

本資料のうち、枠囲みの内容は、  
営業秘密又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 18
提出年月日	平成 30 年 8 月 3 日

V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書



1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 原子炉格納施設の設計条件	5
3.1 設計基準事故時における設計条件	5
3.1.1 最高使用圧力及び最高使用温度	5
3.1.2 漏えい率に対する設計条件	6
3.1.3 最低使用温度	6
3.1.4 使用材料	6
3.1.5 耐圧試験圧力	8
3.1.6 開口部	8
3.1.7 配管貫通部	8
3.1.8 電線配線貫通部	8
3.1.9 原子炉格納容器隔離弁	9
3.1.10 原子炉格納容器体積	20
3.1.11 原子炉格納容器安全設備	20
3.1.12 許容外圧	20
3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	20
3.1.14 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差	22
3.1.15 真空破壊装置	22
3.1.16 原子炉建屋原子炉棟	23
3.1.17 可燃性ガス濃度制御設備	23
3.1.18 放射性物質濃度制御設備	23
3.1.19 原子炉格納容器調気設備	23
3.1.20 原子炉冷却材喪失時の荷重	24
3.1.21 逃がし安全弁作動時の荷重	31
3.1.22 荷重の組合せ	33
3.2 重大事故等時における設計条件	35
3.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力	35
3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能	38
3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	39
3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	40
3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能	41
3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	44
3.2.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能	44



3.2.8 原子炉格納容器外面への放水設備等	45
3.2.9 荷重の組合せ	46
4. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認	48
4.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価	48
4.1.1 評価方針	48
4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	48
4.1.3 評価方法	51
4.1.4 評価結果	55
4.2 その他原子炉格納容器評価温度，圧力に対する影響確認	65
4.2.1 確認内容	65
4.2.2 確認結果	65

別添 1 原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について

別添 2 コリウムシールド及びペデスタル排水系の設計

別添 3 格納容器圧力逃がし装置の設計

別添 4 代替循環冷却系の設計

下線：本日説明



## 別添 2 コリウムシールド及びペデスタル排水系の設計



## 目 次

1. ペデスタル（ドライウェル部）に係る設備対策の概要について…………… 別添 2-1
2. コリウムシールドの設計について…………… 別添 2-5
3. ペデスタル（ドライウェル部）水位管理に係る対策設備の設計について…………… 別添 2-11
4. ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について…………… 別添 2-15
5. 溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について…………… 別添 2-52
6. コリウムシールド材料の選定について…………… 別添 2-65
7. コリウムシールド厚さ，高さの設定について…………… 別添 2-71
8. 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について…………… 別添 2-87
9. 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評価について…………… 別添 2-90
10. 溶融炉心による熱影響評価について…………… 別添 2-113
11. ペデスタル排水系の排水機能確認試験について…………… 別添 2-139
12. コリウムシールドの施工性について…………… 別添 2-150
13. コリウムシールドの選択的侵食について…………… 別添 2-158



## 1. ペデスタル（ドライウェル部）に係る設備対策の概要について

東海第二発電所における、熔融燃料－冷却材相互作用及び熔融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制を考慮したペデスタル(ドライウェル部)(以下「ペデスタル」という。)に係る設備対策の概要を以下に示す。

東海第二発電所のペデスタルの概要図を図 1-1 及び図 1-2 に示す。

ペデスタル内の底面及び側面には、原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）が破損し熔融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した際のペデスタル構造健全性確保のため、Z r O<sub>2</sub>製のコリウムシールドを設置する。コリウムシールド内は格納容器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S U S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、その内側に格納容器機器ドレンサンプを設置する。

ドライウェルにて生じる床ドレン及び機器ドレンと、格納容器機器ドレンサンプを冷却するための原子炉補機冷却系の冷却水は、図 1-1 及び図 1-2 のようにペデスタル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。これらの配管には、事故時にペデスタル内への流入水を制限するため、ペデスタル側壁の外側に制限弁を設ける。

格納容器床ドレンサンプ内に流入した水は、1 mに立ち上げた格納容器床ドレンサンプの導入管（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、格納容器機器ドレンサンプにも導入管を設け、事故発生後にペデスタル内の水位が1.2 mを超えた場合には、格納容器床ドレンサンプの導入管と併せて排水が可能な設計とする。それぞれの導入管の周囲には、ペデスタル内での落下物や異物による悪影響を防止するための導入管カバーを設置する。

それぞれの排水配管の下流には格納容器外側隔離弁が設置されており、これらの弁は事故発生時に自動閉止する。これに対して、各排水配管を分岐させベント管へ接続することで、事故発生後においてペデスタルからサプレッション・チェンバへ排水する経路を設けるとともに、排水完了後にペデスタルからの冷却水の流出を防止するための排水弁を設ける。さらに、R P Vが破損しデブリがスリット内へ流入した際に、下流側の配管内で圧力上昇が生じる可能性を考慮し、安全弁を設ける。

R P Vが破損しデブリがペデスタル内に落下した場合には、格納容器下部注水配管から注水を行うことでデブリを継続的に冷却する。また、R P V破損（ペデスタル内へのデブリ落下）の検知及びペデスタル内水位管理のために、ペデスタル内には温度計及び水位計（格納容器下部水温及び格納容器下部水位）を設置する。

ペデスタルの側壁は鋼製スカートを介してR P Vを支持しており、R P V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、ペデスタル内には制御棒駆動水压系配管が敷設されている。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）に係る設備のDB・SAの区分について図 1-3 に示す。



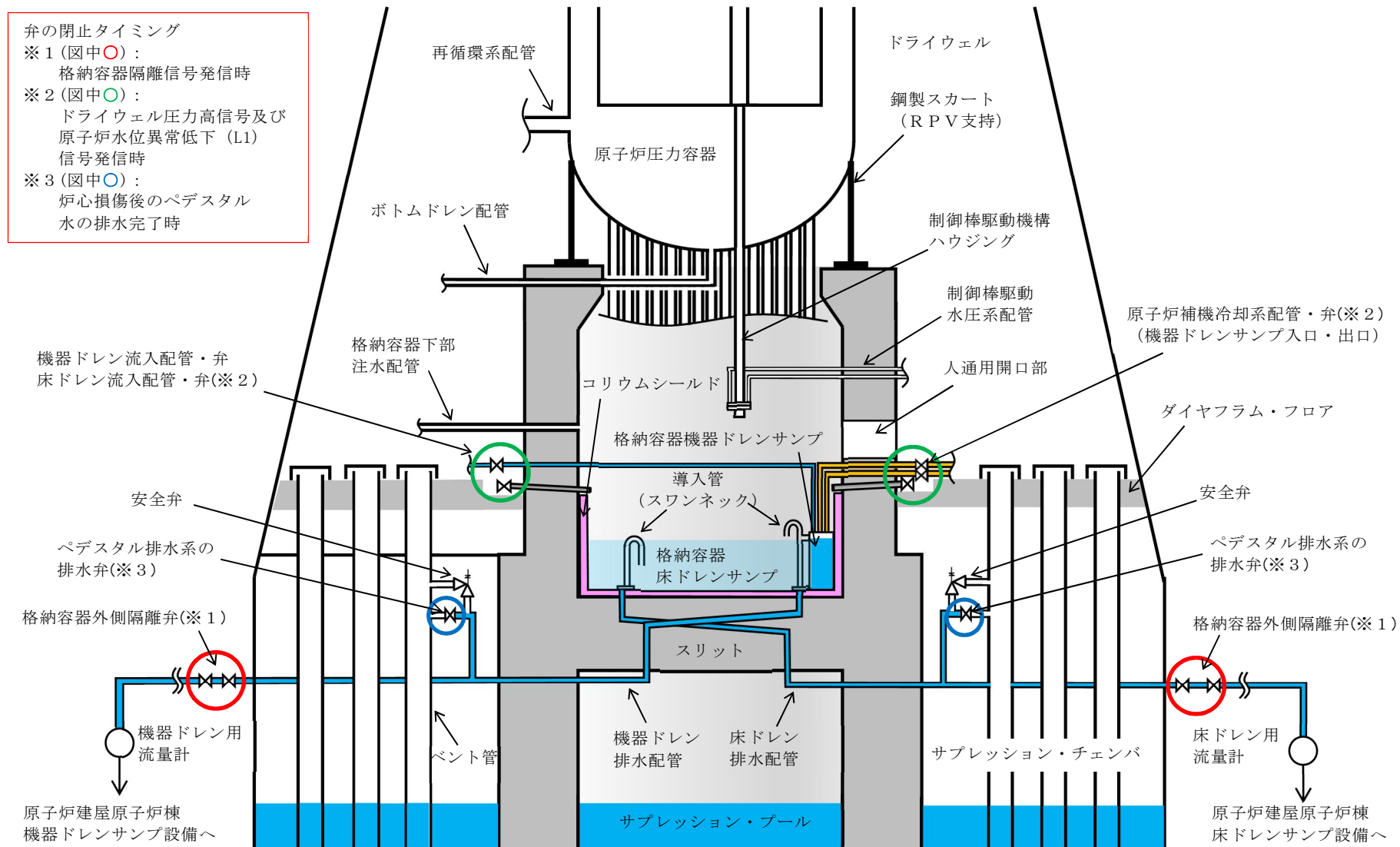


図 1-1 ペDESTAL概要図 (断面図)



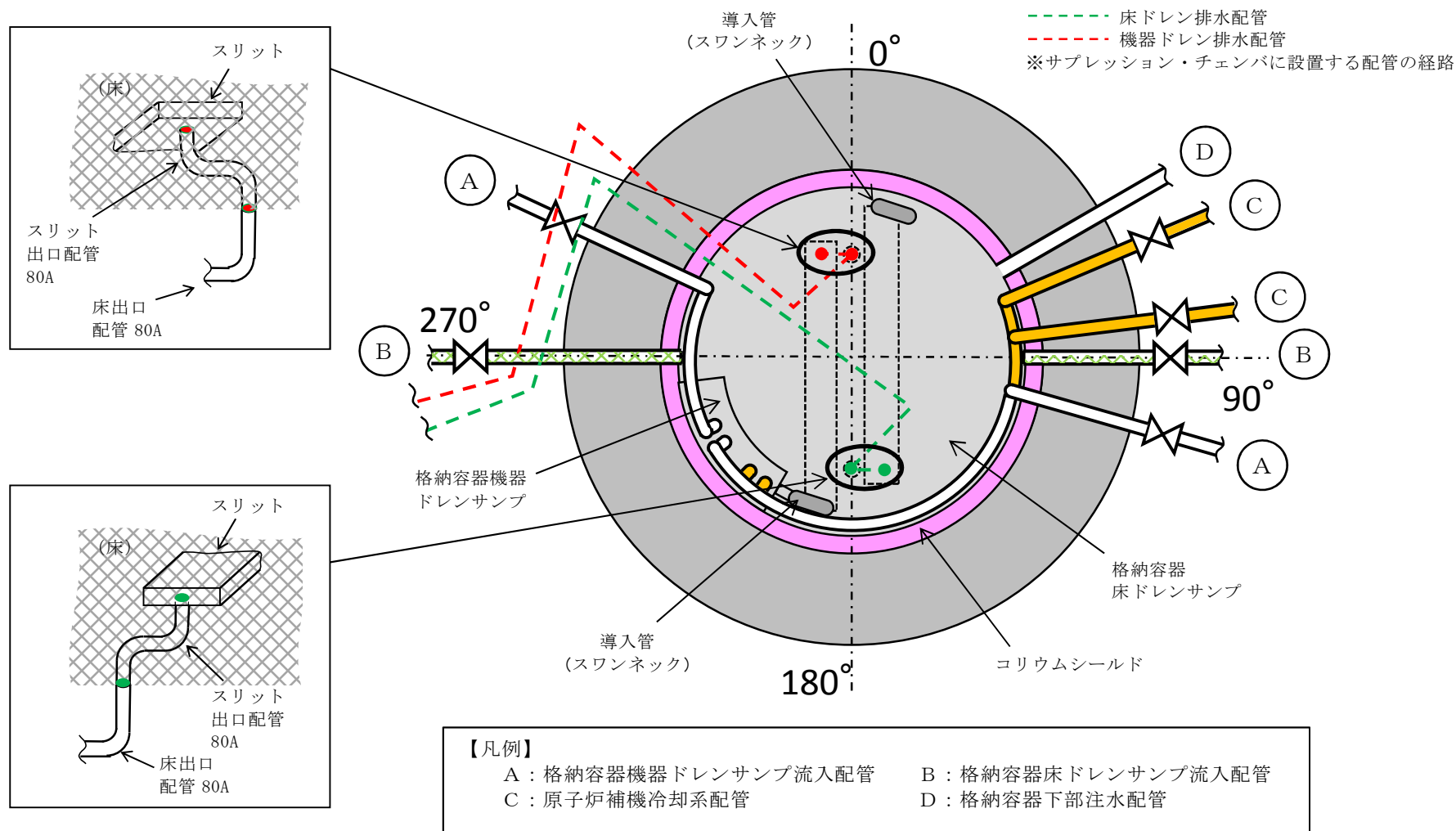


図 1-2 ペデスタル概要図 (平面図)



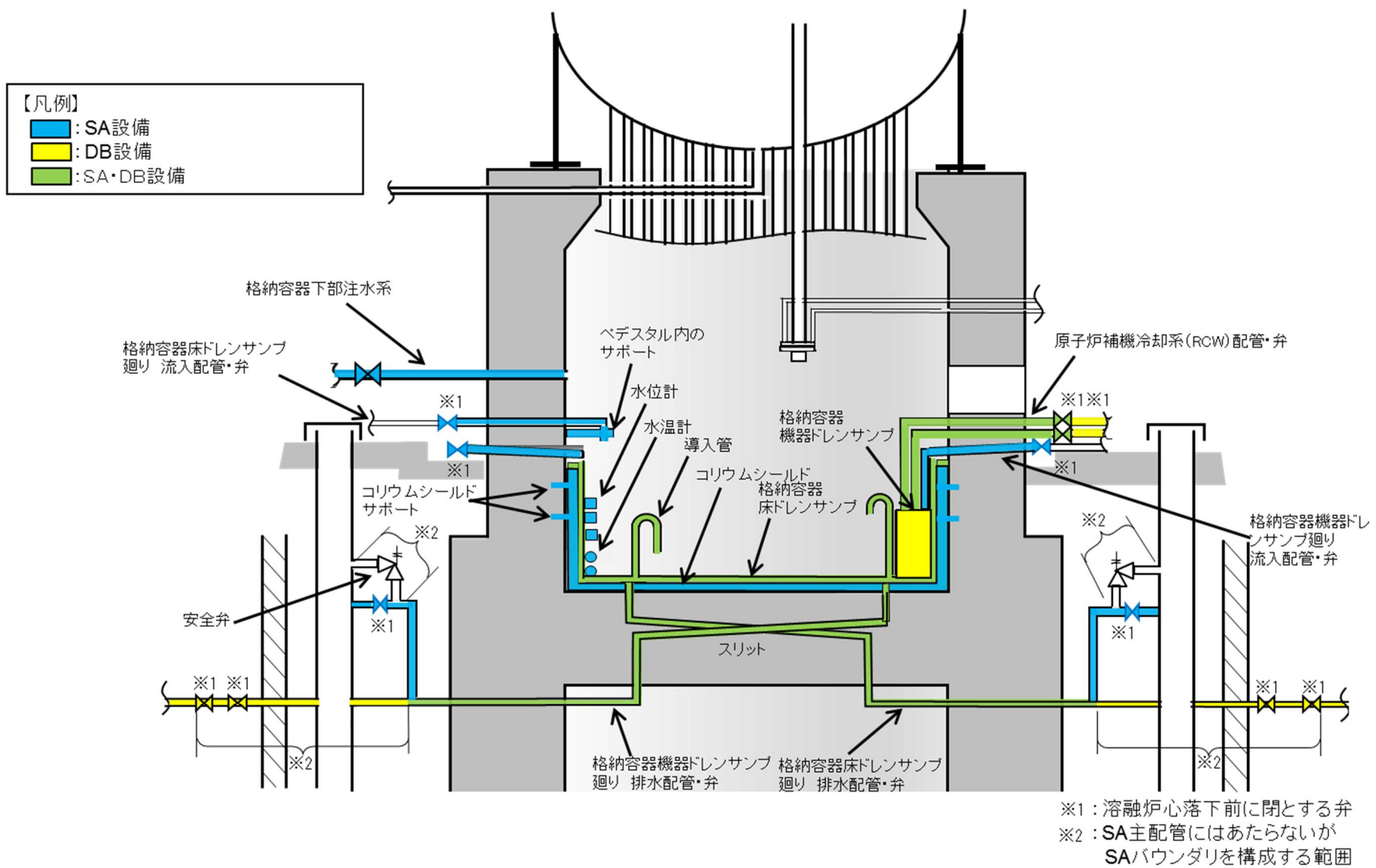


図 1-3 MCCI 対策に係る DB・SA 設備範囲図（断面図）



## 2. コリウムシールドの設計について

### 2.1 コリウムシールド材料の選定

コリウムシールドの材料としては、模擬熔融炉心を用いた種々の試験結果を基に、高融点でかつ化学的安定性に優れており、熔融炉心に対して高い耐性を有していることが確認された  $ZrO_2$  を選定した。

表 2-1 に、試験の概要を示す。また、各試験の試験方法及び結果の詳細については「6. コリウムシールド材料の選定について」に示す。

表 2-1 コリウムシールド材料の選定に係る試験の概要

試験の種類	概要
熔融 $Zr$ による耐熱材侵食試験	<b>試験目的：</b> 耐熱材の各候補材の耐侵食性を確認。 模擬熔融炉心として、侵食量が大きくなる 100 mol% $Zr$ をるつぼ内で 2000 °C～2200 °C の所定温度に昇温・熔融し、 <input type="text"/> , <input type="text"/> , $ZrO_2$ の耐熱材試験片を上部から挿入し 5 分間保持した後、取り出して残存状態を確認。 侵食量は <input type="text"/> > <input type="text"/> > $ZrO_2$ となり、 $ZrO_2$ , <input type="text"/> , <input type="text"/> の順に耐侵食性に優れていることを確認。
模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験	<b>試験目的：</b> $ZrO_2$ 耐熱材の侵食開始温度として設定している 2100 °C ※までの熔融炉心温度範囲における耐熱材の耐侵食性を確認。 るつぼ内に円柱状に加工した $ZrO_2$ 耐熱材と模擬熔融炉心粒子 ( $UO_2-ZrO_2-Zr$ : 30 mol% - 30 mol% - 40 mol%) を装荷し、模擬熔融炉心を 2000 °C～2100 °C に昇温・熔融し 10 分間保持した後、るつぼを切断し断面を確認。 $ZrO_2$ 耐熱材の厚さは試験前から変化せず、模擬熔融炉心による $ZrO_2$ 耐熱材の有意な侵食がないことを確認。
耐熱材への模擬熔融炉心落下試験	<b>試験目的：</b> 耐熱材に熔融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認。 $ZrO_2$ 耐熱材を内張りしたコンクリートトラップに、2450 °C 以上に加熱した模擬熔融炉心 ( $UO_2-ZrO_2-Zr$ : 30 mol% - 30 mol% - 40 mol%) を落下させ、耐熱材の侵食状況等を確認。 模擬熔融炉心接触部から最大約 1 cm の範囲で $ZrO_2$ 耐熱材が黒色化し、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が生じていないことを確認。 黒色化した部分について 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ないことを確認。

※ 「9. 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」参照

### 2.2 コリウムシールド厚さ、高さの設定

コリウムシールドは、熔融炉心・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 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デブリを全量保有でき、かつ、熔融炉心・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。これを踏まえ、コリウムシールドは、高さ 1.88 m、厚さ 0.15 m とすることとした。以下にその考え方



を示す。

(1) コリウムシールド高さの設定

ペデスタル内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウエ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、ペデスタル外へ流出するおそれがある。そのため、デブリをペデスタル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デスタル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。ペデスタル床高さに対して最も低い位置となる経路は、ドライウエルからペデスタル床ドレンサンプへのドレン配管である(図 2-1)。当該配管の下端は、ペデスタル床から約 1.88 m 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 1.88 m を設定する。

(2) コリウムシールド厚さの設定

ペデスタルにおける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は、コリウムシールドは可能な限り厚さを確保することが望ましい。ただし、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コリウムシールド内に保有可能なデブリ量が減少する。したがって、ある程度の保守性を見込んだデブリ体積を全量保有できる上限の厚さとして、0.15 m を設定する。

以下にコリウムシールド厚さの計算方法を示す。また、計算におけるデブリ体積等の条件の考え方については、「7. コリウムシールド厚さ、高さの設定について」に示す。

デブリの堆積高さ  $H_{\text{debri}}$  は、式(1)及び式(2)で算定される。

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

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

$V_m$  : 熔融物体積 [36 m<sup>3</sup>]

$V_s$  : ペデスタル内構造物体積 [4 m<sup>3</sup>]

$\Phi_{\text{ent}}$  : 粒子化割合 [0.173]

$P$  : ポロシティ [0.5]

$S_{\text{fz}}$  : コリウムシールドの設置を考慮した床面積 [m<sup>2</sup>]

$L_{\text{PD}}$  : ペデスタル床直径 [6.172 m]

$D_{\text{CS}}$  : 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  $H_{\text{debri}}$  を  $(1.88 - D_{\text{CS}})$  m として計算した結果、 $D_{\text{CS}}$  = 約 0.15 m となる。



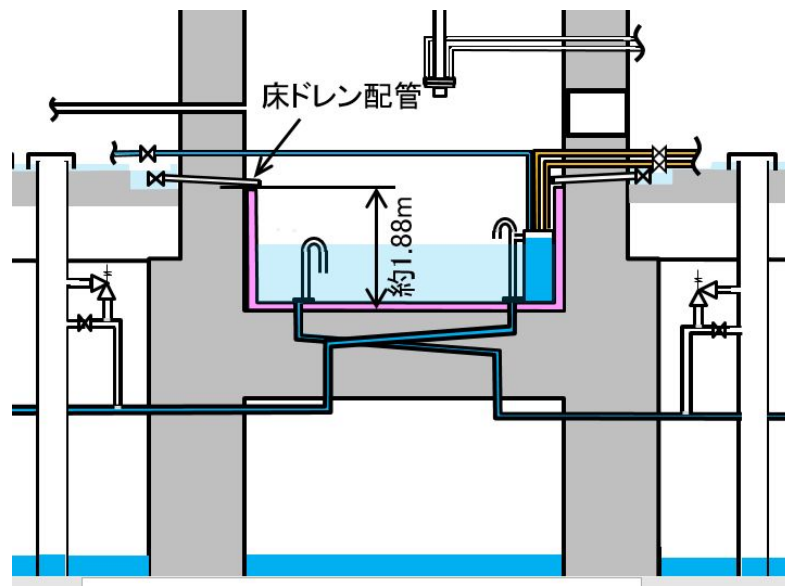


図 2-1 デブリがペDESTAL外へ流出する可能性のある経路

### 2.3 コリウムシールドを考慮した侵食量評価

格納容器破損防止対策の有効性評価においては、コリウムシールドを考慮したデブリによる侵食量評価を、MAAPコードを用いた解析により実施している。また、デブリから冷却水への熱流束、コリウムシールドの物性値及び侵食量に係る不確かさを踏まえた感度解析を実施し、コリウムシールド及びペDESTALコンクリートに侵食が生じないことを確認している。

ベースケース及び感度ケースの解析条件を表 2-2 に、解析結果を表 2-3 に示す。また、各解析ケースの条件設定の考え方等の詳細について、「9. 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」に示す。



表 2-2 侵食量評価における解析条件

項 目	ベースケース	感度ケース①	感度ケース②
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	
溶融炉心から水プールへの限界熱流束	800 kW/m <sup>2</sup> (圧力依存性あり)	800 kW/m <sup>2</sup> (一定※ <sup>1</sup> )	800 kW/m <sup>2</sup> (圧力依存性あり)
ペDESTAL 初期水位	1 m		
ペDESTAL 注水	R P V 破損 7 分後から 80 m <sup>3</sup> /h		
コリウムシールド厚さ	15 cm		11 cm
コリウムシールド熱伝導率			
コリウムシールド比熱			
コリウムシールド侵食開始温度	2100 ℃		
R P V 破損時の溶融炉心温度	M A A P 解析結果に基づく		

表 2-3 侵食量評価における解析結果

項 目	ベースケース	感度ケース①	感度ケース②
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	侵食なし
コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし	侵食なし

#### 2.4 デブリによる熱影響評価

R P V が破損破損しデブリがペDESTAL へ落下した場合、デブリからの熱影響によってペDESTAL の鉄筋やコンクリートの強度が低下することが考えられる。これに対して、コリウムシールド等の対策を考慮した上で、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ている。

評価方法及び評価結果を以下に示す。また、評価条件の考え方等の詳細については、「10. 溶融炉心による熱影響評価について」に示す。

##### (1) 評価方法

###### ・荷重条件

構造強度の評価に当たり、R P V 支持機能の評価では R P V、遮へい壁等の自重を



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を考慮する。

- ・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。

- ・温度条件

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。

- ・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。

## (2) 評価結果

各評価項目に対する判断基準及び評価結果を、表 2-4 に示す。



表 2-4 デブリによる熱影響評価結果

項 目	判断基準	評価結果	判定
側壁コンクリート 圧縮軸力	必要壁厚 133 mm	熱影響を考慮した等価壁厚 約 1229 mm	○
側壁基部コンクリート 面外せん断力	必要壁厚 192 mm	熱影響を考慮した等価壁厚 約 1276 mm	○
床スラブコンクリート 面外せん断力	必要板厚 <div style="border: 1px solid black; width: 50px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div>	熱影響を考慮した等価板厚 約 629 mm	○
床スラブ鉄筋 曲げ応力	必要鉄筋量 <div style="border: 1px solid black; width: 80px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div>	熱影響を考慮した等価鉄筋量 約 <div style="border: 1px solid black; width: 80px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div>	○



### 3. ペデスタル（ドライウェル部）水位管理に係る対策設備の設計について

#### 3.1 ペデスタル水位管理に係る対策設備の機能

ペデスタル水位管理に用いる設備について、それぞれの機能を以下に示す。また、各設備を用いた水位管理方法の詳細については、「4. ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について」に示す。なお、各設備の配置関係については、図 1-1 及び図 1-2 に示したとおりである。

##### (1) 格納容器床ドレン制限弁，格納容器機器ドレン制限弁及び原子炉補器冷却水制限弁

ドライウェルからペデスタル内の格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプへ流入する配管に対して、ペデスタル外側に制限弁を設置する。

事故時においてペデスタル内水位を制御するため、ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下（レベル 1）信号が同時に発信した場合に自動閉止し、ペデスタル内への流入水を遮断する設計とする。

##### (2) 格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管

格納容器床ドレンサンプからの排水配管の入口に、格納容器床ドレンサンプ底部から 1 m 高さのスワンネック形状の導入管を設置する。これにより、通常運転中からペデスタル内水位は約 1 m で維持されるとともに、事故発生後にペデスタル内への流入水が生じた場合、ペデスタル内水位が 1 m となるまで排水される設計とする。

また、格納容器機器ドレンサンプについても、格納容器床ドレンサンプ底部から 1.2 m 高さ※のスワンネック形状の導入管を設置する。これにより、事故発生後の流入水によりペデスタル内水位が 1.2 m 以上となった場合には、格納容器床ドレンサンプ導入管と併せてペデスタルからの排水が可能となり、排水機能の信頼性が向上する。

※ 通常運転中に格納容器床ドレンと機器ドレンが混合することを防止するため、格納容器床ドレンサンプ導入管に対して高低差をもった設計とする。

各ドレンサンプ導入管は、排水性の確保及び意図した水位で排水を停止させるため、スワンネック形状の頂部付近に空気抜き孔を有する設計とする（図 3-1）。



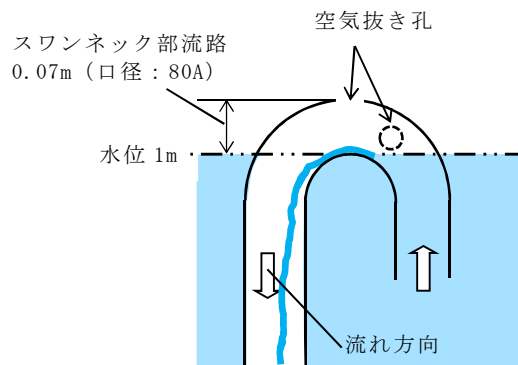


図 3-1 ドレンサンプ導入管の構造

### (3) ドレンサンプ導入管カバー

ペデスタル内での落下物により、格納容器床／機器ドレンサンプ導入管が損傷すること、また、異物の流入により排水流路が閉塞することを防止するため、各ドレンサンプ導入管の周囲にカバーを設置する。

カバーは、排水流路のスリット部の短辺  よりも小さい開口径を多数有する板を用い、これを開口が重ならないよう二重に配置することで、線状の異物についても流入を防止する設計とする（図 3-2）。

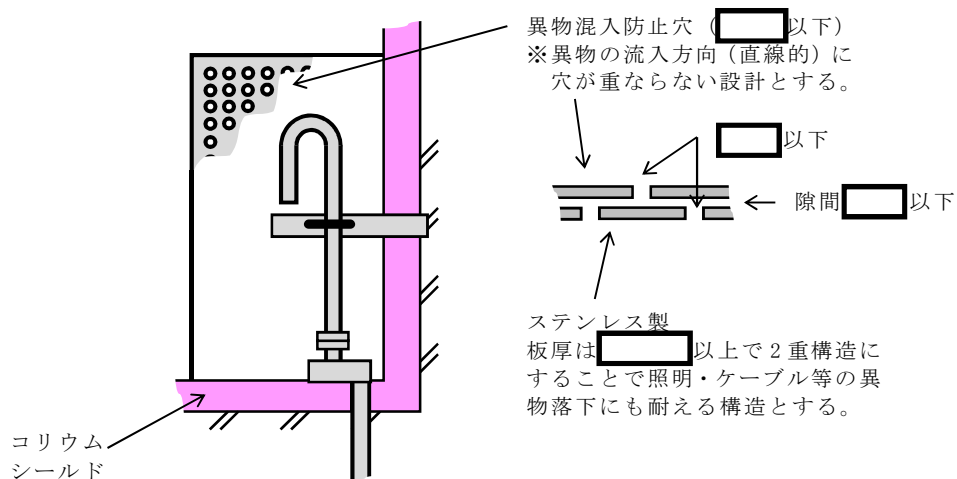


図 3-2 ドレンサンプ導入管カバーの構造

### (4) ドレンサンプ排水流路スリット部

R P V破損時にペデスタルに落下したデブリが、各ドレンサンプの排水流路を通じてサプレッション・チェンバへ移行することを防止するため、ペデスタル床スラブのコンクリート内に高さ  ×幅  のスリット形状の流路を設置する（図



3-3)。

スリット部は厚さ [ ] のステンレスで製作し，流入したデブリの冷却及び凝固停止を促進する設計とする。また，横方向スリット部の長さは約 [ ] とすることで，流入したデブリがスリット長さの範囲内で凝固停止することを確認している。デブリの凝固停止評価の詳細については，「5. 熔融炉心の排水流路内での凝固停止評価について」に示す。

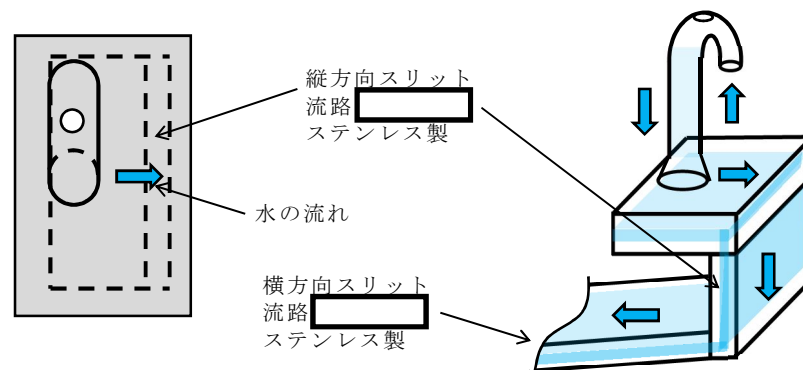


図 3-3 排水流路のスリット部の構造

#### (5) ペデスタル排水配管及び排水弁

通常運転中，ペデスタルへ流入した格納容器床ドレン及び機器ドレンは，各ドレンサンプの導入管から排水され，下流の配管及び格納容器外側隔離弁を通じて原子炉建屋原子炉棟のドレンサンプへ導かれる。

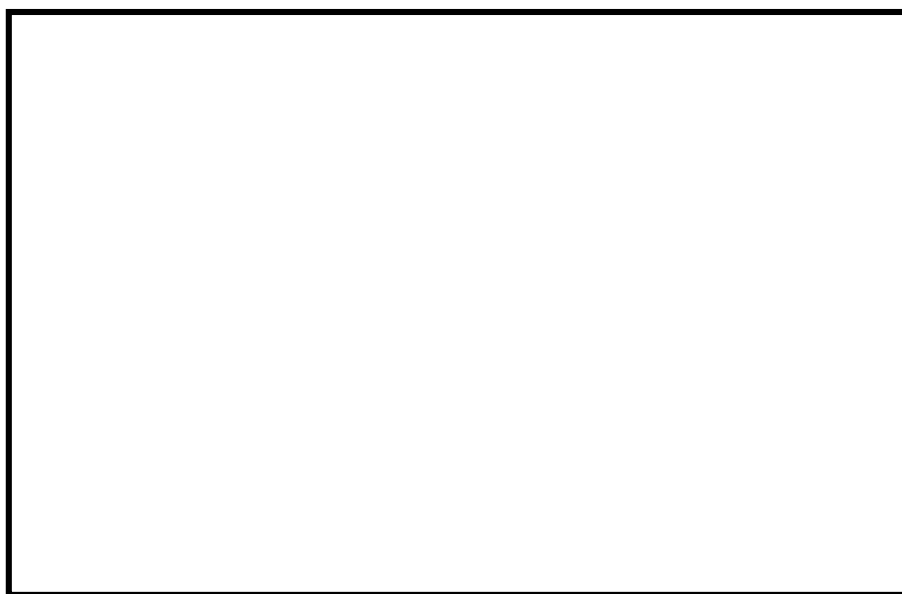
事故発生時には，格納容器隔離信号により格納容器外側隔離弁は自動閉止されるため，各ドレンサンプの排水配管を分岐させベント管に接続することで，事故発生後のペデスタルからの排水を可能とする。

排水配管を接続するベント管は，真空破壊弁作動時のベント管内の上昇流がペデスタルからの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ものを選定する（図 3-4）。

ベント管接続部にはペデスタル排水弁を設置し，通常運転中から開状態としておく。事故発生後，RPV破損前のペデスタル注水により一旦水位を上昇させるが，その後排水により格納容器下部水位（ペデスタル床面高さ+1.05 m 検知用）が水位を検知しなくなった時点から約 6 分後※に，自動で閉止する設計とする。

※ ペデスタル水位が 1.05 m から 1 m まで低下する時間（モックアップ試験より得られたスリット部圧損係数を踏まえ評価した時間





- - - 格納容器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)
- - - 格納容器床ドレン排水配管(80A)  
(原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ)
  
- ベント管 格納容器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 格納容器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)

図 3-4 ペデスタル排水配管及び排水弁の配置



#### 4. ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について

東海第二発電所における，熔融燃料－冷却材相互作用及び熔融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制を考慮したペデスタル内の水位管理方法の内容を以下に示す。

##### (1) 原子炉起動前及び通常運転時

原子炉起動前において，通常運転時のペデスタル格納容器床ドレンサンプの排水性を確保するため，消火系，補給水系又は純水系を使用して必要によりペデスタル内への事前水張りを行い，ペデスタル内水位を約 1 m（約 27 m<sup>3</sup>）にし，通常運転時のペデスタルへの流入水の計測を可能とする。

通常運転時におけるペデスタル内へ流入する発生源が明らかな漏えい水として格納容器内のドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水等があり，これらが床ドレン水（ドライウェルエアークーラードレン含む。）として格納容器内の床ドレン配管からペデスタル内へ流入（2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日の通常運転時における実測値 多量時：約 6.8 L/h，少量時：約 0.2 L/h）する。なお，通常運転時に発生する格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約 3.7 Bq/mL である。

ペデスタル内へ流入した床ドレン水は，ペデスタル内水位が約 1 m の状態で流入し，導入管から原子炉建屋原子炉棟格納容器床ドレンサンプ設備へ排水されるため，その排水状況を格納容器床ドレン流量により確認することで，ペデスタル内水位が約 1 m に維持されていることを確認できる。また，ペデスタル内水位が約 1 m に維持されていることを格納容器下部水位にて確認することもできる。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において，導入管から原子炉建屋原子炉棟格納容器床ドレンサンプ設備に排水される過程で，格納容器床ドレン流量により原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい水を検出することが可能である。

##### (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（レベル 1）信号により，ペデスタル内へ流入する配管（床ドレン配管，機器ドレン配管及び原子炉補機冷却系配管）に対してペデスタル外側に設置した制限弁を自動閉止し，ペデスタルへの流入水を制限する。（添付 4-1(2)②a.）

制限弁閉止前の流入水等により水位が 1 m 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プレッション・チェンバへ排水され，R P V 破損までにペデスタル内水位は 1 m まで低下する。（添付 4-1(2)②b.）

事故が発生し炉心が損傷した場合，格納容器下部水位（ペデスタル床面＋1.05 m）が水位を検知するまで格納容器下部注水配管から注水を実施し，その後排水する



ことにより，R P V破損時に確実に水位 1 m 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 10 cm 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 5 cm 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，炉心損傷後のペデスタル注水開始から 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。

また，格納容器機器ドレンサンプについても格納容器床ドレンサンプと同様に導入管，ベント管への排水配管及び排水弁を設置することで，ペデスタル内水位が 1.2 m 以上となった場合には，格納容器機器ドレンサンプ排水配管からもサンプレッション・チェンバへ排水が可能な設計とする。（添付 4-1(2)②b.）

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・チェンバへの流出を防止する。（添付 4-1(2)②b.）

### (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 0.2 m 以上のデブリ堆積を検知後に，80 m<sup>3</sup>/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。この際，ペデスタル内での貯水はペデスタル躯体にて行う。

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 4-1 に，ペデスタル内に設置する計器類について添付 4-2 にそれぞれ示す。



## 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内格納容器床ドレンサンプ

- ・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。（図 1）
- ・サンプの水位は，サンプから排水する排水配管の入口（導入管）高さを床面から 1 m に設定することで，常時 1 m の水位を保つことが可能な設計とする。（図 1）
- ・サンプへの流入水は，高さ 1 m に設置する排水配管の入口（導入管）から，排水配管内を通じてサプレッション・チェンバを経由し，格納容器外の原子炉建屋原子炉棟格納容器床ドレンサンプ設備へ全量排水される設計とする。（図 1）
- ・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 1 m 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格納容器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。（図 1）
- ・排水流路の横方向スリット部には，通常運転中の排水性を確保する観点から勾配を設けるが，R P V破損後のスリット内でのデブリの凝固停止距離を短くする観点から，その勾配を  に制限した設計とする。（図 1） また，横方向スリット部の長さは，デブリの凝固停止距離の評価結果を上回る約  とする。なお，R P V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。



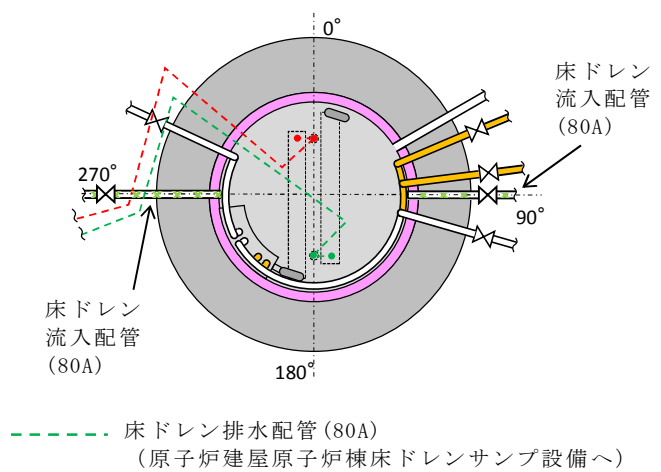
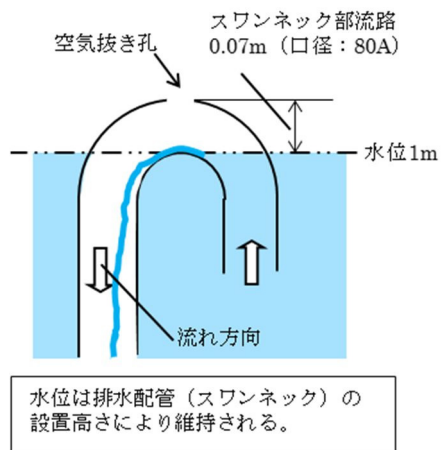
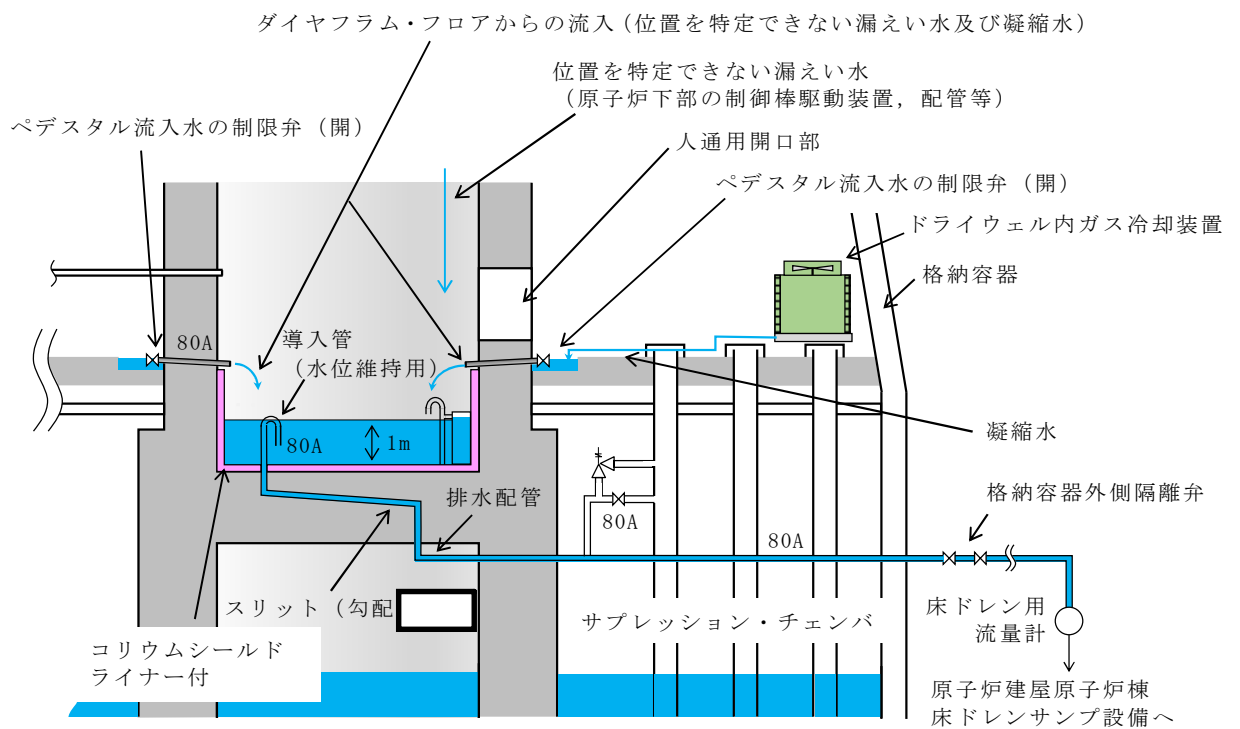


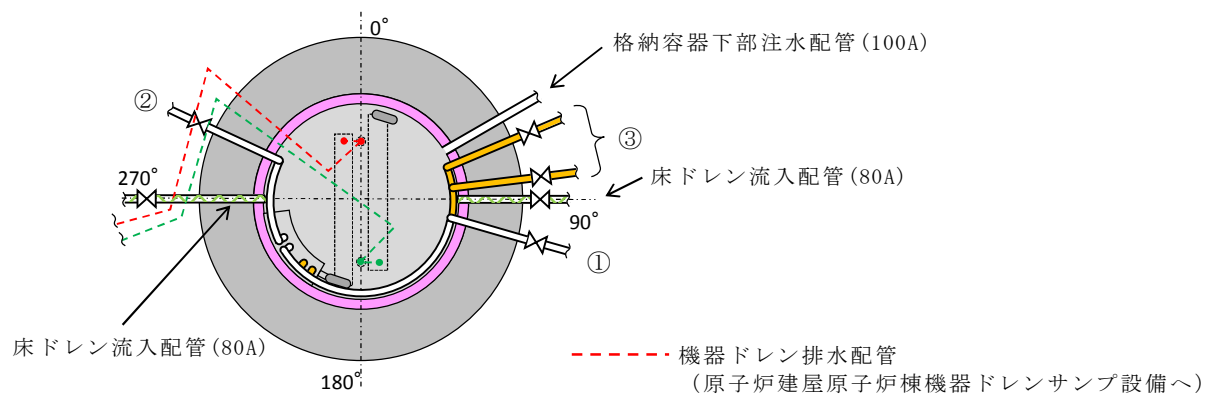
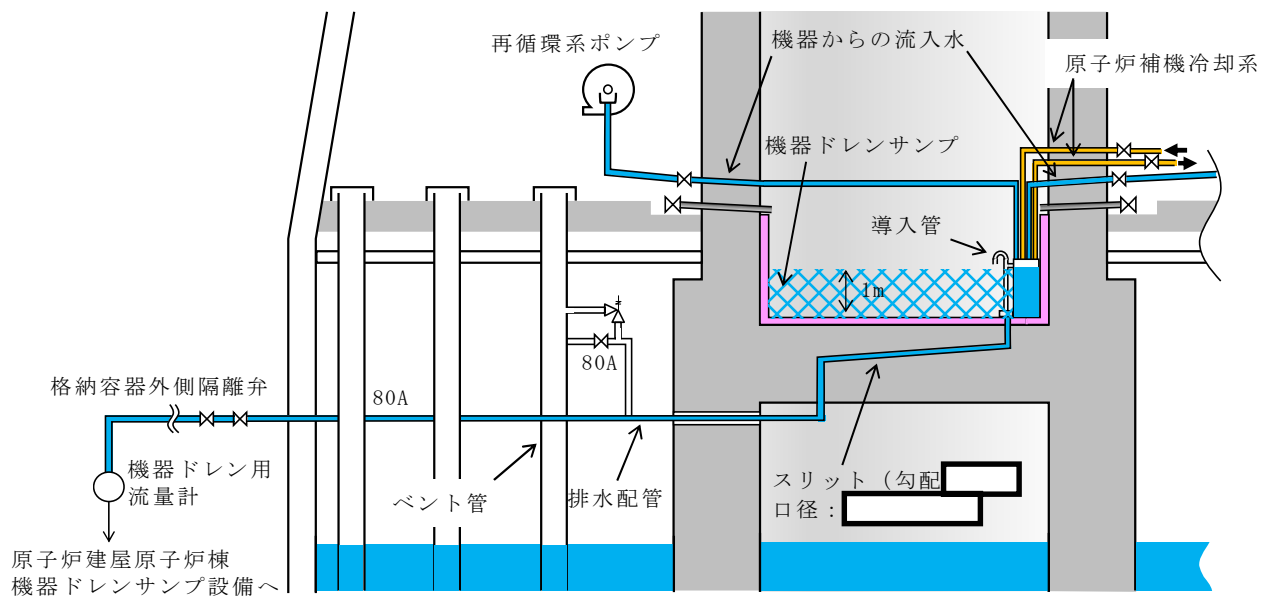
図1 ペデスタル格納容器床ドレンサンプの通常運転時流入水及び排水経路図



