

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 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について
(補足説明資料)

平成29年2月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 原子炉の減圧操作について
2. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
3. G 値について
4. 格納容器内における気体のミキシングについて
5. 深層防護の考え方について
6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて
7. 原子炉隔離時冷却系（RCIC）の運転継続及び原子炉減圧の判断について
8. 6/7号炉 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について
9. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
10. 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について
12. 熔融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェルサンプの影響について
13. 水蒸気爆発評価の解析コードについて
14. エントレインメントの影響について
15. 復水補給水系（MUWC）の機能分散について
16. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
17. 再循環流量制御系の運転モードによる評価結果への影響
18. ほう酸水注入系（SLC）起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
19. 給水ポンプ・トリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響
20. 給水流量をランアウト流量（68%）で評価することの妥当性
21. 実効 G 値に係る電力共同研究の追加実験について
22. 想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由について
23. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて
24. サイフォン現象による SFP 水の漏えい停止操作について
25. 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について
26. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
27. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
28. 高圧・低圧注水機能喪失及び LOCA 時注水機能喪失シナリオにおける原子炉圧力の最大値の差異について
29. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明
30. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線

: 今回のご説明範囲

31. 原子炉水位及びインターロックの概要
32. 格納容器下部(ペDESTAL)外側鋼板の支持能力について
33. 格納容器下部ドライウェル(ペDESTAL)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
34. 初期炉心流量 90%としたケースにおける給水ポンプトリップ後の流量低下について(原子炉停止失敗)
35. 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
36. 原子炉格納容器への窒素注入について
37. KK6/7 ペDESTAL水位調整設備の基本設計方針について
38. 大LOCAシナリオ想定と異なる事象について
39. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響(参考評価)
40. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について」にて
41. TBP 対策の概要について
42. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所
43. G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価の位置付けと手順との関係
44. 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について
45. 原子炉格納容器漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数(DF)を変更することによる評価結果への影響について

40.ドライウェルサンプへの熔融炉心流入防止対策に期待した場合の 熔融炉心・コンクリート相互作用の影響について

1. サンプに対する熔融炉心・コンクリート相互作用の考慮の必要性

原子炉格納容器下部の床面には、格納容器内で発生した廃液の収集のために、図 1-1、図 1-2 のとおり高電導度廃液サンプと低電導度廃液サンプが設置されている。

熔融炉心の落下時及び落下後の挙動には不確かさが大きいと考えられるが、これまでの知見を参照し、基本的には速やかに床面に拡がり、一様な厚さで堆積するものとして取り扱うこととしている。

この様に取り扱う場合、熔融炉心がサンプ内に流入することを考慮する必要があるが、サンプは底部と鋼製ライナまでの距離が約 20cm と近く、原子炉格納容器下部床面を掘り下げた形状となっているため、原子炉格納容器下部床面よりも熔融炉心が厚く堆積する可能性があることから、熔融炉心・コンクリート相互作用(以下、「MCCI」という。)による原子炉格納容器バウンダリ(鋼製ライナ)の損傷リスクが高くなると考えられる。

これらの理由から、以下の 2. の通りにサンプにおける MCCI への対策を検討し、3. の通り、コリウムシールドの設置等によりサンプへの流入を防止することとした。また 4. の通り、コリウムシールドに期待する場合の原子炉格納容器下部における MCCI の影響評価を実施した。

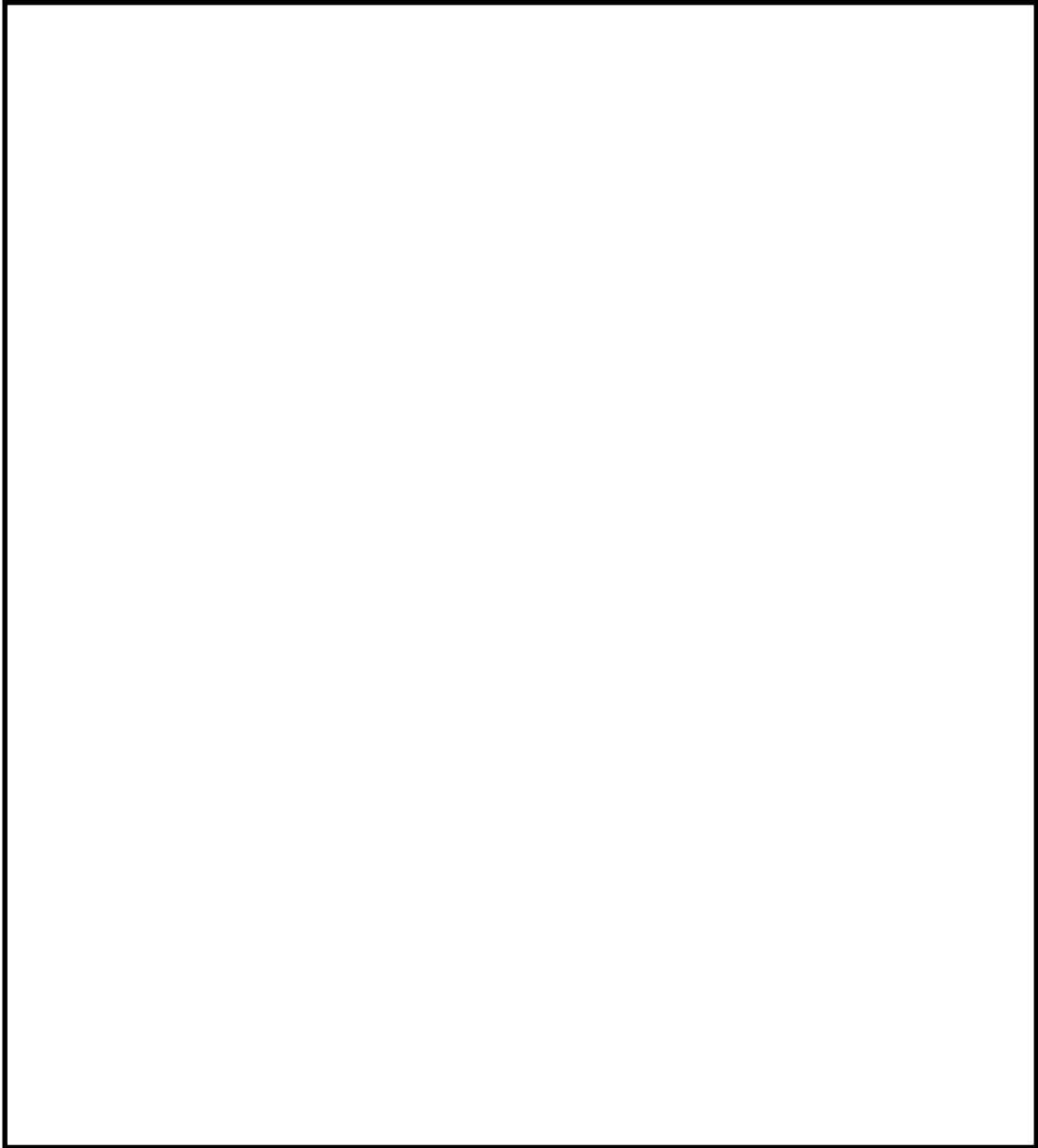


図 1-1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)



図 1-2 ドライウェルサンプの配置(7号炉の例)

2. サンプにおける MCCI 対策の必要性

(1) サンプにおける MCCI 対策が必要と考える理由

炉心損傷後、原子炉圧力容器内で十分な冷却が行われず、熔融炉心が原子炉圧力容器の底部から落下した場合、原子炉格納容器下部での熔融炉心の挙動には不確かさがあり、原子炉格納容器下部の端に位置するサンプに流入するか否かは不確かさが大きいと考える。また、初期水張りをしていることから水中を進む間に熔融炉心が固化し、空隙が生じて、空隙から浸入した水によって除熱される等、緩和側に働く要因もいくつか考えられる。

しかしながら、上記の緩和要因を定量的に見込むことは困難なため、保守的な評価体系でサンプ流入時の影響を評価する。

a. 評価体系

- ・ MAAP コードでは、サンプのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をサンプの床面積に合わせた円柱で模擬した。サンプ浸食量の評価体系を図 2-1 に示す。
- ・ 熔融炉心の堆積厚さは、サンプ深さの 1.4 m に、下部ドライウェル床面に均一に拡がってサンプの熔融炉心の上に堆積する高さ 0.5 m を加えた 1.9 m とした。

b. 評価条件

- ・ 評価ケース 2-1：有効性評価「熔融炉心・コンクリート相互作用」における熔融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約 7 時間後)及び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。
- ・ 評価ケース 2-2：事象発生から 6 時間後の崩壊熱及び 800kW/m² 一定の上面熱流束を用いた評価。

c. 評価結果

- ・ 評価ケース 2-1：図 2-2 に示す通り、サンプの浸食量は床面で約 0.12m であり、鋼製ライナの損傷には至らないことを確認した。
- ・ 評価ケース 2-2 ではサンプの浸食量は床面で約 0.71m であり、鋼製ライナに到達することを確認した。

以上の通り、崩壊熱及び上面熱流束を保守的に考慮しており、熔融炉心の落下量、水中落下後の挙動にも不確かさがあると考えられる状態の評価結果であるが、鋼製ライナの損傷を防止できない評価結果が得られたことを考慮し、サンプにおける MCCI 対策を講じることとした。

(2) コリウムシールドの選定理由

これまでは、サンプの位置や水中落下後の挙動の不確かさ、評価条件の保守性等を考慮し、当初は鋼製ライナの損傷に至るまでの浸食がサンプにおいて生じる状態は想定していなかったものの、現象の不確かさを踏まえ、サンプの防護のための自主対策としてコリウムシールドを設置していた。

対策の検討に際しては、サンプ及びサンプポンプ等の既存の設備の機能を阻害しない観点で検討を実施した。図 2-3 にサンプ内の構造を示す。サンプポンプの吸込みがサンプの底

部から約 0.23m の高さにあり、ファンネルからの流入口がサンプの底部から約 0.35m の位置にある等、サンプの底部付近には様々な機器、構造物があることを考慮し、サンプの防護のための対策としてコリウムシールドを選定した。

機器、構造物の設置高さを見直し、サンプの底上げを行う等、大規模な工事を伴う対策を講じることは、技術的には不可能ではないと考えるが、既に設置しているコリウムシールドであっても、サンプの防護の観点で十分な性能を有していると考え、コリウムシールドを重大事故等緩和設備に位置付けることとした。

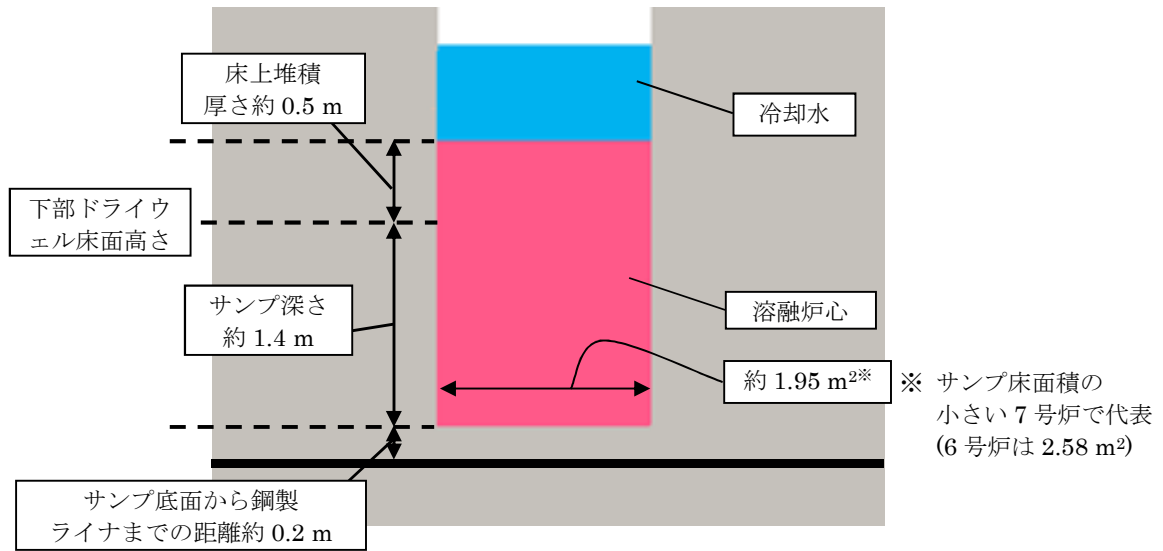


図 2-1 サンプル領域の解析体系(円柱で模擬)

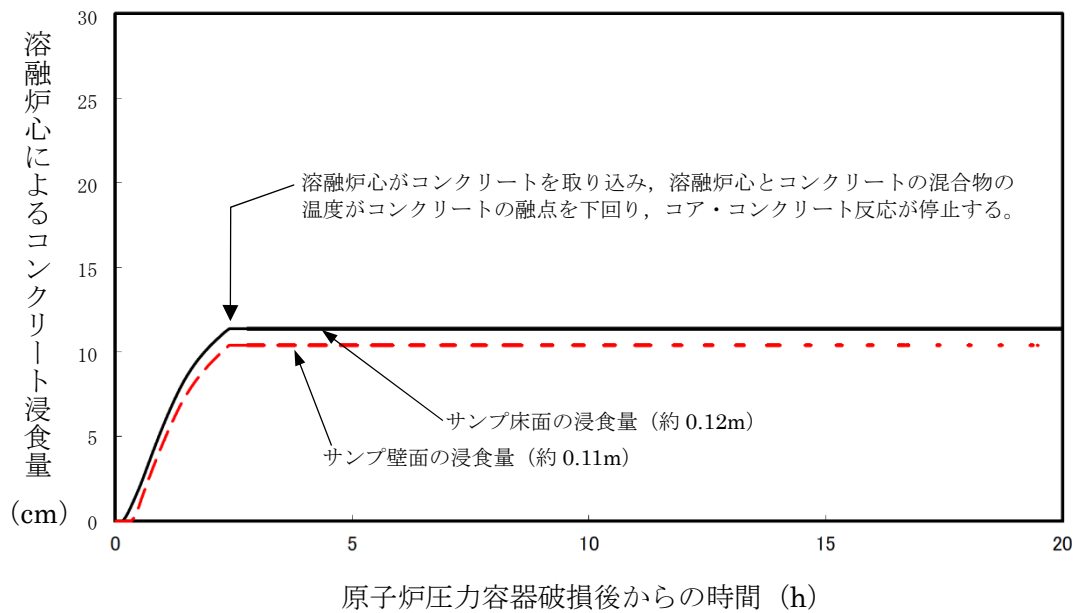


図 2-2 サンプル床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移(評価ケース 2-1)

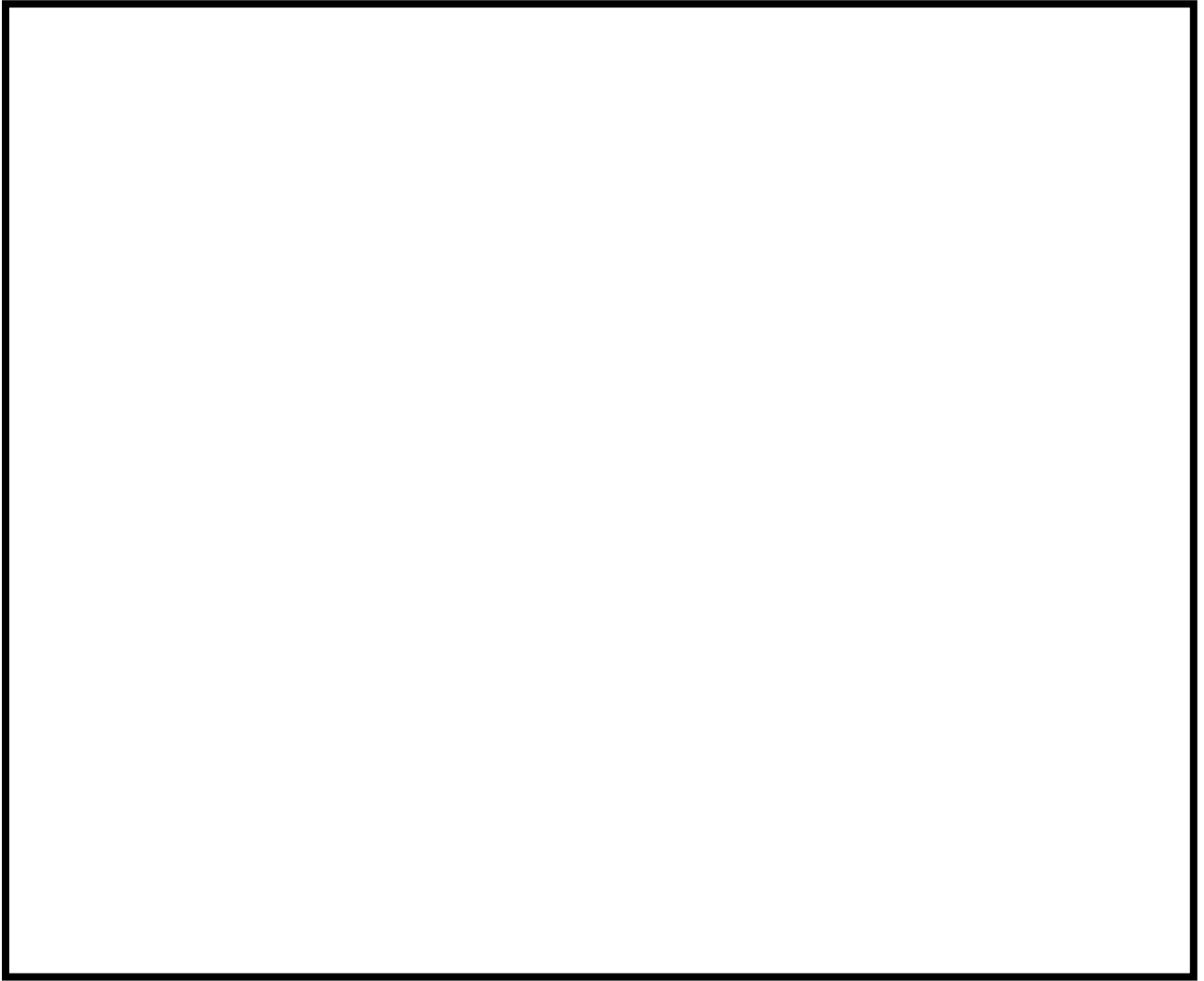


図 2-3 サンプの構造図(側面図, 7号炉高電導度廃液サンプ)

3. 設備の概要

3.1 設置目的

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部ドライウエルへの熔融炉心の落下に至り、落下してきた熔融炉心がドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプ(以下、「ドライウエルサンプ」という。)内に流入する場合、ドライウエルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから、サンプ底面コンクリートの浸食により熔融炉心が鋼製ライナに接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウエルサンプへの熔融炉心の流入を防ぎ、かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて、サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

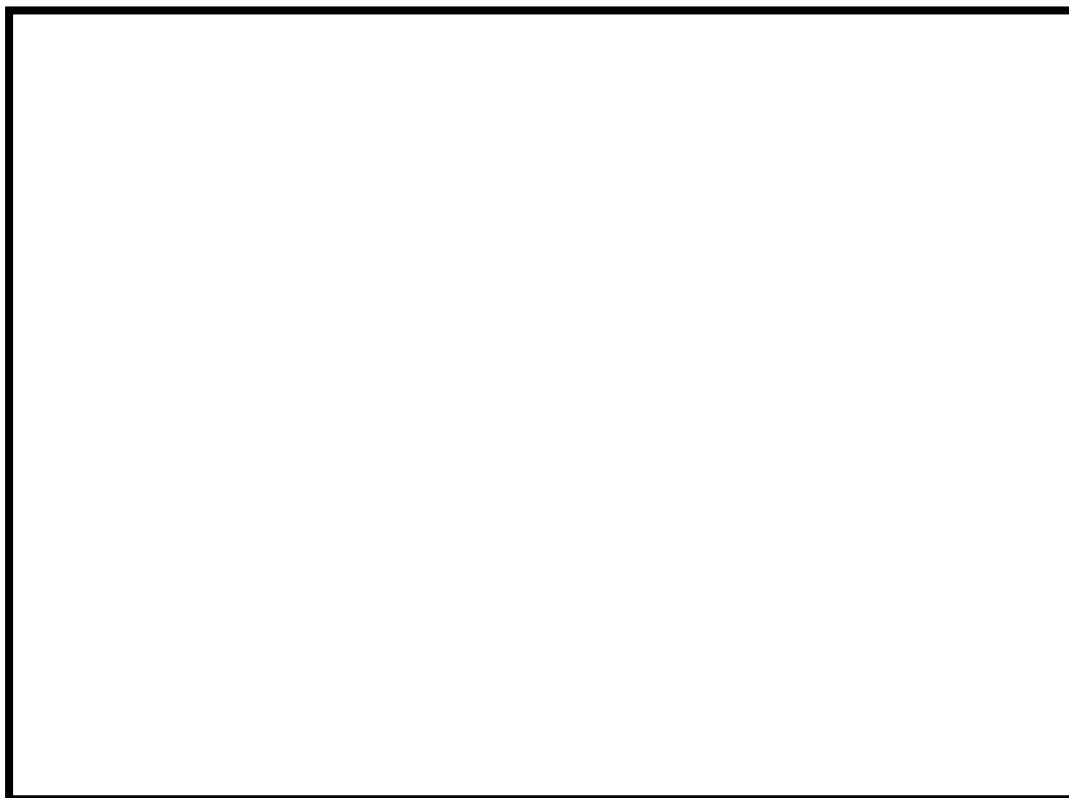


図 3-1 コリウムシールド外観 (7号炉)

表 3-1 コリウムシールド仕様

	6号炉	7号炉
耐熱材	ジルコニア (ZrO ₂)	
耐熱材融点	2677°C	
高さ		
厚さ		
スリット長さ		
耐震性	S s 機能維持	

3.2 コリウムシールド構造

(1) コリウムシールド設計条件

a. 想定する事故シナリオ

コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおり。

- ・ TQUV（過渡事象後の低圧での炉心冷却失敗）及び原子炉注水失敗を想定（有効性評価における MCCI シナリオと同様）
- ・ 原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部注水（水張高さ 2m）は成功、その後も注水は継続実施

