

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28年12月

東京電力ホールディングス株式会社

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. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて
26. 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
27. 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
28. 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
29. 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
30. 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

: 今回のご説明範囲

31. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線
32. 原子炉水位及びインターロックの概要
33. 有効性評価「5.4 反応度の誤投入」における，炉心平均中性子束の推移
34. 格納容器下部(ペDESTAL)外側鋼板の支持能力について
35. 格納容器下部ドライウェル(ペDESTAL)に落下する熔融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮
36. 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)
37. 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

4. 格納容器内における気体のミキシングについて

BWR の格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究等^{[1][2]}によって確認している。その結果として、格納容器内は格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。また、PWR を模擬した体系においても同様にミキシング効果が得られることが確認されている。^[3]

今回の申請における「水素燃焼」のシナリオでは、事象発生から約 20 時間後までは間欠的なスプレイの実施及び格納容器内の温度差により、格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。20 時間後以降は格納容器内の温度差によってミキシングされるものと考えられる。

格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、過去に格納容器内への触媒式 FCS の設置を検討した際に、汎用 CFD コード (STAR-CD) を用いて RCCV 型格納容器をモデル化し、各ノードの水素濃度を評価している。^[1] 評価結果を図 1 に示す。評価の結果、格納容器内の気体は良く混合されることが確認されており、この結果からも、LOCA 後の長時間経過後に格納容器スプレイを継続している間は十分にミキシングされることが分かる。

温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果^[2]を図 2 に示す。図 2 は 5°C の温度差がある場合のミキシング効果を示しており、He 等の軽い気体を含んでいても、実験開始から約 20 分後には十分にミキシングされることを示している。BWR の格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、少なくとも 5°C 以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWR の格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の偏りが生じる可能性は低いと考える。

[1] 社内研究「触媒式 FCS 導入に向けた格納容器内熱流動特性の評価(フェーズ 2)」(平成 19 年 3 月)

[2] 電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(昭和 58 年 3 月)

[3] 重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書(平成 15 年 3 月)

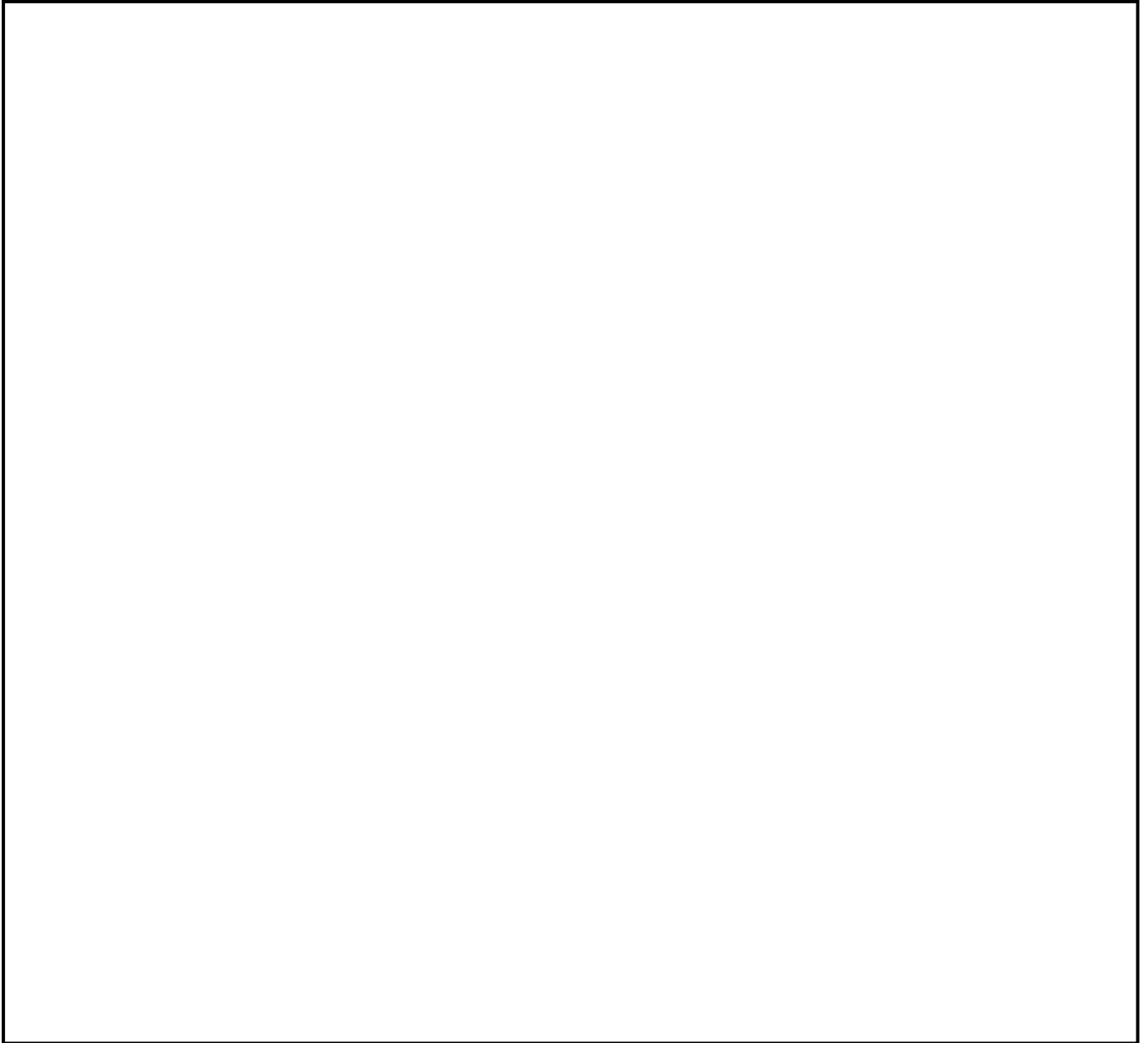


図1 事故(LOCA)発生後 1000 時間(準定常状態)における格納容器内水素濃度分布

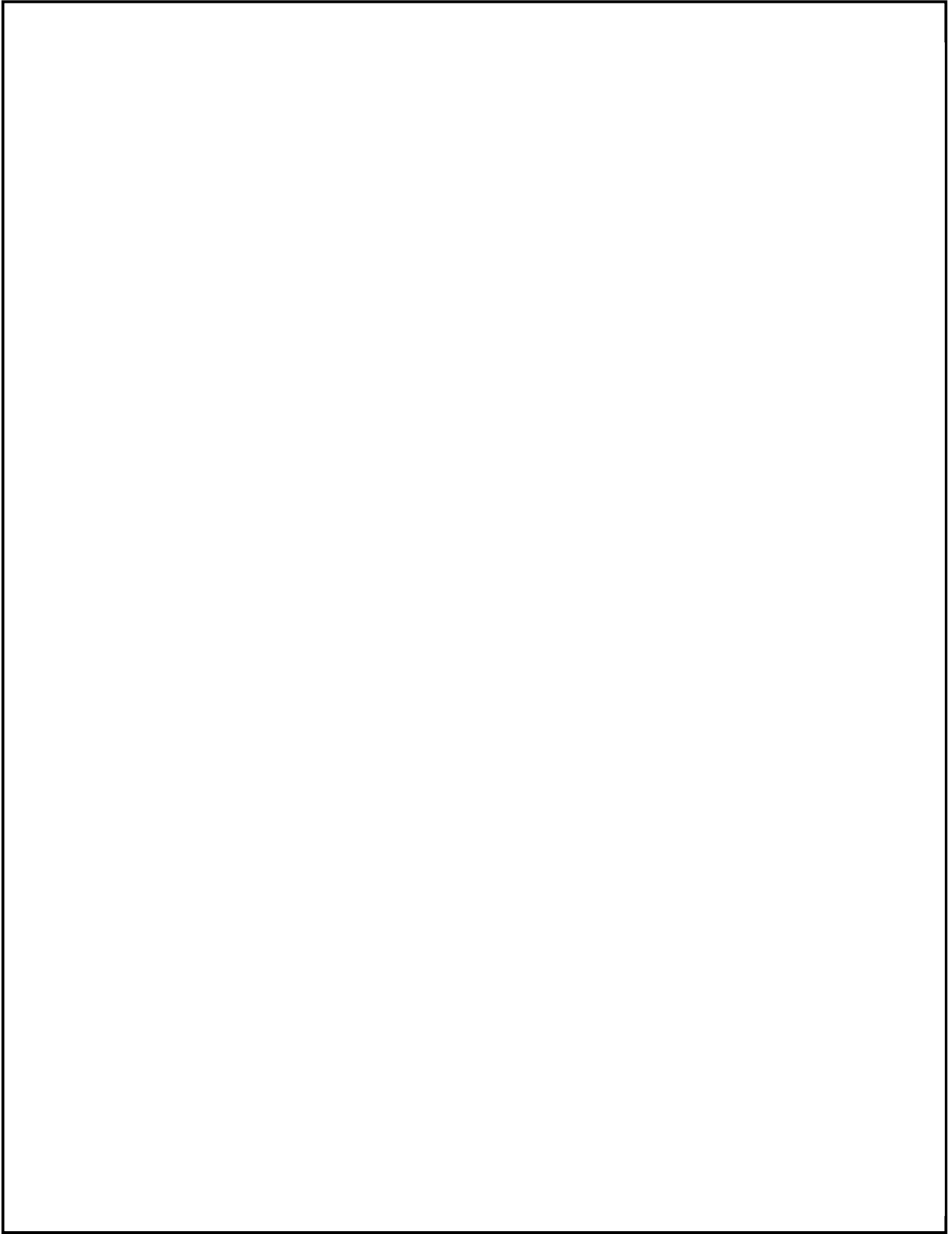


図 2 温度差によるミキシングの影響

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 $1,500 \text{ kW/m}^2$)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上での炉心デブリの3次元拡がり評価^[1]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上での炉心デブリの 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

