

東海第二発電所

内部溢水の影響評価について

平成29年8月10日
日本原子力発電株式会社

1. 概要
 2. 溢水防護対象設備の設定
 3. 溢水源の想定
 4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定
 5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針
 6. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価
 7. 消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価
 8. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価
 9. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水影響評価
 10. 海水ポンプエリアの溢水影響評価
 11. タービン建屋における溢水影響評価
 12. 防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価
 12. 1 屋外タンクの溢水による影響評価 ※次回ご説明
 12. 2 廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋からの溢水影響評価
 12. 3 その他の地震起因による敷地内溢水影響評価 ※次回ご説明
 12. 4 地下水による影響評価
 13. 放射性物質を内包する液体の漏えいの防止
- 添付 火災防護区画設置を反映した蒸気影響評価について

1.1 基本方針の見直し

【変更前(前回審査会合2017年6月)】

- 原子炉建屋最下層空間が比較的狭隘であることから、溢水を上層階にも滞留させる。



余震による滞留水のスロッシング対策等の特別な対応が必要



【変更後】

- 溢水は、最下層に滞留させる。
- 最下層の滞留水位を削減させるために、更なる耐震補強を行う。

これにより、溢水滞留に係る方針は先行プラントと同様

【変更前】 溢水滞留は、最下層及び上層階 (東二特有)

【変更後】 溢水滞留は、最下層のみ (先行プラント同様)

1. 概要(2/3)

1.2 耐震補強による溢水量の削減

- CUW系, CRD系の耐震補強により, 地震時の溢水量を約40%削減
(約205m³→約124m³)
- 最下層の最大水位が最大約85cmから約64cmに減少



1. 概要(3/3)

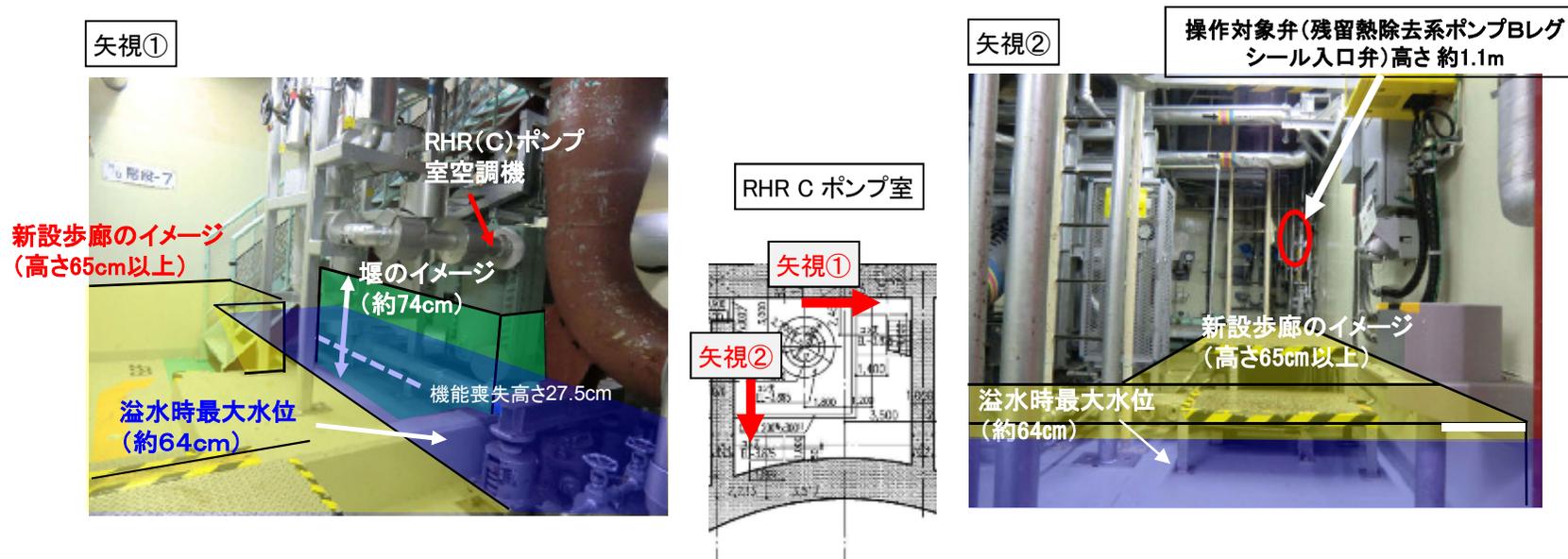
1.3 設備の健全性及び重大事故等対応要員のアクセス性

- 設備の健全性

原子炉棟の最下層に設置されている設備について、没水により機能喪失しないよう、堰の設置対策を実施

- 重大事故等対応要員のアクセス性

重大事故等対応要員のアクセス性に影響しないよう、歩廊等の設置対策を実施



2. 溢水防護対象設備の設定(1/2)

2.1 防護対象設備の抽出

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

(1) 重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を適切に維持するために必要な設備

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

(2) 使用済燃料プールの冷却・給水機能を適切に維持するために必要な設備

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

2. 溢水防護対象設備の設定(2/2)

(3) 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定

(1)及び(2)で抽出した系統, 設備について, 図2. 1のフローに従い溢水影響評価対象設備を抽出。

溢水影響評価対象外とする考え方は表2. 1のとおり。

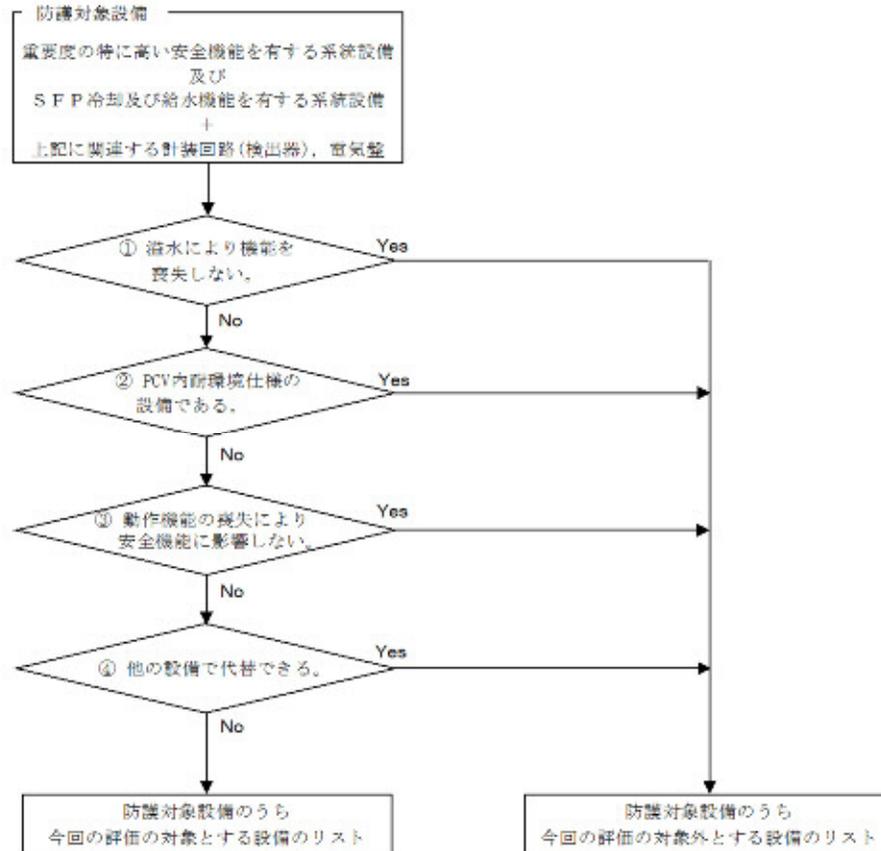


図2. 1 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

表2. 1 溢水影響評価の対象外とする理由

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

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

3. 溢水源の想定(1/6)



溢水源は、発生要因別に分類した以下の溢水を想定。

- (1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等(以下「想定破損」という。)により生じる溢水。
- (2) 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水。
- (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水。
- (4) その他の要因(地下水の流入, 地震以外の自然現象, 機器の誤作動等)により生じる溢水。(以下「その他の溢水」という。)

3.1 想定破損により生じる溢水

配管は、内包する流体のエネルギーに応じて溢水評価ガイドに従い以下の2種類に分類

○高エネルギー配管: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: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以下の配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。なお、運転圧力が静水頭圧の配管は除く。

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

3. 溢水源の想定(2/6)

3.1.1 高エネルギー配管の評価

高エネルギー配管の破損の形状については、溢水評価ガイド附属書Aに基づきターミナルエンドは完全全周破断，ターミナルエンド以外(一般部)は、許容応力の0.8倍または0.4倍に応じた破損形状として評価。

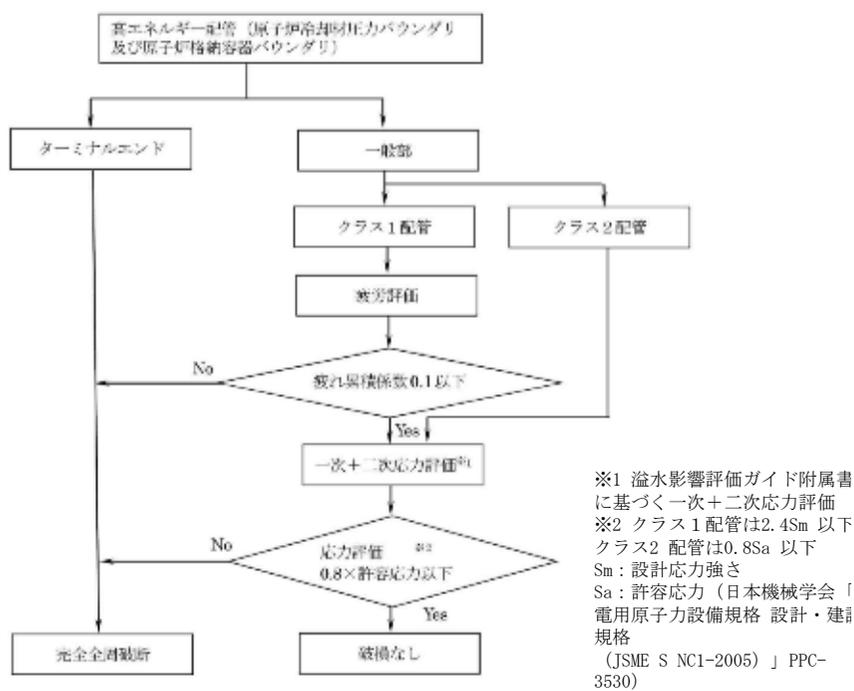


図3.1 高エネルギー配管の破損形状評価フロー
(原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ)

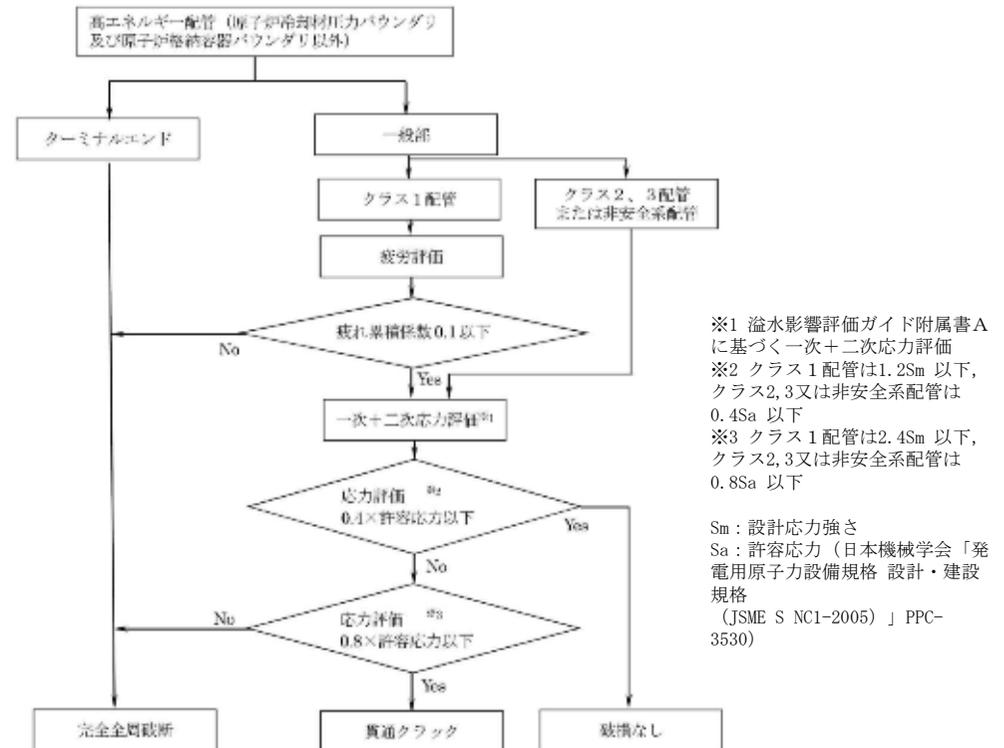


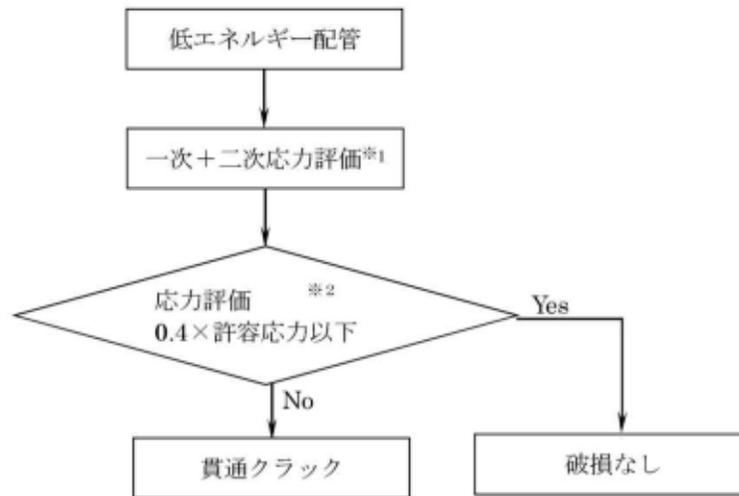
図3.2 高エネルギー配管の破損形状評価フロー
(原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外)

3. 溢水源の想定(3/6)

3.1.2 低エネルギー配管の評価

低エネルギー配管の破損の形状については、貫通クラックを想定。

一部の低エネルギー配管，溢水評価ガイド附属書Aに基づき許容応力の0.4倍を下回る場合は破損を想定しない。



※1 溢水ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価
※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管は0.4Sa 以下
それ以外の配管のうち，クラス1配管は1.2Sm 以下，クラス2、3 又は非安全系配管は0.4Sa 以下
Sm：設計応力強さ
Sa：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」PPC-3530）

図3.3 低エネルギー配管の破損形状評価フロー

3.1.3 応力に基づく評価結果

溢水評価ガイド附属書Aの規定を満たす配管については，溢水影響評価における破損は想定しない。

3. 溢水源の想定(4/6)



想定破損により生じる溢水の設定条件は以下のとおり。

- ◇ 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。
- ◇ 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。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部規程に定める。
- ◇ 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。

