

本資料のうち、枠囲みの内容は、  
営業秘密あるいは防護上の観点  
から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-139 改 15
提出年月日	平成 30 年 7 月 20 日

## V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 原子炉格納施設の設計条件	5
3.1 設計基準事故時における設計条件	5
3.1.1 最高使用圧力及び最高使用温度	5
3.1.2 漏えい率に対する設計条件	8
3.1.3 最低使用温度	8
3.1.4 使用材料	8
3.1.5 耐圧試験圧力	10
3.1.6 開口部	10
3.1.7 配管貫通部	10
3.1.8 電線配線貫通部	10
3.1.9 原子炉格納容器隔離弁	11
3.1.10 原子炉格納容器体積	21
3.1.11 原子炉格納容器安全設備	21
3.1.12 許容外圧	21
3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	21
3.1.14 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差	23
3.1.15 真空破壊装置	23
3.1.16 原子炉建屋原子炉棟	24
3.1.17 可燃性ガス濃度制御設備	24
3.1.18 放射性物質濃度制御設備	24
3.1.19 原子炉格納容器調気設備	24
3.1.20 原子炉冷却材喪失時の荷重	25
3.1.21 逃がし安全弁作動時の荷重	32
3.2 重大事故等時における設計条件	35
3.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力	35
3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能	37
3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	38
3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	39
3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能	40
3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	43
3.2.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能	43
3.2.8 原子炉格納容器外面への放水設備等	44

4. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認	45
4.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価	45
4.1.1 評価方針	45
4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	45
4.1.3 評価方法	48
4.1.4 評価結果	52
4.2 その他原子炉格納容器評価温度，圧力に対する影響確認	60
4.2.1 確認内容	60
4.2.2 確認結果	60

- 別添 1 原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について
- 別添 2 コリウムシールド及びペデスタル排水系の設計
- 別添 3 格納容器圧力逃がし装置の設計
- 別添 4 代替循環冷却系の設計

下線：本日説明

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(以下「技術基準規則」という。)」第44条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(以下「解釈」という。)」の要求に対する原子炉格納施設の設計基準事故時の設計条件について記載したものであり、最高使用圧力、最高使用温度、設計漏えい率、最低使用温度、使用材料(原子炉格納容器本体の脆性破壊防止含む)、耐圧試験圧力、開口部、配管貫通部、電気配線貫通部、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器安全設備、許容外圧、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法、ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差、真空破壊装置、原子炉建屋原子炉棟、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質の濃度制御設備、原子炉格納容器調気設備、原子炉冷却材喪失時の荷重、逃がし安全弁作動時の荷重について説明する資料である。

また、技術基準規則第63、64、65、66、67、68、70及び71条並びにそれらの解釈の要求に対する重大事故等対処設備として原子炉格納施設の破損防止に係る機能についても説明するとともに、重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。

## 2. 基本方針

原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

設計基準事故時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は、設計基準事故時において原子炉冷却材配管の最も苛酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の最大の圧力及び最高の温度に耐える設計とする。また、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。

原子炉格納容器の開口部である機器搬入口ハッチ、所員用エアロック及び配管貫通部等を含めて原子炉格納容器の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つよう設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。

原子炉格納容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）を設置する設計とする。また、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、可燃性ガス濃度制御系及び不活性ガス系を設置する設計とする。なお、原子炉冷却材喪失事故後、ドライウエル内蒸気の凝縮が進み、ドライウエル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より下がった場合に、サプレッション・チェンバのプール水がドライウエルに逆流、あるいはドライウエルの破損を防止するため、真空破壊装置を設置する設計とする。

また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉建屋原子炉棟から直接大気に放射性物質が漏えいしないように、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系等を設置する設計とする。

また、重大事故等時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は、重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に

蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、**窒素ガス代替注水系は**、格納容器圧力逃がし装置使用後において、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレー冷却系（常設）及び代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによりドライウエル内にスプレーすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）及び（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内**及びサブプレッション・チェンバ内**にスプレー**並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により**サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、**サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し**、原子炉格納容器内へスプレーするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、**窒素ガス代替注水系は**、格納容器圧力逃がし装置使用後において、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高圧代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行う**こと**で溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉格納容器内を不活性化するため、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。なお、**窒素ガス代替注入系**は、格納容器圧力逃がし装置使用後において、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し、放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを經由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。また、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜（可搬型）を汚染水が発電所から海洋に流出する雨水排水路集水柵及び放水路に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

3. 原子炉格納施設の設計条件

原子炉格納施設の設計条件としては設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。

3.1 設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として、施設時に適用した「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和45年通商産業省令 告示第501号，以下「告示第501号」という。）に基づき最高使用圧力（設計圧力），最高使用温度（設計温度），最低使用温度等を設定し，原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。以下に設計条件として使用する項目について示す。

3.1.1 最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉格納容器は原子炉冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えるものでなくてはならないため，解析から得られる原子炉格納容器の最高内圧及び最高温度を上回るように設定する。

解析の際の初期条件は，表3-1に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表3-1 解析に用いた初期条件

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
圧 力	[Redacted]	
温 度	[Redacted]	

解析結果による最高圧力及び最高温度は表3-2に示す値となる。

また，解析結果による圧力変化及び温度変化を図3-1，図3-2に示す。

表3-2 解析結果による最高圧力及び最高温度\*1

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
圧 力	[Redacted]	
温 度	[Redacted]	

注記\*1：平成25年12月26日付け「総室発第99号」をもって届出た「東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失における評価結果

上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表3-3に示す値とする。

表3-3 最高使用圧力及び最高使用温度

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
圧 力	310 kPa	310 kPa
温 度	171 °C	104.5 °C



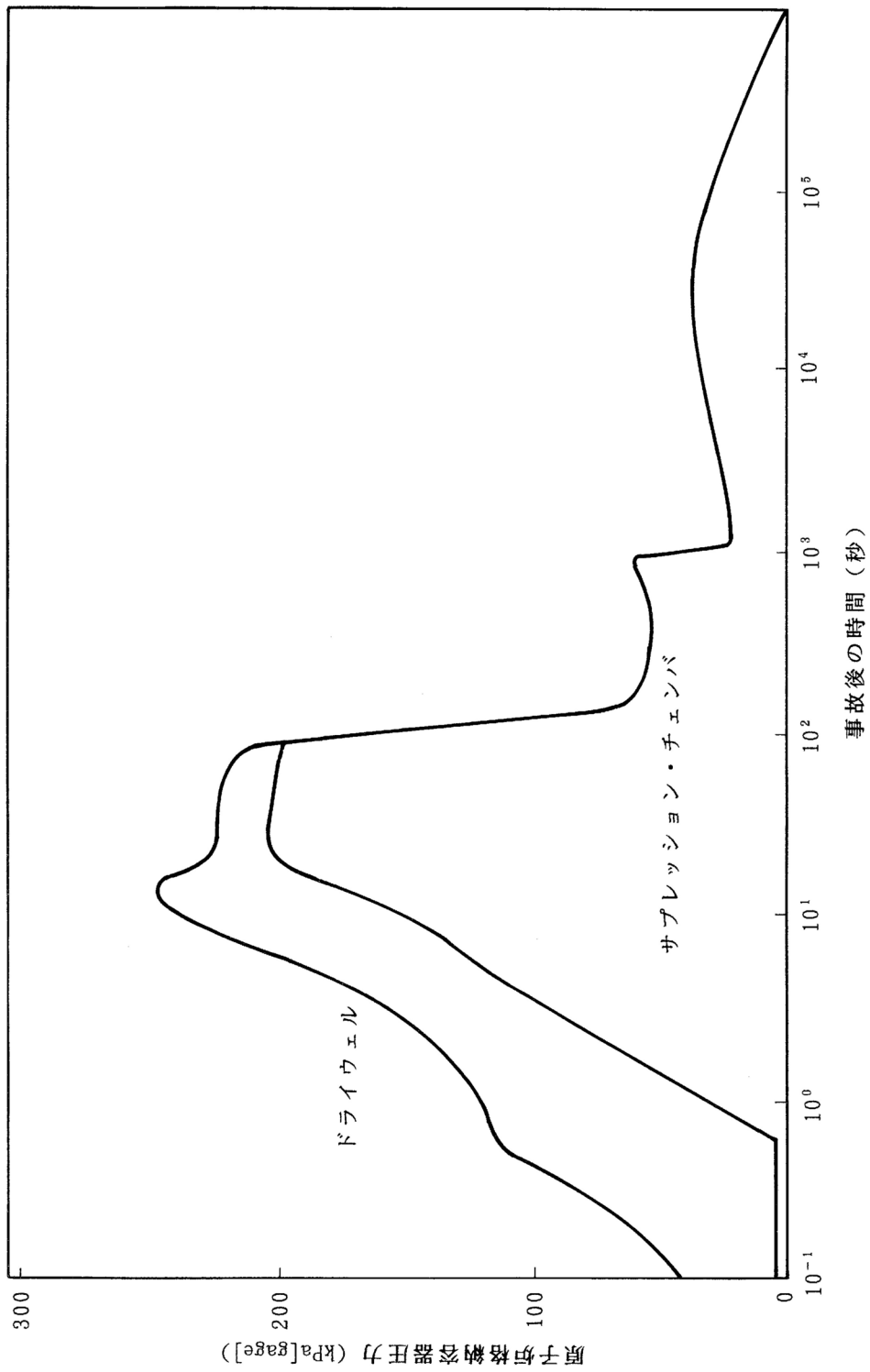


図 3-1 原子炉格納容器の圧力変化

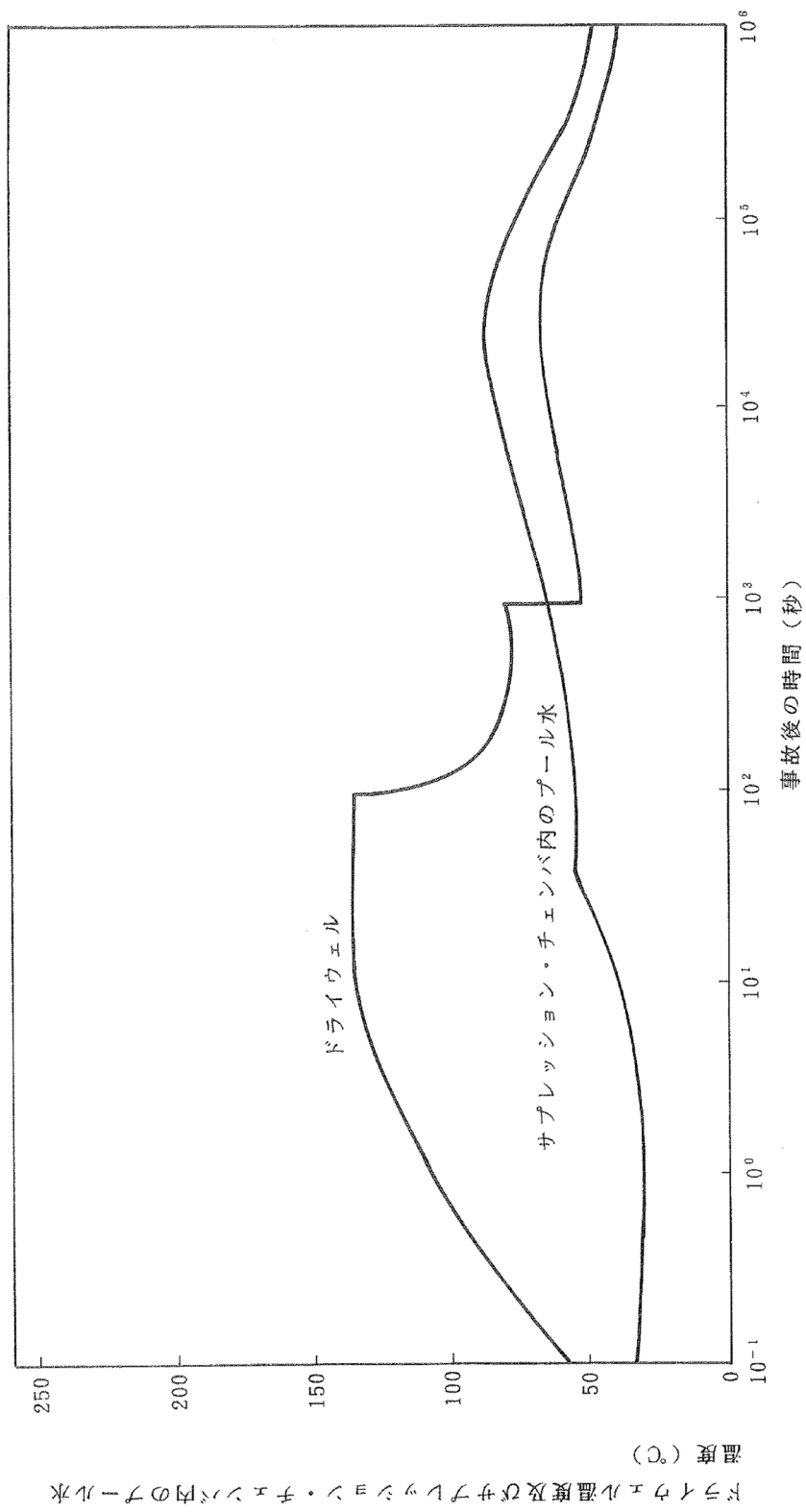


図 3-2 原子炉格納容器の温度変化

### 3.1.2 漏えい率に対する設計条件

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の設計漏えい率は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の環境への放射性物質の異常な放出において、判断基準（実効線量 5 mSv 以下）を満足することが確認されている設計漏えい率 0.5 %/d 以下（常温，空気，最高使用圧力の 0.9 倍において）とする。

### 3.1.3 最低使用温度

告示第 501 号で規定されている原子炉格納容器バウンダリの最低使用温度を表 3-4 に示す。

表3-4 原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
最低使用温度	0 °C	0 °C

ドライウエル，サプレッション・チェンバとも同じ値である。この最低使用温度は耐圧漏えい試験時を考慮して決めたものであり，建設時を除けば，原子炉建屋内にあるため，常用換気系により 10°C 以上に保たれる。

### 3.1.4 使用材料

原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため，告示第 501 号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い，これに合格したものを使用する。