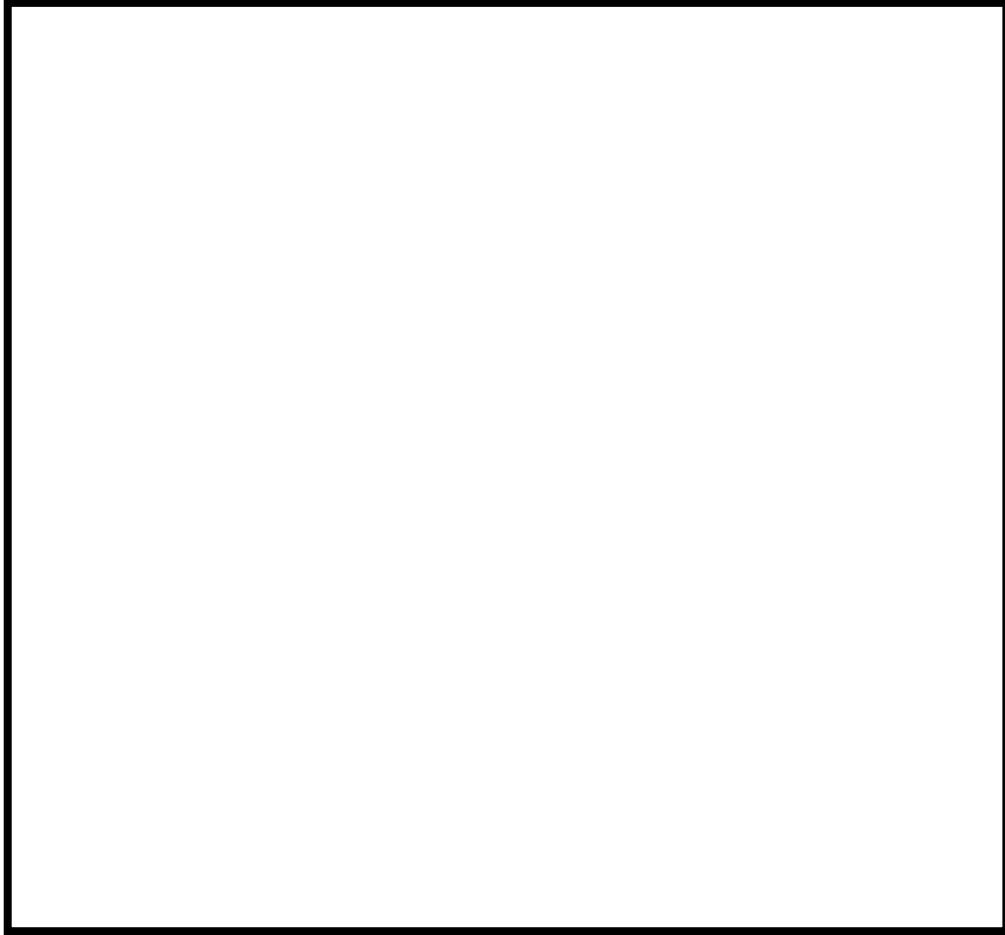


図 1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)



図 2 ドライウェルサンプの配置(K7 の例)

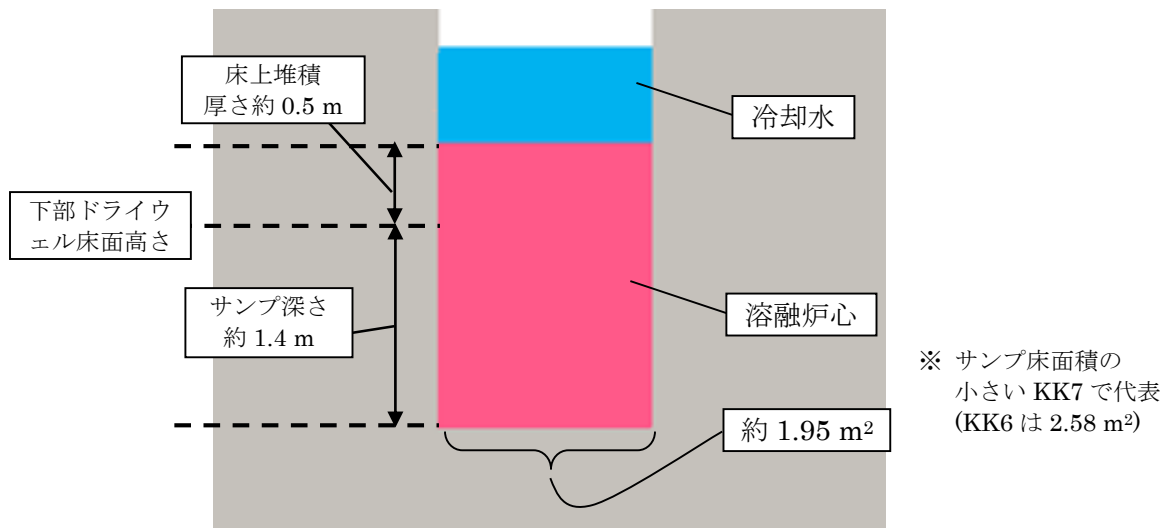


図 3 サンプル領域の解析体系(円柱で模擬)

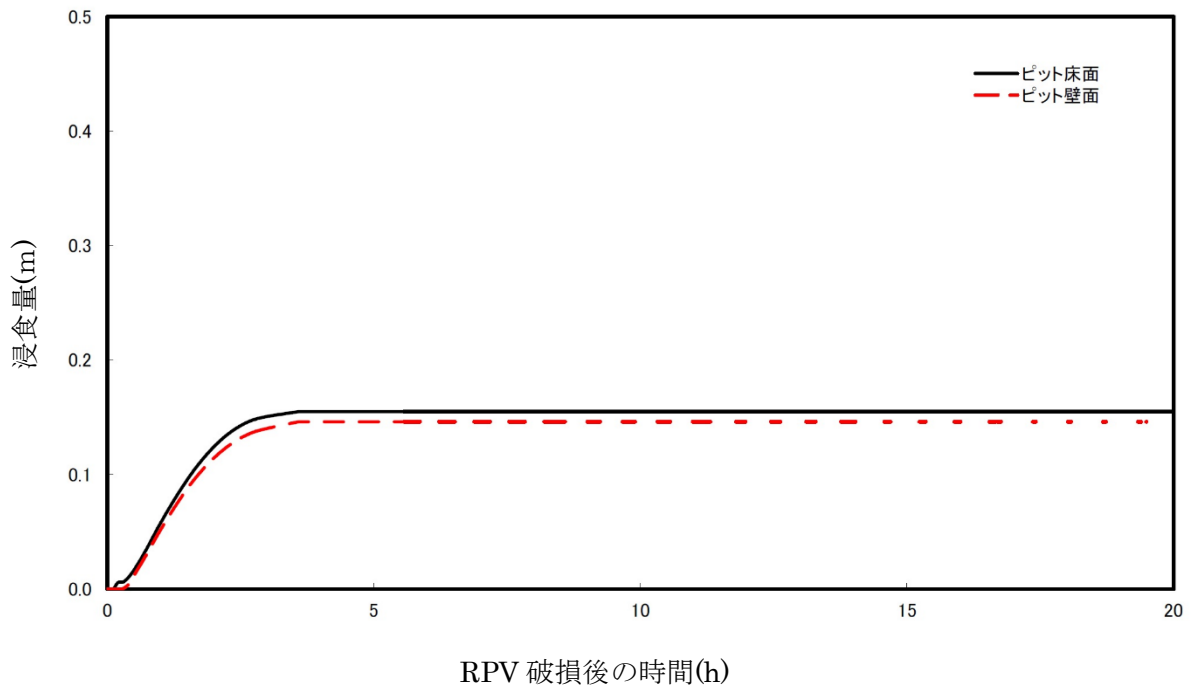


図 4 サンプル領域の壁面および床面の浸食量の変化

【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ェ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ェ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ェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプ(以下、「ドライウェルサンプ」という。)内に流入する場合、ドライウェ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、ドライウェ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ェ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ェ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ェ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。

