

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	DB09 r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(設計基準対象施設等)

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目 次

第4条	地震による損傷の防止（後日提出）	
第5条	津波による損傷の防止（後日提出）	
第6条	自然現象 外部からの衝撃による損傷の防止（自然現象）	
第6条	竜巻 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）	
第6条	外部火災 外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）	
第6条	火山 外部からの衝撃による損傷の防止（火山）	
第7条	不法な侵入等の防止	
第8条	火災による損傷の防止	
第9条	溢水による損傷の防止	
第10条	誤操作の防止	
第11条	安全避難通路等	
第12条	安全施設	
第14条	全交流動力電源喪失対策設備	
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	
第17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	
第24条	安全保護回路	
第26条	原子炉制御室等	（第59条 原子炉制御室等）
第31条	監視設備	（第60条 監視測定設備）
第33条	保安電源設備	
第34条	緊急時対策所	（第61条 緊急時対策所）
第35条	通信連絡設備	（第62条 通信連絡を行うために必要な設備）

注：（ ）内は重大事故等対処施設の該当条文

第9条：溢水による損傷の防止等

<目次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 追加要求事項に対する適合性
 - 1.3 気象等
 - 1.4 設備等

2. 溢水による損傷の防止等
(別添資料1) 内部溢水の影響評価について

3. 運用, 手順説明資料
(別添資料2) 溢水による損傷の防止等

4. 現場確認プロセス
(別添資料3) 内部溢水影響評価における確認プロセスについて

< 概 要 >

1. において、設計基準対象施設の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求事項に対する泊発電所3号炉における適合性を示す。
2. において、設計基準対象施設について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順を抽出し、必要となる運用対策等を整理する。
4. において、設計にあたって実施する各評価に必要な入力条件等の設定を行うため、設備等の設置状況を現場にて確認した内容について整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

溢水による損傷の防止等について，設置許可基準規則第 9 条及び技術基準規則第 12 条において，追加要求事項を明確化する（表 1）。

表1 設置許可基準規則第9条及び技術基準規則第12条 要求事項

設置許可基準規則 第9条 (溢水による損傷の防止等)	技術基準規則 第12条 (発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止)	備考
安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	追加要求事項
二 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	二 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。	追加要求事項

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

ロ. 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

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

a. 設計基準対象施設

(d) 溢水による損傷の防止

安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なうことのない設計とする。

そのために、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参照し、溢水防護に係る設計時に原子炉施設内において発生が想定される溢水の影響を評価（以下「溢水評価」という。）し、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。また、溢水の影響を受けて運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、それらに対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とし、これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）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うことのない設計（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うことのない設計）とする。

溢水評価では、溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を主として想定する。また、溢水評価に当たっては、溢水防護区画を設定し、溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて環境の温度及び放射線量並びに薬品等による影響を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。

- ・ 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水
- ・ 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- ・ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料ピット等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）

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

溢水評価において、溢水影響を軽減するための壁、扉、堰等の浸水防護設備、保護カバー、ブローアウトパネル等の設備については、保守管理や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。

また、設計基準対象施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

【説明資料（1.1:P9条-別添1-1～3）】

ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(3) その他の主要な事項

(ii) 浸水防護設備

b. 内部溢水に対する防護設備

安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なうことのない設計とする。そのために、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。）、消火水系統等の作動又は使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象による溢水が発生した場合においても、原子炉施設内における壁、扉、堰等により、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。また、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

【説明資料（1.1:P9条-別添1-1～3）】

(2) 安全設計方針

1.7 溢水防護に関する基本方針

「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、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なうことのない設計とする。

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

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

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

原子炉施設内における溢水として、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。）、消火水系統等の作動及び使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象により発生した溢水を考慮し、溢水防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なうことのない設計（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うことのない設計）とする。さらに、溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき必要な機器の単一故障を考慮しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

地震、津波、竜巻、降水等の自然現象による波及的影響により発生する溢水に関しては、溢水防護対象設備、溢水源となる屋外タンク等の配置も踏まえて、最も厳しい条件となる自然現象による溢水の影響を考慮し、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。地下水による溢水に関しては、建屋基礎下に設置している集水配管により、建屋最下層にある湧水ピットに集水し湧水ピットポンプにより排水する設計とする。また、建屋外周部における壁、扉等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。なお、地下水排水設備については、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とする。また、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管そ

の他の設備から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には、溢水が管理区域外へ漏えいしないよう、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計とする。

【説明資料（1.1：P9条-別添1-1～3）】

1.7.1 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

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

この中から、溢水防護上必要な機能を有する構築物、系統及び機器として、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するために必要な設備、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を維持するために必要となる設備を選定する。

原子炉の高温停止、低温停止及びその維持に必要な系統設備については、具体的に以下を選定する。

- ・原子炉停止：原子炉停止系、安全保護系
- ・ほう酸添加：原子炉停止系（化学体積制御設備のほう酸注入機能）
- ・崩壊熱除去：補助給水設備、主蒸気設備、余熱除去設備
- ・1次系減圧：1次冷却系統の減圧機能
- ・上記系統の関連系（原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備、制御用圧縮空気設備、換気空調設備、非常用所内電源系、空調用冷水設備、電気盤等）

以上の系統設備に加え、原子炉施設の安全評価に関する審査指針を参考に、以下の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に対処する設備を抽出する。

- ・想定破損による溢水（単一機器の破損を想定）
- ・消火水の放水による溢水（単一の溢水源を想定）
- ・地震による耐震B、Cクラス機器からの溢水

抽出に当たっては溢水事象となり得る運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故も考慮する。

また、地震に対しては溢水だけでなく、地震に起因する原子炉外乱（主給水流量喪失、外部電源喪失等）も考慮する。

溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を第1.7.1表及び第1.7.2表に示す。また、溢水評価上想定する事象とその対処系統を第1.7.3表に示す。

以上を踏まえ、溢水防護対象設備として、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な構築物、系統及び機器を抽出する。

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

以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を第 1.7.4 表に示す。

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

(1) フェイルポジションで安全機能に影響しない設備

「フェイル アズ イズ」でも安全機能に影響しない電動弁、又は「フェイル ポジション」でも安全機能に影響しない空気作動弁等、動作機能喪失によっても安全機能へ影響しない設備。

(2) 原子炉格納容器内の設備

原子炉冷却材喪失（以下、「LOCA」という。）時の原子炉格納容器内の状態（温度・圧力及び溢水影響）を考慮した耐環境仕様を有する設備、又は溢水事象が発生した場合のプラント停止操作において必ずしも必要でない設備。

(3) 溢水の影響を受けない設備

溢水の影響により外部からの電源供給や電気信号を喪失しても機能喪失しない容器、熱交換器、フィルタ、安全弁、逆止弁、手動弁、配管等の静的機器。

(4) その他の機器で代替できる設備

溢水の影響により機能喪失した場合でも、他の設備で機能代替が可能な設備。
以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を第 1.7.4 表に示す。

【説明資料（2:P9 条-別添 1-3～25）】

1.7.2 溢水源及び溢水量を設定するための方針

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

- a. 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）
- b. 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）
- c. 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料ピット等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）
- d. その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）

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

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

【説明資料（3:P9 条-別添 1-26）】

(1) 想定破損による溢水

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

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

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

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

【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

(a) クラス 1 配管

$S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*1}$ 、疲れ累積係数 ≤ 0.1 ⇒ 破損想定不要

(b) クラス 2 配管

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

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

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

(a) クラス 1 配管

$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*2}$ ， $\text{疲れ累積係数} \leq 0.1 \Rightarrow \text{破損想定不要}$

$0.4 \times \text{許容応力}^{*2} < S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*3}$ ， $\text{疲れ累積係数} \leq 0.1$

$\Rightarrow \text{貫通クラック}$

(b) クラス 2, 3 又は非安全系配管

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

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

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

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

【低エネルギー配管】

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

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

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

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

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

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

想定する破損箇所は溢水防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とし、溢水量は、異常の検知、事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに現場又は中央制御室からの隔離により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作を含む。）を適切に考慮し、想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。なお、手動による漏えい停止の手順は、保安規定又はその下位規定に定める。

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

【説明資料 (3.1:P9 条-別添 1-27~35)】

(2) 消火水の放水による溢水

消火水の放水による溢水については、原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定し、消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

消火設備等のうち、消火栓からの放水量については、3時間の放水により想定される溢水量を基本とするが、火災源が小さいエリアについては、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」を用いて放水量を算定し、溢水量を設定する。

なお、消火水を使用しない消火手段であるハロン消火設備又は二酸化炭素消火設備を設置する区画は、ハロン又は二酸化炭素を消火手段として考慮した評価を実施する。

消火栓以外の設備としては、スプリンクラーや格納容器スプレイ系統があるが、防護対象設備が設置されている建屋には、自動作動するスプリンクラーは設置しない設計とし、溢水防護対象設備が設置されている建屋外のスプリンクラーに対しては、その作動による溢水の流入により、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とすることから溢水源として想定しない。

また、原子炉格納容器内の溢水防護対象設備については、格納容器スプレイ系統の作動により発生する溢水により安全機能を損なうことのない設計とする。

なお、格納容器スプレイ系統の作動回路は、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

【説明資料（3.2:P9条-別添1-35～37）】

(3) 地震起因による溢水

地震起因による溢水については、溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、基準地震動による地震力により破損が生じる機器及び使用済燃料ピット等のスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

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

溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる容器については全保有水量を考慮し、溢水源となる配管については完全全周破断による溢水量を考慮する。また、運転員による中央制御室及び現場での隔離操作により漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの適切な隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲

内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで、漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。

基準地震動による地震力に対して、耐震性が確保されない循環水管については、伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。その際、循環水管の破損箇所からの津波の流入量も考慮する。

また、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には、その浸水量を加味する。

使用済燃料ピット等のスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動による地震力により生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、ピット外へ漏れいする水量を考慮する。

また、スロッシングによる溢水量の算出では、施設定期検査中の使用済燃料ピット等の水張り状態も考慮する。

水密化区画内には防護対象設備が設置されておらず、かつ地震起因により水密化区画内で発生が想定される溢水は、区画外へ漏れいしない設計とすることから、防護対象設備への溢水の影響はなく、水密化区画内で発生する溢水は溢水源として想定しない。

耐震評価の具体的な考え方を以下に示す。

- ・構造強度評価に係る応答解析は、基準地震動を用いた動的解析によることとし、機器の応答性状を適切に表現できるモデルを設定する。その上で、当該機器の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い、それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。
- ・応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。
- ・応力評価に当たり、簡易的な手法を用いる場合は詳細な評価手法に対して保守性を有するよう留意し、簡易的な手法での評価結果が厳しい箇所については詳細評価を実施することで健全性を確保する。
- ・基準地震動による地震力に対する発生応力の評価基準値は、安全上適切と認められる規格及び基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。
- ・バウンダリ機能確保の観点から、設備の実力を反映する場合には規格基準以外の評価基準値の適用も検討する。

【説明資料 (3.3:P9条-別添1-37~45)】

(4) その他の溢水

その他の溢水については、地下水の流入、降水、竜巻による飛来物の衝突による屋外タンクの破損に伴う漏れい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏れい事象等を想定する。

【説明資料 (3.4:P9条-別添1-45)】

1.7.3 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

(1) 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし、溢水防護対象設備が設置されているすべての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、床段差等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

(2) 溢水経路の設定

発生した溢水は、階段あるいは機器ハッチを經由して、上層階から下層階へ全量が伝播するものとする。

溢水経路は、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように保守的に設定する。

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

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

溢水経路を構成する壁、扉、堰、床段差等は、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できるとともに、保守管理及び水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。溢水が長期間滞留する水密化区画境界の壁にひび割れが生じるおそれがある場合は、ひび割れからの浸水量を算出し溢水評価に影響を与えないことを確認する。

貫通部に実施した流出及び流入防止対策は、基準地震動による地震力に対し、健全性を維持できるとともに保守管理を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

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

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

具体的には、プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響によって、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。

【説明資料（4：P9 条-別添 1-45～48）】

1.7.4 溢水防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水、消火水の放水による溢水、地震起因による溢水及びその他の溢水に対して、溢水防護対象設備が以下に示す没水、被水及び蒸気の影響を受けても、発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とするとともに、使用済燃料ピットのスロッシングにおける水位低下を考慮しても、使用済燃料ピットの冷却機能、給水機能等が維持できる設計とする。

また、溢水評価において、現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて区画の溢水水位、環境の温度及び放射線量並びに薬品等による影響を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。

1.7.4.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針

1.7.4.1.1 没水の影響に対する評価方針

「1.7.2 溢水源及び溢水量を設定するための方針」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「1.7.3 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し、溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

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

- a. 発生した溢水による水位が、溢水の影響を受けて溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと。このとき、溢水による水位の算出に当たっては、区画の床勾配、区画面積、系統保有水量、流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、保有水量や伝播経路の設定において十分な保守性を確保するとともに、溢水水位が 200mm 未満の場合は 50mm、200mm 以上の場合は 100mm 以上の裕度が確保されていることとする。なお、区画の床勾配については、設計上の最大水上高さ 50mm を機能喪失高さに考慮して裕度を確保する設計とする。さらに、溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮することとする。

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

溢水防護対象設備の機能喪失高さ設定における考え方の例を第 1.7.5 表に示す。

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

1.7.4.1.2 没水の影響に対する防護設計方針

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

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

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

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外又は想定溢水量を低減することにより溢水による影響が発生しない設計とする。
- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては、漏えい検知システム等により早期に検知し、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし、溢水防護対象設備の機能喪失高さが、発生した溢水による水位に裕度を加えた高さを上回る設計とする。
- b. 溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し、防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因とな

る地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

1.7.4.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針

1.7.4.2.1 被水の影響に対する評価方針

「1.7.2 溢水源及び溢水量を設定するための方針」にて設定した溢水源からの被水及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。ここで、溢水防護区画を含む、被水による影響を評価する区画を評価対象区画という。

- a. 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、溢水防護対象設備に対し被水防護措置がなされていること。
- b. 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。
- c. 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。
- d. 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つては、溢水防護対象設備に対し被水防護措置がなされていること。
- e. 上記 a.～d. を満足しない場合は、溢水防護対象設備が防滴仕様であること。

1.7.4.2.2 被水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれかの対策を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

(1) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 「JISC0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。
- b. 実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

1.7.4.3 蒸気放出の影響に対する評価及び防護設計方針

1.7.4.3.1 蒸気放出の影響に対する評価方針

「1.7.2 溢水源及び溢水量を設定するための方針」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の拡散による影響を確認するために、熱流体解析コードを用い、実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施し、溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

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

このとき、破損想定箇所の近傍に溢水防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による溢水防護対象設備への影響も考慮する。

1.7.4.3.2 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか又は組み合わせの対策を行うことにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

b. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外又は想定溢水量を低減することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

c. 想定破損による溢水に対しては、蒸気の漏えいを検知し、中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための配管漏えい検知システムを設置し、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。配管漏えい検知システムは、温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御盤及び検知監視盤で構成する。

各系統の蒸気影響評価における想定破損評価条件を第 1.7.6 表に示す。

d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

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

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については、蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。

1.7.4.4 その他の溢水に対する防護設計方針

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

機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えいに対して、漏えい検知システム等により早期に検知し、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

【説明資料 (5 : P9 条-別添 1-48~53)】

1.7.4.5 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

基準地震動による地震力によって生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を考慮する。その際、使用済燃料ピットの初期水位等の評価条件は保守的となるように設定する。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料ピット水位を求め、使用済燃料ピットの冷却機能（水温 65℃以下）及び給水機能並びに燃料体等からの放射線に対する遮蔽機能（水面の設計基準線量率 $\leq 0.01\text{mSv/h}$ ）の維持に必要な水位が確保される設計とする。

【説明資料 (5.4 : P9 条-別添 1-53)】

1.7.5 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止に関する設計方針

溢水防護区画を内包する建屋において、建屋外で発生を想定する溢水が、建屋内の溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により建屋内又は溢水防護区画への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。

地下水については、建屋基礎下に設置している集水配管により、建屋最下層にある湧水ピットに集水し湧水ピットポンプにより排水する設計とする。また、建屋外周部における壁、扉等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設

計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。なお、地下水排水設備については、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とする。

【説明資料（6：P9条-別添1-53, 54）】

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

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

【説明資料（7：P9条-別添1-54）】

1.7.7 手順等

溢水評価において、期待する壁、扉、堰等の浸水防護設備、保護カバー等の設備については、継続的な保守管理や水密扉閉止等の運用を適切に実施するためにその手順を明確にする。

また、溢水評価において、溢水量を制限するために漏えい停止操作に期待する場合は、その手順を明確にする。さらに、それらの手順を確実に実施するために、継続的な教育訓練を実施する。

- (1) 配管の想定破損による溢水、消火栓からの放水による溢水及び地震による溢水が発生する場合においては、的確に操作を行うために手順等を整備する。
- (2) 溢水防護区画において、各種対策設備の追加及び資機材の持込み等により評価条件としている可燃性物質の量及び滞留面積に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を行う。
- (3) 水密扉については、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認、及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を的確に行うために手順等を整備する。
- (4) 運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい）により、低エネルギー配管としている設備の運転時間実績管理を行う。
- (5) 機能喪失高さが低い溢水防護対象設備が消火水の放水による溢水により機能喪失することのないよう、消火水放水時の注意事項を現場に表示する。

- (6) 火災時に消火水を放水した場合は、消火水による溢水防護対象設備の安全機能への影響の有無を確認するために、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれていないことを保守管理で確認する。
- (7) 消火活動の結果を踏まえ、放水後の放水量の内部溢水評価に係る妥当性について検証を行う。
- (8) 配管の想定破損により、溢水防護対象設備が蒸気環境に曝された場合は、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれていないことを保守管理で確認する。
- (9) 配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。
- (10) 浸水防護設備及び溢水防護対象設備の機能維持に必要な設備に対して、要求される機能を維持するため、運用を適切に実施するための手順を定めるとともに、適切な保守管理を実施する。また、必要に応じ補修を行う。
- (11) 内部溢水全般（評価内容並びに溢水経路、溢水防護対象設備、水密扉及び堰等の設置の考え方等）について教育を実施する。
- (12) 火災が発生した場合の初期消火活動及び自衛消防隊による消火活動時の放水に関する注意事項について、教育を実施する。
- (13) 運転員が内部溢水発生時に的確な判断・操作等が実施できるよう、内部溢水発生への対処に係る教育訓練を実施する。
- (14) 屋外タンクにおいて、水位制限を設ける場合は手順等を定めて適切に管理する。
- (15) 排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための運用を実施する。

第 1.7.1 表 溢水評価上想定する起回事象
(運転時の異常な過渡変化)

起回事象	考慮 要否	スクリーンアウトする理由
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	
制御棒の落下及び不整合	○	
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	○	
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	—	停止ループの低温の冷却材が炉心に注入され、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下し整定する。 このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。
外部電源喪失	—	外部電源喪失により常用電源が喪失するが、常用電源喪失は「主給水流量喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」に包絡される。
主給水流量喪失	○	
蒸気負荷の異常な増加	—	蒸気負荷が増加し、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抑制され整定する。 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。
2次冷却系の異常な減圧	○	
蒸気発生器への過剰給水	○	
負荷の喪失	○	
原子炉冷却材系の異常な減圧	○	
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	○	

【説明資料 (2.3 : P9 条-別添 1-10)】

第 1.7.2 表 溢水評価上想定する起回事象
(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
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	○*	
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	—	溢水の発生によって 1 次冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
主給水管破断	○*	
主蒸気管破断	○*	
制御棒飛び出し	○*	
蒸気発生器伝熱管破損	—	溢水の発生によって蒸気発生器の伝熱管は損傷しない。

※ 溢水事象であるため対策として考慮する。

【説明資料 (2.3 : P9 条-別添 1-11)】

第 1.7.3 表 溢水評価上想定する事象とその対処系統

溢水評価上想定する事象	左記事象に対する 対処機能	対処系統
①「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」「制御棒の落下及び不整合」	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ ・補助給水 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系 ・原子炉停止系 ・補助給水設備 <p>*1 主給水バイパス制御弁開</p> <p>*2 復水ポンプ停止，主給水制御弁・隔離弁閉</p> <p>*3 タービントリップ</p>
②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 (ほう素濃度制御系異常)		
③「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」 (1次冷却材ポンプ停止)		
④蒸気発生器への過剰給水 (主給水制御弁開他*1)		
⑤主給水流量喪失 (主給水ポンプ停止他*2)		
⑥負荷の喪失 (主蒸気隔離弁閉他*3)		
⑦出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動		
⑧主給水管破断		
⑨2次冷却系の異常な減圧 (タービンバイパス弁開他*4)	上記機能に加え， <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注入 	上記機能に加え， <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却設備 (高圧注入系) <p>*4 主蒸気逃がし弁開，タービン蒸気加減弁開</p> <p>*5 加圧器スプレイ弁開，加圧器補助スプレイ弁開</p>
⑩原子炉冷却材系の異常な減圧 (加圧器逃がし弁開他*5)		
⑪主蒸気管破断		
⑫「原子炉冷却材喪失 (LOCA)」及び「制御棒飛び出し」	上記機能に加え， <ul style="list-style-type: none"> ・低圧注入 ・格納容器スプレイ ・格納容器隔離 	上記機能に加え， <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却設備 (蓄圧注入系、低圧注入系) ・原子炉格納容器スプレイ設備 ・格納容器隔離弁 ・換気空調設備 (アニュラス空気浄化設備)

【説明資料 (2.3 : P9 条-別添 1-12)】

第 1.7.4 表 溢水から防護すべき系統設備

機 能	防護対象	重要度 分類
原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系 (制御棒及び制御棒駆動系)	MS-1
未臨界維持機能	原子炉停止系 (制御棒及び制御棒駆動系) (化学体積制御設備のほう酸注入 機能)	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	1次冷却系統 (加圧器安全弁)	MS-1
原子炉停止後における除熱のための		
残留熱除去機能	余熱除去設備	MS-1
二次系からの除熱機能	主蒸気設備	MS-1
二次系への補給水機能	補助給水設備	MS-1
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		
原子炉内高圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備 (高圧注入系)	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備 (蓄圧注入系・低圧注入系)	MS-1
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ 出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	格納容器隔離弁 換気空調設備 (アニュラス空気浄化設備) 原子炉格納容器スプレイ設備	MS-1
格納容器の冷却機能	原子炉格納容器スプレイ設備	MS-1
格納容器内の可燃性ガス制御機能		
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供 給する機能	非常用所内電源系 (交流)	MS-1
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供 給する機能	非常用所内電源系 (直流)	MS-1
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源設備	MS-1 MS-3

(つづき)

非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	MS-1
補機冷却機能	原子炉補機冷却水設備	MS-1
冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水設備	MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	換気空調設備 (中央制御室空調装置)	MS-1
圧縮空気供給機能	制御用圧縮空気設備	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	1次冷却系統 (原子炉冷却材圧力バウンダリ)	PS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	格納容器隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	安全保護系 (原子炉保護設備)	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系 (工学的安全施設作動設備)	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子源領域中性子束	MS-2
	原子炉トリップ遮断器の状態	
事故時の炉心冷却状態の把握機能	1次冷却材圧力	MS-2
	1次冷却材高温側/低温側温度 (広域)	
	加圧器水位	
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	格納容器圧力	MS-2
	格納容器高レンジエリアモニタ (低レンジ/高レンジ)	
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	ほう酸タンク水位	MS-2
	蒸気発生器水位 (広域, 狭域)	
	主蒸気ライン圧力	
	補助給水ライン流量	
	補助給水ピット水位	
	燃料取替揚水ピット水位 格納容器再循環サンプル水位 (広域, 狭域)	
ピット冷却機能	使用済燃料ピット水浄化冷却系統	PS-2 PS-3
ピットへの給水機能	燃料取替用水系統	MS-2

第 1.7.5 表 溢水防護対象設備の機能喪失高さ設定における考え方（例示）

機 器	機能喪失高さ
弁	①電動弁：取付け配管センタ位置又は電動弁駆動装置の電線管接続部下端 ②空気作動弁：各付属品（アクチュエータ、電磁弁、減圧弁、リミットスイッチ等）のうち、最低高さの付属品の下端部
ダンパ	各付属品（アクチュエータ、電磁弁、減圧弁、リミットスイッチ等）のうち最低高さの付属品の下端部
ポンプ	①ポンプあるいは電動機のいずれか低い箇所 ②ポンプは軸貫通部又は油タンクのエアプリーザ部の低い方 ③電動機は下端部
ファン	電動機の下端部又は端子箱下端の低い方
盤 (操作盤含む)	盤内機器（端子台、リレー、変圧器、しゃ断器等）の最下部
計器	計器本体の電線管接続部下端又は伝送器下端の低い方

第 1.7.6 表 蒸気影響評価における想定破損評価条件

系 統		破損想定	隔 離
補助蒸気系統	一般部（1B を超える）	貫通クラック	自動／中央制御室から隔離操作
	ターミナルエンド部 一般部（1B 以下）	完全全周破断	
化学体積制御系統（抽出）			

(3) 適合性説明

第九条 溢水による損傷の防止等

- 1 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。
- 2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器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。

適合のための設計方針

第1項について

安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なうことのない設計とする。

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

なお、原子炉施設内における溢水として、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。）、消火水系統等の作動又は使用済燃料ピットのスロッシングにより発生した溢水を考慮する。

【説明資料（1.1:P9条-別添1-1～2）】

第2項について

設計基準対象施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器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する。

【説明資料（7:P9条-別添1-40）】

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等

10.6.2 内部溢水に対する防護設備

10.6.2.1 概要

原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉施設内に設ける壁、扉、堰等の浸水防護設備により、溢水防護対象設備が、その安全機能を損なうことのない設計とする。

10.6.2.2 設計方針

浸水防護設備は、以下の方針で設計する。

- (1) 浸水防止堰は、基準地震動による地震力に対して溢水の伝播を防止する機能が十分に保持できる設計とする。また、浸水防止堰の高さは、溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。
- (2) 水密扉は、基準地震動による地震力に対して浸水を防止する機能が十分に保持できる設計とする。また、溢水により発生する水圧に対して水密性を有する設計とする。
- (3) 防護壁は、基準地震動による地震力に対して浸水を防止する機能が十分に保持できる設計とする。また、溢水により発生する水圧に対して水密性を有する設計とする。
- (4) (1)～(3)以外の浸水防護設備についても、基準地震動による地震力に対して浸水を防止する機能が十分に保持できる設計とする。また、溢水により発生する水圧に対して水密性を有する設計とする。

10.6.2.3 試験検査

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

泊発電所 3 号炉

内部溢水の影響評価について

令和 3 年 10 月
北海道電力株式会社

目 次

1. 概 要
 - 1.1 溢水防護に関する基本方針
 - 1.2 泊3号炉の内部溢水評価に係る特徴について
2. 防護対象設備を抽出するための方針
 - 2.1 設置許可基準規則第九条及び第十二条並びに評価ガイドの要求事項について
 - 2.2 防護対象設備の抽出
 - 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
3. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
 - 3.1 想定破損による溢水
 - 3.1.1 配管の想定破損箇所、破損形状の設定
 - 3.1.2 配管の応力評価の方針
 - 3.1.3 想定破損箇所からの溢水量の算定
 - 3.2 消火水の放水による溢水
 - 3.2.1 溢水源の考え方
 - 3.3 地震起因による溢水
 - 3.3.1 地震起因による溢水源
 - 3.3.2 機器（配管含む）の耐震評価方針
 - 3.3.3 地震破損等による溢水量の算定
 - 3.4 その他の溢水
4. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
 - 4.1 溢水防護区画の設定
 - 4.2 溢水経路の設定
5. 防護対象設備を防護するための設計方針
 - 5.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針
 - 5.1.1 没水の影響に対する評価方針
 - 5.1.2 没水の影響に対する防護設計方針
 - 5.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針
 - 5.2.1 被水の影響に対する評価方針
 - 5.2.2 被水の影響に対する防護設計方針

- 5.3 蒸気放出の影響に対する評価及び防護設計方針
 - 5.3.1 蒸気放出の影響に対する評価方針
 - 5.3.2 蒸気放出の影響に対する防護設計方針
- 5.4 その他の溢水に対する防護設計方針
- 5.5 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針
- 6. 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止に関する設計方針
- 7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

- 添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について
- 添付資料 2 溢水源となり得る機器について
- 添付資料 3 高エネルギー配管と低エネルギー配管の分類について
- 添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について
- 添付資料 5 想定破損における溢水量算出の考え方と算出結果について
- 添付資料 6 耐震 B, C クラス機器の耐震評価について
- 添付資料 7 使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水量評価
- 添付資料 8 地震時における溢水量算出の考え方について
- 添付資料 9 溢水伝播経路概念図
- 添付資料 10 溢水経路の設定において止水に期待する設備について
- 添付資料 11 防護対象設備の機能喪失高さ及び没水評価において確保すべき裕度の考え方について
- 添付資料 12 地震時における溢水による没水影響評価について
- 添付資料 13 消火水の放水による溢水影響評価について
- 添付資料 14 高エネルギー配管からの溢水に伴う没水影響評価について
- 添付資料 15 被水影響評価について
- 添付資料 16 高エネルギー配管等の溢水に伴う蒸気影響評価について
- 添付資料 17 湧水による溢防護対策について
- 添付資料 18 循環水ポンプ建屋における溢水影響評価について
- 添付資料 19 出入管理建屋、電気建屋、タービン建屋からの溢水影響について
- 添付資料 20 屋外タンクからの溢水影響評価について
- 添付資料 21 管理区域から非管理区域への溢水伝播防護について

1. 概要

泊3号炉については、発電所建設の設計段階において溢水影響を考慮した機器配置、配管設計を実施しており、具体的には、独立した区画への分散配置や堰の設置、基礎高さへの考慮を実施するとともに、建屋最下層に設置されたサンプに集積し排水が可能な設計としている。

本資料は、「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うことの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、安全機能を損なうことのない設計とするために、溢水が発生した場合でも、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

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

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

発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動及び使用済燃料ピット等のスロッシングにより発生した溢水を考慮し、防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なうことのない設計（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うことのない設計）とする。さらに、溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安

全評価に関する審査指針」(以下「安全評価指針」という。)に基づき必要な機器の単一故障を考慮しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生により、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

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

○ 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、台風、竜巻、降水、高潮といった自然現象に対して溢水影響の考慮が必要であるか検討しており、検討結果から以下の4事象について溢水影響を確認する。

現象	評価
地震	地震に起因する屋外タンクの破損により発生する溢水を想定しても、防護対象設備が機能喪失しないことを確認
津波	津波の流入及び地震起因による破損により発生する溢水を想定しても、防護対象設備が機能喪失しないことを確認
竜巻	設計竜巻による飛来物により発生する溢水を想定しても、防護対象設備が機能喪失しないことを確認
豪雨(降水)	発電所周辺地域の1時間降水量の既往最大値(58mm/h)の降水による溢水を想定しても、防護対象設備が機能喪失しないことを確認

地下水による溢水に関しては、建屋基礎下に設置している集水配管により、建屋最下層にある湧水ピットに集水する設計とする。また、建屋外周部における壁、扉等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。なお、地下水排水設備については、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とする。

溢水評価に当たっては、溢水防護区画を設定し、溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて環境の温度及び放射線量並びに薬品等による影響を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。また、防護対象設備の機能喪失高さ(溢水の影響を受けて、防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ)及び溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、設備等の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

溢水評価において、溢水影響を軽減するための壁、扉、堰等の浸水防護設備、保護カバー、フローアウトパネル等の設備については、保守管理や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。

設計基準対象施設は、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には、溢水が管理区域外へ漏えいしないよう、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計とする。

1.2 泊3号炉の内部溢水評価に係る特徴について

泊3号炉の内部溢水評価に係る特徴について以下に示す。

- (1) 全ての防護対象設備が屋内にあるため、屋外で生じる溢水の影響を受けにくい。
- (2) 防護対象設備設置建屋と近接する屋外タンクが損傷して溢水した場合に、防護対象設備が安全機能を損なわないことを確認する必要がある。
- (3) 配管を拘束するターミナルエンド部が少ないため、熱膨張等による応力発生に伴う配管の損傷によって溢水が生じる可能性が小さい。

2. 防護対象設備の設定

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

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

また、評価ガイドにおいては、「重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備」及び「「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備」を防護対象設備として選定している。さらに設置許可基準規則第十二条では、安全施設が安全機能を果たすための要求が記載されている。

上記の要求事項を踏まえ、以下の手順により防護対象設備を選定する。

2.1 溢水防護上必要な機能を有する系統設備の抽出

溢水防護上必要な機能を有する系統設備として、安全施設のうち、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持するため、並びに使用済燃料ピットにおいてはピット冷却機能及びピットへの給水機能を維持するために必要な構築物、系統及び機器を抽出する。

原子炉の高温停止、低温停止及びその維持に必要な系統設備については、具体的に以下を選定する。

- ・原子炉停止：原子炉停止系、安全保護系
- ・ほう酸添加：原子炉停止系（化学体積制御設備のほう酸注入機能）
- ・崩壊熱除去：補助給水設備、主蒸気設備、余熱除去設備
- ・1次系減圧：1次冷却系統の減圧機能
- ・上記系統の関連系（原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備、制御用圧縮空気設備、換気空調設備、非常用所内電源系、空調用冷水設備、電気盤等）

以上の系統設備に加え、原子炉施設の安全評価指針を参考に、以下の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に対処する系統設備を抽出する。

- ・溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）（単一機器の破損を想定）
- ・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（以下「消火水の放水による溢水」という。）（単一の溢水源を想定）
- ・地震に起因する機器の破損等による溢水（使用済燃料ピット等のスロッシングにより発生する溢水含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）

抽出に当たっては溢水事象となり得る運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故も考慮する。また、地震に対しては溢水だけでなく、地震に起因する原子炉外乱（主給水流量喪失、外部電源喪失等）も考慮する。

溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を表2-1 及び表2-2 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2-3 に示す。

以上を踏まえ、「重要度の特に高い安全機能を有する系統」として、重要度分類審査指針及び設置許可基準規則第十二条より、表2-4 のとおり抽出する。

また、使用済燃料ピットについて、「ピット冷却」及び「ピットへの給水」機能を有する系統設備」を表2-5 のとおり抽出する。

なお、安全施設の全体像は、重要度分類審査指針における分類でクラス1、2、3に該当する構築物、系統及び機器であり、これら安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性について表2-6 に示す。また、表2-4 と表2-5 で抽出した系統設備に該当しない安全施設については、溢水防護上必要な機能を有する系統として考慮するものの、溢水により損傷した場合であっても代替手段があること等により安全機能が損なわれないことが確認できることから、後段の影響評価の対象から除外することとし、各構築物・系統又は機器について溢水影響評価上の扱いを整理した結果についても表2-6 にて示す。

2.2 系統機能を維持する上で必要となる設備の抽出

2.1で抽出した各系統設備について、系統図等に基づき、当該系統の機能を維持する上で必要な個別設備を抽出する。以上により抽出された設備を防護対象設備とする。

2.3 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のうち、以下の設備は溢水影響を受けても、必要とされる安全機能を損なわないことから溢水影響評価の対象として抽出しない。

(1) フェイルポジションで安全機能に影響しない設備

「フェイル アズ イズ」でも安全機能に影響しない電動弁、又は「フェイル ポジション」でも安全機能に影響しない空気作動弁等、動作機能喪失によっても安全機能へ影響しない設備。

(2) 原子炉格納容器内の設備

原子炉冷却材喪失（LOCA）時の原子炉格納容器内の状態（温度・圧力及び溢水影響）を考慮した耐環境仕様を有する設備、又は溢水事象が発生した場合のプラント停止操作において必ずしも必要でない設備。

(3) 溢水の影響を受けない設備

溢水の影響により外部からの電源供給や電気信号を喪失しても機能喪失しない容器、熱交換器、フィルタ、安全弁、逆止弁、手動弁、配管等の静的機器。

(4) その他の機器で代替できる設備

溢水の影響により機能喪失した場合でも、他の設備で機能代替が可能な設備。

溢水影響評価の対象とする設備の考え方について図 2-1 に示す。

(添付資料 1)

表 2-1 溢水評価上想定する起回事象の抽出
(運転時の異常な過渡変化)

起回事象	考慮 要否	要否判断
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	○	
制御棒の落下及び不整合	○	
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	○	
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	—	停止ループの低温の冷却材が炉心に注入され、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下し整定する。 このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水評価上考慮不要。
外部電源喪失	—	外部電源喪失により常用電源が喪失するが、常用電源喪失は「主給水流量喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」に包絡される。
主給水流量喪失	○	
蒸気負荷の異常な増加	—	蒸気負荷が増加し、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抑制され整定する。 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。
2次冷却系の異常な減圧	○	
蒸気発生器への過剰給水	○	
負荷の喪失	○	
原子炉冷却材系の異常な減圧	○	
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	○	

表 2-2 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	要否判断
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	○*	
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	—	溢水の発生によって1次冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
主給水管破断	○*	
主蒸気管破断	○*	
制御棒飛び出し	○*	
蒸気発生器伝熱管破損	—	溢水の発生によって蒸気発生器の伝熱管は破損しない。

※ 溢水事象であるため対策として考慮する。

表 2-3 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
①「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」「制御棒の落下及び不整合」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉トリップ ・ 補助給水 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全保護系 ・ 原子炉停止系 ・ 補助給水設備 *1 主給水バイパス制御弁開 *2 復水ポンプ停止, 主給水制御弁・隔離弁閉 *3 タービントリップ
②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 (ほう素濃度制御系異常)		
③「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」 (1次冷却材ポンプ停止)		
④蒸気発生器への過剰給水 (主給水制御弁開他*1)		
⑤主給水流量喪失 (主給水ポンプ停止他*2)		
⑥負荷の喪失 (主蒸気隔離弁閉他*3)		
⑦出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動		
⑧主給水管破断		
⑨2次冷却系の異常な減圧 (タービンバイパス弁開他*4)	上記機能に加え, <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入 	上記機能に加え, <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却設備 (高圧注入系) *4 主蒸気逃がし弁開, タービン蒸気加減弁開 *5 加圧器スプレイ弁開, 加圧器補助スプレイ弁開
⑩原子炉冷却材系の異常な減圧 (加圧器逃がし弁開他*5)		
⑪主蒸気管破断		
⑫「原子炉冷却材喪失 (LOCA)」 及び「制御棒飛び出し」	上記機能に加え, <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入 ・ 格納容器スプレイ ・ 格納容器隔離 	上記機能に加え, <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却設備 (蓄圧注入系, 低圧注入系) ・ 原子炉格納容器スプレイ設備 ・ 原子炉格納容器隔離弁 ・ 換気空調設備 (アニュラス空気浄化設備)

表 2-4 設置許可基準規則第十二条の要求を踏まえた防護対象の抽出結果 (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	防護対象系統設備	重要度分類
原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系 (制御棒及び直接関連系)	MS-1
未臨界維持機能	原子炉停止系 (制御棒及び直接関連系) (化学体積制御設備のほう酸注入機能)	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧気安全弁 (開機能)	MS-1
原子炉停止後における除熱のための		
残留熱除去機能	余熱除去設備	MS-1
二次系からの除熱機能	主蒸気設備	MS-1
二次系への補給水機能	補助給水設備	MS-1
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		
原子炉内高圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備 (高圧注入系)	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備 (蓄圧注入系・低圧注入系)	MS-1
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	原子炉格納容器スプレイ設備 アニュラス空気浄化設備	MS-1
格納容器の冷却機能	原子炉格納容器スプレイ設備	MS-1
格納容器内の可燃性ガス制御機能		
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系 (ディーゼル発電機)	MS-1
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源設備	MS-1
非常用の交流電源機能	非常用所内電源系 (ディーゼル発電機)	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源設備	MS-1
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	MS-1
補機冷却機能	原子炉補機冷却水設備	MS-1
冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水設備	MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室空調装置	MS-1
圧縮空気供給機能	制御用圧縮空気設備	MS-1

表 2-4 設置許可基準規則第十二条の要求を踏まえた防護対象の抽出結果 (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	防護対象系統設備	重要度分類
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)	PS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号 (常用系として作動させるものを除く) の発生機能	安全保護系 (原子炉保護設備)	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系 (工学的安全施設作動設備)	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	原子炉トリップ遮断器の状態	MS-2
	ほう素濃度 (サンプリング分析)	
事故時の炉心冷却状態の把握機能	1 次冷却材圧力	MS-2
	1 次冷却材高温側/低温側温度 (広域)	
	加圧器水位	
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	格納容器圧力	MS-2
	格納容器高レンジエリアモニタ (低レンジ/高レンジ)	
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	ほう酸タンク水位	MS-2
	蒸気発生器水位 (広域, 狭域)	
	主蒸気ライン圧力	
	補助給水ライン流量	
	補助給水ピット水位	
	燃料取替揚水ピット水位	
格納容器再循環サンプル水位 (広域, 狭域)		

表 2-5 「ピット冷却」及び「ピットへの給水」機能を有する系統設備の抽出結果

機 能	防護対象系統設備	重要度分類
ピット冷却機能	使用済燃料ピット	PS-2
	使用済燃料ピット水浄化冷却設備	PS-3
ピット給水機能	燃料取替用水ピット 燃料取替用水ポンプ 使用済燃料ピット水補給ライン	MS-2

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (1/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊修船所3号炉			
分類	定義	機能	構築物 系統 又は機器	構築物 系統又は機器	重要度が特に高い 安全機能 ^{※1}		
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、(a)炉心の著しい損傷、又は(b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器を除く。）	原子炉容器	(原子炉冷却材圧力バウンダリ機能としては、左記機器・静的機器又は原子炉格納容器内機器であるため、溢水による影響を受けぬ)		
				蒸気発生器			
				1次冷却材ポンプ (原子炉冷却材圧力バウンダリになる範囲)			
				加圧器			
				配管及び弁			
				隔離弁			
				制御棒駆動装置圧力ハウジング			
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒駆動装置圧力ハウジング	制御棒駆動装置圧力ハウジング	(過剰反応度の印加防止機能としては、左記機器は静的機器のため溢水による影響を受けぬ)		
				3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心槽、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板、下部炉心板、下部炉心支持柱、下部炉心支持板、燃料集集体（ただし、燃料を除く。）	炉心槽	(炉心形状の維持機能としては、左記機器は原子炉圧力容器内にあり、また静的機器であるため、溢水による影響を受けぬ)
						上部炉心支持板	
上部炉心支持柱							
上部炉心板							
下部炉心板							
下部炉心支持柱							
下部炉心支持板							
燃料集集体（燃料を除く）							

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを（ ）内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (2/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊石町所3号炉		重要度が特に高い安全機能※1	
分類	定義	機能	構築物 系統又は機器	構築物 系統又は機器			
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系(制御棒クラスター及び制御棒駆動系(スクラム機能))	制御棒		原子炉の緊急停止機能	
				制御棒クラスター案内管			
				制御棒駆動装置(トリップ機能)			
				直結母管系	・燃料集合体の制御棒案内シンプル		
		2) 未臨界維持機能	原子炉停止系(制御棒)による系、化学体積制御設備及び非常用炉心冷却系のほう酸水注入機能	制御棒	制御棒		未臨界維持機能
					直結母管系(制御棒)	・制御棒駆動装置 ・制御棒駆動装置圧力ハウジング	
					化学体積制御設備(ほう酸水注入機能) ・充てんポンプ ・ほう酸ポンプ ・ほう酸タンク ・ほう酸フィルタ ・再生熱交換器 ・配管及び弁(ほう酸タンクからほう酸ポンプ、再生熱交換器を経て1次冷却系までの範囲)		
直結母管系(化学体積制御設備(ほう酸水注入機能))	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁 ・ほう酸タンクヒータ ・配管及び弁(燃料取替用水ピットから充てんポンプ取水配管へ接続されるまでの範囲)						
非常用炉心冷却設備(ほう酸水注入機能) ・燃料取替用水ピット ・高圧注入ポンプ ・ほう酸注入タンク ・配管及び弁(燃料取替用水ピットから高圧注入ポンプを経て1次冷却系低温側までの範囲)							
直結母管系(非常用炉心冷却設備(ほう酸水注入機能))	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁						
3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁(開閉機)	加圧器安全弁(開閉機)	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能				

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを()内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (3/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に 関する審査指針				泊石町所3号炉		重要度が特に高い 安全機能 ^{※1}
分類	定義	機能	構築物 系統 又は機器	構築物 系統又は機器		
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物 系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統 (余熱除去系 補助給水系 蒸気発生器2次側隔離弁までの主蒸気系・給水系 主蒸気安全弁 主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)	余熱除去設備 ・余熱除去ポンプ ・余熱除去冷却器 ・配管及び弁(余熱除去運転モードのルートとなる範囲)		原子炉停止後における除熱のための残留熱除去機能
				直結関係系(余熱除去設備)	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁	
				補助給水設備 ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ ・補助給水ピット ・配管及び弁(補助給水ピットから補助給水ポンプを経て主給水配管との合流部までの範囲)		原子炉停止後における除熱のための二次系への補助給水機能
				直結関係系(補助給水設備)	・ポンプタービンへの蒸気供給配管及び弁 ・ポンプミニマムフローライン配管及び弁	
				蒸気発生器		原子炉停止後における除熱のための二次系からの除熱機能
		蒸気発生器から主蒸気隔離弁までの主蒸気設備 ・主蒸気隔離弁 ・配管及び弁(蒸気発生器から主蒸気隔離弁の範囲)				
		主蒸気安全弁				
		主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)				
		蒸気発生器から主給水隔離弁までの給水設備 ・主給水隔離弁 ・配管及び弁(蒸気発生器から主給水隔離弁の範囲)				
				5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧注入系 高圧注入系 蓄圧注入系)	低圧注入系 ・燃料取替用水ピット ・余熱除去ポンプ ・余熱除去冷却器 ・配管及び弁(燃料取替用水ピット及び格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器を経て1次冷却系までの範囲) ・格納容器再循環サンプ
直結関係系(低圧注入系)	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁					
高圧注入系 ・燃料取替用水ピット ・高圧注入ポンプ ・配管及び弁(燃料取替用水ピット及び格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプを経て1次冷却系までの範囲) ・格納容器再循環サンプ						事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能
直結関係系(高圧注入系)	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁					

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを()内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (4/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊石原子炉3号炉		重要度が特に高い安全機能※1	
分類	定義	機能	構築物 系統又は機器	構築物 系統又は機器			
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系 (低圧注入系、高圧注入系、蓄圧注入系)	蓄圧注入系 ・蓄圧タンク ・配管及び弁 (蓄圧タンクから1次冷却系低圧側配管合流部までの範囲)		事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	
				原子炉格納容器 ・格納容器本体 ・貫通部 (ベネトレーション) ・エアロック ・機器導入口			(放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能としては、左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けぬ)
		6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス空気再循環設備、安全補機室空気浄化系、可燃性ガス濃度制御系	アニュラス		原子炉格納容器バウダリ配管系	
				原子炉格納容器スプレイ設備 ・燃料取替用水ピット ・格納容器スプレイポンプ ・格納容器スプレイ冷却器 ・よう素除去薬品タンク ・スプレイエダクタ ・スプレイリング ・スプレイノズル ・配管及び弁 (燃料取替用水ピット及び格納容器再循環タンクから格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器を経てスプレイリングヘッダーまでの範囲、よう素除去薬品タンクからスプレイエダクタを経て格納容器スプレイ配管までの範囲)			格納容器の冷却機能
				アニュラス空気浄化設備 ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・アニュラス空気浄化ファン ・ダクト、ダンプ及び弁		格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	
				直結関連系 (アニュラス空気浄化設備)	排気筒		
				外部遮へい ・外部遮へい壁		(放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能としては、左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けぬ)	

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを () 内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (5/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査計画				泊修船所3号炉		重要度が特に高い安全機能 ^{※1}		
分類	定義	機能	構築物 系統 又は機器	構築物 系統又は機器				
MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物 系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉保護装置 ・原子炉トリップの安全保護回路		原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能		
				工学的安全施設作動装置 ・非常用炉心冷却設備作動の安全保護回路 ・格納容器スプレイ作動の安全保護回路 ・主蒸気ライン保難の安全保護回路 ・格納容器保難の安全保護回路		工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能		
		2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮へい、換気空調系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、直流電源系、制御用圧縮空気設備 (いずれも、MS-1 関連のもの)	非常用所内電源系 ・ディーゼル機関 ・発電機 ・発電機から非常用負荷までの配電設備及び回路		直結関連系 (非常用所内電源系)	・燃料系 ・吸気系 ・始動用空気系 (自動用空気だめ (自動供給) からディーゼル機関まで) ・冷却水系	・非常用の交流電源機能 ・非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
				中央制御室及び中央制御室遮へい			(安全上特に重要な関連機能として、中央制御室は溢水影響評価上の防護対象設備として抽出。中央制御室遮へいは静的機器であるため、溢水による影響を受けがたい)	
				中央制御室空調装置 ・中央制御室給気ファン ・中央制御室循環ファン ・中央制御室非常用循環ファン ・中央制御室給気ユニット ・中央制御室非常用循環フィルタユニット ・ダクト及びダンパ		原子炉制御室非常用換気空調機能		
				原子炉補機冷却水設備 ・原子炉補機冷却水ポンプ ・原子炉補機冷却水冷却器 ・配管及び弁 (MS-1関連補機への冷却水ラインの範囲)		補機冷却機能		
				直結関連系 (原子炉補機冷却水設備)	・原子炉補機冷却水サージタンク			

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを（ ）内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (6/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊修所3号炉		重要度が特に高い安全機能 ^{※1}
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
MS-1	2) 安全上必要なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮へい、換気空調系・原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、直流電源系、制御用圧縮空気設備 (いずれも、MS-1 関連のもの)	原子炉補機冷却海水設備 ・原子炉補機冷却海水ポンプ ・原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ (海水の流路を構成する部分のみ) ・原子炉補機冷却水冷却器入口ストレーナ ・原子炉補機冷却水冷却器 ・配管及び弁 (MS-1関連機器への海水供給ラインの範囲)		冷却用海水供給機能
				直列回路系 (原子炉補機冷却海水設備)	・原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ (異物除去機能を司る部分) ・取水路 (国外トレンチを含む)	
				直流電源設備 ・蓄電池 ・蓄電池から非常用負荷までの配線設備及び電路 (MS-1関連)	・非常用の直流電源機能 ・非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
				計測制御用電源設備 ・電源装置から非常用計測制御装置までの配線設備及び電路 (MS-1関連)	非常用の計測制御用直流電源機能	
				制御用圧縮空気設備 ・制御用空気圧縮装置 ・配管及び弁 (MS-1関連機器 (主蒸気逃がし弁、アニュラス空気浄化系及び中央制御室空調系、試験採取室排気系のMS-1の空気作動ダンパ及び空気作動弁) への制御用空気供給ラインの範囲)		圧縮空気供給機能
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外の過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	化学体積制御設備の抽出系・浄化系	化学体積制御設備の抽出・浄化ライン ・再生熱交換器 ・余剰抽出冷却器 ・非再生冷却器 ・冷却材罐末式脱塩塔 ・冷却材陽イオン脱塩塔 ・冷却材脱塩塔入口フィルタ ・冷却材フィルタ ・体積制御タンク ・充電ポンプ ・封水注入フィルタ ・封水ストレーナ ・封水冷却器 ・配管及び弁		(原子炉冷却材を内蔵する機能としては、左記機器は静的機器又は動作機能の喪失により安全機能に影響しないため、溢水による影響を受けず)

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを () 内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (7/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査方針				泊石電力3号炉		重要度が特に高い安全機能※1
分類	定義	機能	構築物 系統又は機器	構築物 系統又は機器		
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物 系統及び機器	2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの大きいもの、使用済燃料ピット (使用済み燃料貯蔵ラックを含む))	活性式希ガスホールドアップ装置		(放射性物質を貯蔵する機能としては、左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けぬ)
				ガスサージタンク		
				使用済燃料ピット (使用済燃料ラックを含む)		
PS-2	2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物 系統及び機器	3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料取替クレーン		(燃料を安全に取り扱う機能としては、左記機器はフェイルセーフ設計又は静的機器のため溢水による影響を受けぬ)
				燃料移送装置		
				使用済燃料ピットクレーン		
PS-2	2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物 系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	加圧器安全弁、加圧器逃がし弁 (いずれも、吹き止まり機能に関連する部分)	加圧器安全弁 (吹き止まり機能)		(安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能として、安全弁機能は外部からの電源供給や電気信号を必要とせず、溢水による影響を受けぬ。逃がし弁機能はフェイルセーフ設計のため溢水による影響を受けぬ)
				加圧器逃がし弁 (吹き止まり機能)		
MS-2	1) PS-2 の構築物 系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物 系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	使用済燃料ピット補給水系	燃料取替用水ピットからの使用済燃料ピット水補給ライン ・燃料取替用水ピット ・燃料取替用水ポンプ ・配管及び弁 (燃料取替用水ピットから燃料取替用水ポンプを経て使用済燃料ピットまでの範囲)		(燃料プール水の補給機能として、溢水影響評価上の防護対象設備として抽出)
				2) 放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系、排気筒 (補助建屋)	

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを () 内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (8/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊修館所3号炉	重要度が特に高い安全機能 ^{※1}
分類	定義	機能	構築物 系統又は機器	構築物 系統又は機器	
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物 系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・原子炉トリップシヤ機器の状態 ・ほう素濃度 (サンプリング分析)	事故時の原子炉の停止状態の把握機能
				・1次冷却材圧力 ・1次冷却材高副側圧副側温度 (広域) ・加圧器水位	事故時の炉心冷却状態の把握機能
				・格納容器圧力 ・格納容器高レベルジェリアモニタ (低レベル高レベル)	事故時の減速措置閉込め状態の把握機能
				[圧力停止への移行] ・1次冷却材圧力 ・1次冷却材高副側圧副側温度 (広域) ・加圧器水位 ・ほう酸タンク水位	事故時のプラント操作のための情報の把握機能
				[蒸気発生器機能] ・蒸気発生器水位 (広域 狭域) ・補給給水ライン流量	
				[蒸気発生器2次側除熱] ・蒸気発生器水位 (広域 狭域) ・補給給水ライン流量 ・主蒸気ライン圧力 ・補給給水ピット水位	
				[再循環モードへの移行] ・燃料貯蔵用水ピット水位 ・格納容器再循環サンプ水位 (広域 狭域)	
2) 異常状態の新設機能	加圧器逃がし弁 (手動開閉機能), 加圧器ヒータ, 加圧器逃がし弁元弁	加圧器後備ヒータ	(左記機器の機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)		
		加圧器逃がし弁元弁 (閉機能)			
		加圧器逃がし弁 (手動開閉機能)	(プラント停止操作に必要な設備のため、左記機器の溢水影響評価上の状態対象設備として抽出)		
3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	中央制御室外原子炉停止盤	(制御室外からの安全停止機能として、左記機器の溢水影響評価上の状態対象設備として抽出)		
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1 及び PS-2以外の構築物 系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	計装配管, 試験配管	計装配管及び弁	(原子炉冷却材を内蔵する機能としては、左記機器の増設機器又は動作機能の喪失により安全機能に影響しないため、溢水による影響を受けない)
				試験制御設備の配管及び弁	
				ドレ配管及び弁	
				ベント配管及び弁	

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを () 内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (9/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査計画				泊修館所3号炉		重要度が特に高い安全機能※1
分類	定義	機能	構築物 系統 又は機器	構築物 系統又は機器		
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1 及び PS-2 以外の構築物 系統及び機器	2) 原子炉冷却材の循環機能	1 次冷却材ポンプ及びその関連系	1 次冷却材ポンプ 化学体積制御設備の封水注入ライン ・ 1 次冷却材ポンプスタンドバイ ・ 配管及び弁 ・ 1 次冷却材ポンプマージ水ヘッドタンク		(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)
		3) 放射性物質の貯蔵機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの小さいもの)	加圧器及びタンク 液体廃棄物処理設備 (貯蔵機能を有する範囲) ・ 格納容器サンプ ・ 廃液貯蔵ピット ・ 冷却材貯蔵タンク ・ 格納容器冷却材ドレンタンク ・ 補助建屋サンプタンク ・ 洗浄排水タンク ・ 洗浄排水蒸留水タンク ・ 廃液蒸留水タンク ・ 洗浄排水濃縮廃液タンク ・ 酸液ドレンタンク ・ 濃縮廃液タンク 固体廃棄物処理設備 (貯蔵機能を有する範囲) ・ 使用済燃料貯蔵タンク ・ 固体廃棄物貯蔵庫 新燃焼炉貯蔵庫		(放射性物質の貯蔵機能としては、左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けぬ)
		4) 電源供給機能 (非常用を除く。)	主蒸気系 (隔離弁以後)、給水系 (隔離弁以前)、送電線、変圧器、開閉所	発電機及び励磁機設備 (発電機負荷開閉器を含む) 直接関係系 (発電機及び励磁機設備) ・ 固定子冷却装置 ・ 発電機水素ガス冷却装置 ・ 軸密封装置 ・ 励磁系 (励磁機、AVR) 蒸気タービン設備 (主蒸気隔離弁以後) ・ 主タービン ・ 主要弁、配管 直接関係系 (蒸気タービン設備) ・ 主蒸気系 (主蒸気/駆動用) ・ タービン制御系 ・ タービン潤滑油系 主蒸気設備 (主蒸気隔離弁以後) 給水設備 (主給水隔離弁以前) ・ 電動注給水ポンプ ・ タービン駆注給水ポンプ ・ 給水加熱器 ・ 配管及び弁 直接関係系 (給水設備) ・ 駆動用蒸気		(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを () 内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (10/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊石電力3号炉		重要度が特に高い安全機能※1
分類	定義	機能	構築物 系統又は機器	構築物 系統又は機器		
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器	4) 電源供給機能 (非常用を除く。)	主蒸気系 (隔離弁以後)、給水系 (隔離弁以前)、送電線、変圧器 開閉所	復水設備 (復水器及び循環水ラインを含む。)		(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)
				直接関係系 (復水設備)	・復水器空気抽出系 (機械式空気抽出系、配管及び弁) ・取水設備 (屋外トレンチを含む)	
	所内電源系統 (MS-1以外)			・発電機又は外部電源系から所内負荷までの高圧配電設備及び配線		
	直圧電源設備 (MS-1以外)			・蓄電池 ・蓄電池から常用負荷までの高圧配電設備及び配線		
	計測制御用電源設備 (MS-1以外)			・電源装置から常用計測制御装置までの高圧配電設備及び配線		
	制御系統装置用電源設備					
	送電線設備			・送電線		
	変圧器設備			・所内変圧器 ・起動変圧器 ・予備変圧器 ・配線		
	直接関係系 (変圧器設備)	・油分防止装置 ・冷却装置				
	開閉所設備			・母線 ・遮断器 ・断路器 ・配線		
	5) プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。)	原子炉制御系、原子炉計装、プロセス計装	原子炉制御設備の一部	原子炉計装の一部		(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)
			プロセス計装の一部			

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを () 内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (11/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査計画				泊原発所3号炉		重要度が特に高い安全機能※1
分類	定義	機能	構築物 系統 又は機器	構築物 系統又は機器		
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1 及び PS-2 以外の構築物 系統及び機器	6) プラント運転補助機能	補助蒸気系、制御用圧縮空気設備 (MS-1 以外)	補助蒸気設備 ・ 蒸気供給配管及び弁 ・ 補助蒸気ドレンタンク ・ 補助蒸気ドレンポンプ ・ スチームコンバータ ・ スチームコンバータ給水ポンプ ・ スチームコンバータ給水タンク	・ 軸受水 (スチームコンバータのみ)	(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)
				直接関係系 (補助蒸気設備)		
				原子炉補機冷却水設備 (MS-1以外) ・ 配管及び弁		
				軸受冷却設備 ・ 軸受冷却水ポンプ ・ 熱交換器 ・ 配管及び弁		
				直接関係系 (軸受冷却設備)	・ スタンドバイ	
				給水処理設備 ・ 配管及び弁 ・ 2次系純水タンク		
	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物 系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料油配管	燃料油配管及び機器		(左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けにくい)
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	化学体積制御設備の浄化系 (浄化機能)	化学体積制御設備の浄化ライン (浄化機能) ・ 体積制御タンク ・ 再生熱交換器 (側側) ・ 非再生熱交換器 (管側) ・ 冷却材脱塩式脱塩塔 ・ 冷却材脱塩イオン脱塩塔 ・ 冷却材脱塩塔入口フィルタ ・ 冷却材フィルタ ・ 抽出設備配管及び弁		(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを () 内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (12/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査計画				泊原発所3号炉		重要度が特に高い安全機能 ^{※1}			
分類	定義	機能	構築物 系統又は機器	構築物 系統又は機器					
MS-3	1) 運転時の異常が過渡変化があっても、MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	加圧器逃がし弁 (自動操作)	加圧器逃がし弁 (自動操作)	直設母管系	・加圧器から加圧器逃がし弁までの配管	(原子炉圧力の上昇の緩和機能としては、左記機器は自動減圧系により代替が可能である)		
		2) 出力上昇の抑制機能	タービンランバック系 制御棒引抜阻止インターロック	タービンランバックインターロック 制御棒引抜阻止インターロック			(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)		
		3) 原子炉冷却材の補給機能	化学体積制御設備の充てん系、1次冷却系補給水設備	化学体積制御設備の充てんライン及びほう酸補給ライン	化学体積制御設備の充てんライン及びほう酸補給ライン	・ほう酸補給タンク	・ほう酸混合器	・ほう酸補給設備配管及び弁	(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)
				給水処理設備の1次系補給水ライン	給水処理設備の1次系補給水ライン	・1次系純水タンク	・配管及び弁	・1次系補給水ポンプ	
	直設母管系 (給水処理設備の1次系補給水ライン)			直設母管系 (給水処理設備の1次系補給水ライン)	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁				
	4) タービントリップ機能	タービン保安装置、主蒸気止め弁 (閉機能)	タービン保安装置	タービン保安装置			(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)		
			主蒸気止め弁 (閉機能)	主蒸気止め弁 (閉機能)					
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所、試験採取系、通信連絡設備、放射線監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明	原子力発電所緊急時対策所	原子力発電所緊急時対策所			(緊急時対策所は、屋外で生じる溢水が滞留しない敷地内所に設置されており、屋外から溢水伝播することはない。内部にも溢水源がないことから、溢水の影響を受けない)	
				直設母管系 (原子力発電所緊急時対策所)	直設母管系 (原子力発電所緊急時対策所)	・情報収集設備	・通信連絡設備		・資材及び器具
				蒸気発生器ブローダウンライン (サンプリング機能を有する範囲)	蒸気発生器ブローダウンライン (サンプリング機能を有する範囲)				
試験採取設備 (事故時に必要な1次冷却材放射線物質濃度及び原子炉格納容器雰囲気放射線物質濃度のサンプリング分析機能を有する範囲)				試験採取設備 (事故時に必要な1次冷却材放射線物質濃度及び原子炉格納容器雰囲気放射線物質濃度のサンプリング分析機能を有する範囲)	・配管及び弁				
通信連絡設備				通信連絡設備	・1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備				(左記機器は事故時のプラント操作のための情報の把握機能にて代替可能である)
放射線監視設備の一部				放射線監視設備の一部					(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)
原子炉計装の一部	原子炉計装の一部								
			プロセス計装の一部	プロセス計装の一部					

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを()内に整理。

表 2-6 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統設備との関連性 (13/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査計画				泊修電所3号炉		重要度が特に高い安全機能 ^{※1}	
分類	定義	機能	構築物 系統又は機器	構築物 系統又は機器			
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構築物 系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所 試験採取系 通信連絡設備 放射線監視設備 事故時監視計器の一部 消火系 安全避難通路 非常用照明	消火設備 ・水消火設備 ・ろ過水タンク ・泡消火設備 ・二酸化炭素消火設備		(左記機器は他の消火設備により代替が可能である)	
				直接関連系 (消火設備)	・消火水ポンプ ・火災検出装置 (受信機を含む) ・防火扉 防火ダンパ 耐火壁 隔壁 (消火設備の機能を維持・担保するために必要なもの)		(消火水ポンプは他の消火設備により代替が可能であり、火災検出装置については復旧により対応が可能である。それ以外については静的機器であるため溢水による影響を受けない)
				安全避難通路			(左記機器は静的機器のため溢水による影響を受けない)
				直接関連系 (安全避難通路)	安全避難扉		
			非常用照明			(左記機器は懐中電灯等の可搬型照明により代替が可能である)	

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを（ ）内に整理。

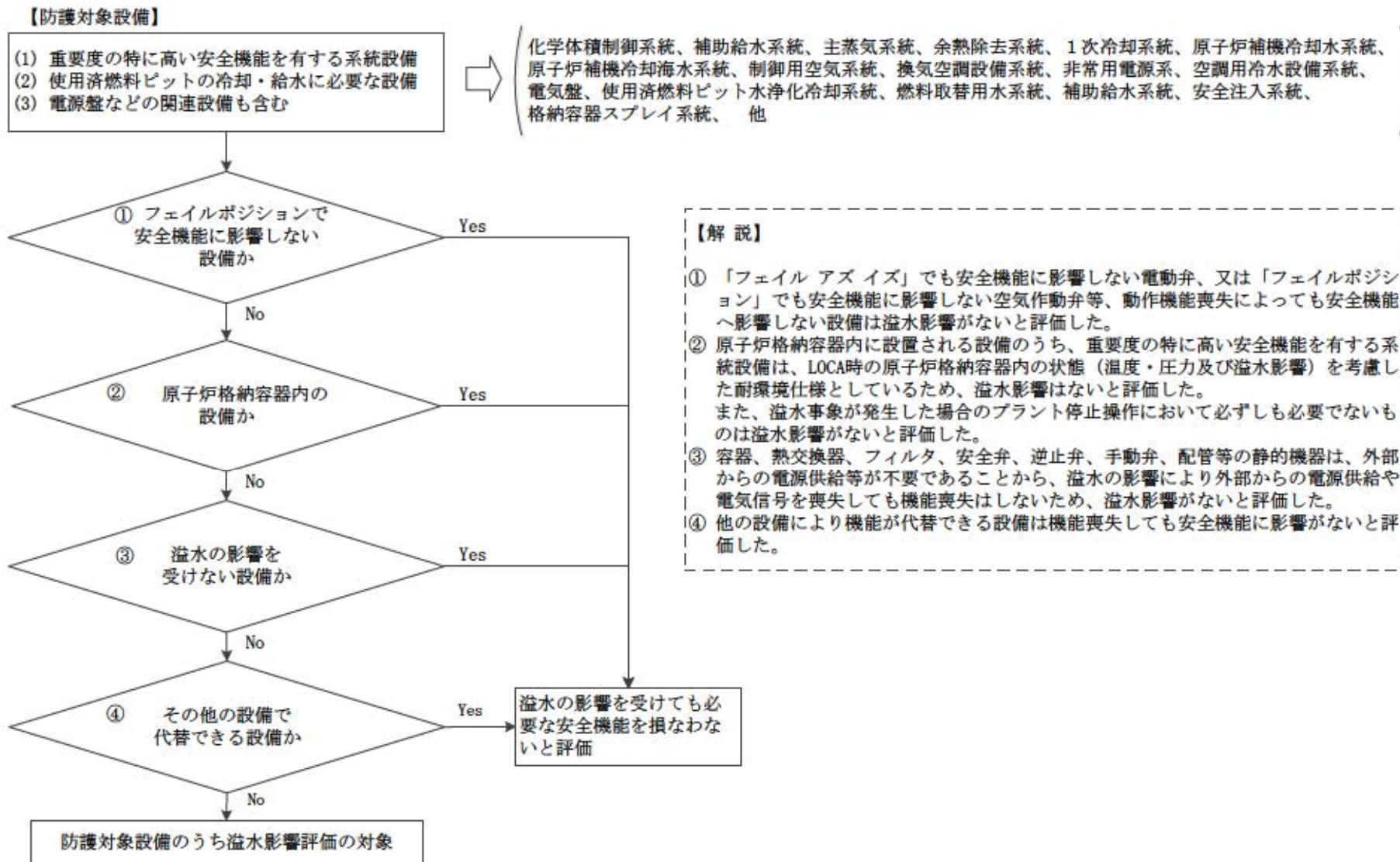


図 2-1 溢水影響評価の対象とする設備の考え方

3. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

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

- (1) 想定破損による溢水
- (2) 消火水の放水による溢水
- (3) 地震起因による溢水
- (4) その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）

溢水源となり得る機器は、流体を内包する容器及び配管とし、(1)又は(3)の評価において破損を想定するものはそれぞれの評価での溢水源として設定する。

(1)又は(2)の溢水源の想定に当たっては、一系統における単一の機器の破損又は単一箇所での異常状態の発生とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。

(添付資料2)

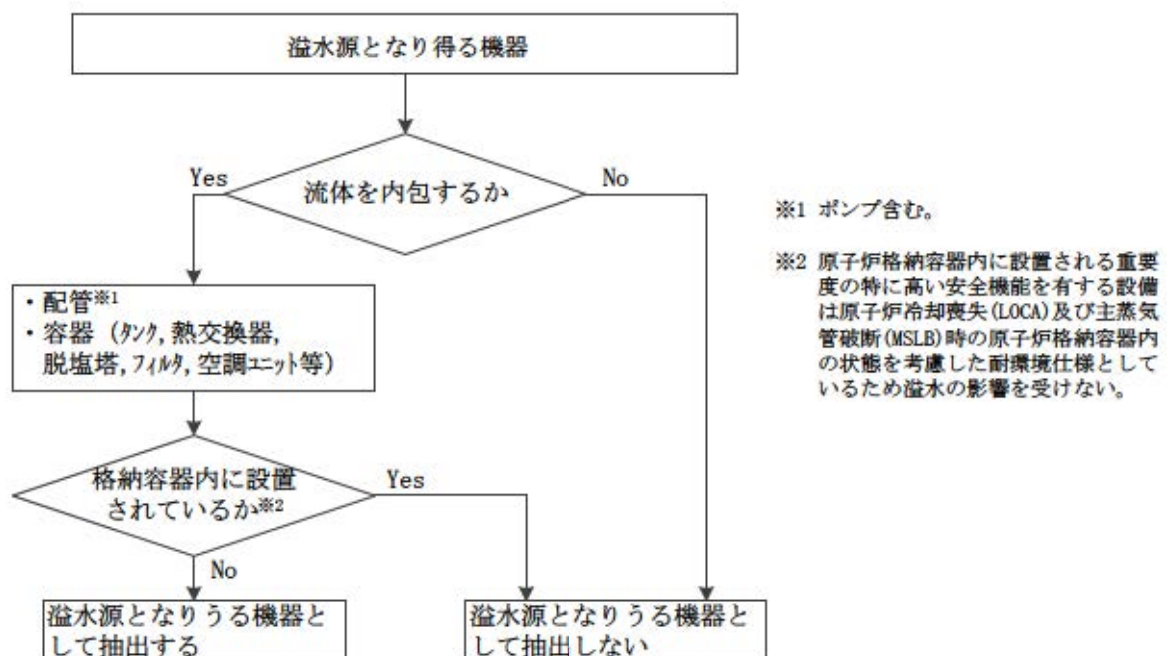


図 3-1 想定破損及び地震起因において溢水源となり得る機器の抽出の考え方

3.1 想定破損による溢水

3.1.1 配管の想定破損箇所、破損形状の設定

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

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

- ・ 「高エネルギー配管」とは、呼び径 25A(1B)を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が 95℃を超えるか又は運転圧力が 1.9MPa[gage]を超える配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。
- ・ 「低エネルギー配管」とは、呼び径 25A(1B)を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が 95℃以下で、かつ運転圧力が 1.9MPa[gage]以下の配管。ただし、被水の影響については配管径に関係なく評価する。なお、運転圧力が静水頭圧の配管は除く。
- ・ 高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の 2%又はプラント運転期間の 1%より小さければ、低エネルギー配管として扱う。(添付資料 3)

(1) 高エネルギー配管

高エネルギー配管の破損形状設定の考え方について以下に示す。

①対象系統

対象となる高エネルギー配管を有する系統を表 3-1 に示す。このうち、補助蒸気系統および蒸気発生器ブローダウン系統の一部（主蒸気管室外）以外の系統については、任意の箇所での「完全全周破断」を想定し、補助蒸気系統および蒸気発生器ブローダウン系統の一部（主蒸気管室外）については、以降に示す考え方にて破損形状を設定する。

②ターミナルエンド部

配管のアンカーサポート点、固定機器ノズル部との配管接続部等の配管の熱膨張等を完全に（ほぼ 6 自由度）拘束するターミナルエンド部については、「完全全周破断」を想定する。

③応力評価による破損形状設定

応力評価を実施した配管については、応力評価の結果により発生応力が許容応力の0.4倍を超え0.8倍以下であれば「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下「1/4Dt 貫通クラック」という。）」を想定し、発生応力が許容応力の0.4倍以下であれば破損は想定しない。高エネルギー配管の破損形状設定のフローについて、没水影響評価のフローを図3-2、蒸気影響評価のフローを図3-3に示す。

表 3-1 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
1次冷却系統	○	○
化学体積制御系統（充てん）	○	○
化学体積制御系統（抽出）	○	○
補助蒸気系統	○	—
主蒸気系統	○	○
主給水系統	○	○
補助給水系統	○	○
蒸気発生器ブローダウン系統	○	○

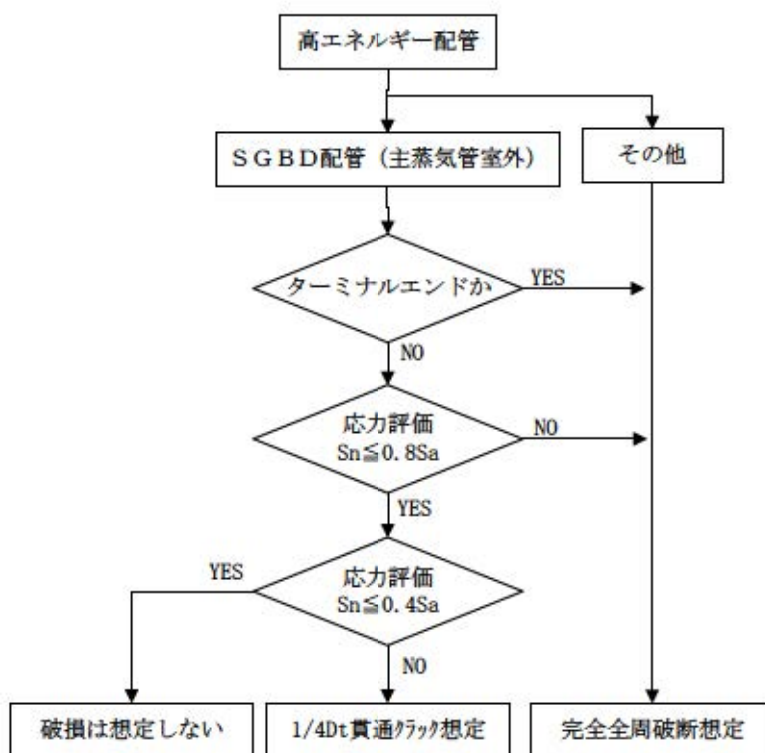


図 3-2 高エネルギー配管の破損形状設定フロー（没水影響評価）

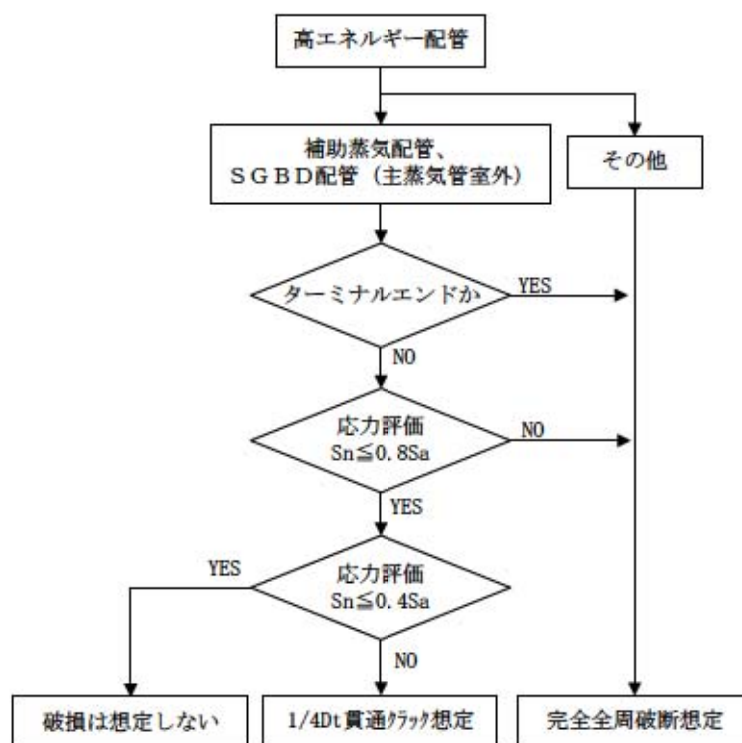


図 3-3 高エネルギー配管の破損形状設定フロー（蒸気影響評価）

なお、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] を超える配管のうち、配管口径 25A 以下の小口径配管については、「完全全周破断」を想定し、被水及び蒸気の影響を評価する。

また、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施することとする。

(2) 低エネルギー配管

低エネルギー配管の破損形状設定の考え方について以下に示す。

①対象系統

対象となる低エネルギー配管を有する系統を表 3-2 に示す。

②応力評価による破損形状設定

応力評価を実施した配管については、応力評価の結果により発生応力が許容応力の 0.4 倍を超えるものについては「1/4Dt 貫通クラック」を想定し、発生応力が許容応力の 0.4 倍以下であれば破損は想定しない。

低エネルギー配管の破損形状設定のフローについて図 3-4 に示す。

表 3-2 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]
原子炉補機冷却水系統 ^{※1}	43	1.1
原子炉格納容器スプレイ系統 ^{※1}		※2
余熱除去系統 ^{※1}		※2
化学体積制御系統（充てん）	47	0.2
化学体積制御系統（抽出）	47	1.8
化学体積制御系統 （充てん・抽出ライン以外） ^{※1}	77	1.1
空調用冷水設備系統	10	1.0
地下水排水系統	40	0.5
原子炉補給水系統（脱塩水）	40	1.1
原子炉補給水系統（純水）	40	1.1
水消火系統	49	1.8
飲料水系統	40	0.6
燃料取替用水系統 ^{※1}	40	0.9
使用済燃料ピット水浄化冷却系統	65	1.1
補助給水系統 ^{※1}		※2
安全注入系統 ^{※1}		※2
試料採取系統	47	0.7
原子炉補機冷却海水系統 ^{※1}	26	0.7
気体廃棄物処理系統	40	1.1
液体廃棄物処理系統	80	1.1
固体廃棄物処理系統	40	1.1
所内用水系統	20	1.1
海水電解装置海水供給・注入系統	26	0.7
海水ストレーナ排水系統	26	0.7
海水淡水化設備系統	25	1.0
循環水系統	26	0.1
軸受冷却水系統	30	0.7

※1 重大事故等対処設備配管含む。

※2 高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さいため低エネルギー配管として扱うもの

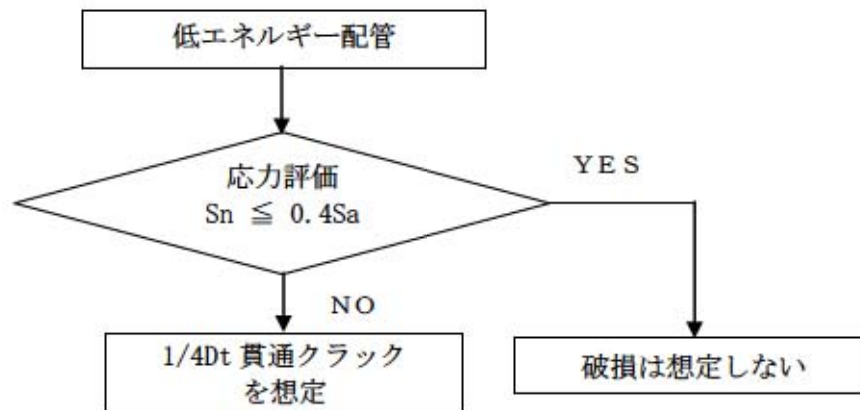


図 3-4 低エネルギー配管の破損形状設定フロー

なお、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]以下の配管のうち、配管口径 25A 以下の小口径配管については破損を想定しない。

また、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施することとする。

3.1.2 配管の応力評価の方針

評価ガイド附属書Aに従い、供用状態A、B及び(1/3)Sd地震荷重に対して設計・建設規格 PPC-3530(1)b. の計算式により S_n (一次応力+二次応力) を算出する。

なお、応力の算出については、定ピッチスパン法を用いて実施し、裕度が少ない場合には3次元はりモデルによる詳細評価にて裕度確認を行う。高エネルギー配管の強度評価において定ピッチスパン法を用いる場合は、熱による二次応力の考慮として、建設工認時における限度値の $10\text{kg}/\text{mm}^2$ (100MPa) を一律に用いて評価する。

(添付資料4)

$$\text{b. } S_n = \frac{P_m D_o}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b) + i_2 M_c}{Z}$$

S_n :一次応力と二次応力を加えて求めた応力(MPa)

i_1, i_2 :応力係数

M_c :管の熱による支持点の変位および熱膨張により生ずるモーメント(N・mm)

P_m :内面に受ける最高の圧力(MPa)

M_b :管の機械的荷重(逃し弁または安全弁の吹出し反力その他の短期的荷重に限る)により生ずるモーメント(N・mm)

D_o :管の外径(mm)

t :管の厚さ(mm)

M_a :管の機械的荷重(自重その他の長期荷重に限る)により生ずるモーメント(N・mm)

Z :管の断面係数(mm^3)

$$\text{d. } S_a = 1.25fS_c + (1.2 + 0.25f)S_h$$

S_a :許容応力(MPa)

f :許容応力低減係数

S_c :室温における材料の許容引張応力(MPa)

S_h :使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

設計・建設規格 PPC-3530(1) 抜粋

3.1.3 想定破損箇所からの溢水量の算定

3.1.1により想定した配管破損箇所からの溢水量を以下の考え方に基づき算定する。

(1) 破損個所の考え方

破損を想定すべき箇所が複数ある場合には、破損位置によって検知するまでの時間、隔離に要する時間、防護対象機器への影響が異なることから、溢水影響評価にあたって最も厳しい箇所を選定して評価する。

(2) 破損時の隔離までの考え方

a. 異常の検知

配管破損による異常を早期に検知する手段として以下の4つの方法がある。それぞれの異常の検知までの時間は、警報発信までの時間(①～③)と巡視点検頻度(④)を基に設定する。

- ①：区画内に設置された各種センサによる警報（センサ検知）
- ②：系統に設置されている圧力計，流量計，水位計などの中央表示値の変化や演算処理による警報（システム検知）
- ③：床ドレン配管を通して集水される最下層のサンプル水位高警報（サンプル検知）
- ④：巡視点検等による現場確認（人による検知）

「センサ検知」には、高温配管の破断による蒸気の噴出により区画内の温度上昇を早期に検出する手段等があり、何れも中央制御室に警報を表示する。

「システム検知」は、配管破損による系統の流量や圧力の変化を検出し、中央制御室に警報を表示する。流量や圧力の変化が緩やかであり、「センサ検知」や「システム検知」による警報が表示されない場合には、破損箇所から目皿等へ流れた溢水が最下層のサンプルに集まる「サンプル検知」や巡視点検等による「人による検知」となる。

b. 事象の判断・漏えい箇所の特定

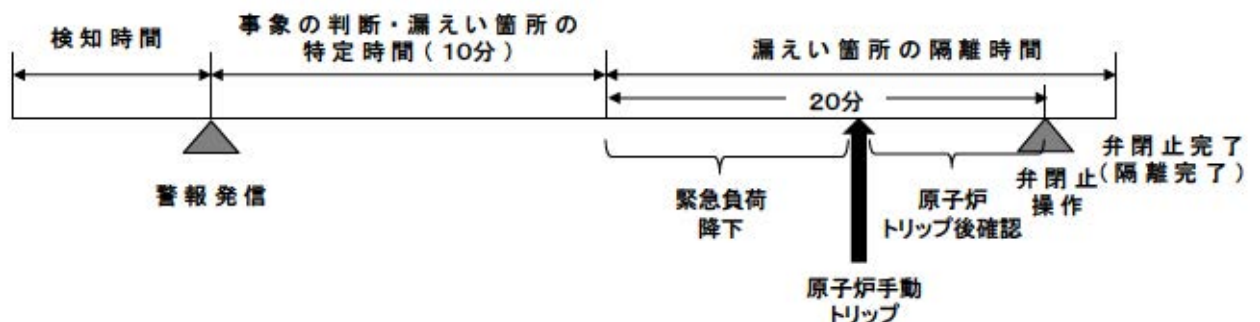
運転員は訓練により、事象の判断・漏えい箇所の特定を短時間で的確に実施する。中央制御室において漏えい箇所の特定が可能な場合には判断・特定時間を10分とする。その際、事象の判断・漏えい箇所の特定については、圧力計、流量計、水位計などのパラメータの変化を組み合わせる。

一方、現地での漏えい箇所の確認が必要な場合には、移動の時間も合わせて判断・特定時間を設定する。

c. 漏えい箇所の隔離

漏えい箇所の隔離時間は、現場又は中央制御室における隔離操作にかかる時間（以下、操作時間）と漏えい停止にかかる時間（以下、停止時間）の合計とし、操作時間の余裕を考慮して合計時間を分単位で切上げた設定とする。なお、手動による漏えい停止の手順は、保安規定又はその下位規定に定める。緊急負荷降下操作については、訓練により確認した実績時間に余裕を見込み、原子炉トリップ後の状況確認を含めて20分を確保する。（下図例）

また、ポンプを停止する場合は空転時間を考慮して設定する。



例：緊急負荷降下

(3) 破損箇所からの流出流量の考え方

a. 高エネルギー配管

高エネルギー配管の想定破損部からの流出流量の設定においては、ポンプ吐出ラインの完全全周破断を想定する箇所からの流出流量についてはポンプのランアウト流量を考慮して算定するとともに、高温加圧水を内包するラインについては、破損想定箇所の配管口径、内圧をもとに臨界流量を算定し適用する。

b. 低エネルギー配管

低エネルギー配管の想定破損部からの流出流量の設定においては、1/4t 貫通クラックからの流出流量を評価ガイド 付録BのB（1）式を用いて算定する。なお、1/4t 貫通クラックの破損箇所の条件は、各系統の最高使用圧力・最大口径とする。

(4) 溢水量の算定

破損を想定するライン毎に「(2) 破損時の隔離までの考え方」にて算定した漏えい発生から隔離完了までの時間に、「(3) 破損箇所からの流出流量の考え方」にて算定した流出流量を掛け合わせた溢水量に、隔離箇所より下流側の機器、配管の保有水量を合計したものを想定破損箇所からの溢水量として設定する。
(添付資料5)

3.2 消火水の放水による溢水

3.2.1 溢水源の考え方

消火水の放水による溢水については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定し、消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

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、放水量は評価ガイドに従い放水時間を設定して算定する。

なお、消火水を使用しない消火手段であるハロン消火設備又は二酸化炭素消火設備を設置する区画は、ハロン又は二酸化炭素を消火手段として考慮した評価を実施する。

(1) 放水時間の設定

消火栓からの放水時間については3時間を基本とし、火災源が小さいエリアについては、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」を参考に、放水時間を設定する。

(2) 放水量の設定

溢水量の算定に用いる放水量は、屋内消火栓が設置された建屋については消防法施行令第十一条に規定される、「屋内消火栓設備に関する基準」により、屋外消火栓を用いた消火活動を行う循環水ポンプ建屋について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、各消火栓からの放水量を消火栓性能に応じて設定し、評価に用いる放水量を2倍とする。具体的には火災防護評価にて算出した「火災荷重」を用いて「等価火災時間」を考慮し、消火栓からの放水量を次のとおり設定する。

(添付資料 1 3 別紙 1)

[屋内消火栓] (1号消火栓)

- $130\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 0.5\text{時間} \times 2\text{倍} = 7.8\text{m}^3$
- $130\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 1.0\text{時間} \times 2\text{倍} = 15.6\text{m}^3$
- $130\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 1.5\text{時間} \times 2\text{倍} = 23.4\text{m}^3$
- $130\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 2.0\text{時間} \times 2\text{倍} = 31.2\text{m}^3$
- $130\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 3.0\text{時間} \times 2\text{倍} = 46.8\text{m}^3$

[屋外消火栓]

- $350\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 0.5\text{時間} \times 2\text{倍} = 21.0\text{m}^3$
- $350\text{L}/\text{min}/\text{個} \times 2.0\text{時間} \times 2\text{倍} = 84.0\text{m}^3$

表 3-3 火災荷重と等価火災時間について
(米国 NFPA Handbook Twentieth Edition より)

火災荷重 (MJ /m ²)	等価火災時間 (h)
454	0.5
909	1.0
1,360	1.5
1,820	2.0
2,730	3.0
3,640	4.5
4,320	7.0
4,910	8.0
5,680	9.0

[JEAG4607-2010 解説-4-5(1)より抜粋]

消火栓以外の設備としては、スプリンクラーや格納容器スプレイ系統があるが、防護対象設備が設置されている建屋には、自動作動するスプリンクラーは設置しない設計とし、防護対象設備が設置されている建屋外のスプリンクラーに対しては、その作動による溢水の流入により、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とすることから溢水源として想定しない。

また、原子炉格納容器内の防護対象設備については、格納容器スプレイ系統の作動により発生する溢水により安全機能を損なうことのない設計とする。なお、格納容器スプレイ系統の作動回路は、チャンネルの単一故障を想定してもその機能を失うことがなく、かつ、偽の信号発生等による誤動作を防止する設

計とする。

具体的には、原子炉格納容器圧力異常高の「2 out of 4」信号による自動作動又は中央制御盤上の操作スイッチ2個を同時に操作することによる手動作動としているため、格納容器スプレイ系統の誤作動による溢水は想定しない。

3.3 地震起因による溢水

3.3.1 地震起因による溢水源

地震起因による溢水については、溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、基準地震動による地震力により破損が生じる機器及び使用済燃料ピットのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

なお、耐震重要度分類については、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針及び原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC-4601）の記載に準拠して定めた。

(1) 地震により破損して溢水源となる対象機器

流体を内包する機器（配管、容器、ポンプ）のうち、基準地震動に対して耐震性が確保されない機器については破損による溢水を想定し溢水源として考慮する。

具体的には、耐震Sクラスの機器については、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されていることから破損による溢水は想定せず、耐震B、Cクラスの機器（配管、容器）であっても、基準地震動による地震力に対して構造強度評価を実施し、耐震性が確保されることが確認された機器については破損による溢水は想定しない。

また、防護対象設備が設置されていない水密区画内設置機器については、破損した場合においても破損による溢水が水密区画内に留まることから、溢水源としては想定しない。

なお、耐震B、Cクラスの機器の構造強度評価にあたっては、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」等（以下「JEAG等」という。）の規格基準の評価手法・条件を適用し、耐震Sクラスの機器と同様の評価を実施する。

溢水源とする機器及び溢水源としない機器の抽出フローを図3-5に示す。

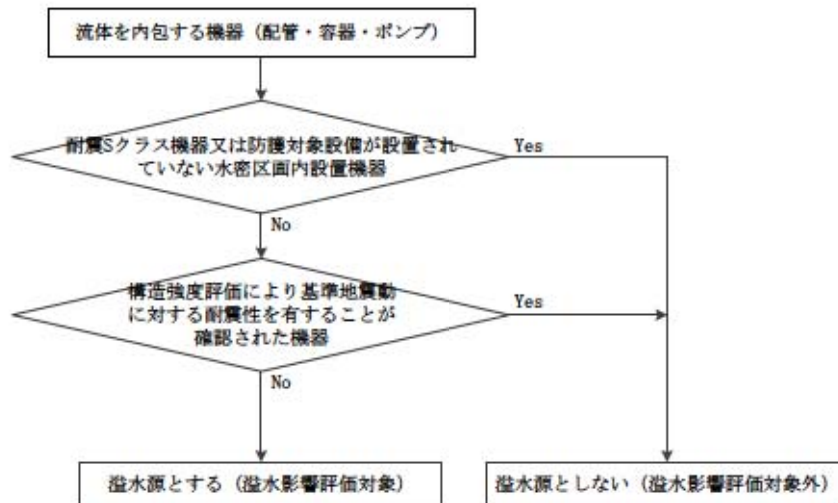


図3-5 溢水源とする機器及び溢水源としない機器の抽出フロー

(2) 使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水

使用済燃料ピット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。

3.3.2 機器（配管含む）の耐震評価方針

(1) 評価方針

機器の破損による溢水防止の観点から、以下の方針により基準地震動による地震力に対して、評価対象となる耐震B、Cクラス機器の構造強度評価を実施し、バウンダリ機能が確保されることを確認する。