3.2 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

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の設定条件は以下のとおり。

- ◇ 自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから、消火栓からの放水を考慮。ただし、ガス消火設備や消火器等を用いて消火活動を行うことを前提としている区画については、当該区画における放水を想定しない。
- ◇ 消火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。
- ◇ 格納容器スプレイについては、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから(インターロック等の誤作動や運転員の人的過誤がそれぞれ単独で発生しても誤作動しない)スプレイ水の誤動作による溢水の影響は考慮しない。

3. 溢水源の想定(5/6)

3.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

- ◇ 水, 蒸気, 油等を内包する系統のうち, 基準地震動 S_s による地震力に対する耐震性が確認されていない耐震B, Cクラスに属する系統を溢水源として選定
- ◇ 地震による使用済燃料プール等のスロッシングについても溢水源として想定

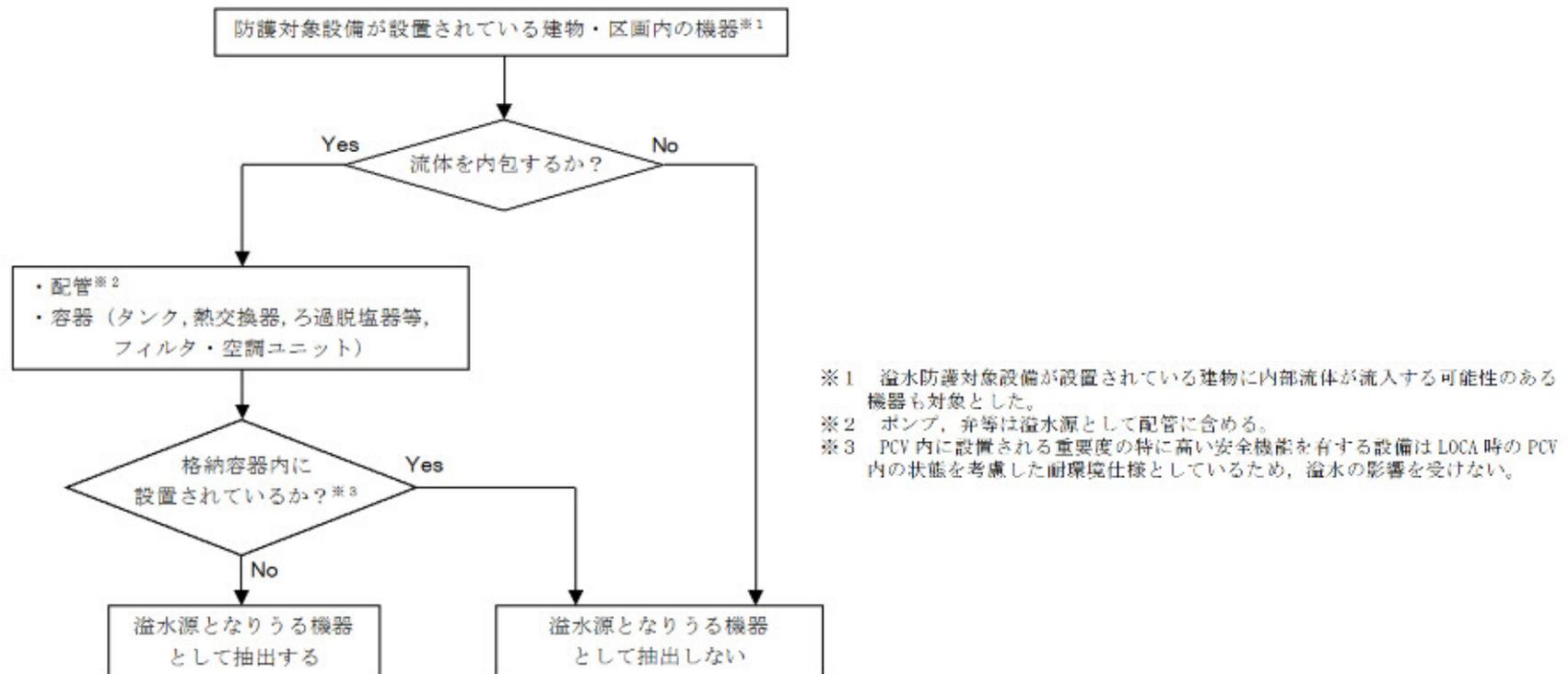


図3. 4 溢水源となりうる機器の抽出の考え方

3. 溢水源の想定(6/6)



3.4 その他の溢水

◇ その他の溢水については、以下を想定する。

- ・地下水の流入, 大雨, 屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象やその波及的影響に伴う溢水
- ・機器の誤作動※や弁グランド部, 配管フランジ部からの漏えい事象
- ・人的過誤による漏えい

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

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(1/10)

4.1 溢水経路の設定

4.1.1 溢水経路設定の基本方針

- (1) 原子炉建屋各階は、6階を除き、基本的に東側エリア、西側エリアに位置的に分離し、溢水は上層階から下層階へそれぞれのエリアごとに流下させる。
- (2) 原子炉建屋6階の溢水は、最下階の地下2階東側エリアが比較的狭隘であることを考慮し、東側エリアに流下させない。
- (3) 溢水は、床ドレンファンネルからドレンラインを經由して地下2階の床ドレンサンプに収集することとし、床ドレンサンプに収集することができないものは各階に滞留しても影響がないようにする。
- (4) 上層階から下層階への流下経路を限定することにより、溢水影響範囲を可能な限り限定する。
- (5) 溢水水位はアクセス性に影響のない水位とする。

4.1.2 堰の設定に対する考え方

・溢水拡大防止堰

溢水伝播を制限するための堰であり、流下経路としての伝播を考慮しない。

・溢水拡大軽減堰

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

4.1.3 溢水経路の評価方針

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

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(2/10)

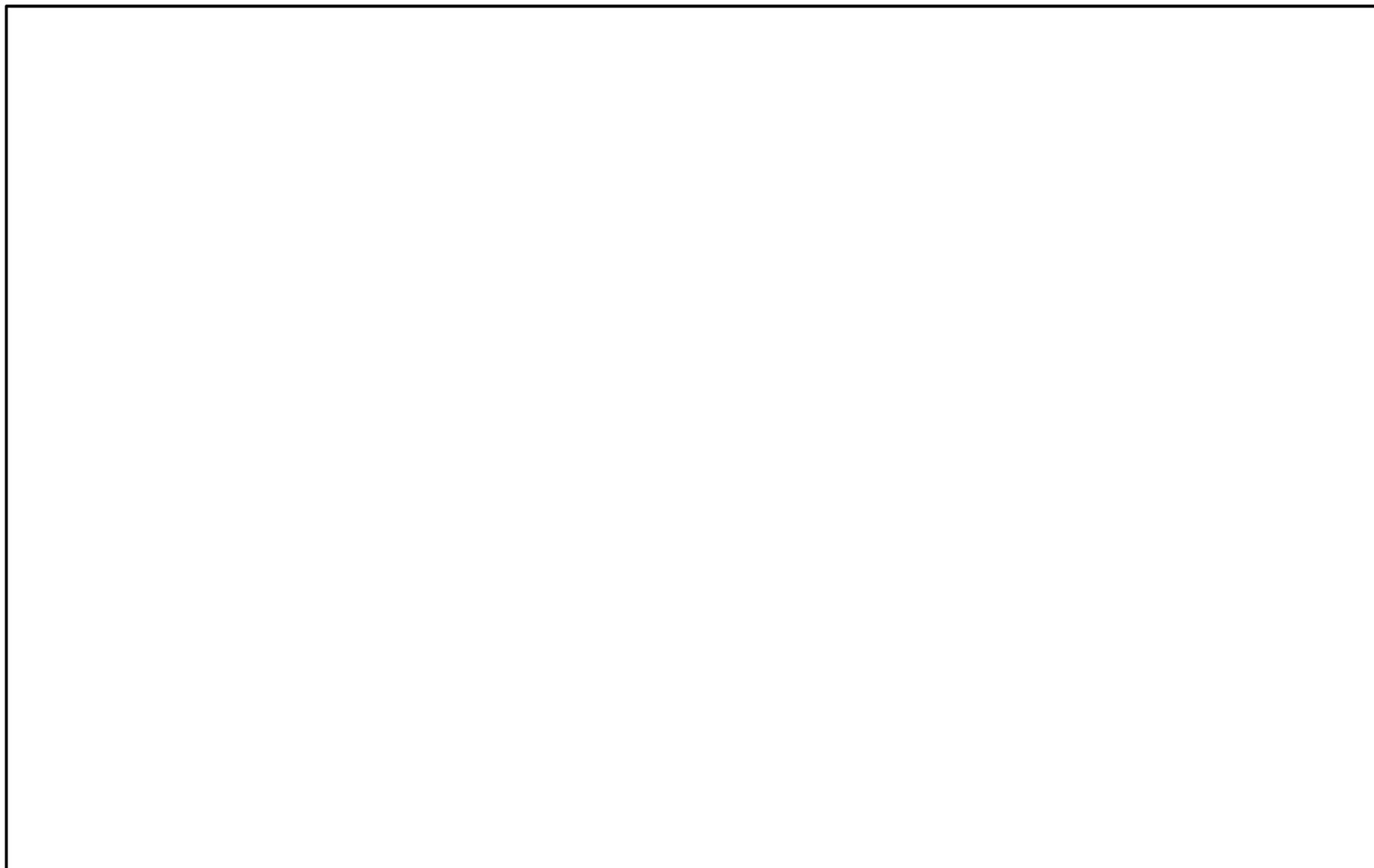


図4. 1 溢水伝播経路図(原子炉建屋6階)

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(3/10)

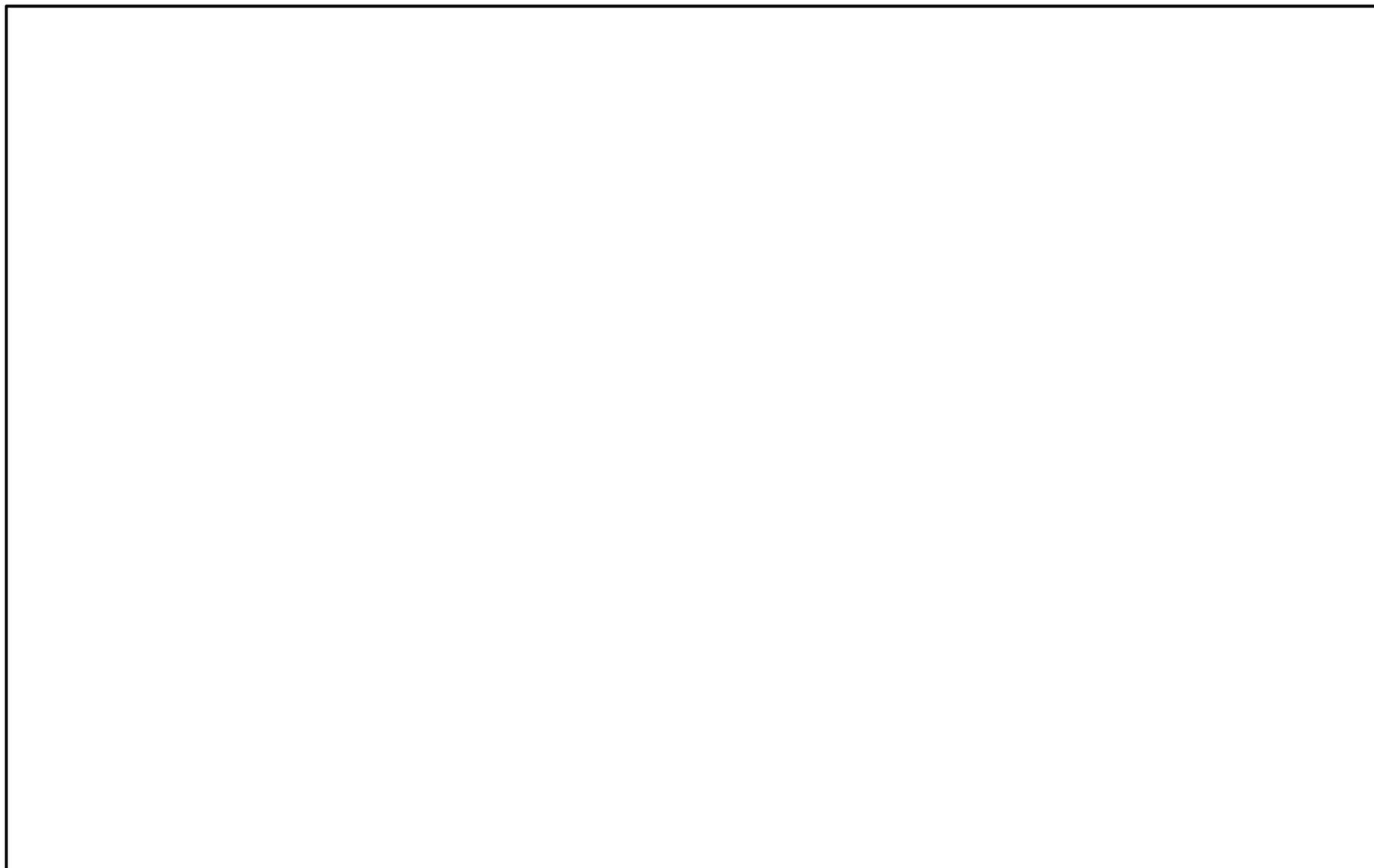


図4. 2 溢水伝播経路図(原子炉建屋5階)

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(4/10)

