 器・現地制御盤	HPCS計器ラック	R-B1F-09N	-	-	-	○	D	○	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源、 天井開口 又は貫通 部の有無 ○：有 －：無	多重化・ 区画化 ○：有 －：無	機能 要求 ○：有 －：無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○：有 －：無	判定 基準	対策 実施 ○：有 －：無	評価 結果 ○：良 ×：否
原子炉棟空調 換気系	HPCSポンプ室冷 却機	R-B1F-09N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉補機冷 却系	A-RCW常用補 機冷却水入口切 替弁	R-B1F-11N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉補機冷 却系	B-RCW常用補 機冷却水入口切 替弁	R-B1F-11N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉棟空調 換気系	LPCSポンプ室冷 却機	R-B1F-13N	－	－	－	○	D	○	○
所内電気設備 系	2-RCIC直流- C/C	R-B1F-16N	－	－	－	○	D	○	○
プロセス放射 線モニタ系	A-格納容器雰 囲気モニタリアンプ 収納箱	R-B1F-16N	－	○	－	－	B	－	○
所内電気設備 系	2D1-R/B-C/C	R-B1F-17N	－	○	－	－	B	－	○
プロセス放射 線モニタ系	B-格納容器雰 囲気モニタリアンプ 収納箱	R-B1F-17N	－	○	－	－	B	－	○
中央制御室機 器・現地制御盤	RCIC計器ラック	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷 却系タービン	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	ポンプ復水貯蔵 水入口弁	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	注水弁	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	タービン蒸気入口 弁	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	ポンプトラス水入 口弁	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	RCIC主塞止弁	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	ミニマムフロー弁	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	復水器冷却水入 口弁	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷 却ポンプ	R-B2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-RHR計器ラック	R-B2F-02N	－	○	－	○	B	－	○
残留熱除去系	A-RHRポンプミニマ ムフロー弁	R-B2F-02N	－	○	－	－	B	－	○
残留熱除去系	A-RHRポンプトラス 水入口弁	R-B2F-02N	－	○	－	－	B	－	○
残留熱除去系	A-RHRポンプ炉 水入口弁	R-B2F-02N	－	○	－	－	B	－	○
残留熱除去系	A-残留熱除去ホ ンプ	R-B2F-02N	－	○	－	○	B	－	○
中央制御室機 器・現地制御盤	C-RHR計器ラック	R-B2F-03N	－	○	－	－	B	－	○
残留熱除去系	C-RHRポンプミニマ ムフロー弁	R-B2F-03N	－	○	－	－	B	－	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源, 天井開口 又は貫通 部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 区画化 ○:有 -:無	機能 要求 -:有 ○:無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○:有 -:無	判定 基準	対策 実施 ○:有 -:無	評価 結果 ○:良 ×:否
残留熱除去系	C-RHRポンプトラス水入口弁	R-B2F-03N	-	○	-	-	B	-	○
残留熱除去系	C-残留熱除去ポンプ	R-B2F-03N	-	○	-	○	B	-	○
原子炉棟空調換気系	C-RHRポンプ室冷却機	R-B2F-03N	-	○	-	-	B	-	○
非常用ディーゼル発電機系	A-非常用ディーゼル機関	R-B2F-04N	-	○	-	-	B	-	○
非常用ディーゼル発電機系	A-非常用ディーゼル発電機	R-B2F-04N	-	○	-	-	B	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	A-ディーゼル発電機制御盤	R-B2F-05N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備系	2A-DG-C/C	R-B2F-05N	-	○	-	-	B	-	○
非常用ディーゼル発電機系	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	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	高圧炉心スプレイス系ディーゼル機関	R-B2F-07N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ディーゼル発電機系	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機	R-B2F-07N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-ディーゼル発電機制御盤	R-B2F-08N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備系	2B-DG-C/C	R-B2F-08N	-	○	-	-	B	-	○
低圧炉心スプレイス系	LPCSポンプ入口弁	R-B2F-09N	-	-	-	○	D	○	○
低圧炉心スプレイス系	低圧炉心スプレイスポンプ	R-B2F-09N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	LPCS流量・圧力計器架台	R-B2F-09N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイス系	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイス系	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイス系	HPCSポンプ復水貯蔵水入口弁	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイス系	HPCSポンプトラス水入口弁	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイス系	高圧炉心スプレイスポンプ	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	HPCS-ディーゼル発電機制御盤	R-B2F-11N	-	-	-	○	D	○	○
所内電気設備系	2HPCS-C/C	R-B2F-11N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイス補機冷却系	高圧炉心スプレイス補機冷却水ポンプ	R-B2F-12N	-	-	-	○	D	○	○
所内電気設備系	高圧炉心スプレイス系蓄電池	R-B2F-13N	-	-	-	○	D	○	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源, 天井開口 又は貫通 部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 区画化 ○:有 -:無	機能 要求 -:有 ○:無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○:有 -:無	判定 基準	対策 実施 ○:有 -:無	評価 結果 ○:良 ×:否
所内電気設備系	高圧炉心スプレ イ系直流盤	R-B2F-14N	-	-	-	○	D	○	○
所内電気設備系	高圧炉心スプレ イ系充電器	R-B2F-14N	-	-	-	○	D	○	○
所内電気設備系	2HPCS-盤	R-B2F-14N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-RHR計器ラック	R-B2F-15N	-	○	-	-	B	-	○
残留熱除去系	B-RHRポンプミニマ ムフロー弁	R-B2F-15N	-	○	-	-	B	-	○
残留熱除去系	B-RHRポンプトラ ス水入口弁	R-B2F-15N	-	○	-	-	B	-	○
残留熱除去系	B-RHRポンプ炉 水入口弁	R-B2F-15N	-	○	-	-	B	-	○
残留熱除去系	B-残留熱除去ポ ンプ	R-B2F-15N	-	○	-	○	B	-	○
低圧炉心スプレ イ系	LPCSポンプミニマ ムフロー弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
低圧炉心スプレ イ系	LPCSテスト弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHRトラススプレ イ弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRポンプ炉 水戻り弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHRポンプ炉 水戻り弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	RHR炉水入口外 側隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRトラススプレ イ弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRテスト弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレ イ系	HPCSポンプトラ ス側ミニマムフロー弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレ イ系	HPCSポンプCST 側第1ミニマムフロー 弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレ イ系	HPCSポンプCST 側第2ミニマムフロー 弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	真空ポンプ出口 弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉隔離時 冷却系	タービン排気隔離 弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
計装用圧縮空 気系	IA 2RIR-1- 1A入口弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-FGS出口隔離 弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-CAMST-ラスサ ンプリンク隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	B-CAMST-ラスサ ンプリンク隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源、 天井開口 又は貫通 部の有無 ○：有 －：無	多重化・ 区画化 ○：有 －：無	機能 要求 ○：有 －：無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○：有 －：無	判定 基準	対策 実施 ○：有 －：無	評価 結果 ○：良 ×：否
可燃性ガス濃 度制御系	A-CAMSサンプリ ングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	－	－	－	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	B-CAMSサンプリ ングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	－	－	－	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	A-CAMSサンプリ ングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	－	－	－	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	B-CAMSサンプリ ングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	－	－	－	○	D	○	○
可燃性ガス濃 度制御系	B-FCS出口隔離 弁	R-B2F-31N	－	－	－	○	D	○	○
液体廃棄物処 理系	ドライウェル機器ドレ ン外側隔離弁	R-B2F-31N	－	－	－	○	D	○	○
プロセス放射 線モニタ系	電離箱型モニタ(格 納容器雰囲気モニ タ(サプレッションチェ ンバ))	R-B2F-31N	－	－	－	○	D	○	○
プロセス放射 線モニタ系	電離箱型モニタ(格 納容器雰囲気モニ タ(サプレッションチェ ンバ))	R-B2F-31N	－	－	－	○	D	○	○
サンプリング系	液体サンプル戻 り第1隔離弁	R-B2F-31N	－	－	－	○	D	○	○
所内電気設備 系	2C2-R/B-C/C	R-M2F-01N	－	○	－	－	B	－	○
所内電気設備 系	2C3-R/B-C/C	R-M2F-01N	－	○	－	－	B	－	○
燃料プール冷 却系	FPCフィルタ入口弁	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	－	－	－	○	D	○	○
燃料プール冷 却系	A-燃料プール冷 却水ポンプ	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	－	－	－	○	D	○	○
燃料プール冷 却系	B-燃料プール冷 却水ポンプ	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	FPCポンプ流量・ 圧力計器架台	R-M2F-19N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-原子炉プロ セス計測盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	－	－	－	A	－	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-原子炉プロ セス計測盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	－	－	－	A	－	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-格納容器H 2/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	B-格納容器H 2/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	S I - 工学的な安全 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	S II - 工学的な安全 施設トリップ設 定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	－	－	－	A	－	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源、 天井開口 又は貫通 部の有無 ○：有 －：無	多重化・ 区画化 ○：有 －：無	機能 要求 ○：有 －：無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○：有 －：無	判定 基準	対策 実施 ○：有 －：無	評価 結果 ○：良 ×：否
所内電気設備系	A-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	－	－	－	A	－	○
所内電気設備系	B-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	－	－	－	A	－	○
所内電気設備系	HPCS-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	－	－	－	A	－	○
所内電気設備系	2A-計装-C/C	RW-1F-10N	○	○	－	－	A	－	○
所内電気設備系	A-計装分電盤	RW-1F-10N	○	○	－	－	A	－	○
所内電気設備系	A-計装用無停電交流電源装置	RW-1F-10N	○	○	－	－	A	－	○
所内電気設備系	A-原子炉中性子計装用分電盤	RW-1F-10N	○	○	－	－	A	－	○
所内電気設備系	A-115V系直流盤	RW-1F-10N	○	○	－	－	A	－	○
所内電気設備系	A-115V系充電器	RW-1F-10N	○	○	－	－	A	－	○
所内電気設備系	A-原子炉中性子計装用充電器	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	－	○
中央制御室空調換気系	中央制御室非常用再循環処理装置	RW-2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室非常用再循環送風機	RW-2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室非常用再循環送風機	RW-2F-01N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室空気調和装置	RW-2F-02N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室空気調和装置	RW-2F-02N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室冷凍機	RW-2F-02N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室冷凍機	RW-2F-02N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室送風機	RW-2F-02N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室送風機	RW-2F-02N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室排風機	RW-2F-02N	－	－	－	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室排風機	RW-2F-02N	－	－	－	○	D	○	○

系統	設備	評価対象 区画	被水源、 天井開口 又は貫通 部の有無 -:有 ○:無	多重化・ 区画化 ○:有 -:無	機能 要求 -:有 ○:無	防滴仕様・ 被水防護 措置 ○:有 -:無	判定 基準	対策 実施 ○:有 -:無	評価 結果 ○:良 ×:否
中央制御室空 調換気系	A-中央制御室 冷水循環ポンプ	RW-2F-02N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室空 調換気系	B-中央制御室 冷水循環ポンプ	RW-2F-02N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-中央制御室 冷凍機制御盤	RW-2F-02N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-中央制御室 冷凍機制御盤	RW-2F-02N	-	-	-	○	D	○	○
所内電気設備 系	2B-計装-C/C	RW-MB1F- 05N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備 系	B-計装分電盤	RW-MB1F- 05N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備 系	B-計装用無停 電交流電源装置	RW-MB1F- 05N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備 系	B-原子炉中性 子計装用分電盤	RW-MB1F- 05N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備 系	B-115V系直流 盤	RW-MB1F- 05N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備 系	230V系直流盤	RW-MB1F- 05N	-	-	-	○	D	○	○
所内電気設備 系	B-115V系充電 器盤	RW-MB1F- 05N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備 系	230V系直流盤 (RCIC)	RW-MB1F- 05N	-	-	-	○	D	○	○
所内電気設備 系	230V系充電器 盤(RCIC)	RW-MB1F- 05N	-	-	-	○	D	○	○
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	B-原子炉中性 子計装用充電器	RW-MB1F- 07N	-	○	-	-	B	-	○
所内電気設備 系	B-115V系蓄電 池	RW-MB1F- 08N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備 系	230V系蓄電池 (RCIC)	RW-MB1F- 08N	○	-	-	-	A	-	○
中央制御室機 器・現地制御盤	A-換気系モニタ ガスサンブラ	Y-101N	○	-	-	-	A	-	○
中央制御室機 器・現地制御盤	B-換気系モニタ ガスサンブラ	Y-101N	○	-	-	-	A	-	○
中央制御室機 器・現地制御盤	プロセスモニタサンプリ ングラック	Y-101N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉補機海 水系	B-原子炉補機 海水ポンプ	Y-24AN	-	○	-	○	B	-	○
原子炉補機海 水系	D-原子炉補機 海水ポンプ	Y-24AN	-	○	-	○	B	-	○
原子炉補機海 水系	A-原子炉補機 海水ポンプ	Y-24BN	-	○	-	○	B	-	○
原子炉補機海 水系	C-原子炉補機 海水ポンプ	Y-24BN	-	○	-	○	B	-	○
高圧炉心スプ レイ補機海水 系	HPSWポンプ出口 弁	Y-24CN	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプ レイ補機海水 系	高圧炉心スプレ イ補機海水ポンプ	Y-24CN	-	-	-	○	D	○	○

1. 耐被水性能確認試験について

1.1 目的

溢水防護対象設備が、実機条件で被水した後にも、その機能を失わないことを確認する。

1.2 試験対象機器

試験対象機器は、被水影響評価にて「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）」による防滴機能を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な被水防護措置がなされている」（=D評価）としているものとする。

1.3 試験装置概要図

試験装置概要図を図1に示す。



図1 被水試験装置概要図

添付資料9 想定破損により生じる蒸気影響評価

蒸気影響評価結果を表1及び図1に示す。また、所内蒸気配管の隔離箇所と配管ルートを図2に示す。

表1 蒸気影響評価結果

	蒸気源, 又は他区画からの流入※1 系統名: 有 - : 無	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	・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)	-	○	○	D	○	○	・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 ・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	○	○	・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	○	○	・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)溢水防護対象区画への蒸気流入防止対策
制御室建物	- (所内蒸気系)	-	○	-	A	○	○	・所内蒸気系配管に対しては以下の対策を実施 溢水防護区画への蒸気流入防止対策
海水ポンプエリア	-	-	○	-	A	-	○	・屋外であるため伝播しない

※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区画化されており, 各々が別区画に設置される等により, 同時に機能喪失しない。

C: 当該系統の破損時には, 溢水防護対象設備に機能要求がない。

D: 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蒸気防護措置がなされている。

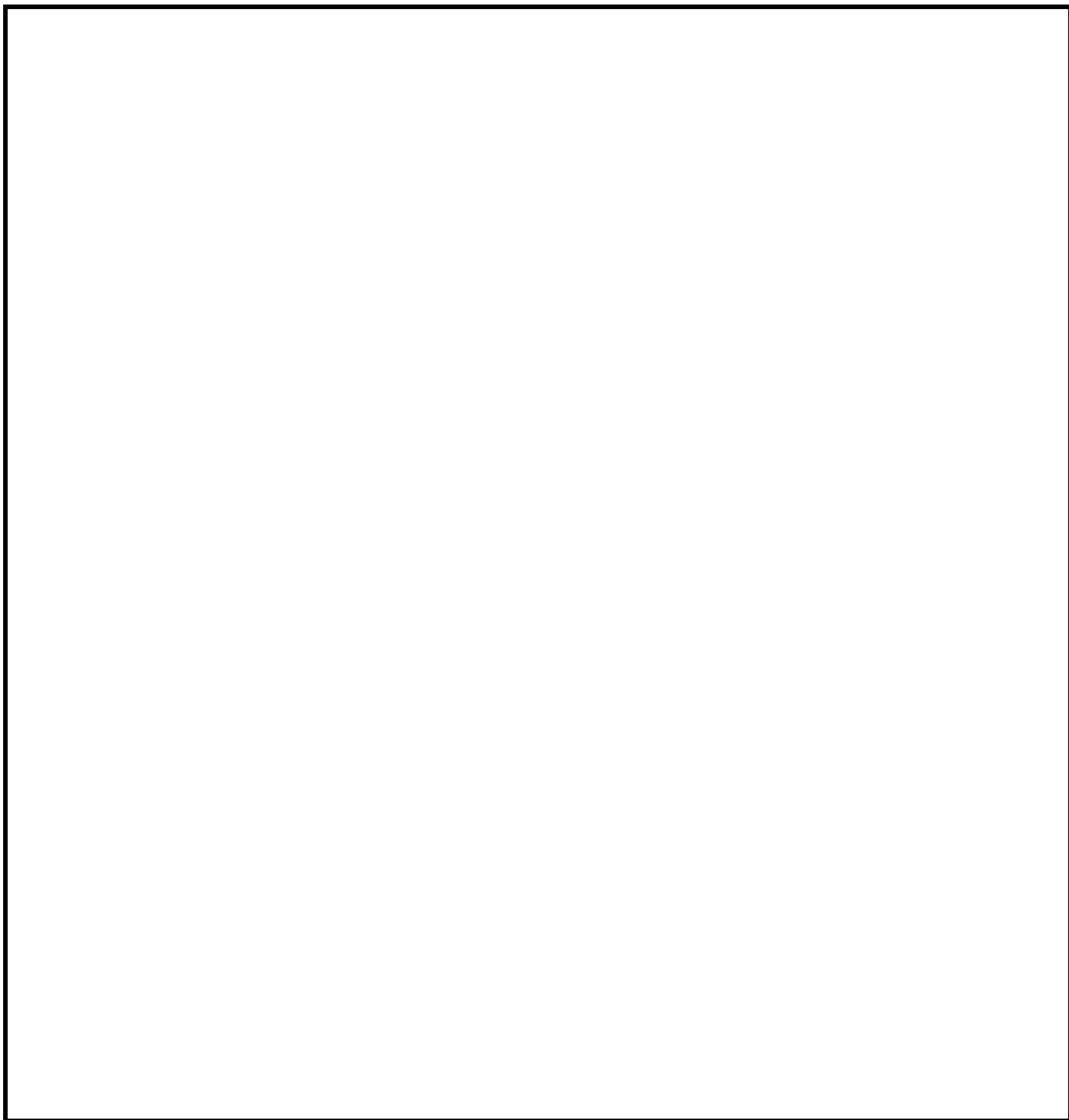


図 1 蒸気影響評価結果

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。

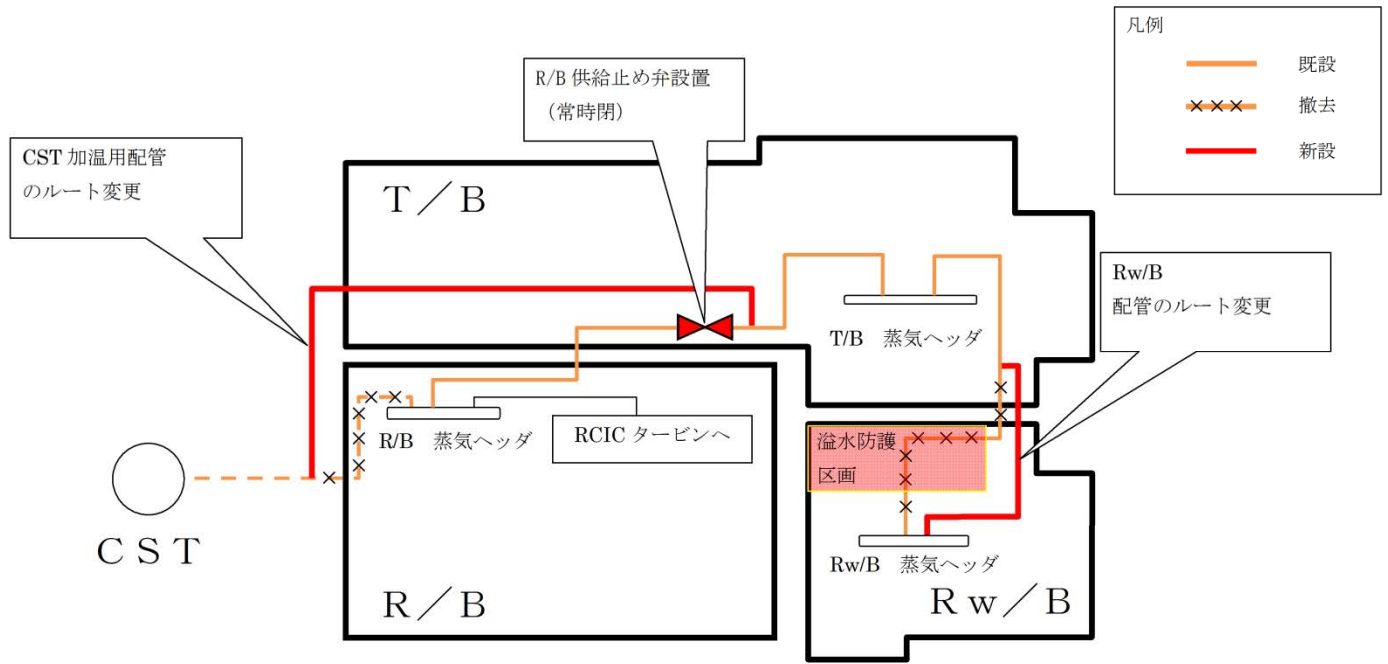
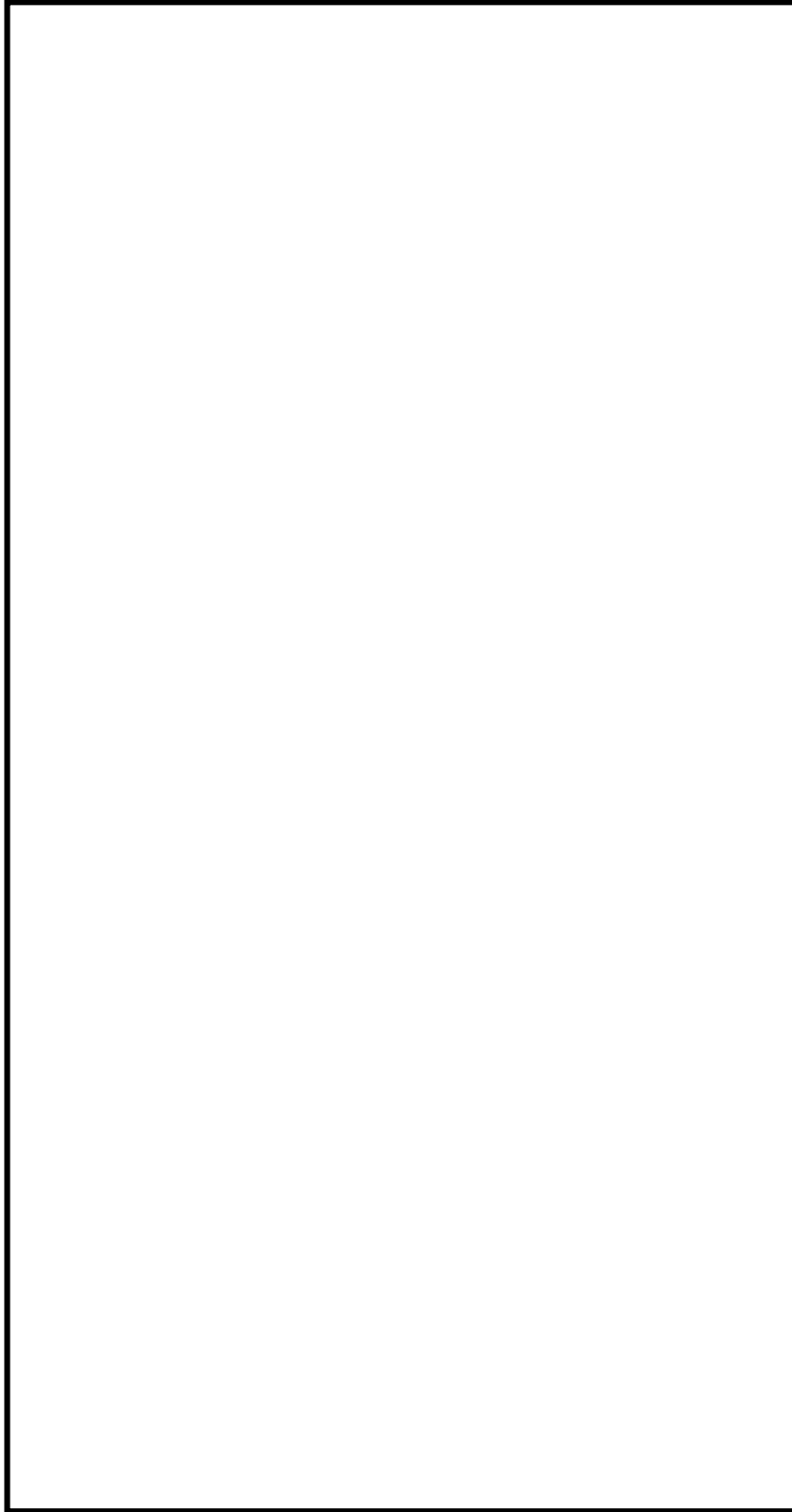


図2 所内蒸気系配管の隔離箇所と配管ルート

先行電力の審査コメントを踏まえ
再評価中のため追而

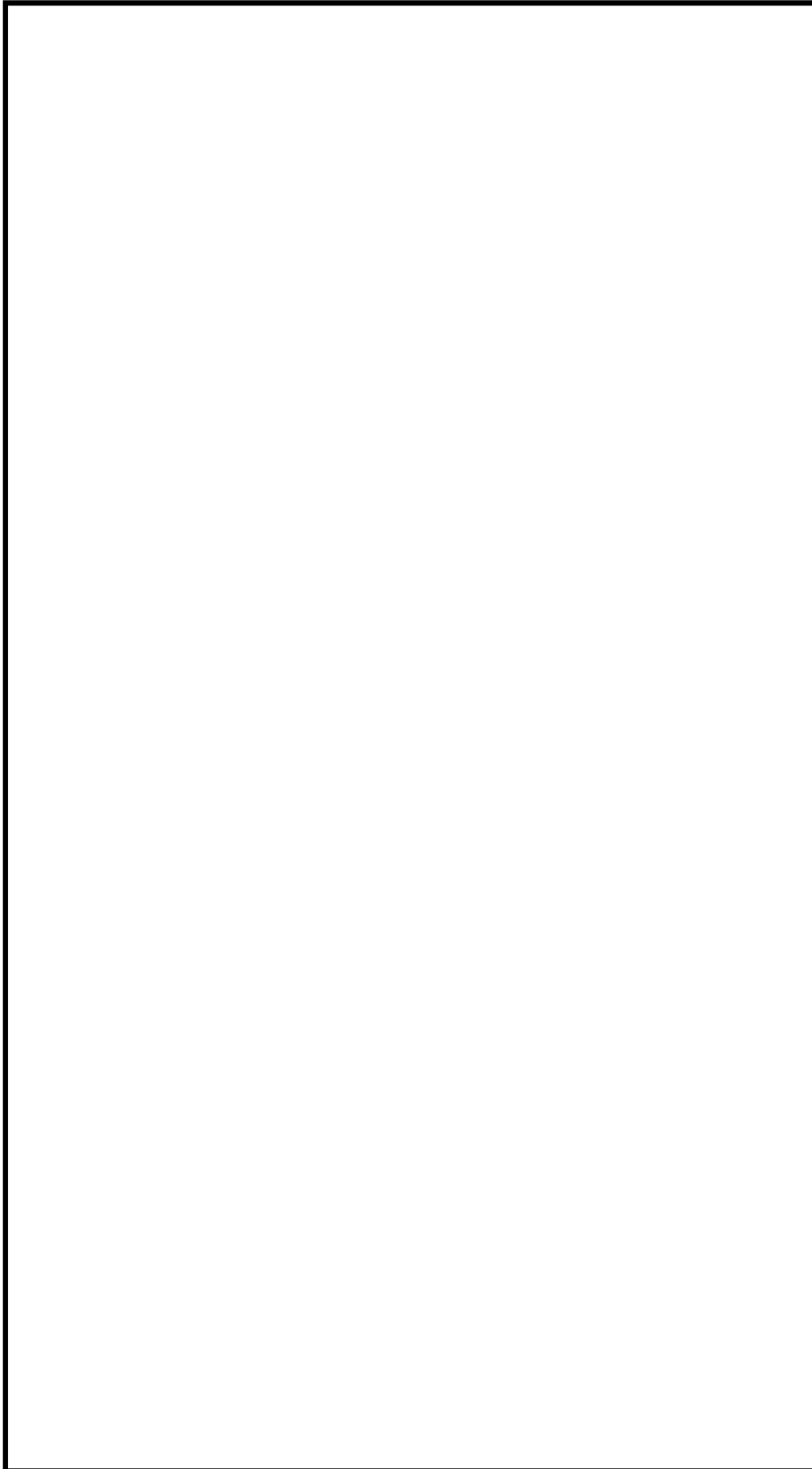


- A : 溢水防護対象設備から直視できない範囲に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
- B : 溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
- C : 当該系統の破損時には、被水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D : 溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な被水防護措置がなされている。

■ : 溢水源のある区画

- ※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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。

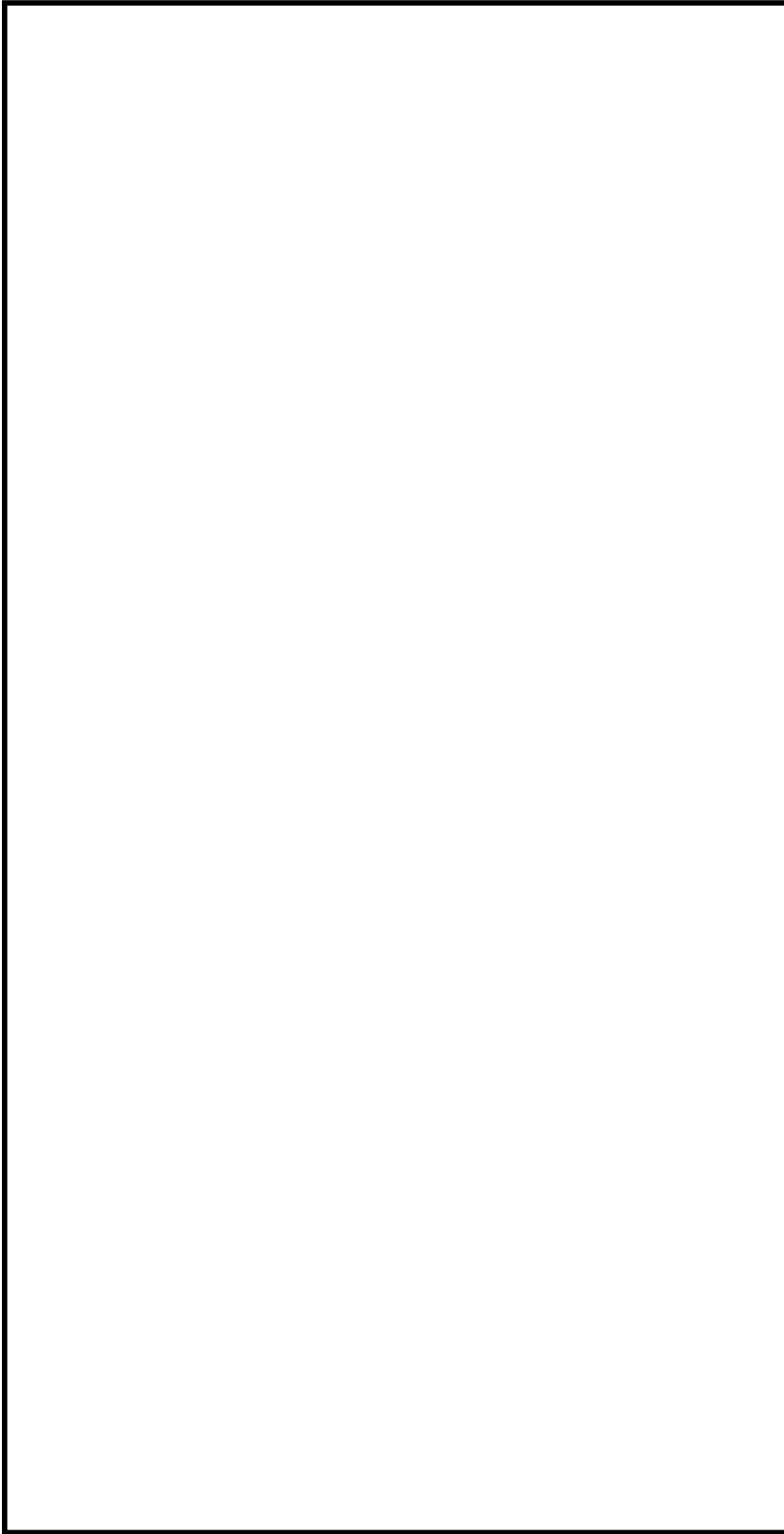


- A：溢水防護対象設備から直視できず範囲に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
- B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
- C：当該システムの破損時には、被水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D：溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭」による保護等級（IPコード）による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な被水防護措置がなされている。

■：溢水源のある区画

- ※1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※2 溢水量から算出した水位。
- ※3 基準床からの高さ。
- ※4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

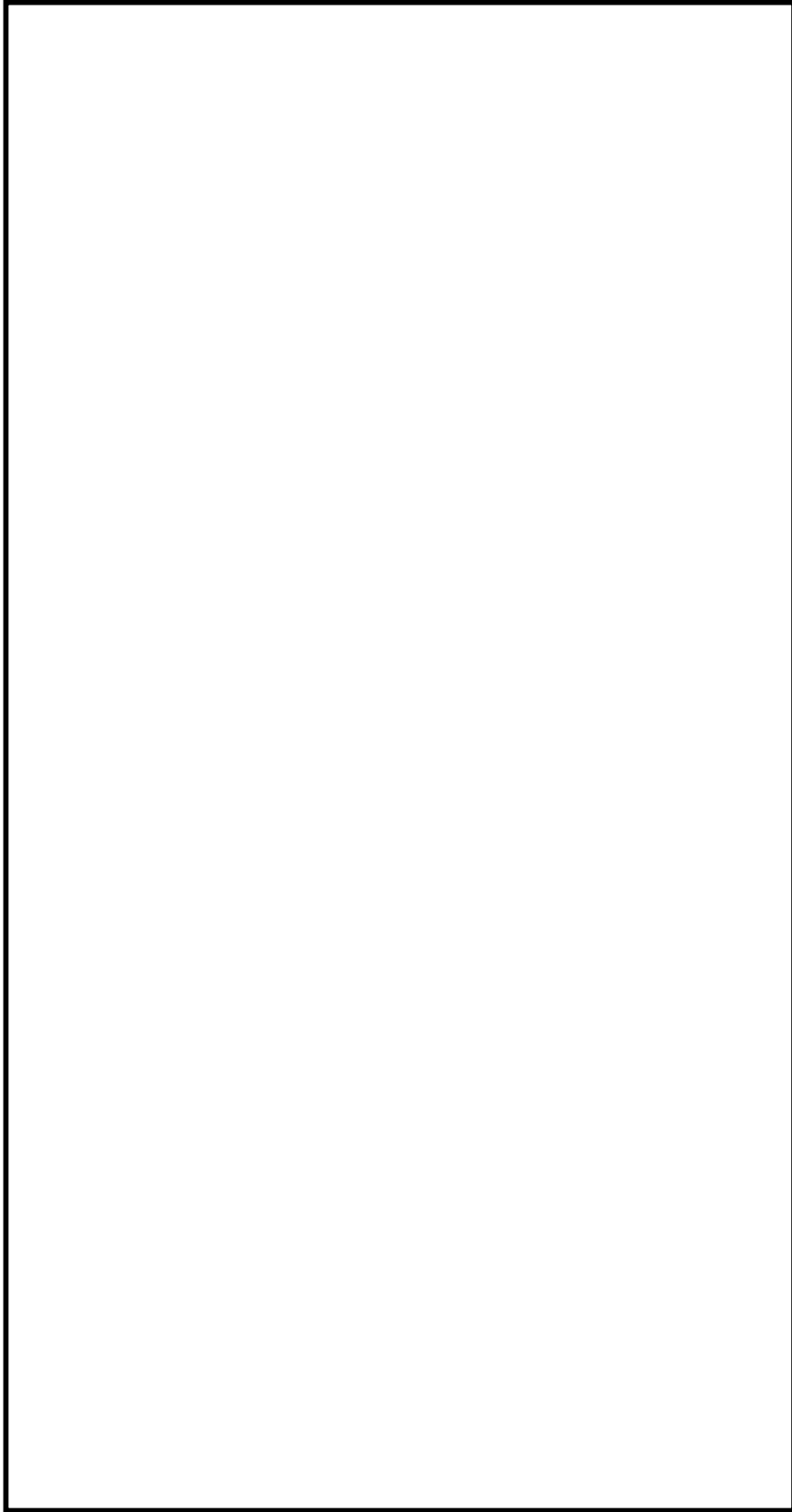
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



- A : 溢水防護対象設備から直視できき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区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
- C : 当該系統の破損時には、被水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D : 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被水防護措置がなされている。

■ : 溢水源のある区画

- ※1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※2 溢水量から算出した水位。
- ※3 基準床からの高さ。
- ※4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

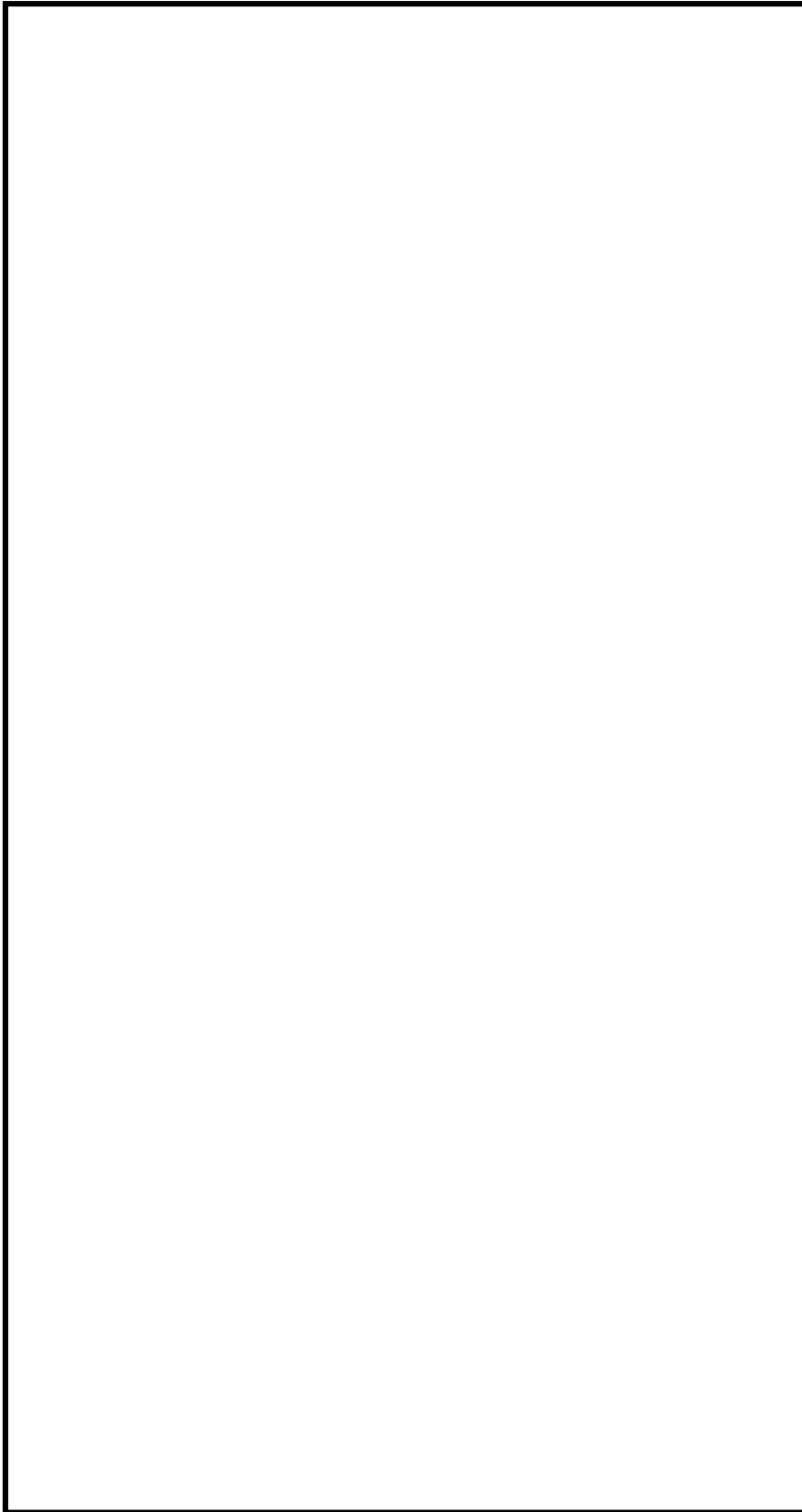


- A : 溢水防護対象設備から直視できず範囲に破損を想定する被水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がない。
- B : 溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。
- C : 当該系統の破損時には、被水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D : 溢水防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IPコード)」による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な被水防護措置がなされている。

■ : 溢水源のある区画

- ※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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直視できざる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区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。

C : 当該系統の破損時には、被水する溢水防護対象設備に機能要求がない。

D : 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被水防護措置がなされている。

■ : 溢水源のある区画

※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。

※ 2 溢水量から算出した水位。

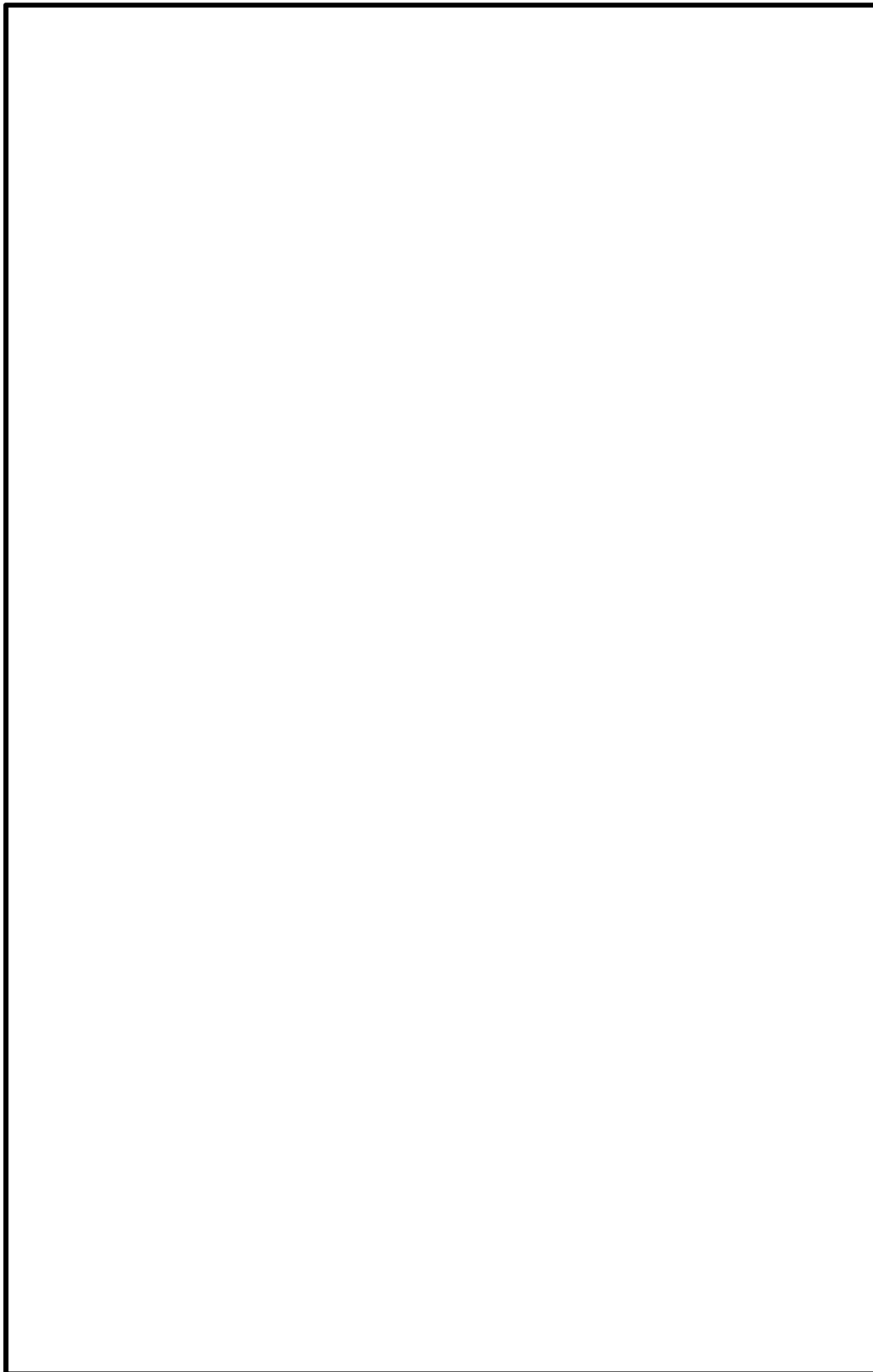
※ 3 基準床からの高さ。

※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。

※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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。

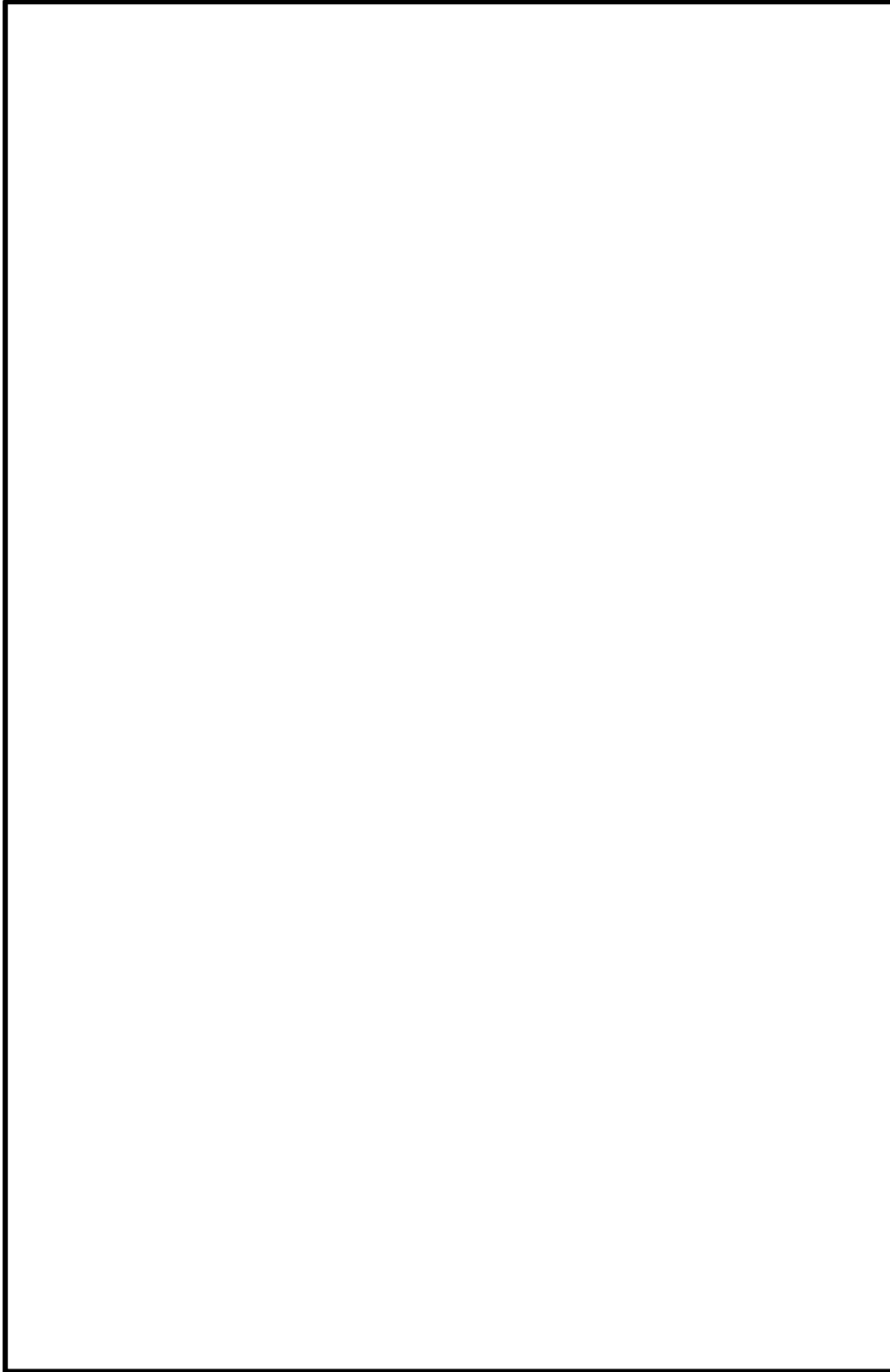
添付資料 11 地震起因により生じる没水影響評価



- : 溢水源のある区画
- ※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

- 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又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。
- C : 当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D : 溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

