

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. 溶融炉心・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

## 12. 溶融炉心・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

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 1,2 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。溶融炉心がサンプ内に流入することを考慮すると、サンプ底部と鋼製ライナまでの距離が近いことや、溶融炉心の堆積厚さが増すことにより、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下、「MCCI」という。)による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。溶融炉心の落下時及び落下後の挙動は不確かさが大きいと考え、申請解析ではサンプを考慮していないことから、ここでは、溶融炉心がサンプ内に流入した場合を考慮し、MCCIによる侵食量及び鋼製ライナへの到達の有無を確認する。

### (1) 解析条件

- ・溶融炉心の堆積厚さは、溶融炉心がサンプを満たし、残りが下部ドライウェル床面に均一に拡がってサンプの溶融炉心の上に堆積するものとして設定する。
- ・溶融炉心からプール水への熱流束は、圧力依存ありとしたKutateladzeの式から算出された値(約1,500 kW/m<sup>2</sup>)とする。
- ・上記以外は、有効性評価(MCCI評価)の条件と同じとする。

### (2) 解析体系

- ・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、床面積を実際の大きさに合わせた円柱で模擬した。サンプ侵食解析の体系を図 3 に示す。
- ・溶融炉心の堆積厚さは、サンプ深さの 1.4 m に加え、下部ドライウェル床面に均一に拡がってサンプの溶融炉心の上に堆積する高さの 0.5 m の合計である 1.9 m とした。

### (3) 解析結果

サンプ領域のコンクリート侵食量の変化を図4に示す。コンクリート侵食量は、壁面約 0.15 m、床面約0.17 mとなった。床面方向の格納容器底部の鋼製ライナまでの距離は0.2 m であり、鋼製ライナまで侵食は到達しない。

### (4) 本評価の保守性

本評価は以下の点において、実現象に対する保守性を有していると考えられる。

- ・溶融炉心はRPVの構造上、下部D/Wの中央近傍に落下する可能性が高いと考えられ、水中への落下後は下部D/W床面を拡がる間にも冷却されることで塊状デブリが一部クラスト化し、サンプへの流入量が抑制される可能性が考えられること。また、クラスト化した溶融炉心がサンプに流入した場合、クラストに含まれる空隙に水が浸入すること等により、高い除熱量が得られると考えられること\*。
- ・評価では、溶融炉心がサンプ内を充填し、さらにその上にも均一に広がって堆積する高さを加えて評価しているが、サンプは下部D/Wの端にあり、上記のような落下箇所からの下部D/W床面の拡がり過程を経た場合、サンプ部分の堆積面の高さは他の下部D/W床面の堆積高さよりも低くなる可能性が考えられること。

※：SAMPSONコードによるABWR格納容器ペDESTAL上の炉心デブリの3次元拡がり評価<sup>[1]</sup>によれば、2m Wet床条件では、デブリ落下開始の約10秒後にはデブリの拡がり先端で凝固が始まり、その後、デブリの拡がり面積は増加と停滞を繰り返す。これは、デブリの堆積高さが水位より低い場合は、拡がり先端が凝固することにより拡がりが停止してデブリの堆積高さが増加するが、その高さが水位より高くなった時点で凝固した領域を乗り越えて周囲に拡がりそれを繰り返したためとされている。これによりデブリの拡がり面積率は500秒程度かけて100%近くに到達するとの結果になっている。このことから、事前水張りされたペDESTALでのデブリの拡がり挙動として、拡がり過程における冷却効果は大きく、仮にサンプルに流入した場合においても、凝固したデブリが流入する可能性が高いものと考えられる。

#### (5) まとめ

サンプルを考慮した場合でも、熔融炉心による侵食は格納容器底部の鋼製ライナまで到達せず、熔融炉心・コンクリート相互作用による格納容器破損を防止できることを確認した。

#### (6) 参考文献

[1] 中島 他, SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ペDESTAL上の炉心デブリの 3次元拡がり評価, 日本原子力学会「2013年秋の大会」H12, 2013年9月

以 上



図 1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)



図 2 ドライウェルサンプの配置(K7 の例)

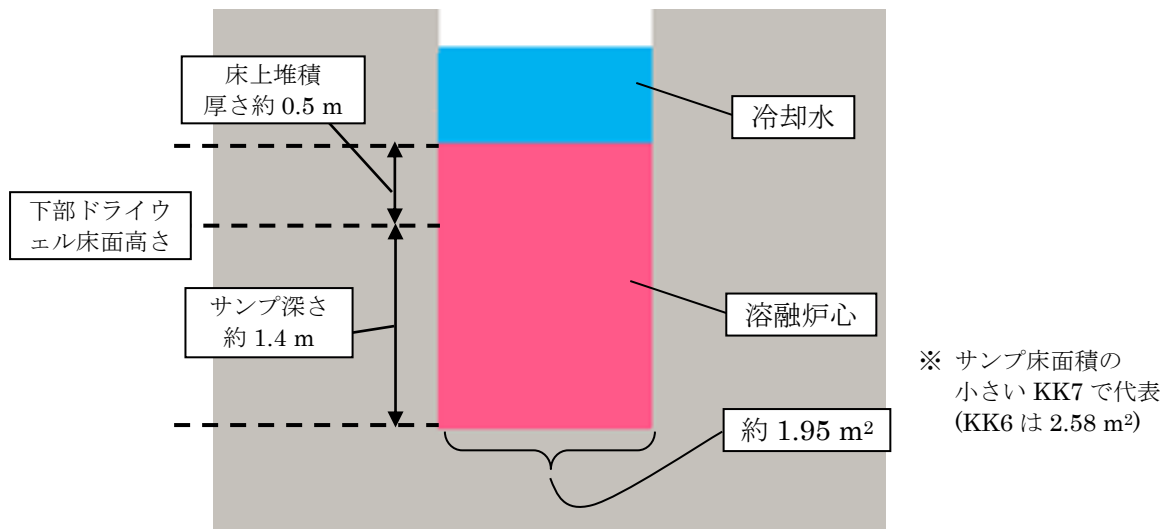


図 3 サンプル領域の解析体系(円柱で模擬)

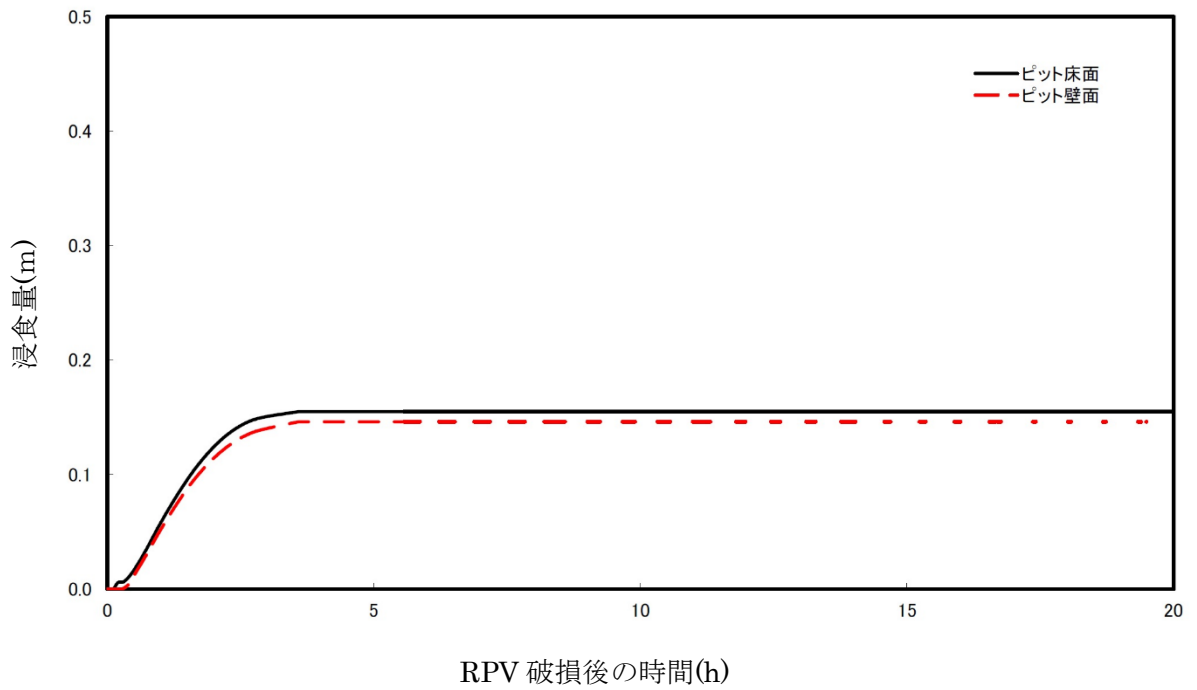


図 4 サンプル領域の壁面および床面の浸食量の変化

## 【補足】 コリウムシールドの設備概要及びこれを考慮した場合の MCCI の評価

コリウムシールドは、RPV 外に流出した溶融デブリがサンプに流入することを防ぐために、サンプ周囲を耐熱煉瓦で囲む設備である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては、現状の対応にて MCCI による格納容器の破損防止を達成可能と考えるが、MCCI が不確かさの大きな現象であることを考慮し、更なる安全性向上の観点から、自主対策としてコリウムシールドを設置する。

以下に、コリウムシールドの設備概要及び設置後に下部ドライウエル床面積が縮小することに伴う MCCI の評価結果への影響について示す。

### 1. コリウムシールド(自主対策設備)について

#### (1) 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、格納容器下部ドライウエルへの溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶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溶融炉心が鋼製ライナに接触し、格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。このリスクへの自主対策として、ドライウエルサンプへの溶融炉心の流入を防ぎ、格納容器下部注水系と合わせて、サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制し、溶融炉心が格納容器バウンダリに接触することを防止するため、格納容器下部にコリウムシールドを設置することとしている。

コリウムシールド概要図を補足図1に、溶融炉心落下時のドライウエルサンプへの溶融炉心流入防止のイメージを補足図2に示す。

#### (2) 仕様

コリウムシールドの仕様を補足表1に示す。コリウムシールドの耐熱材には、高い融点を有するジルコニアを選定した。コリウムシールド高さについては、全溶融炉心が格納容器下部に落下したとしても、コリウムシールドを乗り越えてドライウエルサンプへと流入することがないように適切な高さを選定した。また、コリウムシールド厚さについては、落下してきた溶融炉心によりコリウムシールドが溶融、破損し、溶融炉心がドライウエルサンプに流れ込むことがないように、適切な厚さを選定した。

### 2. コリウムシールドを考慮した場合の MCCI の評価

#### (1) 評価条件

プラント初期条件等の解析条件は有効性評価(MCCI評価)と同じとし、ペDESTAL床面積にはコリウムシールド設置後の床面積を設定した。

#### (2) 評価結果

コリウムシールドを考慮した MCCI 評価の侵食量を補足表2にまとめた。また、炉心溶融



による侵食量の時間変化を補足図3及び補足図4に示す。

床面積が狭くなることで伝熱面積が減少し、若干デブリ冷却が遅れることで侵食量が増加するが、ベースケースとほぼ同等の結果となった。

(3) 結論

コリウムシールドを設置した場合、MCCIによる侵食量は数 cm 程度変化するものの、判断基準に対しては十分な余裕がある。

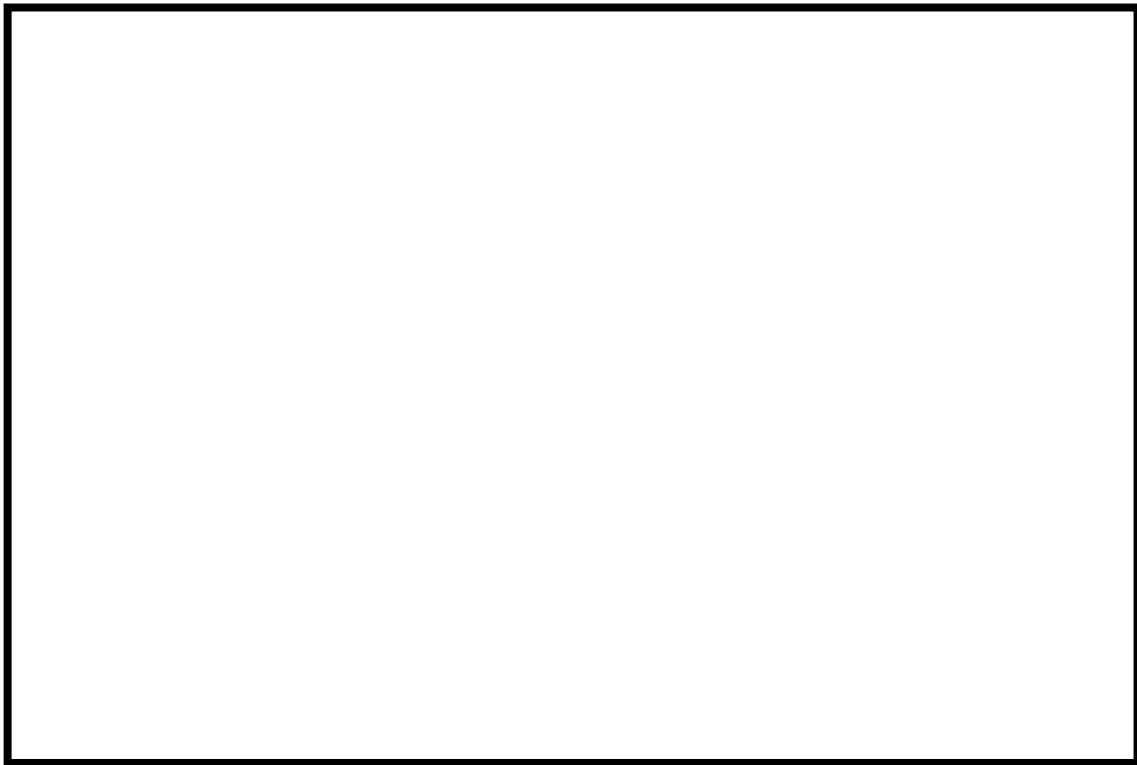
以 上

補足表1 コリウムシールドの仕様

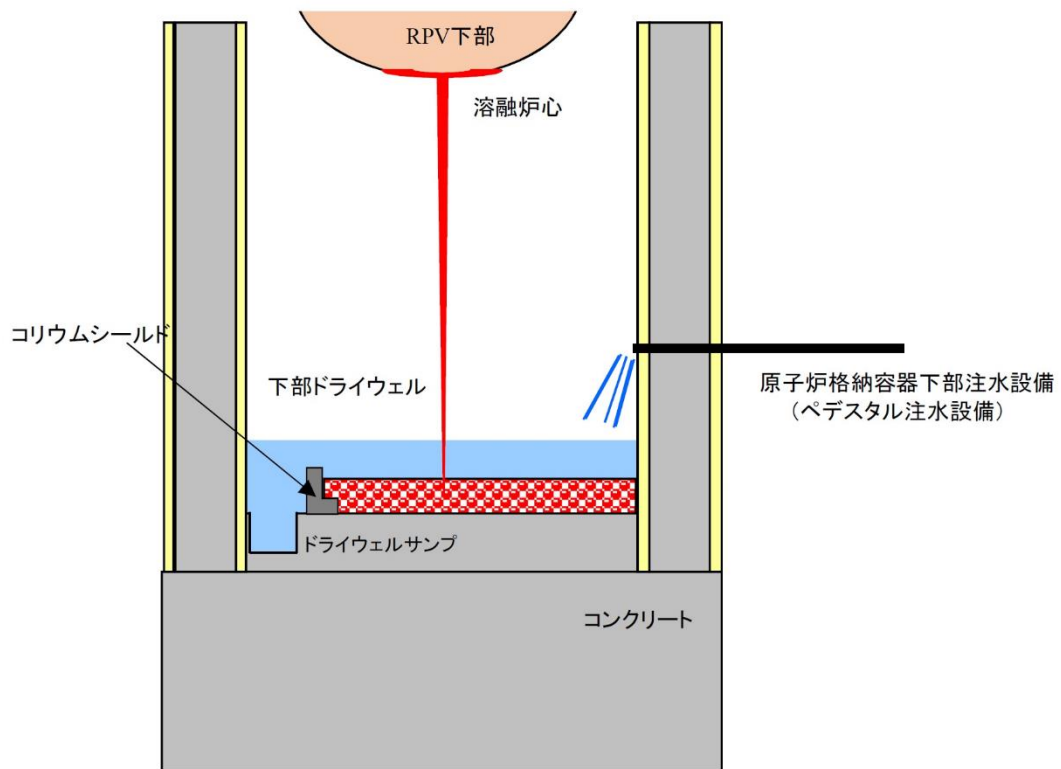
--	--	--	--

補足表2 コリウムシールドを考慮したMCCI評価の侵食量

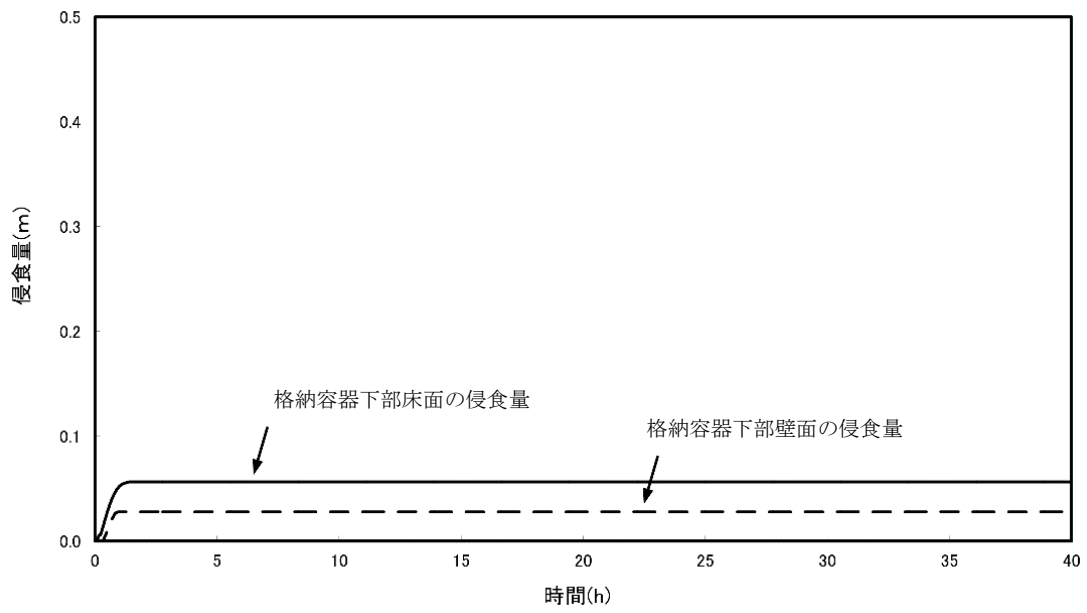
条件	床面積 62.0 m <sup>2</sup> (6号炉)	床面積 75.7 m <sup>2</sup> (7号炉)	(参考)床面積 約88 m <sup>2</sup> (コリウムシールド設置前, 6/7号炉共通)
床面	6.9 cm	5.7 cm	5.1 cm
壁面	5.7 cm	2.8 cm	2.0 cm