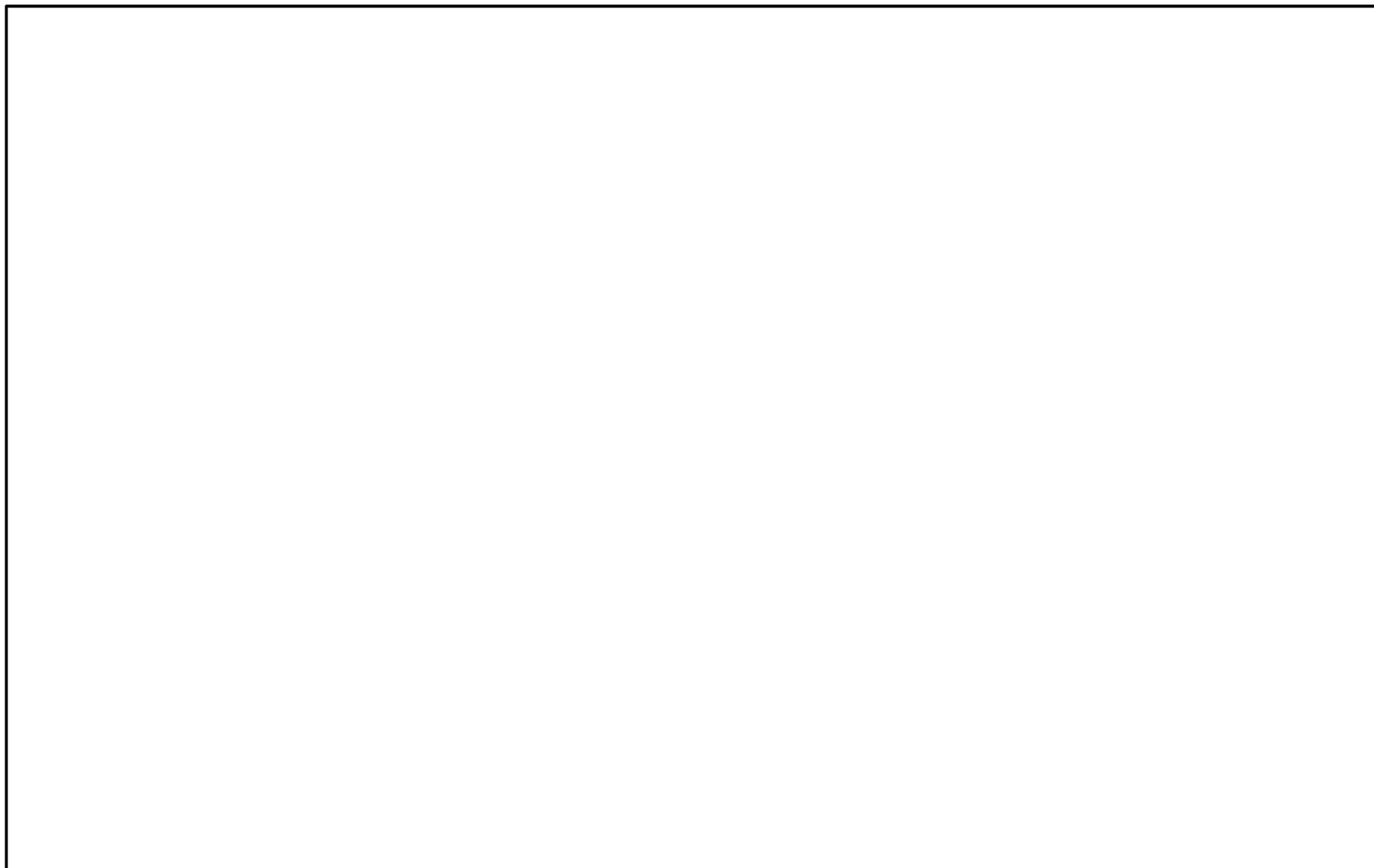


図4.3 溢水伝播経路図(原子炉建屋4階)

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(5/10)

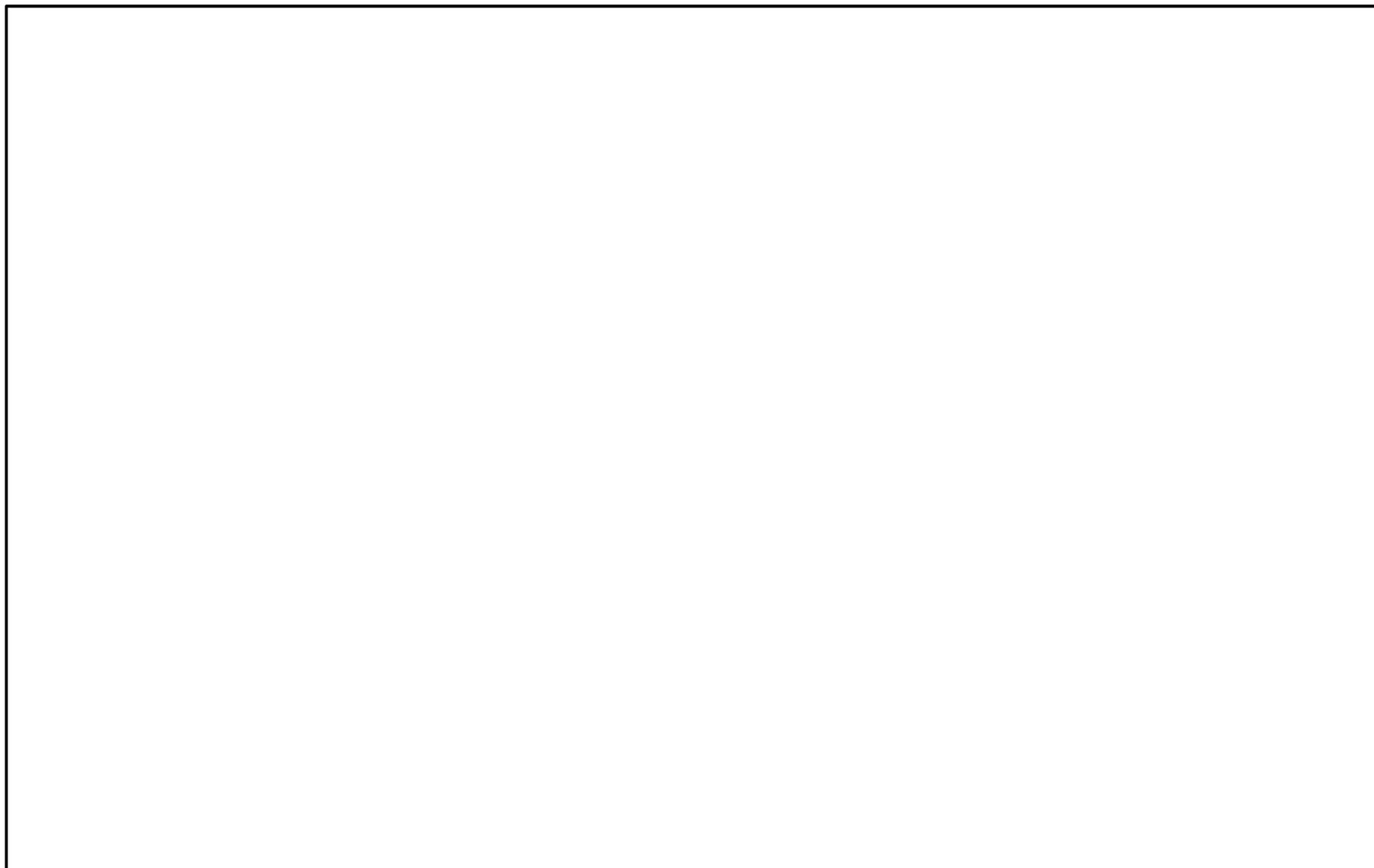


図4. 4 溢水伝播経路図(原子炉建屋3階)

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(6/10)

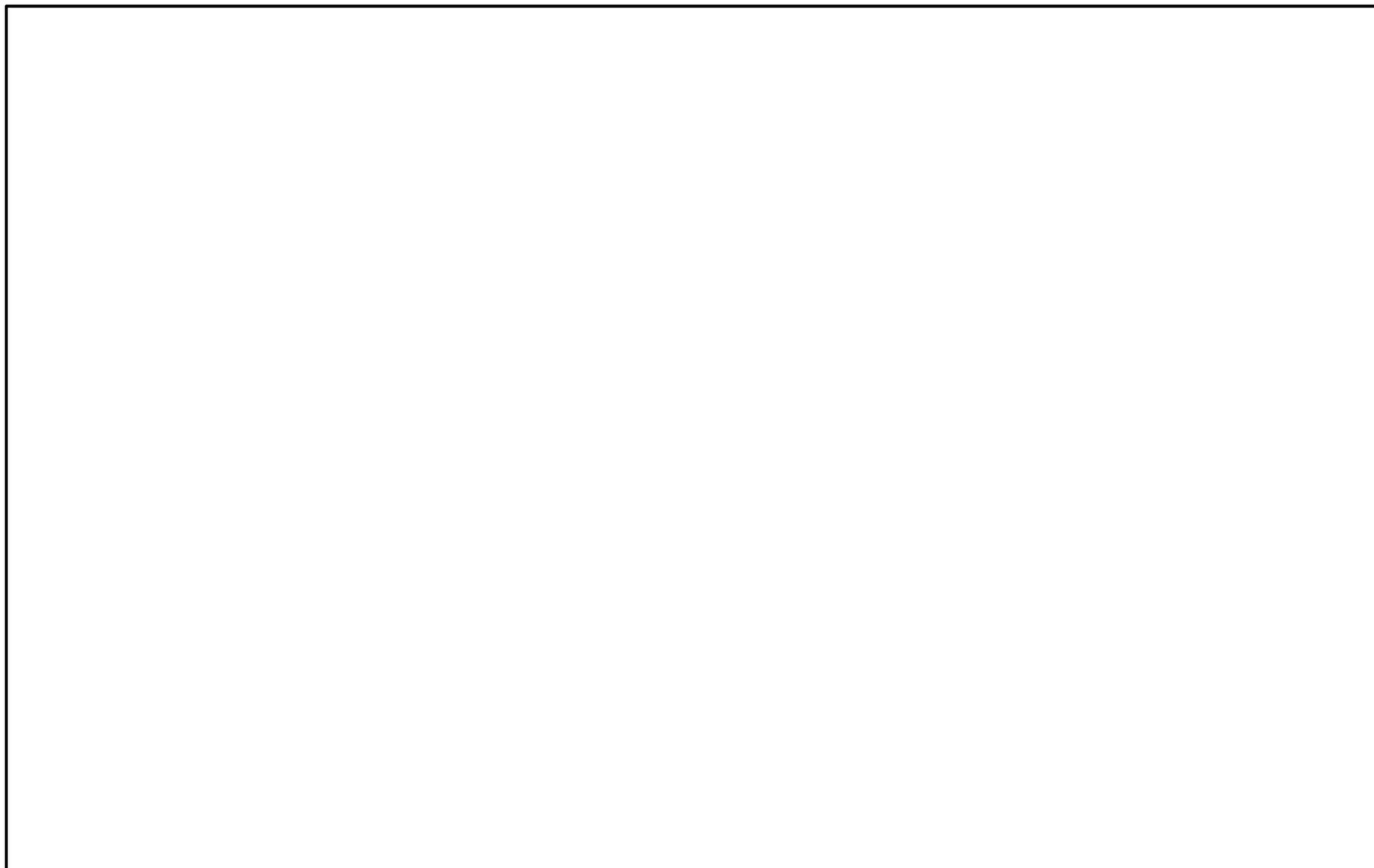


図4.5 溢水伝播経路図(原子炉建屋2階)

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(7/10)

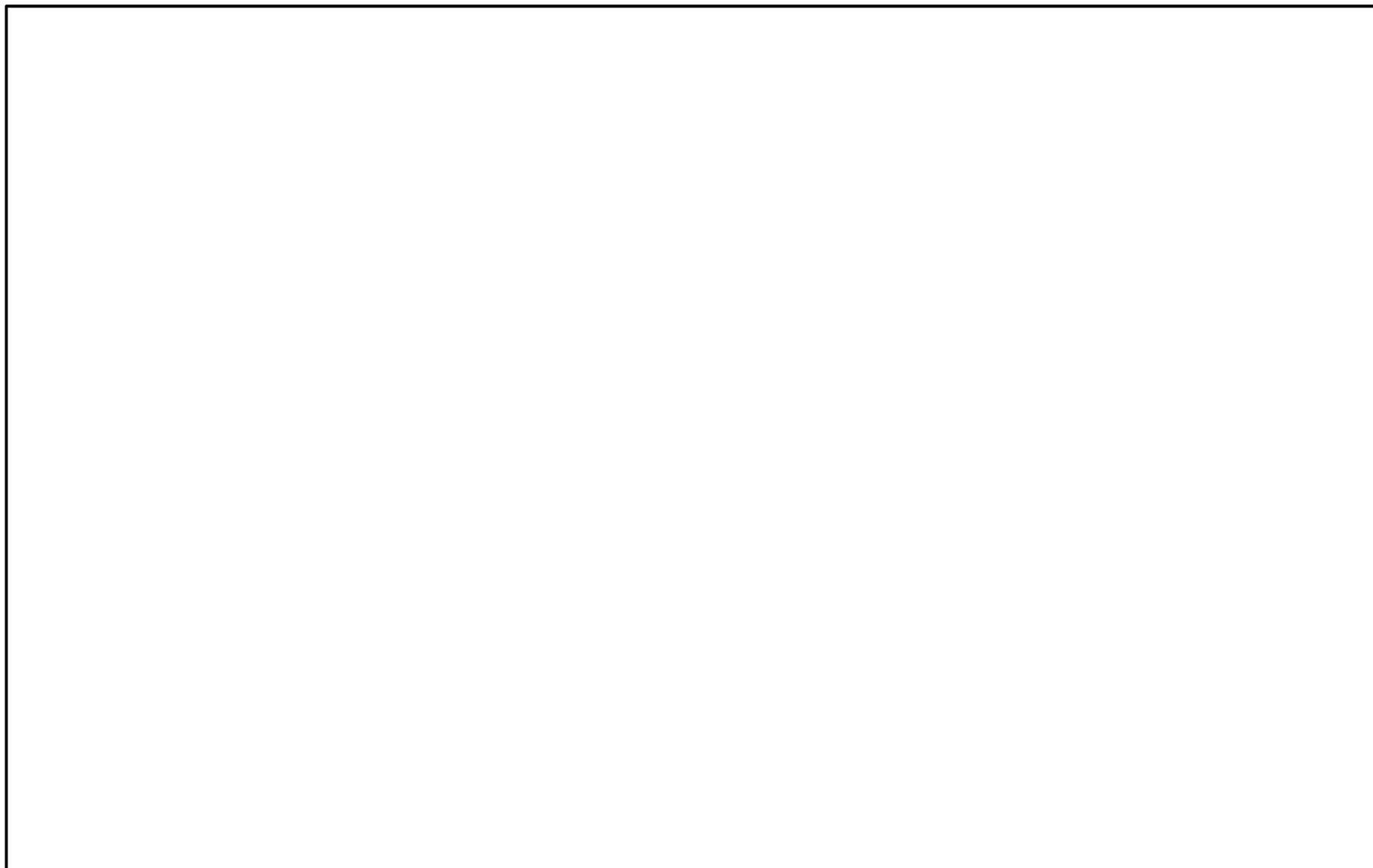


図4. 6 溢水伝播経路図(原子炉建屋1階)

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(8/10)



図4.7 溢水伝播経路図(原子炉建屋地下1階)

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(9/10)