原子炉格納容器本体の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。

#### (1) 原子炉格納容器本体の脆性破壊防止

##### a. 概要

原子炉格納容器本体は，施設時に適用された「告示第 501 号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）（以下「省令第 81 号」という。）に基づき，材料，設計及び製作において，次の試験を実施し，脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。

- (a) 原子炉格納容器本体の材料は，告示第 501 号第 20 条第 3 項に規定する衝撃試験を行い，同条第 4 項に規定する合格基準に示す合格基準に適合するものを使用する。
- (b) 原子炉格納容器本体の溶接部は，省令第 81 号第 37 条第 4 項に規定する試験板について第 40 条の規定に基づき，衝撃試験を行い，同条に規定する合格基準に適合することを確認されたものを使用する。

##### b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領

##### (a) 原子炉格納容器本体の材料に関する確認

本体材料に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

##### イ 対象材料

第二種容器（外径が 115 mm 以下の管，フランジおよび管継手を除く。）に使用する材料の

- うち、オーステナイト系ステンレス鋼および非鉄金属以外のものであって厚さが 13 mm（細粒化処理を行ない、かつ、焼ならしを行ったものにあつては、16 mm）以上のものに限る。
- ロ 材料  
原子炉格納容器本体において、該当する材料はSGV49相当である。
- ハ 試験温度  
試験温度は、 $-17\text{ }^{\circ}\text{C}$ とする。これは最低使用温度（ $0\text{ }^{\circ}\text{C}$ ）より $17\text{ }^{\circ}\text{C}$ 低い温度である。
- ニ 試験片  
試験片は、3個採取する。
- ホ 合格基準  
試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。

吸収エネルギー	
3 個の平均	最小値
J (kg・m)	J (kg・m)
27 (2.8)	21 (2.1)

- (b) 原子炉格納容器本体の溶接部に関する確認  
本体の溶接に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。
- イ 対象溶接部  
第二種容器の突合せ溶接による溶接部のうち、材料がオーステナイト系ステンレス鋼および非鉄金属以外のものであって、板の厚さが 13 mm（細粒化処理および焼ならしを行ったものにあつては、16 mm）以上であり、かつ、管にあつては、外径が 115 mm 以上のものに限る。
- ロ 母材の材料  
原子炉格納容器本体において、該当する溶接部の母材はSGV49相当である。
- ハ 試験温度  
試験温度は、 $-17\text{ }^{\circ}\text{C}$ とする。これは最低使用温度（ $0\text{ }^{\circ}\text{C}$ ）より $17\text{ }^{\circ}\text{C}$ 低い温度である。
- ニ 試験片  
試験片は溶接金属部及び熱影響部から、それぞれ3個採取する。
- ホ 合格基準  
試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。  
なお、再試験は省令第 8 1 号第 42 条の規定による。

吸収エネルギー	
3 個の平均	最小値
J (kg・m)	J (kg・m)
27 (2.8)	21 (2.1)

### 3.1.5 耐圧試験圧力

原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第501号第74条に基づき、設計圧力279 kPa (2.85 kg/cm<sup>2</sup>) の1.25倍である349 kPa (3.56 kg/cm<sup>2</sup>) で気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。

以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力 349 kPa (3.56 kg/cm<sup>2</sup>) とする。

### 3.1.6 開口部

開口部となるドライウェルヘッドフランジ、機器搬入口ハッチ、サブプレッション・チェンバアクセスハッチ（以下「ハッチ類」という。）及び所員用エアロックは十分な気密性を保つ設計とし、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。

所員用エアロックは、扉の開閉状態を管理するため、所員用エアロックの扉が開いた場合には中央制御室に警報を発信する。また、所員用エアロックの扉は、両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。

ハッチ類は、原子炉格納容器の貫通部にフランジ付の胴板が溶接固定されており、ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し、気密性を保つ設計とする。

### 3.1.7 配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は、原子炉冷却材喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できる設計とする。

### 3.1.8 電気配線貫通部

電線貫通部は、原子炉冷却喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できるよう、それらの試験条件を考慮した試験により健全性が確認されたものを使用する設計とする。

### 3.1.9 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、施設時に適用された「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和40年通商産業省令第62号，以下「省令第62号」という。）第32条第3項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様に基づき設置する。

#### (1) 設計方針

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも1個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

また、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。

貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。

設計基準事故時及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却系、可燃性ガス濃度制御系、不活性ガス系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。

ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。また、重大事故等の収束に必要な設備に係る配管の隔離弁は、遠隔操作により容易かつ確実に開閉操作ができる設計とする。

原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置し、流出量抑制対策を講じる設計とする。

隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能を喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は、動作試験ができる設計とする。

## (2) 設備仕様

原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は、以下の項目を満足し、原子炉格納容器バウンダリを構成する。

a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な設備に係る配管の隔離弁は、隔離信号により自動的に閉止しないが、必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり、原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。

b. 2個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は、駆動動力源の単一故障によって両方の弁を閉止する能力を損なわない。さらに、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され、隔離機能は喪失しない。

c. 隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない。

自動隔離弁への隔離信号は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高あるいは、放射能レベル高及び手動である。