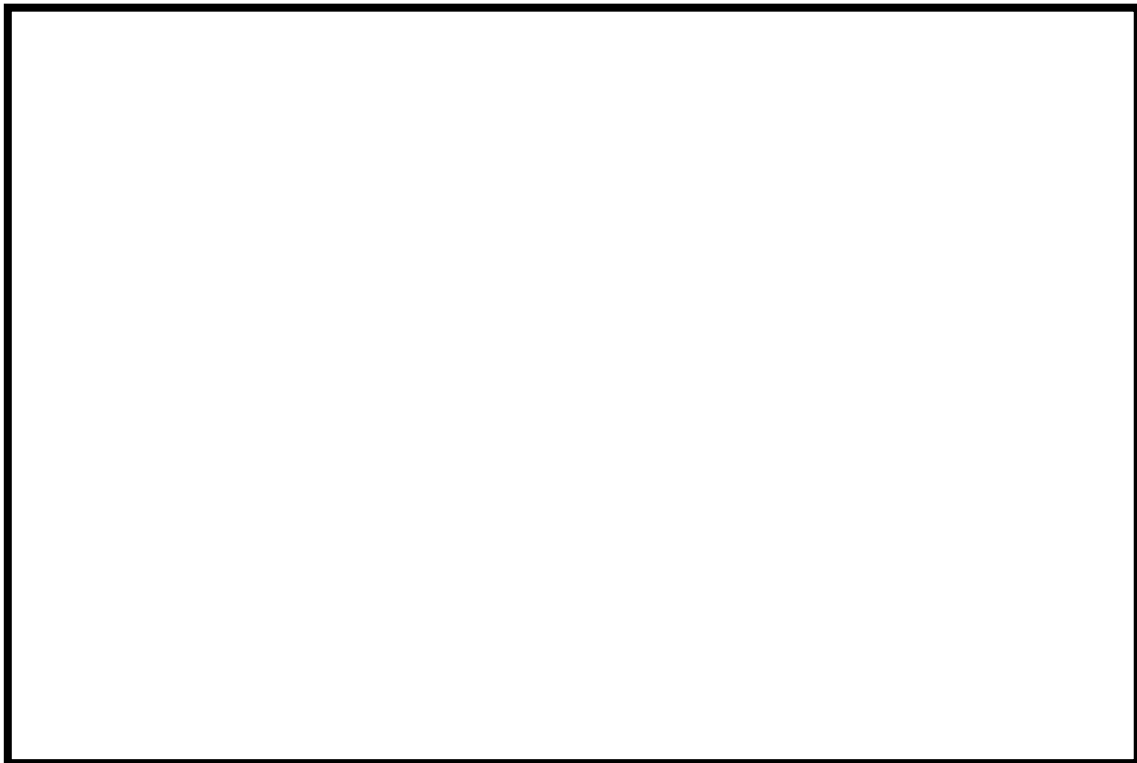
以 上

補足表1 コリウムシールドの仕様

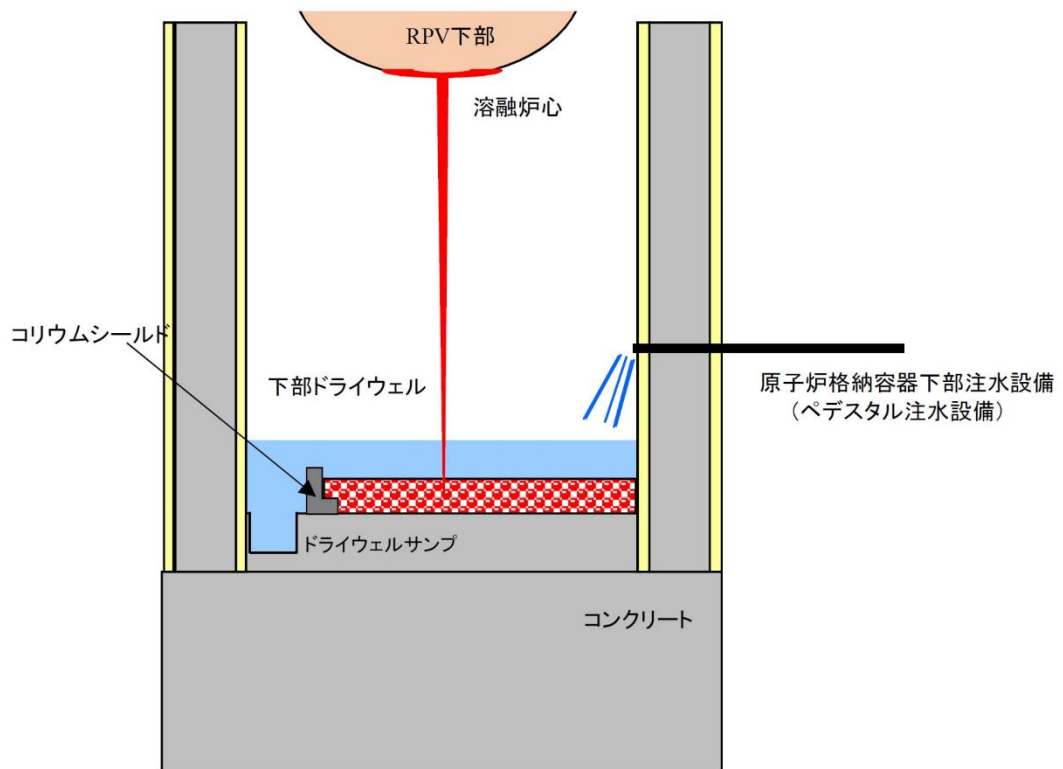
--	--	--	--

補足表2 コリウムシールドを考慮したMCCI評価の侵食量

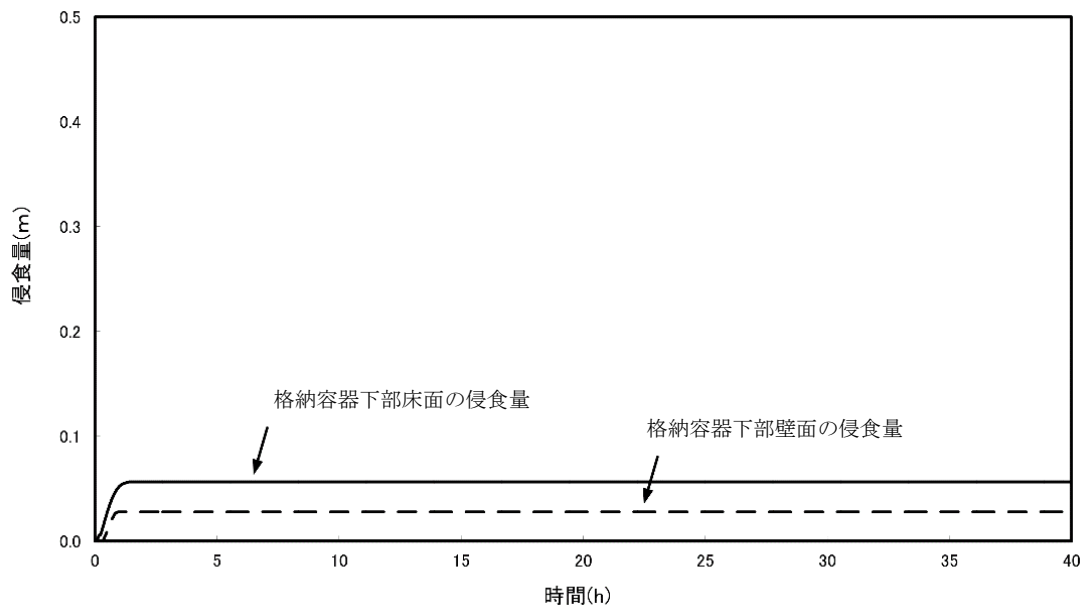
条件	床面積 62.0 m ² (6号炉)	床面積 75.7 m ² (7号炉)	(参考)床面積 約88 m ² (コリウムシールド設置前, 6/7号炉共通)
床面	6.9 cm	5.7 cm	5.1 cm
壁面	5.7 cm	2.8 cm	2.0 cm



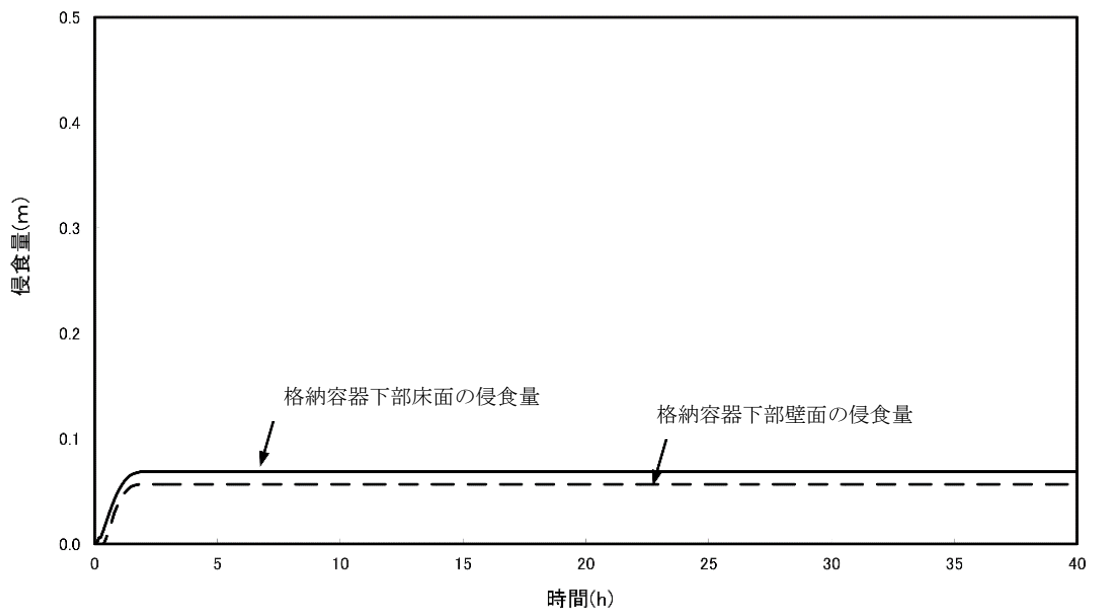
補足図1 コリウムシールド概要図



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 m²)



補足図4 侵食量の時間変化(床面積 62.0 m²)

13.水蒸気爆発評価の解析コードについて

重大事故等対策の有効性評価に適用する解析コードに関しては、審査資料「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対策コードについて」の中で、適用性等を示している。

一方、水蒸気爆発の解析については、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、水蒸気爆発が生じるとした場合の参考解析という位置付けで実施しているため、上記の審査資料には含んでいない。

ここでは、水蒸気爆発による格納容器への影響評価で使用している2つの解析コードについて、その概要を示す。

1. JASMINE

(1) 解析コードの概要

水蒸気爆発解析コード JASMINE は、水蒸気爆発現象を機構論的に解くコードであり、水蒸気爆発の粗混合過程及び伝播膨張過程(爆発過程)における伝熱流動現象の解析を行うもので、二相流モデルと融体モデルから成る。水蒸気爆発の粗混合過程(比較的ゆっくりとした融体の分裂と混相混合)と伝播・膨張過程(衝撃波による高速な融体の細粒化と伝熱、衝撃波の成長)に対応する構成式が組み込まれており、通常の計算では、まず初期境界条件に基づいた粗混合過程の解析を行い、その結果のある時点の状態を初期条件とし、トリガリングの条件を与えて伝播・膨張過程の解析を行うことにより、水蒸気爆発の負荷(機械エネルギー)を評価する。

融体モデルは、水中に落下する融体ジェットの z 方向 1 次元モデル、融体ジェットの分裂により発生し水中に分散する融体液滴に関する Lagrange 粒子群モデル、及び、水プールの底に到達して広がる融体プールの r 方向 1 次元モデルから成る。

(2) 解析条件

- ・水蒸気爆発に関係する格納容器下部の領域を二次元でモデル化した。
- ・格納容器内の雰囲気条件や溶融炉心の放出条件は、事象進展を考慮し、MAAP で評価されたデータをインプットとして使用した。
- ・その他のパラメータは、JASMINE の標準パラメータを使用した。
- ・水蒸気爆発のトリガリングのタイミングは、粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻とした。

(3) 解析結果の妥当性

溶融炉心のもつ熱エネルギー約 2,530 MJ に対して、JASMINE で評価された水蒸気爆発に寄与するエネルギーは約 27 MJ であり、熱から機械エネルギーへの変換効率は約 1.1%となった。既存の見知(参考文献(1))では、熱から機械エネルギーへの変換効率は 0.2~3%程度とされており、本評価結果はこの範囲に収まっていることから、妥当なものとする。

2. AUTODYN-2D

(1) 解析コードの概要

構造応答解析コード AUTODYN-2D は、爆発・衝撃をはじめとした非線形時刻歴応答解析に適した計算機コードであり、陰解法ソルバを採用した有限要素法解析ツールとは異なり、収束計算を必要としない陽解法ソルバを採用している汎用構造解析ソフトウェアである。非線形性の強い下記のような問題を扱うことが可能となっている。

- ・爆発(水蒸気爆発)、爆風及び衝撃波伝播問題
- ・非線形を含む動力学問題
- ・流体-構造連成問題

また、以下の通り多くのソルバが用意されており、気体/液体/固体等、解析対象に応じた解

析を行うことができる。加えて、各ソルバ間での自動的かつ動的な連成解析を行うことができる。

- ・ ラグランジュソルバ(FE)
- ・ オイラーソルバ(CFD)
- ・ ALE ソルバ
- ・ メッシュフリーソルバ(SPH)

(2) 解析条件

水蒸気爆発時の構造応答評価として、水中に配置した圧力源から発生する高速の圧力波が周囲の水を伝播し、鋼板とコンクリートからなる構造物(RPV ペDESTAL)に作用した際の構造応答を評価対象とした。そのため、AUTODYN-2D 上での作動流体として空気(理想気体)、水(多項式モデル)、エネルギーソース(GASBAG モデル[※])をオイラーソルバで定義し、流体-構造の連成解析を実施することにより、当該事象を模擬した。解析条件を以下に示す。

※ 水プール中の点(底近くの中心軸上等)に高圧気泡を置き、この気泡の膨張によって所定の仕事をさせるモデル

- ・ 水蒸気爆発に関係する格納容器下部の領域を二次元でモデル化した。各領域の物性値は以下のとおり。
 - ・ コンクリート部 : 体積弾性率 $K = 1.35 \times 10^4$ MPa, 横弾性率 $G = 1.01 \times 10^4$ MPa
 - ・ 鋼板部 : 体積弾性率 $K = 1.69 \times 10^5$ MPa, 横弾性率 $G = 7.81 \times 10^4$ MPa
 - ・ 作動流体部(液相部) : 密度 1.0 g/cm^3 , 体積弾性率 $K = 2.44 \times 10^3$ MPa
 - ・ 作動流体部(気相部) : 密度 $1.225 \times 10^{-3} \text{ g/cm}^3$
- ・ JASMINE による評価で得られた水蒸気爆発によるエネルギーをインプットとして標準パラメータを使用する。
- ・ 水蒸気爆発の発生位置は液相部の中心高さとした。