- ・構造強度評価に係る応答解析は、基準地震動を用いた動的解析によることとし、機器の応答性状を適切に表現できるモデルを設定する。その上で、当該機器の据付床の水平方向および鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い、それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。
- ・応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。
- ・応力評価に当たり、簡易的な手法を用いる場合は詳細な評価手法に対して保守性を有するよう留意し、簡易的な手法での評価結果が厳しい箇所については詳細評価を実施することで健全性を確保する。

- ・基準地震動による地震力に対する発生応力の評価基準値は、安全上適切と認められる規格及び基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。
- ・バウンダリ機能確保の観点から、設備の実力を反映する場合には規格基準以外の評価基準値の適用も検討する。
- ・評価部位については、JEAG等の評価対象部位を基に構造上適切な評価部位を選定する。

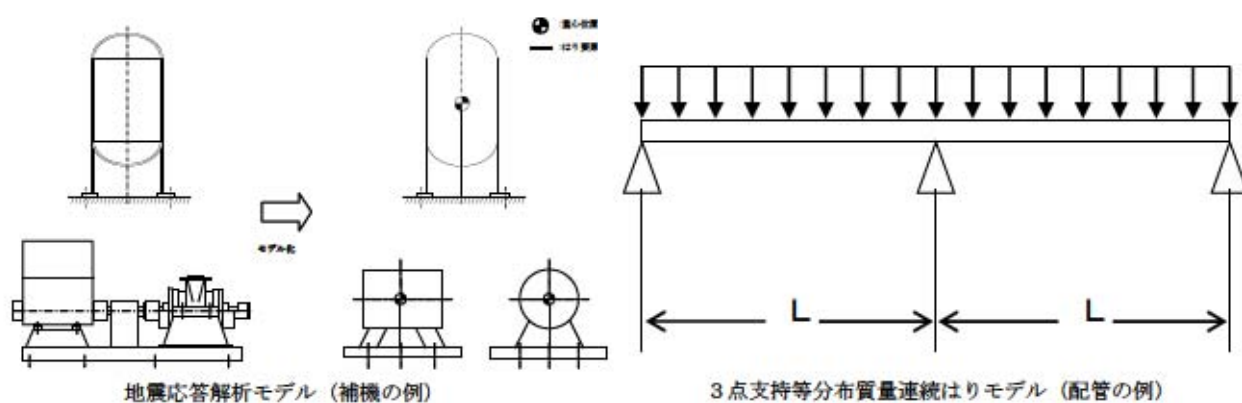


図3-6 補機類・配管類の地震応答解析モデル（例）

(2) 容器等の耐震評価

評価対象となる耐震B, Cクラスの容器およびポンプ(以下、「容器等」という。)の解析条件を以下に示す。

a. 解析条件

- ・設計用地震波：基準地震動
- ・減衰定数：(水平) 1.0%，(鉛直) 1.0%
- ・床応答曲線 (FRS)：±10%拡幅，1.2ZPA^{※1}以上の加速度で確認

※1: 機器が据付られている床の最大応答加速度の1.2倍の値

- ・応力の組合せ：絶対値和または二乗和平方根 (SRSS)

(3) 配管の耐震評価

評価対象となる耐震B, Cクラス配管については, 種々の配管があることから, 耐震評価にあたり, 工事計画認可で考慮されている対象配管の配管条件, 相対変位の影響を確認し, 対象配管について定ピッチスパン法もしくは3次元はりモデルを用いた評価を実施する。

a. 解析条件

配管の耐震評価に用いる主要な解析条件を表 3-4 及び表 3-5 に示す。

なお, 定ピッチスパン法については, 配管諸元 (単位長さ当たり重量, 内圧等) は各耐震クラスで異なることから, 配管の固有振動数等が変わるため, 各クラスで設定されている配管諸元に応じた評価を実施する。

表 3-4 配管 (定ピッチスパン法) の解析条件

	B, C クラス配管 (溢水波及影響評価)	【参考】 S クラス配管 (設計評価)
手法	定ピッチスパン法	定ピッチスパン法 (*1)
地震波	基準地震動 ・ NS・EW 包絡 ・ ±10% 拡幅 ・ ピーク保持	基準地震動 Ss 同 左
荷重の組合せ	二乗和平方根 (SRSS)	同 左
減衰定数	0.5, 1.5, 2.0, 3.0% (*2)	同 左
許容応力状態	IV _A S	同 左
評価項目 ・ 応力	○	○
地震時の相対変位の考慮(*3)	要	要

*1: 150℃を超え, 4B 以上の高温配管は 3 次元はりモデル解析

*2: JEAG 等および試験等で妥当性が確認された値

*3: 熱応力については建設時の条件を確認

表 3-5 配管（3次元はりモデル）の解析条件

	B, C クラス配管 (溢水波及影響評価)	【参考】 S クラス配管 (設計評価)
手法	3次元はりモデル	3次元はりモデル
地震波	基準地震動 ・NS・EW 包絡 ・±10% 拡幅 ・ピーク保持	基準地震動 Ss 同 左
荷重の組合せ	二乗和平方根 (SRSS)	同 左
減衰定数	0.5, 1.5, 2.0, 3.0% (*1)	同 左
許容応力状態	IV _A S	同 左
評価項目 ・応力	○	○
地震時の相対変位の考慮(*2)	要	要

*1: JEAG 等および試験等で妥当性が確認された値

*2: 熱応力については建設時の条件を確認

(4) 使用済燃料ピットのスロッシング評価

地震時のスロッシング挙動に影響を与える範囲をモデル化することとし、原子炉建屋の使用済燃料ピットエリア全域を対象とする。また、保守的に使用済燃料ピットA、使用済燃料ピットB、燃料取替用キャナル、キャスクピット、燃料検査ピットの全てが水張りされた状態で3次元流動解析により溢水量を算定する。

原子炉建屋(T.P. 33.1m)の使用済燃料ピット周辺の概要を図3-7に示す。

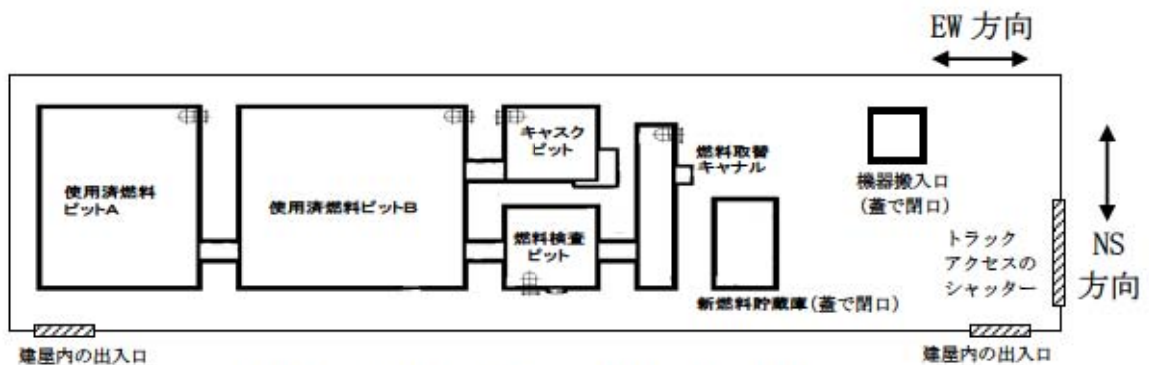


図3-7 使用済燃料ピット周辺の概要図

a. 解析条件

使用済燃料ピットの地震時スロッシング解析条件を表3-6に示す。

表3-6 使用済燃料ピットスロッシング解析条件

モデル化範囲	使用済燃料ピットのあるフロアレベル全体
境界条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋外への流出境界はトラックアクセスのシャッター位置とする。 ・ 建屋内の室内外への出入口も流出境界とする。 ・ その他のモデル化範囲外周は壁境界を設置し、溢水の跳ね返りを考慮する。 ・ 鉛直方向の上部は大気開放条件とする。 ・ 蓋で閉口している床面開口部（新燃料貯蔵庫、機器搬入口）からの流出は考慮しない。 (但し、防護対象設備の没水評価では、スロッシングによる溢水の全量が床面開口部から下層階へ流出する想定としている)
水位	T.P. 32.73m(H.W.L)
評価用地震波	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊3号炉で策定する全ての地震動を評価対象とする。 ・ 燃料取扱棟(T.P. 33.1m)の応答時刻歴波を使用し、水平および鉛直方向の地震波を同時入力とする。 (水平2方向と鉛直方向の組合せも考慮する)
解析コード	FLOW-3D Ver9.2.1 (自由表面挙動解析に優れる3次元流動解析ソフト)
その他	使用済燃料ラックは考慮せず、ピット内の水が全て揺動するとした。また、ピット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。

(添付資料6, 7)

3.3.3 地震破損等による溢水量の算定

地震破損を想定する機器からの溢水量および使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水量を以下の考え方に基づき算定する。

(1) 破損形状および溢水量の考え方

① 配管

- ・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。

ただし、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮し、漏えい停止までの適切な時間を考慮して溢水量を算定する。また、配管の破損箇所から津波による浸水が生じる場合には、その浸水量を加味する。

- ・循環水管については、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、循環水ポンプを停止するまでの時間を考慮して溢水量を算定する。その際、循環水管の破損箇所からの津波の流入量も考慮する。

② 容器

- ・容器内保有水の全量流出を想定し溢水量を算定する。

③ 使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水

- ・汎用流体解析コードを用いた解析により算定する。

(2) 配管破損時の隔離までの考え方

地震破損を想定する配管の隔離では、手動操作による隔離が必要となる系統を予め選定し、地震加速度大原子炉トリップ信号発信時には漏えいの有無に関わらず、中央制御室及び現場での隔離操作を実施することを保安規定の下部規定に定めている。

<地震加速度大原子炉トリップ信号発信時の隔離までの時間設定>

① 隔離操作の開始

地震発生後 10 分間は運転員によるプラント状況確認、パラメータ確認等を実施することから、隔離操作はそれ以降に開始する。

② 現場への移動

隔離操作を現場で行う場合の移動時間を、アクセスルートの溢水水位等の環境条件を考慮して設定する。

③ 系統隔離

系統の隔離時間は、操作時間と停止時間の合計とし、操作時間の余裕を考慮して合計時間を分単位で切上げた設定とする。

①, ②, ③に要する時間を合計し、地震加速度大原子炉トリップ信号発信から隔離完了までの時間を設定する。

(3) 配管破損箇所からの流出流量の考え方

完全全周破断による破損箇所からの流出流量の設定においては、定格運転状態での流量にて溢水量を算出することを基本とする。但し、定格運転状態での流量が定められていない場合には、評価ガイド 付録BのB(1)式を用いて流出流量を設定する。また、ポンプ吐出ラインの破損においては、ポンプのランアウト流量も考慮して流出流量を設定する。

(4) 配管破損箇所からの溢水量の算定

「3.1.3(4) 溢水量の算定」に同じである。

(添付資料8)

3.4 その他の溢水

その他の溢水については、地下水の流入、降水、竜巻による飛来物の衝突による屋外タンクの破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

(添付資料2)

4. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

4.1 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する溢水防護区画は、防護対象設備が設置されている全ての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。

溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、床段差等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

(添付資料1)

4.2 溢水経路の設定

発生した溢水は、下層階への溢水の落水先を特定したうえで、下層階への落水箇所が複数ある場合で別の溢水防護区画に流入する場合は、それぞれの区画で上層階からの溢水全量を流入させ溢水評価を行う。

溢水経路は、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように保守的に設定する。

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

具体的には、プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響によって、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。

溢水防護区画内漏えい及び溢水防護区画外漏えいについて具体的に以下の考え方で溢水経路を設定する。

(1) 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路

溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の設定においては、溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう、原則として当該溢水防護区画から溢水を区画外に流出させないように溢水経路を設定する。

上層階からの流入がある場合は、伝播経路として考慮すべき滞留エリアがないため、これを溢水防護区画内での漏えいを見なして上記と同様に取り扱う。

また、溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の設定に当たって、評価ガイドで要求される諸条件の扱いについて以下に記載する。

a. 床ドレン

評価対象区画に床ドレン配管が設置され、他の区画とつながっている場合でも、他の区画への流出は想定しない。

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、他の区画への流出は考慮しない。ただし、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評価対象区画から他の区画への流出を考慮する。

c. 壁貫通部

評価対象区画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あっても、その貫通部から他の区画へ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、当該扉から他の区画への流出は考慮しない。但し、消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮する。

e. 排水設備

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

(2) 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路

溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の設定においては、区画外からの溢水流入が最も多くなるよう保守的な条件で溢水経路を設定する。

また、溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の設定に当たって、評価ガイドで要求される諸条件の扱いについて以下に記載する。

a. 床ドレン

評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合は、水位差による流入量を考慮する。ただし、床ドレン配管に基準地震動に対する耐震性、水圧に対する強度、水密性を有していることが確認されている逆止弁が設置されている場合については、その効果を考慮する。

b. 天井面開口部および貫通部

評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。ただし、開口部又は貫通部に基準地震動に対する耐震性および水圧に対する強度、水密性を有した流入防止対策を施している場合は、その効果を考慮する。

c. 壁貫通部

評価対象区画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、貫通部に基準地震動に対する耐震性および水圧に対する強度、水密性を有した流入防止対策を施している場合は、その効果を考慮する。また、火災により貫通部の止水機能

が損なわれ、当該貫通部から溢水防護区画に消火水が流入するおそれがある場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮する。

d. 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。ただし、基準地震動に対する耐震性、水圧に対する強度、水密性を有していることが確認されている水密扉については、その効果を考慮する。

e. 堰

溢水防護区画境界に堰が設置されている場合であっても、区画外からの流入を考慮する。ただし、基準地震動に対する耐震性、水圧に対する強度、水密性を有していることが確認されている堰についてはその効果を考慮する。

f. 壁

基準地震動による地震力に対し、健全性を確認できる場合は溢水の流入防止を期待する。溢水が長期間滞留する水密化区画境界の壁にひび割れが生じるおそれがある場合は、ひび割れからの漏水量を算出し溢水評価に影響を与えないことを確認する。

g. 排水設備

評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しない。ただし、溢水防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。

(添付資料 9, 10)

5. 防護対象設備を防護するための設計方針

3 項にて設定した溢水源および溢水量に対して防護対象設備が、没水、被水及び蒸気の影響を受けても、発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とするとともに、使用済燃料ピットのスロッシングにおける水位低下を考慮しても、使用済燃料ピットの冷却機能、給水機能等が維

持できる設計とする。

また、溢水評価において、現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて区画の溢水水位、環境の温度及び放射線量並びに薬品等による影響を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。

5.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針

5.1.1 没水の影響に対する評価方針

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

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

- a. 発生した溢水による水位が、溢水の影響を受けて防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと。このとき、溢水による水位の算出に当たっては、区画の床勾配、区画面積、系統保有水量、流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、保有水量や伝播経路の設定において十分な保守性を確保するとともに、溢水水位が200mm未満の場合は50mm、200mm以上の場合は100mm以上の裕度が確保されていることとする。さらに、溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮することとする。

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

（添付資料11）

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

5.1.2 没水の影響に対する防護設計方針

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

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

a. 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。

b. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外又は想定溢水量を低減することにより溢水による影響が発生しない設計とする。

d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては、漏えい検知システム等により早期に検知し、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

(2) 防護対象設備に対する対策

a. 防護対象設備の設置高さを嵩上げし、防護対象設備の機能喪失高さが、発生した溢水による水位に裕度を加えた高さを上回る設計とする。

b. 防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し、防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない

設計とする。

(添付資料12～14, 18)

5.2 被水の影響に対する設計方針

5.2.1 被水の影響に対する評価方針

「3. 溢水源及び溢水量を設定するための方針」にて設定した溢水源からの被水, 及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

ここで, 溢水防護区画を含む, 被水による影響を評価する区画を評価対象区画という。

- a. 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。
- b. 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。
- c. 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, 当核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。
- d. 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つては, 防護対象設備に対し被水防護措置がなされていること。
- e. 上記 a. ～d. 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。

5.2.2 被水の影響に対する防護設計方針

防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には, 以下に示すいずれかの対策を行うことにより, 安全機能を損なうことのない設計とする。

(1) 防護対象設備に対する対策

- a. 「JISC0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二

特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。

- b. 実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

(添付資料15)

5.3 蒸気放出の影響に対する設計方針

5.3.1 蒸気放出の影響に対する評価方針

「3. 溢水源及び溢水量を設定するための方針」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の影響を評価するために、熱流体解析コードを用い、実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施し、防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

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

このとき、破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響も考慮する。

5.3.2 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか又は組み合わせの対策を行うことにより、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

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

とにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

- c. 想定破損による溢水に対しては、蒸気の漏えいを検知し、中央制御室からの遠隔隔離(自動又は手動)を行うための配管漏えい検知システムを設置し、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。配管漏えい検知システムは、温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御盤及び検知監視盤で構成する。
- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。
- e. 主蒸気管破断事故時等には、建屋内外の差圧による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。

(2) 防護対象設備に対する対策

- a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない防護対象設備については、蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。

(添付資料16)

5.4 その他の溢水に対する防護設計方針

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

機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えいに対して、漏えい検知システム等により早期に検知し、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

(添付資料2)

5.5 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

基準地震動による地震力によって生じるスロッシング現象を3次元流動解析

により評価し、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を考慮する。その際、使用済燃料ピットの初期水位等の評価条件は保守的となるように設定する。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料ピット水位を求め、使用済燃料ピットの冷却機能（水温 65℃以下）及び給水機能、並びに燃料体等からの放射線に対する遮蔽機能（水面の設計基準線量率 $\leq 0.01\text{mSv/h}$ ）の維持に必要な水位が確保される設計とする。

（添付資料 7）

6. 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止に関する設計方針

溢水防護区画を内包する建屋において、建屋外で発生を想定する溢水が、建屋内の溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により建屋内又は溢水防護区画への流入を防止する設計とし、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。

地下水については、建屋基礎下に設置している集水配管により、建屋最下層にある湧水ピットに集水し湧水ピットポンプにより排水する設計とする。また、建屋外周部における壁、扉等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。なお、地下水排水設備については、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とする。

（添付資料 10, 17, 19～20）

7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

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

（添付資料 21）

添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について

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設備並びに使用済燃料ピットの冷却及びピットの給水機能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記したマークアップ系統図（別紙 1 参照）により使用する設備を明確にするとともに、設備の展開接続図等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する。

なお、C/V 内に設置される設備のうち、重要度の特に高い安全機能を有する系統は、LOCA 及び MSLB 時の C/V 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いることに加え、溢水量の大きい配管からの被水に対しても安全上必要な機能を維持できることを確認した上で、溢水影響評価の対象から除外している。（別紙 2 参照）

溢水防護対象設備として選定した設備のうち、溢水影響評価を行う設備のスクリーニングの考え方について、図 1 に溢水影響評価対象の選定フローを、表 1 に溢水影響評価の対象外とする理由についてまとめた。

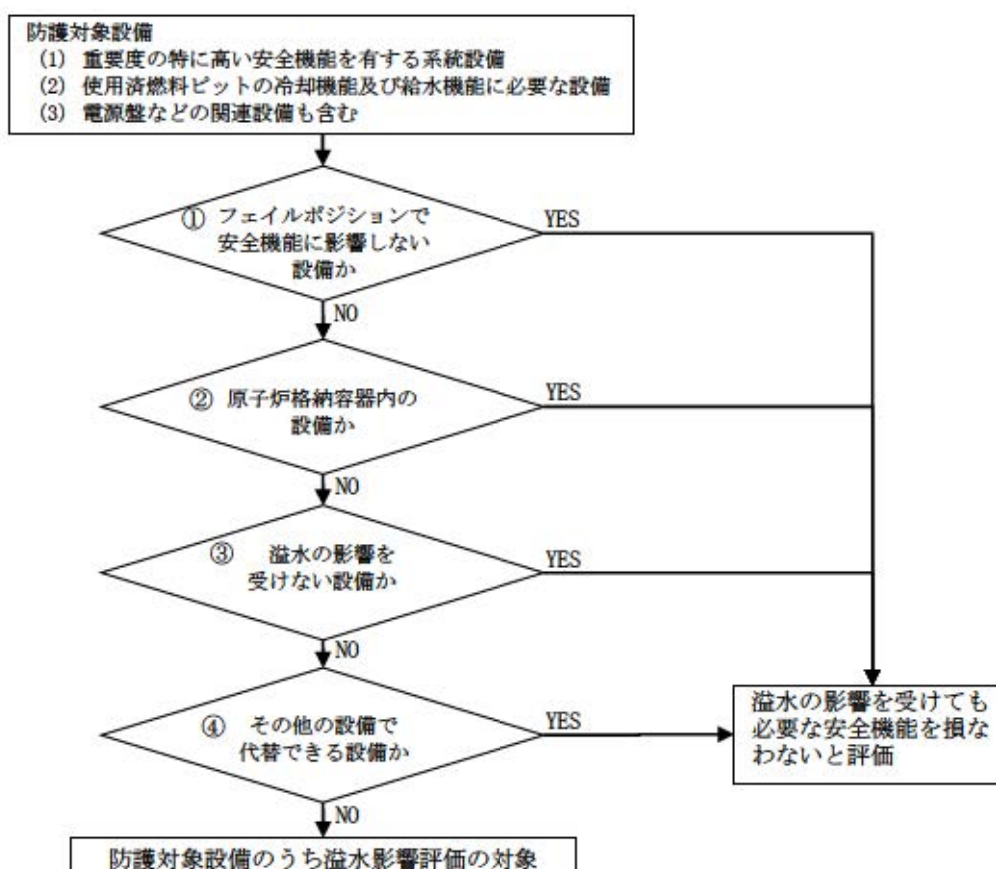


図 1 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

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フェイルポジションで安全機能に影響しない設備	「フェイル アズ イズ」でも安全機能に影響しない電動弁、又は「フェイルポジション」でも安全機能に影響しない空気作動弁等、動作機能喪失によっても安全機能へ影響しない設備は溢水影響がないと評価した。
②原子炉格納容器内の設備	原子炉格納容器内に設置される設備のうち、重要度の特に高い安全機能を有する系統設備は、LOCA時の原子炉格納容器内の状態（温度・圧力及び溢水影響）を考慮した耐環境仕様としているため、溢水影響はないと評価した。 また、溢水事象が発生した場合のプラント停止操作において必ずしも必要でないものは溢水影響がないと評価した。
③溢水の影響を受けない設備	容器、熱交換器、フィルタ、安全弁、逆止弁、手動弁、配管等の静的機器は、外部からの電源供給等が不要であることから、溢水の影響により外部からの電源供給や電気信号を喪失しても機能喪失はしないため、溢水影響がないと評価した。
④その他の設備で代替できる設備	他の設備により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がないと評価した。

具体的には、表 1 に示す条件に該当しない設備を溢水から防護すべき設備として表 2 のとおり選定した（表 2 で「防護対象」欄が○となっている設備）。

添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について

表 2 安全機能を達成するために必要な設備

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
1 次冷却系統	加圧器逃がし弁	3PCV-452A, B	—	②
	加圧器逃がし弁元弁	3V-RC-054A, B	—	①
	加圧器安全弁	3V-RC-055, 056, 057	—	③
	加圧器スプレイ弁	3PCV-451A, B	—	①
	抽出ライン第 1 (2) 止め弁	3LCV-451, 452	—	①
	余剰抽出ライン第 1 (2) 止め弁	3V-RC-033, 034	—	①
	加圧器水位	3LT-451, 452, 453, 454	—	②
	加圧器圧力	3PT-451, 452, 453, 454	—	②
	1 次冷却材圧力	3PT-410, 430	—	②
	1 次冷却材高温側温度 (狭域)	3TE-411A, 413A, 415A, 421A, 423A, 425A, 431A, 433A, 435A, 441A, 443A, 445A	—	②
	1 次冷却材低温側温度 (狭域)	3TE-411B, 421B, 431B, 441B	—	②
	1 次冷却材高温側温度 (広域)	3TE-410, 420, 430	—	②
	1 次冷却材低温側温度 (広域)	3TE-417, 427, 437	—	②
	1 次冷却材流量	3FT-412, 413, 414, 415, 422, 423, 424, 425, 432, 433, 434, 435	—	②
	原子炉容器	3RCT1	—	③
	加圧器	3RCT2	—	③
	蒸気発生器	3RCH1A, B, C	—	③
	1 次冷却材ポンプ	3RCP1A, B, C	—	①
	加圧器逃がしタンク自動ガス分析ライン C/V 内側隔離弁	3V-RC-077	—	①
	加圧器逃がしタンク自動ガス分析ライン C/V 外側隔離弁	3V-RC-078	—	①
加圧器逃がしタンク窒素供給ライン C/V 外側隔離弁	3V-RC-084	—	①	
加圧器逃がしタンク補給水ライン C/V 外側隔離弁	3V-RC-093	—	①	

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
化学体積制御系統	3A, B, C-充てんポンプ	3CSP1A, B, C	○	—
	充てん流量制御弁	3FCV-138	—	①
	充てんライン流量制御弁補助オリフィスバイパス弁	3V-CS-167	—	①
	体積制御タンク	3CST1	—	③
	3-体積制御タンク出口第 1 (2) 止め弁	3LCV-121B, C	○	—
	3-充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁 A, B	3LCV-121D, E	○	—
	3-充てんライン C/V 外側止め弁	3V-CS-175	○	—
	3-充てんライン C/V 外側隔離弁	3V-CS-177	○	—
	充てんライン止め弁	3V-CS-191	—	①
	加圧器補助スプレイ弁	3V-CS-186	—	①
	再生熱交換器	3CSH1	—	③
	ほう酸タンク	3CST5A, B	—	③
	3A, B-ほう酸ポンプ	3CSP2A, B	○	—
	ほう酸フィルタ	3CSF4	—	③
	ほう酸タンク出口弁	3V-CS-455A, B	—	①
	ほう酸ポンプ出口補給ライン切替弁	3V-CS-466A, B	—	①
	ほう酸ポンプ出口循環ライン切替弁	3V-CS-473A, B	—	①
	ほう酸フィルタ出口 A (B) ほう酸タンク戻り弁	3V-CS-474A, B	—	①
	ほう酸ポンプ入口切替弁	3V-CS-499A, B	—	①
	3-緊急ほう酸注入弁	3V-CS-541	○	—
	3A, B-ほう酸タンク水位 (I), (II)	3LT-206, 208	○	—
	抽出オリフィス出口 C/V 内側隔離弁	3V-CS-004A, B, C	—	①
	抽出ライン格納容器外側隔離弁	3V-CS-006	—	①
	封水注入フィルタ	3CSF2A, B	—	③
	封水ストレーナ	3S-CS-01	—	③
	封水冷却器	3CSH4	—	③
	1 次冷却材ポンプ封水注入流量制御弁	3FCV-140	—	①
	封水注入ライン流量制御弁補助オリフィスバイパス弁	3V-CS-205	—	①
	1 次冷却材ポンプ封水注入ライン C/V 外側隔離弁	3V-CS-224A, B, C	—	①
	1 次冷却材ポンプ封水戻りライン C/V 内側隔離弁	3V-CS-254	—	②
	3-1 次冷却材ポンプ封水戻りライン C/V 外側隔離弁	3V-CS-255	○	—
	1 次冷却材ポンプ封水戻りオリフィスバイパス弁	3V-CS-242A, B, C	—	①

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
安全注入系統	3A, B-高圧注入ポンプ	3SIP1A, B	○	—
	ほう酸注入タンク	3SIT2	—	③
	3A, B-高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	3V-SI-002A, B	○	—
	3A, B-高圧注入ポンプ第 1 (2) ミニフロー弁	3V-SI-014A, B, 015A, B	○	—
	3A, B-高圧注入ポンプ出口 C/V 外側連絡弁	3V-SI-020A, B	○	—
	3-ほう酸注入タンク入口弁 A, B	3V-SI-032A, B	○	—
	3-ほう酸注入タンク出口 C/V 外側隔離弁 A, B	3V-SI-036A, B	○	—
	3-補助高圧注入ライン C/V 外側隔離弁	3V-SI-051	○	—
	高圧注入ポンプ出口 C/V 内側隔離弁	3V-SI-061A, B	—	②
	高温側高圧注入 A (B) ライン止め弁	3V-SI-062A, B	—	②
	3A, B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁	3V-SI-084A, B	○	—
	ほう酸注入タンク循環ライン入口止め弁	3V-SI-141	—	①
	ほう酸注入タンク循環ライン出口第 1 (2) 止め弁	3V-SI-145, 146	—	①
	格納容器再循環サンプ	3CVT2, 3	—	③
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	3LT-620, 630	—	②
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	3LT-621, 631	—	②
	蓄圧タンク	3SIT1A, B, C	—	③
	蓄圧タンク出口弁	3V-SI-132A, B, C	—	①
	蓄圧タンクサンプリングライン C/V 内側隔離弁	3V-SI-123A, B, C	—	①
	蓄圧タンクサンプリングライン C/V 外側隔離弁	3V-SI-124	—	①
蓄圧タンク窒素供給ライン C/V 外側隔離弁	3V-SI-164	—	①	
安全注入逆止弁テストライン C/V 内側隔離弁	3V-SI-184	—	①	
蓄圧タンク補給ライン C/V 外側隔離弁	3V-SI-185	—	①	
安全注入逆止弁テストライン C/V 外側隔離弁	3V-SI-186	—	①	
余熱除去系統	3A, B-余熱除去ポンプ	3RHP1A, B	○	—
	余熱除去冷却器	3RHH1A, B	—	③
	3A, B-余熱除去ポンプミニフロー弁	3FCV-601, 611	○	—
	3A, B-余熱除去ポンプ出口流量 (I), (II)	3FT-601, 611	○	—
	余熱除去冷却器出口流量調節弁	3HCV-603, 613	—	①
	余熱除去 A (B) ライン流量制御弁	3FCV-604, 614	—	①
	余熱除去 A (B) ライン入口止め弁	3PCV-410, 430	—	②
	余熱除去ポンプ入口 C/V 内側隔離弁	3V-RH-002A, B	—	②
	余熱除去 A (B) ライン C/V 外側隔離弁	3V-RH-029A, B	—	①
	余熱除去冷却器出口 C/V 内側隔離弁	3V-RH-033A, B	—	②
高温側低圧注入ライン止め弁	3V-RH-034A, B	—	②	

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
余熱除去系統	3A, B-余熱除去ポンプ RWSP 側入口弁	3V-RH-051A, B	○	—
	3A, B-余熱除去ポンプ RWSP/再循環サンプ側入口弁	3V-RH-055A, B	○	—
	3A, B-余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁	3V-RH-058A, B	○	—
主給水系統	蒸気発生器水位 (狭域)	3LT-460, 461, 462, 463, 470, 471, 472, 473, 480, 481, 482, 483	—	②
	蒸気発生器水位 (広域)	3LT-464, 474, 484	—	②
	3A, B, C-主給水隔離弁	3V-FW-538A, B, C	○	—
主蒸気系統	主蒸気バイパス隔離弁	3HCV-3616, 3626, 3636	—	①
	3A, B, C-主蒸気逃がし弁	3PCV-3610, 3620, 3630	○	—
	3A, B, C-主蒸気逃がし弁 (付属パネル)	—	○	—
	3A, B, C-主蒸気隔離弁	3V-MS-528A, B, C	○	—
	3A, B, C-主蒸気隔離弁 (付属パネル)	—	○	—
	3A, B, C-主蒸気ライン圧力 (I), (II), (III), (IV)	3PT-465, 466, 467, 468, 475, 476, 477, 478, 485, 486, 487, 488	○	—
	主蒸気安全弁	3V-MS-521A, B, C, 522A, B, C, 523A, B, C, 524A, B, C, 525A, B, C	—	③
	3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 A, B	3V-MS-582A, B	○	—
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気 B (C) 主蒸気ライン元弁	3V-MS-575A, B	—	①
	主蒸気逃がし弁元弁	3V-MS-518A, B, C	—	①
	非常用タービングランド蒸気元弁	3V-MS-581	—	①
	主蒸気隔離弁上流ドレンライン隔離弁	3V-MS-601A, B, C	—	①
補助給水系統	補助給水ピット	3FW-P	—	③
	3-タービン動補助給水ポンプ	3FWP1	○	—
	3A, B-電動補助給水ポンプ	3FWP2A, B	○	—
	3A, B, C-補助給水ポンプ出口流量調節弁	3V-FW-582A, B, C	○	—
	3A, B, C-補助給水隔離弁	3V-FW-589A, B, C	○	—
	3A, B, C-補助給水ライン流量 (II), (III), (IV)	3FT-3766, 3776, 3786	○	—
	3-補助給水ピット水位 (I), (II)	3LT-3750, 3751	○	—

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
原子炉格納容器スプレシステム	よう素除去薬品タンク	3CPT1	—	③
	3A, B-格納容器スプレポンプ	3CPP1A, B	○	—
	格納容器スプレ冷却器	3CPH1A, B	—	③
	3A, B-格納容器スプレ冷却器出口 C/V 外側隔離弁	3V-CP-013A, B	○	—
	3-よう素除去薬品タンク注入 A (B) ライン止め弁	3V-CP-054A, B	○	—
	よう素除去薬品タンク注入 A (B) ライン止め弁後弁	3V-CP-056A, B	—	①
	3-格納容器圧力(I), (II), (III), (IV)	3PT-590, 591, 592, 593	○	—
原子炉補機冷却水系統	原子炉補機冷却水サージタンク	3CCT1	—	③
	3A, B, C, D-原子炉補機冷却水ポンプ	3CCP1A, B, C, D	○	—
	原子炉補機冷却水冷却器	3CCH1A, B, C, D	—	③
	3-原子炉補機冷却水戻り母管 A (B) 側連絡弁	3V-CC-044A, B	○	—
	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-054A, B, C, D	—	①
	3-原子炉補機冷却水供給母管 A (B) 側連絡弁	3V-CC-055A, B	○	—
	3A, B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-117A, B	○	—
	3A, B-格納容器スプレ冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-177A, B	○	—
	3A, B-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁	3V-CC-151A, B	○	—
	3A, B-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水出口弁	3V-CC-159A, B	○	—
	3-BA, WD および LD エバポ補機冷却水戻りライン第 1 (2) 止め弁	3V-CC-351, 352	○	—
	3-原子炉補機冷却水サージタンク水位 (III), (IV)	3LT-1200, 1201	○	—
	3A, B-, 3C, D-C/V 再循環ユニット補機冷却水入口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-203A, B	○	—
	3A, B, C, D-C/V 再循環ユニット補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-208A, B, C, D	○	—
	3-余剰抽出冷却器等補機冷却水入口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-422	○	—
	3-余剰抽出冷却器等補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-430	○	—
	3-1 次冷却材ポンプ補機冷却水入口止め弁	3V-CC-501	○	—
	3-1 次冷却材ポンプ補機冷却水入口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-503	○	—
	1 次冷却材ポンプ補機冷却水出口 C/V 内側隔離弁	3V-CC-526	—	②
	3-1 次冷却材ポンプ補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁	3V-CC-528	○	—

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
使用済燃料ピット水浄化冷却系統	使用済燃料ピット	3A-SFP, 3B-SFP	—	③
	3A, B-使用済燃料ピットポンプ	3SFP1A, B	○	—
	使用済燃料ピット冷却器	3SFH1A, B	—	③
	使用済燃料ピット脱塩塔	3SFD1A, B	—	③
	使用済燃料ピットフィルタ	3SFF1A, B	—	③
原子炉補機冷却海水系統	3A, B, C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ	3SWP1A, B, C, D	○	—
	原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ	3S-SW-01A, B, C, D	—	③
	原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ	3S-SW-02A, B, C, D	—	③
	3A, B, C, D-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口止め弁	3V-SW-571A, B, C, D	○	—
液体廃棄物処理系統	CVDT 自動ガス分析ライン C/V 内側隔離弁	3V-WL-005	—	①
	CVDT 自動ガス分析ライン C/V 外側隔離弁	3V-WL-006	—	①
	格納容器冷却材ドレンタンクベントライン C/V 内側隔離弁	3V-WL-010	—	①
	格納容器冷却材ドレンタンクベントライン C/V 外側隔離弁	3V-WL-011	—	①
	格納容器冷却材ドレンタンク窒素供給 C/V 隔離弁	3V-WL-017	—	①
	格納容器冷却材ドレンポンプ出口 C/V 内側隔離弁	3V-WL-031	—	①
	格納容器冷却材ドレンポンプ出口 C/V 外側隔離弁	3V-WL-032	—	①
	格納容器サンプポンプ出口 C/V 内側隔離弁	3V-WL-113	—	①
	格納容器サンプポンプ出口 C/V 外側隔離弁	3V-WL-114	—	①
試料採取系統	加圧器気相部サンプリングライン C/V 内側隔離弁	3V-SS-504	—	①
	加圧器液相部サンプリングライン C/V 内側隔離弁	3V-SS-509	—	①
	B (C) ループ高温側サンプリングライン C/V 内側隔離弁	3V-SS-514, 519	—	②
	B ループ高温側、加圧器サンプリングライン C/V 外側隔離弁	3V-SS-521A	—	①
	C ループ高温側サンプリングライン C/V 内側隔離弁	3V-SS-521B	—	①
	PASS1 次冷却材サンプル戻りライン C/V 外側隔離弁	3V-SS-718	—	①
格納容器減圧設備および格納容器水素制御設備	格納容器減圧ライン格納容器内側隔離弁	3V-DP-001A, B	—	②
	格納容器減圧ライン格納容器外側隔離弁	3V-DP-002A, B	—	①
	格納容器水素パージ給気ライン格納容器外側隔離弁	3V-HC-304A, B	—	①

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
放射線監視設備 空気サンプリング系統	格納容器空気サンプル取出し格納容器内側隔離弁	3V-RM-001	—	②
	格納容器空気サンプル取出し格納容器外側隔離弁	3V-RM-002	—	①
	格納容器空気サンプル戻り格納容器外側隔離弁	3V-RM-015	—	①
蒸気発生器ブローダウン系統	ブローダウン止め弁	3V-BD-028A, B, C	—	①
	蒸気発生器サンプルライン C/V 外側隔離弁	3V-BD-008A, B, C	—	①
	ブローダウン C/V 外側隔離弁	3V-BD-026A, B, C	—	①
燃料取替用水系統	燃料取替用水ピット	3RF-P	—	③
	3A, B-燃料取替用水ポンプ	3RFP1A, B	○	—
	燃料取替用水加熱器	3RFH1	—	③
	3-燃料取替用水ピット水位 (I), (II)	3LT-1400, 1401	○	—
制御用空気系統	3A, B-制御用空気圧縮機	3IAE1A, B	○	—
	3A, B-制御用空気 C ヘッド供給弁	3V-IA-501A, B	○	—
	3A, B-制御用空気主蒸気逃がし弁供給弁	3V-IA-505A, B	○	—
	制御用空気原子炉格納容器内供給弁	3V-IA-514A, B	—	②
	3A, B-制御用空気ヘッド圧力 (III), (IV)	3PT-1800, 1810	○	—
	3A, B-制御用空気 C/V 外側隔離弁	3V-IA-510A, B	○	—
換気空調設備系統	3A, B-アニュラス空気浄化ファン	3VSF9A, B	○	—
	3A, B-アニュラス排気ダンパ	3D-VS-101A, B	○	—
	燃料取扱棟事故時排気ライン隔離ダンパ	3D-VS-291A, B	—	①
	3A, B-アニュラス戻りダンパ	3PCD-2373, 2393	○	—
	3A, B-アニュラス戻りダンパ流量設定器	3HC-2373, 2393	○	—
	アニュラス空気浄化フィルタユニット	3VSU7A, B	—	③
	3A, B-アニュラス全量排気弁	3V-VS-102A, B	○	—
	3A, B-アニュラス少量排気弁	3V-VS-103A, B	○	—
	排気筒	—	—	③
	格納容器給気ライン格納容器外側隔離弁	3V-VS-055	—	①
	格納容器給気ライン格納容器内側隔離弁	3V-VS-056	—	①
	格納容器排気ライン格納容器内側隔離弁	3V-VS-061	—	①
	格納容器排気ライン格納容器外側隔離弁	3V-VS-062	—	①
	3A, B-安全補機室冷却ファン	3VSF70A, B	○	—
	安全補機室冷却ユニット	3VSA18A, B	—	③
	安全補機室給気第 1 隔離ダンパ	3D-VS-301A, B	—	①
	安全補機室給気第 2 隔離ダンパ	3D-VS-302A, B	—	①
	安全補機室排気第 1 隔離ダンパ	3D-VS-303A, B	—	①
	安全補機室排気第 2 隔離ダンパ	3D-VS-304A, B	—	①
	3A, B-余熱除去冷却器室内空気温度 (1), (2)	3TS-2631, 2632, 2641, 2642	○	—

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
換気空調設備系統	3A, B-格納容器スプレイポンプ室冷却器室室内空気温度 (1), (2)	3TS-2633, 2634, 2643, 2644	○	—
	3A, B, C, D-ディーゼル発電機室給気ファン	3VSF39A, B, C, D	○	—
	ディーゼル発電機室排気ダンパ	3D-VS-402A, B, C, D	—	①
	3A, B-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2741, 2742	○	—
	3A, B-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2741, 2742	○	—
	3A, B-ディーゼル発電機室室内空気温度 (1), (2), (3), (4)	3TS-2747, 2748, 2749, 2750, 2751, 2752, 2753, 2754	○	—
	原子炉建屋給気ガラリ	3VSG2A, B	—	③
	3A, B-電動補助給水ポンプ室給気ファン	3VSF40A, B	○	—
	3A, B-電動補助給水ポンプ室外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2670, 2680	○	—
	3A, B-電動補助給水ポンプ室外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2670, 2680	○	—
	3A, B-電動補助給水ポンプ室室内空気温度 (1), (2)	3TS-2671, 2672, 2681, 2682	○	—
	3A, B-制御用空気圧縮機室給気ファン	3VSF42A, B	○	—
	3A, B-制御用空気圧縮機外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2701, 2711	○	—
	3A, B-制御用空気圧縮機外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2701, 2711	○	—
	3A, B-制御用空気圧縮機室室内空気温度 (1), (2)	3TS-2702, 2703, 2712, 2713	○	—
	3A, B-安全補機開閉器室給気ファン	3VSF27A, B	○	—
	安全補機開閉器室給気ユニット	3VSA6A, B	—	③
	3A, B-安全系計装盤室室内空気温度	3TS-2790, 2791	○	—
	3A, B-蓄電池室排気ファン	3VSF31A, B	○	—
	3A, B-中央制御室循環ファン	3VSF20A, B	○	—
	3A, B-中央制御室給気ファン	3VSF21A, B	○	—
	3A, B-中央制御室給気ファン出口ダンパ	3D-VS-603A, B	○	—
	3A, B-中央制御室循環ファン入口ダンパ	3D-VS-604A, B	○	—
	3A, B-中央制御室循環風量調節ダンパ	3HCD-2836, 2837	○	—
	3A, B-中央制御室循環風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2836, 2837	○	—
	3-中央制御室室内空気温度 (2), (3)	3TS-2846, 2847	○	—
	中央制御室給気ユニット	3VSA4A, B	—	③

添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
換気空調設備系統	3A, B-中央制御室非常用循環ファン	3VSF22A, B	○	—
	3A, B-中央制御室非常用循環ファン出口空気流量	3FS-2867, 2868	○	—
	中央制御室外気取入ダンパ	3D-VS-601A, B	—	①
	3A, B-中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ	3D-VS-602A, B	○	—
	中央制御室排気第 1 (2) 隔離ダンパ	3D-VS-611, 612	—	①
	3A, B-中央制御室外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2823, 2824	○	—
	3A, B-中央制御室外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2823, 2824	○	—
	中央制御室排気風量調節ダンパ	3HCD-2838, 2839	—	①
	3A, B-中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ	3HCD-2850, 2851	○	—
	3A, B-中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ流量設定器	3HC-2850, 2851	○	—
	中央制御室非常用循環フィルタユニット	3VSU8	—	③
	格納容器給気気密ダンパ	3D-VS-053	—	①
	格納容器排気気密ダンパ	3D-VS-064	—	①
	格納容器排気ファン出口ダンパ	3D-VS-065A, B	—	①
	補助建屋排気隔離ダンパ	3D-VS-232	—	①
	補助建屋排気風量制御ダンパ	3FCD-2526	—	①
	3-試料採取室排気隔離ダンパ	3D-VS-653	○	—
	3-試料採取室排気風量制御ダンパ	3FCD-2905	○	—
	3A, B-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ	3VSE3A, B	○	—
	3A, B, C, D-非管理区域空調機器室電気ヒータ	3VSE2A, B, C, D	○	—
	3A, B-制御用空気圧縮機室電気ヒータ	3VSE1A, B	○	—
	3A, B-原子炉補機冷却水サージタンク室室内空気温度 (1), (2)	3TS-2970, 2971, 2980, 2981	○	—
	3A, B-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ (3VSE3A (B)) 出口空気温度 (2)	3TS-2973, 2983	○	—
	3A, B, C, D-非管理区域空調機器室室内空気温度 (1), (2)	3TS-2930, 2931, 2934, 2935, 2950, 2951, 2954, 2955	○	—
	3A, B, C, D-非管理区域空調機器室電気ヒータ (3VSE2A (B, C, D)) 出口空気温度 (2)	3TS-2933, 2937, 2953, 2957	○	—
	3A, B-制御用空気圧縮機室室内空気温度 (5), (6)	3TS-2910, 2911, 2920, 2921	○	—
	3A, B-制御用空気圧縮機室電気ヒータ (3VSE1A (B)) 出口空気温度 (2)	3TS-2913, 2923	○	—

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
空調用冷水設備系統	空調用冷水膨張タンク	3CHT1	—	③
	3A, B, C, D-空調用冷水ポンプ	3CHP1A, B, C, D	○	—
	3A, B, C, D-空調用冷凍機	3CHE1A, B, C, D	○	—
	3A, B-安全補機開閉器室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2774, 2775	○	—
	3A, B-中央制御室給気ユニット冷水温度制御弁	3TCV-2827, 2828	○	—
	3-空調用冷水 A (B, C) 母管入口隔離弁	3V-CH-012A, B, C	○	—
	3-空調用冷水 C 母管出口隔離弁	3V-CH-013	○	—
1 次系建屋水消火系統	消火水 C/V 外側隔離弁	3V-FS-504	—	①
炉内核計装置ガスパージ設備系統	炉内核計装置二酸化炭素パーズライン C/V 外側隔離弁	3V-IG-008	—	①
	炉内核計装置二酸化炭素パーズライン C/V 内側隔離弁	3V-IG-009	—	①
原子炉格納容器真空逃がし装置系統	真空逃がし装置 C/V 外側隔離弁	3V-VR-001A, B	—	①
非常用電源系	燃料油貯油槽	3DGT1A, B	—	③
	ディーゼル発電機燃料油サービスタンク	3DGT2A, B	—	③
	3A, B-ディーゼル発電機	3DGE2A, B	○	—
	3A, B-ディーゼル機関	3DGE1A, B	○	—
	3A, B-蓄電池	3BATA, B	○	—
関連設備	3A, B-充電器盤	3CPA, B	○	—
	3A, B-制御用空気圧縮機盤	3IAPA, B	○	—
	3A, B-制御用空気圧縮機容量調節盤	3IAWPA, B	○	—
	3A, B, C, D-空調用冷凍機盤	3VCPA, B, C, D	○	—
	3A, B-ディーゼル発電機制御盤	3EGBA, B	○	—
	3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレン A, B	3AFWA, B	○	—
	3-タービン動補助給水ポンプ起動盤トレン A, B	3TDFA, B	○	—
	3-運転コンソール	3MCB	○	—
	3-共通要因故障対策 EP 盤操作盤	3CMFLP	○	—
	3A, B-共通要因故障対策操作盤	3CMFPA, B	○	—
	3A, B-中央制御室外原子炉停止盤	3EPA, B	○	—
	3A, B-換気空調系集中現場盤	3LVPA, B	○	—
	3-工学的安全施設作動盤 (トレン A, B)	3EFA, B	○	—
	3A, B, C-1 次冷却材ポンプ母線計測盤	3RBIA, B, C	○	—
	3-原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネル I, II, III, IV)	3RTI, II, III, IV	○	—
	3-原子炉安全保護盤 (チャンネル I, II, III, IV)	3PI, II, III, IV	○	—

表 2 安全機能を達成するために必要な設備 (続き)

「対象外とする理由」の丸数字は表 1 の丸数字に対応

系 統	機器名称	機器番号	防護対象	対象外とする理由
関連設備	安全系 FDP プロセッサ盤	3SFMA, B	○	—
	安全系 FDP プロセッサ盤	3SFOA, B	○	—
	3-安全系マルチプレクサ (トレン A, B)	3SMCA, B	○	—
	3-安全系現場制御監視盤 (トレン A グループ 1, 2, 3, トレン B グループ 1, 2, 3)	3SLCA1, 2, 3, 3SLCB1, 2, 3	○	—
	3A, B, C, D-計装用インバータ	3IVA, B, C, D	○	—
	3A1, A2, B1, B2, C1, C2, D1, D2-計装用交流分電盤	3IDPA1, A2, B1, B2, C1, C2, D1, D2	○	—
	3A, B, C, D-計装用交流電源切換器盤	3ISPA, B, C, D	○	—
	3A, B-補助建屋直流分電盤	3DDPA, B	○	—
	3-ソレノイド分電盤トレン A1, A2, A3, A4, B1, B2, B3, B4	3SDA1, A2, A3, A4, B1, B2, B3, B4	○	—
	3A, B-直流コントロールセンタ	3DCA, B	○	—
	3A, B-ディーゼル発電機コントロールセンタ	3GCC-A, B	○	—
	3A1, A2, B1, B2-原子炉コントロールセンタ	3RCC-A1, A2, B1, B2	○	—
	3A1, A2, B1, B2-パワーコントロールセンタ	3PCC-A1, A2, B1, B2	○	—
	3A, B-6.6kV メタクラ	3MC-A, B	○	—
	出力領域検出器	3NE41A, B, 3NE42A, B, 3NE43A, B, 3NE44A, B	—	②
	中性子源領域検出器	3NE31, 32	—	②
	格納容器高レンジエリアモニタ (低レンジ)	3RE-91A, 92A	—	②
格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ)	3RE-91B, 92B	—	②	
	手動弁一式	—	—	③
	逆止弁一式	—	—	③
	配管一式	—	—	③





2. 溢水防護区画の設定

1項で選定した溢水防護対象設備について、同設備が設置されているフロアを基準として、平坦な床面は同一区画として考え、境界は壁や扉の敷居部、堰等流入の障壁となる段差がある箇所を区画境界として溢水防護区画を設定した。

また、地震や機器の破損が発生した場合には、それらへの対応のための現場操作が発生することから、現場へのアクセスルートについても溢水防護区画を設定した。

上記の溢水防護区画を建屋配置図に反映した溢水防護区画図を別紙3に示す。

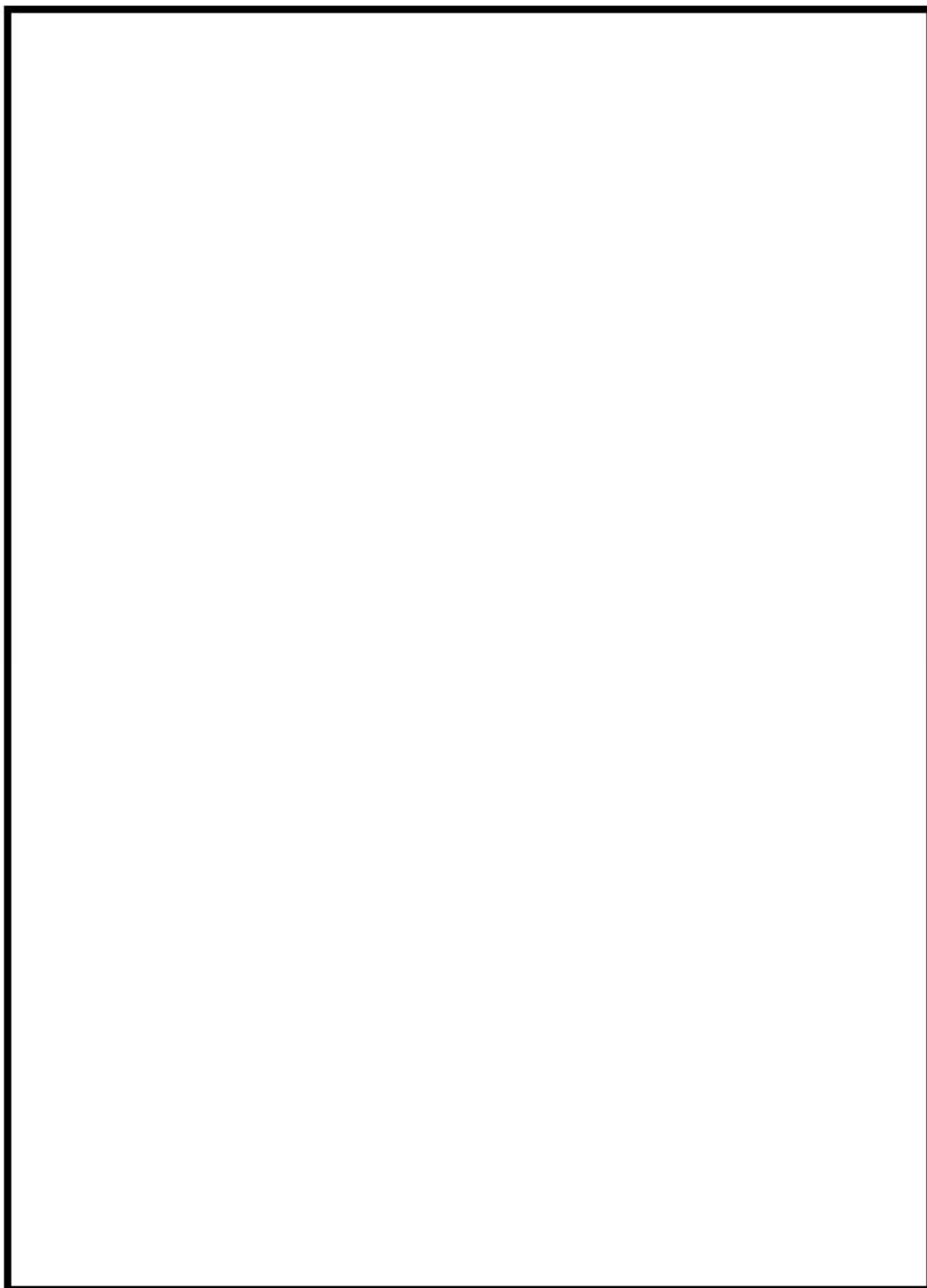
溢水防護対象設備系統図 記号説明

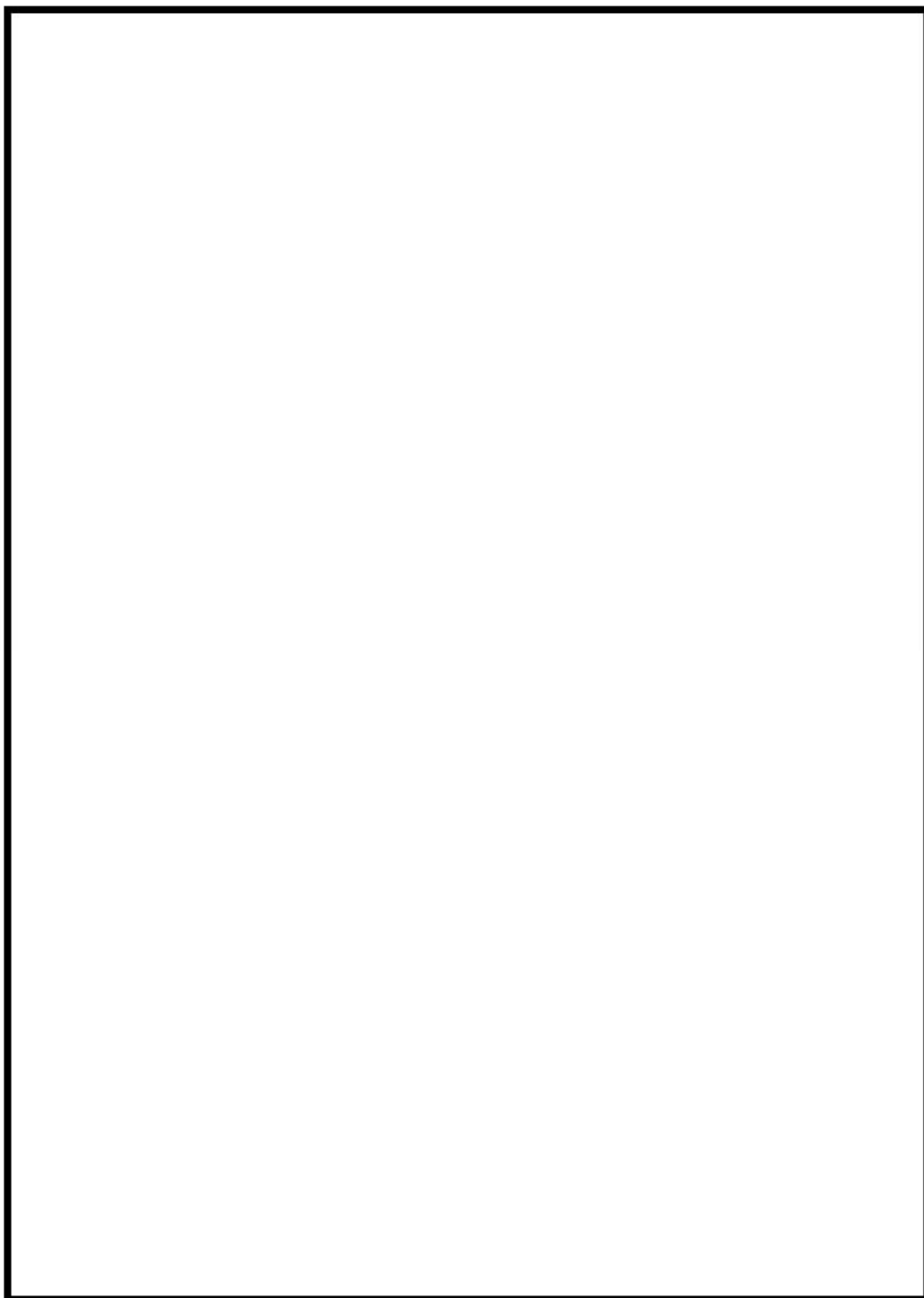
-  (赤実線)：目的の機能を果たすための直接的役割をもつライン
-  (緑実線)：赤実線の枝管（第 1 閉止弁（溢水防護対象弁、逆止弁および Fail Position が閉である弁を含む）までの範囲）※¹
-  (赤丸)：評価対象の溢水防護対象設備
-  (青丸)：評価対象外の溢水防護対象設備（スクリーニング基準適用）

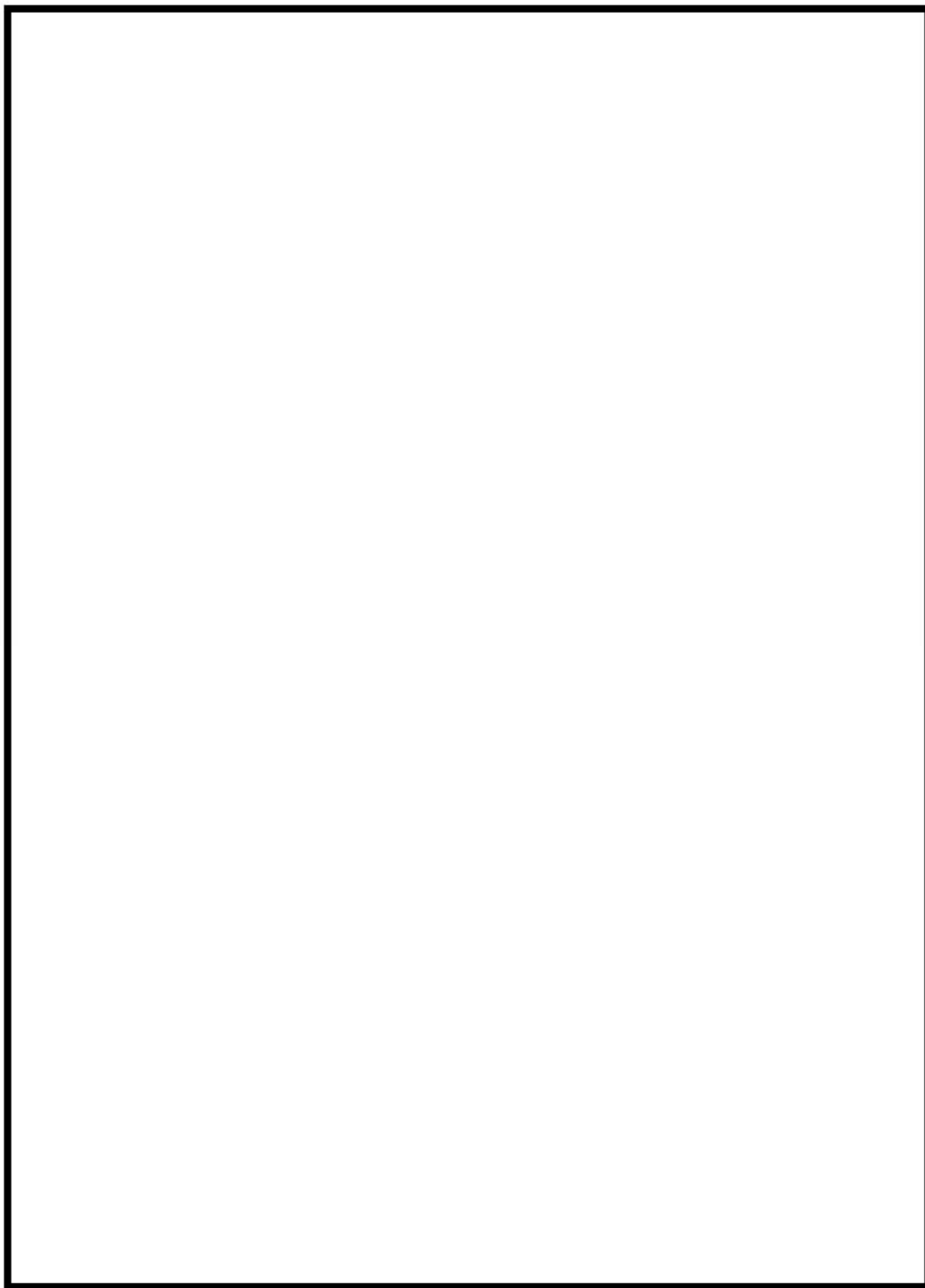
※ 1 以下に該当する場所は枝管の着色を省略した。

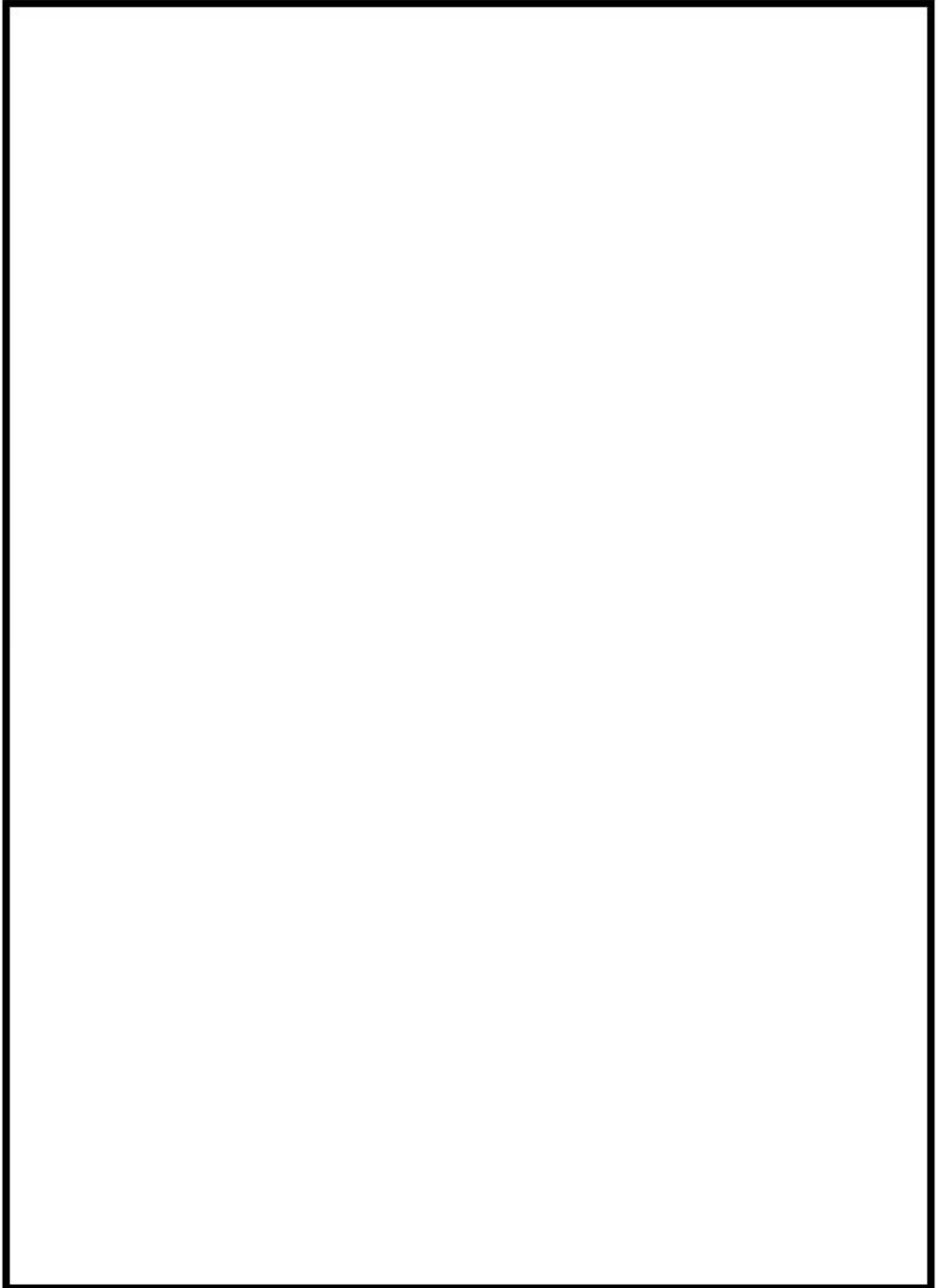
- ベント、ドレンライン…通常閉状態であり安全機能に影響しないため。
- 計装ライン…開状態であっても安全機能に影響しないため。
- サンプルライン…通常閉状態であり、必要時に開としても安全機能に影響しないため。
- 制御用空気系統、換気空調設備系統…空気供給を系統全体に行うことから、枝管という概念に合致しない系統のため。

添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙 1）

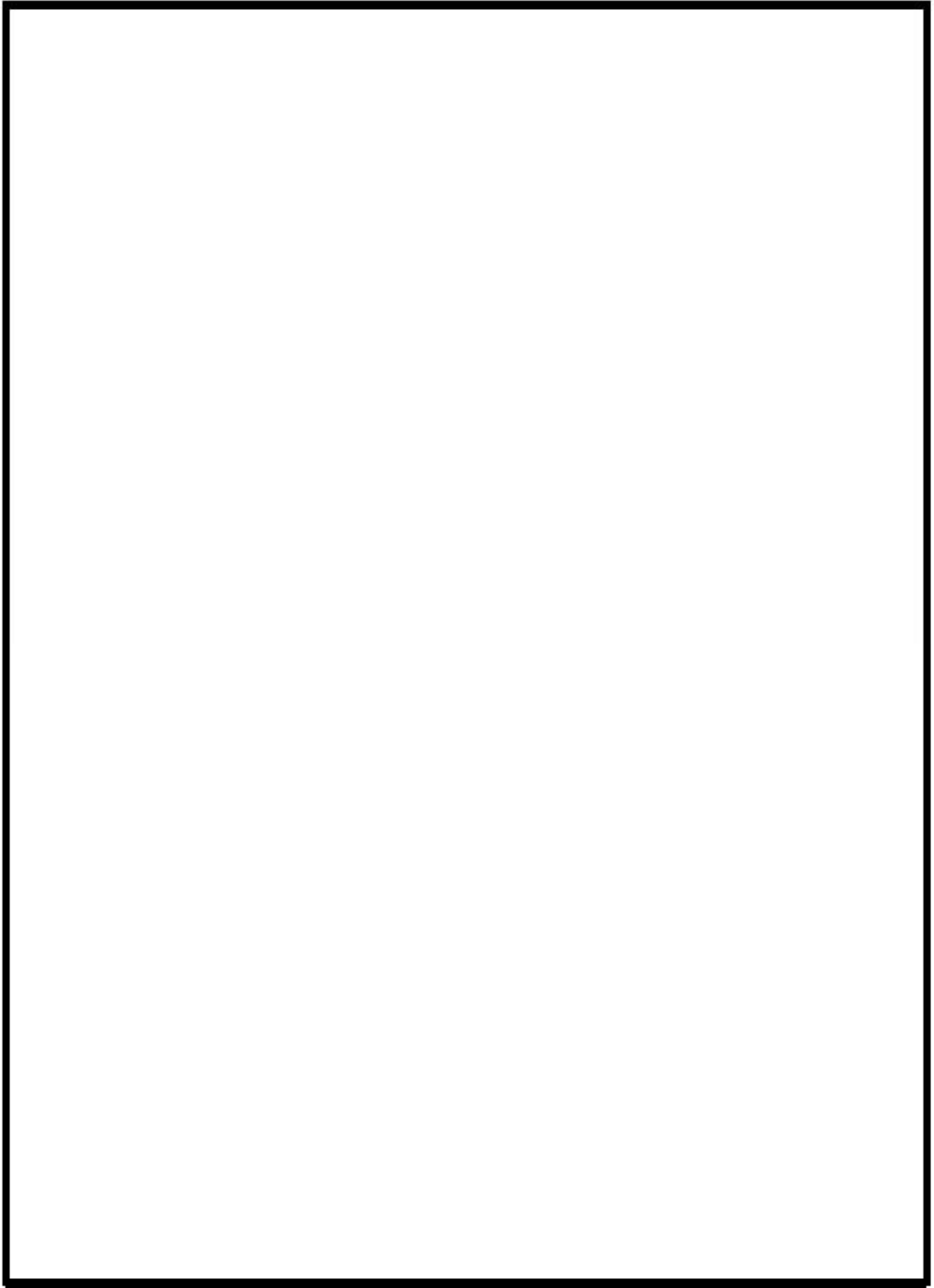


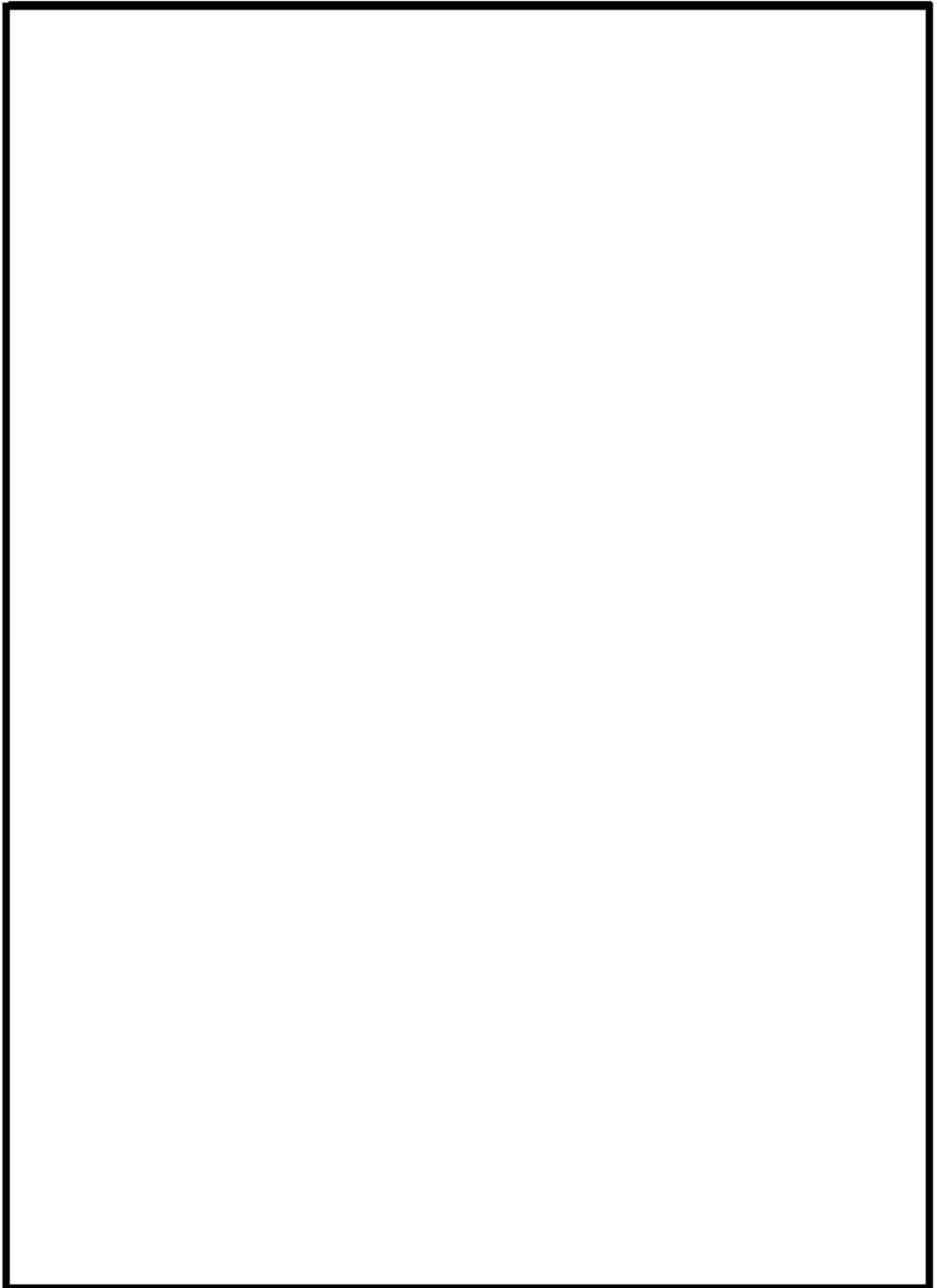


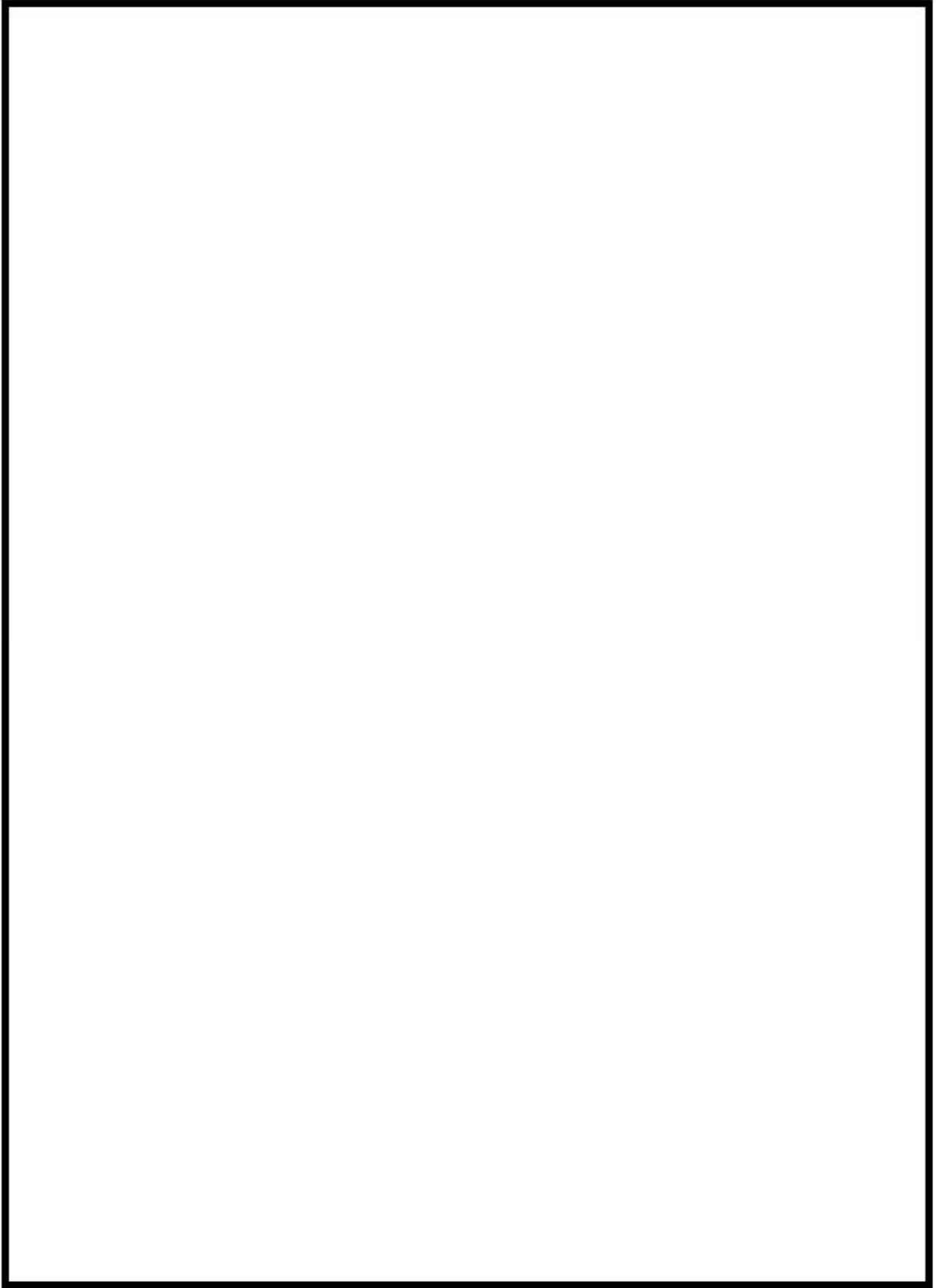




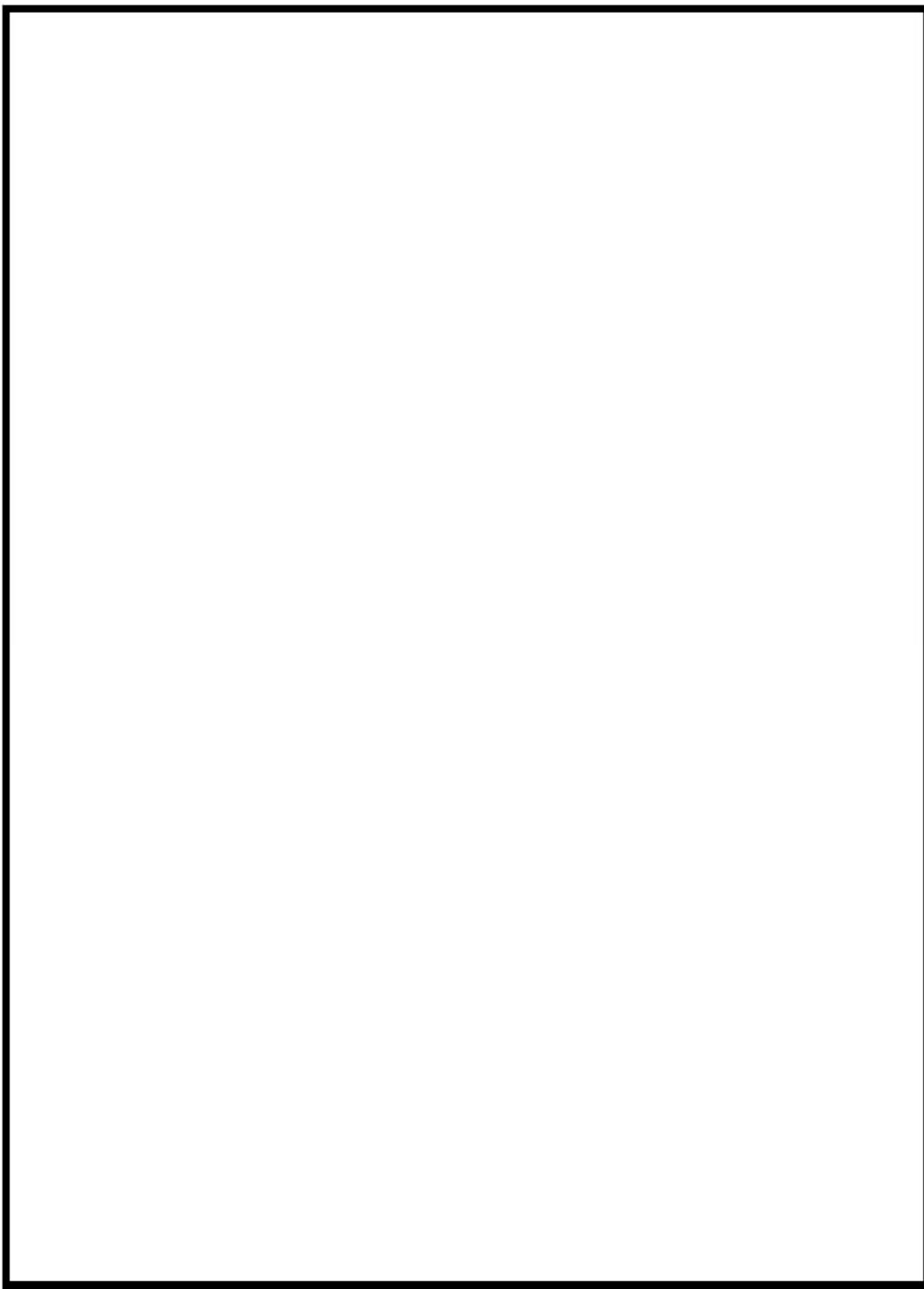
添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙 1）

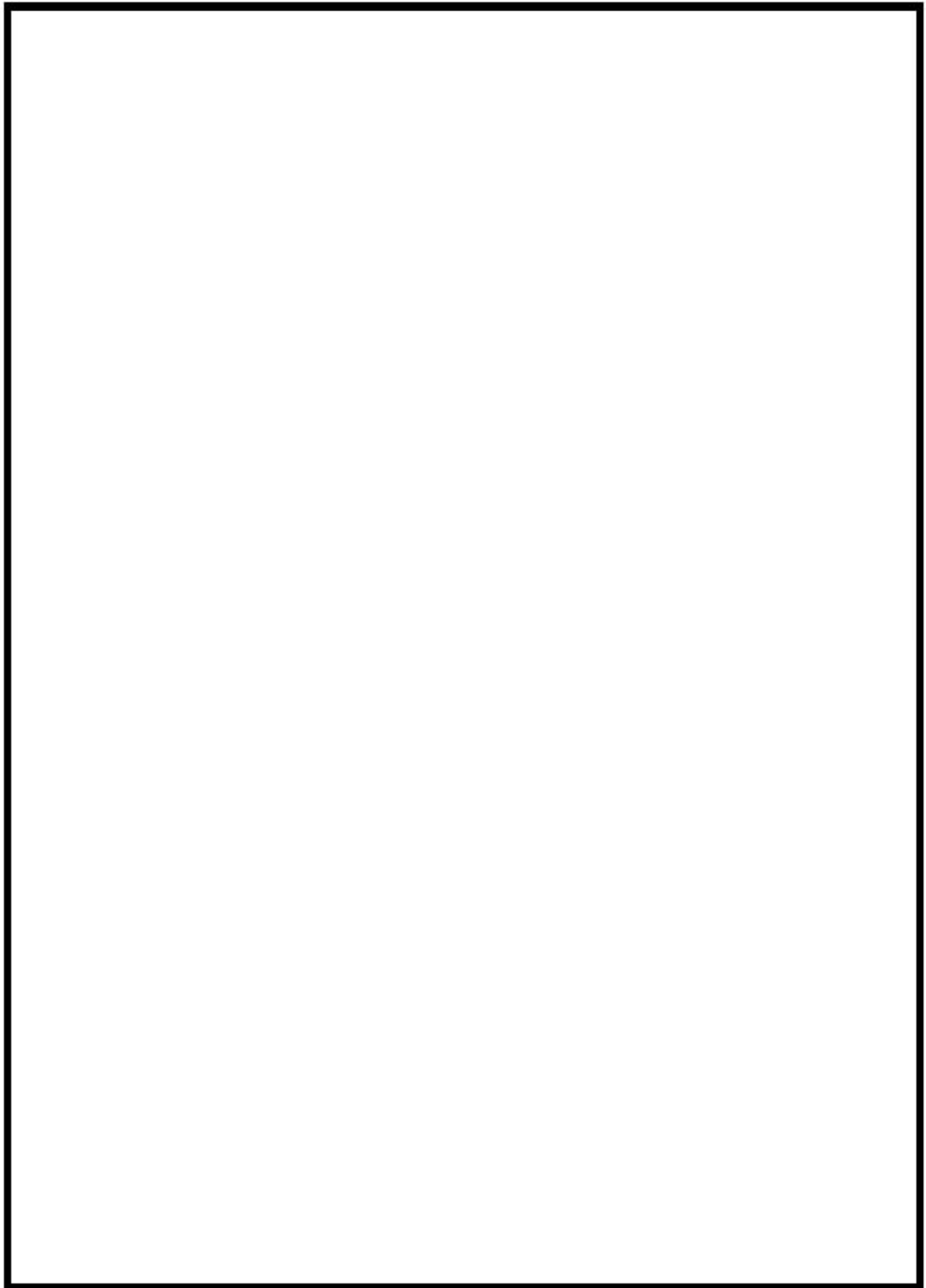


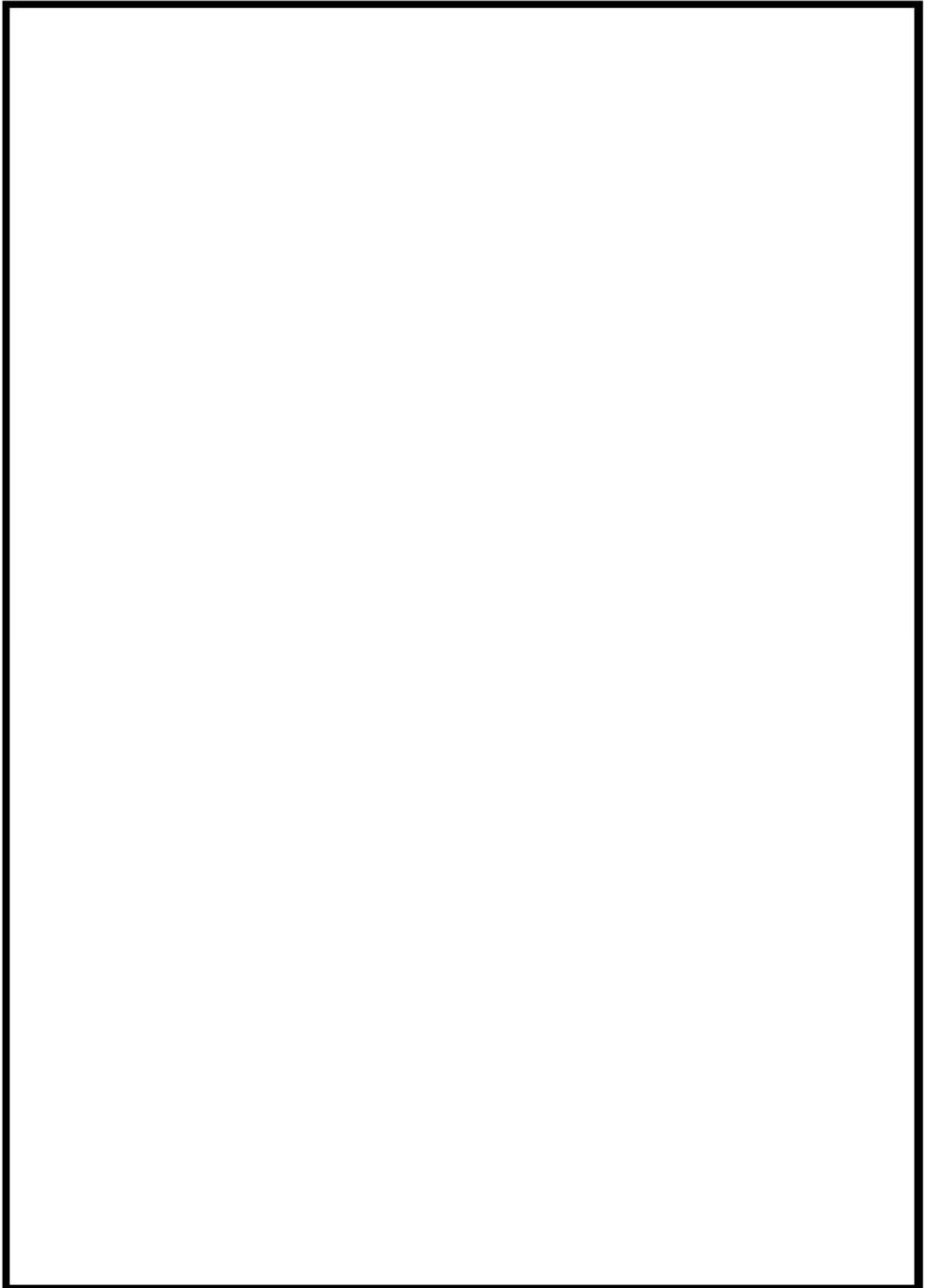


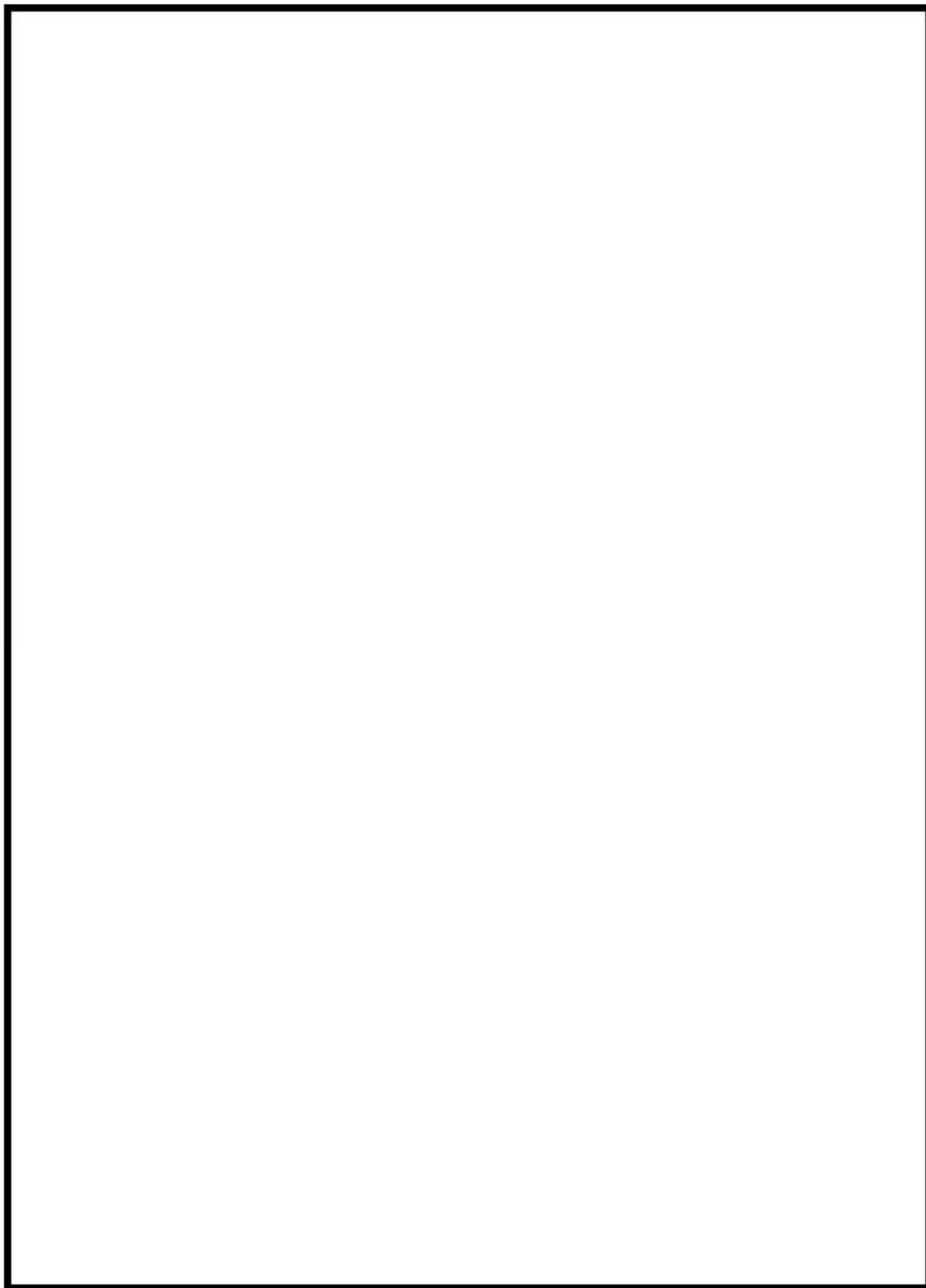


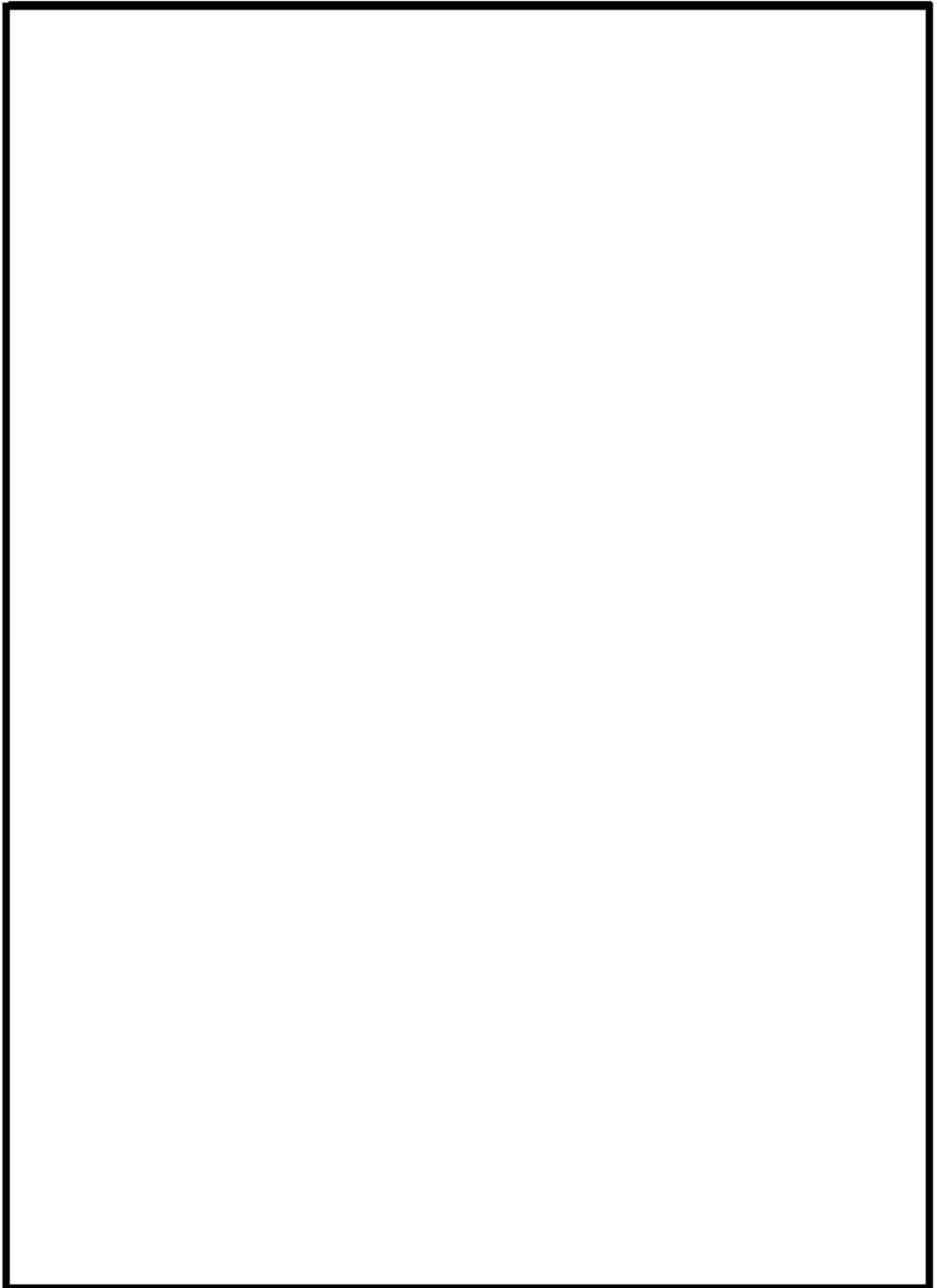
添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）