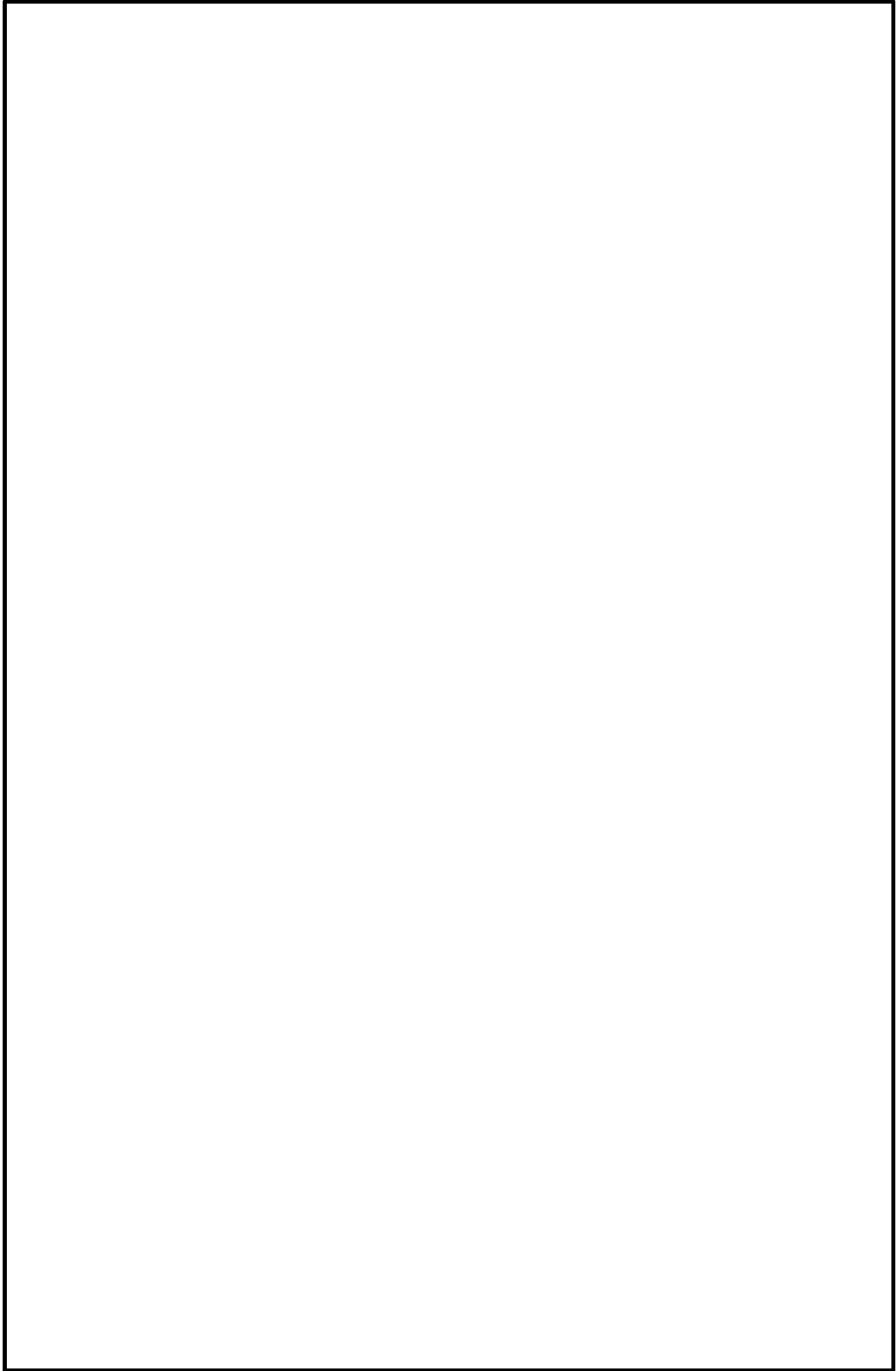


図 3-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図



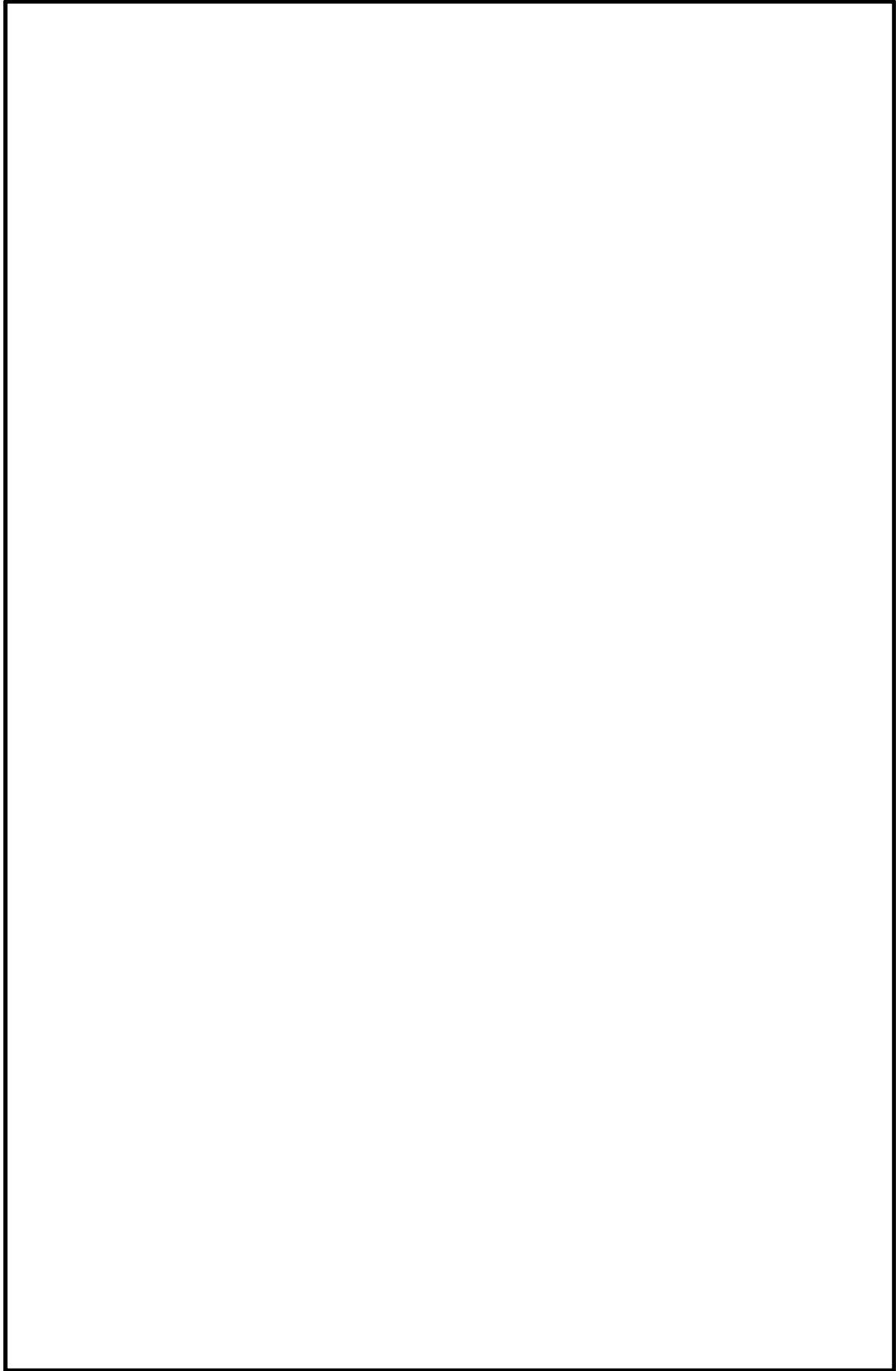


図 3-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

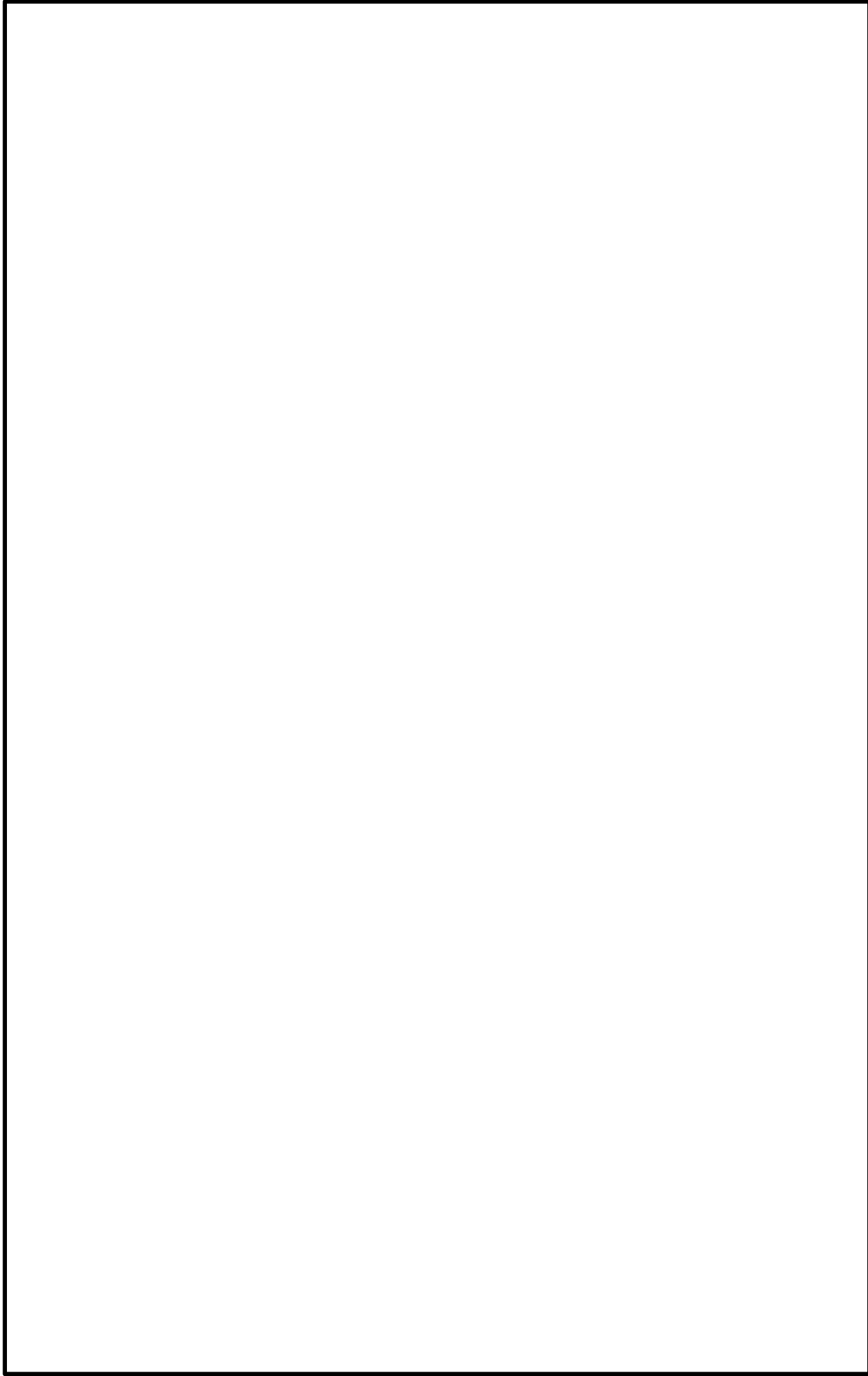


図 3-5 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

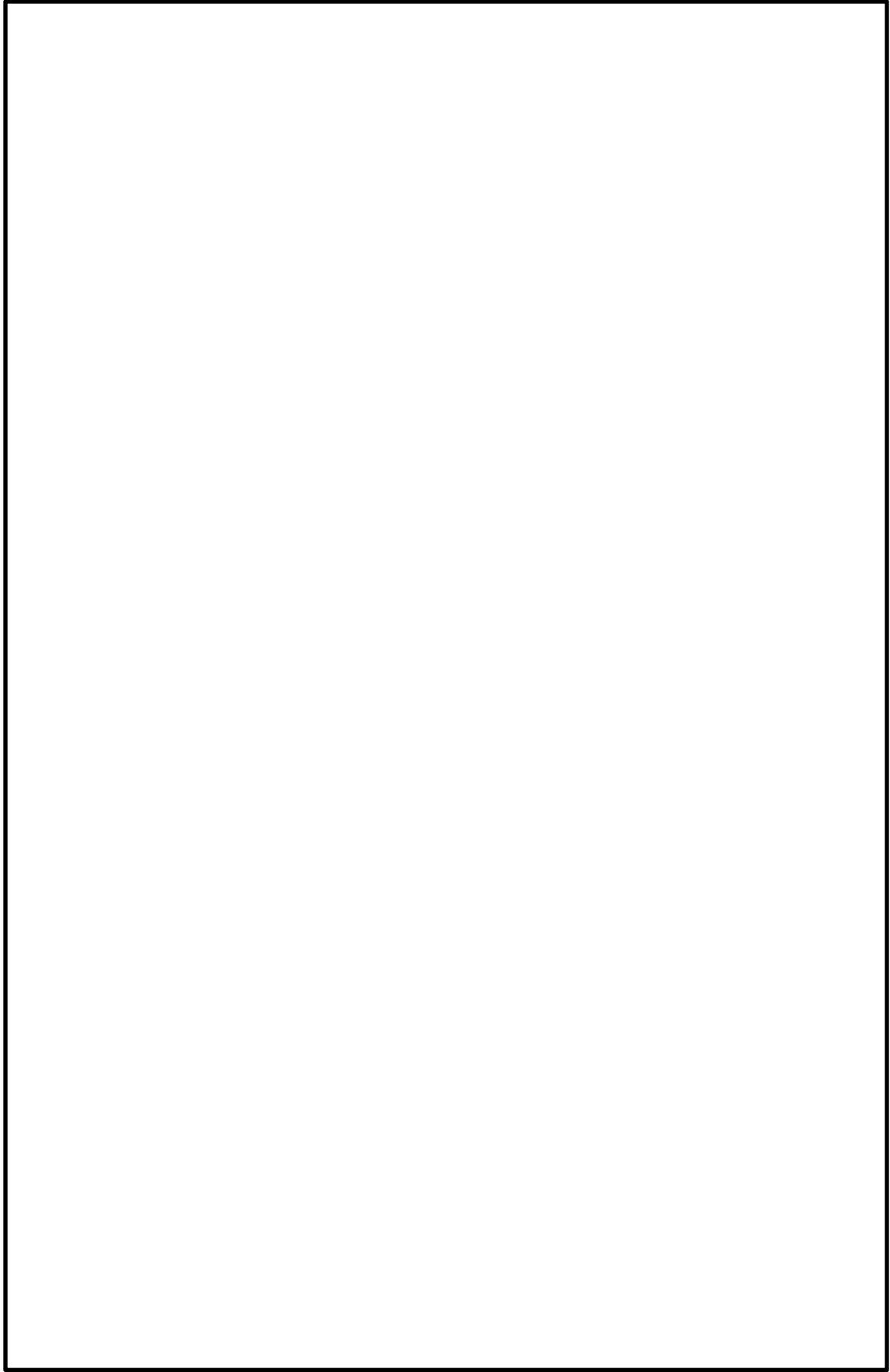


図 3-6 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

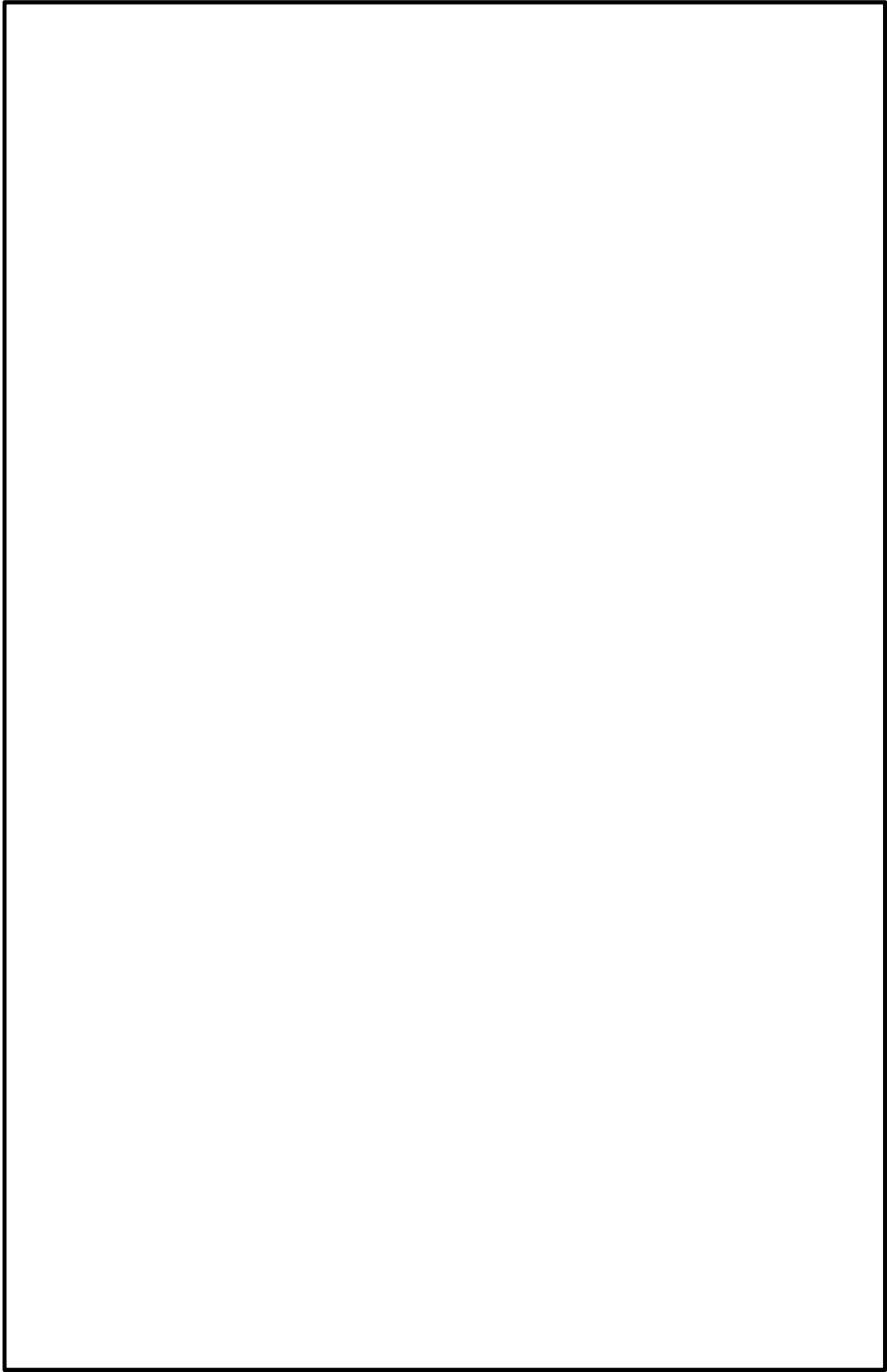


図 3-7 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

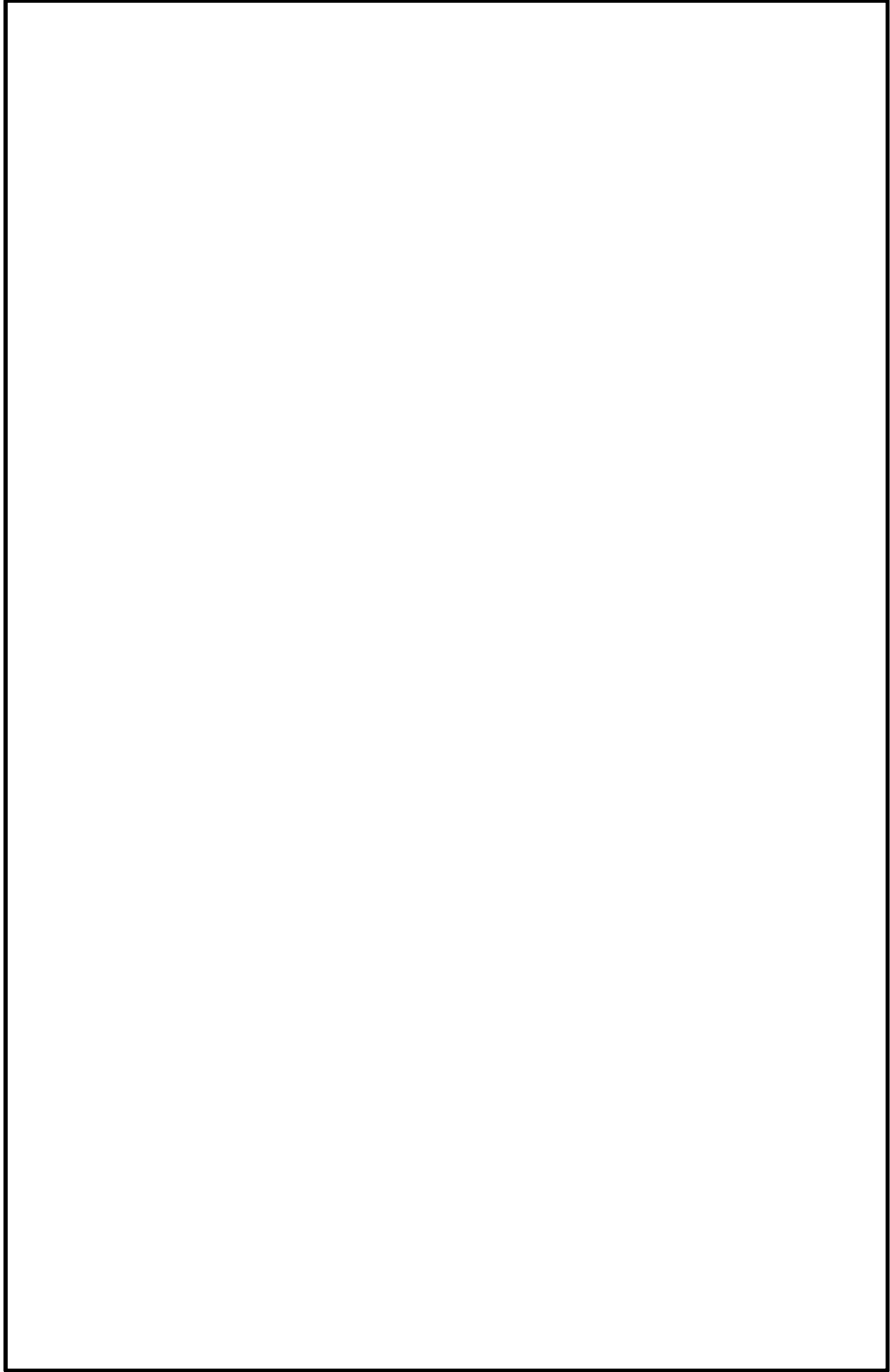


図 3-8 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

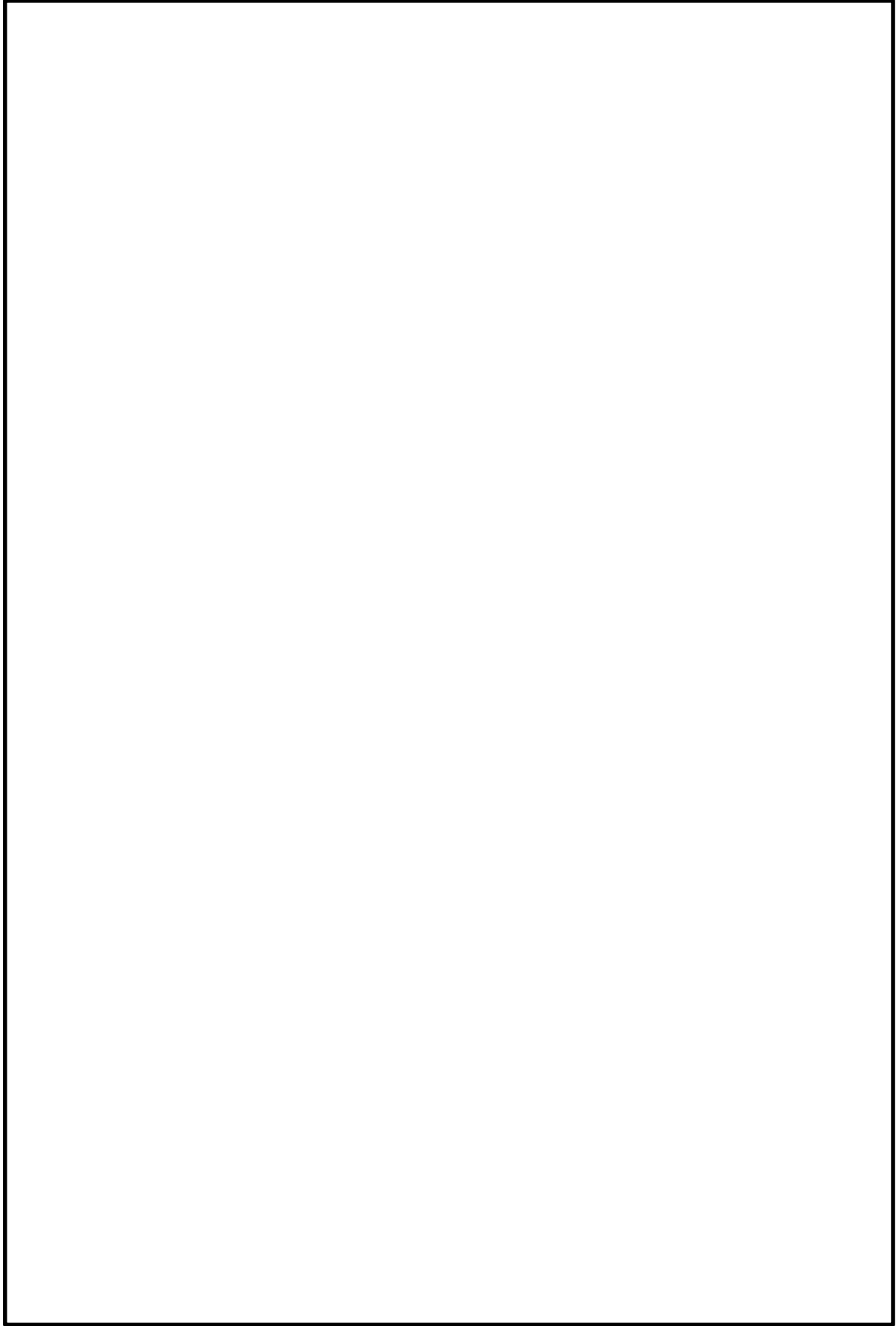


図 3-9 原子炉格納容器バウンダリ及びび隔離弁 全体概要図

(注)

- ①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損傷の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側に設置箇所における管であつて、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの（湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管）にあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に2個の隔離弁を設置する。
- ④：隔離弁を設けることを要しない箇所  
設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。
- ⑤：隔離弁を設けることを要しない箇所  
計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの。

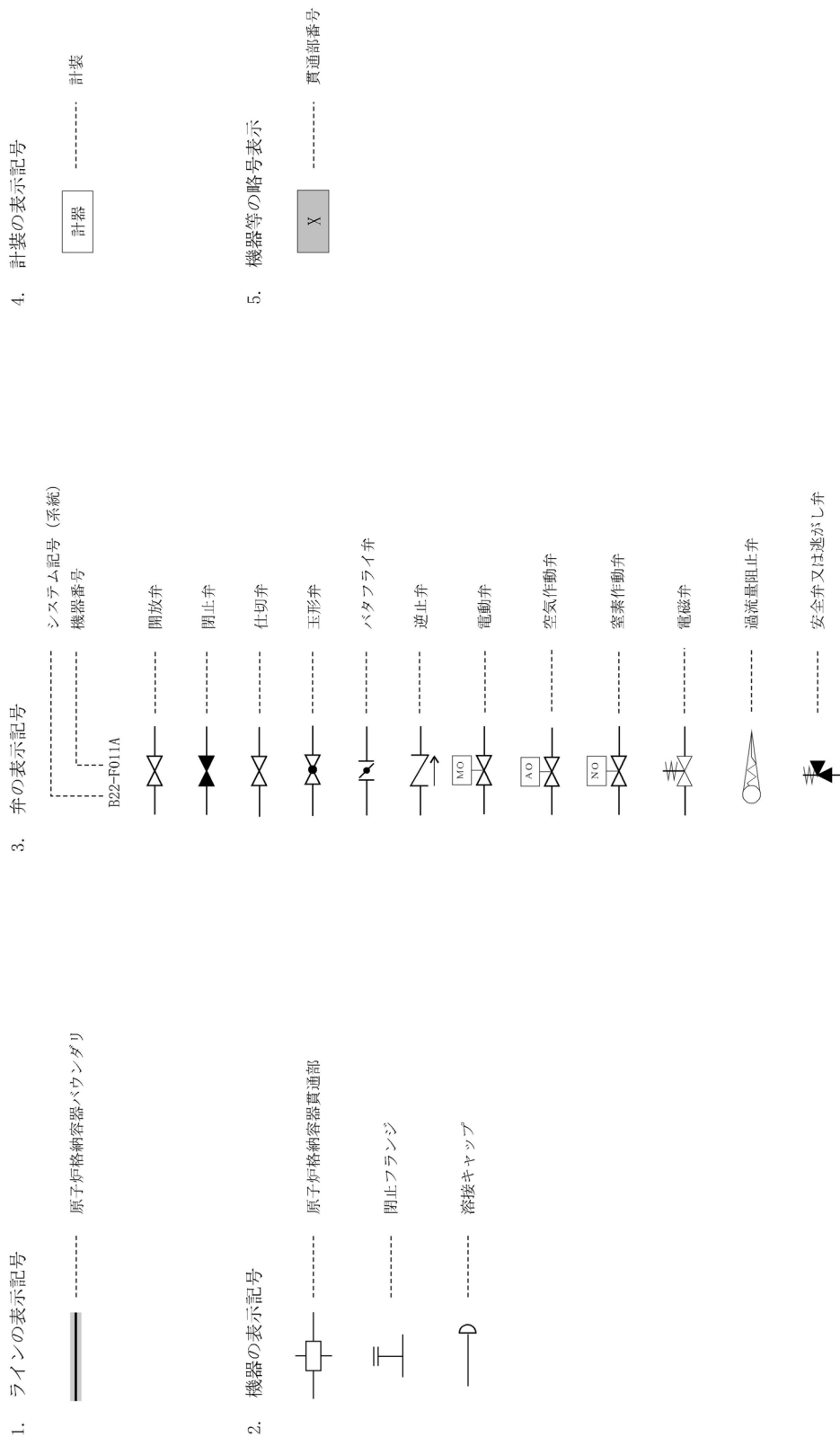


図 3-10 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図の記号及び略号



### 3.1.10 原子炉格納容器体積

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるよう、ドライウエル空間容積（約 5700 m<sup>3</sup>）、サブプレッション・チェンバ空間容積（約 4100m<sup>3</sup>）の自由体積を有している。

### 3.1.11 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、サブプレッション・チェンバ内のプール水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持できる設計とする。

サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）は、予想される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする\*1。サブプレッション・チェンバのプール水は、設計基準事故及び重大事故時に必要な水源として容量 3400m<sup>3</sup>、個数 1 個を有する設計とする。

残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）が停止中に開閉試験ができる設計とする。

重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却等については「3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能」「3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。

注記\*1：詳細は、V-1-8-4「圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

### 3.1.12 許容外圧

原子炉格納容器の許容外圧は、施設時に適用された告示第 5 0 1 号第 22 条第 3 項第 2 号ハ、チ及び第 23 条第 2 項第 2 号ロにより、

円筒部 約  kPa

円錐部 約  kPa

鏡板 約  kPa となる。

許容外圧は、原子炉格納容器の設計外圧（約 13.7 kPa）を上回る値となっている。

なお、通常運転中においては、原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。

### 3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パシフィック・ガス・アンド・エレクトリック社と GE 社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベイ原子力

発電所用として行った実験結果に基づいており、この実験により構造及び寸法等のパラメータを定めている。

東海第二発電所における構造及び寸法等のパラメータと上記実験によって求められたパラメータを比較すると表 3-5 のとおりとなっており、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法は満足されている。

表 3-5 東海第二発電所 圧力抑制機能の構造、寸法等

		東海第二発電所	実験結果に基づく 設計条件
1	直径(ベント管)		
2	水深(ベント管)		
3	クリアランス ベント管と底部ライナ間		
4	中心間距離(ベント管)		
5	$\frac{\text{破断断面}^{*1}}{\text{ベント管流路面積}^{*2}}$		

注記\*1：破断面積： $A_B$

$$A_B = \text{[ ]}$$

\*2：ベント管流路面積： $A_v$

(ベント管断面積×108)

