

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機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0
提出年月日	平成30年2月15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

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 構造及び機能	4
3.1 設計基準事故時を考慮した構造及び機能	4
3.1.1 概要	4
3.1.2 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	4
3.1.3 真空破壊装置	6
3.1.4 開口部	6
3.1.5 配管貫通部	7
3.1.6 電気配線貫通部	7
3.1.7 原子炉格納容器隔離弁	7
3.1.8 原子炉格納容器安全設備	18
3.1.9 可燃性ガス濃度制御設備	18
3.1.10 放射性物質濃度制御設備	18
3.1.11 原子炉格納容器調気設備	18
3.2 重大事故等時における機能	18
3.2.1 重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却等の機能	18
3.2.2 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	19
3.2.3 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	19
3.2.4 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	19
3.2.5 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	20
4. 原子炉格納施設の設計条件	21
4.1 設計基準事故時における設計条件	21
4.1.1 内圧及び温度	21
4.1.2 外圧	21
4.1.3 原子炉冷却材喪失時の荷重	25
4.1.4 逃がし安全弁作動時の荷重	32
4.1.5 地震荷重	34
4.1.6 漏えい率に対する設計条件	34
4.1.7 原子炉格納容器の最低使用温度	34
4.2 原子炉格納施設の重大事故等時における設計条件	35
4.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力	35
5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ及び許容応力状態	37
5.1 荷重の種類	37
5.2 荷重の組合せ及び許容応力状態	37
5.3 繰り返し荷重に対する解析	44

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	45
6.1 評価方針	45
6.2 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
6.3 評価方針	48
6.4 評価結果	52

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、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法、真空破壊装置、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、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質の濃度低減設備、原子炉格納容器安全設備等の設計並びに最高使用圧力及び最高使用温度、許容外圧、原子炉冷却材喪失時の荷重、逃がし安全弁作動時の荷重、地震荷重、設計漏えい率、最低使用温度（原子炉格納容器本体の脆性破壊防止含む）について説明する資料である。

また、技術基準規則第 62, 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容器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ように、最高使用圧力及び最高使用温度を設定し設計する。

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原子炉格納容器隔離弁は、自動隔離弁、通常時施錠管理が可能な手動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格納容器スプレイ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、原子炉格納容器内圧が急激に減少し、負圧により原子炉格納容器が損傷することを防止するため、真空逃がし装置を設置する。

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。

格納容器スプレイ冷却系、サプレッション・プール冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系は、原子炉格納容器内の冷却のため、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプにより、原子炉格納容器内にスプレイする設計とする。

代替循環冷却系は、原子炉格納容器内の冷却、過圧破損防止及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するため、代替循環冷却系ポンプにより、原子炉格納容器内に注水する設計とする。

格納容器下部注水系は、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するため、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、原子炉格納容器内ベDESTALに注水できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の過圧破損防止するため、原子炉格納容器内の圧

力及び温度を低下させることのできる設計とするとともに、排気中に含まれる放射性物質を低減できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の可燃性ガスを含む蒸気を排出することにより原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できる設計とする。

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から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために、静的触媒式水素再結合器を設置する。また、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟の水素を排出することで、原子炉建屋原子炉等の損傷を防止する設計とする。

原子炉建屋原子炉棟は、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、原子炉建屋放水設備を用いることにより、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、重大事故等時においては最高使用圧力、最高使用温度を超えることが想定されるが、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ることのないよう、重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度、圧力の最高値を上回る 200 °C、最高使用圧力 (Pd) の 2 倍の圧力 (2Pd) での原子炉格納容器本体及び開口部の構造健全性、及びシール部の機能維持を確認する。

3. 構造及び機能

3.1 設計基準事故時を考慮した構造及び機能

3.1.1 概要

原子炉格納容器は、原子炉圧力容器及び再循環回路を取り囲む円錐フラスタム形のドライウエル、円筒形のサプレッション・チェンバ、両者を仕切るダイヤフラム・フロアとこれを貫通するベント管及び鉄筋コンクリートマットからなる。

原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故のなかでも、最も苛酷な再循環回路1本の完全破断が起これ、破断口から原子炉冷却材が最大流量で放出されることを仮定して設計する。

この場合、ドライウエル内に放出された蒸気と水の混合物は、ベント管を通過してサプレッション・チェンバ内のプール水中に導かれる。ここで蒸気がプール水で冷却され、凝縮することによって、ドライウエル内圧の上昇が抑制され、一方、放出された放射性物質は原子炉格納容器内に保留される。サプレッション・プールは、設計基準対処施設として容量3,400 m³、個数1個を設置する。

また、鋼製ドライウエル及びサプレッション・チェンバは一体構造であり、リングガーター及びアンカーボルトを通してコンクリートマット上に支持される。

コンクリートマットは原子炉格納容器底部の圧力バウンダリを構成するとともに気密性を保持するためのライナープレートを設ける。

3.1.2 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3-1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 3-1 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

$A_B =$

*2: ベント管流路面積: A_v
(ベント管断面積×108)

$A_v = \frac{\pi}{4}$ 108

ここで,

3.1.3 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・プールの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もなる。

真空破壊装置は上記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

$$\frac{\text{真空破壊装置流路断面積}}{\text{ベント管流路断面積}} \quad \square$$

したがって真空破壊装置の必要流路面積 A_B は

$$A_B = \square = \square$$

一方真空破壊装置の内径は 0.508 m であるので、1 個当たりの流路面積は

$$\frac{\pi}{4} \times \square = \square$$

従って真空破壊装置の必要個数は、

$$\square$$

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。

3.1.4 開口部

開口部となるドライウエルヘッドフランジ、機器搬入口ハッチ、サプレッション・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定」（J E A C 4203）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。

3.1.5 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。

3.1.6 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。

3.1.7 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁は、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原子炉格納容器隔離弁として、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しているか、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配管のような特殊な細管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を可能な限り原子炉格納容器に近接した箇所には設ける設計とする。

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、配管の構成上、原子炉冷却系の損壊の影響を受けず、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て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個の原子炉格納容器隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所には設ける設計とする。

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。

原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に近接した箇所には設ける設

計とする。

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隔離弁の機能が著しく低下するような箇所には、設置しない設計とする。

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、不活性ガス系及び原子炉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、事故時に容易に閉止可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。

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は、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ること等、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ついて隔離弁を設けない場合には、オリフイス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じる設計とする。

原子炉格納容器隔離弁のうち自動隔離弁は、単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においても、非常用電源からの給電により隔離機能が達成できる設計とする。

原子炉格納容器隔離弁は、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を喪失しない設計とする。また、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ならない設計とする。

原子炉格納容器隔離弁は、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 4203)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、原子炉格納容器隔離弁は、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。

