

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 10
提出年月日	平成 30 年 6 月 22 日

## V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

目 次

下線：本日説明

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	58
4.2.1 確認内容	58
4.2.2 確認結果	58

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に設計するとともに、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、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、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。

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イ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（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及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、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（格納容器スプレイ冷却系）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にスプレイ及びサブプレッション・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、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。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、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。

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、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。

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う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		
温 度		

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<sup>\*1</sup>

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
圧 力		
温 度		

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



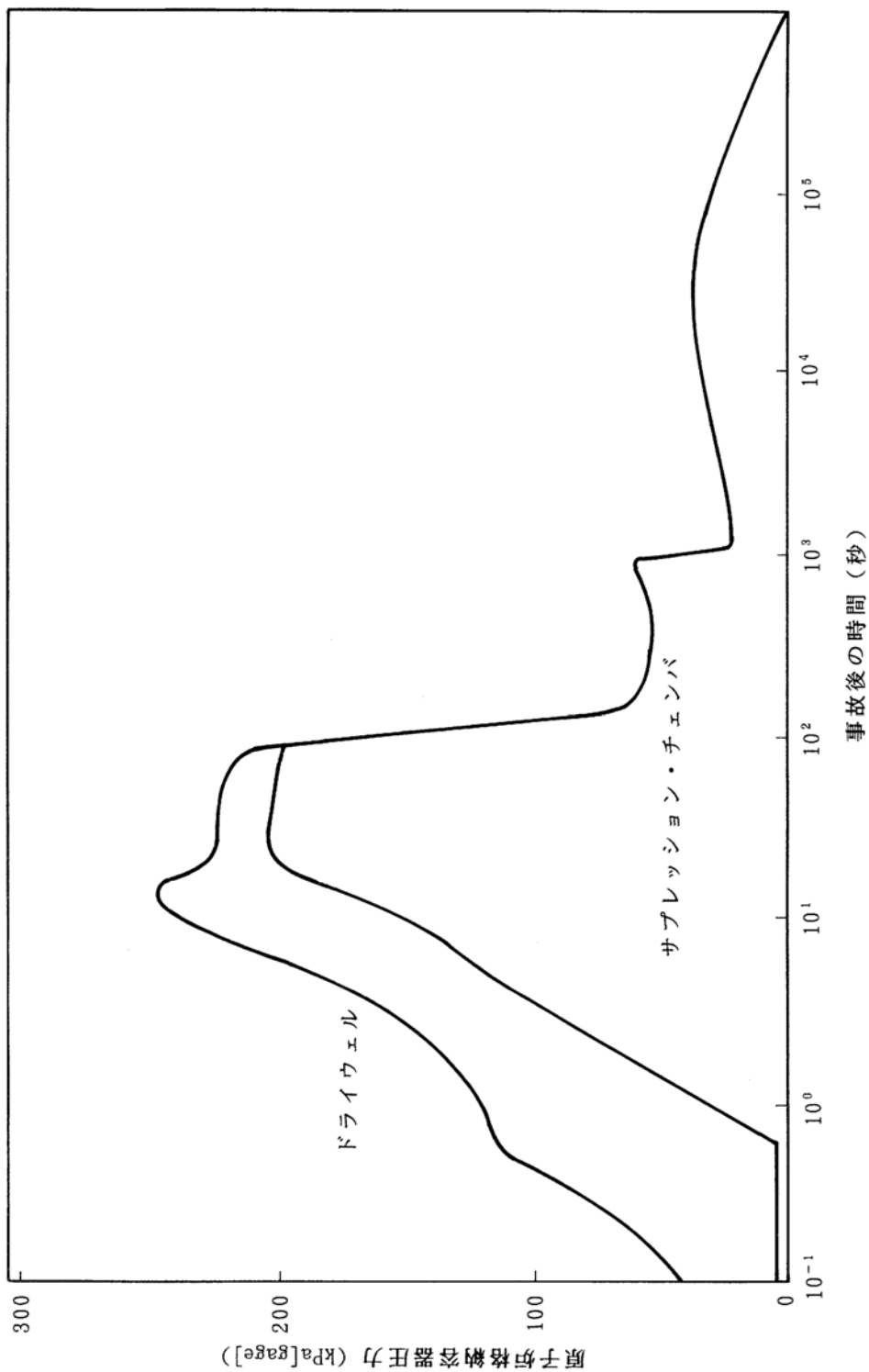


図 3-1 原子炉格納容器の圧力変化

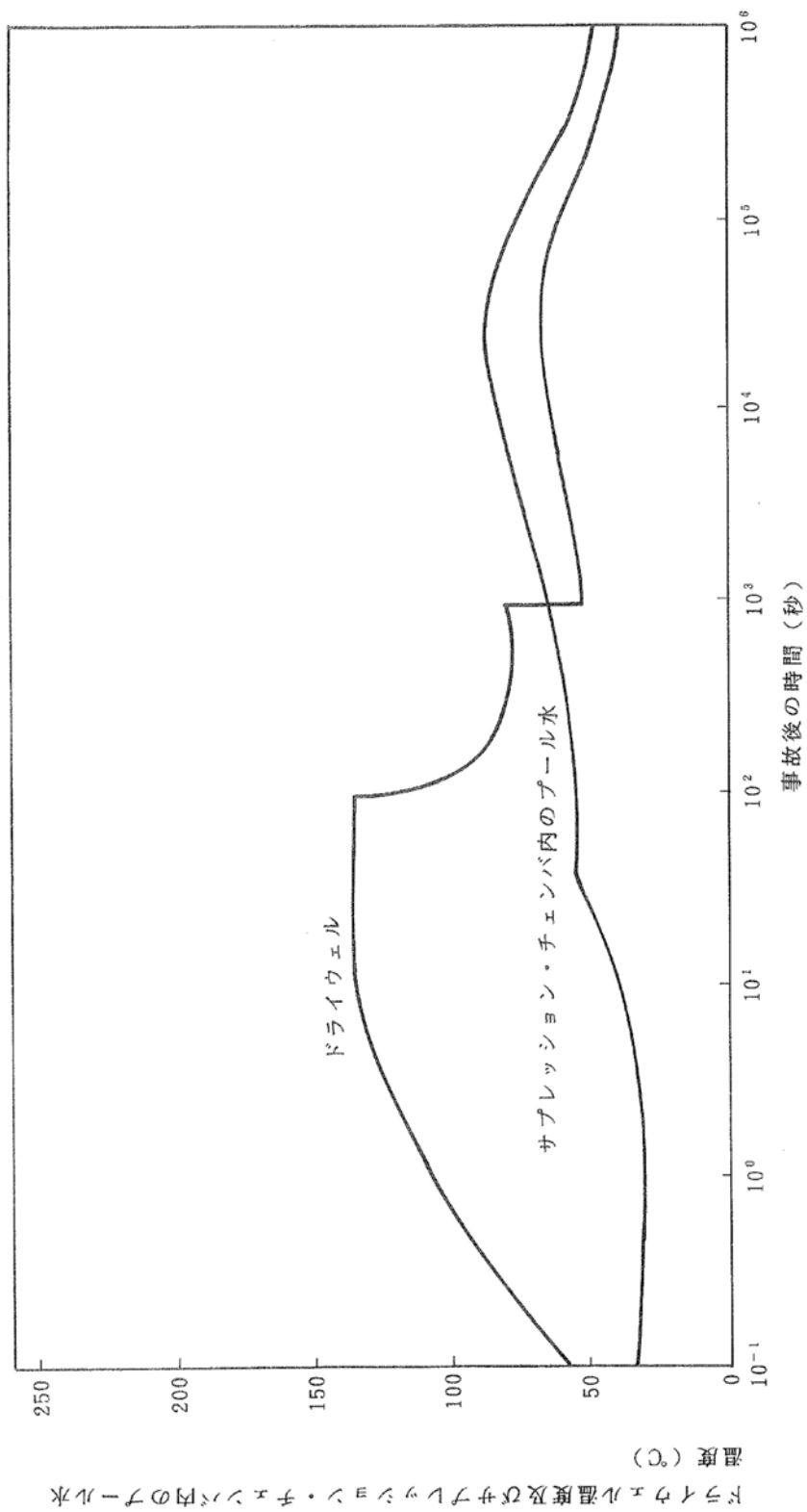


図 3-2 原子炉格納容器の温度変化

### 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 81 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。

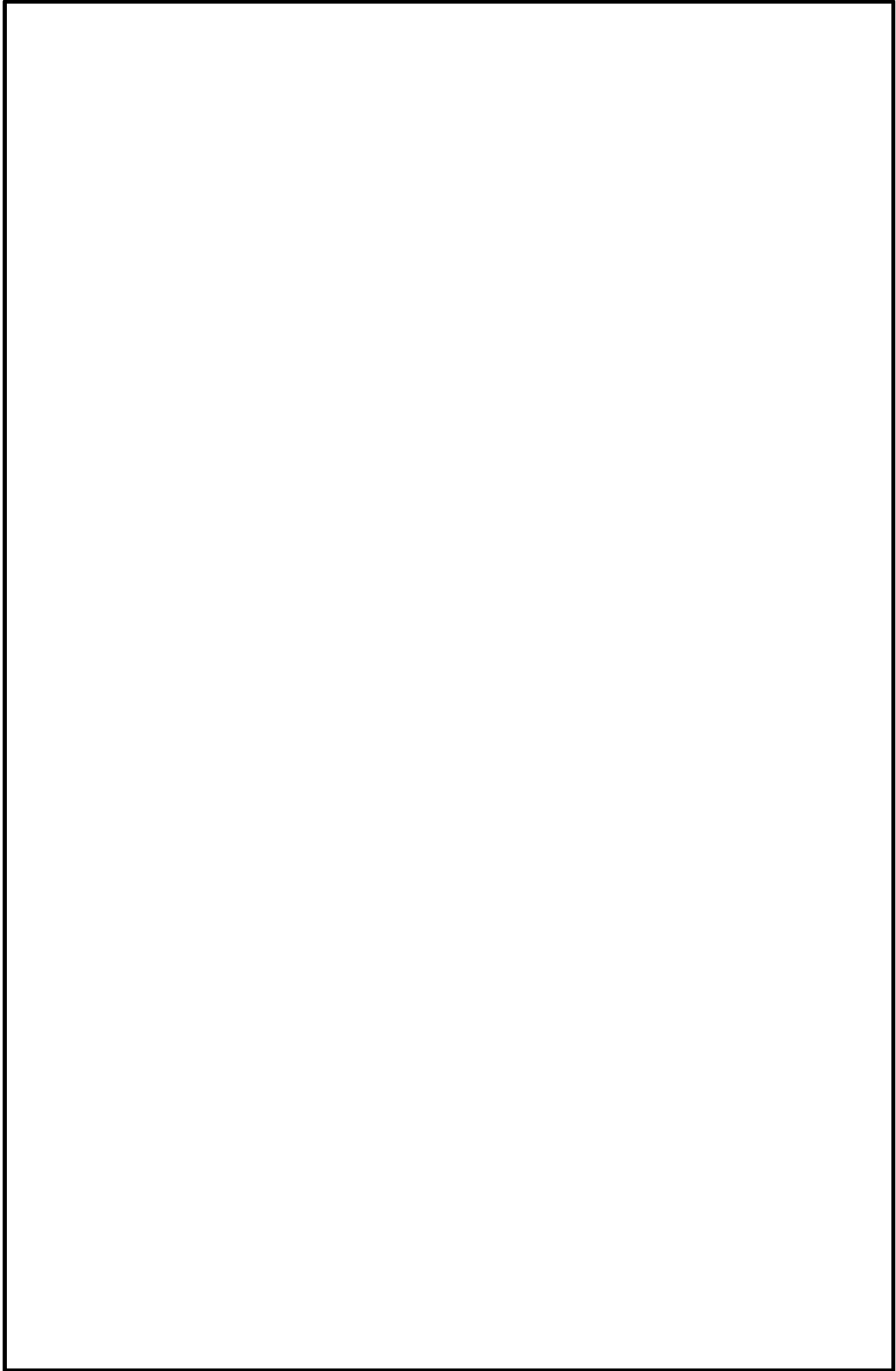


図 3-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図



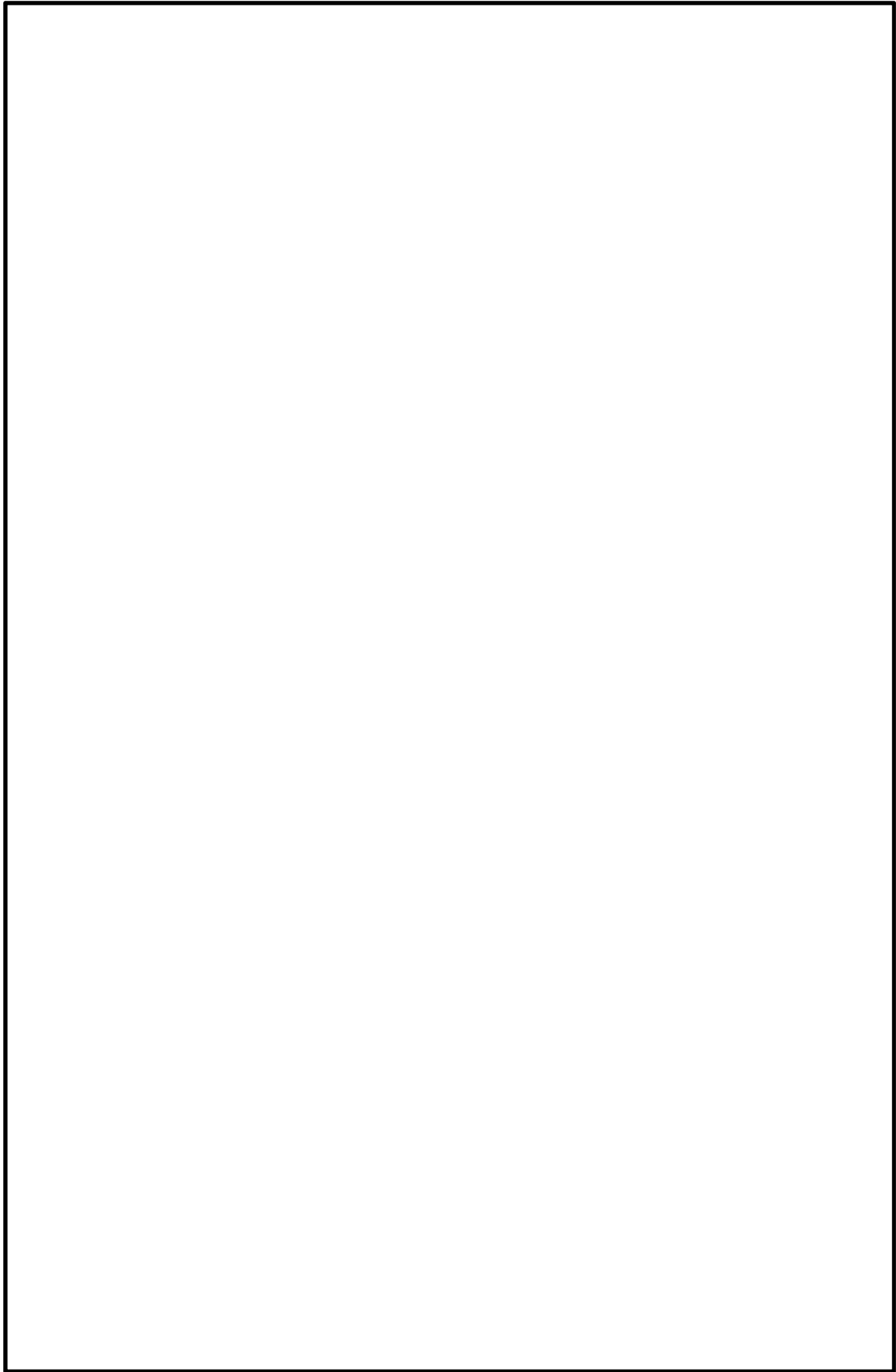


図 3-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

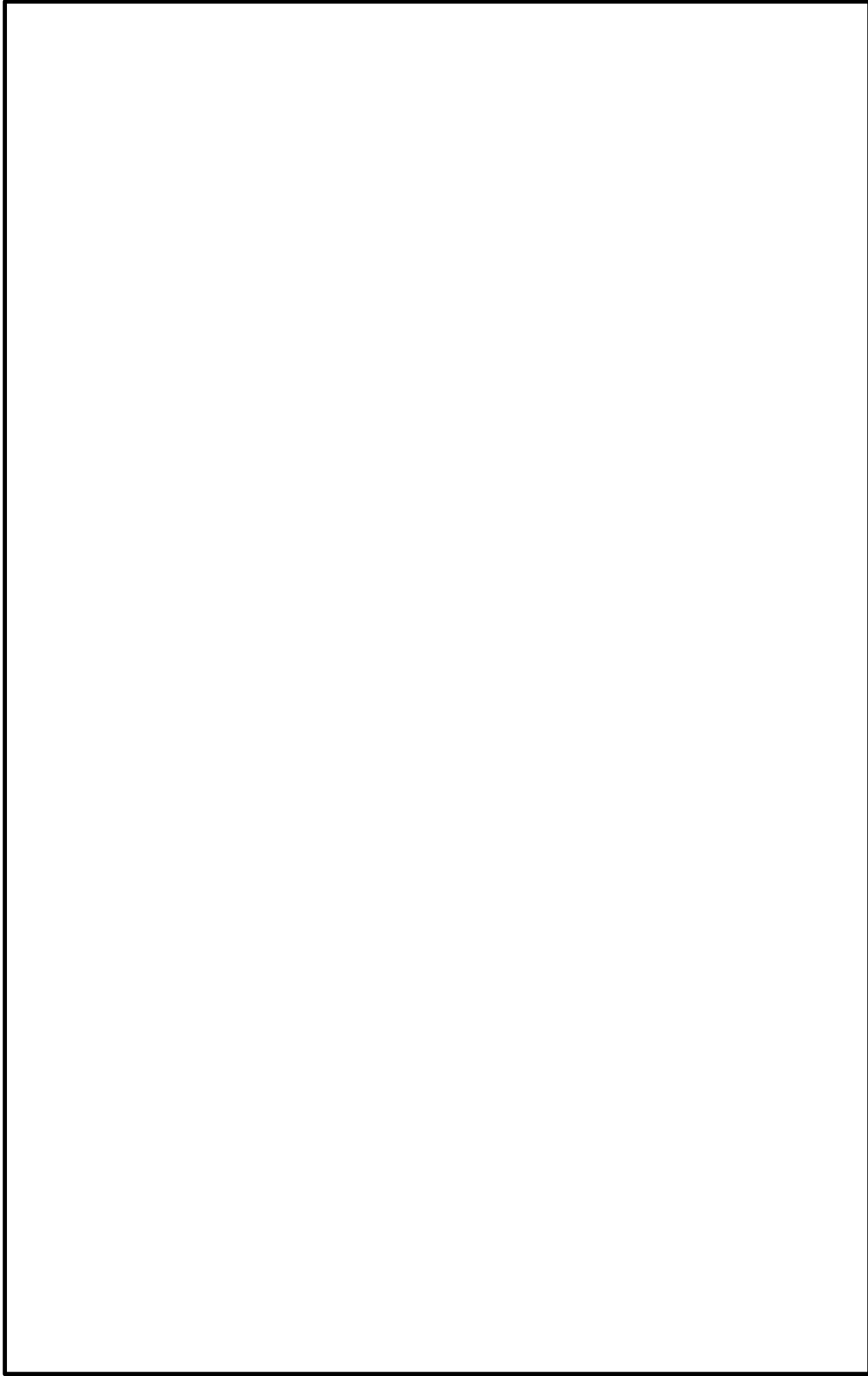


図 3-5 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

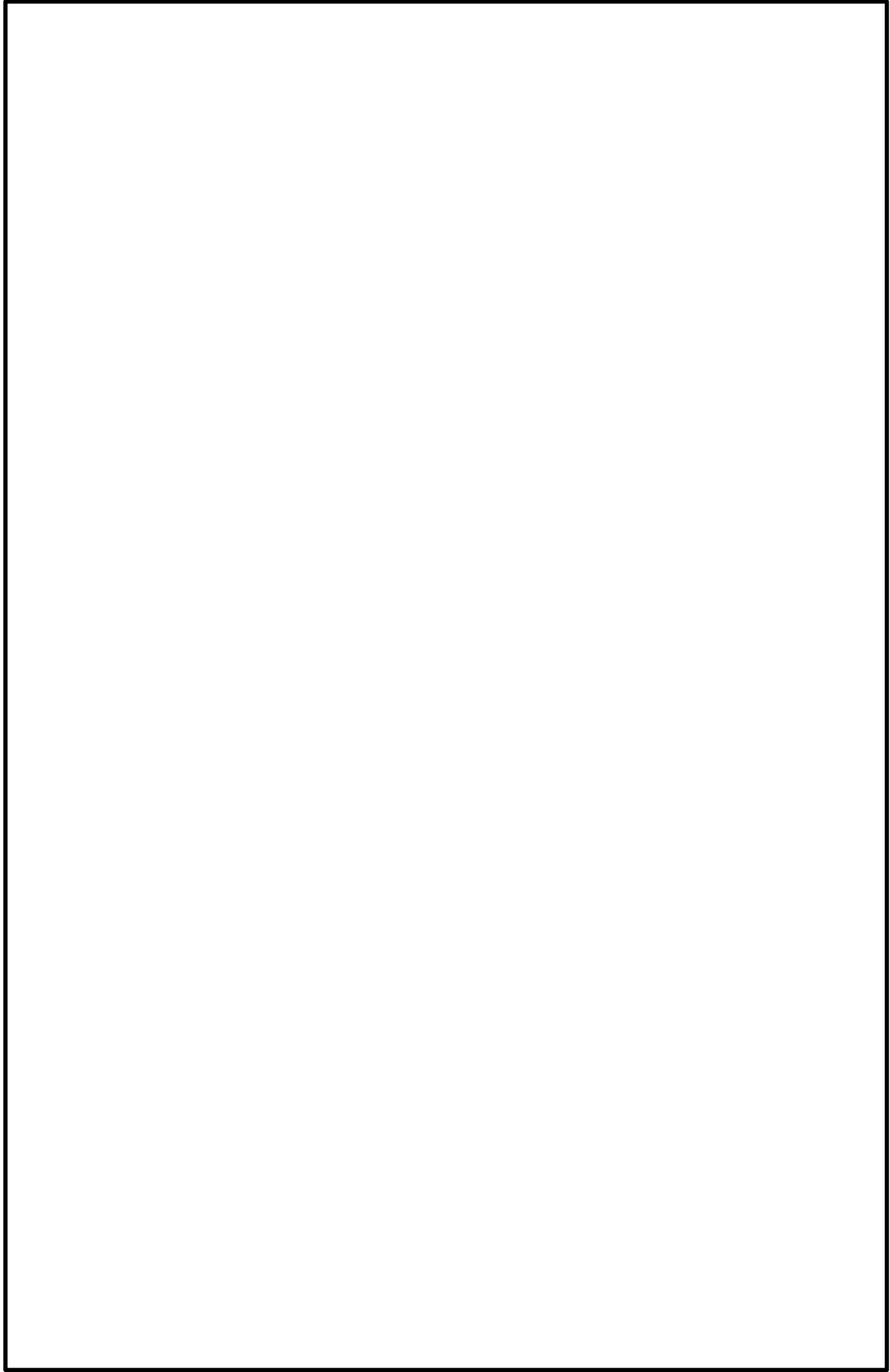


図 3-6 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

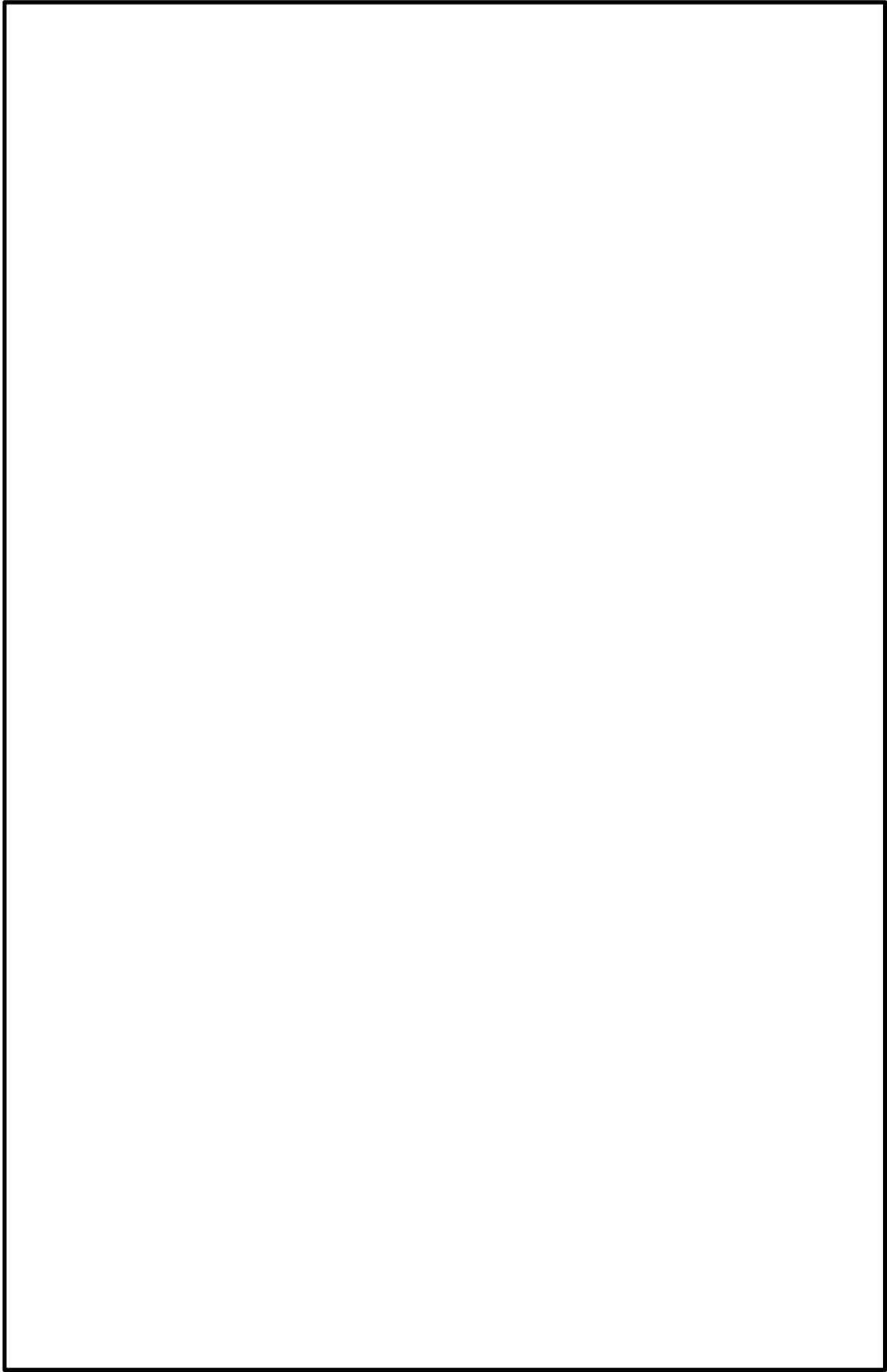


図 3-7 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

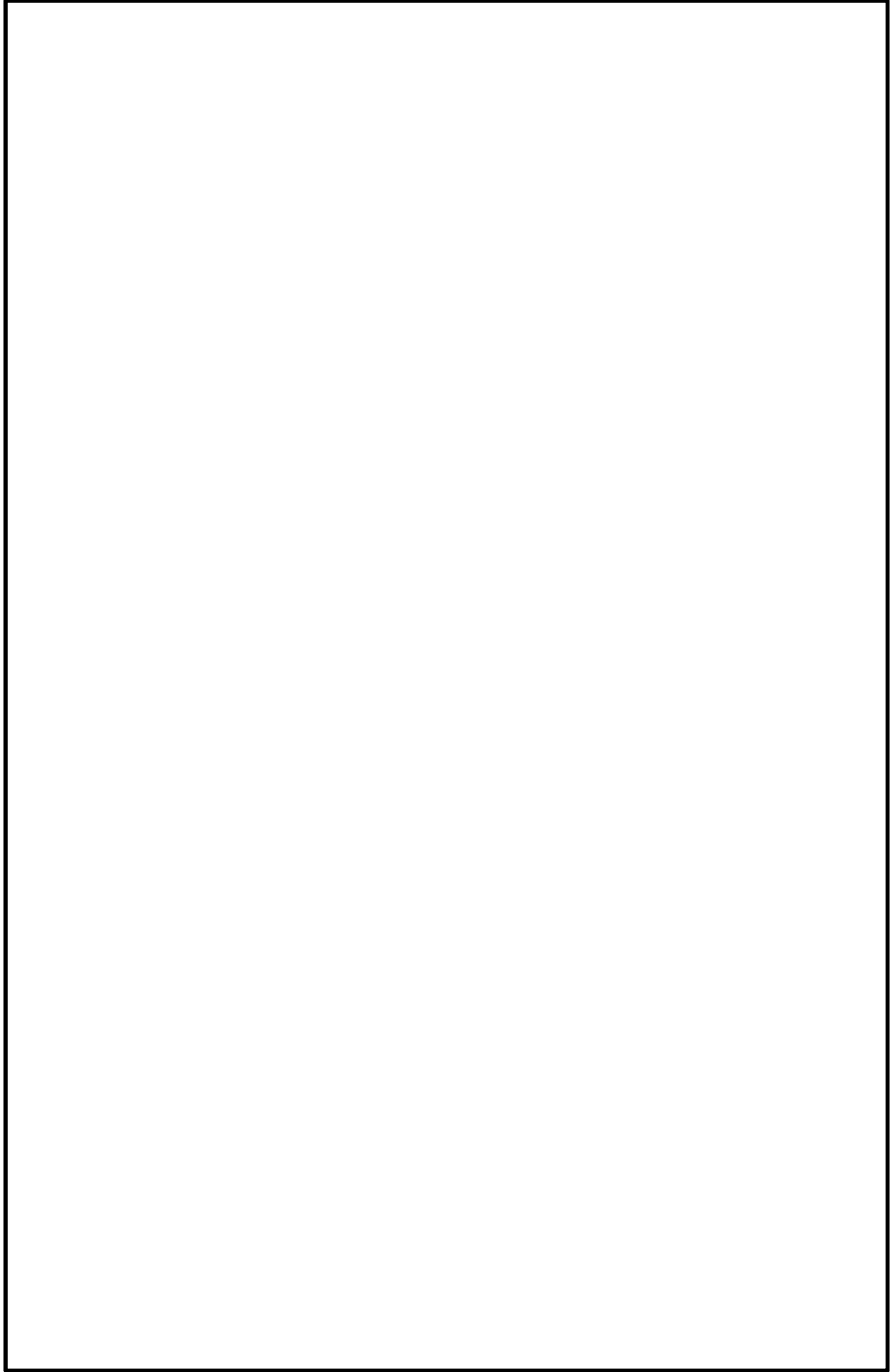


図 3-8 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

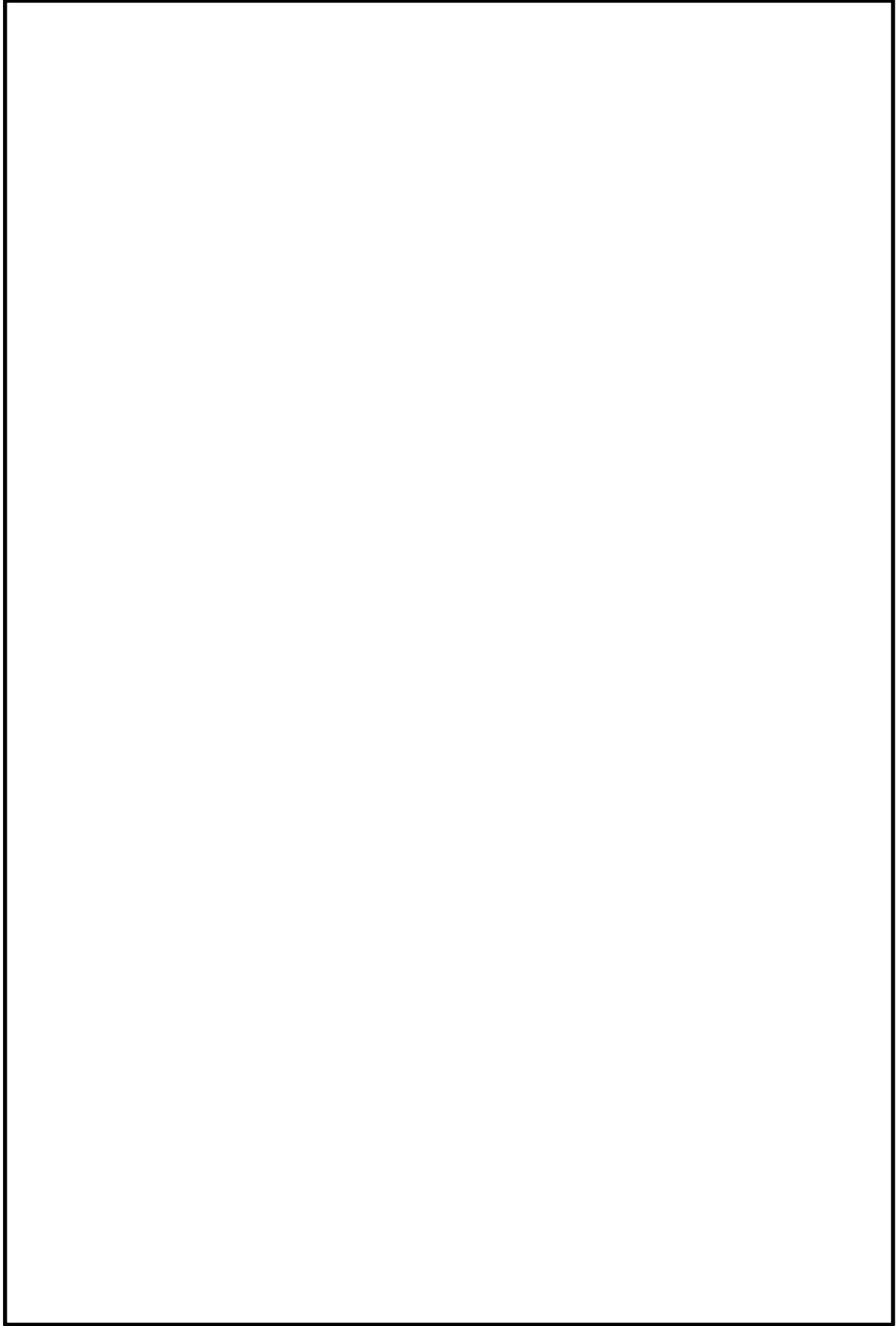


図 3-9 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

(注)

- ①：原則として、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。

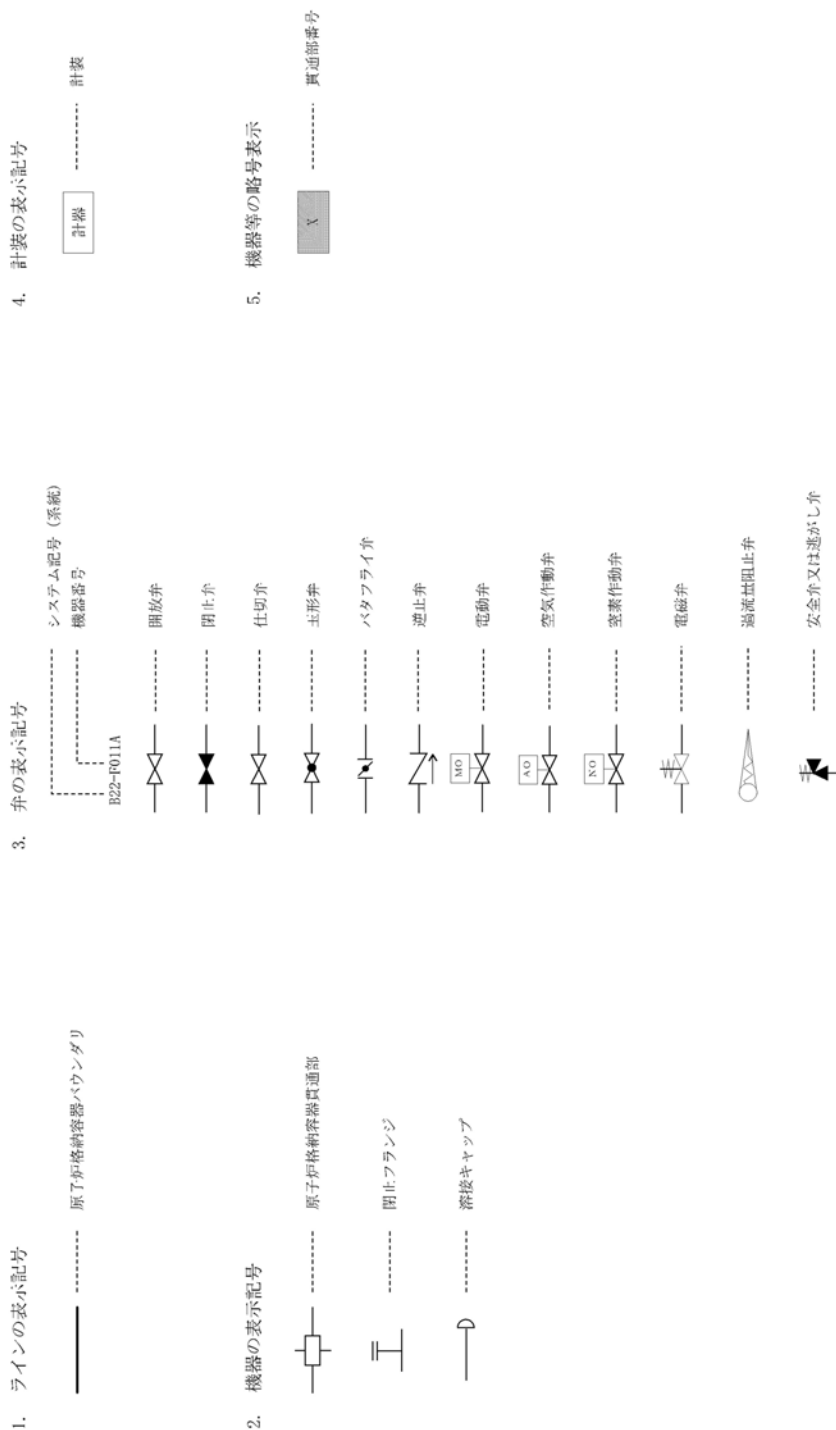


図 3-10 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図の記号及び略号



### 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)

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

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。

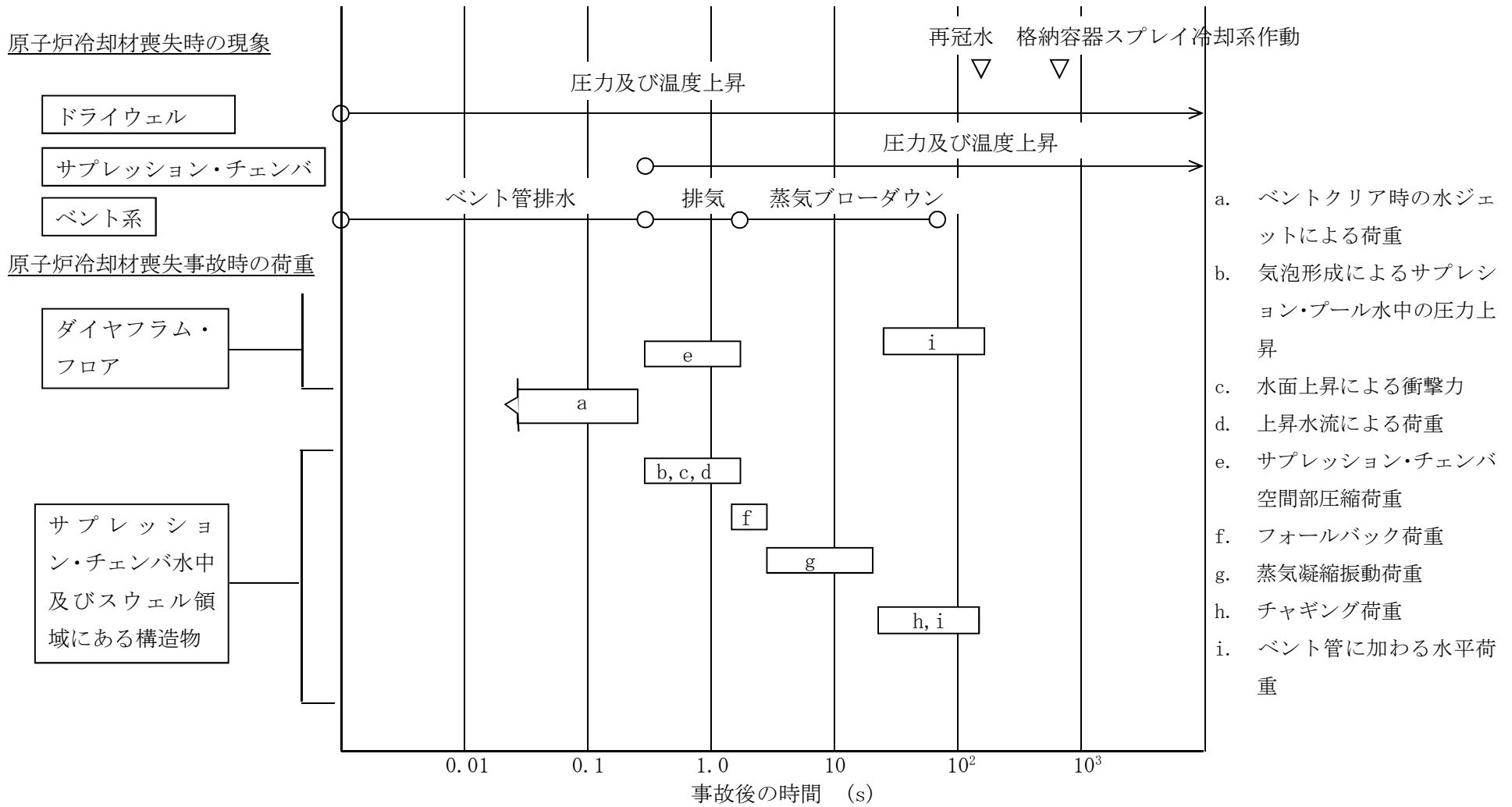


図 3-11 原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

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
a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウェ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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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: 水の比重量                              V: ジェット水速度 [ ] m/s)                              g: 重力加速度                         </li>   <li>○ 衝撃力                             P<sub>J</sub>= [ ] kg/cm<sup>2</sup>                              ベースマットとプール壁面に [ ] kg/cm<sup>2</sup> の圧力荷重が加わる。                         </li> </ul>

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. 気泡形成によるサプレッション・プール水中の圧力上昇	ドライウェルの空気がベント管から放出される際、気泡がサプレッション・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。	<p>○ 衝撃力</p> $F_I = A \cdot P_I(t)$ <p>A：衝撃の作用する実行面積 P<sub>I</sub>：衝撃圧力</p> $P_I(t) = P_{I\_max} \frac{(1 - \cos 2\pi \frac{t}{T})}{2}$ <p>T：衝撃継続時間</p> $P_{I\_max} = 2 \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H}{A} \cdot \frac{V}{g \times 10^4}$ <p>M<sub>H</sub>：水力的重量 g：重力加速度</p>



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	サプレッション・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ことにより、サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重が作用する。</p> <p>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>○ サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重：  <input type="text"/> kg/cm<sup>2</sup></p> <p>○ ダイヤフラム・フロア上向き差圧：  <input type="text"/> kg/cm<sup>2</sup></p>
f. フォールバック荷重	<p>上昇した水面の上昇が停止し、水が落下するとき落下水により、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> $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ <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 <input type="text"/> 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> <p><input type="text"/> kPa  <input type="text"/> kPa</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 5)

荷重	現象	設計評価荷重