$$A_v = \frac{\pi}{4} \times \text{[ ]} \times 108 = \text{[ ]}$$

ここで、

ベント管本数：108 本

3.1.14 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差

ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差を第 3-6 表に示す。

第 3-6 表 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差

設計差圧			
設計温度差			

これらの値は第 3-7 表に示す原子炉冷却材喪失事故の際の解析結果による最高差圧及び最高温度差に余裕をもたせた値としている。

表 3-7 解析結果による最高圧差圧及び最高温度差\*1

最高差圧			
最高温度差			

注記\*1：平成 25 年 12 月 26 日付け「総室発第 99 号」をもって届出た「東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失における評価結果

3.1.15 真空破壊装置

(1) 真空破壊装置の機能

ドライウエル内の原子炉冷却材喪失事故（再循環回路完全破断を想定）後、ドライウエル内の蒸気の凝縮が進み、ドライウエル内圧力がサプレッション・チェンバ内圧力より下回ると、サプレッション・チェンバのプール水がドライウエルへ逆流し、また負圧によってドライウエルの破損の原因となる。

真空破壊装置は設計外圧以上の負圧を生じないように作動し、これらの防護効果を有する。

(2) 真空破壊装置の容量

ドライウエルの真空破壊装置の必要容量は、ベント管の容量とともにモスランディング発電所における実験によって求められている。

(A) 必要な真空破壊装置の流路面積は

$$\frac{\text{真空破壊装置流路断面積}}{\text{ベント管流路断面積}} \geq \boxed{\phantom{0.5}}$$

したがって、真空破壊装置の必要流路面積  $A_B$  は

$$A_B = \boxed{\phantom{0.5}} \times \boxed{\phantom{0.5}}$$

一方、真空破壊装置の内径は  $\boxed{\phantom{0.5}}$  m であるので、1 個当たりの流路面積は

$$\frac{\pi}{4} \times \boxed{\phantom{0.5}}^2 = \boxed{\phantom{0.5}}$$

したがって、真空破壊装置の必要個数は、



実際の真空破壊装置の個数は 11 個であるので要求を満たしている。

なお、この真空破壊装置は常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置が設置されているため、ディスク固着のおそれはない。

#### 3.1.16 原子炉建屋原子炉棟

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。

原子炉建屋原子炉棟は、原子炉格納容器を収納する建屋であって、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

#### 3.1.17 可燃性ガス濃度制御設備

設計基準対象施設としての可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、原子炉格納容器に不活性ガス系により窒素ガスを充てんすることとあいまって、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素あるいは酸素濃度を、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を 4 vol%未満あるいは酸素濃度を 5 vol%未満に維持できるように設計する。

#### 3.1.18 放射性物質濃度制御設備

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋ガス処理系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を設置する設計とする。

原子炉建屋ガス処理系である非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は、よう素用チャコール・フィルタによるよう素総合除去効率がそれぞれ 90%、97%以上となる設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、原子炉冷却材喪失事故後、サプレッションチェンバ内のプール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。

#### 3.1.19 原子炉格納容器調気設備

設計基準対象施設としての不活性ガス系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充てんすることにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界以

下に保つ設計とする。

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内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

### 3.1.20 原子炉冷却材喪失時の荷重

#### (1) ドライウエル内の配管破断によるジェット力

ドライウエル内で原子炉冷却材配管が破断した場合、ドライウエル壁面は高温・高圧の飽和及び二相流の噴出流によるジェット力を受ける。

ジェット力及びその広がりには F. J. Moody の理論により求めるが、その荷重は応力評価すべき場所によって異なるため、計算書の中で述べる。

#### (2) サプレッション・チェンバ内に生じる荷重

原子炉冷却材喪失事故時にはまずドライウエル内の気体がベント管を経てサプレッション・プール水中に押し出されるが、この気体によって、サプレッション・プール水がスラグ流となって上昇し、急速な水面の上昇（プールのスウェル）が起こり、サプレッション・チェンバ内部構造物に種々の荷重が加わる。

また、その後サプレッション・プール水中に蒸気が放出され、サプレッション・プール水中で凝縮する。これらにより、サプレッション・チェンバ及び内部構造物に次のような荷重が加わる。図 3-11 に原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を、表 3-8 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。

