

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 設計及び工事計画審査資料	
資料番号	KK6 補足-011-3 改0
提出年月日	2023年11月30日

原子炉格納施設的设计条件に関する説明書に係る補足説明資料  
(コリウムシールド的设计)

2023年11月  
東京電力ホールディングス株式会社

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)

## 目 次

### 1. 概要

- 別紙 1. 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
- 別紙 2. 熔融炉心がコリウムシールドを超えた場合の影響について
- 別紙 3. コリウムシールドに鋼構造設計規準を適用することの妥当性について
- 別紙 4. コリウムシールド材料の選定に係る試験について
- 別紙 5. コリウムシールドに使用する耐熱材の管理について

## 1. 概要

本資料は、「原子炉格納施設的设计条件に係る説明書」(以下「説明書」という。)の「4.3.5 重大事故等における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能」に示すコリウムシールド的设计に関して詳細を示すものである。

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

Flemings らは、図 1 のような試験装置を用いて溶融合金 (Al 95.5%—Cu 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、最大で 0.35 程度という結果を得ている。<sup>[1]</sup>

一方、渋谷らは、図 2 のような試験装置により Al 95.5%—Cu 4.5% 合金の流動性を確認し、固相率が 0.45 付近から粘性が急激に増加する結果となっており<sup>[2]</sup>、両者を比較すると Al—Cu 合金が流動性を失う固相率の評価結果は 0.1 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（柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機の排水スリット条件）はガラス材（Flemings 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、Flemings 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、Flemings らの試験条件と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。

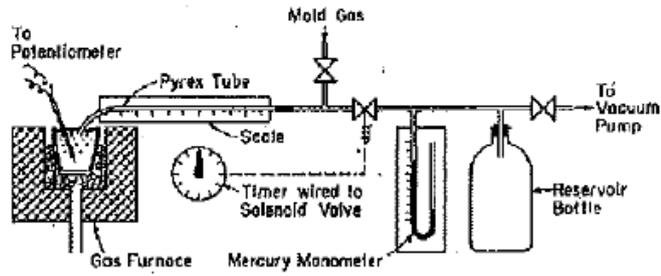


図7 流動性確認試験の試験装置

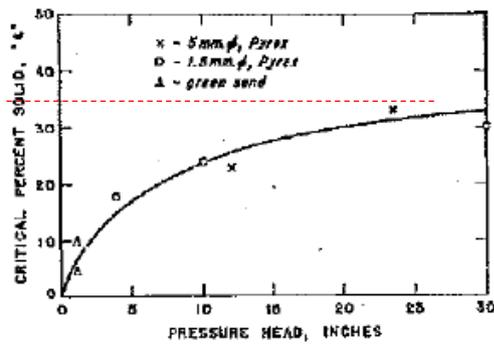


図1 Flemings らによる Al-Cu 合金の流動性確認試験装置及び試験結果

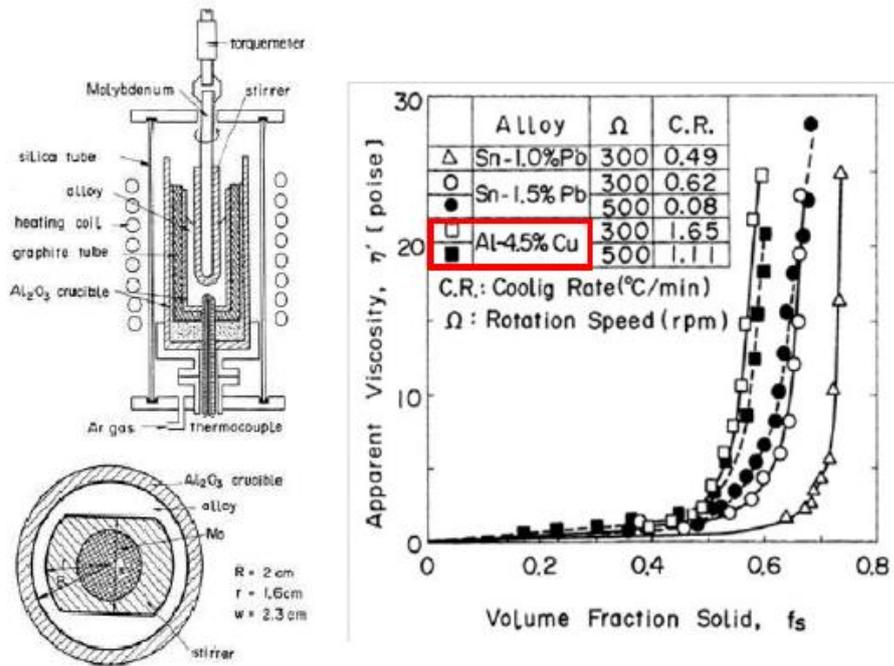


図2 渋谷らによる Al-Cu 合金の流動性確認  
試験装置及び試験結果

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 モデルや、Epstein のモデルがある。

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原子炉圧力容器 (以下「RPV」という。) 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 10000kg/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	0.24m	溶融炉心流速の代わりに RPV からの溶融炉心の落下率として 10000kg/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	0.21m	Flemings モデルによる評価と同様の評価条件を使用。

(1) US-ABWR DCD モデルの概要

US-ABWR DCD (以下「DCD」という。) モデルは、原子炉格納容器下部の HCW 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。

$$L_{freeze} = \bar{v}(t_{freeze})t_{freeze} \dots \dots \dots (2.1)$$

ここで、

$$t_{freeze} = \left[ \frac{H_0 \rho_{cm} (h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}}{4k_w (T_s - T_i)} \right]^2 \dots \dots \dots (2.2)$$

$$\bar{v} = \frac{\frac{2}{3} a_0 \sqrt{t} - \frac{a_0 b'_0 t}{H_0}}{1 + \frac{4b'_0 \sqrt{t}}{3H_0}} \dots \dots \dots (2.3)$$

$$a_0 = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm} A_{ld}}} \quad , \quad b'_0 = \frac{2k_w (T_s - T_i)}{\rho_{cm} (h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}} \dots \dots \dots (2.4)$$

であり、各パラメータは以下のとおりである。



EPRI<sup>[5]</sup>は、図3に示すRPV下部プレナムの核計装管を模擬した試験体に熔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。

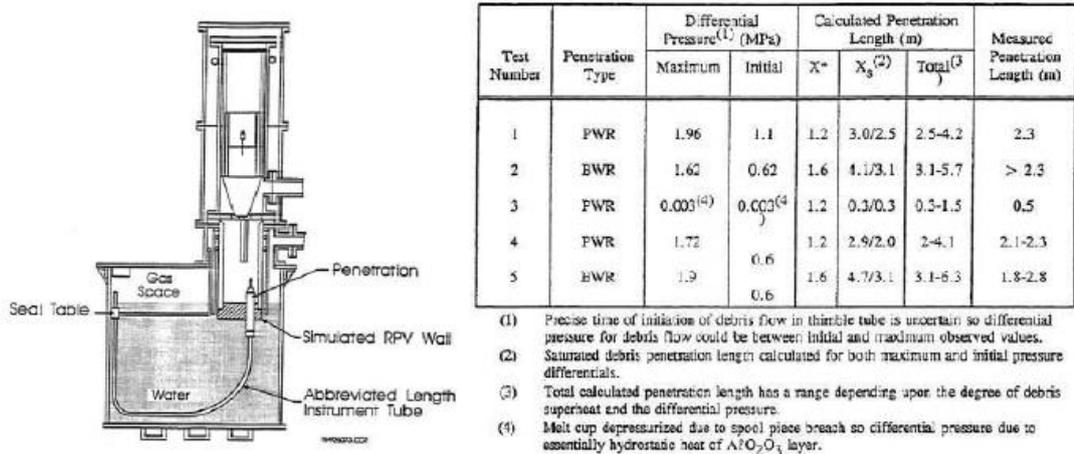


図3 EPRI 試験装置及び試験結果

参考文献

[1] M.C.Flemings 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

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

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

[5] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume 1, EPRI report TR-103389, 1994