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。

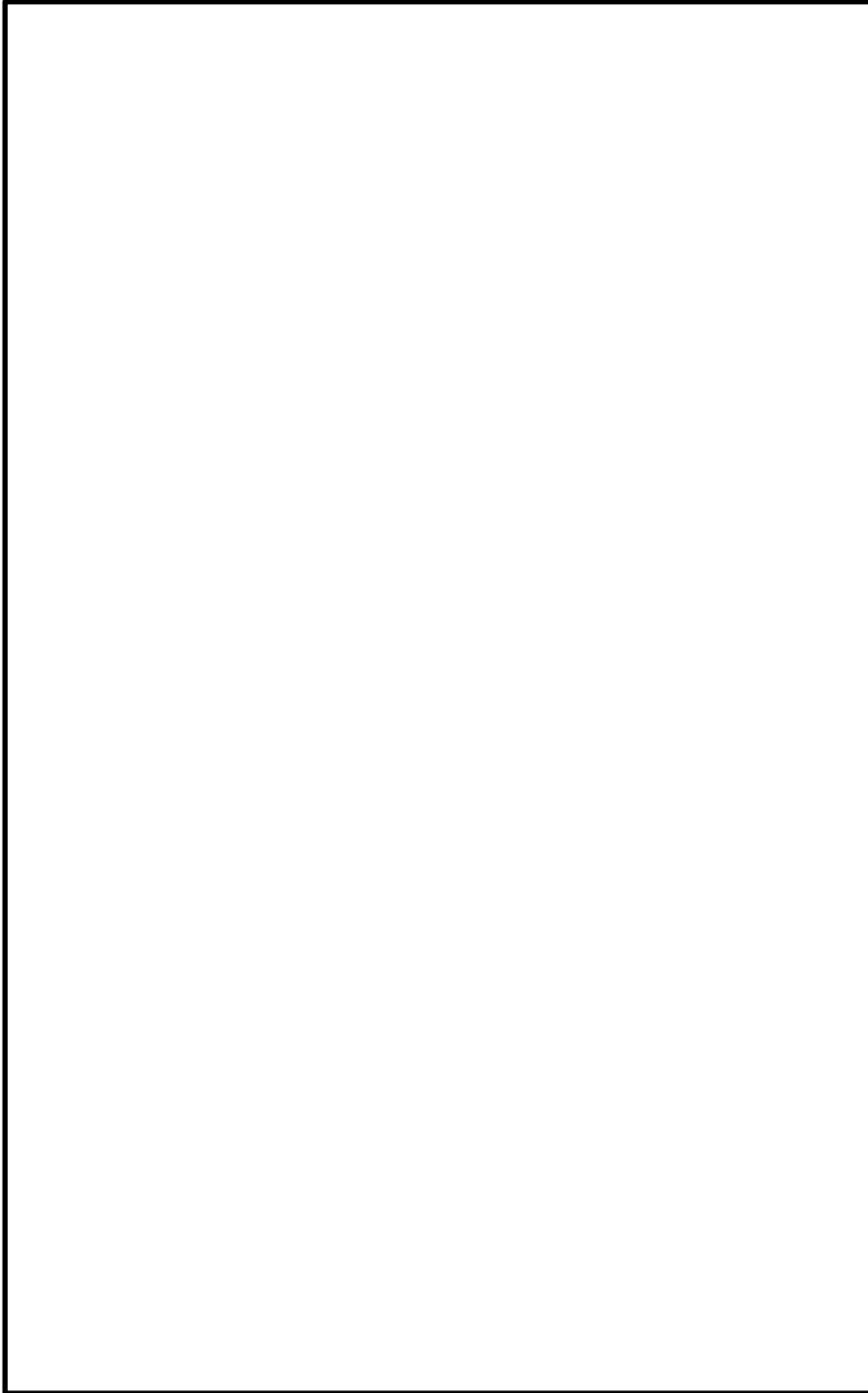


- A : 溢水水位が機能喪失高さ未満である。
- B : 溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。
- C : 当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D : 溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

■ : 溢水源のある区画

- ※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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。

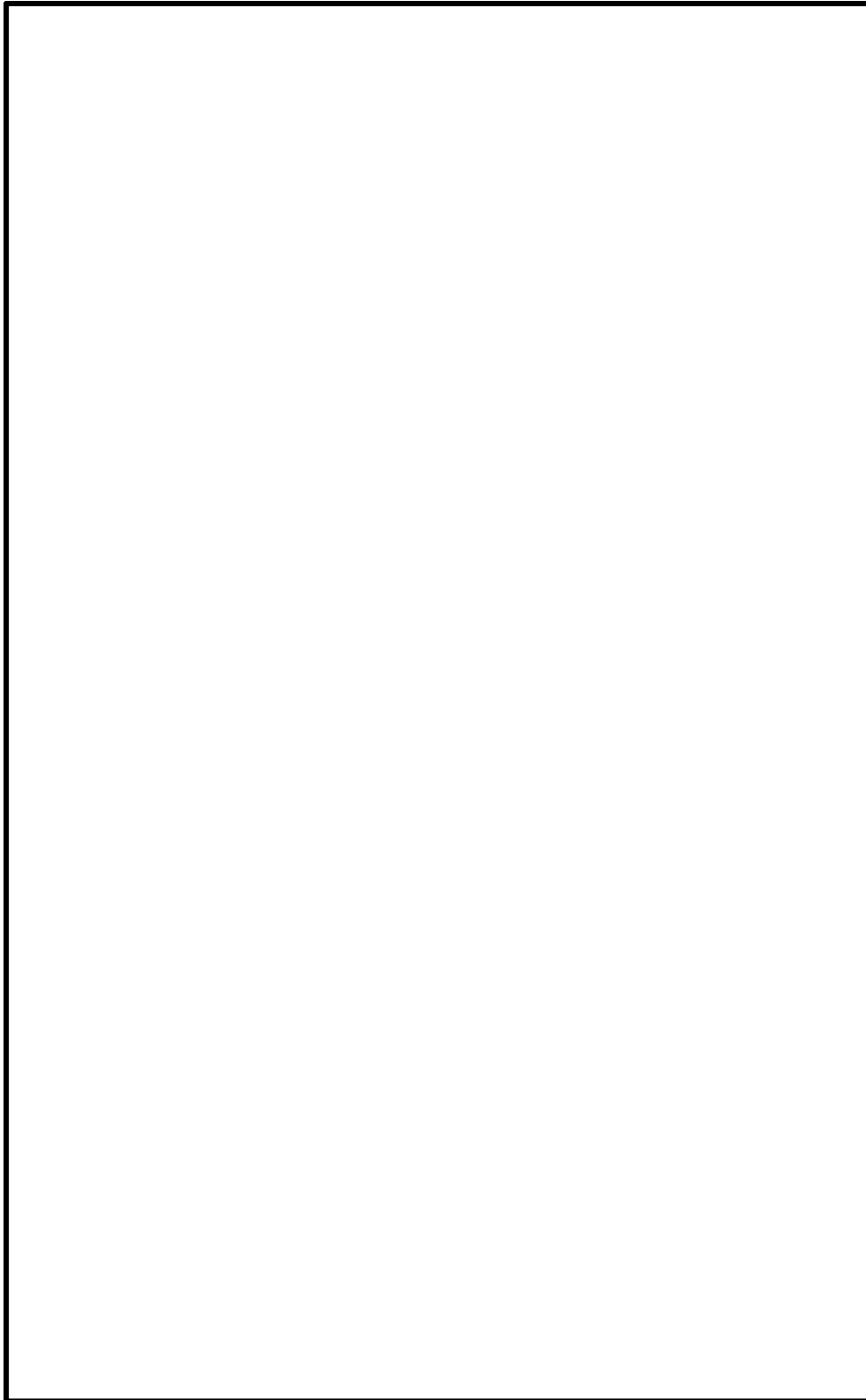


■ : 溢水源のある区画

- ※ 1 他区画からの流入により溢水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

- A : 溢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又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。
- C : 当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D : 溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

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。

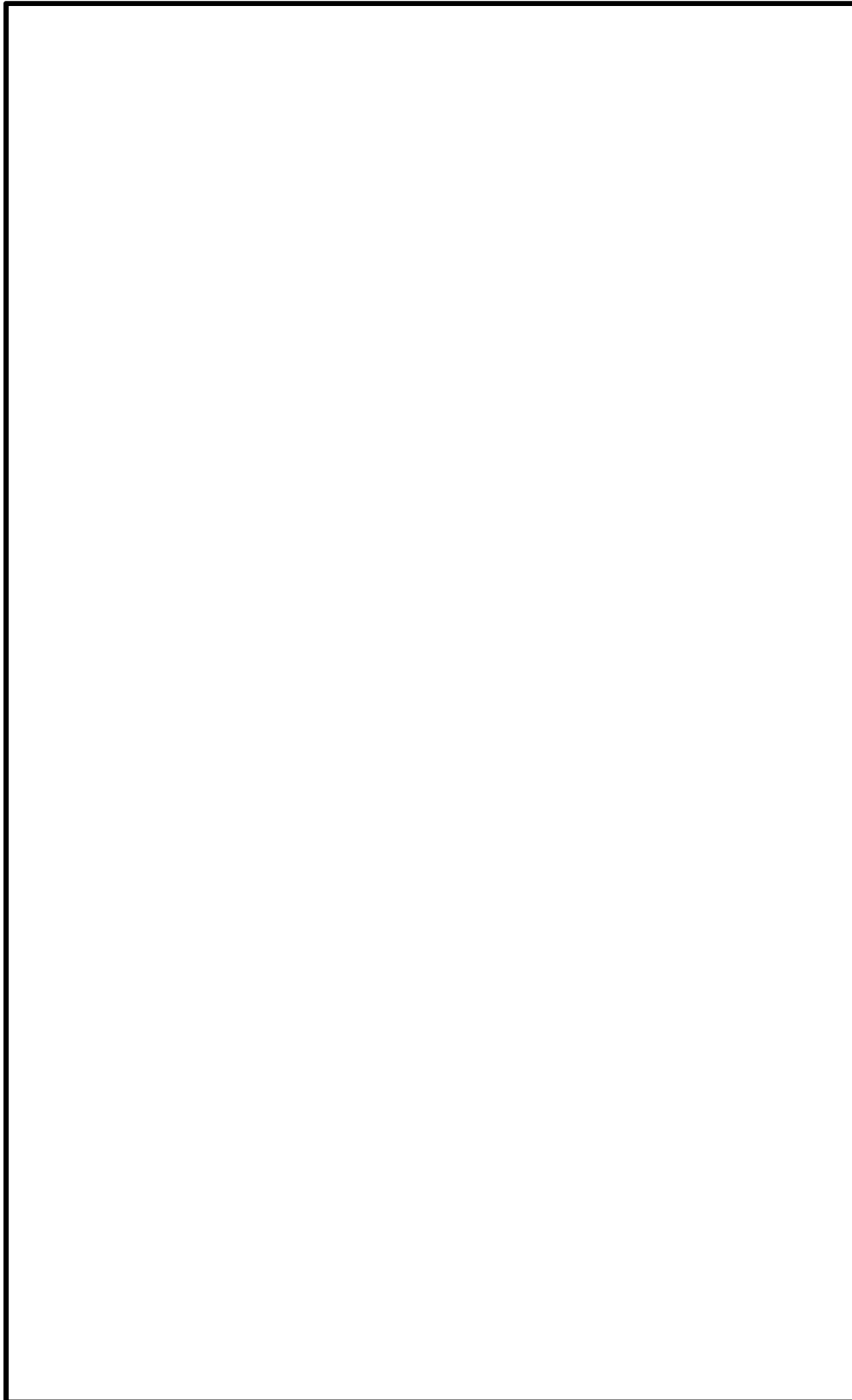


- A：溢水水位が機能喪失高さ未満である。
- B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。
- C：当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D：溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

■：溢水源のある区画

- ※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により同時に機能喪失しない。
- C：当該系統の破損時には、没水する溢水防護対象設備に機能要求がない。
- D：溢水防護対象設備に耐没水性があることから機能喪失しない。

■：溢水源のある区画

- ※ 1 他区画からの流入により溢水水位が最も高くなる場合に考慮する他区画。
- ※ 2 溢水量から算出した水位。
- ※ 3 基準床からの高さ。
- ※ 4 溢水流量と流出流量から算出した水位。
- ※ 5 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器。

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 12 地震起因により生じる被水影響評価

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 -:無	機能要求 -:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 -:無	判定基準	対策実施 ○:有 -:無	評価結果 ○:良 ×:否
プロセス放射線モニタ系	A-格納容器雰囲気モニタリアップ収納箱	R-1F-02N	-	-	-	○	D	○	○
低圧炉心スプレィ系	電子式発信器(差圧、圧力)	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	A-SRM/IRM前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-SRM/IRM前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	C-SRM/IRM前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	D-SRM/IRM前置増幅器盤	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	A-PLRポンプ計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-PLRポンプ計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	A-原子炉圧力容器計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-原子炉圧力容器計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	C-原子炉圧力容器計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	D-原子炉圧力容器計器ラック	R-1F-03N R-1F-22N	-	-	-	○	D	○	○
逃がし安全弁N2ガス供給系	逃がし弁N2供給弁	R-1F-07-1N	○	-	-	-	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。

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 ○:無	機能要求 ○:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 ○:無	判定基準	対策実施 ○:有 ○:無	評価結果 ○:良 x:否
原子炉浄化系	CUW入口外側隔離弁	R-1F-07-1N	○	-	-	-	A	-	○
プロセス放射線モニタ系	電離箱型モニタ(格納容器雰囲気モニタ(ドライウエル))	R-1F-07-1N	○	○	-	-	A	-	○
残留熱除去系	A-RHR注水弁	R-1F-07-2N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	蒸気外側隔離弁	R-1F-07-2N	○	-	-	○	A	-	○
残留熱除去系	B-RHR戻り弁	R-1F-10N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	C-RHR戻り弁	R-1F-10N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHR熱交入室入口弁	R-1F-10N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHR熱交ハイパス弁	R-1F-10N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHRドライウエル第1スプレイ弁	R-1F-12N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	R-1F-12N	-	-	-	○	D	○	○
プロセス放射線モニタ系	電離箱型モニタ(格納容器雰囲気モニタ(ドライウエル))	R-1F-12N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機冷却系	A-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-14N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉補機冷却系	C-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-14N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉補機海水系	A-RCW熱交海水出口弁	R-1F-14N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉建物付属棟空調換気系	A-RCWポンプ熱交換器室冷却機	R-1F-14N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉補機冷却系	B-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-15N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉補機冷却系	D-原子炉補機冷却水ポンプ	R-1F-15N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉補機海水系	B-RCW熱交海水出口弁	R-1F-15N	○	○	-	-	A	-	○
プロセス放射線モニタ系	B-格納容器雰囲気モニタリアンプ収納箱	R-1F-15N	○	○	-	-	A	-	○
残留熱除去系	A-RHR熱交ハイパス弁	R-1F-30N	-	-	-	○	D	○	○
低圧炉心スプレイ系	LPCS注水弁	R-1F-32N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ系	HPCS注水弁	R-1F-33N	-	-	-	○	D	○	○

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。

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○：有 -：無	多重化・区画化 ○：有 -：無	機能要求 -：有 ○：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 -：無	判定基準	対策実施 ○：有 -：無	評価結果 ○：良 ×：否
中央制御室機器・ 現地制御盤	A-SRM/IRM駆動装置盤	R-2F-04N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・ 現地制御盤	C-マクラ・ロードセンタ保護継電器盤	R-2F-04N	○	-	-	-	A	-	○
所内電気設備系	2C1-R/B-C/C	R-2F-04N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	非常用マクラ盤(2C-M/C)	R-2F-04N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	非常用ロードセンタ盤(2C-L/C)	R-2F-04N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・ 現地制御盤	B-SRM/IRM駆動装置盤	R-2F-05N	○	○	-	-	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	非常用マクラ盤(2D-M/C)	R-2F-05N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	非常用ロードセンタ盤(2D-L/C)	R-2F-05N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	RCICタービン制御盤(S II)	R-2F-05N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉建物付属棟空調換気系	A-非常用DG室送風機	R-2F-06N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉建物付属棟空調換気系	B-非常用DG室送風機	R-2F-07N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉補機冷却系	A-RHR熱交冷却水出口弁	R-2F-09N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機冷却系	B-RHR熱交冷却水出口弁	R-2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール冷却系	スキマサージタンク水位	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・ 現地制御盤	A-原子炉格納容器圧力計器ラック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・ 現地制御盤	B-原子炉格納容器圧力計器ラック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・ 現地制御盤	C-原子炉格納容器圧力計器ラック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 -:無	機能要求 -:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 -:無	判定基準	対策実施 ○:有 -:無	評価結果 ○:良 ×:否
中央制御室機器・ 現地制御盤	D-原子炉格納容器 圧力計器ラック	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・ 現地制御盤	A-スクラム排水容器 水位計器架台	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・ 現地制御盤	B-スクラム排水容器 水位計器架台	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉保護系	レベルスイッチ(密閉型フ ロート式)	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉保護系	レベルスイッチ(密閉型フ ロート式)	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉保護系	レベルスイッチ(密閉型フ ロート式)	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉保護系	レベルスイッチ(密閉型フ ロート式)	R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N R-2F-24N R-2F-25N	-	-	-	○	D	○	○
逃がし安全弁N2ガ ス供給系	A-ADS外側N2隔離 弁	R-2F-14N	○	○	-	-	A	-	○
残留熱除去系	RHR炉頂部冷却外 側隔離弁	R-2F-14N	○	○	-	-	A	-	○
残留熱除去系	A-RHRトライウエル第1 スプレイ弁	R-2F-14N	○	○	-	-	A	-	○
残留熱除去系	A-RHRトライウエル第2 スプレイ弁	R-2F-14N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制 御系	A-CAMSTライウエルサ ンプリング 隔離弁	R-2F-14N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制 御系	A-FCS入口隔離弁	R-2F-14N	○	○	-	-	A	-	○
逃がし安全弁N2ガ ス供給系	B-ADS外側N2隔離 弁	R-2F-15N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHR注水弁	R-2F-15N	-	-	-	○	D	○	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 ○:無	機能要求 ○:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 ○:無	判定基準	対策実施 ○:有 ○:無	評価結果 ○:良 x:否
残留熱除去系	C-RHR注水井	R-2F-15N	—	—	—	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	B-GAMSTライウエルサンプリング隔離弁	R-2F-15N	—	—	—	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	B-FCS入口隔離弁	R-2F-15N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉補機冷却系	A-RCW常用補機冷却水出口切替弁	R-2F-20N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉補機冷却系	B-RCW常用補機冷却水出口切替弁	R-2F-20N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付属棟空調換気系	HPCS電気室外気処理装置	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付属棟空調換気系	A-HPCS電気室送風機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付属棟空調換気系	B-HPCS電気室送風機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付属棟空調換気系	A-HPCS電気室排風機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付属棟空調換気系	B-HPCS電気室排風機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付属棟空調換気系	B-RCWホップ熱交換器室冷却機	R-2F-21N	—	—	—	○	D	○	○
原子炉建物付属棟空調換気系	HPCS-DG室送風機	R-2F-22N	○	—	—	—	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	A-非常用電気室外気処理装置	R-3F-02N	○	○	—	○	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	A1-非常用電気室送風機	R-3F-02N	○	○	—	—	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	A2-非常用電気室送風機	R-3F-02N	○	○	—	—	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	A1-非常用電気室排風機	R-3F-02N	○	○	—	—	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	A2-非常用電気室排風機	R-3F-02N	○	○	—	—	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	B-非常用電気室外気処理装置	R-3F-03N	○	○	—	○	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	B1-非常用電気室送風機	R-3F-03N	○	○	—	—	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	B2-非常用電気室送風機	R-3F-03N	○	○	—	—	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	B1-非常用電気室排風機	R-3F-03N	○	○	—	—	A	—	○
原子炉建物付属棟空調換気系	B2-非常用電気室排風機	R-3F-03N	○	○	—	—	A	—	○
非常用ガス処理系	A-SGT前置ガス処理装置	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	—	○	A	—	○
非常用ガス処理系	B-SGT前置ガス処理装置	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	—	○	A	—	○
非常用ガス処理系	A-SGT後置ガス処理装置	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	—	○	A	—	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 ○:無	機能要求 ○:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 ○:無	判定基準	対策実施 ○:有 ○:無	評価結果 ○:良 ×:否
非常用ガス処理系	B-SGT後置ガス処理装置	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	○	A	-	○
非常用ガス処理系	A-非常用ガス処理系排風機	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
非常用ガス処理系	B-非常用ガス処理系排風機	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
非常用ガス処理系	A-入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
非常用ガス処理系	B-入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
非常用ガス処理系	A-出口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
非常用ガス処理系	B-出口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
非常用ガス処理系	A-SGT排風機入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
非常用ガス処理系	B-SGT排風機入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-原子炉格納容器H2・O2分析計ラック	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	A-可燃性ガス濃度制御系再結合装置(装置全体)	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制御系	B-可燃性ガス濃度制御系再結合装置(装置全体)	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制御系	A-FCS冷却水入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制御系	B-FCS冷却水入口弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制御系	A-FCS系統入口流量調節弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制御系	B-FCS系統入口流量調節弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制御系	A-FCS再循環流量調節弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 ○:無	機能要求 ○:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 ○:無	判定基準	対策実施 ○:有 ○:無	評価結果 ○:良 ×:否
可燃性ガス濃度制御系	B-FCS再循環流量調節弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制御系	A-FCS冷却水供給弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
可燃性ガス濃度制御系	B-FCS冷却水供給弁	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	A-原子炉格納容器H2・O2分析計ラック	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	ほう酸水注入系操作箱	R-3F-07N	○	-	-	-	A	-	○
ほう酸水注入系	A-SLCタンク出口弁	R-3F-07N	○	○	-	-	A	-	○
ほう酸水注入系	B-SLCタンク出口弁	R-3F-07N	○	○	-	-	A	-	○
ほう酸水注入系	A-SLC注入弁	R-3F-07N	○	○	-	-	A	-	○
ほう酸水注入系	B-SLC注入弁	R-3F-07N	○	○	-	-	A	-	○
ほう酸水注入系	A-ほう酸水注入ポンプ	R-3F-07N	○	○	-	-	A	-	○
ほう酸水注入系	B-ほう酸水注入ポンプ	R-3F-07N	○	○	-	-	A	-	○
燃料プール冷却系	A-FPC熱入口弁	R-3F-09N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール冷却系	B-FPC熱入口弁	R-3F-09N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール冷却系	FPCフィルタバイパス弁	R-3F-09N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール補給水系	FMW ポンプ入口弁	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール補給水系	FMW ポンプ出口弁	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	-	-	○	D	○	○
燃料プール補給水系	燃料プール補給水ポンプ	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉棟空調換気系	B-RHRポンプ室冷却機	R-B1F-01N R-B1F-08N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉棟空調換気系	A-RHRポンプ室冷却機	R-B1F-07N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	HPCS計器ラック	R-B1F-09N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉棟空調換気系	HPCSポンプ室冷却機	R-B1F-09N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉補機冷却系	A-RCW常用補機冷却水入口切替弁	R-B1F-11N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機冷却系	B-RCW常用補機冷却水入口切替弁	R-B1F-11N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉棟空調換気系	LPCSポンプ室冷却機	R-B1F-13N	○	-	-	-	A	-	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 ○:無	機能要求 -:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 -:無	判定基準	対策実施 ○:有 -:無	評価結果 ○:良 ×:否
所内電気設備系	2-RCIC直流-C/C	R-B1F-16N	-	-	-	○	D	○	○
プロセス放射線モニタ系	A-格納容器雰囲気モニタリアンプ収納箱	R-B1F-16N	-	-	-	○	D	○	○
所内電気設備系	2D1-R/B-C/C	R-B1F-17N	○	○	-	-	A	-	○
プロセス放射線モニタ系	B-格納容器雰囲気モニタリアンプ収納箱	R-B1F-17N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	RCIC計器ラック	R-B2F-01N	○	○	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系タービン	R-B2F-01N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	ポンプ復水貯蔵水入口弁	R-B2F-01N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	注水弁	R-B2F-01N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	タービン蒸気入口弁	R-B2F-01N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	ポンプトラス水入口弁	R-B2F-01N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC主塞止弁	R-B2F-01N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	ミニマムロー弁	R-B2F-01N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	復水器冷却水入口弁	R-B2F-01N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	R-B2F-01N	○	-	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	A-RHR計器ラック	R-B2F-02N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRポンプミニマムロー弁	R-B2F-02N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRポンプトラス水入口弁	R-B2F-02N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRポンプ炉水入口弁	R-B2F-02N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-残留熱除去ポンプ	R-B2F-02N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	C-RHR計器ラック	R-B2F-03N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	C-RHRポンプミニマムロー弁	R-B2F-03N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	C-RHRポンプトラス水入口弁	R-B2F-03N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	C-残留熱除去ポンプ	R-B2F-03N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉棟空調換気系	C-RHRポンプ室冷却機	R-B2F-03N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ディーゼル発電機系	A-非常用ディーゼル機関	R-B2F-04N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ディーゼル発電機系	A-非常用ディーゼル発電機	R-B2F-04N	-	-	-	○	D	○	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○:有 -:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 -:無	機能要求 -:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 -:無	判定基準	対策実施 ○:有 -:無	評価結果 ○:良 ×:否
中央制御室機器・現地制御盤	A-ディーゼル発電機制御盤	R-B2F-05N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	2A-DG-C/C	R-B2F-05N	○	○	-	-	A	-	○
非常用ディーゼル発電機系	B-非常用ディーゼル機関	R-B2F-06N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ディーゼル発電機系	B-非常用ディーゼル発電機	R-B2F-06N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ディーゼル発電機系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	R-B2F-07N	-	-	-	○	D	○	○
非常用ディーゼル発電機系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	R-B2F-07N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-ディーゼル発電機制御盤	R-B2F-08N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	2B-DG-C/C	R-B2F-08N	○	○	-	-	A	-	○
低圧炉心スプレイ系	LPCSホップ入口弁	R-B2F-09N	-	-	-	○	D	○	○
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイホップ	R-B2F-09N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	LPCS流量・圧力計器架台	R-B2F-09N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ系	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ系	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ系	HPCSホップ復水貯蔵水入口弁	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ系	HPCSホップトラス水入口弁	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイホップ	R-B2F-10N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	HPCS-ディーゼル発電機制御盤	R-B2F-11N	○	-	-	-	A	-	○
所内電気設備系	2HPCS-C/C	R-B2F-11N	○	-	-	-	A	-	○
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水ホップ	R-B2F-12N	○	-	-	-	A	-	○
所内電気設備系	高圧炉心スプレイ系蓄電池	R-B2F-13N	○	-	-	-	A	-	○
所内電気設備系	高圧炉心スプレイ系直流盤	R-B2F-14N	○	-	-	-	A	-	○
所内電気設備系	高圧炉心スプレイ系充電器	R-B2F-14N	○	-	-	-	A	-	○
所内電気設備系	2HPCS-盤	R-B2F-14N	○	-	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-RHR計器ラック	R-B2F-15N	○	○	-	-	A	-	○
残留熱除去系	B-RHRホップミニムフロ-弁	R-B2F-15N	○	○	-	-	A	-	○
残留熱除去系	B-RHRホップトラス水入口弁	R-B2F-15N	○	○	-	-	A	-	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 ○:無	機能要求 ○:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 ○:無	判定基準	対策実施 ○:有 ○:無	評価結果 ○:良 ○:否
残留熱除去系	B-RHRホップ炉水入口弁	R-B2F-15N	○	○	-	-	A	-	○
残留熱除去系	B-残留熱除去ホップ	R-B2F-15N	○	○	-	○	A	-	○
低圧炉心スプレイ系	LPCSホップミニマム7ロー弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
低圧炉心スプレイ系	LPCSテスト弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHRトラススプレイ弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRホップ炉水戻り弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	B-RHRホップ炉水戻り弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	RHR炉水入口外側隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRトラススプレイ弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
残留熱除去系	A-RHRテスト弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ系	HPCSホップトラス側ミニマム7ロー弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ系	HPCSホップCST側第1ミニマム7ロー弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ系	HPCSホップCST側第2ミニマム7ロー弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉隔離時冷却系	真空ホップ出口弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
原子炉隔離時冷却系	タービン排気隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
計装用圧縮空気系	IA 2RIR-1-1A 入口弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	A-FCS出口隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	A-CAMSTトラスサンプリング隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	B-CAMSTトラスサンプリング隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	A-CAMSサンプリングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	B-CAMSサンプリングガス戻り隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	A-CAMSサンプリングドレン戻り隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	B-CAMSサンプリングドレン戻り隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
可燃性ガス濃度制御系	B-FCS出口隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
液体廃棄物処理系	ドライウェル機器ドレン外側隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
プロセス放射線モニタ系	電離箱型モニタ(格納容器雰囲気モニタ(サブレーションチェンバ))	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 -:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 -:無	機能要求 -:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 -:無	判定基準	対策実施 ○:有 -:無	評価結果 ○:良 ×:否
プロセス放射線モニタ系	電離箱型モニタ(格納容器雰囲気モニタ(サブレーションチェンバ))	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
サンプリング系	液体サンプル戻り第1隔離弁	R-B2F-31N	-	-	-	○	D	○	○
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	-	○
燃料プール冷却系	FPCフィルタ入口弁	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	○	-	-	-	A	-	○
燃料プール冷却系	A-燃料プール冷却水ポンプ	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	○	○	-	-	A	-	○
燃料プール冷却系	B-燃料プール冷却水ポンプ	R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	FPCポンプ流量・圧力計器架台	R-M2F-19N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室機器・現地制御盤	A-原子炉プロセス計測盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-原子炉プロセス計測盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	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	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	S I - 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	S II - 工学的安全施設トリップ設定器盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	A-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	B-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	HPCS-中央分電盤	RW-1F-05N RW-1F-07N	○	-	-	-	A	-	○
所内電気設備系	2A-計装-C/C	RW-1F-10N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	A-計装分電盤	RW-1F-10N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	A-計装用無停電交流電源装置	RW-1F-10N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	A-原子炉中性子計装用分電盤	RW-1F-10N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	A-115V系直流盤	RW-1F-10N	○	○	-	-	A	-	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○:有 -:無	多重化・区画化 ○:有 -:無	機能要求 ○:有 -:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 -:無	判定基準	対策実施 ○:有 -:無	評価結果 ○:良 ×:否
所内電気設備系	A-115V系充電器	RW-1F-10N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	A-原子炉中性子計装用充電器	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	-	○
中央制御室空調換気系	中央制御室非常用再循環処理装置	RW-2F-01N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室非常用再循環送風機	RW-2F-01N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室非常用再循環送風機	RW-2F-01N	-	-	-	○	D	○	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室空調和装置	RW-2F-02N	○	○	-	○	A	-	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室空調和装置	RW-2F-02N	○	○	-	○	A	-	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室冷凍機	RW-2F-02N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室冷凍機	RW-2F-02N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室送風機	RW-2F-02N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室送風機	RW-2F-02N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室排風機	RW-2F-02N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室排風機	RW-2F-02N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室空調換気系	A-中央制御室冷水循環ポンプ	RW-2F-02N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室空調換気系	B-中央制御室冷水循環ポンプ	RW-2F-02N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	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	B-中央制御室冷凍機制御盤	RW-2F-02N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	2B-計装-C/C	RW-MB1F-05N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	B-計装分電盤	RW-MB1F-05N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	B-計装用無停電交流電源装置	RW-MB1F-05N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	B-原子炉中性子計装用分電盤	RW-MB1F-05N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	B-115V系直流盤	RW-MB1F-05N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	B-115V系充電器盤	RW-MB1F-05N	○	○	-	-	A	-	○
所内電気設備系	230V系直流盤(RCIC)	RW-MB1F-05N	○	○	-	-	A	-	○

系統	設備	評価対象区画	被水源、天井開口又は貫通部の有無 ○:有 ○:無	多重化・区画化 ○:有 ○:無	機能要求 ○:有 ○:無	防滴仕様・被水防護措置 ○:有 ○:無	判定基準	対策実施 ○:有 ○:無	評価結果 ○:良 ×:否
所内電気設備系	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	B-原子炉中性子計装用充電器	RW-MB1F-07N	○	○	-	-	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	230V系蓄電池 (RCIC)	RW-MB1F-08N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	A-換気系モニタガスサンブラ	Y-101N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	B-換気系モニタガスサンブラ	Y-101N	○	○	-	-	A	-	○
中央制御室機器・現地制御盤	プロセスモニタサンブラック	Y-101N	○	-	-	-	A	-	○
原子炉補機海水系	B-原子炉補機海水ポンプ	Y-24AN	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機海水系	D-原子炉補機海水ポンプ	Y-24AN	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機海水系	A-原子炉補機海水ポンプ	Y-24BN	-	-	-	○	D	○	○
原子炉補機海水系	C-原子炉補機海水ポンプ	Y-24BN	-	-	-	○	D	○	○
高圧炉心スプレイ補機海水系	HPSWポンプ出口弁	Y-24CN	○	-	-	-	A	-	○
高圧炉心スプレイ補機海水系	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	Y-24CN	○	-	-	-	A	-	○

添付資料 13 地震起因による溢水源の設定及び溢水源としない機器の耐震性評価

1. 地震起因による溢水源の設定

地震起因の没水・被水影響評価フロー（本文 図 7-1, 7-2）に基づき影響評価を行い，溢水源とする機器と，Ss 機能維持評価を行い必要な耐震補強対策を行うことにより溢水源としない機器を選定した。表 1，表 2 に選定結果を示す。

表 1 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)	ドライウェル冷凍機	○	—
		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	○	—
		燃料プール冷却水ポンプ	—	○
		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	—	○
	地下 1 階 (EL8.8m)	復水輸送ポンプ	—	○
	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	○	—

※1 () 内は，設置階の基準床高さを示す。

表1 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2階 (EL1.3m)	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	○	—
		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	○	—

※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2による。

表1 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	○	—
		化学廃液濃縮器	○	—
	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 ブロックタンク	○	—
		RW/B陽イオン ブロックタンク	○	—
		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	○	—
		凝縮水受けタンク	○	—
		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	○	—

※1 () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表1 溢水源とする機器と溢水源としない機器（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)	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	
海水 ポンプ エリア	— (EL1.1m)	配管	○※2	○※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2による。

表2 溢水源としない配管 (1 / 6)

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	消火系 復水輸送系	
	地上3階 (EL34.8m)	R-3F-04N R-3F-06N R-3F-16-1N	原子炉補機冷却系 空調換気設備冷却水系 補給水系 消火系 復水輸送系	
		R-3F-13N	復水輸送系	
		R-3F-12-1N	復水輸送系	
		R-3F-12-2N	消火系 復水輸送系	
		R-3F-09N	復水輸送系	
		R-3F-11N R-3F-25N	原子炉浄化系 消火系 復水輸送系	
		R-3F-03N	原子炉補機冷却系 ドライウェル冷却系 消火系	
		R-3F-02N	空調換気設備冷却水系 消火系	
		R-3F-07N	空調換気設備冷却水系 復水輸送系 補給水系 消火系	
		R-3F-16-2N	燃料プール冷却系	
		地上中2階 (EL30.5m)	R-M2F-06N R-M2F-07N	消火系 空調換気設備冷却水系 補給水系

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表2 溢水源としない配管 (2/6)

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-19N	原子炉補機冷却系 消火系 復水輸送系	
		R-M2F-08N	原子炉浄化系	
		R-M2F-11N R-M2F-12N R-M2F-26N	原子炉浄化系 補給水系 消火系 燃料プール冷却系	
		R-M2F-14N	原子炉浄化系	
		R-M2F-15N	原子炉浄化系	
		R-M2F-10N	原子炉浄化系	
		R-M2F-09N	原子炉浄化系	
		R-M2F-03N R-M2F-04N R-M2F-05N	補給水系 原子炉浄化系	
		R-M2F-18-1N R-M2F-21N R-M2F-22N	原子炉補機冷却系 消火系 復水輸送系	
		R-M2F-18-2N	原子炉浄化系 原子炉補機冷却系 ドライウェル冷却系	
		R-M2F-20N	原子炉補機冷却系	
		R-M2F-27N	原子炉浄化系	
		地上2階 (EL23.8m)	R-2F-10N	消火系
			R-2F-15N	復水輸送系
			R-2F-11N R-2F-12N R-2F-18N R-2F-19N	原子炉補機冷却系 原子炉浄化系 消火系 復水輸送系
			R-2F-24N R-2F-25N	
	R-2F-16N		原子炉浄化系	

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表2 溢水源としない配管 (3 / 6)

建物	設置階※	設置区画	配管
原子炉建物	地上2階 (EL23.8m)	R-2F-14N	復水輸送系 制御棒駆動系 原子炉浄化系
		R-2F-09N	原子炉浄化系
		R-2F-13N	復水輸送系
		R-2F-20N	原子炉補機冷却系
		R-2F-21N	原子炉補機冷却系 消火系
		R-2F-05N	消火系
		R-2F-04N	消火系
		R-2F-08N	消火系 空調換気設備冷却水系
	地上1階 (EL15.3m)	R-1F-09N	給水系
		R-1F-26N	原子炉浄化系
		R-1F-10N	消火系
		R-1F-13N	復水輸送系
		R-1F-03N	原子炉補機冷却系
		R-1F-22N	消火系 復水輸送系
		R-1F-32N	復水輸送系
		R-1F-33N	復水輸送系
		R-1F-07-1N	原子炉浄化系 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 復水輸送系 補給水系 制御棒駆動系
		R-1F-07-2N	原子炉補機冷却系

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表2 溢水源としない配管 (4/6)

建物	設置階※	設置区画	配管
原子炉建物	地上1階 (EL15.3m)	R-1F-30N	原子炉浄化系
		R-1F-14N	原子炉補機冷却系 空調換気設備冷却水系 消火系
		R-1F-15N	空調換気設備冷却水系 補給水系 消火系
		R-1F-02N	原子炉補機冷却系 空調換気設備冷却水系
		R-1F-24-2N	消火系
		R-1F-01-1N	補給水系
	地下1階 (EL8.8m)	R-B1F-01N R-B1F-08N	原子炉補機冷却系 空調換気設備冷却水系 消火系 復水輸送系
		R-B1F-09N	液体廃棄物処理系 (機器ドレン系) 復水輸送系 消火系
		R-B1F-10N	原子炉補機冷却系 原子炉浄化系 復水輸送系 補給水系
		R-B1F-07N	原子炉補機冷却系 復水輸送系 消火系
		R-B1F-02N	原子炉浄化系
		R-B1F-11N	原子炉補機冷却系
		R-B1F-12N	消火系 補給水系

※ () 内は、設置階の基準床高さを示す。

表2 溢水源としない配管（5／6）

建物	設置階※	設置区画	配管
原子炉建物	地下1階 (EL8.8m)	R-B1F-17N	原子炉補機冷却系 消火系
		R-B1F-16N	消火系
		R-B1F-18-1N	消火系
		R-B1F-29N	補給水系
		R-B1F-13N	消火系
		R-B1F-28N	消火系
	地下2階 (EL1.3m)	R-B2F-03N	復水輸送系 補給水系
		R-B2F-15N	復水輸送系 消火系
		R-B2F-10N	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-09N	原子炉補機冷却系 原子炉浄化系 復水輸送系 補給水系 消火系
		R-B2F-02N	復水輸送系 補給水系 消火系
		R-B2F-01N	原子炉浄化系 復水輸送系 消火系
		R-B2F-12N	補給水系
		R-B2F-13N	補給水系
		R-B2F-14N	補給水系
		R-B2F-11N	消火系
		R-B2F-07N	補給水系

※（ ）内は，設置階の基準床高さを示す。

表2 溢水源としない配管（6／6）

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-08N	消火系
		R-B2F-06N	補給水系
		R-B2F-04N	補給水系
制御室建物	地上4階 (EL16.9m)	C-4F-02N	消火系
廃棄物処理建物	地上2階 (EL22.1m)	RW-2F-02N	原子炉補機冷却系 消火系
		RW-1F-02N RW-1F-04N	消火系
	地上1階 (EL15.3m)	RW-1F-09N	消火系
		RW-1F-27N	消火系 所内上水系
海水ポンプ エリア	— (EL1.1m)	Y24-AN	タービン補機海水系 補給水系
		Y24-BN	タービン補機海水系 除じん機関連配管 補給水系
		Y24-CN	除じん機関連配管

※（ ）内は、設置階の基準床高さを示す。

2. 溢水源としない機器の耐震性評価

溢水源としない機器の耐震性評価について、評価手法及び評価結果を以下に示す。機器の破損による溢水防止の観点から、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水源としない機器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。なお、本耐震性評価は地震起因による溢水影響評価を行うための溢水源の設定（想定事象の設定）を目的としていることから、実耐力を考慮した評価も適用する。

(1) 機器（ポンプ、容器）の評価

構造強度評価は図 1，2 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ことにより行う。

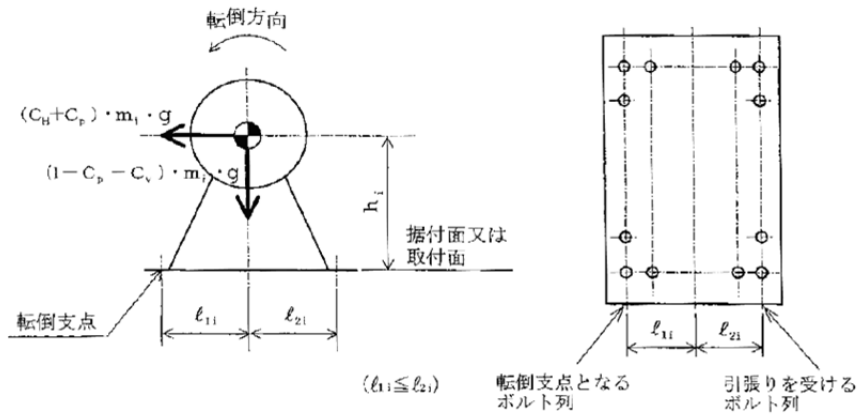
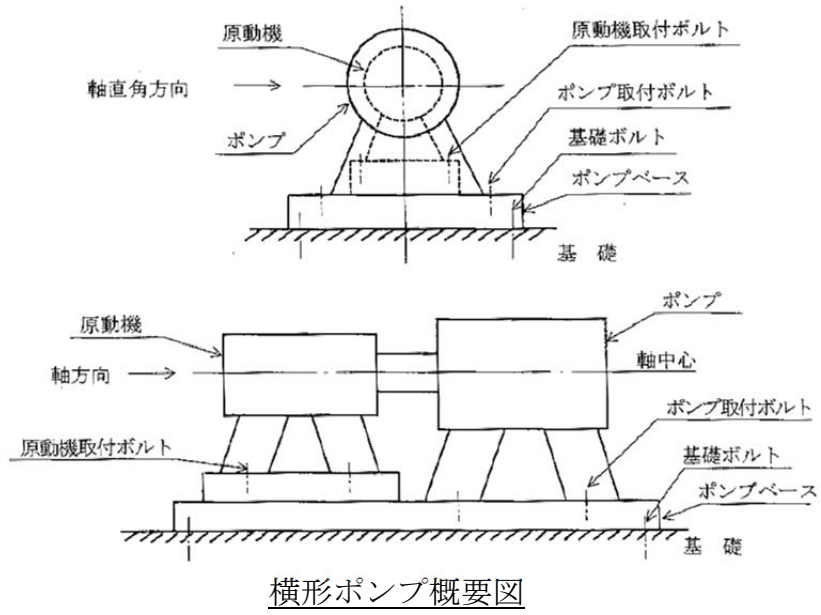
応力算定手法としては、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987, JEAG 4601・補-1984, JEAG 4601-1991 追補版」（以下「JEAG」という。）等の規格基準又は試験等で妥当性が確認されたものを用いる。水平方向，鉛直方向の荷重等は，絶対値和又は，SRSS 法により適切に組み合わせる。評価基準値は，JEAG 等の規格基準で規定されている値，又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

評価条件を整理して表 3 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。

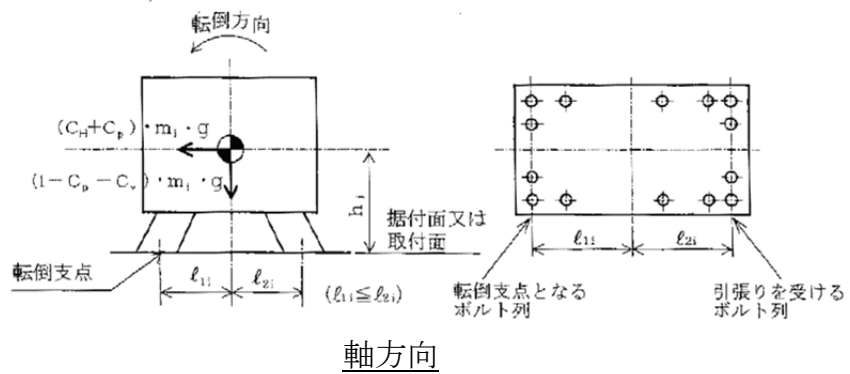
評価の結果，いずれの機器においても発生値が評価基準値以下であることを確認した。評価手法，条件及び結果を表 4 に示す。なお，評価結果は，評価上最も厳しい部位の値を記載した。

表3 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	同左
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)	±10%拡幅	同左
水平と鉛直地震力による 荷重の組合せ	絶対値和又は 二乗和平方根 (SRSS)	同左
減衰定数	水平 : 1.0% 鉛直 : 1.0%	同左
許容応力状態	IV _A S	Ss : IV _A S Sd : 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	同左