MAAP 解析結果またシュラウド下部の構造から、溶融した炉心は直下の炉心支持板を損傷し、下部プレナムに落下、それに伴い原子炉圧力容器下鏡の中央部（炉底部）における熱的な損傷が大きくなり、原子炉圧力容器が破損、溶融炉心が原子炉圧力容器外に流出（落下）すると想定される。原子炉圧力容器から落下した溶融炉心はそのほとんどが垂直に落下し原子炉格納容器下部に到達。その後、原子炉格納容器下部床面を水平方向に拡散し、ドライウェルサンプへ流入すると想定される。溶融炉心の総量は [] と想定。

表 3-2 溶融炉心組成内訳

b. コリウムシールド設計要求事項

コリウムシールド設計における要求事項は以下のとおり。

- ・ 崩壊熱レベル：事故後 6 時間相当
- ・ 原子炉格納容器下部床面積：74m²
- ・ 溶融炉心質量： []
- ・ 溶融炉心初期温度： []
- ・ 溶融炉心からの除熱量： [] (有効性評価で用いている値よりも保守的な値を用いて設計)
- ・ 初期水張り条件：2m

(2) コリウムシールド基本構造

コリウムシールドの外形及び基本構造を図 3-2、図 3-3 に示す。コリウムシールドは

溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防ぐため、ドライウェルサンプを囲うように設置する。また、コリウムシールドはドライウェルサンプへの溶融炉心流入を防ぐための「堰」と原子炉格納容器下部床面コンクリート浸食を防ぐための「床防護部」、及び原子炉格納容器下部壁面コンクリート浸食を防ぐための「壁防護部」により構成され、耐熱材を鋼製の補強フレームにて支持する構造とする。

なお、耐熱材材質としては溶融炉心落下時に熱的に損傷しないことに加え、溶融炉心による化学的浸食(共晶反応,酸化還元反応,合金化等)まで考慮し、ジルコニア(ZrO_2)を選定した。ジルコニア(ZrO_2)耐熱材については、国内外の鉄鋼業界において十分な導入実績があり、かつ、既往の研究において、ジルコニア(ZrO_2)耐熱材が高い耐熱性・耐浸食性を持つことが確認されている(別紙-1参照)。



図 3-2 コリウムシールド外形 (7号炉)



図 3-3 コリウムシールド基本構造 (7号炉)

(3) コリウムシールド各部寸法 (7号炉)

a. 堰の高さについて

原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の総量は と想定しており、落下した溶融炉心がコリウムシールドを乗り越えてドライウェルサンプに流入することがないように、堰の高さを決定する。溶融炉心の組成は表 3-2 のとおりであるが、原子炉压力容器の下部には制御棒駆動機構等の既設設備が存在しており、溶融炉心が原子炉压力容器から流出した際には、既設設備の一部が溶融し、溶融炉心の総量が増加する可能性がある。溶融炉心の堆積高さの算出式を以下に示す。

$$H_d = \frac{\frac{m_d}{\rho_d} + \frac{m_m}{\rho_{SUS}} + V_s}{A_{pd}}$$

ここで、 H_d : 溶融炉心堆積高さ[m]、 m_d : 溶融炉心総量[kg]、 ρ_d : 溶融炉心密度[kg/m³]、 m_m : 原子炉圧力容器の下部に存在する機器重量[kg]、 ρ_{SUS} : SUS密度[kg]、 A_{pd} : コリウムシールド及びコリウムシールドに囲われる部分の面積を除いたペDESTAL床面積[m²]、 V_s : 溶融炉心に埋没する耐熱材容積[m³]とする。

上記の式に各値を代入した結果を表 3-3 に示す。ただし、 m_d =、 ρ_d =、 m_m =、 ρ_{SUS} =、 A_{pd} =、 V_s =とする。

表 3-3 より、制御棒駆動機構等、原子炉格納容器の下部に存在する主要設備が溶融した場合、溶融炉心の堆積高さは、となる。

なお、溶融炉心の粘性が非常に小さく、落下経路に存在する原子炉圧力容器下部の既設設備に長時間接触する可能性は低いと考えられること、また、原子炉格納容器下部には原子炉圧力容器破損前に水張りがされており、かつ継続的に注水されていることにより、落下した溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器の下部に存在する主要設備が全て溶融する可能性は低いと考えられることから、コリウムシールドの堰の高さをとする。

表 3-3 溶融する構造物の量に対する溶融炉心堆積高さ [m]

--

b. 床防護部寸法について

溶融炉心が原子炉格納容器下部床コンクリートを浸食する場合、コリウムシールドと床面との間に間隙が発生する。その間隙から、溶融炉心が補強フレームのアンカーボルトに接触し損傷させること、及びドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を防止するため、コリウムシールドには床防護部を設ける。床面の水平方向の浸食量は、MAAP解析による原子炉格納容器下部壁面の浸食量と同じくとする。従って、床防護部の寸法をコンクリート浸食量に余裕をみてとする。

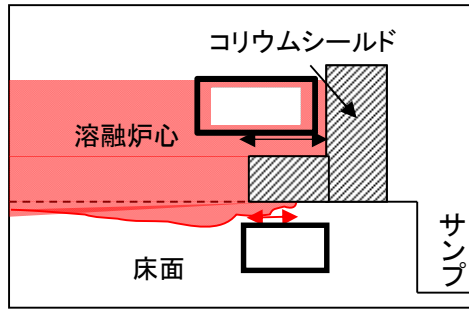


図 3-4 床面浸食イメージ図

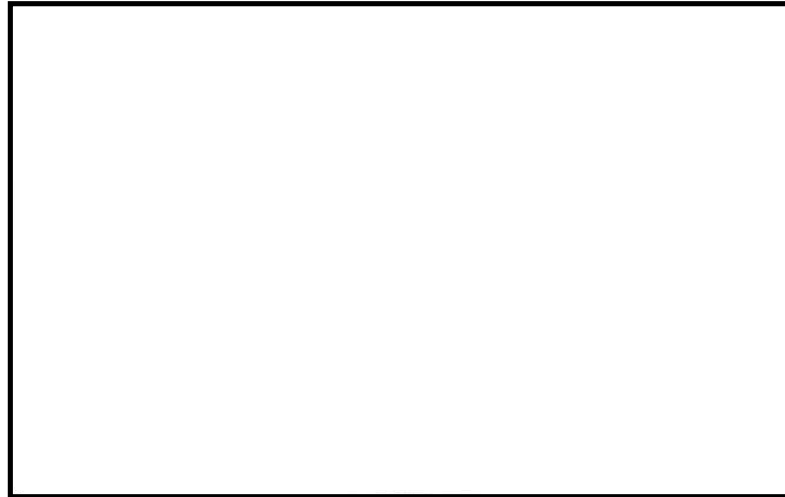


図 3-5 コンクリート浸食量評価結果

c. 壁防護部寸法について

原子炉格納容器下部壁面コンクリートについても、床面コンクリートと同様に溶融炉心により浸食され、溶融炉心のドライウェルサンプルへの流入経路となる可能性がある。よって、原子炉格納容器下部壁面コンクリート防護のためにコリウムシールドに壁防護部を設ける。原子炉格納容器下部壁面の浸食量は [] であることから、壁防護部の寸法はコンクリート浸食量に余裕をみて [] とする。

d. 耐熱材基本構成について

図 3-3 に示すとおり耐熱材は [] 二層構造 [] としている。 [] の厚さについては、耐熱材厚さ方向の熱伝導評価により、溶融炉心と接触する部分の温度時間変化を求め、最高温度が耐熱材材質であるジルコニアの融点を超えない厚さとする。

ジルコニア融点については、ジルコニア単体の融点は 2677℃であるが、共晶反応及び酸化還元反応・合金化反応により融点が下がることを考慮し、2100℃とした。なお、評価結果から耐熱材の浸食量は [] 以下であるが、耐熱材が薄い場合、溶融炉心の熱が補強フレームへと伝わり易くなり、補強フレームの温度が上昇することから、温度上昇による補強フレーム部材の強度低減を抑制するため、サンプル防護材の厚さは [] とする。

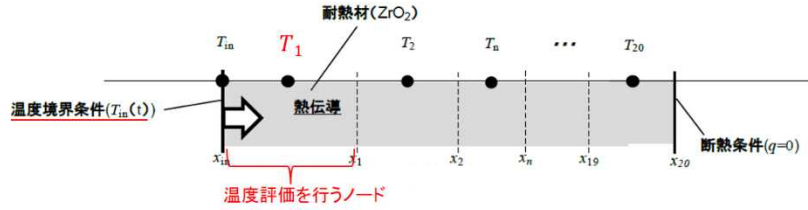


図 3-6 解析モデル

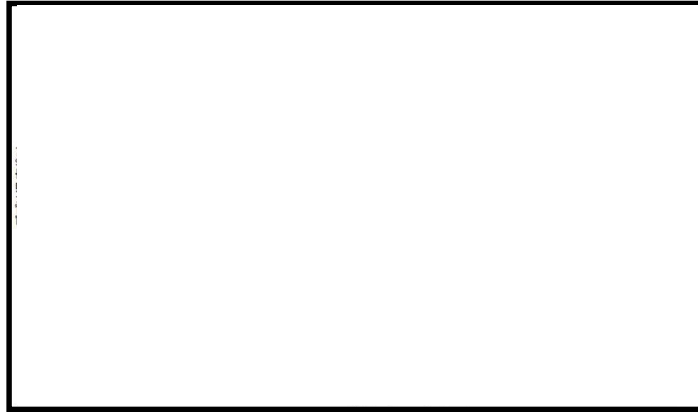


図 3-7 溶融炉心温度変化 (温度境界条件 $T_{in}(t)$)

※破線：MAAP 解析結果，実線：解析結果を包絡する評価用温度を表す

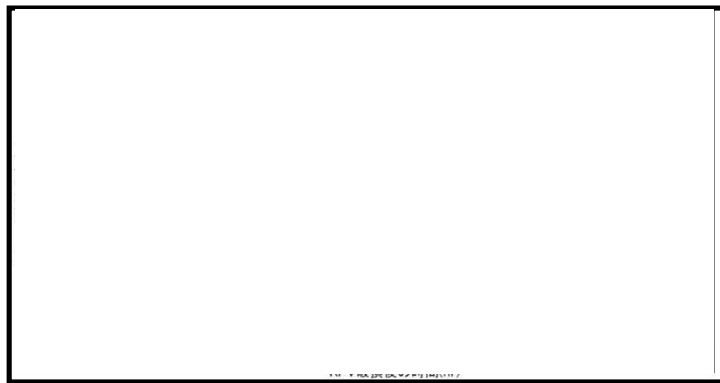



図 3-8 デブリと接触するノードの温度変化



また、定期検査時の取外・取付を鑑み、耐熱材は鋼製のカバープレート () にて覆う構造とした。

e. スリット部の構造について

ドライウェル高電導度廃液サンプの前に設置するコリウムシールドについては、ドライウェル高電導度廃液サンプの漏えい検出機能を維持するため、コリウムシールド下部 (床面との間) にスリットを設置する。スリット寸法については、ドライウェル高電導度廃液サンプへの漏えい水の流入量が 1gpm (0.228m³/h) 以上となるように設定する。同時に、スリットが溶融炉心のサンプへの有意な流入経路とならないことを確認する。

(i) スリット内の溶融炉心凝固評価について

溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定する。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリット内に水が存在すると考えられるものの、スリット部が非常に狭隘であることから、水は存在しないものとして評価を行った。

凝固評価に用いたモデルを表 3-4 に、各モデルでの凝固評価結果を表 3-5 に示す。モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価結果に多少の差異があるものの、最大でも あれば溶融炉心はスリット内で凝固することから、溶融炉心の凝固距離に余裕を見込んで、スリット長さを とする。

表 3-4 デブリ凝固評価モデル比較

評価モデル	概要	適用実績
<input type="text"/>	平行平板間で溶融デブリが凝固し流路が閉塞することを想定したモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・米国 NRC に認可されたモデル ・US-ABWR は本モデルに基づき標準設計認証を取得
	円管内での溶融デブリの流動距離を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・MAAP の RPV 下部プレナムにおける核計装管等の貫通部配管でのデブリ凝固評価に用いられている ・EPRI によって行われた模擬デブリの凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている
	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	<ul style="list-style-type: none"> ・溶融デブリに対する凝固評価には使用実績なし ・鋳造分野で使用されている

表 3-5 スリット内デブリ凝固評価結果

評価モデル	流動距離 (凝固するまでの距離)
<input type="text"/>	<input type="text"/>
<input type="text"/>	<input type="text"/>
<input type="text"/>	<input type="text"/>

(ii) 漏えい検出機能への影響について

原子炉格納容器下部床面には勾配が無く、床面全体に漏えい水が広がった時点で初めてドライウェル高電導度廃液サンプに流入し、漏えいが検出されることから、漏えい水の水位がスリット高さ未満であれば、スリット部通過に伴う圧損が発生せず、コリウムシールドの有無に関わらず漏えい検出機能への影響はない。

従って、漏えい水の水位＝スリット高さとなる場合のスリット通過後の流量を求め、漏えい検出に必要となる流量との比較を行う。

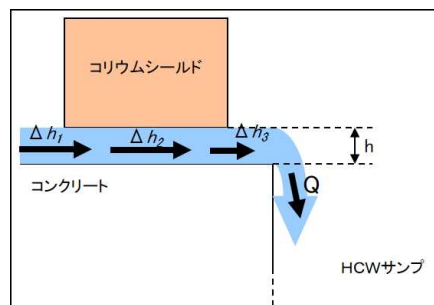


図 3-9 スリット部流路概念

入口圧損 (Δh_1)、流路圧損 (Δh_2)、出口圧損 (Δh_3) とするとスリット部全体の圧損 (h) は以下の式で表される。

$$h = \Delta h_1 + \Delta h_2 + \Delta h_3$$

上式の各項を展開し、 $h = \square$ (スリット高さ)、またスリット幅： \square とするとスリット通過後の流量 (Q) は

$$Q = \square \text{ (スリット 1ヶ所あたり)}$$

となり、漏えい検出に必要となる流量 (1gpm (0.228m³/h)) を上回る。

従って、ドライウェル高電導度廃液サンプの漏えい検出機能に影響はない。

なお、スリット設置にあたっては、スリットが何らかの原因で閉塞することを鑑み、床面レベルに高さ \square 、幅 \square 、長さ \square のスリットを \square ヶ所、更に床面から \square の高さに、高さ \square 、幅 \square 、長さ \square のスリットを \square ヶ所設置する。

(4) コリウムシールドと原子炉圧力容器との離隔距離

炉心溶融事故発生時の原子炉圧力容器の破損個所として、原子炉圧力容器下鏡中央部が想定される。原子炉圧力容器の中心からコリウムシールドまでは約 3.2m、ドライウェルサンプまでは約 3.7m 離れていることから原子炉圧力容器から流出した溶融炉心がドライウェルサンプに直接流入することはないと考えている。



図 3-10 原子炉圧力容器中心からの離隔距離 (7号炉)

(5) コリウムシールド設置に伴う悪影響の有無

a. 原子炉格納容器下部注水系への悪影響の有無

コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部には原子炉格納容器下部注水系の注水口が設置されているが、注水口とコリウムシールド設置位置とは水平距離で \square 離隔されていることから、原子炉格納容器下部注水系の機能を阻害することはない。

なお、原子炉格納容器下部注水系の注水口は大量の溶融炉心が直接接触しない様に設置されていることから、溶融炉心により原子炉格納容器下部注水系の機能が喪失することはない。

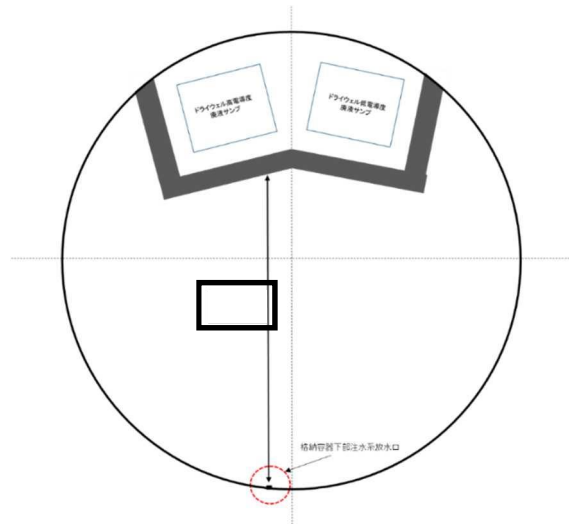


図 3-11 コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水系注水口との設置位置概要図

(6) 機器ファンネルからサンプルへの溶融炉心の流入について

7号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在し、溶融炉心が原子炉格納容器下部床面に堆積した場合には、溶融炉心の堆積高さが機器ファンネル高さを超えることから、機器ファンネルに溶融炉心が流入する。機器ファンネルの位置及びドレン配管の敷設状況について図 3-12 に示す。

機器ファンネルからドライウェルサンプルへと繋がるドレン配管は、最短でも約 3.6m 以上の配管長を有しており、かつ b. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について 及び別紙 - 2 に示すとおり、ドレン配管内の溶融炉心の凝固距離は最大でも約 と、ドライウェルサンプルに溶融炉心が流入することはない。しかしながら、ドレン配管内の溶融炉心の凝固挙動の不確かさを考慮し、ドライウェルサンプルまでのドレン配管長が 5m 以下の機器ファンネルについては、コンクリート等により閉止を行う。

なお、6号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在しない。

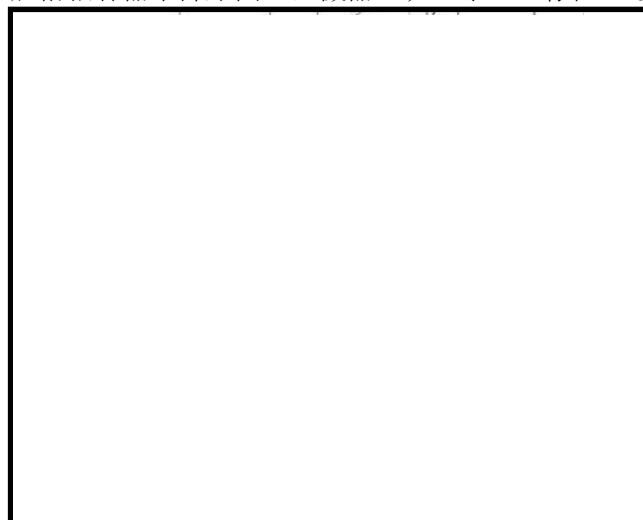


図 3-12 機器ファンネル配置及びドレン配管敷設状況 (7号炉)

EPRI (Electric Power Research Institute) 及び FAI (FAUSKE & ASSOCIATE, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (Al_2O_3) を流入させる試験を行っている

る。同試験の試験体系が、比較的、7号炉のドレン配管（80A）に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について評価を行う。

a. EPRI/FAI 試験の概要

図 3-13 に試験装置概要を示す。酸化鉄とアルミニウムによるテルミット反応により、模擬熔融炉心である熔融した Al_2O_3 が生成される。模擬熔融炉心はテルミットレーバに流入し、密度差により鉄と Al_2O_3 とで成層化が起こる。密度差から Al_2O_3 は鉄より上層にあることにより、 Al_2O_3 によりセメント製のキャップが熔融し、 Al_2O_3 のみ Lower Chamber に移行する。このとき、Lower Chamber 及びドレン配管は水で満たされており、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬熔融炉心の流動距離（凝固距離）は 0.79m であった。

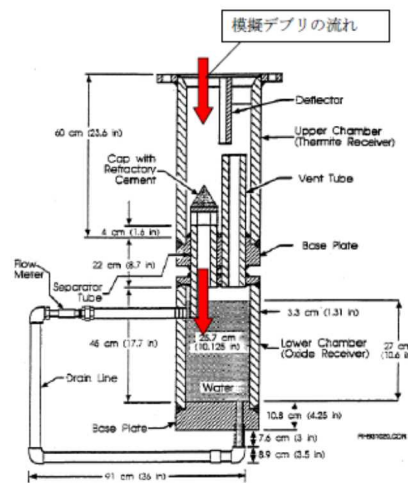


図 3-13 EPRI 試験装置概要

b. ドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について

ドレン配管内の熔融炉心の熔融凝固特性は流入する熔融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、熔融炉心の物性の違いも考慮して、熔融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量（配管系に依存）の比率に基づき流動距離を推定する。

表 3-6 に評価に使用する熔融炉心とコンクリートの物性値を示す。 Al_2O_3 の熔融潜熱 ($h_{fs}=1.16 \times 10^6 \text{J/kg}$) に密度 ($\rho=3800 \text{kg/m}^3$) を乗じると、流動停止までの保有熱量は 4408MJ/m^3 となる。一方、熔融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と熔融潜熱の和として次式で表される。

$$h_{ab} = \{ (T_d - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$$

ここで、 h_{ab} ：熔融炉心の流動停止までの顕熱と熔融潜熱の和(J)、 T_d ：熔融炉心温度(°C)、 T_{sol} ：熔融炉心固相線温度(°C)、 C_p ：熔融炉心比熱(J/kg°C)、 h_{fs} ：熔融炉心熔融潜熱(J/kg)である。

このとき、 h_{ab} は約 となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約 となり、 Al_2O_3 の約 倍となる。

また、ドレン配管（80A）の配管直径(d_f)を 8cm と仮定すると、EPRI/FAI 試験のドレンライン d_{tes} （5cm）より、配管径の比は約 1.6 倍である。配管径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）を次の様に評価する。

$$L = L_{tes} \times d_f/d_{tes} \times (h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$$

ここで、 L ：ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）、 L_{tes} ：EPRI/FAI 試験の流動距離、 d_f/d_{tes} ：配管直径比、 $(h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$ ：流動停止までの保有熱量比である。

EPRI/FAI 試験の流動距離 0.79m を基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は となる。

機器ファンネルからドライウェルサンプまでのドレン配管長は、最短でも約 3.6m 以上であることから、機器ファンネルに流入した溶融炉心は、ドレン配管内で凝固するため、ドライウェルサンプ内に到達することはないと考えられる。

