

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA51 r. 3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について
(重大事故等対処設備)

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

目 次

1. 基本的な設計方針

1.1 耐震性・耐津波性

1.1.1 発電用原子炉施設の位置【38条】

1.1.2 耐震設計の基本方針【39条】

1.1.3 津波による損傷の防止【40条】

1.2 火災による損傷の防止【41条】

1.3 重大事故等対処設備

1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等【43条1 - 五、43条2 - 二、三、43条3 - 三、五、七】

1.3.2 容量等【43条2 - 一、43条3 - 一】

1.3.3 環境条件等【43条1 - 一、六、43条3 - 四】

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43条1 - 二、三、四、43条3 - 二、六】

2. 個別機能の設計方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

2.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51条】

2.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

2.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53条】

2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

2.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】

2.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備【56条】

2.14 電源設備【57条】

2.15 計装設備【58条】

2.16 原子炉制御室【59条】

2.17 監視測定設備【60条】

2.18 緊急時対策所【61条】

- 2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】
- 2.20 1次冷却設備
- 2.21 原子炉格納施設
- 2.22 燃料貯蔵設備
- 2.23 非常用取水設備
- 2.24 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く）

表 重大事故等対処設備仕様

2.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)

第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が広がり原子炉格納容器パウンダリに接触することを防止するために行われるものである。
 - a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - i) 原子炉格納容器下部注水設備(ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)
 - ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)
 - b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

2.8.1 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置する。また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するための設備として以下の原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

(i) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

a. 格納容器スプレイ

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティ室に十分な水量を蓄水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水ピット

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、格納容器スプレイポンプの電源として使用するディーゼル発電機及び原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 代替格納容器スプレイ

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピット及び給水設備の補助給水ピットを使用する。

概要

設備の目的

(51-1)
使用機器

その他
設備

(51-2-1)
使用機器

燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティ室に十分な水量を蓄水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機より代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・補助給水ピット
- ・代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤 (2.14 電源設備【57条】)

その他、代替格納容器スプレイポンプの電源として使用するディーゼル発電機及び原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

その他
設備

(ii) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

a. 代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した原子炉格納容器下部注水設備(代替格納容器スプレイ)として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピット及び給水設備の補助給水ピットを使用する。

(51-2-2)
機能喪失
・
使用機器

燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティ室に十分な水量を蓄水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、代替電源設備である代替非常用発電機より代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤を経由して給電できる設計とする。代替非常用発電機の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・補助給水ピット
- ・代替非常用発電機 (2.14 電源設備【57条】)
- ・代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤 (2.14 電源設備【57条】)

- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（2.14 電源設備【57条】）
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（2.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型タンクローリー（2.14 電源設備【57条】）

その他、原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。これらの設備は、「2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】」と同じであり、詳細は「2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】」に記載する。

ディーゼル発電機及び原子炉格納容器は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

ディーゼル発電機、代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーについては、「2.14 電源設備【57条】」に記載する。

原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「2.21 原子炉格納施設」に記載する。

2.8.1.1 多重性及多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は，代替非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより，格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水とは互いに多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また，燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とすることで，燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは，原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる原子炉建屋内に設置し，補助給水ピットは，原子炉建屋内の燃料取替用水ピットと異なる区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプは，多重性を持ったディーゼル発電機から給電でき，系統として多重性を持つ設計とする。

原子炉格納容器下部注水において代替格納容器スプレイポンプは，ディーゼル発電機に対して多様性を持った代替非常用発電機から給電できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については「2.14 電源設備【57条】」に記載する。

代替格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は，系統の多様性及び位置的分散により，燃料取替用水ピットを水源とする場合は燃料取替用水ピット出口配管との分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで，補助給水ピットを水源とする場合は補助給水ピットから格納容器スプレイ配管との合流点まで互いに独立性を持つ設計とする。

連通管及び小扉を含む格納容器スプレイノズルから原子炉下部キャビティ室への流入経路は，原子炉格納容器内に様々な経路を設けることで，多重性を持った設計とする。

2.8.1.2 悪影響防止

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水ピット及び格納容器スプレイ冷却器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する代替格納容器スプレイポンプ，燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは，弁操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。代替炉心注水を行う系統構成から代替格納容器スプレイを行う系統構成への切替えの際においても，他の設備に悪影響を及ぼさないよう，弁操作等により系統構成が可能な設計とする。また，放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため，通常運転時には燃料取替用水ピットと補助給水ピットを多重の弁により分離する設計とする。

2.8.2 容量等

基本方針については、「1.3.2 容量等」に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の格納容器スプレイ流量が、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器へスプレイすることで、原子炉格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室への流入経路として設置している連通管及び小扉のうちいずれか一方でもスプレイ水が流入することにより、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティ室に十分な水量を蓄水できる容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは、原子炉格納容器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために代替格納容器スプレイとして使用する代替格納容器スプレイポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において代替格納容器スプレイとして、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

設備仕様については、第 9.6.1 表に示す。

2.8.3 環境条件等

基本方針については、「1.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは、重大事故等時における原子炉建屋又は原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

格納容器スプレイポンプの操作は中央制御室から可能な設計とする。

代替格納容器スプレイポンプの操作は設置場所で可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット、格納容器スプレイ冷却器、代替格納容器スプレイポンプ及び補助給水ピットは、代替水源として海水を通水する可能性があるため、海水影響を考慮した設計とする。

原子炉格納容器最下階から原子炉下部キャビティ室へ通じる連通管及び小扉は、重大事故等時における溶融炉心の堆積及び保温材等のデブリの影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

2.8.4 操作性及び試験・検査性について

基本方針については、「1.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

(1) 操作性の確保

原子炉格納容器下部注水設備として、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納容器スプレイポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを使用した代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。また、重大事故等時の代替炉心注水を行う系統構成から代替格納容器スプレイを行う系統構成への切替えについても、弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

(2) 試験・検査

格納容器スプレイに使用する系統（格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び格納容器スプレイ冷却器）及び代替格納容器スプレイに使用する系統（代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び補助給水ピット）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する系統のうち試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイポンプは、分解が可能な設計とする。

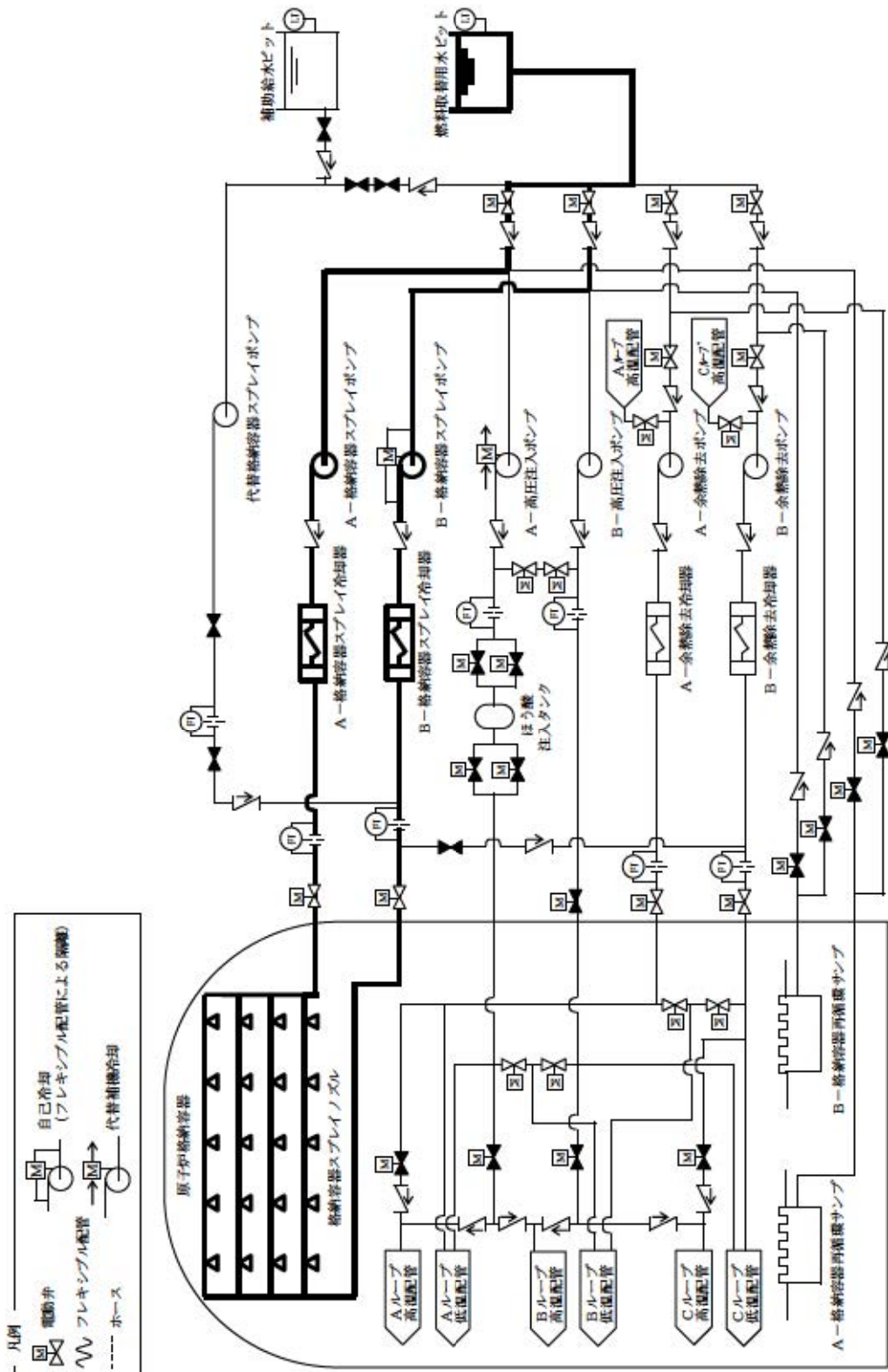
格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設けるとともに、非破壊検査が可能な設計とする。

燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

燃料取替用水ピットは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。

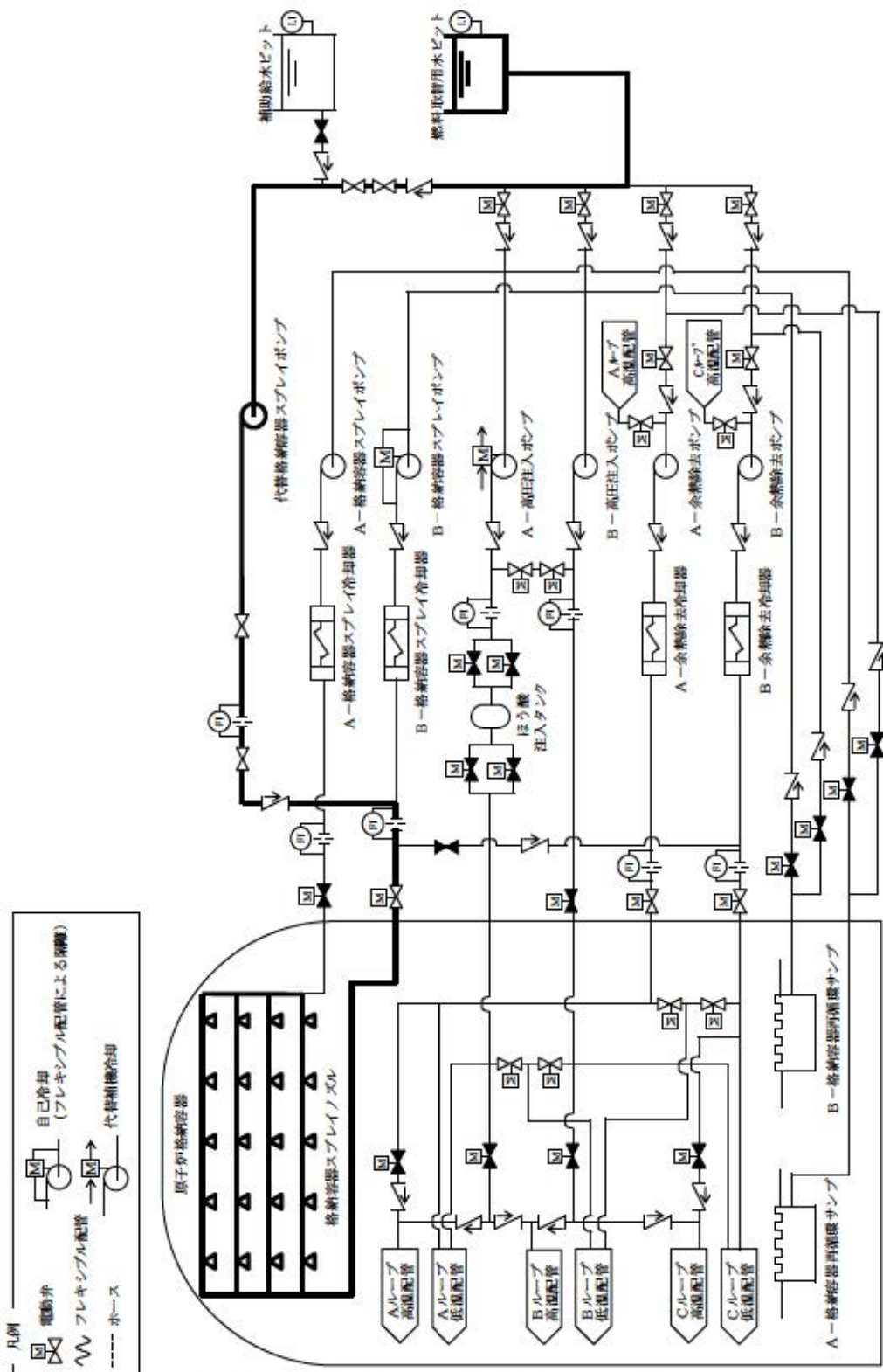
補助給水ピットは、有効水量が確認できる設計とする。

原子炉格納容器最下階から原子炉下部キャビティ室へ通じる連通管及び小扉は、閉塞していないことが確認できる設計とする。また、小扉は開閉が確認できる設計とする。



第 9.6.1 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

概略系統図 (1) 格納容器スプレイ



第 9. 6. 2 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

概略系統図 (2) 代替格納容器スプレイ

第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順
(格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	設備分類 *7	整備する手順書	手順の分類		
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	-	スプレッド容器 レイ	格納容器スプレッドポンプ *1	重大事故等 対応設備	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対応する運転手順書	
			燃料取替用水ビット					
		代替格納容器 スプレッド	代替格納容器スプレッドポンプ *1	多様性拡張設備	a, b			
			燃料取替用水ビット					
			補助給水ビット					a
			電動機駆動消火ポンプ					
			ディーゼル駆動消火ポンプ					
			ろ過水タンク					
			可搬型大型送水ポンプ車 *4					
			可搬型大型送水ポンプ車 代替給水ビット					
			可搬型大型送水ポンプ車 原水槽 *5					
			2次系純水タンク *5					
			ろ過水タンク *5					
			全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失					-
代替非常用発電機 *2								
燃料取替用水ビット								
補助給水ビット	a							
ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *3	a, b							
可搬型タンクローリー *3								
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *3 *6	a							
B-格納容器 スプレッド	格納容器スプレッドポンプ (自己冷却)	多様性拡張設備		a				
	燃料取替用水ビット							
	ディーゼル駆動消火ポンプ							
	ろ過水タンク							
	可搬型大型送水ポンプ車 *4							
	可搬型大型送水ポンプ車 代替給水ビット							
	可搬型大型送水ポンプ車 原水槽 *5							
	2次系純水タンク *5							
ろ過水タンク *5								

- *1 : ディーゼル発電機等により給電する。
 *2 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 *3 : 代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。
 *4 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器へスプレッドする。
 *5 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。
 *6 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
 *7 : 重大事故対策において用いる設備の分類
 a : 当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b : 37条に適合する重大事故等対応設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対応設備

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA51H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について (重大事故等対処設備) 補足説明資料

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

補足説明資料目次

38 条

- 38-1 泊発電所 3 号炉の重大事故等対処施設の地盤及び周辺斜面に関する基準規則等への適合性について

39 条

- 39-1 重大事故等対処施設の設備分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における基準規則等への適合性について
- 41-2 重大事故等対処施設への審査基準の準用
- 41-3 火災区域、区画の設定について
- 41-4 火災感知設備
- 41-5 消火設備
- 41-6 火災区域又は火災区画の火災防護対策について

43 条（共通）

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類等
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 泊 3 号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所およびアクセスルートについて（後日提出）
- 共-4 重大事故等対処設備基準適合性確認資料
- 共-5 ポンプ車配備台数の考え方
- 共-6 竜巻影響を考慮した保管場所

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 44-2 配置図
- 44-3(1) 試験・検査説明資料
- 44-3(2) ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について
- 44-4 系統図
- 44-5(1) 工学的安全施設等の作動信号の設定根拠について
- 44-5(2) ATWS 緩和設備について

- 44-5(3) ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

45 条

- 45-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 45-2 配置図
- 45-3 試験・検査説明資料
- 45-4 系統図
- 45-5 容量設定根拠
- 45-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 45-7 現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動
- 45-8 蒸気発生器 2 次側への給水時の水源の選定及び海水注入時の影響評価

46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 46-2 配置図
- 46-3 試験・検査説明資料
- 46-4 系統図
- 46-5 容量設定根拠
- 46-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

47 条

- 47-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 47-2 配置図
- 47-3 試験・検査説明資料
- 47-4 系統図
- 47-5 容量設定根拠
- 47-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 47-7 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書
- 47-8 海水注入後に再循環運転を仮定した際の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価について
- 47-9 格納容器再循環サンプスクリーンの今後の検討課題について
- 47-10 可搬型重大事故等対処設備の接続口等について
- 47-11 CV 冠水時に水没する電気ペネトレーション部からの漏えいの可能性について

48 条

- 48-1 SA 設備基準適合性一覧表

- 48-2 配置図
- 48-3 試験・検査説明資料
- 48-4 系統図
- 48-5 容量設定根拠
- 48-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 48-7 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について