h. チャギング荷重	<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ンダリに荷重が加わる。</p> <p>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>プールバウンダリに加わる荷重</p> <p><input type="text"/> kg/cm<sup>2</sup></p> <p><input type="text"/> 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</p> $F(t) = \text{} \times 10^3 \text{ kg}$ $0 \leq t \leq 3 \text{ ms}$ <p>○ 多ベント</p> $F(t) = M \cdot A(\tau) \sin\left(\frac{\pi t}{\tau}\right) \quad (0 \leq t \leq \tau)$ <p>ここで、</p> $A(\tau) = \text{} \times 10^3 \text{ kg}$ $3 \text{ ms} \leq \tau \leq 6 \text{ ms}$ <p>M = <input type="text"/></p> <p>(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，サプレッション・プール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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</li> <li>○ 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：水の比重量                      V：ジェット水速度                      g：重力加速度</li> </ul>
<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: 2px solid black; width: 80px; height: 60px; 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**、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圧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」

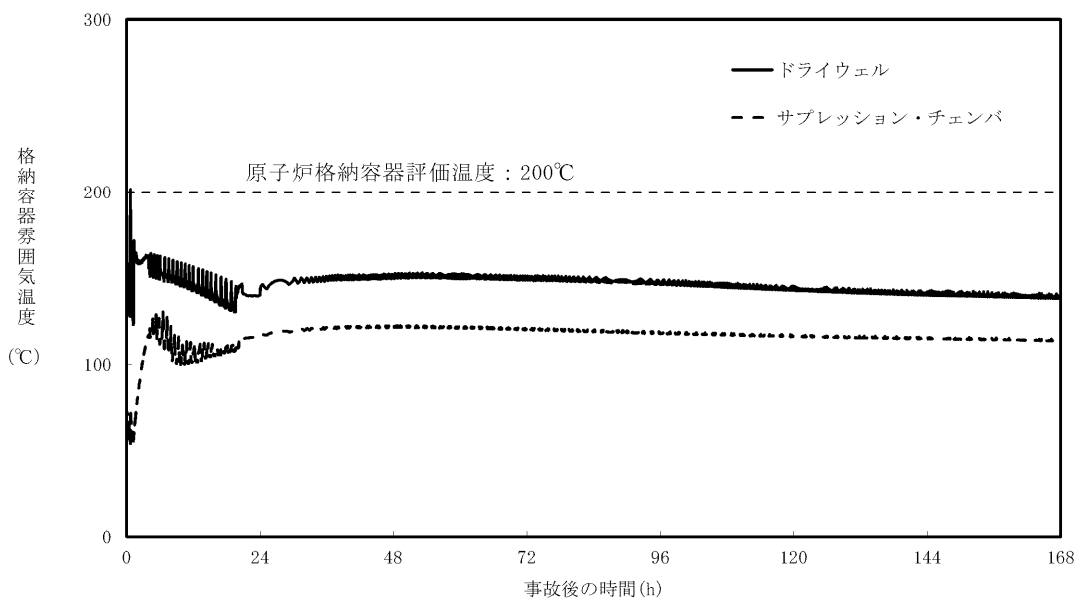


図 3-12 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度の変化

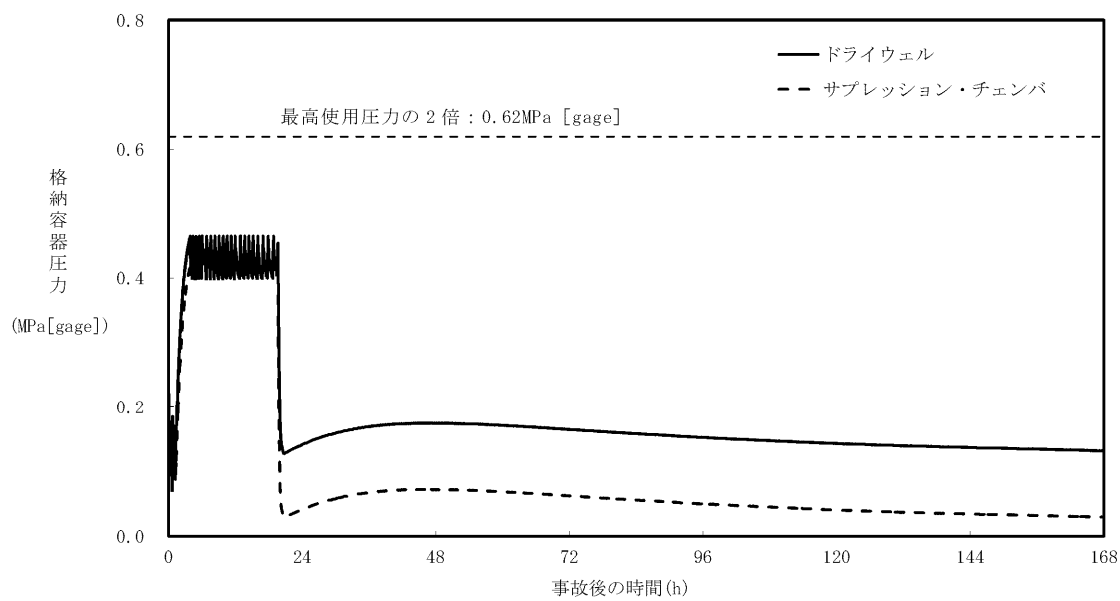


図 3-13 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化



### 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、「3.2.3 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。

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、想定される重大事故等時において、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。

耐圧強化ベント系の系統設計流量は約 48,000 kg/h であり、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気ができる設計とする。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、ペDESTAL（ドライウエル部）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イ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（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（格納容器スプレイ冷却系）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イ冷却系（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イヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、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イ冷却系（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イ冷却系（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イ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ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イヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、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イ冷却系（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イ冷却系（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（格納容器スプレイ冷却系）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ェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ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熔融炉心冷却機能

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、熔融し、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、熔融炉心がペ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)にあらかじめ必要な水位及び水量を確保し、落下した熔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、熔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、熔融炉心とペ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熔融炉心からペ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を經由してペDESTAL(ドライウエル部)へ注水し、熔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。

また、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。

格納容器下部注水系（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。

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。

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1.2m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。

自主対策設備であるペDESTAL排水系に設置する安全弁は、排水流路の上部から分岐した配管に設置することにより、排水性に悪影響を及ぼさない設計とする。また、安全弁はペDESTAL排水系と同等の設計とし、ペDESTAL排水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

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熔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熔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熔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、サブプレッション・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熔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、熔融炉心のペ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可搬型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。

可搬型窒素供給装置は、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成し、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。

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

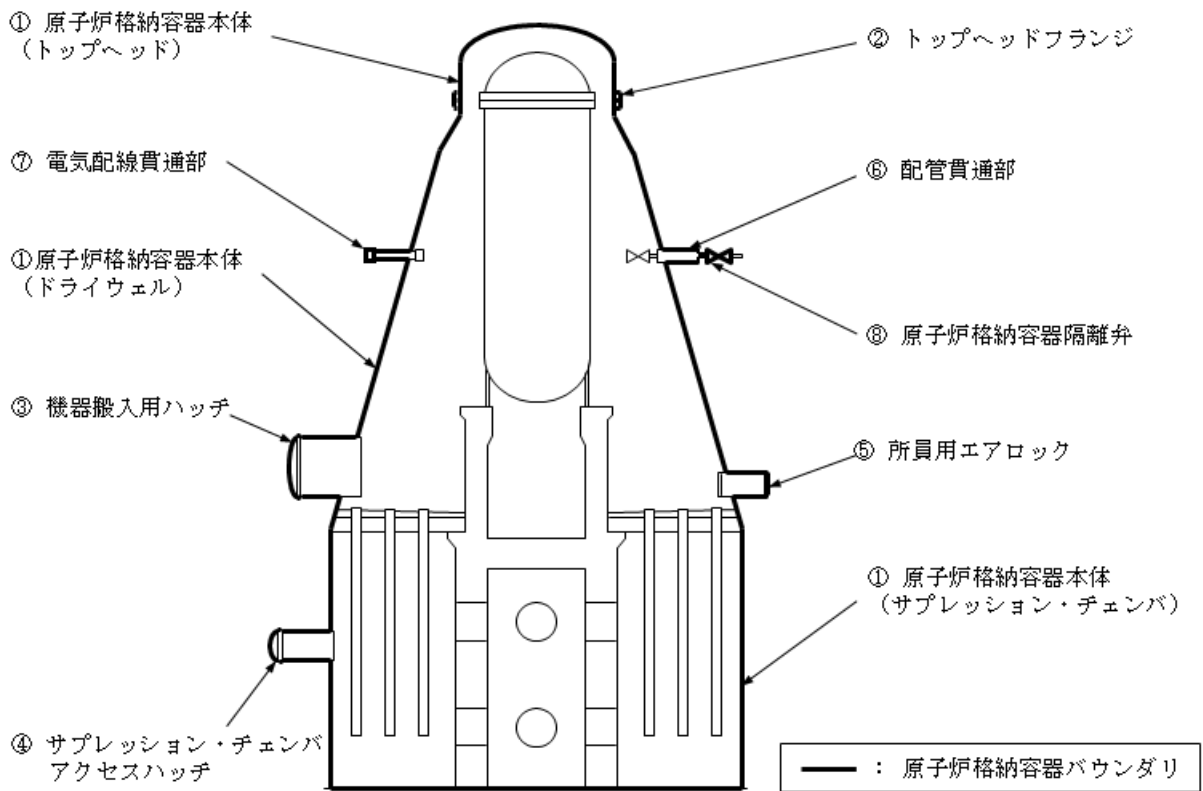


図4-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

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。

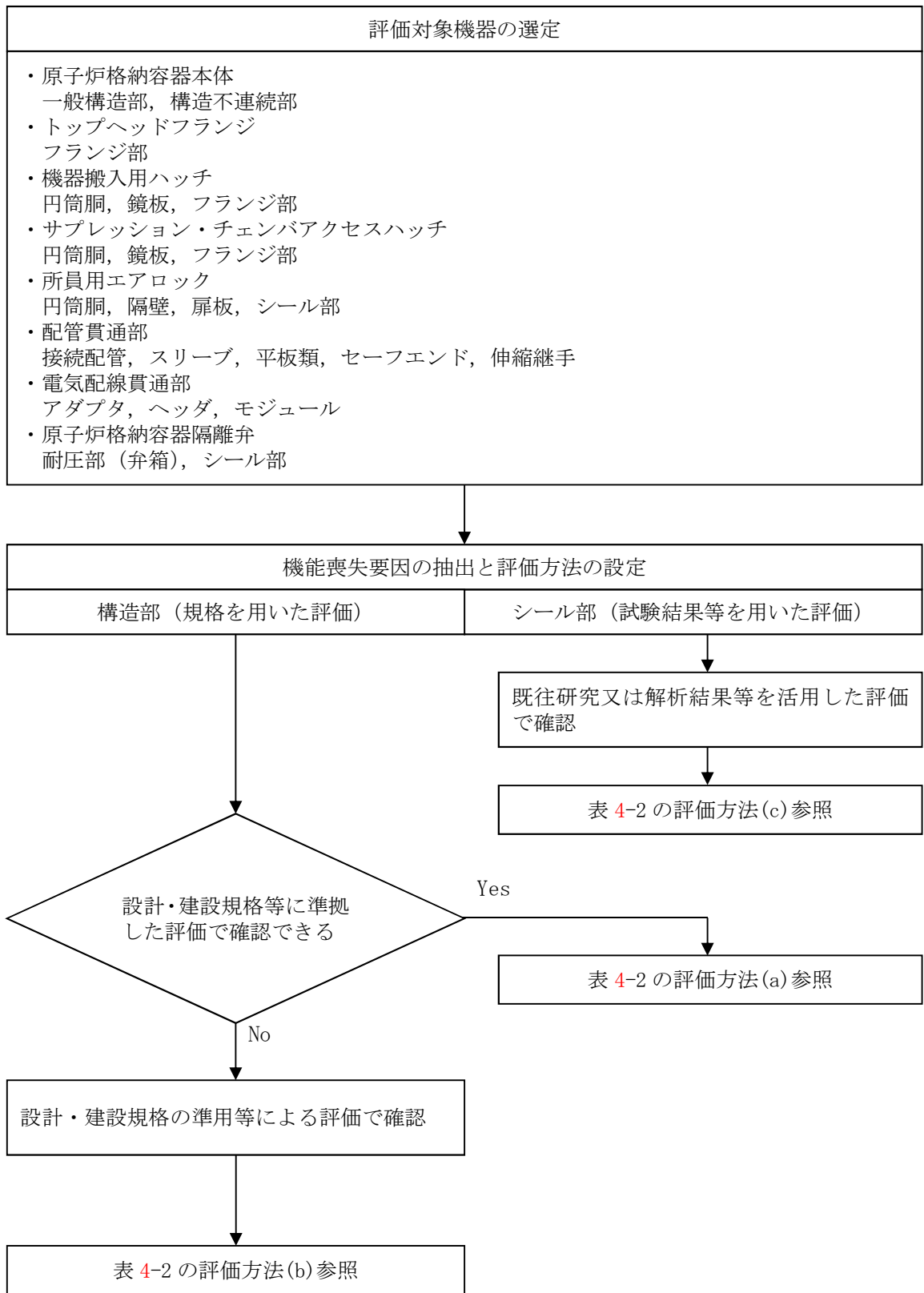


図4-2 評価方法による評価対象の分類

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
本 格 原 子 炉 容 器	一般構造部，構造不連続部	延性破壊 (一般構造部)	(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 (構造不連続部)			
ハ ッ チ 類	トップヘッドフランジ	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。	
	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「機器搬出入口の強度計算書」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。	
	サブプレッション・チェンバアクセスハッチ	延性破壊 (円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト)	(a)	V-3-9-1-3「エアロックの強度計算書」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。	
	所員用エアロック	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)	機械工学便覧のは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を
		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を