## ②ペDESTAL内格納容器機器ドレンサンプ

- ・再循環系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。（図 2）
- ・ドレン水は，サンプ内で冷却（原子炉補機冷却系配管により）され，原子炉建屋原子炉棟格納容器機器ドレンサンプへ全量排出される設計とする。（図 2）
- ・原子炉補機冷却系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できる設計とする。（図 2）
- ・サンプからの排水は，原子炉建屋原子炉棟格納容器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。（図 2）
- ・排水流路の横方向スリット部は，床ドレン排水流路と同様に全長約  とし，勾配を  に制限した設計とする。（図 2）
- ・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空気ベント用の導入管を設置する設計とする。通常運転中の機器ドレンと床ドレンの混入防止のため，導入管の高さは格納容器床ドレンサンプの導入管排水高さ 1 m よりも高い 1.2 m とする。





NO.	流入元	運転中の状態
①	再循環系ポンプ (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 (*2)，再循環系ポンプ (A) 点検時のドレン (*2) (50A)	常時排水あり
②	再循環系ポンプ (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 (*2)，再循環系ポンプ (B) 点検時のドレン (50A) (*2) (50A)	常時排水あり
③	原子炉補機冷却系配管 (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)

図 2 ペDESTAL格納容器機器ドレンサンプ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

① R 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 格納容器床ドレンサンプの水位を 1 m 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 格納容器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（レベル 1）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。（図 3（a）（d））
- ・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プレッション・チェンバへ排水される設計とする。（図 3（a）（c）（d）（e））

b. ペDESTAL への流入水の排出

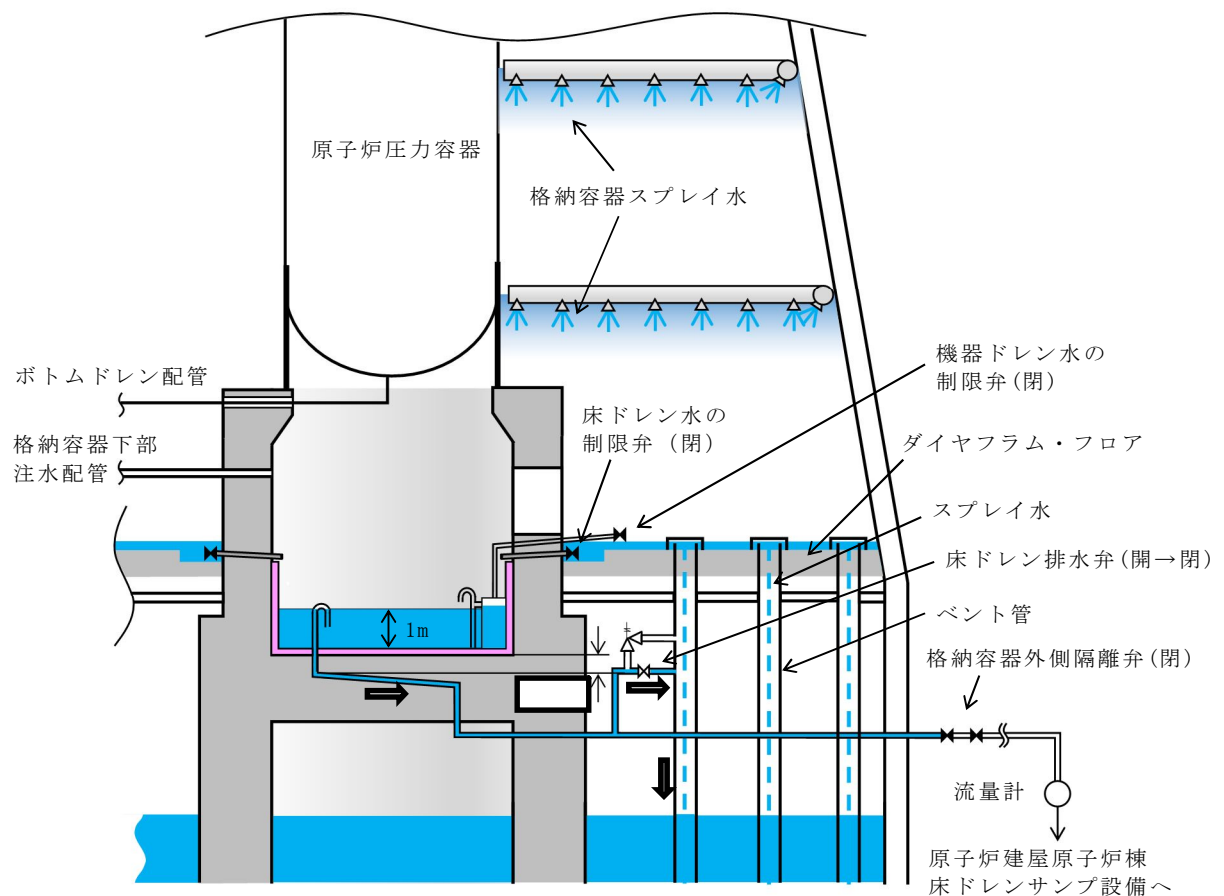
- ・事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり、ペDESTAL 格納容器床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが、通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで、ベント管を介してサプレッション・チェンバへ自然排水される設計とする。（図 3（a）（d）（e））
- ・事故時のペDESTAL 格納容器床ドレンサンプへの流入水により、ペDESTAL 格納容器床ドレンサンプの水位は上昇するが、R P V 破損までの間に、ペDESTAL 格納容器床ドレンサンプの水位が、1 m まで排水可能な設計とする。（別紙）
- ・以下を考慮し、床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペ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。（図 3（a）（b））
  - 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リ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（10 mm）の上端の位置になるように設置する設計とする。（図 3（a）（b））
  - 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、コリウムシールドな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。（図 3（a）（b））
- ・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。（図 3（e））

- ベント管に接続する床ドレン排水弁は，R P V破損前のペデスタル注水により水位が上昇し格納容器下部水位（ペデスタル床面＋1.05 m）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，約 6 分の時間遅れ（1.05 m から 1 m 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破損後のペデスタル水のサプレッション・チェンバ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破損後のペデスタル水がサプレッション・チェンバ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。（図 3（e）（f））





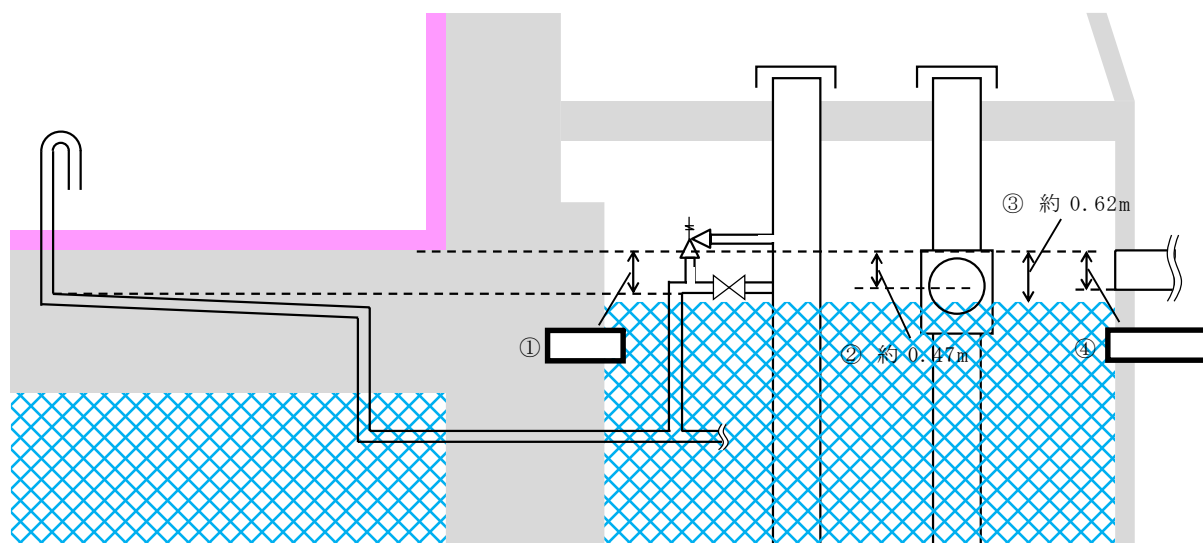
ペDESTALに流入した水はベント管（真空破壊弁が設置されていないもの）を介してサブプレッション・チェンバへ排水される。ベント管は、格納容器スプレイ水等の流入も考えられるが、ベント管は個数が108本あり、約0.6mの直径を有していることから、ベント管の単位面積当たりに流れる格納容器スプレイ水等の流量は僅かであり、ペDESTALへの流入水の排水性に影響はないと考えられる。

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約0.62m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。（図3（b））

【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。（図3（b））

図3（a）ペDESTAL格納容器床ドレンサンプの水位1m維持対策概要





- ①：ペDESTAL床コンクリート表面から，横方向スリット上端及び排水配管のベント管への接続高さ  
 ②：ペDESTAL床コンクリート表面から，最も高い位置の真空破壊弁設置高さ  
 ③：ペDESTAL床コンクリート表面から，格納容器ベント中のサプレッション・プールの最高水位  
 ④：ペDESTAL床コンクリート表面から，サプレッション・チェンバ側の格納容器ベントライン下端

図 3 (b) ペDESTAL格納容器床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

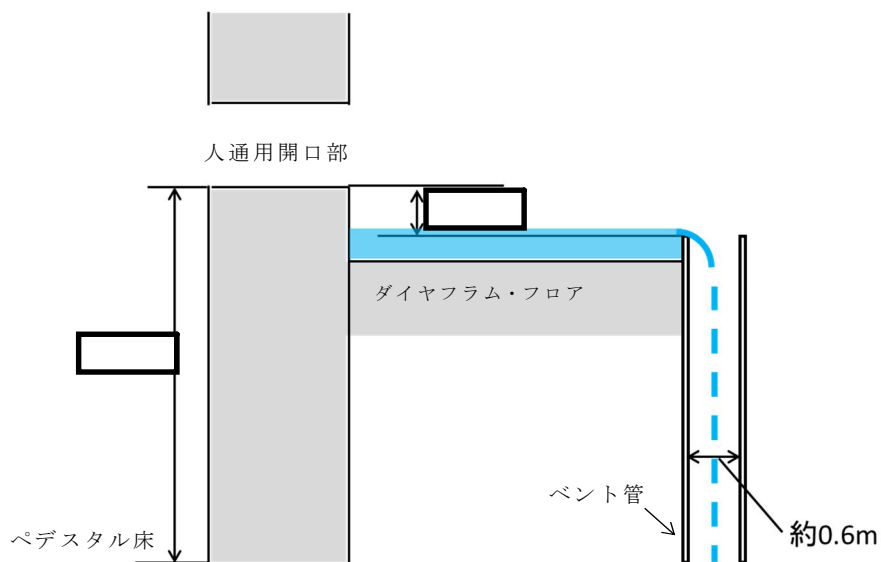


図 3 (c) ペDESTAL格納容器床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



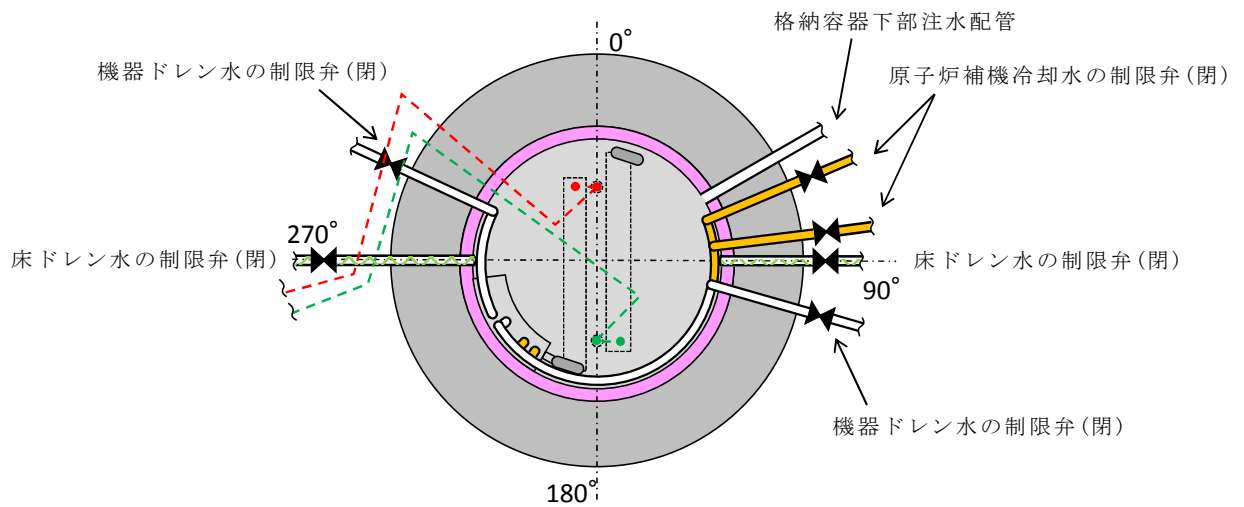


図 3 (d) ペDESTAL格納容器床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



- 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)

図 3 (e) ペDESTAL格納容器床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



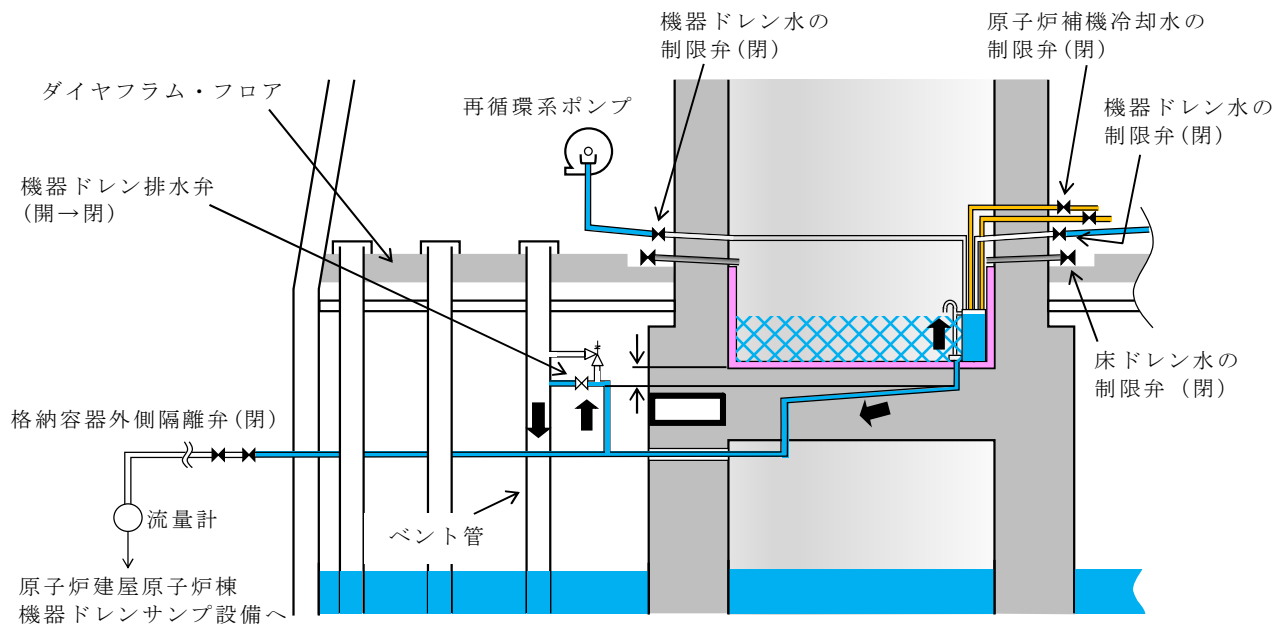


図 3 (f) ペデスタル格納容器床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

### (3) R P V 破損後

#### ① R P V 破損後に達成すべき条件

- ・ペデスタル格納容器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。
- ・ペデスタル格納容器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系配管を溶融することにより、当該配管からペデスタル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（レベル 1）信号により、ペデスタル流入水の制限弁（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。（図 4）
- ・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。（図 4）



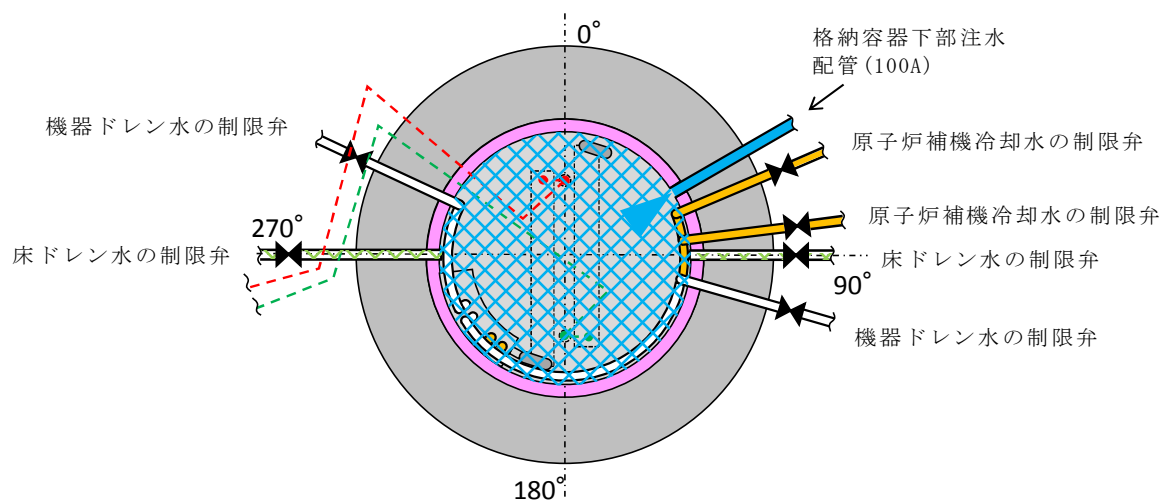
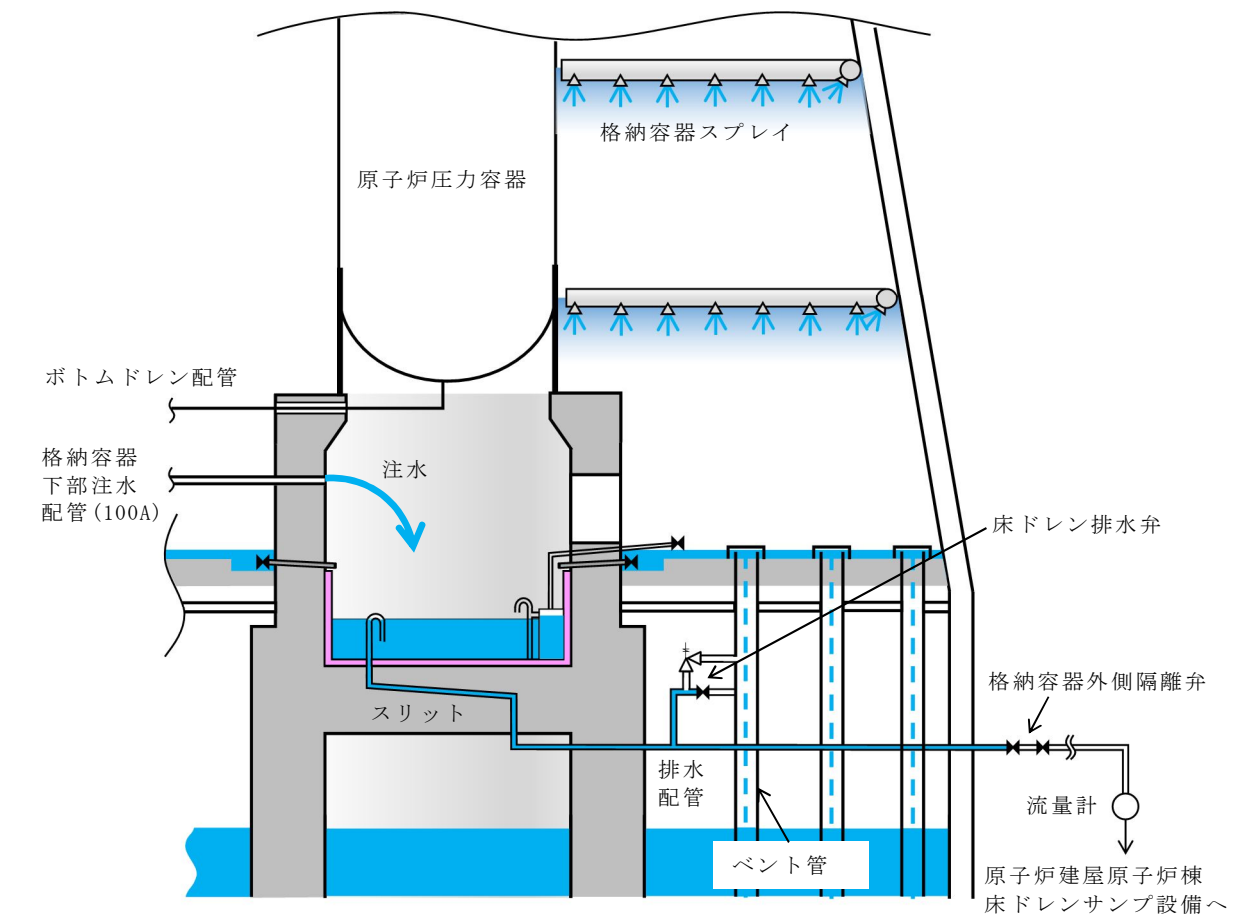


図 4 ペデスタル格納容器床ドレンサンプ注水概要図



## 事故発生から R P V 破損までのペデスタル流入水の排水評価について

R P V が破損しデブリがペデスタルへ落下する際には、S E の影響を抑制するためペデスタル内水位を 1 m とすることとしている。これに対して、事故発生後にペデスタル内への水の流入があった場合でも、R P V 破損までにペデスタル内水位が 1 m まで排水されることを確認した。以下にその内容を示す。

## 1. 評価において想定する事象

東海第二発電所のペデスタル内構造を基に、事故発生から R P V 破損までの間にペデスタル内へ水が流入し得る事象を選定し、それぞれに対して排水評価の要否を検討する。

## (1) 大破断 L O C A

R P V 破損する場合の有効性評価の評価事故シーケンスとしては、過渡事象時に注水機能が喪失する事象（以下「過渡事象」という）を選定しているが、過渡事象ではドライウェル内に水が流出することではなく、R P V 破損までに格納容器スプレイを実施することはない。一方で、大破断 L O C A 時に注水機能が喪失する事象（以下「L O C A 事象」という）では、ドライウェル内への水の流出や R P V 破損までの格納容器スプレイの実施により、ペデスタル内への水の流入が生じるため、排水評価の対象とする。

## (2) ボトムドレン L O C A

R P V 破損を想定する評価事故シーケンスのうち、ペデスタル内におけるボトムドレン L O C A が生じた場合、R P V からペデスタルへ多量の原子炉冷却材が流入する。しかし、この流入水は飽和状態であるため、水深が深い場合でも S E の発生可能性は極めて低く、万一 S E が発生した場合の発生エネルギーも小さいと考えられることから、排水評価の対象事象とする必要はないと考える。ただし、排水性能の保守性を確認する観点から参考として排水可能性を評価する（参考 1）。

## (3) その他のペデスタル内への流入事象

ペデスタル内において制御棒駆動水圧系配管が破断した場合、R P V 及び制御棒駆動水圧系からペデスタル内に漏えい水が流入する。しかし、事象確認後に制御棒駆動水ポンプを停止することで、制御棒駆動水圧系からペデスタルへの流入は停止する。また、図 1 のとおり、当該配管は 1 インチ以下の細さであることに加え R P V からの漏えいは制御棒駆動機構のシール部を介するため、その漏えい量はごく少量であり、R P V 破損に至ることは考えにくく、排水評価の対象外とする。

また、ペデスタル内において機器ドレン配管や原子炉補機冷却系配管が破断し



た場合にもペデスタル内へ冷却水が流入するが、上記と同様にこれらの事象に起因してR P V破損に至ることは考えにくく、排水評価の対象外とする。

以上より、排水評価において想定する事象としてL O C A事象を選定する。

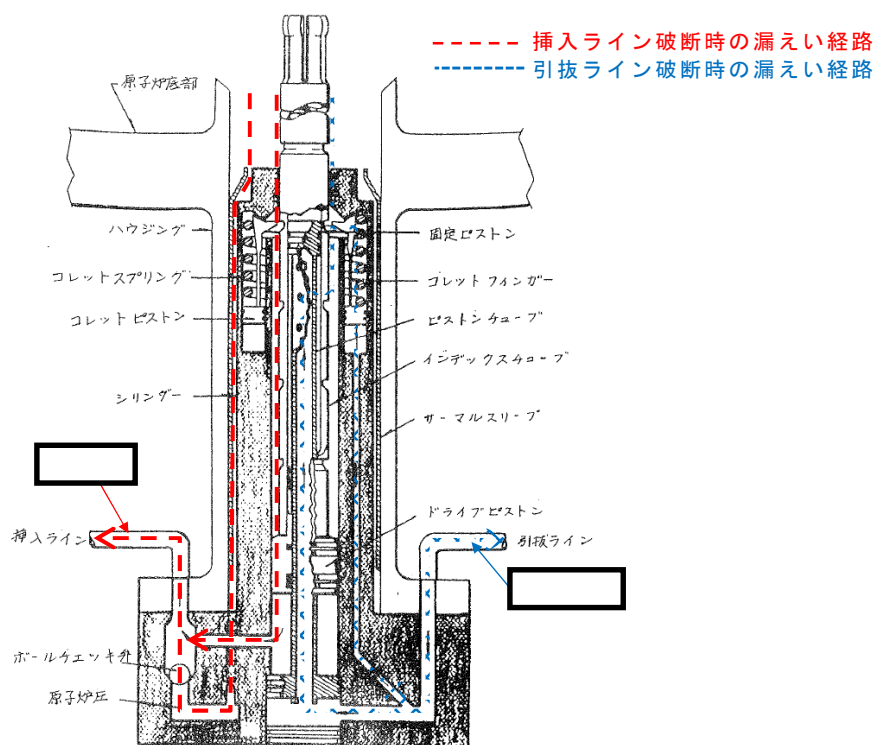


図 1 制御棒駆動水圧系配管破断時のR P Vからの漏えい経路

## 2. 評価条件

- ・ L O C A事象発生時、ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下（レベル1）信号によりペデスタル流入水の制限弁は事象発生後すぐに閉止することから、格納容器スプレイ水等によるドライウェルからの流入水は制限されるが、ここでは事故発生 5 分間はペデスタルへの流入が継続すると仮定する。また、ドライウェルからの流入量を多く評価する観点から、ダイヤフラム・フロア上に溜まる水の水位は、物理上最も高くなるベント管高さとする。このとき、ドライウェルからペデスタルへの流入量は、以下のように計算され、これをR P V破損までの必要排水量とする。

$$V = v_{in} \times A \times t = (2gh)^{1/2} \times A \times t$$

$V$  : 必要排水量  $[\text{m}^3]$  ,  $v_{in}$  : 流入速度  $[\text{m/s}]$  ,

$A$  : 流入口面積  $[\text{約 } 8.6 \times 10^{-3} \text{ m}^2]$

(床ドレン配管内径 73.9 mm×2 本分) ,

$t$  : 流入継続時間  $[5 \text{ min} = 300 \text{ s}]$  ,  $g$  : 重力加速度  $[9.8 \text{ m/s}^2]$  ,



h：流入水水頭 [約 0.36 m]

(ベント管上端高さ  - 流入配管高さ )

- ・設備対策により配置されるコリウムシールド等の構造物については，評価上その体積を除外することで必要排水量を増やし，保守的な評価とする。
- ・機器ドレン排水配管及び排水弁を経由したサプレッション・チェンバへの排水が期待できるが，この排水経路からの排水は評価から除外する。
- ・排水配管はドライウェル気相部に接続され圧力差はないため，排水量を評価する上でドライウェル及びサプレッション・チェンバ内圧は考慮しない。
- ・排水配管の長さ，内径，エルボや弁等に相当する長さ等考慮し，下記式によりある排水流量を想定した場合の排水流路の圧力損失を算出する。本評価では，まず任意の流量 (22 m<sup>3</sup>/h：ボトムドレン L O C A 時の平均必要排水流量) の場合の圧力損失 (1.8 m) を算出し，その際に求まる圧損係数 (K) を基に，以降の流量と圧力損失の関係を算出している。圧力損失はペDESTAL水位と排水口の水頭差に等しいことから，排水開始する初期水位時の排水口との水頭差及び圧損係数 (K) を基に初期排水流量を算出し，初期排水流量である時間ステップ幅だけ排水された場合の水位及び当該水位での排水流量を算出し，これを繰り返すことによって水位 1 m までの排出時間を算出している。また，下式に示す圧損 H は，エルボの数を 2 倍程度見込む等，保守的な値としている。

圧力損失計算式 (出典：日本機械学会編，機械工学便覧)

$$H = \lambda \times (L/D) \times (v^2/2g) + \sum \lambda \times (L'/D) \times (v^2/2g) = K \times Q^2$$

H：配管圧損 [m]，L：配管長さ [m]，D：配管内径 [m]，

L'：エルボや弁等に相当する長さ [m]，v：流速 [m/s]，

g：重力加速度 [m/s<sup>2</sup>]，λ：管摩擦係数 [-]，K：圧損係数 [-]，

Q：流量 [m<sup>3</sup>/h]



表 1 压力损失计算要素

	単位	導入口～出口(*1)	スリット入口～出口(*2)	スリット下流配管(*3)
配管内径：D	m			
流量 *4	m <sup>3</sup> /h			
流速	m/s			
管摩擦係数：λ	—			
配管長	m			
配管 L/D	—			
90°ショートエルボ *5 (L'/D=□)	個			
弁 *5 (L'/D=□)	個			
管入口 *5 (λ・(L'/D)=□)	個			
開放端 *5 (λ・(L'/D)=□)	個			

(補足) 上記計算要素の具体的な数値等は設計進捗により、妥当性を損なわない範囲で変更があるものとする。

- \*1 導入管部は、90° ショートエルボ ( ) 個), 直管 ( ) 相当とし、管入口と管出口 (開放端) の係数を考慮。
- \*2 スリット部は、断面積が等しい円管、90° ショートエルボ ( ) 個) とし、管入口と管出口 (開放端) の係数を考慮。圧損は円管の ( ) とする。
- \*3 スリット下流配管は、配管長 ( )、90° ショートエルボ ( ) 個), 弁 ( ) 個) と想定し、 ( ) を考慮。
- \*4 流量は ( ) とした。表 1 は流量を ( ) とした場合の例を記載。
- \*5 CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

上表を基に、圧力損失を計算した結果を以下に示す。

H1 =	
------	--

K =

(流量  における配管圧損は、 $K \times Q^2 =$  )

### 3. 評估結果

評価結果は表 2 及び図 2 のとおりであり、R P V 破損までの時間が短い大破断 L O C A（事象発生から R P V 破損まで約 3 時間）を想定しても、水位 1 m まで排水可能である。



表 2 必要排水量と排水時間

項 目	評価結果
必要排水量	約 7 m <sup>3</sup>
排水時間	約 0.3 時間

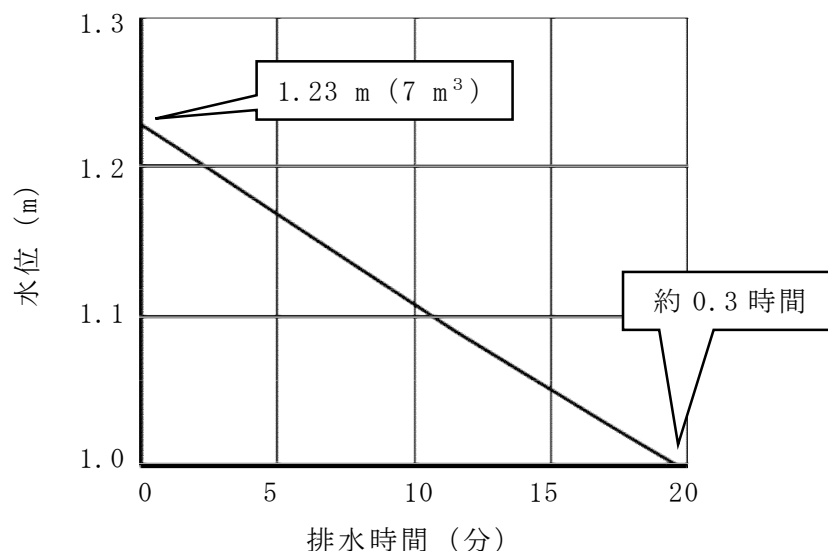


図 2 ペデスタル水位 1.23 m から水位 1 m までの排水時間

#### 4. 評価結果に対する裕度

##### ・必要排水量

必要排水量はコリウムシールド等の構造物を考慮していないことから、必要排水量は内部構造物の体積分保守的な評価としている。

##### ・排水時間

排水時間については、排水に伴って低下する水位並びに流路の形状及び長さ等（圧力損失）を保守的に考慮して算出している。

##### ・排水流量

計算過程で使用する圧力損失は、配管長さやエルボの数等に余裕を持たせており、平均排水流量  時の圧力損失は合計  である。

#### 5. 異物による影響


ペデスタル内に設ける排水の流入口（導入管）は、スワンネック構造とする。導入管は、逆U字形の形状をしているため、水面付近の浮遊物は排水口から流入し難い構造上の利点がある。空気孔は、逆U字形部からの排水性を確実にするために設ける設計とする。排水口の高さ方向の位置は、水面の浮遊物や床面の異物を持ち込ませないために適切な位置で設定する設計とする。また、異物落下に対して破損等がないよう、



サポート等で固定する。この導入管の構造を考慮した上で、導入管への落下物の影響、ペDESTAL内に流入する異物による排水性への影響を評価する。なお、スワンネック構造を流入口とする排水流路は、R P V破損前にペDESTAL内の水位 1 m を達成した時点で排水弁を閉止し、その後は用いないことから、排水機能の要求期間はR P V破損前までであり、R P V破損前までに想定される落下物及び異物を対象として評価する。

事故時に発生する落下物により導入管が損傷しないこと、異物がペDESTAL格納容器床ドレンサンプに流入したと仮定し評価しても、異物により排水性に悪影響が生じる可能性が低いことを表 3 に示す。

落下物により、導入管が影響を受けないことを確実にするため、導入管の周囲に柵を設置する設計とする。

この柵は、異物が導入管及び排水配管の排水性に対して悪影響を及ぼさないこと及び想定されない異物が排水性に悪影響を及ぼさないことをより確実にするため、異物混入防止機能を有した設計とする。柵は、スリットの短辺  よりも小さい開口径を有し、開口が重ならないよう 2 重に配置した設計とする。仮に、スリット部で固着し堆積する可能性がある線状の異物を想定しても、柵の 2 重部分で流入を防ぐ構造の設計とする。（図 3）

なお、格納容器機器ドレンサンプについても、排水経路として利用することから、異物落下に対して破損等がないよう、十分な強度を有する設計とし、導入管の異物混入防止及び損傷防止については、床ドレン排水用の導入管と同様の対策を行うことで、悪影響を防止する。

表 3 想定異物と影響評価（1／3）

想定異物	異物による排水性への影響
核計装用及び照明用等のケーブル（管路含む）	<p>【発生源】ペDESTAL内</p> <p>【導入管への落下／床ドレンへの流入】</p> <p>落下あり／流入あり</p> <p>ペDESTAL上部には、ケーブルが設置されており、落下の可能性がある。</p> <p>【影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・落下による影響</li> </ul> <p>導入管は鋼製でサポートに固定されているため破損・転倒するおそれはない。また、周囲に鋼製の柵を設置することから、導入管に直接接触することもない。格納容器機器ドレンサンプについては、サンプ自体を十分な強度を有する設計とするため、破損するおそれはない。</p> <p>（次頁へ続く）</p>



表 3 想定異物と影響評価（2／3）

想定異物	異物による排水性への影響
核計装用及び照明等のケーブル（管路含む）	<p>・流入による影響</p> <p>ケーブルは床に沈降することから、排水性に影響はない。また、何らかの要因で被覆片が生じたとしても、格納容器機器ドレンサンプと格納容器床ドレンサンプ各々の導入管は対向して配置され、かつ前述のとおり各々の周囲を柵（図 3 参照）にて囲うため、共通要因による排水性への影響はない。</p>
保温材	<p>【発生源】ペデスタル外</p> <p>【導入管への落下／床ドレンへの流入】</p> <p>落下なし／流入あり</p> <p>ペデスタル格納容器床ドレンサンプ内に保温材はない。</p> <p>重大事故時にドライウェルから格納容器スプレイ水等によって床ドレンの流入経路から持ち込まれる可能性がある。</p> <p>【影響評価】</p> <p>床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉に流入を制限することから、排水経路を閉塞させる等、排水性への影響はない。</p>
塗料片	<p>【発生源】ペデスタル内・外</p> <p>【導入管への落下／床ドレンへの流入】</p> <p>落下あり／流入あり</p> <p>ペデスタル内・外の構造物には塗装が施されていることから導入管への落下、床ドレンへ流入する可能性がある。</p> <p>【影響評価】</p> <p>・落下による影響</p> <p>導入管を損傷する程の重量はなく導入管が破損・転倒するおそれはない。また、同様に格納容器機器ドレンサンプへの影響もない。</p> <p>・流入による影響</p> <p>塗料片は、底に堆積若しくは水面に浮遊することが考えられるが、導入管の排水口を水位 1m の中間位置に設定するため、これらの異物が導入管の排水口に流入するとは考え難い。また、重大事故時は格納容器スプレイ水等によってペデスタル外から床ドレンの流入経路を通じて塗料片が多く持ち込まれる可能性があるが、床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉にし、流入を制限することから、排水経路を閉塞させる等、排水性への影響はない。</p>



表 3 想定異物と影響評価 (3/3)

想定異物	異物による排水性への影響
スラッジ (鉄錆)	<p>【発生源】 ペDESTAL外</p> <p>【導入管への落下/床ドレンへの流入】 落下なし/流入あり</p> <p>スラッジ (鉄錆) は、床ドレン水によって格納容器床ドレンサンプ内に流入し底に堆積する可能性がある。</p> <p>【影響評価】 導入管の排水口を水位 1m の中間位置に設定するため、底に堆積した異物が積極的に排水経路に流入するとは考え難い。また、重大事故時は格納容器スプレイ水等によってペDESTAL外から床ドレンの流入経路を通じてスラッジが多く持ち込まれる可能性があるが、床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉にし、流入を制限することから、排水経路を閉塞させる等、排水性への影響はない。</p>
サポート	<p>【発生源】 ペDESTAL内</p> <p>【導入管への落下/床ドレンへの流入】 落下なし/流入なし</p> <p>ペDESTAL内にはサポートが設置されているが、十分な耐震性を有する設計とすることから、落下しない。</p> <p>【影響評価】 排水性への影響はない。</p>
照明	<p>【発生源】 ペDESTAL内</p> <p>【導入管への落下/床ドレンへの流入】 落下あり/流入あり</p> <p>ペDESTAL内には照明が設置されているため、落下の可能性がある。</p> <p>【影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・落下による影響 導入管は鋼製でサポートに固定されているため破損・転倒するおそれはない。また、周囲に鋼製の柵を設置することから、導入管に直接接触することもない。格納容器機器ドレンサンプについても、十分な強度を有する設計とすることから、破損するおそれはない。</li> <li>・流入による影響 照明は、床に沈降することから、排水性に影響はない。</li> </ul>



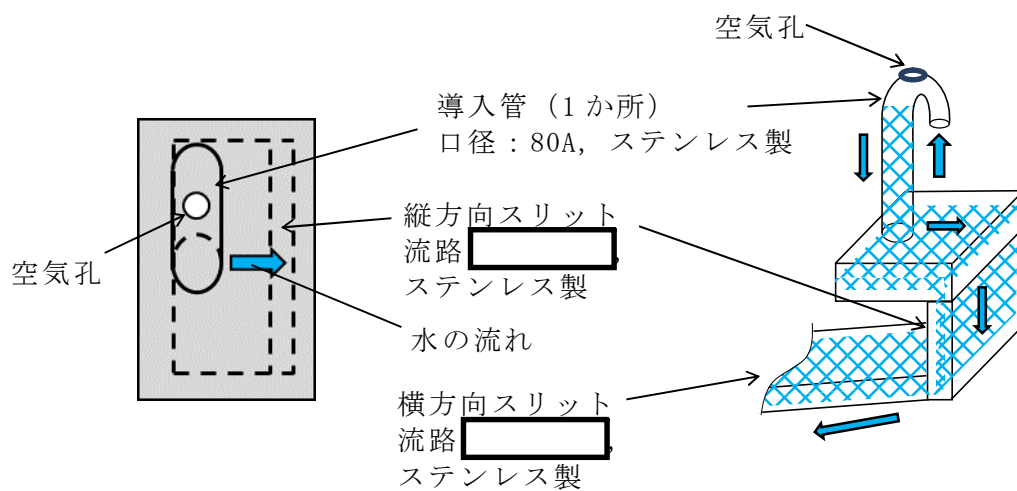
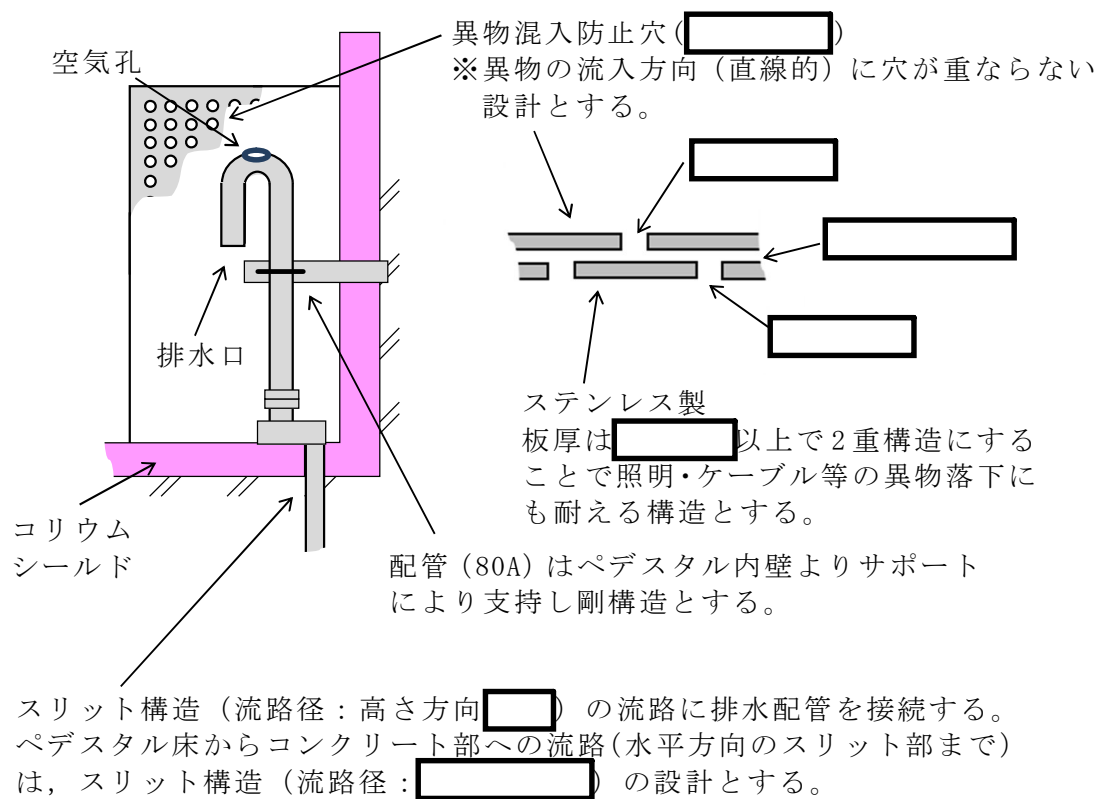


図 3 排水配管に対する異物対策概要



## ボトムドレン L O C A を想定した場合の排水評価

ボトムドレン L O C A 時に R P V からペデスタルへ流入する水は飽和状態であることから，R P V 破損及びデブリ落下時の S E の発生可能性は極めて低く，また，万が一 S E が発生した場合の発生エネルギーも小さいと考えられる。

しかし，排水性能の保守性を確認する観点から，ペデスタル内の水位が最も高くなる事象であるボトムドレン L O C A を想定した場合についても，参考として排水可能性を実施する。

## 1. 評価条件

- ・ペデスタル内におけるボトムドレン L O C A 時には，ペデスタル格納容器床ドレン サンプに上部から漏えい水が流入し，著しく水位が上昇するため，水位は人通用開口部まで達することが想定される。
- ・排水評価は人通用開口部下端から水位 1 m までの水量（必要排水量）とする。また，設備対策より配置されるコリウムシールド等の構造物については，評価上その体積を除外することで必要排水量を増やし，保守的な評価とする。
- ・排水配管はドライウエル気相部に接続され圧力差はないため，排水量を評価する上でドライウエル及びサプレッション・チェンバ内圧は考慮しない。
- ・排水配管の長さ，内径，エルボや弁等に相当する長さ等考慮し，下記式によりある排水流量を想定した場合の排水流路の圧力損失を算出する。本評価では，まず任意の流量（22 m<sup>3</sup>/h：ボトムドレン L O C A 時の平均必要排水流量）の場合の圧力損失（1.8 m）を算出し，その際に求まる圧損係数（K）を基に，以降の流量と圧力損失の関係を算出している。圧力損失はペデスタル水位と排水口の水頭差に等しいことから，排水開始する初期水位時の排水口との水頭差及び圧損係数（K）を基に初期排水流量を算出し，初期排水流量である時間ステップ幅だけ排水された場合の水位及び当該水位での排水流量を算出し，これを繰り返すことによって水位 1 m までの排出時間を算出している。また，下式に示す圧損 H は，エルボの数を 2 倍程度見込む等，保守的な値としている。