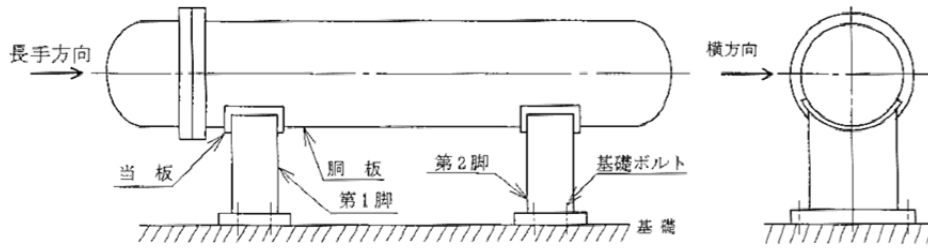


軸直角方向

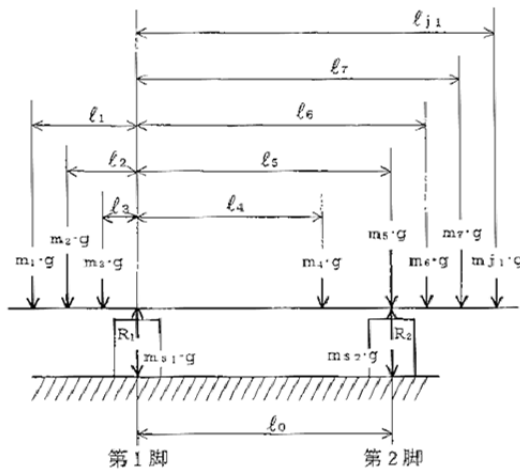


軸方向

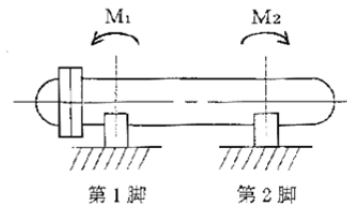
図1 耐震評価の概要 (横形ポンプの例)



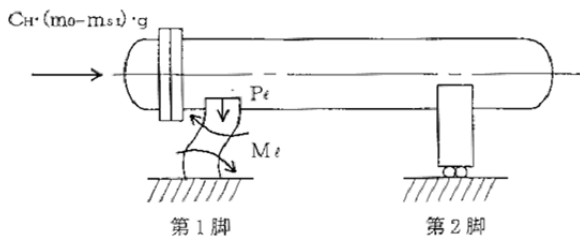
横置円筒形容器概要図



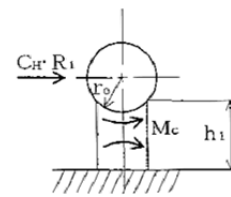
荷重状態



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

図2 耐震評価の概要 (横置円筒形容器の例)

表4 機器（ポンプ，容器）の評価結果

設備名称	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						備考	
					解析手法（公式等による評価，スペクトル モーダル解析他）		解析モデル		減衰定数			その他（評価条件（温度， 圧力等）の変更）
					○：同じ ●：異なる	内容	○：同じ ●：異なる	内容	○：同じ ●：異なる	内容		相違内容
燃料プール冷却系熱交換器	胴板	一次＋二次	342	454	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）モデルなし	○	（水平）－％ （鉛直）－％	—	
燃料プール冷却水ポンプ	原動機取付ボルト	引張	33	205	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）モデルなし	○	（水平）－％ （鉛直）－％	—	
原子炉浄化ろ過脱塩装置 ホールディングポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	23	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 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）モデルなし	○	（水平）－％ （鉛直）－％	—	
原子炉浄化循環ポンプ	基礎ボルト	引張	59	188	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）モデルなし	○	（水平）－％ （鉛直）－％	—	
P L R ポンプ用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 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）モデルなし	○	（水平）－％ （鉛直）－％	—	
復水輸送ポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	61	455	○	（応答解析）各設備の固有値に 基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）モデルなし	○	（水平）－％ （鉛直）－％	—	

(2) 配管の評価

構造強度評価は、図3に示す配管1スパン（定ピッチスパン法による標準支持間隔）を考慮したモデル化を行い算定した許容加速度と基準地震動 S_s による加速度を比較すること、又は3次元はりモデルによる地震応答解析による応力の算定により行う。配管の評価フローを図4に示す。

許容加速度や応力の算定手法としては、JEAG等の規格基準又は試験等で妥当性が確認されたものを用いる。水平方向、鉛直方向の荷重等は、SRSS法により適切に組み合わせる。評価基準値は、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。

ここで、地震時の配管の破損モードは、配管系終局強度試験⁽¹⁾等の既往研究により、ラチェット変形を含む低サイクル疲労であることが確認されていることから、配管の疲労に着目した評価方法及び評価基準値を適用する。また、疲労評価を行う際に用いる疲労線図については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007」の設計疲労線図に加えて、配管系終局強度試験において作成された、配管の貫通き裂の発生を破損限界とした疲労線図も適用する（図5、図6参照）。

評価条件を整理して表5に示す。

評価対象配管の耐震性評価の結果、発生値が評価基準値を上回る配管については補強工事を行い、基準地震動 S_s による地震力に対してバウンダリ機能を確保する。

参考文献

- (1) 独立行政法人 原子力安全基盤機構（平成16年6月）：平成15年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 配管系終局強度

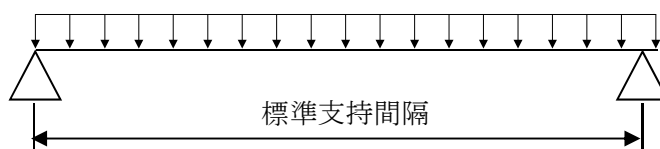
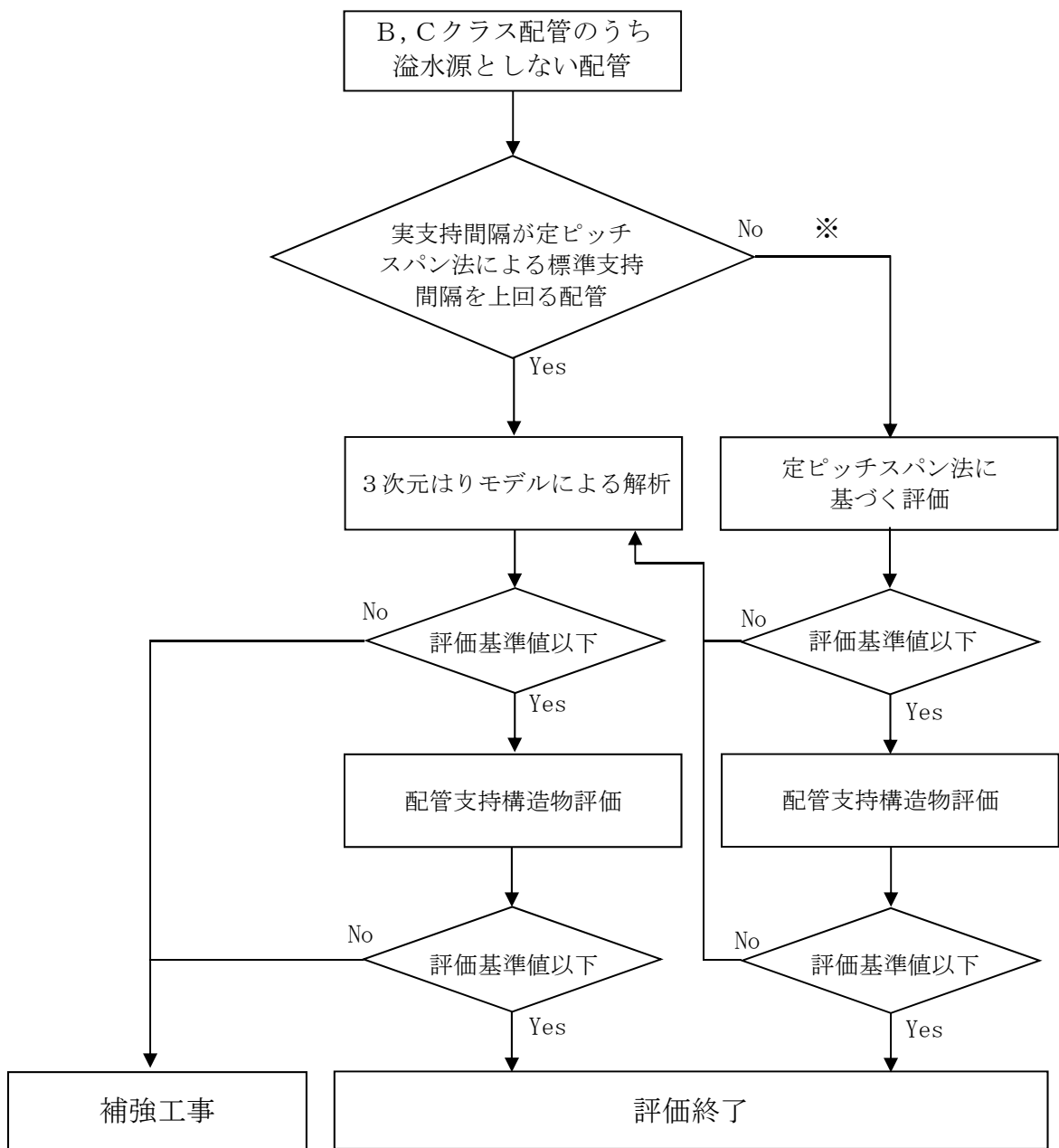


図3 1スパン配管評価モデル



※ 定ピッチスパン法に基づく評価によらず3次元はりモデルによる解析を実施する場合もある。

図4 配管の耐震性評価フロー

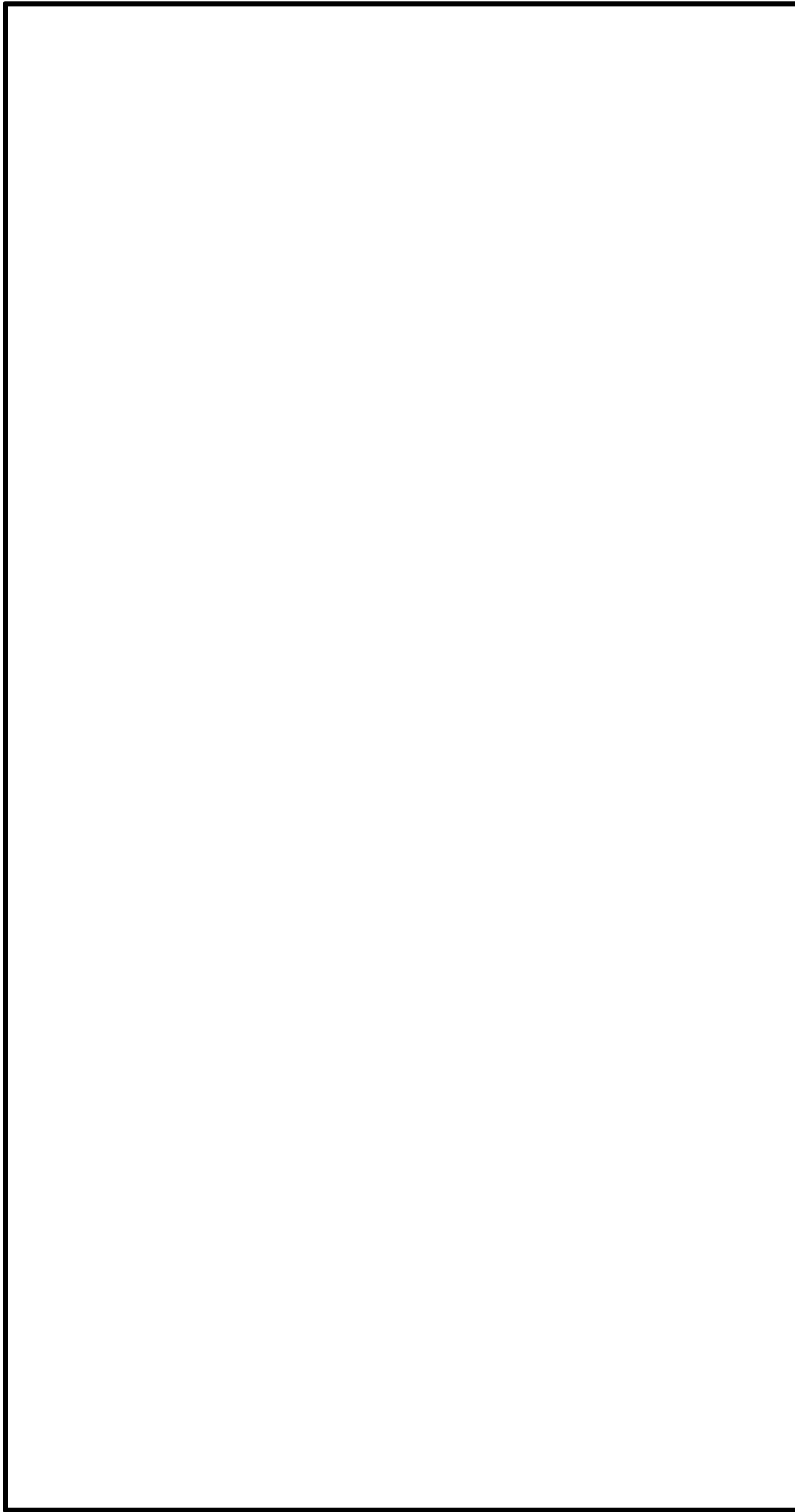
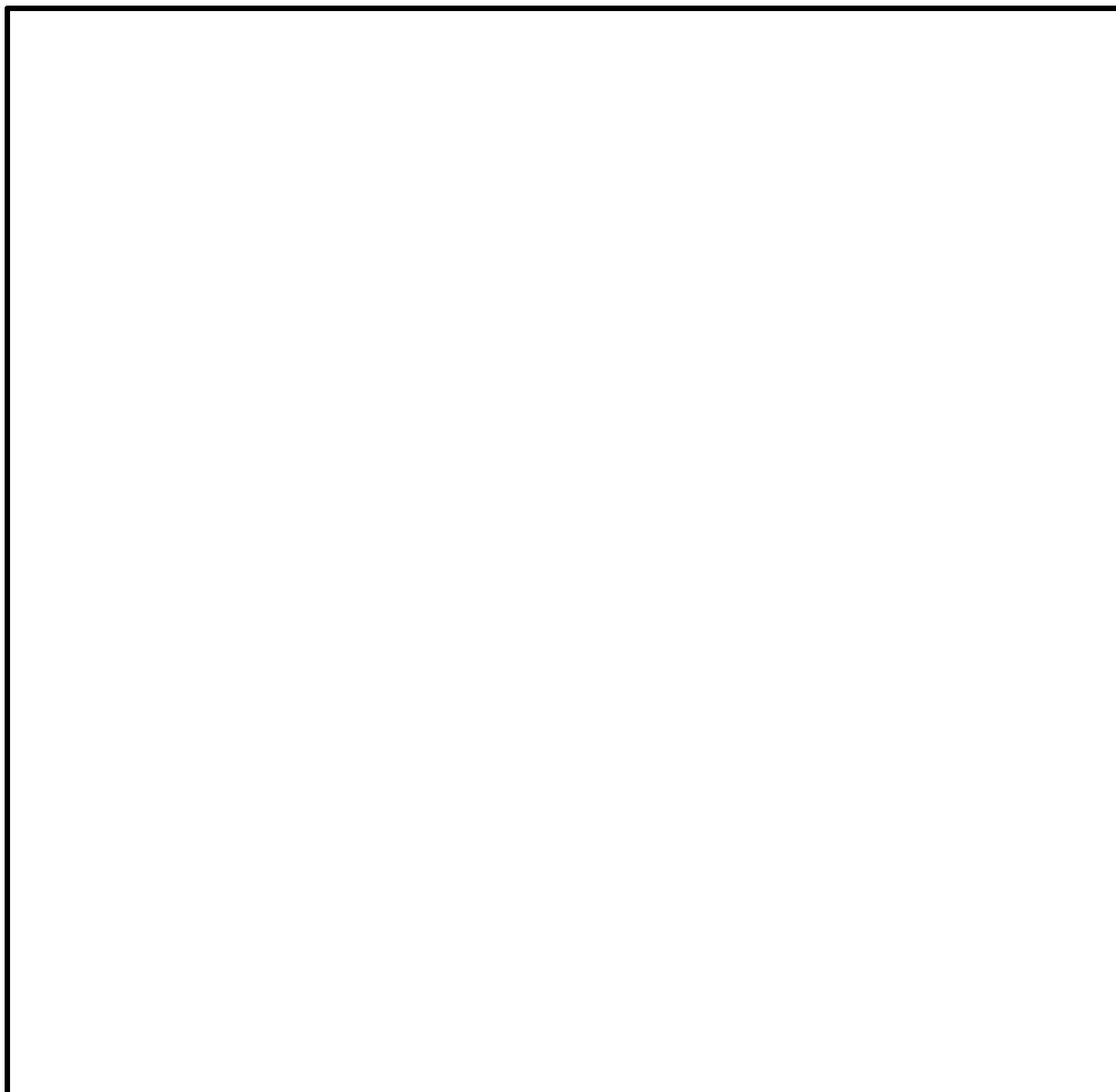


図5 配管系終局強度試験において作成された疲労線図の概要

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。



(a)配管要素単体試験



(b)配管要素組合せ試験

図6 配管要素単体試験及び配管要素組合せ試験の概要

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。

表5 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	定ピッチスパン法に基づく 評価又は3次元はりモデル による解析	同左
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)	±10%拡幅	同左
水平と鉛直地震力による 荷重の組合せ	二乗和平方根 (SRSS)	同左
減衰定数	0.5%, 1.0%, 1.5% 2.0%, 3.0%	同左
許容応力状態	IV _A S	Ss : IV _A S Sd : III _A S
評価項目	疲労 ^{※1}	一次応力 一次+二次応力 疲労 ^{※2}

※1 JSME 設計疲労線図又は配管終局強度試験で作成された疲労線図を適用

※2 JSME 設計疲労線図を適用

添付資料 14 海水ポンプエリアの溢水影響評価

1. 想定破損による溢水影響評価

想定破損による溢水影響評価結果を表 1 に示す。

表 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	海水ポンプエリア防水壁の高さ[m]	9.7	9.7	9.7
B	流出を期待する開口長さ[m]	33	23	17
L	海水ポンプエリア防水壁の幅[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: $H \geq h$)	○	○	○

2. 地震起因による溢水影響評価

地震起因による溢水影響評価結果を表 2 に示す。

表 2 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]	80	52	0
滞留面積[m ²]	54	43	20
溢水水位[m]	1.49	1.21	0
機能喪失床上高さ[m]	1.68	1.68	1.25
評価結果	○	○	○

添付資料 15 内部流体漏えい対策について

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)～(5)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) 主蒸気隔離弁閉インターロックの設置
- (3) 大型タンク遮断弁の設置
- (4) 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロックの設置
- (5) 制御棒駆動系及び燃料プール冷却系弁閉止インターロックの設置

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、通常運転時における本系統配管の破損による放射性物質漏えいリスク低減のため撤去する。(図1参照)

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、島根2号炉においてはシート性能が向上した主蒸気隔離弁を採用している。そのため、主蒸気隔離弁漏えい率は判定基準に対し十分低い結果となっており、本系統は不要な系統となっている。

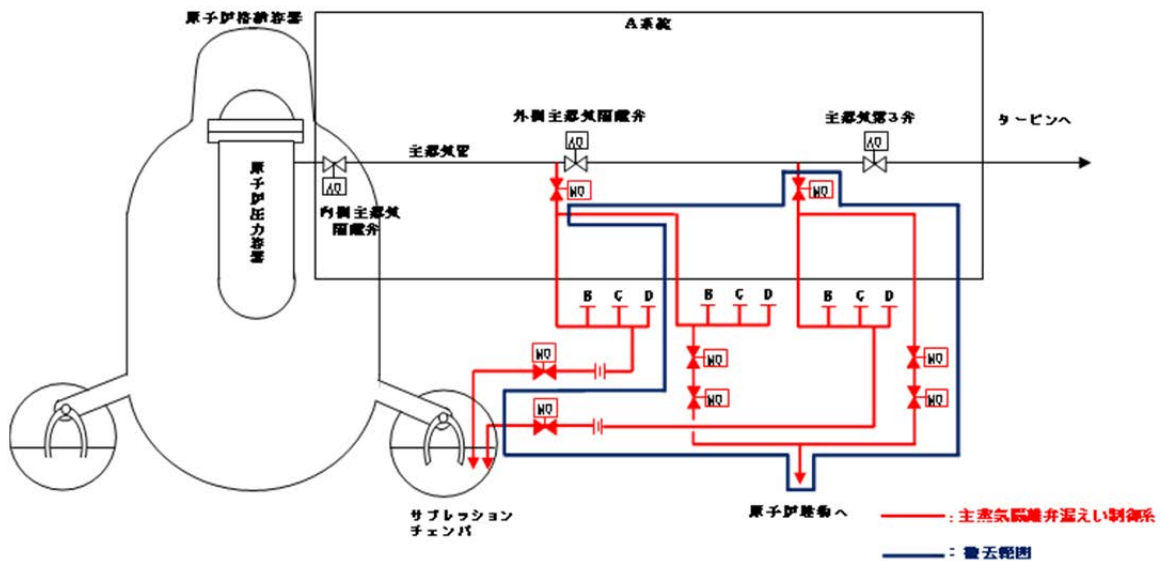


図1 主蒸気隔離弁漏えい制御系系統図

<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に主蒸気隔離弁の全体図、図3に弁体の改良内容の概略説明を示す。

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4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。

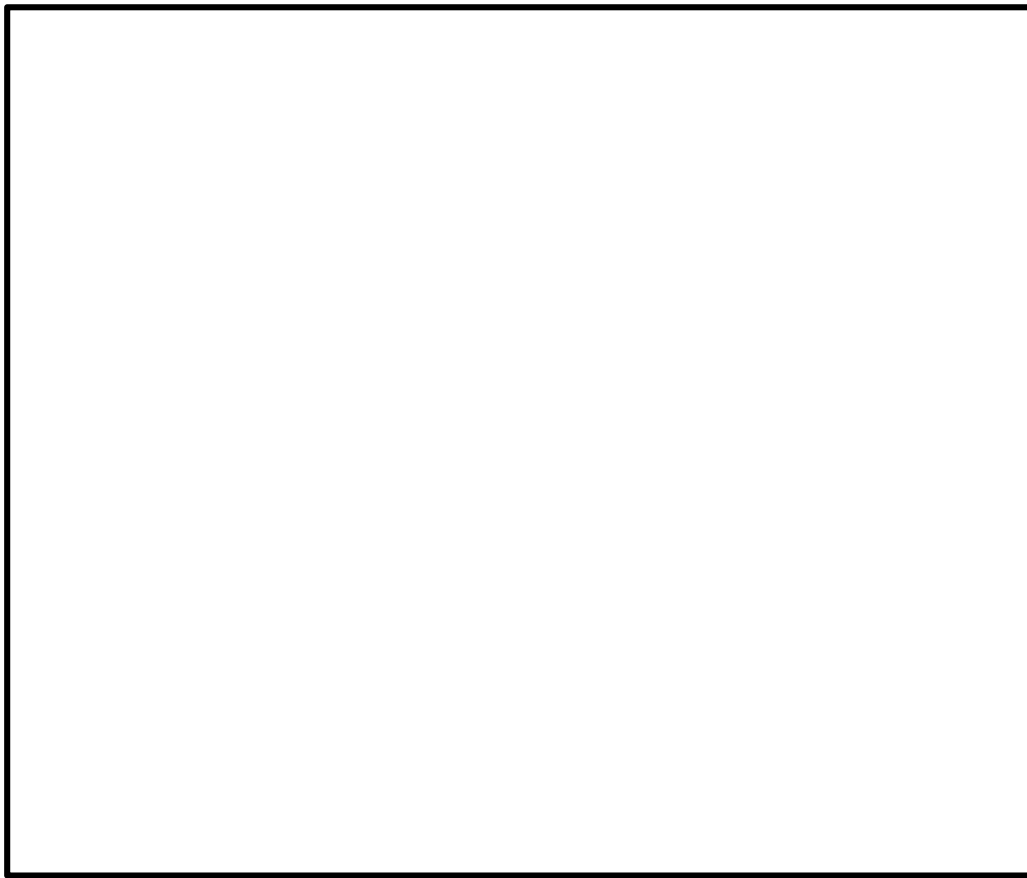


図2 主蒸気隔離弁全体図

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。

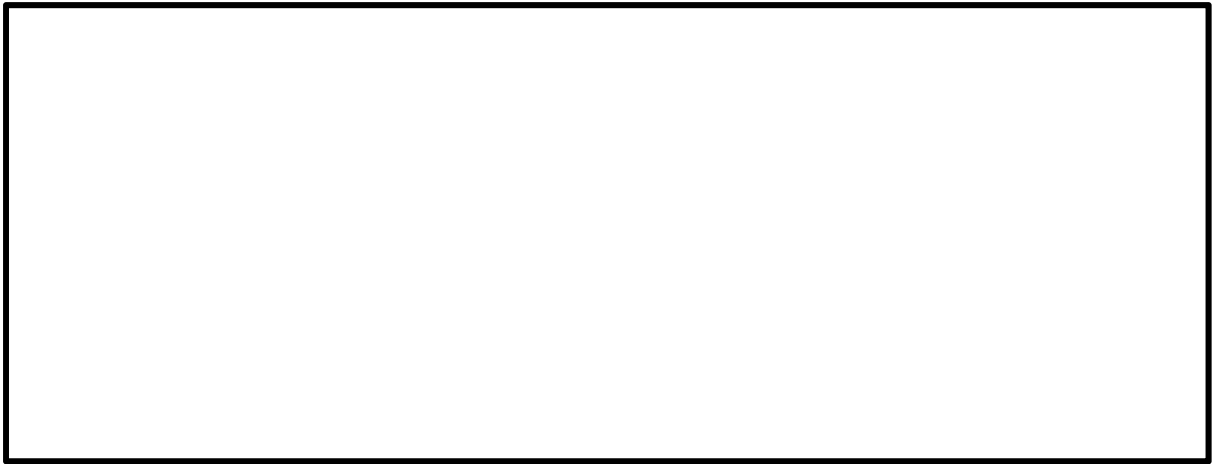
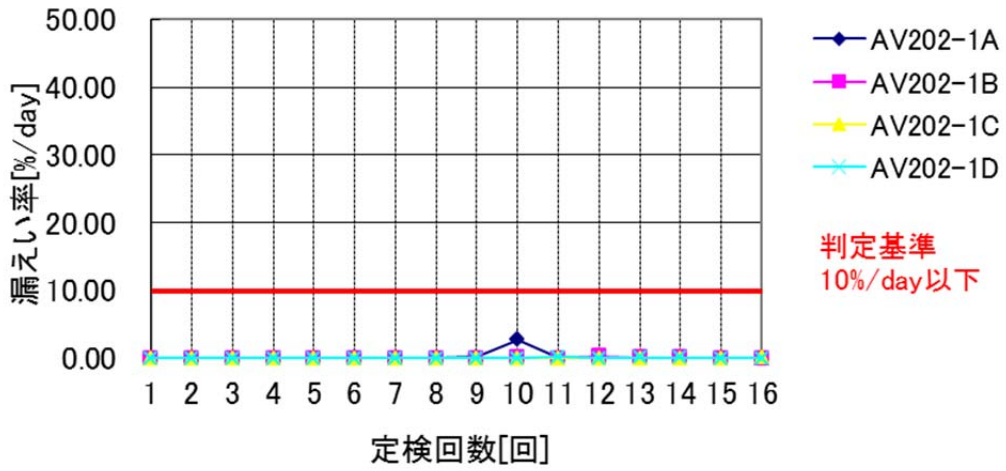


図3 弁体の改良内容の概略説明

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。

島根2号炉 主蒸気隔離弁(内側弁)漏えい率



島根2号炉 主蒸気隔離弁(外側弁)漏えい率

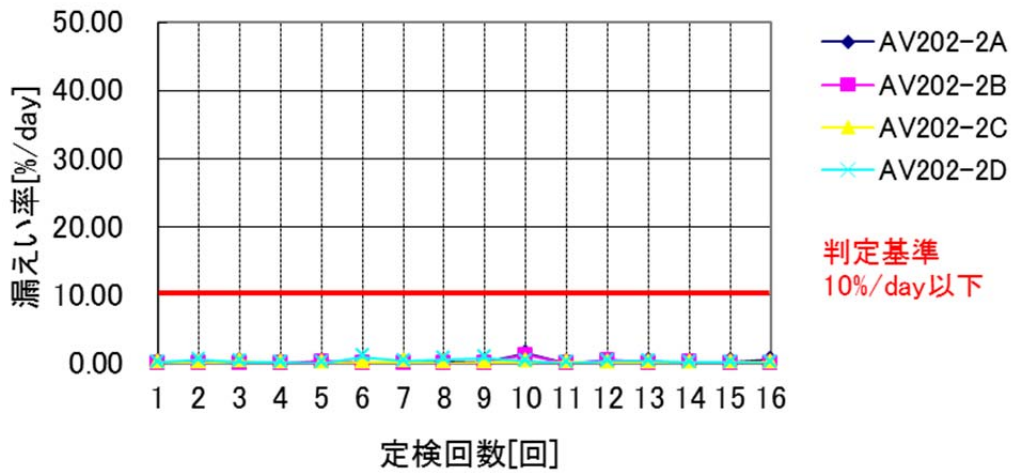


図4 島根2号炉 主蒸気隔離弁漏えい率

(2) 主蒸気隔離弁閉インターロックの設置

a. 概要

原子炉格納容器外で主蒸気管が破断する事象に関しては、設計基準事故「主蒸気管破断」において評価を行っている。本事故は、4本の主蒸気管のうち1本が瞬時に両端破断することを仮定しており、主蒸気管流量大の信号で主蒸気隔離弁を自動閉止させることにより冷却材の放出を抑制する。しかしながら、地震によりタービン系の配管が破損することを想定した場合、破損の条件によっては主蒸気隔離弁が自動閉止しないことが考えられることから、図5に示すように、地震大信号により主蒸気隔離弁を閉止することにより、放射性物質漏えいを防止し、蒸気漏えいによる公衆の被ばくリスク低減を図ることとした。

当該インターロックは安全保護系(工学的安全施設作動回路)であり、「設置許可基準規則」第二十四条で規定される「安全保護回路」の要求を満足する設計とする。なお、地震大信号により原子炉はスクラムするが、万一のスクラム失敗時の原子炉圧力上昇を回避する観点から、確実にスクラムされたことを検出した上で主蒸気隔離弁を閉止するよう、中性子束低信号とのAND条件とする。

本インターロックの追加により、地震時に破損した配管から漏えいする蒸気の量は、主蒸気隔離弁閉止までに漏えいする量および主蒸気隔離弁閉止時に破損箇所につながる配管に残存する量の合計となる。本漏えい量に基づき、他の条件および線量評価方法を「主蒸気管破断」と同一として敷地境界外の実効線量を評価した結果は約 1.4×10^{-2} mSvであり、主蒸気隔離弁を閉止しない場合の線量の1/100以下となることを確認している。

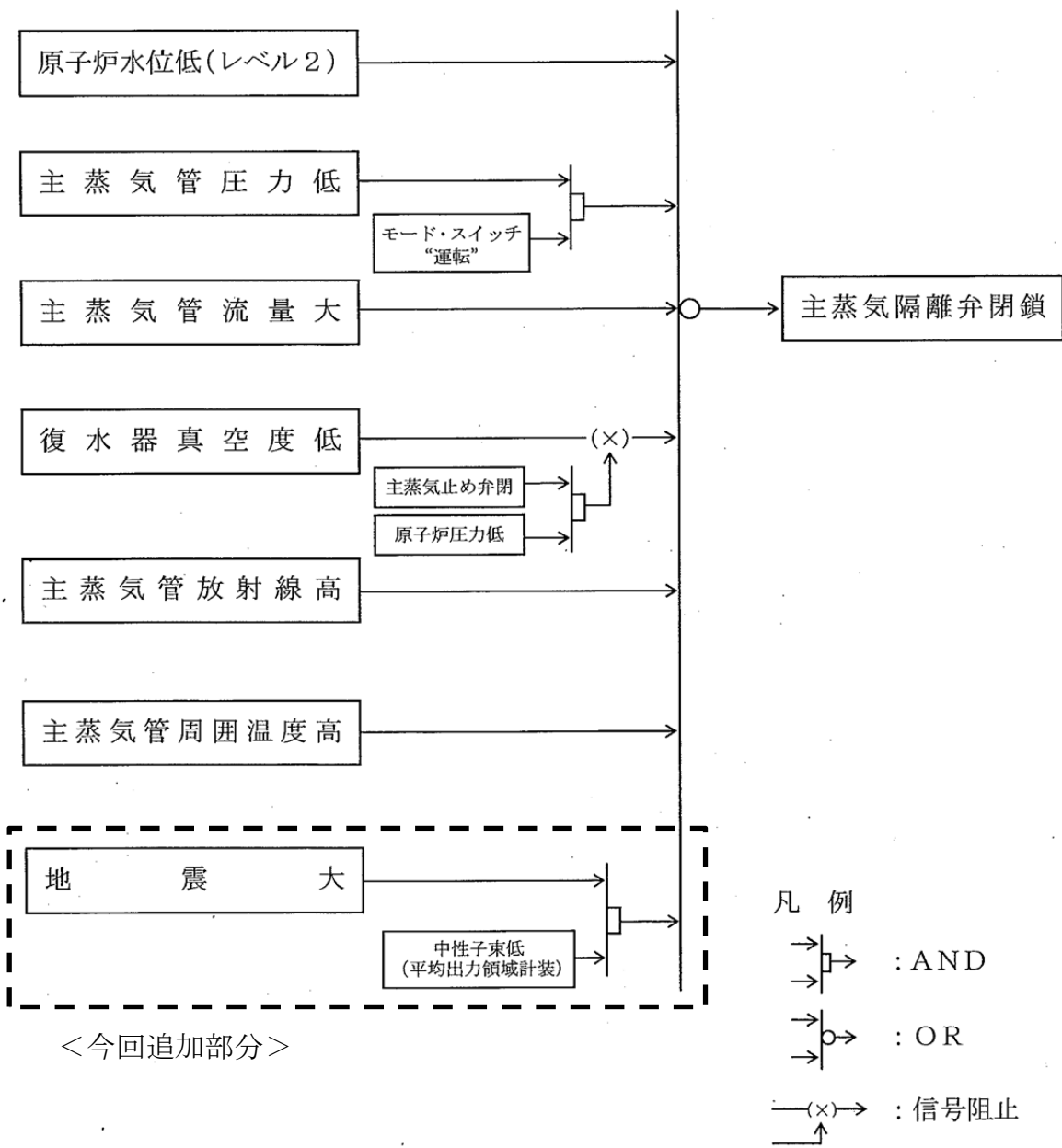


図5 主蒸気隔離弁閉インターロック

b. 主蒸気隔離弁閉インターロックについて

地震大による主蒸気隔離弁閉インターロックを図6に示す。当該インターロックは、図5に示す他の主蒸気隔離弁閉条件と同じく、「1 out of 2 twice」論理回路で構成することで、機器又はチャンネルに単一故障が生じた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても安全保護動作を果たすようにしている。

また、計測制御系と機能的に分離しており、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合にも、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計としている。

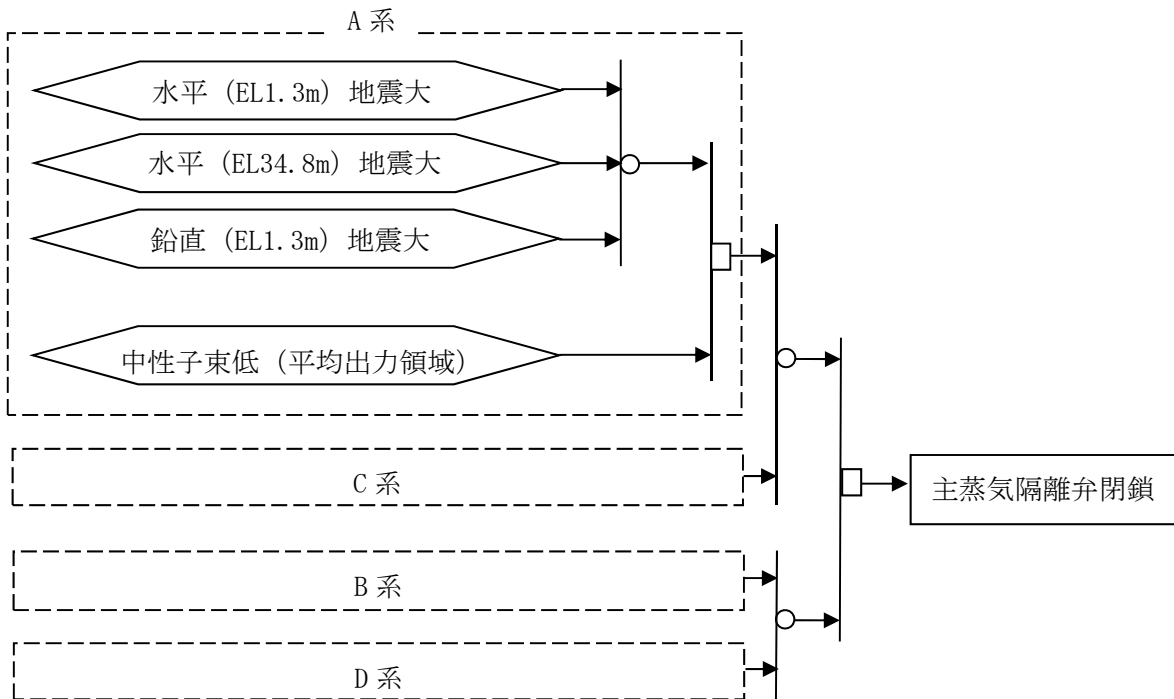


図6 主蒸気隔離弁閉インターロック

c. 主蒸気隔離弁閉インターロックの設定値について

主蒸気隔離弁閉インターロックの設定値を以下に示す。

起動信号の種類	地震大
設定値根拠	蒸気流路となる機器・配管系の破損する可能性が十分に低いスクラム信号を設定値とする。
設定値	水平方向 (EL. 1.3m) : 140gal 以下 水平方向 (EL. 34.8m) : 350gal 以下 鉛直方向 (EL. 1.3m) : 70gal 以下

起動信号の種類	中性子束低
設定値根拠	ATWS 発生時の原子炉圧力の上昇を防止するため、確実にスクラムしたことを条件とするため、中性子束の低下を設定値とする。
設定値	APRM 低 (5%) 以下

(3) 大型タンク遮断弁の設置

a. 概要

地震時に建物内で大量の保有水を内蔵する大型タンクに接続する系統が破損した場合、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7に示す大型タンクについて建物内への流入を低減する。



図7 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8～10に、遮断弁の設置例を図11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。遮断弁は基準地震動 S_s 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。

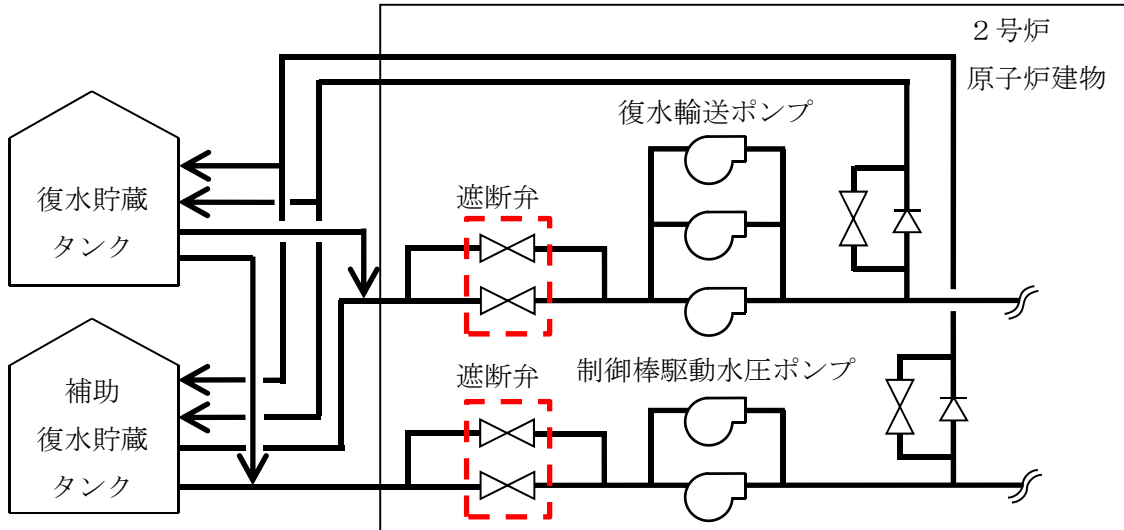


図8 復水貯蔵タンク及び補助復水貯蔵タンクの遮断弁の系統構成

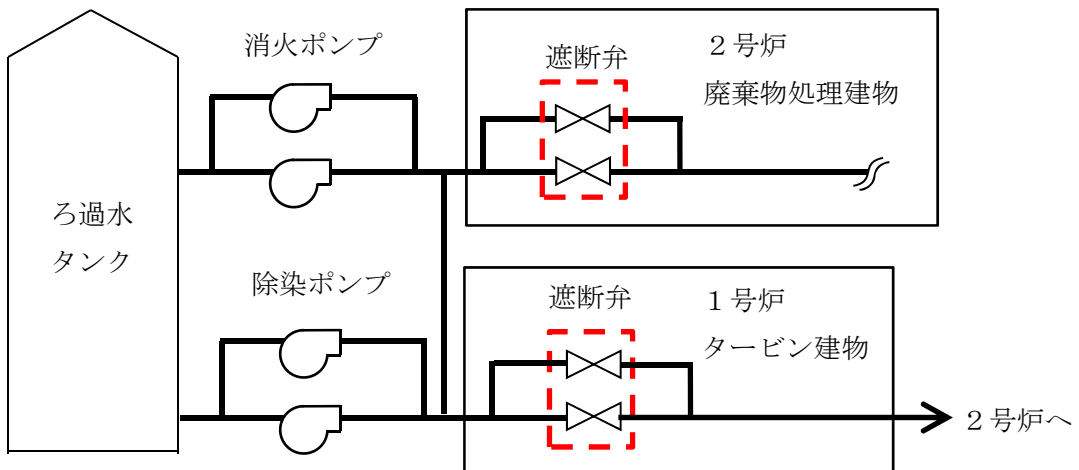


図9 ろ過水タンクの遮断弁の系統構成

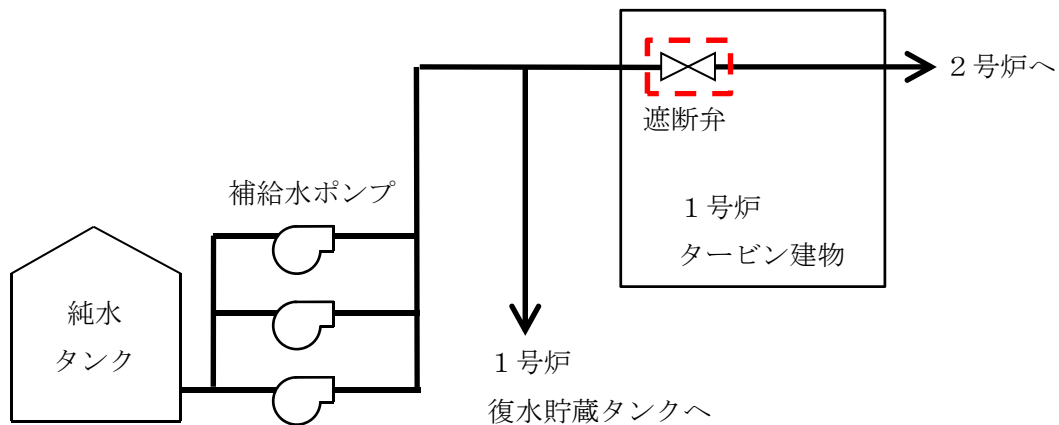


図 10 純水タンクの遮断弁の系統構成

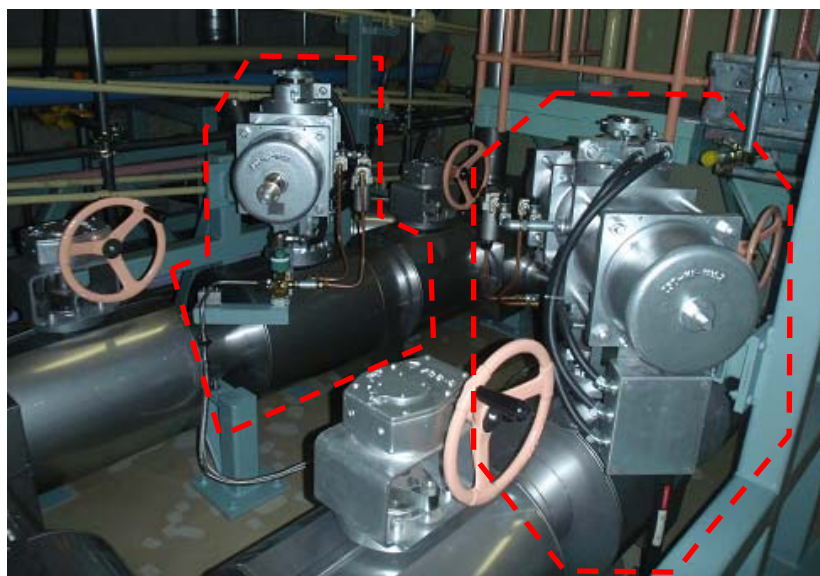


図 11 遮断弁の設置例（消火系配管 2号炉 廃棄物処理建物）

c. 遮断弁のインターロックについて

図 12 に示すように、地震大信号により遮断弁を閉止する。

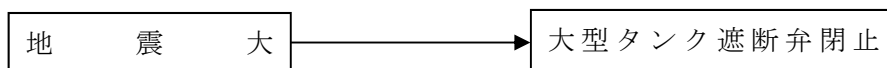


図 12 遮断弁閉止インターロック

(4) 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロックの設置

a. 概要

地震時に復水器室内の伸縮継手部が破損した場合、循環水系から大量の海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、図 13 に示すような地震時に循環水ポンプ（3 台）を停止及び復水器水室出入口弁（12 弁）を閉止するインターロックを設置し、復水器室内への海水の流入を低減する。

復水器水室出入口弁と、循環水ポンプ及び復水器水室出入口弁の制御回路については、基準地震動 S_s に対して機能維持する設計とする。

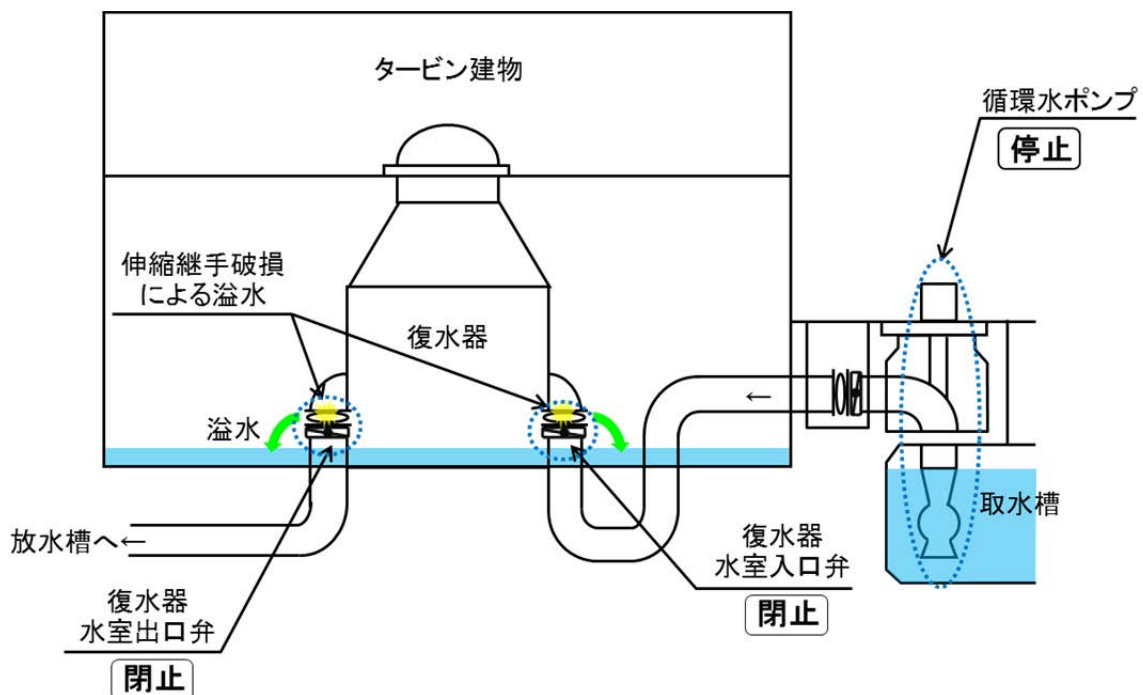


図 13 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロック設置概要図

b. インターロックについて

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動作させるよう、図 14 に示すように地震大信号と漏えい検知器動作の AND 条件とする。漏えい検知は床上 100mm にて検知する設計とする。漏えい検知器の設置箇所を図 15 に示す。

