

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1
提出年月日	平成30年3月8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

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（追而）

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（追而）

別添 4 代替循環冷却系の設計（追而）

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

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

*2: ベント管流路面積: A_v

(ベント管断面積×108)

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

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

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

したがって真空破壊装置の必要流路面積 A_B は

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

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

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

従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。

3.1.4 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。

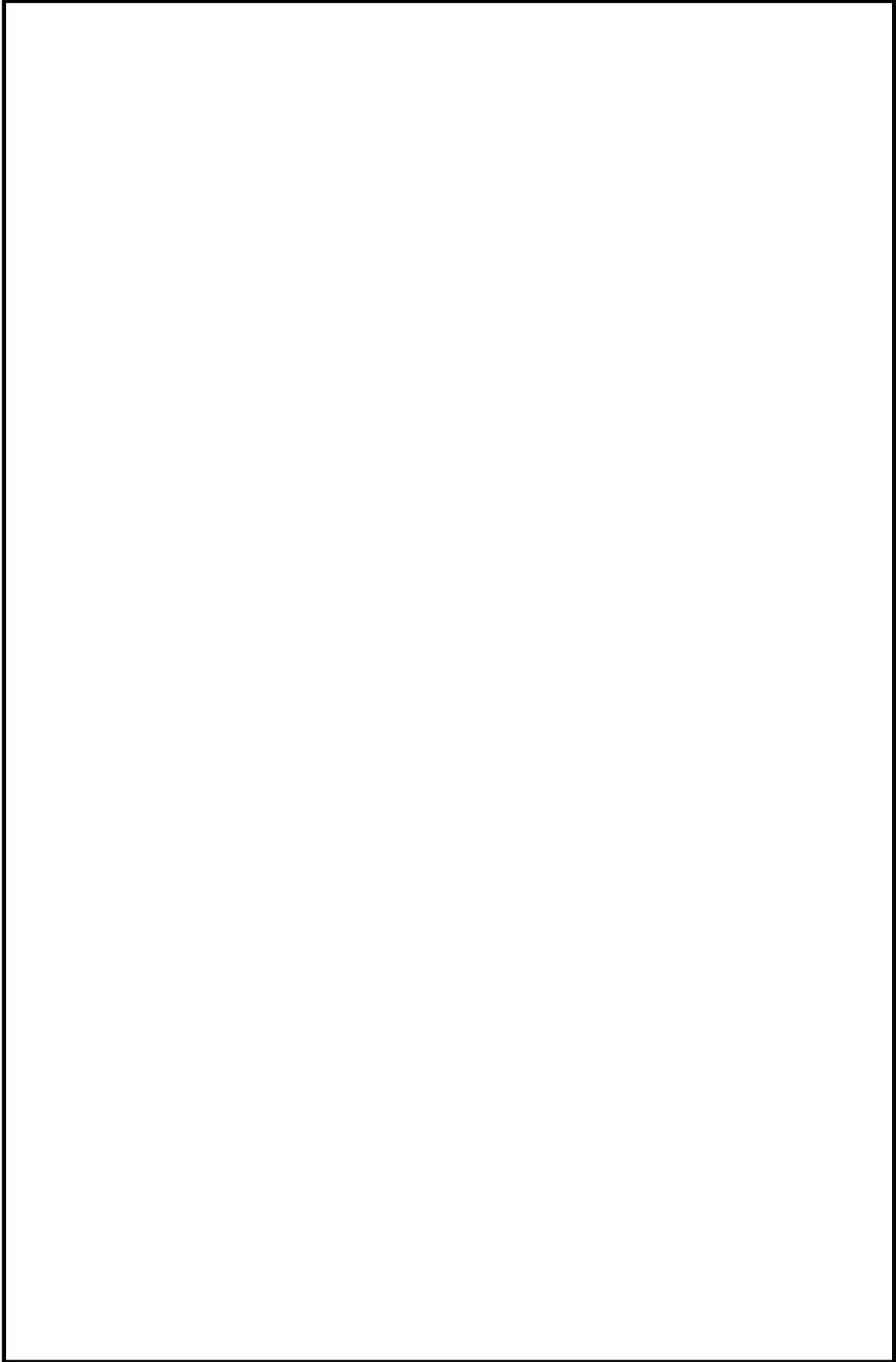


図 3-1 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図



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

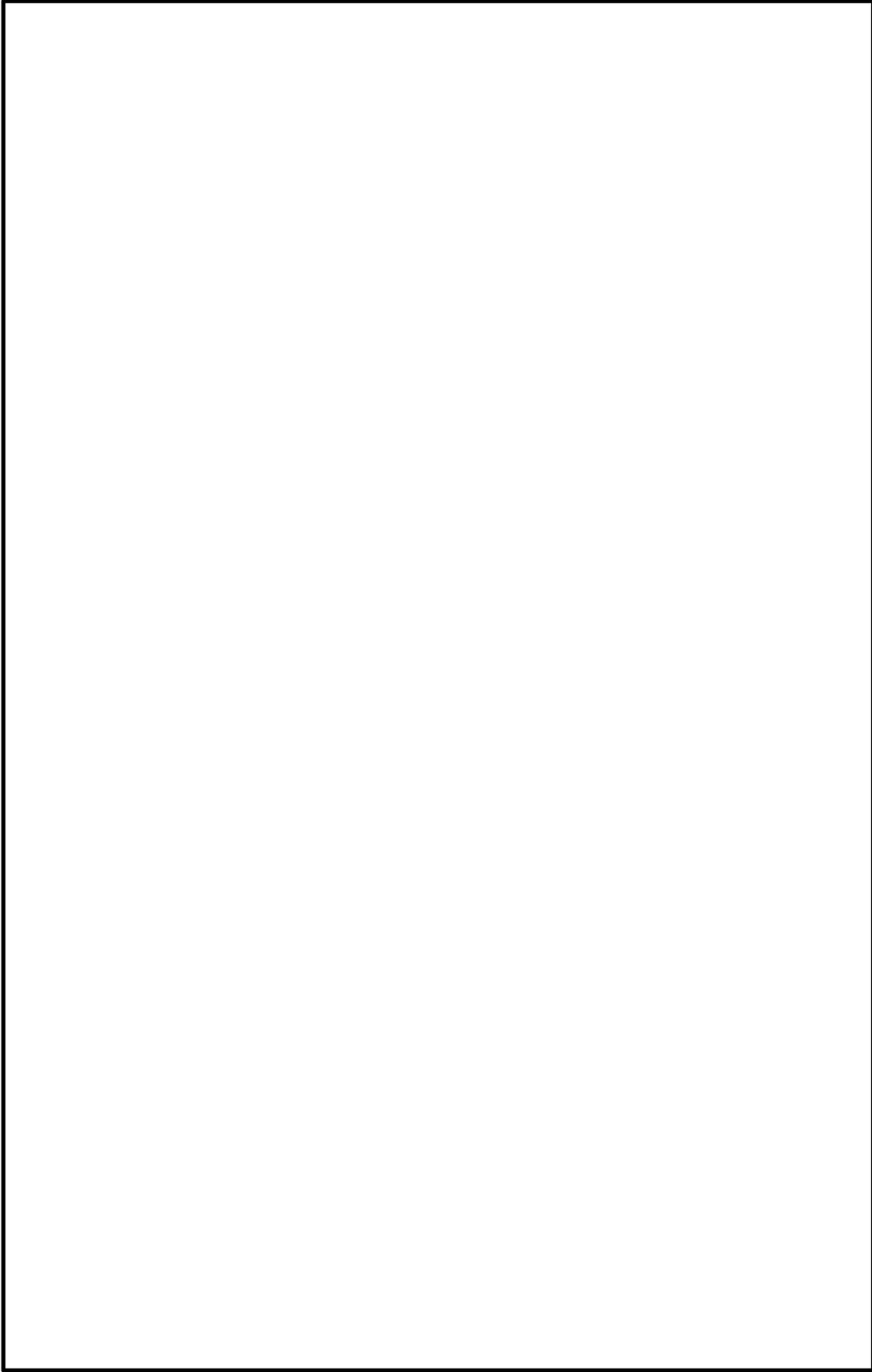


図 3-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

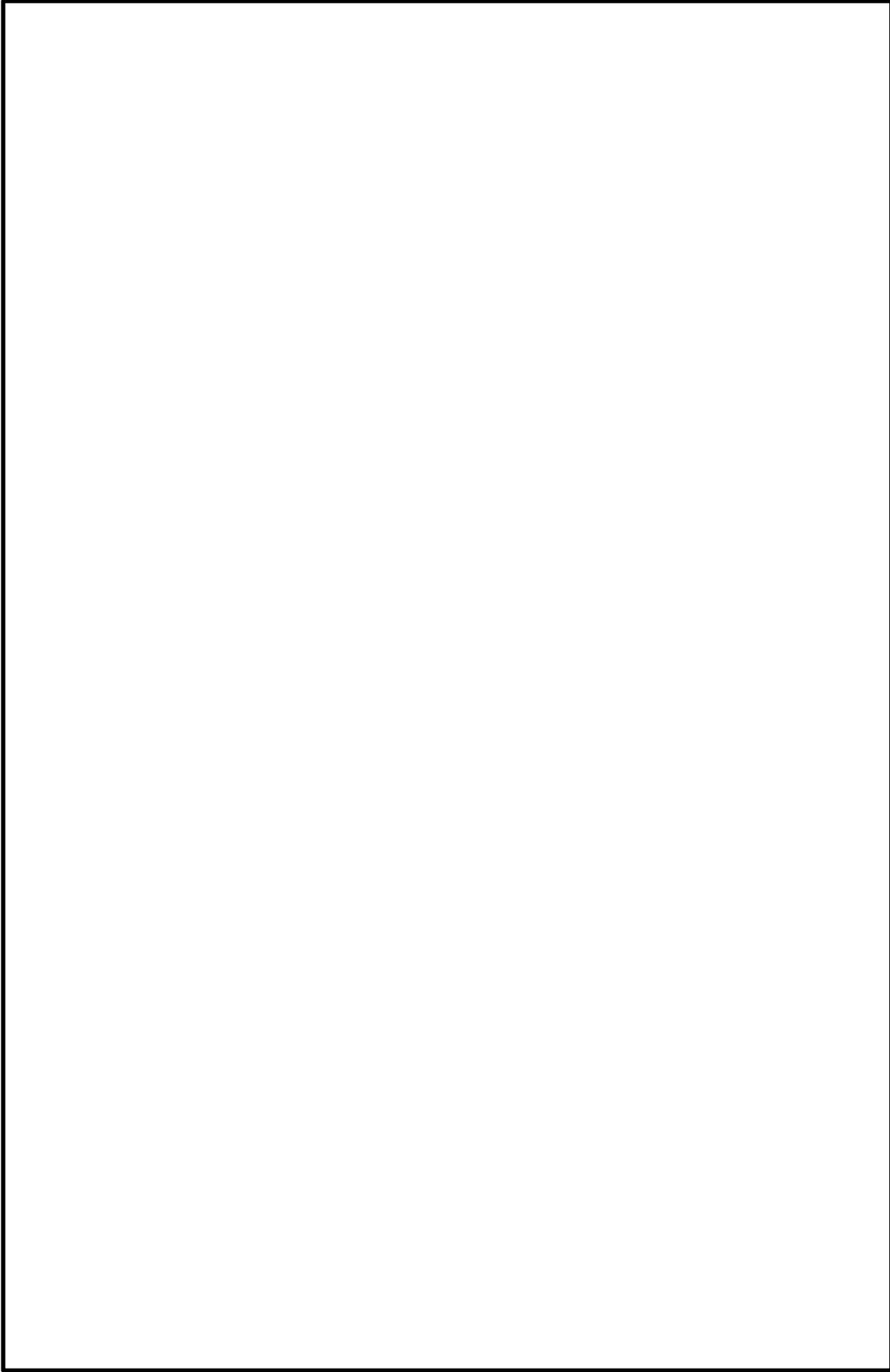


図 3-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

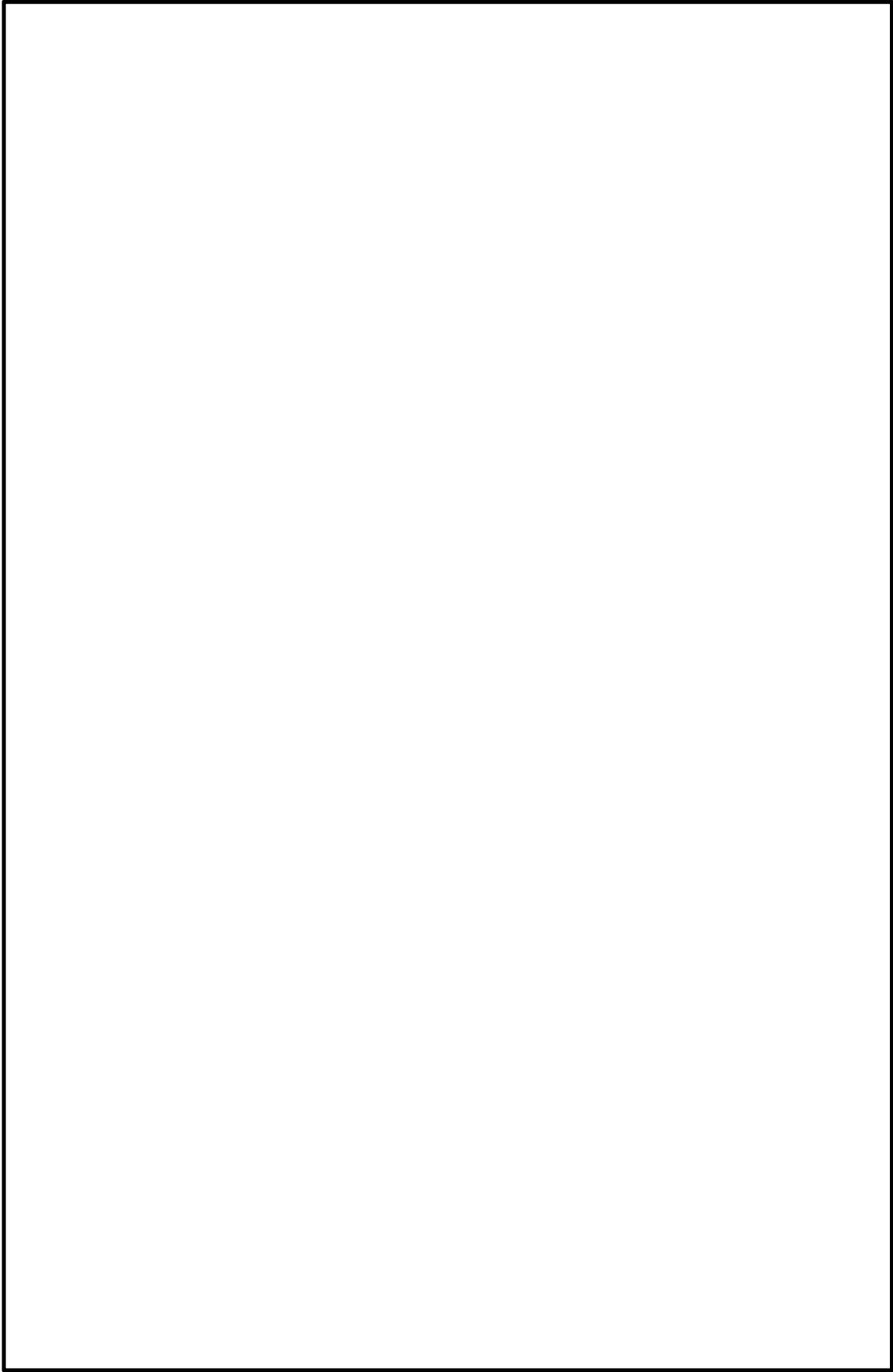


図 3-5 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

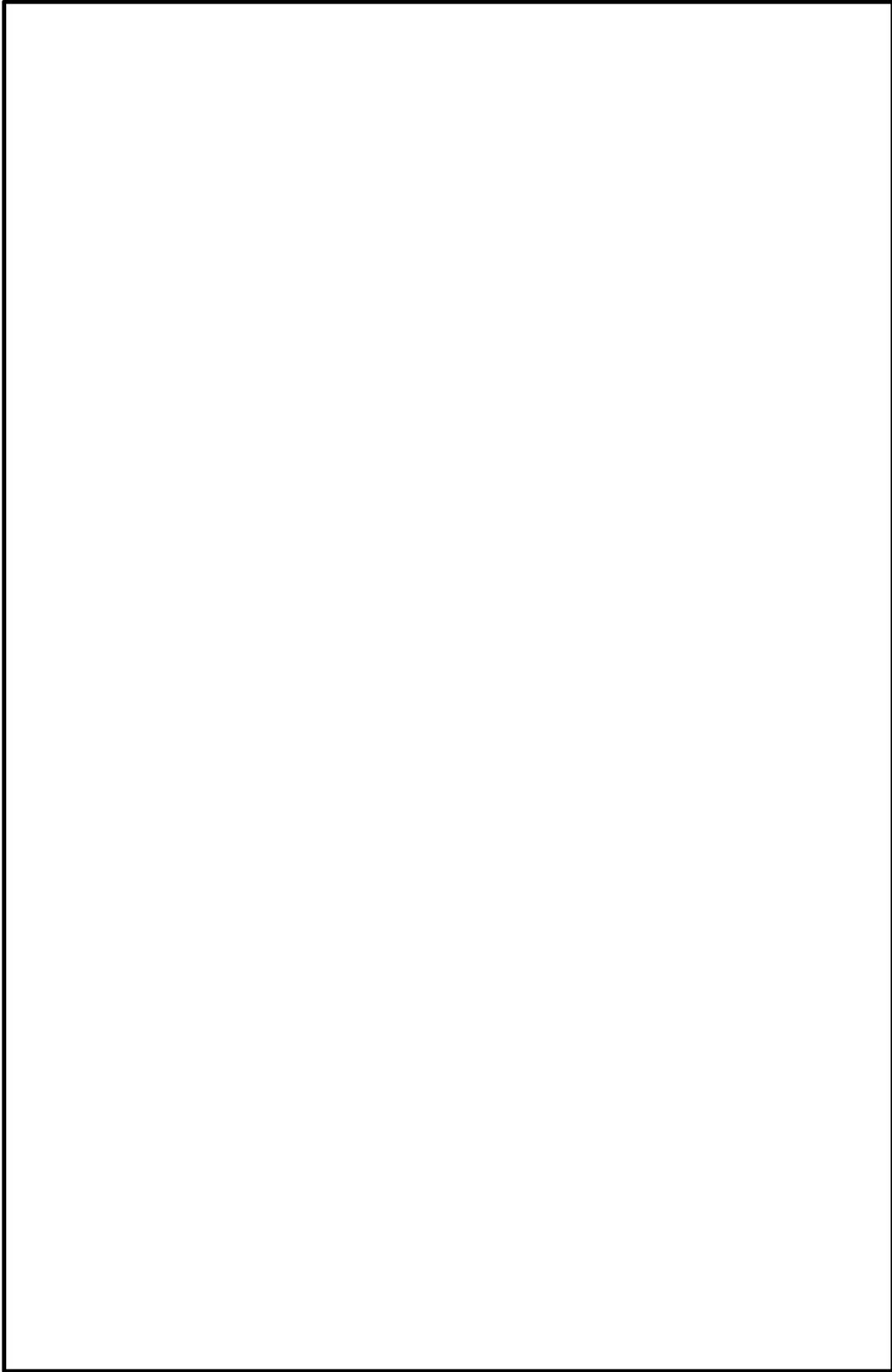


図 3-6 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

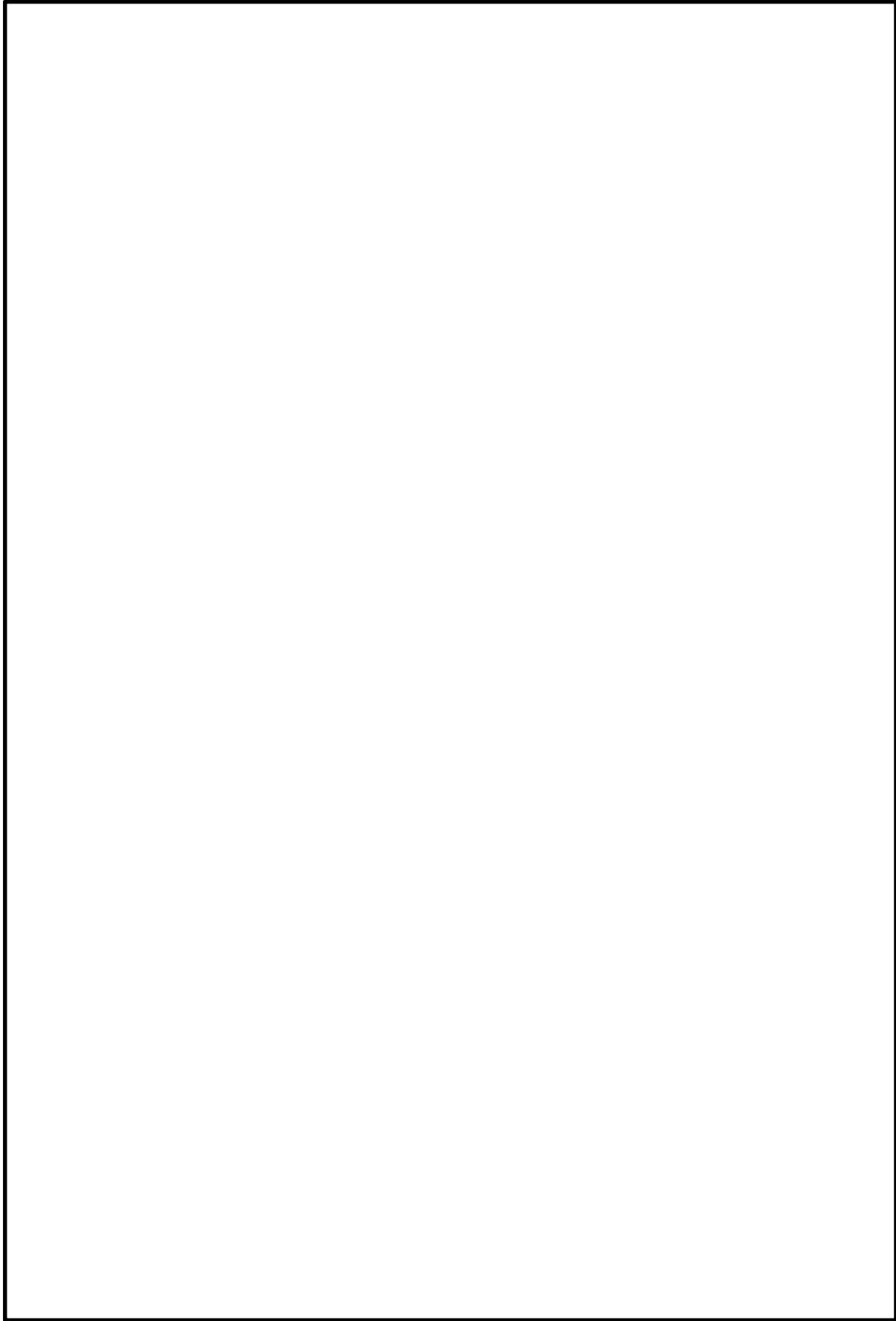


図 3-7 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

(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。

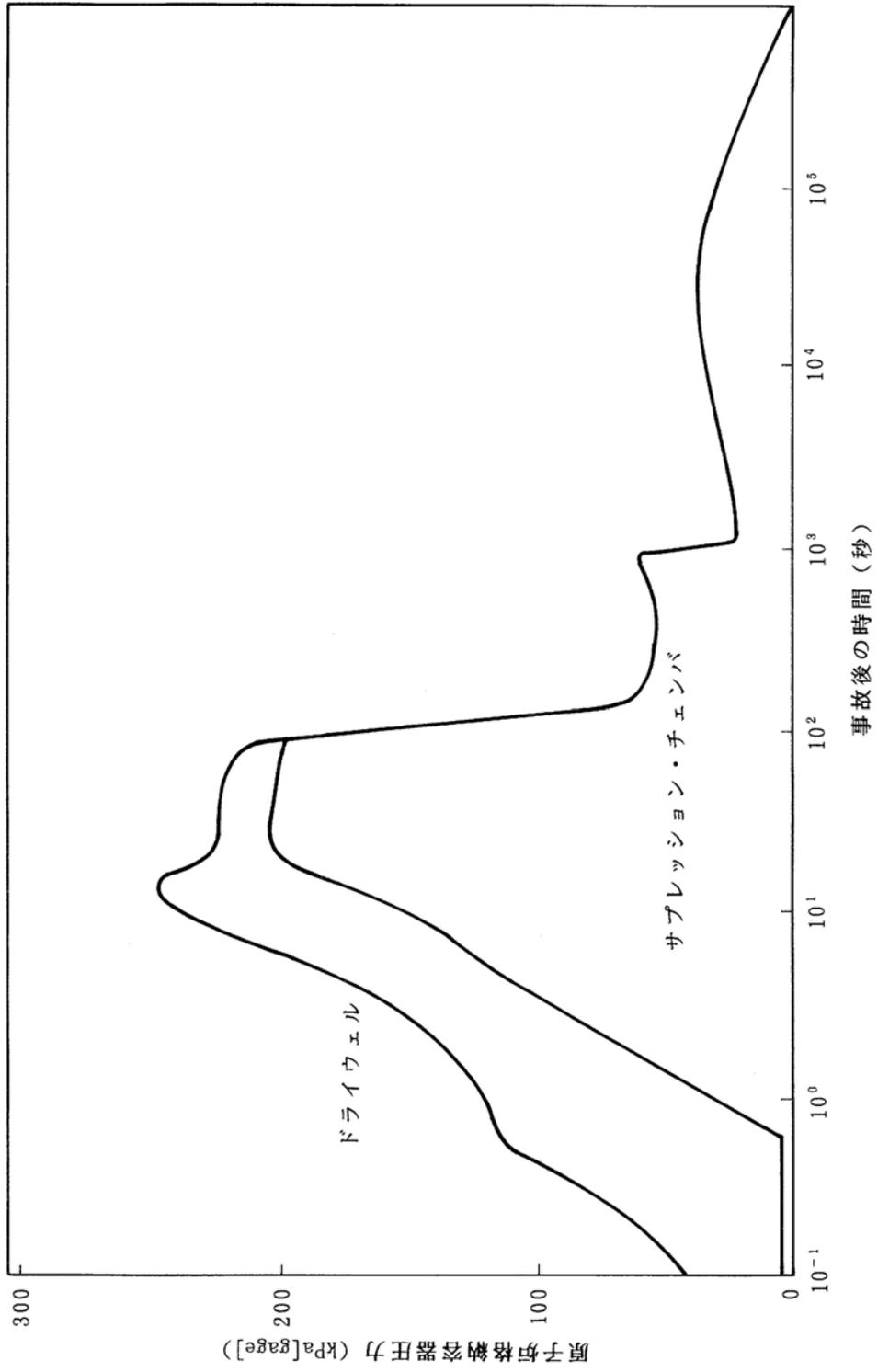


図 4-1 原子炉格納容器の圧力変化

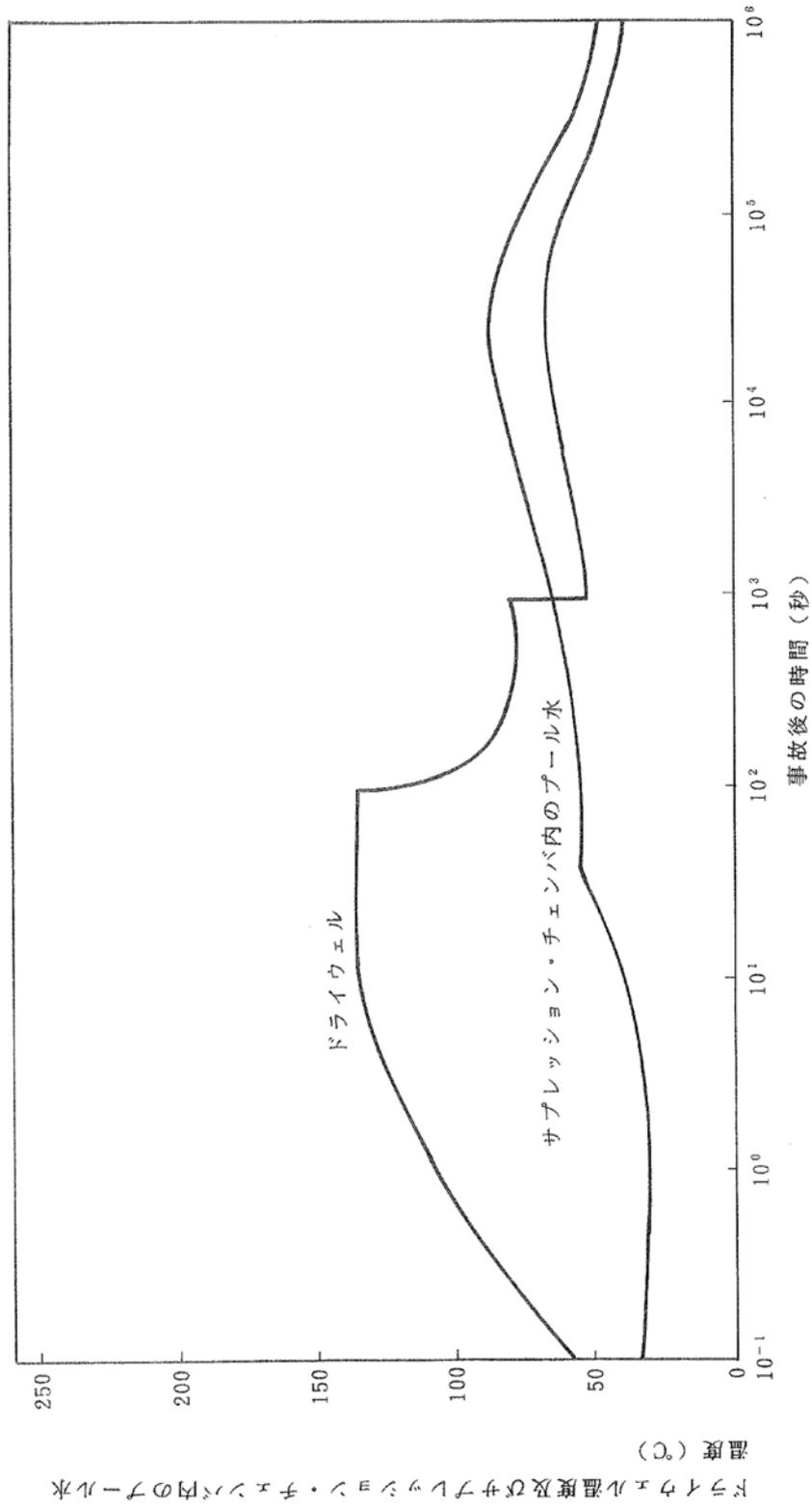


図 4-2 原子炉格納容器の温度変化

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。

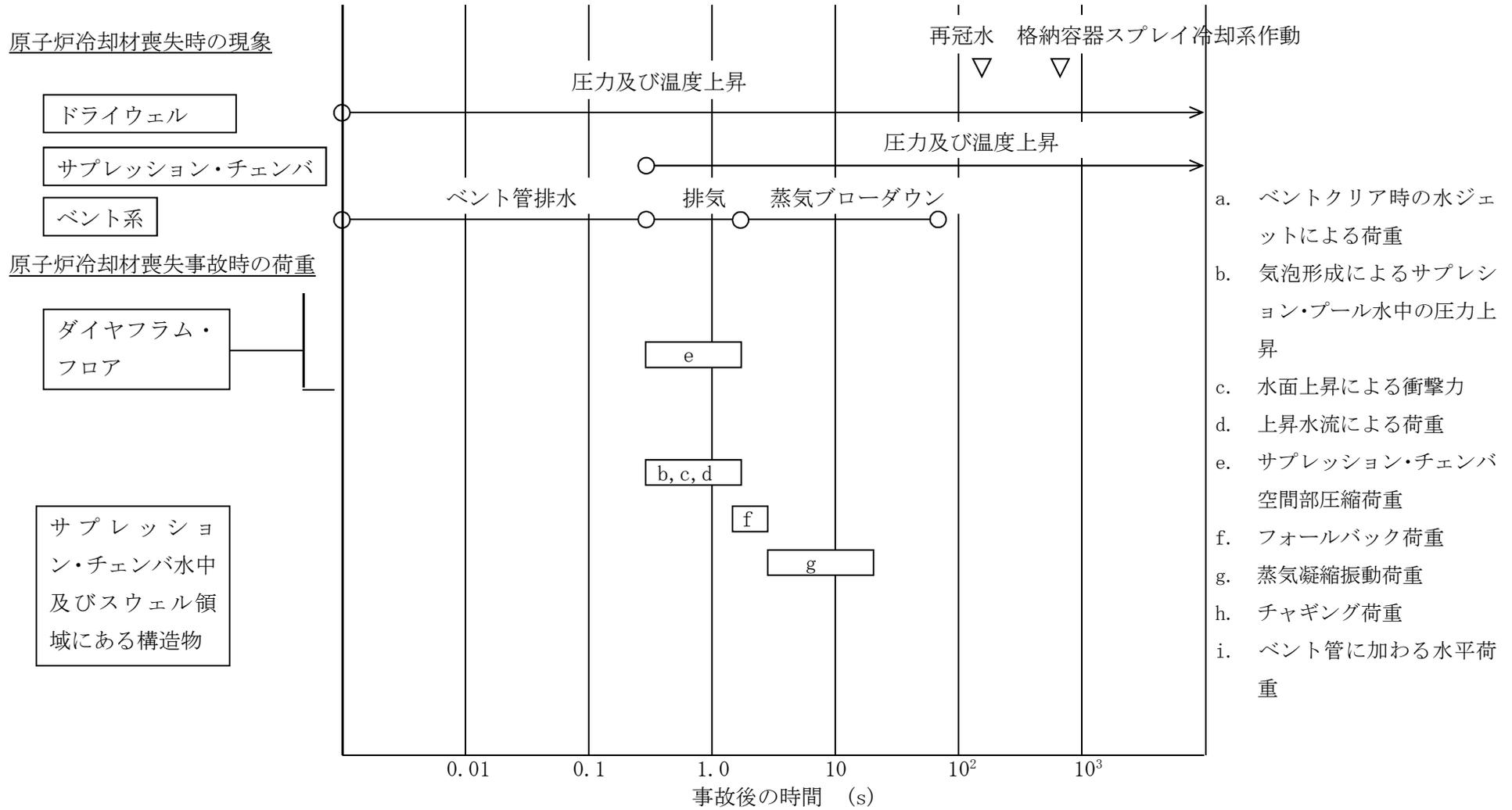


図 4-3 原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

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
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"> ○ 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: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 ○ 衝撃力 P_J= [] kg/cm² ベースマットとプール壁面に [] kg/cm² の圧力荷重が加わる。

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 ²
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_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> $P_{I_max} = 2 \frac{I_P}{T}$ $I_P = \frac{M_H}{A} \cdot \frac{V}{g \times 10^4}$ <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> 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	<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/cm²</p> <p>○ ダイヤフラム・フロア上向き差圧： <input type="text"/> kg/cm²</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_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 <input type="text"/> m/s) g: 重力加速度</p>
g. 蒸気凝縮新動荷重	<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 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/cm²</p> <p><input type="text"/> 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</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>

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
a. 水ジェットによる荷重	<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"> ○ 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 $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ 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
b. 空気泡圧力の振動による荷重	<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>