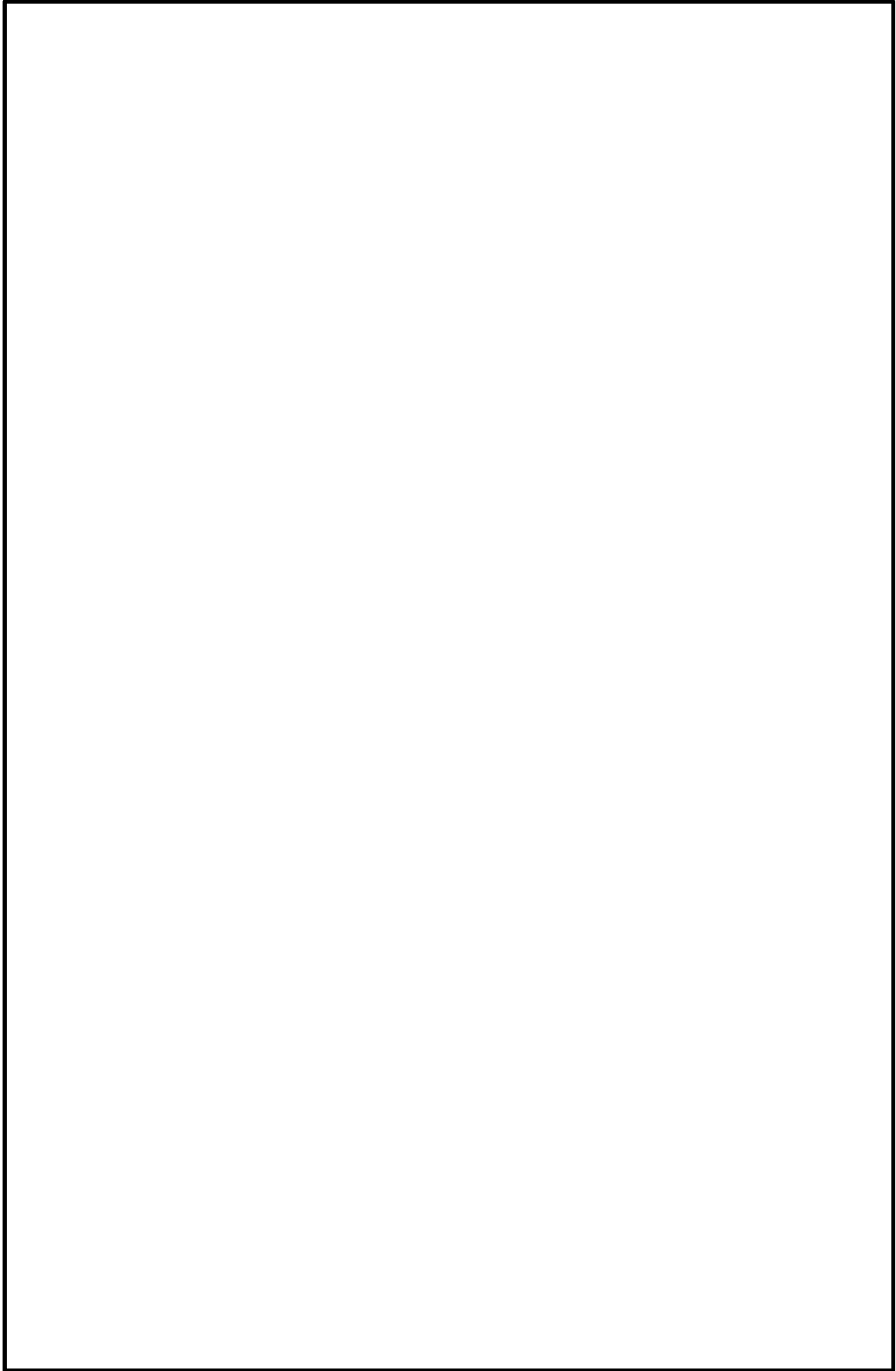


図 3-1 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

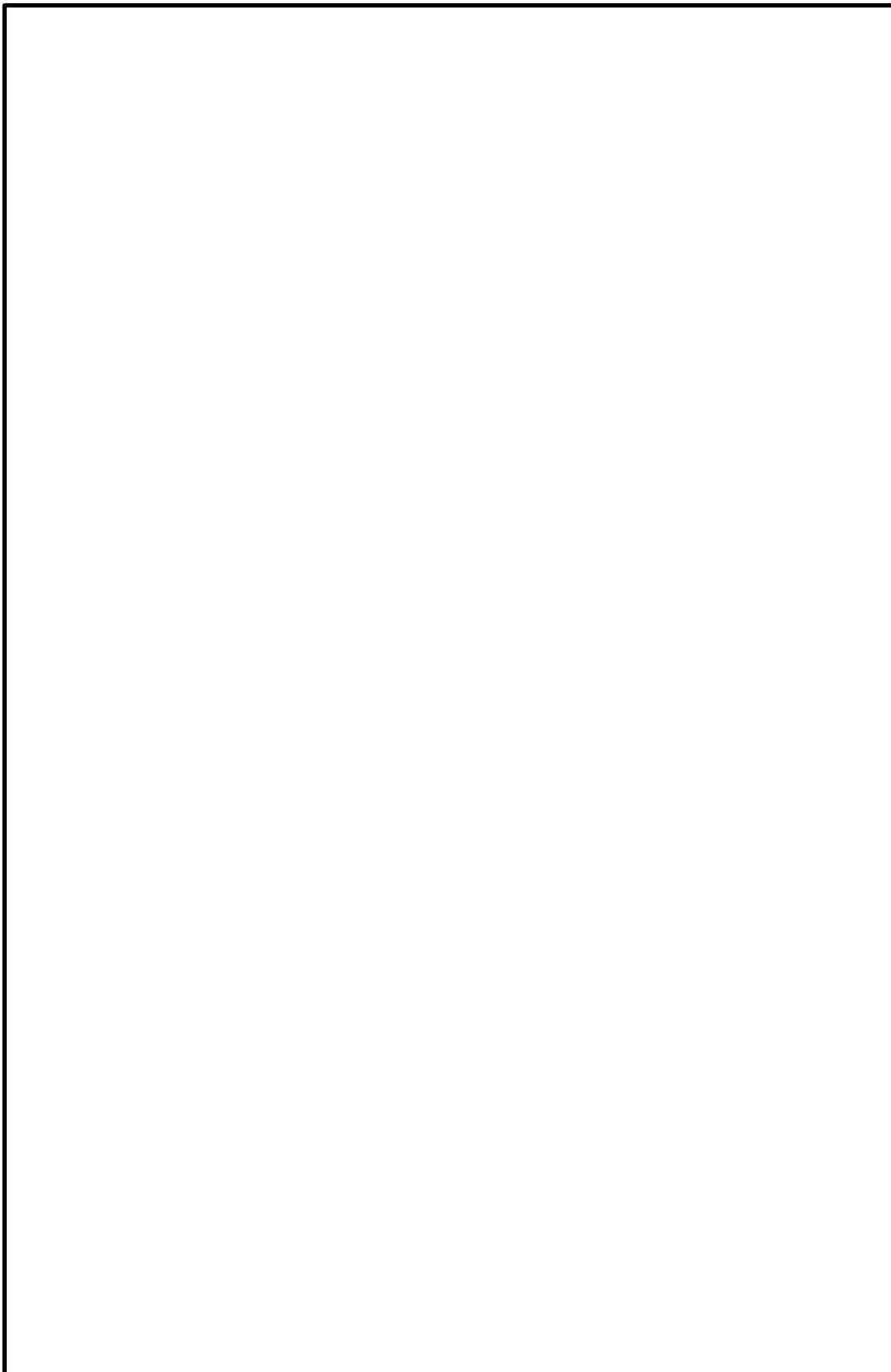


図 3-2 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

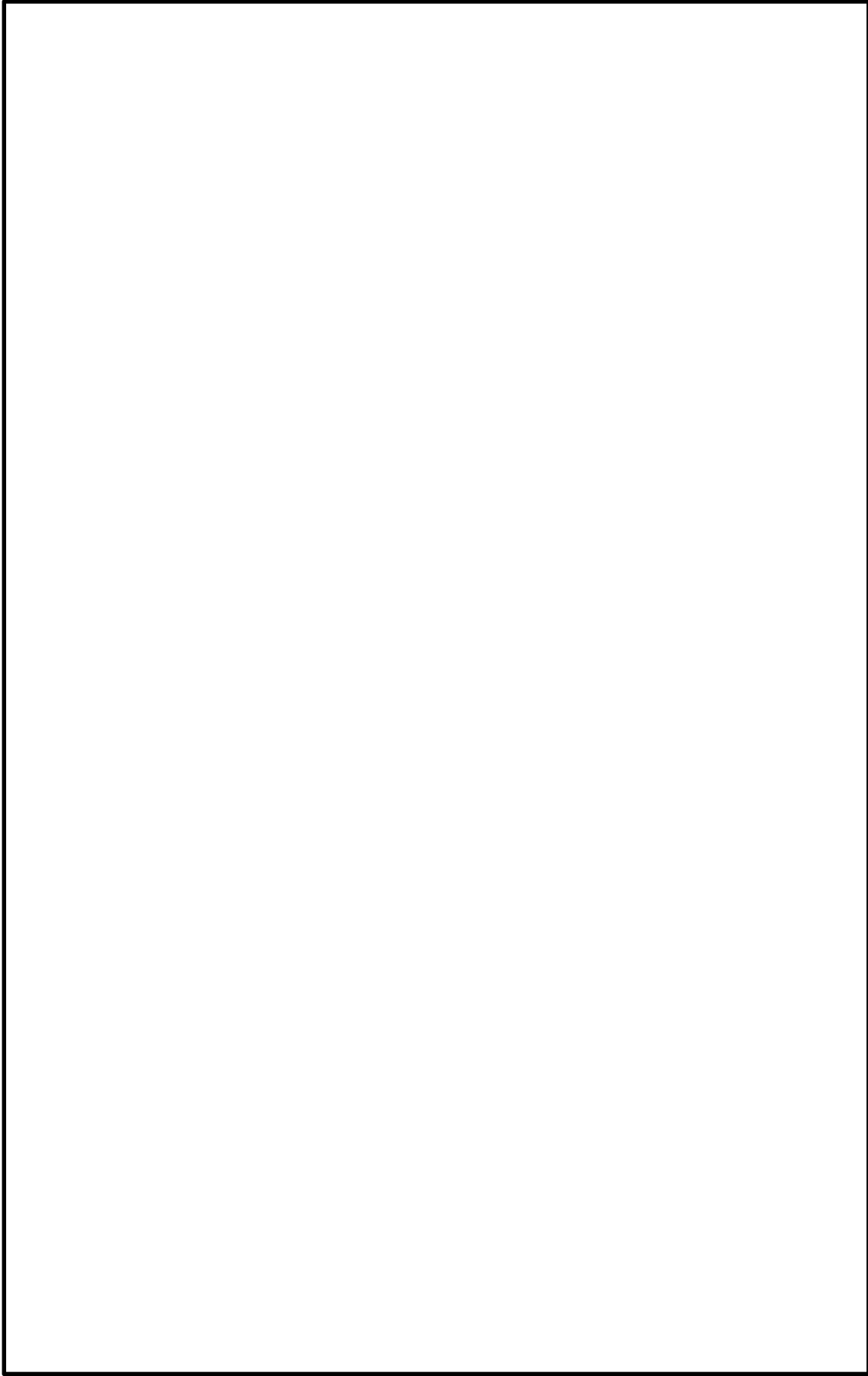


図 3-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

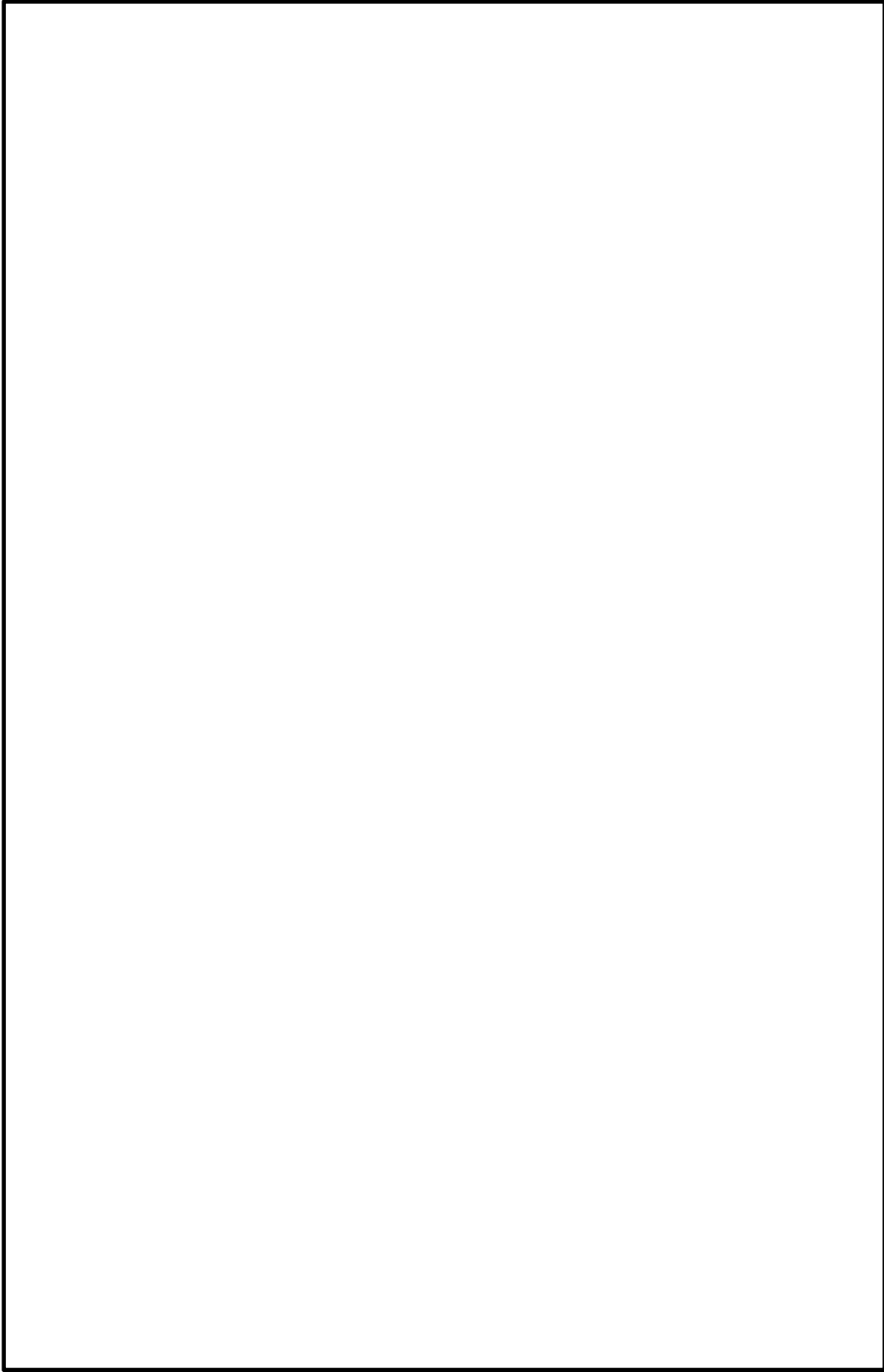


図 3-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

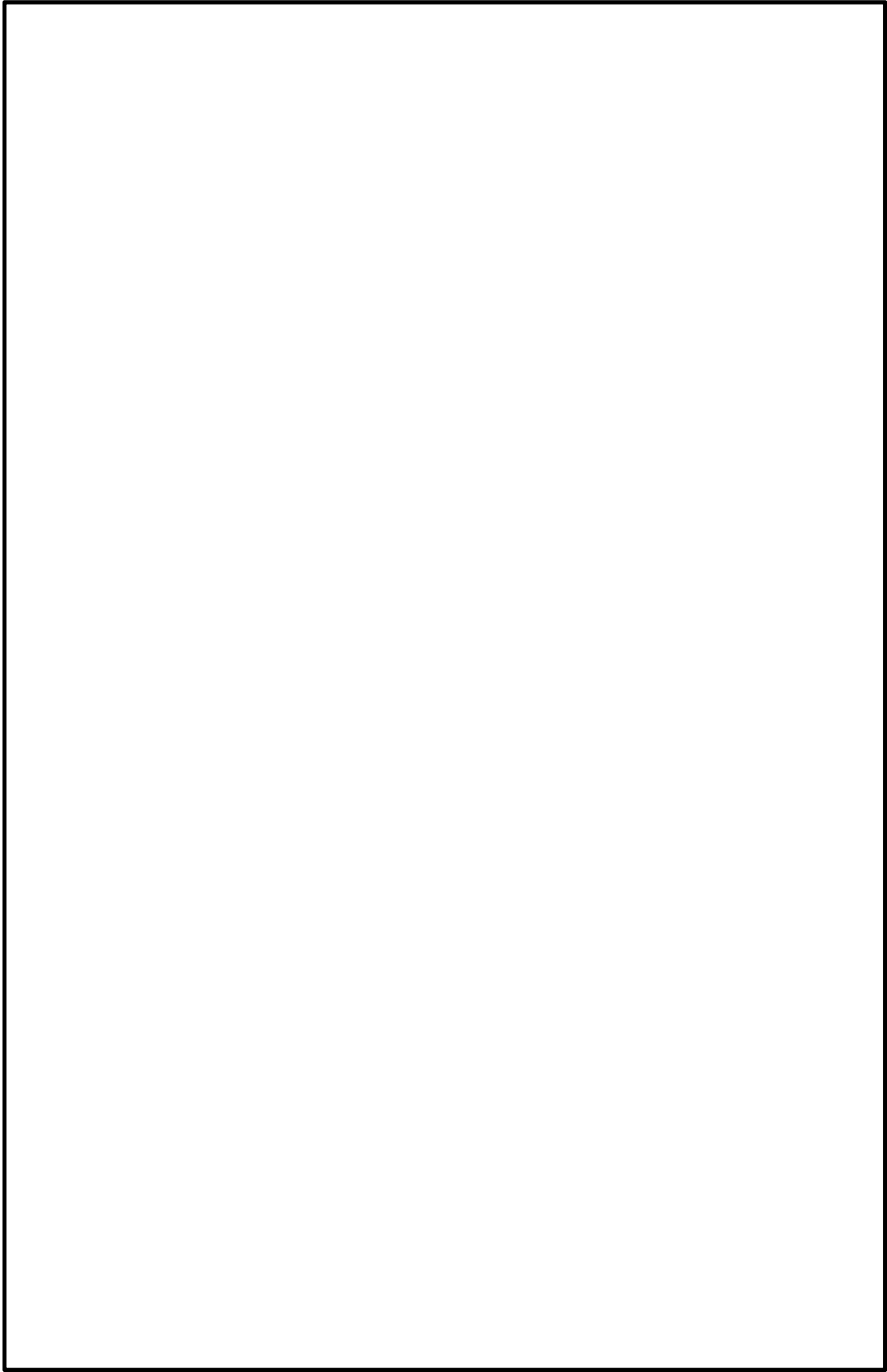


図 3-5 原子炉格納容器、バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

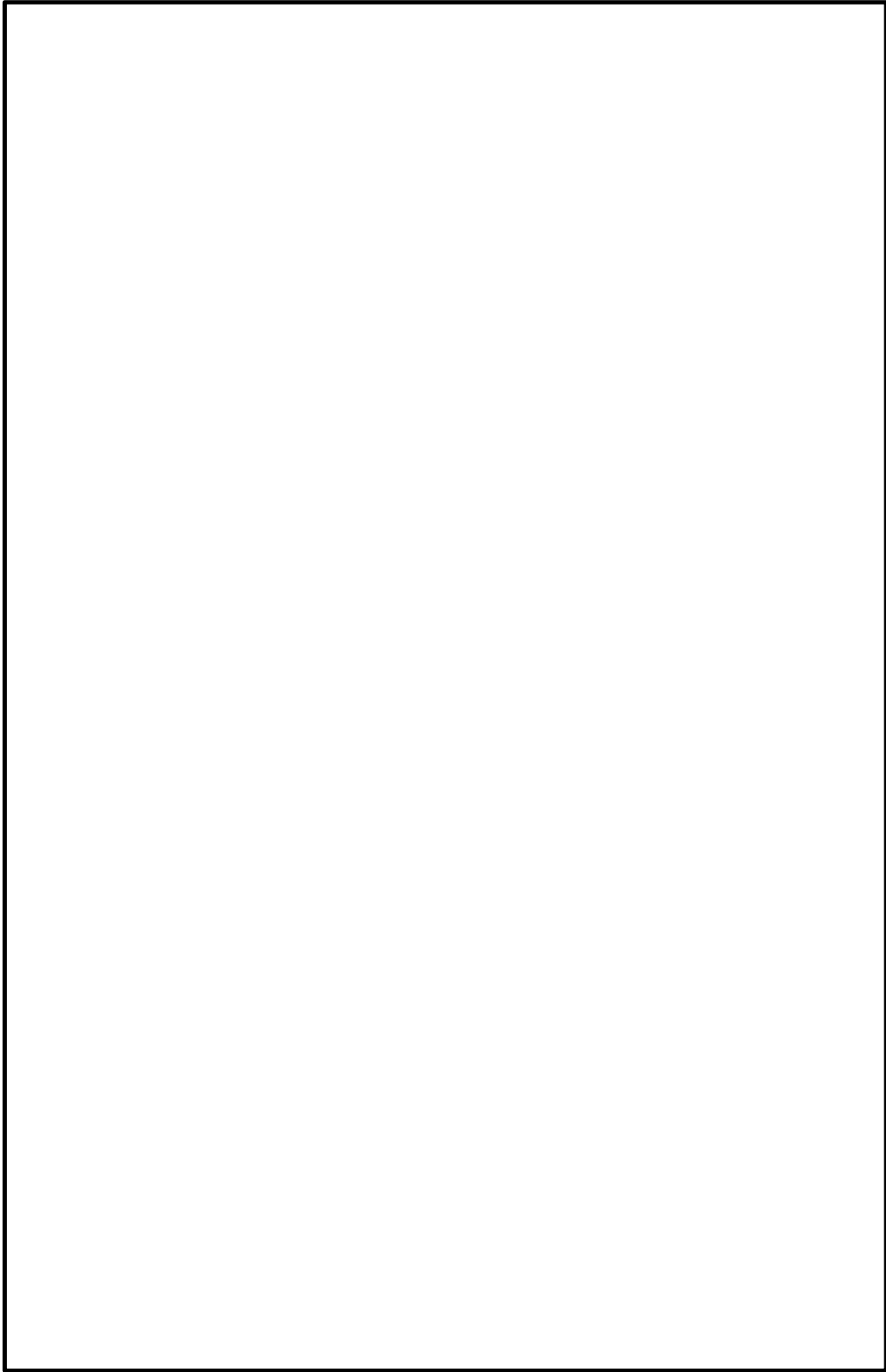


図 3-6 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

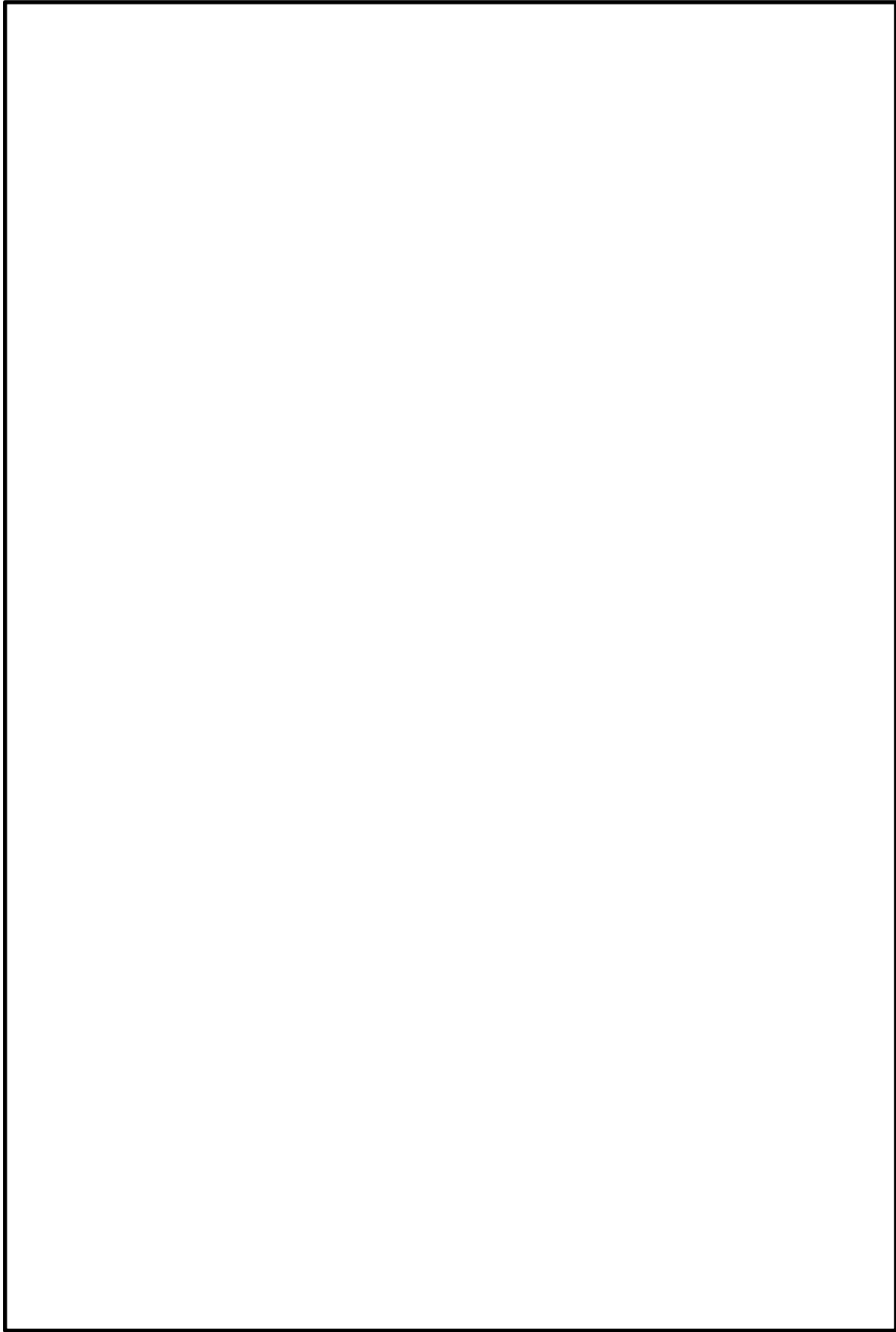


図 3-7 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

(注)

- ①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損傷の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側に設置箇所における管であつて、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものにあつては、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。

3.1.8 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての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。

3.1.9 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、燃焼限界に達しないための制限値である水素濃度を 4 vol%以下あるいは酸素濃度を 5 vol%以下に維持できるように設計する。

3.1.10 放射性物質濃度制御設備

設計基準対象施設としての格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失事故後、サブ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ブプレッション・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。

設計基準対象施設としての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・粒子上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。

3.1.11 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、プラント通常運転中、原子炉格納容器内の酸素濃度を低く保つために、あらかじめ原子炉格納容器内の空気を窒素ガスで置換するとともに、プラント通常運転中の漏えい分の補給を窒素ガスで行う設計とする。

3.2 重大事故等時における機能

重大事故等時に使用する原子炉格納施設として重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却、過圧破損防止、原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却のために用いる、代替格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系や、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素爆発による破損防止のため設置する水素濃度制御設備や格納容器の過圧破損を防止するために設置する圧力逃がし装置等、重大事故等時において使用する設備の設計についても以下に示す。

3.2.1 重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却等の機能

