

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価 成立性確認

補足説明資料

令和 2 年 2 月

中国電力株式会社

目 次

1. 発電用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. 原子炉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（R C I C）の運転継続及び原子炉減圧の判断について
8. 原子炉再循環ポンプからのリークについて
9. 高圧・低圧注水機能喪失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. 取水機能喪失時の非常用ディーゼル発電設備が起動した場合の影響について
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. エントレインメントの影響について
13. 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
14. ほう素の容量について
15. 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について
16. 給水流量をランアウト流量（68％）で評価することの妥当性
17. 実効G値に係る電力共同研究の追加実験について
18. 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
19. 燃料プールゲートについて
20. 炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
21. 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
22. 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

23. 最長許容炉心露出時間及び原子炉水位不明時の対応について
24. 原子炉水位及びインターロックの概要
25. ペDESTAL外側鋼板の支持能力について
26. 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
27. 大破断LOCAシナリオ想定と異なる事象について
28. 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）
29. 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
30. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所
31. 逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について
32. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて
33. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について
34. 原子炉圧力容器の破損位置について
35. 逃がし安全弁(SRV)出口温度計による炉心損傷の検知性について
36. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について
37. 溶融炉心落下位置がペDESTALの中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価
38. 使用する格納容器フィルタベント系の除去効果(DF)について
39. ジルコニウム(Zr)-水反応時の炉心損傷状態について
40. 燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コンクリートへの熱影響について
41. 有効性評価解析条件の見直し等について
42. 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について
43. 有効性評価における先行プラントとの主要な相違点について
44. ベント実施までの格納容器スプレイの運用について
45. 原子炉満水操作の概要について
46. 9×9燃料で評価することの代表性について

47. 自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について
48. T B P 対策の概要について
49. I - 1 3 1 の追加放出量の設定について
50. 原子炉隔離時冷却系の水源の違いによる解析結果への影響について
51. 逃がし安全弁吹出量の影響について
52. 島根 2 号炉の原子炉中性子計装系の設備概要について
53. 事故シーケンスグループの分類及び重要事故シーケンスの選定に係る考え方の整理について
54. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における事象発生 10 時間後までの格納容器圧力等の推移について
55. T R A C G コードの A T W S 解析への適用例
56. S C A T コードの保守性について
57. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について
58. 原子炉停止機能喪失における起因事象について
59. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における解析上の除熱条件の設定について
60. 原子炉隔離時冷却系による注水時の原子炉圧力挙動について
61. 原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持における運用と解析条件について
62. 中小破断 L O C A における対策の有効性について
63. 外部電源有無による評価結果への影響について
64. L O C A 時注水機能喪失における急速減圧時の弁数による影響について
65. L O C A 時注水機能喪失における燃料被覆管温度ノード間比較
66. 有効性評価における解析の条件設定について
67. S A F E R における燃料集合体の出力分布の設定について
68. I S L O C A 時における屋外への蒸気排出条件について
69. 燃料プールの監視について
70. I S L O C A 時の冷却水から気相への放射性物質の放出割合について

71. 島根2号炉におけるプレコンディショニングの実施状況と非常用ディーゼル発電機の故障率について
72. 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源について
73. インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について
74. 炉心損傷前に格納容器代替スプレイを実施した場合の影響について
75. 高圧・低圧注水機能喪失における炉心下部プレナム部のボイド率の推移の詳細について
76. 崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループのうち大破断LOCAを起因とした事故シーケンスについて
77. 炉心損傷防止TB及びTWシナリオにおける原子炉急速減圧時の弁数の見直しについて
78. 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系における注水時の原子炉圧力挙動の差異について
79. 放射線防護具類着用の判断について
80. 原子炉ウェル注水について
81. 共通要因故障を考慮した低圧原子炉代替注水系の実現性及びコントロールセンタ切替手順について
82. サプレッション・チェンバ薬剤注入について
83. 格納容器ベント実施基準の変更に伴う希ガスによる被ばく評価結果への影響について
84. 損傷炉心による炉心シュラウドへの影響について
85. 残留熱代替除去系の格納容器スプレイ流量について
86. 外部水源を用いた総注水量の制限値について
87. ペDESTAL注水手順及び注水確認手段について
88. 格納容器スプレイによるペDESTALへの流入経路について
89. 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について
90. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について
91. ペDESTAL水位の推移とペDESTAL/ドライウェル底部の状態について

- 92. ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の格納容器除熱効果について
- 93. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の原子炉格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響
- 94. 有効性評価における格納容器内の水素及び酸素排出等について
- 95. コリウムシールドスリット内に溶融デブリが流入した場合の熱伝導解析
- 96. 水の放射線分解における α 線の影響について
- 97. 格納容器除熱に関する基準の変更について

下線は、今回の提出資料を示す。

3. G値について

1. これまでの許認可解析に用いたG値と今回の申請で採用したG値について

従来、G値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析で使用しており、以前にはその値として、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)^[1]の記載に基づき、 $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.5/0.25$ が使用されていた。この値はRegulatory Guide 1.7の前身であるSafety Guide7(1971年3月)に既に記載されている。当時、既に、一般的知見として水の放射線分解の短時間内の1次反応に基づくG値(以下「初期G値」という。)は $G(\text{H}_2)=0.43\sim 0.45$ となることが知られており、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)のG値はこの初期G値を包絡するものとなっている。

しかし、この初期G値は水の放射線分解の1次反応に基づく値であるため、その後の2次反応、つまり水素と酸素の再結合反応を含めた最終的な水素、酸素の発生割合を示す実効的なG値(以下「実効G値」という。)に比べてかなり大きい値となる。

原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度の評価においても必要となるのは正味の発生割合を表すこの実効G値である。これに関して電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和61年～62年度)^[2](以下「電共研」という。)にて水の放射線分解に関する実験を実施し、可燃性ガス濃度制御系性能評価条件下での実効G値として次の結果を得た。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.4, \quad G(\text{O}_2) < 0.2$
非沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.25, \quad G(\text{O}_2) < 0.125$

この結果に基づき、島根原子力発電所2号炉等の沸騰水型原子力発電所では、可燃性ガス濃度の評価^[3]において、沸騰状態で $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.4/0.2$ 、非沸騰状態 $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.25/0.125$ を採用している。

電共研では、重大事故条件を想定した環境下でも実験を実施しており、実効G値として次の結果を得ている。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.27, \quad G(\text{O}_2) \doteq 0$
非沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.06, \quad G(\text{O}_2) < 0.03$

この結果に基づき、今回の申請では、水素燃焼の評価において、非沸騰状態でのG値($G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.06/0.03$)を採用している。

2. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」の概要

(1) 実験装置及び実験方法

電共研(基本実験)では、BWRの実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより、種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合(G値)の検討を行った。

実験に使用した実験装置を図1及び図2に示す。非沸騰実験では15リットルの硬質ガラス製照射容器を使用し、また沸騰実験では1.8リットルのステンレス製照射容器を使用している。

実験は照射容器内に純水を所定量注入した後、高純度アルゴン(Ar)ガスで脱気し、水素ガス、酸素ガスポンプを用いて雰囲気条件(気液相の水素、酸素初期濃度)を設定する。その後、よう素、鉄、銅等の不純物を所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマントルヒータにより加熱、沸騰させる。

全ての条件が定常状態に達した後、60°Cのガンマ線源により照射を開始、水の放射線分解で生成される水素、酸素濃度を溶存水素計(DH計)、溶存酸素計(DO計)及びガスクロマトグラフで測定する。水の吸収線量は、水を媒体とした標準的な換算係数を用いて評価した。

実機の事故条件を考慮して、実験ではLOCA条件、FCS性能解析条件、重大事故条件の3種類の事故条件を想定し、各事故条件下でG値の実測を実施した。

なお、以下で示す図3～図8は、連続測定である液相中の濃度を除き、サンプリングにより計測された濃度測定値に基づいてフィッティングを行っている。

(2) 実験条件及び実験結果

表1に実験でのパラメータ設定範囲と実機の想定事故条件との比較を示す。

実機の想定事故条件は実機の事故時の環境条件及び照射設備を考慮して設定した。

実験結果を表2、図3～図8に示す。

実験結果は、ガンマ線の吸収線量に対する液相中及び気相中の水素及び酸素濃度(絶対量)で整理している。また、ガンマ線の吸収線量とこれによる分子量の増加量から実効G値を求めている。

なお、G値とは100eVの放射線エネルギー吸収により発生する分子数であるが、水の放射線分解で生成する水素及び酸素は、水中で起こる化学反応により分子数が変化するため、ここでは、化学反応による変化(よう素等の不純物の影響)を考えに入れた値を実効G値として評価している。

(a) LOCAベースの結果：図3及び図4

非沸騰条件の場合には、液相中及び気相中の水素及び酸素濃度にほとんど変化がないことから、実効G値は0と見なしうる。

沸騰条件の場合には、水素濃度の実効G値は、照射開始初期は約0.4分子／

100 e Vと高いが、その後安定し 0.2 分子/100 e V程度になる。また、酸素濃度の場合は 0 と見なし得る。

沸騰実験で得られた実効G値は、非沸騰実験に比べガスの気相への移行速度が大きくなるため全般に大きくなる。

(b) F C S性能解析ベースの結果：図5及び図6

非沸騰条件の場合には、得られた実効G値として水素は 0.14 分子/100 e V、酸素は 0.06 分子/100 e Vである。

沸騰条件の場合には、照射開始初期の水素は 0.43 分子/100 e Vだが、その後安定し 0.36 分子/100 e V程度になる。また、酸素は 0.14 分子/100 e Vである。

F C S性能解析では、沸騰条件の水素のG値として実験結果の 0.36 分子/100 e Vに余裕を見て 0.4 分子/100 e Vの一定値を用いている。

(c) 重大事故ベースの結果：図7及び図8

非沸騰条件の場合には、初期水素濃度が高いことによる抑制効果(再結合効果)によって、得られた実効G値として水素は 0.06 分子/100 e V、酸素は 0.03 分子/100 e Vとなり、F C S性能解析ベースの約半分である。

沸騰条件の場合には、非沸騰条件の場合と同様、水素による抑制効果により実効G値は低減され、水素は 0.27 分子/100eV、酸素はほぼ 0 になる。

(3) 実験から得られた知見

以上の実験結果及び他のパラメータ実験結果からの知見を以下に示す。

(a) よう素放出の無い L O C A 条件下、非沸騰状態での実効G値は水素、酸素のいずれも 0 と見なし得る。L O C A 条件下での実効G値は以下の値となる。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.2$, $G(\text{O}_2) < 0.1$

(b) 多量のよう素放出と小さな金属-水反応を仮定した F C S性能解析条件下での実効G値は以下の値となる。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.4$, $G(\text{O}_2) < 0.2$

非沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.25$, $G(\text{O}_2) < 0.125$

(c) 多量のよう素放出と大きな金属-水反応を仮定した重大事故条件下での実効G値は以下の値となる。上記(b)項のF C S性能解析条件下での値より小さくなる理由は、金属-水反応によって原子炉格納容器中に水素が多く存在するため、水素と酸素の再結合反応が促進されたことによるものと考えられる。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.27$, $G(\text{O}_2) \doteq 0$

非沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.06$, $G(\text{O}_2) < 0.03$

(d) (a)～(c)項より、実効G値はよう素放出量が高くなると増加し、金属-水反応割合(水素放出量)が大きくなると減少する。

(e) 初期酸素濃度の実効G値に及ぼす影響は小さい。ただし、酸素濃度が高くなると若干増加する傾向がある。

(f) よう素以外の不純物(F e^{2+} , C u^{2+} 等)の実効G値に及ぼす影響は小さく、よ

う素を多量に含む場合は無視し得る。また，よう素を含まない場合には，実効G値を幾分増加させるが， F e^{2+} については酸素を減少させる傾向がある。

表1 実験条件のパラメータ範囲と実機の想定事故条件との比較

パラメータ	条件	実験条件	想定事故条件		
			LOCA	FCS性能解析	重大事故
初期水素濃度 (金属-水反応)					
初期酸素濃度					
初期よう素濃度 (炉心からの放出割合)					
不純物					
温度					
pH					

表2 実験結果

事故条件		パラメータ					実測値 (実効G値) [分子/100 eV]	
		金属-水 反応割合	初期酸素 濃度	よう素 放出割合	不純物 添加	温度	G(H ₂)	G(O ₂)
LOCA 条件	非沸騰							
	沸騰							
FCS 性能解析 条件	非沸騰							
	沸騰							
重大事故 条件	非沸騰							
	沸騰							

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

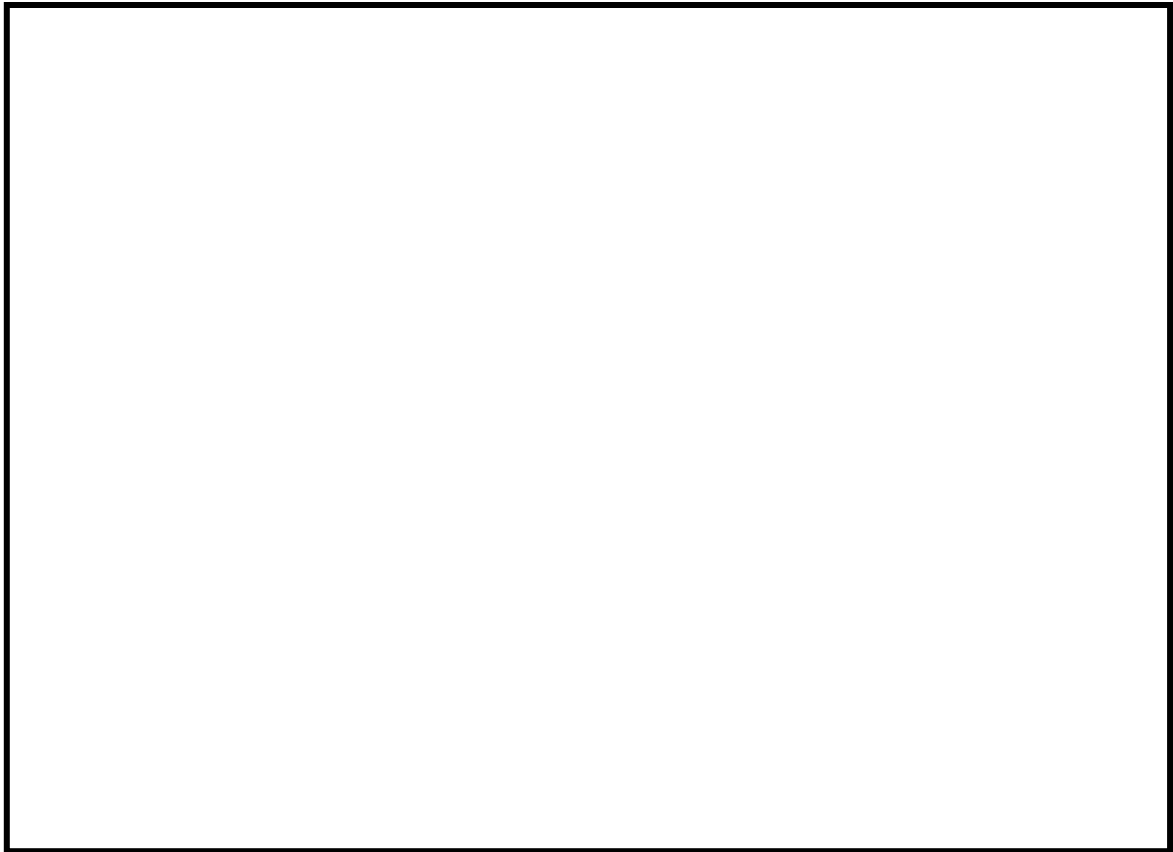


図1 非沸騰実験装置の概要

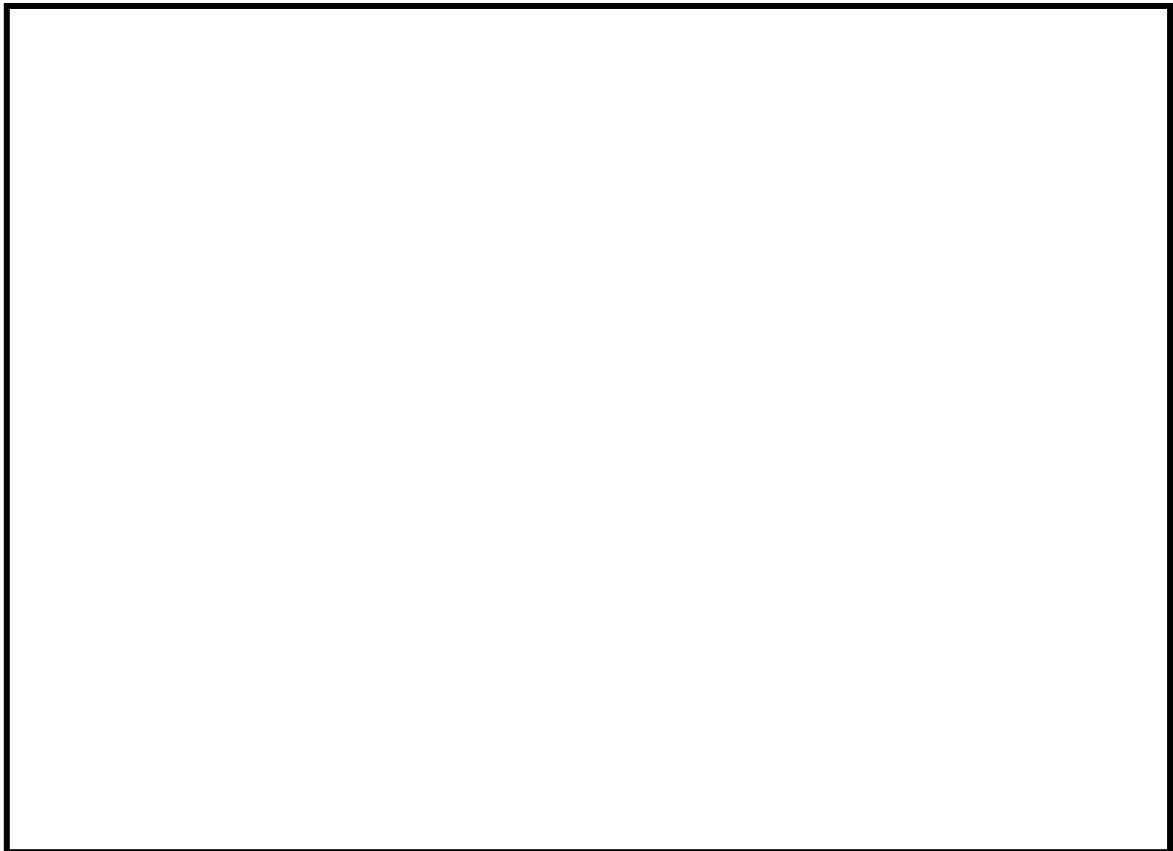


図2 沸騰実験装置の概要

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図3 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(LOCAベース：非沸騰状態)