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	延性破壊	(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 (スリーブ本体)	(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 (スリーブ取付部)			
	平板類	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を
	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。		
電気配線貫通部	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			
	モジュール	高温劣化 (シール部)	(c)	電気ペネ共研, 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
原子炉格納容器隔離弁	不活性ガス系 バタフライ弁	延性破壊	(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)	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	延性破壊	(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を

- ※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 <sup>*1</sup>	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℃ 2 Pd	開口量：□□□（内側），□□□（外側）	許容開口量□□□以下	シール機能維持 <sup>*2</sup>
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「機器搬出入口の強度計算書」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℃ 2 Pd	開口量□□□（内側），□□□（外側）	許容開口量□□□以下	シール機能維持 <sup>*2</sup>
サプレッション・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℃ 2 Pd	開口量：□□□（内側），□□□（外側）	許容開口量□□□以下	シール機能維持 <sup>*2</sup>
所員用エアロック	構造部（円筒胴）	V-3-9-1-3「エアロックの強度計算書」に記載。				
	構造部（隔壁）					
	シール部（扉板シール部）	機械工学便覧 ガスケット試験	200℃ 2 Pd	開口量□□□	許容開口量□□□以下	シール機能維持 <sup>*2</sup>
	シール部（その他シール部）	ガスケット試験 材料仕様	200℃	□□□以上	□□□以上	シール機能維持 <sup>*3</sup>

※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)

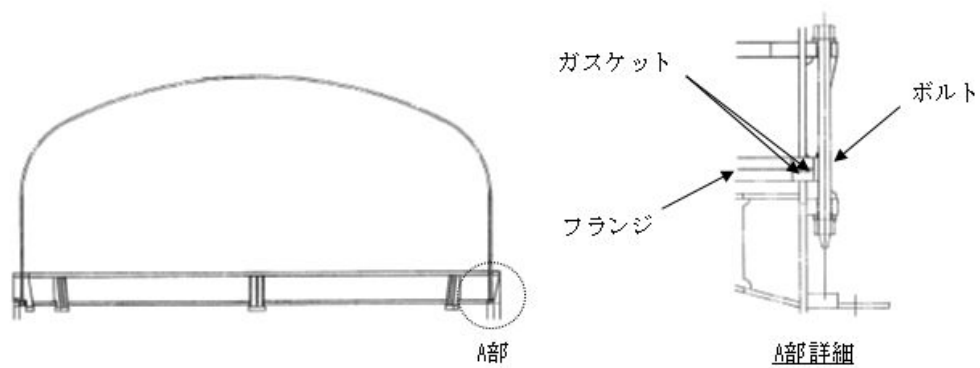
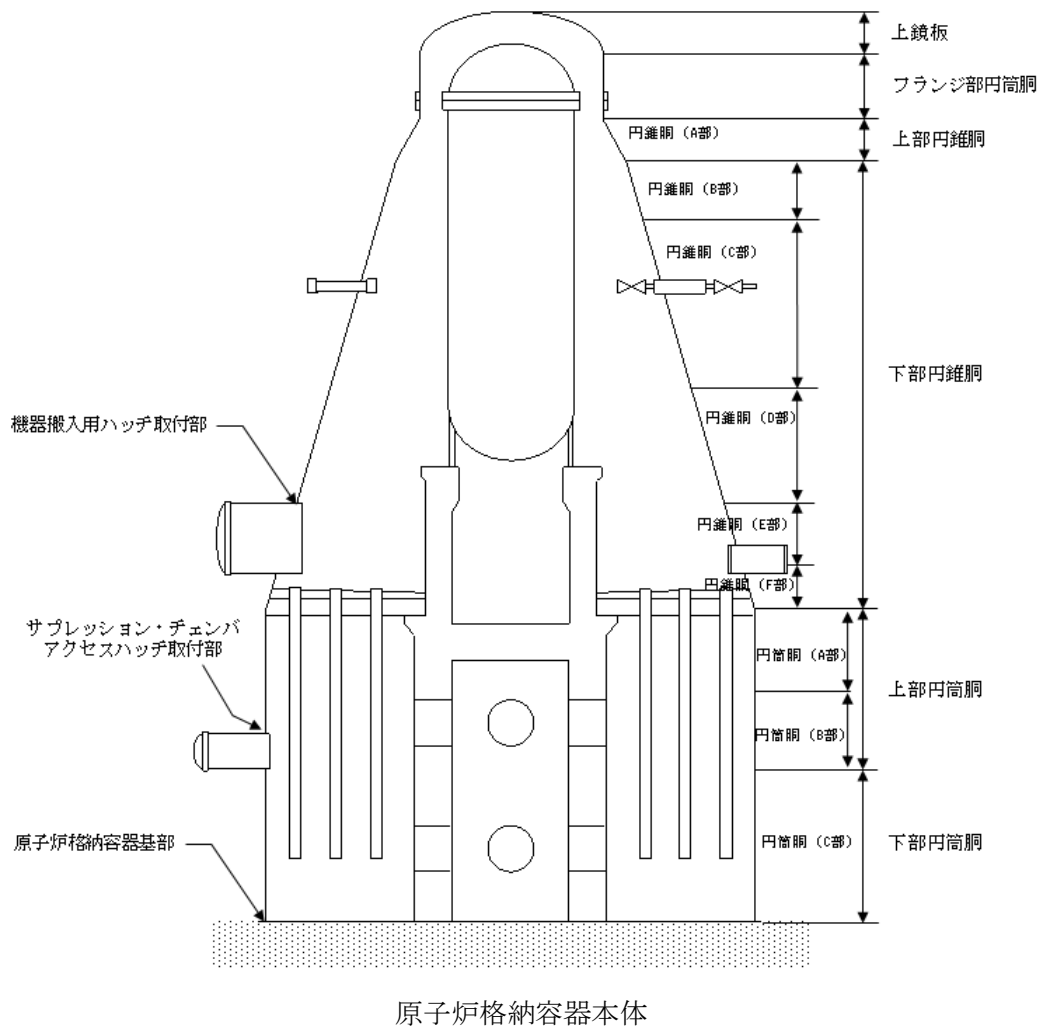
評価対象		評価点	評価方法	評価条件	評価値 <sup>※1</sup>	判定基準	評価結果
配管 貫通部	接続配管	同左	V-3-5-4-1「高圧炉心スプレイ系の強度計算書」に記載。				
	スリーブ	スリーブ本体	V-3-9-1-4-1「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。				
		スリーブ取付部					
	平板類	構造部 (ボルト締め平板)	V-3-9-1-4-1「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。				
		構造部 (フランジ, ボルト)					
		シール部 (フランジ, ガasket)	文献の理論式	200 °C 2 Pd	開口量: <input type="text"/>	許容開口量 <input type="text"/> 以下	シール機能維持 <sup>※2</sup>
	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ペローズの強度計算書」に記載。					
電気配線 貫通部	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。				
	ヘッダ	同左					
	モジュール	シール部 (モジュール)	電気ペネ共研, NUPEC 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 <sup>※4</sup>
原子炉 格納容器 隔離弁	不活性ガス系 バタフライ弁	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	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 <sup>※4</sup>
	T I P ボール 弁	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	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 <sup>※3</sup>

※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

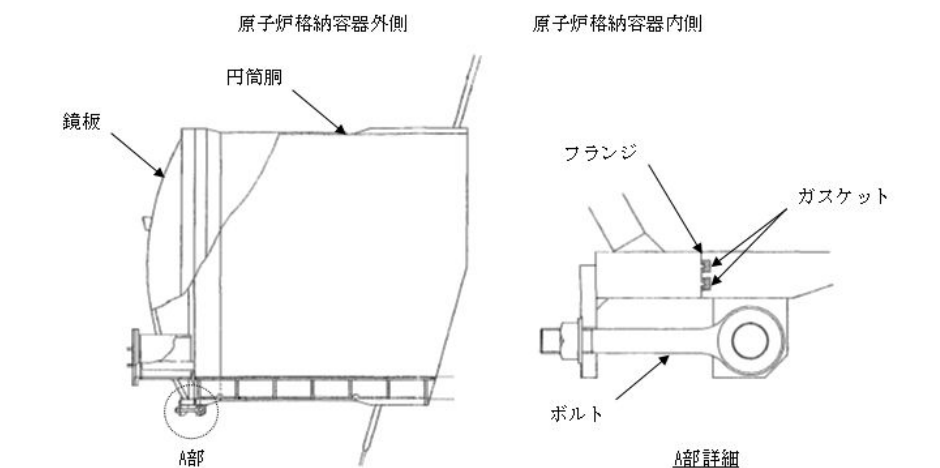
※3 : シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

※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

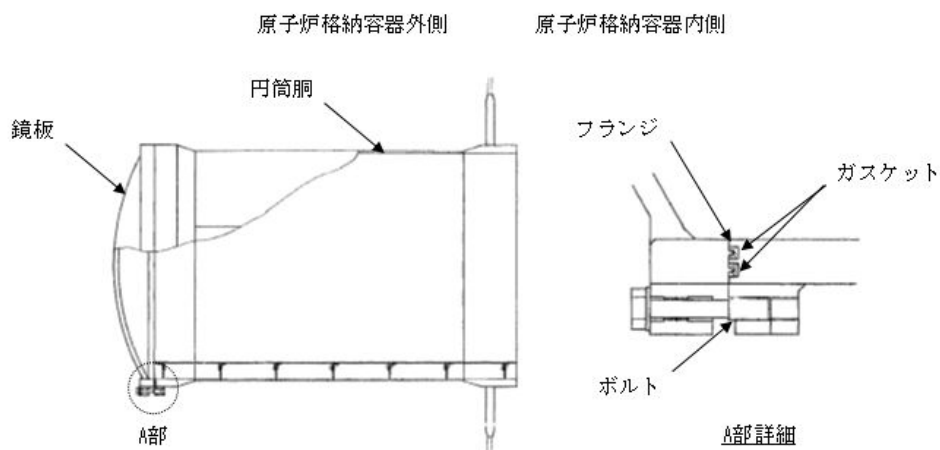


トップヘッドフランジ

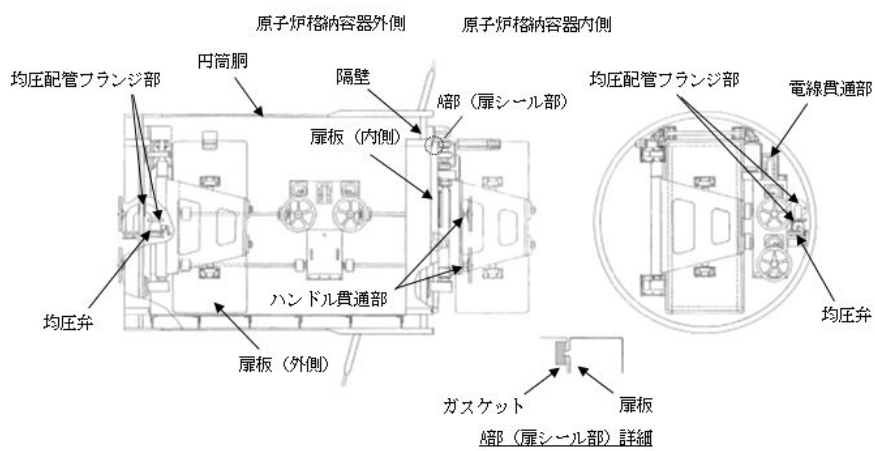
図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)



機器搬入用ハッチ

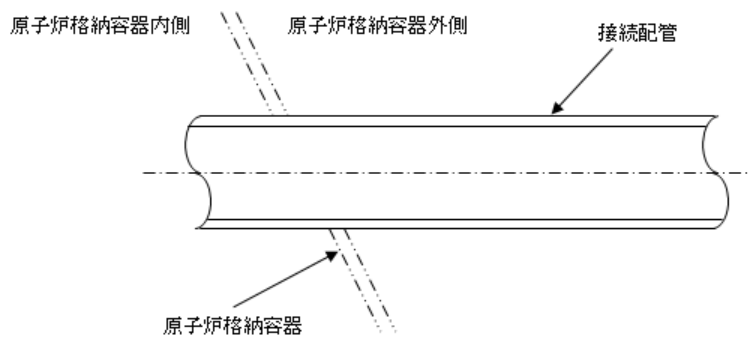


サプレッション・チェンバアクセスハッチ

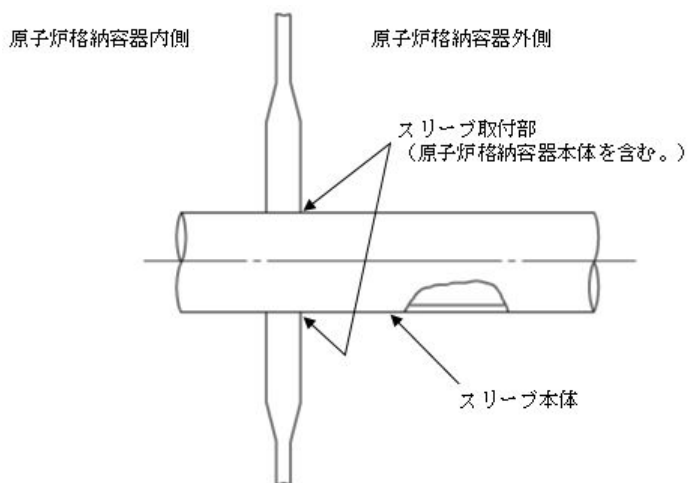


所員用エアロック

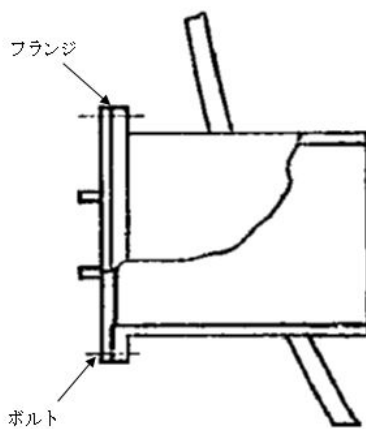
図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/5)



配管貫通部（接続配管）

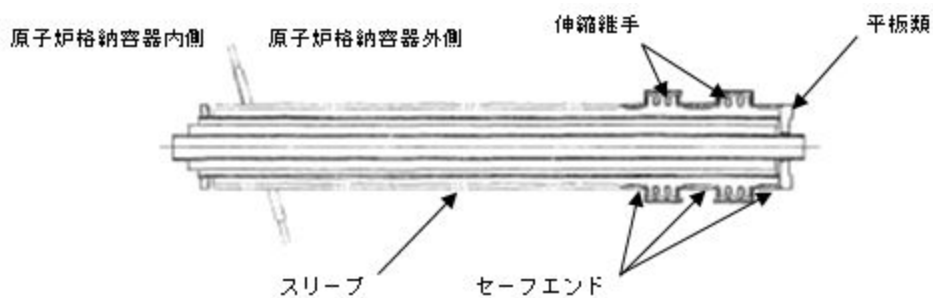


配管貫通部（スリーブ）

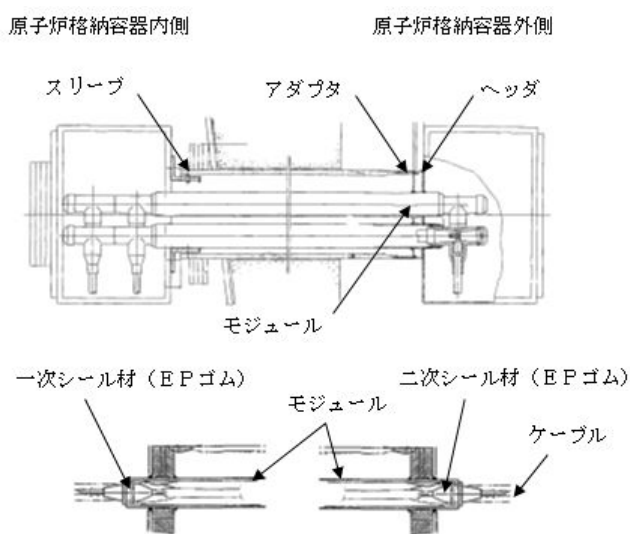


配管貫通部（平板類）

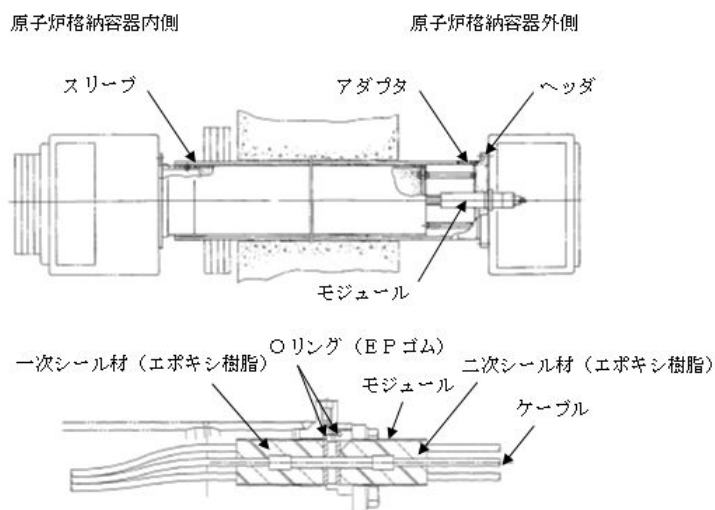
図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)



配管貫通部（セーフエンド，伸縮継手）

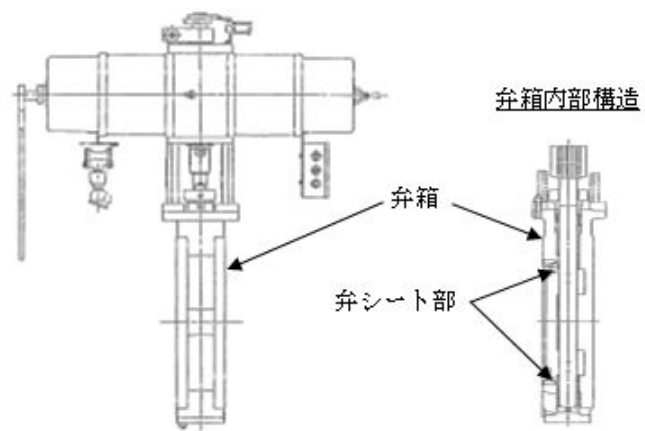


電気配線貫通部（高圧用）

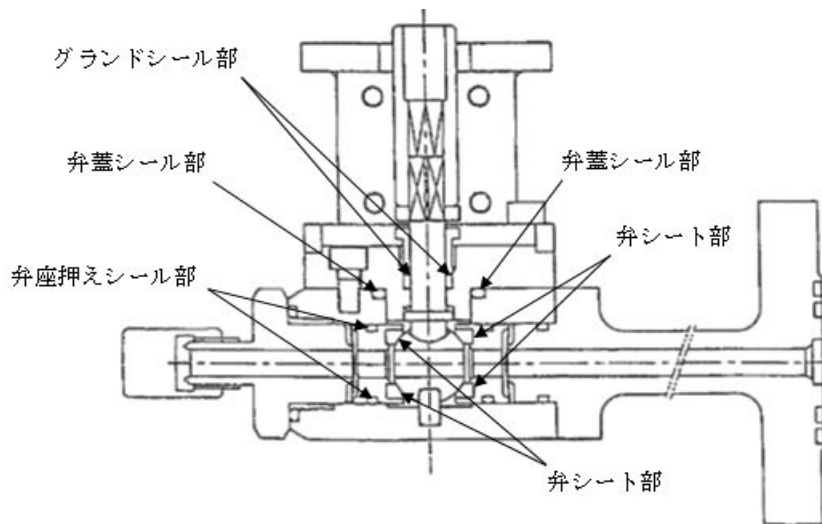


電気配線貫通部（低圧用）

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。



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

## 目 次

1. <u>概要</u>	
2. <u>原子炉格納容器本体</u>	
2.1 <u>評価方針</u> .....	別添 1-2-1
2.2 <u>評価結果</u> .....	別添 1-2-1
3. <u>トップヘッドフランジ</u>	
3.1 <u>評価方針</u> .....	別添 1-3-1
3.2 <u>評価</u> .....	別添 1-3-3
3.3 <u>評価結果</u> .....	別添 1-3-13
4. <u>機器搬入用ハッチ</u>	
4.1 <u>評価方針</u> .....	別添 1-4-1
4.2 <u>評価</u> .....	別添 1-4-3
4.3 <u>評価結果</u> .....	別添 1-4-11
5. <u>サプレッション・チェンバアクセスハッチ</u>	
5.1 <u>評価方針</u> .....	別添 1-5-1
5.2 <u>評価</u> .....	別添 1-5-3
5.3 <u>評価結果</u> .....	別添 1-5-11
6. <u>所員用エアロック</u>	
6.1 <u>評価方針</u> .....	別添 1-6-1
6.2 <u>評価</u> .....	別添 1-6-4
6.3 <u>評価結果</u> .....	別添 1-6-7
7. <u>配管貫通部</u>	
7.1 <u>概要</u> .....	別添 1-7-1
7.2 <u>配管貫通部（接続配管）</u> .....	別添 1-7-2
7.3 <u>配管貫通部（スリーブ）</u> .....	別添 1-7-3
7.4 <u>配管貫通部（平板類）</u> .....	別添 1-7-4
7.4.1 <u>評価方針</u> .....	別添 1-7-4
7.4.2 <u>評価</u> .....	別添 1-7-5
7.4.3 <u>評価結果</u> .....	別添 1-7-6
7.5 <u>配管貫通部（セーフエンド）</u> .....	別添 1-7-7
7.6 <u>配管貫通部（伸縮継手）</u> .....	別添 1-7-8

## 8. 電気配線貫通部

8.1 概要	別添 1-8-1
8.2 電気配線貫通部 (アダプタ)	別添 1-8-3
8.3 電気配線貫通部 (ヘッダ)	別添 1-8-4
8.4 電気配線貫通部 (モジュール)	別添 1-8-5
8.4.1 評価方針	別添 1-8-5
8.4.2 評価	別添 1-8-6
8.4.3 評価結果	別添 1-8-10

## 9. 原子炉格納容器隔離弁

9.1 概要	別添 1-9-1
9.2 原子炉格納容器隔離弁 (不活性ガス系バタフライ弁)	別添 1-9-2
9.2.1 評価方針	別添 1-9-2
9.2.2 評価	別添 1-9-3
9.2.3 評価結果	別添 1-9-3
9.3 原子炉格納容器隔離弁 (T I P ボール弁)	別添 1-9-4
9.3.1 評価方針	別添 1-9-4
9.3.2 評価	別添 1-9-5
9.3.3 評価結果	別添 1-9-5

別紙 1 原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について

別紙 2 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

別紙 3 原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物 (F P) 沈着による影響について

## 1. 概要

本資料は、「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」(以下「説明書」という。)の「6. 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」に示す重大事故等時の評価温度, 評価圧力に対する原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持の評価方法及び評価結果を詳細に示すものである。

## 2. 原子炉格納容器本体

### 2.1 評価方針

原子炉格納容器本体の強度評価方針は、V-3-9-1-1「原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

なお、東海第二発電所の原子炉格納容器は原子炉格納容器基部においてアンカボルトで支持された自立式の原子炉格納容器であるため、温度上昇時には原子炉格納容器基部に熱応力（二次応力）が発生する。二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を引き起こすとは考えられないが、念のため一次＋二次応力を評価する。

### 2.2 評価結果

原子炉格納容器本体の強度評価結果は、V-3-9-1-1「原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

原子炉格納容器基部の一次＋二次応力は、許容値を超える結果となったため、疲労評価を行い、疲労累積係数が1以下であることを確認した。

## 原子炉格納容器基部の評価

### 1. 概要

原子炉格納容器本体については、200 °C、2 Pdにおいて一次応力が発生する。また、原子炉格納容器基部については、熱膨張の拘束による熱応力が発生する。ここでは、既工認（工事計画認可申請書参考資料（平成20・02・29原第41号 平成20年4月7日付け）の参考資料2-6「サプレッション・チェンバ円筒部シェル部及びサンドクッション部の強度計算書」の応力値を用いて、原子炉格納容器基部について一次応力+二次応力（ $P_L+P_b+Q$ ）を評価する。

なお、原子炉格納容器の限界圧力、限界温度の確認においては、繰り返し荷重を考慮する必要はないと考えられるが、原子炉格納容器基部については、念のため、200 °C、2 Pdにおける発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

### 2. 評価方針

発生応力は、熱により発生する二次応力に分類されることから、設計・建設規格に示される一次+二次応力の評価方法及び評価基準値に従う。

許容値は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態A、Bに対する許容値と同じ3S（S値：200 °Cにおける値）とする。

一次+二次応力が制限値を超えた場合は、設計・建設規格PVB-3315(2)に規定される疲労評価により、疲労累積係数が1以下であることを確認する。

3. 評価条件

(1) 圧力及び温度

評価圧力 : 0.62 MPa[gage] (2 Pd)  
評価温度 : 200 °C

(2) 材料及び許容応力

材料及び許容応力を表 2-3(1)に示す。

表 2-1(1) 材料の許容応力

部位	材料	一次+二次応力
		$P_L + P_b + Q$
原子炉格納容器	SGV480	393 (=3S)

4. 応力計算

(1) 応力評価点

応力評価点を表 2-3(2)及び図 2-3(1)に示す。応力評価点は、既工認の強度計算書において、一次局部膜応力+一次曲げ応力+二次応力が最大の値を示す部位を応力評価点とする。

表 2-1(2) 応力評価点

応力評価点番号	評価項目	応力評価点
P6	一次局部膜応力 + 一次曲げ応力 + 二次応力	原子炉格納容器基部

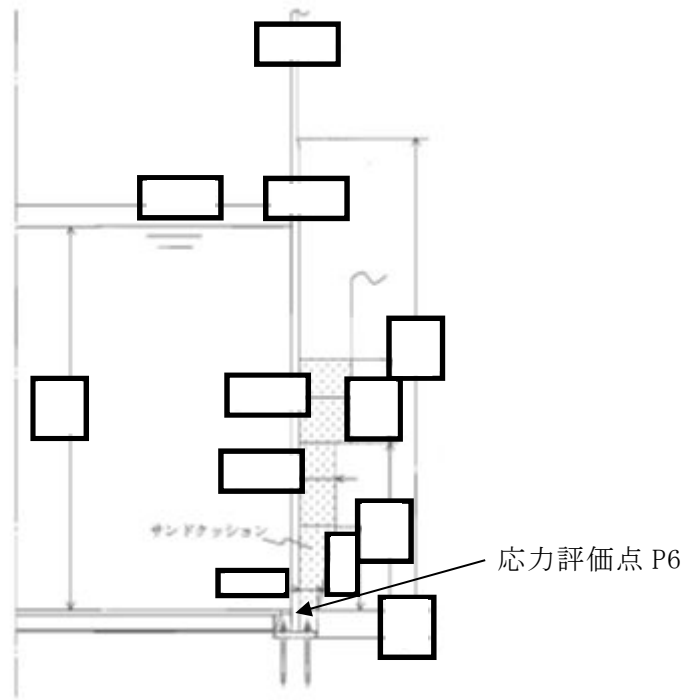


図 2-1(1) 応力評価点

(2) 応力計算

原子炉格納容器基部の作用する圧力，熱応力及び死荷重による圧力は，既工認で計算した応力を用い，評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。

5. 応力評価

原子炉格納容器基部の各荷重による応力を表 2-1(3)に示す。また，応力の組合せ結果を表 2-1(4)に示す。

応力評価点の発生応力は一次＋二次応力の許容値を超える結果となったため，疲労評価を行い，疲労累積係数が 1 以下であることを確認した。疲労評価の結果を表 2-1(5)，表 2-1(6)に示す。