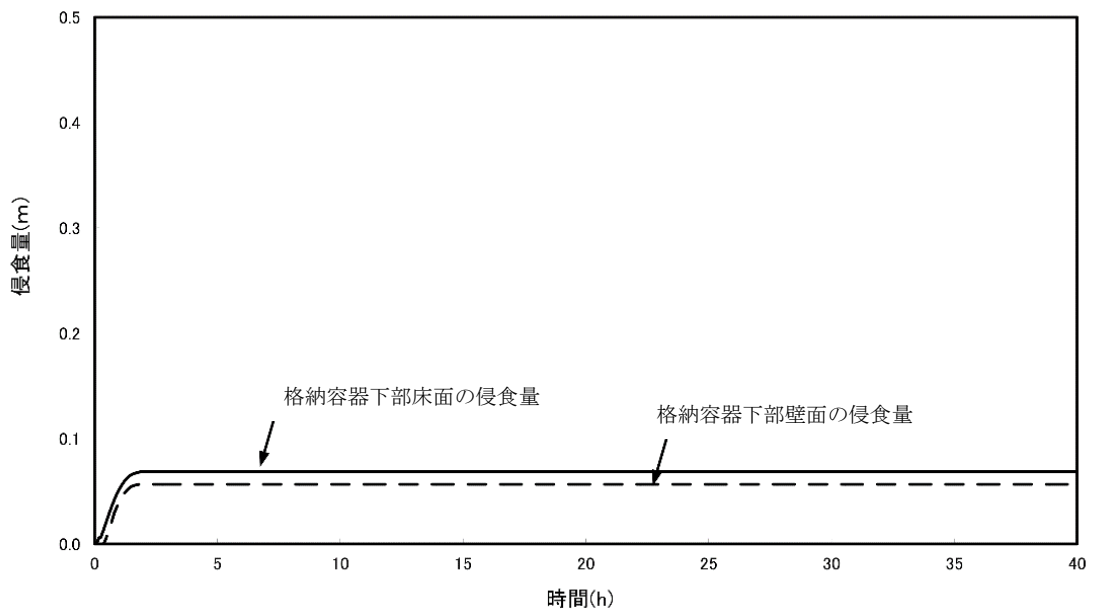
補足図1 コリウムシールド概要図



補足図2 溶融炉心落下時のドライウエルサンプへの溶融炉心流入防止のイメージ



補足図3 侵食量の時間変化(床面積 75.7 m<sup>2</sup>)



補足図4 侵食量の時間変化(床面積 62.0 m<sup>2</sup>)

### 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

#### 1. 溶融デブリの評価条件

柏崎刈羽原子力発電所(KK)6/7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溶融デブリとしてペDESTALに落下するものとしており、この溶融デブリには炉内構造物等を考慮している。溶融デブリの拡がりに関する評価条件を表1に示す。

#### 2. KK6/7号機のMCCIの評価における溶融デブリの堆積高さ

KK6/7号機のMCCIの評価では、落下した溶融デブリがペDESTALに一様に広がるものとしており、この場合堆積高さは約50 cmとなる。ペDESTALに落下した溶融炉心とペDESTALの構造の位置関係を図1に示す。図1に示す通り、ペDESTALの側面の開口部として最も低い箇所にある機器搬出入用ハッチまでであっても4 m以上の高さがあることから、仮に溶融デブリが全量落下してもペDESTAL以外に溶融デブリが拡がる恐れは無いと考える。

#### 3. 溶融デブリの堆積高さの不確かさ

##### (1) ペDESTAL内の構造物の影響

KK6/7(ABWR)のペDESTAL内の主な構造物としては制御棒駆動系(CRD)交換機とサンプルクーラが挙げられる。溶融デブリへのこれらの構造物の取り込みを考慮すると、溶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を考慮していない。主な構造物の重量を表2に示す。表2の通り、これらの構造物は溶融デブリに対して小さいことから、これらの構造物を考慮しても溶融デブリがペDESTAL以外に拡がる恐れは無いと考える。

##### (2) 溶融デブリの粒子化に伴う影響

溶融デブリがペDESTALに落下する場合、予め2 mの水張りを実施する手順としていることから、溶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、粒子化したデブリの密度が低いと堆積高さが高くなる。例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として粒子が堆積する場合を仮定すると、溶融デブリの堆積高さは約93 cmとなるが、前述の通り、ペDESTALの側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ペDESTAL以外に溶融デブリが拡がる恐れは無いと考える。

### (3) 溶融デブリ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ペDESTALへの溶融デブリの落下の経路<sup>1)</sup>については、制御棒駆動機構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、溶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、溶融デブリがペDESTAL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える。

ここで仮に溶融デブリが偏って堆積し、機器搬出入用ハッチの高さ(約 4.5 m)に到達する条件を考えると、溶融デブリが直径約 3.6 m の円柱を形成する必要があるが、溶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、溶融デブリは落下と同時にペDESTAL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、溶融デブリが機器搬出入用ハッチの高さまで堆積する状況は考え難い。

以 上

---

<sup>1</sup> 平成 27 年 6 月 9 日 第 236 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 配布資料 1-5 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) 添付 3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について

<sup>2</sup> 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).

表1 溶融デブリに関する評価条件

項目	設定値	設定根拠
溶融デブリ落下割合	100%(340t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定
溶融デブリの比重	8,050 kg/m <sup>3</sup>	—
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)
ペDESTAL床面積	88.25 m <sup>2</sup>	KK6/7 の設計値のうち、床面積の小さいKK7 の設計値を使用

表2 ペDESTALの主な構造物の重量

構造物	重さ(t)
CRD 交換機	約 30
サンプクーラ	約 0.7

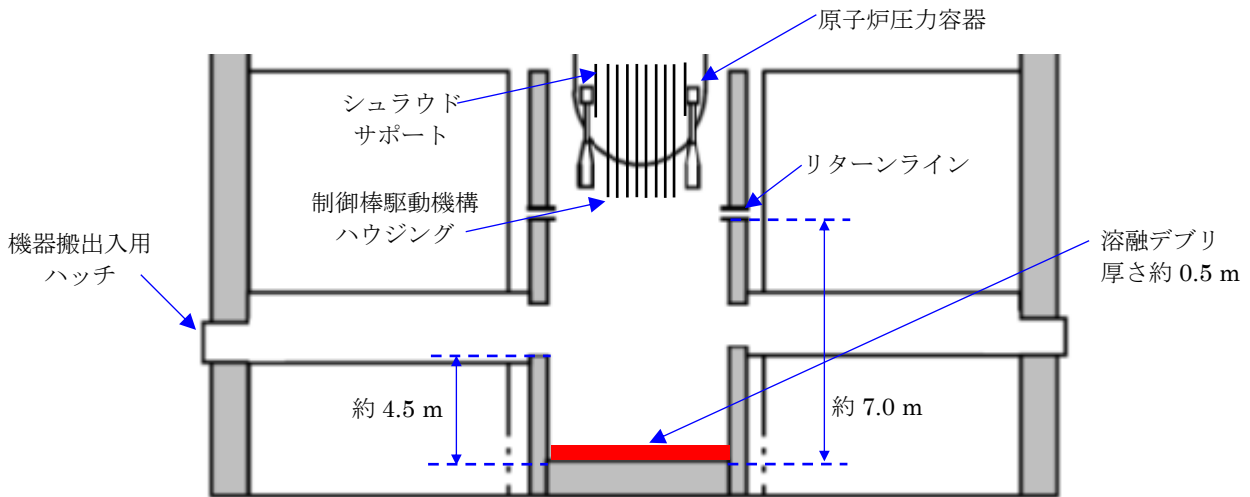


図1 溶融炉心とペDESTALの構造の位置関係

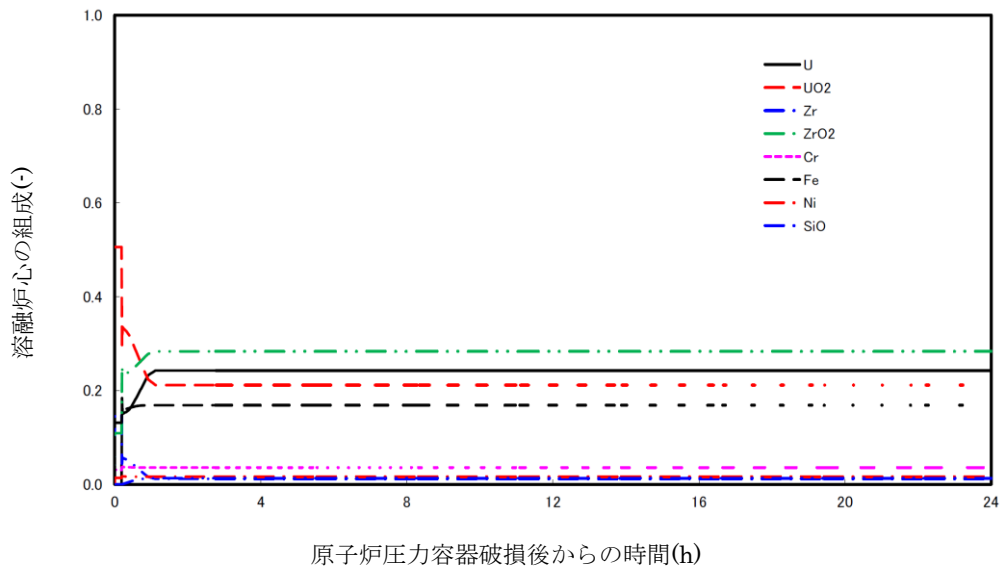


図2 溶融炉心の組成の推移

## 36. 原子炉格納容器への窒素注入について

### 1. はじめに

BWR では、運転中、常時原子炉格納容器内を窒素で置換しているため、炉心損傷に伴い水素が発生する事故シーケンスにおいても、事故発生直後に酸素濃度の可燃限界である 5%に至ることはない。しかしながら、中長期的な観点では、崩壊熱の減少による原子炉格納容器内の水蒸気発生量の減少によって格納容器内が負圧に至ることの防止及び同状況下での水素及び酸素濃度の可燃限界以下への抑制の観点から、原子炉格納容器への窒素注入が必要となる。ここでは、事故後 7 日以内での窒素封入の要否について評価する。

### 2. 原子炉格納容器への窒素注入の必要性について

#### 2.1 事故後 7 日間、格納容器ベントを実施しない場合

「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオにおいて、重大事故条件下における G 値 ( $G(\text{H}_2)=0.06$ ,  $G(\text{O}_2)=0.03$ ) を用いて酸素濃度の上昇を評価する場合、図 1, 図 2 に示すとおり、事故後 7 日間までにドライウエル及びサプレッション・チェンバの酸素濃度が可燃限界である 5%に至ることはない。

#### 2.2 事故後 7 日以内に格納容器ベントを実施する場合

極めて保守的と考えられるものの、従前の許認可で用いた G 値 ( $G(\text{H}_2)=0.4$ ,  $G(\text{O}_2)=0.2$ ) を用いて酸素濃度の上昇を評価した場合は、約 52 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度が可燃限界である 5%となる。この様に、酸素濃度が 5%に到達する場合においては、原子炉格納容器のベント弁を開放し、原子炉格納容器内の酸素等を排気する。

##### (1) 格納容器負圧破損防止に対する影響

図 3, 図 4 に示すとおり、格納容器ベントを継続しても、事故後 7 日間までに原子炉格納容器内温度（サプレッション・チェンバ・プール水温）は大気圧での飽和蒸気温度である  $100^\circ\text{C}$  を下回ることなく、炉内およびサプレッション・プールから大量の水蒸気が供給されるため、事故後 7 日間までに負圧に至る可能性はない。

更に本事象への対応中に水蒸気の凝縮が急速に進んだ場合の影響を保守的<sup>※1</sup>に確認する観点から、ベント弁開放後以降の事故後 7 日間までの間で最も格納容器圧力が低下する事故後 7 日後において、残留熱除去系によってドライウエルに格納容器スプレイ ( $954\text{m}^3/\text{h}$ ) が連続で実施された場合の影響を評価した。図 5, 図 6 に示すとおり、格納容器圧力が負圧に至るまでには約 4 時間の時間余裕<sup>※2</sup>がある。このため、万一誤操作によって格納容器スプレイの運転を開始した場合であっても、運転員による格納容器スプレイの停止<sup>※3</sup>に期待できるものと考ええる。

※1 実際にはベント弁開放中に格納容器スプレイを実施する運転手順とはなっておらず、格納容器スプレイを実施する場合であっても流量を調整しながらスプレイを実施するため、本評価は極めて非現実的な想定となっている。

※2 サプレッション・チェンバ・プール水温が 100℃未満にならない限り、格納容器内に水蒸気が供給されるため、格納容器内は負圧にならない。

※3 中央制御室にて誤操作した場合は、原子炉格納容器圧力等の監視により異常を認知することができる。また、現場にて誤操作した場合も同様であり、中央制御室の監視により異常を認知し、復旧操作を指示することができる。なお、緊急時の措置として残留熱除去系ポンプを中央制御室から停止することにより格納容器スプレイを停止することが可能である。

## (2) 水素燃焼防止に対する影響

ベント弁の開放による排気中は、図 7, 8 に示すとおり、崩壊熱及び減圧沸騰によって水蒸気が大量に発生するため、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気体組成のほぼ 100%を水蒸気が占めることとなり、放射線分解に伴う僅かな酸素及び水素も格納容器外に排出され続けるため、事故後 7 日間までに格納容器内が水素及び酸素の可燃限界に至ることはない。

更に上記の通りほぼ 100%が水蒸気の状況において窒素封入を実施した場合の効果を確認するための感度解析を行い、格納容器ベントと同時に窒素注入する場合としない場合を比較した。図 9 に示すとおり水蒸気の発生量に対して窒素の注入量（約 600Nm<sup>3</sup>/h 程度※4）は少なく、図 10, 11 に示すとおり、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相濃度はほとんどを水蒸気が占めることとなり、窒素注入が格納容器内の水素濃度及び酸素濃度に与える有意な差は見られない。なお、「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）」シナリオにおいても、ベント中は水蒸気が支配的な状況は同じである。

図 5, 図 6 に示した、事故後 7 日後において、残留熱除去系によってドライウエルに格納容器スプレイ (954m<sup>3</sup>/h) が連続で実施された場合の格納容器内の気体組成（ウェット条件）を図 12, 図 13 に示す。ベント弁の開放に伴い、格納容器内の非凝縮性ガスは格納容器外に排出され続けており、放射線分解に伴う水素及び酸素の発生速度は水蒸気の発生速度に比べて極めて小さいことから、図 12, 図 13 に示すとおり、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても、格納容器スプレイ開始後約 4 時間（格納容器圧力が負圧に至る時間）までは、格納容器内の水素及び酸素が可燃限界に至ることはない。また、格納容器内の気体組成（ドライ条件）を図 14, 図 15 に示すが、格納容器スプレイを連続で実施しても格納容器内が負圧に至るまで約 4 時間の時間余裕があり、現実として格納容器内がドライ条件になることはない。

※4 循環冷却を長期間運転し、崩壊熱の減少に伴い格納容器内の発生水蒸気量が減少し、格納容器圧力が低下した場合においても、循環冷却の継続運転に必要な N P S H を確保できる窒素の注入量