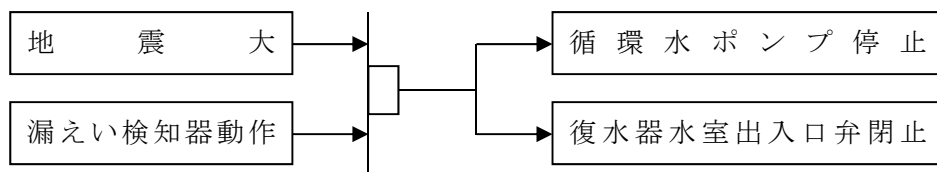


図 14 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロック

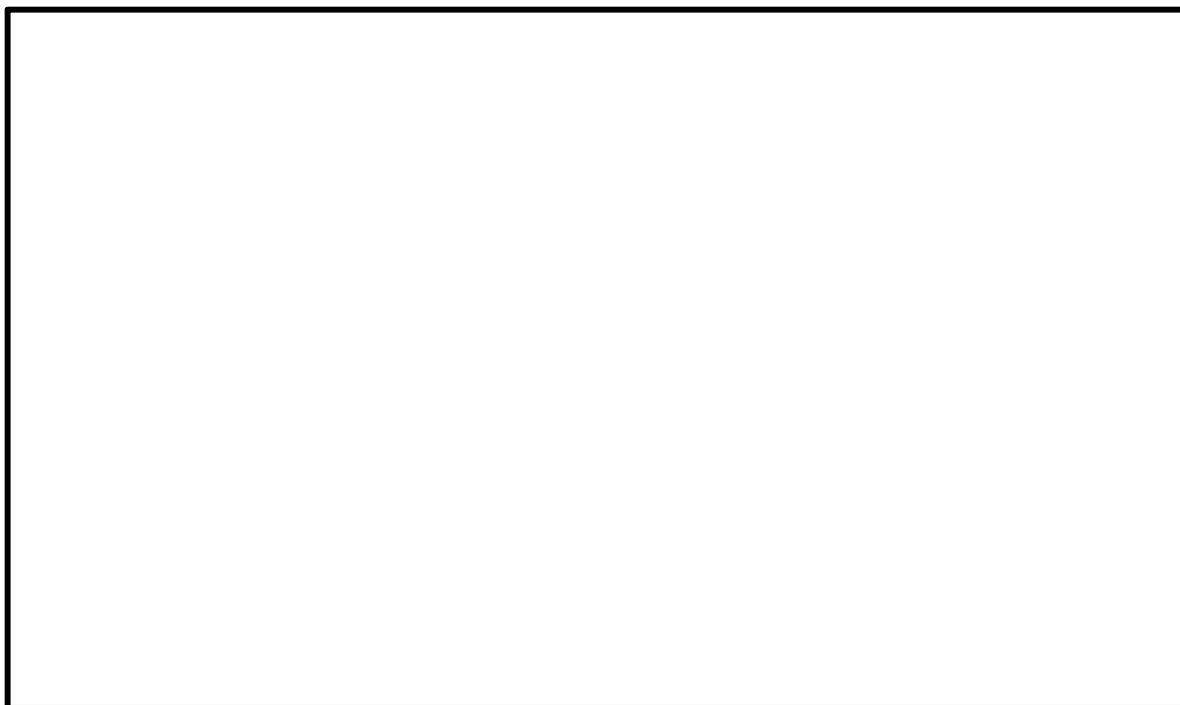


図 15 漏えい検知器設置箇所（タービン建物地下 1 階）

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。

(5) 制御棒駆動系及び燃料プール冷却系弁閉止インターロックの設置

a. 概要

地震時に制御棒駆動系及び燃料プール冷却系からの溢水影響を低減させるために、図 16 及び図 17 に示す復水器スピルオーバー流量調節弁の閉止，燃料プール冷却系ろ過脱塩装置入口弁の閉止及びバイパス弁の開を行うインターロックを設置する。当該弁は基準地震動 S_s に対して機能維持する設計とする。

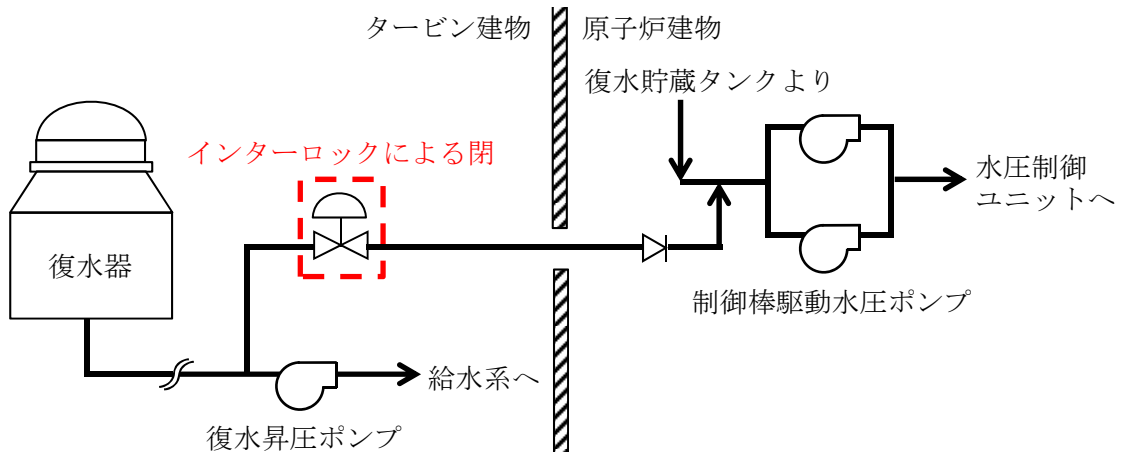


図 16 制御棒駆動系インターロック設置概要図

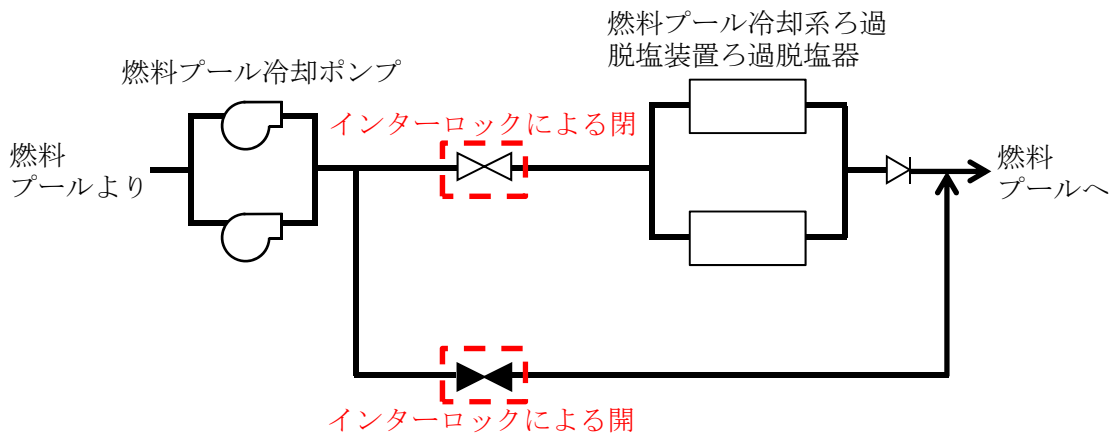


図 17 燃料プール冷却系インターロック設置概要図

b. インターロックについて

図 18 に示すように，地震大信号により弁を閉止または開する。

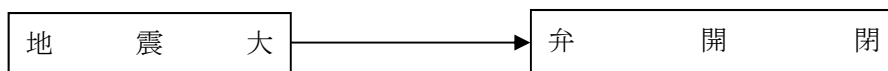


図 18 弁開閉インターロック

3. 既設回路への影響について

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復水器水室出入口弁閉止，制御棒駆動系及び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 19 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。従って，「設置許可基準規則」第二十四条第一項第七号『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。

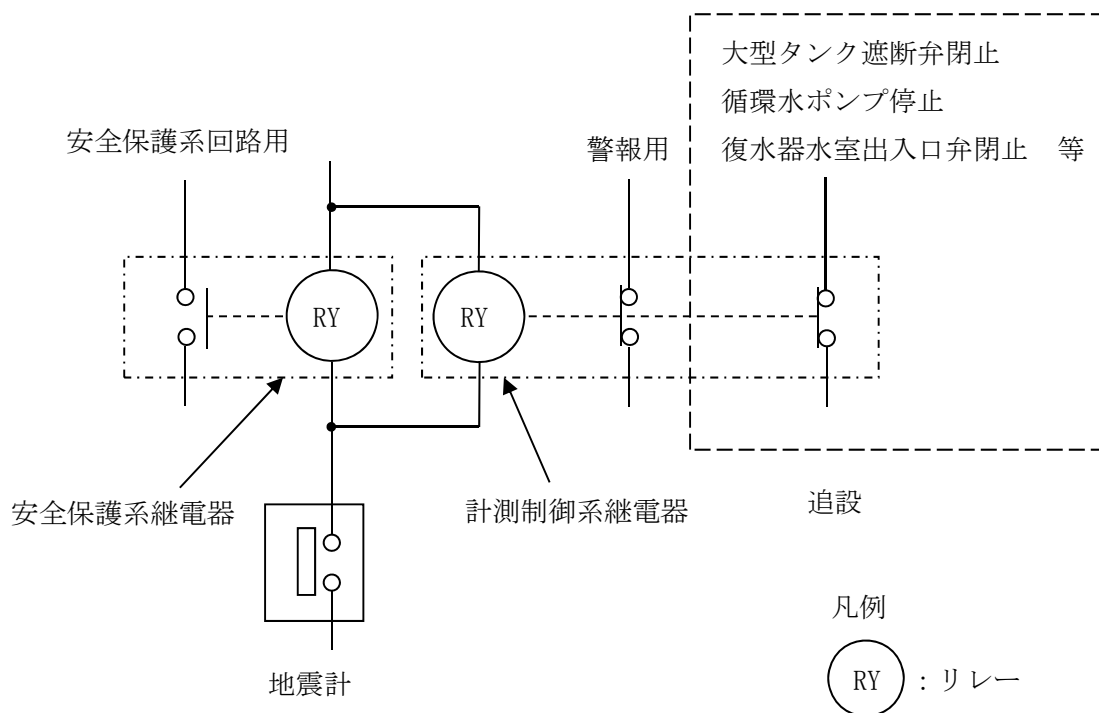


図 19 「地震大」信号の分岐方法

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) 主蒸気隔離弁閉インターロックの設置

本インターロックの設置により、誤動作した場合には主蒸気隔離弁が閉止する可能性があるが、「主蒸気隔離弁の誤閉止」事象で想定している起因事象と同様であるため、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。

(3) 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。

(4) 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口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、誤動作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。

(5) 制御棒駆動系及び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、制御棒駆動系の復水器スピルオーバー流量調節弁及び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。

参考1 新規制基準への適合状況

設置許可基準規則 第九条（溢水による損傷の防止等）

	新規制基準の項目	適合状況	備考
1	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。	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。	
2	設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計としている。	

設置許可基準規則 第九条 (溢水による損傷の防止等)

	新規制基準の項目	適合状況	備考
	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、消火系統等の作動又は使用済燃料貯蔵槽のスロッシング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 ○燃料プールのスロッシングにより生じる溢水 <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（停止状態の維持含む）に必要な系統設備。また、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱も評価対象とする。 ○燃料プールの冷却及び燃料プールへの給水に必要な系統設備 	

技術基準規則 第十二条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）

	新規制基準の項目	適合状況	備考
1	<p>設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>以下の手順により、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なうおそれがないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに燃料プールの冷却及び燃料プールの給水機能を有する系統を抽出し、それらの系統から防護すべき対象設備を抽出した。 ○発電用原子力施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統等の作動又は燃料プールのスロッシングにより発生する溢水を評価した。 ○発生する溢水により防護すべき対象設備の機能が喪失しないことを確認した。 	
2	<p>設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</p>	<p>設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により、当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じている。</p>	

技術基準規則 第十二条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）

	新規制基準の項目	適合状況	備考
	<p>【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、使用済燃料プール又は燃料プールのスロッシング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、使用済燃料プール又は使用済燃料ピットにおいては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できる措置をいう。</p>	<p>「発電用原子炉施設内における溢水」は以下のとおりとした。</p> <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 ○燃料プールのスロッシングにより生じる溢水 <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。具体的には以下の設備。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉停止、高温停止及び低温停止（停止状態の維持含む）に必要な系統設備。 ○燃料プールの冷却及び燃料プールの給水に必要な系統設備 	

参考2 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合確認

参考 2-1

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所2号炉での評価結果	備考
<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</p>	<p>1. 総則</p> <p>島根2号炉については、設計段階において溢水影響を考慮した機器配置及び配管設計を実施しており、具体的には、独立した区画への分散配置や堰の設置、基礎高さへの考慮等を実施するとともに、漏えいが発生した場合でも漏えい水は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。</p> <p>今回、本ガイドに従い発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、火災時の消火水の放水、燃料プールのスロッシングにより発生する溢水により、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられていることを確認している。</p> <p>1.1 一般</p> <p>(1) 重要度の特に高い安全機能を有する系統</p> <p>重要度の特に高い安全機能^{※1}を有する系統のうち、以下の設備を防護対象設備とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉停止、高温停止、冷温停止及びその停止状態の維持に必要な設備 b. 原子炉の外乱^{※2}に対処するために必要な設備（放射性物質の閉じ込め機能の維持に必要な設備を含む） 	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>能、並びに使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の冷却、給水機能が喪失することのないよう、適切な防護措置が施されているか評価するための手順の一例を示すものである。また、本評価ガイドは、内部溢水影響評価の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。</p> <p>本評価ガイドで対象とする溢水源は、発電所内に設置される機器の破損及び消火系統等の作動により発生するものとする。</p> <p>ここでいう「発電所内に設置される機器」とは、発電所内に設置される発電設備及びその関連設備のことをいい、この中には、建屋内に収納される原子炉・タービン及びその附属設備、並びに建屋外に設置される屋外タンク・海水ポンプ及びその周辺設備がある。</p> <p>また、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 (略)</p>	<p>※1 設置許可基準規則 第十二条にて定義される安全機能</p> <p>※2 原子炉外乱としては、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、溢水により発生しうる原子炉外乱及び溢水の原因となりうる原子炉外乱を考慮する。</p> <p>(2) 燃料プールの冷却、給水機能 燃料プールの冷却、給水の機能維持に必要な防護対象設備を選定した。</p> <p>(3) 建物外からの溢水 溢水影響評価対象とする防護対象設備（以下「溢水防護対象設備」という。）が設置されている建物の外から屋内への溢水影響として、タービン建物に設置されている循環水系配管（伸縮継手）及び耐震B、Cクラス機器からの溢水、屋外タンク等からの溢水を対象として抽出している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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>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、ガイドに従い(1)～(3)の発生要因別に分類した溢水を想定している。</p> <p>(1) 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>(1)、(2)の溢水源の想定については、一系統における単一の機器の破損とし、他系統及び機器は健全なものと仮定している。また、一系統にて多重化又は多様化された機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定している。</p> <p>ユニット間で共用する建物についても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>(3)の地震に起因する溢水量の想定においては、耐震B、Cクラスのうち基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性が確保されない配管や容器からの溢水を評価し、溢水防護対象設備の機能が喪失しないことを確認している。</p> <p>なお、津波については、基準津波による津波高さにより海水ポンプエリアへ津波の侵入がないことを確認している。また、タービン建物への津波の流入に対しては、溢水防護対象設備がある建物への流入がないことを確認している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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。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の長さと同径の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>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</p>	<p>地下水の浸入に対しても、地下水排水ピットは屋外に設置されており、溢水防護対象設備に影響を及ぼす恐れはないことを確認している。</p> <p>2.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>破損を想定する機器は、配管とし、配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類して破損を想定している。</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を仮定している。溢水量は、原子炉建物、廃棄物処理建物では階層及び系統毎、その他の建物及び区画では系統毎の保有水量を算出している。</p> <p>高エネルギー配管は、完全全周破断を想定した溢水影響評価としている。低エネルギー配管は貫通クラックを想定した溢水影響評価としている。</p> <p>循環水系配管の破損は伸縮継手部の全円周状破損を想定した溢水影響評価としている。</p> <p>また、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</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>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あたっては、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 N R C 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 4 0 条（廃棄物貯蔵設備等）の解釈 4 において廃棄物貯蔵設備に設置する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</p>	<p>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漏えい流量を乗じ、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ている。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>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。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>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>島根 2 号炉には、溢水防護対象設備が設置されている区画に自動作動するスプリンクラーが設置されていないことから、消火栓からの放水を考慮する。また、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の作動による溢水の影響により、溢水防護対象設備が、その安全機能を失わないことを確認している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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</p>	<p>b. 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</p> <p>建物内での消火栓からの消火活動における放水時間は、原則 3 時間の放水時間を見込んで溢水量を算定している。</p> <p>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)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」を考慮した溢水量を算定している。</p> <p>消火活動において、扉を開放して放水する場合は、扉からの流出も考慮して評価している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>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時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ーロック等の対策が講じられていれば、スプレイ水による溢水を考慮しないことができる。</p>	<p>(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水</p> <p>島根 2 号炉には、溢水防護対象設備が設置されている区画に自動作動するスプリンクラーが存在しないことから対象外としている。</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>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考慮されている。また、原子炉格納容器内の溢水防護対象設備は耐環境仕様となっていることから、溢水による影響を受けることはない。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>2.1.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水</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>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，</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がある機器を溢水源として想定している。</p> <p>基準地震動 S_s 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，「耐震 B，C クラス機器」という。）としている。</p> <p>ただし，耐震 B，C クラス機器であっても，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，漏水を考慮しないこととしている。</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している。</p> <p>溢水源が容器の場合は容器内保有水の全量流出を想定するものとし，配管の場合は，完全全周破断とし，系統の全保有水量の漏えいを想定することを基本とする。ただし，循環水系配管に破損を想定する場合は，循環水系配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。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>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>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、自動で作動する機器、信号などが地震時においても機能喪失しないことが示されていなければならない。また、手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あたっては、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ければならない。</p> <p>解説—2. 1. 3-1 「B, C クラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの」について</p> <p>基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものとは、製作上の裕度等を考慮することにより、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。</p> <p>(2) 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) 燃料プールのスロッシングによる溢水</p> <p>基準地震動Ssにおける燃料プールのスロッシングによる最大溢水量を評価している。なお、燃料プールの初期水位は、保守的となる条件で評価している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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>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 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>溢水の影響評価にあたっては、算定した溢水量により重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（多重化又は多様化された系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。</p> <p>中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影響により接近の可能性が失われないことを確認している。</p> <p>2.2.2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を抽出し防護対象設備としている。また、防護対象設備から、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て抽出している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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、2.2.2 項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図を照合しなければならない。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> <p>2.2.4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるか否かを評価する（図－1）。</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいの 2 通りの溢水経路を想定する。</p>	<p>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を設定し、溢水防護対象設備の系統図及び配置図の照合により、全ての溢水防護対象設備が対象となっていることを確認している。</p> <p>2.2.4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、溢水防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響に対しその機能が確保されていることを確認している。</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。</p> <p>(1) 溢水経路の設定</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での 2 通りの溢水経路を想定している。</p> <p>なお、タービン建物から溢水防護対象設備が設置されている建物へ</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定する。</p> <p>評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、目皿が 1 つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。</p> <p>ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管 1 本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b) 床面開口部及び床貫通部</p> <p>評価対象区画床面に床開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。</p> <p>ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流</p>	<p>の流入経路については、水密扉等を設置していることから想定する必要はないことを確認している。</p> <p>また、原子炉建物における燃料プールのスロッシングによる溢水については、原子炉建物の溢水経路上に堰等による流路制限措置を行い、原子炉建物の下層階に伝播しないように溢水経路を設定している。</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、防護区画内の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定している。</p> <p>(a) 床ドレン</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、原則として他の区画への流出は考慮していない。</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、考慮しないものとしている。ただし、床面開口部及び床貫通部から他の区画への流出を定量的に確認できる場合は、単位時間あたりの流出</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>出を期待することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、床開口部及び床貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>①評価対象区画の床貫通部にあっては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があって、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</p> <p>②評価対象区画の床面開口部にあっては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。</p> <p>ただし、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があって、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は、他の区画への流出を考慮することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、壁貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(d) 扉</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>量を算出し、溢水水位を評価している。</p> <p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合でも、その貫通部からの流出は考慮していない。</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ていない。ただし、扉から他の区画への流出を定量的に確認できる場合は、単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</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ように設定）なるように溢水経路を設定する。</p> <p>評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン</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>(b) 天井面開口部及び貫通部</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、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に密封処理</p>	<p>(e) 排水設備</p> <p>評価対象区画からの排水設備が設置されている場合であっても、評価対象区画からの排水は考慮していない。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>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、溢水防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように溢水経路を設定している。</p> <p>(a) 床ドレン</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は水位差による流入量を考慮している。ただし、評価対象区画内に設置されているドレン配管に閉止処置又は逆流防止処置が施されている場合は、これを考慮している。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部</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全量の流入を考慮している。ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに止水処理が施されている場合又は天井面貫通部に止水処理等の流出防止対策</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>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>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</p> <p>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>が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮していない。</p> <p>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ていない。</p> <p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画との境界壁の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合は、その貫通部からの流入を考慮している。ただし、評価対象区画との境界壁の貫通部に止水処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮していない。</p> <p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画の水密扉以外の扉については、評価対象区画外からの流入を考慮している。ただし、当該扉が水密扉であって、溢水時に想定される水位によって発生する水圧に対して水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合は、流入を考慮していない。</p> <p>(e) 堰</p> <p>流路制限措置として設置している堰については、当該区画で発生した溢水が堰高さまで蓄積されるものとしている。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>(f) 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、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出</p> <p>溢水防護区画の評価で没水、被水評価の対象区画の分類例を図-2に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。</p> <p>各項目の算出方法を以下に示す。</p> <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</p>	<p>(f) 排水設備</p> <p>評価対象区画からの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ていない。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>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出</p> <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っている。</p> <p>水位は溢水量と滞留面積より算出する方法、又は溢水量と滞留面積に加えて開口部等からの流出を考慮して算出する方法のいずれかにより行っている。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>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>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> $X = \frac{\tan \varphi + \sqrt{\tan^2 \varphi + (2gH)/(V^2 \cos^2 \varphi)}}{g / (V^2 \cos^2 \varphi)}$ $V = \sqrt{2gP / \gamma} \text{ (トリチュリの定理)}$ <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>b. 被水による影響評価</p> <p>被水評価に用いる飛散距離の算出は、管内圧力を高い側に包含できる直線の軌道を採用している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>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いことを確認する。</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>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>機器の破損に起因する蒸気による溢水防護対象設備への影響について、蒸気の発生源の有無、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機能維持の可否を評価している。</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没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認している。</p> <p>a. 没水による影響評価</p> <p>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、溢水防護対象設備の機能喪失高さを超えないことを確認している。</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いことを確認している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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にあっては、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>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>b. 被水による影響評価</p> <p>配管の破損による溢水防護対象設備の被水影響について、以下の観点で評価している。被水によって機能が喪失する可能性のある溢水防護対象設備については、被水対策を実施している。</p> <p>① 溢水防護対象設備から直視できる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。</p> <p>② 溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。</p> <p>③ 当該系統の想定破損発生時には、被水する溢水防護対象設備に機能要求がない。</p> <p>④ 溢水防護対象設備が防滴機能を有している、又は溢水防護対象設備を防護するための必要な被水防護措置がなされている。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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。</p> <p>「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> <p>c. 蒸気による影響評価</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、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。(解説 2. 2. 4－3)</p>	<p>c. 蒸気による影響評価</p> <p>機器の破損に起因する蒸気による溢水防護対象設備への影響について、以下の観点で評価を行い、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、蒸気により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。</p> <p>①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</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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にあつては、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>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>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>らの蒸気の伝播がない。</p> <p>② 溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており、各々が別区画に設置される等により、同時に機能喪失しない。</p> <p>③ 当該系統の想定破損発生時には、溢水防護対象設備に機能要求がない。</p> <p>④ 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蒸気防護措置がなされている。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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。</p> <p>「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>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>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（多重化又は多様化された系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。</p> <p>3. 燃料プールの溢水評価</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	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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 項の原子炉施設と同じように以下の 2 項目を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 <p>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</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</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>破損を想定する機器は配管とし、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、高エネルギー配管及び低エネルギー配管の 2 種類に分類し、破損を想定している。</p> <p>3.1.2 発電所内で生じる異常状態 (火災を含む) の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水</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 項の原子炉施設と同じように以下の 2 項目を想定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 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については、2.1.2(1)a. 項の原子炉施設と同じように評価している。 b. 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 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については、2.1.2(1)b. 項の原子炉施設と同じように評価している。 <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</p> <p>流体を内包する機器 (配管, 容器) のうち、基準地震動S_sによる地</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>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。</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、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生じた場合、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生じた場合、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>震力によって、破損が生じるとされる機器については、2.1.3(1)項の原子炉施設と同じように想定している。</p> <p>(2) 燃料プールのスロッシングによる溢水 基準地震動Ssにおける燃料プールのスロッシングによる溢水量については、2.1.3(2)項の原子炉施設と同じように評価している。なお、燃料プールの初期水位は、保守的となる条件で評価している。</p> <p>3.2 溢水影響評価</p> <p>3.2.1燃料プールに対する溢水影響評価 基準地震動Ssにおけるスロッシングによる溢水量が燃料プール外に流出した際の燃料プール水位を算出し、燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能（保安規定で定めた水温65℃以下）が維持されること及び使用済燃料の遮蔽機能が維持されることを確認している。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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>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ない。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、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>3.2.2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>「燃料プール冷却」及び「燃料プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を抽出し、溢水防護対象設備としている。</p> <p>3.2.3 溢水防護区画の設定</p> <p>溢水防護に対する評価対象区画を設定し、溢水防護対象設備の系統図及び配置図の照合により、全ての溢水防護対象設備が対象となっていることを確認している。</p> <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つては、歩行に影響のない水位（階段堰高さ）であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認している。</p> <p>3.2.4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、溢水防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されていることを確認している。</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</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<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> <ul style="list-style-type: none"> a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> 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>(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。確認方法は、2.2.4(3)の原子炉施設の影響評価と同じ。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 没水による影響評価 b. 被水による影響評価 	<p>る全ての溢水防護区画を対象としている。</p> <p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定にあたっては、2.2.4(1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いている。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出</p> <p>溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出は、2.2.4(2)の原子炉施設の算出方法と同じ方法を用いている。</p> <p>(3) 影響評価</p> <p>防護すべき対象機器が没水、被水及び蒸気の要求を満足しているかの確認は、2.2.4(3)の原子炉施設の影響評価と同じ方法を用いている。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根原子力発電所 2 号炉での評価結果	備考
<p>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</p> <p>(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>4. 附則</p> <p>(略)</p>	<p>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>想定される内部溢水に対して、溢水水位と、溢水防護対象設備の機能喪失高さを比較することで、溢水防護対象設備が機能喪失に至らないことを確認している。</p>	

溢水影響評価の対象とする防護対象設備の考え方について

1. 溢水防護対象設備の選定について

重要度の特に高い安全機能を有する系統の安全機能維持に必要な設備並びに燃料プール冷却機能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の抽出にあたっては、これらの設備を使用する際の系統構成を機能別系統構成図で明確化するとともに、設備の展開接続図等により抽出した機能維持に関連する計装回路、電気盤を明確にしている。

上記により抽出された設備を溢水から防護すべき対象設備とした。

溢水影響評価の対象とする防護対象設備の選定の考え方を図1及び表1に整理するとともに今回の評価の対象外とした設備のリストを表2に示す。

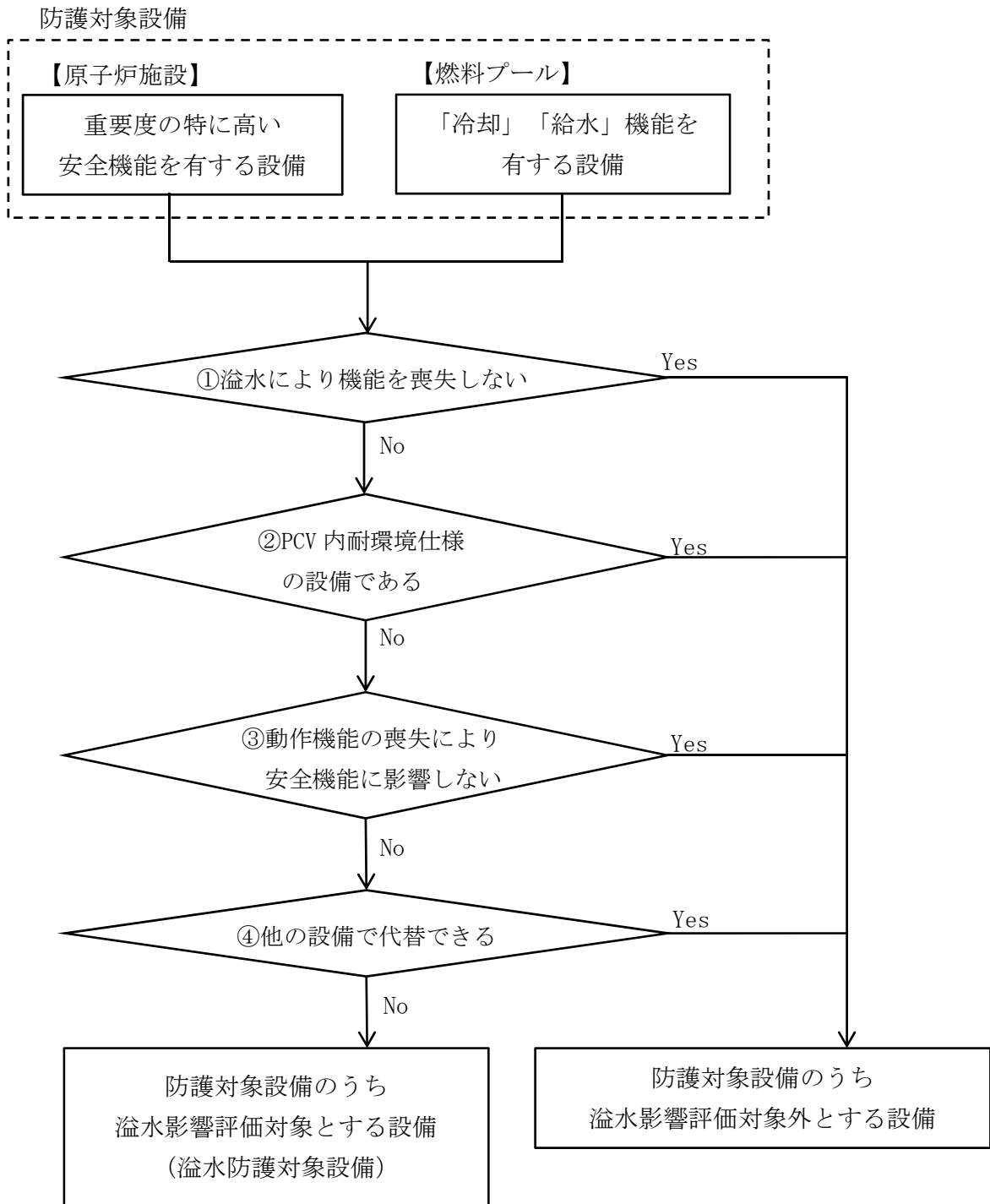


図1 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

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	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，溢水により機能喪失しない。
②PCV 内耐環境仕様の設備である	PCV 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。 なお，対象設備が耐環境仕様であることの確認は，メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認した。
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない	状態監視のみの現場指示計，プラント停止操作時に動作要求のない電動弁及び「fail as is」の状態では安全機能に影響しない電動弁及び動作機能喪失により「fail position」となる空気作動弁は，動作機能喪失しても安全機能に影響しない。
④他の設備で代替できる	他の設備により要求機能が代替できる設備は機能喪失しても安全機能に影響しない。具体的には，PCV 隔離弁が機能喪失した場合においても，逆止弁又は電動弁が閉止することで隔離が可能である。

表2 溢水影響評価から対象外とした設備のリスト

系統名称	機器番号	機器名称	評価対象外とした理由
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	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-RIR-1-3B	B-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-1-3C	C-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-1-3D	D-主蒸気流量計器ラック	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-905	原子炉制御盤	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-924A	A-原子炉保護継電器盤	③
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	③
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	③
中央制御室機器・現地制御盤	2-924B	B-原子炉保護継電器盤	③
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	③
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	③
原子炉再循環系	MV201-1A	A-原子炉再循環ポンプ入口弁	①
原子炉再循環系	MV201-1B	B-原子炉再循環ポンプ入口弁	①
原子炉再循環系	MV201-2A	A-原子炉再循環ポンプ出口弁	①
原子炉再循環系	MV201-2B	B-原子炉再循環ポンプ出口弁	①
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	P201-1A	A-原子炉再循環ポンプ	①
原子炉再循環系	P201-1B	B-原子炉再循環ポンプ	①
原子炉再循環系	AV201-5A	A-再循環メカシールページ元弁	③
原子炉再循環系	AV201-5B	B-再循環メカシールページ元弁	③
原子炉再循環系	AV201-2	炉水ポンプリング外側隔離弁	③
主蒸気系	AV202-1A	A-主蒸気内側隔離弁	②
主蒸気系	AV202-1B	B-主蒸気内側隔離弁	②
主蒸気系	AV202-1C	C-主蒸気内側隔離弁	②
主蒸気系	AV202-1D	D-主蒸気内側隔離弁	②
主蒸気系	MV202-2	主蒸気ドレン内側隔離弁	②
主蒸気系	RV202-1A	A-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1B	B-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1C	C-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1D	D-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1E	E-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1F	F-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1G	G-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1H	H-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1J	J-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1K	K-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1L	L-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	RV202-1M	M-主蒸気逃がし安全弁	①
主蒸気系	AV202-2A	A-主蒸気外側隔離弁	③
主蒸気系	AV202-2B	B-主蒸気外側隔離弁	③
主蒸気系	AV202-2C	C-主蒸気外側隔離弁	③
主蒸気系	AV202-2D	D-主蒸気外側隔離弁	③
主蒸気系	MV202-3	主蒸気ドレン外側隔離弁	③
制御棒駆動系	D212-2	制御棒駆動機構	①
制御棒駆動系	AV212-126	水圧ユニットスクラム弁	③
原子炉浄化系	MV213-1A	A-CUW 入口元弁	②
原子炉浄化系	MV213-1B	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パイパス弁	②
原子炉浄化系	MV213-3	CUW 入口内側隔離弁	②
原子炉補機冷却系	MV214-41	PCV 内冷却水出口外側隔離弁	②
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	MV214-42	PCV 内冷却水出口外側隔離弁	④
原子炉補機冷却系	H214-1A-1	A1-原子炉補機冷却系熱交換器	①
原子炉補機冷却系	H214-1A-2	A2-原子炉補機冷却系熱交換器	①

系統名称	機器番号	機器名称	評価対象外とした理由
原子炉補機冷却系	H214-1A-3	A3-原子炉補機冷却系熱交換器	①
原子炉補機冷却系	H214-1B-1	B1-原子炉補機冷却系熱交換器	①
原子炉補機冷却系	H214-1B-2	B2-原子炉補機冷却系熱交換器	①
原子炉補機冷却系	H214-1B-3	B3-原子炉補機冷却系熱交換器	①
原子炉補機冷却系	MV214-30	CUW 補助熱交冷却水出口弁	③
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	①
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	①
原子炉補機冷却系	CV214-1A	中央制御室冷凍機出口圧力調節弁	③
原子炉補機冷却系	CV214-1B	中央制御室冷凍機出口圧力調節弁	③
原子炉補機海水系	ST215-1A	I系-原子炉補機海水ストレーナ	①
原子炉補機海水系	ST215-1B	II系-原子炉補機海水ストレーナ	①
燃料プール冷却系	-	使用済燃料貯蔵プール（プールゲート）	①
燃料プール冷却系	T216-1A	A-スキャマサージタンク	①
燃料プール冷却系	T216-1B	B-スキャマサージタンク	①
燃料プール冷却系	H216-1A	A-熱交換器	①
燃料プール冷却系	H216-1B	B-熱交換器	①
窒素ガス制御系	AV217-738A	A-原子炉格納容器真空破壊装置	②
窒素ガス制御系	AV217-738B	B-原子炉格納容器真空破壊装置	②
窒素ガス制御系	AV217-738C	C-原子炉格納容器真空破壊装置	②
窒素ガス制御系	AV217-738D	D-原子炉格納容器真空破壊装置	②
窒素ガス制御系	AV217-738E	E-原子炉格納容器真空破壊装置	②
窒素ガス制御系	AV217-738F	F-原子炉格納容器真空破壊装置	②
窒素ガス制御系	AV217-738G	G-原子炉格納容器真空破壊装置	②
窒素ガス制御系	AV217-738H	H-原子炉格納容器真空破壊装置	②
窒素ガス制御系	AV217-10A	A-トーラス真空破壊隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-10B	B-トーラス真空破壊隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-3	N2 トーラス入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-8A	N2 補給ドライウエル入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-8B	N2 補給トーラス入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-12	N2 トーラス出口弁バイパス隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-2	N2 ドライウエル入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-5	N2 トーラス出口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-7	N2 補給隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-4	N2 ドライウエル出口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-11	N2 ドライウエル出口弁バイパス隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-18	S G T 入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	AV217-19	H V R 入口隔離弁	③
窒素ガス制御系	MV217-1	格納容器空気置換排風機バypass弁	③
高圧炉心スプレイ補機冷却系	H218-1	熱交換器	①
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	①
高圧炉心スプレイ補機海水系	S219-1	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	①
原子炉隔離時冷却系	S221-2	原子炉隔離時冷却ポンプサブプレッションチェンバーストレーナ	①
原子炉隔離時冷却系	MV221-20	蒸気内側隔離弁	②
残留熱除去系	S222-1A	A-残留熱除去ポンプサブプレッションチェンバーストレーナ	①
残留熱除去系	S222-1B	B-残留熱除去ポンプサブプレッションチェンバーストレーナ	①
残留熱除去系	S222-1C	C-残留熱除去ポンプサブプレッションチェンバーストレーナ	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	MV222-6	RHR 炉水入口内側隔離弁	②
残留熱除去系	MV222-22A	A-RHR 熱交水室入口弁	③
残留熱除去系	H222-1A	A-残留熱除去系熱交換器	①
残留熱除去系	H222-1B	B-残留熱除去系熱交換器	①
残留熱除去系	CV222-1	炉頂部冷却水流量調節弁	③
低圧炉心スプレイ系	S223-1	低圧炉心スプレイポンプサブプレッションチェンバーストレーナ	①
高圧炉心スプレイ系	LS224-1A	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	④
高圧炉心スプレイ系	LS224-1B	レベルスイッチ(密閉型フロート式)	④

系統名称	機器番号	機器名称	評価対象外とした理由
高圧炉心スプレイ系	S224-2	高圧炉心スプレイポンプサプレッションチェンハーストレーナ	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	A-R/B連絡弁	③
非常用ガス処理系	AV226-1B	B-R/B連絡弁	③
主蒸気隔離弁漏えい制御系	MV228-5	MSLC 内側ベント管止め弁	③
主蒸気隔離弁漏えい制御系	MV228-1A	A-MSLC 内側入口弁	③
主蒸気隔離弁漏えい制御系	MV228-1B	B-MSLC 内側入口弁	③
主蒸気隔離弁漏えい制御系	MV228-1C	C-MSLC 内側入口弁	③
主蒸気隔離弁漏えい制御系	MV228-1D	D-MSLC 内側入口弁	③
所内電気設備系	2B2-R/B-C/C	2B2-R/B-C/C	③
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	MV252-3	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
原子炉棟空調換気系	AV261-3	燃料取替階排気内側隔離弁	③
原子炉棟空調換気系	AV261-4	燃料取替階排気外側隔離弁	③
原子炉棟空調換気系	AV261-5	R/B 排気内側隔離弁	③
原子炉棟空調換気系	AV261-6	R/B 排気外側隔離弁	③
原子炉棟空調換気系	AV261-1	R/B 給気外側隔離弁	③
原子炉棟空調換気系	AV261-2	R/B 給気内側隔離弁	③
原子炉棟空調換気系	H261-7A	A-FPC ポンプ室冷却機	③
原子炉棟空調換気系	H261-7B	B-FPC ポンプ室冷却機	③
中央制御室空調換気系	VD264-3	中央制御室外気処理装置バイパスダンパ	①
中央制御室空調換気系	-	その他ダンパ	①
中央制御室空調換気系	-	逆流防止ダンパ一式	①
中央制御室空調換気系	AD264-1	A-制御室再循環風量調整ダンパ, B-制御室再循環風量調整ダンパ	③
中央制御室空調換気系	AD264-2	A-ケーブル処理室排気切替ダンパ, B-ケーブル処理室排気切替ダンパ	③
中央制御室空調換気系	AD264-3	A-制御室再循環空気排気切替ダンパ, B-制御室再循環空気排気切替ダンパ	③
中央制御室空調換気系	AD264-4A	中央制御室排風機用 インレットガイドベーン	③
中央制御室空調換気系	AD264-4B	中央制御室排風機用 インレットガイドベーン	③
中央制御室空調換気系	AV264-5	中央制御室排気内側隔離弁	③
中央制御室空調換気系	AV264-6	中央制御室排気外側隔離弁	③
中央制御室空調換気系	CV264-1A	中央制御室温度調節弁	③
中央制御室空調換気系	CV264-1B	中央制御室温度調節弁	③
中央制御室空調換気系	AV264-7A	A-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁	③
中央制御室空調換気系	AV264-7B	B-中央制御室非常用再循環処理装置入口隔離弁	③
中央制御室空調換気系	CV264-17	中央制御室給気外側隔離弁	③
中央制御室空調換気系	CV264-18	中央制御室給気内側隔離弁	③
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	MV265-1	HVD 格納容器入口弁	④
ドライウェル冷却系	MV265-3	HVD 格納容器出口弁	④
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	A-非常用電気室A送風機入口ダンパ	①
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	A-非常用電気室B送風機入口ダンパ	①
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	B-非常用電気室A送風機入口ダンパ	①
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	B-非常用電気室B送風機入口ダンパ	①
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	HPCS 電気室B送風機入口ダンパ	①
原子炉建物付属棟空調換気系	VD	その他ダンパ	①
原子炉建物付属棟空調換気系	-	逆流防止ダンパ一式	①
復水輸送系	T271-1	復水貯蔵タンク	①
補給水系	MV272-196	MUW P C V代替冷却外側隔離弁	④

系統名称	機器番号	機器名称	評価対象外とした理由
サンプリング系	MV278-400	原子炉水サンプリング内側隔離弁 (P A S S)	②
サンプリング系	AV278-3	N 2 ガスサンプリング戻り第 2 隔離弁	③
サンプリング系	AV278-4	N 2 ガスサンプリング戻り第 1 隔離弁	③
サンプリング系	MV278-406	液体サンプル戻り第 2 隔離弁	③
サンプリング系	MV278-401	原子炉水サンプリング外側隔離弁 (P A S S)	③
サンプリング系	AV278-1A	A-N 2 ガスサンプリング第 1 隔離弁	③
サンプリング系	AV278-1B	B-N 2 ガスサンプリング第 1 隔離弁	③
サンプリング系	AV278-1C	C-N 2 ガスサンプリング第 1 隔離弁	③
サンプリング系	AV278-2A	A-N 2 ガスサンプリング第 2 隔離弁	③
サンプリング系	AV278-2B	B-N 2 ガスサンプリング第 2 隔離弁	③
サンプリング系	AV278-2C	C-N 2 ガスサンプリング第 2 隔離弁	③
サンプリング系	AV278-1D	D-N 2 ガスサンプリング第 1 隔離弁	③
サンプリング系	AV278-2D	D-N 2 ガスサンプリング第 2 隔離弁	③
原子炉保護系	PS293-4A	圧力スイッチ	③
原子炉保護系	PS293-4B	圧力スイッチ	③
原子炉保護系	PS293-4C	圧力スイッチ	③
原子炉保護系	PS293-4D	圧力スイッチ	③
プロセス放射線モニタ系	AV295-17	P R Mドライウエル内漏えい検出モニタ 出口第 1 隔離弁	③
プロセス放射線モニタ系	AV295-18	P R Mドライウエル内漏えい検出モニタ 出口第 2 隔離弁	③
プロセス放射線モニタ系	AV295-15	P R Mドライウエル内漏えい検出モニタ 入口第 1 隔離弁	③
プロセス放射線モニタ系	AV295-16	P R Mドライウエル内漏えい検出モニタ 入口第 2 隔離弁	③
-	-	手動弁一式	①
-	-	逆止弁一式	①
-	-	配管一式	①

2. 防護対象設備のうち溢水影響評価対象外とする設備の評価結果

1. 項にて溢水影響評価対象外とした防護対象設備のうち、「①溢水により機能を喪失しない」、「②PCV 内耐環境仕様の設備である」及び「④他の設備で代替できる」として溢水影響評価対象外とした防護対象設備について、溢水の影響を受けないことを以下に示す。

2.1 「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3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さ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3 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

(1) 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4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。没水時の外圧に対する必要な配管厚さより、配管の製造最少厚さが上回るため、健全性を維持できる。

表4 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
水頭圧[m]	8	7	10
外径 Do[mm]	711.2	216.3	711.2
板厚 t[mm]	9.5	9.3	9.5
製造上最小厚さ ts[mm]	8.5	8.2	8.5
材質	SM41C	STPT42	SM41C
計算上の必要厚さ top [mm] ※ ²	5.80	1.69	6.08
炭素鋼配管の最小厚さ tt[mm] ※ ³	3.80	3.80	3.80
必要厚さ tr[mm]	5.80	3.80	6.08
判定 ts > tr[mm]	○	○	○

※¹ JSME 設計・建設規格 PPC-3411(2)「外圧を受ける直管」にて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 JSME 設計・建設規格 PPC-3411(2)「外圧を受ける直管」により算出した。

※³ JSME 設計・建設規格 PPC-3411(3)「炭素鋼配管の必要最小厚さ」を準用した。

(2) 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5に示す4つの熱交換器を評価した。

表5 評価対象の熱交換器

機器番号	機器名称
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, 1B	A, B-燃料プール冷却水熱交換器
H218-1	A, B-高圧炉心スプレー補機冷却水熱交換器
H222-1A, 1B	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6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6 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		高圧炉心スプレィ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

(3) 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7に示す3つのタンクを評価した。

表7 評価対象のタンク

機器番号	機器名称
T214-1A, 1B	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

設計圧力が静水頭の開放タンクであるため、没水によりタンク上蓋に設けているベント管等からタンク内に溢水が流入し、タンク内は満水状態になる。内圧と外圧が等しくなることから、タンクの健全性は維持できる。