表 3-6 評価に使用する溶融炉心物性値及びコンクリート物性値

--

(7) 6号炉コリウムシールドの構造について

6号炉のコリウムシールドについても、上述の7号炉コリウムシールドと同様の設計方針に基づき、設計を行った。号炉間の既設設備の差異により、6号炉コリウムシールドと7号炉コリウムシールドとでは一部形状が異なる。なお、使用している耐熱材材質に変更はなし。6号炉コリウムシールド外形を図 3-14 に示す。



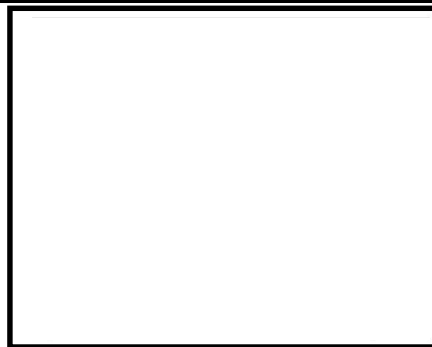
図 3-14 コリウムシールド外形図（6号炉）

耐熱材と模擬溶融炉心との相互作用試験結果について

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、溶融炉心による格納容器の浸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。溶融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は、高融点で且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。模擬溶融炉心と上記耐熱材との浸食データを取ることを目的として、浸食試験を実施した*。

1. 試験方法

耐熱材には [] [] ZrO_2 の多孔質材料を用いた。模擬溶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(図別 - 1)。これらを電気炉で加熱し、 [] の所定温度にして金属を溶かす。溶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、溶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2種類の組成 [] とした。



図別 - 1 試験体系

2. 試験結果

図別 - 2 に金属組成が [] 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 量に応じて浸食量は増加した。また、金属組成によらず浸食量は [] > [] > ZrO_2 となり、 ZrO_2 、 []、 [] の順に耐浸食性に優れていることが確認できた。



図別 - 2 試験後の断面写真

※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)、(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。

以 上

4. コリウムシールドに期待した場合の評価

(1) 格納容器下部床面の評価(溶融炉心が一様に広がる場合)

コリウムシールドに期待する場合、コリウムシールドを考慮しない場合に比べて溶融炉心が広がる原子炉格納容器下部の床面の面積が狭まることから、原子炉格納容器上部の面積も減少する。このため、原子炉格納容器上部からの除熱量が減少し、原子炉格納容器下部の床面における浸食量が増加することが考えられることから、以下のケースについて浸食量の評価した。

a. 評価体系

- ・ MAAP コードでは、コリウムシールド設置後ような複雑な床面の形状を模擬できないため、原子炉格納容器下部の床面積全体からコリウムシールドで囲まれる部分の面積を除いた面積を底面積とした円柱で模擬した。
- ・ 評価体系(円柱)の底面積はコリウムシールドで囲まれる部分が広く、評価体系(円柱)の底面積が小さい 6 号炉で代表させ、 62.0m^2 とした。

b. 評価条件

- ・ 評価ケース 4-1：有効性評価「溶融炉心・コンクリート相互作用」における溶融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約 7 時間後)及び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。
- ・ 評価ケース 4-2：事象発生から 6 時間後の崩壊熱及び $800\text{kW}/\text{m}^2$ 一定の上面熱流束を用いた評価。

c. 評価結果

- ・ 評価ケース 4-1：図 4-1 に示す通り、原子炉格納容器下部床面の浸食量は約 0.01m であり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、原子炉格納容器下部壁面の浸食量は約 0.01m であり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。
- ・ 評価ケース 4-2：図 4-2 に示す通り、原子炉格納容器下部床面の浸食量は約 0.09m であり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、原子炉格納容器下部壁面の浸食量は約 0.08m であり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。

(2) 格納容器下部床面の評価(溶融炉心が均一に広がらない場合)

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心について、評価モデルでは床面に一様に広がるものとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられ、溶融炉心が均一に広がらない場合も考えられる。この場合の MCCI の影響を確認するため、以下のケースについて浸食量の評価した。

a. 評価体系

- ・ 溶融炉心が広がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で広がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
- ・ 溶融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、溶融炉心の側面がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。

- ・ 評価体系(円柱)の高さは 2m(初期水張り高さ)、底面積は約 22m²(原子炉格納容器下部床面積の約 1/4)し、評価体系(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。

b. 評価条件

- ・ 評価ケース 4-3: 有効性評価「熔融炉心・コンクリート相互作用」における熔融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約 7 時間後)及び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。

c. 評価結果

- ・ 評価ケース 4-3: 図 4-3 に示す通り、原子炉格納容器下部床面の浸食量は約 0.14m、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、壁面の浸食量は約 0.13m であり、外側鋼板の浸食に至ることは無く、原子炉格納容器の支持機能を維持できることを確認した。

(3) 熔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熔融炉心はコリウムシールドによってせき止められ、あるいはファンネルの途中で固化することにより、多量にサンプルに流入することは無いと考える。細粒化された熔融炉心が水中に浮遊することにより、僅かな量がコリウムシールドの内側に移行することは考えられるが、細粒化された熔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、仮に僅かな量の細粒化された熔融炉心がサンプルに移行しても、サンプル床面を有意に浸食するものではないと考える。

ただし、熔融炉心に対し、ポロシティを見込んだ場合、熔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が考えられることから、以下のようにサンプル床面の浸食量を評価した。

a. 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。

b. 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。

- ・ 崩壊熱及びデブリ上面熱流束

事象発生から 6 時間後の崩壊熱及びポロシティ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 4-4 の Lipinski 0-D モデルを用いたドライアウト熱流束をもとに表 4-1 の通りに設定した。

- ・ 熔融炉心の堆積厚さの設定

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 4-1 の通りとなる。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通りに考慮し、表 4-1 の通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する熔融炉心の量がサンプル体積の未満の場合

ポロシティが 0.26 及び 0.32 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(サンプル床面積の小さい 7 号炉で代表)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、堆積厚さをそれぞれ 0.7m, 1.4m とした。

- (ii) 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体積の以上の場合
ポロシティが 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(サンプル床面積の小さい 7 号炉で代表)の容量を大きく上回る。熔融炉心がサンプル外の領域にも堆積するため、保守的に原子炉格納容器下部の床面全体に平均に熔融炉心が堆積する場合の堆積高さを用いてサンプル床面の浸食量評価を行った。

c. 評価結果

- ・ 表 4-2 に示す通り、原子炉格納容器下部床面の浸食量は最大約 0.10m であり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、原子炉格納容器下部壁面の浸食量は最大約 0.10m であり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。

(4) 熔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想定

熔融炉心が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、基本的には圧力容器底部の中心及びその近傍に配置されており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熔融炉心が、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 4-5、図 4-6 に示す通り、CRDハウジングの最外周の位置よりも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熔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熔融炉心はコリウムシールドによってせき止められるものとする。

熔融炉心の拡がりについては「解析コード MAAP 説明資料 添付 3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について 付録 4 熔融物の拡がり実験」において参照した知見から、格納容器下部に落下した熔融炉心は数分程度で格納容器下部に拡がり、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も踏まえると、格納容器下部に落下した熔融炉心は短時間で格納容器下部に均一に拡がるものとする。

しかしながら、コリウムシールド近傍に落下した場合、一時的に偏って高く堆積することにより、熔融炉心が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。

偏って堆積する場合、堆積物の形状には不確かさがあり、モデル化することは困難である。このため、堆積物の形状の不確かさについては、ポロシティを極めて保守的に設定し、堆積物全体の堆積高さを高く評価した上で、多くの熔融炉心がコリウムシールドの内側に流入する評価で代表させるものとする。

流入する熔融炉心の状態を考えると、水中に落下した熔融炉心は一部が細粒化して冷却され、細粒化された密度の低い熔融炉心は落下した熔融炉心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と考えられる熔融炉心の状態は、細粒化され、冷却、固化された、ポロシティが高く密度の低い状態と考えられる。

表 4-1 に示す、ポロシティを 0.48 とした評価は、格納容器下部での堆積高さが高く、多くの溶融炉心がコリウムシールドの内側に流入した結果、コリウムシールドの内外が同じ堆積高さとなっている。この場合であっても、表 4-2 に示す通り、床面及び平面の浸食量は約 0.02m であることから、堆積の形状の不確かさを包絡させる観点で多量の溶融炉心の流入を考慮しても、多量の溶融炉心がサンプルに流入する場合には、ポロシティの高い溶融炉心がサンプルに流入するため、高い水への除熱量(上面熱流束)に期待できると考えられることから、サンプルの損傷は防止できるものとする。

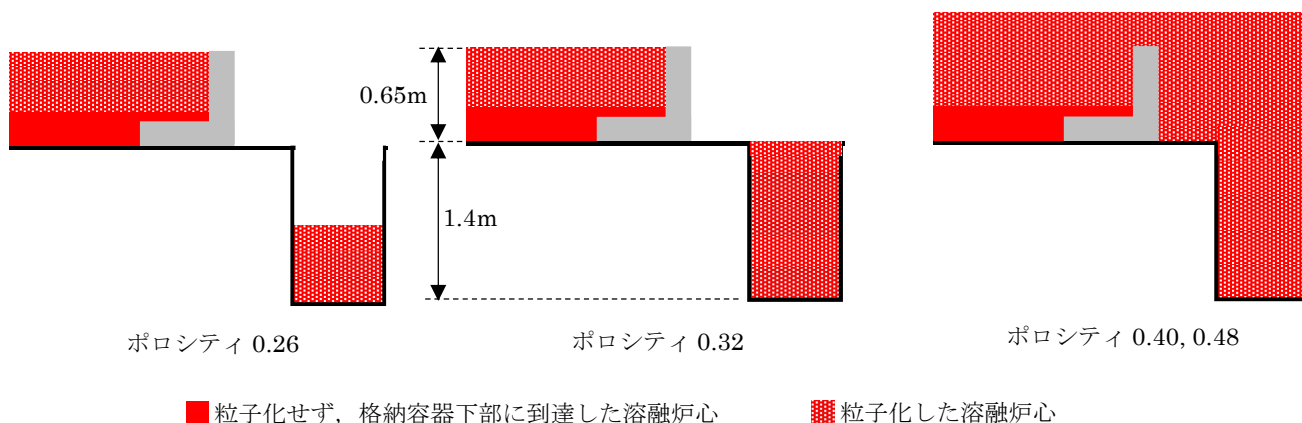
表 4-1 ポロシティへの依存性を考慮した場合の上面熱流束の設定と熔融炉心の堆積高さ

ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
上面熱流束(一定) (kW/m ²)	800	1300	2200	3300
下部ドライウェルでの 熔融炉心の堆積高さ(m)	0.69	0.73	0.80	0.90
越流する熔融炉心の 体積(m ³)	2.6	5.3	11	18
サンプル床面からの 堆積高さ(m)	0.7	1.4	2.1	2.2

※ コリウムシールドに囲まれた床面積を除いた場合

表 4-2 熔融炉心がサンプルに流入する場合の浸食量評価結果

ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
床面浸食量(m)	約 0.10	約 0.08	約 0.07	約 0.02
壁面浸食量(m)	約 0.10	約 0.08	約 0.07	約 0.02



ポロシティ別のコリウムシールド越流量のイメージ

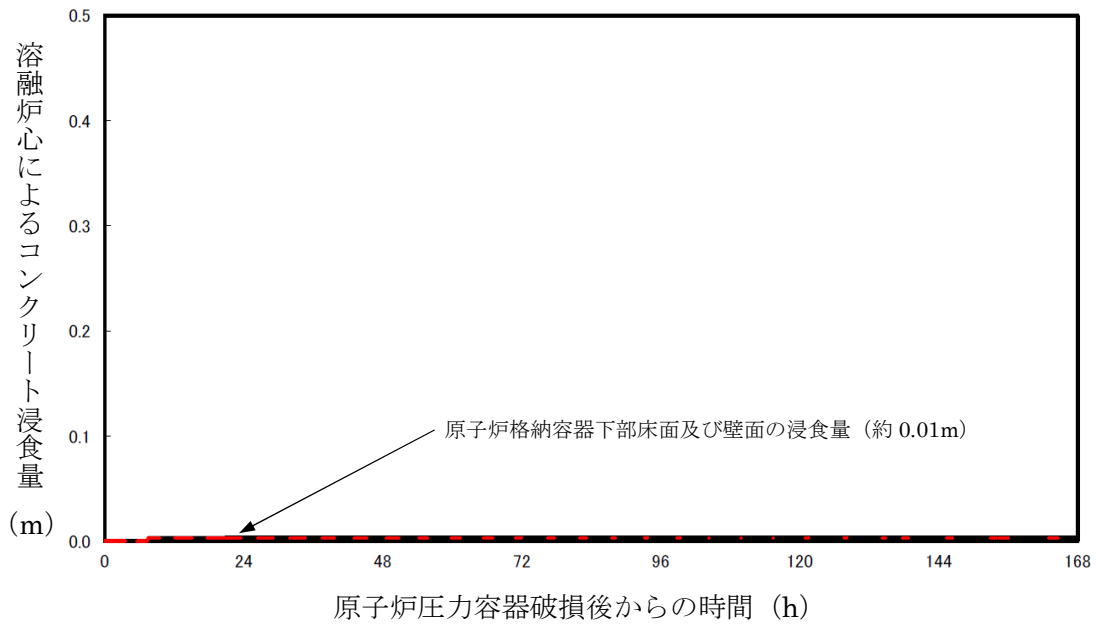


図 4-1 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移(評価ケース 4-1)

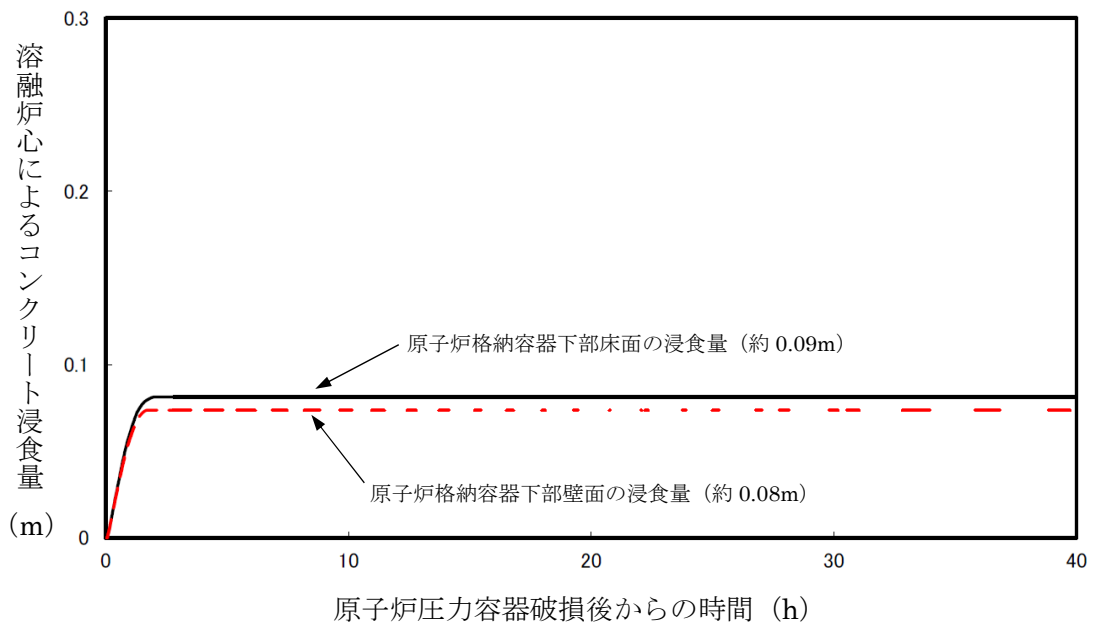


図 4-2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移(評価ケース 4-2)

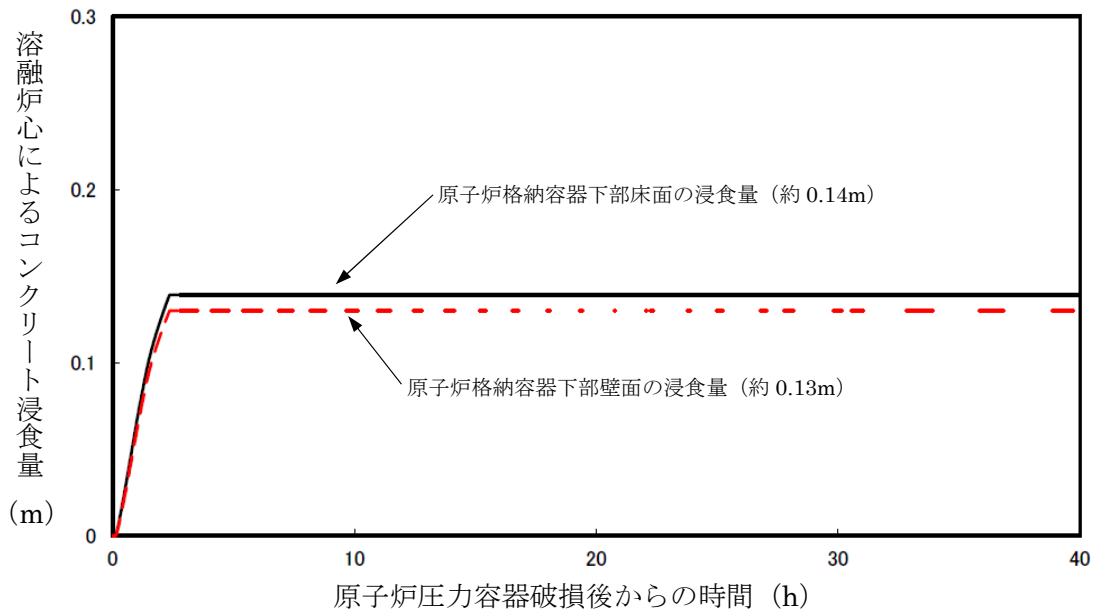


図 4-3 原子炉格納容器下部床面のコンクリート浸食量の推移(評価ケース 4-3)

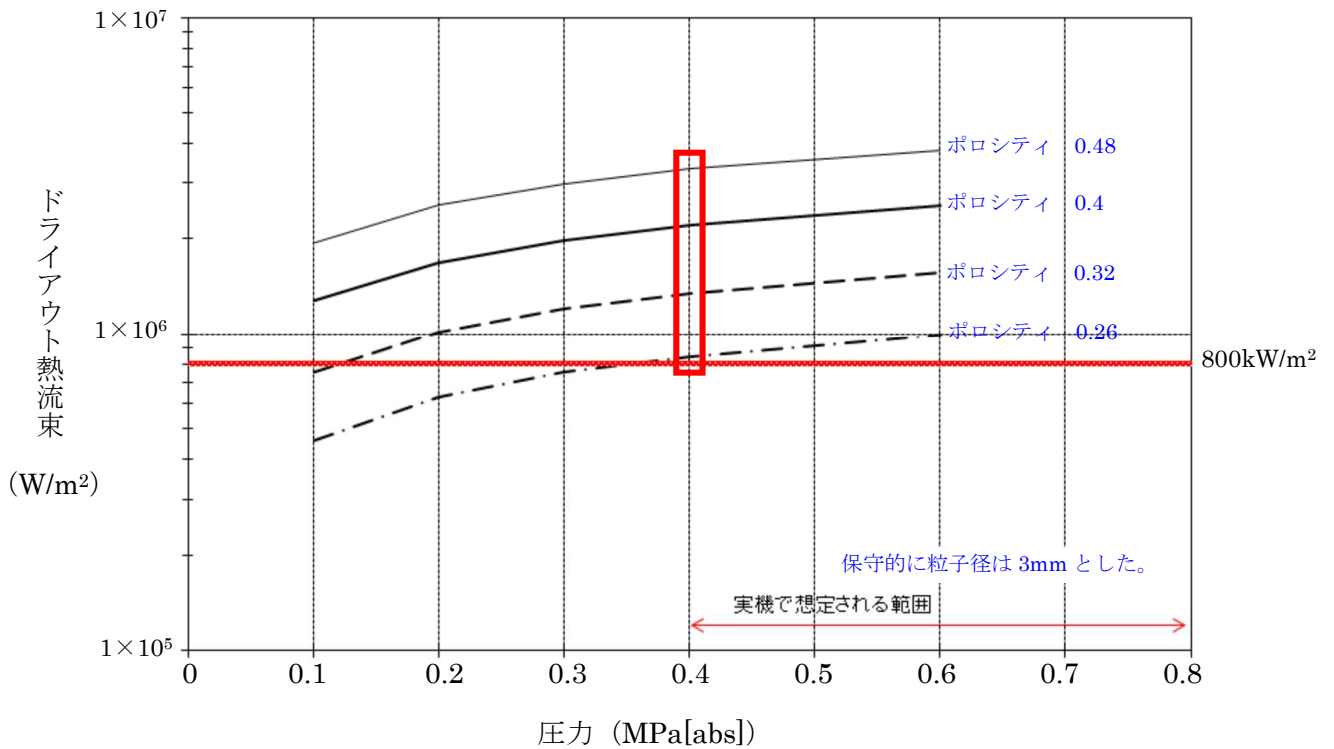
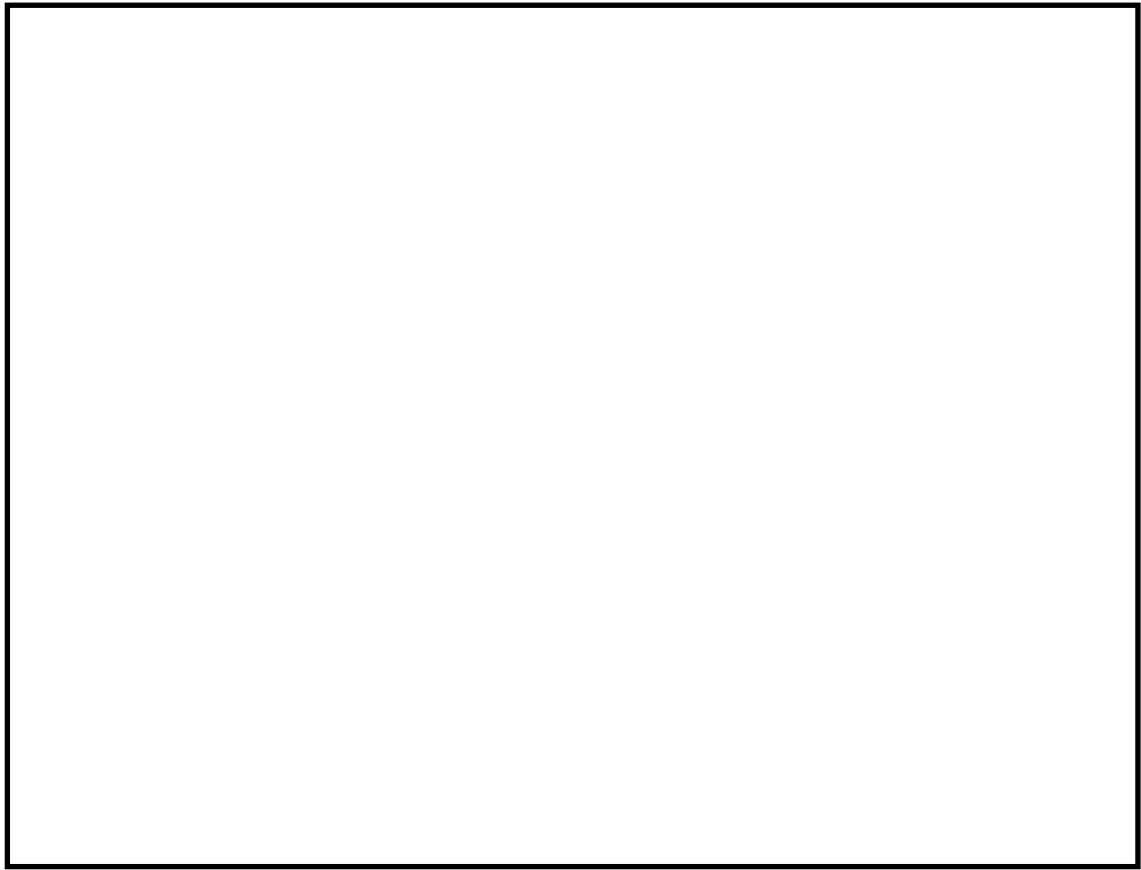
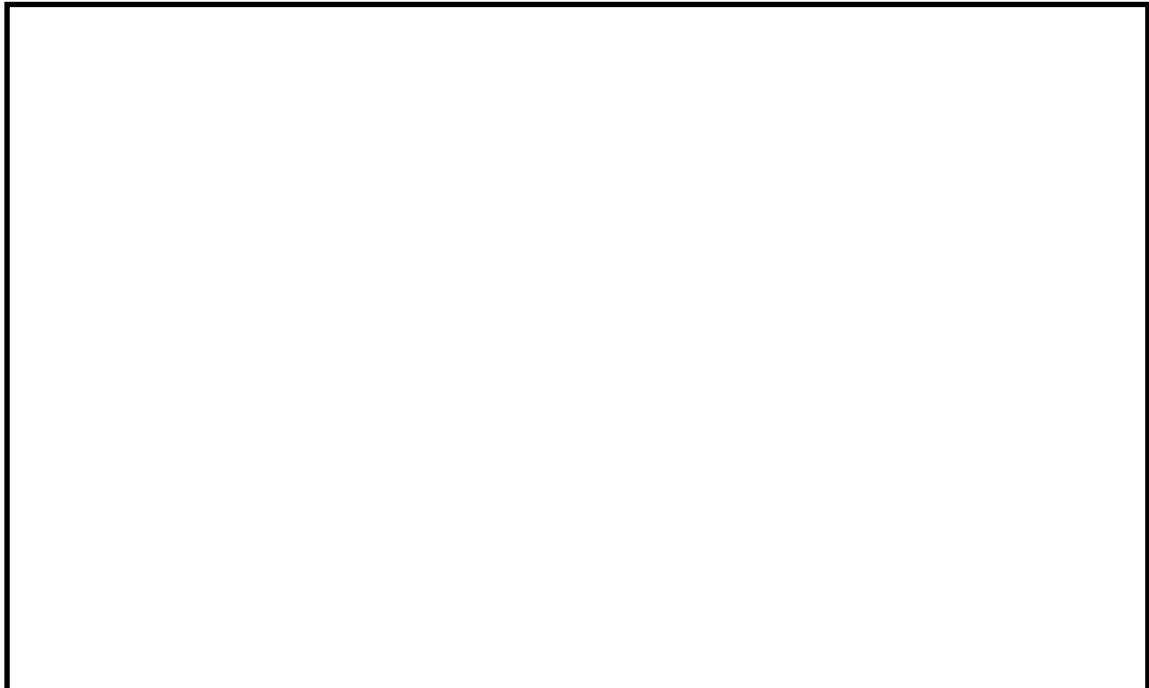