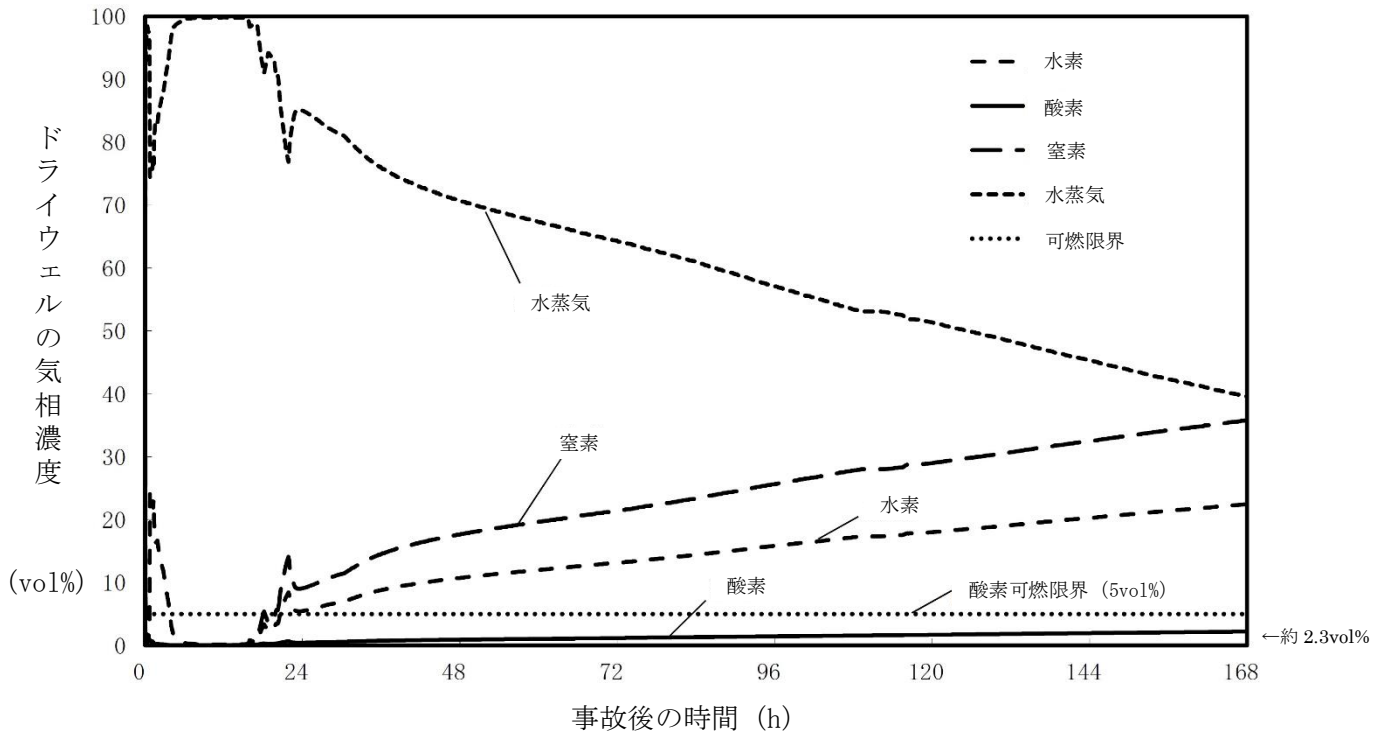


図1 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

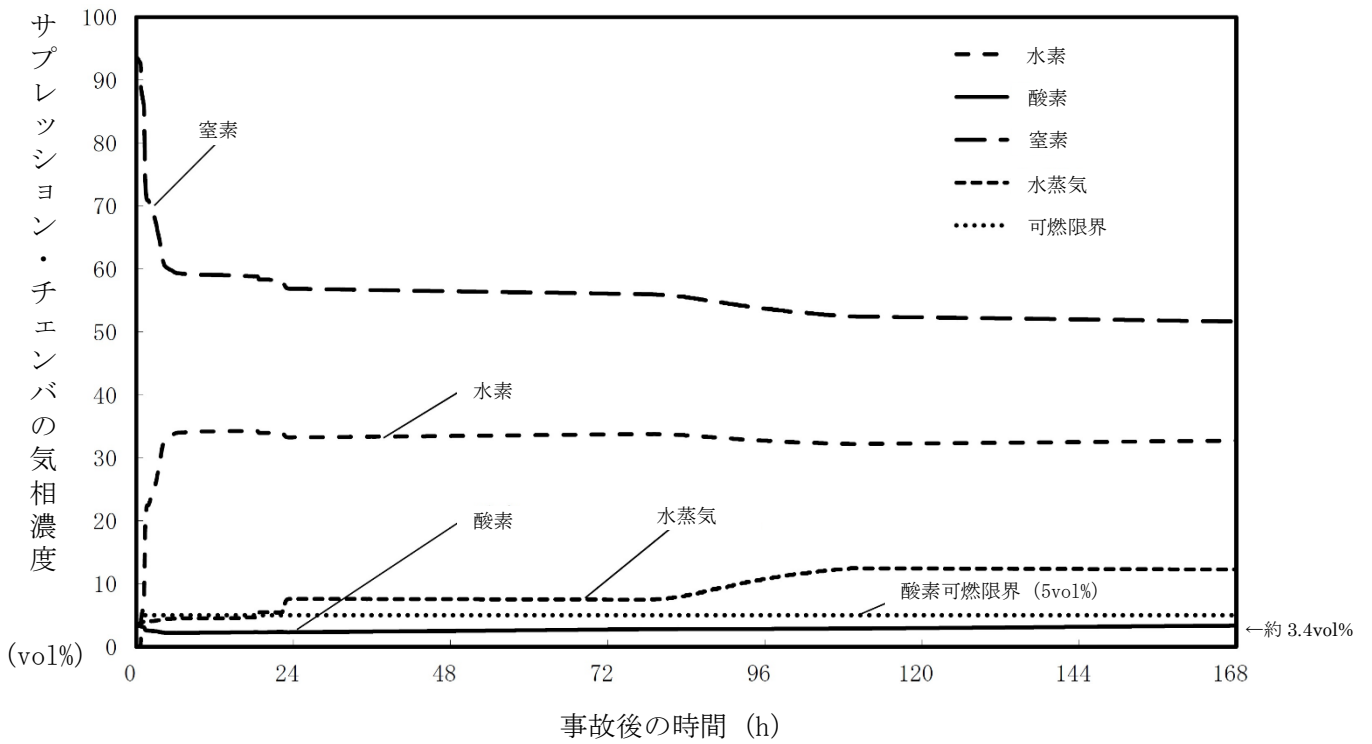


図2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

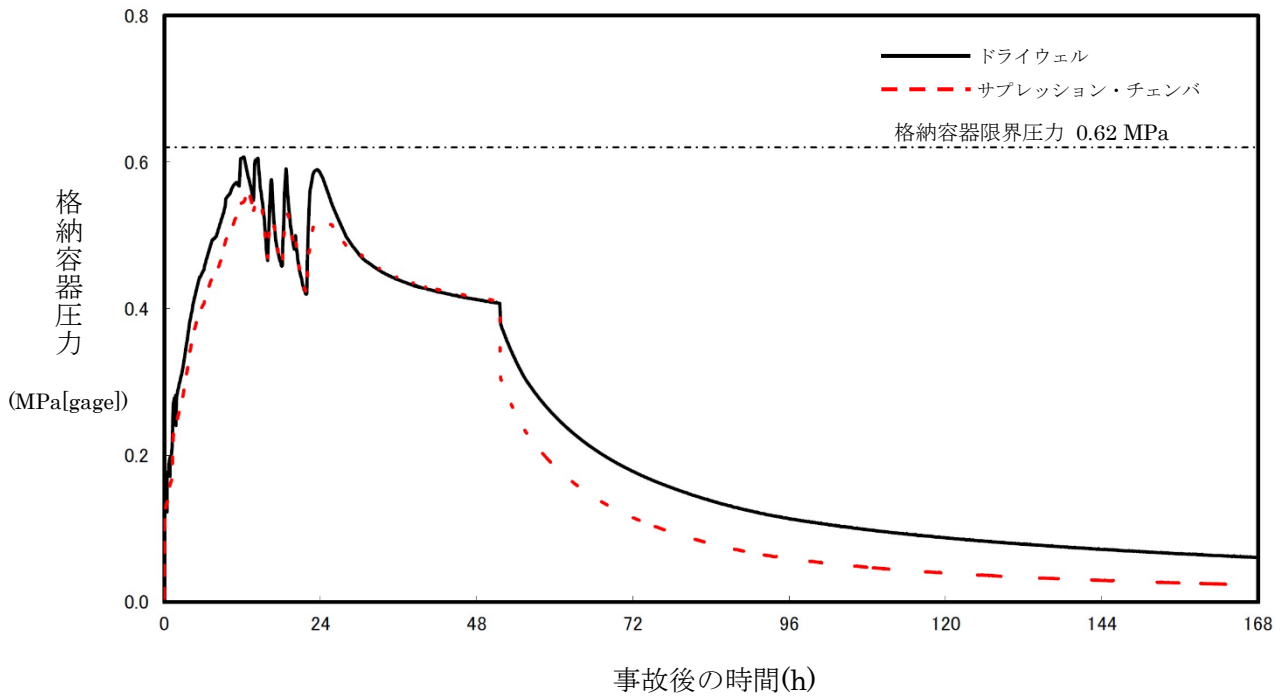


図3 格納容器圧力の推移

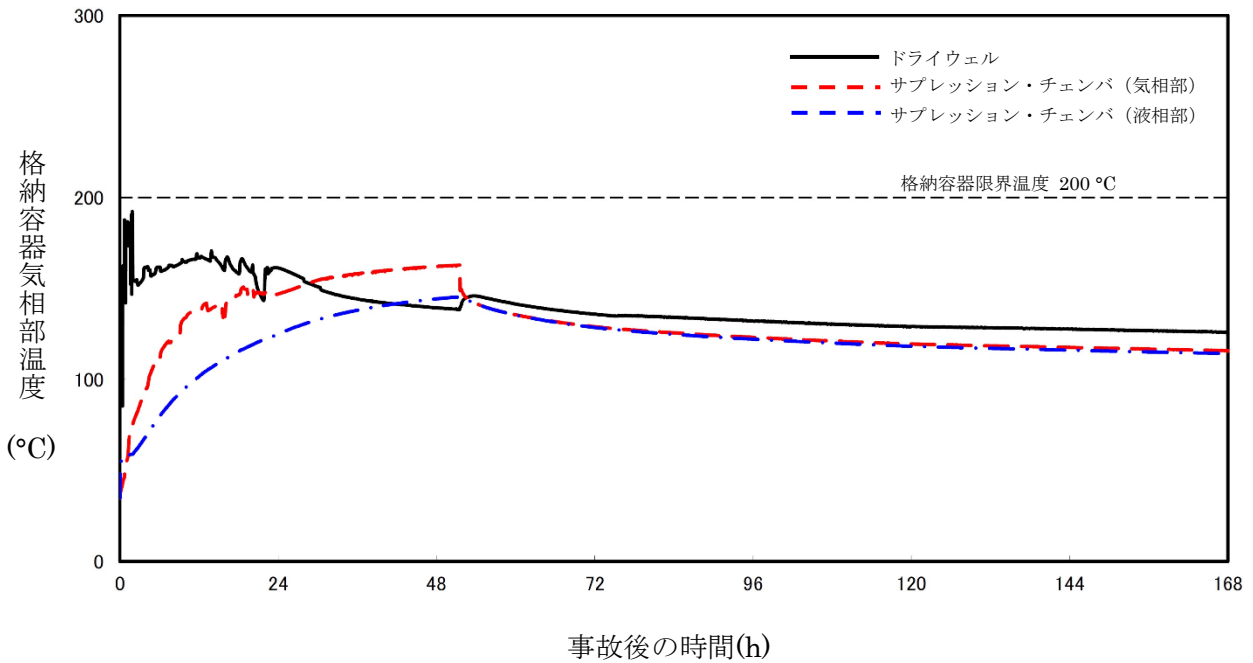


図4 格納容器気相部温度の推移

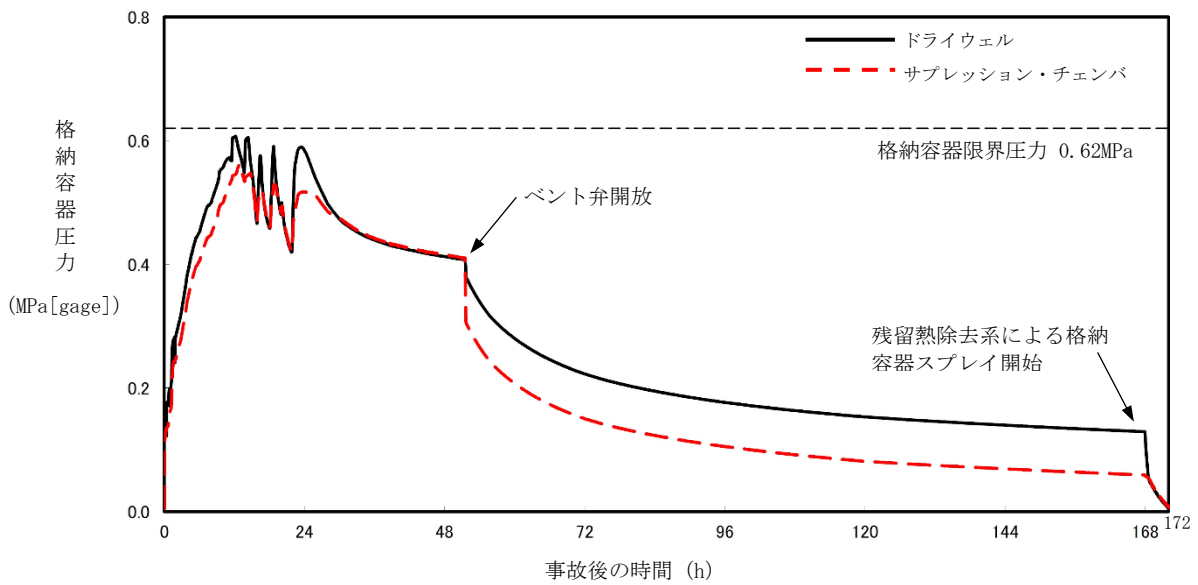


図5 格納容器圧力の推移(事象発生から168時間後に  
残留熱除去系によるドライウエルスプレイ(954m<sup>3</sup>/h)を連続で実施)

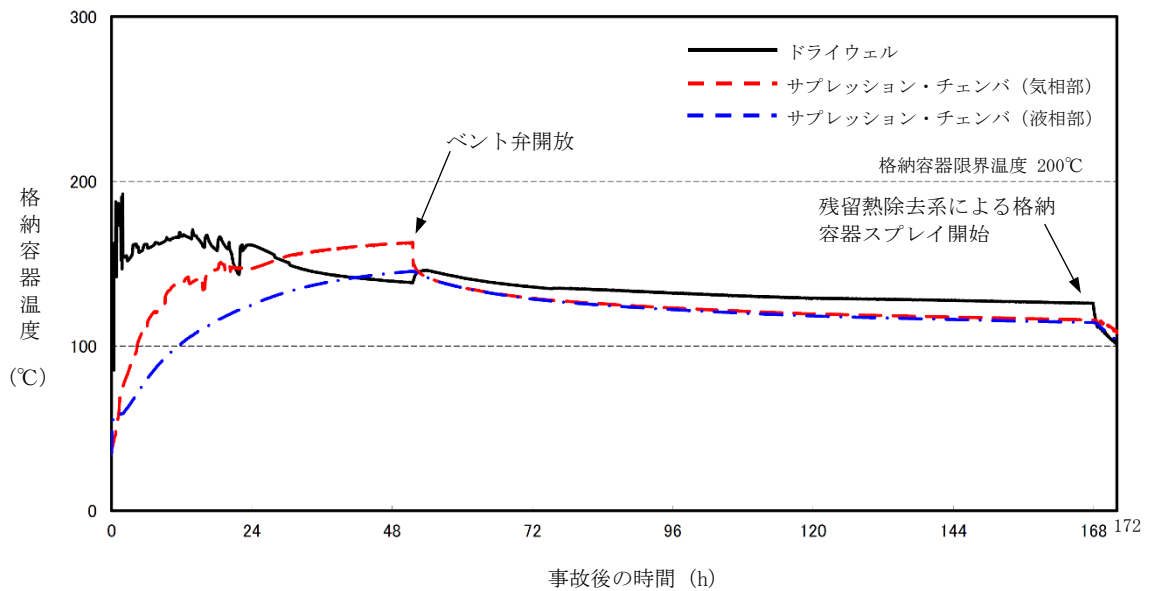


図6 格納容器温度の推移(事象発生から168時間後に  
残留熱除去系によるドライウエルスプレイ(954m<sup>3</sup>/h)を連続で実施)