重大事故等時において、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系を設置する。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の破損を防止するため、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に必要な設備として、代替格納容器スプレイ冷却系を設置する。代替格納容器スプレイ冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの機能喪失又はサブプレッションプール水を水源として使用できない場合に、常設低圧代替注水系ポンプを用い、残留熱除去系とは異なる代替淡水貯槽を水源として、ドライウエ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減させることができる設計とする。

3.2.2 重大事故等時における格納容器の過圧破損防止機能

原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、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、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として、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系を設ける。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置及び圧力開放板等で構成し、ベントガス圧力により圧力開放板が破裂することにより、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排気管を通して放出する。

代替循環冷却系は、サブプレッションプール水を水源とし、代替循環冷却系ポンプにより原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを行うとともに、緊急用海水系及び残留熱除去系熱交換器を用いて除熱することで、原子炉圧力容器等の循環冷却を行う。

3.2.3 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

重大事故等時において、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、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための設備として、原子炉格納容器下部注水系を設ける。

原子炉格納容器下部注水系は、代替淡水貯槽を水源として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で送水することにより原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。

3.2.4 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-ジルコニウム反応により発生する水素により、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉通常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。

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損傷を防止するため、原子炉格納容器圧力逃がし装置を設ける。

3.2.5 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、水素濃度制御設備を設ける。

水素濃度制御設備として、原子炉建屋原子炉棟 6 階に静的触媒式水素再結合器を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、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抑制することで、原子炉建屋原子炉棟での水素爆発を防止する。

4. 原子炉格納施設の設計条件

4.1 設計基準事故時における設計条件

4.1.1 内圧及び温度

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。原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の過渡解析は保守的なモデルを使用しており、これらのモデルによる解析結果と前述のフンボルトベイ及びボデガベイの実験結果との比較を行うとモデルの解析結果の方が 25 %以上高い値を示しており保守的である。

東海第二発電所もこの解析モデルを使って解析を行ったが、その際のインプットデータとしてはドライウエル空間容積 (約 5700 m³)、サブプレッション・チェンバ空間容積 (約 4100m³)、サブプレッション・プール水量 (約 3400 m³) などを用いている。

解析の際の初期条件は、表 4-1 に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表4-1 解析に用いた初期条件

	ドライウエル	サブプレッション・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 4-2 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 4-1, 図 4-2 に示す。