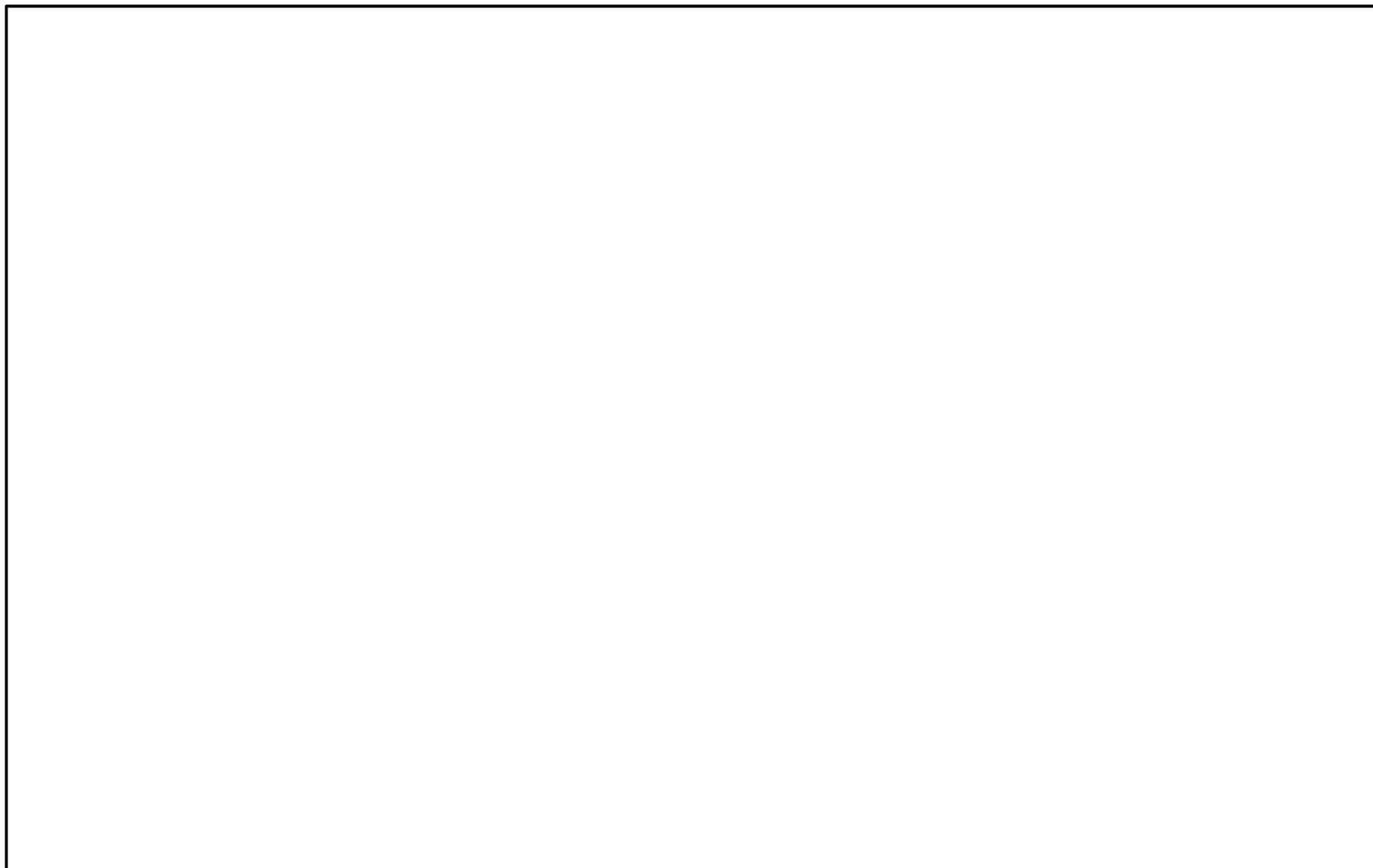


図4. 8 溢水伝播経路図(原子炉建屋地下2階)

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定(10/10)



原子炉建屋原子炉棟(床ドレン配管)

○ 原子炉建屋原子炉棟床ドレン配管については、以下のとおり溢水に対し問題がない設計・運用とする。

(1) 保守管理

床ドレン配管については、点検計画を定め、年1回の通水試験を行い健全性の確認を行うこととしている。

(2) 逆流防止弁

部屋化され防護対象設備が設置されている浸水防護区画の床ドレンファンネルについては、床ドレンファンネルに逆流防止弁を設ける。

(3) 原子炉棟6階床ドレンファンネル

- ・複数のファンネルと集合ラインの分散による多重性から、排水ラインの確保は可能。
- ・仮に全ての排水ラインが閉塞し排水が出来ない場合においても、没水評価により機能喪失する防護対象設備はない。
- ・6階面に設置される床漏えい検知器により、漏えいを早期に検知することが可能であり、漏えいを検知した場合はサンプ及び他の排水ラインの健全性を確認した後、速やかに仮設ポンプ等にて排水作業を行うことが可能。
- ・地震時の外力により排水ラインが損傷した場合においても、以下に示すとおり溢水の影響はない。
 - 5階天井部付近での漏水等においては、防護対象設備への保護カバーやコーキング等の被水対策を実施することで防護対象設備への影響はない。
 - 5階西側エリア全面に6階溢水量全量が伝播した場合であっても、没水影響評価により5階の防護対象設備は機能喪失しない。
 - 5階西側エリアの防護対象設備のうち、ほう酸注入系及び燃料プール冷却浄化系の上部に6階排水ラインが敷設されていることから、当該系統の機能を確保するため、当該エリアの上部に敷設される排水ラインを閉止する。

5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針(1/7)

5.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針

- ◇ 発生した溢水による水位が、溢水の影響を受けて防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ(以下「機能喪失高さ」という。)を上回らないこと。その際、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、発生した溢水に対して裕度が確保されていること。さらに、溢水防護区画への設備の追加、変更及び資機材の持込みによる床面積への影響を考慮すること。
- ◇ 機能喪失高さについては、防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定。(表5. 1)(図5. 1)
- ◇ 溢水防護区画毎に当該エリアで機能喪失高さが最も低い設備を選定し、機能喪失高さと溢水水位を比較することにより当該エリアの影響評価を実施。
- ◇ 機能喪失高さは、「評価高さ」を基本とするが、没水と評価された機器については、現実的な設定としている「実力高さ」を用いて再評価。
- ◇ 発生した溢水による水位(H)は、以下の式に基づいて算出する。床勾配が溢水評価区画にある場合には、保守的に床勾配分の滞留量は考慮せず、溢水水位の算出は床勾配高さ(※)分嵩上げする。
※ 床勾配の下端から上端までの高さ(保守的に一律100mmと設定)
$$H=Q/A + h$$
 (H:水位(m) Q:流入量(m³)
A:滞留面積(m²)(除外面積を考慮した算出面積に対して30%裕度を確保)
h:床勾配高さ(m)(溢水防護区画の床勾配を考慮)
- ◇ 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。

5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針(2/7)



表5.1 溢水による各設備の機能喪失高さの考え方

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

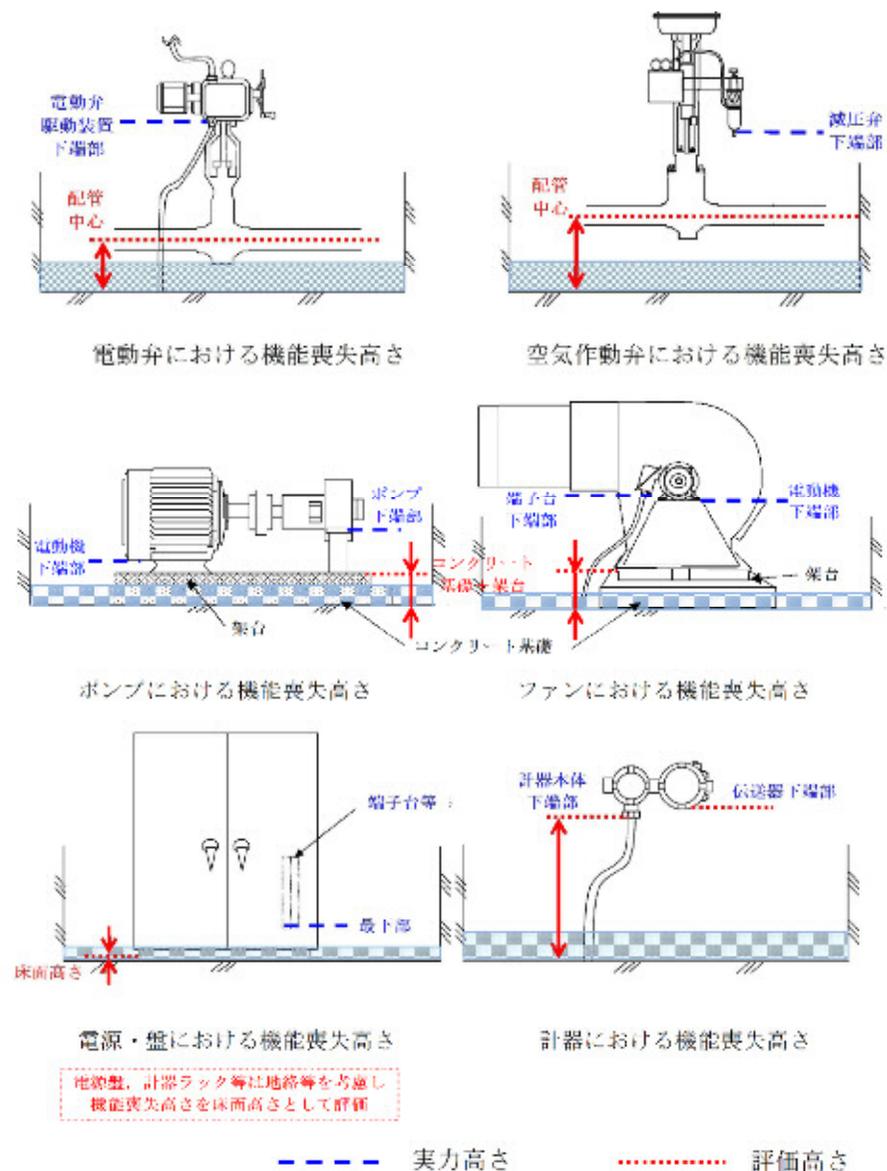


図5.1 機能喪失高さに関する「評価高さ」と「実力高さ」の関係

5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針(3/7)

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

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作(自動又は手動)又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- b. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。
流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては、漏えい検知システムや床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 溢水防護対象設備の機能喪失高さが、発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。
- b. 溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し、溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針(4/7)

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防護設計方針

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

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響が発生しない設計とする。
流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- b. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。
- c. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。
- d. 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより、被水の影響が発生しない設計とする。
また、水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限に止めるため、溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針(5/7)

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

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

5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針(6/7)

5.3 蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針

5.3.1 蒸気の影響に対する防護設計方針

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

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。
流入防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- b. 溢水源となる系統を、溢水防護区画外で閉止することにより、溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。
- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。
- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動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。

5. 建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針(7/7)

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

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

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

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

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

6. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価(1/9)

6.1 想定破損による没水影響評価

高エネルギー配管及び低エネルギー配管の分類に従い、算定した溢水量に対して、溢水防護対象設備の没水影響評価を実施

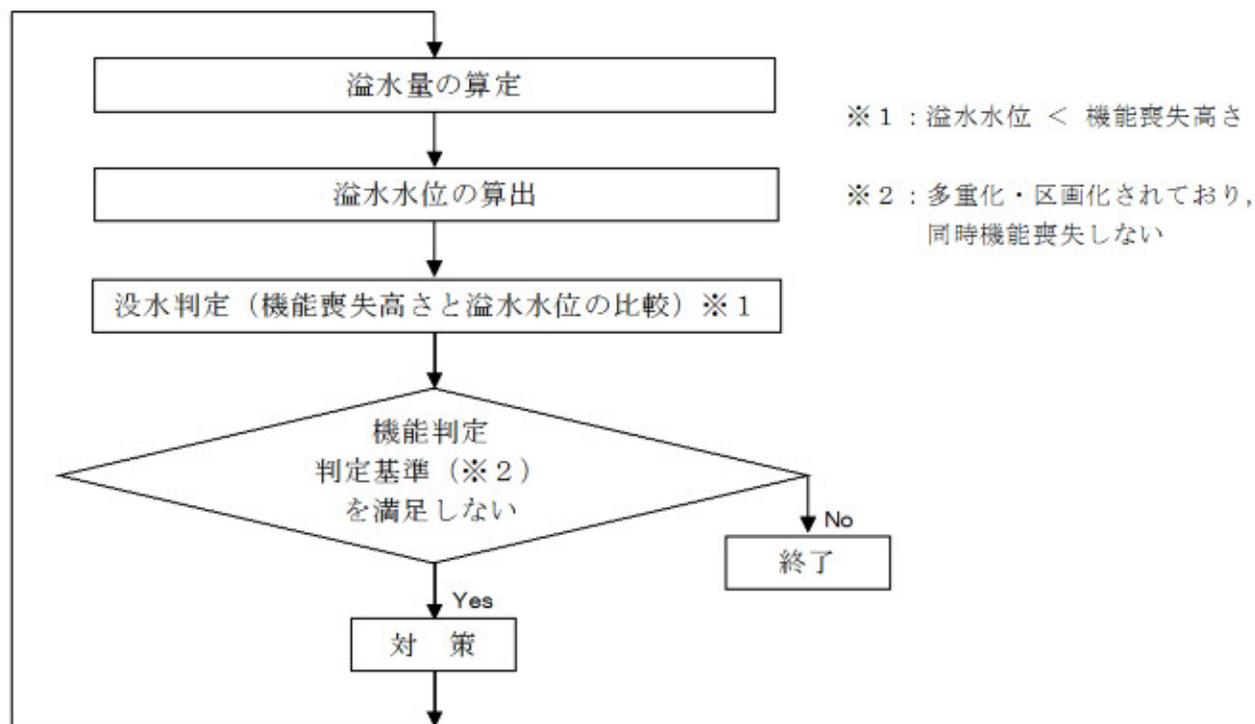


図6.1 想定破損による没水評価フロー

6. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価(2/9)

6.2 溢水量の算定

溢水量の算定結果(抜粋)を表6. 1に示す。

表6. 1 想定破損による溢水量の算定(抜粋)

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法 ※4.2	溢水量 (m ³)
		破断形状 ※2	流出流量 (m ³ /h)	隔離時間 (分)	流出量 (m ³)	系統分 (m ³) M1	水源分 (m ³) M2	補給分 ※4.1 (m ³) M3		
制御棒駆動系	高	全	47	80	62	6	4,000 ^{※4}	—	①	68
ほう酸水注入系	低	貫	21	80	27	2	20 ^{※6}	—	②	22
残留熱除去系	低	貫	210	80	280	102	3,400 ^{※3}	—	①	382
残留熱除去系海水系	低	貫	272	40	182	90	∞ ^{※6}	—	①	272
高圧炉心スプレイ系	低	貫	525	40	350	28	4,000 ^{※4}	—	①	378
低圧炉心スプレイ系	低	貫	213	80	283	17	3,400 ^{※3}	—	①	300
原子炉隔離時冷却系	低	貫	208	80	277	11	4,000 ^{※4}	—	①	288
原子炉再循環系	高	全	5	80	7	1	—	—	②	1
原子炉冷却材浄化系	高	全	82	0	0	54	—	—	①	54
燃料プール冷却浄化系	低	貫	64	80	85	83	—	—	②	83
原子炉補機冷却系	低	貫	172	80	230	258	—	40	②	298
格納容器雰囲気監視系 (残留熱除去系海水系)	低	貫	272	40	182	90	∞ ^{※6}	—	①	272

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

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

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

※15 廃液収集タンク ※16 サージタンクA ※17 プリコートタンク ※18 廃液サンプルタンク ※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク

※20 床ドレン収集タンク ※21 サージタンクB ※22 床ドレンサンプルタンク ※23 床ドレンフィルタ逆洗水受タンク ※24 凝集沈殿装置供給タンク

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

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

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

※4.1 通常弁等で隔離されているが、補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動的に補給される水量

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

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

6. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価(3/9)