圧力損失計算式（出典：日本機械学会編，機械工学便覧）

$$H = \lambda \times (L/D) \times (v^2/2g) + \sum \lambda \times (L'/D) \times (v^2/2g) = K \times Q^2$$

H：配管圧損 [m]，L：配管長さ [m]，D：配管内径 [m]，

L'：エルボや弁等に相当する長さ [m]，v：流速 [m/s]，

g：重力加速度 [m/s<sup>2</sup>]，λ：管摩擦係数 [-]，K：圧損係数 [-]，

Q：流量 [m<sup>3</sup>/h]



表 1 压力损失计算要素

	単位	導入管入口～出口 (*1)	スリット入口～出口 (*2)	スリット下流配管 (*3)
配管内径：D	m			
流量 *4	m <sup>3</sup> /h	22	22	22
流速	m/s			
管摩擦係数：λ	—			
配管長	m			
配管 L/D	—			
90°ショートエルボ *5 (L'/D=□)	個			
弁 *5 (L'/D=□)	個			
管入口 *5 (λ・(L'/D)=□)	個			
開放端 *5 (λ・(L'/D)=□)	個			

(補足) 上記計算要素の具体的な数値等は設計進捗により、妥当性を損なわない範囲で変更があるものとする。

- \*1 導入管部は、90° ショートエルボ ( ) 個)、直管 ( ) 相当とし、管入口と管出口 (開放端) の係数を考慮。
- \*2 スリット部は、断面積が等しい円管、90° ショートエルボ ( ) 個) とし、管入口と管出口 (開放端) の係数を考慮。圧損は円管の ( ) とする。
- \*3 スリット下流配管は、配管長 ( )、90° ショートエルボ ( ) 個)、弁 ( ) 個) と想定し、 ( ) を考慮。
- \*4 必要排水量約 59 m<sup>3</sup> を約 2.7 時間で排出した場合の流量 22 m<sup>3</sup>/h とした。
- \*5 CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

上表を基に、圧力損失を計算した結果を以下に示す。

H1 =	
------	--

K =

(流量  における配管圧損は、 $K \times Q^2 =$  )

## 2. 評估結果

評価結果は表 2 及び図 1 のとおりであり、ペデスタル内のボトムドレン配管破断時に流入した水を、R P V からペデスタルへの流入停止（事象発生後約 0.3 時間）から R P V 破損（事象発生後約 3 時間）までの約 2.7 時間以内に、水位 1 m まで排水可能である。



表 2 必要排水量と排水時間

項 目	評価結果
必要排水量	約 59 m <sup>3</sup> ※
排水時間	約 2.3 時間

※ 必要排水範囲の水量（内径 6.172 m，高さ [ ] の水の体積）

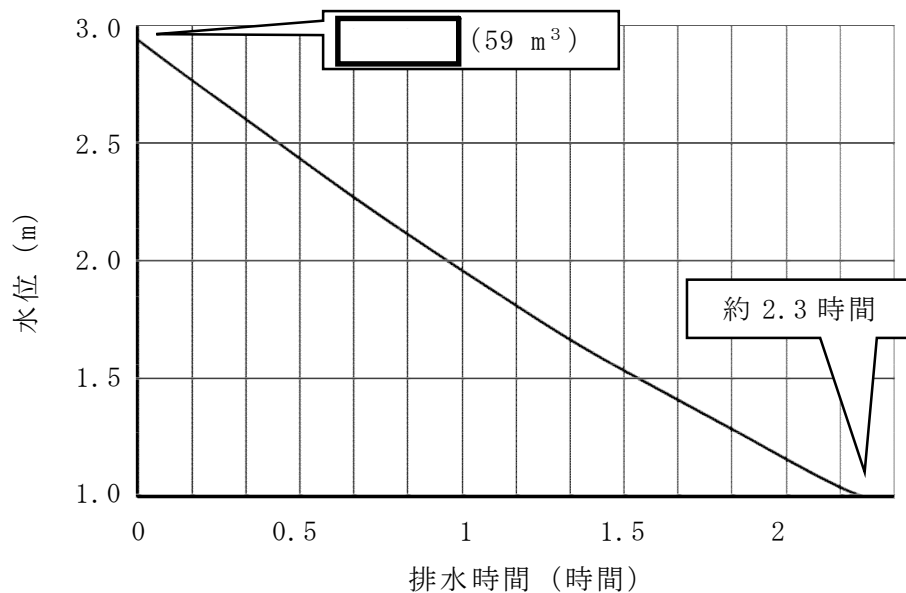


図 1 ペデスタル水位満水から水位 1 m までの排水時間

### 3. 評価結果に対する裕度

#### ・必要排水量

必要排水量はコリウムシールド等の構造物を考慮していないことから，必要排水量は内部構造物の体積分保守的な評価としている。

#### ・排水時間

排水時間については，排水に伴って低下する水位並びに流路の形状及び長さ等（圧力損失）を保守的に考慮して算出している。

#### ・排水流量

必要排水流量は，評価上の容量約 59 m<sup>3</sup> に対して約 2.7 時間で排水する必要があることから，全量排水する場合には平均約 22 m<sup>3</sup>/h の流量が必要である。これに対して，排水時の水位による圧力損失を考慮した平均排水流量は [ ] であり，必要排水量を上回っている。

なお，このとき計算過程で使用する圧力損失は，配管長さやエルボの数等に余裕を持たせており，平均排水流量 [ ] 時の圧力損失は合計 [ ] である。



#### 4. 機器ドレン排水配管及び排水弁の経路を併用した評価

格納容器機器ドレンサンプには排水性を確保するために必要な空気ベント用の導入管を有し、通常運転中の機器ドレンと床ドレンの混入防止のため、格納容器床ドレンサンプの排水入口水位 1 m よりも 0.2 m 高い位置に設置する設計としている。格納容器床ドレンサンプの水位が 1.2 m よりも高い水位までは、床ドレンの排水経路に加え機器ドレンの排水経路が期待できることから、実際の排水時間に対して更に裕度を有している。以下に機器ドレン排水経路を併用した評価を示す。

##### ・機器ドレン排水経路の圧力損失

機器ドレンの排水経路は床ドレンの排水経路と比較してほぼ同じ長さの経路であるが、格納容器機器ドレンサンプ内を経由する経路となることが相違している。しかし、排水評価に当たっては、格納容器機器ドレンサンプの圧力損失は機器ドレン排水配管に対してその流路面積が十分大きいため考慮せず、格納容器機器ドレンサンプ出入口部の形状による圧力損失のみ考慮し、他は床ドレン排水経路の圧力損失と同等として評価を行う（表 3）。

表 3 圧力損失計算要素

	単位	導入管入口～出口(*1) 格納容器機器ドレンサンプ入口～出口(*1)	スリット入口～出口(*2)	スリット下流配管(*3)
配管内径：D	m			
流量 *4	m <sup>3</sup> /h	22	22	22
流速	m/s			
管摩擦係数：λ	—			
配管長	m			
配管 L/D	—			
90°ショートエルボ *5 (L'/D=□)	個			
弁 *5 (L'/D=□)	個			
管入口 *5 (λ・(L'/D)=□)	個			
開放端 *5 (λ・(L'/D)=□)	個			

(補足) 上記計算要素の具体的な数値等は設計進捗により、妥当性を損なわない範囲で変更があるものとする。

\*1 導入管部は、90° ショートエルボ (□ 個)、直管 □ 相当とし、管入口と管出口(開放端)の係数を考慮。

格納容器機器ドレンサンプ入口と出口について係数を考慮。

\*2 スリット部は、断面積が等しい円管、90° ショートエルボ (□ 個)とし、管入口と管出口(開放端)の係数を考慮。圧損は円管の □ とする。



- \*3 スリット下流配管は、配管長 、90° ショートエルボ ( 個)、弁 ( 個) と想定し、 を考慮。
- \*4 必要排水量約 59 m<sup>3</sup> を約 2.7 時間で排出した場合の流量 22 m<sup>3</sup>/h とした。
- \*5 CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

上表を基に、圧力損失を計算した結果を以下に示す。

H1 =

K =

(流量  における配管圧損は、 $K \times Q^2 =$  )

・床ドレン排水経路と機器ドレン排水経路を併用した排水評価結果

評価結果は表 4 及び図 2 のとおりであり、ペデスタル内のボトムドレン配管破断時に流入した水を、R P V からペデスタルへの流入停止（事象発生後約 0.3 時間）から R P V 破損（事象発生後約 3 時間）までの約 2.7 時間以内に、水位 1 m まで排水可能である。

表 4 必要排水量と排水時間

項 目	評価結果
必要排水量	約 59 m <sup>3</sup> ※
排水時間	約 1.3 時間

※ 必要排水範囲の水量（内径 6.172 m、高さ  の水の体積）



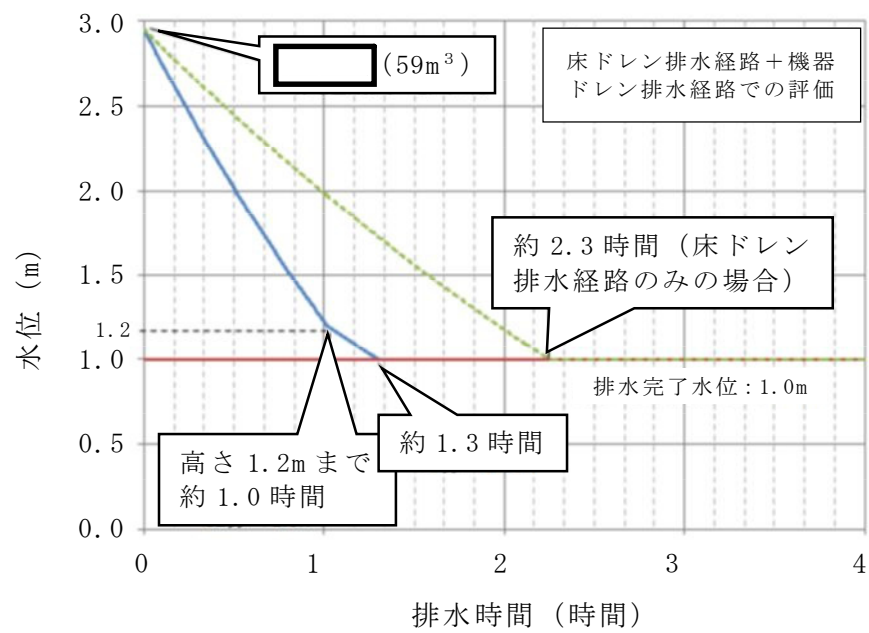


図 2 ペデスタル水位満水から水位 1 m までの排水時間



ペデスタル格納容器床ドレンサンプ改造に伴う  
位置を特定できない漏えい水の検知性について

改造前のペデスタル格納容器床ドレンサンプは、ペデスタル床下に設置されており、水深約□の深さ及び水面の表面積が□のサンプである（図 1）。改造後は、ペデスタル格納容器床ドレンサンプの水深は 1 m，かつ，表面積は約 27 m<sup>2</sup>であり，漏えい水によるペデスタル格納容器床ドレンサンプの水位は上昇しにくい構造となる。しかし，通常運転中はドライウェル冷却装置のクーラー部より凝縮水が発生するため，常時ペデスタル格納容器床ドレンサンプには少量の流入水があり，水位は満水の 1 m を常時維持する※。

したがって，ペデスタルへの流入水は常時全量が原子炉建屋原子炉棟格納容器床ドレンサンプ設備へ排水され，その流量はペデスタル格納容器床ドレンサンプ改造前と同様に格納容器床ドレンサンプ流量計により確認できる設計とする。これにより，位置を特定できない漏えい水はペデスタル格納容器床ドレンサンプ改造前と同様に検知することが可能である。

※ 改造後のペデスタル格納容器床ドレンサンプは表面積が増えること等により蒸発量が増加することが考えられるが，その分，ドライウェル冷却装置のクーラー部での除湿量も増え凝縮水としてサンプに戻るため，サンプ推移高さは約 1 m に維持可能である（図 2）。



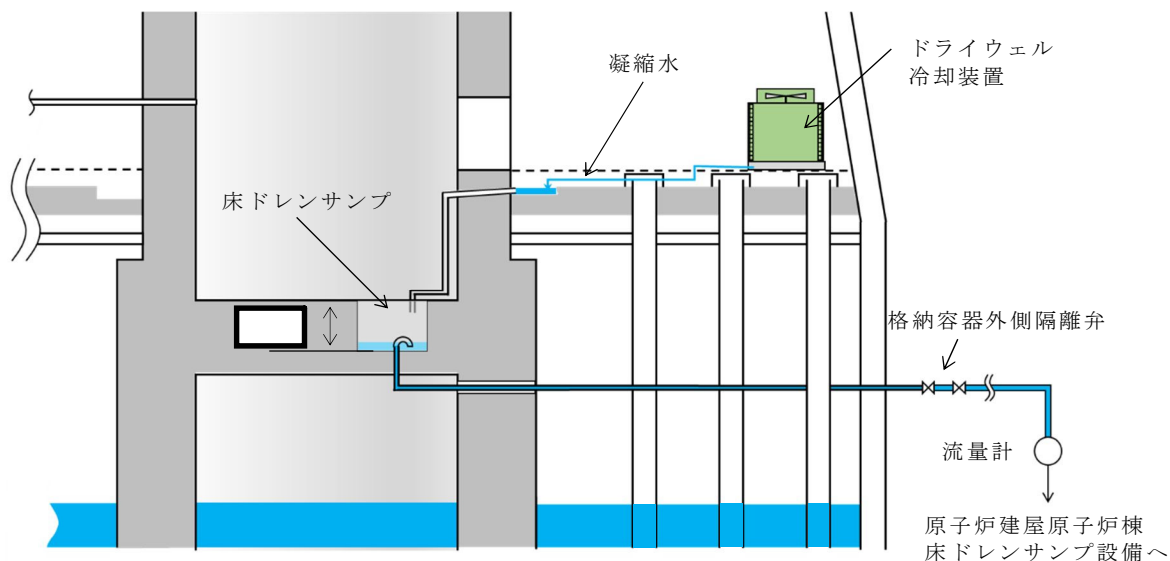


図1 格納容器床ドレンサンプ概要図（改造前）

（改造前）

格納容器内の湿度（露点温度）を一定に保つ設計としているため、ベント管を通じたS/Pからの蒸発量（ $G1$ ）と、サンプ（床ドレン、機器ドレン）からの蒸発量（ $G2$ ）が、ドライウエル冷却装置の除湿コイルでの除湿量（ $G3$ ）とバランスする。

（改造後）

改造前と比べて、サンプ（床ドレン、機器ドレン）からの蒸発量（ $G2'$ ）が増加することになるが、ドライウエル冷却装置の除湿コイルでの除湿量（ $G3'$ ）も増加し、蒸発量（ $G1 + G2'$ ）と除湿量（ $G3'$ ）はバランスする。

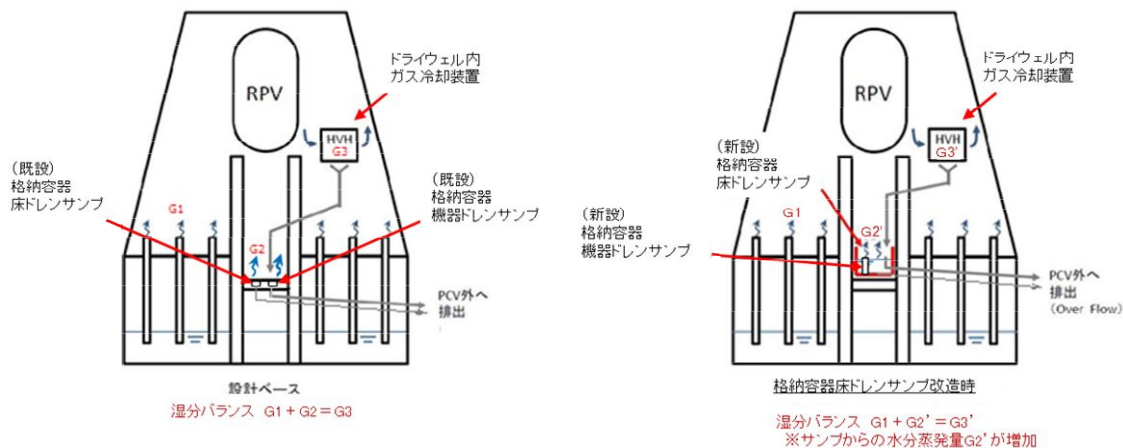


図2 格納容器床ドレンサンプの水位維持イメージ



## ペデスタル内に設置する計器について

ペデスタル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表 1 及び図 1 に示す。

各計器の検出部の仕様等を表 2 に、測定原理を図 2 及び図 3 にそれぞれ示す。また、各計器の構造図及び設置概略図を図 4 に示す。ペデスタル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、ペデスタル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。ペデスタル内の 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 °C－約 1 秒間、0.465 MPa[gage]であり、これを包絡するペデスタル内環境条件 200 °C（ピーク温度 215 °C－1 分間）、0.62 MPa[gage]を設定している。また、ペデスタル内は 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、図 5 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デスタル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、デブリはペデスタル内の構造物に付着せず、ペデスタル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 破損後のペデスタル内計器の健全性に配慮した設計とする。

なお、ペデスタル内の検出器・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。



表 1 ペデスタル内計器の概要

	設置高さ※ <sup>1</sup>	設置数	計器種別
格納容器下部 水温	0 m	各高さに 5 個	測温抵抗体式 温度計
	0.2 m		
格納容器下部 水位	0.5 m	各高さに 2 個	電極式 水位計
	0.95 m		
	1.05 m		
	2.25 m		
	2.75 m		

※1 ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

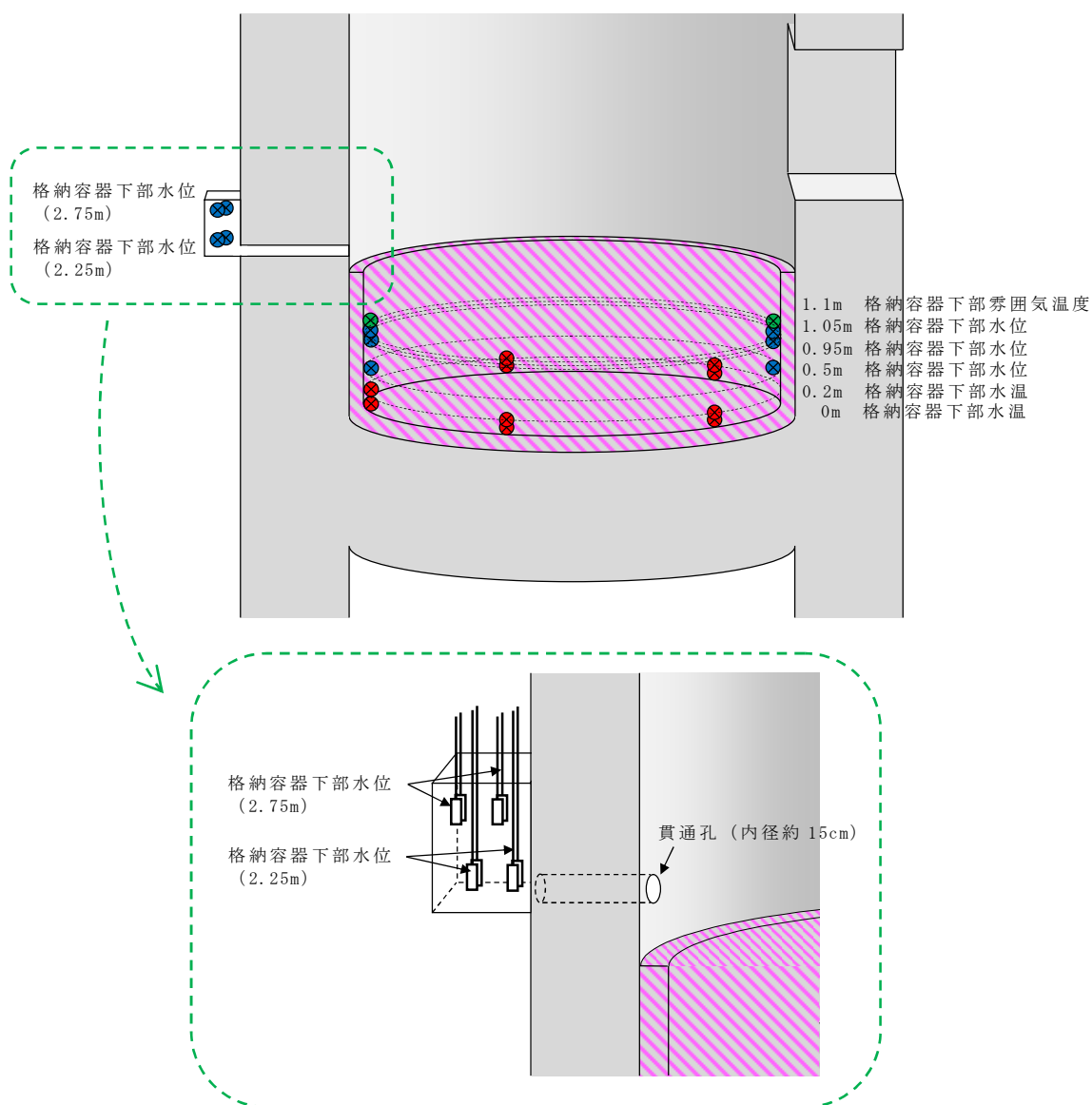


図 1 ペデスタル内の計器設置図



表 2 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：620 kPa[gage] 放射線：－※ <sup>2</sup>
電極式 水位計	－ (レベル スイッチ)	±10mm	温度：短期 230 ℃， 長期 200 ℃ 圧力：620 kPa[gage] 放射線：－※ <sup>2</sup>

※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

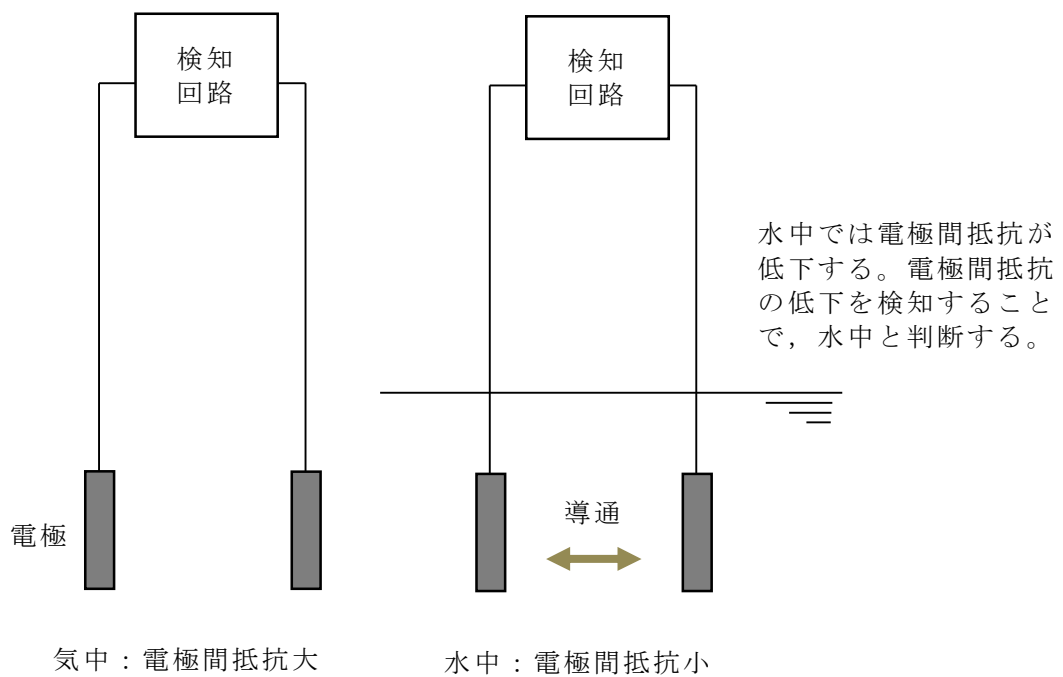
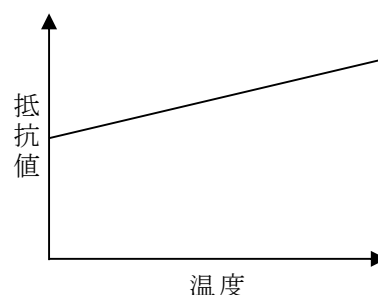
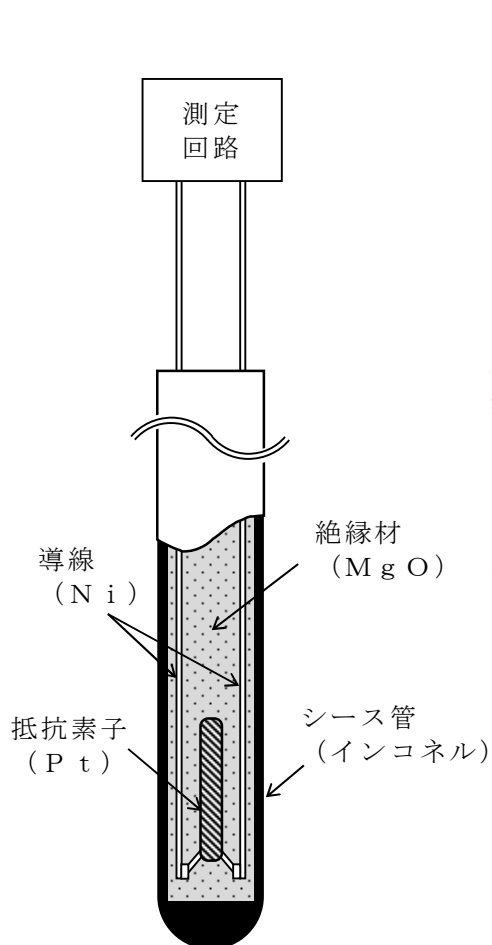


図 2 電極式水位計の動作原理





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基に温度測定を行う。

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)	1370℃～1425℃
導線	N i	1455℃
抵抗素子	P t	1768℃
絶縁材	M g O ※	約 2800℃

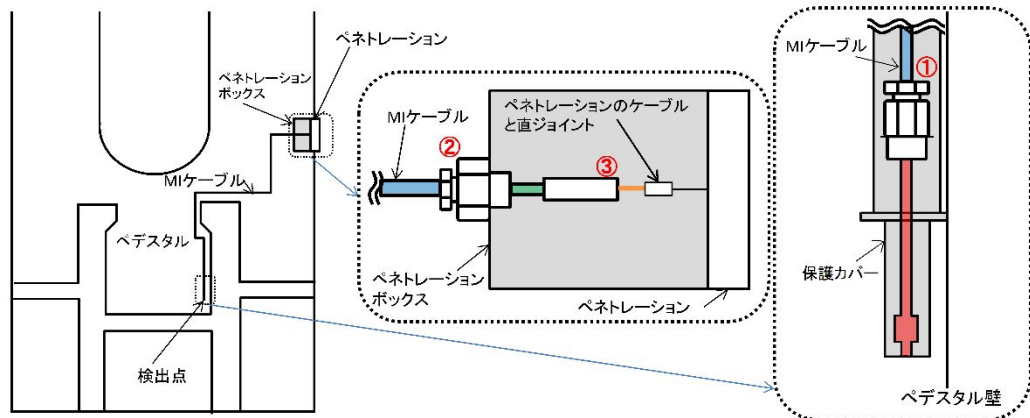
※ デブリ中の Z r 等により還元されると、融点約 650℃、沸点約 1100℃の M g となり、溶融又は蒸発する。

図 3 測温抵抗体式温度計の動作原理





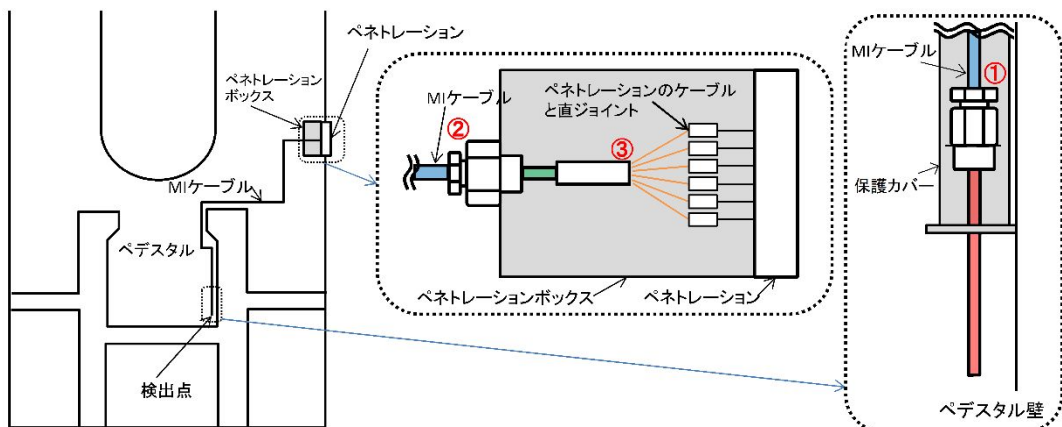
格納容器下部水位（電極式）構造図



格納容器下部水位の設置概略図



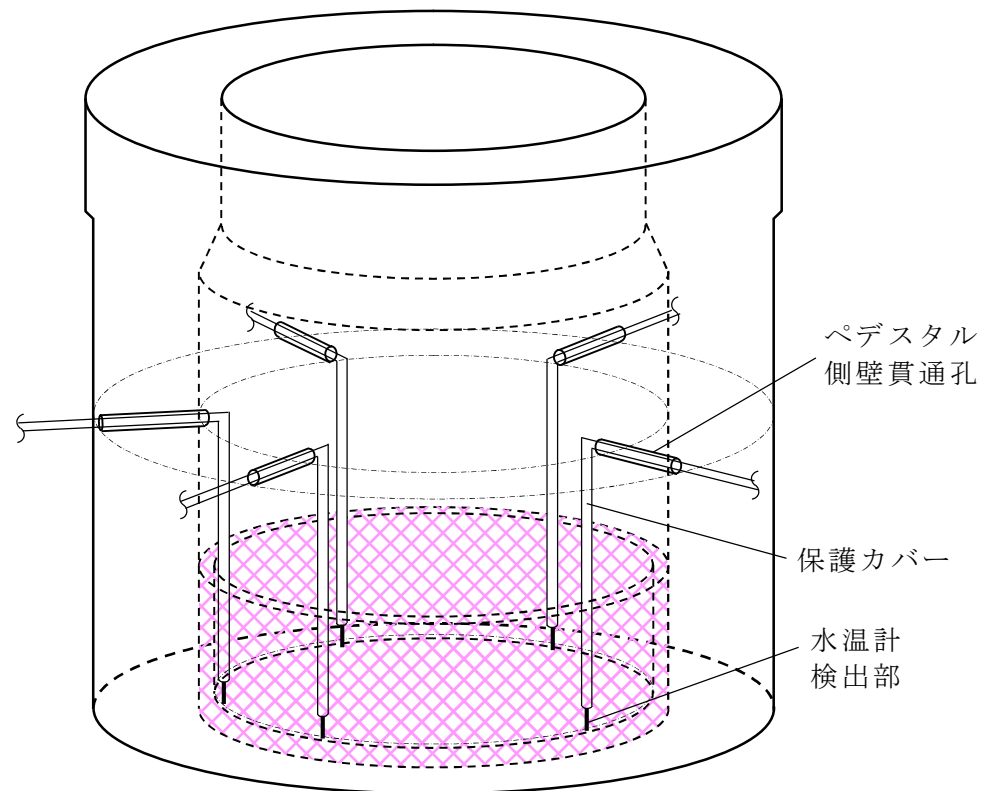
格納容器下部水温（測温抵抗体式）構造図



格納容器下部水温の設置概略図

図 4 格納容器下部水位及び格納容器下部水温の構造図及び設置概略図





図は格納容器下部水温（0m）の場合のイメージ

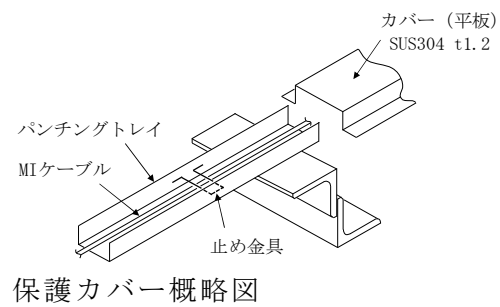


図 5 ペデスタル内検出器及びケーブル（MI ケーブル）設置概略図



## ペDESTAL内計器の設置方法について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について，設置概念を図1に示す。

図1のとおり，コリウムシールドより上部のペDESTAL側壁コンクリートからコリウムシールド内にサポートを下ろし，このサポートに溶接された固定金具により計器を固定する。これにより，コリウムシールドに貫通部を設けることなく，ペDESTAL内に計器を設置することとする。

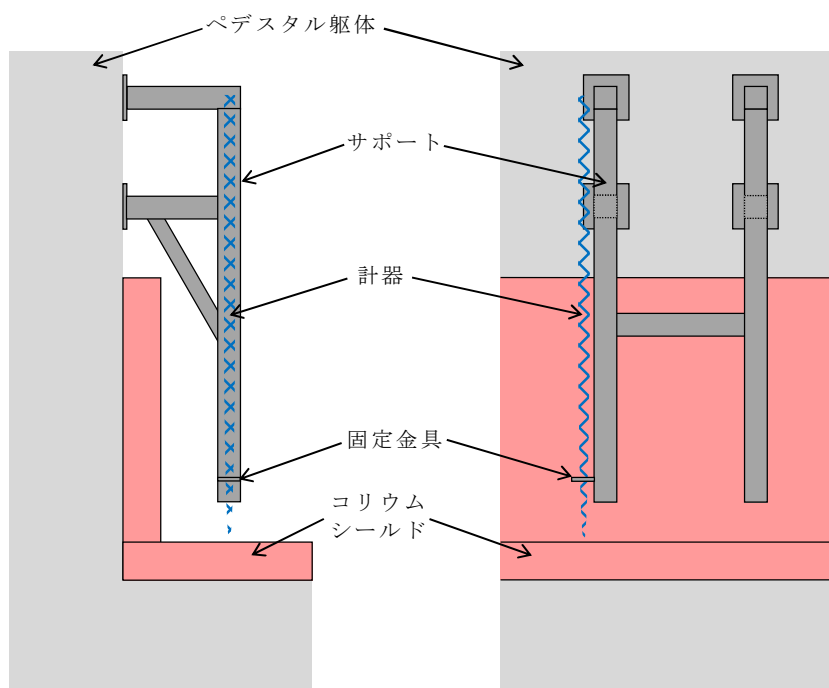


図1 ペDESTAL内計器の設置概念図



## 5. 溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について

東海第二発電所では、R P V破損時にペDESTALに落下した溶融炉心が、ペDESTALに設置された格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することを防止するため、排水流路の形状を変更することとしている。

R P V破損時には、ペDESTAL内の水により格納容器ドレンサンプの排水流路は水で満たされていることから、溶融炉心が排水流路に流入する際には、流路内から水や水蒸気の対向流が生じる。また、溶融炉心が格納容器ドレンサンプの排水口に到達するまでの温度低下及び粘性増加を考慮すると、現実的には溶融炉心の排水流路への流入はごく限定的と考えられる。

しかしながら、溶融炉心の落下時及び落下後の挙動は不確かさがあることから、溶融炉心の排水流路への流入を想定した場合でも溶融炉心が横スリット内で凝固停止しサブプレッション・チェンバ側へ移行しないことを、M A A P計算結果を基に評価し、スリット状排水流路の有効性を確認した。

### 5.1 格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデル

図 5-1 に、格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデルの概要図を示す。

各ドレンサンプからの排水流路は、ペDESTAL床面に堆積する溶融炉心による熱影響を抑制するコンクリート深さまで通じる縦方向の流路（縦スリット）と、流入した溶融炉心を凝固させる横方向の流路（横スリット）を介し、既設の格納容器ドレンサンプ排水配管へ接続する構成とする。

また、縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型（幅  [内径]，厚さ  [内径]）の形状とし、周囲をS U S材とすることで、流入した溶融炉心の冷却及び凝固停止を促進させる設計とする。



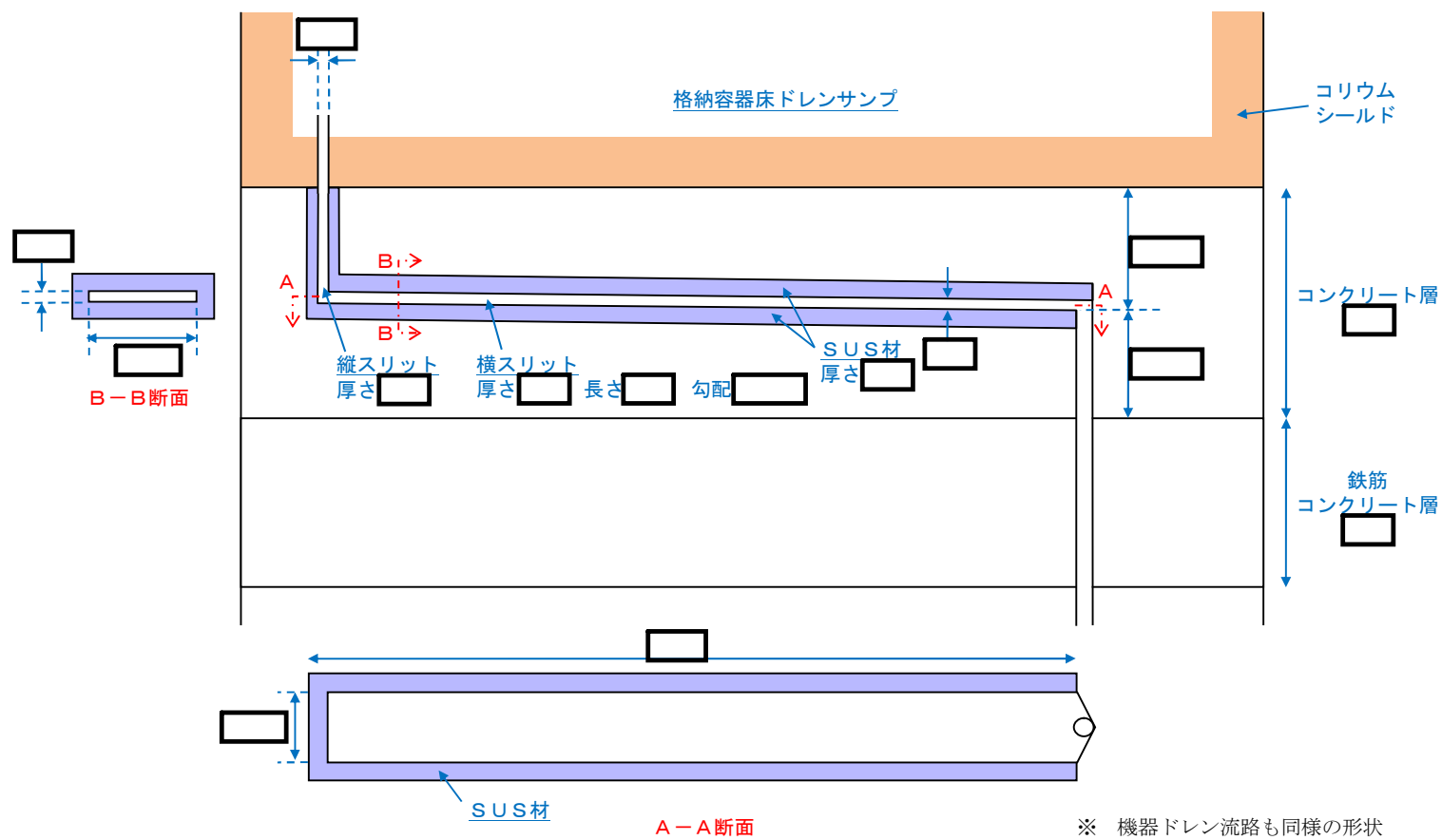


図 5-1 格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデル



## 5.2 既往の試験結果に基づく評価

配管等の流路内における熔融炉心の流動・凝固挙動に係る試験として、米国 E P R I 及び F A I により実施された炉心熔融時の R P V 下部プレナム貫通部の挙動に係る試験がある。<sup>[1]</sup> この試験では、R P V 下部プレナム及びドレン配管（内径 5 cm）を模擬した試験体に模擬コリウムとして  $\text{Al}_2\text{O}_3$  を流入させ、その流動挙動を確認している。図 5-2 に試験装置の概要図を示す。

試験の結果、配管内での  $\text{Al}_2\text{O}_3$  の流動距離は最大でも 79 cm 程度となっており、配管の破断は生じていない。また、配管内での水平方向の流速は最大でも約 0.2 m/s と推定されており、流路形状に基づきベルヌーイ則により計算される流速よりも 1/10 から 1/100 小さい結果となっている。これは、模擬ドレン配管内における水の存在により、模擬コリウムの流動が著しく抑制されたためと推定されている。

表 5-1 に、E P R I 試験条件と東二の排水流路における条件の比較を示す。

E P R I 試験では、模擬コリウムとして  $\text{Al}_2\text{O}_3$  を用いており、その体積当たりの熔融潜熱は約  $4.41 \times 10^9 \text{ J/m}^3$  と計算される。これに対して、東海第二発電所の熔融炉心の場合、熔融潜熱に加えて液相線温度から固相線温度までの顕熱を考慮しても、体積当たりの凝固までの放出熱量は  と計算され、 $\text{Al}_2\text{O}_3$  と同等であることが分かる。

また、東海第二の熔融炉心の熱伝導率は  $\text{Al}_2\text{O}_3$  に比べて大きいことに加え、格納容器ドレンサンプの排水流路はスリット形状とし周囲に S U S 材を配置することから、実機条件の方が熔融炉心の冷却が進みやすいと考えられる。

一方、東海第二の熔融炉心は  $\text{Al}_2\text{O}_3$  に比べて動粘度が小さいことや堆積ヘッドが大きくなっていることから、E P R I 試験条件に対して流路内での流入速度が速くなることが考えられる。しかし、流速が大きくなると、熔融炉心と S U S 材間の対流熱伝達率が大きくなり熔融炉心の冷却率が大きくなることから、流動距離は流速の増加に対して単純に線形には増加しない。

以上より、E P R I 試験条件と実機条件の差を勘案しても、総合的な流動距離への影響は同程度であることから、東海第二のスリット条件でも E P R I 試験結果の流動距離（約 79 cm）を大きく上回ることは考えにくく、熔融炉心は横スリット長さ（）の範囲内で凝固停止するものと考えられる。



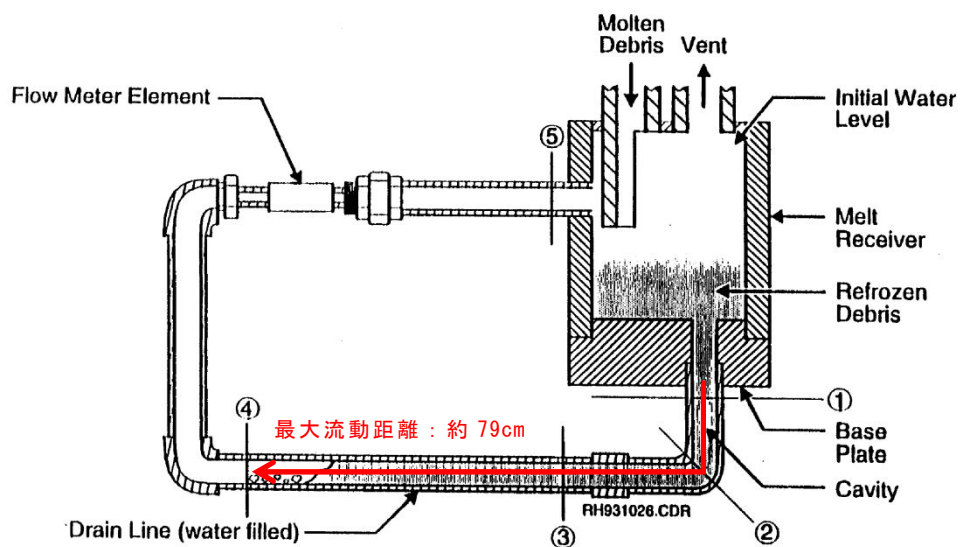
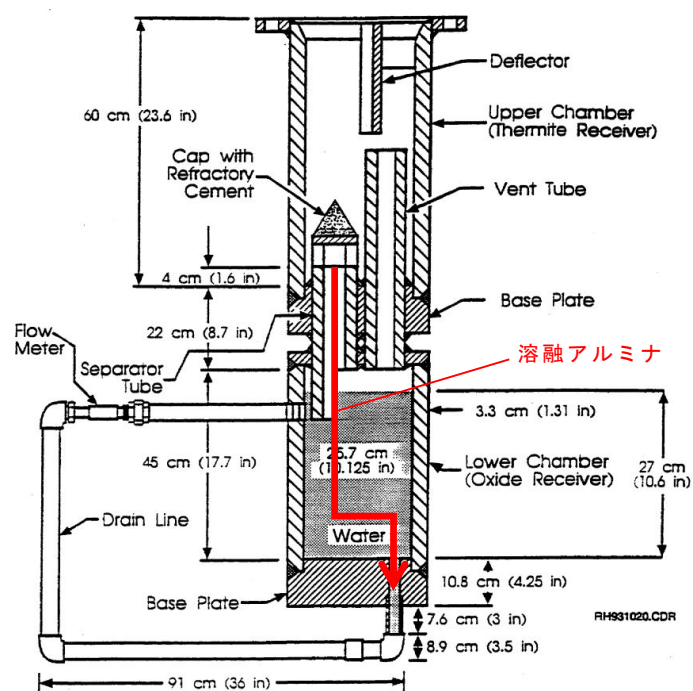


図 5-2 E P R I / F A I による試験装置



表 5-1 E P R I 試験条件と東海第二実機条件の比較

項目		E P R I 試験条件 <sup>〔1〕</sup>	東海第二 実機条件	流動距離への影響の比較	
溶融物 条件	溶融物	A l <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	溶融炉心	凝固までに必要な除熱量は同程度。 (A l <sub>2</sub> O <sub>3</sub> は溶融潜熱のみ, 溶融炉心は液相線温度から固相線温度までの顕熱と溶融潜熱を考慮)  溶融炉心の方が, 冷却が進みやすい。  東二条件の方が溶融物の流速が速くなる傾向。 (ヘッドは 1/2 乗で流速に寄与)	
	融点 (°C)	2047			
	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	3800			
	比熱 (J/kgK)	1300			
	溶融潜熱 (J/kg)	1.16×10 <sup>6</sup>			
	体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m <sup>3</sup> )	約 4.41×10 <sup>9</sup>			
	熱伝導率 (W/mK)	7.5			
	粘性係数 (Pa・s)	0.003	0.004 <sup>※2</sup>		
	動粘性係数 (m <sup>2</sup> /s)	7.9×10 <sup>-7</sup>			
流路 条件	全量堆積時の水平流路までのヘッド (m)	0.3			
	流路構造	配管	スリット状 (S U S 材被覆)	スリット形状では流路壁面との接触面積が大きく, 冷却が進みやすい。	
	流路内径	5cm			