## 溶融炉心がコリウムシールドを越えた場合の影響について

コリウムシールドは、落下してきた溶融炉心が高電導度廃液サンプル（HCW サンプル）及び低電導度廃液サンプル（LCW サンプル）（以下「ドライウェルサンプル」という。）内へ流入することを防止するために設置するが、溶融炉心に対し、ポロシティを考慮した場合、溶融炉心の一部がドライウェルサンプル内に流入する可能性があるため、ドライウェルサンプル床面及びドライウェルサンプル壁面の侵食量を評価した。

## 1. 溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えて、サンプルに流入する場合の影響

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心はコリウムシールドによって堰き止められ、あるいはファンネルの途中で凝固することにより、多量にサンプルに流入することはない。細粒化された溶融炉心が水中に浮遊することにより、わずかな量がコリウムシールドの内側に移行する可能性があるが、細粒化された溶融炉心は周囲の水によって十分に冷却されていると考えられることから、仮にわずかな量の細粒化された溶融炉心がサンプルに移行しても、サンプル床面を有意に侵食するものではない。

ただし、溶融炉心に対し、ポロシティを見込んだ場合、溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えて、サンプルに流入することも想定し、以下のように侵食量を評価した。

## 1.1 評価体系

MAAPコードでは、サンプルのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をサンプルの床面積に合わせた円柱で模擬した。

なお、サンプルへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル（コリウムシールド設置位置、コリウムシールド高さ、サンプルの形状）は、6号機と7号機を比較して、サンプル越流時の流入量が多く、サンプル床面積が小さく上面から水への除熱量が少なくなる7号機で代表させた。

## 1.2 評価条件

## ・ポロシティ評価範囲

MAAPコードにおける不確かさの範囲と同様に、ポロシティを0.26（面心立方格子、最稠密）、0.32（体心立方格子）、0.4（MAAP標準値）、0.48（単純立方格子）の範囲を想定する。ポロシティについては、概ね0.3以上と報告されているが、ポロシティに対する侵食量の感度を確認する観点から、ポロシティの最小値について、本評価では仮想的に0.26を設定した。

なお、粒子化割合の評価にはRicou-Spalding相関式を用い、エントレインメント係数はMAAP推奨値  とした。この評価結果をもとに、本評価における粒子化割合は63%とした。

- ・崩壊熱及び上面熱流束

事象発生から7時間後の崩壊熱，ポロシティ及び原子炉格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価を行う。上面熱流束は，図1のLipinski0-Dモデルを用いたドライアウト熱流束をもとに表1のとおりに設定した。Lipinski0-Dモデルについては添付資料に詳細を示す。

- ・熔融炉心の堆積高さの設定

各ポロシティを用いた場合の下部ドライウエルでの熔融炉心の堆積高さ(コリウムシールドに囲まれた床面積を除いた場合)は表1のとおりとなる。(ポロシティ別のコリウムシールドの越流量のイメージを図2に示す。)

これを踏まえ，各ポロシティを用いた場合のサンプル内への熔融炉心の流入量を以下のとおりに考慮し，表1のとおりにサンプル内での熔融炉心の堆積高さを設定した。

(i) コリウムシールドの高さ以上に堆積し，コリウムシールドの内側に流入するものと見なす熔融炉心の量がサンプルの体積未満の場合

ポロシティが0.26のケースでは，コリウムシールドの高さ以上に堆積する熔融炉心の量がサンプル2つ分の容量未満であることから，二つのサンプルに均一に熔融炉心が流入すると想定し，堆積高さを約0.7mとした。

(ii) コリウムシールドの高さ以上に堆積し，コリウムシールドの内側に流入するものと見なす熔融炉心の量がサンプルの体積以上の場合

ポロシティが0.32, 0.4及び0.48のケースでは，熔融炉心の流入量がサンプル2つ分の容量を大きく上回る。熔融炉心がコリウムシールドの内側のサンプル外の領域にも堆積するため，サンプル及びコリウムシールドの内側のサンプル外の領域に堆積した場合の堆積高さを用いてサンプル床面の侵食量評価を行った。

### 1.3 評価結果

表2に示すとおり，サンプル床面の侵食量は最大約0.05mであり，鋼製ライナの損傷には至らないことを確認した。また，サンプル壁面の侵食量は最大約0.05mであり，外側鋼板の損傷には至らないことを確認した。

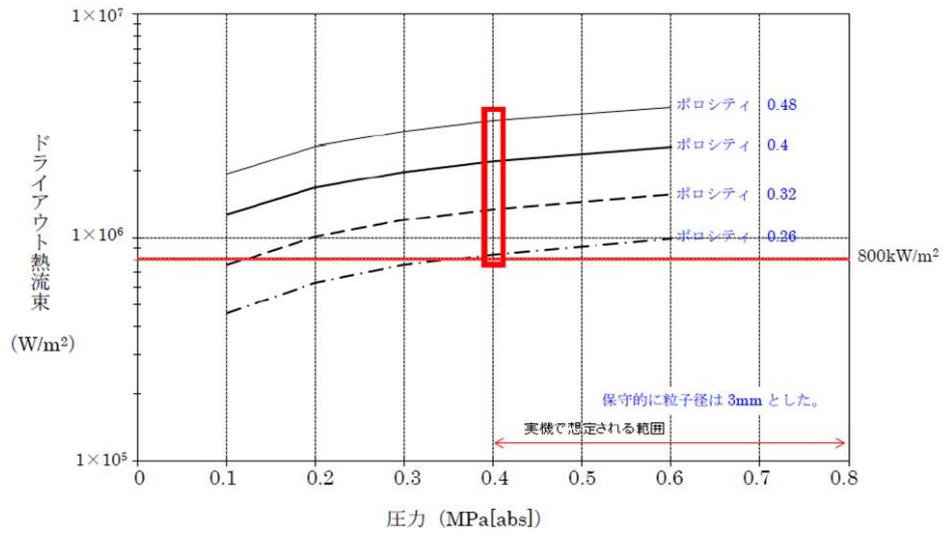


図1 Lipinski0-Dモデルを用いたドライアウト熱流束

表1 ポロシティへの依存性を考慮した場合の上面熱流束の設定と熔融炉心の堆積高さ

ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
上面熱流束(原子炉格納容器 圧力依存性を考慮) (kW/m <sup>2</sup> )	図1参照			
	800* <sup>2</sup>	1300* <sup>2</sup>	2200* <sup>2</sup>	3300* <sup>2</sup>
下部ドライウエル* <sup>1</sup> での溶 融炉心の堆積高さ (m)	約 0.68	約 0.73	約 0.80	約 0.89
越流する熔融炉心の 体積 (m <sup>3</sup> )	約 2.6	約 5.8	約 11	約 18
サンプル床面からの 堆積高さ (m)	約 0.7	約 1.4	約 1.8	約 2.1