49 条

- 49-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 49-2 配置図
- 49-3 試験・検査説明資料
- 49-4 系統図
- 49-5 容量設定根拠
- 49-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 50-2 配置図
- 50-3 試験・検査説明資料
- 50-4 系統図
- 50-5 容量設定根拠
- 50-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 51-2 配置図
- 51-3 試験・検査説明資料
- 51-4 系統図
- 51-5 容量設定根拠
- 51-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 51-7 原子炉下部キャビティへの流入について

52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 52-2 配置図
- 52-3 試験・検査説明資料
- 52-4 系統図
- 52-5 容量設定根拠

- 52-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 52-7 原子炉格納容器内水素再結合装置（PAR）について
- 52-8 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 52-9 格納容器水素イグナイタについて

53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 53-2 配置図
- 53-3 試験・検査説明資料
- 53-4 系統図
- 53-5 容量設定根拠
- 53-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 53-7 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について
- 53-8 アニュラスの水素濃度測定について

54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 54-2 配置図
- 54-3 試験・検査説明資料
- 54-4 系統図
- 54-5 容量設定根拠
- 54-6 審査会合会議資料
- 54-7 使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価
- 54-8 使用済燃料ピットサイフォンプレーカの健全性について

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 試験・検査説明資料
- 55-4 系統図
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 発電所外への放射性物質の拡散抑制について

56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 試験・検査説明資料

- 56-4 系統図
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 SA バウンダリ系統図（参考）

57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 試験・検査説明資料
- 57-4 系統図
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 57-7 タンクローリーによる燃料補給について
- 57-8 代替所内電気設備の設備構成について
- 57-9 所内常設蓄電式直流電源設備について
- 57-10 可搬型直流電源用発電機、可搬型直流変換器を使用した直流電源負荷への24時間給電
- 57-11 所内電気設備の頑健性について

58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 58-2 配置図
- 58-3 試験・検査説明資料
- 58-4 系統図
- 58-5 計測範囲説明書
- 58-6 審査会合会議資料
- 58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-8 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理

59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 59-2 配置図
- 59-3 試験・検査説明資料
- 59-4 系統図
- 59-5 SA バウンダリ系統図（参考）
- 59-6 原子炉制御室等（被ばく評価除く）について
- 59-7 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 59-8 原子炉制御室等について（補足資料）

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 配置図
- 60-3 試験・検査説明資料
- 60-4 容量設定根拠
- 60-5 適合状況説明資料

61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 61-2 配置図
- 61-3 試験・検査説明資料
- 61-4 系統図
- 61-5 容量設定根拠
- 61-6 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について
- 61-7 適合状況説明資料
- 61-8 適合状況説明資料（補足説明資料）

62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 62-2 配置図
- 62-3 試験・検査説明資料
- 62-4 系統図
- 62-5 容量設定根拠
- 62-6 設置許可基準規制等への適合状況説明資料

1 次冷却材設備

- 他 1-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 1-2 配置図
- 他 1-3 試験・検査説明資料
- 他 1-4 系統図

原子炉格納施設

- 他 2-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 2-2 配置図
- 他 2-3 試験・検査説明資料
- 他 2-4 系統図

燃料貯藏設備

他 3-1 SA 設備基準適合性一覽表

他 3-2 配置図

他 3-3 試験・検査説明資料

他 3-4 系統図

非常用取水設備

他 4-1 SA 設備基準適合性一覽表

他 4-2 配置図

他 4-3 試験・検査説明資料

他 4-4 系統図

5 1 - 1 S A設備 基準適合性一覧

S A設備 基準適合性一覧については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-1 S A設備 基準適合性一覧表」に示す。

5 1 - 2 配置図

配置図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 SA設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-1 配置図」に示す。

5 1 - 3 試験・検査説明資料

試験・検査説明資料については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-3 試験・検査説明資料」に示す。

5 1 - 4 系統図

概略系統図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-5 概略系統図」に示す。

5 1 - 5 容量設定根拠

容量設定根拠については、43条（共通）補足説明資料「共-4-2 SA設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-4 容量設定根拠」に示す。

51-6 SAバウンダリ系統図 (参考)

S Aバウンダリ系統図（参考）については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-6 S Aバウンダリ系統図（参考）」に示す。

5 1 - 7 原子炉下部キャビティ室への流入について

原子炉下部キャビティ室への流入について

1. 原子炉下部キャビティ室への流入経路

原子炉格納容器にスプレイされた水は、図1, 図2, 図3に示すとおり、格納容器最下階フロアに流下する。主な流下経路は以下のとおり。

- ① 格納容器とフロア床最外周部の隙間
- ② 各フロアの外周通路部の階段・開口部（ハッチ等）
- ③ ループ室内の床のグレーチング
- ④ 原子炉キャビティ底部に設置した格納容器最下階への連通管（6B×2）

さらに格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアに溜まった水は、以下の経路により原子炉下部キャビティ室に流入する。（なお、RCS配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する。

- ⑤ 格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管（6B×1）
- ⑥ C/Vサンプから下部キャビティ室に通じる床ドレン配管を逆流（4B×1）