段階ごとの溢水水位の評価結果例を図6. 2に示す。



内部溢水伝播範囲

一次伝播評価			
評価対象区画	RB-1-1		
溢水量(m ³)	382.00		
面積(m ²)	246.40		
溢水水位(m)	0.15		
全溢水量を面積で割った水位(1.56m)を算出。ただし、床開口が存在するため、溢水量は下層へ伝播する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-E1-1	開口	0.15	有
RB-1-2	堰・扉	0.25	無
RB-1-4	堰	0.25	無
RB-1-6	扉	0.00	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	余裕0.2m 考慮評価 用機器 高さ ^{※1} (m)	没水 判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-1-1 (発牛区画)	RHR (A)系サブプレッションプールスプレイ弁	E12-F027A(M0)	0.15	2.70	○		
	RHR (A)系テストライン弁	E12-F024A(M0)		1.04	○		
	R/B INST DIST PNL 1	-		0.00	○	止水対策実施	
	R/B INST DIST PNL 2	-		0.00	○	止水対策実施	
	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(M0)		1.43	○		
	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(M0)		1.17	○		
	MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(M0)		1.66	○		
	SLPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A		0.99	○		
	サブプレッションチェンバー貫穿破壊止め弁	2-26B-3(A0)		0.40	○		
	サブプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-4(A0)		1.13	○		
	サブプレッション・チェンバージ弁	2-26B-5(A0)		0.56	○		
サブプレッション・チェンババ2ガス供給弁	2-26B-6(A0)	1.33	○				

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

図6. 2 段階毎の溢水水位の評価結果(例としてケース1を抜粋)

6. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価(4/9)

溢水伝播経路の概略図例を図6. 3に示す。

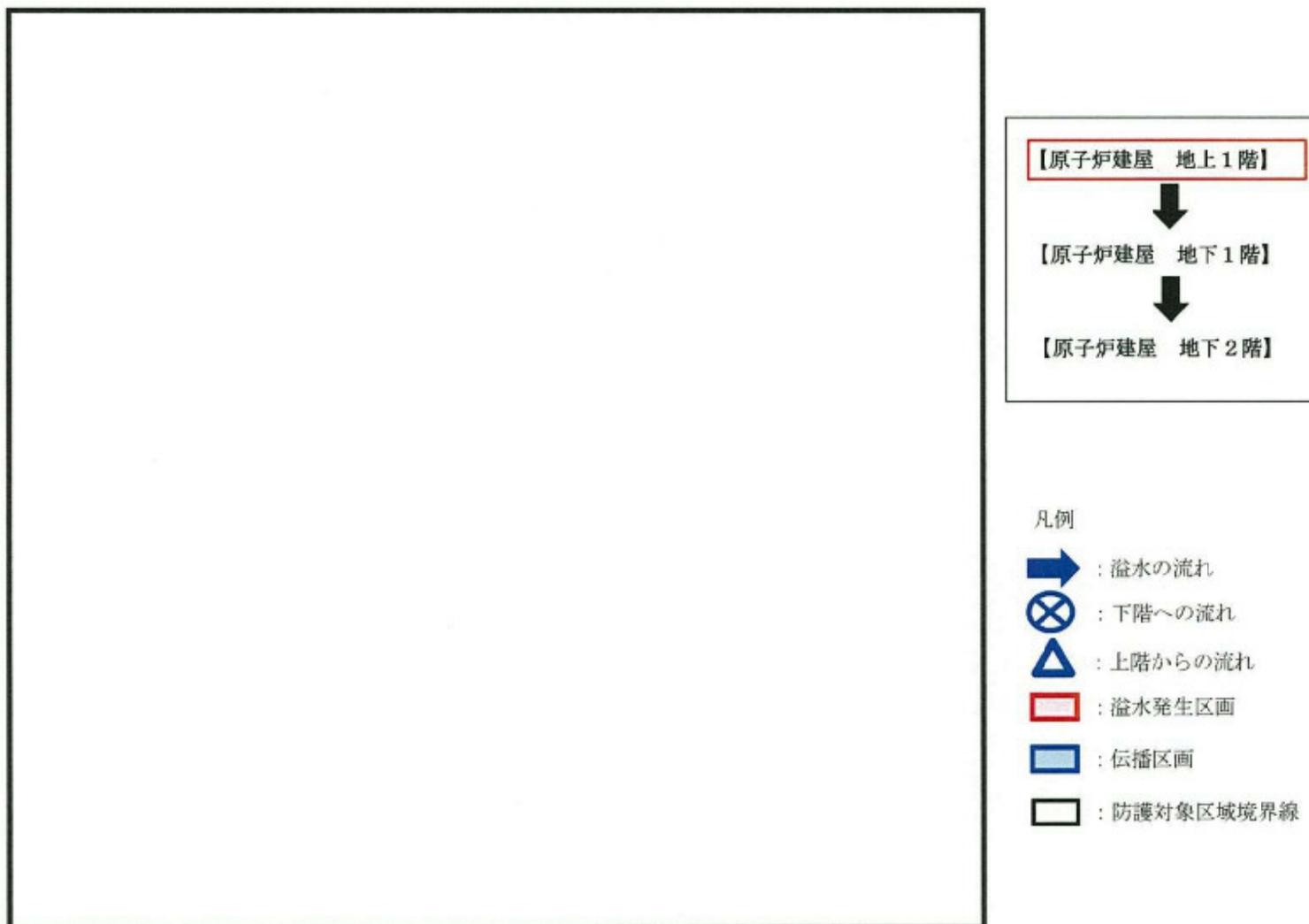


図6. 3 溢水伝播経路概略図(例としてケース1を抜粋)

6. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価(5/9)



各機器毎の没水影響の評価結果例を表6. 2, 表6. 3に示す。

表6. 2 没水影響評価結果(例としてケース1を抜粋)

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	余裕0.2m 考慮評価 用機器 高さ*1 (m)	没水 判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-1-1 (発生区画)	RHR (A)系サブプレッションプールスプレイ弁	F12-F027A(MO)	0.15	2.70	○		
	RHR (A)系ストライン弁	F12-F024A(MO)		1.04	○		
	R/B INST DIST PNL 1	—		0.00	○	止水対策実施	
	R/B INST DIST PNL 2	—		0.00	○	止水対策実施	
	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)		1.43	○		
	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)		1.17	○		
	MS1Vステムリークドレン弁(A)	E32-I1009A(MO)		1.66	○		
	SLPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A		0.99	○		
	サブプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)		0.40	○		
	サブプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)		1.13	○		
	サブプレッション・チェンババージ弁	2-26B-5(AO)		0.56	○		
	サブプレッション・チェンバK2ガス供給弁	2-26B-6(AO)		1.33	○		
RB-1-6	—	—	0.15	—	○		
RB-B1-1	CAMS (A) サブプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(MO)	0.00	3.20	○		
	CAMS (A) 冷却水入口弁 (RHRS(A)系)	3-12F101A(MO)		0.20	○		
	CAMS (A) 冷却水出口弁 (RHRS(A)系)	3-12F102A(MO)		0.20	○		
	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)		0.30	○		
	RHR (A)系ミニフロー弁	F12-F064A(MO)		0.30	○		
	RHR DIV-I 計装ラック	H22-P018		0.42	○		
	MCC 2C-3	MCC 2C-3		0.00	○	止水対策実施	
	MCC 2C-5	MCC 2C-5		0.00	○	止水対策実施	
	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1		0.00	○	止水対策実施	
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(AO)		0.30	○		
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(AO)		0.32	○		
	RC1C タービン排気弁	F51-F068(MO)		4.00	○		
	RC1C 真空ポンプ出口弁	F51-F069(MO)		3.92	○		
	RC1C DIV-I 計装ラック	H22-P017		0.38	○		
	LPCS 計装ラック	H22-P001		0.42	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)		1.60	○		
ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	1.60	○				
格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	3.10	○				
格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)	3.10	○				
RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	4.54	0.07	○	止水対策実施	LPCS
SLPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A	1.20		×	機能喪失判定に影響なし	事故時計装(A)	
RB-B2-12	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	4.54	2.48	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(MO)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ミニフロー弁	E21-F011(MO)		0.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
RB-B2-11	—	—	4.54	—	—		

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

6. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価(6/9)



表6.3 想定破損による没水影響評価結果まとめ(例としてケース1を抜粋)

評価種別: 想定

溢水発生区画: RB-1-1

溢水源: RHR(A)

溢水量: 382(m³)

総合判定	○
評価方法	①
※1	

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

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		木臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○						○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	- (III系)	- (I系)	- (III系)	- (I・II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 (HCU(I) and HCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))				機能維持 ADS(A) and (RHR(A) or LPCS)			機能維持 ADS(B) and (RHR(B) or RHR(C))			機能維持 HPCS	機能維持 RCTC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
機能維持 2区分以上																			

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

※1 ①: 基本評価(溢水量; 当該系統の最大口径, 系統保有水量; 当該系統の全保有水量)
 ②: 詳細評価(溢水量; 区画内における当該系統の最大口径, 系統保有水量; 当該区画への流出範囲を考慮)

6. 想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価(7/9)

○ 判定

- ・ 各防護対象設備の機能喪失判定を踏まえ、プラント全体として安全機能が保たれているかについて判定を実施。
- ・ 一部の防護対象設備の機能に影響を及ぼすものの、同一の安全機能を有する他の系列の機器(残留熱除去系(B)系等)の機能は維持。
- ・ 従って、原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されるとともに、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることから、判定基準を満足することを確認。

○ 想定破損による没水影響評価結果

- ・ 単一機器の破損により生じる溢水箇所を起点とし、溢水経路を経由して最終的な滞留箇所に到達するまでを一つの評価ケースと定め、この一連の評価を、想定される全ての単一機器破損のケース毎に実施。
- ・ 全ての評価ケースにおいて、必要となる対策(区画の水密化、貫通部の止水処置及び堰の改造等)を行うことにより、判定基準を満足することを確認。

6.3 想定破損による被水影響評価

評価対象区画内に設置される配管の想定破損による被水を考慮し、溢水防護対象設備の被水影響評価を実施。

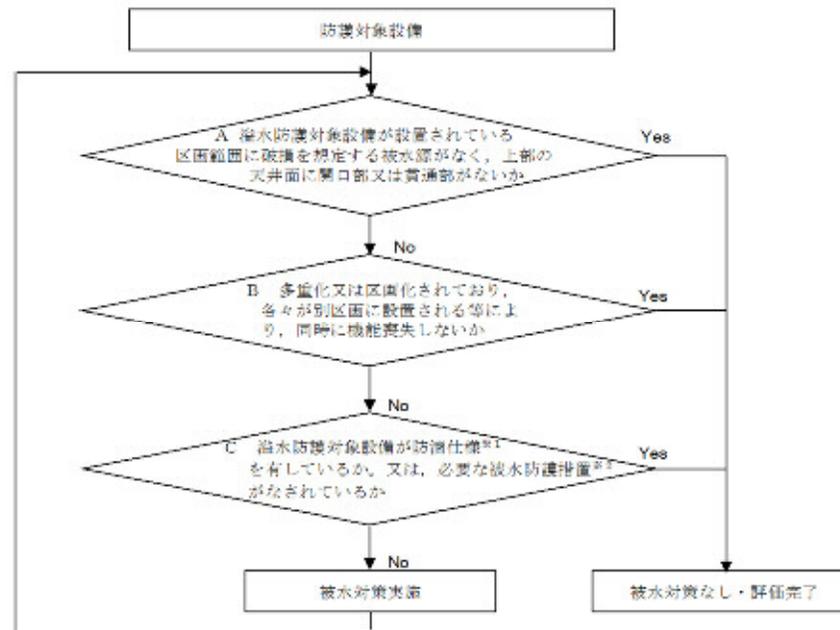


図6.4 被水影響評価フロー

(1) 評価方法

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

(2) 評価結果

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

6.4 想定破損による蒸気影響評価

高エネルギー配管の破損による放出蒸気に対して、溢水防護対象設備の蒸気影響評価を実施。

(1) 評価方法

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

(2) 評価結果

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

(添付参照)

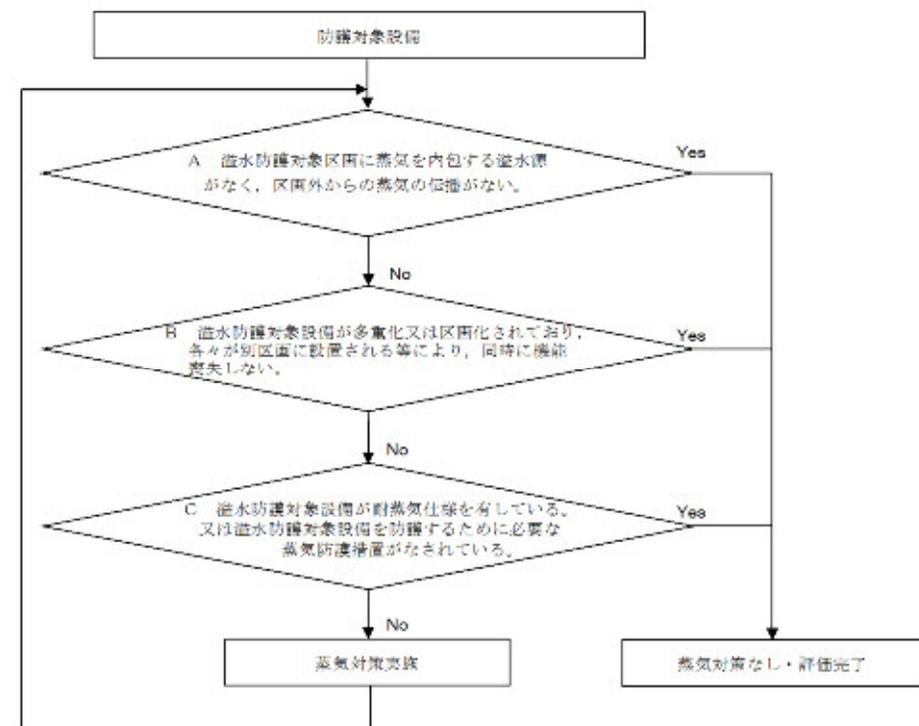


図6.5 蒸気影響評価フロー

7. 消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価(1/2)

7.1 消火水による溢水量の算定

消火水の放水量は溢水評価ガイドに従い放水時間を設定して算出。

a. 放水時間の設定

- ・ 消火栓からの消火活動における放水時間は、3時間に設定。

b. 溢水量の設定

- ・ 屋内は、消防法施行令第十一条に規定される「屋内消火栓設備に関する基準」により、消火栓からの放水流量を130L/minとし、2か所から散水するとして溢水流量と設定。

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

- ・ 屋外は、消防法施行令第十九条に規定される「屋外消火栓設備に関する基準」により、消火栓からの放水流量を350L/minとし、2か所から散水するとして溢水流量と設定。

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

7.2. 消火水による没水影響評価結果

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

評価結果まとめの例を表7.1に示す。

7. 消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価(2/2)



表7.1 消火水による没水影響評価結果まとめ(抜粋)

評価種別: 消火
 溢水発生区画: RB-6-1
 溢水源: 消火水
 溢水量: 46.8(m³)