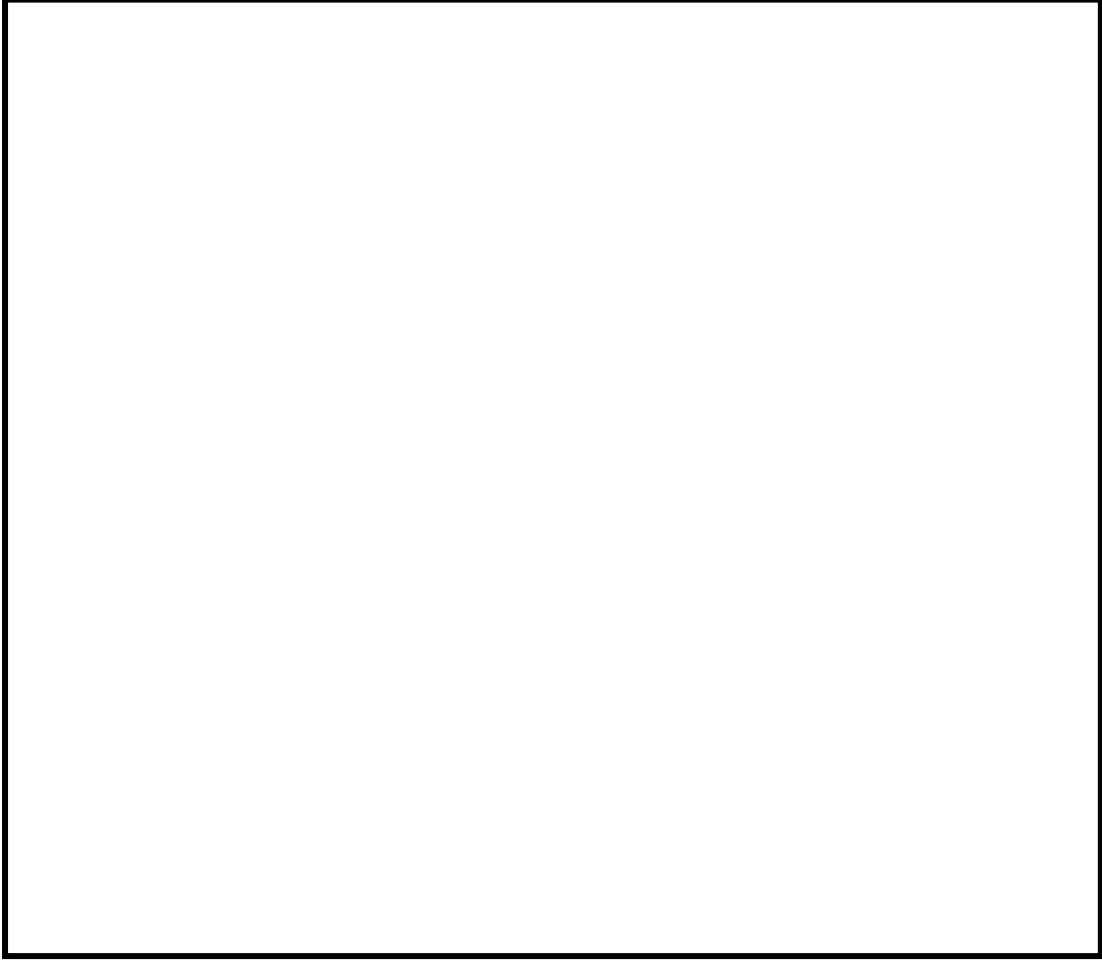


図4 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(LOCAベース：沸騰状態)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

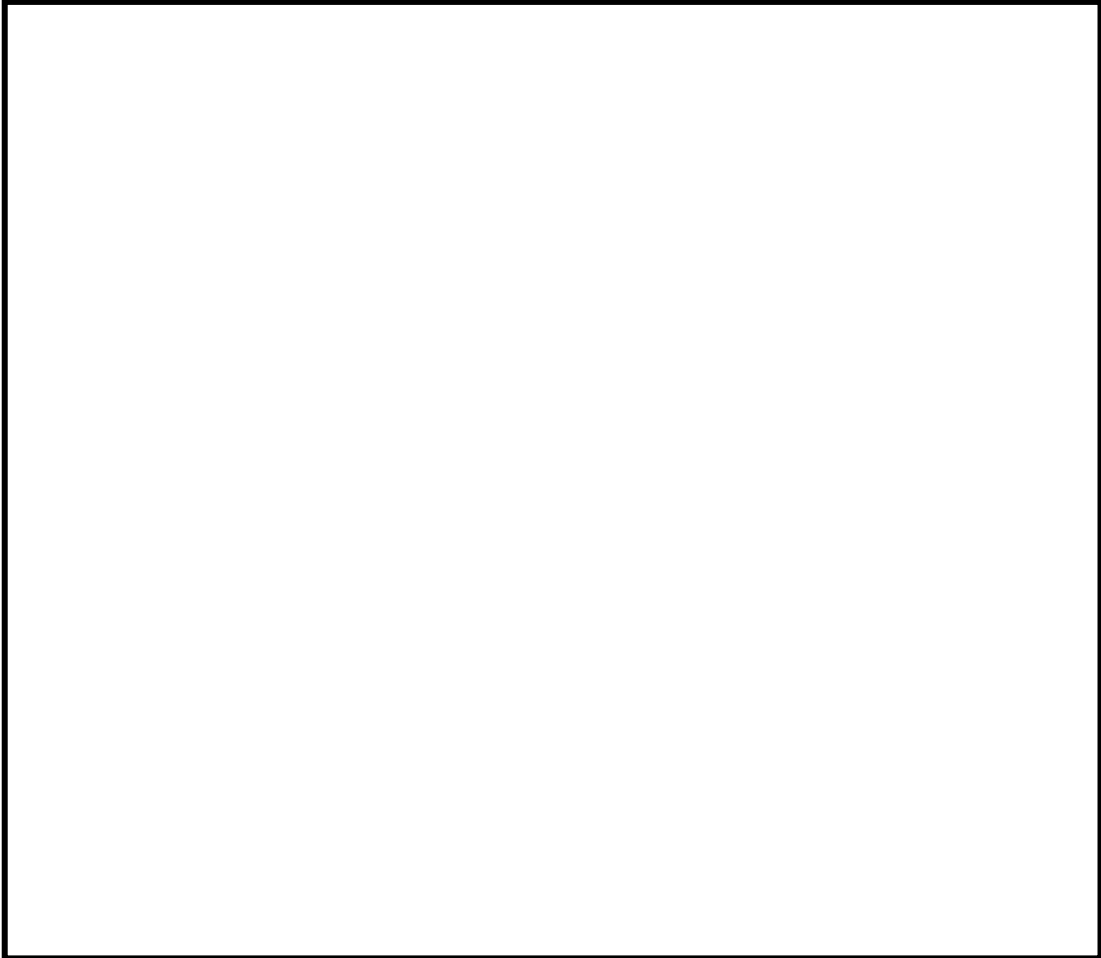


図5 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(FCS性能解析ベース：非沸騰状態)

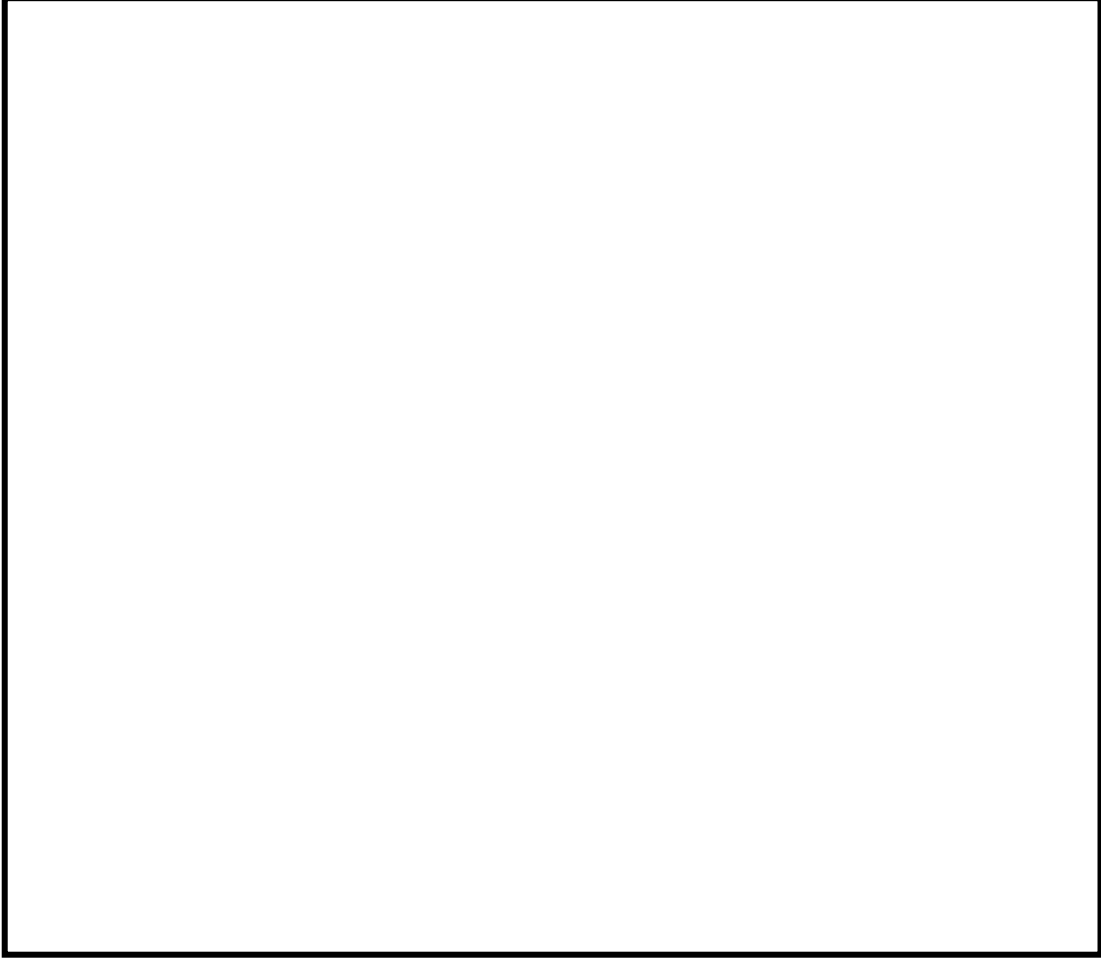


図6 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(FCS性能解析ベース：沸騰状態)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

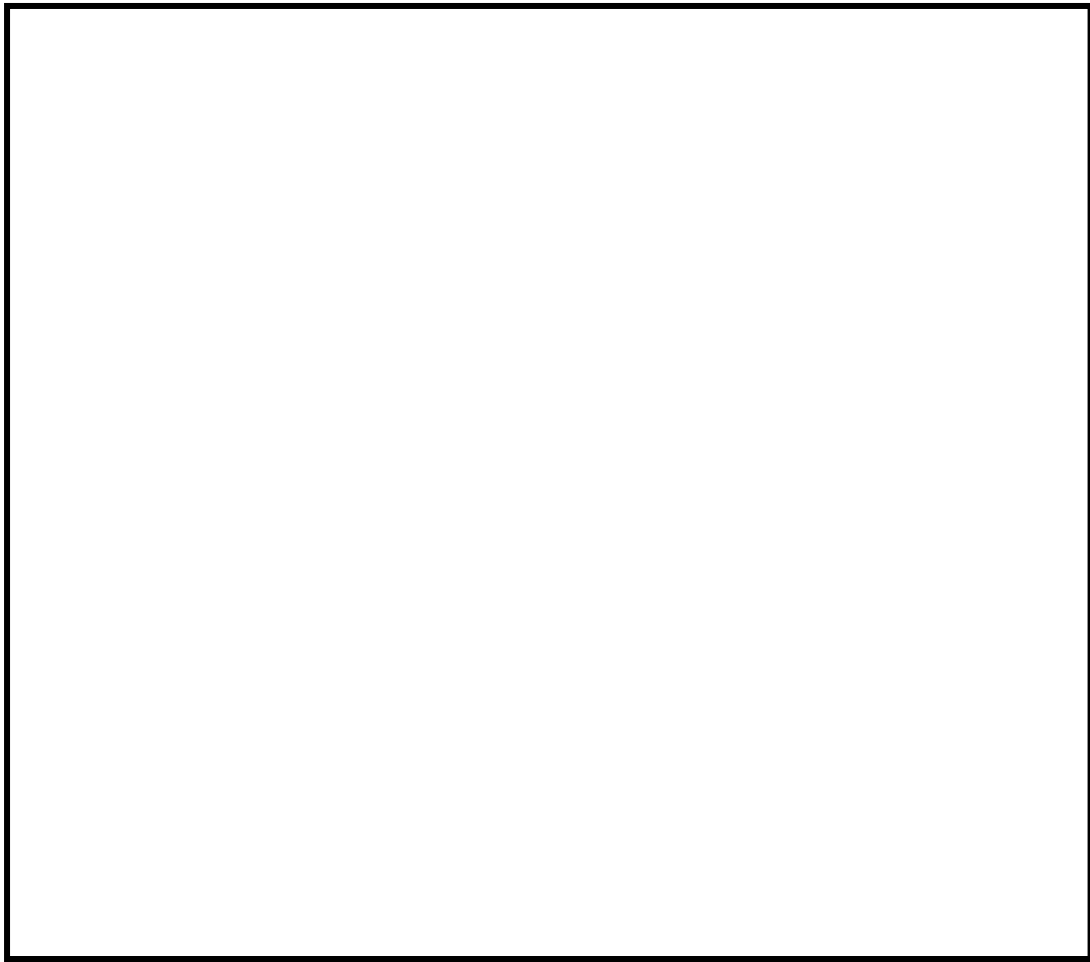


図7 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(重大事故ベース：非沸騰状態)

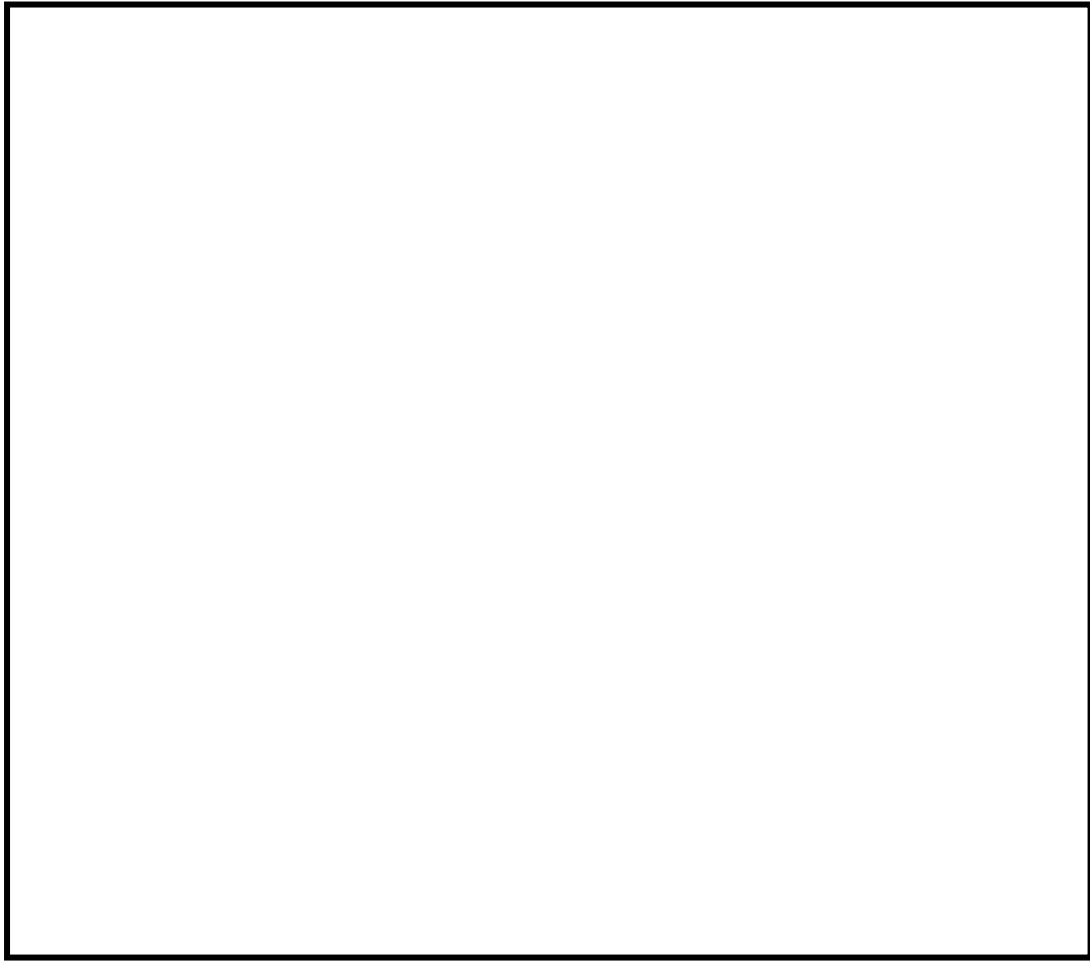


図8 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(重大事故ベース：沸騰状態)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」の妥当性に関する補足

電共研では、研究を進める上での手法の妥当性を確認するため、実験結果に関する過去の知見^{[4][5]}との比較を行っている。また、この電共研の結果から得られたG値は、可燃性ガス濃度制御系の性能確認に使用されている。^[3]以下、電共研の概要について示す。

(1) 実験方法について

電共研では、純水に対する照射を行い、照射量と水素及び過酸化水素濃度について確認している。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)においても純水に対する照射の実験が行われており、照射量と水素濃度の関係が報告されている^[4]。これらの結果は、照射量に対する水素の生成割合が照射開始から徐々に低下する点で同等の傾向を示している。純水に対する照射試験について、電共研及びORNLにおける実験の概要を図9及び図10に、実験の結果を図11及び図12に示す。

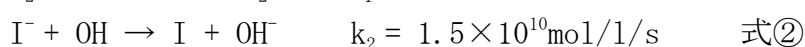
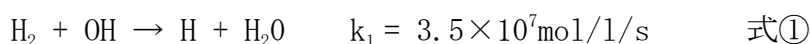
電共研では、上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い、よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから、照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で、電共研での実験方法は妥当なものとする。

(2) 添加物の影響とG値の増減

添加された場合、G値に影響を及ぼすよう素と水素について、添加量とG値の変化の傾向について確認するとともに、過去の知見^[5]と電共研の実験結果の傾向が同様であることを確認している。

○よう素を添加した場合

水中へのよう素の添加がG値を上昇させる側に作用することについては、従来から知られていたものの^[5]、電共研では、実験系内によう素を添加した場合についての、添加量とG値の関係を確認している。傾向として、よう素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は上昇する傾向を示している。また、この増加の要因は、式①の再結合反応が、式②のよう素がOHラジカルを還元する反応によって阻害されることによるものと考えられている。これは、式②の反応速度定数 k_2 と式①の反応速度定数 k_1 に大きな差があることから推定できる。



○よう素及び水素を添加した場合

電共研では、実験系内に水素を添加した場合についての、添加量とG値の関係を確認している。傾向として、水素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG

値は低下する傾向を示している。水素のG値の傾向については、米国原子力規制委員会(NRC)によって反応モデルの作成及び評価が実施されており、よう素が添加されていても水素の添加量が増加するとG値は低下すると報告されている^[5]。また、この低下の要因は、水素濃度の増加によって式①の再結合反応が促進されることで、水素及び酸素の発生割合が低下することによるものと考えられる。NRCにおける評価の結果を図13に、電共研における実験の結果を図14に示す。

4. 参考文献

- [1] Regulatory Guide 1.7(Rev.2 Nov.1978)Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.
- [2] 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和63年3月)
- [3] 「沸騰水型原子力発電所可燃性ガス濃度制御系について」(株式会社東芝, TLR0002A 改訂3, 平成10年2月)
- [4] Zittel, H. E., "Boiling water reactor accident radiolysis studies", ORNL-TM-2412PartV Ⅲ(1970).
- [5] Przewski, K. I., et. al., "Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR's", U.S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug. (1984).