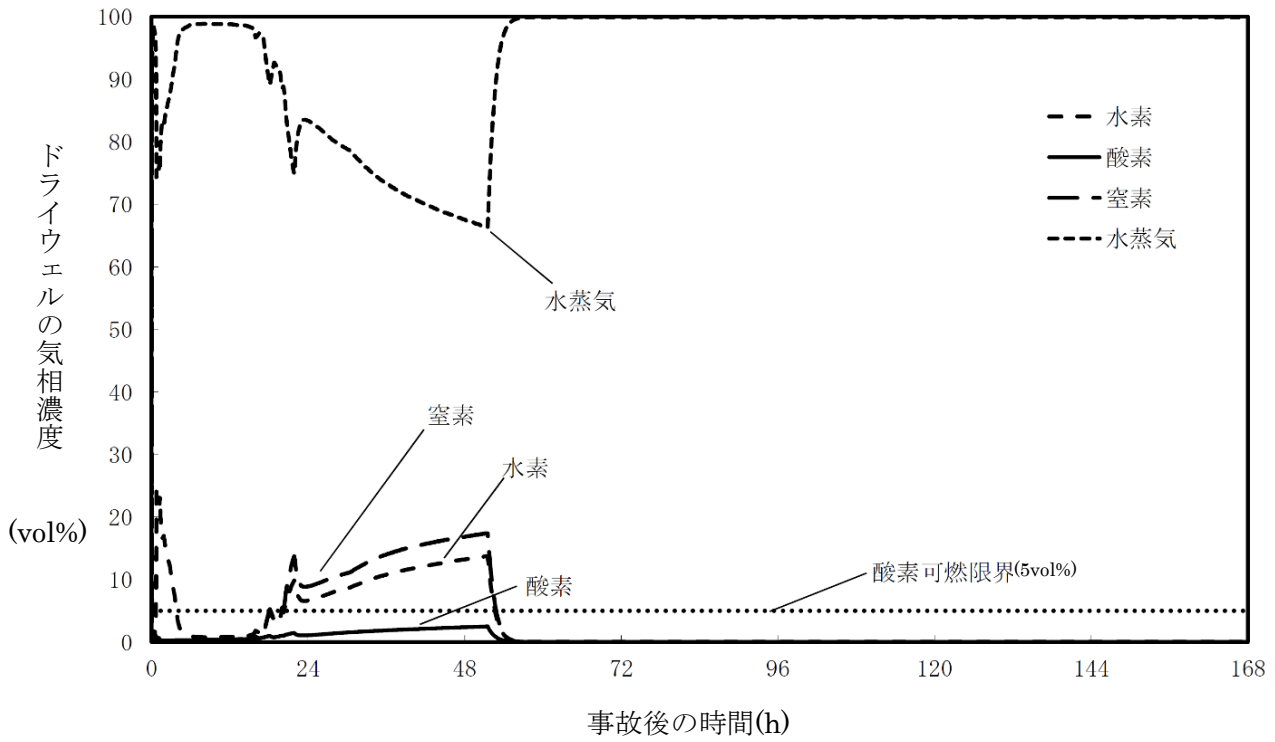


図7 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

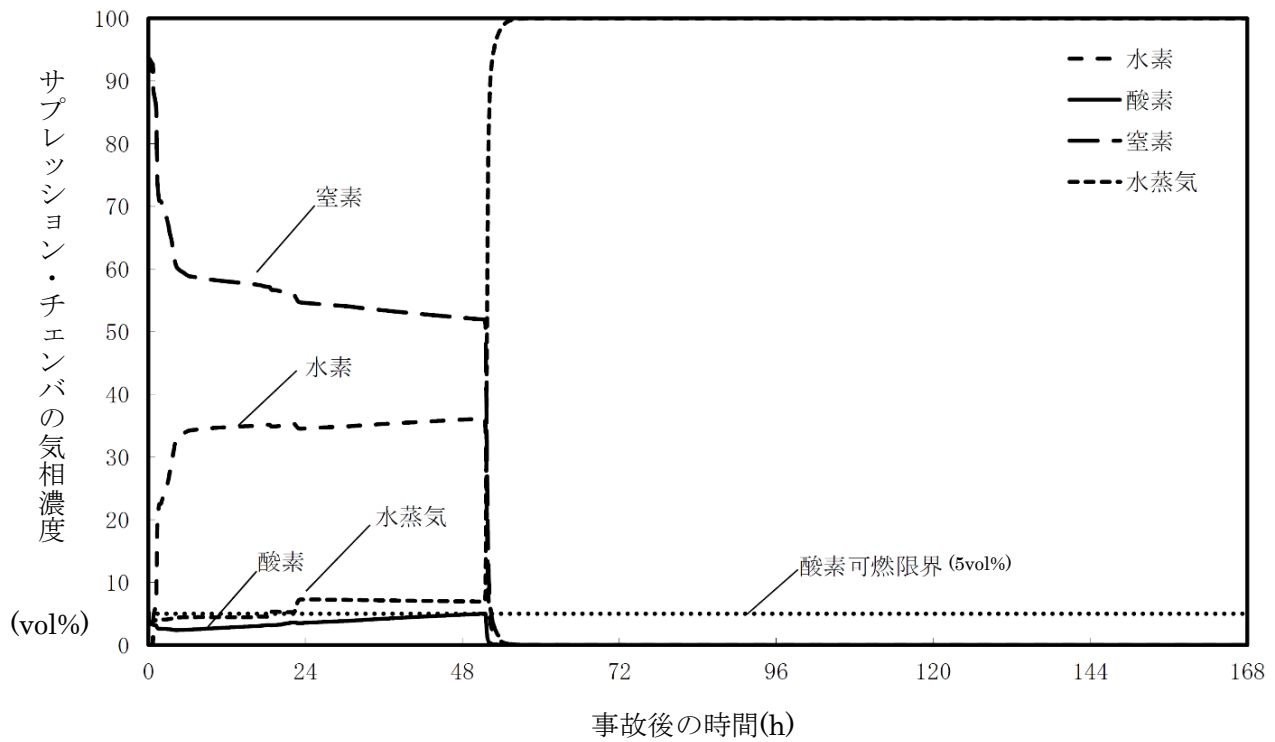


図8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

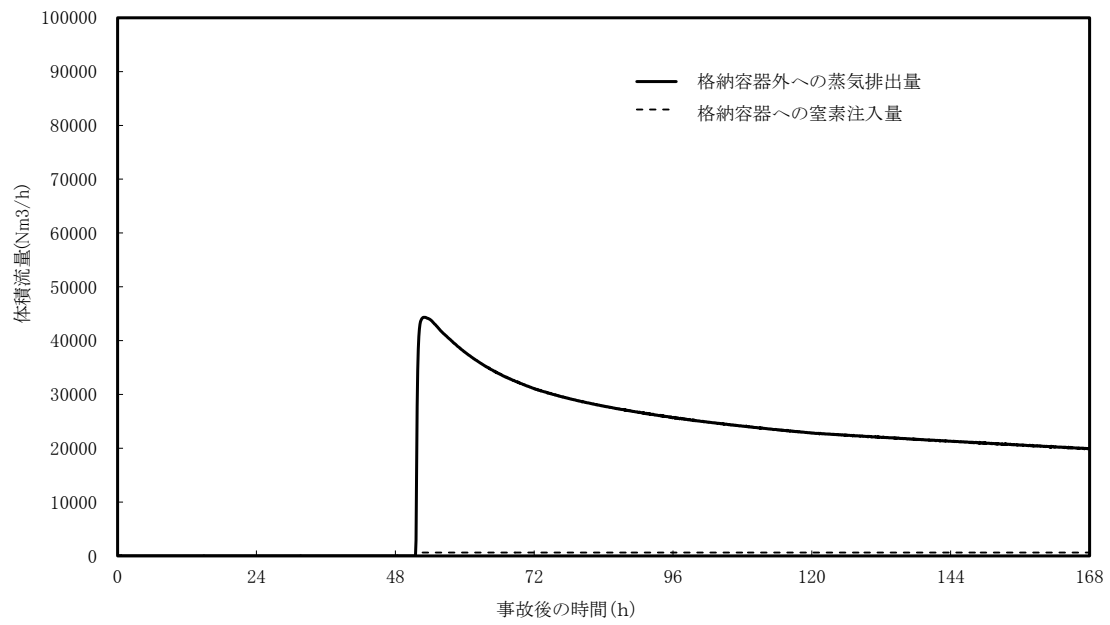


図9 格納容器外への蒸気排出量と窒素注入量

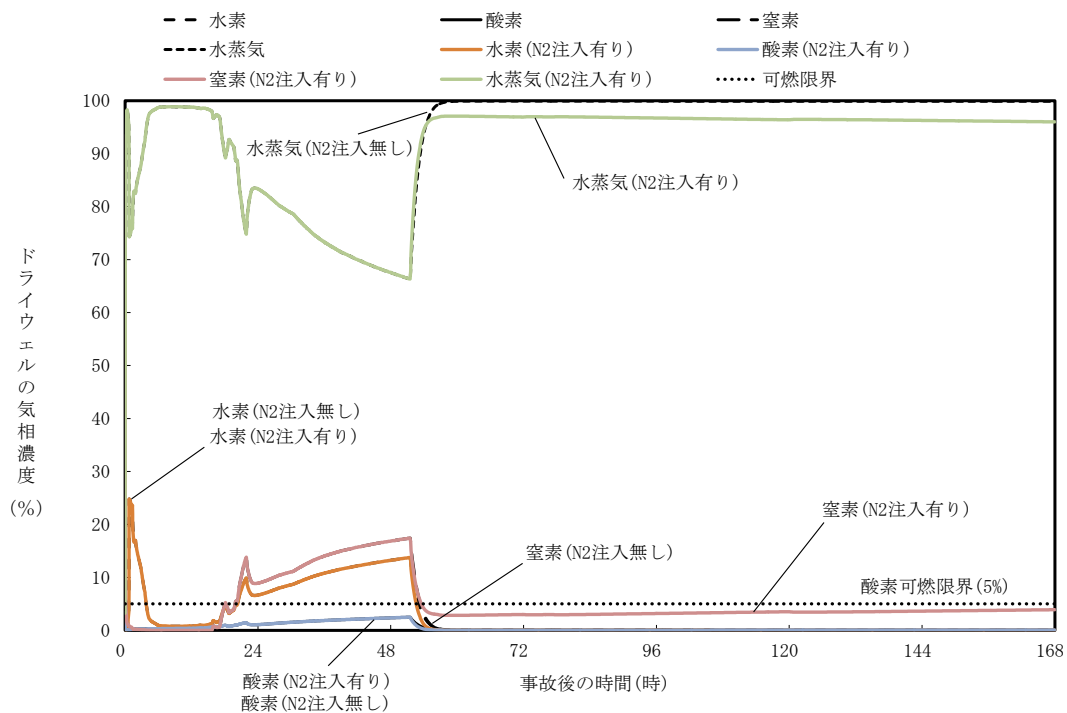


図 10 窒素注入有り無しのウェット条件でのドライウェル気相濃度比較

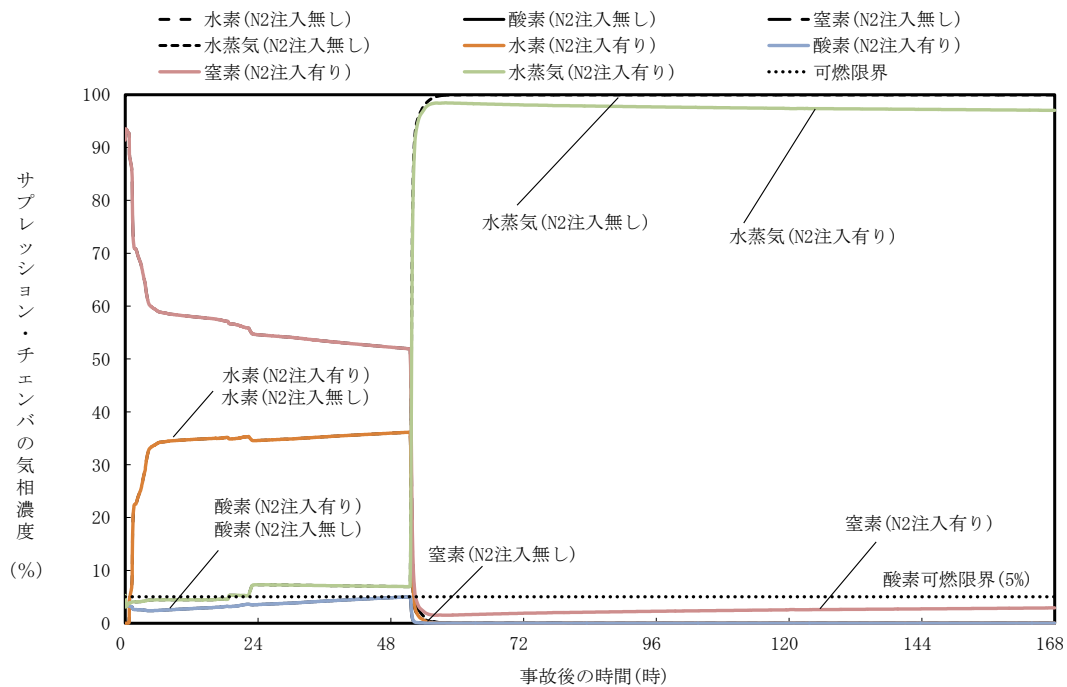


図 11 窒素注入有り無しのウェット条件でのサプレッション・チェンバ気相濃度比較

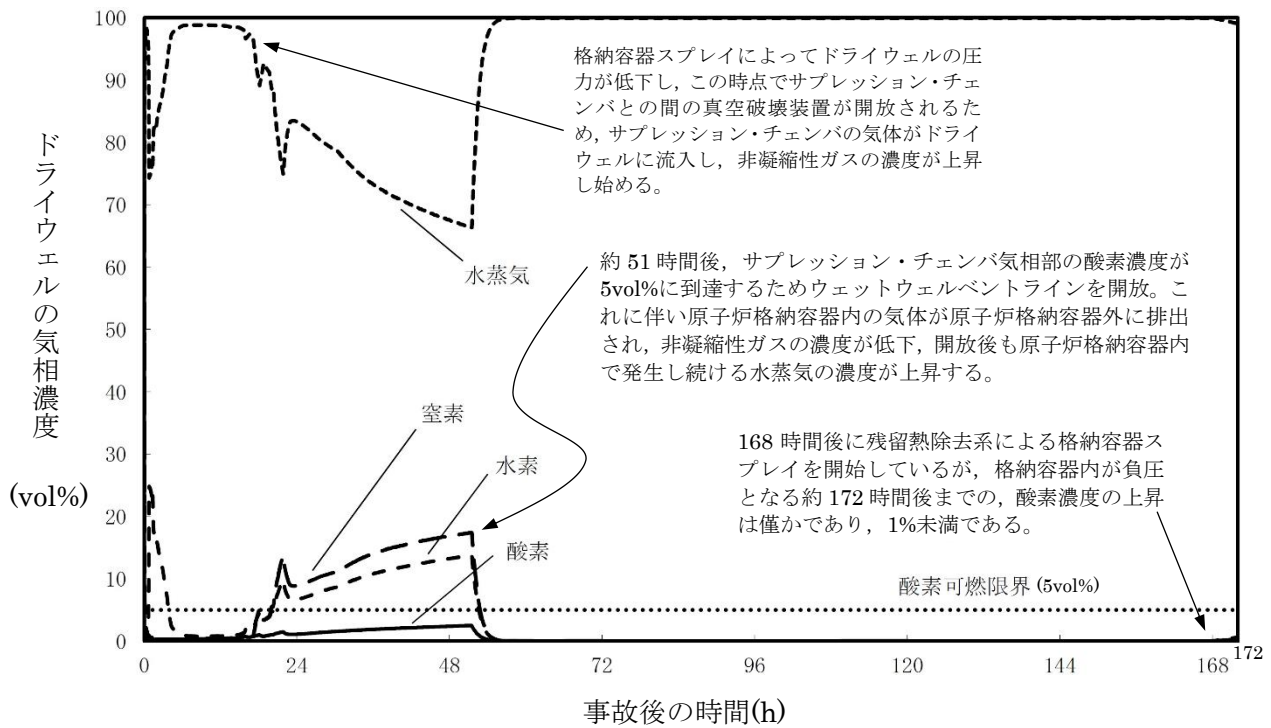


図 12 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

(事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ(954m<sup>3</sup>/h)を連続で実施)