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8に示すとおり、健全性が維持できる。

表8 基礎ボルトの健全性評価結果

機器名称	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	○
高压炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	8	176	○

2.2 「PCV 内耐環境仕様の設備である」による対象外

PCV 内の一部の設備は、以下に示すように、設計基準事故において最も環境が苛酷な LOCA 時の PCV 内の状態を考慮した耐環境仕様で設計されているため、溢水影響評価において対象外としている。

(1) PCV 内の溢水影響評価

a. 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。

なお、高圧炉心スプレイ系の初期水源は復水貯蔵タンクであるが、S/C 水位高又は復水貯蔵タンク水位低で、水源は S/C に切り替えることから、PCV 内の防護対象設備が没水することは無い。

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、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 PCV スプレイ時にもその動作が保障されなければならない。

したがって、PCV 内に設置され LOCA 時に動作が必要となる機器は、LOCA 時の雰囲気下で機能を達成するように設計されている。

c. 蒸気影響評価

LOCA に伴ってフラッシュ蒸発した原子炉冷却材の蒸気により、PCV 内は全域が高温・高圧の蒸気雰囲気（設計条件、圧力：0.427MPa、温度：171℃）となる。

LOCA 時に機能要求のある PCV 内防護対象設備は、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。

(2) LOCA 環境試験について

PCV 内耐環境仕様を確認した LOCA 環境試験の例を以下に示す。

a. 電動弁の LOCA 環境試験

PCV 内に使用している電動弁について、図 2 に示す環境条件（温度：最大 171℃）に基づき試験を行い、十分性能を発揮し、機能上問題ないことを確認している。

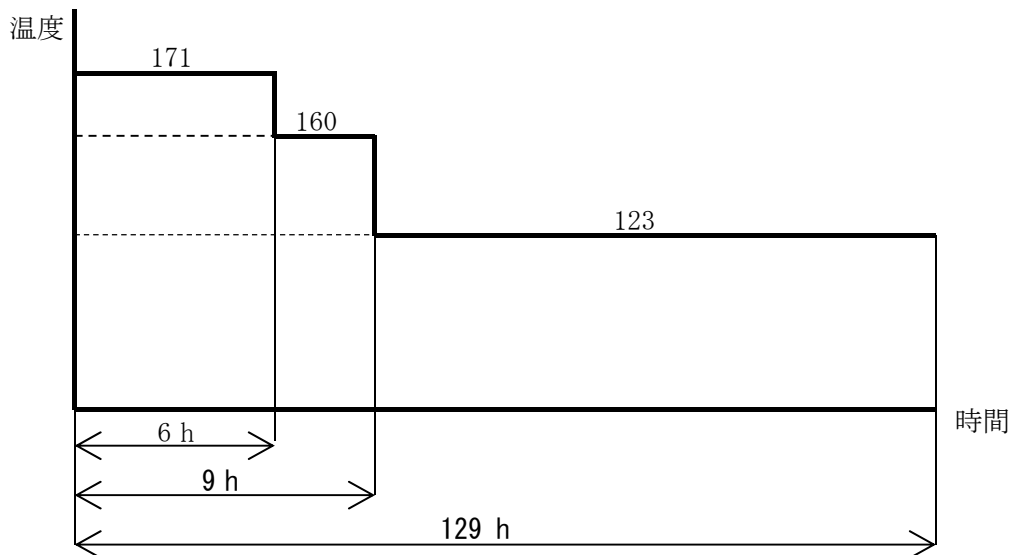


図 2 試験時の温度変化

b. 温度測定素子（熱電対）の LOCA 試験

確認試験は、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、LOCA 環境において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、および試験中に断線、短絡の有無、絶縁抵抗の変化を確認することで LOCA 時における環境下でも機能を維持することを確認している。試験時の環境変化を図 3 に示す。

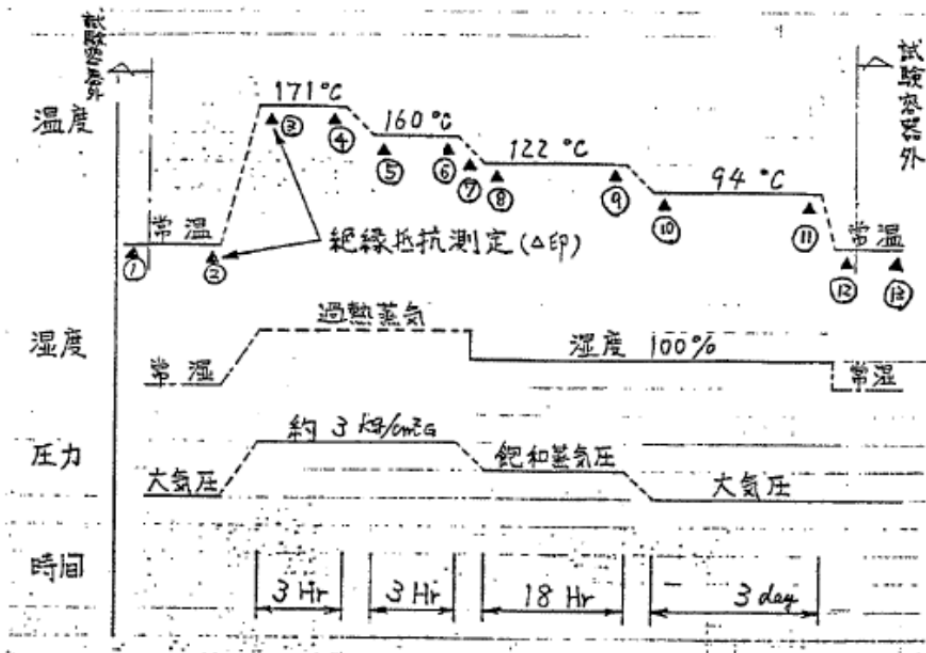


図3 試験時の環境変化

c. MSIV の LOCA 環境試験

MSIV の電磁弁を内蔵するコントロールパネルの LOCA 環境試験を実施し、健全性を確認している。

2.3 「他の設備で代替できる」による対象外

他の設備で代替出来るため溢水影響評価対象外とした防護対象設備は、表9に示す原子炉補機冷却系、ドライウエル冷却系及び補給水系のPCV 隔離弁である。系統概略図を図4、5に示す。これらのPCV 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。

表9 溢水影響評価対象外機器と代替機器

評価対象外機器		代替機器		系統名称
機器名称	機器番号	機器名称	機器番号	
PCV 内冷却水入口 外側隔離弁	MV214-40	RCWPCV 冷却水入 口内側隔離弁	V214-151	原子炉補機冷却系
PCV 内冷却水出口 外側隔離弁	MV214-42	PCV 内冷却水出口 内側隔離弁	MV214-41	原子炉補機冷却系
HVD 格納容器入口 弁	MV265-1	HVD 格納容器入口 逆止弁	V265-6	ドライウエル冷却系
HVD 格納容器出口 弁	MV265-3	HVD 冷却機出口弁	MV265-2	ドライウエル冷却系
MUW PCV 代替冷 却外側隔離弁	MV272-196	MUW PCV 代替冷 却内側隔離弁	V272-3	補給水系

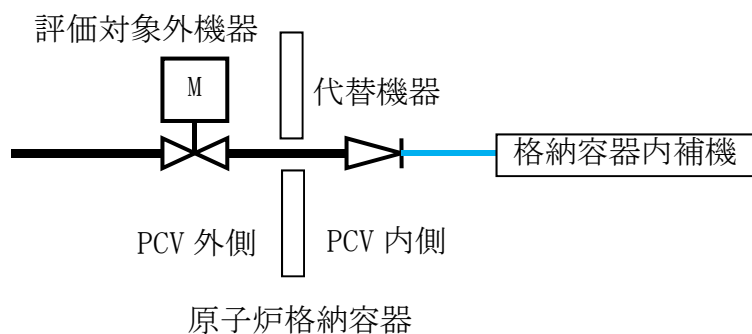


図4 系統概略図 (MV214-40, MV265-1, MV272-196)

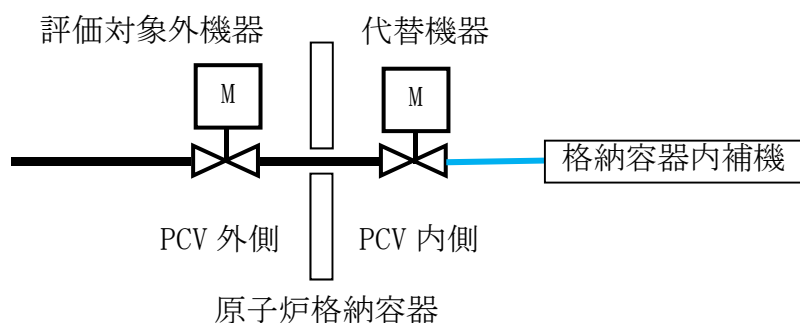


図5 系統概略図 (MV214-42, MV265-3)

保有水量の算出について

1. 対象範囲

- (1) 保有水量算出対象は水・油配管系統とした。
- (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した。

2. 系統保有水の算出要領

- (1) 配管計装線図において，保有水量を算出する範囲を抽出した。
- (2) 抽出した範囲について，配管施工図を準備した。
- (3) 配管長は，以下を原則として配管施工図より算出した。
 - a. 配管施工図がない場合は，平面図を使用した。
 - b. エルボ，ティー等の管継手部は保守的に配管長を算出した。(図1参照)
 - c. レデューサは大口径側の口径を使用した。
 - 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した。
- (4) 保有水量は，配管長×内径面積により算出した。
- (5) 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」の差等とした。
- (6) 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った。
 - a. 配管施工図を使用した場合は，計算値に10%の余裕を確保した。
 - b. 平面図を使用した場合は，計算値に50%の余裕を確保した。
 - c. 機器保有水量に10%の余裕を確保した。

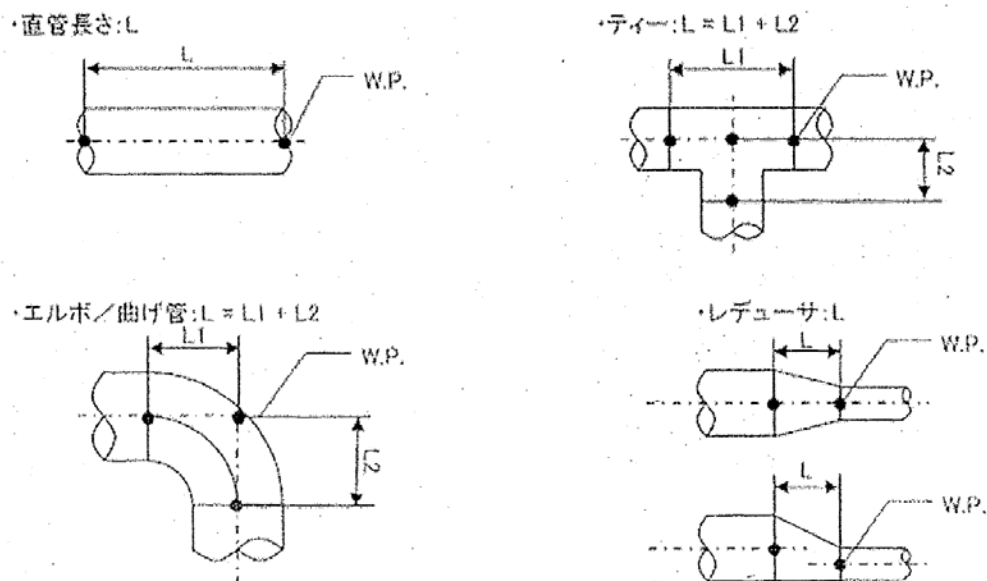


図1 管継手の配管長L

滞留面積の算出について

滞留面積については、没水影響評価結果に与える影響が大きいことから、以下のような条件にて算出した。

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. 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、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。

$$[\text{滞留面積}] = [\text{床面積}] \times (1 - [\text{面積低減率}])$$

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1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 1 実面積低減率が 0.3 を超える区画

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	0.83
	R-B1F-29N	0.72
	R-1F-08N	0.39
	R-1F-25N	0.43
	R-1F-17N	0.46
	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-4F-05N	0.31	
廃棄物処理建物	RW-MB1F-08N	0.60
	RW-1F-03N	0.33
	RW-1F-05N	0.35
	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

溢水影響評価における床勾配の考え方について

想定破損、消火水の放水、地震起因の溢水評価においては、評価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 廃棄物処理建物および図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。

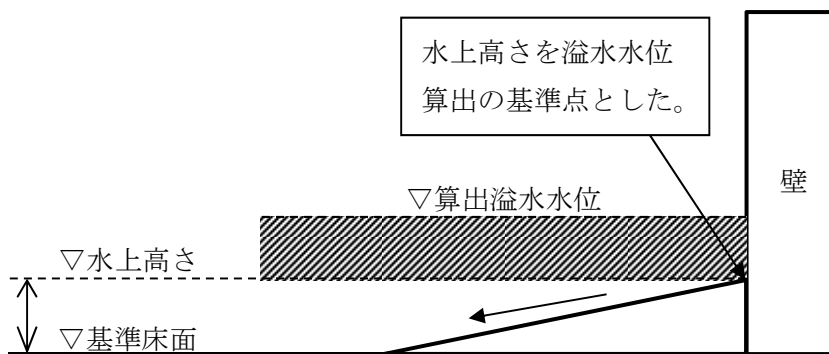


図1 溢水位算出時の床勾配の考え方

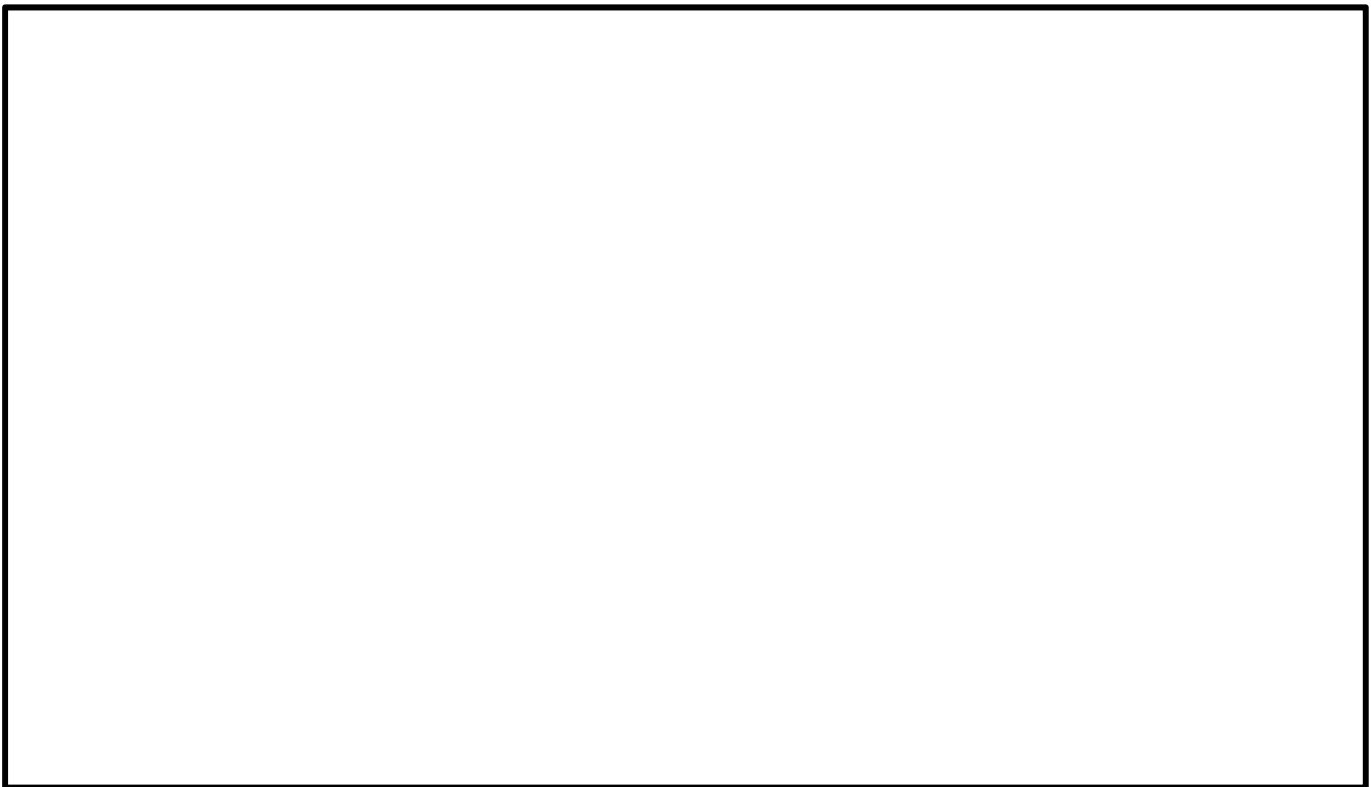


図2 床勾配を考慮しない区画（廃棄物処理建物）

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。

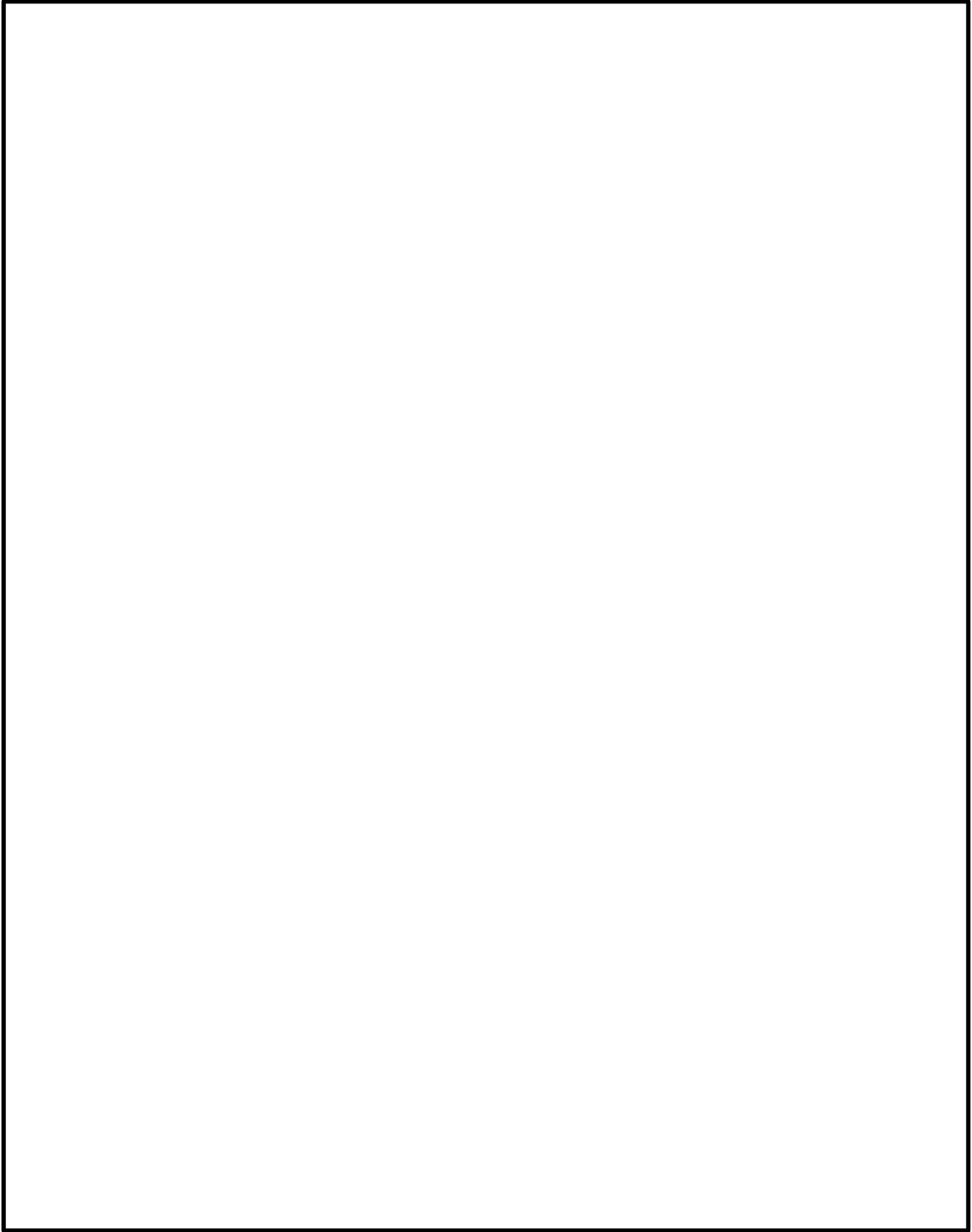


図3 床勾配を考慮しない区画（原子炉建物）

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。

機能喪失高さの裕度が小さい場合の揺らぎの影響評価について

1. はじめに

没水影響評価において、判定基準（機能喪失高さ>溢水水位）は満足しているが裕度が少ない溢水防護対象設備があるため、水面の揺らぎによる影響を検討した。

2. 機能喪失高さ評価における裕度の考え方について

没水影響評価においては溢水ガイドに従い想定される溢水源毎に評価水位を算出し溢水防護対象設備の機能喪失高さとの比較を行い、対策を実施することにより、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た。

評価では床ドレン，扉，堰の溢水経路への影響が保守的となるように評価するとともに，床勾配がある区画においても保守的な評価となるよう床勾配に溜まる水量を考慮せず，勾配の水上高さから滞留させた水位評価とした。

なお，発生した溢水水位においては，溢水の流入状態，溢水源からの距離，人のアクセス等による一時的な水位変動が発生することが考えられることから，以下の考え方による裕度の確保を図るものとする。

3. 考え方

評価水位に対し，機能喪失高さから 100mm 以上の裕度が確保できていることを確認した。なお，評価水位が 100mm 未満である場合は，評価水位分の裕度を確保できていることを確認した。

溢水で想定する隔離時間の設定根拠について

1. 漏えい停止までの時間設定

想定破損時の隔離時間の算出については、溢水ガイドのとおり漏えい検知、漏えい箇所特定及び弁操作等により、下記(1)～(4)を組合せて算定した。

- (1) 原子炉建物床ドレンサンプ（以下「床サンプ」という）の警報発信までの時間
10分（溢水ガイドでは10分）
- (2) 現場への移動時間
20分（溢水ガイドでは20分）
- (3) 漏えい箇所特定に要する時間
30分（溢水ガイドでは30分）
- (4) 弁操作時間
 - a. 中央制御室での弁閉操作に要する時間
10分（溢水ガイドでは10分）
 - b. 現場での弁閉操作に要する時間
20分（溢水ガイドでは20分）

1.1 隔離時間

- (1) 中央制御室で弁閉操作する場合
 $10分 + 20分 + 30分 + 10分 = 70分$
- (2) 現場で弁閉操作する場合
 $10分 + 20分 + 30分 + 20分 = 80分$

1.2 個別の時間設定根拠について

- (1) 床サンプの警報発信までの時間（10分）
「2. 床サンプの警報発信までの時間の算出」で示す。
- (2) 現場への移動時間（20分）
 - a. 現場への移動速度は約4 km/h（人の歩く速度）とし、中央制御室から現場までの最長距離を1 kmとした。
 - b. チェンジングスペース等での着替えを考慮し、着替えに要する時間を5分とした。
- (3) 漏えい箇所特定に要する時間（30分）
漏えい箇所特定手段がない場合を考慮し、漏えい箇所特定のために床サンプ流入区画の現場確認を実施し、漏えい区画の特定に要する時間を30分とした。

(4) 弁操作時間 (10 分 or 20 分)

- a. 中央制御室での弁操作の要する時間は 10 分とした。
- b. 現場での漏えい箇所隔離弁の特定に要する時間を 10 分とし、現場での弁操作に要する時間は 10 分 (5 分/弁×2 弁) とした。

2. 床サンプの警報発信までの時間の算出

前項の「(1) 床サンプの警報発信までの時間」の算出方法を説明する。

2.1 床サンプ流入流量について

床サンプ流入流量は、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。目皿部からの排出概要図を図 1 に示す。

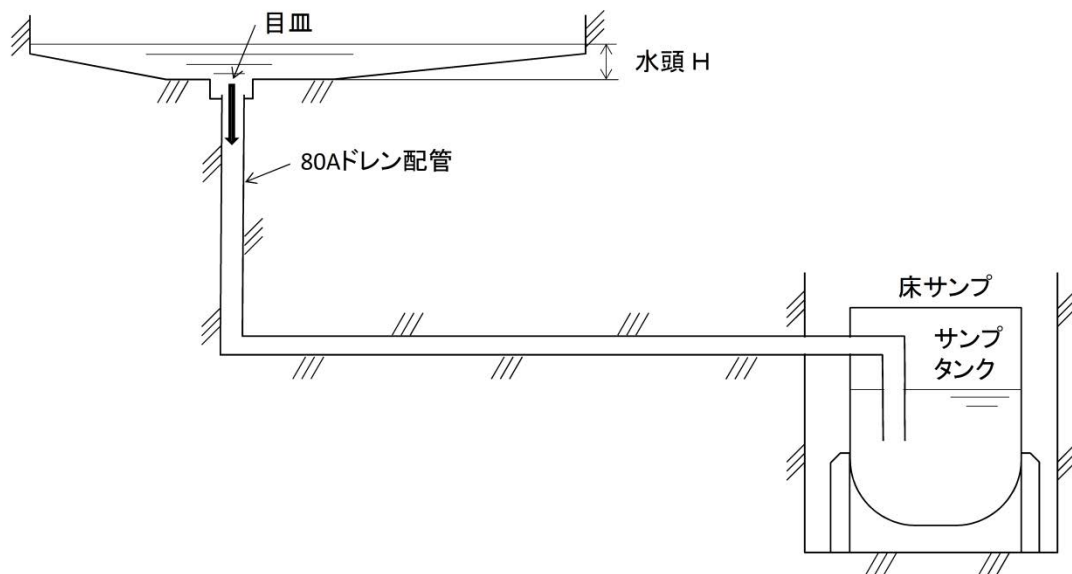


図 1 目皿からの排出概要図

(1) 目皿部の排出流量

目皿からの排出は、目皿をノズルとみなして算出する。なお、目皿が複数ある場合は、流出流量の最も大きい 1 箇所からの流出は期待できないものとした。

この式において、床上 20 cm 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 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 :

$$Q = \sqrt{\frac{2gH}{C}} \times 3600 \times A$$
$$= \sqrt{\frac{2 \times 9.8 \times 0.20}{1.5}} \times 3600 \times 0.0043 = 25.02 \cong 25.0 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

表1 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	9.8 [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

(2) ドレン配管の排出流量

ドレン配管の排水流量を算定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) とサンプタンクの入口高さ (EL-1.15m) の差 2.45m とする。

この前提条件における、ドレン配管の排水流量は以下の式にて算出する。ドレン配管の排水流量算出式の諸元を表2に示す。

ドレン配管の排水流量 Q :

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

$$= 0.0043 \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.8 \times 2.45} \times 3600 = 87.96 \div 88.0 \text{ [m}^3/\text{h]}$$

表2 ドレン配管の排水流量算出式の諸元

重力加速度	g	9.8 [m/s ²]
断面積	A	0.0043 [m ²] (口径：80A, Sch:80)
水頭	H	2.45[m]
損失係数	C	0.82

以上より、目皿からの排水流量 25.0m³/h がドレン配管の排水流量 88.0m³/h よりも小さいため、目皿部の排水流量がサンプタンクへの流入流量となることから、サンプタンクへの流入流量を 25.0m³/h と設定した。

2.2 床サンプの警報発信までの時間

2.1 項において算出したとおり、目皿1箇所あたりの排水流量が 25.0m³/h であることから、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、溢水流量を床サンプへの流入流量として評価した。

床サンプの警報発信までに要する水量については、ドレン配管の内包水とサンプ水位高高 (警報発信) までのサンプ容量の和として設定した。

サンプ容量は、水位低から水位高高（警報発信）までの容量を考慮して設定した。

床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する。算出式の諸元を表3に示す。

$$\text{ドレン配管内包水} : 0.0043\text{m}^2 \times 250\text{m} = 1.075 \approx 1.1\text{m}^3$$

$$\text{サンプタンク容量} : (1.5\text{m} \div 2)^2 \times \pi \times (1.3\text{m}) = 2.297 \approx 2.3\text{m}^3$$

$$\text{合計} : 1.1\text{m}^3 + 2.3\text{m}^3 = 3.4\text{m}^3$$

表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]

代表系統の床サンプの警報発信までに要する時間を表4に示す。

表4 代表系統の床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]	床サンプへの流入流量 [m ³ /h]	床サンプ警報発信までに要する時間		隔離時間 [min]
			計算式	[min]	
高圧炉心 スプレイ系	393	25	$3.4\text{m}^3 \div 25\text{m}^3/\text{h} \times 60\text{min}/\text{h} = 8.16\text{min}$	9	70
消火系	36	25	$3.4\text{m}^3 \div 25\text{m}^3/\text{h} \times 60\text{min}/\text{h} = 8.16\text{min}$	9	80
補給水系	20	20	$3.4\text{m}^3 \div 20\text{m}^3/\text{h} \times 60\text{min}/\text{h} = 10.2\text{min}$	10*	80
ほう酸水 注入系	14	14	$3.4\text{m}^3 \div 14\text{m}^3/\text{h} \times 60\text{min}/\text{h} = 14.6\text{min}$	10*	80

※ 本系統のように溢水流量が 25.0 m³/h 未満の場合、床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 20cm 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、溢水ガイドに従い 10 分とした。

被水対策における防滴仕様について

1. 防滴仕様の機器に対する考え方

被水を受ける防護対象設備は、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」の防滴仕様 (保護方式) を有しており、実機条件での被水試験も実施することから、被水しても機能は維持できる。機器毎の JIS 仕様について以下に示す。

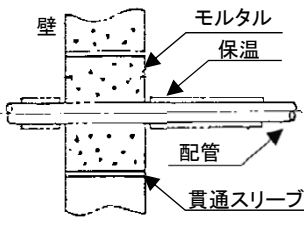
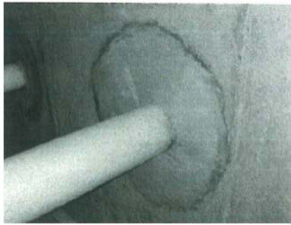
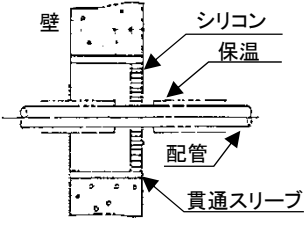

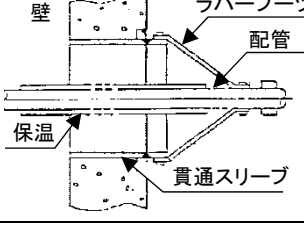

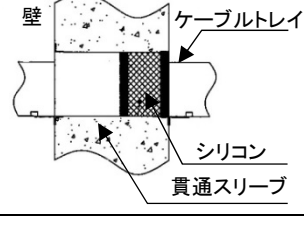

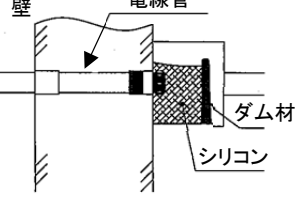

機器名	保護方式 (IP コード)	水の浸入に対する保護方式の程度	考察
ポンプモータ (屋外開放型)	IP23W	<ul style="list-style-type: none"> ・防散水型 鉛直から両側に 60° までの角度で噴霧した水によっても有害な影響を受けない ・防気象型 所定の気象条件のもとでも有害な影響を受けない。 ・JIS 試験条件：散水ノズル (1) 鉛直方向に対して±60° の位置：10 l/分 (2) 試験時間：最低 5 分 	防滴仕様は JIS の試験条件にて問題ないことが確認されており、実機条件での被水試験も実施することから、長期の使用に耐えられる。
電磁弁 (耐水性・耐圧 防爆型)	IP56	<ul style="list-style-type: none"> ・防暴噴流型 あらゆる方向からのノズルによる強力なジェット噴流水によっても有害な影響を受けない ・JIS 試験条件：直径 12.5mm のノズル (1) 距離 2.5m～3m の間：100 l/分 (2) 試験時間：最低 3 分 	例えば屋外設置の海水ポンプ (IP23W) は台風や大雨にさらされているが、問題なく使用している。以上のように防滴仕様のある設備を用いることで、被水しても機能は維持できる。
計器	IP67	<ul style="list-style-type: none"> ・防浸型 規定の圧力、時間で水中に浸漬しても有害な影響を受けない ・JIS 試験条件 (1) 上端から水面までの距離は 0.15m (2) 下端から水面までの距離は 1m (3) 試験時間：30 分 	

建物の配管等貫通部について

1. 建物の配管等貫通部の止水処理について

止水性のない貫通部については、貫通物の種類、温度等に応じて水密性のあるシーリング材の充填等による止水処理を実施する。

表1 建物の配管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			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
ケーブルトレイ	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

貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

貫通部の止水処理として使用するシール材，ラバーブーツ及びモルタルについて，性能試験等により，止水性能及び耐震性を確認した。

1. シール材，ラバーブーツ及びモルタルの止水性能について

(1) シール材

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1のような試験体による引張試験により止水性能を確認した。

本試験において得られたシリコンの破壊限界値は （試験体 18 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，止水性能は十分に確保できる。

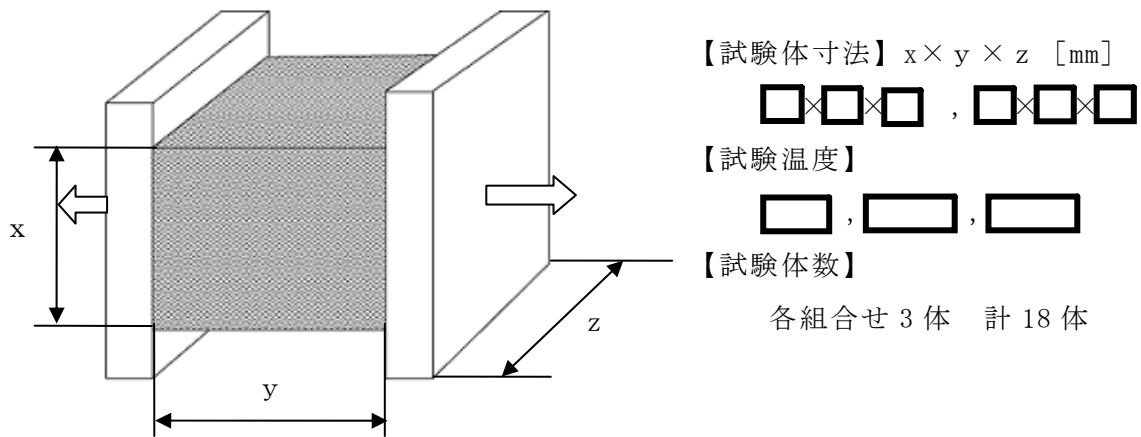
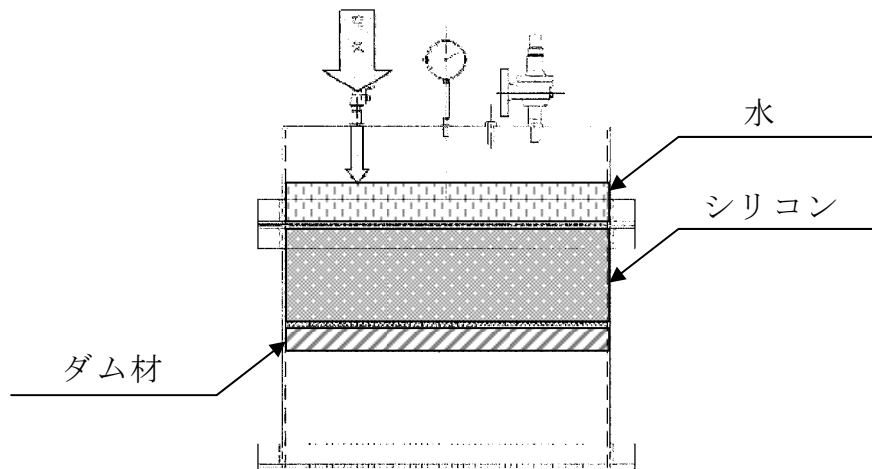


図1 試験体形状

b. シリコン（電気関係貫通部）

電気関係貫通部処理の止水処理に用いるシリコンについては，図2に示すとおり，試験圧力 0.147MPa（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。

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。



【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 (0.147MPa)，保持時間 72 時間

図 2 試験装置全体図

(2) ラバーブーツ

(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 3 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。

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。

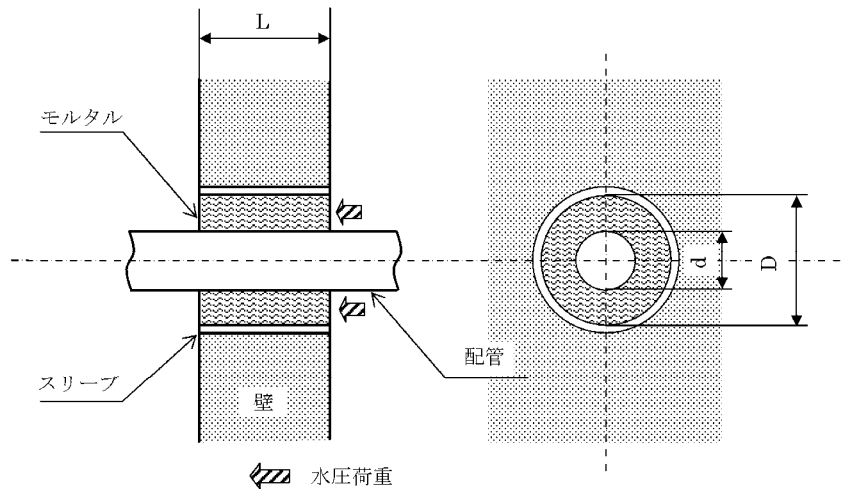


図3 モルタル評価概要図

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。

$$0.03 \times D [mm] \leq L [mm]$$

上式より，モルタル施工個所が止水性能を発揮するためには，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. 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，また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およびモルタル充填深さによる評価を行い，表1のとおり基準地震動 S_s において貫通部に発生する圧縮・付着荷重が，モルタルの許容荷重以下になることを確認した。

表1 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 [kN]	発生荷重 [kN]	許容荷重 [kN]
代表	100	500	40	899	291	355
個別※	80	300	17	420	137	166

※ 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。

島根原子力発電所2号炉における漏水事象の原因と対策について

島根原子力発電所2号炉において運開（1989年2月）以降に発生した漏水事象を「原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）」により抽出した。

抽出した漏水事象の原因および対策の概要を表1に示す。いずれも漏水量は少なく、必要な対策が実施されていることを確認した。

表1 島根原子力発電所2号炉における漏水事象の原因と対策について

件名	事象発生日	事象説明	対策
2号機A-ディーゼル機関L-1シリンダからの漏水	1998年 5月11日	A-ディーゼル発電機手動駆動試験準備でターニングを実施した際、L-1シリンダより漏水を確認。点検後の手動起動試験において、再度霧状の漏水が認められた。	L-1シリンダ給気弁のパッキンを修理。
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年 3月17日	格納容器内の現場調査を行ったところ、B-原子炉再循環ポンプ出口配管の除染用接続口フランジの合わせ面から漏水を確認した（総漏えい量は、約3m ³ と推定）。 同一構造であるB-入口配管およびA-入口・出口配管除染用接続口フランジ部全3箇所について、それぞれのフランジ部にしずくを確認した。 漏えい原因は、締付方法をトルク管理から締代管理に変更しておりA、B-入口、出口フランジともに、締付力が不足していたためと考えられる。	当該4フランジの締付方法は、設計どおりトルク管理とする。 品質保証上の対策として、工事の各段階での品質保証活動の具体的実施事項を規定する「工事管理品質保証要領」等を見直すとともに、ガスケット、フランジ締付けに関する技術等の教育を充実する。
主蒸気圧力検出器の点検について	2006年 10月13日	10月13日原子炉圧力と原子炉熱出力の変化を運転員が確認し、現場確認の結果、タービン建物2階の主油タンク室床面に水溜りとC-主蒸気圧力検出器付近からの水の漏えいを確認した。当該検出器の元弁を閉止したところ、漏えいは停止した。 原因調査を行った結果、ブルドン管の型くずれを防ぐために使用するハンダ材（Bi、Pb、Sn、Cdなど）が完全に抜取れず、極わずかであるが内部に残存したことに伴い、ハンダ成分であるBiが割れを誘発し、漏えいしたものと推定した。	製造時にハンダを使用しておらず、かつ製造工程および品質管理状況を確実に把握できる国産ブルドン管の主蒸気圧力検出器に取替る。
原子炉補機海水系ドレン配管からの漏えいについて	2010年 6月28日 (定期検査中)	原子炉建物地下1階（放射線管理区域外）において、当社社員が、2系統で構成される原子炉補機海水系の内、一方の系統のドレン配管からの水漏れを確認した。漏えいした水は床面の排水口に流れ込んでおり、床面に残った水溜り（約60リットル）は、紙ウェスにより拭き取り回収した（排水口へ流入した海水の総量は0.2m ³ 程度と推定）。 原因調査の結果、当該配管接続部のゴム製パッキンが長期使用により割れ等の劣化が進んだ状態となっていたところに、原子炉補機海水ポンプの起動・停止に伴う配管内の圧力変動により、パッキンが破損し、海水が漏えいしたものと推定した。	原子炉補機海水系ドレン配管は、点検時に配管内の溜まり水を抜くために設置しており、運転中は使用しない配管であると共に、当該ドレン配管を使用しなくても水抜き作業が可能であることから、当該ドレン配管を撤去することとした。 また、海水系配管の内、ゴム製パッキンを使用している配管接続部について、今後、計画的に点検することとした。

想定破損による没水影響評価の概要について

1. はじめに

想定破損による没水影響評価に用いる各項目の算出例を示す。

2. 想定破損による溢水量の算出

(1) 溢水防護区画内漏えいによる溢水量の算出

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より以下の2種類に分類し、溢水量を算出した。

高エネルギー配管:完全全周破断

低エネルギー配管:貫通クラック

なお、溢水量算出に用いる溢水流量は、後述の式(1)により算出することを基本とするが、以下に示す系統は実現象を考慮して算出した。表1に式(1)以外の溢水流量算出方法を示す。

表1 溢水量算出方法

系統名	溢水流量算出方法
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧ポンプ入口圧力計が吸込圧力低信号を発するときの流量
原子炉浄化系	主蒸気逃がし安全弁最低吹出圧力における臨界流量

3. 溢水水位の算出方法

溢水水位の算出は、溢水量と滞留面積による方法(溢水水位その1)と、更に流出を考慮した方法(溢水水位その2)がある。溢水水位算出フローを図1に、溢水水位算出方法を以下に示す。

(1) 溢水水位その1

溢水量と滞留面積より水位を算出する。

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

(2) 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する。

a. 溢水源からの単位時間あたりの流出量（溢水流量）の算出

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，溢水ガイドの「付録B 溢水量算出の具体的な考え方について」のB(1)式により算出する。

$$Q_{in} = A \times C_{in} \times \sqrt{2 \times g \times H} \quad \dots\dots\dots (1)$$

Q_{in} : 溢水流量 [m³/s]
 A : 断面積 [m²]
 C_{in} : 損失係数 [-]
 H : 水頭 [m]

b. 開口部等からの単位時間あたりの流出量（流出流量）の算出

評価対象区画からの単位時間あたりの流出量，すなわち開口部等からの単位時間あたりの流出量（以下「流出流量」という）は，床面を長頂堰とみなし，長頂堰の越流流量を求める式であるGovinda Raoの式（参考文献：土木学会 水理公式集（平成11年度版））より算出する。

$$Q_{out} = C_{out} \times B \times h^{\frac{3}{2}} \quad \dots\dots\dots (2)$$

$$C_{out} = 1.642 \times \left(\frac{h}{L}\right)^{0.022} \quad \dots\dots\dots (3)$$

Q_{out} : 流出流量 [m³/s]
 B : 堰の幅 [m]
 C_{out} : 流出係数 [-]
 h : 水位 [m]
 L : 堰長さ [m]

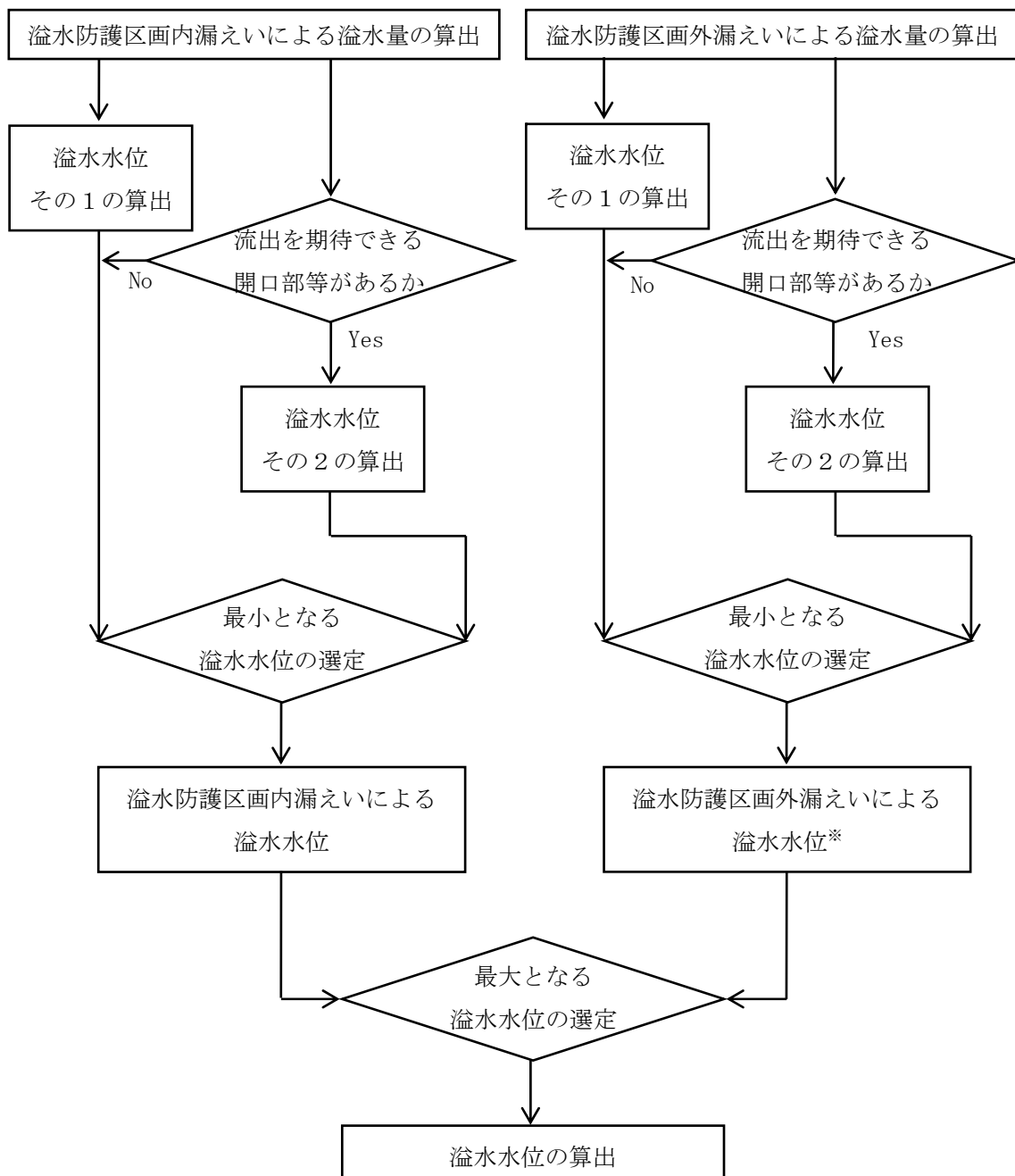
なお，堰長さLは，長くとるほどに Q_{out} が少なくなることから，保守的に原子炉建物の二次格納施設の1辺に相当する 50m として算出する。

c. 評価対象区画の溢水水位の算出

溢水流量 Q_{in} と流出流量 Q_{out} が等しくなる水位 h を，式(2)，(3)から導出した以下の式より算出する。

$$h = \left(\frac{Q_{out}}{1.642 \times (1/L)^{0.022} \times B} \right)^{\frac{1}{1.522}} \quad \dots\dots\dots (4)$$