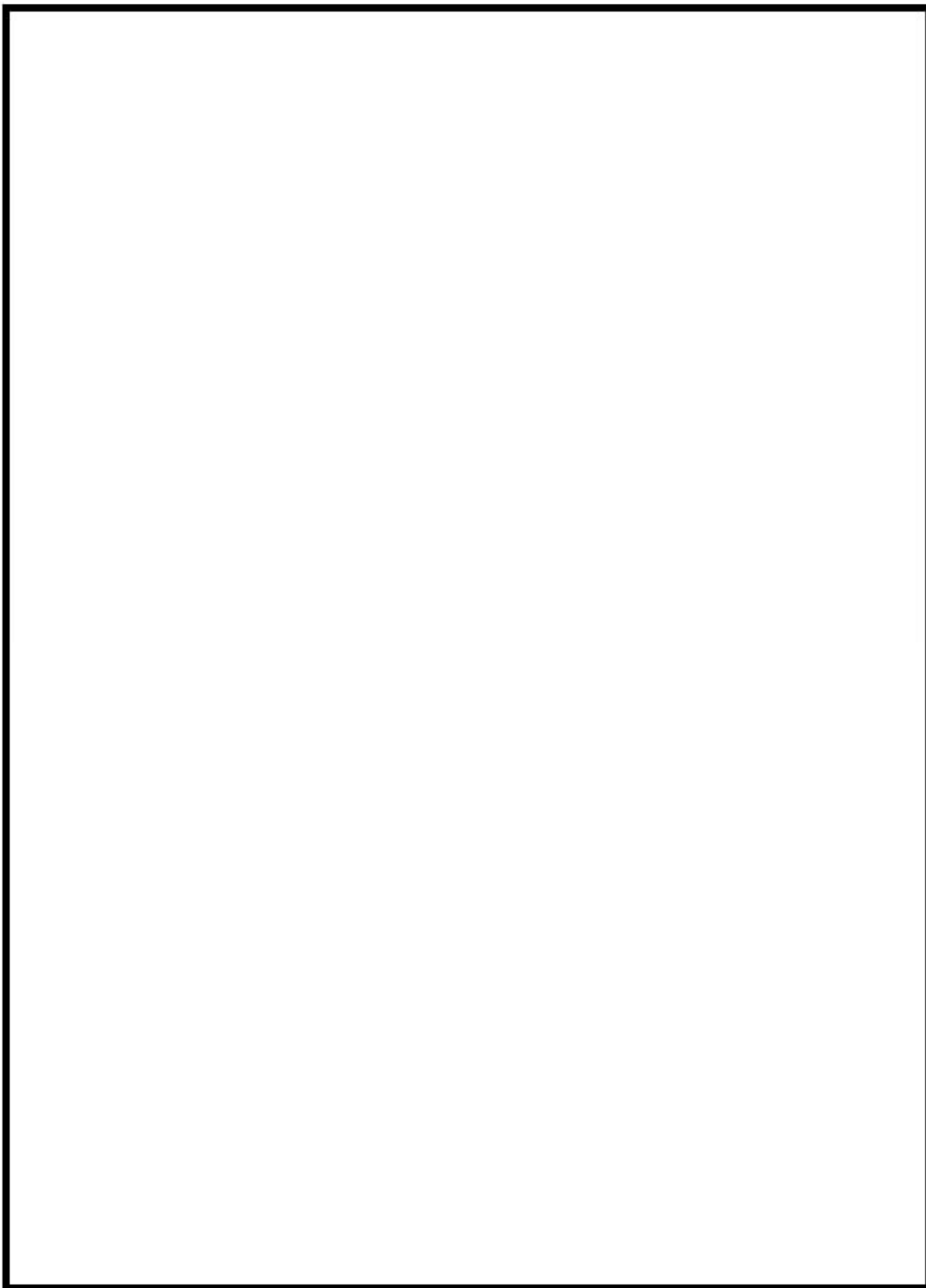


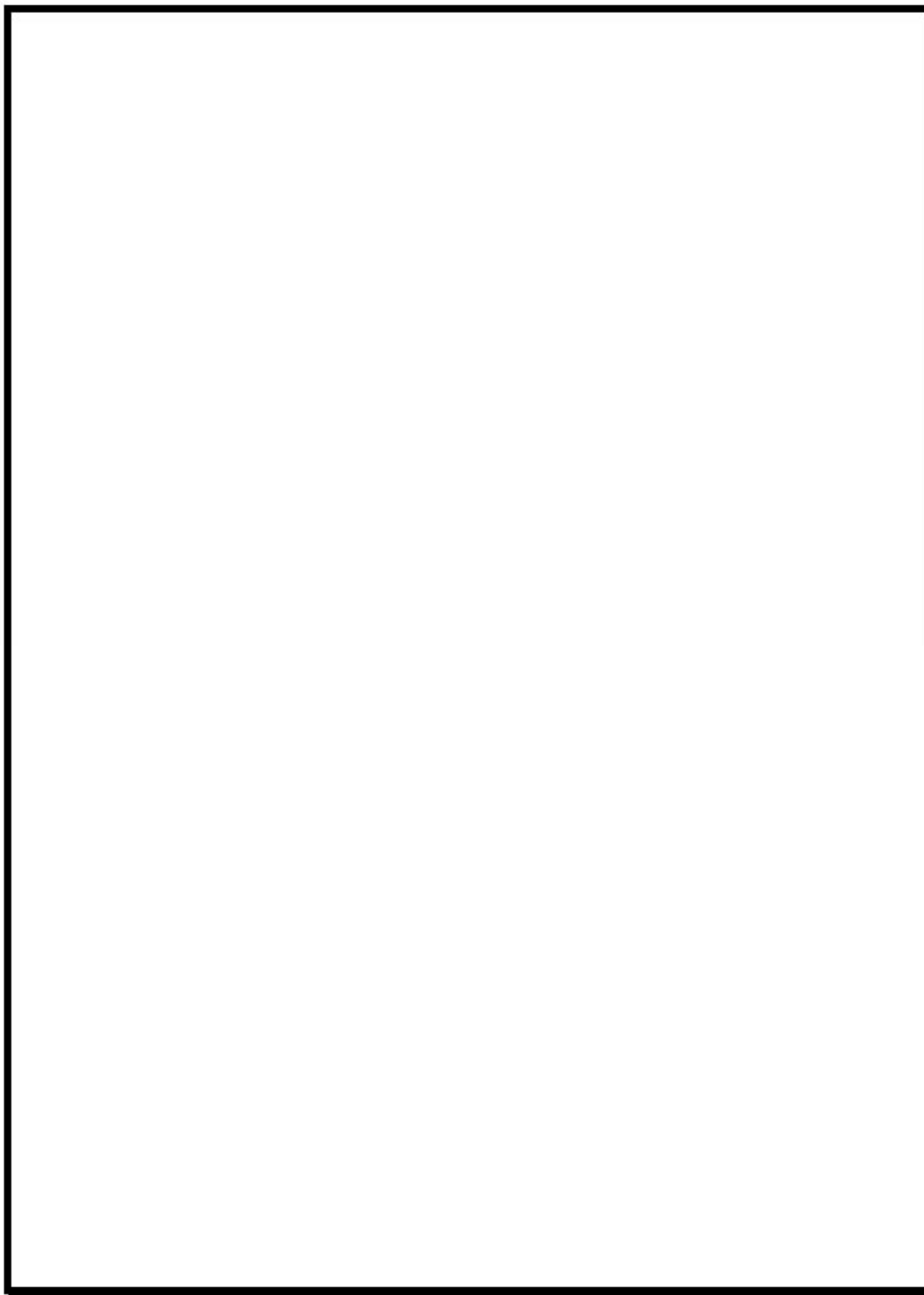


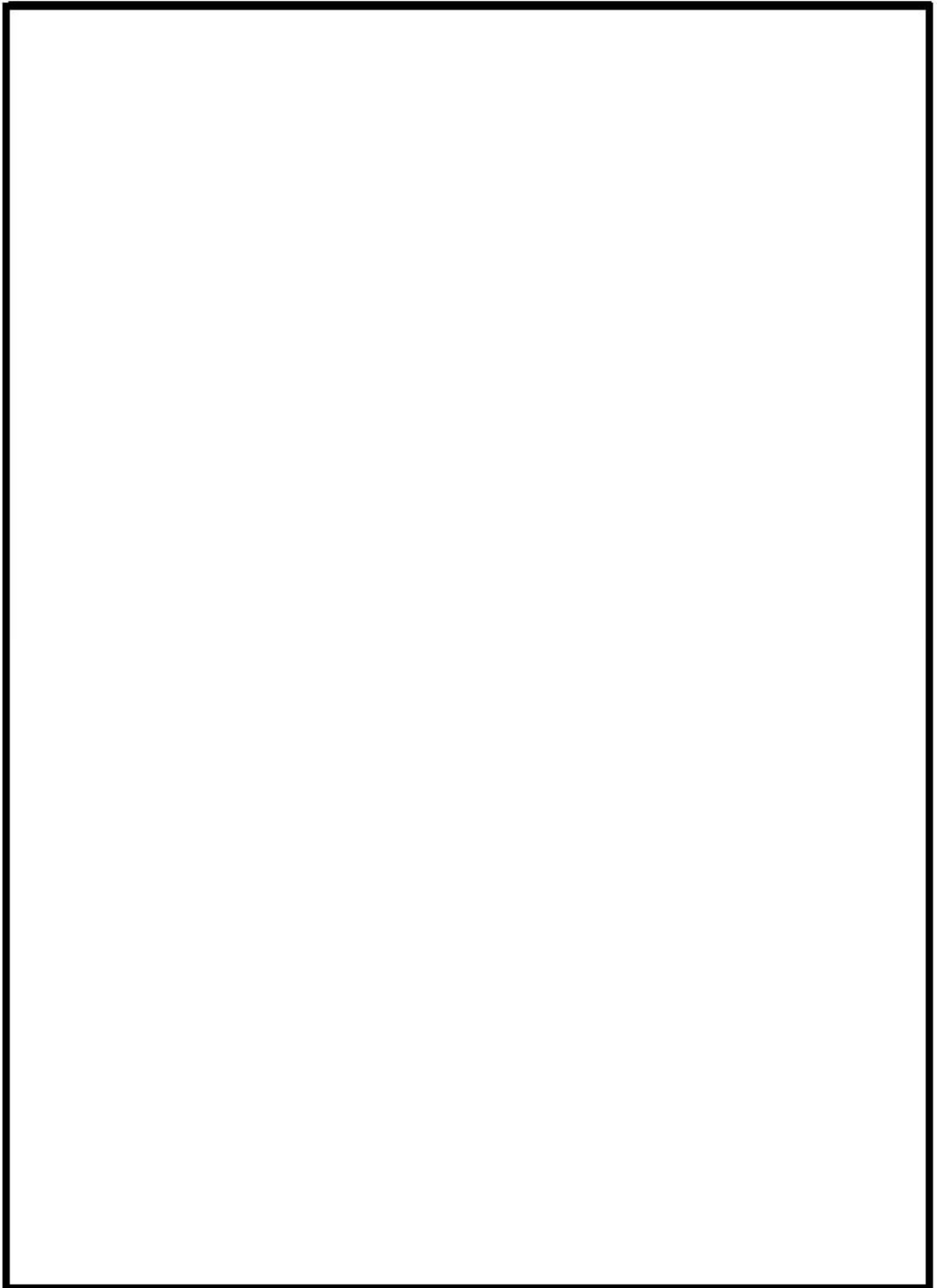


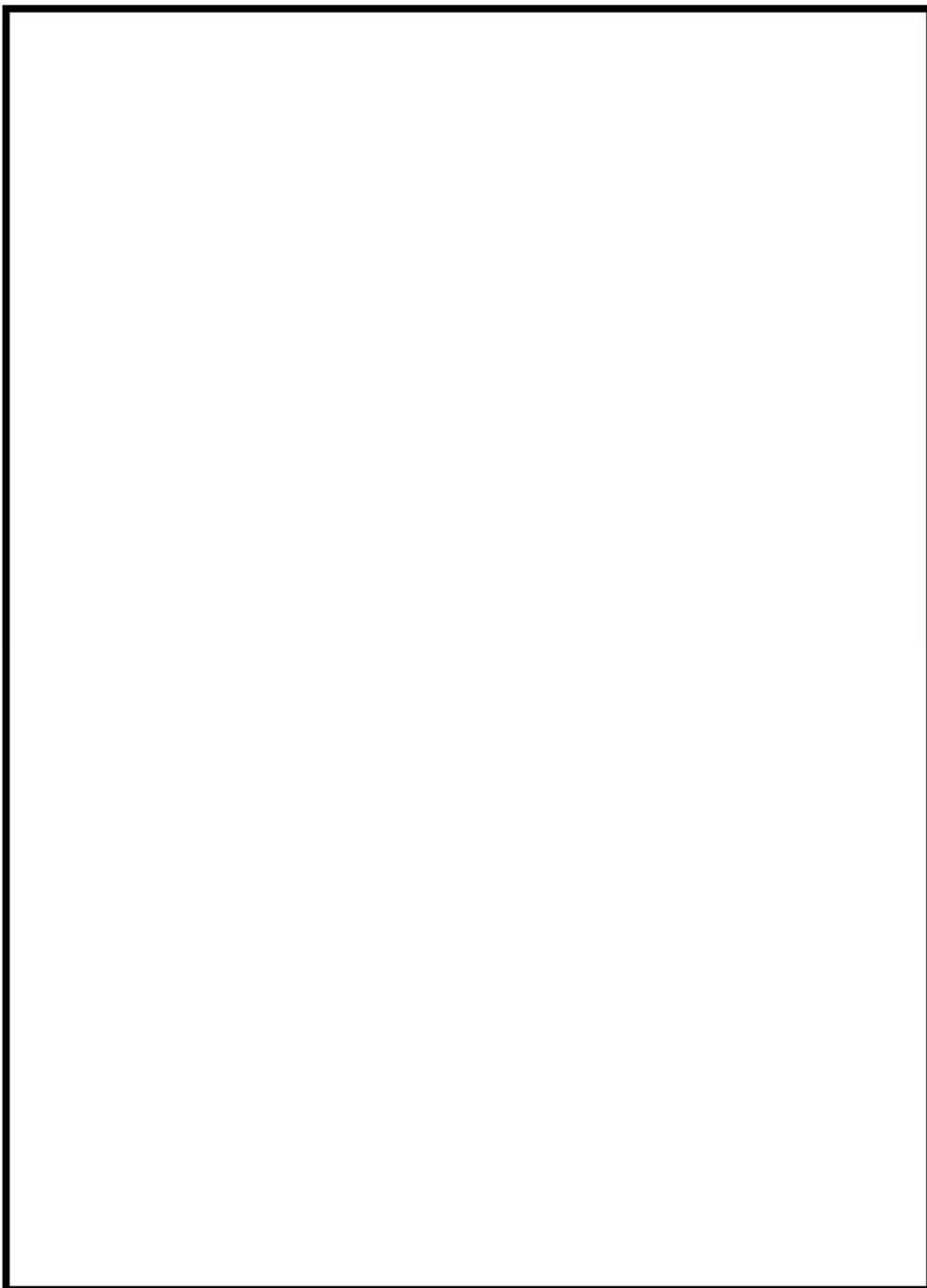




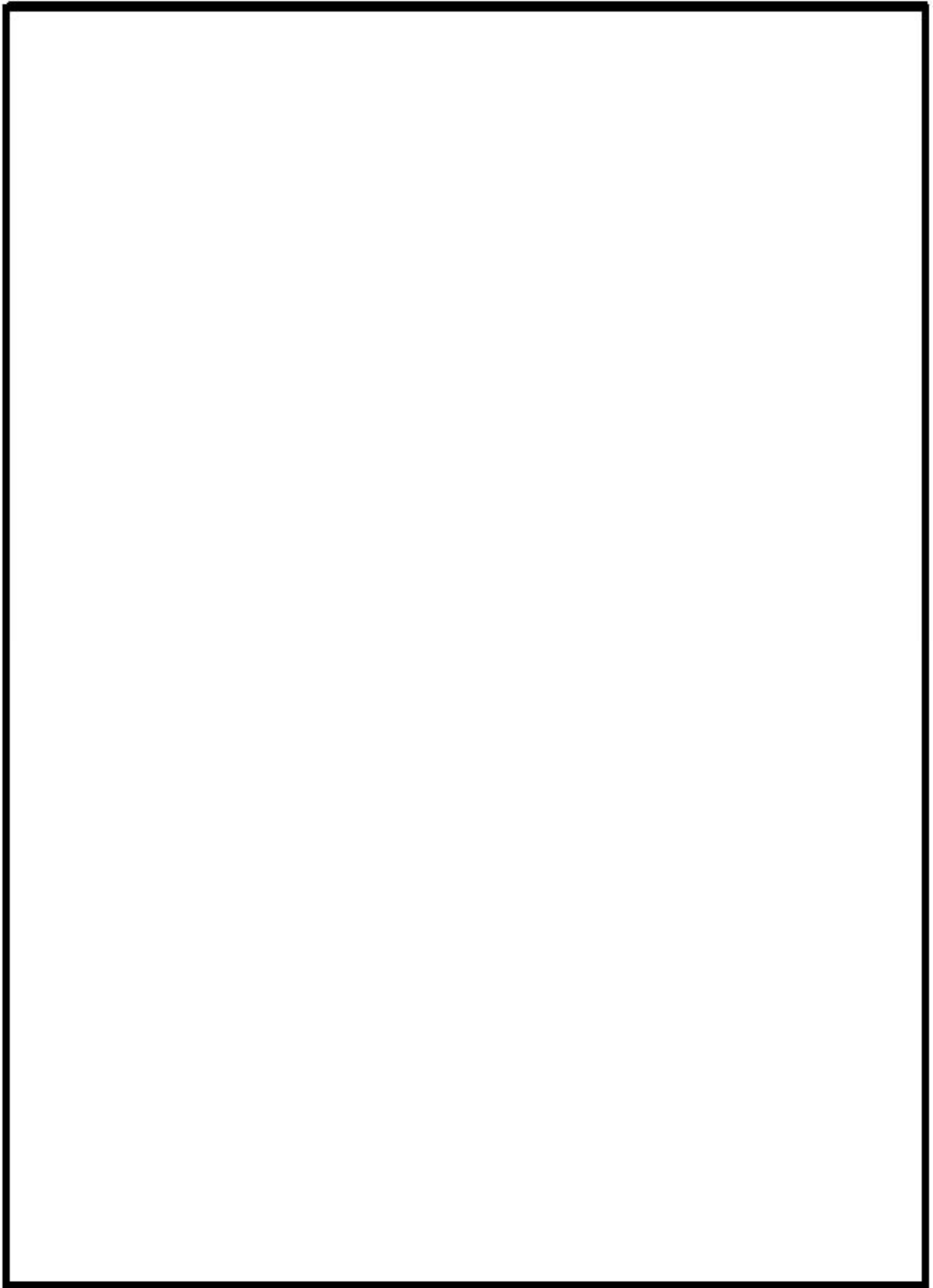


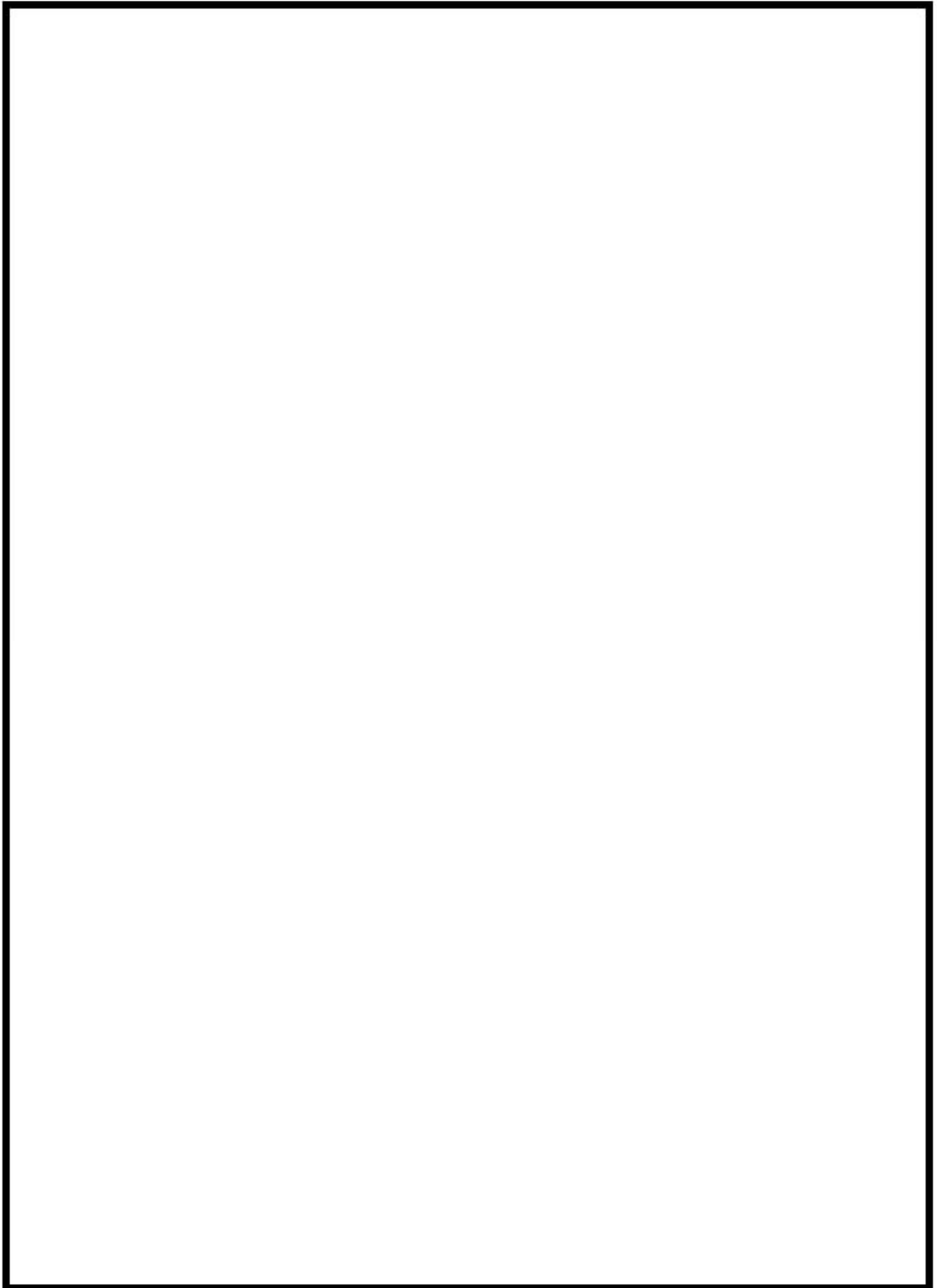




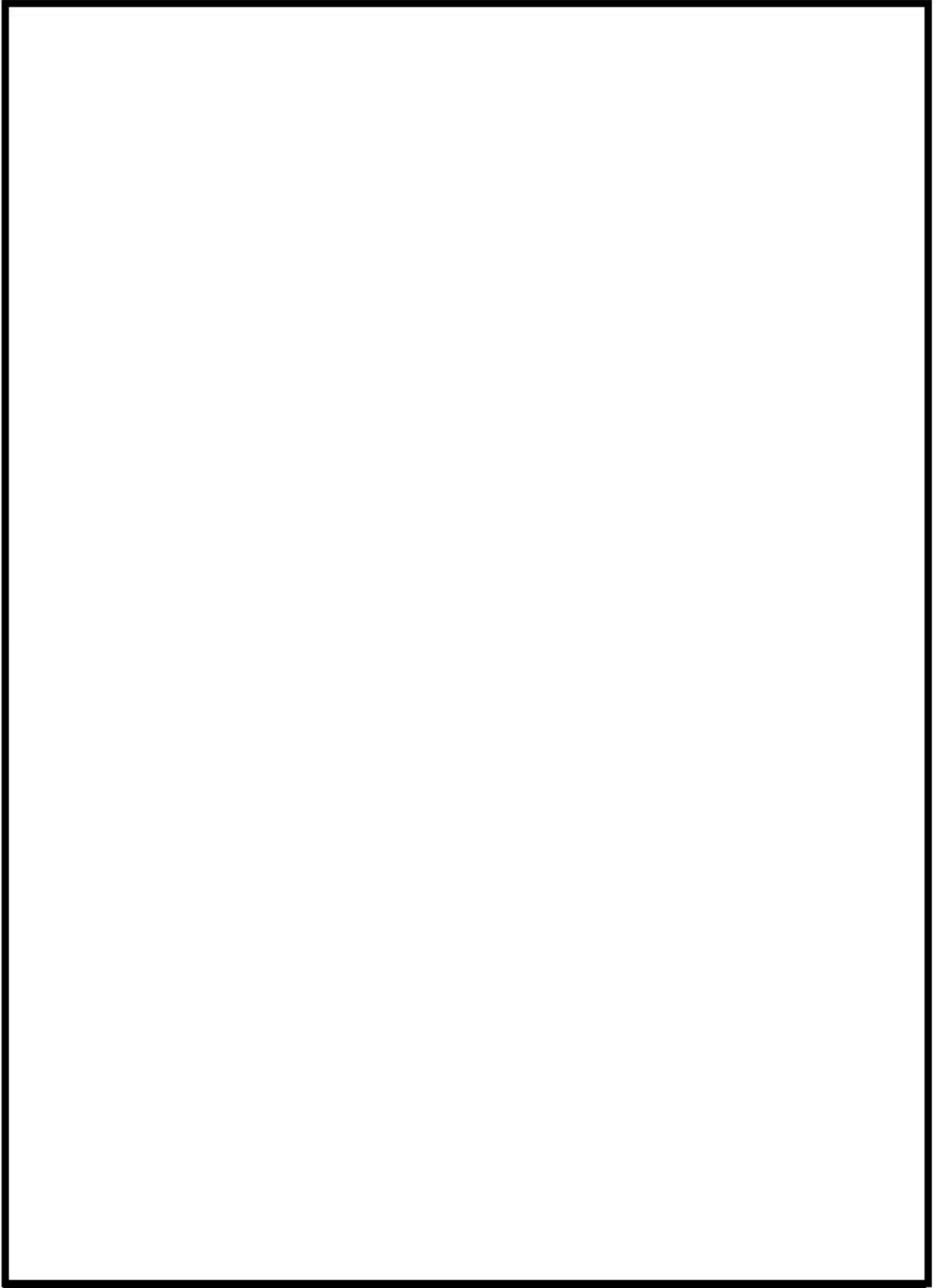


添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）





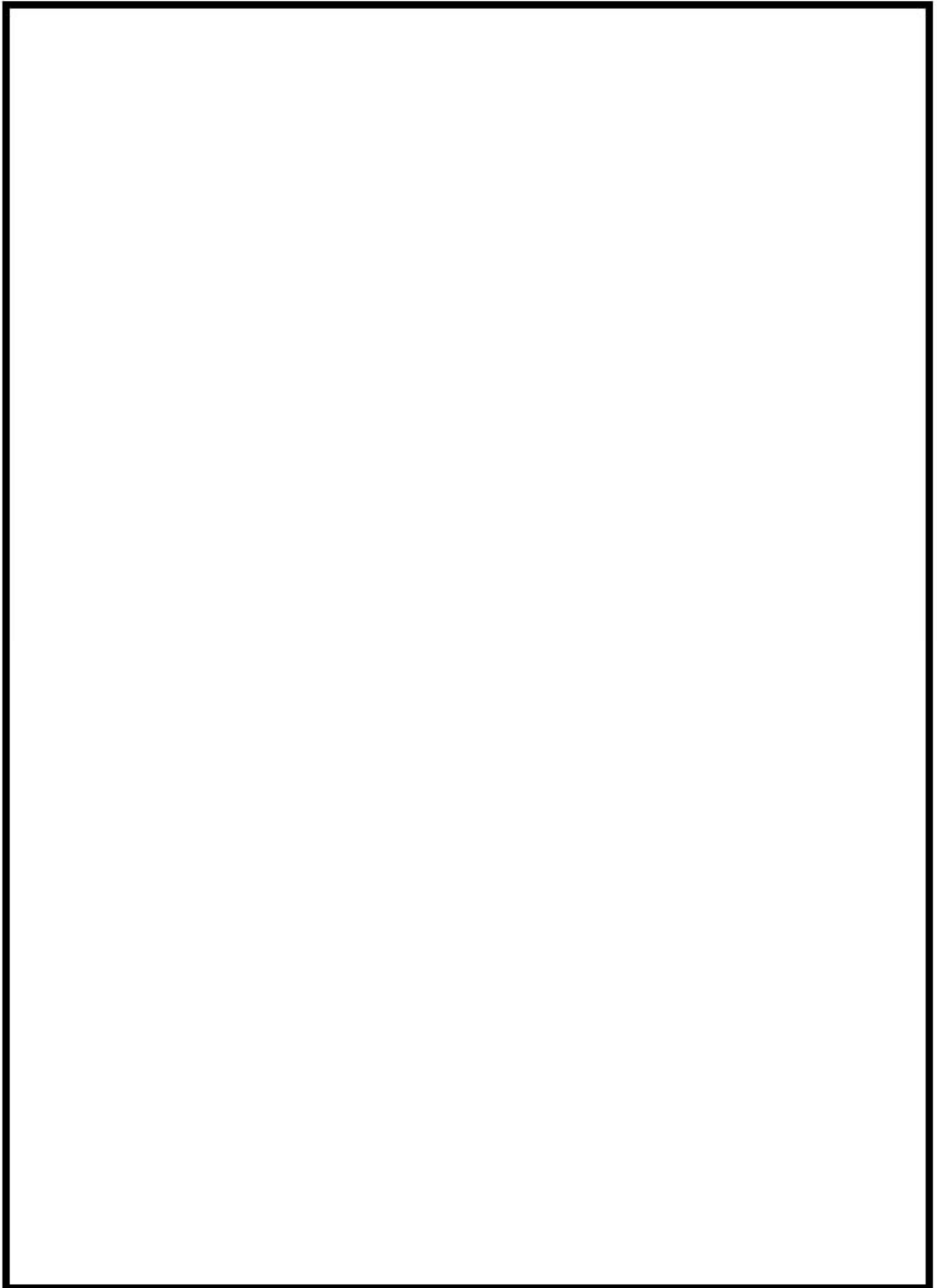
添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）



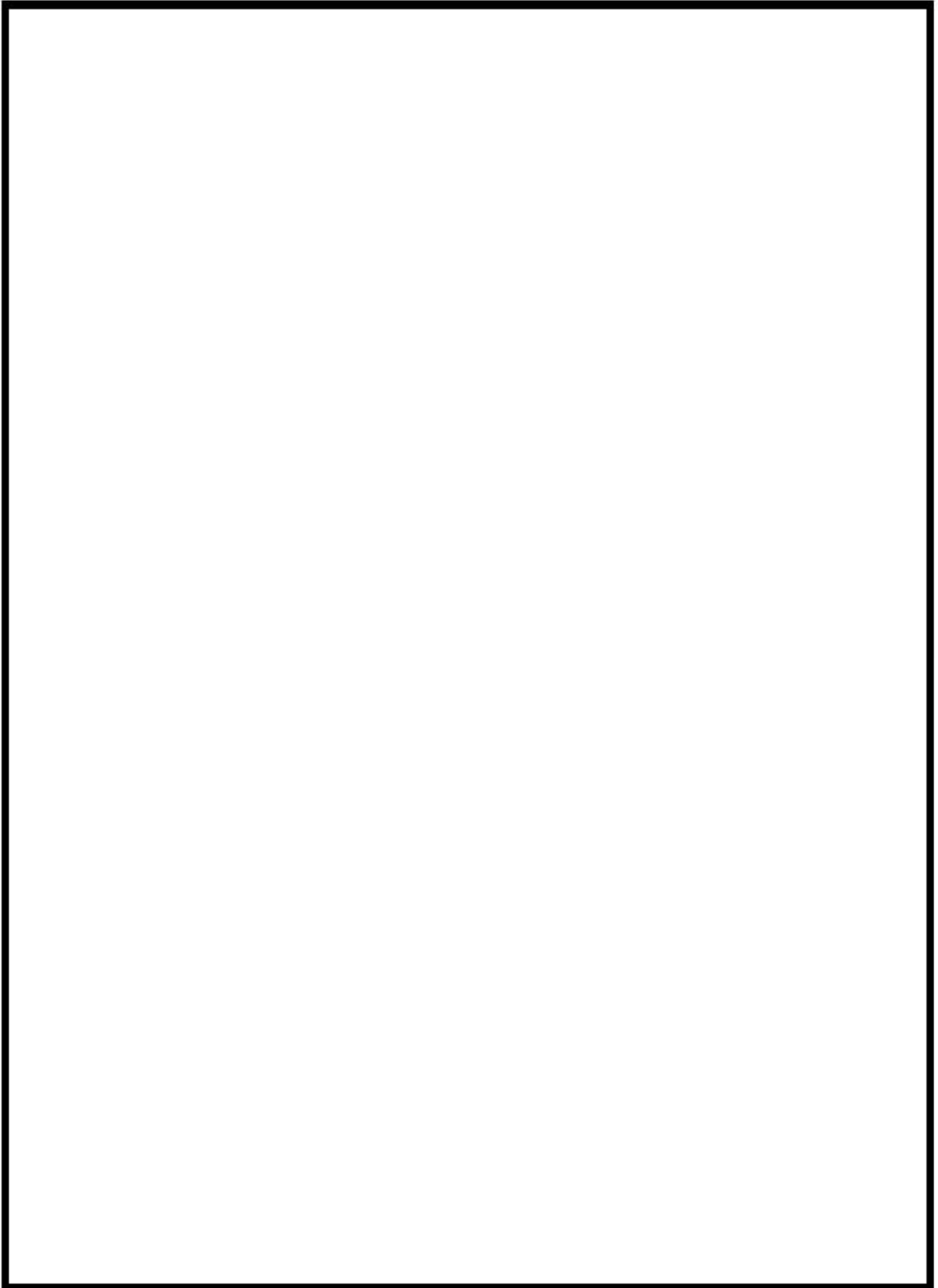
添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）



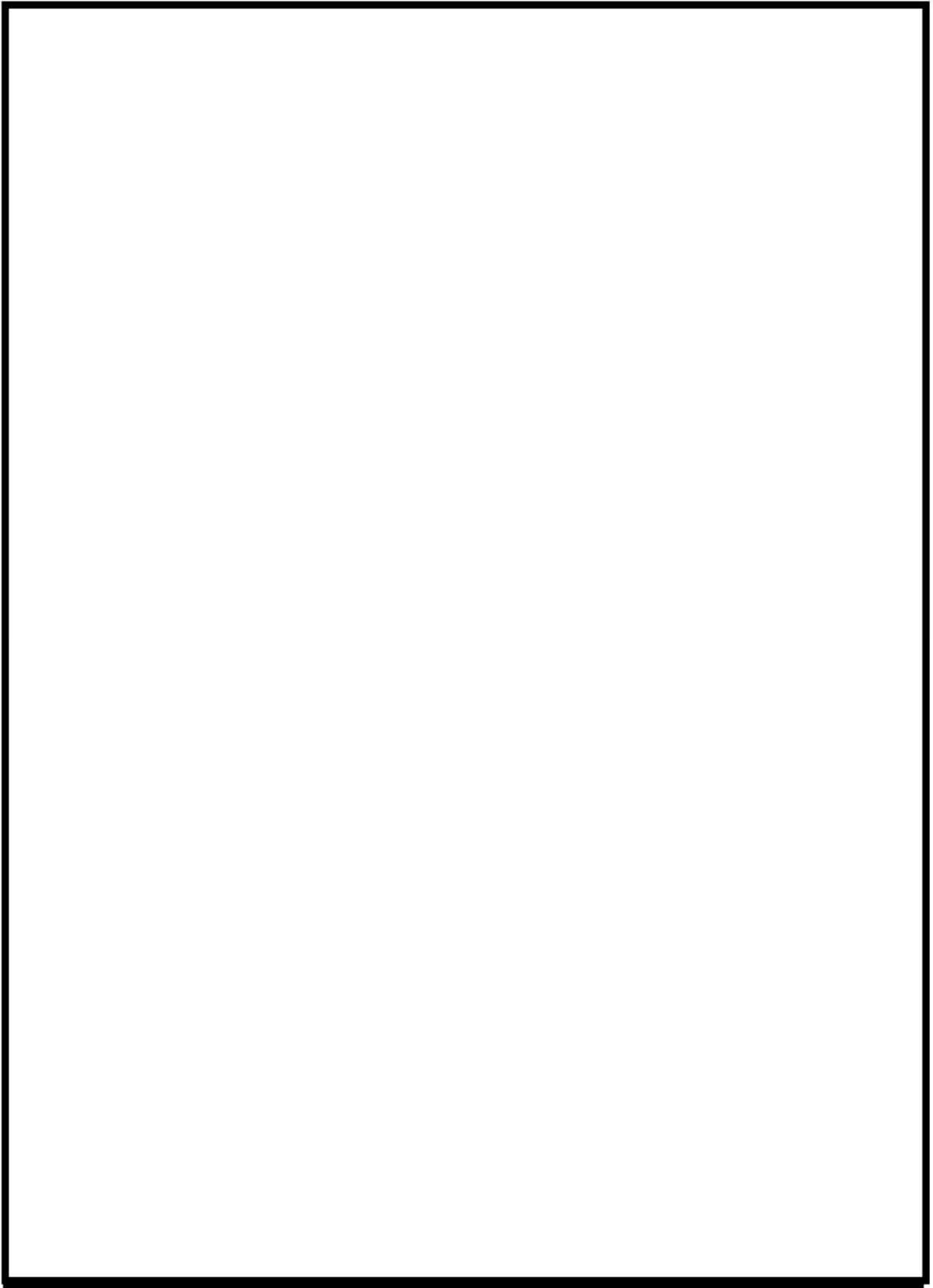
添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）

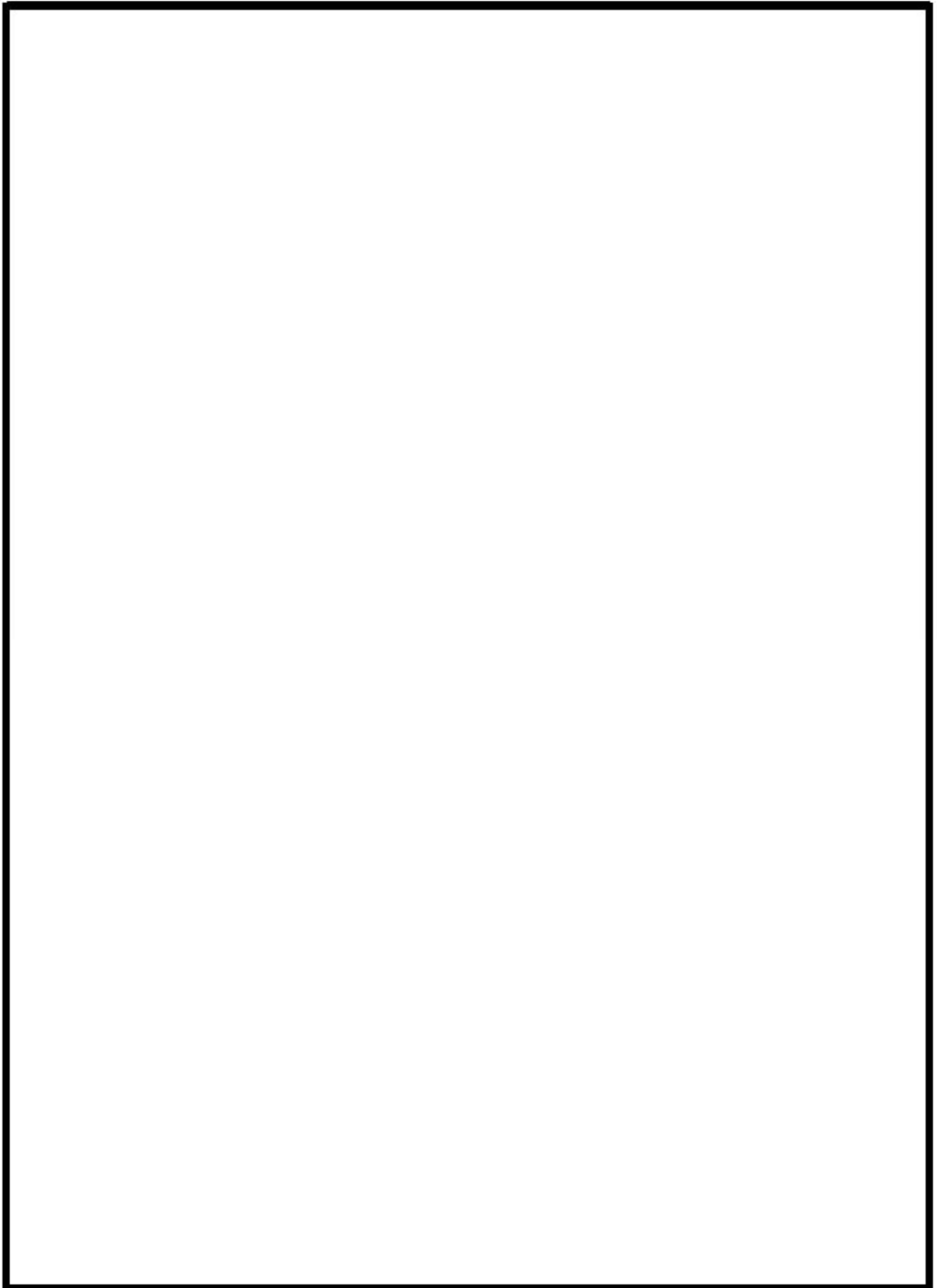


添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）

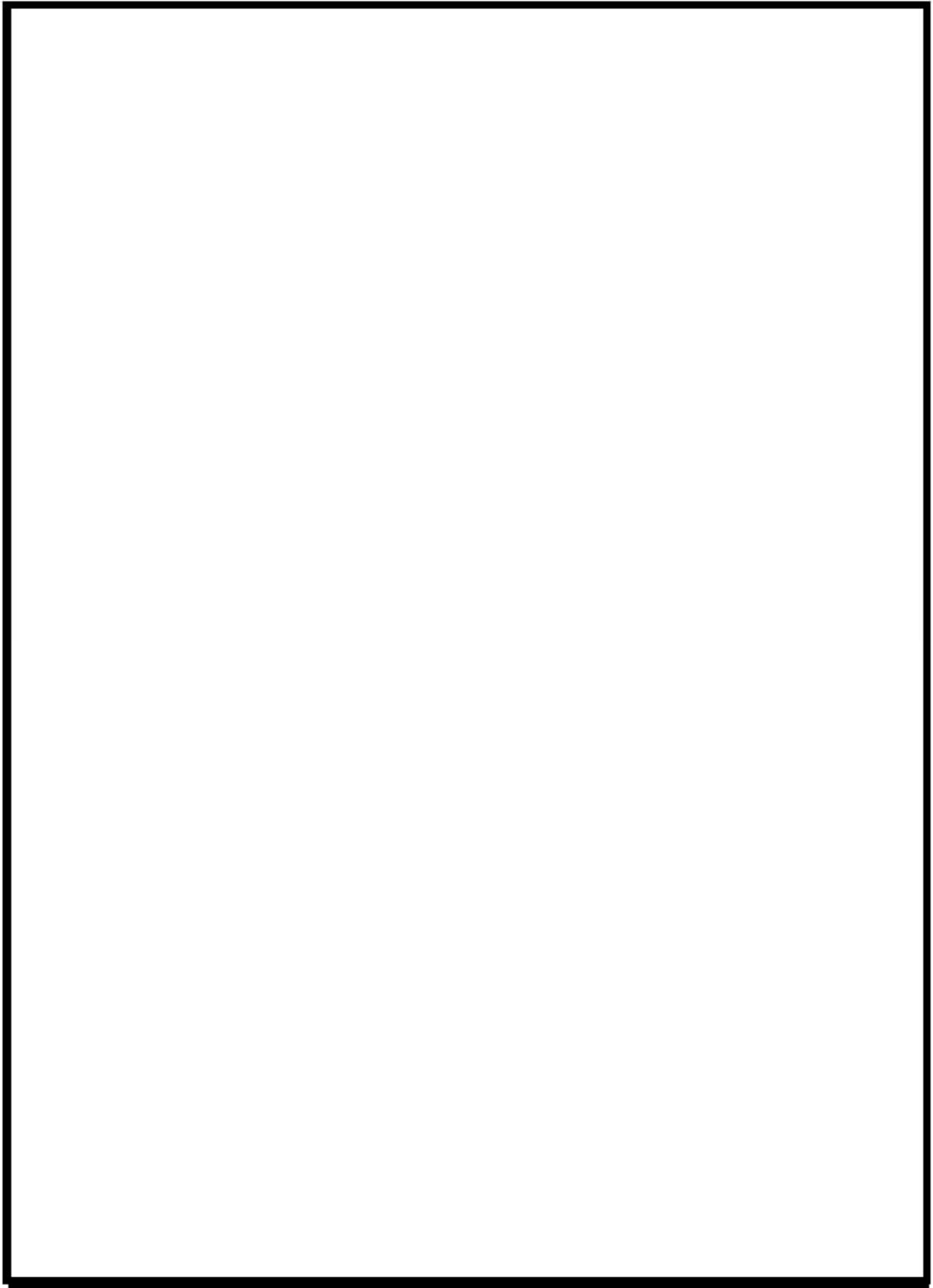


添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）



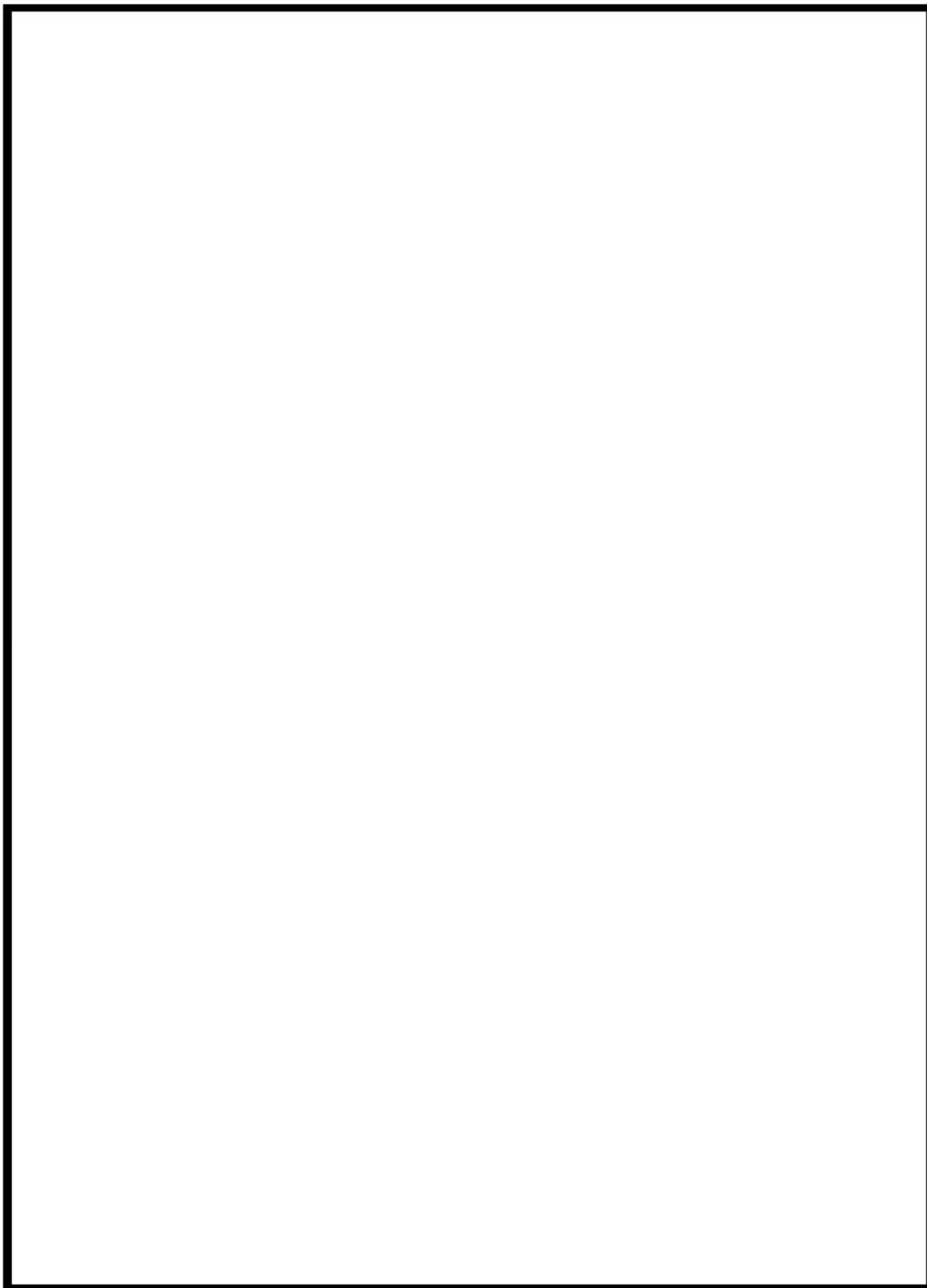


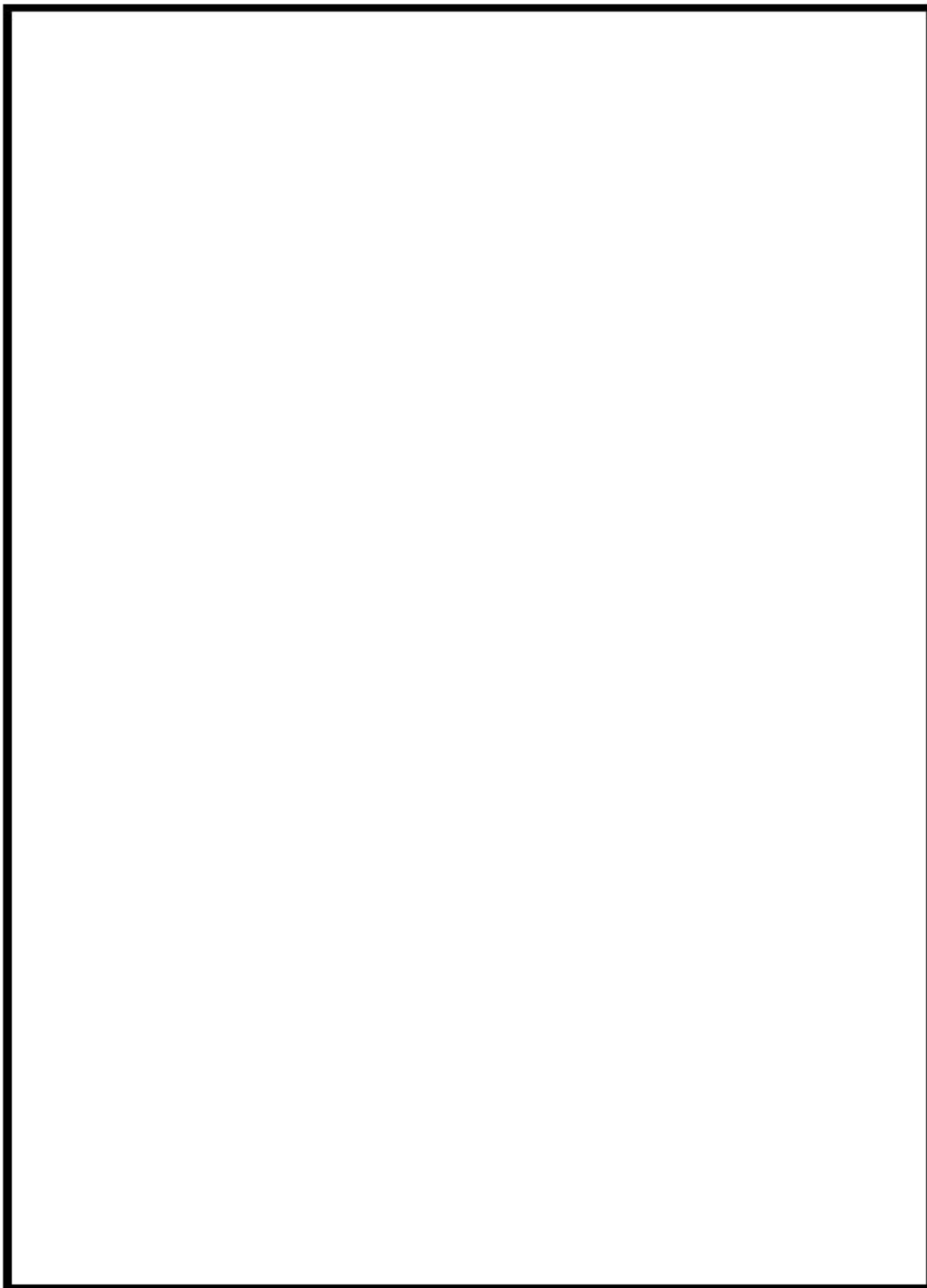
添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）



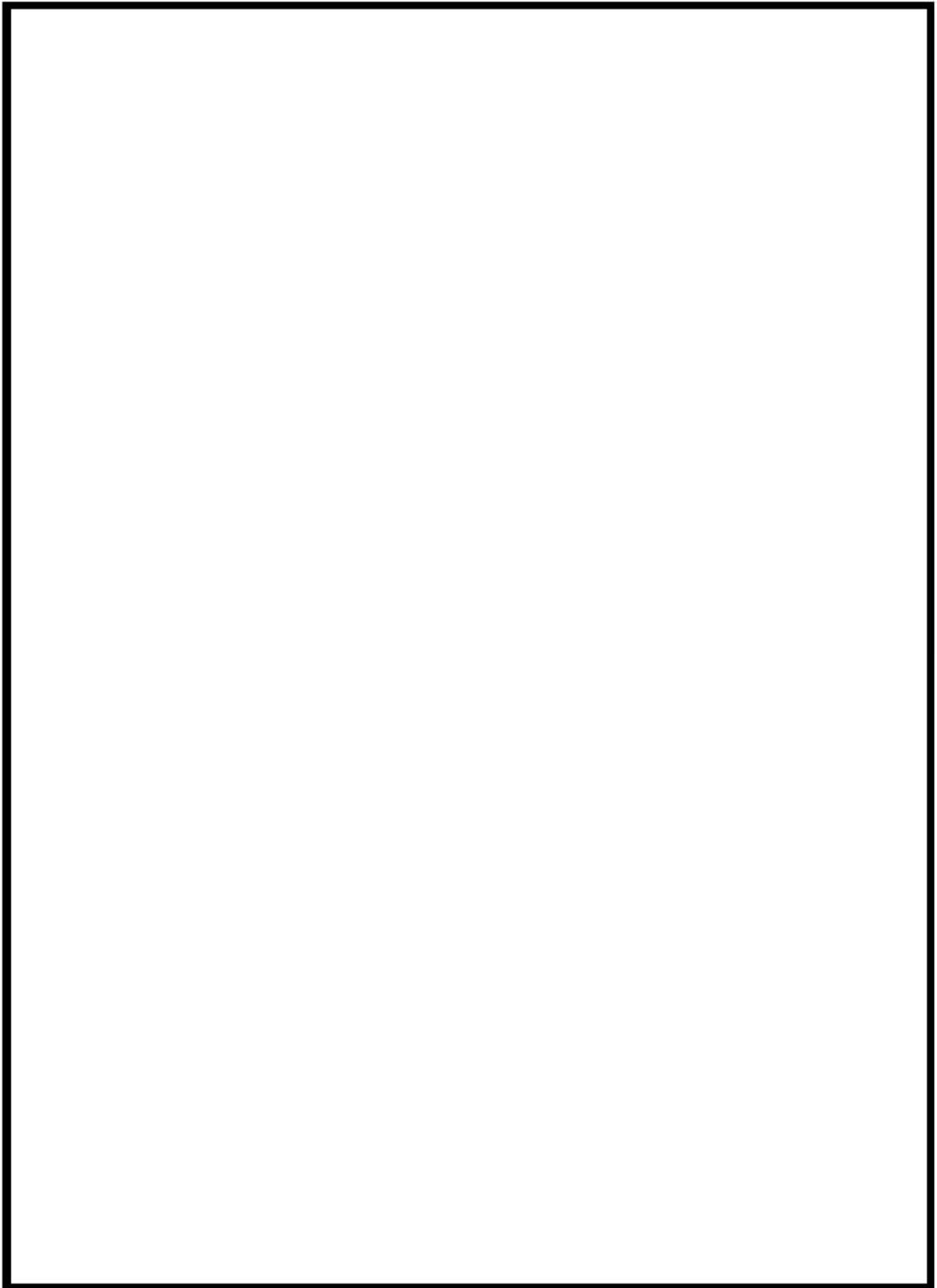
添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）







添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）

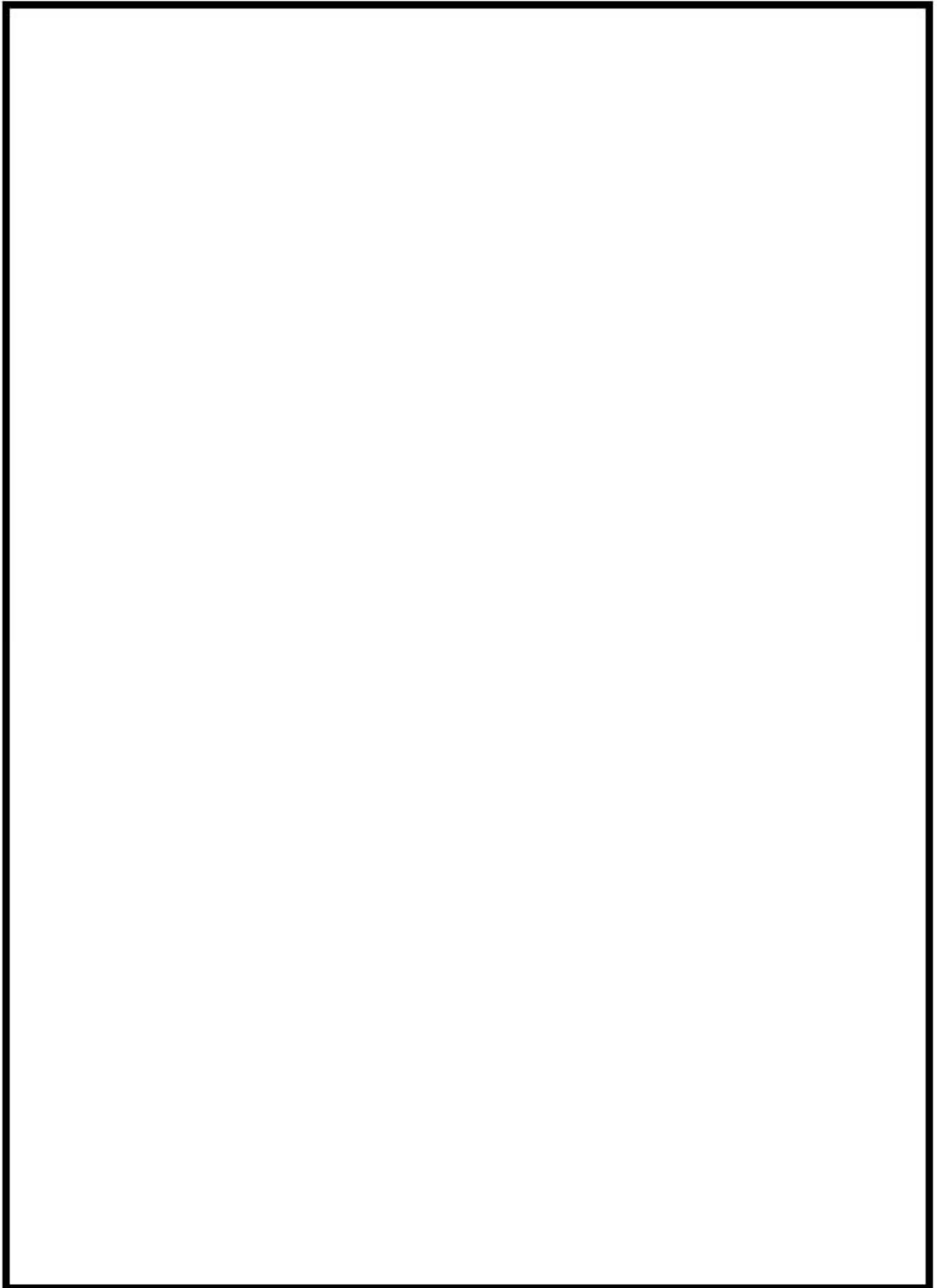




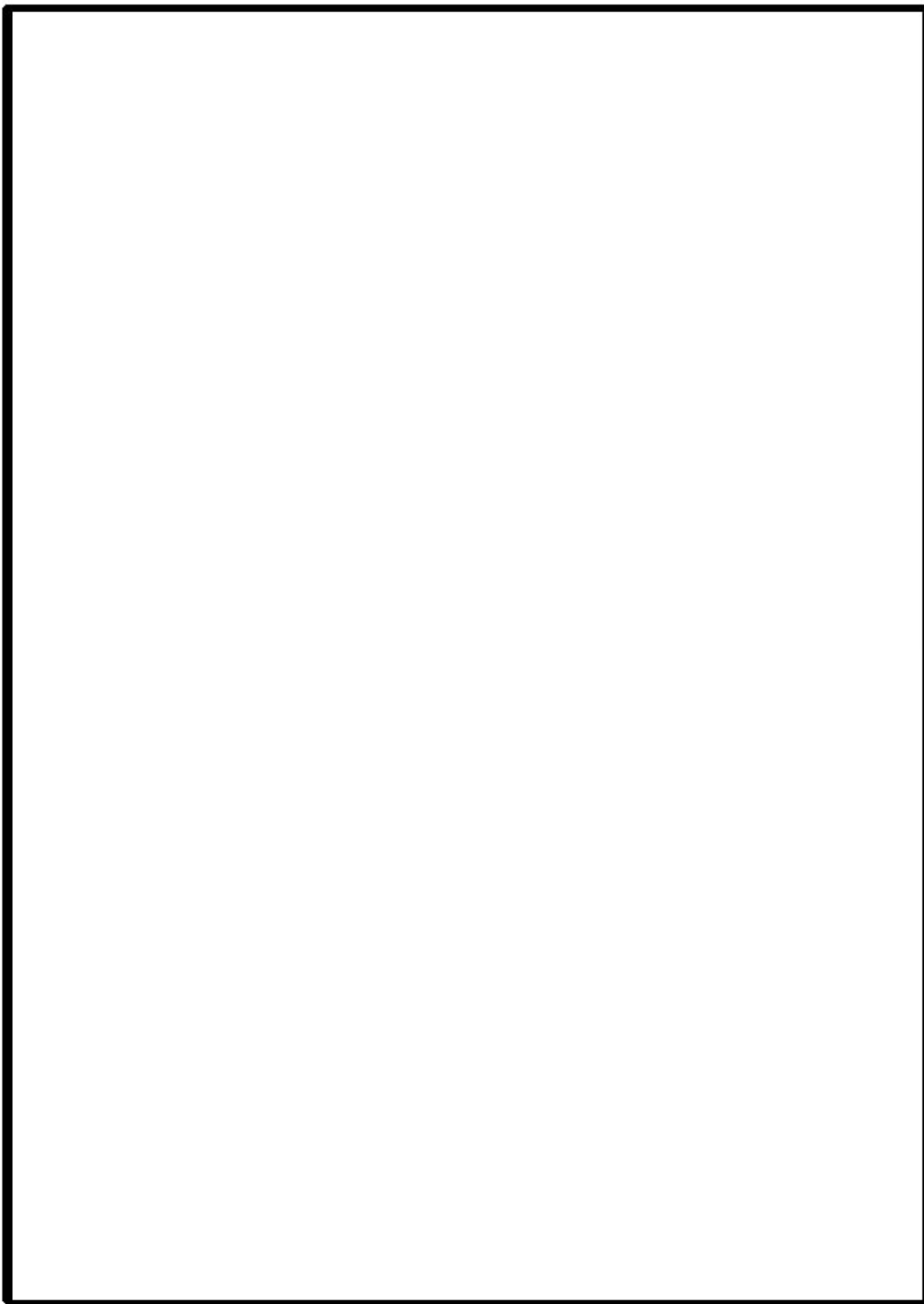




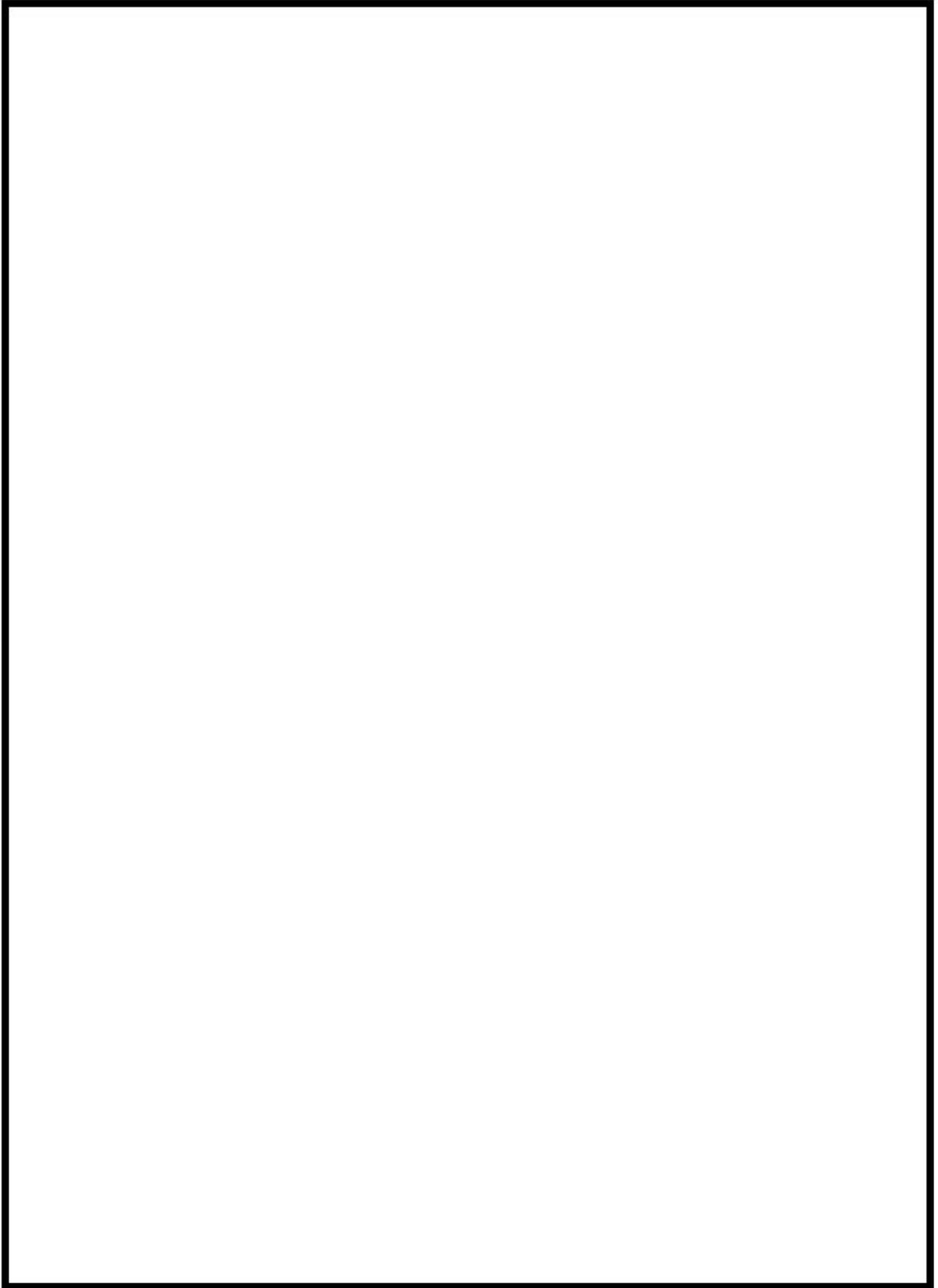
添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）



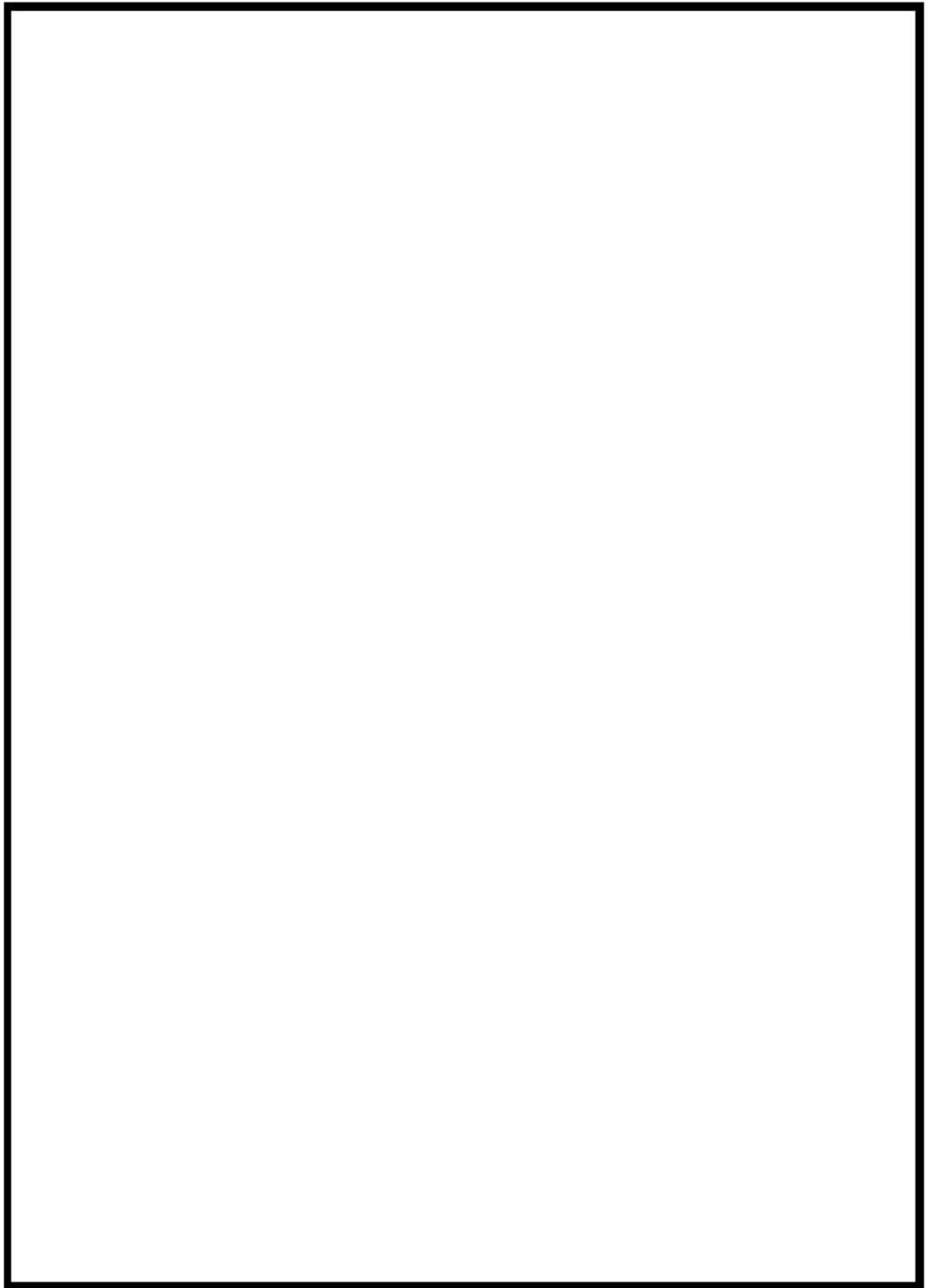


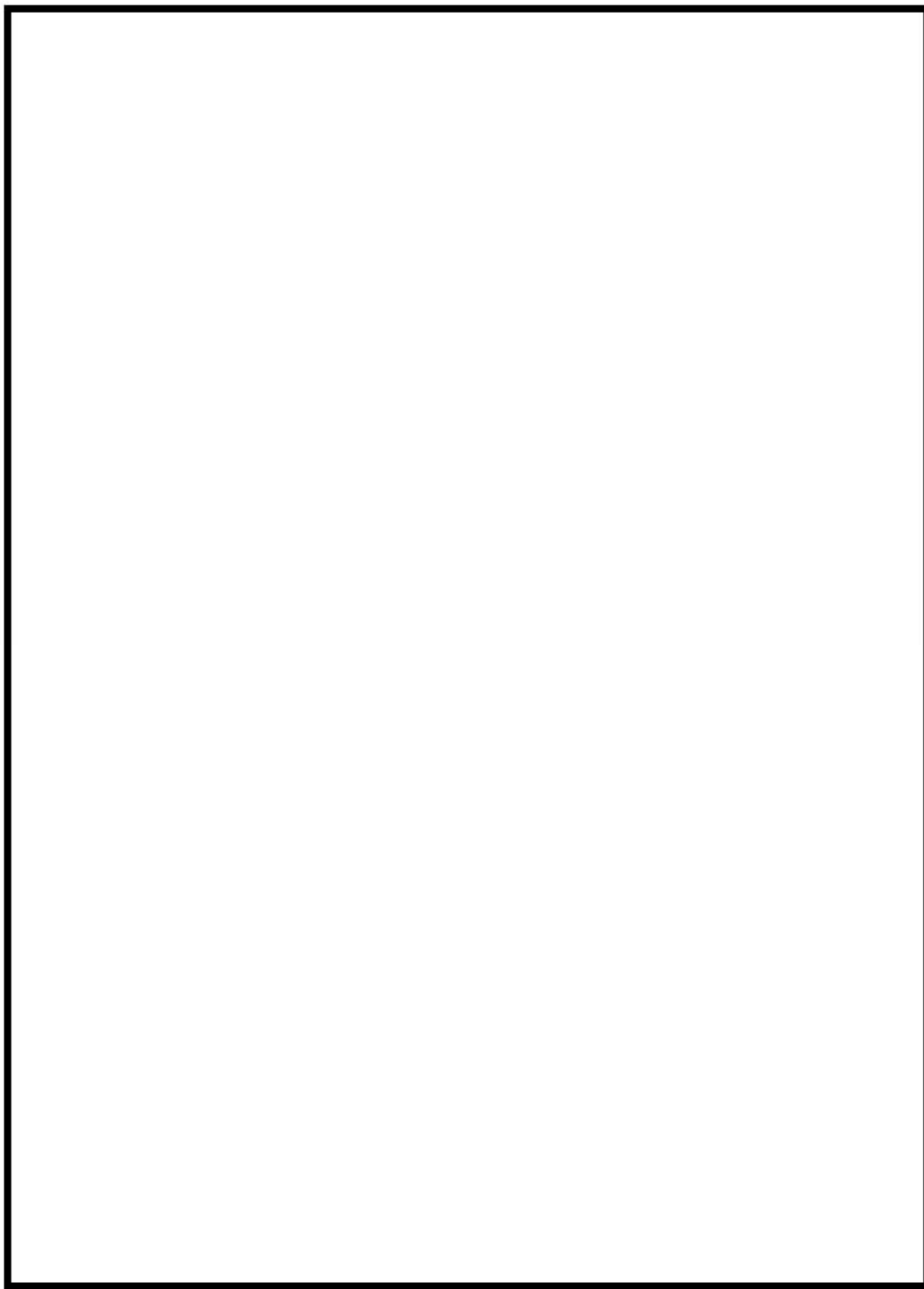


添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）

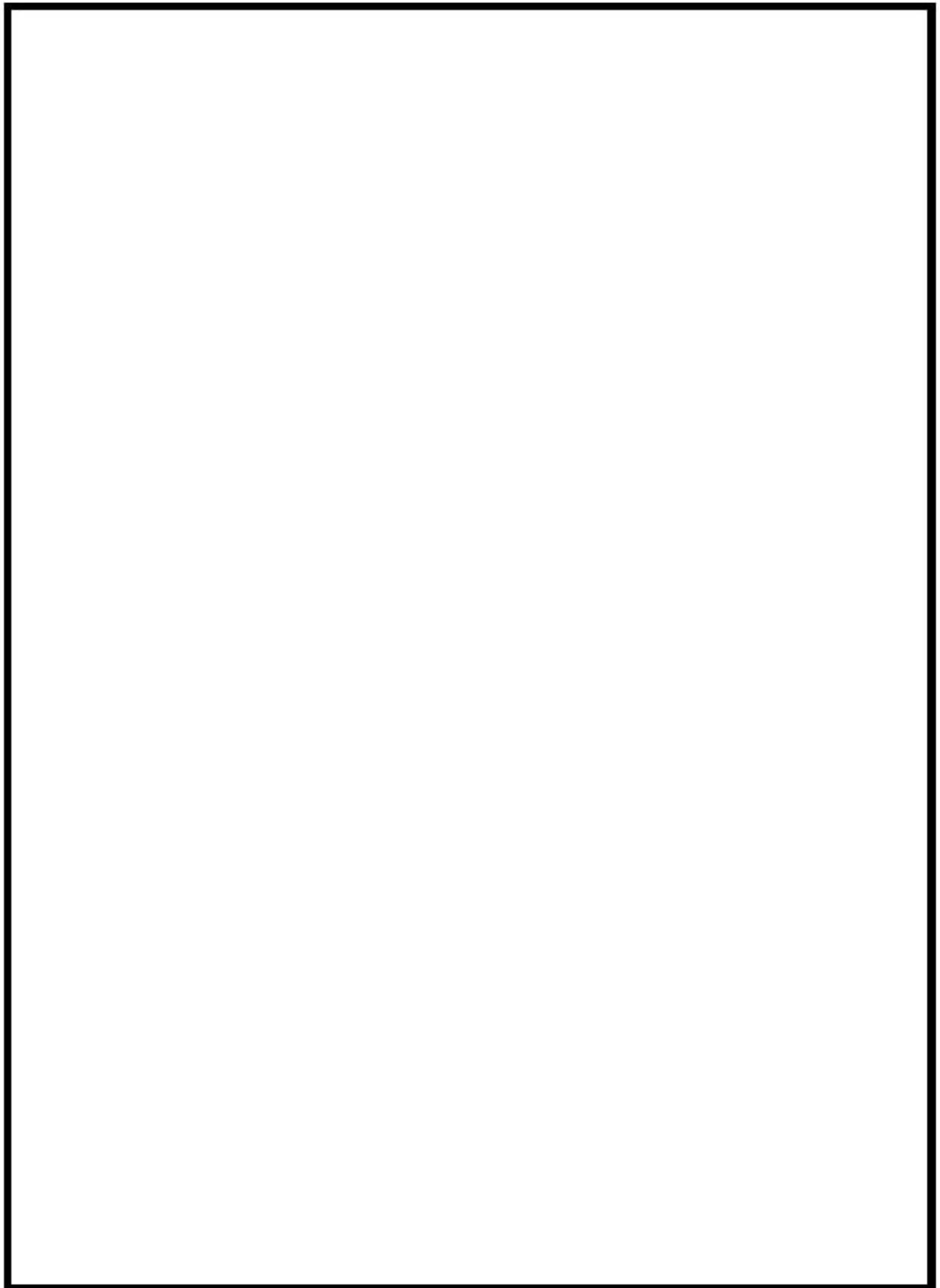


添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）

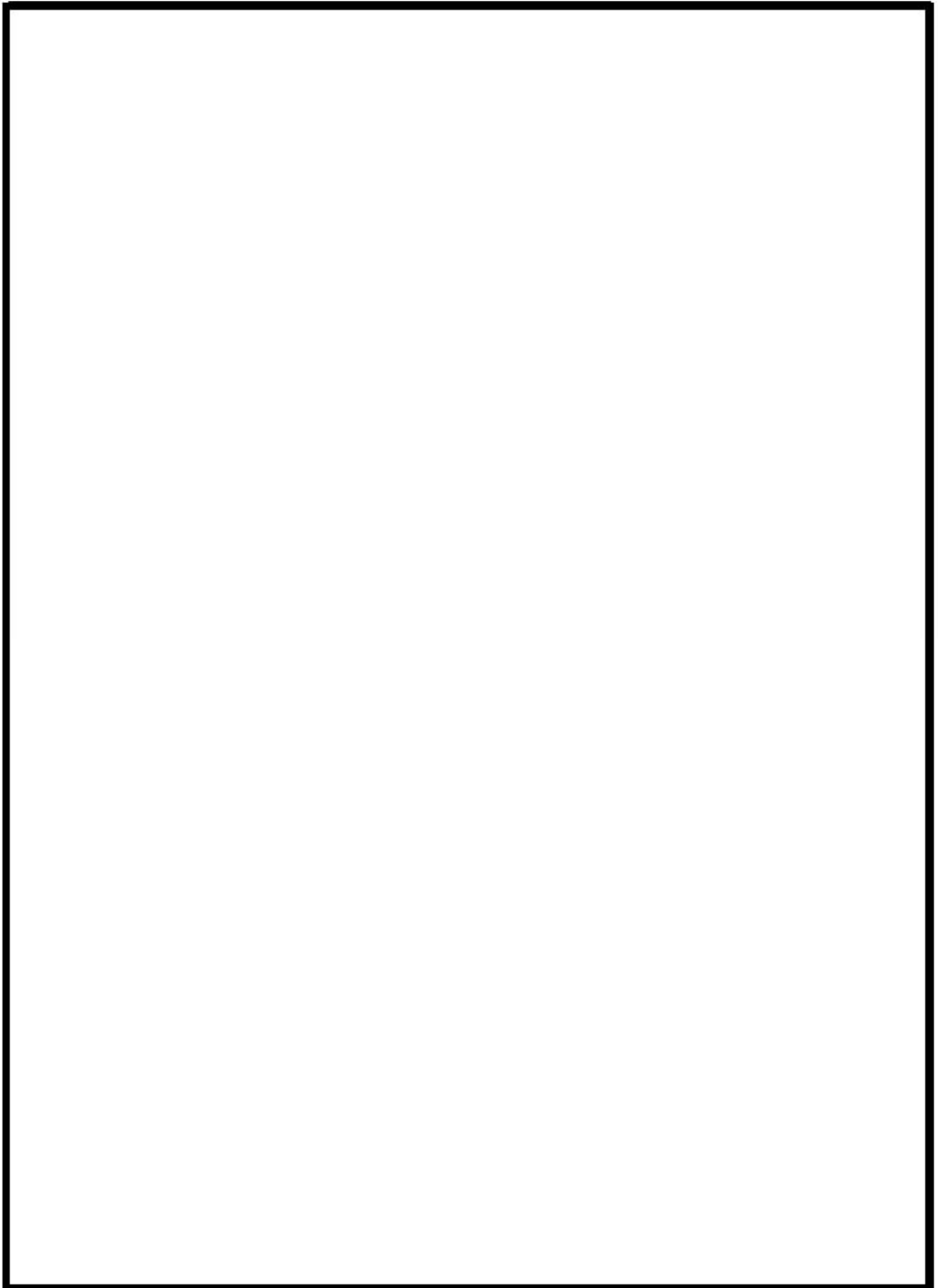




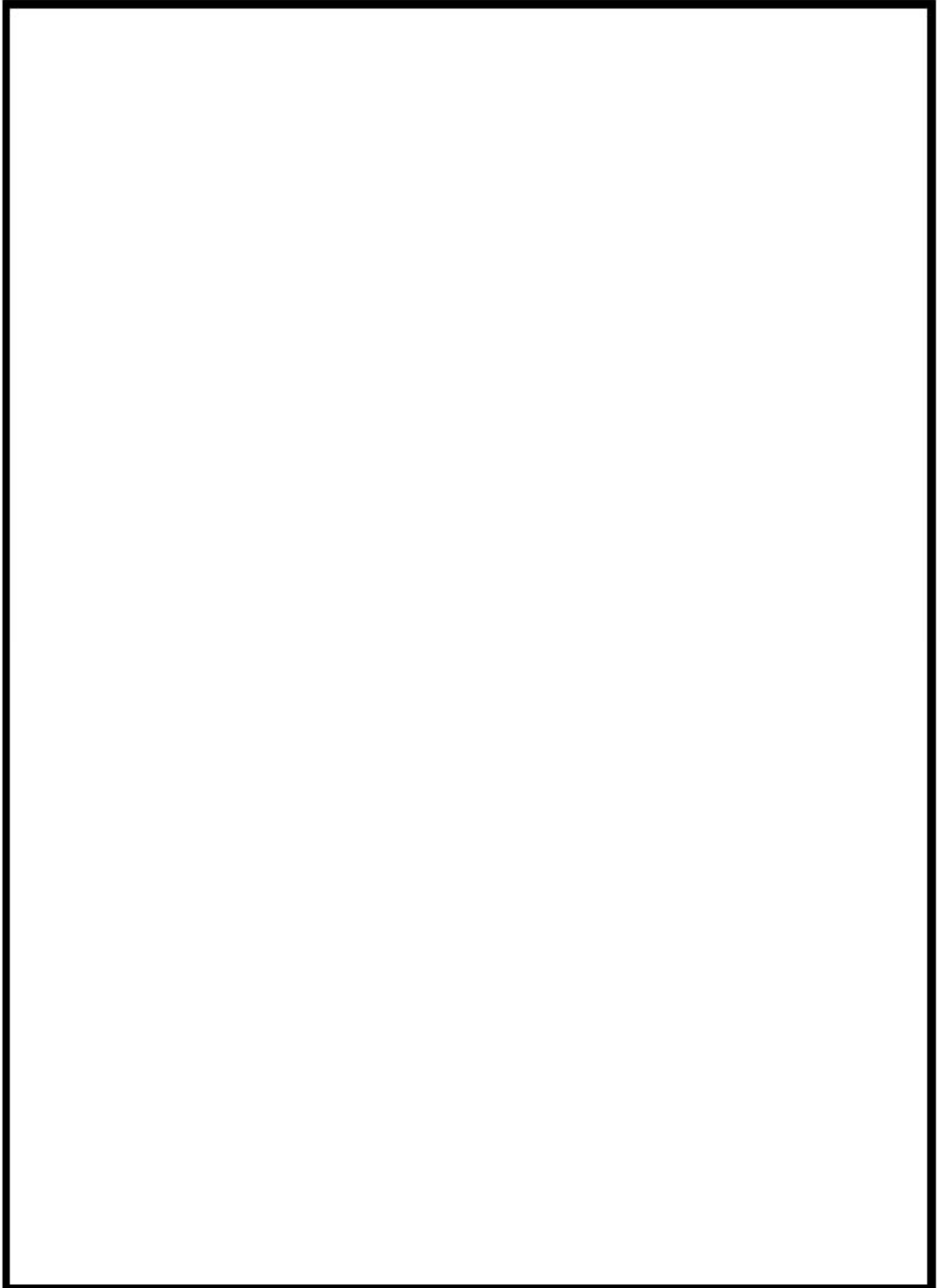
添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙 1）