また原子炉容器付近にスプレイされた水の一部は、下記の経路からも直接原子炉下部キャビティ室に流下する。

- ⑦ 原子炉容器と原子炉キャビティの隙間（原子炉容器シールリング部、原子炉容器と1次遮蔽コンクリートの隙間）

また、更なる信頼性の向上を図るため、原子炉下部キャビティ室への入口扉に開口部（小扉）を設置し、原子炉下部キャビティ室へ繋がる通水経路の多重性を確保した。

- ⑧ 原子炉下部キャビティ室への入口扉の小扉（200mm×500mm）

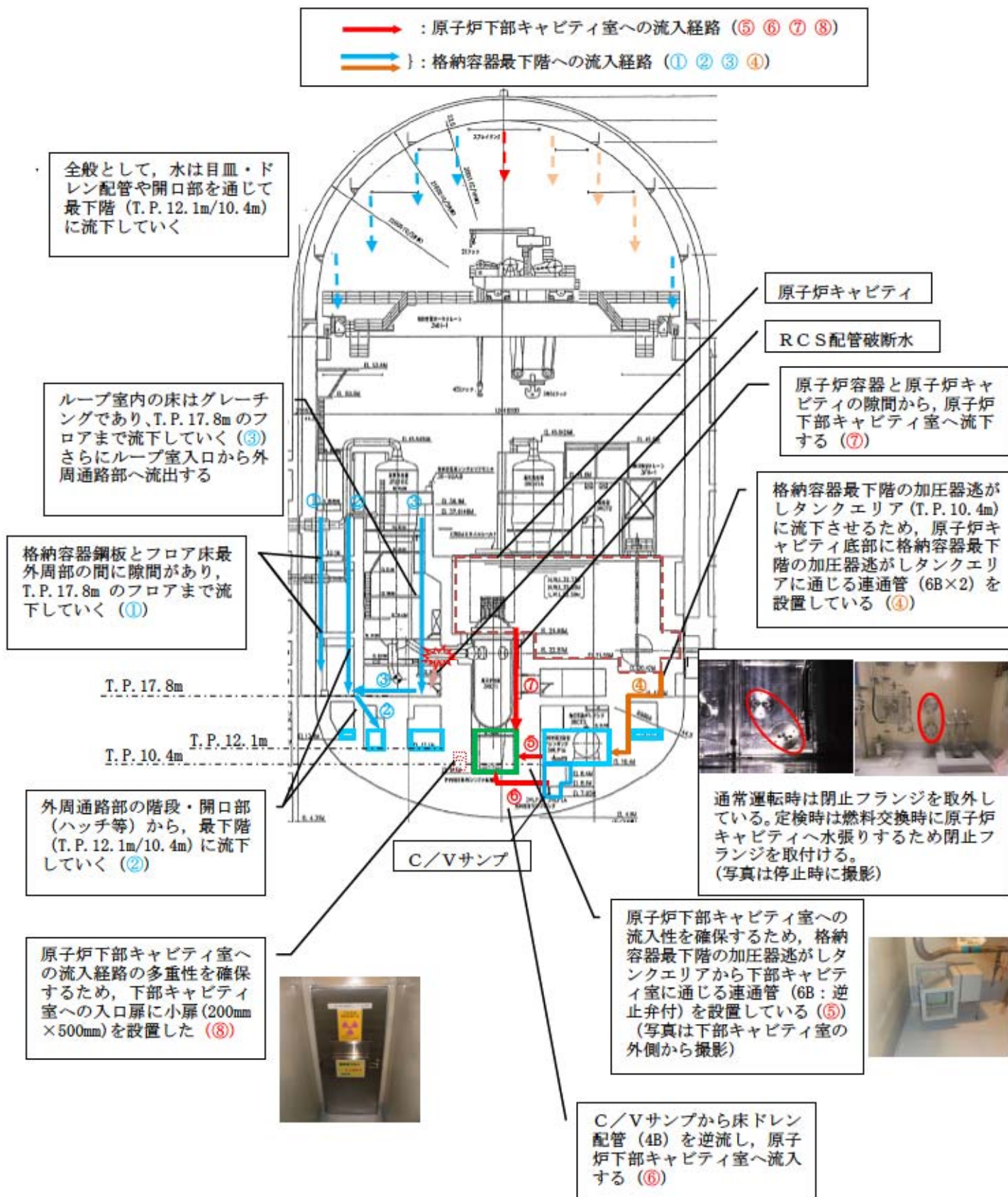


図1 格納容器スプレイ水及びRCS配管破断水の原子炉下部キャビティ室への流入経路

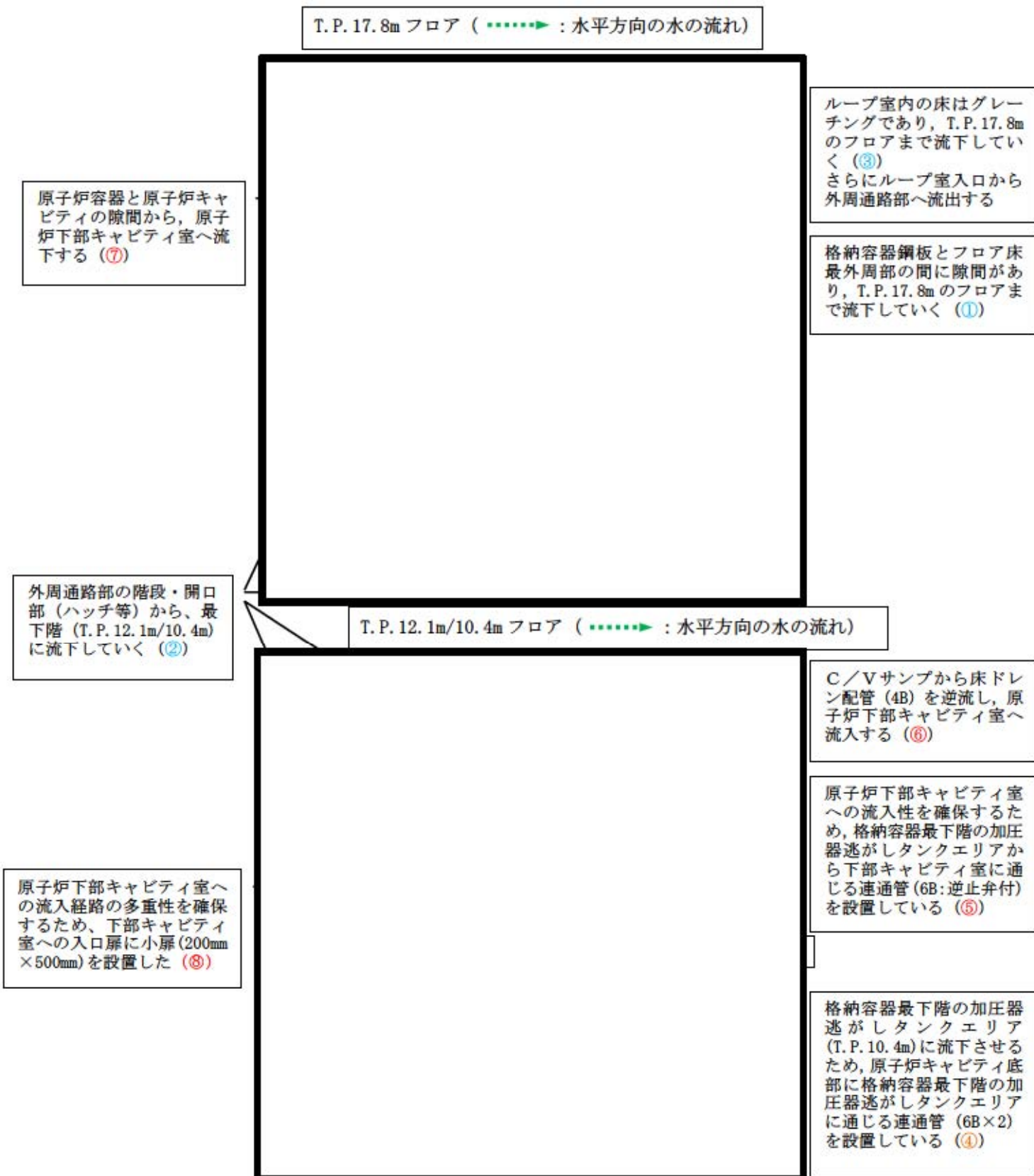
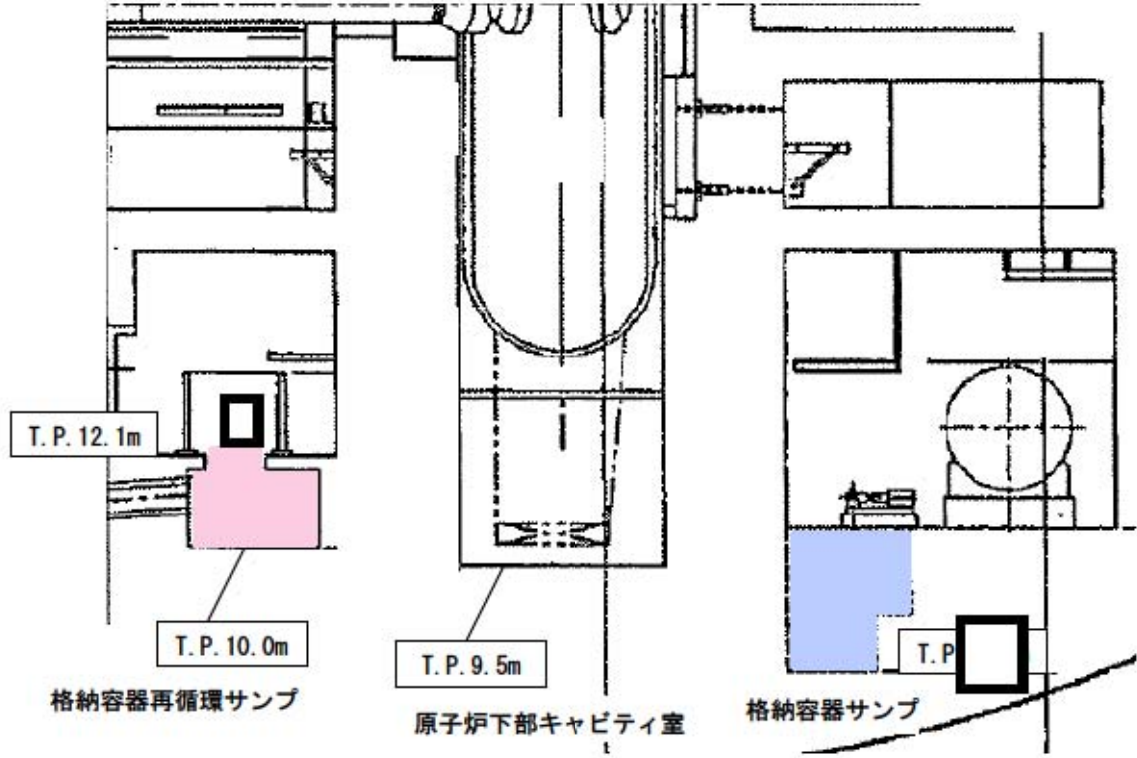


図2 格納容器最下階フロアレベルと流路概要図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	
格納容器サンプ容量	

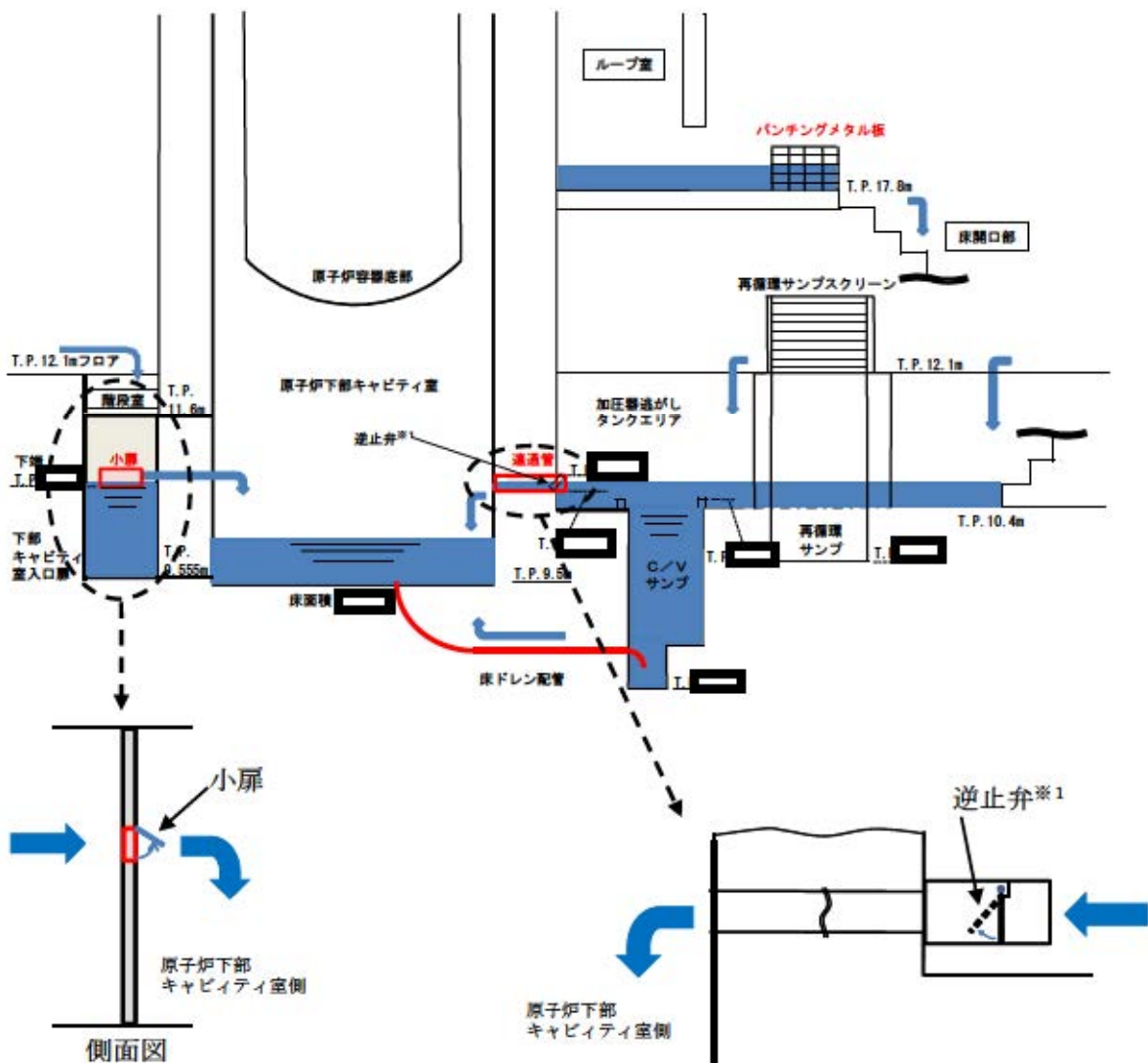
図3 格納容器内断面図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

2. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

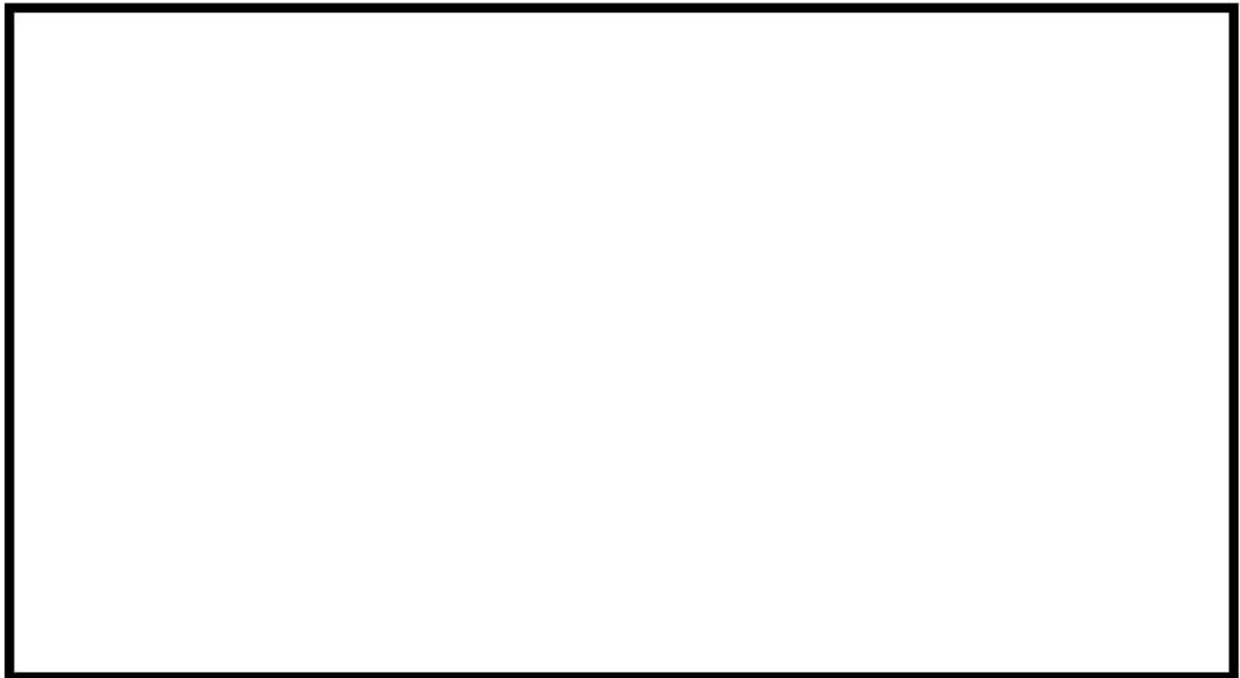
格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティ室に通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を經由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

原子炉下部キャビティ室に流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を図5及び図6に示す。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図4 原子炉下部キャビティ室までの流入経路断面概要図



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCCI の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約 1.6 時間後※2)に合計 []^{m³}の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊 3 号機に装荷される炉心有効部の全量約 []と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 []とした。

※2 解析では、初期炉心熱出力を 2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・ 原子炉容器外周隙間からの流入

図 5 格納容器内への注水量と水位の関係 (既設連通管のみから流入の場合)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 熔融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図5と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ）は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図6 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(1) 連通管

原子炉下部キャビティ室へ水が流入するように格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管を設置している。(図7)

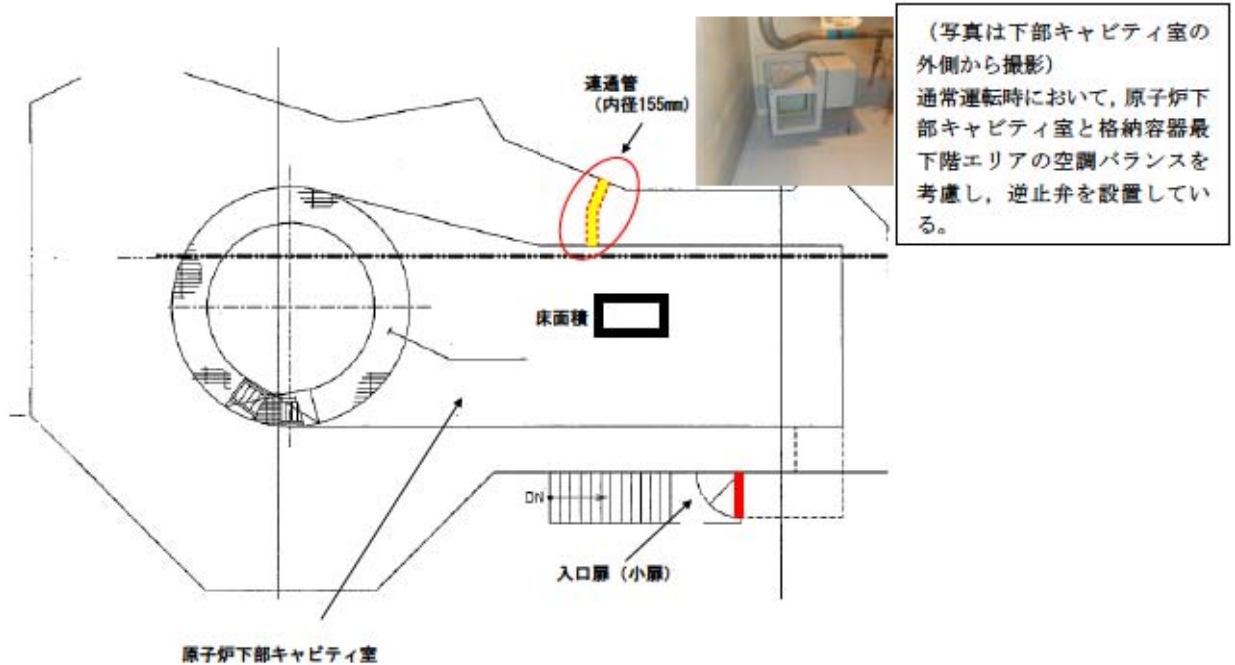


図7 連通管設置状況

(2) 小扉

原子炉下部キャビティ室への水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティ室の入口扉に開口部(小扉)を設置した。(図8)

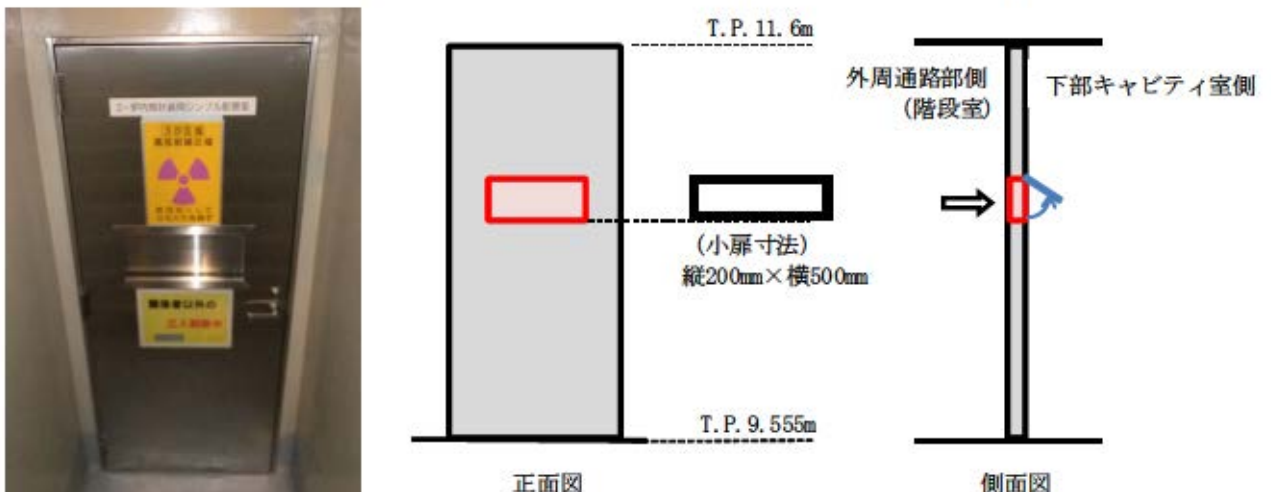


図8 原子炉下部キャビティ室入口扉小扉設置状況

3. 原子炉下部キャビティ室への流入健全性について

(1) 原子炉下部キャビティ室内側からの閉塞の可能性について

溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下した際、溶融炉心等で原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞しないことを以下のとおり確認した。

