

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	補足-270-2 改8
提出年月日	平成30年8月28日

東海第二発電所

原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

に係る補足説明資料

(コリウムシールドの設計)

平成30年8月

日本原子力発電株式会社

目 次

- 補足 1 ペDESTAL排水系の排水機能確認試験について
- 補足 2 格納容器機器ドレンサンプの破損による格納容器床ドレンサンプ水位への影響について
- 補足 3 目地材がコリウムシールドへ与える影響について
- 補足 4 安全弁（自主設備）の設置に伴う悪影響について
- 補足 5 ベント管への排水ライン設置に伴う影響について
- 補足 6 ペDESTAL注水開始後の水蒸気爆発発生の可能性及び水蒸気爆発発生抑制を考慮した水位管理について
- 補足 7 デブリの凝固停止評価における Flemings モデルの適用性及びその他のモデルによる評価について
- 補足 8 デブリ堆積高さがコリウムシールドを超えた場合の影響について
- 補足 9 原子炉圧力容器破損時の熔融炉心の冠水評価における不確かさについて
- 補足 10 鉄筋コンクリート内に発生する熱応力の取扱いについて
- 補足 11 格納容器床ドレンサンプ拡大によるペDESTAL内湿度への影響について
- 補足 12 コリウムシールドサポートに鋼構造設計規準を適用することの妥当性について
- 補足 13 コリウムシールド材料の選定に係る試験について
- 補足 14 コリウムシールド厚さの設定に係る条件について

ペDESTAL排水系の排水機能確認試験について

1. 概要

原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）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、RPV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。

2. 目的

SA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、設置許可で評価した排出時間約2.3時間（圧損係数 ）と比較し、設置許可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LOCA時の、RPVからペDESTAL内への流入が停止する事象発生0.3時間から、RPV破損が早くなる大破断LOCA時におけるRPV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。

3. 試験条件

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

表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。 (DB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。 (SA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: <input type="text"/>)
スリット出口～ベント管	塩化ビニル製 80A

表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: <input type="text"/>)
流動状況	—

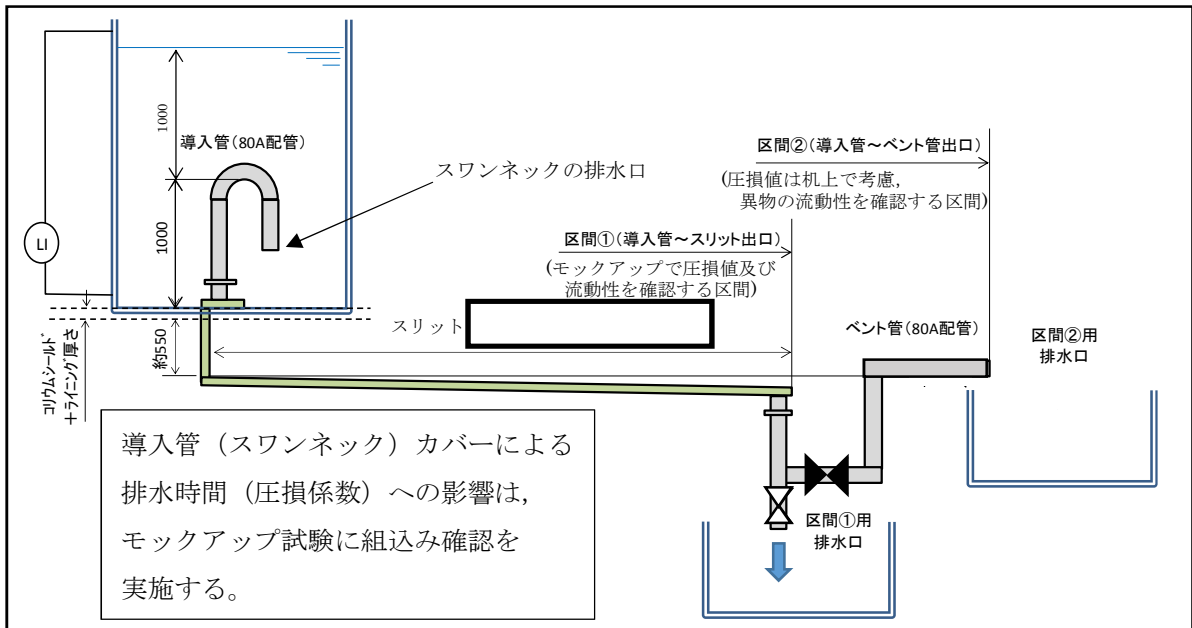


図1 試験装置

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4に示す。

表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する。※1
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。

注※1：アクリルの表面粗さは約6μm（算術平均粗さ）であり、実機ステンレス鋼の表面粗さは約5μm（算術平均粗さ）と同等である。表面粗さの相違による圧損への影響を確認するため、配管長さ10mとし、表面粗さを1μm及び10μmと仮定した場合の圧損を評価した。

その結果、圧損は以下の通りとなり表面粗さが10倍相違したとしても圧損への影響は3%程度の相違である。また、ペDESTAL排水系の配管圧損は数mであるのに対し、表面粗さによる影響は十数mm程度であるため、表面粗さの配管圧損への影響（約0.3%）は小さいと言える。

<表面粗さによる圧損評価値の比較>

	表面粗さ（μm）	
	1	10
圧損値（m）	0.401	0.414

評価条件：配管 80A, Sch80

流 量：22m³/h

5. 試験時期

試験内容	試験時期
試験体の製作	2018年3月～4月中旬
モックアップ試験	2018年4月下旬～5月下旬
試験結果（速報）の説明	2018年6月上旬

6. 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，スワンネックに到達する可能性があるが，床に沈降すること及びスワンネックカバー(※2)を設置することから，スワンネック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5に示す。表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5に示すように，スワンネックに到達，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		スワンネック・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)
塗料片	○	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。

×：流入しないと想定したもの。

※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：スワンネック(80A)の周りにはスワンネックカバー(□)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。

スワンネックの排水口を水位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。

【参考値】塗料片密度：1.4kg/L～1.8kg/L

錆片密度：約5.2kg/L

7. 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 Fe_3O_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 ppm 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。
- ・1 バッチに使用する異物量は表 6 に示す。

表 6 異物量の算出

項目	単位	値	備考
ベデスタル断面積	m ²		
水位差	m		
排水量	m ³		
流路本数	—	2	
流路を通過する排水量	m ³		
流路を通過する排水量（単位変換）	kg		
異物（スラッジ）量	kg		

8. スリット部圧損過大他発生時の対応について

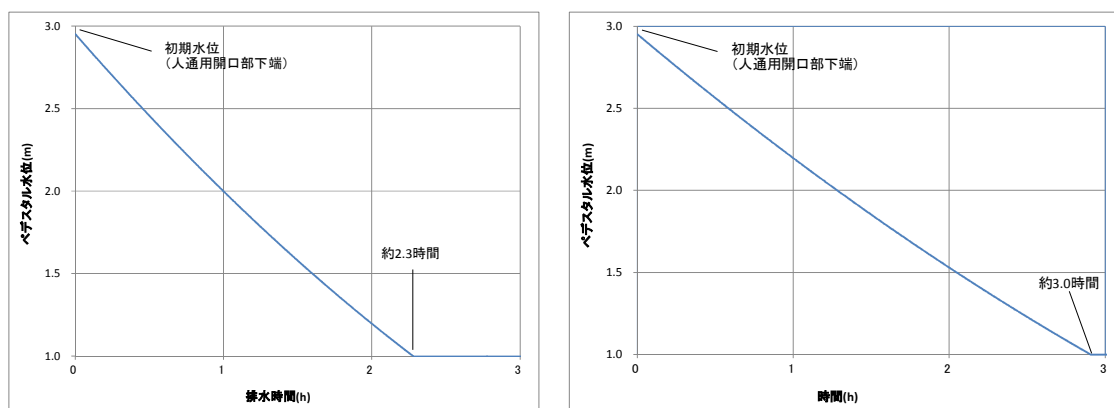
試験結果により排水時間が制限を超える結果となった場合、想定される要因が改善するように流路形状を見直す。

添付資料 1 モックアップ装置詳細図

9. 試験結果

試験結果の一例を図9-1に示す。図9-1は床ドレン排水系経路のみを考慮した場合であるが、RPV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RPV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9-1 実機排水時間評価結果

10. 試験結果を踏まえた改善

10.1 圧損低減

排水経路の圧損が支配的な部分を特定するため、スリットモックアップ試験設備の流動解析を実施した結果、導入管及び下流配管とスリットの接続部で局所的に高流速となる部分（図10-1）があり、抵抗が大きくなっていることを確認した。

このため、導入管とスリット接続部の形状をレデューサ形状（図10-2）とし、流速及び抵抗の低減を図ることとした。

改善前後のスリット入口部の流動解析結果を図10-1に示す。

接続部形状をレデューサ状に見直すことにより、局所的に高流速となる部分が減少し、抵抗が小さくなることを確認したため、本改善案を採用することとした。

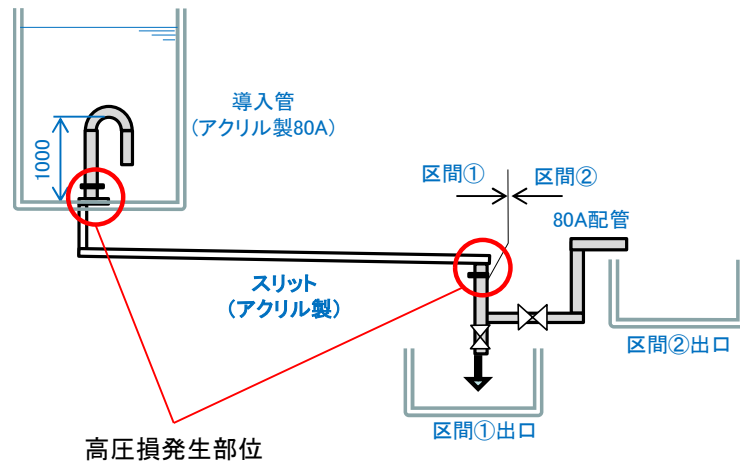


図 1 0 - 1 高圧損発生部位

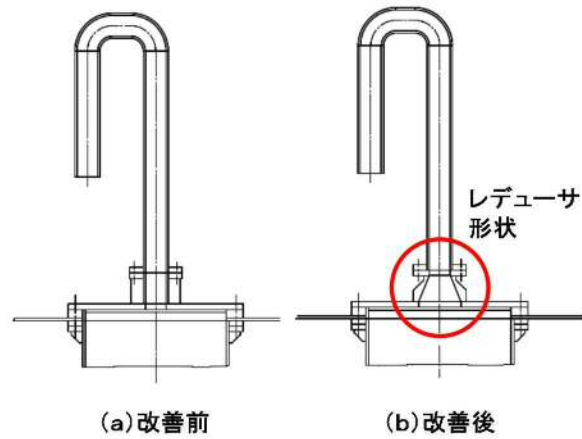


図 1 0 - 2 導入管ースリット接続部の改善

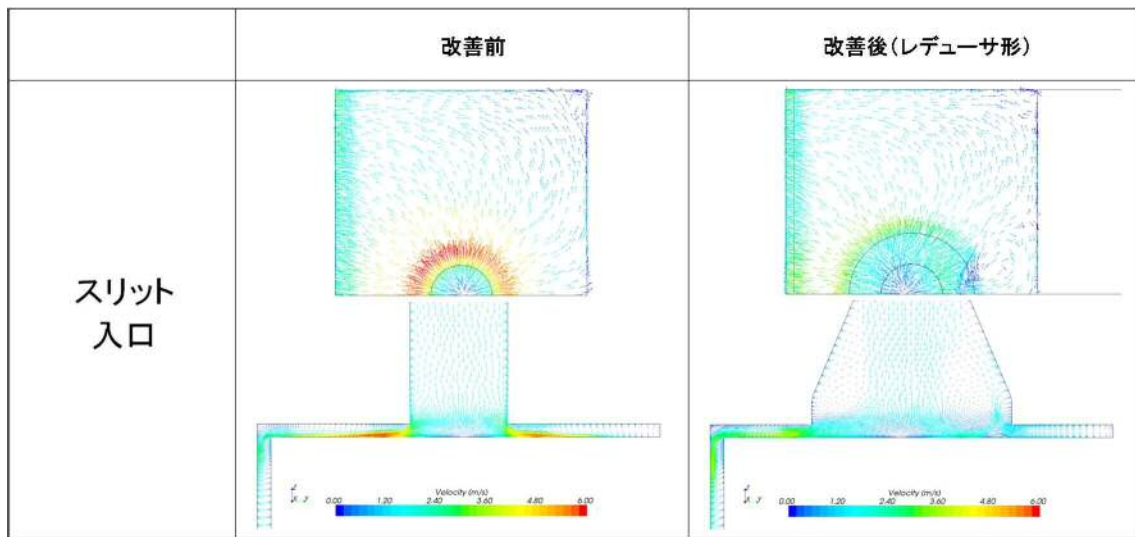


図 1 0 - 3 改善前後の流動解析結果

10.2 排水時間低減

排水時における上部タンク（床ドレン模擬）の水位と時間の関係を図10-4に示す。

水位が導入管頂部に達すると、図10-5に示すようにベント穴から大量の空気を吸込み、排出流量が低下する事象が確認された。

本事象を改善するため、ベント穴形状、位置を改善することとした。

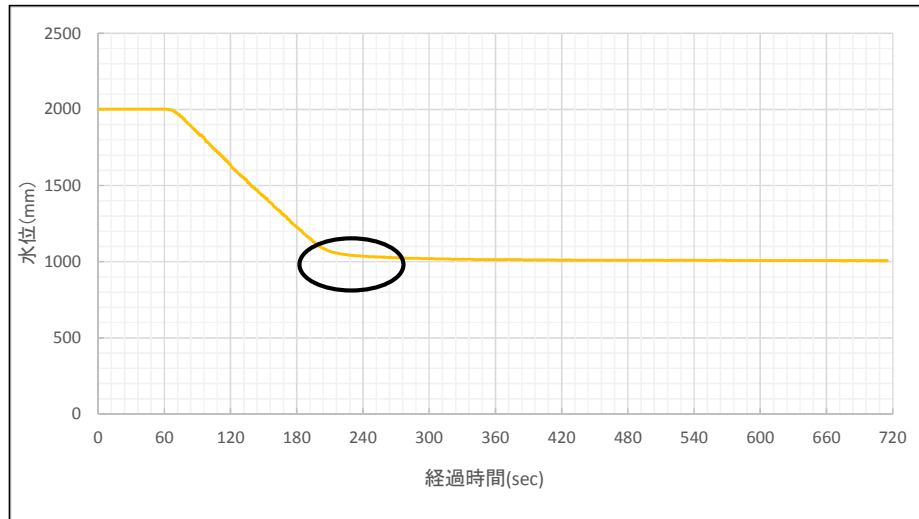


図10-4 試験結果（水位－時間の関係）

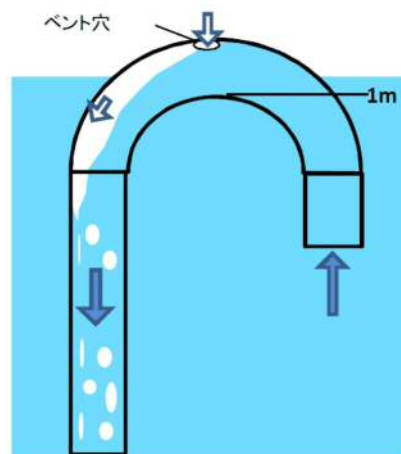


図10-5 水位がベント穴に達した時の状況（模式図）

水位が導入管頂部に達した際のベント穴から大量の空気を吸込むことを防止するため、図10-6に示すようにベント穴（エア抜き穴）径を縮小し、更に、サイフォンブレーク穴を左右2か所に設置することとした。

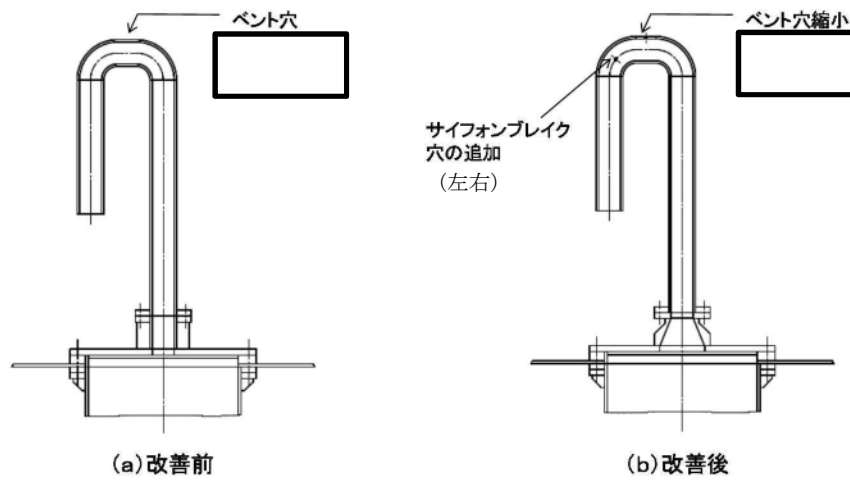


図10-6 導入管（スワンネック）のベント穴の改善

10.3 改善後の試験結果

改善前後における排水試験時のタンク水位と時間変化の例を図10-7示す。

接続部形状の変更による水位低下速度の向上が確認された。また、導入管のベント穴縮小及びサイフォンブレイク穴の追加により、水位1mまで低下速度が低下することなく、また水位1m到達時に速やかに排水が停止することを確認した。

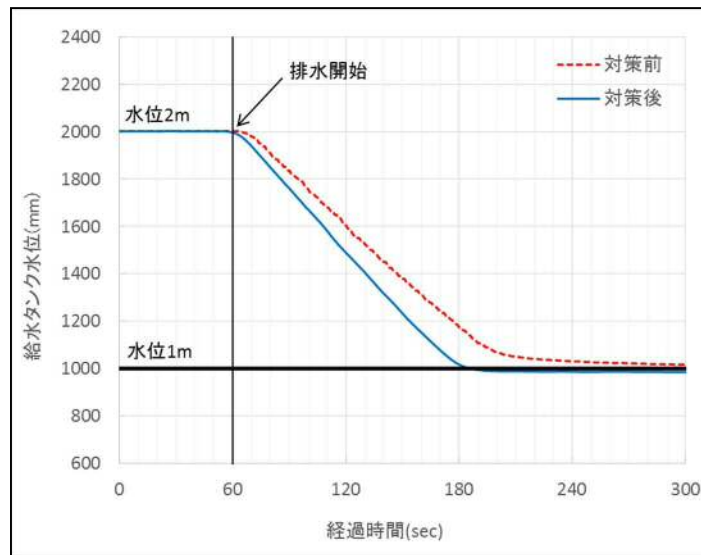


図10-7 改善前後の試験結果（水位-時間の関係）（モックアップ部）

1 1. 実機評価

1 1. 1 実機評価の考え方

試験結果を踏まえた実機評価の考え方を以下に示す。

- ・ 排水ラインの圧損は、モックアップ試験結果及び机上評価により確認する。
- ・ 流路としての実績、圧損評価実績のないスリットは、導入管と共に実機寸法を模擬したモックアップ試験により圧損を確認する。（実際には、保守的に導入管～スリット（紫線）に加え試験装置のスリット出口配管～排出弁（水色線）までの圧損から評価。）
- ・ 評価実績のある通常の鋼管、弁で構成される下流配管については、実機配管ルート計画（安全弁設置ラインを含む。）をふまえた机上評価により確認する。
- ・ 経路全体の圧損を確認し、ペDESTALからの排水時間の評価に適用する。

実機評価に用いる圧損係数の考え方を表 1 1 - 1 に示す。

表 1 1 - 1 実機評価に用いる圧損係数

評価部位	圧損係数 (m/(m ³ /h))	圧損値 (m)
導入管入口～ スリット出口		
スリット出口～ ベント管排出口		
流路全体の値 () 内は設置許可時の値		

注※：日本機械学会編 機械工学便覧

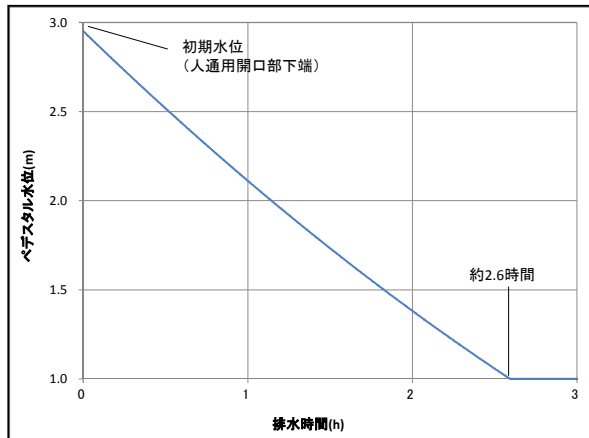
1 1. 2 実機排水評価

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。

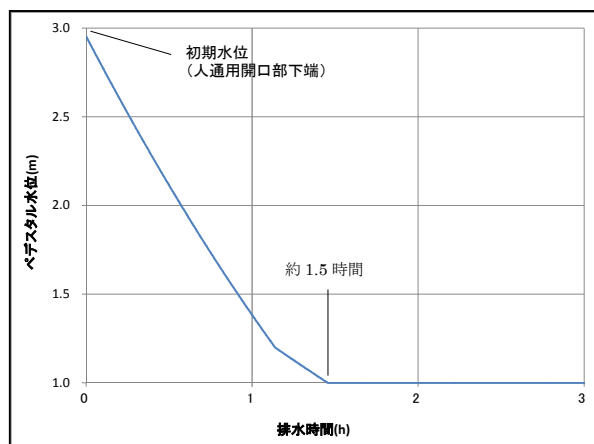
評価結果を図 1 1 - 3 に示すが、床ドレン流路からの排水により、ボトムドレン L O C A 時、R P V 破損までの間（約 2.7 時間）にペDESTAL 水位 1m までの排水が可能なことを確認した。

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 1 1 - 3 実機排水時間評価

1 1 . 3 スラッジ模擬試験

6項で検討した想定する異物であるスラッジ模擬材 (Fe_3O_4) を投入した試験を実施した。

投入するスラッジ模擬材は、全量がスリット部を通過するよう図 1 1 - 4 に示す位置に全量投入した。

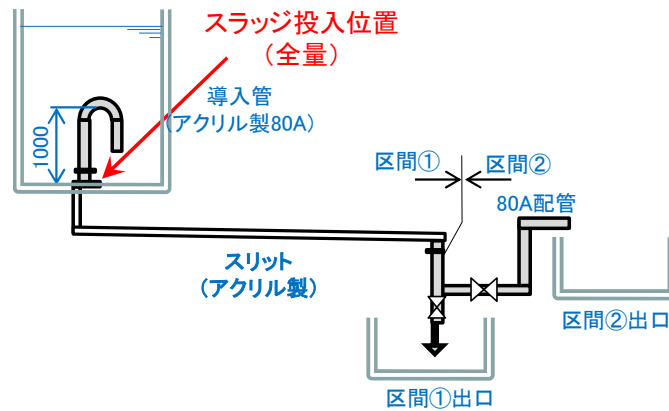
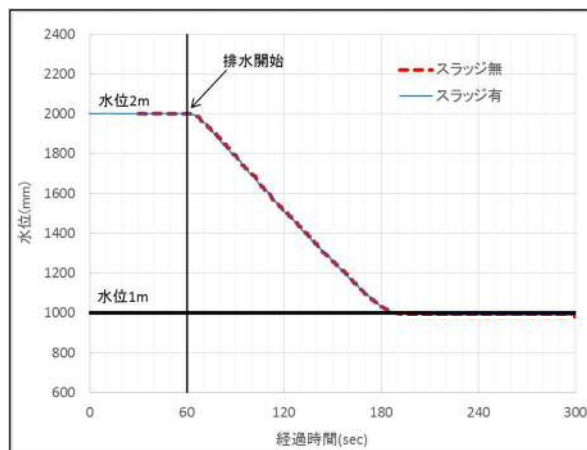


図 1 1 - 4 スラッジ模擬材投入位置

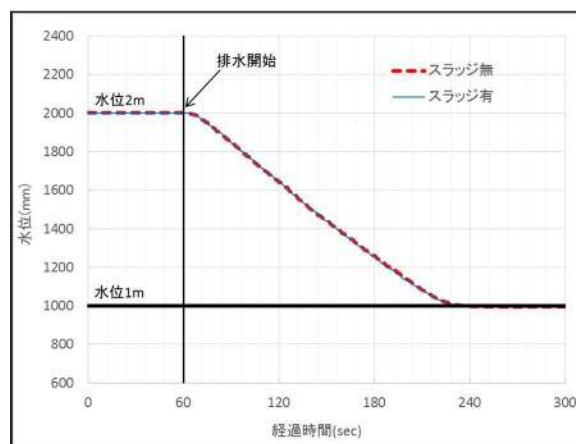
スラッジ模擬試験の結果を図 1 1 - 5 に示す。

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 1 1 - 1 及び表 1 1 - 2 に示す。



(a) 区間①の試験結果



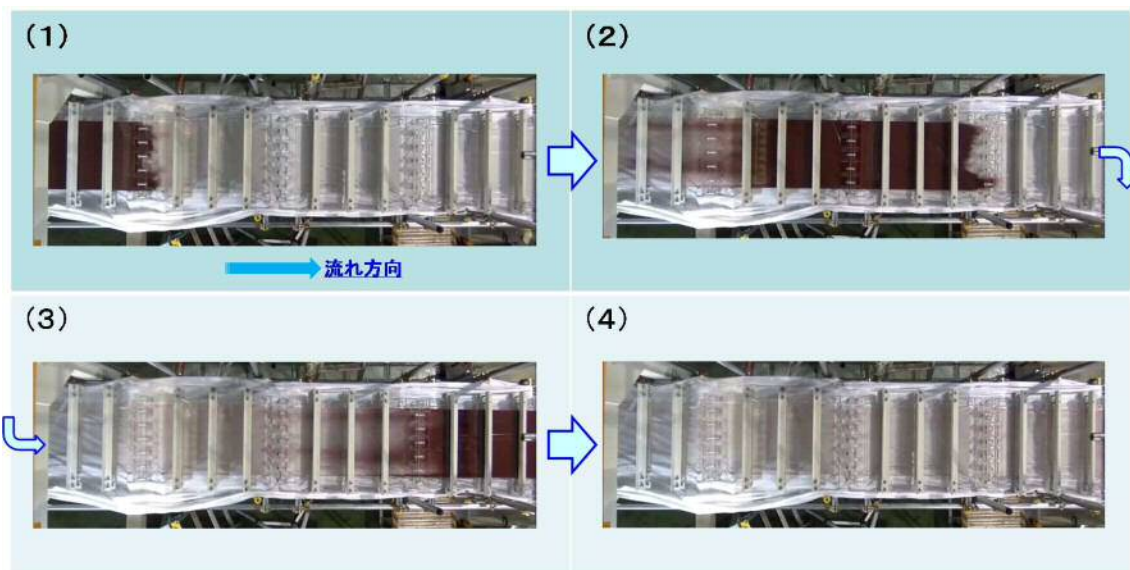
(b) 区間②から排出時の試験結果

図 1 1 - 5 スラッジ模擬試験結果

表 1 1 - 1 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 1 1 - 2 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)



1 1 . 4 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 1 1 - 6 参照）とし，図 1 1 - 7 に示す位置に設置した。



図 1 1 - 6 試験用導入管カバー

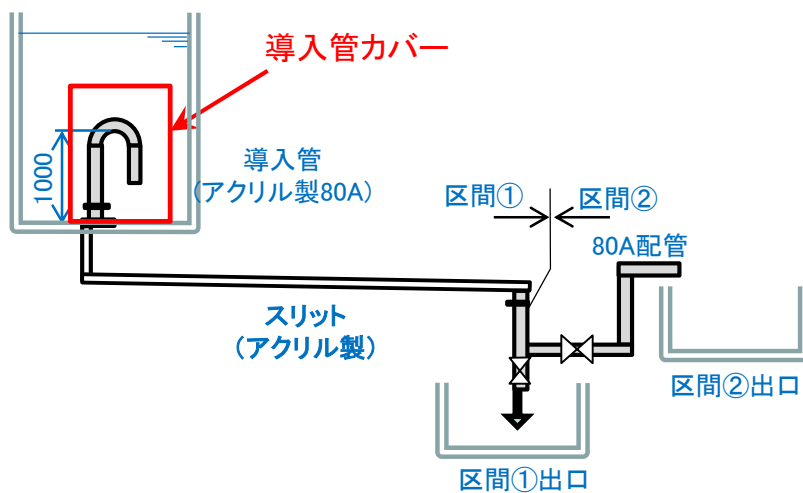


図 1 1 - 7 導入管カバー設置入位置

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 1 1 - 8 に示す。

図 1 1 - 8 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。

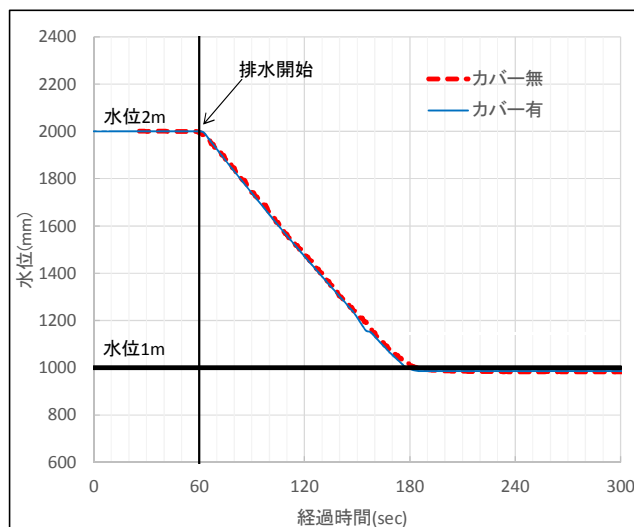


図 1 1 - 8 導入管カバー試験の結果

1 2. 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 L O C A 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，R P V 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DESTAL 水位 1m までの排水が可能であることを確認した。

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DESTAL 注水開始から R P V 破損までの約 1.8 時間（事象進展の早い大破断 L O C A 時の例）の間に余裕をもって実施可能であることを確認した。

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。

以 上

格納容器機器ドレンサンプの破損による格納容器床ドレンサンプ水位への影響について

1. 概要

格納容器機器ドレンサンプ(以下「ED サンプ」という。)は、ペDESTAL内コリウムシールドに内張りされた格納容器床ドレンサンプ(以下「FD サンプ」という。)内に設置される。FD サンプは、重大事故時、熔融デブリの冠水の観点から水位が 1000 mm 未満になってはならない。(図 1)

本項は、ED サンプは SA 設備で無いため重大事故時に ED サンプが破損した場合の FD サンプ水位への影響について検討したものである。

2. 検討結果

以下の理由から、重大事故時に ED サンプが破損した場合でも、FD サンプ水位は低下しない。

図 2 に示すとおり ED サンプの廃液出口高さは FD サンプ床面から 1019 mm であるため、

- ①ED サンプ水位は常に FD サンプ水位 1000 mm 以上であることから、ED サンプが破損しても FD サンプ水位は、1000 mm 未満になることはない。
- ②ED サンプが破損しても FD サンプ水が ED サンプ廃液出口から流出することはないことから、FD サンプ水位が 1000 mm 未満になることはない。