※1 M A A P 解析 (T Q U V シーケンス) における R P V 破損時の値

※2 M A T P R O における U O<sub>2</sub> の値<sup>〔2〕</sup>



### 5.3 溶融金属の凝固モデルによる評価

#### 5.3.1 溶融金属の流路内での凝固挙動

図 5-3 に、流路内における溶融金属の凝固挙動の概念図を示す。

純金属や共晶温度の合金では、図 5-3 (a) のように流路の入口付近から固化クラストが成長し流路が閉塞することで、流動が停止する。

一方、液相線温度と固相線温度に差がある合金では、図 5-3 (b) のように溶融物の先端から温度低下とともに固相率が増加し、流動限界固相率を超えたときに流動を停止する。これは、図 5-4 に示すように、固相率の増加とともに粘性が増加するためである。

溶融炉心については、液相線温度  に対して固相線温度が  (M A A P 計算結果) と差があることから、合金の凝固挙動を示すものと考えられる。

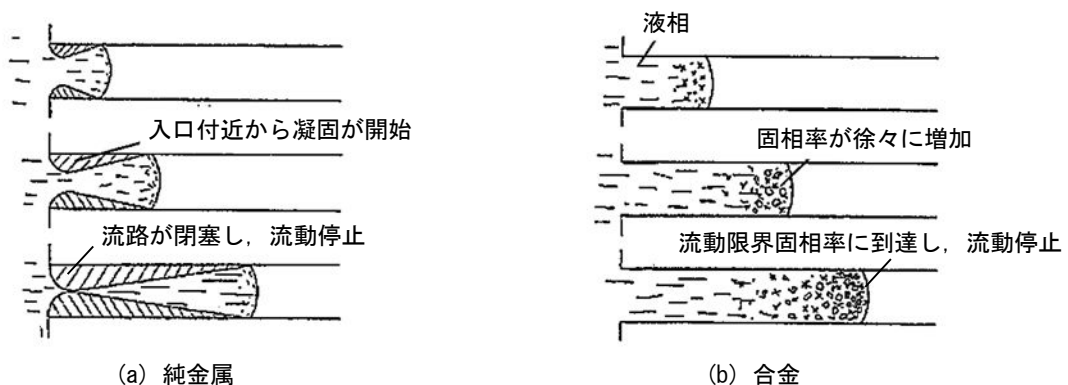


図 5-3 流路内での溶融金属の凝固挙動の概念図



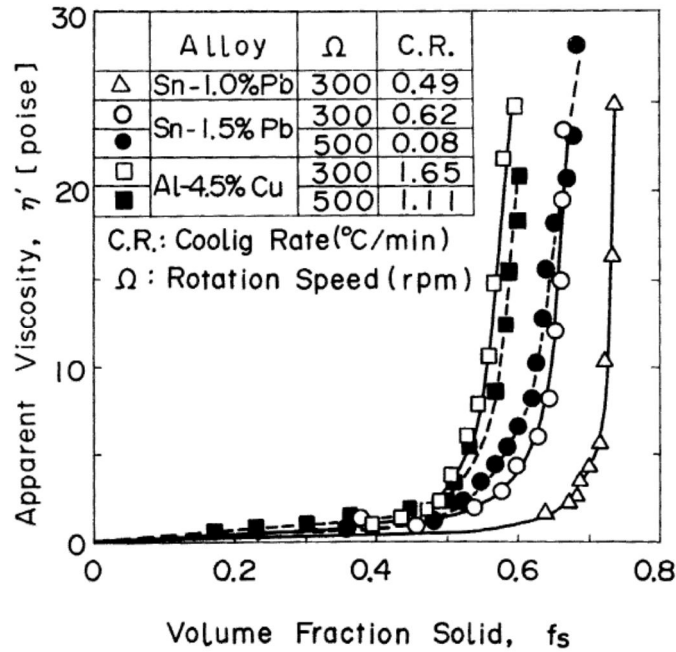


図 5-4 溶融合金における固相率と見かけの粘性の関係 [3]

### 5.3.2 評価方法

溶融合金の流路内での流動距離を評価するモデルとして、Fleming のモデル<sup>[4]</sup>があり、このモデルを用いて溶融炉心の横スリット内での流動距離の評価を行った。その内容を以下に示す。

なお、本凝固評価モデルは流路内に水が存在しないドライ状態を前提としていることから、実機条件に対して十分保守的な評価となると考えられる。

#### (1) Flemings モデルの評価式

Flemings モデルは(1)式のように表され、流路を流れる溶融物が保有するエネルギーと周囲の構造材への除熱速度を基に、溶融物が凝固するまでに必要なエネルギーが除去されるまでの流動距離を評価するモデルとなっている。

$$L_{freeze} = \frac{A\rho v(f_c H_f + C_p \Delta T)}{hS(T_d - T_w)} \left(1 + \frac{B}{2}\right) \quad (1)$$

ここで、

$$B = \frac{h\sqrt{\pi\alpha_w\Delta X}}{k_w\sqrt{v}} \quad (2)$$

であり、各パラメータの内容は以下のとおりである。

$L_{freeze}$ : 流動距離 (m),  $A$ : 流路断面積 ( $\text{m}^2$ ),

$\rho$ : 溶融炉心密度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ ),  $v$ : 溶融炉心流速 ( $\text{m}/\text{s}$ ),

$f_c$ : 流動限界固相率 (-),  $H_f$ : 溶融炉心溶融潜熱 ( $\text{J}/\text{kg}$ ),

$C_p$ : 溶融炉心比熱 ( $\text{J}/\text{kgK}$ ),  $\Delta T$ : 初期温度と凝固温度の差 (K),

$h$ : 熱伝達率 ( $\text{W}/\text{m}^2\text{K}$ ),  $S$ : 流路周長 (m),  $T_d$ : 溶融炉心温度 (K),



$T_w$  : 構造材温度 (K),  $\alpha_w$  : 構造材熱拡散率 ( $\text{m}^2/\text{s}$ ),

$\Delta X$  : チョーキングレンジ※ (m),  $k_w$  : 構造材熱伝導率 (W/mK)

※ 熔融物先端でどの程度の長さが流動限界固相率を超えると流動が停止するかを定義する定数

## (2) 熱伝達係数の計算

熔融炉心とスリット構造材間の熱伝達係数  $h$  は, 熔融炉心の熱伝導率  $k$ , 水力等価直径  $d_e$  及び Sleicher-Rouse の式<sup>[5]</sup> より求まるヌセルト数  $Nu$  を用いて, 下式により算出する。

$$h = \frac{k}{d_e} Nu \quad (3)$$

Sleicher-Rouse の式

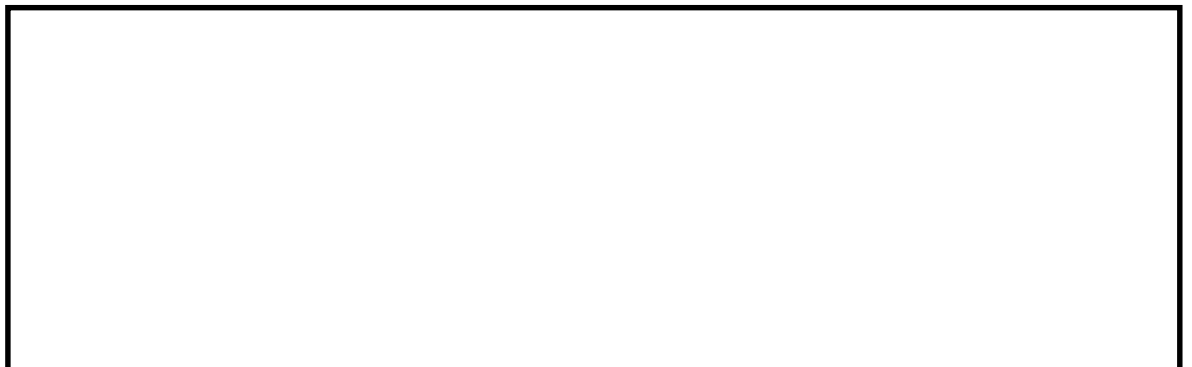
$$Nu_m = 5 + 0.015 Re_f^a Pr_w^b \quad (4)$$
$$\begin{cases} a = 0.88 - \frac{0.24}{4 + Pr_w} \\ b = \frac{1}{3} + 0.5 \exp(-0.6 Pr_w) \end{cases}$$

添字はそれぞれ, m : 混合平均温度, f : 膜温度, w : 壁温における物性値を表す。ただし本評価では, 物性値は温度によらず一定と仮定している。

## (3) 熔融炉心の温度低下の考慮

(1)式から直接的に流動距離を計算すると, 流路内を進行する間の熔融炉心の温度低下が考慮されず, 熔融炉心から構造材への熱伝達速度が過大評価されることにより, 流動距離が短く評価されることが考えられる。

今回の評価では, Flemings の評価式を基に, 流動に伴う熔融炉心の温度低下を考慮した上で, 熔融炉心先端が流動停止する固相率に至るまでの除熱時間を算出し, 熔融炉心の流速との積により流動距離を計算した。評価の概要を図 5-5 に示す。





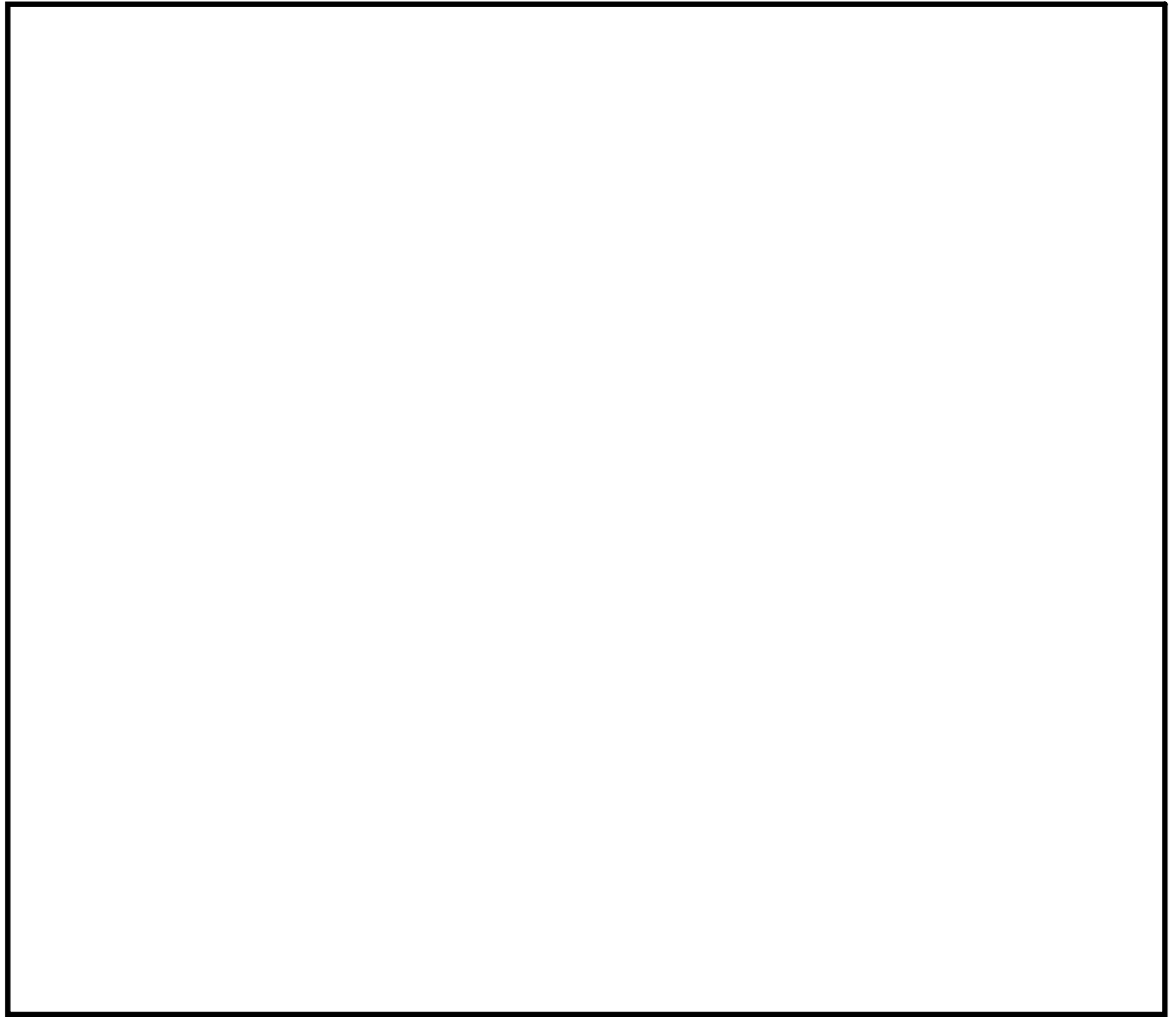


図 5-5 溶融炉心流動距離の評価イメージ図

### 5.3.3 評価条件

横スリット内での溶融炉心凝固評価に用いた条件を表 5-2 に示す。

溶融炉心の物性については，MAAP 計算結果における R P V 破損時の溶融炉心物性値を用いる。なお，流動距離が長くなるよう溶融炉心の保有エネルギーを大きく設定する観点から，T Q U V シーケンスの値を設定する。

溶融炉心の流速については，溶融炉心全量に加えペデスタル内構造物等がペデスタル内に堆積した場合の堆積高さ  と，横スリット下端までの高低差  の合計  をヘッドとして考慮した場合，溶融炉心の流速は  m/s となる。これに対し，スリット内の冷却水の存在による溶融炉心の流速の低下として，E P R I 試験の知見（1/10 から 1/100）及び実機溶融炉心と E P R I 試験の溶融アルミナの動粘度の差（約 1.6 倍）を考慮し，保守的に 1/2 を考慮した  を設定する。

流動限界固相率及びチョーキングレンジについては，既往の溶融炉心拡がり試験においては固相率が 0.4～0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見<sup>[6]</sup>



があるが、チョーキングレンジには明確な知見がないことから、溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと仮定し、流動限界固相率を 1.0、チョーキングレンジを 0 m と設定する。



表 5-2 評価条件

項目		条件	備考
横スリット流路形状	流路高さ (cm)		設計値
	流路幅 (cm)		
熔融炉心物性	液相線温度 (°C)		M A A P 計算結果 (R P V 破損時の値)  流動距離が長くなるよう熔融炉心の保有エネルギーを大きく設定する観点から、T Q U V シーケンスの値を使用
	固相線温度 (°C)		
	密度 (kg/m <sup>3</sup> )		
	熱伝導率 (W/mK)		
	比熱 (J/kgK)		
	熔融潜熱 (J/kg)		
	粘性係数 (Pa・s)	0.004	M A T P R O における熔融 U O <sub>2</sub> の値 <sup>[2]</sup>
構造材物性	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	7890	伝熱工学資料 (300K における S U S 304 の値)
	熱伝導率 (W/mK)	16.5	
	比熱 (J/kgK)	511	
初期温度条件	熔融炉心初期温度 (°C)		R P V 破損時の熔融炉心平均温度 ( ): M A A P 計算結果) に対し、保守的に液相線温度を設定
	構造材初期温度 (°C)	167	保守的に限界圧力での飽和水温度を設定
熔融炉心流動条件	熔融炉心流速 (m/s)		熔融炉心等の堆積量，スリット形状，スリット内冷却水の存在を考慮し，保守的に設定
	流動限界固相率 (-)	1.0	熔融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くと仮定し設定
	チョーキングレンジ (m)	0	



#### 5.3.4 評価結果

5.3.3 に示した条件に基づく評価の結果、熔融炉心の流動距離は約 1.0 m となり、横スリットの長さ ( ) の範囲内で凝固停止することを確認した。また、凝固に要する時間は 程度であり、この間の熔融炉心の崩壊熱による影響は無視し得る。

なお、表 5-2 の評価条件において、熔融炉心のレイノルズ数及びプラントル数はそれぞれ  $Re \approx 1.3 \times 10^5$  及び  $Pr \approx 0.14$  であり、(4) 式の Sleicher-Rouse の式の適用範囲内である。

#### 5.3.5 評価における保守性について

本評価は、以下のような点で保守性を有すると考えられる。

- ・本評価は流路内がドライな状態を前提としているが、実際にはスリット内は水で満たされた状態であり、熔融炉心から水への除熱等により流動距離はより短くなると考えられる。
- ・流動距離の計算において、熔融炉心の流速は流動停止まで一定としており、縦スリット及び横スリット内での圧損や粘性増加に伴う速度低下を考慮していない。
- ・横スリットへ流入する熔融炉心の初期温度は、R P V 破損時の熔融炉心平均温度 ( ) に対し保守的に液相線温度 ( ) を設定しているが、熔融炉心がペデスタル床面を拡がる間や縦スリットを通過する間の除熱を考慮すると、実際にはより温度は低下し、またそれに伴い熔融炉心の粘性は増加すると考えられる。
- ・流動限界固相率は 1.0 を設定しているが、既往の熔融炉心拡がり試験においては、固相率が 0.4~0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見<sup>[6]</sup>がある。

#### 5.3.6 評価条件の不確かさによる影響について

表 5-2 の評価条件において、熔融炉心の物性値条件については M A A P 計算結果における熔融炉心の組成平均値を用いている。

これに対して、スリットに流入する熔融炉心の物性は不確かさを有すると考えられることから、評価条件の不確かさとして M A A P 計算結果のうち熔融炉心内の金属相及び酸化物相の物性値を参照し、評価結果への影響を検討する。なお、表 5-2 の評価条件において、構造材物性値は不確かさが小さいと考えられること、構造材初期温度及び熔融炉心流動条件は十分な保守性を見込み設定していることから、評価結果に対する不確かさの影響は小さいと考えられる。

表 5-3 に、M A A P 計算結果における熔融炉心の組成平均、金属相及び酸化



物相のそれぞれの物性値を示す。各物性値から計算される溶融炉心が凝固するまでの体積当たりの放出熱量を比較すると、組成平均の物性値を用いた場合が最も大きく、溶融炉心の凝固までの流動距離が最も長くなることが分かる。

したがって、溶融炉心の物性値の不確かさを考慮した場合でも、溶融炉心は横スリットの長さ（）の範囲内で凝固停止すると考えられる。

表 5-3 溶融炉心の物性値の比較

項目		組成平均	金属相	酸化物相	備考
溶融炉心物性	液相線温度 (°C)				M A A P 計算結果 ( R P V 破損時の値)
	固相線温度 (°C)				
	密度 (kg/m <sup>3</sup> )				
	比熱 (J/kgK)				
	溶融潜熱 (J/kg)				
	体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m <sup>3</sup> )				計算値

#### 5.4 参考文献

- [1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volumel, EPRI report TR-103389, 1994
- [2] L.J.Siefken et al., SCDAP/RELAP5/MOD3.3 Code Manual; MATPRO - A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis, NUREG/CR-6150, Vol.4 Rev.2, 2001
- [3] 渋谷 他, 固相・液相共存下における鉄および非鉄合金のみかけの粘性の測定結果, 鉄と鋼, 第 66 年, 第 10 号, 1980
- [4] M.C.Fleming et al., "An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys", AFC Transactions, vol.69, 1961
- [5] 日本機械学会, 伝熱工学資料 第 4 版, 1986
- [6] M.T. Farmer, Melt Spreading Code Assessment, Modifications, and Applications to the EPR Core Catcher Design, ANL-09/10, 2009



## 6. 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。

### 6.1 熔融 $Zr$ による耐熱材侵食試験

#### 6.1.1 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ぽに入れ、るつぽ上部に耐熱材試験片をセットする(図 6-1)。これらを電気炉で加熱し、 $2000\text{ }^{\circ}\text{C}\sim 2200\text{ }^{\circ}\text{C}$  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  $100\text{ mol}\% Zr$  とした。

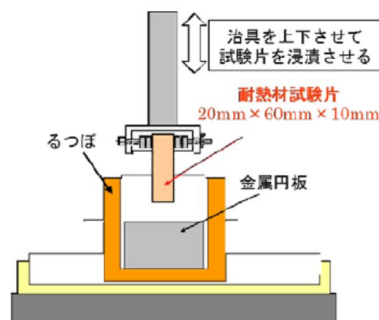


図 6-1 試験体系

#### 6.1.2 試験結果

図 6-2 に金属組成が  $100\text{ mol}\% Zr$  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  >  >  $ZrO_2$  となり、 $ZrO_2$ , ,  の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。



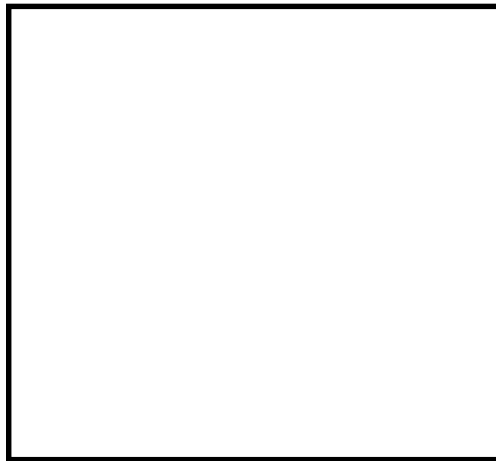


図 6-2 試験後の断面写真

## 6.2 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験

### 6.2.1 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  $ZrO_2$  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  $UO_2 - ZrO_2 - Zr$  : 30 mol% - 30 mol% - 40 mol% 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（2000 °C ~ 2100 °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。

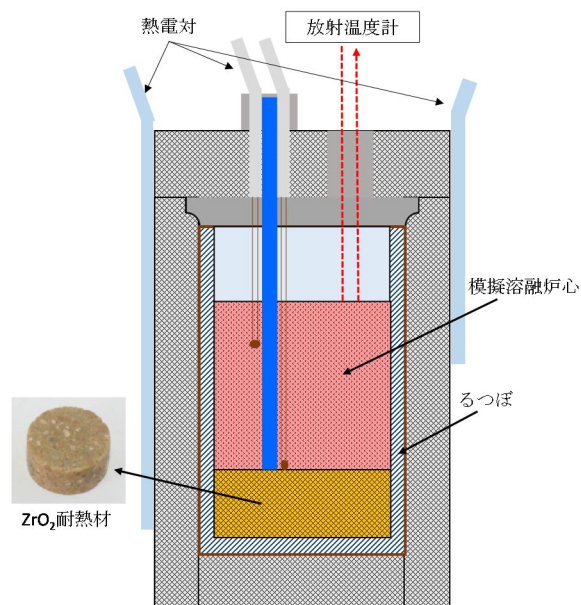


図 6-3 試験体系



### 6.2.2 試験結果

試験温度の推移を図 6-4 に示す。試験においては 2000 °C ～ 2050 °C の範囲で、約 10 分程度温度が保持されていることを確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を図 6-5 に示す。ZrO<sub>2</sub> 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 ZrO<sub>2</sub> 耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。

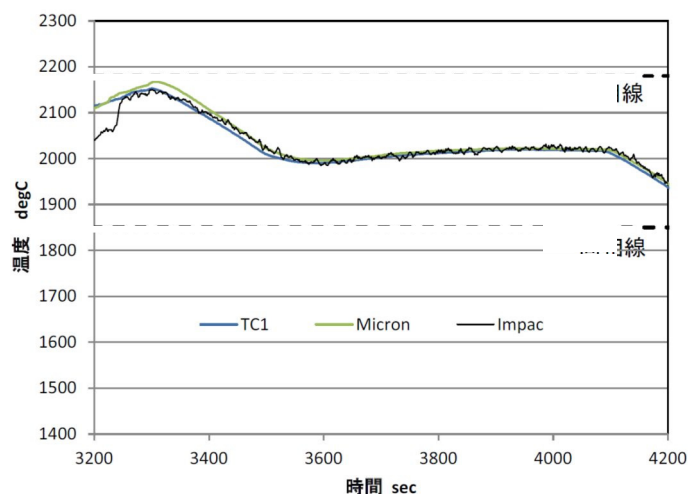


図 6-4 試験温度推移

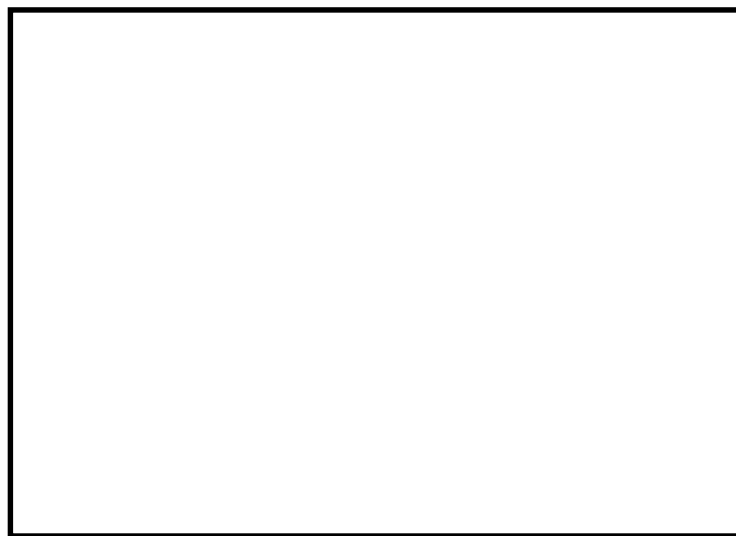


図 6-5 試験後の断面写真

## 6.3 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験

### 6.3.1 試験方法

耐熱材に熔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<sub>2</sub> 耐熱材の上に模擬熔融炉心を落下させ、耐熱材の侵食深さの測定、耐熱材侵食性状や模擬熔融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬熔融炉心の組成は UO<sub>2</sub> - ZrO<sub>2</sub> - Zr : 30 mol% - 30 mol% - 40 mol% とした。ZrO<sub>2</sub> 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熔融炉心をZrO<sub>2</sub>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<sub>2</sub>耐熱材の温度を測定した。

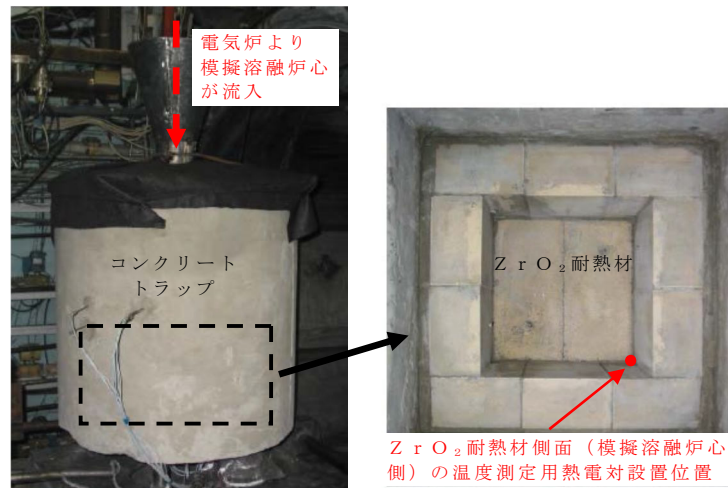


図 6-6 試験装置

### 6.3.2 試験結果

試験温度推移を図 6-7 に示す。ZrO<sub>2</sub>耐熱材側面（模擬熔融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬熔融炉心落下直後に最高温度約 2450 °Cを観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は 2450 °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図 6-8 に示す。模擬熔融炉心接触部から最大で約 1 cm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。

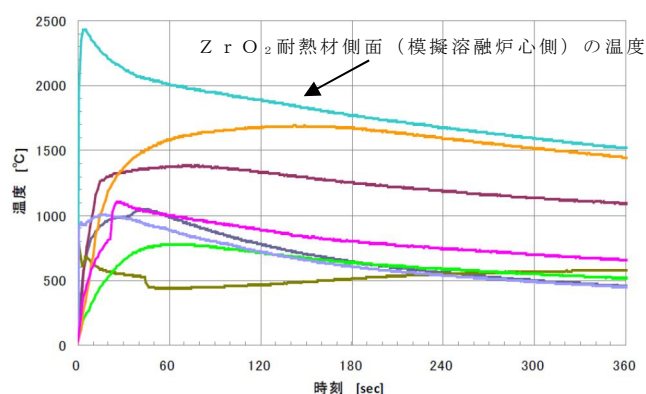


図 6-7 試験温度推移



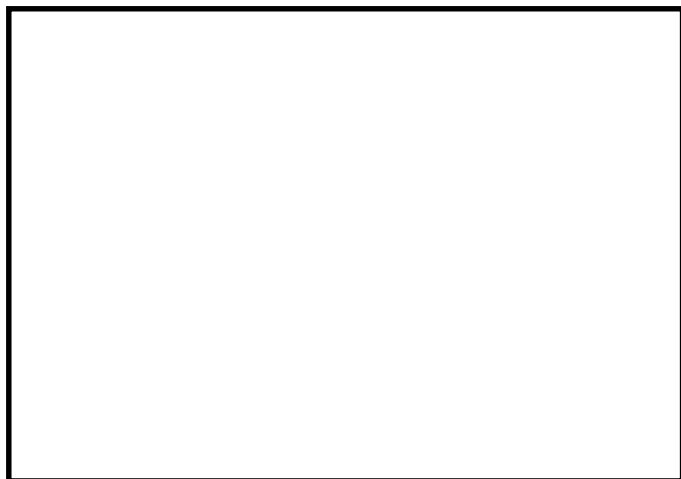


図 6-8 試験後の断面写真

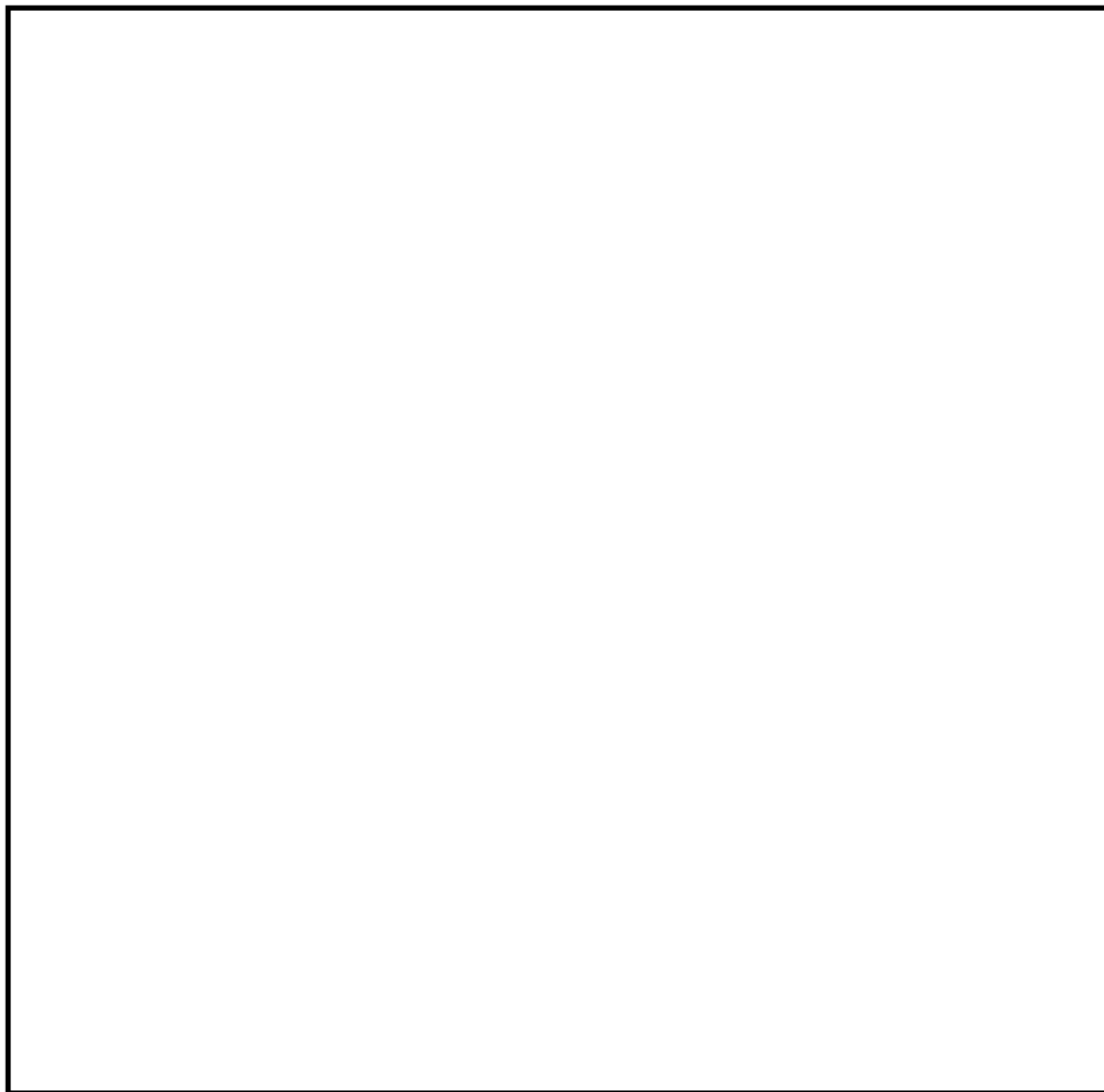


図 6-9 耐熱材表面の成分分析結果



一般に、 $ZrO_2$ には還元雰囲気で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、計測された模擬熔融炉心の温度が2450℃以上と高温であり、かつ模擬熔融炉心中には金属Zrが存在することから、模擬熔融炉心中の金属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（図6-9）。

なお、ペDESTAL（ドライウェル部）には水プールが存在するため、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下してきた熔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（ドライウェル部）に落下してきた熔融炉心は、2000℃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、熔融炉心中の金属Zrは酸化されていると考えられることから、事故時に熔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。

#### 6.4 まとめ

上記試験結果から、熔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。



## 7. コリウムシールド厚さ、高さの設定について

### 7.1 はじめに

コリウムシールドは、熔融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制の目的で設置するが、ペデスタル内の設備配置上、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デブリを全量保有でき、かつ、熔融炉心・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。

### 7.2 コリウムシールド高さの設定

ペデスタル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、ペデスタル外へ流出するおそれがある。そのため、デブリをペデスタル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デスタル外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とすることが必要である。ペデスタル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デスタル床ドレンサンプへのドレン配管である（図 7-1）。当該配管の下端は、ペデスタル床から約 1.88 m 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 1.88 m を設定する。

### 7.3 コリウムシールド厚さの設定

#### 7.3.1 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。

- ・ペデスタル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。ペデスタル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、ペデスタル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（連続層）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、粒子状デブリからの影響も緩和できるよう、粒子状デブリも含めたデブリ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によって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溶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 1.88 m 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。

### 7.3.2 デブリ保有可能性を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

デブリ堆積高さ  $H_{\text{debri}}$  は、式(1)及び式(2)で算定される。

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

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

$V_m$  : 溶融物体積 [36 m<sup>3</sup>]

$V_s$  : ペDESTAL内構造物体積 [4 m<sup>3</sup>] (添付 7-1 参照)

$\Phi_{\text{ent}}$  : 粒子化割合 [0.173] (添付 7-2 参照)

$P$  : ポロシティ [0.5] (添付 7-3 参照)

$S_{\text{fz}}$  : コリウムシールドの設置を考慮した床面積 [m<sup>2</sup>]

$L_{\text{PD}}$  : ペDESTAL床直径 [6.172 m]

$D_{\text{CS}}$  : コリウムシールド厚さ [m]

堆積高さの計算においては、ベースとなる条件 (添付 7-4) に対して不確かさを有すると考えられる項目として、以下のものが考えられる。

- ・連続層に対する不確かさ
  - ーデブリとして考慮するペDESTAL内構造物体積
- ・粒子化層に対する不確かさ
  - ーデブリの粒子化割合 (エントレインメント係数)
  - ーポロシティ

そこで、コリウムシールド厚さを算定するに当たっては、連続層に対する不確かさとしてペDESTAL内構造物体積を、粒子化層に対する不確かさとしては堆積高さへの影響が大きいポロシティを、それぞれ考慮している。

コリウムシールドの高さは、デブリ堆積高さと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  $H_{\text{debri}}$  を  $(1.88 - D_{\text{CS}})$  m とし計算した結果、 $D_{\text{CS}}$  = 約 0.15 m 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 0.15 m となる。



### 7.3.3 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 0.15 m の場合、コリウムシールドの侵食は発生しないことを確認している。また、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 0.15 m 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熔融デブリに着目すると、デブリ全量（熔融物体積[約 36 m<sup>3</sup>]及びペDESTAL内構造物体積[約 4 m<sup>3</sup>]）が熔融デブリと仮定した場合におけるデブリ堆積高さは約 1.63 m であり、コリウムシールド高さ約 1.88 m に対して余裕がある。

以上から、コリウムシールド厚さを 0.15 m とする。

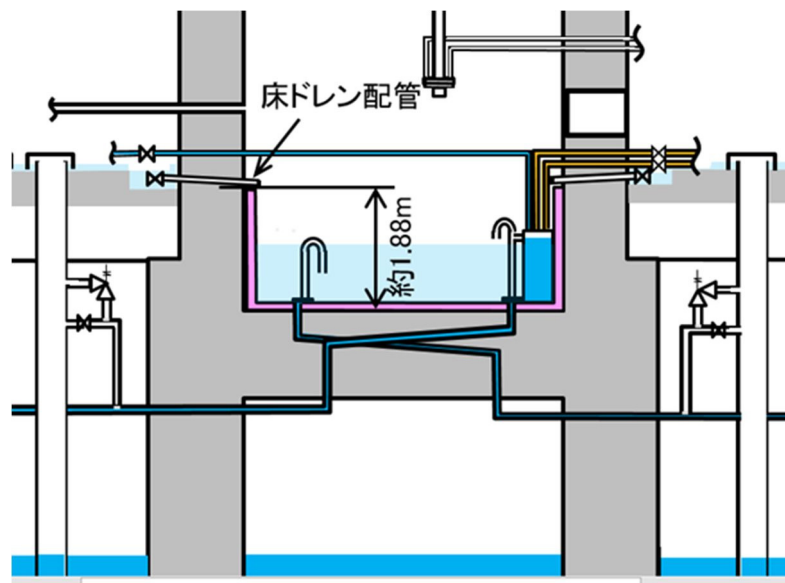


図 7-1 デブリがペDESTAL外へ流出する可能性のある経路



## デブリとして考慮するペDESTAL内構造物について

デブリ堆積高さの計算においては、表 1 及び表 2 に示すペDESTAL内構造物の総体積を保守的に 4 m<sup>3</sup> として考慮した。

表 1 デブリとして考慮したペDESTAL内構造物（既設）

構造物	体積[m <sup>3</sup> ]	外観図
ターンテーブル (熔融炉心の落下部及びその周囲のみが熔融しデブリに加わると考えられるため、評価においては一辺1 mの正方形の範囲が熔融すると想定)		
制御棒駆動機構 ハウジング (9本) ※1		
制御棒駆動機構 (9本) ※1		
制御棒駆動機構ハウジングサポート (ターンテーブルと同様に、一辺1 mの正方形の範囲が熔融すると想定)		
その他 (ケーブル, サポート, 配管等の構造物)		
合計		

※1 M A A P解析におけるR P Vの最大の破損口径を包絡する本数を設定。ただし、制御棒駆動機構ハウジングは、ペDESTAL内でサポートにより支持することで逸出を防止する設計となっている。



表 2 デブリとして考慮したペDESTAL内構造物（新設）

構造物	体積[m <sup>3</sup> ]
格納容器下部水位計	
格納容器下部水温計	
格納容器下部雰囲気温度計	
機器ドレンサンプ（配管等含む）	
床ドレンサンプ配管等	
コリウムシールド支持構造物（ライナ含む）	
合計	

※2 表 1 に記載の既設分との合計値は約   であるが，新設分の設計の進捗による物量増加等を考慮し，本評価上は合計 4 m<sup>3</sup> とする。



## 粒子化割合の算出

粒子化割合は以下の R i c o u - S p a l d i n g 相関式により求めた。

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$

$$d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left( \frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$$

ここで,

$\Phi_{ent}$  : 粒子化割合 [-]

$E_0$  : エントレインメント係数 [-]

$\Delta H_{pool}$  : プール水深 [m]

$d_{dj}$  : プール底部におけるデブリジェット径 [m]

$d_{dj,0}$  : 気相部落下を考慮した水面におけるデブリジェット径※1 [m]

$\rho_{dj}$  : デブリジェット密度 [kg/m<sup>3</sup>]

$\rho_w$  : 水密度 [kg/m<sup>3</sup>]

※1 解析コードMAAPによる破損口径の拡大（アブレーション）を考慮



評価条件は以下のとおり。

- ・プール水深：1 m（ペDESTAL水位）
- ・デブリジェット密度：（MAAP計算結果※<sup>2</sup>）
- ・初期デブリジェット径：0.15 m（CRD案内管径）

※2 粒子化割合を大きく見積もる観点から、デブリ密度が小さい過渡事象シーケンスの値を使用

以上により評価した結果、粒子化割合は以下のとおり。

- ・エントレインメント係数  の場合：約 17.3 %  
（MAAP推奨範囲の最確値※<sup>3</sup>）
- ・エントレインメント係数  の場合：約 22.7 %  
（MAAP推奨範囲の最大値※<sup>3</sup>）

※3 MAAPコードにおけるエントレインメント係数は、FARO実験のベンチマーク解析の不確かさの範囲から、 から  である。また、不確かさの範囲のうち、およそ中間となる  を推奨範囲の最確値としており、ALPHA-MJB実験の検証解析において、最確値を用いることで実験結果とよく一致する結果が得られている。



## ポロシティの設定について

ポロシティは、ドライアウト熱流束に係る実験<sup>[1]</sup>、粒子状デブリの冷却挙動に係る実験<sup>[2]</sup>及びP U L i M S 実験を踏まえ、平均的な値として 0.35 を最確条件に設定している。

粒子状デブリの冷却挙動に係る実験では、P R E M I X 実験<sup>[3]</sup>で得られた粒子状デブリに誘導加熱用の鋼球を加えた、表 1 に示すデブリ組成での実験を実施しており、ポロシティとして 0.38 を測定している。ドライアウト熱流束に係る実験では、表 2 に示すとおり、スチールで模擬された粒子状デブリ組成を考慮した実験を実施しており、ポロシティは 0.327 から 0.368 に設定している。また、P U L i M S 実験の知見よりポロシティは 0.29 から 0.37 が得られている。これらの実験より、0.3 から 0.4 程度のポロシティが観測されていることから、平均的なポロシティの値として 0.35 を最確条件として設定する。

これに対して、本評価においては、立方格子の堆積形状（図 1）を踏まえたポロシティの範囲として、0.26（面心立方格子）から 0.48（単純立方格子）を包絡する値として 0.5 を想定する。

表 1 デブリ組成

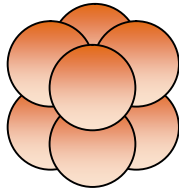
Particles	Wt. (g)	Wt. (%)
6mm steel spheres	11371.6	43.74
3mm steel spheres	6442.5	24.78
5-10mm Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	5410.9	20.81
2-5mm Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	2775.0	10.67
Total	26000.0	100.00
Bed weight	26.000kg	
Bed volume	$8.47 \times 10^{-3} \text{ m}^3$	
Avg.bed density	3069kg/m <sup>3</sup>	
Bed porosity(measured)	0.38	



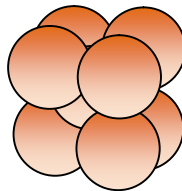
表 2 試験における粒子組成

	1 mm	2 mm	3 mm	$d_{eq}$ (mm) <sup>※</sup>	$\varepsilon$
A	66.7 (%)	33.3 (%)	—	1.2	0.364
B	33.3	66.7	—	1.5	0.360
C	11.1	88.9	—	1.8	0.368
D	50	—	50	1.5	0.337
E	25	—	75	2.0	0.327
F	10	—	90	2.5	0.357

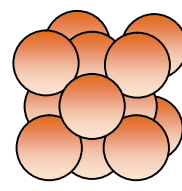
※  $d_{eq} = (\sum m_i/d_i)^{-1}$



単純立方格子 : 0.48



体心立方格子 : 0.32



面心立方格子 : 0.26

図 1 立方格子とポロシティ

- [1] Miyazaki, K. et al., “Dryout heat flux for core debris bed. (II) Effects of particle size mixing and coolant flow”, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, 23[9], pp. 769-778, (September 1986).
- [2] P. P. Kulkarni, M. Rashid, R. Kulenovic, A. K. Nayak, “Experimental investigation of coolability behaviour of irregularly shaped particulate debris bed”, Nuclear Engineering and Design 240, pp.3067-3077, (October 2010).
- [3] A. Kaiser, W. Schutz, H. Will, “PREMIX Experiments PM12-PM18 to Investigate the Mixing of a Hot Melt with Water”, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, (2001).