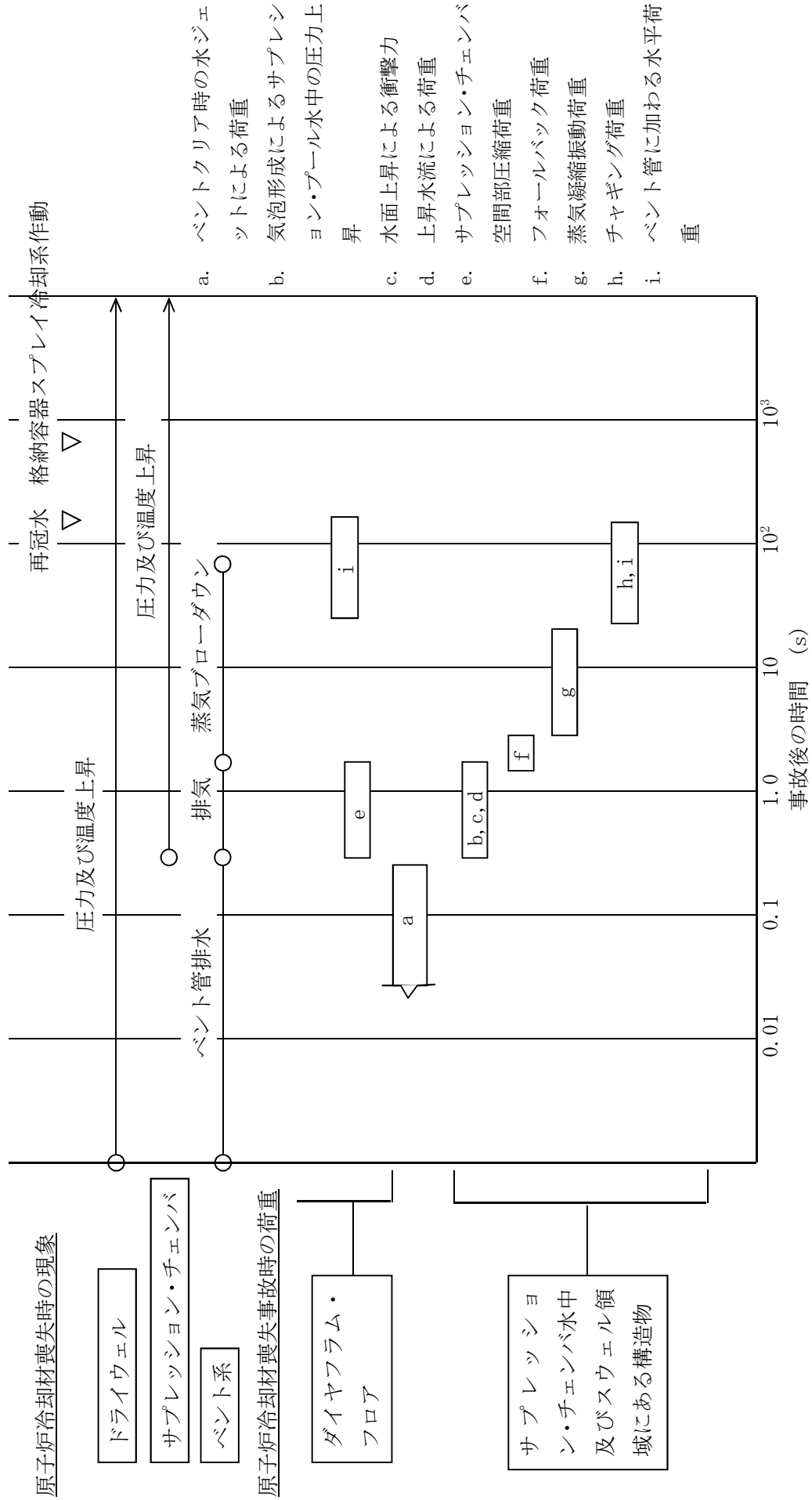


図 3-11 原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その1)

荷重	現象	設計評価荷重
<p>a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重</p>	<p>ドライウエル圧力の急激な上昇によりベント管内のサプレッション・プール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の下部にある内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。</p>	<p>○ ドラッグ力*</p> $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ <p><math>C_D</math>: ドラッグ係数  <math>A_x</math>: ジェットの作用する実行面積  <math>\gamma</math>: 水の比重量  <math>V</math>: ジェット水速度 <input type="text"/> m/s)  <math>g</math>: 重力加速度</p> <p>○ 衝撃力  <math>P_J = \text{<input type="text"/> kg/cm}^2</math>                      ベースマットとプール壁面は <input type="text"/> kg/cm<sup>2</sup> の圧力荷重が加わる。</p>

注記\*: 構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その2)

荷重	現象	設計評価荷重
b. 気泡形成によるサブプレッション・プール水中の圧力上昇	ドライウエルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッション・プール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに圧力波として作用する。	気泡形成によるサブプレッション・プール水中の圧力上昇： <input type="text"/> kg/cm <sup>2</sup>
c. 水面上昇による衝撃力	スラッグ流が上昇する際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブプレッション・プール水が衝突しそれらに衝撃力が作用する。	○ 衝撃力 $F_I = A \cdot P_I(t)$ A：衝撃の作用する実行面積 $P_I$ ：衝撃圧力 $P_I(t) = P_{I\_max} \frac{(1 - \cos 2\pi \frac{t}{T})}{2}$ T：衝撃継続時間 $P_{I\_max} = 2 \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H \cdot V}{A \cdot g \times 10^4}$ M <sub>H</sub> ：水力学的重量 g：重力加速度



表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その 3)

荷重	現象	設計評価荷重
d. 上昇水流による荷重	サブレシジョン・プール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。	<p>○ ドラッグ力*</p> $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ <p> <math>C_D</math>: ドラッグ係数  <math>A_x</math>: ドラッグの作用する実行面積  <math>\gamma</math>: 水の比重量  <math>V</math>: ドラッグ速度 <input type="text"/> m/s  <math>g</math>: 重力加速度         </p>

注記\* : 構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その4)

荷重	現象	設計評価荷重
e. サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重	<p>サプレッション・プール水面の上昇によりサプレッション・プール上部の空間部が圧縮されるところにより、サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重が作用する。 また、この現象により真空破壊弁が反復動作することが考えられる。</p>	<p>設計評価荷重</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重：  <math>\square</math> kg/cm<sup>2</sup></li> <li>○ ダイヤフラム・フロア上向き差圧：  <math>\square</math> kg/cm<sup>2</sup></li> </ul>
f. フォールバック荷重	<p>上昇した水面の上昇が停止し、水が落下すると落下水により、機器、配管、内部構造物にドラッグ力が作用する。</p>	<p>○ ドラッグ力*</p> $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma V^2}{2g}$ <p>C<sub>D</sub>: ドラッグ係数  A<sub>x</sub>: フォールバック荷重の作用する実行面積  γ: 水の比重量  V: フォールバック速度 <math>\square</math> (m/s)  g: 重力加速度</p>
g. 蒸気凝縮振動荷重	<p>中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッション・プール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッション・プール側壁、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマット、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。</p>	<p>プールバウンダリに加わる荷重</p> $\square$ kPa $\square$ kPa

注記\*: 構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その5)

荷重	現象	設計評価荷重
h. チャヤンググ荷重	<p>低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口での不均一な凝縮によりプールバウダリに荷重が加わる。 また、この現象により、真空破壊弁が反復動作することが考えられる。</p>	<p>プールバウダリに加わる荷重  <math>\square</math> kg/cm<sup>2</sup>  <math>\square</math> kg/cm<sup>2</sup></p>
i. ベント管に加わる水平荷重	<p>低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口での不均一な凝縮によりベント管に水平力が作用する。</p>	<p>○ 単一ベント  <math>F(t) = \square (\times 10^3 \text{ kg})</math>  <math>0 \leq t \leq 3 \text{ ms}</math></p> <p>○ 多ベント  <math>F(t) = M \cdot A(\tau) \sin\left(\frac{\pi t}{\tau}\right) (0 \leq t \leq \tau)</math>                  ここで、  <math>A(\tau) = \square (\times 10^3 \text{ kg})</math>  <math>M = \square</math>  <math>3 \text{ ms} \leq \tau \leq 6 \text{ ms}</math>                  (多ベントによる低減係数)</p>

### 3.1.21 逃がし安全弁作動時の荷重

- (1) 逃がし安全弁作動時には排気管内の水がクエンチャノズルよりサブプレッション・プール水中に排出される。排気管内の水が排出された後、管内の気体が圧縮され、これがサブプレッション・プール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返しながら浮力で上昇する。このとき、サブプレッション・チェンバ内構造物には、表 3-9 に示すような水ジェットと気泡の圧力振動による荷重が加わる。
- (2) (1)の圧力振動に起因してサブプレッション・プール水中の内部構造物に差圧及びドラッグ荷重が作用する。この荷重は応力評価すべき構造物によって異なるため、個々の場合については計算書で述べる。

表 3-9 逃がし安全弁作動時の荷重について

荷重	現象	設計評価荷重
<p>a. 水ジェットによる荷重</p>	<p>逃がし安全弁作動時、排気管内の水がクエンチャノズルによりサブプレッション・プール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッション・プール水中の内周構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。</p>	<p>○ 衝撃力  <math>F_j = A \cdot P_j</math>                      A : ジェットの当たる面積                      P<sub>j</sub> : ジェットの圧力                      ○ ドラッグ力  <math display="block">F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2</math>                      C<sub>D</sub> : ドラッグ係数                      A<sub>x</sub> : ジェットの作用する実行面積                      γ : 水の比重                      V : ジェット水速度                      g : 重力加速度</p>
<p>b. 空気泡圧力の振動による荷重</p>	<p>逃がし安全弁作動時、排気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッション・プール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返す、圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッション・プール側壁、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。</p>	<p>圧力波による荷重</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 50px; margin: 10px auto;"></div>

### 3.2 重大事故等時における設計条件

重大事故等時については、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力を設定し、構造健全性評価、又は機能維持評価を行い、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことを確認する。

また、重大事故等時の原子炉格納施設として原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系窒素ガス代替注入系、原子炉格納容器内を冷却するために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために用いる代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置及び窒素ガス代替注入系、ペDESTAL（ドライウエル部）の熔融炉心を冷却するために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するために用いる低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、高压代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系、原子炉格納容器内の水素爆発による破損を防止するために用いる可搬型窒素供給装置、格納容器圧力逃がし装置及び窒素ガス代替注入系、原子炉建屋原子炉棟内の水素爆発による破損を防止するために用いる原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器、並びに炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、原子炉格納容器外面への放水のために用いる原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備の設計についても以下に示す。

#### 3.2.1 重大事故等時の評価温度、評価圧力

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する原子炉格納容器の破損モードである格納容器過温破損、格納容器過圧破損について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は、約 157 °C となる。なお、事象発生直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に原子炉格納容器雰囲気温度は約 202 °C となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137 °C である。原子炉格納容器圧力は事象発生直後から徐々に上昇するが、0.465 MPa[gage]に到達すれば常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を行うため、原子炉格納容器圧力の最高値は 0.465 MPa[gage]となる。

重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度は、設計基準事故時における最高使用温度（ドライウエル：171 °C、サプレッション・チェンバ：104.5 °C）を上回ることから、重大事故等時の最高温度を上回り、かつ、産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐性の指標\*1として用いており、原子炉格納容器の限界圧力、限界温度まで至らない値として、**設置（変更）許可を申請した**評価に用いた評価温度 200 °C 及び評価圧力 2 Pd (0.62 MPa[gage]) を設定し、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。また、これにより、原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は、設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ 0.5 %/d 以下を維持でき

る。なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が 0.9 Pd より大きい場合の原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増しして評価に使用しており、その設定値において被ばく評価に問題となることはないことを確認している。

図 3-12 に原子炉格納容器内雰囲気温度の変化，図 3-13 に原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化を示す。

\*1：（財）原子力発電技術機構「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」

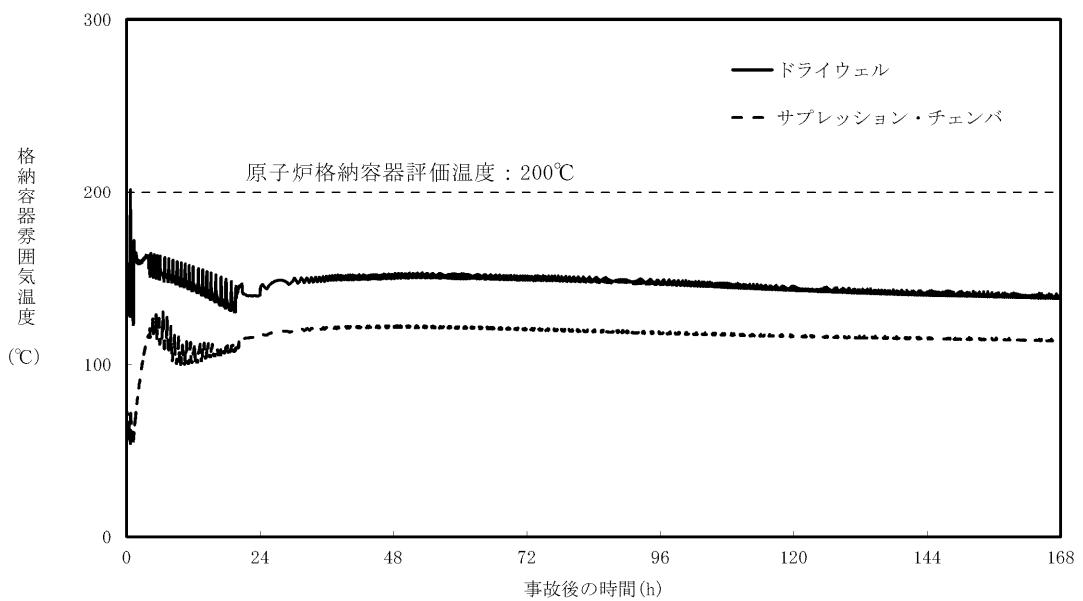


図 3-12 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度の変化

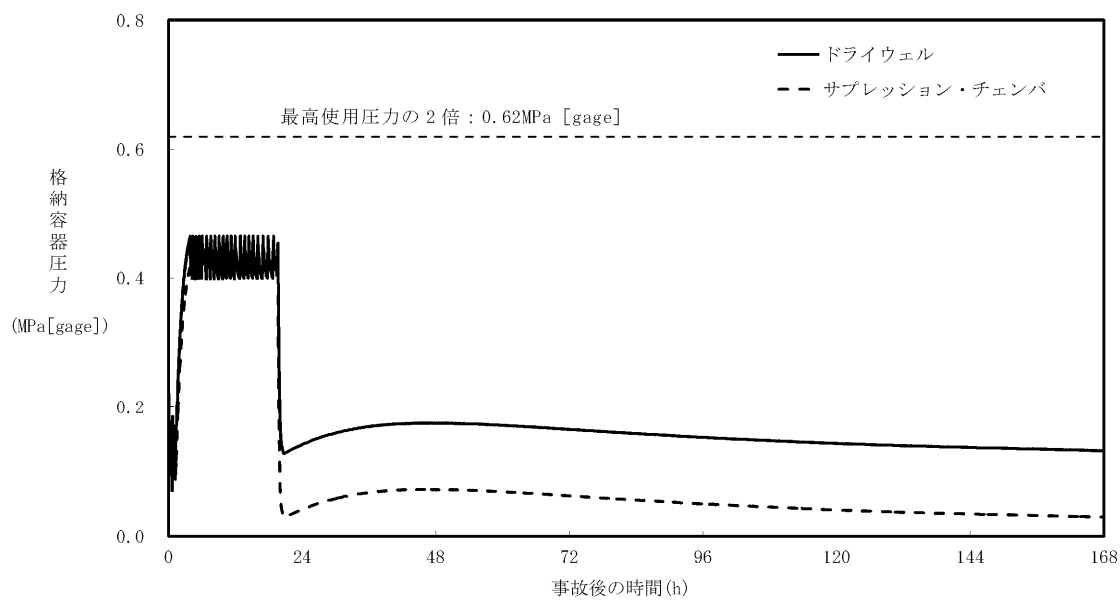


図 3-13 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化



### 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。

なお、詳細は、「3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。

耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により操作が可能な設計とする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）については、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