注記 \*1: コリウムシールドに囲まれた床面積を除き, コリウムシールドの内側への流入を考慮しない場合の堆積高さ

\*2: (参考) 原子炉格納容器圧力 0.4MPa[abs]における値

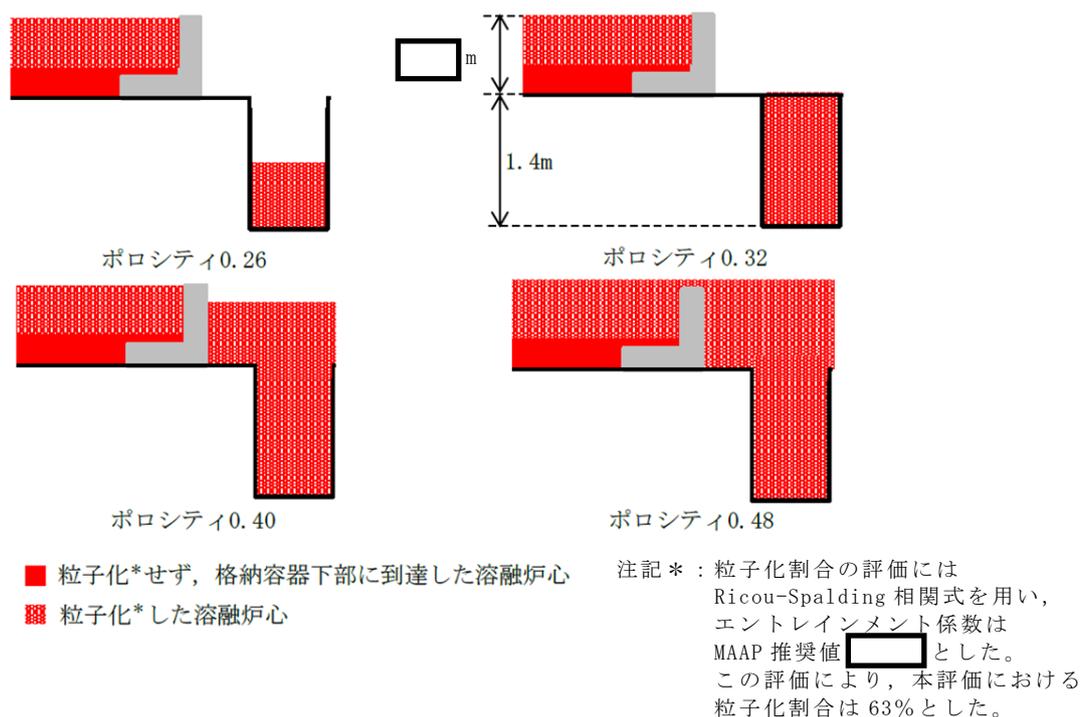


図 2 ポロシティ別のコリウムシールド越流量のイメージ

表 2 溶融炉心がサンプルに流入する場合の侵食量評価結果

ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
サンプル床面侵食量 (m)	0.05	0.03	0.01	0
サンプル壁面侵食量 (m)	0.05	0.03	0.01	0

## 2. 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の影響

原子炉格納容器下部に溶融炉心と共に落下し得る構造物については表 3 に整理しており、原子炉圧力容器内の構造物のみならず CRD 交換装置や原子炉圧力容器外の全ての CRD ハウジング等を考慮しても、落下した溶融物のポロシティが 0 の場合はコリウムシールドを越えない設計としている。

落下した溶融物の量を十分保守的に設定しているが、ポロシティを考慮した場合、溶融物の一部がサンプルの内側に流入すると想定される。このため、溶融物の落下量に対するサンプル床面の侵食量の感度を確認する観点から、以下のように侵食量を評価した。

## 2.1 評価体系

MAAPコードでは、サンプルのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をサンプルの床面積に合わせた円柱で模擬した。

なお、サンプルへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置、コリウムシールド高さ、サンプルの形状)は、6号機と7号機を比較して、7号機のコンクリート侵食量の方が多ことを確認し、7号機で代表させた。

## 2.2 評価条件

本評価では落下した溶融物の量を保守的に設定するものとし、他のパラメータについて、評価結果に与える影響の大きなパラメータについてはノミナル条件に近いと考える値とした。評価条件の設定の考え方を表3に示す。

### ・ポロシティ評価範囲

文献値等において、ポロシティは現実的には0.3以上と報告されていることを踏まえ、0.32(体心立方格子の値)とした。なお、粒子化割合の評価にはRicou-Spalding 相関式を用い、エントレインメント係数はMAAP推奨値  とした。この評価結果をもとに、本評価における粒子化割合は63%とした。

### ・崩壊熱及び上面熱流束

事象発生から7時間後の崩壊熱、ポロシティ及び原子炉格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価を行う。上面熱流束は、図1のLipinski0-Dモデルを用いたドライアウト熱流束をもとに表3のとおり設定した。

### ・溶融炉心の堆積高さの設定

表4に示すとおり、ポロシティ及び落下物量の想定から、溶融炉心がコリウムシールド内を埋め、更に原子炉格納容器下部全体に堆積する高さ(原子炉格納容器下部床面から約0.66m(サンプル床面から約2.06m))とした。

## 2.3 評価結果

表5に示すとおり、サンプル床面及びサンプル壁面の侵食量はそれぞれ約0.09mであり、鋼製ライナ及び外側鋼板が損傷する恐れはないことを確認した。

表 3 侵食量評価に影響する評価条件と設定の考え方，保守性の整理（熔融物の落下量を保守的に考慮する場合）

侵食量に影響する評価条件	設定値	考え方	保守性
熔融物の量	約 <input type="text"/> t	炉心及び炉心支持構造物，原子炉圧力容器内外の CRDハウジング，CRD 交換機が落下する想定。原子炉圧力容器外の構造物は熔融物とはせず，発熱密度を下げない扱いとしている。ポロシティが 0 の場合は落下物の高さはコリウムシールド高さと同じになる。	炉心及び炉心支持構造物のみならず，原子炉圧力容器外の CRDハウジング全てや CRD 交換機も落下する想定となることから，大きな保守性を有していると考ええる。
崩壊熱	事象発生から 7 時間後の値	原子炉への注水に期待しない場合，原子炉格納容器下部への熔融炉心落下に至る時刻が最も早いプラント損傷状態である LOCA の熔融炉心落下時刻を保守的に切り上げた値。	崩壊熱曲線自体に保守性があるものの，ベースケースと同じ落下時刻を設定値としており，ノミナル条件と考える。
初期水張り	2m	運用手順	ノミナル条件と考える。
エントレインメント係数	<input type="text"/>	解析コード MAAP 推奨値であり，「設置変更許可申請書添付書類 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のベースケースに用いている値と同じ。（Ricou-Spalding 相関式を用いた評価により，粒子化割合は 63% と評価される。）	ノミナル条件と考える。
粒子化した熔融物のポロシティ	0.32	文献により，ポロシティは概ね 0.3 以上と報告されていることから，体心立方格子の値である 0.32 を設定。（図 3 にコリウムシールドの越流量のイメージを示す。）	下限値（現実的には厳しめの値）と考える*1。
上面熱流束（水への除熱量）	図 1 参照	原子炉格納容器圧力依存性を考慮し，ポロシティ 0.32 における熱流束を Lipinski0-D モデルを用いて評価	ノミナル条件と考える。