容積	カプセル液相	100cm ³
	タンク気相	350cm ³
	タンク液相	250cm ³
循環流量		15cm ³ /min
初期温度 (実験パラメータ)		15°C, 95°C

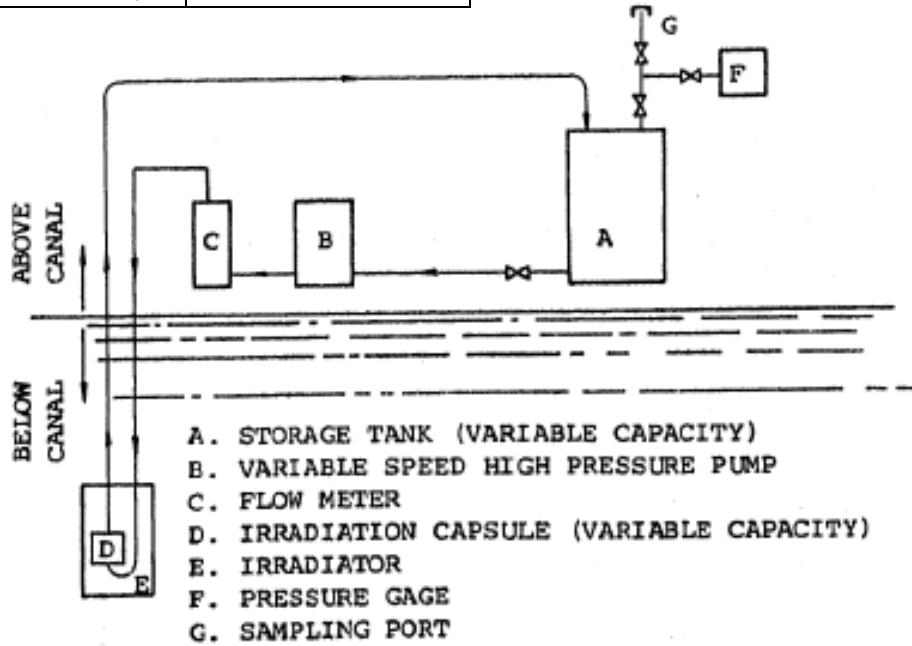


図9 ORNLによる照射実験のループ



図10 電共研による純水照射の手順と実験で用いた容器の略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

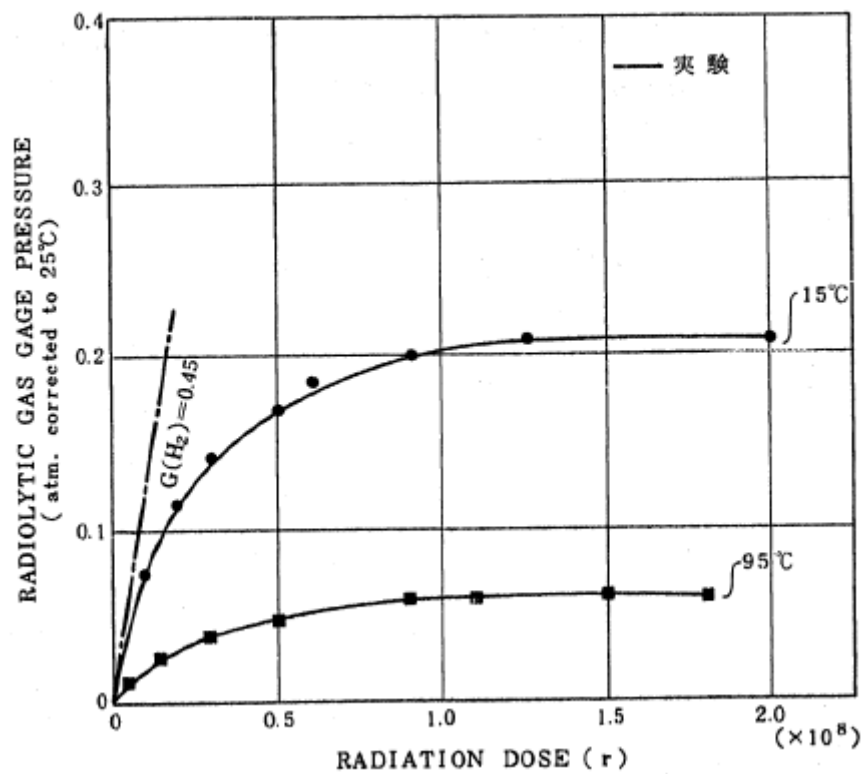


図 11 ORNLによる実験結果(純水に対する照射)

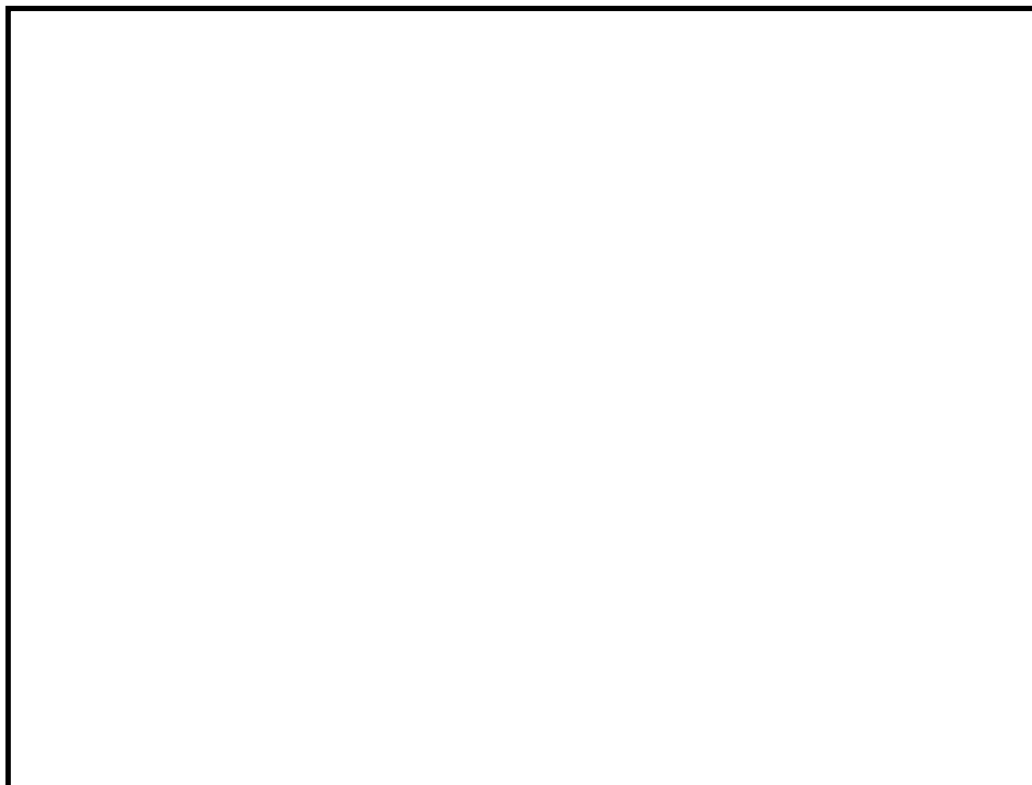
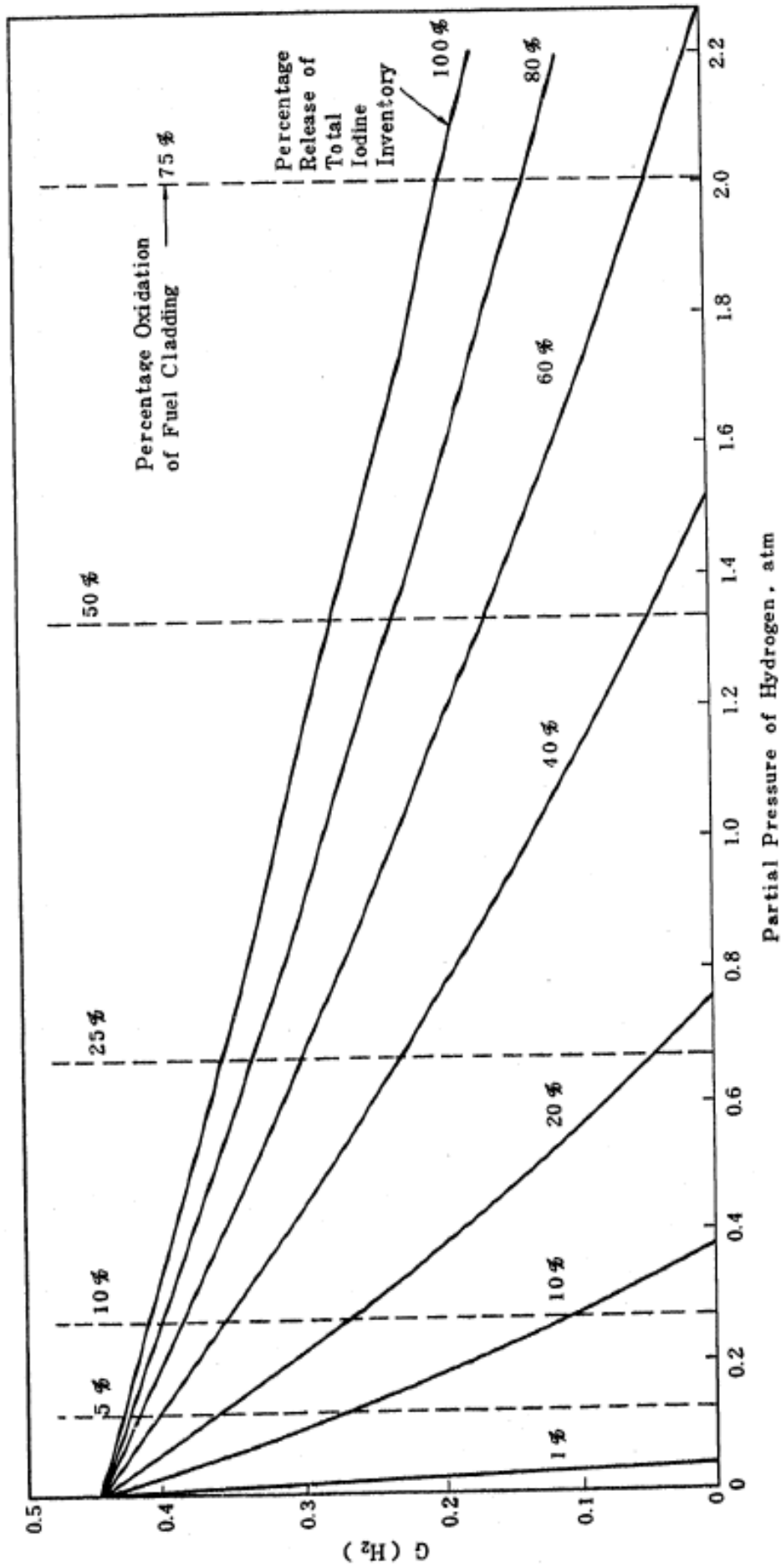


図 12 電共研による実験結果(純水に対する照射)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



G(H₂) values in BWR with Mark I containment

図13 NRCによる評価結果(よう素及び水素の濃度と G(H₂) の変化)

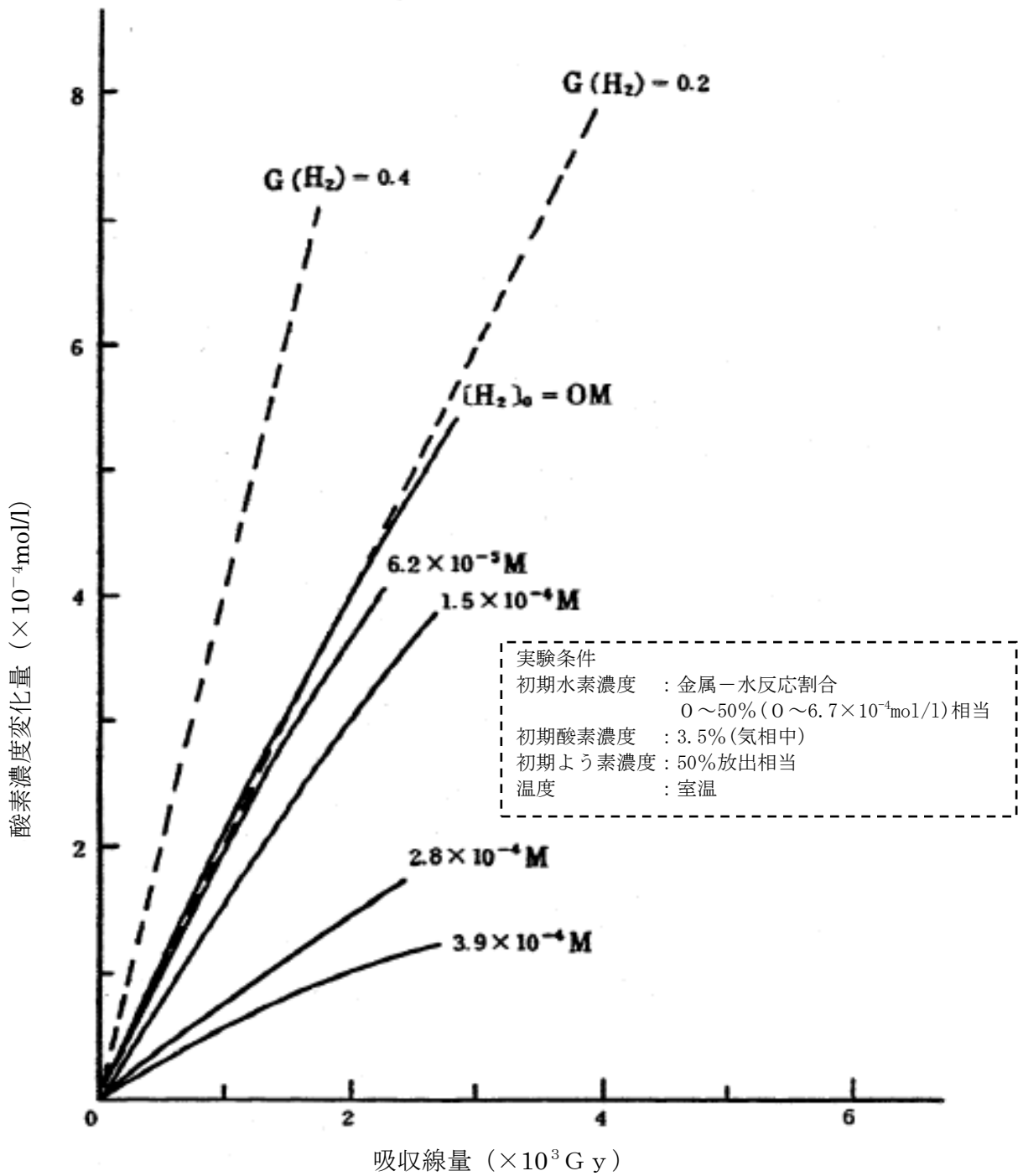


図 14 電共研による実験結果
 (溶存水素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合))

(参 考) その他の文献における実効G値に関する報告

勝村による報告^[1]では,平成23年3月15日に発生した福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため,沸騰水及び海水注入下での水素のG値を実験で測定している。

この実験では,沸騰した純水からはG値0.24相当の水素ガスの発生を検出し,沸騰した3.5%食塩水(海水相当)からはG値0.54^{*}相当の水素ガス発生を検出したと報告されており,いずれも島根原子力発電所2号炉の有効性評価「水素燃焼」で使用している水素ガスのG値0.06と比べて大きな値となっている。

本報告では酸素のG値に関しては論じられていないが,仮に水素ガスのG値と同様に酸素ガスも高いG値で発生したとしても,原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至る恐れがある場合には,格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し,原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減することができることから,原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることは無い。

※水の放射線分解によるG値は,分解初期(初期G値0.45)の後の再結合(水素とOHラジカル)により初期G値を理論的に超えないにも関わらず,G値0.54の水素発生が検出されているが,この原因については,水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。

[1] 勝村庸介,「福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 - 沸騰水のラジオリシスと水素濃縮 -」放射線化学 第92号(2011)

4. 原子炉格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの原子炉格納容器内における気体のミキシング効果については、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」(S57年度)^[1]によって確認している。その結果として、原子炉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。^[2]

格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスでは、事象発生から約10時間後の残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の実施及び原子炉格納容器内の温度差により、原子炉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。

格納容器スプレイを実施している場合の原子炉格納容器内の気体の流動については、電力共同研究にて実験的に確認されている。実験結果を図1に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短時間で十分なミキシング効果が得られていることが示されている。

原子炉格納容器内雰囲気と壁面に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^[1]を図2に示す。図2は原子炉格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、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の原子炉格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、原子炉格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5℃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の原子炉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。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているため、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性は更に低いと考えられる。

また、シビアアクシデント条件下における原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧(財)原子力発電技術機構による試験で得られた知見^[2]を以下にまとめる。

- ・軽密度気体(試験では水素をヘリウムで模擬)の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも

同様の効果が期待できると考えられる。

したがって、これらの知見を踏まえると、格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスにおいては、格納容器スプレイの実施、原子炉格納容器内の温度差等によりミキシング効果が得られると考えられる。

- [1] 共同研究報告書、格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57年度）
- [2] 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、財団法人 原子力発電技術機構（平成15年3月）

