

HTTR 原子炉施設  
設置許可基準規則への適合性について  
第 9 条(溢水による損傷の防止等)

令和 2 年 6 月 12 日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所

高温ガス炉研究開発センター

高温工学試験研究炉部

## 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 設置許可申請書における記載
  - 1.3 設置許可申請書の添付書類における記載
    - 1.3.1 安全設計方針
    - 1.3.2 気象等
    - 1.3.3 設備等
  
2. HTTR 原子炉施設の内部溢水防護（適合性説明資料）

## < 概 要 >

試験研究用等原子炉施設の設置許可基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する HTTR 原子炉施設の適合性を示す。

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

溢水による損傷の防止について、設置許可基準規則第9条の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 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）	備考
1 安全施設は、試験研究用等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 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等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。	

## 1.2 設置許可申請書における記載

### 1.2.1 位置、構造及び設備

#### ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造

##### (3) その他の主要な構造

(i) 原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、次の基本方針のもとに安全設計を行う。

#### d. (溢水による損傷の防止等)

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、原子炉を停止でき、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設計とする。さらに、使用済燃料貯蔵プールにおいては、貯蔵プール冷却機能及び貯蔵プールへの給水機能を維持できる設計とする。

また、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。

## 1.3 設置許可申請書の添付書類における記載

### 1.3.1 安全設計方針

#### (1) 設計方針

#### 1. 安全設計

##### 1.7 溢水防護

###### 1.7.1 溢水防護に関する基本方針

原子炉施設内で溢水が発生した場合においても、原子炉を停止でき、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設計とする。さらに、使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。また、使用済燃料貯蔵プールについてはプール水の供給配管に接続口から注水を行える設計とすることで冷却機能及び給水機能を維持できる設計とする。

また、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。

###### 1.7.2 溢水防護対象設備

溢水防護対象設備は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備を選定する。これらの設備は、第 1.3.1 表に示す第 6 条に関する重要安全施設として選定しており、第 1.3.1 表に示す設備を溢水防護対象設備として選定する。また、第 1.3.1 表に示す設備が損傷した場合、これらの事象に対処するための多重化された系統が溢水により同時に機能を失わないよう、第 1.3.2 表及び第 1.3.3 表に示す重要安全施設を溢水防護対象設備として選定する。使用済燃料の貯蔵機能を維持するための設備については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル及び貯蔵ラックを溢水防護対象設備として選定する。また、貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、プール水の供給配管の接続口までを溢水防護対象設備として選定する。

###### 1.7.3 溢水防護区画の設定

溢水防護区画は、溢水防護対象設備が設置されている全ての区画について設定する。溢水防護区画は、壁、扉等で他の区画と分離されている区画とする。

###### 1.7.4 溢水影響評価

###### 1.7.4.1 溢水影響評価で想定する溢水

(1) 原子炉施設内で発生した溢水の溢水防護対象設備への影響評価

原子炉施設における溢水の影響評価は、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」<sup>(1)</sup>を参考に、次に示す溢水を想定して行う。

- a. 機器の破損等により生じる溢水
- b. 原子炉施設内で生じる火災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
- c. 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水

これらの想定する溢水に対して、溢水防護対象設備に対する没水、被水及び蒸気による影響を評価し、溢水防護対象設備が溢水の影響を受けてもその安全機能を損なわない設計とする。

溢水防護対象設備に対する没水の影響評価では、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。）を設定し、発生した溢水による水位（以下「溢水水位」という。）が機能喪失高さを上回らないことをもって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。機能喪失高さは、溢水防護対象設備の各付属品の設置状況を踏まえ、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。

なお、機器の破損等により生じる溢水について、多重化された設備の破損による溢水では、破損した系統と別の系統は健全であり、当該設備の安全機能は維持されているものとする。

## (2) 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価

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。

放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価では、溢水の管理区域外への漏えいの有無を設備の配置の観点から評価するとともに、配置上管理区域外への漏えいが否定できない箇所については、設けられた段差を上回らないことをもって管理区域外へと漏えいしないことを評価する。

### 1.7.4.2 溢水影響評価で想定する溢水源及び溢水量

溢水の評価に当たり以下の事項を考慮している。

- (1) 機器の破損等により生じる溢水では、それぞれの溢水防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の設備破損による溢水源（多重化された系統を有する設備の破損による溢水では、単一の系統破損による溢水源）を想定し、その影響を評価する。

溢水量は、漏水を検知し、現場又は中央制御室からの隔離により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出することとし、排水ポンプによる排水を期待する場合には、ポンプの性能を考慮して溢水量を算出する。溢水量を算出する

際の運転員による対応として、実測値を基に設定した次の時間を考慮する。

- a. 検知器の作動により運転員が溢水に気付くまでの時間
- b. 検知器の作動により運転員が溢水に気付いてから漏えい箇所の確認までの時間
- c. 運転員が漏えい箇所を確認してから溢水源のポンプ等の停止までの時間
- d. 運転員が溢水源のポンプ等を停止してから溢水源の弁を閉止するまでの時間

配管の破損について、低エネルギー配管については、任意の箇所で貫通クラックを想定する。

高エネルギー配管については、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に完全全周破断とし、一部、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては想定破損から除外する。ただし、加圧水冷却設備の配管については、原子炉格納容器貫通部以外の配管を原子炉格納容器貫通部の配管と同等の配管として区分している。

- (2) 原子炉施設内で生じる火災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では、それぞれの溢水防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の放水による溢水源を想定し、その影響を評価する。放水による溢水量は、火災等価時間にに基づき設定した放水時間（20分）にポンプの吐出量を乗じて求める。
- (3) 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水では、流体を内包する機器のうち、基準地震動  $S_s$  によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価では、複数系統、複数箇所の同時破損を想定し、最大の溢水量を算出する。

なお、使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水については、貯蔵プールには貯蔵ラックと厚さ約2mのプール上蓋が設置されており、スロッシングによる溢水が発生するおそれがないことから、想定する溢水源としない。

#### 1.7.4.3 溢水影響評価で想定する溢水経路

溢水経路の想定にあたり、以下の事項を考慮する。

- (1) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、扉の漏水の状態並びに貫通部及び堰の有無を考慮する。
- (2) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、ハッチ及び目皿からの流出はないものとする。ただし、ハッチ及び目皿からの流出を溢水防護設計として実施又は機能を期待する場合は、これらからの流出を考慮する。

一方、上階で生じた溢水に起因する没水の評価では、ハッチがない単純な開口部として、上階で生じた溢水がそのまま当該フロアに落水してくるものとする。



- (3) 地下3階の排水ポンプによる排水を考慮する。
- (4) 放射性物質を含む液体の管理区域外への溢水の影響評価では、管理区域より非管理区域への漏えいがないことを確認するため、管理区域に設けられた段差を考慮する。

#### 1.7.5 溢水の影響への対策

##### 1.7.5.1 没水の影響への対策

溢水防護対象設備が没水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。

- (1) 漏水検知器等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作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。
- (2) 排水設備により溢水を排水し、溢水防護対象設備が没水せず、安全機能を損なわない設計とする。
- (3) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁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。壁等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止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。
- (4) 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、溢水水位を上回る設計とする。

##### 1.7.5.2 被水の影響への対策

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。

- (1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁等による被水防止対策を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- (2) 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護区画において区画壁等の設置により区画分離を行い、屋内消火栓を使用した消火活動の際に発生する被水の影響を受けない設計とする。
- (3) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段（二酸化炭素消火設備、消火器等）を採用し、被水の影響がない設計とする。
- (4) 被水する溢水防護対象設備は、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」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を用い、被水の影響を受けない設計とする。
- (5) 被水する溢水防護対象設備は、保護カバーやパッキン等による被水防護措置

を行い、被水の影響を受けない設計とする。

- (6) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象設備は、別区画に設置し、溢水が発生した場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。

#### 1.7.5.3 蒸気の影響への対策

溢水防護対象設備が放出された蒸気により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。

- (1) 漏水検知器等により蒸気の溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作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。
- (2) 溢水防護区画外の蒸気放出に対しては、壁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。壁等は、放出された蒸気流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- (3) 放出された蒸気を原子炉建家外へと逃がすブローアウトパネルを設け、溢水防護区画へ影響が及ばない設計とするとともに、溢水の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- (4) 蒸気に曝される溢水防護対象設備は、蒸気に対して耐性を有する機器を用い、蒸気の影響を受けない設計とする。

#### 1.7.5.4 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えい防止対策

放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備の破損によって当該容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれた場合においても当該液体が管理区域外へ漏えいしないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。

- (1) 放射性物質を含む液体を内包する機器及び配管は、全て管理区域内に設置する。
- (2) 放射性物質を含む液体が管理区域内に漏えいした場合に、非管理区域に漏えいすることがないように、管理区域の下階が管理区域となるように配置上できる限り考慮する。
- (3) 配置上、管理区域内より非管理区域に漏えいするおそれが否定できない箇所については、段差を設けることにより非管理区域側へ漏えいしない設計とする。

#### 1.7.6 参考文献

- (1)「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)

#### (2) 適合性

(溢水による損傷の防止等)

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、試験研究用等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 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設内に設置された機器及び配管の想定破損による溢水、火災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、地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、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設計とする。さらに使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。

2 について

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。

1.3.2 気象等

該当無し

1.3.3 設備等

13. プラント補助施設

13.9 溢水対策機器

13.9.1 概要

溢水対策機器は、原子炉建家内に設置された機器及び配管の破損等により生じる溢水に対し、溢水の影響を防ぐ又は低減することにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なわないものとする機器である。

13.9.2 設計方針

溢水対策機器は、次の方針により設計する。

- (1) 溢水対策機器は、溢水の発生を早期に検知できるものとする。
- (2) 溢水対策機器は、溢水を排水することにより、溢水防護対象設備への溢水の影響を低減できるものとする。
- (3) 溢水対策機器は、溢水による被水及び蒸気の影響を受けないものとする。
- (4) 溢水対策機器は、溢水により放出された蒸気を原子炉建家外へと逃がすことができるものとする。

### 13.9.3 主要設備

#### (1) 漏水検知器

漏水検知器は、早期に漏水を検知するために原子炉建家及び冷却塔に設置する。漏水を検知した場合には、中央制御室に設置されている漏水警報盤又は副盤に警報を発信する。

#### (2) 排水ポンプ

排水ポンプは、原子炉建家内にて発生した漏水を原子炉建家外に排水するため、原子炉建家地下3階に設ける。

#### (3) ブローアウトパネル及び耐圧扉

ブローアウトパネル及び耐圧扉は、加圧水冷却設備室において配管・機器の破損により発生した蒸気を建家外に放出するために設ける。

#### (4) 防滴仕様の機器及び計器

溢水防護対象設備のうち、被水の影響により安全機能を損なうおそれがある機器の電動機及び計器について、水の浸入に対する防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防まつ形（IP\*4）以上）がなされた機器及び計器を設ける。

#### (5) 密封構造である機器

溢水防護対象設備のうち、被水の影響により安全機能を損なうおそれがある機器について、機器を密封構造として溢水に対する防護措置がなされた機器を設ける。

#### (6) 耐環境仕様である計器

溢水防護対象設備のうち、蒸気の影響により機能を喪失させるおそれのある計器について、蒸気環境下に耐えるための防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防浸形（IP\*7）以上）がなされた計器を設ける。

### 13.9.4 評価

- (1) 溢水対策機器は、溢水の発生を早期に検知できる設計となっている。
- (2) 溢水対策機器は、溢水を排水することにより、溢水防護対象設備への溢水の影響を低減できる設計となっている。
- (3) 溢水対策機器は、溢水による被水および蒸気の影響を受けない設計となっている。

いる。

- (4) 溢水対策機器は、溢水により放出された蒸気を原子炉建家外へと逃がすことができる設計となっている。

2. HTTR 原子炉施設の  
溢水による損傷の防止等  
(適合性説明資料)

# HTTR原子炉施設

## 第9条 溢水による損傷の防止等



### 1. 要求事項

#### 1.1 要求事項の整理及び適合状況

- ▶ 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条における要求事項、その解釈及び適合状況(表1-1.表1-2参照)は以下のとおりである。

表1-1 設置許可基準規則第9条第1項について

試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則		適合状況
規則	解釈	
(溢水による損傷の防止等) 第9条 安全施設は、試験研究用等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。	<p>第9条(溢水による損傷の防止等)</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「試験研究用等原子炉施設内における溢水」とは、試験研究用等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、原子炉等のタンク、容器、使用済燃料貯蔵槽のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。</p> <p>3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、試験研究用等原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、試験研究用等原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるもの、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ものをいう。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ものをいう。</p>	<p>機器及び配管の破損、消火系統の作動による溢水に対して、没水、被水、蒸気の影響を評価している。溢水により原子炉を停止するために必要な設備、放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要となる設備、使用済燃料貯蔵プールの冷却水を維持するための設備の安全機能が喪失しないことを確認している。使用済み燃料プールの地震によるスロッシングでは、プール上部に蓋が設置されていることによりプール外へ漏水し、冷却するための機能を喪失することはない。</p>



表1-2 設置許可基準規則第9条第2項について

試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則		適合状況
規則	解釈	
2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等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。		溢水が発生した場合において、核燃料物質によって汚染された液体が管理区域外へ漏えいするおそれがないことを確認している。



## 2.1 安全設計の基本的な考え方

- ▶ 想定する機器の破損により生じる溢水により、HTTRの重要安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする(以下、「想定破損」という)。
- ▶ 想定される消火水の放水による溢水により、HTTRの重要安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする。
- ▶ 地震による機器の破損により生じる溢水(スロッシングを含む)により、HTTRの重要安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする(以下、「地震による破損」という)。
- ▶ 地震に伴う津波や屋外に設置されているタンクの破損等からの溢水により、HTTRの重要安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする。
- ▶ 放射性物質を含む液体による溢水が発生した場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

## 2.2 溢水防護対象施設の基本的な考え方

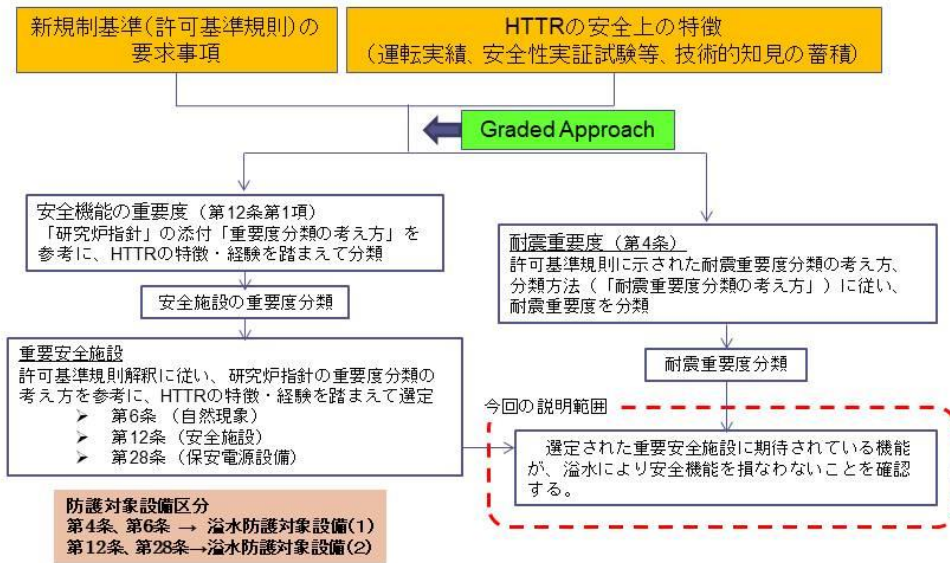
- ▶ 溢水影響により重要安全施設がその機能を損なわないことを確認する。防護すべき重要安全施設は、地震等により従属的に発生する溢水から防護する重要安全施設と内的事象により発生する溢水から防護する重要安全施設とで、それぞれの事象による果たすべき安全機能に対する要求の違いから同一ではない。よって、前者を溢水防護対象設備(1)、後者を溢水防護対象設備(2)として評価する。





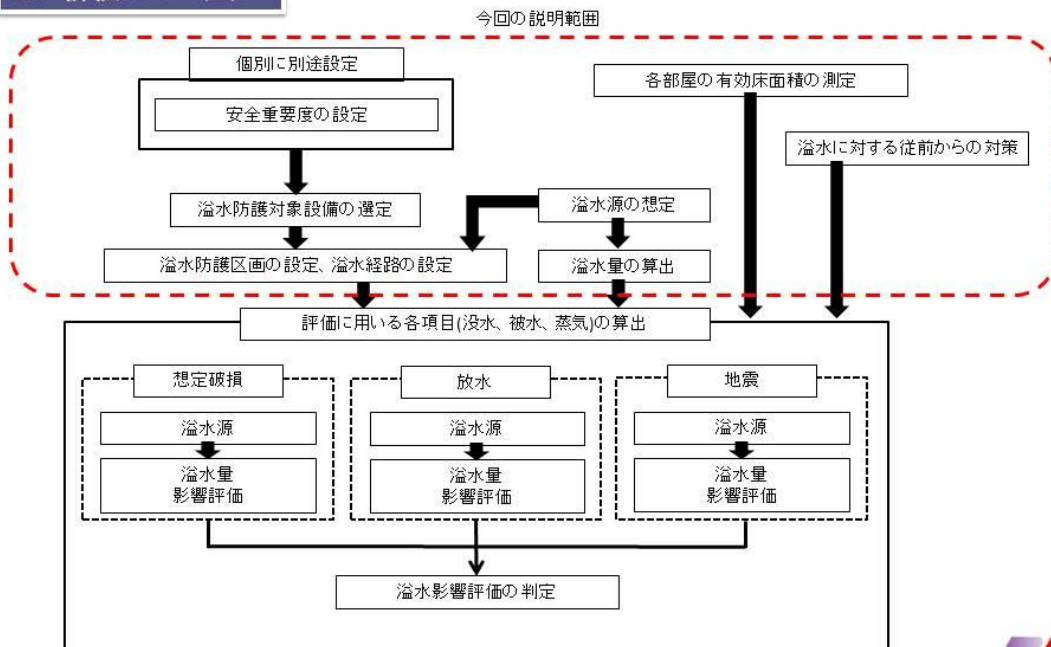
## 2. 基本的な考え方

### 2.3 評価フロー(1)



## 2. 基本的な考え方

### 2.3 評価フロー(2)



### 3. 溢水防護対象の選定

#### 3.1 溢水防護対象設備の選定(1)

- ・HTTRは固有の安全性、炉心構成要素である黒鉛の熱容量の大きさと熱出力密度の小ささから、強制冷却がない状態であってもふく射等の自然冷却により原子炉の安全性が確保されるため、必ずしも原子炉の強制冷却機能は必要ない。
- ・上記理由から、HTTRにおける第9条(溢水)に対応する安全機能は、原子炉の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能(原子炉冷却材圧力バウンダリ)及びそれらの状態監視に必要な監視機能を維持するために必要な設備と、使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能を維持するために必要な設備である。
- ・HTTRで想定されている溢水に対しては、地震時においては耐震Sクラス以外のものが破損すると想定しても、また、自然現象時においては重要安全施設以外の安全施設の安全機能を期待できないと想定しても、原子炉の安全性は確保できるため、耐震Sクラスの設備及び自然現象における重要安全施設が溢水に対してその安全機能を損なわない設計とする。→表3-1 溢水防護対象設備(1)参照
- ・HTTRにおいては従来より安全評価として実施している、内部事象を起因とした「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故時」に対処するために必要な設備に対しては、内部溢水についての対策を強化し信頼性を高めた設計とする。→表3-2 溢水防護対象設備(2)参照

(注1) HTTRにおいては、溢水防護対象設備(1)に水系の配管等がないため、溢水防護対象設備(1)を想定破損とする溢水事象は発生しないため、あらゆる溢水から溢水防護対象設備(1)を防護すれば原子炉の安全性は最低限確保される。  
 (注2) 溢水により原子炉に外乱が入る事象としては、内部事象としての加圧水冷却設備の配管破断事故があり、この事象については、安全評価指針に基づく安全評価の実施及び作動を期待している安全機能について当該溢水事象の影響を受けないことを確認している。



### 3. 溢水防護対象の選定

#### 3.1 溢水防護対象設備の選定(2)

-選定の考え方-

第9条(溢水)に対して要求されている安全機能を溢水防護対象設備(1)として以下の設備を選定した。本安全機能は、地震時及び自然現象においても防護する。

- ◆ 原子炉の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能(原子炉冷却材圧力バウンダリ)、及びそれらの状態監視に必要な監視機能を維持するために必要な設備
- ◆ 使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能を維持するために必要な設備

表3-1 溢水防護対象設備(1)

No.	安全機能	構築物・系統・機器	耐震クラス	選定結果	備考
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系	S	○	閉じ込め機能
2	過剰反応度の印加防止	スタンバイパイプ、スタンバイパイプクローザ	S	○	閉じ込め機能
3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物	S	○	炉心構造物(水浸入事故)
4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック、プール水の供給配管(接続口まで)	S	○	使用済燃料の貯蔵機能維持
5	1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備(原子炉格納容器隔離弁まで)	S	○	閉じ込め機能(隔離弁)
6	実験・照射に供する機能	実験設備の一部	-	-	未設置
7	原子炉の緊急停止・未臨界維持	制御棒系	S	○	原子炉の停止機能
8	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁	S	○	閉じ込め機能
9	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系)	S	○	原子炉の停止機能
10	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	B	○	状態監視機能
11	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	S	○	状態監視機能
12	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備・安全保護系用交流無停電装置	S	○	その他、必要な関連機能



### 3. 溢水防護対象の選定

#### 3.1 溢水防護対象設備の選定(3)

-選定の考え方-

内的事象により発生する溢水に対しては、信頼性向上の観点から以下の設備を溢水防護対象設備(2)として選定した。

- ◆ 原子炉の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能(原子炉冷却材圧力バウンダリ)、及びそれらの状態監視に必要な監視機能を維持するために必要な設備
- ◆ 使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能を維持するために必要な設備
- ◆ 「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設備

表3-2 溢水防護対象設備(2)

No.	安全機能	構築物・系統・機器	選定結果	備考
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系 原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁	○	閉じ込め機能 信頼性
2	過剰反応度の印加防止	スタンバイパイプ、スタンバイパイプクローザー	○	閉じ込め機能
3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物	○	炉内構造物
4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック、プール水の供給配管(接続口まで)	○	使用済燃料の貯蔵機能維持
5	1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備(原子炉格納容器隔離弁まで)	○	閉じ込め機能(隔離弁)
6	実験・照射に供する機能	実験設備の一部	-	未設置
7	原子炉の緊急停止・未臨界維持	制御棒系	○	原子炉の停止機能
8	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁	○	閉じ込め機能
9	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系) 安全保護系(工学的安全施設)	○	原子炉の停止機能 信頼性
10	炉心冷却	補助冷却設備・炉容器冷却設備	○	信頼性
11	放射性物質の閉じ込め、放射線遮へい及び放出低減	原子炉格納容器隔離弁 非常用空気浄化設備	○	閉じ込め機能 信頼性
12	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	○	状態監視機能
13	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	○	状態監視機能、信頼性
14	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機・補機冷却水設備・制御用圧縮空気設備 直流電源設備・安全保護系用交流無停電電源装置	○	状態監視機能 信頼性



### 4. 溢水源の想定

#### 4.1 溢水源の想定

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド(以下「溢水評価ガイド」という)の記載を参考に、溢水の発生要因別に以下の溢水について想定する。

- (1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損により生じる溢水(想定破損)
- (2) HTTR内で生じる異常状態(火災)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) 地震による機器の破損(スロッシングを含む)により生じる溢水(地震による破損)
- (4) 地震により発生する津波による溢水
- (5) 屋外に設置されているタンクの破損等により生じる溢水

(1) HTTRにおいて溢水源となり得る系統・機器(容器及び配管)は、水又は重油を含む全ての系統・機器について系統図により抽出する。

添付資料1 参照

(2) 火災消火時の放水による溢水については、消火方法として放水が想定されている区画で溢水が発生するものとする。

(3) 耐震Sクラス及び耐震Cクラス相当の配管以外の配管が破損するものとする。

(注) 耐震Bクラス、耐震Cクラスであっても、基準地震動Sslにおいて損傷しないことを確認した配管等を耐震Sクラス相当と標記する。

(4) 地震により発生する津波は、最大遡上高さとして敷地前面海岸でT.P.+16.9mを想定するものとする(申請書記載値)。

(注) HTTR原子炉建家等の設置高さは、T.P.約36mであるため、敷地前面海岸で想定されている最大遡上高さよりも高いため、溢水防護対象設備(1)への影響はない。

(5) 屋外に設置されているタンクや冷却塔の破損等により溢水が発生するものとする。

添付資料2 参照



### 4.2 配管破損の分類

溢水源のうち、各種配管の破損については以下を想定する。

- (1) 想定破損においては高エネルギー配管及び低エネルギー配管に分類し、各種エネルギーを考慮した破損形状を想定するものとする。
- (2) 地震による破損については耐震Sクラス及び耐震Sクラス相当でないものについて「完全全周破断」を想定する。

#### (a) エネルギーによる配管の分類

エネルギーにより以下のように分類する。

- 「**高エネルギー配管**」…呼び径25A(1B)を超える配管であって、運転温度が95°Cを超えるか、又は運転圧力が1.9MPa[*gauge*]を超える配管。配管の運転状態は、通常の運転状態における温度圧力とする。
- 「**低エネルギー配管**」…呼び径25A(1B)を超える配管であって、運転温度が95°C以下、かつ、運転圧力が1.9MPa[*gauge*]以下の配管。なお、静水頭圧の配管については除く。

#### (b) 配管の分類による想定破損方法

高エネルギー配管については、任意の箇所「完全全周破断」又は「貫通クラック」を想定し、低エネルギー配管については任意の箇所「貫通クラック」を想定する。また、溢水評価ガイドの附属書Aの考え方(応力制限の考え方)を参考とし、必要に応じて応力等を評価し、配管の健全性を確認するものとする。なお、HTTRにおける高エネルギー配管は、「加圧水冷却設備」「補助冷却設備」及び暖房用の「蒸気供給設備」の3設備である。



#### (c) 高エネルギー配管の破損想定(蒸気影響)

高エネルギー配管について、蒸気影響を考慮する必要がある配管を含む設備は「加圧水冷却設備」及び暖房用の「蒸気供給設備」である。なお、「補助冷却設備」については、約70°Cであるため蒸気影響を考慮する必要性がないため水として評価する。

##### (1) 加圧水冷却設備

加圧水冷却設備の配管については、溢水評価ガイドを参考にして以下の確認を行った箇所を除いて破損を想定する。

- ・高エネルギー配管に対する応力評価(結果が0.8Sa以下であることの確認(原子炉格納容器を貫通する設備であり、信頼性の高い設計であるため))及び肉厚測定を実施する箇所。

- ・基準地震動Ssによる耐震解析を行い、地震時の健全性を確認した箇所。

##### (2) 蒸気供給設備

蒸気供給設備の配管については、溢水評価ガイドを参考にして以下の確認を行った箇所を除いて破損を想定する。

- ・高エネルギー配管に対する応力評価(結果が0.4Sa以下であることの確認)及び肉厚測定を実施する箇所。

- ・基準地震動Ssによる耐震解析を行い、地震時の健全性を確認した箇所。



### 5.1 溢水防護区画の設定

溢水防護対象設備(1)及び溢水防護対象設備(2)が設置されている全ての区画を溢水防護区画として設定している。また、現場操作に必要なアクセス通路についても評価を行っている。

溢水防護区画は、壁、扉等で他の区画と分離されている区画として設定している。なお、ケーブルトレイについては、溢水防護設計として水系配管よりも上部に設置しているため没水対象からは除外し、溢水防護区画としては設定せず、敷設経路の確認及び被水影響として評価している。

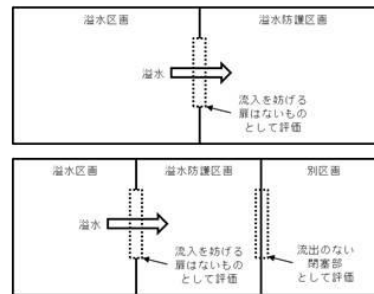
設定した溢水防護区画を添付資料3に示す。なお、格納容器内及び格納容器周りについては全て溢水防護区画とする。

### 5.2 溢水経路の設定

溢水経路については、扉、床面開口部(ハッチ、目皿等)等の設備を考慮した上で、溢水防護区画内漏えい又は溢水防護区画外漏えいを想定し、溢水水位が最も高くなるように設定する。なお、溢水防護設計として実施している対策による効果は考慮するものとする。溢水経路の設定について、具体的には以下のとおりである。

#### (1) 扉について

HTTRに設置されている扉は全て規定の水密性能は備わっていない。しかしながら、溢水防護区画の溢水水位を高く評価するために、評価対象の区画において他部屋への流出を考慮する際には、全ての扉において漏水しないものとする。また、評価対象の区画において他部屋からの流入を考慮する際には、当該扉は特別な条件がない限り開放状態として評価する。このような扉の状態については、各区画において溢水水位が最も高くなるように設定する。



#### (2) 床面開口部(ハッチ、目皿等)について

溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、床面開口部からの流出は基本的にないものとして評価する。ここで、床面からの流出を溢水防護設計として実施又は機能を期待する場合には、流出するものとする。ハッチを通した区画外からの流入については、ハッチがない単純な開口部として、上階の溢水がそのまま当該フロアに落下してくるものとして評価する。