注記\*1：ポロシティの値については，文献では概ね 0.3 以上と報告されており，0.4 を超える値も報告されている。本評価で想定している，一旦落下し堆積した熔融物の上部から粒子化した熔融物がコリウムシールドの堰を超えて流入する状況を考える場合，原子炉格納容器下部に堆積している熔融炉心には上下に密度差が生じており，その上部の粒子化した熔融炉心のポロシティは熔融物全体の中では大きな値をとると考えると，サンプルに流入した熔融物のポロシティは文献値よりも大きな値になる可能性が考えられる。

\*2：粒子化割合の評価には Ricou-Spalding 相関式を用い，エントレインメント係数は MAAP 推奨値  とした。この評価により，本評価における粒子化割合は 63% とした。

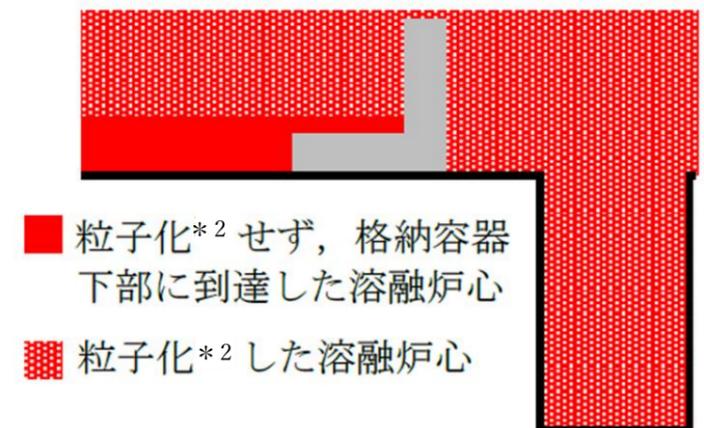


図 3 コリウムシールド越流量のイメージ

表 4 溶融炉心の堆積高さ（溶融物の落下量を保守的に考慮する場合）

サンプル床面からの堆積高さ (m)	約 2.06
-------------------	--------

表 5 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の侵食量結果\*

サンプル床面床面侵食量 (m)	約 0.09
サンプル床面壁面侵食量 (m)	約 0.09

注記\*：本評価結果は各種感度解析の中でサンプルの侵食量が最も大きく、サンプル床面侵食部下端からライナまでの距離は 0.11m である。侵食には至らないが、溶融炉心からの熱がライナに伝わることによる影響を確認したところ、ライナの到達温度は 500℃未満であり、融点約 1530℃に対して低い値であることから溶融には至らず、上下両側からコンクリートによって固定されている構造であることから、熱膨張の観点でも影響はないものとする。

### 3. 溶融炉心落下位置が原子炉圧力容器底部中心から径方向に偏る場合の影響

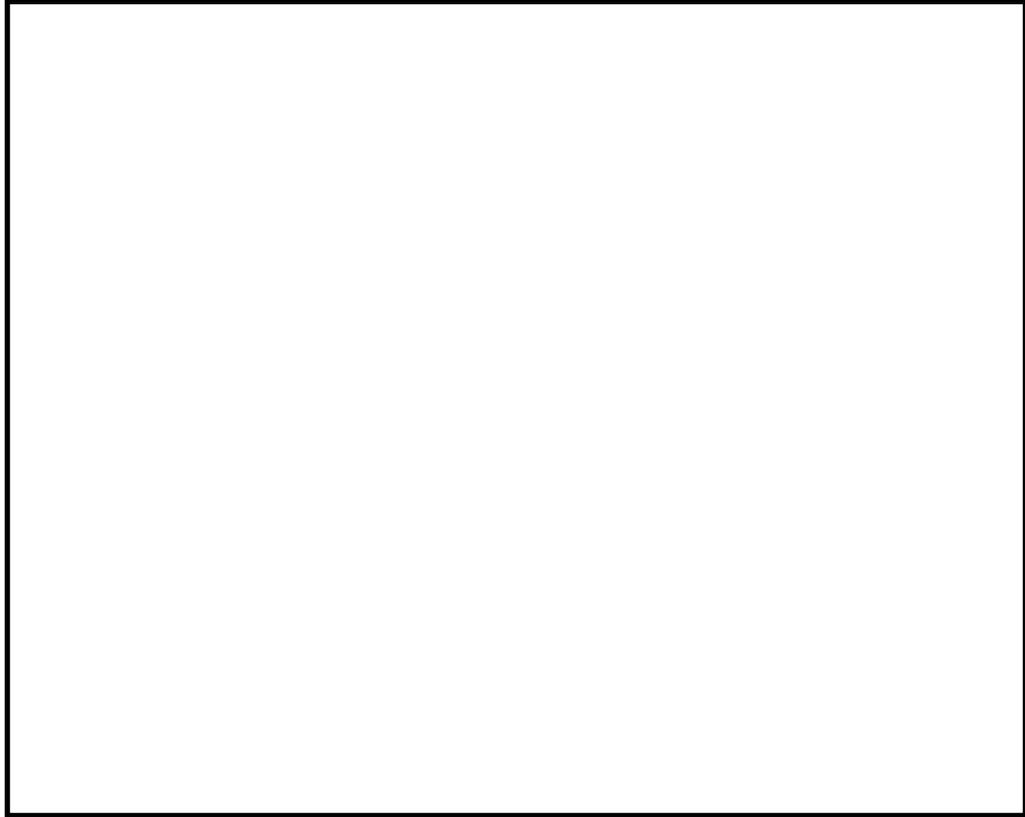
溶融炉心が原子炉圧力容器底部のどの位置から落下するかについては不確かさがあるが、基本的には原子炉圧力容器底部の中心及びその近傍に配置されており、原子炉圧力容器底部を貫通する構造部材である CRDハウジングからの落下を想定している。原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心が、原子炉格納容器下部のサンプルに流入することを防止する目的でコリウムシールドを設置しているが、その堰の設置位置は図 4 に示すとおり、CRDハウジングの最外周の位置よりも原子炉格納容器下部の壁面寄りとしており、CRDハウジングの最外周を溶融炉心の落下位置として想定しても、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心はコリウムシールドによって堰き止められる。

溶融炉心の拡がりについては「設置変更許可申請書 追補 2. III 重大事故対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第 5 部 M A A P 説明資料添付 3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について 付録 4 溶融物の拡がり実験」において参照した知見から、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心は数分程度で原子炉格納容器下部に拡がること、また、ANL の実験では、デブリベッドが均一化することに要した時間が 2～3 分程度であったことを踏まえると、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心は短時間で原子炉格納容器下部に均一に拡がるものと考えられる。