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」

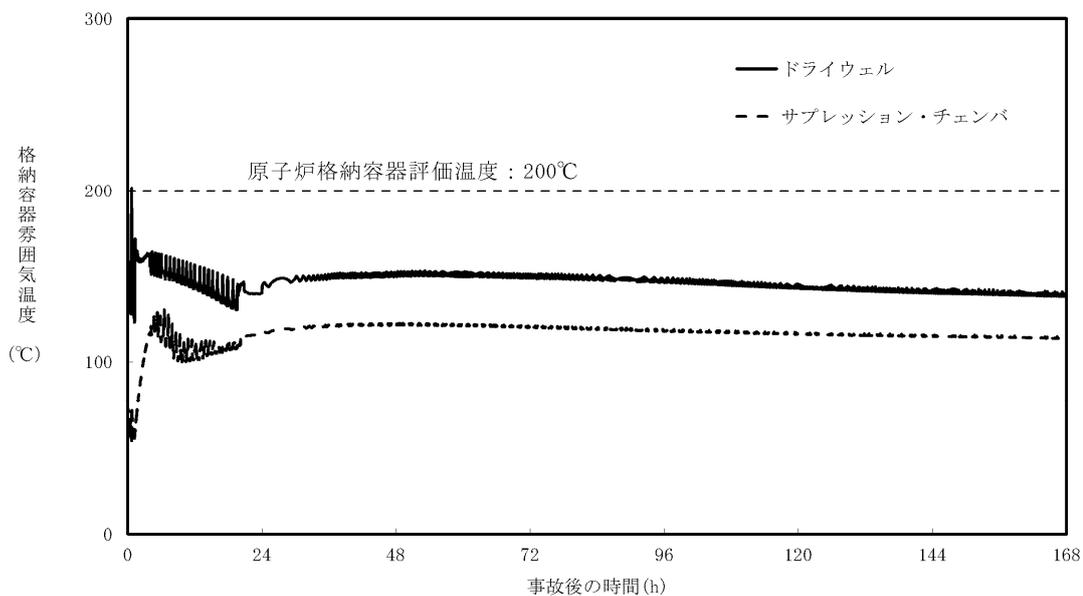


図 4-4 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度の変化

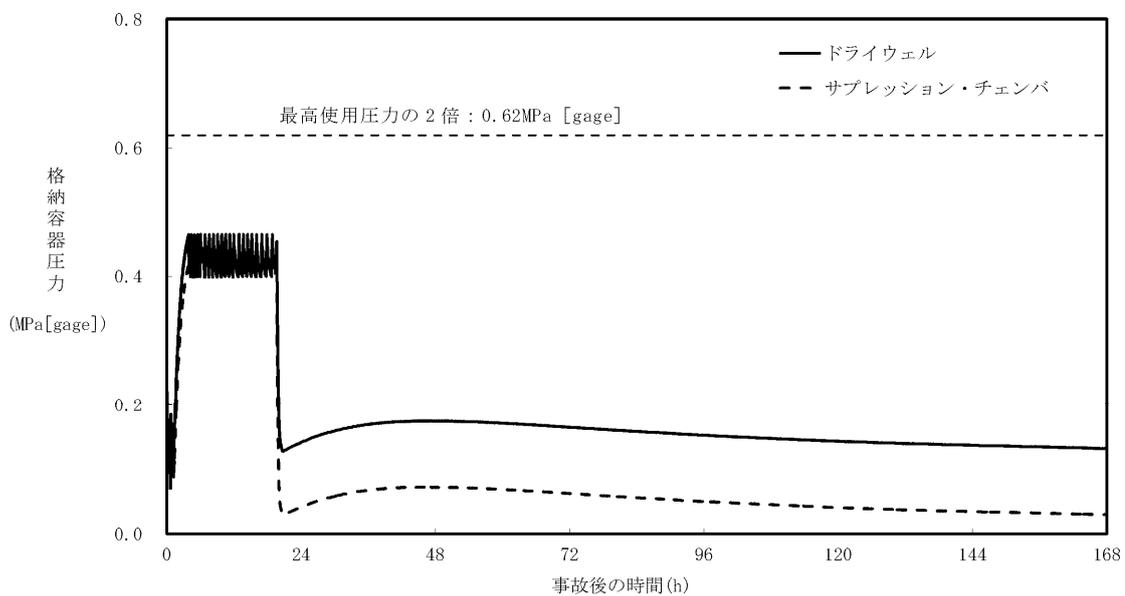


図 4-5 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化

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	—	I A
運転状態 II	—	II A
運転状態 IV*3	—	IV A
運転状態 V (S)	—	V A
試験状態	—	試験状態
運転状態 I	S d	III A S
運転状態 I	S s	IV A S
運転状態 II	S d	III A S
運転状態 II	S s	IV A S
運転状態 IV*4	S d	III A S
運転状態 IV*5	S d	IV A S *6
運転状態 V (L)	S d	V A S
運転状態 V (LL)	S s	V A S

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 V _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	—	—
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

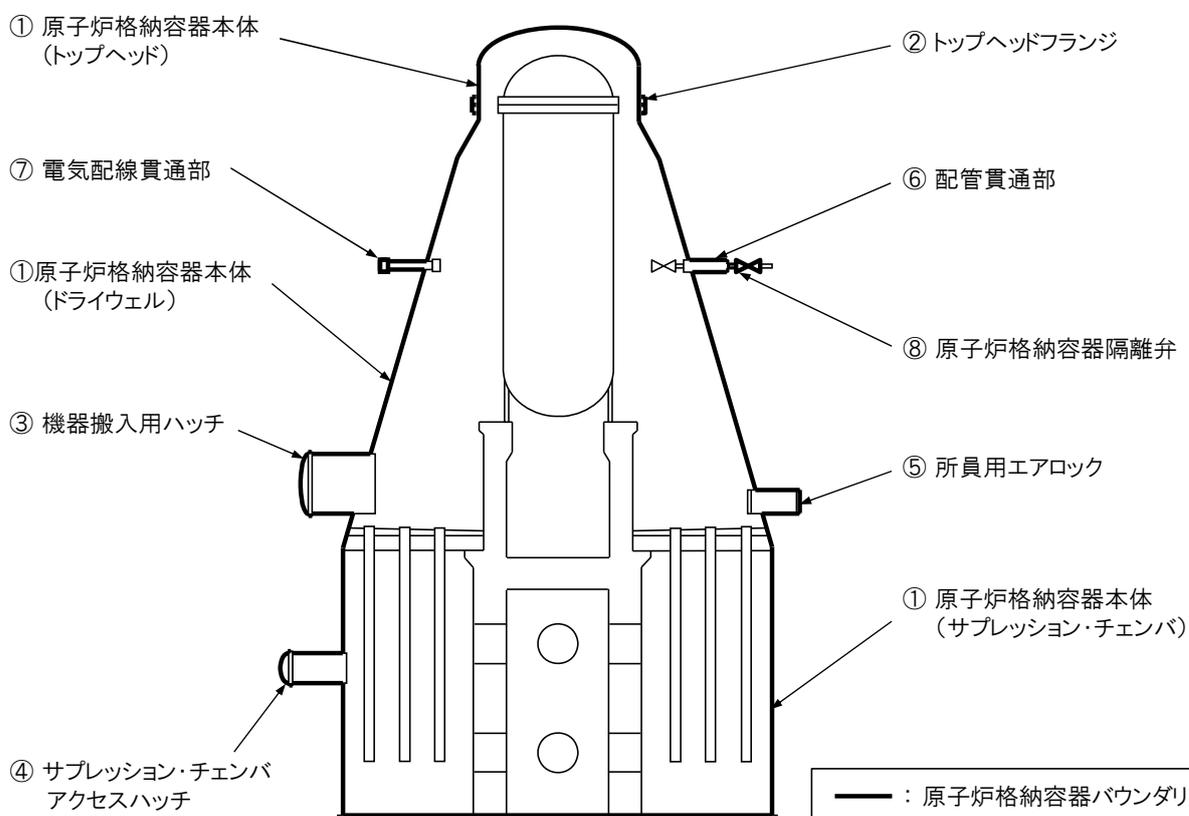


図6-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

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。

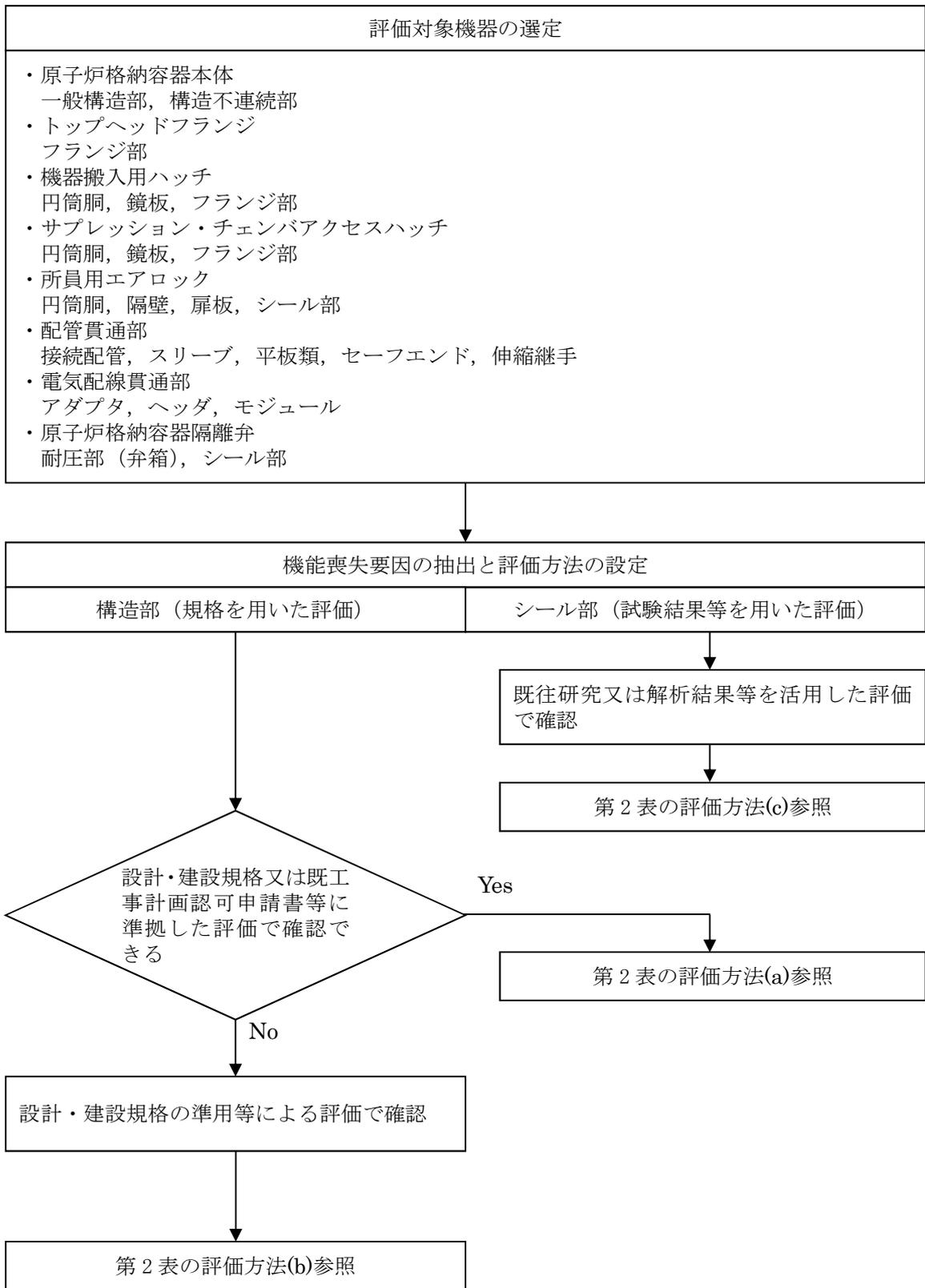


図6-2 評価方法による評価対象の分類

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	延性破壊 (一般構造部)	(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℃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℃) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
	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℃) 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)	
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)	フランジについて、設計・建設規格の評価式に準拠し、200℃, 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)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	機器搬入用ハッチ	延性破壊 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	(b)	既工認の評価値を準用し、Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
			(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℃) 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)	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	
	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)	(b)	既工認の評価値を準用し、Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
			(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℃) 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)	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	
	所員用エアロック	延性破壊 (円筒胴)	(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)	既工認の評価値を準用し、Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価。	許容応力以下
延性破壊 (隔壁)		(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)	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	延性破壊	(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	延性破壊 (スリーブ本体)	(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 (スリーブ取付部)	(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
	平板類	延性破壊 (ボルト締め平板)	(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 (フランジ, ボルト)	(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。	許容応力以下 総有効断面積以下
		開口, 高温劣化 (シール部)	(b)	文献の理論式を用いて 200℃, 2Pd における開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること
	セーフエンド	延性破壊	(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
	伸縮継手	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
電気配線貫通部	アダプタ	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
	ヘッド	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
	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

※ 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 既工認の評価値を準用した評価	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 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ, ガasket)	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 工認手法	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asket)	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)	既工認の評価値を準用した評価 設計・建設規格準用 工認手法	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asket)	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
所員用エアロック	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	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)

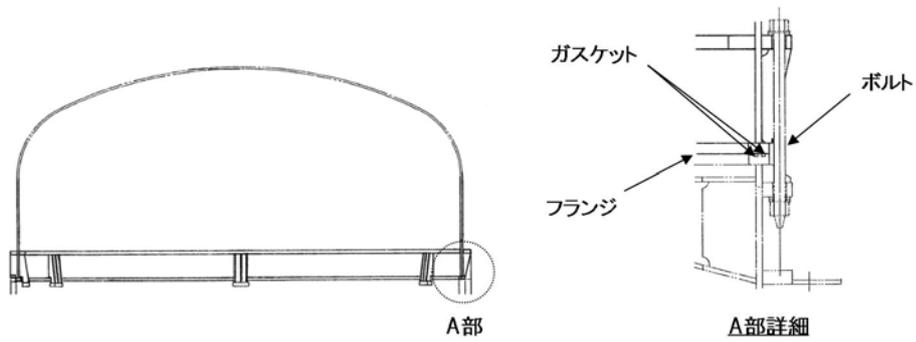
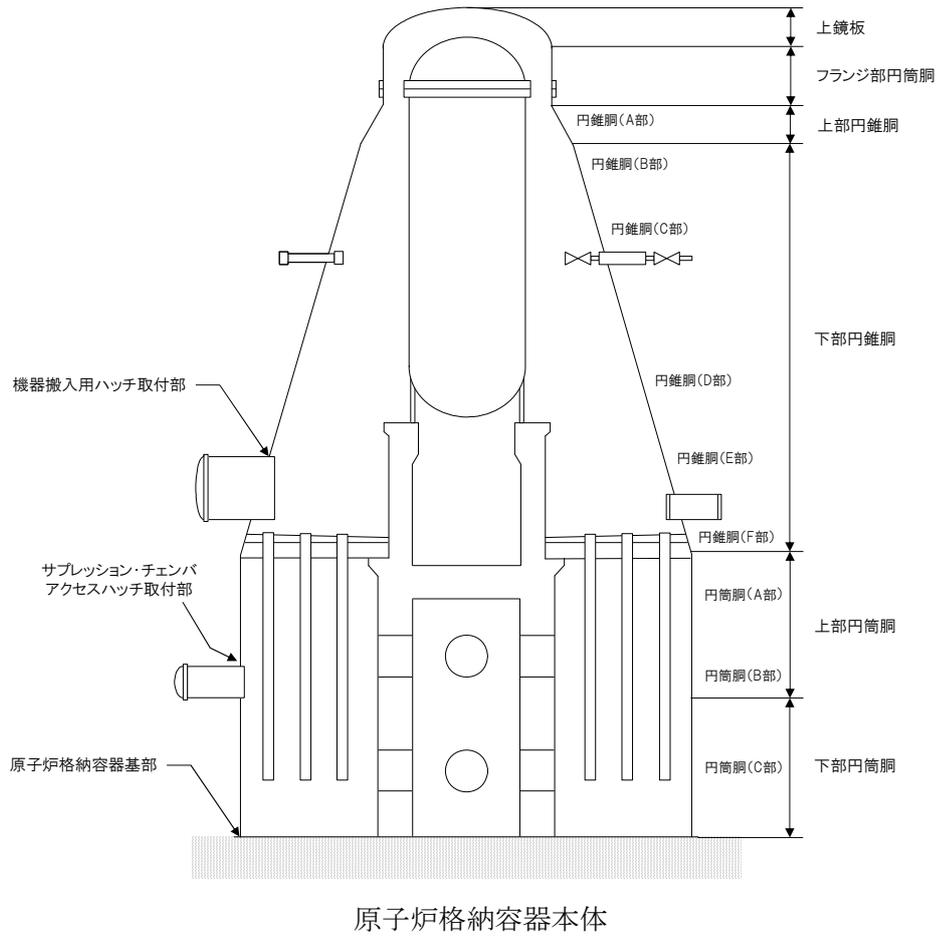
評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値 ^{※1}	判定基準	評価結果	
配管貫通部	接続配管	同左	代表配管：PPC-3520, PPC-3530	200℃ 2Pd	発生応力 (X-31)：169MPa	許容応力(257MPa)以下	破断せず
	スリーブ	スリーブ本体	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力 (X-18)：26.617MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd)以上	破断せず
		スリーブ取付部	工認手法	2Pd	発生応力 (X-31)：250MPa	許容応力(422MPa)以下	破断せず
	平板類	構造部 (ボルト締め平板)	設計・建設規格を準用	2Pd	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	2Pd	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
		シール部 (フランジ, ガasket)	文献の理論式	200℃ 2Pd	開口量：[]	許容開口量 []以下	シール機能維持 ^{※2}
	セーフエンド	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (X-18)：4.529MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd)以上	破断せず
伸縮継手	同左	設計・建設規格を準用	2Pd	疲労累積係数 (X-14)：[]	疲労累積係数 1 以下	1 以下	
電気配線貫通部	アダプタ	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	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
	ヘッド	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	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	シール部 (モジュール)	電気ペネ共研, NUPEC 試験	200℃ 2Pd	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	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	200℃ 2Pd	許容圧力：1.40MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd)以上	破断せず
		弁シート部	漏えい確認試験	200℃ 2Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持 ^{※4}
	T I P ボール 弁	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	200℃ 2Pd	許容圧力：1.32MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd)以上	破断せず
		シール部	ガasket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

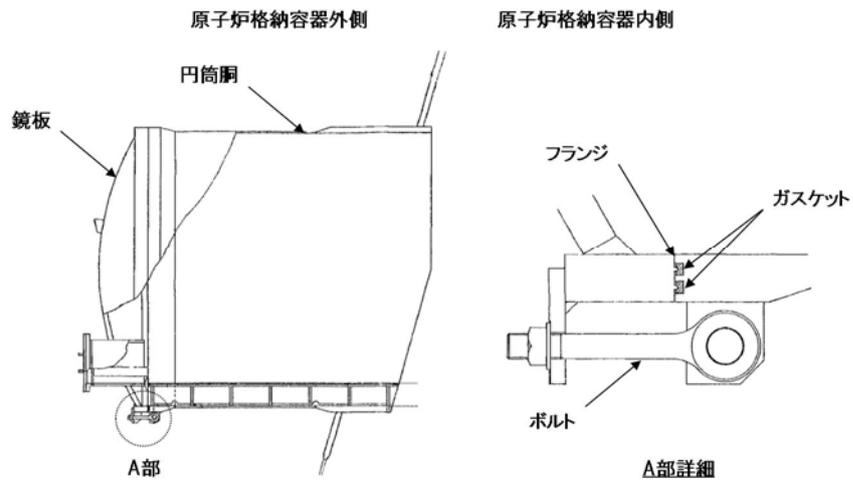
※3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

※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

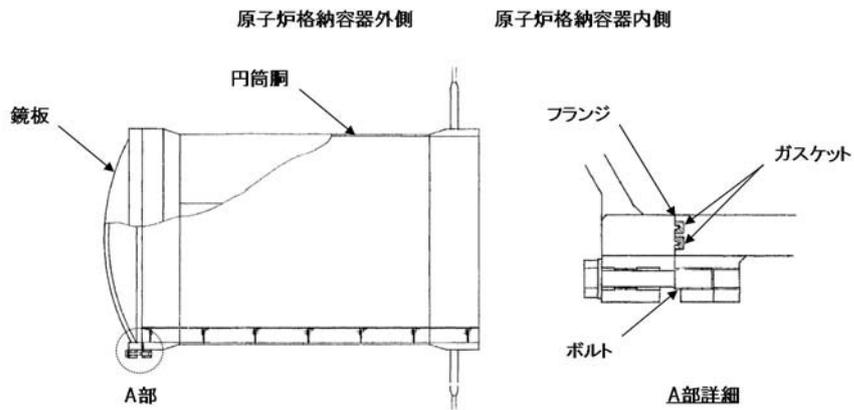


トップヘッドフランジ

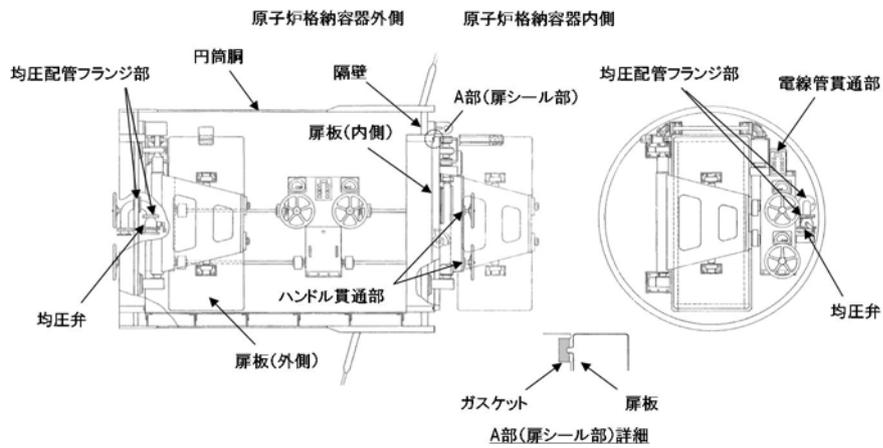
図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)



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)

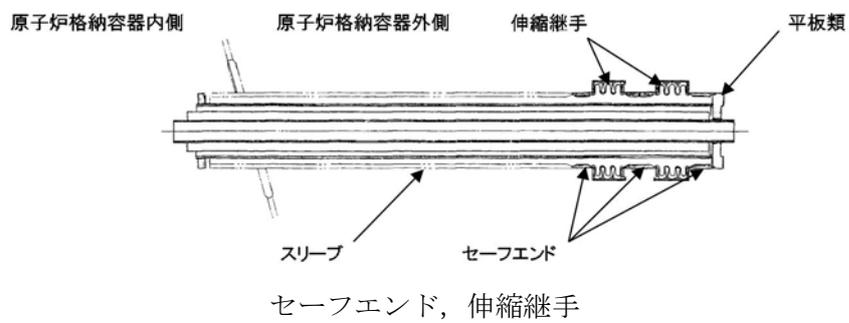
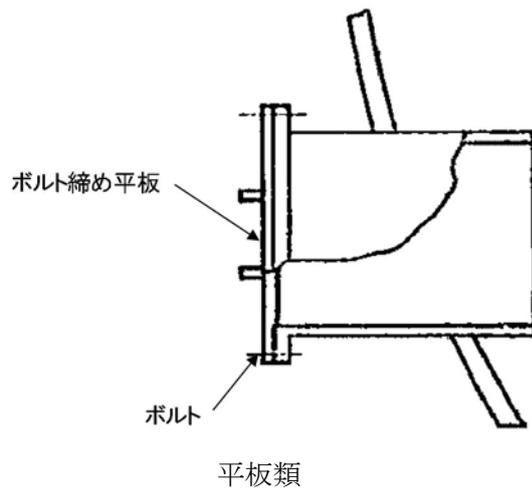
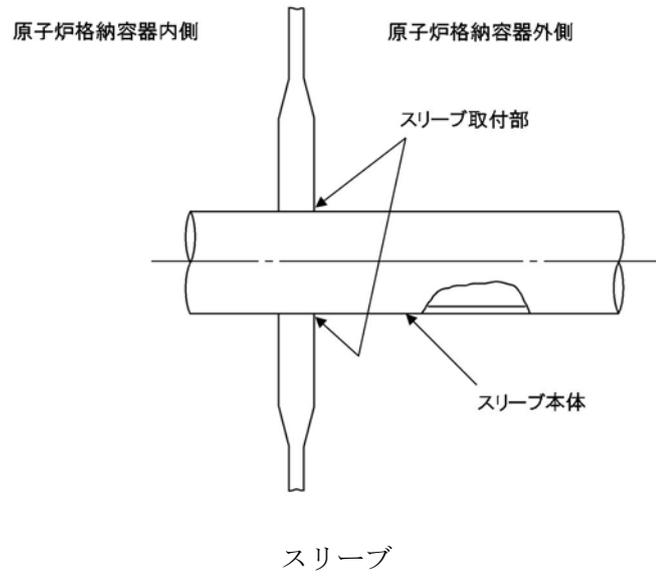


図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)

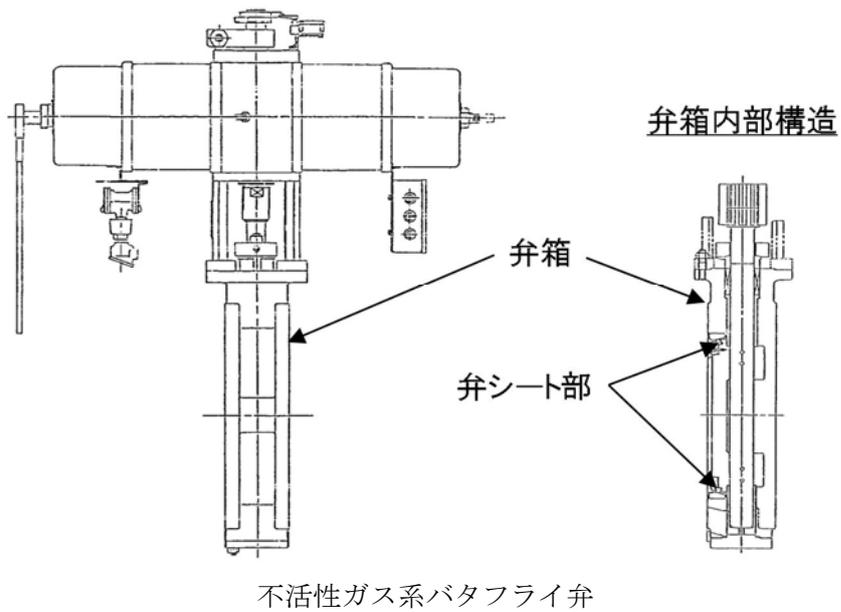
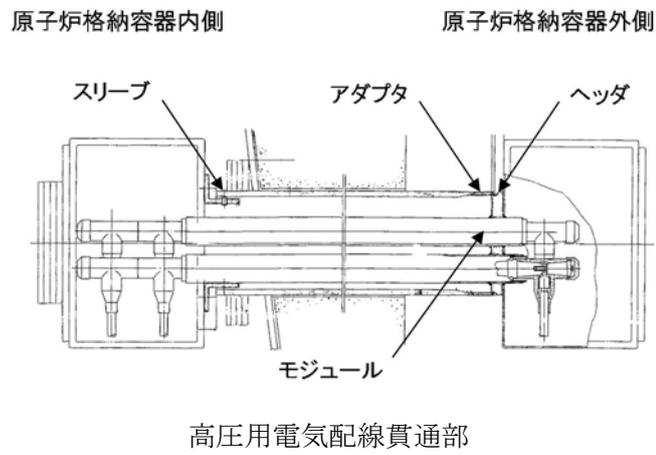
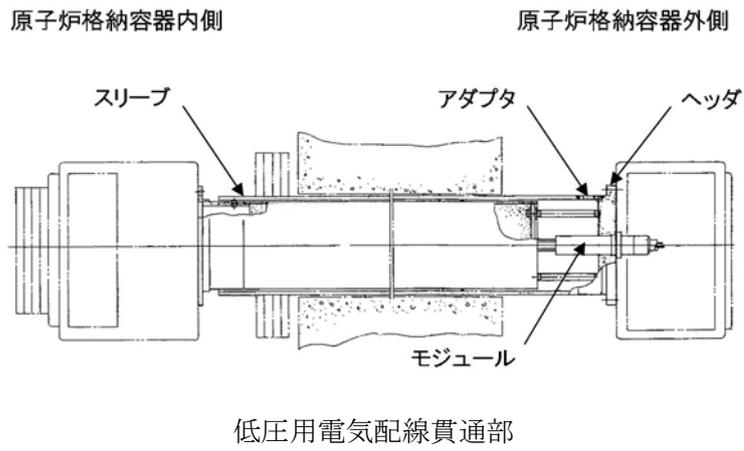
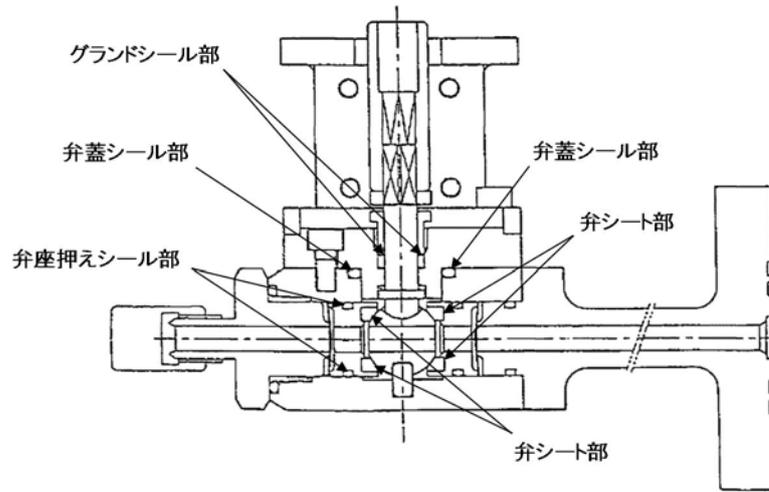


図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4/5)



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)

別添2 コリウムシールドの設計

目 次

ペDESTAL（ドライウェル部）内の水位管理方法について……………	別添 1-1～32
コリウムシールド材料の選定について……………	別添 2-1～ 8
コリウムシールド厚さ，高さの設定について……………	別添 3-1～ 4
コリウムシールドを考慮した熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について ……………	別添 4-1～29
熔融炉心による熱影響評価について……………	別添 5-1～32

ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について

東海第二発電所における，溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制を考慮したペDESTAL（ドライウエル部）（以下「ペDESTAL」という。）内の水位管理対策の内容を以下に示す。

1. ペDESTALの構造及び設備概要

東海第二発電所のペDESTALの概要図を第1図(a)及び(b)に示す。

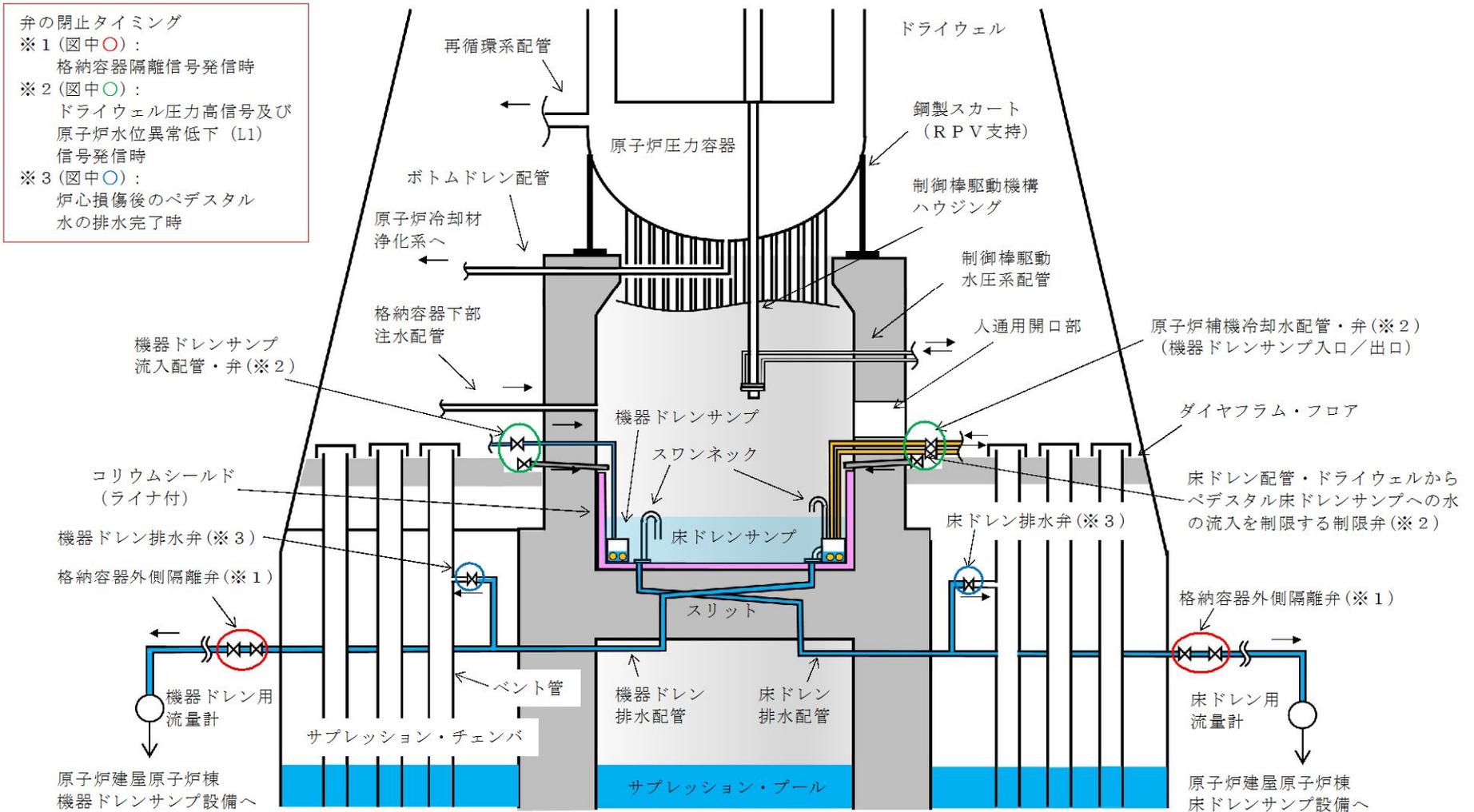
ペDESTAL内の底面及び側面には，原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）が破損し溶融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した際のペDESTAL構造健全性確保のため， ZrO_2 製のコリウムシールドを設置する。また，コリウムシールド内は床ドレンサンプとして用いるために，コリウムシールド表面にSUS製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保するとともに，その内側に機器ドレンサンプを設置する。

ドライウエルにて生じる床ドレン及び機器ドレン並びに機器ドレンサンプを冷却するための冷却水は，第1図(a)及び(b)のようにペDESTAL側壁の貫通孔を通る配管により各ドレンサンプへ導かれる。これらの配管はコリウムシールドの側壁部より高い位置からペDESTAL内へ接続し，コリウムシールド内に堆積したデブリが配管へ流入しない設計とする。