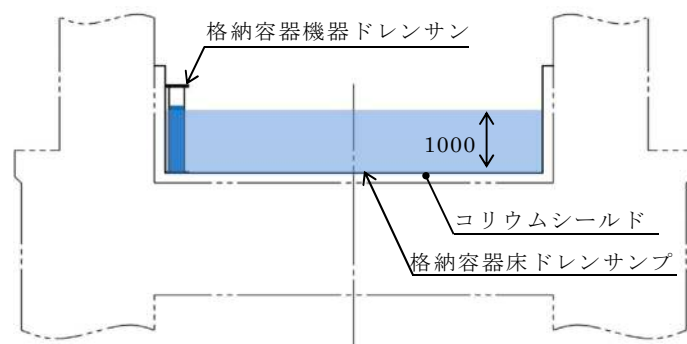


図 1 FD サンプ水位

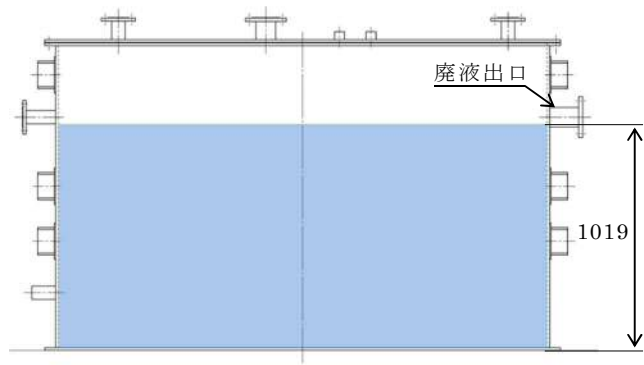


図 2 ED サンプル水位

目地材がコリウムシールドに与える影響について

1. 概要

コリウムシールドはブロック状の部材（耐熱煉瓦）を敷き詰める構造となっており、図 1 に示す通り、耐熱煉瓦間の隙間を埋める目的として目地材が使用される。目地材は耐熱煉瓦と同じ材料であるジルコニア（ ZrO_2 ）にバインダ（水分含む。）を含み流動性を持たせたものである。本書では、目地材がコリウムシールドに与える影響として、目地材の高温時の水分蒸発によるライナへの影響について確認する。

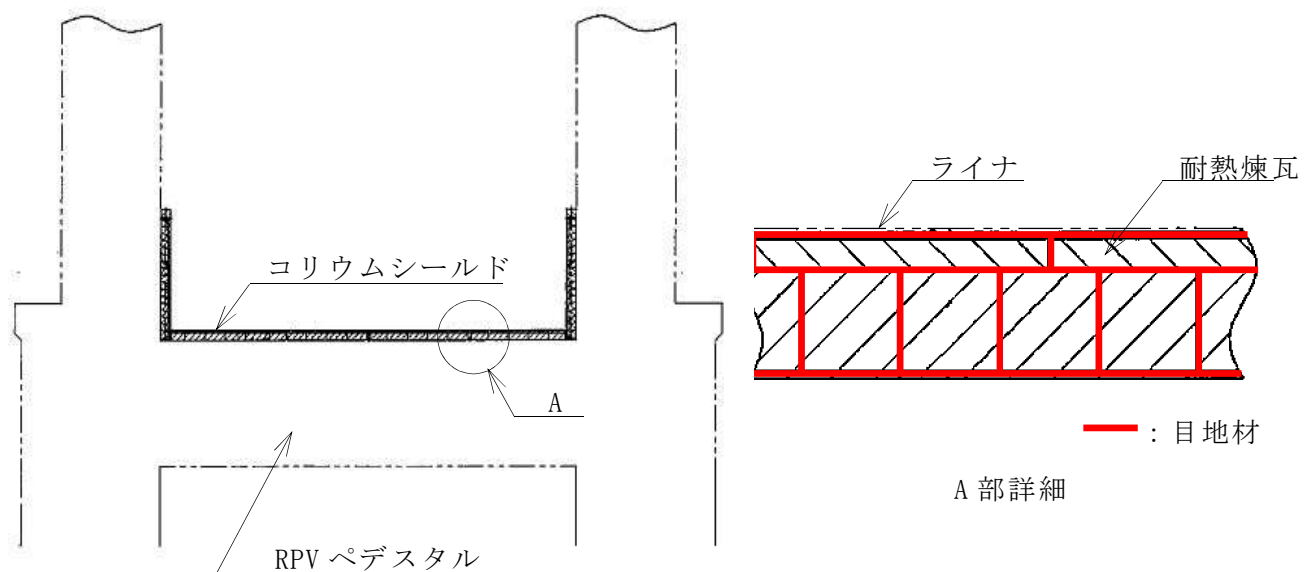


図 1 コリウムシールド及び目地材概要図

2. 重大事故等時に想定される目地材の水分蒸発によるライナへの影響

事故後のペDESTAL雰囲気温度上昇に伴うコリウムシールド部の温度上昇により、目地材に含まれる水分が蒸発し、ライナに内包された空間はコリウムシールド部温度での飽和蒸気圧となることが想定される。ただし、コリウムシールド部温度は、熱容量が大きく、ペDESTAL雰囲気温度上昇に直ちに追従して上昇するわけではないため、目地材の水分蒸発によるライナ背面に作用する圧力（背圧）は、同じく飽和蒸気環境下にあるペDESTAL雰囲気圧力に比べ小さくなる。よって、ライナが面外に変形するような圧力は生じないことから、目地材の水分蒸発に伴うライナへの影響はない。（図 2 参照）

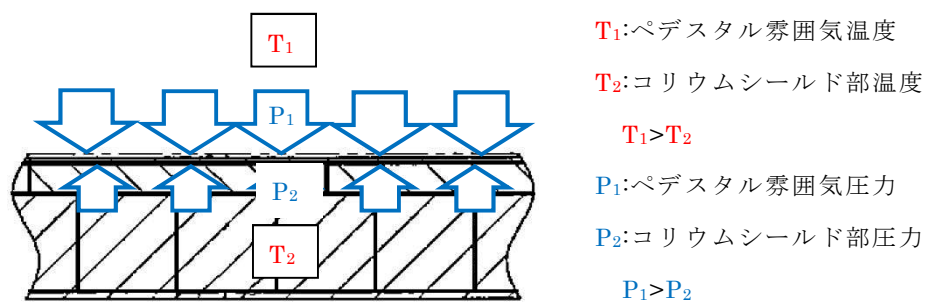


図2 ライナ背圧とペデスタル雰囲気圧力の関係

なお、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)シナリオにおいては、デブリがコリウムシールドに落下する時間（事故後約3.3時間）において、ペデスタル雰囲気温度は約180℃、ペデスタル中間スラブ部のコンクリート表面温度は約60℃であり、上述の図2の関係が成り立っていることを確認している。

ペDESTAL排水系に設置する安全弁の悪影響について

1. 安全弁の設備概要

ペDESTAL排水系（ベント管への排水配管）に新設する排水弁は、原子炉圧力容器破損後にペDESTAL内の水がサブプレッション・チェンバへ流出することを防止するため、原子炉圧力容器破損前にペDESTAL内の水位が1mとなった後に閉とする設計としている。また、格納容器外側隔離弁については事故発生時に閉止される。

原子炉圧力容器の破損によりデブリがスリット内部に流入した場合には、ごく短時間でデブリは固化し、固化に伴うデブリの収縮によりスリット内部に蒸気の流路が形成される。これにより、デブリからの加熱に伴い発生した蒸気は格納容器床ドレンサンプ側に抜けるため、ペDESTAL排水系内が蒸気により急激に圧力上昇することはない。

しかしながら、万一、スリット内部において閉塞が生じ、ペDESTAL排水系内が蒸気によって圧力上昇することを想定した場合において、ペDESTAL排水系内の配管及び格納容器外側隔離弁の損傷を防止するため、安全弁を設ける設計としている。

なお、配管内部の圧力上昇防止の観点では、ラプチャディスクの設置においても機能を満足するが、ラプチャディスクは一度開放されると閉止ができないことから、ペDESTAL内の水位維持の観点から安全弁を採用することとする。また、安全弁は万が一配管内部の圧力が上昇した場合に配管及び格納容器外側隔離弁の損傷を間接的に防止することを目的としており、熔融炉心の冷却に直接関係する設備にも該当しないことから自主的な設備と整理しているが、重大事故対処設備と同等の設計を行うこととしている。

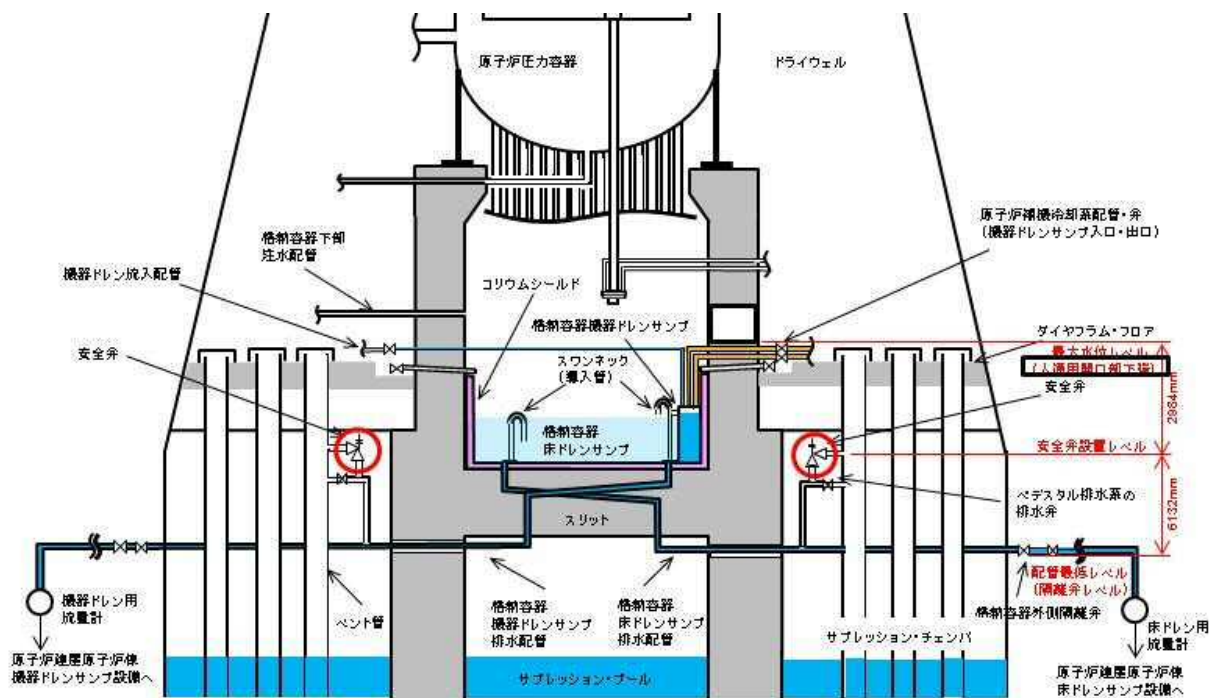


図1 安全弁の設置位置図

2. 安全弁の他設備への悪影響について

安全弁を設置することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、ペDESTAL内の排水機能及び格納容器床ドレンサンプの水位維持の機能要求から以下の項目がある。

- ・直接的影響：排水への影響

 - 安全弁の圧力による誤作動

 - 安全弁作動後の格納容器床ドレンサンプの水位管理

 - 材料・構造による周囲への影響

 - 運用リソース

- ・間接的影響：特になし

これらの影響について、以下のとおり確認した。

【排水への影響について】

安全弁は、スリット下流側の廃棄物系ドレン配管の上部に分岐するベント管への排水ライン（ペDESTAL排水系）の上部に設置する。設置高さの関係により、安全弁位置に通常水が流れ込むことは無く、排水経路として阻害することは無いため悪影響はない。

【安全弁の圧力による誤作動について】

安全弁は調整ばね等を用いたシンプルな構造であることから誤作動の要因としては圧力及び振動が考えられる。振動については耐震の確認時にて確認を行う。

安全弁の設計吹き出し圧力（0.67MPa 以下の設定）は、排水ライン配管のS A時の最高使用圧力以下とする設計としている。安全弁を設置している配管は、ドライウェル気相部と連通しており、通常時、設計基準事故時及びS A時に格納容器内の圧力が上昇する場合においても、安全弁前後の差圧は加わらない。格納容器外側隔離弁が閉の状態ペDESTAL排水系からの排水時及び排水停止後のペDESTAL水位維持の際には、配管内にペDESTALからの静水頭が加わるが、保守的に評価した最大水頭はペDESTAL水位と排水配管低部のレベル差である約 8.5m（0.08MPa 相当）であり、その間に設置する安全弁取り付け配管の圧力が安全弁吹き出し圧力に達することはないことから、想定される圧力時以外に安全弁が作動することは無く悪影響はない。

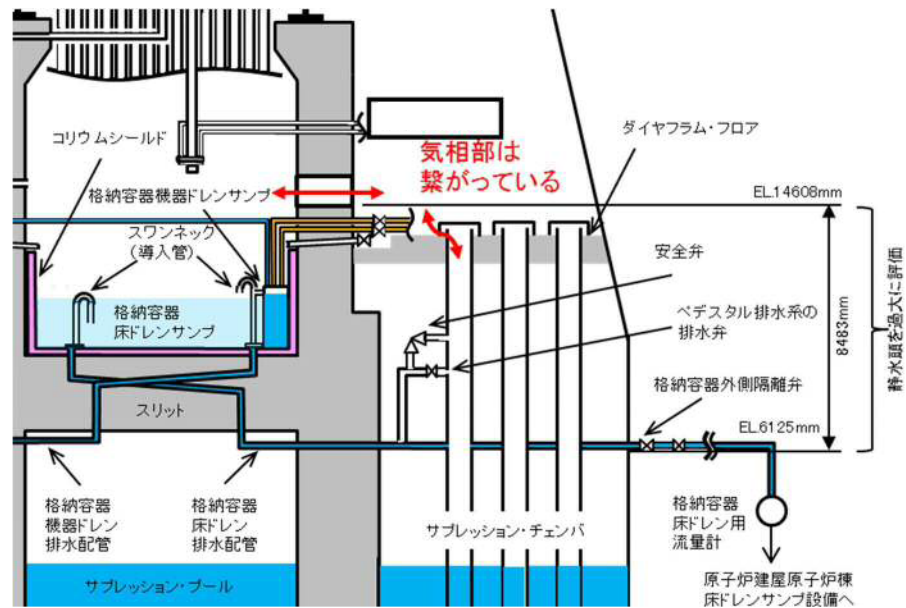


図 2 安全弁の設置位置図

【安全弁作動後の格納容器床ドレンサンプの水位管理について】

安全弁は設計上の吹き出し圧力以下（0.67MPa 以下）では作動することが無く、作動により配管内の圧力を解放後すぐに閉じた状態にもどるため、水位維持は可能である。

安全弁が作動するのはスリット内部をデブリが閉塞し、スリット内に流路（パス）がない場合であるため、実際には起こらないと考えられるが、万が一安全弁の開固着を仮想した場合を想定してもペDESTAL内の水位は維持される。

このため、安全弁が作動した後も注水による水位管理を阻害することはないため悪影響はない。

【材料・構造による周囲への影響】

安全弁及び安全弁が設置される配管は、使用される圧力、温度等の使用条件に対して適切な材料及び構造のものを適用するとともに、耐震性を確保する設計とすることから悪影響はない。

【運用リソース】

運用リソースに関する影響については、電気やエア－及び人で操作を行う機構では無いいため悪影響はない。

3. 評価結果

以上のことから、安全弁を設置することによる悪影響はない。

また安全弁の吹出し量に係る、ベント管への影響及び反動力については 6. 及び 7. に示す。

4. 安全弁の吹出し圧力及び系統の最高使用圧力について

安全弁の吹出し圧力については格納容器バウンダリの最高圧力である 0.62 MPa (2Pd) 時でもペデスタル内の最大水位維持に影響無いように 0.67 MPa (セット値) とする。

最大水位時の水頭圧については、安全弁設置レベル (EL. mm) とペデスタル内の最大水位時レベル (人通用開口部下端: EL. mm) の差は 2,984 mm であり、その水頭差は圧力換算で約 0.0293 MPa となる (図 2 寸法参照)。

弁の作動圧力範囲は % であり 0.67 MPa のときで約 MPa の範囲となる。水位維持に対する安全弁の影響については、最大水位と安全弁の作動圧力範囲の関係から、弁の作動圧力範囲のプラス側及び水頭差を考慮して $0.62 + \text{} + 0.0293 = \text{}$ MPa となることから、安全弁の作動圧力以下であり安全弁が水位維持に悪影響を及ぼすことは無い。

また、安全弁に係る排水配管 (隔離弁含む) の最高使用圧力は、安全弁が吹出す際の圧力に安全弁からの水頭差 (格納容器外側隔離弁: EL. mm) 6,132 mm (圧力換算で 0.0601 MPa) 及び作動圧力範囲を考慮して $0.67 + 0.0601 + \text{} = \text{}$ MPa より、安全弁が作動する際に排水配管に作用する圧力以上の 0.76 MPa とする。

5. 安全弁の吹出し量について

5.1 安全弁の吹出し量の計算

【安全弁から液体が吹出す場合】

安全弁の吹出し量 (液体) の計算は J S M E S N C 1 - 2005/2007 に基づき以下のとおり計算される。

$$W = 5.04 A n \sqrt{(1.1 \Delta P G)} = 5.04 \times \text{} \times 0.5 \times \sqrt{(1.1 \times 0.05 \times \text{})}$$
$$= \text{} (\text{kg/h}) \div \text{} (\text{m}^3/\text{h})$$

ここで、

W : 弁の容量 (kg/h)

A : 安全弁内流路断面積 (mm²)

流路径 : mm, リフト量 mm とすると

$$3.14159 \times \text{} \times \text{} = \text{} \text{mm}^2$$

n : 流量係数 0.5

ΔP : 逃し弁入口の圧力と逃し弁出口の圧力の差 $0.67 - 0.62 = 0.05$ (MPa)

G : 入り口側の液体の密度 (kg/m³) (吹出し圧力の飽和温度 169°C 時)

計算された吹出し量は約 m³/h である。

5.2 安全弁の吹出し量の妥当性

原子炉圧力容器の破損直後に、デブリがスリット内に侵入する場合、その駆動源はデブリの自重である。デブリは高温であり、水による濡れが発生するまでには時間を要するため、侵入したデブリの前面（水と接する箇所）には、水蒸気の膜が形成され、この膜により、デブリから水への熱伝達が抑制される。ここで、仮にデブリから水への熱伝達が十分に行われ、排水配管内で圧力が上がることを想定した場合においても、デブリが流動性を有する時点では、デブリをスリットからペDESTAL床面側に押し出す力が働き、排水配管内の圧力は、デブリ及びデブリ上の水のヘッド圧までの上昇に留まることとなる。デブリ及びデブリ上の水のヘッド圧は、デブリの全量（デブリの密度の考慮含む）及び高さ 1m の水を考慮した場合であっても約 0.15MPa であり、有効性評価における RPV 破損時の D/W 圧力（約 0.3MPa）を考慮しても、安全弁の吹出し圧力 0.67MPa を下回るため、安全弁が動作することはない。

➤デブリからの入熱による蒸気発生を想定した場合の吹出し量評価

上記のとおり、デブリの凝固停止までの間安全弁は動作しないため、デブリの凝固停止（固相線温度 °C）以降の状態において安全弁が動作する状態を想定し、必要な吹出し量を計算した。

- ・デブリが凝固停止すると、デブリと水の接触部分に生成された水蒸気の膜を介してデブリの熱が下流の水に伝わることで蒸気が発生するとともに、発生した蒸気がデブリにより加熱されることで体積膨張し、これらによりペDESTAL排水系の圧力が上昇することで安全弁が動作し、水が安全弁から排出されると考えられる（図 3～図 5 参照）。
- ・保守的に、デブリから蒸気に伝わる熱が全て下流の水（保守的に飽和状態を想定）に移行し、水から蒸気への状態変化に使われる場合を仮定する。表 1 で計算したデブリから蒸気への熱伝達係数を基に表 2 にてデブリから蒸気への入熱量を計算しており、この入熱量が全て水に移行した場合の蒸気発生速度を表 3 にて計算した。
- ・蒸気発生速度の計算結果は約 m³/h であり、安全弁の水の吹出し容量 m³/h よりも小さいため、ペDESTAL排水系内で増加した体積を安全弁で吹出すことでペDESTAL排水系内の過圧を防止可能である。
- ・ペDESTAL排水系の体積膨張速度を保守的に評価するために、デブリから蒸気に伝わる熱が全て下流の水に移行する想定としているが、実際は蒸気の温度上昇による体積膨張にも用いられること、スリット中で高温になった蒸気から周囲のコンクリートへの放熱も考えられること及び水の顕熱を考慮せずに飽和温度にて評価していることから、体積膨張速度はさらに遅くなり、必要な吹出し量はさらに少ないと考えられる。
- ・なお、最終的に蒸気が安全弁から吹出すことになった場合、蒸気の加熱による体積

膨張によりペデスタル排水系内は加圧されることとなるが、より厳しい条件の上記評価結果に包含される。蒸気の吹出し量については以下に示す。

【安全弁から蒸気が吹出す場合】

安全弁の吹出し量（蒸気）の計算は J S M E S N C 1 - 2005/2007 (JIS B 8210) に基づき以下のとおり計算される。

$$Q_m = 5.246CK_dA (p+0.1) \times 0.9$$

$$= 5.246 \times 0.994 \times 0.805 \times \square \times (0.67 \times 1.03 + 0.1) \times 0.9 = \square \text{ (kg/h)}$$

0.67MPa の飽和蒸気比容積 0.249m³/kg をかけて、 $\square \times 0.249 = \square \text{ (m}^3\text{/h)}$

ここで、

Q_m : 公称吹出し量 (kg/h)

A : 吹出し面積 (mm²)

p : 公称吹出し量決定圧力 (MPa) で、設定圧力が 0.1MPa を超えるときは、設定圧力の 1.03 倍とする。

K_d : 公称吹出し係数 0.805

C : 蒸気の性質による係数で付属書表 1 による。0.994

計算された蒸気の吹出し量は $\square \text{ m}^3\text{/h}$ であり、液体の吹出し量 $\square \text{ m}^3\text{/h}$ よりも吹出し量が多いため、最終的に配管内の水がなくなり蒸気が吹出すようになると吹出し量の裕度は増加する。

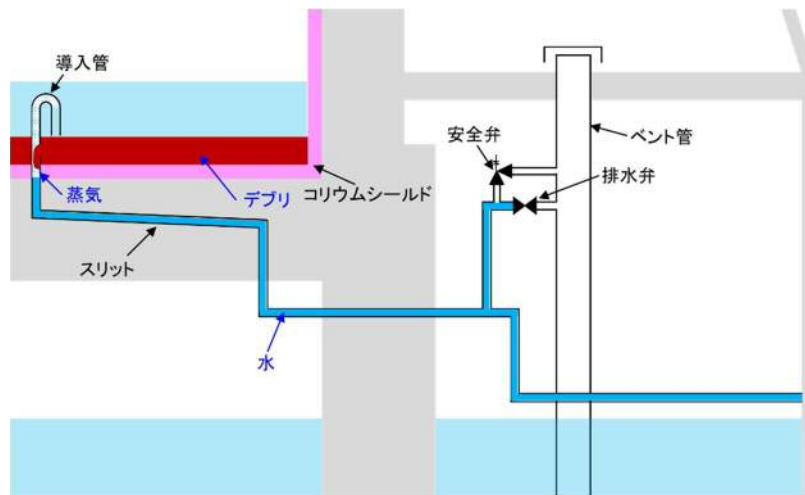


図 3 デブリが導入管内の水を蒸発させ導入管内部に入っている状態

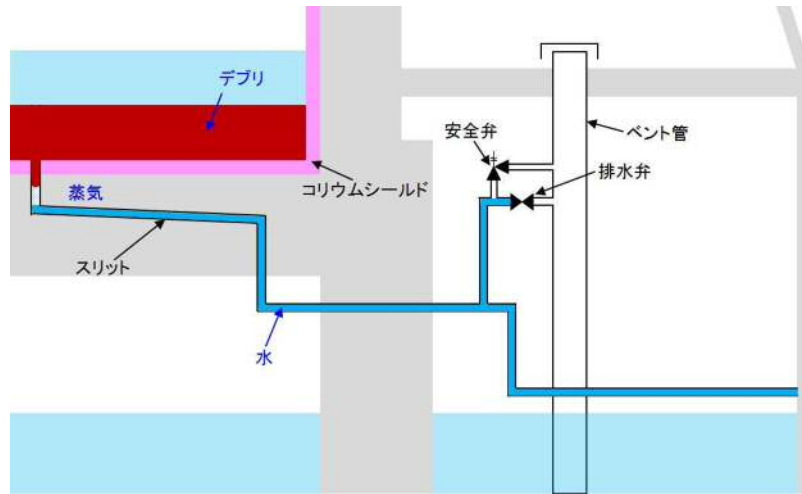


図 4 デブリが蒸気の膜をまといスリット内に侵入している状態

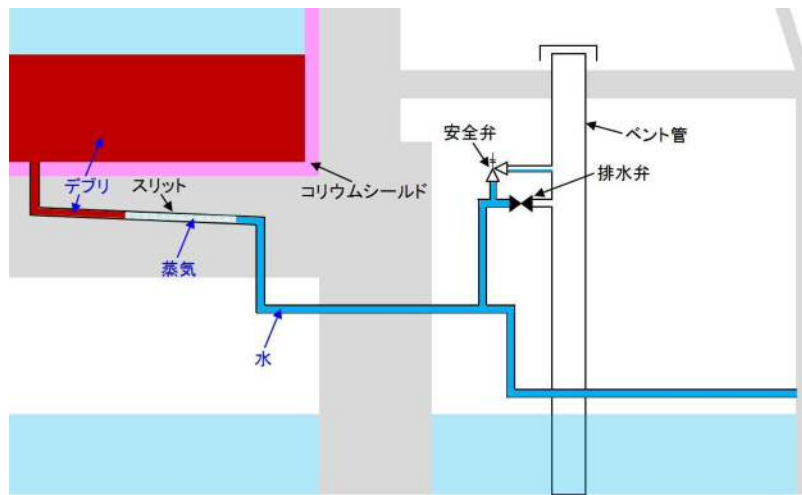


図 5 スリット内が閉塞後に蒸気が発生した状態

表1 デブリから蒸気への熱伝達係数の計算

項目	単位	値	備考
重力加速度 (g)	m/s ²	9.80	
水の温度 (T _∞)	°C	169	保守的に 0.67MPa 時の飽和温度として設定* ¹
デブリの温度 (T _w)	°C	<input type="text"/>	デブリの固相線温度 (V-1-8-1 別添 2 5.3 参照)* ²
比体積	m ³ /kg	0.639	蒸気表より計算* ³
動粘性係数 (ν)	m ² /s	0.0000299	蒸気表より計算* ³
熱伝導率 (λ)	W/mK	0.108	蒸気表より計算* ³
線膨張係数 (β)	1/K	0.000969	蒸気表より計算* ³ (=1×体積変化量 / (比体積×温度変化量))
プラントル数 (Pr)	—	0.879	蒸気表より計算* ³
代表長さ (x)	m	1	単位長さを設定(熱伝達係数の算出にあたっては、代表長さは影響しない)
グラスホフ数 (Gr)	—	<input type="text"/>	= g β (T _w - T _∞) x ³ / ν ²
ヌセルト数 (Nu)	—	<input type="text"/>	= 0.046 (PrGr) ^{1/3} * ⁴
デブリから蒸気への熱伝達係数	W/m ² ・K	<input type="text"/>	= Nu λ / x

*1：保守的にデブリからの入熱が全て蒸気への状態変化に使われるよう、水温度を安全弁吹出し時の飽和温度と想定。

*2：デブリが凝固停止する前は、蒸気が発生しても流動性のあるデブリ内を逆流し格納容器床ドレンサンプ側に抜けると考えられる。

*3：蒸気の平均温度として、デブリと水の平均的な温度：800°Cを設定。実際は周囲のスリットへの熱移行により、さらに温度は低くなると考えられる。

*4：伝熱工学（相原利雄著機械工学選書，裳華房）における密閉層内の自然対流伝熱での乱流域の平均ヌセルト数の式。スリット内のような極小密閉層では対流が起こりにくいですが、保守的に乱流の対流が起こるとして算出。

表 2 デブリから蒸気への入熱量の計算

項目	単位	値	備考
デブリから蒸気への熱伝達係数 (h)	W/m ² ・K	<input type="text"/>	表 1 の値から有効数字 1 桁で切上げ
デブリの温度 (T _w)	℃	<input type="text"/>	デブリの固相線温度 (V-1-8-1 別添 2 5.3 参照) * ¹
デブリ接触面積 (A ₃)	m ²	<input type="text"/>	接触面積の不確かさを考慮し、スリット断面積：高さ <input type="text"/> m × 幅 <input type="text"/> m の 10 倍を想定 * ²
デブリから蒸気への入熱量	W (J/s)	<input type="text"/>	=hA ₃ (T _w -T _∞) T _∞ : 表 1 より

*1 : デブリが凝固停止する前は、蒸気が発生しても流動性のあるデブリ内を逆流し格納容器床ドレンサンプ側に抜けると考えられる。

*2 : デブリの表面にはある程度凹凸が生じると考えられることから、保守的にスリット断面積の 10 倍と想定した。

表 3 発生蒸気速度の計算

項目	単位	値	備考
比エンタルピー	J/kg	2,050,000	安全弁の吹出し圧力 (0.67MPa) 時の飽和温度 169℃ における値 (蒸気表より)
比体積	m ³ /kg	0.248	安全弁の吹出し圧力 (0.67MPa) 時の飽和温度 169℃ における値 (蒸気表より)
蒸気発生速度	m ³ /h	約 <input type="text"/>	=デブリからの入熱量 (表 2) × 比体積 × 3600 / 比エンタルピー*

* : デブリから蒸気に伝わる熱が全て水に移行し、その熱が水から蒸気への状態変化に使用されると仮定した値。

6. 安全弁のベント管への影響について

①安全弁内流路における流速

安全弁内流路における流速は以下となる。

$$V_1 = \sqrt{2gH} = \sqrt{2 \times 9.80665 \times 68.0} = 36.6 \text{ m/s}$$

ここで、

V_1 : 安全弁内流路における速度 (m/s)

g : 重力加速度 9.80665 (m/s²)

H : 圧力 (m) 0.67MPa \approx 68.3m

②安全弁排出ラインにおける流速

$$V_2 = V_1 \cdot (A_1 / A_2) = 36.5 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ m/s}$$

ここで、

V_2 : 安全弁排出ラインにおける流速 (m/s)

A_1 : 安全弁内流路断面積 $A \times 10^{-6}$ (m²)

A_2 : 安全弁排出ライン断面積 (m²)

$\boxed{} A$ Sch80配管 (内径: $\boxed{}$ mm)

$$3.14159 \times (\boxed{} / 2)^2 = \boxed{} \text{ m}^2$$

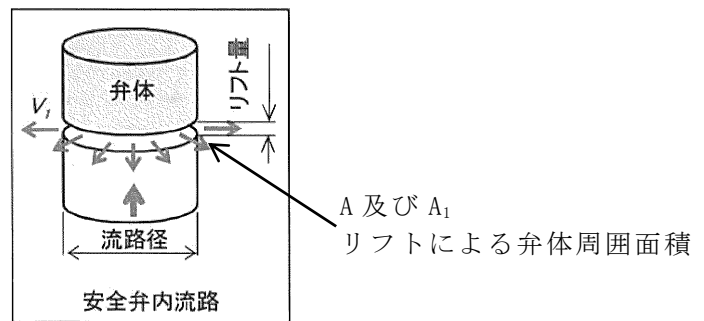


図6 安全弁内流路概略図 (①式)