評価対象区画の溢水水位は，式(4)で求めた水位 h に対して床勾配を加えた水位を溢水水位とする。



※ 最も影響の大きい区画からの伝播を考慮

図1 溢水水位の算出フロー図

4. 溢水量算定において考慮するインターロック

ポンプ停止や弁閉止インターロックの動作により、溢水量が低減する系統がある。これらのインターロックを表2に示す。

表2 溢水評価で考慮するインターロック

設置	系統	動作内容	動作条件
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. 溢水水位の算出例

想定破損による溢水影響評価に用いる溢水水位の算出例を示す。算出例の諸元を表3に示す。

表3 溢水水位算出例の諸元

評価対象区画	原子炉建物 1 階, R-1F-03N・R-1F-22N
滞留面積[m ³]	767
開口部寸法[m]	7.2
溢水源	高圧炉心スプレー系配管 (低エネルギー配管)
配管規格	呼び径350A, Sch : 160
配管内径[mm]	284.2
配管肉厚[mm]	35.7
最高使用圧力[MPa]	1.37
破損形態	貫通クラック
破損部の断面積[m ²]	2.54×10 ⁻³
溢水量[m ³]	495
流出流量損失係数	0.82 (機械工学便覧より ※1)

$$\text{式(1)より, } Q_{in} = A \times C_{in} \times \sqrt{2 \times g \times H} \quad \dots\dots\dots (1)$$

(1) 溢水水位その2の算出

式(1)から、 $Q_{in} = 0.110\text{m}^3/\text{s}$ を算出し、これを式(4)の Q_{out} に代入して、 $h = 0.049\text{m}$ となる。

これに床勾配 0.075m を考慮して、溢水水位は、 0.124m となり、切り上げて 0.13m とする。

(2) 溢水水位の算出結果

溢水水位その1で算出した水位は、 $495\text{m}^3 \div 767\text{m}^2 + 0.075\text{m} \doteq 0.721\text{m}$ から、切り上げて 0.73m となるが、溢水水位その2の算出結果から、当該評価対象区画の溢水水位を 0.13m とする。

※1 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

$$\text{流出流量}(\text{m}^3/\text{h}) = \text{開口面積}(\text{mm}^2) \times \sqrt{\frac{2 \times g \times \text{水頭圧}(\text{m})}{1 + \text{ノズル係数} \zeta}} \times 3600 \times 10^{-6}$$

g : 重力加速度

ζ : 破損部の入口形状に最も近いと考えられる損失係数 (=0.5)

(図2の(c)参照)

以上より、式(1)の損失係数 C_{in} は、 $C_{in} = \sqrt{\frac{1}{1 + \zeta(0.5)}} = 0.82$ となる。

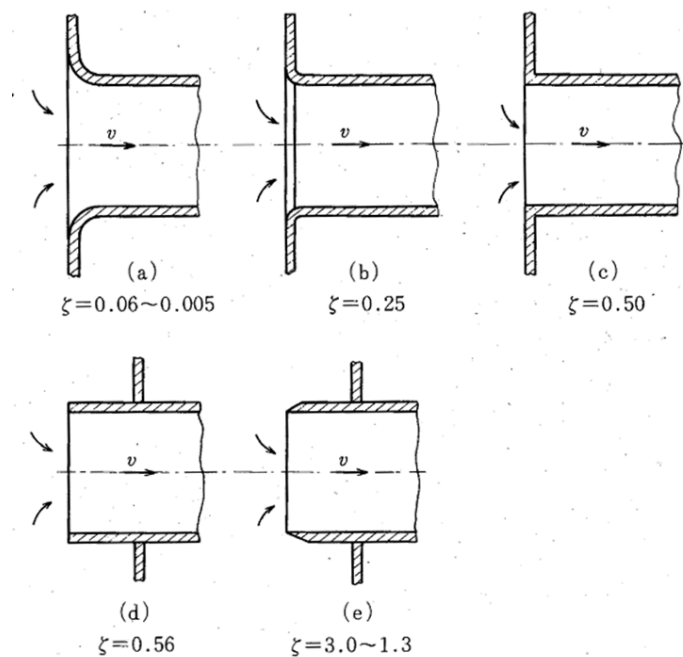


図2 管路の入口形状と損失係数

原子炉建物二次格納施設内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. 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配管破断、給水配管破断、原子炉隔離時冷却系蒸気配管破断、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。

(2) 温度条件

主蒸気管室、原子炉隔離時冷却系タービン室区画では、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。図 1 に温度変化を示す。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するまでを保守的に 1 時間とし、過熱蒸気条件の最大温度である 171℃を設定している。

なお、冷却材の流出は隔離弁等の閉止、あるいは原子炉減圧によって放出が終了し、その後は大気圧下での飽和温度である 100℃まで温度が低下する。また、その他の区画については、基本的に大気圧下での飽和温度である 100℃を設定している。

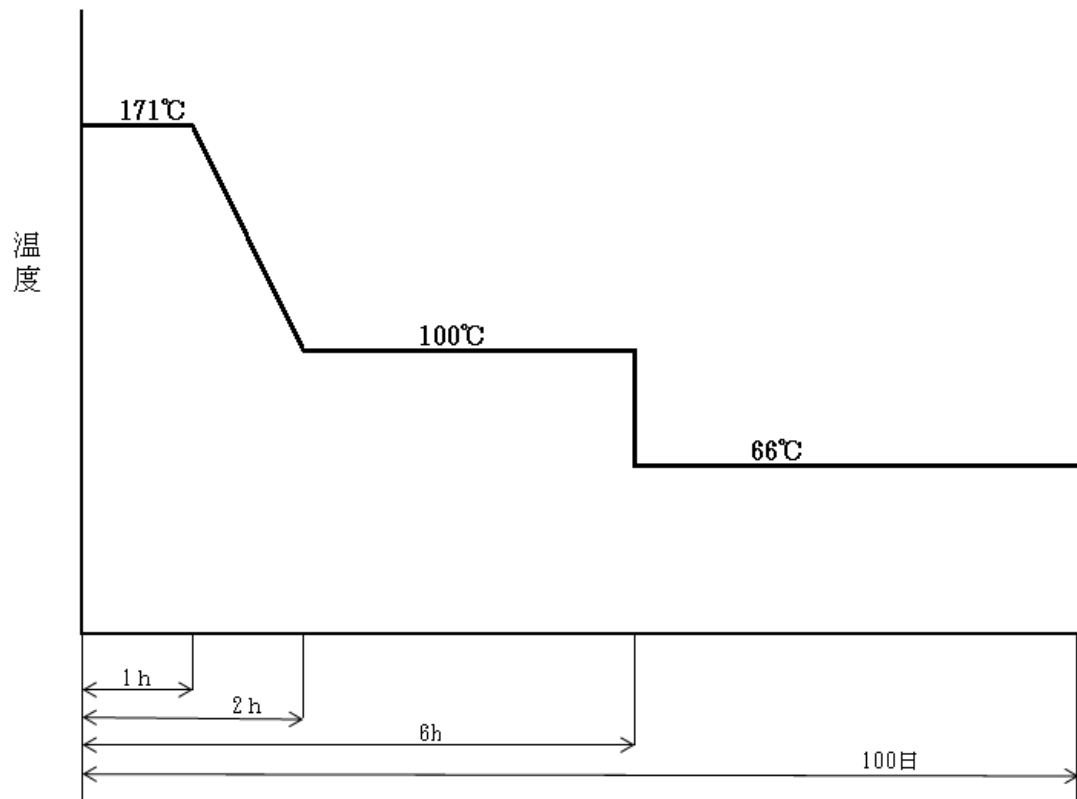


図1 区画内の温度変化

高エネルギー及び低エネルギー配管の分類について

溢水ガイド付録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。

ここで、「プラント運転期間」とは原子炉起動、出力運転中、高温停止及び冷温停止状態までの冷却期間とし、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4系統と原子炉建物内の所内蒸気系について、低エネルギー配管の定義に当てはまることを確認した。表1に運転時間割合の算出結果を示す。

表1 高エネルギー配管の運転時間割合算出結果

系統名	運転時間割合[%]	計算式	高エネルギー配管の運転時間[h]	プラント運転期間[h]
残留熱除去系	0.07	$45.0[h]/65202[h]=0.07[\%]$	$45.0^{※1}$	65202 ^{※4}
低圧炉心スプレイ系	0.04	$24.0[h]/65202[h]=0.04[\%]$	$24.0^{※2}$	
高圧炉心スプレイ系	0.05	$30.0[h]/65202[h]=0.05[\%]$	$30.0^{※2}$	
ほう酸水注入系	0.20	$128.6[h]/65202[h]=0.20[\%]$	$128.6^{※3}$	
所内蒸気系 (原子炉建物内)	0.26	$168.0[h]/65202[h]=0.08[\%]$	$168.0^{※5}$	

※1 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。

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、プラント運転時間中の実運転時間を抽出。

※2 プラント運転期間中のポンプの総運転時間。

※3 プラント運転期間中の定期試験実績時間。

※4 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。

※5 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。

消火活動における放水時間設定の考え方について

1. はじめに

溢水の評価では、溢水ガイドに基づき発電所内で生じる異常状態の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水を想定し、防護対象設備に対する影響を評価した。発電所内で生じる異常状態の拡大防止のために設置される系統からの放水のうち、消火活動については、防護対象設備が設置されている区画には自動作動するスプリンクラーが設置されていないため評価対象とならないことから、消火活動のために設置される消火栓からの放水による溢水を想定した。

この消火活動における放水については、防護対象設備が設置されている建物の各区画において消火活動を実施する時間を想定して算定した。具体的には原則として3時間の消火活動を想定して溢水量を算定しているが、火災源の小さい区画については、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)の規定による「火災荷重」及び「等価火災時間」で算定した。

2. 放水時間について

(1) 放水時間の設定

消火活動における放水量については、溢水ガイドに記載のとおり各溢水防護区画について放水時間を原則3時間に設定した。また、非管理区域内の一部の区画については火災源の大きさを考慮した放水時間を設定した。放水時間の設定における基本的な考え方は下記のとおりとしている。

(2) 放水時間設定の考え方

a. 3時間放水区画の放水時間

消火活動を行う際は、機器室で発生した火災を機器室周辺の通路部より放水する場合が想定されることから、放水時間を保守的に長く見積もることとし、溢水ガイドに従って等価火災時間が3時間以内の区画も原則3時間の放水時間として評価した。

b. 等価火災時間を用いて評価する区画

非管理区域にある電気盤室等の火災源が小さい一部の区画については、区画化され火災源に接近して消火活動を行いやすいと考えられることから、各室の「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」に基づき算出した等価火災時間を用い、JEAG4607-2010を参考に放水時間を設定し評価した。

c. 等価火災時間を用いる基本的な考え方

消火活動における消火水の放水は、その区画における火災荷重に対する等価火災時間を用いる。火災評価においては区画内の可燃性物質の火災荷

重（単位面積当たりの発熱量）と燃焼率（単位時間単位面積当たりの発熱量）から、各火災区画の等価火災時間（潜在的火災継続時間）を求めた。この等価火災時間により火災が継続する時間を概算できることから、火災荷重より求められた等価火災時間を放水時間として評価することは可能であると考えられる。

3. 放水量について

(1) 評価における放水量の妥当性

消火活動における消火栓からの放水による溢水影響評価では、消防法施行令により消火栓に要求される放水量が 130l/min 以上（屋内）及び 350l/min 以上（屋外）であることから、2 倍の放水量で評価した。また、放水時間の設定については、管理区域は等価火災時間によらず一律 3 時間、その他の区画は火災荷重より求められる等価火災時間により設定している。この等価火災時間はそのエリアの荷重が燃焼し続ける時間であり、消火時間はその時間より短くなると考えられることから、評価に設定した放水量は保守性があると考えられる。

<消防法施行令抜粋>

（屋内消火栓設備に関する基準）

第十一条 屋内消火栓設備は、次に掲げる防火対象物又はその部分に設置するものとする。

（略）

3 前二項に規定するもののほか、屋内消火栓設備の設置及び維持に関する技術上の基準は、次の各号に掲げる防火対象物又はその部分の区分に応じ、当該各号に定めるとおりとする。

一 第一項第二号及び第六号に掲げる防火対象物又はその部分（別表第一（十二）項イ又は（十四）項に掲げる防火対象物に係るものに限る。）並びに第一項第五号に掲げる防火対象物又はその部分 次に掲げる基準

（略）

ハ 屋内消火栓設備は、いずれの階においても、当該階のすべての屋内消火栓（設置個数が二を超えるときは、二個の屋内消火栓とする。）を同時に使用した場合に、それぞれのノズルの先端において、放水圧力が〇・一七メガパスカル以上で、かつ、放水量が百三十リットル毎分以上の性能のものとする。

消火水の放水による没水影響評価の概要について

1. はじめに

消火活動に伴い発生する消火水の放水による没水影響評価の評価に用いる各項目の算出と影響評価の例を示す。

2. 評価範囲

消火水の放水による没水影響評価は、想定破損による没水影響評価（低エネルギー配管破断）と同様な評価となるため、消火活動に伴う放水量が低エネルギー配管の想定破損による溢水量を超える区画と、想定破損の検討対象となる配管がない区画について評価を実施した。

3. 溢水水位の算出方法と算出例

評価例①：消火活動時に開放する扉からの伝播を考慮する区画

評価例②：想定破損の検討対象となる配管がない区画

(1) 評価例①

(a) 評価対象区画と消火活動を行う区画

区画番号	滞留面積 [m ²]	備考
R-2F-09N	48	消火活動を行う区画
R-2F-13N	134	消火活動時に扉を開放して放水するため、溢水が伝播する区画（溢水防護対象設備なし）
R-2F-10N	48	評価対象区画

(b) 溢水防護対象設備（当該区画で機能喪失高さが最も低い設備）

溢水防護対象設備	設置区画	区分	設置高さ [m]		
			EL	EL	床上
A-RHR 熱交冷却水 出口弁	R-2F-09N	I	23.800	30.110	6.31
B-RHR 熱交冷却水 出口弁	R-2F-10N	II	23.800	29.060	5.26

(c) 溢水水位

区画番号	消火時間 [h]	溢水量 [m ³]	滞留面積 [m ²]	床勾配 [m]	溢水水位 [m]
R-2F-09N, 13N	3.0	46.8	182	0.075	0.34
R2F-09N, 13N, 10N			230	0.075	0.28

(d) 評価結果

溢水防護対象設備	設置区画	区分	溢水水位 [m]	機能喪失 高さ [m]	評価 結果
A-RHR 熱交冷却水 出口弁	R-2F-09N	I	0.34	6.31	○
B-RHR 熱交冷却水 出口弁	R-2F-10N	II	0.28	5.26	

R-2F-09N の扉を開放して消火活動を行った場合、R-2F-09N, 13N の溢水水位は 0.34m となり、A-RHR 熱交冷却水出口弁は没水しない。また、消火水が R-2F-10N に流入した場合でも、R-2F-10N における溢水水位は 0.28m となり、B-RHR 熱交冷却水出口弁は機能喪失しない。よって多重化された系統が同時に機能喪失することはない。

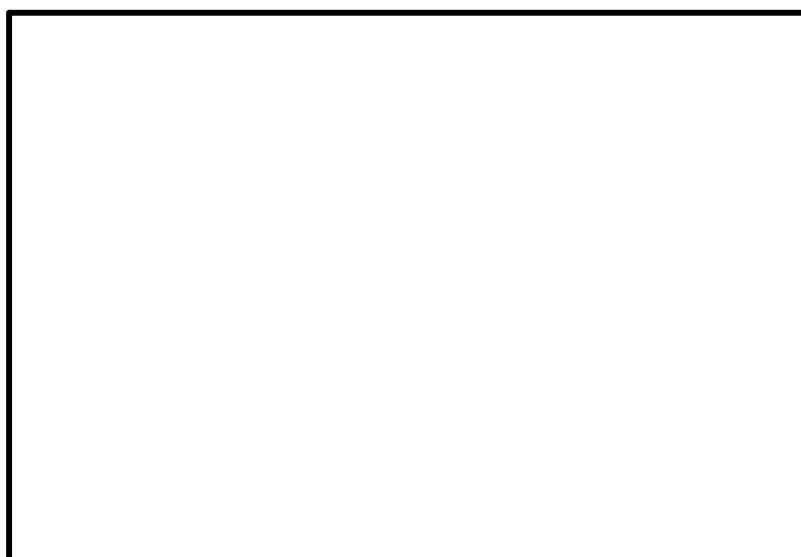


図1 評価対象区画図 (原子炉建物2階 管理区域)

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) 評価例②

(a) 評価対象区画

区画番号	滞留面積 [m ²]
R-2F-05N	262

(b) 消火活動を行う区画（評価対象区画に隣接する区画）

区画番号	消火時間 [h]	溢水量 [m ³]	滞留面積 [m ²]	床勾配 [m]	溢水水位 [m]
R-2F-06N	0.5 [*]	7.8	38	0.075	0.29

※ 火災荷重は0であるが、保守的に消火時間を0.5hとして評価した。

(c) 溢水防護対象設備（当該区画で機能喪失高さが最も低い設備）

溢水防護対象設備	設置区画	区分	設置高さ [m]	機能喪失高さ [m]	
			EL	EL	床上
非常用メタクラ盤 (2D-M/C)	R-2F-05N	Ⅱ	23.850	23.862	0.012
A-非常用ディーゼル室送風機	R-2F-06N	Ⅰ	23.800	24.020	0.22

(d) 評価結果

溢水防護対象設備名称	設置区画	区分	溢水水位 [m]	機能喪失高さ [m]	評価結果
非常用メタクラ盤 (2D-M/C)	R-2F-05N	Ⅱ	0	0.012	○
A-非常用ディーゼル室送風機	R-2F-06N	Ⅰ	0.29	0.22	

R-2F-06Nの消火水の放水による溢水水位は0.29mであり、A-非常用ディーゼル室送風機が機能喪失するが、R-2F-05Nとの境界に設置する堰高さを超えないため、R-2F-05Nに消火水は流入せず、非常用メタクラ盤は機能喪失しない。よってⅠ系だけの機能喪失となりⅡ系への影響はなく、多重化された系統が同時に機能喪失することはない。



図2 評価対象区画図（原子炉建物2階 非管理区域）

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。

地震起因による没水影響評価の概要について

1. はじめに

地震起因による没水影響評価に用いる各項目の算出例を示す。

2. 地震起因による溢水量の算出

(1) 溢水防護区画内漏えいによる溢水量の算出

溢水量は、溢水源となりうる機器のうち、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の複数同時破損を想定（配管破断形状は完全全周破断）し、溢水量を算出した。

(2) 溢水防護区画外漏えいによる溢水量の算出

溢水量は、溢水源となりうる機器のうち、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の複数同時破損を想定（配管破断形状は完全全周破断）し、溢水量を算出した。溢水防護区画外から伝播してきた溢水源と評価区画内の溢水源を比較し、同一系統の溢水源がある場合は、その溢水量は重複しないものとして算出した。

(3) 溢水流量の算出方法

溢水量算出に用いる溢水流量は、後述の式(1)により算出することを基本とするが、以下に示す系統は実現象を考慮して算出した。表 1 に式(1)以外の溢水流量算出方法を示す。

表 1 溢水流量算出方法

系統名	溢水流量算出方法
制御棒駆動系	以下①②の合計流量 ①復水系からの流入流量：復水器スピルオーバー流量調節弁の全開流量 ②復水貯蔵タンクからの流入流量：圧損計算から算出した流量
原子炉浄化系	主蒸気逃がし安全弁最低吹出圧力における臨界流量

3. 溢水水位の算出方法

溢水水位の算出は、溢水量と滞留面積による方法（溢水水位その1）と、更に流出を考慮した方法（溢水水位その2）がある。溢水水位算出フローを図1に、溢水水位算出方法を以下に示す。

(1) 溢水水位その1

破損を想定する配管からの溢水量の合計と滞留面積より水位を算出する。

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

(2) 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する。また、評価区画への複数の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する。

a. 溢水源からの単位時間あたりの流出量（溢水流量）の算出

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、溢水ガイドの「付録B 溢水量算出の具体的な考え方について」のB(1)式により算出する。

$$Q_{in} = A \times C_{in} \times \sqrt{2 \times g \times H} \quad \dots\dots\dots (1)$$

- Q_{in} : 溢水流量 [m³/s]
- A : 断面積 [m²]
- C_{in} : 損失係数 [-]
- H : 水頭 [m]

b. 開口部等からの単位時間あたりの流出量（流出流量）の算出

評価対象区画からの単位時間あたりの流出量，すなわち開口部等からの単位時間あたりの流出量（以下「流出流量」という）は、床面を長頂堰とみなし、長頂堰の越流流量を求める式であるGovinda Raoの式（参考文献：土木学会水理公式集（平成11年度版））より算出する。

$$Q_{out} = C_{out} \times B \times h^{\frac{3}{2}} \quad \dots\dots\dots (2)$$

$$C_{out} = 1.642 \times \left(\frac{h}{L}\right)^{0.022} \dots\dots\dots (3)$$

- Q_{out} : 流出流量 [m³/s]
- B : 堰の幅 [m]
- C_{out} : 流出係数 [-]
- h : 水位 [m]
- L : 堰長さ [m]

なお、堰長さ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 として算出する。

c. 評価対象区画の溢水水位の算出

溢水流量 Q_{in} と流出流量 Q_{out} が等しくなる水位 h を、式(2), (3)から導出した以下の式より算出する。

$$h = \left(\frac{Q_{out}}{1.642 \times (1/L)^{0.022} \times B} \right)^{\frac{1}{1.522}} \dots\dots\dots (4)$$

評価対象区画の溢水水位は、式(4)で求めた水位 h に対して床勾配を加えた水位を溢水水位とする。

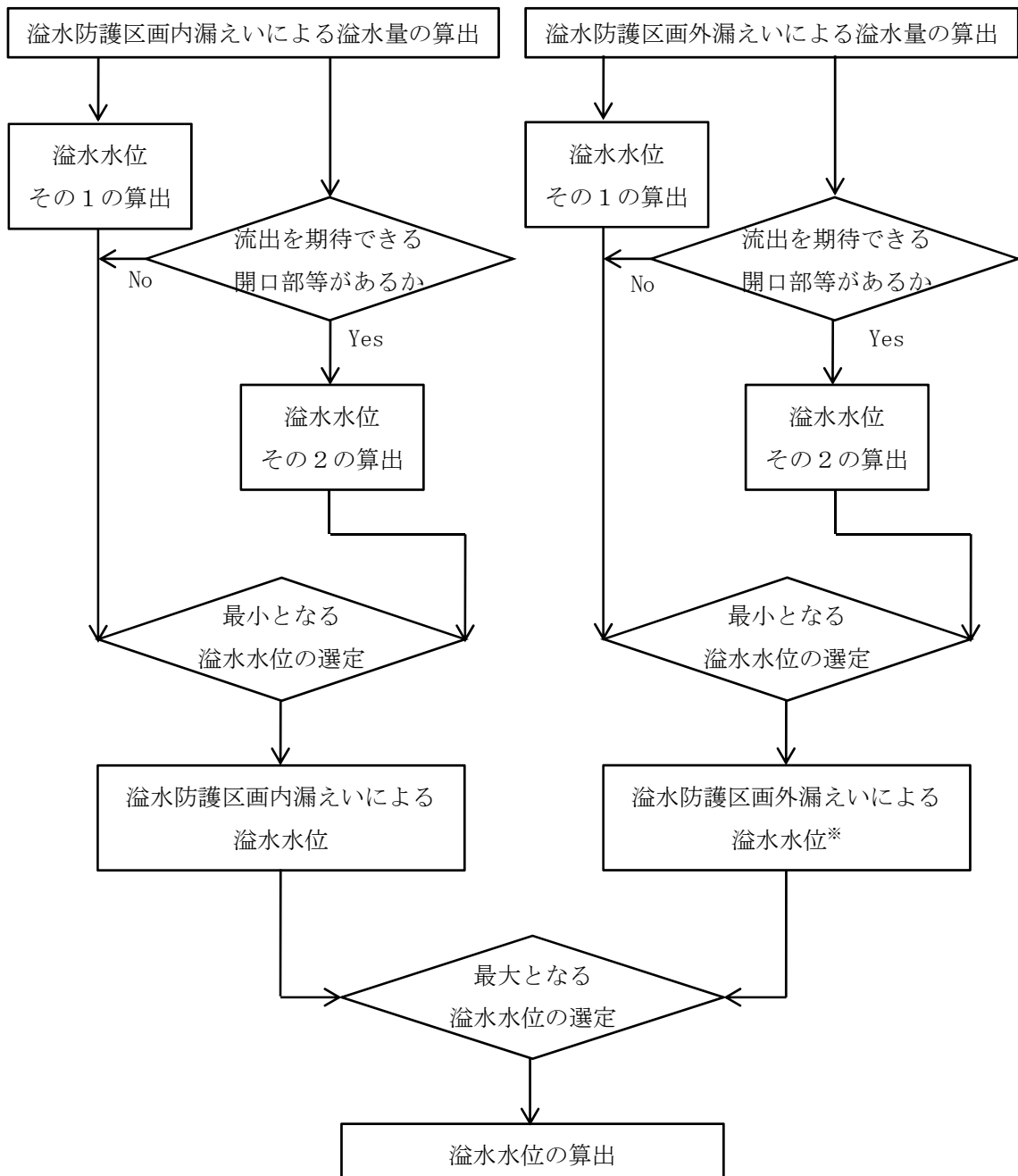
d. 評価区画の滞留水量の算出

溢水発生からの経過時間を1秒毎に区切り、溢水流量 Q_{in} と流出流量 Q_{out} を算出し、評価区画の滞留水量を表すと、以下のとおりとなる。

$$W_t = \sum_t Q_{in} - \sum_t Q_{out} \dots\dots\dots (5)$$

- ここで、 t : 溢水発生からの経過時間 [s]
 - W_t : t 秒後の評価区画の滞留水量 [m³]
- とする。

なお、水位 h は(5)式より、評価区画の滞留水量 W_t が最大となる時の水位とし、床勾配を加えた水位を溢水水位とする。



※ 最も影響の大きい区画からの伝播を考慮

図1 溢水水位の算出フロー図

4. 溢水量算定において考慮しているインターロック

ポンプ停止や弁閉止インターロックの動作により、溢水量が低減する系統がある。これらのインターロックを表2に示す。

表2-1 溢水評価で考慮するインターロック（原子炉建物評価）

設置	系統	動作内容	動作条件
新設	制御棒駆動系	復水貯蔵タンク遮断弁閉止	地震大
新設		復水器スピルオーバー流量調節弁閉	地震大
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（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
新設	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口弁閉、同バイパス弁閉	地震大
新設	復水輸送系	復水貯蔵タンク遮断弁閉止	地震大
新設	消火系	ろ過水タンク遮断弁閉	地震大
新設	補給水系	純水タンク遮断弁閉	地震大

表2-2 溢水評価で考慮するインターロック（タービン建物評価）

設置	系統	動作内容	動作条件
新設	循環水系	復水器出入口弁閉、循環水ポンプ停止	漏えい検知器動作、地震大のAND条件

燃料プールのスロッシングによる溢水量評価について

1. はじめに

地震時の燃料プールのスロッシングによる溢水量評価結果を以下に示す。

2. 燃料プールのスロッシングによる水位低下の評価

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する。燃料プール周辺の概要を図1に示す。

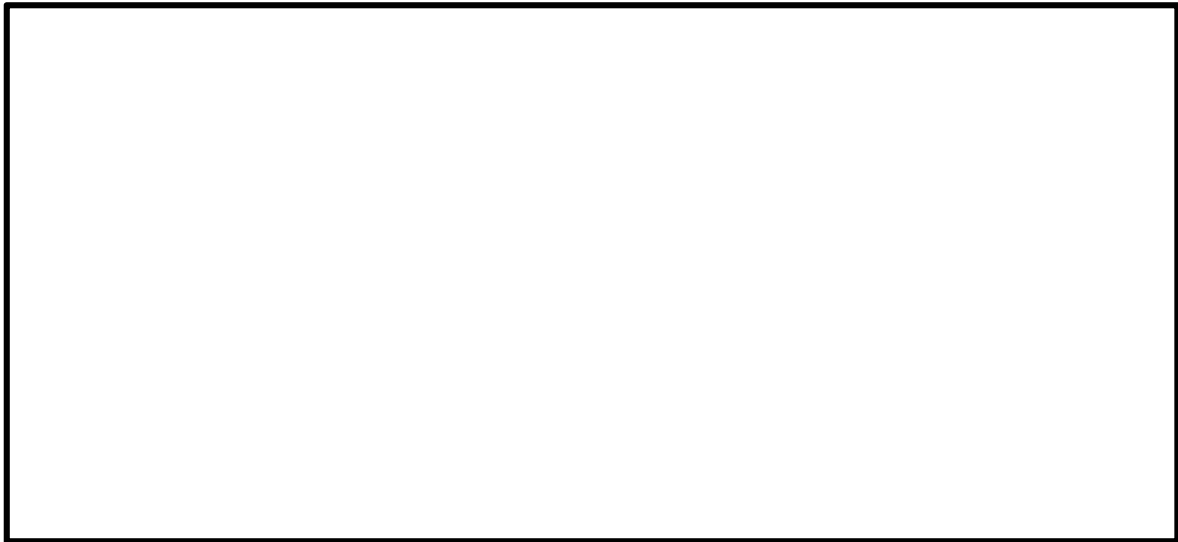


図1 燃料プール周辺の概要図

2.2 解析条件

解析条件を表1に、解析モデル諸元を表2、3に、解析モデル図を図2に示す。

表1 解析条件

モデル化範囲	燃料プール（キャスク仮置ピット含む）
境界条件	上部は開放，他は壁による境界を設定。
初期水位	EL42.5m（通常時の運用水位 EL42.46m を上回る水位として設定）
地震動	基準地震動 Ss-1 を用いた三方向同時入力時刻歴解析により評価する。
解析コード	STAR-CD（汎用流体解析プログラム 別紙参照）
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。

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]
燃料プール	EL30.83～EL42.90	151818

表3 物性値

水	
粘性係数 [Pa・s]	0.001
密度 [kg/m ³]	1000

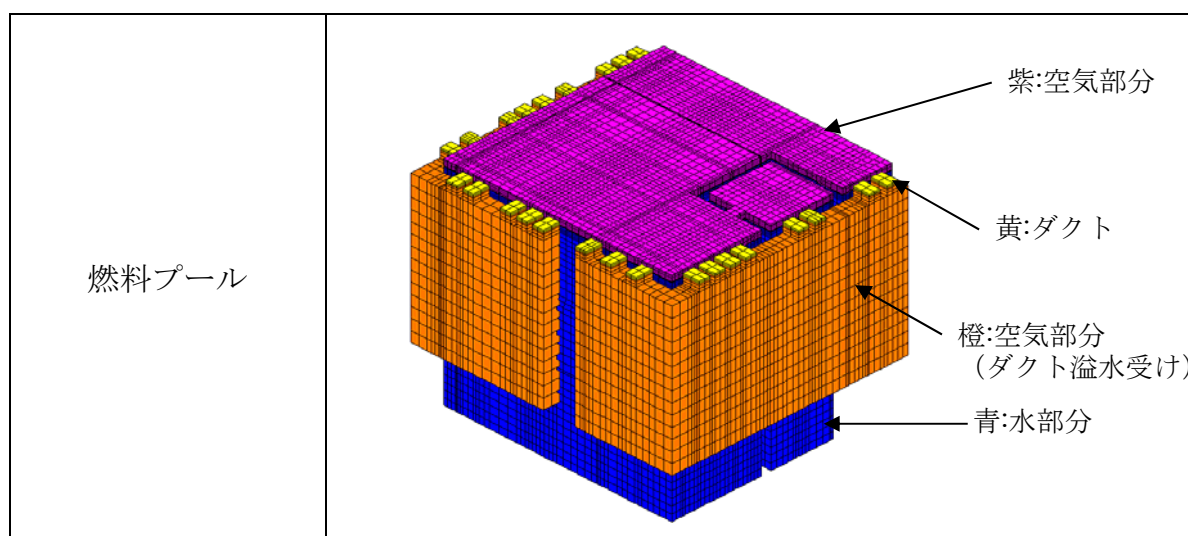


図2 解析モデル図

2.3 入力地震動

燃料プールのスロッシング周期は4秒から5秒の長周期領域であることから、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基準地震動 S_s-1 を検討に用いた（図3参照）。入力地震動の加速度時刻歴を図4に示す。

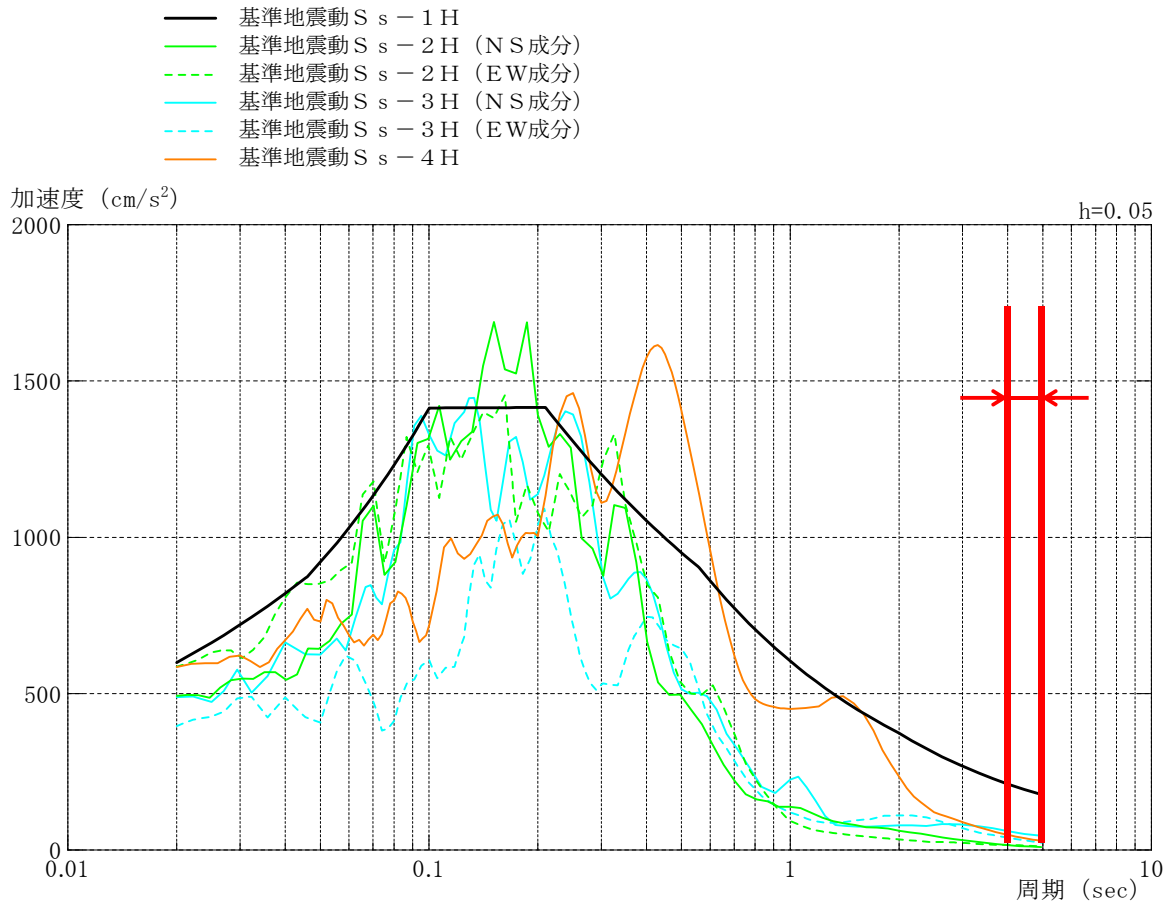


図3 基準地震動 S_s の比較

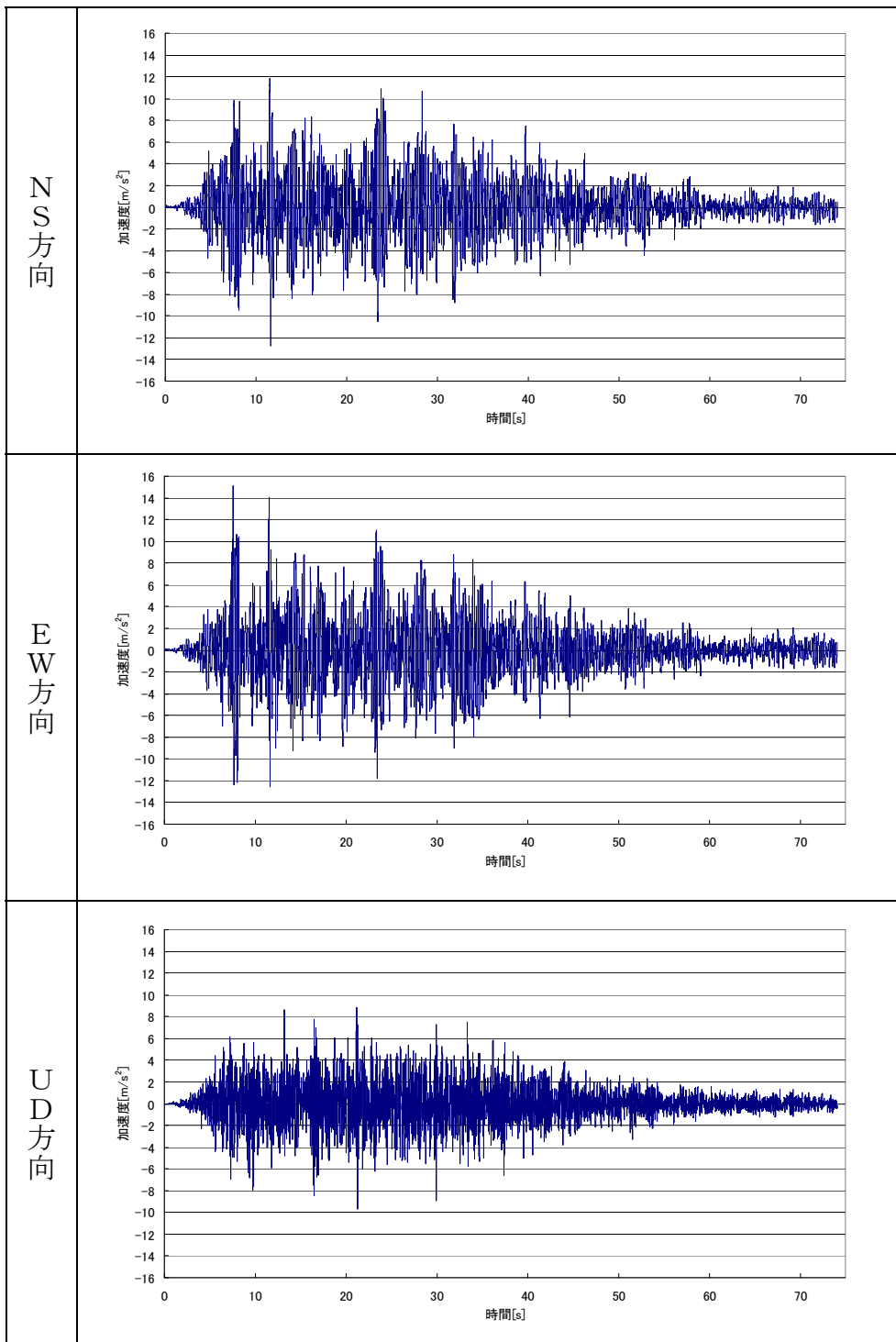


図4 入力地震動 加速度時刻歴波形

2.4 評価結果

基準地震動 Ss における燃料プールのスロッシングによる溢水量を表 4，時間ごとの溢水量の変化を図 5 に示す。なお，溢水量の算出に当たっては，燃料プールから溢水する全量が原子炉建物 4 階に流出するとし，スロッシング水の燃料プールへの戻りは考慮していない。また，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，保守的に溢水量を評価している。

表 4 スロッシングによる溢水量

種類	溢水量[m ³]	ダクト流入量[m ³]	合計[m ³]
燃料プール	52	16	68

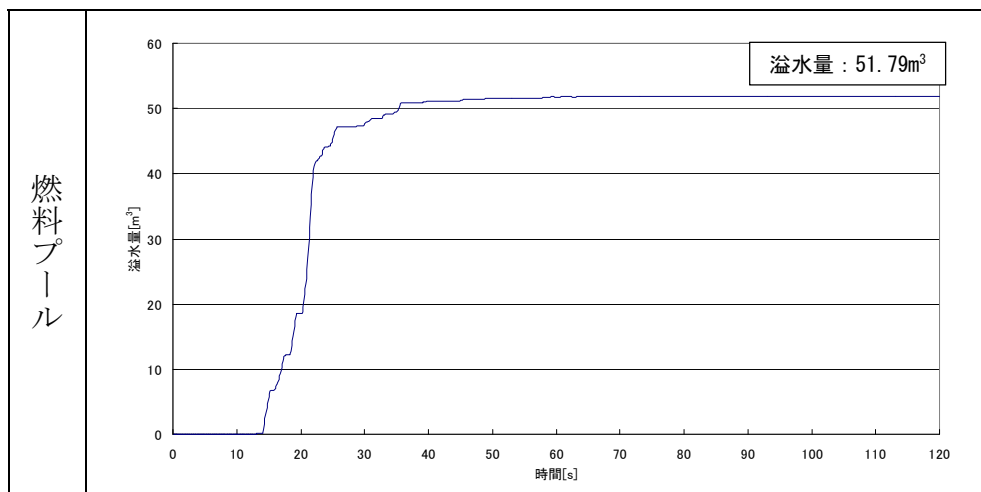


図 5 時間毎の溢水量の変化

3. 位相反転波の影響について

スロッシングによる時間毎の溢水量の変化は、図5に示すとおり、地震動入力後、波高がある程度の高さになるまでスロッシングによる燃料プールからの溢水は発生していない。したがって、地震波形の位相が反転した波で評価した場合も、波高がある程度の高さになるまで溢水は発生しないと考えられることから、溢水量評価への影響は軽微であると考えられる。

汎用熱流体解析コード STAR-CD について

1. 概要

STAR-CD は、VOF (Volume of Fluid) 法を搭載した CD-adapco 社製の汎用熱流体解析コードである。VOF 法は、気液界面の変形を伴う三次元非定常流動現象を高精度で解析できる手法であり、スロッシング現象の把握に適している。「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」において、VOF 法はスロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効であることが記載されている。

2. VOF 法について

VOF (Volume of Fluid) は各計算セルに含まれる液体の体積率を示す。ある計算セルが液体 (水) で満たされていれば $VOF=1$ 、気体 (空気) で満たされていれば $VOF=0$ である。計算セル内に液体が部分的に存在している場合は、その割合に応じた VOF 値 ($0 \leq VOF \leq 1$) が設定される。

図 1 に計算セルの例を示す。

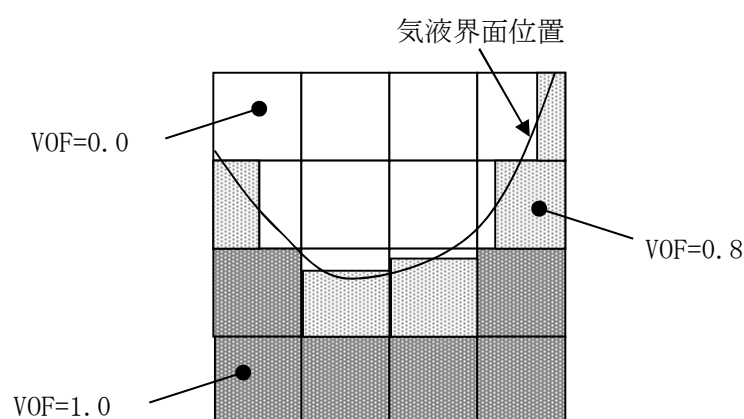


図 1 計算セルの例

以下に VOF 法の計算の概略の流れを示す。

- (1) 質量保存式と運動量保存式から各計算セルの流速を求める。
- (2) 求めた流速をもとに VOF 値に関する輸送方程式を解き、気液界面位置を決定する。
- (3) 時間を進めて上記計算を繰り返す。

3. 解析コードの検証

解析コードの妥当性検証のため、スロッシング試験を実施し、試験結果と解析結果の比較検証を実施した。

検証の結果、試験と解析で波高時刻歴がほぼ一致していることから、解析コードは妥当と判断している（詳細は別紙2参照）。

汎用熱流体解析コード STAR-CD の検証の概要

1. 検証概要

原子炉格納容器トラス試験体を振動台に設置し、地震波の加振によるスロッシング試験を行い、波高時刻歴について試験結果と解析結果を比較した。解析には汎用熱流体解析コード STAR-CD の VOF 法を使用した。