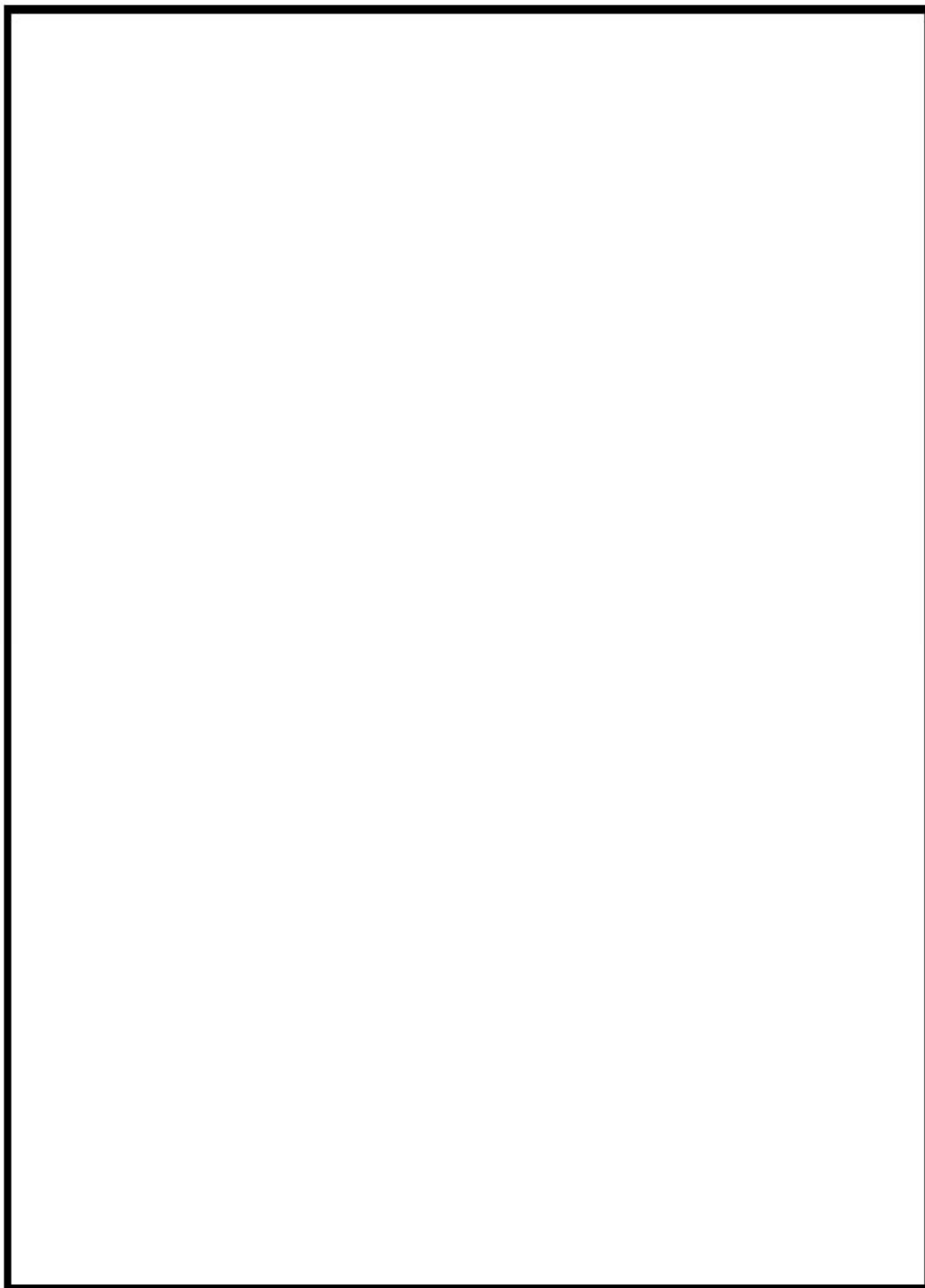


添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙 1）

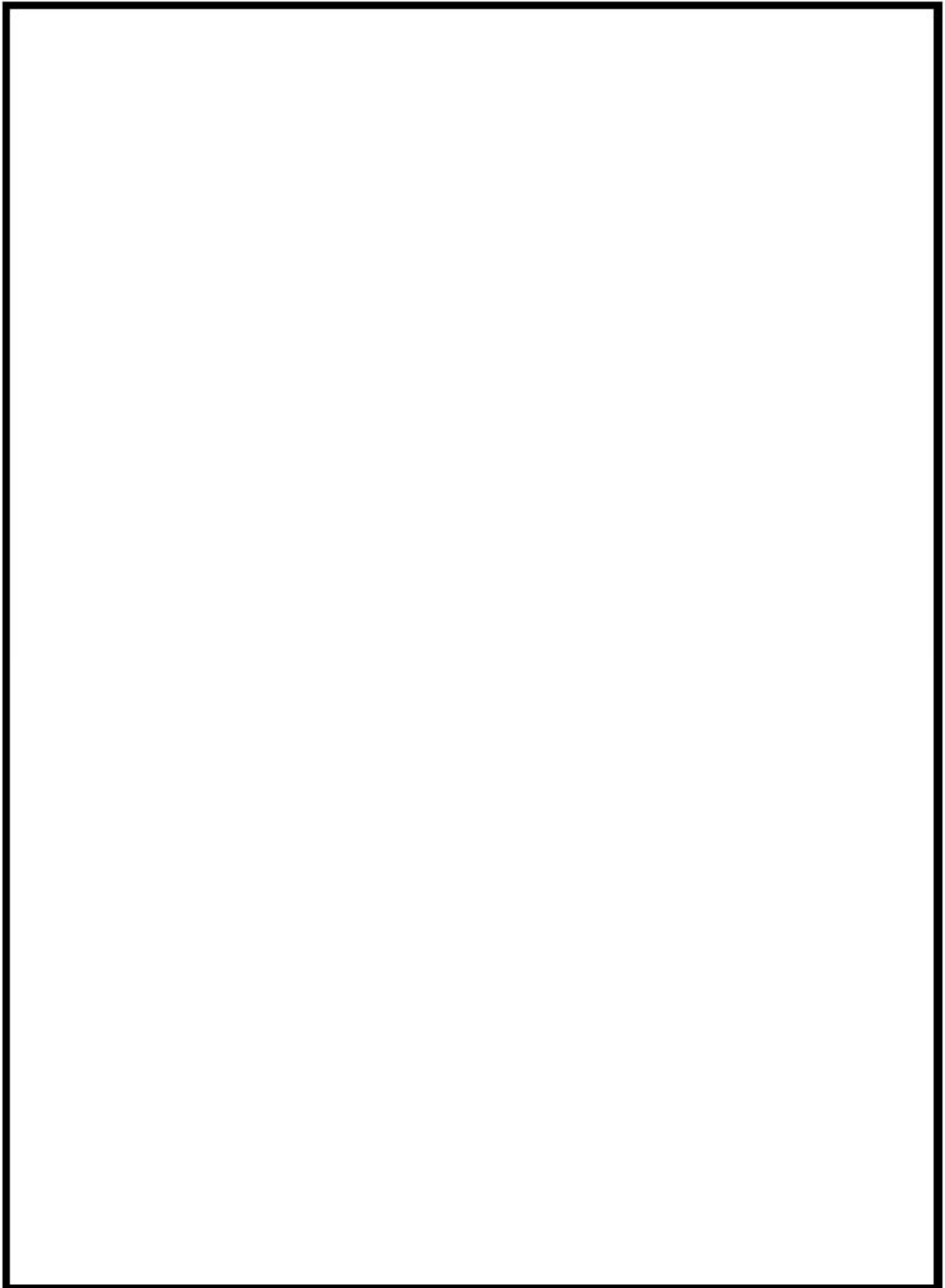


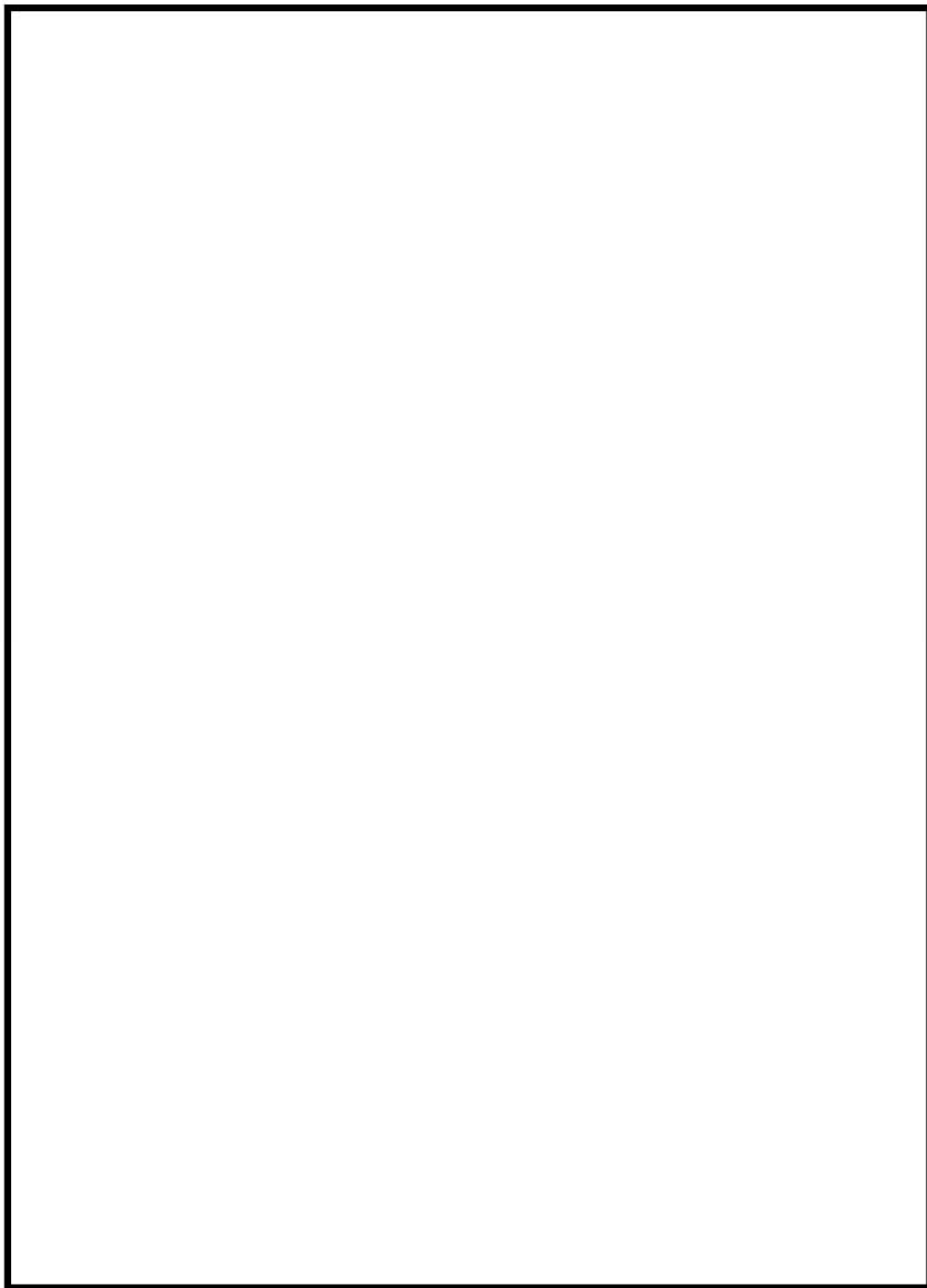
添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）



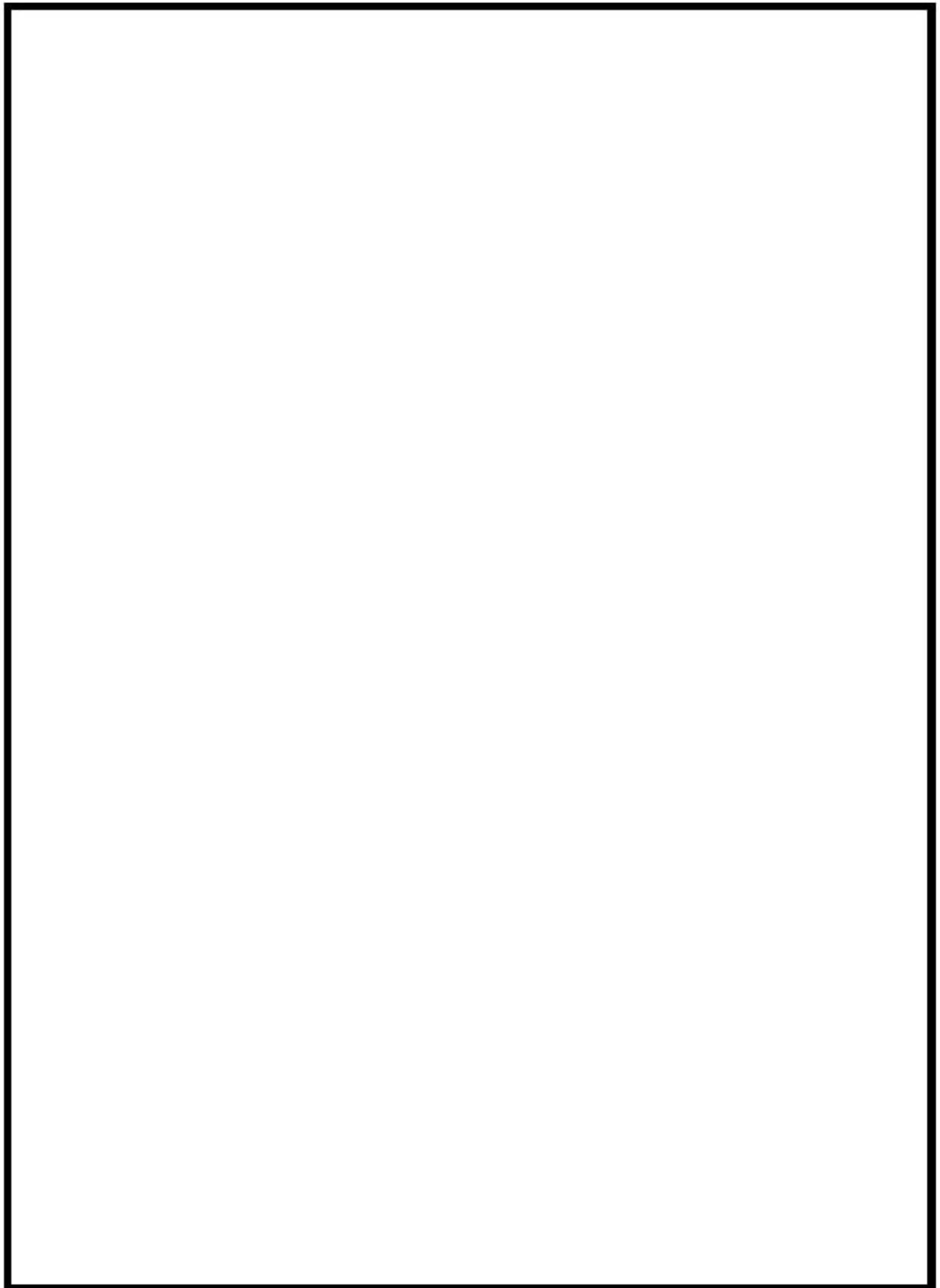


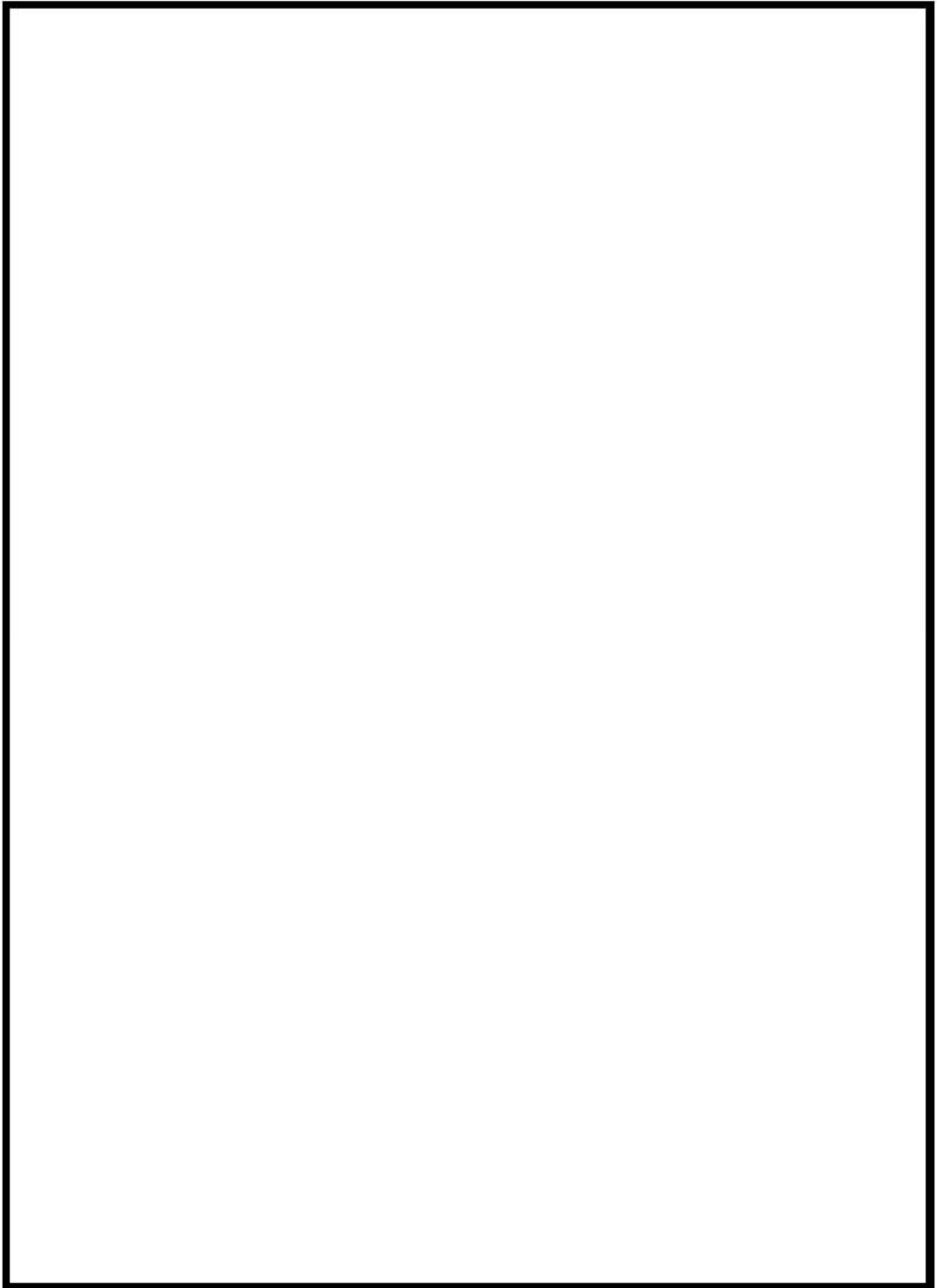
添付資料1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙1）

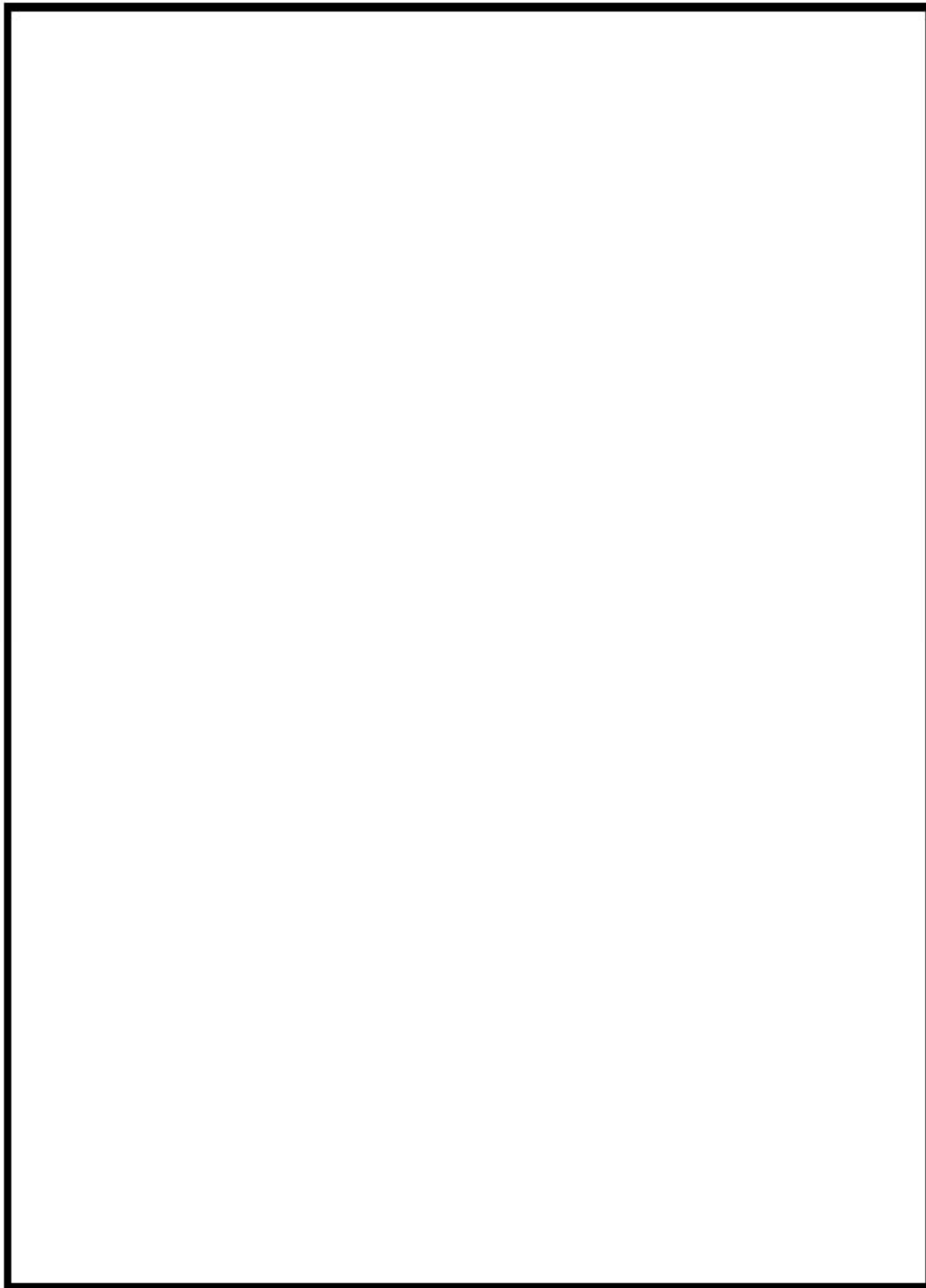




添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙 1）







原子炉格納容器内設備（耐環境仕様）を溢水影響評価において
対象外とする考え方について

C/V 内の一部設備は、設計基準事故において最も環境が苛酷な LOCA に伴う溢水に対し、下記のとおり機能喪失することがないように考慮している。

上記から溢水に対する耐性があるとして溢水影響評価において対象外としている C/V 内防護対象設備を別紙 2-表 1 及び別紙 2-表 2 に示す。

別紙 2-表 1 C/V 内防護対象設備リスト（弁・ダンパ）

系 統	機器名称	機器番号	機能喪失高さ (T.P.)	備考
1 次冷却 系統	加圧器逃がし弁	3PCV-452A, B	39.1m	
化学体積 制御系統	1 次冷却材ポンプ封水戻りライン C/V 内側隔 離弁	3V-CS-254	18.3m	
安全注入 系統	高圧注入ポンプ出口 C/V 内側隔離弁	3V-SI-061A, B	18.3m	
	高温側高圧注入 A (B) ライン止め弁	3V-SI-062A, B	18.3m	
余熱除去 系統	余熱除去 A (B) ライン入口止め弁	3PCV-410, 430	20.6m	
	余熱除去ポンプ入口 C/V 内側隔離弁	3V-RH-002A, B	15.1m	※ 1
	余熱除去冷却器出口 C/V 内側隔離弁	3V-RH-033A, B	18.3m	
	高温側低圧注入ライン止め弁	3V-RH-034A, B	18.3m	
原子炉補機 冷却水系統	1 次冷却材ポンプ補機冷却水出口 C/V 内側隔 離弁	3V-CC-526	18.3m	
試料採取 系統	B ループ高温側サンプリングライン C/V 内側 隔離弁	3V-SS-514	21.0m	
	C ループ高温側サンプリングライン C/V 内側 隔離弁	3V-SS-519	21.0m	
格納容器 減圧設備 および 格納容器水素 制御設備	格納容器減圧ライン格納容器内側隔離弁	3V-DP-001A, B	36.1m	
放射線監視 設備空気 サンプリング 系統	格納容器空気サンプル取出し格納容器内側隔 離弁	3V-RM-001	36.8m	
制御用空気 系統	制御用空気原子炉格納容器内供給弁	3V-IA-514A, B	18.3m	

※1 詳細な機能喪失高さは T.P. +15.185m であり、3 項の没水評価で示す LOCA 時の C/V 内水位 15.1m を上回っていることから、余熱除去ポンプ入口 C/V 内側隔離弁は機能喪失しないと評価している。なお、C/V 外の防護対象設備の没水評価では、盤等で被水対策を施していないものがあるため、水面の揺らぎの影響で機能喪失に至る可能性を考慮し、被水対策を施している設備も含めて一律の裕度（溢水水位が 20cm 以上の場合 10cm）を設定して評価しているが、C/V 内の防護対象設備は耐環境仕様であることから、水面の揺らぎにより被水影響が及んだ場合でも機能喪失に至ることはないため、その溢水に対する耐性の評価では裕度を考慮せずに評価を実施している。

添付資料 1 防護対象設備の選定及び溢水防護区画の設定について（別紙 2）

別紙 2-表 2 C/V 内防護対象設備リスト（計器）

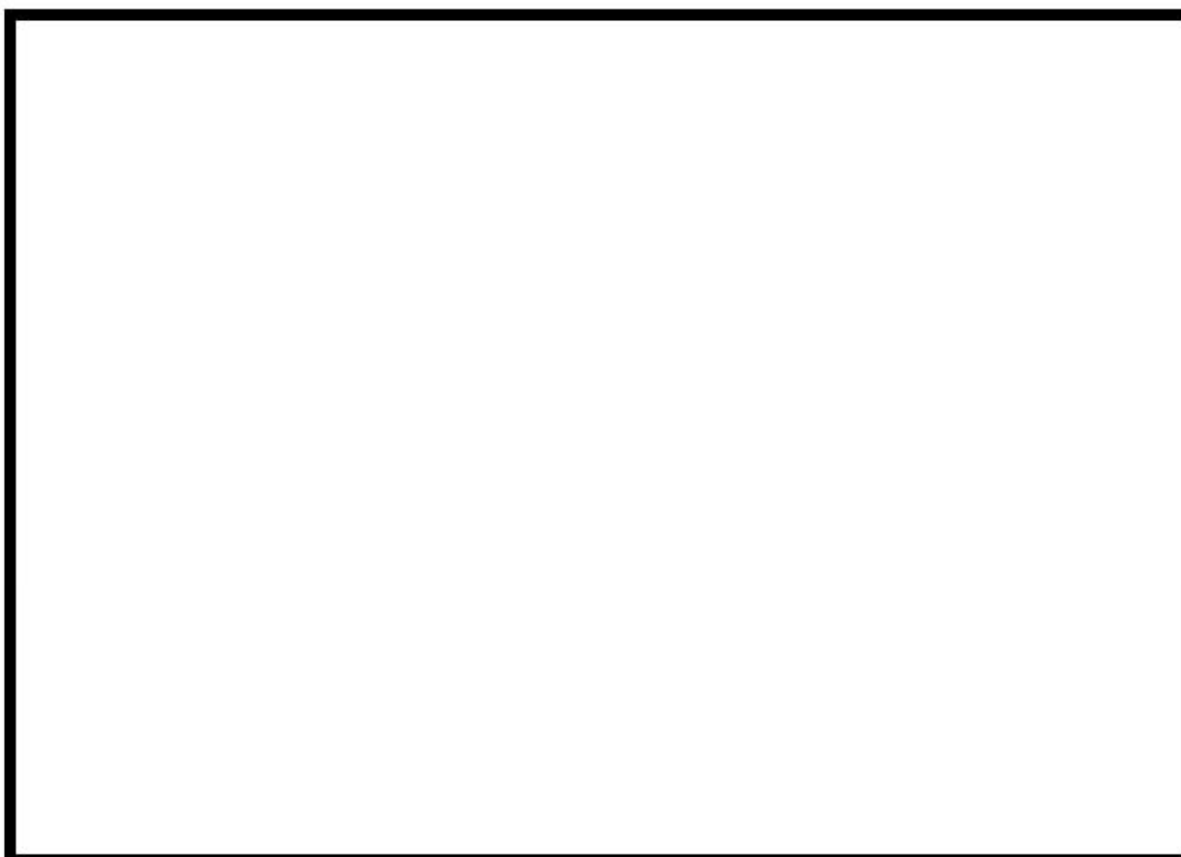
系 統	機器名称	機器番号	機能喪失 高さ (T. P.)	備考
1 次冷却 系 統	加圧器水位	3LT-451, 452, 453, 454	18. 8m	
	加圧器圧力	3PT-451, 452, 453, 454	25. 8m	
	1 次冷却材圧力	3PT-410, 430	18. 8m	
	1 次冷却材高温側温度（狭域）	3TE-411A, 413A, 415A, 421 A, 423A, 425A, 431A, 433A, 435A, 441A, 443A, 445A	22. 0m	
	1 次冷却材低温側温度（狭域）	3TE-411B, 421B, 431B, 441 B	22. 0m	
	1 次冷却材高温側温度（広域）	3TE-410, 420, 430	23. 0m	
	1 次冷却材低温側温度（広域）	3TE-417, 427, 437	22. 2m	
	1 次冷却材流量	3FT-412, 413, 414, 415, 422, 423, 424, 425, 432, 433, 434, 435	—	※ 2
安全注入 系 統	格納容器再循環サンプ水位 （狭域、広域）	3LT-620, 630 3LT-621, 631	15. 5m	
主給水系 統	蒸気発生器水位（狭域）	3LT-460, 461, 462, 463, 470, 471, 472, 473, 480, 481, 482, 483	25. 8m	
	蒸気発生器水位（広域）	3LT-464, 474, 484	18. 8m	
関連設備	中性子源領域検出器	3NE31, 32	17. 5m	
	出力領域検出器	3NE41A, B, 42A, B, 43A, B, 44A, B	17. 5m	
	格納容器高レンジエリアモニタ（低レ ンジ）	3RE-91A, 92A	40. 2m	
	格納容器高レンジエリアモニタ（高レ ンジ）	3RE-91B, 92B	40. 2m	

※ 2 LOCA時に機能要求なし

1. 被水評価

LOCA に伴って発生した一次冷却材の蒸気により C/V 内圧力が上昇すると、C/V スプレイが作動し、C/V 内全体に降ったスプレイ水により防護対象設備が被水する。

C/V 内防護対象設備は、スプレイ水による被水に対して機能維持が図れるよう別紙 2-図 1 のような試験による検証を踏まえて設計している。

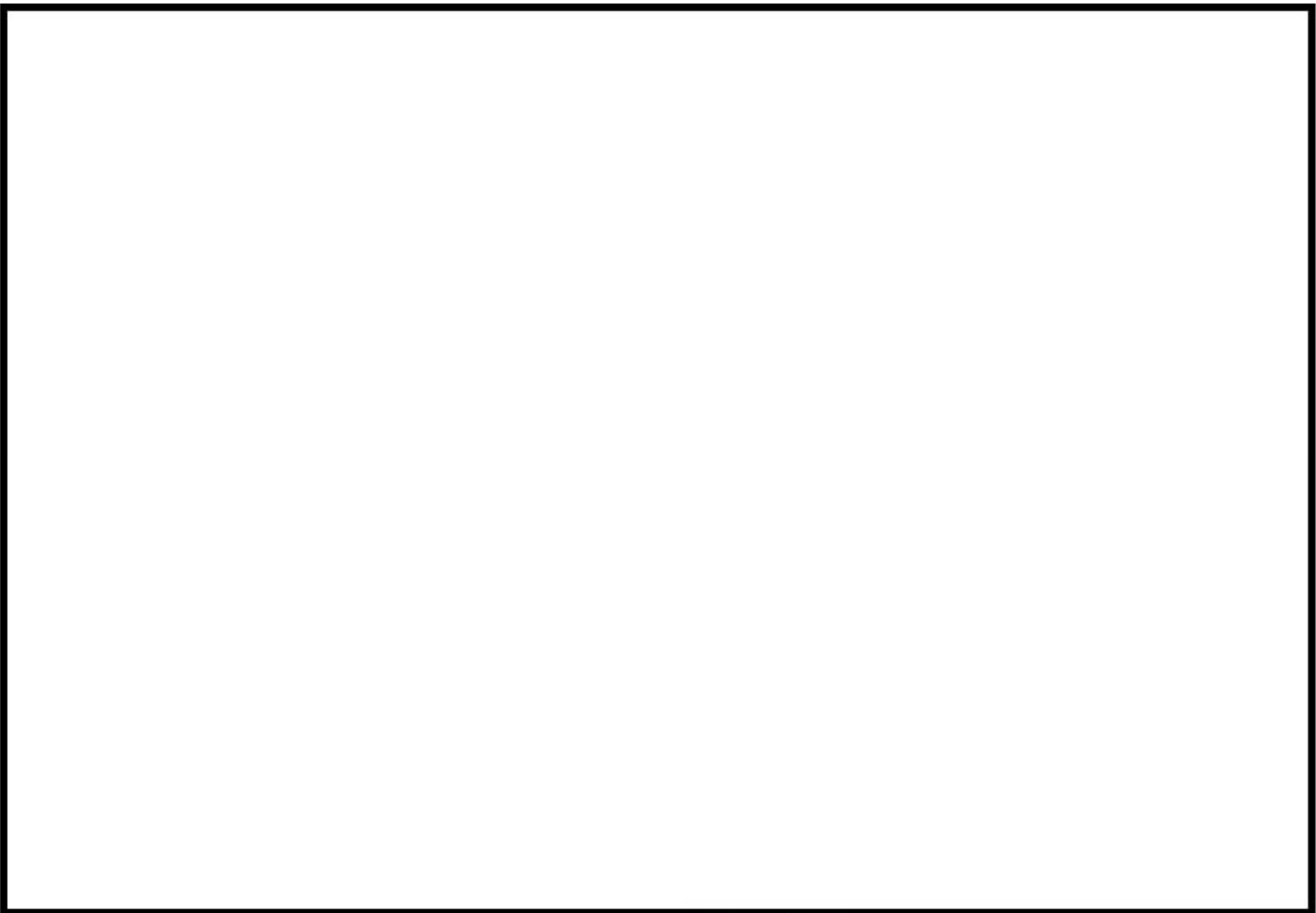


別紙 2-図 1 蒸気スプレイ試験構成図

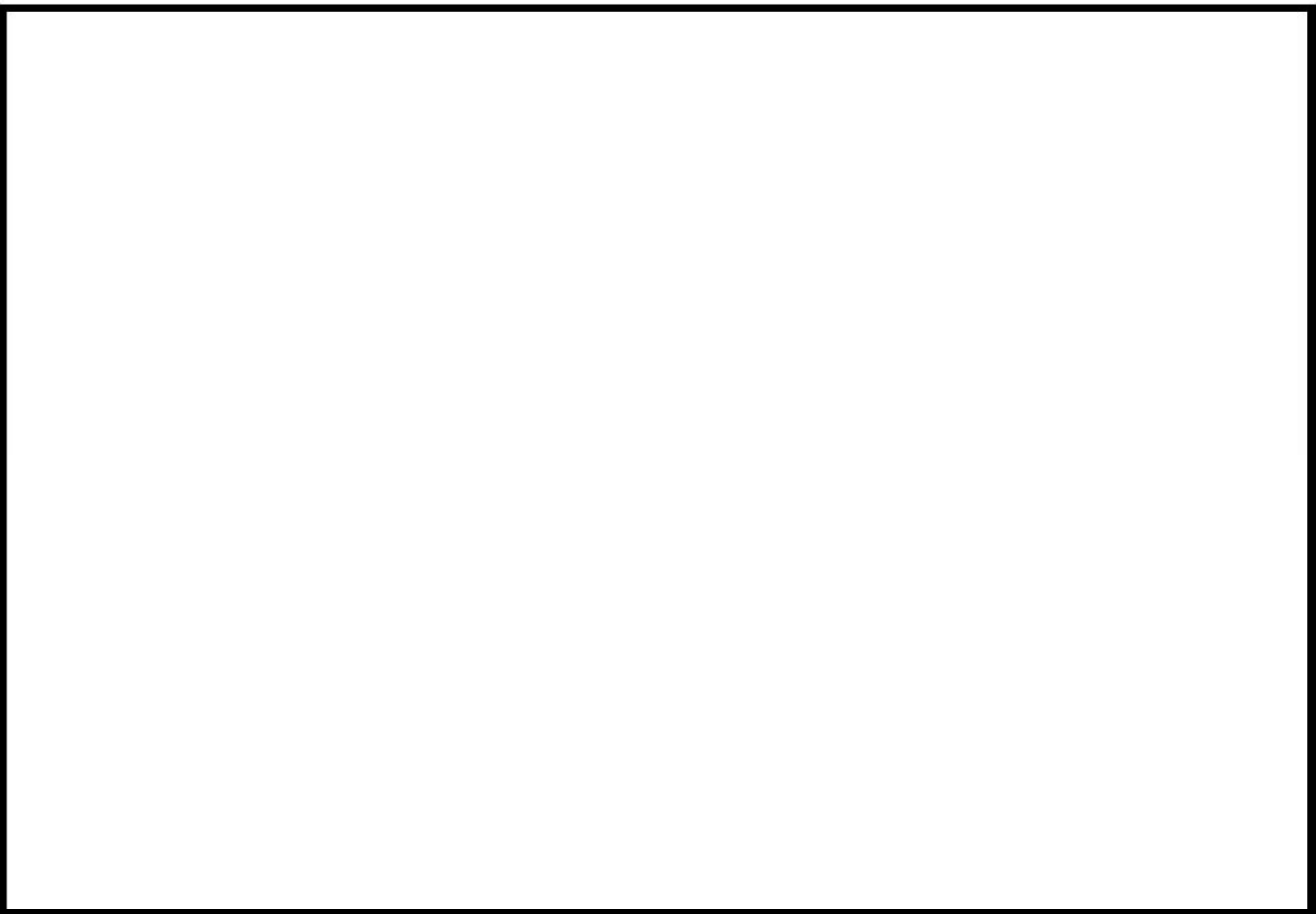
また、溢水量の大きい 1 次冷却材系統、蓄圧注入系統及び主蒸気・主給水系統からの直接被水影響について、機器の配置設計において、以下の事項を考慮していることから安全上必要な機能は維持できると判断される。

- 溢水による直接、間接の影響が安全上重要な機器類へ及ぶことがないように被水源となる配管と防護対象設備は相互に十分な距離をもって配置する。
- 上記の方法が採れない場合は、防護対象設備が溢水の影響を受けない場所に多重性の機能を持たせるための別の機器を設ける。

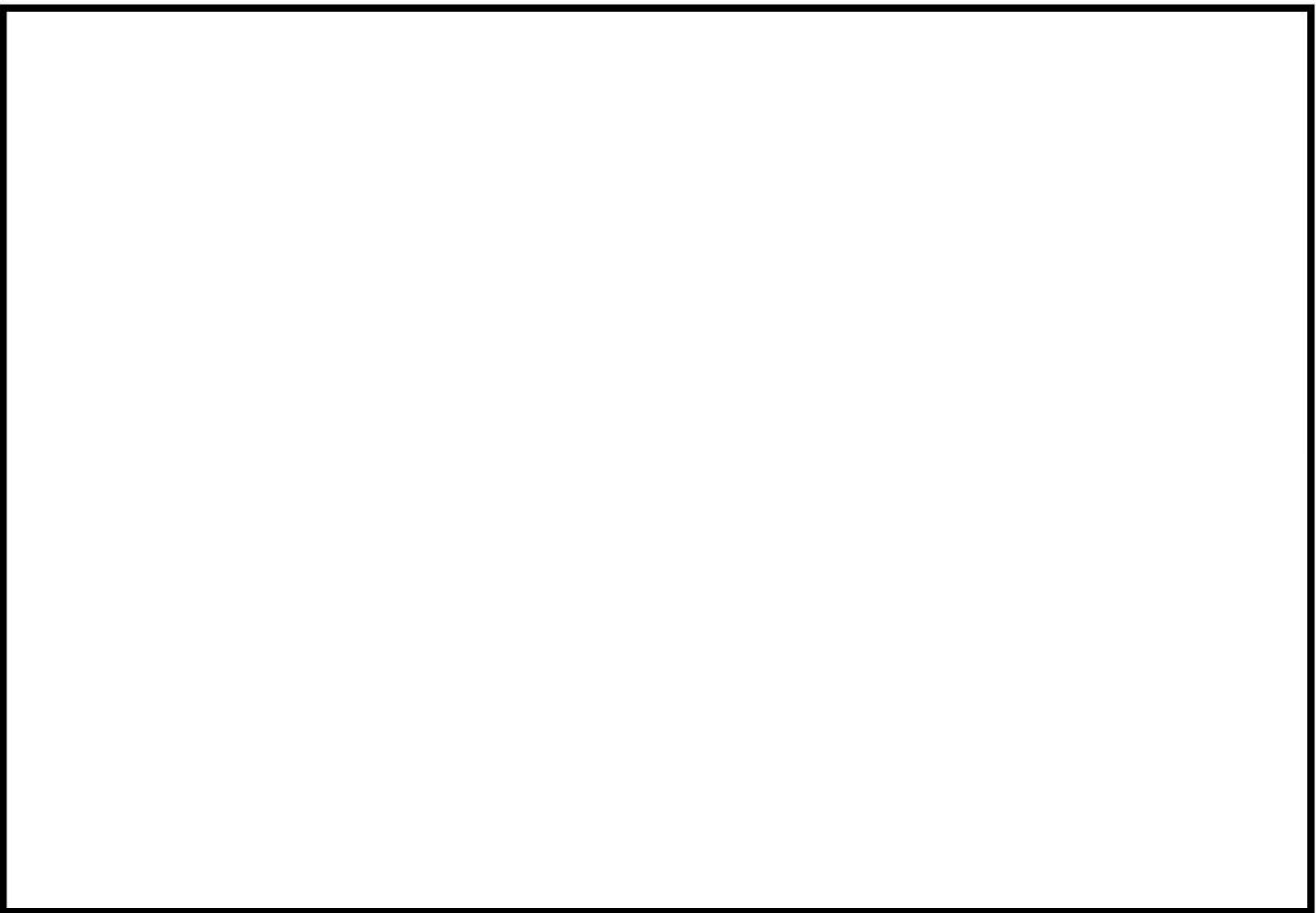
防護対象設備と溢水量の大きい被水源の配置を別紙 2-図 2 に示す。



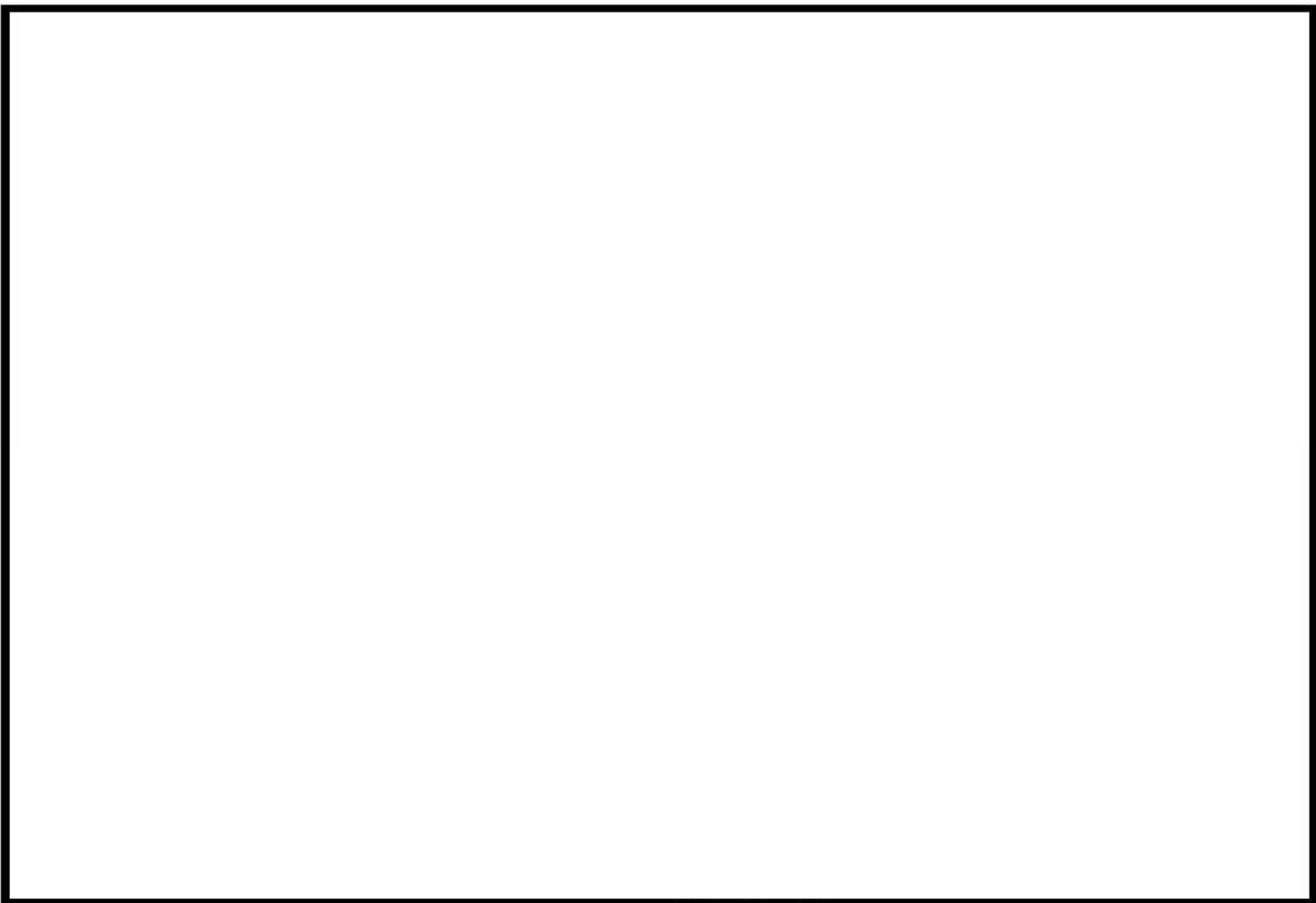
別紙 2-図 2 被水源の配置図 (1 / 6)



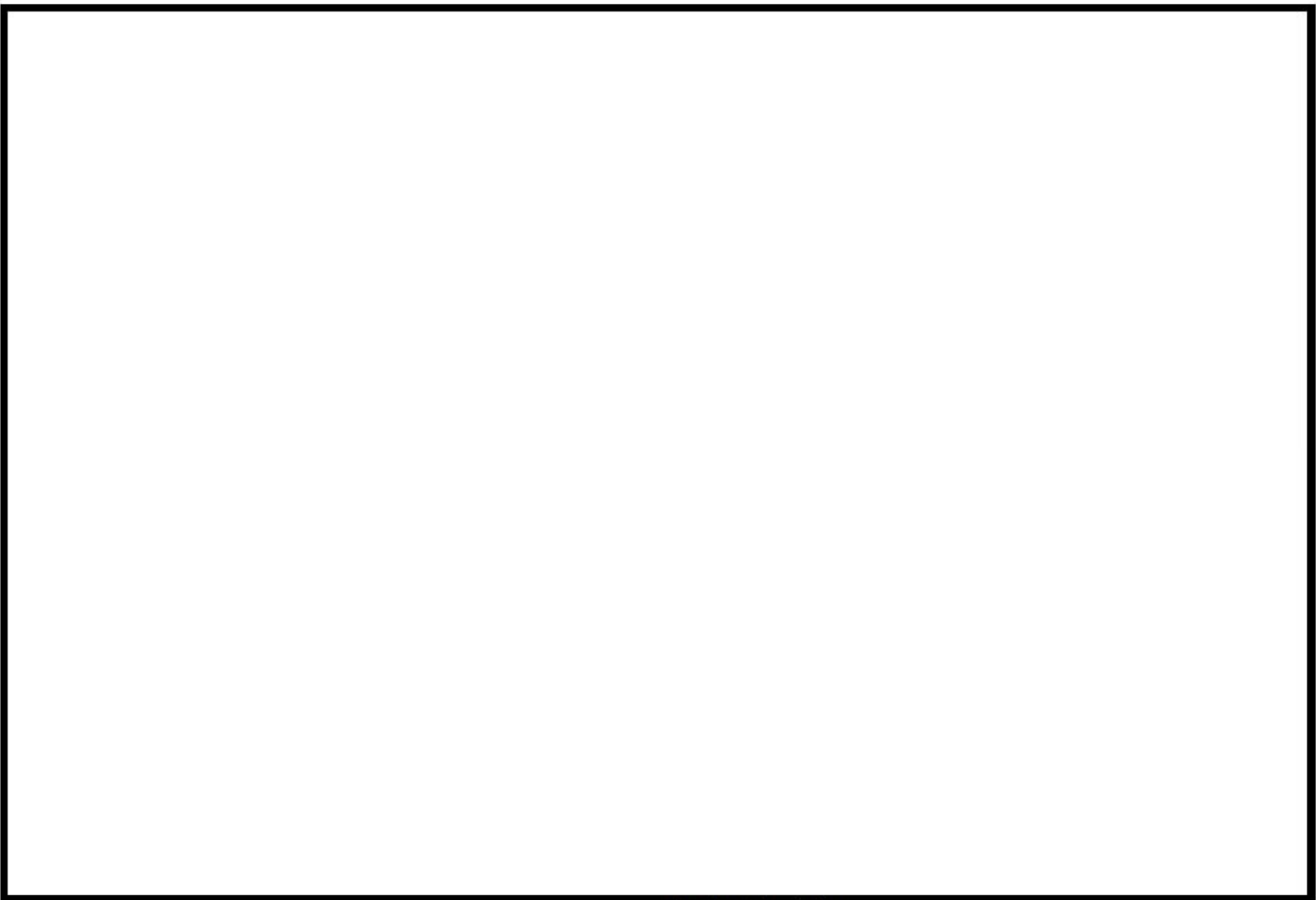
別紙 2-図 2 被水源の配置図 (2 / 6)



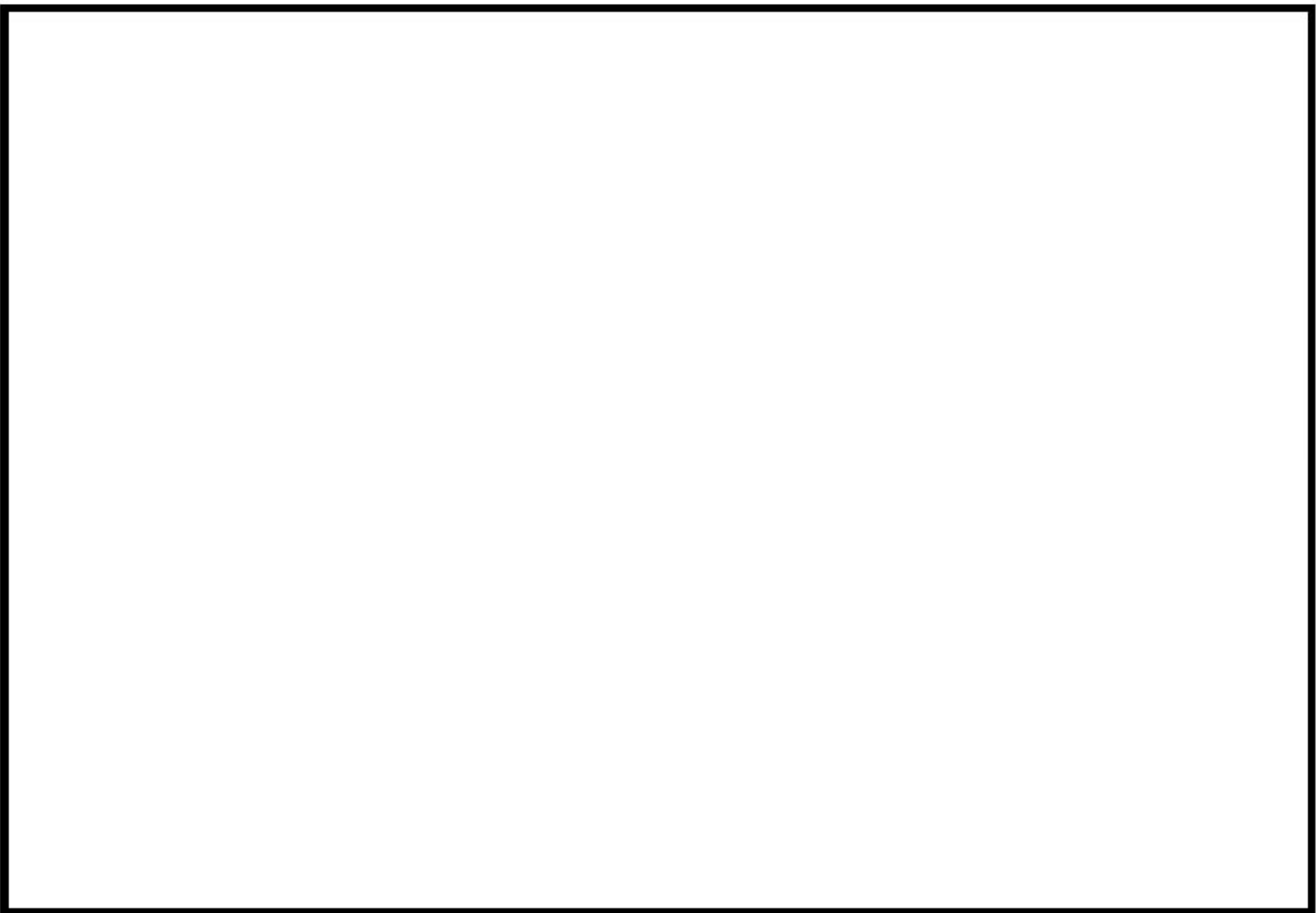
別紙 2-図 2 被水源の配置図 (3 / 6)



別紙 2-図 2 被水源の配置図 (4 / 6)



別紙 2-図 2 被水源の配置図 (5 / 6)



別紙 2-図 2 被水源の配置図 (6 / 6)

2. 蒸気影響評価

LOCA に伴って発生した一次冷却材の蒸気により、C/V 内は全域が高温・高圧の蒸気雰囲気となる。

C/V 内防護対象設備は、安全解析で求められた高温・高圧環境に対して機能維持が図れるよう、設計および試験を実施している。



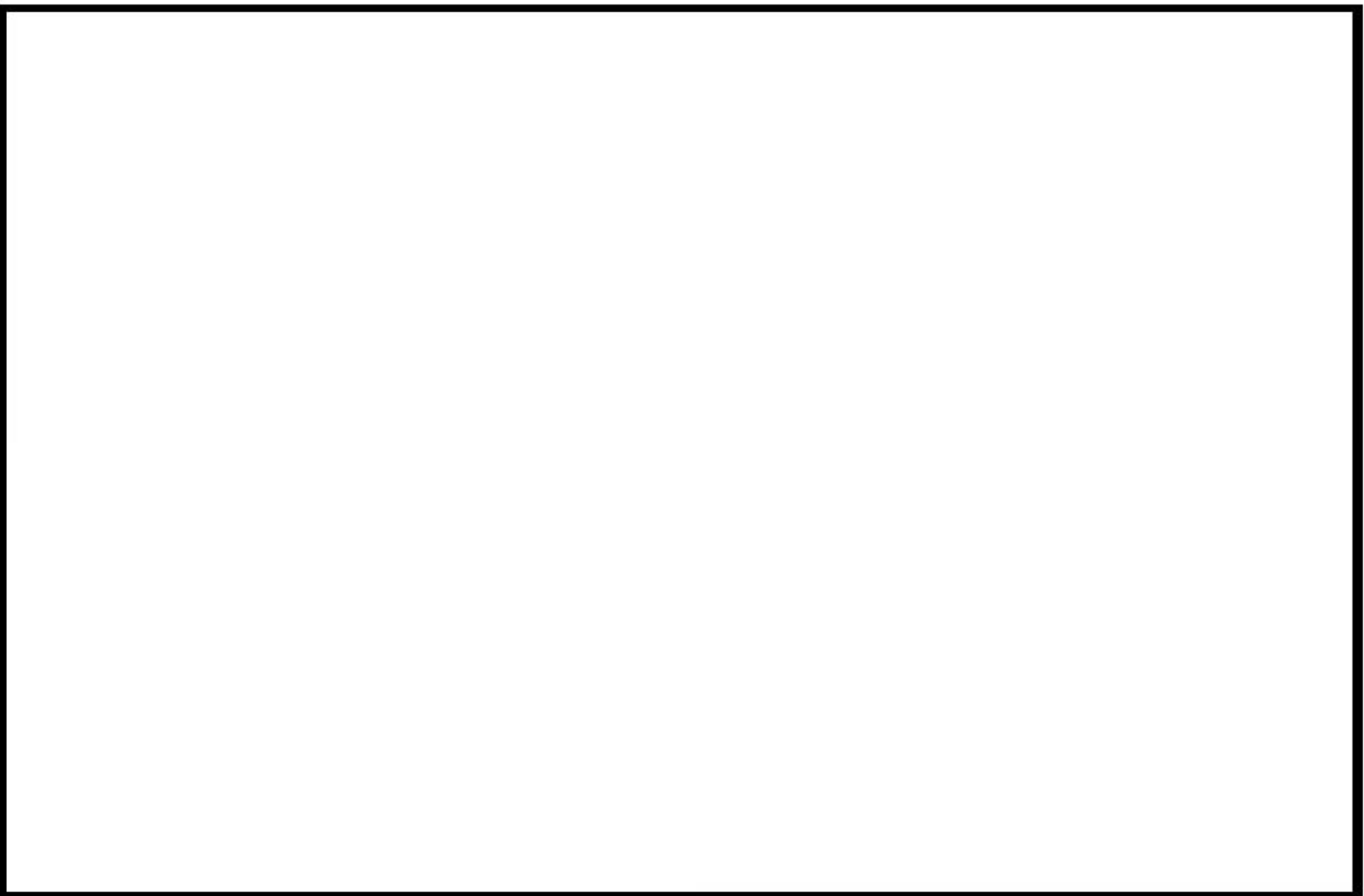
別紙 2-図 3 C/V 内環境条件（LOCA 時）

3. 没水評価

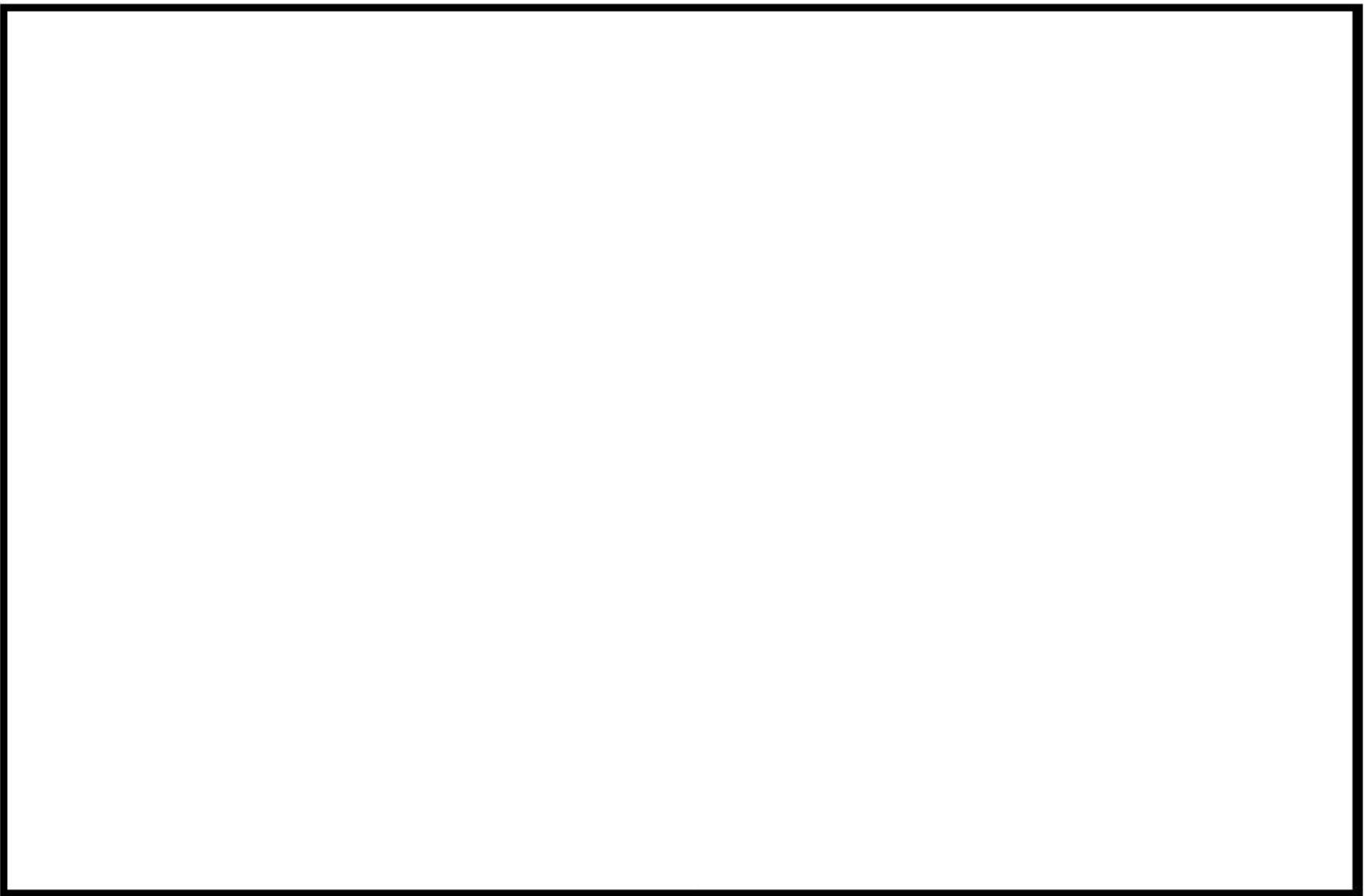
耐環境評価としては上記の被水評価および蒸気影響評価が該当するが、C/V 内で LOCA が発生すると、燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）及び蓄圧タンクの水が炉心注入および C/V スプレーされ、RWSP 水位が低水位となって再循環切替させるまで C/V 内に溜り続けるため、没水によって C/V 内防護対象設備が機能喪失しないことについても確認している。

LOCA による漏えい水も含めた水が全量 C/V 内に溜まった場合、その水位は T.P. +15.1m であるが、C/V 内防護対象設備は全てそれ以上の高さに設置し、機能喪失しないよう考慮している。

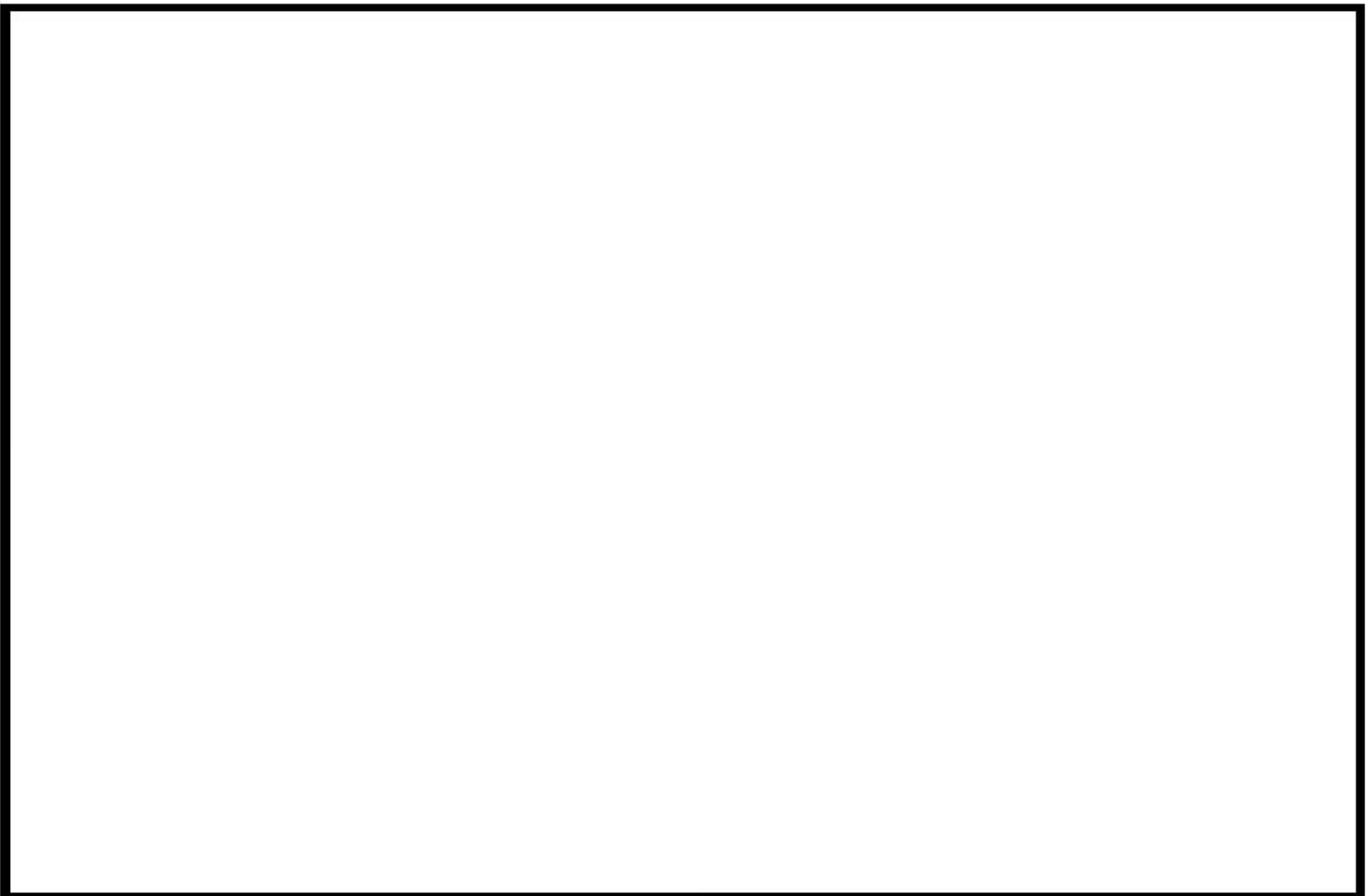
また、各設備について定期的に部品または本体を取替えることで耐環境性を維持している。



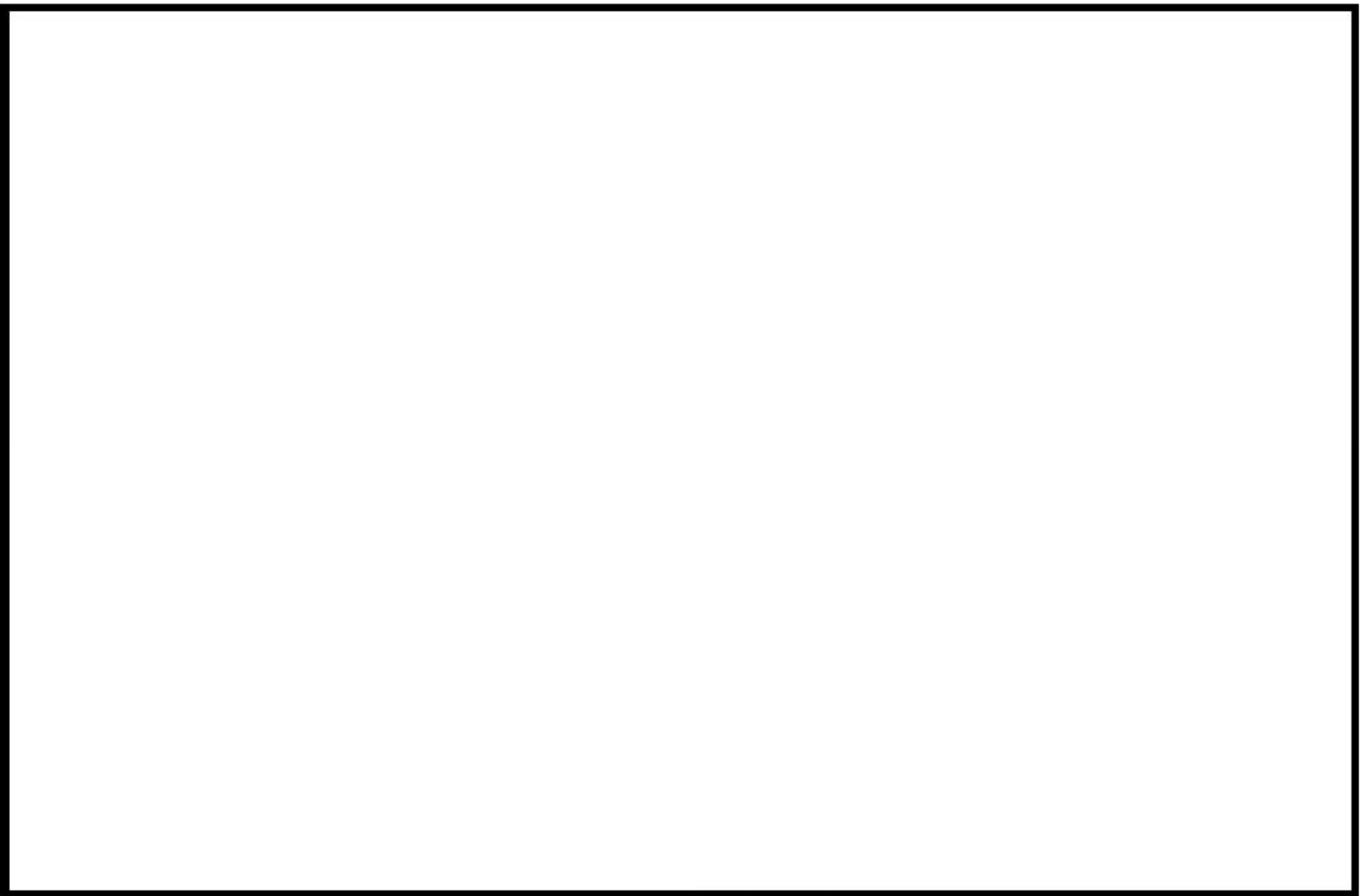
別紙 3-図 1 溢水防護区画 (1 / 1 2)



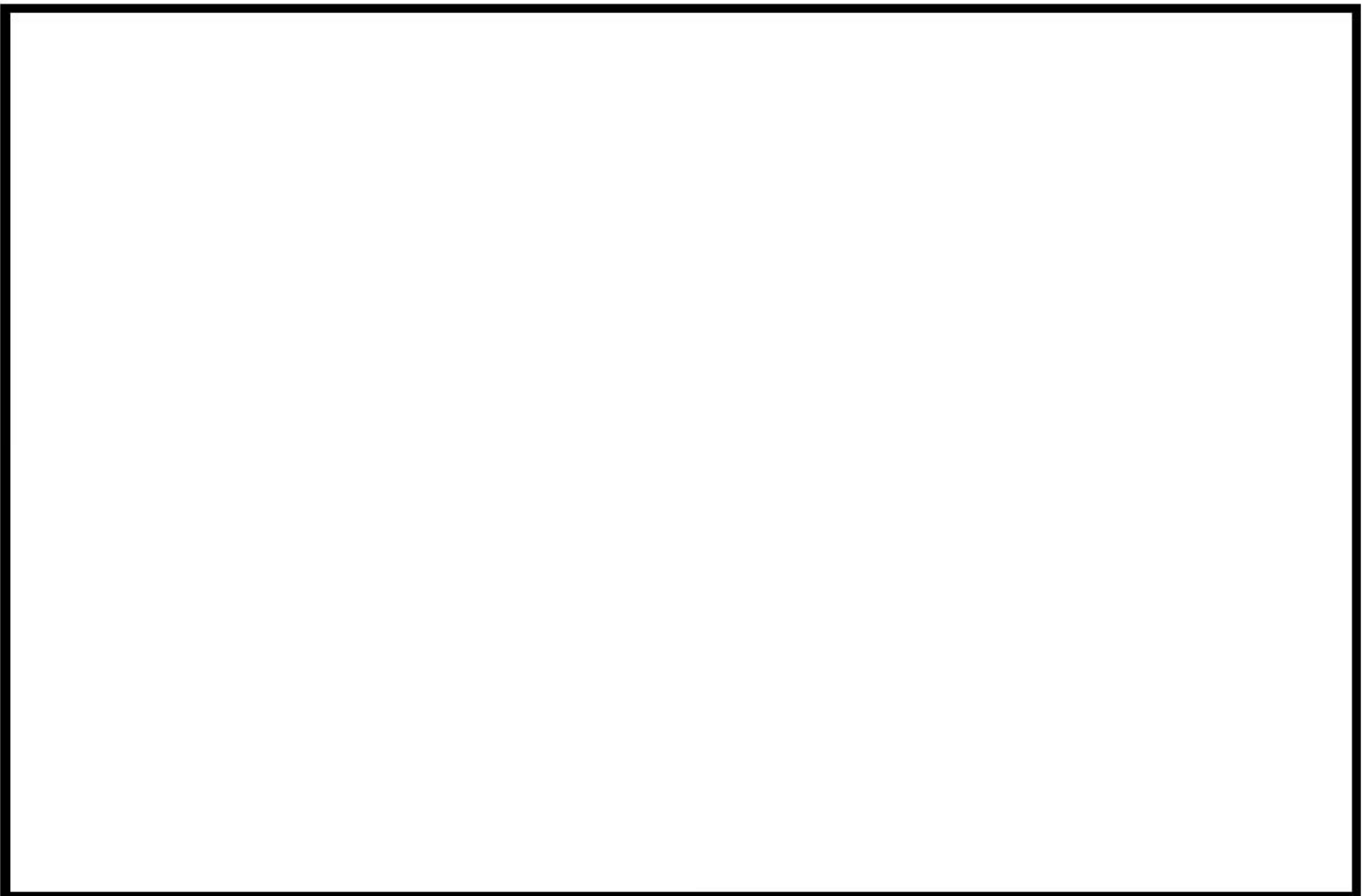
別紙 3-図 1 溢水防護区画 (2 / 1 2)



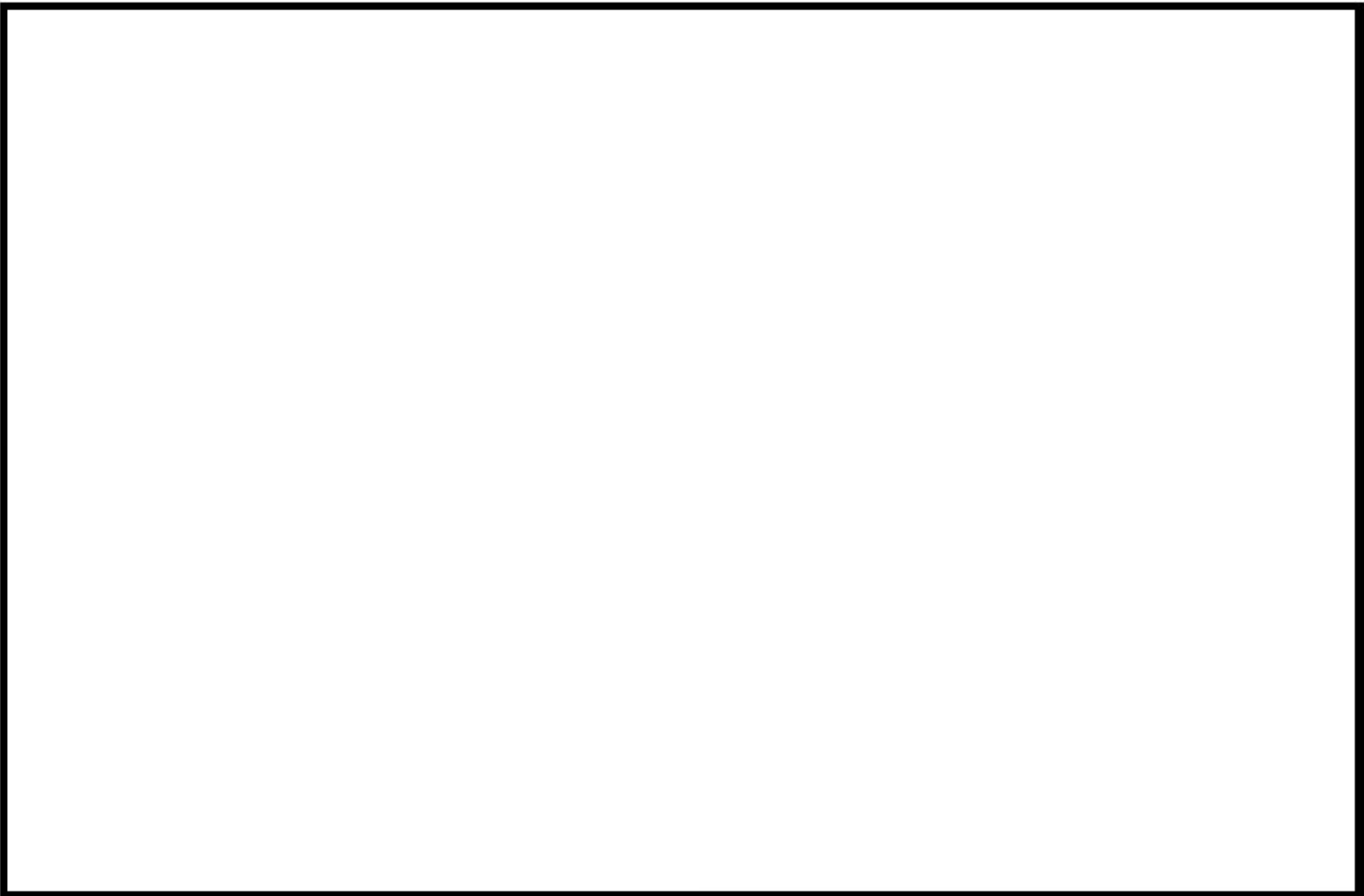
別紙 3-図 1 溢水防護区画 (3 / 1 2)



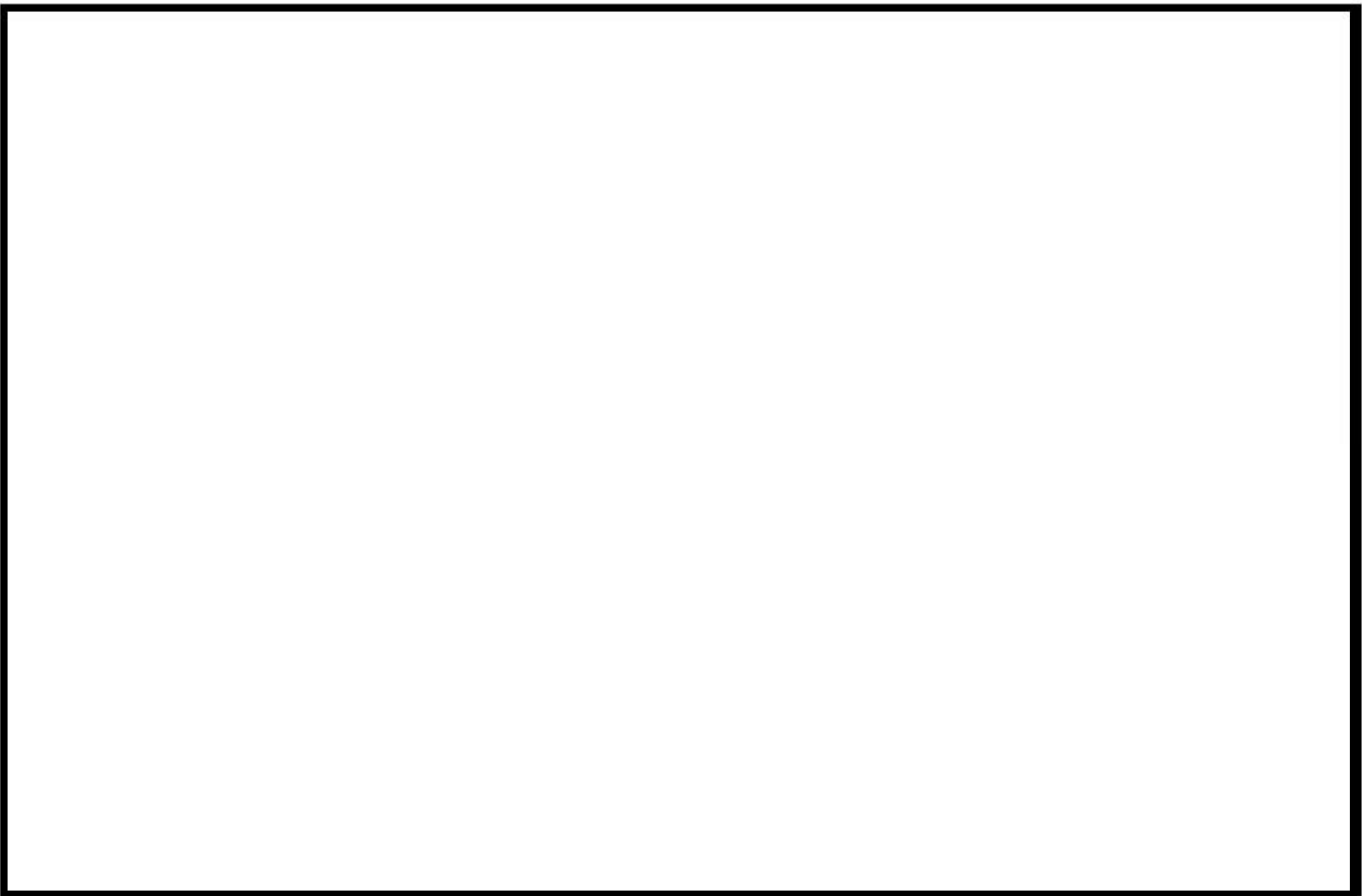
別紙 3-図 1 溢水防護区画 (4 / 1 2)



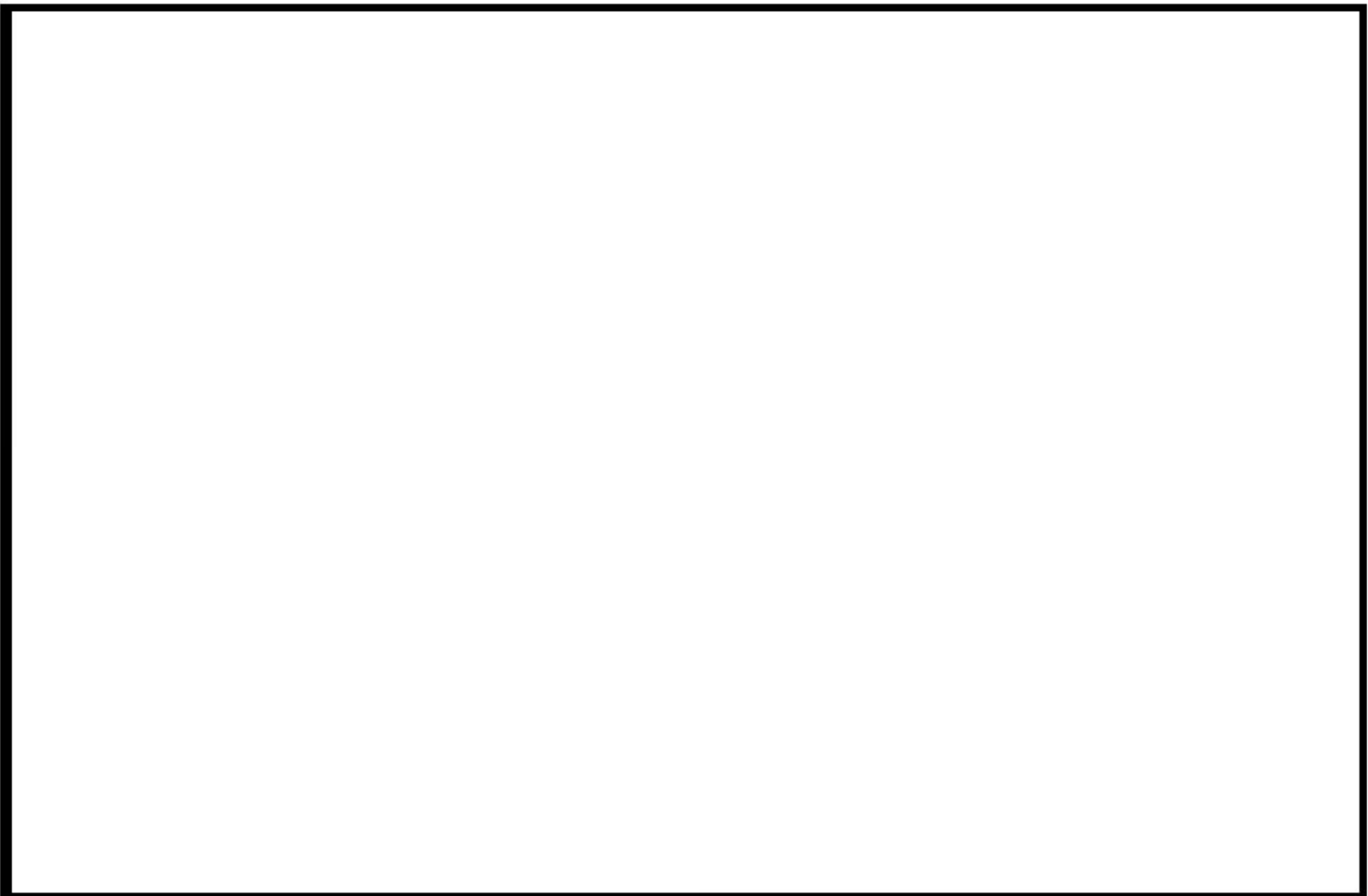
別紙 3-図 1 溢水防護区画 (5 / 12)



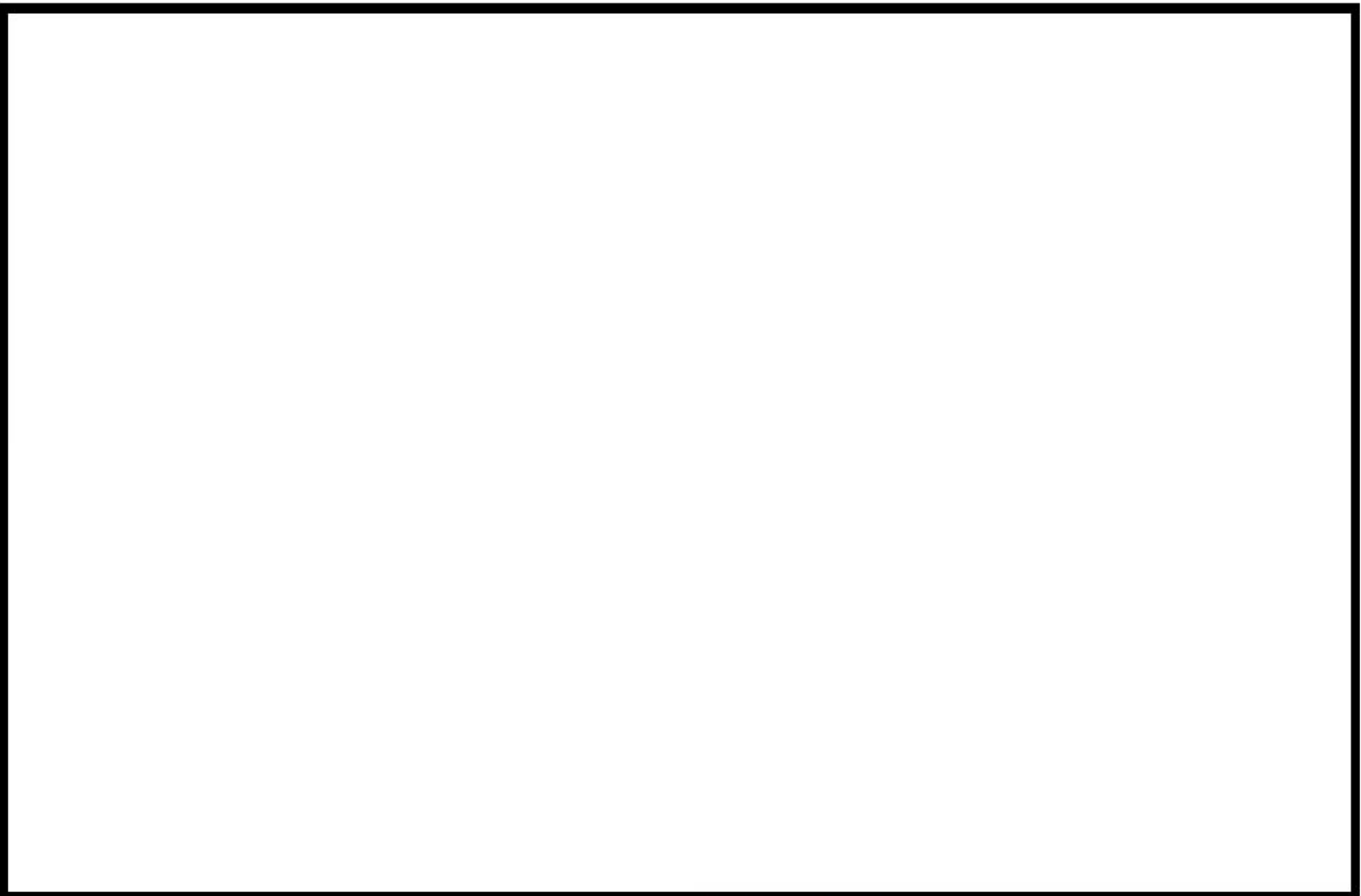
別紙 3-図 1 溢水防護区画 (6 / 12)



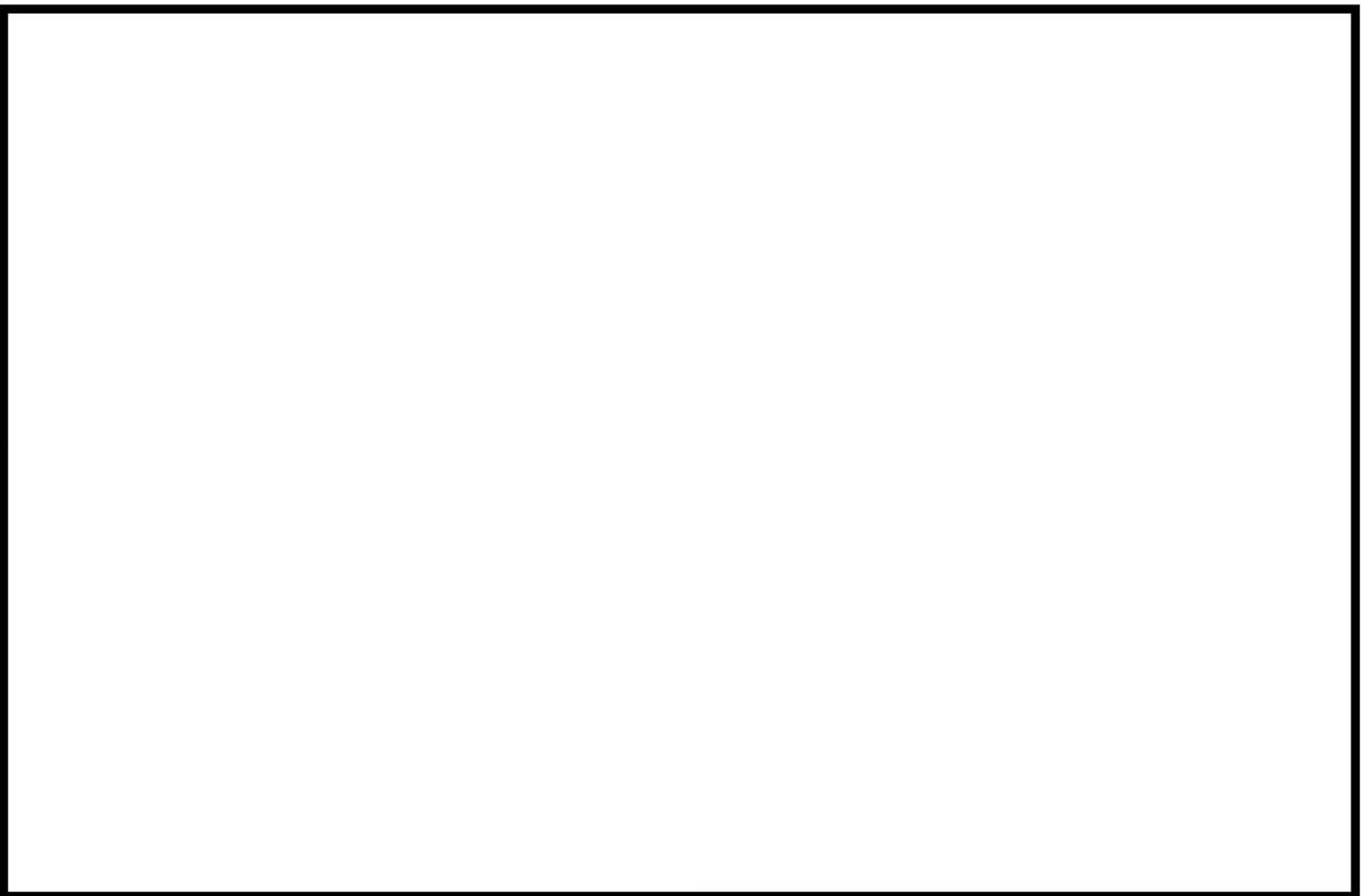
別紙 3-図 1 溢水防護区画 (7 / 12)