(3) 解析結果の妥当性

水蒸気爆発時の構造応答挙動は、図 1 に示す解析モデルを用いて二次元軸対称体系で解析した。これは、RPV ペDESTAL は一部開口等があるものの、基本的に周期対称形状であるためである。また、二次元軸対称体系であっても、衝撃波の伝播・反射等の影響は考慮可能である。以下に、衝撃波の反射の影響についての考察を示す。

図 2 に有効性評価で示した内側鋼板の応力履歴を示す。図 2 は、圧力源のエネルギー開放が完了するまでの時間(約 10 ms)の倍の時間として 20 ms までの応力履歴を示している。

ここで、図 2 と同じ解析における応力履歴を 40 ms までプロットした履歴を図 3 に示す。図 3 のグラフから、圧力源のエネルギー開放が終わり、ある程度の時間が経過した後においても発生応力が周期的に変動していることが確認される。これは、圧力源から伝播し、内側鋼板に作用した衝撃力が、コンクリートを介して外側鋼板へ伝わった後、反射によって再度内側鋼板に作用していることを示唆しているものと考えられるが、当該反射波により生じる鋼板の発生応力は 4.8 ms 時点で発生する最大応力値(約 10 MPa)を上回ることは無い。また、ペDESTAL の降伏応力が 490 MPa であることを考慮すると、反射波の重畳を考慮した場合でも、有効性評価で示した RPV ペDESTAL の健全性評価結果への影響は小さい。

なお、参考として内側鋼板(没水部)に作用する圧力履歴(0~40 ms)を図 4 に示す。圧力履歴においても、応力履歴と同様に反射波によるものと思われるピークが確認されるものの、20 ms までの最大圧力に包絡される。このことから、反射波が健全性評価に及ぼす影響は小さいと言える。

3. 参考文献

- (1) 財団法人 原子力安全研究協会 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」平成 13 年 7 月

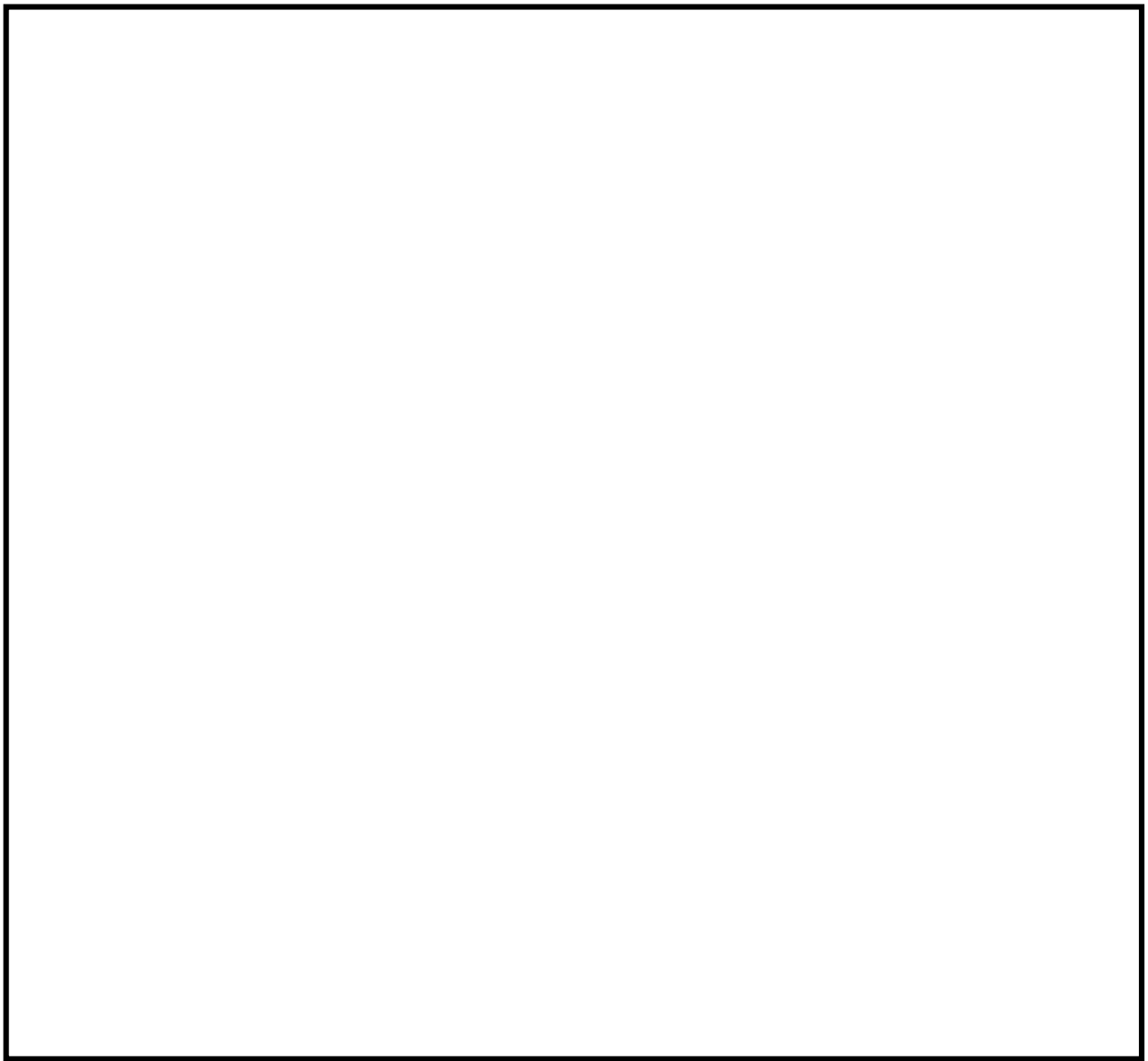


図1 解析モデル(単位 : mm)

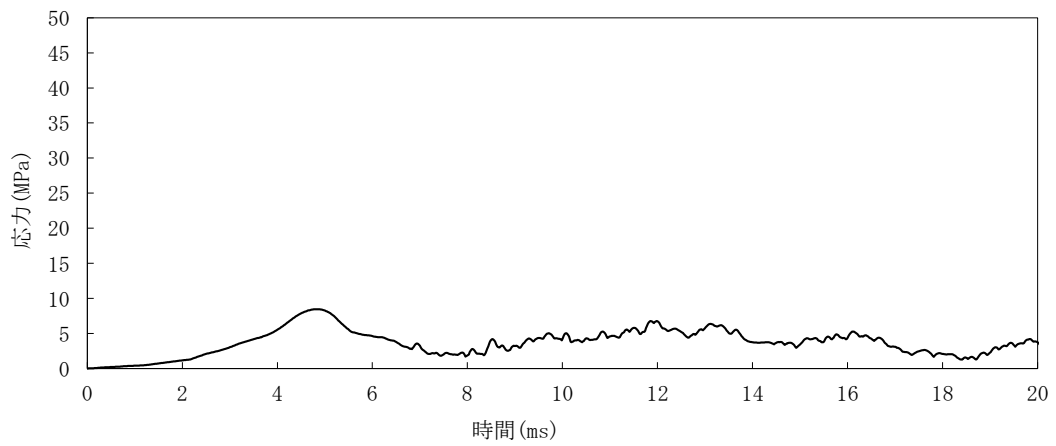


図2 RPV ペDESTAL(内側鋼板)の応力履歴(0~20ms までのプロット)

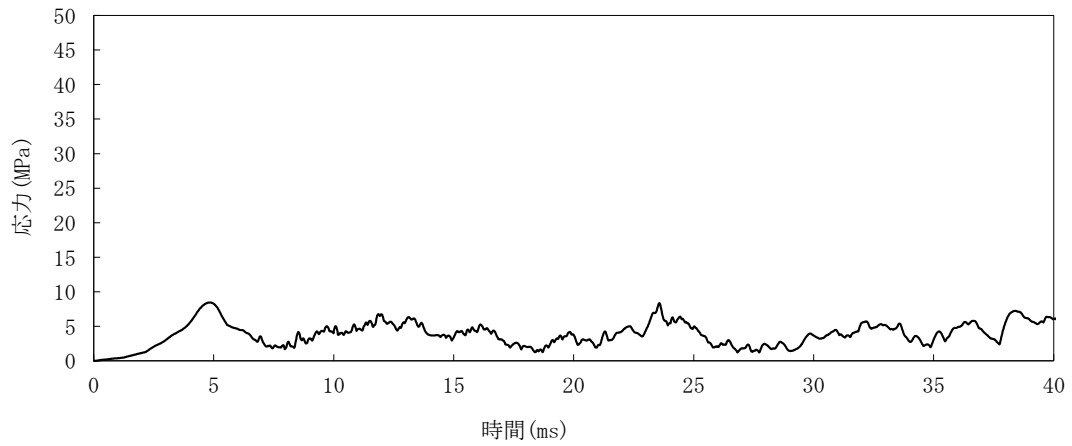


図3 RPV ペDESTAL(内側鋼板)の応力履歴(0~40ms までのプロット)

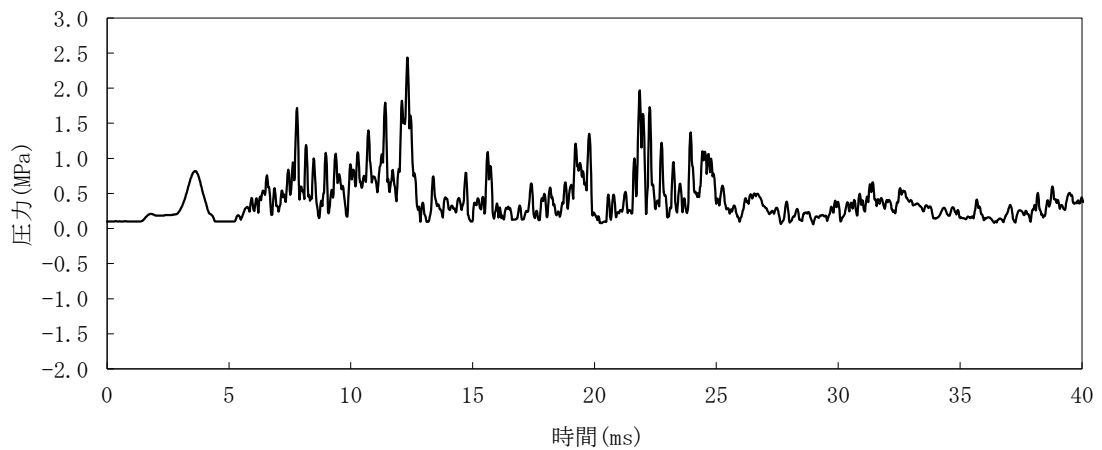


図4 内側鋼板(没水部)に作用する圧力履歴(0~40ms までのプロット)

21. 実効 G 値に係る電力共同研究の追加実験について

1. 電力共同研究（基本実験）

有効性評価における水の放射線分解の評価では、電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究（以下、「電共研（基本実験）」）」^[1]の実験結果をもとに、水素及び酸素の実効 G 値（100 eV あたりの分子発生量）を、それぞれ 0.06, 0.03 としている。