耐圧強化ベント系の系統設計流量は約 48,000 kg/h であり、サプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変

更) 許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

### 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、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に原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための必要な重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレー冷却系(常設)及び代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

代替格納容器スプレー冷却系(常設)は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレーヘッドからドライウエル内にスプレーすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレー冷却系(常設)の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレー冷却系(常設)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

**代替格納容器スプレー冷却系(常設)は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。**

代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)は、可搬型代替注水中型ポンプ(直列2台)により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレーヘッドからドライウエル内にスプレーすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレーすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)は、常設代替交流電源設備からの給電

により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

#### 3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とし、代替循環冷却系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、格納容器ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH13以上）に維持する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保する設計とするとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構(個数4)によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ(容量 $10\text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 、揚程 $40\text{ m}$ 、個数1)によりサプレッション・チェンバへ移送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。また、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用後において、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス(窒素)の供給が可能な設計とする。

窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置用電源車1台により、2台の窒素供給装置に給電できる設計とする。

### 3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能

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、ペDESTAL(ドライウエル部)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として、格納容器下部注水系(常設)、格納容器下部注水系(可搬型)及びペDESTAL排水系を設ける。また、溶融炉心がペDESTAL(ドライウエル部)に落下するまでに、ペDESTAL(ドライウエル部)にあらかじめ**十分な水位**を確保し、落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水及び格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL(ドライウエル部)へ落



下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

格納容器下部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により、西側淡水貯水設備の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の水源である西側貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

なお、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

コリウムシールドは、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、寸法が高さ1.88m、厚さ0.15m、材料がジルコニア（ $ZrO_2$ ）、個数が1個の設計とする。なお、コリウムシールドは耐震性を有する設計とする。

ペDESTAL排水系は、ドライウエル圧力高信号及び原子炉水位異常低下信号（L1）により、ペDESTAL（ドライウエル部）内へ流入する配管に対してペDESTAL（ドライウエル部）外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限するとともに、格納容器床ドレンサンプに貯留された水が格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路により排出されることで、必要な水位を維持できる設計とする。また、ベント管に接続する排水弁は、原子炉圧力容器破損前に閉とし、原子炉圧力容器破損後のペDESTAL水のサプレッション・チェンバへの流出を防止する設計とする。

格納容器床ドレンサンプの排水流路のうち、格納容器床ドレンサンプ導水管は、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位を常時 1 m に維持するため、格納容器床ドレンサンプ床面から高さが 1 m の設計とする。また、格納容器機器ドレンサンプの排水流路のうち、格納容器機器ドレンサンプ導水管は、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位が 1.2 m 以上であるときに、格納容器床ドレンサンプの排水流路に加え、格納容器機器ドレンサンプの排水流路から排出するため、格納容器床ドレンサンプ床面から高さが 1.2 m の設計とする。なお、格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路は、原子炉圧力容器破損後に排水流路内でデブリが凝固する構造とし、サブプレッション・チェンバへのデブリ流出を防止する設計とする。

原子炉圧力容器破損前までに想定される落下物により、格納容器床ドレンサンプ導水管及び格納容器機器ドレンサンプ導水管が損傷することを防止するため、格納容器床ドレンサンプ導水管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導水管カバーを設ける設計とする。また、格納容器床ドレンサンプ導水管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導水管カバーは、異物による排水機能への悪影響を防止するため、異物混入防止機能を有した設計とする。なお、格納容器床ドレンサンプ導水管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導水管カバーは耐震性を有した設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系を設ける。

低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及び代替循環冷却系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列 2 台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系等又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止する設計とする。

### 3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

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内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内を不活性化するための設備である窒素供給装置及び原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

また、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内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

**窒素供給装置は、窒素供給装置用電源車から給電できる設計とする。**

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

なお、詳細はV-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

### 3.2.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出するとともに、放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として、水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系を設ける。また、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御

設備である静的触媒式水素再結合器を設ける。

水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、負圧達成機能及び負圧維持機能をもち、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。

水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

なお、詳細はV-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

### 3.2.8 原子炉格納容器外面への放水設備等

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。

大気への拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜等で構成し、汚濁防止膜（可搬型）は、汚染水が発電所から海洋に流出する雨水排水路集水柵及び放水路に設置できる設計とする。

汚濁防止膜（可搬型）は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。また、予備については、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、破れ等の破損時の予備用として各設置場所に保管する。



4. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認  
重大事故等時の評価温度，評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。

#### 4.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価

##### 4.1.1 評価方針

「3.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力」で設定した重大事故等時の原子炉格納容器の評価温度（200℃），評価圧力（2Pd）を用いて，その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより，その機能が損なわれないことを確認する。

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため，200℃，2Pdの環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出し，規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

さらに，福島第一原子力発電所での事故において，原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し，試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

##### 4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因

図3-3～図3-9「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図」に示す原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から，以下のとおり評価対象部位を抽出し，評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因を抽出する。

評価対象部位として200℃，2Pdの環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれないよう原子炉格納容器本体について強度評価する。また，原子炉格納容器の開口部及び貫通部については，構造上原子炉格納容器の変位荷重等の影響によりリークパスになる可能性があるため，評価対象部位として抽出する。開口部のシール部についても，ガスケットの劣化及びシール部の変形に伴いリークパスになる可能性があるため評価対象部位とする。

原子炉格納容器の機能喪失要因としては脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられるため，これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し，評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。

機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添1の評価対象ごとの「評価方針」の項にて説明する。

以下に，原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位を以下に示す。また，バウンダリ構成部の概要図を図4-1に示す。

- ① 原子炉格納容器本体
- ② トップヘッドフランジ
- ③ 機器搬入用ハッチ
- ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ

- ⑤ 所員用エアロック
- ⑥ 配管貫通部
  - ・接続配管
  - ・スリーブ
  - ・平板類※，セーフエンド，伸縮継手
- ※：平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板，フルードヘッド
- ⑦ 電気配線貫通部
  - ・アダプタ，ヘッダ，モジュール
- ⑧ 原子炉格納容器隔離弁

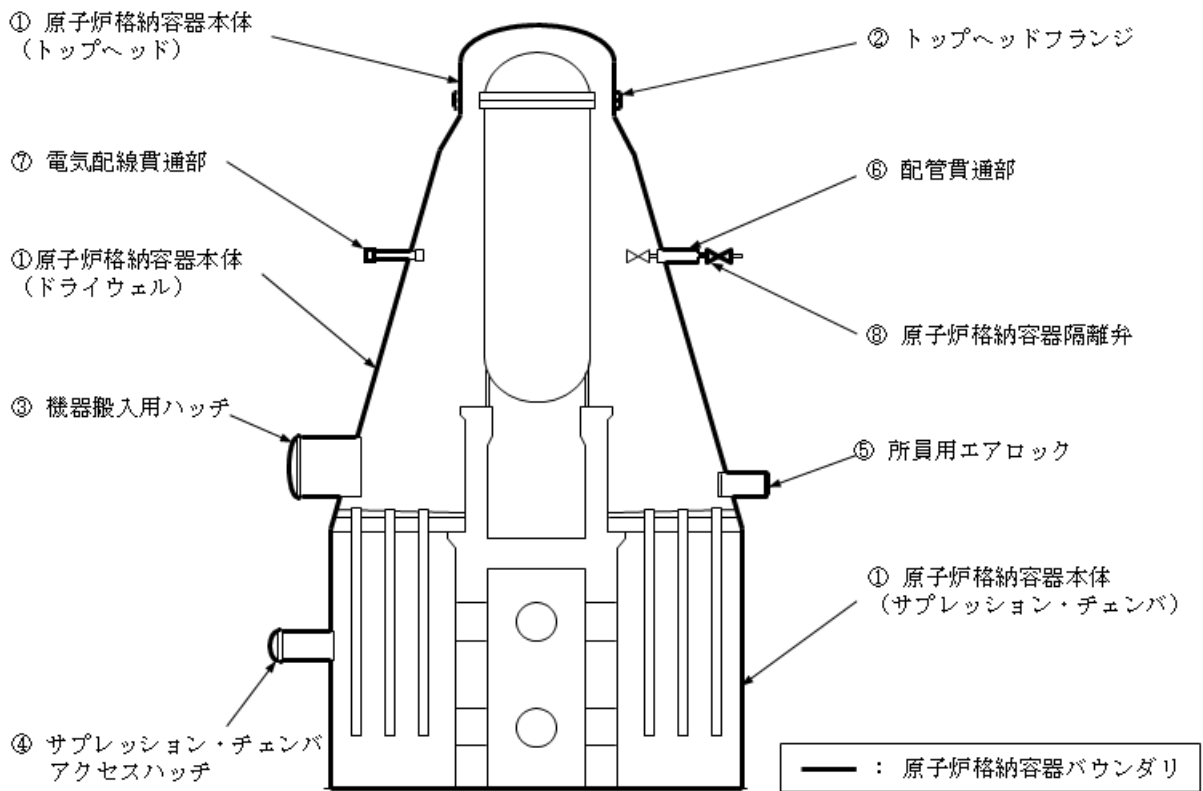


図4-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

原子炉格納容器バウンダリ構成部の重大事故時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として，原子炉格納容器内の温度，圧力条件や原子炉格納容器本体の変形から，表 4-1 に示す機能喪失要因が想定される。

表 4-1 評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体 (トップヘッド, ドライウエル, サプレッション・チェンバ)	一般構造部	延性破壊	—
	構造不連続部	延性破壊	—
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
③機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
④サプレッション・チェンバ アクセスハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
⑤所員用エアロック	円筒胴, 隔壁	延性破壊	—
	扉板	—	開口, シール材劣化
	シール部 (扉以外)	—	シール材劣化
⑥配管貫通部	接続配管	延性破壊	—
	スリーブ (本体・取付部)	延性破壊	—
	平板類	延性破壊	開口, シール材劣化
	セーフエンド	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
⑦電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッダ	延性破壊	—
	モジュール	—	シール材劣化
⑧原子炉格納容器隔離弁	耐圧部 (弁箱)	延性破壊	—
	シール部	—	シール材劣化

#### 4.1.3 評価方法

機能喪失要因に対する評価方法は、各評価対象に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下の(a)～(c)のいずれかの方法により評価し、200 °C、2Pdの環境下での構造健全性及びシール部の機能維持を確認する。

- (a) 「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。））J S M E S N C 1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価

