

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6
提出年月日	平成30年6月5日

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 原子炉格納施設の設計条件	5
3.1 原子炉格納容器の設計基準事故時を考慮した構造及び機能	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 <u>ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差</u>	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 原子炉格納容器の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	
3.2.4 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	
3.2.5 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	
3.2.6 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	
3.2.7 原子炉格納容器外面への放水設備等	

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	
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
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
4.1.3 評価方法
4.1.4 評価結果
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
4.2.1 確認内容
4.2.2 確認結果

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

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、真空破壊装置、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（サブプレッション・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。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・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（格納容器スプレイ冷却系）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。

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のうち、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及び炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を設ける設計とする。

原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部（以下「ペDESTAL（ドライウエル部）」という。）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）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける設計とする。また、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、ペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ必要な水位及び水量を確保し、落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける設計とする。

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のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。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。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。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。

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原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えい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設計とする。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、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、海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。

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

原子炉格納容器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 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

	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3-3 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	104.5 °C

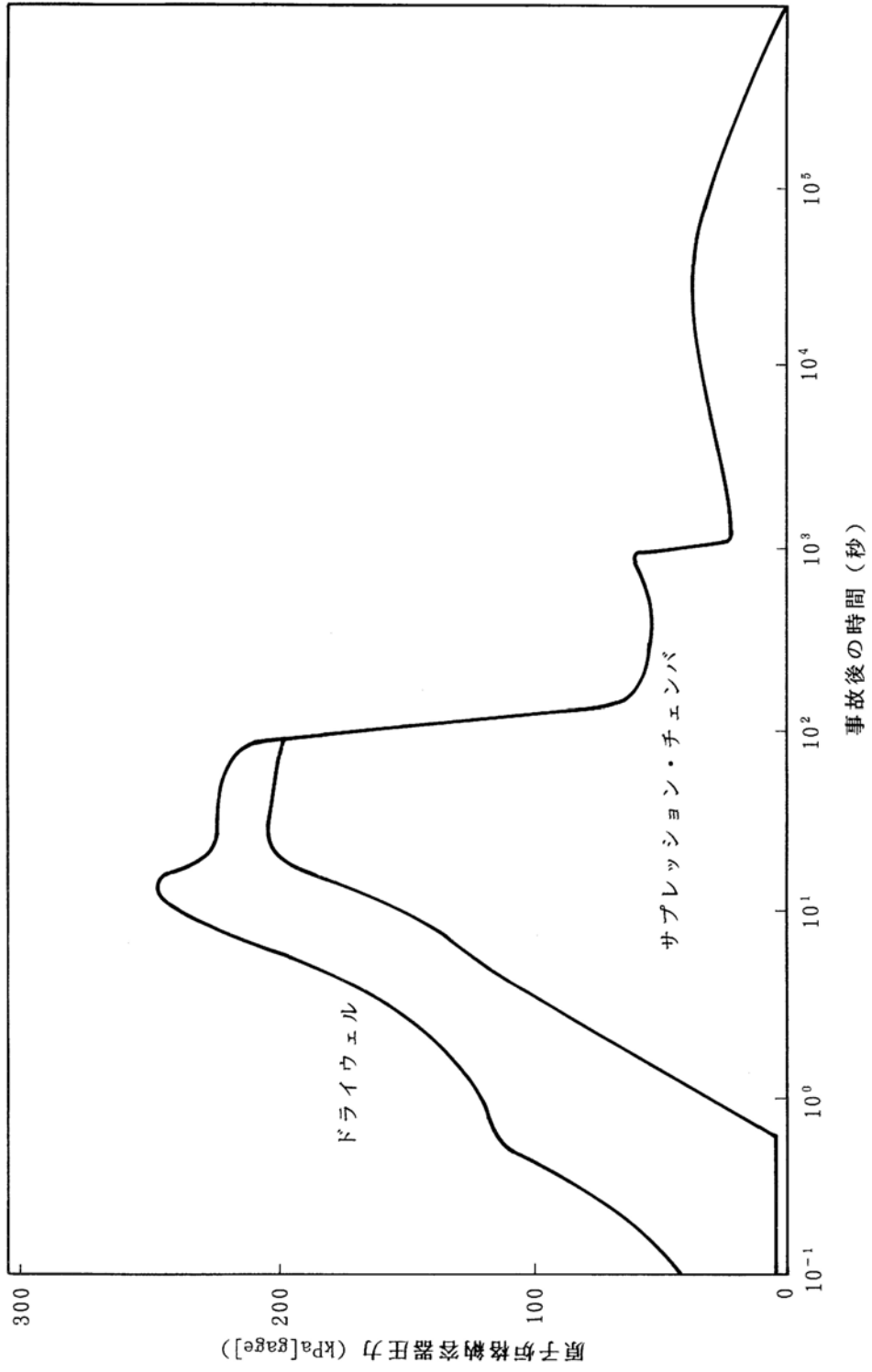


図 3-1 原子炉格納容器の圧力変化

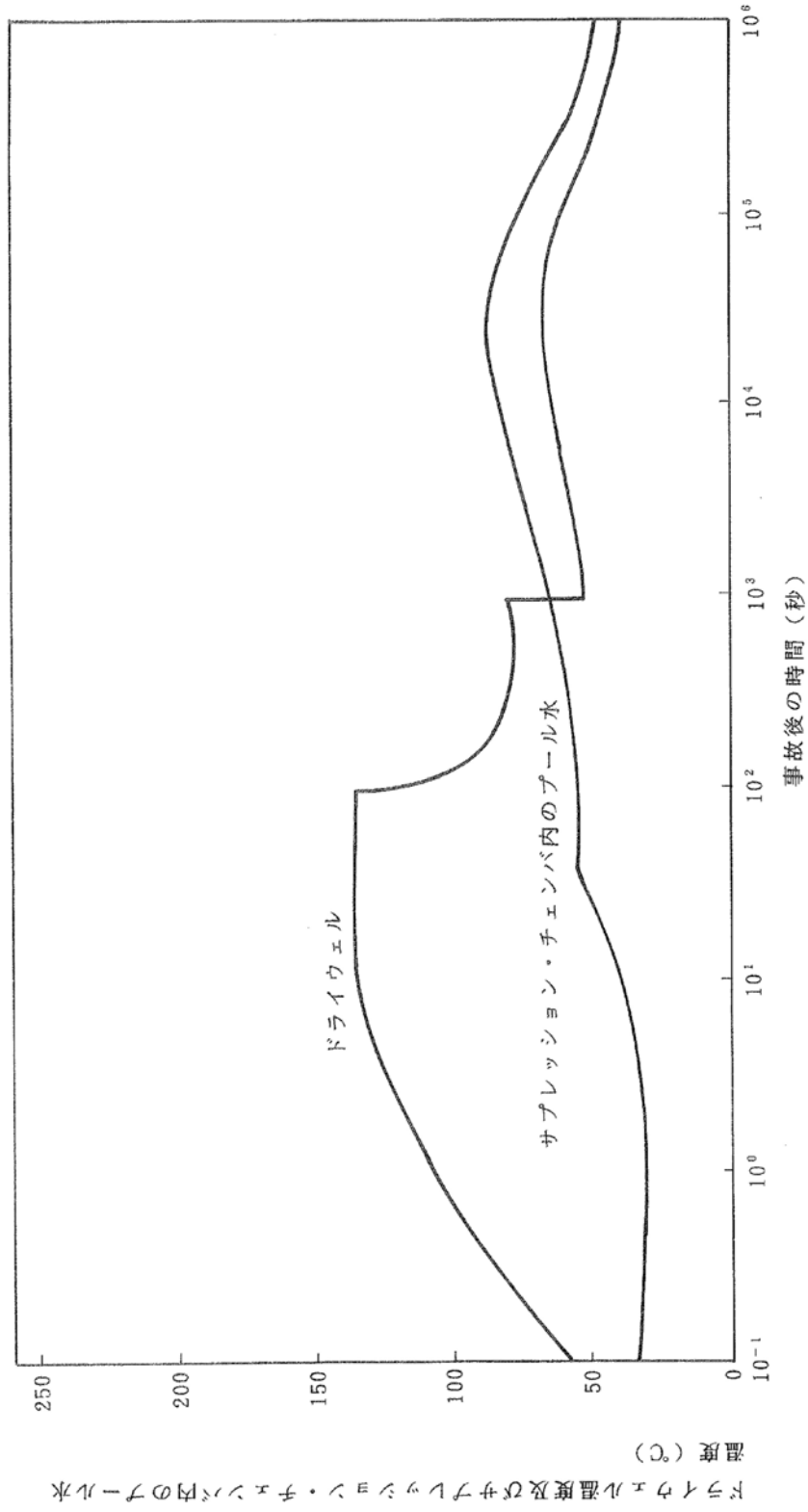


図 3-2 原子炉格納容器の温度変化

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。

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（常温，空気，最高使用圧力の 0.9 倍において）とする。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。

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。

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ことを合格とする。
 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/cm²) の1.25倍である349 kPa (3.56 kg/cm²) 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/cm²) 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。

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は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。