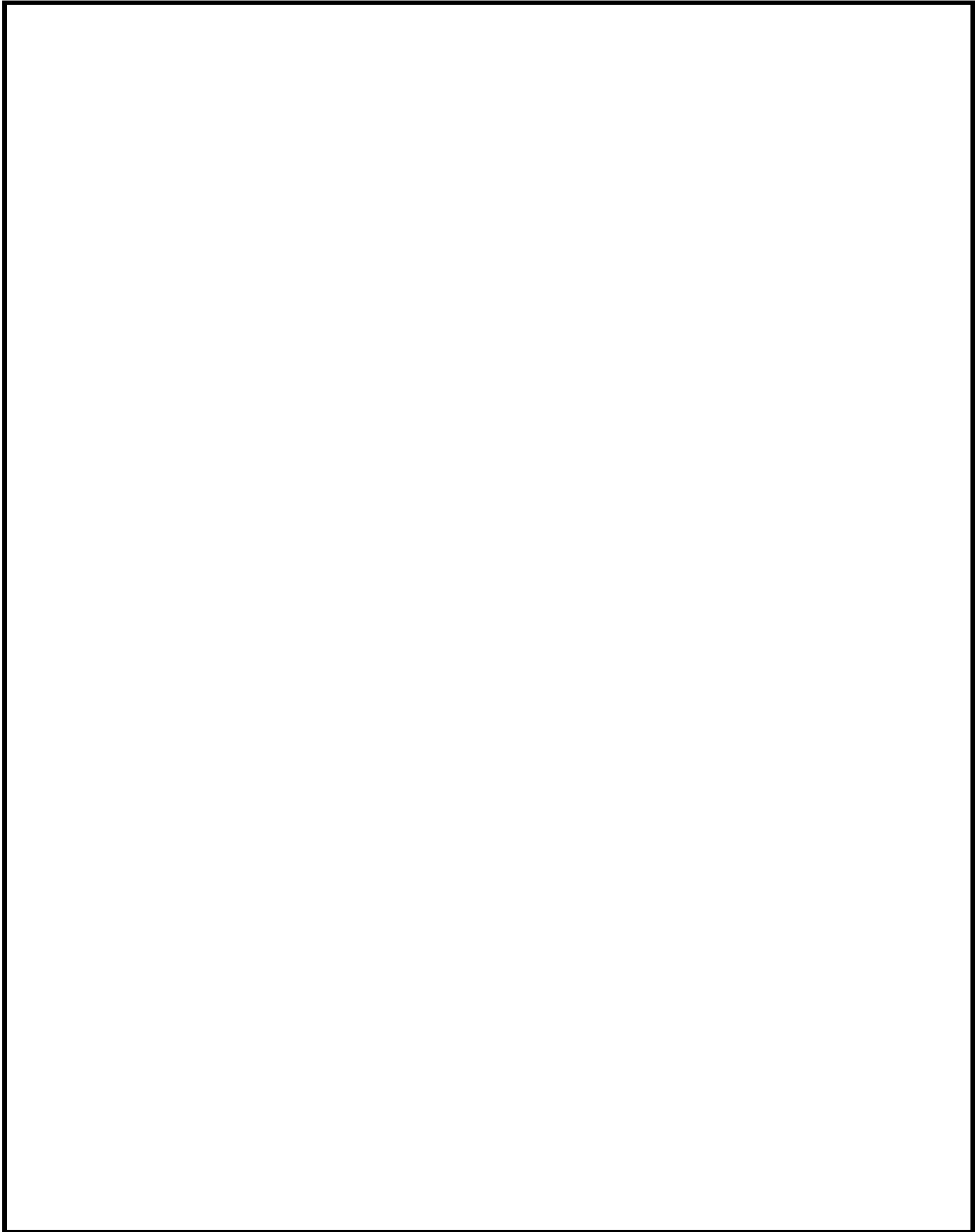


図1 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

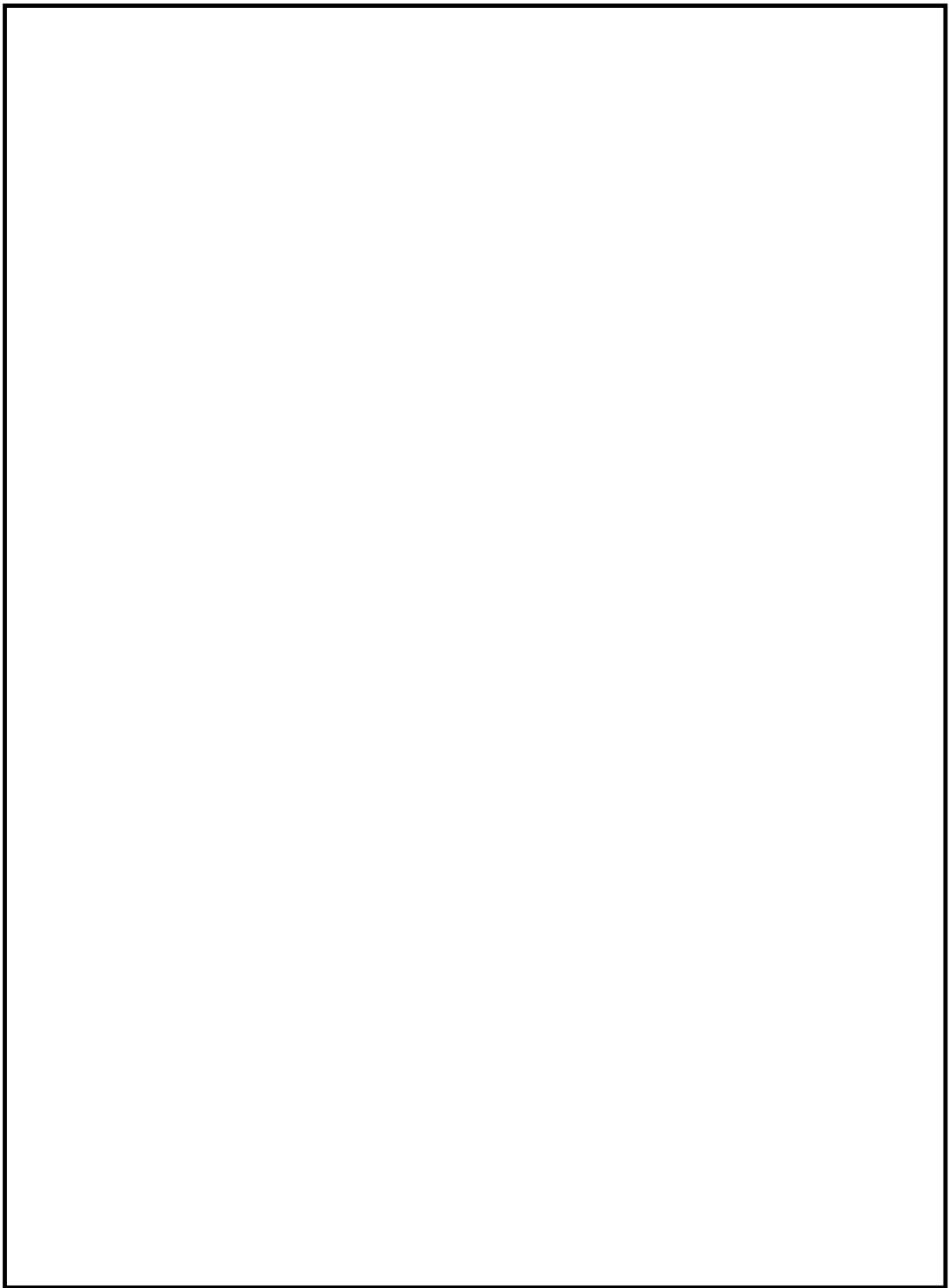


図2 温度差によるミキシング効果（ガス濃度変化結果）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

5. 深層防護の考え方について

1. 基本的な考え方

深層防護の3層と4層との境界は、著しい炉心損傷の防止という原子炉安全上の重要な目的に照らして、著しい炉心損傷があるか否かで区分する。すなわち、3層＝著しい炉心損傷防止、4層＝著しい炉心損傷後の格納容器損傷防止、とすることが適切である。

ここで、著しい炉心損傷の有無の境界となる3層と4層の間は、防護策間の独立性が特に重要となるが、実運用上は、3層と4層で同じ設備を用いる場合もあることから、従属要因及び共通要因が排除できること、それぞれのレイヤーで多様な設備を有し高い信頼性を確保していることに加え、(後述の)事象評価上の仮定であり3層と4層間の独立性の要求とは異なる考慮であることを明確にする。

2. 実態を踏まえた運用

1. で述べたような深層防護のレイヤー設定を踏まえ重大事故等対処設備を設置・運用しているが、原子炉圧力容器内に燃料がある以上は、炉心損傷の前後によらず原子炉圧力容器内に注水する必要があり、「著しい炉心損傷」の前後という深層防護の考え方における境界と、注水先としての原子炉圧力容器・原子炉格納容器の境界は必ずしも一致しない。

BWRでは、制御棒のみで未臨界を確保でき、原子炉注水も格納容器スプレィも低圧条件ならほぼ同じ設備構成で可能となる。したがって、原子炉格納容器内へのスプレィ(又は注水)について、専用のポンプ、弁、配管、水源、電源などを設けることを考えたとしても、少しの設備追加で原子炉圧力容器への注水も可能となるため、炉心損傷の防止(3層での事象の収束)を一層確実にする観点からも、原子炉格納容器へのスプレィ(または注水)に特化した設備にするよりも原子炉圧力容器内にも注水できる設備とする方が原子炉安全上有益である。

また、BWRは事象進展(水位低下)が極めて早い大破断LOCAであっても、炉心のリロケーションが発生するまでには無注水が継続しても1.5時間程度あり、3層での事象の収束が不可能な場合(炉心損傷する場合)でも、原子炉圧力容器内での損傷炉心冷却とするために原子炉圧力容器内への注水を何よりも優先すべきである。よって、深層防護の考え方としては3層と4層を明確に区別しているものの、実際の設備としては、3層用、4層用といった明確な区別をしない方が原子炉安全上有益であり、例えば注水手段は、原子炉圧力容器と原子炉格納容器のどちらにも注水できる設備として設置・運用していくことになる。

一方、重大事故のうち、格納容器破損モードに対する対策の有効性を評価する上では、著しい炉心損傷に伴うプラント状態や溶融炉心の格納容器内への

落下に伴う原子炉格納容器内の物理現象を生じさせるために、あえて原子炉圧力容器内への注水をしないといった評価上の仮定を置いたものであり、個々のレイヤー内に十分な信頼性をもたせようとする3層と4層間の独立性の考え方とは別個の要請に基づく処理である。

したがって、あるレイヤーで特定の現象を生じさせることを目的とした機能停止を、次のレイヤーにおける機能喪失と扱う必然性はなく、当該機能の信頼性を踏まえて個別に設定すべきである。

3. 低圧原子炉代替注水系（常設）について

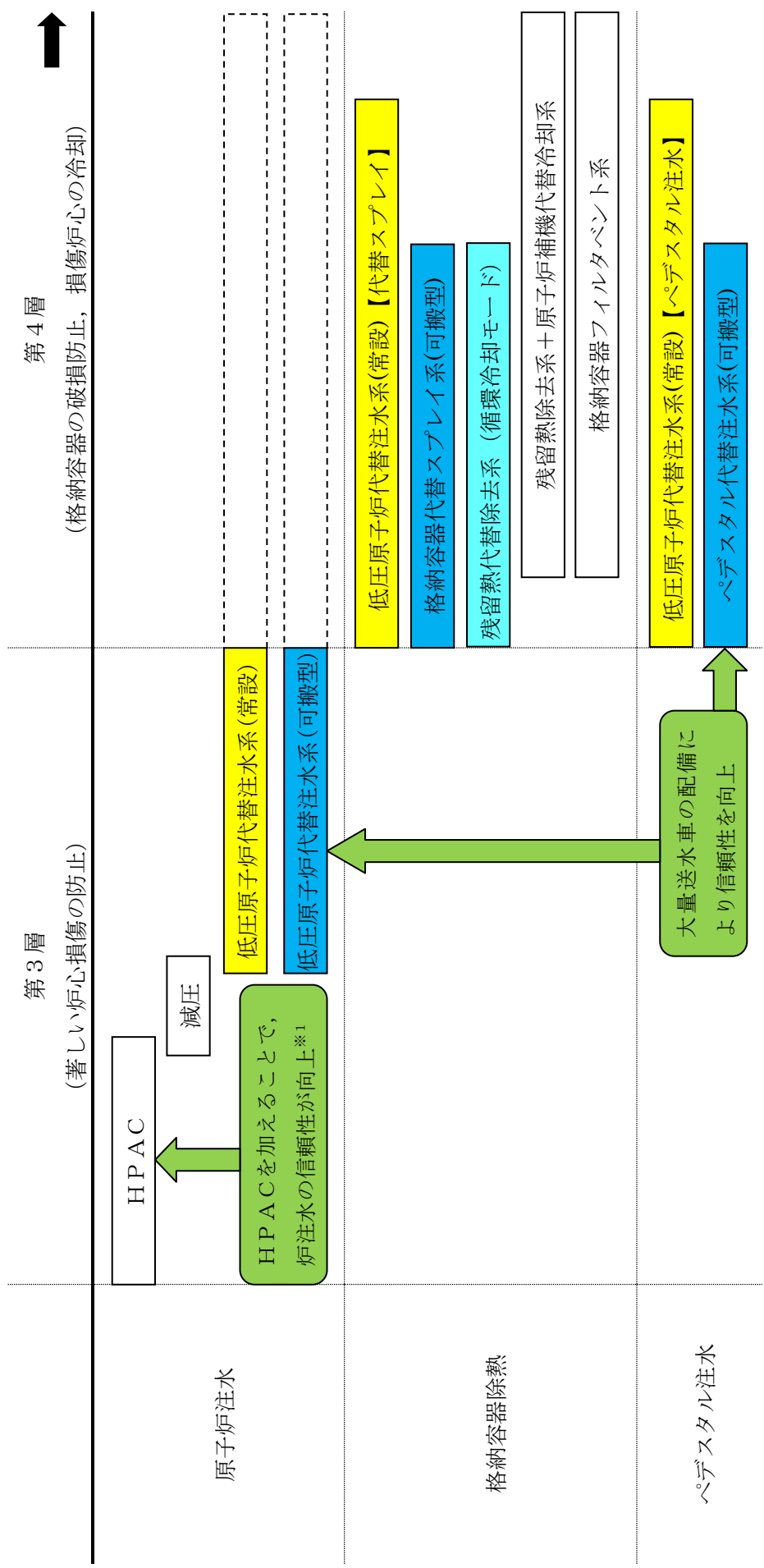
低圧原子炉代替注水系（常設）は、深層防護の3層（著しい炉心損傷の防止）における原子炉圧力容器内への注水として、4層（格納容器の破損防止策）における格納容器代替スプレイ、損傷炉心の冷却のためのペDESTAL代替注水手段としての機能を有している。

低圧原子炉代替注水系（常設）の他にも、3層の原子炉圧力容器注水機能を構成するものとしては、高圧原子炉代替注水系（HPAC）や低圧原子炉代替注水系（可搬型）を有している。同じく4層の原子炉格納容器の破損防止機能としては、残留熱代替除去系、格納容器フィルタベント系、ペDESTAL代替注水系（可搬型）を有している。

以上を踏まえると、3層、4層それぞれのレイヤーで高い信頼性を有していることから、現象を生じさせるための評価上の仮定として3層で低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を期待しない場合でも、4層の格納容器代替スプレイ、ペDESTAL注水として機能を期待することは適切である。（表1及び図1参照）

表 1 重大事故の各現象に対する対応例

		3層 (③-2)		④層 (④-1)	
		事故シナリオ		損傷炉心の冷却	格納容器の破損防止
3.1	格納容器過圧・ 過温破損	大破断L O C A + E C C S 注水機能 喪失 + S B O	常設代替交流電源設備 (G T G) が炉心損傷までに電源を供給出来ないため原子炉注水が出来ず著しい炉心損傷に至る = 著しい炉心の損傷に伴うプラント状態を生じさせるために、3層では注水機能に期待せず	【事象初期 (～10h)】 低圧原子炉代替注水系 (常設) で原子炉圧力容器内の損傷炉心に注水 【事象後期 (10h～)】 残留熱代替除去系を使用した循環冷却 (原子炉注水・格納容器スプレイの同時実施)	【事象初期 (～10h)】 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) で格納容器内にスプレイ
3.2	D C H	T Q U X	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る = 溶融炉心の格納容器内への落下に伴う格納容器内の物理現象を生じさせるために、3層では注水機能に期待せず	【事象初期 (～10h)】 ペデスタル代替注水系 (可搬型) でペデスタルに溶融炉心の落下に先立って水張り + その後のペデスタルへの注水 【事象初期 (～10h)】 同左	【事象初期 (～10h)】
3.3	炉外 F C I	T Q U V			
3.5	M C C I			【事象後期 (10h～)】 残留熱代替除去系を使用した循環冷却 (格納容器スプレイ)	



※1：TQUV, TW (LUHS, RHR機能喪失)等の一次圧カバウンダリの喪失(LOCA等)を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能

図1 第3層及び第4層における注水等に期待する設備

17. 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^[1]（以下「電共研（基本実験）」という。）」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、重大事故の際の原子炉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。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、事象発生から約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^[2]（以下「電共研（追加実験）」という。）」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、よう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B①では、長期試験（B①'）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（約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	試験結果					実験結果		
	温度 [°C]	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	1.5	50	2×10^3	0.12	0.06
A①'	室温	非沸騰	5.5	1.5	50	1×10^3	0.06	0.03

表2 電共研（追加実験）の試験条件及び実験結果

試験 ケース	試験結果					実験結果		
	温度 [°C]	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
B①								
B①'								
B②								
B③								
B④								
B⑤								
B⑥								
B⑦								
B⑧								