#### (3) 貫通部・堰について

貫通部・堰については扉の考え方と同様とする。

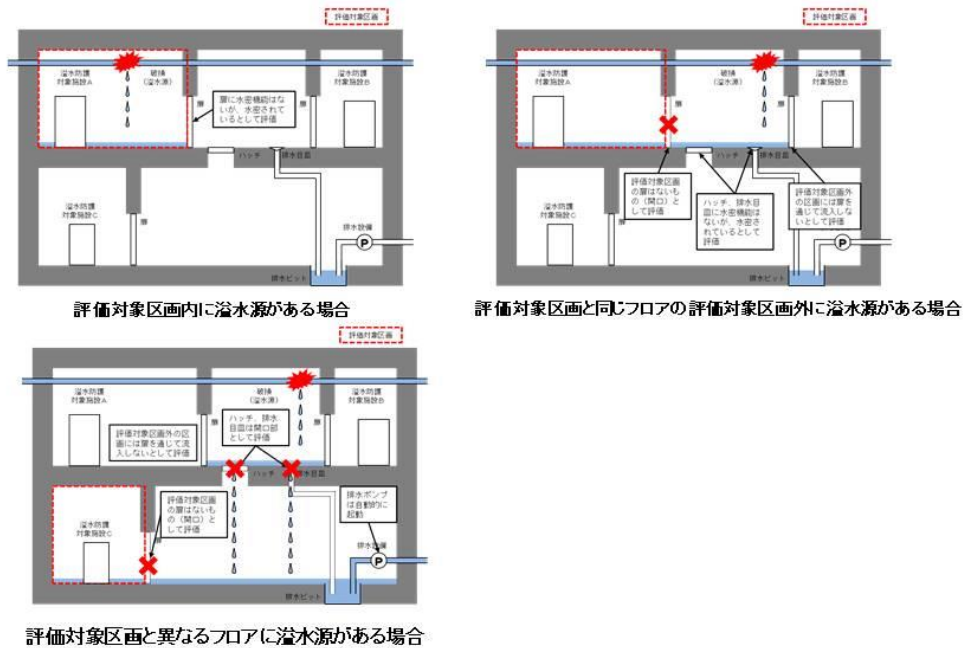
#### (4) 排水設備

HTTRの非管理区域に設置されている排水設備のうち、地下3階の排水ポンプの機能を考慮する。

溢水経路の概念図を次に示す。



溢水経路の概念図



### 6.1 許可基準規則第9条の第2項について

HTTRにおいては、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た場合においても当該液体が管理区域外へ漏えいしないように、以下のように設計等で考慮している。

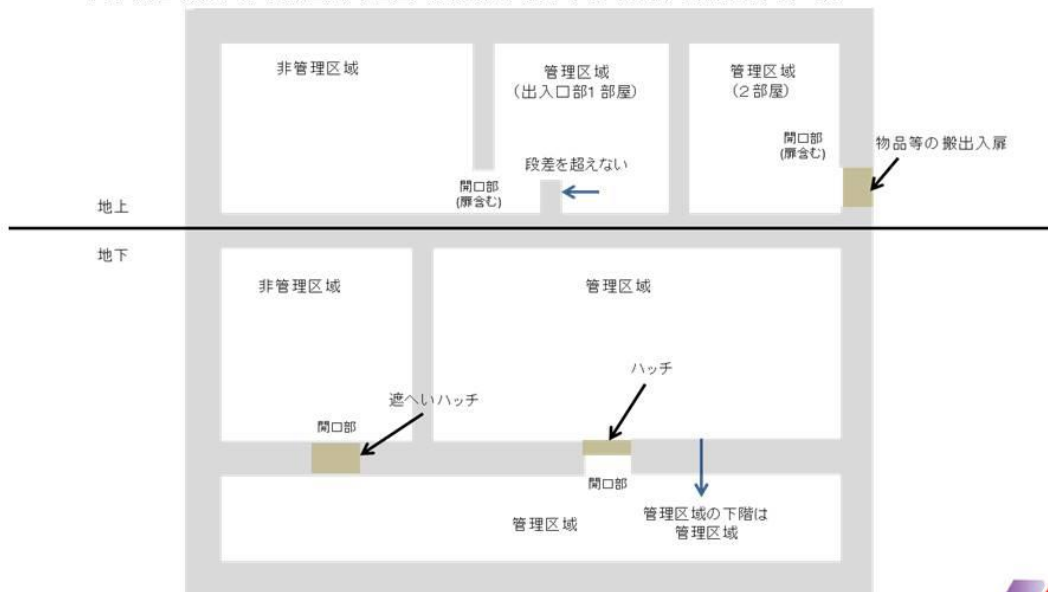
- (1) 放射性物質を含む液体を内包するタンク及び配管は、全て管理区域内に設置している。
- (2) 放射性物質を含む液体が管理区域内に漏えいした場合において、非管理区域に漏えいすることがないように、管理区域の下階が管理区域となるように配置上できる限り考慮している。また、配置上、その恐れが否定できない個所については、取扱量の全量がふき取れる資材を備えることにより対策を行う。
- (3) 放射性物質を含む液体が、1階の管理区域出入口から非管理区域に漏えいすることがないように、基本的に、放射性物質を含む液体は1階よりも下階となるように配置上できる限り考慮している。また、配置上その恐れが否定できない個所については、段差等によって、非管理区域側へ溢水しない設計とする。

### 6.2 放射性物質を含む液体を内包する設備

HTTRにおいては、ガス冷却型原子炉であるため、放射性物質を含む液体を内包する設備が少なく、液体廃棄物の廃棄設備及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの水である。

### 6.3 管理区域、非管理区域の設定位置

HTTRの管理区域及び非管理区域の位置の設定は、以下の図のように設計されている。



### 6.4 第9条第2項における評価対象

HTTRにおいて、設置許可基準規則第9条第2項として対策等の評価が必要な対象は以下の4か所である。

- ① 管理区域内の放射能測定室(K-401室)の下階に、非管理区域のバスダクトスペース(将来スペース)(H-370室)が設置されている(6.1(2)参照)。
- ② 管理区域である燃料取扱フロア(N-409室)に設置されている大型機器の搬出入用扉の外側に非管理区域が設定されている(6.1(3)参照)。
- ③ 管理区域である放射能測定室系換気空調機械室(K-408室)に設置されている物品搬出入用扉の外側が屋外となる(6.1(3)参照)。
- ④ 出入管理室(管理区域)の手洗い室(K-403室)の隣に、非管理区域が設定されている(6.1(3)参照)。

### 6.5 第9条第2項における評価結果

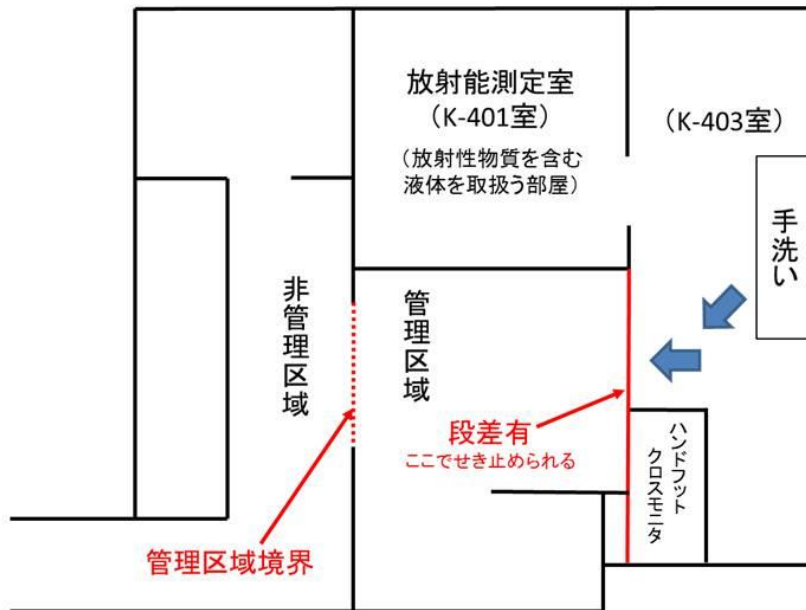
#### ①の評価結果について

K-401は、放射能を測定するための部屋であり、取り扱っている放射性物質を含む液体は基本的にポリ瓶で取扱う。その量は極めて少なく、さらに、フード内で取り扱っている。フードの下方や発生した容器を洗浄するシンクの下方には放射性廃液が流れる配管が設置されているが、年1回漏えい検査を実施し、健全性を確認している。これらのことから、放射性物質を含む液体の取扱時に万が一、床面に溢水したとしてもその量は限定的(7.3ℓ)であり、管理区域内にある段差により管理区域外へ漏えいしないことを確認している。また、同室に備え付けた紙タオル等廃液を吸着できる資材により、漏えいした液体を除去することができる。

#### ②③の評価結果について

N-409室及びK-408室には、放射性物質を含む液体を内包する設備がないため、管理区域外へ放射性物質を含む液体が漏れだす恐れはない。なお、使用済燃料貯蔵プールは、N-409室床下に位置しているが、蓋が設置されているため地震時のスロッシングによっても使用済燃料貯蔵プールからN-409室へ漏れ出すことはない(詳細は添付資料4参照)。

④の評価結果について、以下に図で示す。手洗い時に万が一、床面に溢水したとしても、その量は限定的(8ℓ)であり、溢水水位が0.3mmに対して100mm以上(110mm)の段差があるため、管理区域外へ漏れいしないことを確認している。また、同室に備え付けた紙タオル等廃液を吸着できる資材により、漏れいした液体を除去することができる。



## 7. 溢水量の算出

### 7.1 配管からの溢水量の想定

配管からの溢水量は、溢水評価ガイドに示されている以下の式を用いて算出する。

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

Q: 流出流量(m<sup>3</sup>/h)

A: 断面積(m<sup>2</sup>)

C: 損失係数

H: 水頭(m)

上記式において、高エネルギー配管については完全全周破断や貫通クラック等を適切に想定し、低エネルギー配管については貫通クラック等を適切に想定する。また、地震による破損については、完全全周破断を想定する。条件の詳細は、以下のように設定する。

(1) 評価式内の数値について

①断面積は、次のように設定する。

- ・完全全周破断については、配管内径面積とする。
- ・貫通クラックについては、配管内径の1/2の長さと同径の配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックとする。

②損失係数は、次のように設定する。

- ・本評価式を用いる全ての配管において、損失しないものとし保守的に1.0を設定する。

③水頭について

- ・ポンプによる流動の場合、低エネルギー配管については最高使用圧力もしくは通常運転圧力とする。
- ・ポンプ等の動的機器のない加圧された状態の水頭については、加圧器の圧力に破損想定位置と加圧器の設置位置の高さの違いによる水頭を加えた水頭とする。
- ・静水頭による溢水の場合には、破損想定位置から当該破損箇所に影響を及ぼす位置までの水頭を適切に設定する。



(2) 流出時間について、次のように設定する(内的事象時)。

- ① 検知器の作動により溢水に気づくまでの時間
  - ・検出器の設置位置高さ、溢水流量から求まる時間とする。
- ② ①以降の漏えい個所の確認までの時間
  - ・非管理区域の場合: 2分
  - ・管理区域及び原子炉建家外の場合: 4分及び3分
- ③ ②以降のポンプ等の停止操作までの時間
  - ・2分(その後、停止するまでの時間を考慮する。(代表配管である補機冷却水設備の場合は1分間))
- ④ ③以降のバルブ等の閉操作終了までの時間
  - ・手動操作バルブの場合: 5分(原子炉建家でない場合は最大6分)
  - ・自動操作バルブの場合: 1分

(3) 流出時間について、次のように設定する(地震時)。

地震による破損については、同時に不利な個所で破損することを想定する。なお、必要な場合において、個別対策を行うまでの時間、溢水するものとする。

### 7.2 保有水量についての考慮

- ・保有水量が少ない設備については、放出時間を考慮することなく、瞬時に全量放出するものとして評価する。
- ・各設備へ追加で供給される液体については、通常運転状態における流量を想定するものとする。
- ・各種対策後に配管内に残留する液体については、配管高さ等を考慮の上、放出する可能性のある液体全量を放出するものとする。
- ・溢水源は、溢水量が各部屋において最大となる設備を選定する。



### 7.3 放水による溢水量の想定

放水流量としては、消火用のポンプ規定流量である300L/minで放水するものとする。また、放水時間としてはHTTRの内部火災影響評価で定めた火災等価時間である20分とする。

### 7.4 排水機能について

非管理区域地下3Fに設置されている排水ポンプについては、ポンプの規定流量である320L/minで排水されるものとする。

### 7.5 地震時の考え方について

S<sub>s</sub>地震時においては、耐震Sクラス相当以外の設備は破損するものとする。

### 7.6 溢水高さの算出

想定破損等による没水影響評価は、以下の式を利用して溢水高さを算出し、各機能喪失高さと比較する。

$$H=Q/A$$

H: 溢水水位(m)  
 Q: 流入量(m<sup>3</sup>)  
 A: 有効床面積(m<sup>2</sup>)

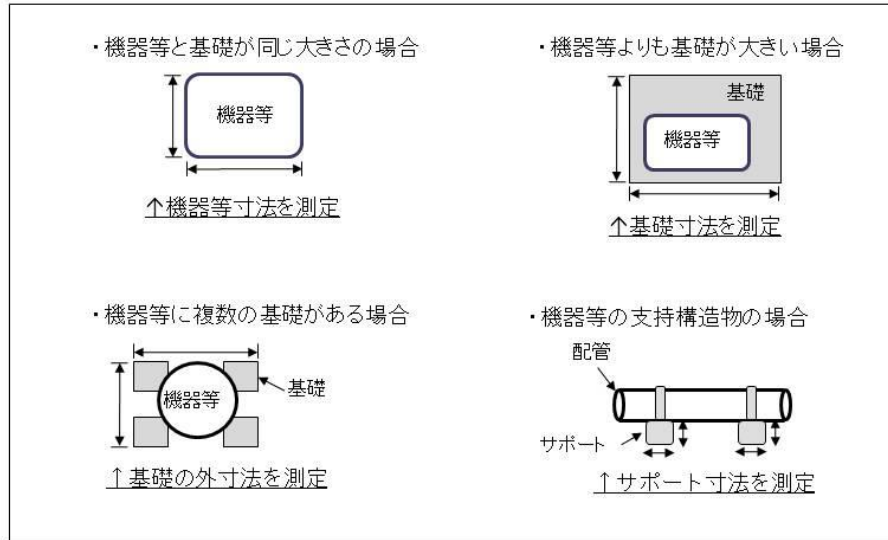
(注) 有効床面積については、床面に設置されている設備や配管の架台等を考慮して求めた面積とする。



### 7.7 各部屋の有効床面積

溢水防護区画の没水評価において、没水水位の算出に必要な床面積は以下のように算出する。

- ① 建家図面から各部屋の床面積を求める。
- ② 現場調査を行い、各部屋に設置されている機器等の面積を測定する。
- ③ ①の面積から②の面積を減じ、有効床面積を算出する。
- ②の機器等の面積測定については、以下のように測定する。



## 8. 溢水に対する従前からの対策

### 8.1 加圧水冷却設備の対策

加圧水冷却設備については、従前から以下の4箇所において対策が取られている。

- ① 格納容器内配管(ターミナルエンド部)
- ② 屋上(空気冷却器周り)(ターミナルエンド部)
- ③ 加圧水冷却設備室(H-209室)(ターミナルエンド部)
- ④ 加圧水冷却設備室上部エリア(H-273室)(ターミナルエンド部)

#### ①についての対策

①設置許可申請書の事故事象として格納容器内加圧水配管破断事故を想定しており、加圧水配管が破断した場合においてもPAM計装を含む溢水防護対象設備(1)及び(2)に影響を及ぼさない設計となっている。

#### ②についての対策

②について、配管破断を想定しているが、屋外であり溢水防護対象設備(1)及び(2)に影響を及ぼすことがない設計となっている。

## 8. 溢水に対する従前からの対策

### ③④についての対策

③④について、配管破断を想定して蒸気影響評価を行っており、その対策として、ブローアウトパネルや耐圧扉が設置され溢水防護対象設備(1)及び(2)に影響を及ぼさない設計となっている。ブローアウトパネルと耐圧扉の位置関係を図8-1に示す。

H-209室もしくはH-273室で破損が生じると蒸気が充満し圧力・温度とも上昇するが、ブローアウトパネルの開放条件(3.5kPa(360mmAq)以下)は、H-209室及びH-502室に設置されている耐圧扉の耐圧条件(表8-1参照)より低く設定されており、耐圧扉が破損することはない、他部屋への影響がない設計となっている。

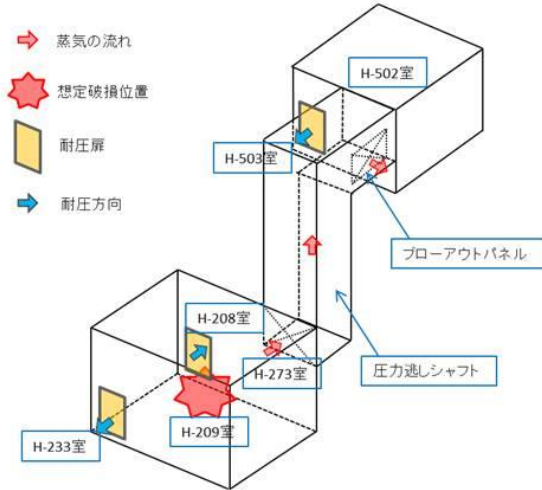


図8-1 H-209室とブローアウトパネルの位置関係

表8-1 各扉の耐圧性能

場所	開き方向	扉の耐圧性能
H-209→H-208	耐圧方向	6.8kPa(700mmAq)以上
H-209→H-233	耐圧方向	6.8kPa(700mmAq)以上
H-502→H-503	耐圧方向	6.8kPa(700mmAq)以上

## 9. 溢水防護対象設備の適合性(想定破損)

安全機能	構築物・系統・機器	溢水による影響		被水による影響		蒸気による影響	
		防護対策	適合性	防護対策	適合性	防護対策	適合性
工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	・安全保護系(停止系) ・安全保護系(工学的安全施設)	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・当該設備の溢水防護区画に溢水がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
炉心冷却	・補助冷却設備	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・密封構造・防滴仕様	・左記の防護対策により循環機及びポンプに影響がないことを確認している。 ・当該設備の溢水防護区画に溢水がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉 ・密封構造	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水がなく、他区画からの伝播もないことを確認している。
	・炉器冷却設備	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・当該設備の溢水防護区画に溢水がないため影響がないことを確認している。 ・A系統及びB系統のポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水がなく、他区画からの伝播もないことを確認している。
放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	・非常用空気浄化設備	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・密封構造 ・防滴仕様	・左記の防護対策により排風機及び排気フィルタユニットに影響がないことを確認している。 ・当該設備の溢水防護区画に溢水がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水がなく、他区画からの伝播もないことを確認している。
事故時のプラント状態の把握	・事故時監視計器の一部	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・防滴仕様	・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。 ・当該設備の溢水防護区画に溢水がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水がなく、他区画からの伝播もないことを確認している。
						・耐環境仕様	・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。

## 9. 溢水防護対象設備の適合性(想定破損)

安全機能	構築物・系統・機器	淡水による影響		海水による影響		蒸気による影響	
		防護対策	適合性	防護対策	適合性	防護対策	適合性
安全上特に重要な関連機能	・中央制御室	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・当該設備の溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
	・非常用発電機	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・A系統及びB系統の発電機は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
	・補機冷却水設備	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・A系統及びB系統のポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
	・直流電源設備 ・安全保護系用交流無停電電源装置	・排水ポンプによる排水 ・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高く、多重化した系統が同時に機能喪失しないことを確認している。		・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。

換気空調用蒸気供給設備の配管については、基準地震動SSIに対して破損しないことを確認しており、配管の地震による損傷はないことから、完全全周破断による単一破損を想定する。

換気空調用蒸気供給設備の破損により蒸気が放出された場合、時間の経過とともに発生した蒸気が発生区画に充滿し、その後、他区画(溢水防護区画)へと流入する。蒸気が発生区画に充滿し、他区画へと流入するまでの時間は、換気空調設備による換気を考慮すると約30分である。

一方、換気空調用蒸気供給設備の破損に伴う蒸気の放出は、数分で検知できることから、蒸気の早期検出及び早期の設備停止等の対応が可能である。

## 9. 溢水防護対象設備の適合性(消火水の放水)

安全機能	構築物・系統・機器	淡水による影響		海水による影響	
		防護対策	適合性	防護対策	適合性
工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	・安全保護系(停止系) ・安全保護系(工学的安全施設)		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に海水による影響を受けることはないことを確認している。
炉心冷却	・補機冷却設備		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・防滴仕様	・左記の防護対策によりポンプに影響がないことを確認している。 ・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
	・炉容器冷却設備		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・A系統及びB系統の盤及びポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
放射線物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	・非常用空気浄化設備		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・密封構造 ・防滴仕様	・左記の防護対策により排風機及び排気フィルタユニットに影響がないことを確認している。 ・A系統及びB系統の盤及びポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
事故時のプラント状態の把握	・事故時監視計器の一部		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・防滴仕様	・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。 ・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に海水による影響を受けることはないことを確認している。
安全上特に重要な関連機能	・中央制御室		・当該設備の溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。		・当該設備の溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。
	・非常用発電機		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・A系統及びB系統の発電機は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
	・補機冷却水設備		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・A系統及びB系統のポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
	・直流電源設備 ・安全保護系用交流無停電電源装置		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高く、多重化した系統が同時に機能喪失しないことを確認している。		・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。

安全機能	構築物・系統・機器	浸水による影響		漏水による影響		蒸気による影響	
		防護対策	適合性	防護対策	適合性	防護対策	適合性
工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	・安全保護系(停止系)		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・当該設備の溢水防護区画に溢水漏がないため影響がないことを確認している。	・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水漏がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
事故時のプラント状態の把握	・事故時監視計器の一部		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・防滴仕様	・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。 ・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・ブローアウトパネル及び耐圧扉  ・耐環境仕様	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水漏がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。  ・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。
安全上特に重要な関連機能	・中央制御室		・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・当該設備の溢水防護区画に溢水漏がないため影響がないことを確認している。	・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水漏がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
	・直流電源設備 ・安全保護系用交流無停電電源装置	・運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高く、多重化した系統が同時に機能喪失しないことを確認している。		・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水漏がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。

### 添付資料1

### 溢水源一覧 (系統別・建物フロア別)

表1 溢水源となりうる系統設備一覧

設備名
1)貯容器冷却水設備
2)補助冷却設備
3)補機冷却水設備
4)一般冷却水設備
5)加圧水冷却設備
6)液体廃棄物の廃棄設備
7)一般排水設備
8)空調用冷水装置Ⅰ系
9)空調用冷水装置Ⅱ系
10)消火設備
11)純水供給設備
12)淡水供給設備(浄水・ろ過水)
13)プール水冷却浄化設備
14)蒸気供給設備
15)1次ヘリウム純化設備冷水供給系
16)非常用発電機設備



表2 溢水源となりうる系統・機器一覧(建物・フロア別)

建物	フロア	種別	設備	建物	フロア	種別	設備
原子炉建家	B3F	管理区域	1次ヘリウム純化設備コールド・マセコールドラップ	機械棟	地下階	非管理区域	補機冷却水設備冷却塔プール
			1次ヘリウム純化設備冷却器				一般冷却水設備冷却塔プール
			1次ヘリウム純化設備冷水装置				配管
			1次ヘリウム純化設備再生系冷却器				共用水槽
			2次ヘリウム純化設備コールド・マセコールドラップ				一般排水設備原水槽
		2次ヘリウム純化設備冷却器	一般排水設備放液槽				
		2次ヘリウム純化設備再生系冷却器	一般排水設備中和槽				
		貯蓄器冷却設備冷却器	蒸気供給設備ボイラー用サービスタンク				
		液体廃棄物の廃棄施設 機器ドレン系ドレンピット	蒸気供給設備高圧送水槽				
		液体廃棄物の廃棄施設 機器ドレン系廃液槽	共通水用二缶タンク				
	液体廃棄物の廃棄施設 排ドレン系廃液槽	排水タンク					
	液体廃棄物の廃棄施設 洗浄廃液ドレン系廃液槽	配管					
	配管	共用溝	地下階	非管理区域	中圧送水槽		
	非管理区域	一般排水設備排水槽	配管				
	B2F	管理区域	使用済燃料貯蔵設備プール冷却器	B1F	非管理区域	使用済燃料貯蔵設備プール水フィルタ	
			配管			配管	
			加圧水冷却設備加圧水加圧器			空調用冷水装置Ⅰ冷凍機	
			加圧水冷却設備純水タンク			空調用冷水装置Ⅰ冷水タンク	
			補助冷却設備補助冷却水加圧器			空調用冷水装置Ⅱ冷凍機	
		補助冷却設備補助冷却水補給水タンク	空調用冷水装置Ⅱ冷水タンク				
		薬液注入設備ドランタンク	配管				
		配管	配管				
		管理区域	使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール		1F	非管理区域	非常用発電機設備A系燃料小出槽
		配管	非常用発電機設備B系燃料小出槽				
	配管	中央制御室系空調器					
	配管	配管					
	配管	配管					
	2F	非管理区域	原子炉建家Ⅰ系空調器	放射能測定室系空調器			
			放射能測定室系空調器	電気設備室系空調器			
			電気設備室系空調器	原子炉建家Ⅱ系空調器			
原子炉建家Ⅱ系空調器			空調用冷水装置Ⅰ膨張タンク				
空調用冷水装置Ⅰ膨張タンク			空調用冷水装置Ⅱ膨張タンク				
淡水供給設備電気温水器	配管						
配管	配管						
屋上	非管理区域	加圧水冷却設備加圧水空冷冷却器	補助冷却設備補助冷却水空冷冷却器				
		補助冷却設備補助冷却水空冷冷却器	消火設備消火用貯水槽				
配管	配管						



## 添付資料2

### HTTR原子炉建家周りの溢水源の 位置関係及び保有水量



## 添付資料2

HTTRの原子炉建家周りには、HTTRの施設として冷却塔、機械棟、オイルタンクがあり、その他に、ろ過水や浄水を製造している浄水場や夏海湖がある。これらの溢水源の耐震クラスはSクラスではないため、地震時には全ての設備が破損する可能性があり、また、個々の想定破損も考慮する必要がある。

HTTR原子炉建家の方向へ流れることを想定し、地上設置及び地下設置として整理し評価するものとする。主な溢水源として表1に保有水量、図1に位置関係を示す。

表1 HTTR原子炉建家周りの溢水源及び保有水量

	溢水源	保有水量(m <sup>3</sup> )	設置区分	備考
1	冷却塔（冷却塔プール）	170×2	地下	原子炉建家との離隔距離約20m(最短)
2	冷却塔（冷却塔プール）	130×1	地下	
3	機械棟（共用水槽）	107×1	地下	
4	機械棟（原水槽）	15×1	地下	
5	機械棟（放流層）	15×1	地下	
6	機械棟（中和槽）	1.22×1	地上	
7	機械棟（純水タンク）	20×1	地上	
8	機械棟（二圧タンク）	0.26×1	地上	
9	機械棟（低圧還水槽）	6×1	地上	
10	機械棟（サービスタンク）	0.431×1	地上	
11	機械棟（オイルタンク）	62×1	地上	
12	研究棟（高置水槽）	6×1	地上	研究棟屋上設置
13	浄水場（高架水槽）	100×1	地上	地上約33.9m設置
14	浄水場（水槽（ろ過水））	5000×1	地下	
15	浄水場（ろ過池）	127.98×6	地上	
16	浄水場（アクセツトラー）	1773.6×2	地上	
17	浄水場（水槽（浄水））	800×1	地下	
18	夏海湖	—	その他	



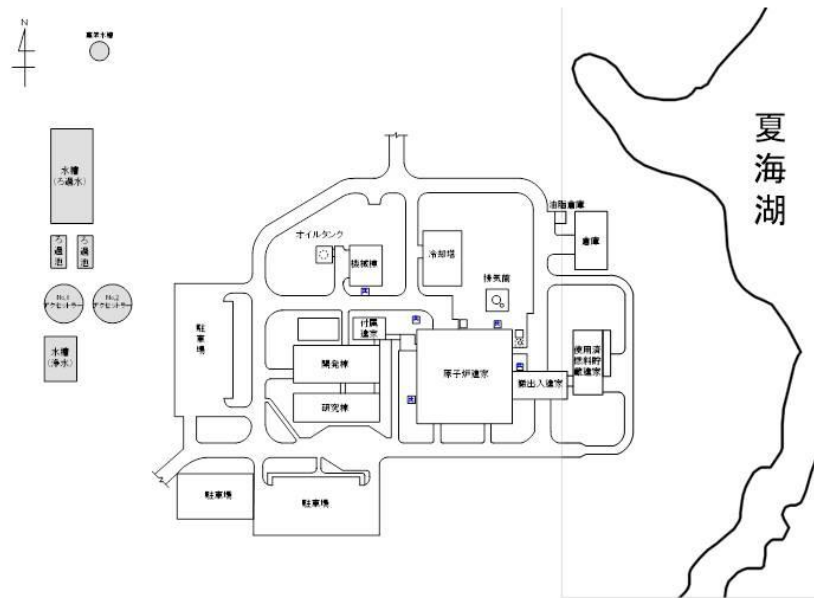


図1 HTTR原子炉建家とその周りの溢水源の位置関係



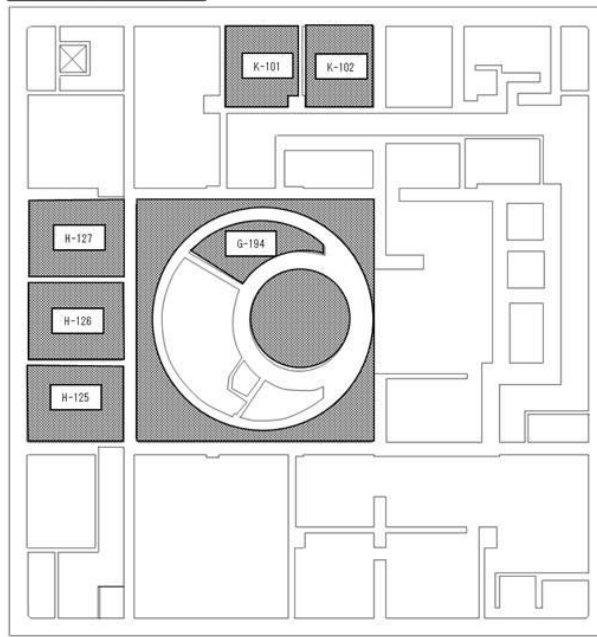
添付資料3

HTTRにおける溢水防護対象設備の位置  
(溢水防護区画)