試験体を模擬した解析モデルを図 1 に示す。図中のトラス外側と内側にそれぞれ波高計 1 及び波高計 3 を設置し、波高時刻歴を採取した。

入力地震波（ランダム波）を図 2 に示す。

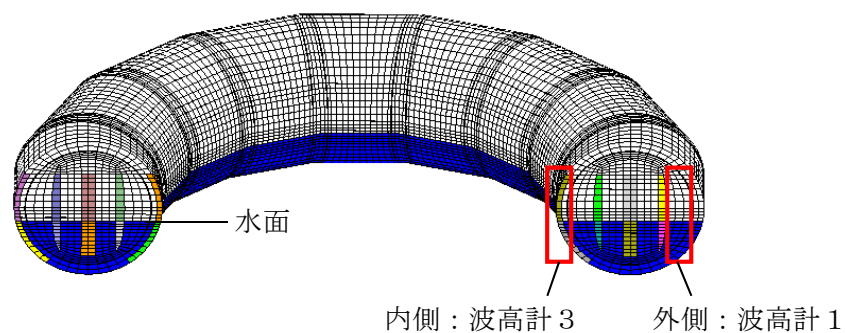


図 1 解析モデル

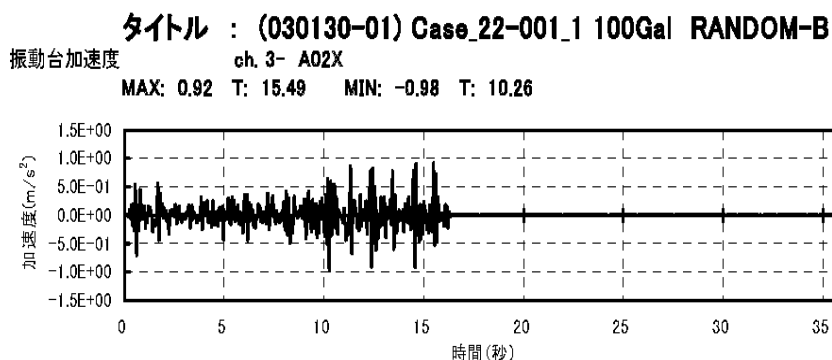


図 2 入力地震波（ランダム波）

2. 検証結果

測定点 1 及び測定点 3 における試験と解析の波高時刻歴比較結果をそれぞれ図 3 及び図 4 に示す。黒の実線が試験結果，青い実線が解析結果を示す。

検証の結果，試験と解析で波高時刻歴がほぼ一致していることから，解析コードは妥当と判断している。

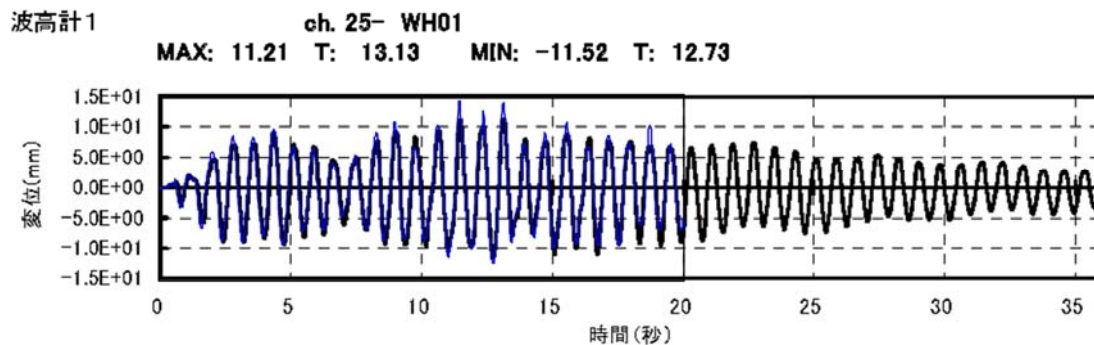


図 3 試験と解析の波高時刻歴比較結果（測定点 1）

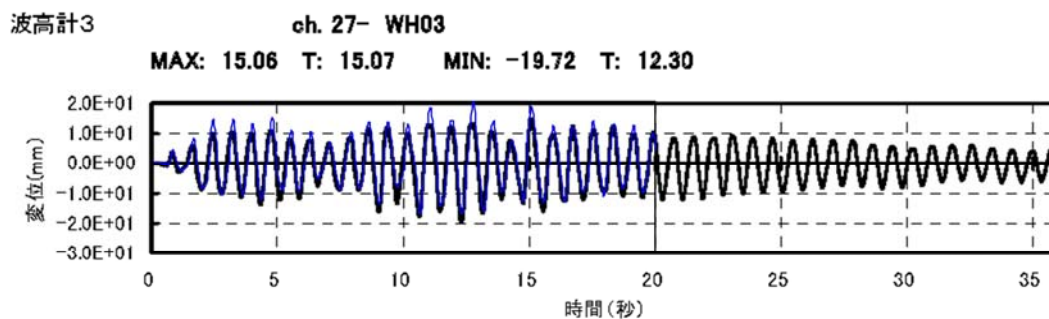


図 4 試験と解析の波高時刻歴比較結果（測定点 3）

燃料プールのスロッシングによるダクト流入について

1. はじめに

地震時の燃料プールのスロッシングによる、燃料プール壁面のダクト吸入口への流入量の評価結果を以下に示す。

2. 燃料プール廻りのダクト敷設状況等

ダクト吸入口は、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を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ために設置しているものである。燃料プール廻りのダクト敷設状況を図1に、ダクト吸入口を図2に示す。

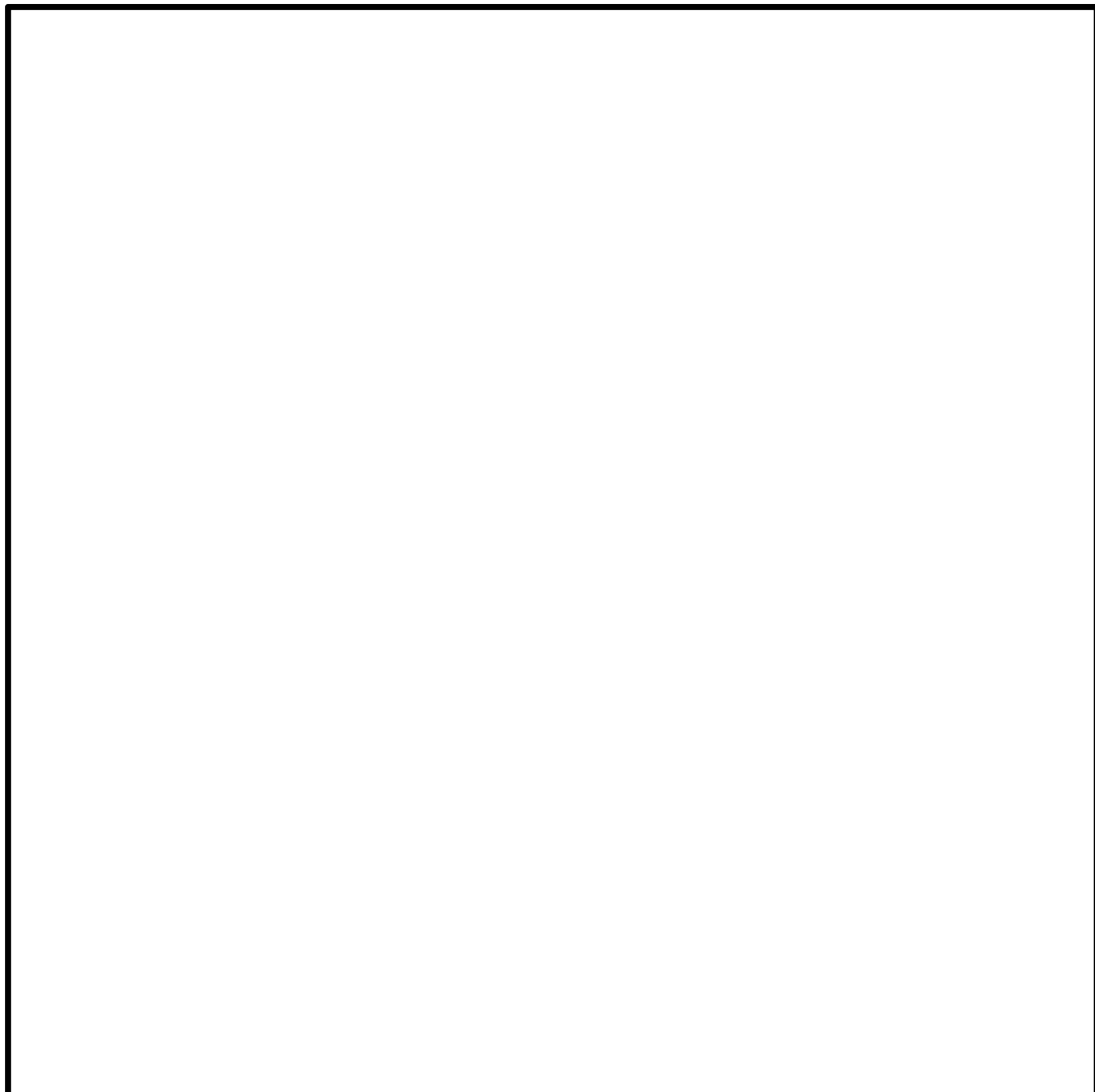


図1 燃料プール廻りのダクト敷設状況（原子炉建物3階）

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2 燃料プールのダクト吸入口

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. 燃料プールのスロッシングによるダクトへの流入量

スロッシング解析ではダクト敷設状況より、埋設ダクトを北側ダクトと南側ダクトに分けて、各ダクトへの流入量を評価した。埋設ダクト部及びチャンバ部の貯水可能量とダクトへの流入量を表1に、燃料プールからダクトへの流入量の時間変化を図3に、埋設ダクト部及びチャンバ部の貯水可能範囲を図4に、チャンバ部の構造を図5に示す。

表1 ダクト流入量と埋設ダクト部及びチャンバ部の貯水可能量の評価結果

ダクト	流入量[m ³]	埋設ダクト部及びチャンバ部の貯水可能量[m ³]	評価結果
北側ダクト	5.1	15.9	貯水可能
南側ダクト	10.8	12.5	

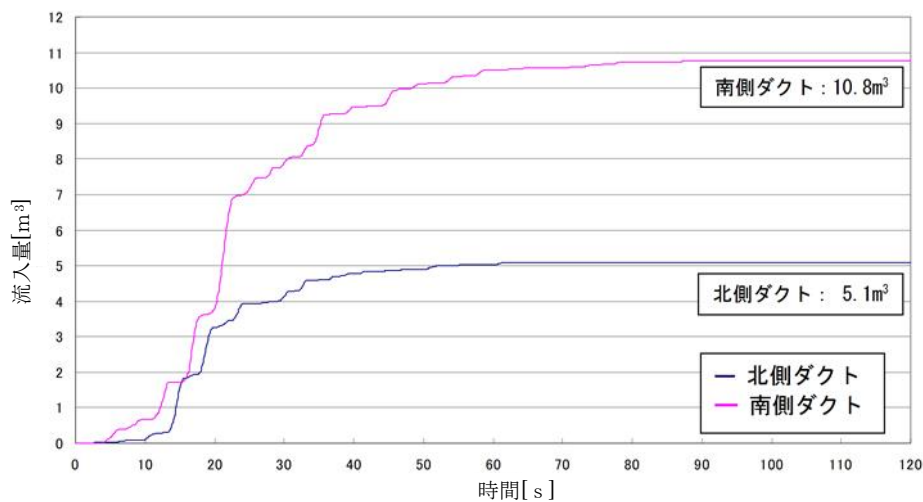


図3 燃料プールからのダクトへ流入量の時間変化

チャンバは、平成20年の6月の岩手・宮城内陸地震において他プラントで燃料プールの水が空調換気系排気ダクト内に流入し、ダクト接合部からの漏水が確認されたことの対策として、ダクトへ流入した水を貯留するために設置したものである。

表1に示すとおりダクトへ流入した水は、埋設ダクト部及びチャンバ部に貯水が可能であるため、ダクトを経由して原子炉建物下階への溢水の伝播は生じない。ただし、地震起因による溢水影響評価においては、埋設ダクト部及びチャンバ部での貯水は期待せず、ダクトへの流入分については原子炉建物3階のチャンバが設置されている区画内へ流入するものとして評価を行っている。

なお、貯水可能量に対して比較的余裕が小さい南側ダクトについては、仮に埋設ダクト及びチャンバ部の貯水可能量以上の流入が発生した場合でも、ダクトを経由して原子炉建物下階への溢水の伝播が生じないよう、図6に示すとおり、3階の排気ダクトに逆流防止ダンパ及び立ち上げ部を設ける対策を実施することとしている。

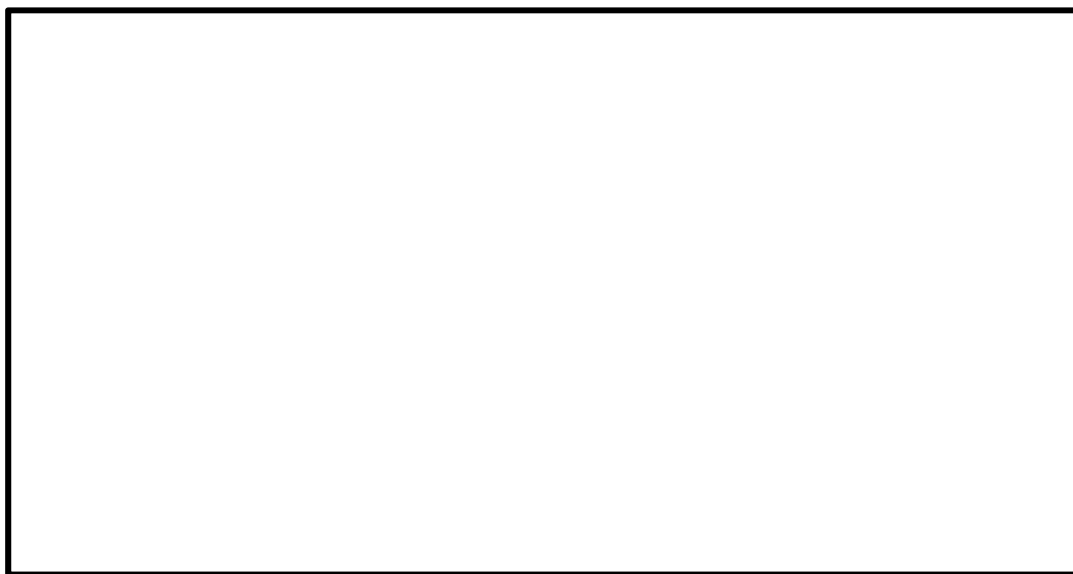
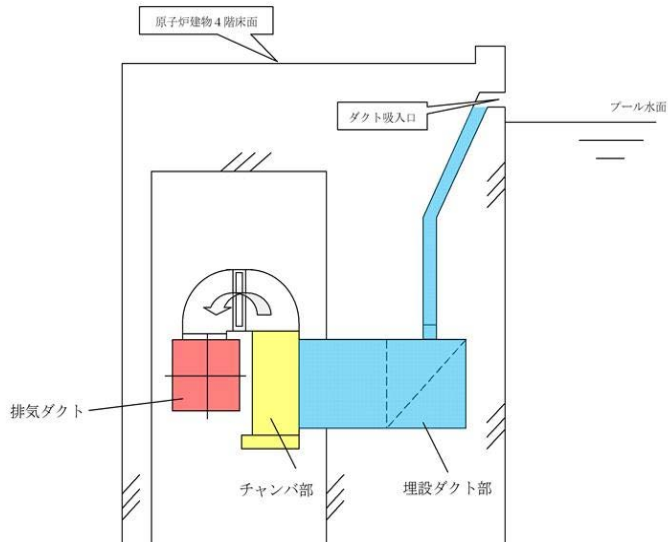
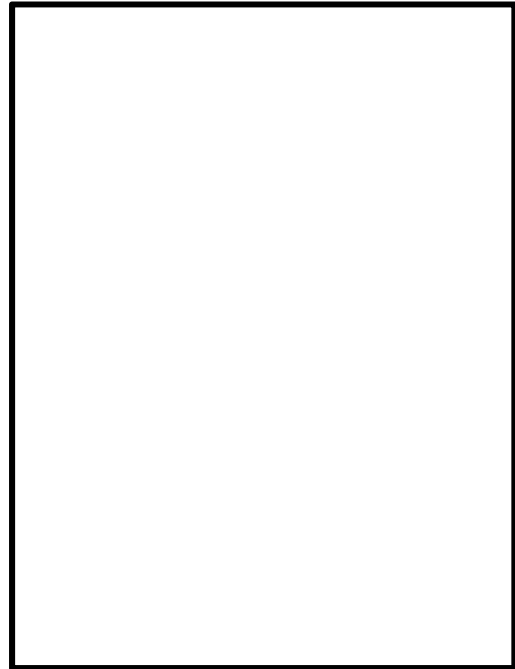


図4 埋設ダクト部及びチャンバ部の貯水可能範囲

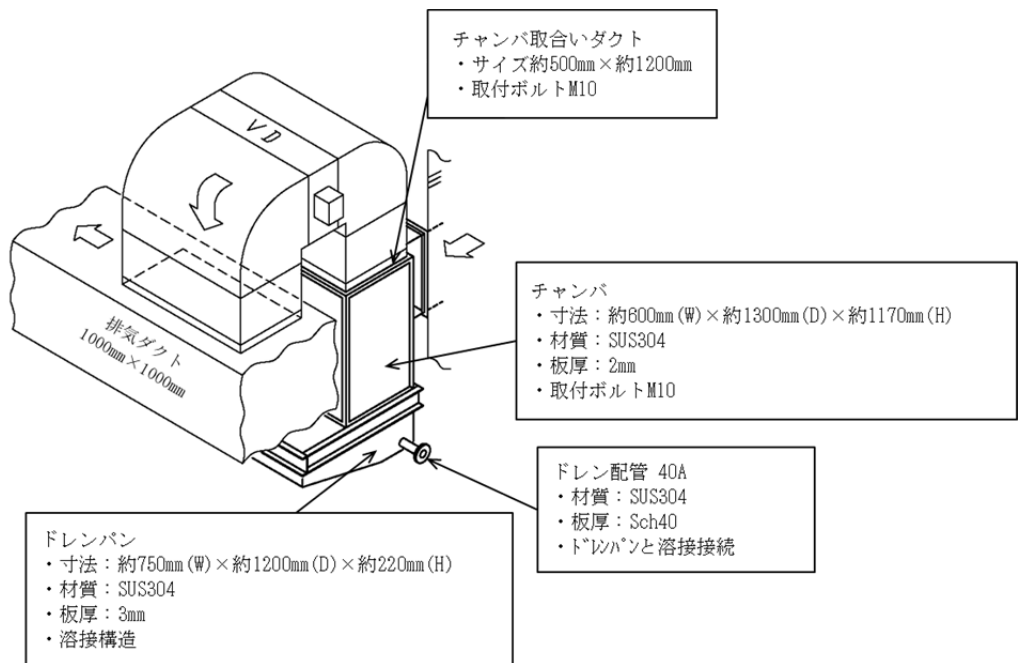
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



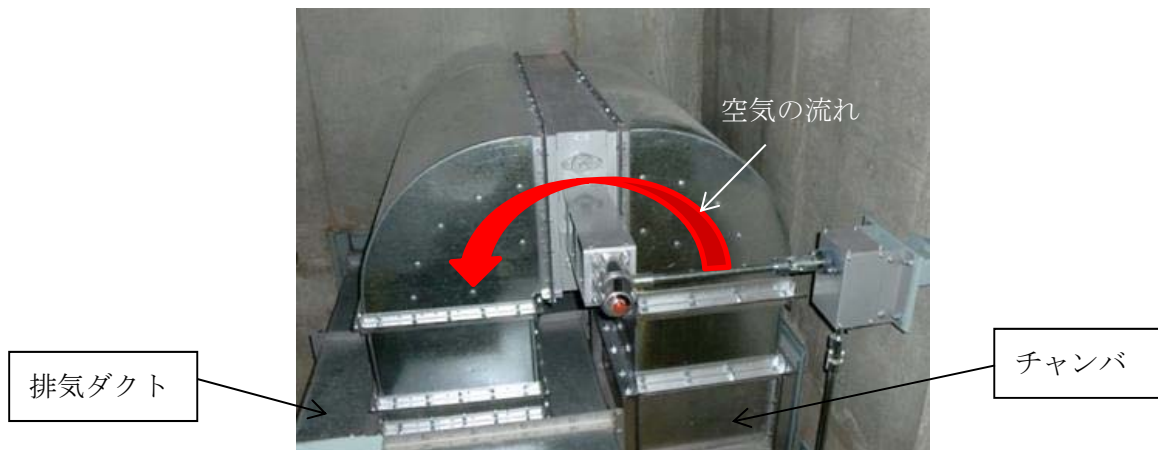
A-A' 断面図



燃料プール廻りのダクト敷設状況



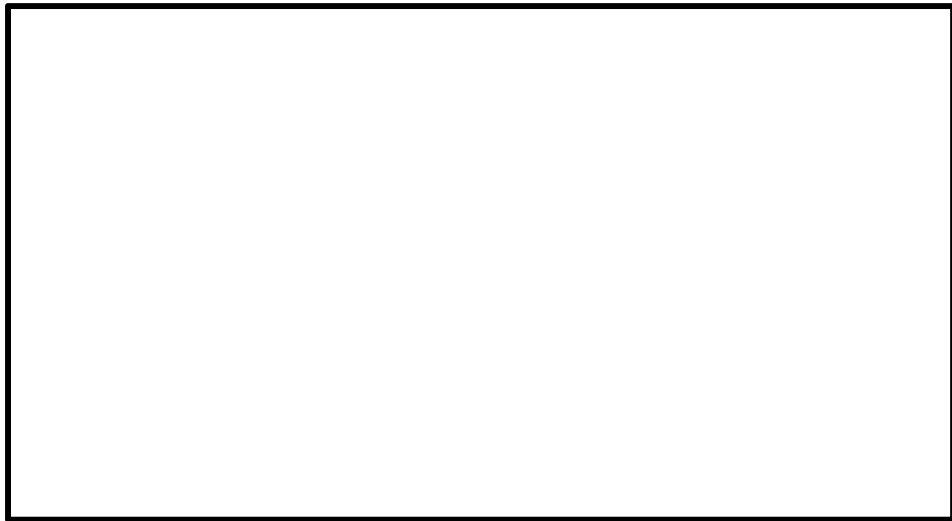
チャンバ構造図



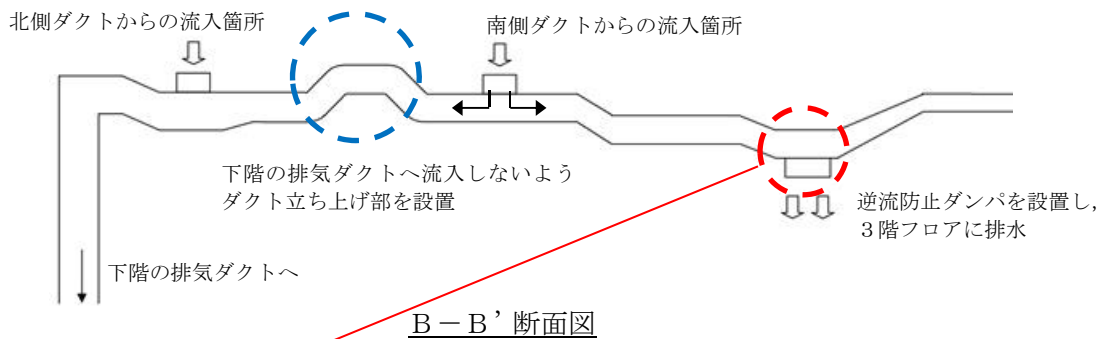
チャンバ廻り写真

図5 チャンバ部の構造

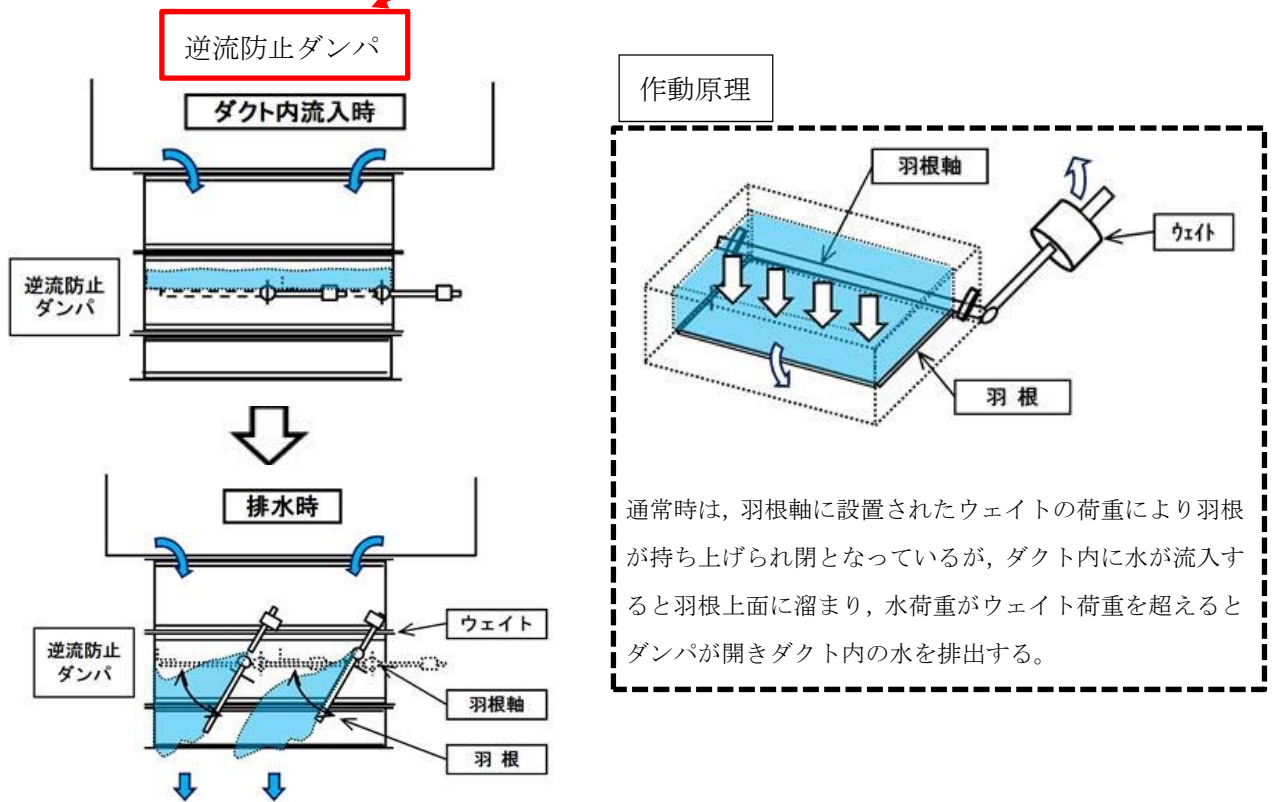
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



燃料プール廻りのダクト敷設状況



B-B' 断面図



逆流防止ダンパ概要図

図6 下階の排気ダクトへの伝播防止対策概要図

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。

定ピッチスパン法に基づく配管の耐震性評価

定ピッチスパン法による配管設計においては、配管の振動数又は配管に生じる応力を基準とした標準支持間隔の設定を行っている。

一方、既往研究により、地震時の配管の破損モードは、ラチェット変形を含む低サイクル疲労であることが確認されている。

このため、標準支持間隔で支持された配管を想定し、配管の疲労に着目した評価を行う。具体的には、設計疲労線図から応力の限界値を設定し、この限界値を満足する許容加速度を算出し、許容加速度と配管評価用加速度との比較を行うことによって、基準地震動 S_s による地震力に対してバウンダリ機能の保持を確認する。

評価フローを図1に示す。また、各手順の詳細を以下に示す。

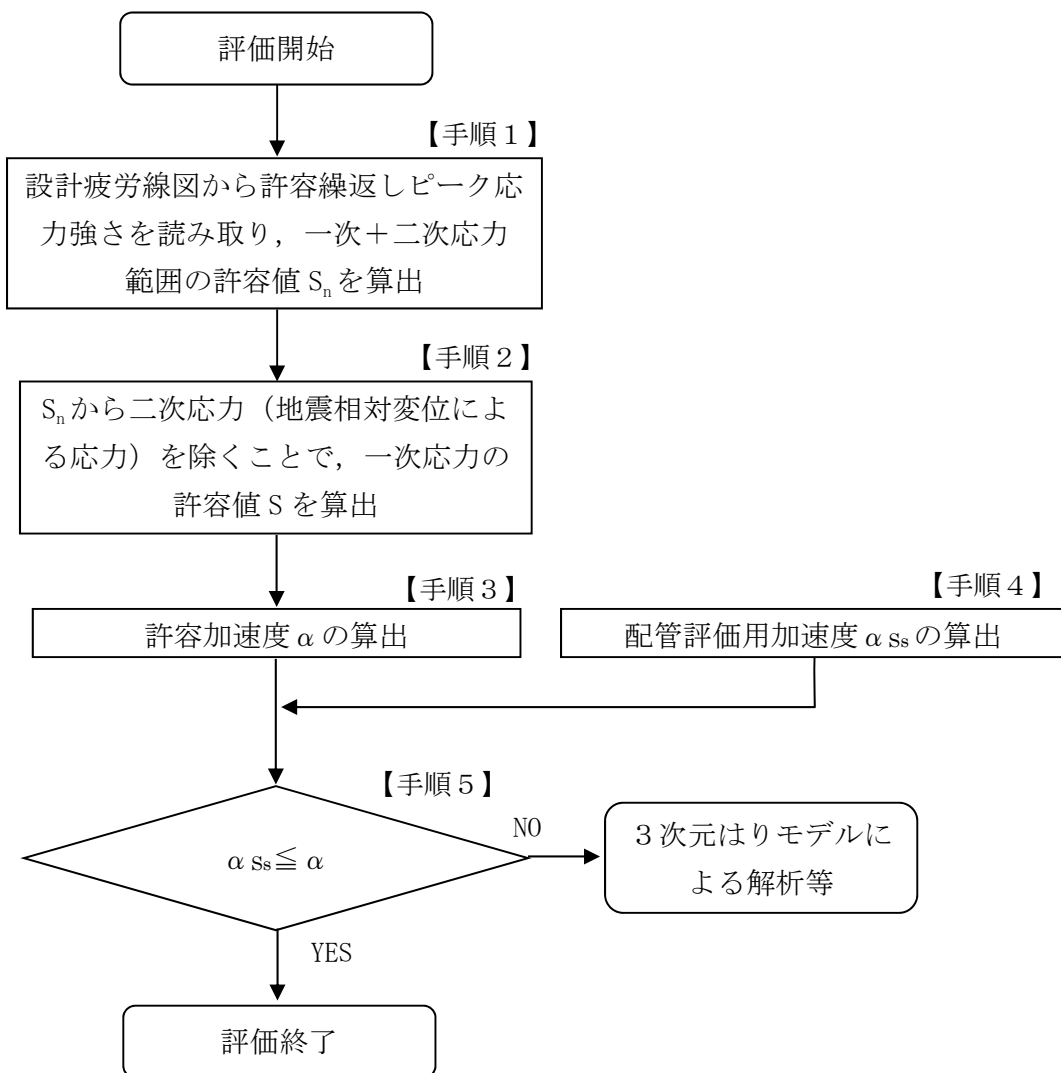


図1 定ピッチスパン法に基づく配管の耐震性評価フロー

【手順 1】一次+二次応力範囲の許容値 S_n 算出

- (1) 「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。)の設計疲労線図, 又は配管系終局強度試験^{*}において作成された疲労線図より, 基準地震動 S_s の等価繰返し回数 N に相当する繰返しピーク応力強さを読み取る (図 2 参照)。本応力強さを許容繰返しピーク応力強さ S_1 とする。

※ 独立行政法人 原子力安全基盤機構 (平成 16 年 6 月) : 平成 15 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 配管系終局強度

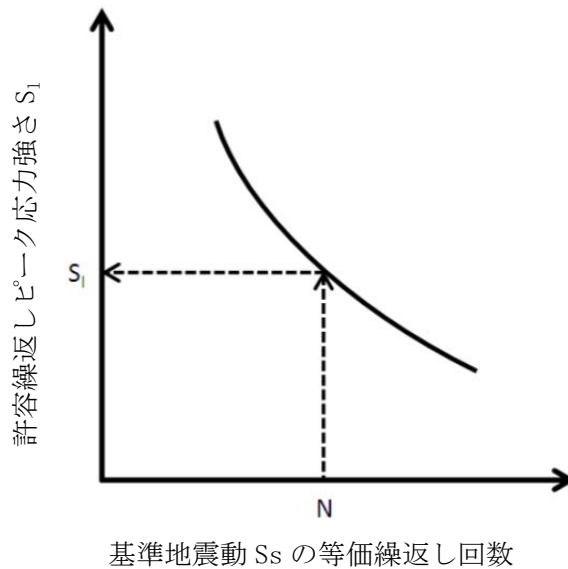


図 2 許容繰返しピーク応力強さ S_1 の読み取りイメージ

- (2) 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984」にて規定される繰返しピーク応力強さ S_1 とピーク応力 S_p の関係式①, 及びピーク応力 S_p と一次+二次応力範囲 S_n の関係式②より, 一次+二次応力範囲の許容値 S_n を算出する。

$$S_p = \frac{2S_1}{K_e} \quad \dots \dots \text{①}$$

$$S_p = K_2 S_n \quad \dots \dots \text{②}$$

ここで,
 K_e : JSME で規定される繰返しピーク応力強さの割増し係数
 K_2 : JSME で規定される応力係数

①, ②より

$$S_n = \frac{2S_1}{K_e K_2}$$

【手順2】一次応力の許容値 S の算出

【手順1】にて算出した一次+二次応力範囲の許容値 S_n から、地震相対変位による応力（二次応力）を除き、一次応力の許容値 S を算出する。

一次+二次応力範囲 S_n は、一次応力（地震慣性力による応力） S と地震相対変位による応力 S_r より、次式で表すことができる。

$$S_n = 2(S + S_r)$$

よって、

$$S = \frac{S_n}{2} - S_r$$

S_r は建物間相対変位 δ による発生応力とし、図3に示すスパン L の両端単純支持はりの発生応力として算出する。サポート間で相対変位 δ が発生したときはりの変形は図3の破線に示す状態となり、このときのはりの中央の変位は $\delta/2$ となる。したがって、図3の実線に示すようなスパン L のはりの中央に $\delta/2$ の変位を発生するモデルから相対変位による応力 S_r を算出する。このときの発生モーメントを M_r とすると、 S_r は次式で表すことができる。

$$S_r = \frac{M_r}{Z}$$

ここで、
 Z : 配管の断面係数

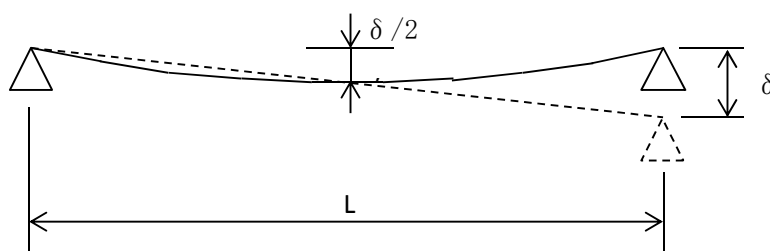


図3 S_r 算出時の応力評価モデル（両端単純支持はり）

【手順3】許容加速度 α の算出

【手順2】にて算出した一次応力の許容値 S を発生させる加速度 α を算出する。本加速度を許容加速度 α とする。

図4のモデルを考えたとき、加速度 α による曲げモーメント M と、 M による配管の応力 S は次式で表すことができる。

$$M = \frac{w\alpha L^2}{8}$$

$$S = \frac{M}{Z}$$

よって、

$$\alpha = \frac{8SZ}{wL^2}$$

ここで、
 w : 単位長さ当たりの配管質量

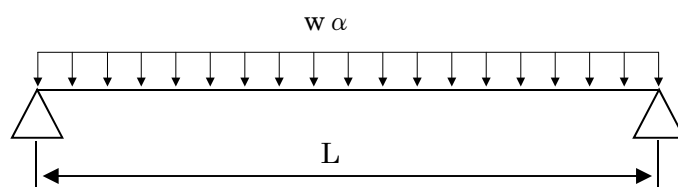


図4 許容加速度 α の算出

【手順4】配管評価用加速度 α_{ss} の算出

評価対象配管設置位置の床応答スペクトルを確認し、当該配管の固有振動数以上の範囲におけるスペクトルの最大値を配管評価用震度 α_{ss} とする。

【手順5】判定

【手順3】で算出した許容加速度 α と、【手順4】で算出した評価用加速度 α_{ss} との比較評価を行う。

$$\alpha_{ss} \leq \alpha$$

上記が成立すれば、評価対象配管は基準地震動 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。許容加速度 α の方が小さくなった場合は、3次元はりモデルによる解析や耐震補強工事を検討する。

タービン建物から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 EL5.7m 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、これらの貫通部は溢水防護区画には直接貫通していない。

また、タービン建物近傍の地下水位は約 EL0.5m であることから、タービン建物の想定水位（EL5.7m）に影響を与えることはない。

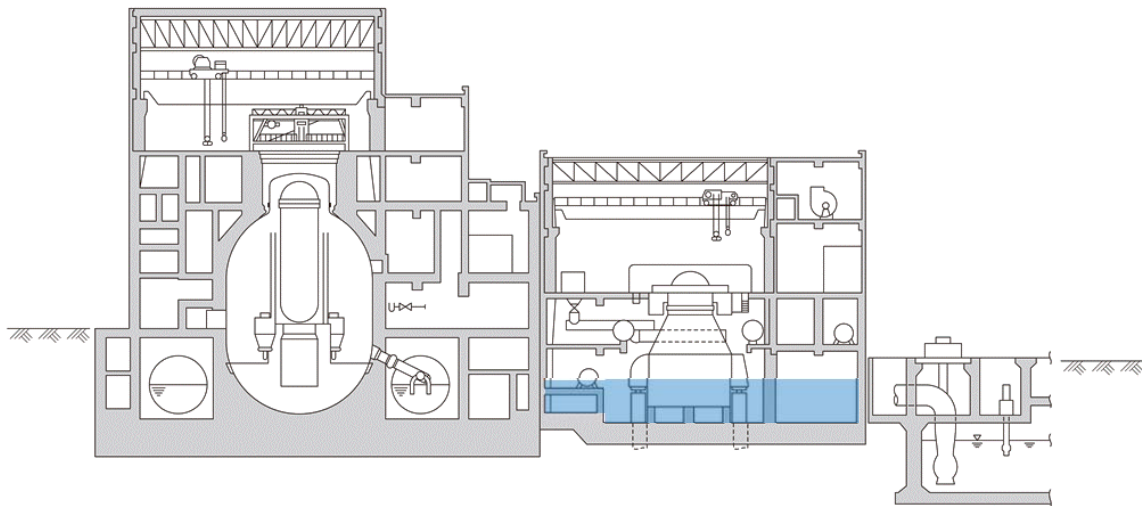


図1 タービン建物及び原子炉建物断面図

輪谷貯水槽の耐震評価について

1. はじめに

地震起因の内部溢水において、評価対象の屋外タンクは耐震性が確保されていないため全破断を想定しているが、耐震性が確保されている輪谷貯水槽についてはスロッシング量を考慮して溢水影響評価を実施した。輪谷貯水槽の耐震性評価について、以下に示す。

2. 輪谷貯水槽の耐震性評価

2.1 評価方法

基準地震動 S_s ($S_s-1 \sim S_s-4$) による地震力に対して、輪谷貯水槽の耐震性を評価した。

評価フロー，評価対象位置図及び構造図を図1～3に示す。

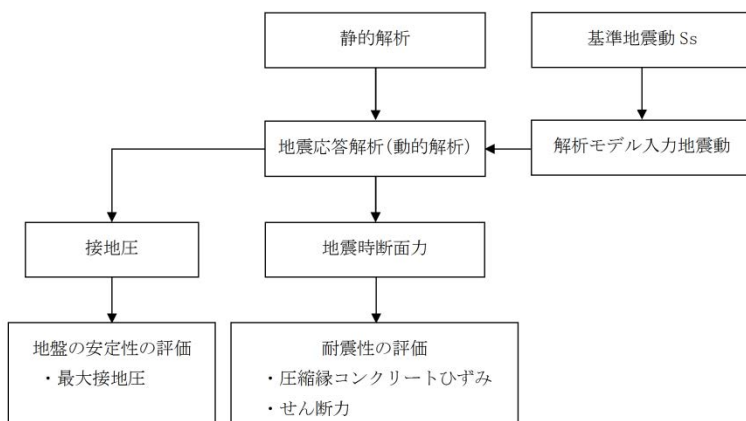


図1 評価フロー

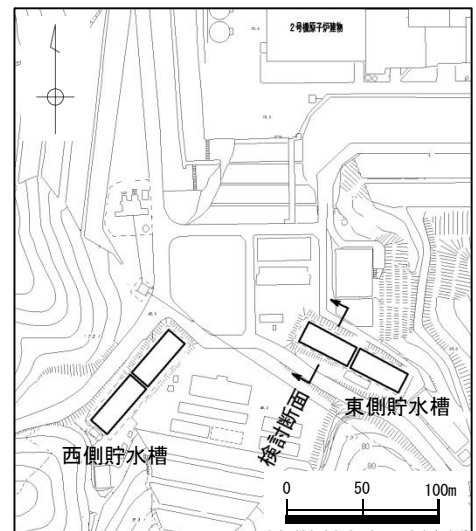
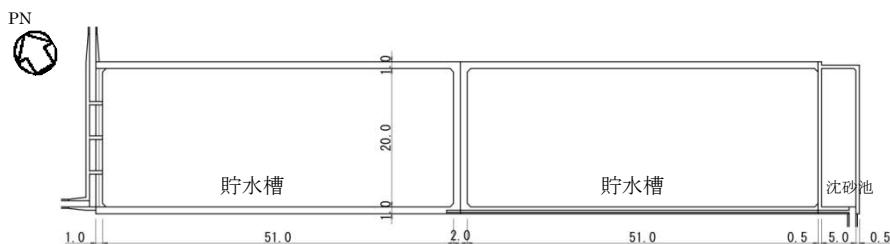
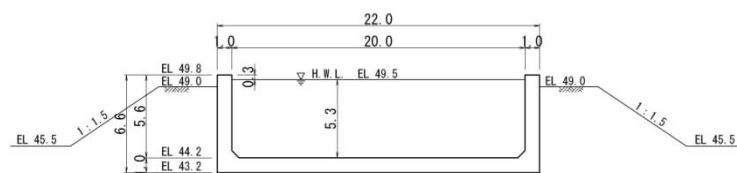


図2 評価対象位置図



(平面図 (東側貯水槽))

(単位: m)



(標準断面図)

(単位: m)

図3 構造図

2.2 評価条件

地震応答解析に必要な地盤及び貯水槽の諸定数は、各種材料試験及び地盤調査の結果を基に設定した。荷重については、常時荷重として、固定荷重、常時土圧及び静水圧を考慮した。また、地震時荷重として、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析により求まる荷重（慣性力、動水圧及び地震時土圧）を考慮した。

2.3 地震応答解析

(1) 解析手法及び解析モデル

地震応答解析手法は、構造物と地盤の動的相互作用を考慮できる二次元有限要素モデル（部材非線形モデル）を用いた時刻歴応答解析とした。また、地震動の入力は水平動及び鉛直動を同時入力とした。

地震応答解析モデルでは、構造物は梁要素でモデル化し、地盤は平面ひずみ要素でモデル化した。構造物と地盤との境界部分にはジョイント要素を設けることにより、構造物と地盤との剥離等を考慮した。解析領域の側面及び底面には、エネルギーの逸散効果を評価するため、粘性境界を設ける。地震応答解析モデルを図4に、解析に用いる物性値（地盤物性値等）を表1に示す。

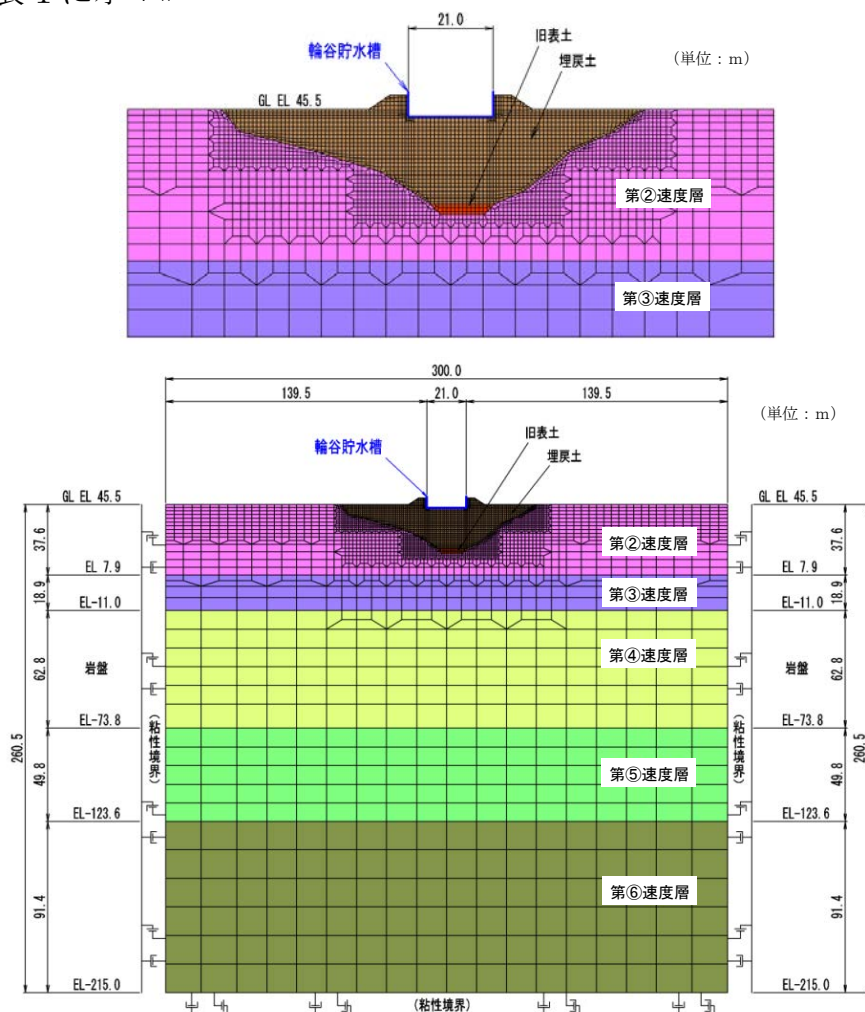


図4 地震応答解析モデル
補 5-2-2

表1 解析に用いる物性値

(使用材料)

コンクリート	設計基準強度 18 [N/mm ²]
鉄筋	SD345

(材料の物性値)

材料	単位体積重量 [kN/m ³]	ヤング係数 [kN/m ²]	ポアソン比
鉄筋コンクリート	24.0	2.20×10 ⁷	0.2

(地盤物性値)

		単位体積重量 [kN/m ³]	動ポアソン比	動せん断弾性係数 [×10 ³ kN/m ²]	せん断波速度 [m/s]	動せん断弾性係数のひずみ依存性	減衰定数 [%]
埋戻土		21.7	0.450	182 $\sigma^{0.44}$ ※1	—	図5 参照	
旧表土		19.6	0.450	240 $\sigma^{0.61}$ ※1	—	図6 参照	
第②速度層	EL 45.5m~7.9m	23.0	0.388	1900 ※2	900	線形	3
第③速度層	EL 7.9m~-11m	24.5	0.377	6400 ※2	1600	線形	3
第④速度層	EL -11m~-73.8m	24.5	0.344	9500 ※2	1950	線形	3
第⑤速度層	EL -73.8m~-123.6m	26.0	0.339	10600 ※2	2000	線形	3
第⑥速度層	EL -123.6m~-215m	27.9	0.355	15700 ※2	2350	線形	3

※1 σ : 拘束圧 [N/mm²]

※2 $G=(\gamma/g) \cdot V_s^2$ より算出

G : 動せん断弾性係数 [kN/m²]

γ : 単位体積重量 [kN/m³]

g : 重力加速度 [m/s²]

V_s : せん断波速度 [m/s]

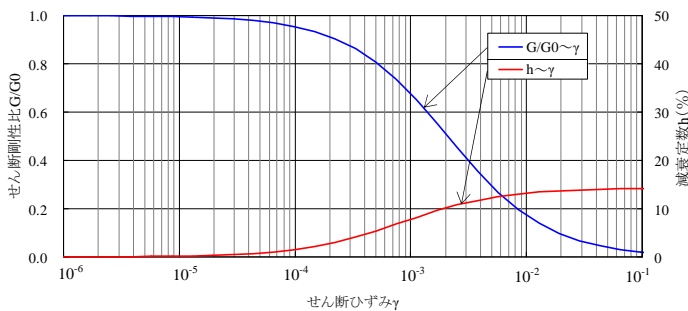


図5 埋戻土

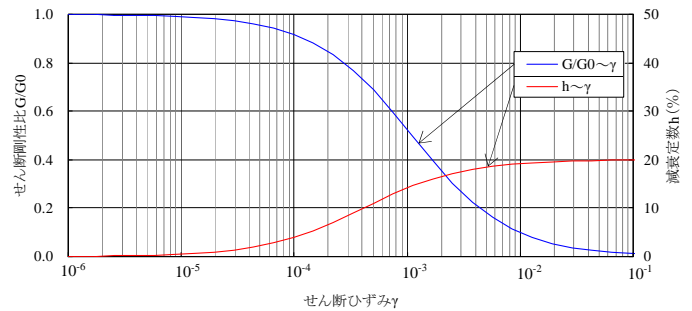


図6 旧表土

(2) 入力地震動

地震応答解析モデルへの入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動 S_s を一次元波動論によって解析モデル入力位置で評価したものをを用いた。