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

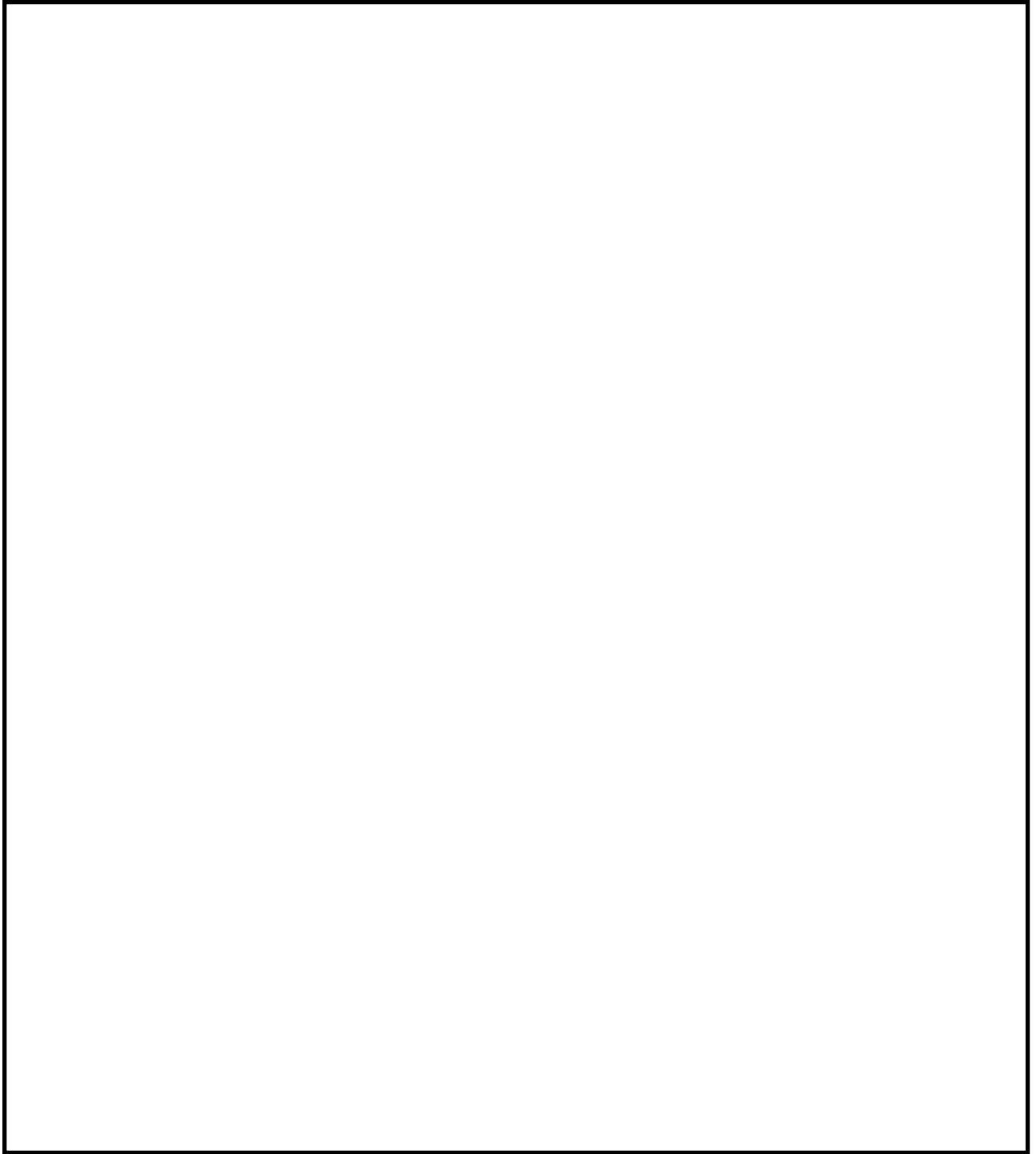


図1 電共研（基本実験）の実験結果：水素・酸素濃度と吸収線量の関係
(A①及びA①' のG値)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

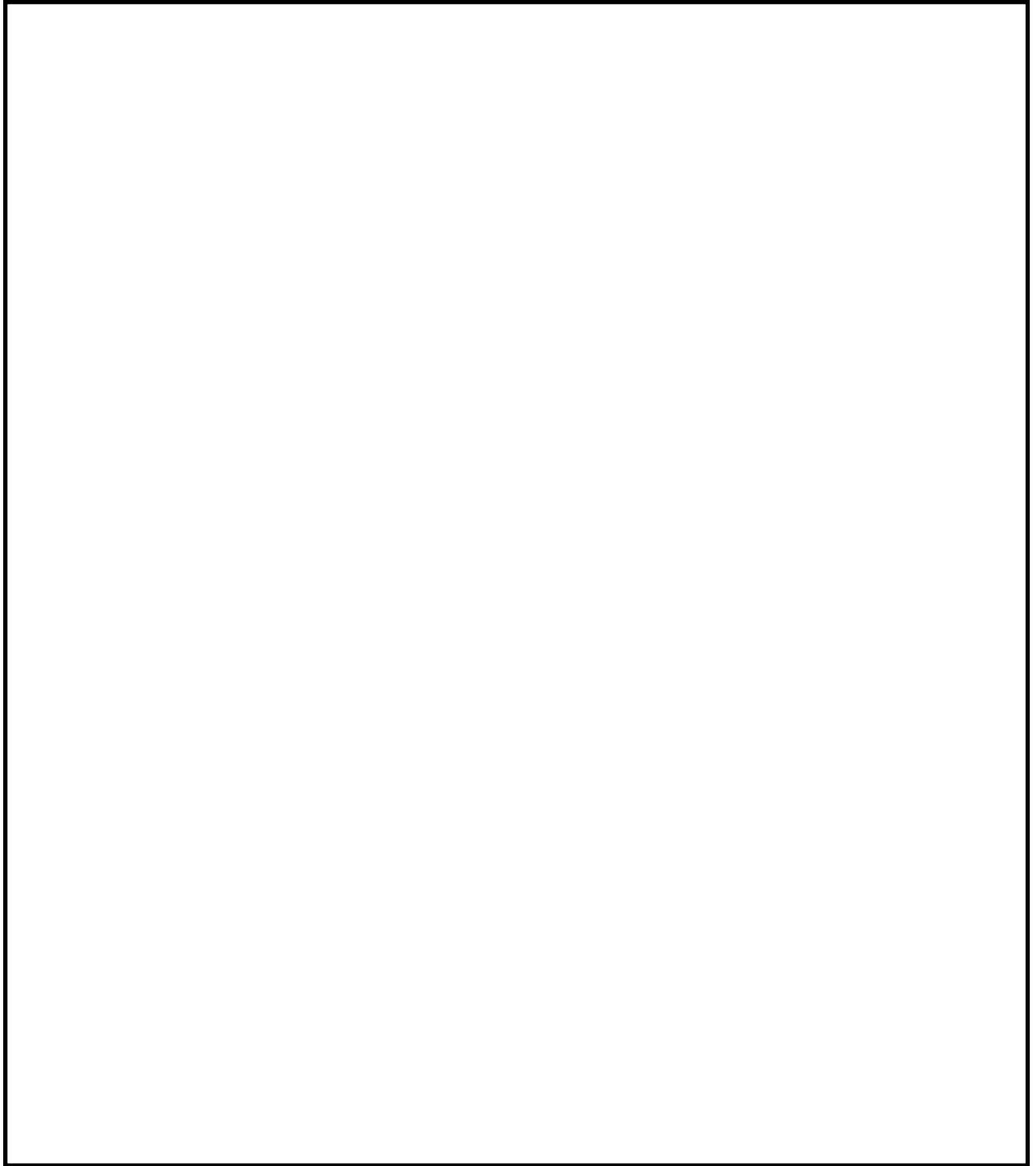


図2 電共研（追加実験）の実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係
(B①' のG値)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

別添 1

電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和 61 年度～昭和 62 年度)(電共研(基本実験))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 15ℓ の硬質ガラス、沸騰実験では約 1.8ℓ 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、H₂、O₂ ガスで気相及び液相の H₂、O₂ 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 ガンマ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、重大事故ベース)を模擬し、各事故条件下でのG値の実測を実施した。

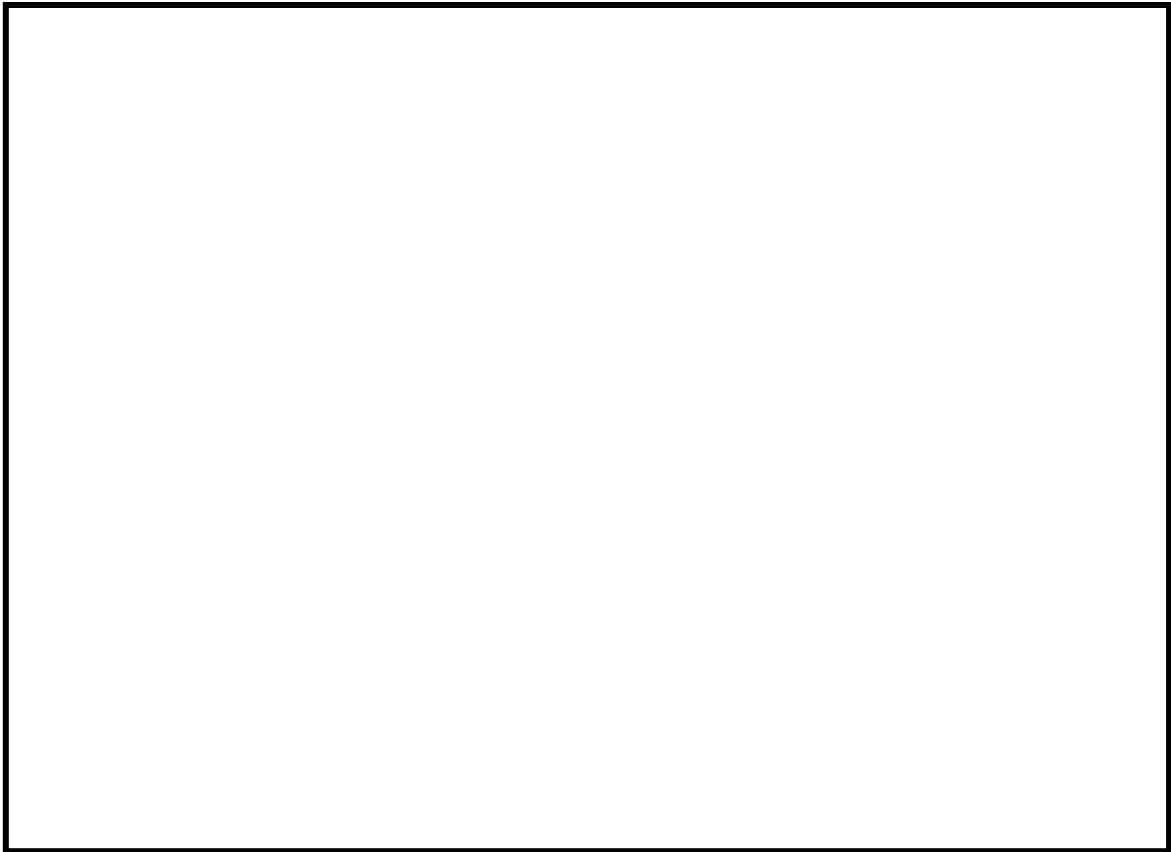


図1 電共研（基本実験）の非沸騰実験装置

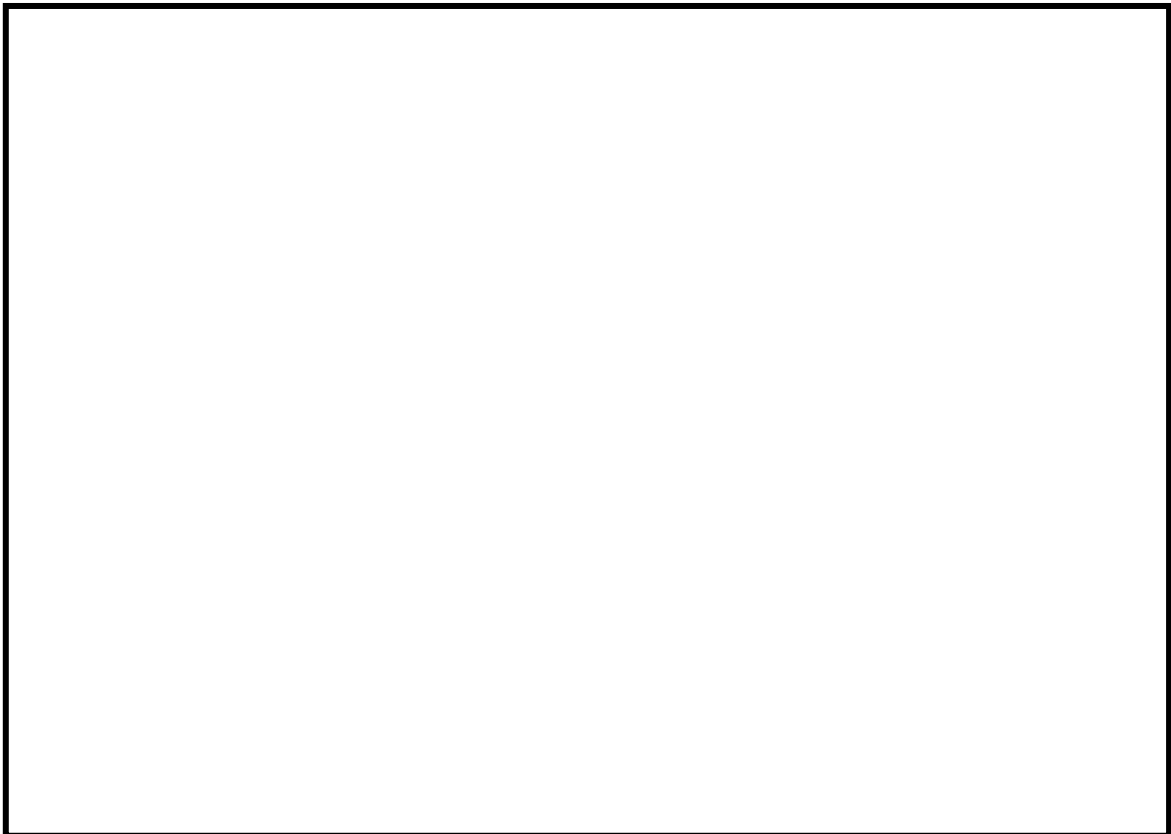


図2 電共研（基本実験）の沸騰実験装置

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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」(平成 11 年度)(電共研(追加実験))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溶存水素計(DH計)、溶存酸素計(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 ガンマ線源にて照射を開始し、DH計及び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、よう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。

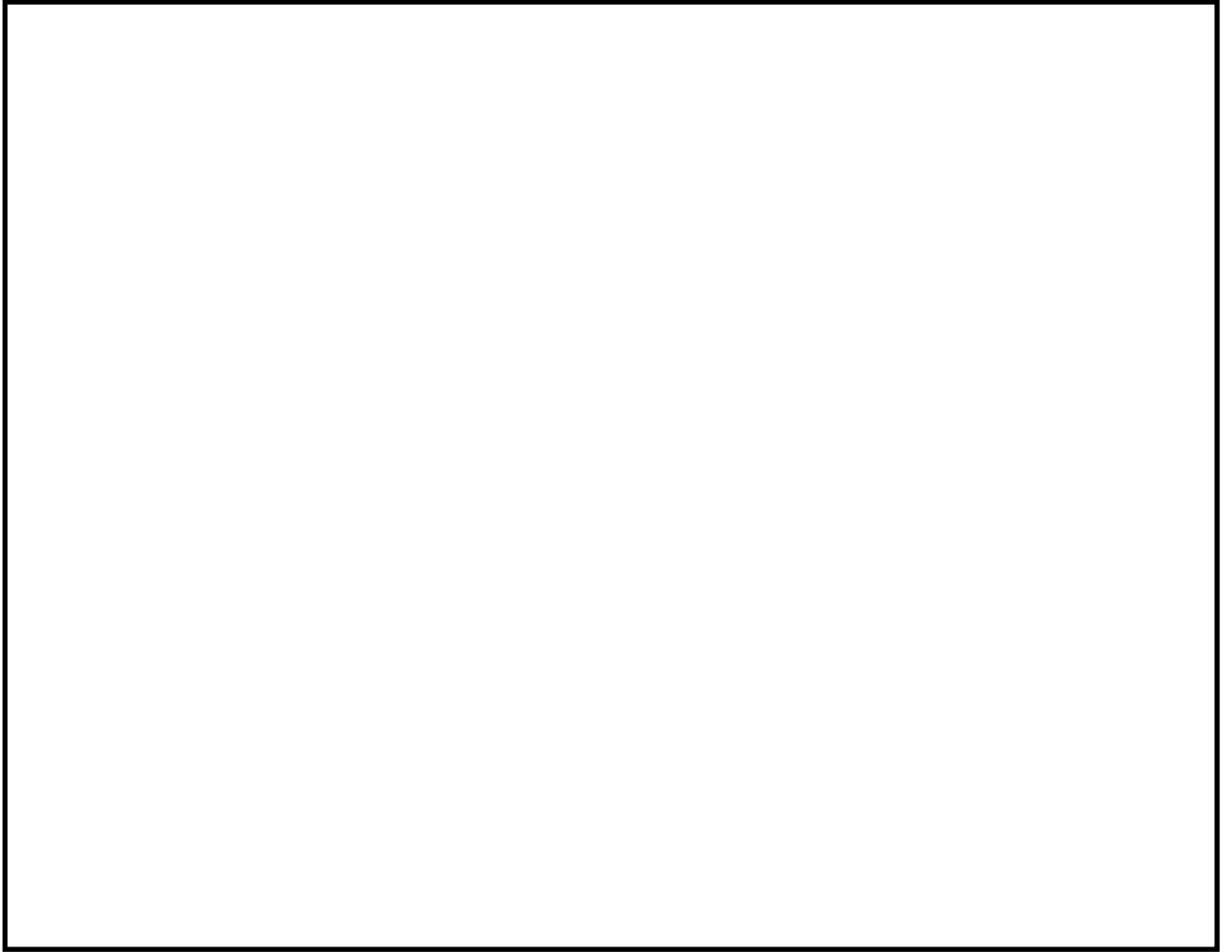


図1 電共研（追加実験）の実験装置

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

21. 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

島根2号炉 重要事故シーケンス (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) の概要 (1/3)