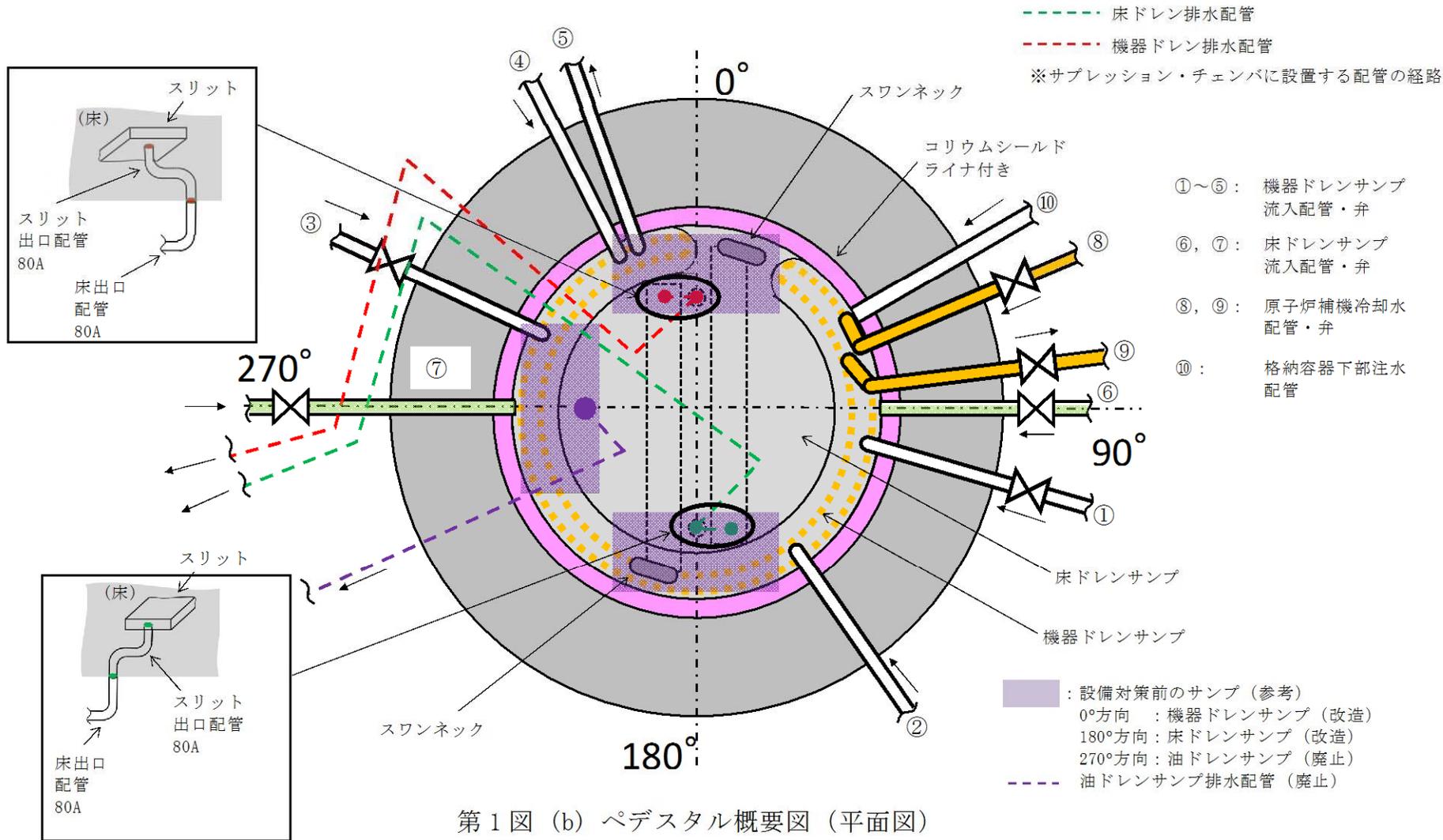
床ドレンサンプ内に流入した水は，1mに立ち上げたスワンネックから流出させ，スリット及び配管を通じて原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水する。また，排水配管を分岐させベント管へ接続することで，事故時においてペDESTALからサブプレッション・チェンバへ排水する経路を設ける。

ペDESTALの側壁は鋼製スカートを介してRPVを支持しており，RPV下部プレナムの中心付近には原子炉冷却材浄化系のボトムドレン配管が接続

されているとともに、ペDESTAL内には制御棒駆動水圧系配管が敷設されている。



第1図 (a) ペデスタル概要図 (断面図)



第1図 (b) ペDESTAL概要図 (平面図)

水位管理方法

通常運転時及び事故時におけるペDESTAL内水位の管理方法を以下に示す。

(1) 通常運転時

ペDESTAL床ドレンサンプの機能として、排水配管から 1m の水深を超えた流入水を原子炉建屋原子炉棟の床ドレンサンプ設備へ排水し、ペDESTAL内水位を 1m に維持する。

(2) 事故発生から R P V 破損まで

ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL内へ流入する配管 (床ドレン配管, 機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管) に対してペDESTAL外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペDESTALへの流入水を制限する。

制限弁閉止前の流入水等により水位が 1m を超えた場合には、ベント管に接続された床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経由してサブプレッション・プールへ排水され、R P V破損までにペDESTAL内水位は 1m まで低下する。

事故が発生し炉心が損傷した場合、格納容器下部注水配管から水位 1m を超過するまで注水を実施し、その後排水することにより、R P V破損時に確実に水位 1m を確保する運用とする。これに要する時間は 30 分程度 (注水開始操作に要する時間 (17 分), 水位 10cm 分の注水に要する時間 (3 分), 注水停止操作に要する時間 (4 分) 及び 5cm 分の排水に要する時間 (5 分) に余裕を加味した時間) と想定され、炉心損傷後のペDESTAL注水開始から R P V破損までの約 1.8 時間 (事象進展の早い大破断 L O C A 時の例) の間に余裕をもって実施可能である。

なお、床ドレンサンプの水位を R P V破損までに 1m とする排水の過程にお

いて、水位が 1.2m 以上であるときには、床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経路とした排水に加えて、ベント管に接続された機器ドレンサンプ排水配管及び排水弁を経由してサンプレッション・プールに排水することが可能である。

ベント管に接続する床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁は R P V 破損前に閉とし、R P V 破損後のペデスタル水のサンプレッション・プールへの流出を防止する。

(3) R P V 破損後

R P V 破損及びデブリ落下後、ペデスタル内にて 0.2m 以上のデブリ堆積を検知後に、 $80\text{m}^3/\text{h}$ でペデスタル満水相当まで水位を上昇させるとともに、その後は満水近傍にて水位を維持する（添付 1）。

また、上記(1)～(3)の水位管理を実現するための設備対策について添付 2 に、ペデスタル内に設置する計器類について添付 3 にそれぞれ示す。

ペDESTAL注水開始後の水蒸気爆発発生の可能性及び
水蒸気爆発発生抑制の考え方について

1. はじめに

東海第二発電所では、水蒸気爆発（以下「SE」という。）によるペDESTAL構造への影響抑制のため、RPV破損時のペDESTAL水位を1mと設定し、SE影響評価を実施している。しかし、RPVの破損を判断した場合には、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL注水を実施する手順としており、注水開始後には1mを超える水位がペDESTAL内に形成されることとなり、SE影響評価の想定を上回る規模のSEが発生する可能性がある。

これに対して、RPV破損及びペDESTAL注水開始後のペDESTAL内の状況を推定し、SEの発生可能性及びこれを考慮した水位管理について検討した。以下に検討の内容を示す。

2. RPV破損時のデブリ落下挙動

RPVが破損するような状況においては原子炉注水機能が喪失している可能性が高く、RPV破損時にはデブリの大部分が下部プレナムに堆積することで、これらのデブリの重量及び熱的影響により制御棒駆動機構ハウジング等のRPV貫通部溶接箇所が破損し、デブリが落下し始めると考えられる。その後も、制御棒駆動機構ハウジングはペDESTAL内において外部サポートにより支持されているため逸出が生じることは考えにくく、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部プレナムに堆積したデブリが継続的にペDESTALへ落下するものと考えられる。

なお、有効性評価においては、溶融燃料－冷却材相互作用や溶融炉心・コンク

リート相互作用による格納容器への負荷を厳しく評価する観点から、R P Vの破損形態として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定しており、R P V破損口はアブレーションにより拡大しながら、R P Vの内圧及びデブリの堆積ヘッドにより、約 300ton の溶融デブリが約 30 秒間でペDESTALへ全量落下する結果となっている。

3. R P V破損後のペDESTAL内の水の状態と S E発生抑制の考え方

ペDESTAL内の初期水量及びペDESTAL注水量と、R P Vから落下するデブリの保有熱の関係より、ペDESTAL内の水が飽和温度に到達する条件を評価し、その結果より S Eの発生可能性について検討した。第 1 表及び第 2 表に、評価条件を示す。

まず、R P V破損時にペDESTAL内に存在する水量（水深 1m）は であり、この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 11ton と評価される。これは、デブリ全体に対して 4%未満の落下量である。また、ペDESTALを満水（水深 ）とする水量は約 81m³であり、この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 31ton と評価される。このデブリ量がペDESTAL内に堆積した場合、その堆積高さは約 0.15m となる。よって、これに余裕を考慮し、0.2m までのデブリ堆積を検知後に満水までの注水を行うことで、ペDESTAL内を満水とした場合でも水の飽和状態は維持される。

また、R P V破損後のペDESTAL注水は 80m³/h にて実施するが、デブリからペDESTAL水への伝熱速度の観点からは、熱流束を 800kW/m²一定※、伝熱面積をデブリ拡がり面積である とすると、180m³/h 以上の水を飽和温度まで昇温する熱移行率となる。

※ M A A Pコードを用いた有効性評価においてデブリから上面水への限界熱流束として小さめに設定している値。

以上より、R P V破損後にはペDESTAL内の水は速やかに飽和状態に至るとともに、0.2mまでのデブリ堆積を検知後にペDESTAL満水相当（水位 2.75m）までの注水を開始することにより、その後の注水過程でもペDESTAL内の水は飽和状態に維持されるため、S Eの発生は抑制されることが考えられる。

ペDESTAL満水相当（水位 2.75m）まで注水を実施した後は、2.25m 及び 2.75m 高さの水位計を用いて、水位を 2.25m から 2.75m の範囲に維持するようペDESTAL注水を実施することで、サブクール度を小さく保ちS Eの発生を抑制しながら、デブリの冷却を継続する。

また、R P V破損後にR P V内の残存デブリ冷却のための注水を実施した場合、注水の一部がR P Vの破損口からペDESTALへ落下しペDESTAL内が常に満水状態となることが考えられるが、以下の理由によりS Eの発生は抑制されることが考えられる。

- ・ R P VからペDESTALへの落下水はR P V内に残存するデブリにより加熱され、また、ペDESTAL内の水はペDESTALに落下したデブリにより加熱されているため、ペDESTAL内の水は飽和状態を維持する
- ・ R P VからペDESTALへの流入水のサブクール度が大きい場合、R P V内の残存デブリは冷却されており、ペDESTALへ落下する可能性は低い

ただし、ペDESTAL注水手順は、先述のR P V破損口の拡大が生じない場合のような、デブリが少量ずつペDESTALへ落下してくる可能性を考慮しても、S Eの発生を抑制できるよう整備する（別紙参照）。

第1表 デブリの評価条件

項目	値	備考
デブリ密度 (kg/m ³)		MAAP計算結果 (RPV破損時の値)を, デブリ保有熱が小さくなるように丸めた値
デブリ比熱 (J/kgK)		
デブリ溶融潜熱 (J/kg)		
デブリ初期温度 (°C)		
デブリ冷却後温度 (°C)	500	デブリ保有熱を小さめに評価する観点から, 高めに設定

第2表 ペDESTAL水の評価条件

項目	値	備考
ペDESTAL水密度 (kg/m ³)	1,000	概略値を使用
ペDESTAL水比熱 (J/kgK)	4,180	
ペDESTAL水初期温度 (°C)	35	外部水源温度
ペDESTAL水飽和温度 (°C)	135	RPV破損時のドライウェル圧力の包絡値 (0.3MPa) における飽和温度
ペDESTAL水半径 (m)		コリウムシールド厚さを 15cm とした場合の, コリウムシールド内半径

デブリ少量落下時のS E発生可能性を考慮したペDESTAL注水管理について

原子炉注水機能が喪失しR P V破損に至るような状況においては、デブリが継続的に落下することによりペDESTAL内の水は飽和状態となりS Eの発生は抑制されると考えられることから、R P V破損の検知後には、確実なデブリ冠水及び冷却のため、ペDESTAL満水相当まで連続して注水を行うとともに、その後もデブリの冷却に必要な量の注水を継続することとしている。その手順は以下のとおりである。

(a) R P V破損前

ペDESTALへの事前注水及び排水配管からの排水により、水位は1mに維持される。

(b) R P V破損後

R P V破損を判断した場合には、ペDESTAL満水相当の水位2.75mまで注水を実施する。その後は、2.25m及び2.75m高さの水位計を用いて、水位を2.25mから2.75mの範囲に維持するようペDESTAL注水を実施し、サブクール度を小さく保ちS Eの発生を抑制する。

一方、R P V破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等に、少量のデブリがペDESTALに落下し残りの大部分がR P V内に残存する可能性や、デブリがごく少量ずつ継続して落下する可能性も考えられ、デブリ落下挙動には不確かさが存在する。したがって、このような場合において、ペDESTAL注水により水深が深く、サブクール度の大きい水プールが形成され、その後R P V内に残存したデブリが落下した際に万が一S Eが発生する可能性についても考慮し、上記(a)及び(b)の手順に加え、以下(c)の手順によりペDESTALへの注水を管理することとする。

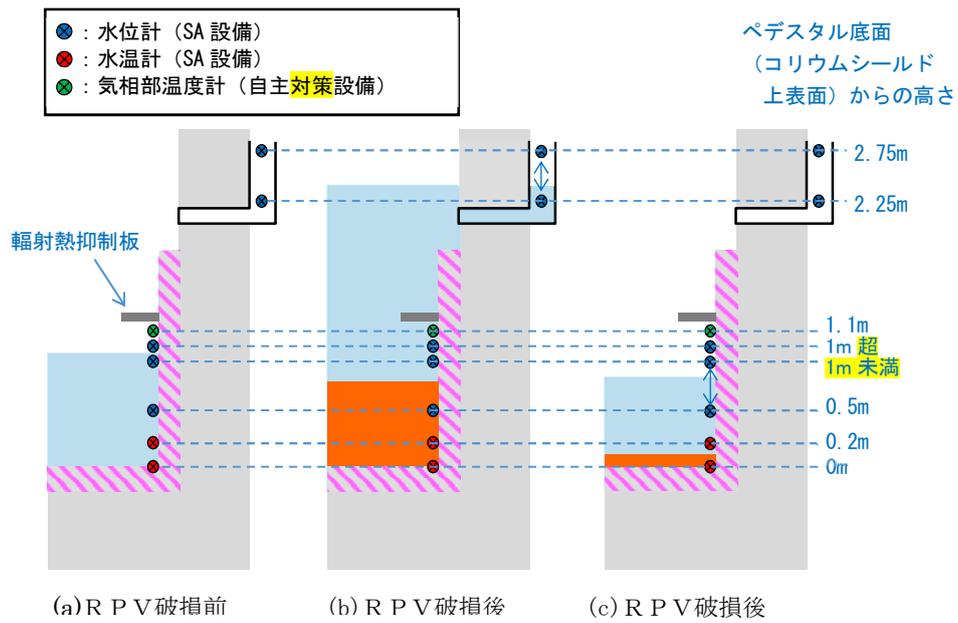
(c) R P V破損後 (デブリの落下量が少量の場合)

ペDESTAL満水（水深 約 81ton）の水を飽和温度に到達させるデブリ量は約 31ton（全体の約 11%）であり，その堆積高さは約 0.15m となる。これより，ペDESTAL底面から 0.2m 高さにデブリ検知器を設置し，RPV破損判断後においても 0.2m 高さまでのデブリ堆積が検知されない場合には，0.5m 及び約 1m 高さの水位計を用いて，水位 0.5m 未満を検知した場合に水位約 1m までペDESTALへ注水する間欠注水を行うことにより，深い水プールの形成を防止しSEの発生を抑制する。

第 1 図に示す重大事故等対処設備の計装設備を用いた水位管理により，上記のとおりデブリの冠水状態は維持・監視可能であるが，水位を 0.5m から 1m の高さで維持している間にデブリの冠水状態が維持されていることが別のパラメータにより参考情報として得られるよう，1m より上部に気相部温度計を設置し，気相部温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当であることを確認する。万が一，デブリの冠水状態が維持されずに気相部温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当を超えて上昇する場合には，ペDESTALへの注水を判断する。

なお，人通用開口部下端（ペDESTAL底面から約 2.8m 高さ）付近に設置されているターンテーブル等の構造物にデブリが付着した際にも，輻射熱の影響により気相部温度計の指示が上昇することが考えられる。この気相部温度計の指示上昇を抑制し，ペDESTAL床面に落下したデブリの冠水状態が維持されずに気相部に露出したデブリからの輻射熱による雰囲気温度の上昇のみを計測可能とするため，気相部温度計は蒸気密度が高い水面付近（ペDESTAL底面から約 1.1m）に設置するとともに，気相部温度計の上部に輻射熱抑制板を設置する。

ただし，構造物へのデブリの付着量や形状によっては，輻射熱の影響により気相部温度計が機能喪失する可能性も考えられることから，気相部温度計及び輻射熱抑制板は自主対策設備として設置する。



第1図 ペDESTAL水位管理の概念図

ペDESTAL排水設備対策について

1. はじめに

通常運転中，事故発生からR P V破損まで及びR P V破損後について，水位管理に必要な排水設備対策の方針を各々記載する。

(1) 通常運転時

①ペDESTAL内床ドレンサンプ

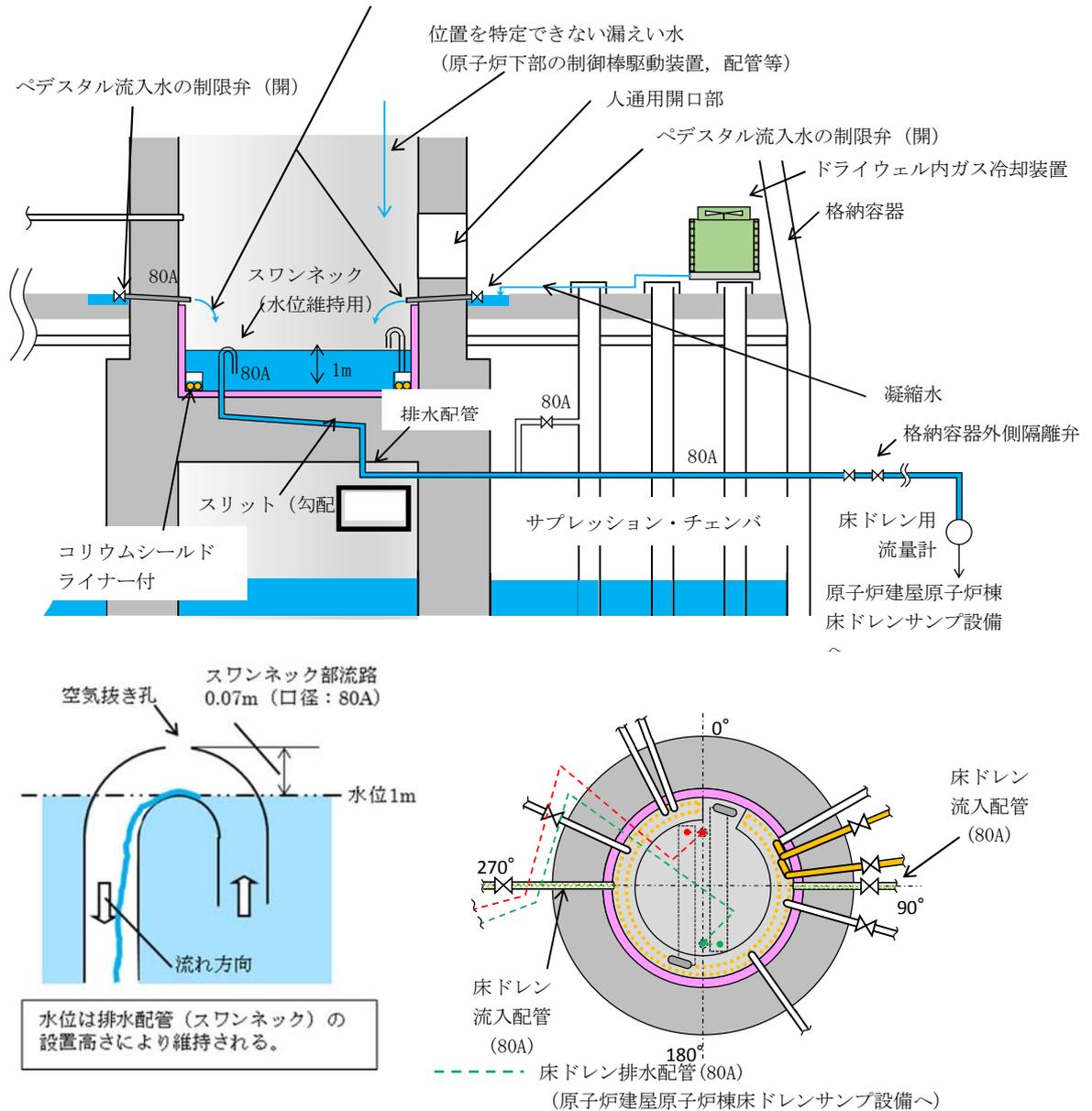
- ・ドライウエル内ガス冷却装置から発生する凝縮水，漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水(以下「漏えい水」という。)が流入する設計とする。

(第 1 図)

- ・サンプの水位は，サンプから排水する排水配管の入口（スワンネック）高さを床面から 1m に設定することで，常時 1m の水位を保つことが可能な設計とする。(第 1 図)
- ・サンプへの流入水は，高さ 1m に設置する排水配管の入口（スワンネック）から，排水配管内を通じてサブプレッション・チェンバを経由し，格納容器外の原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ全量排水される設計とする。(第 1 図)
- ・漏えい水は，運転中に生じるドライウエル内ガス冷却装置からの凝縮水の流入によってサンプ水位は常時 1m に維持されているため，サンプに流入する全量が排水され，原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備に至る過程で，床ドレン用流量計により $0.23\text{m}^3/\text{h}$ を検出することが可能な設計とする。(第 1 図)
- ・排水配管水平部の勾配は，通常運転中の排水性を確保する観点及びR P V破損後にスリット内でデブリが凝固するための必要な距離（スリット全長

は を短くする観点から、スリットの勾配を に制限した設計とする。(第1図) なお、RPV破損までの排水性に対しては、スリットの勾配は影響しない。

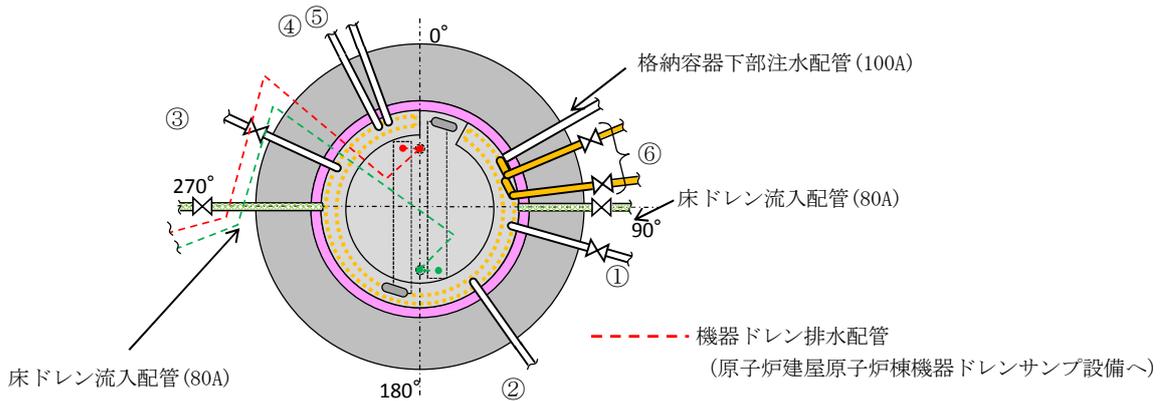
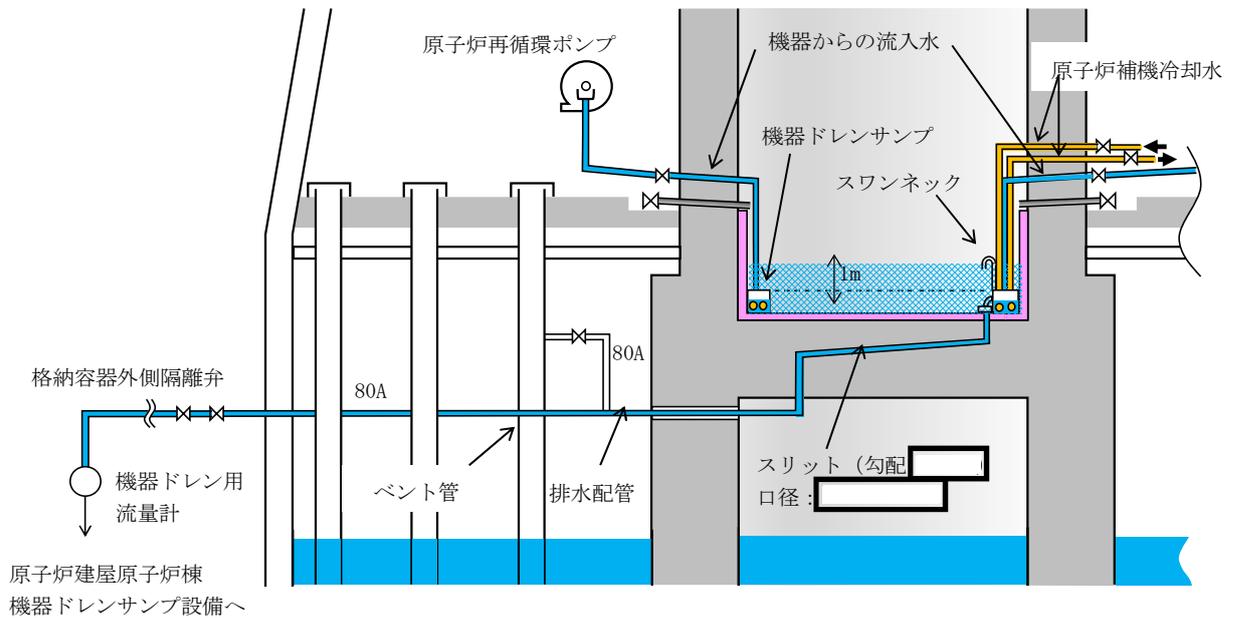
ダイヤフラム・フロアからの流入 (位置を特定できない漏えい水及び凝縮水)



第1図 ペDESTAL床ドレンsampの通常運転時流入水及び排水経路図

②ペDESTAL内機器ドレンサンプ

- ・原子炉再循環ポンプグランド部からの排水，機器からのリーク水及び機器点検時のドレン水が流入する設計とする。(第2図)
- ・ドレン水は，サンプ内で冷却（原子炉補機冷却水配管により）され，原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプへ全量排出される設計とする。(第2図)
- ・原子炉補機冷却水配管をサンプ内部に通し，高温のドレン水を冷却することが出来る設計とする。(第2図)
- ・サンプからの排水は，原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備に至る過程で，機器ドレン用流量計により排水量を計測し， $5.70\text{m}^3/\text{h}$ の排水（漏えい量）を検出することが可能な設計とする。(第2図)
- ・排水配管水平部の勾配は，通常運転中の排水性を確保する観点及びRPV破損後にスリット内でデブリが凝固するため必要な距離（スリット全長は \square ）を短くする観点から，スリットの勾配を \square に制限した設計とする。(第2図)
- ・サンプには複数のドレン水が流入するため，排水性確保の観点からベント管を設置する設計とする。



NO.	流入元	運転中の状態
①	原子炉再循環ポンプ(A) グランド部排水, 機器からのリーク水 ^{(*)1} , 機器点検時のドレン水(50A) ^{(*)2}	常時排水有
②	原子炉再循環ポンプ(A) 点検時のドレン(50A) ^{(*)2}	常時排水なし
③	原子炉再循環ポンプ(B) グランド部排水, 機器からのリーク水 ^{(*)1} , 機器点検時のドレン水(50A) ^{(*)2}	常時排水有
④	機器点検時のドレン水(80A) ^{(*)2}	常時排水なし
⑤	原子炉再循環ポンプ(B) 点検時のドレン(50A) ^{(*)2}	常時排水なし
⑥	原子炉補機冷却水配管(50A)	常時通水

*1 弁グランド部からのリーク水 (運転中)

*2 通常閉の弁を開にし排水 (定検時のみ)

第2図 ペDESTAL機器ドレンサンブの運転中流入水及び排水概要図

(2) 事故発生からR P V破損前まで

①R P V破損前までに達成すべき条件

- ・デブリ落下までの間、ペDESTAL床ドレンサンプの水位を 1m に維持すること。

②条件を達成するための設備対策

a. ドライウェルからの流入水の遮断

- ・ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水を遮断するため、ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL流入水の制限弁 (床ドレン) を閉にする設計とする。(第 3 図(a) (c))
- ・制限弁を閉にすることにより、格納容器スプレイ水等のペDESTALへ流入する可能性のある水は、ベント管を介してサブプレッション・プールへ排水される設計とする。(第 3 図(a) (c) (d))

b. ペDESTALへの流入水の排出

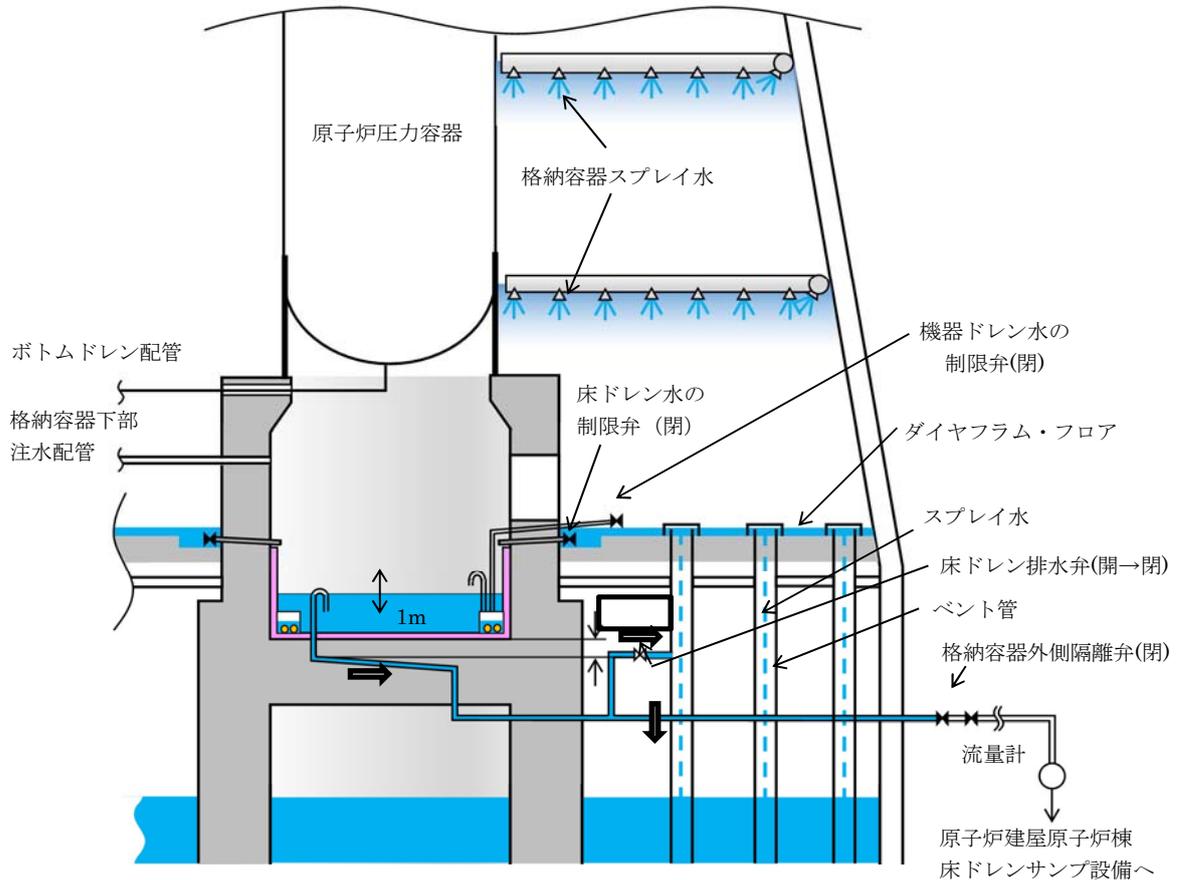
- ・事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり、ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが、通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで、ベント管を介してサブプレッション・プールへ自然排水される設計とする。(第 3 図(a) (c) (d))
 - ・事故時のペDESTAL床ドレンサンプへの流入水により、ペDESTAL床ドレンサンプの水位は上昇するが、R P V破損までの間に、ペDESTAL床ドレンサンプの水位が、1m まで排水可能な設計とする。(別紙)
 - ・以下を考慮し、床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペDESTAL床のコンクリート表面より 下の位置に設置する設計とする。(第 3 図(a))
- 床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、サンプへの流入水の排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが、スリット内部でのデブ

り凝固の確実性向上の観点からは、スリット内に水を保有させるためスリットより高くする必要がある。このため、床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、床ドレン排水配管の下端位置がスリット高さ方向の流路（10mm）の上端の位置になるように設置する設計とする。（第3図(a)）

▶ スリットの設置高さを低くする場合、スリット内でデブリが凝固した際に、床スラブ鉄筋コンクリートの温度上昇による強度低下が懸念される。そこで、コリウムシールド無しの条件において温度による強度低下を考慮しても床スラブの健全性が確保されるスリット高さ（ペDESTAL床のコンクリート表面から 下）にスリットを設置する。（第3図(a)）

- ・ 床ドレン排水配管を接続するベント管については、真空破壊弁作動時のベント管内のサプレッション・チェンバからドライウェルへの上昇流が排水に影響することがないように、真空破壊弁が設置されていないベント管を対象とする設計とする。（第3図(d)）
- ・ ベント管に接続する床ドレン排水弁は、R P V破損前のペDESTAL注水により水位が上昇し 1m を超える高さの水位計が水位を検出した後、ベント管を通じた排水により水位が低下し同水位計にて水位が検出されなくなった場合に、一定の時間遅れ（当該水位計高さから 1m 高さまでの排水に必要な時間を考慮）で自動閉止する設計とする。これにより、R P V破損後のペDESTAL水のサプレッション・プールへの流出を防止する。なお、地震によるスロッシング等により万一排水弁が意図せず閉止した場合には、運転員操作により早期に排水弁を開放する手順とする。
- ・ 機器ドレン排水配管及び排水弁による排水経路から、R P V破損後のペDESTAL水がサプレッション・プールへ流出することを防ぐため、床ドレン

排水弁と同時に自動閉止する設計とする。また、機器ドレン排水配管のベント管への接続高さ及び接続位置（真空破壊弁が設置されていないベント管に設置する）は、床ドレン排水配管と同じ設計とする。（第3図(d)(e)）

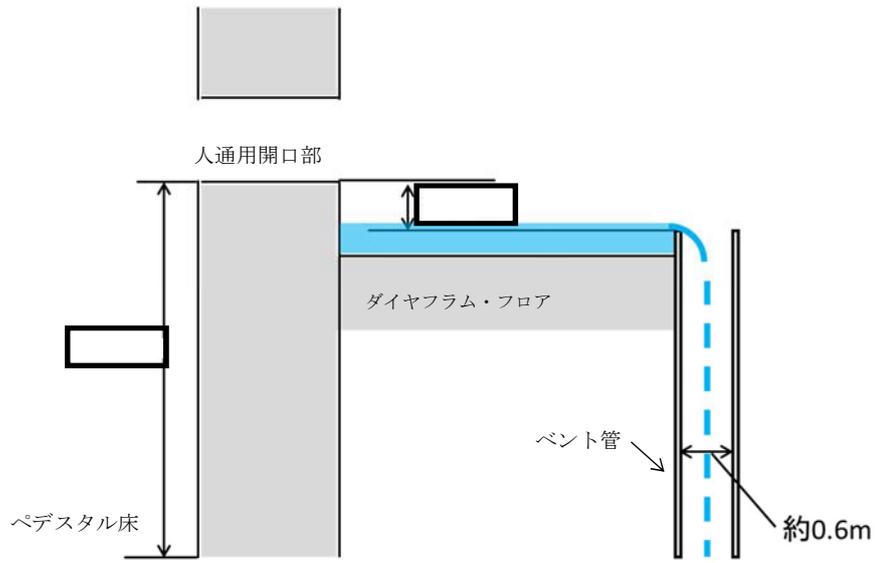


ペDESTALに流入した水はベント管（真空破壊弁が設置されていないもの）を介してサブプレッション・プールへ排水される。ベント管は、格納容器スプレイ水等の流入も考えられるが、ベント管は個数が108本あり、約0.6mの直径を有していることから、ベント管の単位面積当たりに流れる格納容器スプレイ水等の流量はわずかであり、ペDESTALへの流入水の排水性に影響はないと考えられる。