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。

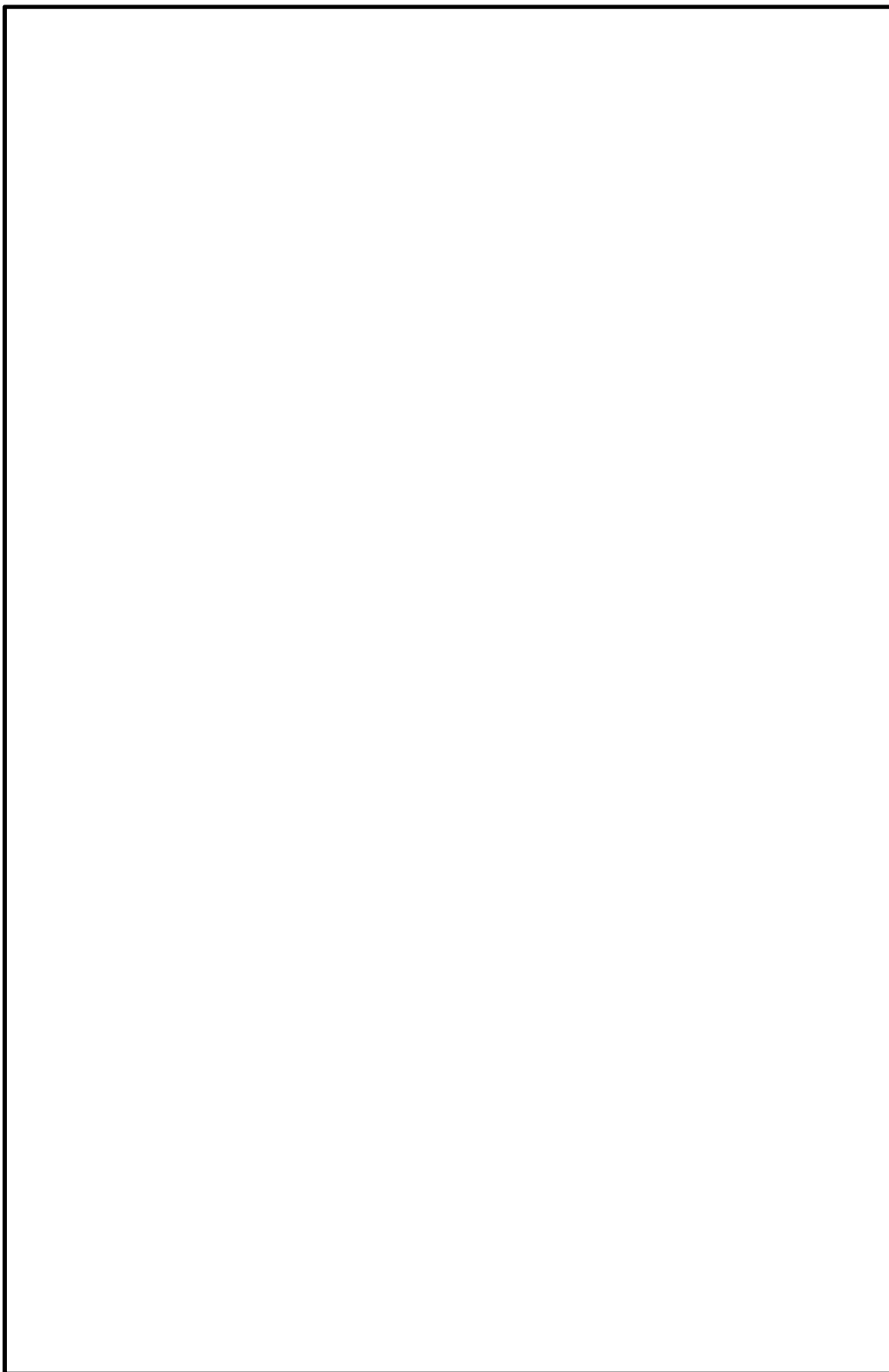


図 3-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

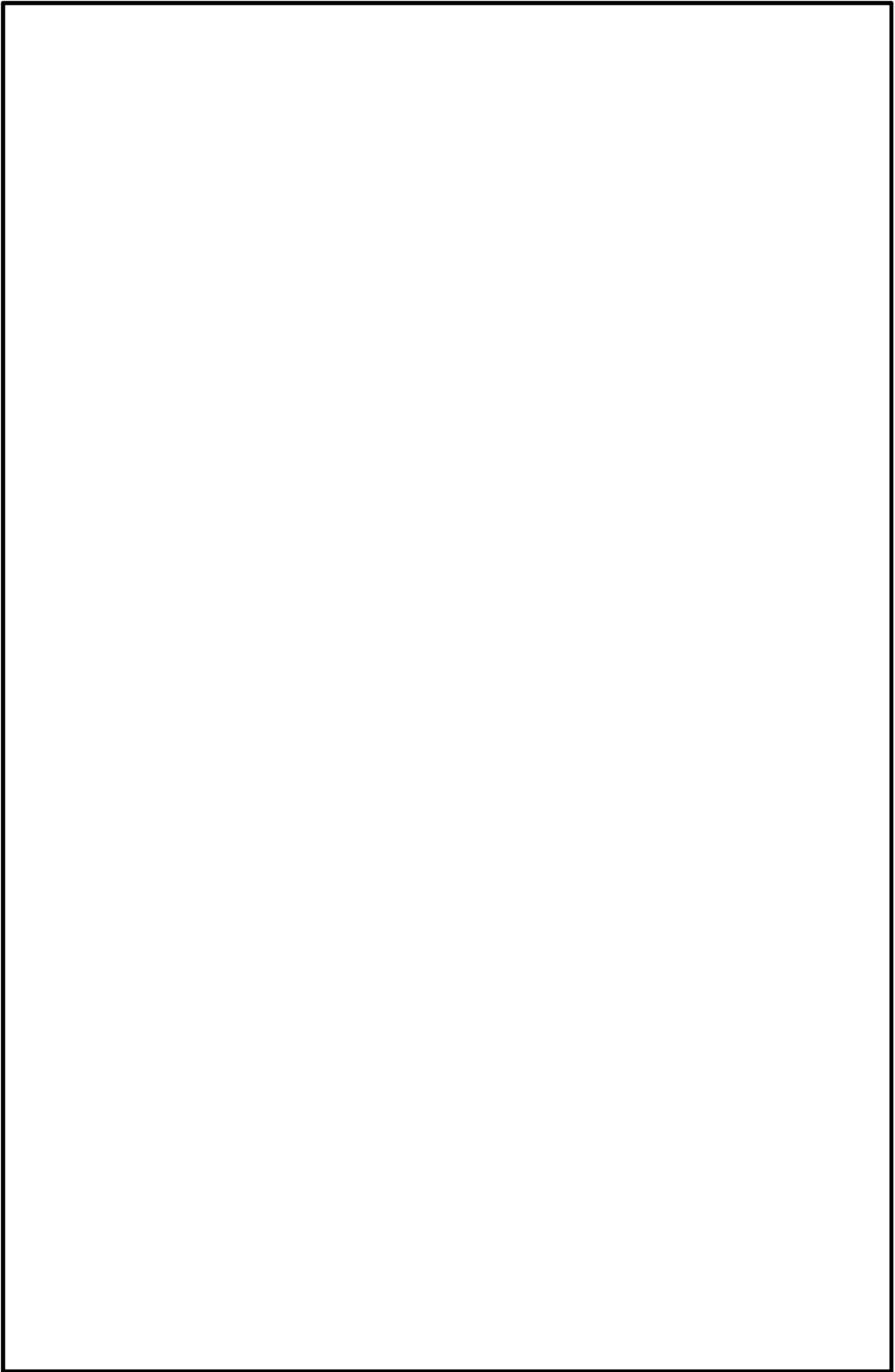


図 3-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

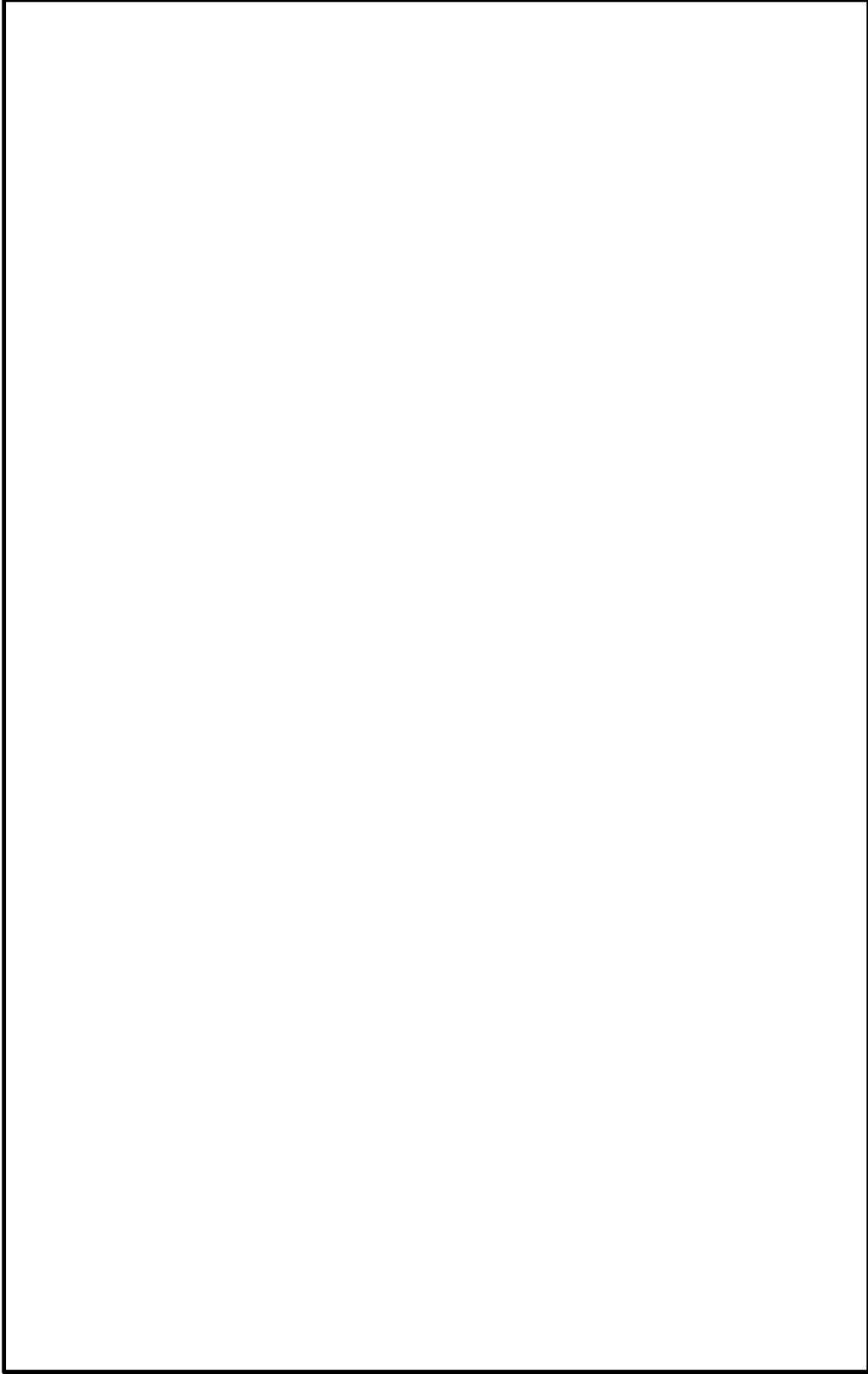


図 3-5 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

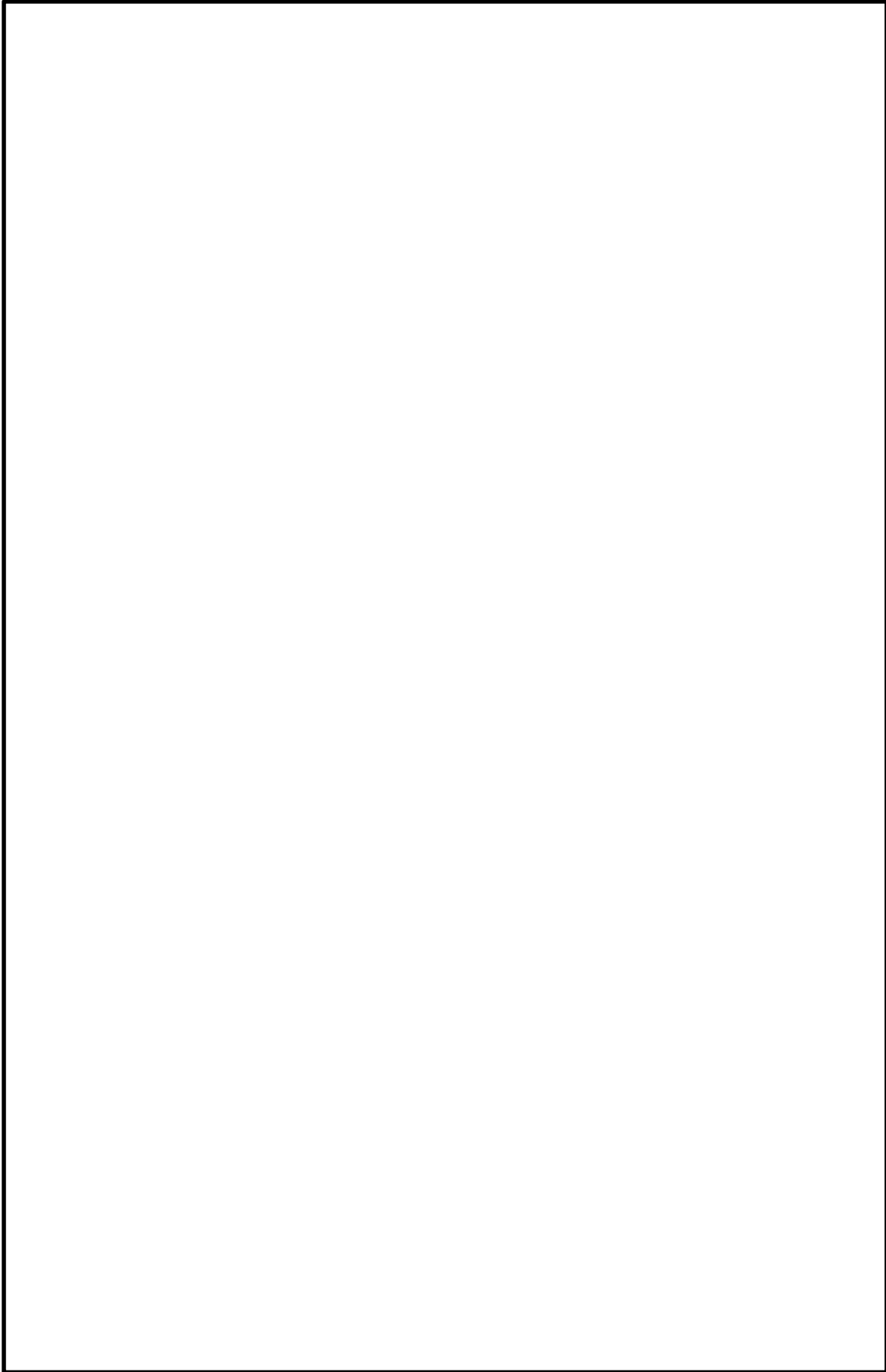


図 3-6 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

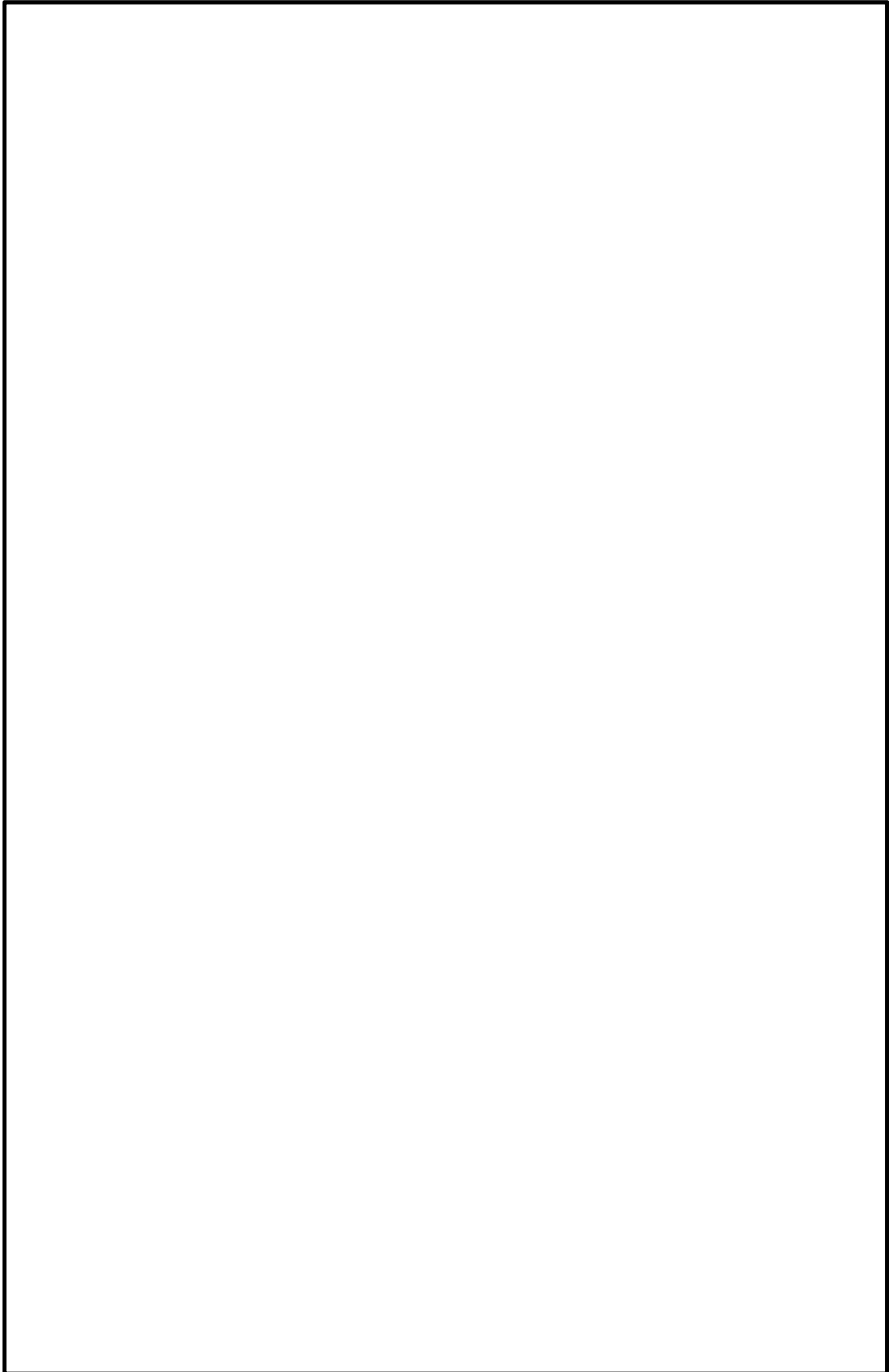


図 3-7 原子炉格納容器、バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