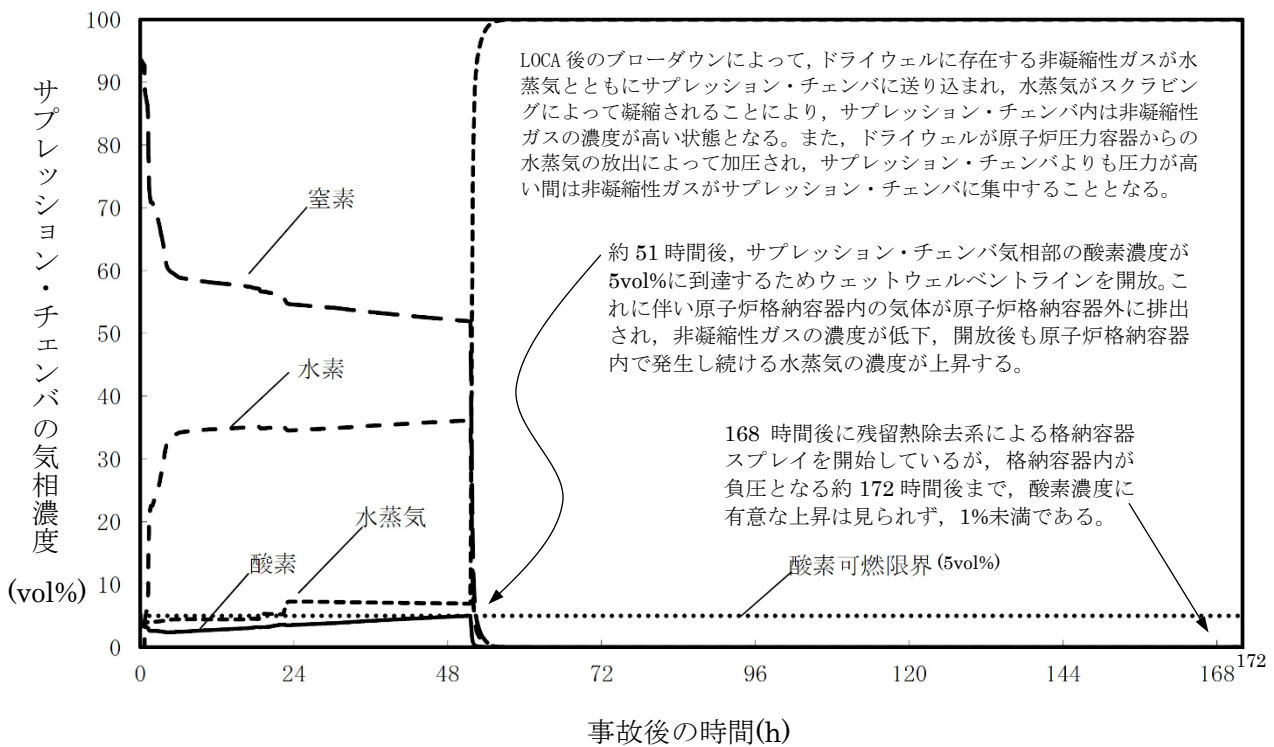
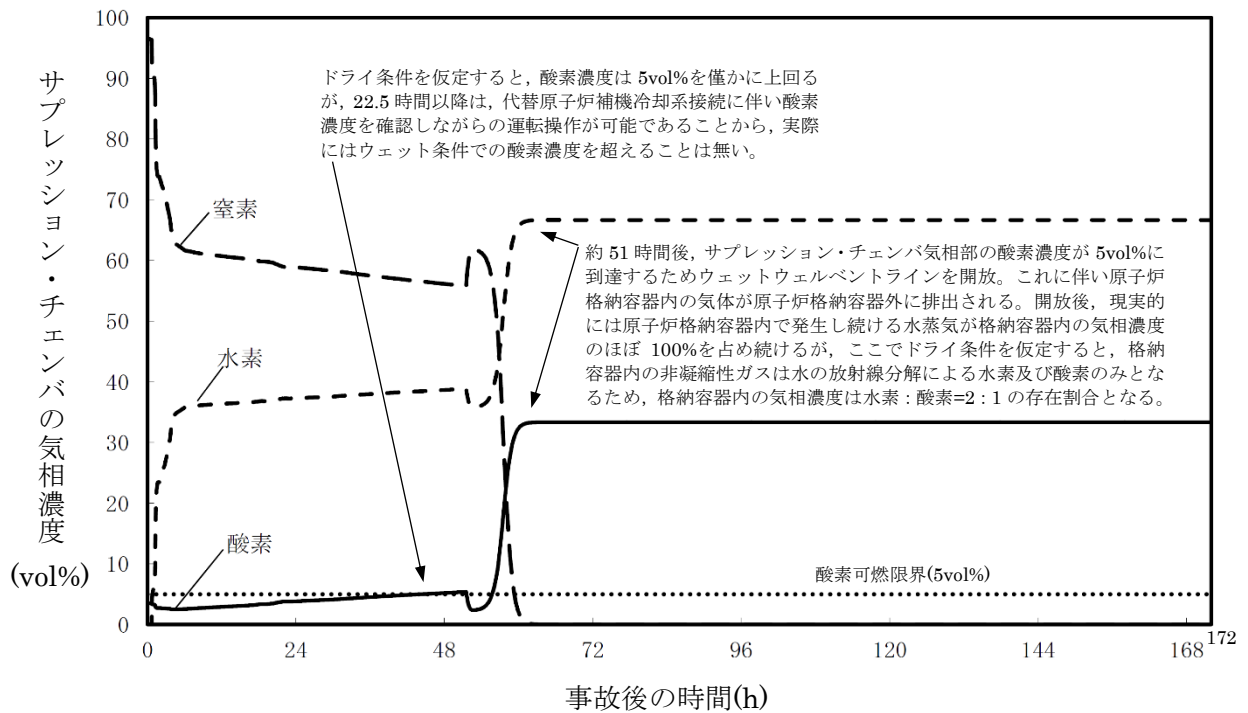
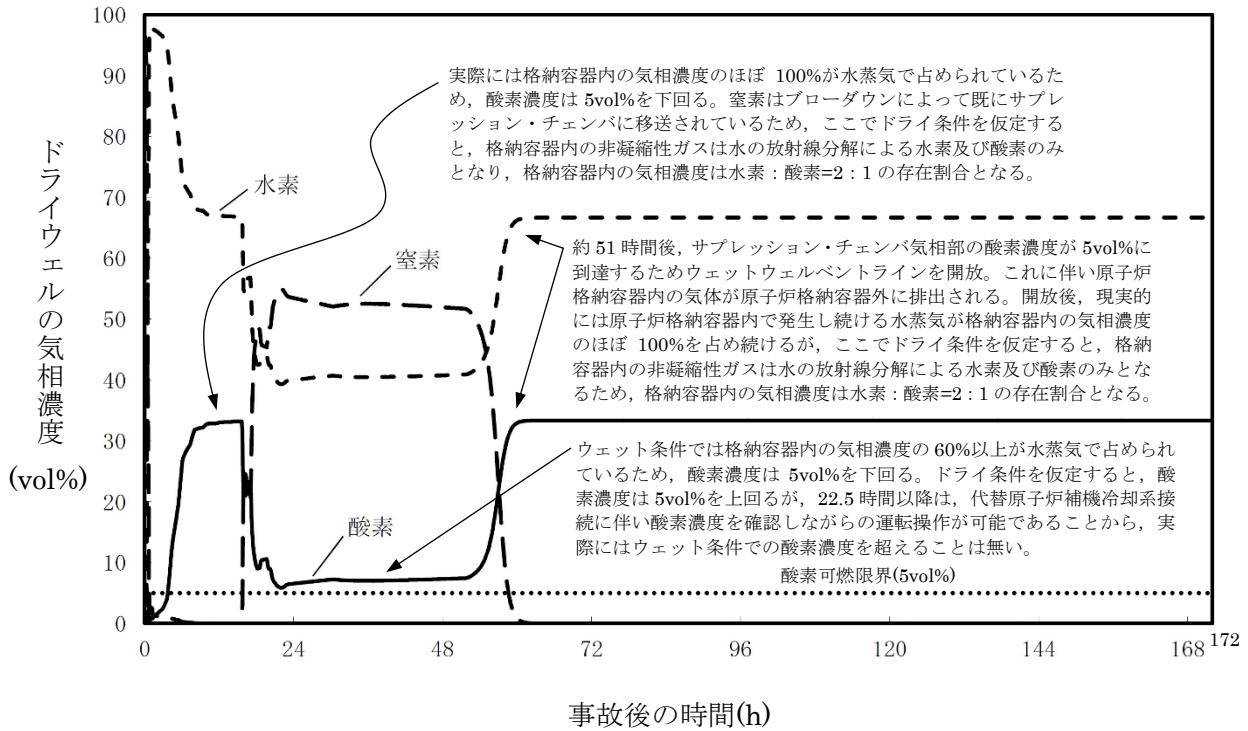


図 13 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

(事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ(954m<sup>3</sup>/h)を連続で実施)





### 3. 原子炉格納容器への窒素注入が必要となる時期

以上の通り、原子炉格納容器への窒素注入が必要となる時期は、少なくとも事故後7日後までは水蒸気が酸素濃度可燃限界到達防止及び格納容器負圧破損防止に寄与する観点から、事故後7日後以降に水蒸気発生がなくなる状態（例えば、サブプレッション・チェンバ・プール水温 100℃以下）に対して余裕を見込んだタイミングといえる。

### 4. 可搬型格納容器窒素供給設備の概要

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型格納容器窒素供給設備を自主対策設備として設ける。

本システムは、図 16 に示すとおり、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型窒素ガス発生装置を現場にて操作することで、発生した窒素ガスをドライウェル及びサブプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

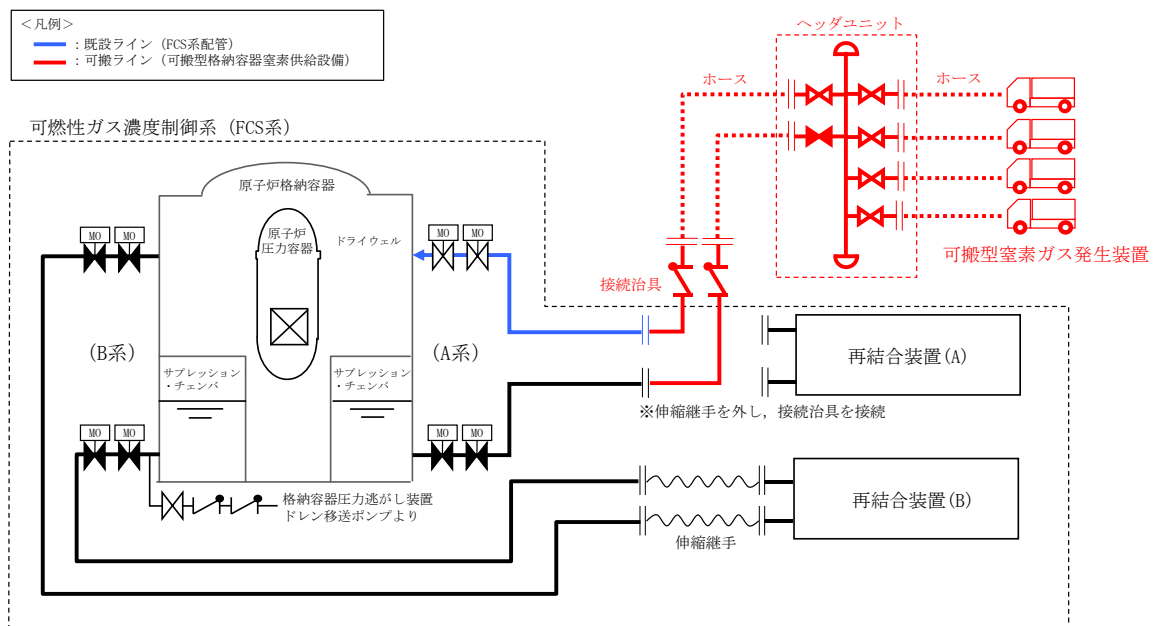


図 16 可搬型格納容器窒素供給設備 系統概要図

#### <可搬型窒素ガス発生装置の機器仕様>

容量 :

純度 :

供給圧力 :

個数 : 4\*

※格納容器圧力、経路圧損等を考慮して個数を設定

## 5. 不活性ガス系の概要

重大事故時において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス系を用いた不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっている。

重大事故時において、格納容器ベントにより原子炉格納容器内の不活性化が喪失した場合は、本システムを用いることにより、再不活性化することができる。

本システムは、図 17 に示すとおり、液化窒素貯槽を供給源とし口径の異なる二つのラインを用いることにより、原子炉格納容器の不活性ガス置換及び補給を実施することができる。

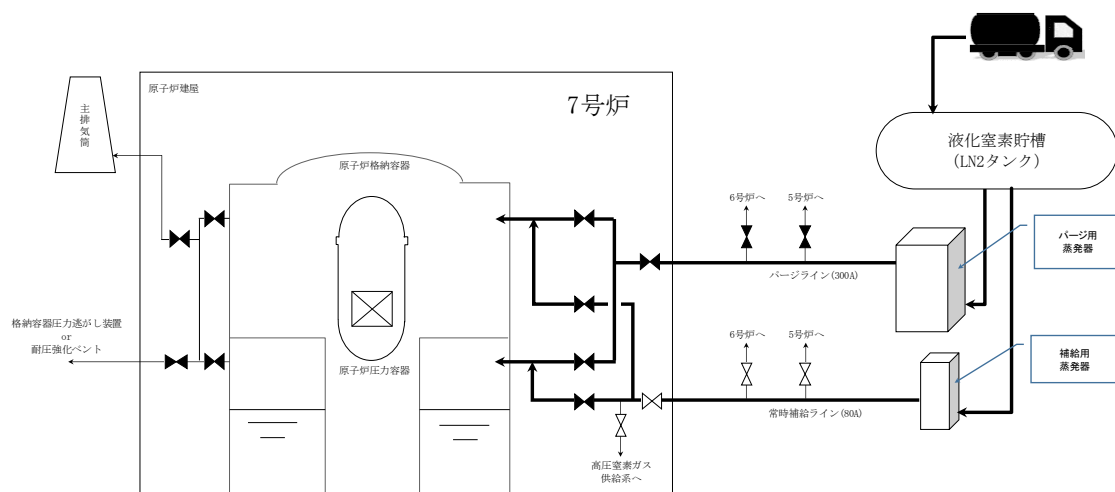


図 17 不活性ガス系 系統概要図

不活性ガス系による原子炉格納容器の不活性ガス置換を実施するためには、本設備以外に、タンクローリ等による液化窒素貯槽への補給及びバージ用蒸発器の加熱源として所内蒸気系が必要になる。また、計装用圧縮空気系・計装電源等のユーティリティの確保が必要になる。

## 6. 原子炉格納容器への窒素ガス注入操作

原子炉格納容器への窒素ガス注入は「3. 原子炉格納容器への窒素注入が必要となる時期」で示したとおり、事故後 7 日後以降の水蒸気の発生が無くなるまでには実施する必要がある。原子炉格納容器の除熱が進み、サプレッション・チェンバ・プール水温が最高使用温度「104℃」を下回るまでに準備を完了し、原子炉格納容器への窒素ガス注入操作を開始する。

時間的余裕が十分にあるため、要員の確保及び作業時間を確保した上で本操作に対応することができる。

以上

#### 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。

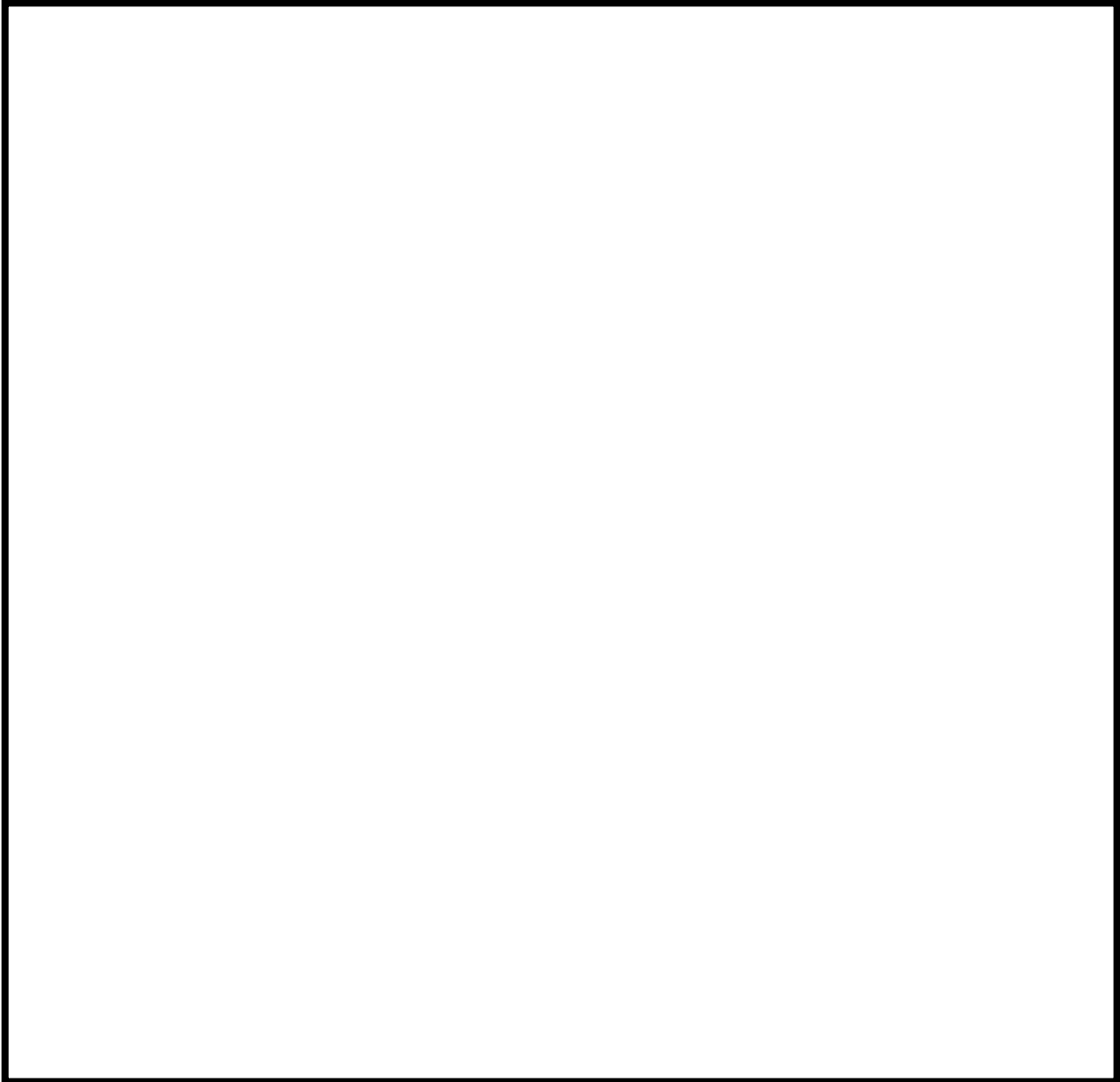


図 1-1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)



図 1-2 ドライウェルサンプルの配置(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/m<sup>2</sup> 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。