総合判定	○
評価方法 ※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																
	緊急停止機能		本臨界制御機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		手動遮断し機能				
機能判定	○		○				○				○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう般水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時注水系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	遮断し安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	- (I系)	- (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	- (I系)	B系 (II系)	B系 (II系)	C系 (III系)	- (III系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(I) and HCU(II)		機能維持 [HCU(I) and HCU(II)] or [SLC(A) and SLC(B)]				機能維持 ADS(A) and [RHR(A) or LPCS]			機能維持 ADS(B) and [RHR(B) or RHR(C)]			機能維持 HPCS	機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)			
	機能維持 2区分以上																

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

※1 ①: 基本評価(消火ルート扉解放での評価)
 ②: 詳細評価(消火ルート扉解放及び下階伝播での評価)

8. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価(1/6)

8.1 地震に起因する溢水源

- ・ 水, 蒸気, 油等を内包する系統のうち, 基準地震動 S_s による地震力に対する耐震性が確認されていない耐震B, Cクラスに属する系統を溢水源として選定
- ・ 地震による使用済燃料プール等のスロッシングについても溢水源として想定

8.2 耐震B, Cクラス機器の耐震性評価

当該据付床の床応答スペクトル等を用いた地震応答解析(スペクトルモーダル解析等)や, 定式化された評価式により各部の応力を算定。

以下の系統について耐震補強を行うことにより, 基準地震動 S_s による地震力に対して溢水源としない。

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

8. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価(2/6)



表8.1 解析結果例(抜粋)

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値
				MPa or	MPa or
RCW	原子炉補機冷却系サージタンク	胴	組合せ	143.96	468
		脚	組合せ	78.51	247
		基礎ボルト	引張	126.68	131
	非再生熱交換器(A)	胴	組合せ	223	380
		脚	組合せ	50	225
		基礎ボルト	引張	149	186
	非再生熱交換器(B)	胴	組合せ	223	380
		脚	組合せ	50	225
		基礎ボルト	引張	149	186
	ドライウエール除湿機(WC2-5)	基礎ボルト	引張	97.51	154
	DHC冷水ポンプ(P2-7)	基礎ボルト	引張	14.25	204
	R/B機器ドレンサンブ熱交換器(A)	支持材	せん断	2.95	124

8. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価(3/6)

8.3 溢水量の算定

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

・「地震加速度大」により原子炉スクラム ・外部電源喪失(常用電源の負荷喪失) ・耐震B, Cクラス設備の機能喪失
各区分における溢水量の算定手順は以下のとおり。

- (1) 区分内の溢水源として想定する機器(配管, 容器)の属する系統の保有水のうち、当該階を含む上層階分の保有水量を溢水量として算出[※]。
- (2) 区分内の各溢水源からの溢水量を合計し、当該区分における地震に起因する溢水量を算出。
- (3) 使用済燃料プールについては、基準地震動 S_s による使用済燃料プールのスロッシング解析を行い、溢水量を算定。

※ 地震による機器の破損が複数箇所と同時に発生する可能性を考慮し、隔離による漏えい停止には期待できないものとして、建屋内の各区分において機器が破損した場合の溢水量を算定

表8.1 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量

溢水源	溢水 (m ³)
使用済燃料プール	81.49

表8.2 地震に起因する各階層における溢水量

階層	溢水量(m ³)	
	階層溢水量	
	西側	東側
地上6階 (E. L. +48.50m)	89.61	0.00
地上5階 (E. L. +38.80m)	0.88	0.00
地上4階 (E. L. +29.00m)	0.00	0.00
地上3階 (E. L. +20.30m)	0.42	0.50
地上2階 (E. L. +14.00m)	32.32	0.00
地上1階 (E. L. +8.20m)	0.00	0.00
地下1階 (E. L. +2.00m)	0.00	0.00
地下2階 (E. L. -4.00m)	0.00	0.00
合計	123.26	0.50

8. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価(4/6)



8.4 地震時の溢水伝播評価結果

一部浸水防止堰の設置等の対策を実施することにより、判定基準を満足することを確認。

表8.3 地震に起因する溢水による没水影響評価結果(抜粋)(1/2)

原子炉建屋(原子炉棟地下2階)

溢水発生区画番号	流入溢水量 (t/s)	貯留容量 (t)		流入水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	評価基準高さ (水位0.2m 考慮) [※] (m)	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-B2-2		RB-B2-2	51.90	0.60	PCV 保ドレンタンクモニタ(抽出器)	BE-DLT-J010	0.75	0.55			○	止水対策実施
					PCV 排熱ドレンタンクモニタ(抽出器)	BE-DLT-J011	0.41	0.21			○	止水対策実施
					PCV 溜ドレンタンクモニタ(抽出器)	BE-DLT-J012	0.70	0.50	○	—	—	実力高さ0.70mで評価
					原子炉格納容器 保ドレンタンク放射線モニタ 設置監視器箱	D17-F010	1.16	0.95	○			
					原子炉格納容器 機器ドレンタンク放射線モニタ 前置増設器箱	D17-F011	1.16	0.95	○			
					原子炉格納容器 溜ドレンタンク放射線モニタ 前置監視器箱	D17-F012	1.16	0.95	○			
RB-B2-3 RB-B2-11	123.26	RB-B2-3	61.80	0.64	水平方向地震加速度検出器	C72-N010a	0.30	0.10	—	○	—	
					水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	0.30	0.10	—	○	—	
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	0.30	0.10		○		
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	0.30	0.10	—	○	—	
					RHR ボンプ(B)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B(C0)	1.94	1.74	○			
					RHR ボンプ(B)人口弁	F12-F004B(M)	1.50	1.30	○	—	—	
		RHR (B)ボンプ真空調機	HVAC-A12-5	0.27	0.07			○	止水対策実施			
		RHR ボンプ(B)	RHR-PMP-C002B	2.52	2.32	○						
		RB-B2-4	RB-B2-4	38.90	0.64	—	—	—	—	—	—	
		RB-B2-5 RB-B2-6	RB-B2-5	15.00	0.64	RHR ボンプ(C)	RHR-PMP-C002C	2.52	2.32	○	—	—
RHR ボンプ(C)入口弁	E12-F004C(M)					1.50	1.30	○				
RB-B2-8	0.00	RB-B2-8	36.60	0.00	RHR (C)ボンプ真空調機	HVAC-A12-6	0.27	0.07			○	止水対策実施
					SUPP CHAMBER LEVEL(伝送器)	LT-26-79.5R	1.38	1.18	○	—	—	
					水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	0.30	0.10	○			
					水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	0.30	0.10	○			
RB-B2-9 RB-B2-16	0.00	RB-B2-9	32.10	0.00	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	0.30	0.10	○			
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	0.30	0.10	○			
RB-B2-11	0.00	RB-B2-11	18.00	0.01	—	—	—	—	—	—		
RB-B2-12 RB-B2-13	0.50	RB-B2-12	21.70	0.01	LPCS ボンプ	LPCS-PMP-C001	2.68	2.48	○			
					LPCS ボンプ人口弁	F21-F001(M)	1.50	1.30	○	—	—	
					LPCS ミニフロー弁	E21-F011(M)	0.50	0.30	○			
					LPCS ボンプ真空調機	HVAC-A12-3	0.27	0.07	○			
RB-B2-13		RB-B2-13	36.90	0.01	SUPP CHAMBER LEVEL (A)(伝送器)	LT-26-79.5A	1.40	1.20	○	—	—	

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

判定

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

8. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価(5/6)



表8.3 地震に起因する溢水による没水影響評価結果(抜粋)(2/2)

評価種別：地震
 溢水発生区画：全域
 溢水源：基準地震動S₀による地震力に対
 して耐震性が確保されない系統

総合
 判定 ○

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

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		末端系維持機能				高温停止機能				原子炉隔離時注水機能		予備冷却機能					
機能判定	○		○				○				○		○					
主たる系統	水圧制御ユニット (RCU)		水圧制御ユニット (RCU)		ほかの水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	減圧熱除去系 (RHR)	低圧中心スプレッド系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	減圧熱除去系 (RHR)	高圧中心スプレッド系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCLC)	高圧中心スプレッド系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)		
系列 (安全区分)	(I系)	(II系)	(I系)	(II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	A系 (I系)	(I系)	D系 (II系)	B系 (II系)	C系 (II系)	(III系)	(I系)	(III系)	(I・II系)	A系 (I系)	D系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RCU(I) and RCU(II)		機能維持 (RCU(I) and RCU(II)) or (SLC(A) and SLC(B))				機能維持 ADS(A) and RHR(A) or LPCS		機能維持 ADS(B) and RHR(B) or RHR(C)			機能維持 HPCS		機能維持 RCLC or HPCS		機能維持 SRV(I・II) or ADS(A) or ADS(B)		

評価対象	原子炉施設								使用済燃料プール						中央制御室				
安全機能	高温停止機能		閉込め機能				監視機能		冷却機能				貯水機能		中央制御室換気機能				
機能判定	○		○				○		○				○		○				
主たる系統	減圧熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCTS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FGS)		事故時対策系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		減圧熱除去系 (RHR)		燃料プール補給水系 (CST)	減圧熱除去系 (RHR)		中央制御室換気装置 (MCR-IFAC)	
系列 (安全区分)	A系 (I系)	B系 (II系)	- (I系)	- (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)	A系	B系	A系 (I系)	B系 (II系)	-	A系 (I系)	B系 (II系)	A系 (I系)	B系 (II系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCTS(I) or PCTS(II)		機能維持 FRVS-SGTS(A) or FRVS-SGTS(B)		機能維持 FGS(A) or FGS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-IFAC(A) or MCR-IFAC(B)		

8. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価(6/6)

8.5 地震時の被水影響評価

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

8.6 地震時の蒸気影響評価

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

8.7 地震時の影響評価結果

地震時の没水、被水、蒸気の影響に対し、一部必要な対策を行うことで全ての評価ケースにおいて原子炉の停止機能、冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

9.1 使用済燃料プール溢水量の評価方法

基準地震動 S_s におけるスロッシングによる使用済燃料プール溢水時の水位を求め、プール冷却機能及び使用済燃料の遮蔽機能に必要な水位が確保されていることを、3次元流動解析により算定。

- ・ 解析モデルは、使用済燃料貯蔵プール本体、キャスクピットを考慮するとともに原子炉建屋6階床面への溢水の流れをシミュレーションできるように空気部分もモデル化。
- ・ 解析に用いる地震動は基準地震動 S_s の8波をそれぞれ用いて溢水量を算出し、床面への溢水量の最大値を評価に使用。
- ・ プール廻りのダクト開口部については、流入防止の対策を講じることからモデル化しない。
- ・ 原子炉建屋6階床面への溢水は無限遠へ流れるものとし、壁からの反射等によりプールに戻る水は考慮しない。
- ・ プール内構造物は、スロッシング抑制効果があるので保守的にモデル化しない。

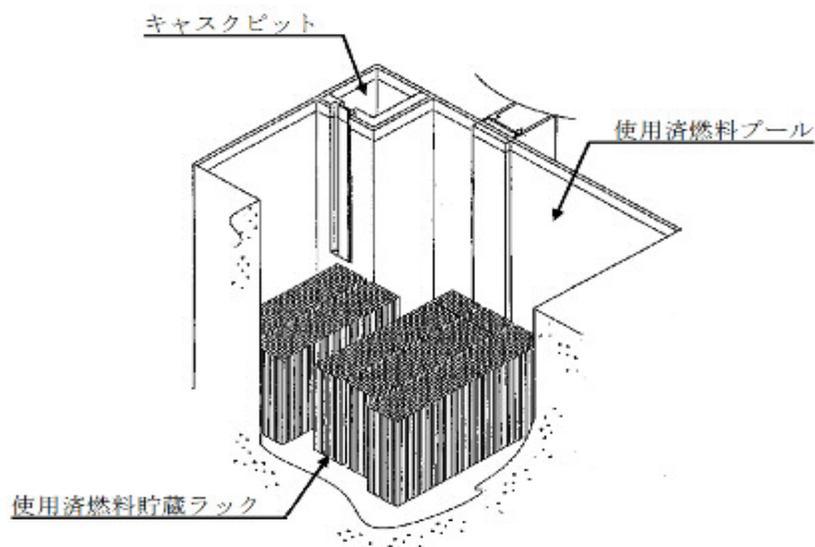


図9.1 使用済燃料プール概要図

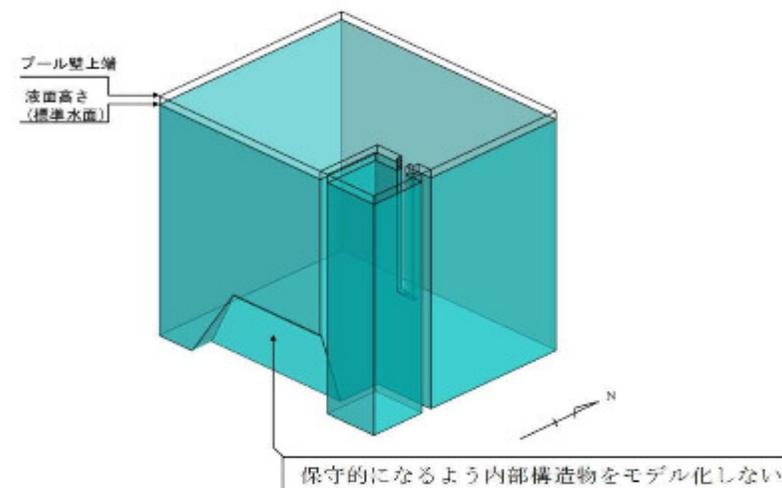


図9.2 使用済燃料プールのモデル概要図

9.2 使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

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

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

表9. 1 使用済燃料プールの水位評価

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

※1 サージタンクに流入するオーバーフローに必要な水位

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

10. 海水ポンプエリアの溢水影響評価(1/4)

10.1 想定破損による溢水影響評価

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

循環水ポンプエリアに敷設されている低エネルギー配管の想定破損による溢水流量及び溢水量を表10.1に示す。

表10.1 溢水源となる系統と溢水流量・溢水量

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

手動隔離時間は、下記(i)~(iv)から算出。

- (i) 漏えいから警報発信までの時間 10分
- (ii) 中央制御室から現場への移動時間 20分
- (iii) 漏えい箇所特定に要する時間 30分
- (iv) 隔離操作時間(循環水系 10分【中央制御室での弁閉操作時間】)

(タービン補機冷却系、所内用水系 20分【現場操作時間】)