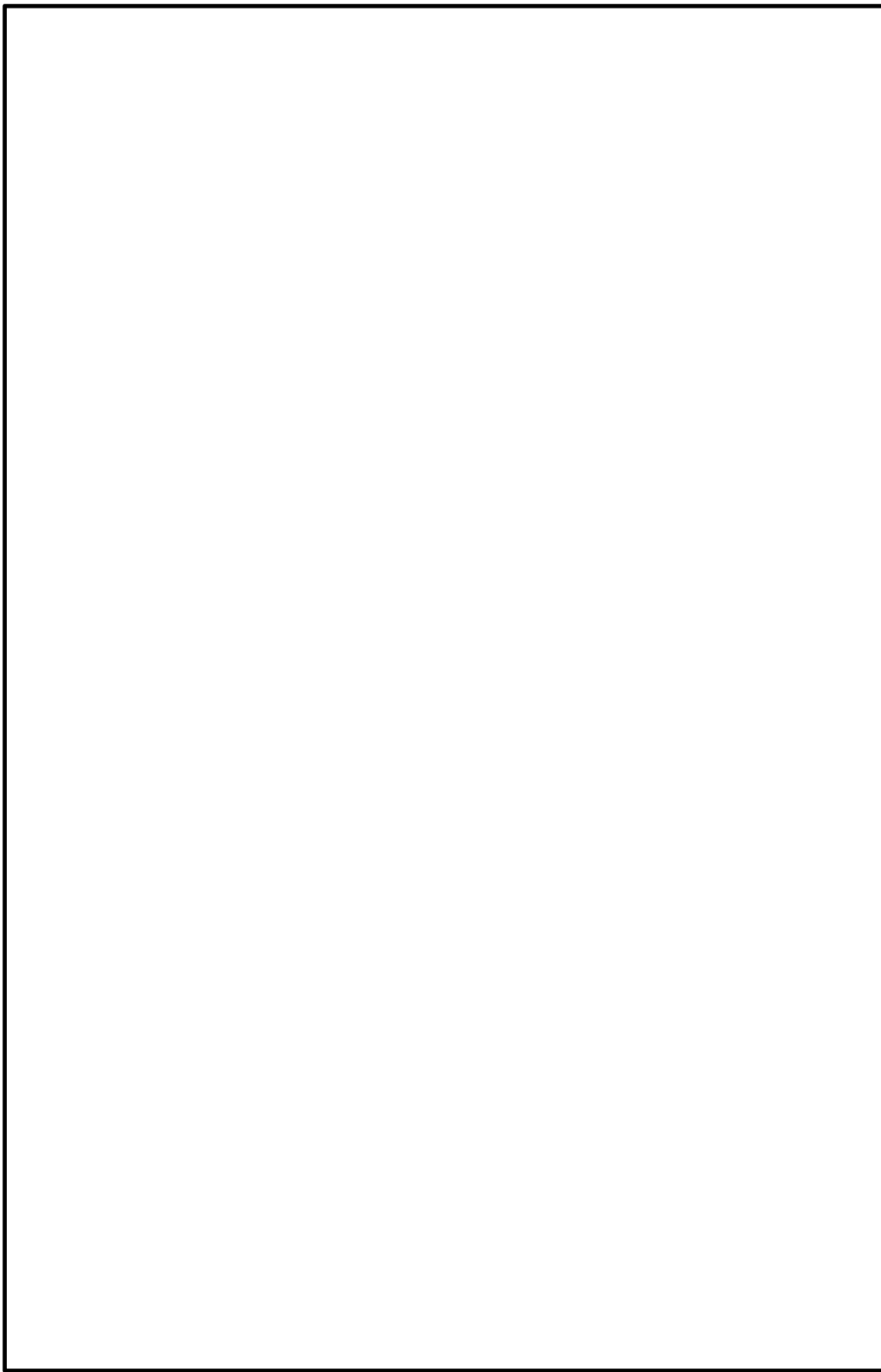


図 3-8 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

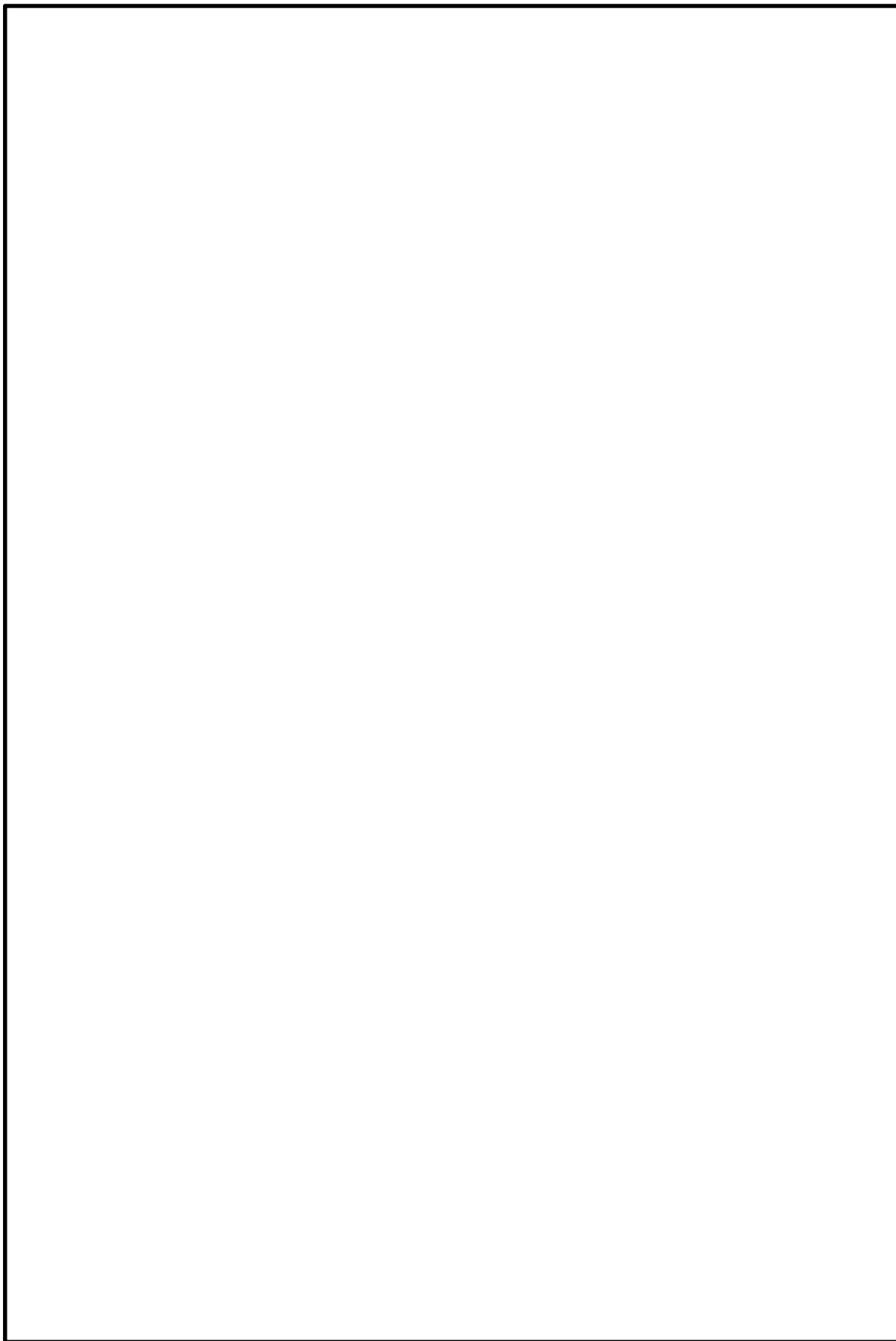


図 3-9 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

(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。

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 m³）、サブプレッション・チェンバ空間容積（約 4100m³）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。サブプレッション・チェンバのプール水は、容量 3400m³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。

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501号第22条第3項第2号ハにより、円筒部 約 kPaとなる。

これに基づき、原子炉格納容器の設計外圧は約13.7 kPaとしている。