図 4-4 Lipinski 0-D モデルを用いたドライアウト熱流束

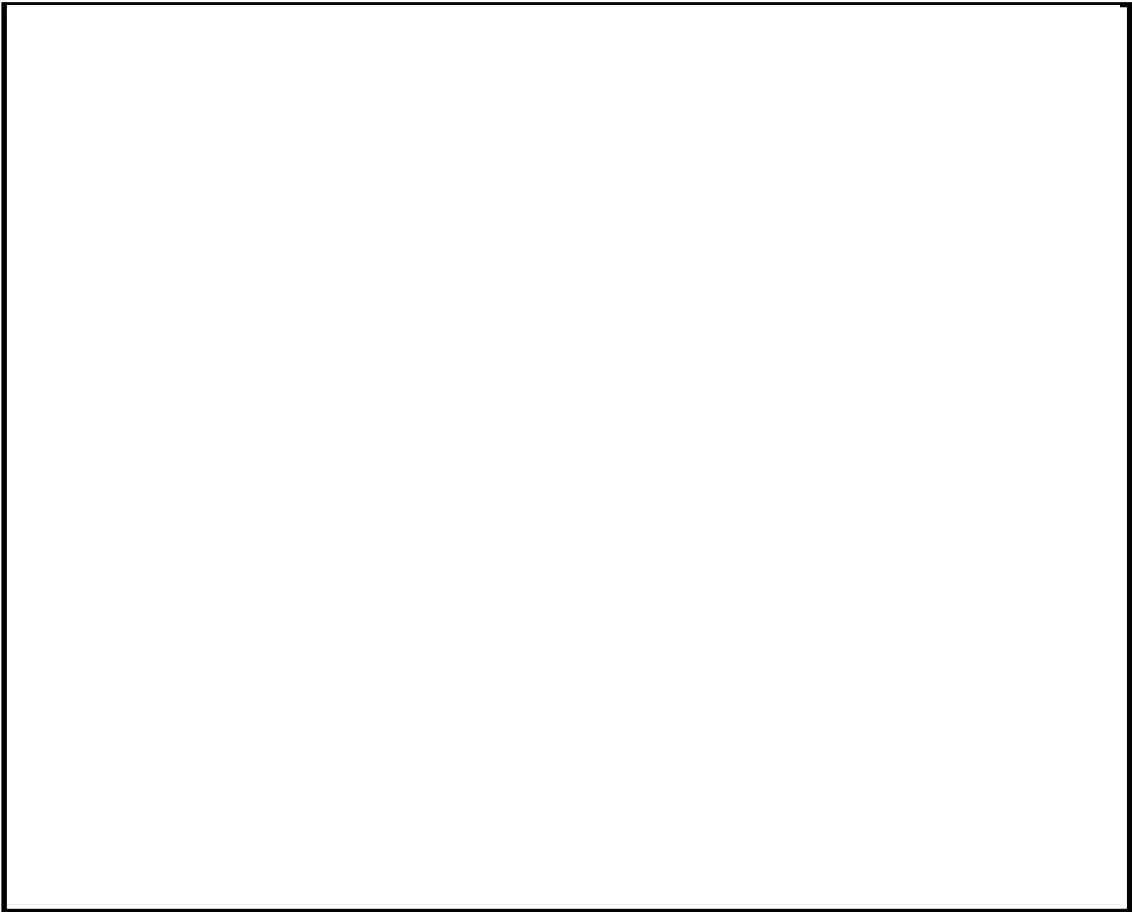


(a) 側面図

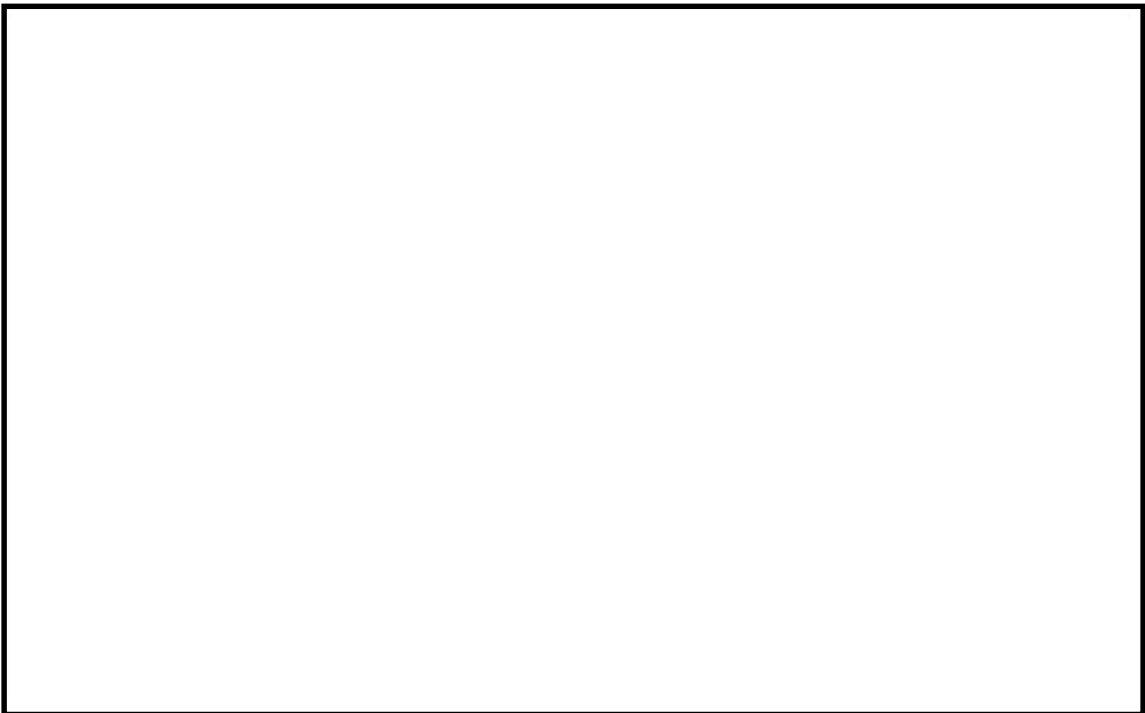


(b) 上面図

図 4-5 CRDハウジング最外周とコリウムシールドの位置関係(6号炉)



(a) 側面図



(b) 上面図

図 4-6 CRDハウジング最外周とコリウムシールドの位置関係(7号炉)

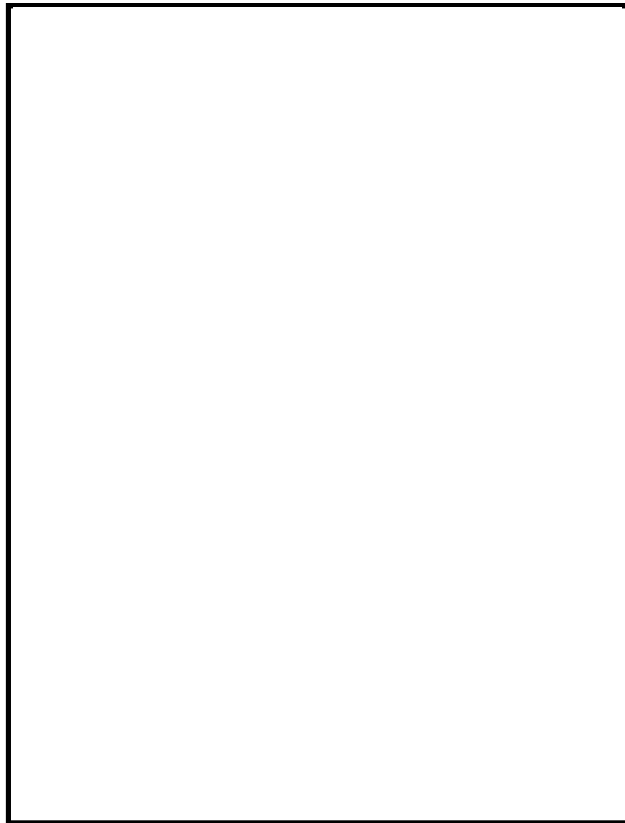
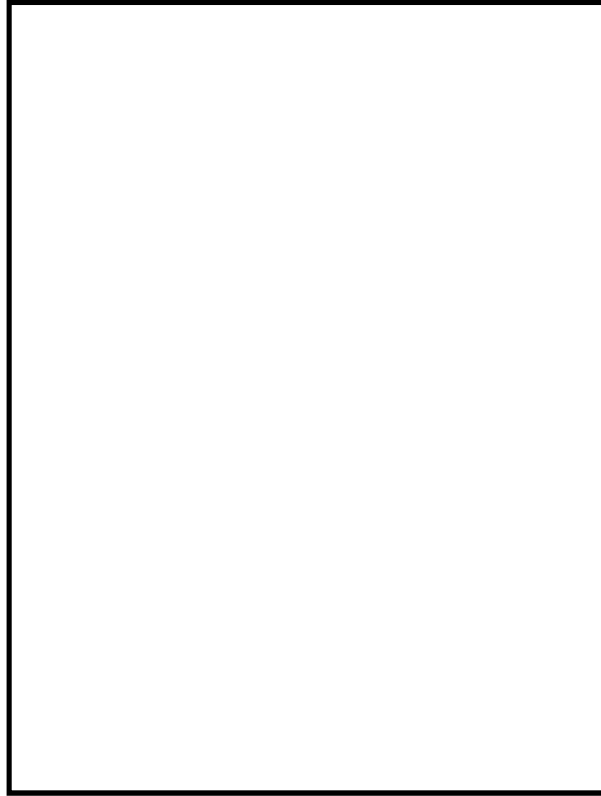


図 4-7 格納容器下部端のイメージ(格納容器底部床面から上部を撮影)

5. まとめ

コリウムシールドの設置後の原子炉格納容器下部の床面の浸食量は僅かであり、格納容器の支持機能に影響しないことを確認した。これにより、コリウムシールドは格納容器の支持機能に影響を及ぼすことなくサンプでの MCCI のリスクを低減できることを確認した。このため、コリウムシールドを重大事故等緩和設備に位置付けることとした。

また、熔融炉心が原子炉格納容器下部床面において均一に拡がらない場合においても浸食量は僅かであることを確認した。

以 上

KK7 下部 D/W ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について

1. EPRI/FAI 試験と KK7 のファンネルの体系の比較

EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、KK7 の下部 D/W サンプルと体系を比較するため、溶融物条件を表 1 に、流路構造を表 2 に比較する。

表別 2-1 の通り、EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく溶融デブリ(平均)の物性を比較すると、密度・熱伝導率が異なるものの、配管内での溶融物凝固・流動特性に影響する凝固までの蓄熱量、動粘度は近い値になっている。なお、溶融デブリ(酸化物)、溶融デブリ(金属)は EPRI/FAI 試験との蓄熱量比が小さいことから、溶融デブリ(平均)について流動距離を評価する。

表別 2-2 に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径 50mm に対し、KK7 のファンネルの口径は 78mm(80A)であり、配管断面積比は KK7 の方が約 2.44 倍大きい。そのため、単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比は、溶融デブリ(平均)のケースにおいて、限界固相率 1 のとき約 2.63 倍、限界固相率 0.64 のとき約 1.72 倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さあたりの円管への伝熱面積(表面積)も増加するため、単位長さあたりの伝熱面積は KK7 の方が約 1.56 倍大きい。

デブリの堆積高さは、EPRI/FAI 試験で約 0.18m(試験後の観察結果)であり、KK7 では約 0.56m(MAAP 結果)である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約 0.27m、KK7 ではペDESTAL床面からドレン配管水平部までが最も深いケースで約 0.97m である。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約 0.45m、KK7 で約 1.5m である。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI 試験で約 3.0m/s、KK7 で約 5.5m/s となる。

2. EPRI/FAI 試験の適用性

EPRI/FAI の試験を KK7 のファンネルの体系に適用するにあたり、Flemings モデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。

Flemings モデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素について EPRI/FAI の試験条件と KK7 での評価条件の比をとり、EPRI/FAI の試験結果を KK7 のファンネルに適用した場合の評価を行う。

この場合、KK7 のファンネルでのデブリの流動距離(L_{K7})は次の式で表現できると考えられる。

$$L_{K7} = L_{FAI} \times \frac{d_{K7}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{K7}\rho_{K7}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{K7}}{v_{FAI}}$$

ここで、

$\frac{d_{K7}}{d_{FAI}}$: 配管直径比,

$\frac{h_{K7}\rho_{K7}}{h_{FAI}\rho_{FAI}}$: 凝固までの蓄熱量比

$\frac{u_{K7}}{u_{FAI}}$: デブリの速度比

であり、上式に基づいてデブリの流動距離(L_{K7})を求めると、

$$\begin{aligned} L_{K7} &= 0.79 \times 1.56 \times 1.08 \times 2 \\ &= 2.7 \text{ (m)} \end{aligned}$$

となる。ファンネル流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を 1 として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率 0.64 程度で粘性係数が初期値の 1×10^4 倍になる等、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。本評価は EPRI/FAI の試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速をもとに流動距離を求める際の最大値と考える。

以 上

表別 2-1 溶融物条件の比較

項目	EPRI 試験	K-7					
		溶融デブリ (平均)		溶融デブリ (酸化物※1)		溶融デブリ (金属)※2	
溶融物	アルミナ ²	溶融デブリ (平均)		溶融デブリ (酸化物※1)		溶融デブリ (金属)※2	
過熱度 (K)	100	39		-60		164	
融点 (°C)	2047	液相線	2200	液相線	2412	液相線	1482
		固相線	1591	固相線	2063	固相線	1415
密度 (kg/m ³)	3800	8082		8162		7723	
比熱 (kJ/kgK)	1.3	0.54		0.51		0.682	
溶融潜熱 (kJ/kg)	1160	303		310		280	
熱伝導率 (W/mK)	7.5	14		8		35	
粘性係数 (Pa・s)	0.003	0.0033-0.0076		0.0033-0.0076		0.004-0.0062	
動粘性係数 (m ² /s)	7.89×10 ⁻⁷	4.08×10 ⁻⁷ - 9.40×10 ⁻⁷		4.04×10 ⁻⁷ - 9.31×10 ⁻⁷		5.17×10 ⁻⁷ - 8.02×10 ⁻⁷	
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	5277		3734		3380	
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.64)	-	3438		2299		2474	
凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	1.08		0.77		0.69	
凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.64)	1	0.71		0.47		0.51	

※1 酸化物 : UO₂, Zr, ZrO₂ ※2 金属 : SUS 成分

表別 2-2 流路構造の比較

項目	EPRI 試験	K-7		
		溶融デブリ (平均)	溶融デブリ (酸化物)	溶融デブリ (金属)
溶融物	アルミナ	溶融デブリ (平均)	溶融デブリ (酸化物)	溶融デブリ (金属)
流路構造比較		円管		
流路内径 (m)	0.05 (50A)	0.078 (80A)		
断面積比	1	2.44		
単位長さあたりの 凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	2.63	1.86	1.69
単位長さあたりの 凝固までの蓄熱量 2 (限界固相率=0.64)	1	1.73	1.14	1.24
単位長さあたりの伝熱面積比	1	1.56		
床面から配管水平部までの深さ (m)	0.273	0.972		
デブリ堆積高さ (m)	0.18	0.56		
ヘッドから計算される流速 (m/s)	2.99	5.49		
流速の実測値 (m/s)	0.03 (平均) ~0.19 (最大)	-		
デブリの流動距離 (m)	~0.79			

熔融炉心ファンネル流入後のドレン配管における管壁の浸食量評価(7号炉のみ)

格納容器下部の床面にファンネルが設置されており、床下にドレン配管が設置されている号炉は7号炉のみである。このため、7号炉を想定して以下の評価を実施した。なお、6号炉では床面にファンネルが無く、ドレンは格納容器下部壁面に設置された配管を通じてサンプにドレンが集められる構造となっていることから7号炉と同様の評価は不要である。

a. 評価体系

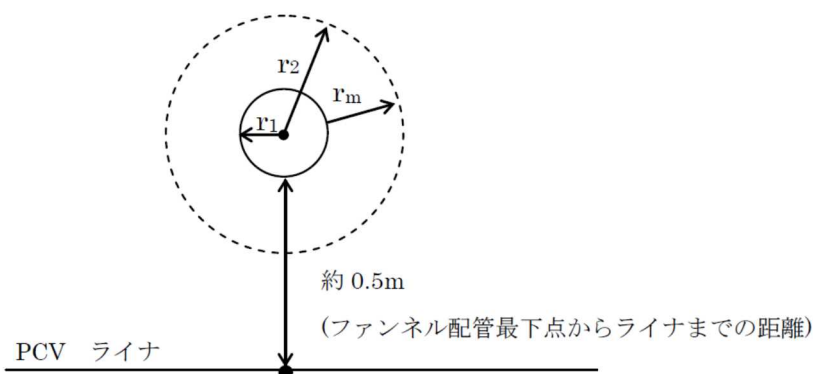
- ・ ファンネル内に流入した熔融炉心を円柱で模擬し、側面はコンクリートで囲まれているものとし、両端が水によって除熱されるものとした。

b. 評価条件

- ・ 熔融炉心の流動距離(円柱の高さ)は、別紙2の評価結果を踏まえ、ファンネルからサンプまでの長さが最短の配管に合わせて3.6mとした。
- ・ 崩熱熱は事象発生から6時間後の値とした。
- ・ 水への熱流束は有効性評価における不確かさ評価において保守的な値として用いている 800kW/m^2 一定とした。

c. 評価結果

- ・ 管壁の浸食量は約0.08mとなった。ドレン配管から格納容器バウンダリであるライナまでの最短距離が約0.5mであることから、コンクリートの浸食がライナに到達することは無いことを確認した。(別図3-1参照)