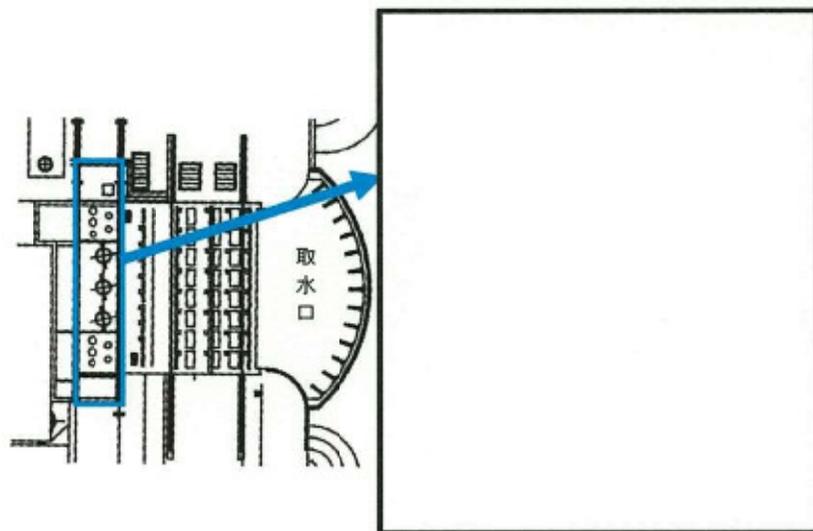


図10.1 海水ポンプエリア平面図

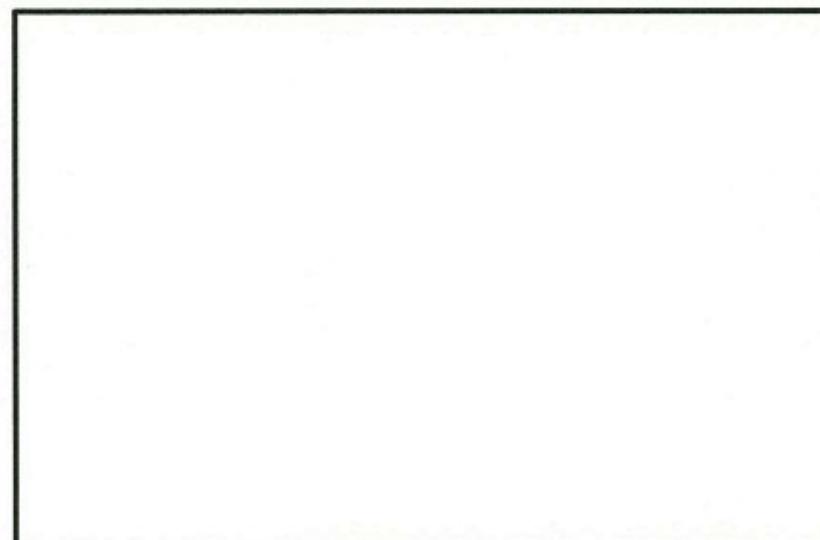
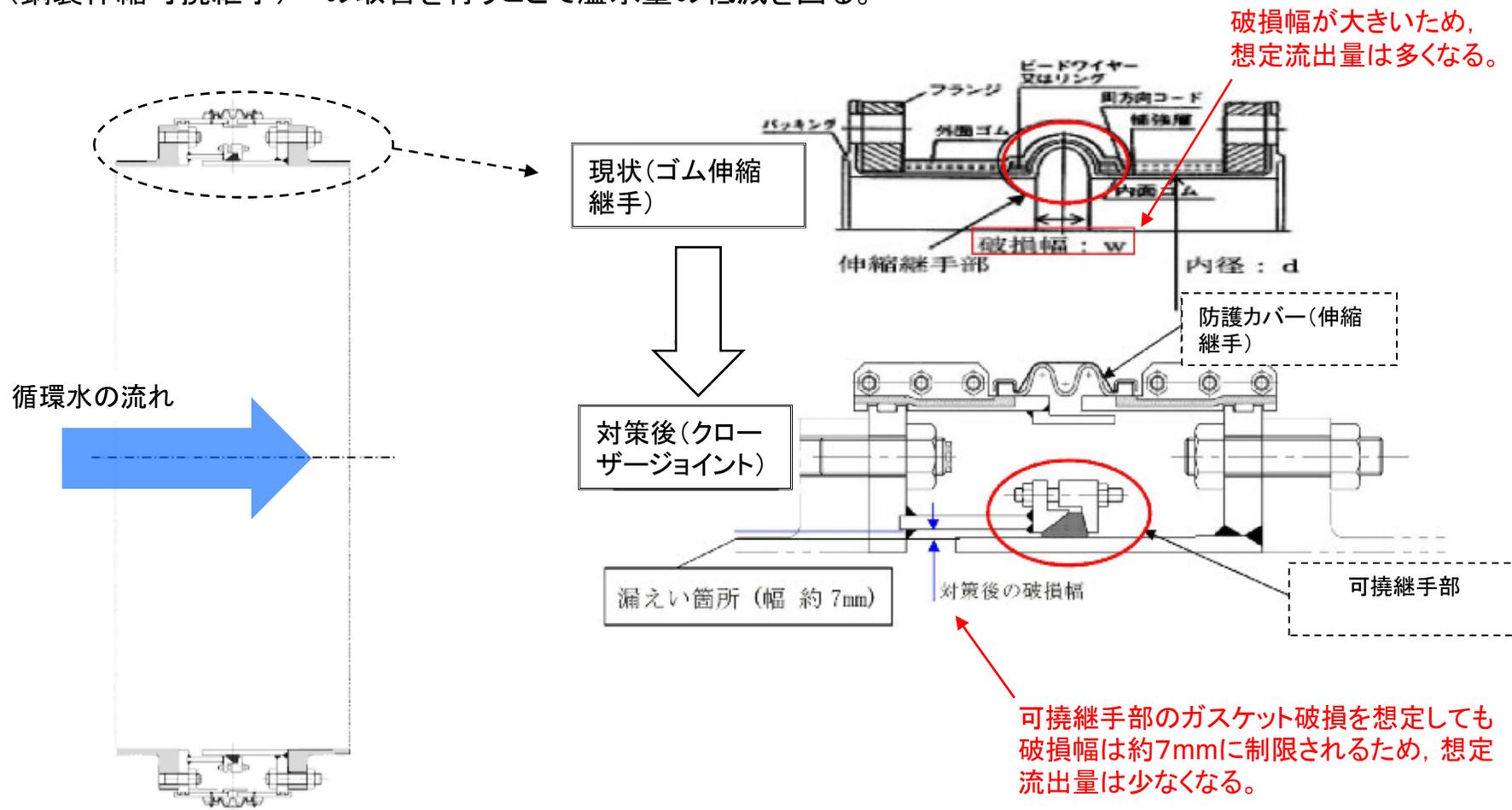


図10.2 海水ポンプエリア断面図

10. 海水ポンプエリアの溢水影響評価(2/4)

循環水系伸縮継手構造変更

○循環水管伸縮継手の想定破損については、海水ポンプエリア及びタービン建屋内での溢水量評価において、流出量の多さから他設備へ与える影響が大きいいため、現状のゴム伸縮継手から防護カバー及びクローザジョイント（鋼製伸縮可撓継手）への取替を行うことで溢水量の低減を図る。



図〇 循環水管断面図

10. 海水ポンプエリアの溢水影響評価(3/4)



10.2 地震起因による溢水影響評価(伸縮継手の破損考慮)

地震起因により溢水源となりうる機器のうち、破損の生じるおそれがある伸縮継手部を溢水源として評価。

循環水ポンプの通常運転圧力における伸縮継手の破損を考慮した場合、流出流量は、複数箇所同時破断を考慮することから想定破損の流出流量より大きくなるため、地震による溢水量として評価。

この際の溢水量を想定し、循環水ポンプが設置される区画での伸縮継手破損による溢水量が、海水ポンプエリア躯体壁上部から流出する際の越流水深を図10.3のモデルに従い算出。この結果を表10.2に示す。

なお、伸縮継手は、現状の伸縮継手をクローザージョイントに変更することで、単位時間当たりの浸水量を約10分の1に低減を図る。(図10.4)

(1) 影響評価結果

海水ポンプエリアを越えて外部に流出する際の水位(越流水深)は0.14mであり、既設分離壁の高さ0.79mを越えて、防護対象設備の設置されている区画に流入することはないと評価。この結果より、防護対象設備が機能喪失しないことを確認。

(2) 循環水ポンプ停止インターロックについて

地震時に想定する海水ポンプエリアでの溢水量を確実に低減することを目的として、溢水を検知し、循環水ポンプを停止するとともにポンプ出口弁を閉止するインターロックを設置する。これにより、循環水ポンプピット外への溢水の越流による拡大を防止。(図10.5)

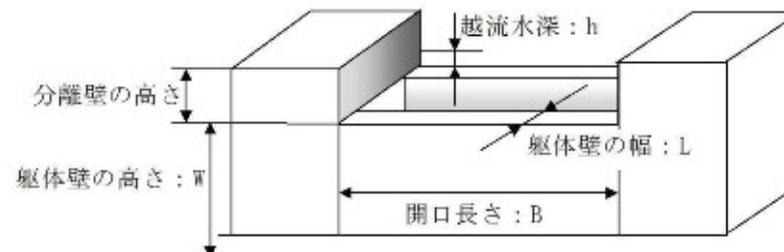


図10.3 海水ポンプエリアモデル図

10. 海水ポンプエリアの溢水影響評価(4/4)

表10.2 越流水深計算結果(地震起因)

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

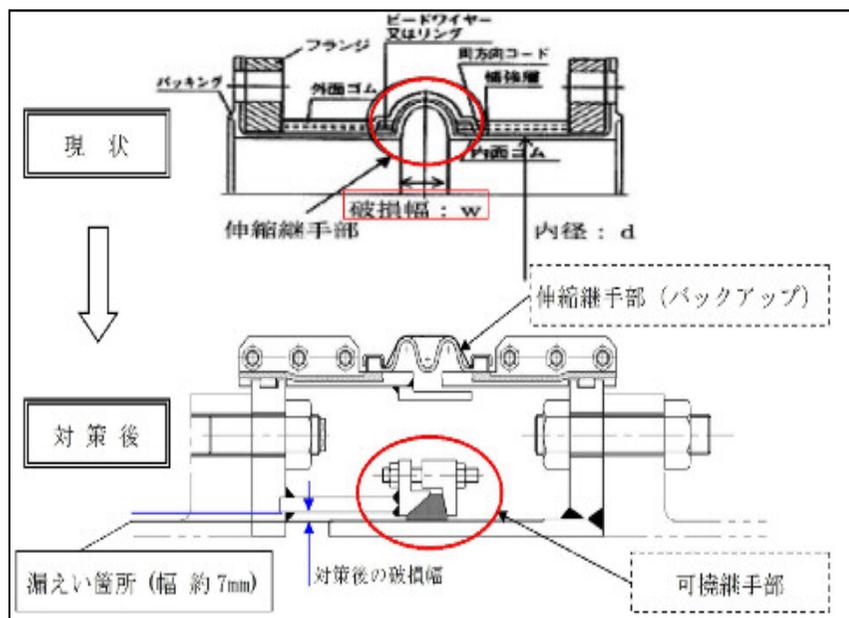


図10.4 循環水ポンプ出口伸縮継手対策概要

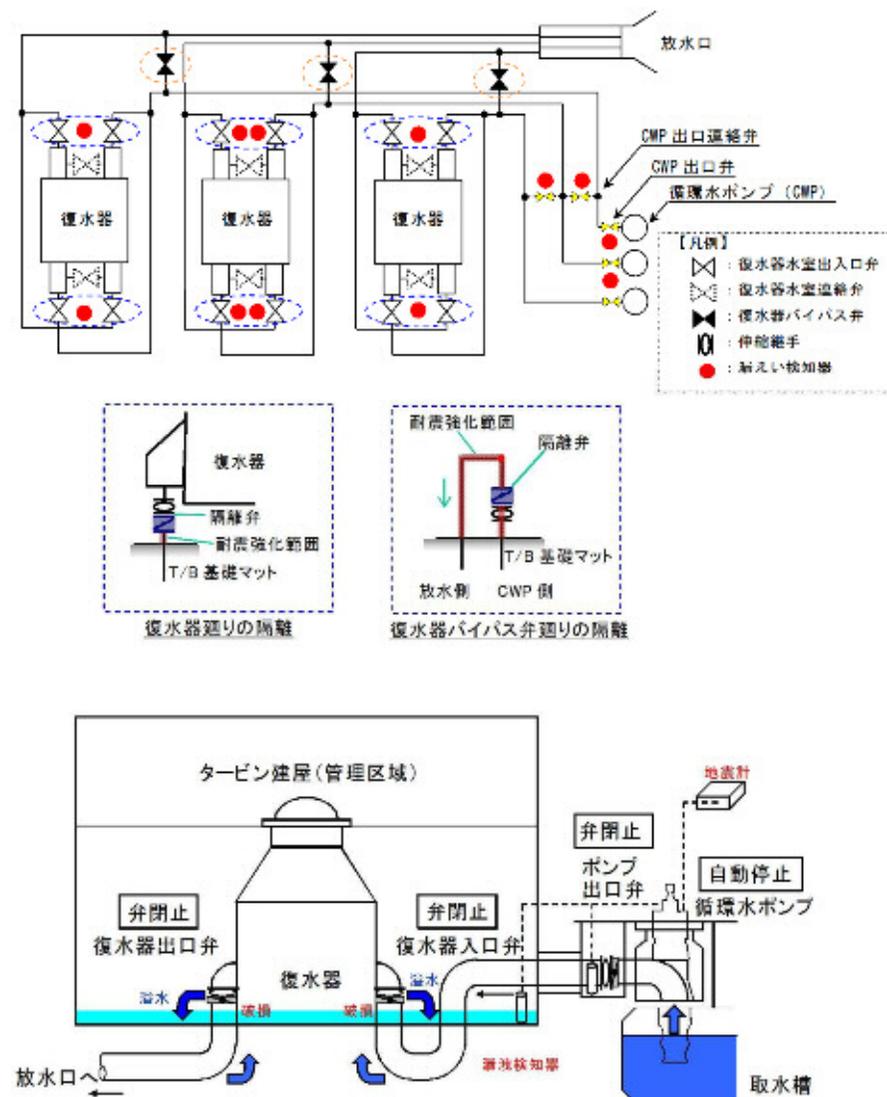


図10.5 循環水ポンプ停止インターロック概要

11. タービン建屋における溢水影響評価(1/4)

11.1 評価条件等

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

なお、想定破損による溢水量及び消火水の放水による溢水量は、地震による溢水量より少ないことから、地震による溢水の評価に包括される。

評価条件等

- (1) 地震により循環水系配管の伸縮継手部及び耐震B, Cクラス機器が破損し、溢水が発生。
- (2) 循環水系配管の伸縮継手部の全円周状の破損を想定。伸縮継手部からの溢水は、破損から循環ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間を考慮。
- (3) 循環水管破損箇所での溢水の流出圧力は、循環水ポンプ運転時の通常運転圧。配管の圧損については、海水が流入しやすくするため保守的に考慮しない。
- (4) 耐震B, Cクラス機器の破損による溢水は、瞬時に滞留し、循環水系配管の伸縮継手部からの溢水は循環水ポンプ停止まで継続。
- (5) 地震に伴い、津波が来襲することを考慮。

11. タービン建屋における溢水影響評価(2/4)

11.2 溢水影響評価結果

(1) 想定破損による没水影響評価結果

- ・ タービン建屋の溢水を貯留できるE.L.8.20m(タービン建屋から原子炉建屋への流出高さ)以下の空間容積を表11.1に示す。タービン建屋の容積から機器等の容積相当分を差し引き算出。
- ・ 漏えい検知レベルを、復水器設置床(E.L.-4.0m)の床上100mmとすることから、復水器水室出入口弁部からの漏洩を想定した場合は、約1分で検知が可能。
- ・ 循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量11,287m³は、タービン建屋の最下層(E.L.-4.00m ~ E.L.-1.60m)の貯留可能容積2,784 m³より大きいことから、地下1階範囲は溢水により没水するが、防護対象設備はないため問題ない。
- ・ 溢水量がタービン建屋の溢水を貯留できる空間容積を上回らないことから、タービン建屋内の地下部に滞留が可能であり、原子炉建屋への溢水の流出はないことを確認。