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

3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パシフィック・ガス・アンド・エレクトリック社と GE 社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベイ原子力発電所用として行った実験結果に基づいており、この実験により構造及び寸法等のパラメータを定めている。

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

表 3-5 東海第二発電所 圧力抑制機能の構造, 寸法等

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

注記*1: 破断面積: A_B

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

*2: ベント管流路面積: A_v

(ベント管断面積×108)

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

ここで,

3.1.14 ダイアフラム・フロア的设计差压及び设计温度差

ダイアフラム・フロア的设计差压及び设计温度差を第 3-6 表に示す。

第 3-6 表 ダイアフラム・フロア的设计差压及び设计温度差

设计差压			
设计温度差			

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压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压差压及び最高温度差

最高差压			
最高温度差			

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**设计外压**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

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

したがって，真空破壊装置の必要流路面積 A_B は

$$A_B = A_v = \boxed{}$$

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

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

したがって，真空破壊装置の必要個数は，

$$\boxed{}$$

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。

原子炉建屋原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋原子炉棟に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、閉状態の維持又は開放時に再閉止が可能な設計とする。

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。

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、サブプレッションチェンバ内のプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレ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 3-10 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。

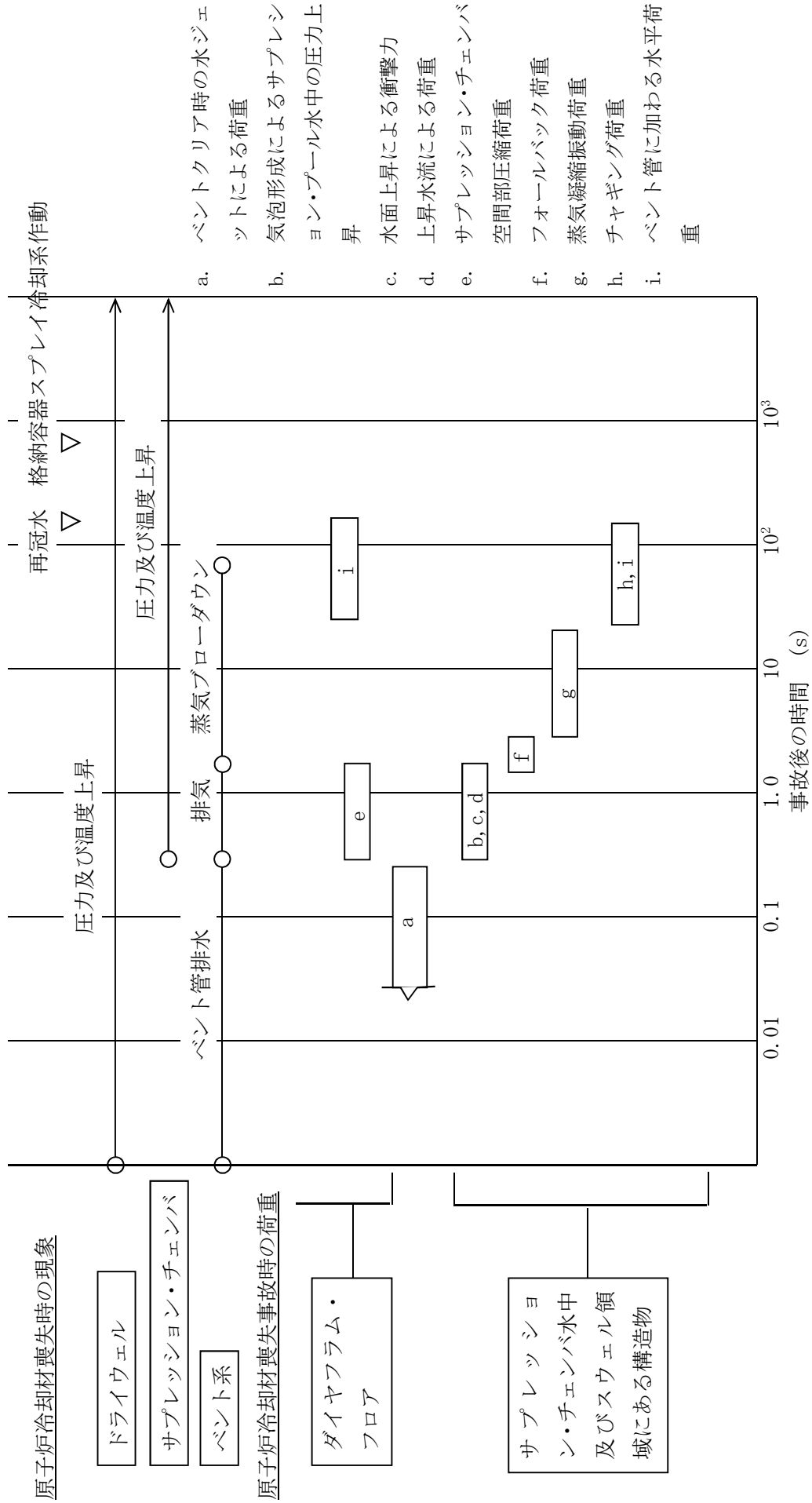


図 3-10 原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その1)