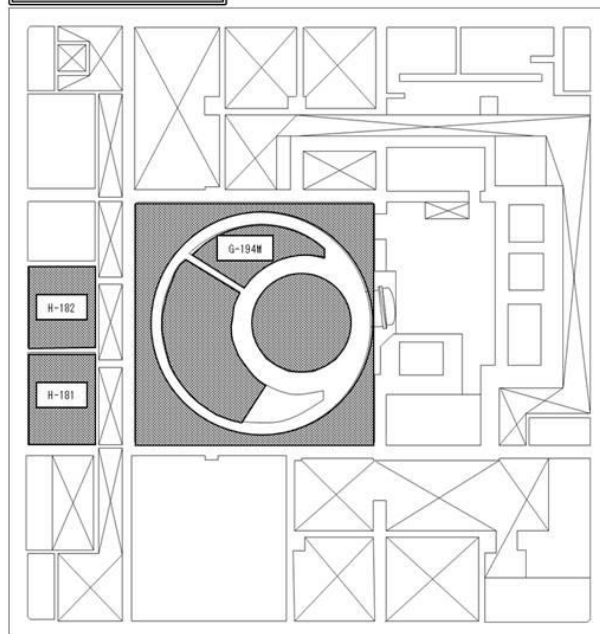
原子炉建家地下3階



■ : 溢水防護区画



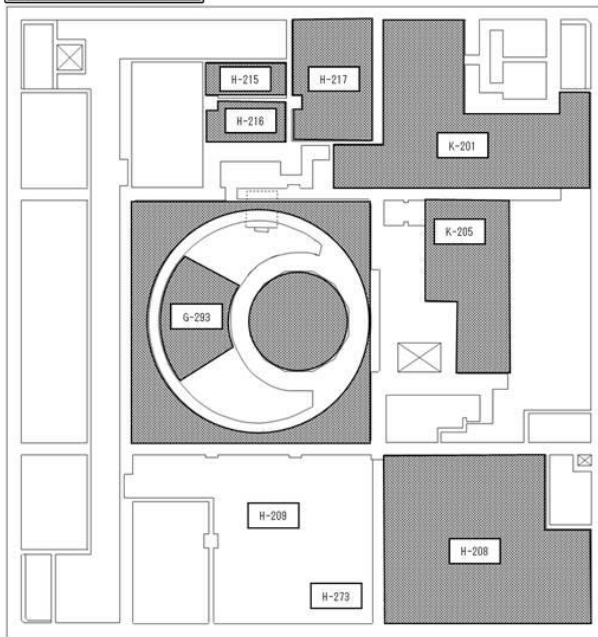
原子炉建家地下中3階



■ : 溢水防護区画



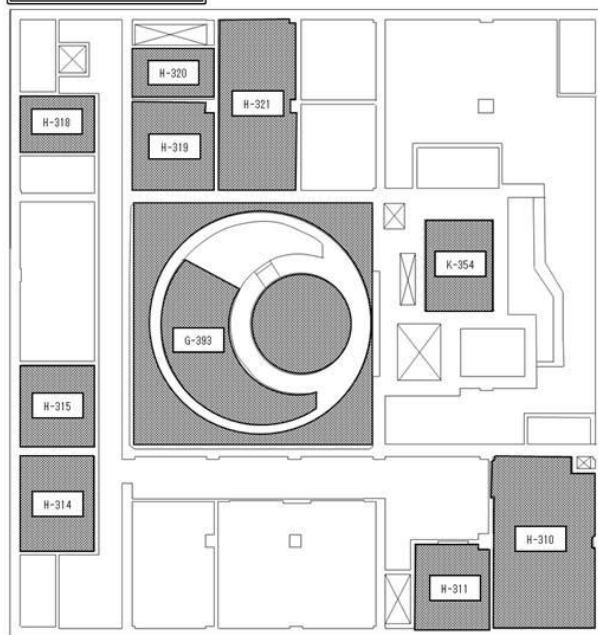
原子炉建家地下2階



■ : 溢水防護区画

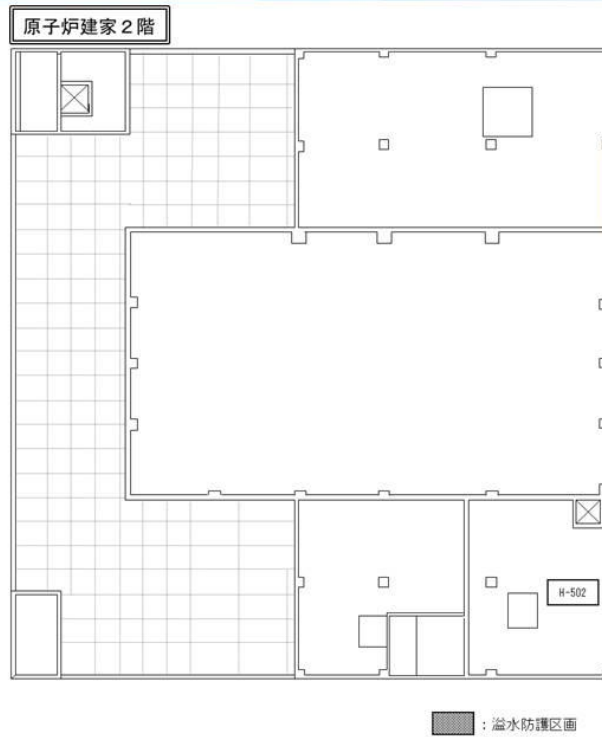
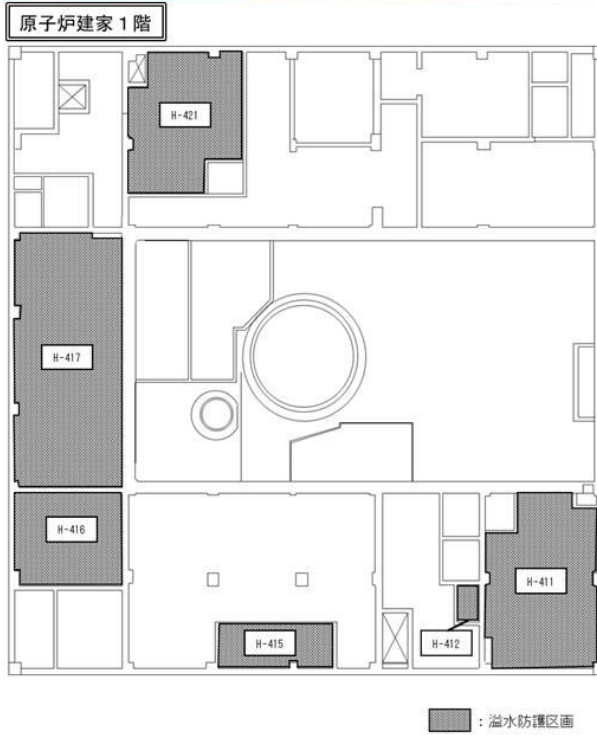


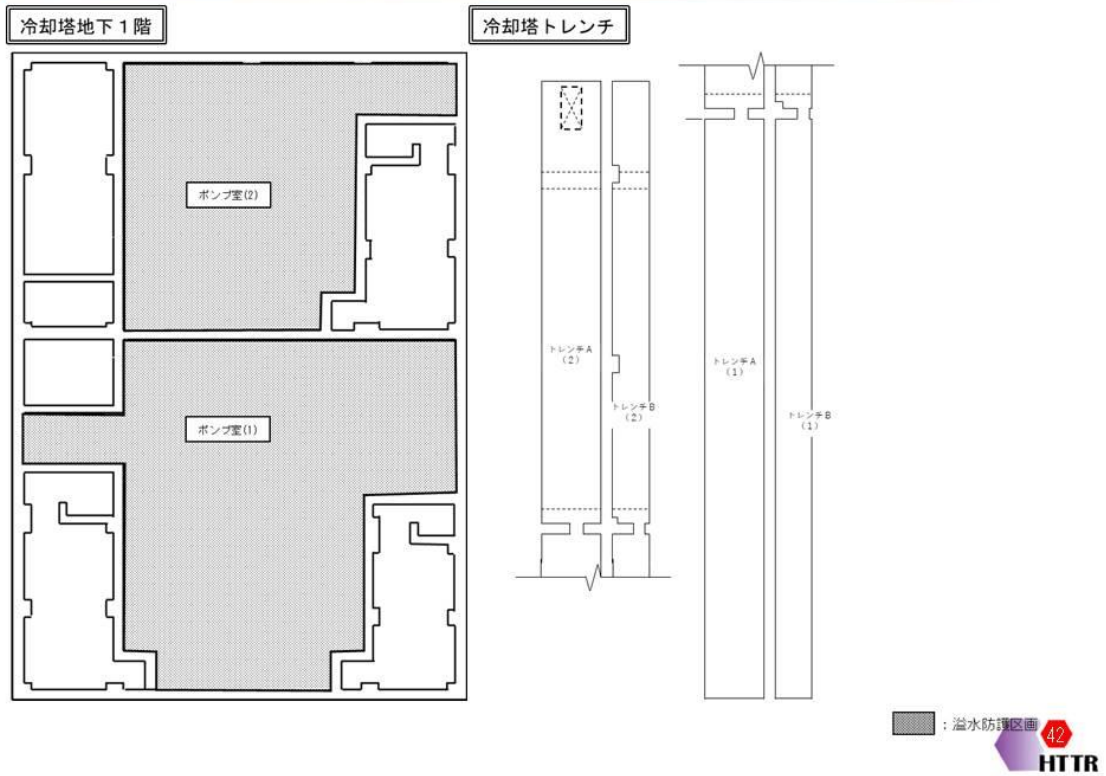
原子炉建家地下1階



■ : 溢水防護区画







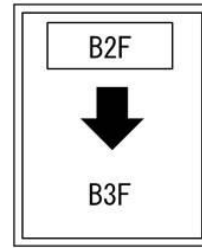
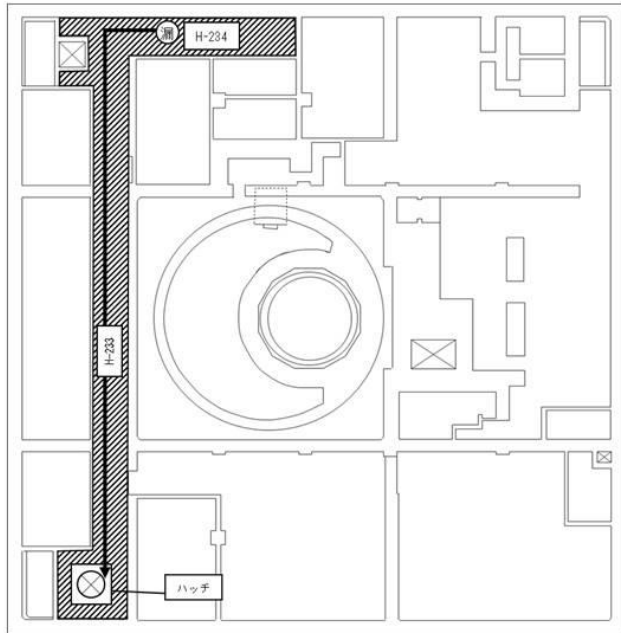
添付資料4

没水の影響評価結果

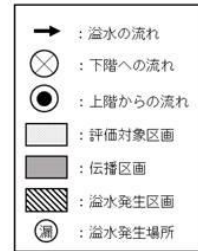
部屋番号	溢水防護対象設備	代表溢水源	溢水量 (m3)	溢水高さ (cm)	機能喪失高さ (cm)	没水	多重化 区画化	判定
H-125	安全保護系用交流無停電電源装置B、安全保護系用充電器盤B	補機冷B (B2F) 10B	10.2	11.9	10.0	×	○	○
H-126	安全保護系用交流無停電電源装置C、安全保護系用予備充電器盤	補機冷B (B2F) 10B	11.0	8.9	10.0	○	—	○
H-127	安全保護系用交流無停電電源装置A、安全保護系用充電器盤A	補機冷B (B2F) 10B	11.8	7.2	10.0	○	—	○
H-181	安全保護系用蓄電池B	浄水 (B3MF)	0.5	1.6	20.0	○	—	○
H-182	安全保護系用蓄電池A	浄水 (B3MF)	0.5	0.8	20.0	○	—	○
H-215	補助ヘリウム循環機A回転数制御装置	補機冷B (B2F) 10B	4.7	5.7	10.0	○	—	○
H-216	補助ヘリウム循環機B回転数制御装置	補機冷B (B2F) 10B	4.4	6.6	10.0	○	—	○
H-217	補助冷却設備 (補助冷却水循環ポンプ等)	補機冷B (B2F) 10B	4.1	8.0	42.0	○	—	○
H-272	補助冷却水流量 (計器)	補機冷B (B2F) 10B	H-217の上階でありH-217で検知可能			○	—	○
H-310	非常系パワーセンタB、非常系モーターコントロールセンタB	補機冷A (B1F) 10B	18.4	5.1	10.0	○	—	○
H-314	中性子計装盤Ⅰ、主冷却設備安全保護計装盤Ⅰ、炉容器冷却設備計装盤Ⅰ、放射能計装盤Ⅰ、制御棒スクラム装置盤A	補機冷A (B1F) 10B	17.1	5.7	10.0	○	—	○
H-315	安全保護ロジック盤B、安全保護シーケンス盤B、補助冷却設備安全保護計装盤Ⅰ	補機冷A (B1F) 10B	17.1	5.8	10.0	○	—	○
H-318	安全保護ロジック盤A、安全保護シーケンス盤A	補機冷A (B1F) 10B	16.8	5.9	10.0	○	—	○
H-319	中性子計装盤Ⅱ・Ⅲ、主冷却設備安全保護計装盤Ⅱ・Ⅲ、炉容器冷却設備計装盤Ⅱ、補助冷却設備安全保護計装盤Ⅱ・Ⅲ、放射能計装盤Ⅱ・Ⅲ、制御棒スクラム装置盤B	補機冷A (B1F) 10B	17.1	5.7	10.0	○	—	○
H-321	非常系パワーセンタA、非常系モーターコントロールセンタA	補機冷A (B1F) 10B	18.5	5.1	10.0	○	—	○

部屋番号	溢水防護対象設備	代表溢水源	溢水量 (m3)	溢水高さ (cm)	機能喪失高さ (cm)	没水	多重化 区画化	判定
H-411	非常用発電機B、自動始動盤B、非常用発電機盤B	冷水Ⅰ (1F)	15.7	6.2	26.0	○	—	○
H-412	非常用発電機用燃料移送ポンプB	冷水Ⅰ (1F)	15.7	6.2	25.0	○	—	○
H-417	中央制御盤 (主盤、副盤)	冷水Ⅱ (1F)	14.3	21.7	26.0	○	—	○
H-421	非常用発電機A、自動始動盤A、非常用発電機盤A	冷水Ⅱ (1F)	14.3	21.7	26.0	○	—	○
K-101	炉容器冷却設備A制御盤、炉容器冷却水循環ポンプA、計装 (炉容器冷却水流量)	補機冷B (B2F) 10B	17.9	11.8	23.0	○	—	○
K-102	炉容器冷却設備B制御盤、炉容器冷却水循環ポンプB、計装 (炉容器冷却水流量)	補機冷A (B3F) 5B	9.7	5.0	23.0	○	—	○
K-201	非常用空気浄化設備排風機A・B、非常用空気浄化設備排気フィルタユニットA・B	補機冷B (B2F) 10B	18.1	11.3	43.0	○	—	○
G-194	補助ヘリウム循環機A・B	補機冷B (B3F) 2B	床に開口部があり、下階へ全量落下			○	—	○
G-292	計装 (原子炉炉力容器上鏡温度)	冷水Ⅰ (B1F)	床に開口部があり、下階へ全量落下			○	—	○
G-293	計装 (原子炉炉力容器上鏡温度)	冷水Ⅰ (B1F)	床に開口部があり、下階へ全量落下			○	—	○
G-393	計装 (補助冷却器出口ヘリウム圧力)、計装 (補助冷却器ヘリウム流量)	冷水Ⅰ (B1F)	15.7	50.0	80.0	○	—	○
N-290	計装 (原子炉格納容器内圧力)	冷水Ⅰ (B1F)	床に開口部があり、下階へ全量落下			○	—	○
N-390L	計装 (格納容器内エア放射線量率)	冷水Ⅰ (B1F)	床に開口部があり、下階へ全量落下			○	—	○
冷却塔ポンプ室(1)	補機冷却水設備B循環ポンプ、計装 (補機冷却水流量)	一般冷 (B1F)	130.0	77.1	59.0	×	○	○
冷却塔ポンプ室(2)	補機冷却水設備A循環ポンプ、計装 (補機冷却水流量)	補機冷B (B1F)	170.0	5.0*	59.0	○	—	○

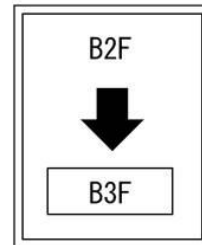
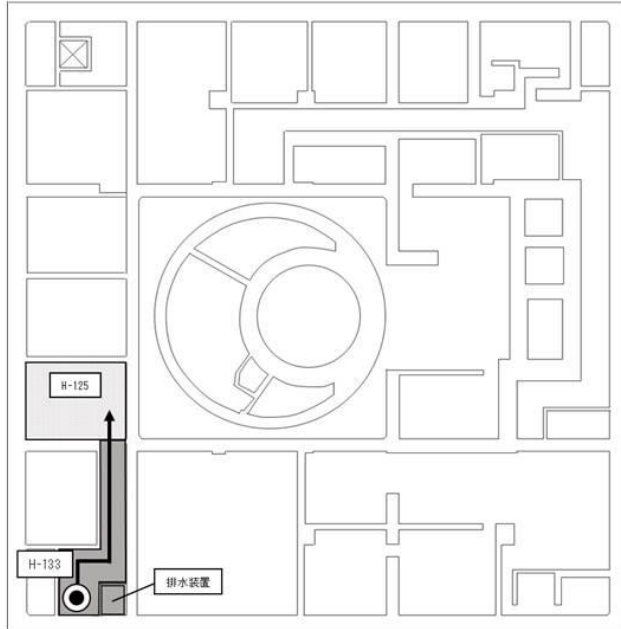
溢水伝播図(H-125)



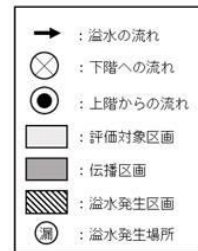
凡例



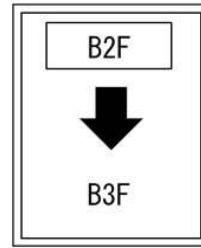
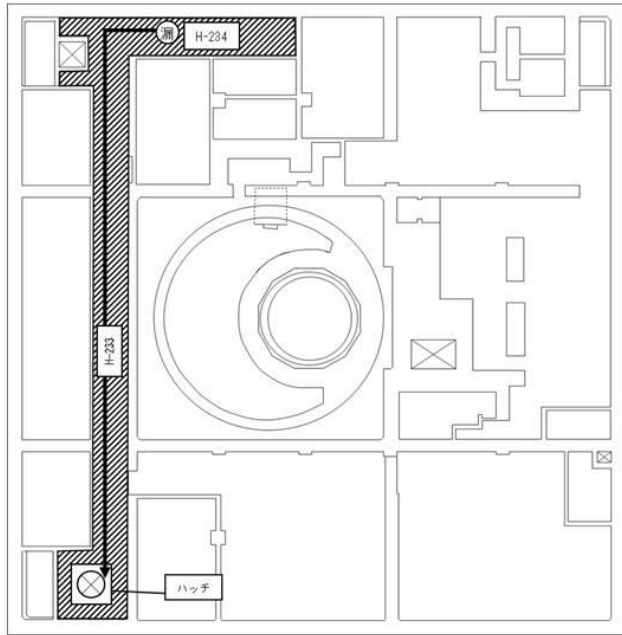
溢水伝播図(H-125)



凡例



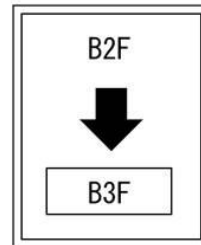
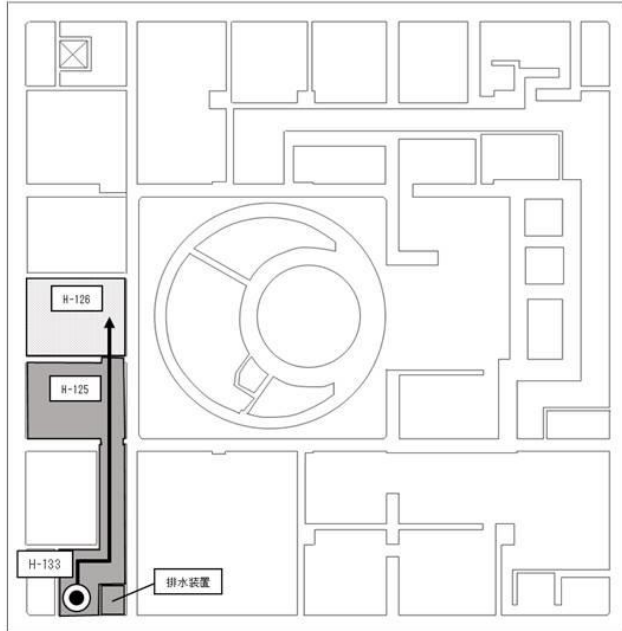
溢水伝播図(H-126)



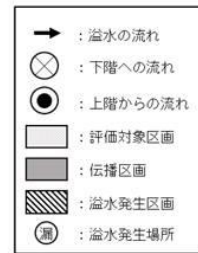
凡例



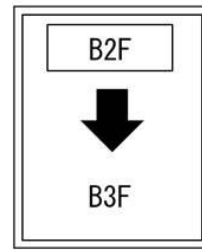
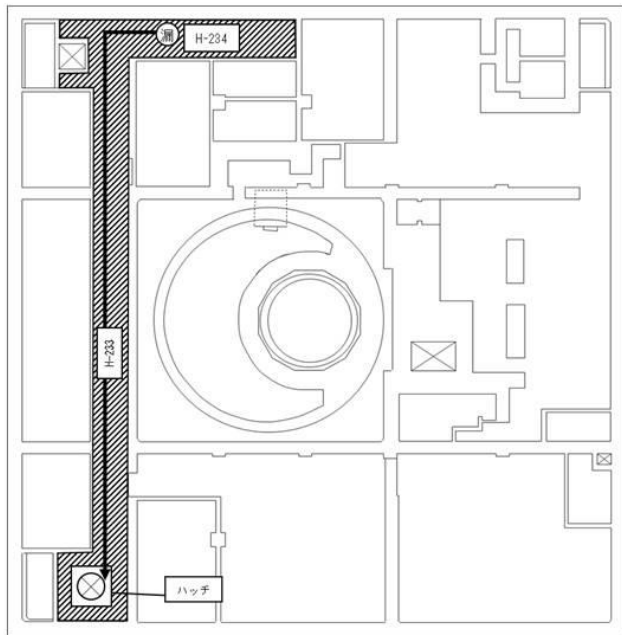
溢水伝播図(H-126)



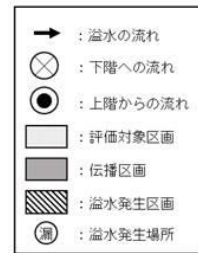
凡例



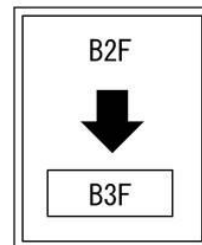
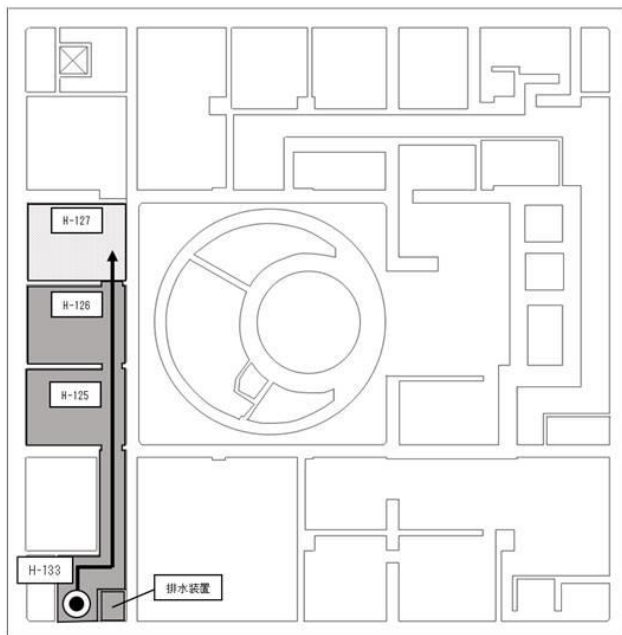
溢水伝播図(H-127)



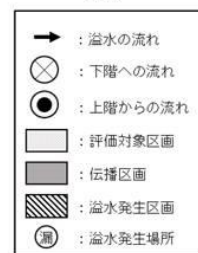
凡例



溢水伝播図(H-127)

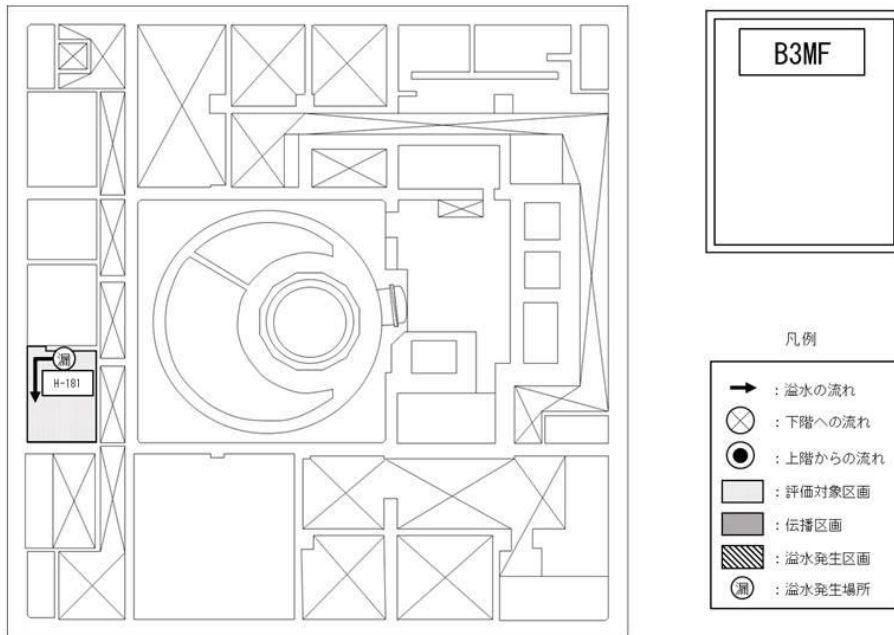


凡例

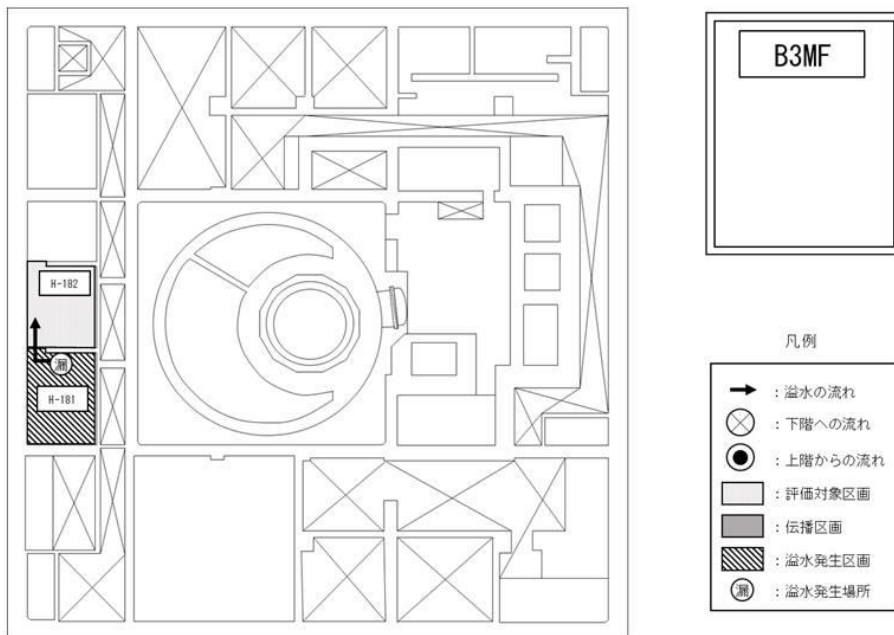




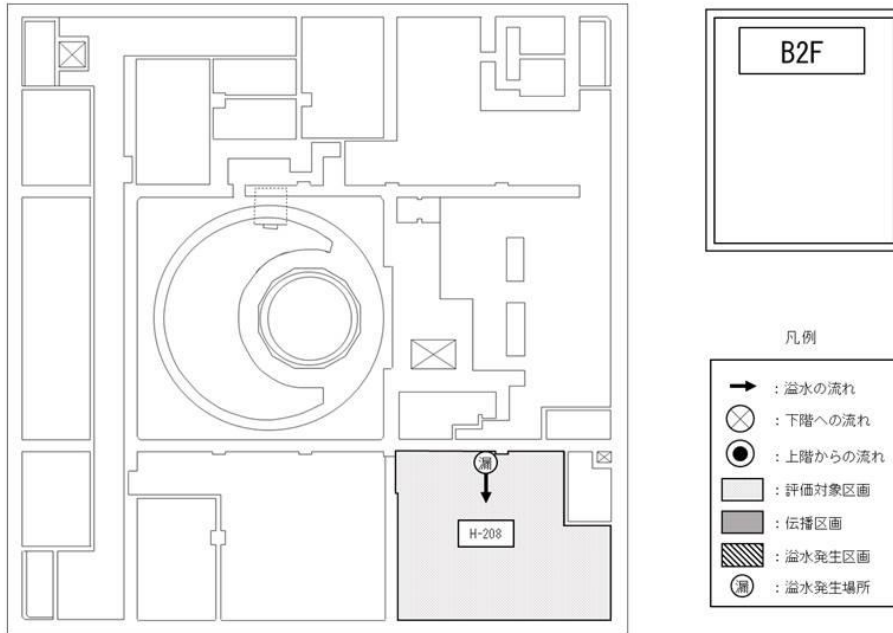
溢水伝播図(H-181)