別図 3-1 下部ドライウェルファンネル配管評価のイメージ

44. 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について

原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出割合は、MAAP コードを用いて評価を行っている。本評価における放射性物質の放出割合は、希ガス等の気体に対するものであり、エアロゾル粒子が漏えい孔^{※1}で捕集される効果は考慮されていない。これにより、MAAP コードでの評価におけるエアロゾル粒子の漏えい量については、実現象より大きく評価されていると考えられる。

中央制御室の居住性及び有効性評価の放射性物質漏えい量の評価^{※2}において、原子炉格納容器のシール機能は健全であり、その場合の漏えい（シール機能健全時の設計漏えい率に応じた漏えい）に対するエアロゾル粒子の捕集係数(DF)が必要である。ただし、シール機能が健全な場合に対する捕集係数(DF)の実験等の知見は確認されていない。

シール部が損傷し設計を超える漏えいが発生した場合におけるエアロゾル粒子の捕集効果についての実験が行われている公開文献^{※3}を参照した場合、**1を超える捕集係数 DFを設定することも考えられるが上記の評価において、保守的に原子炉格納容器の漏えい孔で捕集される効果を考慮しないもの (DF=1) とした。**

※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい経路（リークパス）について、MAAP では、相当する漏えい面積を持つ漏えい孔としてモデル化している

※2 有効性評価における原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について（添付資料 3.1.2.5, 添付資料 3.1.3.4, 添付資料 3.2.3）

※3 「シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕集効果（Ⅱ）貫通部での除染係数と実機への適用」（渡部氏（Japan Nuclear Energy Safety Organization）、山田氏、大崎氏（Toshiba Corporation） 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 8, No. 4, p. 332-343 2009 年）

<参考>

エアロゾル粒子の捕集効果について、文献を参照し知見をまとめた。

1. 漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数に関する実験

原子炉格納容器から原子炉建屋へのエアロゾル粒子の漏えいは、格納容器フランジのシール部や電気配線貫通部のシール部においてシビアアクシデント条件下で漏えい孔が生じ、これを主たる経路として発生すると考えられる。漏えい孔は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子がシール部を通過する際に捕集する効果が期待される。本事象は、下記に示す実験結果により実際に確認されている。

(1) 実験概要

格納容器の漏えい経路におけるエアロゾル粒子の捕集係数については、上記の文献（出典1）に実験結果が纏められている。

この実験では、シビアアクシデント条件下での格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するために、試験体（電気配線貫通部（以下、電気ペネという）及びフランジガasket）に対しいエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで捕集特性を確認している。実験条件は表 44-参考-1 に示すとおりである。実験装置の概略図を図 44-参考-1 に示す。

表 44-参考-1 文献（出典1）における実験条件

	文献（出典1）における実験条件
試験を実施した対象	電気ペネ フランジガasket
シール材の材質	・電気ペネ：エチレンプロピレン樹脂及びエポキシ樹脂 ・フランジガasket：シリコンゴム
エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)
エアロゾル粒径	1～2 μm (CsI)
環境条件	温度：100～200℃※1 圧力：0.11～0.60MPa (ドライ条件) ※2

※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルが漏えいしないため、試験体を最大約 270～350℃の環境で約 20～40 時間暴露し、リークを発生させた後で温度を低下させて実験を実施している

※2 文献（出典1）での実験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

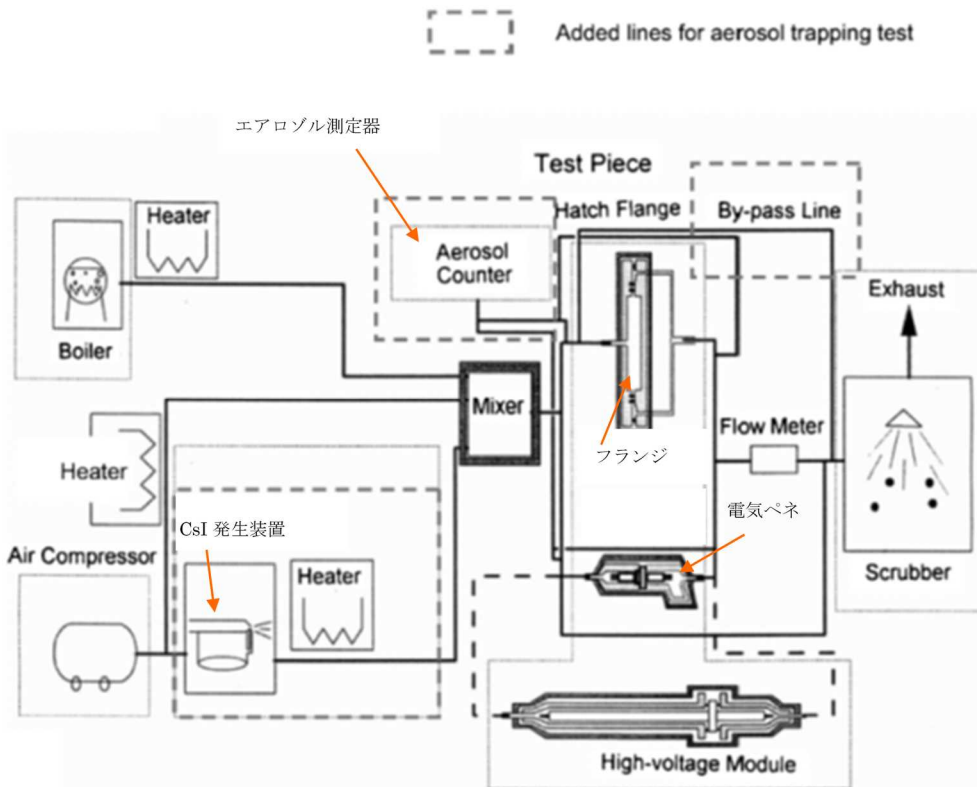


図 44-参考-1 試験装置概略図 (出典 1)

(2) 実験結果

電気ペネ（低電圧モジュール）及びフランジガasketにおける，入口及び出口のエアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化，入口及び出口のエアロゾルの粒径分布の一例を図 44-参考-2, 44-参考-3 に示す。

これらの結果から捕集係数（入口と出口におけるエアロゾルの質量濃度の比）を算出したところ表 44-参考-2 に示すとおりとなった。電気ペネ（低電圧モジュール）は 26～36,000，フランジガasketは 10～18 であった。電気ペネを試験体とした場合の平均の DF は 740，フランジガasketを試験体とした場合の平均の DF は 14 であった。

また，当該文献において，代表的な実機プラント（BWR）における格納容器貫通部の全リーク面積の評価値，電気ペネとフランジガasketでの DF を考慮した捕集係数を評価しており，格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数 DF（等価面積^{*}に応じて重み付けした DF 値）は 450 程度もしくはそれ以上を期待できるとしている。

※ 漏えい経路を流れる流量と圧力の測定データを基に理想気体の流量公式を適用して求めた漏えい面積（等価面積）

○代表プラント（BWR）における格納容器貫通部のリーク面積及び想定される捕集係数（DF）

$$DF = DF_1 \times \frac{S_1}{S_1 + S_2} + DF_2 \times \frac{S_2}{S_1 + S_2} \quad \doteq \quad 450$$

ここで， DF_1 ：電気ペネの DF[-] (740)

DF_2 ：フランジガasketの DF[-] (14)

S_1 ：電気ペネの全等価面積[mm²] (1.5×10³)

S_2 ：フランジガasketの全等価面積[mm²] (1.0×10³)

出典 1 では代表プラントの電気ペネ（低電圧モジュール）の Unit 数を 250，フランジガasketの総周長を 70mとしており，各全等価面積は以下のとおりである。

$$S_1 = 6 \text{ [mm}^2/\text{unit}] \times 250 \text{ [unit]} = 1.5\text{E}+03 \text{ [mm}^2\text{]}$$

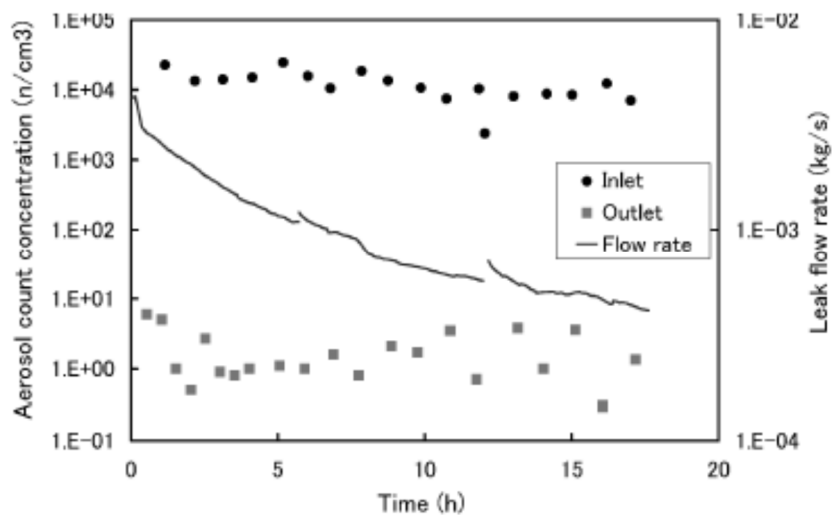
$$S_2 = 13 \text{ [mm}^2/\text{m}] \times 70 \text{ [m]} \quad \doteq \quad 1.0\text{E}+03 \text{ [mm}^2\text{]}$$

なお， S_1 及び S_2 の評価に用いた電気ペネ（低電圧モジュール）1 unitあたりの等価面積 (6 [mm²/unit])，フランジガasketの周長さ 1 mあたりの等価面積は出典 2 の実験において以下の結果より参照して設定している。

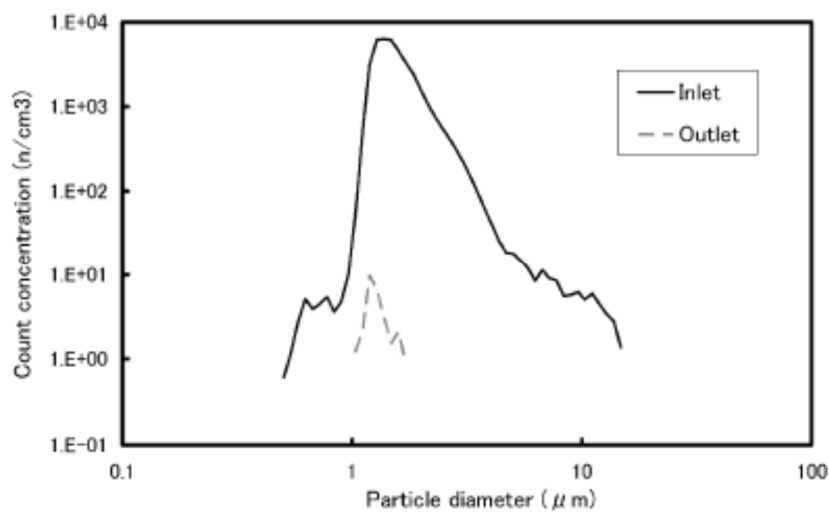
- ・電気ペネ（低電圧モジュール）1 unitあたりの等価面積 (6 [mm²/unit])
：代表的な BWR プラントでの各モジュールタイプの個数より重み付けした環境温度 100℃^{*}の時の等価面積の平均値
- ・フランジガasketの周長さ 1 mあたりの等価面積 (13[mm²/m])

: 100°C※の時の等価面積の平均値

※実験では 200°Cにおいて電気ペネの等価面積が減少したため（シール材の熱膨張によるものと考えられる）、保守的に 100°Cでの値を採用

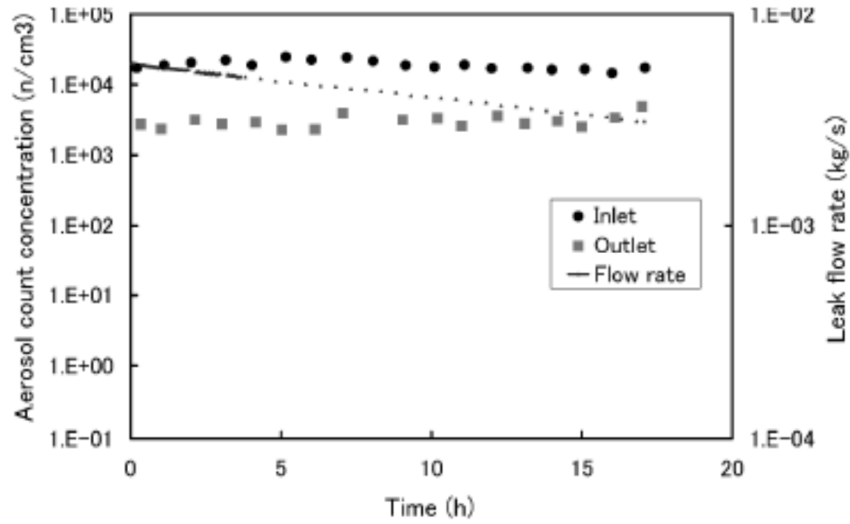


(a) エアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化の例

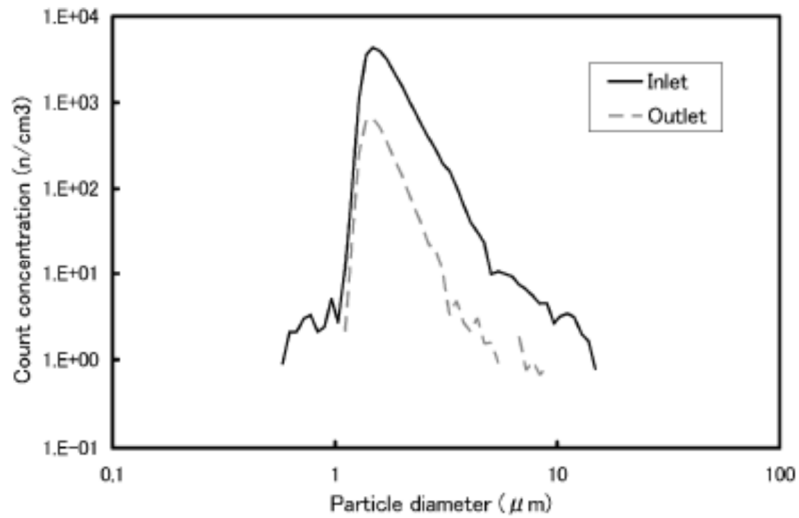


(b) 入口及び 出口のエアロゾルの粒径分布の例

図 44-参考-2 エアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化，
入口及び 出口のエアロゾルの粒径分布（電気ペネの一例）（出典 1）



(a) エアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化の例



(b) 入口及び 出口のエアロゾルの粒径分布の例

図 44-参考-3 エアロゾル個数濃度，漏えいガス（空気）流量の経時変化，
入口及び 出口のエアロゾルの粒径分布(フランジガセットの一例) (出典 1)

表 44-参考-2 実験により得られた除去効率 (DF) (出典 1)

Test piece	Overall DF (-) (0.5~5 μm)
Low voltage module	
0.9 mm ² (a)	36,000*
0.9 mm ² (b)	1,300
0.9 mm ² (c)	700
0.9 mm ² (d)	2,100
0.9 mm ² (T/C) (a)	260
0.9 mm ² (T/C) (b)	160
Coaxial cable	340
100 mm ²	340
2 mm ²	26**

Average	4,500
Average ^{a)}	740

Flange gasket	
Semi-round gasket (a)	14
Semi-round gasket (c)	10
Semi-round gasket (d)	14
Semi-round gasket (e)	12
Groove & tongue gasket	18

Average	14

^{a)} Except for both maximum value (*) and minimum value (**).

2. 文献（出典1）での試験条件と柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のプラント条件の比較

文献（出典1）での試験条件と、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のプラント条件、重大事故等時条件を比較した。

条件比較の結果を表44-参考-3にまとめ、**差異のあった条件**（漏えいを想定する対象、エアロゾル粒径、シール材の材質、環境条件（シール材の劣化状態）、格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数（DF））について**考察**した。

表44-参考-3 参考にした文献（出典1）での試験条件及び柏崎刈羽原子力発電所のプラント条件、重大事故等時条件の比較（1/2）

	文献（出典1）における実験条件	柏崎刈羽原子力発電所6, 7号炉の重大事故等時条件	比較結果・考察
漏えいを想定する対象	電気ペネフランジガスケット	PCV バウンダリとして電気ペネフランジガスケット隔離弁等がある	PCV バウンダリは実験で対象としているシール部以外にも存在するため、下記の記載箇所にて詳細の考察を実施 ・【2.1 原子炉格納容器バウンダリとエアロゾル粒子の捕集係数を考慮する上での取り扱い】
エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)	約 100 mg/m ³	重大事故等で想定する条件は文献における実験条件での範囲に含まれる
エアロゾル粒径	1～2 μm (CsI)	約 1～8 μm (空気動学的直径のエアロゾル重量濃度に対する粒径分布の最頻値(MAAP 評価値))	実験で用いた粒径分布と重大事故等で想定する粒径分布が異なるため、下記の記載箇所にて詳細の考察を実施 ・【2.2 エアロゾル粒径に対する考察】にて説明
シール材の材質	<ul style="list-style-type: none"> 電気ペネ：エチレンプロピレン樹脂及びエポキシ樹脂 フランジガスケット：シリコンゴム 	<ul style="list-style-type: none"> 電気ペネ：エチレンプロピレン樹脂、エポキシ樹脂、メタルOリング等^{※1※2} フランジガスケット：改良EPDM（内側、外側）（バックアップシール材の追加）^{※1} 	実験で用いたシール材と柏崎刈羽原子力発電所6, 7号炉で用いているシール材は異なるため、下記の記載箇所にて詳細の考察を実施 ・【2.3 シール材に対する考察】にて説明

※1 詳細については「有効性評価 付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果」を参照

※2 金属であるため、長時間の放射線、高温環境の暴露によってシール機能（バウンダリ機能）が劣化するものではない

表 44-**参考**- 3 参考にした文献（出典 1）での試験条件及び柏崎刈羽原子力発電所のプラント条件，重大事故等時条件の比較（2 / 2）

	文献（出典 1）における実験条件	柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉の重大事故等時の条件	比較結果・考察
環境条件	温度：100～200℃ <small>※3</small> 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件） <small>※4</small>	温度：200℃以下 圧力：0.62 MPa 以下 (2Pd) （ウェット条件） <small>※4</small>	重大事故等で想定する温度・圧力について文献における測定時の条件とほぼ同等である 但し，実験に用いたシール材は最大約 270～350℃の環境で暴露し，漏えいが発生したものを用いているため，この暴露環境等の差による劣化状態の比較を下記の記載箇所にて考察する ・【2.4 シール材の劣化状態の考察】 蒸気環境について，重大事故等で想定するウェット条件では水蒸気による劣化（加水分解）の影響を受けるものの，蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため，シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに，ウェット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮，エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため，実験条件（ドライ条件）に比べて重大事故等で想定する条件（ウェット条件）の方がエアロゾル粒子の捕集係数が大きくなると考えられる
格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数 (DF)	450 程度 （代表的な BWR 実機プラント想定）	約 455 （柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉における想定）	文献にて用いている代表的な BWR 実機プラント想定のパラメータと柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉でのパラメータは同一ではないため，その影響を下記の記載箇所にて確認する ・【2.5 格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数 (DF)】にて説明

※3 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルが漏えいしないため，試験体を最大約 270～350℃の環境で約 20～40 時間暴露し，リークを発生させた後で温度を低下させて実験を実施している

※4 文献（出典 1）での実験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

2.1 原子炉格納容器バウンダリとエアロゾル粒子の捕集係数を考慮する上での取り扱い

原子炉格納容器バウンダリからの漏えいについては補足①「格納容器バウンダリからの漏えいについて」で示す通り「フランジ構造のシール部からの漏えい」、「電気配線貫通部のシール部からの漏えい」が主な経路と考えられる。

これらについて、出典1及び出典2の文献で評価対象とされていることから、評価対象の選定は妥当である*。

※ 電気配線貫通部の内、出典1では電気配線貫通部（低電圧モジュール）を代表としており、電気配線貫通部（高電圧モジュール）及び計測制御は出典2の実験結果（実験において400℃の高温条件下で暴露した場合においても漏えいは発生しなかった）及び類似の設計であることより、同等又は漏えいにおいて同等以上であること整理した。

2.2 エアロゾル粒径に対する考察

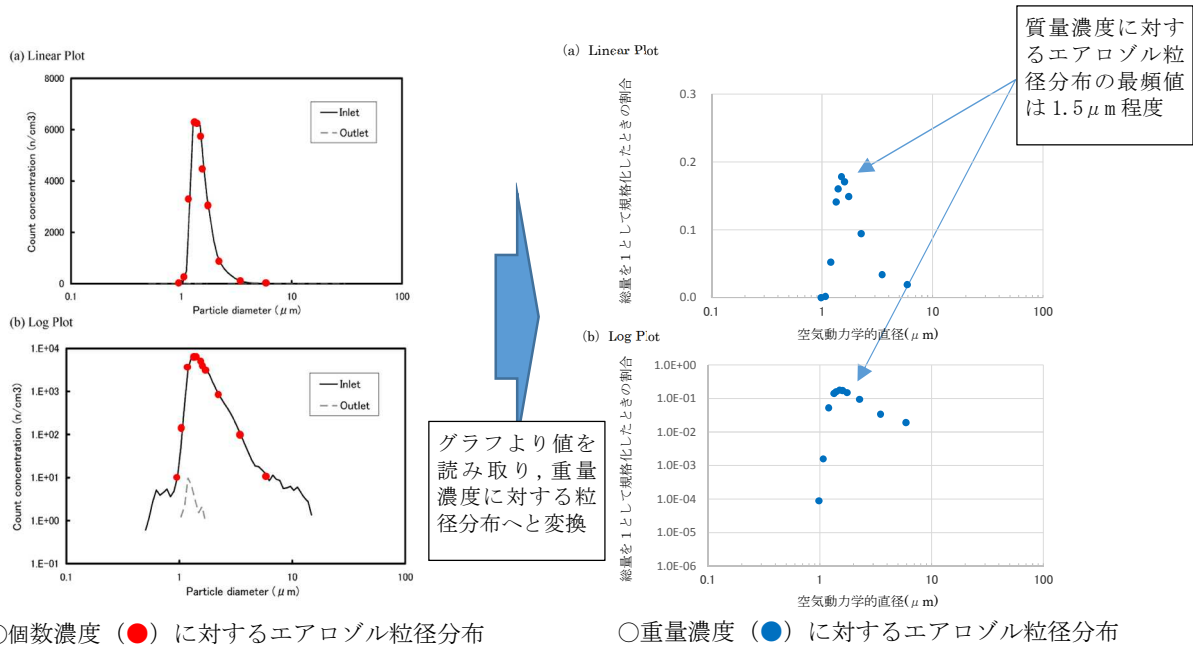
本実験の結果（図44-参考-2(b), 図44-参考-3(b)）の各粒子径に対する入口及び出口のエアロゾルの粒径分布の傾向より、粒径が小さい場合は捕集係数DFがより小さく、粒径が大きい場合はより捕集係数DFが大きくなると考えられる。