○ 「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止) シナリオの有効性評価における解析により、下表に示すとおり① 溶融炉心(全量)(約 [])と② 炉内構造物等約 []の合計約 []が、LOCA 後 3 時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。

○ 上述の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう② 炉内構造物等の重量を約 []とし、合計 150 トン分が原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定する。

(a) 実際に溶融が想定される炉内構造物については、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であり、これらは約 []である。これらを多く見積もり、下部炉心板以下の全構造物約 []の溶融を想定する。

(b) 原子炉容器については、クリープ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。なお、解析結果では原子炉容器の溶融量はほぼ 0 であり、溶融物全体の余裕の中で考慮する。

(c) 原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下することを想定する。また、原子炉下部キャビティ室にあるサポート等についても、全て溶融することを想定する。これらの総重量は []である。

以上を全て合計した約 []に対して、保守的になるように切りが良い数値として、② 炉内構造物等の重量を約 []と設定した。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

	構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重※	体積
①	熔融炉心 (全量)	UO ₂	[]	[]	約11	約17m ³
		ZrO ₂			約6	
②	炉内構造物等	SUS304等				
合計				約150トン		

※：空隙を考慮せず。

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティ室に蓄積される熔融炉心等は約 17m³ となる。これら熔融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約 [] であるので、堆積高さは約 [] となる。原子炉下部キャビティ室への連通管まで約 [] 以上あることから、熔融炉心等の堆積高さを多めに見た場合でも原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(2) 原子炉下部キャビティ室外側からの閉塞の可能性について

原子炉下部キャビティ室への流入口である連通管と小扉は、以下の理由により外側からの閉塞の可能性は極めて低く、流路の健全性について問題ないとする。

(a) 原子炉下部キャビティ室への連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）には、再循環サンプスクリーンのように異物を除去するためのストレーナやフィルタは設置していないため、閉塞が発生する可能性は極めて小さい。

（参考）再循環サンプスクリーンの閉塞メカニズム

- ① 異物を除去するための細かいメッシュ（数 mm）のスクリーンへの繊維質デブリの蓄積（初期デブリヘッドの形成）
- ② 蓄積した繊維質デブリの隙間への粒子状異物の混入（混合デブリベッドの形成）
- ③ 混合デブリヘッドの圧縮による、再循環サンプスクリーンの閉塞
※想定するデブリ

- ・破損保温材（繊維質）：ロックウール
- ・その他粒子状異物：塗装
- ・堆積異物（繊維質，粒子）

⇒連通管や小扉については、上記①が発生しないため、閉塞の可能性は極めて低い。

(b) 大破断 LOCA 時に発生する主なデブリは、蒸気発生器や 1 次冷却材配管の保温材であり、大破断 LOCA 時のジェット水流により飛ばされ、床・壁等に衝突することにより微細化されるが、繊維長の長い繊維質保温材については大きな塊として残留する可能性がある。しかし、これらの連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）を一気に閉塞させるような大きな塊の保温材は、以下の理由により流路を閉塞させる可能性は極めて低い。

- ・クロスオーバーレグの保温材を除き蒸気発生器室のグレーチング（3cm×10cm 程度のメッシュ）で捕捉される。（図 9）
- ・万が一蒸気発生器室床面（T.P. 17.3m）に落下しても、蒸気発生器室入口から連通管に至るまでの T.P. 17.3m の通路及び T.P. 12.1/10.4m の通路等が複雑かつ長いことから連通管及び小扉までは到達し難い。（図 10）