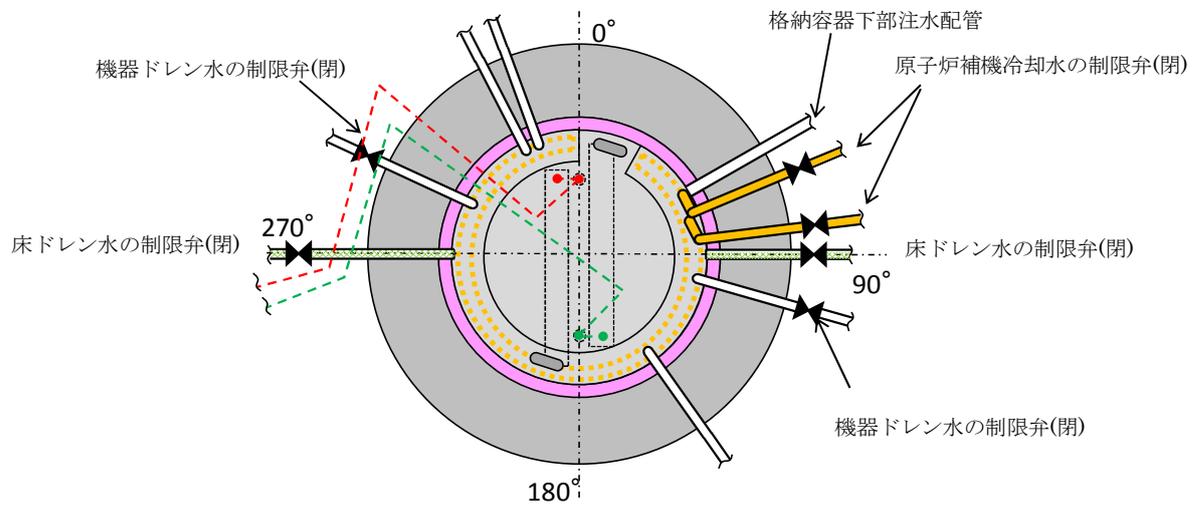
サブプレッション・チェンバからの格納容器ベント用の配管下端は、ペDESTAL床のコンクリート表面より [] 下であり、排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置に設置されている。ただし、格納容器ベント中のサブプレッション・プール水の最高水位は、ペDESTAL床のコンクリート表面より約0.62m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置となるため、格納容器ベント中でも床ドレン排水配管が水没することはない。

【参考】最も高い位置の真空破壊弁はペDESTAL床のコンクリート表面より約0.47m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置であるが、その他の真空破壊弁はペDESTAL床のコンクリート表面より約1.36m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置に設置されている。

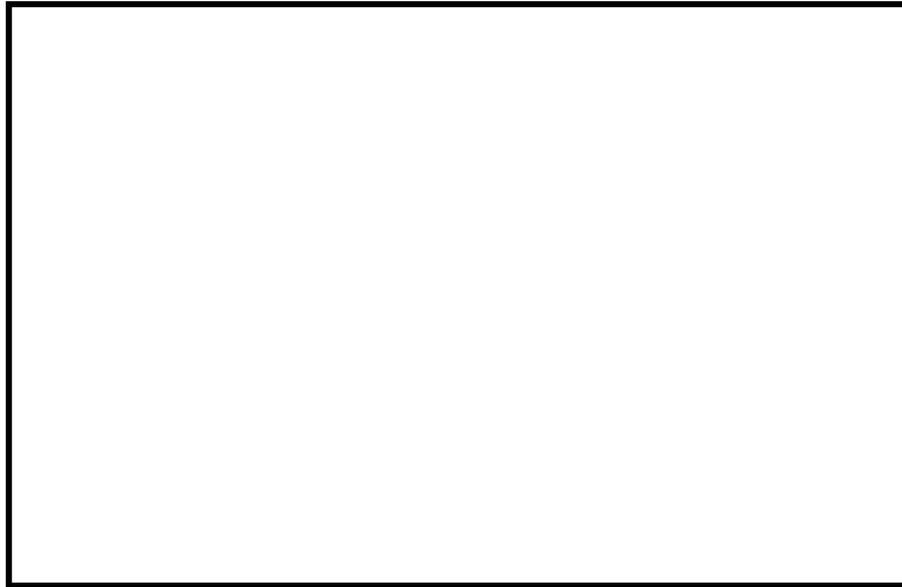
第3図 (a) ペDESTAL床ドレンサンプルの水位1m維持対策概要



第3図 (b) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

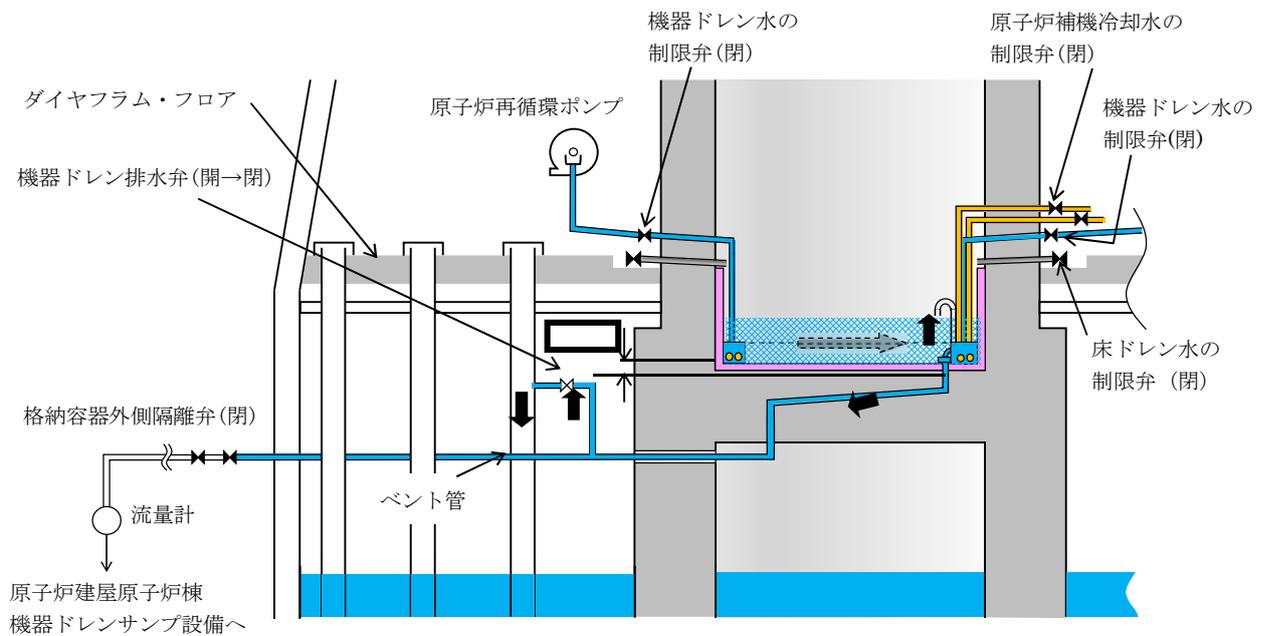


第3図 (c) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



- - - 機器ドレン排水配管 (80A)
(原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備へ)
- - - 床ドレン排水配管 (80A)
(原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ)
- ベント管 ペDESTAL床ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1か所)
- ベント管 ペDESTAL機器ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1か所)
- ベント管 真空破壊弁付き (11か所)
- ベント管 真空破壊弁なし (95か所)

第3図 (d) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第3図 (e) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

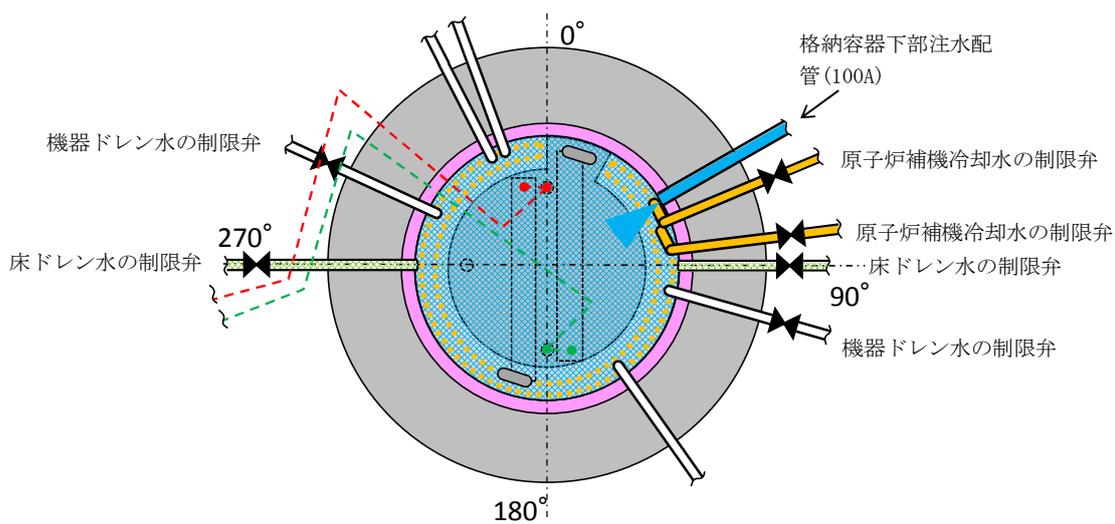
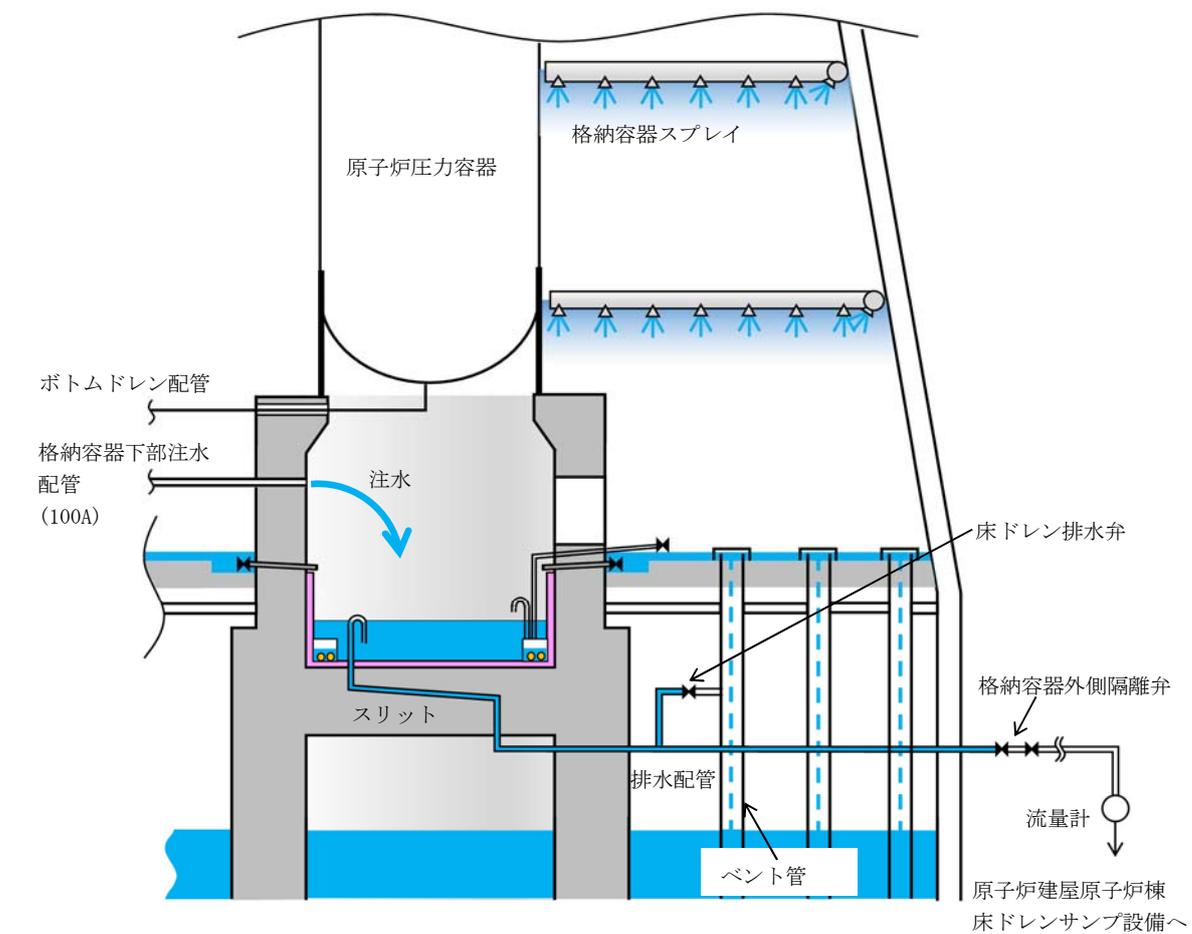
(3) R P V破損後

①R P V破損後に達成すべき条件

- ・ペDESTAL床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために、注水できること。
- ・ペDESTAL床ドレンサンプの水位を管理できること。

②条件を達成するための設備対策

- ・R P V破損後、デブリが機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管を溶融することにより、当該配管からペDESTAL内へ内包水が流入することを防止するため、ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下（L1）信号により、ペDESTAL流入水の制限弁（機器ドレン及び原子炉補機冷却水）を閉にする設計とする。（第4図）
- ・R P V破損後のデブリ落下後に、格納容器下部注水系から注水を行う設計とする。（第4図）



第4図 ペDESTAL床ドレンサンプル注水概要図

ペDESTAL内に設置する計器について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、概要及び設置位置を第1表及び第1図に示す。また、各計器の設置目的等を以下に示す。

(1) R P V破損前までの水位管理

①格納容器下部水位計（1m超）

ペDESTAL底面から1m超の水位を検知できるよう、測定誤差を考慮した高さに水位計を設置し、炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施する。注水停止後は、排水配管等によりR P V破損までに1m水位まで排水される。

約180°間隔で計2個（予備1個含む）設置し、1個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお、高さ1m超水位計高さまで排水されたことを検知した後、水位1mまで排水される時間遅れを考慮して、排水弁は自動閉止することとする。

(2) R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（第2表）

②格納容器下部水温計（0m）

ペDESTAL底部に温度計を設置し、指示値の上昇又は喪失によりR P V破損検知に用いる。測温抵抗体式温度計を採用することで、ペDESTALにデブリが落下した際の水温上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンスケールとなる特性を利用し、R P Vからのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個（予備1個含む）設置し、R P V破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向（デブリの落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）とな

った場合に、R P V破損を判断する。

③格納容器下部水温計 (0.2m)

ペDESTAL底面から0.2mの高さに測温抵抗体式温度計を設置し、0.2m以上のデブリ堆積有無を検知し、ペDESTAL満水までの注水可否を判断する。また、指示値の上昇又は喪失により、R P V破損検知に用いる。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール(デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)した場合にペDESTAL満水までの注水を判断する。また、R P V破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向(デブリの落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、R P V破損を判断する。

(3) R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ \geq 0.2mの場合)

④格納容器下部水位計 (2.25m, 2.75m)

ペDESTAL底面から2.25m及び2.75mの高さに水位計を設置し、デブリの多量落下時(堆積高さ0.2m以上)においてペDESTAL水位を2.25m~2.75mの範囲に維持するため、各高さにおける水位の有無を検知しペDESTAL注水開始及び停止を判断する。

ペDESTAL側壁の貫通孔を通じたペDESTAL外側のボックス内に、2.25m及び2.75mの各高さに2個の水位計(予備1個含む)を設置し、1個以上が2.25m未滿を検知した場合にペDESTAL注水開始、2.75m到達を検知した場合にペDESTAL注水停止を判断する。

(4) R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ $<$ 0.2mの場合)

⑤格納容器下部水位計 (0.5m)

ペDESTAL底面から 0.5m の高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 0.5m 未満を検知しペDESTAL注水開始を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。

⑥格納容器下部水位計 (1m 未満)

ペDESTAL底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 1m 到達を検知しペDESTAL注水停止を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 1m 到達を検知した場合に注水停止を判断する。

⑦格納容器下部雰囲気温度計

自主対策設備としてペDESTAL底面から 1.1m の高さに温度計を設置し、デブリの少量落下時にペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に管理している間において、デブリが冠水されていることを確認する。

約 180° 間隔で計 2 個設置し、1 個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

各計器の検出部の仕様等を第 3 表に、測定原理を第 2 図及び第 3 図にそれぞれ示す。また、各計器の構造図及び設置概略図を第 4 図に示す。ペDESTAL内に設置する各計器の検出部及びケーブル (MI ケーブル) は耐熱性の高い無機物で構成し、ペDESTAL外に取り出したケーブル (MI ケーブル) をペネトレーションボックス内にてペネトレーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

これらの計器は、重大事故等時の環境条件下において耐性を有する設計とする。ペDESTAL内の SA 環境条件としては、格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果の最高値は約 212℃—約 1 秒間, 0.465MPa [gage]であり、これを包絡するペDESTAL内環境条件 200℃（ピーク温度 215℃—1 分間）、0.62MPa[gage]を設定している。また、ペDESTAL内はR P V破損後のデブリの落下に配慮した設計とする。

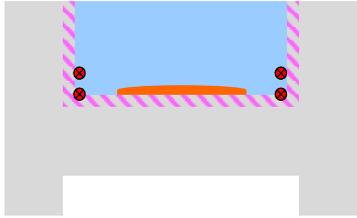
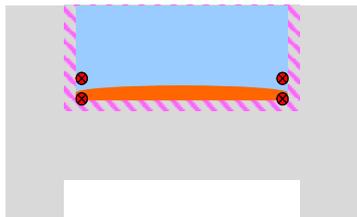
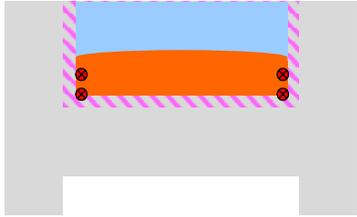
- ・各計器の MI ケーブルは、第 5 図に示すとおり、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペDESTAL内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。
- ・R P Vからデブリが大量に落下した場合は、デブリはペDESTAL内の構造物に付着せずに、ペDESTAL下部のプールに落下すると考えられる。仮に、R P Vから少量のデブリが落下した場合に僅かなデブリが構造物に付着したとしても、プールから発生する蒸気や構造物との伝熱によって冷却されるため、輻射熱による各計器への影響は小さいと考えられる。ただし、各計器の検出部及び MI ケーブルに対して金属製の保護カバーを設置(デブリ検知用水温計検出部を除く)することで、R P V破損後のペDESTAL内計器の健全性に配慮した設計とする。なお、ペDESTAL内の検出器・MI ケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。

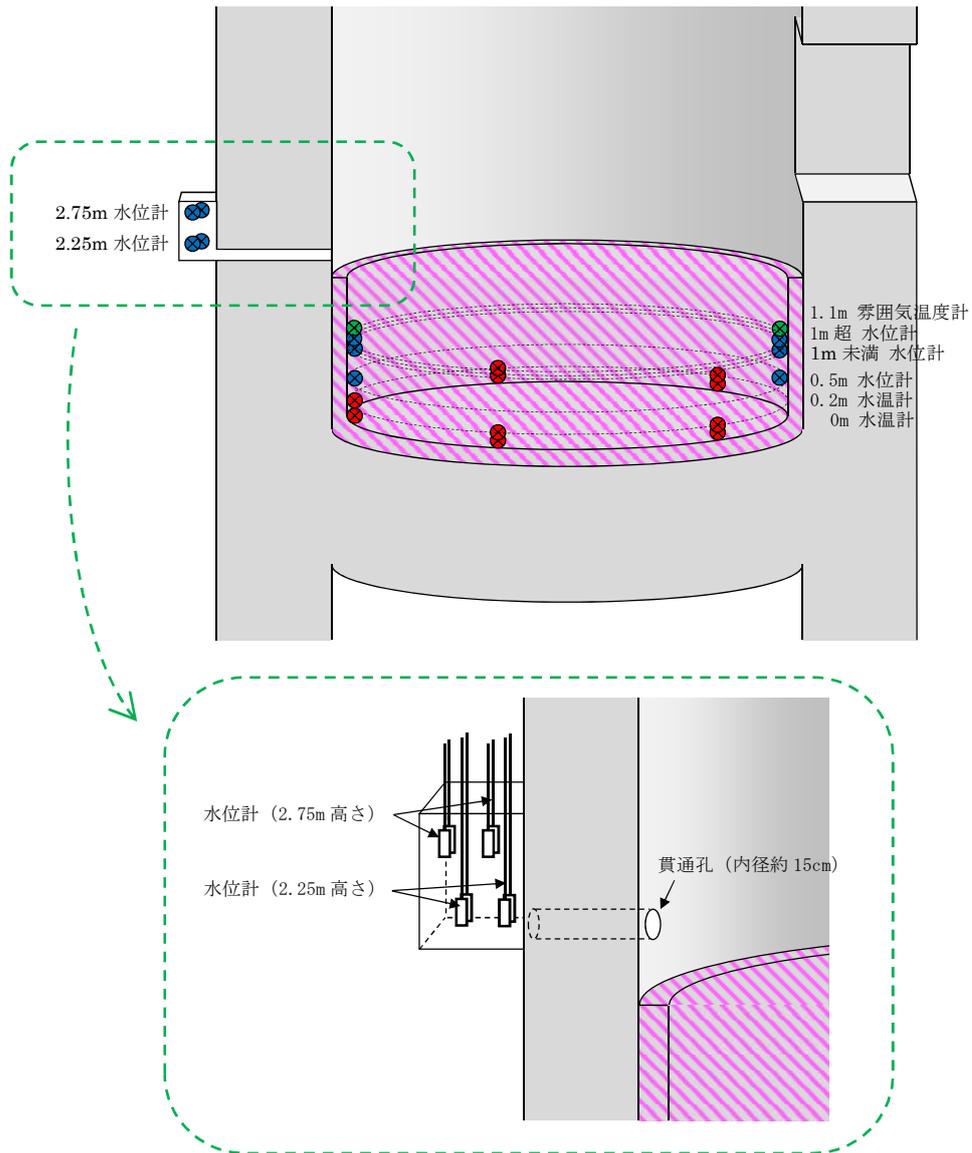
第1表 ペデスタル内計器の概要

	設置高さ※1	設置数	計器種別
格納容器下部 水温計	0m	各高さに5個	測温抵抗体式 温度計
	0.2m		
格納容器下部 水位計	0.5m	各高さに2個	電極式 水位計
	1m-測定誤差		
	1m+測定誤差		
	2.25m		
	2.75m		

※1 ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

第2表 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの堆積状態	格納容器下部水温計		判断
	0m位置	0.2m位置	
	上昇	上昇	R P V破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇	R P V破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇/喪失	R P V破損, デブリ多量落下

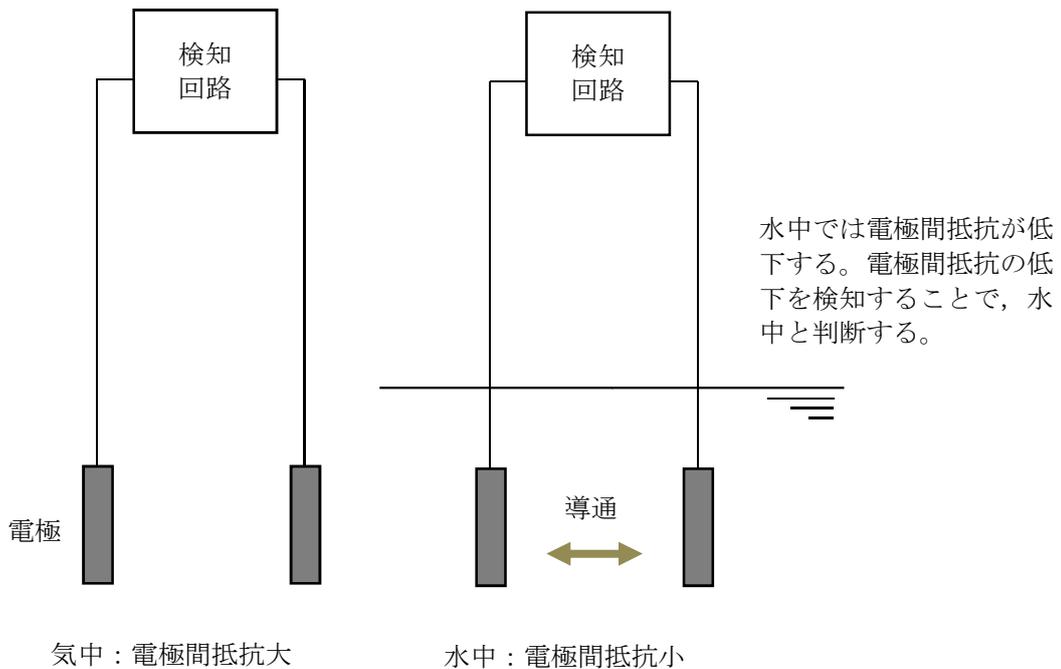


第1図 ペDESTAL内の計器設置図

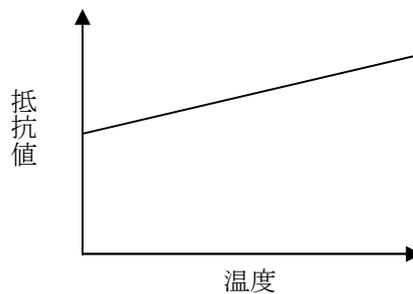
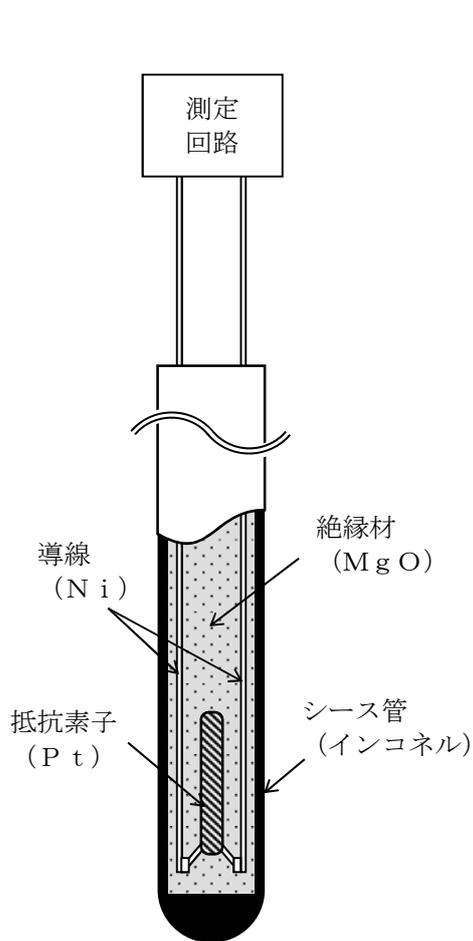
第3表 検出部の仕様等

計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200℃～500℃	$\pm(0.3 + 0.005 t)$ t：測定温度	温度：短期 230℃， 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：—※ ²
電極式 水位計	— (レベルスイッチ)	±10mm	温度：短期 230℃， 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：—※ ²

※2 検出部は無機物で構成しており、放射線による影響はない



第2図 電極式水位計の動作原理



金属の電気抵抗が温度に比例する性質を利用し、抵抗素子の抵抗値をもとに温度測定を行う。

高温のデブリが接触すると、温度指示値は急上昇しオーバースケールとなる。

また、以下の過程の中で導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通すると、抵抗値が低下し温度指示値がダウンスケールとなる。

- ・シース管の溶融、水及びデブリの浸入
- ・水との反応による絶縁材の膨張、剥離
- ・デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融、蒸発

測温抵抗体構成材料の融点

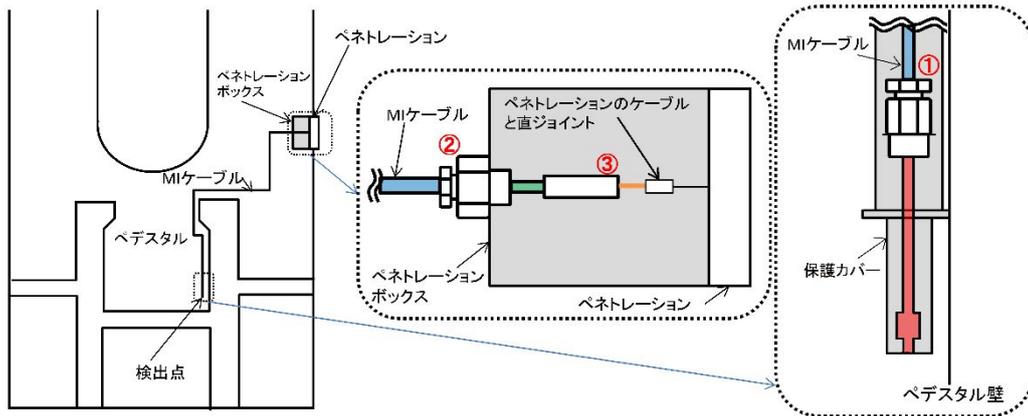
	材質	融点
シース管	インコネル (NCF600)	1,370°C～ 1,425°C
導線	Ni	1,455°C
抵抗素子	Pt	1,768°C
絶縁材	MgO*	約 2,800°C

※ デブリ中のZr等により還元されると、融点約650°C、沸点約1,100°CのMgとなり、溶融又は蒸発する。

第3図 測温抵抗体式温度計の動作原理



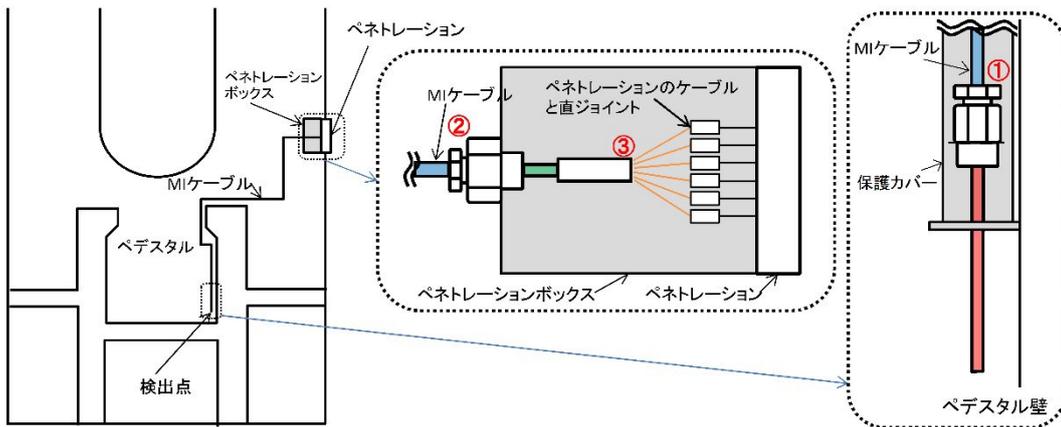
格納容器下部水位計（電極式）構造図



格納容器下部水位計の設置概略図

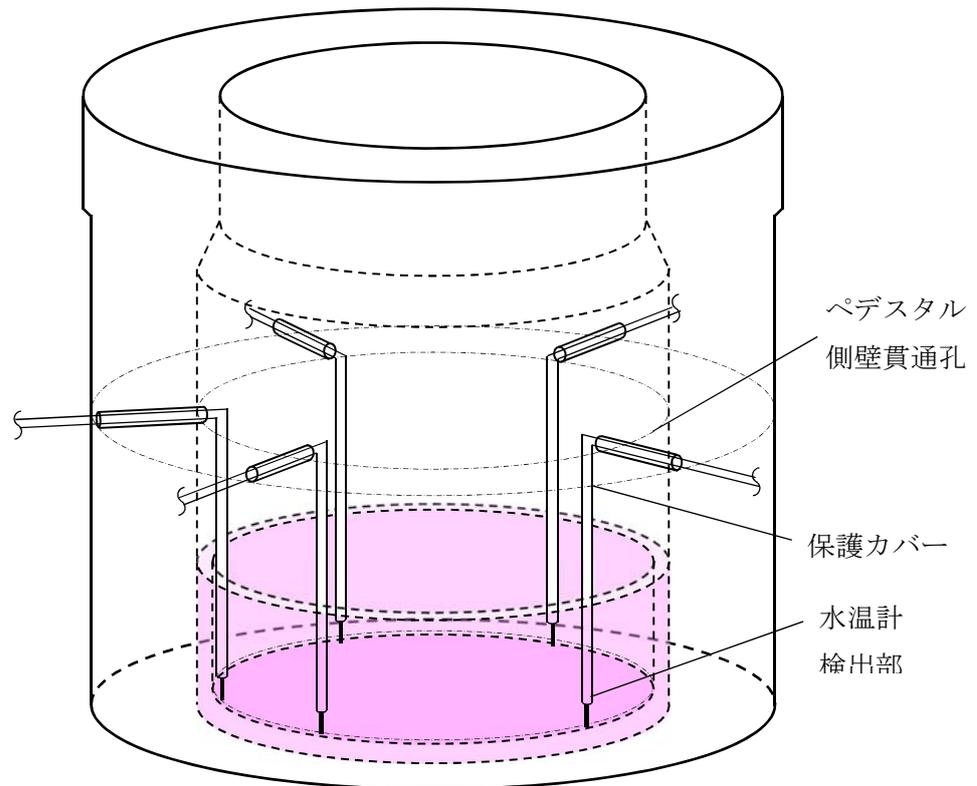


格納容器下部水温計（測温抵抗体式）構造図

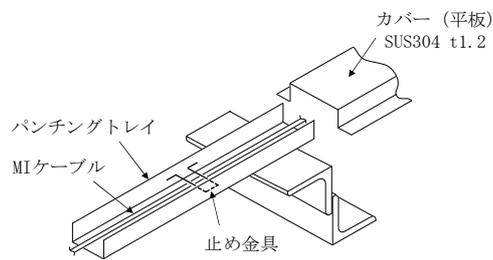


格納容器下部水温計の設置概略図

第 4 図 格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計の構造図及び設置概略図



図は格納容器下部水温計 (0m) の場合のイメージ



保護カバー概略図

第5図 ペDESTAL内検出器及びケーブル (MI ケーブル) 設置概略図

コリウムシールド材料の選定について

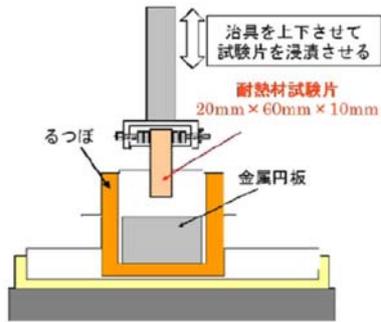
原子炉の過酷事故において、放射性物質が環境へ放出することを防ぐため、熔融炉心による格納容器の侵食を抑制する静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる。熔融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は、高融点でかつ化学的安定性に優れていることが必要であることから、候補材としては 、 ZrO_2 等が挙げられる。模擬熔融炉心と上記耐熱材との侵食データを取ることを目的として、侵食試験を実施した。

以下に熔融 Zr 及び模擬熔融炉心 (UO_2-ZrO_2-Zr) による耐熱材侵食試験の概要について示す。この結果より、コリウムシールド材料として ZrO_2 を選定した。

1. 熔融 Zr による耐熱材侵食試験

1.1 試験方法

耐熱材には 、、 ZrO_2 の多孔質材料を用いた。模擬熔融炉心の金属成分をるつぼに入れ、るつぼ上部に耐熱材試験片をセットする (第1図)。これらを電気炉で加熱し、 $2,000^{\circ}C \sim 2,200^{\circ}C$ の所定温度にして金属を溶かす。熔融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し、5分間保持する。その後、試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について、冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお、熔融炉心の主な構成材料として、BWRで使用される UO_2 、 Zr 、 ZrO_2 、 Fe 等が想定されるが、試験においては、金属成分は $100mol\% Zr$ とした。



第1図 試験体系

1.2 試験結果

第2図に金属組成が100mol% Zrにおける試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても、金属組成のZr量に応じて侵食量は増加した。また、金属組成によらず侵食量は > > ZrO₂ となり、ZrO₂, , の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。



第2図 試験後の断面写真

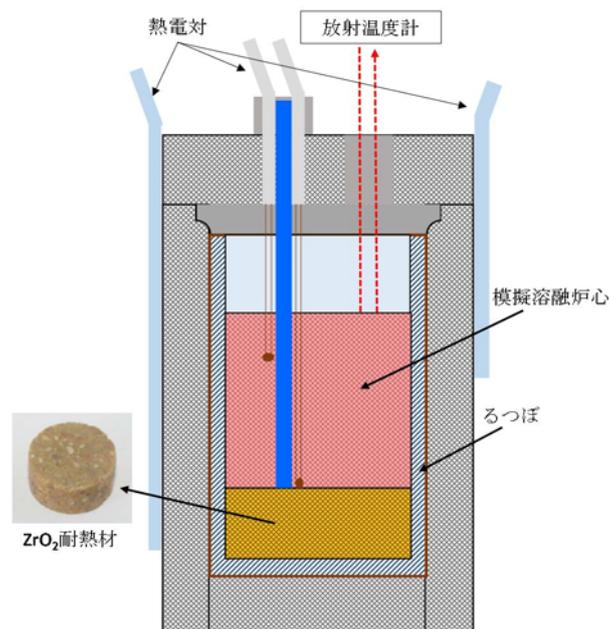
2. 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験