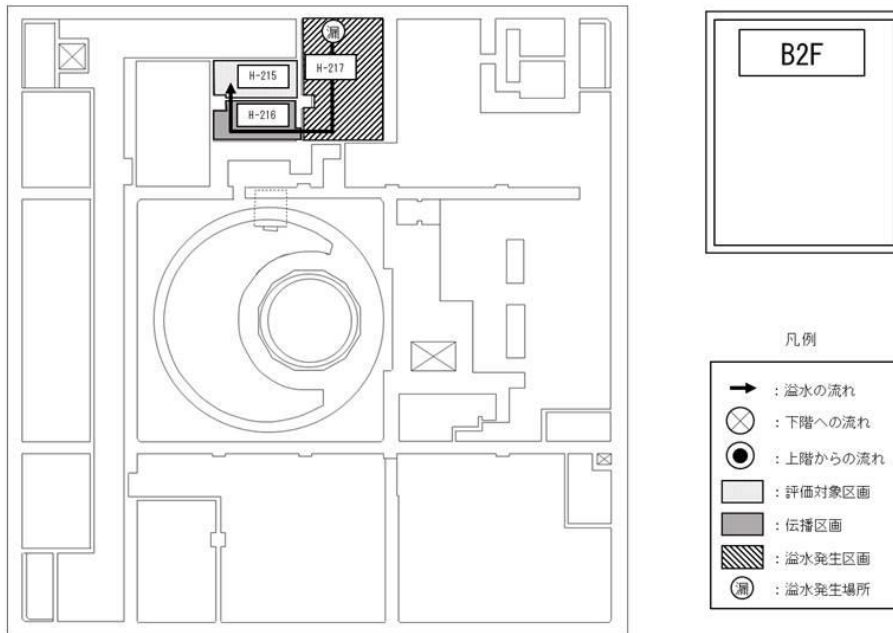
溢水伝播図(H-182)



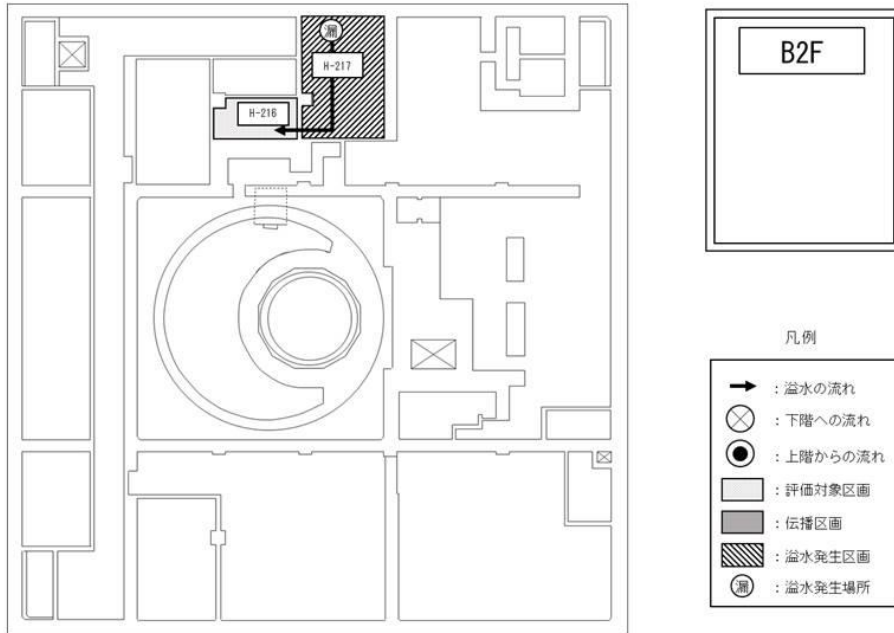
溢水伝播図(H-208)



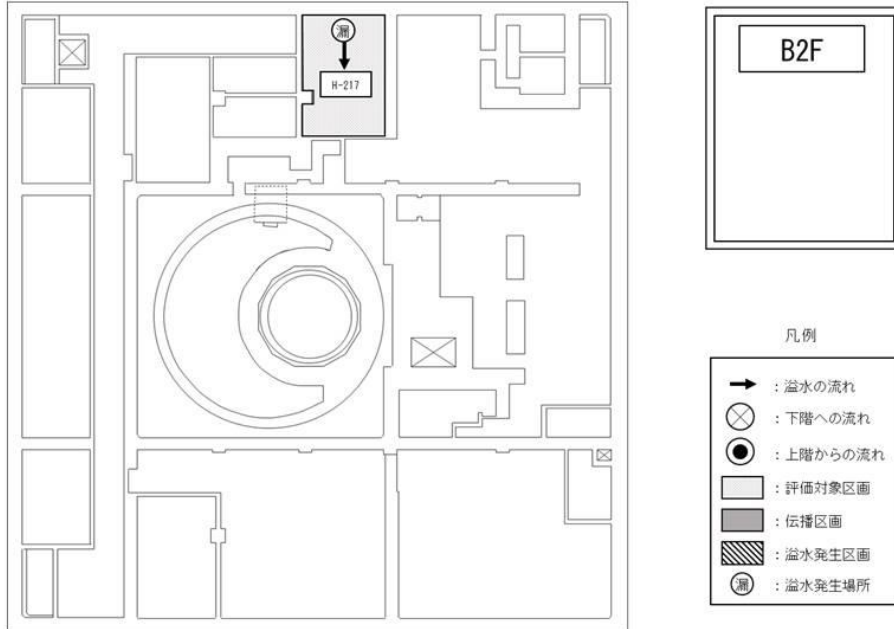
溢水伝播図(H-215)



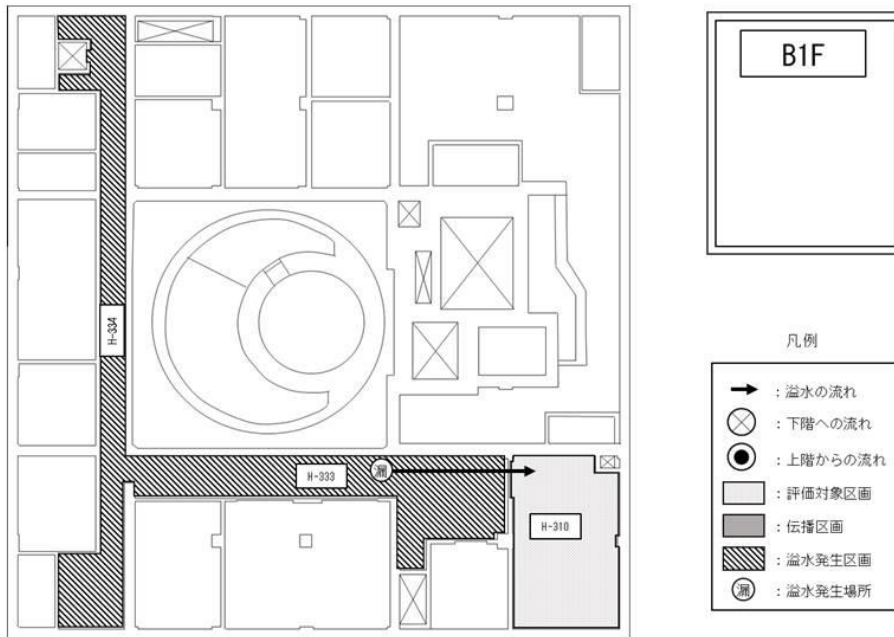
溢水伝播図(H-216)



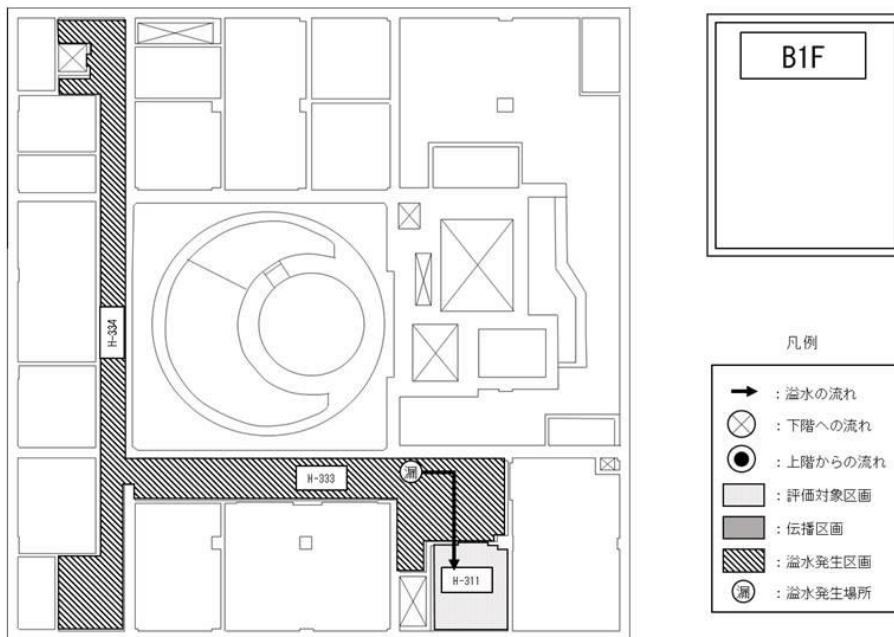
溢水伝播図(H-217)



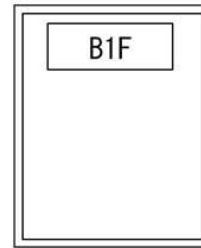
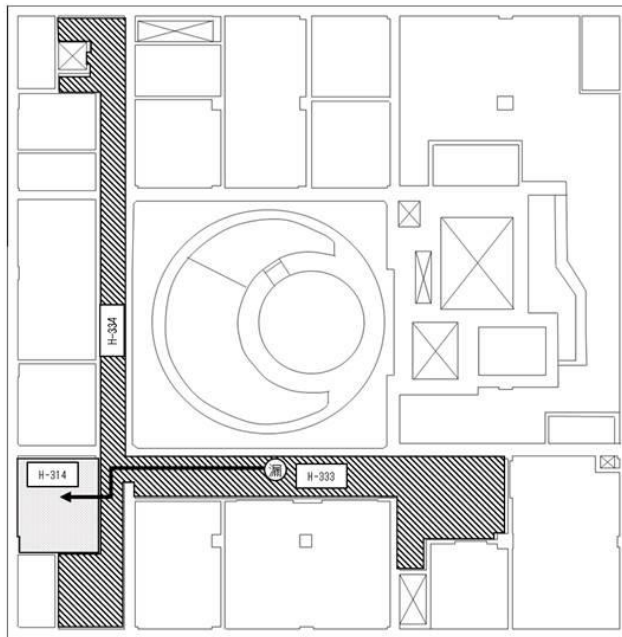
溢水伝播図(H-310)



溢水伝播図(H-311)



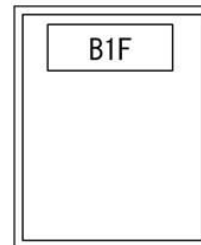
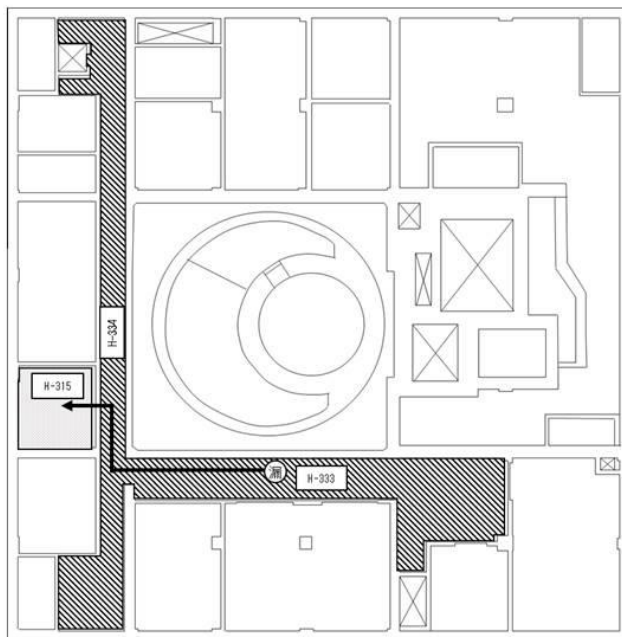
溢水伝播図(H-314)



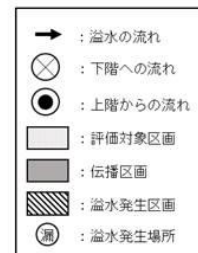
凡例



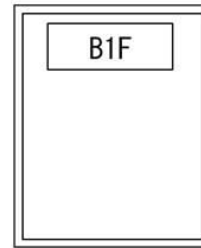
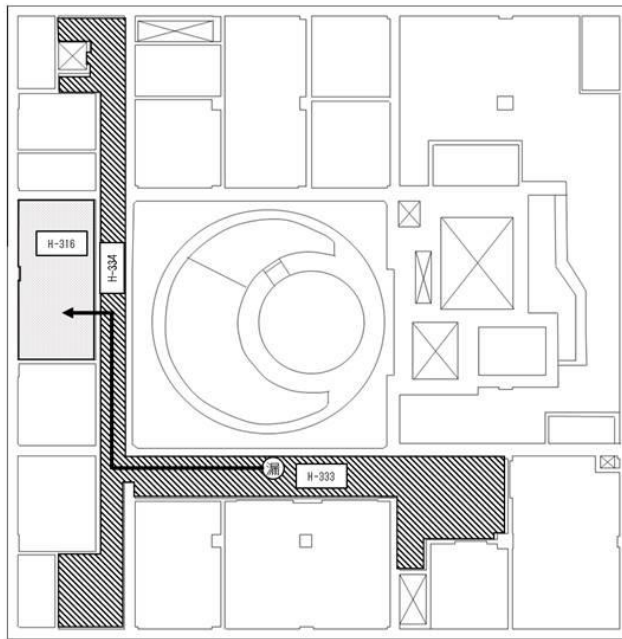
溢水伝播図(H-315)



凡例



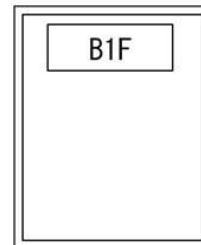
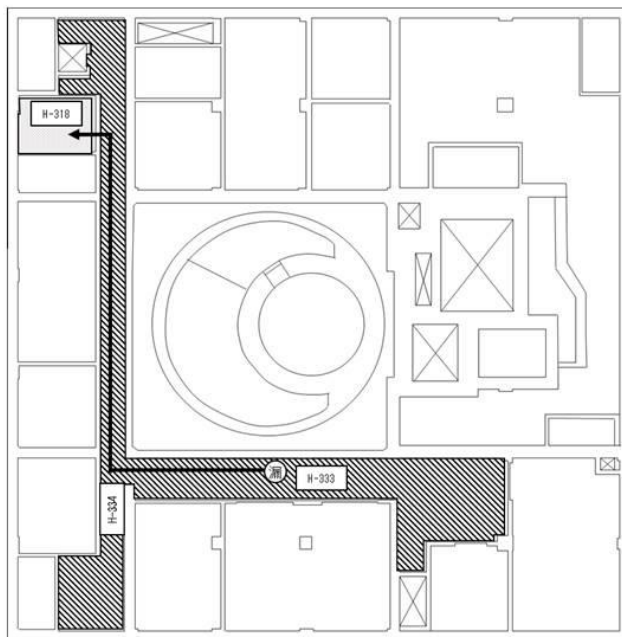
溢水伝播図(H-316)



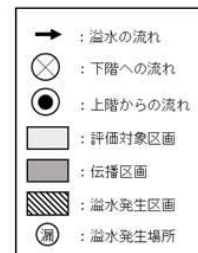
凡例



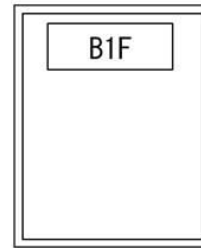
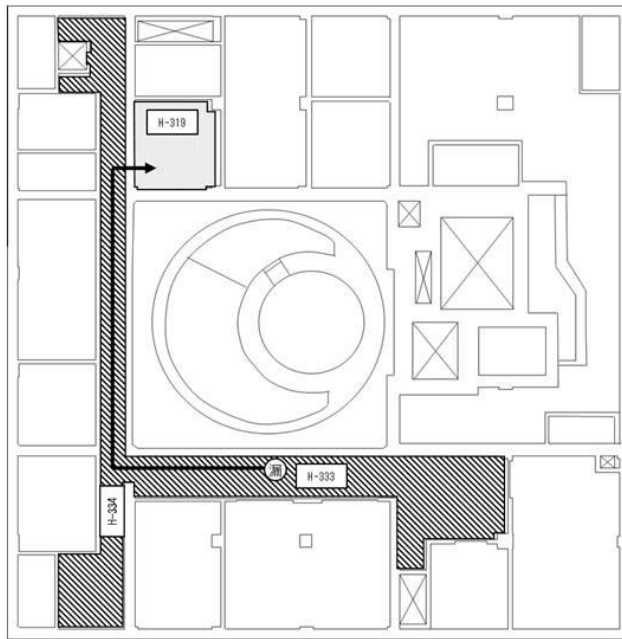
溢水伝播図(H-318)



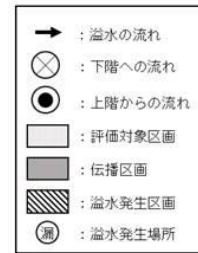
凡例



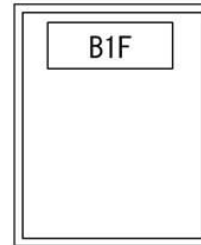
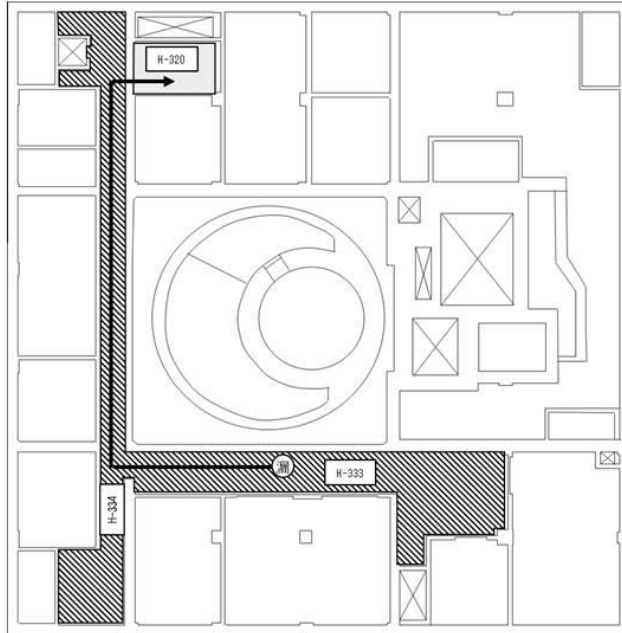
溢水伝播図(H-319)



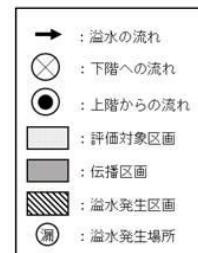
凡例



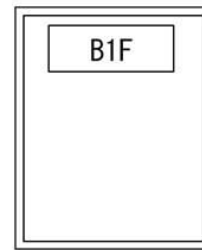
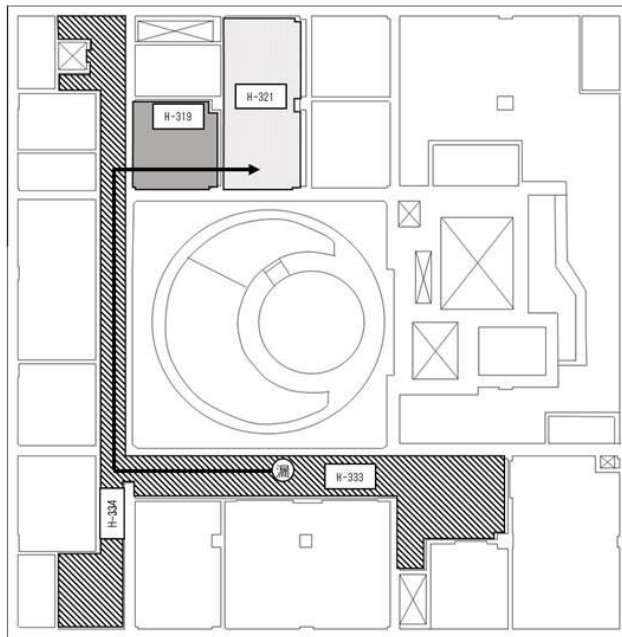
溢水伝播図(H-320)



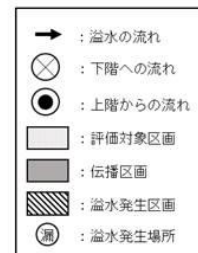
凡例



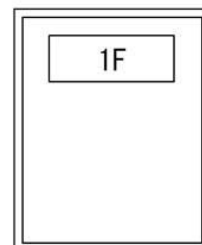
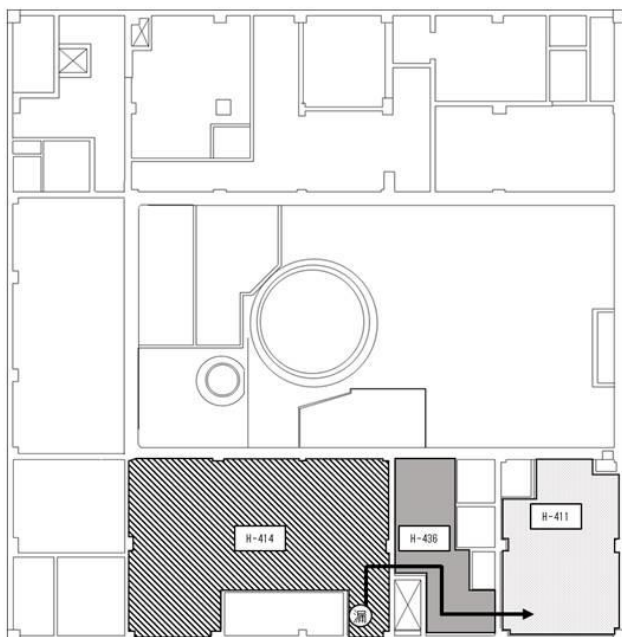
溢水伝播図(H-321)



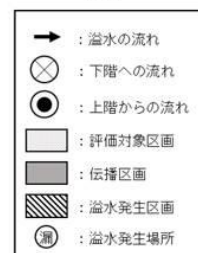
凡例



溢水伝播図(H-411)

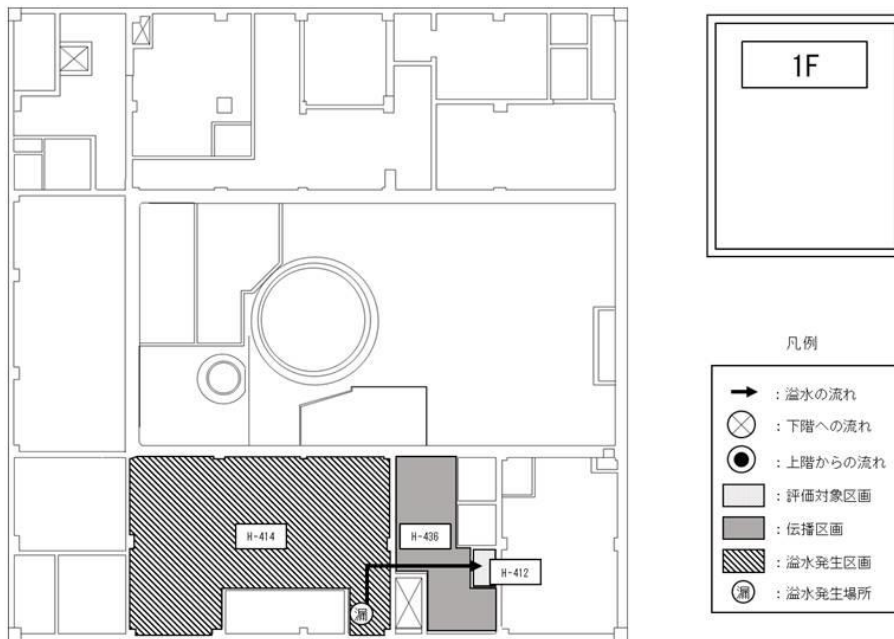


凡例

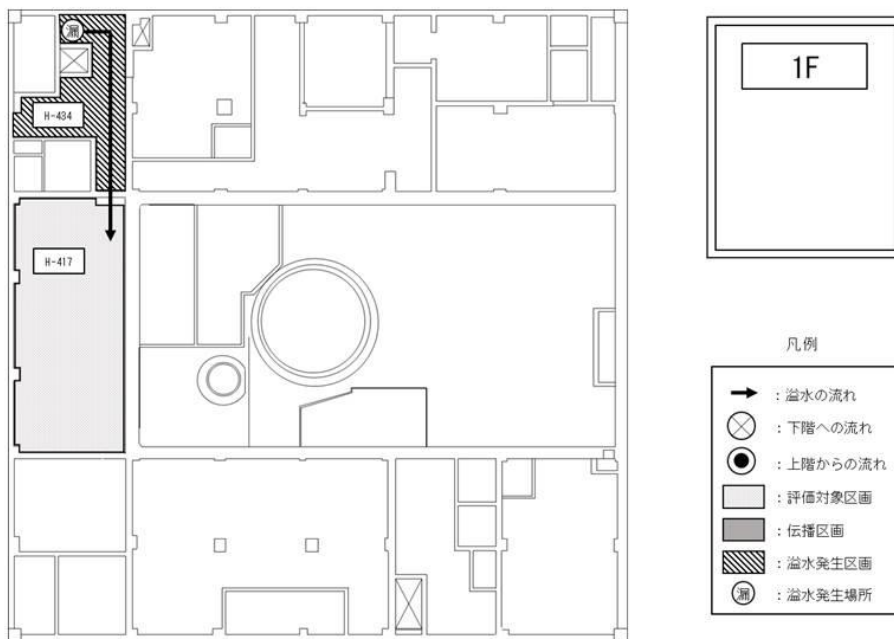




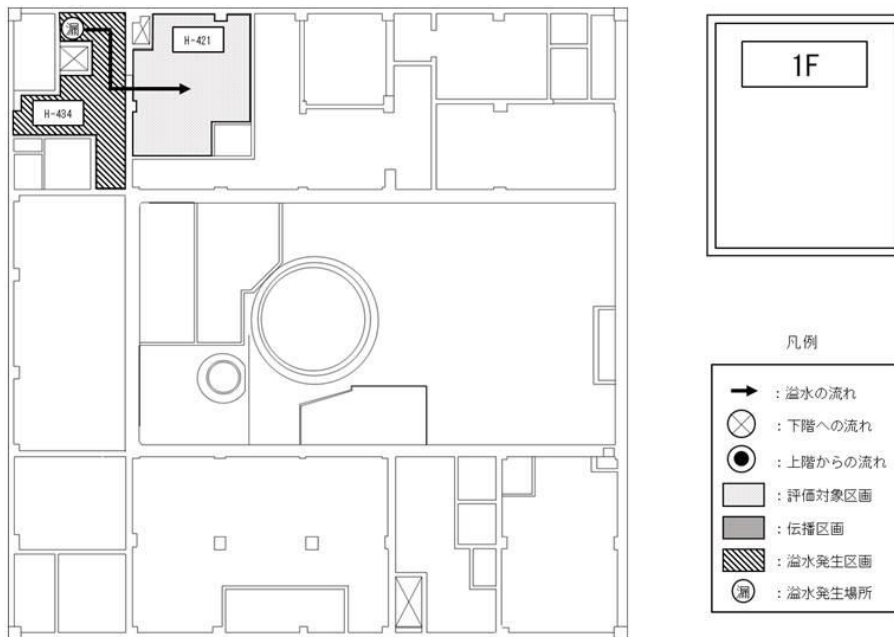
溢水伝播図(H-412)



