

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-011 改 18
提出年月日	2022年8月19日

工事計画に係る補足説明資料  
(原子炉格納施設)

2022年8月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料 (内容)	備考
1	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	重大事故等時の動荷重について	
2		重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について	
3		コリウムシールドの設計	今回の提出範囲
4		格納容器フィルタベント系の設計	
5		ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価について	
6		非常用ガス処理系吸込口の位置変更について	
7	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	1. 局所エリアの漏えいガスの滞留 2. 原子炉建物水素濃度の適用性について 3. 触媒基材 (アルミナ) について 4. 原子炉ウェル代替注水系について 5. 可搬式窒素供給装置について 6. 「設置 (変更) 許可申請書添付書類十 可燃性ガスの発生」における可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素及び酸素制御について 7. 原子炉ウェル排気ラインの閉止及び原子炉ウェル水張りラインにおけるドレン弁の閉運用について	
8	圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書		

## コリウムシールドの設計

## 目 次

1. 概要 .....	1
別紙 1. デブリの凝固停止評価における Epstein 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. 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮	
別紙 3. コリウムシールド材料の選定に係る試験について	
別紙 4. コリウムシールドに使用する耐熱材の管理について	
別紙 5. コリウムシールドの寸法管理について	

## 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orium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 Epstein 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. Epstein モデルの適用性

米国 EPRI (Electric Power Research Institute)<sup>[1]</sup>及び FAI (FAUSKE&ASSOCIATES, INC)は、下部プレナムの貫通部（核計装管や RPV ドレンライン）の破損の可能性について確認するために、下部プレナムを模擬した試験体に模擬デブリ ( $Al_2O_3$ ) を流入させる試験を実施している。

この試験の中で、炉内の核計装管内にデブリが侵入した際のデブリの流動距離を評価するために、図 1 に示すような試験装置を用いて、模擬デブリの流動距離を調べる試験を実施している。試験は、テルミット反応で作成した模擬デブリ ( $Al_2O_3$ ) を落下させ、核計装管内を流動する距離を計測している。試験時の核計装管の中はドライな条件となっている。表 1 に実験結果と Epstein<sup>[2]</sup>モデルによる評価結果を示す。試験結果と評価結果は、おおよそ一致しており、本モデルを用いてデブリの凝固を評価可能であると考えられる。

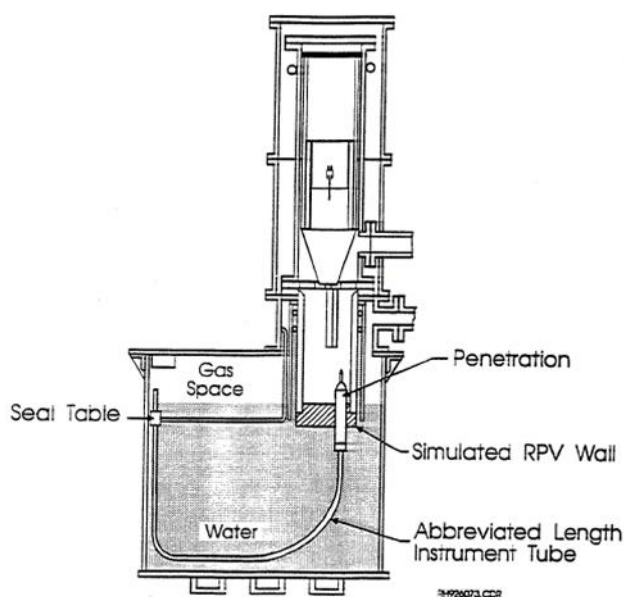


図 1 Epstein モデル検証用試験の試験体の例

表 1 試験結果と計算結果の比較

Test Number	Penetration Type	Differential Pressure <sup>(1)</sup> (MPa)		Calculated Penetration Length (m)			Measured Penetration Length (m)
		Maximum	Initial	X*	X <sub>s</sub> <sup>(2)</sup>	Total <sup>(3)</sup>	
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 <sup>(4)</sup>	0.003 <sup>(4)</sup>	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

2. その他の凝固モデルによる評価

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<sup>[3]</sup>や、Flemings のモデル<sup>[4]</sup>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(DCD モデル)や合金モデル(Flemings モデル)を用いた場合にも、流動距離の評価結果は表 2 のとおりであり、スリットの長さ (約  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压力容器 (以下「RPV」という。) からの落下率がパラメータとなっており、5000kg/s, 10000kg/s, 15000kg/s を使用している。その他の評価条件としては、Epstein モデルによる評価と同様の条件を用いている。

表 2 その他の凝固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	0.25m	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 5000kg/s, 10000kg/s, 15000kg/s を使用。評価結果は最大値を記載。その他は Epstein モデルによる評価条件と同様。
Flemings モデル	0.55m	Epstein モデルによる評価と同様の評価条件を使用。

## 2.1 US-ABWR DCD モデルの概要

US-ABWR DCD (以下「DCD」という。)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。流動距離は流動停止までの平均速度と流動停止までの平均時間の積で求められる。

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

ここで、

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

US-ABWR DCD では、入口流速は以下のように表わされている。

$$v_e(t) = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{ves}t}{\rho_{cm}A_{ld}}} \quad \dots\dots\dots (3)$$

しかしながら、原子炉格納容器下部床面よりも下部にスリットが設置されるため、縦スリット内のヘッド $h_0$ を考慮し以下のようにする必要がある。

$$v_e(t) = \sqrt{2g \left( \frac{\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm}A_{ld}} t + h_0 \right)} \quad \dots\dots\dots (4)$$

この場合、DCDモデルの評価で使用される平均流速において、初期ヘッド $h_0$ による項が追加され、以下のように修正される。

$$v_e(t) = \frac{\frac{2}{3}a_0\sqrt{t} + \sqrt{2gh_0} - \frac{a_0b_0}{H_0}t - \frac{4b_0\sqrt{2gh_0}}{3H_0}\sqrt{t}}{\left(1 + \frac{4b_0}{3H_0}\sqrt{t}\right)} \quad \dots\dots\dots (5)$$

ここで、

$$a_0 = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm}A_{ld}}} \quad \dots\dots\dots (6)$$

$$b_0 = \sqrt{\frac{2k_f(T_{f,m} - T_s)}{\rho_{cm}h_{lh}}} \quad \dots\dots\dots (7)$$

熔融炉心が過熱度を持つ場合、 $b_0$ は以下の式を使用する。過熱度がない場合、 $b_0 = b'_0$ となる。

$$b'_0 = \frac{2k_f(T_s - T_i)}{\rho_{cm}(h_{lh} + c_p \Delta T)\sqrt{\pi \alpha_w}} \quad \dots\dots\dots (8)$$