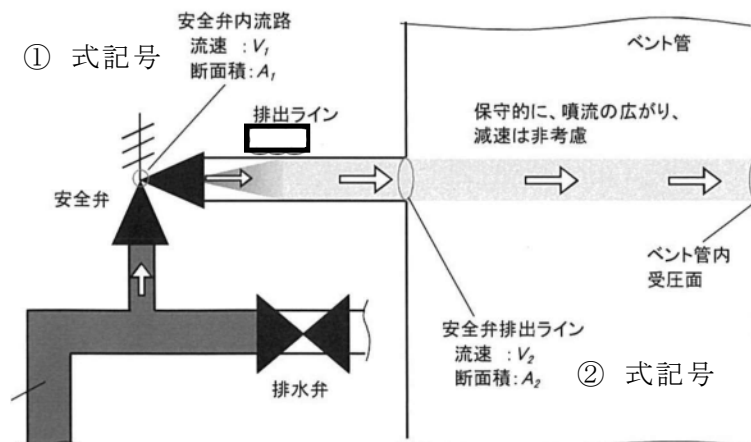


図7 安全弁排出ライン概略図 (②式)

③安全弁の吹出しによるベント管への影響（荷重）

$$F = \rho A_2 V_2^2 = 1000 \times \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ N}$$

ここで、

F : ベント管内面が受ける荷重 (N)

ρ : 密度

④安全弁の吹出しによるベント管への影響（圧力）

安全弁の吹出しによって発生する噴流によりベント管内面が受ける圧力について、保守的に噴流の広がりや減速は考慮せずに、安全弁排出ラインと同じと仮定した。

安全弁の吹出しによりベント管内側が受ける圧力

$$P = F/A_2 = \boxed{} / \boxed{} = \boxed{} \text{ Pa} = \boxed{} \text{ kPa}$$

P : 噴流による水圧 (Pa)

噴流による圧力は、ベント管の最高使用圧力 173kPa の $\boxed{}$ %程度であり、ベント管への影響は無い。

なお、本評価では、保守的に噴流の広がりや減速を考慮していないが、実際にはベント管内側に到達するまでに流体は減速するとともに、流れが広がり受圧面積が大きくなるため、ベント管内面が受ける圧力は大幅に小さくなる。

また、安全弁が吹き出すのは短時間であり、時間的な影響も小さい。

7. 安全弁作動時の吹出し反動力による配管設計への配慮について

安全弁作動時の吹出し反動力の配管への影響については、配管解析時の安全弁自重を入力する質点に吹出し反動力値を入力し、ペDESTAL排水系の配管が健全であるように設計する。【図書番号 V-3-9-2-2-5-2 の荷重として含む】

安全弁動作時における吹出し反動力 F_f （水平方向）の算出は、反動力が大きくなる飽和蒸気を内包する際の値で評価を行う。

$$\begin{aligned} F_f &= W_a \cdot g \cdot \sqrt{\{kT_1 / (k+1) M\} / 274} \\ &= \boxed{} \times 9.80665 \times \sqrt{\left[\boxed{} \times 473 / \{ (\boxed{} + 1) \times 18.02 \} \right] / 274} \\ &= \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ [N]} \end{aligned}$$

F_f : 水平方向の反動力 [N] {JIS B8210(1994)より}

W_a : 吹出し量 $\boxed{}$ [kg/h] (反動力が大きい背圧無し蒸気時)

k : 断熱指数 $\boxed{}$

T_1 : 流体の温度 200°C = 473 [K]

M : 流体の分子量 18.02

【参考】

安全弁から水が吹出す場合の反動力の算出式は定められていないが、参考に水が吹出す際の力 F_s を算出する。

$$F_s = \rho A_1 V_3^2 = 1000 \times \boxed{} \times \boxed{} \div \boxed{} \text{ N}$$

ここで、

F_s : 水が安全弁から吹出す荷重 (N)

ρ : 密度

$$V_3 : \text{水の吹出す流速 (m/s)} = (\boxed{} \text{ m}^3/\text{h}) / (\boxed{} \text{ m}^2) \div \boxed{} \text{ m/s}$$

以上から水の吹出す力は蒸気の反動力の1割以下の値であり、影響評価として問題ない。

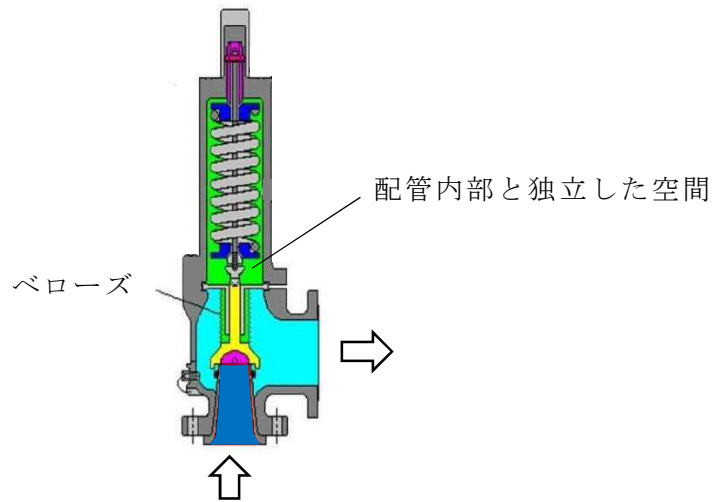


図8 安全弁構造概略図

ベント管への排水ライン設置に伴う影響について

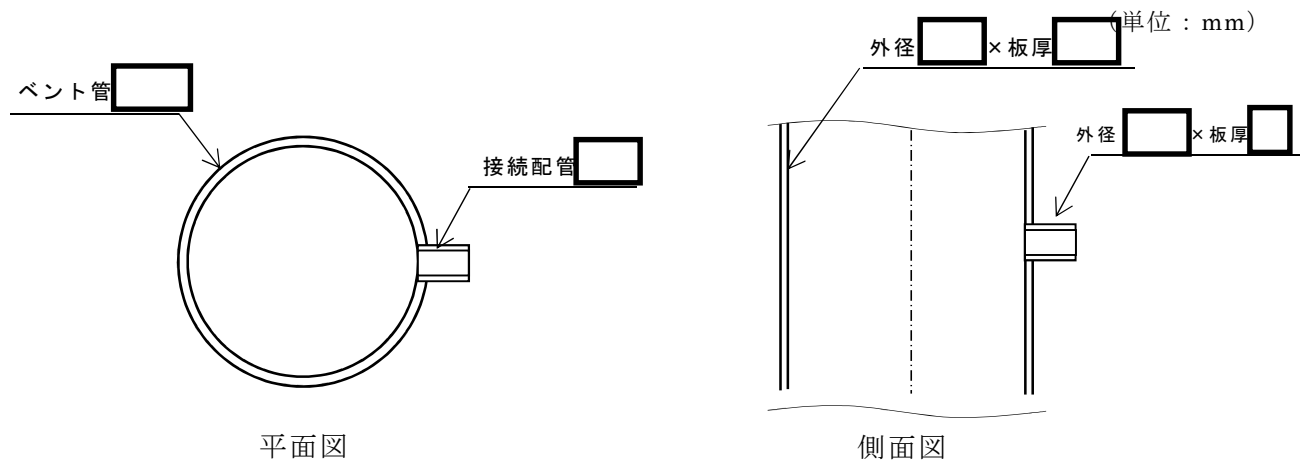
1. 概要

MCCI 対策設備として、熔融炉心の冷却機能維持を目的としたペDESTAL内の水位維持のための設備の設置が計画している。(ペDESTAL排水系)

本書は、ペDESTAL排水系の一部である排水配管とベント管との取り合い部を対象とし、排水配管の接続によるベント管の耐震・強度評価への影響度合いを確認する。

2. ベント管に排水配管を接続することによるベント管強度への影響

ベント管と排水配管の取り合い部の形状及び主要寸法を図1に示す。



平面図

側面図

図1 ベント管と排水配管の取り合い形状と主要寸法

ここで、ベント管にはベント管自身の地震応答により作用する地震荷重と、排水配管の地震応答による作用する地震荷重(配管反力)の両方が作用する。それぞれの荷重値を表1に示す。

表1 ベント管及び接続配管の地震応答解析結果

荷重条件	ベント管自身の 地震応答による荷重 (最大曲げモーメント)	接続配管の 地震応答による荷重 (曲げモーメント)
Ss 地震時	約 3.9×10^8 (N・mm)	約 1.7×10^6 (N・mm)

表1に示すとおり、接続配管の地震応答による反力は、ベント管の地震応答による反力の約1/200であり、ベント管の強度に及ぼす影響は小さいと判断できる。

同様に安全弁配管は [] であり、ペDESTAL排水系配管の [] よりもさらに小口径で配管長も短いことから影響も十分小さい。

3. ベント管に排水配管を接続することによる動荷重への影響

一般的に、管の応答特性は管の剛性によって決まる。ここでは、管の剛性に関するパラメータである縦弾性係数と断面二次モーメントのうち、寸法によって定まる断面二次モーメントを比較対象とし、ベント管と接続配管の剛性差を評価する。表 2 にそれぞれの管の断面二次モーメントを示す。

表 2 に示すとおり、それぞれの管の断面二次モーメントを比較すると、ベント管に対して排水配管の断面二次モーメントは約 1/300 であり、排水配管がベント管の応答特性に及ぼす影響は小さいと判断できる。

安全弁配管も表 2 に示すとおり、排水配管よりもさらに断面二次モーメントが小さいことから影響も小さいと判断できる。

表 2 管の断面二次モーメントの比較

管種類	断面二次モーメント
ベント管	(mm ⁴)
排水配管	(mm ⁴)
安全弁配管	(mm ⁴)

4. ベント管に排水配管を接続することによる LOCA 解析への影響（ペDESTAL側への逆流の影響）

LOCA 時には、原子炉からドライウエル(D/W)に放出された蒸気がベント管を通じてサブプレッション・チェンバ(S/C)へ移行することでプール内で凝縮され圧力上昇が抑制される。このため、LOCA 時の PCV 圧力挙動においては、ベント管を通じてのガスや蒸気の移行挙動が重要となる。仮に、D/W から S/C へのガスや蒸気の移行が阻害される場合には、D/W のピーク圧力が上昇する。一方で、ガスや蒸気の移行が促進される場合には、ガスや蒸気の移行に伴って S/C 内に作用する水力学的動荷重が増大する可能性がある。

D/W と RPV ペDESTALは、人通用開口部等、大きな開口で連通しているため、LOCA 時には D/W 側の圧力に追従して RPV ペDESTAL内の圧力も同等レベルに上昇すると考えられる。したがって、ベント管に接続した排気管を通じてのペDESTALへのガスや蒸気の逆流自体は生じないものと考えられる。

$$(D/W-RPV \text{ ペDESTAL間の開口面積} > \text{排水ライン流路面積})$$

また、ガスが RPV ペDESTALからペDESTAL排水系ラインを通じてサブプレッションチェンバ(S/C)へ流れる影響については、ベント管を経由するため、ベント管の流路面積で D/W(RPV ペDESTAL)-S/C 間のガス流量が律速されるため、ガスや蒸気の移行が促進されることはなく、特に影響はないものと考えられる。

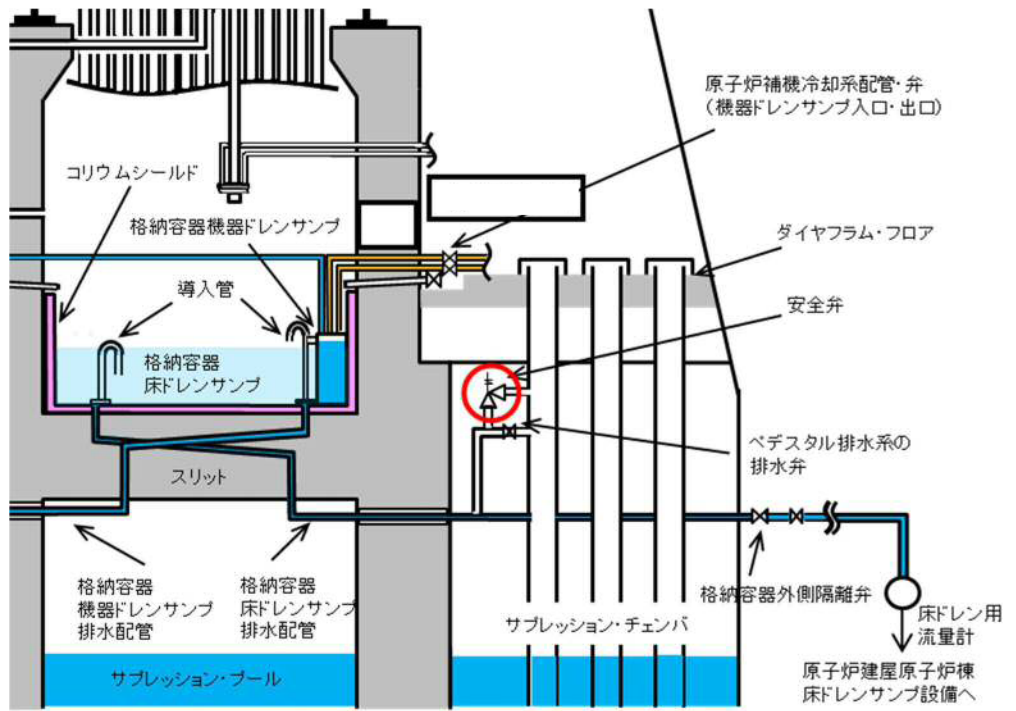


図 2 ペDESTAL概要図

ペDESTAL注水開始後の水蒸気爆発発生の可能性及び
水蒸気爆発発生抑制を考慮した水位管理について

1. はじめに

東海第二発電所では、万が一水蒸気爆発（以下「SE」という。）が発生した場合のペDESTAL構造への影響を抑制するため、RPV破損時のペDESTAL水位を1mに制限し、SEの発生を仮定した場合の影響評価を実施している。しかし、RPVの破損を判断し格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL注水開始後には1mを超える水位がペDESTAL内に形成されることとなる。

これに対して、既往実験にて得られている水プールのサブクール度が小さい場合にSE発生が抑制される知見を基に、ペDESTALに落下するデブリの保有熱量とペDESTAL内水のサブクール度の関係を整理し、万が一のSEの発生可能性及びこれを考慮した水位管理について検討した。以下に検討の内容を示す。

2. RPV破損時のデブリ落下挙動

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

なお、有効性評価においては、熔融燃料-冷却材相互作用や熔融炉心・コンクリート相互作用による格納容器への負荷を厳しく評価する観点から、RPVの破損形態として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定しており、RPV破損口はアブレーションにより拡大しながら、RPVの内圧及びデブリの堆積ヘッドにより、約300 tonの熔融デブリが約30秒間でペDESTALへ全量落下する結果となっている。

3. RPV破損後のペDESTAL内の水の状態とSE発生抑制の考え方

先述のとおり、既往実験では水プールのサブクール度が小さい場合にSE発生が抑制される知見が得られている。これに対して、ペDESTAL内の初期水量及びペDESTAL注水量と、RPVから落下するデブリの保有熱の関係より、ペDESTAL内の水が飽和温度に到達する条件を評価し、その結果よりSEの発生可能性について検討した。表1及び表2に、評価条件を示す。

まず、RPV破損時にペDESTAL内に存在する水量（水深1m）は約27 m³であり、

この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 11 ton と評価される。これは、デブリ全体に対して 4 %未満の落下量である。また、ペDESTALを満水（水深約 2.8 m）とする水量は約 81 m³ であり、この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 31 ton と評価される。このデブリ量がペDESTAL内に堆積した場合、その堆積高さは約 0.15 m となる。よって、これに余裕を考慮し、0.2 m までのデブリ堆積を検知後に満水までの注水を行うことで、ペDESTAL内を満水とした場合でも水の飽和状態は維持される。

また、RPV破損後のペDESTAL注水は 80 m³/h にて実施するが、デブリからペDESTAL水への伝熱速度の観点からは、熱流束を 800 kW/m² 一定※、伝熱面積をデブリ拡がり面積である 27 m² とすると、180 m³/h 以上の水を飽和温度まで昇温する熱移行率となる。

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

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

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

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

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

ただし、ペDESTAL注水手順は、先述のRPV破損口の拡大が生じない場合のような、デブリが少量ずつペDESTALへ落下してくる可能性を考慮しても、S E の発生を抑制できるよう整備する（別紙 1 参照）。

表 1 デブリの評価条件

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

表 2 ペDESTAL水の評価条件

項目	値	備考
ペDESTAL水密度 (kg/m ³)	1,000	概略値を使用
ペDESTAL水比熱 (J/kgK)	4,180	
ペDESTAL水初期温度 (°C)	35	外部水源温度
ペDESTAL水飽和温度 (°C)	135	R P V 破損時のドライウェル圧力の包絡値 (0.3 MPa) における飽和温度
ペDESTAL水半径 (m)	2.936	コリウムシールド厚さを 15 cm とした場合の, コリウムシールド内半径

デブリ少量落下時の S E 発生可能性を考慮したペDESTAL注水管理について

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

(a) R P V 破損前

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

(b) R P V 破損後

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

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

(c) R P V 破損後（デブリの落下量が少量の場合）

ペDESTAL満水（水深約 2.8 m、約 81 ton）の水を飽和温度に到達させるデブリ量は約 31 ton（全体の約 11 %）であり、その堆積高さは約 0.15 m となる。これより、ペDESTAL底面から 0.2 m 高さにデブリ検知器を設置し、R P V 破損判断後においても 0.2 m 高さまでのデブリ堆積が検知されない場合には、0.5 m 及び約 1 m 高さの水位計を用いて、水位 0.5 m 未満を検知した場合に水位約 1 m までペDESTALへ注水する間欠注水を行うことにより、深い水プールの形成を防止し S E の発生を抑制する。

図 1 に示す重大事故等対処設備の計装設備を用いた水位管理により、上記のとおりデブリの冠水状態は維持・監視可能であるが、水位を 0.5 m から 1 m の高さで維持している間にデブリの冠水状態が維持されていることが別のパラメータにより参考情報として得られるよう、1 m より上部に格納容器下部雰囲気温度を設置し、格納

容器下部雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当であることを確認する。万が一、デブリの冠水状態が維持されずに格納容器下部雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当を超えて上昇する場合には、ペDESTALへの注水を判断する。

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

ただし、構造物へのデブリの付着量や形状によっては、輻射熱の影響により格納容器下部雰囲気温度が機能喪失する可能性も考えられることから、格納容器下部雰囲気温度及び輻射熱抑制板は自主対策設備として設置する。

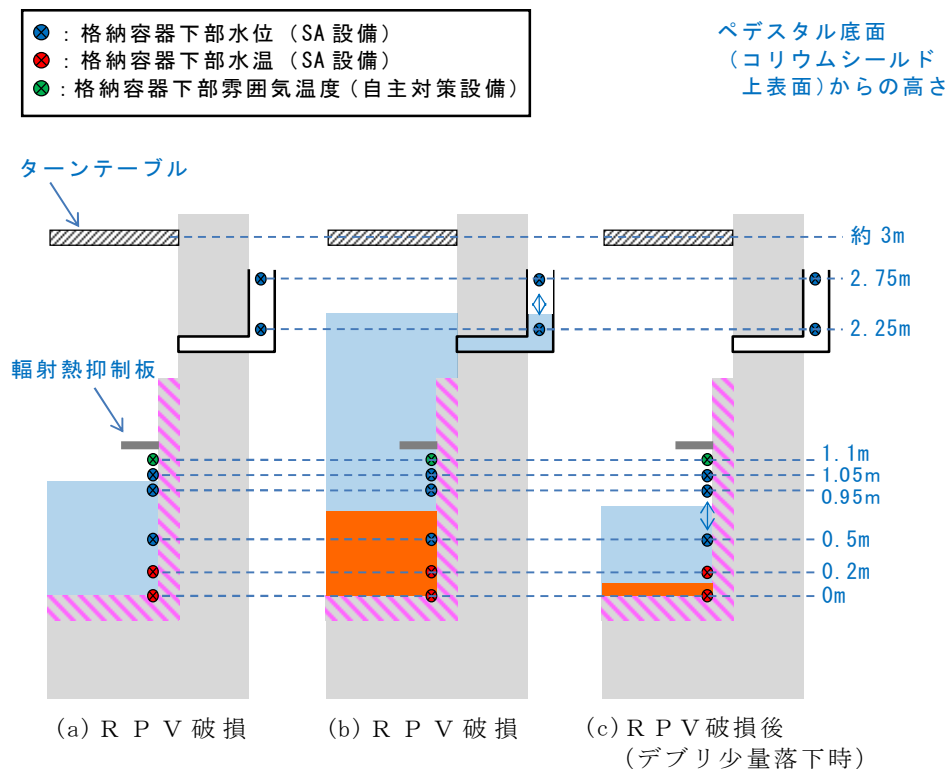


図 1 ペDESTAL水位管理の概念図

ペDESTAL内に設置する計器について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、各計器の設置目的及び操作の判断方法を以下に示す。

(1) R P V破損前までの水位管理

①格納容器下部水位（ペDESTAL床面高さ+1.05 m 検知用）

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

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

なお、水位 1.05 m まで排水されたことを検知した後、水位 1 m まで排水される時間遅れを考慮して、排水弁は自動閉止することとする。

(2) R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（表 1）

②格納容器下部水温（ペDESTAL床面高さ 0 m 検知用）

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

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

③格納容器下部水温（ペDESTAL床面高さ+0.2 m 検知用）

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

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

(3) R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ ≥ 0.2 mの場合）

④格納容器下部水位（ペDESTAL床面高さ+2.25 m及び2.75 m満水管理用）

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

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

(4) R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ < 0.2 mの場合）

⑤格納容器下部水位（ペDESTAL床面高さ+0.50 m検知用）

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

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

⑥格納容器下部水位（ペDESTAL床面高さ+0.95 m検知用）

ペDESTAL底面より1 mの高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ0.2 m未満）においてペDESTAL水位を0.5 m～1 mの範囲に維持するため、水位0.95 m到達を検知しペDESTAL注水停止を判断する。

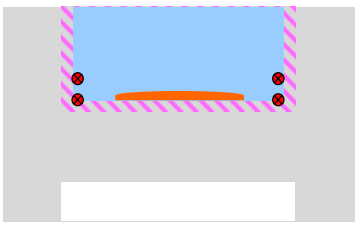
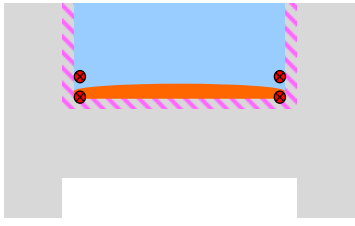
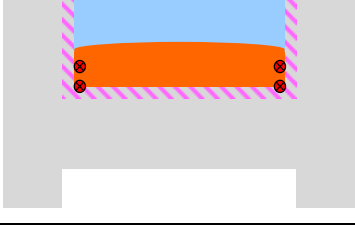
約180°間隔で計2個（予備1個含む）設置し、1個以上が水位0.95 m到達を検知した場合に注水停止を判断する。

⑦格納容器下部雰囲気温度

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

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

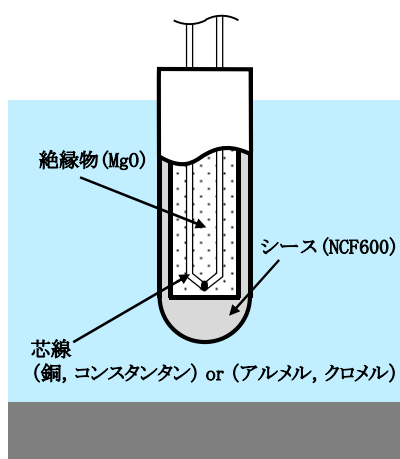
表1 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

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

格納容器下部水温の測定原理とデブリ検知性について

ペDESTAL内に設置する格納容器下部水温によるデブリ検知性について、熱電対式とした場合と測温抵抗体式とした場合で比較し検討を行った。

熱電対の構造図、仕様、構成材料の融点を以下に示す。



熱電対構造図

熱電対仕様

No.	項目	仕様	
		Tタイプ	Kタイプ
1	計測範囲	-40～350℃	-40～1200℃
2	誤差	±1.0℃ (-40～133℃) 0.75% (133～350℃)	±2.5℃ (-40～333℃) 0.75% (333～1200℃)

熱電対構成材料の融点

No.	材質	融点	タイプ
1	NCF600	1370～1425℃	—
2	銅	1085℃	Tタイプ
3	コンスタンタン	1225～1330℃	Tタイプ
4	アルメル	1315～1390℃	Kタイプ
5	クロメル	1420℃	Kタイプ
6	MgO	約2800℃	—

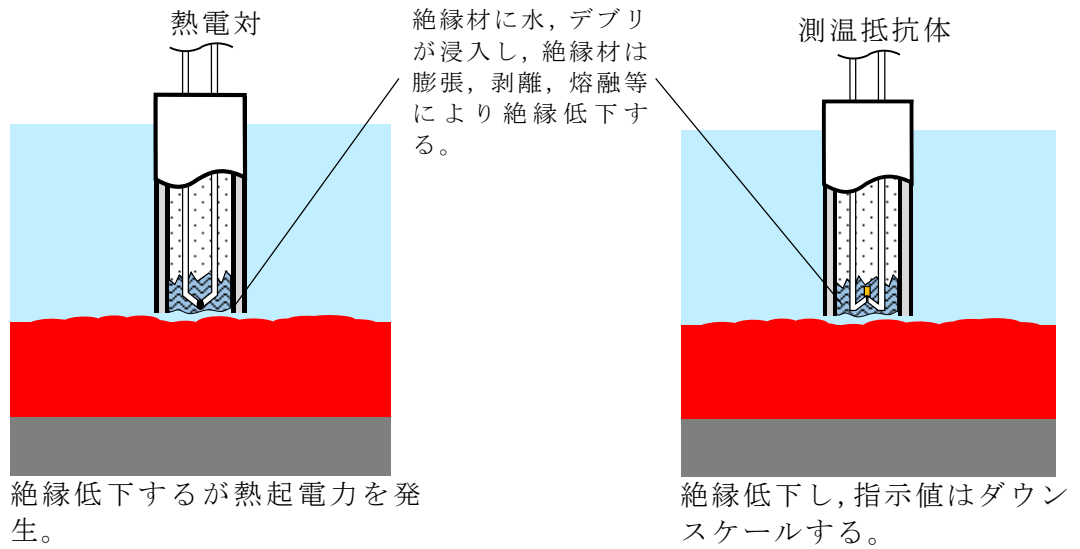
(1) 耐環境性

熱電対式及び測温抵抗体式の検出器は耐熱性の高い無機物により構成されており、いずれも重大事故等時の格納容器雰囲気下において、十分な耐性を有する。

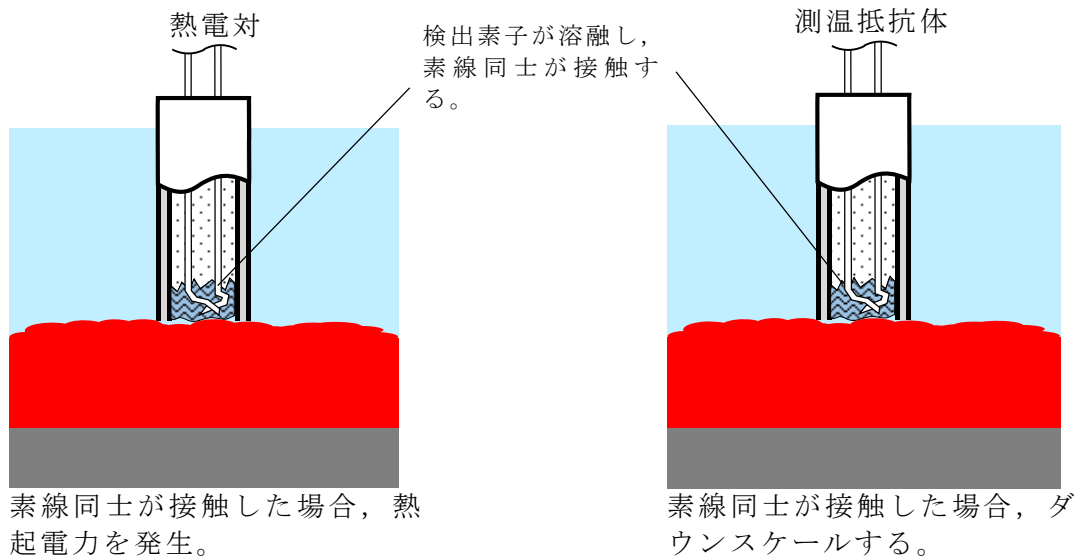
(2) デブリと水温計の接触により発生する現象

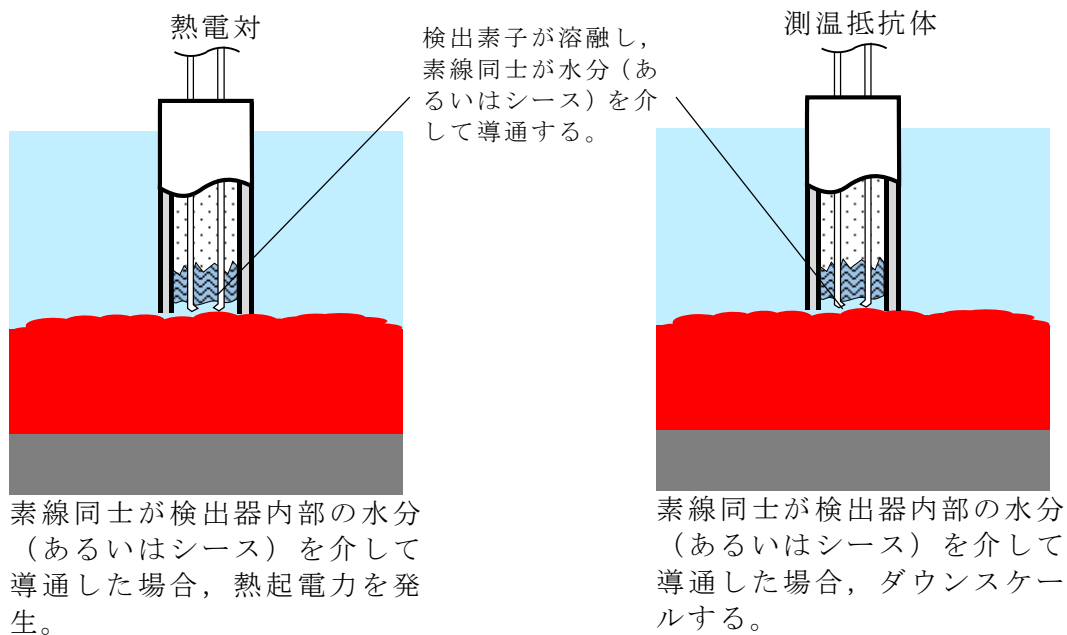
熱電対式及び測温抵抗体式の検出器がデブリと接触した場合に発生する現象を①～②に示す。

① デブリが検出器外郭（シース）に接触，シースは溶融し，絶縁材が露出する。



② デブリが検出素子に接触し，熔融する。





以上より、検出器とデブリが接触すると、測温抵抗体式の場合はダウンスケール、熱電対式の場合は指示値の急変及び発生する熱起電力による不確実な指示値を示すこととなる。

(3) 測定回路が故障した際の可搬型計測による測定

測定回路は熱電対式の場合は電圧値を、測温抵抗体式は抵抗値を測定することにより温度測定を行っている。可搬型計測器は電圧測定及び抵抗値測定が可能であり、測定回路故障時には可搬型計測器を水温計ケーブル端に接続することで熱電対式、測温抵抗体式のいずれの場合においても温度測定が可能である。