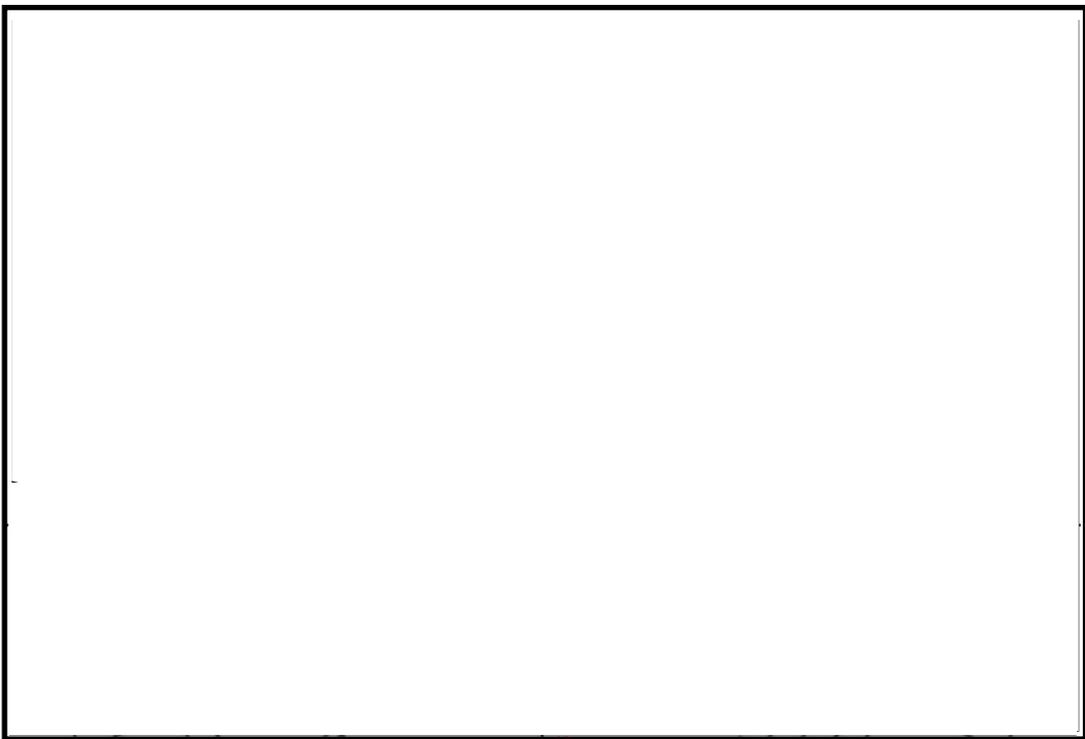
しかしながら、溶融炉心の落下位置がコリウムシールド近傍に偏るとした場合、堆積高さはコリウムシールド近傍に偏って高く分布することとなるため、溶融炉心が原子炉格納容器下部に拡がる前にコリウムシールドを越えてサンプルに流入する可能性が考えられる。

このような熔融炉心の堆積偏心を想定した場合、堆積物の形状には不確かさが生じることから、評価モデルを特定することが困難となる。このため、堆積物の形状の不確かさに対しては、多くの熔融炉心がコリウムシールドの内側に流入する場合を考慮し、ポロシティを保守的な 0.48（表 1 に示す条件のうち最大値）に設定することで堆積高さが高くなる評価で代表させることとする。なお、本評価においては、コリウムシールドの内外が同じ堆積高さとなる想定としている。

ここで、原子炉圧力容器底部から原子炉格納容器下部の水中に落下した熔融炉心の一部は細粒化され低密度となり、落下した熔融炉心中の上部に集まるものと考えられる。このため、コリウムシールドを越えてサンプルに流入する熔融炉心は、細粒化によって密度が低く総表面積が比較的大きな状態になっているものと考えられる。この状態においては水による高い除熱量が期待でき、表 2 に示すとおり、ポロシティを 0.48 に設定した場合の評価でも床面及び壁面の侵食量が 0m となる結果を得ている。以上のことから、堆積物の形状の不確かさを包絡する条件においても、サンプル侵食による原子炉格納容器バウンダリ機能の喪失には至らない。



(a) 側面図



(b) 上面図

図 4 CRDハウジング最外周とコリウムシールドの位置関係

#### 4. まとめ

ポロシティを考慮した場合、溶融炉心の一部がドライウェルサンプ内に流入することが考えられるが、ドライウェルサンプ床面及びドライウェルサンプ壁面の侵食量はわずかであり、原子炉格納容器の支持機能に影響しないことを確認した。

Lipinski 0-D モデルについて

(日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」より抜粋)

c. Lipinskiの0-Dモデル<sup>(11)</sup>

Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。

連続の式

$$\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$$

運動量の式 (気相)

$$\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$$

運動量の式 (液相)

$$-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$$

エネルギー式

$$\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$$

圧力の釣合<sup>(15)(16)</sup>

$$\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$$

ここで、

$U$  : 見掛け流速

$\kappa$  : 層流での浸透率

$\eta$  : 乱流での浸透率

$\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$  : 各々層流及び乱流での気液の比浸透率 (無次元)

でデブリベッド内の平均液体存在割合  $s$  の関数で、以下のように表わしている<sup>(15)</sup>。

$$\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$$

$$\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$$

$$\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$$

$$\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$$

上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束  $q$  ( $=\dot{Q}H_b$ ) は下式で与えられる。

$$q = \rho_v \Delta h_v u_1 \{ 1 + (u_2/u_1)^2 \}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$$

$$u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} /$$

$$\left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$$

$$u_2 = \left[ \frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \right.$$

$$\left. \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$$

ドライアウト熱流束は、式(8.19)が  $s$  ( $0 \leq s \leq 1$ ) に関して極大値をとる条件として求まる。

※ポロシティ(空隙率)は変数  $\epsilon$  に該当する。

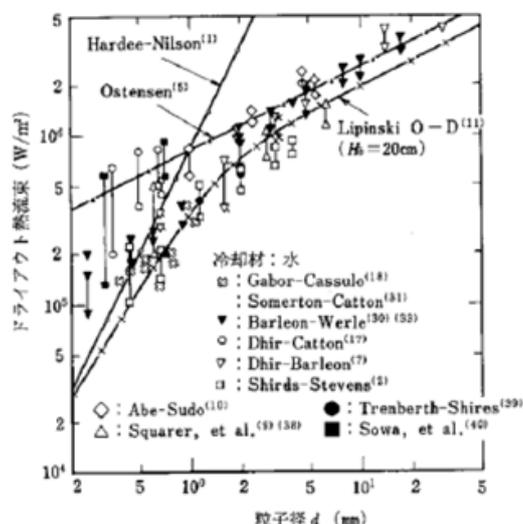


図8・6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較

## コリウムシールドに鋼構造設計規準を適用することの妥当性について

コリウムシールドは、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、コリウムシールドは、J E A G 4 6 0 1 に定義される耐震重要度分類に該当しないが、J E A G 4 6 0 1—1 9 8 7 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 に示されるように、支持構造物の適用基準として鋼構造設計規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や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規準（日本建築学会）を適用することとした。

鋼構造設計規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。

鋼構造設計規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規準と言える。

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

	鋼構造設計規準	J E A G 4 6 0 1（支持構造物）
F 値	Min ( Sy (RT), 0.7Su (RT) )	Min ( 1.35Sy, 0.7Su, Sy (RT) )