電共研（基本実験）では、苛酷事故の際の格納容器内の環境を想定し、試験条件を設定した。実験装置及び実験方法を別添 1 に示す。試験条件及び実験結果を表 1 に示す。また、吸収線量と水素濃度・酸素濃度の相関を図 1 に示す（有効性評価「3.4 水素燃焼」添付資料 3.4.2 図 1 と同じ）。図 1 のとおり、水素・酸素の増加量は吸収線量の増加とともに飽和する傾向にあり、有効性評価に用いた実効 G 値（水素：0.06, 酸素：0.03）は、事象発生から 1.5 時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する 1×10^4 Gy の傾きから求めたものである。

2. 電力共同研究（追加実験）

その後、電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究（以下、「電共研（追加実験）」という。）」^[2]において、水の放射線分解に係る追加実験を行った。追加実験では、試験条件の温度、沸騰状態、水素濃度、酸素濃度の感度による G 値への影響を確認した。実験装置及び実験方法を別添 2 に示す。電共研（追加実験）の試験条件及び実験結果を表 2 に示す。表 2 に示すとおり、沸騰している場合は、水素・酸素の G 値が 0 であること、また、沸騰していない場合は試験条件により G 値に若干のばらつきがあることを確認した。

加えて、ベースケースの B④では、長期試験を行い吸収線量と水素・酸素の変化量の相関を確認した。吸収線量と水素・酸素の変化量の相関を図 2 に示す。図 2 に示すとおり、水素・酸素共にその増加量が吸収線量の増加とともに飽和する傾向を確認できた。吸収線量 1×10^4 Gy における実効 G 値は、水素：0.036, 酸素：0.023 であり、電共研（基本実験）と同程度であった。

3. 実験結果の不確かさについて

電共研（基本実験）と電共研（追加実験）は、異なる実験装置、異なる実験実施者によって行われたが、追加実験により同程度の実効 G 値が確認できたことから、実効 G 値の有する不確かさは小さいと考える。また、水素・酸素の増加量が吸収線量の増加とともに飽和する点で同様の傾向を確認できたことから、実効 G 値を事象発生初期（1.5 時間後^{*}）の吸収線量から定めることは、事象発生から 168 時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって、前回の実験結果をもとに有効性評価に用いる実効 G 値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて、 1×10^4 Gy における G 値を用いるのは妥当と考える。

【参考文献】

- [1] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究 昭和 63 年 3 月
- [2] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究
平成 12 年 3 月

表 1 電共研（基本実験）の試験条件及び実験結果

試験 ケース	試験条件					実験結果		
	温度 [°C]	沸騰/ 非沸騰	水素濃度 M-W 反応 相当 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素濃度 放出相当 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値
A①	室温	非沸騰	5.5	3.5	50	2×10^3	0.12	0.06
A①'	室温	非沸騰	5.5	3.5	50	1×10^4	0.06	0.03

表 2 電共研（追加実験）の試験条件及び実験結果

--	--	--	--	--	--	--	--	--

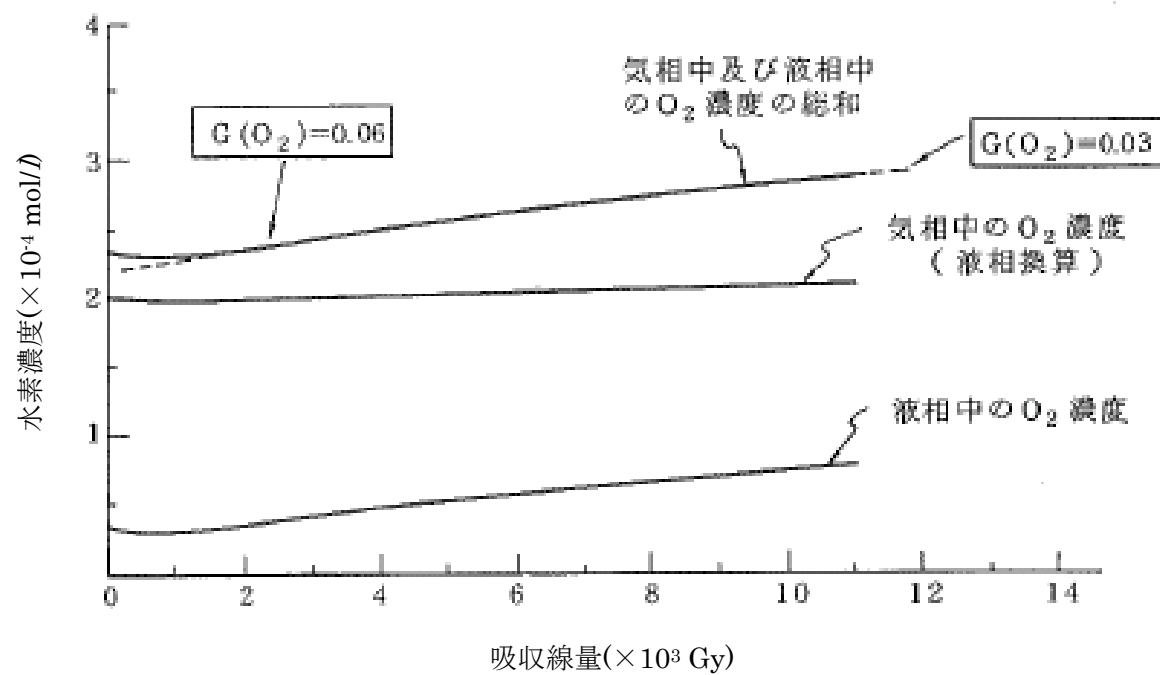
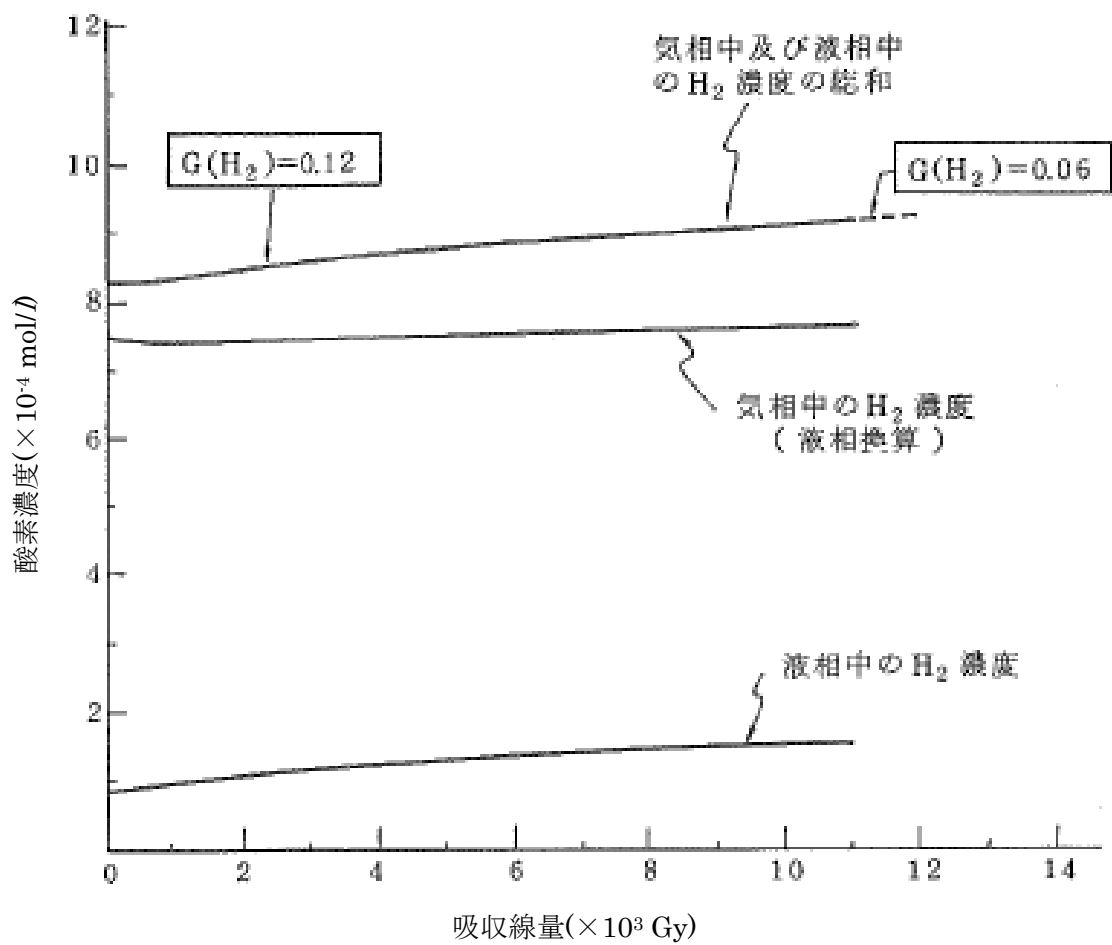


図1 電共研 (基本実験) の実験結果: 水素・酸素濃度と吸収線量の関係 (A①及びA①' の G 値)

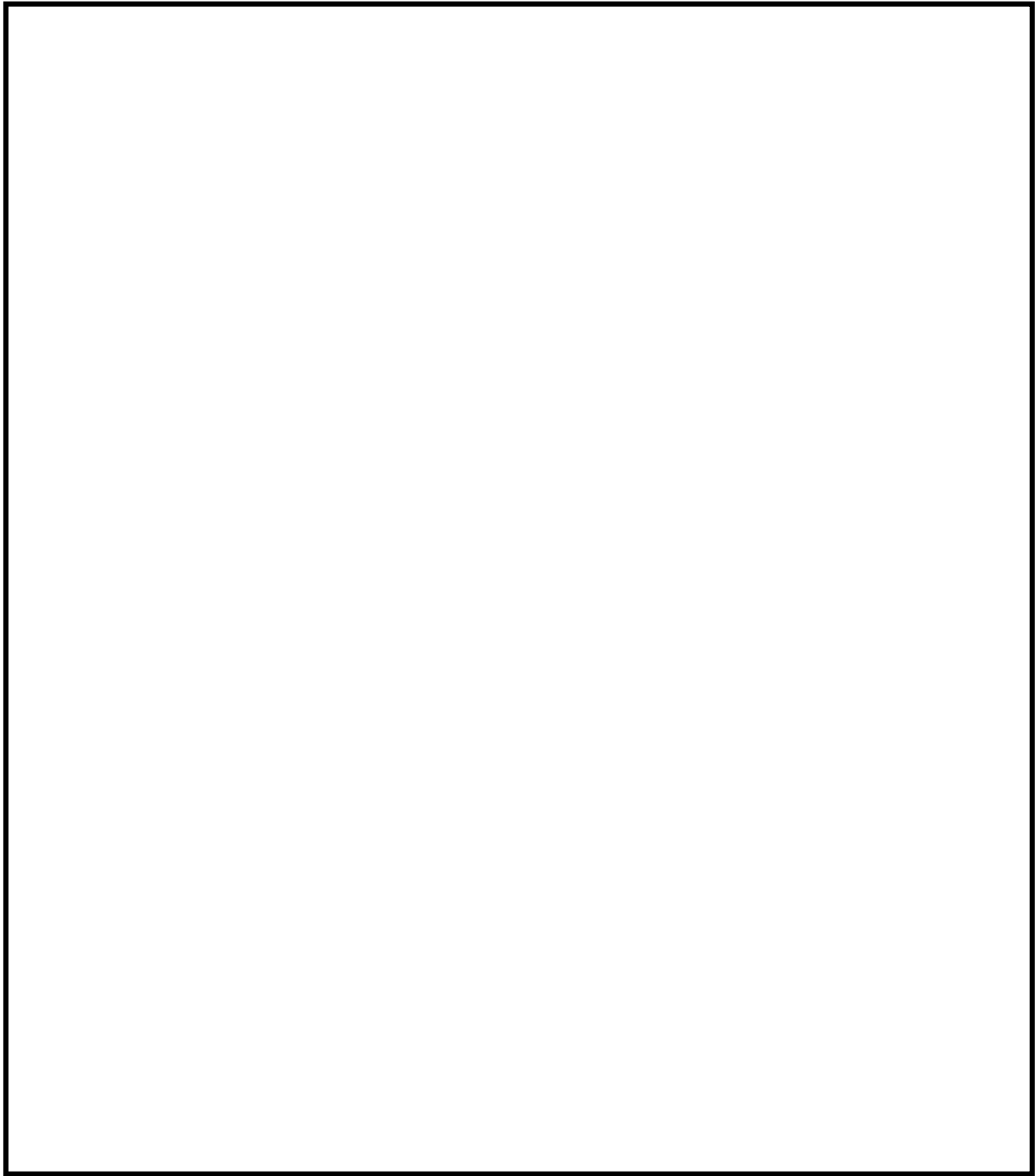


図 2 電共研（追加実験）の実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係
(B④及びB④' の G 値)