表11.1 タービン建屋の溢水を貯留できる空間容積

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

(2) 地震起因による没水影響評価結果

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

$$20.910\text{m}^3 \quad (\text{地震起因による溢水量}) \quad < \quad 26,699\text{m}^3 \quad (\text{タービン建屋地下部の貯留可能容積})$$

11. タービン建屋における溢水影響評価(3/4)

11.3 タービン建屋の水密性の考慮について

タービン建屋地下部の鉄筋コンクリート壁(以下、「RC壁」という。)について、基準地震動 S_S における最大せん断ひずみに基づき残留ひび割れ幅を算定し、水密性(ひび割れからの漏えい)の観点から評価。

残留ひび割れは、0.15mmであることから、「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説(日本建築学会)」における水密性の観点から補修の検討が必要となるひび割れ幅の評価基準値(0.2mm)を下回っている。

以上より、水密区画の残留ひび割れは直ちに影響を及ぼすものではない。

さらに、実機壁は十分な壁厚(最小100cm)を有することを踏まえると、本評価の結果より、十分水密性は確保できることから、ひび割れ幅が評価基準値(0.2mm)未満であれば、適切な防水塗料等による処置との組み合わせ及び水密性を考慮した保守管理にて水密機能は維持できる。

11. タービン建屋における溢水影響評価(4/4)

建屋等構築物の保守管理

○建屋等構築物の保守管理については、維持管理指針に従った社内規程に基づき、適切に管理を行っている。

○特に、水密を要求される箇所については、以下の管理を実施している。

- ・目視によりひび割れ分布、位置、貫通の有無を定められた分類に従って確認
- ・有意なひび割れ等を確認した場合には、ひび割れ幅に従い使用性(水密)を評価し、健全度の判定を実施
- ・この判定を行い、建屋等の重要度に応じた適切な時期での保修計画を策定し、修繕を実施する

今後、溢水の最終滞留区画を含む建屋範囲については、水密を必要とする重要度を考慮した対応として、点検結果が維持管理指針におけるA1(健全)を満足しない判定となる場合は、速やかに補修等の対応をとる管理とする。

表11.2 ひび割れに対する評価区分と評価基準

影響する性能	評価区分と評価基準		
	A1(健全)	A2(経過観察)	A3(要検討)
構造安全性	構造安全性に影響を与えるひび割れがない	—	構造安全性に影響を与えるひび割れがある
使用性	ひび割れ幅が 0.3mm未滿(屋外) 0.4mm未滿(屋内)	ひび割れ幅が 0.3mm以上0.8mm未滿(屋外) 0.4mm以上1.0mm未滿(屋内)	ひび割れ幅が 0.8mm以上(屋外) 1.0mm以上(屋内)
	水密	塗膜にひび割れがない*1	—
	ひび割れ幅が 0.05mm以下*2	ひび割れ幅が 0.05mmを超え0.2mm未滿*2	ひび割れ幅が 0.2mm以上*2
遮へい性	使用性の評価区分に準ずる		

(評価区分)

A1(健全)	点検結果が評価基準を満足する場合
A2(経過観察)	劣化が顕在化しているが、点検結果が評価基準を満足する場合
A3(要検討)	点検結果が評価基準を満足しない場合

← 今後、0.05mmを超えた時点でA3として対応

*1: 塗膜で使用性(水密)を評価する場合

*2: コンクリートで使用性(水密)を評価する場合

12.2 廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋からの溢水影響評価

溢水源となりうる機器が存在する廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋において、想定する機器の破損等により発生する溢水について、溢水防護対象設備を設置している原子炉建屋原子炉棟及びタービン建屋への溢水影響について評価を行った。

なお、廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋における単一機器の破損により生じる溢水量及び消火水の放水により生じる溢水量は、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量に包含されることから、ここでは、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量について評価。

(1) 溢水源及び溢水量

廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋において地震に起因する機器の破損に伴う溢水量として、耐震B, Cクラス機器の系統保有水量を算出した。地震時に想定する溢水量は、それぞれ、廃棄物処理棟約2,700m³、廃棄物処理建屋約4,300m³。

(2) 溢水影響評価結果

滞留可能な空間容積は、それぞれ、廃棄物処理棟6,319m³、廃棄物処理建屋6,970m³であるため、発生する溢水量と比較して十分余裕があることから、滞留が可能であり、原子炉建屋原子炉棟及びタービン建屋へ連絡通路等を通じて溢水することはなく、防護対象設備への影響はない。

表12.1 廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋における溢水影響評価

エリア	溢水量 (m ³)	滞留可能容積 (m ³)	判定	滞留箇所
廃棄物処理棟	約 2,700	6,319	○	B1FL 全域
廃棄物処理建屋	約 4,300	6,970	○	B3FL 全域

12.4 地下水による影響評価

東海第二発電所では、溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋、タービン建屋等の周辺地下部に排水設備(サブドレン)を設置しており、同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。地震によりすべての排水ポンプが同時に機能喪失することを想定し、その際の排水不能となった地下水が溢水防護対象設備に与える影響について評価。



図12.1 サブドレン概要図

(1) サブドレンの排水方法について

サブドレンは、ピット及び排水ポンプより構成され、ピット間は配管で相互に接続されているため、一箇所の排水ポンプが故障した場合でも、他のピット及び排水ポンプにより排水することができる。また、地震によりポンプ電源が喪失した場合は、一時的な水位上昇の恐れがあるが、仮設分電盤及び仮設ポンプを常備していることから排水は可能。

(2) 建屋周辺に流入する地下水量評価

過去(平成25年度)のサブドレンによる排水実績調査によると、年間を通じて季節による変動はあるが、1日当たり最大で約200m³程度の流入が想定。仮に7日間排水作業が実施できないとして、建屋周辺で約1,500m³程度の流入を考慮した場合でも有意な水位上昇とはならない。

また、保守的に止水壁がないと想定した場合でも、建屋周囲の地下水位は周辺の地下水位と平衡した水位(原子炉建屋設置位置で、約T.P.+1.5m)で上昇が止まるものと考えられる。これを保守的に地表面(T.P.+8.0m)までの上昇とした場合は、建屋最下層(T.P.-4.0m)での水位は、約12m相当。

(3) 影響評価

建屋地下部の配管等の貫通部における止水措置としては、敷地への津波浸水等も考慮した仕様とすることから、30m耐水圧相当の仕様とするため、地下水の上昇時においても影響はない。

地下水の溢水防護区画への浸水経路としては、建屋外壁地下部における配管等の貫通部の隙間及び建屋間の接合部が考えられるが、これらについては、配管貫通部の隙間に止水措置を行うことにより、地下水が防護区画内に浸水することはない。

以上より、地震によりサブドレンが機能喪失した際に生じる建屋周辺に流入する地下水は、溢水防護対象設備に影響を与えることがないものと評価。

13. 放射性物質を内包する液体の漏えいの防止(1/1)



前述の各建屋における溢水評価のとおり、管理区域内で発生した溢水は、建屋内及び建屋の地下階等に貯留されることから、貯留される範囲及び溢水の伝播経路となる範囲について、溢水防護措置(堰の設置、水密扉の設置、配管等貫通部への止水処置等)を構ずることにより、機器の破損等により生じた放射性物質を含んだ液体が、管理区域外に伝播しないことを確認。

火災防護区画設置により, 各区画の空間容積が減少することから, これを反映して蒸気影響評価を実施し, 火災防護区画設置前の環境条件が適用できることを確認した。

区画分離後の空間容積減少による温度上昇対策について検討する。

既許可の区画にて実施した3次元流体解析結果を基に, 環境温度を評価する。

解析ケース及び入力データは以下とした。

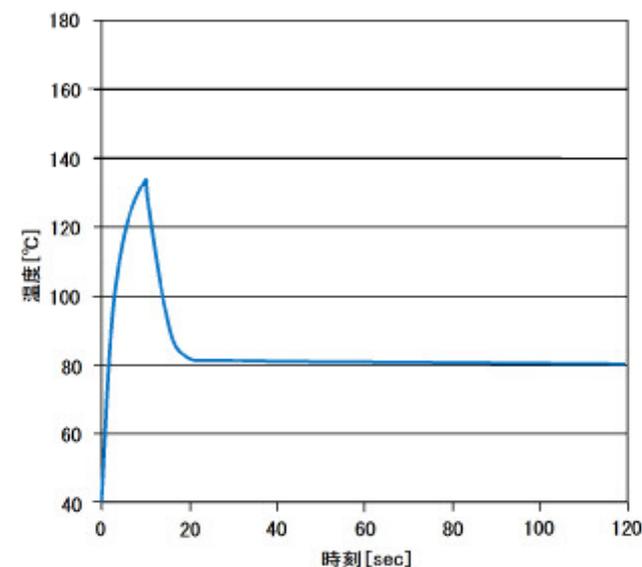
- ・建屋モデル: 原子炉建屋原子炉棟(火災防護区画設置前)
- ・破損形状 : 原子炉隔離時冷却系蒸気配管の完全全周破断
- ・漏えい停止 : 漏えい時の差圧検出によるインターロック動作

【入力データ】

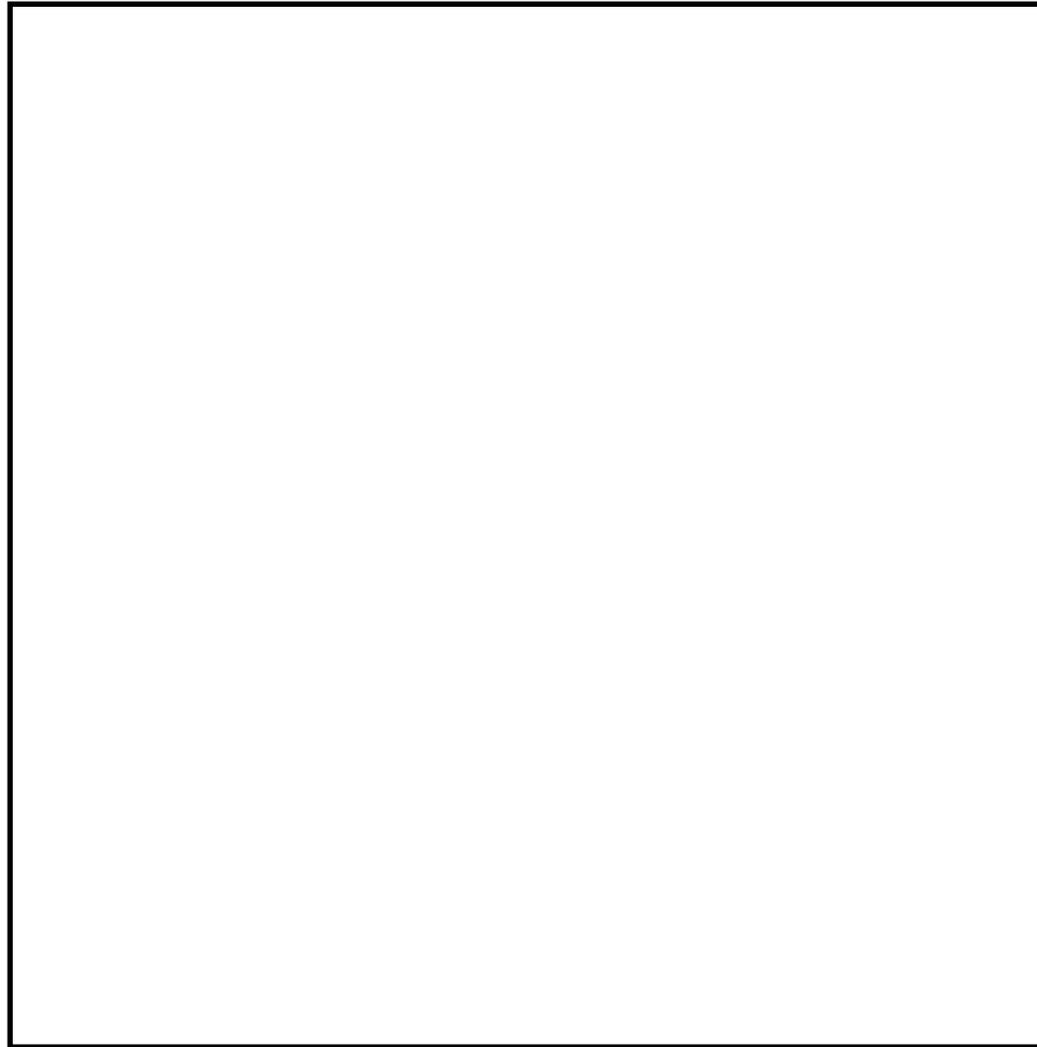
- ・区画体積及びパス開口面積(火災防護区画設置前)
- ・空調条件(運転)
- ・区画初期条件(温度, 湿度)
- ・ヒートシンクとなる構造物(コンクリート壁等)への熱伝達による温度低下は保守的に無いものとする。

評価区画のうち防護対象設備への温度条件が厳しい区画※の温度変化結果を第1図に示す。破断想定箇所と評価区画の配置を第2図, 第3図に示す。

※: 原子炉棟内に布設される高エネルギー配管において, 拘束点(ターミナルエンド部)を破損箇所とした3次元流体解析結果の内, 設計温度が最も高い原子炉隔離時冷却系配管が布設される区画



第1図 区画の温度変化



第2図 評価概要図 原子炉建屋 地上2階 (E.L.+14.0m)

この結果を用い、区画分離による空間容積の減少と応力評価による破断形状をもとにした流出蒸気量から区画内温度を評価する。

以下の各係数を用いて、対策後の蒸気漏えいによる温度上昇を算定する。

・空間容積の区分前後の容積比 α :

火災防護における区画分離壁設置を反映し、容積を0.5とする。

$$\alpha = (\text{区画分離後の容積}) / (\text{区画分離前の容積}) = 1/2 = 0.5$$

・破断面積比 β

溢水防護対策を行うため、貫通クラックにて評価

原子炉隔離時冷却系蒸気配管の仕様より、完全全周破断と貫通クラック破断面積の比とする。

$$\Rightarrow 0.021 (\text{約} 1/49 \text{倍})$$

・対策前の温度上昇勾配 γ

第1図の解析結果立ち上り部(0s~10s)より最大勾配 17.3[°C/s]

・漏えい防止対策後の温度上昇勾配 γ'

$$\gamma' = 17.3 / 0.5 \times 0.021 = \text{約} 0.73 (\text{約} 1/24 \text{倍})$$

初期温度40°C、破断検知後の隔離時間を10秒とすると、最大温度は以下となる。

$$10 \times 0.73 + 40 = 7.3 + 40 = \underline{47.3} [^{\circ}\text{C}]$$

これは、火災防護区画設置前の環境条件66°Cを満足するものとなる。

原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び補助蒸気系配管については、重大事故等対処設備の設置工事及び耐震補強工事を実施し、応力評価結果が溢水評価ガイド附属書Aにおける貫通クラックを適用できる条件を満足するよう対策を実施する。