(4) まとめ

熱電対式、測温抵抗体式のいずれの検出器とした場合も、耐環境性を有し、デブリと接触した場合には特徴的な指示傾向を示し、測定回路が故障した際には可搬型計測器による測定が可能である。ただし、熱電対式の場合には、指示値の急変及び不確実な指示値によりデブリとの接触を判断することとなるが、デブリとの接触後においても不確実な指示値が出力されることから、仮にデブリ接触前に近い指示値となった場合は、デブリとの接触の判断に迷う可能性がある。一方で、測温抵抗体式の場合にはオースケールやダウンスケールの有無で判断が可能であり、デブリとの接触の判断に迷う可能性はない。したがって、採用に当たっては上記の観点から測温抵抗体式が望ましいと考える。

デブリの凝固停止評価における Flemings モデルの適用性及び
その他のモデルによる評価について

1. Flemings モデルの適用性

Fleming らは、図 1 のような試験装置を用いて溶融合金（A l 95.5 % - C u 4.5 %）を耐熱ガラス管内に吸引した試験により溶融物の流動距離等の挙動を確認し、その結果を基に Flemings モデルを用いて流動限界固相率を推定しており、最大 0.35 程度という結果を得ている^[1]。

一方、渋谷らは、図 2 のような試験装置により A l 95.5 % - C u 4.5 % 合金の流動性を確認し、固相率が 0.5 付近から粘性が急激に増加する結果となっており^[2]、両者を比較すると A l - C u 合金が流動性を失う固相率の評価結果は 0.15 程度の差異がある。

しかし、今回の溶融炉心の流動距離評価においては、溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと保守的に仮定し、流動限界固相率を 1.0 と設定していることから、上記の要因により流動距離が過小評価されることはないと考えられる。

溶融物の凝固までの流動距離に対して支配的な要素は、溶融物からの必要除熱量、除熱速度及び溶融物の流動速度であり、Flemings モデルでは、流路断面積 A 及び流路周長 S により必要除熱量や除熱速度が表現されている。したがって、これらのパラメータを適切に変更することにより、スリット状の流路形状についても評価に反映可能である。

また、流路の材質（表面粗さ）についてはモデル上考慮されていないが、一般にステンレス鋼（東海第二の排水スリット条件）はガラス材（Fleming らの試験条件）より表面粗さが大きく、内部流体の乱れが促進され熱伝達率が大きくなるため、Fleming らの試験条件よりも溶融物の流動距離は短くなる傾向と考えられる。

以上より、Fleming らの試験条件と東海第二実機条件の差を考慮しても、Flemings モデルは適用可能と考えられる。

参考文献

- [1] M. C. Fleming et al., "An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys", AFC Transactions, vol.69, 1961
- [2] 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

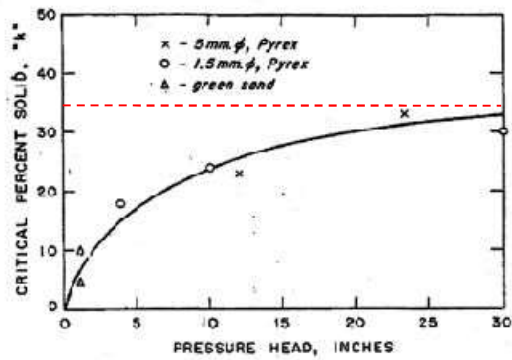
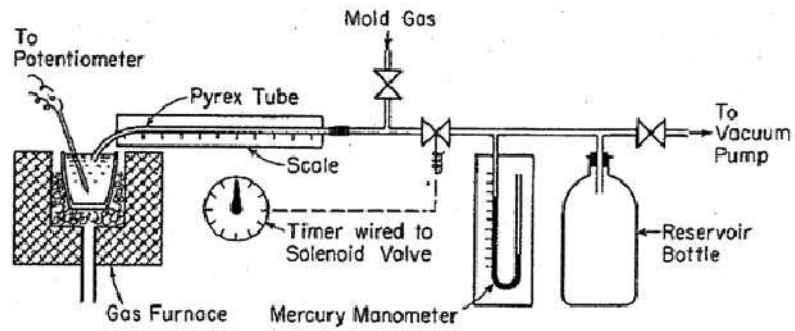


図1 FlemingらによるAl-Cu合金の流動性確認試験装置及び試験結果

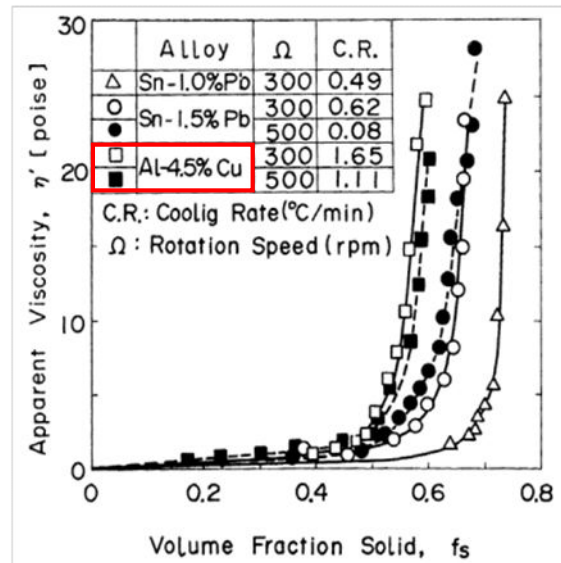
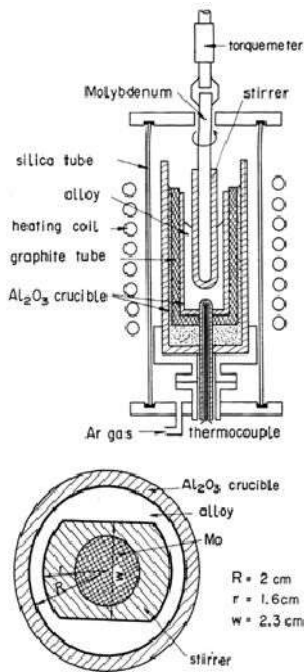


図2 渋谷らによるAl-Cu合金の流動性確認試験装置及び試験結果

2. その他の凝固モデルによる評価

純金属の流路内での凝固挙動を対象とした流動距離評価モデルとして、US-ABWR DCDモデル^[1]や、Epsteinのモデル^{[2][3]}がある。

溶融炉心は液相線温度と固相線温度に差があり、合金の凝固挙動を示すものと考えられるが、これらの純金属モデルを用いた場合にも、流動距離の評価結果は表1のとおりであり、横スリットの長さ (m) の範囲内で凝固することを確認した。

なお、US-ABWR DCDモデルでは、評価条件として溶融炉心の流速ではなくRPVからの落下率がパラメータとなっており、MAAP計算結果の最大値を包絡する値として15,000 kg/sを使用している。その他の評価条件としては、Flemingsモデルによる評価と同様の条件を用いている。

表1 純金属モデルによる評価結果

評価モデル	評価結果 (流動距離)	備考
US-ABWR DCDモデル	約1.5 m	溶融炉心流速の代わりにRPVからの溶融炉心の最大落下率15,000 kg/sを使用。その他はFlemingsモデルによる評価条件と同様。
Epsteinモデル	約3.0 m	Flemingsモデルによる評価と同様の評価条件を使用。

○US-ABWR DCDモデルの概要^[1]

US-ABWR DCDモデルは、RPV下部のドライウェルサンプ周囲に設置されるコリウムシールドにおいて、ドレン水が通るためのスリット流路を対象とした溶融炉心の凝固評価モデルである。

本モデルは純金属の凝固挙動を想定し、流路の入口付近において周辺の構造材への熱伝導によりクラストが成長し流路が閉塞するものとしている。

DCDモデルの評価式を以下に示す。

$$L_{freeze} = \bar{v}(t_{freeze})t_{freeze} \quad (1)$$

ここで、

$$t_{freeze} = \left[\frac{H_0 \rho_{cm} (h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}}{4k_w (T_s - T_i)} \right]^2 \quad (2)$$

$$\bar{v} = \frac{\frac{2}{3} a_0 \sqrt{t} - \frac{a_0 b'_0 t}{H_0}}{1 + \frac{4b'_0 \sqrt{t}}{3H_0}} \quad (3)$$

$$a_0 = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm} A_{ld}}} \quad , \quad b'_0 = \frac{2k_w (T_s - T_i)}{\rho_{cm} (h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}} \quad (4)$$

であり、各パラメータは以下のとおりである。

L_{freeze} : 流動距離 (m), $\bar{v}(t)$: 溶融炉心の流路内平均流速 (m/s),
 t_{freeze} : 凝固完了時間 (s), H_0 : スリット高さ (m),
 ρ_{cm} : 溶融炉心密度 (kg/m³), h_{lh} : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg),
 C_p : 溶融炉心比熱 (J/kgK), ΔT : 溶融炉心過熱度 (K),
 α_w : 構造材熱拡散率 (m²/s), k_w : 構造材熱伝導率 (W/mK),
 T_s : 接触面温度 (K), T_i : 構造材初期温度 (K), g : 重力加速度 (m/s²),
 \dot{m}_{ves} : R P Vからの溶融炉心落下率 (kg/s),
 A_{ld} : 下部ドライウェル床面積 (m²)

D C D^[1]においては、過去に実施された関連試験に係る文献を参照し、それらの試験結果よりD C Dモデルによる評価の適用性を確認している。

○Epsteinモデルの概要^{[2][3]}

Epsteinモデルは、M A A PコードのR P V下部プレナム貫通部閉塞計算に使用されているモデルであり、D C Dモデルと同様に流路の入口付近からの閉塞が想定されている。

Epsteinモデルの評価式を以下に示す。溶融炉心の総流動距離は(5)式と(6)式の和で求められる。

- ・溶融炉心が過熱度を有する領域での流動距離

$$X^* = \frac{D}{2f} \ln \left(\frac{T_0 - T_{mp}}{T^* - T_{mp}} \right) \quad (5)$$

- ・溶融炉心の過熱度がない領域での流動距離

$$X_s = 0.155 \text{Re}^{8/11} D \left[\frac{\text{Pr}}{B} \right]^{7/11} \quad (6)$$

ここで、

$$B = \left[1 + \frac{2C_p(T_{mp} - T_w)}{\lambda} \right]^{1/2} - 1 \quad (7)$$

であり、各パラメータは以下のとおりである。

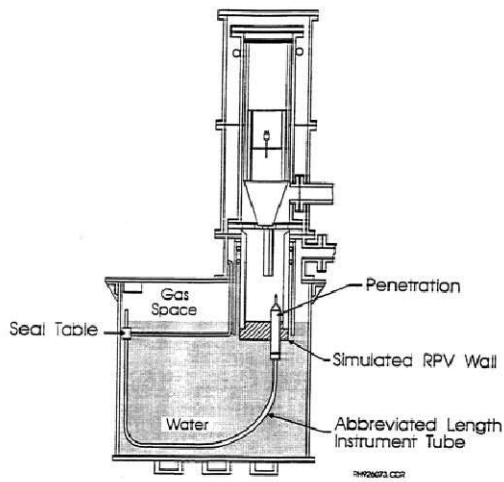
X^* , X_s : 流動距離 (m), Re : レイノルズ数 (-), Pr : プラントル数 (-),
 D : 水力等価直径 (m), λ : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg),
 C_p : 溶融炉心比熱 (J/kgK), T_0 : 溶融炉心初期温度 (K),
 T_{mp} : 溶融炉心融点 (K), T_w : 構造材初期温度 (K),
 T^* : 溶融炉心凝固開始温度 (推定値) (K), f : 摩擦係数 (-)

なお、 $T^* - T_{mp}$ はE P R Iレポート^[3]を基に10Kとする。

E P R Iは、図1に示すR P V下部プレナムの核計装管を模擬した試験体に溶融アルミナを流入させる試験を行い、Epsteinモデルによる流動距離評価結果との比較を実施している。

その結果、試験結果に対してEpsteinモデルによる流動距離は同等又は大きめの評価

結果となっている。



Test Number	Penetration Type	Differential Pressure ⁽¹⁾ (MPa)		Calculated Penetration Length (m)			Measured Penetration Length (m)
		Maximum	Initial	X*	X _s ⁽²⁾	Total ⁽³⁾	
1	PWR	1.96	1.1	1.2	3.0/2.5	2.5-4.2	2.3
2	BWR	1.62	0.62	1.6	4.1/3.1	3.1-5.7	> 2.3
3	PWR	0.003 ⁽⁴⁾	0.003 ⁽⁴⁾	1.2	0.3/0.3	0.3-1.5	0.5
4	PWR	1.72	0.6	1.2	2.9/2.0	2-4.1	2.1-2.3
5	BWR	1.9	0.6	1.6	4.7/3.1	3.1-6.3	1.8-2.8

- (1) Precise time of initiation of debris flow in thimble tube is uncertain so differential pressure for debris flow could be between initial and maximum observed values.
- (2) Saturated debris penetration length calculated for both maximum and initial pressure differentials.
- (3) Total calculated penetration length has a range depending upon the degree of debris superheat and the differential pressure.
- (4) Melt cup depressurized due to spool piece breach so differential pressure due to essentially hydrostatic head of Al₂O₃ layer.

図1 EPRI 試験装置及び試験結果

参考文献

[1] GE-Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, ABWR Design Control Document, United States Nuclear Regulatory Commission, 2010

[2] M. Epstein et al., Freezing-Controlled Penetration of a Saturated Liquid Into a Cold Tube, Journal of Heat Transfer, Vol.99, 1977

[3] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994

デブリ堆積高さがコリウムシールドを超えた場合の影響について

コリウムシールド厚さを設定するに当たってのデブリ堆積高さの評価においては、最確条件のデブリ体積に対して保守性を見込んだベースケースを設定し、さらに、ベースケースの各条件に対して保守性を見込んだ感度条件を設定した上で評価を行っている。

しかし、上記の感度条件が全て重畳した場合や、RPVの破損位置及びデブリの堆積形状の不確かさが重畳した場合を想定すると、粒子状デブリの一部がコリウムシールド高さを超える可能性が存在する（別紙 1，別紙 2）。

これに対して、粒子状デブリがコリウムシールド高さを超えた状態を想定した場合でも、ペDESTALの側壁コンクリートや床ドレン配管等に与える影響が軽微であることを確認している（別紙 3）。

また、粒子状デブリの影響により万が一ペDESTAL外側の床ドレン制限弁が損傷することを仮想した場合にも、デブリの冠水及び冷却は維持されることを確認している（別紙 2，別紙 4）。

デブリが原子炉圧力容器の偏心位置から落下し
円錐状に堆積した場合のデブリ堆積高さの計算方法について

R P Vの破損位置が中心軸から偏心し、デブリがペDESTALの中心から外れた位置で円錐状に堆積した場合の、コリウムシールド床面からのデブリ堆積高さの計算方法を以下に示す。

1. 評価条件

ここでは、デブリ堆積高さを評価する上での感度条件①，②，③を全て考慮した場合の例を示す。

- ・コリウムシールド内半径： 2.936 m (設計値)
- ・円錐状デブリ頂点からコリウムシールド内壁面までの水平距離 : 0.6 m
(最外周のCRD位置からコリウムシールド内壁面までの水平距離)
- ・円錐状デブリのアスペクト比： 高さ：直径=1：16
(PULIMS実験にて確認されているアスペクト比)
- ・デブリ体積： 40 m³ (炉内 36 m³ + 炉外 4 m³ (感度条件①))
- ・粒子化割合： 0.227 (感度条件②)
- ・粒子状デブリのポロシティ： 0.50 (感度条件③)

2. 評価方法

堆積高さの計算に当たっては、デブリを粒子化層 (図 1 青部分)，連続層の円錐部分 (図 1 緑部分) 及び連続層の円柱部分 (図 1 赤部分) に分割してそれぞれの高さを合計する。

(1) 粒子化層 (図 1 青部分)

粒子化層は円錐状に堆積した連続層上に一様な厚さで堆積すると考えると、その堆積高さは式(1)により計算できる。

$$H_p = \frac{V_m \times \Phi_{ent}}{(1 - P) \times A_p} \quad (1)$$

H_p : 粒子化層の高さ [m]

V_m : 炉内デブリ体積 36[m³]

Φ_{ent} : 粒子化割合 0.227[-]

P : 粒子状デブリのポロシティ 0.50[-]

A_p : コリウムシールド内底面積 約 27.08[m²]

(2) 連続層の円錐部分 (図 1 緑部分)

円錐状デブリのアスペクト比を、高さ：直径＝1：16 と想定すると、その堆積高さは式(2)により計算できる。

$$H_{lcn} = R \times \frac{1}{8} \quad (2)$$

H_{lcn} ：連続層の円錐部分の高さ [m]

R ：連続層の円錐部分の半径 5.272[m]

(3) 連続層の円柱部分 (図 1 赤部分)

連続層の円柱部分の高さの計算に当たっては、同部分の体積を求める必要がある。この体積は、連続層全体の体積から円錐部分の体積を除くことで得られるため、まずは連続層の円錐部分の体積を計算する。

① 連続層の円錐部分の体積の計算

図 1 のように、連続層の円錐部分 (緑部分) を上下に分割することを考える。

このとき、下部分は、コリウムシールド内を底面積とする高さ M の円柱を斜めに二等分した形状となるため、その体積は式(3)により計算できる。

$$V_{Blcn} = A_p \times M \times \frac{1}{2} \quad (3)$$

V_{Blcn} ：連続層の円錐部分の下側の体積 [m³]

A_p ：コリウムシールド内底面積 約 27.08[m²]

M ：連続層の円錐部分の下側の高さ 約 0.59[m]

(2)で求めた円錐高さ、円錐頂点からコリウムシールド内壁面までの水平距離及び円錐のアスペクト比より計算)

また、上部分は、半径 R 、高さ H の円錐を、高さ M の位置から反対側へ斜めに切り取った形状となり、その体積は、式(4)により計算できる。

$$V_{Tlcn} = \frac{\pi}{3} \times R^2 \times H \times \left\{ \frac{k-m}{\sqrt{k^2-m^2}} \right\}^3 \quad (4)$$

$$\left(k = \frac{H}{R}, m = \frac{M}{L} \right)$$

V_{Tlcn} ：連続層の円錐部分の上側の体積 [m³]

H ：連続層の円錐部分の高さ 約 0.66[m]

(円錐頂点からコリウムシールド内壁面までの水平距離及び円錐のアスペクト比より計算)

R ：連続層の円錐部分の半径 5.272[m]

M ：連続層の円錐部分の下側の高さ 約 0.59[m]

(2)で求めた円錐高さ、円錐頂点からコリウムシールド内壁面までの水平距離及び円錐のアスペクト比より計算)

L : コリウムシールド内の直径 5.872[m]

② 連続層の円柱部分の体積の計算

連続層の円柱部分(図1赤部分)の体積は、粒子化しないデブリ全体の体積から、①で求めた円錐部分の体積を差し引いたものとなり、式(5)により計算できる。

$$V_{lcy} = V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s - (V_{Blcn} + V_{Tlcn}) \quad (5)$$

V_{lcy} : 連続層の円柱部分の体積 [m³]

V_m : 炉内デブリ体積 36[m³]

Φ_{ent} : 粒子化割合 0.227[-]

V_s : 炉外デブリ体積 4[m³]

V_{Blcn} : 連続層の円錐部分の下側の体積 [m³]

V_{Tlcn} : 連続層の円錐部分の上側の体積 [m³]

③ 連続層の円柱部分の高さの計算

②で求めた連続層の円柱部分の体積及びコリウムシールド内底面積より、連続層の円柱部分の高さは式(6)により計算できる。

$$H_{lcy} = \frac{V_{lcy}}{A_p} \quad (6)$$

H_{lcy} : 連続層の円柱部分の高さ [m]

V_{lcy} : 連続層の円柱部分の体積 [m³]

A_p : コリウムシールド内底面積 約 27.08[m²]

以上、(1)から(3)で求めた各部分の高さ (H_p , H_{lcn} , H_{lcy}) を合計することで、デブリ全体の堆積高さが計算される。

3. 評価の保守性について

本評価は、下記の点で保守性を有している。

- ・ R P V 破損及びデブリ落下位置が中心軸から外れた場合、R P V の曲率を考慮すると、偏心位置でのデブリ落下量は減少すると考えられるが、本評価では保守的に偏心位置から全量が落下したものとしている。
- ・ デブリがコリウムシールド高さを越えた部分(図1青部分の右側)については、コリウムシールドの厚さの分、デブリが広がることで高さが低くなるが、本評価ではその影響を考慮していない。

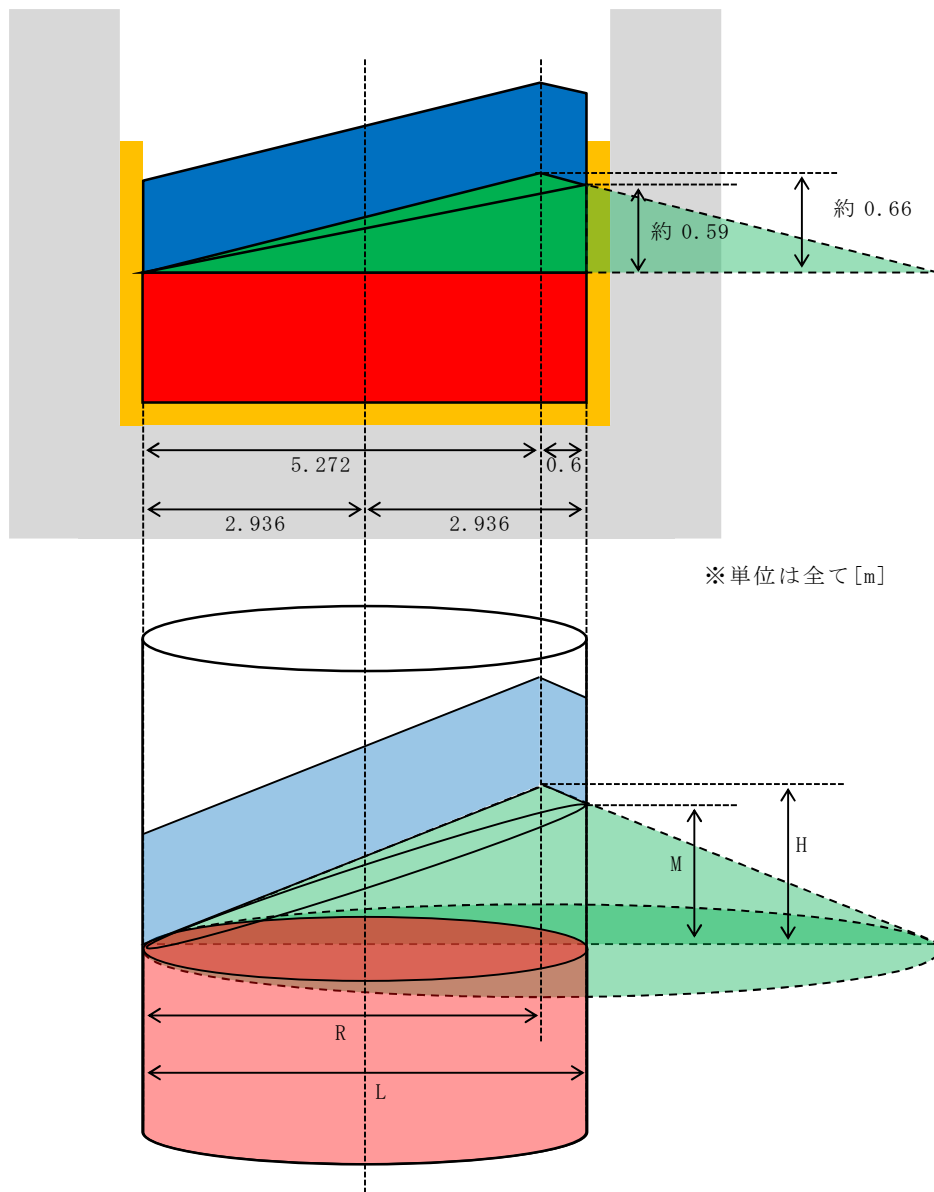


図 1 デブリ堆積状態の例

円錐状の堆積や偏心位置での堆積の想定について

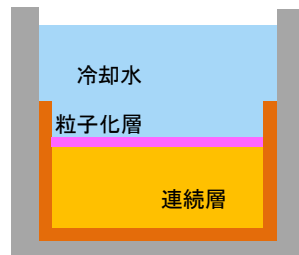
円錐状の堆積や偏心位置での堆積の想定として、PULiMSの知見に基づく保守的な設定として1:16を採用している。堆積の想定に対する保守性を以下に示す。

- ・PULiMSは熔融物の拡がりを確認したものであり、実機より厳しい条件※でもアスペクト比が1:16程度
- ・粒子化層はより均一に拡がりやすく、実機で最も考え得る状態は、アスペクト比1:16より緩やかな凹凸のある連続層（熔融物）に粒子化層が被さった状態と考えられる

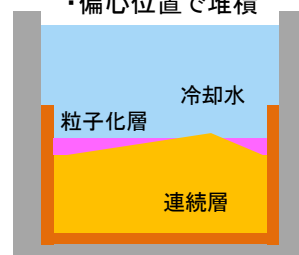
※ 実機条件に比べて、PULiMS実験条件は熔融物過熱度及び比熱が低くPULiMS実験条件の方がデブリが固化しやすいこと、PULiMS実験では崩壊熱を模擬していないこと、実機では落下時の熔融物量が多く固化しにくいこと等

粒子化層が薄い場合

- ・連続層フラット

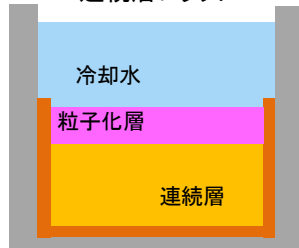


- ・連続層円錐状
- ・偏心位置で堆積

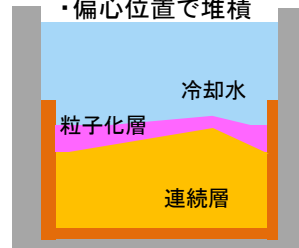


粒子化層が厚い場合

- ・連続層フラット



- ・連続層円錐状
- ・偏心位置で堆積



評価条件

- ・連続層及び粒子化層円錐状
- ・偏心位置で堆積

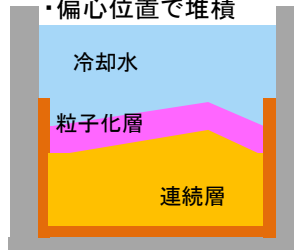


図 1 堆積の想定

表 各ケースにおけるデブリ堆積高さ

形状	(1) ベース条件 均一化して堆積した場合	(2) 円錐状に堆積した場合 円錐部分のアスペクト比 1:16	(3) 偏心位置で堆積した場合 コリウムシールド壁面から 60cm 内側に偏心
<p>体積</p> <p>ベース条件</p> <p>溶融物量： 炉内：36m³ 炉外：3m³</p> <p>粒子化割合： 0.173</p> <p>ポロシティ： 0.35</p>	<p>デブリ堆積高さ：約 1.57m(コリウムシールド上端に対して約 16cm の余裕) (ベント管上端に対して約 57cm の余裕)</p>	<p>デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.45m(コリウムシールド上端から約 28cm の余裕) デブリ堆積高さ(頂点)：約 1.81m(ベント管上端から約 33cm の余裕)</p>	<p>デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.83m(コリウムシールド上端から約 10cm 超過) デブリ堆積高さ(頂点)：約 1.91m(ベント管上端から約 23cm の余裕)</p>
<p>コリウムシールド高さ、 厚さ設定条件ケース (感度条件①+③)</p> <p>溶融物量： 炉内：36m³ 炉外：4m³</p> <p>粒子化割合： 0.173</p> <p>ポロシティ： 0.50</p>	<p>デブリ堆積高さ：約 1.71m(コリウムシールド上端に対して約 2cm の余裕) (ベント管上端に対して約 43cm の余裕)</p>	<p>デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.59m(コリウムシールド上端から約 14cm の余裕) デブリ堆積高さ(頂点)：約 1.96m(ベント管上端から約 18cm の余裕)</p>	<p>デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.98m(コリウムシールド上端から約 25cm 超過) デブリ堆積高さ(頂点)：約 2.05m(ベント管上端から約 9cm の余裕)</p>
<p>感度条件①+②+③</p> <p>溶融物量： 炉内：36m³ 炉外：4m³</p> <p>粒子化割合： 0.227</p> <p>ポロシティ： 0.50</p>	<p>デブリ堆積高さ：約 1.78m(コリウムシールド上端から約 5cm 超過) (ベント管上端に対して約 36cm の余裕)</p>	<p>デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.66m(コリウムシールド上端から約 7cm の余裕) デブリ堆積高さ(頂点)：約 2.03m(ベント管上端から約 11cm の余裕)</p>	<p>デブリ堆積高さ(壁面)：約 2.05m(コリウムシールド上端から約 32cm 超過) デブリ堆積高さ(頂点)：約 2.12m(ベント管上端から約 2cm の余裕)</p>

(参考) 表 感度条件①～③における堆積高さ

体積	形状	(1) ベース条件 均一化して堆積した場合	(2) 円錐状に堆積した場合 円錐部分のアスペクト比 1:16	(3) 偏心位置で堆積した場合 コリウムシールド壁面から 60cm 内側に偏心		
感度条件① 溶融物量： 炉内：36m ³ 炉外：4m ³ 粒子化割合： 0.173 ポロシティ： 0.35						
				デブリ堆積高さ：約 1.61m(コリウムシールド上端に対して約 12cm の余裕) (ベント管上端に対して約 53cm の余裕)	デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.48m(コリウムシールド上端から約 25cm の余裕) デブリ堆積高さ(頂点)：約 1.85m(ベント管上端から約 29cm の余裕)	デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.87m(コリウムシールド上端から約 14cm 超過) デブリ堆積高さ(頂点)：約 1.95m(ベント管上端から約 19cm の余裕)
				感度条件② 溶融物量： 炉内：36m ³ 炉外：3m ³ 粒子化割合： 0.227 ポロシティ： 0.35		
デブリ堆積高さ：約 1.61m(コリウムシールド上端に対して約 12cm の余裕) (ベント管上端に対して約 53cm の余裕)	デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.49m(コリウムシールド上端から約 24cm の余裕) デブリ堆積高さ(頂点)：約 1.85m(ベント管上端から約 29cm の余裕)	デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.87m(コリウムシールド上端から約 14cm 超過) デブリ堆積高さ(頂点)：約 1.95m(ベント管上端から約 19cm の余裕)				
感度条件③ 溶融物量： 炉内：36m ³ 炉外：3m ³ 粒子化割合： 0.173 ポロシティ： 0.50						
				デブリ堆積高さ：約 1.68m(コリウムシールド上端に対して約 5cm の余裕) (ベント管上端に対して約 46cm の余裕)	デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.55m(コリウムシールド上端から約 18cm の余裕) デブリ堆積高さ(頂点)：約 1.92m(ベント管上端から約 22cm の余裕)	デブリ堆積高さ(壁面)：約 1.94m(コリウムシールド上端から約 21cm 超過) デブリ堆積高さ(頂点)：約 2.02m(ベント管上端から約 12cm の余裕)

コリウムシールド高さを超えた粒子状デブリによる影響について

1. はじめに

デブリ堆積高さの評価条件（デブリ体積，デブリの粒子化割合，粒子化層のポロシティ）を全て保守的にした場合や，デブリが偏心位置に落下し円錐状に堆積した場合を想定すると，粒子状デブリがコリウムシールドの高さを超過する可能性が考えられる。