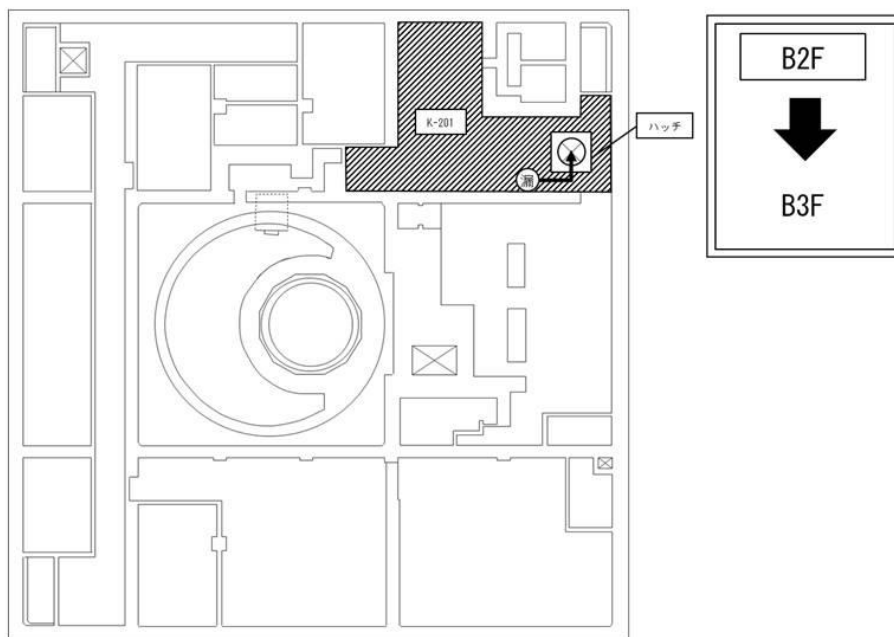
溢水伝播図(H-417)



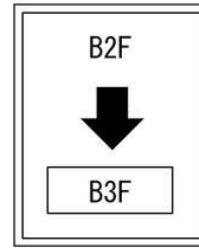
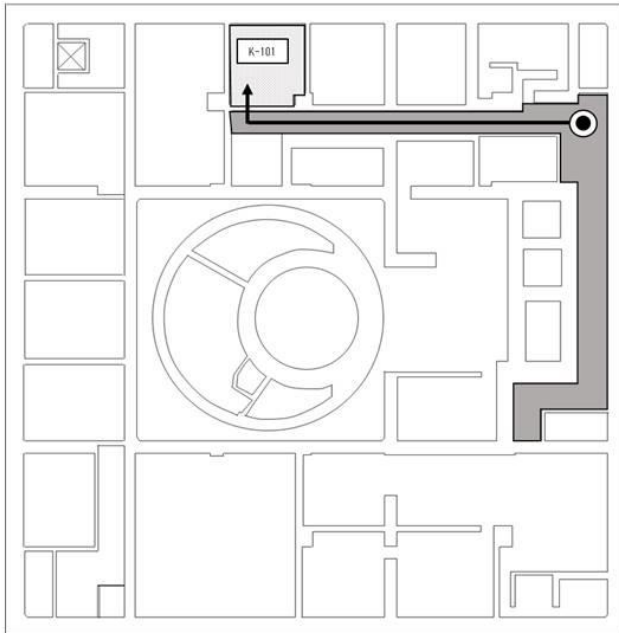
溢水伝播図(H-421)



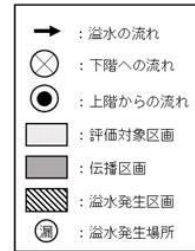
溢水伝播図(K-101)



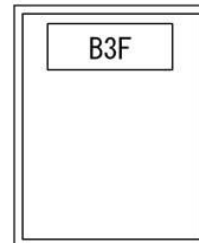
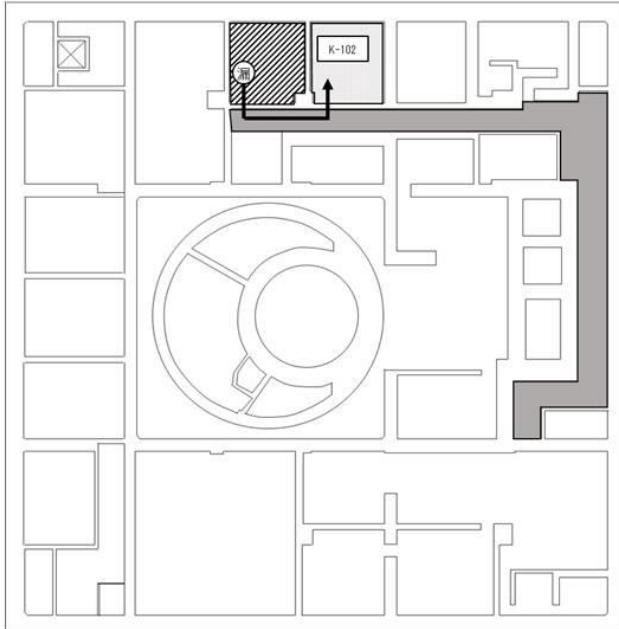
溢水伝播図(K-101)



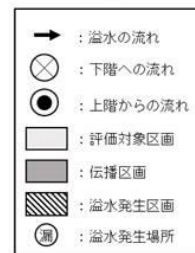
凡例



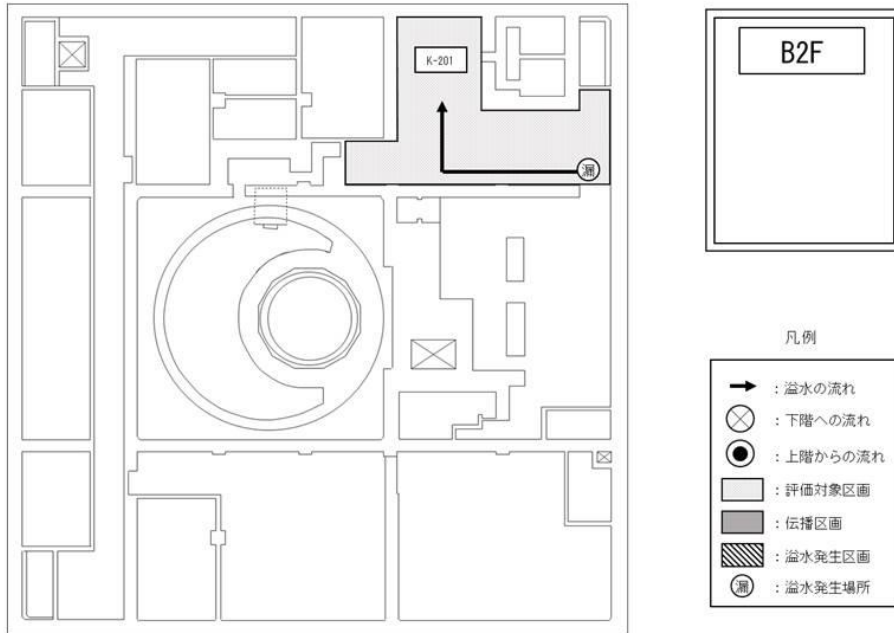
溢水伝播図(K-102)



凡例

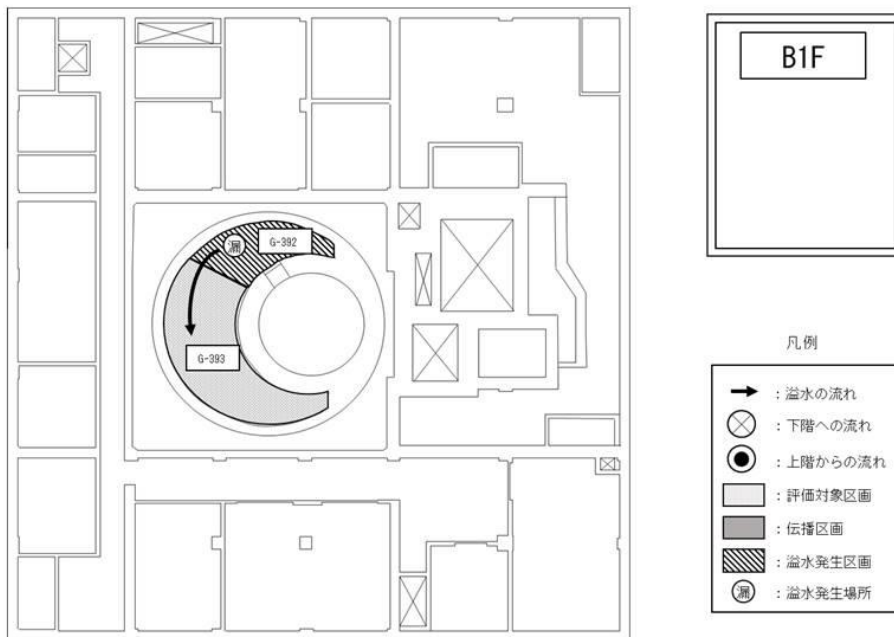


溢水伝播図(K-201)

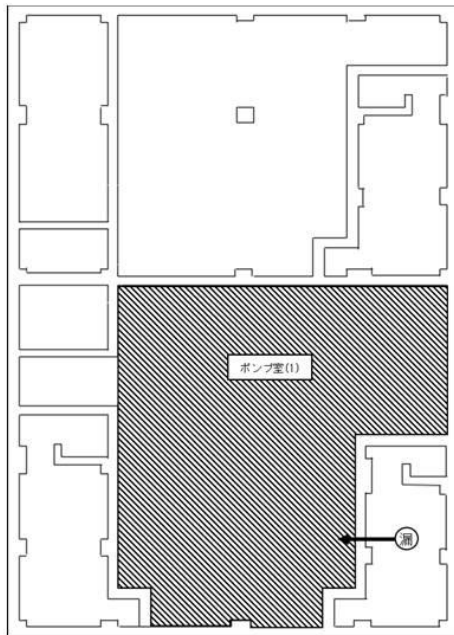


添付資料4

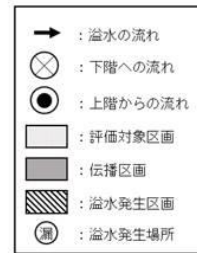
溢水伝播図(G-393)



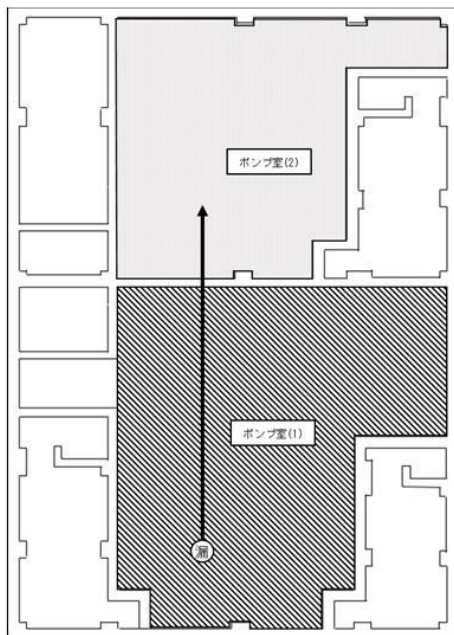
溢水伝播図(冷却塔ポンプ室(1))



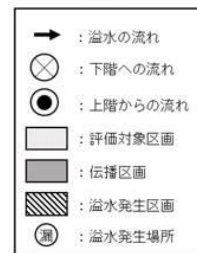
凡例



溢水伝播図(冷却塔ポンプ室(2))



凡例



## 添付資料5

### 地震時の使用済燃料貯蔵プールのスロッシングについて



## 添付資料5

使用済燃料貯蔵プールの概略図を図1に示す。使用済燃料が装荷されている貯蔵ラック内は気体で満たされており、貯蔵ラックの外側を水冷することにより使用済燃料を冷却する構造となっている。貯蔵ラック内は、上部に設置されている遮へいプラグにより気密を保つ構造であるため、貯蔵ラック内への影響、すなわち燃料への影響はない。また、貯蔵ラックとその外側であるライナー（コンクリートの表面に設置されている）の間には若干の隙間（1mm～7mm程度）があるが、隙間のある区間の長さ（遮へい厚さ）が約2000mmであり、蓋が設置されていることから地震時のスロッシング時において水が溢れることはない。よって、スロッシングによる溢水は発生しない。

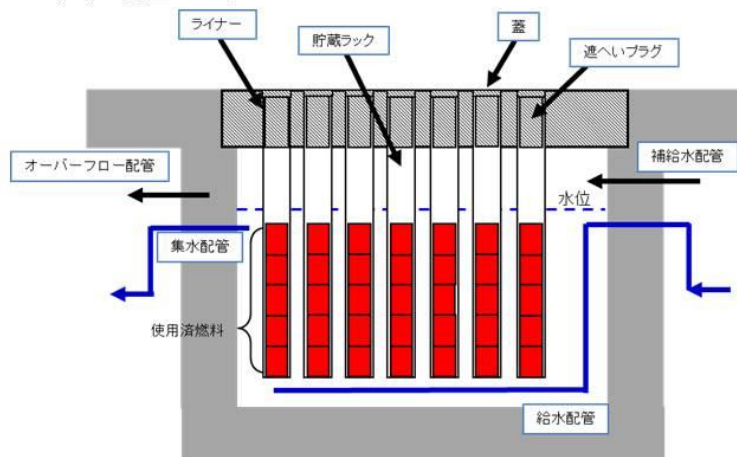


図1 使用済燃料貯蔵プールの概略図



## 2019年2月25日審査会合コメント

溢水に対する防護対象設備を具体的にどのように防護するかについて説明すること。その際、申請書添付書類八の設計方針において、「溢水が発生した場合に原子炉を停止し、閉じ込め機能を維持できる設計とする」としていることについて、停止機能及び閉じ込め機能を担保するための防護対象設備及びその他の防護対象設備を明示した上で、それぞれをどのように溢水から防護するのか説明すること。

## 2019年3月7日審査会合コメント

溢水防護対象設備について、どの溢水事象に対してどの観点からどのような溢水対策を取るのか、また、漏水検知器の設置位置等、設置許可で設定する条件について説明すること。

### 1. 防護対象設備について

溢水防護対象設備は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備を選定する。これらの設備は、表1に示す第6条に関する重要安全施設として選定しているため、本設備を防護対象設備として選定する。また、表1に示す設備が損傷した場合に、これらの事象に対処するための多重化された系統が溢水により同時に機能を失わないよう、表2に示す第12条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設及び第28条に関する重要安全施設を防護対象設備として選定する。なお、使用済燃料については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル及び貯蔵ラックを防護対象設備として選定する。

溢水の影響評価については、①想定破損による溢水、②消火水の放水により生じる溢水、③地震による機器の破損により生じる溢水について評価しており、これら各項目について、(1)没水による影響、(2)被水による影響、(3)蒸気による影響、を評価している。

### 2. 想定破損による溢水の評価及び対策について

表1及び表2の防護対象設備について以下の考え方で想定破損による溢水から防護する。

#### 2.1 溢水源及び溢水量の想定の考え方

溢水源及び溢水量の想定として、溢水防護対象設備に対して最も影響が大きい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想定する。溢水量は、漏水を検知し、現場又は中央制御室からの隔離により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出することとし、排水ポンプによる排水を期待する場合には、ポンプの性能を考慮して溢水量を算出する。

配管の破損形態については、配管の区分から選定した応力制限値と配管の強度の比較並びに非破壊検査等による減肉の管理の有無により破損形態を決めている。ただし、加圧水冷却設備の配管については、原子炉格納容器貫通部以外の配管を原子炉格納容器貫通部の配管と同等の

配管として区分している。

なお、溢水量を算出する際の運転員による対応の時間として、以下の時間を考慮する。

- a. 漏水検知器等の作動により運転員が溢水に気付くまでの時間
- b. 漏水検知器等の作動により運転員が溢水に気付いてから漏えい箇所の確認までの時間
- c. 運転員が漏えい箇所を確認してから溢水源のポンプ等の停止までの時間
- d. 運転員が溢水源のポンプ等を停止してから溢水源の弁を閉止するまでの時間

これらの時間は実測値から算定した時間設定とする。

## 2.2 溢水防護区画及び溢水経路の設定

### (1) 溢水防護区画の設定

表 1 及び表 2 に示されている溢水防護対象設備が設置されている全ての区画を溢水防護区画として設定する。溢水防護区画は、壁、扉等で他の区画と分離されている区画として設定している。なお、ケーブルトレイについては、溢水防護設計として水系配管よりも上部に設置しているため没水評価からは除外し、溢水防護区画としては設定せず、敷設経路の確認及び被水影響として評価する。

### (2) 溢水経路の設定

溢水防護対象設備が設置されている HTTR 原子炉建家において、扉等の設備を考慮した上で、溢水防護区画内漏えい又は溢水防護区画外漏えいを想定し、溢水水位が最も高くなるように溢水経路を設定する。なお、溢水防護設計として実施している対策による効果は考慮するものとする。

- a. 扉について、評価する溢水防護区画内で生じた溢水に起因する没水の評価では、溢水防護区画の溢水水位を高く評価するために全ての扉において漏水せず、溢水防護区画内のみに滞留するものとして溢水水位が最も高くなるように設定する。一方、評価する溢水防護区画外で生じた溢水に起因する没水の評価では、当該扉は開放状態として溢水防護区画へ流入するものとして評価する。このような扉の状態については、各区画において溢水水位が最も高くなるように設定する。
- b. ハッチ、目皿について、溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、ハッチ、目皿からの流出は基本的にないものとして評価する。ここで、床面からの流出を溢水防護設計として実施又は機能を期待する場合には、流出するものとする。一方、上階で生じた溢水に起因する没水の評価では、ハッチがない単純な開口部として、上階で生じた溢水がそのまま当該フロアに落水してくるものとして評価する。
- c. 壁貫通部については扉の考え方と同様とするが、貫通部高さを考慮する。
- d. 排水設備について、地下 3 階の排水ポンプの排水能力を考慮する。
- e. 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合、その堰の高さを考慮する。

なお、HTTRでは、溢水の評価に影響する壁貫通部及び堰がないことから、壁貫通部及び堰がないものとして評価している。



## 2.3 溢水影響評価

想定した溢水に対して、それぞれ没水、被水及び蒸気による影響評価を行い、2.4 に示す防護対策と合わせて、防護対象設備の安全機能が損なわれないことを確認する。また、現場操作に必要なアクセス通路についても評価する。

それぞれの評価方法について以下に示す。

### (1) 没水による影響評価

溢水防護対象設備が溢水により機能を喪失する高さ(機能喪失高さ)を設定する。溢水防護対象設備が設置されている区画(溢水防護区画)の溢水水位と機能喪失高さを比較し、溢水水位が溢水防護対象設備の機能喪失高さを上回らないことを確認する。若しくは、多重化された系統については、没水により溢水防護対象設備の機能が同時に喪失しないことを確認する。

### (2) 被水による影響評価

溢水防護区画に対して、溢水源の有無を確認する。溢水源が有る場合は、多重化された系統については、被水により溢水防護対象設備の機能が同時に喪失しないことを確認する。若しくは溢水防護対象設備が防滴仕様であることにより溢水防護対象設備の機能が喪失しないことを確認する。

### (3) 蒸気による影響評価

溢水防護区画に対して、蒸気の発生源である加圧水冷却設備については加圧水冷却設備室(H-209室)及び原子炉格納容器内の配管破損を想定し、それぞれ溢水防護区画への蒸気の流入がないこと若しくは溢水防護対象設備が耐環境仕様・密封構造であることにより溢水防護対象設備の機能が喪失しないことを確認する。

## 2.4 溢水の影響に対する防護設計方針

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

### (1) 没水の影響に対する防護設計方針

- 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を裕度を持って上回る設計とする。
- b. 漏水検知器等により溢水の発生を早期に検知し、運転員による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水箇所を早期に隔離できる設計とする。
- c. 排水設備により溢水を排水することにより、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない程度の溢水に抑える設計とする。

### (2) 被水の影響に対する防護設計方針

- a. 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区画壁等の設置により区画分離を行い、屋内消火栓を使用した消火活動の

際に発生する被水の影響を受けない設計とする。

- b. 電源盤等の設備については、固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することで、被水の影響を受けない設計とする。
- c. 被水の影響を受ける溢水防護対象設備について「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を用いる設計とする。
- d. 溢水防護対象設備に対し、安全機能を損なわない保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行うことで、被水の影響を受けない設計とする。

### (3) 蒸気の影響に対する防護設計方針

- a. 蒸気が放出された場合に、蒸気を原子炉建家外へと逃がすブローアウトパネル及び耐圧扉を設け、溢水防護区画へ影響が及ばない設計とする。
- b. 漏水検知器等により溢水の発生を早期に検知し(発生した蒸気が壁面に結露し、壁面を伝って検出器に到達することにより溢水を検知する)、運転員による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水箇所を早期に隔離できる設計とする。
- c. 蒸気に曝される溢水防護対象設備について、蒸気放出の影響に対して耐性を有する機器を用いる設計とする。

## 2.5 溢水防護対策機器

各々の溢水防護対象設備に対する溢水の影響評価で、防護対策が必要となった場合には、以下の防護対策機器を考慮して影響評価を行い、溢水防護対象設備を防護する

### (1) 漏水検知器等

没水による溢水の影響評価において、溢水の発生を検知するために漏水検知器及び漏水警報盤等(既設)を設置する。漏水検知器は、原子炉建家及び冷却塔の各所に設置し、漏水警報盤等は中央制御室に設置する。

運転員は、漏水の検知により溢水源のポンプ停止、弁の閉操作等により漏えい箇所を隔離し、溢水量を低減する措置を講ずる。

### (2) 排水ポンプ

没水による溢水の影響評価において、原子炉建家内の非管理区域地下3階で発生した溢水については、発生した溢水を建家外に排水し、溢水量を低減するために排水ポンプ(立軸ディフューザー型)(既設)を2基、原子炉建家非管理区域地下3階に設置する。

排水ポンプは、被水の影響を受けない防滴仕様とし、没水の影響を受けない位置に設置する。また、排水ポンプ2基それぞれについて別系統より電源を供給することとする。

### (3) ブローアウトパネル、耐圧扉

蒸気による溢水の影響評価において、加圧水冷却設備室(H-209室)の配管破損により発生した蒸気が他区画に影響を与えないように建家外に放出させるため当該区画にブローアウトパネル(既設)、耐圧扉(既設)を設置する。

ブローアウトパネル、耐圧扉は基準地震動による地震力に対して機能を損なわないものとする。

## 2.6 規則への適合性について

2.1 から 2.5 の評価方法及び対策に基づき評価した結果、想定する溢水により防護対象設備の安全機能が損なわれないことを確認している。

## 3. 消火水の放水により生じる溢水の評価及び対策について

表 1 及び表 2 の溢水防護対象設備について以下の考え方で溢水から防護する。

### 3.1 溢水源及び溢水量の想定の考え方

溢水源及び溢水量の想定として、火災発生時の消火栓からの放水を溢水源として想定する。放水による溢水量は、内部火災影響評価で定めた火災等価時間(20分)を放水時間として、ポンプの吐出量を乗じて求めた量とする。

### 3.2 溢水防護区画及び溢水経路の設定

各々の溢水防護区画及び溢水経路の設定については、2.2 に示す方法とする。

### 3.3 溢水影響評価

各々の溢水防護対象設備に対する溢水の影響評価については、消火水の放水により蒸気は発生しないことから、2.3 に示した没水及び被水による影響評価を実施する。

### 3.4 溢水の影響に対する防護設計方針

各々の溢水防護対象設備に対する防護設計方針については、2.4 に示した没水及び被水による影響に対する防護設計方針と同じ防護設計方針とする。

### 3.5 溢水防護対策機器

各々の溢水防護対象設備に対する溢水の影響評価で、防護対策が必要となった場合には、2.5 に示した防護対策機器を考慮して影響評価を行い、溢水防護対象設備を防護する。

### 3.6 規則への適合性について

3.1 から 3.5 の評価方法及び対策に基づき評価した結果、防護対策はなくとも想定する溢水により防護対象設備の安全機能が損なわれないことを確認している。

#### 4. 地震による機器の破損により生じる溢水の評価及び対策について

地震による機器の破損により生じる溢水については、基準地震動による地震力に対して機能を損なわないことを期待している表 1 に示す重要安全施設の安全機能が損なわれないことを確認する。

##### 4.1 溢水源及び溢水量の想定の方

溢水源及び溢水量の想定として、以下を想定する。

- ・基準地震動による地震力により破損が生じる配管・機器を溢水源として想定する。耐震 S クラスの配管・機器及び耐震 B、C クラスのうち耐震性を有していると評価した配管・機器については、溢水源として想定しない。
- ・溢水量は、基準地震動による地震力に対して配管・機器が同時に破損した場合を想定して算出する。また、配管は全周破断を想定する。
- ・上階のフロアより落水する場合は、溢水経路を考慮して落水流量を評価する。
- ・使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水については、使用済燃料貯蔵プールに蓋が設置されており、地震時に水が溢れて出ることはないことから溢水源として想定しない。

##### 4.2 溢水防護区画及び溢水経路の設定

各々の溢水防護区画及び溢水経路の設定については、2.2 に示す方法とする。

##### 4.3 溢水影響評価

各々の溢水防護対象設備に対する溢水の影響評価については、2.3 に示した溢水影響評価に基づいて実施する。

##### 4.4 溢水の影響に対する防護設計方針

各々の溢水防護対象設備に対する防護設計方針については、2.4 に示した防護設計方針と同じ防護設計方針とする。

##### 4.5 溢水防護対策機器

各々の溢水防護対象設備に対する溢水の影響評価で、防護対策が必要となった場合には、2.5 に示した防護対策機器を考慮して影響評価を行い、溢水防護対象設備を防護する。

なお、本評価では、2.5 で列挙している(3)ブローアウトパネル及び耐圧扉のみ防護対策機器として考慮することとし、(1)漏水検知器等及び(2)排水ポンプは考慮しないものとする。

##### 4.6 規則への適合性について

4.1 から 4.5 の評価方法及び対策に基づき評価した結果、想定する溢水により防護対象設備の安全機能が損なわれないことを確認している。

表1 第6条に関する重要安全施設

No.	安全機能	構築物・系統・機器
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ
3	炉心の形成	炉心構成要素、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物
4	放射性物質の貯蔵	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール、貯蔵ラック
5	1次冷却材の内蔵	1次ヘリウム純化設備(原子炉冷却材圧力バウンダリとの接続部から原子炉格納容器外側隔離弁までの範囲)
6	実験・照射の関連機能 (核分裂生成物の放散防止)	実験設備の一部
7	原子炉の緊急停止、未臨界維持	制御棒系
8	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁
9	原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系(停止系)
10	安全上特に重要な関連機能	中央制御室
11	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
12	安全上特に重要な関連機能	直流電源設備
13		安全保護系用交流無停電電源装置

表2 第12条に関する安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設  
及び第28条に関する重要安全施設

No.	安全機能	構築物・系統・機器
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁
2	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1次冷却設備の安全弁
3	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系
4	工学的安全施設及び原子炉停止系への起 動信号の発生	安全保護系(停止系)
5		安全保護系(工学的安全施設)
6	炉心冷却	補助冷却設備
		炉容器冷却設備
7	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び 放出低減	原子炉格納容器隔離弁
8		非常用空気浄化設備
9	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部
10	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機
11		補機冷却水設備
12		制御用圧縮空気設備
13		直流電源設備
14		安全保護系用交流無停電電源装置

表1 溢水源となりうる系統設備一覧

	設備名
1	炉容器冷却水設備
2	補助冷却水設備
3	補機冷却水設備
4	一般冷却水設備
5	加圧水冷却設備
6	液体廃棄物の廃棄設備
7	一般排水設備
8	空調用冷水装置 I 系
9	空調用冷水装置 II 系
10	消火設備
11	純水供給設備
12	淡水供給設備(浄水・ろ過水)
13	プール水冷却浄化設備
14	蒸気供給設備
15	1次ヘリウム純化設備冷水供給系
16	非常用発電機設備



HTTRの原子炉建家周りには、HTTRの施設として冷却塔、機械棟、オイルタンクがあり、その他に、ろ過水や浄水を製造している浄水場や夏海湖がある。これらの溢水源の耐震クラスはSクラスではないため、地震時には全ての設備が破損する可能性があり、また、個々の想定破損も考慮する必要がある。