別添 1

電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究（電共研（基本実験）」（昭和 61 年度～昭和 62 年度）では，実機事故時を模擬した照射実験装置により，多量のような素を含む系及び沸騰状態の系等，総合的かつ広範囲に水の放射線分解に関する実験を行った。

実験に使用した装置を図 1 及び図 2 に示す。装置は照射容器，液相循環ライン，気相サンプリングライン，ガス注入ライン等から成る。非沸騰実験の照射容器は約 150 の硬質ガラス，沸騰実験では約 1.80 のステンレス製容器を使用する。照射容器及び液相循環ラインに所定の純水を注入後，Ar ガスで脱気し， H_2 ， O_2 ガスで気相及び液相の H_2 ， O_2 初期濃度の調整を行う。その後，よう素，鉄，銅などの不純物を添加し，循環ポンプで均一混合させた。沸騰実験の場合，更にマントルヒーターにより加熱，沸騰させる。

全ての条件が定常状態に達した後，Co-60 γ 線源にて照射を開始し，溶存水素計（DH 計）及び溶存酸素計（DO 計）で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに，ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。

実機の事故条件（ライセンスベース，各種事故ベース，苛酷事故ベース）を模擬し，各事故条件下での G 値の実測を実施した。



図1 電共研（基本実験）の非沸騰実験装置

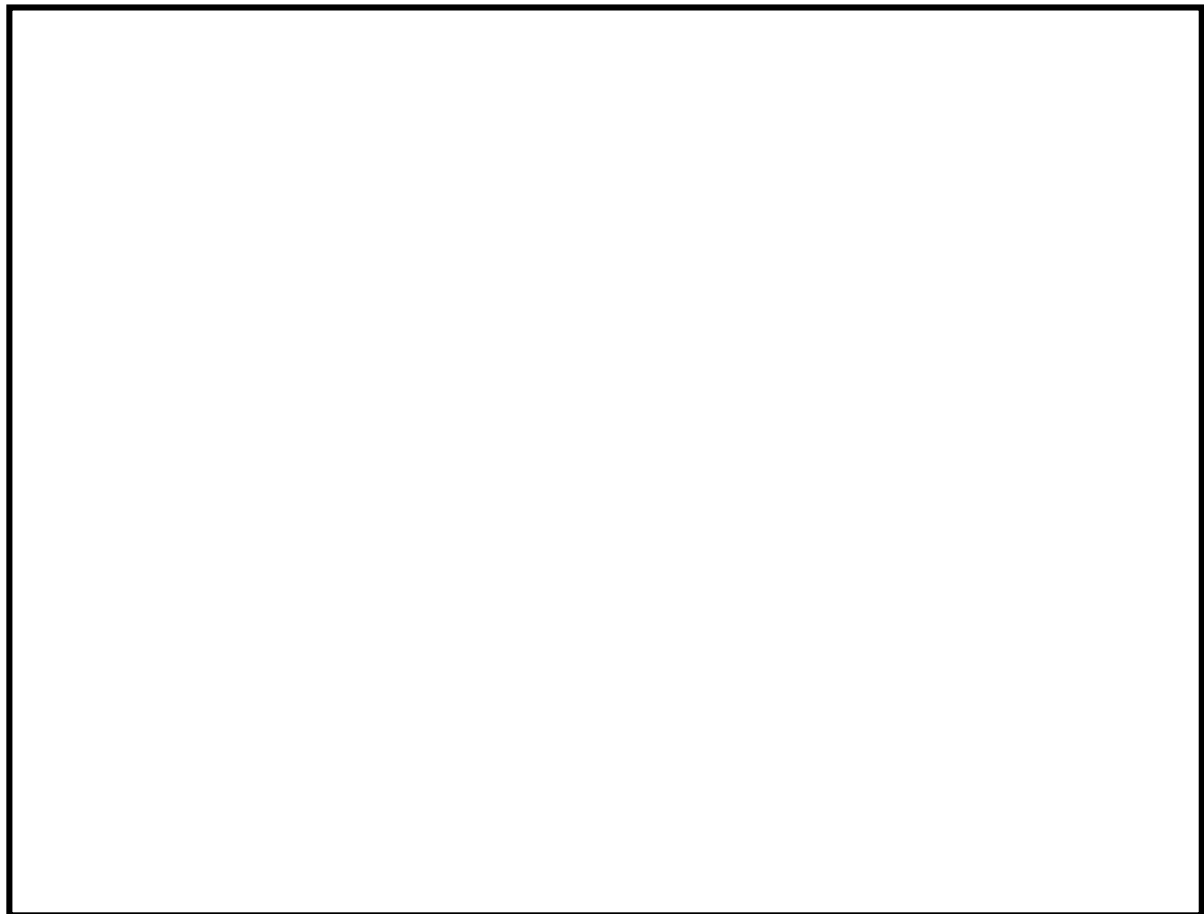


図2 電共研（基本実験）の沸騰実験装置

別添 2

電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究（電共研（基本実験）」（平成 11 年度）では、常温から高温に至るケースについて試験を行うため、170℃（飽和蒸気圧 691kPa[gage]）までの試験が可能な照射容器を用いた。

実験に使用した装置を図 1 に示す。装置は照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。照射容器はステンレス製で、容量は 2ℓ である。照射容器内には 3 本のガス注入ラインが接続されており、水素、酸素、窒素ガスにより所定の初期水質に調整することができる。照射容器内の水はバンドヒーターにより所定の温度に昇温される。液相中の水はポンプにより循環される。液相循環ラインには DH 計、DO 計、導電率計等が設置されている。試験水は冷却された後、DH 計、DO 計により、液相中の水素、酸素濃度を連続測定される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相循環ラインにはガスクロマトグラフが設けられている。ガンマ線照射により発生したガスは冷却された後、ガスクロマトグラフで気相中の水素、酸素濃度をバッチ測定する。

全ての条件が定常状態に達した後、Co-60 γ 線源にて照射を開始し、溶存水素計（DH 計）及び溶存酸素計（DO 計）で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。

実験は、温度、沸騰の有無、初期水素濃度、酸素濃度を試験パラメータとして変化させ G 値の実測を実施した。

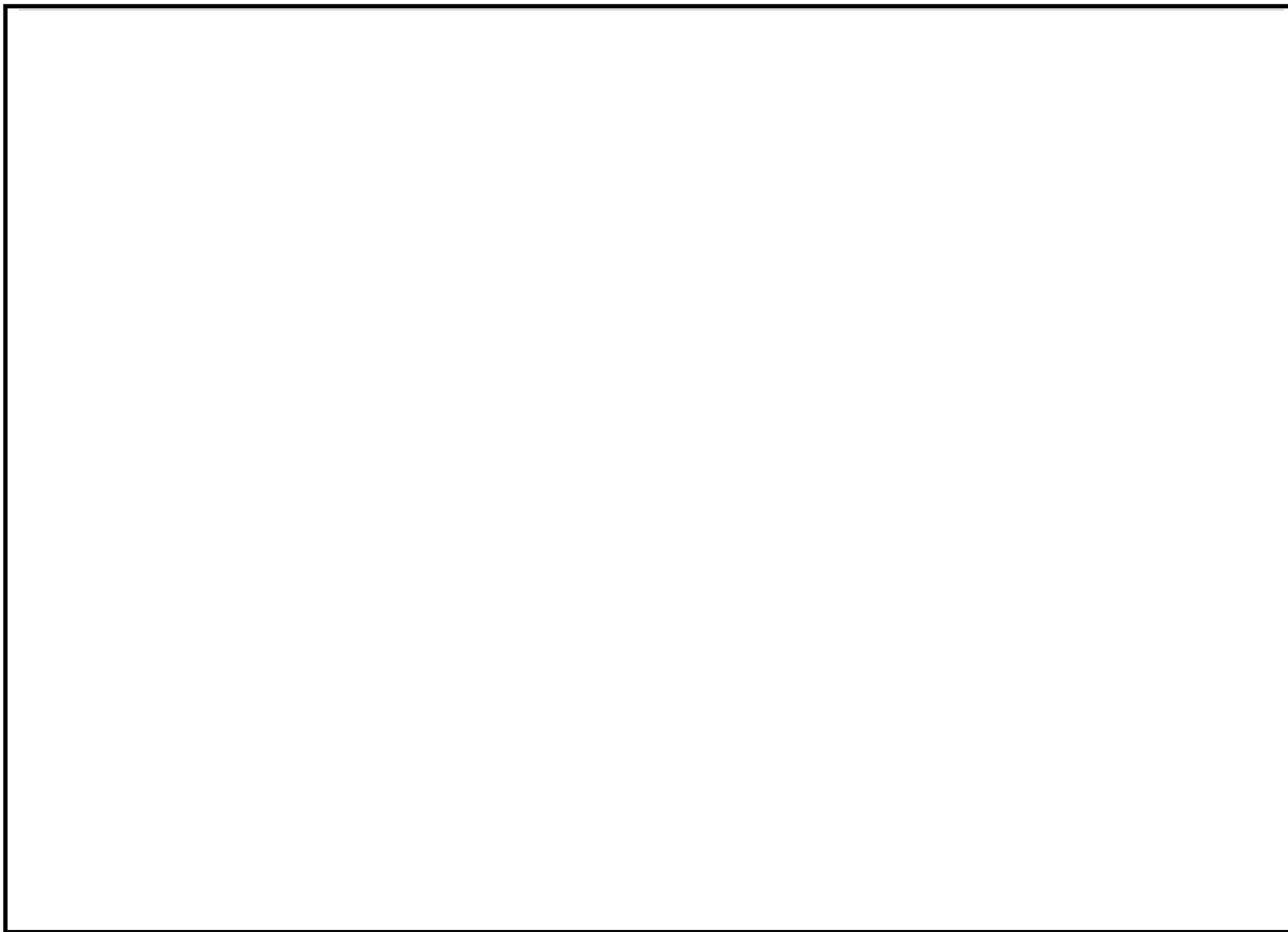


図1 電共研（追加実験）の実験装置

30. 有効性評価「水素燃焼」における、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推移についての補足説明