表 2-1(3) 各荷重による応力

荷重	一次+二次応力					
	$P_L + P_R + Q$					
	内面			外面		
	$\sigma_t$	$\sigma_l$	$\tau$	$\sigma_t$	$\sigma_l$	$\tau$
SA 時荷重						
鉛直荷重 (通常)						
熱荷重 (SA 時 : 200°C)						
プール水頭						

$\sigma_t$  : 円周方向応力,  $\sigma_l$  : 軸方向応力,  $\tau$  : せん断応力 (t-l 方向)

表 2-1(4) 一次+二次応力の評価結果

応力評価点	荷重の組合せ	応力分布	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
P6	死荷重+内圧+熱+S A 時の水頭圧	一次+二次応力		393

表 2-1(5) 疲労評価結果

$S_n$	発生応力 [MPa]	
K	応力集中係数	
$K_e$	ピーク応力補正係数	
$S_p$	疲労解析によるピーク応力強さのサイクルにおいて, その最大値と最小値との差 [MPa]	
$S_l$	繰返しピーク応力強さ [MPa]	
$S_l'$	補正繰返しピーク応力強さ [MPa]	
$N_a$	許容繰返し回数 [回]	
$N_c$	重大事故等時の繰返し回数 [回]	1
U	疲労累積係数	

注) 設計・建設規格 PVB-3315(2) 項を適用

表 2-1(6) 評価結果

一次+二次応力評価 (MPa)		疲労評価	
一次+二次応力評価	許容応力	疲労累積係数	許容値
	393		1

### 3. トップヘッドフランジ

#### 3.1 評価方針

トップヘッドフランジの強度評価方針は、V-3-9-1-1「原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

トップヘッドフランジは、原子炉格納容器の上蓋フランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にシリコンゴムのガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

シール部については、内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。

また、フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが、重大事故環境に晒されると、シール材が高温劣化し、フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって、トップヘッドフランジの機能喪失要因は、シール部のフランジ開口量及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられるため、200℃、2Pdでのガスケットの健全性を確認する。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・フランジ固定部の強度
- ・ガスケットの健全性

トップヘッドフランジの評価対象と評価方法を表3-1に、評価対象を図3-1にそれぞれ示す。

表 3-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール部 (フランジ、ガスケット)	開口 シール機能低下	実機モデルのFEM解析による開口量評価 既往研究の試験結果を用いた評価

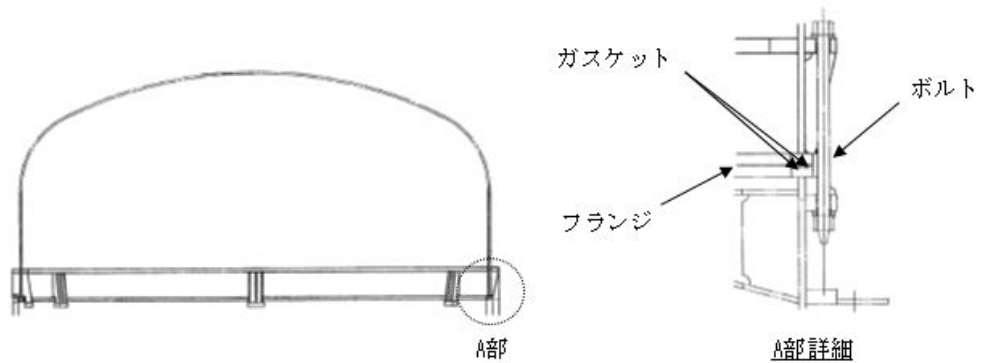


図 3-1 トップヘッドフランジの評価対象

(1) フランジ固定部の強度

原子炉格納容器の重大事故等時の過温，過圧時におけるフランジ開口量を評価するために，FEM解析を用いてトップヘッドフランジ部における開口量を評価する。

(2) ガasketの健全性

シール材（ガスケット）には，従来はシリコンゴムを使用しているが，福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ，より事故環境での性能特性に優れた改良EPDM製（EPDMはエチレンプロピレンゴムを示す。）のシール材に変更する。改良EPDM製シール材による事故時の原子炉格納容器閉じ込め機能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験結果をもとに原子炉格納容器限界開口量を評価し，重大事故等時におけるフランジ開口量と比較することで原子炉格納容器閉じ込め機能の評価する。

### 3.2 評価

トップヘッドフランジの強度評価結果は、V-3-9-1-1「原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。以下にシール部についての評価結果を示す。

#### (1) フランジの固定部の強度

トップヘッドフランジについて、2 Pdにおけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元 FEM モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図 3-2 に解析モデルを示す。本解析では、フランジの他、圧力作用面であるトップヘッド及び原子炉格納容器胴部（円筒胴及び円錐胴）をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト 1/2 ピッチ分をモデル化している。荷重条件として、0 から発散するまで内圧を加えた。

200 °Cにおける圧力と開口量の関係を図 3-3 に示す。

2 Pdにおける内側ガスケット部の開口量は  外側ガスケット部は  であった。

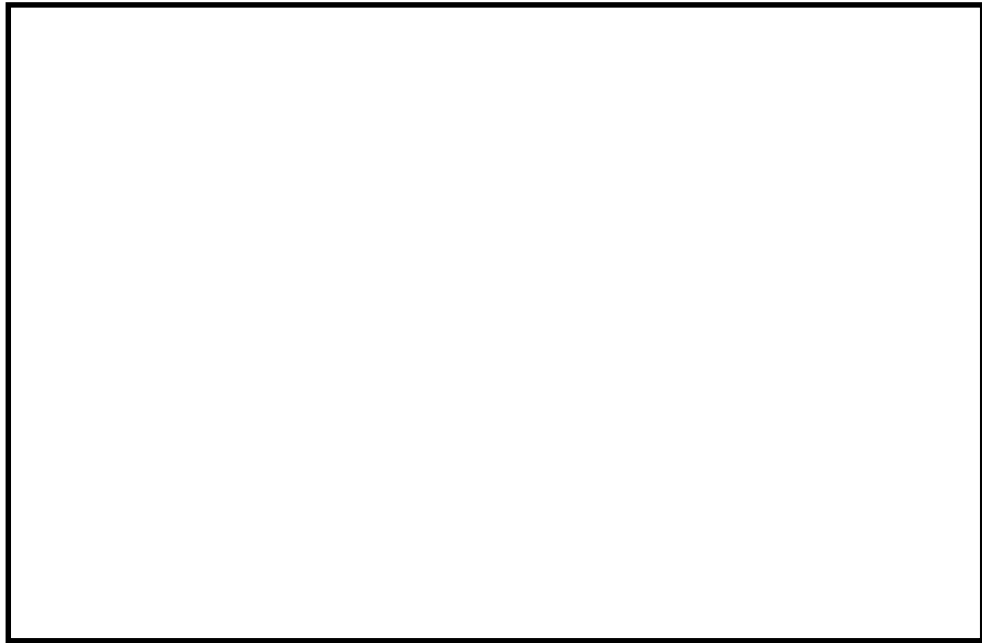


図 3-2 トップヘッドフランジの解析モデル

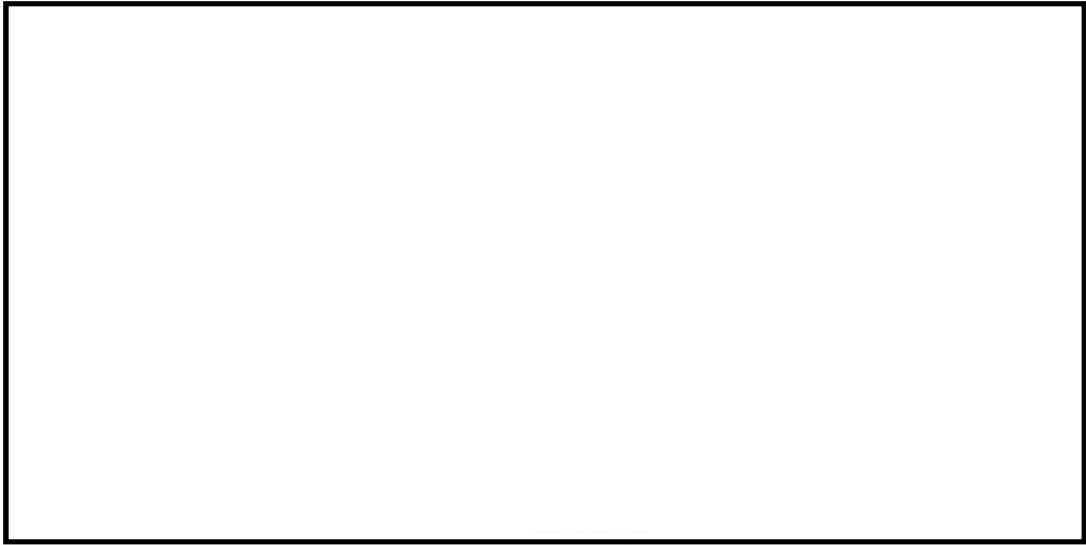


図 3-3 圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200 °C）

(2) ガasketの健全性

フランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、重大事故環境に晒されると、フランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、トップヘッドフランジのシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、事故時環境下の耐性が優れた改良E P D M製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良E P D M製シール材について、事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

a. シール材（改良E P D M製）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良E P D M製シール材の事故時環境における劣化特性を確認するために、J I S K 6 2 6 2「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じた圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表3-5に示す。なお、圧縮永久ひずみ測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0 %とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100 %としている。圧縮永久ひずみが表3-2で示す [ ] は、シール材の初期締付量が [ ] であるとき、 [ ] 戻ることを意味する。この場合 [ ] のフランジ部開口まではシール機能が確保可能である。

表 3-2 圧縮永久ひずみ試験<sup>※1</sup>結果 (改良EPDM製)

試験温度	200 °C
構造部放射線照射量	<input type="text"/>
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率 <sup>※2</sup>	<input type="text"/> % <sup>※3</sup>

※1 J I S K 6 2 6 2 に従い実施

※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

※3 %の平均値

b. 改良E P D M製シール材の性能確認試験

b-1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良E P D M製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジOリング溝を模擬した小型試験装置を用いて、事故条件を模擬した環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図3-4に示しており、実機Oリング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を製作し、予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガasket部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800 kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃を設定し、それぞれ7日間(168時間)一定温度で高温曝露している。また、試験治具のOリング溝は内側に[ ]の段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力2 Pd(0.62 MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9 MPaまで加圧して気密性を確認している。また、格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8 mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9 MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8 mmは、2 Pdにおける開口量が最も大きなトップヘッドフランジのフランジ開口量([ ])を1/2スケールにしたものと同様である。

試験結果は表3-3に示すとおり、本試験により200℃が168時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。

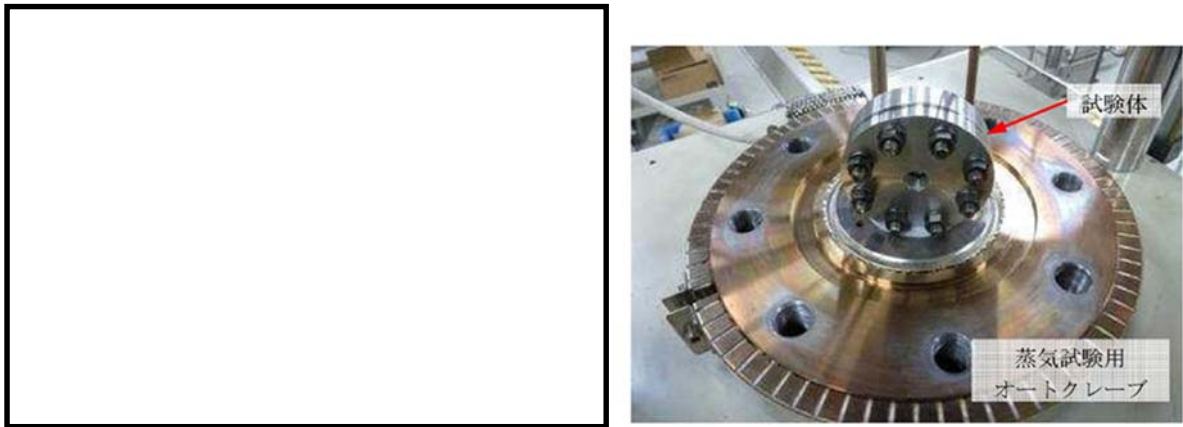


図3-4 改良E P D M製シール材の性能確認試験装置

表 3-3 He気密確認試験結果

No.	曝露条件	γ線照射量	開口変位 模擬	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
2	蒸気 1 MPa, 250℃, 168時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
3	蒸気 1 MPa, 250℃, 168時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○

○ : リーク及び圧力降下なし

#### b - 2 実機フランジ模擬試験

改良EPDM製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（ガスケット径：約250 mm）の実機フランジ模擬試験（実機フランジモデル試験）も実施しており、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行っている。試験装置は図3-5、図3-6に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800 kGyを用いて実施している。また、EPDMの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、格納容器限界圧力2 Pd(0.62 MPa)を包絡する圧力で気密性を確認した。



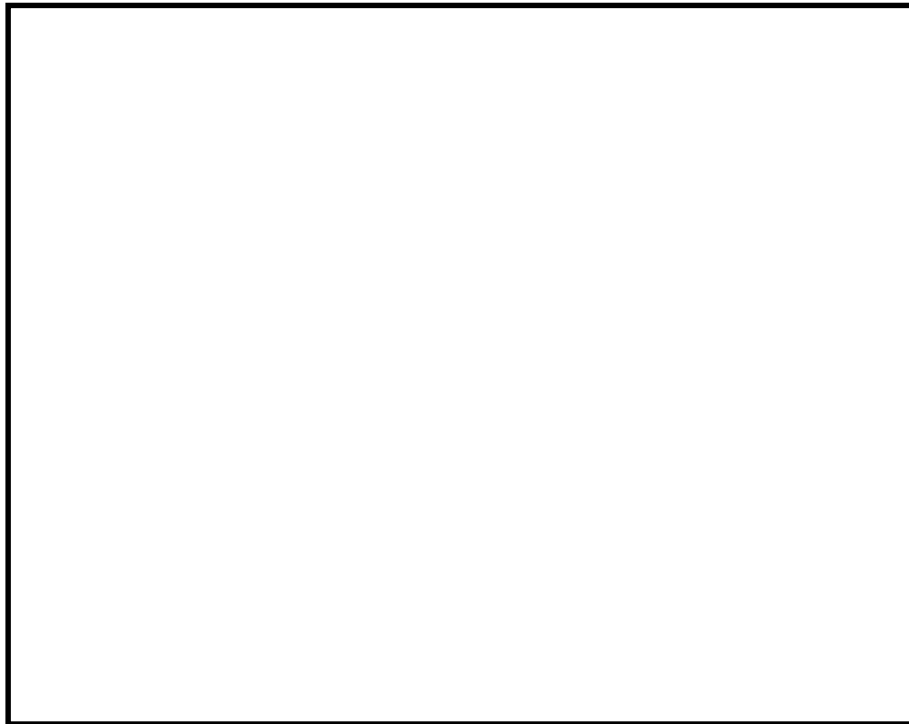
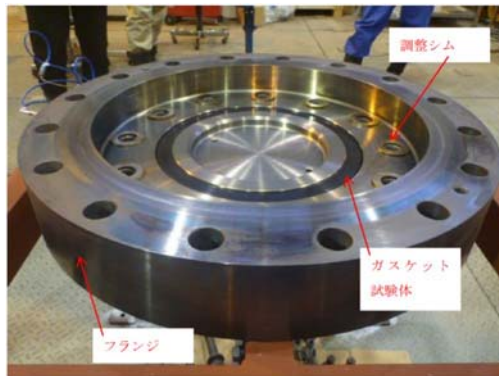
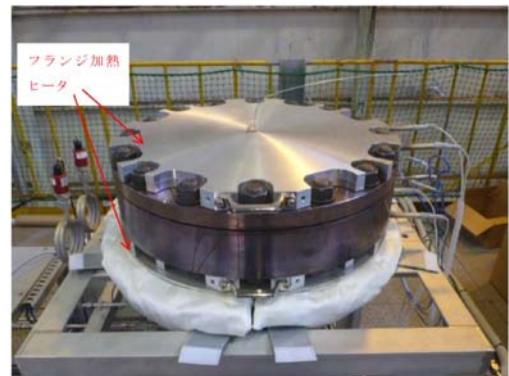


図 3-5 実機フランジ模擬試験の装置概要



試験装置外観 (フランジ開放時)



試験装置外観 (フランジ密閉時)

図 3-6 実機フランジ模擬試験装置の外観

試験結果を表 3-4 に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限 (0 mm) であっても、有意な漏えいは発生せず、200 °C・168 時間、250 °C・96 時間、300 °C・24 時間の耐性が確認された。図 3-7 に 200 °C・168 時間の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 3-7 より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化 (表面のひび割れ) は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化 (表面のひび割れ) はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表 3-4 シビアアクシデント条件での試験結果

No.	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	改良 EPDM (  )	200 °C	168 時間	0 mm	無
2	改良 EPDM (  )	250 °C	96 時間	0 mm	無
3	改良 EPDM (  )	300 °C	24 時間	0 mm	無

下記条件は全ケース共通

試験圧力：2 Pd 以上 (0.854 MPa 以上)、放射線照射量：800 kGy、

加圧媒体：乾熱 (空気)

漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。

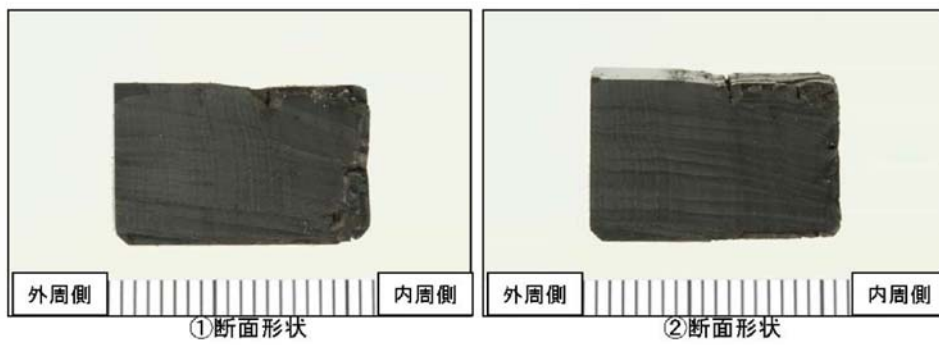
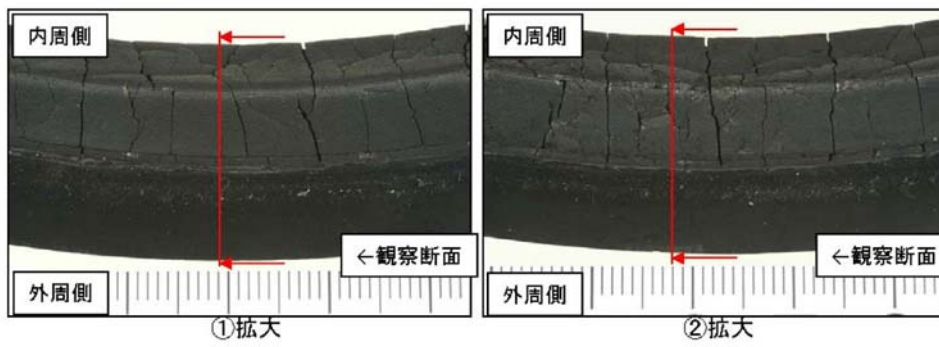


図 3-7 試験後の試験体外観 (200 °C・168 時間)

c. トップヘッドフランジの開口量評価

ガスケットの健全性を評価するにあたり、トップヘッドフランジに許容される開口量について以下のように設定する。

図 3-8 に開口量とシール材のシール性関係図を示す。東海第二発電所のトップヘッドフランジは、タング（突起）がガスケットを押し込む構造であり、フランジの定格締付量（タング押込量）は [ ] である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが、「シール材（改良 E P D M 製）の圧縮永久ひずみ試験」より得られたガスケットの圧縮永久ひずみ率 [ ] をもとに、ガスケットの事故時環境における最大復元量を評価すると、 [ ]（＝ [ ] × (100 % - [ ])）となる。また、「実機フランジ模擬試験」から 200 °C、2 Pd におけるタング押込量 0 mm においてシール機能が維持されていることを確認したことから、許容開口量は、最大復元量と同じ [ ] に設定する。

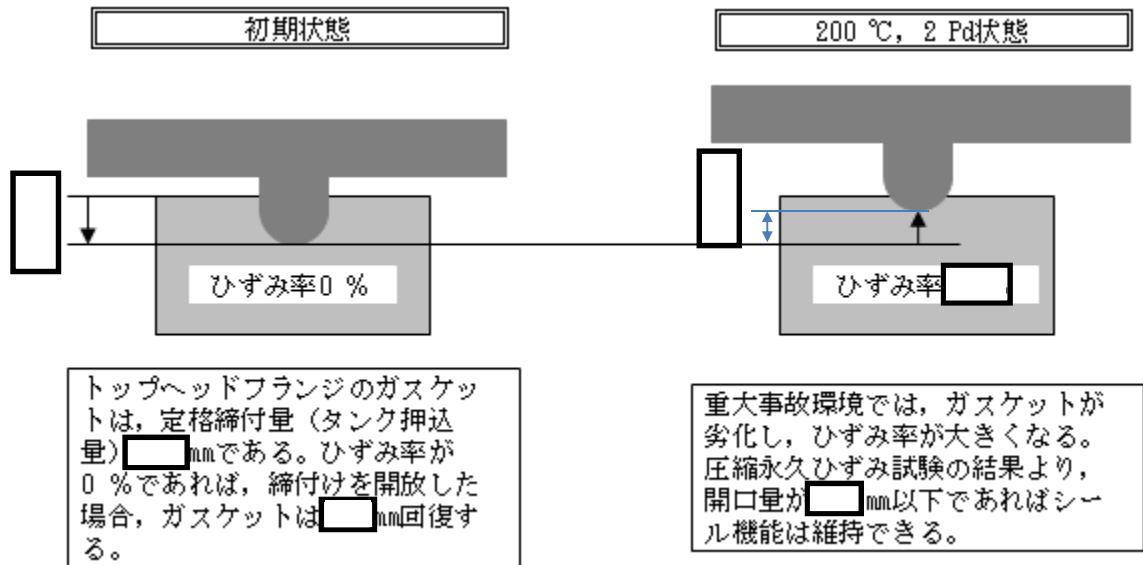


図 3-8 ひずみ率と許容開口量関係図

本評価に用いる許容開口量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約 19 時間）における環境条件を包絡する 168 時間後の圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から [ ] としている。

したがって、(1) 項にて求めた 200 °C、2 Pd (0.62 MPa [gage]) における開口量は、内側ガスケット部で [ ]、外側ガスケット部で [ ] であり、許容開口量 [ ] を下回り、シール機能が維持できることを確認した（図 3-9）。



図 3-9 圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200 °C）

### 3.3 評価結果

トップヘッドフランジの健全性評価結果を表3-5に示す。

表3-5 トップヘッドフランジの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	フランジの固定部の強度	フランジの開口評価	200 °C, 2 Pdにおけるフランジ開口を評価 (2)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う)	—
(2)	ガスケットの健全性	シール材劣化, 開口量評価	・ガスケット (改良EPDM製シール材) の事故時環境における劣化特性を考慮しても200 °C, 2 Pdにおけるフランジ開口量は, 許容開口量以下となり, シール機能が維持されることを確認	○

以上により, トップヘッドフランジについては, 200 °C, 2 Pd 環境下でも, 放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

なお, 更なる安全性向上対策として, 重大事故後の長期におけるシール機能健全性を補強するために, 高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については, バックアップシール材の試験を元に評価し, 格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

4. 機器搬入用ハッチ

4.1 評価方針

機器搬入用ハッチの強度評価方針は、V-3-9-1-2「機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

機器搬入用ハッチは、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒胴のフランジに鏡板フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

シール部については、内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。

また、フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが、重大事故環境に晒されると、シール材が高温劣化し、フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって、機器搬入用ハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・フランジ固定部の強度
- ・ガスケットの健全性

機器搬入用ハッチの評価対象と評価方法を表 4-1 に、評価対象を図 4-1 にそれぞれ示す。

表 4-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール部 (フランジ, ガスケット)	開口, シール材劣化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価</li> <li>・試験結果等に用いた評価</li> </ul>

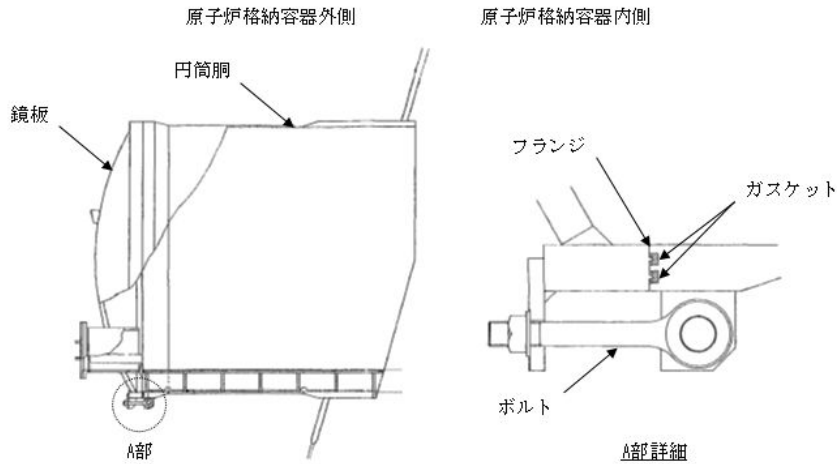


図 4-1 機器搬入用ハッチの評価対象

(1) フランジ固定部の強度

原子炉格納容器の重大事故時の過温，過圧時におけるフランジ開口量を評価するために，有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し，機器搬入用ハッチにおける開口量を評価する。

(2) ガasketの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコンゴムを使用しているが，事故環境下における性能特性に優れたシール材である改良EPDM製シール材に変更する。改良EPDM製シール材による事故時の原子炉格納容器閉じ込め機能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験結果をもとに原子炉格納容器限界開口量を評価し，重大事故時におけるフランジ開口量と比較することで原子炉格納容器閉じ込め機能を評価する。



4.2 評価

機器搬入用ハッチの強度評価結果は、V-3-9-1-2「機器搬出入口の強度計算書」に記載する。以下にシール部についての評価結果を示す。

(1) フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し、機器搬入用ハッチ部における開口量を評価した。解析モデルを図 4-2 に、開口量の解析評価結果を図 4-3 にそれぞれ示す。

2 Pd における開口量は、内側ガスケット部で約  外側ガスケット部で約  mm となる。

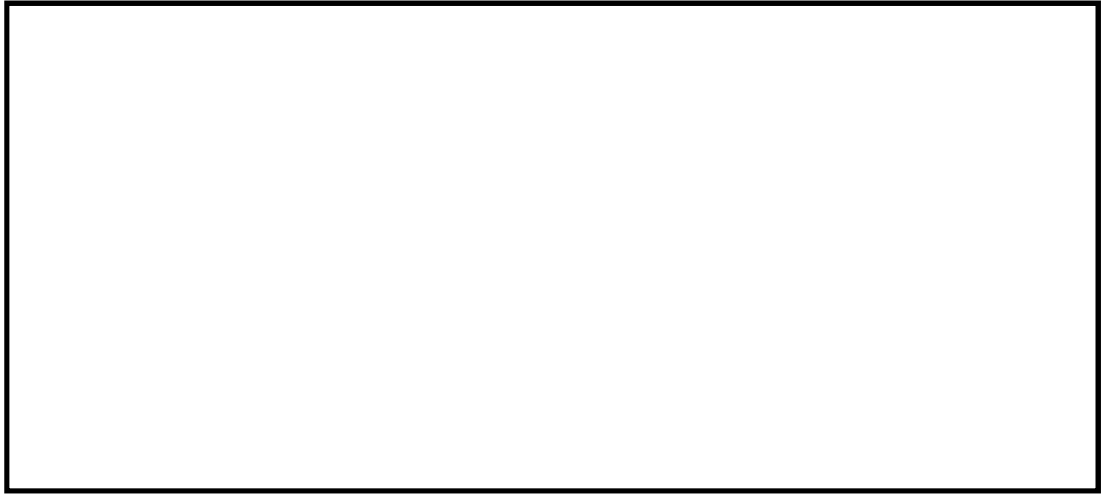


図 4-2 機器搬入用ハッチ開口部評価解析モデル

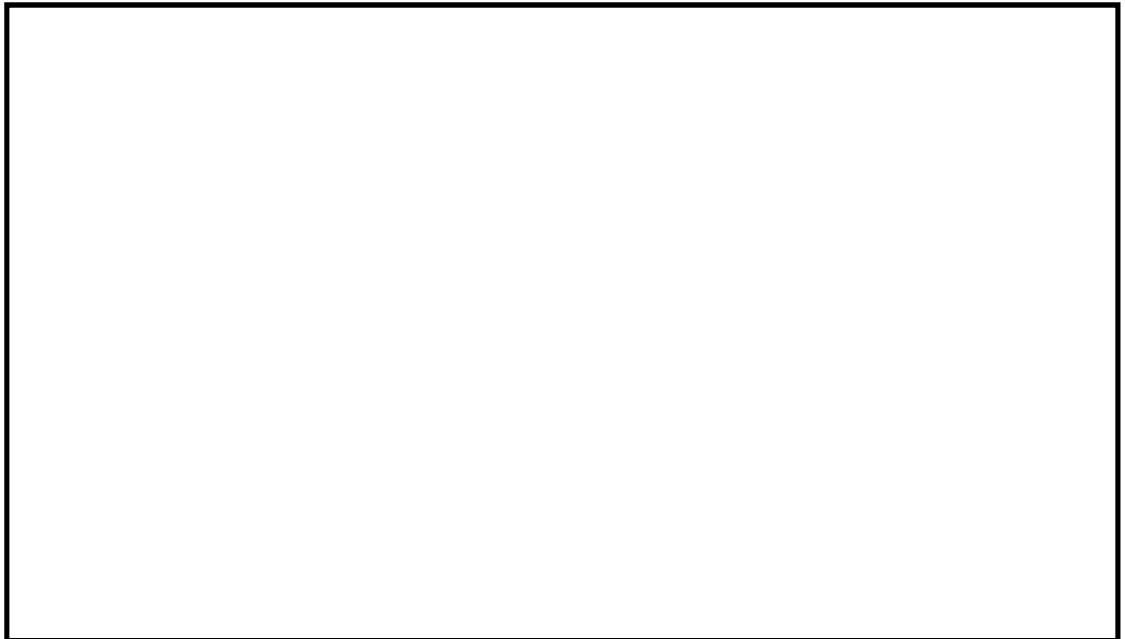


図 4-3 機器搬入用ハッチの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(2) ガasketの健全性

フランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、重大事故環境に晒されると、フランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、機器搬入用ハッチのフランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、事故時環境下の耐性が優れた改良E P D M製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良E P D M製シール材について、事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

a. シール材（改良E P D M製）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良E P D M製シール材の事故時環境における劣化特性を確認するために、J I S K 6 2 6 2「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じた圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表4-2に示す。なお、圧縮永久ひずみ測定とは、所定の圧縮率をかけて変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。例えば、圧縮永久ひずみが表4-2で示す [ ] は、シール材の初期締付量が [ ] であるとき、 [ ] 戻ることを意味する。この場合、 [ ] のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

表 4-2 圧縮永久ひずみ試験<sup>※1</sup> 結果（改良E P D M製）

試験温度	200℃
構造部放射線照射量	[ ]
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率 <sup>※2</sup>	[ ] <sup>※3</sup>

※1 J I S K 6 2 6 2 に従い実施

※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

※3 [ ] %の平均値

b. 改良E P D M製シール材の性能確認試験

b-1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良E P D M製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジOリング溝を模擬した小型試験装置を用いて、事故条件を模擬した環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図4-4に示しており、実機Oリング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を製作し、予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間（168時間）の累積放射線量の目安である800 kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃を設定し、それぞれ7日間（168時間）一定温度で高温曝露している。また、試験治具のOリング溝は内側に [ ] の段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力2 Pd(0.62 MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9 MPaまで加圧して気密性を確認している。また、格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8 mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9 MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8 mmは、2Pdにおける開口量が最も大きなトップヘッドフランジのフランジ開口量 [ ] を1/2スケールにしたものと同様である。

試験結果は表4-3で示すとおり、本試験により200℃が168時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。

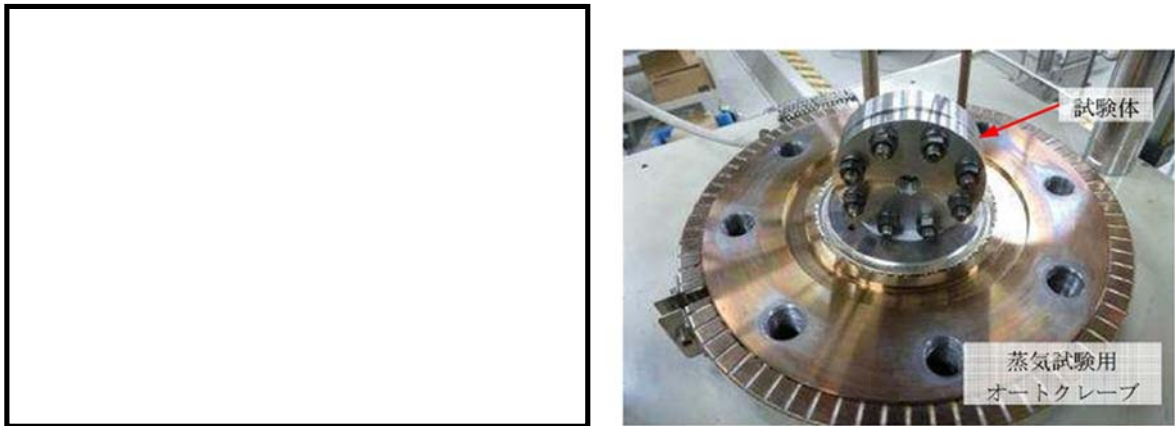


図4-4 改良E P D M製シール材の性能確認試験装置

表4-3 He気密確認試験結果

No.	曝露条件	γ線照射量	開口変位 模擬	0.3 MPa	0.65 MPa	0.9 MPa
1	乾熱 200℃, 168時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
2	蒸気 1 MPa, 250℃, 168時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
3	蒸気 1 MPa, 250℃, 168時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

b - 2 実機フランジ模擬試験

改良EPDM製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（ガスケット径：約250 mm）の実機フランジ模擬試験（実機フランジモデル試験）も実施しており、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行っている。試験装置は図4-5、図4-6に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800 kGyを用いて実施している。また、改良EPDM製シール材の劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、格納容器限界圧力2 Pd(0.62 MPa)を包絡する圧力で気密性を確認した。

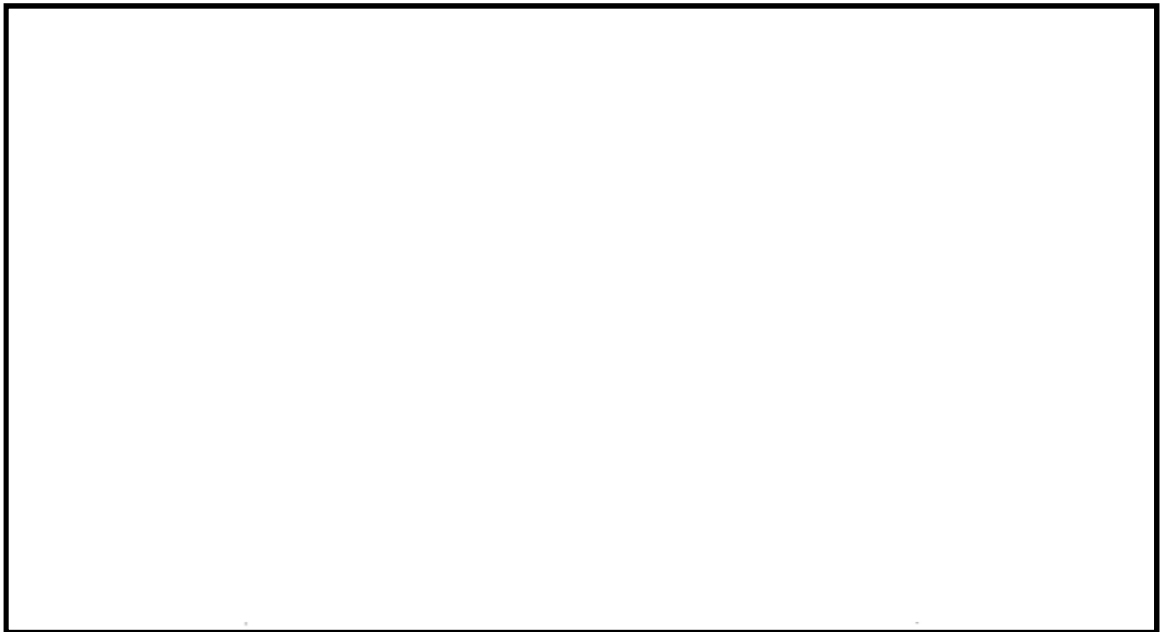
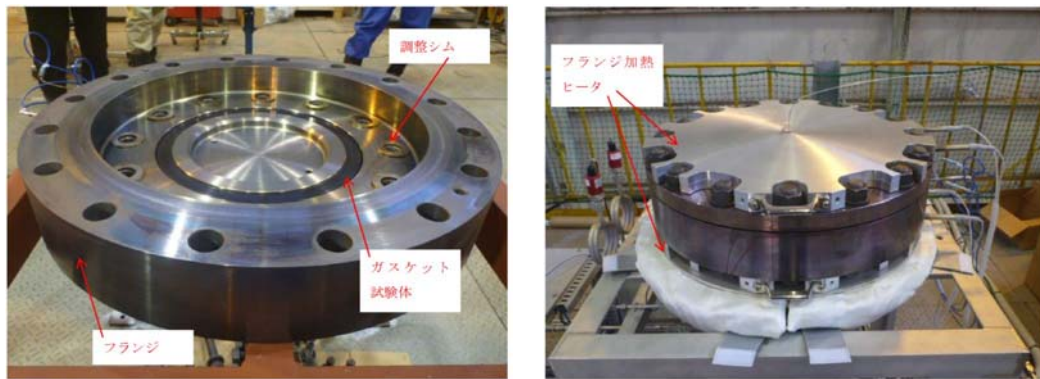


図4-5 実機フランジ模擬試験の装置概要



試験装置外観（フランジ開放時）      試験装置外観（フランジ密閉時）

図4-6 実機フランジ模擬試験装置の外観

試験結果を表4-4に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限(0mm)であっても、有意な漏えいは発生せず、200℃・168時間、250℃・96時間、300℃・24時間の耐性が確認された。図4-7に200℃・168時間の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図4-7より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化(表面のひび割れ)は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化(表面のひび割れ)はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表 4-4 シビアアクシデント条件での試験結果

No.	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	改良 EPDM (  )	200℃	168 時間	0 mm	無
2	改良 EPDM (  )	250℃	96 時間	0 mm	無
3	改良 EPDM (  )	300℃	24 時間	0 mm	無

下記条件は全ケース共通

試験圧力：2 Pd 以上 (0.854 MPa 以上)、放射線照射量：800 kGy、

加圧媒体：乾熱(空気)

漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。

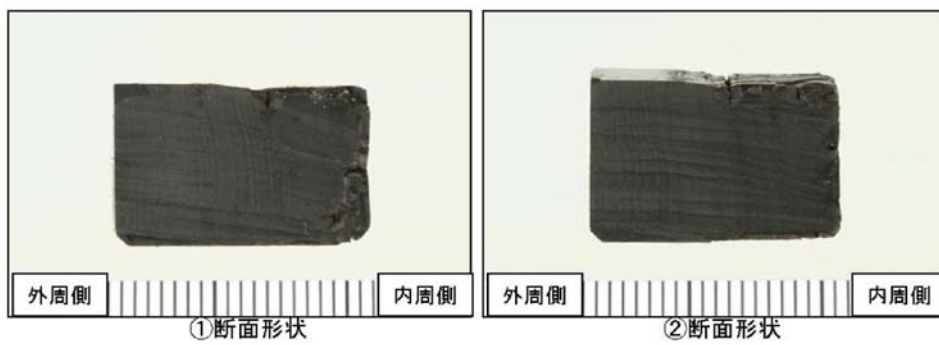
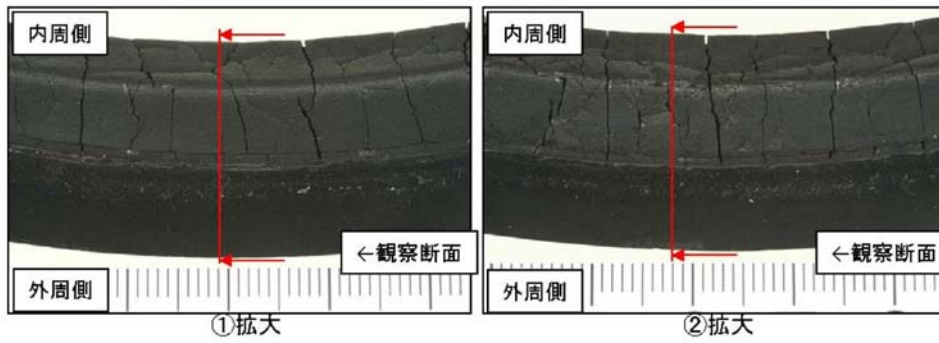


図 4-7 試験後の試験体外観 (200 °C・168 時間)

c. 機器搬入用ハッチフランジの開口量評価

ガスケットの健全性を評価するにあたり、機器搬入用ハッチフランジに許容される開口量について以下のように設定する。

図 4-8 に開口量とシール材のシール性関係図を示す。東海第二発電所の機器搬入用ハッチフランジは、タング（突起）がガスケットを押し込む構造であり、フランジの定格締付量（タング押込量）は [ ] である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが、「シール材（改良 E P D M 製）の圧縮永久ひずみ試験」より得られたガスケットの圧縮永久ひずみ率 [ ] をもとに、ガスケットの事故時環境における最大復元量を評価すると、 [ ] mm ( $= [ ] \times (100 \% - [ ])$ ) となる。また、「実機フランジ模擬試験」から 200℃、2Pd におけるタング押込量 0mm においてシール機能が維持されていることを確認したことから、許容開口量は、最大復元量と同じ [ ] に設定する。

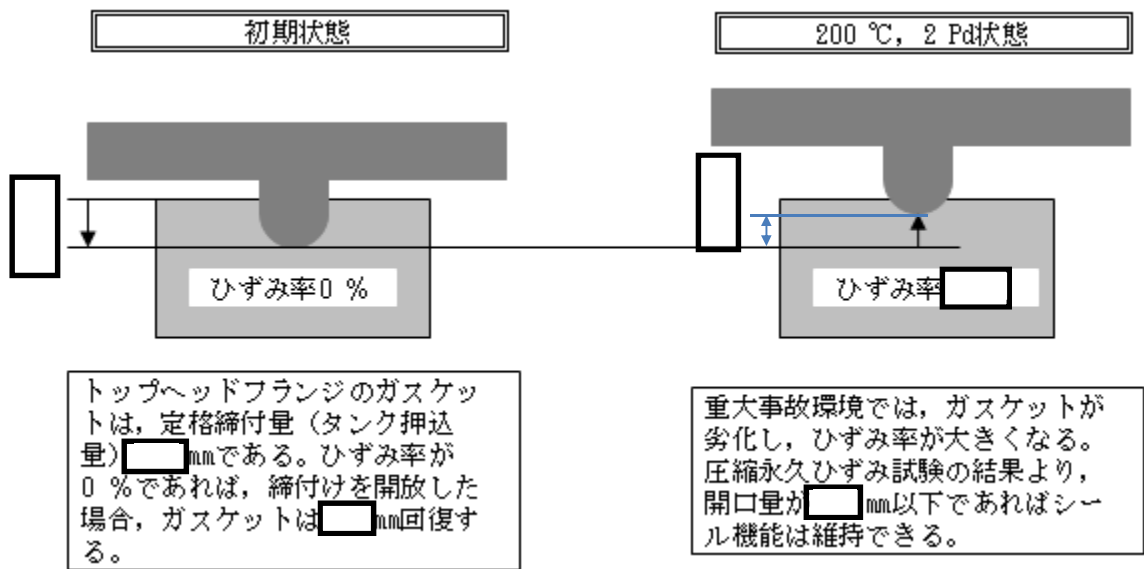


図 4-8 ひずみ率と許容開口量関係図

本評価に用いる許容開口量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約 19 時間）における環境条件を包絡する 168 時間後における圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から [ ] としている。

したがって、(1)項にて求めた 200℃、2Pd (0.62 MPa [gage]) における開口量は、内側ガスケット部で [ ] 外側ガスケット部で [ ] であり、許容開口量 [ ] を下回り、シール機能が維持できることを確認した（図 4-9）。

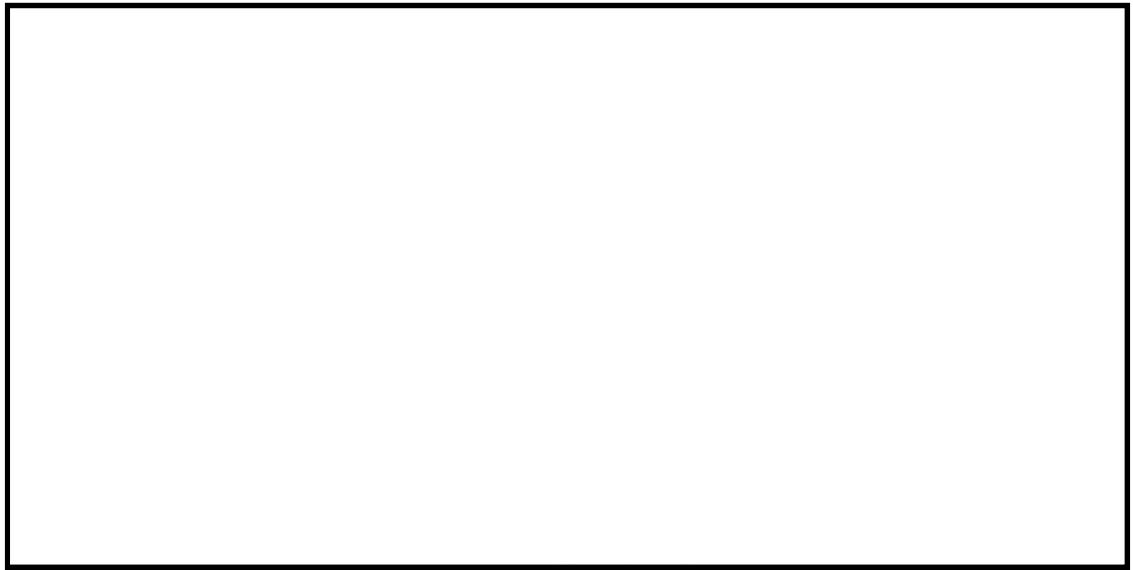


図 4-9 圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200℃）



#### 4.3 評価結果

機器搬入用ハッチの健全性評価結果を表4-5に示す。

表4-5 機器搬入用ハッチの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	フランジ固定部の強度	フランジ開口評価	200℃、2Pdにおけるフランジ開口を評価 (以下(2)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う)	—
(2)	ガスケットの健全性	シール材劣化、開口量評価	・ガスケット(改良EPDM製シール材)の事故時環境における劣化特性を考慮しても200℃、2Pdにおけるフランジ開口量は、許容開口量以下となり、シール機能が維持されることを確認	○

以上により、機器搬入用ハッチについては、200℃、2Pd環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

なお、更なる安全性向上対策として、重大事故後の長期におけるシール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については、バックアップシール材の試験を元に評価し、格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

5. サプレッション・チェンバアクセスハッチ

5.1 評価方針

サプレッション・チェンバアクセスハッチの強度評価方針は、V-3-9-1-3「エアロックの強度計算書」に記載する。

サプレッション・チェンバアクセスハッチは、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒胴のフランジに鏡板フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

シール部については、内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。

また、フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが、重大事故環境に晒されると、シール材が高温劣化し、フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって、サプレッション・チェンバアクセスハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・フランジ固定部の強度
- ・ガスケットの健全性

サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象を図5-1にそれぞれ示す。

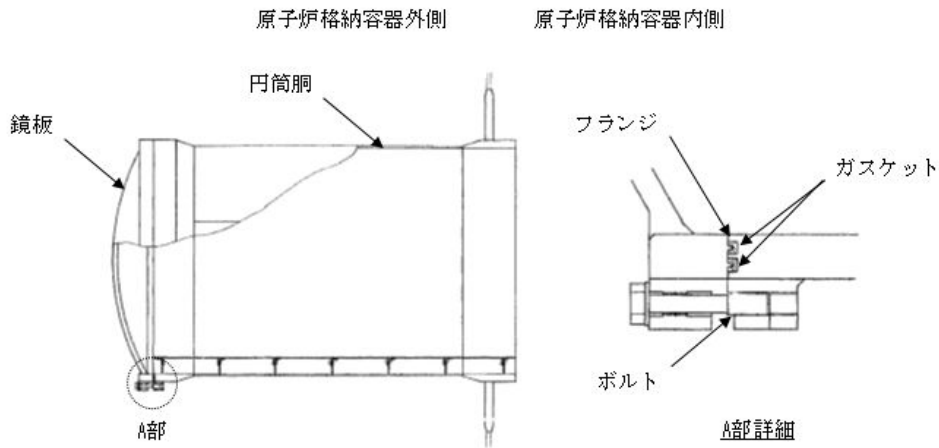


図5-1 サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象

(1) フランジ固定部の強度

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し、サプレッション・チェンバアクセスハッチにおける開口量を評価する。

(2) ガスケットの健全性

シール材(ガスケット)はこれまでシリコンゴムを使用しているが、事故環境下における性能特性に優れたシール材である改良EPDM製シール材に変更する。改良EP

DM製シール材による事故時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに格納容器限界開口量を評価し、重大事故時におけるフランジ開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

5.2 評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチの強度評価結果は、V-3-9-1-3「エアロックの強度計算書」に記載する。以下にシール部についての評価結果を示す。

(1) フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温，過圧時におけるフランジ開口量を評価するために，有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し，サプレッション・チェンバアクセスハッチ部における開口量を評価した。解析モデルを図 5-2 に，開口量の解析評価結果を図 5-3 にそれぞれ示す。

2 Pd における開口量は，内側ガスケット部で約  外側ガスケット部で約  となる。

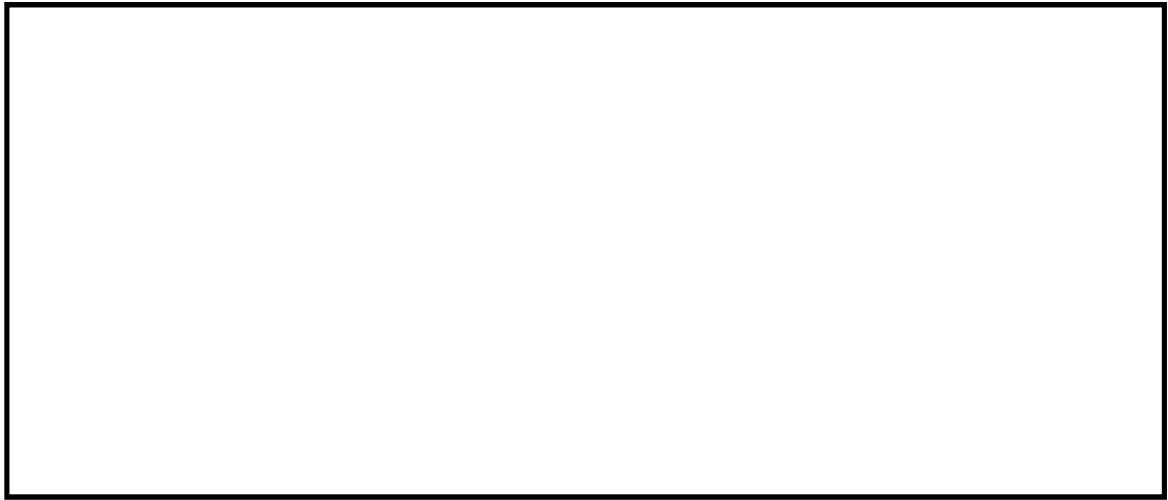


図 5-2 サプレッション・チェンバアクセスハッチ開口部評価解析モデル

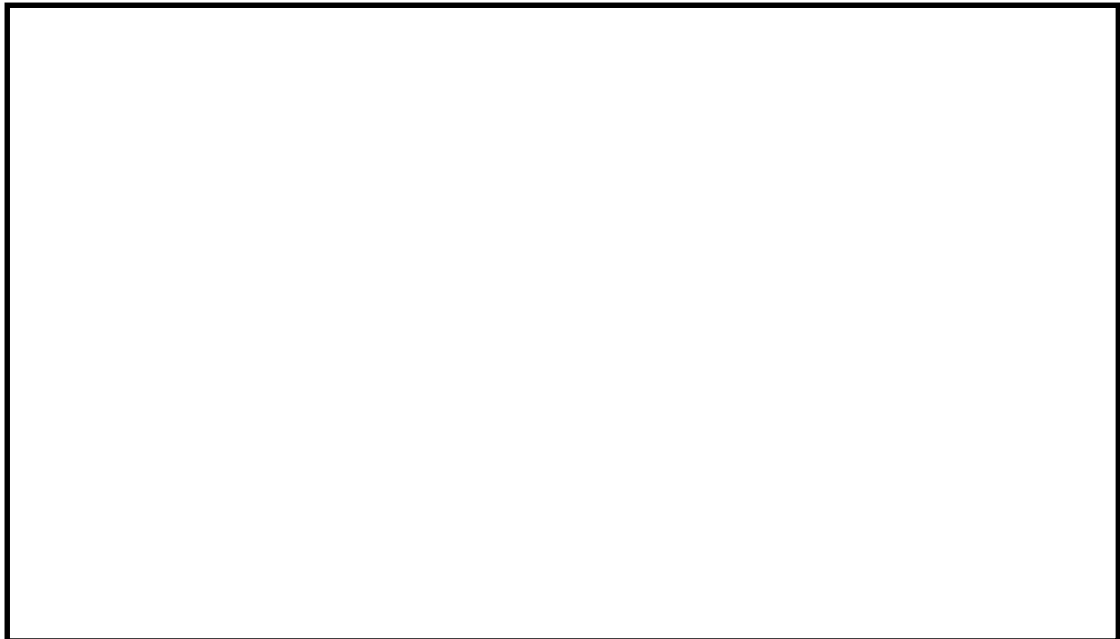


図 5-3 サプレッション・チェンバアクセスハッチの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(2) ガasketの健全性

フランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開いても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、重大事故環境に晒されると、フランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、事故時環境下の耐性が優れた改良EPDM製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良EPDM製シール材について、事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

a. シール材（改良EPDM製）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良EPDM製シール材の事故時環境における劣化特性を確認するために、JIS K 6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じた圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表5-6に示す。なお、圧縮永久ひずみ測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。圧縮永久ひずみが表5-6で示す [ ] は、シール材の初期締付量が [ ] であるとき、 [ ] 戻ることを意味する。この場合、 [ ] のフランジ部開口まではシール機能が確保可能である。

表 5-1 圧縮永久ひずみ試験<sup>※1</sup>結果（改良EPDM製）

試験温度	200 °C
構造部放射線照射量	[ ]
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率 <sup>※2</sup>	[ ] <sup>※3</sup>

※1 JIS K 6262 に従い実施

※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

※3 [ ] の平均値

b. 改良E P D M製シール材の性能確認試験

b-1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良E P D M製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジOリング溝を模擬した小型試験装置を用いて、事故条件を模擬した環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図5-4に示しており、実機Oリング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を製作し、予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガasket部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800 kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃を設定し、それぞれ7日間（168時間）一定温度で高温曝露している。また、試験治具のOリング溝は内側に [ ] の段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力2 Pd(0.62 MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9 MPaまで加圧して気密性を確認している。また、格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8 mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9 MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8mmは、2Pdにおける開口量が最も大きなトップヘッドフランジのフランジ開口量 [ ] を1/2スケールにしたものと同等である。

試験結果は表4-2で示すとおり、本試験により200℃が168時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。