HTTR原子炉建家の方向へ流れることを想定し、地上設置及び地下設置として整理し評価するものとする。主な溢水源として表1に保有水量、図1に位置関係を示す。

表1 HTTR原子炉建家周りの溢水源及び保有水量

	溢水源	保有水量(m <sup>3</sup> )	設置区分	備考
1	冷却塔 (冷却塔プール)	170×2	地下	原子炉建家との離隔距離約20m(最短)
2	冷却塔 (冷却塔プール)	130×1	地下	
3	機械棟 (共用水槽)	103×1	地下	
4	機械棟 (原水槽)	15×1	地下	
5	機械棟 (放流層)	15×1	地下	
6	機械棟 (中和槽)	1.22×1	地上	
7	機械棟 (純水タンク)	20×1	地上	
8	機械棟 (二圧タンク)	0.26×1	地上	
9	機械棟 (低圧還水槽)	6×1	地上	
10	機械棟 (サービスタンク)	0.431×1	地上	
11	機械棟 (オイルタンク)	62×1	地上	
12	研究棟 (高置水槽)	6×1	地上	研究棟屋上設置
13	浄水場 (高架水槽)	100×1	地上	地上約33.9m設置
14	浄水場 (水槽 (ろ過水))	5000×1	地下	
15	浄水場 (ろ過池)	127.98×6	地上	
16	浄水場 (アクセントラー)	1773.6×2	地上	
17	浄水場 (水槽 (浄水))	800×1	地下	
18	夏海湖	—	その他	



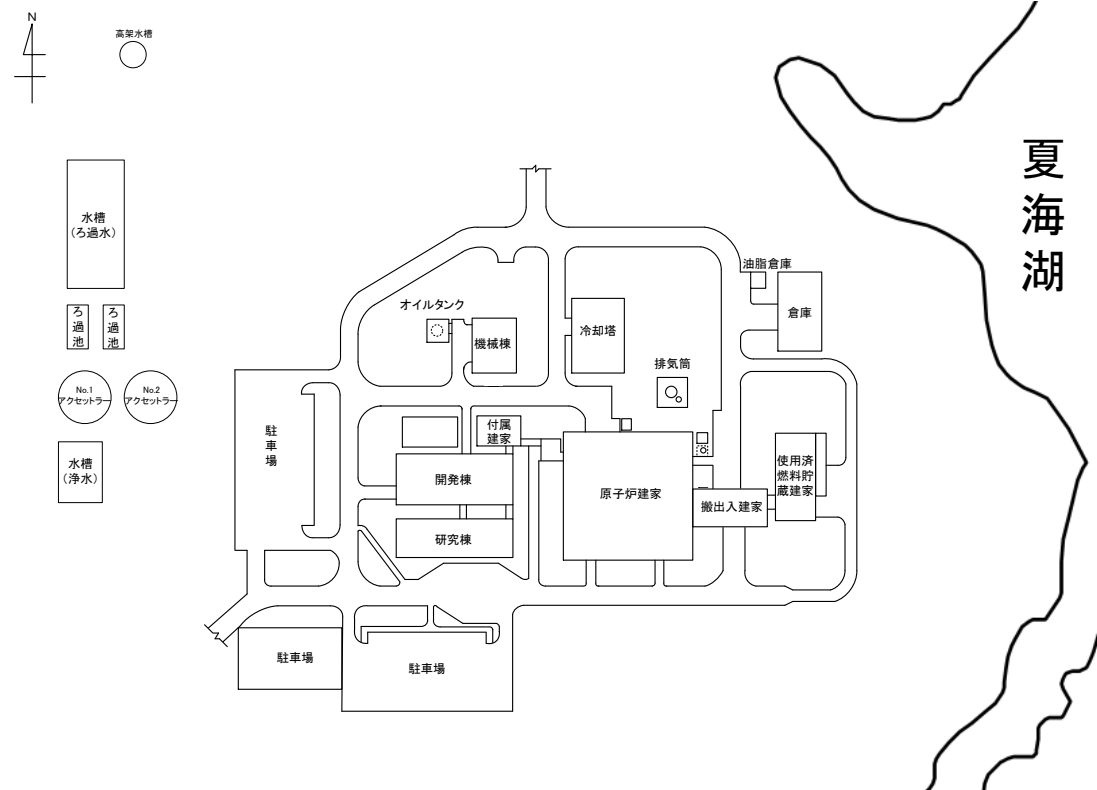


図1 HTTR 原子炉建家とその周りの溢水源の位置関係

## 8. 溢水に対する従前からの対策

### ③④についての対策

③④について、配管破断を想定して蒸気影響評価を行っており、その対策として、ブローアウトパネルや耐圧扉が設置され溢水防護対象施設(1)及び(2)に影響を及ぼさない設計となっている。ブローアウトパネルと耐圧扉の位置関係を図8-1に示す。

H-209室もしくはH-273室で破損が生じると蒸気が充満し圧力・温度とも上昇するが、ブローアウトパネルの開放条件(3.43kPa(350mmAq)で0.5秒以下)は、H-209室及びH-502室に設置されている耐圧扉の耐圧条件(表8-1参照)より低く設定されており、耐圧扉が破損することはない、他部屋への影響がない設計となっている。

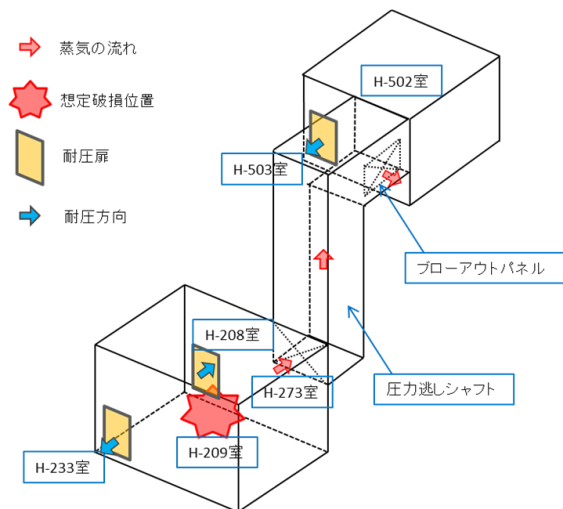
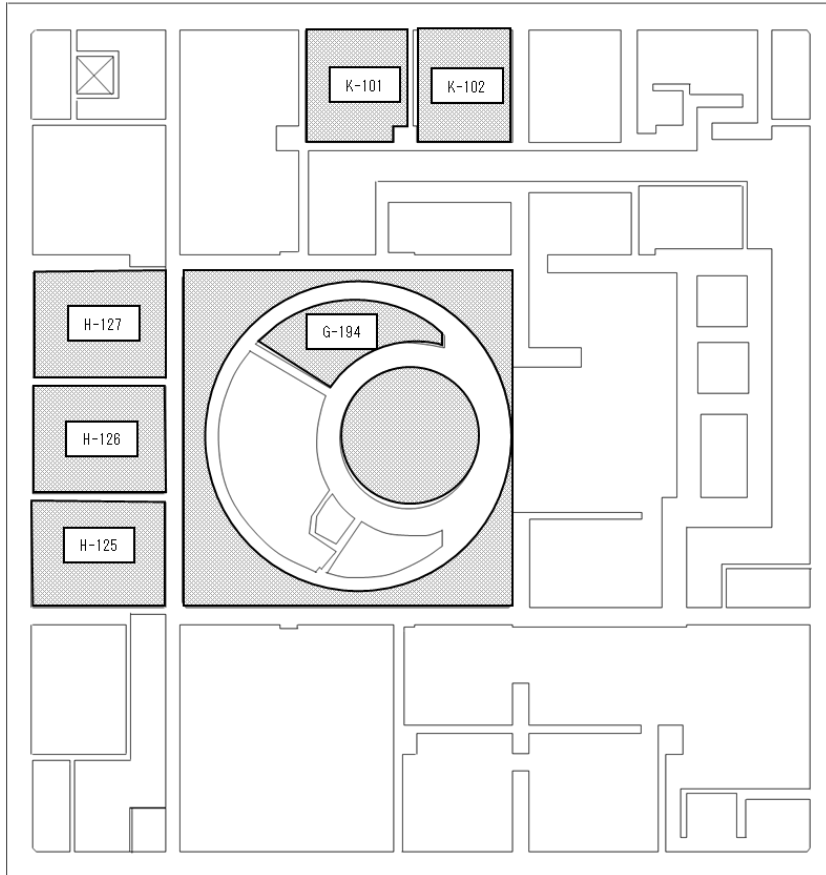


表8-1 各扉の耐圧性能

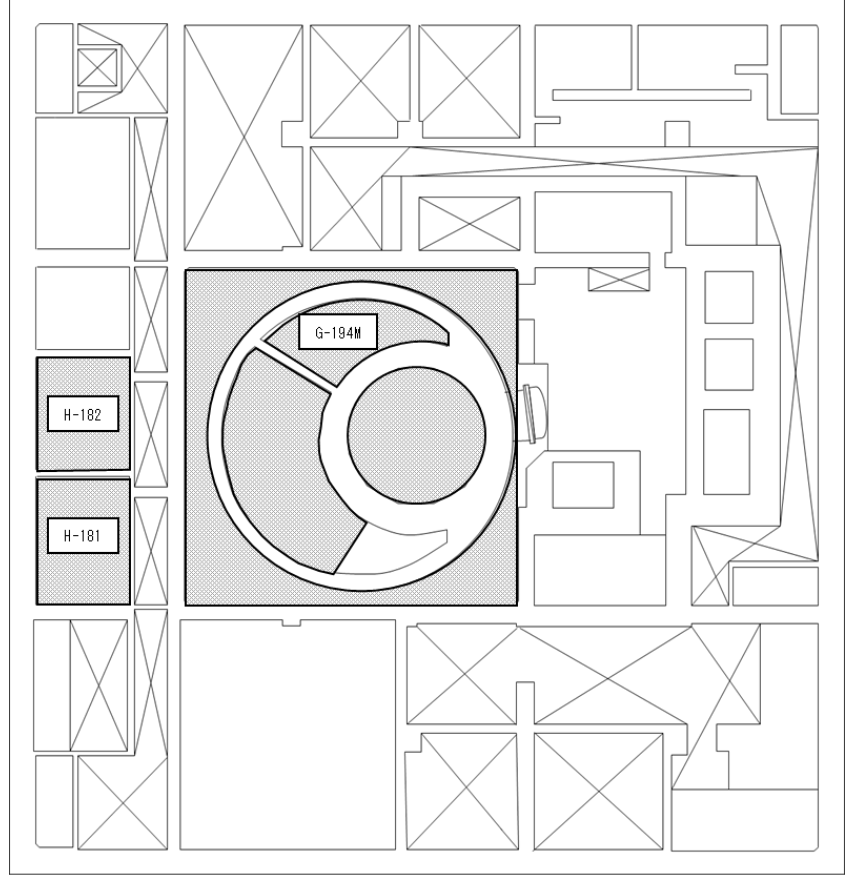
場 所	開き方向	扉の耐圧性能
H-209→H-208	耐圧方向	9.8kPa(1000mmAq)
H-209→H-233	耐圧方向	7.84kPa(800mmAq)
H-502→H-503	耐圧方向	9.8kPa(1000mmAq)