しかしながら，粒子状デブリは水により急速に冷却されるため，その温度は速やかに低下し，ペDESTAL側壁コンクリートとの接触や床ドレン配管への流入が生じた場合でも，コンクリートや配管への影響はほとんど生じないと考えられる。

これに対して，粒子状デブリ上面からの除熱によってデブリが冷却されることを定量的に評価するとともに，万が一粒子状デブリの温度が高い状態でペDESTAL側壁コンクリートと接触すること等を想定しても，側壁コンクリートや床ドレン配管等に与える影響が小さいことを評価する。

2. 粒子状デブリ上面からの除熱による冷却性評価

水プールによる上面からの除熱量を評価し，粒子状デブリの崩壊熱と比較する。

① デブリ条件

- ・デブリの堆積モデル：図 1

デブリが中心軸から偏心した位置に落下し円錐状に堆積した場合に，粒子状デブリがコリウムシールド高さを超えて堆積するモデルを想定する

- ・評価シーケンス：大破断 L O C A + 注水機能喪失

R P V 破損時の崩壊熱を高めて評価する設定

- ・R P V 破損時の崩壊熱：22.4 MW

M A A P 結果に基づく R P V 破損時のデブリ全量（連続層を含む）の崩壊熱であるが，保守的に粒子化層の崩壊熱として設定

② 除熱量評価

粒子状デブリがコリウムシールド高さを超えて堆積するのは以下の 4 ケースであり，ドライアウト熱流束を厳しく設定する観点から，このうち最もポロシティの小さい「ベースケース，偏心位置で円錐状に堆積」のポロシティ：0.35 を想定する。

- ベースケース，偏心位置で円錐状に堆積
- コリウムシールド高さ，厚さ設定条件（感度条件①+③），偏心位置で円錐状に堆積
- 感度条件①+②+③，均一化して堆積

➤ 感度条件①+②+③，偏心位置で円錐状に堆積

粒子状デブリ上面に水プールが存在する体系であることから，Lipinski-0D モデル（図 2）におけるポロシティ 0.35 での熱流束 1.4 MW/m^2 を設定し，除熱量を計算する。

粒子状デブリと水プールとの接触面積はコリウムシールドを設置していない場合の床面積約 30 m^2 と等しいため，

$$\text{除熱量} = 1.4 \text{ MW/m}^2 \times \text{約 } 30 \text{ m}^2 = \text{約 } 42 \text{ MW}$$

となる。

よって，粒子化層の崩壊熱を十分上回ることから，粒子状デブリは適切に冷却される。

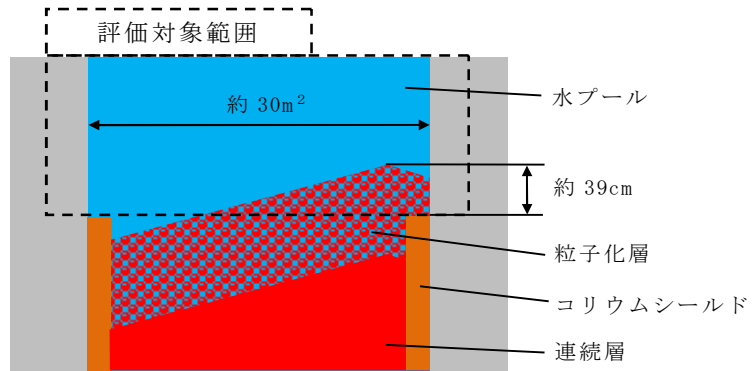


図 1 冷却性評価モデル

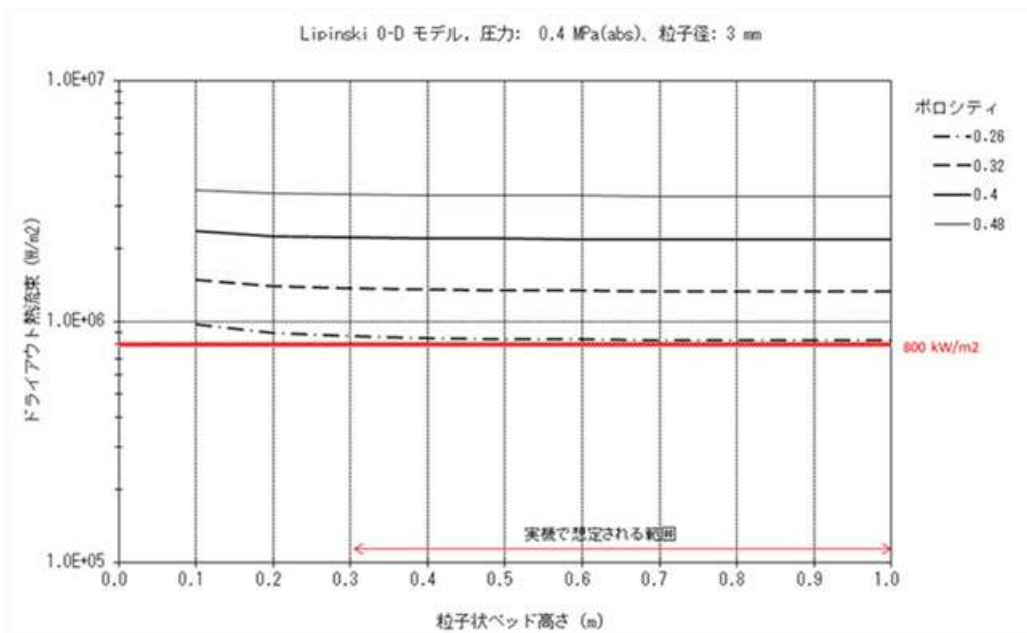


図 2 Lipinski-0D モデル

3. 粒子状デブリによる側壁コンクリートへの影響

粒子状デブリは水により急速に冷却されるため、ペDESTAL側壁のコンクリートに接触した場合でも、コンクリートの有意な侵食は生じないと考えられるが、デブリ堆積高さの影響評価として、側壁コンクリートの侵食量を解析コードMAAPにて評価する。

① 解析条件

- ・デブリの堆積モデル：図3

粒子状デブリがコリウムシールド高さを超えて堆積する上記4ケースのうち、コリウムシールド高さを超えて堆積する粒子状デブリの体積が最も大きいのは感度条件①+②+③の偏心位置で円錐状に堆積したケースとなる。このケースにおいても、コリウムシールド高さを超えて堆積する粒子状デブリがペDESTAL内に均一化して堆積した場合の堆積高さは10 cm未満となることから、以下の4ケースを包絡する条件として、保守的にペDESTAL内に粒子状デブリが10 cm均一化して堆積するモデルとする

- ・崩壊熱：10 cm堆積した粒子状デブリ（ポロシティ0.35）による崩壊熱

粒子状デブリの10 cm均一化した堆積を想定する場合、ポロシティの小さい方がデブリの量は多くなるため、4ケースのうち最もポロシティの小さい「ベースケース、偏心位置で円錐状に堆積」のポロシティ:0.35を想定し、残りの65%のデブリによる崩壊熱を考慮する

- ・粒子状デブリから上面の水プールへの熱流束：1.4 MW/m²

Lipinski-0Dモデル（図2）におけるポロシティ0.35での熱流束1.4 MW/m²を設定

- ・評価シーケンス：大破断LOCA+注水機能喪失

RPV破損時の崩壊熱を高め評価する設定

- ・粒子状デブリの初期温度：約 °C

粒子状デブリは冷却固化していることから、固相線温度以下であるが、保守的に固相線温度（MAAP解析結果）を設定

- ・粒子状デブリと水プールの接触面積：約30 m²

コリウムシールド高さより上部のペDESTALの断面積を設定

② 解析結果

崩壊熱に対して粒子状デブリから上面の水プールへの除熱量が大きいことから、側壁コンクリートの温度が融点に到達するまでにデブリ温度が低下することで、側壁コンクリートの侵食量は0 mmとなった。

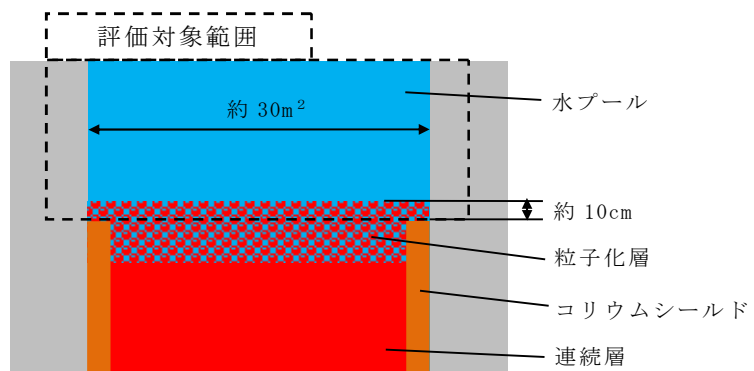


図 3 側壁コンクリートへの影響評価モデル

4. 粒子状デブリによる床ドレン配管等への影響

粒子状デブリがコリウムシールド高さを超えて堆積し、床ドレン配管上端高さを超過した場合でも、以下のとおり、床ドレン配管内への粒子状デブリの流入は少ないと考えられる。

- ・ R P Vが破損し、デブリがペDESTALに落下し堆積していく際には、密度の関係からデブリの上に冷却水が移行した状態でデブリの堆積高さが増える（＝水位が上昇する）
- ・ 床ドレン配管はほぼ水平（約 1 度の傾斜）であることから、床ドレン配管内はペDESTAL水位の上昇に伴い、冷却水によりほぼ満たされた状態になると考えられる
- ・ その後、粒子化層の堆積高さが床ドレン配管高さを超過した場合でも、粒子状デブリが床ドレン配管内の奥まで広がるための駆動力は小さい※1ため、配管内への流入は少ないと考えられる

※1 セルフレベリングによる均一化は、連続層からの発生蒸気による駆動力が大きく、配管内では粒子状デブリの崩壊熱による発生蒸気のみが駆動力となることから、セルフレベリングによる配管内への侵入の効果は低減されることが考えられる

また、粒子状デブリの配管内への流入を想定した場合でも、3.において粒子状デブリによるコンクリートの侵食は生じない結果となっていることから、コンクリートよりも融点の高い床ドレン配管及び床ドレン制限弁等の有意な侵食も生じないと考えられるが、3.の側壁コンクリートの侵食量評価の結果をもとに、床ドレン配管の侵食評価を行った。以下にその内容を示す。

(1) 評価条件

評価モデルは図 4 に示すとおり、粒子状デブリがコリウムシールド高さを超えて堆積している場合を想定し、床ドレン配管の中心高さまで粒子状デブリが一様に堆積したことを仮定する（実際は、上記のとおり床ドレン配管内への粒子状デブリの流入は少ないと考えられるが、参考 1 のとおり保守的に想定）。3.の側壁コンクリートの侵食量評価で得られた粒子状デブリの温度変化をもとに、粒子状デブリの温度が床ドレン配管の融点を下回るまでの配管への入熱量を計算し、配管の影響評価を実施する。

① 配管条件

- ・ 床ドレン配管内径：73.9 mm
- ・ 床ドレン配管厚さ：7.6 mm
- ・ 床ドレン配管初期温度(T_1)：117 °C

（M A A P 結果におけるコンクリート壁面温度を設定）

- ・床ドレン配管融点：1,427 °C（SUSの融点を設定）
- ・床ドレン配管熱伝導率(λ_1)：16.5 W/mK（SUSの熱伝導率を設定）
- ・床ドレン配管密度(ρ_1)：7,890 kg/m³（SUSの密度を設定）
- ・床ドレン配管比熱(c_1)：511 J/kgK（SUSの比熱を設定）

② デブリ条件

- ・デブリ初期温度(T_2)： °C（固相線温度（MAAP解析結果））
- ・デブリ熱伝導率(λ_2)： W/mK（MAAP解析結果）
- ・デブリ密度(ρ_2)： kg/m³（MAAP解析結果）
- ・デブリ比熱(c_2)： J/kgK（MAAP解析結果）

③ デブリと配管の境界温度条件

デブリと配管の境界温度は、半無限固体の非定常熱伝導に係る表面熱流束の式(1)^[1]を用いて計算する。

$$q = \frac{\lambda \times (T_s - T_0)}{\sqrt{\pi \times \frac{\lambda}{\rho \times c} \times t}} \quad (1)$$

q ：表面熱流束， T_s ：境界温度， T_0 ：床ドレン配管又はデブリの初期温度，
 λ ：熱伝導率， ρ ：密度， c ：比熱， t ：経過時間

ここで、デブリが配管に与える表面熱流束と配管がデブリから受ける表面熱流束は同じのため、式(2)が成立する。

$$q = \frac{\lambda_1 \times (T_s - T_1)}{\sqrt{\pi \times \frac{\lambda_1}{\rho_1 \times c_1} \times t}} = \frac{\lambda_2 \times (T_2 - T_s)}{\sqrt{\pi \times \frac{\lambda_2}{\rho_2 \times c_2} \times t}} \quad (2)$$

T_s について式を整理すると式(3)のとおりとなり、境界温度 T_s は約 890 °Cとなる。

$$T_s = \frac{\sqrt{\lambda_1 \times \rho_1 \times c_1} \times T_1 + \sqrt{\lambda_2 \times \rho_2 \times c_2} \times T_2}{\sqrt{\lambda_1 \times \rho_1 \times c_1} + \sqrt{\lambda_2 \times \rho_2 \times c_2}} \quad (3)$$

④ 伝熱条件

デブリから配管への熱流束 q は式(2)により計算され、配管に与えられる熱量は式(4)により求められる。

$$Q = A \times q \times \Delta t \quad (4)$$

Q ：配管への伝熱量， A ：伝熱面積（粒子状デブリの堆積を想定する床ドレン配管の中心高さまでの床ドレン配管内側の表面積）， Δt ：時間

熱流束 q については、配管への入熱量を保守的に評価するため、デブリ温度の低下及び床ドレン配管の温度上昇を考慮せず、デブリ初期温度(T_2)及び床ドレン配管初期温度(T_1)時の熱流束一定とし（実際は、デブリ温度の低下及び床ドレン配管温度の上昇により、熱流束は低下する）、配管に与えられる熱量を計算する際の

時間 Δt については、ペDESTAL内の粒子状デブリの温度が床ドレン配管融点まで低下するまでの時間とする。具体的には、図 5 に、3.にて側壁コンクリートの侵食量を解析コードMAAPで評価した場合のデブリ温度の時間変化を示すが、このグラフにおいて床ドレン配管融点：1,427℃まで低下するまでの時間は40秒となる。

なお、ペDESTAL内に存在する粒子状デブリと床ドレン配管内に流入した粒子状デブリはつながっており、ペDESTAL内に存在する粒子状デブリが冷却されれば床ドレン配管内に流入した粒子状デブリも冷却されることで両粒子状デブリの温度は同一と考えられることから、床ドレン配管の侵食評価においては、図 5 のデブリ温度の時間変化を床ドレン配管内に流入した粒子状デブリとして適用している。ただし、床ドレン配管内に流入した粒子状デブリはコンクリートと接触しないことから、図 5 で考慮している側壁コンクリートへの伝熱を考慮しない場合を仮定すると、床ドレン配管融点：1,427℃まで低下するまでの時間は約42秒以下^{*2}となる。

※2 図 5 の評価における側壁コンクリートへの熱流束は、初期は全熱流束（水プール及び側壁コンクリート）の約5%であり、その後20秒程度で約1%まで低下する。側壁コンクリートの熱流束を保守的に約5%とし、これを考慮しない場合、図 5 のデブリ温度の低下率は約5%遅くなる

(2) 評価結果

評価の結果、40秒間及び42秒間での配管への伝熱量は、それぞれ配管長さ1m当たり約4.6MJ及び約4.8MJとなる。

一方、デブリと接触している部分の配管が、床ドレン配管融点である1,427℃まで温度上昇するために必要な熱量は、配管長さ1m当たり約5.1MJとなるため、配管の温度は融点に至らず、侵食は生じない結果となった。

以上より、コリウムシールド高さを超える粒子状デブリがペDESTALの構造健全性に影響を与えることはないことを確認した。

5. まとめ

以上のとおり、コリウムシールド高さを超えた粒子状デブリにより、側壁コンクリート及び床ドレン配管の侵食は生じないことを確認した。したがって、コリウムシールド高さを超える粒子状デブリがペDESTALの構造健全性に影響を与えることはない。

参考文献

- [1] 日本機械学会，“伝熱工学資料 改訂第4版”，(1986)。

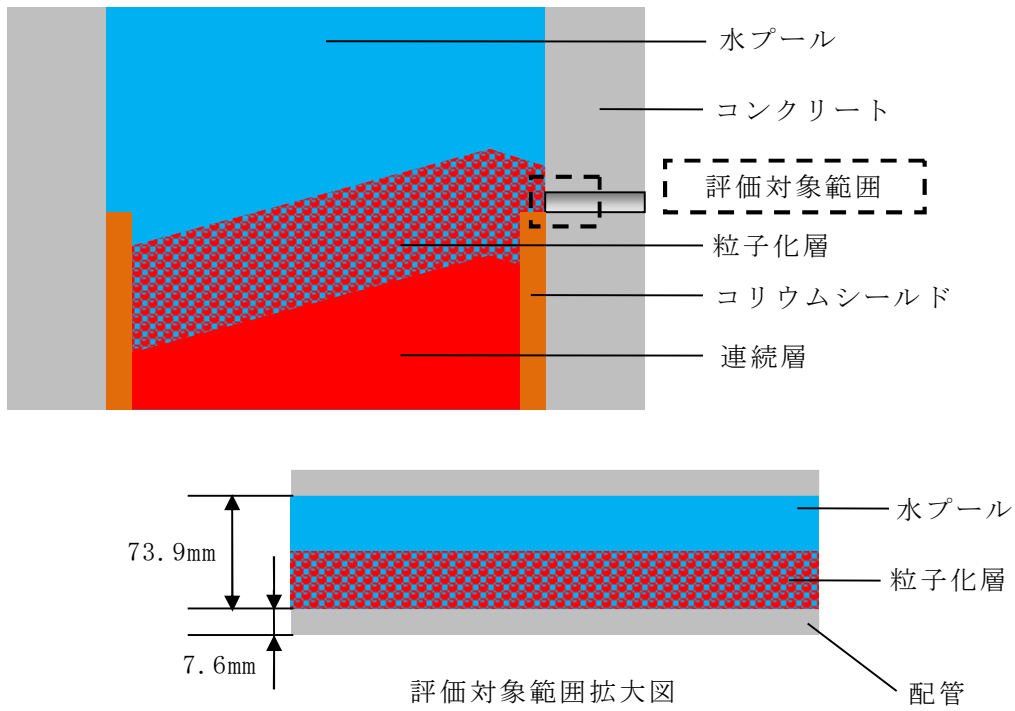


図4 床ドレン配管侵食評価のイメージ

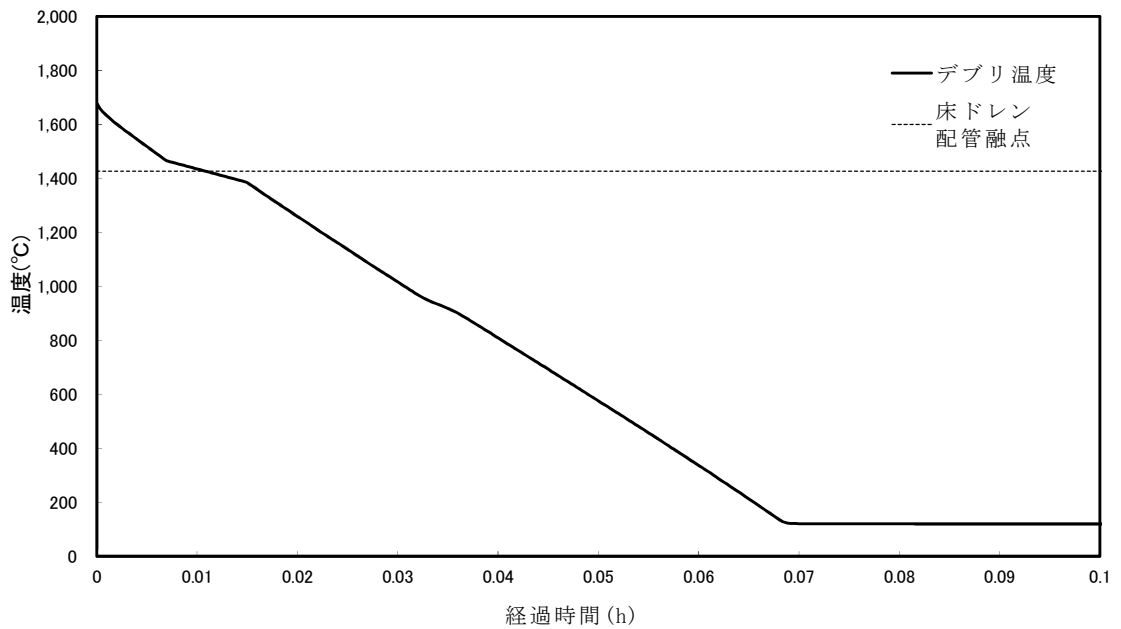


図5 側壁コンクリート侵食量評価時のデブリ温度の時間変化
(MAAP解析結果)

配管内に堆積する粒子状デブリ量について

粒子状デブリが、駆動源がない状態で傾斜をもって堆積するとき、その安息角は小さいものでも 20 度程度であることが報告されている^[1]。床ドレン配管内に流入するデブリに対して、傾斜角度を上記より小さめに見積もった 15 度で堆積することを考えると、その流入距離は約 0.28 m となり、床ドレン配管の長さを大きく下回る（図 1）。

これより、床ドレン配管内に一様に、配管の半分の高さまで粒子状デブリが堆積することを想定した場合、配管内に流入する粒子状デブリ量を実際よりも多く評価することとなり、配管に与えられる熱量の観点で保守的な条件となると考えられる。

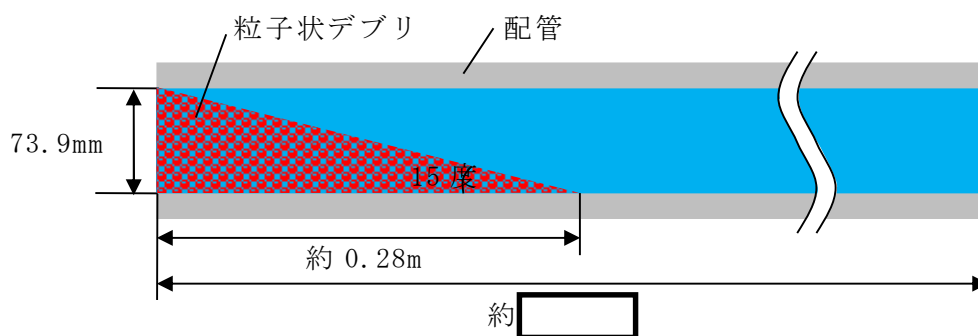


図 1 配管内への粒子状デブリの流入イメージ

参考文献

- [1] S.Basso, PARTICULATE DEBRIS SPREADING AND COOLABILITY, KTH, 2017.

床ドレン制限弁の損傷を仮想した場合のペDESTAL内水位について

1. はじめに

床ドレン配管内への粒子状デブリの流入はほとんどなく、流入しても床ドレン配管入口付近のみに堆積すると考えられる。また、仮に床ドレン配管入口付近のみだけでなく、床ドレン配管の奥に粒子状デブリが流入した場合でも、東海第二発電所では、シビアアクシデント時においてR P V破損までに代替循環冷却系により格納容器スプレイを実施するため、ダイヤフラムフロアにスプレイ水が溜まり※、ドライウエルに近い配管及び制限弁は冷却される。したがって、ドライウエルに近い配管及び制限弁の侵食量は更に軽減されるため、これら設備が貫通することはないと考えられる。

※ 事象発生 90 分後から代替循環冷却系によるドライウエルスプレイ (250 m³/h) を開始することとしているため、R P V破損 (最も早い大破断L O C A起因の場合、事象発生から約 3.3 時間後) までにベント管上端高さ相当の水位が形成される。

また、粒子状デブリが床ドレン配管の奥まで流入し、制限弁を損傷させることを仮想した場合にも、粒子化層の堆積高さはダイヤフラムフロアの床ドレンが集積する溝の高さの範囲内にとどまると考えられる。さらに、ダイヤフラムフロア上には、ベント管上端高さ (コリウムシールド上端から約 0.41 m) までスプレイ水等が存在するため、流出した粒子状デブリの冷却は維持される。

ただし、床ドレン制限弁が損傷した場合、ペDESTAL内の冷却水が床ドレン配管及び制限弁を介してダイヤフラムフロア上に流出し、ベント管よりサプレッション・チェンバに流入することで、ペDESTAL内の水位が低下する可能性がある。ここでは、代替循環冷却系によりペDESTAL内に冷却水が供給される状態において、床ドレン制限弁 2 個が損傷したと仮想し、ペDESTAL内の水位挙動について評価する。

2. 評価方法

ペDESTAL水位は、床ドレン配管での圧力損失H分だけドライウエル側よりも高くなるため、圧力損失Hを評価する。

(1) 水位条件

- ・ドライウエル側水位：コリウムシールド床面から 2.14m
(流出水はベント管上端からサプレッション・プールへ移行)
- ・ペDESTAL側最大水位：床から m (人通用開口部高さ)

(2) 圧力損失評価方法

評価体系を図1, 評価条件を表1に示す。以下の圧力損失計算式を用いて評価する。

- ・圧力損失計算式（出典：日本機械学会編，機械工学便覧）

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

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/s²]，λ：管摩擦係数

配管傾斜は，上り勾配を考慮せず水平を仮定する。また，床ドレン制限弁は保守的に全開状態を想定する。

3. 評価結果

配管1本破損の場合 H=約 5 m，配管2本破損の場合 H=約 1.2 m となり，どちらもペDESTAL水位は人通用開口部を超える結果となる。

以上から，制限弁の破損を仮想し，ドライウエル側への流出を仮想した場合においても，代替循環冷却系による原子炉注水によって，ペDESTAL水位は維持される結果となった。

なお，機器ドレン制限弁の損傷を想定し得るのは，機器ドレン配管付近でデブリが円錐状に堆積した場合であり，この場合，近くの床ドレン配管にもデブリの流入を想定し得るが，180度反対方向の床ドレン配管付近及び機器ドレン配管付近は円錐状の裾野となるためデブリは流入せず，円錐状の頂上付近の床ドレン制限弁1個及び機器ドレン制限弁1個の損傷のみが想定し得る。このような場合においても，機器ドレン配管（50A）は床ドレン配管（80A）よりも細いことから，ドライウエルへの流出流量は床ドレン配管2個の場合に包絡され，代替循環冷却系による原子炉注水によって，ペDESTAL水位は維持される。

表 1 圧力損失計算要素

	単位	配管 1 本	配管 2 本
配管内径 : D	m	0.0739	0.0739
流量	m ³ /h	100	50
流速	m/s	6.48	3.24
管摩擦係数 : λ	—		
配管長	m		
配管 L/D	—		
弁 *1 (L'/D = <input type="text"/>)	個	1	1
管入口 *1 ($\lambda \cdot (L'/D) =$ <input type="text"/>)	個	1	1
開放端 *1 ($\lambda \cdot (L'/D) =$ <input type="text"/>)	個	1	1

*1 CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

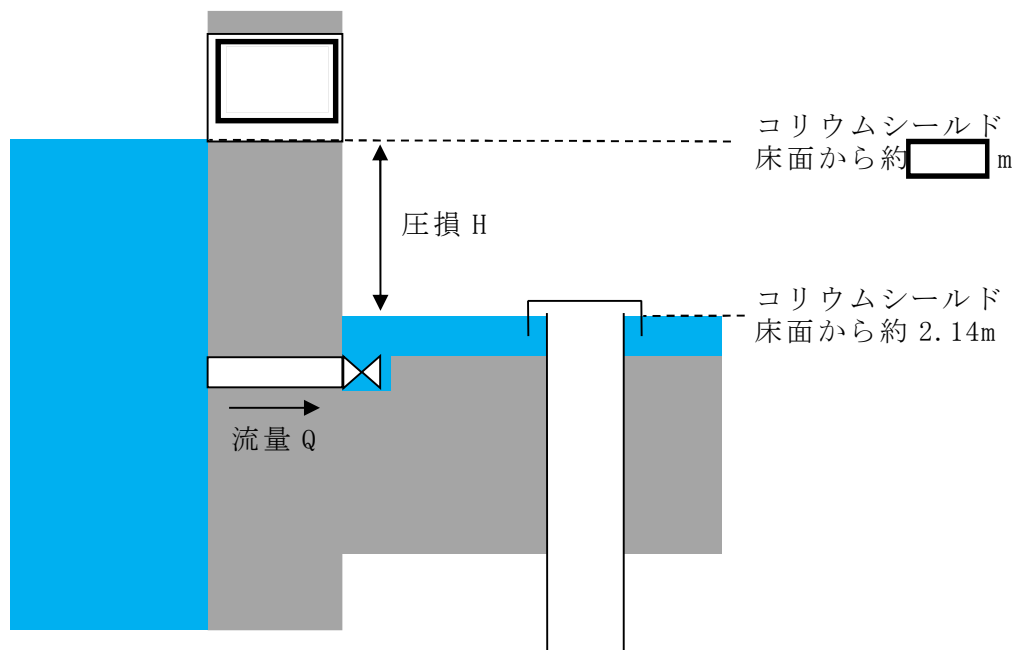


図 1 評価体系

原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価における不確かさについて

1. デブリ堆積形状の不確かさ評価（別紙 1 参照）

水プール水位に対してデブリ落下量が多く粒子化割合が小さいことから，落下したデブリは均一に堆積すると考えられる。ここでは，デブリが均一に堆積しない場合にデブリ冠水維持に与える影響について評価する（図 1）。

PULiMS 実験において確認されたデブリ堆積高さと同軸距離のアスペクト比を適用してデブリ堆積形状を山状と想定し，均一化した場合と比較して堆積高さが高くなり，露出までの水深が低くなる場合の評価を実施した結果，水プール水位は約 0.56 m となった。水プールとの接触面積増加の影響を考慮した場合における水位低下量は，過渡事象の場合は約 0.32 m，LOCA 事象の場合は約 0.41 m であり，デブリの冠水が維持されることを確認した。

2. 機器ドレンサンプが溶融しない場合の不確かさ評価（別紙 2 参照）

ペDESTAL 内に設置された機器ドレンサンプは，デブリ落下時には溶融しデブリに取り込まれることで溶融デブリとして堆積すると考えられる。ここでは，機器ドレンサンプが溶融しないと仮定した場合にデブリ冠水維持に与える影響について評価する。

新設する機器ドレンサンプの体積を既設と同等として評価した結果，水プール水位は約 0.58 m となった。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，デブリの冠水が維持されることを確認した。