## デブリ堆積高さの評価条件の設定について

## 1. 原子炉圧力容器の破損箇所の想定

MAAPコードによる有効性評価解析では、RPV破損時の格納容器への負荷を厳しくする観点から、RPVの破損形態として制御棒駆動機構（以下「CRD」という。）ハウジングの逸出を想定している。しかし、図 1 及び図 2 に示すとおり、CRDハウジングは、ペDESTAL内に設置されたCRDハウジングサポートにより支持することで、逸出を防止する設計となっている。このため、現実的なRPV破損時の初期のデブリ流出箇所としては、CRDハウジングや核計装管とスタブチューブ上部との溶接部が溶融することで生じる間隙が考えられる（図 3）。その後、アブレーションにより口径が徐々に広がるとともに、CRDハウジングサポートが溶融した場合にはCRDハウジングの逸出が生じる状況になると考えられる。

また、CRDハウジングや核計装管の溶接部は複数存在することから、デブリが滞留した下部プレナムの状況によっては、複数箇所からデブリが流出する可能性がある。ただし、RPV下部の形状及びデブリ流出に伴う下部プレナム内のデブリ深さの減少を踏まえると、CRDから流出するデブリ量は中心から外側になるにつれ少なくなることから、外側のCRD及びその下部のCRDハウジングサポートが溶融する可能性は小さくなると考えられる。



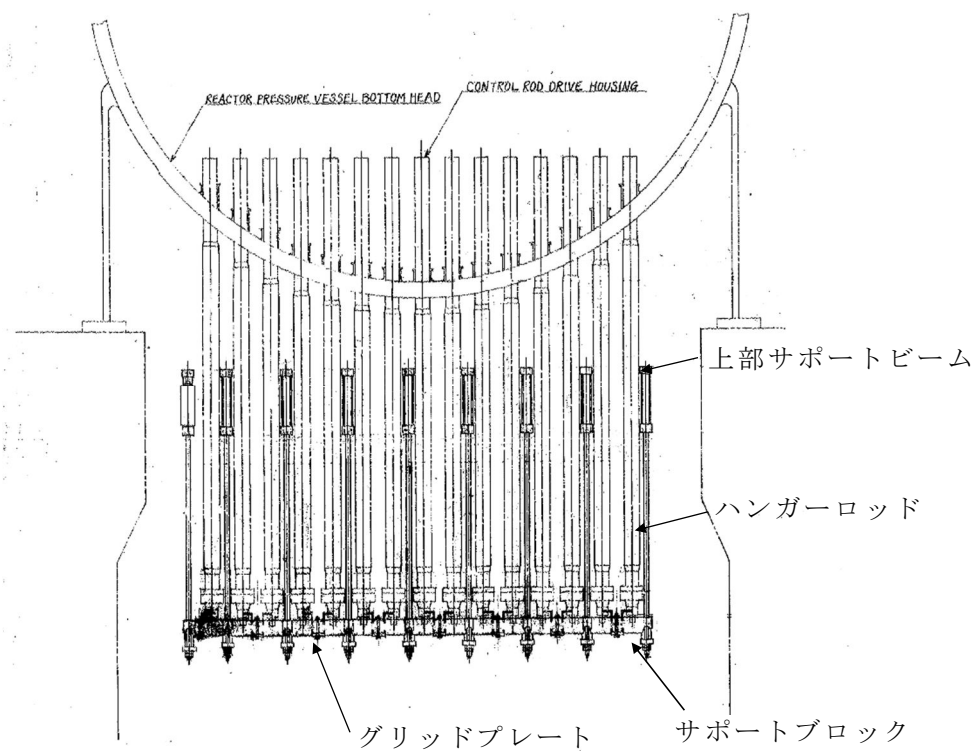


図 1 東海第二発電所CRDハウジングサポート構造

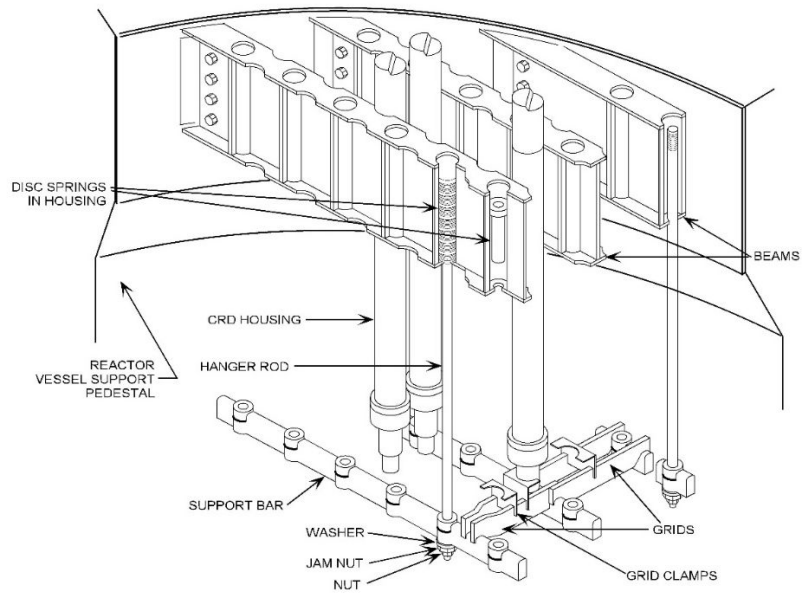


図 2 CRDハウジングサポート構造俯瞰図（参考）<sup>[1]</sup>



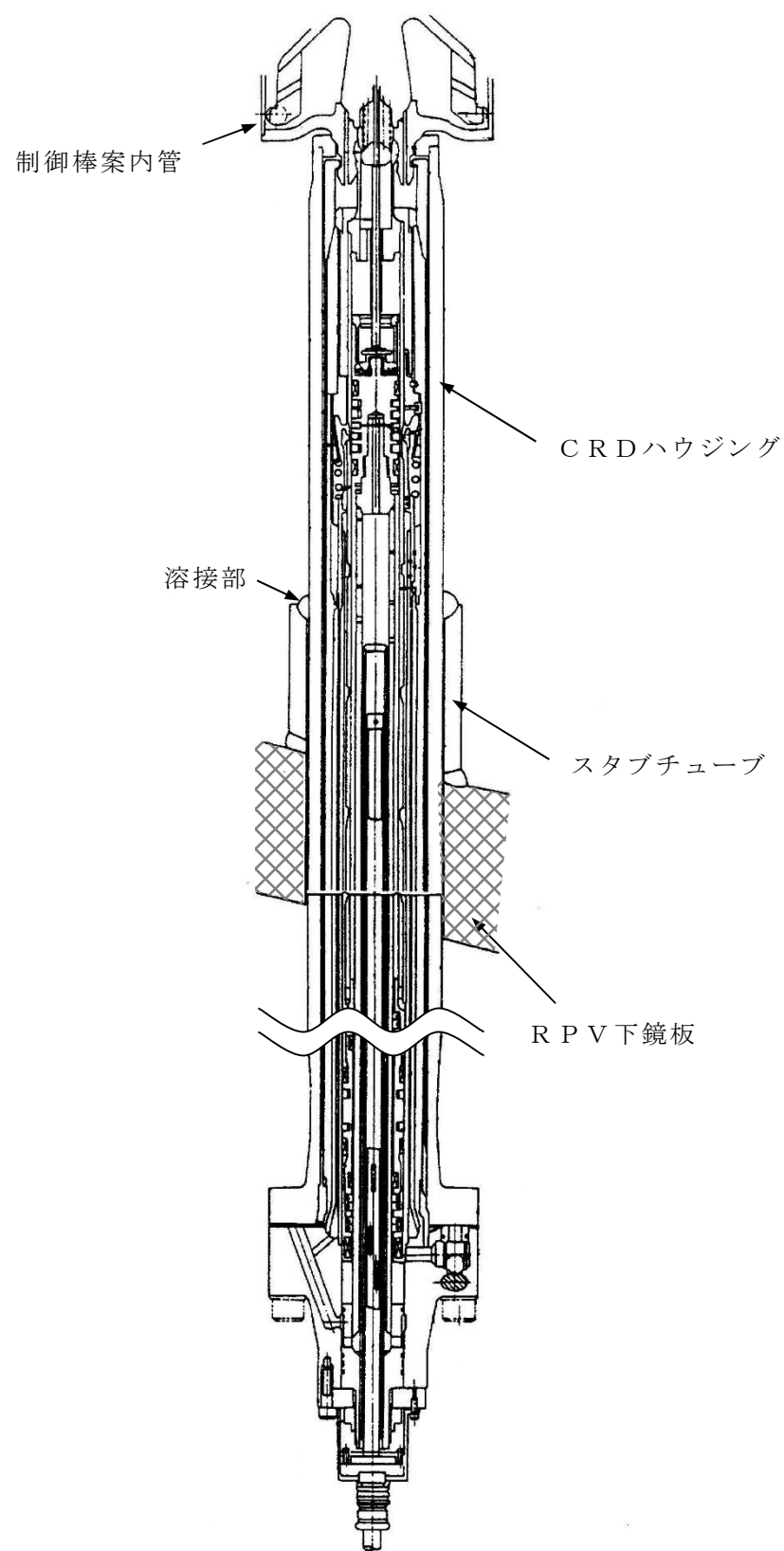


図 3 CRD概要図



## 2. デブリとして考慮する構造物

R P V内外において、溶融物となりペデスタルに堆積する可能性がある構造物として、表 1 に示すものが考えられる。これを踏まえ、ペデスタルに堆積するデブリ体積の最確条件と、最確条件に保守性を加味したデブリ堆積高さ評価上のベースケース条件を表 2 に示す。

ベースケースにおけるC R D及びC R Dハウジングの破損本数としては、M A A P解析においてR P V底部の破損後にアブレーションにより広がる最大の破損口径：約 76 cmに含まれる本数 9 本を考慮している（図 4）。また、ターンテーブル及びC R Dハウジングサポートについては、アブレーションにより広がる最大の破損口径：約 76 cmを包絡する範囲として、一辺 1 m の正方形の範囲を考慮している。

また、M A A Pコードに適用されているアブレーションモデルは、サンディア国立研究所において実施された、鋼製容器及びアルミナ混合物を用いたH I P S実験の結果と良く一致することが確認されている（表 3）。

したがって、アブレーションによるR P V破損口径の拡大を考慮したC R Dハウジング等のデブリ体積の評価についても、保守性を有していると考えられる。

なお、R P Vの破損形態として、米国における AP600/AP1000 の審査において、ヒンジ状破損（原子炉容器ベルトラインのほぼ全周にわたり裂け目が生じる大規模破損）を考慮した場合の流動の影響が議論されているが、ヒンジ状破損は他のP W Rと異なりI C I S下部貫通部がない AP600/AP1000 の原子炉容器に対して考慮されるものであり、下部プレナムにC R Dハウジング等の溶接部がある国内B W Rプラントに対して、ヒンジ状破損は支配的な原子炉容器破損モードにはならない。したがって、国内B W RプラントにおけるR P Vの破損形態としては、溶接部の溶融を考慮することで問題ないとする。



表 1 デブリとなる構造物の推測

	項目	考え方
R P V 内	炉心位置に存在する構造物 (燃料集合体, 下部炉心支持板, 制御棒案内管等)	・炉心位置に存在する構造物は, 炉心損傷及び炉心溶融に伴い溶融すると考えられる。
	下部プレナムに存在する構造物 (R P V 下鏡部, C R D ハウジング, 核計装管, スタブチューブ) の一部	・C R D や核計装管の溶接部の溶融及び貫通までに, R P V 内の R P V 下鏡部, C R D ハウジング, 核計装管等はある程度溶融すると考えられる。 ・ただし, 溶融炉心が下部プレナムに移行後も, 一時的に C R D ハウジング内に存在する冷却水の冷却効果により, C R D ハウジング及び C R D 全てが溶融する可能性は低いと考えられる。
R P V 外	R P V 外側の構造物 (C R D ハウジング, C R D ハウジングサポート, 核計装管) の一部	・R P V からのデブリ流出時, デブリは C R D ハウジング, C R D ハウジングサポート, 核計装管により冷却されること, デブリはこれらの構造物と一時的に接触後にペDESTAL 床面に落下することから, これらの構造物が全て溶融する可能性は低いと考えられる。
	R P V からのデブリ流出箇所の直下に存在するペDESTAL 内構造物 (ケーブル, サポート, 配管, 新設設備等) の一部	・デブリは R P V 下部の構造物と一時的に接触後にペDESTAL 床面に落下することから, デブリ流出箇所の直下に存在するペDESTAL 内構造物は一部溶融するものの, 全て溶融する可能性は低いと考えられる。

表 2 デブリ堆積高さ評価上のデブリ体積の考え方

対象	最確条件	ベースケース	考え方
炉心位置に存在する構造物	全て考慮	同左	一部溶け残る可能性もあるが, 全て溶融するものとして考慮する。
R P V 下鏡部, C R D ハウジング, C R D, 核計装管, C R D ハウジングサポート	M A A P 解析でのアブレーションによる最大口径: 約 0.76 m の範囲※ <sup>1</sup> を考慮し, C R D 6 本分※ <sup>2</sup> を設定	M A A P 解析でのアブレーションによる最大口径: 約 0.76 m の範囲※ <sup>1</sup> を考慮し, これを包絡する C R D 9 本分を設定	複数箇所からのデブリ流出が生じ, 各流出箇所の C R D ハウジング等の一部が溶融する可能性を考慮し, M A A P 解析に基づき R P V 下部中心位置における複数の炉内外の C R D ハウジング完全逸出で代表する。
ケーブル, サポート, 配管, 新設設備等のペDESTAL 内構造物	ターンテーブルより下部の構造物が溶融するものとして設定	R P V より下部に存在するペDESTAL 内の構造物全てを保守的に考慮し設定	ペDESTAL 上部の内壁付近の構造物は, 位置的にデブリと接触し難いため, 最確条件では考慮せず。 ベースケースでは全ての構造物を考慮する。

※1 図 4 参照

※2 一部溶融の C R D 4 本を計 1 本としてカウント



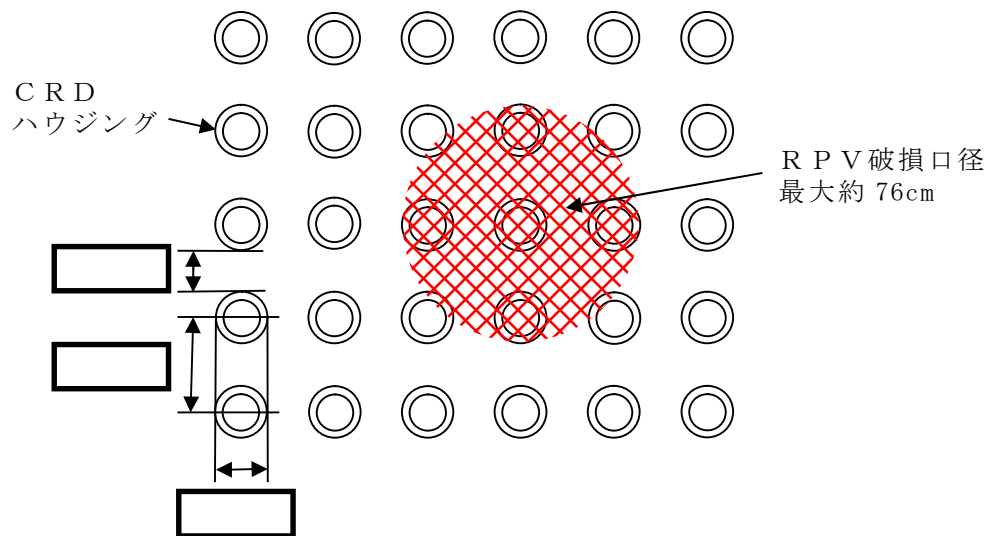


図4 CRD配置とRPV破損口径の関係

表3 HIPS実験結果とアブレーションモデルの評価結果<sup>[2]</sup>

Table I Comparison of Hole Ablation Models With Experiment Data						
Test	$\Delta P$ (MPa)	$d_0$ (cm)	L (cm)	Observed $D_f$ (cm)	Current Model $D_f$ (cm)	ZPSS Model $D_f$ (cm)
HIPS-1J	9.69	2.54	2.54	5.08 <sup>a</sup>	5.08	4.78
HIPS-2C	11.7	2.54	2.54	5.5-7	6.40	4.76
HIPS-3J	4.85	2.54	5.08	6-7	6.32	4.87

a) Ablation limited by a graphite shield

[1]General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.1 Reactor Vessel System, USNRC HRTD, Rev 09/11.

[2]Pilch, M., and Tarbell, W. W., 1985, High Pressure Ejection of Melt from a Reactor Pressure Vessel, The Discharge Phase. NUREG/CR-4383 (SAND85-0012), September.



### 3. デブリ堆積高さの評価条件

デブリ堆積高さの評価における，最確条件，ベースケース条件及び感度条件について，表 4 に示す。コリウムシールド厚さの設定においては，ベースケース条件に対して，デブリ体積及びポロシティの感度条件を重畳させた条件での堆積高さを考慮している。

表 4 デブリ堆積高さ評価の条件

ケース	デブリ体積	粒子化層の堆積高さ	
		粒子化割合	ポロシティ
最確条件	約 2.2 m <sup>3</sup> ・ C R D 6 本分の範囲 ・ ターンテーブルより 下の構造物	17.3 % ・ エントレインメント 係数： <input type="text"/> (M A A P 推奨範囲の 最確値)	0.35 ・ 各種実験に基づく値
ベース ケース	3 m <sup>3</sup> ・ C R D 9 本分の範囲 ・ ペデスタル内の全ての 構造物		
感度条件	4 m <sup>3</sup> ・ 更なる保守性を考慮	22.7 % ・ エントレインメント 係数： <input type="text"/> (M A A P 推奨範囲の 最大値)	0.50 ・ 更なる保守性を考慮



## 8. 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について

### 8.1 はじめに

R P V破損により落下したデブリは、事前に水張りされていたペデスタルの水中に落下し、冠水する。その後、R P V破損から7分後に格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル注水を実施することとしているが、7分の間に水が蒸発することから、デブリの冠水状態の評価を実施する。

また、ポロシティが冠水状態に与える影響についても評価した。

### 8.2 評価対象事故シーケンス

R P V破損する有効性評価の評価事故シーケンスとして、過渡事象時に注水機能が喪失する事象（以下「過渡事象」という。）を選定している。ここでは、有効性評価のベースケースとなる過渡事象について、デブリの冠水状態の評価を実施する。

また、起因事象をL O C Aとした場合には事象進展が異なることから、R P V破損時間が早くなる大破断L O C A時に注水機能が喪失する事象（以下「L O C A事象」という。）についても、同様にデブリの冠水状態の評価を実施する。

### 8.3 デブリ冠水評価

デブリの堆積形状を図8-1に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ  $H_{debri}$  は式(1)で評価する。

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

$V_m$  : 溶融物体積[約 36 m<sup>3</sup>]

$V_s$  : ペデスタル内構造物体積[約 4 m<sup>3</sup>] (添付 7-1 参照)

$\Phi_{ent}$  : R i c o u - S p a l d i n g 相関式に基づく粒子化割合[0.173]  
(添付 7-2 参照)

$P$  : ポロシティ[0.5] 既往実験の知見から保守的に設定 (添付 7-3 参照)

$S_{fz}$  : コリウムシールドの設置を考慮した床面積[約 27.08 m<sup>2</sup>]

また、粒子化したデブリの間隙に冷却水が浸入するため、デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深  $H_{pool-ent}$  について式(2)で評価する。ここで、デブリ堆積範囲より上の領域にはコリウムシールドが敷設されていないものとする。

$$H_{pool-ent} = (H_{pool} - (V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P) \times P \div S_{fz})) \times (S_{fz} / S_f) \quad (2)$$

$H_{pool}$  : 水プール初期水深[1 m]

$S_f$  : コリウムシールドが設置されていない範囲の断面積[約 29.92 m<sup>2</sup>]

式(1)からデブリ堆積高さ  $H_{debri}$  は約 1.71 m となる。また、式(2)から粒子化した



デブリの範囲を除いた水プール水深  $H_{\text{pool-ent}}$  は約 0.69 m となる。

解析コード MAA P を用いた有効性評価の結果（デブリから水プールへの限界熱流束を  $800 \text{ kW/m}^2$ （圧力依存性あり）と設定）から、RPV 破損によるデブリ落下からペDESTAL 注水開始までの 7 分間におけるペDESTAL 水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.34 m、LOCA 事象の場合は約 0.44 m であり、デブリの冠水は維持される。なお、RPV 破損時点からデブリ露出までの時間は、過渡事象の場合で約 21 分間、LOCA 事象の場合で約 15 分間であることから、ペDESTAL 注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水維持することが可能である。

#### 8.4 ポロシティが冠水評価に与える影響

水位低下量評価にポロシティの効果を考慮していないことから、その影響を評価した。

粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束に関する相関式である Lipinski-OD モデルでは、ポロシティの増加によってドライアウト熱流束が上昇する結果が得られており、図 8-2 においてポロシティ 0.48 の場合、ドライアウト熱流束は、約  $3300 \text{ kW/m}^2$  となる。これは、水位低下量評価で、デブリから水プールへの熱流束として設定している  $800 \text{ kW/m}^2$  と比較して大きな値となるが、ポロシティを形成するデブリの粒子化割合は約 17 % と小さく、粒子化したデブリはクエンチしていることから、ポロシティによるドライアウト熱流束増加の影響は小さい。

よって、ポロシティを考慮しても水位低下量評価への影響は小さく、冠水評価に影響はない。

#### 8.5 まとめ

以上の評価から、過渡事象及び LOCA 事象いずれにおいても、RPV 破損から 7 分の間において、デブリの冠水状態が維持されることを確認した。



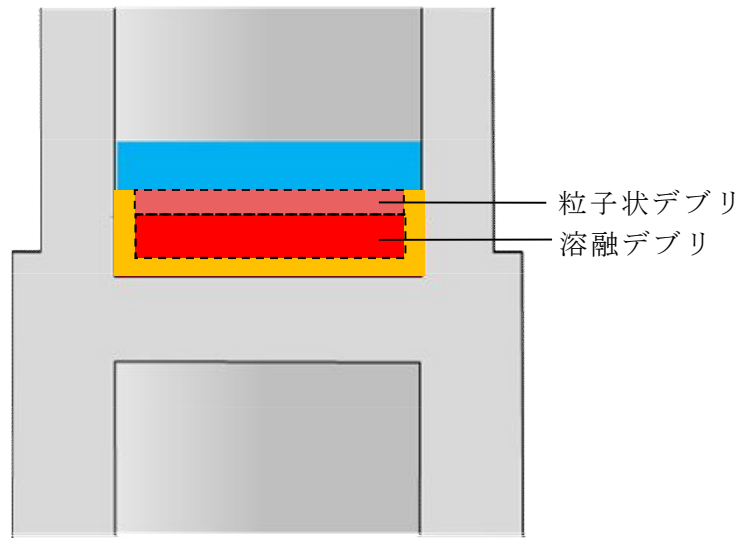


図 8-1 デブリ堆積形状

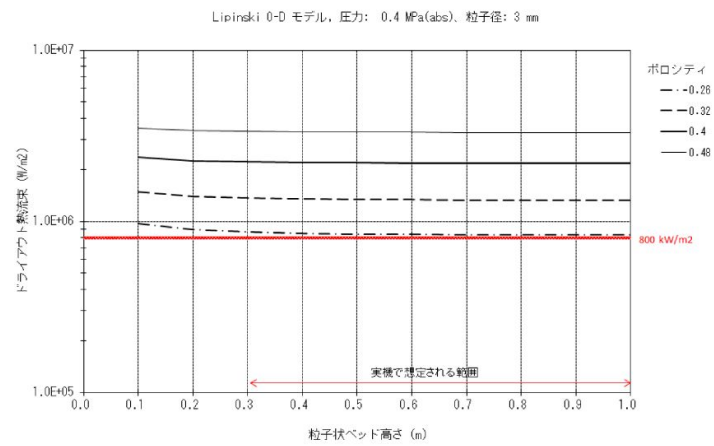


図 8-2 粒子状ベッド高さとドライアウト熱流束の関係



## 9. 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評価について

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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。

### 9.1 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

解析コードMAAPにおける、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）伝熱モデルでは、溶融炉心－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－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

解析コードMAAPにおけるMCCI伝熱モデルの概念図を図 9-1 に示す。解析コードMAAP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
- ・溶融潜熱

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 9-1）。また、落下した溶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※<sup>1</sup>として評価を実施しているが、コンクリート－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、解析コードMAAPにおいてコリウムシールドを適切に模擬している。

※ 1 ペDESTAL（ドライウェル部）壁面、床のコンクリートとドライウェル、サプレッション・チェンバ雰囲気との伝熱についても考慮している。

#### (2) 溶融炉心－コリウムシールド間の伝熱

溶融炉心－コリウムシールド間の伝熱は、溶融炉心－コンクリート間の伝熱と同様のモデルを用いている。溶融プールからクラスト、クラストから構造物への



伝熱は以下の式で評価され、(1)で示した構造材の物性値等による影響を受けずにクラスト内の熱量が全て構造材に移行する扱いとなっており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっている。なお、伝熱を受けた構造材の温度上昇は、構造材の熱伝導率等の物性に基づき計算され、種々の実験により得られたコリウムシールド耐熱材の物性値を適切に入力することで、適切に計算される。

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

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

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

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

ここで、

$q_d, q_s$ : 床方向及び側面方向の熱流束 [W/m<sup>2</sup>]

$h_d, h_s$ : 溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m<sup>2</sup>K]

$h_{d0}, h_{s0}$ : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m<sup>2</sup>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/m<sup>3</sup>]

$X_{cd}, X_{cs}$ : 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。なお、クラストーコリウムシールド接触面温度は、(1)に記載のとおり Z r O<sub>2</sub> の物性値を基に計算されることから、クラストの厚さを評価するにあたり Z r O<sub>2</sub> の物性値が考慮されている。

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

ここで、

$q$ : 床方向又は側面方向の熱流束 [W/m<sup>2</sup>]

$k_F$ : デブリ熱伝導率 [W/mK]

$T_{F,m}$ : 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※<sup>2</sup> [K]

$x_c$ : 床面又は壁面のクラスト厚さ [m]

※<sup>2</sup> コリウムシールドの表面温度と同値であり、クラストからの伝熱量及び入力したコリウムシールドの物性値に基づいて適切に計算されている。



## 9.2 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
- ・熔融物の落下・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熔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。図 9-2 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表 9-1 に示す。

エントレインメント係数について，感度解析より熔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熔融炉心の細粒化割合が変化した場合でも熔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。

熔融炉心の拡がりについて，熔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デスタル（ドライウェル部）への均一堆積形状の方が熔融炉心と水の伝熱面積が大きくなり，熔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，熔融炉心落下時点における熔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，熔融炉心への注水によって熔融炉心は継続的に冷却されることから，熔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・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、解析コードM A A P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、解析コードM A A PにおけるM C C I 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

解析条件を表 9-2 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  $800 \text{ kW/m}^2$ （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 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。

#### (b) 解析結果

評価結果を表 9-3 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  $2100 \text{ }^{\circ}\text{C}$  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、「6.4 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 9-2）。



### 9.3 解析条件における不確かさの影響

解析コードMAAP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。解析コードMAAPの解析条件を表 9-4 に示す。

### 9.4 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

溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出により、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 33 mm となる（添付 9-3）。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、解析コードMAAP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

解析条件を表 9-5 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 33 mm を考慮し、保守性を見込んだ値として 110 mm 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、解析コードMAAP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。

#### (2) 解析結果

解析結果を表 9-6 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図 9-3 から図 9-6、クラスト厚



さの推移（上下方向）を図 9-7 に示す。コリウムシールド内表面温度の最高値は約 1860 °Cにとどまり、コリウムシールドの侵食開始温度である 2100 °Cを下回ることから、コリウムシールドの侵食は熔融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出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デスタル（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 1230 °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熔融炉心中の金属酸化物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。

なお、本評価においては、コンクリートの表面温度を厳しく評価する観点から、コンクリートーコリウムシールド間の接触熱抵抗は考慮していない。接触熱抵抗を考慮した場合には、熔融炉心からペデスタル（ドライウェル部）コンクリートへの熱通過率が小さくなり、熔融炉心及びコリウムシールドの温度挙動に影響を与えることが考えられるが、熔融炉心はペデスタル（ドライウェル部）のプール水に落下した直後に 2100 °C未満となること、また、熔融炉心から上面水へは崩壊熱以上の除熱がされ熔融炉心の温度は 2100 °C未満を維持することから、コリウムシールドの侵食は生じず、温度挙動への影響は軽微であると考えられる。

#### 9.5 まとめ

解析コードMAAP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熔融炉心中の金属酸化物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。



表 9-1 コリウムシールドを考慮した場合のMCC I 評価の不確かさに関する整理結果

MCC I 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
熔融炉心落下量	原子炉圧力容器内 熔融進展	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
熔融炉心の粒子化	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、解析コードMAAP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	左記の感度解析により、熔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、熔融炉心の細粒化割合が熔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
	熔融炉心ジェット径	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
熔融炉心の拡がり	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	熔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	熔融炉心の拡がりが抑制される場合は、熔融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、熔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、熔融炉心落下時点における熔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、注水により熔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 800 kW/m <sup>2</sup> 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） 熔融炉心・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、上面熱流束及び熔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熔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	熔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 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> 壁方向クラストへは <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> 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①】（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熔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、熔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」



表 9-2 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 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
溶融炉心から水プールへの限界熱流束	800 kW/m <sup>2</sup> (圧力依存性あり)	800 kW/m <sup>2</sup> (一定※ <sup>1</sup> )
ペDESTAL 初期水位	1 m	
ペDESTAL 注水	R P V 破損 7 分後から 80 m <sup>3</sup> /h	
コリウムシールド厚さ	15 cm	
コリウムシールド侵食開始温度	2100 ℃※ <sup>2</sup>	
R P V 破損時の溶融炉心温度	M A A P 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 Z r O<sub>2</sub> 耐熱材の 100 mol% Z r による侵食試験結果に基づき設定（添付 9-1）

表 9-3 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



表 9-4 解析コードM A A P 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	2100 °C	2100 °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

表 9-5 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	15 cm	11 cm ※ 1
コリウムシールド熱伝導率	<input type="text"/> ※ 2	<input type="text"/> ※ 3
コリウムシールド比 熱	<input type="text"/> ※ 2	<input type="text"/> ※ 3
コリウムシールド侵食開始温度	2100 °C ※ 4	
ペDESTAL（ドライウエル部）床面積	27.08 m <sup>2</sup>	
ペDESTAL初期水位	1 m	

※ 1 溶融炉心中の金属酸化物による侵食を仮定した厚さとして設定（添付 9-3）

※ 2 Z r O<sub>2</sub>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 O<sub>2</sub>耐熱材の常温における伝熱物性として設定

※ 4 Z r O<sub>2</sub>耐熱材の 100 mol% Z r による侵食試験結果に基づき設定（添付 9-1）



表 9-6 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

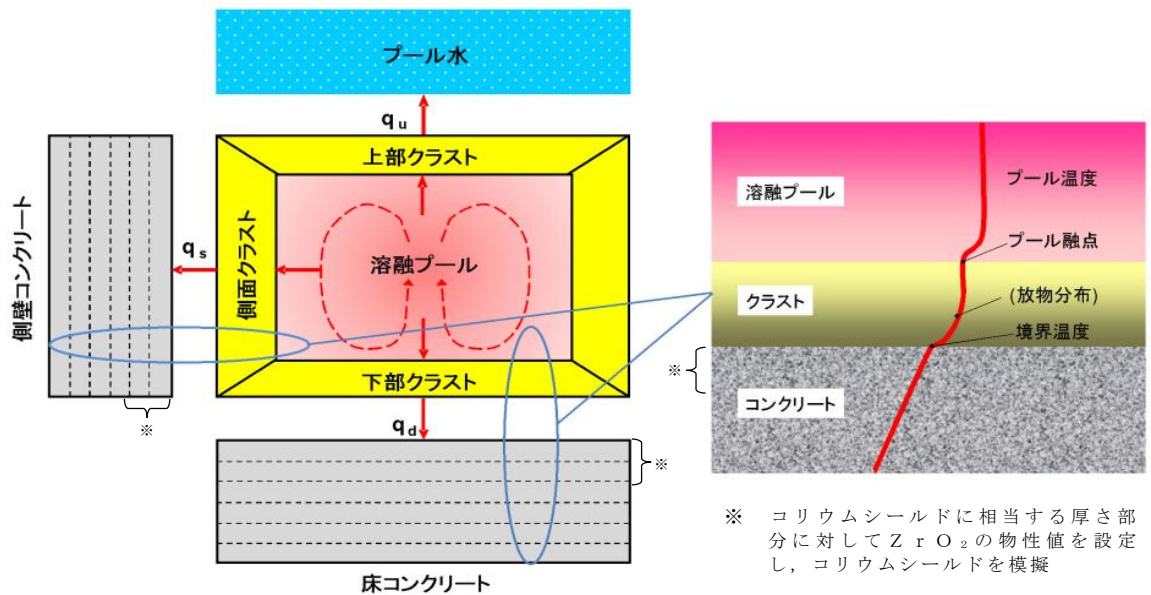


図 9-1 解析コードMAAPにおけるMCCI伝熱モデル



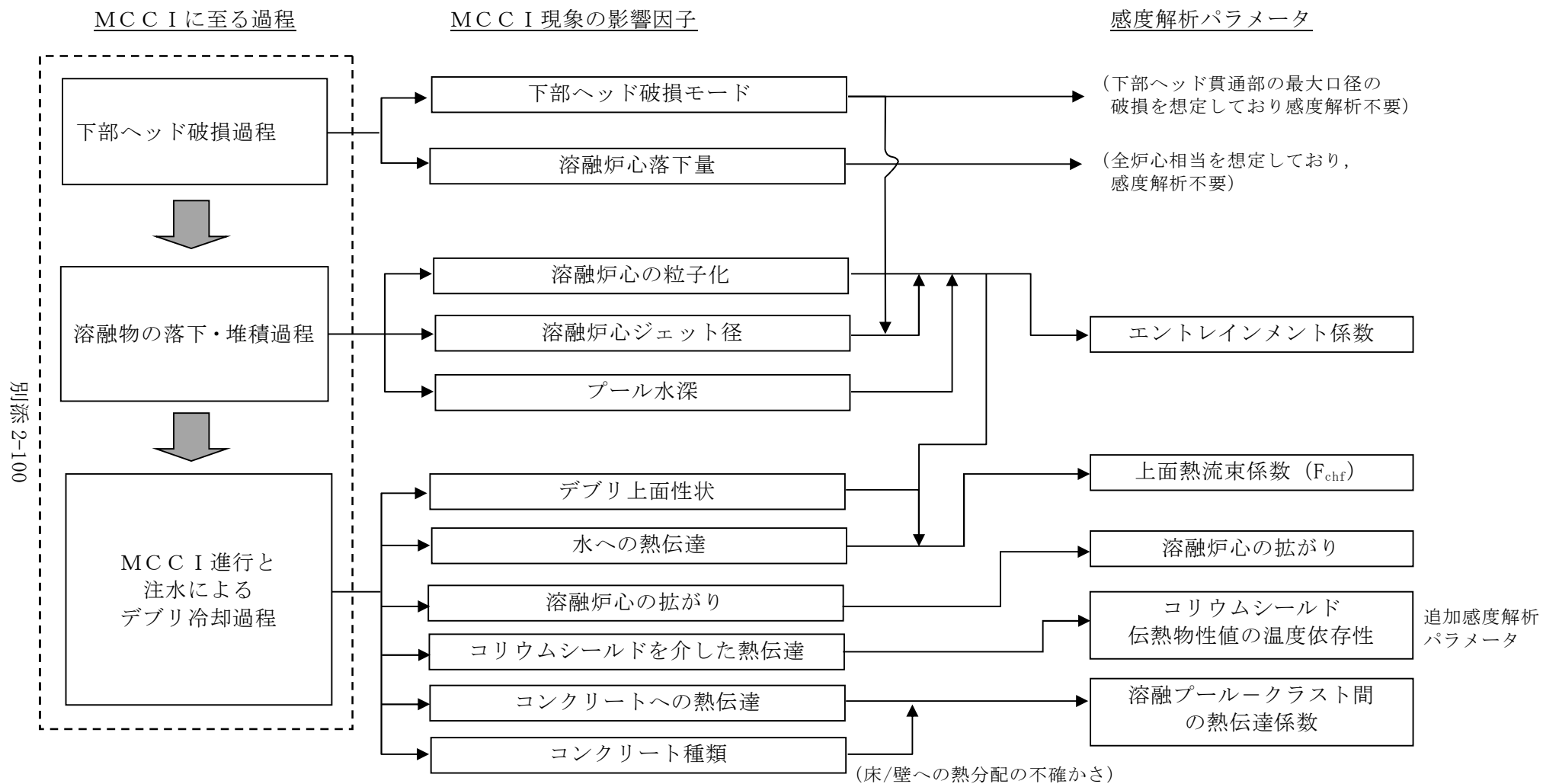


図 9-2 コリウムシールドを考慮した場合のMCC Iにおける不確かさに関する流れ図



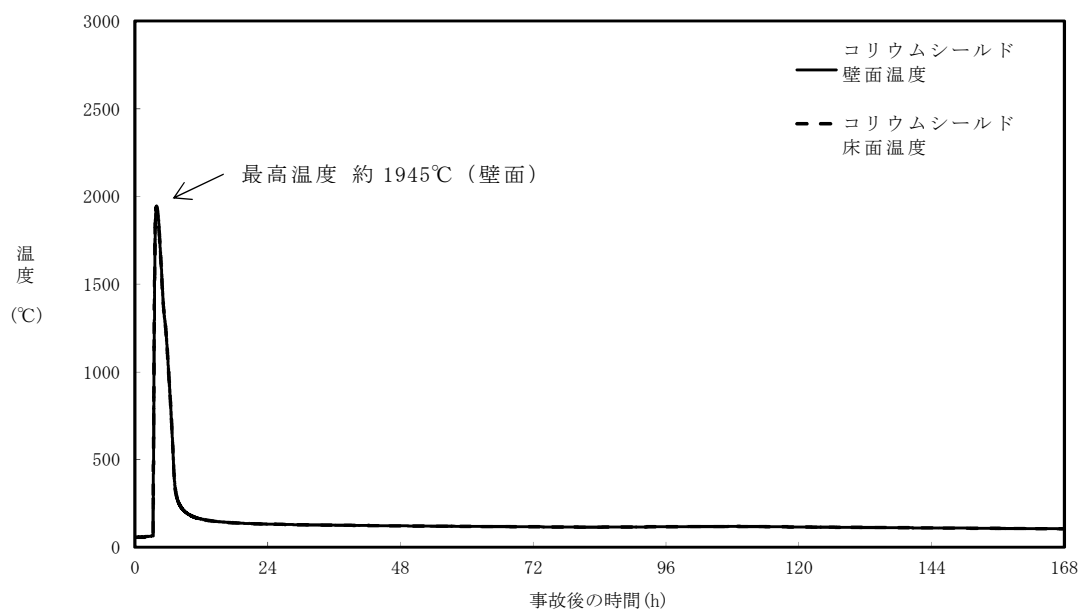


図 9-3 コリウムシールド内表面温度の推移（ベースケース）

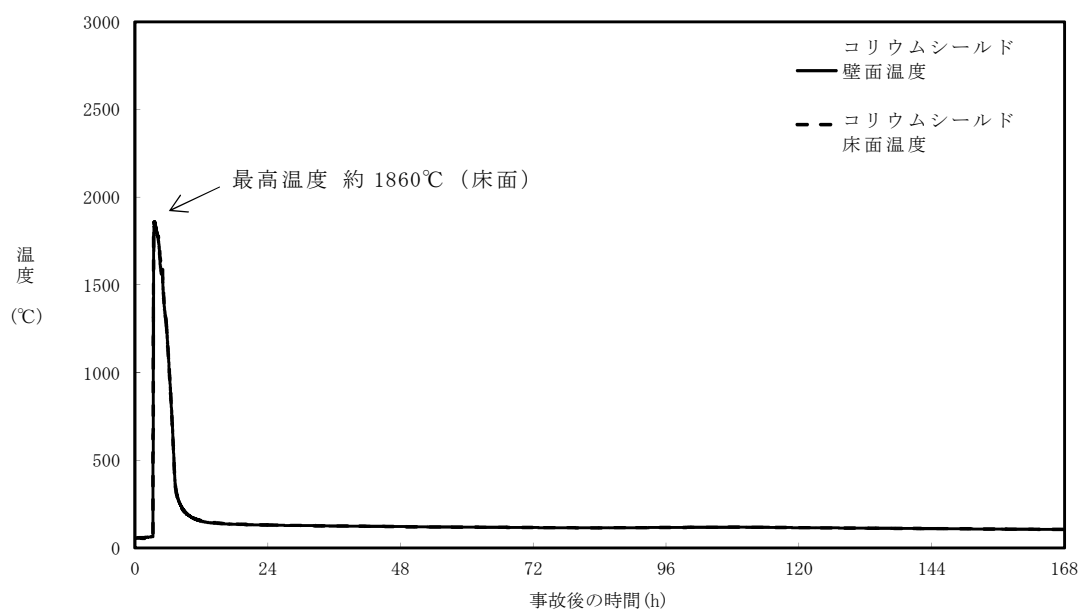


図 9-4 コリウムシールド内表面温度の推移（感度解析ケース）



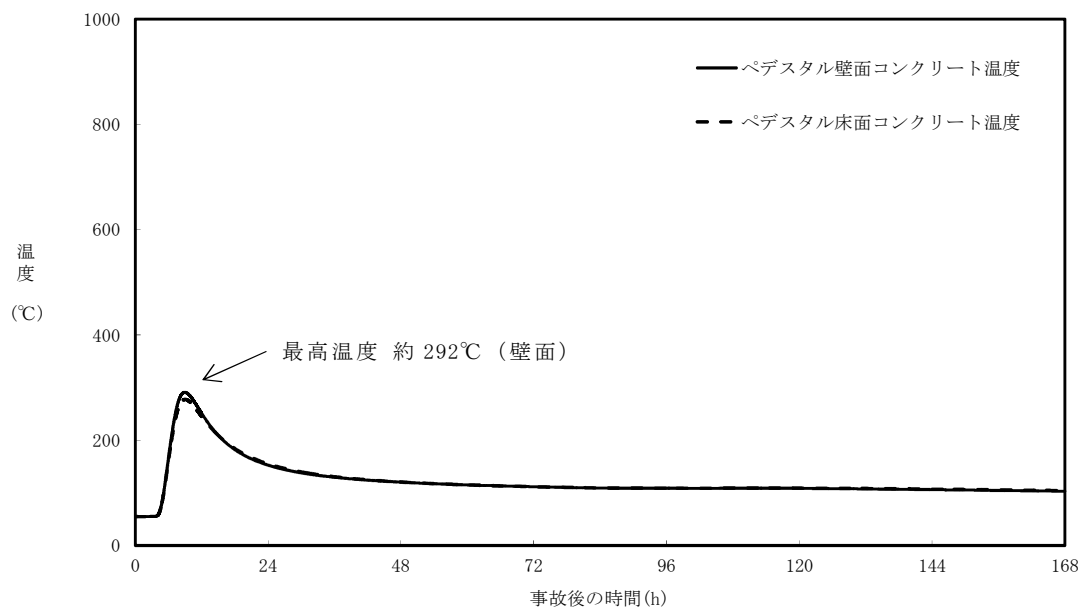


図 9-5 ペデスタル（ドライウェル部）コンクリート表面温度の推移（ベースケース）

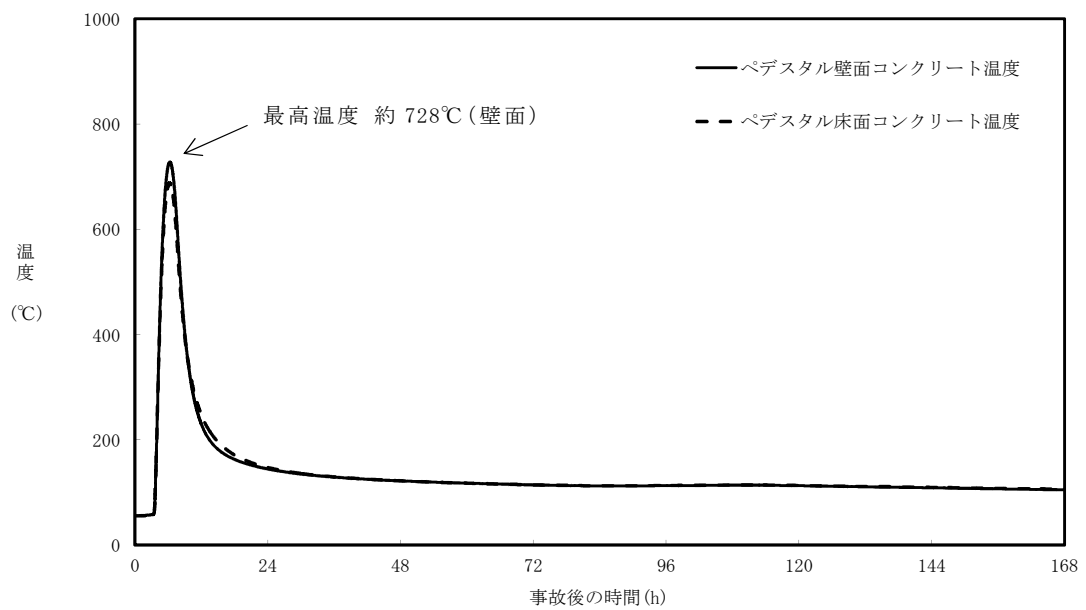


図 9-6 ペデスタル（ドライウェル部）コンクリート表面温度の推移（感度解析ケース）



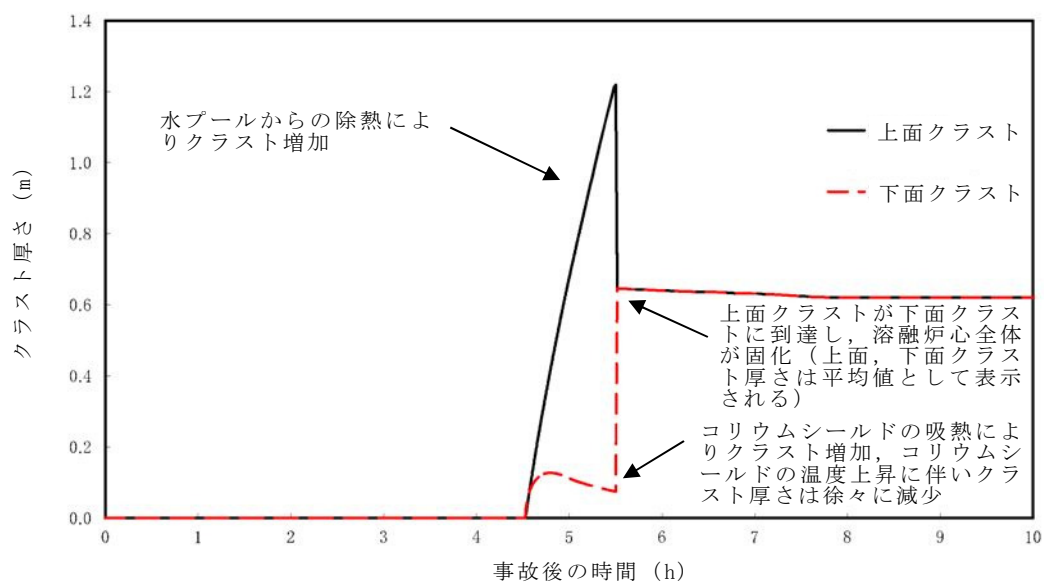


図 9-7 クラスト厚さの推移（上面及び下面※<sup>1</sup>）

※<sup>1</sup> 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。



ZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食開始温度の設定について

ZrO<sub>2</sub>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 2100℃を設定している。その設定の考え方を以下に示す。

ZrO<sub>2</sub>単体での融点は約 2700℃であるが、熔融炉心に含まれる Zr 等の金属との化学反応により、ZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食開始温度は 2700℃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、ZrO<sub>2</sub>試験片の各種熔融金属への浸透試験が実施されており、熔融金属中の 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。