2.1 試験方法

高融点材料にて製作したるつぼ内に円柱状に加工したZrO₂耐熱材と模擬熔融炉心粒子を所定の重量分装荷した。模擬熔融炉心の組成はUO₂-ZrO₂-Z

r : 30mol%–30mol%–40mol%とした。

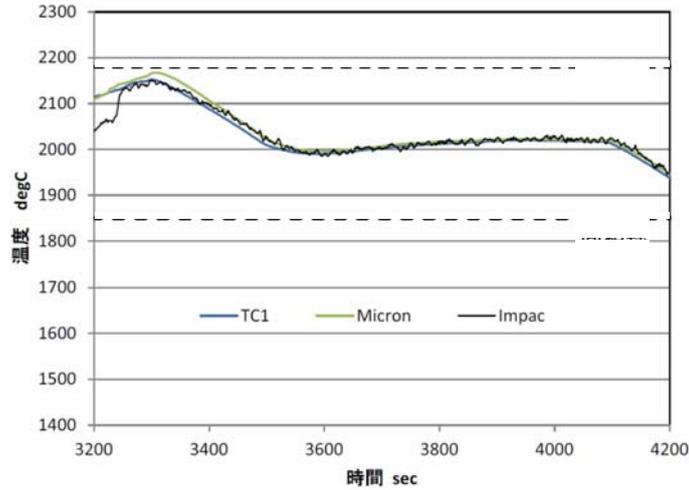
同るつぼを試験装置の誘導コイル内に設置して、誘導加熱により加熱を行った。試験中の模擬熔融炉心の温度は、放射温度計により計測した。試験時の温度は、放射温度計や熱電対にて計測している模擬熔融炉心の温度が、目標温度範囲(2,000°C~2,100°C)に入るように温度制御を行った。温度保持時間は10分とした。



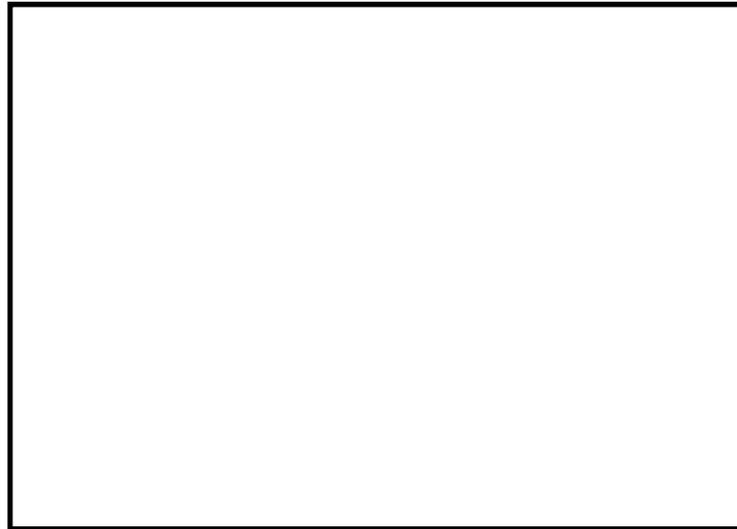
第3図 試験体系

2.2 試験結果

試験温度の推移を第4図に示す。試験においては2,000°C~2,050°Cの範囲で、約10分程度温度が保持されている事を確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を第5図に示す。ZrO₂耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心によるZrO₂耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。



第 4 図 試験温度推移



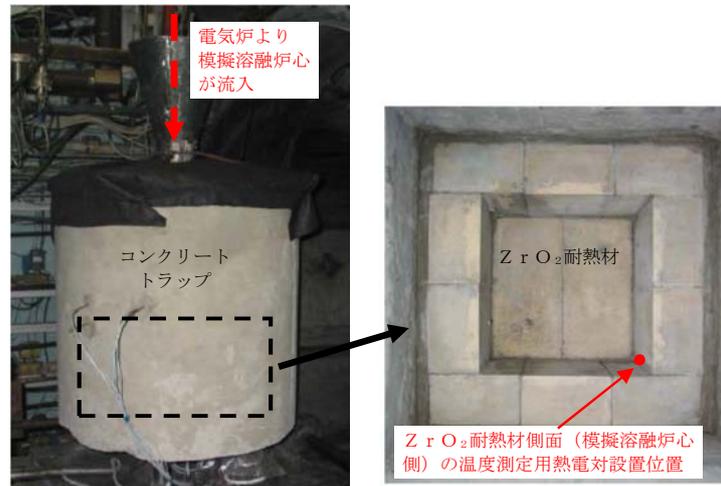
第 5 図 試験後の断面写真

3. 耐熱材への模擬溶融炉心落下試験

3.1 試験方法

耐熱材に溶融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認するため、 ZrO_2 耐熱材の上に模擬溶融炉心を落下させ、耐熱材の侵食深さの測定、耐熱材侵食性状や模擬溶融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬溶融炉心の組成は $UO_2 - ZrO_2 - Zr : 30mol\% - 30mol\% - 40mol\%$ とした。 ZrO_2 耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し、電気炉により加熱した模擬

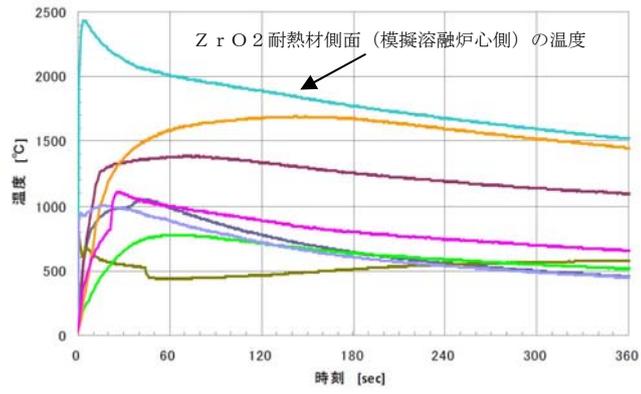
溶融炉心を ZrO_2 耐熱材上に落下させ、コンクリートトラップに設置した熱電対により ZrO_2 耐熱材の温度を測定した。



第6図 試験装置

3.2 試験結果

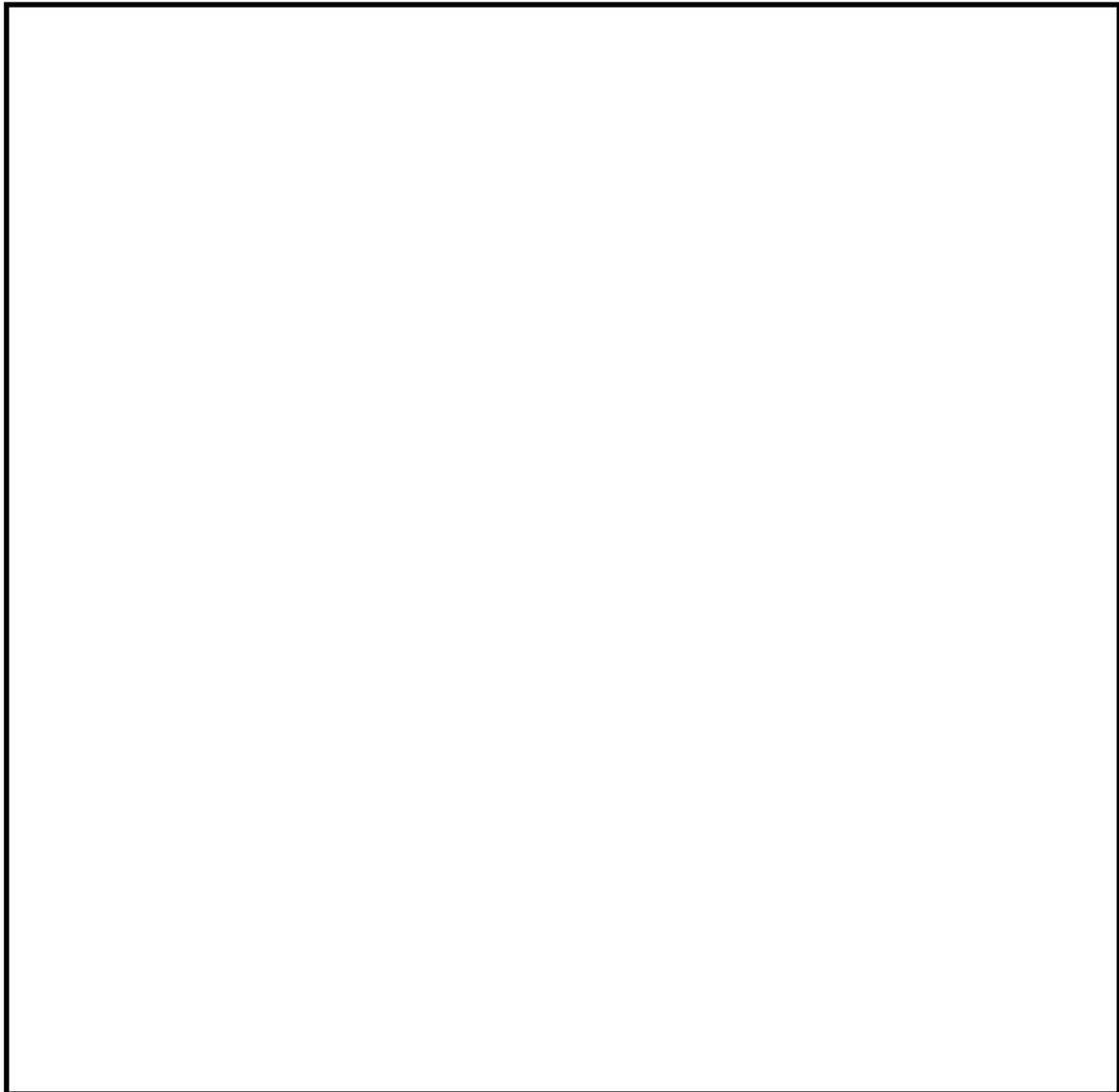
試験温度推移を第7図に示す。 ZrO_2 耐熱材側面（模擬溶融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬溶融炉心落下直後に最高温度約 $2,450^{\circ}C$ を観測したことから、落下してきた模擬溶融炉心温度は $2,450^{\circ}C$ 以上であったと推測される。また、試験後のコンクリートトラップ断面写真を第8図に示す。模擬溶融炉心接触部から最大で約 $1cm$ が黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び耐熱材の割れは確認されなかった。



第7図 試験温度推移



第8図 試験後の断面写真



第9図 耐熱材表面の成分分析結果

一般に、 ZrO_2 には還元雰囲気と高温に暴露されると材料中に酸素欠損が起こり、変色する特性があることが知られている。試験においては、計測された模擬溶融炉心の温度が $2,450^{\circ}C$ 以上と高温であり、かつ模擬溶融炉心中には金属Zrが存在することから、模擬溶融炉心中の金属Zrによって ZrO_2 耐熱材の表面で還元反応が起こり、酸素欠損が生じたと推測される。しかしながら、黒色部についてX線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化が確認されなかったことから、欠損した酸素の量は微量であり、 ZrO_2 耐熱材の耐熱性能に影響はないと考えられる（第9図）。

なお、ペDESTAL (ドライウエル部) には水プールが存在するため、ペDESTAL (ドライウエル部) に落下してきた溶融炉心中に残存する未酸化の金属 Zr は、水との反応によって酸化されると想定される。MAAP解析の結果から、ペDESTAL (ドライウエル部) に落下してきた溶融炉心は、 $2,000^{\circ}\text{C}$ を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが、上述のとおり、溶融炉心中の金属 Zr は酸化されていると考えられることから、事故時に溶融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、 ZrO_2 耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。

4. まとめ

上記試験結果から、溶融炉心に対して高い耐性を有している ZrO_2 (ジルコニア) 耐熱材を、コリウムシールドに用いる材料として選定した。

※ 本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

コリウムシールド厚さ，高さの設定について

1. はじめに

コリウムシールドは，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制の目的で設置するが，ペDESTAL（ドライウェル部）（以下「ペDESTAL」という。）内の設備配置上，設置高さに制限があり，これを考慮した上で，原子炉圧力容器から落下する溶融炉心（以下「デブリ」という。）を全量保有でき，かつ，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響も抑制できるよう，その厚さを設定する必要がある。以下に設定方針を示す。

2. コリウムシールド高さの設定

ペDESTAL内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウェルと通じる経路があるため，デブリ堆積高さがこれらの経路に到達した場合，ペDESTAL外へ流出するおそれがある。そのため，デブリをペDESTAL内に全量保有する観点から，デブリ堆積高さはデブリがペDESTAL外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とする必要がある。ペDESTAL床高さに対して最も低い位置となる経路は，ドライウェルからペDESTAL床ドレンサンプへのドレン配管である（第1図）。当該配管の下端は，ペDESTAL床から の位置に存在することから，コリウムシールド設置高さの上限として を設定する。

3. コリウムシールド厚さの設定

3.1 コリウムシールド厚さの設定方針

コリウムシールド厚さは，コンクリート侵食抑制及びコンクリートへの熱影響を抑制する観点から，可能な限り厚さを確保する方針とする。ただし，

コリウムシールド厚さを増やした場合の影響として、以下を考慮する。

- ・ペDESTAL床面積の減少によるデブリ保有可能量の減少

コリウムシールドの設置高さには上限があるため、厚さを増加させると保有可能なデブリ量が減少する。ペDESTAL内に落下するデブリのうち、粒子化したデブリは水プール中で冷却されやすいため、ペDESTAL内構造物への熱影響を抑制する観点では、粒子化していない熔融デブリからの寄与が大きい。そのため、コリウムシールドの厚さとしては熔融デブリが全量保有できることが重要となる。

ただし、コリウムシールド厚さの設定に当たっては、粒子化デブリからの影響も緩和できるよう、粒子化デブリも含めたデブリ全量を保有できるように考慮する。

- ・水プールとの接触面積の減少

コリウムシールド厚さを増加させると、水プールとの接触面積が減少するため、水プールへの除熱量が崩壊熱を下回ることでデブリ温度が上昇し、コリウムシールドが侵食するおそれがある。そのため、コリウムシールドの厚さを設定した上で熔融デブリによる侵食量を評価し、ペDESTALに要求される原子炉圧力容器支持機能及びデブリ保持機能に対する影響を評価する。

以上を踏まえ、コリウムシールド高さを上限である とした上で、粒子化による堆積高さ上昇も踏まえたデブリ堆積高さを考慮した場合においてもデブリが全量保有できるコリウムシールド厚さを設定する。

3.2 デブリ保有可能量を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

デブリ体積高さ H_{debris} は、式(1)及び式(2)で算定される。ここで、ポロシティはPULIMS実験等の知見を基に保守的な値として0.5を設定している。

$$H_{\text{debri}} = (V_m \times (1 - \Phi_{\text{ent}}) + V_s + V_m \times \Phi_{\text{ent}} \div (1 - P)) \div S_{\text{fz}} \quad (1)$$

$$S_{\text{fz}} = (L_{\text{PD}} / 2 - D_{\text{CS}})^2 \times \pi \quad (2)$$

V_m : 溶融物体積 [36m³]

V_s : ペDESTAL内構造物体積 [4m³] (添付資料 3.2.14 別添 1 参照)

Φ_{ent} : 粒子化割合 [0.173] (添付資料 3.2.14 別添 2 参照)

P : ポロシテイ [0.5]

S_{fz} : コリウムシールドの設置を考慮した床面積 [m²]

L_{PD} : ペDESTAL床直径 []

D_{CS} : コリウムシールド厚さ [m]

コリウムシールドの高さは、デブリ堆積高さとして床に設置するコリウムシールドの厚さを加えた値となるため、式(1)において H_{debri} を ([] - D_{CS}) m として計算した結果、 D_{CS} = 約 0.15m となる。よって、デブリ保有可能性を踏まえると、コリウムシールド厚さは 0.15m となる。

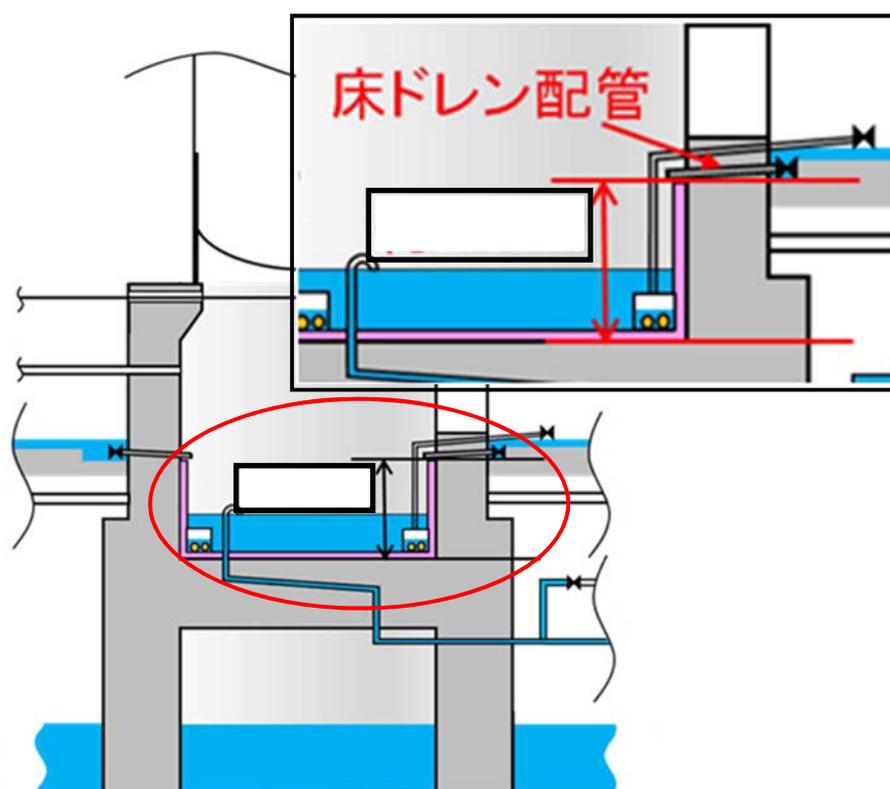
3.3 その他の影響を踏まえたコリウムシールド厚さの設定

コリウムシールド厚さが 0.15m の場合、コリウムシールドの侵食は発生しないことを「コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量について (P. 別添 4-1)」にて確認している。また、「溶融炉心による熱影響評価について (P. 別添 5-1)」にて、コンクリートの温度履歴を基に、原子炉圧力容器支持機能及びデブリ保持機能を評価した結果、これらの機能が損なわれないことを確認している。以上より、コリウムシールド厚さが 0.15m の場合でも、原子炉圧力容器支持機能及びデブリ保持機能への影響はない。

また、熱影響の観点で寄与が大きい溶融デブリに着目すると、デブリ全量

(溶融物体積[約 36m³]及びペDESTAL内構造物体積[約 4m³]) が溶融デブリと仮定した場合におけるデブリ堆積高さは約 1.63m であり、コリウムシールド高さ約 1.88m に対して余裕がある。

以上から、コリウムシールド厚さを 0.15m とする。



第 1 図 デブリがペDESTAL外へ流出する可能性のある経路

コリウムシールドを考慮した熔融炉心・コンクリート相互作用による
侵食量評価について

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」（以下「MCCI」という。）に対する重大事故等対処設備であるコリウムシールドについて、解析コードにおける取扱いを示すとともに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響について整理する。

1. 解析コードにおけるコリウムシールドの取扱いについて

MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルでは、熔融炉心ーコンクリート間の伝熱、クラストの伝熱と厚さ、上部クラストー水プール間熱伝達が考慮されている。ここでは、コリウムシールド模擬に伴う設定の変更点及び評価モデルの適用性について示す。

(1) コリウムシールドの模擬について

MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルの概念図を第1図に示す。MAAPコードによる侵食量評価では、本モデルのうち、コンクリートの物性値として設定されている以下のパラメータについて、 ZrO_2 の物性値を固定値で設定し、コリウムシールドを模擬している。

- ・ 侵食開始温度
- ・ 密度
- ・ 比熱
- ・ 熱伝導率
- ・ 熔融潜熱

侵食開始温度については、化学反応等による侵食開始温度低下を考慮し

た保守的な設定としている（添付 1）。また，落下した熔融炉心とコリウムシールド間の接触面温度は侵食開始温度未満であることから，コリウムシールドの侵食は発生しない。なお，解析上はコリウムシールドの厚さを考慮し，コリウムシールド裏面にはコンクリートが配置されたモデルとして評価を実施しているが，コンクリートーコリウムシールド間の伝熱において接触熱抵抗は考慮していない。

以上のとおり，MAAPコードにおいてコリウムシールドを適切に模擬している。

(2) 熔融炉心ーコリウムシールド間の伝熱

熔融炉心ーコリウムシールド間の伝熱は，以下の熔融炉心ーコンクリート間の伝熱と同様のモデルを用いている。熔融プールからクラスト，クラストから構造材への伝熱は，壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっているため，コリウムシールドにも適用可能である。

$$\text{床方向の熱流束 } q_d = h_d (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cd}$$

$$h_d = h_{d0}(1 - f_s)^n$$

$$\text{壁方向の熱流束 } q_s = h_s (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cs}$$

$$h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n$$

ここで，

q_d, q_s : 床方向及び側面方向の熱流束 [W/m²]

h_d, h_s : 熔融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m²・K]

h_{d0}, h_{s0} : 熔融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m²・K]

f_s : 固化割合 [-]

n : 固化効果項の指数 [-]

T_f : 溶融プールの温度 [K]

$T_{F,m}$: デブリ融点 [K]

q_v : 体積発熱率 [W/m³]

X_{cd}, X_{cs} : 床面及び壁面のクラスト厚さ [m]

(3) クラストの厚さ

床面及び壁面のクラスト厚さ評価モデルでは、溶融プールからの伝熱及び構造材への伝熱によりクラスト厚さの変化率を計算しており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっているため、コリウムシールドにも適用可能である。

$$q = 2k_F(T_{F,m} - T_i)/x_c$$

ここで、

q : 床方向又は側面方向の熱流束 [W/m²]

k_F : デブリ熱伝導率 [W/m・K]

$T_{F,m}$: デブリ融点 [K]

T_i : クラストーコリウムシールド接触面温度 [K]

x_c : 床面又は壁面のクラスト厚さ [m]

2. 解析コードにおける不確かさの影響

(1) 不確かさの整理

解析コードにおける，コリウムシールドを考慮したMCC I過程毎の不確かさ要因を整理する。BWRプラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において，MCC Iは以下の過程で段階的に推移することが示されているが，コリウムシールドを考慮してもこの過程に変わりはない。

- ・原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程
- ・溶融物の落下・堆積過程
- ・MCC I進行と注水によるデブリ冷却過程

ただし、「MCC I進行と注水によるデブリ冷却過程」においては，MCC I現象の影響因子として溶融炉心からのコリウムシールドを介したコンクリートへの伝熱を考慮する必要がある。ここで，MCC I伝熱モデルでは固定値の物性を設定することから，コリウムシールドを介した伝熱の感度解析パラメータとして，コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性が想定される。第2図にMCC Iにおける不確かさに関する流れ図を示す。

MCC I現象の影響因子より抽出された感度解析パラメータに対して，感度解析の要否を整理する。MCC I評価の不確かさに関する評価結果を第1表に示す。

エントレインメント係数について，感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また，このことは，エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており，コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さく，コリ

ウムシールドを考慮した感度解析は不要である。

溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は、種々の不均一な堆積形状を考慮しても、拡がりが抑制されないペDESTAL（ドライウェル部）への均一堆積形状の方が溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない均一堆積形状の場合、溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、溶融炉心への注水によって溶融炉心は継続的に冷却されることから、溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合においても、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はないことから、コリウムシールドを考慮した感度解析は不要である。

上面熱流束係数及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数について、溶融炉心・コンクリート相互作用への影響を確認する観点で実施したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ、MAAPコードによりコリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプールへの熱流束を対象に感度解析を行い、影響を確認する。【感度解析①】

また、侵食の異方性について、コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており、コリウムシールドは侵食開始温度に到達していないことより同様に影響が小さいと考えられるため、上記の溶融炉心からプールへの熱流束を対象にした感度解析により、影響を確認する【感度解析①】

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性について、MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルでは、固定値の物性を設定することから、不

確かさが想定される。このため、感度解析により伝熱物性値（熱伝導率，比熱）の温度依存性の影響を確認する。【感度解析②】

(2) 感度解析

a. 溶融炉心上面熱流束の感度解析【感度解析①】

(a) 解析条件

解析条件を第2表に示す。溶融炉心から水プールへの熱流束については、上面熱流束の不確かさを考慮した $800\text{kW}/\text{m}^2$ （一定）とする。また、対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が大きくなり、侵食を厳しくする観点で「大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。

(b) 解析結果

評価結果を第3表に示す。ペDESTALのプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は $2,100^\circ\text{C}$ 未満であり、コリウムシールドを設置することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食が生じない。このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

b. 伝熱物性値温度依存性の感度解析【感度解析②】

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については、「4. コリウムシールドの侵食を考慮した感度解析」において、コリウムシールドの侵食が生じた場合の影響と併せて確認する。なお、伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な汎用有限解析コードにて評価した場合においても、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが侵食されないことを確認している（添付2）。

3. 解析条件における不確かさの影響

MAAPコードにおけるMCCI評価では、コリウムシールドを考慮した機器条件として、以下の条件を設定している。

- ・コリウムシールド耐熱材の種類
- ・コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度
- ・ペDESTAL（ドライウェル部）床面積

これらは全て最確条件と同様の設定であることから、不確かさの影響はない。MAAPコード解析条件を第4表に示す。

4. コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析

熔融炉心中の金属酸化物との共晶反応により、コリウムシールドが侵食される可能性があるが、既往の実験にて確認された侵食速度を仮定した場合、コリウムシールドの侵食量は約33mmとなる（添付3）。コリウムシールドの厚みが減少した場合、コリウムシールド外表面のペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートへの伝熱量が大きくなることから、この影響を感度解析により確認する。また、前述のとおり、MAAPコードでは ZrO_2 の物性値を固定値で設定するモデルであることから、伝熱物性値の温度依存性の不確かさの影響についても併せて確認する。

(1) 解析条件

解析条件を第5表に示す。コリウムシールドの厚さは、コリウムシールドの設計値に対して、既往実験に基づく侵食量の約33mmを考慮し、保守性を見込んだ値として110mmを設定する。なお、コリウムシールドの侵食によるペDESTAL（ドライウェル部）床面積の拡大は保守的に考慮しない。

また、MAAPコードにおけるコリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の不確かさを考慮し、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリート

の温度を厳しく評価する観点で、常温時の ZrO_2 の伝熱物性値を設定する。

対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が大きくなり、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリート侵食を厳しく評価する観点で「大破断 L O C A 時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。

(2) 解析結果

解析結果を第 6 表に示す。また、ベースケース及び感度解析ケースのコリウムシールド温度の推移及びコンクリート温度の推移を第 3 図から第 6 図、クラスト厚さの推移（上下方向）を第 7 図に示す。コリウムシールド内表面温度の最高値は約 $1,860^{\circ}\text{C}$ にとどまり、コリウムシールドの侵食開始温度である $2,100^{\circ}\text{C}$ を下回ることから、コリウムシールドの侵食は金属酸化物との共晶反応で生じた状態から進行しない。また、コリウムシールド外表面と接するペDESTAL（ドライウェル部）コンクリートの温度の最高値は約 728°C にとどまり、コンクリートの侵食開始温度である約 $1,230^{\circ}\text{C}$ を下回ることから、コンクリートは侵食されない。このため、コリウムシールドが金属酸化物との共晶反応により侵食された場合においても、コリウムシールドを介した伝熱の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

5. まとめ

MAAP コードではコリウムシールドを適切に模擬しており、熔融炉心ーコリウムシールド間の伝熱モデルはコリウムシールドに適用可能である。

コリウムシールドを考慮した解析コードの不確かさを踏まえた感度解析に

より、原子炉圧力容器の支持機能を維持でき、不確かさの影響は小さいことを確認した。また、コリウムシールドを考慮した解析条件は最確条件と同様であり、不確かさはない。

さらに、コリウムシールドが金属酸化物との共晶反応により侵食される可能性を考慮した感度解析により、コリウムシールド外表面と接するコンクリートは侵食されないことを確認した。

第1表 コリウムシールドを考慮した場合のMCCI評価の不確かさに関する整理結果

MCCI現象への影響因子	不確かさ要因	有効性評価の取扱い	解析コード安全審査資料*における感度解析の要否	東海第二発電所におけるコリウムシールドを考慮した取扱い
下部ヘッド破損モード	破損部位 破損口侵食拡大	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の制御棒駆動機構ハウジングの瞬時破損を想定し、破損口径の拡大を考慮	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の貫通部の破損を想定し、破損口径の拡大も考慮しているため、感度解析不要	同左
溶融炉心落下量	原子炉圧力容器内 溶融進展	全炉心相当を想定	全炉心相当の最も厳しい落下量を想定しているため、感度解析不要	同左
溶融炉心の粒子化	プール水深	ベDESTALの注水開始条件及び注水流量について、手順書規定に準じた操作を想定	解析モデルパラメータではないため、感度解析不要	同左
	エントレインメント係数	実験解析を元に、粒子化割合を少ない側に評価する値を使用	エントレインメント係数に不確かさがあるため、MAAPコードの不確かさ範囲内(FARO実験解析に基づく)で感度解析を実施	上記の感度解析により、溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度が小さいことを確認しており、溶融炉心の細粒化割合が溶融炉心温度に対する感度は小さいと考えられることから感度解析不要
	溶融炉心ジェット径	破損口径に対応した径を考慮	最も大きい径を想定して、粒子化割合を小さくし、水に落下した際のデブリクエンチ量を小さくして厳しい側の扱いをしているため、感度解析不要	同左
溶融炉心の拡がり	水による拡がり抑制	拡がりの知見から、全面に拡がることを想定し、均一堆積モデルを使用	溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定し、水張深さ等の個別プラントの状況を踏まえた感度解析等の取扱いを行うことが必要	溶融炉心の拡がりが抑制される場合は、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない場合、溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールド接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、注水により溶融炉心は継続的に冷却されることから、侵食への影響はなく、感度解析不要
デブリから水への熱伝達	デブリ上面の性状	粒子状ベッドの熱流束として、現実的な範囲内で保守側の想定をして、大気圧状態で800kW/m ² として圧力依存性を考慮	粒径やポロシティの不確かさを考慮して、下限の熱流束に対して感度解析を実施	【感度解析①】(コンクリートの種類と同じ) 溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ、コリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施
コリウムシールドを介した熱伝達	伝熱物性値の温度依存性	コリウムシールド侵食開始温度における物性値を考慮	—	【感度解析②】 コリウムシールドの伝熱物性値には温度依存性があることを踏まえ、コリウムシールド及びコンクリート侵食量への影響を確認する観点で、伝熱物性値についての感度解析を実施
コンクリート種類 玄武岩系コンクリートの侵食の異方性	壁方向と床方向の熱分配	溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数として、床方向クラストへは[]壁方向クラストへは[]を使用	床方向と壁方向の侵食の異方性の影響を見るため、CCI-3実験で確認された熱分配比率を想定した感度解析を実施	【感度解析③】(デブリから水への熱伝達と同じ) コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており、コリウムシールドにおいても侵食開始温度に到達していないことなどから同様に影響が小さいと考えられるため、溶融炉心からプールへの熱流束についての感度解析を実施

* BWRプラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」

別添4-10

別添4-10

第2表 解析条件（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】

項目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス
溶融炉心から水プールへの限界熱流束	800kW/m ² (圧力依存性あり)	800kW/m ² (一定※1)
ペDESTAL初期水位	1m	
ペDESTAL注水	RPV破損7分後から80m ³ /h	
コリウムシールド厚さ	15cm	
コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃※2	
RPV破損時の溶融炉心温度	MAAP解析結果に基づく	

※1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

※2 ZrO₂耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定（別添1）

第3表 解析結果（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】

項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし
ペDESTAL（ドライウェル部） コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし

第4表 M A A Pコード解析条件

項目		解析条件	最確条件
機器条件	コリウムシールド耐熱材の種類	ジルコニア耐火材	ジルコニア耐火材
	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2, 100°C	2, 100°C
	ペDESTAL (ドライウエル部) 床面積	コリウムシールドを考慮	コリウムシールドを考慮

第5表 解析条件 (伝熱物性値及びコリウムシールド侵食) 【感度解析②】

項目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断 L O C A 時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス
コリウムシールド厚さ	15cm	11cm ※1
コリウムシールド熱伝導率	<input type="text"/>	<input type="text"/>
コリウムシールド比熱	<input type="text"/>	<input type="text"/>
コリウムシールド侵食開始温度	2, 100°C※4	
ペDESTAL (ドライウエル部) 床面積	<input type="text"/>	
ペDESTAL初期水位	1m	

※1 金属酸化物との共晶反応による侵食を仮定した厚さとして設定 (別添3)