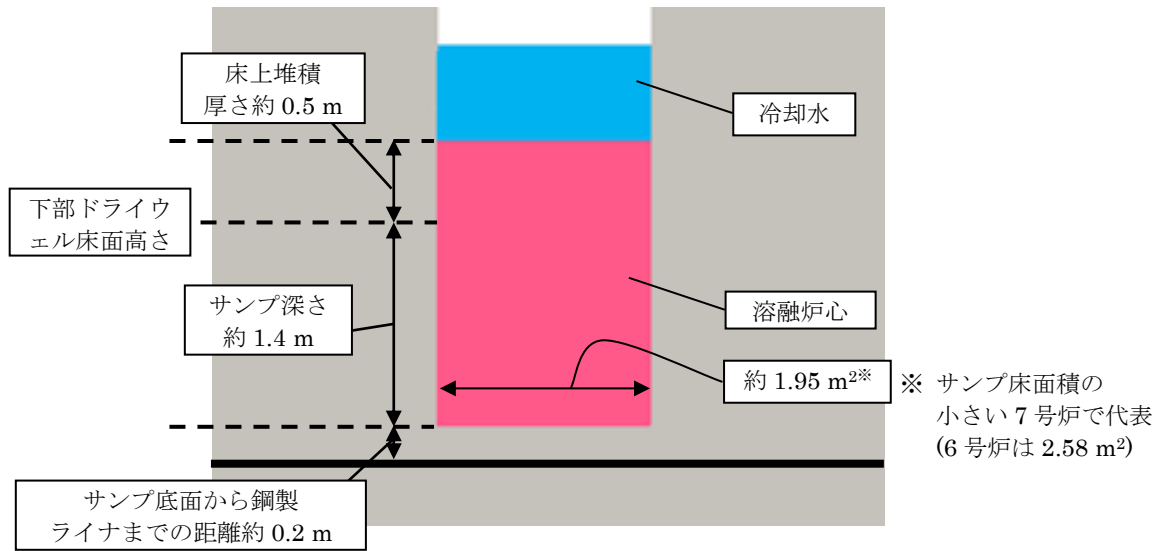


図 2-1 サンプル領域の解析体系(円柱で模擬)

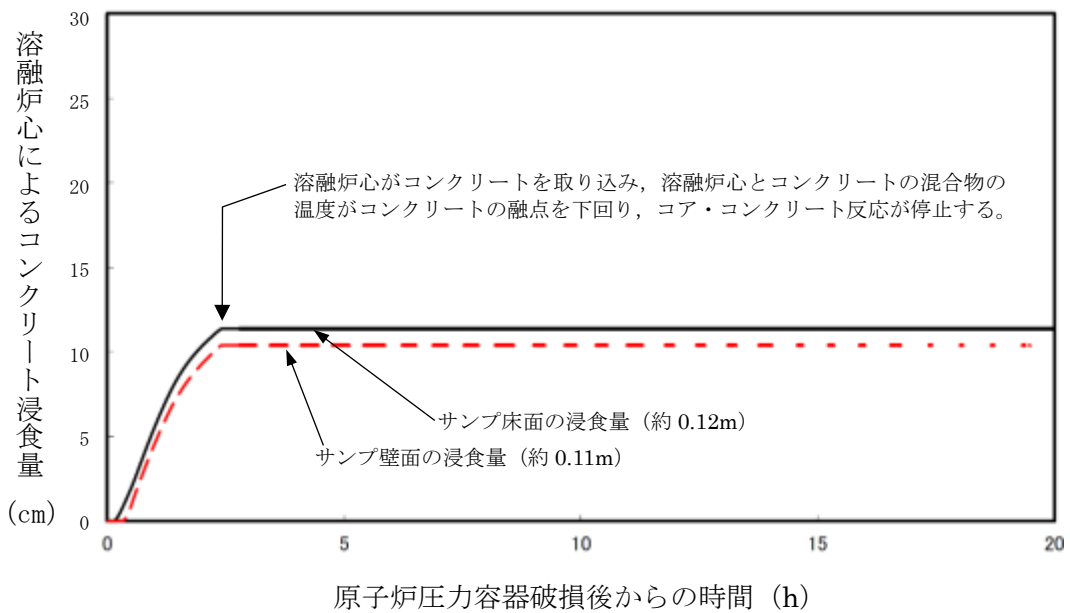


図 2-2 サンプル床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移(評価ケース 2-1)

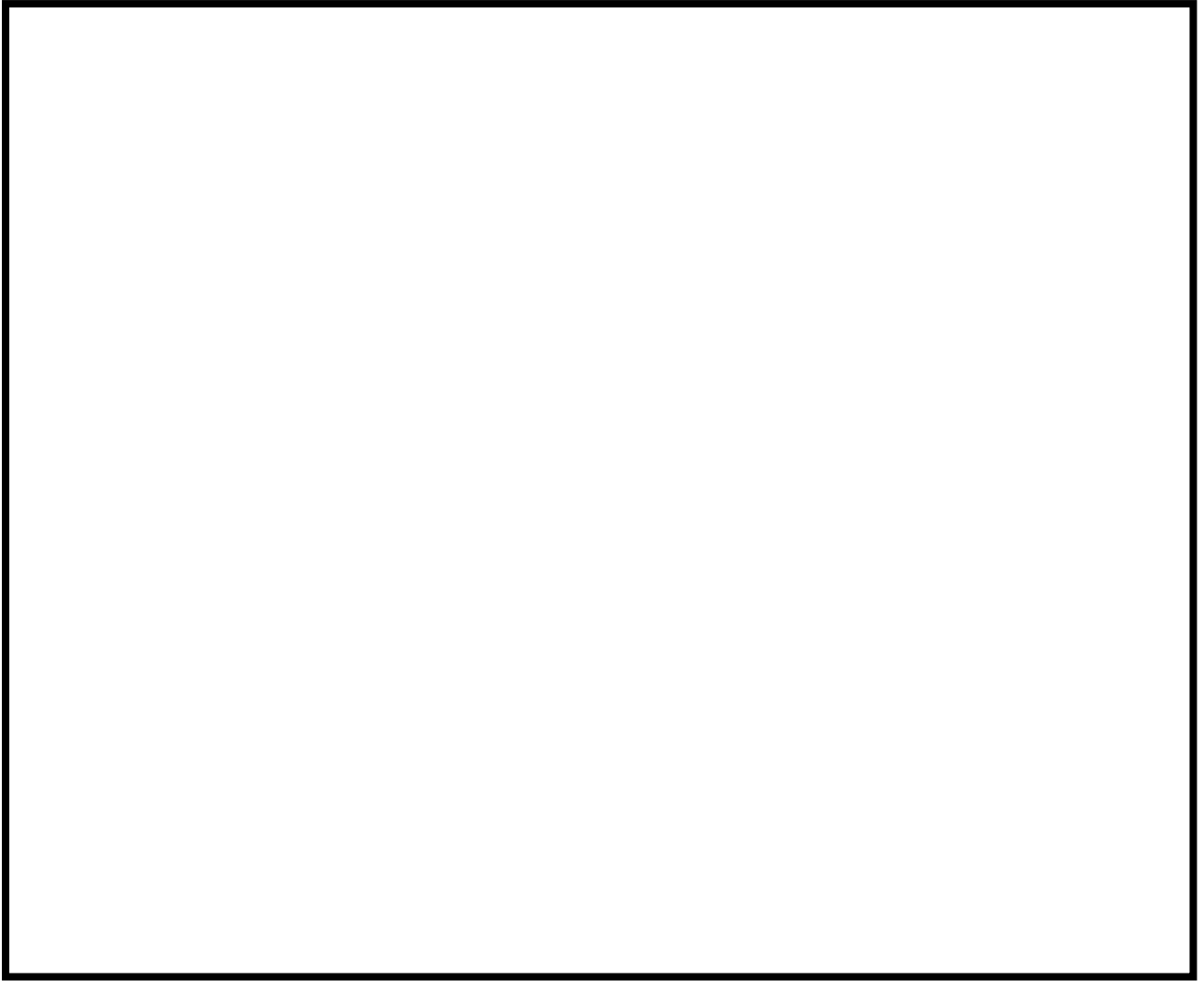


図 2-3 サンプの構造図(側面図, 7号炉高電導度廃液サンプ)



### 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ル及びドライウエル低電導度廃液サンプル(以下、「ドライウエルサンプル」という。)内に流入する場合、ドライウエルサンプル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、サンプル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ル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、サンプル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。

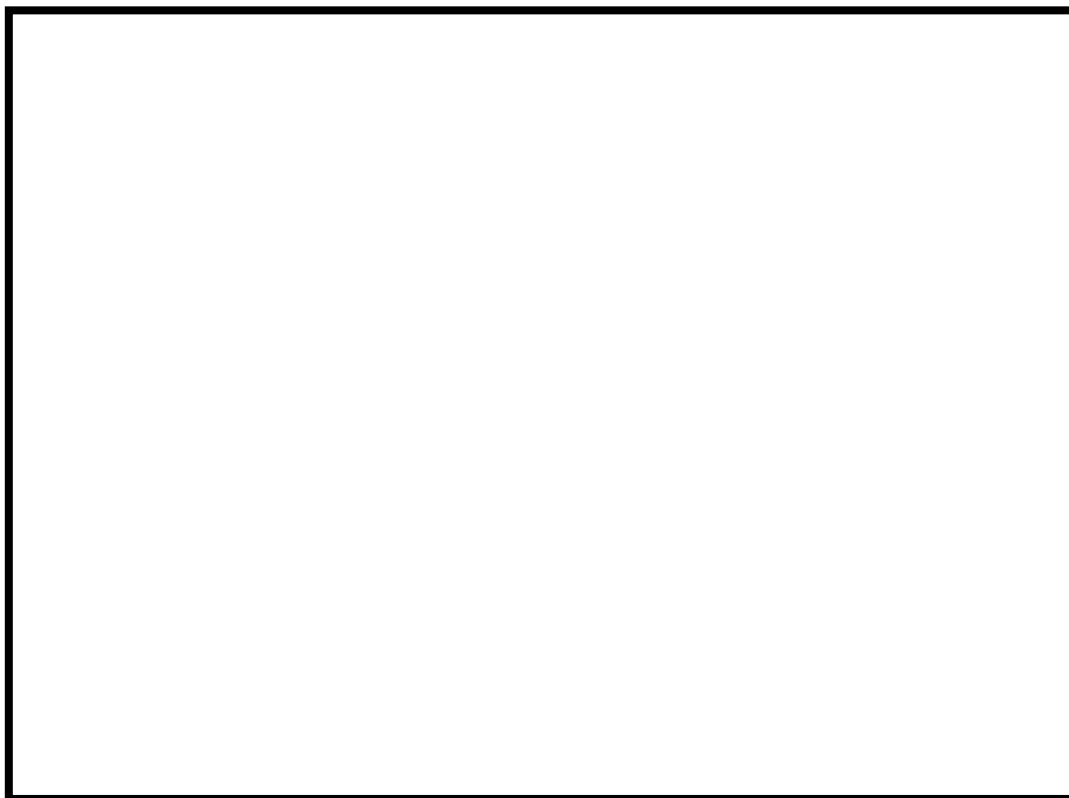


図 3-1 コリウムシールド外観 (7号炉)

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 <sub>2</sub> )	
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：74m<sup>2</sup>
- ・ 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、原子炉圧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、溶融炉心が原子炉圧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],  $\rho_d$ : 溶融炉心密度[kg/m<sup>3</sup>],  $m_m$ : 原子炉圧力容器の下部に存在する機器重量[kg],  $\rho_{SUS}$ : 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[m<sup>2</sup>],  $V_s$ : 溶融炉心に埋没する耐熱材容積[m<sup>3</sup>] 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、 $m_d$ =,  $\rho_d$ =,  $m_m$ =,  $\rho_{SUS}$ =,  $A_{pd}$ =,  $V_s$ = 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の、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。

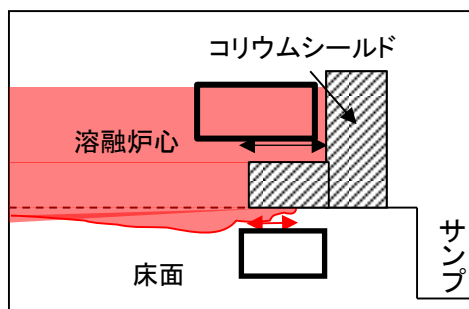


図 3-4 床面浸食イメージ図

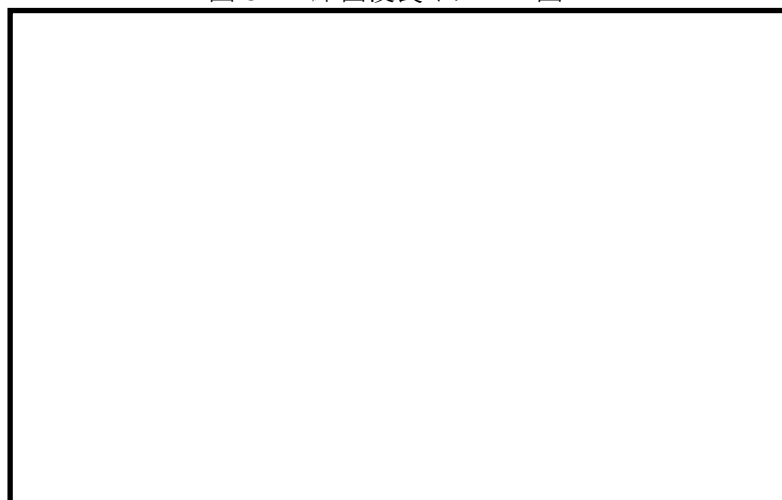


図 3-5 コンクリート浸食量評価結果

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熔融炉心により浸食され、熔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、熔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、熔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。

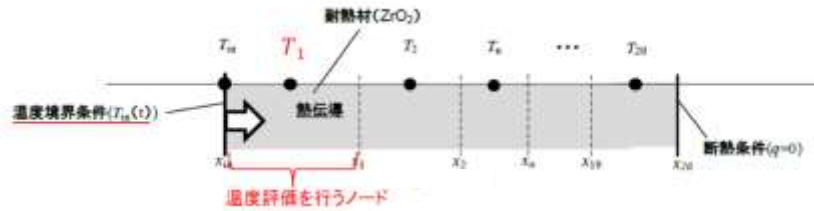


図 3-6 解析モデル



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 (0.228m<sup>3</sup>/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
	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"> <li>・米国 NRC に認可されたモデル</li> <li>・US-ABWR は本モデルに基づき標準設計認証を取得</li> </ul>
	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"> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>
	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"> <li>・溶融デブリに対する凝固評価には使用実績なし</li> <li>・鋳造分野で使用されている</li> </ul>

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。

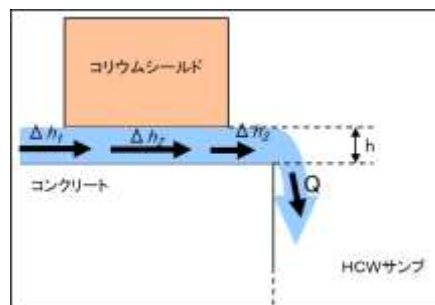


図 3-9 スリット部流路概念

入口圧損 ( $\Delta h_1$ )、流路圧損 ( $\Delta h_2$ )、出口圧損 ( $\Delta h_3$ ) 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、 $h =$   (スリット高さ)、またスリット幅  とするとスリット通過後の流量 ( $Q$ ) は

$$Q =$$
  (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 (0.228m<sup>3</sup>/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 、幅 、長さ  のスリットを ヶ所、更に床面から の高さに、高さ 、幅 、長さ  のスリットを ヶ所設置する。

#### (4) コリウムシールドと原子炉压力容器との離隔距離

炉心溶融事故発生時の原子炉压力容器の破損個所として、原子炉压力容器下鏡中央部が想定される。原子炉压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压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 原子炉压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  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。



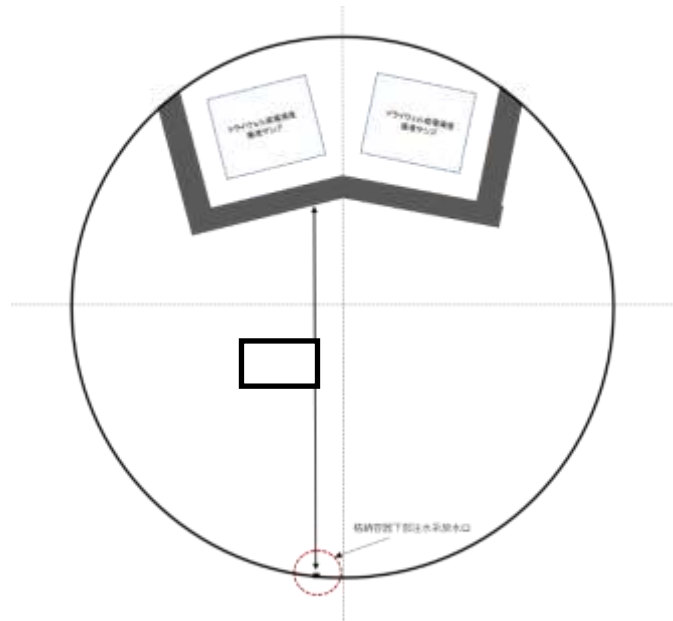


図 3-11 コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水系注水口との設置位置概要図

(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、機器ファンネルにデブリが流入する。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。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。