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),  $\bar{v}(t)$  : 平均流速 (m/s),  $t_{freeze}$  : 凝固完了時間 (s),  
 $\rho_{cm}$  : 溶融デブリ密度 (kg/m<sup>3</sup>),  $C_p$  : 溶融デブリ比熱 (J/kgK),  $\Delta T$  : 過熱度 (K),  
 $H_0$  : スリット高さ (m),  $h_0$  : 縦スリット部高さ (m),  $\alpha_w$  : 構造材熱拡散率 (m<sup>2</sup>/s),  
 $k_w$  : 構造材熱伝達率 (w/mK),  $k_f$  : デブリ熱伝導率 (w/mK),  
 $T_s$  : 接触面温度 (K),  $T_i$  : 構造材初期温度 (K),  $T_{f,m}$  : 溶融デブリ温度 (K),  
 $g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>),  $\dot{m}_{ves}$  : R P Vからのデブリ落下率 (kg/s),  
 $A_{fd}$  : 下部ドライウエル床面積 (m<sup>2</sup>)

DCD 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 DCD モデルによる評価の適用性を確認している。

## 2.2 Flemings モデルの概要

Flemings モデルは、流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデルであり、以下のように表される。

$$L_{freeze} = \frac{A\rho v(f_c H_f + C_p \Delta T)}{hS(T_d - T_w)} \left(1 + \frac{B}{2}\right) \dots\dots\dots (9)$$

ここで、

$$B = \frac{h\sqrt{\pi\alpha_w\Delta X}}{k_w\sqrt{v}} \dots\dots\dots (10)$$

$L_{freeze}$  : 流動距離 (m),  $A$  : 流路面積 (m<sup>2</sup>),  $\rho$  : デブリ密度 (kg/m<sup>3</sup>),  
 $v$  : デブリ流速 (m/s),  $m_d$  : デブリ質量 (kg),  $f_c$  : 流動限界固相率,  
 $H_f$  : 溶融潜熱 (J/kg),  $C_p$  : デブリ比熱 (J/kg/K),  $\Delta T$  : 初期温度と凝固温度の差 (K),  
 $h$  : 熱伝達率 (w/m<sup>2</sup>/K),  $S$  : 流路周長 (m),  $T_d$  : デブリ温度 (K),  $T_w$  : 構造材温度 (K),  
 $\alpha_w$  : 構造材熱拡散率 (m<sup>2</sup>/s),  $\Delta X$  : チョーキングレンジ,  $k_w$  : 構造材熱伝導率 (W/(mK))

しかしながら、この式をそのまま使用すると、デブリの温度低下が考慮されず、流動距離が非保守側となるため、次のようにデブリの温度低下を考慮している。

初期にデブリが保有するエネルギー（流動停止するために除去が必要なエネルギー）を固相線温度を基準として

$$Q_0 = \{C_p(T_{d0} - T_{sol}) + H_f\}f_c m_d \dots\dots\dots (11)$$

となる。デブリの除熱量は以下となり、

$$Q_{rm} = hS\Delta x(T_d - T_w)\left(\frac{1}{1 + \frac{B}{2}}\right)\Delta t \dots\dots\dots (12)$$

流動後のデブリの保有エネルギーは

$$Q_{db}^{P+1} = Q_{db}^P - Q_{rm} \quad \dots\dots\dots (13)$$

である。

また、 $f_c=1.0$ とした場合、流動による温度低下後のデブリ温度は

$$T_d = \frac{Q_{db}}{C_f m_d} + T_{sol} \quad \dots\dots\dots (14)$$

ここで、 $C_f$ は溶融潜熱が固相線と液相線を直線的に変化すると想定した場合に、溶融潜熱を考慮した換算比熱であり、

$$C_f = C_p + \frac{H_f}{T_{liq} - T_{sol}} \quad \dots\dots\dots (15)$$

である。

デブリの保有エネルギー  $Q$  が 0 になった時間  $t$  とデブリ流速  $v$  の積が流動距離となる。

$Q_0$  : 流動停止するために除去が必要なエネルギー (J),  $T_{d0}$  : デブリ初期温度 (K),  
 $T_{sol}$  : デブリ固相線温度 (K),  $T_{liq}$  : デブリ液相線温度 (K),  $m_d$  : デブリ質量 (kg),  
 $Q_0$  : タイムステップ毎の除熱量 (J),  $\Delta x$  : タイムステップ毎の流動距離 (m),  
 $\Delta t$  : タイムステップ (s)

また、熱伝達係数を求めるヌセルト数は以下の式を使用する。レイノルズ数が  $10^4 < Re < 10^6$ 、プラントル数が  $0.1 < Pr < 10^4$  範囲については次式 (Sleicher-Rouse の式) [5] を用いる。

$$Nu_m = 5 + 0.015 Re_f^a Pr_w^b \quad \dots\dots\dots (16)$$

ここで、

$$\begin{aligned} a &= 0.88 - 0.24 / (4 + Pr_w) \\ b &= 1/3 + 0.5 \exp(-0.6 Pr_w) \end{aligned} \quad \dots\dots\dots (17)$$

それぞれの添え字(m,f,w)はそれぞれ、m:混合平均温度、f:膜温度、w:壁温を表し、それぞれの温度における物性値を使用する。ただし、本評価では、物性値は温度によらず一定と仮定する。

また、レイノルズ数が  $3000 < Re < 10^6$ 、プラントル数が  $0.5 < Pr < 2000$  範囲については次式 (Gnielinski の式) [4]

$$Nu = \frac{(f/2)(Re-1000)Pr}{1 + 12.7\sqrt{f/2}(Pr^{2/3}-1)} \quad \dots\dots\dots (18)$$

ここで、 $f$ は管摩擦係数であり、

$$f = (3.64 \log_{10}(Re) - 3.28)^{-2} \quad \dots\dots\dots (19)$$

と与えられる。

Sleicher-Rouse の式, Gnielinski の式が共に適用範囲内となる場合は, ヌセルト数が小さいほうを採用する。

Flemings らは試験結果を基に 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。一方で, 今回の流動距離評価では, 熔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, 流動距離が過小評価されることはなく適用可能と考えられる。

#### 参考文献

- [1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume 1, Technical report TR-103389, 1994
- [2] M. Epstein et al., Freezing-Controlled Penetration of a Saturated Liquid Into a Cold Tube, Journal of Heat Transfer, Vol.99, 1977
- [3] GE-Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, ABWR Design Control Document, United States Nuclear Regulatory Commission, 2010
- [4] M.C.Flemings et al., "An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys", AFC Transactions, vol.69, 1961
- [5] 伝熱工学資料 第5版 (2009)