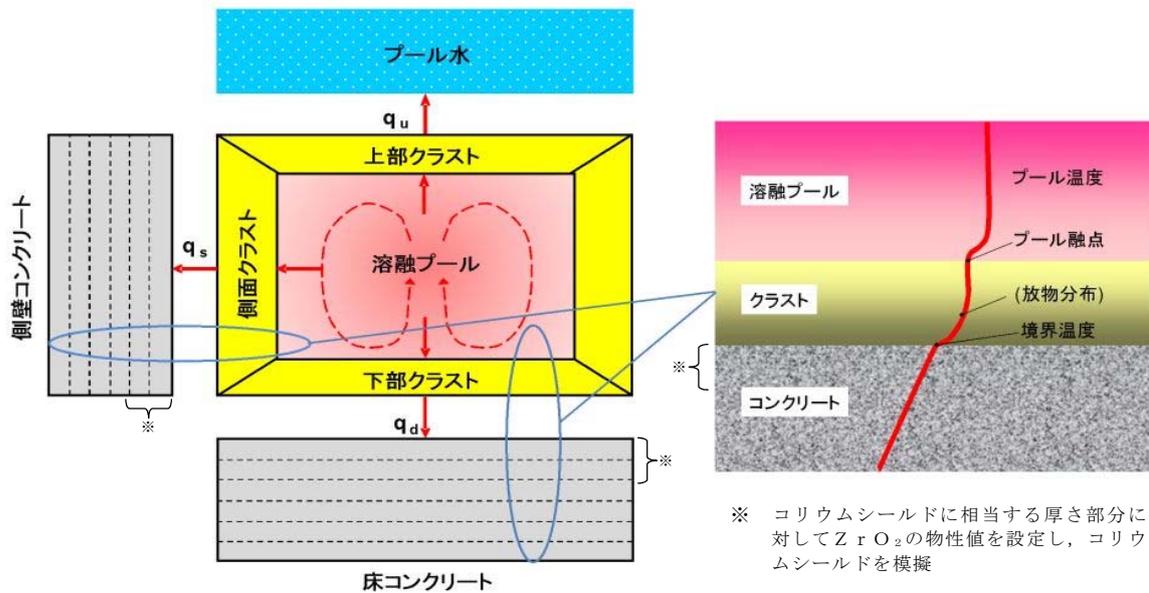
※2 Z r O₂耐熱材の侵食開始温度における伝熱物性として設定

※3 Z r O₂耐熱材の常温における伝熱物性として設定

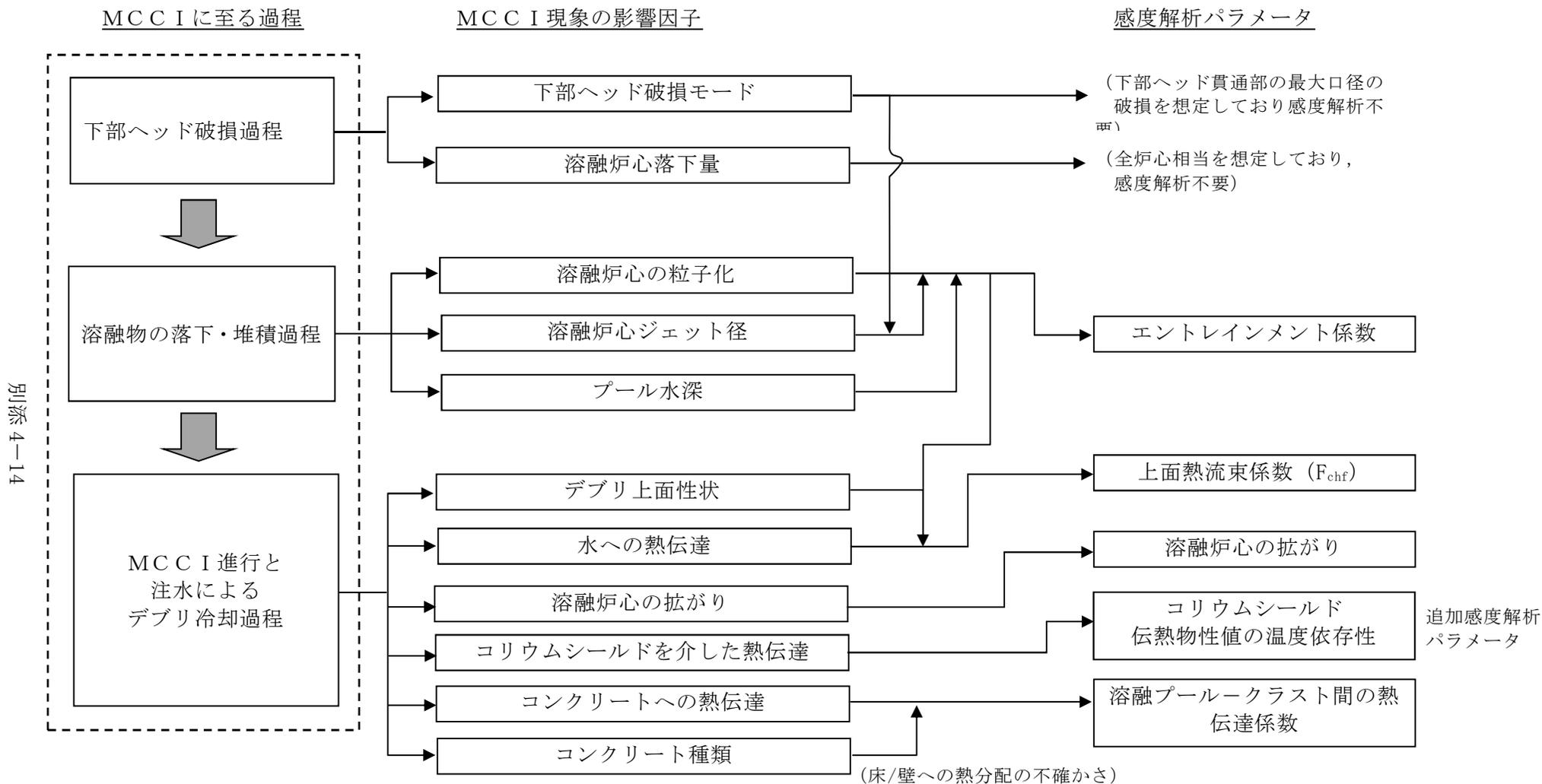
※4 Z r O₂耐熱材の 100mol% Z r による侵食試験結果に基づき設定 (別添1)

第6表 解析結果（伝熱物性値及びコリウムシールド侵食）【感度解析②】

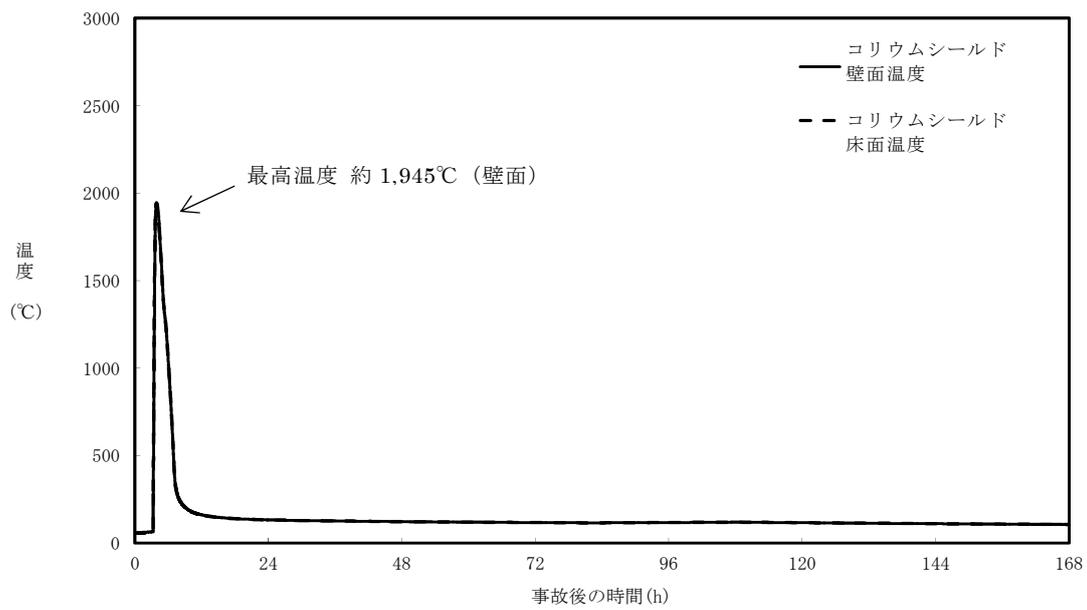
項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし
ペDESTAL (ドライウェル部) コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし



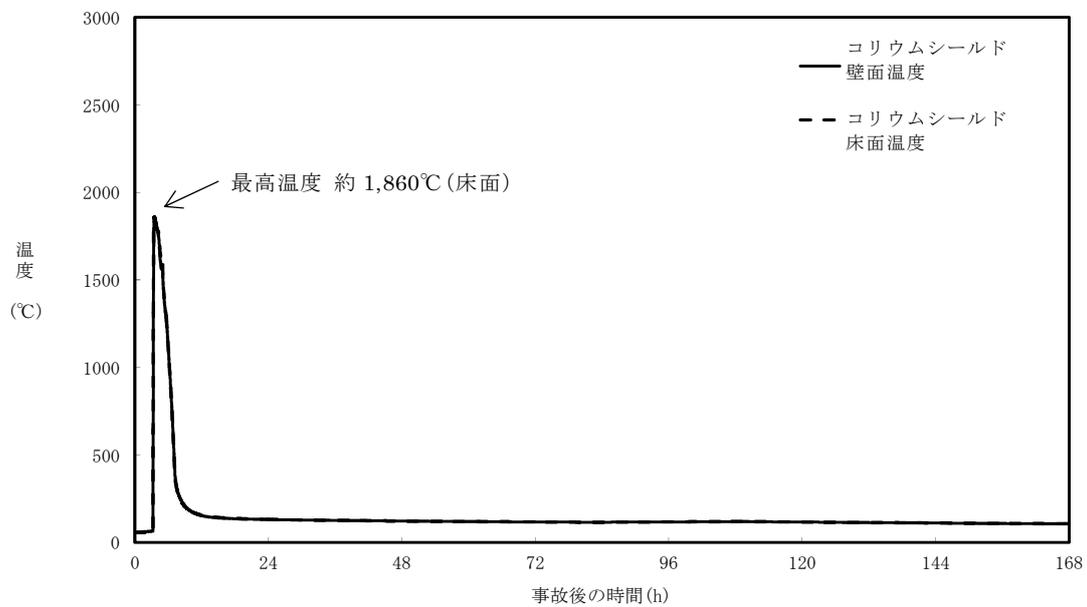
第1図 MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデル



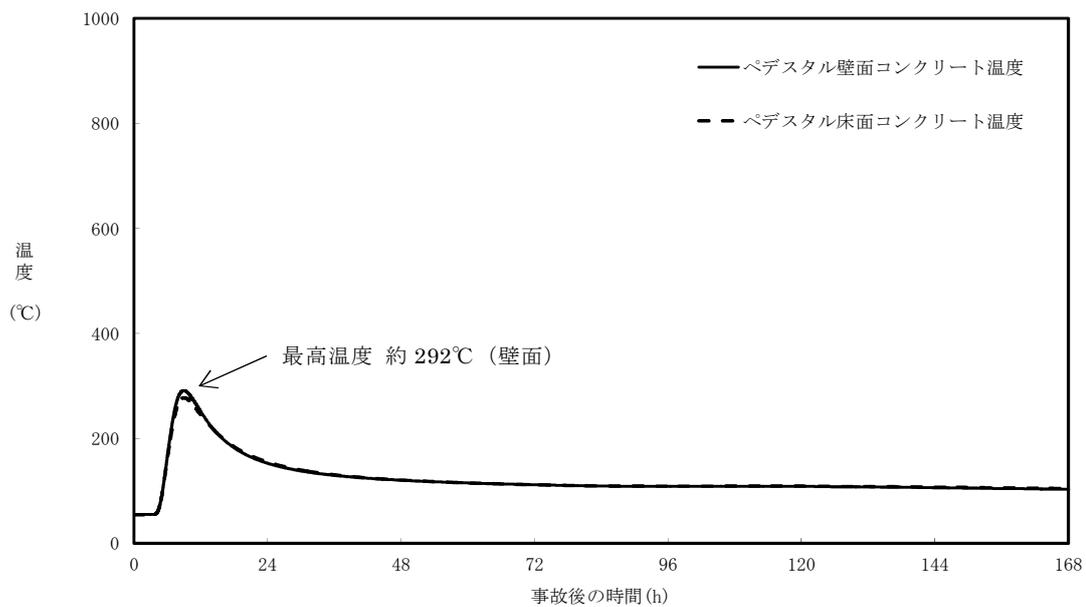
第 2 図 コリウムシールドを考慮した場合の MCC I における不確かさに関する流れ図



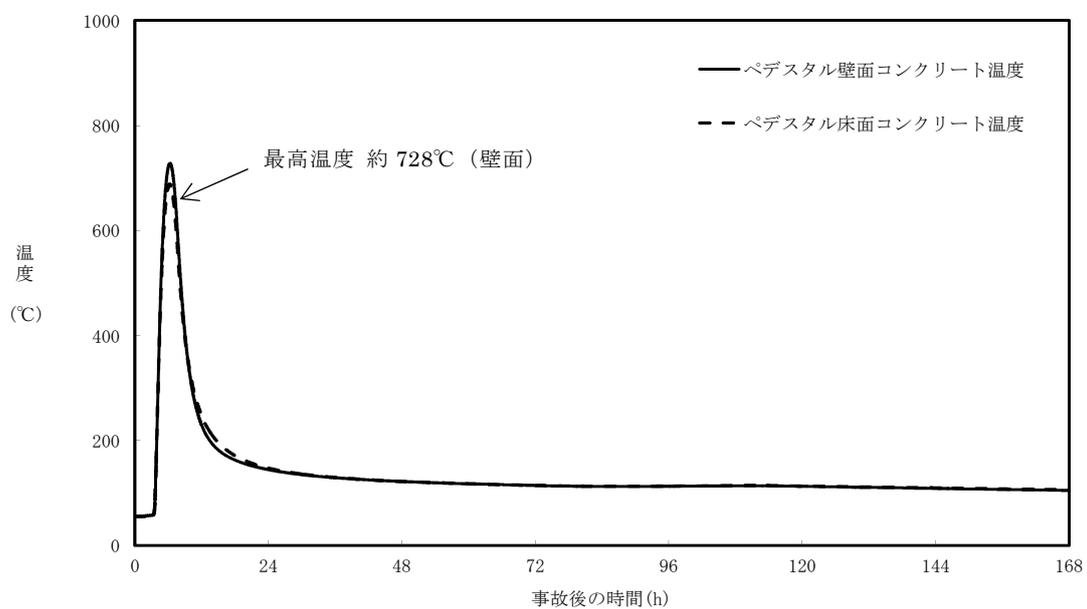
第3図 コリウムシールド内表面温度の推移
(ベースケース)



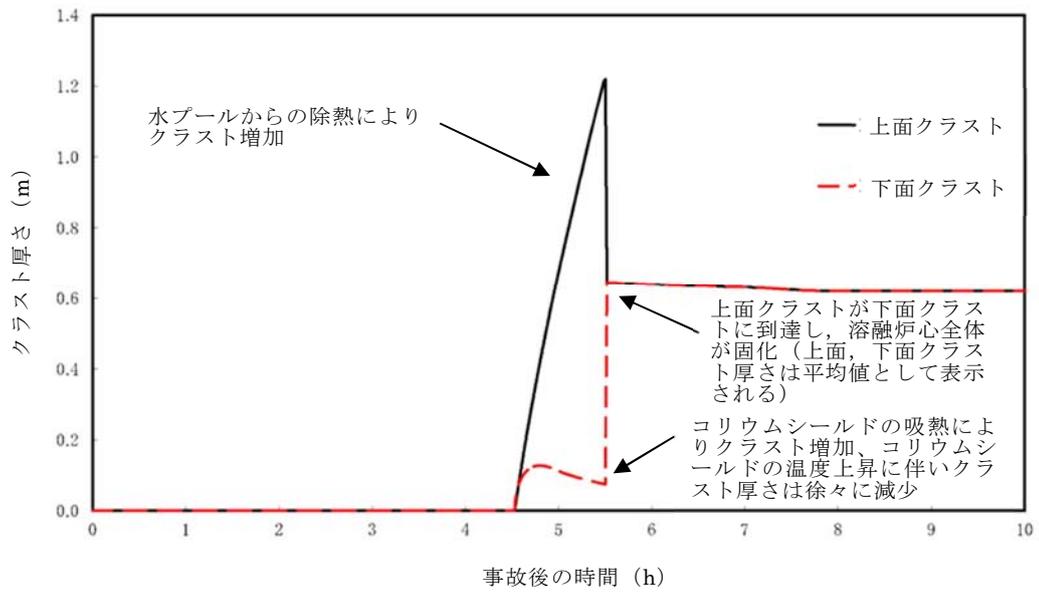
第4図 コリウムシールド内表面温度の推移
(感度解析ケース)



第5図 ペDESTAL (ドライウェル部) コンクリート表面温度の推移
(ベースケース)



第6図 ペDESTAL (ドライウェル部) コンクリート表面温度の推移
(感度解析ケース)



第7図 クラスト厚さの推移（上面及び下面※1）

※1 側面クラストはコリウムシールドと接しており下面クラストと同等の挙動を示すと考えられることから、代表として上面及び下面クラスト厚さを示す。

ZrO₂耐熱材の侵食開始温度の設定について

ZrO₂耐熱材の侵食量評価においては、耐熱材の侵食開始温度として2,100℃を設定している。その設定の考え方を以下に示す。

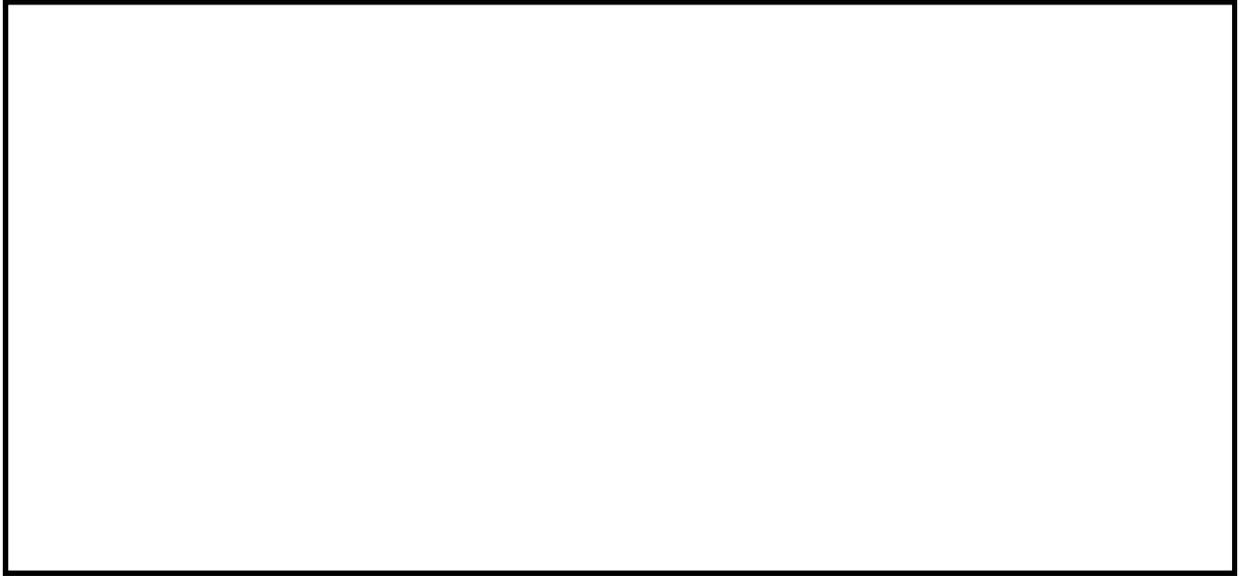
ZrO₂単体での融点は約2,700℃であるが、溶融炉心に含まれるZr等の金属との化学反応により、ZrO₂耐熱材の侵食開始温度は2,700℃より低下する。

これに対して、化学反応による耐熱材の侵食影響を確認するため、ZrO₂試験片の各種溶融金属への浸透試験が実施されており、溶融金属中のZrの割合が大きいほど耐熱材の侵食量が大きくなる傾向が確認されている。

第1図*に、極めて耐熱材の侵食が大きくなる100mol%Zrの条件で実施された侵食試験後のZrO₂耐熱材試験片の断面写真を示す。試験結果より、2,150℃以上の条件では数分で耐熱材試験片が大きく侵食されているのに対し、2,100℃では30分保持した場合でもほとんど侵食されていない。

なお、本試験は100mol%Zrという極めて厳しい条件で実施されているが、実機における溶融炉心では、UO₂、SUS及び金属-水反応で生成されたZrO₂等が含まれるため、100mol%Zrという条件は考え難く、ZrO₂耐熱材は試験条件より侵食されにくくなると考えられる。

以上より、ZrO₂耐熱材の侵食量評価においては、極めて厳しい試験条件でも侵食量がわずかであった2,100℃を侵食開始温度として設定した。



第 1 図 試験後の断面写真

※ 本図は，中部電力(株)，東北電力(株)，東京電力ホールディングス(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，(株)東芝，日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

汎用有限解析コードによるコリウムシールド伝熱物性値温度依存性の 影響評価について

MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルでは、固定値の物性を設定することから、不確かさが想定される。このため、伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な汎用有限解析コードABAQUSを用いた熱伝導解析により影響を確認する。

1. 伝熱物性値温度依存性の感度解析

(1) 解析条件

解析条件を第1表に示す。コリウムシールドの伝熱物性は既往の共同研究において確認された値を設定する。また、MAAP解析に基づくコリウムシールド-熔融炉心接触面温度、ペDESTAL雰囲気温度等を境界条件とする。なお、これらの境界条件は、RPVが破損し熔融炉心がペDESTALへ落下する事故シーケンスの解析結果を包絡する保守的な温度条件を適用する。

(2) 解析結果

解析結果を第2表及び第1図に示す。解析結果が最も厳しいペDESTAL（ドライウェル部）壁面の温度は約900℃であり、コンクリートの侵食開始温度である約1,230℃を下回ることから、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートは侵食されない。

なお、ABAQUSを用いた熱伝導解析結果は、本添付資料の本文「4.

コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析」において示したMAAPコードによる解析結果（壁面温度 約 728℃）を上回っているが、これは大破断LOCAシナリオとして溶融炉心から水プールへの限界熱流束 $800\text{kW}/\text{m}^2$ （一定）を考慮したMAAP解析を包絡する温度境界条件を与えたためである。

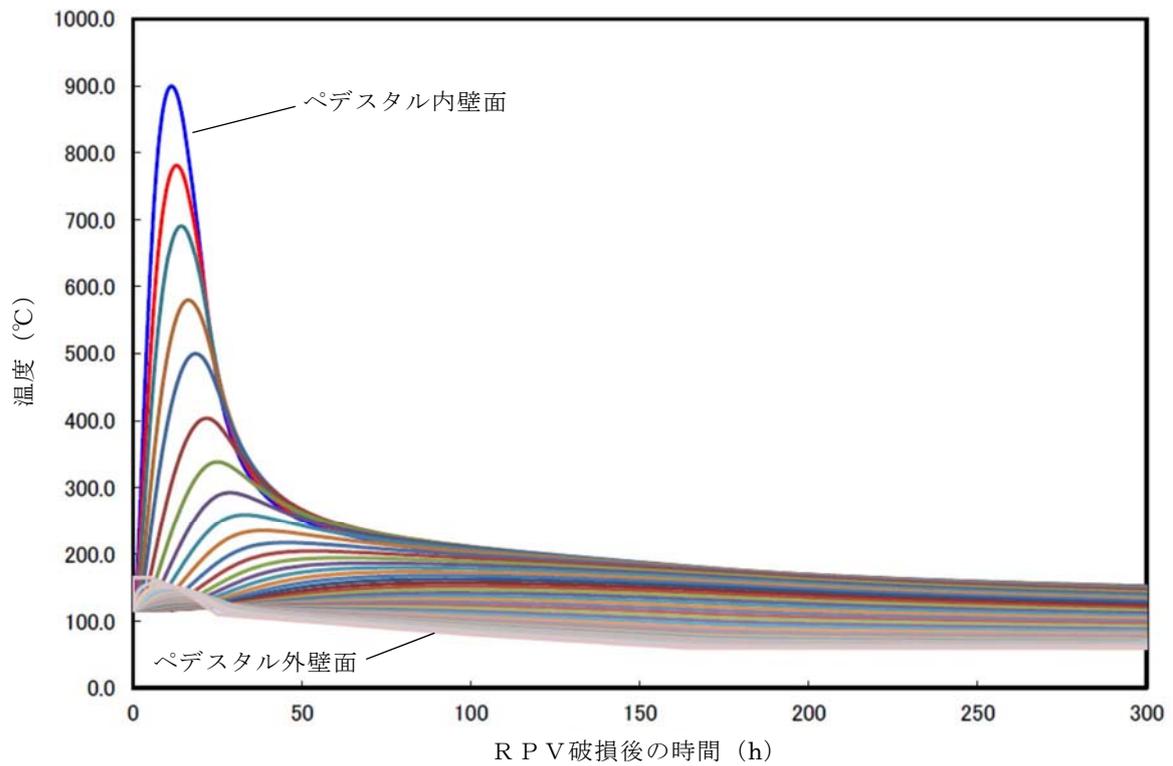
第 1 表 解析条件（伝熱物性値温度依存性）

項目	設定	備考
解析コード	汎用有限解析コードABAQUS	
温度境界条件	過渡事象及び大破断LOCAシナリオ※のMAAP解析結果を包絡する条件	添付資料 3.5.2 別添 1 第 3 図から第 6 図
コリウムシールド伝熱物性値	既往の共同研究において確認された値	添付資料 3.5.2 別添 1 第 4 表

※ 大破断LOCAシナリオとして溶融炉心から水プールへの限界熱流束 $800\text{kW}/\text{m}^2$ （圧力依存性あり）及び $800\text{kW}/\text{m}^2$ （一定）の 2 ケースを考慮

第 2 表 解析結果（伝熱物性値温度依存性）

項目	解析結果	備考
ペDESTAL 壁面温度	約 900℃	コンクリート侵食開始温度 約 1,230℃



第 1 図 ペDESTAL壁面の温度変化

既往実験の知見を考慮したコリウムシールドの侵食量評価について

MAAPコードによる侵食量評価では、熔融炉心中の Zr による ZrO_2 耐熱材の還元反応を考慮し、耐熱材侵食試験結果に基づき侵食開始温度を保守的に $2,100^{\circ}C$ と設定した上で、熔融炉心によるコリウムシールドの侵食が生じないことを確認している。しかし、熔融炉心には少量ながらその他の金属酸化物も含まれており、これらの影響によって ZrO_2 耐熱材が侵食される可能性も考えられるため、関連する既往実験の知見を考慮した場合のコリウムシールドの侵食量について検討する。

1. CIT実験について

模擬熔融炉心による ZrO_2 耐熱材の侵食挙動に係る実験として、欧州委員会のプロジェクトとして実施されたCIT実験^{[1][2]}がある。

CIT実験では、第1図に示すような試験装置によって、模擬熔融炉心と ZrO_2 耐熱材を最長10時間程度接触させ、模擬熔融炉心の表面温度（ ZrO_2 耐熱材との界面温度）と侵食深さの推移が測定された。そのうち、CIT-9及びCIT-11では実機の条件に近い組成の ZrO_2 耐熱材が用いられている。

CIT-9における入力エネルギー及び模擬熔融炉心表面温度と ZrO_2 耐熱材の侵食深さの推移を第2図及び第3図に示す。耐熱材の最終的な侵食深さは $22.5mm$ 、最大の侵食速度は $0.18mm/min$ と報告されている。実験において、模擬熔融炉心は誘導加熱により $2,080^{\circ}C$ から $2,474^{\circ}C$ まで段階的に昇温されたが、出力を一定に維持し模擬熔融炉心の昇温を停止すると、耐熱材の侵食は一定の深さまで進んだ後に停止する挙動が確認されている。

また、CIT-11における模擬熔融炉心表面温度と ZrO_2 耐熱材の侵食深さ

の推移を第4図に示す。最終的な侵食深さは39.5mm, 最大の侵食速度は0.28mm/minと報告されており, CIT-9と同様に出力を一定に維持すると侵食が停止する挙動が確認されている。

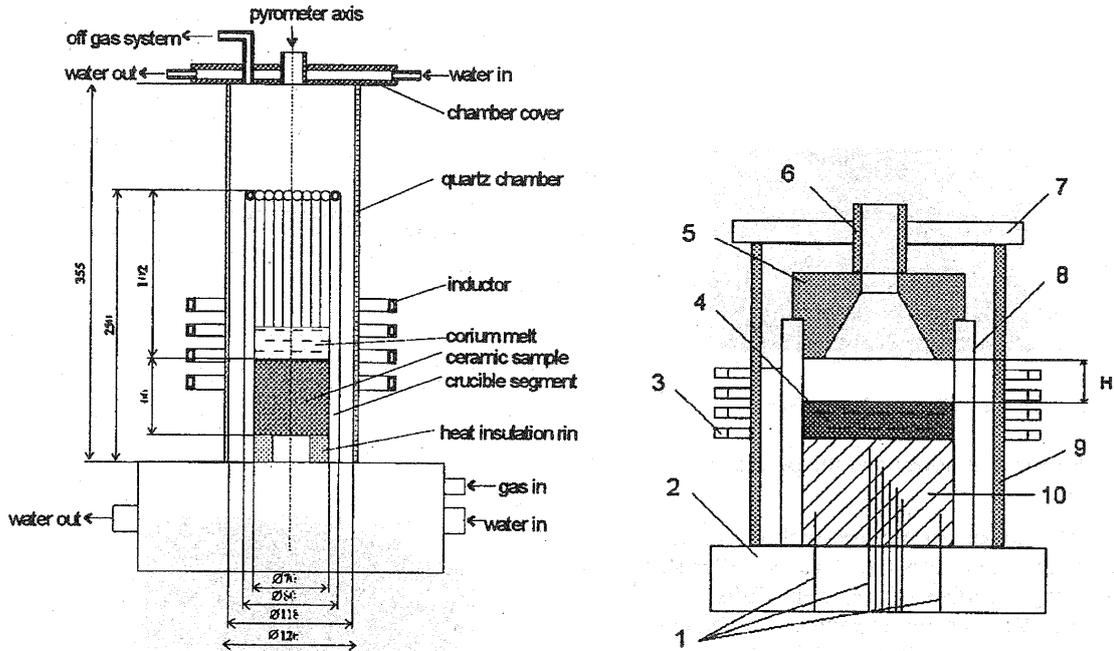
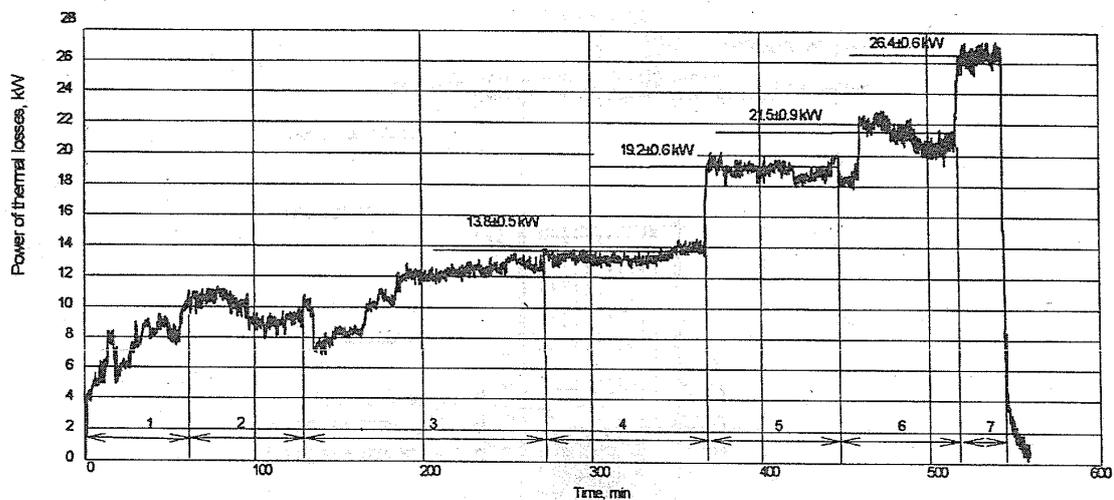
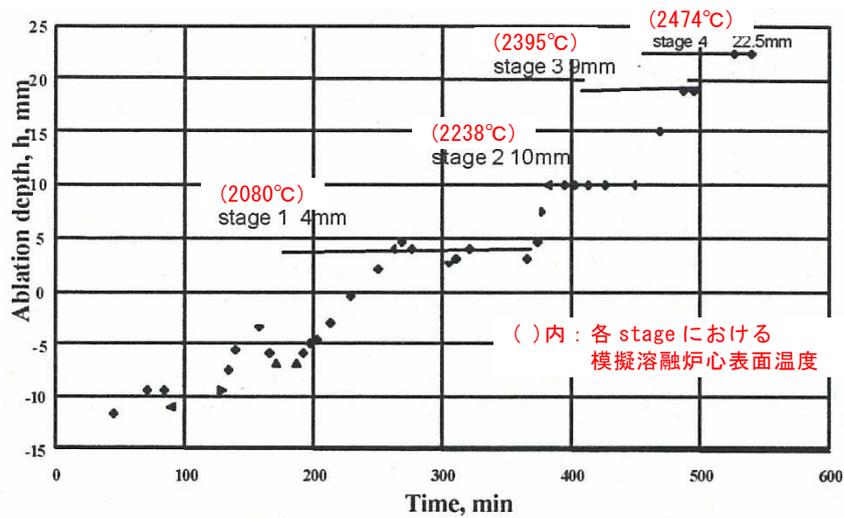


Figure 7.4 Test device and details of the interaction zone. 1 – thermocouples; 2 – water collector of the crucible; 3 – inductor; 4 – corium melt; 5 – ceramic shield; 6 – ceramic shaft of pyrometer; 7 – steel water-cooled lid of the furnace; 8 – crucible sections and cooling system; 9 – quartz shell; 10 – bottom ceramic specimen. H – distance between the ceramic shield and corium melt surface.