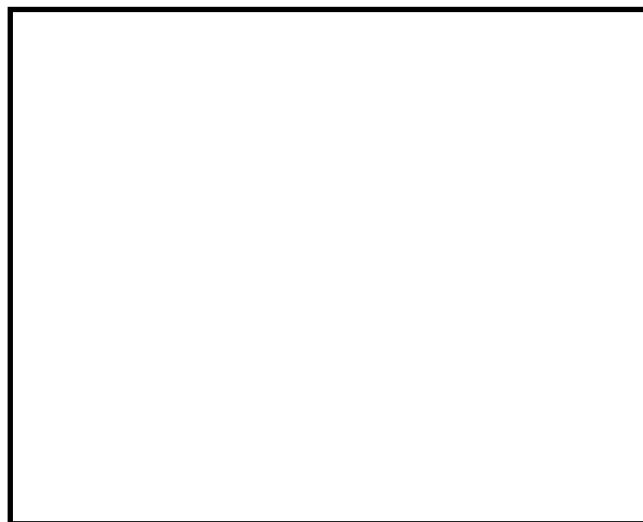


図 3-12 機器ファンネル配置及びドレン配管敷設状況 (7号炉)

EPRI (Electric Power Research Institute) 及び FAI (FUKASE & 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。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、ドレン配管内での溶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  $\text{Al}_2\text{O}_3$  が生成される。模擬熔融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差により鉄と  $\text{Al}_2\text{O}_3$  とで成層化が起こる。密度差から  $\text{Al}_2\text{O}_3$  は鉄より上層にあることにより、 $\text{Al}_2\text{O}_3$  によりセメント製のキャップが熔融し、 $\text{Al}_2\text{O}_3$  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。

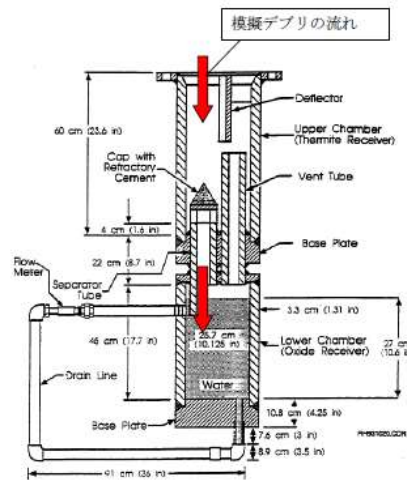


図 3-13 EPRI 試験装置概要

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。 $\text{Al}_2\text{O}_3$  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  $4408 \text{MJ/m}^3$  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 ( $^{\circ}\text{C}$ ),  $T_{sol}$  : 熔融炉心固相線温度 ( $^{\circ}\text{C}$ ),  $C_p$  : 熔融炉心比熱 ( $\text{J/kg}^{\circ}\text{C}$ ),  $h_{fs}$  : 熔融炉心熔融潜熱 ( $\text{J/kg}$ )である。

このとき、 $h_{ab}$ は  となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると  となり、 $\text{Al}_2\text{O}_3$ の  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 $\square$ 、 $\square$ 、 $\text{ZrO}_2$ 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 $\square$ 、 $\square$ 、 $\text{ZrO}_2$ 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、 $\square$ 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 $\text{UO}_2$ 、 $\text{Zr}$ 、 $\text{ZrO}_2$ 、 $\text{Fe}$ 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 $\square$ とした。



図別 - 1 試験体系

## 2. 試験結果

図別-2に金属組成が $\square$ 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 $\text{Zr}$ 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 $\square > \square > \text{ZrO}_2$ となり、 $\text{ZrO}_2$ 、 $\square$ 、 $\square$ 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、 $62.0\text{m}^2$ 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  $0.01\text{m}$  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  $0.01\text{m}$  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  $0.09\text{m}$  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  $0.08\text{m}$  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。
- ・ 評価体系(円柱)の高さは  $2\text{m}$ (初期水張り高さ)、底面積は約  $22\text{m}^2$ (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 0.07m であり, 鋼製ライナの損傷には至ることは無く, 側面は原子炉格納容器下部壁面に接触しないため, 内側鋼板の浸食に至ることは無いことを確認した。

(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に移行しても, サンプ床面を有意に浸食するものではないと考える。

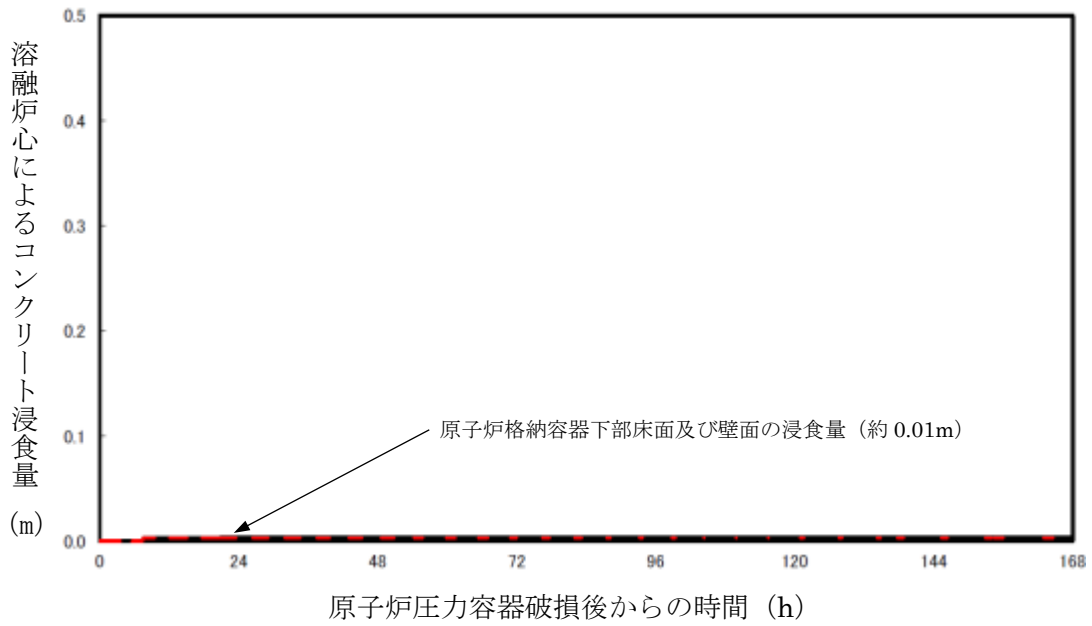


図 4-1 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移(評価ケース 4-1)

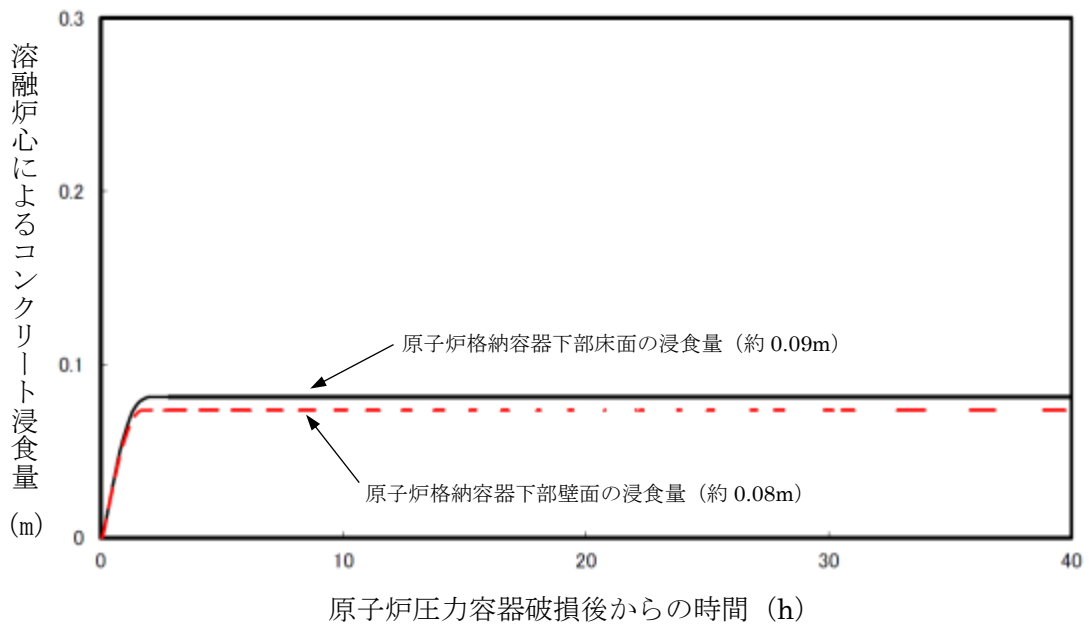


図 4-2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移(評価ケース 4-2)



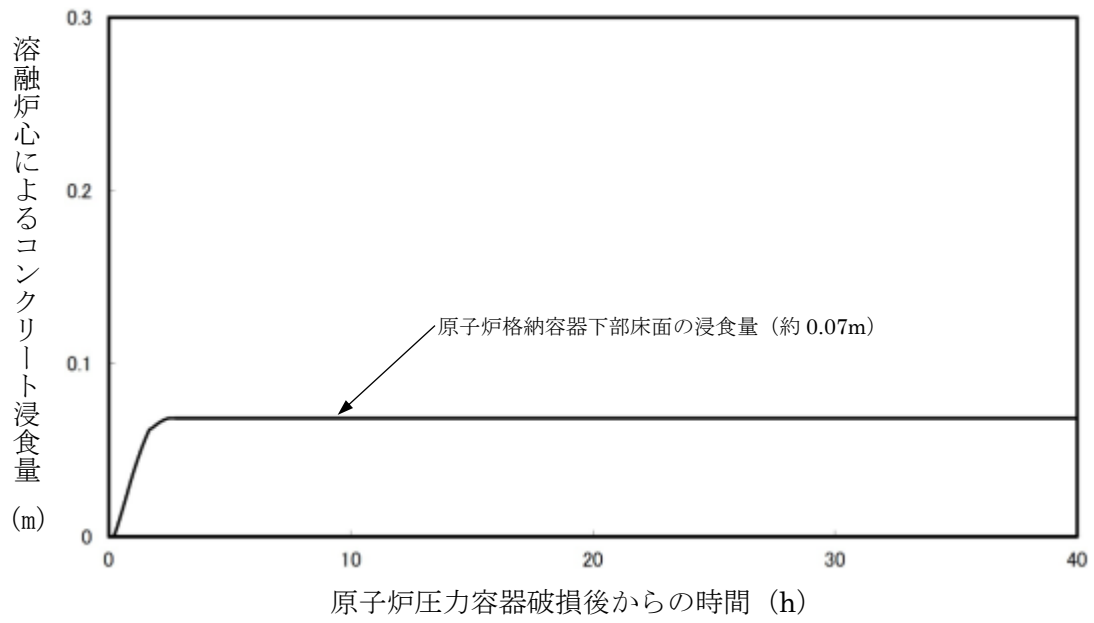


図 4-3 原子炉格納容器下部床面のコンクリート浸食量の推移(評価ケース 4-3)

## 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ルでの 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

#### 41. TBP 対策の概要について

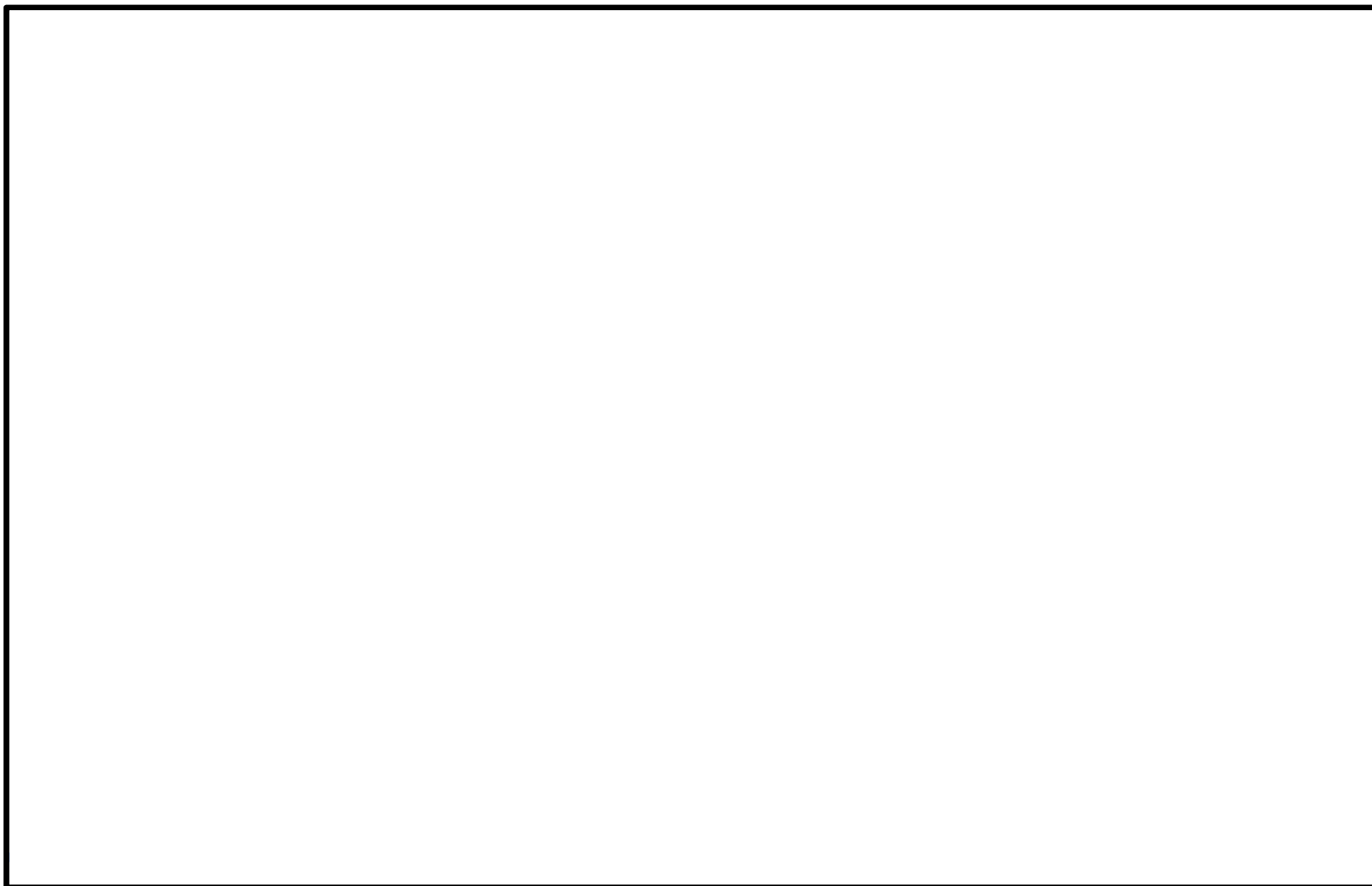
有効性評価において、TBPシナリオ（全交流動力電源喪失＋SRV再閉失敗）は、12時間以内は可搬型設備に期待しないという条件及び有効性評価ガイドに基づく24時間交流動力電源に期待しないという条件では、炉心損傷を防止できないシナリオとして位置づけていた。

しかしながら、交流電源を動力源としない可搬型代替注水ポンプを建屋近傍に配置し、水源を確保した上で、4時間以内に速やかに注水を開始することで炉心損傷を防止できることから、炉心損傷防止可能なシナリオとして整理する。本対策概要を添付資料に示す。

以上

# 1. TBP対策概要(全体イメージ)

添付資料



## 2. 可搬型注水設備（消防車、タンクローリ）の保管場所

---



## 3-1. 緊急時の水源復旧手段

---

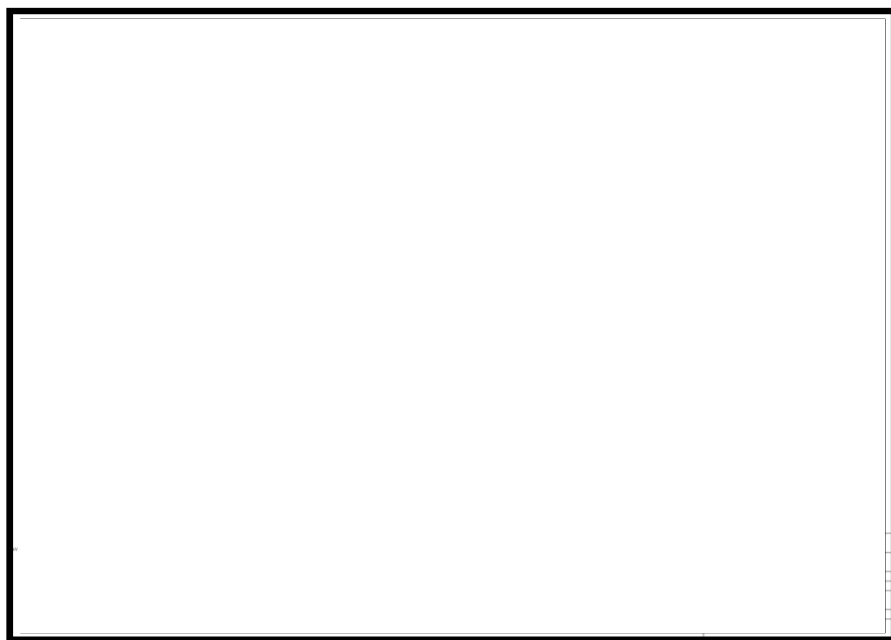
### 斜面崩壊時の送水ライン敷設用ルートおよびアクセスルート確保

①送水ライン敷設用ルート：可搬型設備の通行“なし”