表4-2 解析結果による最高圧力及び最高温度

	ドライウエル	サブプレッション・チェンバ
圧 力		
温 度		

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 4-3 に示す値とする。

表4-3 最高使用圧力及び最高使用温度

	ドライウエル	サブプレッションチェンバ
圧 力	310 kPa	310 kPa
温 度	171 °C	104 °C

4.1.2 外圧

ドライウエル及びサブプレッション・チェンバは換気等のために過大な外圧を生じないように真空破壊装置によって保護されている。

すなわち、ドライウェル内に負圧を生じる場合は、真空破壊装置が自動的に動作して空気をサプレッション・チェンバから引くことにより、両者の差圧を 7 kPa 以下に保つ。またサプレッション・チェンバ真空破壊装置が自動的に動作して空気を外部から引くことによって外部に対する負圧を 7 kPa 以下に保つ。したがってドライウェル及びサプレッション・チェンバに生じる外部に対する負圧はそれぞれ 14 kPa, 7 kPa を越えることはない。

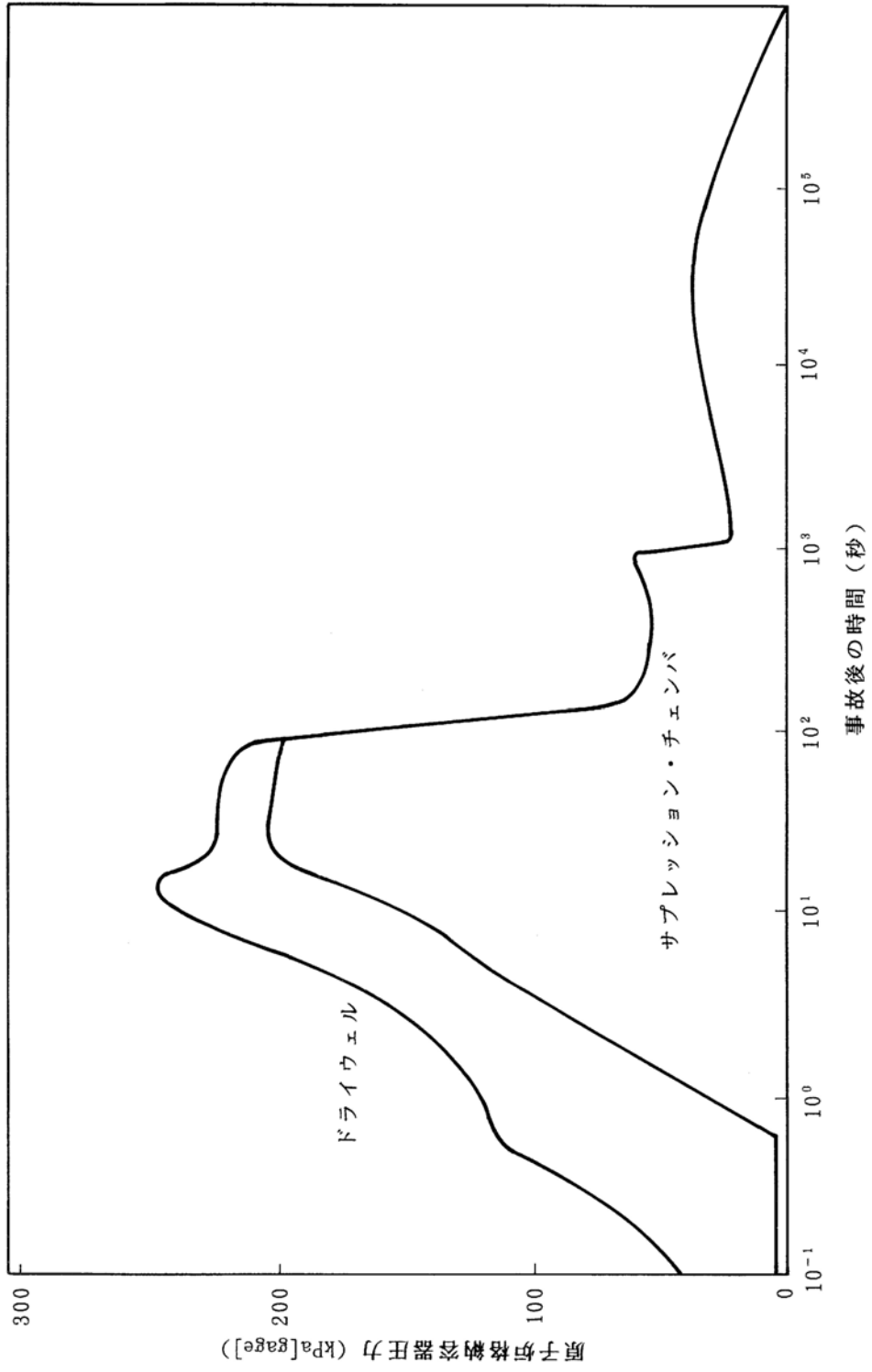


図 4-1 原子炉格納容器の圧力変化

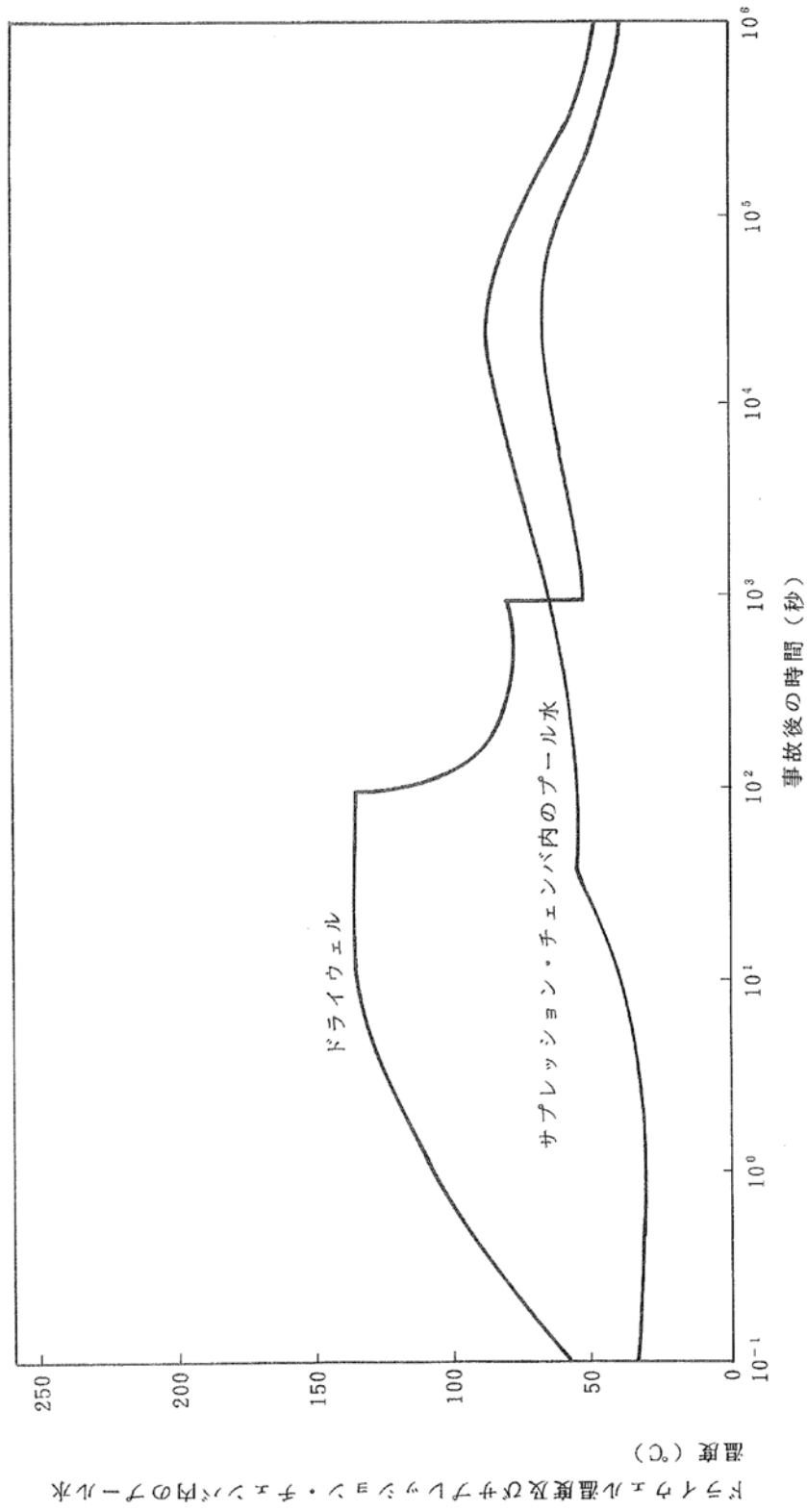


図 4-2 原子炉格納容器の温度変化

4.1.3 原子炉冷却材喪失時の荷重

(1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力

ドライウェル内で原子炉冷却材配管が破断した場合、ドライウェル壁面は高温・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ェ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 4-3 に原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を、表 4-4 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。

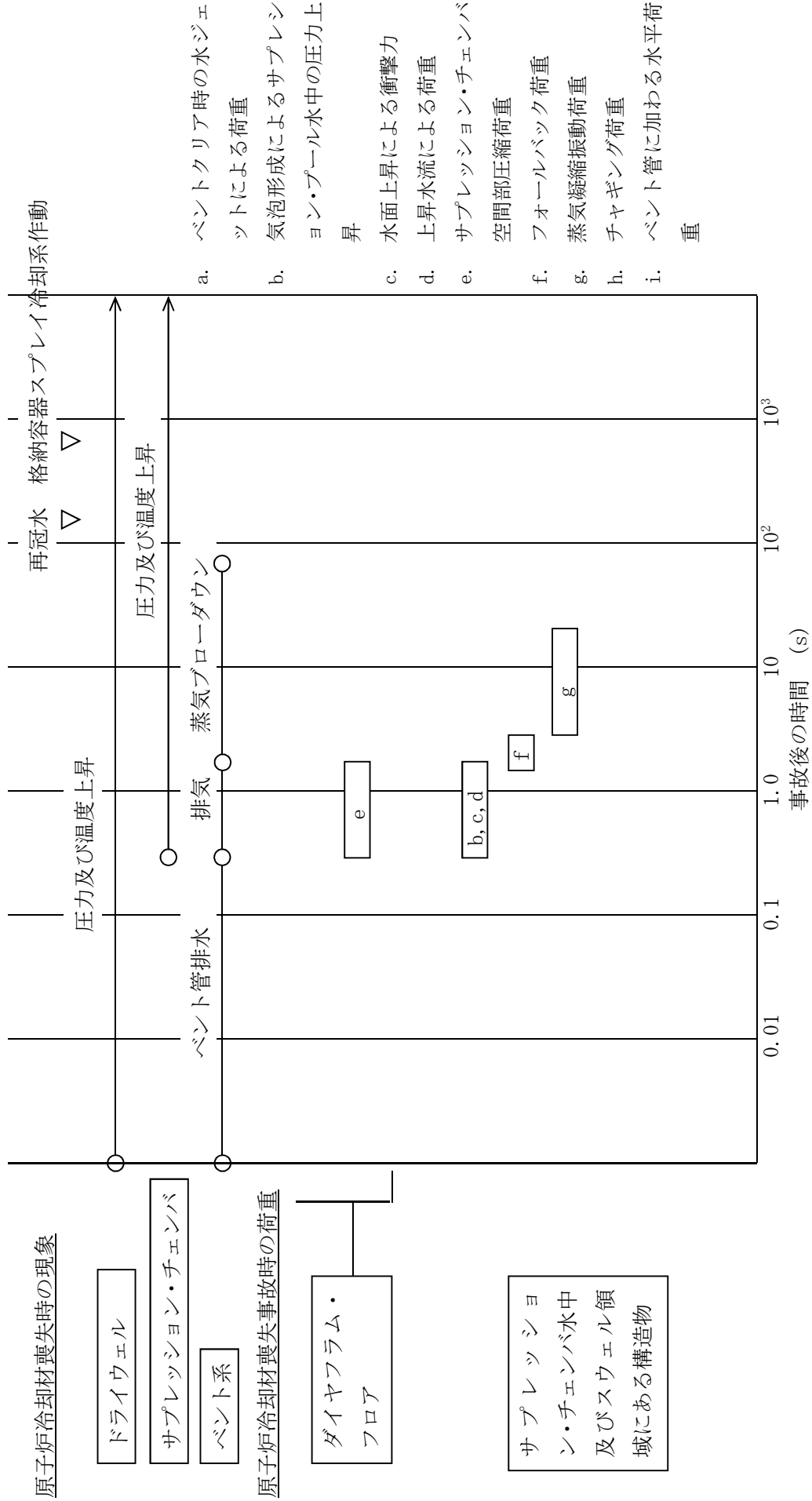


図 4-3 原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

表 4-4 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その1)