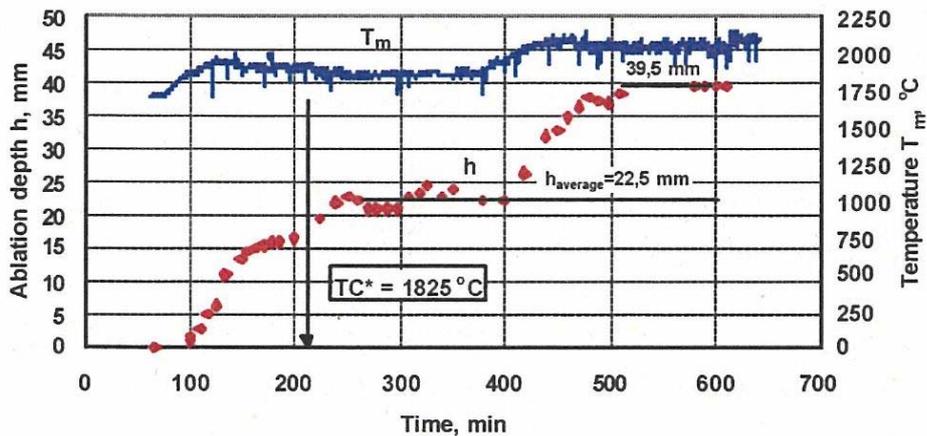
第1図 CIT実験装置



第2図 CIT-9における入力エネルギー



第 3 図 CIT-9 における模擬熔融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移



第 4 図 CIT-11 における模擬熔融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移

2. 実験条件と実機条件の比較

CIT-9 及び CIT-11 実験にて用いられた ZrO_2 耐熱材の組成を第 1 表に示す。主成分である ZrO_2 の純度は 94.7wt% であり、東海第二発電所においてコリウムシールドとして用いる ZrO_2 耐熱材と同等であることから、耐熱材の特性は実験条件と実機条件で大きな差はないと考えられる。

次に、CIT-9 及び CIT-11 実験における模擬熔融炉心の組成を第 2 表に示す。実験で用いられた模擬熔融炉心は、酸化鉄 (FeO や Fe_3O_4) の割合が大

きく、CIT実験においては、これらの酸化鉄と ZrO_2 の共晶反応により、 ZrO_2 耐熱材が溶融、侵食されたものと考えられる。

一方、実機での溶融炉心中に含まれる酸化鉄の割合は3%程度^{*1}と想定され、溶融炉心に混入し得るペDESTAL内構造物 $4m^3$ を全量酸化鉄^{*2}として加えた場合でも酸化鉄割合は約13%となることから、CIT実験の条件は、ともに実機条件に比べて共晶反応による耐熱材侵食が生じやすい条件と考えられる。

※1 原子炉圧力容器破損時点での溶融炉心中の酸化鉄割合
(MAAP解析結果より)

※2 ペDESTAL内構造物は主にSUS材であり鉄以外の物質も含まれる。また、含有する鉄が全て酸化することは考え難いが、ここでは保守的に全量を酸化鉄として計算

第1表 CIT-9及びCIT-11実験における ZrO_2 耐熱材組成

成分	割合 wt%
SiO_2	1.4
CaO	0.2
MgO	2.5
Fe_2O_3	0.2
Al_2O_3	0.8
TiO_2	0.2
ZrO_2	94.7

第2表 CIT-9及びCIT-11実験における模擬溶融炉心組成

	CIT-9	CIT-11
組成 wt%	49.1 UO_2 20.4 ZrO_2 30.5 FeO	19.0 ZrO_2 81.0 Fe_3O_4 (共晶組成)

3. 実機における ZrO_2 耐熱材と金属酸化物との共晶反応による侵食

CIT-9 及び CIT-11 実験は、ともに実機の酸化鉄の割合を大きく上回っているが、ここでは実機の酸化鉄の割合により近い CIT-9 実験に基づき ZrO_2 耐熱材の共晶反応による侵食量について考察する。

実機の MAA P 解析結果によれば、熔融炉心とコリウムシールドの接触面の最高温度は約 $2,000^{\circ}C$ となっている。CIT-9 実験では、これを上回る $2,080^{\circ}C$ において約 4mm の侵食が見られているが、その侵食量は時間とともに増加する傾向にはない結果となっている。ただし、この挙動は実験容器が外部から冷却されていたことに起因することが示唆されており、外部冷却がない場合には侵食が継続的に生じる可能性がある。

仮に実機において共晶反応による侵食が継続的に生じる可能性を考慮し、RPV 破損時点から熔融炉心とコリウムシールドの接触面温度が $1,800^{\circ}C$ ^{*3} を下回るまでの約 3 時間、CIT-9 実験で確認された最大侵食速度である $0.18\text{mm}/\text{min}$ で侵食が進んだと仮定した場合でも、侵食量は約 33mm となる。

※3 酸化鉄との共晶反応による侵食がより生じやすい条件と考えられる CIT-11 実験にて、 ZrO_2 耐熱材の侵食が開始している温度
(第 4 図)

したがって、万一熔融炉心中の酸化鉄が局所的に存在し耐熱材が侵食されたとしても、侵食量はコリウムシールド厚さ 15cm を十分下回る。

なお、コリウムシールドの ZrO_2 耐熱材ブロック間やアンカボルト周囲の隙間には、耐熱材ブロックと同成分の不定形耐火物とモルタルバイнда (主成分：ケイ酸ナトリウム) を混練したモルタルを目地材として用いる (第 5 図)。このモルタルは、耐熱材ブロックと同等の ZrO_2 含有率を有するものを用いるとともに、常温で固化し、固化後は周囲の ZrO_2 耐熱材と結合して耐熱材ブロックと同等の性能を発揮するため、熔融炉心による選択的な侵食

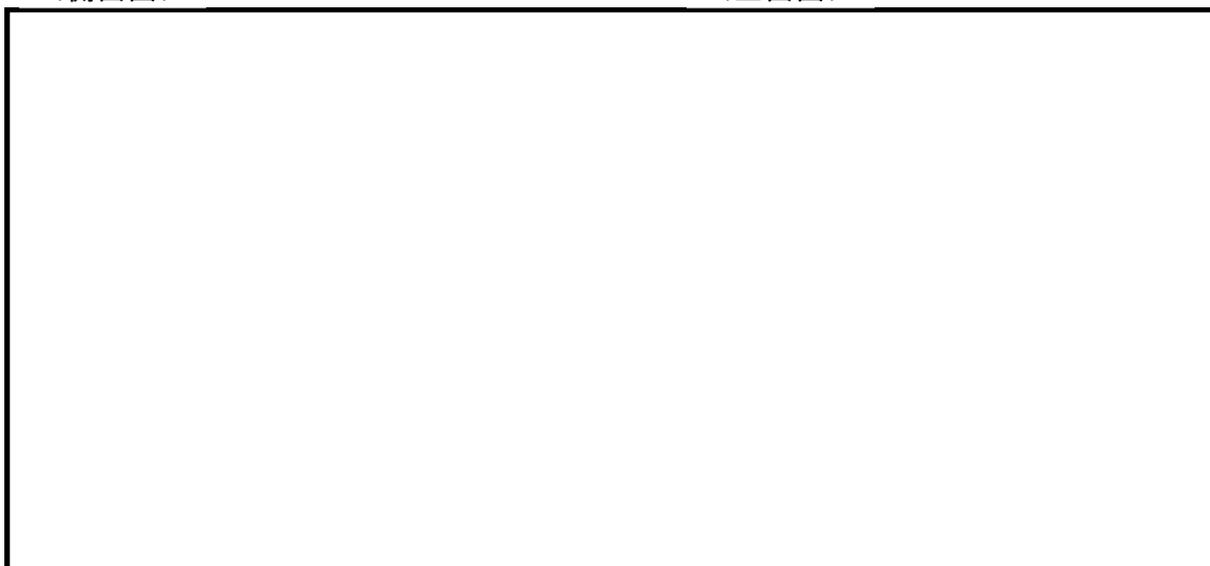
は生じない。また、仮にモルタルの溶融を想定する場合においても、モルタルの大半を占める ZrO_2 は溶融せず、モルタルバインダのみが溶融すると考えられるため、耐火材ブロックに生じる間隙は極めてわずかであること、及びコリウムシールドへの伝熱によって溶融炉心は表面がクラスト化し流動性が低下することから、耐火材ブロックに生じる間隙へ選択的に侵入するとは考え難く、コリウムシールドの健全性に影響を与えることはないと考える。

また、MAAP解析結果における原子炉圧力容器破損時の溶融炉心温度は $2,100^{\circ}C$ から $2,200^{\circ}C$ 程度となっているが、「コリウムシールドの材料の選定について (P. 別添 2-1)」に記載のとおり、ドライ条件にて $2,450^{\circ}C$ 以上の模擬溶融炉心を落下させた試験でも、耐熱材の顕著な侵食や割れは確認されておらず、また、 ZrO_2 の融点は約 $2,700^{\circ}C$ ^{※4} と十分高いことから、溶融炉心落下時の熱衝撃やジェットインピンジメントによりコリウムシールドの健全性が失われることはない。

※4 ZrO_2 耐熱材の侵食開始温度 $2,100^{\circ}C$ は、溶融炉心と耐熱材が接触し続けた際の化学反応を考慮し設定している (添付 1)。一方、ジェットインピンジメントは、化学反応ではなく溶融炉心落下時の短時間での熱移送に付随し生じるものであるため、 ZrO_2 の融点との比較を行っており、水プール中に溶融炉心が落下することから影響はないと考える。

<側面図>

<正面図>



第5図 コリウムシールド設置構造概念図

参考文献

- [1] D.Lopukh et al., “New Experimental Results On The Interaction Of Molten Corium With Core Catcher Material”, ICONE-8179, (2000).
- [2] J.M.Seiler, K.Froment, “Material Effects On Multiphase Phenomena In Late Phases Of Severe Accidents Of Nuclear Reactors”, Multiphase Science and technology, Vol.12, No.2, pp.117-257, (2000).

熔融炉心による熱影響評価について

1. 評価目的

東海第二発電所におけるペDESTAL構造の特徴を踏まえた対策として、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）によるペDESTAL（ドライウェル部）（以下「ペDESTAL」という。）への影響抑制のためのコリウムシールドを設置するとともに、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）から落下した熔融炉心（以下「デブリ」という。）の冠水及び水蒸気爆発による影響抑制の観点からRPV破損時のペDESTAL内水位を1mに維持する対策、さらに、床スラブ内の排水流路をスリット形状としてデブリを凝固させる対策を講じることとしている。

これら東海第二発電所の特徴を踏まえた対策を考慮した上で、RPV破損時にペDESTALへ落下したデブリからの熱影響によってペDESTALに要求されるRPV支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを評価する。

2. 評価方針

RPV破損後にデブリからの伝熱によって高温となる鉄筋コンクリートの物性変化を考慮した上で、RPV支持機能及びデブリ保持機能の維持に必要な構造強度が保持されることを評価する。

3. 評価方法

(1) 荷重条件

構造強度の評価に当たり、RPV支持機能の評価ではRPV、遮へい壁等の自重（以下「RPV等の自重」という。）を考慮する。また、デブリ保持機能の評価では、デブリ、コリウムシールド、床スラブ躯体等の自重（以

下「デブリ等の自重」という。)を考慮する。

(2) 評価部位及び項目

a. 側壁 (R P V 支持機能)

R P V 等の自重により、側壁コンクリートには圧縮軸力が作用し、側壁基部コンクリートには面外方向のせん断力が作用する。

このため、高温によるコンクリート圧縮強度の低下を考慮した等価壁厚を評価し、R P V 等の自重による圧縮軸力及び面外せん断に対して必要な壁厚と比較する。

b. 床スラブ (デブリ保持機能)

デブリ等の自重により、床スラブのコンクリートには面外せん断力が作用し、鉄筋には曲げ応力が作用する。

このため、高温によるコンクリートの圧縮強度の低下を考慮した等価板厚を評価し、デブリ等の自重によるせん断力に対して必要な板厚と比較する。また、高温による鉄筋の強度低下を考慮した等価鉄筋量を評価し、デブリ等の自重による曲げ応力に対して必要な鉄筋量と比較する。

(3) 温度条件

添付 1 にペDESTALの温度評価を示す。デブリからの伝熱によるペDESTALの側壁及び床スラブの温度は、M A A P コードによる解析結果に基づき、汎用有限解析コード A B A Q U S による熱伝導解析にて評価する。

(4) 判断基準

炉心損傷防止に失敗し、重大事故時を想定する防護レベルにおいて、格納容器の健全性維持に必要な安全機能が維持されることを確認する観点よ

り、判断基準は終局限界状態に至らないこととする。具体的には、側壁コンクリートの必要壁厚、床スラブコンクリートの必要板厚、床スラブの必要鉄筋量の算定において、終局強度又は短期許容応力度を適用する。添付 2 に R P V 支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価を、添付 3 にデブリ保持に必要な床スラブコンクリート厚さ評価を、添付 4 にデブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価を示す。

4. 評価結果

以下に R P V 支持機能及びデブリ保持機能に対する評価結果を示す。評価結果はいずれも判断基準を満足し、デブリからの熱影響によってもペDESTAL に要求される機能は損なわれることはない。

(1) 側壁 (R P V 支持機能)

a. コンクリートに対する圧縮軸力

添付 5 に熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価を示す。側壁コンクリートの等価壁厚は約 1,229mm であり、R P V 等の自重によってコンクリートに作用する圧縮軸力に対して必要な壁厚 133mm (添付 2) を上回る。

b. 基部コンクリートに対する面外せん断力

添付 5 に示したとおり、側壁コンクリートの等価壁厚は約 1,276mm であり、R P V 等の自重によって基部コンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な壁厚 192mm (添付 2) を上回る。

(2) 床スラブ (デブリ保持機能)

a. コンクリートに対する面外せん断力

添付 6 に熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の評価を

示す。床スラブコンクリートの等価板厚は約 629mm であり、デブリ等の自重によってコンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な板厚 (添付 3) を上回る。

b. 鉄筋に対する曲げ応力

添付 6 に示したとおり、床スラブの鉄筋コンクリート部の幅 1m 当たりの等価鉄筋量は であり、デブリ等の自重によって鉄筋に作用する曲げ応力に対して必要な鉄筋量 (添付 4) を上回る。

5. まとめ

東海第二発電所におけるペDESTAL構造の特徴を踏まえた対策による影響を考慮し、デブリからの熱影響に対するペDESTALの構造健全性を評価した。

その結果、高温による鉄筋コンクリートの物性変化を考慮しても、ペDESTALに要求される R P V 支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認した。

デブリからの伝熱によるペDESTALの温度評価

1. 概要

MAAPコードによる解析結果に基づき、汎用有限解析コードABAQUSを用いた熱伝導解析により、デブリからの伝熱によるペDESTALの側壁及び床スラブの温度を評価する。

2. 汎用有限解析コードABAQUSによるペDESTAL熱伝導解析

(1) 評価モデル

第 1 図に熱伝導解析モデルを示す。デブリからの熱影響による側壁及び床スラブの温度は、2次元体系有限要素法解析により評価する。本評価では、解析体系を縦横のメッシュで区切り、以下に示す2次元体系での非定常熱伝導の支配方程式に基づき、各部の温度変化を計算している。

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x} \left(k_x \frac{\partial T}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(k_y \frac{\partial T}{\partial y} \right) + Q$$

ここで、 T : 温度, ρ : 密度, c : 比熱, k_x , k_y : x 方向及び y 方向の熱伝導率, Q : 物体の内部発熱量である。

(2) 評価条件

第 1 表にABAQUSコードによる熱伝導解析の解析条件を示す。解析条件は、RPVが破損しデブリがペDESTALへ落下する事故シーケンスに対するMAAPコードの解析結果を参照^{*}し、これを包絡する条件を設定している。

※ 参照するMAAP解析結果は、有効性評価上のベースケースを含む以下を考慮

- ・ 起回事象：過渡事象，デブリから水プールへの限界熱流束：800kW /m²（圧力依存性あり）（ベースケース）
- ・ 起回事象：LOCA，デブリから水プールへの限界熱流束：800kW /m²（圧力依存性あり）
- ・ 起回事象：LOCA，デブリから水プールへの限界熱流束：800kW /m²（一定）

(3) 評価結果

第7図にペDESTAL温度の評価点の位置を示す。また、第8図に横スリット部の温度変化を示す。横スリット部の最高温度は約798℃であり、スリット内で凝固したデブリは再溶融する温度に至らない。

また、第9図に側壁の温度変化を、第10図に床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化をそれぞれ示す。ペDESTAL側壁の最高温度は内表面で約900℃、床スラブ鉄筋コンクリート部の最高温度は上端部で約475℃となっている。

第1表 ABAQUSコードによる熱伝導解析条件

項目	条件	備考
デブリ密度 (kg/m ³)		M A A P 計算結果 (R P V 破損時の値) を包絡する値
デブリ熱伝導率 (W/mK)		
デブリ比熱 (J/kgK)		
デブリ溶融潜熱 (J/kg)		
デブリ内部発熱密度 (W/m ³)	(第2図)	M A A P 計算結果 (保守的にスクラム後3時間からの崩壊熱を使用。希ガス・揮発性F P による減衰 (30%) を考慮)
S U S 密度 (kg/m ³)	(第2表)	伝熱工学資料改訂第5版より
S U S 熱伝導率 (W/mK)		
S U S 比熱 (J/kgK)		
コンクリート密度 (kg/m ³)	2,345	鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 (2010) より
コンクリート熱伝導率 (W/mK)	(第3表)	E u r o c o d e より
コンクリート比熱 (J/kgK)		
ジルコニア耐火材密度 (kg/m ³)	(第4表)	試験結果*に基づき設定
ジルコニア耐火材熱伝導率 (W/mK)		
ジルコニア耐火材比熱 (J/kgK)		
スリット内デブリ初期温度 (°C)		M A A P 計算結果における R P V 破損時のデブリ平均温度 <input type="text"/> に対し、保守的に液相線温度を設定
構造材初期温度 (°C)	117	M A A P 解析結果における R P V 破損時点でのペDESTAL構造部の最高温度
ペDESTAL雰囲気温度 (°C)	(第3図)	M A A P 計算結果を包絡する温度変化を設定
ドライウェル雰囲気温度 (°C)	(第4図)	
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (°C)	(第5図)	
デブリージルコニア耐火材接触面温度 (°C)	(第6図)	

※ 本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

第2表 SUS材物性値

温度 (K)	密度 (kg/m ³)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)
300	7,920	16.0	499
400	7,890	16.5	511
600	7,810	19.0	556
800	7,730	22.5	620
1,000	7,640	25.7	644

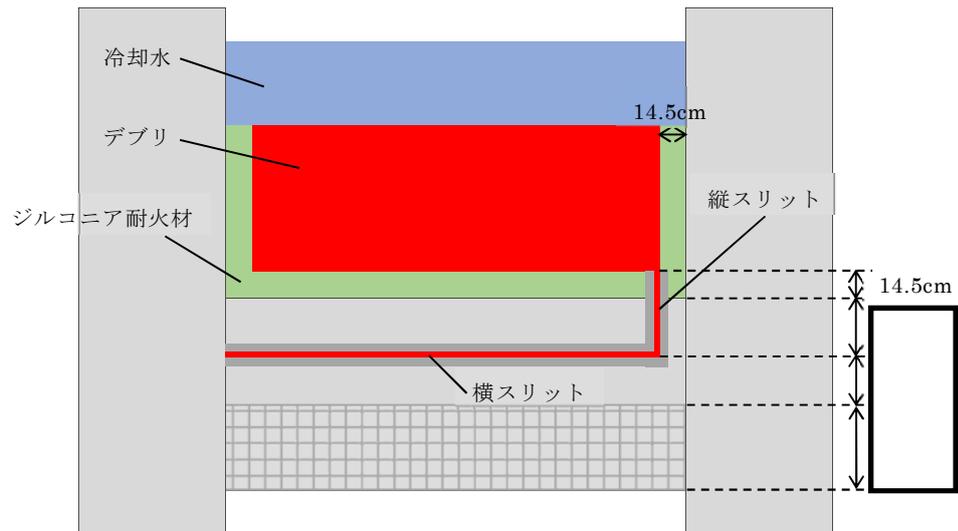
第3表 コンクリート物性値

温度 (°C)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)	温度 (°C)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)
20	1.951	901.1	650	0.859	1,111.7
50	1.880	917.3	675	0.833	1,114.4
75	1.822	930.2	700	0.809	1,116.8
100	1.766	942.8	725	0.785	1,118.7
125	1.710	954.9	750	0.764	1,120.3
150	1.656	966.7	775	0.743	1,121.3
175	1.604	977.9	800	0.724	1,122.0
200	1.553	988.8	825	0.706	1,122.2
225	1.503	999.2	850	0.690	1,122.1
250	1.454	1,009.3	875	0.675	1,121.4
275	1.407	1,018.8	900	0.661	1,120.4
300	1.361	1,028.0	925	0.648	1,118.9
325	1.316	1,036.7	950	0.637	1,117.1
350	1.273	1,045.1	975	0.627	1,114.7
375	1.231	1,052.9	1,000	0.619	1,112.0
400	1.191	1,060.4	1,025	0.612	1,108.8
425	1.152	1,067.4	1,050	0.606	1,105.3
450	1.114	1,074.1	1,075	0.602	1,101.2
475	1.077	1,080.2	1,100	0.599	1,096.8
500	1.042	1,086.0	1,125	0.597	1,091.9
525	1.008	1,091.3	1,150	0.596	1,086.7
550	0.976	1,096.3	1,175	0.597	1,080.9
575	0.944	1,100.7	1,200	0.600	1,074.8
600	0.915	1,104.8	1,225	0.600	1,068.2
625	0.886	1,108.4	1,250	0.600	1,061.3

第4表 ジルコニア耐火材の物性値

温度 (°C)	密度 (kg/m ³)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)

※ 本数値は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

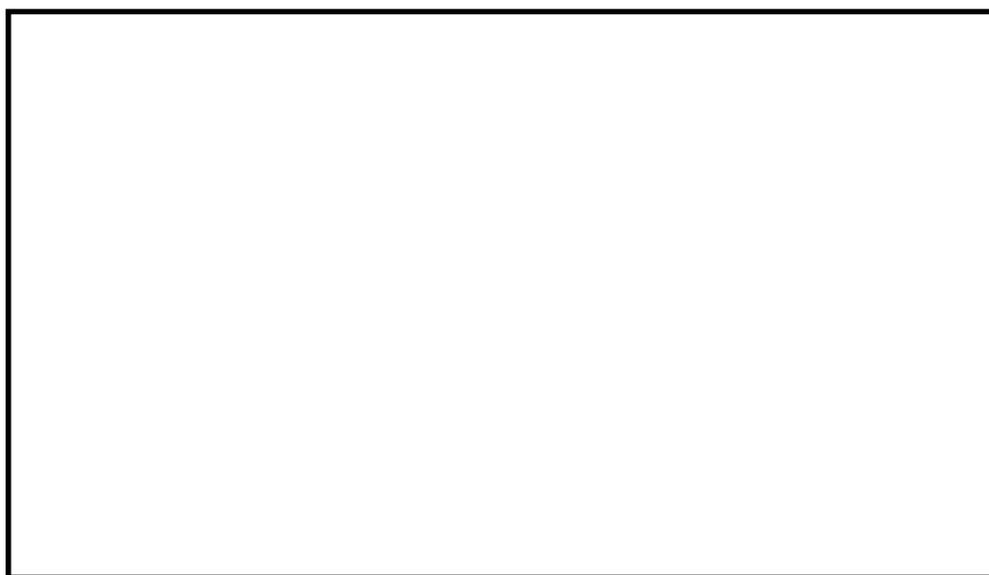


(a) 全体概要図

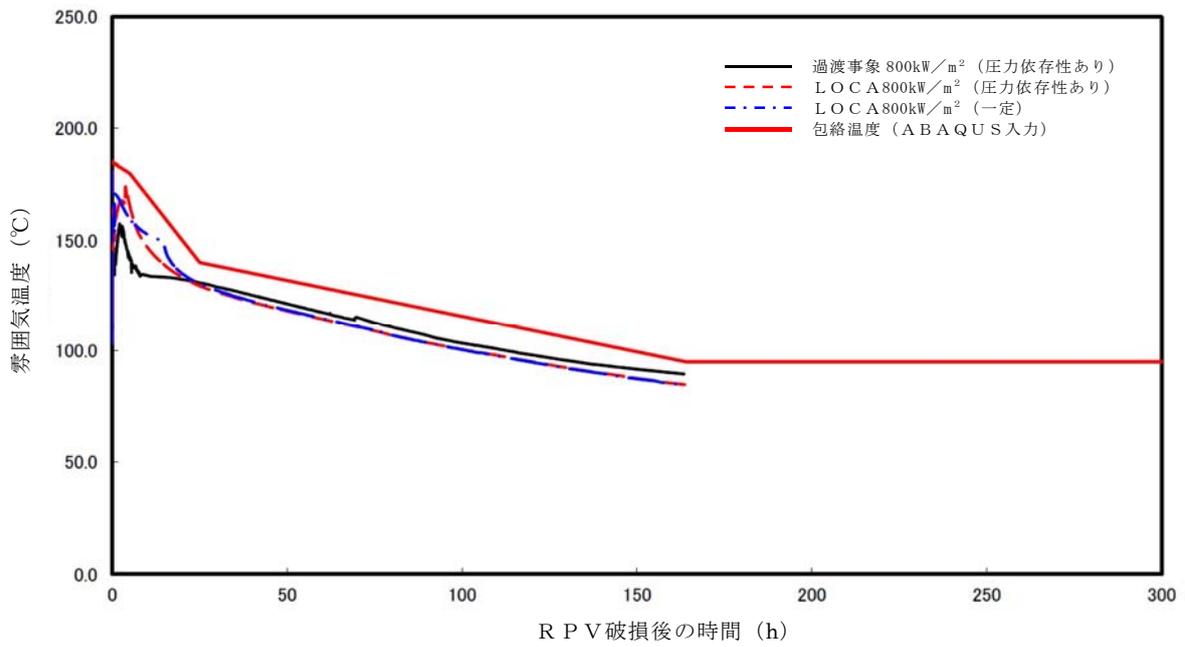


(b) スリット部拡大図

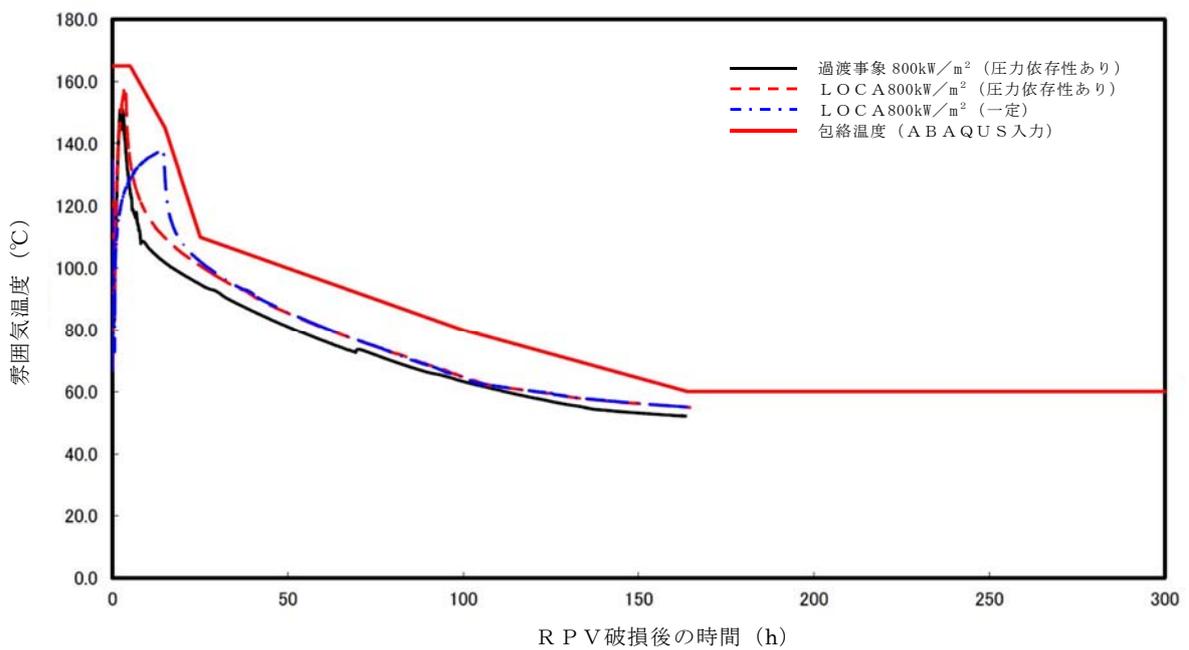
第 1 図 熱伝導解析モデル



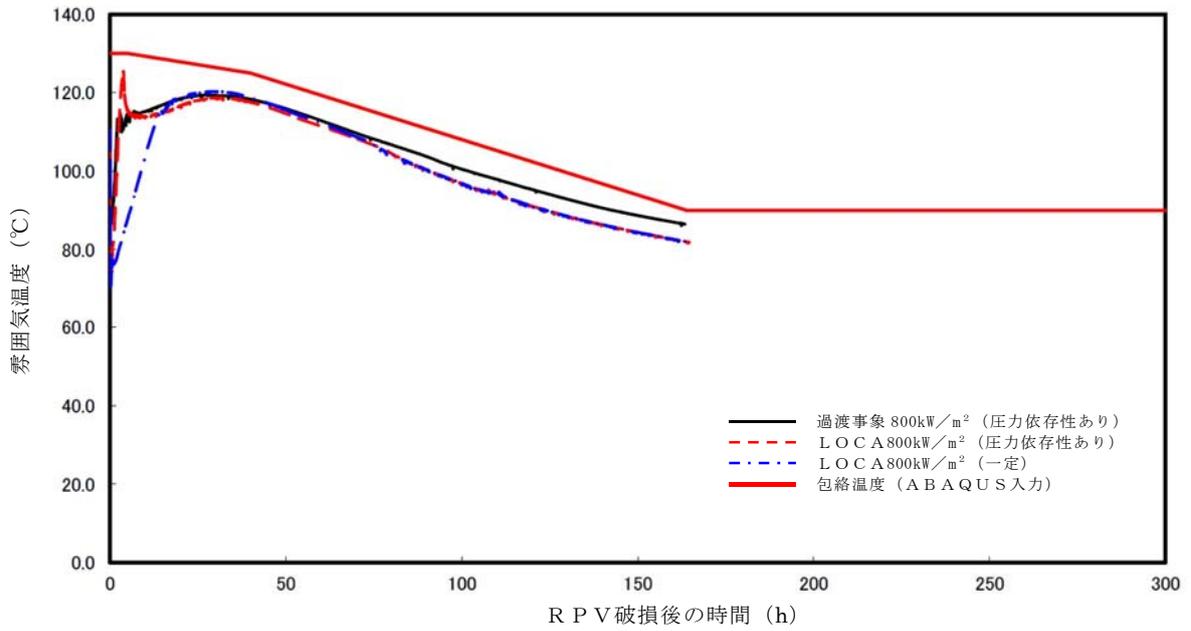
第 2 図 デブリ内部発熱密度条件



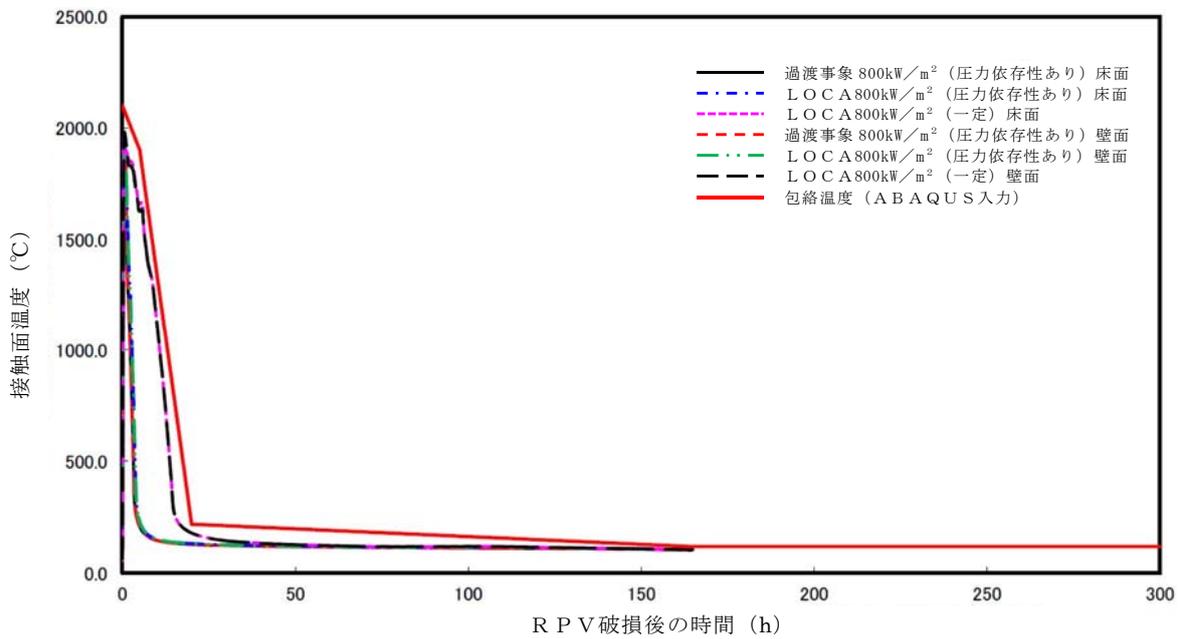
第3図 ペデスタル雰囲気温度条件



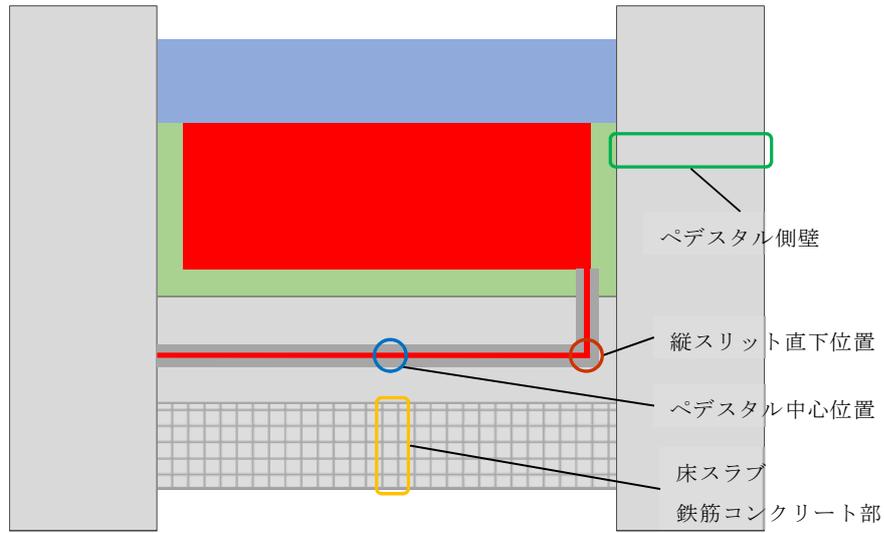
第4図 ドライウェル雰囲気温度条件



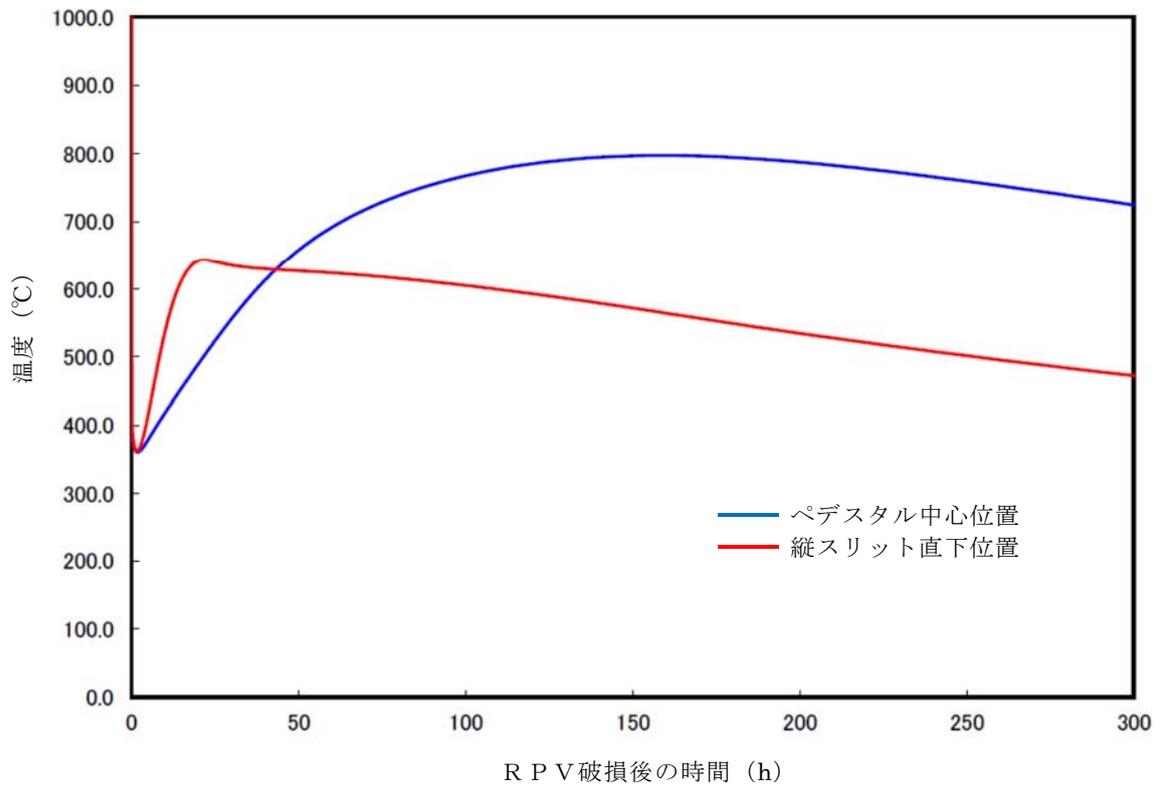
第5図 サプレッション・チェンバ霧囲気温度条件



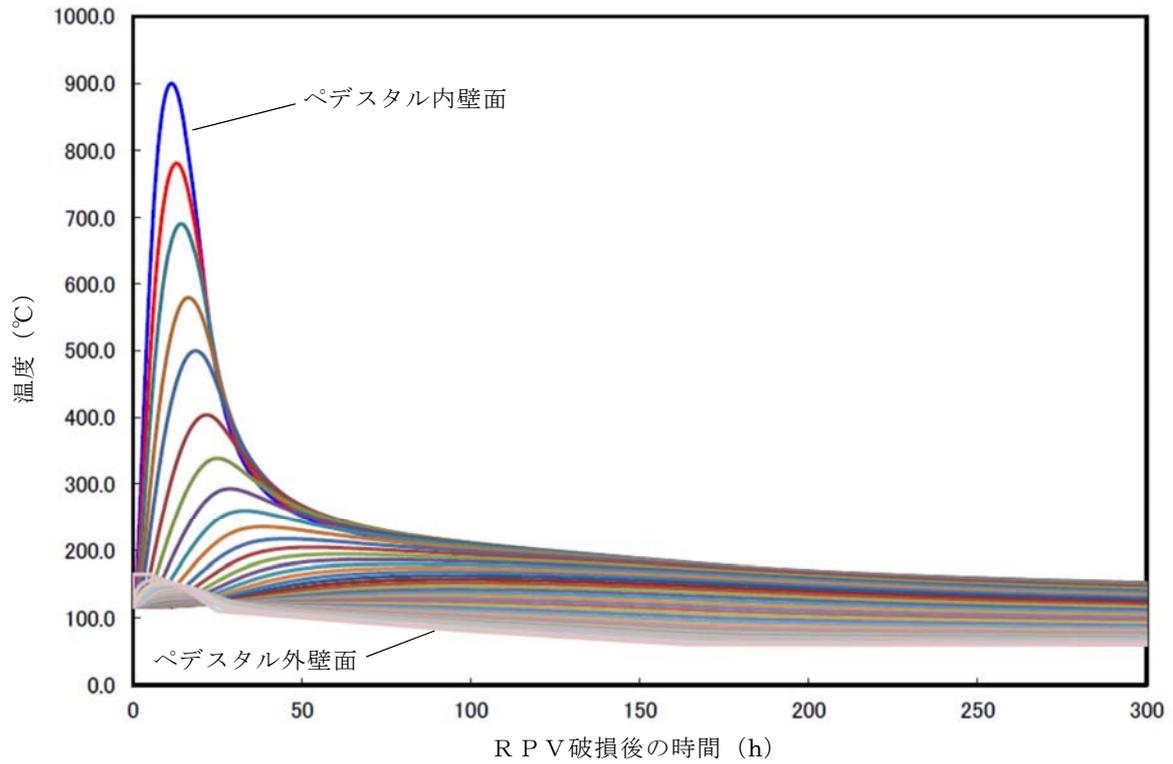
第6図 デブリー・ジルコニア耐火材接触面温度条件



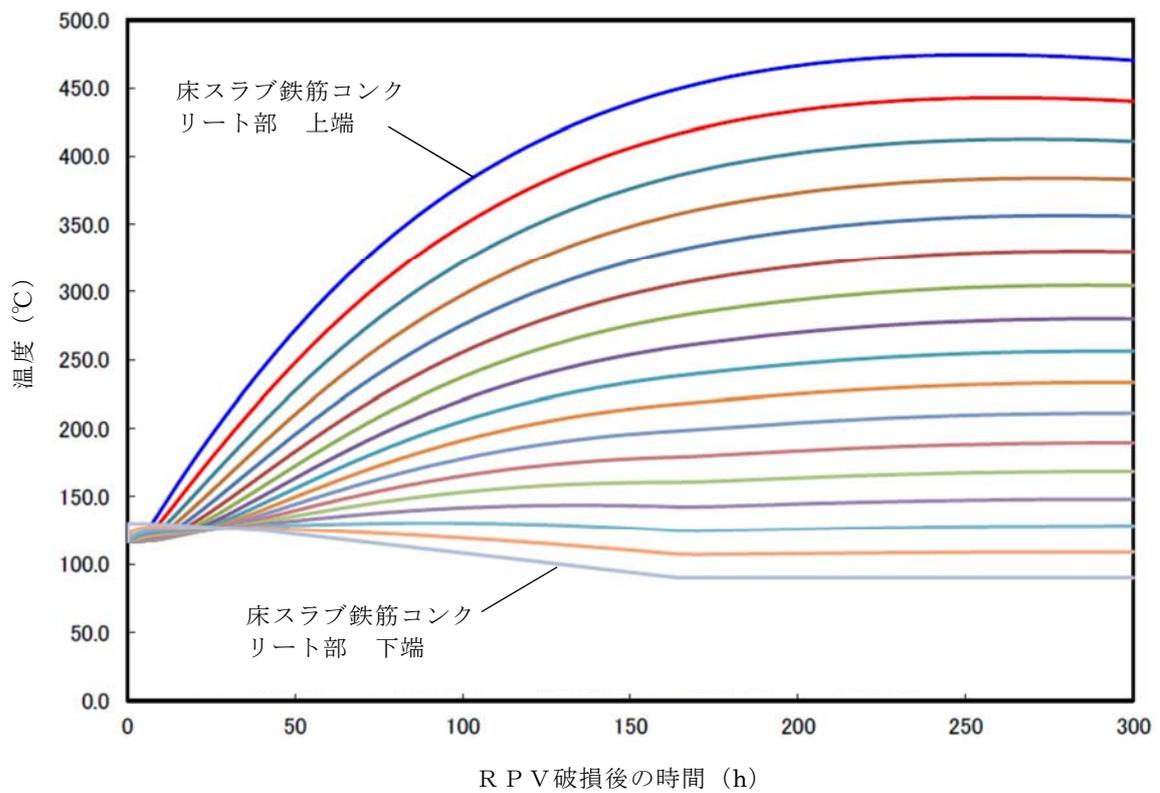
第7図 ペデスタル温度評価位置



第8図 横スリット部の温度変化



第 9 図 ペDESTAL側壁の温度変化

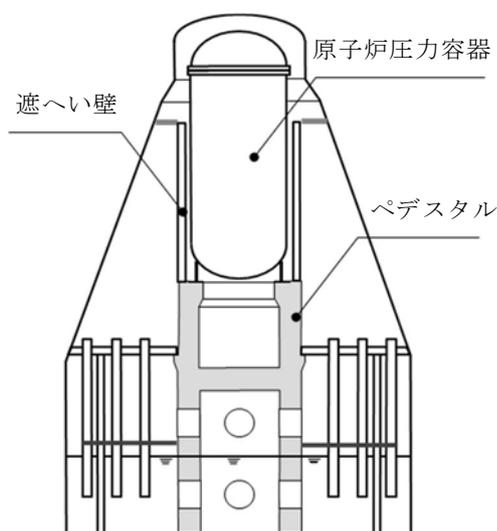


第 10 図 床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化

R P V 支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価

1. 概要

格納容器内のペDESTAL等配置図を第 1 図に示す。ペDESTALは、原子炉圧力容器、遮へい壁等を支持する構造物である。「コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量について (P. 別添 4-1)」のとおり、原子炉圧力容器が破損し溶融燃料がペDESTAL (ドライウェル部) に落下した場合でも、コンクリートの侵食は生じない評価結果となっているが、ペDESTAL側壁部のコンクリートが侵食する可能性を考慮し、これら構造物を支持するために必要となるペDESTAL側壁部の壁厚 (以下「必要壁厚」という。) を算定する。