エアロゾルの粒径分布は事故の状態、事象進展によっても変化していくものである。MAAPにて評価された格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）を一例として重量濃度*に対する粒径分布を確認すると、格納容器スプレイを実施する前の事象発生約1時間後の結果は図44-参考-4(b)、長期間格納容器スプレイを実施した後である事象発生約38時間後の結果は図44-参考-4(c)に示すようになる。実験で用いたCsI発生装置の重量濃度に対する粒径分布は図44-参考-4(a)に示すようになり、その最頻値（約1.5 μ m）とMAAPにて評価された格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）の粒径分布と比較すると、同程度か、MAAPにて評価した格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）の粒径分布の方が最頻値が大きくなる（事象発生約1時間後：約3 μ m、事象発生約38時間後：約1.8 μ m）。

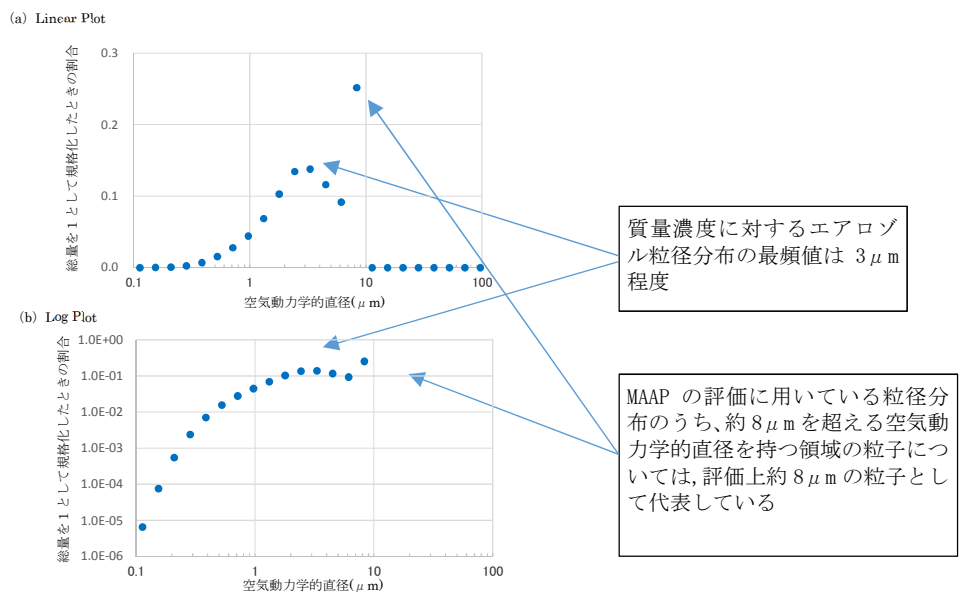
また、格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）のような重大事故等を想定した場合、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル状の放射性物質（CsI, CsOH）の炉内内蔵量に対する割合は図44-参考-5に示すようになり、粒径が大きなエアロゾル状の放射性物質が多く存在した事象初期が支配的であることが分る。以上より、粒径分布の不確かさの影響はあると考えられるものの、重量濃度に対する粒径分布の最頻値が実験で用いたものより重大事故等での想定の方が大きなことから、その影響に包絡されるものと考えられる。

なお、MAAPコードでの粒径分布については、重大事故等対処設備 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】の資料である「別紙1 3.2.2.1.1 粒子状放射性物質（エアロゾル）」にて、エアロゾル粒径に関する既往研究とMAAPコードで求めた粒径分布を比較することでその妥当性を確認している。

※ 文献ではエアロゾルの粒径分布を個数濃度で表示しているが、線量率評価では重量濃度が重要であり、捕集係数 DF もシール材の入口と出口のエアロゾル質量濃度の比で評価されるため、粒径分布の比較には重量濃度を用いた。そのため、実験で用いた粒径分布の比較はエアロゾル粒子を球状と仮定して個数濃度から質量濃度へと換算を実施した。

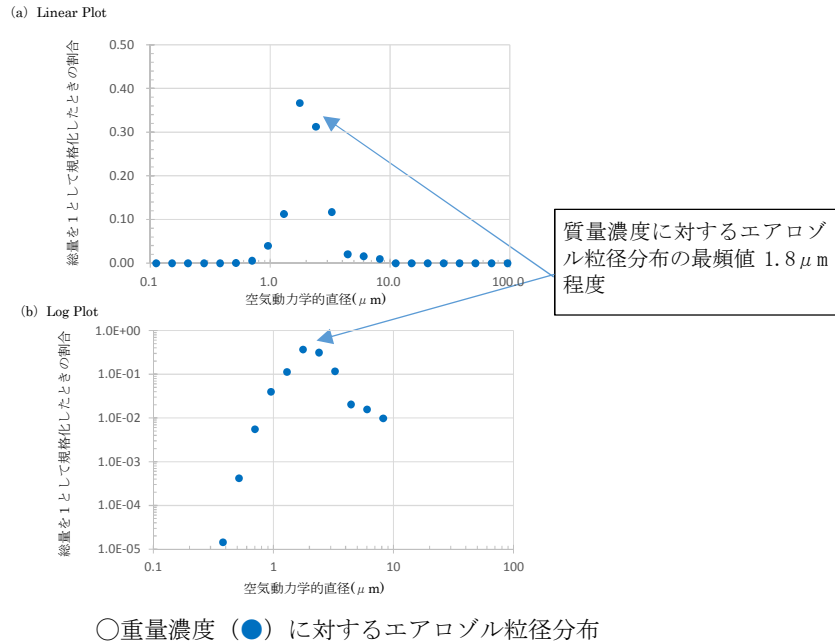


(a) 実験で用いた CsI 発生装置のエアロゾル粒径分布



(b) 有効性評価にて想定する MAAP にて評価された粒径分布
「格納容器過圧過温破損 (代替循環冷却を使用しない場合)」における事象発生約 1 時間後
(炉心損傷後で格納容器スプレィ実施前)

図 44-参考-4 実験で用いたエアロゾル粒径分布と MAAP 評価 (有効性評価で事故条件) にて求めたエアロゾル粒径分布との比較 (1 / 2)



(c) 有効性評価にて想定する MAAP にて評価された粒径分布
 「格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）」における事象発生約 38 時間後
 （ベント時（格納容器スプレイを長期間（事象発生 1~38 時間（間欠運転）実施した後）

図 44-参考-4 実験で用いたエアロゾル粒径分布と MAAP 評価（有効性評価で事故条件）にて求めたエアロゾル粒径分布との比較（2 / 2）

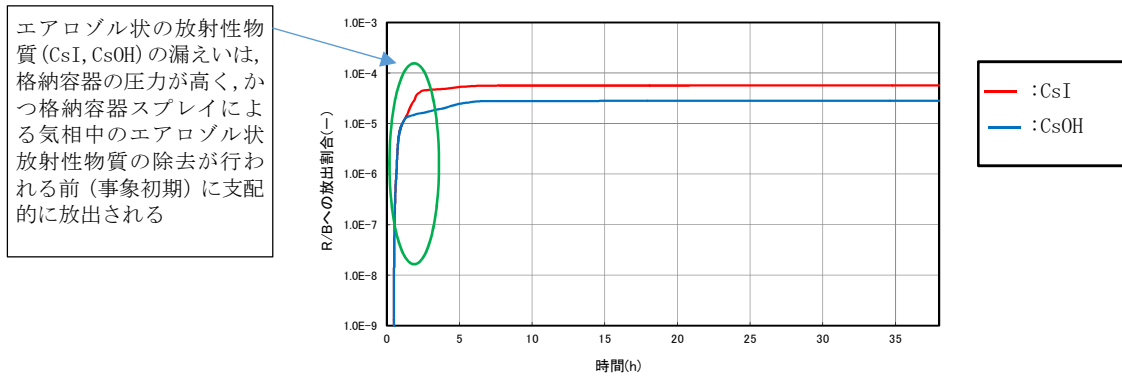


図 44-参考-5 MAAP コードにより求めた原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル状の放射性物質 (CsI, CsOH) の炉内内蔵量に対する割合（格納容器過圧過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）

2.3 シール材の差異に対する考察

文献ではフランジガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、従前は文献で用いたシール材と同様にシリコンゴムを使用したシール材を用いていたが、福島事故の知見を踏まえ、トップヘッドフランジ、上部及び下部ドライウェル機器搬出入口等のハッチ類等について改良EPDMを使用したシール材への交換、バックアップシール材の追加を実施することとしている。

以上より、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のフランジシール部については、文献で使用している従来のシール材よりも長期に亘り、高温条件下においてシール性能を維持することができると考えられる。

一方、シール材の変更等を行わない電気ペネについては、実験で使用したシール材と柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉は同様である。

なお、格納容器のフランジシール部の健全性については、格納容器限界温度・限界圧力の環境下におけるバウンダリ機能の健全性評価において、模擬フランジに改良EPDMシール材を設置した場合の耐漏えい試験結果を実施している。この中で、200℃・2Pdの条件下において、7日間の耐漏えい性能の確認を行い、漏えいが生じないことを確認している

(重大事故等対策の有効性評価について 付録2「原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果」別紙-4参照)。

また、電気ペネについて上記と同様に格納容器限界温度・限界圧力における健全性評価において、事故条件を模擬した試験の結果、電気ペネの二次シール部の温度が、樹脂の変質を生じさせるような温度環境にならず、シール性能を維持できることを確認している

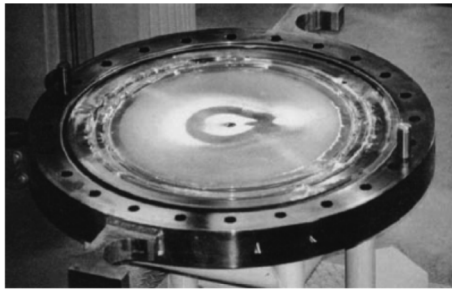
(重大事故等対策の有効性評価について 付録2「原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果」7. 電気配線貫通部 参照)。

2.4 シール材の劣化状態の考察

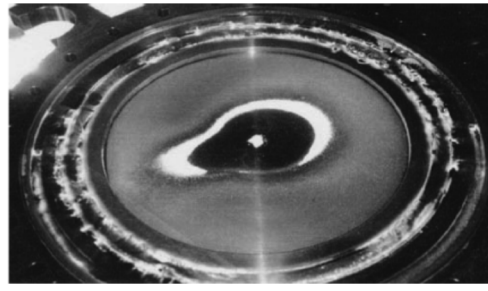
○フランジガスケット

文献では200℃を超える環境下で貫通部の漏えいが発生した際のエアロゾルの捕集係数DFについて試験を行っており、そのシール材の損傷状態は図44-参考-6で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。

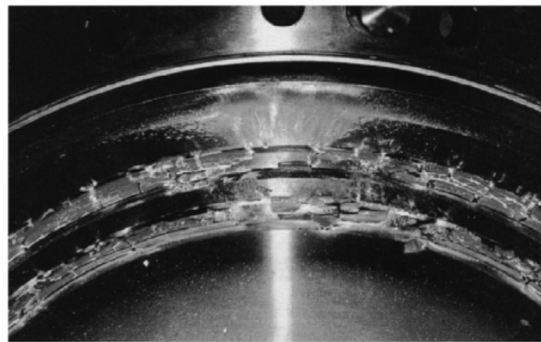
一方、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の重大事故等時の条件は200℃以下であり、その環境下でのシール材の劣化は図44-参考-7に示すようになる。シール材の内側の部分に一部劣化が見られるものの、シール材のひびは外側へと貫通しておらず、シール機能が健全であることを確認している。そのため、エアロゾル粒子の漏えいはほぼ生じないと考えられる。



Inlet of test piece
(White powder is CsI aerosol)

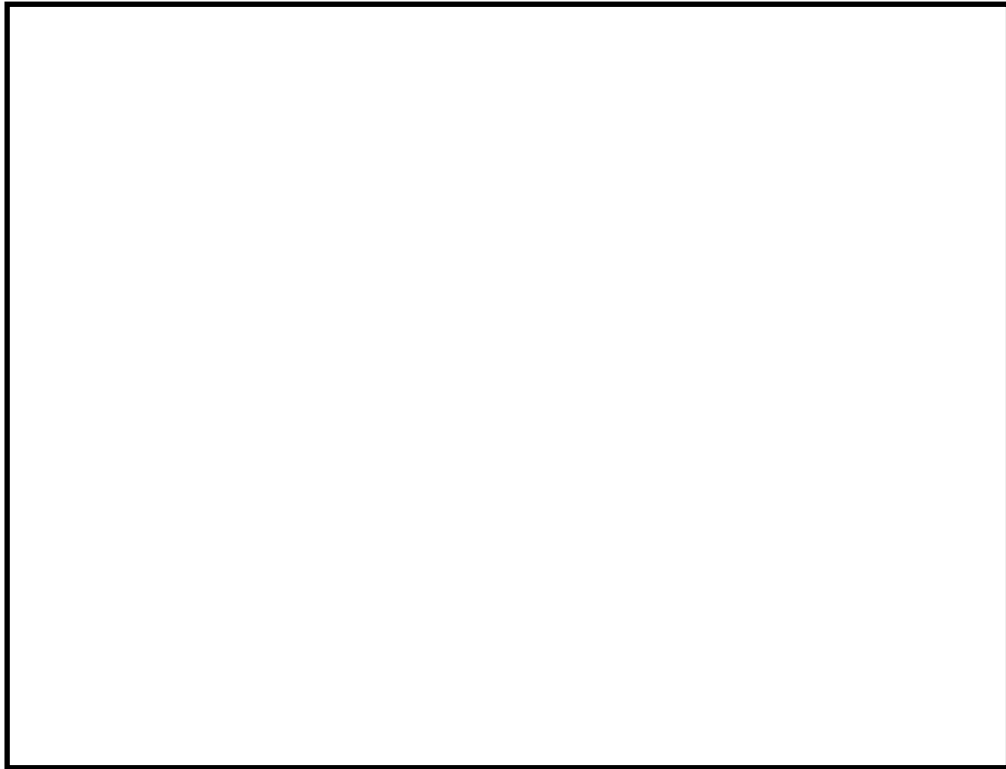


Outlet of test piece
(White powder is CsI aerosol)



A part of gasket
(White powder is CsI aerosol)

図 44-参考-6 実験で用いたフランジガasketの損傷状態
(200°Cを超過して約 0.5°C/h の昇温速度で過熱、漏えい発生後、温度を低下させ、出展 1
の実験を実施した後の状態)



6号炉

7号炉

図 44-参考-7 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に設置しているフランジガスケットの状態(乾熱 200°C, 168 時間暴露後※)

※ 重大事故等時における格納容器内の環境として、大部分はウェット状態であると想定されるが、フランジガスケットに使用している改良 E P D M材は一般的に酸素により引き起こされることから、試験雰囲気はより空気中の酸素量が多い高温空気(乾熱)を用いた

○電気ペネ

文献では電気ペネについても 200°Cを超える環境下で暴露し、シール材が損傷した際の状態について確認している。漏えい発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 44-参考-8 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果、約 300°C 近くで漏えいが発生している。

柏崎刈羽原子力発電所 6号炉及び7号炉の重大事故等時の環境下は 200°C 以下であり、この条件を模擬した電気ペネモジュールの気密性能について試験※を実施している。

表 44-参考-4, 図 44-参考-9, 図 44-参考-10 に示す試験結果から、一次シール部及び二次シール部温度はシール材の一般特性としての熱分解開始温度(400°C 程度)よりも十分低く、一次シール部及び二次シール部それぞれについて漏えいが無いことが確認された。

※ 昭和 62 年度に行われた電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」

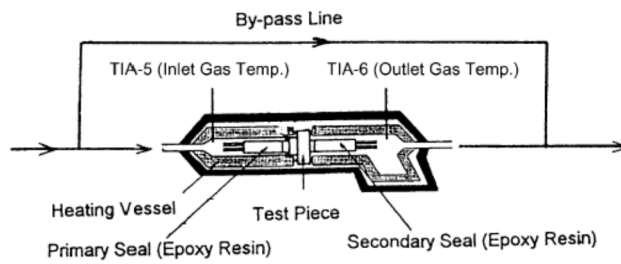
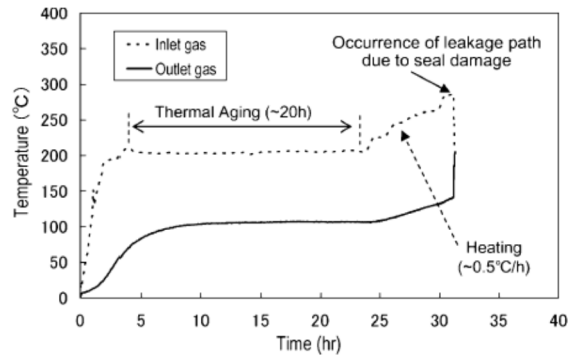


図 44-参考-8 電気ペネでの漏えい発生条件評価の試験装置概要及び試験結果
(出展 2, 200°Cを超える環境下)

表 44-4 試験結果 (2Pd, 200°C以内の環境下の想定)

種類	原子炉格納容器 内側端子箱部分の環境条件			一次シール部 温度(°C)	二次シール部 温度(°C)	漏えい有無
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)			
低電圧モジュール	200 (230)	(0.60~ 0.81)	62.0	137	68	一次シール部：漏えい無し 二次シール部：漏えい無し

注：()は、記録グラフからの読取り値

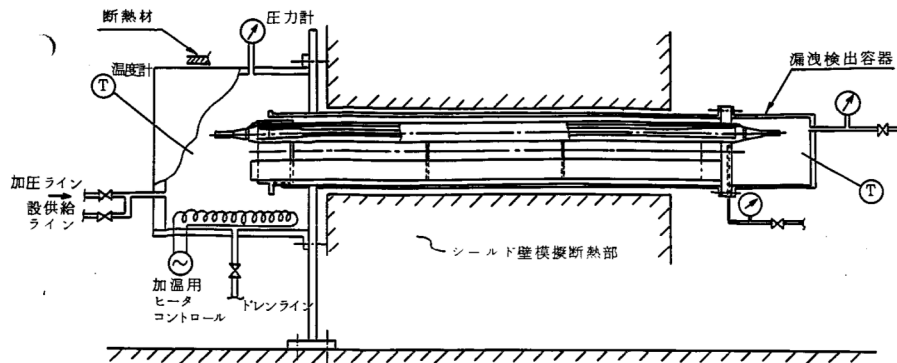
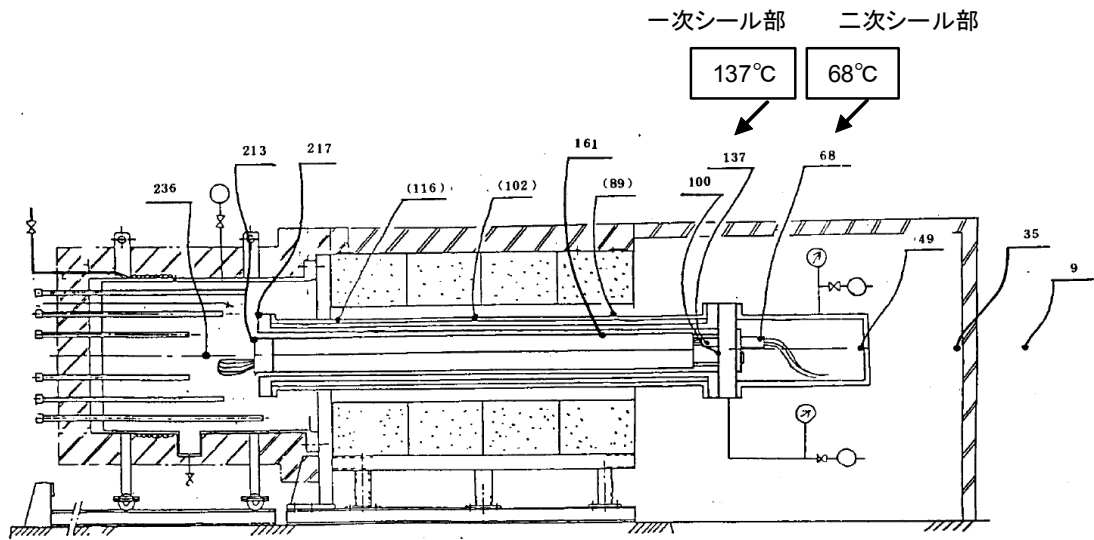


図 44-参考-9 試験装置概要

(7号炉高電圧モジュール試験体の例)



()内の温度は 18B模擬スリーブの表面温度を示す。

図 44-参考-10 低圧用モジュール試験体 温度分布図

○フランジガスケット，電気ペネの格納容器漏えい率

捕集係数の評価での試験で用いたシール部の漏えい率は，補足①「格納容器バウンダリからの漏えいについて」で示す通り，健全なシール部での漏えい率と比べて非常に大きいものである。健全なシール部が健全な場合には，試験で用いたシール部と比べて漏えい経路は非常に狭くなることから，これよりも大きな除去効率が期待できるものと考えられる。

2.5 格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数(DF)

文献では 1. (2) 代表プラント (BWR) における格納容器貫通部のリーク面積及び想定される捕集係数(DF)に示す通り，BWRの代表プラントの電気ペネ（低電圧モジュール）の Unit 数及びフランジガスケットの総周長より DF=450 を求めている。

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉において，上記実験における評価手法と同様に，電気ペネやフランジガスケットの数量，周長さを用いて DF を求めたところ，以下のとおりとなった。

$$DF = DF_1 \times \frac{S_1}{S_1 + S_2} + DF_2 \times \frac{S_2}{S_1 + S_2} = 455$$