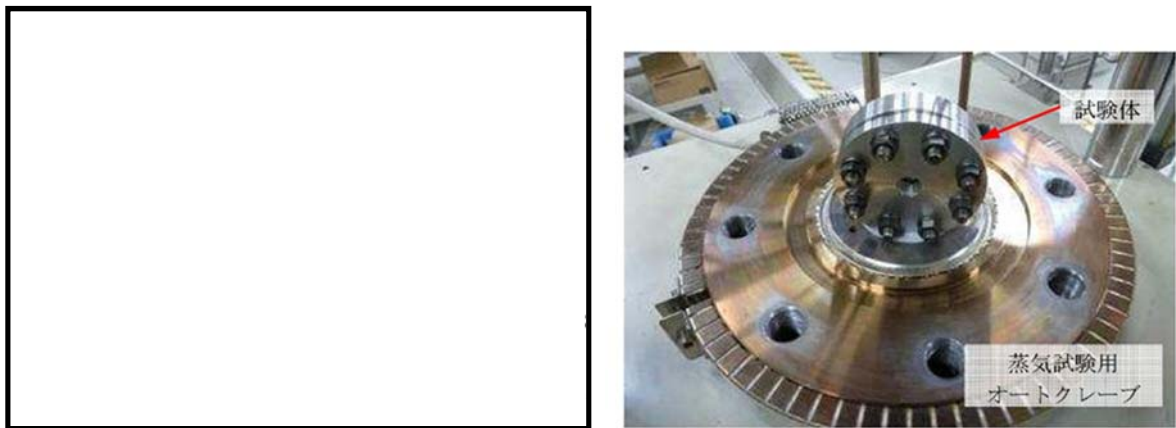


図5-4 改良E P D M製シール材の性能確認試験装置

表4-2 He気密確認試験結果

No.	曝露条件	γ線照射量	開口変位 模擬	0.3 MPa	0.65 MPa	0.9 MPa
1	乾熱 200℃, 168 時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168 時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168 時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

### b - 2 実機フランジ模擬試験

改良EPDM製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（ガスケット径：約250 mm）の実機フランジ模擬試験（実機フランジモデル試験）も実施しており、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行っている。試験装置は図5-5、図5-6に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800 kGyを用いて実施している。また、EPDMの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、格納容器限界圧力2 Pd(0.62 MPa)を包絡する圧力で気密性を確認した。

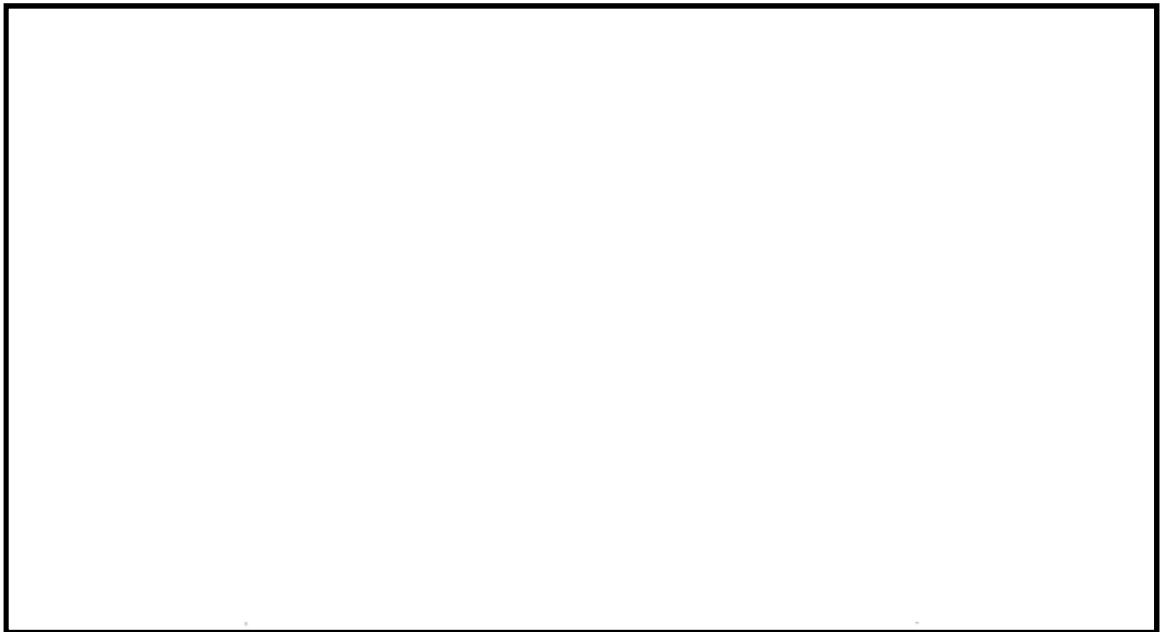
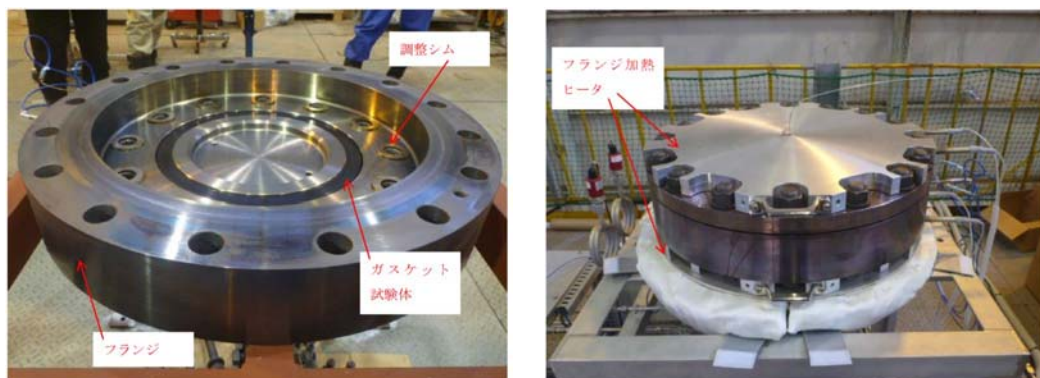


図5-5 実機フランジ模擬試験の装置概要



試験装置外観（フランジ開放時） 試験装置外観（フランジ密閉時）

図5-6 実機フランジ模擬試験装置の外観

試験結果を表5-3に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限（0 mm）であっても、有意な漏えいは発生せず、200℃・168時間、250℃・96時間、300℃・24時間の耐性が確認された。図5-7に200℃・168時間の試験ケースにおける試験体の外観を示す図5-7より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化（表面のひび割れ）は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化（表面のひび割れ）はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表 5-3 シビアアクシデント条件での試験結果

No.	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	改良 EPDM ( <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span> )	200℃	168 時間	0 mm	無
2	改良 EPDM ( <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span> )	250℃	96 時間	0 mm	無
3	改良 EPDM ( <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span> )	300℃	24 時間	0 mm	無

下記条件は全ケース共通

試験圧力：2 Pd 以上（0.854 MPa 以上）、放射線照射量：800 kGy、

加圧媒体：乾熱（空気）

漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。



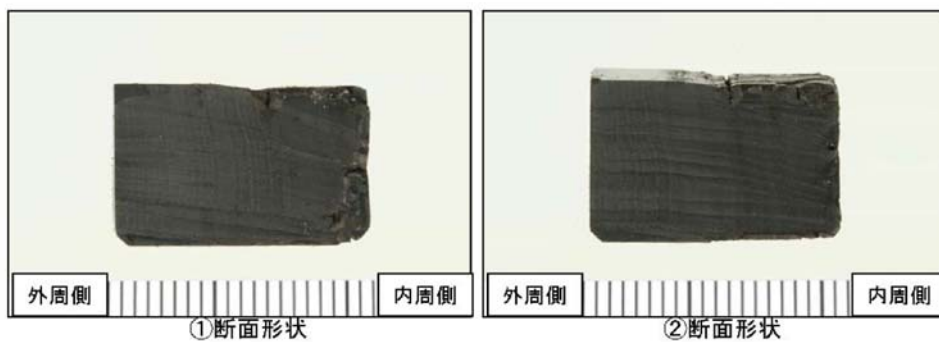
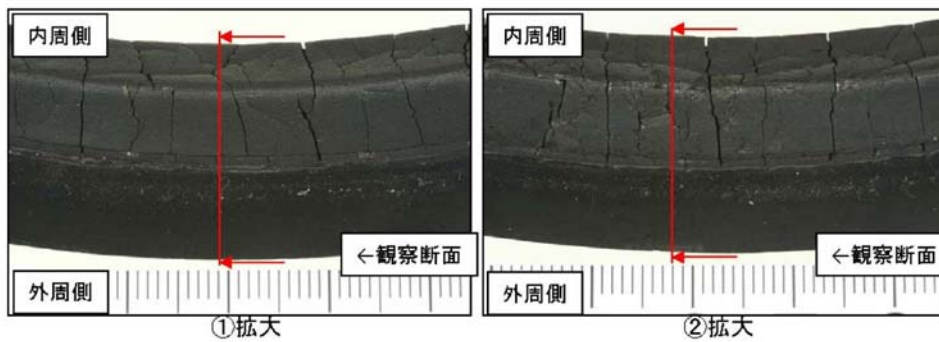


図 5-7 試験後の試験体外観 (200℃・168 時間)

c. サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジの開口量評価

ガスケットの健全性を評価するにあたり、サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジに許容される開口量について以下のように設定する。

図 5-8 に開口量とシール材のシール性関係図を示す。東海第二発電所のサプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジは、タング（突起）がガスケットを押し込む構造であり、フランジの定格締付量（タング押込量）は [ ] である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが、「シール材（改良EPDM製）の圧縮永久ひずみ試験」より得られたガスケットの圧縮永久ひずみ率 [ ] をもとに、ガスケットの事故時環境における最大復元量を評価すると、 [ ] (= [ ] × (100 % - [ ])) となる。また、「実機フランジ模擬試験」から 200 °C、2 Pd におけるタング押込量 0 mm においてシール機能が維持されていることを確認したことから、許容開口量は、最大復元量と同じ [ ] に設定する。

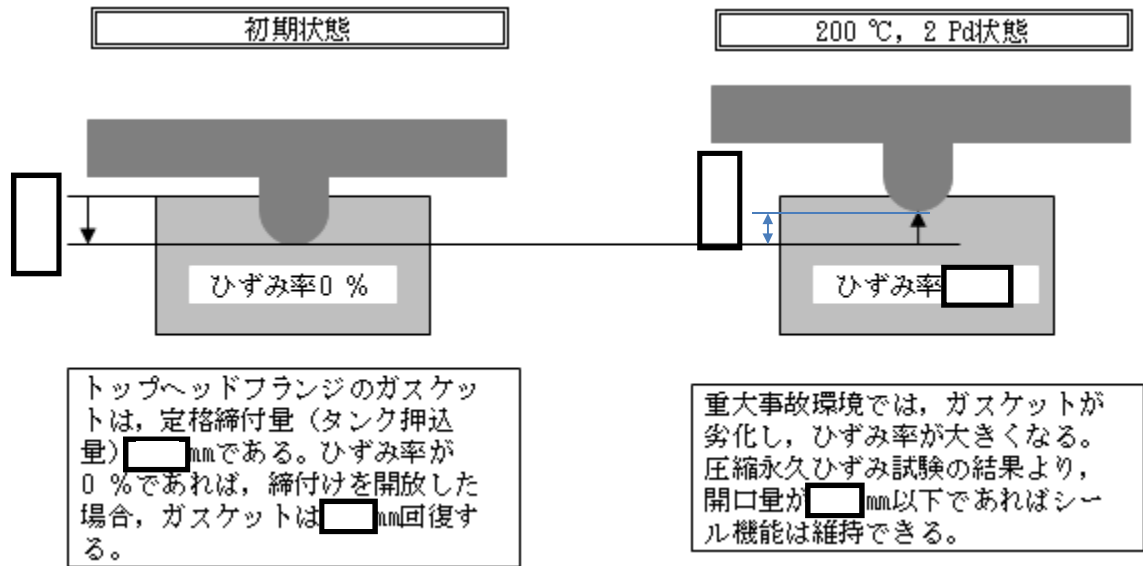


図 5-8 ひずみ率と許容開口量関係図

本評価に用いる許容開口量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約 19 時間）における環境条件を包絡する 168 時間後における圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から [ ] としている。

したがって、(1) 項にて求めた 200 °C、2 Pd (0.62 MPa [gage]) における開口量は、内側ガスケット部で [ ] 外側ガスケット部で [ ] であり、許容開口量 [ ] を下回り、シール機能が維持できることを確認した（図 5-9）。

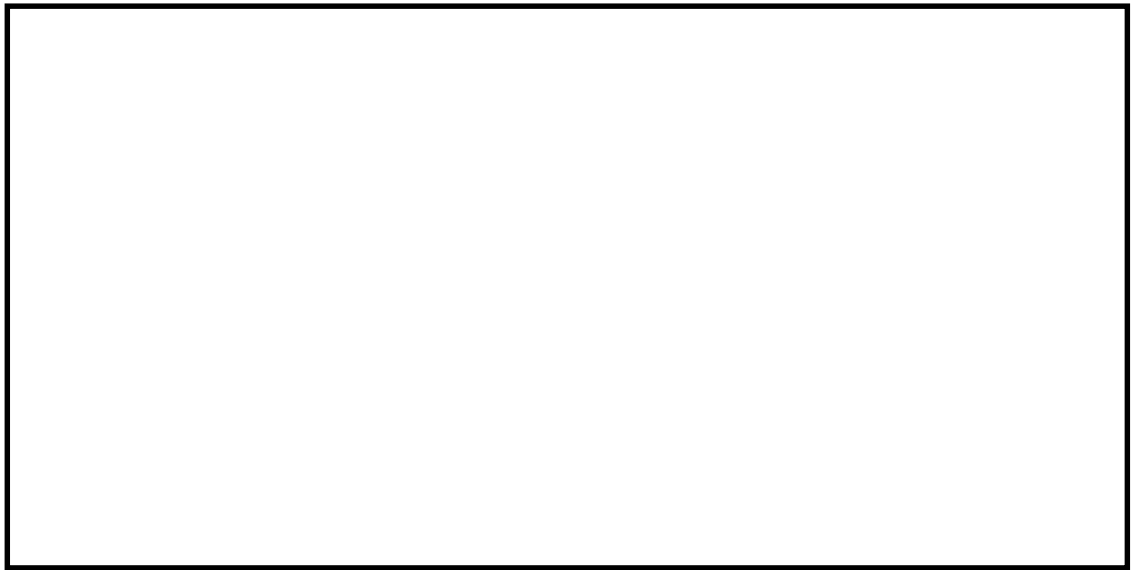


図 5-9 圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200 °C）

### 5.3 評価結果

サプレッション・チェンバアクセスハッチの健全性評価結果を表5-4に示す。

表5-4 サプレッション・チェンバアクセスハッチの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	フランジ固定部の強度	フランジ開口評価	200 °C, 2 Pdにおけるフランジ開口を評価 (以下(2)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う)	—
(2)	ガスケットの健全性	シール材劣化, 開口量評価	・ガスケット(改良EPDM製シール材)の事故時環境における劣化特性を考慮しても200 °C, 2 Pdにおけるフランジ開口量は, 許容開口量以下となり, シール機能が維持されることを確認	○

以上により, サプレッション・チェンバアクセスハッチについては, 200°C, 2Pd環境下でも, 放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

なお, 更なる安全性向上対策として, 重大事故後の長期におけるシール機能健全性を補強するために, 高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については, バックアップシール材の試験を元に評価し, 格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

6. 所員用エアロック

6.1 評価方針

所員用エアロックの強度評価方針は、V-3-9-1-3「エアロックの強度計算書」に記載する。

所員用エアロックは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴、隔壁及び隔壁に支持された扉板によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、扉板はロック機構により固定されており、隔壁と扉板とのシール部には、シリコンゴムのガスケットを使用している。

隔壁には扉開閉ハンドル軸、開閉表示盤の電線管が貫通しており、貫通部にはフッ素系シール材を使用している。また、隔壁に接続する均圧配管にはフランジ部及び均圧弁にシール材を使用しており、フランジ部には非石綿系シートガスケット、均圧弁シート部にはフッ素系シール材を使用している。

シール部のうち扉板部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、扉板は所員用エアロック本体側に押し付けられる構造であるため、圧力により扉が開くことはないが、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。なお、その他のシール部についても高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

そのため、所員用エアロック本体の扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2 Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ガスケットの健全性

所員用エアロックの評価対象と評価方法を表 6-1 に、評価対象を図 6-1 にそれぞれ示す。

表 6-1 評価対象と評価方法

	評価対象 (シール材)	機能喪失要因	評価方法
シール部	扉板 (ガスケット)	開口, シール材劣化	機械工学便覧の計算式を用いた評価 試験結果等を用いた評価
	扉開閉ハンドル貫通部 (Oリング)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
	電線管貫通部 (シール材)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
	均圧配管フランジ部 (ガスケット)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
	均圧弁 (シート部)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価

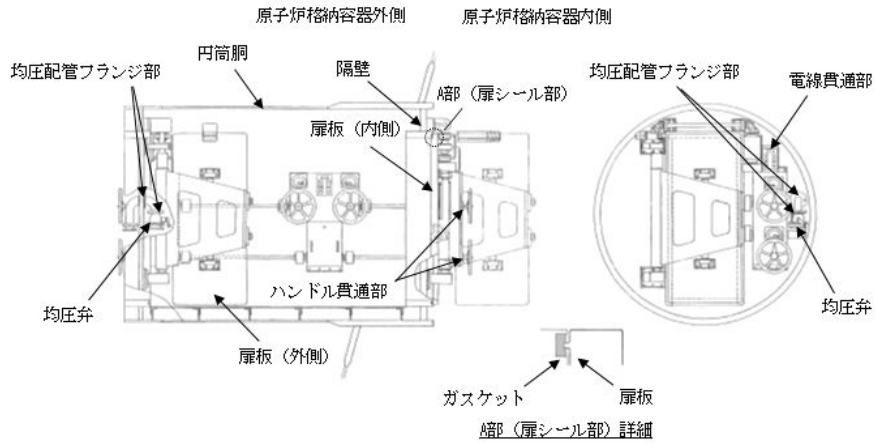


図 6-1 所員用エアロックの評価対象

- (1) ガスケットの健全性
  - a. 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材には、これまでシリコンガスケットを使用しているが、事故時の耐環境性に優れた改良 E P D M 製シール材に変更する。所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を機械工学便覧のはりのたわみ計算式に基づき評価する。改良 E P D M 製シール材による事故時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し、重大事故時における扉板部の開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

なお、シール材の高温劣化については、エアロックの扉に使用されるシール材がトップヘッドフランジ及びハッチ類と同一であり、事故時の耐環境性に優れた改良 E P D M 製シール材であること、事故時には格納容器の内圧により扉が押し付けられシール部を抑え込む方向であること及び扉が二重に設けられることから、原子炉格納容器閉じ込め機能への影響度は小さいと考え、トップヘッドフランジ・ハッチ類の評価にて代表するものとする。所員用エアロックの構造概略図を図 6-2 に示す。なお、エアロックのシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

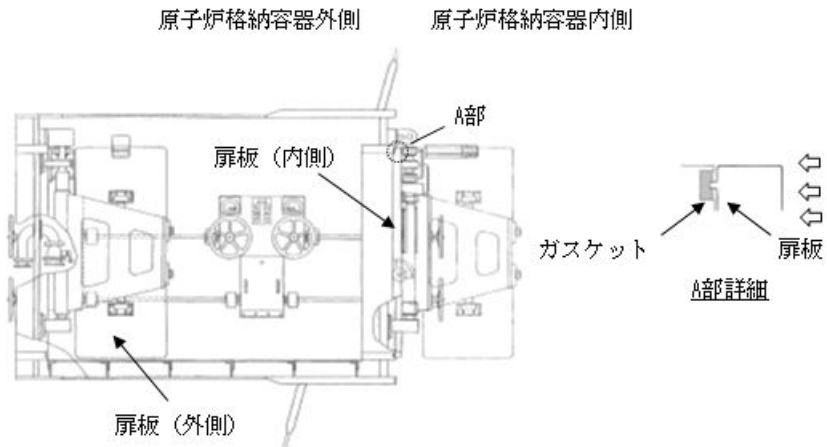


図 6-2 所員用エアロックの構造概略図

b. 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のシリコンガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、今後、事故時の耐環境性に優れた表 6-2 に示すシール材に変更する。

これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故環境下における耐性を確認する。

表 6-2 所員用エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
扉開閉ハンドル貫通部 (Oリング)	改良 E P D M 材
電線管貫通部 (シール材)	膨張黒鉛材
均圧配管フランジ部 (ガスケット)	改良 E P D M 材 又は 膨張黒鉛材
均圧弁 (シート部)	P E E K 材

6.2 評価

所員用エアロックの強度評価結果は、V-3-9-1-3「エアロックの強度計算書」に記載する。以下にシール部についての評価結果を示す。

(1) ガasketの健全性

a. 扉のシール材

a-1 扉板部の開口量評価

所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガasket部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を機械工学便覧のはりのたわみ計算式に基づき評価した。改良EPDM製シール材による事故時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し、重大事故時における扉板部の開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価した。

許容開口量の設定に使用する改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を表6-3に示す。

表 6-3 圧縮永久ひずみ試験<sup>※1</sup> 結果 (改良EPDM製)

試験温度	200 °C
構造部放射線照射量	□
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率 <sup>※2</sup>	□% <sup>※3</sup>

※1 JIS K 6262 に従い実施

※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

※3 □ の平均値

許容開口量の設定に使用する試験結果は、トップフランジの設定の考え方と同様、168 時間のひずみ率とする。また、扉板シール部の定格押込量が □ であることを踏まえ、許容開口量は  $\frac{\square}{100} \times (100\% - \square) / 100\%$  とする。

機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いて求めた、所員用エアロック扉板の変位量は表 6-4 に示すとおり □ であり、許容開口量 □ を下回る。

所員用エアロック扉の変形概念図を図 6-3 に示す。



表 6-4 所員用エアロック（扉板）の開口量評価結果

評価式：機械工学便覧

$$\delta = w \times L_1 / (24 \times E \times I) \times (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3)$$

$$w = P \times b \quad (w: \text{単位荷重})$$

$$I = b \times h^3 / 12 \quad (I: \text{断面二次モーメント})$$

P	圧力 (MPa[gage])	0.62
b	扉板の幅 (mm)	
L <sub>1</sub>	支点からシール部までの長さ (mm)	
E	縦弾性係数 (MPa)	191,000
h	扉板の厚さ (mm)	
L <sub>2</sub>	支点間の長さ (mm)	
δ	変位量 (mm)	

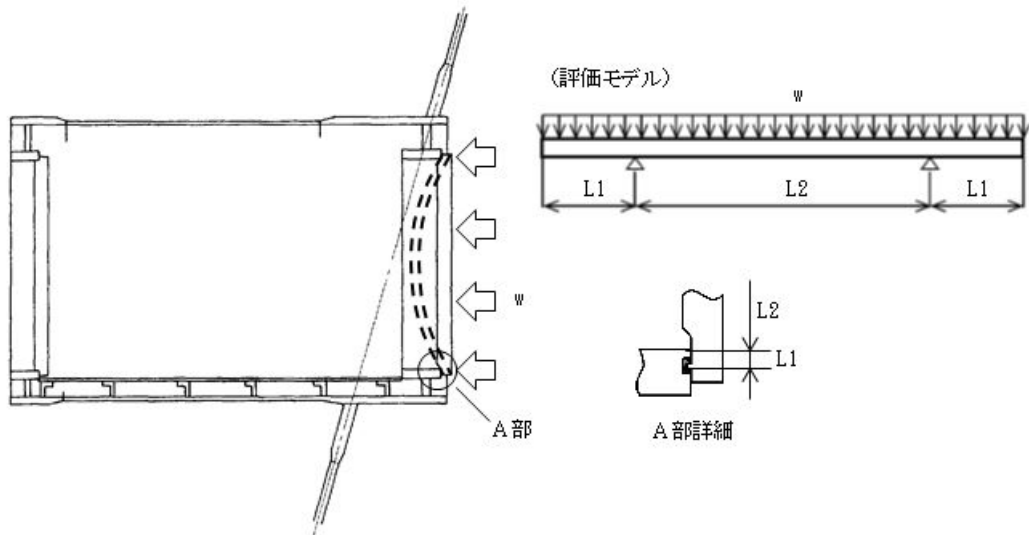


図 6-3 所員用エアロック扉の変形概念図

## b. 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のシリコンガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、今後、事故時の耐環境性に優れた表 6-2 に示すシール材に変更する。

これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故環境下における耐性を確認した。

扉開閉ハンドル貫通部及び均圧配管フランジ部に使用する改良 E P D M 製シール材については、表 6-3 の圧縮永久ひずみ試験結果に示すとおり、重大事故環境下においても十分な耐性を有することを確認している。

電線管貫通部及び均圧配管フランジ部に使用する膨張黒鉛材は、一般的に 400℃ 程度の高温環境下においても高い安定性を得ることができるシール材料であり、表 6-7 に示す材料特性から、重大事故環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

表 6-5 膨張黒鉛材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	耐圧性	耐放射線性
膨張黒鉛材	400 °C 以上	6.9 MPa	約 15 MGy

均圧弁シート部に使用する P E E K 材は、一般的に 200℃ 程度の高温環境下においても高い安定性を得ることができるシール材料であり、表 6-6 に示す材料特性から、重大事故環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

表 6-6 P E E K 材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	融点	耐放射線性
P E E K 材	250 °C	334 °C	約 10 MGy

また、実機均圧弁と同型の弁を使用した、重大事故時の格納容器環境を模擬した耐環境試験を実施しており、熱及び放射線曝露後の漏えい試験にて弁シート部の気密性が確保できることを確認している。表 6-7 に耐環境試験条件を示す。

表 6-7 均圧弁の耐環境試験条件 (PEEK 材)

熱劣化	200 °C, 168 時間
放射線照射量	<input type="text"/>
漏えい試験圧力	0.9 MPa [gage]

### 6.3 評価結果

所員用エアロックの健全性評価結果を表6-8に示す。

表6-8 所員用エアロックの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	ガスケットの健全性	シール材劣化, 開口量評価	ガスケット (改良EPDM材, 膨張黒鉛材, PEEK材) の事故時環境における劣化特性を考慮しても200℃, 2Pdにおけるフランジ開口量は, 許容開口量以下となり, シール機能が維持されることを確認	○

以上により, 所員用エアロックについては, 200℃, 2Pd 環境下でも, 放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

## 7. 配管貫通部

### 7.1 概要

配管貫通部の 200 °C、2 Pd 環境下の健全性を確認する。

代表的な配管貫通部の概要図を図 7-1 に示す。配管貫通部は、スリーブと平板類（平板、穴あき平板、フランジ、ボルト締め平板及びフルードヘッド）、セーフエンド、伸縮継手とスリーブ等に接続する配管（接続配管）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部にはシリコンゴムを使用している。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

7.2 項では、配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

7.3 項では、配管貫通部（スリーブ）の構造健全性を確認する。

7.4 項では、配管貫通部（平板類）の構造健全性、シール部の機能維持を確認する。

7.5 項では、配管貫通部（セーフエンド）の構造健全性を確認する。

7.6 項では、配管貫通部（伸縮継手）の構造健全性を確認する。

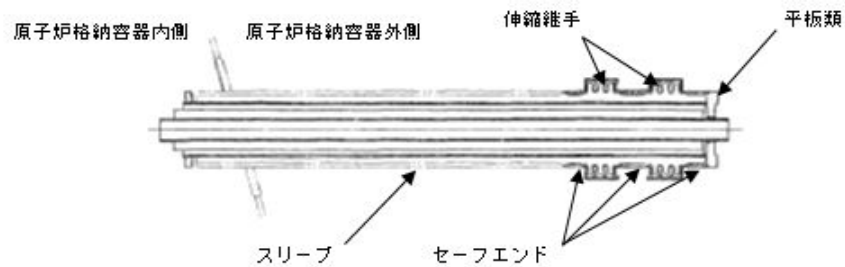


図 7-1 配管貫通部概要図

## 7.2 配管貫通部（接続配管）

接続配管の強度評価方法及び評価結果は、V-3-5-4-1「高圧炉心スプレイ系の強度計算書」に記載する。

### 7.3 配管貫通部（スリーブ）

スリーブの強度評価方法及び評価結果は、V-3-9-1-4-1「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載する。

7.4 配管貫通部（平板類）

7.4.1 評価方針

平板類のうち、平板、穴あき平板、フランジ、ボルト締め平板及びフルードヘッドは、スリーブ又はセーフエンドに溶接固定されている。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部にはシリコンゴムのガスケットを使用している。

シール部については、高温状態で内圧を受け、フランジ部が変形することによる開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。さらに、シール部の開口が進むとボルトに引張応力が作用し、ボルト破損に至ることが想定される。

このため、200℃、2Pdでの平板類の健全性確認について、表7-1に示す評価方法により評価を実施する。シール部については、改良EPDM製シール材による評価を実施する。

平板類は、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため、最大径の貫通部 X-28 を代表評価する。

平板類（X-28）の評価対象を図7-2に示す。

表 7-1 評価対象と評価方法

評価対象		機能喪失要因	評価方法
シール部	フランジ，ガスケット	開口，シール材劣化	一般式を用いた評価 試験結果等を用いた評価 (X-28 で代表評価)