ここで、Sy (RT)：常温での降伏点（あるいは、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）

Su (RT)：常温での引張強さ（あるいは、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）

Sy：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）

Su：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 鋼構造設計規準の許容応力度（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	ft	fs	fb	—	—	—
短期	1.5ft	1.5fs	1.5fb	—	—	—

表 3 J E A G 4 6 0 1 の許容応力（一例）

状態	一次応力			一次＋二次応力		
	引張	せん断	曲げ	引張	せん断	曲げ
I <sub>A</sub>	ft	fs	fb	3ft	3fs	3fb
III <sub>AS</sub>	1.5ft	1.5fs	1.5fb	3ft	3fs	3fb

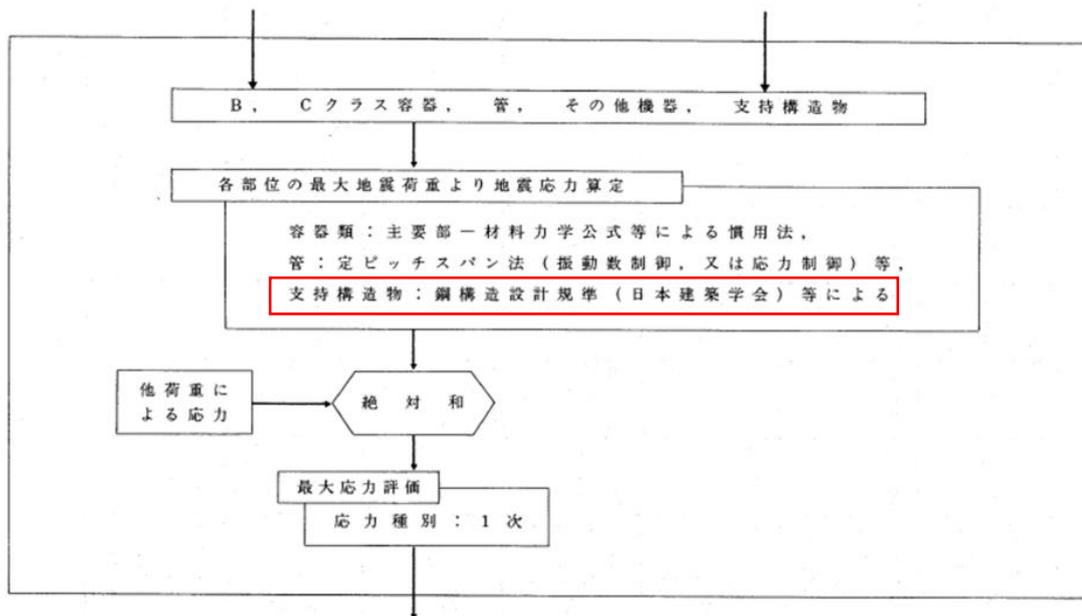


図6.1.8-5 基本手順の部分詳細 (B, Cクラス応力・強度評価ブロック)

(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

原子炉の重大事故等において、放射性物質が環境へ放出することを防ぐため、熔融炉心による原子炉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、, ,  $ZrO_2$  (ジルコニア) 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、 $2000^{\circ}C \sim 2200^{\circ}C$  の所定温度にして金属を溶かす。熔融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し、5 分間保持する。その後、試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について、冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお、熔融炉心の主な構成材料として、BWR で使用される  $UO_2$ , Zr,  $ZrO_2$ , Fe 等が想定されるが、試験においては、金属成分は 100mol%Zr とした。

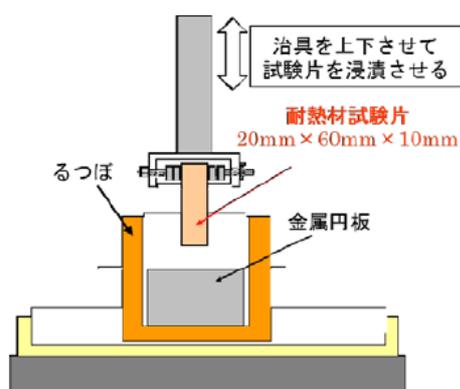


図 1 試験体系

## 1.2 試験結果

図 2 に金属組成が 100mol%Zr における試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。侵食量は  >  > ZrO<sub>2</sub> となり, ZrO<sub>2</sub>, ,  の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。



図 2 溶融 Zr による耐熱材侵食試験後の断面写真

## 2. 模擬溶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<sub>2</sub> 耐熱材と模擬溶融炉心粒子を所定の重量分装荷した。模擬溶融炉心の組成は UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-Zr : 30mol% - 30mol% - 40mol% とした。

図 3 に試験体系を示す。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。試験中の模擬溶融炉心の温度は、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溶融炉心の温度が、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。

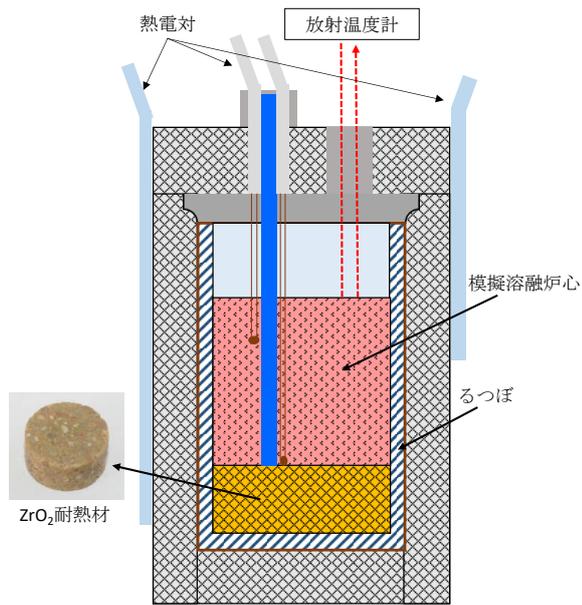


図3 試験体系

## 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。ZrO<sub>2</sub>耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心によるZrO<sub>2</sub>耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。