荷重	現象	設計評価荷重
<p>a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重</p>	<p>ドラウエル圧力の急激な上昇によりベント管内のサブプレッション・プール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の下部にある内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。</p>	<p>○ ドラッグ力*</p> $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ <p>C_D: ドラッグ係数 A_x: 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 <input type="text"/> m/s) g: 重力加速度</p> <p>○ 衝撃力 <math>P_J = \text{<input type="text"/> kg/cm}^2</math> ベースマットとプール壁面は <input type="text"/> kg/cm² の圧力荷重が加わる。</p>

注記*: 構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 4-4 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その2)

荷重	現象	設計評価荷重
b. 気泡形成によるサブレーション・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、気泡がサブレーション・プール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに圧力波として作用する。	気泡形成によるサブレーション・プール水中の圧力上昇： <input type="text"/> kg/cm ²
c. 水面上昇による衝撃力	スラッグ流が上昇する際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブレーション・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_I : 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> $P_{I_max} = 2 \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H \cdot V}{A \cdot g \times 10^4}$ <p>M_H : 水力学的重量 g : 重力加速度</p>

表 4-4 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その3)

荷重	現象	設計評価荷重
d. 上昇水流による荷重	サブレシジョン・プール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。	<p>○ ドラッグ力*</p> $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ <p> C_D: ドラッグ係数 A_x: ドラッグの作用する実行面積 γ: 水の比重量 V: ドラッグ速度 <input type="text"/> m/s g: 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 4-4 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	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。 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。	<ul style="list-style-type: none"> ○ サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重： \square kg/cm² ○ ダイヤフラム・フロア上向き差圧： \square kg/cm²
f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し、水が落下すると落下水により、機器、配管、内部構造物にドラッグ力が作用する。	<ul style="list-style-type: none"> ○ ドラッグ力* $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D: ドラッグ係数 A_x: 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 \square m/s g: 重力加速度
g. 蒸気凝縮新動荷重	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。	プールバウンドリに加わる荷重 \square kPa \square kPa

注記*: 構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 4-4 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その5)

荷重	現象	設計評価荷重
h. チャヤギング荷重	<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。 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 \square kg/cm² \square kg/cm²</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 $F(t) = \square \times 10^3 \text{ kg}$ $0 \leq t \leq 3 \text{ ms}$</p> <p>○ 多ベント $F(t) = M \cdot A(\tau) \sin\left(\frac{\pi t}{\tau}\right) \quad (0 \leq t \leq \tau)$ ここで、 $A(\tau) = \square \times 10^3 \text{ kg}$ $M = \square$ $3 \text{ ms} \leq \tau \leq 6 \text{ ms}$ (多ベントによる低減係数)</p>

4.1.4 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、サプレッション・チェンバ内構造物には、表 4-5 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 4-5 逃がし安全弁作動時の荷重について

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

4.1.5 地震荷重

原子炉格納施設の設計に用いる地震荷重としては、「原子炉格納容器及び原子炉圧力容器ペデスタルの地震応答計算書」の解析結果を用いる。

4.1.6 漏えい率に対する設計条件

原子炉格納容器の設計漏えい率は、原子炉設置変更許可申請書本文及び添付書類に用いている 0.5%/day を設計漏えい率とする。

4.1.7 原子炉格納容器の最低使用温度

原子炉格納容器の最低使用温度を表 4-6 に示す。

表4-6 原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウエル	サブプレッション・チェンバ
最低使用温度	0 °C	0 °C

ドライウエル，サブプレッション・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ので 10 °C としても十分である。

格納容器耐圧部，耐圧部に直接取り付けられる非耐圧部材，格納容器胴アンカー部及びライナープレートについては発電用原子力設備に関する構造等の技術基準を定める告示に従い，最低使用温度 0 °C より 17 °C 低い温度で行う。

4.2 原子炉格納施設の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。

4.2.1 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、0.465MPa[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 0.465MPa[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（ドライウェル：171 °C、サプレッション・チェンバ：104 °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、原子炉格納容器の機能喪失に至る終局の限界圧力、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 2Pd (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。

図 4-4 に原子炉格納容器内雰囲気温度の変化、図 4-5 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」

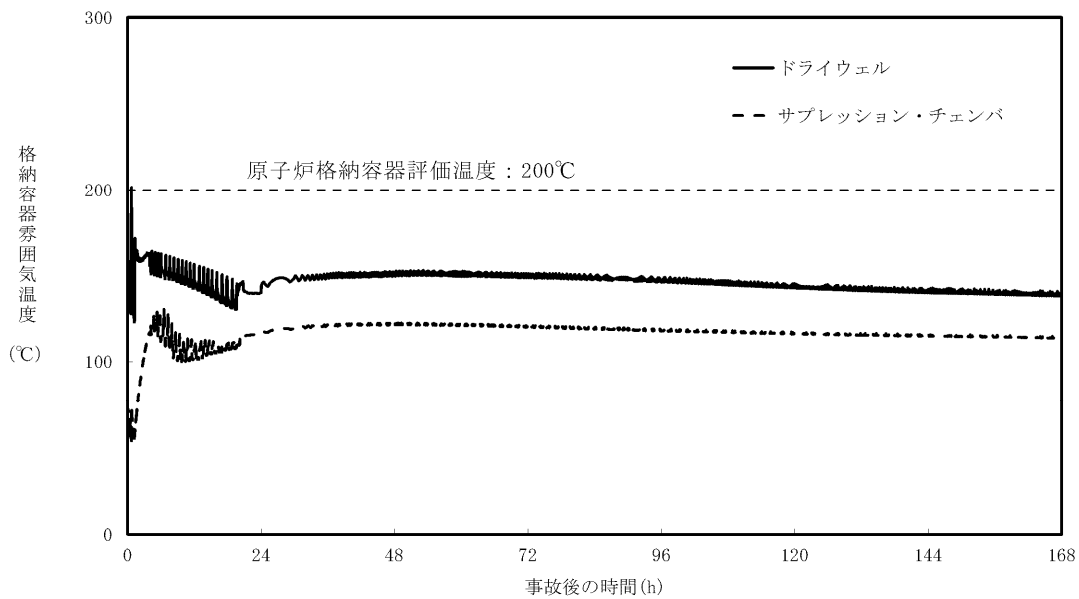


図 4-4 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度の変化

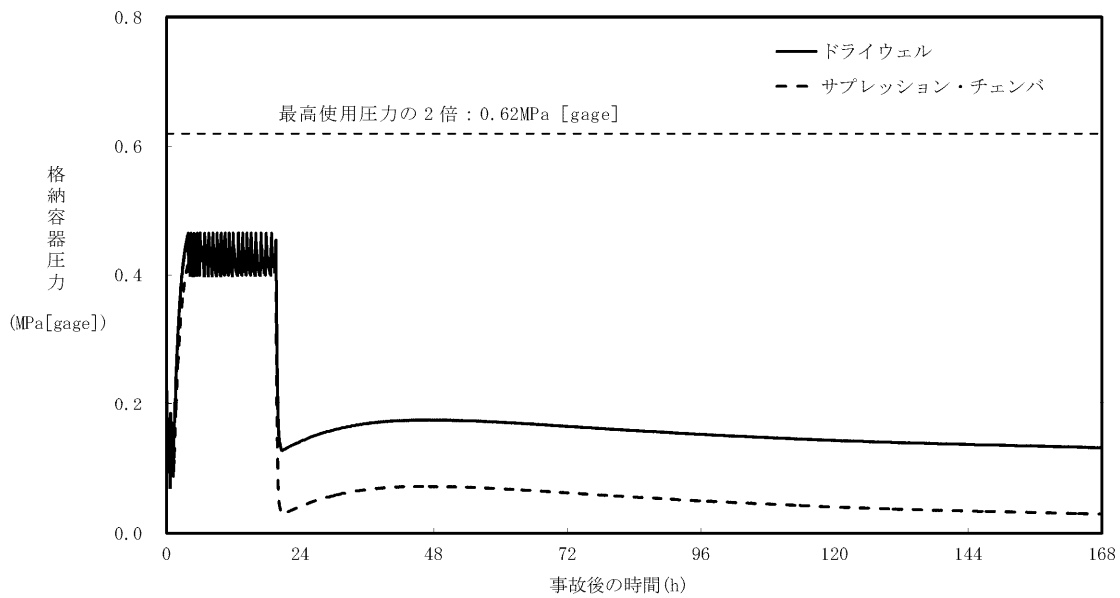


図 4-5 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化

5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ及び許容応力状態

5.1 荷重の種類

強度計算書においては、以下に示す荷重の中から、計算を行う場所と条件に合わせて荷重を選びその組み合わせに対して計算を行う。

- (1) 自重及び機器支持荷重
- (2) サプレッション・プール水重量
- (3) 燃料交換時水重量
- (4) 機器に加わる活荷重
- (5) 逃がし安全弁作動時の荷重
- (6) 圧力
- (7) 温度
- (8) ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- (9) 原子炉冷却材喪失事故時にサプレッション・チェンバ内に生じる荷重
- (10) 地震荷重

5.2 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉格納施設の荷重の組合せと許容応力状態を表 5-1 に示す。

なお、応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中で最も厳しい条件について行う。また、荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

表 5-1 荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態

荷重の組合せ		許容応力状態*1
運転状態	地震荷重	
設計条件*2	—	設計条件
運転状態 I	—	IA
運転状態 II	—	IIA
運転状態IV*3	—	IVA
運転状態V (S)	—	VA
試験状態	—	試験状態
運転状態 I	Sd	IIIAS
運転状態 I	Ss	IVAS
運転状態 II	Sd	IIIAS
運転状態 II	Ss	IVAS
運転状態IV*4	Sd	IIIAS
運転状態IV*5	Sd	IVAS*6
運転状態V (L)	Sd	VAS
運転状態V (LL)	Ss	VAS

注記*1:許容応力状態 I_A , II_A , IV_A , V_A , III_{AS} , IV_{AS} , V_{AS} , 設計条件及び試験状態に対する許容値は, 各設備ごとに表 5-2～表 5-4 に従うものとする。

*2:設計条件による荷重では, 最高使用圧力等による荷重を考慮する。

*3:原子炉冷却材喪失事故時のジェット力, 原子炉冷却材喪失事故時のサプレッション・プール水揺動による荷重を考慮する。

*4:冷却材喪失事故後 10^{-1} 年程度以降の最大内圧を考慮する。

*5:冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮する。またクラス 2 管については最高使用圧力を考慮する。

*6:クラス 2 管については, III_{AS} で評価する。

注:記号

S_d :弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力

S_s :基準地震動 S_s により定まる地震力

表 5-2 クラスMC 容器の許容応力

応力分類 許容 応力状態	一次一般膜応力	一次膜応力+ 一次曲げ応力	一次+二次応力	一次+二次+ ピーク応力
設計条件	S	*1 左欄の α 倍の値	—	—
I _A	—	—	*2 3・S	*3 荷重の組合せについて 疲労解析を行い、疲労 累積係数が1.0以下で あること。
II _A	—	—		
III _A	S _y と(2/3)・S _u の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については1.2・Sとする。	*1 左欄の α 倍の値	—	—
IV _A	(2/3)・S _u ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、2.4・Sと(2/3)・S _u の小さい方。*7	*1 左欄の α 倍の値	—	—
V _A				
試験状態	0.75・S _y	*1 左欄の α 倍の値	—	—
III _A S	S _y と0.6・S _u の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については1.2・Sとする。	*1 左欄の α 倍の値	*4 3・S S _d 又はS _s 地震動のみによる応力振幅について評価する。	*5,*6 S _d 又はS _s 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態I、IIにおける疲労累積係数との和が1以下であること。
IV _A S V _A S	構造上の連続な部分は0.6・S _u 、不連続な部分はS _y と0.6・S _u の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、構造上の連続な部分は2・Sと0.6・S _u の小さい方、不連続な部分は1.2・Sとする。	*1 左欄の α 倍の値		