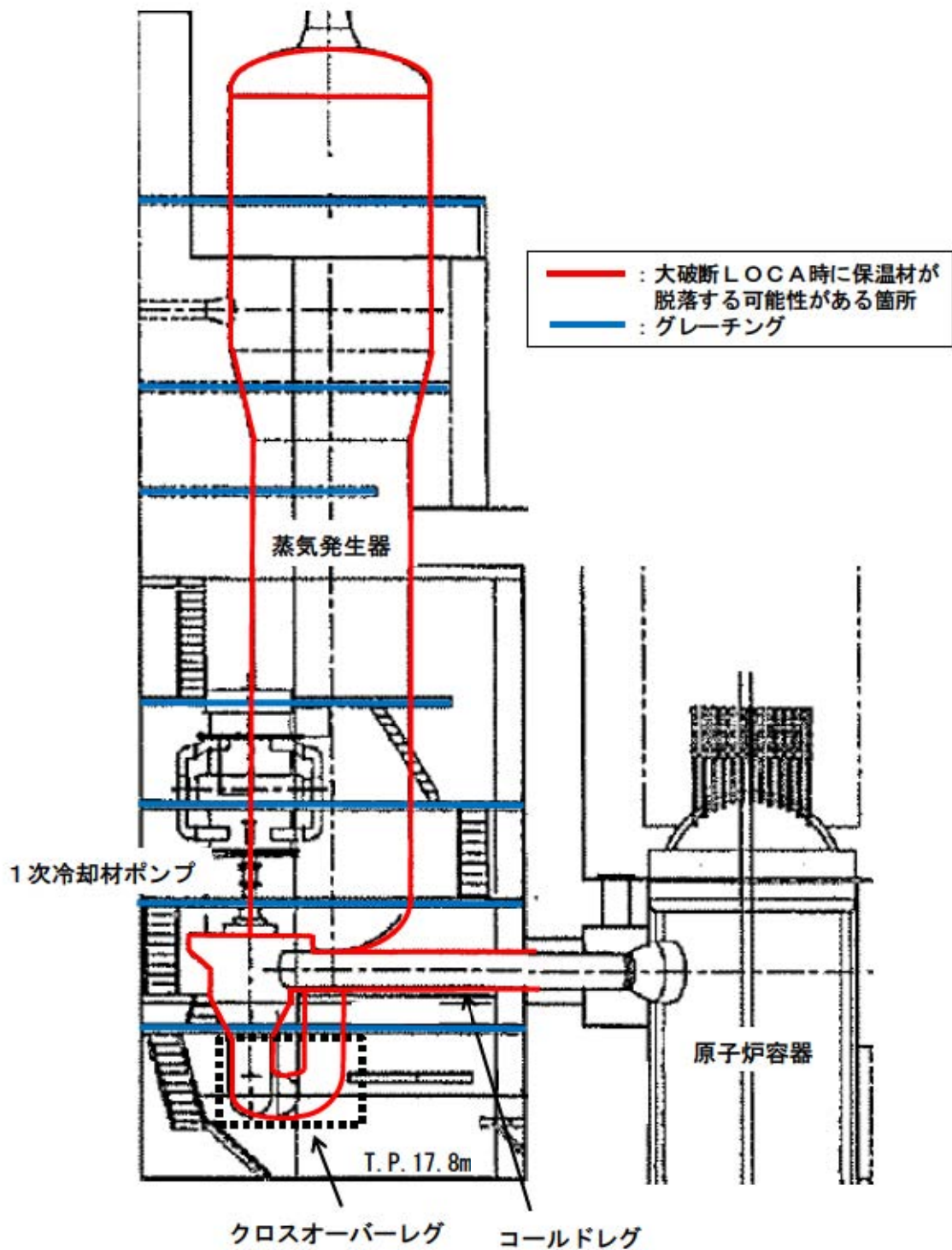


図9 各機器とグレーチングの位置関係

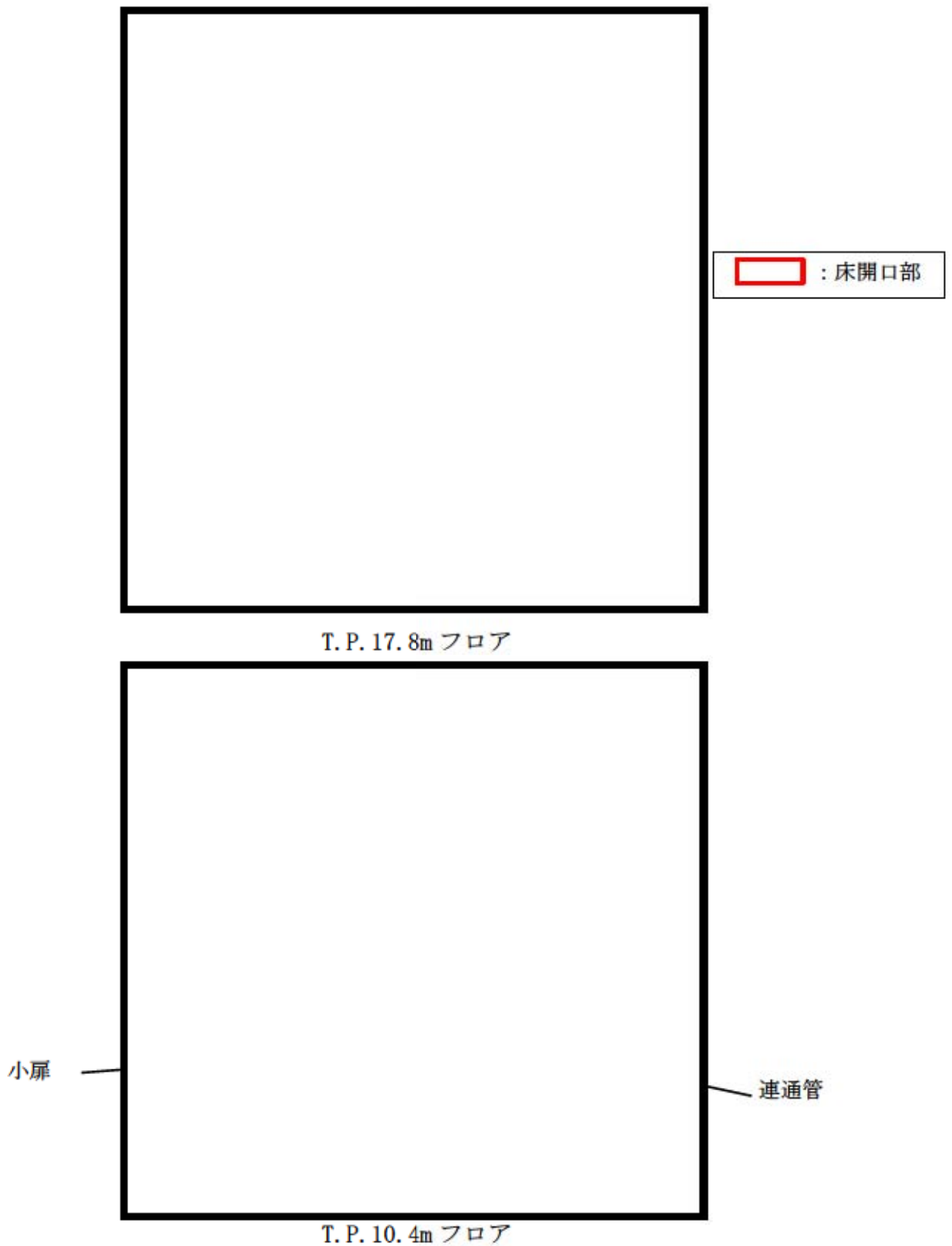


図 1 0 各ループ室から原子炉下部キャビティ室までの流路

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

4. 保温材等のデブリ対策

ループ室内のグレーチングの開口部等を通じた大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万が一連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するため、T.P. 17.8m の外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタルを設置した（この他に機器搬入口の開口部が1箇所あるが、既にグレーチングが設置済み）

なお、それぞれの開口部面積は十分大きく、かつ万が一1箇所の開口部が閉塞したとしても、他の2箇所から水は流れるため、流路確保の観点からも信頼性は高い。

大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。
(次ページ写真A)

T.P.17.8m フロア

-▶ : 水平方向の水の流れ
- ▶ : 下層階への水の流れ
- : 床開口部

LOCA 発生場所
(蒸気発生器室内)



機器搬入口の開口部には既にグレーチングが設置されており、大型の破損保温材等は捕捉される。

LOCA 時の大型の破損保温材を含んだ水は、蒸気発生器室入口を經由し、階段開口部2箇所及び機器搬入口1箇所を通過して、C/V 最下階へ流下する。

従ってこの3箇所で、大型の破損保温材等を補足できるよう、対処を図る。

大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。
(次ページ写真B)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



(写真A)
階段開口部に設置したパンチングメタル



(写真B)
階段開口部に設置したパンチングメタル

5. まとめ

原子炉下部キャビティ室への注水を確実にするために、以下の対策を実施した。(図11)

① 原子炉下部キャビティ室への流入経路確保

原子炉下部キャビティ室入口扉に小扉を設置した。

また、原子炉下部キャビティ室への連通管を従来より設置している。

② 保温材等のデブリ対策

T.P. 17.8m の外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタル板を設置した。

これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティ室への注水を確実に実施することができる。

大破断 LOCA により発生する大型の保温材等のデブリは、デブリ捕捉用のパンチングメタル及びグレーチングにより捕捉することができるため原子炉下部キャビティ室に設置した連通管及び小扉の外側にこれらのデブリが到達することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。

熔融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定した場合においても、連通管及び小扉の設置高さは堆積高さと比べて高いことから、内側から注水経路が閉塞することなく有効に機能する。

なお、運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティ室への連通管、小扉及び格納容器再循環サンプスクリーンの周辺に、閉塞に繋がる異物がないことを目視にて確認する。また、定期的に連通管及び小扉の健全性確認を実施する。