## 原子炉格納容器下部に落下する熔融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮

## 1. 熔融デブリの評価条件

島根原子力発電所第2号機では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が熔融炉心として原子炉格納容器下部に落下するものとしており、この熔融炉心には炉内構造物等を考慮している。熔融デブリの拡がりに関する評価条件を表1に示す。

## 2. 島根原子力発電所第2号機のMCCIの評価における熔融デブリの堆積高さ

島根原子力発電所第2号機のMCCIの評価では、落下した熔融デブリが原子炉格納容器下部床上に一樣に拡がるものとしており、この場合の堆積高さは約1mとなる。原子炉格納容器下部に落下した熔融デブリと原子炉格納容器下部の構造の位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、原子炉格納容器下部壁面の開口部として最も低い箇所にある原子炉格納容器下部開口部までは約3.8mの高さがあることから、仮に熔融炉心が全量落下しても原子炉格納容器下部以外に熔融デブリが拡がる恐れは無いと考える。

## 3. 熔融デブリの堆積高さの不確かさ

## 3.1 原子炉格納容器下部の構造物等の影響

島根原子力発電所第2号機の原子炉格納容器下部の構造物としては制御棒駆動機構(CRD)交換装置(プラットフォーム、旋回レール等含む)があり、原子炉圧力容器下部の構造物としてCRDハウジング、中性子計装ハウジング等がある。熔融デブリへこれら原子炉格納容器下部の構造物が取り込まれたことを考慮すると、熔融デブリ全体の温度を低下させ、MCCIを緩和する側に作用すると考えられることから、現在の評価ではこれらの構造物は考慮していない。これらの構造物の重量は全体の熔融デブリ量(約  t)に対して小さく、これらの構造物を考慮した場合でも、熔融デブリ堆積高さの増加分は約0.17mであることから、熔融デブリが原子炉格納容器下部以外に拡がる恐れは無いと考える。

## 3.2 熔融デブリの粒子化に伴う影響

熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下する場合、予め2.4mの水張りを実施する手順としていることから、熔融デブリの一部は水中で粒子化するものと考えられる。この時、粒子化した熔融デブリの密度が低いと堆積高さが高くなる。

最も厳しい条件として、デブリが粒子化割合0.38で粒子化した際の堆積高さを評価する。例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子(ポロシティ0.48)として粒子が堆積する場合を想定すると、熔融デ

ブリの堆積高さは約 1.4m、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深は約 2m となるが、前述のとおり、原子炉格納容器下部の壁面の開口部までは十分な高さがあることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮しても、原子炉格納容器下部以外に熔融デブリが拡がる恐れは無いと考える。

なお、熔融炉心の比重は 8 程度であり、水と比べて非常に重く、粒子化した熔融デブリは水面に浮遊しないと想定される。

### 3.3 熔融炉心の落下の位置及び拡がりの影響

原子炉圧力容器下部から原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下の経路<sup>[1]</sup>については、CRDハウジングの逸出に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉圧力容器の構造からは、熔融炉心は原子炉圧力容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉圧力容器底部の中心近傍に開口部が発生し、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。

ここで仮に熔融デブリが偏って堆積し、原子炉格納容器下部開口部高さ（約 3.8m）に到達する条件を考えると、熔融デブリが直径約 3m の円柱を形成する必要があるが、熔融デブリの厚さが均一化するまでの時間が 2～3 分程度であるという過去の知見<sup>[2]</sup>を踏まえると、熔融炉心は落下と同時に原子炉格納容器下部床面を拡がり、堆積高さが均一化していくと考えられることから、熔融デブリが原子炉格納容器下部開口部の高さまで堆積する状況は考えにくい。

また、熔融炉心の落下位置及び堆積形状に係る知見として、近年、以下のものがある（表 3）。

- ・東京電力福島第一原子力発電所第 2 号機における原子炉格納容器下部の調査結果により熔融炉心が原子炉圧力容器の中心位置から偏って落下した可能性がある。
- ・PULiMS 実験<sup>[3]</sup>において確認された熔融デブリの堆積高さと拡がり距離のアスペクト比が確認されている。

これらの知見を踏まえ、熔融炉心が原子炉圧力容器の中心位置から偏って落下し、熔融デブリが円錐上に堆積するという仮定で堆積高さを評価した場合においても、熔融デブリ堆積の頂点位置における高さは約 2.2m であり、原子炉格納容器下部開口部高さ（約 3.8m）を下回る評価結果となった（図 3）。

よって、熔融炉心が原子炉圧力容器下部の偏心位置から落下し円錐上に堆積した場合においても、原子炉格納容器下部以外に熔融デブリが拡がる恐れは無いと考える。

表 1 溶融炉心に関する評価条件

項目	設定値	設定根拠
溶融炉心落下割合	100% (約 <input type="text"/> t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定
溶融デブリの組成	図 2 参照	MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)
原子炉格納容器下部床面積	<input type="text"/> m <sup>2</sup>	設計値

表 2 原子炉格納容器下部へ落下するコリウム重量及び体積

項目	重量/体積*1	備考
燃料(UO <sub>2</sub> )	約 <input type="text"/> t / 約 <input type="text"/> m <sup>3</sup>	炉心内全UO <sub>2</sub> の重量
被覆管(Zr)	約 <input type="text"/> t / 約 <input type="text"/> m <sup>3</sup>	標準長燃料棒, 短尺燃料棒を考慮
チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スペーサ(Zr)	約 <input type="text"/> t / 約 <input type="text"/> m <sup>3</sup>	チャンネルボックス: 約 <input type="text"/> t ウォーターロッド: 約 <input type="text"/> t スペーサ: 約 <input type="text"/> t
CRD関係(SUS)	約 <input type="text"/> t / 約 <input type="text"/> m <sup>3</sup>	CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計
CR(B <sub>4</sub> C)	約 <input type="text"/> t / 約 <input type="text"/> m <sup>3</sup>	CRにおけるB <sub>4</sub> Cの重量
炉心支持板/燃料支持金具+下部タイプレート/上部タイプレート(SUS)	約 <input type="text"/> t / 約 <input type="text"/> m <sup>3</sup>	炉心支持板: 約 <input type="text"/> t 燃料支持金具: 約 <input type="text"/> t 上部タイプレート: 約 <input type="text"/> t 下部タイプレート: 約 <input type="text"/> t
合計*2	約 <input type="text"/> t / 約 <input type="text"/> m <sup>3</sup>	—

注記\*1: 重量から体積への換算は以下の密度(密度は温度によって変化するが, 代表値で一定とする)を用いているため, 体積は参考値扱い。

UO<sub>2</sub> : 10.57(g/cm<sup>3</sup>)

Zr : 6.55(g/cm<sup>3</sup>)

SUS : 7.75(g/cm<sup>3</sup>)

B<sub>4</sub>C : 2.38(g/cm<sup>3</sup>)