図8-1 H-209室とブローアウトパネルの位置的関係

原子炉建家地下3階



原子炉建家中3階

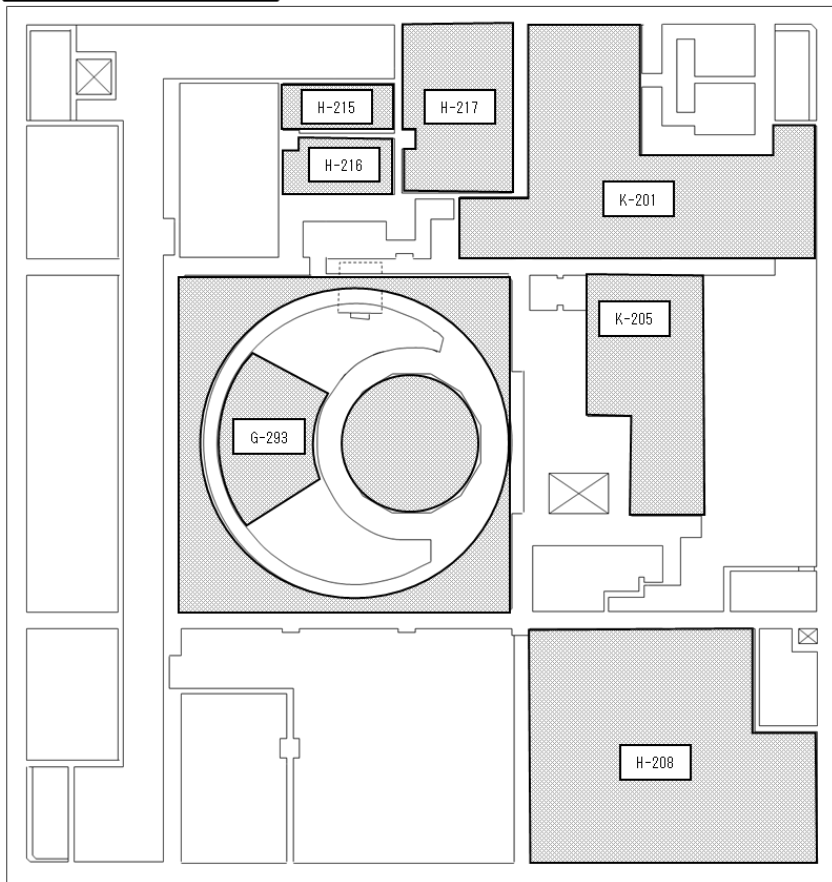


：溢水防護区画

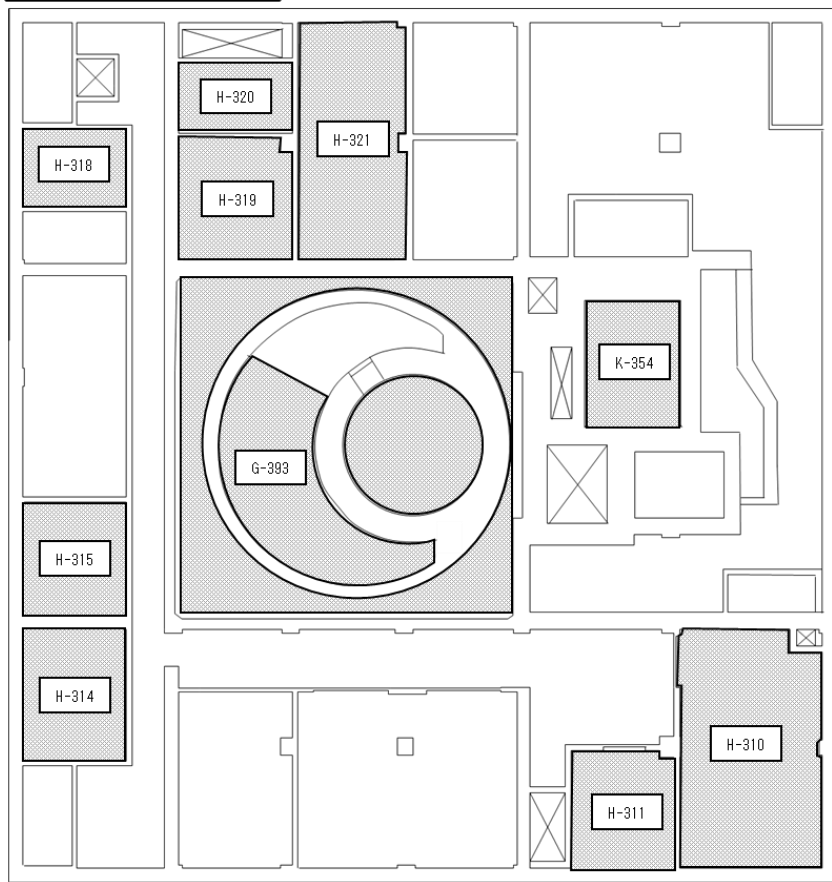
：溢水防護区画

参考図-1(1/4) 溢水防護区画

原子炉建家地下2階



原子炉建家地下1階

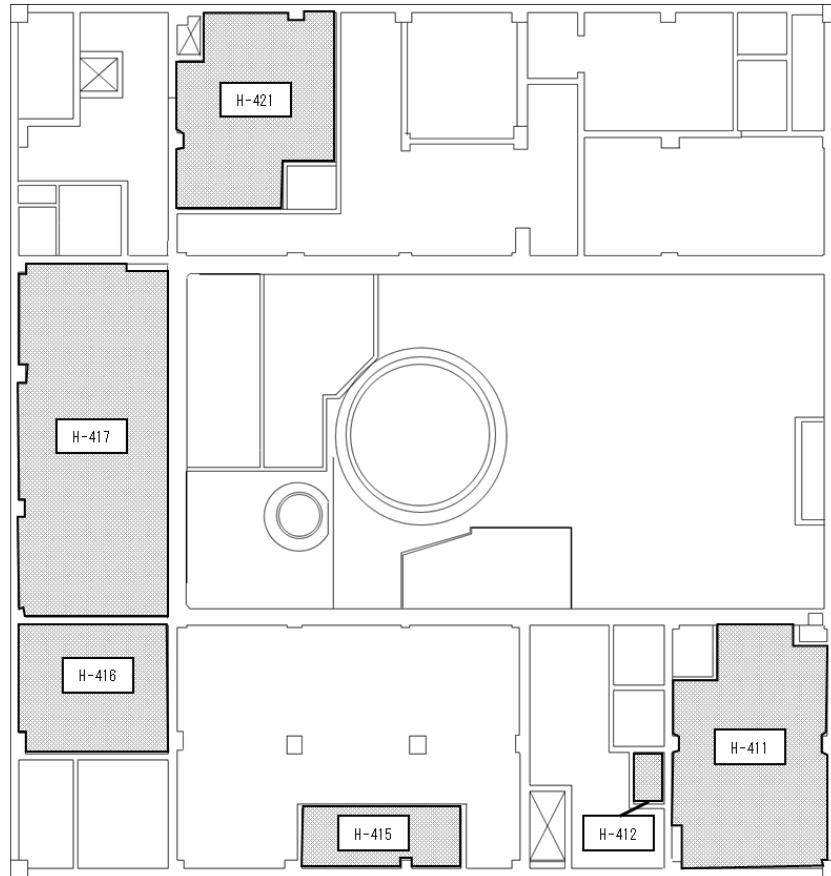


：溢水防護区画

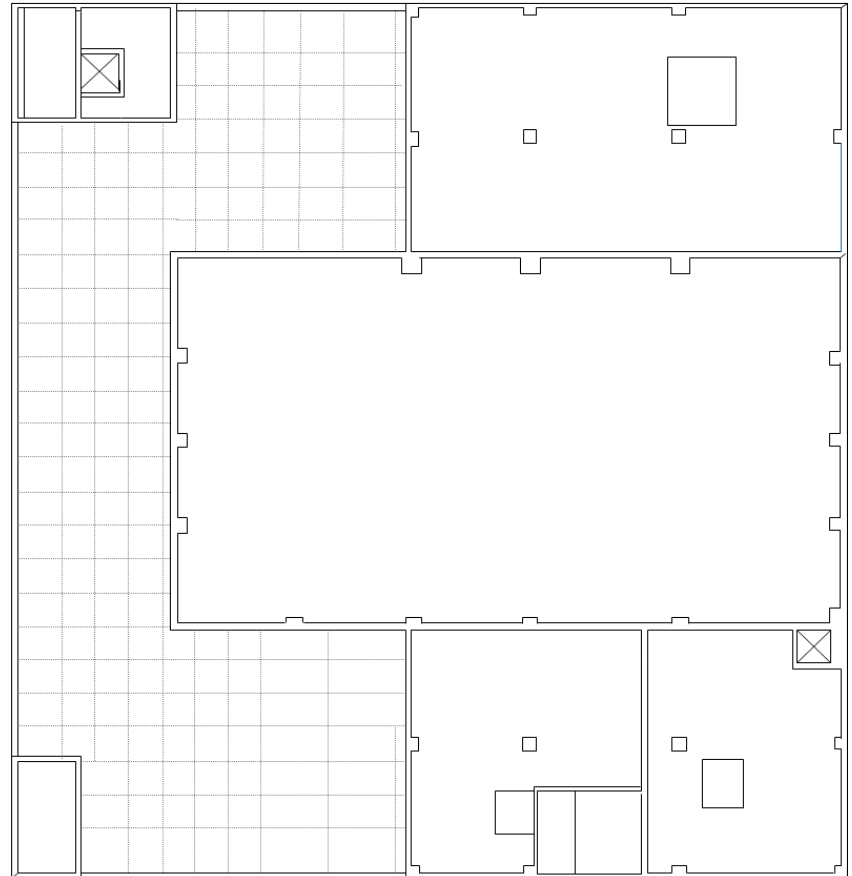
：溢水防護区画

参考図-1(2/4) 溢水防護区画

原子炉建家 1 階



原子炉建家 2 階

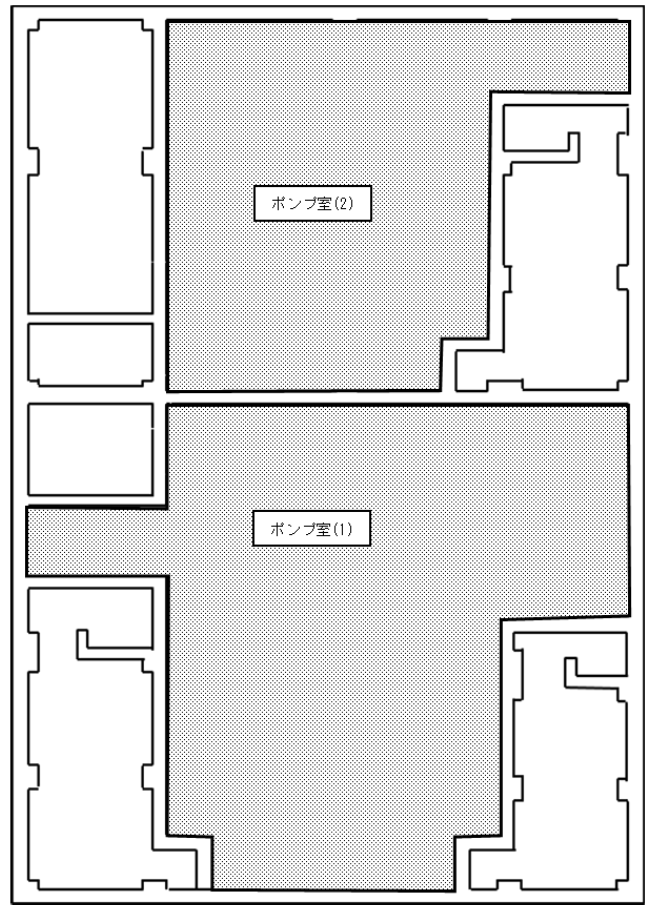


☐ : 溢水防護区画

☐ : 溢水防護区画

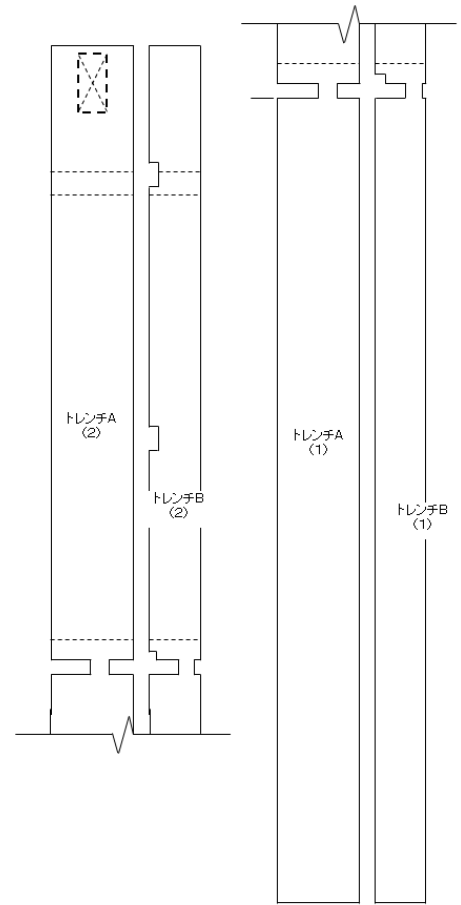
参考図-1(3/4) 溢水防護区画

冷却塔地下1階



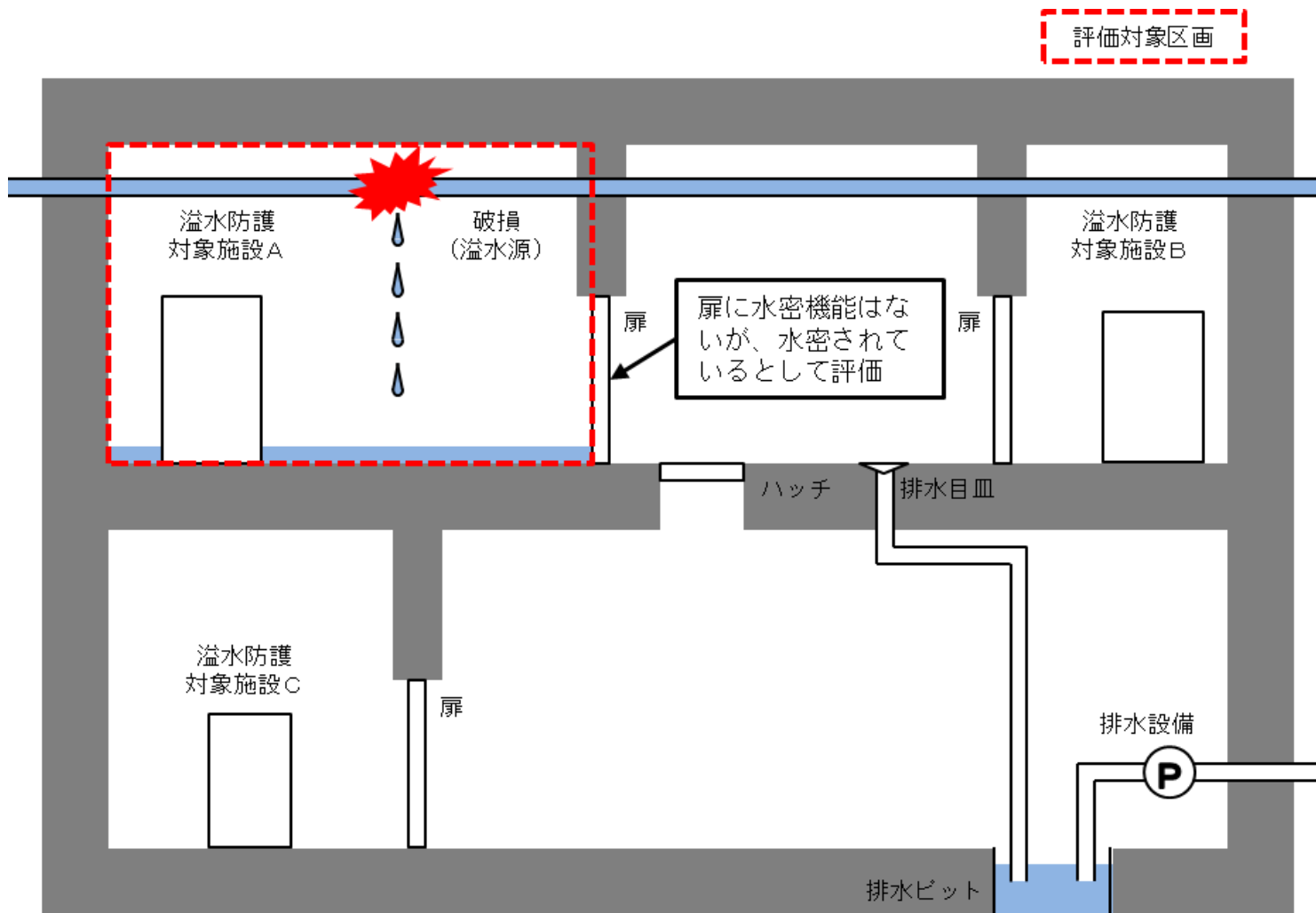
：溢水防護区画

冷却塔トレンチ

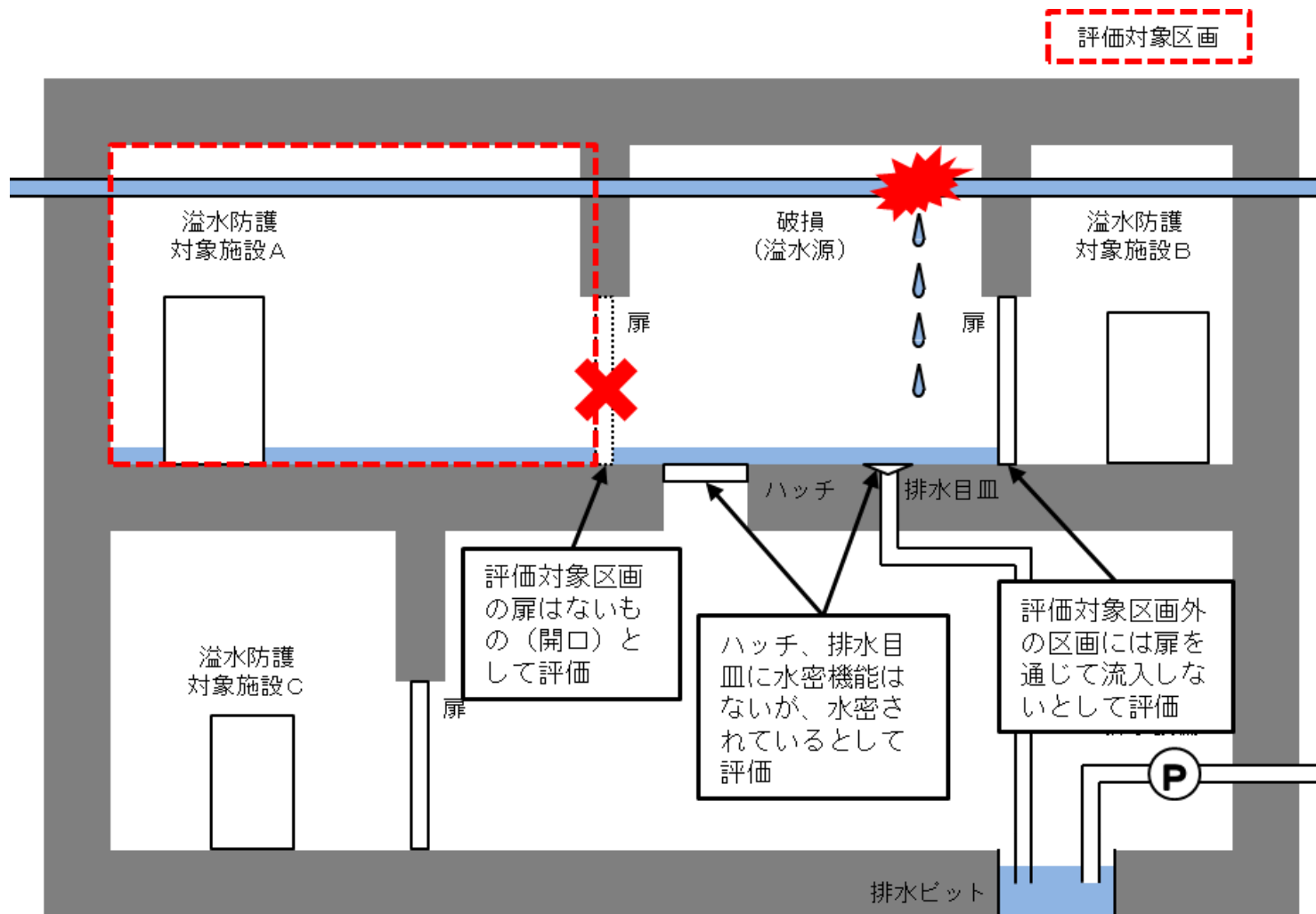


：溢水防護区画

参考図-1(4/4) 溢水防護区画

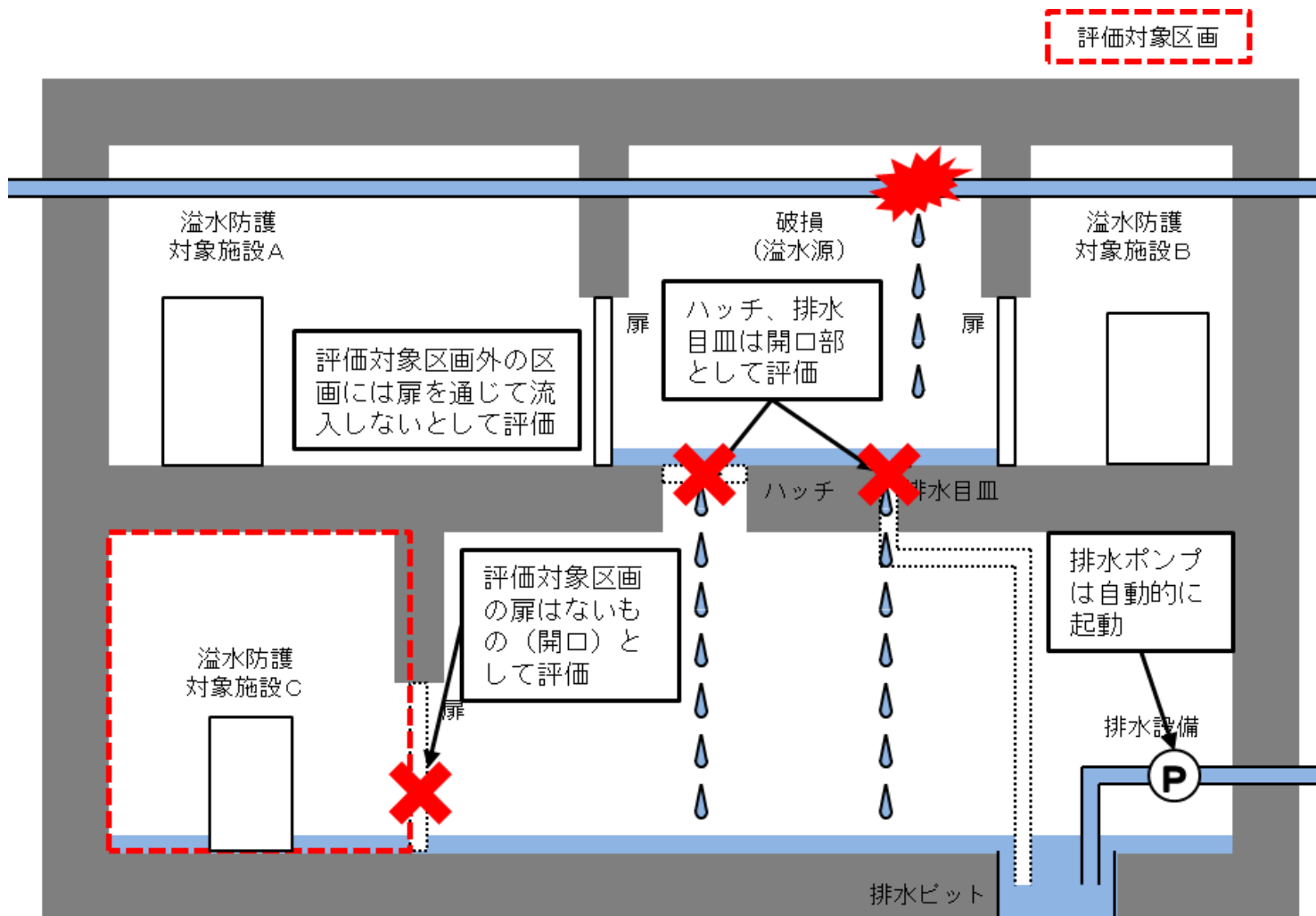


参考図-2(1/3) 溢水経路の設定(評価対象区画内に溢水源がある場合の溢水経路)



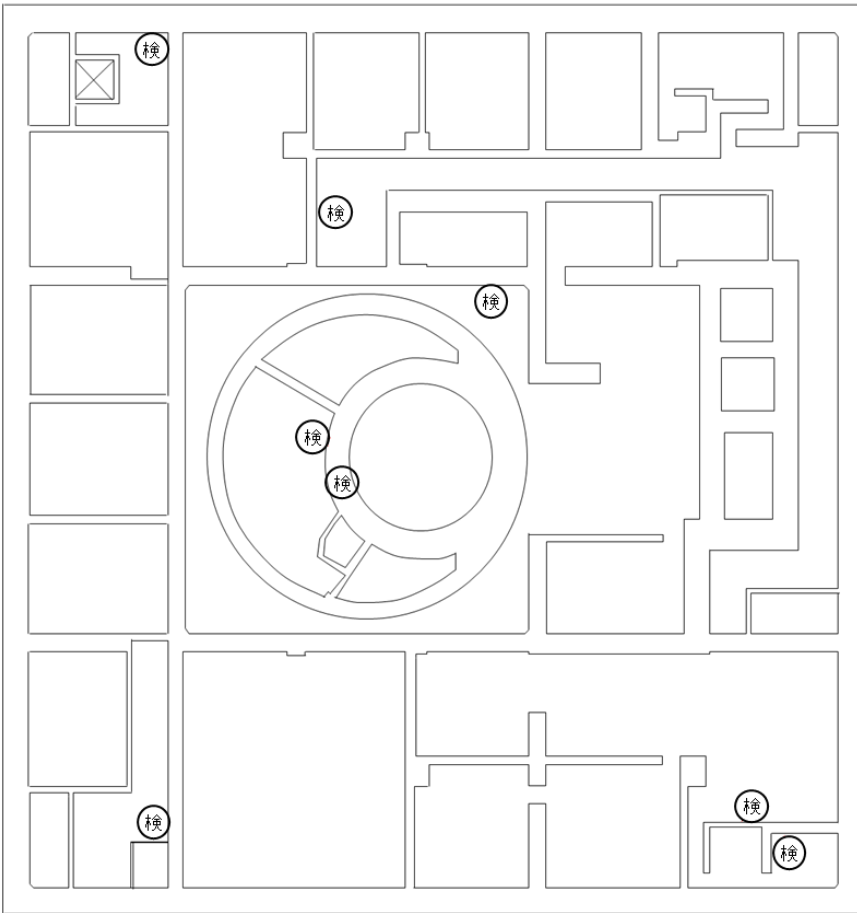
参考図-2(2/3) 溢水経路の設定(評価対象区画と同じフロアの評価対象区画外に溢水源がある場合の溢水経路)



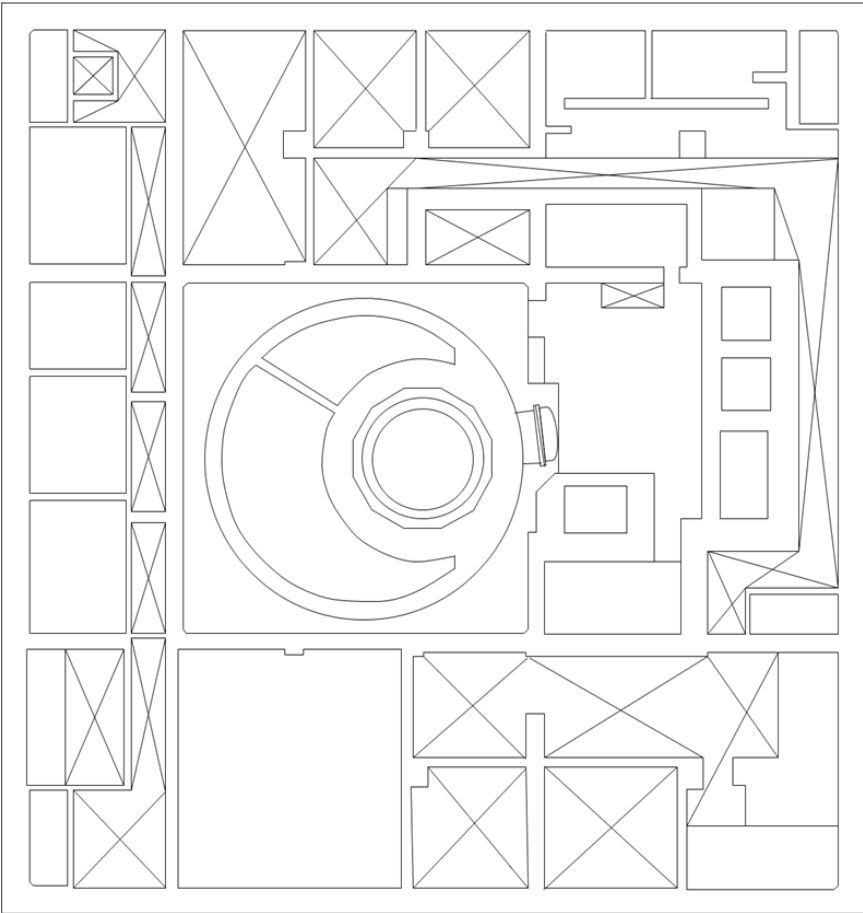


参考図-2(3/3) 溢水経路の設定(評価対象区画と異なるフロアに溢水源がある場合の溢水経路)

原子炉建家地下3階



原子炉建家中3階

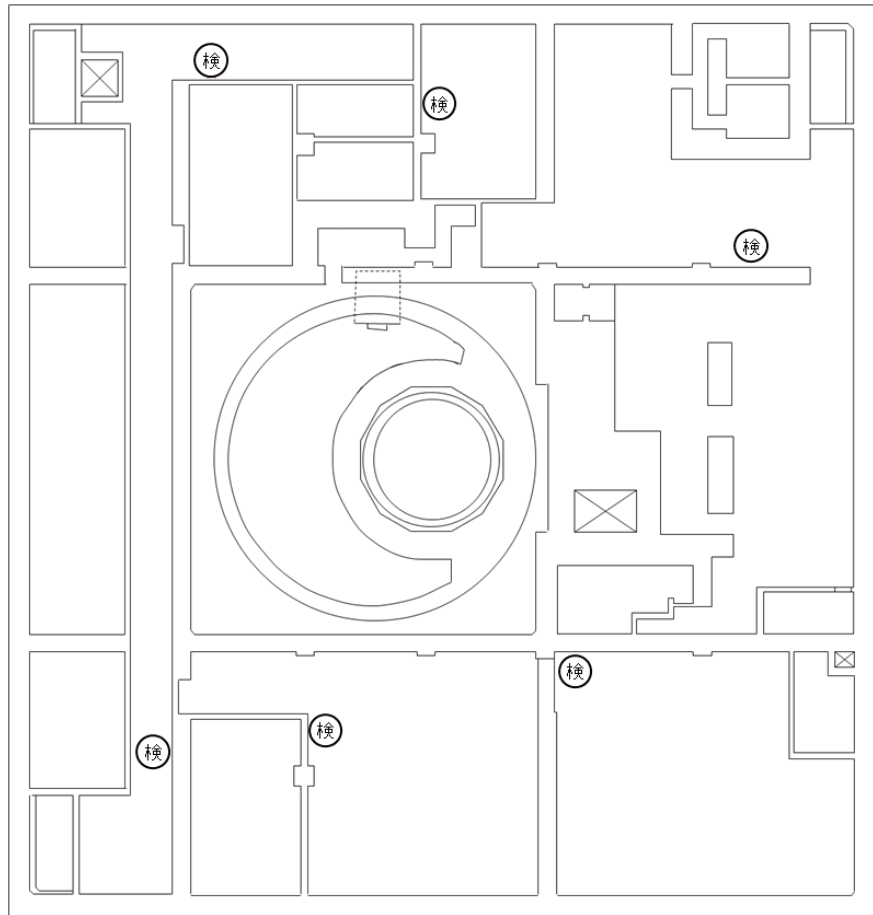


○検：漏水検知器

○検：漏水検知器

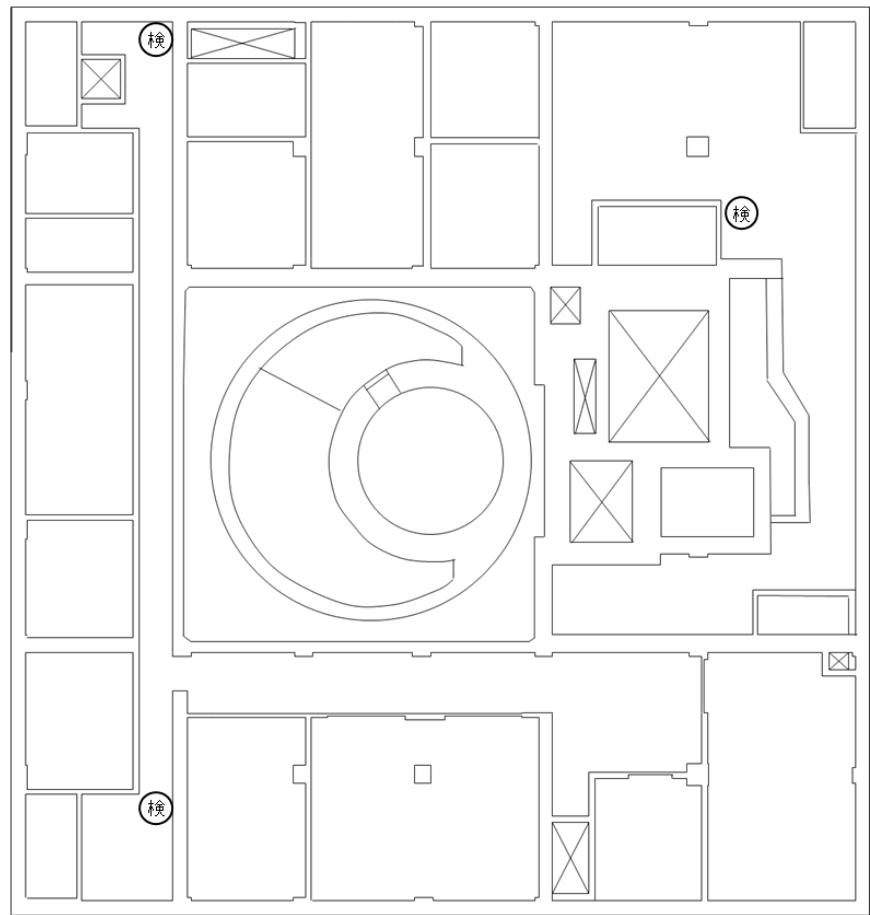
参考図-3(1/4) 漏水検知器の設置位置

原子炉建家地下2階



検 : 漏水検知器

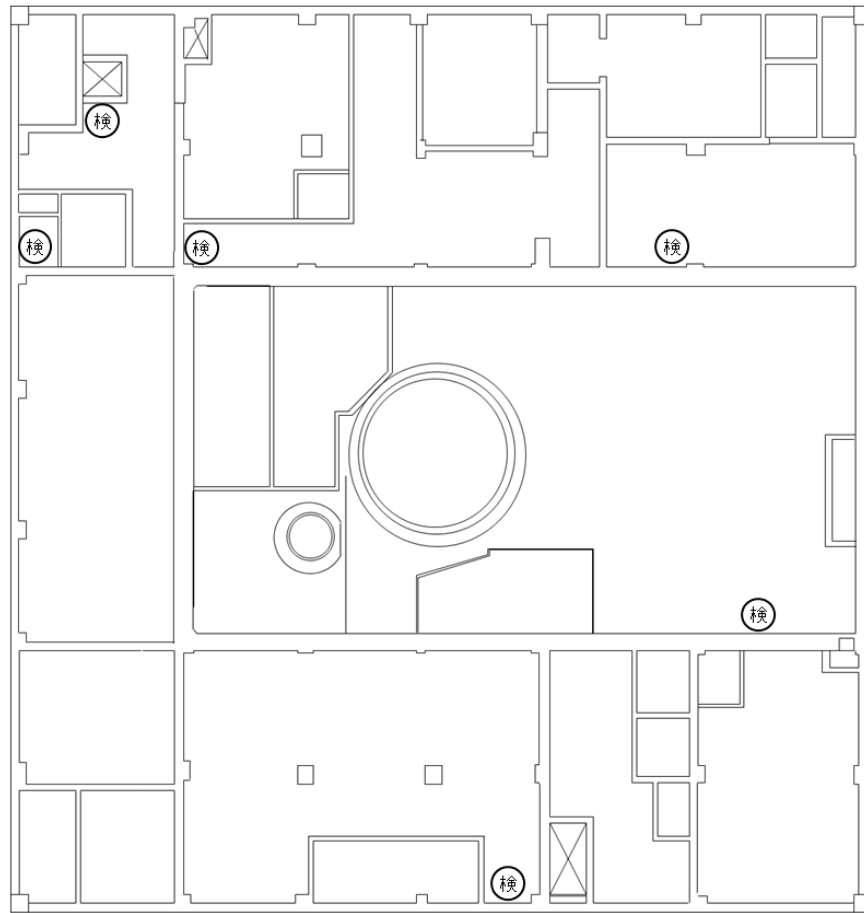
原子炉建家地下1階



検 : 漏水検知器

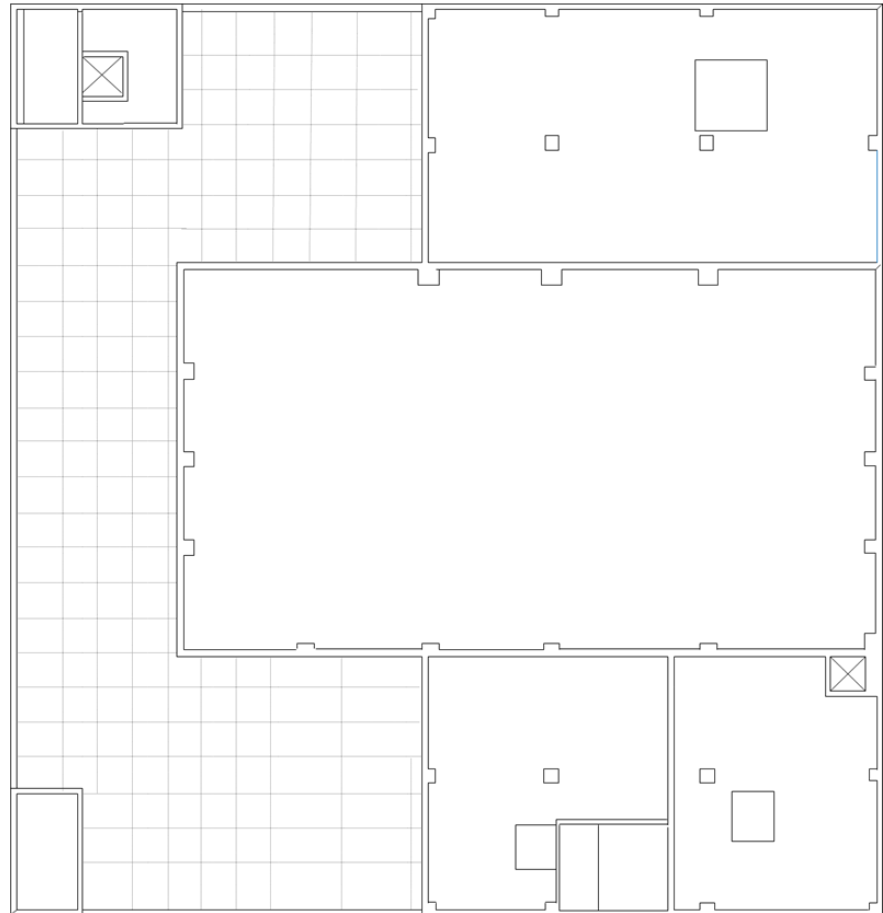
参考図-3(2/4) 漏水検知器の設置位置

原子炉建家 1階



検 : 漏水検知器

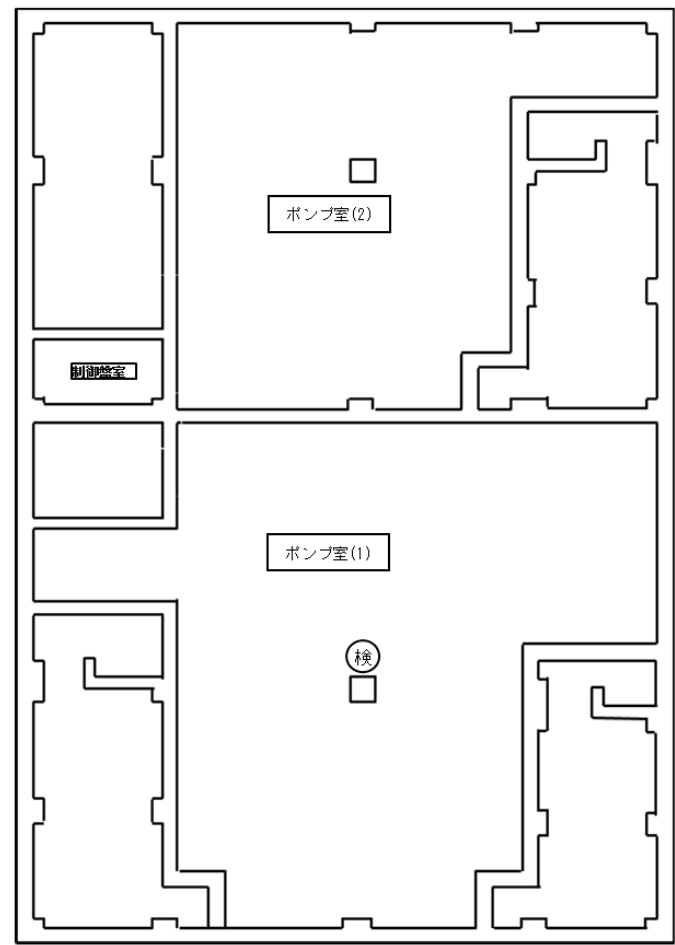
原子炉建家 2階



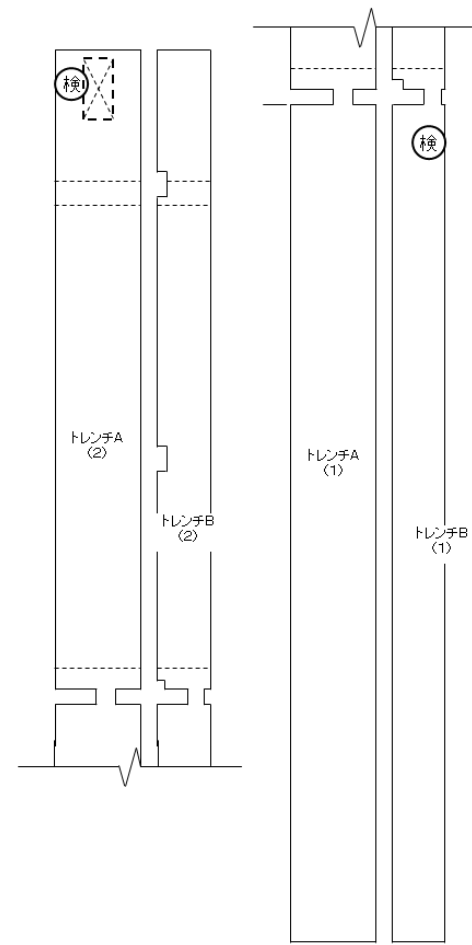
検 : 漏水検知器

参考図-3(3/4) 漏水検知器の設置位置

冷却塔地下1階

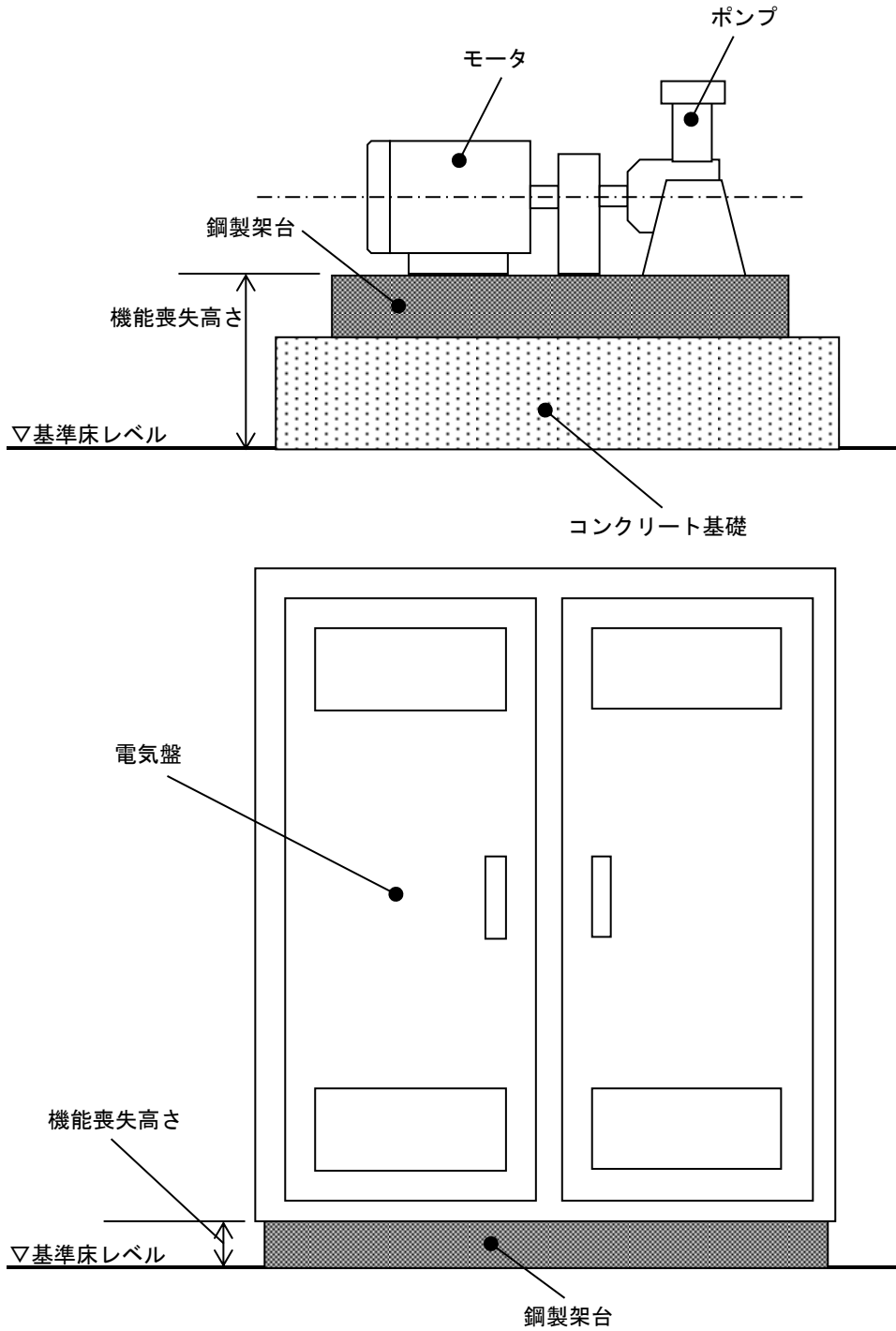


冷却塔トレンチ



参考図-3(4/4) 漏水検知器の設置位置

(参考資料 6)



機器	機能喪失高さ
弁	電動弁は弁駆動装置の下部。空気作動弁は各付属品のうち最低高さの付属品の下端部。
ポンプ・ファン	ポンプ・ファン又はモータの基礎+架台高さのいずれか低い箇所。
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。
電源・盤	電源装置、電源盤の架台高さ。