第 1 図 格納容器内ペDESTAL等配置図

2. ペDESTAL側壁部に生じる荷重算定

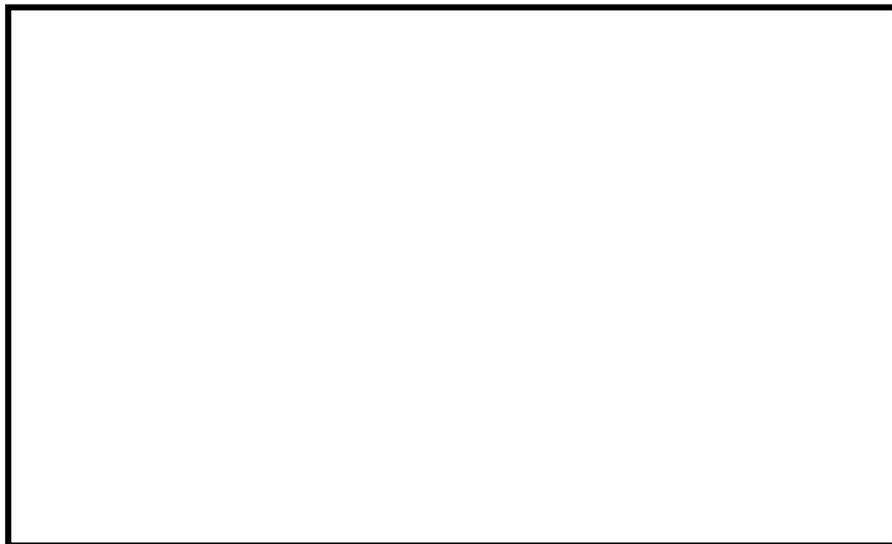
2.1 荷重の算定方針

必要壁厚の算定のために必要となるペDESTAL側壁部の荷重は、今回工認におけるペDESTALの構造健全性評価に用いる解析モデルを適用し、ペDESTALにて支持される構造物の重量を考慮した解析により算定する。

2.2 解析方法

解析モデル図を第2図に、解析条件等の概要について第1表に示す。解析モデルは、ペDESTAL構造をシェル要素にて3次元的にモデル化したものを用いる。

ペDESTALは、原子炉圧力容器及び遮へい壁等を支持する構造物であるため、解析における各構造物の重量の模擬については、ペDESTAL上面に等分布荷重として負荷させる。また、MCCIに至る過程を踏まえれば、原子炉圧力容器内の燃料集合体等はデブリ化し、ペDESTAL床面上に落下していることになるが、ペDESTAL側壁コンクリートの必要壁厚を保守的に算定するために、原子炉圧力容器内に燃料集合体が残存することを前提に評価した。



第2図 ペDESTAL 3次元FEMモデル図

第1表 解析条件等の概要

項目	内容
解析モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 3次元FEMモデル ・ シェル要素
解析コード	<ul style="list-style-type: none"> ・ NASTRAN
重量模擬	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器 $955 \times 10^3 \text{ kg}$ (圧力容器内構造物を含む) ・ 遮へい壁 $656 \times 10^3 \text{ kg}$
コンクリートの材料物性等	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準強度 22 N/mm^2 ・ ヤング係数 $2.2 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ ・ せん断弾性係数 $0.918 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ ・ 単位体積重量 23 kN/m^3

3 必要壁厚の算定

3.1 解析結果

必要壁厚の算定に用いる荷重は、構造物の重量によるペDESTAL鉛直方向に発生する荷重（圧縮軸力）に加えて、側壁コンクリートの壁厚変化に伴う構造不連続形状部に発生する面外せん断力についても考慮する。

構造物の重量を付加させた解析結果として、MCCIによる侵食が想定されるペDESTAL側壁部における圧縮軸力及び面外せん断力を第2表に示す。

第2表 ペDESTAL側壁部に生じる荷重

部位	圧縮軸力 (kN/m)	面外せん断力 (kN/m)
MCCIによる 侵食想定部位	1,940	178

3.2 コンクリートの応力度

必要壁厚の算定にあたっては、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説((社)日本建築学会, 1999) (以下「RC規準」という。)に規定されているコンクリートの短期許容応力度を用いた。なお、水蒸気爆発に対する構造健全性評価においては終局状態に至らないことを判断基準としているが、短期許容応力度を用いることは保守的な取扱いとなる。第3表に必要壁厚算定に用いた許容応力度を示す。

第3表 必要壁厚算定に用いた許容応力度 (短期)

圧縮 (N/mm ²)	せん断 (N/mm ²)
14.6	1.06

※ RC規準許容応力度 (短期)

・圧縮： $2/3 F_c$

・せん断： $1/30 F_c$ かつ $(0.49 + 1/100 \times F_c)$ 以下の 1.5 倍

3.3 必要壁厚の算定結果

側壁コンクリートに生じる荷重、短期許容応力度から必要壁厚を圧縮軸力及び面外せん断力に対して算定した。

(1) 圧縮軸力による評価

側壁コンクリートに生じる圧縮軸力と短期許容応力度が等しくなるときの壁厚を必要壁厚として算定する。必要壁厚は下式のとおり算定され、圧縮軸力による評価においては、必要壁厚は 133 mm となる。

$$1.940 \times 10^3 \text{ (N/mm)} \div 14.6 \text{ (N/mm}^2\text{)} = 133 \text{ mm}$$

(2) 面外せん断力による評価

面外せん断力を用いた必要壁厚の算定については、RC規準の断面算定に用いる評価式を適用する。

$$Q = b \cdot j \cdot f_s$$

ここで、

Q : 発生荷重 (N)

b : 部材の有効幅 (mm)

j : 柱の中心間距離 (mm)

$$j = d \times 7/8$$

d : 有効せい (必要壁厚) (mm)

f_s : 短期許容応力度 (N/mm²)

必要壁厚は、解析により生じる面外せん断力、短期許容応力から下式のとおり算定され、面外せん断力による評価としての必要壁厚は 192 mmとなる。

$$\begin{aligned} d &= 8/7 \times (Q \div b) \div f_s \\ &= 8/7 \times 178(\text{N/mm}) \div 1.06(\text{N/mm}^2) = 192\text{mm} \end{aligned}$$

4. まとめ

圧縮軸力による評価及び面外せん断力による評価から算定した必要壁厚を第4表に整理する。熱影響を考慮しない場合の健全な側壁コンクリート厚さ に対し、必要壁厚は、圧縮軸力に対しては 133mm、面外せん断力に対しては 192 mmとなる。

第4表 必要壁厚の算定結果

	圧縮軸力による評価	面外せん断力による評価
必要壁厚	133mm	192mm

デブリ保持に必要な床スラブ厚さ評価

床スラブに係る荷重を評価し，コンクリートのせん断耐力から必要床スラブ厚さを算定する。なお，本評価におけるコンクリートのせん断耐力は，終局強度に対して保守的な短期許容応力度を用いる。

1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重として，床スラブ自重及びデブリ等の床スラブ積載荷重を評価する。

(1) 床スラブ自重

床スラブ自重は，

- ・床スラブのコンクリート体積：約 53.85m^3
- ・鉄筋コンクリートの単位体積重量： $24\text{kN}/\text{m}^3$

より，床スラブ自重による荷重は約 $1.30 \times 10^3\text{kN}$ となる。

(2) 床スラブ積載荷重

床スラブ積載荷重は，デブリ，冷却水，コリウムシールド及びペDESTアル内構造物等の総重量を保守的に切り上げた値として 500ton を使用し，約 $4.90 \times 10^3\text{kN}$ となる。

以上から，床スラブ荷重として約 $6.20 \times 10^3\text{kN}$ を用いる。

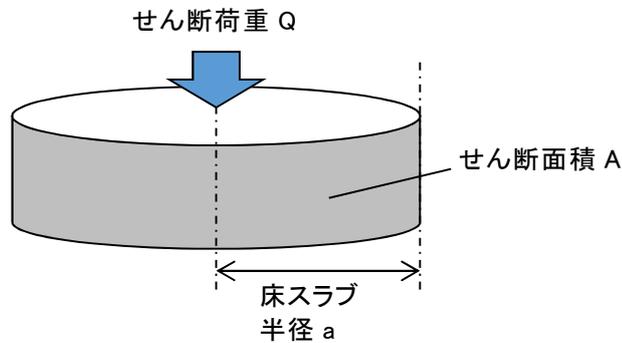
2. せん断応力による必要床スラブ厚さ

床スラブ端部の必要厚さは次のとおり算定される（第1図）。

必要せん断面積＝床スラブ荷重／短期許容せん断応力度

必要床スラブ厚さ＝必要せん断面積／床スラブ円周長

R C 規準に規定されている短期許容せん断応力度に基づき 1.06N/mm^2 を使用すると、熱影響を考慮しない場合の健全な床スラブ厚さ に対し、必要厚さは と算定される。



第1図 床スラブのせん断荷重

表 6.1 コンクリートの許容応力度 (N/mm²)

	長 期			短 期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コンクリート			$\frac{1}{30} F_c$ かつ $(0.49 + \frac{1}{100} F_c)$ 以下			
軽量コンクリート 1種および2種	$\frac{1}{3} F_c$	—	普通コンクリートに対する値の0.9倍	長期に対する値の2倍	—	長期に対する値の1.5倍

[注] F_c は、コンクリートの設計基準強度 (N/mm²) を表す。

F_c : コンクリートの設計基準強度 約 $22.1 \text{ (N/mm}^2)$

第2図 コンクリートの許容応力度

デブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価

床スラブに係る荷重を評価し、鉄筋の終局曲げ強度から曲げ応力に対する必要鉄筋量を算定する。

1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重は別添 3 と同様に約 $6.20 \times 10^3 \text{ kN}$ を用いる。

分布荷重は床スラブ荷重を床面積で除した値であり となる。

2. 曲げ応力による必要鉄筋量

「機械工学便覧 基礎編 a3 材料力学」(第 1 図) に基づき、等分布荷重を受ける周辺単純支持の円板に作用するモーメント M を算定する。

$$M = (3 + \nu) \cdot p \cdot a^2 / 16 = \input{type="text"}$$

ここで、

- ν : ポアソン比 0.2
- p : 分布荷重
- a : 床スラブ半径

算定したモーメント及び建築物の構造関係技術規準解説書（国土交通省ほか，2015）に示される終局曲げ強度算定式より，床スラブ本体部の幅 1m 当たりの必要鉄筋量を算定する。

$$\text{必要鉄筋量} = M / (\sigma_y \cdot d) = \boxed{}$$

ここで，

σ_y : 鉄筋の降伏強度（345N/mm²）の 1.1 倍^{※1} = 379.5N/mm²

d : 床スラブの有効せい^{※2} = $\boxed{}$

- ※1 建築物の構造関係技術規準解説書では，終局強度算定に当たり J I S 規格品の鉄筋の基準強度を 1.1 倍以下の数値とすることができるとされている。
- ※2 圧縮縁から引張側鉄筋の重心までの距離（第 2 図）

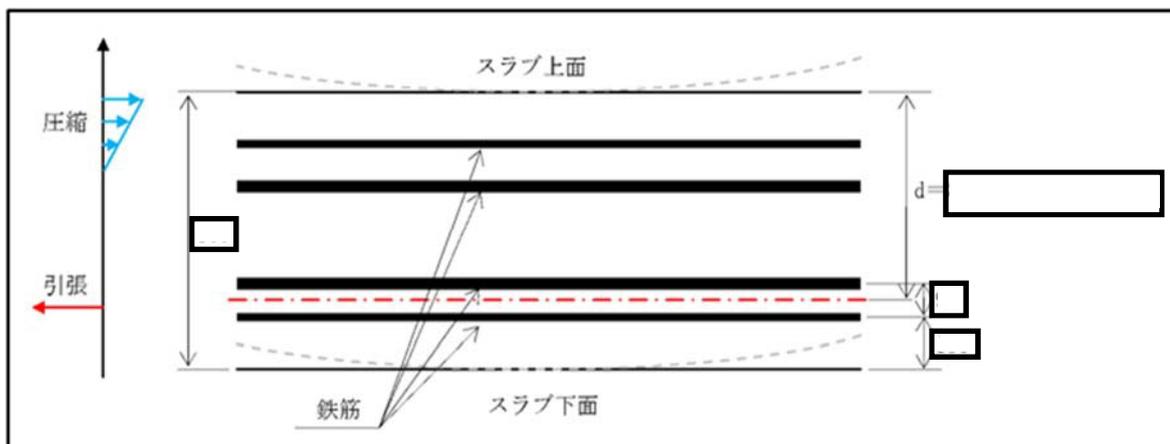
表5・1 円板のたわみと曲げ応力（その1）

（図中○印は最大応力を示す。応力式の複号は、上が上面、下が下面を表す。ln は自然対数。*印はポアソン比 $\nu=0.3$ のときの値を表す）

No.	荷重状態とたわみ形および下表面の応力分布	たわみ w , w_{max} および応力 σ , σ_{max}
1		$w = \frac{pa^4}{64D} \left(1 - \frac{r^2}{a^2}\right) \left(\frac{5+\nu}{1+\nu} - \frac{r^2}{a^2}\right)$ $w_{max} = (w)_{r=0} = \frac{(5+\nu)pa^4}{64(1+\nu)D} = 0.696 \frac{pa^4}{Eh^3}^*$ $\sigma_r = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} (3+\nu) \left(1 - \frac{r^2}{a^2}\right)$ $\sigma_\theta = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (3+\nu) - (1+3\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}$ <div style="border: 1px solid red; padding: 2px; display: inline-block;"> $\sigma_{max} = (\sigma_r)_{r=a} = (\sigma_\theta)_{r=a} = \mp \frac{3(3+\nu)pa^2}{8h^2} = \mp 1.24 \frac{pa^2}{h^2}^*$ </div>
2		$w = \frac{pa^4}{64D} \left(1 - \frac{r^2}{a^2}\right)^2$ $w_{max} = (w)_{r=0} = \frac{pa^4}{64D} = 0.171 \frac{pa^4}{Eh^3}^*$ $\sigma_r = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (1+\nu) - (3+\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}$ $\sigma_\theta = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (1+\nu) - (1+3\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}$ $\sigma_{max} = (\sigma_r)_{r=a} = \pm \frac{3pa^2}{4h^2} = \pm 0.750 \frac{pa^2}{h^2}$ <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> $M_{max} = \sigma_{max} \cdot Z$ <p>断面係数 $Z = h^2/6$ のため、</p> $M_{max} = [3(3+\nu)p \cdot a^2/8h^2] \times [h^2/6]$ $= (3+\nu)p \cdot a^2/16$ </div>

高温による影響を考慮した場合でも、床スラブの周辺固定が完全に失われることはないが、保守的に周辺単純支持条件での評価を実施

第1図 等分布荷重を受ける円板の応力計算式



第2図 床スラブの有効せい

熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価

1. 側壁コンクリートの圧縮軸力に対する評価

(1) 評価方法

- ・ R P V等の重量は、側壁コンクリートに圧縮軸力として作用することから、コンクリートを対象に評価し、鉄筋については考慮しない。
- ・ A B A Q U Sコードによる熱伝導解析結果における側壁での径方向各厚さの温度(第1図)に対して、第2図に示すとおり包絡温度を設定する。
- ・ 各厚さ部分の包絡温度に対して、第3図に示す構造材料の耐火性ガイドブック((社)日本建築学会, 2017)(以下「耐火性ガイドブック」という。)に示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し、コンクリート侵食後の残存壁厚に対し健全なコンクリートとしてみなせる等価壁厚を算定する。
- ・ 上記手順により算定した等価壁厚と2に示すR P Vを支持するために必要な壁厚である133mmとを比較し、等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

等価壁厚は約1,229mmとなり、R P V支持に必要な壁厚133mmを上回ることから、側壁コンクリートの圧縮軸力に対してR P V支持機能は維持される。

2. 側壁基部コンクリートの面外せん断に対する評価

(1) 評価方法

- ・第4図に示すコンクリート面外せん断の短期許容応力度に、1.の圧縮軸力に対する評価にておいて設定した側壁部各厚さにおける包絡温度（第2図）を考慮した圧縮強度残存比（第3図）を乗じて、高温影響を考慮したコンクリート強度を求める。
- ・RC規準の断面算定評価式に基づいて、面外せん断に対する等価壁厚を算定する。

$$Q = b \cdot j \cdot f_s$$

ここで、

Q：発生荷重 (N)

b：部材の有効幅 (mm)

j：柱の中心間距離 (mm)

$$j = d \times 7/8$$

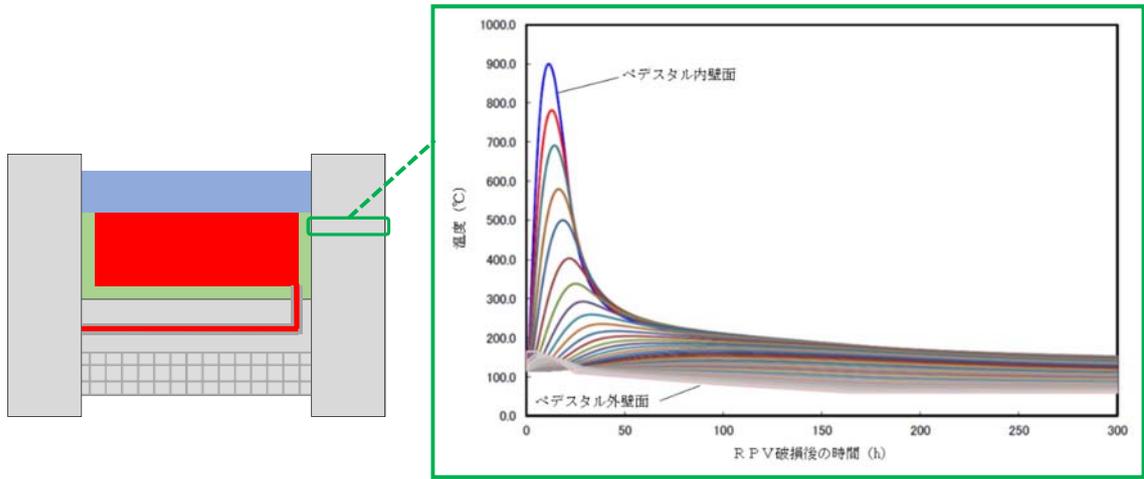
d：有効せい（必要壁厚）(mm)

f_s：短期許容応力度 (N/mm²)

- ・上記手順により算定した等価壁厚と添付2に示すRPVを支持するために必要な壁厚である192mmとを比較し、等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

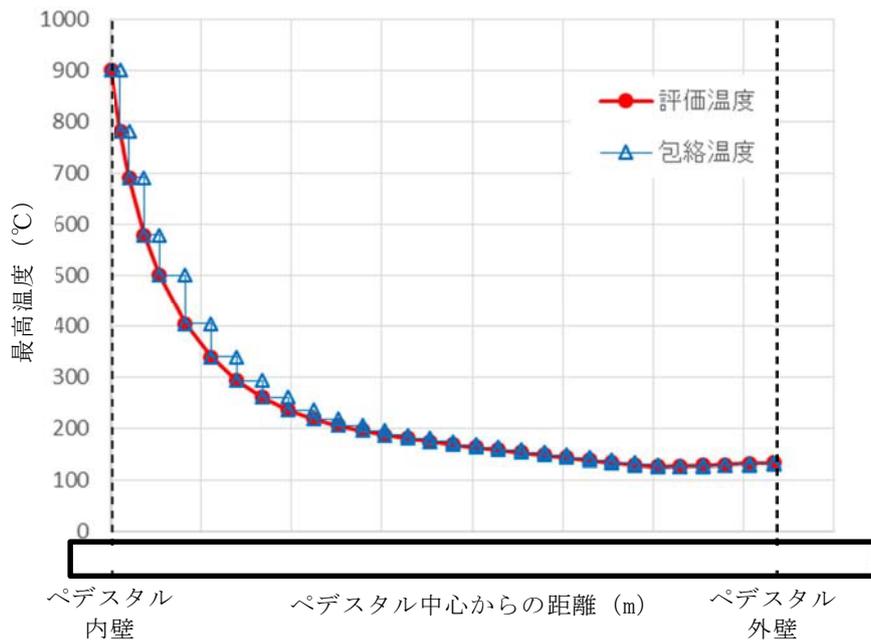
(2) 評価結果

等価壁厚は約1,276mmとなり、RPV支持に必要な壁厚192mmを上回ることから、側壁基部コンクリートの面外せん断に対してRPV支持機能は維持される。



側壁部温度変化

第1図 側壁部の熱伝導解析結果



第2図 ペDESTAL側壁における包絡温度の設定

表 2.4.1.4 圧縮強度残存比の提案値

加熱温度 T, T_r (°C)	高温時		加熱冷却後	
	Eurocode ⁶⁹⁾ (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_c(T)$	Eurocode ⁶⁹⁾ (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_c(T_r)$
20	1.00 [1.00]*	1.00	1.00	1.00
100	1.00 [0.95]*	$0.09 \times W/B + 0.74$	0.95	0.97
200	0.95 [0.90]*	$0.27 \times W/B + 0.78$	0.86	0.93
300	0.85 [0.85]*	$0.21 \times W/B + 0.80$	0.77	0.77
400	0.75 [0.75]*	$0.32 \times W/B + 0.64$	0.68	0.61
500	0.60 [0.60]*	$0.31 \times W/B + 0.48$	0.54	0.45
600	0.45 [0.45]*	$0.41 \times W/B + 0.24$	0.41	0.35
700	0.30 [0.30]*	$0.40 \times W/B + 0.14$	0.27	0.25
800	0.15 [0.15]*	0.15	0.14	0.15

*: 表中の[]は、本ガイドブック 2009 年版の記載値である。
2005 年の Eurocode⁶⁹⁾ 修正に伴い、修正した。

第 3 図 コンクリートの圧縮強度残存比

表 6.1 コンクリートの許容応力度 (N/mm²)

	長 期			短 期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コン クリート			$\frac{1}{30} F_c$ かつ $(0.49 + \frac{1}{100} F_c)$ 以下			
軽量コン クリート 1 種およ び 2 種	$\frac{1}{3} F_c$	—	普通コンクリートに対する値の 0.9 倍	長期に対す る値の 2 倍	—	長期に対す る値の 1.5 倍

[注] F_c は、コンクリートの設計基準強度 (N/mm²) を表す。

第 4 図 コンクリートの許容応力度

熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の構造評価

1. 床スラブコンクリートの面外せん断に対する評価

(1) 評価方法

- ・デブリ等の重量によるせん断応力は床スラブにせん断荷重として掛かることから、コンクリートを対象にせん断応力を評価し、鉄筋については考慮しない。また、必要なコンクリート厚さを小さく評価する観点で保守的に、床スラブのコンクリート部厚さ（1,000mm）を考慮せず、鉄筋コンクリート部厚さ（800mm）を対象に評価する。
- ・ABAQUSコードによる熱伝導解析結果における床スラブ鉄筋コンクリート部の縦方向各厚さの温度（第1図）に対して、第2図に示すとおり包絡温度を設定する。
- ・各厚さ部分の包絡温度に対して、耐火性ガイドブックに示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し、健全なコンクリートとしてみなせる等価板厚を算定する。
- ・上記手順により算定した等価板厚と添付3に示すデブリ保持に必要な板厚である とを比較し、等価板厚が必要板厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

等価板厚は約 618mm となり、デブリ保持に必要な板厚である を上回るため、床スラブコンクリートの面外せん断に対してデブリ保持機能は維持される。

2. 床スラブ鉄筋の曲げ応力に対する評価

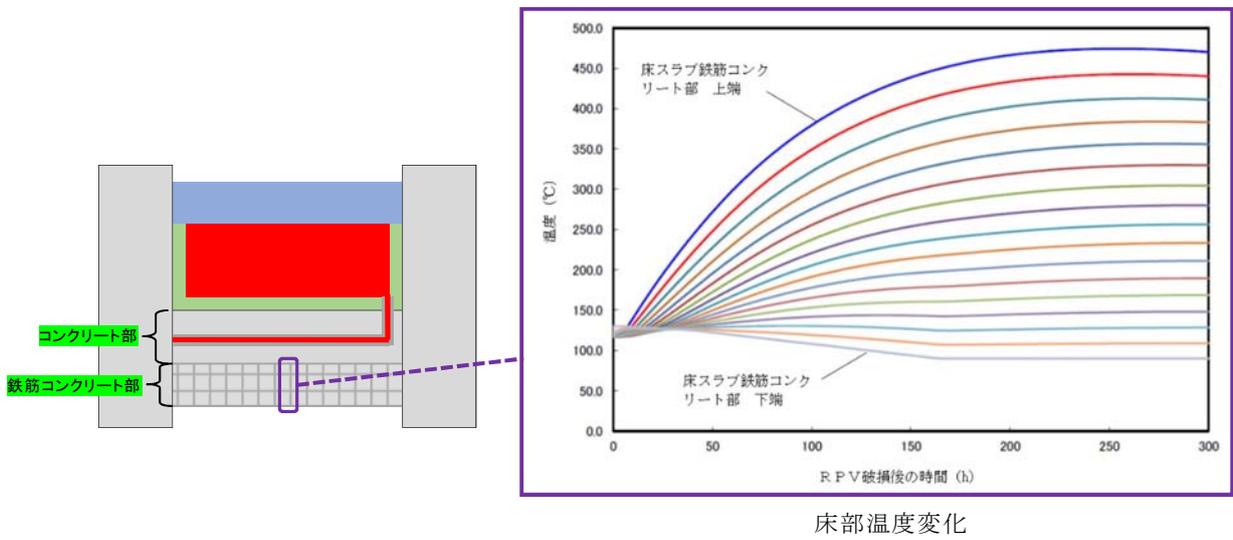
(1) 評価方法

以下に熱影響を考慮した床スラブ鉄筋の構造評価の方法を示す。

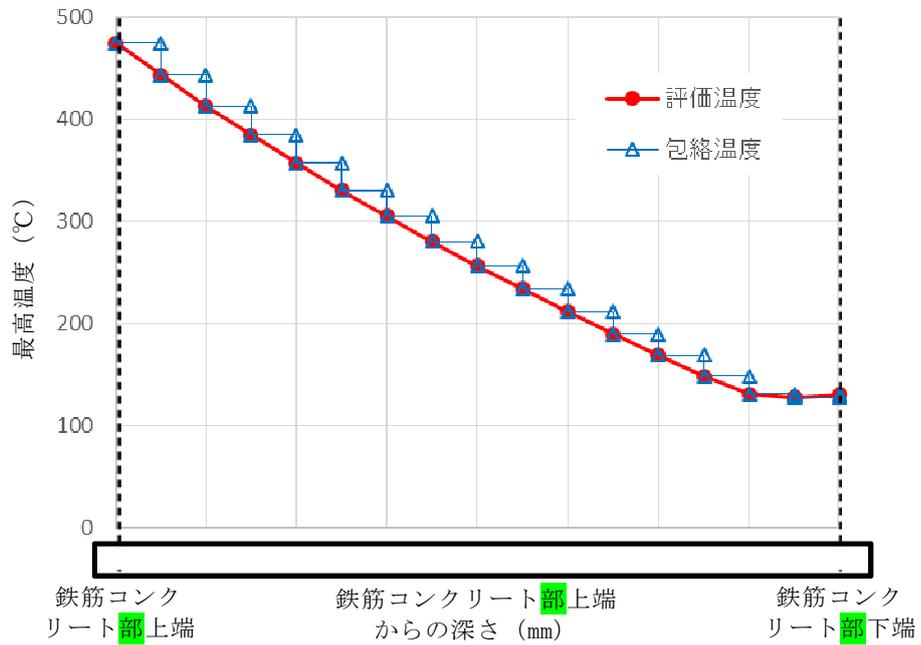
- ・ デブリ等の重量による曲げ応力は床スラブの鉄筋コンクリート部に引張荷重として掛かることから、第3図に示す鉄筋を対象に曲げ応力を評価し、コンクリートについては考慮しない。
- ・ A B A Q U S コードによる熱伝導解析結果より、下端筋位置では最高220℃程度まで温度上昇するため、第4図に示す耐火性ガイドブックの高温時の鉄筋強度を参考に、強度低下割合として4割を設定する。
- ・ 実機の床スラブ本体部の幅1m当たりの鉄筋量 に対し、上記の鉄筋強度劣化度合いを考慮し、健全な状態とみなせる鉄筋量を評価する。
- ・ 上記手順により算定した強度低下を考慮した鉄筋量と別添3に示すデブリ等の重量保持に必要な鉄筋量である幅1m当たり とを比較し、健全な状態とみなせる鉄筋量が必要鉄筋量を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

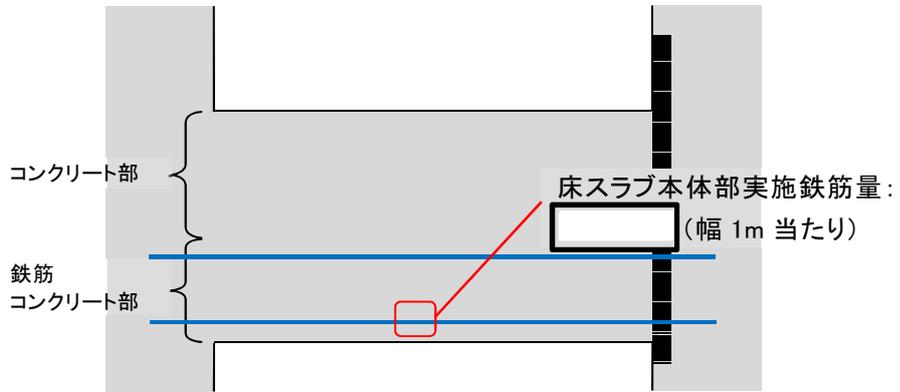
強度低下を考慮した鉄筋量は となる。デブリ等の重量保持に必要な鉄筋量は幅1m当たり であり、必要な鉄筋量を上回ることから、曲げ応力に対してデブリ保持機能は確保される。



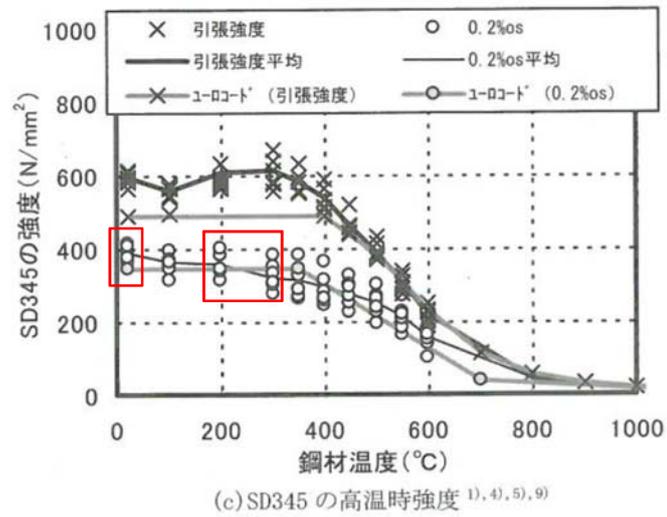
第1図 ペデスタル温度評価結果



第2図 床スラブ鉄筋コンクリート部における包絡温度の設定



第3図 床スラブの鉄筋コンクリート範囲



第4図 鉄筋強度の低下割合