2.4 評価基準

(1) 評価手法

基準地震動 S_s を用いた地震応答解析を実施し、ひずみ又は耐力による評価を行い、評価位置において評価基準を満足することを確認した。評価には、地震応答解析から求められる側壁基部と側壁頂部の相対変位が最大となる地震動及び時刻における応答値を用いた。

(2) 評価基準値

圧縮縁コンクリートひずみ及びせん断力について評価を行った。圧縮縁コンクリートの限界圧縮ひずみ及びせん断耐力は、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会原子力土木委員会，2005）」に基づき算定した。

2.5 評価結果

全ての基準地震動 S_s による地震応答解析の結果、評価位置での圧縮縁コンクリートひずみ及びせん断力が評価基準値を下回ることを確認した。各評価部位において最も照査結果が厳しくなるケースを表2に示す。

2.6 地盤の安定性

全ての基準地震動 S_s による地震応答解析の結果、最大接地圧が地盤の許容支持力度を下回ることを確認した。最も照査結果が厳しくなるケースを表3に示す。

表2 曲げ及びせん断に対する照査結果

(圧縮縁コンクリートひずみによる照査結果)

評価位置	基準地震動 Ss	照査用圧縮ひずみ ε_d^{*1} [%]	限界圧縮ひずみ ε_r [%]	$\gamma_i^{*2} \cdot \varepsilon_d / \varepsilon_r$
側壁	Ss-4	0.074	1.0	0.08
底版	Ss-2	0.075	1.0	0.08

※1 照査用圧縮ひずみ ε_d = 最大圧縮ひずみ ε × 構造解析係数 γ_a ($\gamma_a = 1.2$)

※2 構造物係数 γ_i ($\gamma_i = 1.0$)

(せん断力による照査結果)

評価位置	基準地震動 Ss	照査用せん断力 V_d^{*1} [kN]	せん断耐力 V_{yd} [kN]	$\gamma_i^{*2} \cdot V_d / V_{yd}$
側壁	Ss-4	203	319	0.64
底版	Ss-2	151	254	0.60

※1 照査用せん断力 $[V_d]$ = 発生せん断力 $[V]$ × 構造解析係数 γ_a ($\gamma_a = 1.05$)

※2 構造物係数 γ_i ($\gamma_i = 1.0$)

表3 支持力に対する照査結果

基準地震動 Ss	最大接地圧 [N/mm ²]	許容支持力度 [N/mm ²]
Ss-4	0.5	0.9

輪谷貯水槽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。輪谷貯水槽周辺の概要を図1に示す。

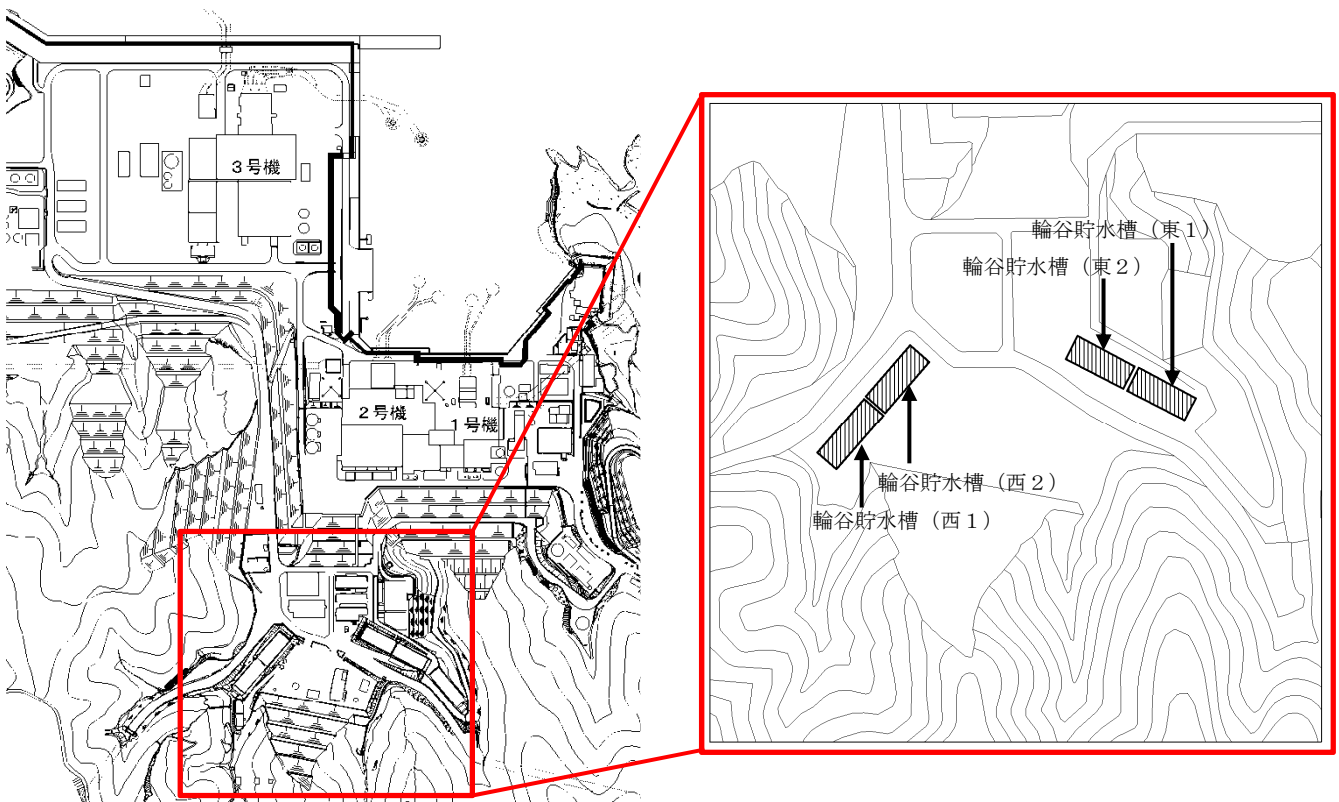


図1 輪谷貯水槽周辺の概要図

2.2 解析条件

解析条件は表 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

モデル化範囲	輪谷貯水槽
境界条件	上部は開放，他は壁による境界を設定。
初期水位	EL49.5m (High Water Level を初期水位として設定)
地震動	評価用地震動 (2×Ss-1) を用いて三方向同時入力時刻歴解析により評価する。
解析コード	SLOSH-3D (三次元数値流体解析コード 別紙参照)
その他	貯水槽周りに設置されている配管等による流出に対する抵抗は考慮しない。

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	EL44.2～EL49.8	約 1330000

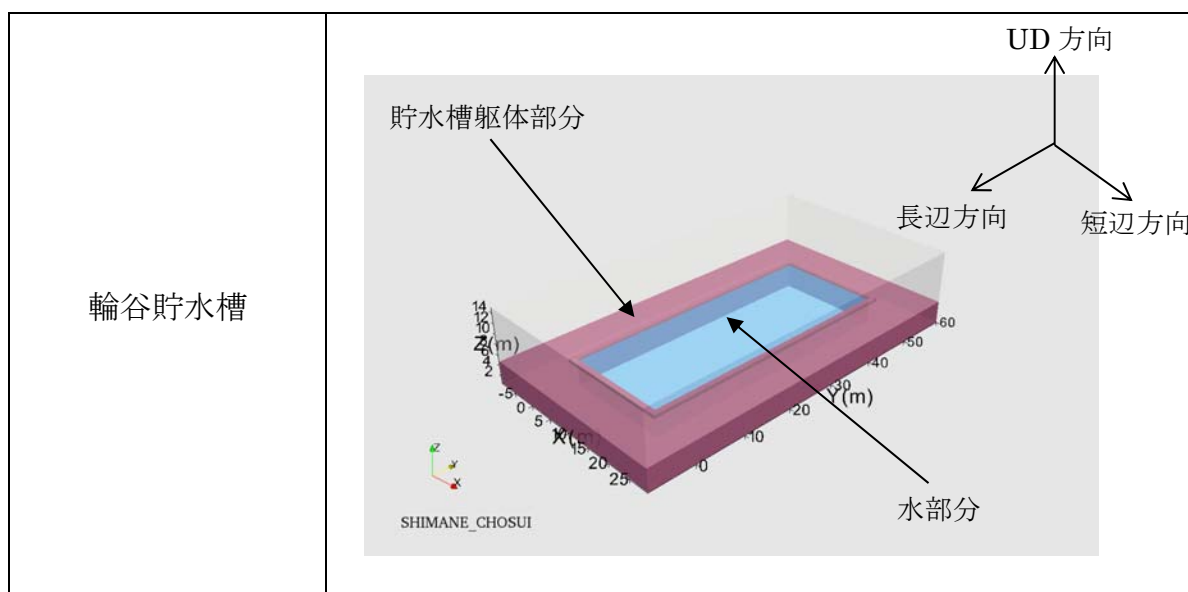


図 2 解析モデル図

2.3 入力地震動

溢水量を保守的に算定するため、基準地震動 S_s-1 を 2 倍した地震動を検討に用いた (図 3 参照)。入力地震動の加速度時刻歴を図 4 に示す。

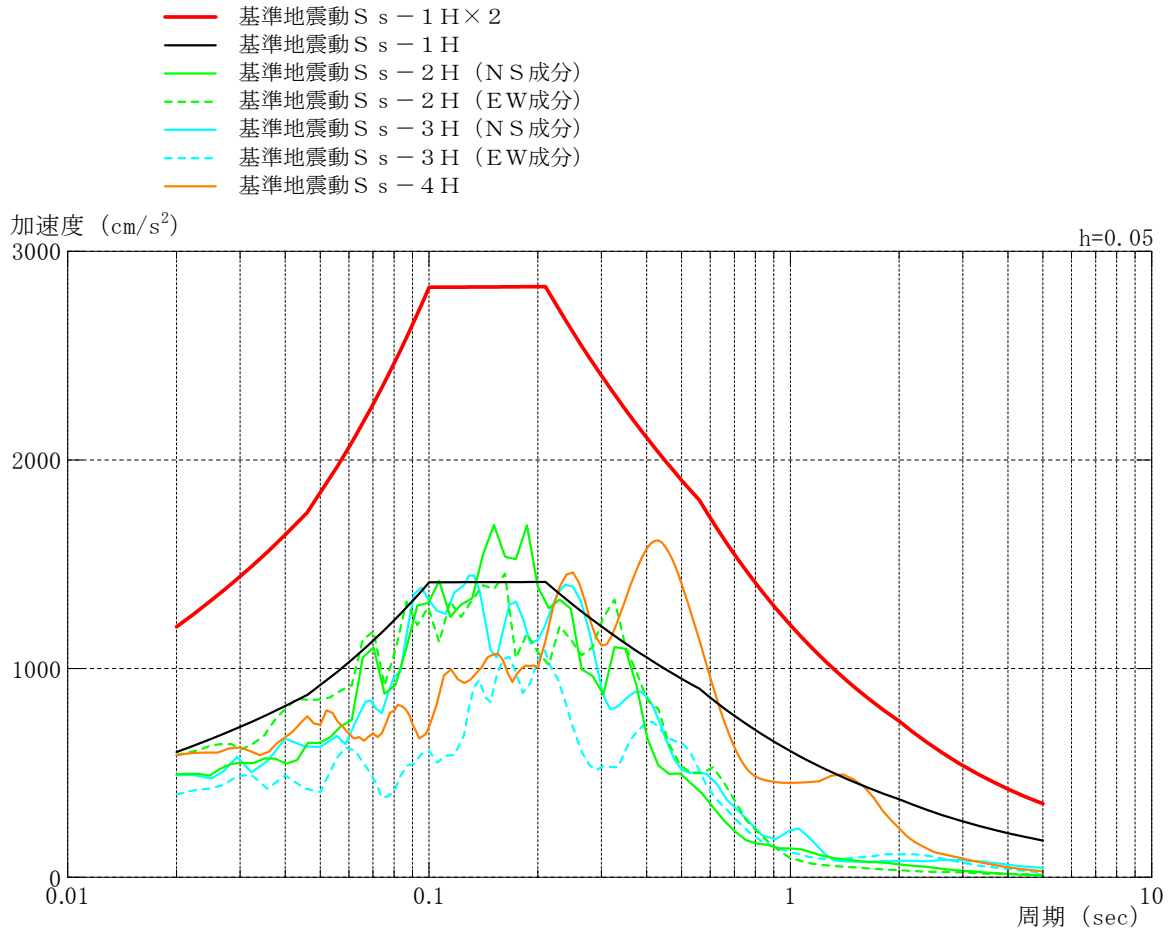


図 3 基準地震動 S_s の比較

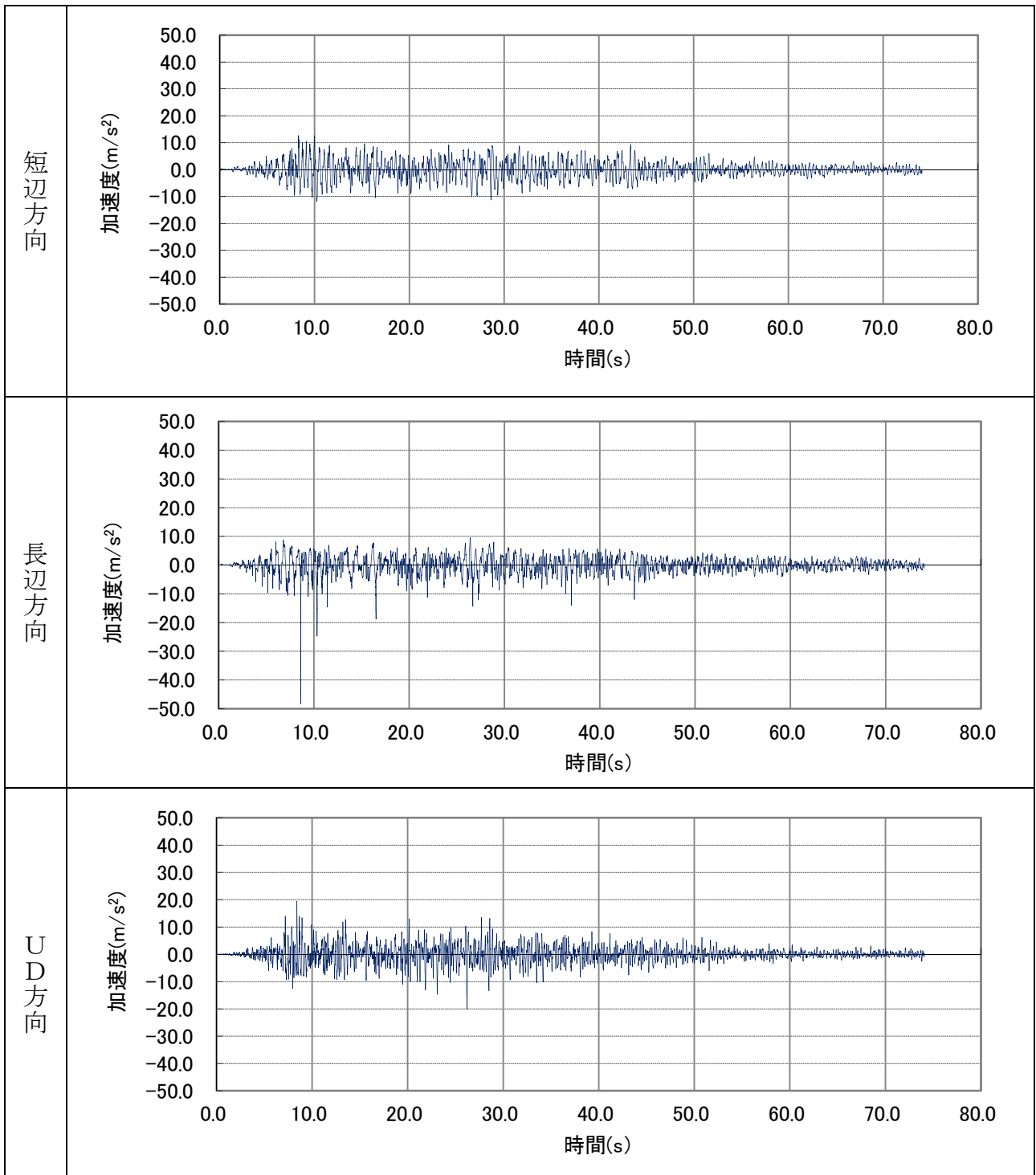


図4 入力地震動 加速度時刻歴波形

2.4 評価結果

評価用地震動（ $2 \times Ss-1$ ）における輪谷貯水槽のスロッシングによる溢水量を表3に、時間毎の溢水量の変化を図5に示す。輪谷貯水槽からの溢水量の合計は、 $7360 \text{ [m}^3\text{]}$ （ $1840 \text{ [m}^3\text{]} \times 4 \text{ [槽]}$ ）となる。

表3 スロッシングによる溢水量（1槽当たり）

種類	溢水量 $[\text{m}^3]$
輪谷貯水槽	1840

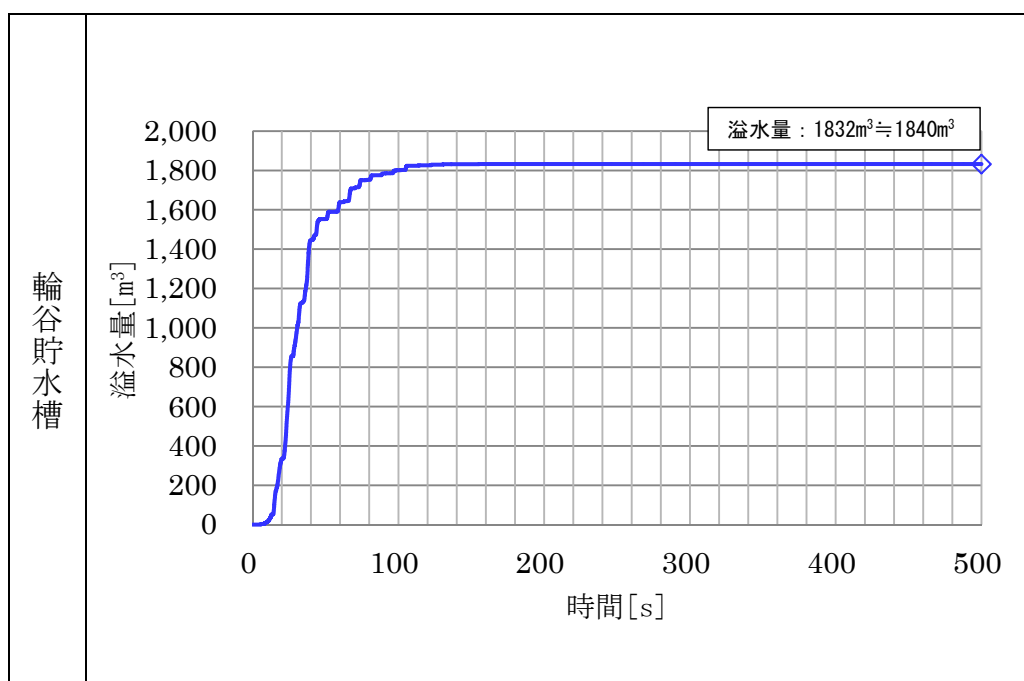


図5 時間毎の溢水量の変化（1槽当たり）

3. 位相反転波の影響について

スロッシングによる時間毎の溢水量の変化は、図5に示すとおり、地震動入力後、波高がある程度の高さになるまでスロッシングによる貯水槽からの溢水は発生していない。したがって、地震波形の位相が反転した波で評価した場合も、波高がある程度の高さになるまで溢水は発生しないと考えられることから、溢水量評価への影響は軽微であると考えられる。

三次元数値流体解析コード SLOSH-3D について

1. 概要

SLOSH-3D は、VOF (Volume of Fluid) 法を搭載した電力中央研究所開発の三次元数値流体解析コードである。VOF 法は、気液界面の変形を伴う三次元非定常流動現象を高精度で解析できる手法であり、スロッシング現象の把握に適している。

「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」において、VOF 法はスロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効であることが記載されている。

2. VOF 法について

VOF (Volume of Fluid) は各計算セルに含まれる液体の体積率を示す。ある計算セルが液体（水）で満たされていれば $VOF=1$ 、気体（空気）で満たされていれば $VOF=0$ である。計算セル内に液体が部分的に存在している場合は、その割合に応じた VOF 値 ($0 \leq VOF \leq 1$) が設定される。

図 1 に計算セルの例を示す。

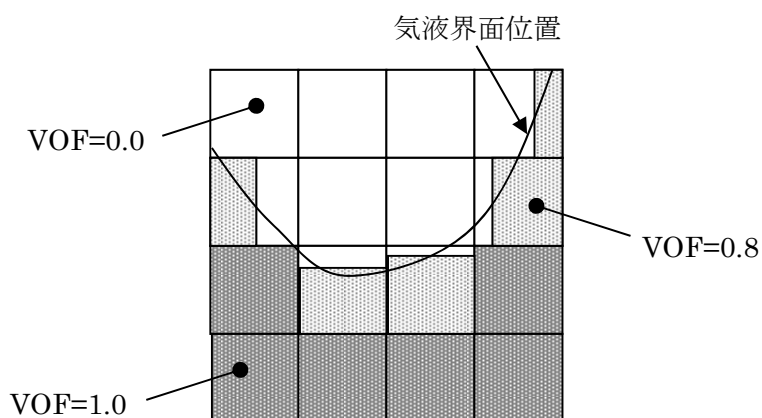


図 1 計算セルの例

以下に VOF 法の計算の概略の流れを示す。

- (1) 質量保存式と運動量保存式から各計算セルの流速を求める。
- (2) 求めた流速をもとに VOF 値に関する輸送方程式を解き、気液界面位置を決定する。
- (3) 時間を進めて上記計算を繰り返す。

3. 解析コードの検証

解析コードの妥当性検証のため、固定屋根付き円筒タンク模型を用いた振動試験を実施し、試験結果と解析結果の比較検証を実施した⁽¹⁾。

検証の結果、試験と解析でタンク側壁の圧力変動を精度良く評価できることが示された。圧力変動はスロッシング挙動と連動するため、解析コードは妥当と判断している（詳細は別紙2参照）。

三次元数値流体解析コード SLOSH-3D の検証の概要

1. 検証概要

固定屋根付き円筒タンク模型を振動台に設置し、地震波の加振によるスロッシング試験を行い、タンク側壁の圧力変動について試験結果と三次元数値流体解析コード SLOSH-3D の解析結果を比較した。

円筒タンクを模擬した解析モデルを図 1 に示す。タンク側壁（図中の記号 PW1～PW42）の圧力変動に対して検証を行った。

入力地震波（新潟県中越沖地震（地表面観測波））を図 2 に示す。

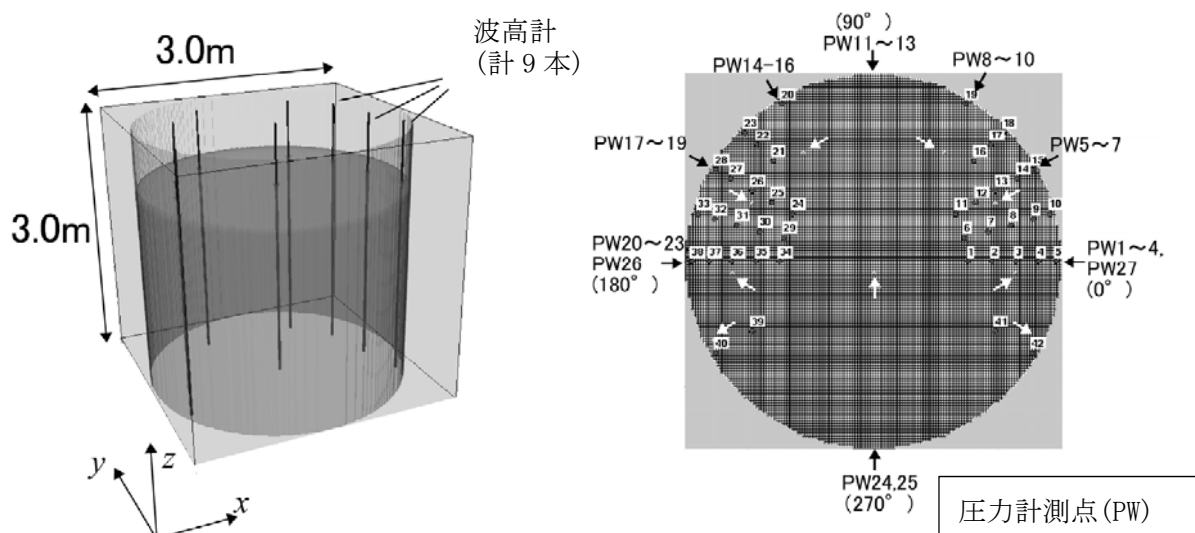


図 1 解析モデル

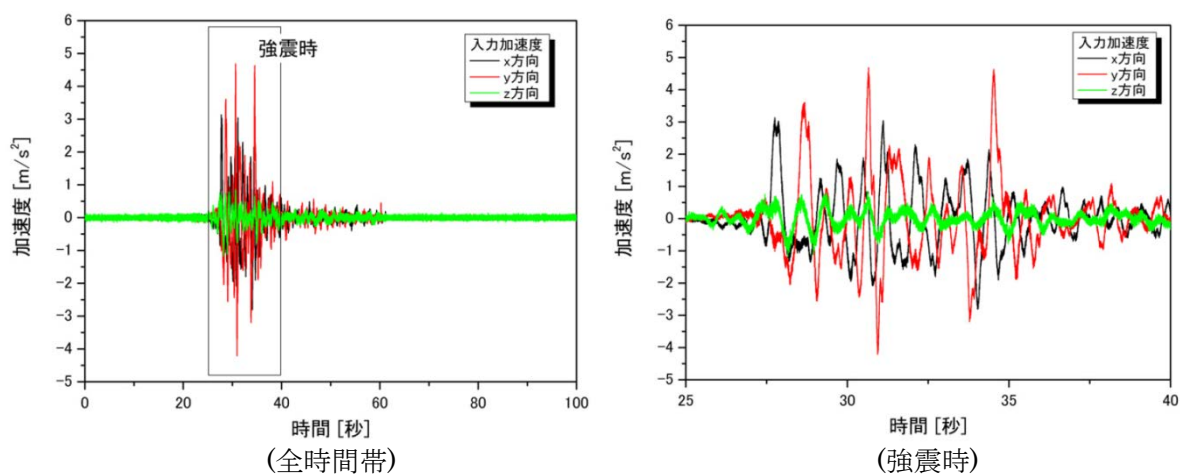


図 2 入力地震波（新潟県中越沖地震（地表面観測波））

2. 検証結果

測定点 PW1, PW4, PW11 及び PW13 における試験と解析の圧力変動比較結果をそれぞれ図 3～6 に示す。黒の実線が試験結果，灰の実線が解析結果を示す。

検証の結果，試験と解析で圧力変動がほぼ一致していることから，解析コードは妥当と判断している。

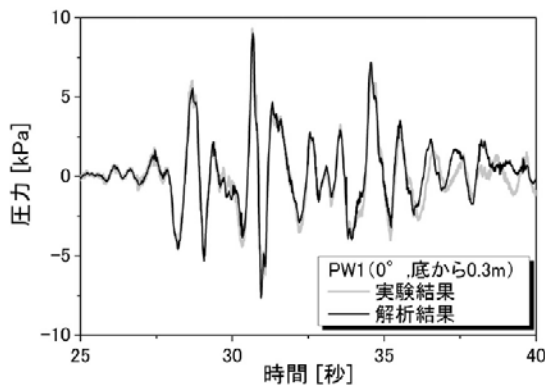


図 3 試験と解析の圧力変動比較結果（測定点 PW1）

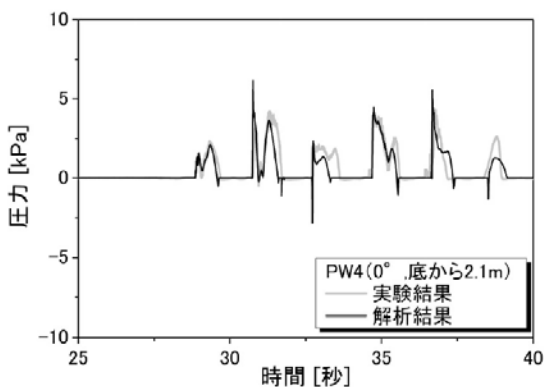


図 4 試験と解析の圧力変動比較結果（測定点 PW4）

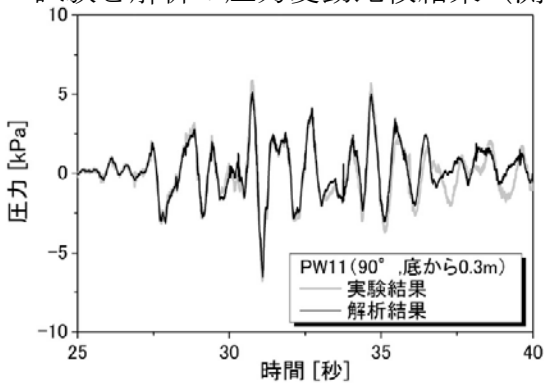


図 5 試験と解析の圧力変動比較結果（測定点 PW11）

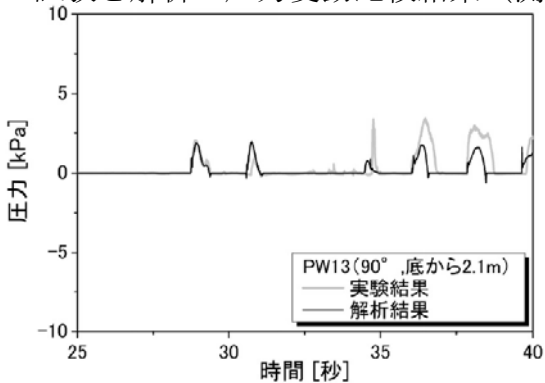


図 6 試験と解析の圧力変動比較結果（測定点 PW13）

参考文献

- (1) 一般財団法人 電力中央研究所 (2012) : 地震波形を入力とした固定屋根付き円筒タンクの三次元スロッシング解析 (平成 24 年 12 月), 研究報告 : N12011

建物外壁の扉の設置高さについて

洪水防護対象設備が設置された建物の外壁に設置した扉等の開口部は敷地高さに対して0.3m以上高いことを確認している。図1及び表1に建物外壁の扉配置を示す。

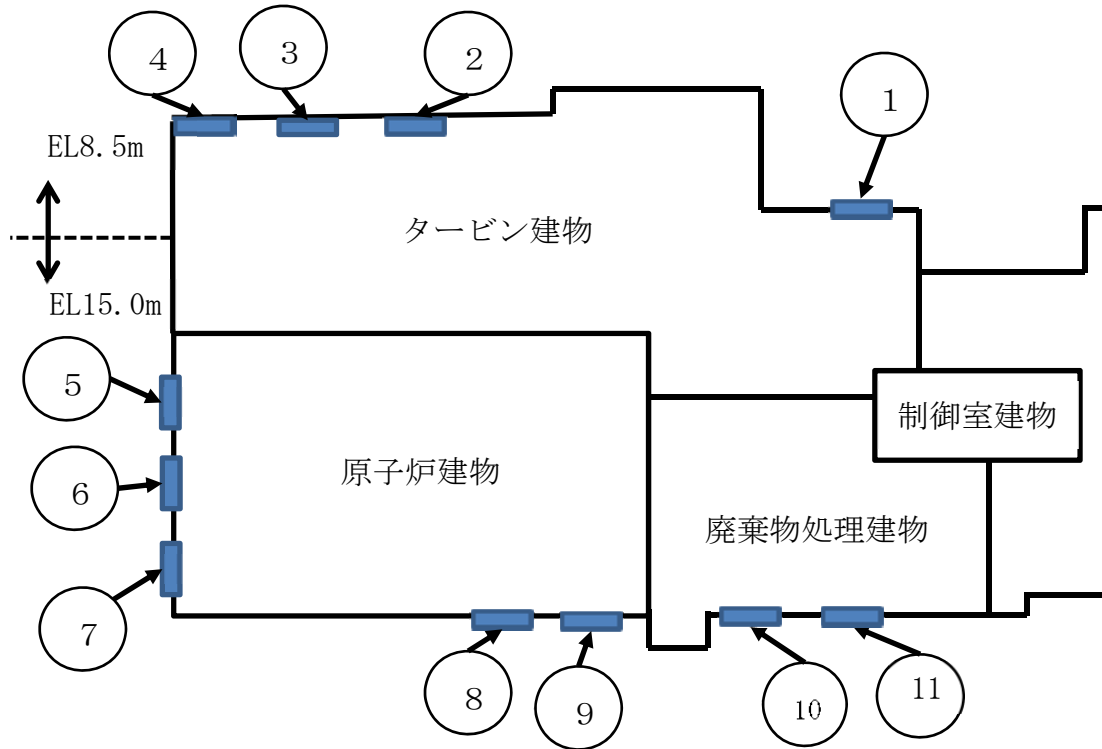


図1 建物外壁の扉配置図

表1 建物外壁の扉配置

No.	建物	基準高さ	設置高さ	扉名称及び箇所
		EL [m]	EL [m]	
1	2号炉 タービン建物	8.5	8.9	
2			9.26	
3			9.1	
4			8.8	
5	2号炉 原子炉建物	15	15.3	
6				
7				
8				
9	2号炉 廃棄物処理建物	15	15.3	
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。

屋外タンク等からの溢水の建物外周扉以外の建物への流入経路について

屋外タンク等からの溢水影響評価について、溢水防護対象設備の設置された建物への外周扉以外の流入経路として、地上部の貫通部や地下部のダクトが考えられる。このうち地上部の貫通部は屋外タンク等からの溢水が想定される EL8.5m の敷地から溢水高さ 0.16m の範囲には、貫通部が存在せず、EL15.0m の高さまでは建物境界は貫通部止水処理が実施されていることから流入経路とはならない。

屋外タンク等による溢水の滞留箇所である EL8.5m の地下部には①～④の 4 箇所のダクトがある。また、EL15.0m の地下部には⑤のダクトがある。図 1 に地下部のダクト位置を示す。地下部ダクトは、それぞれ表 1 に示す位置に止水処理を実施するため、浸水経路として可能性があるものは、建物扉と特定している。

表 1 ダクトの止水処理位置

	名称	止水処理位置
①	原子炉補機海水系配管ダクト	屋外ーダクト境界部
②	非常用ガス処理系配管ダクト	屋外ーダクト境界部
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
④	薬品系ダクト	ダクトータービン建物境界部
⑤	タンク連絡配管ダクト	ダクトー原子炉建物境界部

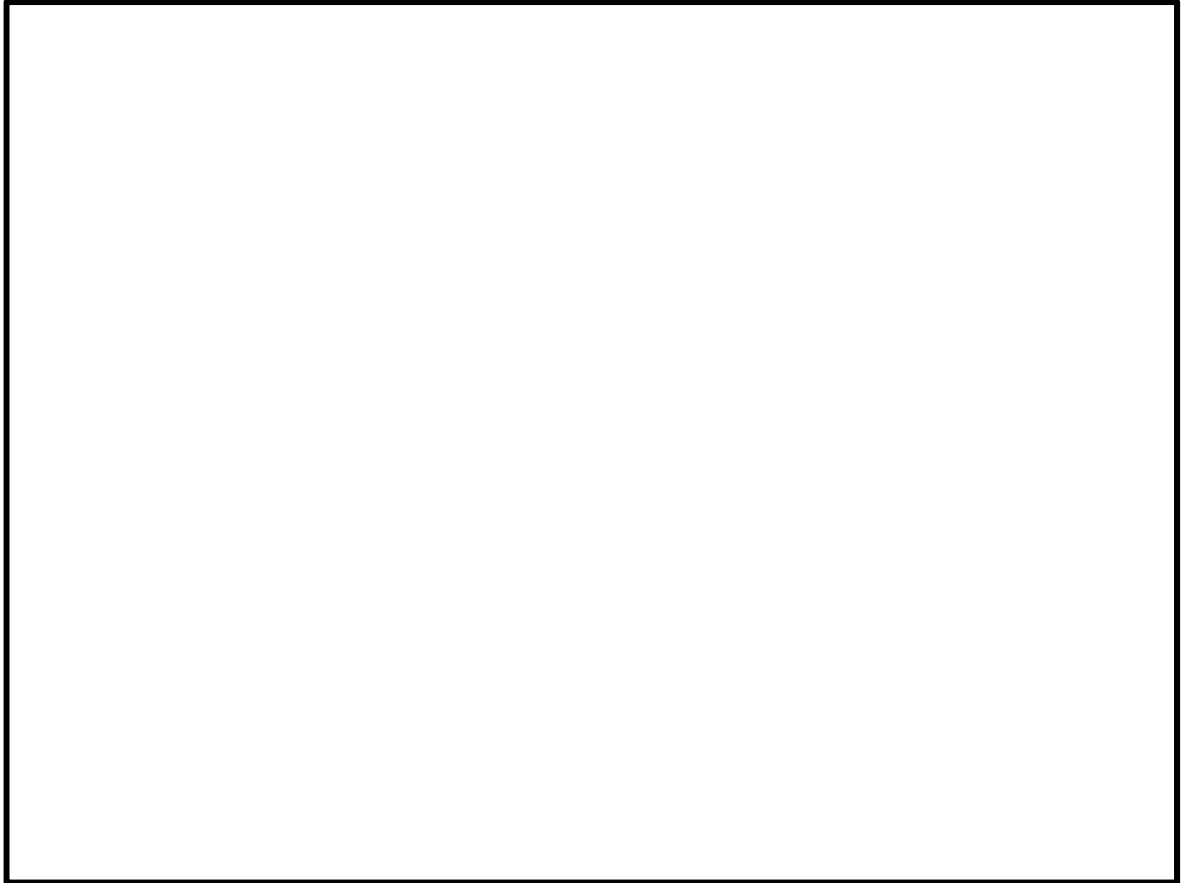


図1 地下部ダクトの位置

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。

地下水排水設備について

1. 設備の概要

原子炉建物（R/B）、タービン建物（T/B）及び廃棄物処理建物（Rw/B）周辺の地下水排水設備の概要図を図1に示す。

(1) 原子炉建物

原子炉建物ではサブドレンを設けて集水し地下水を排水する方法を採用している。サブドレンは、原子炉建物基礎下に格子状に有孔管を敷設し、地下水を集め、集水管へ導く設計としている。集水管は、建物周囲に有孔管を敷設し、建物周辺からの湧水及びサブドレンからの地下水を原子炉建物西側に設置した地下水排水ピットへ導いている。地下水排水ピットに集められた地下水は、水中ポンプで放水槽へ排水している。

(2) タービン建物及び廃棄物処理建物

タービン建物及び廃棄物処理建物では、建物周囲に有孔の集水管を設けて取水槽へ排水している。

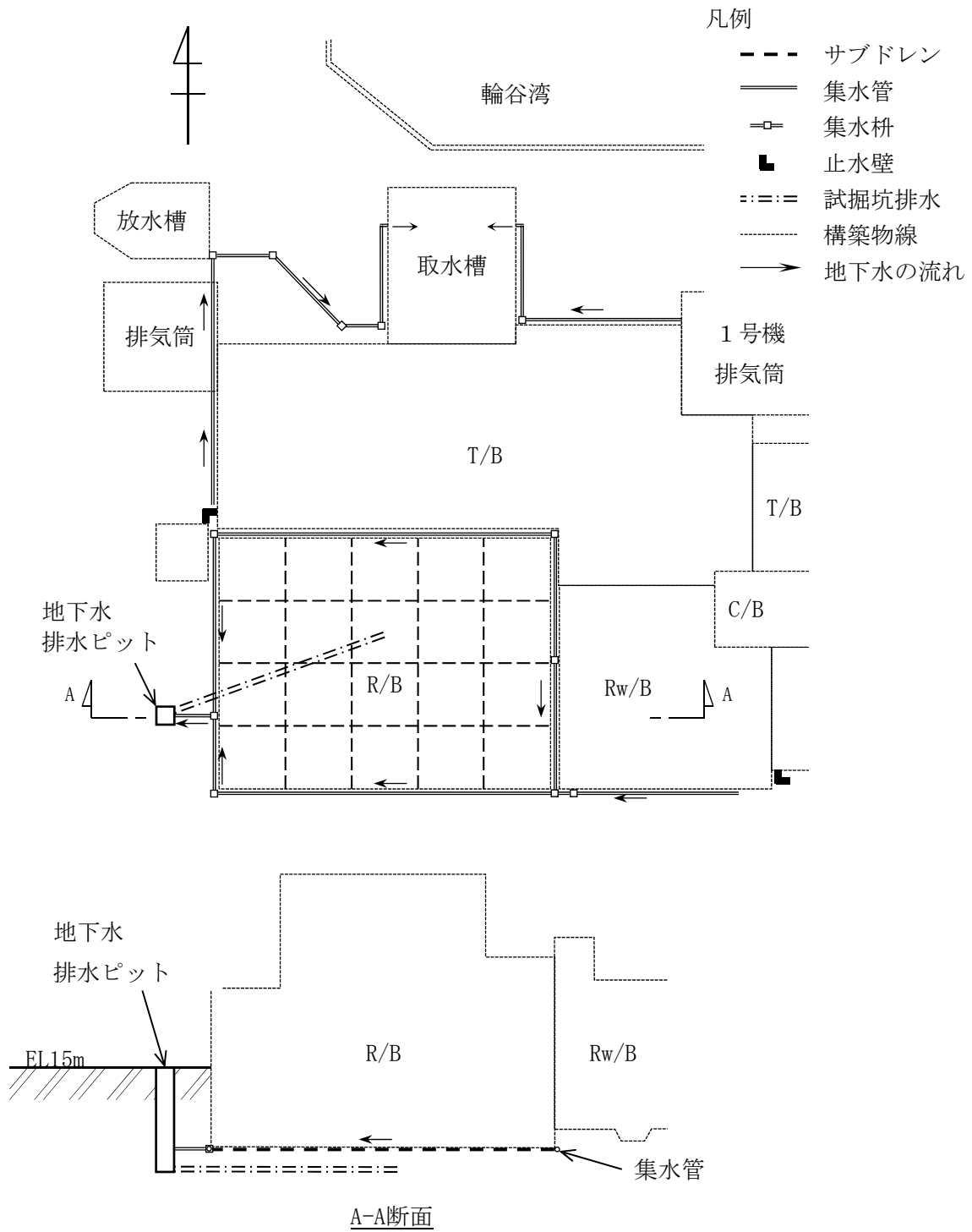


図1 地下水排水設備の概要

接続する建物からの溢水影響評価

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。

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1に、接続箇所を図1に示す。

表1 接続する建物の抽出結果

建物	評価対象	接続有無	接続箇所	備考
1号炉 原子炉建物	—	無し	—	
1号炉 タービン建物	対象	有り	① 1号炉タービン建物2階南西側⇔ (共用) 制御室建物2階東側 連絡通路 (EL8.8m)	
			② 1号炉タービン建物2階西側⇔ (共用) 制御室建物2階北側 連絡通路 (EL8.8m)	
1号炉 廃棄物処理建物	対象	有り	③ 1号炉廃棄物処理建物1階北側⇔ (共用) 制御室建物2階南側 連絡通路 (EL8.8m)	
			④ 1号炉廃棄物処理建物2階西側⇔ 2号炉廃棄物処理建物1階東側 連絡通路 (EL15.3m)	

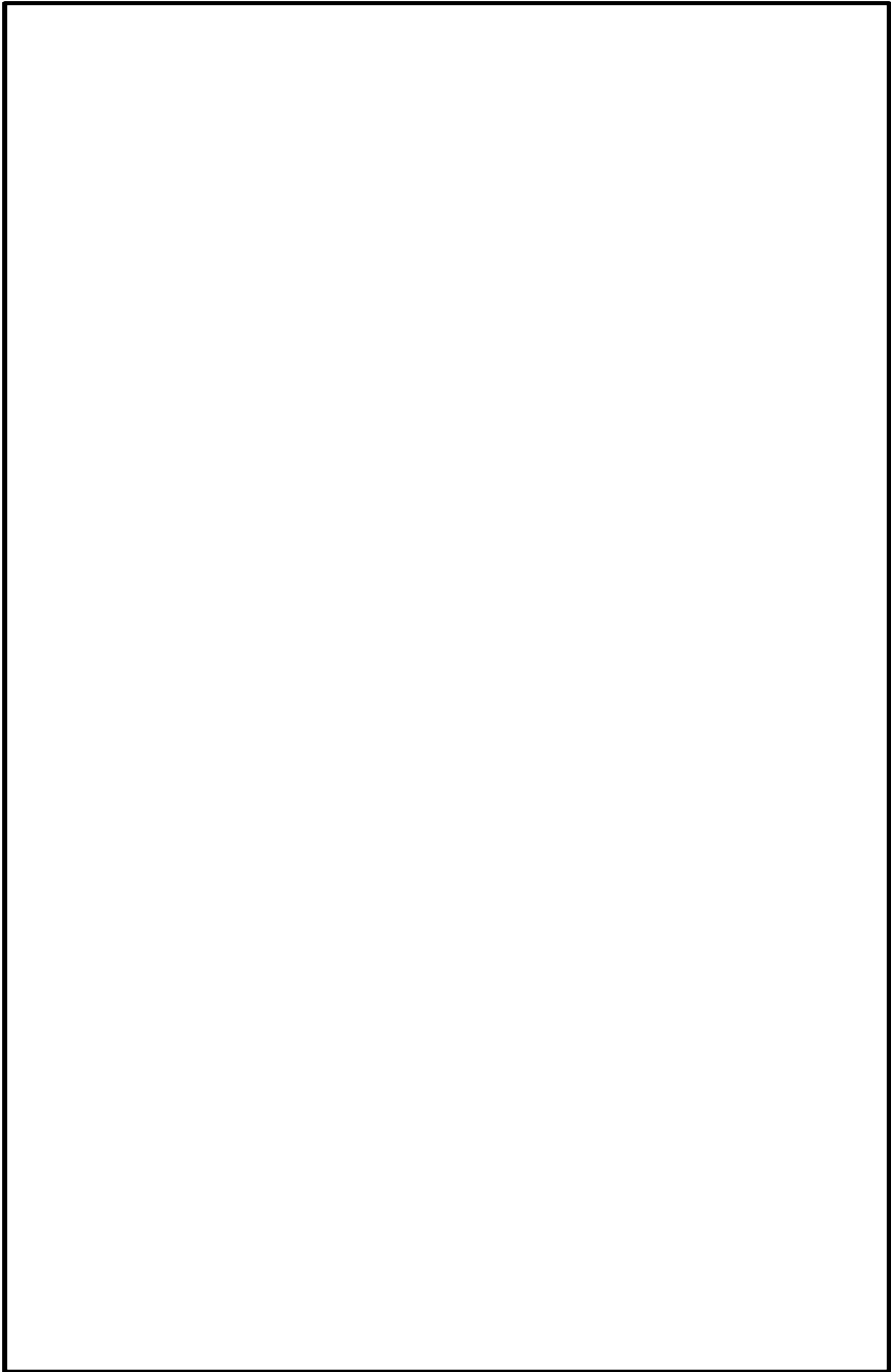


図1 2号炉の建物との接続箇所

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. 溢水防護対象設備の設置されている建物への影響評価

3.1 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。

3.2 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2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2 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 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3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3 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

3.4 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。