参考図-4 機能喪失高さの考え方

溢水の影響評価の一例(想定破損による没水の影響評価)

○評価対象:

原子炉建家非管理区域地下3階 H-127 室

○溢水源:

原子炉建家非管理区域地下2階補機冷却水設備配管(H-234室通路上に設置)

○溢水伝播経路:

原子炉建家地下2階にて発生した溢水が開口(ハッチ)を經由し地下3階に落水するとともに、地下3階の伝播区画を伝い、評価対象区画 H-127 室に伝播する。

○防護対策機器の考慮:

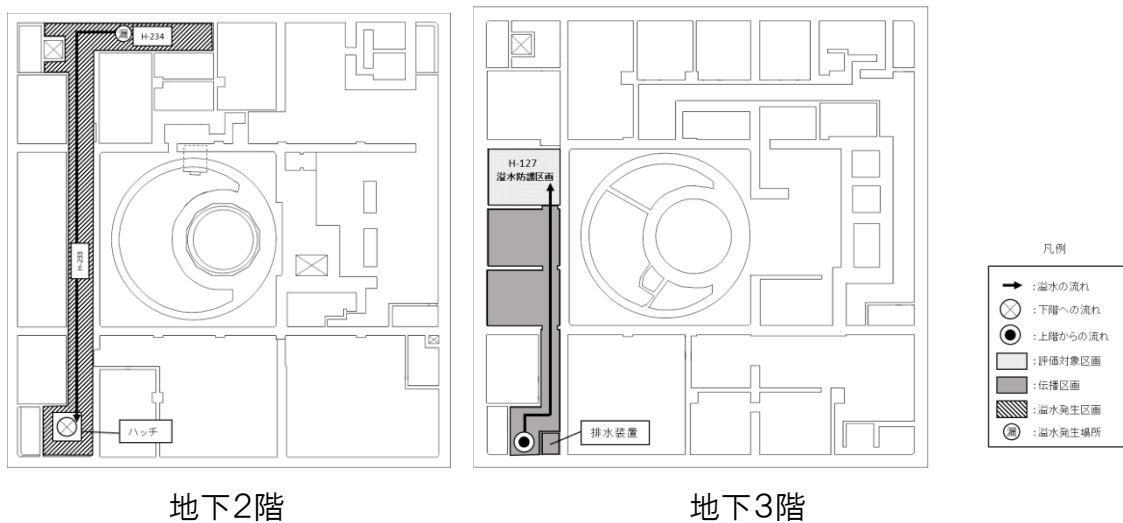
- ①配管破損後、排水ポンプが自動起動し、排水する。
- ②規定の水位に到達したとき、漏水検知器が漏水を検知し、運転員が以下の対応を行う。
  - ・運転員が中央制御室から補機冷却水設備のポンプを停止する。
  - ・運転員が冷却塔にて補機冷却水設備の弁の閉操作を行う。

○溢水の影響評価結果:

H-127 室に設置されている安全保護系用交流無停電電源装置及び直流電源設備の機能喪失高さ約 10cm に対して溢水高さは約 7cm<sup>\*</sup>となり、これらの設備が安全機能を損なうことはない。

※:参考値

(溢水伝播図)



参考表-1 想定破損による防護対象設備の適合性

安全機能	構築物・系統・機器	没水による影響		被水による影響		蒸気による影響	
		防護対策	適合性	防護対策	適合性	防護対策	適合性
工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	・安全保護系(停止系) ・安全保護系(工学的安全施設)	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・当該設備の溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
炉心冷却	・補助冷却設備	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・密封構造 ・防滴仕様	・左記の防護対策により循環機及びポンプに影響がないことを確認している。 ・当該設備の盤は溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉 ・密封構造	・左記の防護対策により当該設備の盤及びポンプの溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。 ・左記の防護対策により循環機に影響がないことを確認している。
	・炉容器冷却設備	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・当該設備の盤は溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。A 系統及び B 系統のポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	・非常用空気浄化設備	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・密封構造 ・防滴仕様	・左記の防護対策により排風機及び排気フィルタユニットに影響がないことを確認している。 ・当該設備の盤は溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
事故時のプラント状態の把握	・事故時監視計器の一部	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・防滴仕様	・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。 ・当該設備の盤は溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の盤の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
						・耐環境仕様	・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。



参考表-1 想定破損による防護対象設備の適合性(続き)

安全機能	構築物・系統・機器	没水による影響		被水による影響		蒸気による影響	
		防護対策	適合性	防護対策	適合性	防護対策	適合性
安全上特に重要な関連機能	・中央制御室	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	/	・当該設備の溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
	・非常用発電機	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・A系統及びB系統の発電機は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
	・補機冷却水設備	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・A系統及びB系統のポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
	・直流電源設備 ・安全保護系用交流無停電電源装置	・排水ポンプによる排水 ・漏水検知器等による検知及び運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高く、多重化した系統が同時に機能喪失しないことを確認している。		・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・漏水検知器等による検知及び運転員の対応 ・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。

参考表-2 消火水の放水による溢水に係る防護対象設備の適合性

安全機能	構築物・系統・機器	没水による影響		被水による影響	
		防護対策	適合性	防護対策	適合性
工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	・安全保護系(停止系) ・安全保護系(工学的安全施設)	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	/	・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に被水による影響を受けることはないことを確認している。
炉心冷却	・補助冷却設備	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・防滴仕様	・左記の防護対策によりポンプに影響がないことを確認している。 ・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
	・炉容器冷却設備	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	/	・A系統及びB系統の盤及びポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減	・非常用空気浄化設備	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・密封構造 ・防滴仕様	・左記の防護対策により排風機及び排気フィルタユニットに影響がないことを確認している。 ・A系統及びB系統の盤及びポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
事故時のプラント状態の把握	・事故時監視計器の一部	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・防滴仕様	・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。 ・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に被水による影響を受けることはないことを確認している。
安全上特に重要な関連機能	・中央制御室	/	・当該設備の溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。	/	・当該設備の溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。
	・非常用発電機	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	/	・A系統及びB系統の発電機は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
	・補機冷却水設備	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	/	・A系統及びB系統のポンプは、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。
	・直流電源設備 ・安全保護系用交流無停電電源装置	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高く、多重化した系統が同時に機能喪失しないことを確認している。	/	・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。

参考表-3 地震による溢水に係る防護対象設備の適合性

安全機能	構築物・系統・機器	没水による影響		被水による影響		蒸気による影響	
		防護対策	適合性	防護対策	適合性	防護対策	適合性
工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	・安全保護系(停止系)	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。		・当該設備の溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。	・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
事故時のプラント状態の把握	・事故時監視計器の一部	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	・防滴仕様	・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。 ・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
						・耐環境仕様	・左記の防護対策により計器に影響がないことを確認している。
安全上特に重要な関連機能	・中央制御室	/	・機能喪失高さは、溢水高さよりも高いことを確認している。	/	・当該設備の溢水防護区画に溢水源がないため影響がないことを確認している。	・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。
	・直流電源設備 ・安全保護系用交流無停電電源装置	・運転員の対応	・左記の防護対策により機能喪失高さは、溢水高さよりも高く、多重化した系統が同時に機能喪失しないことを確認している。	/	・A系統及びB系統の盤は、別区画に設置しているため同時に影響を受けることはないことを確認している。	・ブローアウトパネル及び耐圧扉	・左記の防護対策により当該設備の溢水防護区画に溢水源がなく、他区画からの伝播もないため影響がないことを確認している。

## HTTR の溢水影響評価と溢水影響評価ガイドとの対応について

### 1. HTTRにおける溢水評価及び防護対策について

HTTR では、溢水評価について、溢水源を想定した上で溢水量を評価し、溢水防護区画・溢水経路を設定した上で、防護対策を考慮し、想定破損により生じる溢水、消火水の放水による溢水及び地震に起因する溢水に対してそれぞれ没水、被水、蒸気の影響評価を行っている。

溢水量については、配管の破損形態及び運転員の実際の対応時間を考慮して溢水量を算出している。

配管の区分から選定した応力制限値と配管の強度の比較並びに非破壊検査等による減肉の管理の有無により破損形態を決定している。ただし、加圧水冷却設備の配管については、原子炉格納容器貫通部の配管とそれ以外の配管は同じ材質で製作されており、同じ管理を行っていることから、原子炉格納容器貫通部以外の配管についても原子炉格納容器貫通部の配管と同等の配管として区分し、破損形態を決定している。

また、溢水防護区画・溢水経路を設定して溢水影響評価を行っている。

### 2. HTTR の溢水影響評価における原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドの位置づけ

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド(以下、「溢水影響評価ガイド」という。)は、溢水防護対策の詳細に関して、原子力発電所内で発生する溢水に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのないことを評価するものであり、実用発電用原子炉及びその附属施設に適用されている。

HTTR では、HTTR の設計・建設時に溢水防護対策を講じていたが、新規制基準にて新たな溢水防護の要求が示されたことを受け、HTTR の安全上の特徴に応じた溢水防護対策を講ずることとしている。なお、溢水影響評価ガイドについては、HTTR が試験研究炉であることを踏まえ、対策を講ずる際の参考的な拠り所として位置づけている。

### 3. HTTR の溢水影響評価と溢水影響評価ガイドとの対応について

HTTR における溢水評価では、基本的に溢水影響評価ガイドの評価方法に倣い評価を行っているが、以下の部分については溢水影響評価ガイドと異なった方法を採用している。

溢水影響評価ガイドでは配管の区分から選定される応力制限値と配管の強度の比較並びに非破壊検査等による減肉の管理の有無により破損形態を決定することとしているが、HTTRでは、加圧水冷却設備の配管について、原子炉格納容器貫通部の配管とそれ以外の配管を原子炉格納容器貫通部の配管と同等の配管として区分し、破損形態を決定している。

また、溢水影響評価ガイドでは運転員の対応時間を規定しているが、HTTR では実際の対応時間を考慮している。

## 補足資料

「溢水影響評価ガイド 附属書 A」では、配管の破損形態を以下のように決定している。

評価部位において、以下のいずれかの条件を満足すれば、完全全周破断を想定する必要は無い。

- (a) 配管径が25A以下であること。
- (b) 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にあつては、以下のとおり。
  - (i) (略)
  - (ii) クラス 2 配管にあつては、以下の①及び②の条件を満足すること。
    - ① ターミナルエンドでないこと。
    - ②  $S_n \leq 0.8S_a$
- (c) (b) 以外の配管にあつては、以下のとおり。
  - (i) (略)
  - (ii) クラス 2、3 又は非安全系の配管にあつては、以下の①及び②の条件を満足すること。
    - ① ターミナルエンドでないこと。
    - ②  $S_n \leq 0.4S_a$ 。ただし、 $S_n \leq 0.8S_a$ の場合は破損形状を貫通クラックとする。

HTTR の加圧水冷却設備のうち、原子炉格納容器貫通部の配管については上記(b)(ii)で評価している。原子炉格納容器貫通部以外の配管については、貫通部と同じ材質・管理を行っている配管であることから、原子炉格納容器貫通部の配管と同等の配管として上記(b)(ii)で評価している。

なお、HTTR では構造等の技術基準として「黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉施設に関する構造等の技術基準」(平成 2 年 12 月科学技術庁原子力安全局策定)を採用しており、高温ガス炉第 3 種管は「日本機械学会発電用原子力設備規格」におけるクラス 2 相当の配管及び高温ガス炉第 4 種管については同規格のクラス 3 相当の配管としている。

(1)加圧水冷却設備

加圧水冷却設備の配管については、溢水評価ガイドを参考にして以下の確認を行った箇所を除いて破損を想定する。

・高エネルギー配管に対する応力評価(結果が 0.8Sa 以下であることの確認(原子炉格納容器を貫通する設備であり、信頼性の高い設計であるため))及び肉厚測定を実施する箇所。

(2)流出時間について、次のように設定する(内の事象時)。

①漏水検知器等の作動により溢水に気づくまでの時間

・漏水検知器等の設置位置高さと、溢水流量から求まる時間とする。

②①以降の漏えい個所の確認までの時間

・非管理区域の場合:2分

・管理区域及び原子炉建家外の場合:4分及び3分

③②以降のポンプ等の停止操作までの時間

・2分(その後、停止するまでの時間を考慮する。(代表配管である補機冷却水設備の場合は1分間))

④③以降のバルブ等の閉操作終了までの時間

・手動操作バルブの場合:5分(原子炉建家でない場合は最大6分)

・自動操作バルブの場合:1分

加圧水冷却設備の配管について、原子炉格納容器貫通部の配管とそれ以外の配管は同じ材質で製作、管理を行っていることから、原子炉格納容器貫通部以外の配管についても原子炉格納容器貫通部の配管と同等の配管として区分していることについて、材質及び管理の詳細について説明すること。

加圧水冷却設備の配管の概要について図1に示す。加圧水冷却設備の配管(以下「配管」という。)は、原子炉格納容器内に設置されている加圧水冷却器より種々の部屋を經由して屋上に設置されている加圧水空気冷却器へと接続されている。

このうち、原子炉格納容器内、H-209室内、H-273室内及び屋上に設置されている配管はターミナルエンド部を含む配管であり、想定破損では配管の種類に関係なく破損させる必要がある。(平成27年7月31日審査会合にて説明)

そこで、これら以外のH-312室内、H-414室内、H-503室内及びサービスエリア内の配管(以下、「確認すべき配管」という。)が、原子炉格納容器を貫通する配管と同等の配管であることを確認している。確認結果を表1に示す。配管材質については、どちらの配管もSTPT410(JIS G 3456)を使用している。また、使用前検査等でどちらの配管も同等の検査を行っている。

このように、確認すべき配管と原子炉格納容器貫通部の配管の材料、製作・施工(検査)、維持管理が同等であり、同等の性能を有する配管であると考えられることから、確認すべき配管は原子炉格納容器貫通部の配管と同等の配管として区分し、応力評価を行っている。

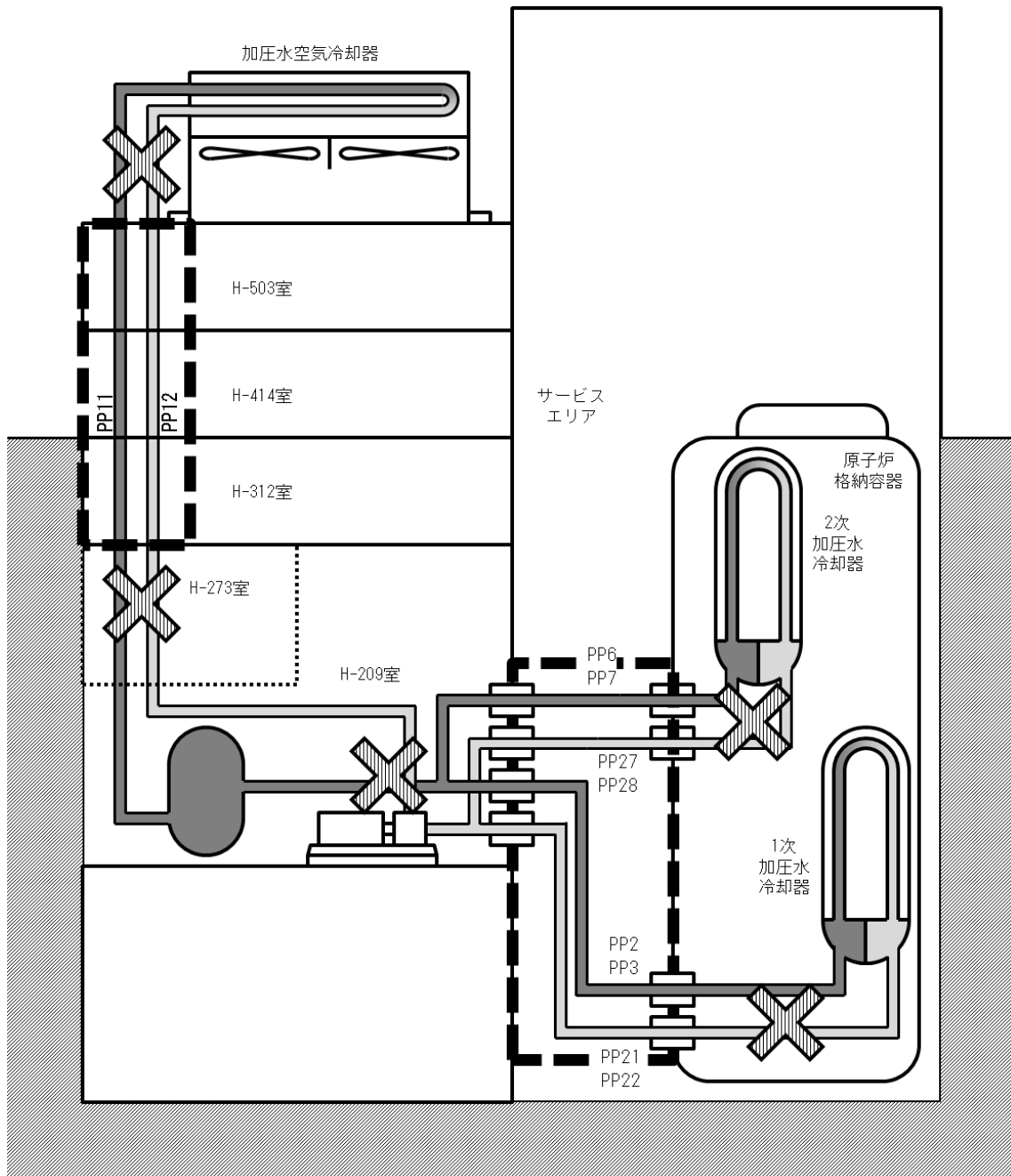


表1 原子炉格納容器貫通部配管と確認すべき配管の材質、検査の比較

(【 】は使用前検査の要領書番号を示している)

		原子炉格納容器 貫通配管 (PP2,6,22,28)	確認すべき配管 (PP3,7,11,12,21,27)	
材料	使用材料	STPT410 (JIS G 3456)	STPT410 (JIS G 3456)	
製作 施工	使用前検査	材料検査	○ 【HT-10-04】	○ 【Hハ-22-03】 【HT-21-03】
		寸法検査	○ 【HT-10-10】	○ 【Hハ-22-07】 【HT-21-05】
		外観検査	○ 【HT-10-10】	○ 【Hハ-22-07】 【HT-21-05】
		据付検査	○* 【HT-10-11】	○ 【Hハ-22-07】 【HT-21-05】
		耐圧漏洩検査	○ 【Hハ-22-10】	○ 【Hハ-22-10】
	現地試験	材料確認検査	○	○
		開先寸法検査	○	○
		溶接作業検査	○	○
		溶接部の非破壊検査	○	○
		寸法検査	○*	○
		配置検査	○	○
		外観検査	○	○
	員数検査	○	○	
維持 管理	施設定期自主検査	漏えい検査	○	○
	自主検査	肉厚測定検査	○	○

\* 検査では、貫通部強度を確認するための配管支持間隔の据付検査及び配管長の寸法検査を含んでいる。



⊗ : ターミナルエンド部を含む配管

⊏ : 原子炉格納容器貫通部配管と同等の配管とする場所

— : 配管 (低温部)

— : 配管 (高温部)

図 1 加圧水冷却設備の配管の概要

補足資料

平成 27 年 7 月 31 日審査会合 p.28 より抜粋

- ①格納容器内配管(ターミナルエンド部)
- ②屋上(空気冷却器周り)(ターミナルエンド部)
- ③加圧水冷却設備室(H-209 室)(ターミナルエンド部)
- ④加圧水冷却設備室上部エリア(H-273 室)(ターミナルエンド部)

平成 31 年 3 月 26 日審査会合 p.33 より抜粋

「溢水影響評価ガイド 附属書 A」では、配管の破損形態を以下のように決定している。

評価部位において、以下のいずれかの条件を満足すれば、完全全周破断を想定する必要はない。

(a)配管径が25A以下であること。

(b)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にあつては、以下のとおり。

(i)(略)

(ii)クラス 2 配管にあつては、以下の①及び②の条件を満足すること。

①ターミナルエンドでないこと。

② $S_n \leq 0.8S_a$

(c)(b)以外の配管にあつては、以下のとおり。

(i)(略)

(ii)クラス 2、3 又は非安全系の配管にあつては、以下の①及び②の条件を満足すること。

①ターミナルエンドでないこと。

② $S_n \leq 0.4S_a$ 。ただし、 $S_n \leq 0.8S_a$ の場合は破損形状を貫通クラックとする。

HTTR の加圧水冷却設備のうち、原子炉格納容器貫通部の配管については上記(b)(ii)で評価している。原子炉格納容器貫通部以外の配管については、貫通部と同じ材質・管理を行っている配管であることから、原子炉格納容器貫通部の配管と同等の配管として上記(b)(ii)で評価している。

なお、HTTR では構造等の技術基準として「黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉施設に関する構造等の技術基準」(平成 2 年 12 月科学技術庁原子力安全局策定)を採用しており、高温ガス炉第 3 種管は「日本機械学会発電用原子力設備規格」におけるクラス 2 相当の配管及び高温ガス炉第 4 種管については同規格のクラス 3 相当の配管としている。

## コメント事項

蒸気放出の影響に対して、漏水検知器により早期検知できるとしている。説明では、蒸気の凝縮水を検知するということであったが、その方式で早期といえるのか。およそどれくらいの時間で漏えいを検出可能であるかをまとめ資料で説明すること。

### 【回答】

蒸気の溢水源として加圧水冷却設備及び換気空調用蒸気供給設備がある。このうちの換気空調用蒸気供給設備からの蒸気放出を漏水検知器で検知することとしている。

図 1 に換気空調用蒸気供給設備の想定破損個所及び漏水検知器の設置個所を示す。漏水検知器は換気空調用蒸気供給設備の想定破損個所近傍に設置されており、蒸気の放出を早期に検知できる。

図 2 に漏水検知器の構造を示す。漏水検知器は 2 つの電極及び 2 本の導線で構成されており、電極はそれぞれの導線に独立に接続されている。漏水検知器は壁面近傍に設置されており、溢水が発生した場合、漏水検知器の 2 つの電極が溢水により導通することで漏水を検知する仕組みである。

図 3 に放出された蒸気の検知のメカニズムを示す。放出された蒸気は壁面で結露し、水滴となって漏水検知器に落ちてくる。これらの水が電極を導通させることにより漏水を検知する。

換気空調用蒸気供給設備の配管については、基準地震動  $S_s$  に対して破損しないことを確認しており、配管の地震による損傷はないことから、完全全周破断による単一破損を想定する。

換気空調用蒸気供給設備の破損により蒸気が放出された場合、時間の経過とともに発生した蒸気が発生区画に充満し、その後、他区画（溢水防護区画）へと流入する。蒸気が発生区画に充満し、他区画へと流入するまでの時間は、換気空調設備による換気を考慮すると約 30 分である一方、換気空調用蒸気供給設備の破損に伴う蒸気の放出は、数分で検知できることから、蒸気の早期検出及び早期の設備停止等の対応が可能である。

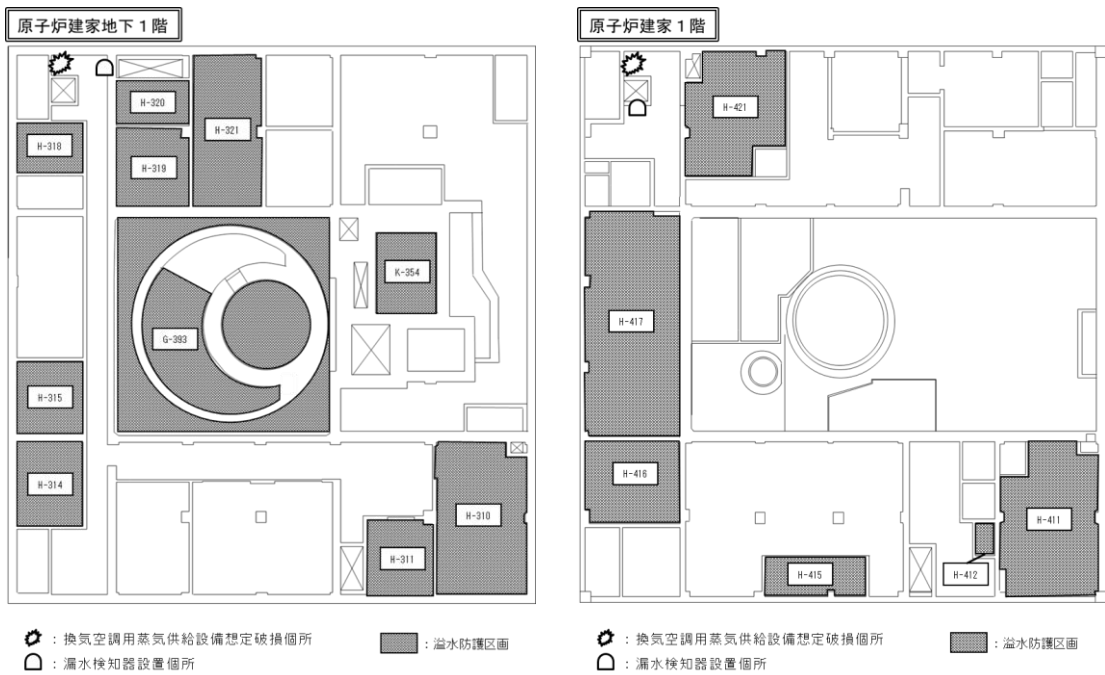


図1 換気空調用蒸気供給設備相手破損個所及び漏水検知器設置個所

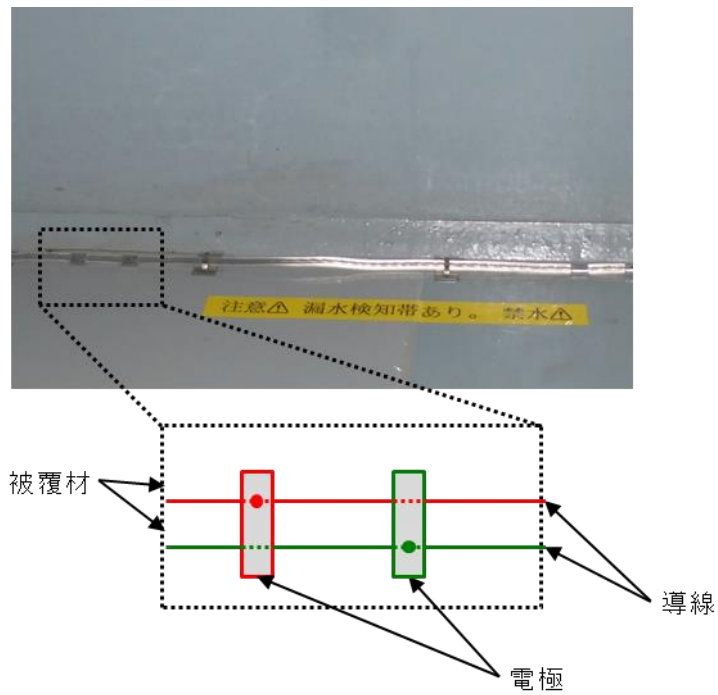


図2 漏水検知器の構造

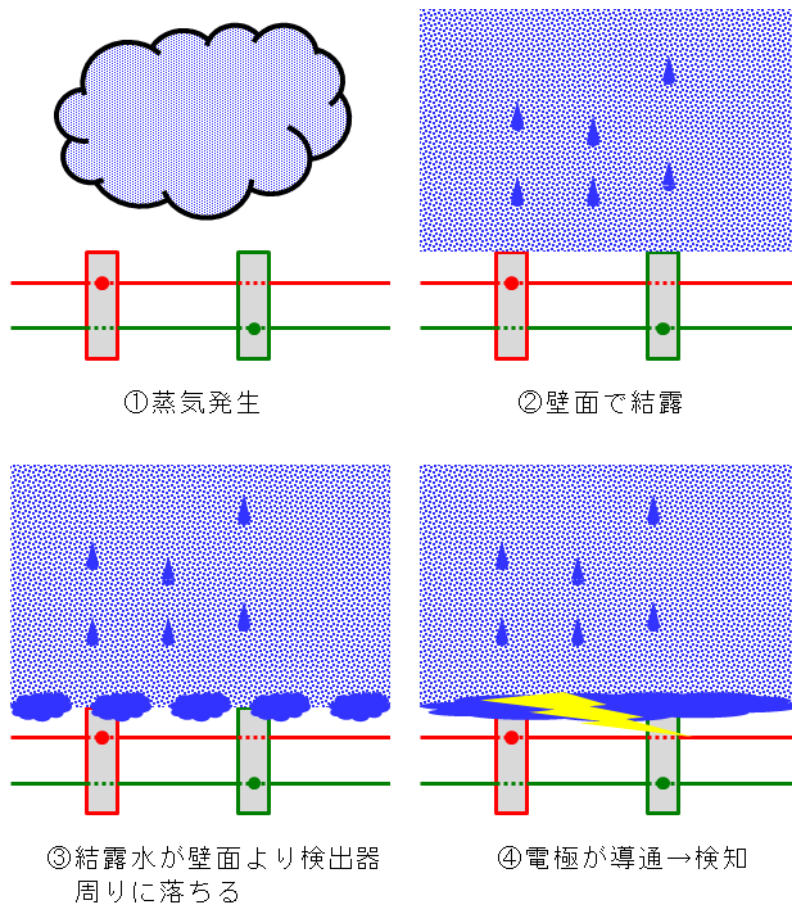


図3 蒸気の検知メカニズム