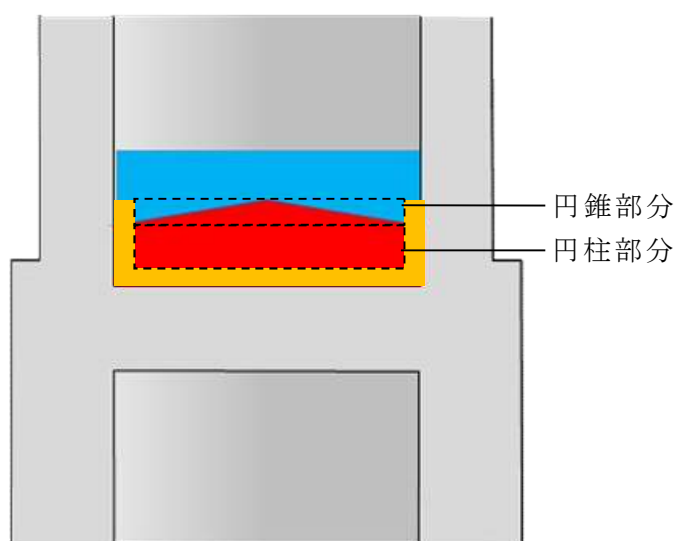


図 1 デブリ堆積形状（不確かさ考慮）

デブリの拡がりに関する不確かさについて

1. はじめに

事前水張りされたペDESTALのプール水中に落下するデブリは、一部が粒子化した後に固化し、残りが熔融状態のまま床面に到達して床面上を拡がり、固化したデブリ粒子が床上の連続層の上に堆積して粒子状ベッドを形成するものと想定される(図1)。このようなデブリの拡がりにおいて、熔融物の拡がり距離と粒子状ベッドの堆積形状に不確かさが想定される。

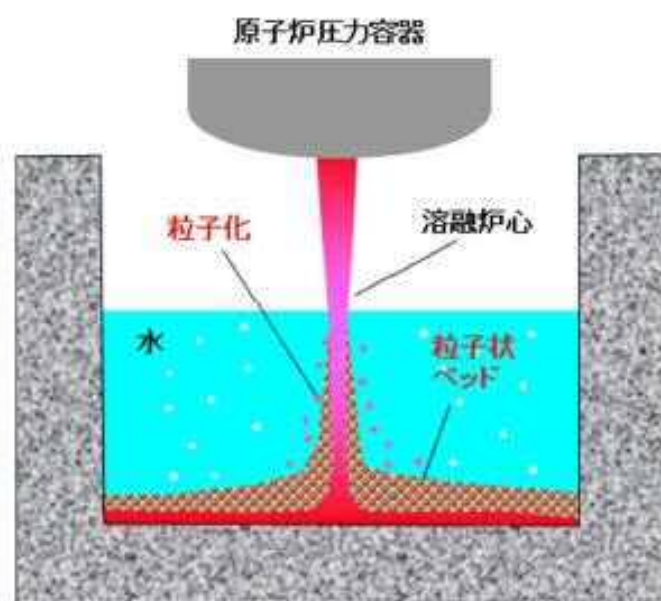


図1 ペDESTALにおけるデブリ挙動の概念

2. デブリの拡がりに関する知見

(1) 熔融物

PULiMS実験では、水中での熔融物の拡がり挙動が観察されるとともに、水中での熔融物の拡がり距離を求めるスケーリング則が提案されている。PULiMS実験結果を元に妥当性が確認されているスケーリング則に、BWRの熔融炉心落下条件を適用して、水中での熔融物の拡がり距離を評価すると、約18mとなる。コリウムシールドを設置した場合のペDESTAL半径が2.936mであることを考慮すると、熔融炉心は床全面に拡がる可能性が高いと考えられる。これは、熔融物の拡がりに影響する因子のうち、主に熔融炉心落下流量が大きいことによるものと考えられる。PULiMS実験条件と実機条件を比較した場合、以下の観点から実機条件の方が拡がりは促進されると考えられる(表1)。

- ・ 溶融物重量の P U L i M S / 実機値に対して冷却材重量の P U L i M S / 実機値は大きく、実機条件では相対的に溶融物量が多くなる
- ・ 溶融物過熱度及び比熱は実機条件の方が高く、実機条件の方がデブリは固化しにくいと考えられる
- ・ 実機において溶融物は崩壊熱によって継続的な加熱がある
- ・ サブクール度については実機条件の方が高いが、溶融物落下後にはサブクール度がすぐに低下することから、拡がりに対する影響は小さいと考えられる
- ・ 水深／ブレイクアップ長さについては、実機において水中でより細粒化しにくい傾向であり、溶融物の床面到達時の温度は高い傾向となることから、床面上での拡がりにおいても拡がり易い傾向となる
- ・ 溶融物密度は実機条件の方が大きく、慣性による拡がり効果が大きい
- ・ 粘性係数については、実験と同程度か小さいものと考えられ、実機条件ではより拡がり易いと考えられる
- ・ 表面張力については不確かさが大きいパラメータであるが、表面張力が大きいほど床面上を拡がりにくくなる一方で、床面到達までの細粒化に伴う冷却・固化が生じにくいため、床面での溶融物温度が高めになり拡がり易くなることから、両者の相殺により表面張力が拡がりに与える影響は小さいと考えられる
- ・ 輻射率については、特に実験データの不確かさ幅が大きく実験条件と実機条件の大小関係が明確ではないが、溶融物から冷却材への伝熱量と比較すると輻射の影響は相対的に小さいと考えられることから、拡がり挙動に与える影響は小さいと考えられる
- ・ 床面熱伝達については、実機では床スラブの形状変更に合わせてペDESTAL床表面に S U S 製ライナを設置することで実験と同じ材質となるため床面熱伝達量は同等であり、また、実機解析から溶融物除熱は冷却材伝熱が支配的であることから、床面熱伝達が拡がり挙動に与える影響はない。なお、表面の S U S 製ライナが溶融した場合には Z r O₂ 上での拡がりとなるが、溶融物拡がりに関わる実験では、床の材質の差異（種々のセラミック、コンクリート）によらず同様な拡がり挙動になることが確認されており、Z r O₂ の場合でも拡がり挙動に差異はないものと考えられる（参考 1 参照）

したがって、溶融物の拡がり距離については、溶融物の拡がりに影響する因子のうち、主に溶融炉心落下流量が大きいことにより、不確かさを考慮しても実機条件ではより拡がり易く、床全面に拡がるものと想定される。

表 1 PULiMS 実験条件と実機条件の比較

分類	項目	実機条件	PULiMS (E4)	PULiMS/実機
初期条件	溶融物	UO ₂ -ZrO ₂ -SUS 等	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	—
	溶融物重量[kg]	約 300×10 ³	約 47	約 0.16×10 ⁻³
	液相線温度[K]		約 1,143	—
	固相線温度[K]		約 1,143	—
	溶融物過熱度[K]		70	
	比熱[J/kgK]		250~310	
	崩壊熱	あり	なし	—
	冷却材重量[kg]	約 27×10 ³	40	約 1.5×10 ⁻³
	サブクール度[K]		23	
溶融物冷却材中挙動	L/L _{br} (水深/ブレイクアップ長さ*) ※Taylor 相関式	約 0.08~約 0.23	約 0.35	約 1.5~4.4
溶融物床面上挙動	溶融物密度[kg/m ³]		約 7,811	
	粘性係数[Pa・s]	0.004	0.003~0.03	約 0.75~7.5
	表面張力[N/m]		0.2~0.6	
	輻射率[-]		0.4~1.0	
	床面熱伝達	ZrO ₂ (SUS 製ライナ)	SUS 材	—

(2) 粒子状ベッド

ANL で実施されたセルフレベリング実験では、粒子状ベッド内の沸騰による粒子の吹き上げと再堆積によるセルフレベリング効果により、2分~3分程度で堆積厚さが均一化されている。

PDS 実験では、沸騰等の冷却水の流動による粒子状ベッドの拡散挙動の観察を行っている(参考 2 参照)。均一化に係る時間は、デブリ密度、ポロシティ、拡がり面積に加え、粒子状ベッドを流れる空気又は蒸気の気相流体速度に依存することが示されており、気相流体速度が相対的に小さい PDS-E 実験では粒子状ベッドの均一化に要する時間が数分~数十分であるが、気相流体速度がより大きい PDS-C 実験では数秒~数十秒と早く均一化が進むことが確認されている。実機においては、デブリが落下した直後は高温のデブリから急激に伝熱が進むことから発生蒸気速度は十分速いものと考えられるため、落下直後に十分な均一化

が進むと考えられる。

したがって、粒子状デブリベッドの堆積形状については、崩壊熱を発生するデブリ粒子では、粒子状ベッド内の継続的沸騰による粒子の攪拌によるセルフレベルリング効果により、時間と共に堆積厚さが均一化することが想定される。

3. デブリの拡がりに関する不確かさ評価

これまでの知見によれば、溶融物は床全面に拡がると想定され、粒子状ベッドについても短時間で均一化される。よって、デブリの拡がりに関する不確かさはなく、コリウムシールド高さ等の設計は、均一化されていることを前提としたもので問題ないと考えているが、デブリの堆積高さに対して厳しい評価を実施し影響を確認する観点から、PULiMS実験において確認されたデブリ堆積高さとの拡がり距離のアスペクト比を適用し、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる場合の評価を行う。PULiMS実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融物と粒子状デブリベッドを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。

(1) アスペクト比

PULiMS実験のうち、溶融物量が比較的大きいE4実験において、平均堆積高さ41 mmに対して、拡がり距離は740 mm×560 mmとなっている(図2, 表2)。アスペクト比としては1:18~1:14程度となっており、おおよそ1:16程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、ポロシティやペDESTAL内構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として1:16を適用し評価を行う。

表 2 PULiMS 実験条件と結果

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sol} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size $x \times y$, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size $x \times y$, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

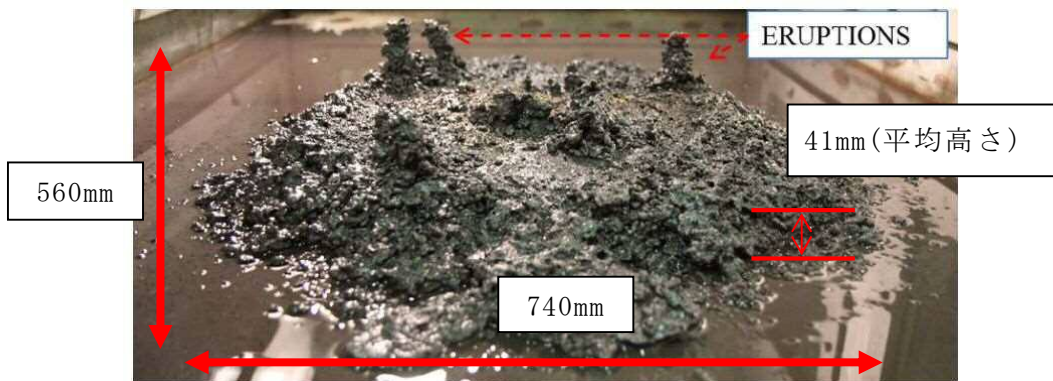


図 2 PULiMS 実験結果 (E4)

(2) 堆積高さ評価

デブリ堆積高さの評価でのベースケース※の堆積高さに対してアスペクト比を考慮した場合のデブリの堆積形状として、図 3 のように連続層については円柱上に円錐が堆積した形状とし、その上に粒子化層が一様に堆積する形状を仮定する。

連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは床全面に拡がった場合であることから、コリウムシールド厚さを考慮したペDESTAL直径 5.872 m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の堆積高さは約 0.37 m となる。円柱部分については、連続層デブリのうち円錐部分の体積を除いたものとなるため、堆積高さは約 1.09 m となる。

粒子化層については、連続層の上に一様に堆積すると仮定するため、堆積高さは約 0.36 m となる。

以上から、デブリの堆積高さは、連続層と粒子化層の体積高さの合計となることから、約 1.81 m となる。

※ 炉外熔融物体積：3 m³，ポロシティ：0.35 を設定

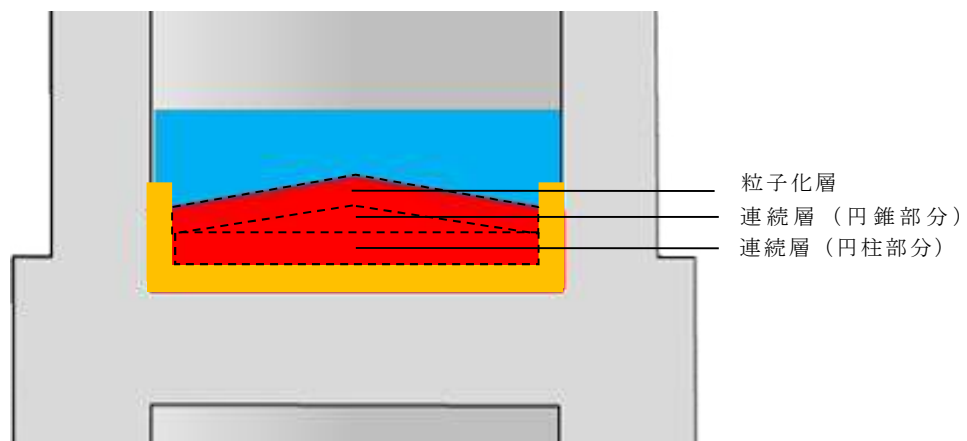


図 3 デブリ堆積形状 (アスペクト比考慮)

(3) デブリの冠水維持に対する評価

粒子化割合 0.173 のデブリ量に対してポロシティ 0.35 で全ての間隙に浸水していると仮定した場合、円錐部分の頂部から水面までの水深は約 0.56 m である。また、円錐状に堆積することで水プールとの接触面積が増え、蒸発量が増加するが、一様に堆積した場合の水プールとの接触面積からの増加割合は 1 %未満であり、蒸発量に対して有意な影響を与えない。有効性評価のMAAP結果に基づく、RPV破損によるデブリ落下から格納容器下部注水までの期間における水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.31 m、LOCA事象の場合は約 0.40 m であり、蒸発量の増加として保守的に 1 %を見込んだ場合でも、水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.32 m、LOCA事象の場合は約 0.41 m となるため、デブリの冠水は維持される。

熔融物拡がりに関わる実験

C E A / D R N / D T P で行われた C O R I N E 実験^[1]では、低融点物質（グリセロール他）を模擬物質として使用して、水中での拡がり挙動を調べる実験が実施され、拡がり先端の移動速度や底部に形成されるクラストの影響が調べられた。

独カールスルーエ研究センター（F Z K）で実施された K A T S 実験^{[2][3][4]}では、熔融物としてテルミット（ $A l_2 O_3$ 約 150 kg, F e 約 150 kg）が使用され、熔融物の放出速度や温度、拡がり形状（1D, 2D）、床の材質（コンクリート、セラミック、コーティング）、水の有無をパラメータに熔融物の拡がり実験が行われている。実験装置を図 1 及び図 2 に示す。 $A l_2 O_3$ と F e では密度が異なり成層化するため、熔融物の出口を 2 箇所設け、最初に $A l_2 O_3$ が放出し、最後に F e を放出することにより酸化物熔融物の拡がり と 金属熔融物の拡がりを分けて実験が可能となっている。実験条件を表 1 に示す。K A T S - 1 0 と K A T S - 1 1 の実験条件はほぼ同様であるが、K A T S - 1 0 の方は 1 mm の水張りをしており、K A T S - 1 1 の方はドライ条件となっている。両者の拡がり結果を図 3 に示すが、両ケースのように熔融物の放出速度が比較的高い場合は、冷却材の有無によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。また、K A T S - 1 2 と K A T S - 1 3 の実験条件はほぼ同様であるが、K A T S - 1 2 の方が床の材質がセラミックであり、K A T S - 1 3 の方はコンクリートである。両者の拡がり結果を図 4 に示すが、両ケースのように熔融物の放出速度が比較的高い場合は、床の材質の差異によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。

C E A で実施された V U L C A N O^{[5][6]} 実験では、熔融物として酸化物熔融物が使用され、熔融物の組成、放出速度や温度、床の材質（コンクリート、セラミック）をパラメータに熔融物の拡がり実験が行われている。V E - U 7 実験では、酸化物熔融物（ $U O_2$ 56 wt%, $Z r O_2$ 32 wt%, $F e O$ 5 wt%, $C a S i O_3$ 2 wt%, $S i O_2$ 2 wt%, $F e$ 1 wt%, $C a O$ 1 wt%, $A l_2 O_3$ 1 wt%）を用いて、コンクリート床とセラミック（高密度ジルコニア）床での拡がりを実験している。実験装置を図 5 に示す。装置の中央にマグネシア煉瓦の分離板を設置し、コンクリート床とセラミック床に 40.8 kg の酸化物熔融物を 4.3 kg/s の速度で同時に放出する条件となっている。両者の拡がり結果を図 6 に示す。7.7 秒間はほぼ同じ拡がり挙動を示しており、その後はセラミック床で若干拡がりが継続する結果となっている。

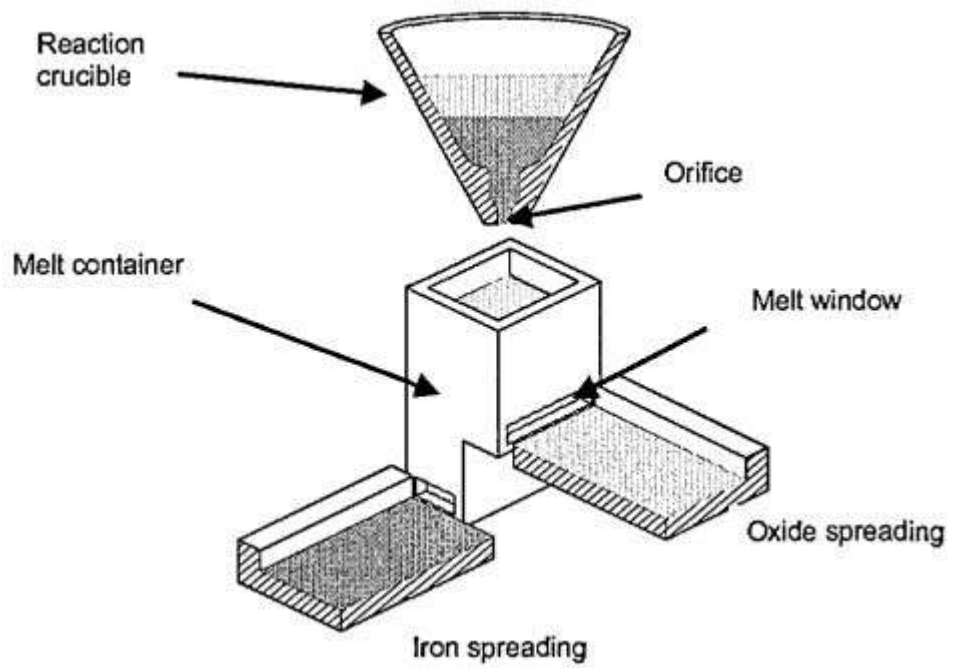


図1 KATS実験装置の概要図 [2]



(1D)



(2D)

図2 KATS実験の1Dと2Dの拡がり形状の写真 [3]

表 1 KATS 実験条件と拡がり距離（酸化物溶融物，1D 拡がり）^[2]

Test #	Substratum	Mass in channel (kg)	Temperature Melt (°C)	Pouring rate (l/s) / Length in Time(s)	Spreading length (m)
KATS-12	Ceramics*)	186	2027	12.7 → 0 l/s in 10 s	11.7
KATS-14	Ceramics*)	176	1967	2 → 1.2 l/s in 37 s	7.2
KATS-10	Concrete 1mm Water (Epoxy)	179	2037	12.4 → 0 l/s in 10s	>12 first front 6.5 m main front
KATS-11	Concrete Dry (Epoxy)	183	2062	12.7 → 0 l/s in 10s	9.5 m first Front 6.8 m main front
KATS-13	Concrete Dry	185	2052	12.7 → 0 l/s in 10s	7.5

*) Cordierite (Al₂O₃ 37 wt%, SiO₂ 52 wt%, MgO 6,5 wt%)

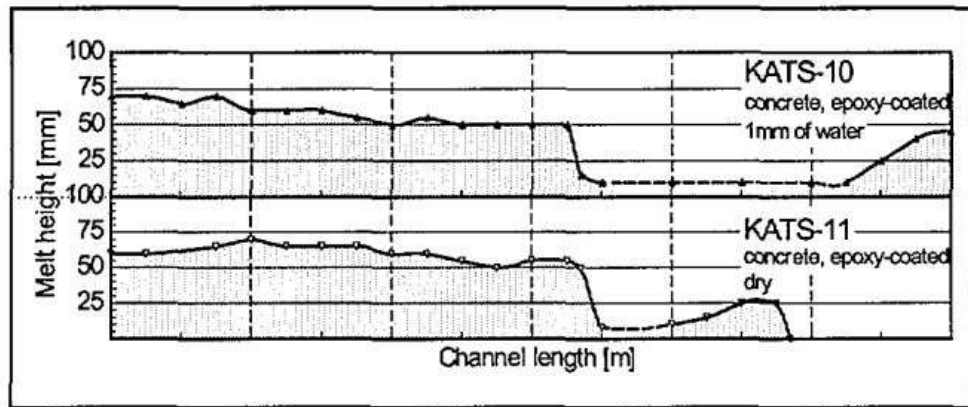


図 3 KATS 実験の水の有無の影響（酸化物溶融物，1D 拡がり）^[2]

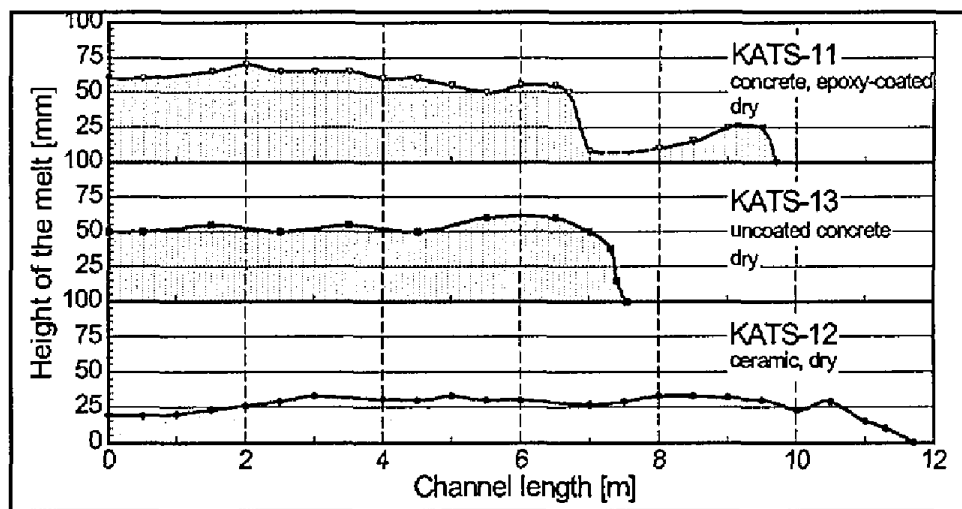


図 4 KATS 実験の床の材質の影響（酸化物溶融物，1D 拡がり）^[2]

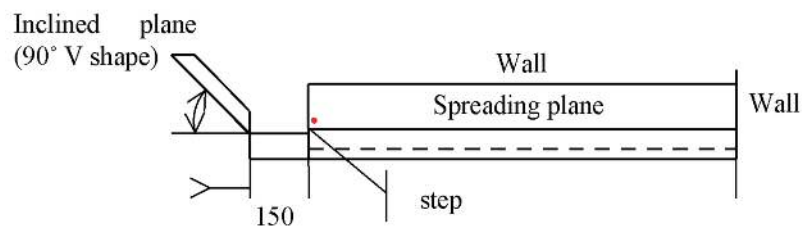
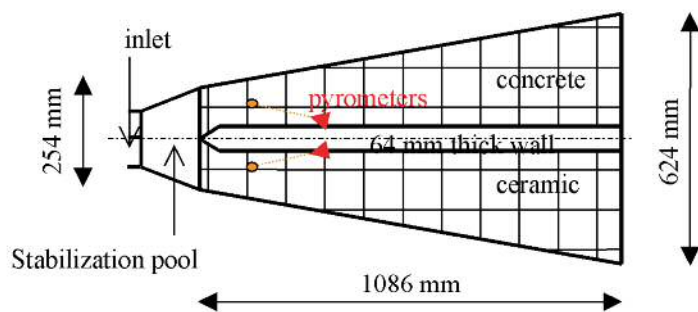


図5 VULCANO実験装置の概要図^[6]

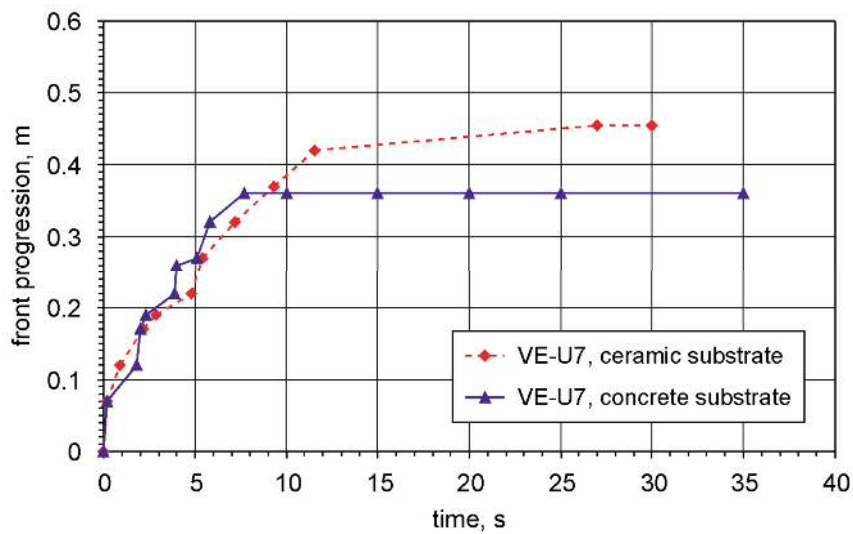


図6 VULCANO実験の床の材質の影響^[6]

参考文献

- [1] J. M. Veteau and R. Wittmaack., "CORINE Experiments and Theoretical Modeling," Proceedings of FISA-95, Luxemburg EUR 16896 EN, pp.271-285 (1996).
- [2] Proceedings of the Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10, Karlsruhe, Germany (1992).
- [3] B. Eppinger, et al., " KATS Experiments to Simulate Corium Spreading in the EPR Core Catcher Concept," FZK, Karlsruhe, Germany.
- [4] B. Eppinger, et al., " Simulationsexperimente zum Ausbreitungsverhalten von Kernschmelzen: KATS-8 bis KATS-17," FZKA 6589 (2001).
- [5] C. Journeau, et al., " Ex-Vessel corium spreading: result from the VULCANO spreading tests," Nucl. Eng. Design, 223 75-102 (2003).
- [6] C. Journeau, et al., " The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark," Progress in Nuclear Energy, Vol. 48, p215-234, 2006.

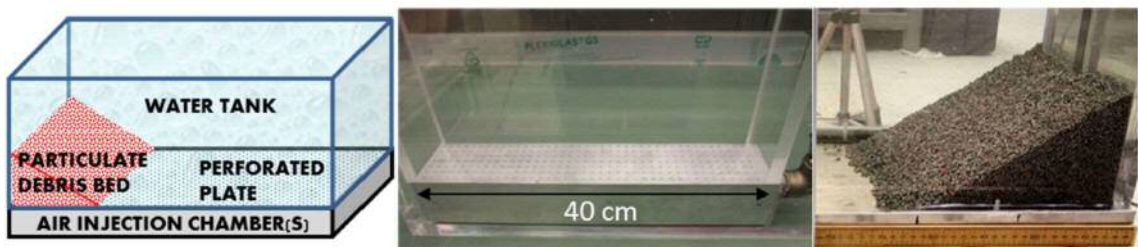
P D S 実験について

1. はじめに

スウェーデン王立工科大学（KTH）で実施された P D S 実験は，沸騰等の冷却水の流動による細粒状デブリベッドの拡散挙動について観察を行っている。

2. 実験条件

実験装置概要図を図 1 に示す。水槽の壁面に沿って粒子状デブリを堆積させ，下部に設置した注入用チャンバーから水蒸気又は空気を注入し，粒子状デブリベッドの拡散挙動を観察する。



a) 装置概要

b) P D S - C 試験

c) P D S - E 7 ~ 2 3 試験

図 1 実験装置概要図

また，P D S 実験では種々のパラメータを感度として複数の実験が実施されている。各実験において感度として設定したパラメータを表 1 に示す。

表 1 P D S 実験におけるパラメータ設定

Group	Tests	Effect studied
A.	E2-E3; E7-E8;	Injected gas (air) flow rate influence
B.	E2-E4	Particle density and size
C.	E5-E6; E7-E9	Leading edge gas injection (turned on/off) influence
D.	E10-E12	Roughness of the spreading surface with help of friction net
E.	E12-E14	Influence of the water presence
F.	E12-E15	Mixture of particles with dissimilar morphology
G.	E18-E23	Influence of inclined spreading surface (0°-15°)
H.	E10-E11	Reproducibility tests
I.	C1-C12	Tests on PDS-C facility at high superficial velocities (up to 1.2 m/s)

3. 実験結果

(1) P D S - E 実験

実験マトリックスを表 2, 実験結果を図 2 及び図 3 に示す。P D S - E 実験における気相流体速度は最大でも 0.122 m/s 程度であり, 粒子状デブリベッドの拡がりに数分~数十分の時間を要している。

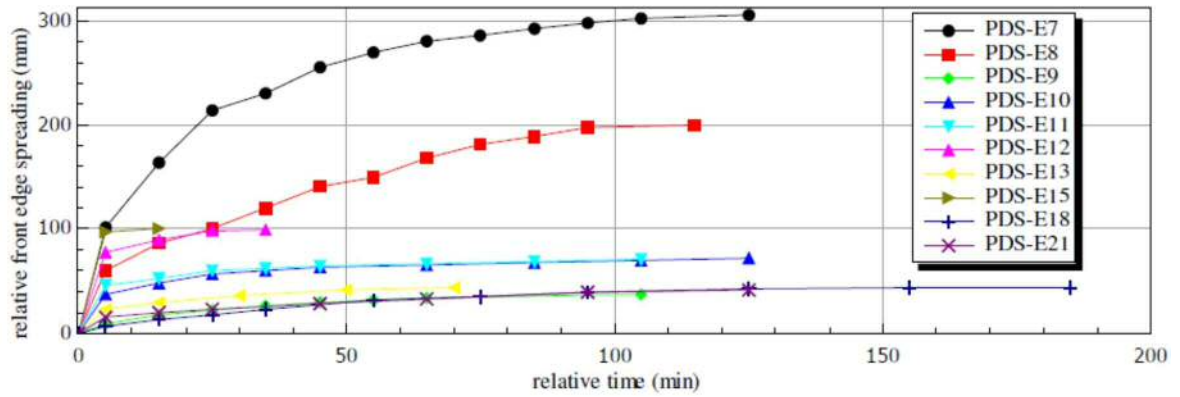


図 2 P D S - E 実験結果

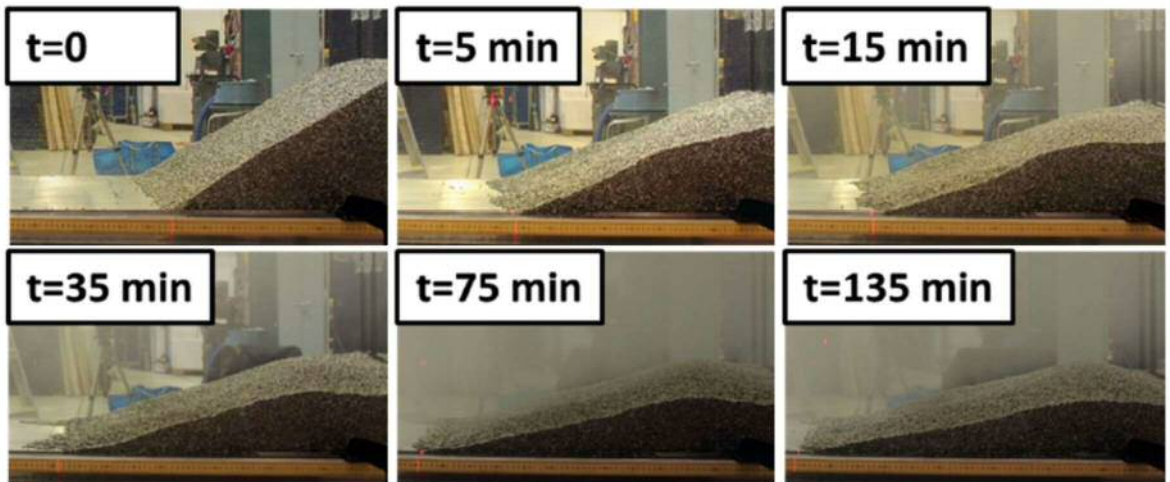


図 3 P D S - E 7 実験結果

表 2 P D S - E 実験マトリックス

Test No.	Facility	Particulate debris			Total air flow rate (L/s)	Study group	Remarks*	Relative bed front propagation, (mm)	
		Material†	Mass (kg)	Volume (dm ³)				After 1h	Final
E2	PDS-1	Gravel	~13	10	2.8	A, B, F	O	130	170
E3	PDS-1	Gravel	~13	10	5.7	A, B, F	O	270	300
E4	PDS-1	SS cylinders	30.4	6	2.8	B	O	70	135
E5	PDS-1	SS cylinders	30.4	6	2.8	C	O	43	120
E6	PDS-1	SS cylinders	30.4	6	2.8	C		12	25
E7	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	20	A, C	O	270	315
E8	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	12	A, C	O	165	205
E9	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	12	C		32	38
E10	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	D, H	N	65	72
E11	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	D, H	N	67	71
E12	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	D, E, F		99	99
E13	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	9	E, F		43	44
E14	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	E, F	no water	0	0
E15	PDS-2	SS cylinders	160	~37	18	F		100	100
		SS spheres	40						
E18	PDS-2	SS cylinders	181	34.6	20	D, G	N, i0	32	44
E19	PDS-2	SS cylinders	181	34.6	20	D, G	N, i10	89	89
E20	PDS-2	SS cylinders	93	17.9	20	D, G	N, i15	71	71
E21	PDS-2	SS cylinders	176	33.5	22	D, G	N, i0	33	41
E22	PDS-2	SS cyl.	122	23.3	22	D, G	N, i10	30	40
E23	PDS-2	SS cyl.	93	17.7	22	D, G	N, i15	44	57

*O=open leading edge chamber; N=friction net is used; i=inclination angle in degrees.