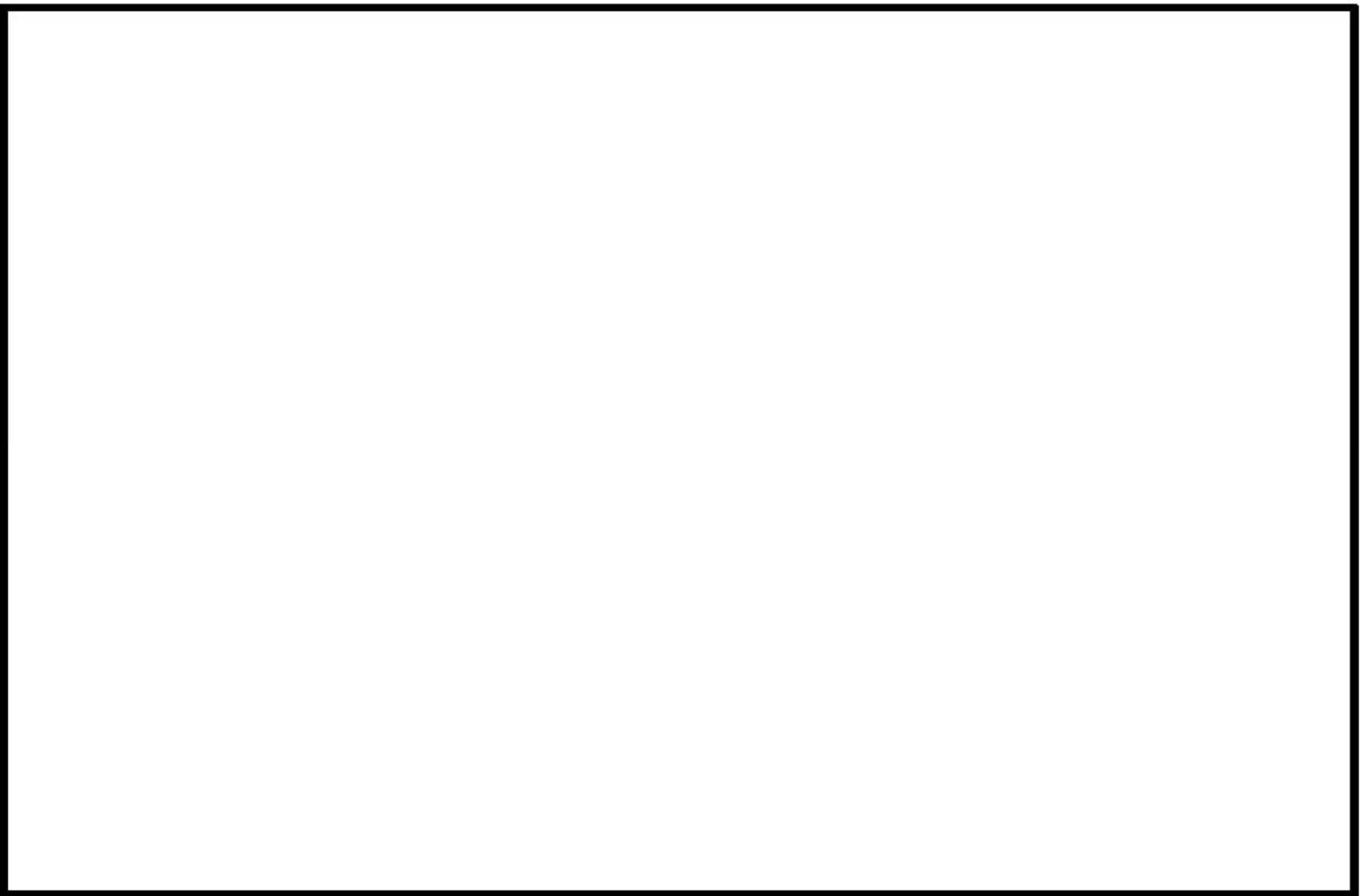
別紙 3-図 1 溢水防護区画 (8 / 12)



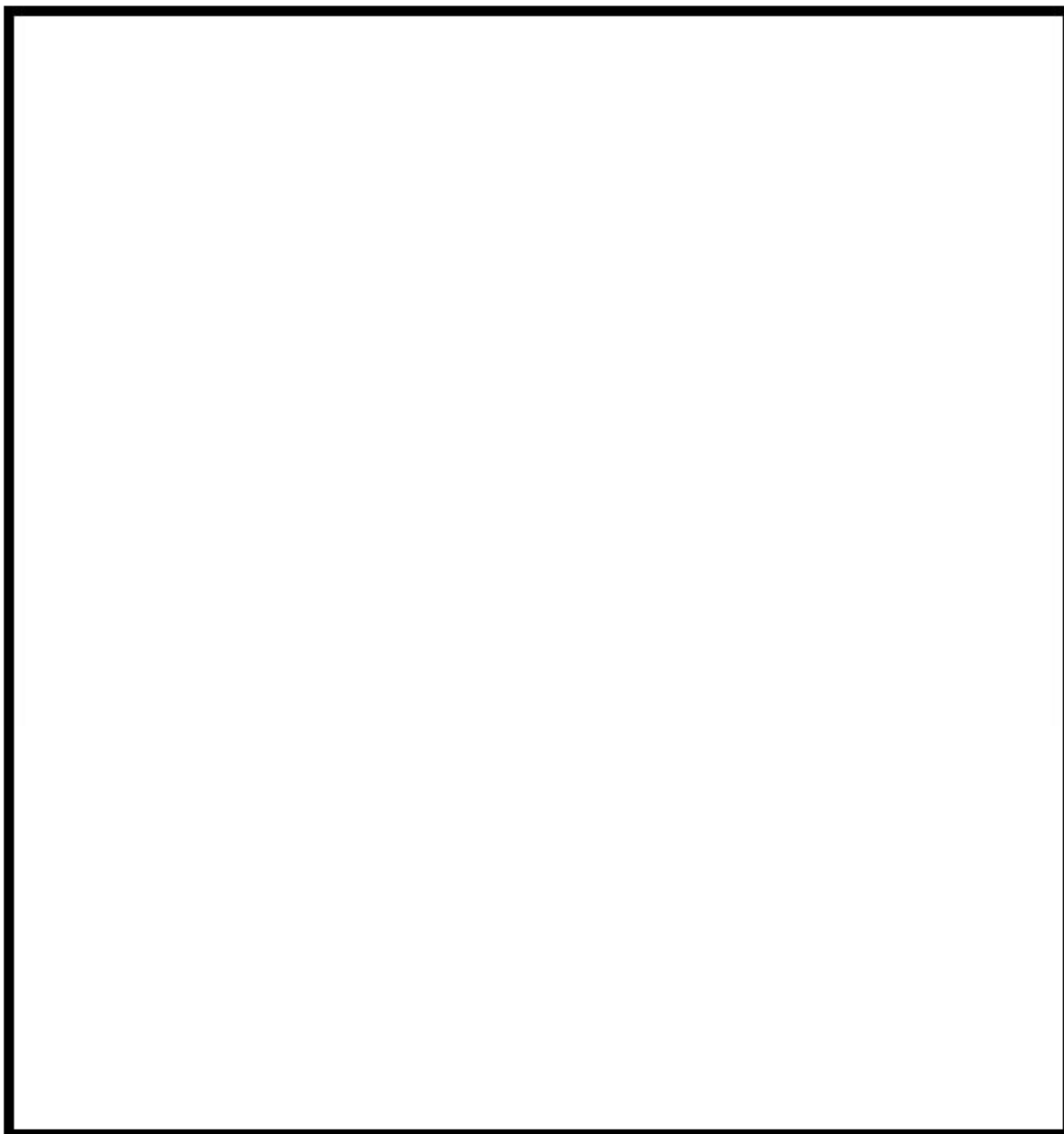
別紙 3-図 1 溢水防護区画 (9 / 1 2)



別紙 3-図 1 溢水防護区画 (10 / 12)



別紙 3-図 1 溢水防護区画 (11 / 12)



別紙 3-図 1 溢水防護区画図（12 / 12）

添付資料2 溢水源となり得る機器について

(1) 想定破損により生じる溢水

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドに従い、破損を想定して溢水源となり得る機器は流体を内包する配管とする。対象系統配管については、本文表3-1及び3-2（9条-別添1-15及び17）に示す。

(2) 消火水の放水による溢水

溢水防護区画での火災発生時に、消火栓による消火活動が想定される場合については、消火活動に伴う放水を想定する。

なお、泊3号炉では屋外変圧器以外にはスプリンクラーはなく、溢水防護対象設備が設置されている建屋内にはスプリンクラーが設置されていない。（別紙1）

(3) 地震破損等により生じる溢水

地震時に溢水源となり得る耐震B、Cクラスの流体を内包する機器（タンク、熱交換器、フィルタ、空調ユニット、配管等）とする。

機器類の耐震クラスの確認には、建設時より管理している耐震重要度分類系統図を用いる。耐震重要度分類系統図には、系統仕様、建屋区分等が記載されており、機能要求上の耐震クラスが適切に確認できる。

また、防護対象設備が設置されている建屋及びエリアについては、配管施工図等の詳細図面での確認及び現地調査を実施し、抽出した耐震B、Cクラス機器の範囲が適切であることを確認している。

地震破損等により溢水源となり得る機器のリストを表1に示す。

(4) その他の溢水

その他の溢水については、地下水の流入、竜巻による飛来物の衝突による屋外タンクの破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

なお、機器の誤作動等によるその他漏えい事象については、想定される事象を整理するとともに、漏えいの早期検知システム及び排水により、漏えい水が溢水防護区画内に滞留しない設計となっていることを確認する。（別紙2）

表1 地震破損等により溢水源となり得る機器のリスト

建屋	フロア	設備
原子炉建屋	T. P. 43. 6m	空調用冷水膨張タンク
		配管
	T. P. 40. 3m	燃料取換用水ピットスロッシング
	T. P. 33. 1m	使用済燃料ピットスロッシング
		飲料水タンク
		配管
	T. P. 28. 7m	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器
		配管
		燃料取替用水加熱器
		ブローダウンサンプル冷却器
	T. P. 24. 8m	補助給水ピットスロッシング
	T. P. 17. 8m	非再生冷却器
		サンプル冷却器
		ブローダウンタンク
		1次系純水タンク
		配管
	T. P. 10. 3m	ガス圧縮装置
		廃ガス除湿装置
		使用済燃料ピット冷却器
		使用済燃料ピットポンプ
1次系補給水ポンプ		
配管		
T. P. 2. 3m	薬液混合タンク	
	空調用冷凍機	
	空調用冷水ポンプ	
	配管	
原子炉補助建屋	T. P. 38. 5m	樹脂タンク
		配管
	T. P. 33. 5m	1次系か性ソーダタンク
		配管
	T. P. 27. 8m	ほう酸補給タンク
		配管
	T. P. 24. 8m	廃液貯蔵ピットか性ソーダ計量タンク
		廃液蒸発装置

添付資料2 溢水源となり得る機器について

建屋	フロア	設備		
原子炉補助建屋		洗浄排水蒸発装置		
		洗浄排水蒸発装置リン酸ソーダ注入装置		
		安全補機開閉器室給気ユニット		
	T. P. 24. 8m		中央制御室給気ユニット	
			試料採取室給気ユニット	
			出入管理室冷却ユニット	
			配管	
		T. P. 17. 8m		冷却材混床式脱塩塔
				冷却材陽イオン脱塩塔
			冷却材脱塩塔入口フィルタ	
			冷却材フィルタ	
			体積制御タンク	
			ほう酸回収装置混床式脱塩塔	
			ほう酸回収装置陽イオン脱塩塔	
			ほう酸回収装置脱塩塔フィルタ	
			1次系薬品タンク	
			洗浄排水濃縮廃液タンク	
			洗浄排水濃縮廃液ポンプ	
			濃縮廃液タンク	
			濃縮廃液ポンプ	
			廃液フィルタ	
			廃液蒸留水脱塩塔	
			使用済燃料ピット脱塩塔	
		使用済燃料ピットフィルタ		
		配管		
	T. P. 13. 3m		配管	
	T. P. 10. 3m		封水冷却器	
			ほう酸回収装置	
			亜鉛注入装置	
			配管	
	T. P. 5. 8m		酸液ドレンタンクか性ソーダ計量タンク	
			配管	
	T. P. 4. 1m		安全補機室冷却ユニット	
		配管		
T. P. 2. 8m		冷却材貯蔵タンク		
		廃液蒸留水タンク		

添付資料2 溢水源となり得る機器について

建屋	フロア	設備
原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	廃液蒸留水ポンプ
		洗浄排水蒸留水タンク
		洗浄排水蒸留水ポンプ
		酸液ドレンタンク
		酸液ドレンポンプ
		使用済樹脂貯蔵タンク
		ほう酸回収装置給水ポンプ
		廃液給水ポンプ
	T. P. -1. 7m	配管
		洗浄排水タンク
		洗浄排水ポンプ
		洗浄排水フィルタ
		補助蒸気復水モニタ冷却器
		補助蒸気ドレンタンク
		補助蒸気ドレンポンプ
T. P. 2. 8m ～24. 8m	配管	
	セメント固化装置	
ディーゼル発電機 建屋	-	配管
タービン建屋	-	軸受冷却水スタンドパイプ
		脱気器
		第3 低圧給水加熱器
		第4 低圧給水加熱器
		湿分分離加熱器
		第6 高圧給水加熱器
		高圧油供給装置
		脱気器再循環ポンプ
		低圧給水加熱器ドレンタンク
		SG ブロー熱回収フラッシュタンク
		湿分分離加熱器ドレンタンク#1
		湿分分離加熱器ドレンタンク#2
		湿分分離器ドレンタンク
		復水器水室空気抜きポンプ
復水脱塩塔		
復水ろ過器		
レジンキャッチャ		

添付資料2 溢水源となり得る機器について

建屋	フロア	設備
タービン建屋	-	レジントラップ
		樹脂混合用空気貯槽
		制御用空気貯槽
		塩酸貯槽
		塩酸計量槽
		塩酸スクラバ
		苛性ソーダ計量槽
		苛性ソーダ貯槽
		ジャッキングオイルポンプユニット
		復水ブースタポンプ
		タービン動主給水ポンプ
		タービン動主給水ポンプ油タンク
		タービン動主給水ポンプ油冷却器
		電動主給水ポンプ
		給水ブースタポンプ（タービン動用）
		給水ブースタポンプ（電動用）
		主油タンク
		油清浄機
		油清浄機ドレンタンク
		油冷却器
		スチームコンバータ給水ポンプ
		スチームコンバータ給水タンク
		スチームコンバータドレンクーラ
		スチームコンバータドレンタンク
		スチームコンバータ
		所内用空気圧縮機
		所内用空気除湿装置
		所内用空気冷却器
		SGブロー復水冷却器
		湿分分離器ドレンポンプ
		復水器真空ポンプ
		低圧給水加熱器ドレンポンプ
		軸受冷却水冷却器
軸受冷却水ポンプ		
アンモニア原液タンク		
ヒドラジン原液タンク		

添付資料2 溢水源となり得る機器について

建屋	フロア	設備
		ヒドラジンタンク
		アンモニアタンク
タービン建屋	-	2次系補給水ポンプ
		カチオン再生塔
		混合樹脂受入槽
		樹脂補給ホッパ
		アニオン再生塔
		スクラバ
		復水回収タンク
		復水器
		海水ブースタポンプ
		復水ポンプ
		タービンブローダウンタンク
		温水排水ポンプ
		海水ピット排水ポンプ
		定常淡水ピット排水ポンプ
		復水管
		海水管
		軸冷却水管
		給水管
		貝取装置管
		循環水管伸縮継手
出入管理建屋	-	配管
電気建屋	-	配管
循環水ポンプ建屋	T. P. 10. 3m	海水電解装置
	-	海水淡水化設備
	-	配管
屋外	T. P. 10m	A, B ろ過水タンク
		3A, 3B ろ過水タンク
		A, B 2次系純水タンク
		1, 2号補助ボイラー燃料タンク
		3号補助ボイラー燃料タンク
		1号タービン油計量タンク
		3号タービン油計量タンク
	T. P. 31m	代替屋外給水タンク
	-	配管

変圧器火災時の溢水影響について

1. はじめに

泊 3 号炉の変圧器 (主変圧器、所内変圧器、予備変圧器、後備変圧器 (新設予定)) で火災が発生した際は、スプリンクラー等の消火設備からの放水によって消火活動を行う設計としているが、変圧器エリアは屋外であるとともに溢水防護対象設備が設置されている建屋 (原子炉建屋、原子炉補助建屋、循環水ポンプ建屋、ディーゼル発電機建屋) とは隣接していないため、消火活動に伴う溢水が上記建屋内に伝播することはない。

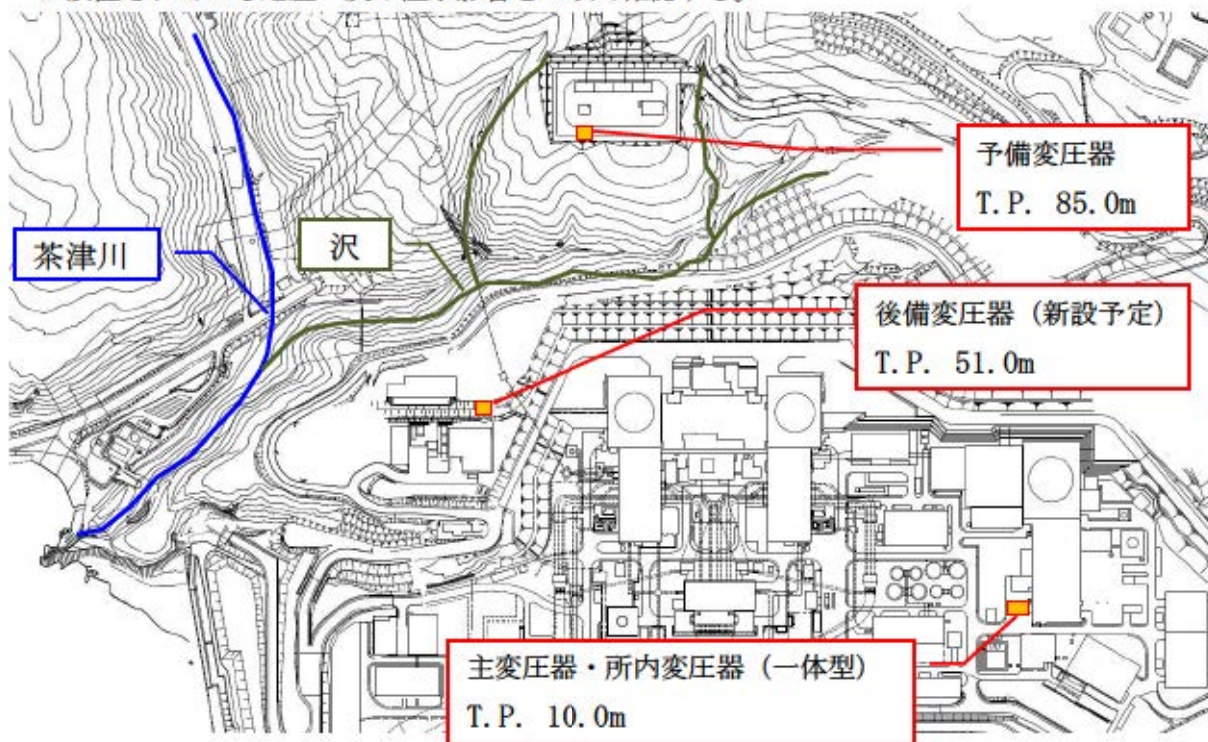
本資料では、変圧器の消火活動に伴う溢水が、溢水防護対象設備が設置されている建屋内に伝播しないとする根拠を示す。

2. 変圧器の配置

泊 3 号炉の変圧器エリアは 3 箇所あり、それらの配置を別紙 1-図 1 に示す。

予備変圧器のある開閉所は T.P. 85.0m と高所にあり、変圧器火災時の溢水は海側の沢に流下するため、溢水防護対象設備が設置されている建屋のある 10m 盤に伝播することはない。また、後備変圧器の火災時には T.P. 51.0m で溢水が生じるが、屋外溢水対策として T.P. 31.0m 以上の敷地に降る雨は 10m 盤に流下させない対策を行う方針となっているため、後備変圧器からの溢水についても 10m 盤に伝播することはない。

一方、主変圧器・所内変圧器 (一体型) は 10m 盤にあるため、変圧器火災時に防護対象設備が設置されている建屋へ及ぶ溢水影響を 3 項で確認する。



別紙 1-図 1 変圧器エリアの配置図

3. 変圧器火災時の消火活動により生じる溢水影響評価

(1) 溢水量

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド (以下、評価ガイドという。) では、消火設備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ことを基本としていることから、スプリンクラー及び屋外消火栓からの放水時間を 3 時間とした場合の溢水量を別紙 1-表 1 のとおり算出し、溢水防護対象設備が設置されている建屋への溢水影響評価を行う。

別紙 1-表 1 主変圧器・所内変圧器 (一体型) 火災時の消火活動により生じる溢水量 [m³]

スプリンクラー	1019.0 (5,661ℓ/min ^{※1} ×180min)
屋外消火栓	126.0 (350ℓ/min ^{※2} ×180min×2 倍)
合計	1145.0

※1 変電所等における防火対策指針 JEAG 5002-2014 (日本電気協会) に規定される

スプリンクラーの放水所要性能 (放水対象面積 1m² 当り 10 ℓ/min 以上) に基づく放水流量

※2 消防法施行令の屋外消火栓設備に関する基準 (第 19 条) に規定される屋外消火栓 1 箇所からの放水流量

(2) 溢水経路

変圧器エリアで生じた溢水が、10m 盤の道路面だけに滞留する保守的な想定で評価を実施する。

なお、構内排水設備による排水や変圧器に附属する防油水槽等への溢水の貯留については、保守的に考慮しないものとする。

(3) 溢水水位

影響評価に用いる水位 : H は、下式 (評価ガイド 2.2.4(2)a. 「没水評価に用いる水位の算出方法」を引用) に基づいて算出する。

$$H=Q/A$$

Q : 流入量 (m³)

(1) で想定した溢水量を用いて評価する。

A : 滞留面積 (m²)

溢水が 10m 盤の道路面全体に均一に伝播するまでの過程で、変圧器近傍の溢水水位が一時的に高くなる可能性を考慮し、10m 盤にある道路面の総面積の 1/3 (約 13,000m²) を滞留面積として評価する。

(4) 判定基準

泊 3 号炉の溢水防護対象設備が設置されている建屋 (原子炉建屋、原子炉補助建屋、循環水ポンプ建屋、ディーゼル発電機建屋) は、1 階の床面高さを T.P. 10.3m に設定しているため、(3) で算出した 10m 盤の道路面の溢水水位が T.P. 10.3m を超えないことを確認する。

なお、一時的な水位変動の影響を考慮して、溢水水位が 20cm 未満の場合は 5cm、溢水水位が 20cm 以上の場合は 10cm 以上の裕度を確保していることをもって、建屋内への流入が生じないものと判定する。

(5) 評価結果

(1)～(3) の評価条件を用いて算出した溢水水位は道路面 + 9cm となり、(4) の判定基準を満足するため、溢水防護対象設備が設置されている建屋内へ変圧器火災時の溢水が流入することはない。

その他漏えい事象に対する確認について

その他の漏えい事象に対して、想定される事象を整理するとともに、漏えいの早期検知システム及び排水により、漏えい水が溢水防護区画内に滞留しない設計となっていることを確認する。

1. その他漏えい事象の整理

溢水防護区画内にて発生が想定されるその他漏えい事象について別紙 2-表 1 に整理する。

別紙 2-表 1 その他漏えい事象

分類	想定事象	漏えい量
(1) 機器ドレン	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプシールドレン ・空調ドレン (結露水含む) ・サンプルシンクドレン 等 	小
(2) 機器の作動 (誤作動含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・安全弁作動 ・開放端に繋がる弁の 誤開、開固着 等 	小～中
(3) 機器損傷 (配管以外)	<ul style="list-style-type: none"> ・開放端に繋がる弁の シートリーク ・弁グランドリーク ・ポンプシールリーク ・フランジリーク 等 	小
(4) 人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> ・弁誤操作 ・隔離未完機器の誤開放 ・開放点検中設備への誤通水 ・アイスプラグ施工不良 等 	小～大

(1) 機器ドレン

通常運転状態において発生するドレンであり、床ドレン排水管、機器ドレン排水管により排水可能な設計としている。

(2) 機器の作動 (誤作動含む)

安全弁の作動は設計上想定されているものであり 2 次側はシステム配管により冷却材貯蔵タンク等に直接繋がっており区画内に放出されない設計としている。(気体系の安全弁は除く)

大気開放タンクの補給弁等開放端に繋がる弁が誤開、開固着した場合には、タンクがオーバーフローする可能性があるが、タンクオーバーフロー管は排水管によりサンプタンク等に接続されており、区画内に漏えいしない設計となっている。

(3) 機器損傷 (配管以外)

弁グランドリークについては、一次系弁は、リークオフライン等により系外漏えいに至らないよう設計上の配慮がされている。またその他のリーク事象については、漏えい量は比較的少なく、床ドレン等により排水可能な設計としている。

(4) 人的過誤

事象によっては大量の漏えいが発生する可能性があるが、過去のトラブル事例から、基本的にはプラントが停止している定期検査時に発生しているものであり、人的要因であることから、発生時には早期に隔離等の対処が可能である。

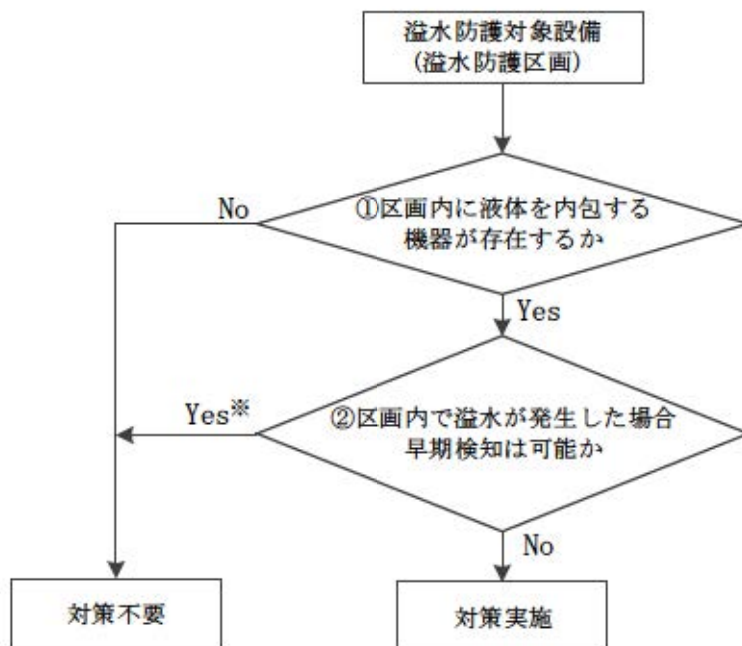
2. その他漏えい事象に対する対応方針

別紙 2-表 1 に整理した事象のうち、(1)～(3)については、基本的には床ドレン及び機器ドレンにより排水可能な設計としており、漏えい水が区画内に滞留しないよう設計上の配慮がなされている。

当該区画もしくは排水先の補助建屋サンプタンク等において、漏水の発生を検知することが可能な設計となっており、早期に漏えいの検知ができることを確認した。

溢水防護区画毎に、別紙 2-図 1 に示す確認フローにて確認を実施した結果を別紙 2-表 2 に示す。

(4) 人的過誤については、発生の未然防止を図るために、決められた運用、手順を確実に遵守すると共に、トラブル事例等を参考に継続的な運用改善をおこなっていく。



※:漏えい検知システムにより早期漏えい検知が可能な場合

別紙 2-図 1 確認フロー

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (1/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3-タービン動補助給水ポンプ (3FWP1)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3A-電動補助給水ポンプ (3FWP2A)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3B-電動補助給水ポンプ (3FWP2B)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3A-補助給水ポンプ出口流量調節弁 (3V-FW-582A)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3B-補助給水ポンプ出口流量調節弁 (3V-FW-582B)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3C-補助給水ポンプ出口流量調節弁 (3V-FW-582C)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 A (3V-MS-582A)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 B (3V-MS-582B)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3A-補助給水隔離弁 (3V-FW-589A)	原子炉建屋	T. P. 29. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3B-補助給水隔離弁 (3V-FW-589B)	原子炉建屋	T. P. 29. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3C-補助給水隔離弁 (3V-FW-589C)	原子炉建屋	T. P. 29. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3-補助給水ピット水位 (I) (3LT-3750)	原子炉建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3-補助給水ピット水位 (II) (3LT-3751)	原子炉建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3A-補助給水ライン流量 (II) (3FT-3766)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3B-補助給水ライン流量 (III) (3FT-3776)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3C-補助給水ライン流量 (IV) (3FT-3786)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3-タービン動補助給水ポンプ起動盤トレン A (3TDFA)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3-タービン動補助給水ポンプ起動盤トレン B (3TDFB)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレン A (3AFWA)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレン B (3AFWB)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3A-ほう酸ポンプ (3CSP2A)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク 水位高警報	有
3B-ほう酸ポンプ (3CSP2B)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク 水位高警報	有
3A-充てんポンプ (3CSP1A)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク 水位高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (2/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無 (参考)
3 B-充てんポンプ (3CSP1B)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 C-充てんポンプ (3CSP1C)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-体積制御タンク出口第 1 止め弁 (3LCV-121B)	原子炉補助建屋	T. P. 14. 5m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-体積制御タンク出口第 2 止め弁 (3LCV-121C)	原子炉補助建屋	T. P. 14. 5m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁 A (3LCV-121D)	原子炉補助建屋	T. P. 14. 5m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁 B (3LCV-121E)	原子炉補助建屋	T. P. 14. 5m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-緊急ほう酸注入弁 (3V-CS-541)	原子炉補助建屋	T. P. 14. 5m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-充てんライン C/V 外側隔離弁 (3V-CS-177)	原子炉建屋	T. P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3-充てんライン C/V 外側止め弁 (3V-CS-175)	原子炉建屋	T. P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-ほう酸タンク水位 (I) (3LT-206)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-ほう酸タンク水位 (II) (3LT-208)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A-余熱除去ポンプ (3RHP1A)	原子炉補助建屋	T. P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 B-余熱除去ポンプ (3RHP1B)	原子炉補助建屋	T. P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 A-余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁 (3V-RH-058A)	原子炉建屋	T. P. 7. 2m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 B-余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁 (3V-RH-058B)	原子炉建屋	T. P. 7. 2m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 A-余熱除去ポンプミニフロー弁 (3FCV-601)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 B-余熱除去ポンプミニフロー弁 (3FCV-611)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-余熱除去ポンプ R W S P / 再循環サンプ側入口弁 (3V-RH-055A)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 B-余熱除去ポンプ R W S P / 再循環サンプ側入口弁 (3V-RH-055B)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-余熱除去ポンプ R W S P 側入口弁 (3V-RH-051A)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 B-余熱除去ポンプ R W S P 側入口弁 (3V-RH-051B)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-余熱除去ポンプ出口流量 (I) (3FT-601)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-余熱除去ポンプ出口流量 (II) (3FT-611)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (3/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3 A-制御用空気圧縮機 (3IAE1A)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-制御用空気圧縮機 (3IAE1B)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-制御用空気Cヘッダ供給弁 (3V-IA-501A)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-制御用空気Cヘッダ供給弁 (3V-IA-501B)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-制御用空気主蒸気逃がし弁供給弁 (3V-IA-505A)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-制御用空気主蒸気逃がし弁供給弁 (3V-IA-505B)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-制御用空気ヘッダ圧力 (III) (3PT-1800)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-制御用空気ヘッダ圧力 (IV) (3PT-1810)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A-制御用空気圧縮機盤 (3IAPA)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-制御用空気圧縮機盤 (3IAPB)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-制御用空気圧縮機容量調節盤 (3IAWPA)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-制御用空気圧縮機容量調節盤 (3IAWPB)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-原子炉補機冷却水ポンプ (3CCP1A)	原子炉建屋	T. P. 2. 3m	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 B-原子炉補機冷却水ポンプ (3CCP1B)	原子炉建屋	T. P. 2. 3m	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 C-原子炉補機冷却水ポンプ (3CCP1C)	原子炉建屋	T. P. 2. 3m	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 D-原子炉補機冷却水ポンプ (3CCP1D)	原子炉建屋	T. P. 2. 3m	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 A-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁 (3V-CC-151A)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁 (3V-CC-151B)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-B A, WDおよびLDエバポ補機冷却水戻りライン第1止め弁 (3V-CC-351)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-B A, WDおよびLDエバポ補機冷却水戻りライン第2止め弁 (3V-CC-352)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-177A)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-177B)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (4/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区内床ドレン有無(参考)
3 A-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-159A)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-159B)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-原子炉補機冷却水供給母管 A 側連絡弁 (3V-CC-055A)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3-原子炉補機冷却水供給母管 B 側連絡弁 (3V-CC-055B)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3-原子炉補機冷却水戻り母管 A 側連絡弁 (3V-CC-044A)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3-原子炉補機冷却水戻り母管 B 側連絡弁 (3V-CC-044B)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 A-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-117A)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8a	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-117B)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8a	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-原子炉補機冷却水サージタンク水位 (III) (3LT-1200)	原子炉建屋	T. P. 43. 6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3-原子炉補機冷却水サージタンク水位 (IV) (3LT-1201)	原子炉建屋	T. P. 43. 6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-1 次冷却材ポンプ母線計測盤 (3RBIA)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B-1 次冷却材ポンプ母線計測盤 (3RBIB)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 C-1 次冷却材ポンプ母線計測盤 (3RBIC)	原子炉建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A-6. 6 kVメタクラ (3MC-A)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B-6. 6 kVメタクラ (3MC-B)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A-換気空調系集中現場盤 (3LVPA)			無	-	-	-	無
3 B-換気空調系集中現場盤 (3LVPB)			無	-	-	-	無
3-ソレノイド分電盤トレン A 1 (3SDA1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3-ソレノイド分電盤トレン A 2 (3SDA2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3-ソレノイド分電盤トレン A 3 (3SDA3)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3-ソレノイド分電盤トレン A 4 (3SDA4)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3-ソレノイド分電盤トレン B 1 (3SDB1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3-ソレノイド分電盤トレン B 2 (3SDB2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (5/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無 (参考)
3-ツレノイド分電盤トレン B 3 (3SDB3)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3-ツレノイド分電盤トレン B 4 (3SDB4)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A 1-パワーコントロールセンタ (3PCC-A1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A 2-パワーコントロールセンタ (3PCC-A2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B 1-パワーコントロールセンタ (3PCC-B1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B 2-パワーコントロールセンタ (3PCC-B2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
安全系 F D P プロセッサ盤 (3SF0A)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
安全系 F D P プロセッサ盤 (3SF0B)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
安全系 F D P プロセッサ盤 (3SFMA)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
安全系 F D P プロセッサ盤 (3SFMB)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-安全系マルチプレクサ (トレン A) (3SMCA)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-安全系マルチプレクサ (トレン B) (3SMCB)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-安全系現場制御監視盤 (トレン A グループ 1) (3SLCA1)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-安全系現場制御監視盤 (トレン A グループ 2) (3SLCA2)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-安全系現場制御監視盤 (トレン A グループ 3) (3SLCA3)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-安全系現場制御監視盤 (トレン B グループ 1) (3SLCB1)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-安全系現場制御監視盤 (トレン B グループ 2) (3SLCB2)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-安全系現場制御監視盤 (トレン B グループ 3) (3SLCB3)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
運転コンソール (3MCB)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-共通要因故障対策 E P 盤室操作盤 (3CMFLP)			無	-	-	-	無
3 A-共通要因故障対策操作盤 (3CMFPA)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3 B-共通要因故障対策操作盤 (3CMFPB)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3 A-計装用インバータ (3IVA)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (6/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3 B-計装用インバータ (3IVB)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 C-計装用インバータ (3IVC)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 D-計装用インバータ (3IVD)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A-計装用交流電源切換器盤 (3ISPA)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B-計装用交流電源切換器盤 (3ISPB)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 C-計装用交流電源切換器盤 (3ISPC)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 D-計装用交流電源切換器盤 (3ISPD)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A 1-計装用交流分電盤 (3IDPA1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A 2-計装用交流分電盤 (3IDPA2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B 1-計装用交流分電盤 (3IDPB1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B 2-計装用交流分電盤 (3IDPB2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 C 1-計装用交流分電盤 (3IDPC1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 C 2-計装用交流分電盤 (3IDPC2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 D 1-計装用交流分電盤 (3IDPD1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 D 2-計装用交流分電盤 (3IDPD2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A 1-原子炉コントロールセンタ (3RCC-A1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A 2-原子炉コントロールセンタ (3RCC-A2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B 1-原子炉コントロールセンタ (3RCC-B1)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B 2-原子炉コントロールセンタ (3RCC-B2)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3-原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネル I) (3RTI)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネル II) (3RTII)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネル III) (3RTIII)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネル IV) (3RTIV)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (7/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無 (参考)
3-原子炉安全保護盤 (チャンネル I) (3PI)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-原子炉安全保護盤 (チャンネル II) (3PII)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-原子炉安全保護盤 (チャンネル III) (3PIII)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-原子炉安全保護盤 (チャンネル IV) (3PIV)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-工学的安全施設作動盤 (トレン A) (3EFA)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3-工学的安全施設作動盤 (トレン B) (3EFB)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3 A-充電器盤 (3CPA)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B-充電器盤 (3CPB)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A-蓄電池 (3BATA)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B-蓄電池 (3BATB)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A-中央制御室外原子炉停止盤 (3EPA)			無	-	-	-	無
3 B-中央制御室外原子炉停止盤 (3EPB)			無	-	-	-	無
3 A-直流コントロールセンタ (3DCA)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B-直流コントロールセンタ (3DCB)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A-補助建屋直流分電盤 (3DDPA)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 B-補助建屋直流分電盤 (3DDPB)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	無	-	-	-	無
3 A-原子炉補機冷却海水ポンプ (3SWP1A)	循環水ポンプ建屋	T. P. 2. 5m	有	有	当該区画	床漏えい検知器	有
3 B-原子炉補機冷却海水ポンプ (3SWP1B)	循環水ポンプ建屋	T. P. 2. 5m	有	有	当該区画	床漏えい検知器	有
3 C-原子炉補機冷却海水ポンプ (3SWP1C)	循環水ポンプ建屋	T. P. 2. 5m	有	有	当該区画	床漏えい検知器	有
3 D-原子炉補機冷却海水ポンプ (3SWP1D)	循環水ポンプ建屋	T. P. 2. 5m	有	有	当該区画	床漏えい検知器	有
3 A-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口止め弁 (3V-SW-571A)	原子炉建屋	T. P. 2. 3m	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 B-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口止め弁 (3V-SW-571B)	原子炉建屋	T. P. 2. 3m	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 C-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口止め弁 (3V-SW-571C)	原子炉建屋	T. P. 2. 3m	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (8/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無 (参考)
3 D-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口止め弁 (3V-SW-571D)	原子炉建屋	T.P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ビット水位高警報	有
3 A-ディーゼル発電機 (3DGE2A)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 6. 2a	有	有	当該区画	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	有 (排水弁常時閉)
3 B-ディーゼル発電機 (3DGE2B)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 6. 2a	有	有	当該区画	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	有 (排水弁常時閉)
3 A-ディーゼル機関 (3DGE1A)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 6. 2a	有	有	当該区画	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	有 (排水弁常時閉)
3 B-ディーゼル機関 (3DGE1B)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 6. 2a	有	有	当該区画	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	有 (排水弁常時閉)
3 A-ディーゼル発電機コントロールセンタ (3GCC-A)	原子炉建屋	T.P. 10. 3a	無	-	-	-	無
3 B-ディーゼル発電機コントロールセンタ (3GCC-B)	原子炉建屋	T.P. 10. 3a	無	-	-	-	無
3 A-ディーゼル発電機制御盤 (3ECBA)	原子炉建屋	T.P. 10. 3a	無	-	-	-	無
3 B-ディーゼル発電機制御盤 (3ECBB)	原子炉建屋	T.P. 10. 3a	無	-	-	-	無
3 A-高圧注入ポンプ (3SIPIA)	原子炉補助建屋	T.P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 B-高圧注入ポンプ (3SIP1B)	原子炉補助建屋	T.P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁 (3V-SI-084A)	原子炉建屋	T.P. 7. 2a	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁 (3V-SI-084B)	原子炉建屋	T.P. 7. 2a	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3-ほう酸注入タンク出口 C/V 外側隔離弁 A (3V-SI-036A)	原子炉建屋	T.P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3-ほう酸注入タンク出口 C/V 外側隔離弁 B (3V-SI-036B)	原子炉建屋	T.P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3-ほう酸注入タンク入口弁 A (3V-SI-032A)	原子炉補助建屋	T.P. 17. 8m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3-ほう酸注入タンク入口弁 B (3V-SI-032B)	原子炉補助建屋	T.P. 17. 8m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3-補助高圧注入ライン C/V 外側隔離弁 (3V-SI-051)	原子炉建屋	T.P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-高圧注入ポンプ第 1 ミニフロー弁 (3V-SI-014A)	原子炉補助建屋	T.P. 4. 1a	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 B-高圧注入ポンプ第 1 ミニフロー弁 (3V-SI-014B)	原子炉補助建屋	T.P. 4. 1a	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-高圧注入ポンプ第 2 ミニフロー弁 (3V-SI-015A)	原子炉補助建屋	T.P. 4. 1a	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (9/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無 (参考)
3 B-高圧注入ポンプ第 2 ミニフロー弁 (3V-SI-015B)	原子炉補助建屋	T. P. 4. 1a	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-高圧注入ポンプ出口 C/V 外側連絡弁 (3V-SI-020A)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8a	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 B-高圧注入ポンプ出口 C/V 外側連絡弁 (3V-SI-020B)	原子炉補助建屋	T. P. 2. 8a	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-高圧注入ポンプ燃料取替用水ビット側入口弁 (3V-SI-002A)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3a	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 B-高圧注入ポンプ燃料取替用水ビット側入口弁 (3V-SI-002B)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3a	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-使用済燃料ビットポンプ (3SFP1A)	原子炉建屋	T. P. 10. 3a	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-使用済燃料ビットポンプ (3SFP1B)	原子炉建屋	T. P. 10. 3a	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-燃料取替用水ビット水位 (I) (3LT-1400)	原子炉建屋	T. P. 24. 8a	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-燃料取替用水ビット水位 (II) (3LT-1401)	原子炉建屋	T. P. 24. 8a	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A-燃料取替用水ポンプ (3RFP1A)	原子炉建屋	T. P. 24. 8a	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-燃料取替用水ポンプ (3RFP1B)	原子炉建屋	T. P. 24. 8a	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A-主蒸気隔離弁 (3V-MS-528A)	原子炉建屋	T. P. 29. 3a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 B-主蒸気隔離弁 (3V-MS-528B)	原子炉建屋	T. P. 29. 3a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 C-主蒸気隔離弁 (3V-MS-528C)	原子炉建屋	T. P. 29. 3a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 A-主蒸気逃がし弁 (3PCV-3610)	原子炉建屋	T. P. 29. 3a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 B-主蒸気逃がし弁 (3PCV-3620)	原子炉建屋	T. P. 29. 3a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 C-主蒸気逃がし弁 (3PCV-3630)	原子炉建屋	T. P. 29. 3a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 A-主蒸気ライン圧力 (I) (3PT-465)	原子炉建屋	T. P. 33. 1a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 A-主蒸気ライン圧力 (II) (3PT-466)	原子炉建屋	T. P. 33. 1a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 A-主蒸気ライン圧力 (III) (3PT-467)	原子炉建屋	T. P. 33. 1a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 A-主蒸気ライン圧力 (IV) (3PT-468)	原子炉建屋	T. P. 33. 1a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 B-主蒸気ライン圧力 (I) (3PT-475)	原子炉建屋	T. P. 33. 1a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 B-主蒸気ライン圧力 (II) (3PT-476)	原子炉建屋	T. P. 33. 1a	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果(10/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3 B-主蒸気ライン圧力 (III) (3PT-477)	原子炉建屋	T. P. 33. 1m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 B-主蒸気ライン圧力 (IV) (3PT-478)	原子炉建屋	T. P. 33. 1m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 C-主蒸気ライン圧力 (I) (3PT-485)	原子炉建屋	T. P. 33. 1m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 C-主蒸気ライン圧力 (II) (3PT-486)	原子炉建屋	T. P. 33. 1m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 C-主蒸気ライン圧力 (III) (3PT-487)	原子炉建屋	T. P. 33. 1m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 C-主蒸気ライン圧力 (IV) (3PT-488)	原子炉建屋	T. P. 33. 1m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 A-主蒸気隔離弁(付属パネル) (-)	原子炉建屋	T. P. 36. 3m	無	-	-	-	有
3 B-主蒸気隔離弁(付属パネル) (-)	原子炉建屋	T. P. 36. 3m	無	-	-	-	有
3 C-主蒸気隔離弁(付属パネル) (-)	原子炉建屋	T. P. 36. 3m	無	-	-	-	有
3 A-主蒸気逃がし弁(付属パネル) (-)	原子炉建屋	T. P. 29. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 B-主蒸気逃がし弁(付属パネル) (-)	原子炉建屋	T. P. 29. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 C-主蒸気逃がし弁(付属パネル) (-)	原子炉建屋	T. P. 29. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 A-中央制御室給気ファン (3VSF21A)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 B-中央制御室給気ファン (3VSF21B)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 A-中央制御室循環ファン (3VSF20A)	原子炉補助建屋	T. P. 28. 6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 B-中央制御室循環ファン (3VSF20B)	原子炉補助建屋	T. P. 28. 6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 A-中央制御室給気ファン出口ダンパ (3D-VS-603A)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 B-中央制御室給気ファン出口ダンパ (3D-VS-603B)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 A-中央制御室循環ファン入口ダンパ (3D-VS-604A)	原子炉補助建屋	T. P. 28. 6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 B-中央制御室循環ファン入口ダンパ (3D-VS-604B)	原子炉補助建屋	T. P. 28. 6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 A-中央制御室循環風量調節ダンパ (3HCD-2836)	原子炉補助建屋	T. P. 28. 6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3 B-中央制御室循環風量調節ダンパ (3HCD-2837)	原子炉補助建屋	T. P. 28. 6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3-中央制御室室内空気温度(2) (3TS-2846)	原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	無	-	-	-	無

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果(11/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3-中央制御室室内空気温度(3) (3TS-2847)	原子炉補助建屋	T.P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3A-中央制御室循環風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2836)	原子炉補助建屋	T.P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-中央制御室循環風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2837)	原子炉補助建屋	T.P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-安全補機閉器室給気ファン(3VSF27A)	原子炉補助建屋	T.P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-安全補機閉器室給気ファン(3VSF27B)	原子炉補助建屋	T.P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-蓄電池室排気ファン(3VSF31A)	原子炉補助建屋	T.P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-蓄電池室排気ファン(3VSF31B)	原子炉補助建屋	T.P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-安全系計装盤室室内空気温度(3TS-2790)	原子炉補助建屋	T.P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3B-安全系計装盤室室内空気温度(3TS-2791)	原子炉補助建屋	T.P. 17. 8m	無	-	-	-	無
3A-安全補機室冷却ファン(3VSF70A)	原子炉補助建屋	T.P. 4. 1m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3B-安全補機室冷却ファン(3VSF70B)	原子炉補助建屋	T.P. 4. 1m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3A-余熱除去冷却器室室内空気温度(1)(3TS-2631)	原子炉補助建屋	T.P. 4. 1m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3A-余熱除去冷却器室室内空気温度(2)(3TS-2632)	原子炉補助建屋	T.P. 4. 1m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3B-余熱除去冷却器室室内空気温度(1)(3TS-2641)	原子炉補助建屋	T.P. 4. 1m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3B-余熱除去冷却器室室内空気温度(2)(3TS-2642)	原子炉補助建屋	T.P. 4. 1m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3A-制御用空気圧縮機室給気ファン(3VSF42A)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-制御用空気圧縮機室給気ファン(3VSF42B)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-制御用空気圧縮機室電気ヒータ(3VSE1A)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-制御用空気圧縮機室電気ヒータ(3VSE1B)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-制御用空気圧縮機室外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2701)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-制御用空気圧縮機室外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2711)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-制御用空気圧縮機室室内空気温度(1)(3TS-2702)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-制御用空気圧縮機室室内空気温度(2)(3TS-2703)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果(12/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3B-制御用空気圧縮機室内空気温度(1)(3TS-2712)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3B-制御用空気圧縮機室内空気温度(2)(3TS-2713)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3A-制御用空気圧縮機室内空気温度(5)(3TS-2910)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3A-制御用空気圧縮機室内空気温度(6)(3TS-2911)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3B-制御用空気圧縮機室内空気温度(5)(3TS-2920)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3B-制御用空気圧縮機室内空気温度(6)(3TS-2921)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3A-制御用空気圧縮機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2701)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3B-制御用空気圧縮機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2711)	原子炉建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3A-ディーゼル発電機室給気ファン(3VSF39A)	原子炉建屋	T.P. 18. 0m	無	-	-	-	無
3B-ディーゼル発電機室給気ファン(3VSF39B)	原子炉建屋	T.P. 18. 0m	無	-	-	-	無
3C-ディーゼル発電機室給気ファン(3VSF39C)	原子炉建屋	T.P. 18. 0m	無	-	-	-	無
3D-ディーゼル発電機室給気ファン(3VSF39D)	原子炉建屋	T.P. 18. 0m	無	-	-	-	無
3A-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2741)	原子炉建屋	T.P. 18. 0m	無	-	-	-	無
3B-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2742)	原子炉建屋	T.P. 18. 0m	無	-	-	-	無
3A-ディーゼル発電機室内空気温度(1)(3TS-2747)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	付ビット有(排水非常時間)
3A-ディーゼル発電機室内空気温度(2)(3TS-2748)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	付ビット有(排水非常時間)
3A-ディーゼル発電機室内空気温度(3)(3TS-2751)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	付ビット有(排水非常時間)
3A-ディーゼル発電機室内空気温度(4)(3TS-2752)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	付ビット有(排水非常時間)
3B-ディーゼル発電機室内空気温度(1)(3TS-2749)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	付ビット有(排水非常時間)
3B-ディーゼル発電機室内空気温度(2)(3TS-2750)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 10. 3m	有	有	排水先	ディーゼル発電機建屋 サンプビット 漏えい検知器	付ビット有(排水非常時間)

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果(13/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3B-ディーゼル発電機室室内空気温度(3)(3TS-2753)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	ディーゼル発電機建屋 サンピット 漏えい検知器	ナット有 (排水非常時間)
3B-ディーゼル発電機室室内空気温度(4)(3TS-2754)	ディーゼル発電機建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	ディーゼル発電機建屋 サンピット 漏えい検知器	ナット有 (排水非常時間)
3A-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2741)	原子炉建屋	T.P. 18.0m	無	-	-	-	無
3B-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2742)	原子炉建屋	T.P. 18.0m	無	-	-	-	無
3A-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ(3VSE3A)	原子炉建屋	T.P. 43.6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3B-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ(3VSE3B)	原子炉建屋	T.P. 43.6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3A-非管理区域空調機器室電気ヒータ(3VSE2A)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3B-非管理区域空調機器室電気ヒータ(3VSE2B)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3C-非管理区域空調機器室電気ヒータ(3VSE2C)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3D-非管理区域空調機器室電気ヒータ(3VSE2D)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3A-制御用空気圧縮機室電気ヒータ(3VSE1A) 出口空気温度(2)(3TS-2913)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3B-制御用空気圧縮機室電気ヒータ(3VSE1B) 出口空気温度(2)(3TS-2923)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3A-非管理区域空調機器室電気ヒータ(3VSE2A) 出口空気温度(2)(3TS-2933)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3B-非管理区域空調機器室電気ヒータ(3VSE2B) 出口空気温度(2)(3TS-2937)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3C-非管理区域空調機器室電気ヒータ(3VSE2C) 出口空気温度(2)(3TS-2953)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3D-非管理区域空調機器室電気ヒータ(3VSE2D) 出口空気温度(2)(3TS-2957)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3A-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ(3VSE3A) 出口空気温度(2)(3TS-2973)	原子炉建屋	T.P. 43.6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有
3B-原子炉補機冷却水サージタンク室電気ヒータ(3VSE3B) 出口空気温度(2)(3TS-2983)	原子炉建屋	T.P. 43.6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位 異常高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果(14/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3A-原子炉補機冷却水サージタンク室内空気温度(1)(3TS-2970)	原子炉建屋	T.P. 43.6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-原子炉補機冷却水サージタンク室内空気温度(2)(3TS-2971)	原子炉建屋	T.P. 43.6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-原子炉補機冷却水サージタンク室内空気温度(1)(3TS-2980)	原子炉建屋	T.P. 43.6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-原子炉補機冷却水サージタンク室内空気温度(2)(3TS-2981)	原子炉建屋	T.P. 43.6m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-非管理区域空調機器室内空気温度(1)(3TS-2930)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-非管理区域空調機器室内空気温度(2)(3TS-2931)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3C-非管理区域空調機器室内空気温度(1)(3TS-2950)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3C-非管理区域空調機器室内空気温度(2)(3TS-2951)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-非管理区域空調機器室内空気温度(1)(3TS-2934)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-非管理区域空調機器室内空気温度(2)(3TS-2935)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3D-非管理区域空調機器室内空気温度(1)(3TS-2954)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3D-非管理区域空調機器室内空気温度(2)(3TS-2955)	原子炉補助建屋	T.P. 24.8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-電動補助給水ポンプ室給気ファン(3VVF40A)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-電動補助給水ポンプ室給気ファン(3VVF40B)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-電動補助給水ポンプ室外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2670)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-電動補助給水ポンプ室外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2680)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-電動補助給水ポンプ室内空気温度(1)(3TS-2671)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-電動補助給水ポンプ室内空気温度(2)(3TS-2672)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-電動補助給水ポンプ室内空気温度(1)(3TS-2681)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-電動補助給水ポンプ室内空気温度(2)(3TS-2682)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3A-電動補助給水ポンプ室外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2670)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3B-電動補助給水ポンプ室外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2680)	原子炉建屋	T.P. 10.3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (15/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3 A-空調用冷水ポンプ (3CHP1A)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 B-空調用冷水ポンプ (3CHP1B)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 C-空調用冷水ポンプ (3CHP1C)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 D-空調用冷水ポンプ (3CHP1D)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 A-空調用冷凍機 (3CHE1A)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 B-空調用冷凍機 (3CHE1B)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 C-空調用冷凍機 (3CHE1C)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 D-空調用冷凍機 (3CHE1D)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3-空調用冷水A母管入口隔離弁 (3V-CH-012A)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3-空調用冷水B母管入口隔離弁 (3V-CH-012B)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3-空調用冷水C母管入口隔離弁 (3V-CH-012C)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3-空調用冷水C母管出口隔離弁 (3V-CH-013)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 A-安全補機閉器室給気ユニット冷水温度制御弁 (3TCV-2774)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-安全補機閉器室給気ユニット冷水温度制御弁 (3TCV-2775)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-中央制御室給気ユニット冷水温度制御弁 (3TCV-2827)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-中央制御室給気ユニット冷水温度制御弁 (3TCV-2828)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-空調用冷凍機盤 (3VCPA)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 B-空調用冷凍機盤 (3VCPB)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 C-空調用冷凍機盤 (3VCPD)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3 D-空調用冷凍機盤 (3VCPD)	原子炉建屋	T. P. 2. 3a	有	有	排水先	湧水ピット水位高警報	有
3-1次冷却材ポンプ封水戻りラインC/V外側隔離弁 (3V-CS-255)	原子炉建屋	T. P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3 A-主給水隔離弁 (3V-FW-538A)	原子炉建屋	T. P. 29. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-主給水隔離弁 (3V-FW-538B)	原子炉建屋	T. P. 29. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果 (16/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無 (参考)
3 C-主給水隔離弁 (3V-FW-538C)	原子炉建屋	T. P. 29. 3m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-格納容器スプレイポンプ (3CPP1A)	原子炉補助建屋	T. P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ピット	有
3 B-格納容器スプレイポンプ (3CPP1B)	原子炉補助建屋	T. P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ピット	有
3 A-格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 (3V-CP-013A)	原子炉建屋	T. P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3 B-格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 (3V-CP-013B)	原子炉建屋	T. P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3-よう素除去薬品タンク注入 A ライン止め弁 (3V-CP-054A)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-よう素除去薬品タンク注入 B ライン止め弁 (3V-CP-054B)	原子炉補助建屋	T. P. 10. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-格納容器圧力 (I) (3PT-590)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-格納容器圧力 (II) (3PT-591)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-格納容器圧力 (III) (3PT-592)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-格納容器圧力 (IV) (3PT-593)	原子炉建屋	T. P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A, B-C/V 再循環ユニット補機冷却水入口 C/V 外側隔離弁 (3V-CC-203A)	原子炉建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 C, D-C/V 再循環ユニット補機冷却水入口 C/V 外側隔離弁 (3V-CC-203B)	原子炉建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A-C/V 再循環ユニット補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁 (3V-CC-208A)	原子炉建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-C/V 再循環ユニット補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁 (3V-CC-208B)	原子炉建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 C-C/V 再循環ユニット補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁 (3V-CC-208C)	原子炉建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 D-C/V 再循環ユニット補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁 (3V-CC-208D)	原子炉建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-余剰抽出冷却器等補機冷却水入口 C/V 外側隔離弁 (3V-CC-422)	原子炉建屋	T. P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3-余剰抽出冷却器等補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁 (3V-CC-430)	原子炉建屋	T. P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有
3-1 次冷却材ポンプ補機冷却水入口止め弁 (3V-CC-501)	原子炉建屋	T. P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ピット	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果(17/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3-1 次冷却材ポンプ補機冷却水入口 C/V 外側隔離弁(3V-CC-503)	原子炉建屋	T.P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3-1 次冷却材ポンプ補機冷却水出口 C/V 外側隔離弁(3V-CC-528)	原子炉建屋	T.P. 21. 2m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-制御用空気 C/V 外側隔離弁(3V-IA-510A)	原子炉建屋	T.P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-制御用空気 C/V 外側隔離弁(3V-IA-510B)	原子炉建屋	T.P. 17. 8m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A-アニュラス空気浄化ファン(3VSF9A)	原子炉建屋	T.P. 33. 1m	無	-	-	-	有
3 B-アニュラス空気浄化ファン(3VSF9B)	原子炉建屋	T.P. 33. 1m	無	-	-	-	有
3 A-アニュラス排気ダンパ(3D-VS-101A)	原子炉建屋	T.P. 33. 1m	無	-	-	-	有
3 B-アニュラス排気ダンパ(3D-VS-101B)	原子炉建屋	T.P. 33. 1m	無	-	-	-	有
3 A-アニュラス戻りダンパ(3PCD-2373)	原子炉建屋	T.P. 40. 3m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 B-アニュラス戻りダンパ(3PCD-2393)	原子炉建屋	T.P. 40. 3m	有	有	排水先	漏えい検知ビット	有
3 A-アニュラス戻りダンパ流量設定器(3HC-2373)	原子炉建屋	T.P. 40. 3m	無	-	-	-	無
3 B-アニュラス戻りダンパ流量設定器(3HC-2393)	原子炉建屋	T.P. 40. 3m	無	-	-	-	無
3 A-アニュラス全量排気弁(3V-VS-102A)	原子炉建屋	T.P. 40. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-アニュラス全量排気弁(3V-VS-102B)	原子炉建屋	T.P. 40. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A-アニュラス少量排気弁(3V-VS-103A)	原子炉建屋	T.P. 40. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 B-アニュラス少量排気弁(3V-VS-103B)	原子炉建屋	T.P. 40. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3 A-格納容器スプレイポンプ室内空気温度(1)(3TS-2633)	原子炉補助建屋	T.P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 A-格納容器スプレイポンプ室内空気温度(2)(3TS-2634)	原子炉補助建屋	T.P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 B-格納容器スプレイポンプ室内空気温度(1)(3TS-2643)	原子炉補助建屋	T.P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 B-格納容器スプレイポンプ室内空気温度(2)(3TS-2644)	原子炉補助建屋	T.P. -1. 7m	有	有	当該区画	漏えい検知ビット	有
3 A-中央制御室非常用循環ファン(3VSF22A)	原子炉補助建屋	T.P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 B-中央制御室非常用循環ファン(3VSF22B)	原子炉補助建屋	T.P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有
3 A-中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ(3D-VS-602A)	原子炉補助建屋	T.P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ビット水位異常高警報	有

添付資料 2 溢水源となり得る機器について (別紙 2)

別紙 2-表 2 その他漏えい事象に対する検知システム等の確認結果(18/18)

溢水防護対象設備	設置建屋	設置場所	①区画内の液体内包機器の有無	②漏えい検知設備の有無	漏水検知箇所	漏えい検知システム	区画内床ドレン有無(参考)
3 B-中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ(3D-VS-602B)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-中央制御室外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2823)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-中央制御室外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2824)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-中央制御室外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2823)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-中央制御室外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2824)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2850)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ(3HCD-2851)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2850)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ流量設定器(3HC-2851)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 A-中央制御室非常用循環ファン出口空気流量(3FS-2867)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3 B-中央制御室非常用循環ファン出口空気流量(3FS-2868)	原子炉補助建屋	T. P. 24. 8m	有	有	排水先	定常淡水ピット水位異常高警報	有
3-燃料採取室排気隔離ダンパ(3D-VS-653)	原子炉補助建屋	T. P. 40. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有
3-燃料採取室排気風量制御ダンパ(3FCD-2905)	原子炉補助建屋	T. P. 40. 3m	有	有	排水先	補助建屋サンプタンク水位高警報	有

添付資料3 高エネルギー配管と低エネルギー配管の分類について

1. はじめに

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（以下「評価ガイド」という。）の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生じる溢水」に基づき、溢水源となる配管を「高エネルギー配管」と「低エネルギー配管」に分類する。

2. 分類の対象とする系統

泊3号炉において、「高エネルギー配管」と「低エネルギー配管」に分類する対象となる配管（想定破損による溢水源となる配管）を有する系統を系統図から抽出した結果を表1に記載する。

表1 分類の対象となる配管を有する系統一覧

系統名	
1次冷却系統	燃料取替用水系統
充てん系統	補助蒸気系統
抽出系統	原子炉補給水系統（脱塩水）
化学体積制御系統	原子炉補給水系統（純水）
安全注入系統	制御用空気系統
余熱除去系統	所内用空気系統
主蒸気系統	換気空調設備系統
主給水系統	空調用冷水設備系統
補助給水系統	ドレン系統（機器および床ドレン）
原子炉格納容器スプレイ系統	水消火系統
原子炉補機冷却水系統	地下水排水系統
使用済燃料ピット水浄化冷却系統	飲料水系統
原子炉補機冷却海水系統	所内用水系統
気体廃棄物処理系統	海水電解装置海水供給・注入系統
液体廃棄物処理系統	海水ストレーナ排水系統
固体廃棄物処理系統	海水淡水化設備系統
試料採取系統	循環水系統
蒸気発生器ブローダウン系統	軸受冷却水系統
蒸気発生器ブローダウンサンプル系統	

3. 高エネルギー配管と低エネルギー配管の抽出フロー

高エネルギー配管及び低エネルギー配管については評価ガイド 付録Aにおいて次のとおり定義されている。

添付資料3 高エネルギー配管と低エネルギー配管の分類について

- 「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
- 「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）
- 高エネルギー配管であっても高エネルギー状態にある運転期間が短時間^{※1}である場合は、低エネルギー配管とすることができる。

※1 高エネルギー状態にある運転期間が短時間である系統の配管とは、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%より小さければ、低エネルギー配管とすることができる。

上記の定義に従い、表1の系統を高エネルギー配管と低エネルギー配管、および想定破損に伴う溢水影響評価対象外の配管に分類する。具体的には以下のフローに従う。

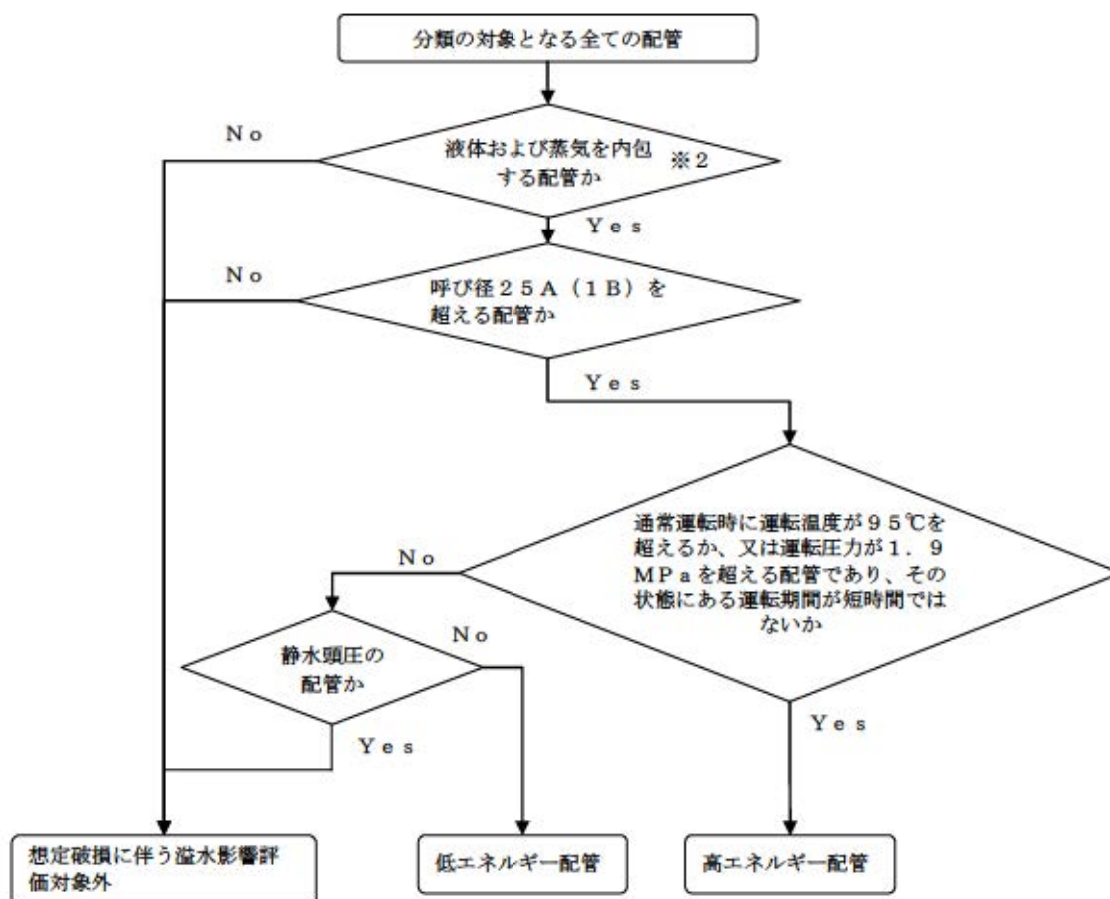


図1 高エネルギー配管と低エネルギー配管の抽出フロー

※2 評価ガイド1.4「用語の定義」において、「溢水」は滞留水、流水（蒸気を含む）の形態で存在するものと定義されており、空気・ガス系統の配管は対象外とする。

4. 高エネルギー配管および低エネルギー配管の抽出結果

(1) 高エネルギー配管の抽出結果

図1のフローに従い、高エネルギー配管を有する系統を抽出した結果を表2に示す(別紙1に抽出過程を示す)。表2の系統が有する高エネルギー配管を、想定破損時の没水評価で考慮すべき配管とする。(添付資料14「高エネルギー配管からの溢水に伴う没水影響評価について」参照)

表2 高エネルギー配管を有する系統の抽出結果

系統名	対象範囲における使用条件
1次冷却系統	運転圧力：約 15.4MPa 運転温度：約 325℃
充てん系統 (充てんポンプ下流)	運転圧力：約 17.5MPa 運転温度：約 50℃, 232℃
抽出系統 (抽出ライン非再生冷却器出口圧力制御弁上流)	運転圧力：約 15.4MPa, 2.2MPa 運転温度：約 193℃, 46.1℃
補助蒸気系統	運転圧力：約 0.7MPa 運転温度：約 170℃
主蒸気系統	運転圧力：約 5.6MPa 運転温度：約 274℃
主給水系統	運転圧力：約 5.8MPa 運転温度：約 220℃
補助給水系統 (補助給水逆止弁下流)	運転圧力：約 5.8MPa 運転温度：約 220℃
蒸気発生器ブローダウン系統	運転圧力：約 5.6MPa 運転温度：約 274℃

(2) 低エネルギー配管の抽出結果

図1のフローに従い、低エネルギー配管を有する系統を抽出した結果を表3に示す。なお、充てん系統、抽出系統および補助給水系統については、高エネルギー配管と低エネルギー配管の取合いについて、別紙2に記載する。

表3 低エネルギー配管を有する系統の抽出結果

系統名	対象範囲における使用条件
原子炉補機冷却水系統	運転圧力：約 1.1MPa 運転温度：約 43℃
原子炉格納容器スプレイ系統 ^{*3}	運転圧力：約 0.35MPa 運転温度：約 40℃
余熱除去系統 ^{*3}	運転圧力：約 0.35MPa 運転温度：約 40℃
充てん系統（低エネルギー配管該当部分）	運転圧力：約 0.11 MPa 運転温度：約 46.1℃
抽出系統（低エネルギー配管該当部分）	運転圧力：約 1.8 MPa 運転温度：約 46.1℃
化学体積制御系統	運転圧力：約 1.1 MPa 運転温度：約 77℃
空調用冷水設備系統	運転圧力：約 1.0MPa 運転温度：約 10℃
地下水排水系統	運転圧力：約 0.47 MPa 運転温度：約 40℃
原子炉補給水系統（脱塩水）	運転圧力：約 1.05 MPa 運転温度：約 40℃
原子炉補給水系統（純水）	運転圧力：約 1.01 MPa 運転温度：約 40℃
水消火系統	運転圧力：約 1.8 MPa 運転温度：約 49℃
飲料水系統	運転圧力：約 0.51 MPa 運転温度：約 40℃
燃料取替用水系統	運転圧力：約 0.87 MPa 運転温度：約 40℃
使用済燃料ピット水浄化冷却系統	運転圧力：約 1.1 MPa 運転温度：約 65℃

添付資料3 高エネルギー配管と低エネルギー配管の分類について

系統名	対象範囲における使用条件
補助給水系統（低エネルギー配管該当部分）※3	運転圧力：約 0.3 MPa 運転温度：約 40℃
安全注入系統※3	運転圧力：約 0.3 MPa 運転温度：約 40℃
試料採取系統	運転圧力：約 0.7 MPa 運転温度：約 46.1℃
原子炉補機冷却海水系統	運転圧力：約 0.61 MPa 運転温度：約 26℃
気体廃棄物処理系統	運転圧力：約 1.01 MPa 運転温度：約 40℃
液体廃棄物処理系統	運転圧力：約 1.01 MPa 運転温度：約 80℃
固体廃棄物処理系統	運転圧力：約 1.01 MPa 運転温度：約 40℃
所内用水系統	運転圧力：約 1.08 MPa 運転温度：約 20℃
海水電解装置海水供給・注入系統	運転圧力：約 0.61 MPa 運転温度：約 26℃
海水ストレーナ排水系統	運転圧力：約 0.61 MPa 運転温度：約 26℃
海水淡水化設備系統	運転圧力：約 0.91 MPa 運転温度：約 25℃
循環水系統	運転圧力：約 0.09 MPa 運転温度：約 26℃
軸受冷却水系統	運転圧力：約 0.65 MPa 運転温度：約 30℃

※3 通常運転時に高エネルギー状態にある運転期間が短時間であるため、低エネルギー配管とした系統

(3) 運転期間の評価により低エネルギー配管に分類した系統について

評価ガイド付録Aには、高エネルギー配管であっても高エネルギー状態にある運転期間が短時間（プラントの通常運転時の1%より小さい）である場合には、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。

添付資料3 高エネルギー配管と低エネルギー配管の分類について

なお、評価ガイドには「通常運転時」の定義が見当たらないが、評価ガイドが「高エネルギー状態にある運転期間」が短時間であるシステムの配管の考え方とした米国NRCのStandard Review Plan(SRP) Branch Technical Position(BTP) 3-4「Postulated Rupture Locations in Fluid System Piping Inside and Outside Containment」では、「原子炉起動、出力運転中、温態待機、低温停止状態までの冷却期間」とされ、モード1, 2, 3, 4の期間となる。

《BTP3-3 抜粋「Normal Plant Conditions (BTP3-3-7)」》

Normal Plant Conditions. Plant operating conditions during reactor startup, operation at power, hot standby, or reactor cooldown to cold shutdown condition.

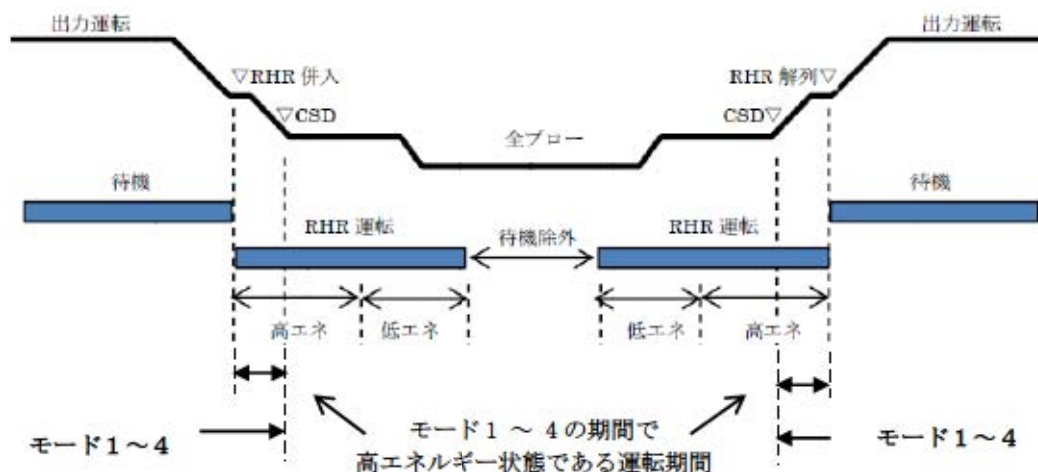


図2 モード1～4の運転期間

表3において※3として運転している期間が短いことから低エネルギー配管とした4系統について、高エネルギー状態にある運転期間が短時間の条件を満足することを確認した結果を示す。

なお、結果の算出値は営業運転開始以降（H21.12.22～H24.5.19）の通常運転（モード1～4）時間の積算値に対する、各系統の高エネルギー運転状態の積算値の割合である。

➤ 余熱除去系統

余熱除去系統については、モード1, 2, 3, 4の高エネルギー状態にある運転期間の割合は、プラント運転期間に対して泊3号炉の実績で0.16%であり、1%より小さいため低エネルギー配管に分類される。

添付資料 3 高エネルギー配管と低エネルギー配管の分類について

➤ 原子炉格納容器スプレイ系統、補助給水系統、安全注入系統

モード 1, 2, 3, 4 の期間、毎月 1 回のサーバランスにて高エネルギー状態で 1 時間運転しているものとして、これまでの実績を評価すると、プラント運転期間に対して約 0.1% となり、1% より小さいため低エネルギー配管に分類される。

また、評価ガイドには「PWR の原子炉の起動、温態待機、又は停止等の際に運転される補助給水系統配管は、高エネルギー配管に分類される」とあるが、泊 3 号炉では原子炉起動/停止および高温停止中に運転することはないのでこれには該当しない。

(4) 蒸気影響を考慮すべき高エネルギー配管等の抽出について

評価ガイドの 2.2.4(3)c. 「蒸気による影響評価」では、高エネルギー配管を溢水源として蒸気影響評価を行うとしており、「蒸気影響を考慮すべき高エネルギー配管等」は表 2 で抽出した高エネルギー配管を対象とする。

但し、系統の運転温度が 95℃ 以下の低温配管は、想定破損に伴う漏えいによって蒸気影響が生じないことから蒸気影響評価の対象外とする。

また、評価ガイドの 2.2.4(3)c. 「蒸気による影響評価」では、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施するとしており、評価ガイド 付録 A による「高エネルギー配管」の定義から外れる呼び径 25A(1B) 以下の配管についても「蒸気影響を考慮すべき高エネルギー配管等」として抽出する（添付資料 1 6 「高エネルギー配管等の溢水に伴う蒸気影響評価について」参照）。

上記から、以下のフローに従い「蒸気影響を考慮すべき高エネルギー配管等」を抽出した結果を表 4 に示す。

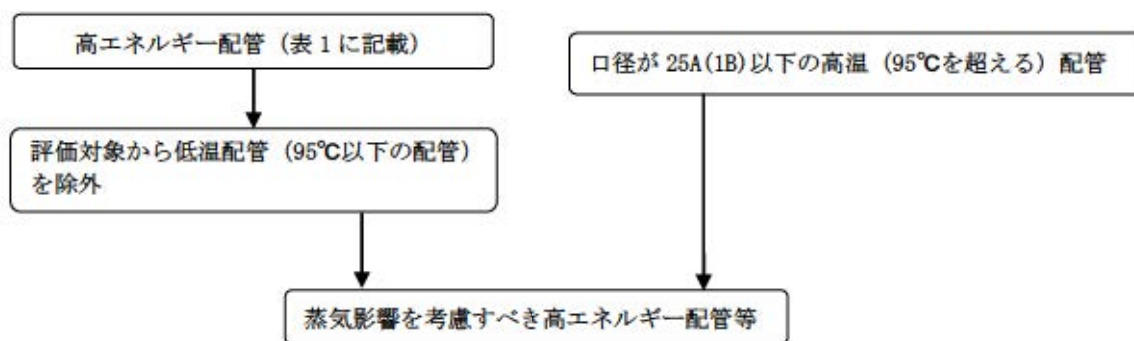
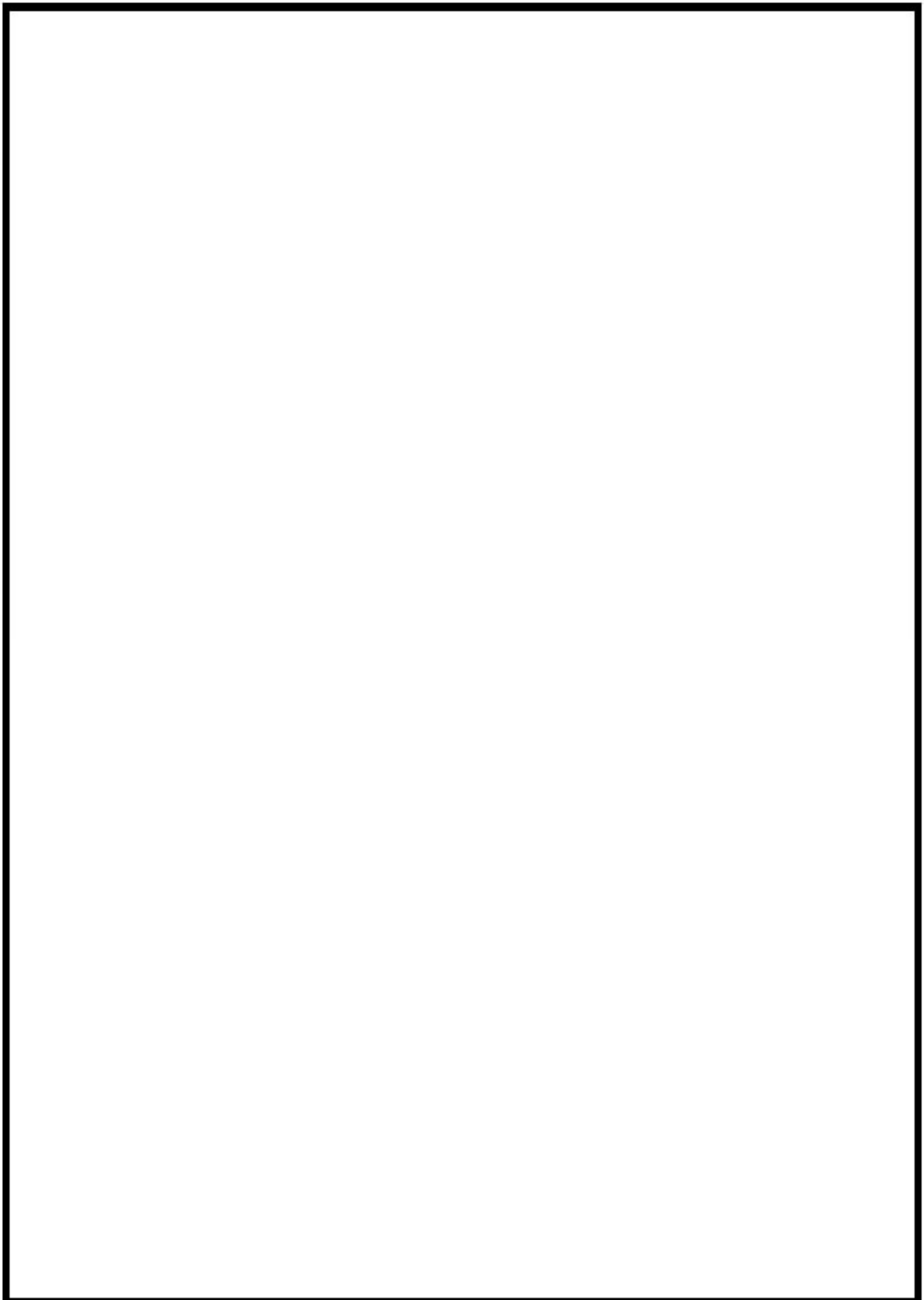


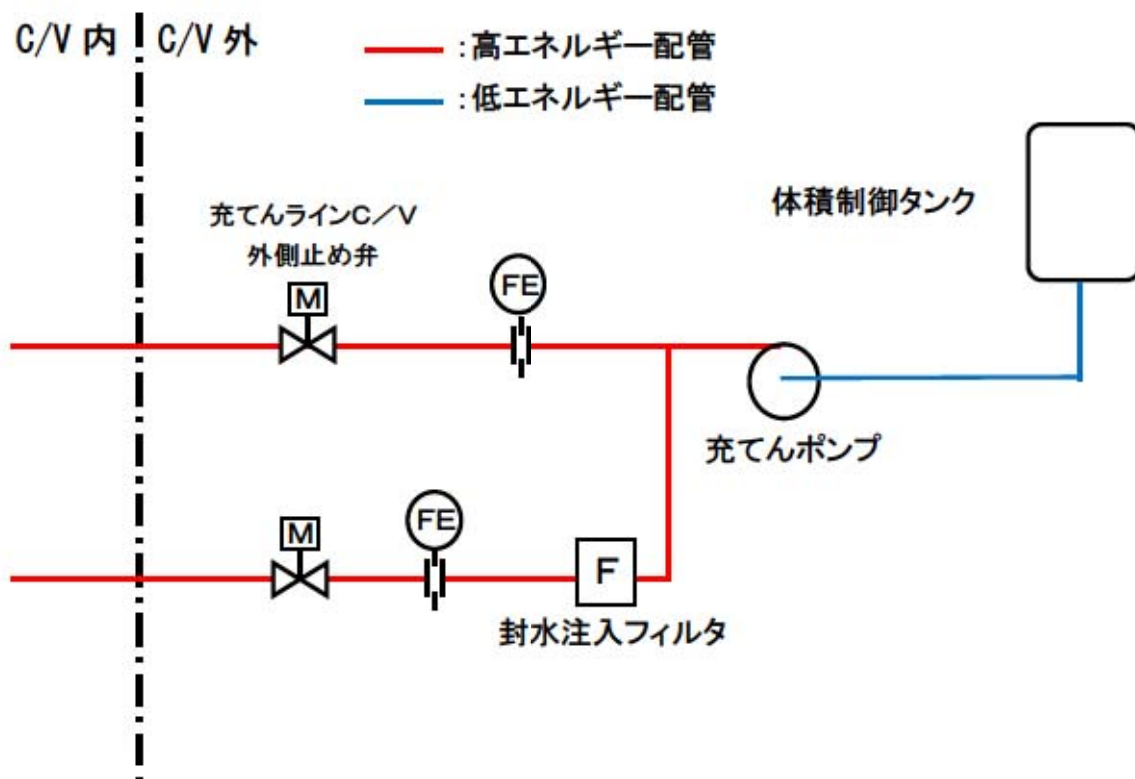
図3 蒸気影響を考慮すべき高エネルギー配管等の抽出フロー

表4 蒸気影響を考慮すべき高エネルギー配管等の抽出結果

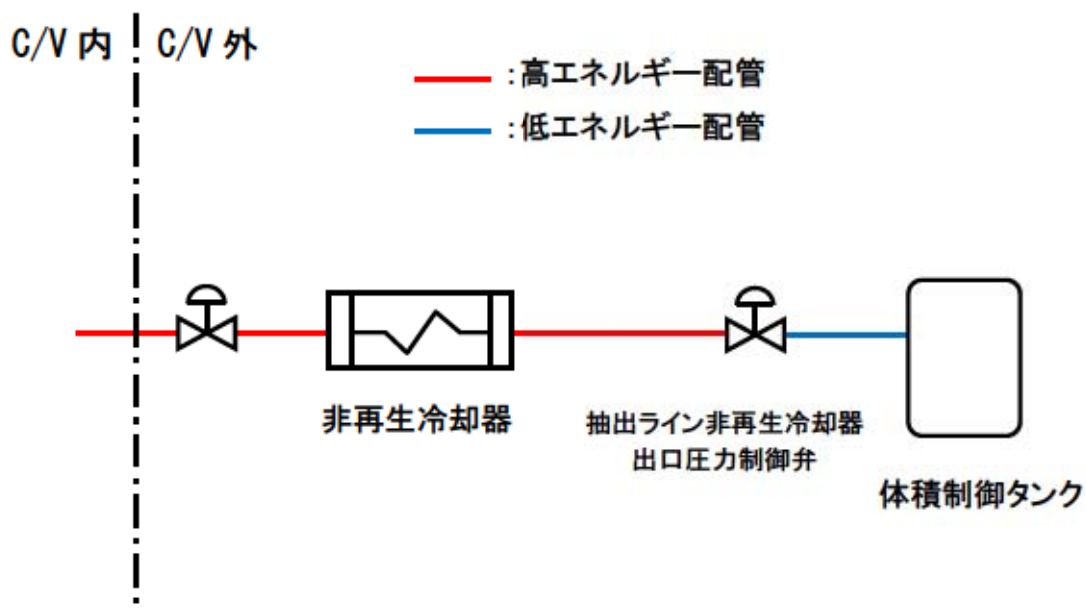
系統名	対象範囲における使用条件
1次冷却系統	運転圧力：約 15.4MPa 運転温度：約 325℃
充てん系統	運転圧力：約 17.5MPa 運転温度：約 232℃
抽出系統	運転圧力：約 2.2MPa 運転温度：約 193℃
補助蒸気系統	運転圧力：約 0.7MPa 運転温度：約 170℃
主蒸気系統	運転圧力：約 5.6MPa 運転温度：約 274℃
主給水系統	運転圧力：約 5.8MPa 運転温度：約 220℃
補助給水系統	運転圧力：約 5.8MPa 運転温度：約 220℃
蒸気発生器ブローダウン系統	運転圧力：約 5.6MPa 運転温度：約 274℃
蒸気発生器ブローダウンサンプル系統	運転圧力：約 5.6MPa 運転温度：約 274℃



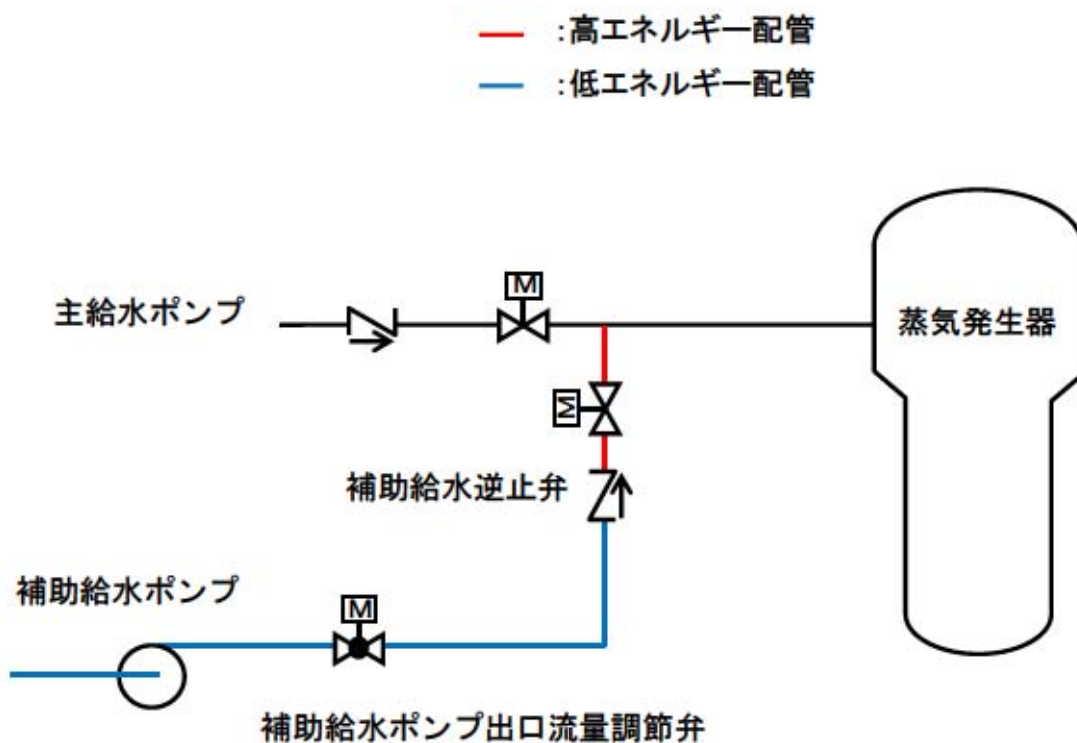
1. 化学体積制御系統（充てん）



2. 化学体積制御系統（抽出）



3. 補助給水系統



添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について

1. はじめに

想定破損による溢水影響評価では、溢水影響が大きい配管からの溢水量低減を目的に、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド 附属書 A 流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」（以下「評価ガイド附属書 A」という。）に従い応力評価を実施し、その評価結果に基づき想定する破損形状を設定している系統がある。