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シーケンス グループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備		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	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)	<p>【事象概要】 過渡事象 (全給水喪失) 発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失が発生する。これに対し低圧原子炉代替注水系 (常設) により原子炉へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧ECCS注水機能 (LPCS, LPCI)</p>	<p>【高圧注水】 —</p> <p>【減圧】 自動減圧機能付き逃がし安全弁6個 ・事象発生から約30分後</p> <p>【低圧注水】 低圧原子炉代替注水系 (常設) ・RHR注入ライン経由で注入 ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後、崩壊熱分注水 (L3~L8維持)</p>	<p>【PCVスプレイ】 —</p> <p>【海水除熱】 —</p> <p>【ベント】 フィルタベント (W/W) ・PCV圧力1Pdで実施 (約24時間後)</p>	<p>【電源】 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ガスタービン発電機 ・事象発生10分後から給電 ・外部電源なし</p> <p>【水源 (補給含む)】 低圧原子炉代替注水槽 ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	<p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに注水する必要があるが、可搬型設備の使用は約2時間を想定しているため、可搬型設備による原子炉注水では炉心損傷は防止できない。</p> <p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のためにベリスタルに約5.4時間までに水深2.4mの水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備で対応できる。</p>
高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	<p>【事象概要】 過渡事象 (全給水喪失) 発生とともに高圧注水機能喪失の発生及び減圧機能として原子炉の手動減圧の失敗を想定する。これに対し代替自動減圧機能により原子炉を減圧、低圧ECCSにより注水し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・減圧機能 (手動減圧失敗)</p>	<p>【高圧注水】 —</p> <p>【減圧】 代替自動減圧 (2個) ・原子炉水位低 (L1) 到達10分後自動減圧</p> <p>【低圧注水】 低圧ECCS ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後、崩壊熱分注水、L3~L8維持</p>	<p>【PCVスプレイ】 —</p> <p>【海水除熱】 RHRによるS/P水冷却</p> <p>【ベント】 —</p>	<p>【電源】 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし</p> <p>【水源 (補給含む)】 S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	—
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DGG失敗) +HPCS失敗 (長期TB)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに24時間間は代替電源等による交流電源復旧も不可となり、これに対し容量を増強した直流電源により炉注水を8時間継続し、8時間以降低圧原子炉代替注水系 (可搬型) にて注水する。また、格納容器ベントにて除熱する。24時間後からはガスタービン発電機から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・全交流動力電源喪失 (外部電源、非常用D/G等)</p>	<p>【高圧注水】 RCIC ・L2~L8で水位維持</p> <p>【減圧】 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6個) ・事象発生から約8時間後に手動減圧</p> <p>【低圧注水】 ・低圧原子炉代替注水系 (可搬型) ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱分注水、L3~L8維持</p>	<p>【PCVスプレイ】 —</p> <p>【海水除熱】 原子炉補機代替冷却系 ・24時間後に原子炉補機代替冷却系を起動</p> <p>【ベント】 フィルタベント (W/W) ・PCV圧力1Pdで実施 (約20時間後)</p>	<p>【電源】 ガスタービン発電機 ・事象発生24時間後から給電 ・常設直流電源により24時間直流電源を維持 ・外部電源なし</p> <p>【水源 (補給含む)】 輪谷貯水槽 ・輪谷貯水槽から原子炉へ注水</p>	<p><炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

—：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

高根 2号炉 重要事故シナリオ (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) の概要 (2/3)

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シナリオ グループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備		電源・水源	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
		炉心冷却	格納容器除熱		
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G失敗) + 高圧炉心冷却失敗 (TBU)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに24時間内は代替電源等による交流電源復旧も不可となり、高圧及び低圧の注水機能喪失が発生する。これに対し容量を増強した直流電源により24時間直流電源を維持し、HPACによる原子炉注水を8.3時間継続し、それ以降低圧原子炉代替注水系(可搬型)にて注水する。また、格納容器ベントにて除熱する。24時間後からはガスタービン発電機から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧ECCS注水機能 (LPCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G)</p> <p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに直流電源喪失し、高圧及び低圧の注水機能喪失が発生する。これに対し容量を増強した直流電源により24時間直流電源を維持し、HPACによる原子炉注水を8.3時間継続し、それ以降低圧原子炉代替注水系(可搬型)にて注水する。また、格納容器ベントにて除熱する。24時間後からはガスタービン発電機から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧ECCS注水機能 (LPCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) ・直流電源喪失</p>	<p>[PCVスプレイ] -</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・24時間後に原子炉補機代替冷却系を起動</p> <p>[ベント] フィルタベント (約20時間後) ・PCV圧力Pdで実施 (約20時間後)</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生24時間後から給電 ・常設直流電源により24時間直流電源を維持 ・外部電源なし</p> <p>[水源 (補給含む)] 輪谷貯水槽 ・輪谷貯水槽から原子炉へ注水</p>	<p><炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>	
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G失敗) + SRV再開失敗+HPCS失敗 (TBP)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに逃がし安全弁1個が閉固着し、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで原子炉注水機能が喪失する。これに対し低圧原子炉代替注水系(可搬型)により原子炉へ注水し、格納容器ベントにより直流水源を維持し、非常用母線は24時間後から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPCS) ・低圧ECCS注水機能 (LPCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) ・逃がし安全弁1個閉固着</p> <p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに逃がし安全弁1個が閉固着し、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで原子炉注水機能が喪失する。これに対し低圧原子炉代替注水系(可搬型)により原子炉へ注水し、格納容器ベントにより直流水源を維持し、非常用母線は24時間後から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPCS) ・低圧ECCS注水機能 (LPCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) ・逃がし安全弁1個閉固着</p>	<p>[高圧注水] RCIC ・SRV1個閉固着により水位低下継続 ・原子炉圧力低下により機能喪失</p> <p>[減圧] (・閉固着した逃がし安全弁1個からの蒸気流出) ・自動減圧機能付き逃がし安全弁(6個)の使用が可能となった時点(約2時間20分後)で手動減圧 ・低圧原子炉代替注水系(可搬型)の使用が可能となった時点(約2時間20分後)で手動減圧 ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱注水(L3~L8維持)</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生24時間後から給電 ・常設直流電源により24時間直流電源を維持 ・外部電源なし</p> <p>[水源 (補給含む)] 輪谷貯水槽 ・輪谷貯水槽から原子炉へ注水</p>	<p><炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>	

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

-：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

高根 2号炉 重要事故シーケンス (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) の概要 (3/3)

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シーケンスグループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備		の成立性		
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	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	
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) (TW)	<p>【事象概要】 過渡事象 (全給水喪失) が発生するとともに取水機能喪失が発生する。これに対しRCICによる原子炉注水を継続し、8時間後に原子炉補機代替冷却系を稼働・起動し、LPCIにより原子炉へ注水し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・取水機能 (RSW)</p>	<p>[高圧注水] RCIC ・L2～L8で水位維持</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6個) ・事象発生から約8時間後</p> <p>[低圧注水] LPCI ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱分注水、L3～L8維持</p>	<p>[PCVスプレイ] -</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系を起動 ・事象発生8時間後に原子炉補機代替冷却系を起動</p> <p>[ベント] -</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生10分後から給電 ・外部電源なし</p> <p>[水源 (補給含む)] S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	-	-
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去機能喪失) (TW)	<p>【事象概要】 過渡事象 (全給水喪失) が発生するとともに残留熱除去機能喪失が発生する。これに対しRCICによる原子炉注水を継続し、8時間後からは低圧原子炉代替注水系 (常設) にて注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・残留熱除去系 (RHR)</p>	<p>[高圧注水] RCIC ・L2～L8で水位維持</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6個) ・事象発生から約8時間後に手動減圧</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系 (常設) ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱分注水、L3～L8維持</p>	<p>[PCVスプレイ] -</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント (W/W) ・PCV圧力1Pdで実施 (約20時間)</p>	<p>[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ガスタービン発電機 ・外部電源なし</p> <p>[水源 (補給含む)] S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	○	<炉心損傷防止> 事象発生8時間後までは、RCICによる注水を継続し、その後可搬型設備による原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。
原子炉停止機能喪失 (TC)	<p>【事象概要】 過渡事象 (蒸気隔離弁閉止) が発生するとともに制御棒挿入失敗 (ARI含む) が発生する。これに対しHPCS及びRCICにより注水を継続し、SLCにより再臨界を確保する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・スクラム機能 (RPS) ・代制御棒挿入機能 (ARI) ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 (RPT)</p>	<p>[原子炉停止] SLC ・SLC注入はS/C水温高 (49°C) から10分後</p> <p>[高圧注水] HPCS, RCIC ・水位回復までは定格流量 ・L1Hで水位維持</p> <p>[減圧] -</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>[PCVスプレイ] -</p> <p>[海水除熱] RHRによるS/P水冷却</p> <p>[ベント] -</p>	<p>[電源] 外部電源</p> <p>[水源 (補給含む)] S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	-	-
LOCA時注水機能喪失 (中破断LOCA)	<p>【事象概要】 LOCA発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失が発生する。これに対し低圧原子炉代替注水系 (常設) により原子炉へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧ECCS注水機能 (LPCS, LPCI) ・自動減圧機能 (ADS)</p>	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6個) ・事象発生から約30分後に手動減圧</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系 (常設) ・RHR注入ライン経由で注入 ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後、崩壊熱分注水 (L3～L8維持)</p>	<p>[PCVスプレイ] -</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント (W/W) ・PCV圧力1Pdで実施 (約22時間)</p>	<p>[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ガスタービン発電機 ・外部電源なし</p> <p>[水源 (補給含む)] 低圧原子炉代替注水槽 ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	×	<炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに注水する必要があるが、可搬型設備の使用は約2時間20分を想定しているため、可搬型設備による原子炉注水では炉心損傷は防止できない。
格納容器バイパス (LSLOCA)	<p>【事象概要】 LSLOCA (残留熱除去系系交換器フランジ部、残留熱除去系機器等からの漏えいを想定) が発生する。これに対しHPCS及びRCICにより注水を継続し、破断箇所を隔離する。</p> <p>【機能喪失の前提】 -</p>	<p>[高圧注水] HPCS, RCIC</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6個) ・事象発生から約30分後に中央制御室による破断箇所隔離に失敗し、漏えい抑制のため手動減圧 に手動減圧</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>格納容器バイパス事象であるため、格納容器側のマナネジメメントは不要 (ただし、破断箇所の隔離後は通常の停止手順で冷温停止に移行)</p>	<p>[電源] 外部電源</p> <p>[水源 (補給含む)] S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	-	-

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×

○：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

-：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

島根2号炉 重要事故シナケケンス (運転中の原子炉における重大事故) の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

格納容器破損モード	事象設定	損傷炉心冷却	格納容器破損防止設備	電源・水源	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
格納容器破損モード	<p>【事象概要】 大破断LOCA(再循環ポンプ吸込側配管の瞬時同時破断を想定)発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、ガスタービン発電機から給電する。残留熱代替除去系により炉心への注水、格納容器の除熱を遂行する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCS) ・原子炉隔離時冷却系(RCIC) ・低圧ECCS注水機能(LPCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) <p>【事象概要】 大破断LOCA(再循環ポンプ吸込側配管の瞬時同時破断を想定)発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対しガスタービン発電機から給電した低圧原子炉代替注水系(常設)により炉心へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCS) ・原子炉隔離時冷却系(RCIC) ・低圧ECCS注水機能(LPCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] - (LOCAにより減圧)</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系(常設) ・RHR(A)注入ライン経由で注入 残留熱代替除去系 ・事象発生10時間後から開始</p>	<p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・事象発生10時間後準備完了</p> <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却 ・事象発生10時間後開始</p> <p>[蓄熱注入] 可搬型蓄熱供給装置 ・事象発生12時間後から注入開始</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源(補給含む)] 低圧原子炉代替注水槽(原子炉注水) ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	<p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のためにベデスタルに約3.3時間までに水深2.4mの水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備で対応できる。</p>
過温・過圧破損防止(残留熱代替除去系を使用しない場合)	<p>【事象概要】 過渡事象(全給水喪失)が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能(重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従いBAF+燃料有効長20%でRPV破損前に手動減圧を行う。溶融炉心落下前にベデスタルへの水張りをを行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCVの健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCS) ・原子炉隔離時冷却系(RCIC) ・低圧ECCS注水機能(LPCS, LPC1) ・自動減圧機能(ADS) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁(2個) ・BAF+燃料棒有効長20%で手動減圧</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>[PCVSスプレイ] 格納容器代替スプレイ系(可搬型) ・事象発生約27時間後にPCVSスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント(W/W) ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達で実施(約32時間)</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源(補給含む)] 低圧原子炉代替注水槽(原子炉注水) ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給 輪谷貯水槽(格納容器スプレイ)</p>	<p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のためにベデスタルに約3.3時間までに水深約2.4mの水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備で対応できる。</p>
高圧溶融物放出/格納容器劣化(直接加熱(DCH))	<p>【事象概要】 過渡事象(全給水喪失)が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能(重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従いBAF+燃料有効長20%でRPV破損前に手動減圧を行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCVの健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCS) ・原子炉隔離時冷却系(RCIC) ・低圧ECCS注水機能(LPCS, LPC1) ・自動減圧機能(ADS) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁(2個) ・BAF+燃料棒有効長20%で手動減圧</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>[PCVSスプレイ] 格納容器代替スプレイ系(可搬型) ・事象発生約27時間後にPCVSスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント(W/W) ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達で実施(約32時間)</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源(補給含む)] 輪谷貯水槽(ベデスタル注水, 格納容器スプレイ)</p>	<p><格納容器破損防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	<p>【事象概要】 過渡事象(全給水喪失)が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能(重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従いBAF+燃料有効長20%でRPV破損前に手動減圧を行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCVの健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCS) ・原子炉隔離時冷却系(RCIC) ・低圧ECCS注水機能(LPCS, LPC1) ・自動減圧機能(ADS) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁(2個) ・BAF+燃料棒有効長20%で手動減圧</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>[PCVSスプレイ] 格納容器代替スプレイ系(可搬型) ・事象発生約27時間後にPCVSスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント(W/W) ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達で実施(約32時間)</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源(補給含む)] 輪谷貯水槽(ベデスタル注水, 格納容器スプレイ)</p>	<p><格納容器破損防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	<p>【事象概要】 過渡事象(全給水喪失)が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能(重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従いBAF+燃料有効長20%でRPV破損前に手動減圧を行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCVの健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCS) ・原子炉隔離時冷却系(RCIC) ・低圧ECCS注水機能(LPCS, LPC1) ・自動減圧機能(ADS) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁(2個) ・BAF+燃料棒有効長20%で手動減圧</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>[PCVSスプレイ] 格納容器代替スプレイ系(可搬型) ・事象発生約27時間後にPCVSスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント(W/W) ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達で実施(約32時間)</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源(補給含む)] 輪谷貯水槽(ベデスタル注水, 格納容器スプレイ)</p>	<p><格納容器破損防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>
水素燃焼	<p>【事象概要】 過渡事象(全給水喪失)が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能(重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従いBAF+燃料有効長20%でRPV破損前に手動減圧を行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCVの健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCS) ・原子炉隔離時冷却系(RCIC) ・低圧ECCS注水機能(LPCS, LPC1) ・自動減圧機能(ADS) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁(2個) ・BAF+燃料棒有効長20%で手動減圧</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>[PCVSスプレイ] 格納容器代替スプレイ系(可搬型) ・事象発生約27時間後にPCVSスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント(W/W) ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達で実施(約32時間)</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源(補給含む)] 輪谷貯水槽(ベデスタル注水, 格納容器スプレイ)</p>	<p><格納容器破損防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>

○：可搬型設備で代替することで格納容器破損を防止できる

×：可搬型設備の代替では格納容器破損を防止できない

—：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

島根2号炉 燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シナリオ	起因事象	冷却材漏えい・開離	重大事故等対処設備等			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
			注水	除熱	サポート系（電源等）	
想定事故1	燃料プール冷却及び注水機能喪失	なし	[燃料プール注水] 燃料プールのシステム（常設スプレイヘッド使用） ・事象発生約7.9時間後に注水開始	期待しない	[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし [水源（補給含む）] 輪谷貯水槽（燃料プール注水）	<燃料損傷防止> 可搬型スプレイノズルに置き換えた場合においても、事象発生約7.9時間後までに準備を完了する必要があるが、対応できる。
想定事故2	燃料プール冷却等の配管破断	漏えい（FPC、RHRポンプよりプール側） サイフォンプレイク配管により漏えい停止	[燃料プール注水] 燃料プールのシステム（常設スプレイヘッド使用） ・事象発生約7.6時間後に注水開始	期待しない	[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし [水源（補給含む）] 輪谷貯水槽（燃料プール注水）	<燃料損傷防止> 可搬型スプレイノズルに置き換えた場合においても、事象発生約7.6時間後までに準備を完了する必要があるが、対応できる。

○：可搬型設備で代替することで燃料損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では燃料損傷を防止できない

－：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

島根2号炉 重要事故シナリオ（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シナリオ	起因事象	重大事故等対処設備等				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
		停止系	減圧	注水	除熱	
崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障による崩壊熱除去機能喪失	－	炉圧上昇に伴い手動減圧を実施	[低圧注水] 残留熱除去系（低圧注水モード） ・事象発生2時間後から注水を実施	[海水除熱] 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・原子炉水位回復から約20分後から除熱を開始	－
全交流動力電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等による外部電源を喪失（及び全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失による全交流動力電源喪失）	－	炉圧上昇に伴い手動減圧を実施	[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系（常設） ・事象発生2時間後から注水を実施	[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・事象発生10時間後から除熱を実施	<燃料損傷防止> 崩壊熱による冷却材の蒸発により、TAF到達まで約6.1時間であり、原子炉注水を2時間30分から開始できることから、可搬型設備で対応できる。
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統切替時に原子炉冷却材が流出（ミニマムフロー弁の閉操作忘れ）	－	－	[低圧注水] 低圧ECCS 残留熱除去系（低圧注水モード） ・事象発生2時間後から注水を実施	[海水除熱] 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・原子炉注水後除熱を開始	－
反応度の悪投入	制御棒の最大反応度面量に対する核的制限値を超える締め継接の制御棒が融引拔される	－	－	－	－	－

○：可搬型設備で代替することで燃料破損を防止できる

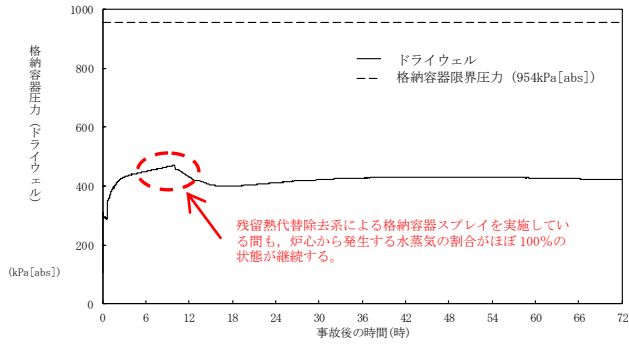
×：可搬型設備の代替では燃料破損を防止できない

－：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

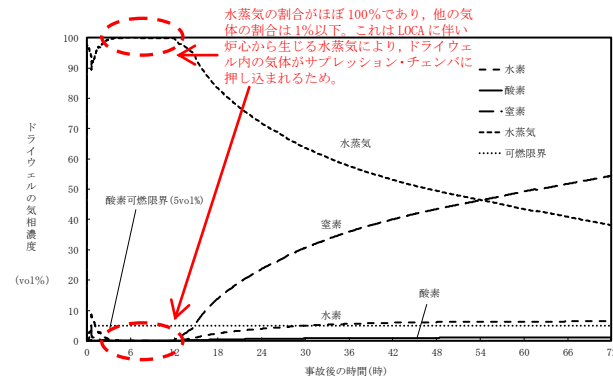
22. 有効性評価「水素燃焼」における，ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明