†SS=stainless steel.

(2) P D S - C 実験

実験マトリックスを表 3 に示す。P D S - C 実験の気相流体速度は 0.34 m/s ~ 2.09 m/s と大きく、粒子状デブリベッドの拡がりに要する時間は数秒~数百秒オーダーであり、極めて短時間で均一化される結果となっている。

表 3 P D S - C 実験マトリックス

Test No.	Initial debris bed triangle type	Air injection			Water level (cm)	Debris bed settling time (sec)	Initial air injection method
		Flow rate, Q_g (liter/s)	Superficial velocity, v_{air} (m/s)	Ratio $\frac{v_{air}}{v_{mf}}$			
C1	right	10	0.34	0.13	55	~480	Instant
C1B	right	10	0.34	0.13	45.5	~480	Gradual
C2	right	20	0.69	0.26	45.5	~390	Gradual
C3	right	30	1.04	0.39	45.5	~240	Gradual
C4	right	40	1.39	0.53	45.5	~60	Gradual
C5	right	50	1.74	0.66	45.5	~10	Gradual
C6	right	60	2.09	0.80	45.5	~2	Gradual
C7	isosceles	20	0.69	0.26	45.5	~60	Gradual
C8	isosceles	10	0.34	0.13	45.5	~130	Gradual
C9	isosceles	30	1.04	0.39	45.5	~40	Gradual
C10	isosceles	40	1.39	0.53	45.5	~6	Gradual
C11	isosceles	40	1.39	0.53	45.5	~3	Gradual
C12	isosceles	30	1.04	0.39	45.5	~4	Gradual

(3) 結論

気相流体速度が相対的に小さいPDS-E実験では、粒子状デブリベッドの均一化に要する時間が数分～数十分に及ぶが、気相流体速度が大きいPDS-C実験では数秒～数百秒と早く均一化が進む頃が確認されている。

実機においては、熔融炉心が落下した直後は、高温の熔融炉心から冷却材に急激に伝熱が進むことから発生蒸気速度は十分に大きいものと考えられるため、落下直後に十分な均一化が進むと期待できる。

参考文献

- [1] A.Konovalenko et al., Experimental and Analytical Study of Particulate Debris Bed Self-Leveling, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.
- [2] P.Kudinov et al., Investigation of Debris Bed Formation, Spreading and Coolability, NKS-287, Royal Institute of Technology, KTH, Sweden, August 2013.

主要解析条件（R P V破損後のデブリ冠水維持に関連するもの）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	—	
初期条件	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33Gwd/t	1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
	格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度（ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度）として設定
	外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
	デブリからプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存性あり）	過去の知見に基づき水張りの効果を考慮して設定
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
機器条件	格納容器下部注水系（常設）	80m ³ /h にてペDESTALへ注水開始（RPV 破損から 7 分後）	熔融炉心の冠水が継続可能な流量として設定

デブリ落下時に機器ドレンサンプが健全な場合の影響について

1. はじめに

ペDESTAL内にはSUS製の機器ドレンサンプを設置する（図1）。RPV破損時のデブリ温度が2,000℃以上であるのに対し、SUS材の融点は1,400℃前後であるため、デブリ落下時には機器ドレンサンプは溶融して溶融デブリに取り込まれ、ペDESTAL内に均一に拡がると考えられる。ここで、デブリ落下時に機器ドレンサンプが溶融せず健全であると仮定した場合に、プール水深及び溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に与える影響を評価する。

なお、設計の進捗により機器ドレンサンプの形状が変更となる可能性を考慮し、ここでは、機器ドレンサンプの体積を既設のサンプと同等の m³とし、コリウムシールド内周全体に沿って設置した条件で評価を行う。

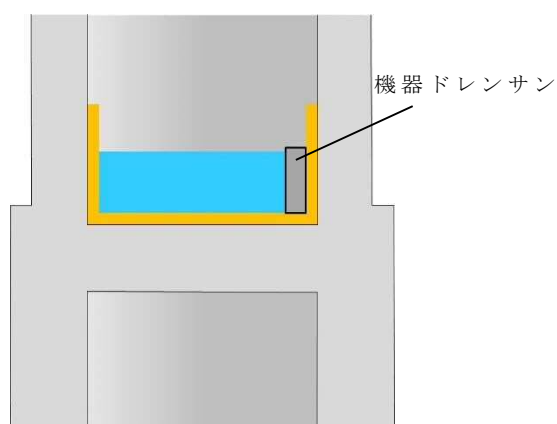


図1 機器ドレンサンプ設置イメージ

2. プール水深に与える影響

機器ドレンサンプが健全な場合のデブリ堆積高さは約0.12 m上昇する。また、機器ドレン水は機器ドレンサンプ内に維持されることから、デブリ上の水プールの水深は約0.11 m低下し、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深は約0.58 mとなる（図2）。有効性評価の結果から、RPV破損によるデブリ落下からペDESTAL注水開始までのペ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。

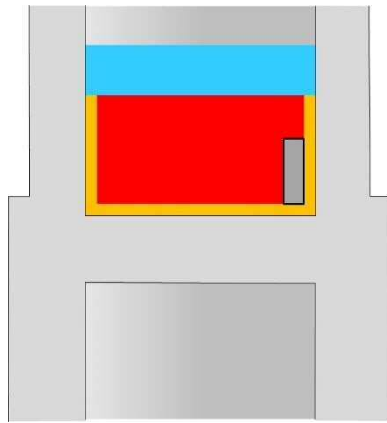


図2 機器ドレンサンプが健全な場合のデブリ堆積形状

3. 溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に与える影響

機器ドレンサンプが溶融した場合と健全な場合において、デブリ上のプール水、ペDESTAL側面及び床面コンクリート並びに機器ドレンサンプが、それぞれデブリと接触する面積は表1のとおりである。

表1 デブリとの接触面積の比較

	デブリとの接触面積	
	①機器ドレンサンプが溶融した場合	②機器ドレンサンプが健全な場合
デブリ上のプール水	約 27 m ²	約 27 m ²
ペDESTAL側面及び床面		
機器ドレンサンプ		
合計	約 86 m ²	約 87 m ²

機器ドレンサンプが健全な場合（②）の接触面積の合計は、機器ドレンサンプが溶融した場合（①）と同等であり、また、機器ドレンサンプとの接触面においてはサンプ内の冷却水による除熱効果も加わることから、②は①に比べてデブリの冷却がより進むと考えられる。

なお、②は一時的な期間であり、機器ドレンサンプはデブリにより溶融するため、長期的な物理挙動である溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量への影響はほとんどないと考えられる。

4. まとめ

機器ドレンサンプが健全な場合、デブリ上のプール水深は低下するもののデブリの冠水は維持されるとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量は低減すると考えられる。以上から、機器ドレンサンプが溶融せず健全な場合においても、デブリ露出や侵食量増加の観点での悪影響はないと考えられる。

鉄筋コンクリート内に発生する熱応力の取扱いについて

1. はじめに

東海第二発電所の熔融炉心・コンクリート相互作用及び熔融燃料－冷却材相互作用を考慮した対策を踏まえ、R P V破損時にペDESTALへ落下したデブリからの熱影響による鉄筋コンクリートの材料強度低下を考慮した構造健全性評価を行い、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。

一方、本事象に対する構造健全性評価では終局状態における機能維持確認の観点より、デブリからの伝熱によって鉄筋コンクリートに発生する熱応力は考慮しないこととしており、この取扱いの考え方について説明する。

2. 発生する熱応力（自己拘束的な応力）の解放について

図 1 に鉄筋コンクリート構造物に発生する熱応力の解放原理について示す。R P Vの破損後にデブリが落下・堆積し、その非常に高温な熱により、ペDESTAL内側が高温状態となり膨張するが、周囲の拘束によって膨張は抑えられるため、ペDESTAL内側には圧縮力が生ずる。一方、ペDESTAL外側は、内側よりも温度が低いいため熱膨張に対する反作用として引張力が生ずる。次に、躯体の温度上昇に伴って熱膨張が進むと高温側（内側）には圧縮力が加算され、低温側（外側）には引張力が加算される。このように、定常状態からの温度上昇により、躯体内で熱応力（自己拘束的な応力）が発生する。更に温度が上昇し、熱応力がコンクリートの許容引張力を上回るとコンクリートにひび割れが発生する。熱応力は自己拘束的な応力であるため、ひび割れを生ずると、その部位の熱応力は解放される。終局状態は、ひび割れが複数発生した状態となり、熱応力のほとんどが解放されると考えられる。

3. C C V規格における熱応力の取扱いについて

ペDESTALと同様の円筒形状構築物の設計規格である発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）（以下「C C V規格」という。）では、各荷重状態における熱応力の取扱いについて示されており、終局状態に相当する荷重状態Ⅳでは熱応力は無視してよいこととされている。また、荷重状態Ⅰ～Ⅲでは、コンクリート部材の剛性、ひび割れ等を考慮して適切に評価することにより算定することとされている。図 2 にC C V規格における熱力応力の扱いに関する記載を示す。

なお、C C V規格では熱応力を算定する際の手法も示されており、荷重状態Ⅰ、Ⅱでは弾性剛性を $1/2$ に、荷重状態Ⅲでは $1/3$ に一律に低減して算定する方法（一律

低減法) が示されている。これはひび割れ等による部材剛性の低下により、鉄筋コンクリート部材の熱応力が低減するという性質を考慮したものであり、熱応力実験結果に基づいている。また、外力や熱応力に対する部材の塑性剛性(ひび割れ後のコンクリートの剛性等)を考慮した部材断面の釣合いを評価して応力を算定する方法(ひび割れ断面法)も示されている。

4. ペデスタルにおける熱的影響を考慮した解析的検討(参考)

前述のとおり、終局状態において躯体に生じる熱応力は解放されるが、ここでは、熱的影響による躯体材料の強度劣化を考慮した上で、外力や熱応力に対する部材の塑性剛性を考慮した部材断面の釣合いを算定し、応力と変形について評価することで、終局限界に対する健全性を検討する。

(1) 評価方法

図3に原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説((社)日本建築学会、2005)(以下「RC-N規準」という。)に記載されているひび割れ断面法による設計フローを、図4に評価対象部位を示す。本検討では、図3に示す評価フローに準じて、デブリからの伝熱による熱応力として曲げモーメントが発生する上部側壁を対象に評価する。

温度荷重に対しては、NASTRANコードを用いて弾性剛性での温度応力解析にて曲げモーメントを評価し、断面の曲率について曲げ剛性(EI)を用いて求める。なお、NASTRANコードに入力した温度条件はコリウムシールド(15cm)設置を仮定したMAAP解析に基づき設定する。温度以外の荷重(固定荷重積載荷重)についても同様にNASTRANコードにより応力を評価する。次に両者で得られた曲率を加算し、温度を含む応力組合せ時の断面の釣合い状態を評価(中立軸位置の算定)し応力度を算定する。なお、このときに断面に作用する軸力は積載されるRPV自重を含む通常運転時の軸力とし、曲げモーメントが終局状態に達するまで漸次増加させていく。また、仮定する断面の釣合い計算においては、最も温度勾配が高い時点での断面内の温度分布に対応した材料強度低減を考慮し復元力特性(M-φ関係)を算定する。

(2) 評価結果

図4にペデスタル上部側壁の曲げモーメントが最大になる断面におけるM-φ関係図を示す。発生する熱応力に対する曲率は終局限界に対して十分に小さく、ペデスタルが十分な塑性変形能力を有していることを確認した。したがって、ペデスタル機能維持確認の観点では、デブリからの熱影響により発生する熱応力は考慮しなくとも支障はないことを確認した。

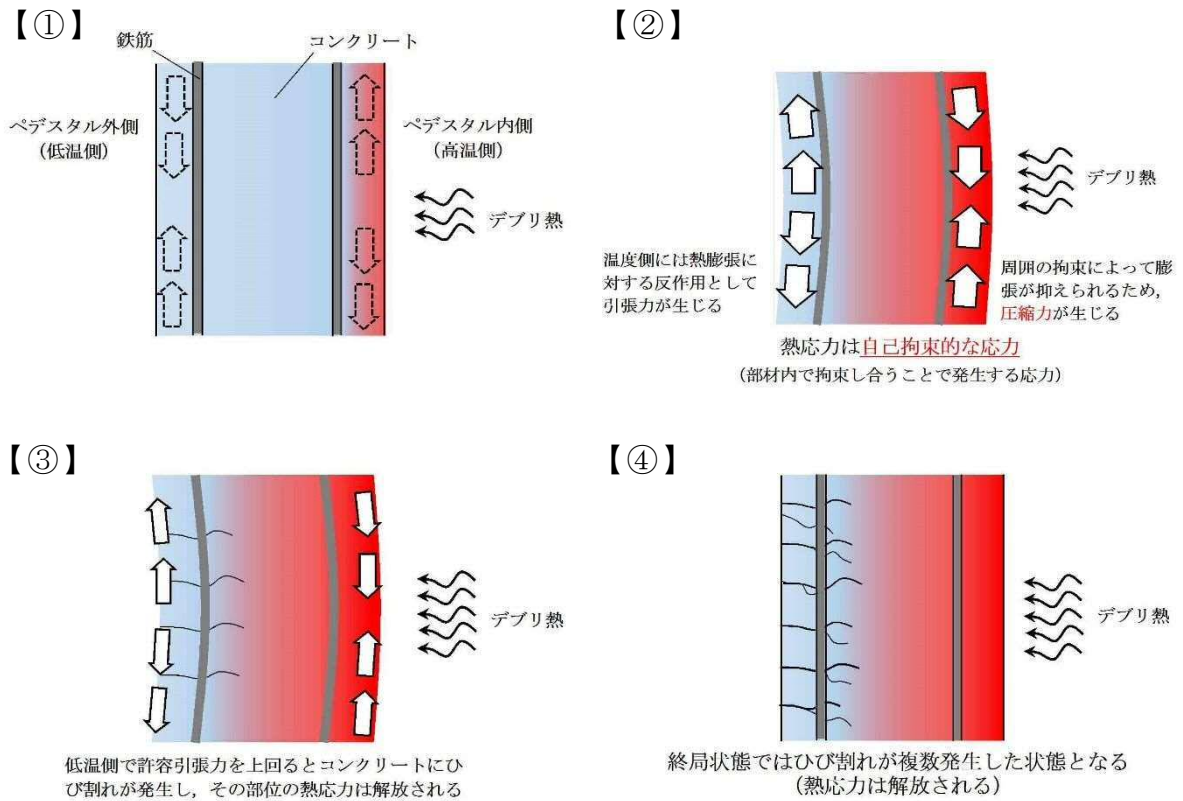


図 1 熱応力が解放する原理

CVE-3330 熱応力の扱い

温度荷重により発生する応力である熱応力の扱いは、次の(1)および(2)によるものとする。

(1) 荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱおよび荷重状態Ⅲにおける熱応力は、コンクリート部材の剛性を、ひびわれ等を考慮して適切に評価することにより算定することとする。

(2) 荷重状態Ⅳにおける熱応力は無視してよいこととする。

(解説 CVE-3330) 熱応力の扱い

温度荷重により発生する熱応力は、自己拘束的な応力であって、コンクリート部材の剛性に左右される性質を持っているので、コンクリート部材の剛性を適切に評価することによって熱応力を算定する。

また、自己拘束的な応力は、十分な塑性変形能力がある場合、理論的にも実験的にも終局耐力に影響しないことから、部材の終局状態に相当する荷重状態Ⅳにおける評価では、熱応力を無視してよいこととした。

熱応力の算定にあたっては、コンクリート断面の厚さ方向に曲線状となっている温度分布を等価な応力を与える直線分布に換算することができる。

図 2 C C V 規格における熱応力の扱いに関する記載

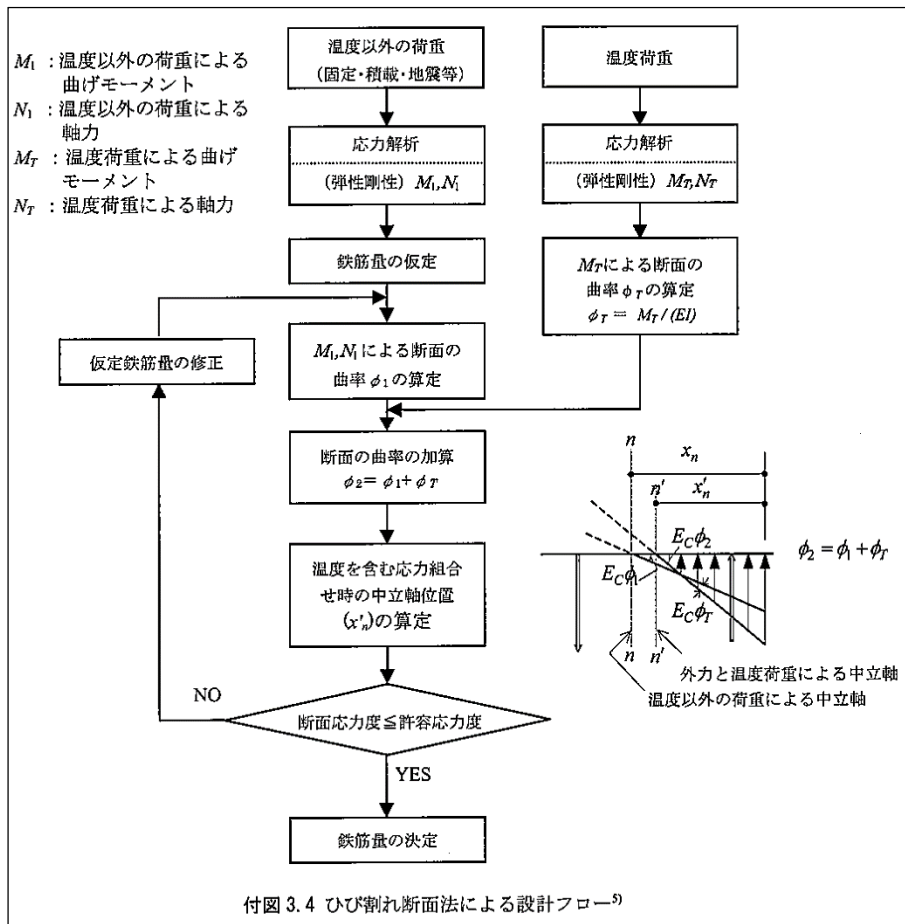


図 3 ひび割れ断面法による設計フロー (RC-N 規準)

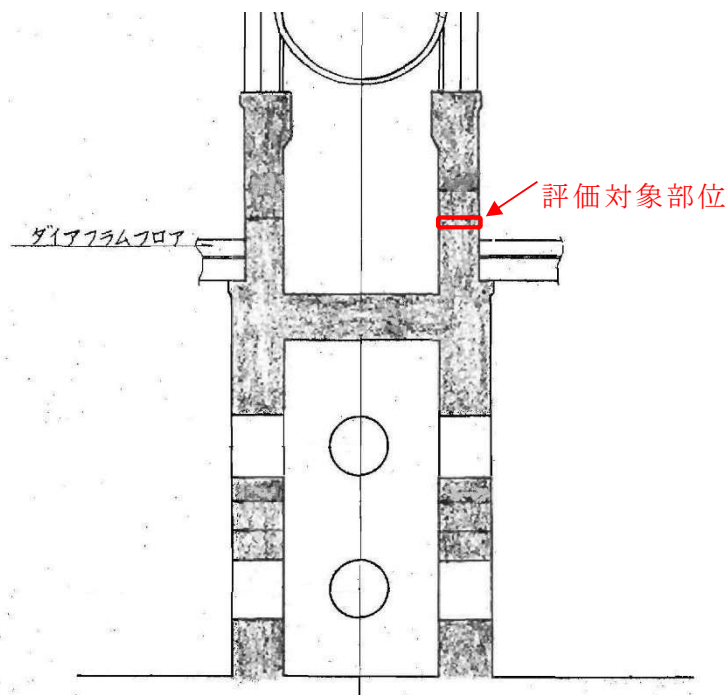


図 4 評価対象部位

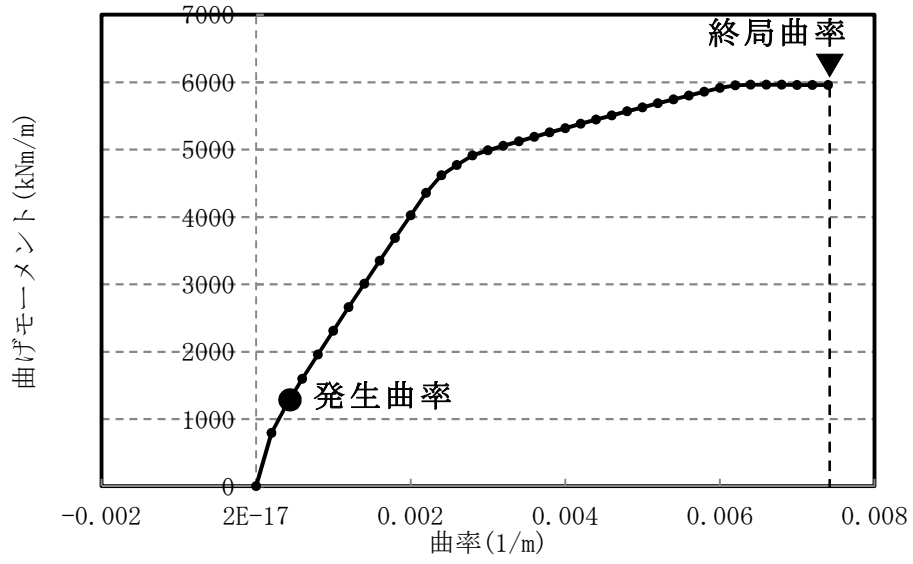


図 5 曲げモーメントー曲率関係 (M- ϕ 関係)

格納容器床ドレンサンプ拡大によるペDESTAL内湿度への影響について

1. 概要

本書は、溶融デブリ対策として計画している格納容器（PCV）床ドレンサンプの改造に伴い、当該サンプからの水分蒸発量がペDESTAL内環境条件に与える影響について検討結果を示すものである。

2. ドライウェル除湿系（DHC）系統概要及び設計条件

(1) 系統概要

本系統は、ドライウェル内ステンレス製（SUS）配管の大気腐食防止対策として、原子炉通常運転時にドライウェル雰囲気湿度を低湿度に保つため、ドライウェル雰囲気の除湿を行うことを目的として設置している。

(2) 設計露点温度

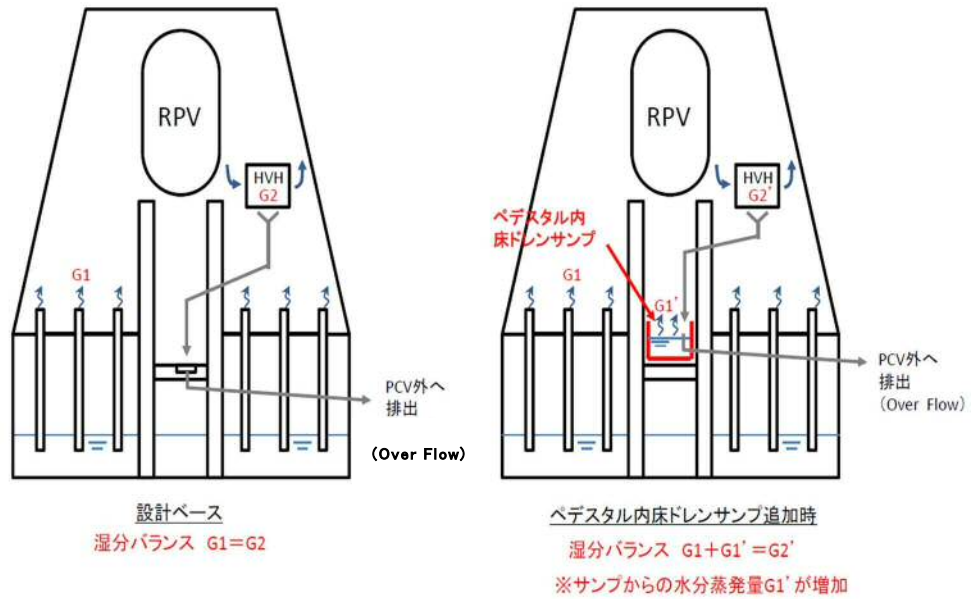
PCV内の設計露点温度は、制御棒駆動系（CRD）配管等のSUS材の表面付着塩分による腐食防止を考慮し、ドライウェル内温度変化幅 $42^{\circ}\text{C}\sim 57^{\circ}\text{C}$ において、相対湿度を20%以下にできるように露点温度 $\square^{\circ}\text{C}$ 以下を目標として設定している。*

注*：相対湿度が $\square\%$ に維持され、かつ、塩化物が存在すると大気腐食割れの可能性があるという知見に基づく。

3. ドライウェル内湿分バランスについて

ドライウェル内は、図3-1（左側）に示すようにサプレッションプール（以下、プール）からの水分蒸発量 G_1 とDHC系除湿コイルでの除湿量 G_2 は等しく、PCV内の絶対湿度条件（露点温度）を一定に保つ設計としている。

一方、ペDESTAL下部に床ドレンサンプ（以下、サンプ）を設置した場合の水分蒸発量は、図3-1（右側）に示すようにプールの蒸発量 G_1 に加えてサンプの蒸発量 G_1' が増加することから、PCV内の絶対湿度条件（露点温度）が上昇する可能性がある。



(a) 改造前

(b) 改造後

図 3-1 ドライウェル内の湿分バランス

4. 検討条件

(1) 格納容器内環境条件

PCV 内環境条件 (DB) 57°C
 PCV 内設計露点温度 (DP) °C
 PCV 内平衡絶対湿度 kg/kg (DB: 57°C, DP: °C)

(2) DHC 系設計仕様

DHC 系冷却容量 (顕熱分)
 DHC 系冷却容量 (潜熱分)
 DHC 系冷却容量 (合計)
 DHC 系除湿風量
 DHC コイル出口絶対湿度

5. 検討結果

PCV 全体における湿分・熱バランスから平衡状態における PCV 内の環境条件について検討を実施した。

(1) PCV 内湿分バランスから求まる DHC 除湿量 G_2

PCV 内では、DHC 除湿系コイルの容量が定格容量以下である限り、プール及びサンブからの水分蒸発量と DHC コイルでの除湿量が等しくなる。

$$G_1 + G_1' = G_2$$

ここで、

G_1 : プールからの蒸発量 (= kg/h (設計値))

G_1' : サンブからの蒸発量

G_2 : DHC 除湿量

また、サンプルからの蒸発量 G_1' はサンプル温度 t_p をパラメータとして下式にて表される。

$$G_1' = (0.0152 \cdot u + 0.0178) \times (P_w - P_a) \times A$$

$$P_w = 6.11 \times 10^{\{7.5 \times t_p / (t_p + 237.3)\}} \times 750 / 1000 \quad (\text{Tetens の式})$$

ここで、 P_w : サンプル温度に等しい飽和水蒸気分圧 mmHg (計算値)
 P_a : PCV 内雰囲気における水蒸気分圧 12mmHg
 u : サンプル上面における風速 $\square \text{m/s}$
 A : サンプル面積 26.9m^2

よって、湿分バランスから求まる DHC 除湿量 G_{2-1} は、サンプル温度 t_p をパラメータとして(1)式で表される

$$G_{2-1} = G_1 + (0.0152 \cdot u + 0.0178) \times (6.11 \times 10^{\{7.5 \times t_p / (t_p + 237.3)\}} \times 750 / 1000 - P_a) \times A \quad \dots (1)$$

(2) サンプルにおける熱バランスから求まる DHC 除湿量 G_2

PCV 雰囲気からサンプルへの入熱量 q_1 及びサンプルに流入する DHC ドレンの除熱量 q_2 の総和は、平衡するサンプル温度において零となる。

$$q_1 + q_2 = 0$$

$$q_1 = A \cdot \alpha \cdot (t_0 - t_p)$$

$$q_2 = G_2 \cdot C_p \cdot (t_d - t_p)$$

ここで、 α : サンプル上面の熱伝達率 $\square \text{kcal}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C})$
 t_0 : PCV 内温度 57°C
 C_p : 水の定圧比熱 $1\text{kcal}/(\text{kg} \cdot ^\circ\text{C})$
 t_d : DHC ドレン水温 $\square^\circ\text{C}$ (DHC コイル出口空気条件の露点温度)

よって、熱バランスから求められる DHC 除熱量 G_{2-2} は、サンプル水温 t_p をパラメータとして(2)式で表される。

$$G_{2-2} = A \cdot \alpha \cdot (t_0 - t_p) / \{C_p \cdot (t_p - t_d)\} \quad \dots (2)$$

(3) サンプル温度及び DHC 除湿量 G_2 の算出

前述の湿分及び熱バランスから求まる DHC 除湿量の関係は図 5-1 に示すようにサンプル温度の上昇に伴い、異なる傾向を示すことから、双方の除湿量が等しくなる点を平衡するサンプル温度として算出することができる。

上記評価で得られた平衡するサンプル温度及び DHC 除湿量 G_2 を以下に示す。

平衡サンプル温度 : $\square^\circ\text{C}$
DHC 除湿量 G_2 : $\square \text{kg/h}$ (蒸発水分量 G_1 : $\square \text{kg/h}$, G_1' : $\square \text{kg/h}$)