ホイールローダにより土砂を撤去し、3m幅のルートを確認

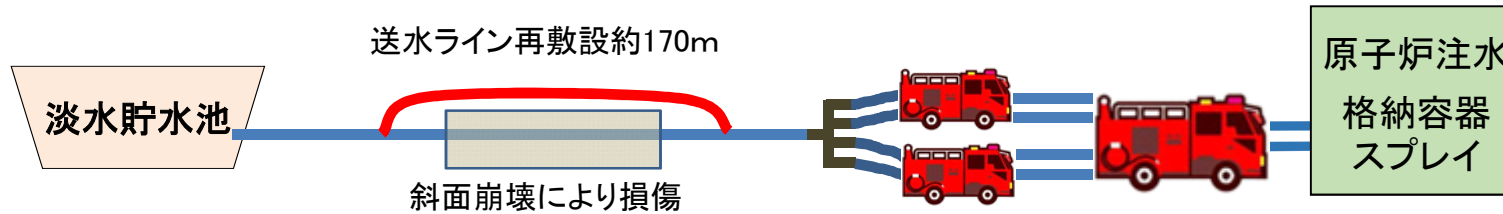
②アクセスルート：可搬型設備の通行“あり”

ホイールローダにより土砂を撤去し、3m幅の①とは別ルートを確認



## 3-2. 緊急時の水源復旧手段

崩壊土砂を撤去し送水ライン敷設用ルートを確認し  
送水ラインを再布設



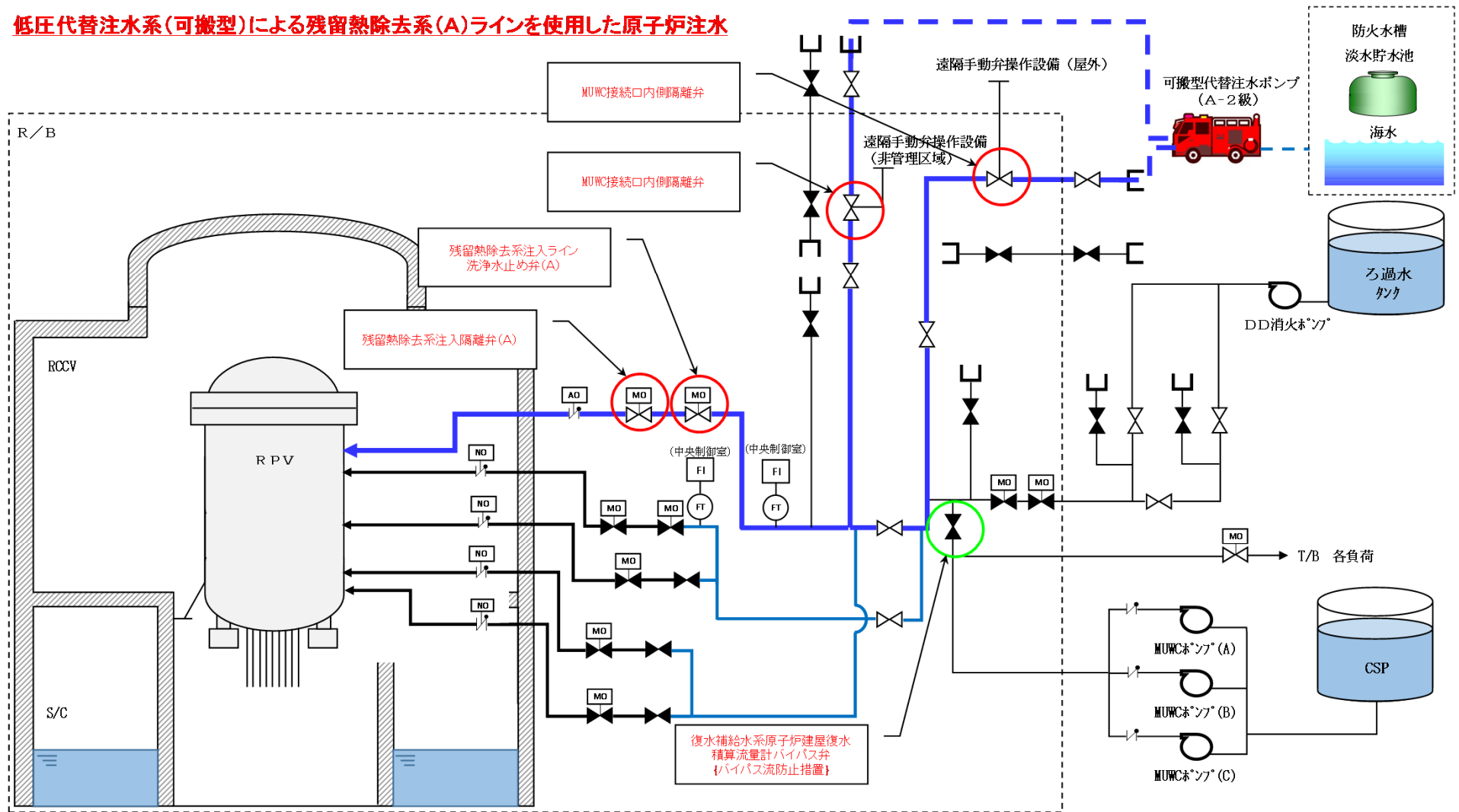
原子炉注水タイムチャート

		1h	2h	3h	4h
送水ライン敷設 ルート確保	移動	[Progress bar from 0.5h to 3h]			
送水ライン敷設	移動	[Progress bar from 0.5h to 3.5h]			
消防車準備	移動	[Progress bar from 1h to 3h]			
ライン水張 圧力調整				[Progress bar from 3.5h to 4h]	

原子炉注水 ▼

# 4-1. 建屋内の系統構成図

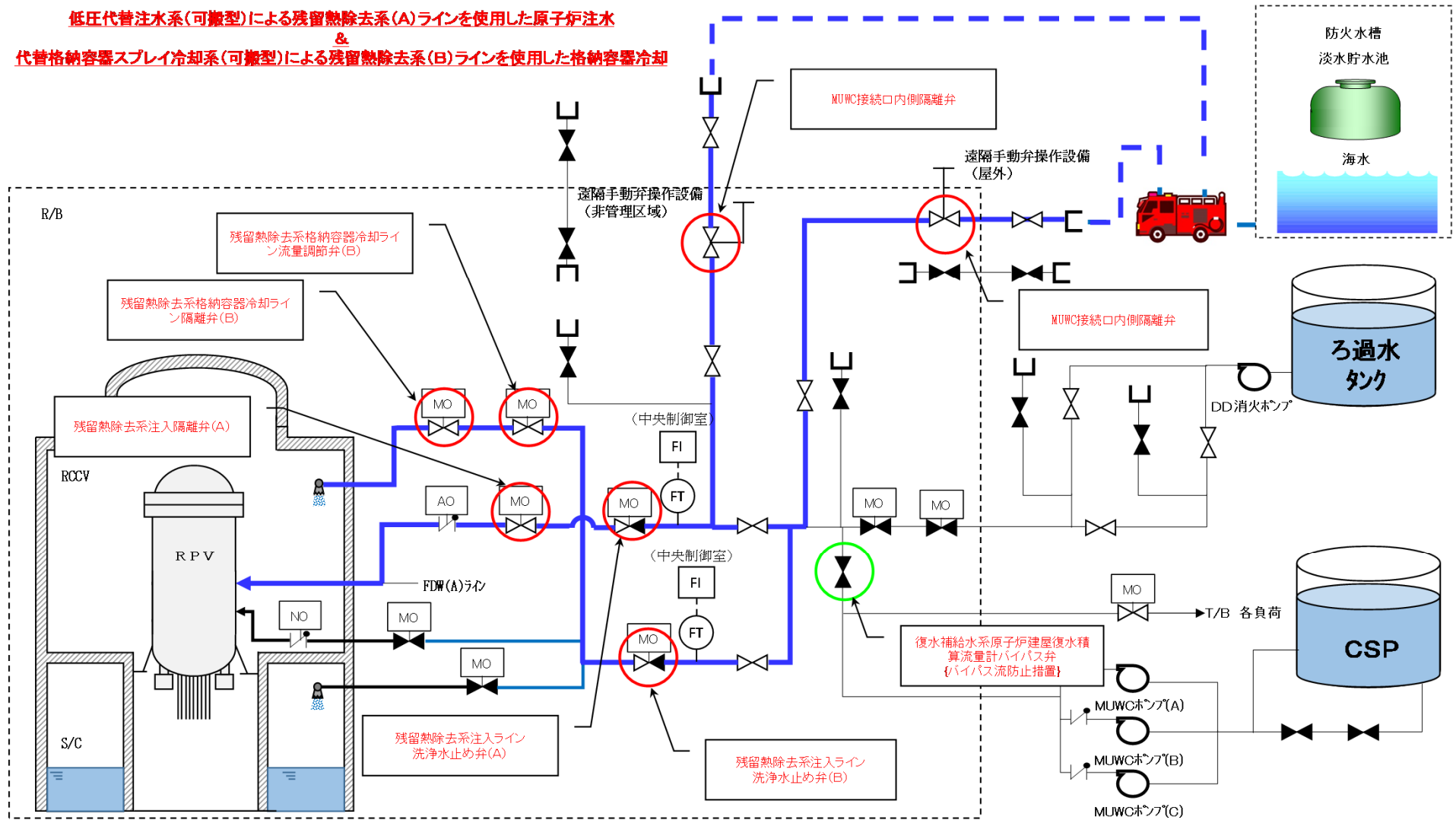
低圧代替注水系(可搬型)による残留熱除去系(A)ラインを使用した原子炉注水





# 4-2. 建屋内の系統構成図

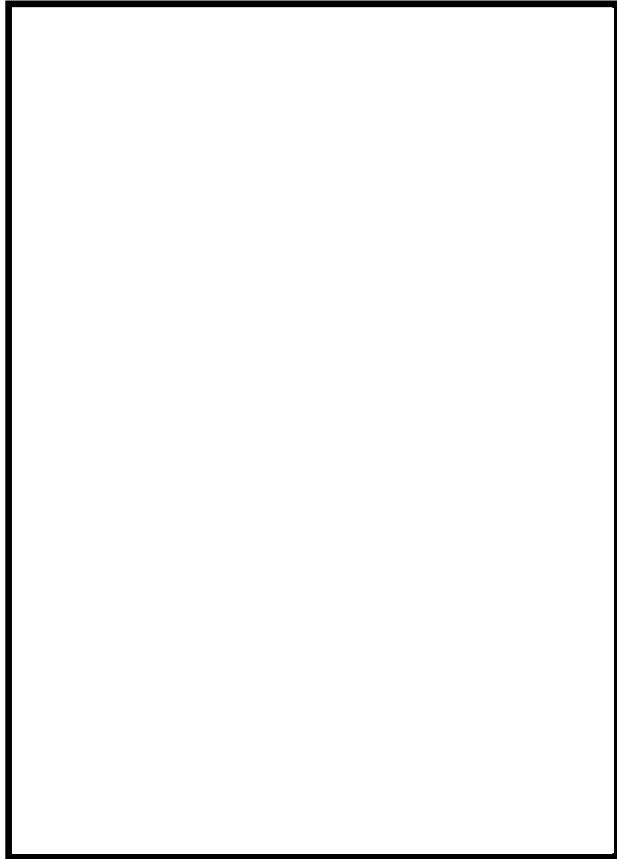
低圧代替注水系(可搬型)による残留熱除去系(A)ラインを使用した原子炉注水  
 &  
 代替格納容器スプレィ冷却系(可搬型)による残留熱除去系(B)ラインを使用した格納容器冷却



## 42. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所

原子炉圧力容器温度(6号炉)

No.	機器番号	機器名称	計測範囲
1	B21-TE012A	原子炉圧力容器上蓋表面温度	0~300°C
2	B21-TE012B	原子炉圧力容器上蓋表面温度	0~300°C
3	B21-TE012C	原子炉圧力容器上蓋フランジ温度	0~300°C
4	B21-TE012D	原子炉圧力容器上蓋フランジ温度	0~300°C
5	B21-TE013A	原子炉圧力容器フランジスタッドボルト温度	0~300°C
6	B21-TE013B	原子炉圧力容器フランジスタッドボルト温度	0~300°C
7	B21-TE014A	原子炉圧力容器胴フランジ温度	0~300°C
8	B21-TE014B	原子炉圧力容器胴フランジ温度	0~300°C
9	B21-TE014C	原子炉圧力容器胴フランジ温度	0~300°C
10	B21-TE016A	原子炉圧力容器胴フランジ下部温度	0~300°C
11	B21-TE016B	原子炉圧力容器胴フランジ下部温度	0~300°C
12	B21-TE016C	原子炉圧力容器胴フランジ下部温度	0~300°C
13	B21-TE016D	給水ノズルN4B温度	0~300°C
14	B21-TE016E	給水ノズルN4Bセーフエンド温度	0~300°C
15	B21-TE016F	給水ノズルN4D温度	0~300°C
16	B21-TE016G	給水ノズルN4Dセーフエンド温度	0~300°C
17	B21-TE016H	原子炉圧力容器下鏡上部温度	0~350°C
18	B21-TE016J	原子炉圧力容器下鏡上部温度	0~300°C
19	B21-TE016K	原子炉圧力容器下鏡上部温度	0~300°C
20	B21-TE016L	原子炉圧力容器下鏡下部温度	0~300°C
21	B21-TE016M	原子炉圧力容器下鏡下部温度	0~300°C
22	B21-TE016N	原子炉圧力容器下鏡下部温度	0~300°C
23	B21-TE016P	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300°C
24	B21-TE016R	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300°C
25	B21-TE016S	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300°C
26	B21-TE016T	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300°C
27	B21-TE016U	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300°C
28	B21-TE016V	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300°C
29	B21-TE016W	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300°C
30	B21-TE016X	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300°C
31	B21-TE016Y	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300°C
32	B21-TE081A	原子炉水位計凝縮槽(A)温度(気相部)	0~350°C
33	B21-TE082A	原子炉水位計凝縮槽(A)温度(液相部)	0~350°C
34	B21-TE083A	原子炉水位計凝縮槽(A)温度(計装配管)	0~350°C
35	B21-TE081B	原子炉水位計凝縮槽(B)温度(気相部)	0~350°C
36	B21-TE082B	原子炉水位計凝縮槽(B)温度(液相部)	0~350°C
37	B21-TE083B	原子炉水位計凝縮槽(B)温度(計装配管)	0~350°C



原子炉圧力容器温度(7号炉)

No.	機器番号	機器名称	計測範囲
1	B21-TE012A	原子炉圧力容器上蓋表面温度	0~300°C
2	B21-TE012B	原子炉圧力容器上蓋表面温度	0~300°C
3	B21-TE013A	原子炉圧力容器上蓋フランジ温度	0~300°C
4	B21-TE013B	原子炉圧力容器上蓋フランジ温度	0~300°C
5	B21-TE014A	原子炉圧力容器フランジスタッドボルト温度	0~300°C
6	B21-TE014B	原子炉圧力容器フランジスタッドボルト温度	0~300°C
7	B21-TE015A	原子炉圧力容器胴フランジ温度	0~300°C
8	B21-TE015B	原子炉圧力容器胴フランジ温度	0~300°C
9	B21-TE015C	原子炉圧力容器胴フランジ温度	0~300°C
10	B21-TE016A	原子炉圧力容器胴フランジ下部温度	0~300°C
11	B21-TE016B	原子炉圧力容器胴フランジ下部温度	0~300°C
12	B21-TE016C	原子炉圧力容器胴フランジ下部温度	0~300°C
13	B21-TE017B	給水ノズルN4B温度	0~300°C
14	B21-TE018B	給水ノズルN4Bセーフエンド温度	0~300°C
15	B21-TE017D	給水ノズルN4D温度	0~300°C
16	B21-TE018D	給水ノズルN4Dセーフエンド温度	0~300°C
17	B21-TE019A	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300°C
18	B21-TE019B	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300°C
19	B21-TE019C	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300°C
20	B21-TE020A	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300°C
21	B21-TE020B	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300°C
22	B21-TE020C	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300°C
23	B21-TE021A	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300°C
24	B21-TE021B	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300°C
25	B21-TE021C	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300°C
26	B21-TE022A	原子炉圧力容器下鏡上部温度	0~300°C
27	B21-TE022B	原子炉圧力容器下鏡上部温度	0~300°C
28	B21-TE022C	原子炉圧力容器下鏡上部温度	0~350°C
29	B21-TE023A	原子炉圧力容器下鏡下部温度	0~300°C
30	B21-TE023B	原子炉圧力容器下鏡下部温度	0~300°C
31	B21-TE023C	原子炉圧力容器下鏡下部温度	0~300°C
32	B21-TE-200A-1	原子炉水位計凝縮槽(A)温度(気相部)	0~350°C
33	B21-TE-200A-2	原子炉水位計凝縮槽(A)温度(液相部)	0~350°C
34	B21-TE-200A-3	原子炉水位計凝縮槽(A)温度(計装配管)	0~350°C
35	B21-TE-200B-1	原子炉水位計凝縮槽(B)温度(気相部)	0~350°C
36	B21-TE-200B-2	原子炉水位計凝縮槽(B)温度(液相部)	0~350°C
37	B21-TE-200B-3	原子炉水位計凝縮槽(B)温度(計装配管)	0~350°C

重大事故等対処設備

重大事故等対処設備以外は、常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)