ここで， DF_1 ：電気ペネの DF[-] (740)

DF_2 ：フランジガスケットの DF[-] (14)

S_1 ：電気ペネの全等価面積

S_2 : フランジガasketの全等価面積

※ S_1 及び S_2 は

より求めた。

なお、電気ペネの各モジュールタイプの個数の割合は柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においても大きく変わるものではないことから、1unitあたりの等価面積は文献で用いた値と同様（6 [mm²/unit]）に設定している。

以上より、柏崎刈羽原子力発電所7号炉の代表的な捕集係数(DF)は文献にあるBWRの代表プラントの代表的な捕集係数(DF)とほぼ同等であった。

3. 考察及びまとめ

表 44-3 及び 2.1～2.5 に示すとおり、実験条件と柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉での評価条件を比較したところ、エアロゾルの粒径分布、シール材の損傷状態、フランジガスケットのシール材においては柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の重大事故等時の条件に対して実験条件が保守的であり、その他の条件は柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の重大事故等時の条件と実験条件がほぼ同等であることを確認した。

参照した文献（出典 1, 2）以外の知見として出典 3～6 があり、それらでも出典 1, 2 と同様に原子炉格納容器からの漏えいにおけるエアロゾル粒子の捕集効果及びエアロゾル粒子による漏えい経路の閉塞効果について研究されている。具体的に貫通部での捕集係数 DF を測定している実験は多くはないものの、いずれもエアロゾル粒子が貫通部で捕集される効果が確認されている。

今後もこれらの知見を収集していくことで、重大事故等時の原子炉格納容器からの漏えいにおけるエアロゾル粒子の捕集効果 DF を定量化することも可能と考える。

<参考文献>

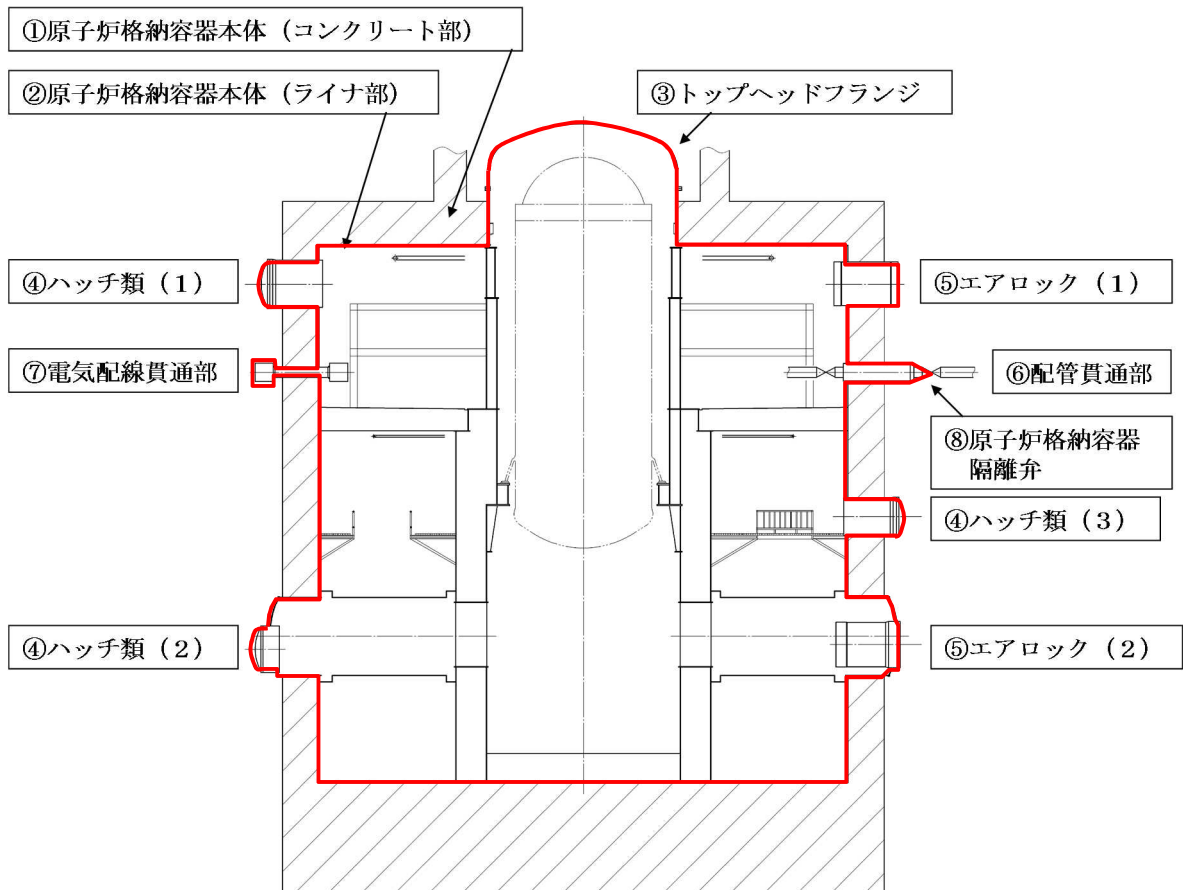
- 出典1：シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでのFPエアロゾル捕集効果
（Ⅱ）貫通部での除染係数と実機への適用」（渡部氏（Japan Nuclear Energy Safety Organization）、山田氏、大崎氏（Toshiba Corporation）日本原子力学会和文論文誌, VoL. 8, No. 4, p. 332-343 2009年）
- 出典2：シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでのFPエアロゾル捕集効果
（Ⅰ）貫通部の損傷クライテリア（渡部氏（Japan Nuclear Energy Safety Organization）、山田氏、大崎氏（Toshiba Corporation）日本原子力学会和文論文誌, VoL. 8, No. 3, p. 254-263 2009年）
- 出典3：“Leakage of aerosols from containment buildings, ” H. A. Morewitz, Health Phys., 42[2], 195 207 (1982).
- 出典4：Fission Product Aerosol Trapping Effects in the Leakage Path of Containment Penetration under Severe Accident Conditions Workshop “Nuclear Aerosols in Reactor Safety”, A. Watanabe, T. Hashimoto, M. Osaki, June 1998 NEA/CSNI/R(98)4 (February 2000)
- 出典5：STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R(2009)5, 17-Dec-2009
- 出典6：Aerosol Penetration of Leak Pathways An Examination of the Available Data and Models, SAND2009-1701

<補足>

補足① 格納容器バウンダリからの漏えいについて

原子炉格納容器は、以下の機器で構成されている。

- ①原子炉格納容器本体（コンクリート部）
- ②原子炉格納容器本体（ライナ部）
- ③トップヘッドフランジ
- ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）
- ⑤エアロック
- ⑥配管貫通部（貫通配管、スリーブ、端板、閉止フランジ、閉止板）
- ⑦電気配線貫通部
- ⑧原子炉格納容器隔離弁



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- ハッチ類（1） 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類（2） 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類（3） サプレッション・チェンバ出入口
- エアロック（1） 上部ドライウエル所員用エアロック
- エアロック（2） 下部ドライウエル所員用エアロック

図－1 原子炉格納容器の概要図

原子炉格納容器バウンダリを構成する各機器のうち、鋼材で構成されている部位については、溶接部も含め連続構造であることから、漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。一方、フランジ部やシール部については、シール材を鋼材や鋼板に密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。

表-1 格納容器バウンダリ構成機器のうち、漏えいが生じる可能性がある部位

機器名称		構造	漏えい 想定	理由
①	原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	鉄筋コンクリート 構造物	—	格納容器バウンダリではない
②	原子炉格納容器本体 (ライナ部)	鋼製ライナ	×	溶接で接合された鋼板であるため
③	トップヘッドフランジ	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため
④	ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため
⑤	エアロック	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため
⑥	配管貫通部	貫通配管：鋼管	×	鋼管であるため
		スリーブ：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため
		端板：鋼板	×	鋼板であるため
		閉止板：鋼板	×	鋼板であるため
⑦	電気配線貫通部 (高電圧：高電圧動力) (低電圧：低電圧動力及び 計測制御)	本体：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため
⑧	原子炉格納容器隔離弁	本体：鋼製	×	鋼材であるため

※漏えい想定：×・・・可能性は極めて低い，○・・・可能性あり

表-1に示すバウンダリ構成部材のうち、③～⑥については、フランジ構造のシール面に、シール材としてガスケットを挟んでボルト等で固定する構造（図-2参照）であり、これらは同等の構造であると評価できる。

一方、⑦の電気配線貫通部のシール部については、電線の導体を周囲から樹脂で固定する構造（図-3参照）であり、漏えいが生じる場合の様態は③～⑥とは異なると想定される。

また、⑧の原子炉格納容器隔離弁の弁シートについては、弁体が弁座に押しつけられる構造であり、③～⑥と類似の構造であるが、弁シートからの漏えいは、配管内での漏えいであり、配管の系外への漏えいを伴うものではない。

このため、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい経路としては、

- ・③～⑥に示すフランジ構造のシール部からの漏えい
- ・⑦に示す電気配線貫通部のシール部からの漏えい

が、主たる漏えいの経路であると評価できる。

これらの箇所については、プラントの定期検査において、個別の漏えい試験を実施しているが、これらの個別の箇所でも漏えいが生じている場合でも、シール部が健全な場合にはその漏えい量は非常に小さく、漏えい試験でも検出されない場合がある。

一方、格納容器の全体漏えい率試験では、個別の箇所でも生じている微少な漏えいが全て合算された状態での試験となるため、個別の漏えい試験よりも漏えいを検知しやすい。このため、個別の箇所での漏えい率試験では確認できなかった漏えいを、格納容器全体漏えい率試験で検知することは、十分に考えられる事象である。しかし、格納容器全体漏えい率試験においては、格納容器全体が加圧された状態での試験であることから、個別の漏えい箇所を特定することは困難である。

これらのことから、漏えいの具体的な場所を特定することは困難であるが、漏えいの経路としては、フランジ構造のシール部及び電気配線貫通部のシール部からの漏えいが主たる漏えいの経路であり、現在実施している、格納容器からの漏えい時の除去効率の評価として、フランジ構造のシール部と電気配線貫通部のシール部での除去効率を用いて評価を行うことは、妥当であると考えられる。

今回の除去効率の評価に用いた漏えい試験では、フランジ構造のシール部や電気配線貫通部のシール部を強制的に高温環境下に暴露することにより劣化させ、意図的に漏えいを発生させて試験を行ったものである。文献に示された試験における個々の漏えいは、原子炉格納容器漏えい率（0.9Pd）に換算^{*1}すると、フランジ構造のシール部、電気配線貫通部のシール部ともに、0.4%/day（速報値）^{*2}であり、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における、過去の格納容器全体漏えい率試験の結果（約0.1%/day（0.9Pd）：表-2参照）と比べ

でも非常に大きく、個別の漏えい試験においても十分検知可能なレベルである。そのような大きな漏えいが生じている場合でも、フランジ構造のシール部の除去効率で平均約 14、電気配線貫通部のシール部の除去効率で平均約 740 が計測されており、シール部が健全な場合には、漏えい経路は狭く小さくなることから、これよりも大きな除去効率が期待できるものと考えられる。

※1 試験にて測定された漏えい量より個々のシール部での原子炉格納容器漏えい率 (0.9Pd) に換算する。試験での入口側圧力は 0.11~0.6MPa と設定されていることから算出では保守的に 0.6 MPa の圧力を想定し、AEC 式を用いて 0.9Pd の圧力に応じた漏えい率に換算して評価した。試験に用いたフランジガスケット等の試験体は縮小モデルを使用しているため、実機と同等のスケールの場合さらに漏えい率が大きくなることも考えられるが算出ではこれらは考慮しなかった。

なお、シール部の漏えいが複数ある場合における格納容器全体漏えい率は個々のシール部での漏えい率の総和として求めることとなるが、ここでは個々のシール部での漏えい率のみを示す。

※2 試験では時間経過に伴い減少していく傾向が見られてたため、漏えい初期値を示す。

表-2 格納容器全体漏えい率試験結果 (6号及び7号炉)

	第1回	第2回	第3回	第4回	第5回	第6回	第7回	第8回	第9回	第10回
6号炉	0.139	0.122	0.131	0.125	0.081	0.054	0.053	0.086	0.084	0.076
7号炉	0.081	0.113	0.137	0.107	0.080	0.058	0.048	0.091	0.083	0.116

単位：%/day

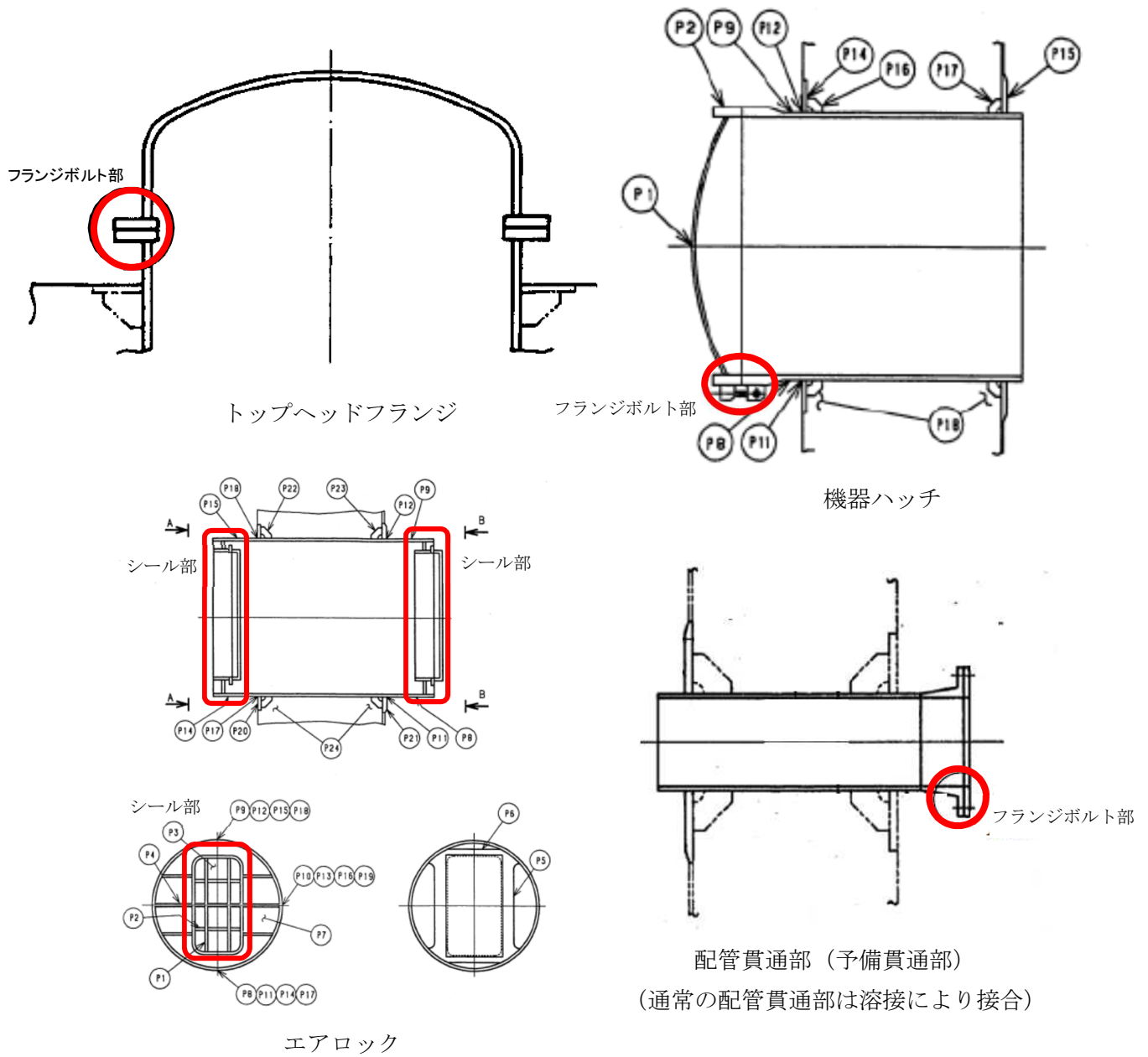
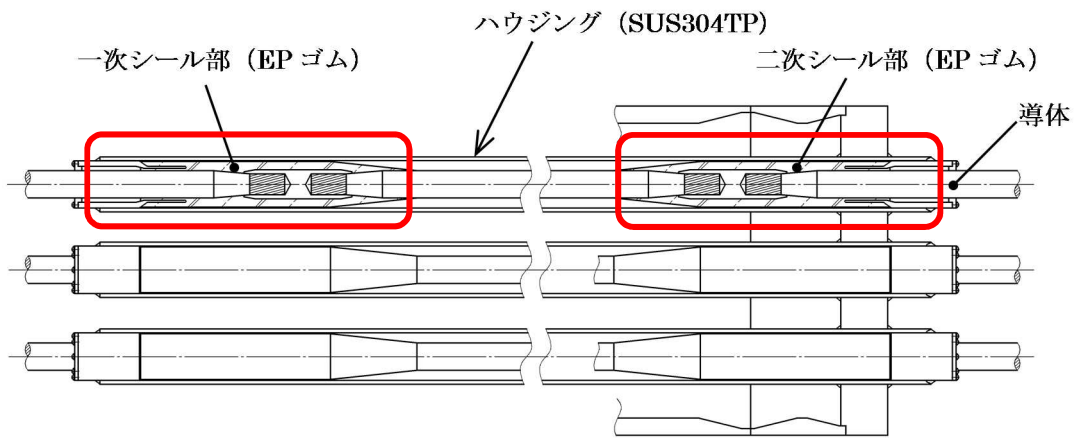
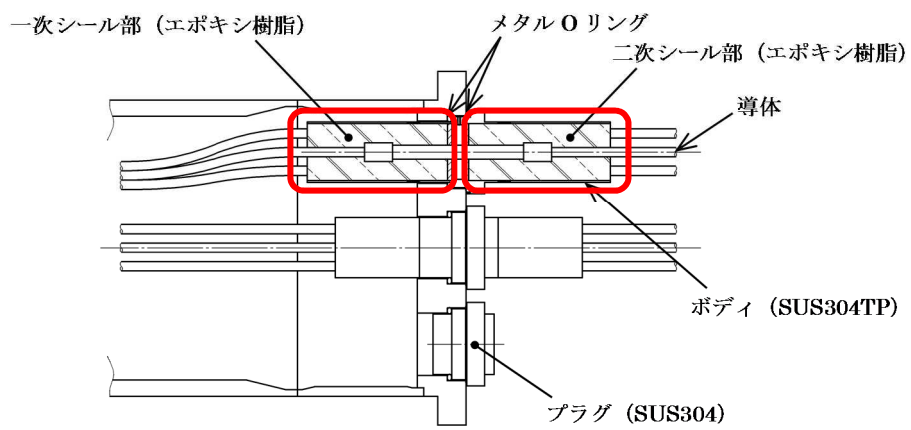


図-2 フランジ構造のシール部



高電圧用モジュール (高電圧動力用)



低電圧用モジュール (低電圧動力用及び計測制御用)

図-3 電気配線貫通部のシール部

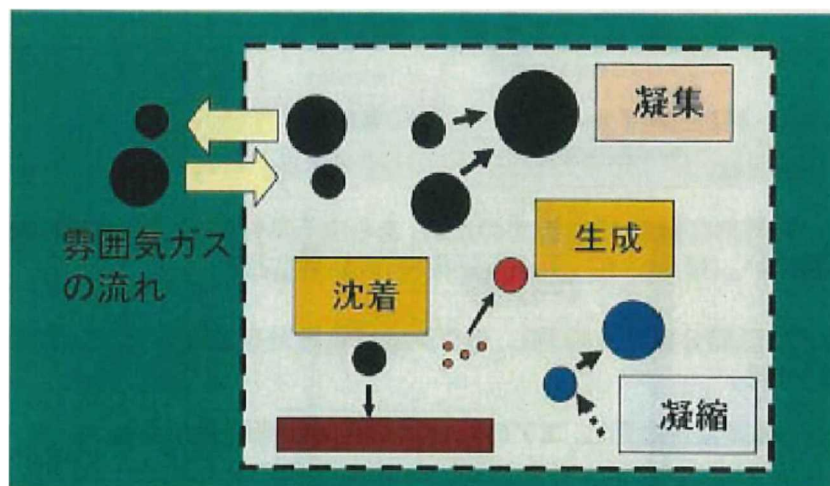
補足② MAAP コードにおける D/W 内でのエアロゾル粒径分布の評価モデルについて

○MAAP コードにおけるエアロゾル粒子の粒子分布の評価モデル

エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては、図①-1 に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等が考慮される。エアロゾル粒径分布の経時変化は、エアロゾル粒子同士の凝集と壁面等への沈着の効果に着目して、下式の形で表される。ここで、右辺の第 1 項と第 2 項は拡散と重力沈降による凝集を表し、第 3 項は重力沈降による除去項、第 4 項は発生項を表す。

$$\begin{aligned} \frac{\partial n(v, t)}{\partial t} = & \frac{1}{2} \int_0^v K(\bar{v}, v - \bar{v}) n(\bar{v}, t) n(v - \bar{v}, t) d\bar{v} \\ & - \int_0^\infty K(\bar{v}, v) n(\bar{v}, t) n(v, t) d\bar{v} \\ & - \frac{n(v, t) u(v)}{h} \\ & + \dot{n}_p(v) \end{aligned}$$

- ここで、
- $n(v, t)$: 時間(t)における粒子体積(v)の単位体積あたりの個数
 - $K(v, \bar{v})$: 粒子が凝集する頻度
 - $u(v)$: 体積(v)の粒子に対する重力沈降速度
 - $\dot{n}_p(v)$: 体積(v)の粒子の発生率
 - v : 粒子体積
 - h : 実効高さ (= 空間容積 / 沈着面積)



図①-1 エアロゾル粒径分布変化の機構

・凝集現象

エアロゾル粒子同士が衝突・合体して大きな粒子になる場合には、粒子数が減ると共に粒径分布が直接変化する。凝集はブラウン運動による熱凝集と重力や流れの場における粒径の違いによる速度差に起因する運動凝集に大別される。ブラウン運動以外のメカニズムによる粒子の相対的な速度差に起因する運動凝集には種々のものがあるが、シビアアクシデント時の原子炉圧力容器内や原子炉格納容器内では、重力による沈降速度の粒径による違いにもとづく運動凝集が支配的である。このため、MAAP ではブラウン運動による凝集と重力による運動凝集が考慮される。