注：記号 S：許容引張応力
S_y：設計降伏点
S_u：設計引張強さ

注記*1: α は、純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は1.5のいずれか小さい方の値

*2: $3 \cdot S$ を超えるときは、設計・建設規格 PVB-3300の簡易弾塑性解析を用いることができる。(S_m を S と読み替える。)

*3: 設計・建設規格 PVB-3140を満たすときは疲労解析不要 (S_m を S と読み替える。)

*4: $3 \cdot S$ を超えるときは弾塑性解析を行うこと。この場合、設計・建設規格 PVB-3300 (PVB-3313を除く。また、 S_m は S と読み替える。) の簡易弾塑性解析を用いることができる。

*5: 設計・建設規格 PVB-3140(6)を満たすときは疲労解析不要
ただし、 PVB-3140(6)の「応力の全振幅」は「 S_d 又は S_s 地震動による応力の全振幅」と読み替える。

*6: 運転状態 I, IIにおいて、疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が1以下であること。

*7: ジェット力及び機械的荷重により生ずる応力の応力解析による一次一般膜応力強さは、構造上の連続な部分は $0.6 \cdot S_u$ 、不連続な部分は S_y と $0.6 \cdot S_u$ の小さい方とする。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、構造上の連続な部分は $2 \cdot S$ と $0.6 \cdot S_u$ の小さい方、不連続な部分は $1.2 \cdot S$ とする。

表5-3 クラスMC耐圧部テンションボルトの許容応力

応力分類 許容 応力状態	平均引張応力	平均引張応力+曲げ応力	一次+二次+ピーク応力
設計条件	S	—	—
I _A	$\frac{2}{3} \cdot S_y$	左欄の1.5倍の値	*1 荷重の組合せについて疲労解析を行い、疲労累積係数が1.0以下であること。
II _A	$\frac{2}{3} \cdot S_y$	左欄の1.5倍の値	
III _A	$\frac{2}{3} \cdot S_y$	左欄の1.5倍の値	—
IV _A V _A	$\frac{2}{3} \cdot S_u$ ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については $2.4 \cdot S$ と $\frac{2}{3} \cdot S_u$ の小さい方。	左欄の1.5倍の値	—
III _{AS}	$2 \cdot S$	$3 \cdot S$	*2, *3 S _d 又はS _s 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態I、IIにおける疲労累積係数との和が1以下であること。
IV _{AS} V _{AS}	$2.4 \cdot S$ と $\frac{2}{3} \cdot S_u$ の小さい方。	左欄の1.5倍の値	

注：記号は表5-2に同じ。

注記*1：設計・建設規格 PVB-3140を満たすときは疲労解析不要

*2：設計・建設規格 PVB-3140(6)を満たすときは疲労解析不要

ただし、PVB-3140(6)の「応力の全振幅」は「S_d又はS_s地震動による応力の全振幅」と読み替える。

*3：運転状態Ⅰ，Ⅱにおいて疲労解析を要しない場合は，地震動のみによる疲労累積係数が1以下であること。

表5-4 クラス2配管の許容応力

応力 分類 許容 応力状態	一次応力 (曲げ応力を含む。)	一次+二次応力	一次+二次+ ピーク応力
設計条件	*1 $1.5 \cdot S_h$ ($1.8 \cdot S_h$)	—	—
ⅠA	—	S_a	—
ⅡA	—	S_a	—
ⅢA	—	—	—
ⅣA ⅤA	*2 —	—	—
ⅢAS	S_y ただし、オーステナイト系 ステンレス鋼及び高ニッ ケル合金については、 $1.2 \cdot S_h$ としてもよい。	*3 S_d 又は S_s 地震動のみによる疲労解析を行 い疲労累積係数が1.0以下であること。ただ し、地震動のみによる一次+二次応力の変動 値が $2 \cdot S_y$ 以下であれば、疲労解析は不要で ある。	
ⅣAS ⅤAS	$0.9 \cdot S_u$		

注：記号は下記の他は表5-2に同じ。

S_h ：許容引張応力

S_a ：設計・建設規格 PPC-3530(1)c.による。ただし、逃がし弁及び安全弁の吹出し反力その他の短期的荷重を入れた場合は設計・建設規格 PPC-3530(1)d.による。

注記 *1：（ ）内は、逃がし弁及び安全弁の吹出し反力その他の短期的荷重を入れた場合を示す。（設計・建設規格 PPC-3520(2)参照）

*2：ジェット力及び原子炉冷却材喪失時サプレッションチェンバのプール水揺動による荷重については， IV_A の許容応力を準用する。

*3： $2 \cdot S_y$ を超える場合，設計・建設規格 PPB-3536(1)，(2)，(4)及び(5)の簡易弾塑性解析を用いることができる。（ $3 \cdot S_m$ を $2 \cdot S_y$ と読み替える。）

5.3 繰返し荷重に対する解析

繰返し荷重に対する解析については，東海第二発電所 昭和48年4月9日付け47公第12076号（既工認）にて示すようにいずれも満足しているため，疲れ解析を必要としない。なお，重大事故等時においては，繰返し荷重が作用しないことから，疲れ解析の評価対象外とする。

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

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。

6.1 評価方針

「4.3.1 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ることが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。

6.2 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3-1～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」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ることが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6-1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

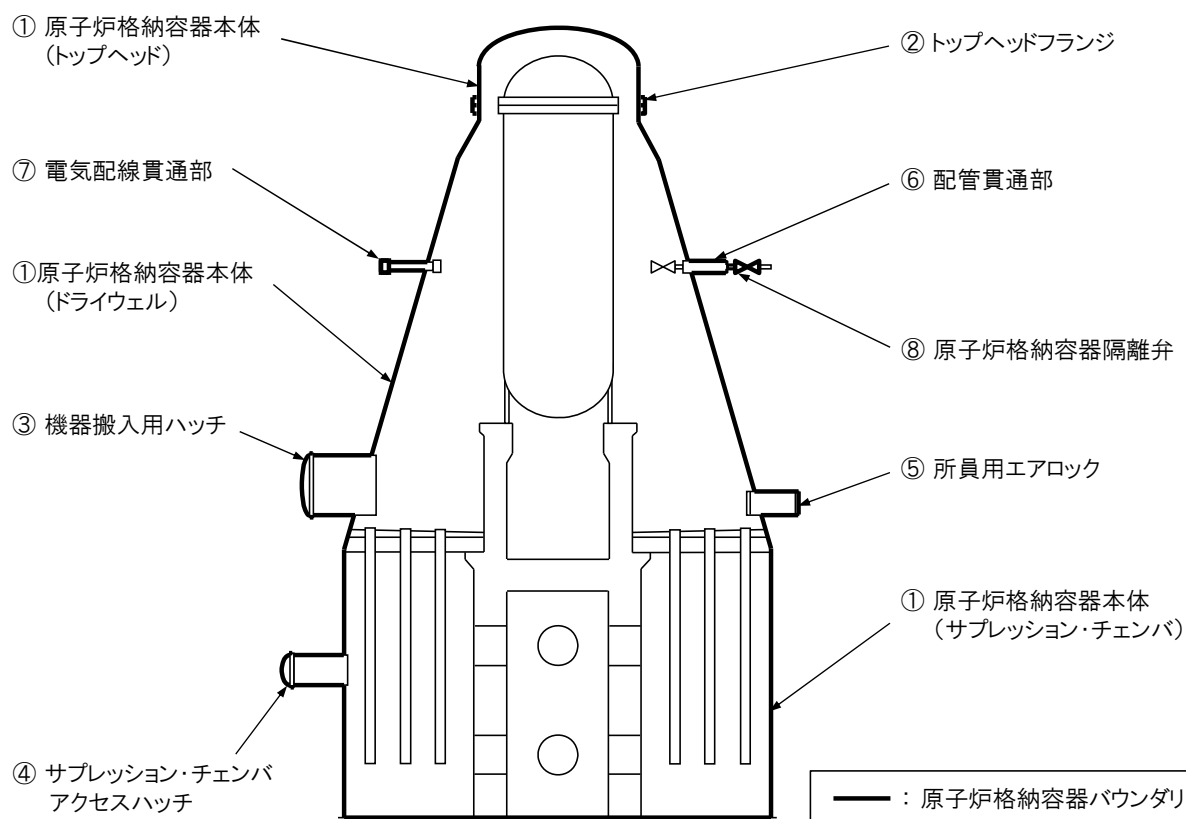


図6-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

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 6-1 に示す機能喪失要因が想定される。

表 6-1 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	—
	ヘッド	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

6.3 評価方針

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 NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）又は既工認等に準拠した評価
- (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6-2及び表6-2に示す。

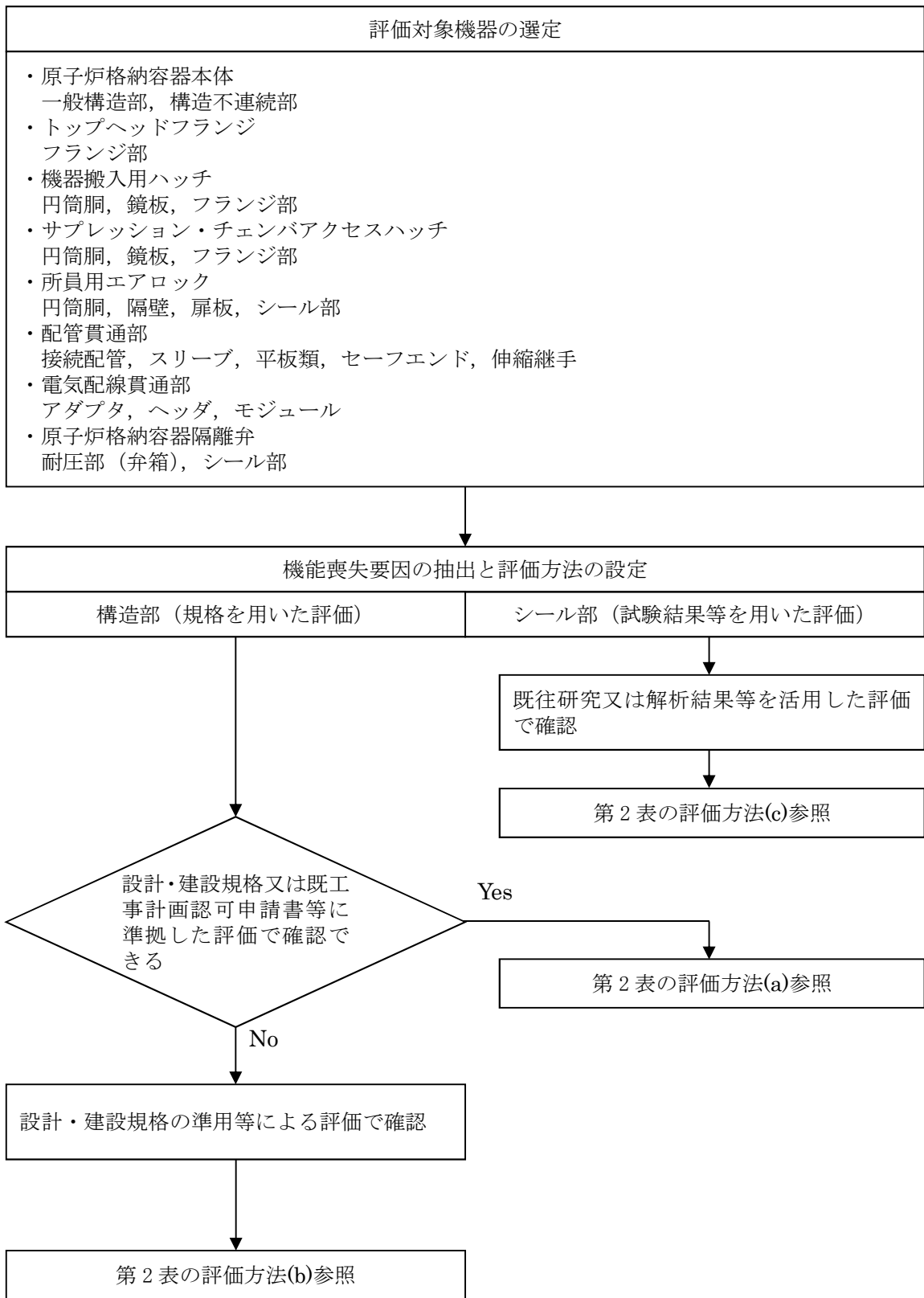


図6-2 評価方法による評価対象の分類

表6-2 評価対象の分類及び評価内容 (1/2)