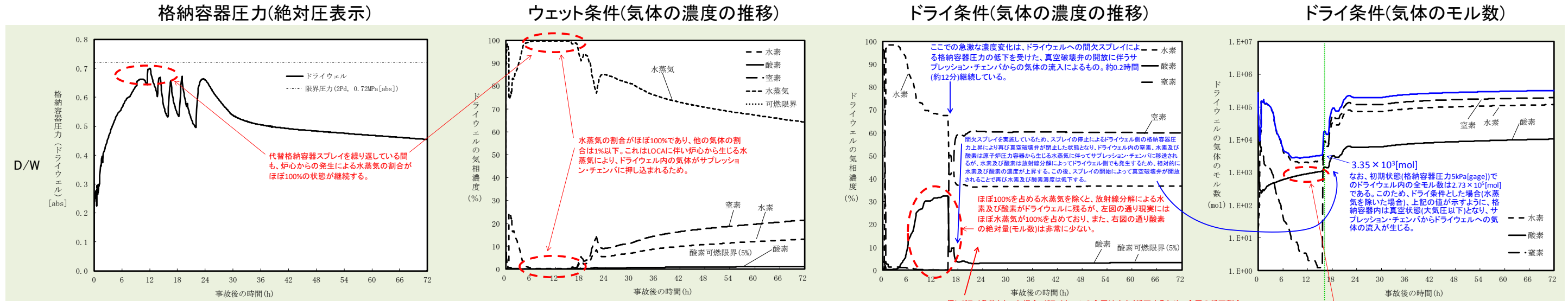
有効性評価「水素燃焼」における、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移のうち、主にドライ条件での酸素濃度の変化の理由について説明を補足し、図1に示す。

また、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に確認する観点から、残留熱除去系が機能喪失した状態で本事象に至っている状況を踏まえると非現実的な想定ではあるが、事象発生から16時間で残留熱除去系が復旧し、更に、実際には流量を調整しながらスプレイを実施するため非現実的な運転操作の想定であるが、ドライウエルへの格納容器スプレイ(流量954m³/h)が連続で実施された場合の影響を評価した。残留熱除去系によるドライウエルへの格納容器スプレイは、有効性評価「水素燃焼」においてドライウエルの水蒸気濃度が低下傾向を示した時点(事象発生から約16時間後の、ドライウエルの水蒸気の濃度が99%を下回った時点)から開始するものとした。評価結果の気相濃度の推移を図2及び図3に示す。

図2及び図3から、仮に、本事象への対応中に水蒸気の凝縮が急速に進んだ場合であっても、格納容器内には窒素及び水素を主とする非凝縮性ガスが相当量存在しているため、格納容器内が負圧になることは無く、また、ドライウエルの圧力が低下すると、酸素濃度5%未満の気体がサプレッション・チェンバから流入するため、ドライウエルの酸素濃度が5%を上回ることは無いことを確認した。

即ち、有効性評価「水素燃焼」において、ドライ条件でのドライウエルの気体組成の約6時間後から約18時間後に示されているような、酸素濃度が5%を上回る状況に至ることは無い。

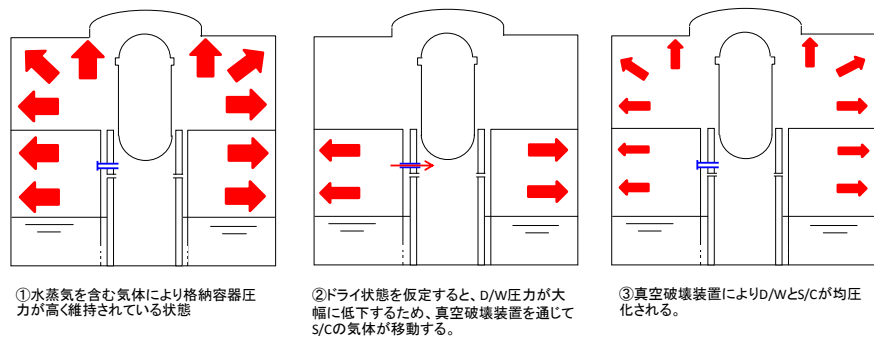
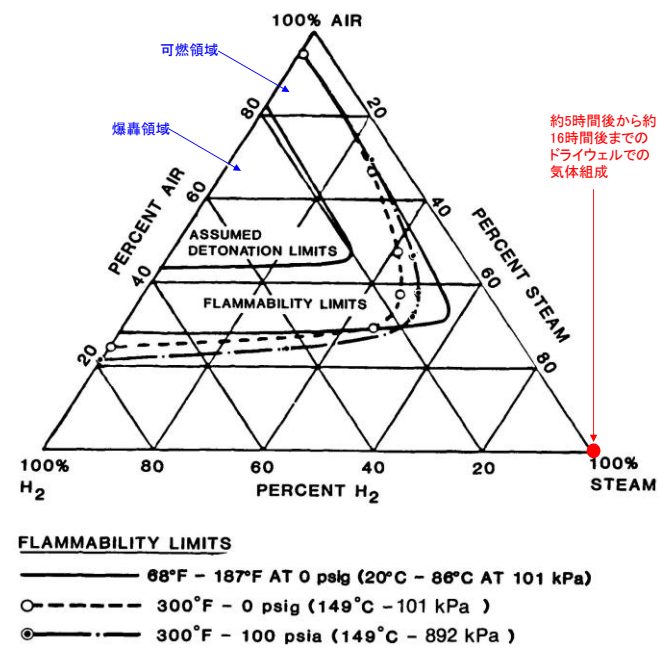
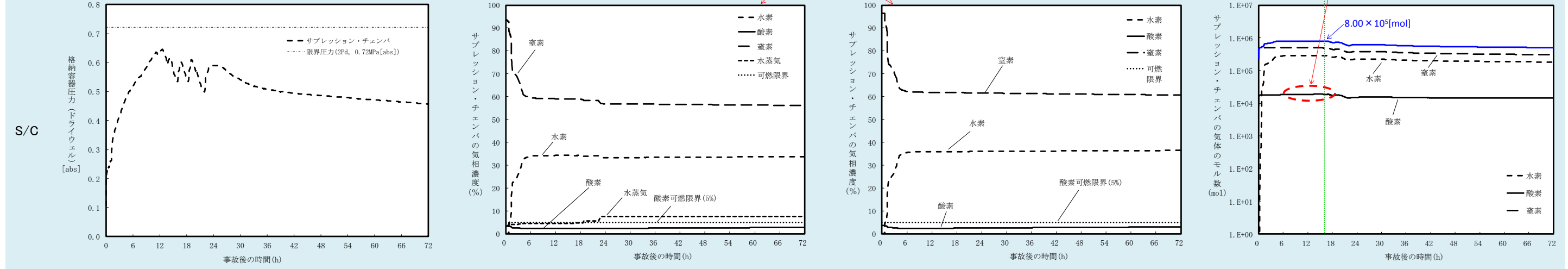
以上



ドライウェルの気体組成はウェット条件とドライ条件(水蒸気の有無)で大きく変化するが、サプレッション・チェンバではスクラビングにより水蒸気が水に戻されるため、水蒸気の濃度が低く、ウェット条件とドライ条件で大きな違いは無い。

仮にドライ条件となった場合、ドライウェルの全圧は大きく低下するため、全圧の低下割合が小さいサプレッション・チェンバから気体が流入する。右図の通り、ドライ条件でのドライウェルの気体の絶対量(モル数)は、右図の通り、ドライ条件でのサプレッション・チェンバの気体の絶対量(モル数)に比べて少ないため、サプレッション・チェンバからドライウェルへの流入が生じると、ドライウェルの気体組成はサプレッション・チェンバとほぼ同じになる。(約16時間後以降のドライ条件での気体組成参照) サプレッション・チェンバの気体の組成は酸素濃度が2~3%であり、気体の流入が生じてもドライウェルの酸素濃度が5%を超えることは無い。

ドライ条件でのドライウェルの酸素濃度が5%を超える期間について、ドライウェルとサプレッション・チェンバの酸素の絶対量(モル数)を比較すると10倍以上サプレッション・チェンバの絶対量が多い。



ウェット状態で維持されている格納容器内がドライ状態になった場合の気体の移動

ドライ状態となった場合の気体の移動と移動を考慮した場合のドライウェルの酸素濃度

仮にD/WとS/Cがドライ条件になるとすると、ドライウェルの全圧が大幅に低下するため、S/CからD/Wに真空破壊装置を通じて気体が流入することとなる。

この流入により、D/WとS/Cの全モル濃度(全圧)が等しくなるものとする。この時、

- D/Wのモル数
 $D_0 \times V_0 + D_{in} \times V_0 = D_1 \times V_0$
 より、
 $D_0 + D_{in} = D_1$... ①
- S/Cのモル数
 $S_1 \times V_1 = S_0 \times V_1 + D_{in} \times V_0$
 より、
 $S_1 = S_0 + D_{in}(V_0/V_1)$... ②
- D/W及びS/Cの均一化
 $D_1 = S_1$... ③

であり、ドライ条件でのD/Wでの酸素濃度が最大となる、事象発生から15.6時間後について計算すると、

$$D_0 = 3.35 \times 10^3 [\text{mol}] / (7350 [\text{m}^3] \times 1000 [\text{m}^3]) = 4.56 \times 10^{-4} [\text{mol/l}]$$

$$S_0 = 8.00 \times 10^3 [\text{mol}] / ((5960 [\text{m}^3] - 3580 [\text{m}^3]) \times 1000 [\text{m}^3]) = 3.36 \times 10^{-4} [\text{mol/l}]$$

$$D_{in} = (S_0 - D_0) \times V_0 / (V_0 + V_0) = (3.36 \times 10^{-4} [\text{mol/l}] - 4.56 \times 10^{-4} [\text{mol/l}]) \times 2380 / (2380 + 7350) = 8.21 \times 10^{-2} [\text{mol/l}]$$

$$D_1 = S_1 = D_0 + D_{in} = 8.21 \times 10^{-2} [\text{mol/l}] + 4.56 \times 10^{-4} [\text{mol/l}] = 8.26 \times 10^{-2} [\text{mol/l}]$$

$D_2 = S_2 = D_{in}$ より、ドライ条件となり、S/CからD/Wへの気体の流入が生じた場合、D/WはS/Cから流入する気体で占められ、
 $D_0/D_{in} = 5.55 \times 10^{-3} < 1/100$

であることを考慮すると、気体の組成はドライ条件でのS/Cとほぼ同等となる。このため、酸素濃度は2.4%程度となる。また、これに対し、保守的にドライ条件でのD/Wの酸素濃度の1/100を加えても、酸素濃度は約2.7%であり、5%を十分に下回る。