\*2: MAAPでは, Zr, SUSの酸化を考慮するため, 原子炉格納容器下部への落下重量は約  t となる。

表3 溶融デブリの堆積高さ評価に係る近年得られた知見について

項目	概要	今回評価上の扱い
溶融炉心の落下位置	平成29年2月の東京電力福島第一原子力発電所第2号機における原子炉格納容器下部の調査結果により、原子炉格納容器下部の中心軸から外れた位置のグレーチングの落下が確認されている。グレーチングの落下理由の1つとして、原子炉压力容器から流出した溶融炉心が中心位置から偏った位置に落下したことが考えられる。	溶融炉心が原子炉压力容器下部の偏心位置から落下したことを考慮した場合、原子炉格納容器壁面に近い方がより保守的な条件であるため、溶融炉心が最外周の制御棒駆動機構位置から落下すると仮定して、評価を行った。
堆積形状	PULiMS 実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融デブリの堆積高さや拡がり距離のアスペクト比としては1:18~1:14程度となっている。	溶融デブリの堆積形状として、保守的に、1:14の円錐状に堆積すると仮定して、評価を行った。

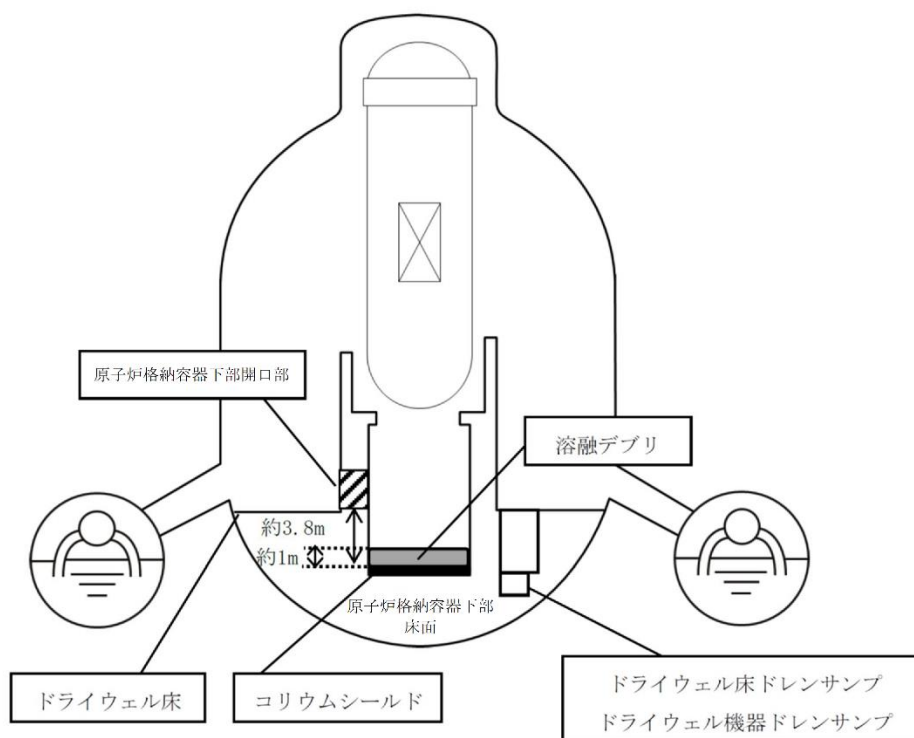


図1 溶融デブリと原子炉格納容器下部の構造の位置関係

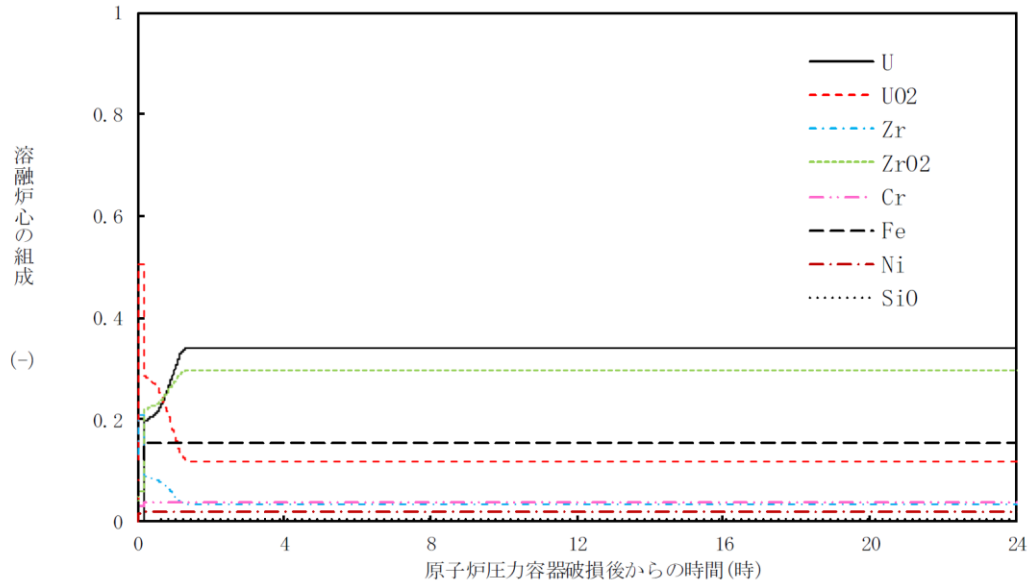


図2 溶融デブリの組成の推移

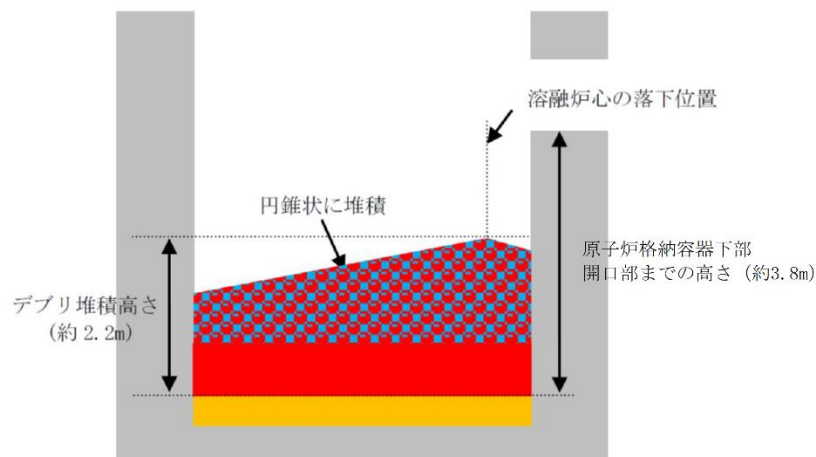


図3 デブリ堆積高さと原子炉格納容器下部開口部の高さ関係

参考文献

- [1] 「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月
- [2] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris," SAND76-9008 (1976).
- [3] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.