評価対象	想定される 機能喪失要因	評価方法 ※1	評価方法の概要	判定基準
原子炉格納容器本体	一般構造部, 構造不連続部	(b)	原子炉格納容器本体の一般構造部について, 設計・建設規格の評価式を準用し, 200°Cにおける2/3Su 値が発生するときの許容圧力を算出 (簡易手法)。※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上 0.62MPa [gage] (2Pd)+SA 時の水頭圧以上
		(b)	既工認の評価値を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
トップヘッドフランジ	延性破壊 (構造不連続部)	(b)	既工認の評価値を準用し, Su 値 (200°C) に相当する許容応力を評価。 (原子炉格納容器基部について, 念のため疲労累積係数を評価。)	許容応力以下 (疲労累積係数 1 以下)
		(a)	フランジについて, 設計・建設規格の評価式に準拠し, 200°C, 2Pd における応力を評価。 締付けボルトについて, 既工事計画認可申請書で実績のある評価に基づき発生応力を評価。	許容応力以下
	(c)	開口, 高温劣化 (シール部)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
		延性破壊 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	既工認の評価値を準用し, Su 値 (200°C) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
ハッチ類	延性破壊 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	(b)	円筒胴及び鏡板について, 設計・建設規格の評価式を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。 ※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
		(a)	締付けボルトについて, 既工事計画認可申請書で実績のある評価に基づき発生応力を評価。	許容応力以下
	(c)	開口, 高温劣化 (シール部)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
		延性破壊 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	既工認の評価値を準用し, Su 値 (200°C) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
所員用エアロック	延性破壊 (円筒胴)	(b)	円筒胴及び鏡板について, 設計・建設規格の評価式を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。 ※2	0.62MPa [gage] (2Pd) +SA 時の水頭圧以上
		(a)	締付けボルトについて, 既工事計画認可申請書で実績のある評価に基づき発生応力を評価。	許容応力以下
	(c)	開口, 高温劣化 (シール部)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
		延性破壊 (隔壁)	設計・建設規格の評価式を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。 ※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
ハッチ類	延性破壊 (開口, 高温劣化 (扉板シール部))	(b)	既工認の評価値を準用し, Su 値 (200°C) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
		(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
	(c)	開口, 高温劣化 (その他シール部)	シール材について, ガスケットの試験結果及び材料特性により耐性を評価。	シール部が健全であること

表6-2 評価対象の分類及び評価内容 (2/2)

評価対象	想定される機能喪失要因	評価方法 ※1	評価方法の概要	判定基準	
配管貫通部	接続配管	(a)	代表配管について、設計・建設規格の評価式に準拠し、原子炉格納容器変位に伴う発生応力を評価。	許容応力以下 (疲労累積係数1以下)	
	スリーブ	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	
		(b)	原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重を考慮して、既工認と同様の手法で発生応力を評価。	許容応力以下	
		(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	
	平板類	延性破壊 (スリーブ本体)	(b)	設計・建設規格を適用し、J I S B 8265 に基づいて 200℃、2Pd におけるフランジの発生応力及びボルトの必要総有効断面積を評価。 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。	許容応力以下 総有効断面積以下
		延性破壊 (ボルト締め平板)	(b)		
		延性破壊 (フランジ, ボルト)	(b)		
		開口, 高温劣化 (シール部)	(b)		
	セーフエンド	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上
		疲労破壊	(a)	設計・建設規格の評価式を準拠し、低サイクル疲労に対する疲労累積係数を評価。	疲労累積係数1以下
延性破壊		(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	
延性破壊		(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 ※2	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	
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 における面漏えい性を評価。	設計漏えい量以下	
延性破壊		(a)	レーディング設計 (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	
電気配線	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	
	延性破壊	(a)	レーディング設計 (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	
	延性破壊	(a)	シール材について、ガスケットの試験結果より耐性を評価。	シール部が健全であること	

※1 : (a) 設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価

(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

※2 : 設計・建設規格における必要な厚さを求める式により許容圧力を算出

6.4 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，既工認の評価値を準用した応力評価及び設計・建設規格の規格式による応力評価を行い，判定値を満足することにより200℃，2Pd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・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準用した評価を行い，判定値を満足することにより200℃，2Pd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℃，2Pdの環境下での機能維持が可能であることを確認した。

表 6-3 評価結果まとめ (1/2)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値※1	判定基準	評価結果
原子炉格納容器本体	一般構造部	設計・建設規格を準用した評価	200℃ 2Pd	許容圧力：0.693MPa [gage] (円筒胴部) 発生応力： []	[] [gage] (2Pd+SA 時の水頭圧)以上 281MPa 以下	破断せず
	構造不連続部	既工認の評価値を準用した評価	200℃ 2Pd	発生応力 [] (疲労累積係数 [])	422MPa 以下 (疲労累積係数 1 以下)	破断せず (1 以下)
トップヘッドフランジ	構造部 (フランジ, ボルト)	フランジ：PVE-3700 ボルト：工認手法	2Pd	発生圧力 (フランジ)：185MPa 発生応力 (ボルト) []	422MPa 以下	破断せず
	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℃ 2Pd	開口量： [] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持※2
機器搬入用ハッチ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	既工認の評価値を準用した評価 設計・建設規格準用	200℃ 2Pd	発生応力 [] 許容圧力 (円筒胴)：2.445MPa [gage] 許容圧力 (鏡板)：10.110MPa [gage] 発生応力 (ボルト) []	422MPa 以下 0.62MPa [gage] (2Pd) 以上 0.62MPa [gage] (2Pd) 以上 576MPa 以下	破断せず
	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℃ 2Pd	開口量： [] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持※2
サブレーション・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)	既工認の評価値を準用した評価 設計・建設規格準用	200℃ 2Pd	発生応力 [] 許容圧力 (円筒胴)：4.493MPa [gage] 許容圧力 (鏡板)：10.637MPa [gage] 発生応力 (ボルト)： []	422MPa 以下 [] [gage] (2Pd+SA 時の水頭圧)以上 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ, ガスケット)	工認手法	200℃ 2Pd	開口量： [] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持※2
所員用エアロック	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用した評価	2Pd	許容圧力：3.716MPa [gage]	0.62MPa [gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (隔壁)	既工認の評価値を準用した評価	2Pd	発生応力 []	422MPa 以下	破断せず
	シール部 (扉板シール部)	機械工学便覧 ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量： []	許容開口量 [] 以下	シール機能維持※2
	シール部 (その他シール部)	ガスケット試験 材料仕様	200℃	200℃以上	200℃以上	シール機能維持※3

※1：複数評価している項目は最も厳しい値を記載

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

※3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

※4：試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

表 6-3 評価結果まとめ (2/2)

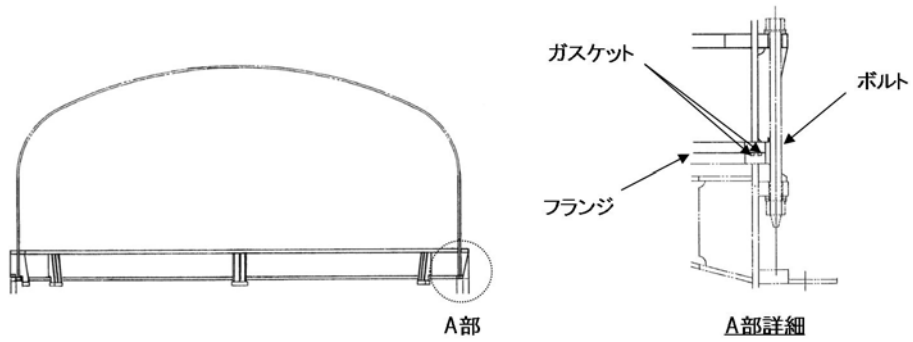
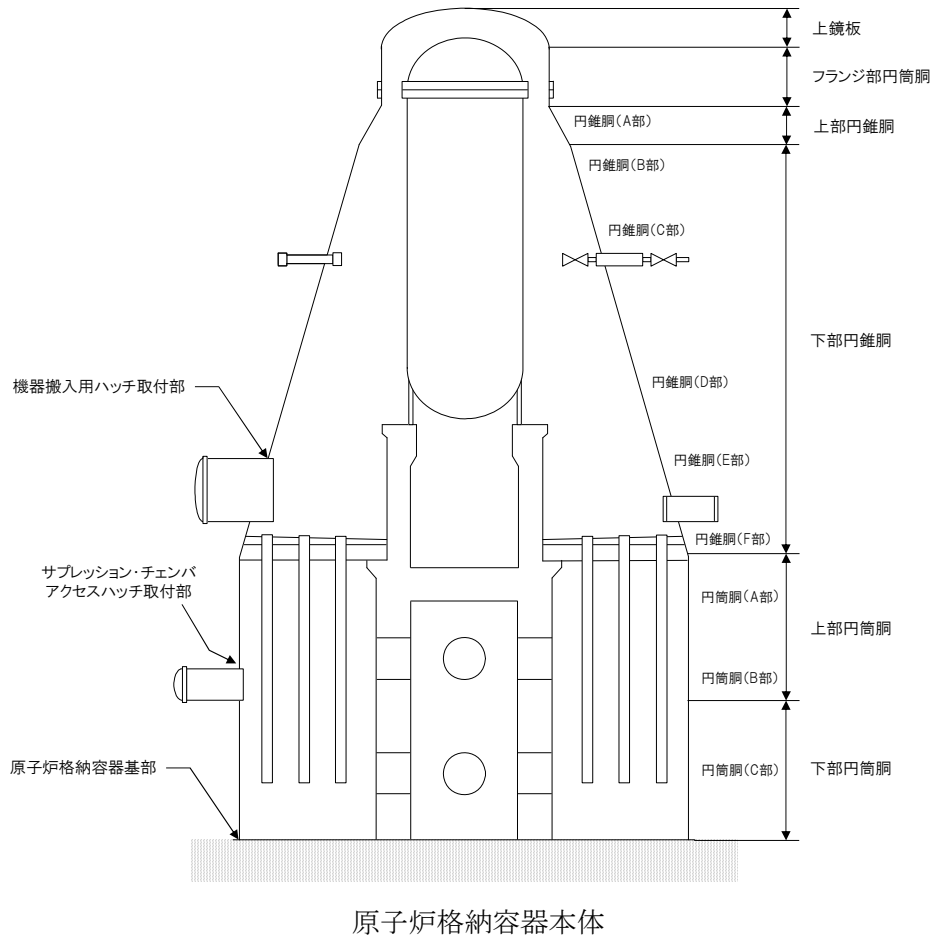
評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値※1	判定基準	評価結果
配管 貫通部	接続配管	同左	代表配管：PPC-3520, PPC-3530	発生応力(X-31)：169MPa	許容応力(257MPa)以下	破断せず
	スリーブ	スリーブ本体	設計・建設規格を準用	許容圧力(X-18)：26.617MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず
		スリーブ取付部	工認手法	発生応力(X-31)：250MPa	許容応力(422MPa)以下	破断せず
	平板類	構造部(ボルト締め平板)	設計・建設規格を準用	許容圧力(X-28)：1.90MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず
		構造部(フランジ, ボルト)	J I S B 8265	発生応力(X-28 フランジ)：124MPa 必要有効断面積(X-28 ボルト)：1.212× 10 ³ mm ²	許容応力(281MPa)以下 総有効断面積(6.765×10 ³ mm ²) 以下	破断せず
	セーフエンド	シール部(フランジ, ガス ケット)	文献の理論式	開口量：□	許容開口量□以下	シール機能維持※2
		同左	設計・建設規格を準用	許容圧力(X-18)：4.529MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず
		同左	設計・建設規格を準用	疲労累積係数(X-14)：□	疲労累積係数1以下	1以下
		同左	設計・建設規格を準用	許容圧力(低圧)：10.645MPa[gage] 許容圧力(高圧)：10.619MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず
	電気配線 貫通部	同左	設計・建設規格を準用	許容圧力(低圧)：27.948MPa[gage] 許容圧力(高圧)：10.69MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず
モジュール		電気ペネ共研, NUPEC 試験	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持※4	
原子炉 格納容器 隔離弁	不活性ガス系 バタフライ弁	レーテイング設計	許容圧力：1.40MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず	
	弁シール部	漏えい確認試験	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持※4	
		耐圧部(弁箱)	レーテイング設計	許容圧力：1.32MPa[gage]	0.62MPa[gage](2Pd)以上	破断せず
	シール部	ガスケット試験	200℃ 2Pd	200℃以上	200℃以上	シール機能維持※3