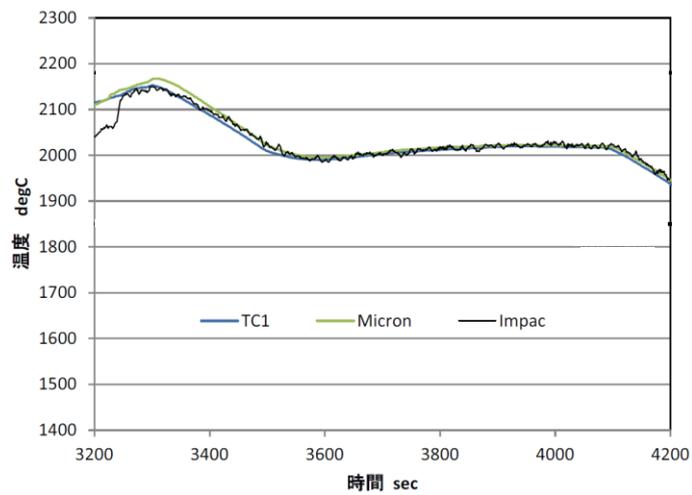


図4 試験温度推移

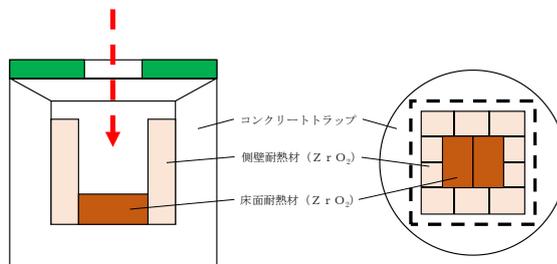


図5 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験後の断面写真

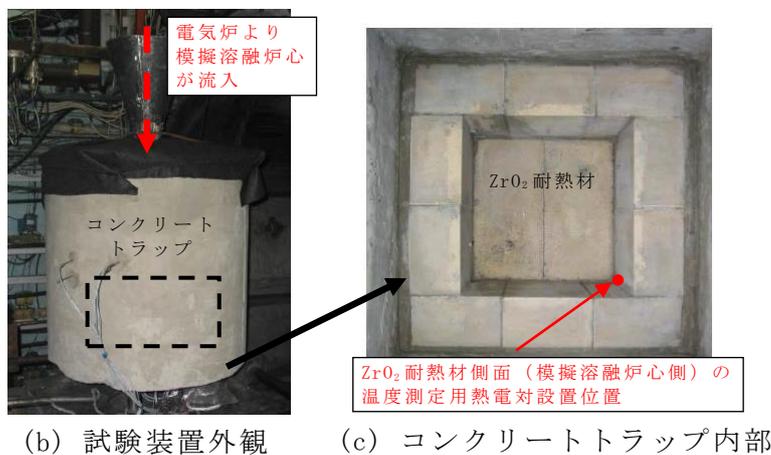
### 3. 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験

#### 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、 $ZrO_2$  耐熱材の上に模擬熔融炉心を落下させ、耐熱材の侵食量の測定、耐熱材侵食性状や模擬熔融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬熔融炉心の組成は  $UO_2-ZrO_2-Zr$  : 30mol% - 30mol% - 40mol% とした。図6に試験装置を示す。 $ZrO_2$  耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し、電気炉により加熱した模擬熔融炉心を  $ZrO_2$  耐熱材上に落下させ、コンクリートトラップに設置した熱電対により  $ZrO_2$  耐熱材の温度を測定した。



(a) 試験体系



(b) 試験装置外観

(c) コンクリートトラップ内部

図6 試験装置

### 3.2 試験結果

試験温度推移を図7に示す。ZrO<sub>2</sub>耐熱材側面（模擬熔融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬熔融炉心落下直後に最高温度約2450℃を観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は2450℃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。模擬熔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。