評価方法による評価対象の分類を図4-2及び表4-2に示す。

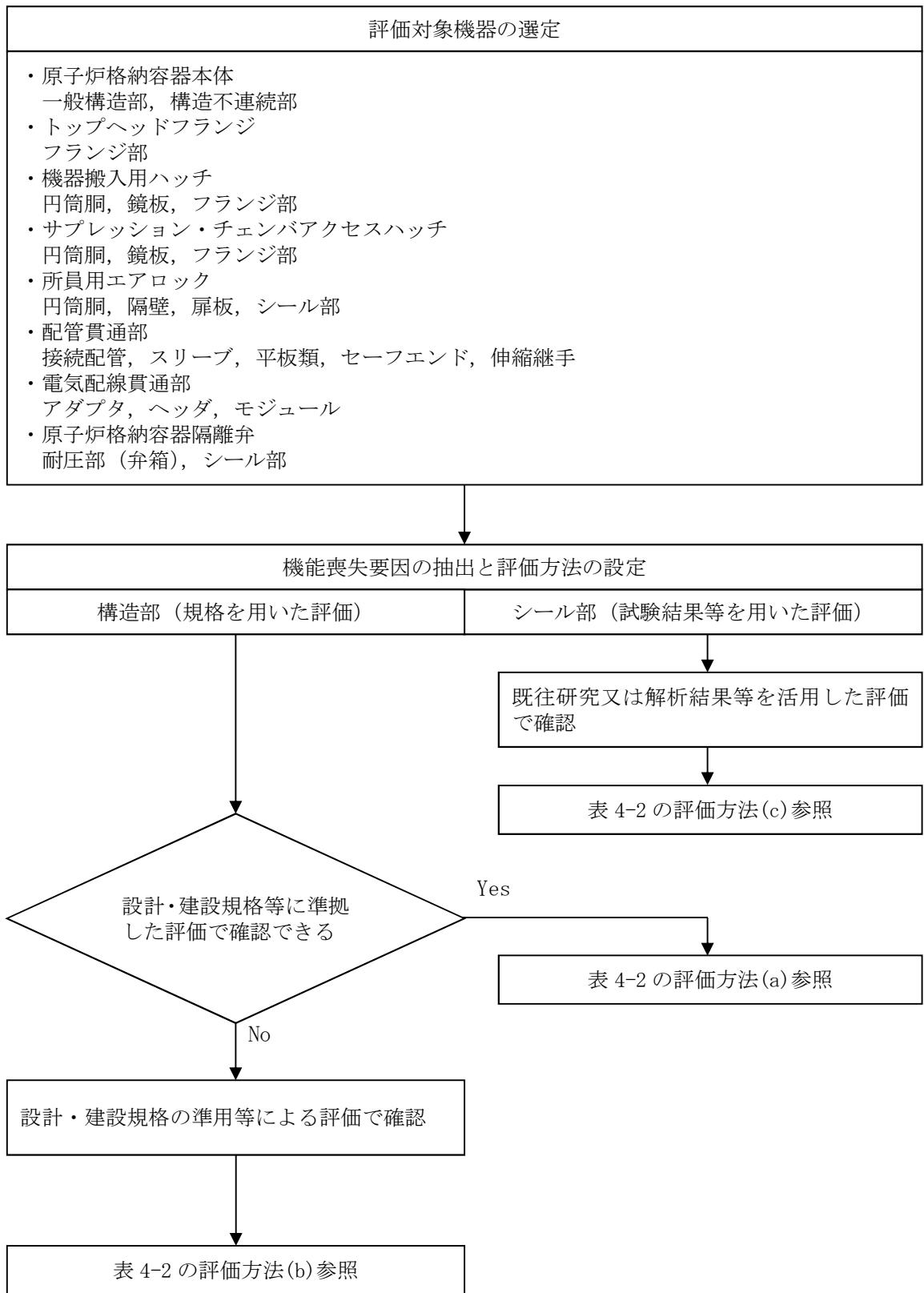


図4-2 評価方法による評価対象の分類

表4-2 評価対象の分類及び評価内容 (1/2)

評価対象	想定される機能喪失要因	評価方法※1	評価方法の概要	判定基準
原子炉格納容器本体	一般構造部、構造不連続部	(a)	V-3-9-1-1「原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。	
	延性破壊 (一般構造部) 延性破壊 (構造不連続部)			
トッブヘッドフランジ	延性破壊 (フランジ, ボルト)	(a)	V-3-9-1-1「原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。	
	開口, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
機器搬入用ハッチ	延性破壊 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	(a)	V-3-9-1-2「機器搬入出口の強度計算書」に記載。	
	開口, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
ハッチ類	サプレッション・チエンバクセスハッチ	(a)	V-3-9-1-3「エアロックの強度計算書」に記載。	
	所員用エアロック	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	延性破壊 (円筒胴)	(a)	V-3-9-1-3「エアロックの強度計算書」に記載。	
	延性破壊 (隔壁)			
	開口, 高温劣化 (扉板シール部)	(b)	機械工学便覧のほりのたわみ計算式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	開口, 高温劣化 (その他シール部)	(c)	シール材について、ガスケットの試験結果及び材料特性により耐性を評価。	シール部が健全であること

表4-2 評価対象の分類及び評価内容 (2/2)

評価対象	想定される機能喪失要因	評価方法※1	評価方法の概要	判定基準	
配管貫通部	接続配管	(a)	V-3-5-4-1「高圧炉心スプレイ系の強度計算書」に記載。		
	スリーブ	延性破壊	(a)	V-3-9-1-4-1「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。	
		延性破壊 (スリーブ本体)			
	平板類	延性破壊 (スリーブ取付部)			
		延性破壊 (ボルト締め平板)	(a)	V-3-9-1-4-1「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。	
		延性破壊 (フランジ, ボルト)			
		開口, 高温劣化 (シール部)	(b)	文献の理論式を用いて 200℃, 2Pd における開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	セーフエンド	延性破壊	(a)	V-3-9-1-4-1「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。	
	伸縮継手	疲労破壊	(a)	V-3-9-1-4-2「原子炉格納容器貫通部ベローズの強度計算書」に記載。	
	アダプタ	延性破壊	(a)	V-3-9-1-4-3「電気配線貫通部の強度計算書」に記載。	
ヘッド	延性破壊				
電気配線	モジュール	(c)	電気ベネ共研, NUPEC 試験等の結果により, 200℃, 2Pd における耐漏えい性を評価。	設計漏えい量以下	
	不活性ガス系 バタフライ弁	(a)	レーティング設計 (圧力クラス 1.03MPa) の 200℃における許容圧力により評価。	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	
		(c)	実機を模擬した漏えい確認試験(200℃, 2Pd 以上)により評価。	設計漏えい量以下	
	TIP ボール弁	(a)	レーティング設計 (圧力クラス 1.03MPa) の 200℃における許容圧力により評価。	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	
	高温劣化 (シール部)	(c)	シール材について, ガスケットの試験結果より耐性を評価。	シール部が健全であること	

※1 : (a) 設計・建設規格等に準拠した評価

(b) 設計・建設規格の準用等による評価

(c) 既往研究及び解析結果等を活用した評価

#### 4.1.4 評価結果

原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入用ハッチ，サブプレッション・チェンバアクセスハッチ，所員用エアロック）については，設計・建設規格の規格式による応力評価等を行い，判定値を満足することにより200℃，2 Pdの環境下での構造健全性を確認した。

原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については，設計・建設規格等による評価を行い，判定値を満足することにより200℃，2 Pdの環境下での構造健全性を確認した。

また，機器搬入用ハッチ，サブプレッション・チェンバアクセスハッチ等の開口部のシール部，不活性ガス系バタフライ弁等については電気ペネ共研等での試験結果を基に評価を行い，200℃，2 Pdの環境下での機能維持が可能であることを確認した。



表 4-3 評価結果まとめ (1/2)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値※1	判定基準	評価結果
原子炉格納容器本体	一般構造部	V-3-9-1-1 「原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。				
	構造不連続部					
トップヘッドフランジ	構造部 (フランジ, ボルト)	V-3-9-1-1 「原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。				
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200 °C 2 Pd	開口量 : <input type="text"/> (内側), <input type="text"/> (外側)	許容開口量 <input type="text"/> 以下	シール機能維持※2
機器搬入用ハッチ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	V-3-9-1-2 「機器搬入入口の強度計算書」に記載。				
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200 °C 2 Pd	開口量 <input type="text"/> (内側), <input type="text"/> (外側)	許容開口量 <input type="text"/> 以下	シール機能維持※2
サブプレシジョン・チェンバ アクセスハッチ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	V-3-9-1-3 「エアロロックの強度計算書」に記載。				
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200 °C 2 Pd	開口量 : <input type="text"/> (内側), <input type="text"/> (外側)	許容開口量 <input type="text"/> 以下	シール機能維持※2
所員用エアロロック	構造部 (円筒胴)	V-3-9-1-3 「エアロロックの強度計算書」に記載。				
	構造部 (隔壁)					
所員用エアロロック	シール部 (扉板シール部)	機械工学便覧 ガスケット試験	200 °C 2 Pd	開口量 <input type="text"/>	許容開口量 <input type="text"/> 以下	シール機能維持※2
	シール部 (その他シール部)	ガスケット試験 材料仕様	200 °C	<input type="text"/> 以上	<input type="text"/> 以上	シール機能維持※3

※1 : 複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2 : フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が、圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

※3 : シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

※4 : 試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

表 4-3 評価結果まとめ (2/2)

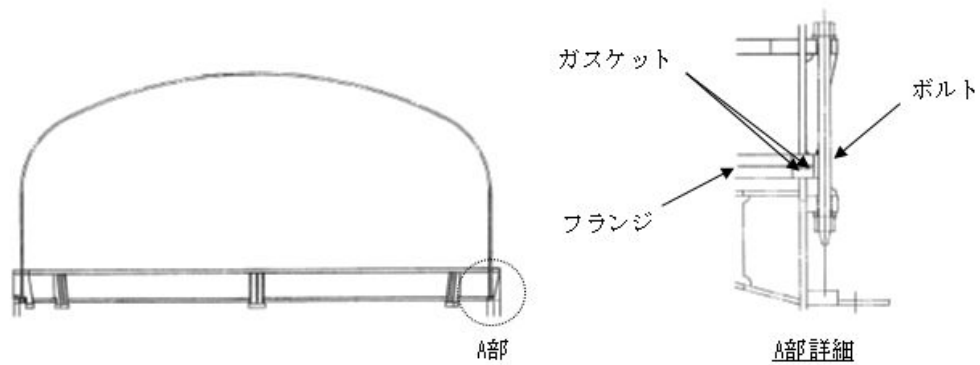
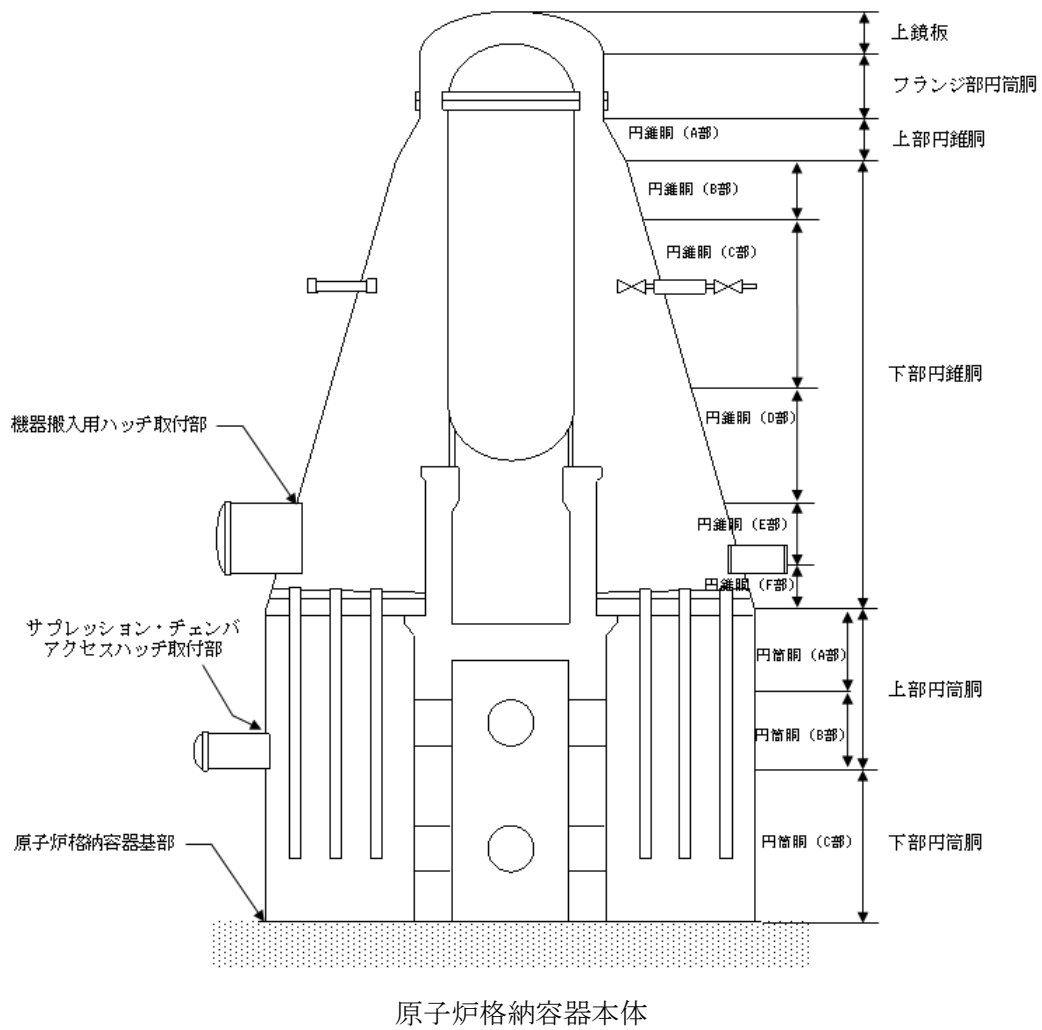
評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値※1	判定基準	評価結果	
配管貫通部	接続配管	同左	V-3-5-4-1 「高圧炉心スプレイ系の強度計算書」に記載。				
	スリーブ	スリーブ本体	V-3-9-1-4-1 「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。				
		スリーブ取付部	V-3-9-1-4-1 「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。				
	平板類	構造部 (ボルト締め平板)	V-3-9-1-4-1 「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。				
構造部 (フランジ, ボルト)		V-3-9-1-4-1 「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。					
電気配線貫通部	シール部 (フランジ, ガasket)	文献の理論式	200 °C 2 Pd	開口量: [ ]	許容開口量 [ ] 以下	シール機能維持※2	
	セーフエンド	同左	V-3-9-1-4-1 「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。				
	伸縮継手	同左	V-3-9-1-4-2 「原子炉格納容器貫通部ベローズの強度計算書」に記載。				
	アダプタ	同左	V-3-9-1-4-3 「電気配線貫通部の強度計算書」に記載。				
原子炉格納容器隔離弁	ヘッド	同左					
	モジュール	シール部 (モジュール)	電気ベネ共研, NUPEC 試験	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持※4	
	不活性ガス系 バタフライ弁	耐圧部 (弁箱)	レーテイング設計	200 °C 2 Pd	許容圧力: 1.40 MPa [gage]	0.62 MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず
		弁シート部	漏えい確認試験	200 °C 2 Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持※4
T I P ボール 弁	耐圧部 (弁箱)	レーテイング設計	200 °C 2 Pd	許容圧力: 1.32 MPa [gage]	0.62 MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず	
	シール部	ガスケット試験	200 °C 2 Pd	200 °C 以上	200 °C 以上	シール機能維持※3	

※1：複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が、圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