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。

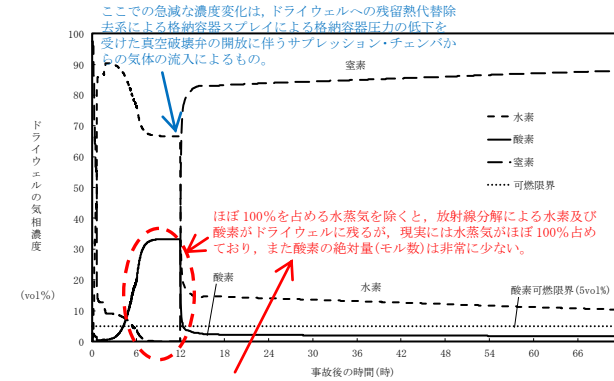
格納容器圧力（絶対圧表示）



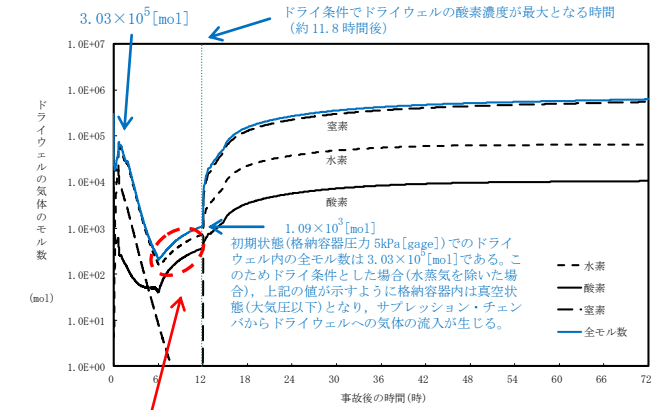
ウェット条件（気体の濃度の推移）



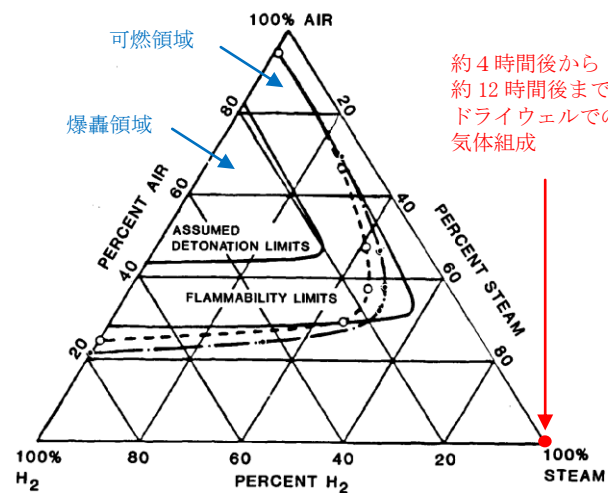
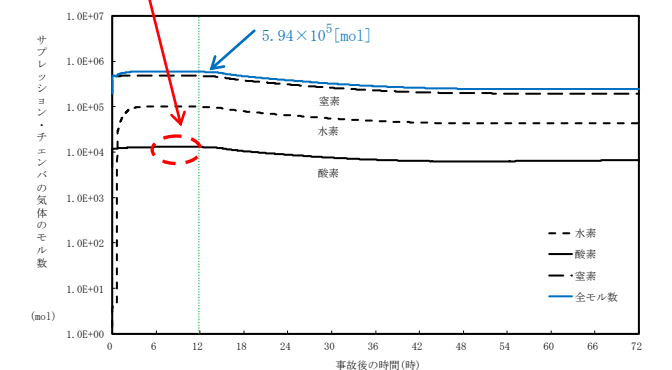
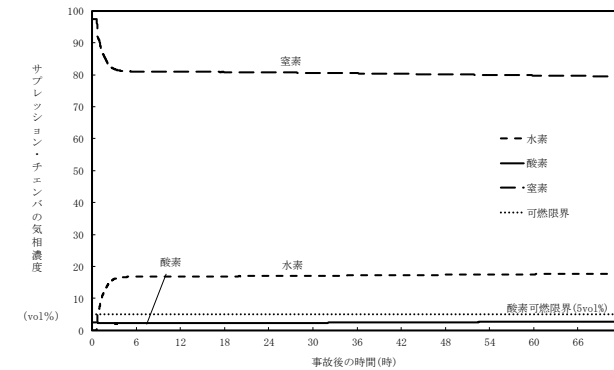
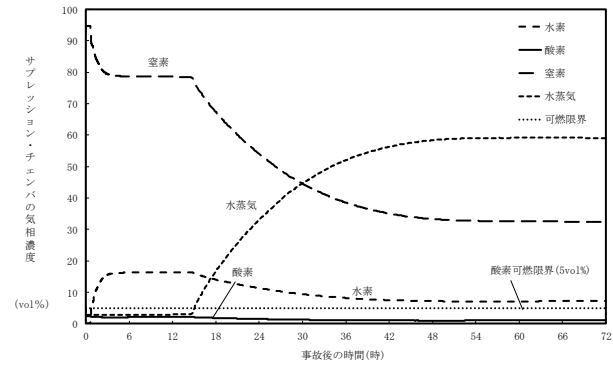
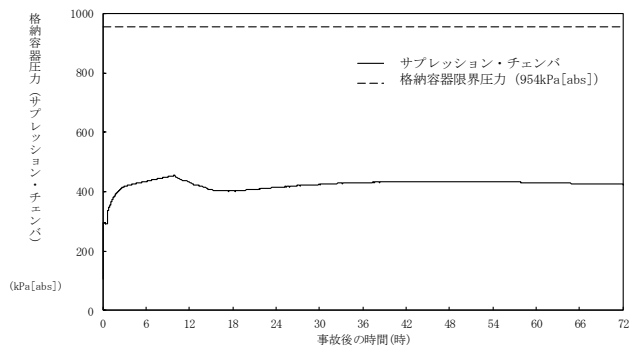
ドライ条件（気体の濃度の推移）



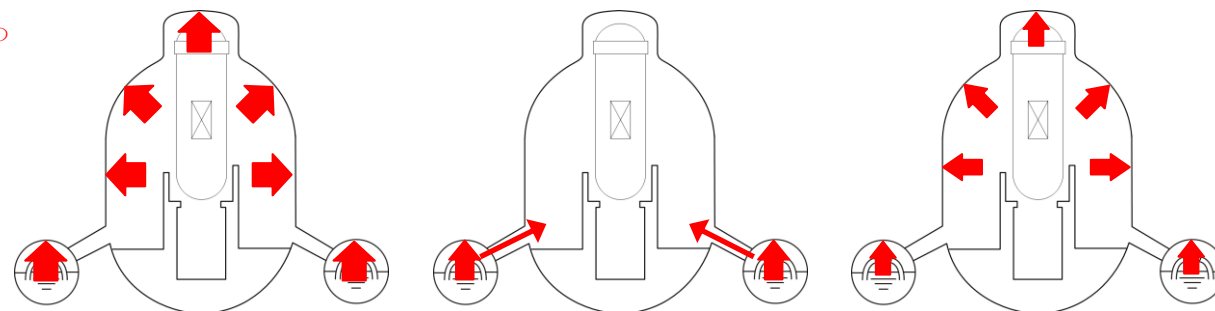
ドライ条件（気体のモル数）



仮にドライ条件になった場合、ドライウエルの全圧が大きく低下するため、全圧の低下割合が小さいサブプレッション・チェンバから気体が流入する。ドライ条件でのドライウエルの気体の絶対量(モル数)はドライ条件でのサブプレッション・チェンバの絶対量(モル数)に比べて少ないため、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの流入が生じると、ドライウエルの気体組成はサブプレッション・チェンバとほぼ同じとなる。なお、12時間後からドライウエルへ窒素注入しているため、時間経過と共にドライウエルの酸素濃度はサブプレッション・チェンバに比べて抑制される。サブプレッション・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ドライウエルの酸素濃度が5%を超えることはない。



FLAMMABILITY LIMITS
 — 68°F - 167°F AT 0 psig (20°C - 86°C AT 101 kPa)
 ○ - - - 300°F - 0 psig (149°C - 101 kPa)
 ● - - - 300°F - 100 psia (149°C - 892 kPa)



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と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エルの酸素濃度

仮にD/WとS/Cがドライ条件になるとすると、ドライウエルの全圧が大幅に低下するため、S/CからD/Wに真空破壊弁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。この時以下①~③式が成り立つ。
 ○ 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
 $S_1 \times V_0 = S_0 \times V_0 - D_{in} \times V_0$ より、 $S_1 = S_0 - D_{in} (V_0/V_0)$ ②
 ○ D/W及びS/Cの均一化
 $D_1 = S_1$ ③

ドライ条件でのD/Wでの酸素濃度が最大となる、事象発生から約11.8時間後について計算する。
 $D_0 = 1.09 \times 10^5 [\text{mol}] / (7,900 [\text{m}^3] \times 1,000 [\text{l/m}^3]) = 1.38 \times 10^{-4} [\text{mol/l}]$
 $S_0 = 5.94 \times 10^5 [\text{mol}] / (4,700 [\text{m}^3] \times 1,000 [\text{l/m}^3]) = 1.26 \times 10^{-1} [\text{mol/l}]$
 $D_{in} = (S_0 - D_0) \times V_0 / (V_0 + V_0)$
 $= (1.26 \times 10^{-1} [\text{mol/l}] - 1.38 \times 10^{-4} [\text{mol/l}]) \times 4,700 / (4,700 + 7,900) = 4.71 \times 10^{-2} [\text{mol/l}]$
 $D_1 = S_1 = D_{in} + D_0 = 4.71 \times 10^{-2} [\text{mol/l}] + 1.38 \times 10^{-4} [\text{mol/l}] = 4.73 \times 10^{-2} [\text{mol/l}]$

$D_1 = S_1 = D_{in}$ 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、 $D_0/D_{in} = 2.92 \times 10^{-3} < 1/100$

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2.2%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2.6%であり、5%を十分に下回る。

図1 有効性評価「水素燃焼」におけるドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気体組成についての補足説明

36. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について

BWRにおいて、炉心損傷前に原子炉格納容器内で水素を発生させ得る現象としては、原子炉格納容器内のグレーチングに含まれる亜鉛と水蒸気の反応等が考えられる。

ここでは、島根原子力発電所2号炉において、炉心損傷前に水素ガスが発生した場合の影響を考察する。

1. 発生し得る水素量について

有効性評価の添付資料 3.1.2.3「原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について」において、上記の現象によって、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムが全量反応した場合に、発生し得る水素ガスの量を、表1のとおり評価している。

表1 水素ガスの発生量

金属	発生する水素の量
亜鉛	約 73kg (約 803Nm ³)
アルミニウム	約 374kg (約 4,156Nm ³)

2. 水素ガスの発生による影響について

(1) 格納容器圧力への影響

亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素を考慮しても、炉心損傷前の格納容器ベント時の格納容器圧力(427kPa[gage])に対する寄与は約16%程度であり、有意な影響は小さいと考える。

(2) 水素濃度への影響

燃料棒の健全性が損なわれず、よう素が原子炉冷却材中に放出されない条件(純水)*において、G値は以下のとおりとなる^[1]

- ・沸騰条件 : 0.2 (H₂) / 0.1 (O₂)
- ・非沸騰条件 : 0 (H₂) / 0 (O₂)

炉心損傷に至らない場合、燃料がヒートアップし、炉心内での沸騰が長期間継続することはないと考えると、過渡的に短時間の沸騰が生じる可能性はあるものの、G値はほぼゼロと考えられることから、水素濃度が4vol%に至ることはないと考えられる。なお、炉心損傷に至らない場合、燃料被覆管温度は低く維持されることから、ジルコニウム-水反応による水素も実質発生しないと考えられる。

また、炉心損傷前の格納容器ベント時の気相部のモル分率において、1. で

示した水素を考慮した場合には、水素のモル分率は約 0.16 であるが、BWR の原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、亜鉛及びアルミニウムの反応では酸素ガスの発生はないことから、本反応単独での水素ガスの燃焼は発生しないものとする。

(3) 酸素濃度への影響

炉心損傷に至らない場合、炉心内での沸騰が長期間継続することはなく、水の放射線分解による酸素濃度の上昇はないものと考えられるが、仮に、炉心内で沸騰状態が長期間継続し、水の放射線分解によって炉内で発生した水素及び酸素がすべて原子炉格納容器内へ移行することを想定すると、初期酸素濃度 2.5vol%とした場合、酸素濃度が 5 vol%に至る時間は事象発生約 73.5 日後（1765 時間後）であり、十分な時間余裕がある。なお、仮に格納容器圧力 427kPa[gage]で格納容器ベントを行った場合は、格納容器ベントにより酸素濃度が低下する可能性があるが、これを考慮して、初期酸素濃度を 1 vol%とした場合は、酸素濃度が 5 vol%に至る時間は事象発生約 182 日後（4,371 時間後）となる。

したがって、有効性評価の炉心損傷防止シナリオにおいて、水の放射線分解により発生する水素及び酸素は、有意な影響を及ぼさないと考えられる。

※よう素の追加放出の影響について

炉心損傷前のシナリオでは、基本的に炉心は健全に維持されているが、仮に、設計基準事故と同程度のよう素の追加放出が発生した場合を想定する。

設計基準事故において、追加放出されるよう素は、炉内内蔵量の 0.01%未満である。

よう素濃度を変化させた場合の吸収線量と酸素濃度の変化量の関係を図 1 に示す。図 1 より、よう素の放出量が炉内内蔵量の約 1%未満（よう素濃度： 6×10^{-7} mol/L）であれば、よう素が原子炉冷却材中に放出されない条件（純水）と同様に G 値は、ほぼゼロと考えられる。

このため、炉心損傷前の水素燃焼への影響を検討する観点で、設計基準事故と同等のよう素の追加放出を考慮した場合も、非沸騰状態における G 値はゼロと考えられる。

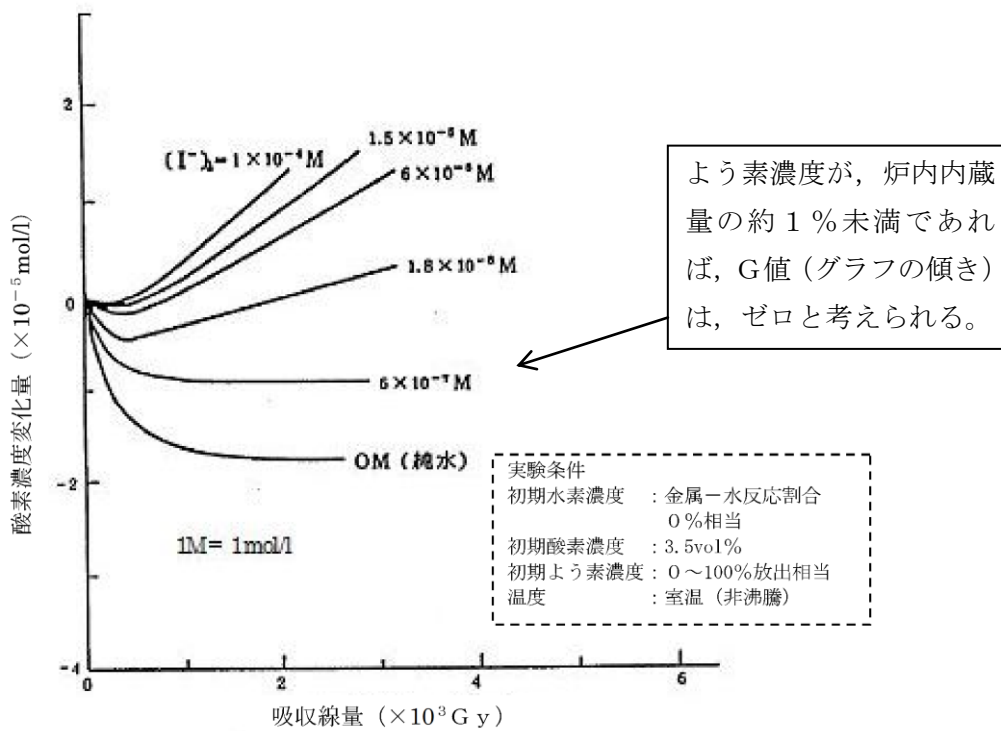


図1 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（よう素濃度を変化させた場合）

3. まとめ

炉心損傷前において、仮に原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムが全量反応することを考慮しても発生する水素量は約450kgであり、炉心損傷前ベント時の格納容器圧力に有意な影響を及ぼすものではない。また、保守的に炉心内で沸騰状態が長期間継続するという仮定をおいたとしても、約73.5日間、可燃限界に到達することはないため、水の放射線分解により発生する水素及び酸素を考慮しても、有意な影響はないと考えられる。

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

以上

41. 有効性評価解析条件の見直し等について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価

1. 1 設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月 25 日付）からの解析条件等変更内容について

島根原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価において、当社及び先行プラントの審査会合での議論や安全性向上の観点等を踏まえて評価条件等を見直した。以下に、主要な変更内容とその理由を示す。

(1) 高圧注水・減圧機能喪失

格納容器除熱開始を原子炉への注水と同時としていたが、原子炉水位回復後の原子炉水位制御（レベル 3～レベル 8）を踏まえ、原子炉注水による炉心冠水確認後の操作として、原子炉水位高（レベル 8）到達後に格納容器除熱を行うよう変更した。

また、原子炉を冷温停止状態に移行するまでの運転操作を踏まえ、サプレッション・プール水温度静定後の残留熱除去系の運転モードの切り替え操作（低圧注水モードから原子炉停止時冷却モード）を考慮することとした。

	変更前	変更後
残留熱除去系による格納容器除熱開始	原子炉への注水開始時	原子炉水位高（レベル 8）到達時
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉冷却	—	事象発生から 12 時間後

(2) 全交流動力電源喪失

a. 事故シーケンスの細分化

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスとしては、長期 TB の 1 シーケンスのみの説明とし、全交流動力電源喪失時に原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する事故シーケンス（TBU, TBD, TBP）については、「高圧・低圧注水機能喪失」と同様の事象進展となる等としていたが、対策が異なるため 4 シーケンスに細分化することとした。

b. 24 時間全交流動力電源喪失

設置許可基準規則の解釈の「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする。」の要求は、長期 TB のみ適用されるとして評価していたが、ガイドの要求通り、TBU, TBD, TBP についても交流動力電源は 24 時間使用できないものとして評価することとした。