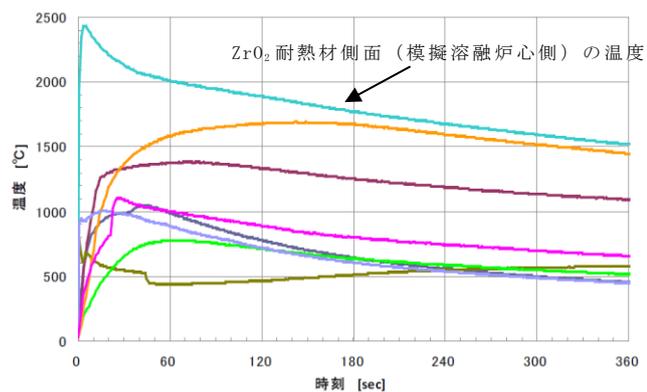


図7 試験温度推移

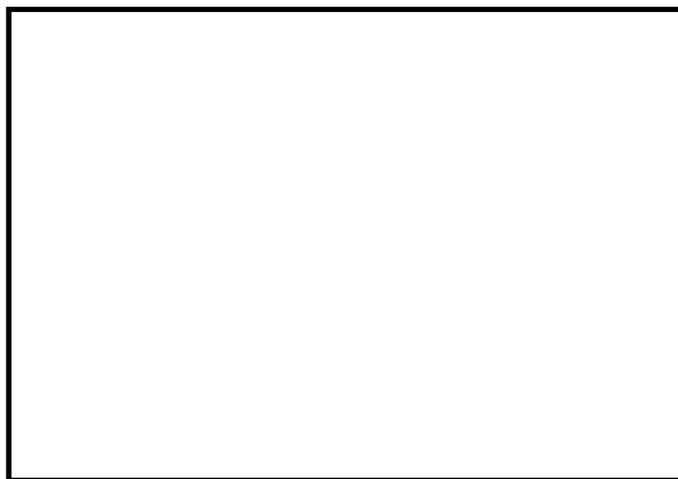


図8 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験後の断面写真

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

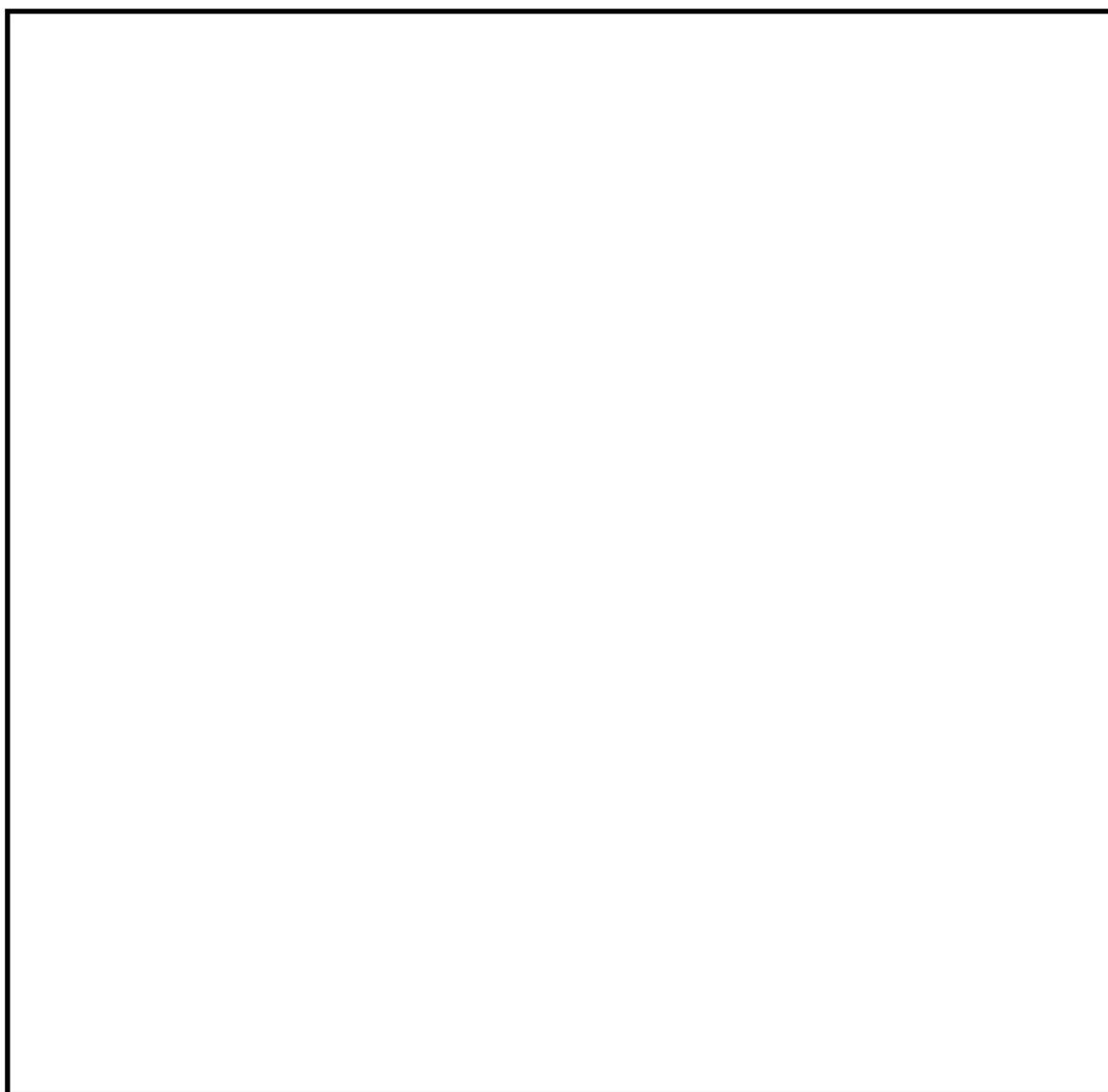


図 9 耐熱材表面の成分分析結果

なお、原子炉本体の基礎（ドライウエル部）には水プールが存在するため、原子炉本体の基礎（ドライウエル部）に落下してきた熔融炉心中に残存する未酸化の金属 Zr は、水との反応によって酸化されると想定される。MAAP 解析の結果から、原子炉本体の基礎（ドライウエル部）に落下してきた熔融炉心は、2000℃を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが、上述のとおり、熔融炉心中の金属 Zr は酸化されていると考えられることから、重大事故等時に熔融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、ZrO<sub>2</sub> 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、熔融炉心に対して高い耐性を有している ZrO<sub>2</sub> 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。

注：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、東芝エネルギーシステムズ(株)、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。

## コリウムシールドに使用する耐熱材の管理について

## 1. はじめに

本資料は、コリウムシールド向けの  $ZrO_2$  (ジルコニア) 耐熱材を導入するにあたって、 $ZrO_2$  含有量の影響について検討したものである。

2.  $ZrO_2$  耐熱材の侵食挙動に関する知見 (試験の概要)

耐熱材の侵食挙動に関して、国内外で実施された主な試験概要を示す。

## (1) 静的デブリ冷却システムの開発 Ph-1

国内においては、国プロ/電共研試験 (以下「国プロ試験」という。) で、耐熱材の化学侵食や熱的侵食に対する試験 (共晶試験, 化学侵食試験, 高温物性測定試験) 等を実施し、侵食評価モデルを検討した。また、侵食評価モデルの検証のため、模擬デブリと耐熱材の相互作用試験を実施した。

耐熱材候補としては、 $ZrO_2$ , ,  を対象とし、模擬熔融炉心を用いて、耐熱材の侵食挙動を調べた。

国プロ試験では、熔融金属ジルコニウム (Zr) への浸漬試験、模擬熔融炉心との相互作用試験等が実施され、熔融炉心に対する耐性の観点で、 $ZrO_2$  を主成分とした耐熱材が最も優れていると判断された。

また、 $2100^{\circ}C$  の金属 Zr100% の条件で、 $ZrO_2$  耐熱材試験片を浸漬しても当初の形状を保つ結果が得られており、この結果に基づき、 $ZrO_2$  耐熱材の侵食開始温度 (融点) を保守側に  $2100^{\circ}C$  と設定している。

なお、国プロ試験で用いられた  $ZrO_2$  耐熱材の  $ZrO_2$  含有率のサンプル分析では約 93% 程度となっている。

## (2) CIT 実験

欧州においても、模擬熔融炉心と  $ZrO_2$  耐熱材の侵食挙動に関し、CIT 実験が実施されている。CIT 実験では、模擬熔融炉心と  $ZrO_2$  耐熱材を最長 10 時間程度接触させ、模擬熔融炉心の表面温度と侵食量の推移が測定された。CIT-9 実験 (他の試験条件に比べ、実機 BWR の熔融炉心組成に近いが、酸化鉄の成分が BWR 条件よりも多く、 $ZrO_2$  耐熱材の侵食にとっては厳しい条件) では、 $ZrO_2$  耐熱材の最終的な侵食量が 22.5mm、最大の侵食速度は 0.18mm/min と報告されている。

なお、CIT 実験で用いられた  $ZrO_2$  耐熱材の  $ZrO_2$  純度は 94.7% となっている。

3.  $ZrO_2$  含有量の影響度合い(1)  $ZrO_2$  含有量と侵食量について

国プロ試験で使用した  $ZrO_2$  耐熱材は、製造上における  $ZrO_2$  含有量の管理値として

90%以上（国プロ試験でのサンプル分析では約 93%）としている。

国プロ試験では、実機 BWR の熔融炉心の組成に比べて、 $ZrO_2$  耐熱材に対する還元性の観点で非常に保守側の条件である金属 Zr100%の熔融金属に浸漬した結果、 $2100^{\circ}C$  で  $ZrO_2$  耐熱材の健全性が確認されている。

コリウムシールドの設計においては、国プロ試験で健全性が確認されている  $2100^{\circ}C$  を侵食開始温度と設定し評価を行っており、保守的条件でも  $ZrO_2$  耐熱材の侵食量は  mm 以下であることが確認されている。

なお、 $ZrO_2$  の融点は約  $2700^{\circ}C$  であり、ドライ条件で  $2450^{\circ}C$  以上の模擬熔融炉心による侵食試験でも顕著な侵食がないことを確認していることから、侵食開始温度  $2100^{\circ}C$  は保守的な設定となっている。

上記より、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機のコリウムシールドに用いる  $ZrO_2$  耐熱材については、国プロ試験の結果に基づき保守的に侵食開始温度が設定されていること、侵食量（ mm 以下）に対して設計厚さ（ mm）は十分であることから、国プロ試験で使用した  $ZrO_2$  耐熱材を採用する計画である。

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機で採用している耐熱材については、国プロ試験で使用した耐熱材と同じ製造メーカー製品を採用している。製造能力の関係から、調達上の  $ZrO_2$  含有量管理値は 90%以上としているが、実機に使用している耐熱材の  $ZrO_2$  含有量を実際に測定した結果、国プロ試験でのサンプル分析で得られた結果と同等以上であったことから、熔融物に対する耐侵食性は、国プロ試験耐熱材と同等の性能を有していると考えられる。

(2) ZrO<sub>2</sub>含有量が低下した場合の他の成分の影響

Zr の含有量が低い場合に、Zr 以外の成分のうち含有量が高くなる可能性がある成分としては、添加剤である Ca が考えられる。Ca については ZrO<sub>2</sub> の相変態による体積変化を起こし難くするために安定化元素として添加しているものであり、ZrO<sub>2</sub> 耐熱材の性質に悪影響を与えるような成分ではない。その他の不純物については、ZrO<sub>2</sub> の原料粉に含まれているものであり、これらについては含有量を抑えるように管理していることから ZrO<sub>2</sub> 耐熱材の機能に影響を与えることはない。