※1：複数評価している項目は最も厳しい値を記載

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

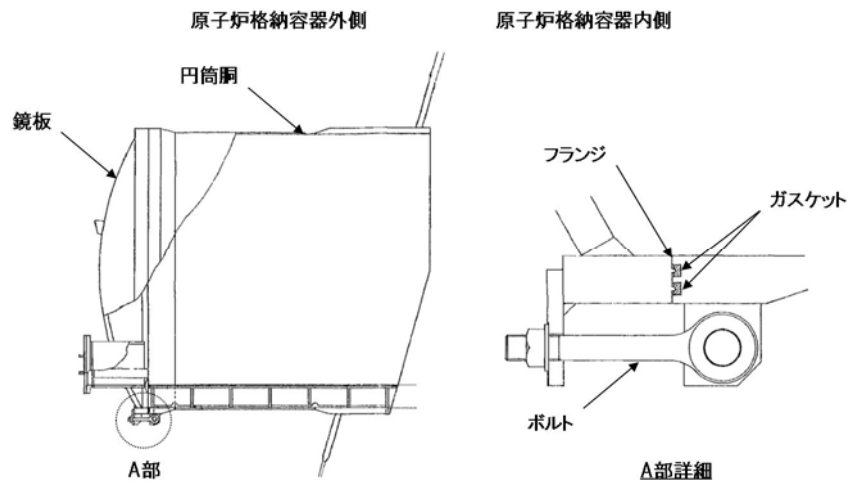
※3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

※4：試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

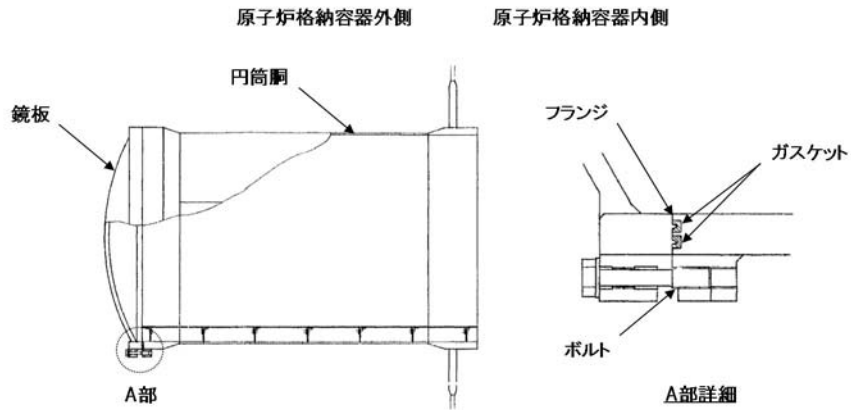


トップヘッドフランジ

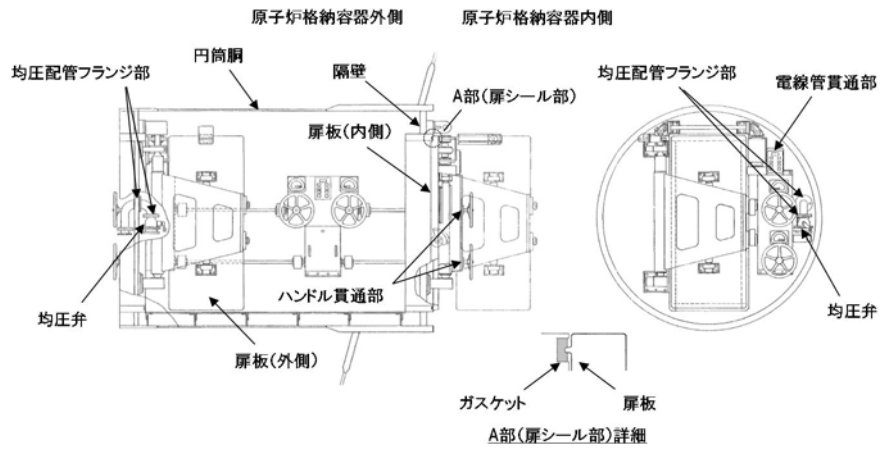
図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)



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 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/5)

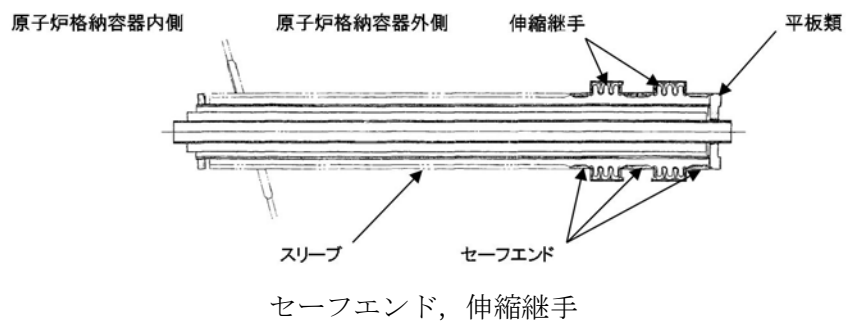
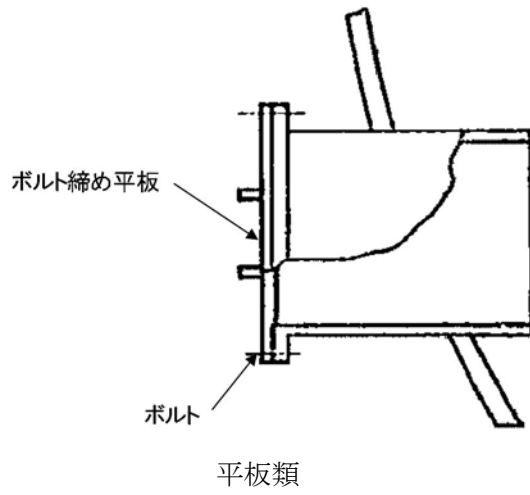
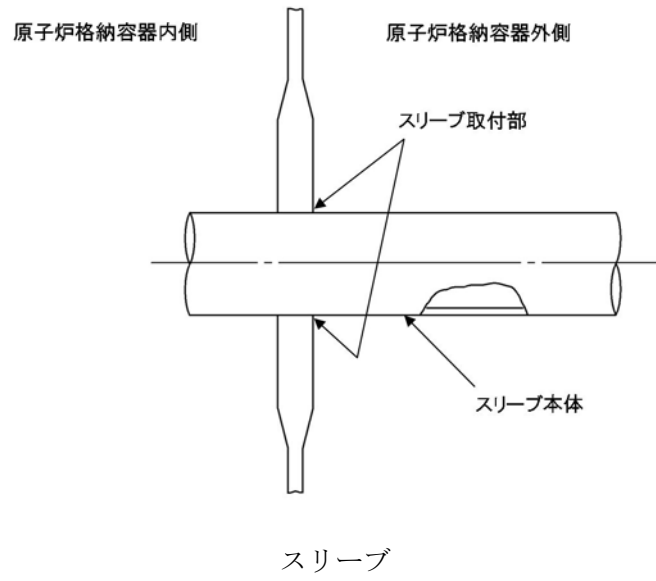


図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)

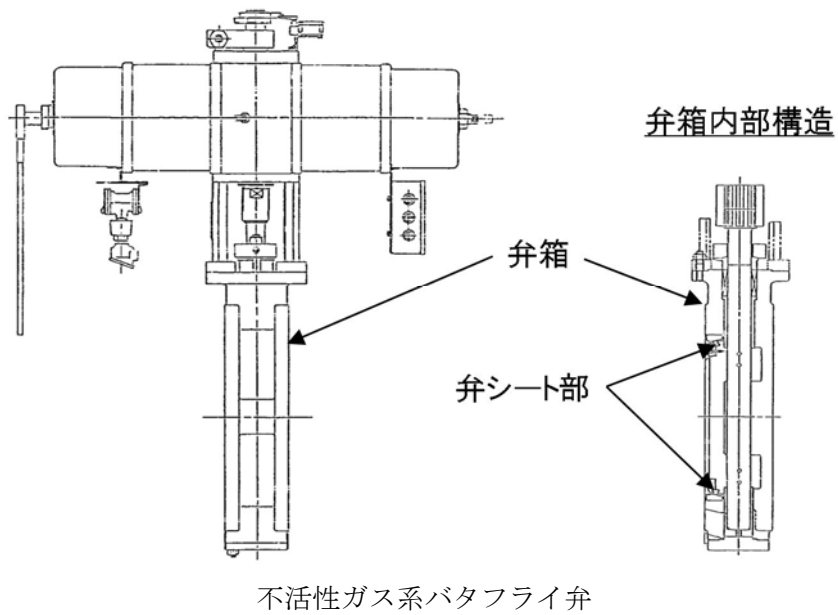
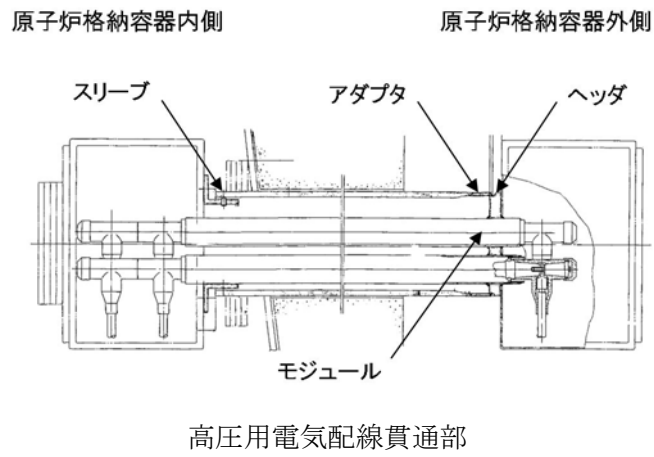
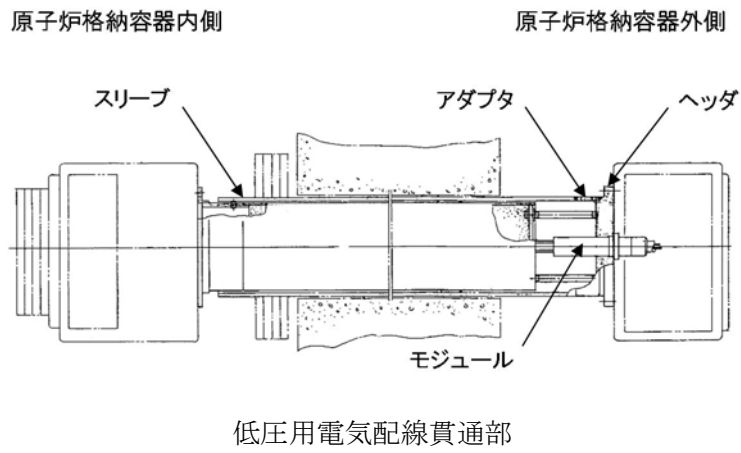
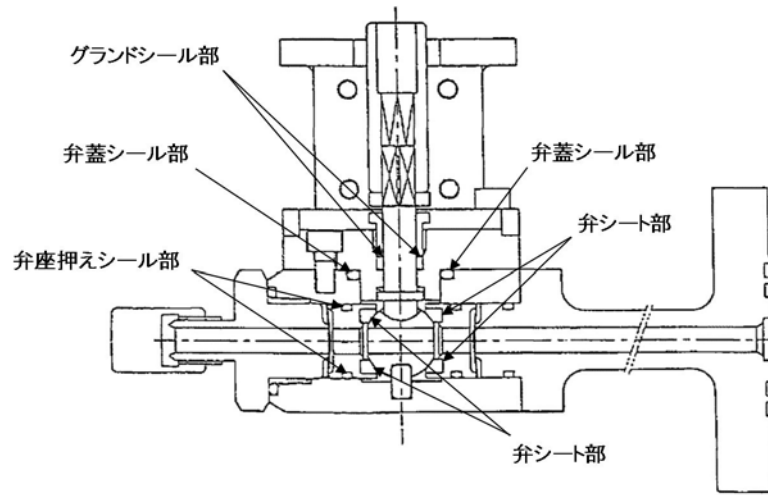


図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4/5)



T I P ボール弁

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (5/5)