図 1\*に、極めて耐熱材の侵食が大きくなる 100 mol% Zr の条件で実施された侵食試験後の ZrO<sub>2</sub>耐熱材試験片の断面写真を示す。試験結果より、2150℃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、2100℃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 100 mol% Zr という極めて厳しい条件で実施されているが、実機における熔融炉心では、UO<sub>2</sub>、SUS 及び金属－水反応で生成された ZrO<sub>2</sub>等が含まれるため、100 mol% Zr という条件は考え難く、ZrO<sub>2</sub>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、ZrO<sub>2</sub>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僅かであった 2100℃を侵食開始温度として設定した。

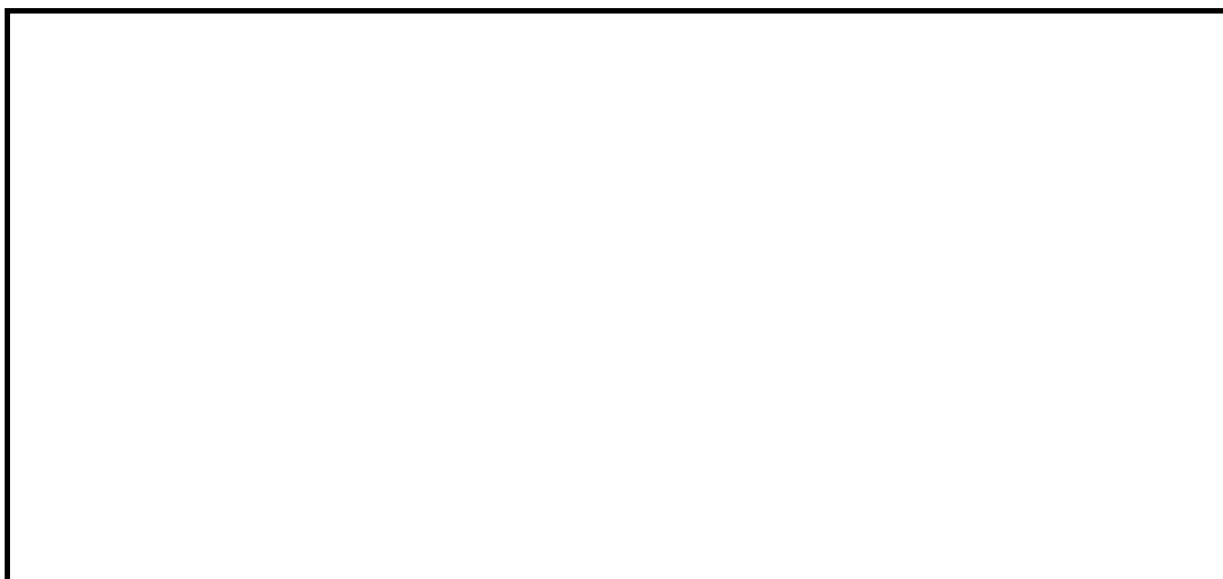


図 1 試験後の断面写真

※ 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・エネルギー(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

解析コードM A A PにおけるM C C I 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A B A Q U S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

解析条件を表 1 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，M A A P 解析に基づくコリウムシールドー熔融炉心接触面温度，ペデスタル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，R P V が破損し熔融炉心がペデスタル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

解析結果を表 2 及び図 1 に示す。解析結果が最も厳しいペデスタル（ドライウェル部）壁面の温度は約 900 °C であり，コンクリートの侵食開始温度である約 1230 °C を下回ることから，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートは侵食されない。

なお，A B A Q U S を用いた熱伝導解析結果は，「9.4 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」において示した解析コードM A A P による解析結果（壁面温度 約 728 °C）を上回っているが，これは大破断L O C A シナリオとして熔融炉心から水プールへの限界熱流束 800 kW/m<sup>2</sup>（一定）を考慮したM A A P 解析を包絡する温度境界条件を与えたためである。



表 1 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 A B A Q U S	—
温度境界条件	過渡事象及び大破断 L O C A シナリオ ※の M A A P 解析結果を包絡する条件	「10. 溶融炉心による熱影響評価について」添付 10-1 参照
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	

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

表 2 解析結果（伝熱物性値温度依存性）

項 目	解析結果	備 考
ペデスタル 壁面温度	約 $900 \text{ }^{\circ}\text{C}$	コンクリート侵食開始温度 約 $1230 \text{ }^{\circ}\text{C}$

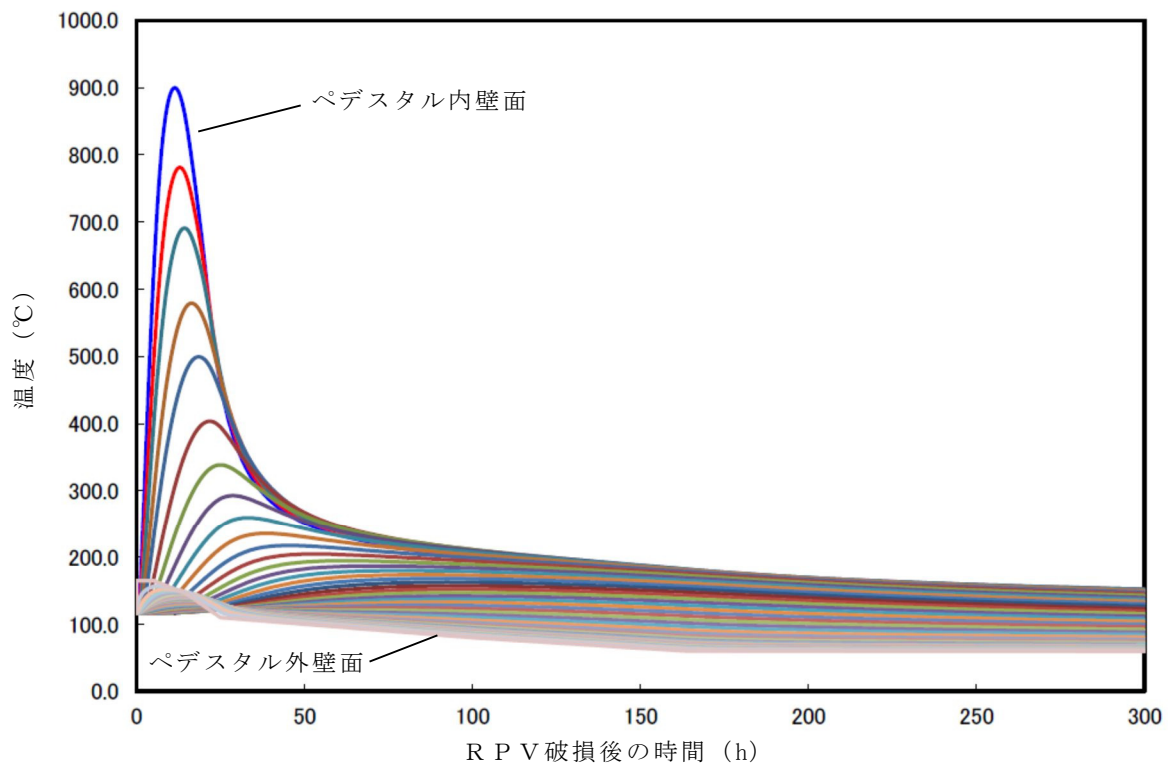


図 1 ペデスタル壁面の温度変化



## 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

解析コードMAAPによる侵食量評価では、熔融炉心中のZrによるZrO<sub>2</sub>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2100℃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<sub>2</sub>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<sub>2</sub>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<sup>[1][2]</sup>がある。

CIT実験では、図1に示すような試験装置によって、模擬熔融炉心とZrO<sub>2</sub>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<sub>2</sub>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<sub>2</sub>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<sub>2</sub>耐熱材の侵食深さの推移を図2及び図3に示す。耐熱材の最終的な侵食深さは22.5 mm、最大の侵食速度は0.18 mm/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2080℃から2474℃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<sub>2</sub>耐熱材の侵食深さの推移を図4に示す。最終的な侵食深さは39.5 mm、最大の侵食速度は0.28 mm/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。



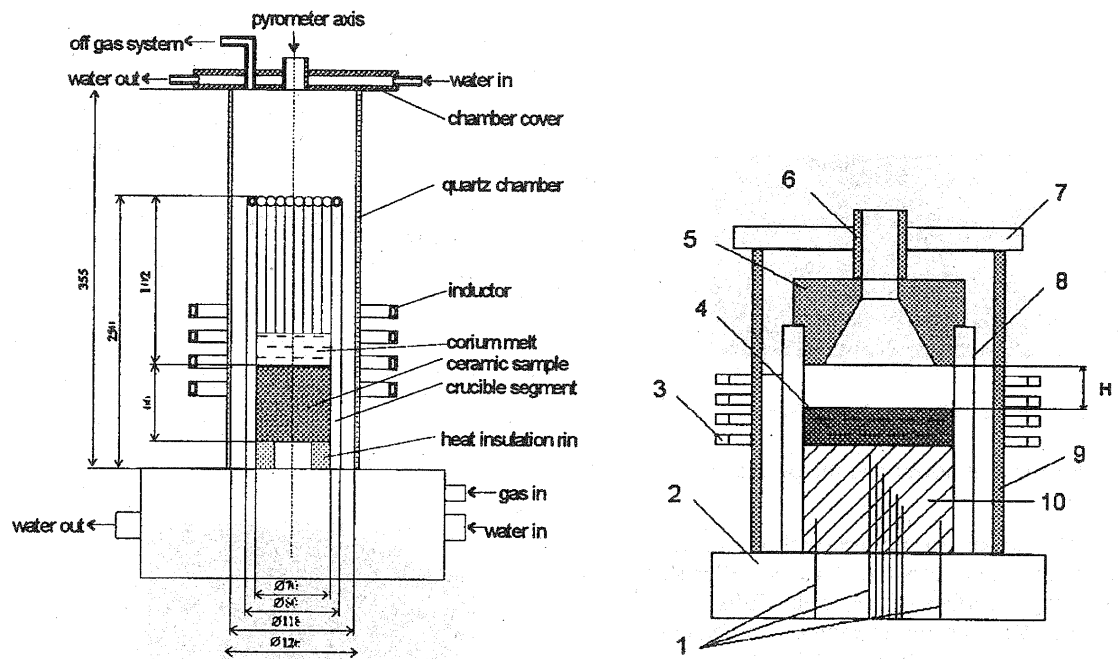


Figure 7.4 Test device and details of the interaction zone. 1 – thermocouples; 2 – water collector of the crucible; 3 – inductor; 4 – corium melt; 5 – ceramic shield; 6 – ceramic shaft of pyrometer; 7 – steel water-cooled lid of the furnace; 8 – crucible sections and cooling system; 9 – quartz shell;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

図 1 C I T 実験装置

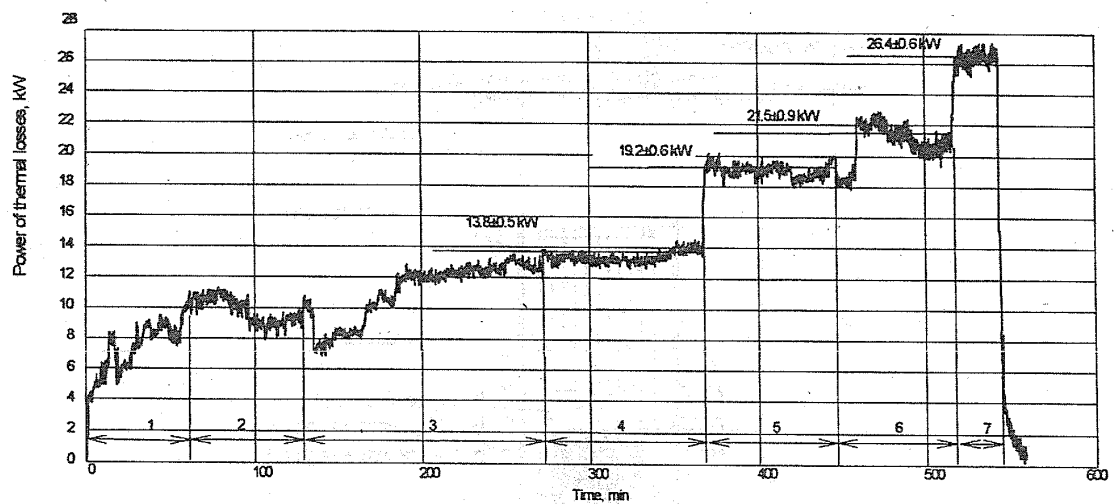


図 2 CIT-9 における入力エネルギー



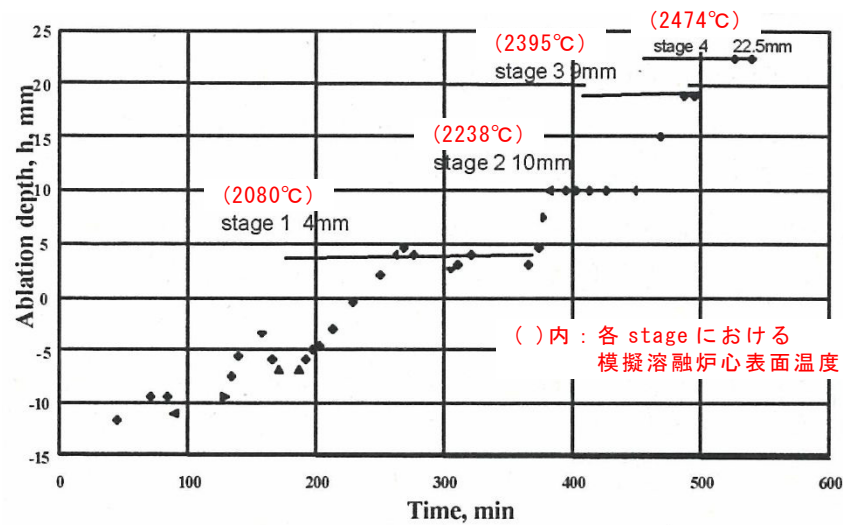


図 3 CIT-9 における模擬熔融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移

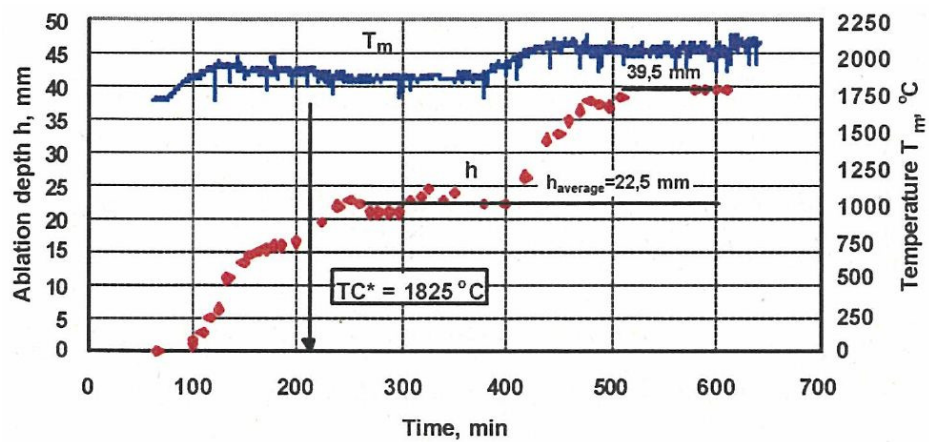


図 4 CIT-11 における模擬熔融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移

## 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  $ZrO_2$  耐熱材の組成を表 1 に示す。主成分である  $ZrO_2$  の純度は 94.7 wt% 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表 2 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、酸化鉄成分を多く含んだ模擬熔融炉心中へ  $ZrO_2$  が溶出することにより、耐熱材が侵食されたものと考えられる。

一方、実機での熔融炉心中に含まれる酸化鉄の割合は 3 % 程度<sup>\*1</sup> と想定され、熔融炉心に混入し得るペデスタル内構造物  $4 m^3$  を全量酸化鉄<sup>\*2</sup> 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熔融



炉心中の酸化鉄成分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熔融炉心中の酸化鉄割合

(M A A P 解析結果より)

※ 2 ペDESTAL内構造物は主にS U S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

表 1 CIT-9 及び CIT-11 実験における Z r O<sub>2</sub> 耐熱材組成

成分	割合 wt%
S i O <sub>2</sub>	1.4
C a O	0.2
M g O	2.5
F e <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.2
A l <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.8
T i O <sub>2</sub>	0.2
Z r O <sub>2</sub>	94.7

表 2 CIT-9 及び CIT-11 実験における模擬熔融炉心組成

	CIT-9	CIT-11
組成 wt%	49.1 U O <sub>2</sub> 20.4 Z r O <sub>2</sub> 30.5 F e O	19.0 Z r O <sub>2</sub> 81.0 F e <sub>3</sub> O <sub>4</sub> (共晶組成)

### 3. 実機における熔融炉心中の金属酸化物による Z r O<sub>2</sub> 耐熱材の侵食

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，熔融炉心中の金属酸化物による Z r O<sub>2</sub> 耐熱材の侵食量について考察する。

実機のM A A 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 2000 ℃となっている。CIT-9 実験では，これを上回る 2080 ℃において約 4 mm 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。

仮に実機において熔融炉心中の金属酸化物による侵食が継続的に生じる可能性を考慮し，R P V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 1800 ℃<sup>※3</sup>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 mm/min で侵食が進んだと仮定した場合でも，侵食量は約 33 mm となる。



※3 溶融炉心中の酸化鉄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（図4）

したがって、万一溶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 15 cm 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ンダ（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（図5）。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、溶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僅かであること、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 2100 °C から 2200 °C 程度となっているが、ドライ条件にて 2450 °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 2700 °C<sup>\*4</sup> 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 2100 °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 9-1）。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>



図 5 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).



## 10. 溶融炉心による熱影響評価について

### 10.1 評価目的

東海第二発電所におけるペデスタル構造の特徴を踏まえた対策として、溶融炉心・コンクリート相互作用によるペデスタル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、R P Vから落下したデブリの冠水及び溶融燃料－冷却材相互作用による影響抑制の観点からR P V破損時のペデスタル内水位を1 m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、R P V破損時にペデスタルへ落下したデブリからの熱影響によってペデスタルに要求される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評価する。

### 10.2 評価方針

R P V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、R P V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。

### 10.3 評価方法

#### (1) 荷重条件

構造強度の評価に当たり、R P V支持機能の評価ではR P V、遮へい壁等の自重（以下「R P V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 10-1 にペデスタルの温度評価を示す。デブリからの伝熱によるペデスタル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 10-2 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 10-3 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 10-4 にデブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価を示す。

## 10.4 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デスタル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 10-5 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 1229 mm 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 133 mm（添付 10-2）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 10-5 に示したとおり、側壁コンクリートの等価壁厚は約 1276 mm 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 192 mm（添付 10-2）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 10-6 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 629 mm 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 10-3) を上回る。

b. 鉄筋に対する曲げ応力

添付 10-6 に示したとおり，床スラブの鉄筋コンクリート部の幅 1 m 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 10-4) を上回る。

#### 10.5 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

図1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、 $\rho$ : 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

表1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

- ・ 起因事象：過渡事象、デブリから水プールへの限界熱流束：  
800 kW/m<sup>2</sup>（圧力依存性あり）（ベースケース）
- ・ 起因事象：LOCA、デブリから水プールへの限界熱流束：  
800 kW/m<sup>2</sup>（圧力依存性あり）
- ・ 起因事象：LOCA、デブリから水プールへの限界熱流束：  
800 kW/m<sup>2</sup>（一定）

## (3) 評価結果

図7にペDESTAL温度の評価点の位置を示す。また、図8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、図 9 に側壁の温度変化を、図 10 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。ペデスタル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。

表 1 A B A Q U S 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 <sup>3</sup> )		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)		
デブリ熔融潜熱 (J/kg)		
デブリ内部発熱密度 (W/m <sup>3</sup> )	(図 2)	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 <sup>3</sup> )	(表 2)	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 <sup>3</sup> )	2345	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)	(表 3)	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 <sup>3</sup> )	(表 4)	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 (℃)		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 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> に対し、保守的に液相線温度を設定
構造材初期温度 (℃)	117	M A A P 解析結果における R P V 破損時点でのペデスタル構造部の最高温度
ペデスタル雰囲気温度 (℃)	(図 3)	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 (℃)	(図 4)	
サプレッション・チェンバ雰囲気温度 (℃)	(図 5)	
デブリ－ジルコニア耐火材接触面温度 (℃)	(図 6)	

※ 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。



表 2 S U S 材物性値

温度 (K)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)
300	7920	16.0	499
400	7890	16.5	511
600	7810	19.0	556
800	7730	22.5	620
1000	7640	25.7	644

表 3 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	1111.7
50	1.880	917.3	675	0.833	1114.4
75	1.822	930.2	700	0.809	1116.8
100	1.766	942.8	725	0.785	1118.7
125	1.710	954.9	750	0.764	1120.3
150	1.656	966.7	775	0.743	1121.3
175	1.604	977.9	800	0.724	1122.0
200	1.553	988.8	825	0.706	1122.2
225	1.503	999.2	850	0.690	1122.1
250	1.454	1009.3	875	0.675	1121.4
275	1.407	1018.8	900	0.661	1120.4
300	1.361	1028.0	925	0.648	1118.9
325	1.316	1036.7	950	0.637	1117.1
350	1.273	1045.1	975	0.627	1114.7
375	1.231	1052.9	1000	0.619	1112.0
400	1.191	1060.4	1025	0.612	1108.8
425	1.152	1067.4	1050	0.606	1105.3
450	1.114	1074.1	1075	0.602	1101.2
475	1.077	1080.2	1100	0.599	1096.8
500	1.042	1086.0	1125	0.597	1091.9
525	1.008	1091.3	1150	0.596	1086.7
550	0.976	1096.3	1175	0.597	1080.9
575	0.944	1100.7	1200	0.600	1074.8
600	0.915	1104.8	1225	0.600	1068.2
625	0.886	1108.4	1250	0.600	1061.3

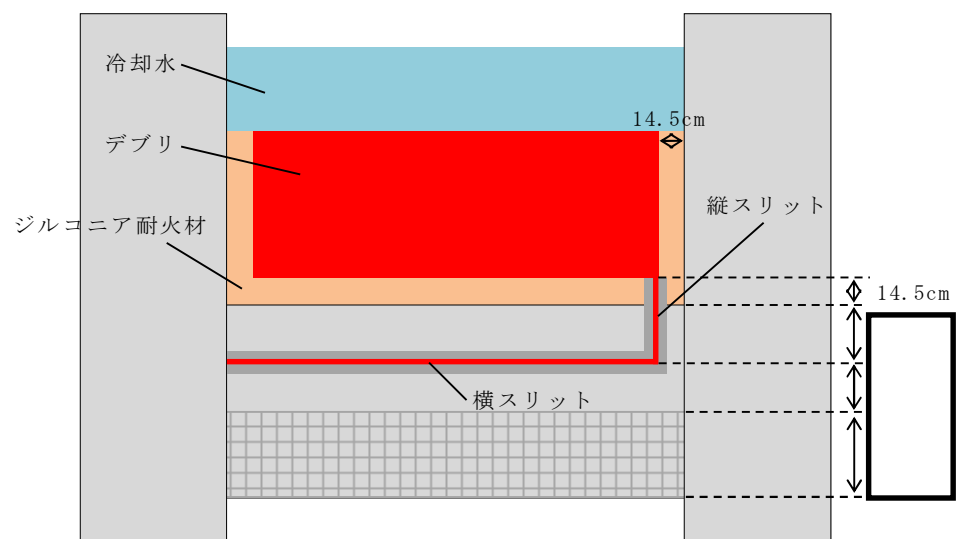


表 4 ジルコニア耐火材の物性値

温度 (°C)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	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

図 1 熱伝導解析モデル

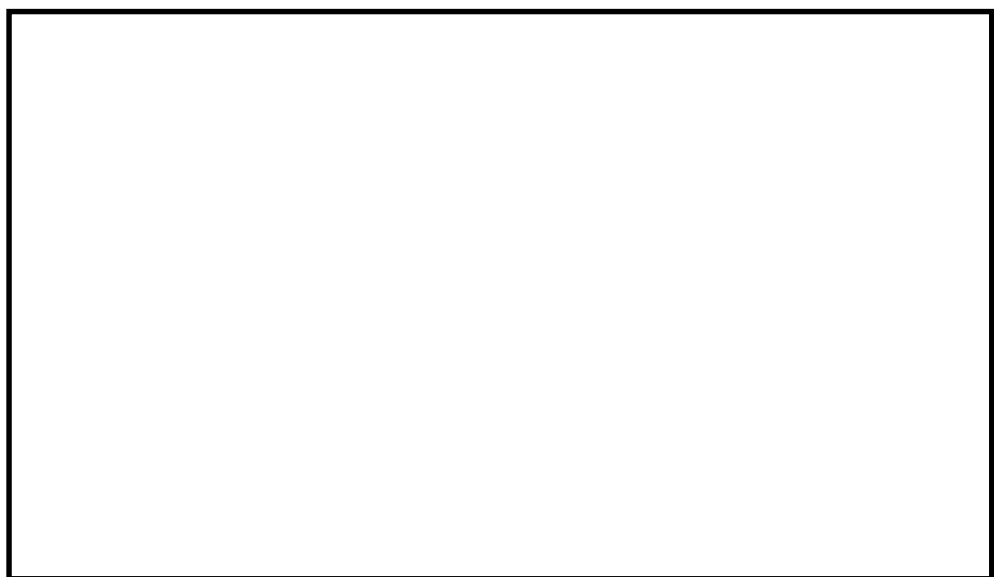


図 2 デブリ内部発熱密度条件



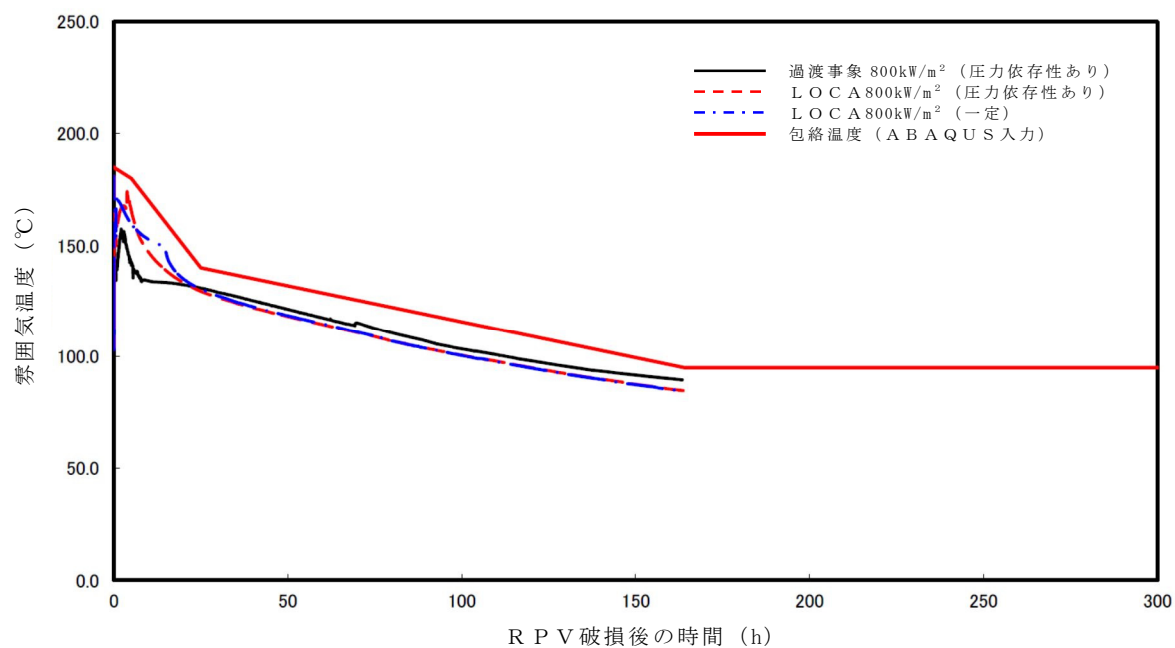


図 3 ペデスタル雰囲気温度条件

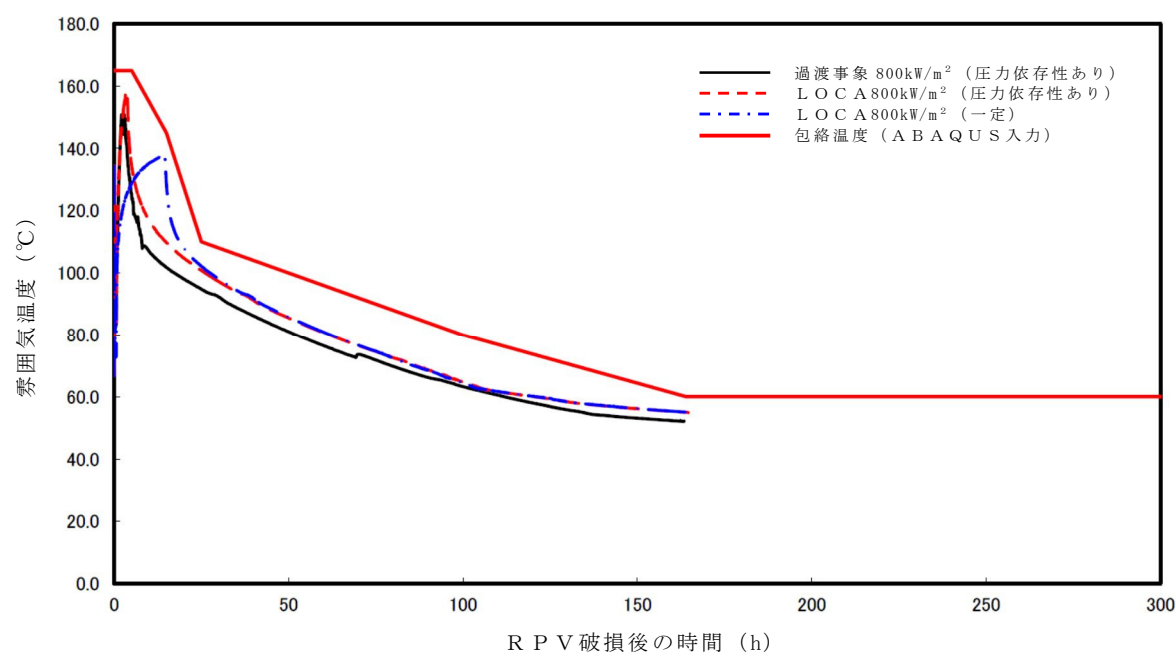


図 4 ドライウェル雰囲気温度条件



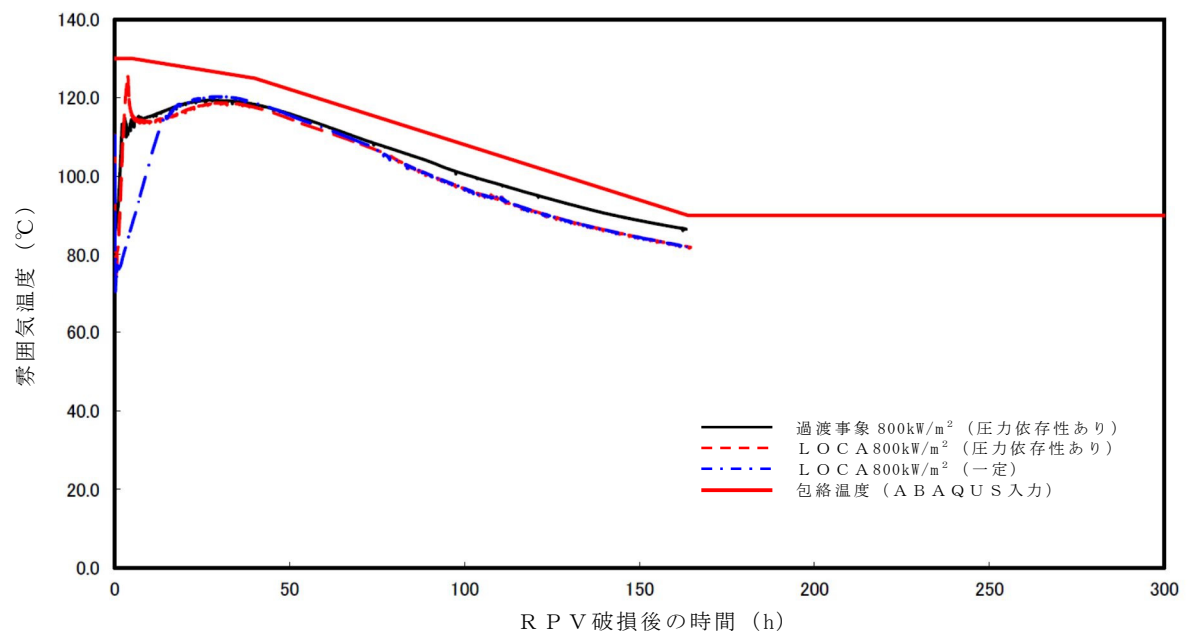


図 5 サプレッション・チェンバ雰囲気温度条件

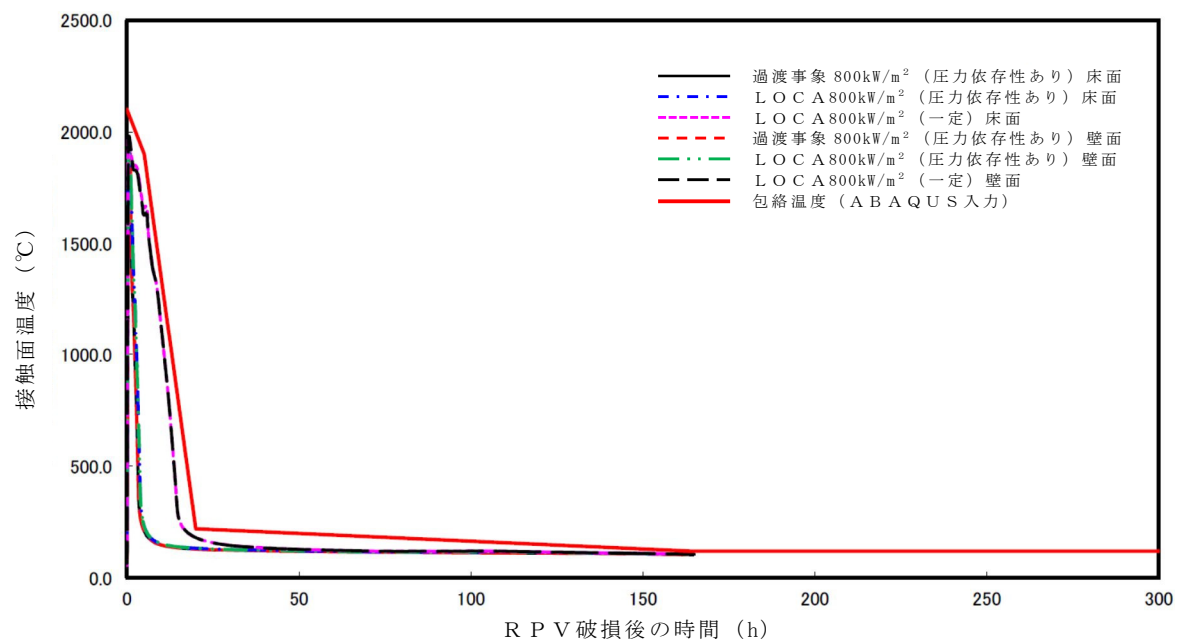


図 6 デブリー・ジルコニア耐火材接触面温度条件



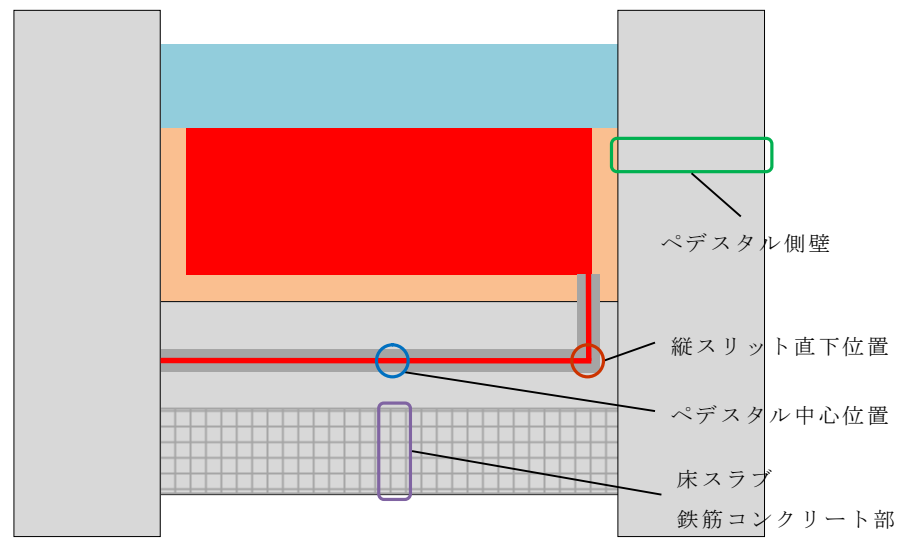


図 7 ペデスタル温度評価位置

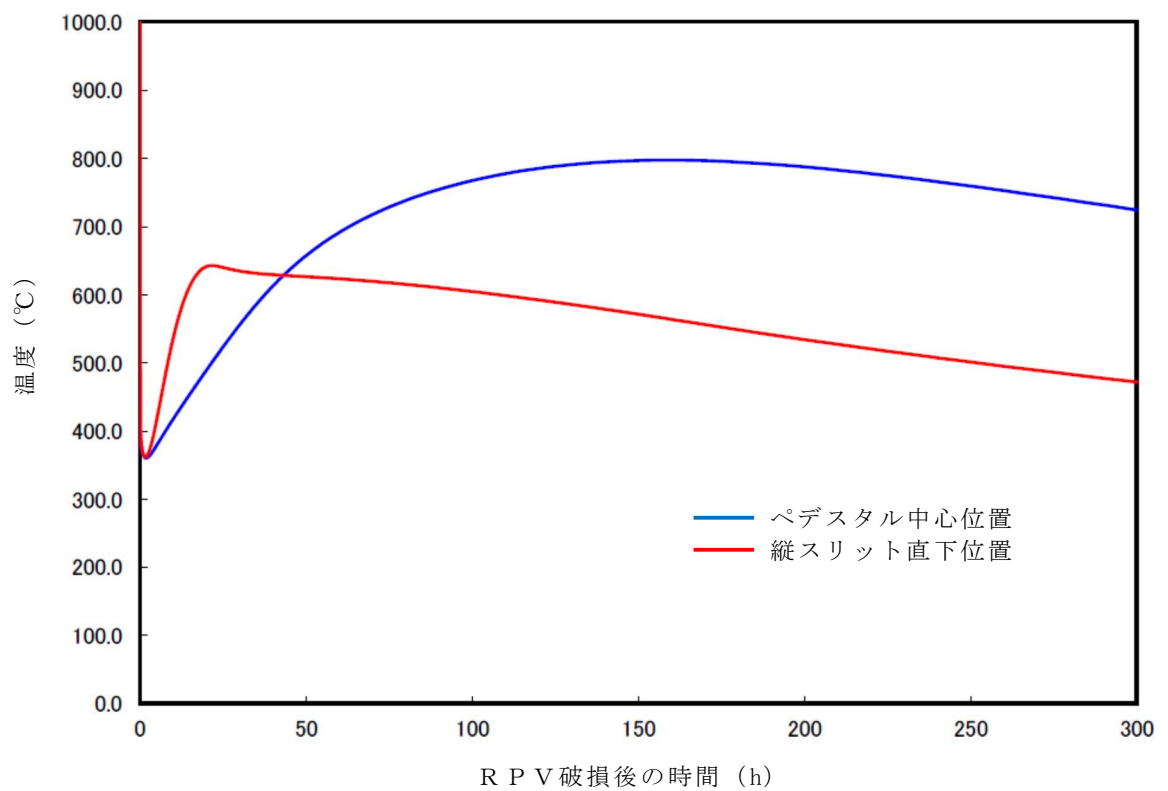


図 8 横スリット部の温度変化



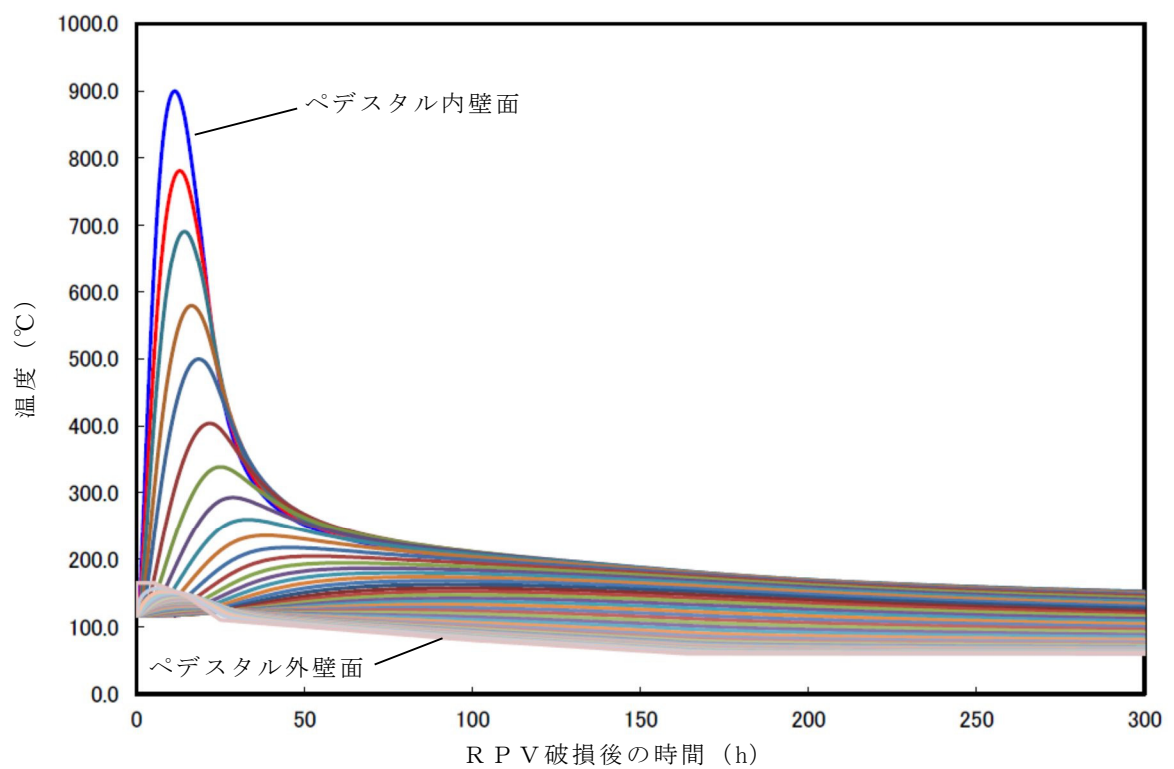


図 9 ペデスタル側壁の温度変化

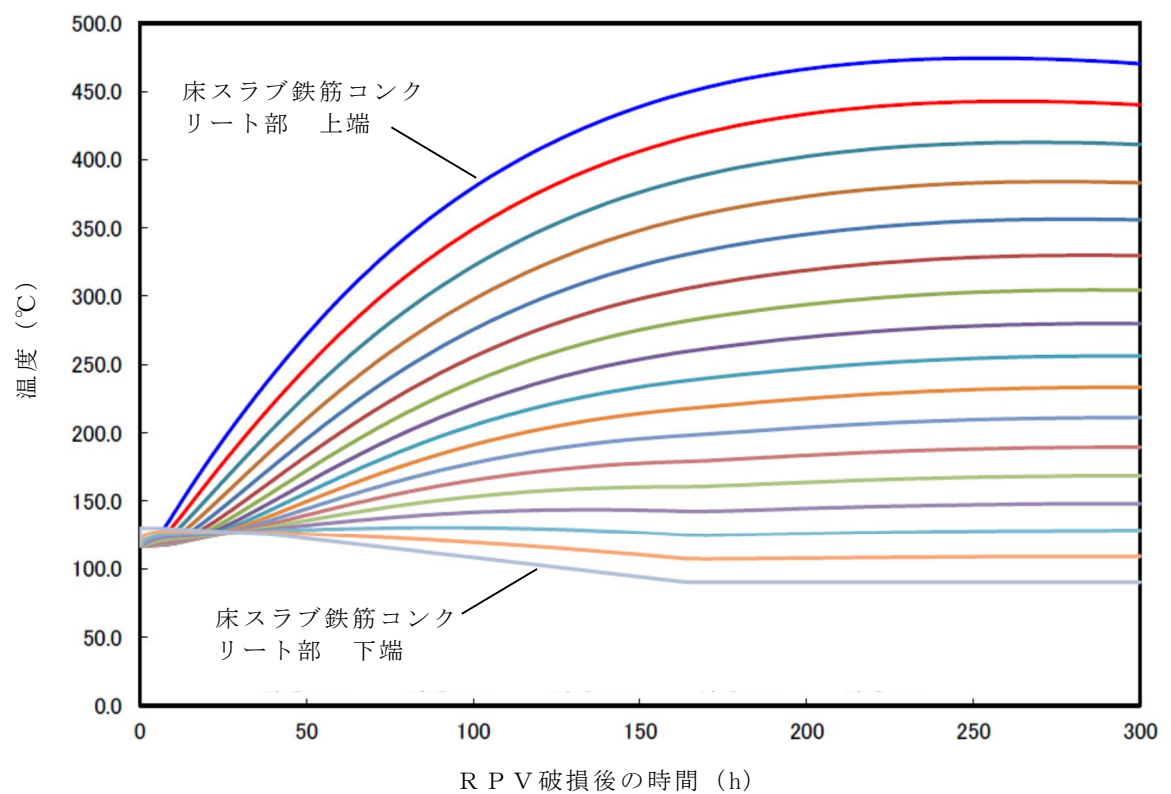


図 10 床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化



## 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等配置図を図 1 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。R P Vが破損しデブリがペDESTAL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。

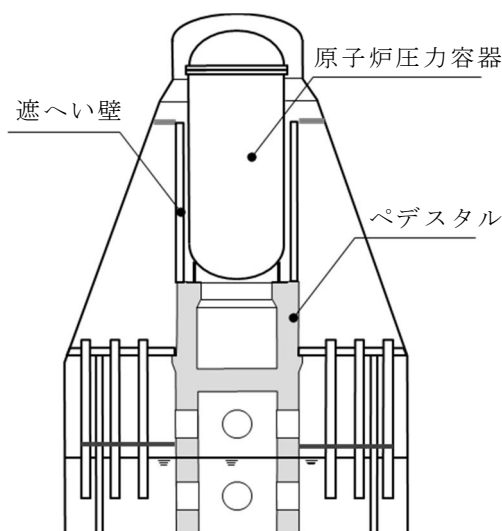


図 1 格納容器内ペDESTAL等配置図

## 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

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

ペDESTALは、R P V 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、M C C I に至る過程を踏まえれば、R P V 内の燃料集合体等はデブリ化