本資料は、高エネルギー配管と低エネルギー配管のそれぞれについて、破損形状を設定するための応力評価の手法についてとりまとめたものである。

2. 高エネルギー配管の応力評価について

2.1 対象系統

応力評価の対象とする系統を表 1 に示す。

表 1 応力評価の対象とする高エネルギー配管を有する系統

建屋名	系統名
原子炉建屋	補助蒸気系統
原子炉補助建屋	蒸気発生器ブローダウン系統（主蒸気管室外）

2.2 破損形状の設定フロー

没水影響評価における破損形状の設定フローを図 1 に示す。また、蒸気影響評価における想定形状の設定フローを図 2 に示す。

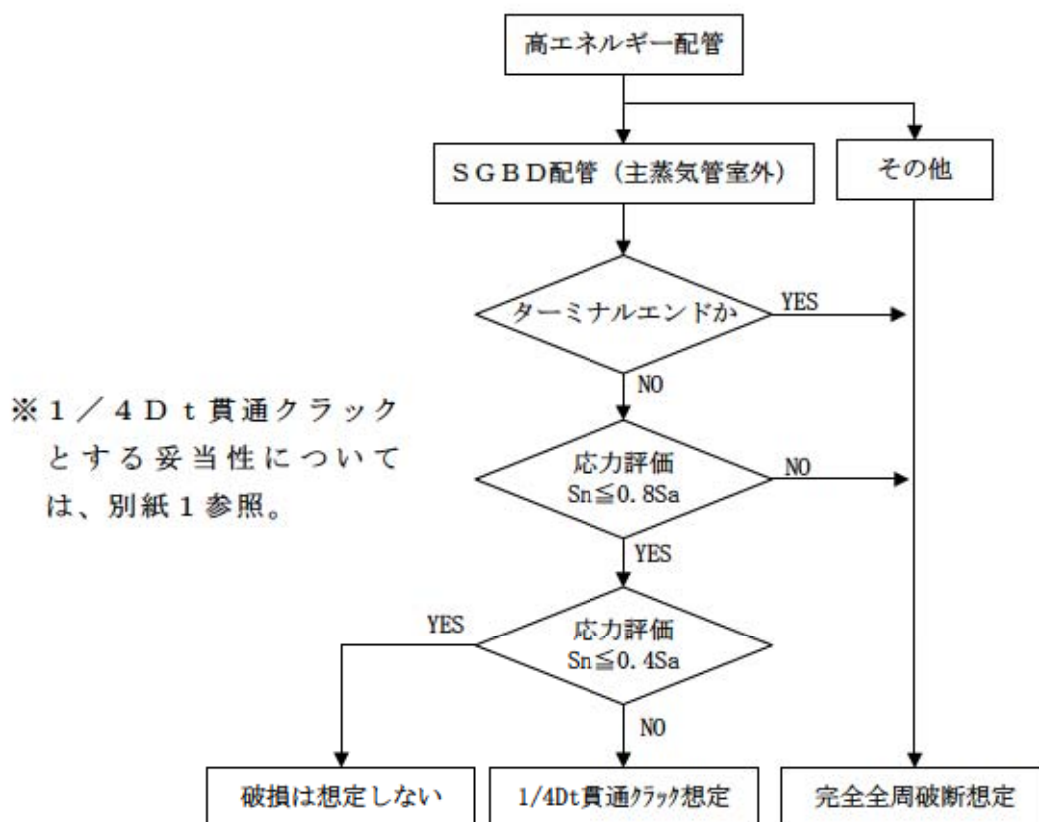


図 1 高エネルギー配管の破損形状設定フロー（没水影響評価）

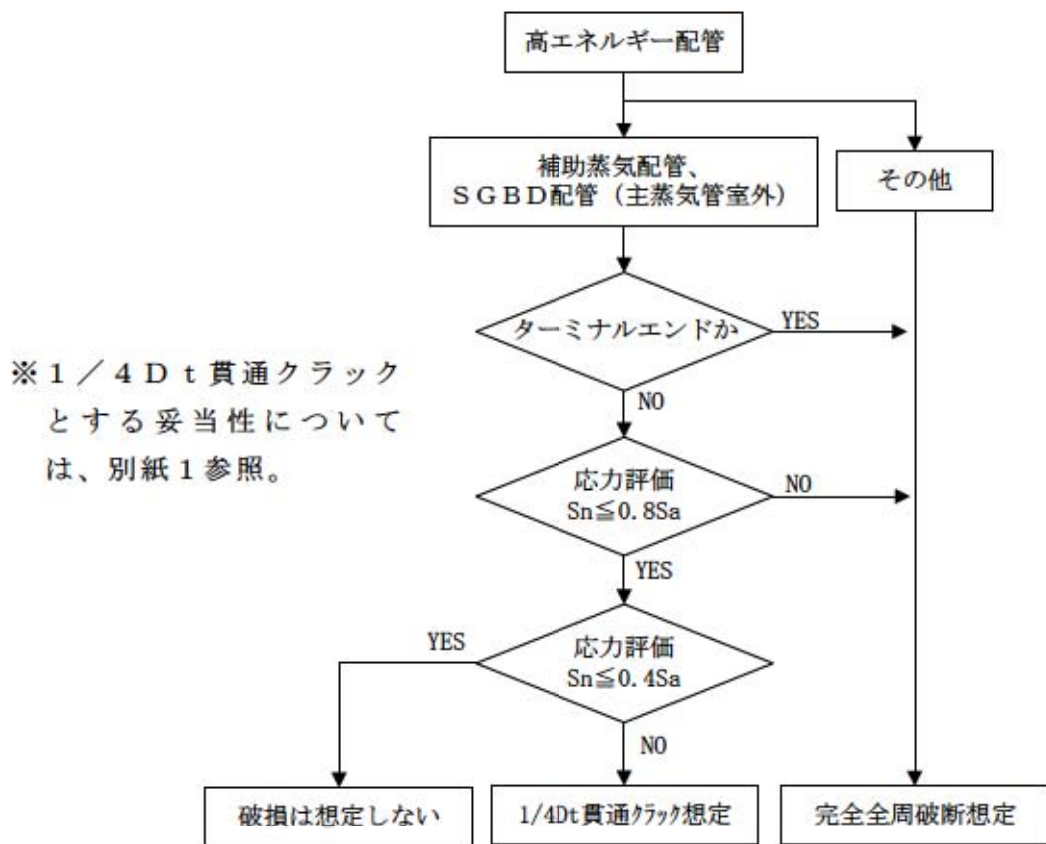


図 2 高エネルギー配管の破損形状設定フロー（蒸気影響評価）

2.3 応力評価

(1) 評価方法

評価ガイド附属書 A 「2.1.1 高エネルギー配管」に従い、供用状態 A、B 及び (1/3)Sd 地震荷重に対して設計・建設規格 PPC-3530(1)b. の計算式により S_n （一次応力＋二次応力）を算出し、設計・建設規格 PPC-3530(1)d. の計算式により求めた S_a （許容応力）の 0.8 倍および 0.4 倍との比較により破損形状を設定する。

一次応力の算出については、基本は、定ピッチスパン法によるものとし、二次応力である熱応力については、保守的な値として建設工認時における限度値の $10\text{kg/mm}^2(100\text{MPa})$ を一律に用いる。

$$b. \quad S_n = \frac{P_m D_0}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b) + i_2 M_c}{Z}$$

S_n :一次応力と二次応力を加えて求めた応力 (MPa)

i_1, i_2 :応力係数

M_c :管の熱による支持点の変位および熱膨張により生ずるモーメント (N・mm)

P_m :内面に受ける最高の圧力 (MPa)

M_b :管の機械的荷重 (逃がし弁または安全弁の吹出し反力その他の短期的荷重に限る) により生ずるモーメント (N・mm)

D_0 :管の外形 (mm)

T :管の厚さ (mm)

M_a :管の機械的荷重 (自重その他の長期荷重に限る) により生ずるモーメント (N・mm)

$$d. \quad S_a = 1.25fS_c + (1.2 + 0.25f) S_h$$

S_a :許容応力 (MPa)

f :許容応力低減係数

S_c :室温における材料の許容引張応力 (MPa)

S_h :使用温度における材料の許容引張応力 (MPa)

設計・建設規格 PPC-3530(1) 抜粋

(2) 実評価の流れ

補助蒸気配管は、耐震Cクラスではあるが、波及影響の観点より建設時よりAsクラスの標準支持間隔を用いた設計がなされており、今回の評価においては、建設時のAsクラスの標準支持間隔（最大スパン長L）等を用いて、以下のとおり評価を実施する。

- ① 補助蒸気配管（蒸気影響評価範囲）の配管仕様（配管口径、板厚、材質）を全て抽出
- ② ①で抽出した配管仕様に対応するように、建設工認に記載されたAsクラス配管の標準支持間隔を選出し、定ピッチスパン法により供用状態A、Bおよび1/3Sd地震荷重に対する一次応力を算出（定ピッチスパン法のイメージ図を図3に示す）
- ③ ②にて算出した応力に熱応力(100MPa)を足しあわせて一次+二次応力を算出
- ④ ③にて算出した一次+二次応力が許容値(0.8Sa)を超える場合には、実スパンの適用や配管が実在する階高のみの設計用床応答曲線を用いる等、評価条件

添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について

を精緻化した上で再評価を実施若しくは3次元はりモデルによる詳細評価を実施する。

- ⑤ 定ピッチスパン法を高エネルギー配管に適用するにあたり、評価手法が保守性を有していることを確認するため、定ピッチスパン法にて許容値を満足した配管仕様のうち許容値に対して最も裕度が小さいものについて、3次元はりモデルによる詳細評価を実施し、実際の裕度を確認する。

なお、補助蒸気配管は蒸気配管と復水配管があるため、各々の単位重量は内包流体に応じた配管重量となるよう見直しを実施する。

また、曲がり部、集中質量部および分岐部については、当該部の発生モーメントが直管部標準支持間隔での発生モーメント以下になるよう「支持間隔グラフ」の許容領域内で支持していることから、曲がり部等の発生応力は定ピッチスパン法（直管部）で評価した応力以下である。（別紙2参照）

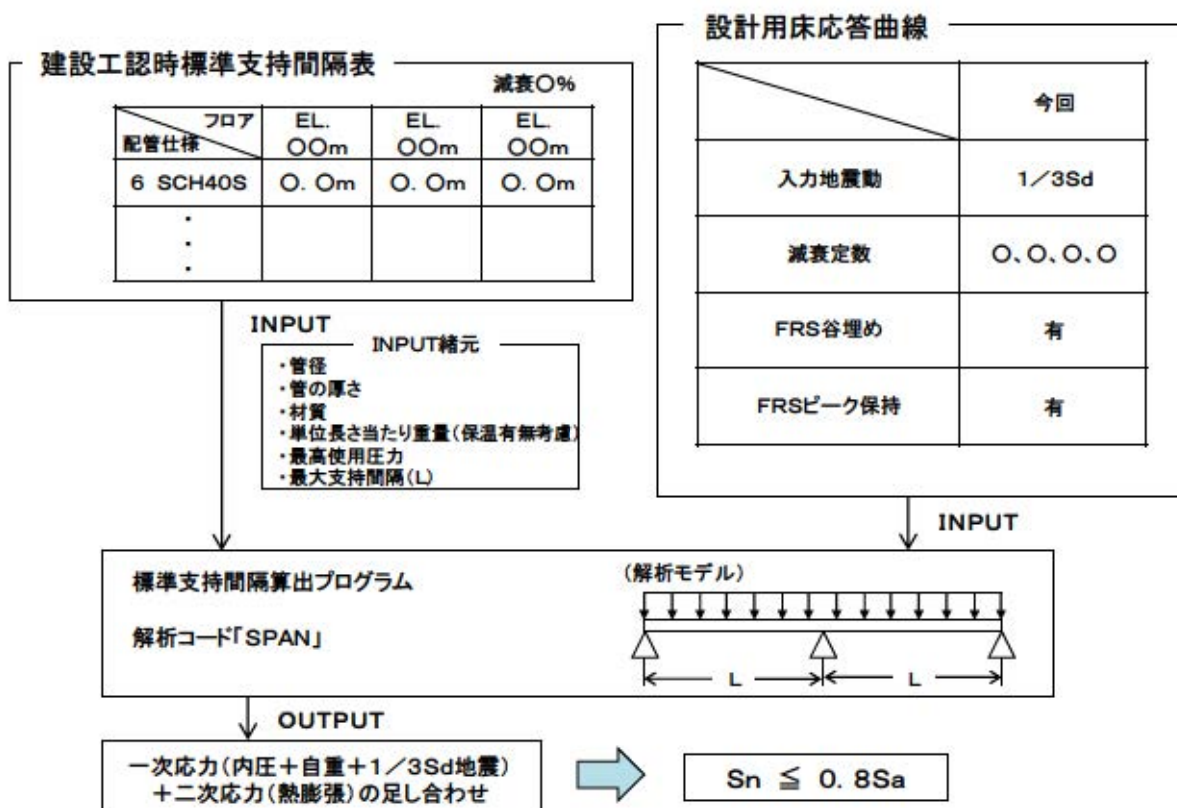


図3 定ピッチスパン法の評価イメージ図

蒸気発生器ブローダウン配管（主蒸気管室外）は、供用状態A、Bおよび1/3Sd地震荷重に対する応力を3次元梁モデルで算出して評価を実施する。

添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について

3. 低エネルギー配管の応力評価について

3.1 対象系統

応力評価の対象とする系統を表 2 に示す。

表 2 低エネルギー配管の応力評価対象系統

建屋名	系統名
原子炉建屋 原子炉補助建屋 ディーゼル発電機建屋	原子炉補機冷却水系統
	原子炉格納容器スプレイ系統
	余熱除去系統
	化学体積制御系統
	空調用冷水設備系統
	地下水排水系統
	原子炉補給水系統（脱塩水）
	水消火系統
	原子炉補給水系統（純水）
	飲料水系統
	燃料取替用水系統
	使用済燃料ピット水浄化冷却系統
	安全注入系統
	試料採取系統
	原子炉補機冷却海水系統
	気体廃棄物処理系統
液体廃棄物処理系統	
固体廃棄物処理系統	
循環水ポンプ建屋	所内用水系統
	海水電解装置海水供給・注入系統
	海水ストレージ排水系統
	海水淡水化設備系統

3.2 破損形状の設定フロー

破損形状の設定フローを図 4 に示す。

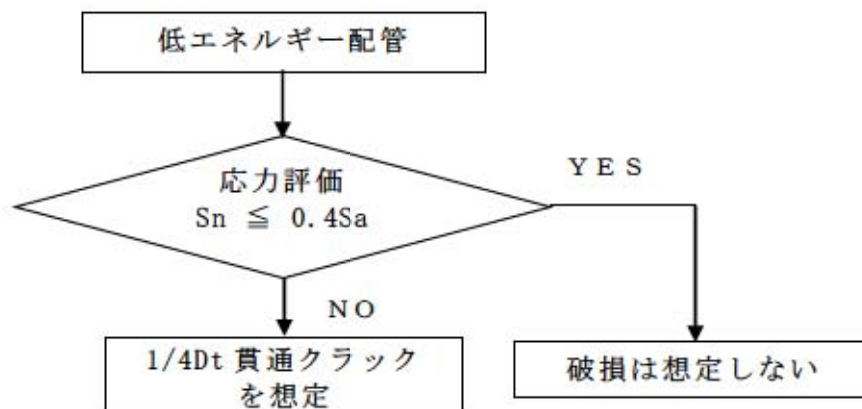


図 4 破損形状の設定フロー（低エネルギー配管）

3.3 応力評価

(1) 評価方法

評価ガイド附属書 A 「2.1.2 低エネルギー配管」に従い、供用状態 A, B 及び (1/3)Sd 地震荷重に対して設計・建設規格 PPC-3530(1)b. の計算式により S_n （一次応力＋二次応力）を算出し、設計・建設規格 PPC-3530(1)d. の計算式により求めた S_a （許容応力）の 0.4 倍との比較により破損形状を設定する。

(2) 実評価の流れ

低エネルギー配管については、建設時に各耐震クラスに応じた標準支持間隔（定ピッチスパン）を用いてサポートを設けている。

定ピッチスパンにより敷設した配管の標準支持間隔または実機配管の実際の支持間隔と 1/4Dt 貫通クラックの想定が不要な支持間隔を比較し、前者の支持間隔が後者より小さい場合には、1/4Dt 貫通クラックを想定することは不要と判断することができる。

上記に記載した考え方にに基づき、各耐震クラスに応じた建設時の標準支持間隔（定ピッチスパン）または実機の実際の支持間隔を用いた、貫通クラックの想定要否判断フローを図 5 に示す。

- ① 建設工認記載の低温配管より、評価対象の低エネルギー配管を抽出。
- ② ①で抽出した低温配管について、建設工認記載の標準支持間隔“ L_0 ”を抽出。

添付資料4 想定破損における配管の強度評価について

- ③ ①で抽出した低温配管について定ピッチスパン法により、供用状態A, B および $(1/3)S_d$ 地震荷重に対して S_a の0.4倍以下となる支持間隔“新 L_0 ”を新たに算出。
- ④ ③で算出した新 L_0 が②で抽出した L_0 以上であれば、当該支持間隔にて設計されている低温配管については、 S_a の0.4倍以下であるため破損は想定しない。
- ⑤ ③で算出した新 L_0 が②で抽出した L_0 を下回っていた場合には、当該配管の実際の支持間隔 L_0' を施工図により確認し、新 L_0 が L_0' 以上であれば S_a の0.4倍以下であるため破損は想定しない。
- ⑥ ⑥⑤で $L_0' \leq \text{新} L_0$ とならない場合は、3次元はりモデルによる評価を実施する。

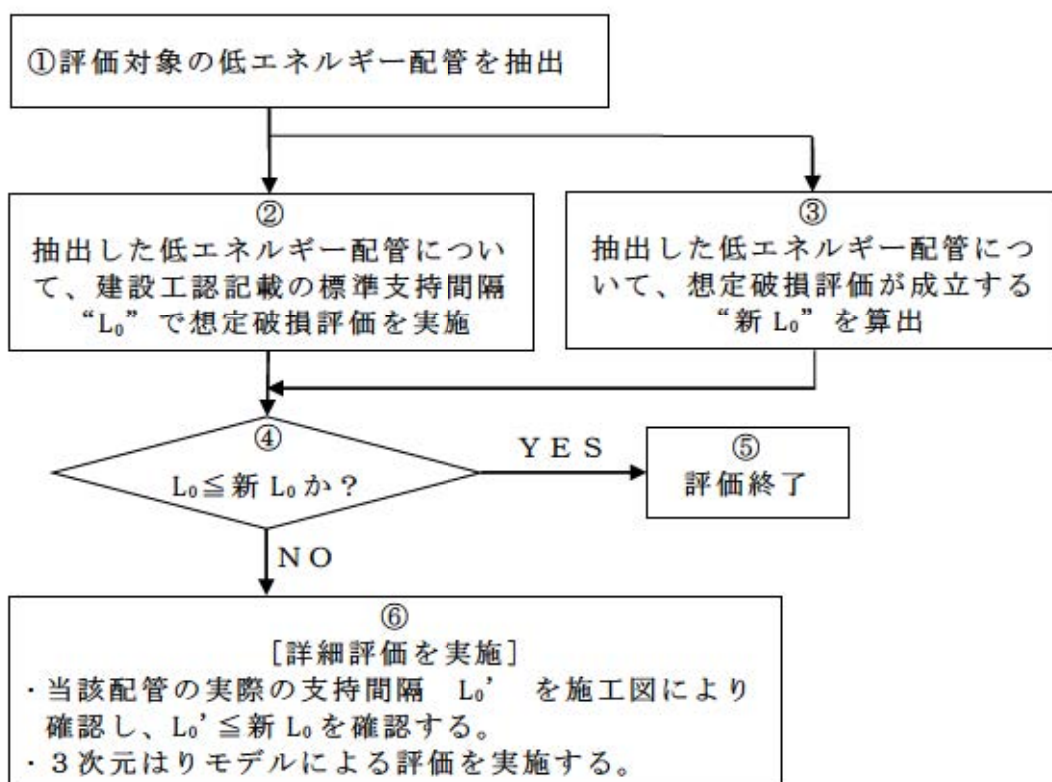


図5 低エネルギー配管の貫通クラックの想定要否判断フロー

4. 配管減肉状況を考慮した想定破損評価について

4.1 配管減肉の検討

前述したように、表 1 の高エネルギー配管、表 2 の低エネルギー配管は応力評価を行い破損形状を設定する。

これらの配管については、評価ガイド附属書 A に従い「減肉等による破損」の想定が必要となるが、供用期間中に行う検査等において、減肉状況を定期的に直接把握しており、配管の破損形状を想定する応力評価では、減肉を考慮せず公称肉厚値により評価しているが、評価には余裕があるため軽微な減肉であれば強度への影響はない。

ここでは、実際の減肉を考慮した場合の想定破損評価への影響および漏えい防止の観点から有効な保全内容について確認する。

4.2 確認結果

(1) 高エネルギー配管

高エネルギー配管のうち、応力評価を行っている補助蒸気配管および蒸気発生器ブローダウン配管（主蒸気管室外）については、定期事業者検査において非破壊検査による肉厚測定を実施しており、減肉量を直接的かつ定期的に把握している。減肉量は表 3 に示すとおり軽微であり、強度への影響はない。

従って、当該配管の減肉状況を定期的に直接把握することで破損による漏えいを確実に防止できるものと判断している。

なお、肉厚管理対象箇所を選定においては、減肉事象に影響する流動因子である、運転時間・流速条件に着目し、使用時間が長く、特に流速が大きくなる箇所を肉厚管理対象箇所として選定している。蒸気発生器ブローダウン配管も同様の考えで管理対象箇所を選定している。

表 3 高エネルギー配管の減肉量

名称	測定箇所	口径	公称肉厚	減肉量	定検回次
蒸気発生器ブローダウンライン	エルボ	3B	5.5 mm	0.1 mm	2 回
補助蒸気復水配管	T 管	38.8 mm	9.7mm	0.3mm	2 回

(2) 低エネルギー配管

① 腐食状況

低エネルギー配管のうち、炭素鋼管は内部流体による全面腐食の可能性が考

えられるが、低温域においては、酸素飽和の条件においてもその腐食量は軽微であり、60年で0.8mm程である。(図6参照)

なお、原子炉補機冷却海水系統は、定期検査の都度、内面ライニングの目視点検を行いライニングの健全性を確認している。

以上より、上記の保全活動を今後も継続することで、低エネルギー配管に有意な減肉を生じさせないことが可能であることから、強度等への影響は小さく、破損による漏えいを確実に防止できるものと判断している。

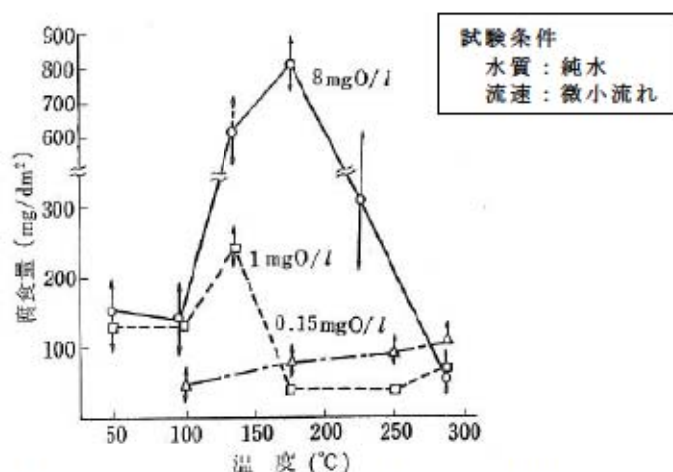


図6 酸素含有水中における炭素鋼の腐食に及ぼす影響，
200Hr
【出展：「防食技術便覧」(社)腐食防食協会編】

② 肉厚測定

①のとおり、低エネルギー配管の腐食量は軽微と考えられるが、当該配管の減肉状況を直接把握して強度等への影響が小さいことを確認するため、低エネルギー配管のうち肉厚測定対象系統を以下のとおり選定した。

<肉厚測定対象系統の選定について>

(a) 対象材料

配管材料として主に使用されているステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼のうち炭素鋼の減肉速度が最も大きいため、炭素鋼配管の4系統(消火水系統、補助給水系統、空調用冷水系統、原子炉補機冷却水系統)を抽出した。なお、炭素鋼配管であっても、海水系統のような内面ライニング配管および非常用ディーゼル発電機冷却水系統のようなメッキ配管については対象外とした。

(b) 対象腐食モード

配管強度に影響を及ぼす腐食モードとして流れ加速型腐食と全面腐食が考えられるが、低エネルギー配管は低温域であり流れ加速型腐食の感受性

添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について

は低いことから、対象腐食モードは全面腐食とした。

(c) 水質による代表絞込み

炭素鋼の全面腐食の加速因子として「溶存酸素」「塩分濃度」「pH」が支配的である。これらを考慮し、腐食環境が相対的に厳しい、ろ過水（ろ過水タンク）を水源とする消火水系統を代表として選定した。上記の選定結果を表 4 に示す。

表 4 肉厚測定対象系統の選定結果

	系統名称	水質環境	測定対象
1	消火水系統	溶存酸素濃度が高く、塩分濃度も高い「ろ過水」を水源としており最も水質条件が厳しいため代表として選定	○
2	補助給水系統	消火水系統に比べて、溶存酸素および塩分濃度は低いため腐食量は小さい	—
3	空調用冷水系統	溶存酸素濃度及び塩分濃度が低く、かつ通常運転中の系統 pH が 9 程度のアルカリ環境であり、腐食量は小さい	—
4	原子炉補機冷却水系統	溶存酸素濃度及び塩分濃度が低く、かつ通常運転中の系統 pH が 9 程度のアルカリ環境であり、腐食量は小さい	—

4.3 今後の高エネルギー配管及び低エネルギー配管の保全方針について

今後、補助蒸気配管および蒸気発生器ブローダウン配管については定期事業者検査において継続的に肉厚測定を実施し、減肉が認められた箇所については必要に応じ配管強度評価への反映、取替などの対応を行う。

また、今回肉厚測定対象系統を選定した低エネルギー配管については、今後の定検にて測定を実施することにより知見の拡充を図ることとする。

以上の評価方針に基づき、平成 25 年 7 月 8 日の原子炉設置変更許可申請時点における弾性設計用地震動を用いて、配管の強度評価を行った結果を参考資料に示す。

高エネルギー配管における貫通クラックについて

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド解説 2. 1. 1-2 において低エネルギー配管の「貫通クラック」を「配管内径の 1/2 長さで配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラック」(以下「1/4Dt 貫通クラック」という)と定義されていることから、高エネルギー配管についてもこの定義に従うことができると解釈している。

また、1/4Dt 貫通クラックの保守性は、例えば高エネルギー配管として使用されるステンレス鋼管、炭素鋼管の破壊力学的なき裂進展解析に基づくき裂の大きさと比較することで確認できる。破壊力学的なき裂進展解析に基づくき裂の大きさは以下の手順による。

1. ステンレス鋼管、炭素鋼管に対して UT の検出能力をもとに周方向欠陥を仮定。
2. 通常運転時に作用する荷重を仮定した欠陥に与え、き裂進展解析を実施。
3. 貫通き裂のき裂安定性評価を行い、き裂に安定限界応力(き裂を有する管の最大荷重に相当する応力)が発生する時の開口面積を求める。

以上の手順から算出した開口面積と 1/4Dt 貫通クラックの開口面積を比較すると、下表のように 1/4Dt 貫通クラックの方が大きい結果となることから、1/4Dt 貫通クラックはき裂開口面積として妥当であると考えられる。

別紙 1-表 1 1/4Dt 貫通クラックと破壊力学的なき裂進展解析に基づくき裂の大きさとの比較

ステンレス鋼管

呼び径(B)	1 1/2	2	2 1/2	3	4	5	6	8	10	12	14	16
外径(mm)	48.6	60.5	76.3	89.1	114.3	139.8	165.2	216.3	267.4	318.5	355.6	406.4
内径 D (mm)	34.4	43.1	57.3	66.9	87.3	109.0	128.8	170.3	210.2	251.9	284.2	325.4
厚さ t (mm)	7.1	8.7	9.5	11.1	13.5	15.9	18.2	23.0	28.6	33.3	35.7	40.5
想定き裂角度 2θ (度)	136.4	127.4	115.4	108.2	96.9	87.2	81.0	77.4	78.0	75.7	72.0	71.3
安定限界応力 PF/Sm	0.90	1.03	1.23	1.35	1.54	1.72	1.83	1.89	1.88	1.93	2.00	2.01
貫通クラックの開口面積 1/4Dt(mm ²)	62	94	137	186	295	430	587	980	1503	2098	2537	3295
安定限界応力による開口面積(mm ²)	45	66	104	131	187	243	297	467	724	996	1135	1452

炭素鋼管

呼び径(B)	16	28	28	30	32	34
外径(mm)	406.4	711.2	711.2	762.0	812.8	863.6
内径 D (mm)	363.6	649.2	643.2	696.0	736.8	781.6
厚さ t (mm)	21.4	31.0	34.0	33.0	38.0	41.0
想定き裂角度 2θ (度)	43.8	76.4	76.1	75.4	70.7	68.5
安定限界応力 PF/Sm	2.06	1.60	1.60	1.61	1.69	1.73
貫通クラックの開口面積 1/4Dt(mm ²)	1946	5032	5488	5742	7000	8012
安定限界応力による開口面積(mm ²)	300	1854	1908	2056	2082	2229

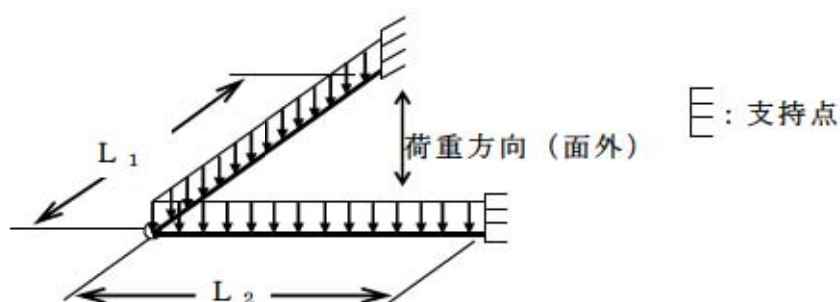
曲がり部、集中質量部および分岐部の支持間隔について

(1) 曲がり部支持間隔

曲がり部支持間隔を定めるための直管部標準支持間隔との比を求める解析モデル、解析方法、解析条件、解析結果及び曲がり部の支持方針について次に示す。

a. 解析モデル

配管の曲がり部は、次に示すように、ピン結合両端固定の等分布質量の連続はりにモデル化する。



- L_1, L_2 : 曲がり部から支持点までの長さ
 L_E : 曲がり部支持間隔 ($L_E = L_1 + L_2$)
 w : 単位長さ当たりの質量
 荷重方向 : 耐震性の評価方向
 面外 : 配管で構成される面に対して直角方向

b. 解析条件及び解析方法

- (a) 固有振動数が、直管部標準支持間隔の固有振動数以上であること。
 (b) 水平地震力が加わった場合の曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の水平地震力による曲げモーメントより小さいこと。
 (c) 自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントより小さいこと。
 (d) a、b 及び c 項の各条件を満足する曲がり部支持間隔比 $\left(\frac{L_E}{L_0}\right)$ の最大値を、

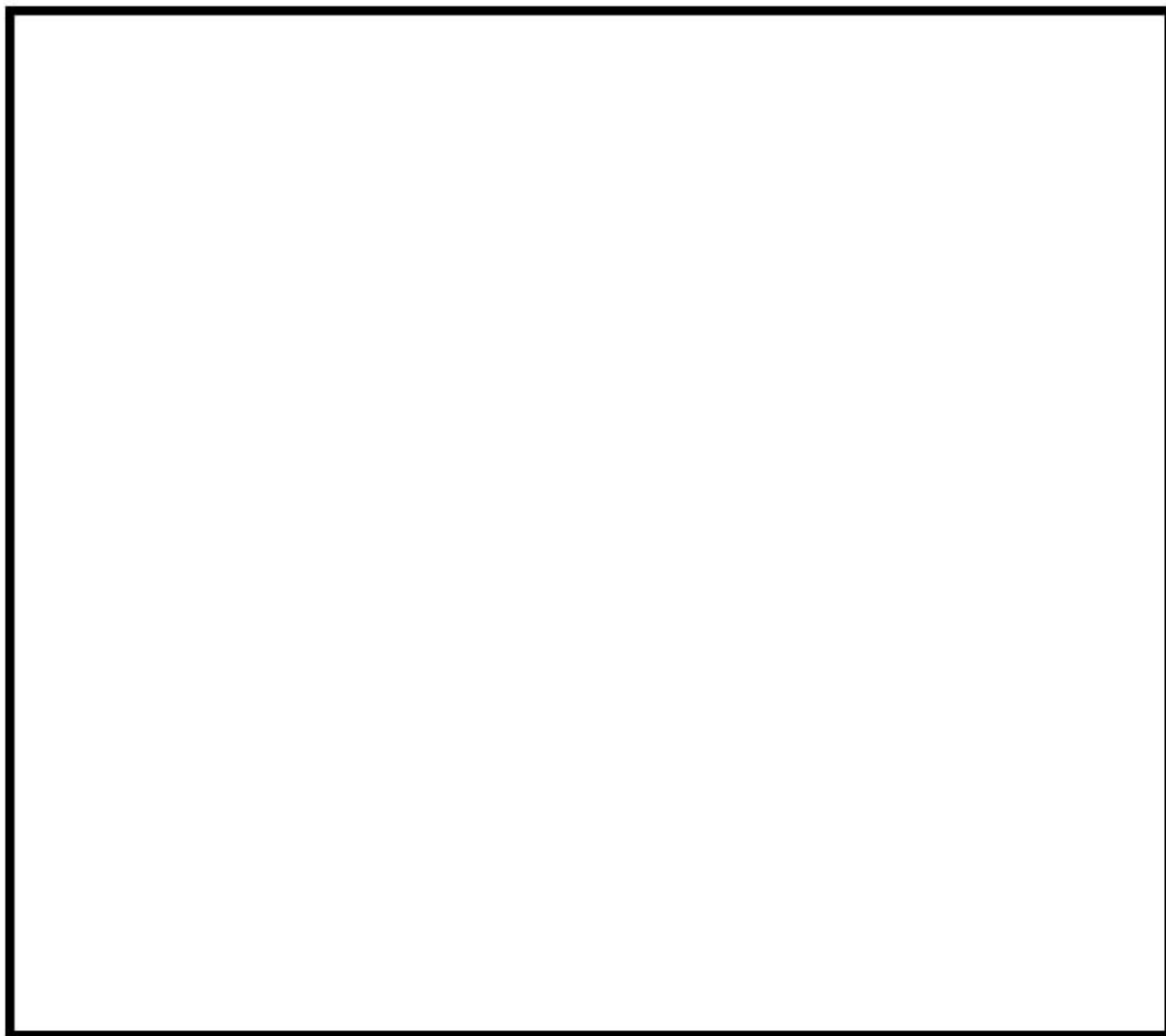
$\left(\frac{L_1}{L_E}\right)$ の関数として求める。ただし、 L_0 は、直管部標準支持間隔を表す。

添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について (別紙 2)

c. 解析結果及び支持方針

解析結果を、別紙 2-図 1 「曲がり部支持間隔グラフ」に示す。

別紙 2-図 1 「曲がり部支持間隔グラフ」は、曲がり部支持間隔を直管部標準支持間隔に対する比として示したものであり、次に示すとおり、曲がり部は、別紙 2-図 1 「曲がり部支持間隔グラフ」の許容領域内で支持する。



別紙 2-図 1 曲がり部支持間隔グラフ

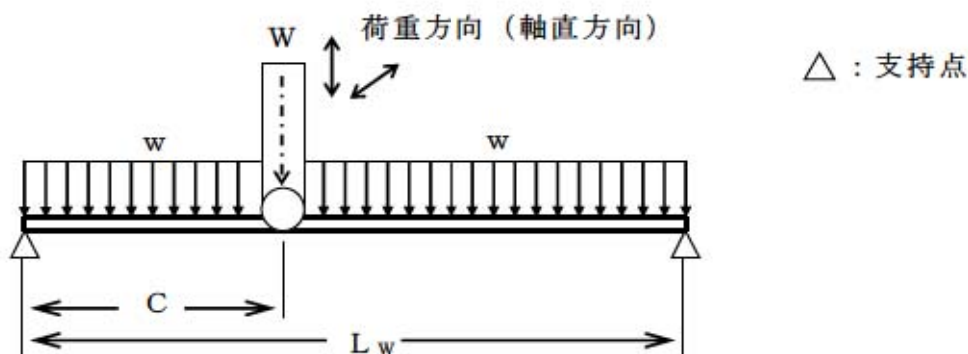
(2) 集中質量部支持間隔

集中質量部支持間隔を定めるための直管部標準支持間隔との比を求める解析モデル、解析方法、解析条件、解析結果及び集中質量部の支持方針について次に示す。

添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について（別紙 2）

a. 解析モデル

配管に重量物（弁又はフランジ）が設置される集中質量部は、次のように任意の位置に集中質量を有する両端支持のほりにモデル化する。



- L_w : 集中質量部支持間隔
- C : 支持点から集中質量点までの長さ
- w : 単位長さ当たりの質量
- W : 集中質量
- 荷重方向 : 耐震性の評価方向

b. 解析条件及び解析方法

- (a) 固有振動数が、直管部標準支持間隔の固有振動数以上であること。
- (b) 水平地震力が加わった場合の集中荷重及び等分布荷重の合計曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の水平地震力による曲げモーメントより小さいこと。
- (c) 自重及び鉛直地震力による集中荷重並びに等分布荷重の合計曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントより小さいこと。
- (d) $\left(\frac{C}{L_w}\right)$ をパラメータとし、a、b 及び c 項の条件を満足する集中質量部支持間隔比 $\left(\frac{L_w}{L_0}\right)$ の最大値を、 $\left(\frac{W}{w \cdot L_0}\right)$ の関数として求める。ただし、 L_0 は、

直管部標準支持間隔を表す。

c. 解析結果及び支持方針

解析結果を、別紙 2-図 2 「集中質量部支持間隔グラフ」に示す。

添付資料4 想定破損における配管の強度評価について（別紙2）

別紙2-図2「集中質量部支持間隔グラフ」は、集中質量部支持間隔を直管部標準支持間隔に対する比として示したものであり、集中質量部は別紙2-図2「集中質量部支持間隔グラフ」の許容領域内で支持する。



別紙2-図2 集中質量部支持間隔グラフ

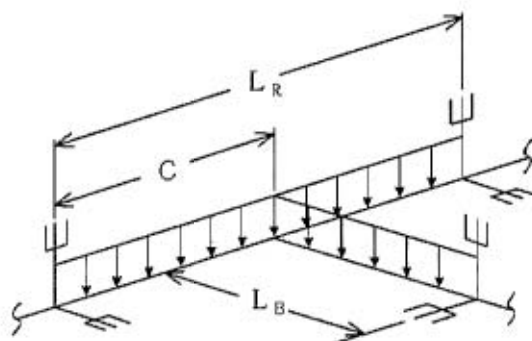
(3) 分岐部支持間隔

分岐部支持間隔を定めるための直管部標準支持間隔との比を求める解析モデル、解析方法、解析条件、解析結果及び分岐部の支持方針について次に示す。

a. 解析モデル

配管の分岐部は、次に示す等分布質量の連続はりにモデル化する。

添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について (別紙 2)



— \square — : 支持点

L_R : 分岐部母管長さ

L_B : 枝管長さ

L_0 : 直管部標準支持間隔

C : 母管支持点から枝管取付け点長さ

b. 解析条件及び解析方法

- (a) 固有振動数が、直管部標準支持間隔の固有振動数以上であること。
- (b) 水平地震力が加わった場合の曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の水平地震力による曲げモーメントより小さいこと。
- (c) 自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントより小さいこと。
- (d) (a)、(b) 及び (c) 項の条件を満足する分岐部支持間隔比 $\left(\frac{L_R}{L_0}\right)$ の最大値を、 $\left(\frac{L_B}{L_0}\right)$ の関数として求める。ただし、 L_0 は、直管部標準支持間隔を表す。

c. 解析結果及び支持方針

解析結果を、別紙 2-図 3 「分岐部支持間隔グラフ」に示す。

別紙 2-図 3 「分岐部支持間隔グラフ」は、分岐部支持間隔を直管部標準支持間隔に対する比として示したものであり、分岐部は別紙 2-図 3 「分岐部支持間隔グラフ」の許容領域内で支持する。



別紙 2-図 3 分岐部支持間隔グラフ

追而【地震津波側審査の反映】

（高エネルギー配管の強度評価結果について、基準地震動の確定後に評価を実施する）

《平成 25 年 12 月の審査会合時点における高エネルギー配管の強度評価結果》

1. はじめに

本資料では、前述の評価方針に基づき、平成 25 年 7 月 8 日の原子炉設置変更許可申請時点における弾性設計用地震動を用いて、高エネルギー配管の強度評価を行った結果を示す。

2. 高エネルギー配管の強度評価結果

参考資料 1-表 1 に補助蒸気配管、参考資料 1-表 2、参考資料 1-図 1 に蒸気発生器ブローダウン配管の評価結果をそれぞれ示す。

参考資料 1-表 1 から、ターミナルエンド以外の配管口径 1 B 超の補助蒸気配管については、供用状態 A, B および $1/3S_d$ 地震荷重に対して最大となる発生応力が許容値 $0.8S_a$ を下回っているため、 $1/4Dt$ 貫通クラック相当の破損形状を想定し防護対象設備に対する蒸気影響評価を実施する。

参考資料 1-図 1 から、蒸気発生器ブローダウン配管については、供用状態 A, B および $1/3S_d$ 地震荷重に対して最大となる発生応力が許容値 $0.4S_a$ を下回っているため、非破損を想定して溢水源としない。

添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について (参考資料 1)

配管・電線管耐震支持間隔
復水配管

支持間隔 [m]
(固有振動数 [Hz])
(応力 [N/mm²])

材質	建屋 階高 呼称 [インチ]	A/B	A/B	A/B	A/B	許容値 0.8Sa(MPa)
		TP.10.3~1.1M	TP.17.8~10.3M	TP.24.8~17.8M	TP.33.1~24.8M	
炭素鋼	1・1/2B Sch40	3.5 { 9.8 / 169 }	3.1 { 12.0 / 156 }	3.1 { 12.0 / 158 }	3.1 { 12.0 / 158 }	170
	2B Sch40	3.7 { 10.5 / 158 }	3.4 { 12.0 / 158 }	3.4 { 12.0 / 160 }	3.4 { 12.0 / 160 }	170
	2・1/2B Sch40	4.5 { 9.8 / 158 }	4.0 { 11.9 / 155 }	4.0 { 11.9 / 156 }	4.0 { 11.9 / 167 }	170
	3B Sch40	4.9 { 9.8 / 158 }	4.4 { 11.7 / 155 }	4.4 { 11.7 / 157 }	4.4 { 11.7 / 157 }	170
	4B Sch40	6.1 { 8.2 / 170 }	5.5 { 9.9 / 168 }	5.5 { 9.9 / 170 }	5.5 { 9.9 / 171 }	170
	5B Sch40	6.8 { 8.2 / 170 }	6.1 { 9.9 / 168 }	6.1 { 9.9 / 170 }	6.1 { 9.9 / 170 }	170
	6B Sch40	7.4 { 8.2 / 171 }	6.6 { 10.0 / 167 }	6.6 { 10.0 / 169 }	6.6 { 10.0 / 170 }	200
	8B Sch40	8.4 { 8.3 / 171 }	7.5 { 10.1 / 167 }	7.5 { 10.1 / 169 }	7.5 { 10.1 / 170 }	200

※太枠部分は実在配管

配管・電線管耐震支持間隔
蒸気配管

支持間隔 [m]
(固有振動数 [Hz])
(応力 [N/mm²])

材質	建屋 階高 呼称 [インチ]	A/B	A/B	A/B	A/B	許容値 0.8Sa(MPa)
		TP.10.3~1.1M	TP.17.8~10.3M	TP.24.8~17.8M	TP.33.1~24.8M	
炭素鋼	1・1/2B Sch40	3.8 { 9.2 / 150 }	3.4 { 11.1 / 146 }	3.4 { 11.1 / 148 }	3.4 { 11.1 / 149 }	170
	2B Sch40	4.0 { 10.0 / 147 }	3.6 { 11.8 / 145 }	3.6 { 11.8 / 146 }	3.6 { 11.8 / 147 }	170
	2・1/2B Sch40	5.0 { 8.9 / 149 }	4.5 { 10.7 / 146 }	4.5 { 10.7 / 148 }	4.5 { 10.7 / 148 }	170
	3B Sch40	5.5 { 8.9 / 148 }	4.9 { 10.8 / 145 }	4.9 { 10.8 / 146 }	4.9 { 10.8 / 147 }	170
	4B Sch40	7.0 { 7.3 / 158 }	6.4 { 8.6 / 157 }	6.4 { 8.6 / 158 }	6.4 { 8.6 / 159 }	170
	5B Sch40	7.9 { 7.3 / 157 }	7.3 { 8.4 / 157 }	7.3 { 8.4 / 158 }	7.3 { 8.4 / 159 }	170
	6B Sch40	8.7 { 7.3 / 156 }	8.1 { 8.3 / 157 }	8.1 { 8.3 / 158 }	8.1 { 8.3 / 159 }	200
	8B Sch40	10.1 { 7.3 / 155 }	9.4 { 8.3 / 155 }	9.4 { 8.3 / 157 }	9.4 { 8.3 / 158 }	200

※太枠部分は実在配管

参考資料 1-表 1 補助蒸気配管 (蒸気配管および復水配管) の評価結果 (1/2)

添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について (参考資料 1)

配管・電線管耐震支持間隔
蒸気配管

支持間隔 [m]
(固有振動数 [Hz])
(応力 [N/mm²])

材質	建屋		R/B	R/B	許容値 0.8Sa(MPa)
	呼称 [インチ]	階高	TP.17.8~6.91M	TP.33.1~17.8M	
炭素鋼	1・1/2B Sch40		3.7 { 9.3 145 }	3.4 { 10.5 150 }	170
	2B Sch40		4.0 { 9.5 144 }	3.7 { 10.7 150 }	170
	2・1/2B Sch40		4.7 { 9.5 141 }	4.4 { 10.5 148 }	170
	3B Sch40		5.2 { 9.4 141 }	4.9 { 10.3 149 }	170
	4B Sch40		6.0 { 9.3 142 }	6.0 { 9.3 155 }	170
	5B Sch40		6.8 { 9.2 142 }	6.8 { 9.2 155 }	170
	6B Sch40		7.5 { 9.1 142 }	7.5 { 9.1 154 }	200
	8B Sch40		8.7 { 9.2 141 }	8.7 { 9.2 153 }	200

※太枠部分は実在配管

配管・電線管耐震支持間隔
復水配管

支持間隔 [m]
(固有振動数 [Hz])
(応力 [N/mm²])

材質	建屋		R/B	R/B	許容値 0.8Sa(MPa)
	呼称 [インチ]	階高	TP.17.8~6.91M	TP.33.1~17.8M	
炭素鋼	1・1/2B Sch40		3.5 { 9.4 154 }	3.2 { 10.8 161 }	170
	2B Sch40		3.8 { 9.6 153 }	3.5 { 10.8 163 }	170
	2・1/2B Sch40		4.5 { 9.4 154 }	4.2 { 10.4 163 }	170
	3B Sch40		4.9 { 9.4 153 }	4.5 { 10.7 159 }	170
	4B Sch40		5.6 { 9.2 157 }	5.4 { 9.7 172 }	170
	5B Sch40		6.2 { 9.3 156 }	6.0 { 9.7 172 }	170
	6B Sch40		6.8 { 9.1 158 }	6.6 { 9.6 174 }	200
	8B Sch40		7.7 { 9.3 157 }	7.5 { 9.7 174 }	200

※太枠部分は実在配管

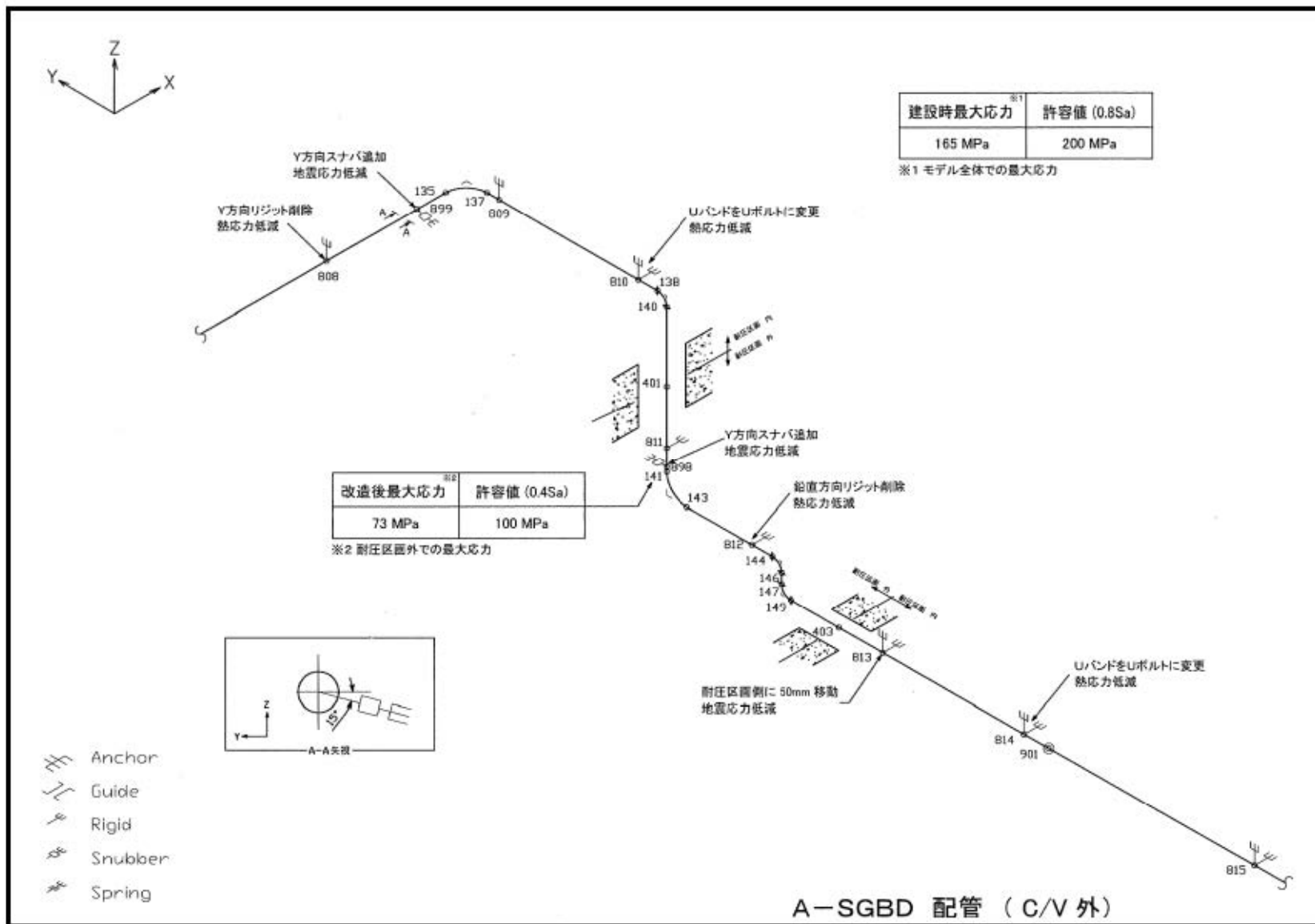
参考資料 1-表 1 補助蒸気配管 (蒸気配管および復水配管) の評価結果 (2/2)

添付資料 4 想定破損における配管の強度評価について（参考資料 1）

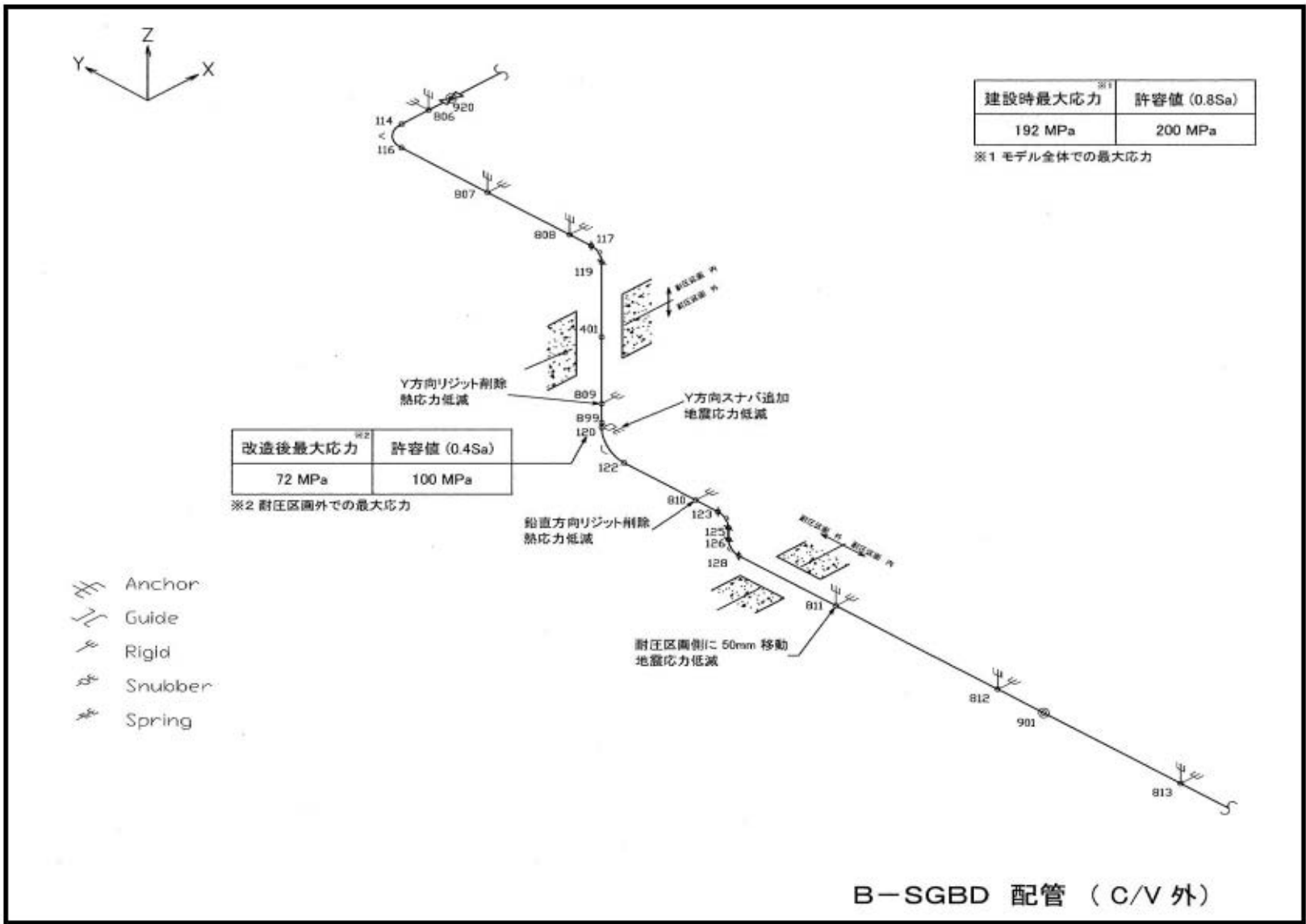
参考資料 1-表 2 蒸気発生器ブローダウン配管の評価結果

	許容値 (0.4Sa)	改造後最大応力※
A-SGBD 配管	100MPa	73MPa
B-SGBD 配管	100MPa	72MPa
C-SGBD 配管	100MPa	79MPa

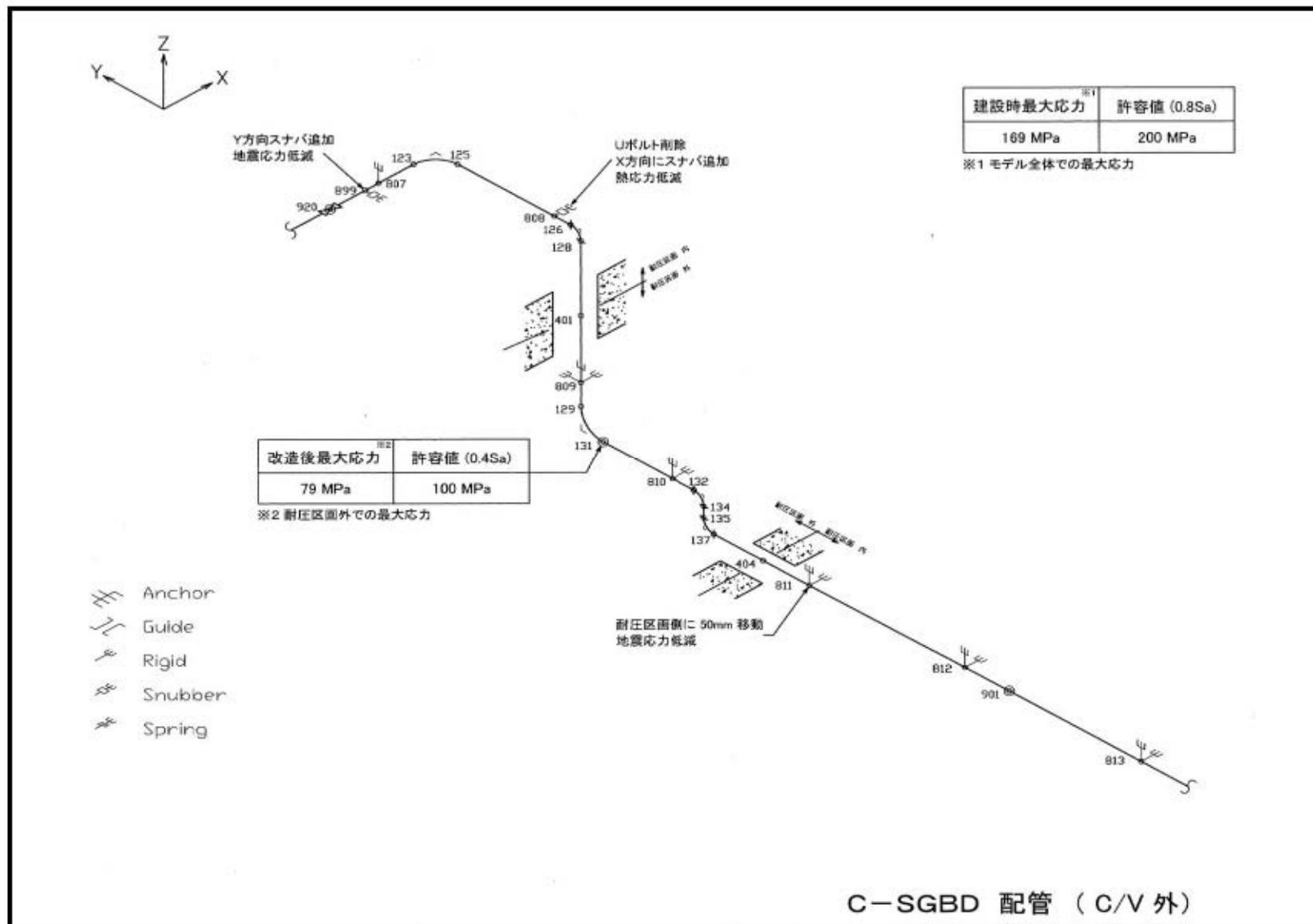
※ 主蒸気管室外での最大応力



参考資料 1-図 1 蒸気発生器ブローダウン配管の評価結果 (1/3)



参考資料 1-図 1 蒸気発生器ブローダウン配管の評価結果 (2/3)



参考資料 1-図 1 蒸気発生器ブローダウン配管の評価結果 (3/3)

迫而【地震津波側審査の反映】
(低エネルギー配管の強度評価結果について、基準地震動の確定後に評価を実施する)

《平成 25 年 12 月の審査会合時点における低エネルギー配管の強度評価結果》

1. はじめに

本資料では、前述の評価方針に基づき、平成 25 年 7 月 8 日の原子炉設置変更許可申請時点における弾性設計用地震動 S_d を用いて、低エネルギー配管の強度評価を行った結果を示す。

2. 低エネルギー配管の強度評価結果

防護対象設備設置建屋（原子炉格納容器内を除く、原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋および循環水ポンプ建屋）内の表 2 に示す強度評価対象となる低エネルギー配管に対し、図 5 の「低エネルギー配管の貫通クラックの想定要否判断フロー」に基づいた評価結果のアウトプットを参考資料 2-表 1 に示す。

評価結果は以下のとおり。

原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋および循環水ポンプ建屋の強度評価対象とした低エネルギー配管については、溢水影響評価において貫通クラックの想定は不要であり、3次元はりモデルにより詳細評価を実施した箇所はない。

- 参考資料 2-表 1 の白抜きの対象配管箇所については、「 $L_0 \leq \text{新 } L_0$ 」【建設工認記載値の標準支持間隔 \leq 貫通クラック想定が不要な支持間隔】を確認した。
- 参考資料 2-表 1 の灰色にハッチングした対象配管箇所については、施工図により【 L_0' （当該配管の実際の支持間隔） \leq 新 L_0 （貫通クラック想定が不要な支持間隔）】を確認した。

参考資料 2-表 1 評価結果のアウトプット (抜粋)

上段: 支持間隔 [m]
下段: (自重+内圧)地盤応力 [kN/m²]

材質	管径	管種	燃料取扱棟			原子炉建屋			原子炉補助建屋									
			～EL41.00m	～EL47.00m	～EL53.00m	～EL17.80m	～EL24.80m	～EL33.10m	～EL10.10m	～EL17.80m	～EL24.80m	～EL33.10m	～EL38.10m	～EL42.00m	～EL49.30m	～EL41.50m	～EL47.60m	
S	1/2	SGP	4.3 (3.1)	4.2 (3.8)	3.3 (3.9)	4.8 (4.1)	4.8 (4.1)	4.6 (4.1)	4.3 (4.1)	4.8 (4.1)	4.8 (4.1)	4.3 (4.1)	4.5 (4.1)	4.2 (4.1)	4.1 (3.4)	3.9 (3.4)	3.4 (3.1)	
		SCH40	4.9 (4.2)	4.1 (4.0)	3.7 (3.9)	4.5 (4.0)	4.4 (4.0)	4.3 (4.0)	4.4 (4.0)	4.4 (4.0)	4.4 (4.0)	4.4 (4.0)	4.4 (4.0)	4.0 (3.9)	3.9 (3.8)	3.9 (3.7)	3.0 (2.9)	2.9 (2.8)
	2	SGP	4.8 (4.0)	4.4 (4.0)	3.5 (3.9)	5.0 (4.6)	5.3 (4.9)	5.3 (4.9)	5.1 (4.7)	5.3 (4.9)	5.3 (4.9)	4.8 (4.7)	5.3 (4.7)	4.7 (4.7)	4.7 (4.7)	4.1 (4.1)	4.3 (4.1)	3.8 (3.8)
		SCH40	4.8 (4.0)	4.1 (4.0)	3.2 (3.9)	4.6 (4.6)	4.6 (4.4)	4.4 (4.4)	4.4 (4.4)	4.4 (4.4)	4.4 (4.4)	4.4 (4.4)	4.4 (4.4)	4.0 (3.8)	3.8 (3.8)	3.8 (3.8)	3.0 (2.9)	2.9 (2.8)
	2.1/2	SGP	5.0 (4.0)	5.1 (4.7)	3.9 (4.3)	5.4 (5.0)	5.9 (5.3)	5.9 (5.3)	5.9 (5.3)	5.9 (5.3)	5.9 (5.3)	5.9 (5.3)	5.9 (5.3)	5.2 (4.8)	5.2 (4.8)	5.1 (4.7)	4.9 (4.5)	4.7 (4.3)
		SCH20	4.9 (4.0)	4.7 (4.7)	3.4 (4.3)	4.8 (5.0)	5.3 (5.3)	5.1 (5.1)	5.3 (5.3)	5.3 (5.3)	5.3 (5.3)	5.3 (5.3)	5.3 (5.3)	4.8 (4.8)	4.8 (4.8)	4.7 (4.7)	4.2 (4.2)	3.9 (3.9)
	2.1/2	SCH40	5.5 (4.0)	4.8 (4.8)	3.9 (4.3)	5.4 (5.4)	5.4 (5.2)	5.2 (5.2)	5.4 (5.4)	5.4 (5.4)	5.4 (5.4)	5.4 (5.4)	5.4 (5.4)	4.9 (4.8)	4.9 (4.8)	4.1 (4.1)	4.2 (4.2)	3.9 (3.9)
		SGP	5.0 (4.2)	4.4 (4.1)	3.4 (4.1)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)	4.6 (4.6)
	3	SCH20	5.2 (4.2)	4.1 (4.1)	3.9 (4.3)	5.7 (5.7)	5.7 (5.5)	5.5 (5.5)	5.7 (5.7)	5.7 (5.7)	5.7 (5.7)	5.7 (5.7)	5.7 (5.7)	5.0 (4.8)	5.0 (4.8)	4.1 (4.1)	4.2 (4.2)	3.9 (3.9)
		SCH40	5.3 (4.2)	5.2 (4.8)	3.9 (4.3)	5.9 (5.9)	5.9 (5.9)	5.6 (5.6)	5.9 (5.9)	5.9 (5.9)	5.9 (5.9)	5.9 (5.9)	5.9 (5.9)	5.7 (4.8)	4.8 (4.8)	4.8 (4.8)	4.5 (4.5)	4.3 (4.3)
	4	SGP	5.9 (4.8)	6.1 (5.7)	4.9 (5.3)	6.5 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.1 (5.9)	6.1 (5.9)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.7 (4.7)
		SCH20	5.9 (4.8)	6.1 (5.7)	4.9 (5.3)	6.5 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.8 (6.4)	6.1 (5.9)	6.1 (5.9)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.7 (4.7)
4	SCH40	6.1 (4.8)	5.9 (5.7)	4.9 (5.3)	6.7 (6.7)	6.7 (6.4)	6.4 (6.4)	6.7 (6.7)	6.7 (6.7)	6.7 (6.7)	6.7 (6.7)	6.7 (6.7)	6.0 (5.9)	6.0 (5.9)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.8 (4.8)	
	SGP	6.1 (4.8)	6.1 (5.7)	4.9 (5.3)	6.7 (6.7)	6.7 (6.4)	6.4 (6.4)	6.7 (6.7)	6.7 (6.7)	6.7 (6.7)	6.7 (6.7)	6.7 (6.7)	6.0 (5.9)	6.0 (5.9)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.8 (4.8)	
5	SGP	6.7 (5.7)	6.1 (5.7)	4.9 (5.3)	7.2 (7.2)	7.2 (6.8)	7.0 (6.8)	7.2 (7.2)	7.2 (7.2)	7.2 (7.2)	7.2 (7.2)	7.2 (7.2)	6.4 (6.4)	6.4 (6.4)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.8 (4.8)	
	SCH20	6.1 (5.7)	6.1 (5.7)	4.9 (5.3)	6.9 (6.9)	6.9 (6.5)	6.6 (6.5)	6.9 (6.9)	6.9 (6.9)	6.9 (6.9)	6.9 (6.9)	6.9 (6.9)	6.2 (6.2)	6.2 (6.2)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.7 (4.7)	
5	SCH40	6.1 (5.7)	6.1 (5.7)	4.9 (5.3)	6.9 (6.9)	6.9 (6.5)	6.6 (6.5)	6.9 (6.9)	6.9 (6.9)	6.9 (6.9)	6.9 (6.9)	6.9 (6.9)	6.2 (6.2)	6.2 (6.2)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.7 (4.7)	
	SGP	7.2 (6.1)	7.0 (5.7)	5.2 (5.3)	7.7 (7.7)	7.7 (7.3)	7.1 (7.1)	7.7 (7.7)	7.7 (7.7)	7.7 (7.7)	7.7 (7.7)	7.7 (7.7)	6.8 (6.8)	6.8 (6.8)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.7 (4.7)	
6	SCH20	6.9 (6.1)	6.8 (5.7)	5.2 (5.3)	7.5 (7.5)	7.5 (7.1)	7.1 (7.1)	7.5 (7.5)	7.5 (7.5)	7.5 (7.5)	7.5 (7.5)	7.5 (7.5)	6.4 (6.4)	6.4 (6.4)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.8 (4.8)	
	SCH40	6.9 (6.1)	6.8 (5.7)	5.2 (5.3)	7.5 (7.5)	7.5 (7.1)	7.1 (7.1)	7.5 (7.5)	7.5 (7.5)	7.5 (7.5)	7.5 (7.5)	7.5 (7.5)	6.4 (6.4)	6.4 (6.4)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.8 (4.8)	
6	SGP	7.2 (6.1)	7.0 (5.7)	5.2 (5.3)	7.9 (7.9)	7.9 (7.5)	7.3 (7.3)	7.9 (7.9)	7.9 (7.9)	7.9 (7.9)	7.9 (7.9)	7.9 (7.9)	7.0 (7.0)	7.0 (7.0)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.7 (4.7)	
	SCH40	7.2 (6.1)	7.0 (5.7)	5.2 (5.3)	7.9 (7.9)	7.9 (7.5)	7.3 (7.3)	7.9 (7.9)	7.9 (7.9)	7.9 (7.9)	7.9 (7.9)	7.9 (7.9)	7.0 (7.0)	7.0 (7.0)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.7 (4.7)	
8	SCH20	7.8 (6.2)	7.7 (6.0)	5.5 (5.7)	8.5 (8.5)	8.5 (8.1)	7.9 (7.9)	8.5 (8.5)	8.5 (8.5)	8.5 (8.5)	8.5 (8.5)	8.5 (8.5)	7.3 (7.3)	7.3 (7.3)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.8 (4.8)	
	SCH40	7.8 (6.2)	7.7 (6.0)	5.5 (5.7)	8.5 (8.5)	8.5 (8.1)	7.9 (7.9)	8.5 (8.5)	8.5 (8.5)	8.5 (8.5)	8.5 (8.5)	8.5 (8.5)	7.3 (7.3)	7.3 (7.3)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.8 (4.8)	
8	SGP	8.5 (7.2)	8.4 (6.0)	6.1 (6.1)	9.0 (9.0)	9.0 (8.6)	8.4 (8.4)	9.0 (9.0)	9.0 (9.0)	9.0 (9.0)	9.0 (9.0)	9.0 (9.0)	8.1 (8.1)	8.1 (8.1)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.8 (4.8)	
	SCH40	8.5 (7.2)	8.4 (6.0)	6.1 (6.1)	9.0 (9.0)	9.0 (8.6)	8.4 (8.4)	9.0 (9.0)	9.0 (9.0)	9.0 (9.0)	9.0 (9.0)	9.0 (9.0)	8.1 (8.1)	8.1 (8.1)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.8 (4.8)	
10	SGP	8.5 (7.4)	8.5 (6.3)	6.1 (6.1)	9.4 (9.4)	9.4 (9.0)	8.8 (8.8)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	8.2 (8.2)	8.2 (8.2)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.9 (4.9)	
	SCH20	8.5 (7.4)	8.5 (6.3)	6.1 (6.1)	9.4 (9.4)	9.4 (9.0)	8.8 (8.8)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	8.2 (8.2)	8.2 (8.2)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.9 (4.9)	
10	SCH40	8.5 (7.4)	8.5 (6.3)	6.1 (6.1)	9.4 (9.4)	9.4 (9.0)	8.8 (8.8)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	9.4 (9.4)	8.2 (8.2)	8.2 (8.2)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.9 (4.9)	
	SGP	9.0 (7.8)	8.9 (6.3)	6.1 (6.1)	10.0 (10.0)	10.0 (9.6)	9.2 (9.2)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	8.7 (8.7)	8.7 (8.7)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.9 (4.9)	
12	SCH20	9.0 (7.8)	8.9 (6.3)	6.1 (6.1)	10.0 (10.0)	10.0 (9.6)	9.2 (9.2)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	8.7 (8.7)	8.7 (8.7)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.9 (4.9)	
	SCH40	9.0 (7.8)	8.9 (6.3)	6.1 (6.1)	10.0 (10.0)	10.0 (9.6)	9.2 (9.2)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	10.0 (10.0)	8.7 (8.7)	8.7 (8.7)	5.0 (5.0)	5.0 (5.0)	4.9 (4.9)	

添付資料5 想定破損における溢水量算出の考え方と算出結果について

1. はじめに

高エネルギー配管および低エネルギー配管の想定破損時の没水影響評価では、流出流量および系統隔離までの時間により、没水の評価条件となる溢水量を算出している。本資料では『2. 想定破損における溢水量算出の考え方』にて、想定破損箇所の考え方及び想定破損箇所の隔離に至るまでの漏えい時間についての考え方を示し、以降『3. 高エネルギー配管（没水影響評価）の対象系統および溢水量の算出について』、『4. 低エネルギー配管（没水影響評価）の対象系統および溢水量の算出について』にて、高エネルギー配管及び低エネルギー配管のそれぞれについて対象となる系統、溢水量の算出手法および異常の検知から系統隔離までの詳細時間の内訳を示す。

2. 想定破損における溢水量算出の考え方

(1) 破損箇所の考え方

破損を想定すべき箇所が複数ある場合には、破損位置によって検知するまでの時間、隔離に要する時間、防護対象機器への影響が異なることから、溢水影響評価にあたって最も厳しい箇所を選定して評価する。

(2) 破損時の隔離までの考え方

破損を想定する系統、箇所に対し、異常の検知方法や運転員が事象を判断する際のパラメータ等を整理し、隔離により漏えいを停止するまでの時間の積み上げを行う。隔離までの時間設定については、図1の例に示すように『異常の検知』、『事象の判断・漏えい箇所の特定』及び『漏えい箇所の隔離』の3つのステップにおいて一連の隔離シナリオを統一した考え方に基づき定める。

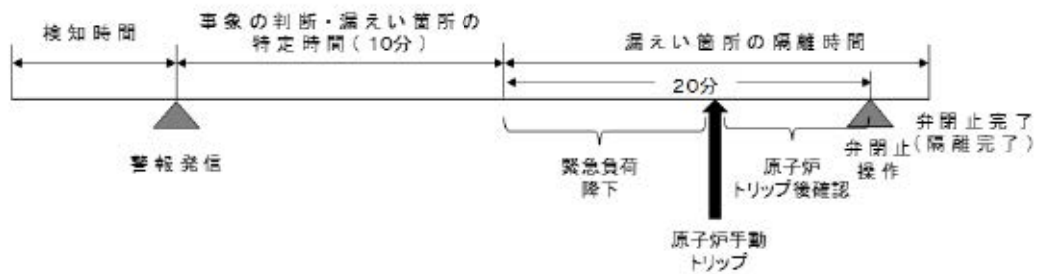


図1 検知・判断・特定ならびに隔離時間の考え方（例：緊急負荷降下）

a. 異常の検知

配管破損による異常を早期に検知する手段として以下の4つの方法がある。それぞれの異常の検知までの時間は、警報発信までの時間（①～③）と巡視点検頻度（④）を基に設定する。

- ①：区画内に設置された各種センサによる警報（センサ検知）
- ②：系統に設置されている圧力計、流量計、水位計などの中央指示値の変化や演算処理による警報
- ③：床ドレン配管を通して集水される最下層のサンプル水位高警報（サンプル検知）
- ④：巡視点検等による現場確認（人による検知）

「センサ検知」には、高温配管の破断による蒸気の噴出により区画内の温度上昇を早期に検出する手段等があり、何れも中央制御室に警報を表示する。

「システム検知」は、配管破損による系統の流量や圧力の変化を検出し、中央制御室に警報を表示する。流量や圧力の変化が緩やかであり、「センサ検知」や「システム検知」による警報が表示されない場合には、破損箇所から目皿等へ流れた溢水が最下層のサンプルに集まる「サンプル検知」や巡視点検等による「人による検知」となる。

b. 事象の判断・漏えい箇所の特定

運転員は訓練により、事象の判断・漏えい箇所の特定を短時間で的確に実施する。中央制御室において漏えい箇所の特定が可能な場合には、判断・特定時間を10分とする。その際、事象の判断・漏えい箇所の特定については、圧力計、流量計、水位計などのパラメータの変化を組み合わせて実施する。

一方、現地での漏えい箇所の確認が必要な場合には、移動の時間も合わせて判断・特定時間を設定する。

c. 漏えい箇所の隔離

漏えい箇所の隔離時間は、操作に掛かる時間（以下、操作時間）と漏えい停止に掛かる時間（以下、停止時間）の合計とし、操作時間の余裕を考慮して合計時間を分単位で切り上げた設定とする。

また、ポンプを停止する場合は、空転時間を考慮して設定する。

(3) 破損箇所からの流出流量の考え方

a. 高エネルギー配管

高エネルギー配管の想定破損部からの流出流量の設定においては、ポンプ吐出ラインの完全全周破断を想定する箇所からの流出流量についてはポンプのランアウト流量を考慮して算定するとともに、高温加圧水を内包するラインについては、破損想定箇所の配管口径、内圧をもとに臨界流量を算定し適用する。

b. 低エネルギー配管

低エネルギー配管の想定破損部からの流出流量の設定においては、貫通クラックからの流出流量を評価ガイド 付録BのB（1）式を用いて算定する。なお、貫通クラックの破損箇所の条件は、各系統の最高使用圧力・最大口径とする。

(4) 溢水量算出の考え方

破損を想定するライン毎に「2. (2) 破損時の隔離までの考え方」にて算定した漏えい発生から隔離完了までの時間に、「2. (3) 破損箇所からの流出流量の考え方」にて算定した流出流量を掛け合わせた溢水量に、隔離箇所より下流側の機器、配管の保有水量を合計したものを想定破損箇所からの溢水量として設定する。

3. 高エネルギー配管（没水影響評価）の対象系統および溢水量の算出について

(1) 対象系統

対象となる高エネルギー配管を有する系統は、想定破損による漏えい発生時に、自動インターロックまたは中央制御室からの遠隔操作による隔離が可能な系統であることから、運転員による現場での隔離操作を必要としない系統である。対象系統は表1のとおり。

表1 想定破損の対象となる高エネルギー配管を有する系統

系統	隔離方法
① 化学体積制御系統（抽出系統）	中央制御室からの遠隔操作
② 化学体積制御系統（充てん系統）	
③ 主蒸気系統（主蒸気管室内）	自動インターロックおよび
④ 主給水系統、補助給水系統（主蒸気管室内）	中央制御室からの遠隔操作
⑤ 蒸気発生器ブローダウン系統（主蒸気管室内）	中央制御室からの遠隔操作
⑥ 補助蒸気系統	自動インターロック

(2) 溢水量の算出

高エネルギー配管想定破損没水評価に用いる溢水量を以下のとおり算出する。

$$\text{溢水量 (m}^3\text{)} = \text{漏えい時間 (分)} \times \text{流出流量 (m}^3\text{/h)} + \text{配管保有水量 (m}^3\text{)}$$

(3) 漏えい時間の設定

破損を想定するライン毎に「2. (2) 破損時の隔離までの考え方」に基づき、漏えい発生から漏えい箇所の隔離完了までは、漏えいが継続するものとして漏えい時間を設定する。

a. 異常の検知時間の設定について

中央制御室において漏えいを検知する手段としては、圧力、流量、水位、温度等の警報や、体積制御タンク水位が低下した場合に補給が開始されたことを知らせる吹鳴音により異常の検知が可能である。従って異常の検知時間の設定については、漏えい発生から警報発信または吹鳴音までの時間を異常の検知時間とし、秒単位は切上げ、分単位で設定する。

なお、破損の程度が小さい場合、検知時間がより長くなることとなるが、その場合は流出流量も小さくなるため、溢水量評価への影響は非常に小さいことを別紙1のとおり確認している。

b. 事象の判断時間の設定について

事象の判断及び漏えい箇所の特定に要する時間は、定期的な訓練により短時間で判断可能と考えるが、安全評価で標準的に用いられる10分とする。なお、漏えい箇所の特定については、異常を検知した際の関連パラメータにより総合的に判断する。

c. 漏えい箇所の隔離時間の設定について

没水評価の対象となる高エネルギー配管の系統は、インターロックによる自動隔離、または中央制御室からの遠隔操作により隔離することができる。隔離時間は操作時間および弁の動作時間とし、秒単位は切上げ、分単位で設定する。

緊急負荷降下操作については、訓練実績に基づき負荷降下の準備・連絡に3分、緊急負荷降下15分、プラントトリップ状態の確認2分の合計20分として設定する。

(4) 流出流量の考え方

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（以下「評価ガイド」という。）に従い、高エネルギー配管は完全全周破断を前提とし、配管破損箇所において定格運転流量が設定されている場合はその流量が維持されるものとし、枝管等で定格流量が定められていない場合については、以下の考え方により流出流量を算出する。

a. 主配管からの破断による流出流量はポンプの定格運転流量とする

b. 主配管から分岐する枝管からの破断による流出流量は臨界流量^{※1}とする

c. 充てんポンプ出口配管の全周破断が生じた場合には、定格運転流量（45.4m³/h）を上回る流量となるため、電動機の過電流動作によってポンプがトリップする直前の最大吐出し流量である、ポンプランアウト流量（120m³/h）を用いる。

※1：臨界流量の算出について

➤ 主蒸気系統臨界流の計算・・・Murdock-Bauman 相関式

➤ 主給水系統のうち補助給水ラインの臨界流の計算・・・Henry-Fauske 相関式

➤ 蒸気発生器ブローダウン系統の臨界流の計算・・・Henry-Fauske 相関式

ここで、Murdock-Bauman 相関式は理論式をベースに圧力、密度の関数として臨界流量を整理したものであり、主蒸気系統のような蒸気单相放出が想定される系統に適用可能である。

また、サブクール臨界流としては Henry-Fauske 相関式を使用する。本相関式は、加圧水の流出に対して適用されているものであり、主給水系統および蒸気発生器ブローダウン系統のようにサブクール水の放出が想定される系統に適用可能である。

(5) 配管保有水量の考え方

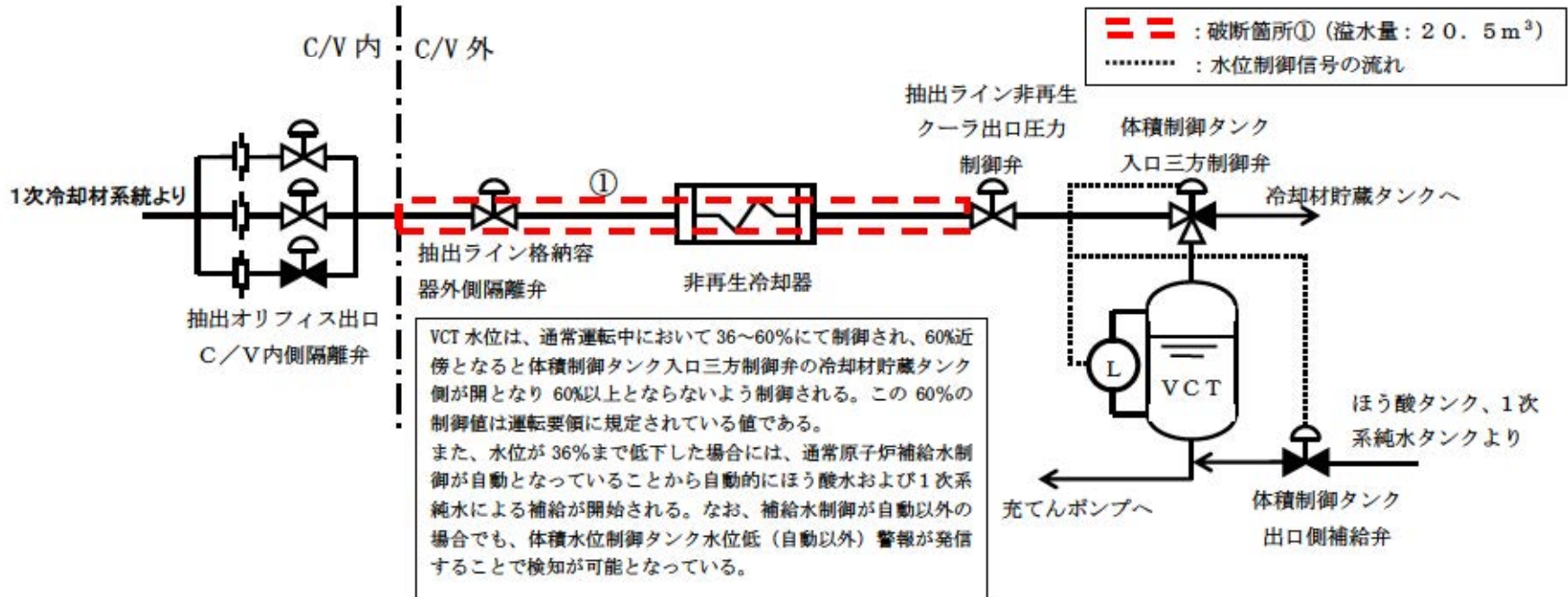
- a. 破断する配管の系統保有水全量が、破断口から漏えいするものとする。但し逆止弁や常時閉止の弁で破断口から隔離される範囲の保有水は流出しないものとする。
- b. 主蒸気系統、主給水系統および蒸気発生器ブローダウン系統の破損においては、当該ループの蒸気発生器保有水が全量流出することを想定する。

次頁以降に各系統の溢水量の算出結果を示す。

① 化学体積制御系統（抽出系統）

想定破損範囲	漏えい時間			流出流量	④漏えい量	⑤保有水量	溢水量 (④+⑤)	
	①異常の検知時間 (異常の検知手段)	②事象判断時間 (事象判断及び破損箇所特定手段)	③破損箇所の隔離時間 (破損箇所の隔離手段)					合計 (①+②+③)
【抽出ライン】 ①非再生冷却器 上流～下流	5分 配管破損により VCT (0.07809m ³ %) の保有水が減少し VCT 水位が低下する。 VCT 通常水位 (60+5%*) から原子炉補給開始水位 (36-5%*) まで水位が低下し、原子炉補給水制御が自動の場合は自動補給開始音吹鳴、原子炉補給水制御が自動以外の場合は体積制御タンク水位低 (自動以外) (L120) 警報が発信する。 0.07809m ³ /% × (65% - 31%) ÷ 32.1m ³ /h × 60分 = 5分	10分 以下のパラメータから抽出ラインからの漏えいと判断 10分 加圧器水位、VCT 水位、原子炉補助建屋サンプ水位等	1分 中央制御室において、抽出オリフィス出口 C/V 内側隔離弁を手動閉止する 1分	16分	オリフィスによる制限流量 32.1m ³ /h	16分 / 60分 × 32.1m ³ /h = 8.6m ³	11.9m ³	20.5m ³

(※計装誤差に余裕を考慮した値)

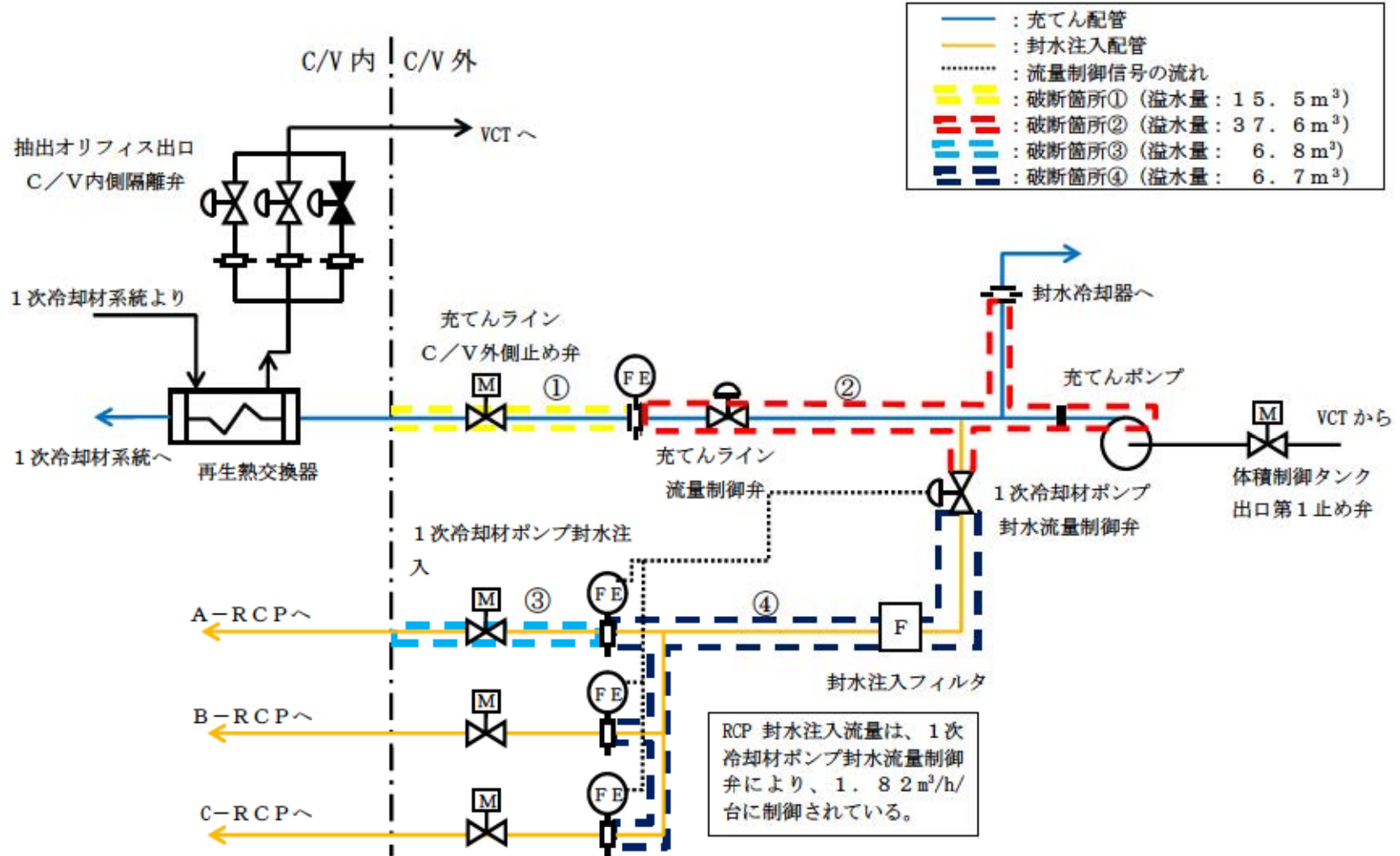


② 化学体積制御系統（充てん系統）

想定破損範囲	漏えい時間			合計 (①+②+③)	流出流量	④漏えい量	⑤保有 水量	溢水量 (④+⑤)
	①異常の検知時間 (異常の検知手段)	②事象判断時間 (事象判断及び破損箇所特定手段)	③破損箇所の隔離時間 (破損箇所の隔離手段)					
【充てんライン】 貫通部～流量計	1分 配管破損により、充てん流量が上昇し、充てん流量高警報が発信する（通常の充てん流量 23.8m ³ /h に対して高警報 29m ³ /h であるため、当該ラインの破断により速やかに警報が発信する）		2分 中央制御室において、抽出オリフィス出口 C/V 内側隔離弁を手動閉止する 1分…※1 充てん流量制御弁を手動閉止する 1分	13分	充てんポンプ定格流量 45.4 m ³ /h	13分/60分 × 45.4m ³ /h =9.9m ³		15.5m ³
【充てんライン】 ②流量計 ～充てんポンプ出口	1分 配管破損により、充てん流量が低下し、充てん流量低警報が発信する（通常の充てん流量 23.8m ³ /h に対して低警報 8m ³ /h であるため、当該ラインの破断により速やかに警報が発信する）	10分 以下のパラメータから充てんラインからの漏えいと判断 10分 VCT 水位、充てん流量、原子炉補助建屋サンプ水位等	5分 中央制御室において、抽出オリフィス出口 C/V 内側隔離弁を手動閉止する 1分…※1 充てん流量制御弁を手動閉止する 1分 漏えい継続の場合は充てんポンプを停止する 2分（空転含む） 体積制御タンク出口第 1 止め弁を閉止する 1分	16分	充てんポンプ プランアウト流量 120m ³ /h	16分/60分 × 120m ³ /h = 32.0m ³	5.6m ³	37.6m ³
【封水注入ライン】 ③貫通部～流量計 (A ラインから漏えいした場合を例とする)	1分 配管破損により、破損側 A-封水注入流量が増加するため、健全側 B、C-封水注入流量は低下し、RCP 封水注入ライン流量低警報が発信する（通常の封水注入流量 1.82m ³ /h に対して、低警報は 1.5m ³ /h であるため、速やかに警報が発信する）	10分 以下のパラメータから封水注入流量計下流からの漏えいと判断 10分 封水注入流量、封水戻り流量、原子炉補助建屋サンプ水位等	2分 中央制御室において、A-1 次冷却材ポンプ封水注入ライン C/V 外側隔離弁を閉止する 1分…※2 漏えい継続の場合は 1 次冷却材ポンプ封水注入流量制御弁を手動閉止する 1分	13分	定格封水注入流量 5.46m ³ /h (1.82m ³ /h × 3 ループ = 5.46m ³ /h)	13分/60分 × 5.46m ³ /h =1.2m ³		6.8m ³
【封水注入ライン】 ④流量計 ～流量調節弁	1分 配管破損により、封水注入流量が低下し、RCP 封水注入ライン流量低警報が発信する（通常の封水注入流量 1.82m ³ /h に対して、低警報は 1.5m ³ /h であるため、速やかに警報が発信する）	10分 以下のパラメータから封水注入流量計上流からの漏えいと判断 10分 封水注入流量、封水戻り流量、原子炉補助建屋サンプ水位等	1分 中央制御室において、1 次冷却材ポンプ封水注入流量制御弁を手動閉止する 1分	12分		12分/60分 × 5.46m ³ /h =1.1m ³		6.7m ³




※1：漏えい停止を優先し、充てん流量制御弁を手動閉止することで漏えいを停止させることは可能であるが、再生熱交換器での熱交換が出来なくなることにより、抽出ラインオリフィス下流で減圧沸騰が発生することから、抽出システムを停止した後、充てんシステムを隔離する手順としている。