図 5-1 サンプ水温と DHC 除湿量の関係

(4) PCV 内環境条件

前述の DHC 除湿量及び除湿風量から、PCV 内の絶対湿度を算出した結果を以下に示す。

$$(\text{PCV 内絶対湿度}) = (\text{水分蒸発量}) / (\text{密度} \times \text{DHC 除湿風量})$$

$$= \frac{\text{[] (kg/h)} + (\text{DHC コイル出口絶対湿度})}{1.2 (\text{kg/m}^3) \times \text{[] (m}^3/\text{h)}} + \text{[] (kg/kg)}$$

$$= \text{[] (kg/kg)} : \text{[] } ^\circ\text{C}$$

サンプの追加に伴い、PCV 内の平均絶対湿度は [] kg/kg から [] kg/kg に上昇する結果となるが、実機ペデスタル内で実測された温度幅 44～55℃の範囲においては、相対湿度換算で 10.6%～18.3%となり、相対湿度 20%以下となる。

6. まとめ

サンプの追加に伴い、PCV 内の平均絶対湿度は上昇するものの、実機ペデスタル内で実測された温度の範囲においては、目標の相対湿度以下となることを確認した。

なお、DHC 除湿系冷却器の容量は、プール及びサンプからの蒸気に加え、原子炉冷却材の漏えい ([] GPM*) 及びその凝縮に必要な除熱量を想定したとしても十分な容量を有している。

注* GPM : Gallon Per Minutes

コリウムシールドサポート等に鋼構造設計基準を適用することの妥当性について

コリウムシールドサポート等は、設計・建設規格で定義されるクラス1，2，3及びMC機器の支持構造物ではないため、設計・建設規格の適用範囲外となる。

また、コリウムシールドサポートは、JEAG4601に定義される耐震重要度分類に該当しないが、JEAG4601-1987のB，Cクラス応力・強度評価の基本手順を示す図6.1.8-5に示されているように、支持構造物の適用基準として鋼構造設計基準が記載されていること、原子炉格納容器内に設置されている原子炉本体の基礎（鋼製）やABWRの下部ドライウェルアクセストンネルにも適用実績がある規格であることから、コリウムシールドサポートの耐震評価の適用規格としては、鋼構造物に一般的に使用されている鋼構造設計基準（日本建築学会）を適用することとした。

鋼構造設計基準には許容値の温度依存が考慮されていないが、これは従前の適用実績においても同様の扱いである。

鋼構造設計基準には許容値の温度依存がないが、一次応力，二次応力の概念もなく、従前の適用実績においては、本来1回のみの事象に対しては考慮する必要のない二次応力も一次応力と同じ許容値として取り扱っているため、温度荷重を受ける構造物にとって保守的な取り扱いを行う基準と言える。

【参考】

表－1 F 値（オーステナイト系ステンレス鋼）算出方法の相違

	鋼構造設計基準	JEAG4601（支持構造物）
F 値	$\text{Min}(S_y(\text{RT}), 0.7S_u(\text{RT}))$	$\text{Min}(1.35S_y, 0.7S_u, S_y(\text{RT}))$

ここで、 $S_y(\text{RT})$ ：常温での降伏点（或いは，設計・建設規格 付録材表図表 Part5 表 8 に定める材料の 40℃における値）

$S_u(\text{RT})$ ：常温での引張強さ（或いは，設計・建設規格 付録材表図表 Part5 表 9 に定める材料の 40℃における値）

S_y ：設計・建設規格 付録材表図表 Part5 表 8 に定める値
（設計降伏点）

S_u ：設計・建設規格 付録材表図表 Part5 表 9 に定める値
（設計引張強さ）

表－2 鋼構造設計基準の許容応力度（一例）

状態	許容応力度			一次＋二次応力		
	引張	せん断	曲げ	引張	せん断	曲げ
長期	f_t	f_s	f_b	—	—	—
短期	$1.5f_t$	$1.5f_s$	$1.5f_b$	—	—	—

表－3 JEAG4601 の許容応力（一例）

許容応力	一次応力			一次＋二次応力		
状態	引張	せん断	曲げ	引張	せん断	曲げ
IA	f_t	f_s	f_b	$3f_t$	$3f_s$	$3f_b$
ⅢAS	$1.5f_t$	$1.5f_s$	$1.5f_b$	$3f_t$	$3f_s$	$3f_b$

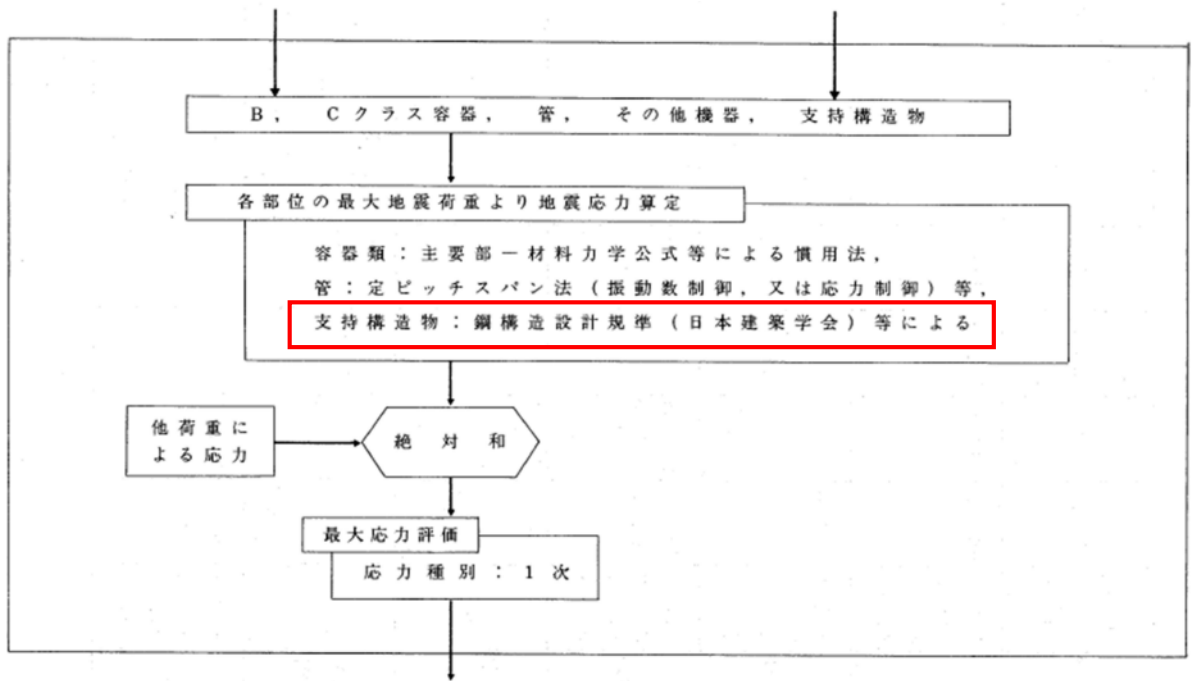


図6.1.8-5 基本手順の部分詳細 (B, Cクラス応力・強度評価ブロック)

(原子力発電所耐震設計技術指針 (JEG4601-1987) (日本電気協会) より抜粋)

コリウムシールド材料の選定に係る試験について

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

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

1. 熔融 Zr による耐熱材侵食試験

1.1 試験方法

耐熱材には , , ZrO_2 の多孔質材料を用いた。模擬熔融炉心の金属成分をるつぼに入れ、るつぼ上部に耐熱材試験片をセットする (図 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。

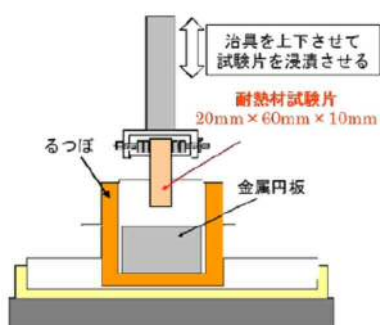


図 1 試験体系

1.2 試験結果

図 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。

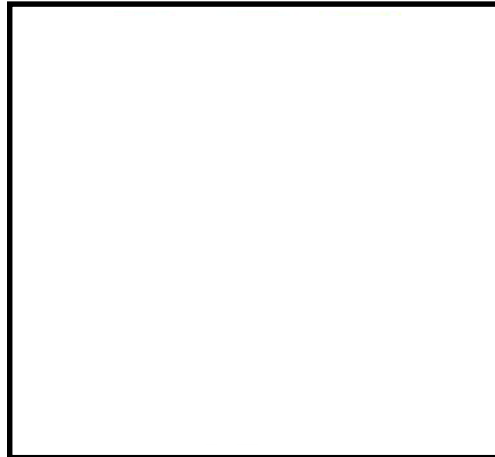


図 2 試験後の断面写真

2. 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験

2.1 試験方法

高融点材料にて製作したるつぼ内に円柱状に加工した 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。

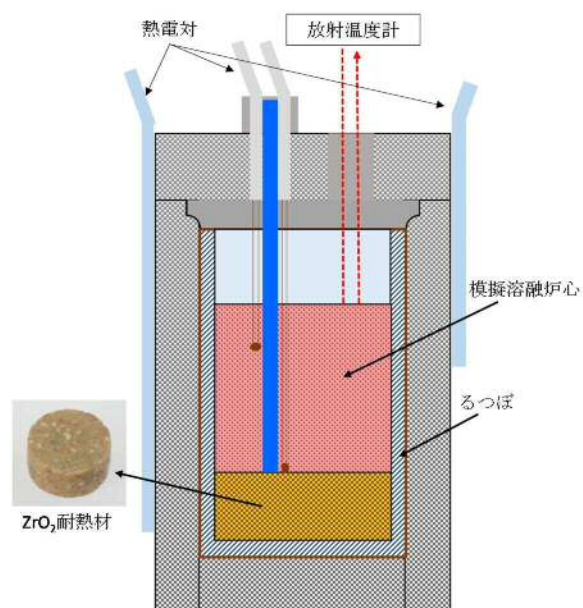


図 3 試験体系

2.2 試験結果

試験温度の推移を図4に示す。試験においては2000℃～2050℃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5に示す。ZrO₂耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心によるZrO₂耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。

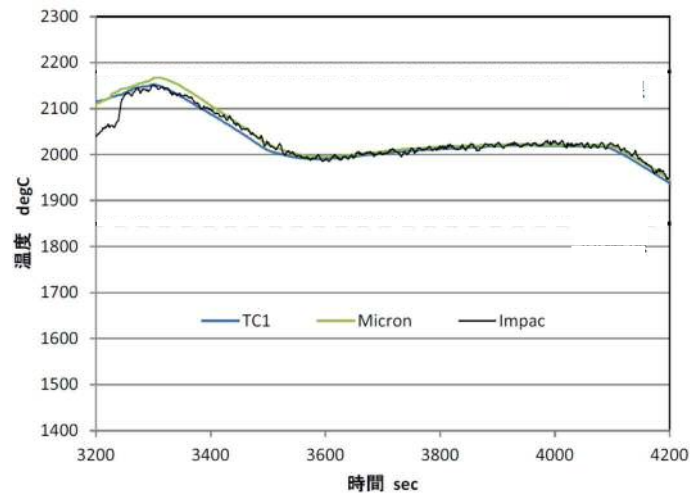


図4 試験温度推移



図5 試験後の断面写真

3. 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験

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、ZrO₂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UO₂-ZrO₂-Zr : 30 mol%-30 mol%-40 mol%とした。ZrO₂耐熱材を内張りしたコンクリート

トラップの上部に電気炉を設置し、電気炉により加熱した模擬溶融炉心をZrO₂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ZrO₂耐熱材の温度を測定した。

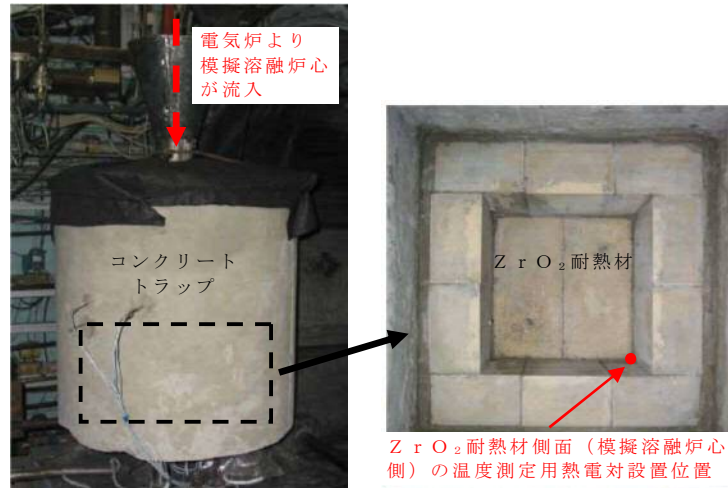


図6 試験装置

3.2 試験結果

試験温度推移を図7に示す。ZrO₂耐熱材側面(模擬溶融炉心側)の温度を測定する熱電対が模擬溶融炉心落下直後に最高温度約2450℃を観測したことから、落下してきた模擬溶融炉心温度は2450℃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8に示す。模擬溶融炉心接触部から最大で約1cmが黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び急激な入熱(熱衝撃)による耐熱材の割れは確認されなかった。

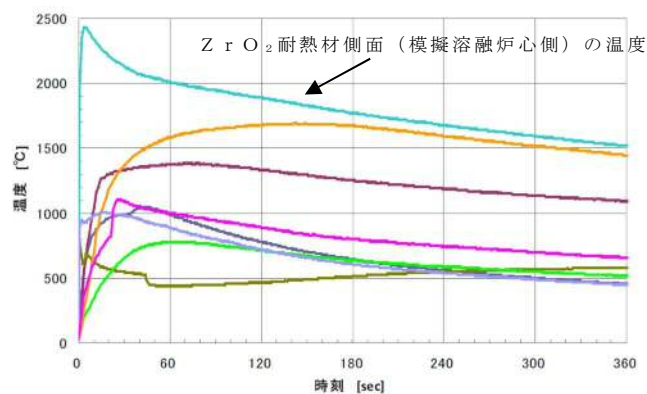


図7 試験温度推移



図 8 試験後の断面写真

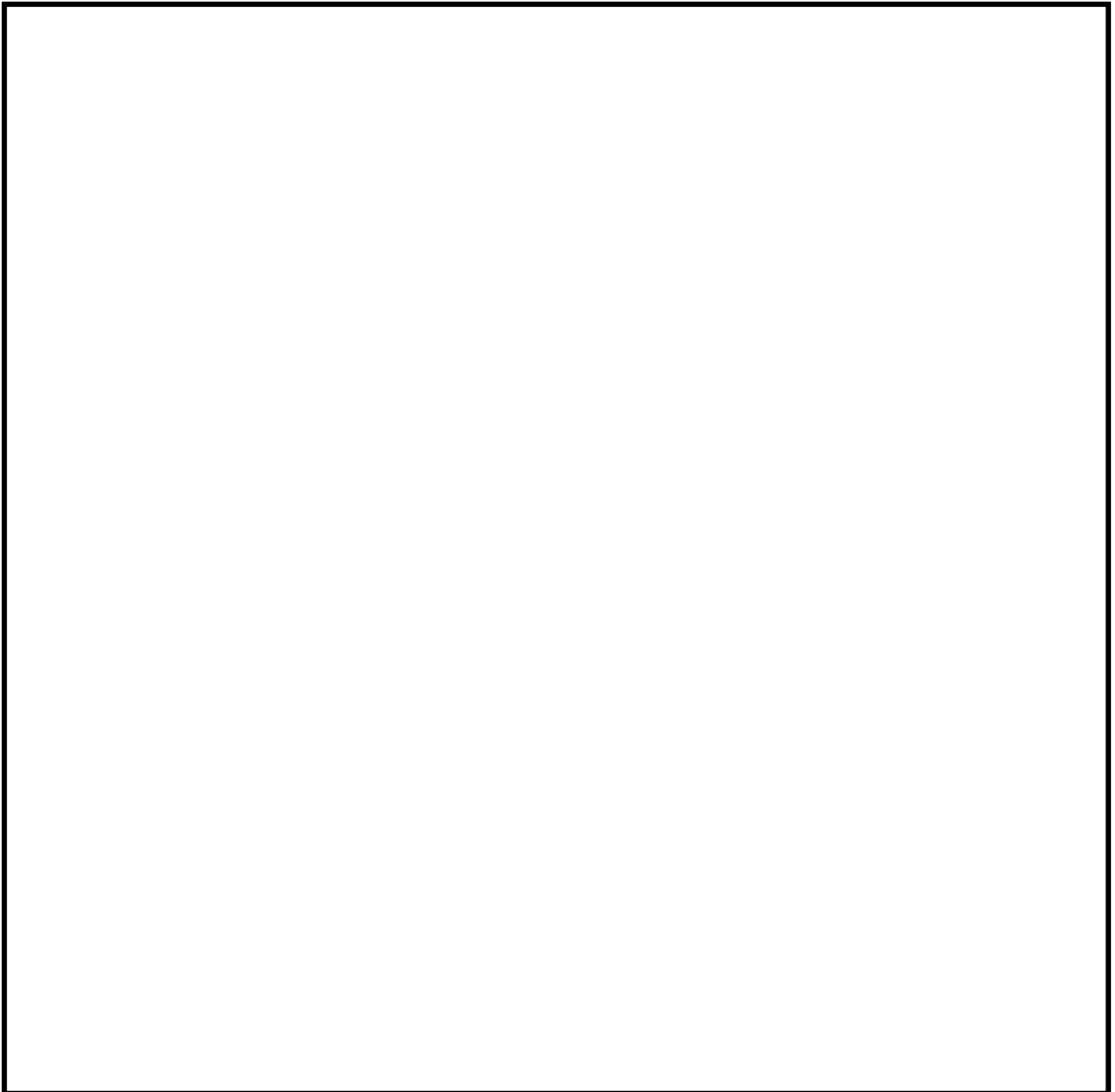


図 9 耐熱材表面の成分分析結果

一般に、 ZrO_2 には還元雰囲気中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、計測された模擬溶融炉心の温度が2450℃以上と高温であり、かつ模擬溶融炉心には金属Zrが存在することから、模擬溶融炉心中の金属Zrによって ZrO_2 耐熱材の表面で還元反応が起こり、酸素欠損が生じたと推測される。しかしながら、黒色部についてX線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化が確認されなかったことから、欠損した酸素の量は微量であり、 ZrO_2 耐熱材の耐熱性能に影響はないと考えられる(図9)。

なお、ペDESTAL(ドライウエル部)には水プールが存在するため、ペDESTAL(ドライウエル部)に落下してきた溶融炉心に残存する未酸化の金属Zrは、水との反応によって酸化されると想定される。MAAP解析の結果から、ペDESTAL(ドライウエル部)に落下してきた溶融炉心は、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、溶融炉心中の金属Zrは酸化されていると考えられることから、事故時に溶融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、 ZrO_2 耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。

4. まとめ

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

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

コリウムシールド厚さの設定に係る条件について

ペDESTAL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を設定している。

この際、デブリ堆積高さ $H_{\text{debr}}i$ は、式(1)及び式(2)で算定している。

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

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

V_m : 溶融物体積 [36 m³]

V_s : ペDESTAL内構造物体積 [4 m³] (添付 1 参照)

Φ_{ent} : 粒子化割合 [0.173] (添付 2 参照)

P : ポロシティ [0.5] (添付 3 参照)

S_{fz} : コリウムシールドの設置を考慮した床面積 [m²]

L_{PD} : ペDESTAL床直径 [6.172 m]

D_{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 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。

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 m³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 ³]	外観図
ターンテーブル (溶融炉心の落下部及びその周囲のみが溶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の正方形の範囲が溶融すると想定)		
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の正方形の範囲が溶融すると想定)		
その他 (ケーブル, サポート, 配管等の構造物)		
合計		

※1 MAA P解析におけるRPV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 ³]
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 m³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 m³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、

Φ_{ent} : 粒子化割合 [-]

E_0 : エントレインメント係数 [-]

ΔH_{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]

ρ_{dj} : デブリジェット密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³]

※1 解析コード M A A P 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： kg/m³（MAAP計算結果^{※2}）
- ・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^{※3}）
- ・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^{※3}）

※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、ALPHAMJB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^[1]、粒子状デブリの冷却挙動に係る実験^[2]及びPULiMS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、PREMI X実験^[3]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、PULiMS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

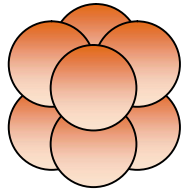
Particles	Wt. (g)	Wt. (%)
6mm steel spheres	11371.6	43.74
3mm steel spheres	6442.5	24.78
5-10mm Al ₂ O ₃	5410.9	20.81
2-5mm Al ₂ O ₃	2775.0	10.67
Total	26000.0	100.00

Bed weight	26.000kg
Bed volume	$8.47 \times 10^{-3} \text{ m}^3$
Avg. bed density	3069 kg/m^3
Bed porosity (measured)	0.38

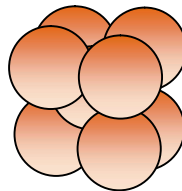
表 2 試験における粒子組成

	1 mm	2 mm	3 mm	d_{eq} (mm) [※]	ε
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

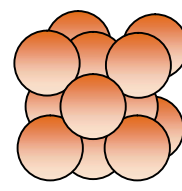
※ $d_{eq} = (\sum m_i/d_i)^{-1}$



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拡がるとともに、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。

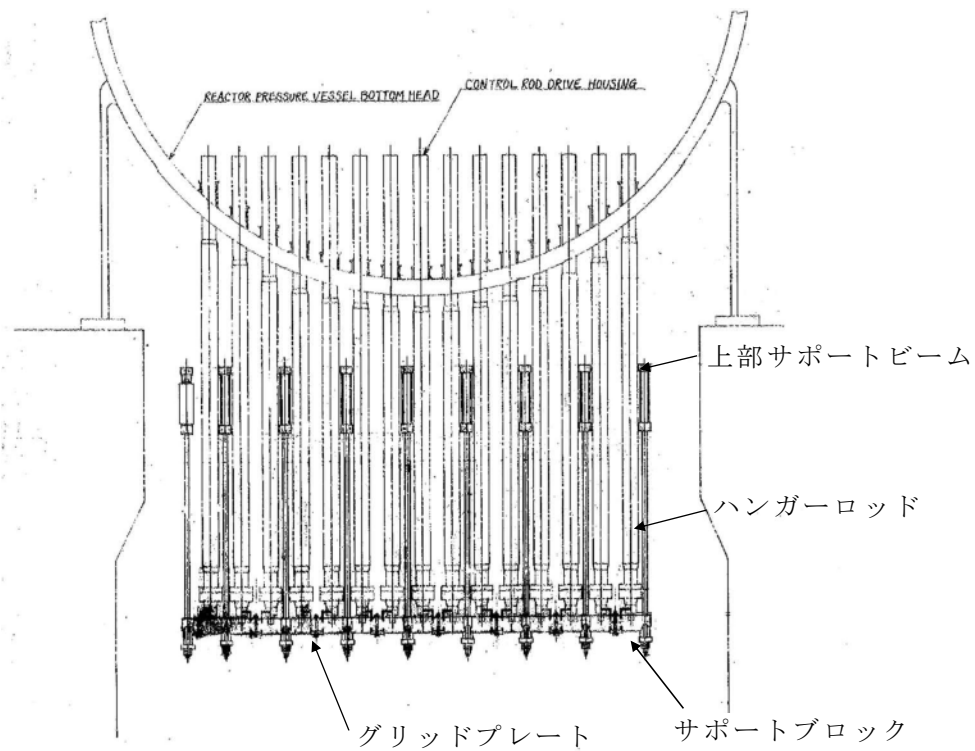


図 1 東海第二発電所CRDハウジングサポート構造

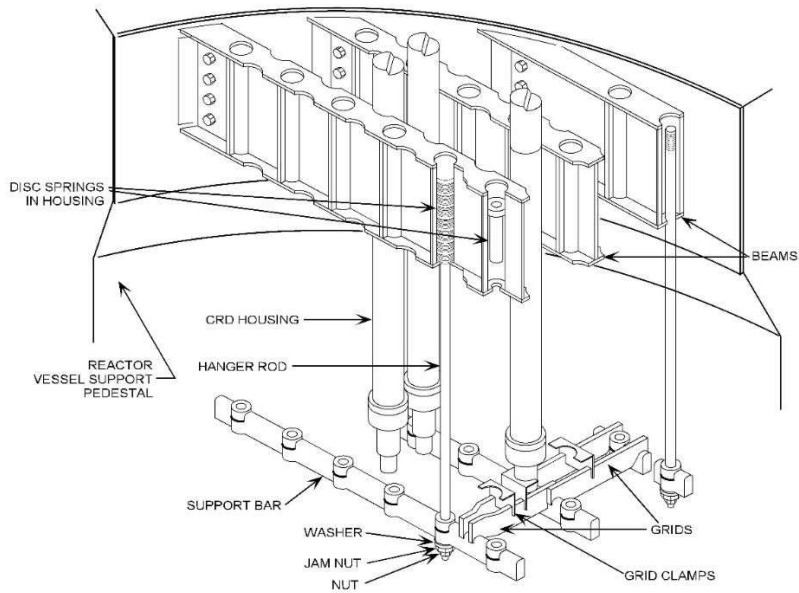


図 2 CRDハウジングサポート構造俯瞰図 (参考) [1]

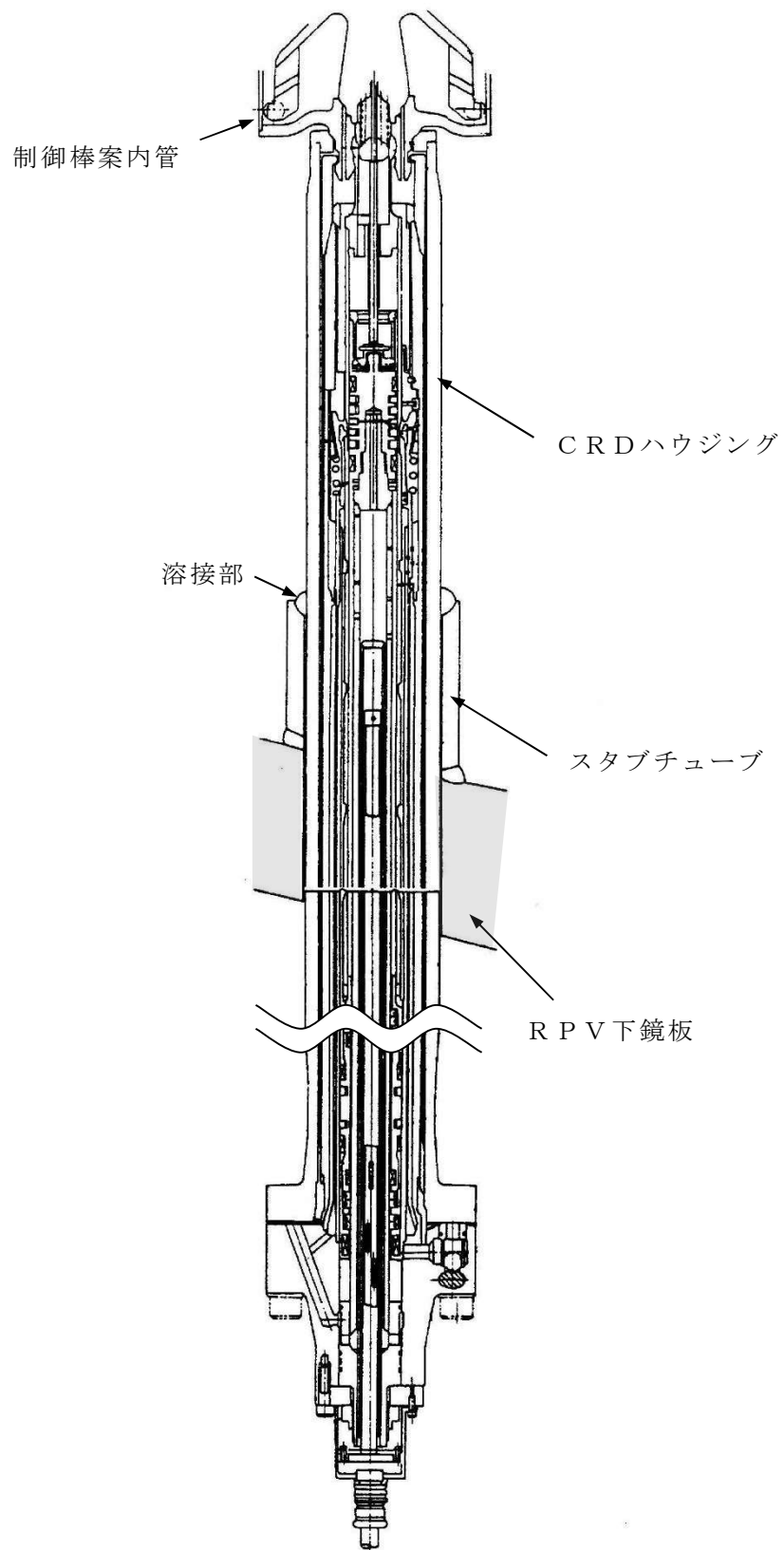


図3 CRD概要図

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DESTAL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DESTAL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 ^{※1} を考慮し, C R D6本分 ^{※2} 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 ^{※1} を考慮し, これを包絡するC R D9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 D4本を計 1 本としてカウント

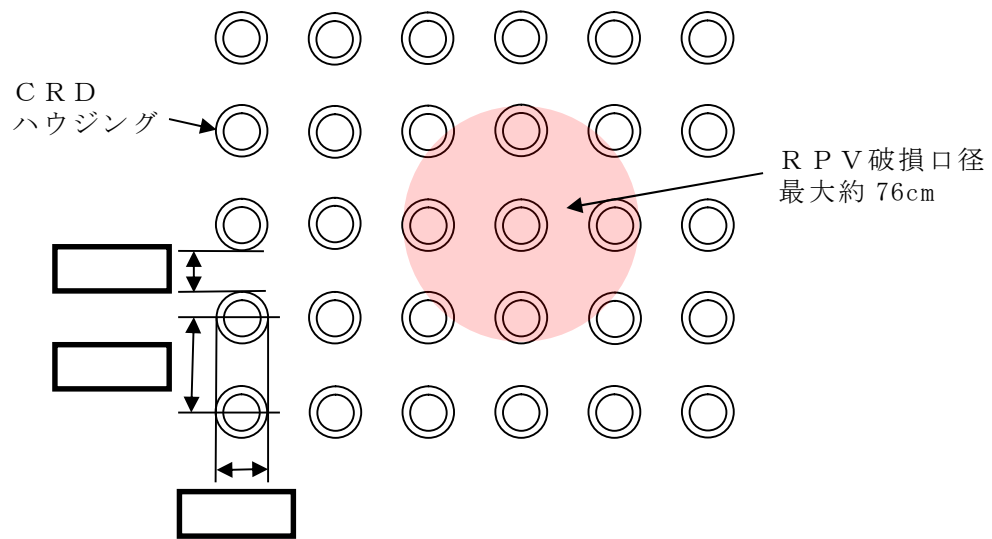


図4 CRD配置とRPV破損口径の関係

表3 HIPS実験結果とアブレーションモデルの評価結果^[2]

Test	ΔP (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 ^a	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 ³ ・ CRD6 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"/> (MAAP 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 ³ ・ CRD9 本分の範囲 ・ ペDESTAL内の全ての の構造物		
感度条件	4 m ³ ・ 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"/> (MAAP 推奨範囲の 最大値)	0.50 ・ 更なる保守性を考慮