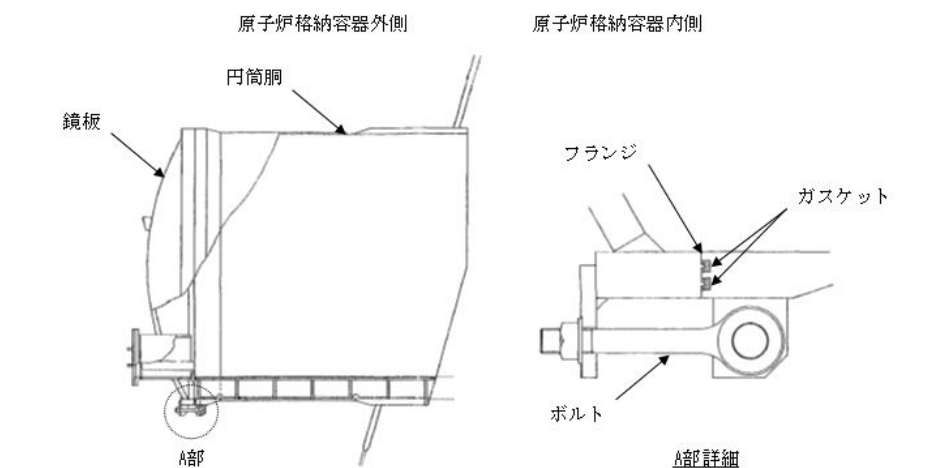
※3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

※4：試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

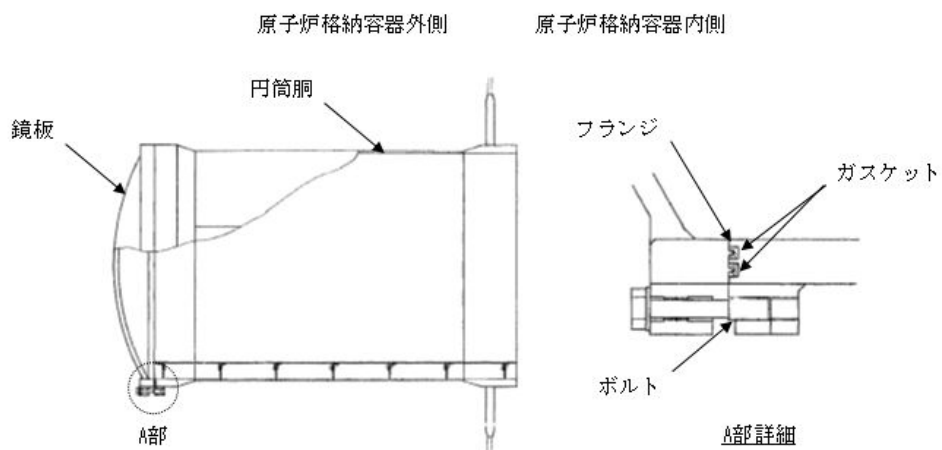


トップヘッドフランジ

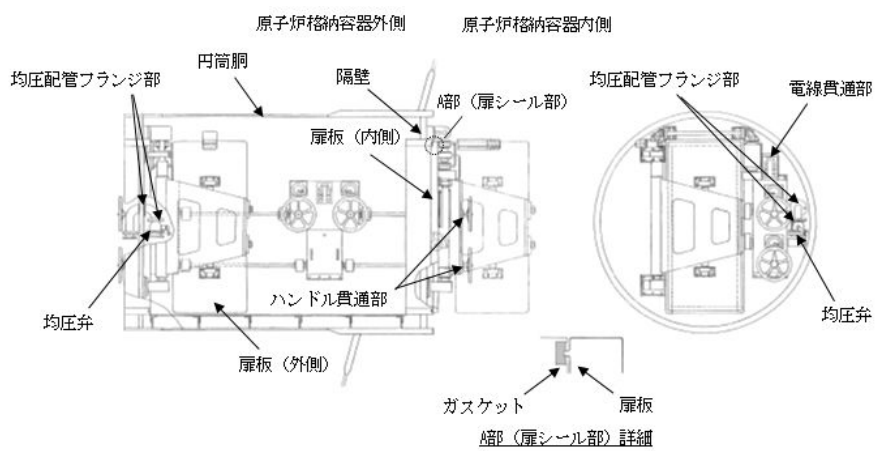
図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)



機器搬入用ハッチ

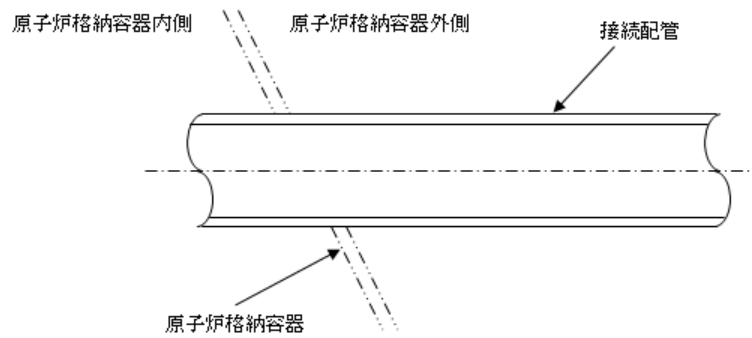


サプレッション・チェンバアクセスハッチ

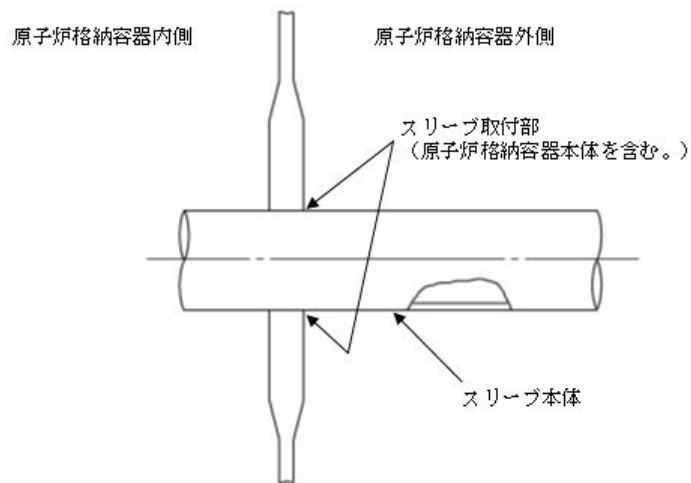


所員用エアロック

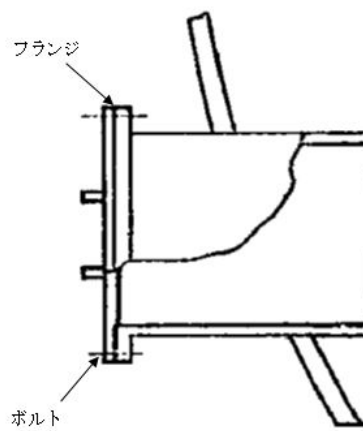
図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/5)



配管貫通部（接続配管）

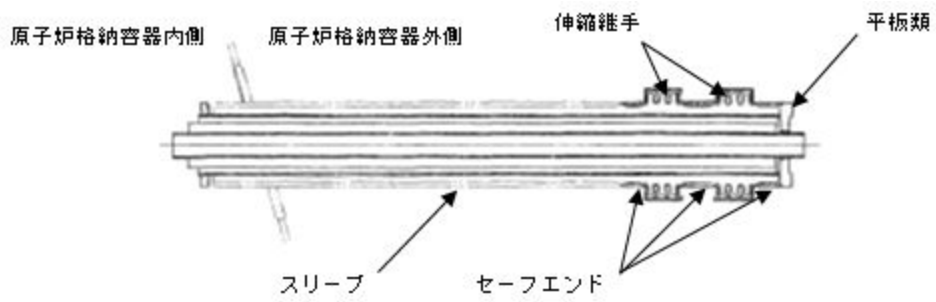


配管貫通部（スリーブ）

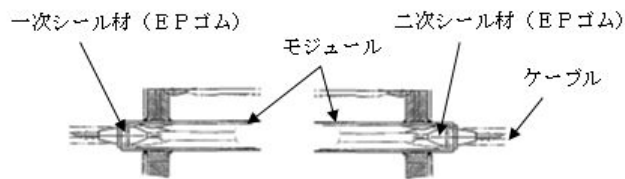
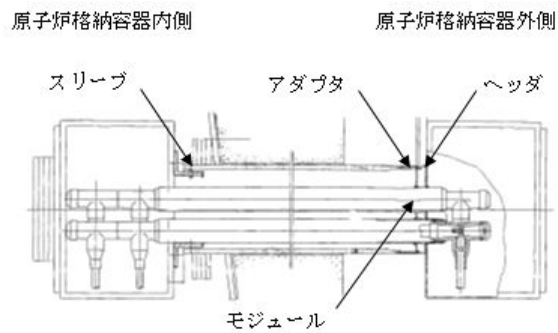


配管貫通部（平板類）

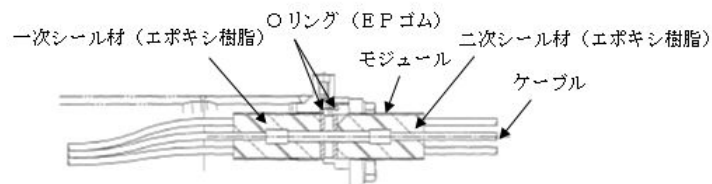
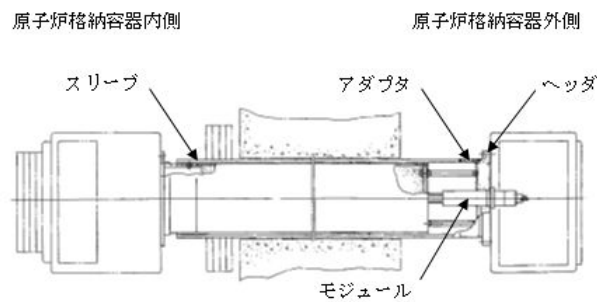
図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)



配管貫通部（セーフエンド，伸縮継手）

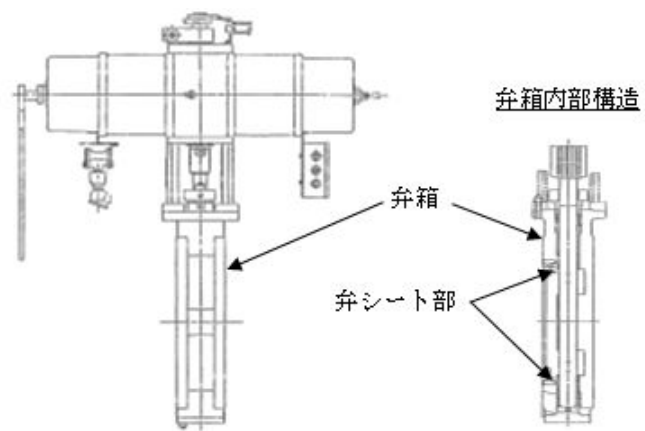


電気配線貫通部（高圧用）

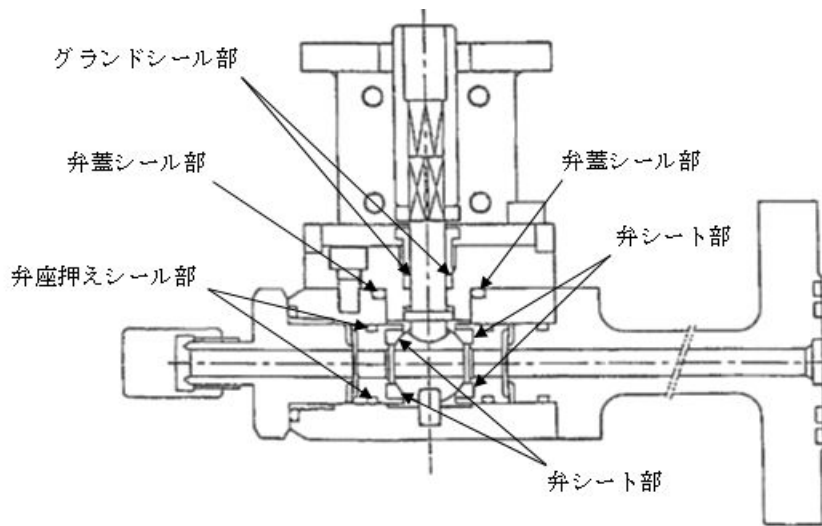


電気配線貫通部（低圧用）

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（4/5）



原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）



原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (5/5)

#### 4.2 その他原子炉格納容器評価温度，圧力に対する影響確認

原子炉格納容器の評価温度，圧力における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の経年劣化，評価温度，圧力が負荷された後の耐震性，貫通部の核分裂生成物（以下「F P」という。）沈着について影響を確認する。

##### 4.2.1 確認内容

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して，影響を及ぼす可能性のある対象機器の経年劣化，評価温度，圧力負荷後の耐震性への影響等以下の内容について影響を確認する。

###### (1) 経年劣化の影響

原子炉格納容器評価温度・圧力（200 °C，2 Pd）時の放射性物質の閉じ込め機能の健全性が，経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 1 に示す。

###### (2) 評価温度，圧力負荷後の耐震性への影響

原子炉格納容器が評価温度・圧力（200 °C，2 Pd）が負荷された後の耐震性の影響について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 2 に示す。

###### (3) 貫通部のF P沈着による影響

炉心熔融時，貫通部のリークパスにF Pが沈着した場合の温度上昇について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 3 に示す。

##### 4.2.2 確認結果

- (1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策についても確認し，原子炉格納容器の評価温度，圧力への影響はないことを確認した。
- (2) 重大事故等時の温度，圧力を超える評価温度，圧力（200 °C，2 Pd）が負荷された後の耐震性の影響については，評価温度，圧力の環境で一部の箇所において小さな残留ひずみが生じるが，発生応力に与える影響はない。地震の許容応力は，放射性物質の閉じ込め機能の確認にて考慮した許容応力の制限内であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないことを確認した。
- (3) 炉心熔融時の原子炉格納容器内のF Pの沈着による温度上昇について，格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて，原子炉格納容器のリークパスへF Pが飛散し，リークパス内がF Pで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し，FEM解析により熱解析を実施した。評価結果としては，原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約175 °Cとなり原子炉格納容器評価温度である 200 °Cを下回ることから原子炉格納容器評価温度，圧力に影響ないことを確認した。