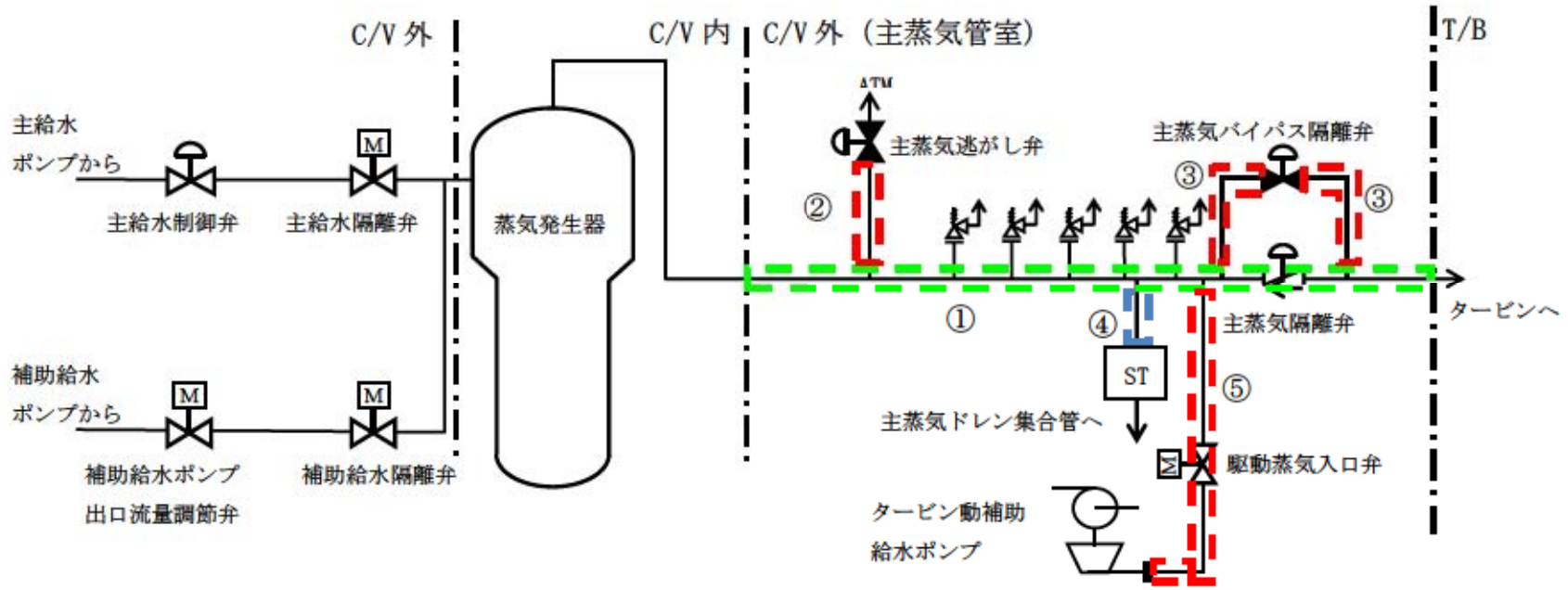
※2：当該弁閉止の目的は、貫通部～当該弁の間が破損した場合、当該弁を閉止することで、他ループ (B, C) の RCP 封水注入を確保することが可能であることから、当該弁を閉止する手順としている。



③ 主蒸気系統 (主蒸気管内)

想定破損範囲	漏えい時間			合計 (①+②+③)	流出流量	④漏えい量	⑤保有 水量	溢水量 (④+⑤)
	①異常の検知時間 (異常の検知手段)	②事象判断時間 (事象判断及び破損箇所特定手段)	③破損箇所の隔離時間 (破損箇所の隔離手段)					
【主蒸気管】 ①貫通部 ～主蒸気隔離弁下流	1分 主蒸気ライン圧力低E C C S 作動による原子炉トリップ 2秒 また、主蒸気ライン圧力低により主給水隔離弁が自動隔離する 9秒	10分 以下のパラメータから隔離する蒸気発生器を特定する SG 水位偏差、SG 流量偏差、主蒸気ライン圧力低等	2分 中央制御室において、補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動閉止する 2分	13分	定格主給水流量 2091m ³ /h および 定格補助給水流量 240m ³ /h	1分/60分 × 2091m ³ /h + 12分/60分 × 240m ³ /h = 82.9m ³	配管保有水量 15.0m ³ SG 保有水量 66.0m ³	163.9m ³
【主蒸気 逃がしライン】 ②主蒸気管分岐 ～主蒸気逃がし弁	1分…a 主蒸気流量増加に伴う原子炉出力上昇により PR 中性子束高制御棒引抜阻止 (C-2) 警報が発信する 1分	10分…b 以下のパラメータから隔離する蒸気発生器を特定する 主蒸気流量、SG 圧力、SG 水位偏差、SG 流量偏差等	24分 中央制御室において緊急負荷降下の準備・連絡 3分…c 緊急負荷降下 15分…d プラントトリップ状態確認 2分…e 主給水制御弁、主給水隔離弁を手動閉止 2分…f 補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動閉止 2分…g	35分	臨界流量 835m ³ /h (口径 6B × Sch80、圧力 71.1kg/cm ² 、温度 286.1℃より) 定格補助給水流量 240m ³ /h	33分 ^{*1} /60分 × 835m ³ /h + 6分 ^{*2} /60分 × 240m ³ /h = 483.3m ³		564.3m ³
【主蒸気 バイパスライン】 ③主蒸気管分岐～主蒸気バイパス隔離弁 ③主蒸気バイパス隔離弁～主蒸気管分岐			※1 主給水ラインの隔離完了までの時間 33分 (a～f の合計) ※2 プラントトリップによる補助給水ポンプ起動から補助給水ラインの隔離完了までの時間 6分 (e～g までの合計) ※3 主給水ラインの隔離完了までの時間 37分 (h+b～f の合計)	39分	臨界流量 84m ³ /h (口径 2B × Sch40、圧力 71.1kg/cm ² 、温度 286.1℃より) 定格補助水流量 240m ³ /h	37分 ^{*3} /60分 × 84m ³ /h + 6分 ^{*2} /60分 × 240m ³ /h = 75.88m ³		156.8m ³
【主蒸気 ドレンライン】 ④主蒸気管分岐～スチームトラップ	5分…h 主蒸気流量増加に伴う SG 熱出力が上昇するため、出力変化による SG 熱出力 1分間平均値超過警報が発信する 5分		1分…a 主蒸気流量増加に伴う原子炉出力上昇により PR 中性子束高制御棒引抜阻止 (C-2) 警報が発信する 1分	35分	臨界流量 835m ³ /h (口径 6B × Sch80、圧力 71.1kg/cm ² 温度 286.1℃より) 定格補助給水流量 240m ³ /h	33分 ^{*1} /60分 × 835m ³ /h + 6分 ^{*2} /60分 × 240m ³ /h = 483.3m ³		564.3m ³
【タービン動補助給水ポンプ駆動用蒸気ライン】 ⑤主蒸気管分岐～ターミナルエントド								

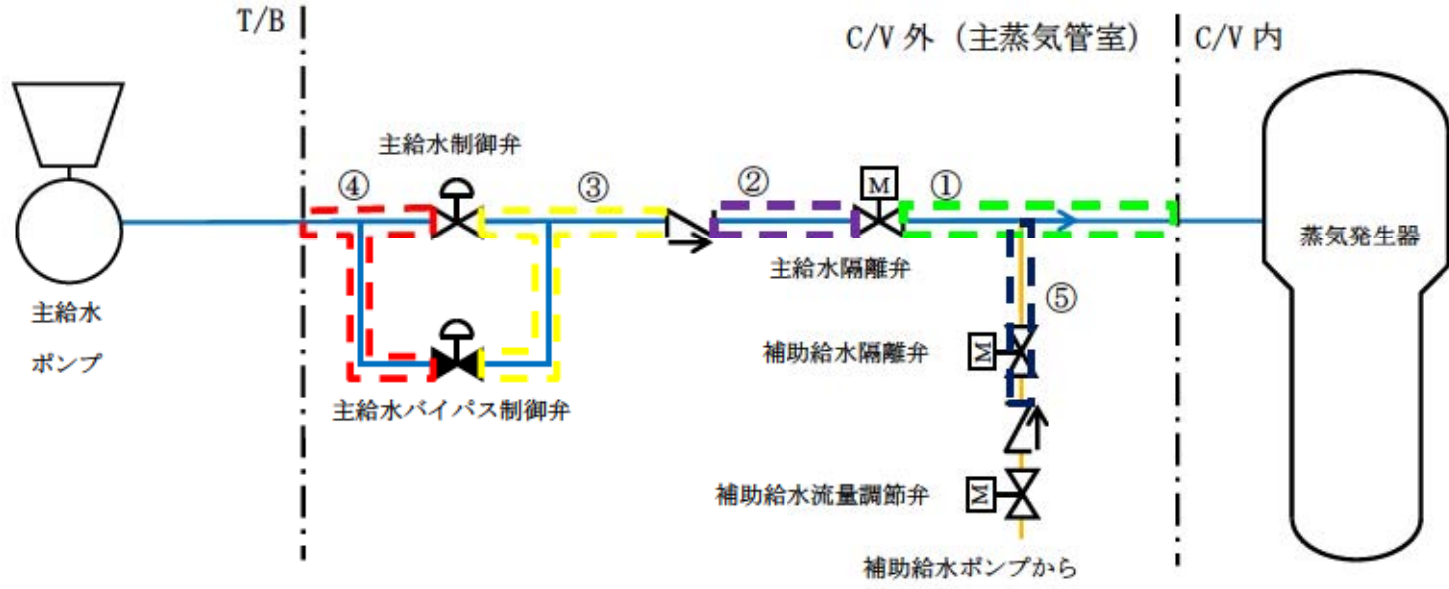
-  破断箇所① (溢水量: 163.9 m³)
 -  破断箇所②③⑤ (溢水量: 564.3 m³)
 -  破断箇所④ (溢水量: 156.8 m³)
- ※全て主蒸気管室内であり、没水評価に使う溢水量は主給水系統の最大溢水量とする



④ 主給水系統、補助給水系統（主蒸気管内）

想定破損範囲	漏えい時間			合計 (①+②+③)	流出流量	④漏えい 量	⑤保有 水量	溢水量 (④+⑤)
	①異常の検知時間 (異常の検知手段)	②事象判断時間 (事象判断及び破損箇所特定手段)	③破損箇所の隔離時間 (破損箇所の隔離手段)					
【主給水管】 ①貫通部 ～主給水隔離弁	<u>1分</u> 主蒸気ライン圧力低ECC S作動による原子炉トリッ プ 7秒 また、主蒸気ライン圧力低 により、主給水隔離弁自動 隔離 14秒	<u>10分</u> 以下のパラメータから隔離する蒸 気発生器を特定する 10分 SG水位偏差、SG流量偏差、主蒸気 ライン圧力低等	<u>2分</u> 中央制御室において、補 助給水隔離弁、補助給水 ポンプ出口流量調節弁を 手動閉止する 2分	13分	定格主給 水流量 2091m ³ /h 定格補助 給水流量 240m ³ /h	1分/60分 × 2091m ³ /h +12分/60 分×240m ³ /h =82.9m ³	配管 保有水 量 15.0m ³ SG保有 水量 66.0m ³	163.9m ³
【主給水管】 ②主給水隔離弁 ～逆止弁	<u>1分</u> 主蒸気ライン圧力低ECC S作動による原子炉トリッ プ 7秒	<u>10分※</u> 主給水ライン漏えいと特定する 10 分 ※隔離弁自動閉止のため、事象判断 時間は考慮しない	<u>0分※</u> 主蒸気ライン圧力低によ り主給水制御弁、主給水 隔離弁自動隔離 7秒 ※検知時間の1分に包絡 されるため考慮しない	1分	定格主給 水流量 2091m ³ /h	1分/60分 × 2091m ³ /h =34.9m ³		49.9m ³
【主給水管】 ③逆止弁～主給 水制御弁、主給 水バイパス制御 弁	<u>1分</u> SG水位低による原子炉ト リップ 39秒	<u>10分</u> 以下のパラメータから隔離する蒸 気発生器を特定する 10分 SG水位偏差、SG流量偏差、SG水位 低による原子炉トリップ等	<u>2分</u> 中央制御室において、主 給水制御弁、主給水隔離 弁を手動閉止する。2分	13分	定格主給 水流量 2091m ³ /h	13分/60分 × 2091m ³ /h =453.1m ³	配管 保有水 量 15.0m ³	468.1m ³
【主給水管】 ④主給水制御 弁、主給水バイ パス制御弁～ T/B貫通部	<u>1分</u> SG水位低による原子炉ト リップ 39秒	<u>10分</u> 以下のパラメータから隔離する蒸 気発生器を特定する 10分 SG水位偏差、SG流量偏差、SG水位 低による原子炉トリップ等	<u>7分</u> 中央制御室において、主 給水ポンプ2台を手動停 止する 1分(30秒×2台) ポンプ出口弁開動作時間 6分(3分×2弁)	18分	定格主給 水流量 2091m ³ /h	18分/60分 × 2091m ³ /h =627.3m ³		642.3m ³
【補助給水ライ ン】 ⑤主給水管分岐 ～逆止弁	<u>1分…a</u> 主給水流量の増加により SG給水>蒸気流量偏差大警 報が発信する 補足：主給水制御範囲内の 漏えいとなりSG水位低に よる原子炉トリップ、主給 水ポンプの過回転トリップ には期待しない	<u>10分…b</u> 以下のパラメータから隔離する蒸 気発生器を特定する 10分 SG水位偏差、SG流量偏差等	<u>24分</u> 中央制御室において 緊急負荷降下の準備・連 絡3分…c 緊急負荷降下15分…d プラントトリップ状態確 認 2分…e 主給水制御弁、主給水隔 離弁手動閉止 2分…f 補助給水隔離弁、補助給 水ポンプ出口流量調節弁 手動閉止 2分…g	35分 ※1 主給水ラ イン隔離完了ま での時間33分 (a～fの合計) ※2 プラント トリップによる 補助給水ポンプ 起動から補助給 水ラインの隔離 完了までの時間 6分(e～gの合 計)	臨界流量 877m ³ /h (口径 3B× Sch80、圧力 58.7kg/cm ² 、 温度 220℃ より) 定格補助 給水流量 240m ³ /h	33分 ^{a1} /60 分×877m ³ /h +6分 ^{a2} /60 分×240m ³ /h =506.4m ³	配管 保有水 量 15.0m ³ SG保有 水量 66.0m ³	587.4m ³

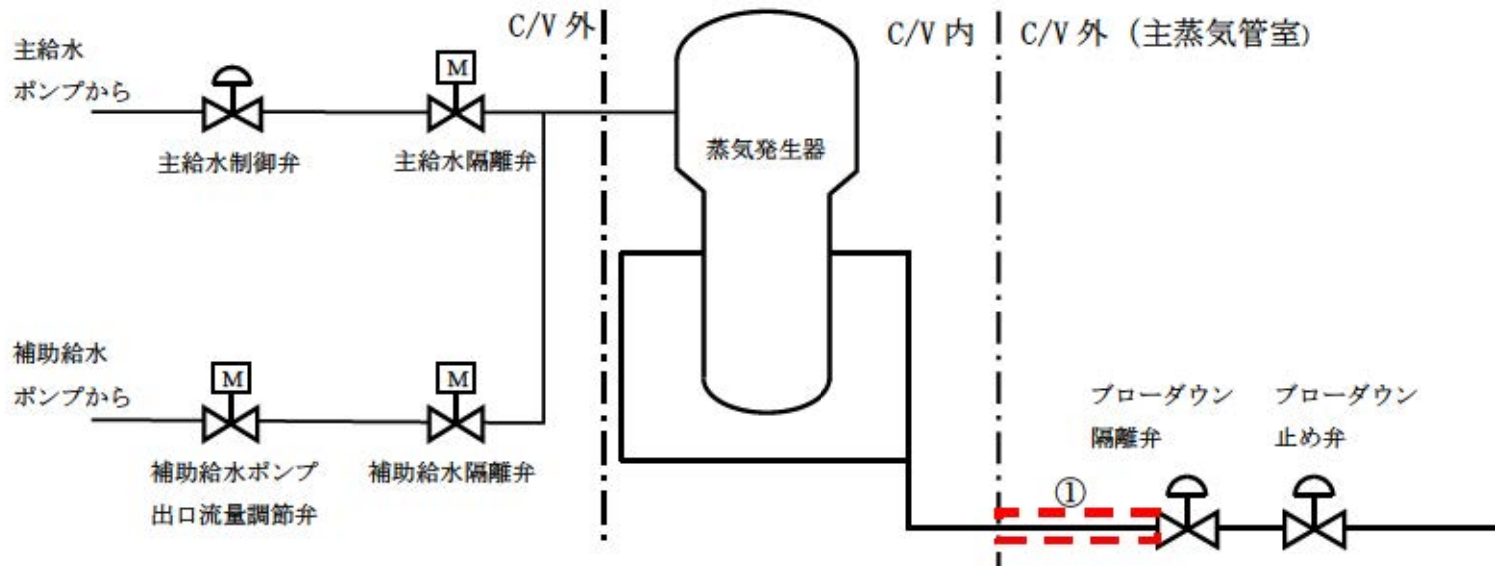
- : 主給水配管
- : 補助給水配管
- : 破断箇所① (溢水量: 1 6 3 . 8 m³)
- : 破断箇所② (溢水量: 4 9 . 9 m³)
- : 破断箇所③ (溢水量: 4 6 8 . 1 m³)
- : 破断箇所④ (溢水量: 6 4 2 . 3 m³)
- : 破断箇所⑤ (溢水量: 5 8 7 . 4 m³)



⑤ 蒸気発生器ブローダウン系統 (主蒸気管室内)

想定破損範囲	漏えい時間			合計 (①+②+③)	流出流量	④漏えい量	⑤保有 水量	溢水量 (④+⑤)
	①異常の検知時間 (異常の検知手段)	②事象判断時間 (事象判断及び破損箇所特定手段)	③破損箇所の隔離時間 (破損箇所の隔離手段)					
【復水器へのライン】 ①貫通部へ隔離弁	2分…a SG水位低による原子炉トリップ 114秒	10分…b 以下のパラメータから隔離する蒸気発生器を特定する 10分 SG水位偏差、SG流量偏差等	4分 中央制御室において、主給水制御弁、主給水隔離弁を手動閉止する 2分…c 補助給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動閉止する 2分…d ※1 主給水ライン隔離完了までの時間 14分(a~cまでの合計) ※2 プラントトリップによる補助給水ポンプ起動から補助給水ライン隔離完了までの時間 14分(b~dまでの合計)	16分	臨界流量 562m ³ /h (口径 3B×Sch40、圧力 58.7kg/cm ² 、 温度 262℃より) 定格補助給 水流量 240m ³ /h	14分 ^{※1} /60分×562m ³ /h +14分 ^{※2} /60分×240m ³ /h =187.2m ³	配管 保有水量 15.0m ³ SG保有 水量 66.0m ³	268.2m ³

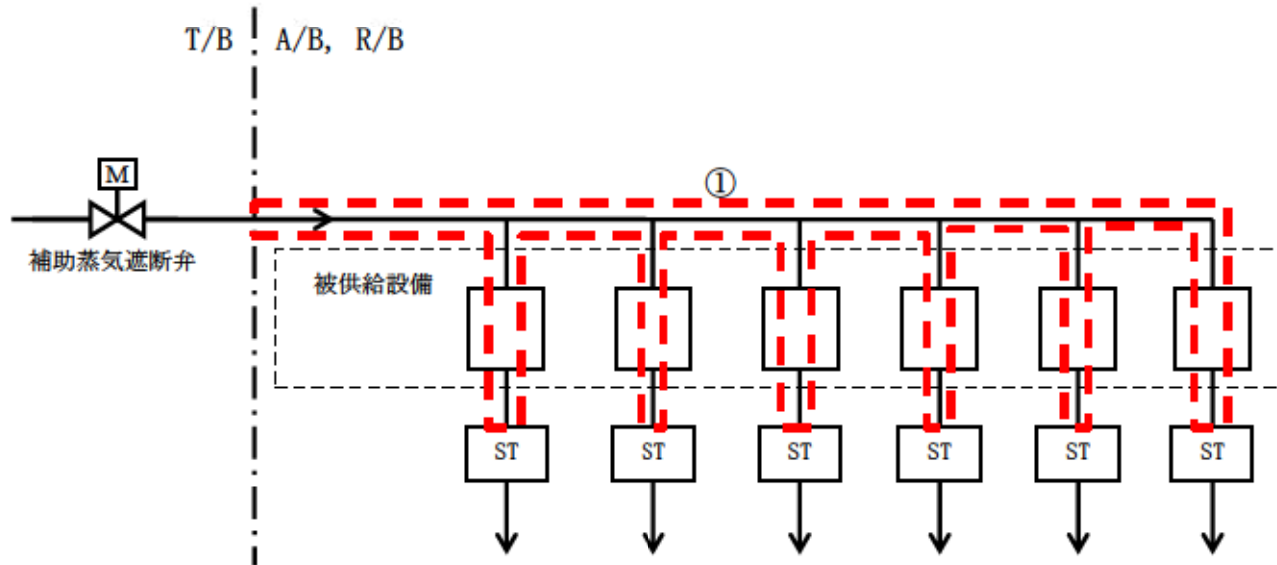
: 破断箇所① (溢水量: 268.2m³)



⑥ 補助蒸気系統

想定破損範囲	漏えい時間			流出流量	④漏えい量	⑤保有水量	溢水量 (④+⑤)	
	①異常の検知時間 (異常の検知手段)	②事象判断時間 (事象判断及び破損箇所特定手段)	③破損箇所の隔離時間 (破損箇所の隔離手段)					合計 (①+②+③)
補助蒸気ライン	5分 測温抵抗体(60℃)の検知により補助蒸気遮断弁が自動閉止5分 (測温抵抗体の検知時間は区画に依存する。補助蒸気遮断弁の閉止時間は約25秒、検知遅れ10秒を想定。)	10分※ 温度異常高の警報により、漏えい箇所を特定、判断 ※隔離弁自動閉止のため、事象判断時間は考慮しない	0分 自動隔離のため 操作時間なし	5分	スチームコンバータ容量31.3m ³ /h (定格発生蒸気量30t/hより)	5分/60分 ×31.3m ³ /h =2.7m ³	1.0m ³	3.7m ³

--- : 破断箇所① (溢水量: 3.7m³)



4. 低エネルギー配管（没水影響評価）の対象系統および溢水量の算出について

(1) 対象系統

対象となる低エネルギー配管を有する系統は、想定破損による漏えい発生時に、中央制御室からの遠隔操作による隔離が可能な系統または現場における手動弁による隔離が必要な系統である。

対象系統は表 2 のとおり。

表 2 想定破損の対象となる低エネルギー配管を有する系統

建屋	系統	隔離方法
出入管理建屋	水消火系統	現場における手動弁閉止
	原子炉補給水系統（脱塩水）	
	飲料水系統	
電気建屋	水消火系統	
タービン建屋	循環水管伸縮継手	中央制御室からの遠隔操作
循環水ポンプ建屋	海水淡水化設備系統	
	循環水管伸縮継手	
	軸受冷却水系統	現場における手動弁閉止
所内用水系統		

(2) 溢水量の算出

低エネルギー配管の想定破損没水評価に用いる溢水量を以下のとおり算出する。

$$\text{溢水量 (m}^3\text{)} = \text{漏えい時間 (分)} \times \text{流出流量 (m}^3\text{/h)} + \text{配管保有水量 (m}^3\text{)}$$

(3) 漏えい時間設定の考え方

破損を想定するライン毎に「2. (2) 破損時の隔離までの考え方」に基づき、漏えい発生から漏えい箇所の隔離完了までは、漏えいが継続するものとして漏えい時間を設定する。

a. 異常の検知時間の設定について

漏えいの発生については、中央制御室に発信する警報または現場巡視によって検知が可能である。従って異常の検知時間の設定については、漏えい発生から警報発信または現場巡視による漏えいの発見までの検知時間を各建屋の系統毎に設定する。

b. 事象の判断時間の設定について

中央制御室に警報が発信し検知した場合の事象の判断に要する時間は、定期的な訓練により短時間で判断可能と考えるが、安全評価で標準的に用いられる 10 分とする。

c. 破損箇所の隔離時間の設定について

破損箇所を含む系統の隔離時間は、中央制御室からの遠隔操作によるポンプの停止、または現場における手動弁の閉止までの時間を設定する。

漏えい箇所の特定は、異常を検知した際の関連パラメータや現場の漏えい状況の把握に要する時間として設定する。

現場における隔離時間については、訓練による実績時間に基づいた隔離操作の時間を設定しており、現場への移動時間、漏えい箇所の特定に要する時間、手動弁の閉止に要する時間のトータル時間としている。

- 中央制御室へ警報が発信せず漏えいの検知ができない場合は、通常の1日1回の現場巡視により漏えいを検知するものとし、漏えいの発生から漏えい箇所を含む系統隔離までの時間を24時間として設定する。

(4) 流出流量の考え方

評価ガイドに従い、低エネルギー配管は、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）を仮定し、貫通クラックの破損箇所の条件は、各系統の最高使用圧力・最大口径とする。

貫通クラックの破損による流出流量の算出式は以下のとおりである。

$$\text{流出流量 } Q = A \times C \sqrt{2 \times g \times H} \times 3600$$

Q : 流出流量 (m³/h)

A : 断面積 (= 1/4 D × t) (m²)

C : 損失係数

H : 水頭 (m)

(5) 低エネルギー配管想定破損時の溢水量の算出結果

a. 出入管理建屋、電気建屋の溢水量について

(a) 異常の検知時間、事象の判断時間、漏えい箇所の隔離時間

➤ 水消火系統

漏えい発生により水消火系統の圧力が低下し、消火ポンプ起動警報が中央制御室に発信することにより異常の検知が可能である。なお、事象の判断において火災警報が同時に発信していない場合は、中央制御室にて関連パラメータである原子炉補助建屋サンプタンク水位およびタービン建屋各ピット水位を確認し、水位上昇が見られない場合は出入管理建屋あるいは電気建屋における漏えいと容易に判断することが可能であり、事象の判断時間として10分を設定する。また、漏えい箇所の特定については、運転員または警備員の現場巡視により特定する。なお、建屋への移動を5分とし、漏えい箇所の特定については、電気建屋および出入管理建屋内の水消火系統に限定し

た巡視となるため、漏えい箇所の特定時間は60分として設定する。

運転員による通常巡視の着眼点としては、異音、異臭、振動、漏えい、現場作業環境等、多角的に実施する一方で、漏えいの有無に特化した巡視の場合は、通常巡視に比べ短時間で可能である。

水消火系統の配管は次図のとおり系統識別を実施していることにより、消火配管の認識および漏えい箇所の特定は容易である。

[水消火系統配管：電気建屋]



水消火系 系統識別



電気建屋 T.P. 10.3m通路



電気建屋 T.P. 7.1mケーブル処理室

[水消火系統配管：出入管理建屋]



出入管理建屋 T.P. 14.3m



T.P. 14.3m配管室



出入管理建屋 T.P. 10.3m

➤ 出入管理建屋の原子炉補給水系統（脱塩水）、飲料水系統

出入管理建屋は、頻繁に発電所員が通行する経路であり警備員による巡視も行っていることから、容易に漏えいを発見できる状況となっている。また、同建屋内の洗濯設備内へ供給している原子炉補給水系統（脱塩水）から漏えいした場合でも、洗濯設備操作員による早期発見が可能である。

なお、漏えいを発見した場合の中央制御室への連絡体制を整備していることから、漏えい発生から系統隔離まで24時間で実施可能と考えている。

[原子炉補給水系統（脱塩水）配管：出入管理建屋]



出入管理建屋 T. P. 10. 3m
管理区域入口



出入管理建屋 T. P. 6. 3m
洗濯設備室

[飲料水系統配管：出入管理建屋]



出入管理建屋 T. P. 14. 3m



T. P. 14. 3m配管室



T. P. 21. 2m配管室
飲料水出入管理建屋補給弁

出入管理建屋・電気建屋の漏えい発生から隔離完了までの時間を表3に示す。

表3 出入管理建屋・電気建屋 漏えい発生から隔離完了までの時間

系統	対応操作	① 異常の 検知時間	② 事象の 判断時間	③漏えい箇所の隔離時間			④合計時間 (①+②+③)
				現場移動 時間	漏えい 箇所特 定時間	隔離操 作時間	
水消火系統 出入管理建屋 電気建屋	消火ポンプ起動警報検知 による手動弁隔離操作 (原子炉補助建屋 T. P. 17. 8m)	1分	10分	5分	60分	10分 (5分)	86分
原子炉補給水 系統（脱塩水） 出入管理建屋	巡視による原子炉補給水 系統（脱塩水） 手動弁隔離操作 (原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)			24時間			24時間
飲料水系統 出入管理建屋	巡視による飲料水系統 手動弁隔離操作 (原子炉補助建屋 T. P. 24. 8m)			24時間			24時間

※()内の時間は実績時間

(b) 流出流量・溢水量

流出流量および溢水量について、配管の仕様および漏えい発生から隔離操作までの時間により算出した結果を表 4 に示す。

表 4 出入管理建屋・電気建屋の流出流量・溢水量

系統	直径 D[mm]	肉厚 t[mm]	系統圧力[MPa] または 水頭 H[m]	④漏えい 発生からの 隔離時間	⑤流出流量 [m ³ /h]	溢水量[m ³] (④×⑤)
水消火系統 出入管理建屋・電気建屋	114.3	6.0	1.8[MPa]	86 分	30.0	43.0
原子炉補給水系統（脱塩水） 出入管理建屋	60.5	3.5	1.4[MPa]	24 時間	10.1	242.2
飲料水系統 出入管理建屋	114.3	4.5	12.3[m]	24 時間	9.8	235.2

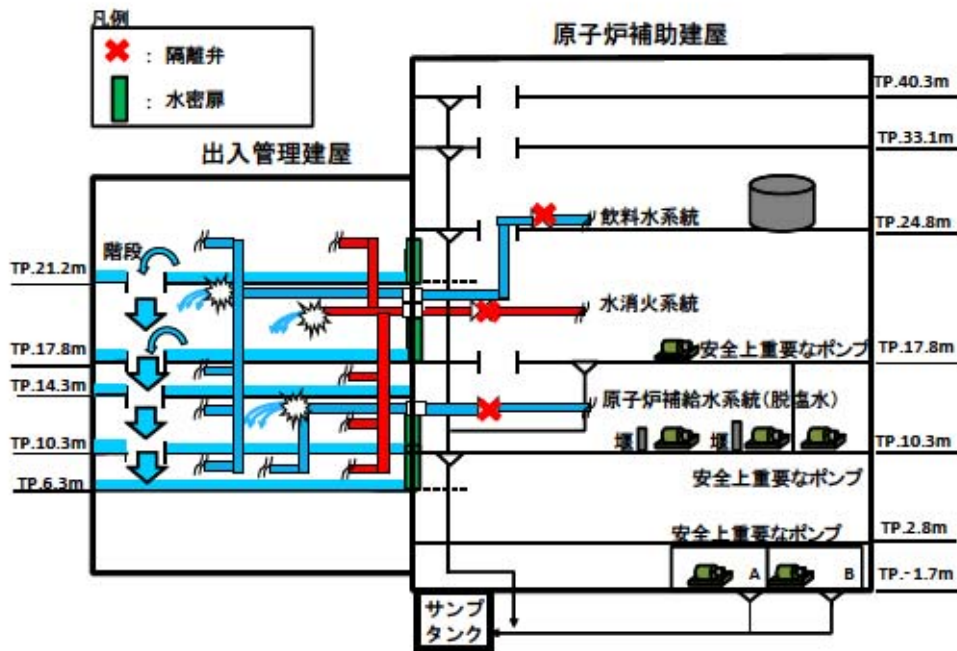


図2 出入管理建屋想定破損系統概略図

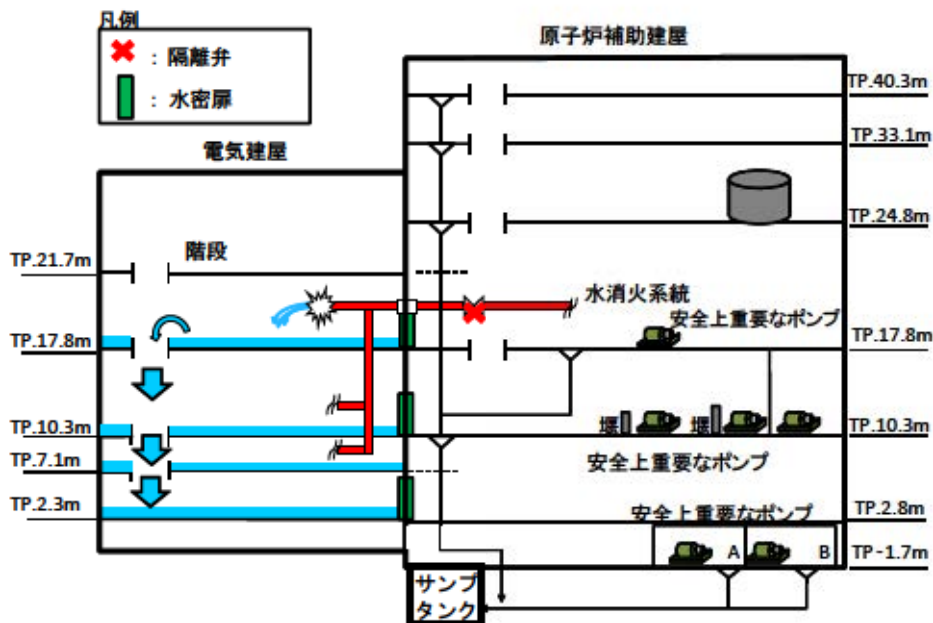


図3 電気建屋想定破損系統概略図

b. タービン建屋 循環水管伸縮継手破損による溢水量について

(a) 漏えい検知時間、事象判断時間、隔離時間

漏えいの発生については、中央制御室に発信するタービン建屋の各ピットの水位高警報により異常を検知し、循環水ポンプパラメータおよび復水器パラメータの確認による事象の判断（10分）後、運転員は現場確認のためタービン建屋に移動し、循環水管からの漏えいを特定後に中央制御室から該当の循環水ポンプを停止するまでの時間を15分とする。また、漏えい箇所の特定には、各循環水管伸縮継手からの漏えいの有無を確認する時間として計4分としている。なお、タービン建屋の溢水状況により、漏えい箇所の特定が困難な場合は循環水ポンプ2台を停止することから、2台停止するまでの時間を隔離操作時間として設定する。

検知時間から隔離完了までの時間を表5に示す。

表5 タービン建屋の検知から隔離完了までの時間

系統	対応操作	① 異常の 検知時間	② 事象の 判断時間	③漏えい箇所の隔離時間			④ 合計時間 (①+②+③)
				現場移 動時間	漏えい 箇所特 定時間	隔離操 作時間	
循環水管 伸縮継手 タービン 建屋	タービン建屋各ピット 高警報による検知 タービン建屋への移動 漏えい箇所特定 循環水ポンプ停止操作 (遠隔操作)	10分		5分 (4分)	4分	6分 (6分)	25分

※()内の時間は実績時間

(b) 流出流量・溢水量

流出流量および溢水量について、配管の仕様および漏えい発生から隔離操作までの時間により算出した結果を表6に示す。

表6 タービン建屋循環水管伸縮継手想定破損時の流出流量・溢水量

系統	直径 D[mm]	肉厚 t[mm]	水頭H [m]	⑤流出 流量 [m ³ /h]	溢水量[m ³] (④×⑤)
循環水管伸縮継手 タービン建屋	2700.0	20.0	21.6	830	350

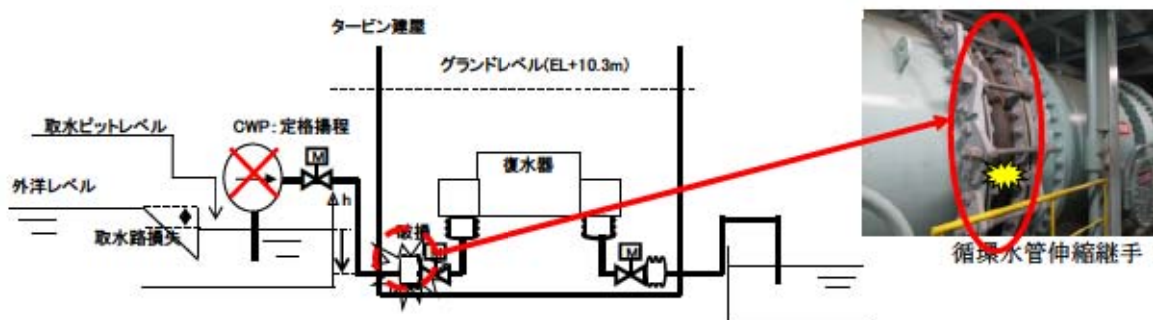


図4 タービン建屋 循環水管想定破損概略図

c. 循環水ポンプ建屋の配管破損による溢水量について

(a) 流出流量と漏えい検知時間

漏えい検知時間は、漏えい発生から海水ポンプエリアおよび循環水ポンプエリアに設置している漏えい検知器（各床面より+50mmの位置に設置）の動作により、中央制御室に警報が発信するまでの時間を検知時間として設定する。漏えい検知時間の設定にあたっては、配管からの流出流量で床面から漏えい検知器の設置高さまでの容積を除した値を漏えい検知時間としている。循環水ポンプ建屋の低エネルギー配管から漏えいした場合の漏えい検知時間の具体的な算出方法は以下のとおり。

■ 算出式

$$\text{漏えい検知時間} = \text{床面から漏えい検知器までの容積} [\text{m}^3] \div \text{流出流量} [\text{m}^3/\text{h}] \times 60 [\text{分}]$$

■ 条件

ポンプ・機器の欠損体積をみこまず、溢水が床面すべてに滞留する想定とする。

➤ 循環水ポンプエリア

- ・ 循環水ポンプエリア空間容積 = 5400 m^3 (循環水ポンプエリア高さ 9.3 m)
- ・ 床面から漏えい検知器までの容積: $5400 \text{ m}^3 / 9.3 \text{ m} \times 0.1 \text{ m} = 58.1 \text{ m}^3$
(漏えい検知器設置高さを床面+100mm (漏えいを確実に検知できる高さ) として計算)
- ・ 漏えい検知時間: $t = 58.1 \text{ m}^3 / \text{流出流量}$

➤ A-海水ポンプ室エリア

- ・ A-海水ポンプ室エリア床面積 = 83 m^2
- ・ 床面から漏えい検知器までの容積: $83 \text{ m}^2 \times 0.1 \text{ m} = 8.3 \text{ m}^3$
(漏えい検知器設置高さを床面+100mm (漏えいを確実に検知できる高さ) として計算)
- ・ 漏えい検知時間: $t = 8.3 \text{ m}^3 / \text{流出流量}$

- ・循環水ポンプ建屋オペレーションフロアからの溢水はすべて海水ポンプ室に滞留するものとし、海水ストレーナエリアへの伝播は考慮しない。

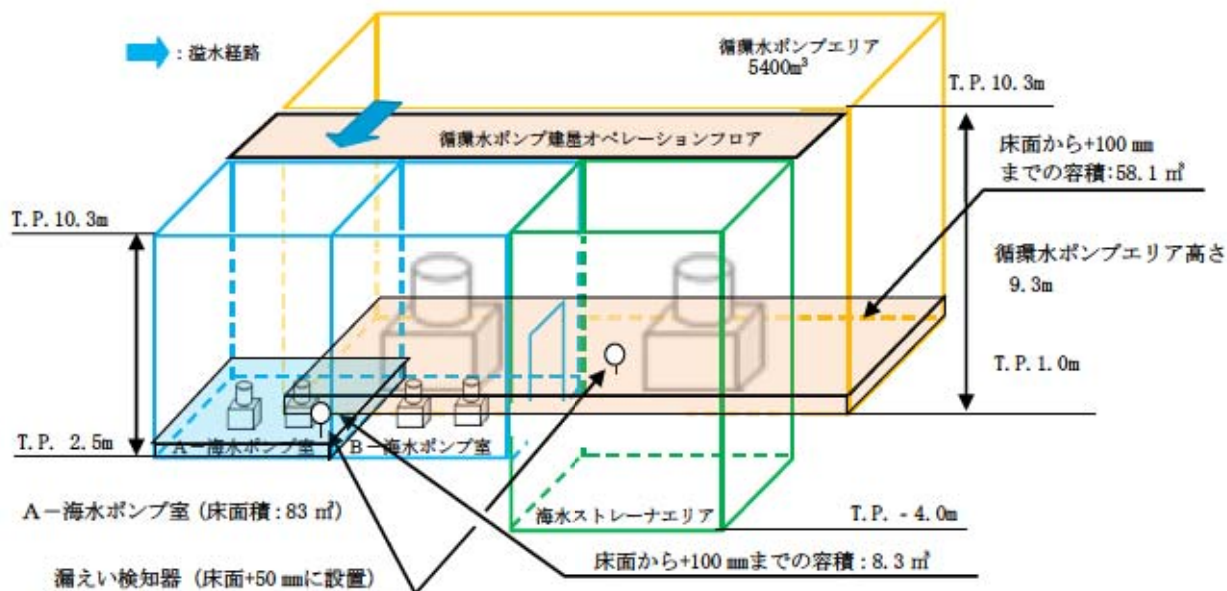


図5 循環水ポンプ建屋 漏えい検知器設置高さ容積図

配管の仕様から、流出流量を求めた結果と漏えい検知までの時間を表7に示す。

表7 循環水ポンプ建屋の流出流量と検知時間

系統	直径 D [mm]	肉厚 t [mm]	系統圧力 [MPa] または 水頭[m]	①流出流量 [m³/h]	②漏えい検知器までの容積 [m³]	③検知時間 [分] (②/①×60[分])
海水淡水化設備系統 (循環水ポンプエリア内)	267.4	6.6	0.91 [MPa]	67.8	58.1	51
循環水管伸縮継手 (循環水ポンプエリア内)	3800.0	28.0	11.95[m]	1300.0	58.1	3
軸受冷却水系統 (A-海水ポンプ室エリア)	89.1	5.5	1.0 [MPa]	19.7	8.3	25
軸受冷却水系統 (循環水ポンプエリア内)	216.3	8.2	1.0 [MPa]	71.4	58.1	49
所内用水系統 (循環水ポンプエリア内)	114.3	3.0	1.2 [MPa]	15.1	58.1	230

(b) 漏えい検知から隔離までの時間について

漏えいの発生については、漏えい検知器による中央制御室への警報発信により検知する。事象の判断（10分）後、循環水ポンプ建屋への移動時間に10分を要する。また、漏えい箇所を特定するまでの時間は、循環水ポンプ建屋全域を巡視するものとして20分を設

定し、中央制御室からの遠隔操作または手動弁閉止により隔離操作を実施する。
漏えい発生から隔離完了までの時間と溢水量について、表 8 に示す。

表 8 循環水ポンプ建屋 漏えい発生から隔離完了までの時間と溢水量

系統	対応操作	③ 異常の 検知時 間	④ 事象の 判断 時間	⑤漏えい箇所の隔離時間			⑥ 合計 時間 (③+④ +⑤)	溢水量 (m^3) (⑥×①)
				移動 時間	漏えい箇 所特定時 間	隔離操 作時間		
海水淡水化設備系統 (循環水ポンプ エリア内)	海水取水ポンプ停止 (遠隔操作)	51 分	10 分	$\frac{10}{8}$ 分 (8 分)	$\frac{20}{16}$ 分 (16 分)	$\frac{5}{2}$ 分 (2 分)	96 分	108.9
循環水管伸縮継手 (循環水ポンプ エリア内)	循環水ポンプ停止 (遠隔操作)	3 分				$\frac{5}{3}$ 分 (3 分)	48 分	1033.1
軸受冷却水系統 (A-海水ポンプ室 エリア)	漏えい箇所により軸受 冷却水系統手動弁隔離 (循環水ポンプ建屋内 またはタービン建屋)	25 分				$\frac{10}{8}$ 分 (8 分)	75 分	24.7
軸受冷却水系統 (循環水ポンプ エリア内)	漏えい箇所により軸受 冷却水系統手動弁隔離 (循環水ポンプ建屋内 またはタービン建屋)	49 分				$\frac{10}{8}$ 分 (8 分)	99 分	81.6
所内用水系統 (循環水ポンプ エリア内)	所内用水系統 手動弁隔離 (タービン建屋)	230 分				$\frac{10}{8}$ 分 (8 分)	280 分	70.7

※ ()内の時間は実績時間

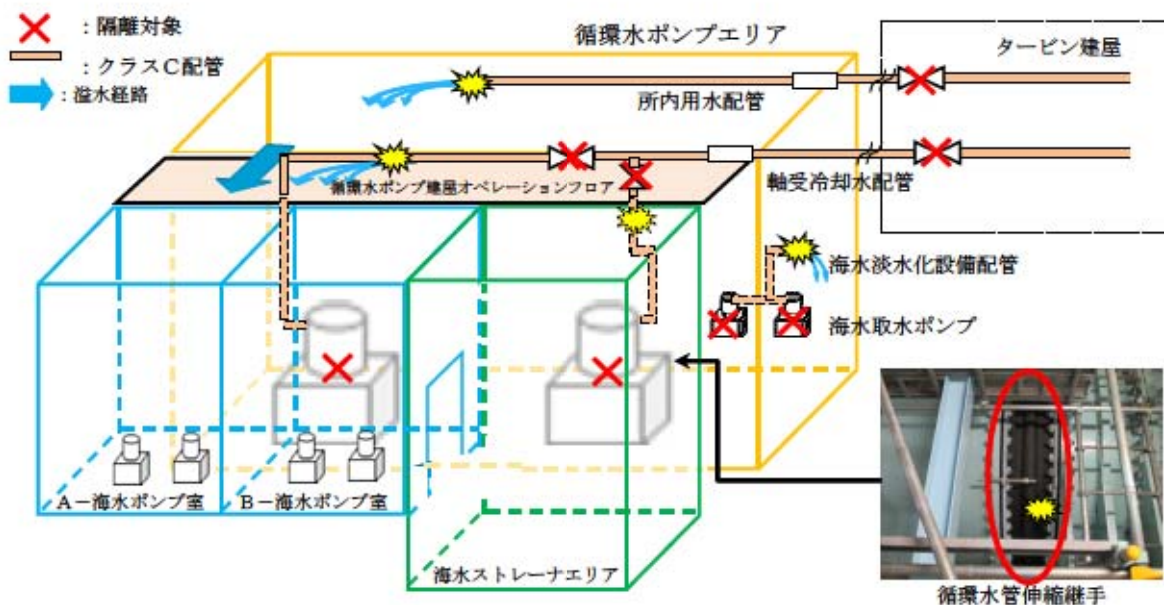


図6 循環水ポンプ建屋 想定破損概略図

(6) 配管保有水量の考え方

- a. 破断する配管の系統保有水全量が、破断口から漏えいするものとする。但し逆止弁や常時閉止の弁で破断口から隔離される範囲の保有水は流出しないものとする。

5. 想定破損発生時の運転員のアクセス性について

想定破損発生時の現場におけるアクセス性について、別紙2に「想定破損発生時のアクセスルート」に示す。

現場隔離操作のためのアクセスする建屋は、原子炉補助建屋、原子炉建屋、タービン建屋、循環水ポンプ建屋である。

原子炉補助建屋、原子炉建屋については、隣接する電気建屋、出入管理建屋、タービン建屋からの溢水伝播がないことから建屋へのアクセスおよび隔離操作に影響はない。

また、タービン建屋における隔離対象弁は、同建屋での溢水ならびに他建屋からの溢水伝播の影響がないことから、アクセス性に支障はない。

循環水ポンプ建屋のうち、同建屋の最大溢水高さは海水ポンプ室の0.3mであるが、海水ポンプ室エリアでの隔離操作はない。また、循環水ポンプオペレーションフロアおよび循環水ポンプエリアでは軸受冷却水系統漏えい時の隔離操作が必要となるが、アクセスルート上にはアクセスに支障となる資機材等は存在せず、漏えい箇所からの溢水は下層エリアへ伝播していくことから、隔離操作に影響はない。

貫通クラック等微小漏えい時の影響について

想定破損による溢水影響評価（没水）において、高エネルギー配管の破断を想定した溢水影響を評価しており、溢水量は漏えい流量と検知・隔離時間をもとに評価している。なお、評価においては、以下の傾向があるため、破損開口が小さく、検知時間が長くなる場合の影響について確認した。

- ・破断を想定した場合は、漏えい流量が大きいため検知時間が短くなる傾向
- ・配管の破損開口が破断より小さくなれば、漏えい流量は減少するが検知時間は長くなる傾向

《管理区域》

配管破損開口が小さく、流量計等の系統設備で検知できない可能性がある範囲（警報設定値以下）の場合、配管破断ペースの評価よりも検知・隔離時間が長くなる傾向になるが、溢水流量が小さいため、溢水は床ドレンにより排水されて溢水水位は高くない。なお、床ドレンから排出された溢水はサンプに流入しサンプポンプで排出されるためポンプの発停及びサンプ水位警報で確認できる。

警報発信に必要となる流量と保守的に床ドレン1箇所からの排出流量を比較すると、下表のとおり溢水水位10cmで警報発信に必要な流量を上回っており、管理区域内で最も機能喪失高さが低い高圧注入ポンプ（33cm）であっても微小漏えいによって機能喪失することはない。（実際には溢水滞留エリアには床ドレン目皿が複数ある）。

【管理区域の床ドレンによる排水量評価】

系統	警報発信に必要な流量	床ドレン（1ヶ所）からの排水流量
CVCS	11.4m ³ /h以上	約30m ³ /h（溢水水位が約10cmの場合）
ASS		

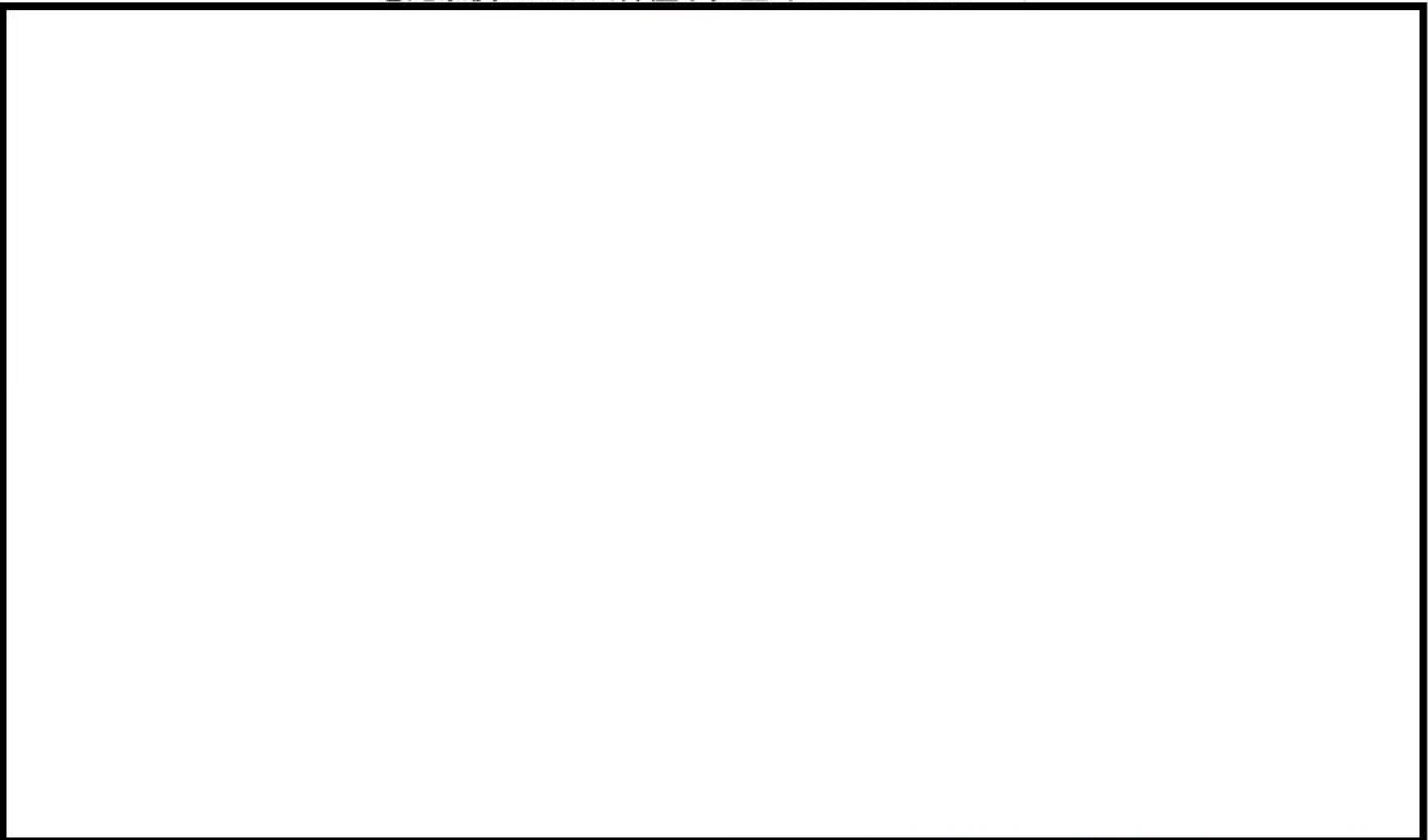
《非管理区域》

SGBD、MS/FWは、区画化されている主蒸気管室に設置されており、室内の微小漏えいによる溢水は床面開口から防護対象設備が存在しない下層階（SGBD サンプル冷却器室）に排水されることから、溢水水位が機能喪失高さに至る前に巡視等で漏えいの検知が可能である。

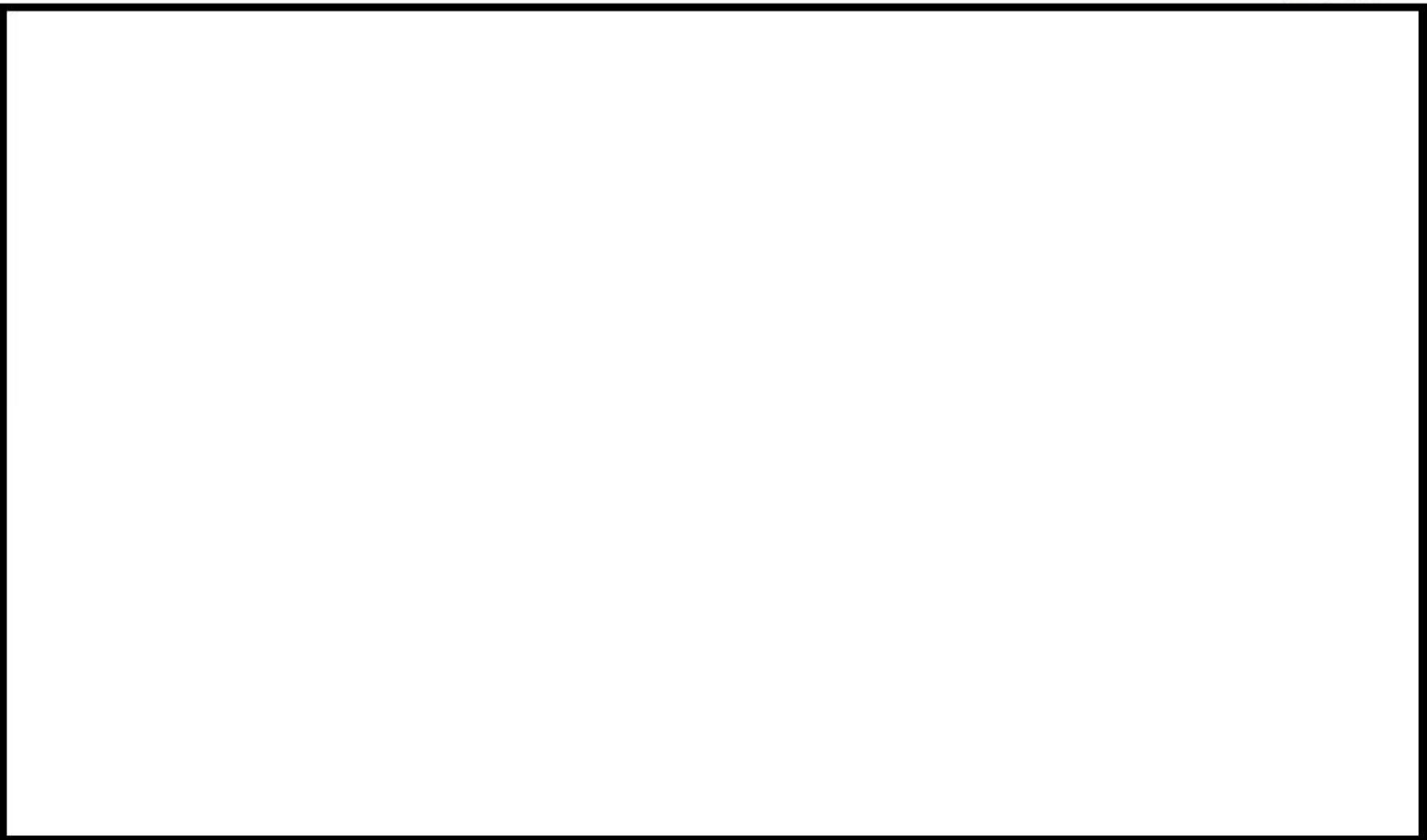
また、ASSは蒸気影響防止のために設置している温度計により漏えい検知が可能であること、および温度計で検知できない程の微小漏えいであれば床ドレンによる排水が可能であることから防護対象設備が機能喪失することはない。

(1 / 6)

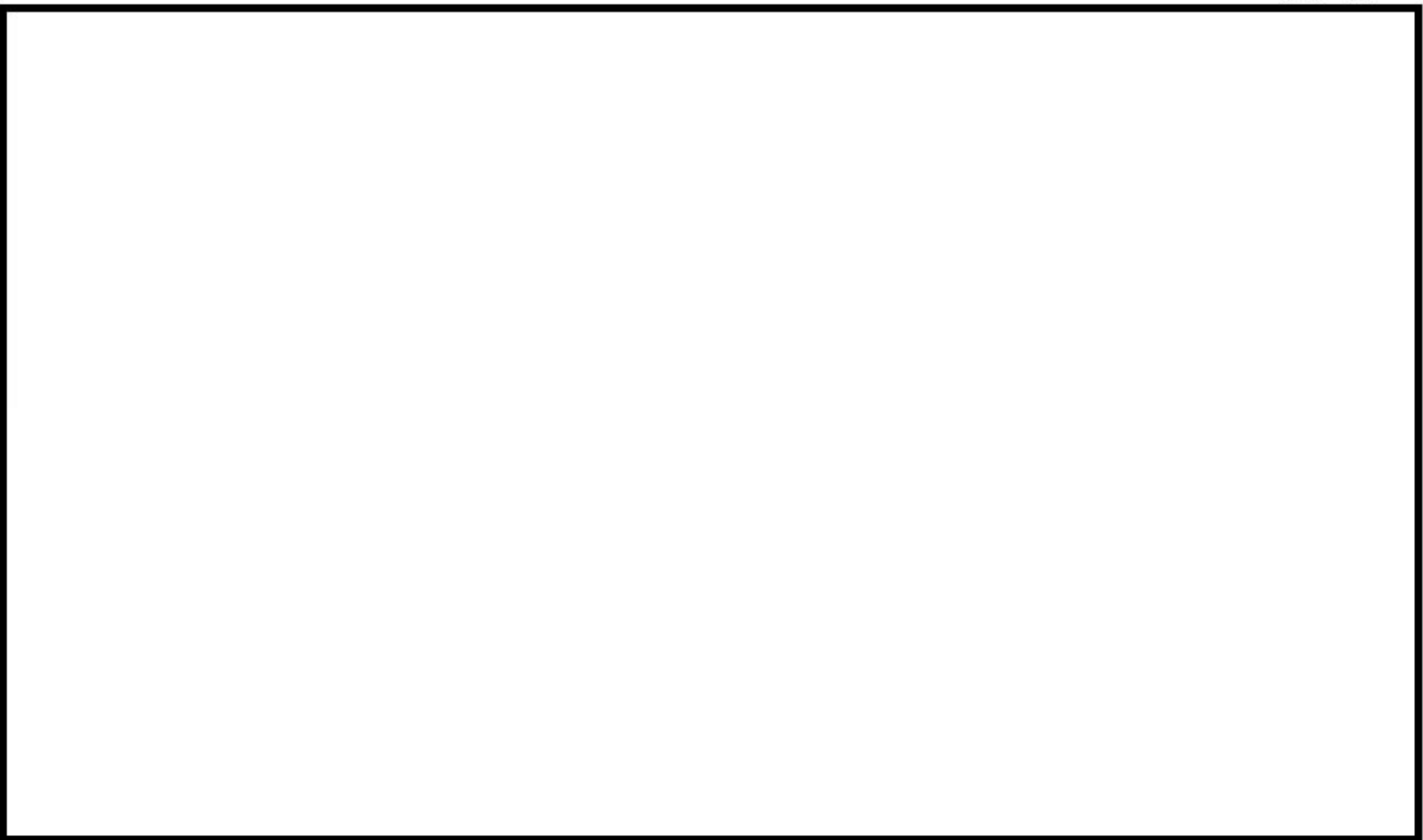
想定破損による内部溢水発生時のアクセスルート



T. P. 17. 8m アクセスルート 図



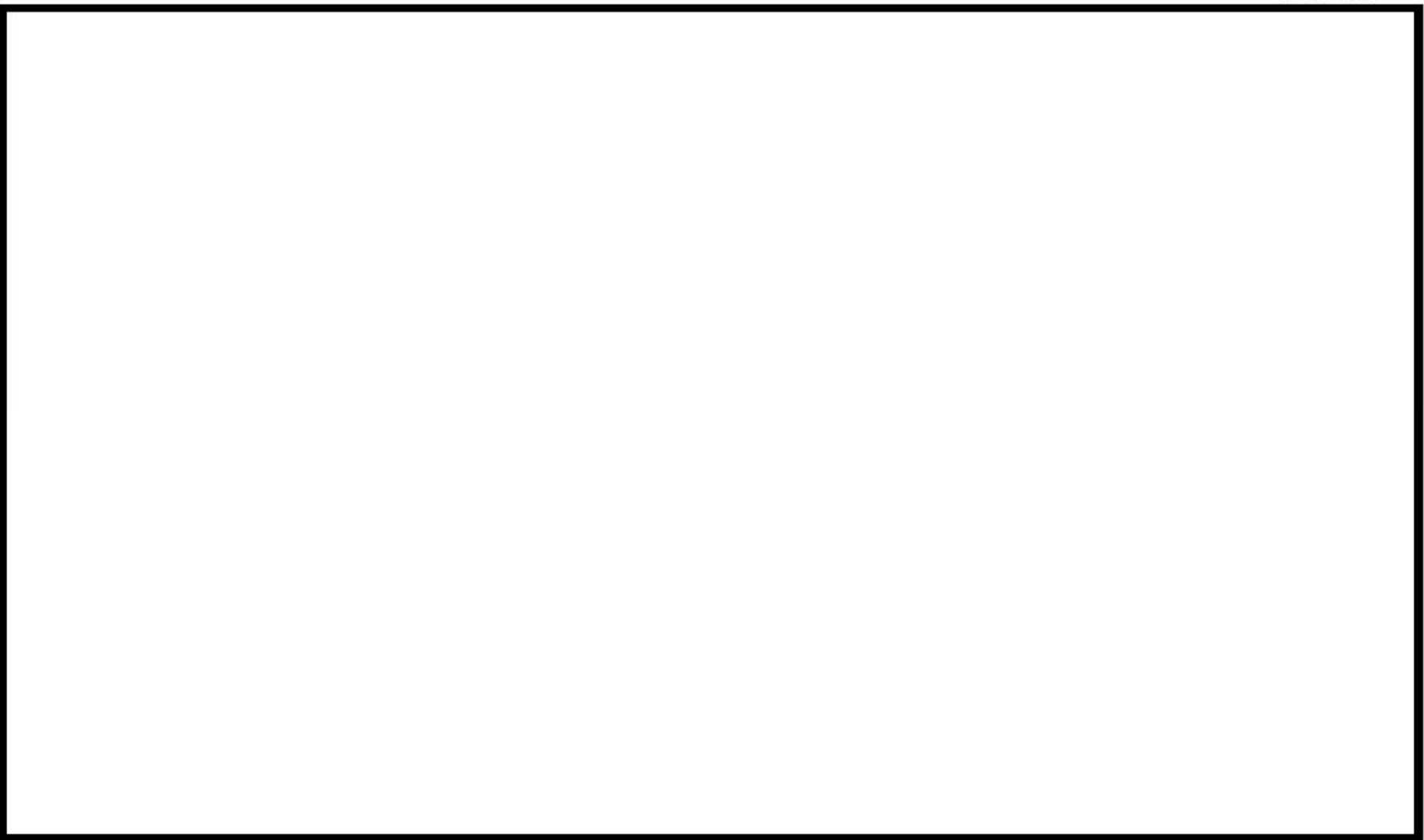
T. P. 24. 8m アクセスルート図



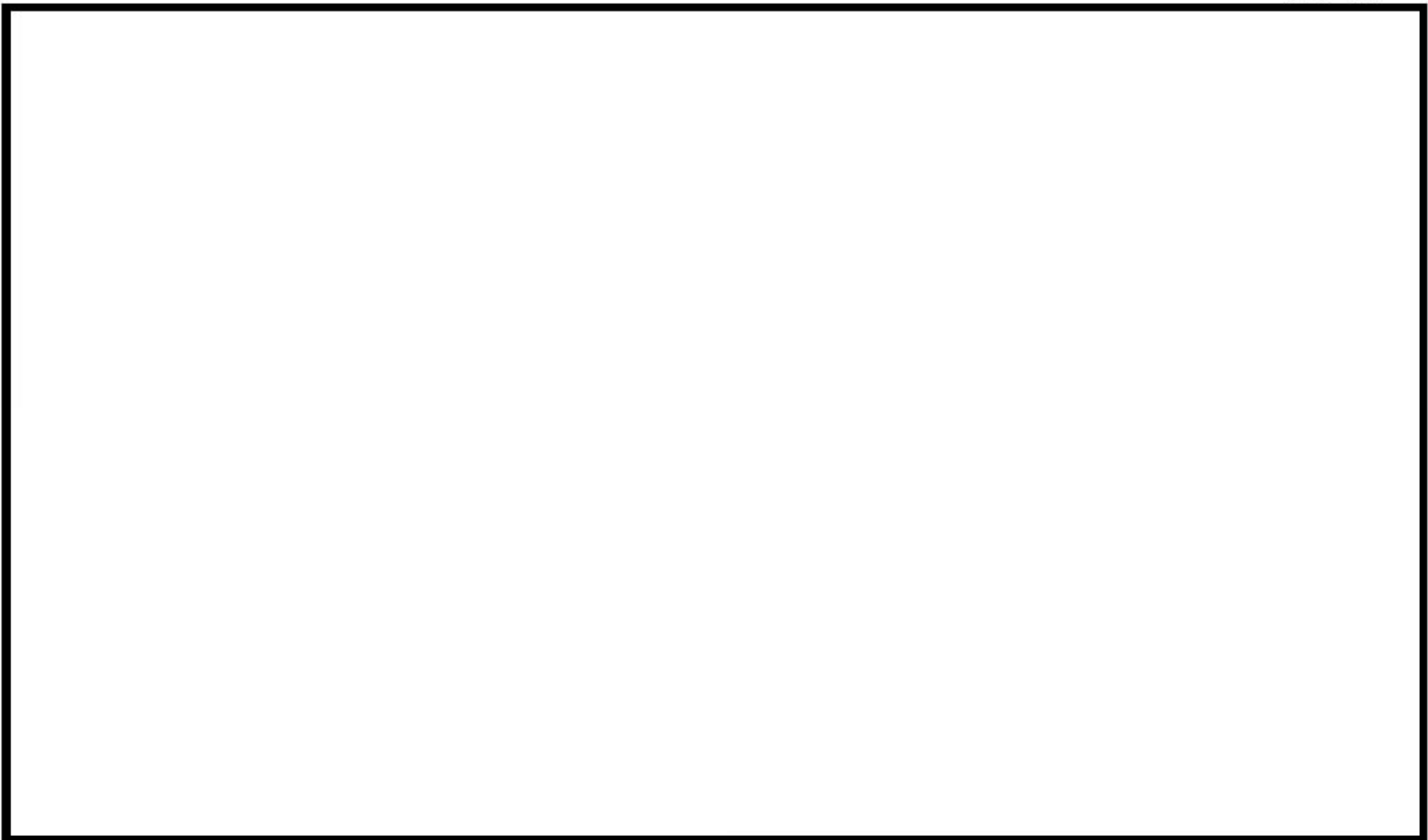
T. P. 10. 3m アクセスルート図



タービン建屋 T.P. 2.8m アクセスルート



屋外 アクセスルート図



循環水建屋 T.P. 10.3m アクセスルート

添付資料 6 耐震 B, C クラス機器の耐震評価について

1. はじめに

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド(以下「評価ガイド」という。)では「発電所内に設置された機器の破損による漏水流体を内包する機器(配管、容器)のうち、基準地震動による地震力によって破損が生じるとされる機器について、破損を想定する。基準地震動によって破損し漏水が生じる機器とは、基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドにおいて、「耐震設計上の重要度分類 B, C クラスに分類される機器(以下「B, C クラス機器」という。)とする。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。」とされている。

本資料では、地震時に溢水源となり得る耐震 B, C クラス機器(配管、容器、ポンプ)について、基準地震動による地震力に対する耐震性を確認するための評価方針を説明する。また、評価にて耐震性が確保されない場合の耐震補強工事の実施方針について説明する。

2. 評価方針

評価は「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補1984、1987、1991 追補版」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007」等(以下「JEAG等」という。)に基づき実施する。

設計震度については、水平方向、鉛直方向共に、基準地震動による動的地震力を用いて評価を実施する。

3. 評価の考え方

評価は以下の考え方に基づいて実施する。

(1) 耐震評価対象機器の抽出

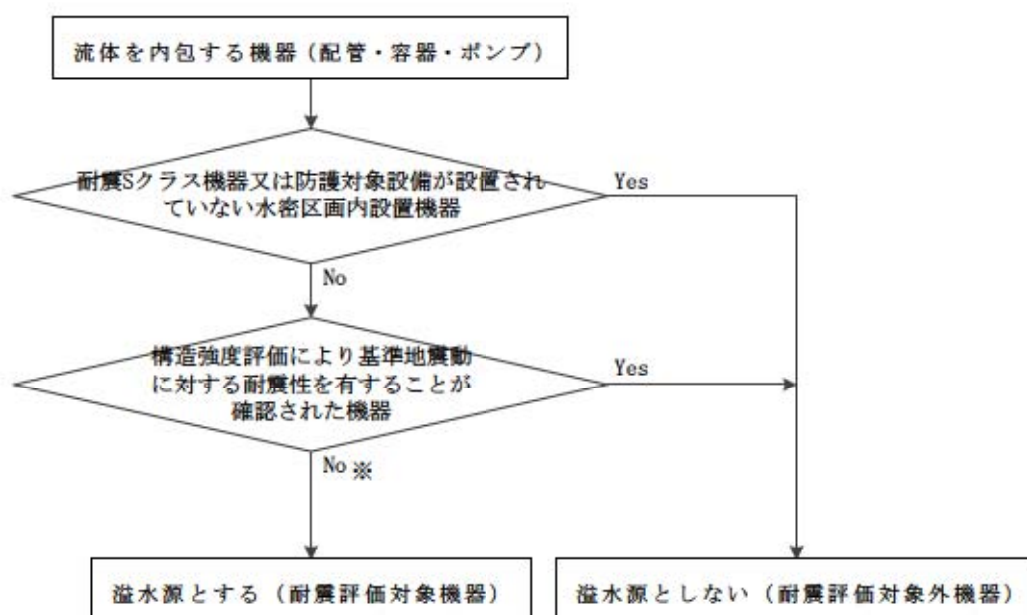
原子炉建屋、原子炉補助建屋、循環水ポンプ建屋、ディーゼル発電機建屋等に設置され、地震時に溢水源となる可能性のある機器から耐震評価の対象となる液体を内包する耐震 B, C クラス機器を抽出する。タービン建屋内には溢水防護対象設備はなく、隣接する溢水防護対象設備を内包する建屋(原子炉建屋、原子炉補助建屋)との境界部は貫通部シール等により止水対策を実施しているため、タービン建屋内に設置される耐震 C クラス機器については耐震評価は実施せず、地震による破損を想定する。

また、容器等に対する耐震評価対象機器の抽出に際しては、溢水による防護対象設備や運転員操作への影響を考慮して保有水量が多いものを選定することと

し、保有水量の目安として、機器単体の容量が10m³以上となる機器を対象として選定する。

なお、耐震評価を実施した機器のうち、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されない機器については溢水源として扱うか、後述の方針により耐震補強工事を実施し、耐震性を確保する。

溢水源となり得る耐震B, Cクラス機器の一覧を添付資料2「溢水源となり得る機器について」の表1に、耐震評価対象とする溢水源機器の抽出フローを図1に示す。



※ 保有水量の少ない機器など耐震評価を実施しないものは溢水源として扱う

図1 耐震評価対象機器の抽出フロー

(2) 機器の耐震評価

基準地震動による地震力に対して耐震評価の対象機器（配管、容器、ポンプ）の耐震性を確認する。

対象機器については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、構造強度評価を実施し、評価基準値（IVAS）を満足することを確認する。

4. 耐震補強工事の実施方針

基準地震動による地震力に対して耐震評価を実施した機器のうち、耐震性が確保されないと評価された機器については以下の方針に基づき、耐震補強工事を実施する。

- ① 平成25年12月の審査会合時点における没水影響評価において、耐震性が確保されていることで溢水源から除外した機器については、耐震補強工事を実施することを基本方針とする。
- ② 溢水影響の程度、工事の難易度等も考慮し、上記評価において溢水源としていた機器も含めて耐震補強工事の対象機器を選定する。
- ③ 防護対象設備に蒸気影響を及ぼす蒸気内包容器等及び高エネルギー配管のうち、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されないものについては、耐震補強工事を実施する。

5. 機器の耐震評価

(1) 容器およびポンプの耐震評価

a. 評価手法

評価対象となる耐震B, Cクラスの容器等の構造強度評価は基準地震動を用いた動的解析によることとし、図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、設計用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法など）を行う。

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

評価手法は、JEAG等の規格基準または必要に応じ試験等で妥当性が確認されたものを用いる。

応力評価は、基準地震動に対する応力発生値と評価基準値を比較することにより行い、評価基準値はJEAG等の規格基準で規定されている値、または必要に応じ試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

評価結果の記載にあたっては、JEAG等の評価対象部位を元に構造上適切に選定した評価部位すべての評価結果から、最も厳しい部位の値を記載する。

b. 評価条件

評価対象となる耐震B, Cクラスの容器等の主な解析条件を表1に示す。

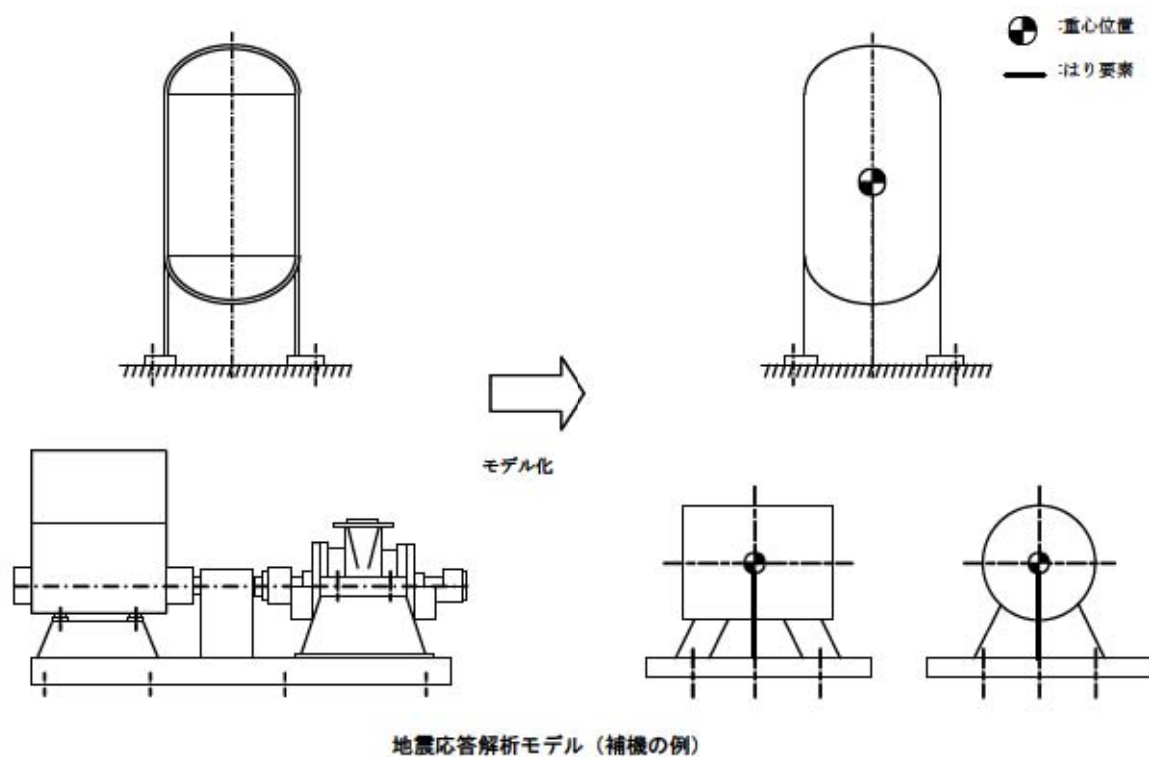


図2 補機類の地震応答解析モデル (例)

表1 容器等の解析条件

	B, Cクラス容器等 (溢水波及影響評価)	【参考】 Sクラス容器等 (設計評価)
解析手法	JEAG等に基づく 構造強度評価	同左
地震波	基準地震動 (最大加速度)	基準地震動 弾性設計用地震動 静的地震力
床応答曲線 (FRS)	±10%振幅	同左
荷重の組合せ	絶対値和または 二乗和平方根 (SRSS)	同左
減衰定数	(水平) 1.0% (鉛直) 1.0%	同左
許容応力状態	IV _A S	弾性設計用地震動, 静的地 震力: III _A S 基準地震動: IV _A S
温度・圧力条件	最高使用圧力 最高使用温度	同左
板厚条件	公称値	同左
水位条件	密閉容器: 満水状態 開放容器: オーバーフロー水位	同左
評価部位	JEAG等に基づくSクラス容器等 の評価部位 例: 胴板、支持部、基礎ボルト	同左

【注】上記に関する補足

○荷重の組合せについて

水平、鉛直方向の両者がともに動的な地震力であり、両者の生起時間に差があるという実挙動を踏まえ、時間的な概念を取り入れた荷重の組合せ (SRSS) が適用できると考えられる。この考え方は剛機器においても同様であるが、鉛直方向に剛である容器類、ポンプ等については、既工認と同様な手法として絶対値和による評価を実施している。これは絶対値和による確認を実施することでSRSSによる荷重を超えることが無いという考え方であり、耐震Sクラス機器においても同様な評価を実施している。

このため、今回評価対象とした耐震B, Cクラスの容器、ポンプ等についても絶対値和することを原則として評価を行ったが、一部機器についてはSRSSによる評価も取り入れた。なお、鉛直方向が剛とはならない配管の評価においては、全てSRSSによる評価を実施している。

○減衰定数について

評価に使用する減衰定数はJEAG4601に規定された値とするが、今回の評価に用いる設計用減衰定数は、振動試験結果等を踏まえて得られている知見を反映した減衰定数を採用した、詳細は別紙1に示す。

○板厚条件

耐震計算において「公称値－製作誤差」を採用することは、胴板の応力に対しては安全側の評価となるが、重量が軽くなり地震力が減少するなど、機器全体の応答としては必ずしも安全側の評価とならない。

このため、支持構造物や基礎ボルトに対する、地震時の機器全体の応答を把握する条件として、公称値を採用することは設備設計の基本であり、適切と判断している。そのため、既工認においても同様の条件で評価を実施している。

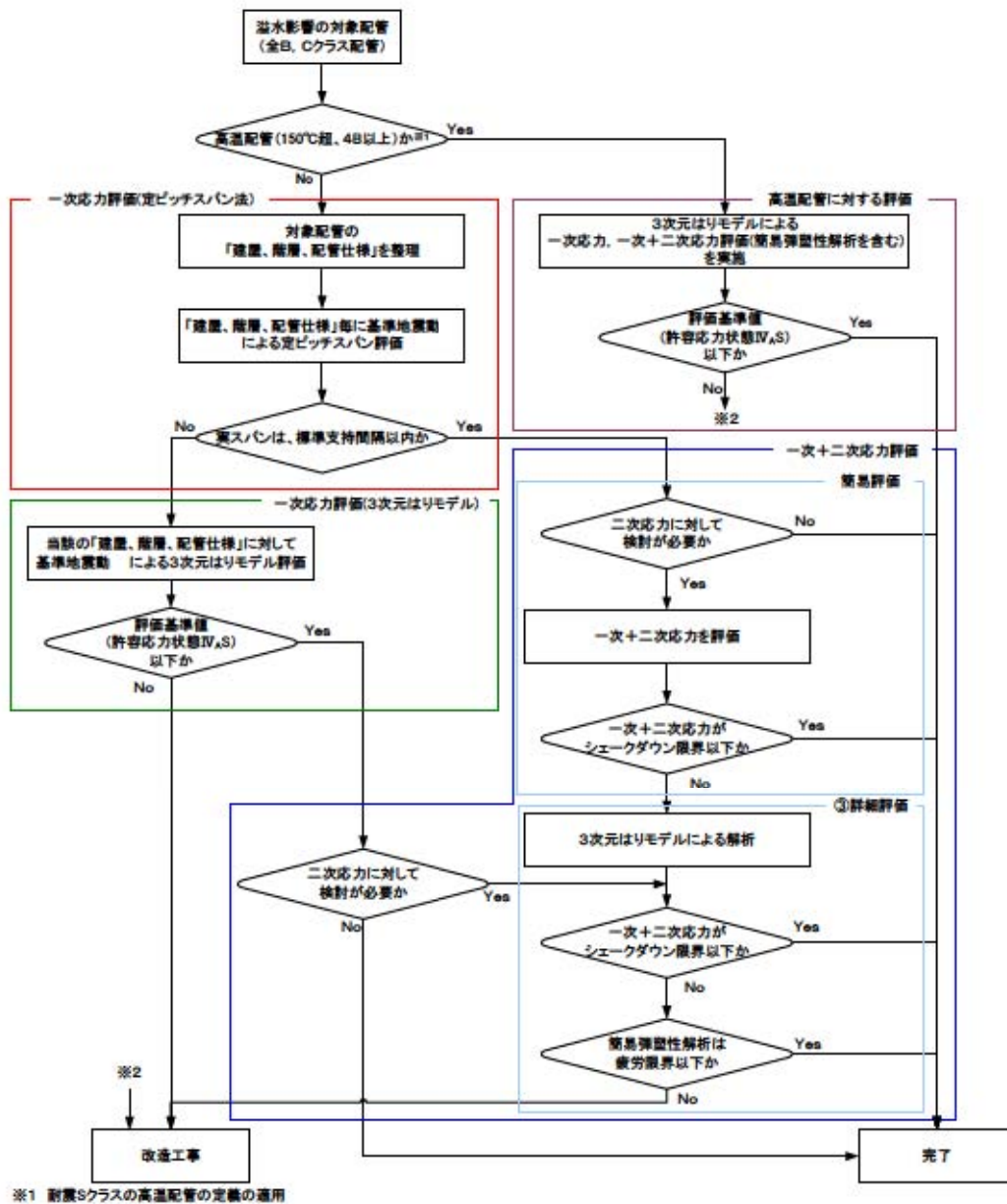
(2) 配管の耐震評価

a. 評価フロー

耐震B, Cクラス配管については、建設時に定ピッチスパン法で設計しており、相当程度の耐震裕度が見込まれることから、基準地震動による地震力に対して耐震性を評価し、地震時に溢水源とならないことを確認する。

配管の評価フローについて図3に示す。評価手法は、定ピッチスパン法を基本とし、建屋渡り配管等の地震による相対変位の大きな配管については、必要に応じて3次元はりモデルを用いた評価を行うこととする。また、最高使用温度が150℃超、かつ口径が4B以上の配管（以下、「高温配管」という。）についても、実際の施工状況を踏まえ、より精緻に裕度を確認できる3次元はりモデルによる評価を行う。

なお、定ピッチスパン法における標準支持間隔の算出を別紙2に、配管支持構造物の設計の考え方を別紙3に示す。



※1 耐震Sクラスの高温配管の定義の適用

図3 配管の評価フロー

b. 評価手法

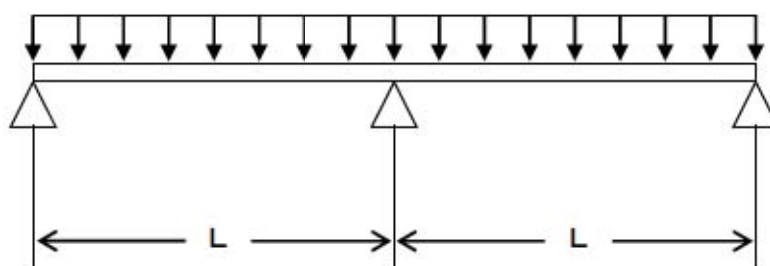
構造強度評価は基準地震動を用いた動的解析によることとし、図4に示すようなモデル化を行い、設計用床応答スペクトル等を用いた地震応答解析（スペクトルモーダル解析法など）を行う。

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

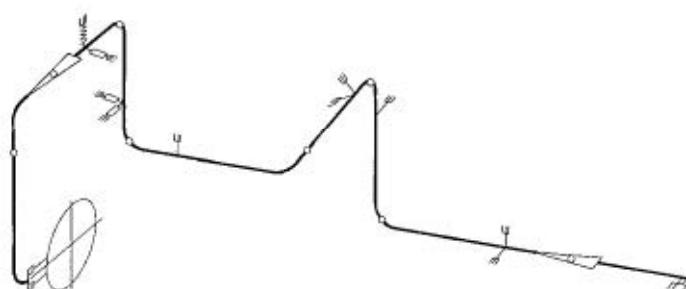
添付資料6 耐震B, Cクラス機器の耐震評価について

評価手法は、JEAG等の規格基準または必要に応じ試験等で妥当性が確認されたものを用いる。

応力評価は、基準地震動に対する応力発生値と評価基準値を比較することにより行い、評価基準値はJEAG等の規格基準で規定されている値、または必要に応じ試験等で妥当性が確認されている値を用いる。



3点支持等分布質量連続はりモデル



3次元はりモデル

図4 配管系の地震応答解析モデル(例)

c. 評価条件

評価対象となる耐震B, Cクラス配管の耐震評価においては、工事計画認可で実績のある2スパン3点支持モデル(定ピッチスパン法)及び3次元はりモデルを用いており、評価のための主要な解析条件を表2及び表3に示す。

表2 配管（定ピッチスパン法）の解析条件

	B, Cクラス低温配管 (溢水波及影響評価)	【参考】 Sクラス低温配管 (設計評価)
解析手法	定ピッチスパン法	定ピッチスパン法
地震波	基準地震動	基準地震動 弾性設計用地震動 静的地震力
床応答曲線 (FRS)	<ul style="list-style-type: none"> ・NS・EW包絡 ・±10% 拡幅 ・ピーク保持 	同 左
荷重の組合せ	二乗和平方根 (SRSS)	同 左
減衰定数	0.5、1.5、2.0、3.0%	同 左
許容応力状態	IV _A S	弾性設計用地震動, 静的地震力: III _A S 基準地震動: IV _A S
温度・圧力条件	最高使用圧力 最高使用温度	同 左
評価項目・応力	○	○
地震時相対変位の考慮	要	要

表3 配管（3次元はりモデル）の解析条件

	B, Cクラス低温配管 (溢水波及影響評価)	【参考】 Sクラス低温配管 (設計評価)
解析手法	3次元はりモデル	3次元はりモデル
地震波	基準地震動	基準地震動 弾性設計用地震動 静的地震力
床応答曲線 (FRS)	<ul style="list-style-type: none"> ・NS・EW包絡 ・±10%拡幅 ・ピーク保持 	同 左
荷重の組合せ	二乗和平方根 (SRSS)	同 左
減衰定数	0.5、1.5、2.0、3.0%	同 左
許容応力状態	IV _A S	弾性設計用地震動, 静的地震力: III _A S 基準地震動: IV _A S
温度・圧力条件	最高使用圧力 最高使用温度	同 左
評価項目・応力	○	○
地震時相対変位の考慮	要	要

添付資料6 耐震B, Cクラス機器の耐震評価について

d. 建屋間相対変位の影響について

建屋間に跨り敷設される配管については、地震による建屋間相対変位の影響により二次応力が発生するため、一次+二次応力についても評価を行っている。評価の結果、1次+2次応力評価が評価基準値を満足しない場合には、3次元はりモデルによる評価を実施している。評価方法を別紙4に示す。

e. 高温配管について

高温配管については、耐震計算について発生応力が大きくなるケースを検討し、代表配管を選定して評価を実施する。評価方法を別紙4に示す。

以上の評価方針に基づき、平成25年7月8日の原子炉設置変更許可申請時点における基準地震動による地震力に対して、耐震B, Cクラス機器の耐震性を確認した結果を参考資料に示す。

機器・配管系の減衰定数について

1. 概要

今回実施する耐震性評価は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601」(以下、JEAG4601)に従い実施しているが、機器・配管の設計用減衰定数は水平方向のみ規定されていることなどから、今回の評価に用いる設計用減衰定数は、振動試験結果等を踏まえて得られている知見¹を反映した減衰定数を採用した。

2. 評価に用いる減衰定数

今回の機器・配管系の評価に用いる設計用減衰定数を別紙1-表1および別紙1-表2に示す。

別紙1-表1 ポンプ、容器類の設計用減衰定数

設備	設計用減衰定数 (%)	
	JEAG4601	今回
溶接構造物及び機械装置 (ポンプ、容器類)	(水平) 1.0% (鉛直) —	(水平) 1.0% (鉛直) 1.0%

別紙1-表2 配管系の設計用減衰定数

配管区分		設計用減衰定数 (%)			
		保温材無		保温材有	
		JEAG4601	今回	JEAG4601	今回
I	支持具がスナバ及び架構レストレイント主体の配管系で、その数が4個以上のもの	2.0	同左	2.5	3.0
II	スナバ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系でアンカ及びUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり、配管区分Iに属さないもの	1.0	同左	1.5	2.0
III [※]	Uボルトを有する配管系で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4個以上のもの	—	2.0		3.0
IV	配管区分I、II及びIIIに属さないもの	0.5	同左	1.0	1.5

(水平方向及び鉛直方向とも同じ値を適用)

※：区分IIIのUボルトを有する配管系の区分は、新たに設定したものであり、現行JEAG4601では区分IVに含まれている。

□：新たに設定したもの

□：JEAG4601から見直したもの

1 電力共通研究「機器・配管系に対する合理的耐震評価法の研究(H12~H13)」

3. 設計用減衰定数の設定の考え方

(1) 機器の設計用減衰定数

a. 現行の規定

今回評価対象となる容器類及びポンプについては、JEAG4601において、「溶接構造物」及び「ポンプ・ファン等の機械装置」(以下、溶接構造物等)として分類されており、設計用減衰定数はいずれも1.0%と規定されている。

b. 今回評価に用いる設計用減衰定数

溶接構造物等の減衰に寄与する要素には、材料減衰と構造減衰があり、いずれも地震力が作用する方向に対する依存性は小さい。

- ・材料減衰：材料の内部減衰であり方向性依存はない。
- ・構造減衰：溶接構造物等は多数の要素で3次的に組み立てた構造であることから、構造物全体としては減衰の方向性依存は小さい。

以上のことから、今回の溶接構造物等の評価において用いる設計用減衰定数は、水平方向はJEAG4601に規定されている1.0%を用い、また鉛直方向の設計用減衰定数については、水平方向の設計用減衰定数と同じ1.0%を適用した。

(2) 配管系の設計用減衰定数

a. 現行の規定

JEAG4601における配管系の水平方向の設計用減衰定数は、配管支持装置の種類や個数によって3区分に分類されており、さらに保温材を設置した場合の設計用減衰定数が規定されている。

b. 今回評価に用いる設計用減衰定数

以下、(a)及び(b)に示す項目については、配管系の振動試験の研究成果に基づき、JEAG4601に規定する値を見直し設定した。

(a) Uボルト支持配管系

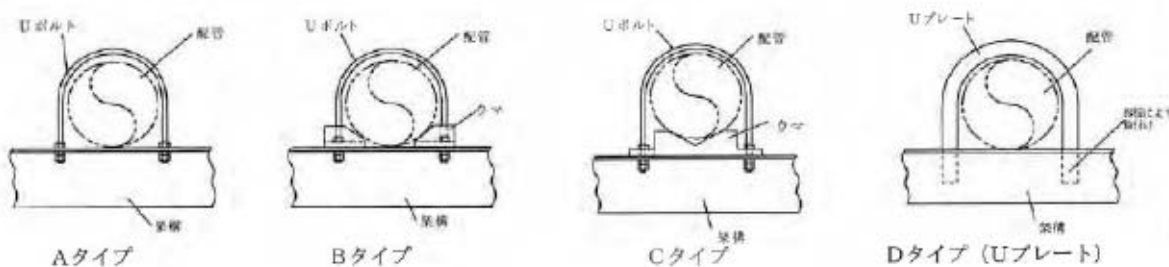
JEAG4601におけるUボルト支持配管系の設計用減衰定数は0.5%と規定されている。