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

仮に、熔融炉心が原子炉圧力容器の中心軸から偏心した位置から落下し、粒子化して円錐状に堆積した場合のデブリ堆積高さの計算方法を以下に示す。

## 1. 評価条件

今回評価ケースの評価条件を以下に示す。

- ・原子炉格納容器下部床面直径：□ m
- ・円錐状デブリ頂点から原子炉格納容器下部壁面までの水平距離：約 □ m  
(最外周の制御棒駆動機構位置から原子炉格納容器下部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=1：14  
(PULiMS の実験にて確認されているアスペクト比 1:14～1:18 のうち、保守的に設定)
- ・原子炉格納容器下部の構造物等(CRD交換装置等)が熔融した場合のデブリ増加を考慮したデブリ堆積高さ：約 □ m
- ・粒子化割合：0.38
- ・粒子状デブリのポロシティ：0.50  
(PULiMS 実験の知見 (0.29～0.37) 及びMAAPコード説明書のデブリ除熱量検討で想定している範囲 (0.26～0.48) から保守的に設定)

## 2. 評価方法

### 2.1 デブリ全体の体積

原子炉格納容器下部構造物等が熔融し、デブリが粒子化割合[0.38]で粒子化すると仮定した場合、粒子化したデブリ全体体積  $V$  は以下の式で求められる。

$$V=h \times A_p \times (\Phi_{ent} \div (1-P) + (1-\Phi_{ent})) \dots\dots\dots (1)$$

$A_p$ ：原子炉格納容器下部床面積 約 □ [m<sup>2</sup>]

$h$ ：原子炉格納容器下部の構造物等が熔融した場合のデブリ増加を考慮したデブリ堆積高さ 約 □ [m]

$\Phi_{ent}$ ：粒子化割合 0.38[-]

$P$ ：ポロシティ 0.50[-]

2.2 円錐部分（図1の緑部分）

円錐状デブリのAspect比を、高さ：直径=1：14（高さ：半径=1：7）と想定すると、その堆積高さは式(2)により計算できる。

$$H_{lcn} = \frac{R}{7} \dots\dots\dots (2)$$

$H_{lcn}$ ：円錐部分の高さ[m]

$R$ ：円錐部分の半径  [m]

((原子炉格納容器下部床面直径)-(円錐状デブリ頂点から内壁までの距離)  
=  -  = )

2.3 円柱部分（図1の赤部分）

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、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、まずは円錐部分の体積を計算する。

2.3.1 円錐部分の体積の計算

図1のように、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、格納容器下部床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。

$$V_{Blcn} = A_p \times M \div 2 \dots\dots\dots (3)$$

$V_{Blcn}$ ：円錐部分の下側の体積[m<sup>3</sup>]

$A_p$ ：原子炉格納容器下部底面積 約  [m<sup>2</sup>]

$M$ ：円錐部分の下側の高さ

((2)で求めた円錐高さ、円錐頂点から原子炉格納容器下部壁面までの水平距離及び円錐のAspect比より計算)

また、上部分は、半径  $R$ 、高さ  $H_{lcn}$  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。

$$V_{tlm} = \frac{\pi}{3} \times R^2 \times H_{lcn} \times \left\{ \frac{k-m}{\sqrt{k^2-m^2}} \right\}^3 \dots\dots\dots (4)$$

$V_{tlm}$ ：円錐部分の上側の体積[m<sup>3</sup>]

$R$ ：円錐部分の半径  [m]

$H_{lcn}$ ：円錐部分の高さ[m]

$M$ ：円錐部分の下側の高さ[m]

$L$ ：原子炉格納容器下部の直径  [m]

2.3.2 円柱部分の体積の計算

円柱部分(図1の赤部分)の体積は、デブリ全体体積Vから、2.3.1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。

$$V_{lcy} = V - (V_{Blcn} - V_{ilm}) \dots\dots\dots (5)$$

- $V_{lcy}$  : 円柱部分の体積[m<sup>3</sup>]
- $V$  : デブリ全体体積[m<sup>3</sup>]
- $V_{Blcn}$  : 円錐部分の下側の体積[m<sup>3</sup>]
- $V_{ilm}$  : 円錐部分の上側の体積[m<sup>3</sup>]

2.3.3 円柱部分の高さの計算

2.3.2で求めた円柱部分の体積及び原子炉格納容器下部底面積より、円柱部分の高さは式(6)により計算できる。

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

- $H_{lcy}$  : 円柱部分の高さ
- $V_{lcy}$  : 円柱部分の体積[m<sup>3</sup>]
- $A_p$  : 原子炉格納容器下部底面積 約  [m<sup>2</sup>]

以上、2.3.2及び2.3.3で求めた各部分の高さ( $H_{lcn}$ ,  $H_{lcy}$ )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。
- ・熔融炉心の落下後、M C C Iにより原子炉格納容器下部壁面を侵食し、原子炉格納容器下部床面の半径が大きくなると、デブリ堆積高さは小さくなると考えられる。デブリ堆積高さを保守的に評価するため、原子炉格納容器下部壁面の侵食による原子炉格納容器下部床面の半径の拡大は考慮していない。