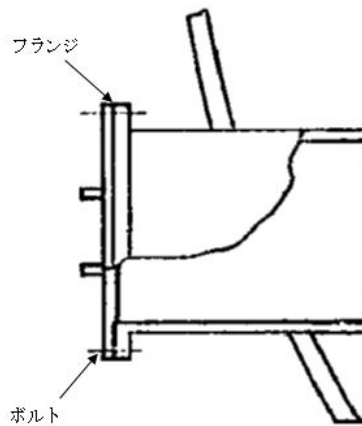


図 7-2 平板類（X-28）の評価対象

7.4.2 評価

(1) シール部

a. 規格等を用いた評価 (ボルト締め平板)

貫通部 X-28 のフランジ部について、文献の理論式を用いて 2 Pd における開口量を求め、許容開口量を下回ることを確認する。

シール材については、改良 E P D M 製シール材を使用することとする。

許容開口量の設定に使用する改良 E P D M 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を表 7-2 に示す。

表 7-2 圧縮永久ひずみ試験<sup>※1</sup>結果 (改良 E P D M 製)

試験温度	200°C
構造部放射線照射量	[ ]
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率 <sup>※2</sup>	[ ] <sup>※3</sup>

※1 J I S K 6 2 6 2 に従い実施

※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

※3 [ ] % の平均値

許容開口量はトップヘッドフランジの考え方と同様、168 時間のひずみ率と貫通部 X-28 のフランジ部の定格締付量 [ ] を踏まえ [ ] (= 定格締付量 [ ] × (100 % - [ ] / 100 %) とする。

図 7-3 に示すモデルを用いた開口量の評価結果を表 7-3 に示す。

2Pd における開口量は [ ] であり、許容開口量 [ ] を下回る。

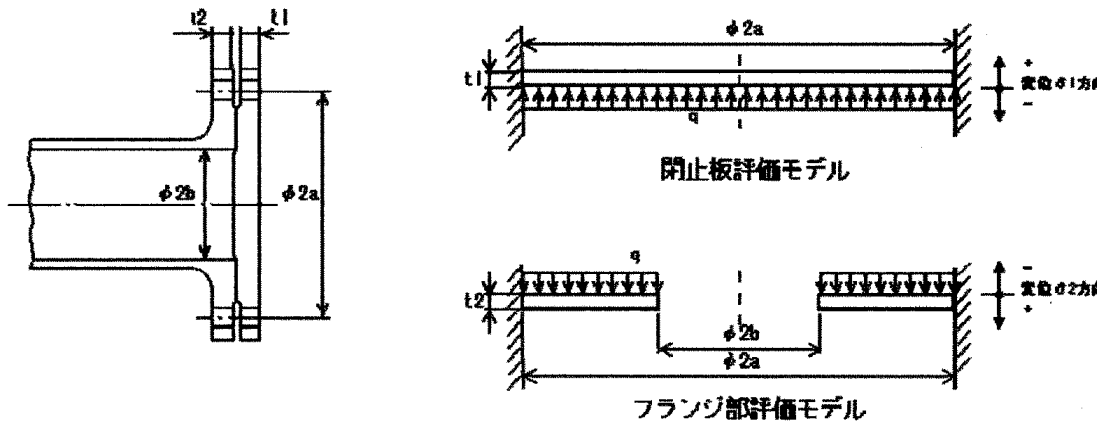


図 7-3 評価モデル



表 7-3 フランジ部開口量評価結果（貫通部 X-28）

記号	内 容	X-28
$a$	ボルト ピッチ円半径	<input type="text"/> mm
$b$	内半径	<input type="text"/> mm
$D_1$	$= \frac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	<input type="text"/>
$D_2$	$= \frac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	<input type="text"/>
$E$	縦弾性係数	191000 MPa
$K_{yb}$	$b/a$ から 定まる係数 *1	$-6.330 \times 10^{-4}$
$q$	評価圧力	0.620 MPa
$t_1$	閉止板板厚	<input type="text"/> mm
$t_2$	フランジ部板厚	<input type="text"/> mm
$\nu$	ポアソン比	0.3
$\delta_1$	$= \frac{qa^4}{64D_1}$ *1 *2	<input type="text"/> mm
$\delta_2$	$= \frac{-K_{yb} \cdot qa^4}{D_2}$ *1 *2	<input type="text"/> mm
$\delta_1 + \delta_2$	変位量合計	<input type="text"/> mm

\*1：出典「ROARK'S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

\*2：保守的に、はりの最大変位量をシール部の変位量とみなす

#### 7.4.3 評価結果

平板類については、200℃、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

#### 7.5 配管貫通部（セーフエンド）

セーフエンドの強度評価方法及び評価結果は、V-3-9-1-4-1「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載する。

#### 7.6 配管貫通部（伸縮継手）

セーフエンドの強度評価方法及び評価結果は、V-3-9-1-4-1「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載する。

## 8. 電気配線貫通部

### 8.1 概要

電気配線貫通部の 200 °C, 2 Pd 環境下における健全性を確認する。

電気配線貫通部は、高圧用と低圧用の構造上 2 種類に大別される。高圧用電気配線貫通部の構造図を図 8-1, 低圧用電気配線貫通部の構造図を図 8-2 に示す。

高圧用電気配線貫通部は、モジュールがヘッドに溶接されており、モジュール内に封入された E P ゴム, スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

低圧用電気配線貫通部は、ヘッドとモジュール固定部の O リング (E P ゴム), モジュール内に封入されたエポキシ樹脂, スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

8.2 項では、電気配線貫通部 (アダプタ) の構造健全性を確認する。

8.3 項では、電気配線貫通部 (ヘッド) の構造健全性を確認する。

8.4 項では、電気配線貫通部 (モジュール) のシール部の機能維持を確認する。

なお、スリーブについては、配管貫通部 (スリーブ) の評価において評価している。

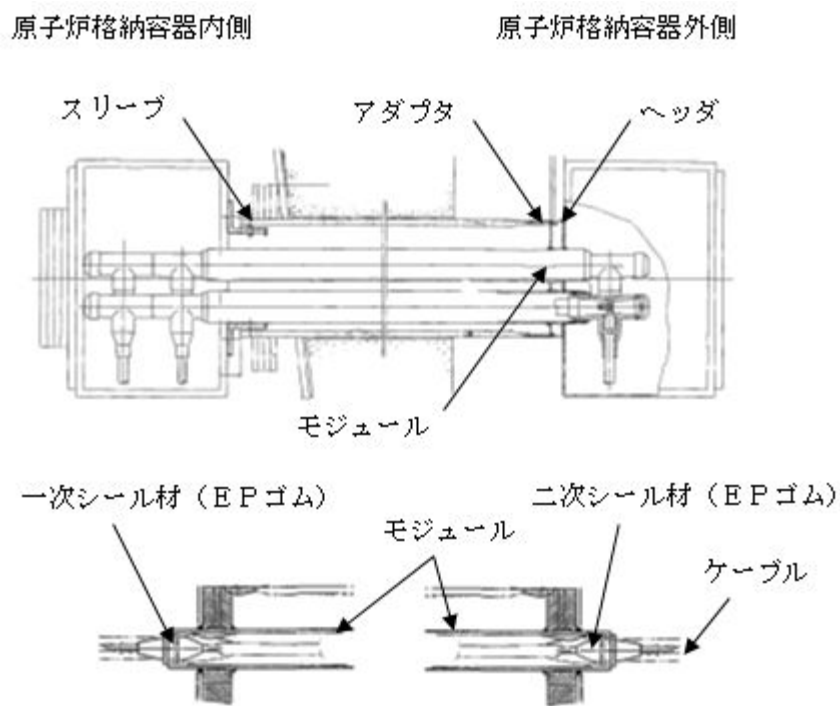


図 8-1 高圧用電気配線貫通部構造図

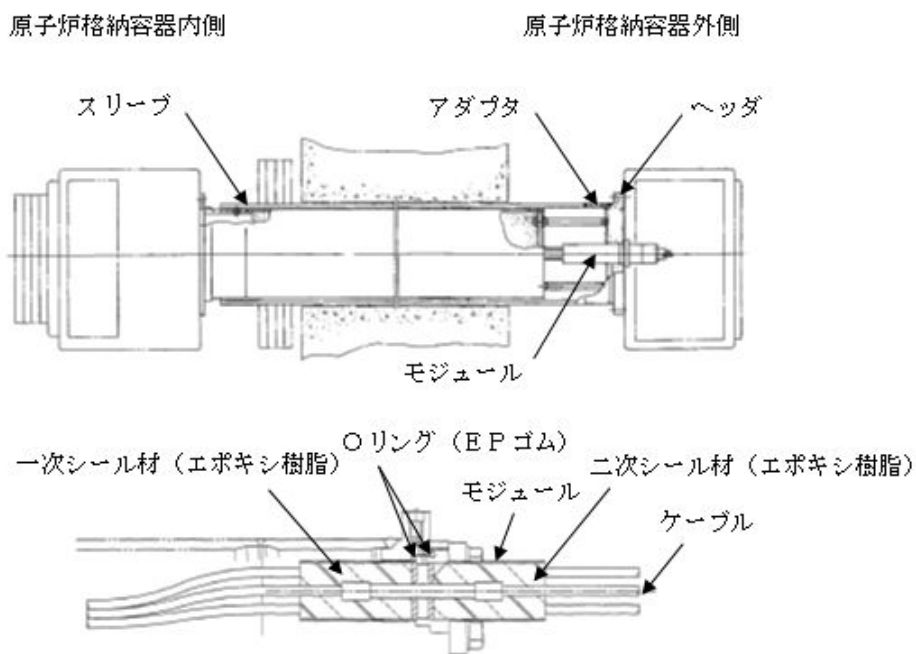


図 8-2 低圧用電気配線貫通部構造図

## 8.2 電気配線貫通部（アダプタ）

アダプタの強度評価方法及び評価結果は、V-3-9-1-4-3「電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

### 8.3 電気配線貫通部（ヘッダ）

ヘッダの強度評価方法及び評価結果は、V-3-9-1-4-3「電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

## 8.4 電気配線貫通部（モジュール）

### 8.4.1 評価方針

モジュールのシール材には、高圧用モジュールにはE P ゴム、低圧用モジュールには、エポキシ樹脂及びE P ゴムを使用しているため、高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

なお、モジュールの接合部は、原子炉格納容器貫通部付け根から十分距離を確保し、原子炉格納容器胴側の変形影響が減衰する位置に設けていることから、200 °C、2 Pd による格納容器胴側の不均一な変形に伴う影響は及ばない。

このため、200 °C、2 Pd でのモジュールの健全性確認について、表 8-1 に示す評価方法により評価を実施する。

表 8-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール部 (モジュール)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価



8.4.2 評価

(1) 電気ペネ共研の試験結果を用いた評価

電気ペネ共研において、LOCA時の圧力、温度条件を超える条件下での、電気配線貫通部の知見を得るため、東海第二発電所を含む国内BWR電力実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い、電気配線貫通部モジュールの気密性能について検証を行っている。図8-2に電気ペネ共研の試験概要図を、表8-2、図8-4及び図8-5に試験結果を示す。

試験結果より、高圧用モジュールのEPゴムシール部は194℃/62時間、低圧用モジュールの樹脂シール部は137℃/62時間の熱劣化に対して、漏えいがないことが確認できている。

なお、本試験においては、放射線による照射が行われていないが、電気ペネトレーションの二次シール部は格納容器本体から離れた位置に取り付けられ、スリーブ周囲は遮へい壁で覆われていることから、温度と同様に格納容器内の積算線量に比べ小さいものと考えられる。

したがって、実機においてもシール部の耐性に対し有意な影響を及ぼさない範囲と考えられるため、シール部の劣化要因としては温度が主要なパラメータであると考えられる。

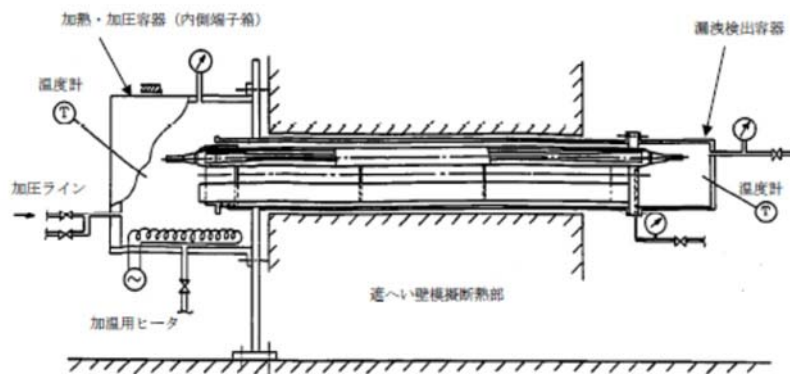


図8-3 電気ペネ共研の試験概要

表8-2 電気ペネ共研の試験結果

種類	試験条件					シール部温度(℃)／漏えい有無	
	雰囲気	温度(℃)	圧力(MPa)	放射線照射	時間(h)	一次シール	二次シール
高圧	乾熱	200(220)*	(0.61~0.79)*	なし	62	194/漏えいなし	44/漏えいなし
低圧	乾熱	200(220)*	(0.60~0.81)*	なし	62	137/漏えいなし	68/漏えいなし

※：( ) 内は記録グラフからの読み取り値

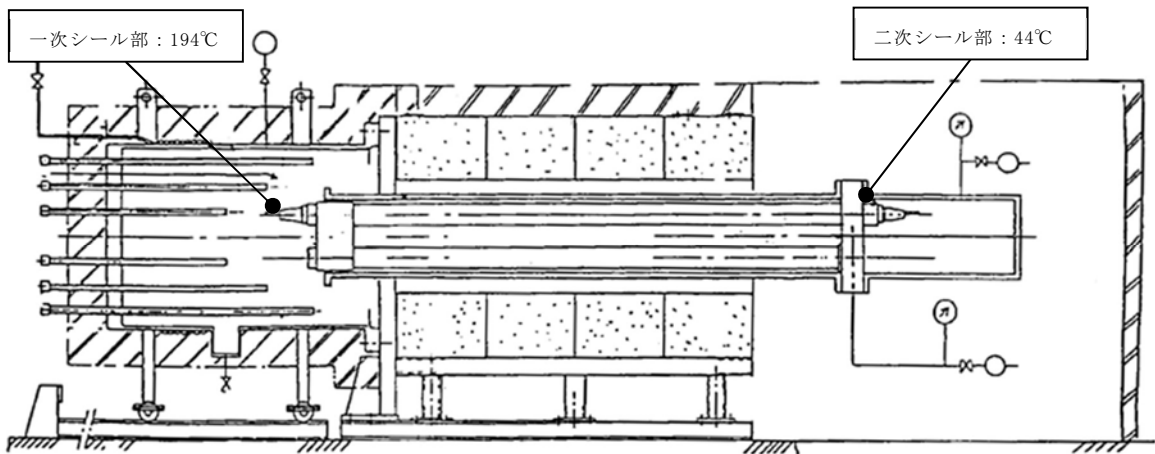


図 8-4 高圧用モジュール試験体 温度分布図

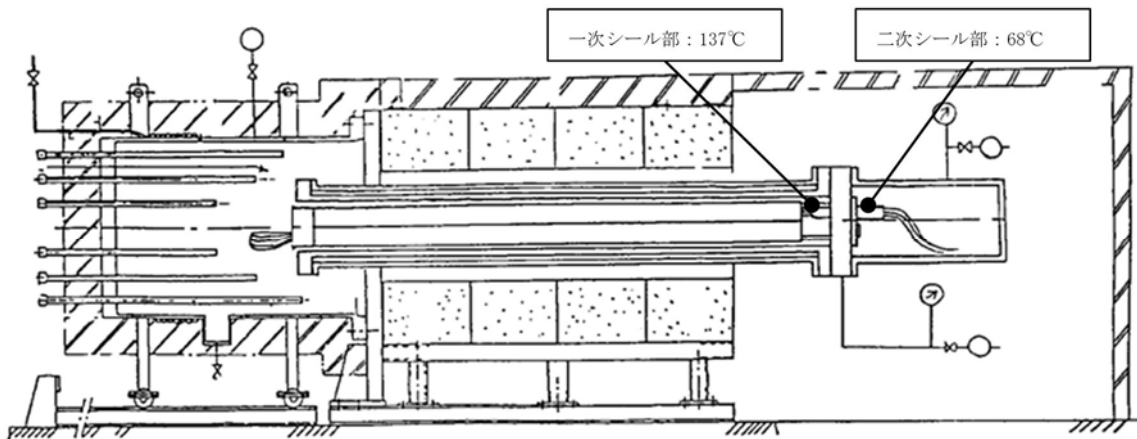


図 8-5 低圧用モジュール試験体 温度分布図

NT2 補② V-1-8-1 RI

(2) 過去の環境試験結果を用いた評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、電気配線貫通部（高圧用）及び電気配線貫通部（低圧用）を対象として、冷却材喪失事故模擬試験が実施されており、健全性が確認されている。図 8-6 及び図 8-7 に試験装置の概要図、図 8-8 に冷却材喪失事故模擬試験における二次シール部の温度測定結果を示す。

図 8-6 及び図 8-7 に示すとおり、試験においては電気ペネモジュールとカバーのみの構成であり、実機に比べ簡略的な構造である。そのため、実機に比べカバー外側からの入熱量が多く、結果として二次シール部の温度が実機に比べ高くなる傾向にあるものと考えられる。一方、電気ペネ共研における試験は電気ペネトレーションの接続箱内を加熱する構造であり、モジュール部への伝熱の観点からはより実機に即した構造であると言える。

したがって、格納容器内環境が 200 °C となった場合の実際の温度は電気ペネ共研の温度（高圧用 44 °C，低圧用 68 °C）で得られた結果が実機に則したものと考えていること及び本試験において原子炉格納容器内を模擬した電気ペネ共研の試験（二次シール部において高圧用 44 °C，低圧用 68 °C）よりも厳しい温度条件下で、13 日間のシール機能の健全性が確認された結果から、格納容器が 200 °C の状況において格納容器閉じ込め機能が確保できると考える。



図 8-6 冷却材喪失事故模擬試験の試験概要図（高圧用）



図 8-7 冷却材喪失事故模擬試験の試験概要図（低圧用）



図8-8 冷却材喪失事故模擬試験温度測定結果

なお，図 8-8 で示した試験については，経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故模擬試験であり，劣化を考慮して表 8-3 に示す試験を実施している。

表8-3 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し，60サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1サイクルは [ ] を [ ] で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] kGyとして試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により，40年間に相当する加速熱劣化として [ ] を加える。

これらのことから，原子炉格納容器に使用されているシール材は，運転中の環境を考慮しても事故時に耐漏えい性能を確保されるものと考えられる。

(3) NUPECの試験結果を用いた評価

NUPEC試験において、実機を模擬したモジュール試験体を使用して、高温時におけるシール部の漏えい確認試験が行われている。表 8-4 に試験結果、図 8-9 に漏えい発生温度の圧力依存性を示す。

漏えい発生温度は、圧力が 0.4 MPa～1.0 MPa の範囲においては、圧力に依存せず、ほぼ一定となることが報告されている。

また、放射線照射の影響については、エポキシ樹脂に 800 kGy の放射線照射を行った場合においても、放射線照射を行わなかった場合に比べ、シート部からの漏えい発生温度が著しく低くなることはなかった。

表 8-4 漏えい発生条件確認試験結果

種類	雰囲気	圧力 (MPa)	放射線照射量 (kGy)	漏えい発生温度 (°C)
高压用	蒸気	0.8	800	400°Cまで漏えいなし
低压用	蒸気	0.4	800	284
	蒸気	0.8	800	284～303
	蒸気	0.8	なし	285
	蒸気	1.0	なし	266

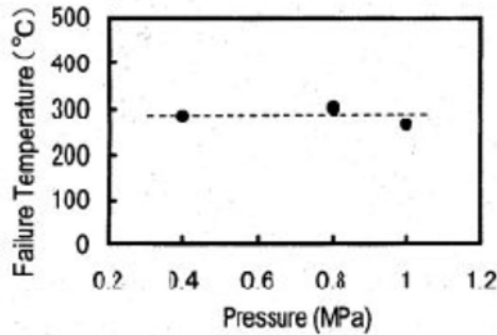


図 8-9 低压モジュールの漏えい発生温度の圧力依存

8.4.3 評価結果

モジュールについては、200°C，2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

## 9. 原子炉格納容器隔離弁

### 9.1 概要

原子炉格納容器隔離弁の 200 °C, 2 Pd 環境下における健全性を確認する弁の耐圧部は、弁箱、弁蓋、弁体等で構成しており、弁体、グランド部及び弁蓋部等には、シール材を使用している。原子炉格納容器隔離弁のうち、不活性ガス供給系バタフライ弁及び T I P ボール弁には、ゴム系又は樹脂系のシール材を使用しており、高温劣化による機能低下が想定される。

また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200 °C, 2 Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えられる。

従って、原子炉格納容器隔離弁のうち、不活性ガス系バタフライ弁及び T I P ボール弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下の構成で健全性を確認する。

9.2 項では、不活性ガス系バタフライ弁の機能維持を確認する。

9.3 項では、T I P ボール弁の機能維持を確認する。

上記以外の原子炉格納容器隔離弁については、以下の理由により 200 °C, 2 Pd の環境下で健全性を有している。

- ・弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（圧力クラス：1.03 MPa 以上）、耐圧上問題とならない。
- ・グランドシール部及び弁蓋シール部には、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題とならない。
- ・弁シート部は金属製又は黒鉛製である。

9.2 原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）

9.2.1 評価方針

不活性ガス系バタフライ弁は、弁シート部にE P ゴムを使用しているため、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。また、弁耐圧部は、高温状態で内圧を受け、延性破壊が想定される。このため、200℃、2Pd での不活性ガス系バタフライ弁の健全性について、表 9-1 に示す評価方法により確認する。なお、弁シート部のシール材については、改良E P D M 製シール材による評価を実施する。

不活性ガス系バタフライ弁の評価対象を図 9-1 に示す。

表 9-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
弁シート部	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
耐圧部（弁箱）	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準）の準用による評価

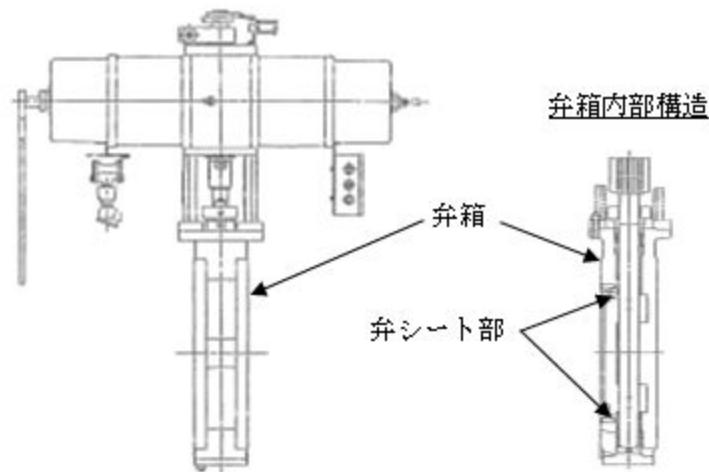


図 9-1 不活性ガス系バタフライ弁評価対象

9.2.2 評価

(1) 隔離機能

隔離機能は、弁シート材の耐環境性が支配的であるため、200 °C、2 Pd の環境下での弁シート部への影響を 600 A のバタフライ弁供試体による蒸気加熱漏えい試験により確認する。試験条件を表 9-2 に示す。

表 9-2 蒸気加熱漏えい試験条件

試験圧力	0.853MPa
試験温度	200°C
試験時間	168Hr
積算放射線量	

(2) 弁耐圧部の構造健全性

設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が、200 °C、2 Pd の環境条件を上回ることを確認する。

9.2.3 評価結果

(1) 隔離機能

蒸気加熱漏えい試験を実施した結果、200 °C、2 Pd 環境下において、弁シート部からの漏えいはなく、弁シート部の隔離機能が維持することを確認した。

(2) 弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラスは 1.03 MPa (150 LB) であり、弁耐圧部の 200 °C における許容圧力 1.40 MPa[gage]は、2 Pd (0.62 MPa[gage]) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200 °C、2 Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03 MPa の弁の温度－許容圧力を図 9-2 に示す。

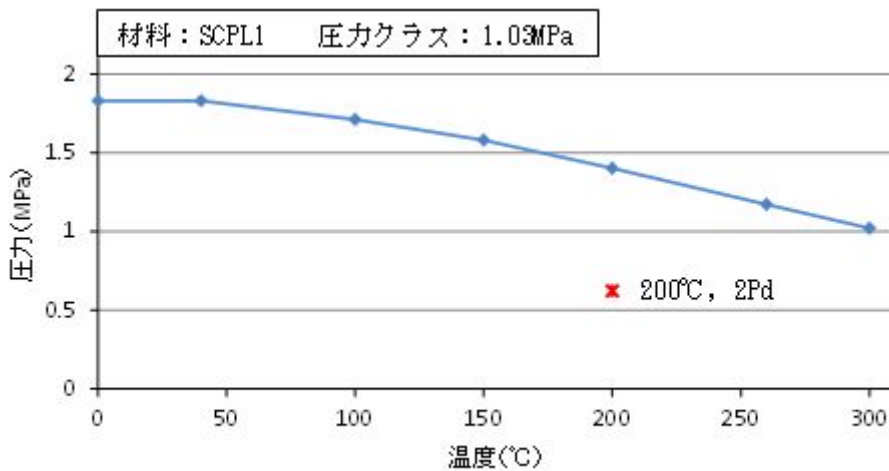


図 9-2 不活性ガス系バタフライ弁の温度－許容圧力



以上のことから、不活性ガス系バタフライ弁について、200℃、2Pdの環境下での健全性を有すると考える。

### 9.3 原子炉格納容器隔離弁（T I Pボール弁）

#### 9.3.1 評価方針

T I Pボール弁は、弁シート部、グランドシール部にフッ素樹脂、弁蓋シール部にはフッ素ゴムを使用しているため、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。また、弁耐圧部は、高温状態で内圧を受け、延性破壊が想定される。このため、200℃、2PdでのT I Pボール弁の健全性について、表9-3に示す評価方法により確認する。なお、弁シート部、グランドシール部及び弁蓋シール部のシール材については、改良EPDM製シール材による評価を実施する。

T I Pボール弁の評価対象を図9-3に示す。

表 9-3 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール材	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
耐圧部（弁箱）	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準）の準用による評価

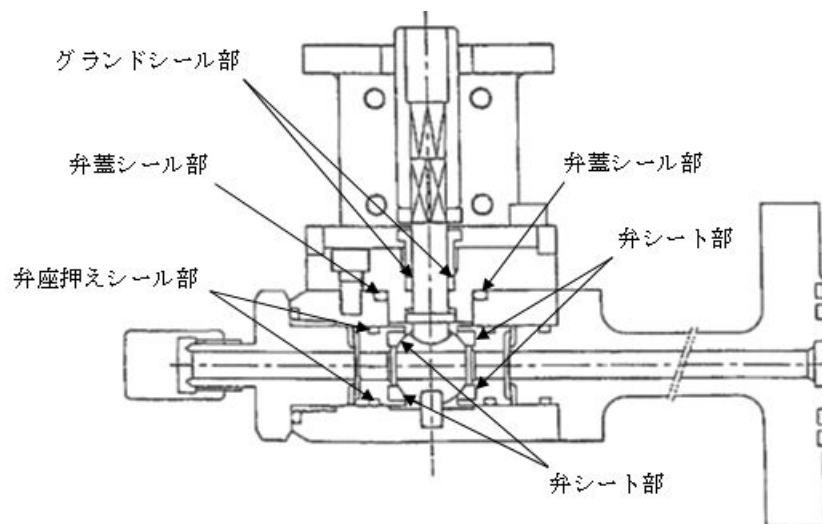


図 9-3 T I Pボール弁評価対象

9.3.2 評価

(1) 隔離機能

隔離機能は、シール材の耐環境性が支配的であるため、200 °C、2 Pd 環境下における圧縮永久ひずみ試験及び不活性バタフライ弁の蒸気加熱漏えい試験の結果から、シール材の環境耐性を確認する。

(2) 弁耐圧部の構造健全性

設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が、200 °C、2 Pd の環境条件を上回ることを確認する。

9.3.3 評価結果

(1) 隔離機能

ボール弁の構造上、圧力負荷により隔離機能を有するシート部が離れる方向に変形することは考えにくいいため、要求される環境下においてシール材に適用する材質の劣化が無い限り、シール性に影響を及ぼすことはない。したがって、隔離機能の評価は、シール材の環境耐性があることをもって評価する。