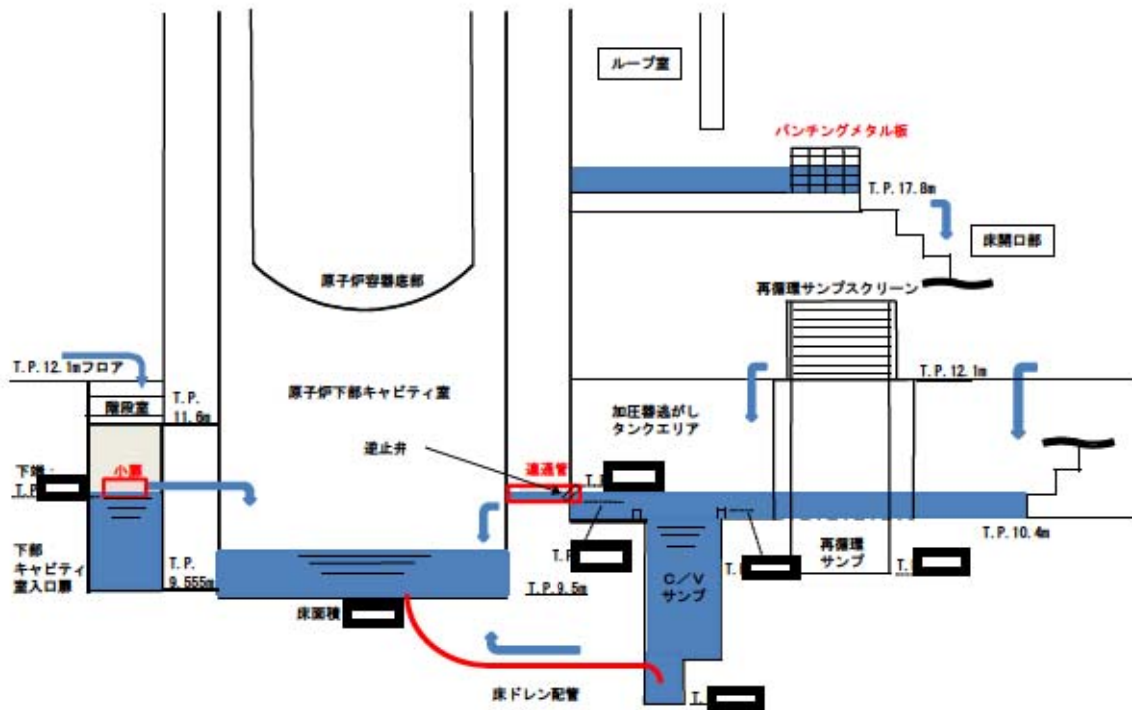


図 1 1 原子炉下部キャビティ室までの流入経路断面図

原子炉下部キャビティ室への蓄水時間について

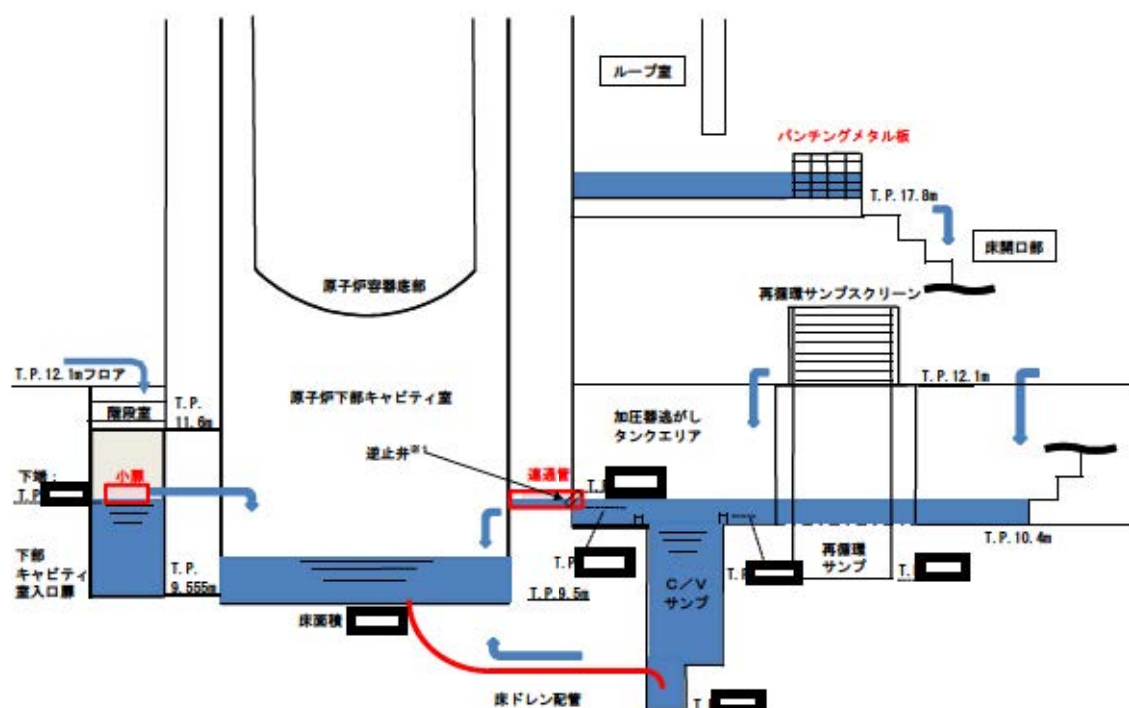
1. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティ室に通じる開口部（連通管及び小扉）を經由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

また、図2及び図3に連通管又は小扉から原子炉下部キャビティ室へ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を示す。

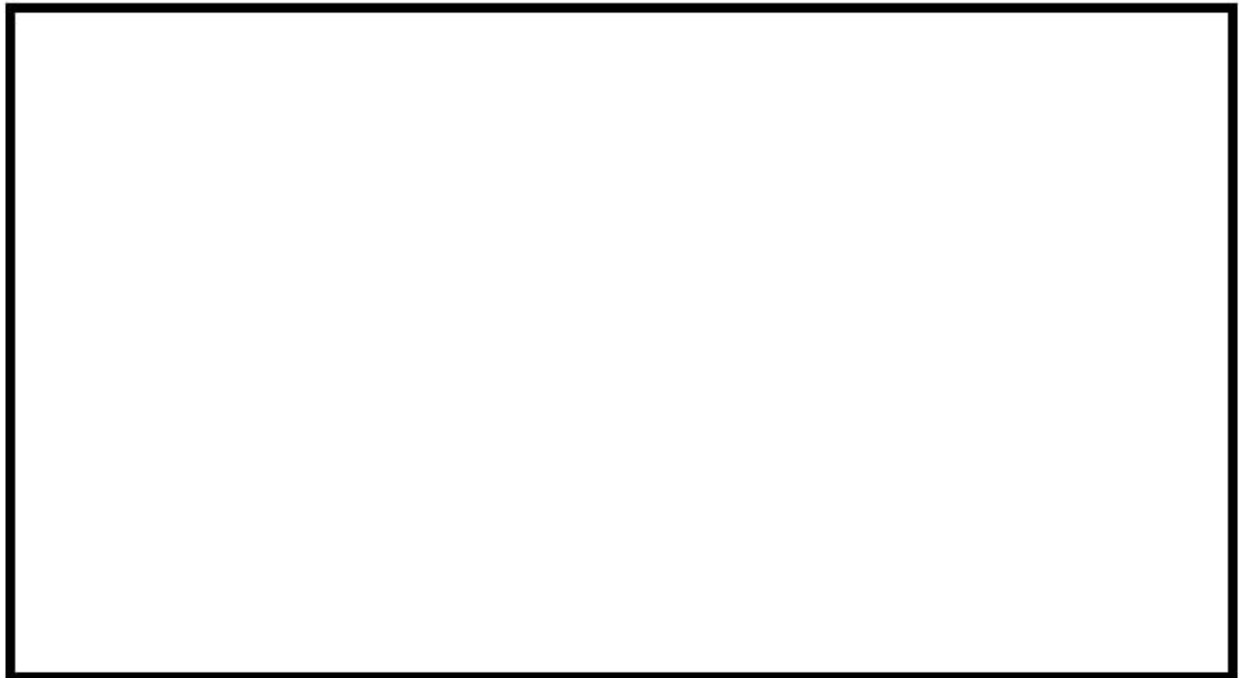
原子炉下部キャビティ室に通じる開口部は2箇所（連通管及び小扉）あり、仮にどちらか一方が閉塞した場合においても、図2及び図3のとおり冷却に必要な冷却水の確保は可能である。

なお、解析コードMAAPによると、図4のとおり熔融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.6時間後）までに確保可能である。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図1 原子炉下部キャビティ室までの流入経路断面概要図



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCCI の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約 1.6 時間後※2)に合計 []²の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊 3 号機に装荷される炉心有効部の全量約 []と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 []とした。

※2 解析では、初期炉心熱出力を 2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・ 原子炉容器外周隙間からの流入

図 2 格納容器内への注水量と水位の関係 (既設連通管のみから流入の場合)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 熔融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図2と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図3 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

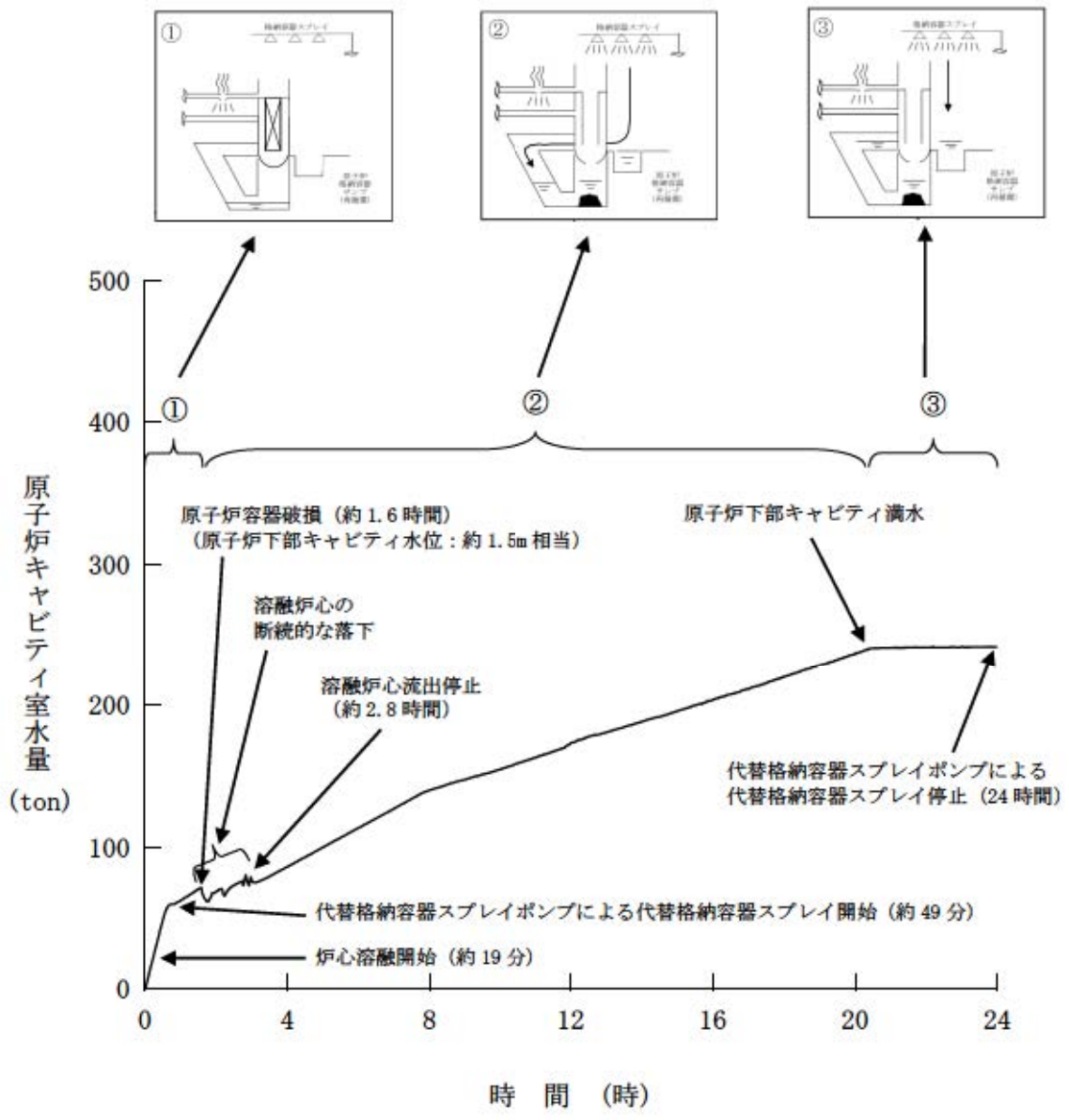


図4 原子炉下部キャビティ室水量の推移