Uボルト支持配管系の減衰に寄与する要素には、主に配管支持部における摩擦及び衝突があり、架構レストレイントを支持具とする配管系と同程度の減衰を有すると考えられることから、Uボルト支持配管系の振動試験が実施され、減衰定数2.0%が得られた。

振動試験で用いられたUボルトのタイプを別紙1-図1に示す。Uボルトのタ

イブは、原子力発電所で採用されている代表的なものを用いていることから、泊3号炉の評価においても振動試験等により得られた減衰定数を適用できると判断し、今回評価対象となるUボルト支持配管系の設計用減衰定数は、振動試験結果から得られた2.0%を用いた。

なお、振動試験結果の概略を添付1に示す。



別紙1-図1 試験に用いたUボルトのタイプ

(b) 保温材を設置した配管系

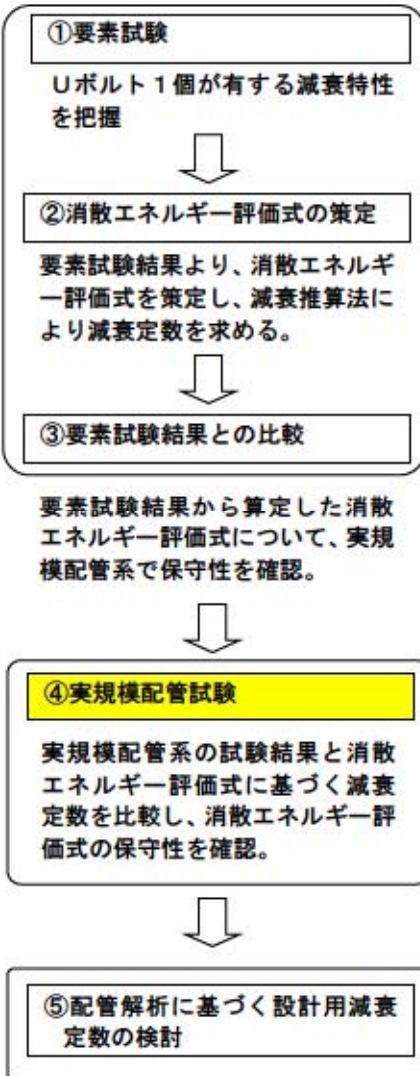
JEAG4601における保温材を設置した配管系の設計用減衰定数は、振動試験の結果に基づき、保温材を設置していない配管系に比べ設計用減衰定数を0.5%付加できることが規定されている。

その後、保温材の有無に関する減衰定数については試験データが拡充され、保温材を設置した場合の付加できる設計用減衰定数を見直すための検討が行われた。

試験に使用された保温材は、原子力発電所で採用されている代表的なものを用いていることから、泊3号炉においても適用できると判断し、今回の評価における保温材を設置した配管系の設計用減衰定数は、振動試験等から得られた1.0%を保温材無の場合に比べて付加することとした。

なお、振動試験結果の概略を添付2に示す。

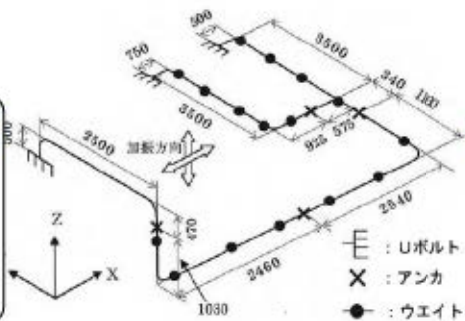
Uボルト支持配管系の研究の流れ



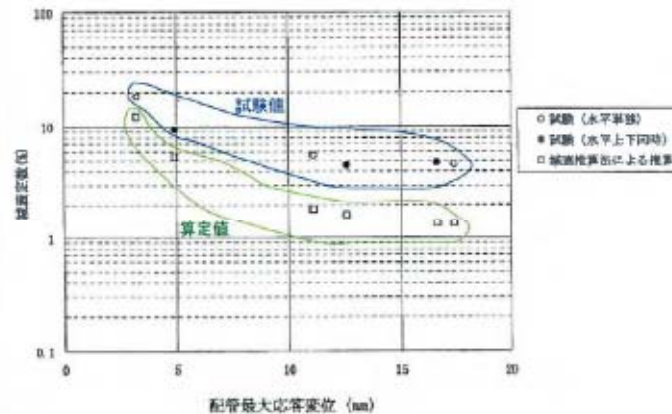
Uボルト支持配管系の振動試験 (2/3)

要素試験結果に基づき策定した消散エネルギー評価式の実機への適用性確認のため、実規模配管系試験による振動試験を実施し、試験結果より得られる減衰定数と消散エネルギー評価式より得られる減衰定数の比較検討を行った。

実規模配管系試験装置

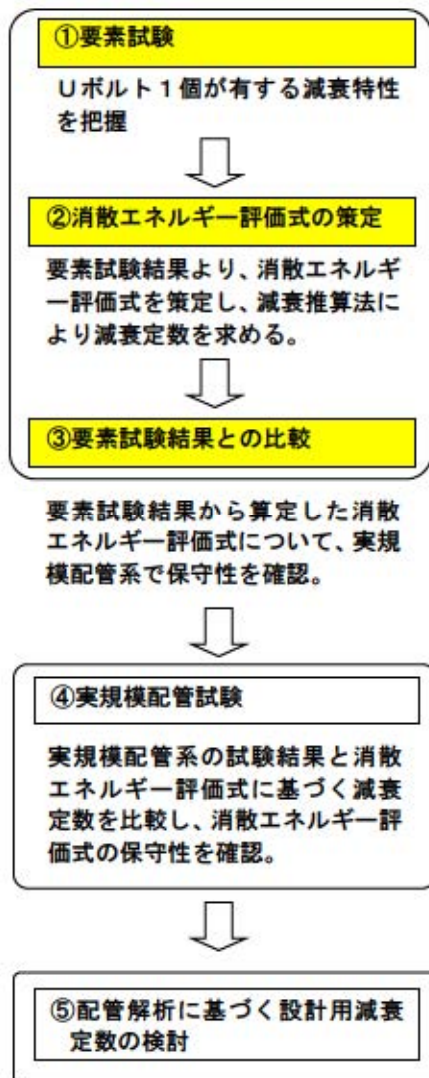


試験結果と消散エネルギー評価式による減衰定数の比較



試験結果と消散エネルギー評価式による減衰定数を比較した結果、消散エネルギー評価式の方が全変位領域で下回っており、消散エネルギー評価式の保守性が確認された。

Uボルト支持配管系の研究の流れ



Uボルト支持配管系の振動試験 (3/3)

実機プラントにおいては、配管系の支持箇所やルートは多種多様である。ここでは、実機配管系の計算モデルに対して消散エネルギー評価式を用いて減衰定数を算出し、さらに、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数の検討を行った。

Uボルト支持配管系(28モデル)に対する解析による検討
(各振動モードが全て一律の変位が生じると仮定)

実規模配管系試験にて消散エネルギー評価式の保守性を確認したが、設計用減衰定数を設定するにあたっては、Uボルト支持具数や配管ルートなど様々な配管系について検討する必要がある。ここでは、消散エネルギー評価式による減衰定数が配管変位に依存するため、配管系の振動モード変位を一定と仮定した状態で減衰定数(変位仮定減衰定数)を算出した。対象はUボルト支持部を有する実機配管系(28モデル)とした。

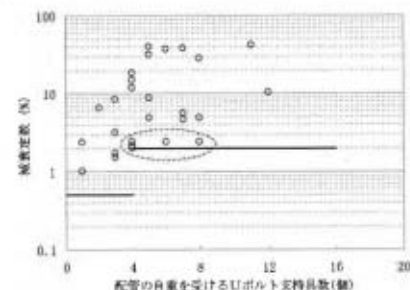
解析の結果、Uボルト4個以上の配管系において

- ・ 仮定変位 2.5mm の場合、減衰定数 2.0%以上が得られた。
- ・ 仮定変位 5.0mm の場合、減衰定数 1.0%以上が得られた。

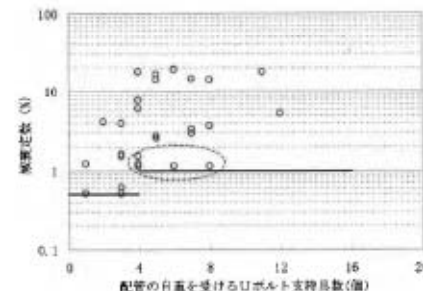
詳細計算による減衰定数の検討
(モード別減衰定数による検討)

変位仮定減衰モデルは計算結果からも分かるように「仮定する変位」に依存する。そこで変位 2.5mm の減衰定数及び変位 5.0mm の減衰定数のそれぞれ 2% 及び 1% を与える下限値を示した配管モデル(グラフにおいて \square) で囲んだ配管系)に対して、より詳細な解析を行い、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数を検討した。比較検討の結果、詳細計算結果と変位 2.5mm を与えた場合の結果が良く一致していることが分かり、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数を 2.0% に設定することとした。なお、2.0% の適用にあたっては、以下の項目を条件ととしている。
○Uボルトは、運転時に配管とボルト頂部との間に隙間があるよう施工されること。
○今回、検討対象としたUボルトの据付状態であること(水平配管の自重を架構で受けるUボルト)

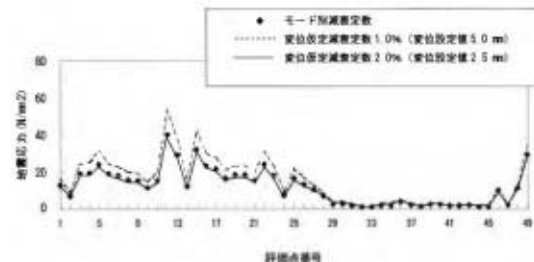
Uボルト支持配管系の減衰推算結果



(a) 変位設定値 2.5mm



(b) 変位設定値 5.0mm

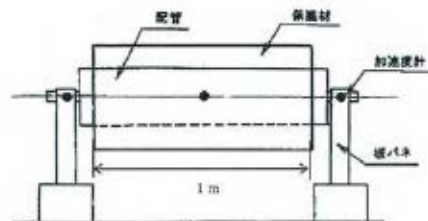


配管系の保温材による付加減衰定数

1. 試験体及び試験装置

配管口径8B、12B、20Bの試験体を用いて振動試験を実施した。試験装置の概要を下図に示す。振動試験は、保温材有りと無しの場合について実施した。

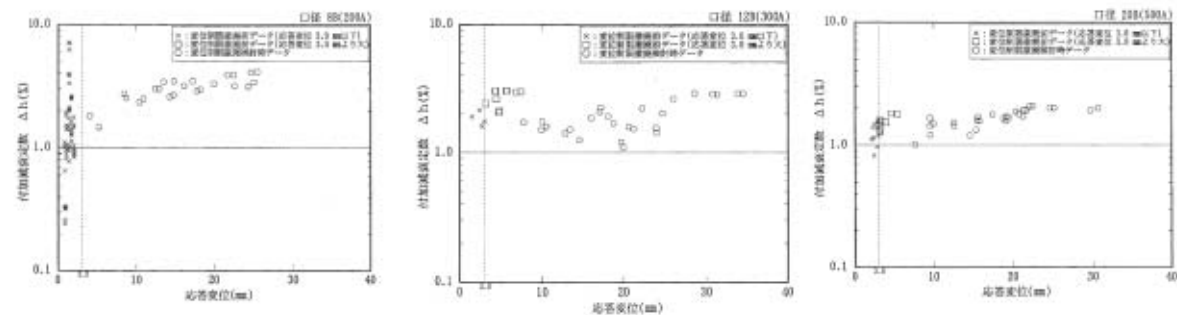
試験体は、純粹に保温材の減衰特性に与える影響を把握することができるように単純な形状のものを採用した。



試験装置の概略図

2. 試験結果

保温材有/無の結果を比較し、保温材が有る場合に付加できる減衰定数と変位との関係を示す。



3. 設計用減衰定数の設定

【試験結果】

試験の結果より、応答変位3mm以上の領域において保温材による付加減衰定数は1.0%以上であり、応答変位の増大に伴い漸増または一定の値を示す傾向にある。

なお、応答変位が3mm以下の領域では減衰データにばらつきがあり、付加減衰定数が1.0%以下のデータもあるが、3mm程度の応答変位では配管強度上問題はないため、付加減衰定数については3mm以上のデータを対象とした。

【設計用減衰定数の設定】

試験の結果より、保温材による付加減衰定数は1.0%とする。

ただし、本試験においては、金属保温材が施工されている配管長さは配管全長に対し40%以上を超える範囲であったことから、下記を適用条件として設定した。

- ①金属保温が施工されている配管長さが配管全長に対して40%以下の場合・・・1.0%を付加する。
- ②金属保温が施工されている配管長さが配管全長に対して40%を超える場合・・・0.5%を付加する。

定ピッチスパン法における標準支持間隔の算出について

1. 基本方針

溢水対象配管は耐震B, Cクラスであるが、基準地震動が作用した場合でも耐震性を有することを確認するために、基準地震動に対する定ピッチスパン法による標準支持間隔を算出するものである。なお、標準支持間隔の算出は以下の規準および規格に基づき実施する。

- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1987)
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」(JEAG4601・補-1984)
- ・日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1991 追補版)
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007)

また、標準支持間隔の計算に用いる配管系の設計用減衰定数については、試験等により妥当性が確認されている値※を使用する。

※電源開発株式会社大間原子力発電所1号機の工事計画認可申請に係る意見聴取会(機器・配管系)(第2回)意見反映版 資料4「機器・配管系の設計用減衰定数について(改2)」

2. 支持間隔算出の方法

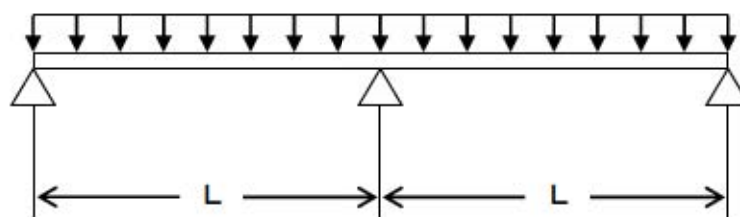
(1) 概要

標準支持間隔は、床区分ごとに配管系の直管部、曲がり部、集中質量部及び分岐部の各要素の地震応力等が許容値内になるように最大の支持間隔を算出する。

(2) 直管部の支持間隔

a. 解析モデル

各種配管を下図のように支持間隔Lで3点支持した等分布質量の連続はりモデル化する。この場合、支持点の拘束方向は軸直角方向のみとし、軸方向および回転に対しては自由とする。



b. 解析条件及び解析方法

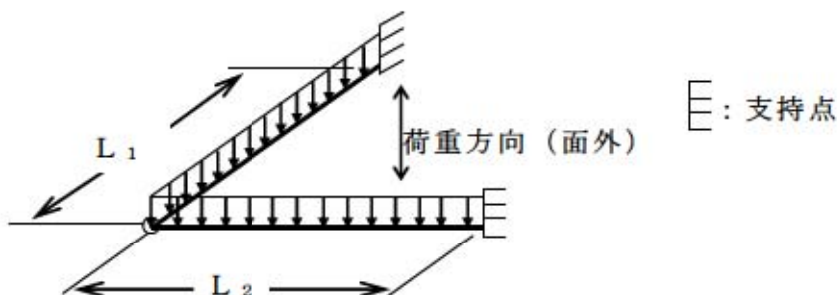
- (a) 各種配管について、設計用地震力による応力を算定するとともに、内圧および自重の影響を考慮して最大支持間隔を求める。
- (b) 配管の重量は、配管自体の重量と内部流体の重量とを合計した値とする。さらに、保温材のつく配管についてはその重量を考慮する。

(3) 曲がり部支持間隔

曲がり部支持間隔を定めるための直管部標準支持間隔との比を求める解析モデル、解析方法、解析条件、解析結果及び曲がり部の支持方針について次に示す。

a. 解析モデル

配管の曲がり部は、次に示すように、ピン結合両端固定の等分布質量の連続はりにモデル化する。



- L_1, L_2 : 曲がり部から支持点までの長さ
- L_E : 曲がり部支持間隔 ($L_E = L_1 + L_2$)
- w : 単位長さ当たりの質量
- 荷重方向 : 耐震性の評価方向
- 面外 : 配管で構成される面に対して直角方向

b. 解析条件及び解析方法

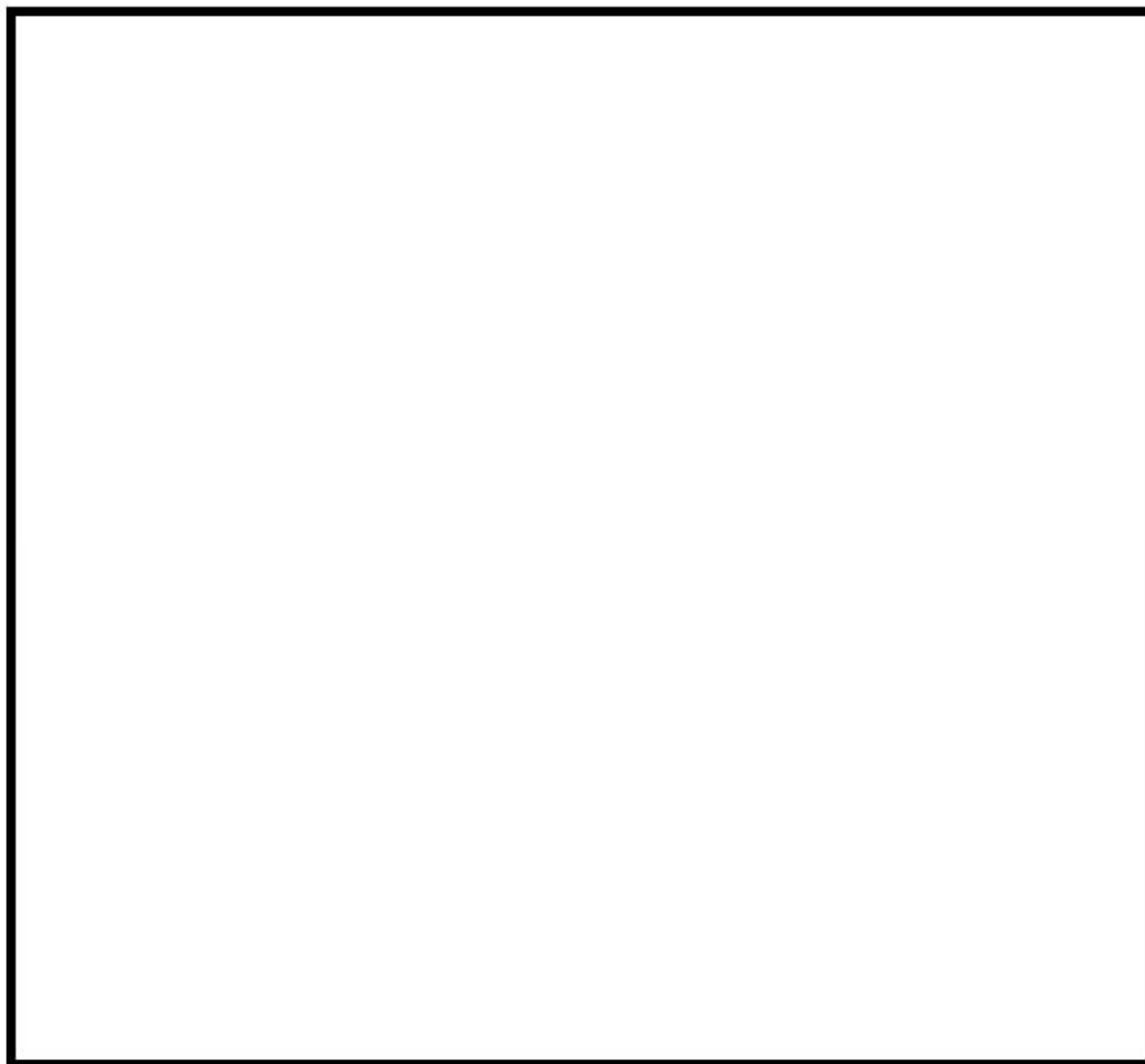
- (a) 固有振動数が、直管部標準支持間隔の固有振動数以上であること。
- (b) 水平地震力が加わった場合の曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の水平地震力による曲げモーメントより小さいこと。
- (c) 自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントより小さいこと。
- (d) a, b 及び c 項の各条件を満足する曲がり部支持間隔比 $\left(\frac{L_E}{L_0}\right)$ の最大値を、

$\left(\frac{L_1}{L_E}\right)$ の関数として求める。ただし、 L_0 は、直管部標準支持間隔を表す。

c. 解析結果及び支持方針

解析結果を、別紙2-図1「曲がり部支持間隔グラフ」に示す。

別紙2-図1「曲がり部支持間隔グラフ」は、曲がり部支持間隔を直管部標準支持間隔に対する比として示したものであり、次に示すとおり、曲がり部は、別紙2-図1「曲がり部支持間隔グラフ」の許容領域内で支持する。



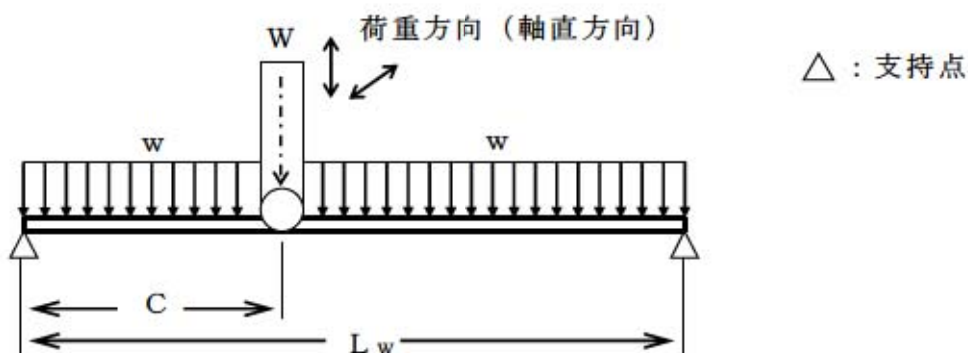
別紙2-図1 曲がり部支持間隔グラフ

(4) 集中質量部支持間隔

集中質量部支持間隔を定めるための直管部標準支持間隔との比を求める解析モデル、解析方法、解析条件、解析結果及び集中質量部の支持方針について次に示す。

a. 解析モデル

配管に重量物(弁又はフランジ)が設置される集中質量部は、次のように任意の位置に集中質量を有する両端支持のほりにモデル化する。



- L_w : 集中質量部支持間隔
- C : 支持点から集中質量点までの長さ
- w : 単位長さ当たりの質量
- W : 集中質量
- 荷重方向 : 耐震性の評価方向

b. 解析条件及び解析方法

- (a) 固有振動数が、直管部標準支持間隔の固有振動数以上であること。
- (b) 水平地震力が加わった場合の集中荷重及び等分布荷重の合計曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の水平地震力による曲げモーメントより小さいこと。
- (c) 自重及び鉛直地震力による集中荷重並びに等分布荷重の合計曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントより小さいこと。
- (d) $\left(\frac{C}{L_w}\right)$ をパラメータとし、a, b 及び c 項の条件を満足する集中質量部支持

間隔比 $\left(\frac{L_w}{L_0}\right)$ の最大値を、 $\left(\frac{W}{w \cdot L_0}\right)$ の関数として求める。ただし、 L_0 は、直管部標準支持間隔を表す。

c. 解析結果及び支持方針

解析結果を、別紙2-図2「集中質量部支持間隔グラフ」に示す。

別紙2-図2「集中質量部支持間隔グラフ」は、集中質量部支持間隔を直管部標準支持間隔に対する比として示したものであり、集中質量部は別紙2-図2「集中質量部支持間隔グラフ」の許容領域内で支持する



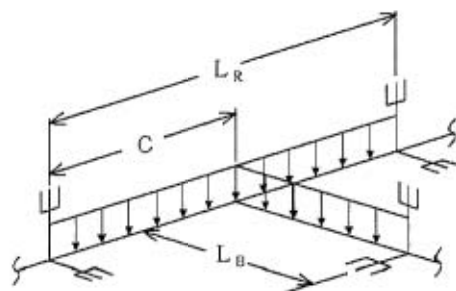
別紙2-図2 集中質量部支持間隔グラフ

(5) 分岐部支持間隔

分岐部支持間隔を定めるための直管部標準支持間隔との比を求める解析モデル、解析方法、解析条件、解析結果及び分岐部の支持方針について次に示す。

a. 解析モデル

配管の分岐部は、次に示す等分布質量の連続はりにモデル化する。



—E : 支持点

L_R : 分岐部母管長さ

L_B : 枝管長さ

L_0 : 直管部標準支持間隔

C : 母管支持点から枝管取付け点長さ

b. 解析条件及び解析方法

- (a) 固有振動数が、直管部標準支持間隔の固有振動数以上であること。
- (b) 水平地震力が加わった場合の曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の水平地震力による曲げモーメントより小さいこと。
- (c) 自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントが、直管部標準支持間隔の自重及び鉛直地震力による合計曲げモーメントより小さいこと。
- (d) (a)、(b) 及び (c) 項の条件を満足する分岐部支持間隔比 $\left(\frac{L_R}{L_0}\right)$ の最大値を、 $\left(\frac{L_B}{L_0}\right)$ の関数として求める。ただし、 L_0 は、直管部標準支持間隔を表す。

c. 解析結果及び支持方針

解析結果を、別紙2-図3「分岐部支持間隔グラフ」に示す。

別紙2-図3「分岐部支持間隔グラフ」は、分岐部支持間隔を直管部標準支持間隔に対する比として示したものであり、分岐部は別紙2-図3「分岐部支持間隔グラフ」の許容領域内で支持する。



別紙2-図3 分岐部支持間隔グラフ

3. 設計用地震力

解析に使用する設計用地震力は次のとおりである。

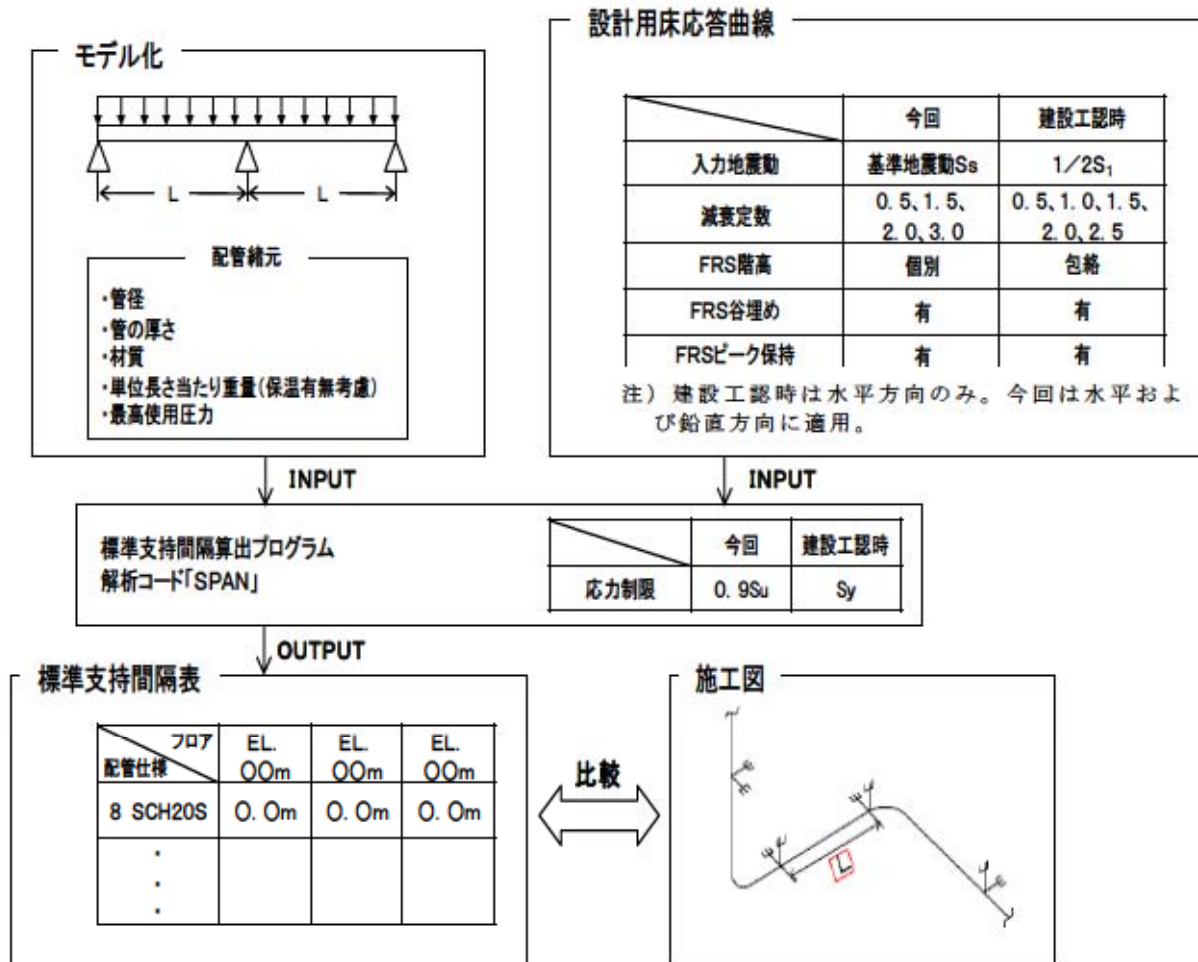
なお、減衰定数の設定において、保温材の効果は考慮している。

別紙2-表1 設計用地震力 (水平/鉛直方向) の種類

建 屋	床応答曲線高さ T. P. (m)	減衰定数 (%)
周辺補機棟 (RE/B)	17.8、24.8、33.1	0.5、1.5、 2.0、3.0
燃料取扱棟 (FH/B)	41.0、47.6、55.0	0.5、1.5、 2.0、3.0
原子炉補助建屋 (A/B)	10.3、17.8、24.8、33.1、 38.1、40.3、42.2、43.3、 47.6	0.5、1.5、 2.0、3.0
ディーゼル発電機 建屋 (DG/B)	10.3、18.8	0.5、1.5、 2.0、3.0
外部遮へい 建屋 (O/S)	17.0、17.8、24.8、 33.1、41.0、47.6、 51.9、56.2、60.5、 69.15、76.48、81.38、 83.10	0.5、1.5、 2.0、3.0
循環水ポンプ 建屋	10.05	0.5、1.5、 2.0、3.0

4. 具体的な評価手順

定ピッチスパン法を用いた具体的な評価イメージ図を別紙 2-図 4 に示す。



別紙 2-図 4 評価イメージ図

配管支持構造物の設計の考え方について

1. 支持構造物の種類と選定方針

地震に起因する溢水源評価の対象となる耐震B, Cクラス配管(低温配管)に設置される支持構造物は、主に支持装置、支持架構から構成されており、以下の原則に従って設計している。

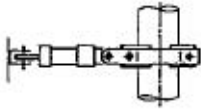
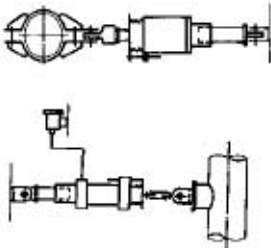

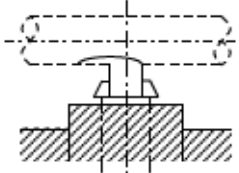
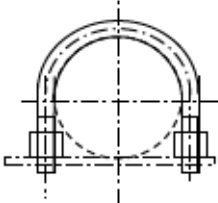
- ①地震荷重、自重による荷重およびそれらの組合せによって支持構造物に生じる応力が許容応力を超えないように設計する。
- ②低温配管の支持構造物は、直管部最大支持間隔における地震時の支持点荷重を用いる。
- ③支持構造物は剛な建屋床、壁等から支持する。
- ④支持構造物は拘束方向の設計荷重に対して十分な強度があり、かつ適切な剛性を有するものを選定する。

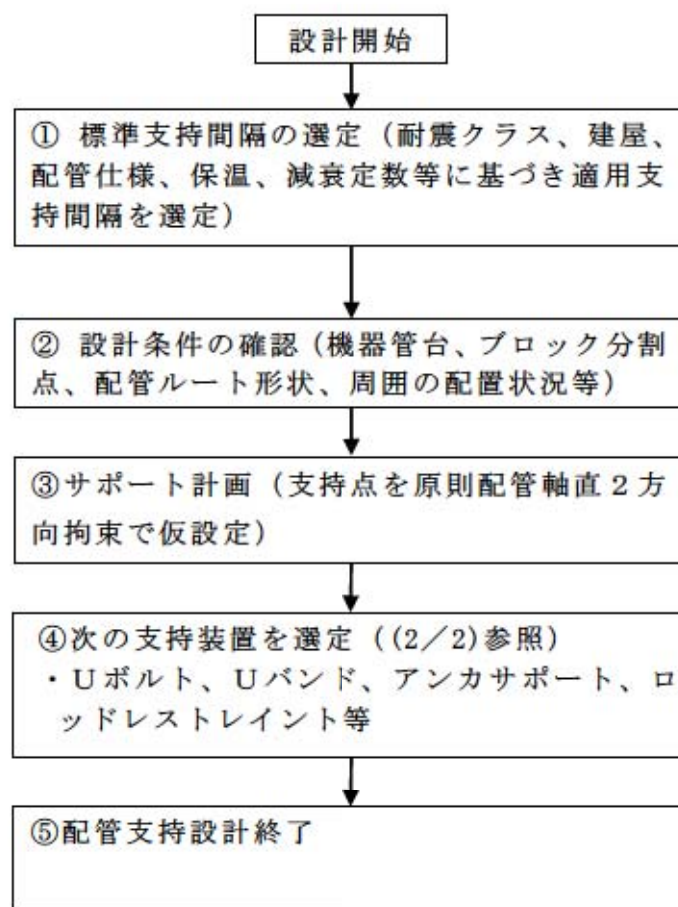
低温配管に設置される支持構造物は標準化が図られており、設計段階において標準化された部材選定表や製品から、個々の条件に適合する支持構造物を選定している。以下に低温配管に用いる支持構造物の種類、およびその選定方針について示す。

(1) 支持装置の種類と選定方針

支持構造物のうち支持装置は、定ピッチスパン法で算出した最大支持間隔において、地震時に支持装置にかかる荷重に耐えられるものを部材選定表や製品から選定する。支持装置の機能と用途を別紙3-表1に、また、選定フローを別紙3-図1に示す。

別紙3-表1 支持装置の機能と用途

支持装置名称	概念図	機能	用途
ロッド レストレイント (リジットサポート (架構形))		<p>ロッドレストレイントは、取付け方向の配管変位を拘束し、同方向の自重、熱膨張、地震荷重又は機械的荷重を支持する目的で使用する。取付け方向以外は変位可能である。</p> <p>同一機能であるリジットサポート(架構形)は、形鋼を組み合わせて架構として支持する。</p>	<p>ロッドレストレイントは、支持点から床、壁面等までの距離があり、支持架構が大掛かりとなる場合に使用する。</p> <p>床、壁面等に接近している場合はリジットサポート(架構形)を使用する。</p>
オイルスナバ		<p>スナバは、熱膨張のような緩やかな動きは拘束せずに、地震力又は機械的荷重の急激な変動荷重が加わった時に配管を拘束する。</p> <p>スナバにはオイルスナバ及びメカニカルスナバがある。</p>	<p>地震荷重又は機械的荷重による発生応力の低減を目的として使用する。</p>
メカニカルスナバ		<p>アンカサポートは、配管に直接溶接されたラグ又は配管固定用クランプと架構部分から構成され、それを建屋側に剛に取り付けることで配管の軸力及び回転を完全に拘束する。</p> <p>ガイドサポートは、アンカサポートとほぼ同形状であるが、一定の方向に熱膨張変位を許容し、支持架構部分がベースプレート上を滑る構造である。</p>	<p>地震荷重又は機械的荷重による発生応力の低減を目的として使用する。</p> <p>保守頻度を低減することができる。</p>
アンカサポート (ガイドサポート)		<p>アンカサポートは、配管に直接溶接されたラグ又は配管固定用クランプと架構部分から構成され、それを建屋側に剛に取り付けることで配管の軸力及び回転を完全に拘束する。</p> <p>ガイドサポートは、アンカサポートとほぼ同形状であるが、一定の方向に熱膨張変位を許容し、支持架構部分がベースプレート上を滑る構造である。</p>	<p>長い直管部の固定用サポートとして使用される他、配管解析範囲の境界サポートとして使用する。</p>
Uボルト (Uバンド)		<p>Uボルトは、U形状のボルトで配管を固定するもので、配管軸直2方向を拘束するが、配管軸方向の変位及び回転を拘束しない。</p> <p>Uバンドは、Uボルトとほぼ同形状であるが、鋼板で配管を固定するもので、小口径用で、配管軸直2方向及び軸方向を拘束するが、回転を拘束しない。</p>	<p>Uバンドは、小口径配管に使用する。</p>

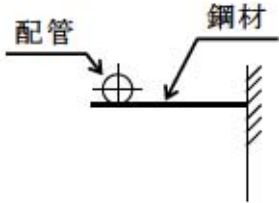
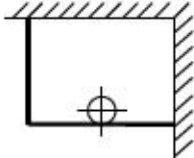
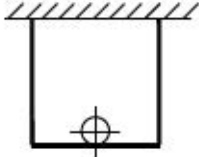
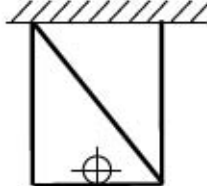
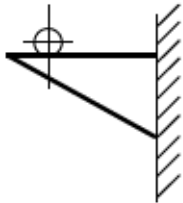



別紙3-図1 支持装置の選定フロー (1/2)

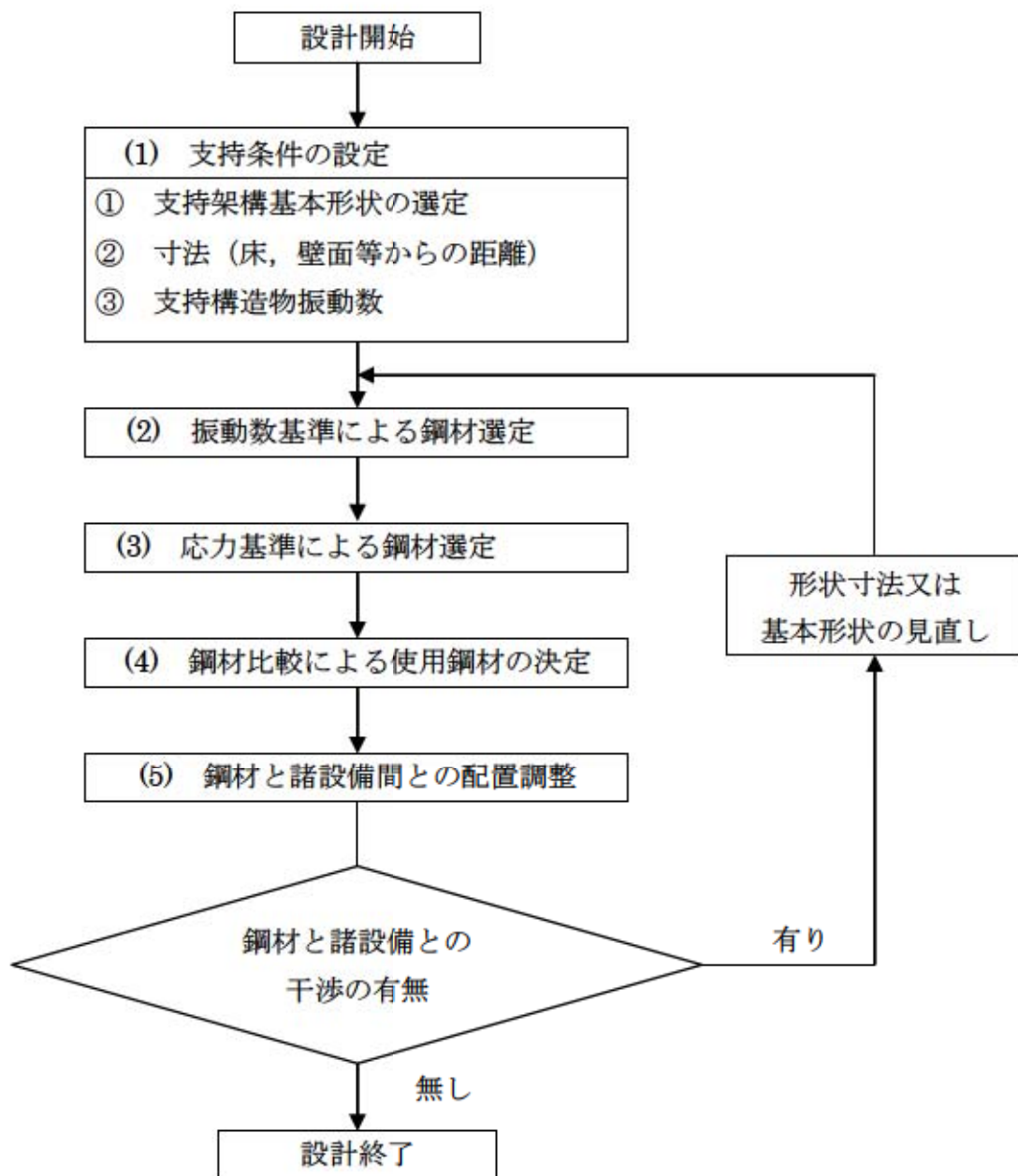
(2) 支持架構の種類と選定方針

支持装置と同様、定ピッチスパン法で算出した最大支持間隔において、支持架構にかかる荷重に耐えられるものを選定(以下、「応力基準」という。)するとともに、配管系が設置されている建屋との共振を避けることを目的として、支持構造物の剛性にも配慮した選定(以下、「振動数基準」という。)を行う。支持架構には形鋼を用い、配管の支持点と床壁面からの距離および周囲の配置状況といった個々の条件から、適用する形鋼の種類およびサイズを選定する。応力基準により選定したものと、振動数基準により選定したものを比較し、より大きな断面係数および断面二次モーメントを有する支持架構を採用する。支持架構の基本形状例を別紙3-図2に、選定フローについて別紙3-図3に示す。

添付資料6 耐震B, Cクラス機器の耐震評価について (別紙3)

タイプ-1	タイプ-2
	
タイプ-3	タイプ-4
	
タイプ-5	タイプ-6
	

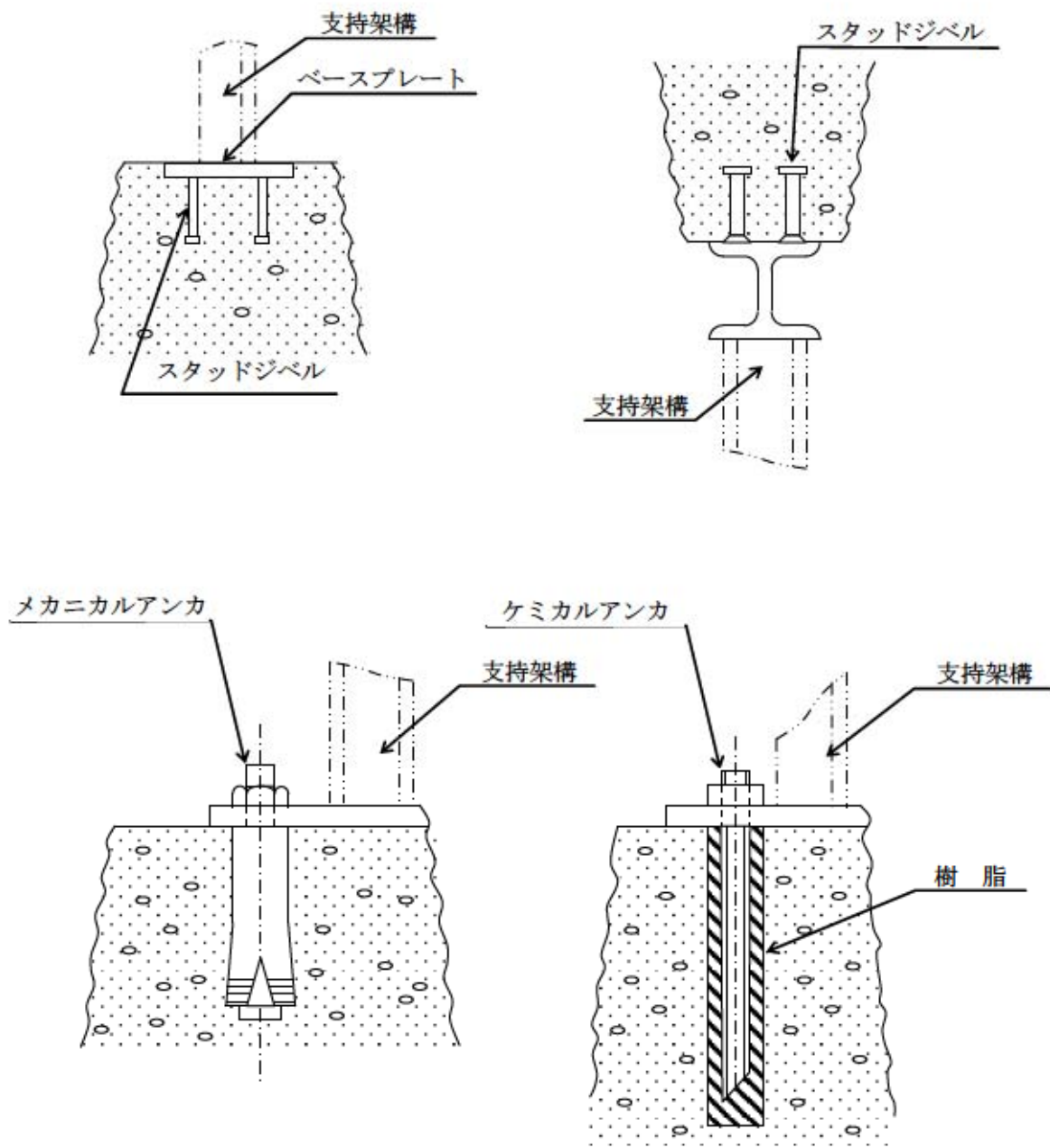
別紙3-図2 支持架構の基本形状例



別紙3-図3 支持架構の設計フロー

(3) 定着部(埋込金物)の種類と選定方針

埋込金物には、コンクリート打設前に設定してそのまま埋込む直埋形埋込金物とコンクリート打設後コンクリートに穴をあけて打ち込むシンチアンカまたはケミカルアンカがある。直埋形埋込金物は鋼板またはH形鋼にスタッドジベルを溶接したものであり、用途および荷重等により数種類の型式に分類される。シンチアンカおよびケミカルアンカは直埋形埋込金物の設置が困難な場所、あるいはコンクリート打設後に支持構造物の追加取付が必要な場合等に使用する。直埋形埋込金物、シンチアンカ等の金物類は標準化されており、仕様毎に許容荷重が設定されている。埋込金物の例を別紙3-図4に示す。



別紙3-図4 定着部 (埋込金物) の例

耐震B, Cクラス配管の耐震評価における検討事項について

今回の評価においては、耐震B, Cクラス配管に対して定ピッチスパン法による評価(定ピッチスパン法による評価を満足しない場合は3次元はりモデルによる評価を実施。)及び一端固定片持ちはりによる建屋間相対変位に対する一次+二次応力評価(一次+二次応力評価を満足しない場合は疲労評価実施。)を実施したが、以下の追加検討を行っていることから、その評価方針について説明する。

- ・建屋間を渡る配管の評価方法を整理し、建屋間相対変位による一次+二次応力が $2S_y$ を超えた場合には、3次元はりモデルによる評価を実施する。
- ・高温配管に対して3次元はりモデルによる評価を実施する。
- ・支持構造物の健全性について検討を実施する。

1. 建屋間相対変位による一次+二次応力評価について

(1) 概要

配管が異なる建物・構築物間にわたって施工される部分については、建物・構築物間の相対変位を考慮する設計を行っている。

ここの建屋間相対変位の影響評価は、一次応力(定ピッチスパンによる発生応力)と簡易なはりモデルを用いて算出する建屋間相対変位による二次応力を組み合わせる手法と、3次元はりモデルによる手法があるが、これらについて説明する。

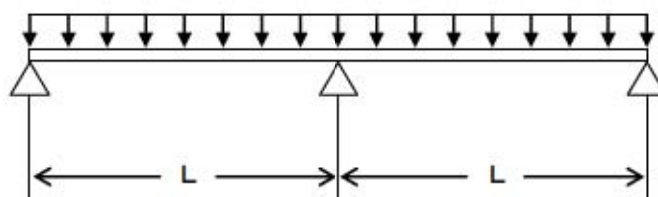
(2) 相対変位の影響評価方法

a. 定ピッチスパン法

定ピッチスパン法に基づく建屋間相対変位の影響評価は、簡易なはりモデルを用いて建屋間相対変位の二次応力を算出し、一次応力(定ピッチスパンによる発生応力)と組み合わせる手法である。

① 定ピッチスパン法による一次応力算出方法

建屋渡り配管を別紙4-図1に示す支持間隔 L で3点支持した等分布質量の連続はりにモデル化する。この場合、支持点の拘束条件は軸直角方向のみとし、軸方向及び回転に対しては自由とする。

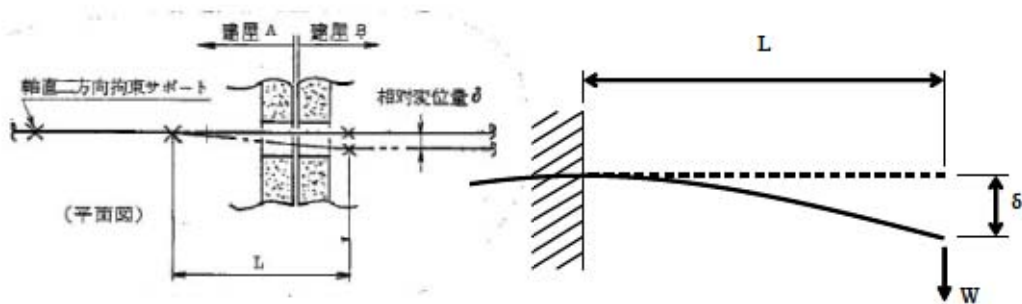


別紙4-図1 定ピッチスパン法

② 建屋間相対変位による発生応力

配管が異なる建屋間に渡って敷設される部分については、建物・構築物間の相対変位 (δ) により発生する二次応力を考慮して評価を実施する。

なお、建設時においては、建屋間の相対変位の影響を考慮した支持構造物の配置がなされていることから、基本的には一端固定片持ちはりモデルによる評価が可能であると考えているが、評価については、支持構造物の種類及び配置状況等を踏まえて実施する。



L : 建屋間を渡る配管の支持間隔

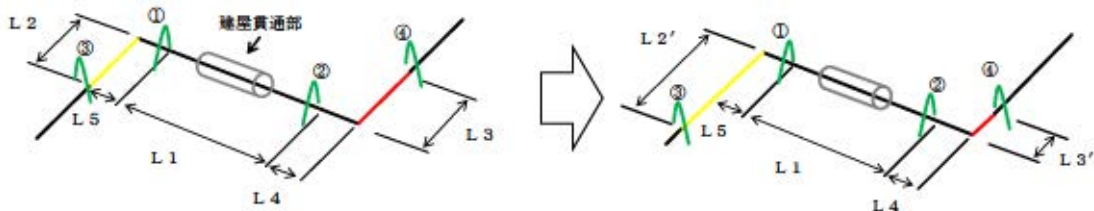
δ : 建屋間相対変位

$W = \frac{3EI}{L^3} \delta$: 建屋間相対変位 δ により生じる荷重

$M = WL$: 建屋間相対変位 δ により生じるモーメント

$\sigma = \frac{M}{Z}$: 2次応力

【一端固定片持ちはりモデル】



建屋間相対変位 (δ) を受ける配管について、変位に対する吸収長を考慮して L1 ~ L5 を設定することで、L1 両端の支持点①、②の回転角は拘束されずに「支持-支持」となる。

L3 が短くなった場合 (L3') は、②の支持点の回転角が小さくなり、拘束条件が「固定」に近くなるが、変位に対する吸収長を確保するために設計管理上 L2 を長くすること (L2') により①の支持点の回転角は拘束されず、L1 両端では「固定-支持」となる。

【建屋間相対変位に対する考慮】

別紙4-図2 建屋間相対変位により生じる応力の算出方法

一次応力評価

相対変位の影響がある範囲の実支持間隔のうち、最大スパンをLとする。

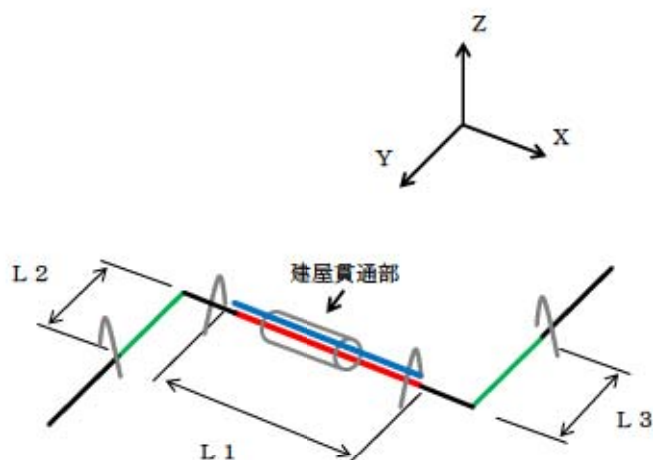
二次応力評価

相対変位の影響がある範囲の実支持間隔のうち、最小スパンをLとする。

X方向 : $L_2 + L_3$

Y方向 : L_1

Z方向 : L_1



別紙4-図3 建屋を渡る配管の支持間隔算出方法

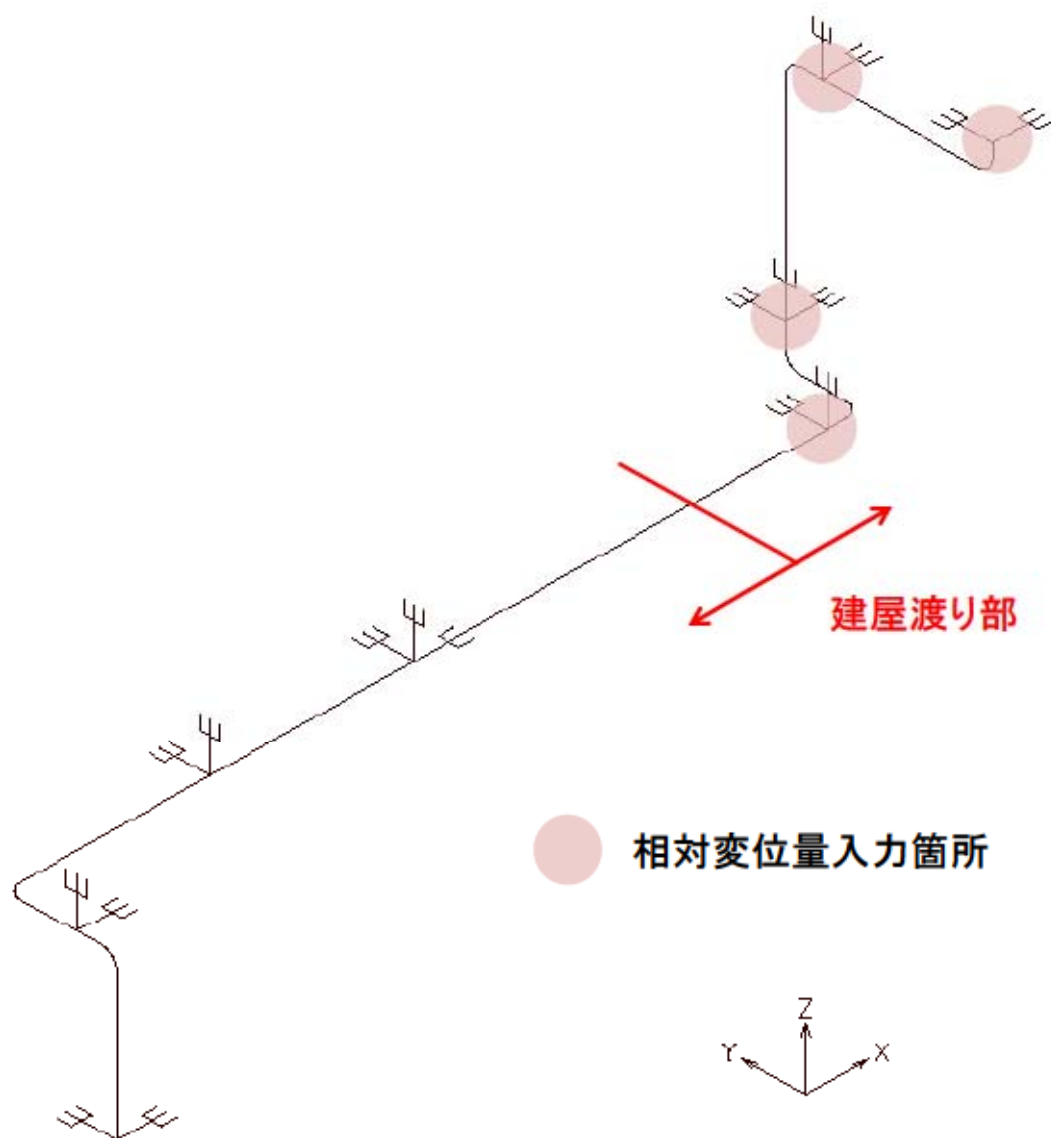
③ 評価基準値との比較

①項で算出した一次応力と②項で算出した二次応力を足し合わせ評価基準値(シェークダウン限界)との比較を行う。

b. 3次元はりモデル

3次元はりモデルに基づく建屋間相対変位の影響評価は、建屋渡り配管を3次元はりでモデル化を行い、一方の建屋の配管拘束点に建屋間の相対変位量を入力し、一次+二次応力を算出して、評価基準値(シェークダウン限界)との比較を行っている。

別紙4-図4に3次元はりモデルの例を示す。



別紙4-図4 3次元はりモデル例

2. 高温配管の評価方針

今回の評価範囲における高温配管に対して、耐震計算における発生応力が大きくなるケースを検討し、代表配管を選定して評価を実施する。

(1) 代表の選定

1次応力評価は原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1987より、下記の式で評価される。

$$S = \frac{P D_0}{400 t} + \frac{0.75 i_1 (M_a + M_b)}{Z}$$

ここで、

- S : 一次応力 (kgf/mm²)
- P : 地震と組み合わせるべき運転状態における圧力 (kgf/cm²)
- D₀ : 管の外径 (mm)
- t : 管の厚さ (mm)
- i₁ : 応力係数で「告示 501 号」第 57 条に規定する値又は 1.33 のいずれか大きい方の値
- M_a : 管の機械的荷重 (自重その他の長期的荷重に限る。) により生じるモーメント (kgf・mm)
- Z : 管の断面係数 (mm³)
- M_b : 管の機械的荷重 (地震を含めた短期的荷重) により生じるモーメント (kgf・mm)

上式をSI単位化し、式を分解すると次式のようになる。

$$S = \underbrace{\frac{P D_0}{4 t}}_{\text{内圧の項}} + \underbrace{\frac{0.75 i_1 M_a}{Z}}_{\text{自重の項}} + \underbrace{\frac{0.75 i_1 M_b}{Z}}_{\text{地震の項}}$$

各項には内圧、口径、肉厚に関する項目 (P, D₀, t, Z) が含まれるため、同じ内圧、口径、肉厚のものを1つのグループとして扱う。

同じグループの中では、各項目について応力が高くなる場合は以下のとおりである。

添付資料6 耐震B, Cクラス機器の耐震評価について(別紙4)

内圧：最高使用圧力が大きい場合

自重：配管重量が大きい場合(実スパンが大きい場合)

地震：配管重量が大きく(実スパンが大きく)、地震加速度が大きい場合

内圧の項については、グルーピングした中では同じ値であり、また、地震の項については自重に地震加速度を乗じたものであるため、一次応力については地震の項が支配的となる。

よって、各グループの代表としては、地震の項が最も大きくなる配管(配管重量に加速度を乗じた値が最も大きいもの)を代表とする。

なお、各グループの中で自重の項が最大となる配管は上記代表と一致していることを確認している。

3. 耐震B, Cクラス配管の支持構造物の健全性について

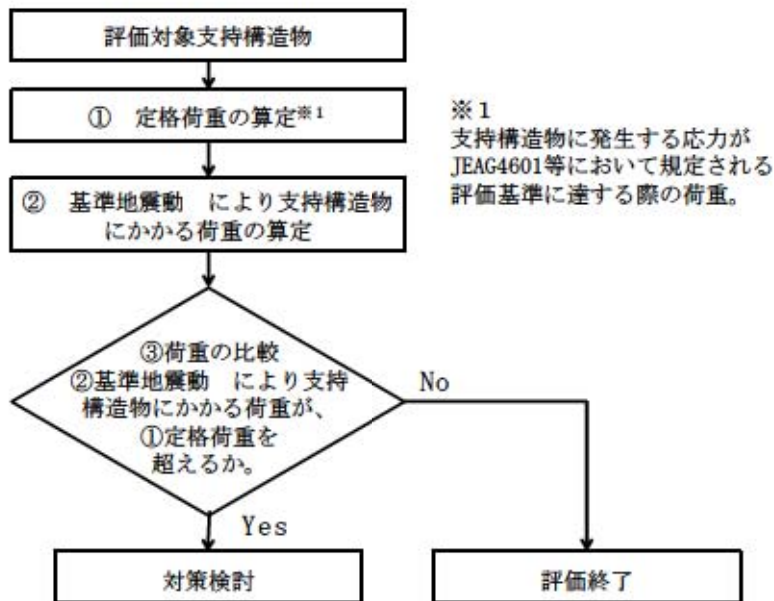
(1) 評価方針

支持構造物(支持装置、支持架構、定着部)に発生する応力が、評価基準値内となる荷重(定格荷重)を算定し、基準地震動により支持構造物にかかる荷重が定格荷重以下となることを確認する。

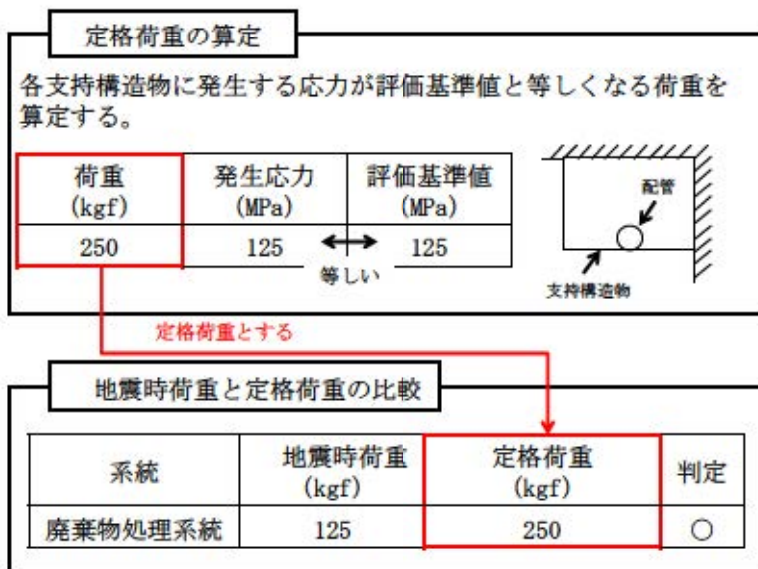
確認の結果、定格荷重を超える支持構造物については補強等、対策を検討する。

評価の流れを別紙4-図5に、評価の概要を別紙4-図6に、支持構造物の例を別紙4-図7に示す。

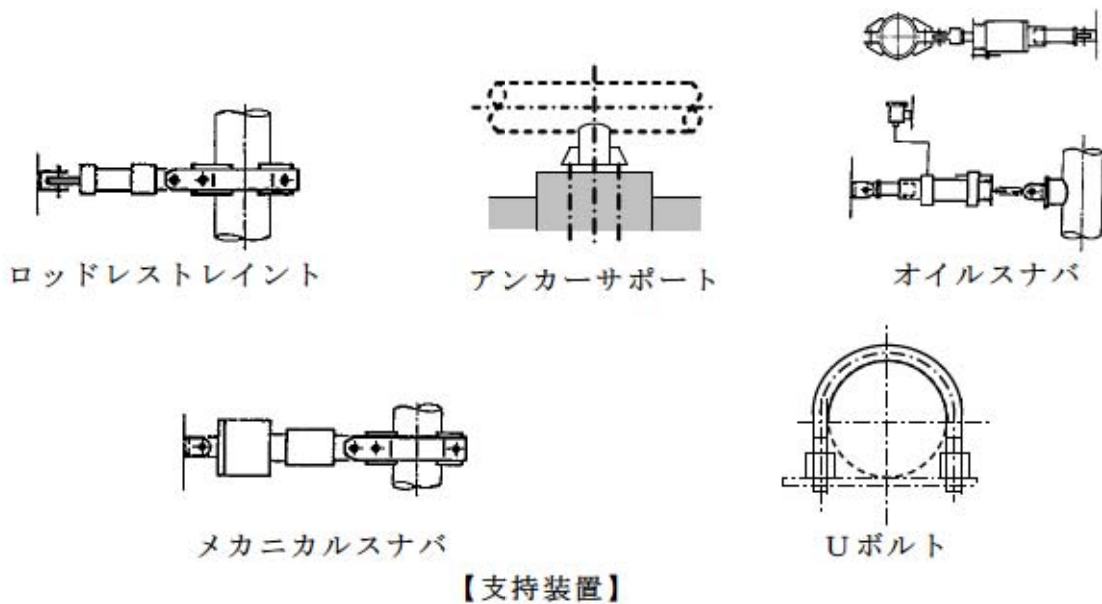
添付資料6 耐震B, Cクラス機器の耐震評価について (別紙4)



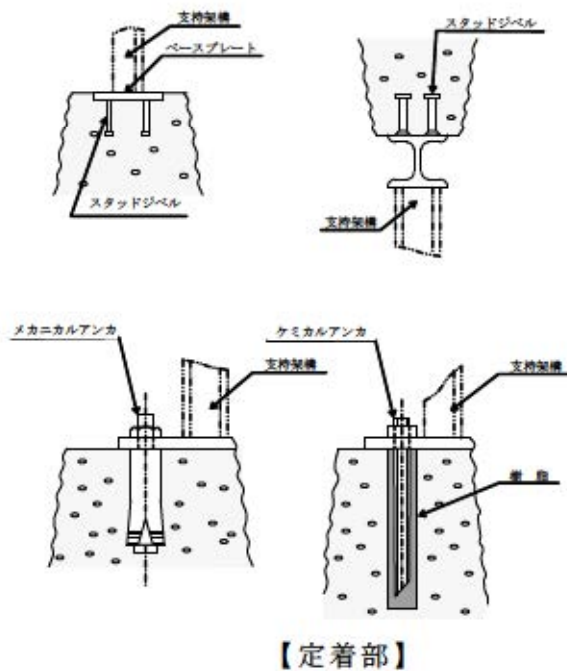
別紙4-図5 定格荷重を基準とした支持構造物の評価の流れ



別紙4-図6 支持構造物の荷重評価の概要



<p>タイプ-1</p>	<p>タイプ-2</p>
<p>タイプ-3</p>	<p>タイプ-4</p>
<p>タイプ-5</p>	<p>タイプ-6</p>



(注) 架構の主要寸法HおよびLは、配管の支持点位置と建屋床、壁、または天井等との間の距離及び支持装置の設置に必要な寸法により決定する。

【支持架構】

別紙4-図7 代表的な支持構造物の例

追而【地震津波側審査の反映】
(耐震B, Cクラス機器の耐震評価結について、基準地震動の確定後に評価を実施する)

《平成25年12月の審査会合時点における耐震B, Cクラス機器の耐震評価結果》

1. はじめに

本資料では、平成25年7月8日の原子炉設置変更許可申請時点における基準地震動による地震力に対して、耐震B, Cクラス機器の耐震性を確認した結果を示す。

2. 容器およびポンプの耐震評価結果

容器およびポンプの耐震評価で適用した評価手法・条件および評価結果について添付1に示す。また、規格基準上の評価手法・条件を比較するため、耐震Sクラス容器等の代表的な評価手法・条件も併せて示す。

添付1に示すとおり、最大発生応力がいずれも評価基準値を満足していることを確認した。なお、一部の容器に対しては、溢水防止の観点から添付2に示すとおり耐震補強工事を実施した。

3. 配管の耐震評価結果

配管の耐震評価結果を添付3に示す。添付3に示すとおり、対象配管の実支持スパンが定ピッチスパンによる標準支持間隔を下回っており、最大発生応力がいずれも評価基準値を満足していることを確認した。

添付4の建屋間相対変位による一次+二次応力評価の評価結果においても、最大発生応力が評価基準値を満足していることを確認した。

また、高温配管に対する3次元はりモデルに基づく評価結果の一部を例として添付5に示す。

4. 配管支持構造物の耐震評価結果

配管システムの耐震評価として、支持構造物の定格荷重が発生荷重に対して十分であることが確認された支持構造物の中から、最も評価が厳しい支持構造物の裕度を添付6に示す。

耐震評価対象容器等の評価手法・条件および結果整理表 (構造強度) (1 / 4)

区分	設備名称	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	JIS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等)		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	相違内容	○:同じ ●:異なる	相違内容	○:同じ ●:異なる	相違内容		○:同じ ●:異なる	相違内容
	耐震Sクラス 容器	鋼板 支持脚 基礎ボルト	—	—	—	—	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	—	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	—	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—	代表的な評価手法・条件	
	サンプル冷却器	冷却器 (配管本体)	一次	35	396	○	(応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)1次元2次リ線要素モデル (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—	新製補修工事実施	
	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	冷却器 (配管本体)	一次	43	396	○	(応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)1次元2次リ線要素モデル (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—	新製補修工事実施	
	使用済燃料ピット冷却器	鋼板	一次応力	92	334	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
		鋼板	一次+二次	123	202	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
	臭ガス除去装置 (臭ガス冷却器)	冷却コイル	一次応力	47	396	○	(応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)1次元2次リ線要素モデル (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
		冷却コイル	一次+二次	50	290	○	(応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)1次元2次リ線要素モデル (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
	ガス圧縮装置 (封水冷却器)	鋼板	一次応力	49	400	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
		鋼板	一次+二次	47	173	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
	洗浄排水発生装置 (加熱器)	ラグ	組合せ	147	235	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
		鋼板	一次+二次	57	209	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
	濃液発生装置 (加熱器)	ラグ	組合せ	141	235	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
		鋼板	一次+二次	55	209	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
	ほう酸回収装置 (蒸発器)	取付ボルト	引張	151	177	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
		鋼板	一次+二次	127	155	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
	ブローダウンサンプル冷却器	冷却器 (配管本体)	一次	46	396	○	(応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)1次元2次リ線要素モデル (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—	新製補修工事実施	
	非再生冷却器	鋼板	一次応力	125	334	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
		鋼板	一次+二次	116	202	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
	補助蒸気復水モニタ冷却器	冷却器 (配管本体)	一次	121	396	○	(応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)1次元2次リ線要素モデル (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
	封水冷却器	基礎ボルト	引張	29	210	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		
		鋼板	一次+二次	35	221	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく 応答加速度的による評価 (応力解析)公成等による評価	○	(応答解析)モーダル法 (応力解析)モーダル法	○	(水圧)1.0倍 (地震)1.0倍	—		

耐震評価対象容器等の評価手法・条件および結果整理表 (構造強度) (2 / 4)

区分	設備名称	評価部位	応力分類	発生種	評価基準値	EAG等の機械基準の代替的耐震評価手法・条件上の投資							
						解析手法(公式等による評価、スペクトルモデル解析法)		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	内容	内容
容器・タンク・装置	使用済燃料ピット脱塩塔	支持脚	組合せ	89	261	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
		支持脚	一次十二次 (産品)	0.34 [#]	1 [#]	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	共振軸と向け応力に対する許容値との比較評価のため集約なし。
	使用済燃料ピットフィルタ	基礎ボルト	引張	26	210	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
		スカート	一次十二次 (産品)	0.02 [#]	1 [#]	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	共振軸と向け応力に対する許容値との比較評価のため集約なし。
	体積制御タンク	胴板	組合せ一次	47	267	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
		スカート	一次十二次 (産品)	0.04 [#]	1 [#]	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	共振軸と向け応力に対する許容値との比較評価のため集約なし。
	燃料取替用水加熱器	取付ボルト	引張	91	168	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
		胴板	一次十二次	104	209	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
	空調用冷凍機	基礎(取付)ボルト	引張	20	193	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
	空調用冷水貯留タンク	基礎ボルト	引張	78	210	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
		胴板	一次十二次	43	222	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
	ほう酸回収装置濃床式脱塩塔	支持脚	組合せ	152	261	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
		支持脚	一次十二次 (産品)	0.59 [#]	1 [#]	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	共振軸と向け応力に対する許容値との比較評価のため集約なし。
	ほう酸回収装置脱塩塔フィルタ	胴板	組合せ一次	13	267	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
		スカート	一次十二次 (産品)	0.02 [#]	1 [#]	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	共振軸と向け応力に対する許容値との比較評価のため集約なし。
	ほう酸回収装置置イオン脱塩塔	支持脚	組合せ	57	261	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
		支持脚	一次十二次 (産品)	0.22 [#]	1 [#]	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	共振軸と向け応力に対する許容値との比較評価のため集約なし。
	濃液蒸留水タンク	スカート	組合せ	30	270	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
		スカート	一次十二次 (産品)	0.17 [#]	1 [#]	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	共振軸と向け応力に対する許容値との比較評価のため集約なし。
	洗浄排水タンク	胴板	一次応力	86	403	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	
胴板		一次十二次	163 (0.10) [#]	151 (1) [#]	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	1) 向比許容値に於ける応答減衰係数 共振軸と向け応力に対する許容値との比較評価のため集約なし。	
洗浄排水蒸留水タンク	基礎ボルト	引張	19	210	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—		
	スカート	一次十二次 (産品)	0.08 [#]	1 [#]	○	「応答解析」各設備の固有値に基づき応答加速度による評価 [応力解析] 白成等による評価	○	「応答解析」モデルなし。 [応力解析] 1要素モデル	○	0.6π[1.0] [0.6π]1.0	—	共振軸と向け応力に対する許容値との比較評価のため集約なし。	

耐震評価対象容器等の評価手法・条件および結果整理表 (構造強度) (3 / 4)

区分	設備名等	評価部位	応力分類	発生値 MPa	評価基準値 MPa	JEAQ等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違							
						解析手法 (公式等による評価、 スベクトルモデル解析他)		解析モデル		減衰定数		その他 (評価条件 (強度、圧力等)の変更)	
						○: 同じ ●: 異なる	相違内容	○: 同じ ●: 異なる	相違内容	○: 同じ ●: 異なる	相違内容		
製薬・タンク・設備	洗浄排水濃縮廃液タンク	基礎ボルト	引張	28	210	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
		スカート	一次+二次 (座屈)	0.09 [※]	1 [※]	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	※圧縮と引張応力に対する許容値との比率評価 のため単位なし。
	廃液フィルタ	鋼板	組合せ一次	13	276	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
		スカート	一次+二次 (座屈)	0.02 [※]	1 [※]	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	※圧縮と引張応力に対する許容値との比率評価 のため単位なし。
	洗浄排水フィルタ	基礎ボルト	引張	17	210	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
		スカート	一次+二次 (座屈)	0.01 [※]	1 [※]	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	※圧縮と引張応力に対する許容値との比率評価 のため単位なし。
	ブローダウンタンク	基礎ボルト	引張	89	210	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
		スカート	一次+二次 (座屈)	0.08 [※]	1 [※]	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	※圧縮と引張応力に対する許容値との比率評価 のため単位なし。
	中央制御室給気ユニット	基礎(取付)ボルト	引張	98	210	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
	安全補機閉器室給気ユニット	基礎(取付)ボルト	引張	40	204	○	[応答解析]各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 [応力解析]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
	安全補機室冷却ユニット	基礎(取付)ボルト	引張	11	204	○	[応答解析]各設備の固有値に基づく 応答加速度による評価 [応力解析]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
	試料採取室給気ユニット	基礎(取付)ボルト	引張	16	210	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
	出入管理室冷却ユニット	基礎(取付)ボルト	引張	51	210	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
	飲料水タンク	基礎ボルト	引張	46	210	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
		スカート	一次+二次 (座屈)	0.12 [※]	1 [※]	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	※圧縮と引張応力に対する許容値との比率評価 のため単位なし。
	ほう酸補給タンク	支持構造物	組合せ	157	261	○	[応答解析]スベクトルモデル補数 [応力解析]FEM補数	○	[応答解析]FEMモデル [応力解析]FEMモデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	
鋼板		一次+二次	22	173	○	[応答解析]スベクトルモデル補数 [応力解析]FEM補数	○	[応答解析]FEMモデル [応力解析]FEMモデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-	-耐震補修工事実施	
補助蒸気ドレンタンク	鋼板	組合せ一次	6	234	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-		
セメント固化装置 乾燥機排水器	鋼板	一次	22	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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-		
	鋼板	一次+二次	16	174	○	[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]公成等による評価	○	[応答解析]モデルなし [応力解析]1質点モデル	○	(基準)1.0% (規範)1.0%	-		

耐震評価対象容器等の評価手法・条件および結果整理表 (構造強度) (4 / 4)

区分	設備名称	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	JIS B 9000の機械基準の代替的評価手法・条件上の規定							
						解析手法(公式等による評価、スベクトルモード解析等)		解析モデル		減衰定数		その他(評価条件(速度、圧力等の変更))	
						○:同じ ●:異なる	評価内容	○:同じ ●:異なる	評価内容	○:同じ ●:異なる	評価内容		
B1	耐震Bクラスポンプ	基礎ボルト 取付ボルト	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	代替的評価手法・条件
	酸液ドレンポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	5	198	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	洗浄排水濃縮廃液ポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	11	195	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	濃縮廃液ポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	10	195	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	使用済燃料ピットポンプ	原動機取付ボルト	引張	8	210	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	空調用冷水ポンプ	基礎ボルト	せん断	5	160	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	ほう酸回収装置給水ポンプ	基礎ボルト	せん断	6	160	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	廃液給水ポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	6	153	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	廃液蒸留水ポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	6	153	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	洗浄排水ポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	5	153	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	洗浄排水蒸留水ポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	6	153	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	補助蒸気ドレンポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	7	195	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
	1次系補給水ポンプ	基礎ボルト	せん断	7	160	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—	
湧水ピットポンプ	ポンプ取付ボルト	引張	7	160	○	「応答解析」:各設備の固有値に基づき 応答加速度による評価 「応力解析」:応答等による評価	○	「応答解析」:φ40mmL 「応力解析」:真直モデル	○	「水平」:1.0% 「鉛直」:1.0%	—		

耐震B, Cクラス機器耐震補強工事について

今回の評価対象の耐震B, Cクラス機器のうち、下記設備について耐震補強工事を実施した。

- ① A, B-サンプル冷却器
- ② 格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器
- ③ A, B, C-ブローダウンサンプル冷却器
- ④ ほう酸補給タンク

対策前後の状況は以下に示すとおりであり、①～③は、いずれもコイル状の伝熱管を有する設備であり、この伝熱管の振動を防止するためサポート追設工事を実施した。また、④については基礎部の補強（ボルト追設）工事を実施している。

① A, B-サンプル冷却器

【補強前】

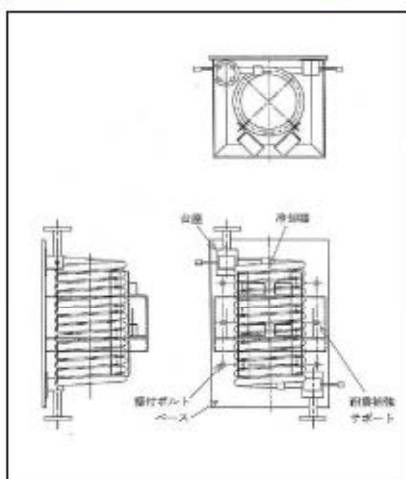


サンプル冷却器

【補強後】



耐震補強



構造図

評価結果

評価部位	発生値 (MPa)		評価基準値 (MPa)	裕度 (補強前/補強後)
	補強前	補強後		
冷却器 (本体)	192	35	396	2.06/11.31
台座	183	18	204	1.11/11.33
ベース	111	53	279	2.51/5.26
取付ボルト	引張	3	210	70.00/210.00
	せん断	3	160	53.33/80.00
	組合せ	3	210	70.00/210.00
耐震補強サポート	—	15	279	- /18.60

② 格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器

【補強前】

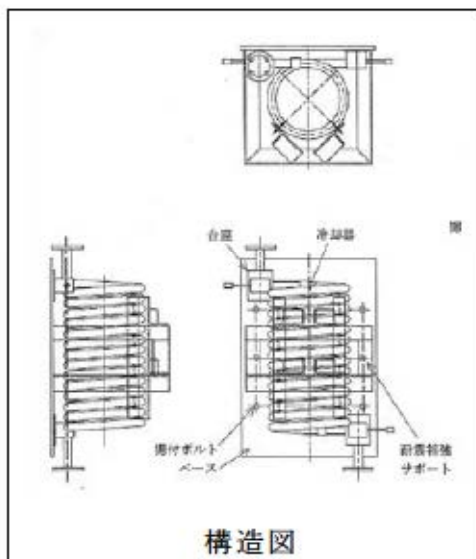


格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器

【補強後】



耐震補強



評価結果

評価部位	発生値 (MPa)		評価基準値 (MPa)	裕度 (補強前/補強後)	
	補強前	補強後			
冷却器 (本体)	233	43	396	1.69/9.20	
台座	231	21	204	0.88/9.71	
ベース	140	63	279	1.99/4.42	
取付ボルト	引張	4	1	210	52.50/210.00
	せん断	3	2	160	53.33/80.00
	組合せ	4	1	210	52.50/210.00
耐震補強サポート	—	17	279	- /16.41	

③ A, B, C-ブローダウンサンプル冷却器

【補強前】

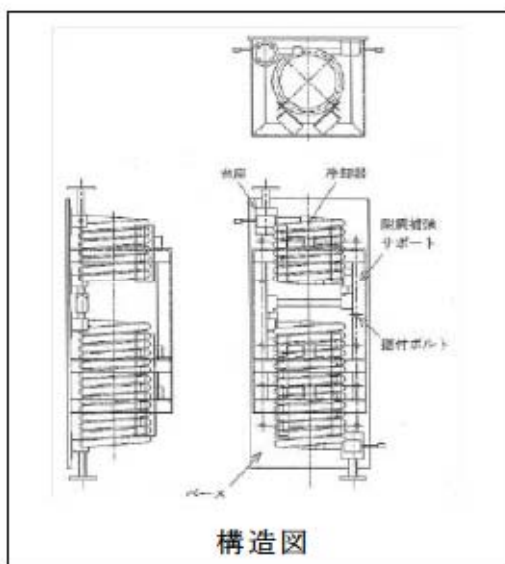


ブローダウンサンプル冷却器

【補強後】



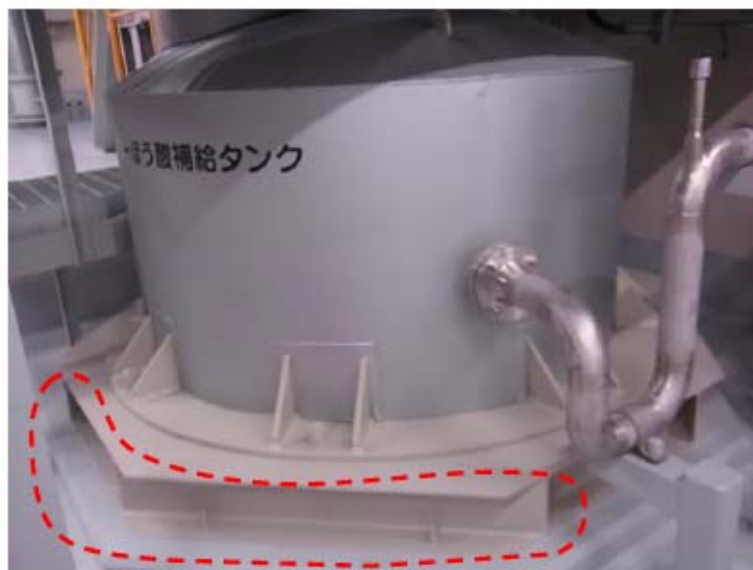
耐震補強



評価結果

評価部位	発生値 (MPa)		評価基準値 (MPa)	裕度 (補強前/補強後)
	補強前	補強後		
冷却器 (本体)	297	46	396	1.33/8.60
台座	259	29	204	0.78/7.03
ベース	160	56	279	1.74/4.98
取付ボルト	引張	5	210	42.00/210.00
	せん断	4	160	40.00/80.00
	組合せ	5	210	42.00/210.00
耐震補強サポート	-	21	279	-/13.28

④ ほう酸補給タンク



基礎部補強 (ボルト追加)

評価結果

評価部位		発生値 (MPa)		評価基準値 (MPa)	裕度 (補強前/補強後)		
		補強前	補強後				
胴板	一次	—※1	34	400	—/11.76		
	一次+二次		22			173	—/7.86
支持構造物	組合せ	—※1	157	261	—/1.66		
取付ボルト	引張	—※1	8	210	—/26.25		
	せん断		54			160	—/2.96
	組合せ		8			210	—/26.25
基礎ボルト (追設ボルト)	引張	68	20	210/451	3.08/22.55		
	せん断	264	130	160/346	0.60/2.66		
	組合せ	—※2	20	—/451	—/22.55		

※1：基礎ボルト NG のため、その他部位は評価せず。

※2：せん断力 NG のため、評価せず。

耐震評価対象配管の配管条件・評価方法および結果整理表

系統名	材質	配管の条件		評価基準	評価結果	(参考) 最大支持 間隔値(m)*3
		温度 150℃超 口径 4B 以上	建屋間 相対変位			
補助蒸気系統	CS, SUS	○*1	○*2	配管支持間 隔が基準地 震動 Ss1 に より策定し た定ピッチ スパン表に おける最大 支持間隔以 下であるこ と。	○	1.7
原子炉補機冷却水系統	CS, SUS	—	○*2		○	1.6
原子炉格納容器スプレイ系統	SUS	—	—		○	2.3
化学体積制御系統	SUS	—	○*2		○	1.8
空調用冷水系統	CS	—	○*2		○	1.8
飲料水系統	CS, SUS	—	○*2		○	2.5
機器ドレン系統	SUS	—	—		○	3.9
原子炉補給水系統 (脱塩水)	SUS	—	○*2		○	1.8
床ドレン系統	SUS	—	—		○	6.2
1次系建屋 水消火系統	CS	—	○*2		○	2.2
機器ドレン回収系統	SUS	—	—		○	3.6
主蒸気および給水系統	CS, SUS	○*1	○*2		○	2.5
原子炉補給水系統 (1次系純水)	SUS	—	○*2		○	1.8
1次冷却系統	SUS	—	—		○	3.5
燃料取替用水系統	SUS	—	—		○	3.1
使用済燃料ピット水浄化冷却系統	SUS	—	○*2		○	1.8
蒸気発生器ブローダウン系統	CS, SUS	—	○*2		○	1.6
安全注入系統	SUS	—	○*2		○	1.7
試料採取系統	SUS	—	○*2		○	1.7
気体廃棄物処理系統	SUS	—	—		○	3.6
液体廃棄物処理系統	CS, SUS	—	○*2		○	1.3
固体廃棄物処理系統	SUS	—	—	○	3.6	
地下水排水系統	CS	—	○*2	○	2.7	
原子炉補機冷却海水系統	CS, SUS	—	—	○	3.5	

*1: 建設時、熱の影響が大きい配管は、定ピッチスパンにて耐震設計を行い、3次元はりモデルにて熱影響評価を実施

*2: 建屋相対変位の影響評価を実施する。

*3: 各系統の配管仕様における最大支持間隔のうち最小のもの

定ピッチスパン法に基づく一次+二次応力評価結果

口径 [インチ]	T.P. [m]	建屋		一次応力 (注1)					一次+二次応力 (注2)		判定
				自重 [MPa]	内圧 [MPa]	地震 [MPa]	一次合計 [MPa]	評価基準 値 [MPa]	一次+二 次 [MPa]	評価基準 値 [MPa]	
3/80D	10.3	R/B(EB)	A/B	3.7	0.5	5.9	11	430	114	356	○
3/4	17.8	EL/B	A/B	21.5	17.6	219.0	259	321	572	380	×
1・1/2	10.3	DG/B	R/B(EB)	4.0	24.7	13.5	43	264	181	294	○
2	2.8	EL/B	A/B	39.1	4.7	175.5	220	272	593	322	×
3	2.8	EL/B	A/B	17.3	3.8	77.7	99	253	376	280	×
4	17.8	EL/B	A/B	10.5	7.2	37.5	56	264	955	294	×
6	24.8	A/B	R/B(EB)	11.1	8.8	41.6	62	315	342	358	○
8	17.8	R/B(EB)	A/B	27.3	22.5	254.5	305	401	549	346	×
10	10.3	R/B(EB)	A/B	5.8	10.8	10.1	27	315	429	376	×
16	2.3	A/B	R/B(EB)	18.9	15.1	51.5	86	315	383	376	×
22	2.3	EL/B	R/B(EB)	7.2	14.5	31.4	54	354	93	482	○

注1：内圧、自重および地震による一次応力。包絡的な設計条件で実施。

注2：地震のみによる一次+二次応力の変動値の厳しいものを代表に記載（片持ち梁モデルで評価を実施した。）

R/B(EB)：原子炉建屋、A/B：原子炉補助建屋、EL/B：電気建屋、DG/B：ディーゼル発電機建屋

3次元はりモデルに基づく一次+二次応力評価結果

口径 [インチ]	T.P. [m]	建屋		一次応力 (注1)					一次+二次応力 (注2)		判定
				自重 [MPa]	内圧 [MPa]	地震 [MPa]	一次合 計 [MPa]	評価基 準 値 [MPa]	一次+二 次 [MPa]	評価基 準 値 [MPa]	
3/4	17.8	EL/B	A/B	13.65	0.00	70.99	85	321	348	380	○
2	2.8	EL/B	A/B	13.19	0.00	53.50	67	272	115	322	○
3	2.8	EL/B	A/B	6.13	3.72	8.15	18	253	99	280	○
4	17.8	EL/B	A/B	0.28	8.58	34.12	43	264	372	376	○
8	17.8	R/B(EB)	A/B	3.07	0.00	166.22	170	401	344	346	○
10	10.3	R/B(EB)	A/B	5.68	10.07	6.75	23	315	219	376	○
16	2.3	A/B	R/B(EB)	4.21	14.98	9.83	30	315	81	376	○

注1：内圧、自重および地震による一次応力

注2：地震のみによる一次+二次応力の変動値

3次元はりモデルによる高温配管評価

系統	温度 (℃)	配管		材質	内圧 最高 使用 圧力 (MPa)	自重 スパン 重量 (ton)	地震		評価結果					
		配管 口径 (B)	肉厚 (mm)				加速度 (G)	重量× 加速度	3次元梁 (MPa)					
									内圧	自重	地震	1次応力 合計	許容値	評価
主蒸気系統	291	30	33	SB410	7.48	3.31	2.7	8.84	47.5	9.0	13.0	70	351	○
主給水系統	235	16	21.4	STPA24-S	10.75	1.65	3.8	6.21	52.0	4.7	10.5	68	352	○
補助蒸気系統	185	8	8.2	STPT370-S	0.93	0.55	3.9	2.11	6.1	12.2	46.9	66	315	○
補助蒸気系統	185	6	7.1	STPT370-S	0.93	0.22	5.4	1.19	5.4	7.8	35.5	49	315	○
主給水系統	235	6	11	STPT480-S	10.75	0.18	3.4	0.62	40.4	17.7	164.9	223	380	○
補助蒸気系統	185	4	6	STPG370-E	0.93	0.15	5.7	0.84	4.4	18.7	84.2	108	263	○
主蒸気系統	291	4	8.6	STPT370-S	7.48	0.09	6.5	0.61	24.9	2.0	199.1	226	315	○

配管支持構造物の裕度評価結果 (基準地震動 Ss1)

支持配管情報						支持構造物裕度		
プラント	系統	配管口径 (B)	材質	建屋	配管 T.P. [m]	定着部	架構	支持装置
泊 3 号炉	CWS	2	CS	FH/B	33.6	7.99	1.00	3.38