Legend:

- D_0 : D/W内のドライ条件での全モル濃度の初期値(S/Cからの流入前)
- D_{in} : S/CからD/Wに流入した気体のD/W内の全モル濃度
- D_1 : S/Cからの流入が生じた後のS/Cの気体の全モル濃度
- S_0 : S/C内のドライ条件での全モル濃度の初期値(D/Wへの流入前)
- S_1 : D/Wへの流入が生じた後のS/Cの気体の全モル濃度
- V_0 : D/W空間体積
- V_1 : S/C空間体積

図1 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についての補足説明

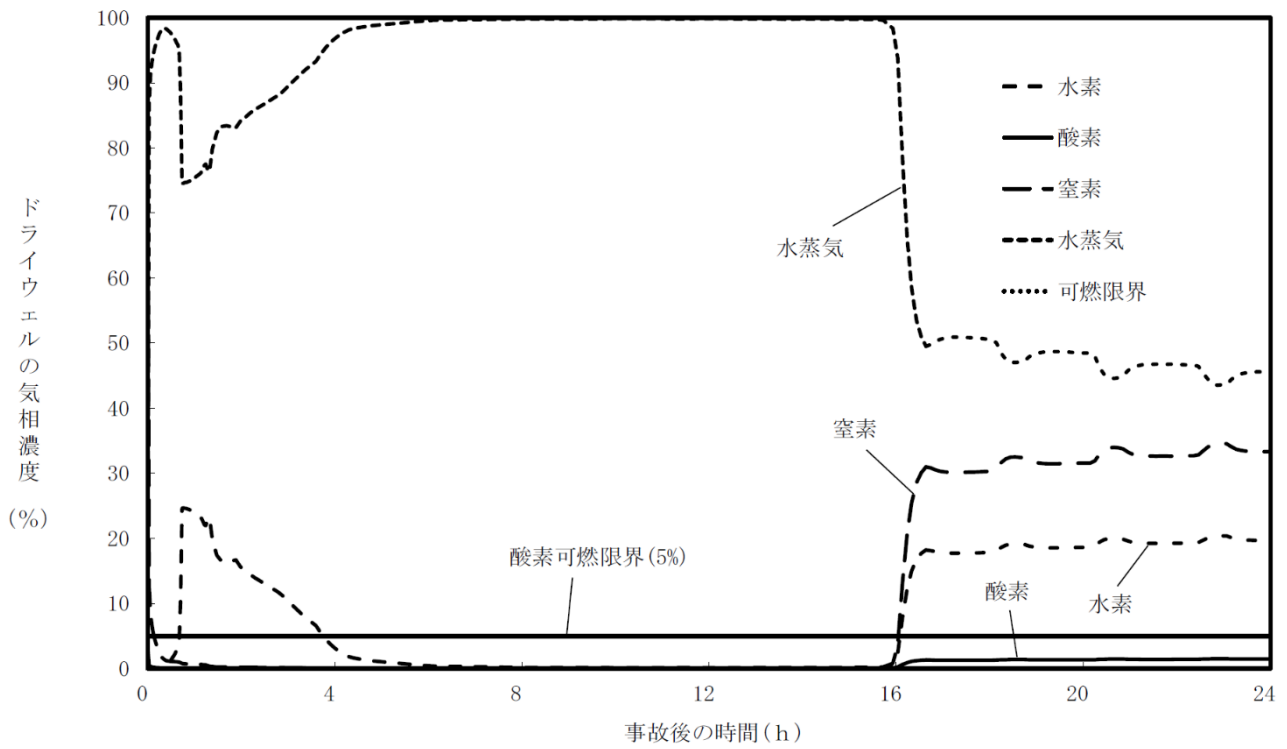


図2 ドライウェルの気相濃度 (ウェット条件)

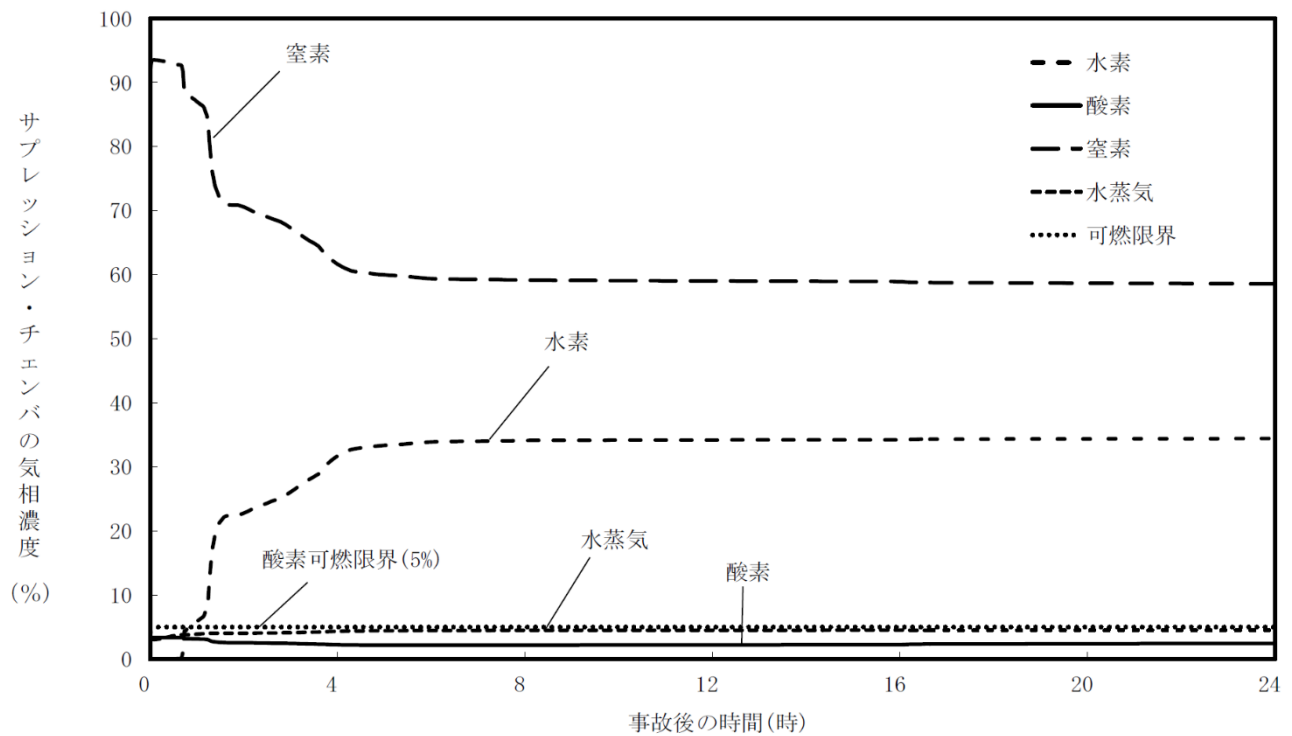


図3 サプレッション・チェンバの気相濃度 (ウェット条件)

34. 格納容器下部(ペDESTAL)外側鋼板の支持能力について

溶融炉心が水中に落下した際の物理現象である水蒸気爆発は、これまでの知見から、原子炉格納容器内での発生の可能性が極めて低いと考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の有効性評価「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下した際の水蒸気爆発の発生を仮定し、原子炉格納容器の健全性を評価している。

評価の結果、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では、水蒸気爆発の発生を仮定しても、格納容器下部の内側鋼板にかかる応力が弾性範囲内であり、塑性変形しないことを確認している。

しかしながら、万一内側鋼板に変形等が生じ、その支持機能に期待できない場合であっても、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では格納容器下部の外側鋼板のみで支持機能を維持できる。

ここではペDESTALが支持する荷重が外側鋼板のみに負荷された場合でも、ペDESTALが有する支持機能が維持されることを確認する。

1. ペDESTAL外側鋼板の形状

ペDESTALの外側鋼板は、図 1 に示すように外径 14000mm、板厚 30mm の円筒状の構造物である。

この断面積 A は、以下のように計算される。

$$A = \pi \left[\left(\frac{14000}{2} \right)^2 - \left(\frac{13940}{2} \right)^2 \right] = 1316641 (\text{mm}^2)$$

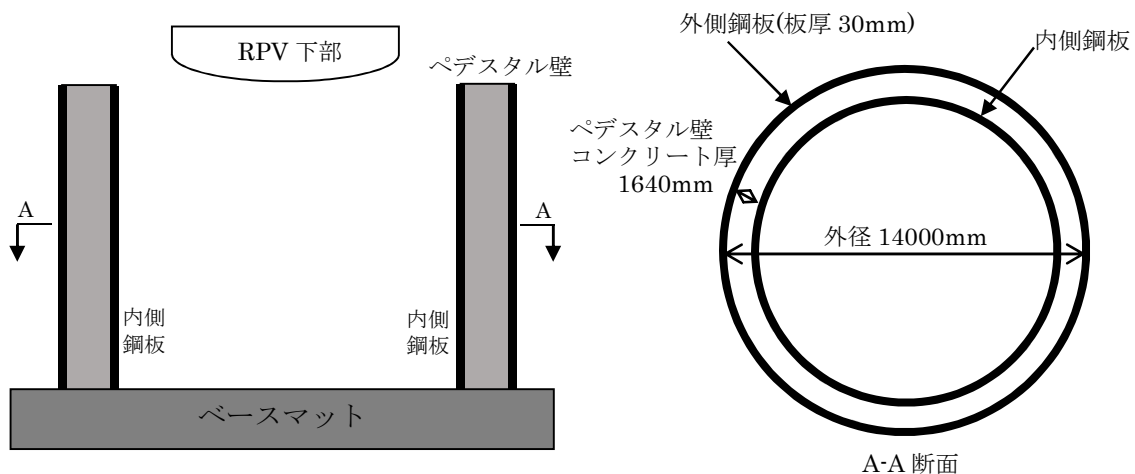


図 1 ペDESTAL概略図

2. ペDESTALの支持荷重

ペDESTALが支持する荷重は、原子炉圧力容器重量、原子炉遮へい壁重量、ダイアフラムフロア重量等である。付加される荷重を以下の表 1 に示す。

表 1 ペDESTALの合計支持荷重

6号炉/7号炉
約 8000ton

3. ペDESTAL自立性の評価

1. に示した外側鋼板の断面積と、2. に示したペDESTALの支持荷重から算出される、外側鋼板のみでの支持を仮定した場合に外側鋼板に加わる応力を表 2 に示す。

また、ペDESTAL外側鋼板の材料である JIS G3115 圧力容器用鋼板(SPV490)の格納容器限界温度(200℃)における降伏応力を、外側鋼板のみで支持機能を維持する上での許容値として同表に示す。

表 2 外側鋼板のみでの支持を仮定した場合に外側鋼板に加わる応力と許容値

6号炉/7号炉	許容値(降伏応力)
約 60MPa	417MPa

表 2 の通り、6号及び7号炉の外側鋼板のみでの支持を仮定した場合であっても外側鋼板に加わる応力は外側鋼板の許容値(降伏応力)を下回っていることから、外側鋼板のみであってもペDESTALが支持する荷重に対する支持機能を維持できる。

以 上