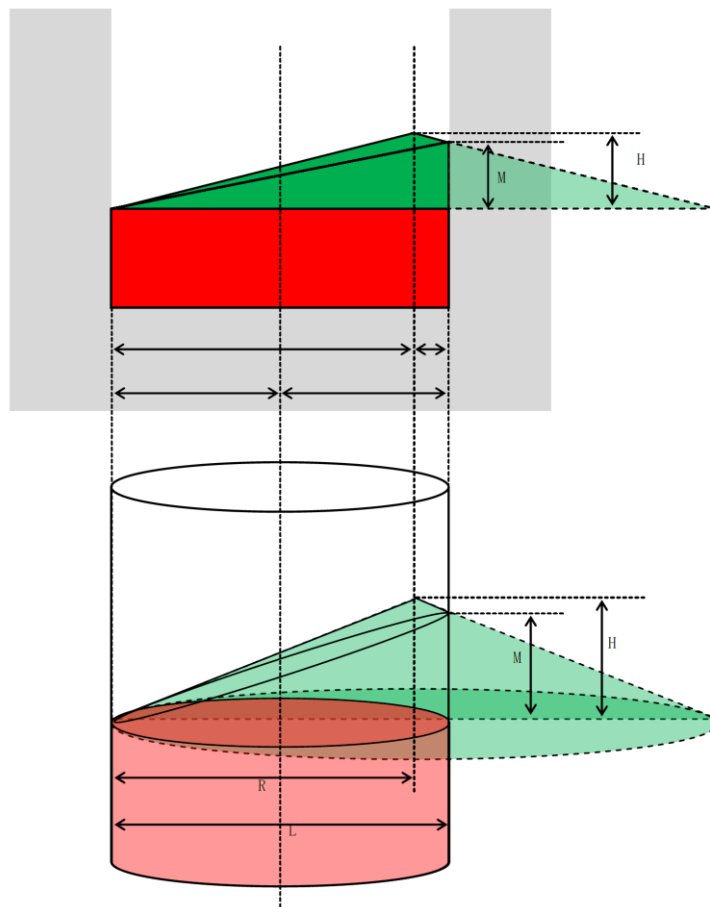


図1 偏心位置における円錐状のデブリ堆積状態の例

## 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。

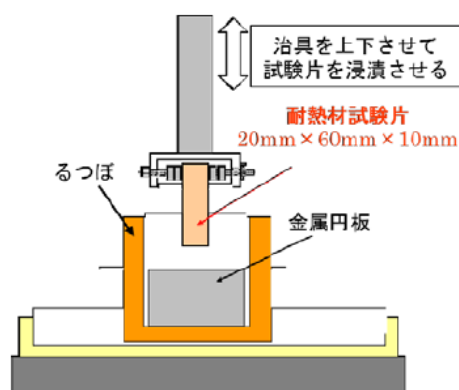


図1 試験体系

## 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。

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℃~2100℃)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。試験体系を図3に示す。

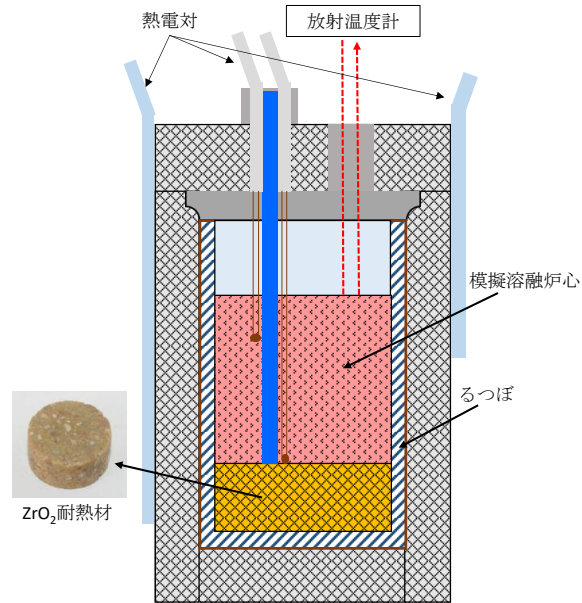


図 3 試験体系

## 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、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。

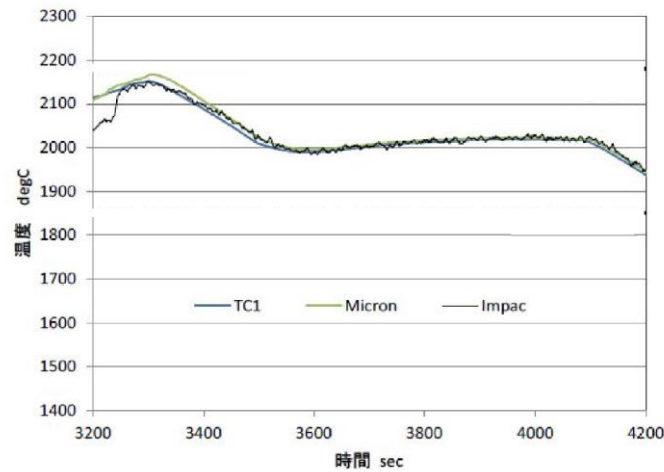


図 4 試験温度推移



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。 $ZrO_2$ 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。図 6 に試験装置を示す。