弁シート部、グランドシール部及び弁蓋シール部に使用する改良 E P D M 製シール材については、表 9-4 に示す圧縮永久ひずみ試験結果から、200 °C、2 Pd 環境下における環境耐性を有している。また、不活性ガス系バタフライ弁の蒸気加熱漏えい試験の結果において、同材質の弁シートからの漏えいが無いことを確認している。

表 9-4 圧縮永久ひずみ試験<sup>※1</sup>結果 (改良 E P D M 製)

試験温度	200 °C
構造部放射線照射量	<input type="text"/>
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率 <sup>※2</sup>	<input type="text"/> % <sup>※3</sup>

※1 J I S K 6262 に従い実施

※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %、全く回復しない状態が 100 %

※3 %の平均値

(2) 弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラスは 1.03 MPa (150 LB) であり、弁耐圧部の 200 °C における許容圧力 1.32 MPa[gage]は 2 Pd (0.62 MPa[gage]) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200 °C、2 Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03 MPa の弁の温度－許容圧力を図 9-4 に示す。

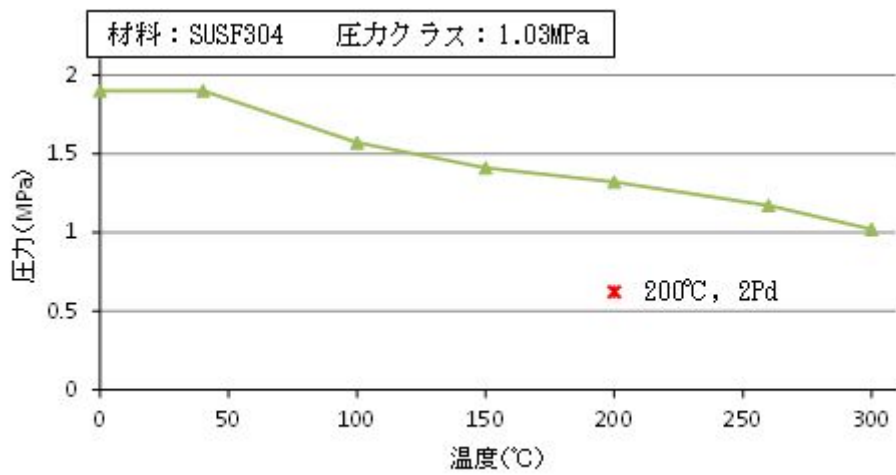
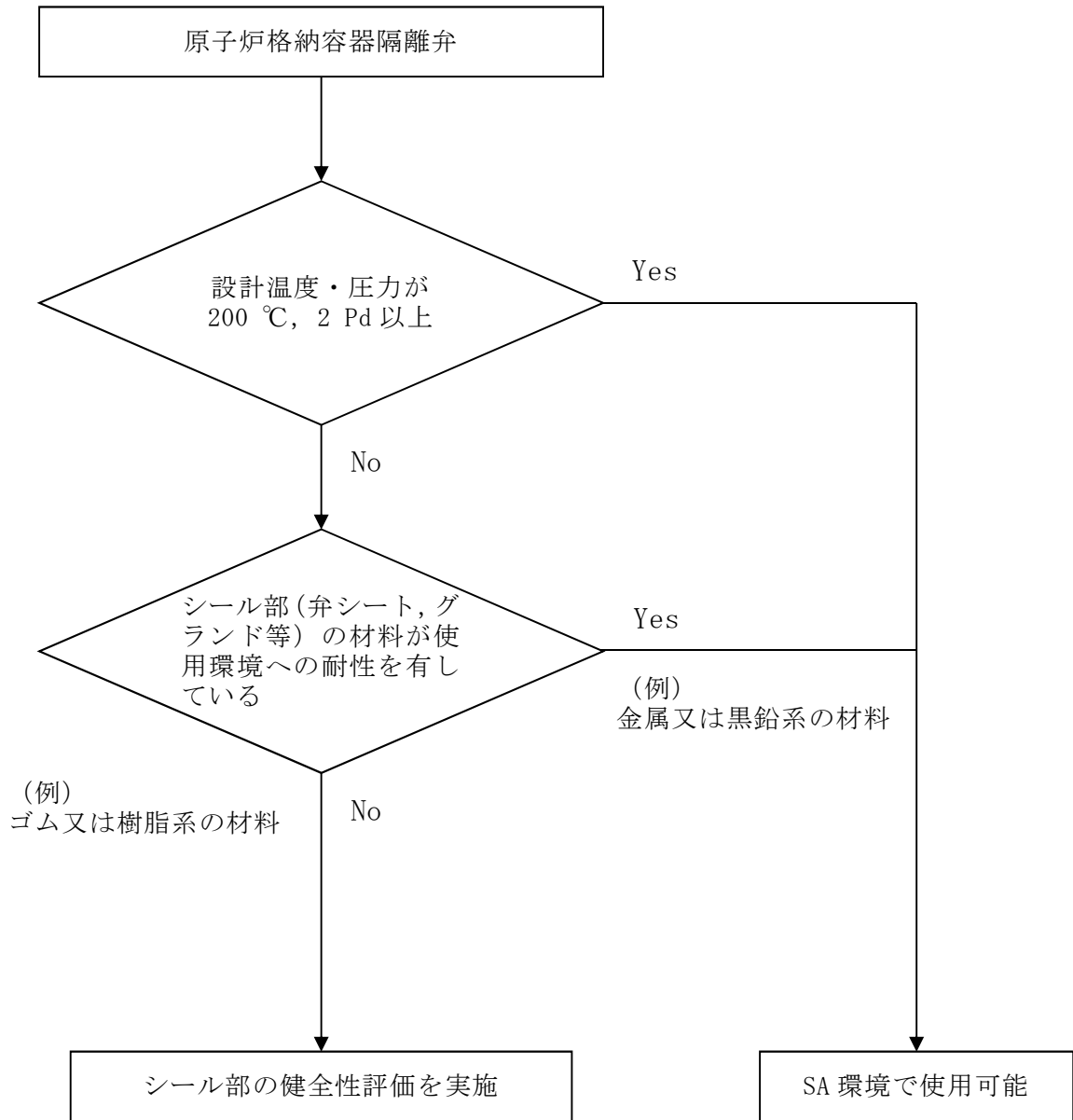


図 9-4 T I P ボール弁の温度－許容圧力

以上のことから、T I P ボール弁について、200 °C、2 Pd の環境下での健全性を有すると考える。

原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、圧力（200 °C，2 Pd）での健全性を確認するため、図 9-1(1) のフローに従い対象弁を抽出した。



- (評価対象弁)
- ・ 不活性ガス系バタフライ弁
  - ・ T I P ボール弁

図 9-1(1) 原子炉格納容器隔離弁の評価対象抽出フロー

NT2 補② V-1-8-1 RI

## 原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について

## 1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価における評価対象部位について、放射性物質の閉じ込め機能が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の限界温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、東海第二発電所において実施した高経年化技術評価を参考に検討する。

## 2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体については、経年劣化事象として腐食が考えられるが、原子炉格納容器本体は、鋼板表面に防食塗装を施すとともに、保全計画に基づく外観点検において表面の腐食、塗膜等の異常があれば、補修塗装を実施するとともに適切な肉厚管理を実施している。また、保全計画に基づき、計画的に肉厚測定を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。なお、原子炉格納容器本体に対して、一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3）」（以下、「J E A C 4 2 0 3」という。）に基づく、全体漏えい率試験（1回/1定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

## 3. 原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について、考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

- ・ステンレス鋼配管については、塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが、社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し、基準を満足しない場合は、純水拭きを実施することにより、塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・炭素鋼配管については、流れ加速型腐食による減肉が考えられるが、社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し、基準を満足しない場合は、計画的に取替えを行うなど、適切な管理を行っている。
- ・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画に基づく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・電気配線貫通部については、経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、長期健全性試験により、健全性を確認している。
- ・機器搬入用ハッチ等に使用しているガスケット等については、保全計画に基づく定期的な取替を実施していることから、経年劣化事象とはならない。
- ・J E A C 4 2 0 3に基づく、全体漏えい率検査（1回/1定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の限界温度・圧力への影響はないと考える。

## 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

## 1. 検討方針

原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し，評価温度・圧力（200 °C，2 Pd）負荷時に部材が弾性域または塑性域のいずれにあるか，また，除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の残留ひずみの挙動により，耐震性への影響を評価する。

## 2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については，一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は，一次応力が $S_y$ を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合，一次応力が $S_y$ 以下の場合は，除荷後に残留ひずみは生じない（第1図， $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ ）。 $S_y$ を超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる（図1， $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ ）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図1， $c \rightarrow b$ ）。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2），設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお，材料に予めひずみが作用した場合について，作用した予ひずみ（～約19 %）だけ応力－ひずみ曲線をシフトしたものと，予ひずみが作用しない材料の応力－ひずみ曲線がほぼ一致するという知見<sup>[1]</sup>が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態IV<sub>A</sub>S）の一次応力の許容応力は，供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり，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と判断できる。

- [1] 一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 J W E S - I S - 9 7 0 1，（1997）

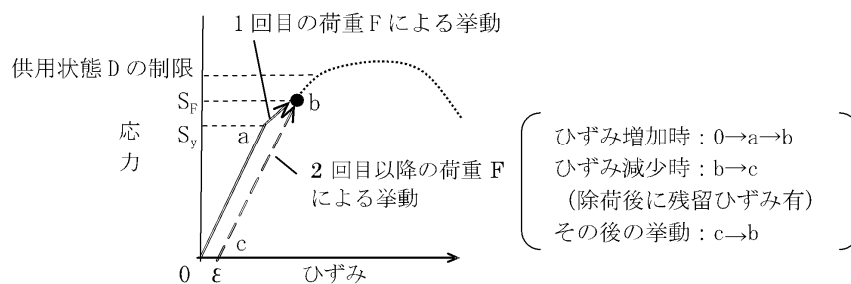


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

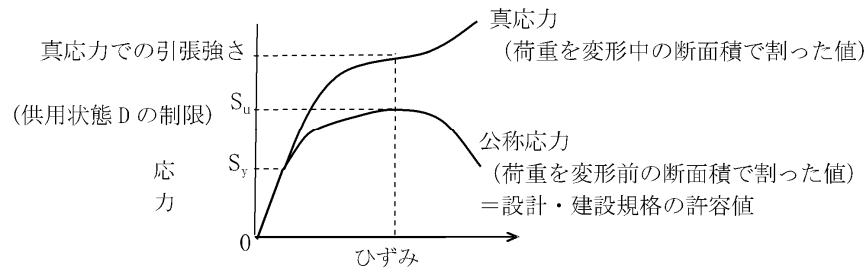


図2 公称応力と真応力について

次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次＋二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次＋二次応力が $S_y$ を超えると塑性域に入りが（図3（設計・建設規格 解説PVB-3112）,  $0 \rightarrow A \rightarrow B$ ）,  $2S_y$ 以下の場合は除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない（図3（設計・建設規格 解説PVB-3112）,  $B \rightarrow C$ ）。また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

一次＋二次応力が $2S_y$ を超える場合は、残留ひずみ有と判断する（図3(応力 $S_1$ が $2S_y$ 超の場合)）。しかし、十分小さな残留ひずみであれば、上述の通り、発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態 $IV_A S$ ）の一次＋二次応力の許容応力は、今回の一次＋二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次＋二次応力の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と判断できる。

なお、一次応力が $S_y$ を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。

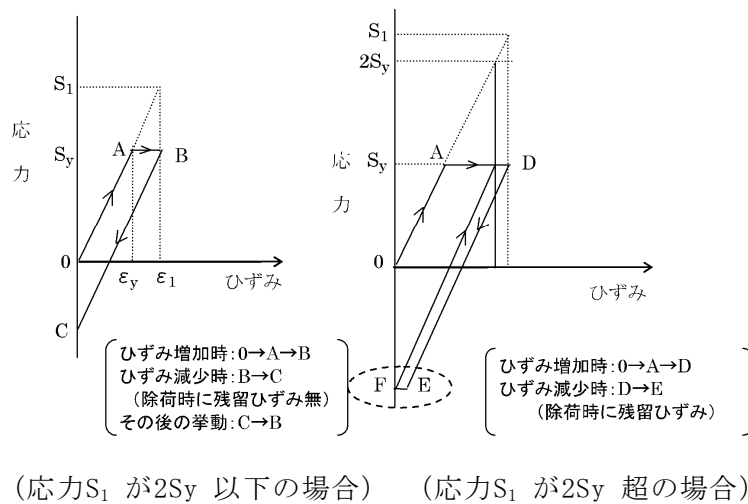


図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次＋二次応力）

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が $S_y$ 以下かまたは一次+二次応力が $2S_y$ 以下かを確認した。

原子炉格納容器本体（基部）については、一次+二次応力が $S_y$ を超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが、供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。

機器搬入口用ハッチ（円筒胴）、サプレッション・チェンバアクセスハッチ（円筒胴）、所員用エアロック（隔壁部）、配管貫通部（平板類、セーフエンド）、電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が $S_y$ を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。伸縮継手については疲労係数が微小であることから耐震性への影響はない。

トップヘッドフランジについては、一次応力が $S_y$ 以下であり、残留ひずみは生じない。

配管貫通部（接続配管、スリーブ取付部）については、一次+二次応力が $2S_y$ 以下であり、残留ひずみは生じない。

以上より、一次応力は供用状態Dの制限内であり、一次+二次応力は $2S_y$ 以下であることを確認した。

したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で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、耐震性への影響はないと考える。



表1 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況

評価部位	評価点	分類	評価値 <sup>※1</sup>	判定値	残留ひずみ有無	備考	
原子炉格納容器本体	基部	一次+二次		452 MPa (2Sy)	有 (1%未満)		
トップヘッドフランジ	同左	一次	185 MPa	226 MPa (Sy)	無		
機器搬入用ハッチ	円筒胴	一次	0.62 MPa (2 Pd)	1.966 MPa (Syでの限界圧力)	無		
サブプレッション・チェンバークセスハッチ	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	0.708 MPa (Syでの限界圧力)	無		
所員用エアロック	隔壁部	一次	195 MPa	226 MPa (Sy)	無		
配管貫通部	接続配管	同左 (貫通部付近)	一次+二次	169 MPa	370 MPa (2Sy)	無	
	スリーブ	スリーブ取付部	一次+二次	188 MPa	393 MPa (2Sy)	無	
	平板類	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	1.534 MPa (Syでの限界圧力)	無	
	セーフエント	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	3.643 MPa (Syでの限界圧力)	無	
	伸縮継手	同左	疲労係数は微小 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">  </span> < 1.0)				
電気配線貫通部	アダプタ	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	7.795 MPa (Syでの限界圧力)	無	
	ヘッド	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	6.133 MPa (Syでの限界圧力)	無	
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.62 MPa (2 Pd)	1.03 MPa (レーティング設計圧)	無		

※1 判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。

## 原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物（F P）沈着による影響について

炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において、よう素等のF Pが沈着して発熱することにより、温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し、原子炉格納容器評価温度以下となることを確認する。また、原子炉格納容器内F Pの挙動に対する国内外の知見についても確認する。

## 1. 原子炉格納容器貫通部のF P沈着による温度評価

炉心溶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解析により温度分布を確認した。

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に影響ないことを確認した。

注：原子炉格納容器内のF Pの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びF P挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES）」）において、F Pが飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへF Pが飛散し導かれたと仮定する。リークパスへのF Pの捕集量についての知見はないことから保守的にF Pが満たされた状態と仮定する。（F Pが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定する。）

## ○原子炉格納容器貫通部のF P沈着による温度評価

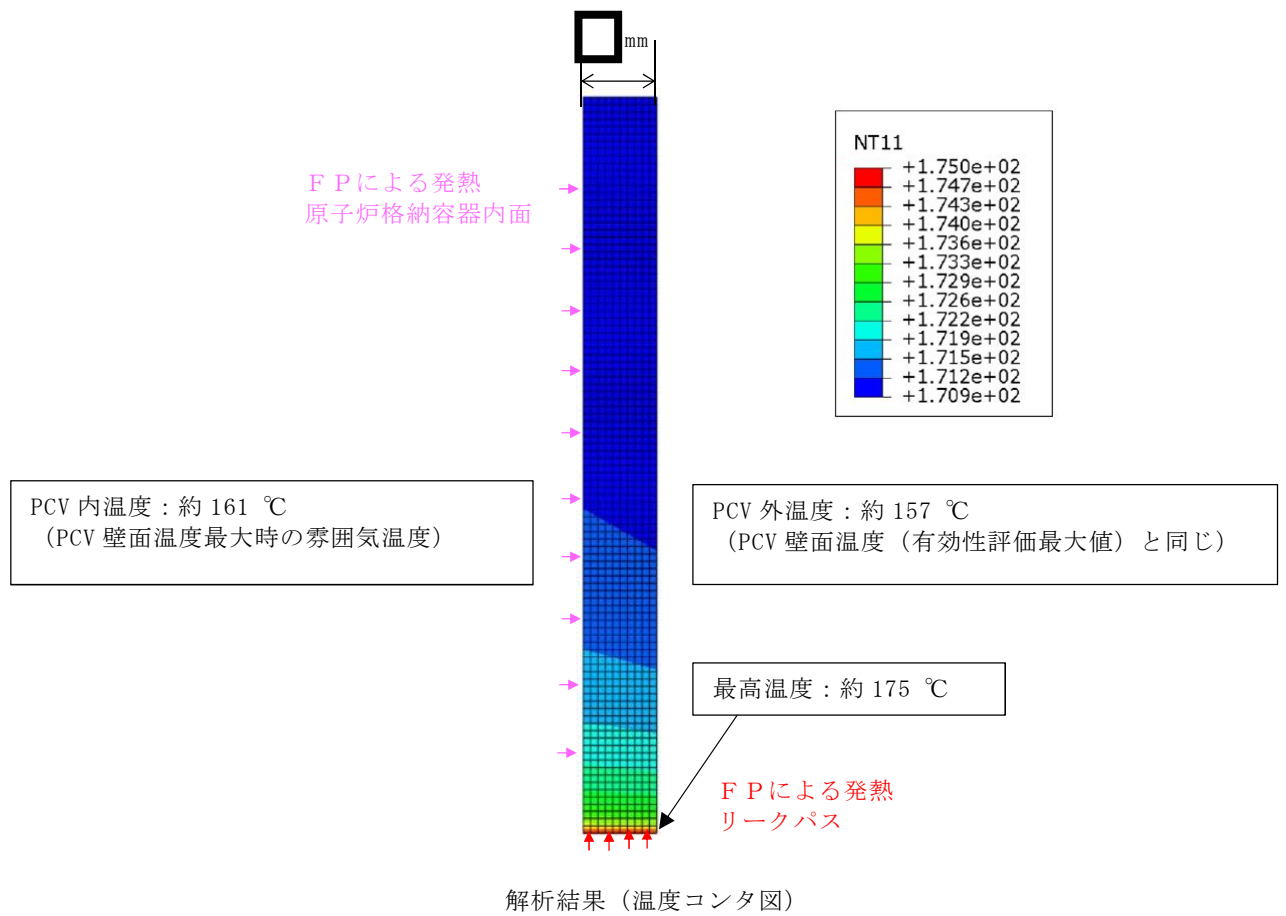
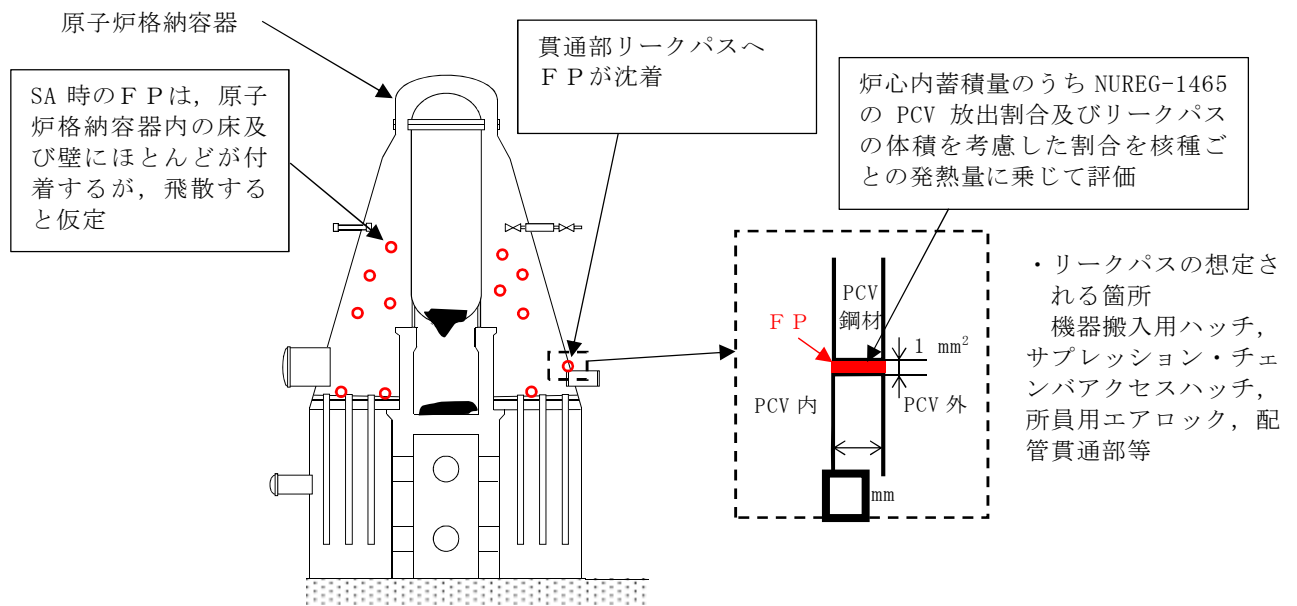
炉心溶融時の原子炉格納容器内のF Pが貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。
- b. 重大事故等時における原子炉格納容器内のF Pの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びF P挙動解析（JNES）」において、F Pのほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、F Pが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定する。

- c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1 mm<sup>2</sup> のリークパスと仮定。
- d. F P が飛散し貫通部リークパスにおける F P の捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスに F P が満たされた状態を仮定する。（リークパスへ F P が満たされた状態では、漏えい率は 0 %/day となるが温度評価のため保守的に仮定する。）
- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着した F P の発熱量は、**NUREG-1465** の炉心内の F P 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。
- f. F P の発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。

よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高い CsI（よう化セシウム）の密度を想定し、F P 質量の保守性を考慮し算出する。

上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の最大値である約 157 °C となる時、F P による温度上昇は、約 18 °C であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約 175 °C となり原子炉格納容器評価温度（200°C）を下回り原子炉格納容器評価温度に影響のないことを確認した。



第 1 図 F P 沈着による温度上昇評価イメージ

## 2. 炉心損傷時の原子炉格納容器内 F P の挙動に対する知見

炉心溶融時の原子炉格納容器内の F P の挙動についての国内外の知見としては、下記の知見が上げられる。

各知見の概要は、シビアアクシデント時における原子炉格納容器内、原子炉冷却系統の配管内の F P の挙動及び格納容器貫通部（漏えい部）への沈着の有無等を評価したのもであったが、貫通部（漏えい部）への沈着による温度挙動について評価した知見は見当たらなかった。

知見のうち、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び F P 挙動解析（JNES）」において、原子炉格納容器内の溶融デブリ粒子の飛散、沈着挙動及び原子炉格納容器内温度分布等を解析した結果、デブリ粒子が飛散してもその多くは原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず、原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないことが確認されている。

- ・シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び F P 挙動解析（JNES）
- ・PHEBUS-FP 計画（IRSN／欧州共同体）
- ・配管信頼性実証試験（WIND 計画，原研）
- ・原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験（原子力発電技術機構（NUPEC））

知見の概要は、以下のとおり。

### (1) シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び F P 挙動解析（JNES）

原子炉格納容器内のエアロゾル状 F P やデブリ微小粒子の挙動を評価可能な原子炉格納容器内 CFD 粒子挙動解析手法を用いて、シビアアクシデント時の原子炉容器下部ヘッド破損による炉心溶融デブリの飛散現象を解析し、デブリ飛散時の格納容器雰囲気ガスの温度分布及びデブリ粒子の壁面や床面への沈着量分布を評価。本評価では、50  $\mu\text{m}$  程度の極小粒径のデブリ粒子が飛散しても、その多くは原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないという結果であった。

### (2) PHEBUS-FP 計画（IRSN／欧州共同体）

シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの F P 挙動を調べるために行われた、実機燃料を用いた総合試験。炉心、1 次系回路・蒸気発生器、格納容器を模擬しているが、格納容器貫通部は模擬されていない。

(3) 配管信頼性実証試験 (WIND計画, 原研)

軽水炉のシビアアクシデント時における原子炉冷却系配管内のF P挙動及び過酷な負荷が与えられた場合の配管破損に関する試験及び関連する解析を実施。シビアアクシデント時の主要なF P化合物であるCsI及びCsOHの配管内壁への沈着, 一旦沈着した後の再蒸発, 化学的な安定性及び配管のクリープ挙動に関する知見であり, 格納容器に関するものではない。

(4) 原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)

小口径配管 (内径約 1 mm, 長さ 30 cm) を格納容器貫通部リークパスと想定し, F Pが通過した場合の捕集試験を実施し, F Pにより配管は目詰まりが生じることが確認された。目詰まりは, 配管内部ではなく入口部で有意に生じることが確認されたが, 貫通部 (漏えい部) へのF Pの付着量及びそれに伴う温度挙動は評価されていない。

## ○ F P 沈着による温度評価における保守性について

- ・リークパスを 1 箇所と仮定。

原子炉格納容器のリークパスは，数箇所の可能性もあるが評価においては 1 箇所に集中して F P が捕集されたと仮定した。

- ・リークパスに捕集される F P の量をリークパスに F P が満たされた状態を仮定。

F P の捕集量については，原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（**NUPEC**）の結果より F P が配管に目詰まりする事象が確認されており，目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが，捕集量についての知見は得られていないことからリークパスに F P が満たされた状態を仮定した。

- ・リークパスに捕集される F P の質量を発熱量の寄与割合が高いものの内，密度の高い核種として算出。

発熱の寄与割合が高い核種は，**CsI**（よう化セシウム）であることから，F P の密度は，**CsI** の約  $4.5 \text{ g/cm}^3$  を用いて F P の質量を求める。

- ・F P の発熱量は，発熱量が最大である事故直後の熱量，原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価

F P の発熱量は，時間の経過とともに低下するが，評価においては**NUREG-1465**の F P の核種の放出割合をもとに，F P の発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約  $6.59 \times 10^3 \text{ kW}$  とし，原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 3 時間後の  $157 \text{ }^\circ\text{C}$  を使用し評価した。（3 時間後は，約  $3.79 \times 10^3 \text{ kW}$ （事故直後の約 0.6 倍）。）

## ○FP発熱の核種の寄与割合について

FPの発熱の核種での寄与割合を第1表に整理する。

よう素の寄与割合が約85.5%と高く、その他核種の発熱の寄与割合は約14.5%であり熱量への寄与割合は低い。

第1表 核種グループごとの熱量の寄与割合

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約85.5%
セシウム類	約2.3%
アンチモン	約1.5%
テルル	約2.5%
ストロンチウム	約4.2%
バリウム	約2.5%
ルテニウム類	約0.1%
セリウム類	約0.4%
ランタン類	約0.9%
合計	100%



○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約 1 mm<sup>2</sup> のリークパスの算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第 21 版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma - 1}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで,  $m$  : 質量流量

$P_0$  : 1 次側圧力

$\gamma$  : 比熱比

$R$  : ガス定数

$Ae$  : 漏えい等価面積

$P_b$  : 2 次側圧力

$T_0$  : 1 次側温度

上記式中の 1 次側及び 2 次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用。

原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価。

質量流量 ( $m$ ) は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出。

○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、**NUREG-1465**の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。

第 2 表 **NUREG-1465** の原子炉格納容器内放出割合

**Table 3.12 BWR Releases Into Containment\***

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.

\*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

\*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

[出典] NUREG-1465 「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」

リークパスの体積は、リークパス面積 1 mm<sup>2</sup>と鋼板厚さ  mm より  cm<sup>3</sup>であるため、原子炉格納容器内に放出されたFPのうち支配的なCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まるFPの量は約  gとなる。

また、この量は原子炉格納容器内に放出されたFPのうち約 1.65×10<sup>-4</sup> %が詰まっている想定となる。この割合と**NUREG-1465**の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。