荷重	現象	設計評価荷重
<p>a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重</p>	<p>ドラ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 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その2)

荷重	現象	設計評価荷重
b. 気泡形成によるサブプレッション・プール水中の圧力上昇	ドライウェルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッション・プール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに圧力波として作用する。	気泡形成によるサブプレッション・プール水中の圧力上昇： <input type="text"/> kg/cm 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_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 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	<p>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>	<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 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	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. 蒸気凝縮振動荷重	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。	プールバウンダリに加わる荷重 \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 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について(その5)

荷重	現象	設計評価荷重
h. チャヤギング荷重	<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>

3.1.21 逃がし安全弁作動時の荷重

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

表 3-9 逃がし安全弁作動時の荷重について

荷重	現象	設計評価荷重
<p>a. 水ジェットによる荷重</p>	<p>逃がし安全弁作動時、排気管内の水がクエンチャノズルによりサブプレッション・プール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッション・プール水中の内周構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 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 ○ 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 : 水の比重量 V : ジェット水速度 g : 重力加速度
<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、収縮を繰り返し、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>

3.2 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。

また、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を冷却するために用いる残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系（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、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及びペDESTAL排水系、原子炉格納容器内の水素爆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及び格納容器圧力逃がし装置、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 °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。

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」

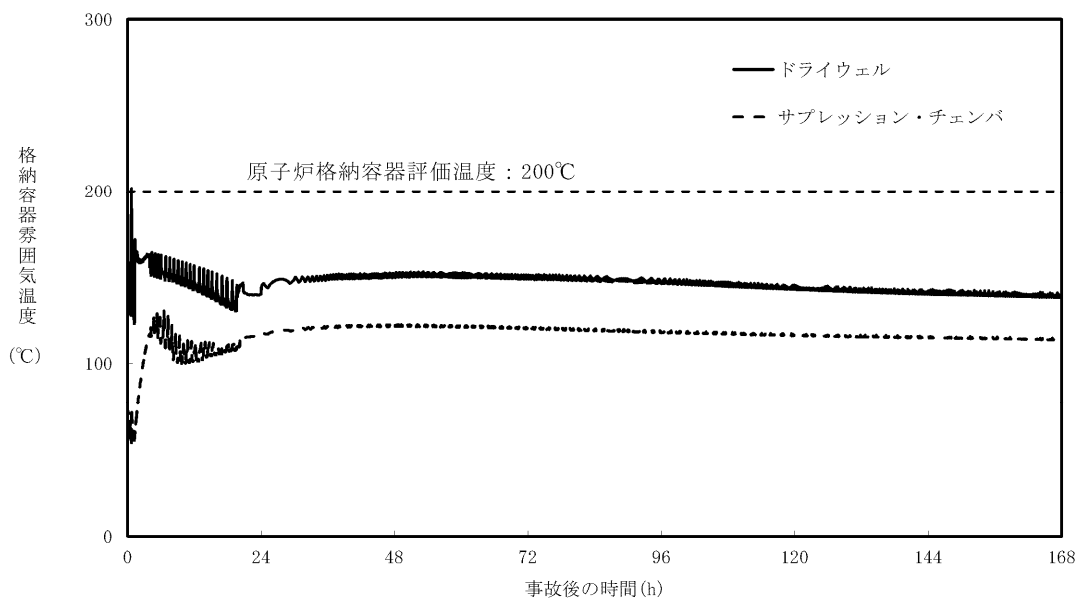


図 3-11 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度の変化

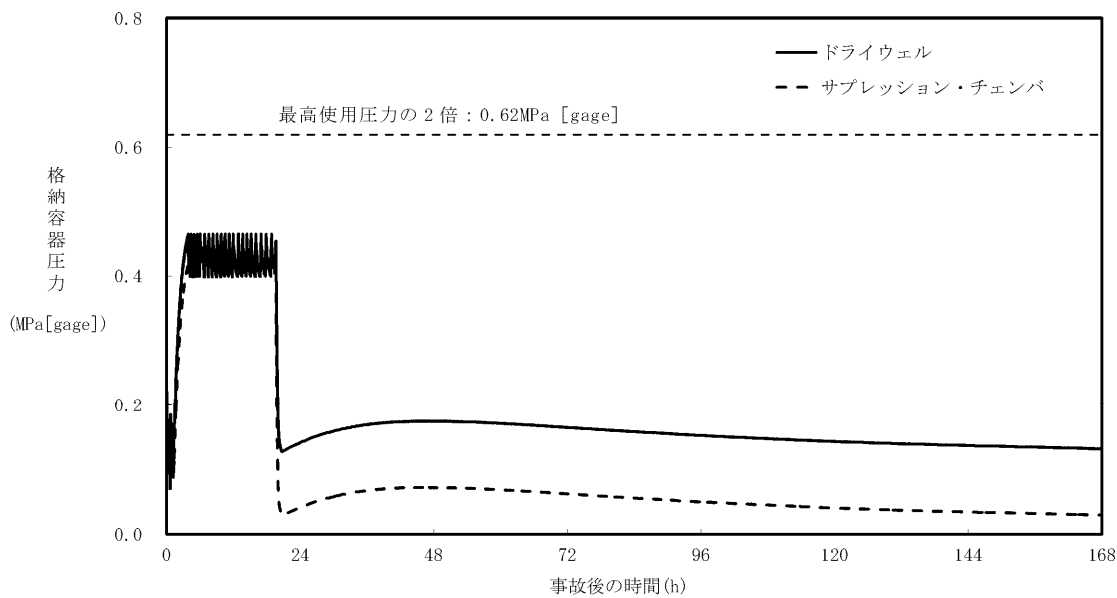


図 3-12 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化