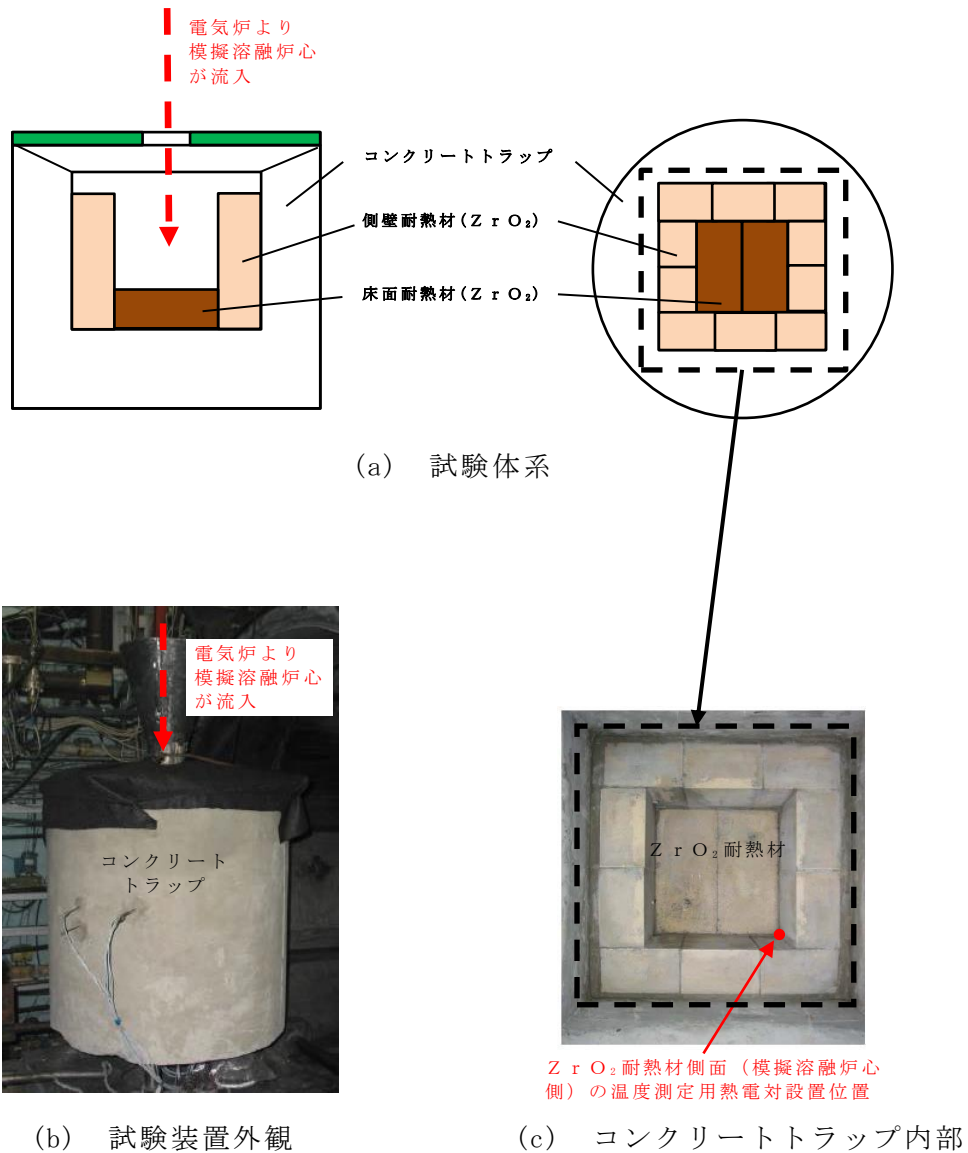


図 6 試験装置

### 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。

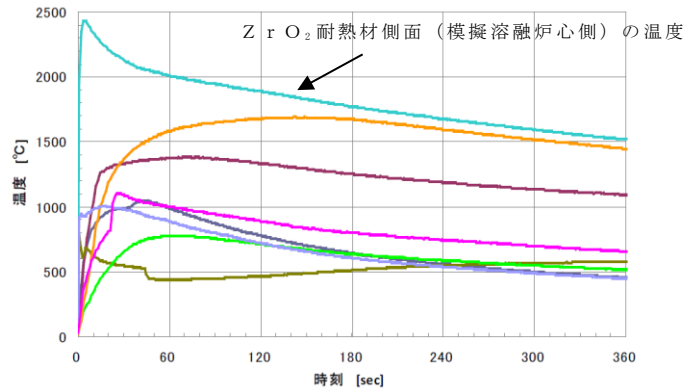


図 7 試験温度推移

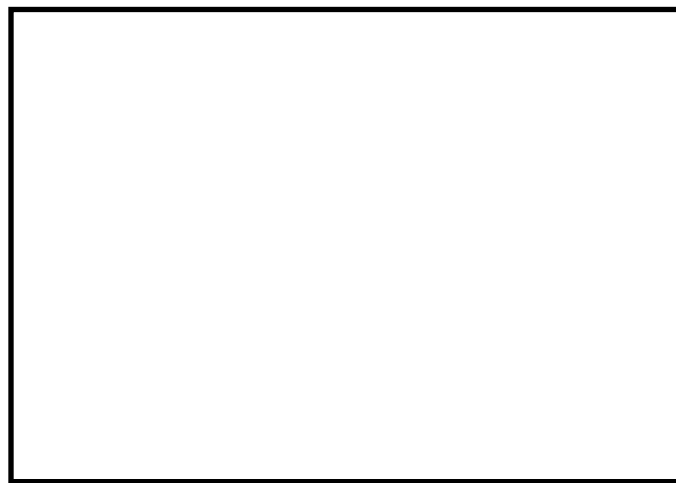


図 8 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験後の断面写真

一般に、 $ZrO_2$ には還元雰囲気では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)。

なお、原子炉格納容器下部には水プールが存在するため、原子炉格納容器下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、原子炉格納容器下部に落下してきた熔融炉心は、 $2000^{\circ}C$ を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが、上述のとおり、熔融炉心中の金属  $Zr$ は酸化されていると考えられることから、事故時に熔融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、 $ZrO_2$ 耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。

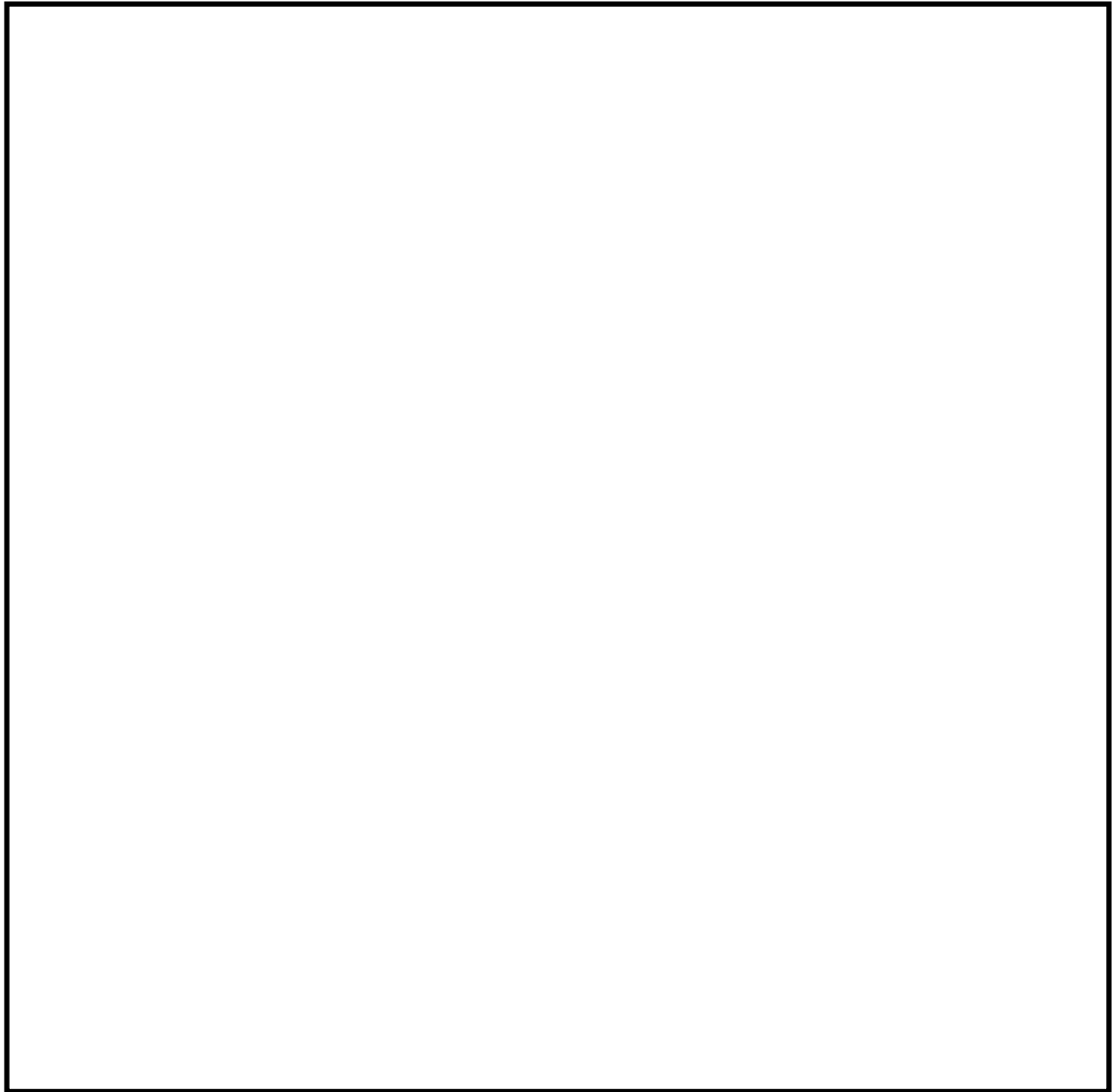


図 9 耐熱材表面の成分分析結果

#### 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。

## 2.1 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  $Zr$  100% 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% となっている。