し，ペデスタル床面上に落下していることになるが，ペデスタル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，RPV内に燃料集合体が残存することを前提に評価した。



図 2 ペデスタル 3 次元 F E Mモデル図

表 1 解析条件等の概要

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

### 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デスタル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，M C C I による侵食が想定されるべ



デスタル側壁部における圧縮軸力及び面外せん断力を表 2 に示す。

表 2 ペデスタル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)
M C C I による 侵食想定部位	1940	178

### 3.2 コンクリートの応力度

必要壁厚の算定に当たっては、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「R C 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。表 3 に必要壁厚算定に用いた許容応力度を示す。

表 3 必要壁厚算定に用いた許容応力度（短期）

圧縮 (N/mm <sup>2</sup> )	せん断 (N/mm <sup>2</sup> )
14.6	1.06

※ R C 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，R C 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<sub>s</sub> : 短期許容応力度 (N/mm<sup>2</sup>)

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。

$$d = 8 / 7 \times (Q \div b) \div f_s$$

$$= 8 / 7 \times 178 (N/mm) \div 1.06 (N/mm^2) = 192 \text{ mm}$$

#### 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表 4 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 133 mm、面外せん断力に対しては 192 mm となる。

表 4 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	133 mm	192 mm



## 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  $53.85 \text{ m}^3$
- ・鉄筋コンクリートの単位体積重量： $24 \text{ kN/m}^3$

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DESTAL内構造物等の総重量を保守的に切り上げた値として  $500 \text{ ton}$  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（図 1）。

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  $1.06 \text{ N/mm}^2$  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。



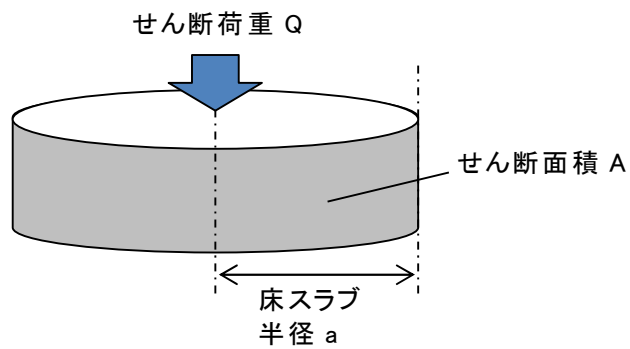


図 1 床スラブのせん断荷重

表 6.1 コンクリートの許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )						
	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 $\left(0.49 + \frac{1}{100}F_c\right)$ 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/mm<sup>2</sup>) を表す。

$F_c$  : コンクリートの設計基準強度 約 22.1 (N/mm<sup>2</sup>)

図 2 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

床スラブ荷重は添付 10-3 と同様に約  $6.20 \times 10^3$  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」(図 1) 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。

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

ここで、

$\nu$  : 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 1 m 当たりの必要鉄筋量を算定する。

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

ここで、

$\sigma_y$  : 鉄筋の降伏強度 ( $345 \text{ N/mm}^2$ ) の 1.1 倍<sup>※1</sup> =  $379.5 \text{ N/mm}^2$

$d$  : 床スラブの有効せい<sup>※2</sup> =

※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(図 2)



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
1	<div> <div> <p>円板，周辺単純支持，等分布荷重</p> </div> <div> <p>たわみ <math>w</math>, <math>w_{\max}</math> および応力 <math>\sigma</math>, <math>\sigma_{\max}</math></p> <math display="block">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)</math> <math display="block">w_{\max} = (w)_{r=0} = \frac{(5+\nu)pa^4}{64(1+\nu)D} = 0.696 \frac{pa^4}{Eh^3} *</math> <math display="block">\sigma_r = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} (3+\nu) \left( 1 - \frac{r^2}{a^2} \right)</math> <math display="block">\sigma_\theta = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (3+\nu) - (1+3\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}</math> <math display="block">\sigma_{\max} = (\sigma_r)_{r=0} = (\sigma_\theta)_{r=0} = \mp \frac{3(3+\nu)pa^2}{8h^2} = \mp 1.24 \frac{pa^2}{h^2} *</math> </div> </div>
2	<div> <div> <p>円板，周辺固定，等分布荷重</p> </div> <div> <p>たわみ <math>w</math>, <math>w_{\max}</math> および応力 <math>\sigma</math>, <math>\sigma_{\max}</math></p> <math display="block">w = \frac{pa^4}{64D} \left( 1 - \frac{r^2}{a^2} \right)^2</math> <math display="block">w_{\max} = (w)_{r=0} = \frac{pa^4}{64D} = 0.171 \frac{pa^4}{Eh^3} *</math> <math display="block">\sigma_r = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (1+\nu) - (3+\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}</math> <math display="block">\sigma_\theta = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (1+\nu) - (1+3\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}</math> <math display="block">\sigma_{\max} = (\sigma_r)_{r=a} = \pm \frac{3pa^2}{4h^2} = \pm 0.750 \frac{pa^2}{h^2}</math> </div> </div> <div> <math display="block">M_{\max} = \sigma_{\max} \cdot Z</math> <p>断面係数 <math>Z = h^2/6</math> のため、</p> <math display="block">M_{\max} = \left\{ 3(3+\nu)p \cdot a^2/8h^2 \right\} \times \{ h^2/6 \}</math> <math display="block">= (3+\nu)p \cdot a^2/16</math> </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

図 1 等分布荷重を受ける円板の応力計算式

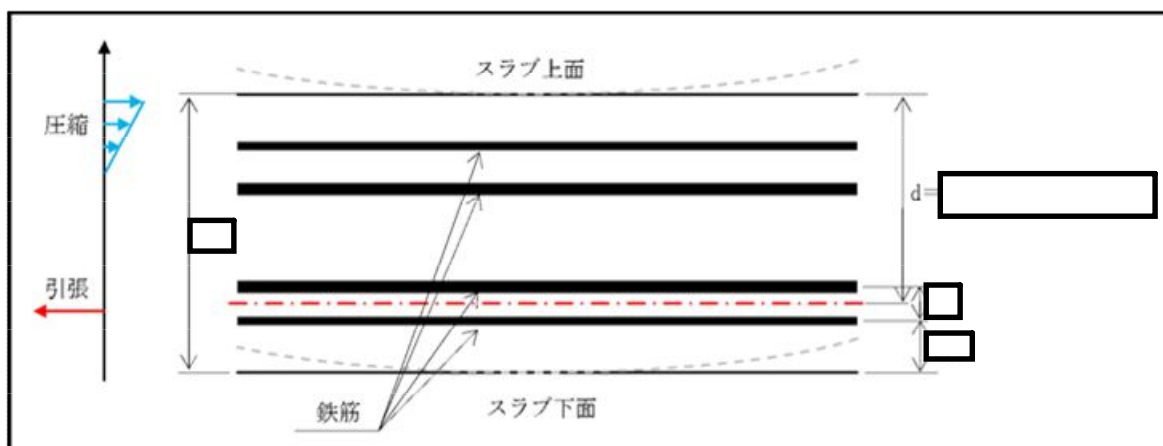


図 2 床スラブの有効せい



## 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（図 1）に対して，図 2 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，図 3 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添付 10-2 に示す R P V を支持するために必要な壁厚である 133 mm 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 1229 mm となり，R P V 支持に必要な壁厚 133 mm 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

- ・ 図 4 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（図 2）を考慮した圧縮強度残存比（図 3）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。
- ・ R C 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<sub>s</sub>：短期許容応力度（N/mm<sup>2</sup>）

- ・ 上記手順により算定した等価壁厚と添付 10-2 に示す R P V を支持するために必要な壁厚である 192 mm 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 1276 mm となり, R P V 支持に必要な壁厚 192 mm 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 R P V 支持機能は維持される。

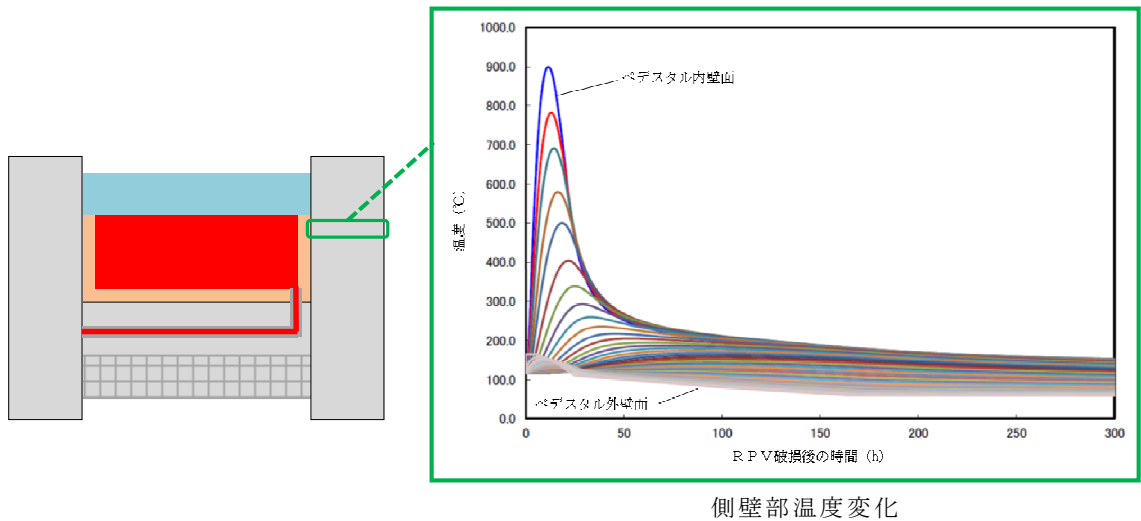


図 1 側壁部の熱伝導解析結果

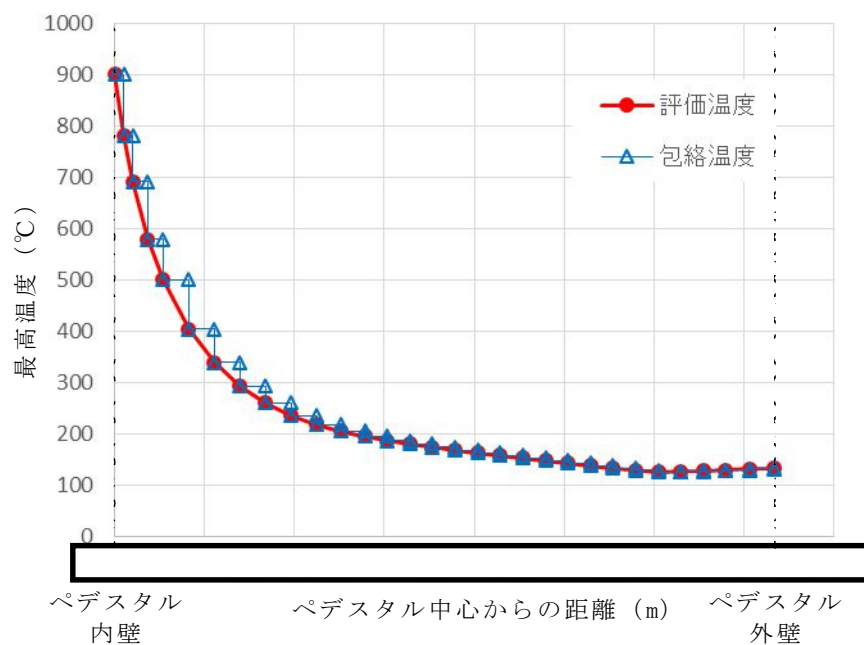


図 2 ペデスタル側壁における包絡温度の設定



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 <sup>69)</sup> (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_c(T)$	Eurocode <sup>69)</sup> (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_{cr}(T_r)$
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 Eurocode<sup>69)</sup> 修正に伴い、修正した。

図 3 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/mm <sup>2</sup> )						
	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 $\left(0.49 + \frac{1}{100} F_c\right)$ 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/mm<sup>2</sup>) を表す。

図 4 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（）を考慮せず、鉄筋コンクリート部厚さ（）を対象に評価する。
- ・ A B A Q U S 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（図 1）に対して、図 2 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 10-3 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 618 mm 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、図 3 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、図 4 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 1 m 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添付 10-3 に示すデブリ等の重量保持に必要な鉄筋量である幅 1 m 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 1 m 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。

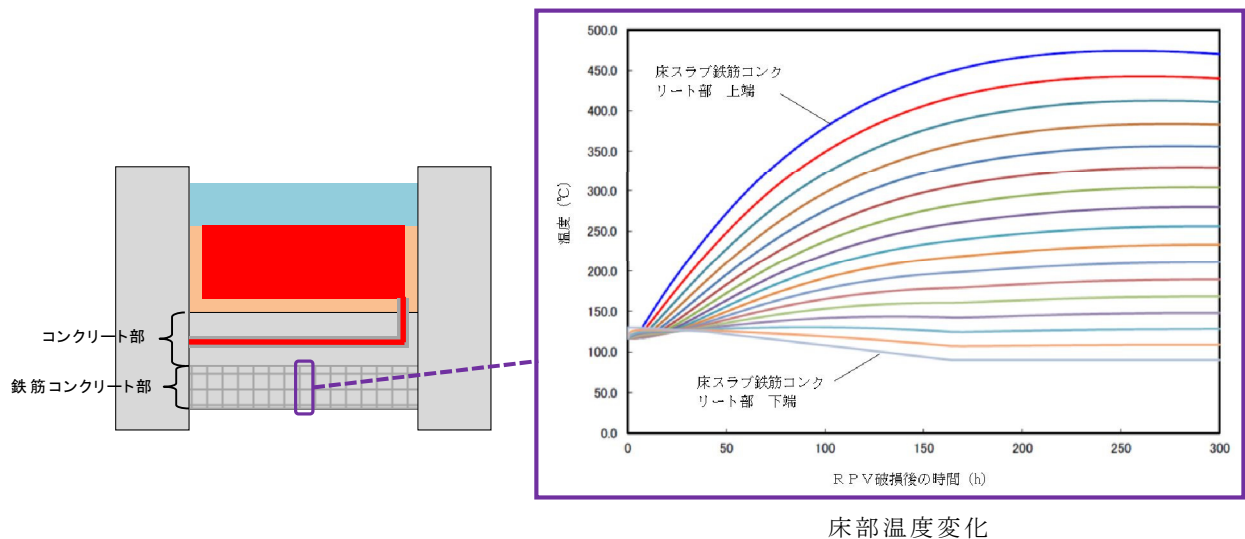


図 1 ペデスタル温度評価結果

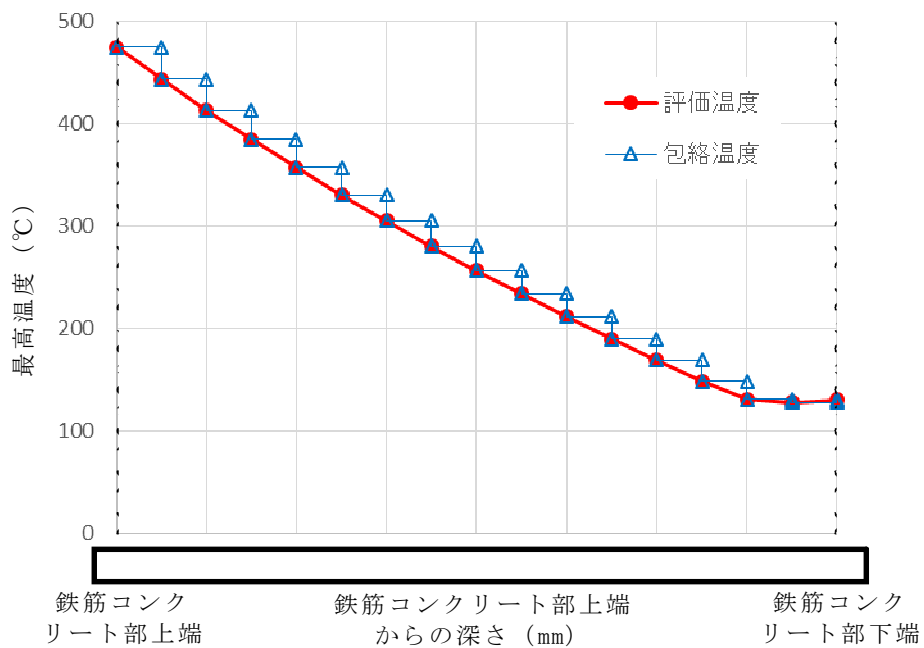


図 2 床スラブ鉄筋コンクリート部における包絡温度の設定



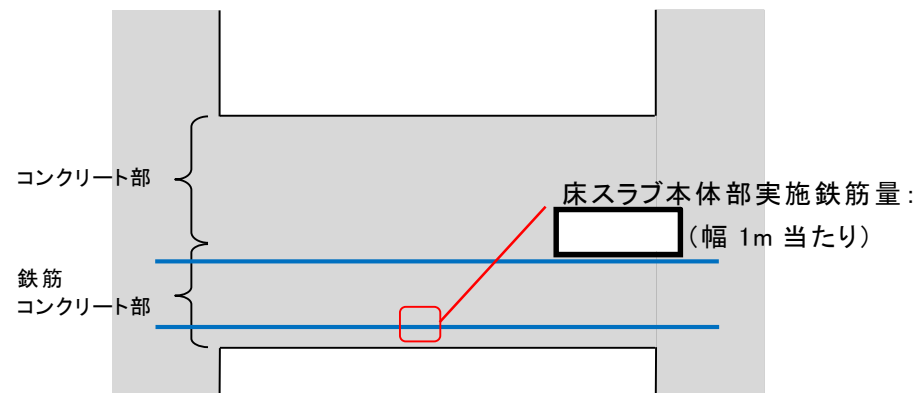


図 3 床スラブの鉄筋コンクリート範囲

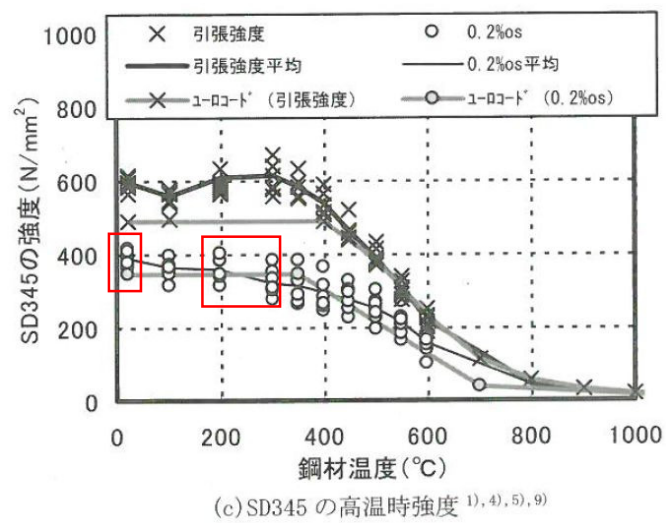


図 4 鉄筋強度の低下割合



## 11. ペDESTAL排水系の排水機能確認試験について

### 11.1 概要

R P Vから落下した溶融炉心の冠水及び水蒸気爆発による影響抑制の観点から、R P V破損時のペDESTAL内水位を 1m に維持することとしている。

このため、ペDESTAL排水系に設置する格納容器床ドレンサンプ導入管（以下「導入管」という。）及びスリット形状の排水ラインを設けることにより、ペDESTAL内に流入する流入水（余剰水）を排水することとしており、モックアップ試験により流入水が確実に排水できることを確認する。

### 11.2 目的

S A時にペDESTAL内への流入水が増加した場合に、余剰水が規定時間内にサプレッション・チェンバへ排水できることを確認する。具体的には、下記の確認を実施する。

- ・余剰水が排出時間の制限約 2.7 時間内に排水できること。また、その流動状況を確認する。
- ・圧損係数を算出し、第 3 章の参考 1 で評価した排出時間約 2.3 時間（圧損係数  ）と比較し、別添 2 の 1 章参考 1 における評価の妥当性を確認する。

排出時間の制限としては、ペDESTAL内水位が高くなり得るボトムドレン L O C A 時の、R P VからペDESTAL内への流入が停止する事象発生 0.3 時間から、R P V破損が早くなる大破断 L O C A 時における R P V破損時間を保守的に短くした 3 時間を組合せて 2.7 時間とする。

### 11.3 試験条件

試験方法を表 11-1、設備条件を表 11-2、確認項目及び判定基準を表 11-3 に示す。また、試験装置を図 11-1 に示す。

表 11-1 試験方法

試験水	排水配管状態	排水先	試験方法
水道水 (常温)	配管内満水 (D B時に常時排水があるため)	排水口をスリットと同程度の高さに設定 (S A時にベント管への排水となるため)	排水弁を閉の状態にて導入管より高く水を張り、弁を開とすることで、静水圧にて排水

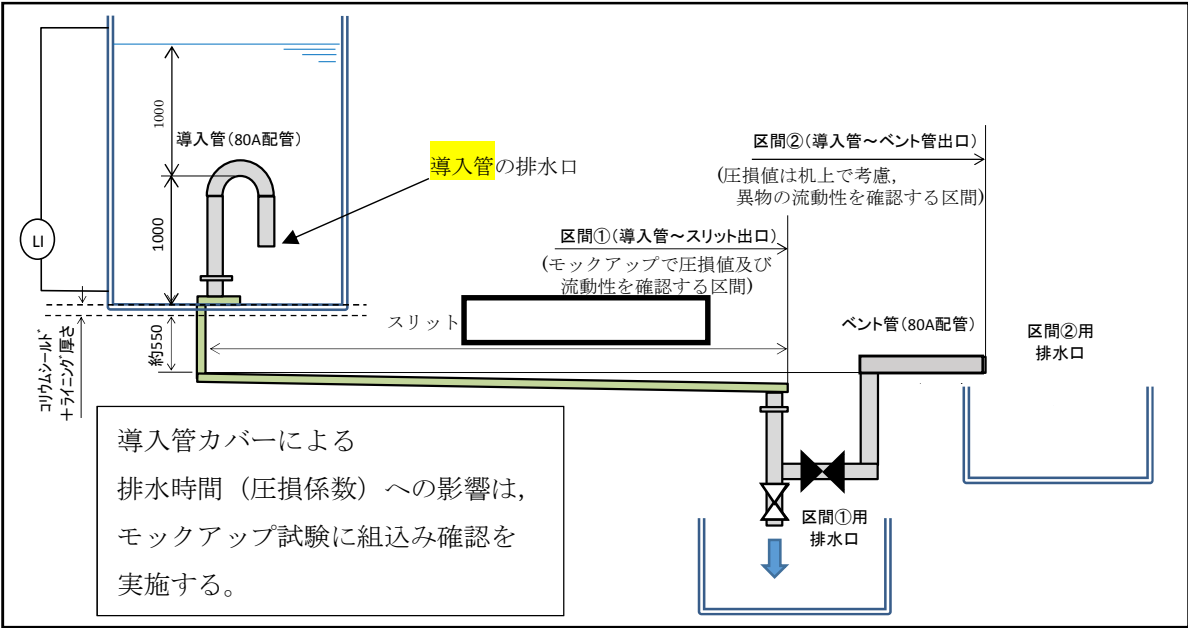
表 11-2 設備条件

排水配管経路	試験計画
導入管～ スリット入口	アクリル製 80A (ペDESTAL床面から高さ 1m)
スリット入口～ スリット出口	アクリル製 (流路断面寸法： <span style="border: 1px solid black; padding: 0 10px;"> </span> )
スリット出口～ ベント管	塩化ビニル製 80A



表 11-3 確認項目／判定基準

確認項目	判定基準
排水流路全体での排水時間 (圧損係数)	2.7 時間以下 (目標値 : <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 20px; vertical-align: middle;"></span> )
流動状況	—





#### 11.4 モックアップ装置と実機の相違点について

今回使用するモックアップ装置と実機の相違点を表 11-4 に示す。

表 11-4 モックアップ装置と実機の相違点

	モックアップ装置	実機	評価に与える影響
配管 材質	導入管～スリット出口： アクリル製  スリット出口からベント管： 塩化ビニル製	導入管～ベント管： ステンレス製	材質の違いによる表面粗さの違いによって、圧損係数への影響はあるが、試験で得られた係数に対しては、裕度を考慮して今後の設計を行うため問題ないと考える。
水温	常温（約 10～20℃）	高温水 （約 167℃（2Pd での飽和温度に相当））	水温が低い方が圧損係数は高くなるため、常温水での試験を実施しておけば、SA 時の高温水の排水性については包絡できる。
流路 勾配			装置のたわみ等を考慮し、保守的に設定。
水位 差	1.000m （最高水位 2m から最低水位 1m までの差）		圧損 $H = \text{圧損係数} K \times \text{流量 } Q^2$ より水位差による圧損係数算出への影響は無いが、信頼性のあるデータ取得のため十分な試験時間及び流量確保の観点から設定。



#### 11.5 モックアップ試験で想定する異物の種類について

事故時にペDESTAL内の計装用・照明用ケーブル、照明が破損し、導入管に到達する可能性があるが、床に沈降すること及び導入管カバー(※2)を設置することから、導入管に直接接触することはない。

また、上記に加え、想定したその他の異物の種類を表 11-5 に示す。表 11-5 の保温材、塵土、塗料片、錆片、スラッジ及びその他異物は、ECCS ストレーナに関する『平成 20・02・12 原院第 5 号』の内規記載項目から抽出した。

表 11-5 に示すように、導入管に到達、通過する異物としてスラッジが想定されるため、モックアップ試験で想定する異物はスラッジを想定する。

表 11-5 モックアップで想定する異物の種類


想定異物	ペDESTAL内への流入		導入管・スリットへの流入	
ケーブル	○	ペDESTAL内での落下	×	床に沈降 (※2)
照明	○	ペDESTAL内での落下	×	床に沈降 (※2)
保温材	×	ペDESTAL内には無い。(※1)	—	(評価不要)
塵土	×	ペDESTAL内には無い。(※1)	—	(評価不要)
塗装片	○	流入、或いは、ペDESTAL内に存在	×	床に沈降 (※2)
錆片	○		×	床に沈降 (※2)
スラッジ	○		○	大部分は床に沈降 (※2)

○ : 流入すると想定したもの。

×

※ 1 : 外部からの通常時流入については、作業後清掃等を実施することでほとんど無いと想定。

また事故後早期に流入経路の弁を閉とすることで流入を制限することから事故時の流入は無いものと想定。

※ 2 : 導入管 (80A) の周りには導入管カバー (  の穴ダブル構造) を設置していることから、大きな異物は近接・流入できない構造となっている。  
導入管の排水口を水位 1m の中間位置に設置するため床 (水面) の異物が排水口に流入するとは考え難い。



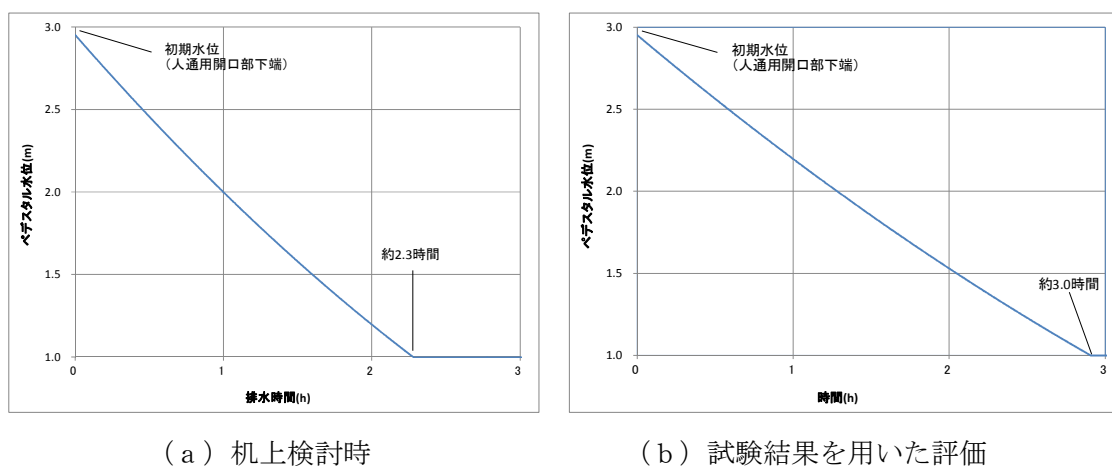
### 11.6 モックアップ試験での異物量について

- ・異物（スラッジ）の模擬材として  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ （四酸化三鉄）を使用する。
- ・濃度は、東海第二発電所の調査結果から最大値を考慮し保守的に  で設定する。
- ・異物（スラッジ）は、保守的に全量がスリットを通過するよう投入する。

### 11.7 試験結果

試験結果の一例を図 11-2 に示す。図 11-2 は床ドレン排水系経路のみを考慮した場合であるが、R P V からペデスタルへの流入停止（事象発生後約 0.3 時間）から R P V 破損（事象発生後約 3 時間）までの 2.7 時間以内に水位 1m まで排水できないことを確認した。

このため、排水経路全体で支配的な圧損発生部位を特定し、特定部位を改善し、全体圧損を低減することとした。



(a) 机上検討時

(b) 試験結果を用いた評価

図 11-2 実機排水時間評価結果

### 11.8 試験結果を踏まえた改善

流動性の向上を図るため導入管とスリット接続部の形状をレデューサ形状に変更し、導水管のベント穴形状や位置を見直すことで流速及び抵抗の低減を図ることとした。（図 11-3）



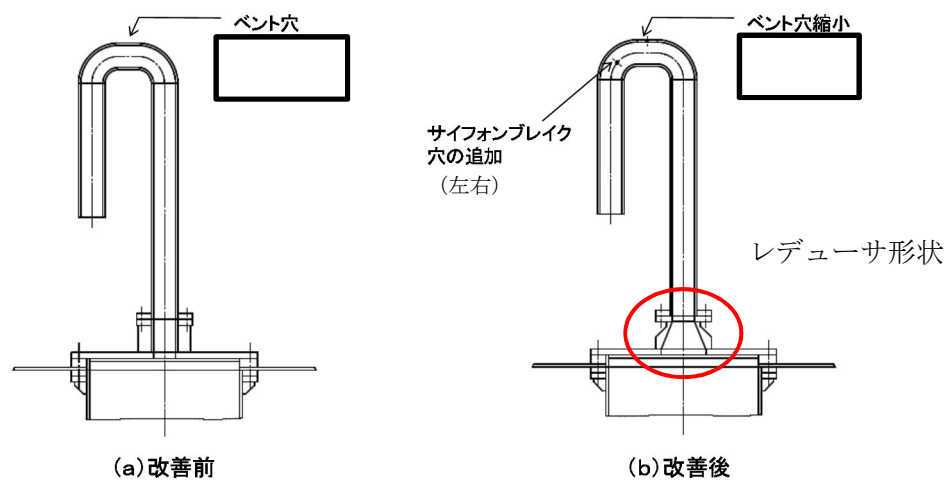


図 11-3 導入管の接続部及びベント穴の改善

#### 11.9 実機排水評価

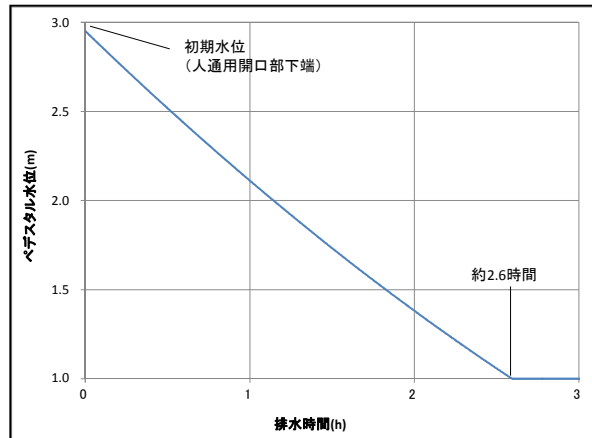
実施した試験結果を踏まえ、流路等の改善を反映した試験を実施し、試験結果を基にした実機体系における排水時間を評価した。

評価結果を図 11-4 に示すが、床ドレン流路からの排水により、ボトムドレン L O C A 時、R P V 破損までの間（約 2.7 時間）にペデスタル水位 1m までの排水が可能なことを確認した。

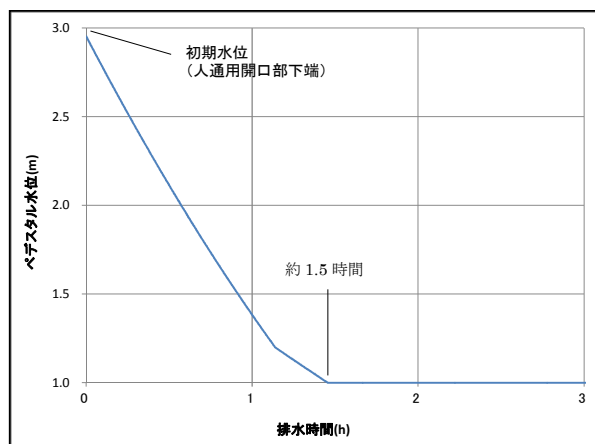
また、床ドレンに加え機器ドレンも考慮した場合、排水時間は約 1.5 時間となる。

排出時間の制限には、事象の保守的な組合せ及び水蒸気爆発の現象の不確かさを考慮した保守的な条件での評価を行って設定していることから 2.7 時間以内に排水出来れば余裕が含まれている。





(a) 床ドレン流路のみを考慮した場合



(b) 床ドレン及び機器ドレン流路を考慮した場合

図 11-4 実機排水時間評価

#### 11.10 スラッジ模擬試験

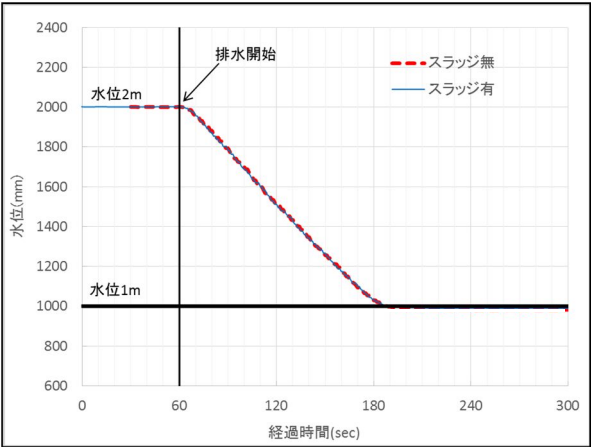
11.6 項で検討した想定する異物であるスラッジ模擬材 ( $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ) を投入した試験を実施した。

スラッジ模擬試験の結果を図 11-5 に示す。

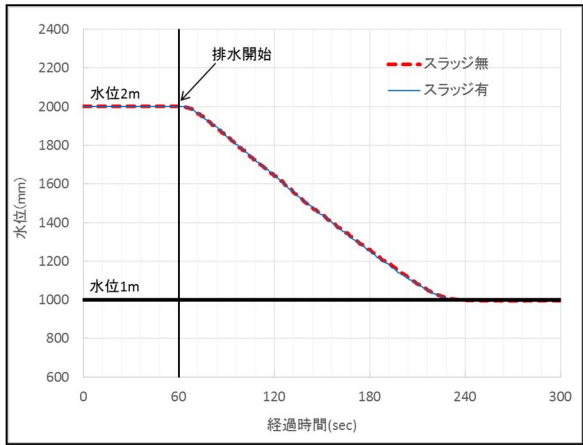
区間①及び区間②から排出した場合共にスラッジ有無で排出時間の相違はなく、圧損への影響がないことを確認した。

スラッジ模擬試験におけるスラッジの流動状況を表 11-6 及び表 11-7 に示す。





( a ) 区間①の試験結果



( b ) 区間②から排出時の試験結果

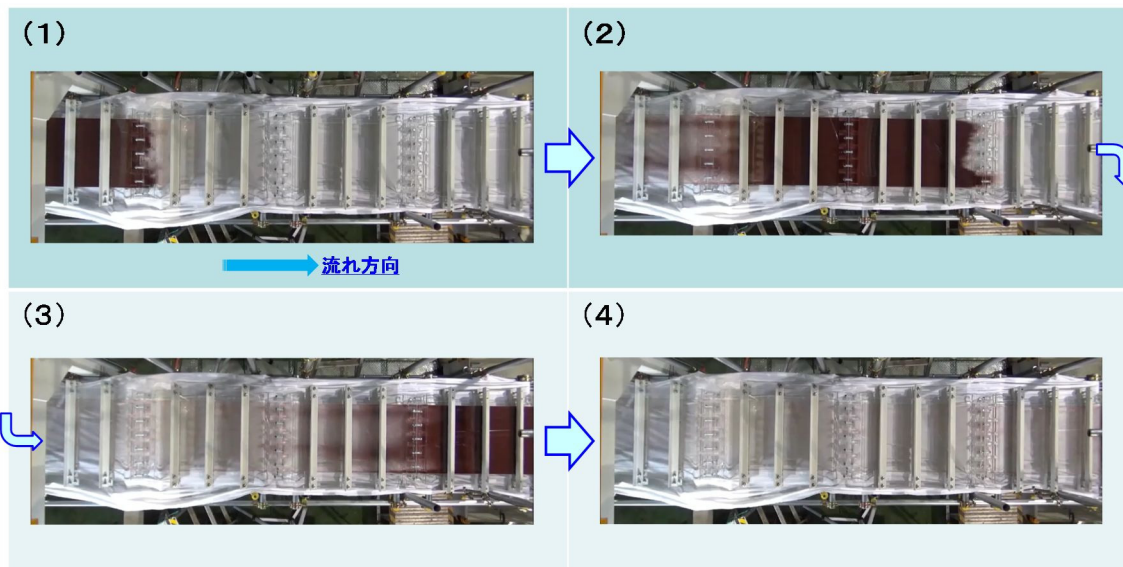
図 11-5 スラッジ模擬試験結果

表 11-6 スラッジ模擬試験のスラッジ流動状況

	排水前	排水中	排水後
導入管部			
垂直スリット部			



表 11-7 スラッジ模擬試験のスラッジ流動状況（水平スリットを真上から見た状態）



#### 11.11 導入管カバー影響試験

落下物に対する導入管保護，導入管への異物混入防止として設置する導入管カバーの圧損への影響を確認するため，導入管カバーを設置した試験を実施した。

試験用の導入管カバーは，流動状況を確認可能なようにスリットと同じアクリル製（図 11-8）とし，図 11-9 に示す位置に設置した。



図 11-8 試験用導入管カバー



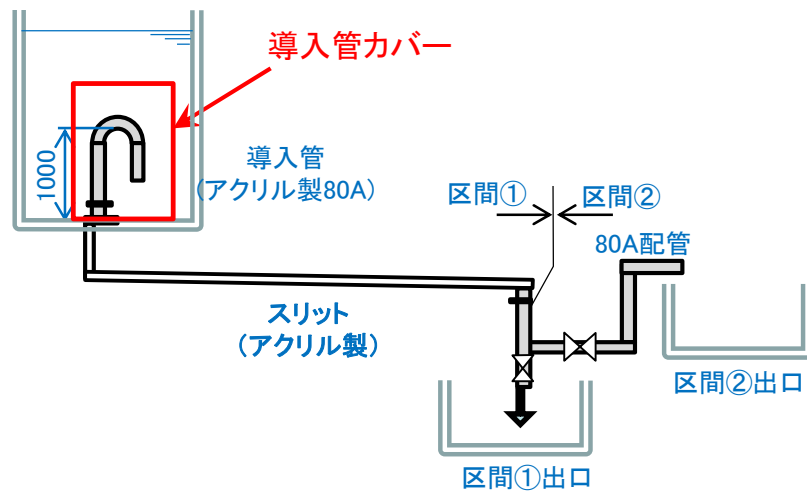


図 11-9 導入管カバー設置入位置

導入管カバーを設置した場合及び設置しない場合の試験結果を図 11-10 に示す。

図 11-10 に示すように導入管カバーの有無で排出時間の相違はなく，圧損への影響がないことを確認した。

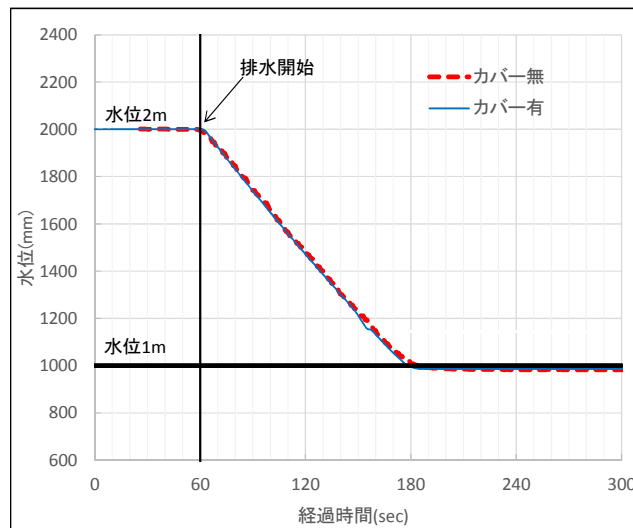


図 11-10 導入管カバー試験の結果

## 11.12 まとめ

採用実績，圧損評価実績のないスリット部の流動状況，圧損係数を把握し，実機排水評価のため，スリットモックアップ試験を実施した。

試験の結果，ボトムドレンLOCA時において，ペDESTAL内が満水（人通口開口部下端まで）になった際，RPV破損までの間（約2.7時間）に床ドレ



ン流路からの排水によりペデスタル水位 1m までの排水が可能なことを確認した。

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（1.05m）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 を確保する運用としている。その際に 5cm 分の排水に要する時間を約 5 分としていたが、試験結果を踏まえ約 6 分と設定した。当運用に要する時間は約 30 分（注水開始操作に要する時間約 17 分、水位 10cm 分の注水に要する時間約 3 分、注水停止操作に要する時間約 4 分及び 5cm 分の排水に要する時間約 6 分）と想定され、炉心損傷後のペデスタル注水開始から 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ことを確認した。

また、スラッジ及び導入管カバーによる圧損への影響を確認する試験を実施し、スラッジ及び導入管カバーは圧損への影響が無いことを確認した。



## 12 コリウムシールドの施工

## 12.1 概 要

コリウムシールドの施工は、国内プラントでは初めてとなることから、構造・手順・環境の面で施工に係る実現性を確認する必要があることから、コリウムシールドの施工性について説明するものである。

## 12.2 施工前後

溶融炉心の冷却に係る設備の施工前、施工後を図 12-1 及び図 12-2 に示す。

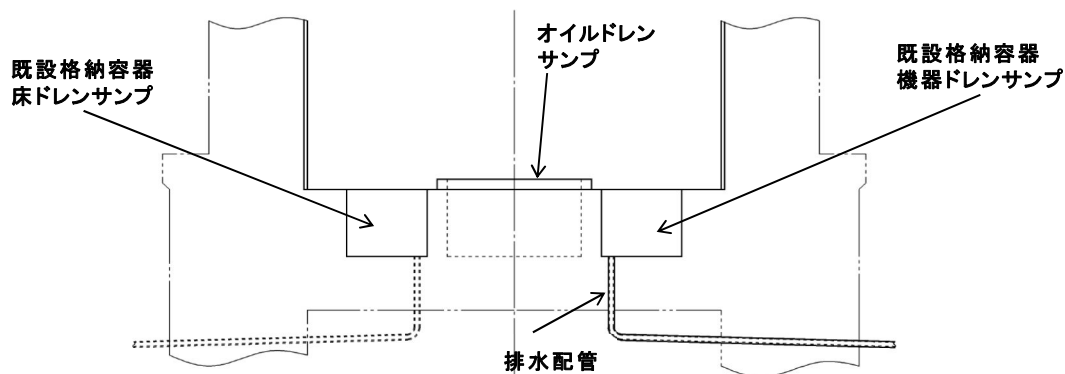


图 12-1 施工前

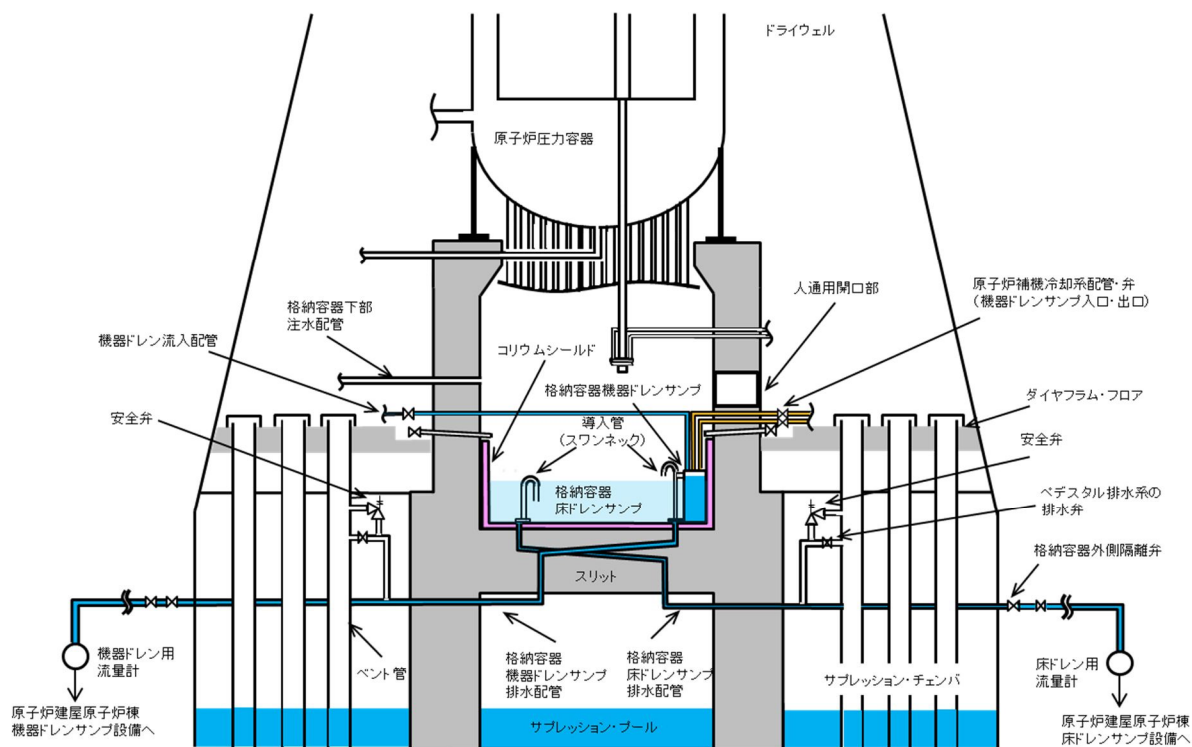


図 12-2 施工後



### 12.3 施工手順

コリウムシールド及びペデスタル排水系配管の施工手順を確認する。

#### ① 既設サンプの撤去

##### 【作業概要】

- ・既設の床ドレンサンプ及び機器ドレンサンプ，オールドレンサンプの除染
- ・既設の床ドレンサンプ及び機器ドレンサンプ，オールドレンサンプの撤去

##### 【作業内容】

- ・作業環境を改善するため，ペデスタル内の床ドレンサンプ及び機器ドレンサンプ，オールドレンサンプ，ペデスタル内の除染を行う。除染は線量による今後の作業時間と除染による線量の低減を踏まえて作業が実施可能な範囲で行う。
- ・既設の床ドレンサンプ及び機器ドレンサンプ，オールドレンサンプのライナ（SUS）を撤去し，サンプ設置深さ（約 1m）までコンクリート部をはつる。深さ 1m までのコンクリート内にある鉄筋は計算に使用されていないものなので切断・撤去する。