・沈着現象

MAAP では沈着現象として、拡散泳動・Stefan 流、熱泳動、慣性沈着及び重力沈降が考慮される。この中で、エアロゾル粒子の直径に直接依存する沈着現象は慣性沈着と重力沈降である。なお、MAAP において、実機条件に対する慣性沈着の寄与を検証しており、BWR の評価条件においては慣性沈着の寄与が小さい傾向が示されている。

重力沈降は、エアロゾルが重力により落下し格納容器等の中の床や機器等の水平面上に沈着する現象である。MAAP では、Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。この相関式を使用した MAAP のモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求められる。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

・エアロゾルの発生

エアロゾルは、過熱された炉心から FP がガス状として原子炉圧力容器内に放出され、その雰囲気温度に依存して凝縮すること等により発生する。

なお、MAAP の FP 挙動モデルについては、有効性評価 付録 3「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第 5 部 MAAP 3.3.7 核分裂生成物 (FP) 挙動モデル」にて、その挙動を説明している。

○凝集及び沈着のエアロゾル粒子の粒径分布への影響

- ・凝集：拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突，小粒径のエアロゾル粒子が集まり，より粒径の大きい粒子がつくられ，粒径分布はより大きい方向にシフトする。
- ・沈着：重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着，粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため，大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され，粒径分布はより小さい方向にシフトする。

補足③ 希ガス等の漏えいについて

シール材の劣化等による微少な漏えいを想定した場合も、発生する漏えい経路は非常に狭いものとなるため、水蒸気、希ガス等の気体の分子（nm オーダー※）に比べ粒径が大きなエアロゾル粒子（ μm オーダー）はほぼ漏えいしないと考えられる。

補足④ 漏えい経路の大きさと除去効率について

実験の結果から、時間の経過とともに漏えいガス（空気）流量が低下することが確認できる（この閉塞の効果は出典 3 でも確認されている）。これに対してエアロゾル粒子の捕集係数（DF）は時間に依存せず、ほぼ一定であった。また、粒径の分布において径が大きな粒子は小さな粒子に比べて選択的に捕集されていることが分かる。

また、漏えい経路の大きさと除去効率の関係を図 44-補 1 に示す。横軸は試験体の等価リーク面積、縦軸は除去効率である。ここで、等価リーク面積は、試験体に空気を供給したときの流量と圧力の測定結果から以下の式（出典 2）にて得られる面積であり、複雑な流路形状を持つ漏えい経路の圧力損失の効果が含まれている。

$$Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma + 1}{\gamma}} \right\}}}$$

m : 質量流量 (kg/s) Ae : 等価リーク面積(m^2)
 P_0 : 1 次側圧力(Pa) P_b : 2 次側圧力 (大気圧) (Pa)
 γ : 比熱比(-) T_0 : 1 次側温度(K)
 R : 空気のガス定数(287J/kgK)

図 44-補 1 より、等価リーク面積と除去効率の間には顕著な相関関係が得られていないため、当該文献中では、実機の適用に当たっては、各貫通部に前述の平均の除去効率を採用するものとしている。

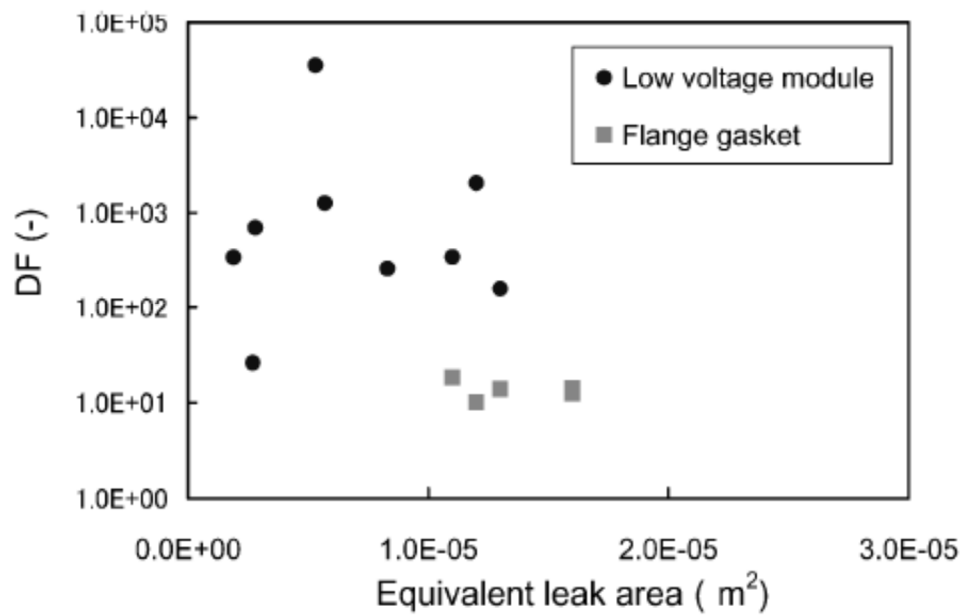


図 44-補 1 漏えい経路の大きさと除去効率の関係 (出典 1)

45. 原子炉格納容器漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数(DF)および 原子炉建屋の換気率を変更することによる評価結果への影響について

原子炉格納容器の漏えい経路におけるエアロゾル粒子の捕集効果(捕集係数(DF))については、「44. 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について」で示すように、試験等でその効果が確認されており、文献^{※1}、^{※2}においてDF=450程度又はDF=10以上が期待できるとされている。

空調設備が停止して負圧が維持されていない状況での原子炉建屋からの放射性物質の漏えい量については、格納容器バウンダリが健全な場合は事故後も原子炉建屋の圧力がほとんど上昇しないため、漏えい量は多くなると考えられる。

上記の2つの効果は十分に期待できると考えられるが、どのような値を設定すべきかについては不確かさが残るため、保守的ではあるがこれらの効果には期待しない条件(DF=1, 原子炉建屋換気率=無限大)で評価を行い、その影響を確認した。

※1 「シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでのFPエアロゾル捕集効果
(Ⅱ) 貫通部での除染係数と実機への適用」(渡部氏(Japan Nuclear Energy Safety Organization), 山田氏, 大崎氏(Toshiba Corporation) 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 8, No. 4, p. 332-343 2009年)

※2 Fission Product Aerosol Trapping Effects in the Leakage Path of Containment Penetration under Severe Accident Conditions Workshop "Nuclear Aerosols in Reactor Safety", A. Watanabe, T. Hashimoto, M. Osaki, June 1998
NEA/CSNI/R(98)4 (February 2000)

<評価結果>

屋外作業での被ばく線量評価において、マスク等の防護装備を実施しても100mSvを超えるおそれのある結果となった。保守的な条件での評価結果ではあるものの、重大事故時における現場作業の成立性を確かなものにするため、必要な対策を実施の上、以下の運用を行うこととする。

- ・作業現場の放射線量の上昇の緩和のため、非常用ガス処理系を起動する
- ・全交流電源喪失時においても屋外作業を行わずに速やかに非常用ガス処理系を使用できるように、ガスタービン発電機を中央制御室から遠隔操作により起動する

なお、原子炉格納容器および原子炉建屋からの漏えいによる放射性物質の放出量や、中央制御室運転員の被ばく線量については、保守的な評価条件においても判定基準を満足した。

それぞれの評価結果の詳細を以下に示す。

<詳細結果>

1. 屋外作業での被ばく線量

有効性評価（重大事故）で想定する主な屋外作業の被ばく線量を評価した。評価結果は表1のとおりで、現状の評価条件・作業時間を想定すると、マスク等の防護装備を実施しても被ばく量が100mSvを超えるおそれのある結果となった。

表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業と放射線環境

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境
復水貯蔵槽への補給	<ul style="list-style-type: none"> ・淡水貯水池から防火水槽への補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽から復水貯蔵槽への補給 	マスク等の防護装備を実施しても被ばく量が100mSvを超えるおそれがある
各機器への給油	<ul style="list-style-type: none"> ・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業 	マスク等の防護装備を実施しても被ばく量が100mSvを超えるおそれがある
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器ベント準備操作、格納容器ベント操作 ・二次隔離弁開操作 ・フィルタ装置排水ポンプ水張り ・一次隔離弁の開操作 ・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置への薬液注入 ・排水ラインの窒素パージ ・ドレンタンク排水 	マスク等の防護装備を実施しても被ばく量が100mSvを超えるおそれがある
常設代替交流電源設備からの受電操作	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認、MCC受電 	マスク等の防護装備を実施しても被ばく量が100mSvを超えるおそれがある
代替原子炉補機冷却系運転操作	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視 	マスク等の防護装備を実施しても被ばく量が100mSvを超えるおそれがある

2. 放出量評価

重大事故等対策の有効性評価にて、原子炉建屋からの漏えいを仮定した場合における Cs-137 の漏えい量を評価している。ここでは、捕集係数 (DF) を変更することによる、原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に与える影響を確認した。

捕集係数 (DF) を変更した場合の評価結果を表 2 に示す。

なお、評価に当たっては原子炉建屋内における放射性物質の沈着効果及び時間減衰は考慮せず、保守的に原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は即座に大気中に放出されるものと仮定した。^{※1}

※1 従前の評価では、建屋周辺の風によって生じた差圧により原子炉建屋内の放射性物質が 10%/日で漏えいすることを仮定して評価を実施していたが、本評価では保守的に原子炉建屋内に留まらないものとして評価した。

表 2 より、捕集係数 (DF) を 1 とした場合においても放出量は最大で約 15 [TBq] となり、Cs-137 の放出量は基準の 100 [TBq] (7 日間) を下回っていることを確認した。

なお、本評価では非常用ガス処理系に期待していないが、非常用ガス処理系を起動した場合には、放出量が低減することが見込まれる。

表 2 原子炉建屋から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量 (速報値)

(単位: TBq/7 日間)

	捕集係数 (DF)	
	1	450
大 LOCA (循環冷却) ^{※1}	約 15	約 0.032
大 LOCA (W/W ベント) ^{※2}	約 15	約 0.034
DCH 等 ^{※3}	約 2.6	約 0.006

※1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用する場合)

※2 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用しない場合)

※3 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」等

3. 被ばく線量評価

中央制御室の居住性評価において実施している「原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の評価」を例として、捕集係数 (DF) を変更することによる影響を確認した^{※1}。また、評価に当たっては原子炉建屋内における放射性物質の沈着効果及び時間減衰は考慮せず、保守的に原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は即座に大気中に放出されるものと仮定した。

※1 本解析では格納容器から放出された放射性物質による影響が大きくなる。このため、本解析は捕集係数 (DF) の影響の検討に当たっては一定の代表性があると考えられる。

中央制御室内でのマスク着用を考慮した場合の評価結果を表 3 に示す。また、マスクを着用しない場合の評価結果を表 4 に示す。表 3 より、マスクの着用を考慮した場合は最も被ばく線量が大きくなる班でも約 93mSv^{※2} となり、判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。^{※3※4}

なお、本評価では非常用ガス処理系に期待していないが、非常用ガス処理系に期待した場合には、被ばく線量が低減することが見込まれる。

※2 事故発生から 24 時間後までの中央制御室内の放射性物質濃度が高く評価されることから、当該期間では中央制御室内のマスクの着用を考慮している。また、事故発生時に中央制御室に滞在している班 (A 班) は、最初の数時間で被ばく量が 100mSv に近くなるため、訓練直 (B 班) と早めに交替するものと想定した。

※3 本評価では捕集係数 (DF) を 1 とした場合と 450 とした場合とで差異が限定的となっている。この要因として、本評価において支配的な影響を及ぼす核種が、格納容器漏えい孔での除去に期待できない希ガス、有機よう素、無機よう素であることが挙げられる。

※4 原子炉建屋に漏えいした放射性物質が即座に大気中に放出されるものと仮定することで、大気中への放出率 [Bq/s] は極めて保守的に評価され、中央制御室内への取り込み量 (事故発生から 3 時間後までは空調設備が全て停止しており、外気が中央制御室内に直接流入するものとして評価) も多く評価されるため、評価結果は厳しいものとなっている。このような厳しい仮定をおいた場合でも、マスクの着用や運転員の交替を適切に行うことで、判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認している。なお、事故発生から 3 時間後までの中央制御室の換気率は実証試験結果に基づき 0.05 回/h としている。

表3 捕集係数 (DF) を1とした各勤務サイクルでの被ばく量 (7号炉放出時)
 (マスクの着用を考慮した場合) (括弧内: DF=450での評価結果) (速報値) (mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約32 ^{※3} (約32)	約39 (約38)	-	-	-	-	-	約71 (約70)
B班	約43 ^{※3※4} (約43)	-	約20 ^{※4} (約20)	約15 ^{※4} (約15)	-	-	-	約79 (約78)
C班	-	-	約44 (約44)	約18 (約18)	約13 (約13)	約12 (約12)	-	約87 (約87)
D班	-	-	-	-	約15 (約15)	約13 (約13)	約5.4 (約5.4)	約34 (約34)
E班	約44 ^{※5} (約43)	約33 (約33)	-	-	-	-	約16 (約16)	約93 (約92)

※1 Xe-138等の短半減期核種を考慮し再評価中

※2 原子炉建屋から放出された放射性物質からの影響評価に当たっては、6号及び7号炉の原子炉建屋から同時に放出が開始されるものとし、各建屋と中央制御室との位置関係を考慮した大気拡散評価を行った。

※3 1直を2班(各6時間程度滞在)に分け、中央制御室内に滞在する約6時間は常にマスク(PF=1000)を着用しているものとして評価。実運用としてはマスク以上に効果のある空気ポンベカードル車(自主対策設備)を用いることによる陽圧化の要否を含めて線量を確認しながら対応する。

※4 B班がA班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

※5 マスク(PF=50)を6時間で18分間外すものとして評価

表4 捕集係数 (DF) を1とした各勤務サイクルでの被ばく量 (7号炉放出時)
 (マスクの着用を考慮しない場合) (括弧内: DF=450での評価結果) (速報値) (mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 4.0×10^3 ^{※3} (約 3.9×10^3)	約 39 (約 38)	-	-	-	-	-	約 4.1×10^3 (約 4.0×10^3)
B班	約 1.6×10^3 ^{※3※4} (約 1.6×10^3)	-	約 20 ^{※4} (約 20)	約 15 ^{※4} (約 15)	-	-	-	約 1.7×10^3 (約 1.6×10^3)
C班	-	-	約 44 (約 44)	約 18 (約 18)	約 13 (約 13)	約 12 (約 12)	-	約 87 (約 87)
D班	-	-	-	-	約 15 (約 15)	約 13 (約 13)	約 5.4 (約 5.4)	約 34 (約 34)
E班	約 2.5×10^2 (約 2.4×10^2)	約 33 (約 33)	-	-	-	-	約 16 (約 16)	約 3.0×10^2 (約 2.9×10^2)

※1 Xe-138等の短半減期核種を考慮し再評価中

※2 原子炉建屋から放出された放射性物質からの影響評価に当たっては、6号及び7号炉の原子炉建屋から同時に放出が開始されるものとし、各建屋と中央制御室との位置関係を考慮した大気拡散評価を行った。

※3 1直を2班(各6時間程度滞在)に分けて評価

※4 B班がA班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

(参考) 運転員の勤務形態について

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性の評価に当たっては、通常運転時の交替体制である5直2交替を基本としている。本解析では、事故発生時に中央制御室に滞在している班(A班)は、最初の数時間で被ばく量が100mSvに近くなるため、訓練直(B班)と交替するものと想定した。

運転員の直交替サイクルを表5に示す。また、評価期間7日間の直交替スケジュールを表6に示す。

表5 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25
2直	21：00～8：55
訓練直(※1)	—

※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中

表6 直交替スケジュール

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数
A班	1※1	1	休※2	休※2	休	休	休	18時間55分	4回
B班	1※1	休	2※2	2※2	明	休	休	31時間10分	6回
C班	休	休	1	1	2	2	明	49時間40分	8回
D班	明	休	休	休	1	1	2	37時間45分	6回
E班	2	2	明	休	休	休	1	36時間45分	6回

※1 事故発生時に中央制御室内に滞在している班(A班)は、事故後6時間で訓練直(B班)と交替するものと想定。また、訓練直(B班)は、元々A班が予定していた時刻まで中央制御室に滞在し、所定の時刻でE班と交替するものと想定。

※2 訓練直(B班)が、A班の代わりに中央制御室に滞在するものと想定

<添付資料>

(1) マスクによる防護係数について

以上

マスクによる防護係数について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクの防護係数として 50 又は 1000 を使用している。

1. 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発 0412 第 1 号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）によると、「200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。

●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：平成 25 年 7 月 8 日）抜粋

第三十八条 事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下、基発 0412 第 1 号（平成 25 年 4 月 12 日）抜粋

キ 保護衣（第 38 条関係）

- ① 第 1 項の「有効な呼吸用保護具」は、次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕集効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。

	放射能濃度 200 万 Bq/kg 超	放射能濃度 50 万 Bq/kg 超 200 万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業 （粉じん濃度 10mg/m ³ 超の場所 における作業）	捕集効率 99.9%以 上 （全面型）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上
高濃度粉じん作業 以外の作業（粉じ ん濃度 10mg/m ³ 以 下の場所における 作業）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上	捕集効率 80%以上

- ② 防じんマスクの捕集効率については、200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

2. マスクメーカーによる除染係数検査結果について

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い、除

染係数を算出したものである。その結果は、 $DF \geq 1.21E+03$ と十分な除染係数を有することを確認した。(フィルタの透過率は 0.083%以下)

表 マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI (吸収缶) 放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 (Bq/cm ³)	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 (Bq/cm ³)	DF 値	出口濃度 (Bq/cm ³)	DF 値	
9.45E-02	ND (4.17E-07)	2.27E+05	8.33E-07	1.13E+05	試験流量： 20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
7.59E-05	ND (6.25E-08)	1.21E+03	ND (2.78E-08)	2.73E+03	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

また、同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており、最大でも 0.01%であった。この漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1075 であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率} (\%) + \text{フィルタ透過率} (\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.083) \approx 1075 \end{aligned}$$

3. 全面マスク着用に関する教育・訓練について

定期検査等において定期的に着用のあることから、基本的に全面マスク着用に関して習熟している。

また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用した全面マスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるよう正しく全面マスクを着用できていることを確認する。

今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

4. 電動ファン付き全面マスクについて

空気中の放射性物質の濃度が特に高い環境で作業を行う場合（例えば、格納容器ベント実施直後の現場作業等）、電動ファン付き全面マスクを着用する。

電動ファン付き全面マスクは、電動ファンを内蔵しており、図のとおり着用者の呼吸を常に監視しながらフィルタを通した十分な量の空気を面体に供給することで、面体内を常に陽圧に保つことができ、電動ファン付き全面マスク着用時における漏れ率は0.01%未満になることを確認している。

また、電動ファン付き全面マスクを納入している2つのマスクメーカーにおいて、電動ファン付き全面マスク（よう素吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い除染係数を算出したものである。その結果は、保守的に考えても $DF \geq 1.71E+03$ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は0.058%以下）

表 マスクメーカーAによる除染係数検査結果

RDG-72HP（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通期試験

入口濃度 (Bq/cm ³)	4時間後		10時間後		試験条件
	出口濃度 (Bq/cm ³)	DF値	出口濃度 (Bq/cm ³)	DF値	
8.83E-02	1.91E-05	4.62E+03	2.64E-05	3.34E+03	試験流量： 47L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
8.08E-05	ND	<u>1.71E+03</u> ※1	4.73E-08	<u>1.71E+03</u>	

ND：検出限界値未満

※1 10時間試験において最初に検出されたサンプリング時間のDFを示す

表 マスクメーカーBによる除染係数検査結果

CA-V3NRI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通期試験

入口濃度 (Bq/cm ³)	4時間後		10時間後		試験条件
	出口濃度 (Bq/cm ³)	DF値	出口濃度 (Bq/cm ³)	DF値	
8.84E-02	5.04E-07	1.75E+05	3.03E-06	2.92E+04	試験流量： 38L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
9.89E-05	ND (3.3E-08)	3.0E+03※2	ND (2.2E-08)	4.5E+03※2	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

※2 DF値は、検出限界値より算出した

以上のことから、最もDF値が低い場合でも漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約1470であった。

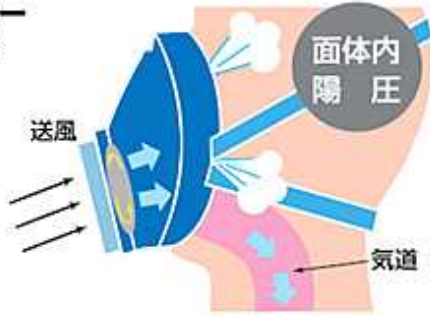
$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率}(\%) + \text{フィルタ透過率}(\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.058) \doteq 1470 \end{aligned}$$

また、面体内が陽圧化するため、全面マスクに比べ楽に呼吸をすることができる。

電動ファン付き全面マスクのバッテリー稼働時間は、メーカー公称値として5時間以上となっている。なお、電源が切れた状態においても、全面マスク同等の防護係数を有する。

息を吸うとき

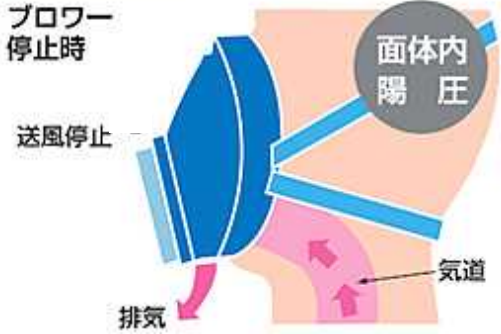
ブロー
稼働時



- 息を吸うと面体内の空気が吸引されるが、送風することで陰圧の状態になることを防ぐ。
- すき間が生じた場合はエアが噴き出す。

息を吐くとき

ブロー
停止時



- 息を吐く際は面体内圧が低下する要因がないため、その分送風を抑える。

図 陽圧化マスクのイメージ

(興研株式会社 HP より一部抜粋)