## 2.2 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<sub>2</sub>含有量の影響度合い

#### 3.1 ZrO<sub>2</sub>含有量と侵食量について

国プロ試験で使用したZrO<sub>2</sub>耐熱材は、製造上におけるZrO<sub>2</sub>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<sub>2</sub>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℃でZrO<sub>2</sub>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℃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<sub>2</sub>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<sub>2</sub>の融点は約2700℃であり、ドライ条件で2450℃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℃は保守的な設定となっている。

上記より、島根原子力発電所第2号機のコリウムシールドに用いるZrO<sub>2</sub>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<sub>2</sub>耐熱材を採用する計画である。

島根原子力発電所第2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<sub>2</sub>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<sub>2</sub>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える。

#### 3.2 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。

## コリウムシールドの寸法管理について

## 1. コリウムシールドに関する用語の定義

表 1 にコリウムシールドに関する用語の定義を示す。

表 1 コリウムシールドに関する用語の定義

用語	定義
耐熱材	耐熱材は $ZrO_2$ (ジルコニア) を主成分としており、溶融炉心に対して高い耐性を有している。 耐熱材は、溶融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造となっており、熱衝撃を吸収する（熱衝撃による割れを許容する）犠牲材とサンプル防護材の 2 種類に分類される。
目地材	目地材は耐熱材と同じ $ZrO_2$ を主成分としておりモルタルとスタンプ材に分類される。モルタルは耐熱材間の接着に使用し、スタンプ材はコンクリート施工後のレベル出しに使用すると共に溶融炉心との接触による耐熱材の熱膨張吸収代としても期待する。
ライニングプレート	点検中における原子炉格納容器下部での作業を考慮し、耐熱材を保護するため、耐熱材の上面に SUS 製のライニングを施工する。

## 2. コリウムシールドの寸法

## 2.1 耐熱材厚さ

耐熱材のうちサンプル防護材は、侵食量評価結果（mm 以下）を基に、十分な余裕を見込んだ厚さとして mm としている。

また、犠牲材は、あくまで熱衝撃を吸収するためのもの（熱衝撃による割れを許容するもの）であることから、耐熱材製造上の最小厚さである mm としており、工場での製造段階において、サンプル防護材及び犠牲材厚さの寸法測定を実施し、製造公差内に入っていることを確認している。

耐熱材は設置箇所によって厚さが異なることから、最も薄くなる箇所の厚さを基準として 130mm（公称値）以上としている。

## 2.2 基本厚さ □mm（公称値）（製造公差 □mm 以上）

基本厚さとは、2.1 の耐熱材に加えて、目地材及びライニングプレートを加えた全ての厚さを示しており、図 1 に示す各施工段階においてレベル測定を実施し、各施工段階における施工上の管理値を満足していることを確認している。

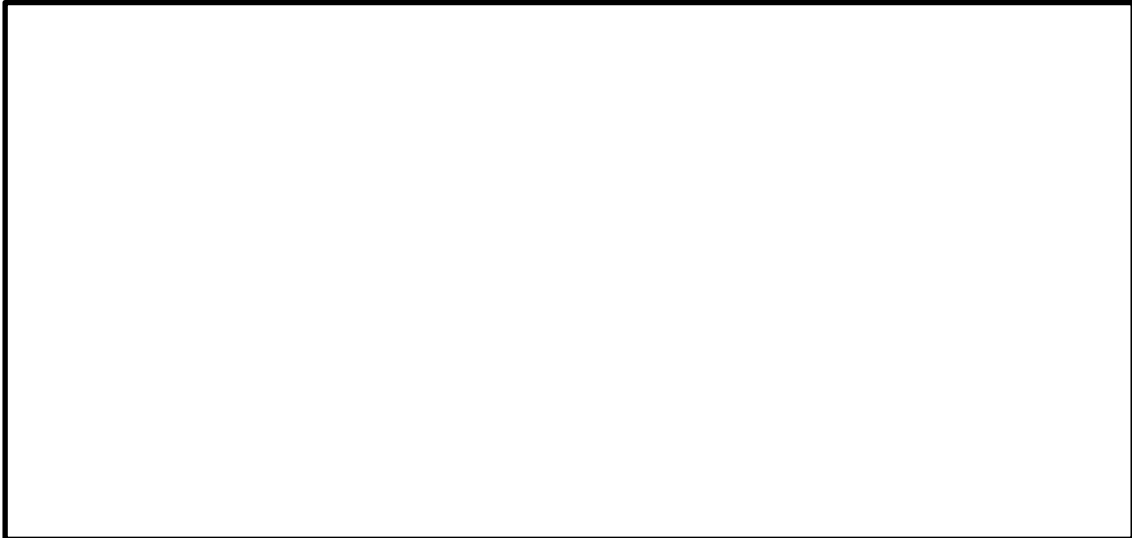


図 1 コリウムシールドの寸法測定手順概念図

コリウムシールドの構造として、耐熱材はサンプル防護材と犠牲材の二層構造となっており、 $ZrO_2$ を主成分とするモルタルで隙間なく接着することにより、耐熱層として一体となって機能を発揮する。

コリウムシールドの寸法管理として、工場におけるサンプル防護材及び犠牲材厚さの寸法確認を実施していること並びに現地施工時の各施工段階において施工上の管理値を満足していることを確認していることから、耐熱材が極端に薄くなったり、目地材が必要以上に厚くなったりすることはない。

以上より、島根原子力発電所第 2 号機のコリウムシールドは、耐熱材、目地材及びライニングプレートの全てを含めた基本厚さに対する製造公差において管理する方針としている。

なお、コリウムシールドの維持管理において寸法を計測することはできないが、プラント運転中及び停止中の設置環境では、耐熱材の性質に影響を与えるような高温にならないこと並びに湿分環境でないこと等から劣化は想定し難いため、施工段階で計測した寸法が変わることはないと考えられる。また、プラント停止中に CRD 交換等の点検作業を行うことがあるが、耐熱材はステンレス鋼製のライニングプレートに覆われていることから点検作業による悪影響はないと考えられる。以上より、コリウムシールドの維持管理としては、ライニングプレート表面の外観点検並びに点検口によるスリット内の外観点検を実施する予定である。

以 上