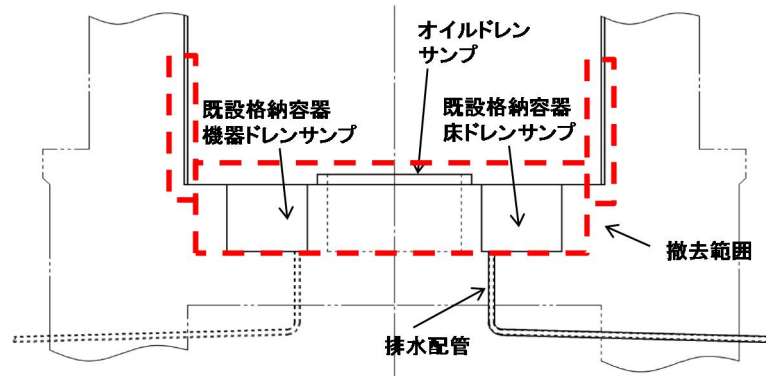


図 12-3 既設サンプの撤去範囲



## ② 既設サンプの撤去

## 【作業概要】

- ・排水用スリットの設置
- ・モルタル打設

## 【作業内容】

- ・アンカーボルト用の穿孔(ハンマードリル等使用), 無機系接着材の充填後, アンカーボルト(スリット用, ライナ用)を設置する。
- ・スリット用のサポート及びライナの下地材をアンカーボルトに溶接する。
- ・スリットをサポート部材の上に設置し, 既設の排水配管と接続(溶接)する。
- ・規定の高さまでモルタルを打設する。

## 【管理項目】

- ・スリット設置位置, 勾配 (1/100)
- ・モルタル打設高さ

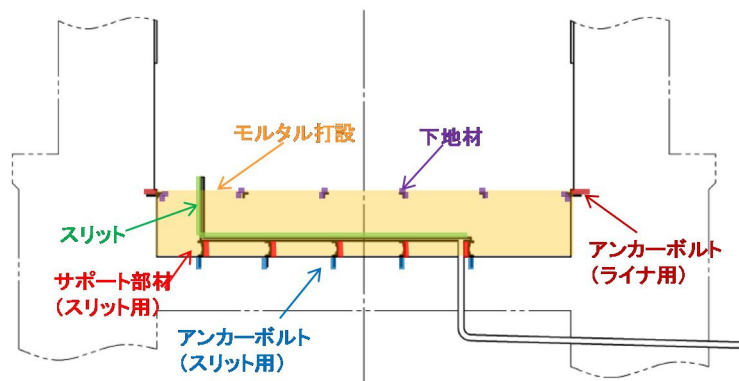


図 12-4 スリット設置・モルタル打設



## ③ アンカーボルト，下地材設置

## 【作業概要】

- ・ペDESTALライナ，アンカーボルト及び下地材の設置

## 【作業内容】

- ・ペDESTALライナ及びコリウムシールド用のアンカーボルト等を設置する。
- ・コリウムシールド用サポート部材（水平方向）を設置する。

## 【管理項目】

- ・アンカーボルトの埋め込み長さを管理

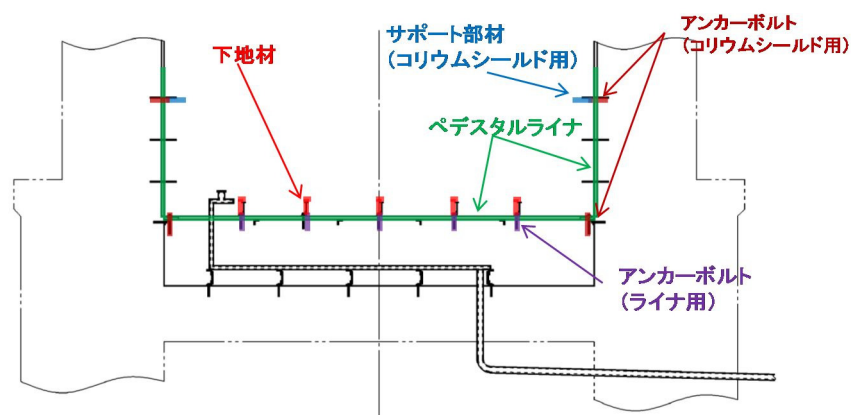


図 12-5 ペDESTALライナ，アンカーボルト，下地材の設置



#### ④ コリウムシールド設置

##### 【作業概要】

- ・ コリウムシールドの設置

##### 【作業内容】

- ・ コリウムシールド用サポート部材（鉛直方向）を設置する。
- ・ コリウムシールド用のサポート部材（鉛直方向）に沿って、コリウムシールドブロックを積む。

##### 【管理項目】

- ・ コリウムシールド高さ，厚さ，内径を管理

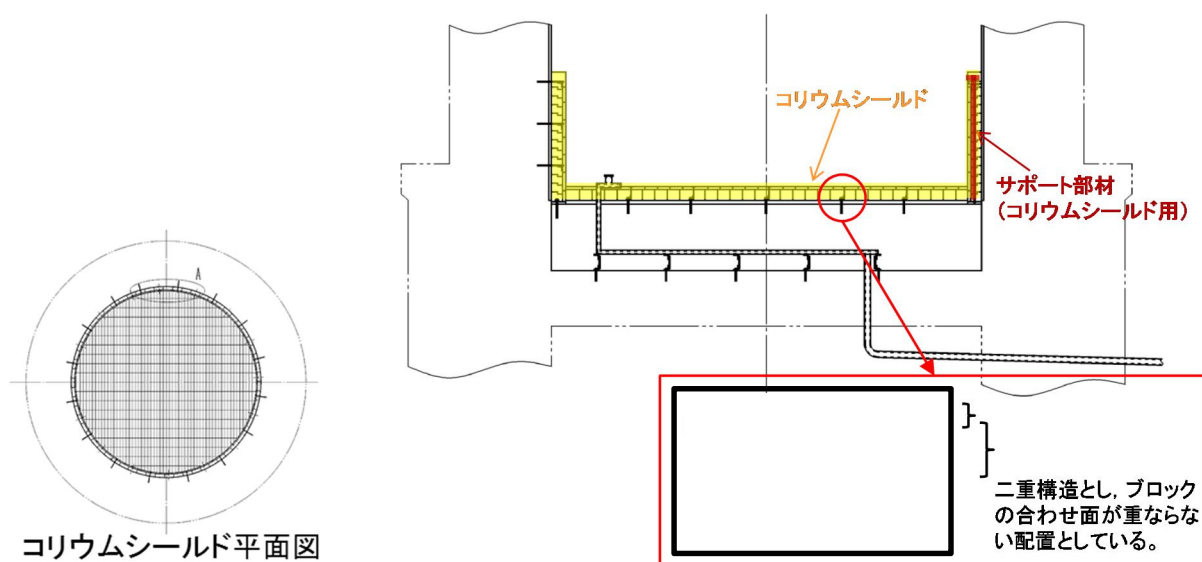


図 12-6 コリウムシールドサポート，コリウムシールドの設置



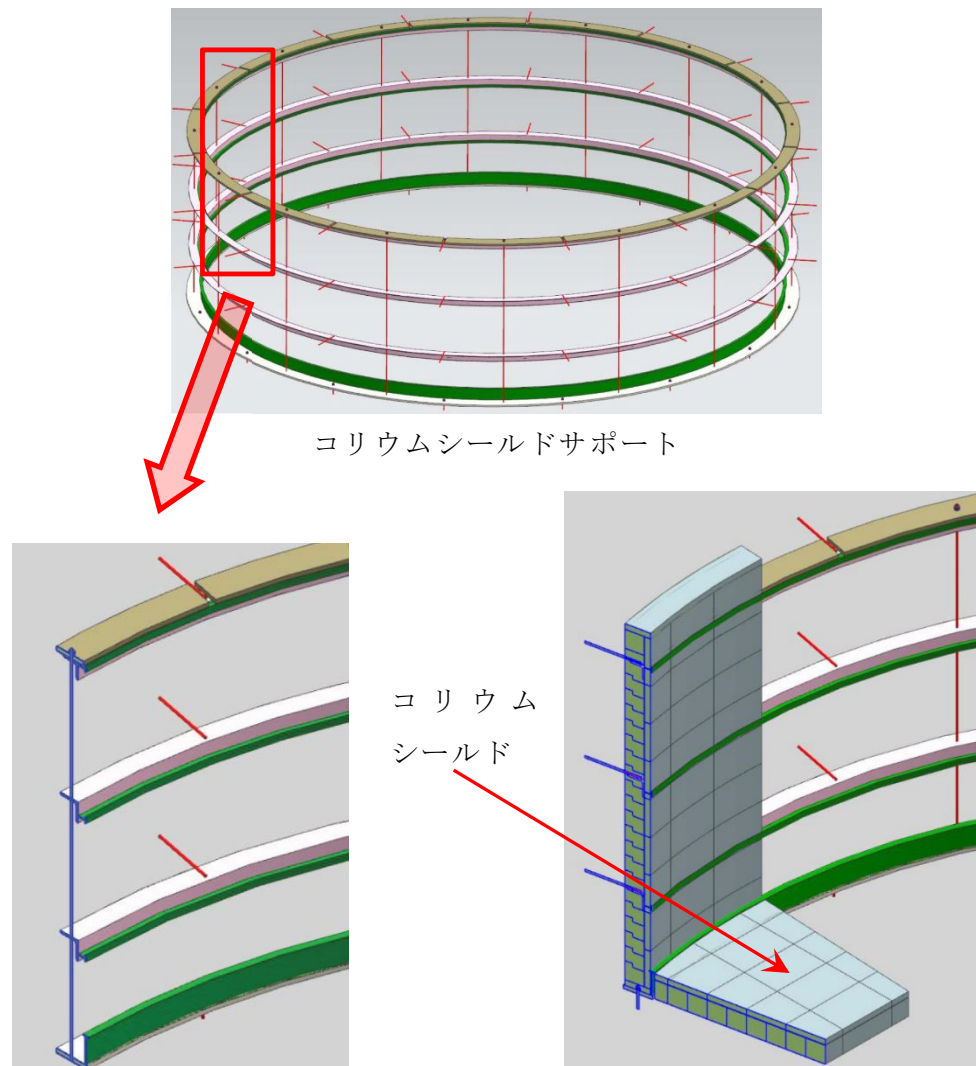


図 12-7 コリウムシールドサポート，コリウムシールド設置概念図



## ⑤ 床ドレンサンプ，機器ドレンサンプ，スワンネック（導入管）設置

## 【作業概要】

- ・新設の床ドレンサンプ，機器ドレンサンプ，導入管の設置

## 【作業内容】

- ・下地材にステンレスライナ（新設の床ドレンサンプ）を溶接により取付ける。
- ・新設の機器ドレンサンプ及びスワンネック（導水管）等を設置する。

## 【管理項目】

- ・床ドレンサンプの内径が，規定の寸法であることを管理
- ・スワンネック（導水管）の内面の高さが規定寸法であること（床面から 1 m）を管理

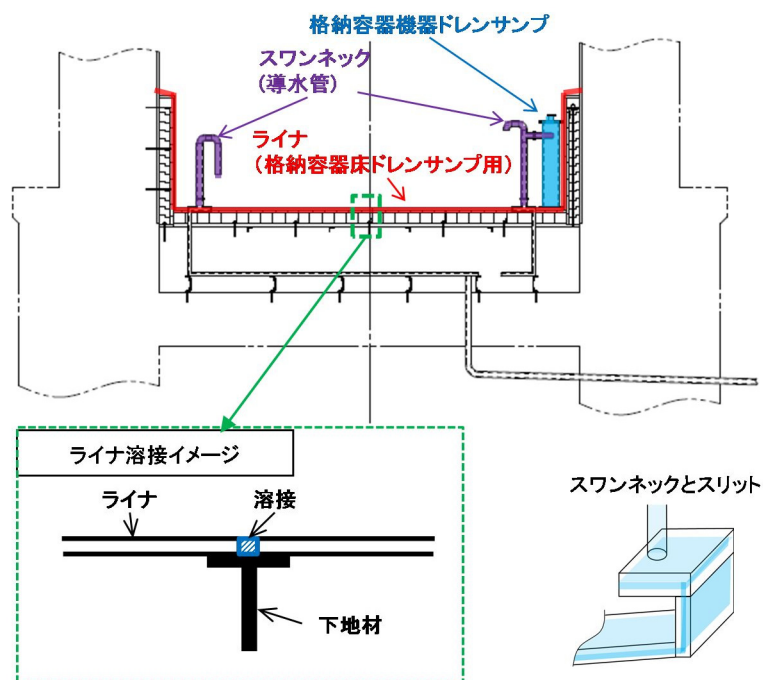


図 12-8 床ドレンサンプ（ライナ），機器ドレンサンプ，スワンネック（導入管）設置



⑥ 計測機器，スワンネック（導入管）カバー，機器ドレン配管設置

【作業概要】

- ・計測機器用（サポート含む），スワンネック（導入管）カバー（サポート含む），機器ドレン配管設置

【作業内容】

- ・計装機器用サポート，スワンネック（導入管）カバーサポート設置，機器ドレン接続配管の接続。
- ・スワンネック（導水管）カバー，水位計・水温計を設置し完成。

【作業内容】

- ・格納容器下部水位計・水温計設置位置の確認
- ・漏えい試験
- ・排水性確認試験

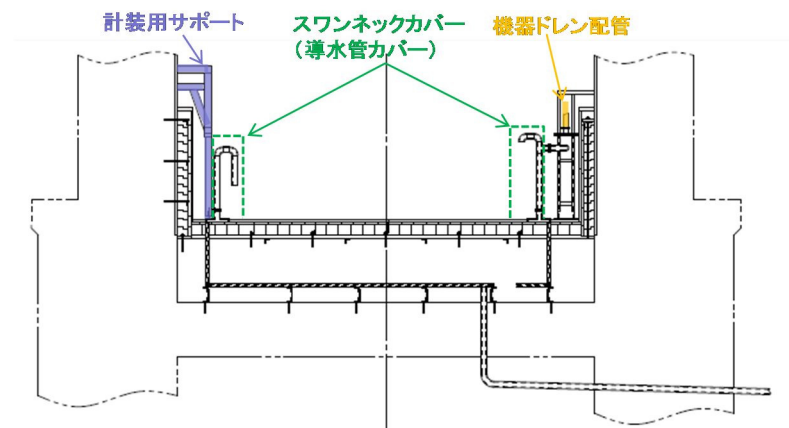


図 12-9 計測機器，スワンネック（導入管）カバー，機器ドレン配管の設置



### 13. 溶融デブリによる選択的**侵食**について

#### 13.1 概要

コリウムシールドは、重大事故等時、溶融デブリ落下時のペDESTAL・中間スラブの侵食防止機能が求められる。一方で、コリウムシールドは、重大事故等対処設備として、基準地震動  $S_s$  により定まる地震力に対して機能維持が求められ、耐震補強部材として、鋼製のサポート材が内部に設置される。また、重大事故等時、溶融デブリの冠水及び水蒸気爆発抑制の観点から、ペDESTALの水位を 1m に維持するために、水密性を担保する必要がある、コリウムシールド上面に床ドレンサンプを兼ねるライナを設置する。ライナ同士を溶接するため、ライナの下に鋼製の下地材を設ける。

しかし、原子炉圧力容器から落下した溶融デブリの大部分は、ライナを溶融、貫通して融点の高い耐熱煉瓦と接触するが、ごく一部の溶融デブリはコリウムシールド内部に設けられる、サポート材やライナの下地材といった鋼材と接触する。

ここで、耐熱煉瓦と鋼材との融点の違いによって、鋼材の溶融の方が先行し、コリウムシールドを貫通するリークパスとなり得ることが想定される。(本書では「選択的侵食」と称する。)

本項は、溶融デブリに対する選択的侵食の有無を確認した結果を示すものである。

#### 13.2 評価の概要

コリウムシールドを貫通する鋼材は、水平サポート材及びライナの下地材のみであるため、選択的侵食が想定される部位は水平サポート材及びライナの下地材である。コリウムシールド内に設置される計測機器、導入管カバーや機器ドレンサンプのサポートはコリウムシールド設置位置から取らないため、選択的侵食を想定する部位とはならない。

コリウムシールド内部の構造物である水平サポート材を図 13-1 に示し、下地材を図 13-2 に示す。

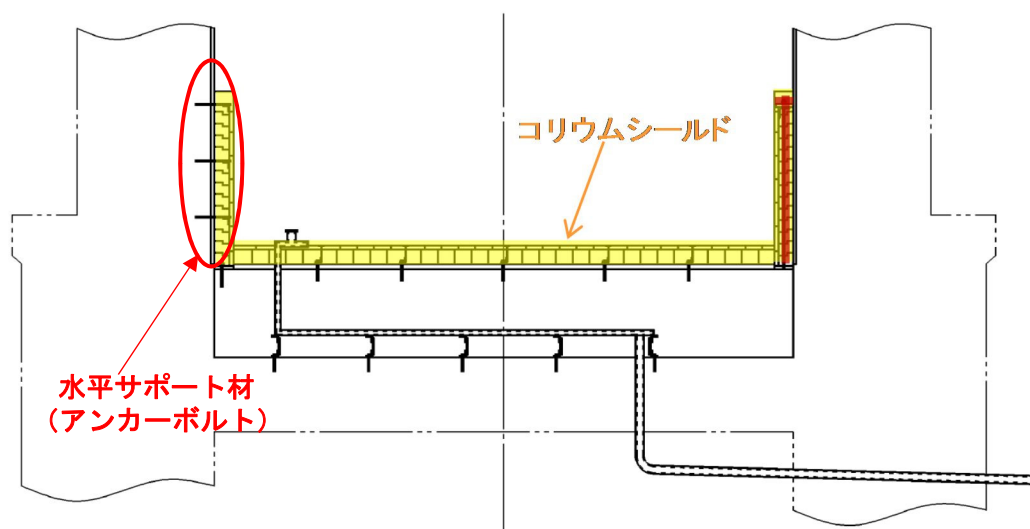


図 13-1 水平サポート材



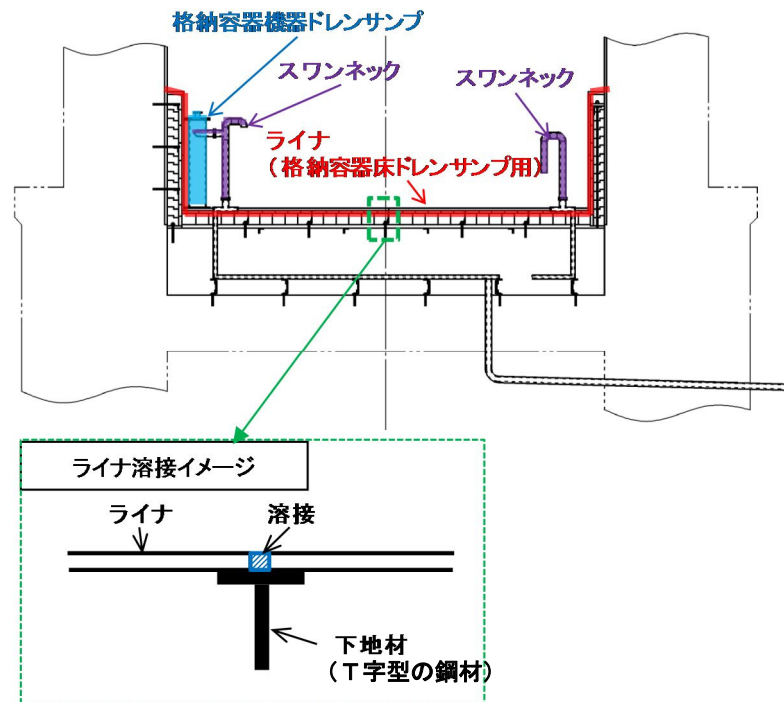


図 13-2 下地材

図 13-1 及び図 13-2 に示す構造から、原子炉压力容器から落下した溶融デブリの大部分は、ライナを溶融、貫通して融点の高い耐熱煉瓦と接触するが、ごく一部の溶融デブリはコリウムシールド内部に設けられる、水平サポート材（アンカーボルト）やライナの下地材（T字型の鋼材）といった鋼材と接触し、溶融デブリによる選択的侵食が想定される。

ここで、選択的侵食の有無を確認するため、耐熱煉瓦、溶融デブリ、鋼材をモデル化した温度分布解析を実施し、当該部の温度分布挙動を評価する。

なお、溶融デブリはペデスタル底面に張られた水により上面から冷却されること、及び自重の影響により下方向への侵食が想定される。また、床部の下地材は壁面の水平サポート（アンカーボルト）に比べ、伝熱面積が大きいことから、床部の下地材の方が壁面のサポートよりも選択的侵食が生じやすいと想定されるため、温度分布解析の評価対象の代表部位は床部ライナの下地材とする。



### 13.3 温度分布計算

#### (1) 計算方法

温度分布計算は、解析コード ABAQUS を用いる。なお、評価に用いる ABAQUS の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

#### (2) 計算モデル

モデル化範囲は、コリウムシールド内を貫通するライナの下地材（鋼材）及び下地材周囲の耐熱材（ZrO<sub>2</sub>）とする。耐熱材のモデル化範囲は下地材のピッチを考慮して設定する。また、コリウムシールドの上のライナ（4t）及びライナ直下の下地材（幅 50，3t）**については、保守的な評価となるよう溶融デブリにより直ちに溶融した場合を想定し、解析モデルには含めない。**

解析モデル及び境界条件を図 13-3 に示す。

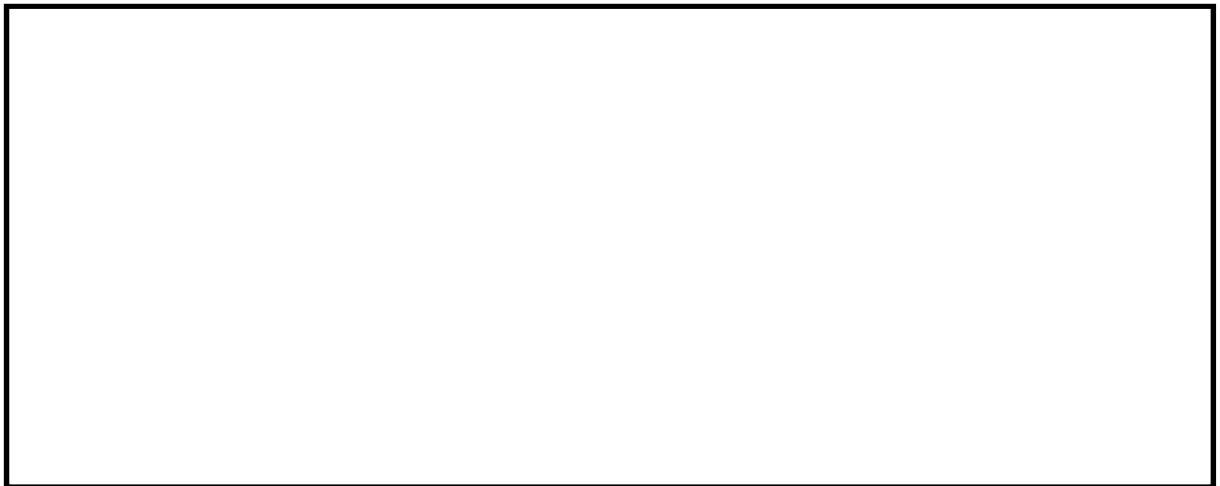


図 13-3 計算モデル（左：実機構造 右：解析モデル）

図 13-3 の計算モデルにおいて溶融デブリ接触面温度及び床スラブ上面温度は、MAAP 解析に基づき保守的に設定した図 13-4、図 13-5 及び図 13-6 を用いる。図 13-4 は、「10. 溶融炉心による熱影響評価について」の添付 10-1 における図 6 の包絡温度であり、図 13-5 及び図 13-6 は、「9. 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評価について」の図 9-5 及び図 9-6 のペデスタル床面コンクリート温度である。

また、耐熱材及び下地材の初期温度は MAAP 解析での RPV 破損直前の床面、壁面ヒートシンクの最高温度である 117℃とする。

ここで、耐熱材の物性値は、試験結果に基づき設定した「10. 溶融炉心による熱影響評価について」の添付 10-1 における表 4 を用いた。



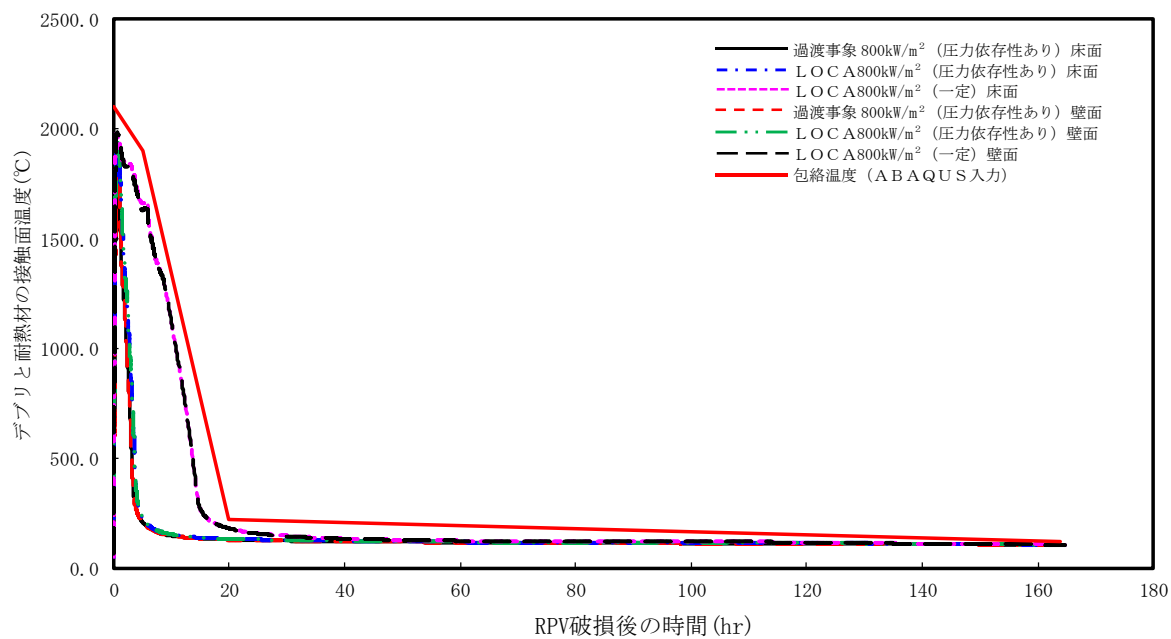


図 13-4 溶融デブリ接触面温度

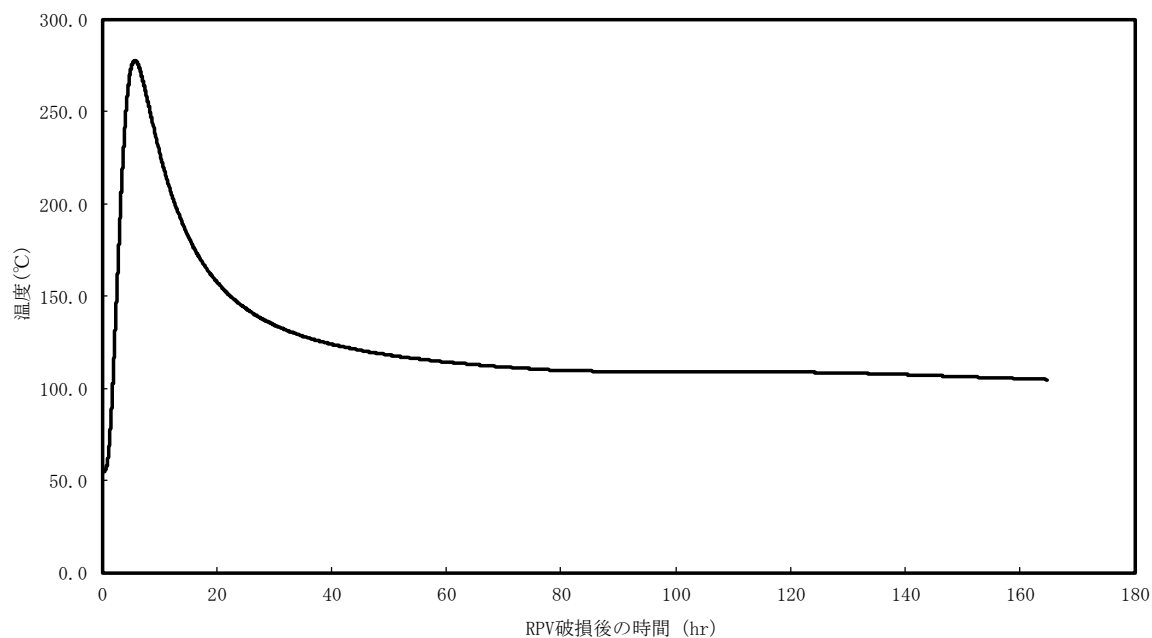


図 13-5 床スラブ上面温度 (ベースケース)



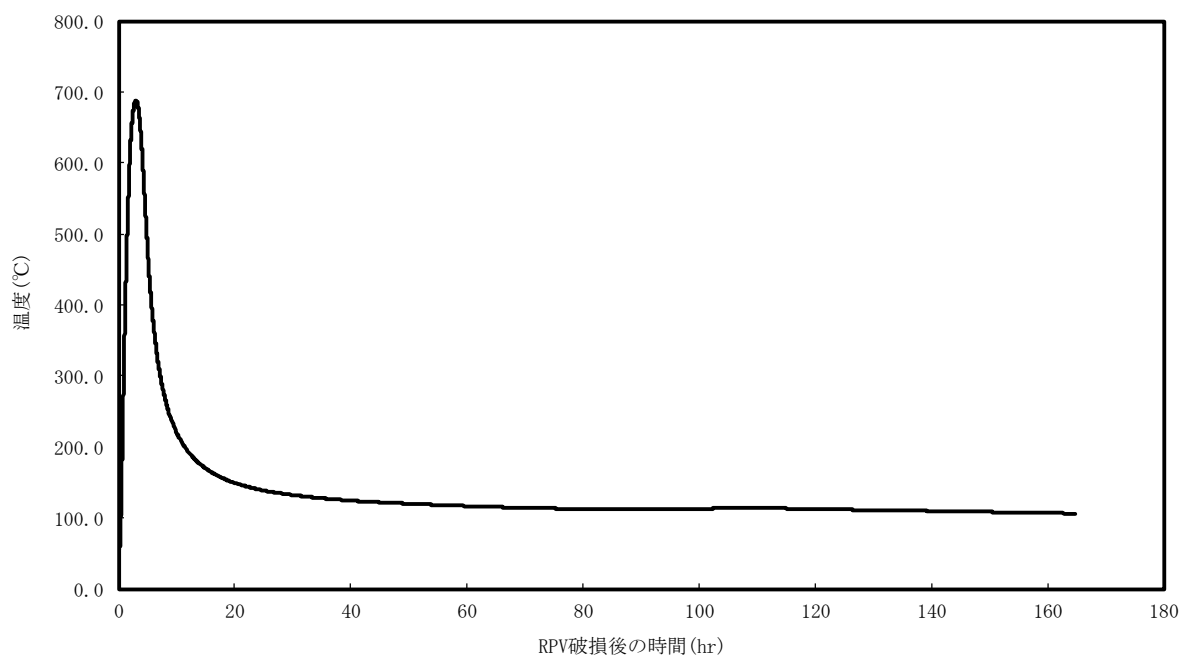


図 13-6 床スラブ上面温度（感度解析ケース）



#### 13.4 評価結果

温度分布解析の解析モデル及び結果を図 13-7～図 13-11 に示す。

図 13-7 は解析モデル及び評価点，図 13-8 及び図 13-10 は温度分布の時刻履歴，図 13-9 及び図 13-11 は各時刻における温度分布のコンター図を示す。

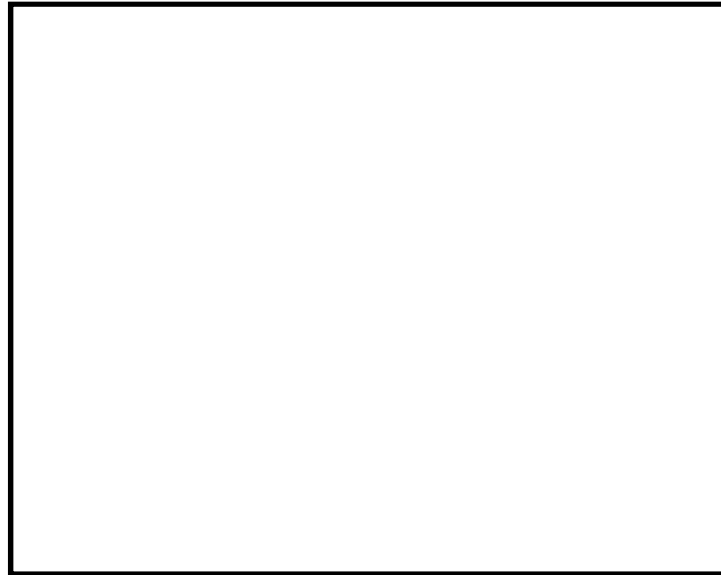


図 13-7 解析モデル及び評価点

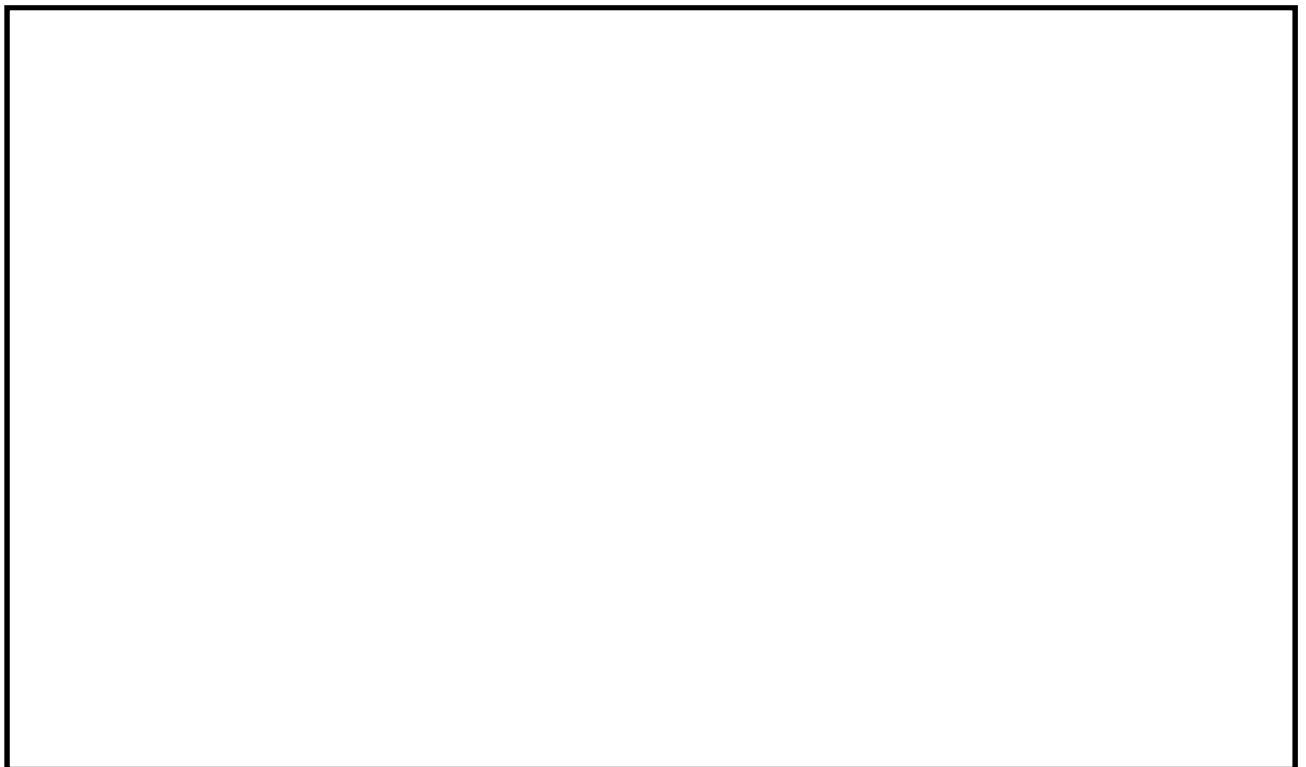


図 13-8 温度分布履歴 (ベースケース)



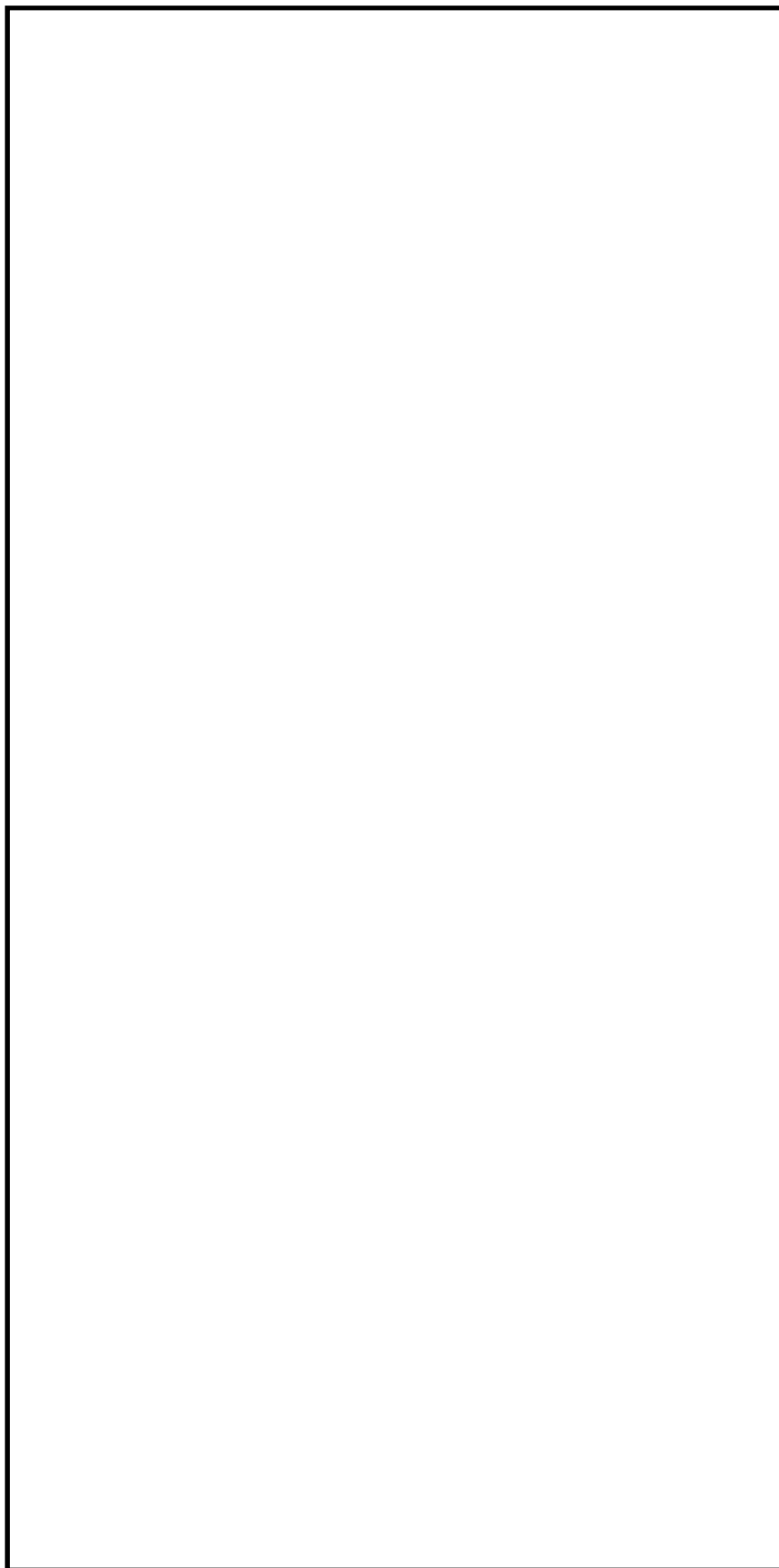


図 13-9 各時刻における温度分布のコンター図 (ベースケース)





図 13-10 温度分布履歴（感度解析ケース）



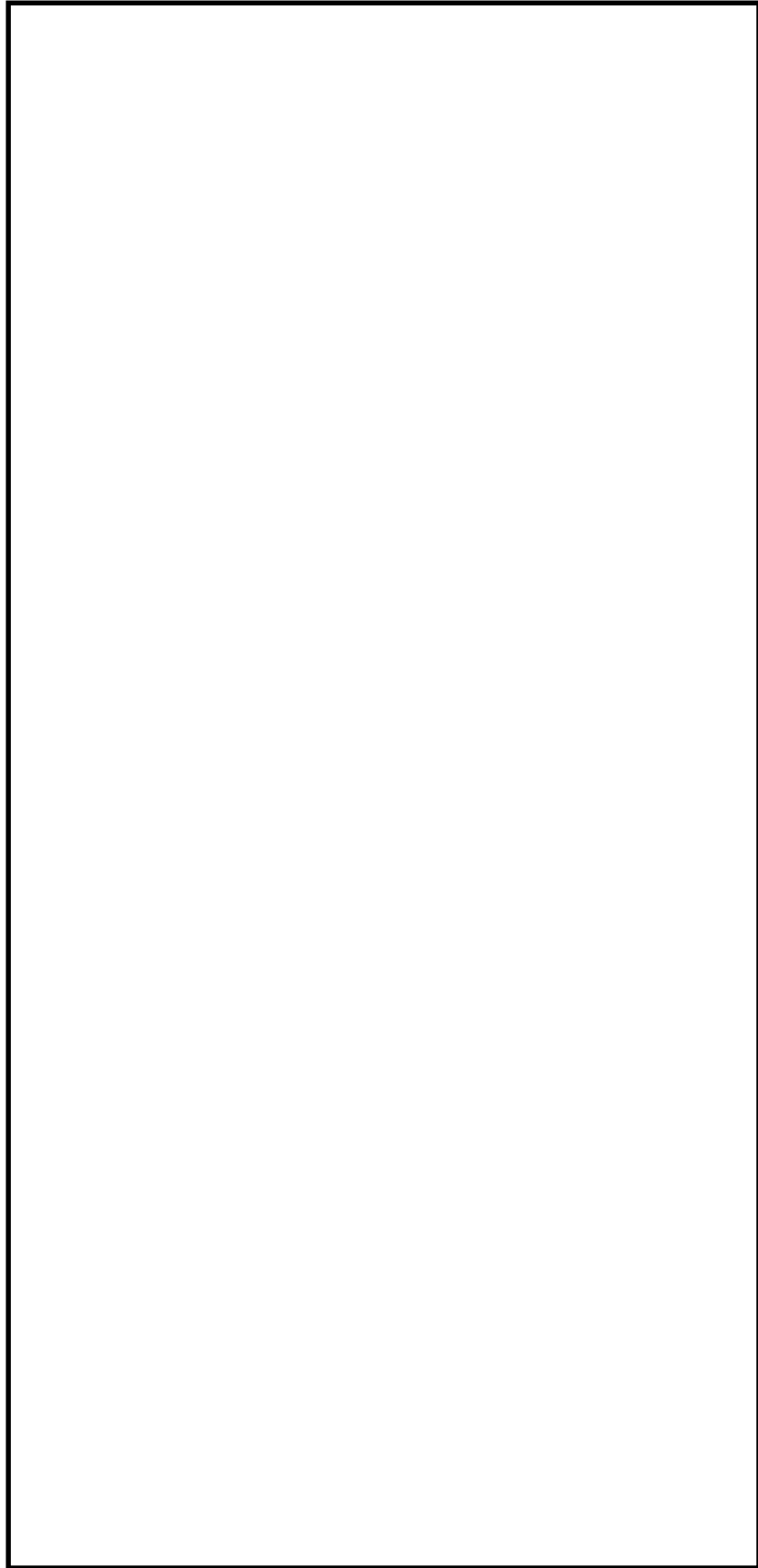


図 13-11 各時刻における温度分布のコンター図（感度解析ケース）



ベースケースについては、図 13-8 に示す各評価点における温度の時刻歴より、2.2hr 後の溶融デブリ接触面 N201 と隣接する下地材評価点 N181 の温度は鋼材の融点 1500℃を超えるが、床スラブ上面 N1 と隣接する下地材評価点 N21 の温度は約 290℃となり、下地材が全溶融しないことが確認できる。また、床スラブ上面と隣接する下地材の温度が最大となる 5.7hr 後の下地材評価点 N21 の温度は約 463℃となり、下地材は全溶融しない。

更に、図 13-8 の各評価点での温度の時刻歴及び図 13-9 の温度分布のコンター図より、15hr 後の下地材の最大温度は約 780℃となり、20hr 後には約 290℃に下がり鋼材の融点を下回ることが確認できる。

感度解析ケースについては、図 13-10 に示す各評価点における温度の時刻歴より、2.8hr 後の溶融デブリ接触面 N201 と隣接する下地材評価点 N181 の温度は鋼材の融点 1500℃を超えるが、床スラブ上面 N1 と隣接する下地材評価点 N21 の温度は約 800℃となり、下地材が全溶融しないことが確認できる。

更に、図 13-10 の各評価点での温度の時刻歴及び図 13-11 の温度分布のコンター図より、15hr 後の下地材の最大温度は約 780℃となり、20hr 後には約 280℃に下がり鋼材の融点を下回ることが確認できる。

以上より、溶融デブリの熱に対し、鋼材の下地材は全溶融しないことを確認した。

ベースケース及び感度解析ケース共に、溶融デブリが選択的にライナ下地材を侵食したとしても、ライナ下地材が全て溶融しないため、溶融デブリはペデスタルスラブコンクリートまで到達せず、ライナ溶接部の下地材が溶融デブリ落下時のリークパスとなることはない。また、水平サポート材についても、先に侵食されることが想定されるライナ溶接部の下地材が溶融しないため、同様に溶融せず、溶融デブリによるコリウムシールド内部の鋼材の選択的侵食は生じない。