(3) 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

a. 原子炉補機代替冷却系による負荷の見直し

(a) 負荷の追加（その1）

中央制御室及び燃料プールの冷却機能も喪失することを想定し、原子炉補機代替冷却系による負荷に中央制御室換気系及び燃料プール冷却系を追加した。

	変更前	変更後
中央制御室冷却開始	—	事象発生から8時間後
燃料プール冷却開始	—	事象発生から24時間後

(b) 負荷の追加（その2）

重大事故等対処設備の追加に伴う負荷の増加を踏まえ、原子炉補機代替冷却系による負荷に残留熱代替除去系及びCAMS関連設備を追加した。

	変更前	変更後
残留熱代替除去系	—	事象発生から8時間後
CAMS関連設備	—	事象発生から8時間後

b. 原子炉補機代替冷却系による負荷の見直しに伴う重大事故等対策の見直し

原子炉補機代替冷却系による負荷の見直しに伴い、原子炉補機代替冷却系による想定負荷が多くなる接続先での重大事故等対策を考慮した評価に変更した。

	変更前	変更後
原子炉補機代替冷却系の接続先	原子炉建物西側 接続口	原子炉建物南側 接続口
原子炉注水	低圧炉心スプレイ系	C-残留熱除去系(低圧注水モード)
格納容器除熱	A-残留熱除去系(サブレーション・プール水冷却モード)	B-残留熱除去系(サブレーション・プール水冷却モード)

(4) 原子炉停止機能喪失

a. 原子炉隔離時冷却系による注水の反映

原子炉注水について、給水系、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により行われるが、このうち、原子炉隔離時冷却系による注水が炉内の体積計算（マスバランス計算）に反映されていないことが分かったため、再解析を実施した。

項 目	再解析後	当初申請
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 799	約 799
燃料被覆管の酸化量 (%)	1 %以下	1 %以下
原子炉圧力 (MPa[gage])	約 8.68	約 8.68
格納容器圧力 (kPa[gage])	約 167	約 118
サブプレッション・チェンバプール水温 (°C)	約 110	約 99

*原子炉隔離時冷却系による注水開始は、事象発生の約 4.5 分後からであることから、短期解析の炉心側パラメータ（燃料被覆管最高温度、燃料被覆管の酸化量、原子炉圧力）には影響はない。原子炉隔離時冷却系による注水を反映させることで、原子炉水位がわずかに高くなり、炉心流量が増加することにより、原子炉出力がわずかに高くなる。結果として格納容器側パラメータ（格納容器圧力、サブプレッション・チェンバのプール水温）が高くなった。

b. 燃料被覆管最高温度の評価位置の見直し

燃料被覆管最高温度の評価位置をスペーサ直下から温度が最も高くなるノードに見直した。

項 目	見直し後	見直し前
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 818	約 799
評価位置	13 ノード	14 ノード (第 4 スペーサ位置)

(5) L O C A 時注水機能喪失

a. 破断面積の事故条件の設定の見直し

再循環ポンプ吸込側配管に対して、燃料被覆管温度の破裂発生防止が可能な限界である破断面積を設定して有効性評価を実施していたが、評価上の操作時間余裕を確認する観点から、燃料被覆管の破裂発生を防止可能な範囲で事象進展の特徴を代表でき、かつ、5 分程度の操作時間余裕が確保できる破断面積に見直した。

項 目	見直し後	見直し前
破断面積 (cm ²)	約 3.1	約 4.6
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 770	約 805

b. S A F E R 解析に用いる原子炉出力変化の入力値の見直し

S A F E R 解析に用いる原子炉出力変化の入力値について適正化するため、R E D Y コードへの入力値のうち、再循環ポンプトリップ及び原子炉水位低スクラム（レベル 3）時間遅れの条件を見直し、S A F E R 解析を再実施した。

項 目	見直し後	見直し前
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 779	約 770

(6) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)

a. 破断箇所の事故条件の設定の見直し

インターフェイスシステム L O C A の有効性評価では、保守的に低圧注水系の注水配管の全周破断を想定した条件としていたが、低圧配管の過圧により配管破断は生じないことが確認されたため、現実的な事故条件を想定することとし、低圧部の過圧により生じる可能性のある残留熱除去系熱交換器フランジ部等からの漏えいを事故条件とすることとした。

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル (以下「B O P」という) における閉止装置設置等による流路面積の見直しの反映

重大事故等対処設備である原子炉建物燃料取替階 B O P は、インターフェイスシステム L O C A 発生時に開放し、原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるが、B O P 閉止装置設置等により流路面積が変更となることから、それを考慮した解析に見直した。

なお、流路面積の見直しによって、原子炉棟内の環境改善 (雰囲気温度、湿度及び圧力の低下) が緩やかになることから、現場操作による破断箇所隔離までの時間が変更となった。

項 目	見直し後	見直し前
B O P 流路面積	約 <input type="text"/> m ² (B O P 1.5 個分)	約 <input type="text"/> m ² (B O P 3 個分)
破断箇所隔離の完了時間	事象発生 10 時間後	事象発生 6 時間後

c. S A F E R 解析に用いる原子炉出力変化の入力値の見直し

S A F E R 解析に用いる原子炉出力変化の入力値について適正化するため、R E D Y コードへの入力値のうち、再循環ポンプトリップ及び原子炉水位低スクラム (レベル 3) 時間遅れの条件を見直し、S A F E R 解析を再実施した。

見直し後の解析結果について、原子炉水位の推移が変更となるが、見直し後においても原子炉隔離時冷却系等による注水によって炉心の冠水は維持されることから、有効性評価の評価項目に対する影響はない。

項 目	見直し後	見直し前
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 309 (初期値)	約 309 (初期値)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 2 第724回審査会合（令和元年6月11日）以降の解析条件等変更内容について

島根原子力発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価における、第724回審査会合（令和元年6月11日）以降の解析条件等変更内容について以下に示す。

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」、「高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）」、「全交流動力電源喪失（長期TB, TBU/D, TBP）」及び「崩壊熱除去機能喪失（TW（取水機能喪失）, TW（RHR故障）」について、解析の入力誤りや審査会合における議論を踏まえて解析条件を見直した。なお、「原子炉停止機能喪失（TC）」については、第724回審査会合（令和元年6月11日）以降、解析条件等の見直しを行っていない。

シーケンス毎の解析条件の見直し箇所及び主要な評価項目に対する見直し前後の結果を下表に示す。

	解析条件見直し箇所			解析結果最大値					
	①	②	③	燃料被覆管温度 (°C)		格納容器圧力 (kPa[gage])		格納容器温度 (°C)	
				見直し前	見直し後	見直し前	見直し後	見直し前	見直し後
TQUV	○	○	×	約441	約509	約427	約427	約154	約154
TQUX	○	○	×	約705	約728	約54	約54	約78	約78
長期TB	○	×	○	約309	約309	約427	約427	約154	約154
TBU/TBD	○	×	○	約309	約309	約427	約427	約154	約154
TBP	○	×	○	約309	約309	約427	約427	約154	約154
TW 取水機能喪失	○	○	○	約309	約309	約128	約132	約115	約117
TW RHR故障	○	○	○	約309	約309	約427	約427	約154	約154
LOCA 1.(5)b. 再掲	○	○	×	約770	約779	約427	約427	約154	約153
ISLOCA 1.(6)c. 再掲	○	○	×	約309	約309	—	—	—	—

<解析条件の見直し>

- ① スクラム遅れ時間の適正化
 - ② 再循環ポンプトリップ条件を原子炉水位低（レベル2）に変更
 - ③ 急速減圧弁数を6弁に変更
- ：見直しあり，×：見直しなし

2. 格納容器破損防止の有効性評価

2. 1 設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月 25 日付）からの解析条件等変更内容について

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）

a. 格納容器ベント実施基準等の見直し

格納容器ベント実施基準として、サプレッション・チェンバのベントラインが水没しないよう、「外部注水総量 4,000m³到達時」としていたが、ベント系の耐震信頼性の向上を図るため、「サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達時」に見直した。

また、主蒸気隔離弁閉止の条件について、「原子炉水位低（レベル 2）」とされていたが、主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として「事象発生と同時」に見直した。

解析条件の見直し項目

項目	見直し前	見直し後
格納容器ベント 実施基準	外部注水量 4,000m ³ 到達時	サプレッション・プール水位 が通常水位+約 1.3m 到達
主蒸気隔離弁閉止	原子炉水位低（レベル 2）	事象発生と同時

解析結果

項目		見直し前	見直し後
格納容器ベント時間		約 73 時間	約 32 時間
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値		約 722kPa[gage]	約 659kPa[gage]
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値		約 202℃	約 197℃
Cs-137 放出量 評価結果 (7 日間)	合計 (D/W ベントラインと 建物からの漏えい)	約 3.4TBq	約 4.8TBq

(2) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 物理化学現象発生以降の有効性評価の追加

物理化学現象発生以降の有効性評価として、残留熱代替除去系の運転を含めた安定状態までの解析結果及び作業の成立性等を追加した。

b. ペDESTALの侵食量評価におけるコリウムシールドの考慮

解析コードMAAPによるペDESTALの侵食量評価において、ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策として設置したコリウムシールドについて模擬し、評価を実施した。

c. DCH対策の原子炉圧力容器破損前スプレイの実施

DCH対策の原子炉減圧時において、格納容器内環境の緩和のために、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイを実施し、ペDESTALへスプレイ水が流入することでペDESTALへの事前水張りを実施する。

d. ペDESTALへの溶融炉心落下前の初期水張り水位の見直し

従来は、MCCIの観点から、ペDESTALへの初期水張りの水位を深く設定することにより、溶融デブリを落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして堆積することで、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要であると考え、初期水張りの水位をドライウェル床面高さと同じ「3.7m（ペDESTAL床面からの水位）」と設定していた。

しかしながら、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があることや、島根2号炉においては、コリウムシールドの設置によってMCCIによるコンクリート侵食の抑制に期待できるという特徴も踏まえ、可能な限り水位低下させる方針とし、FCIの圧力スパイクを考慮しても原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和に期待でき、さらにFCIの水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えることができる水位として、「2.4m（コリウムシールド上面からの水位）」に見直した。

解析条件の見直し項目

項目	見直し前	見直し後
コリウムシールド	なし	あり
原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイ	なし	あり
初期水張り水位	3.7m (ペDESTAL床面からの水位)	2.4m (コリウムシールド上面からの水位)

解析結果

【高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱】

項目	見直し前	見直し後
原子炉圧力破損直前の 原子炉圧力	約 0.1MPa[gage]	約 0.1MPa[gage]

【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用】

項目	見直し前	見直し後	
圧力スパイクによって原子炉格納容器 バウンダリにかかる圧力の最大値	約 235kPa[gage]	約 193kPa[gage]	
圧力スパイクによって原子炉格納容器 バウンダリにかかる温度の最大値	約 127℃	約 123℃	
水蒸気爆発 評価	内側鋼板にかかる応力	約 395MPa	約 233MPa
	外側鋼板にかかる応力	約 217MPa	約 140MPa

【溶融炉心・コンクリート相互作用】

項目	見直し前	見直し後
ペDESTAL床面のコンクリート侵食量	約 0.12m	0 m
ペDESTAL壁面のコンクリート侵食量	約 0.10m	約 0.04m

(3) 水素燃焼

格納容器過圧・過温破損防止対策として残留熱代替除去系を追加したこと
から、格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンスを、「雰囲気圧力・
温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「残留熱代替除去系
を使用しない場合」から「残留熱代替除去系を使用する場合」へ変更した。

変更した理由は、「残留熱代替除去系を使用しない場合」では、格納容器フ
ィルタベント系に期待することで、水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、水
素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。

また、評価事故シーケンスを「残留熱代替除去系を使用する場合」において、
G値の不確かさを考慮した場合に、格納容器内の酸素濃度が可燃限界を超える
おそれがあったことから、解析条件の初期条件である酸素濃度を「4 vol%」
から「2.5 vol%」へ変更した。なお、この条件は運転上許容されている値の上
限（保安規定）に基づき設定していることから、運転上許容されている値の上
限（保安規定）も、「4 vol%」から「2.5 vol%」*へ変更する。

変更後においても、格納容器内の酸素ガス濃度は可燃限界を超えることはな
い。

※ 現状、プラント起動時に酸素濃度が2 vol%以下となるよう窒素を封入す
ることで、プラント運転中に4 vol%に至らないようにしている。運転上
許容されている値の上限（保安規定）の変更に伴い、プラント運転中に変

更後の2.5vol%に至らないよう、プラント起動時の酸素濃度を下げることとする。

解析条件の見直し項目

項目	見直し前	見直し後
評価事故シーケンス	残留熱代替除去系を使用しない場合	残留熱代替除去系を使用する場合
初期酸素濃度	4 vol%	2.5vol%

3. 燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価

3. 1 設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月 25 日付）からの解析条件等変更内容について

a. 燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水量の変更

燃料プールスプレイ系の注水量として、常設スプレイヘッダを使用する場合の配管圧損等を考慮した注水量である「120m³/h」を設定していたが、可搬型スプレイノズルを使用する場合も踏まえ、ホース圧損等を考慮した注水量である「48m³/h」に変更した。

b. 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プール水位の変更

必要な遮蔽の目安とした線量率の設定を、緊急作業時における被ばく限度（100mSv）と現場での作業時間に基づく線量率下での作業員の被ばく量を踏まえ、10mSv/hに変更した。

これに伴い、放射線の遮蔽が維持される水位が変更となった。

評価項目	変更前	変更後
必要な遮蔽の目安とした線量率	1mSv/h	10mSv/h
放射線の遮蔽が維持される水位	通常水位から約 2.2m 下	通常水位から約 2.6m 下

c. 燃料プール保有水量及び燃料プール水密度の変更

島根 2 号炉は運転停止中において、燃料プールとキャスク仮置ピット間のゲートを常時開状態としていることから、キャスク仮置ピットの保有水量を燃料プール保有水量に含めていたが、燃料プール水の水位低下をより厳しく評価するため、キャスク仮置ピット内の保有水量を除き、より小さい保有水量に変更した。また、燃料プールが沸騰するまでの時間の評価に使用している水密度を、初期水温の 65℃の値から、より値が小さい 100℃の値に変更した。

評価条件

項目	変更前	変更後
保有水量	約 1,772 m ³	約 1,599 m ³
水密度	981 kg/m ³	958 kg/m ³

評価結果

項 目		変更前	変更後
想定事故 1	燃料プールが沸騰するまでの時間	約 9.0 時間	約 7.9 時間
	放射線の遮蔽が維持される水位に到達するまでの時間	約 1.8 日	約 1.7 日
想定事故 2	燃料プールが沸騰するまでの時間	約 8.7 時間	約 7.6 時間
	放射線の遮蔽が維持される水位に到達するまでの時間	約 1.6 日	約 1.5 日

4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価
4. 1 設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月 25 日付）からの解析条件等変更内容について

a. 原子炉設置変更許可申請書 添付書類の記載の修正

原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」では、原子炉水位の変化を評価しているが、その評価において根拠とした図面に数値の誤りがあったため、正しい数値を用いて再評価を行った。

通常水位 誤 5254mm → 正 5104mm

b. 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失におけるプラント状態の見直し

運転停止中のプラント状態については、崩壊熱、保有水量の観点から厳しい状態と考えられる「POS-S 原子炉冷温停止への移行状態」での評価を行っていたが、崩壊熱除去機能喪失事象及び全交流動力電源喪失事象について、RPV の状態が閉止から開放となる POS の場合、RPV を開放すると原子炉隔離時冷却系が使用できなくなること、また、低圧炉心スプレイ系等については RPV 開放の過程で自動起動に期待できなくなること踏まえ、各 POS にて期待できる緩和設備も考慮し、「POS-A 格納容器及び原子炉圧力容器の開放並びに原子炉ウェル満水への移行状態」に見直した。なお、想定する崩壊熱の不確かさを考慮し、原子炉停止 12 時間後（POS-S の起点となる、復水器真空破壊時点の崩壊熱）での評価も実施している。

c. 原子炉冷却材の流出におけるプラント状態の見直し

運転停止中のプラント状態については、崩壊熱、保有水量の観点から厳しい状態と考えられる「POS-S 原子炉冷温停止への移行状態」での評価を行っていたが、原子炉冷却材流出事象について、原子炉開放時の場合、原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動等に期待できないことから、事象発生時の検知が困難な事象と考えられ、検知性の観点から厳しいと考える「POS-B 原子炉ウェル満水状態」に見直した。なお、想定する保有水量の不確かさを考慮し、原子炉未開放時（POS-S）での評価も実施している。

42. 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について

第1表～第4表に炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策，燃料プールの燃料損傷防止対策及び運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の各重要事故シーケンス等において機能喪失を仮定した設備の一覧を示す。

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	高圧原子炉代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	高圧原子炉代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス 原子炉隔離時冷却系	
	原子炉減圧失敗	自動減圧系 手動減圧の失敗	
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + H P C S 失敗	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電 (～24h)
	H P C S 失敗	高圧炉心スプレイスディーゼル発電機	
	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電 (～24h)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイスディーゼル発電機 原子炉隔離時冷却系	
	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/3)

事故シナリオ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
事故シナリオグループ 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) 直流電源喪失	非常用ディーゼル発電機等 115V - B 系所内用蓄電池 230V 系蓄電池	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電 (~24h)
	—	原子炉隔離時冷却系 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + S R V 再開失敗 + H P C S 失敗	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電 (~24h)
	S R V 再開失敗	逃がし安全弁 1 個が開固着	
	H P C S 失敗	高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機	
—	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (3/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	—
	崩壊熱除去失敗	原子炉補機海水系 原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高 圧炉心スプレイ補機海水系)	
	—	全交流動力電源喪失 (外部電源喪 失, 非常用ディーゼル発電機等)	
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	—
	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系	
原子炉炉停止機能喪失	過渡事象 (主蒸気隔離弁閉止)	—	代替制御棒挿入機能
	原子炉炉停止失敗	原子炉自動スクラム 原子炉手動スクラム	
LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA	—	—
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	—	給水流量の全喪失 自動減圧系*	
	インターフェイスシステムL OCA	インターフェイスシステムLO CAが発生した側の残留熱除去 系の機能喪失	—
	—	給水流量の全喪失	

※「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえて設定

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

格納容器破損モード	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合) 水素燃焼	大破断LOCA	—	—
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	全交流動力電源喪失	非常用ディーゼル発電機等	
	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)	大破断LOCA	—	残留熱代替除去系
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	全交流動力電源喪失	非常用ディーゼル発電機等	
	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	低圧原子炉代替注水系 (常設) 高圧原子炉代替注水系 ペデスタル代替注水系 (常設)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	残留熱代替除去系 (原子炉注水)
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	—	非常用ディーゼル発電機等 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	

第3表 燃料プールの燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

想定事故	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
想定事故 1	冷却機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系	(可搬型スプレインノズル)
	注水機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系 復水輸送系 燃料プール補給水系	
想定事故 2	燃料プール内の水の小規模な喪失	—	(可搬型スプレインノズル)
	冷却機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系	
	注水機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系 復水輸送系 燃料プール補給水系	

第4表 運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	—	—
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失	—	—
	全交流動力電源喪失	非常用ディーゼル発電機等	
	—	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系含む）	
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系切替時の冷却材流出	—	—
	流出隔離・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	
	制御棒の誤引き抜き	—	—
反応度の誤投入			

実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（改正 平成 29 年 11 月 29 日 原子力規制委員会決定） 抜粋

(b) 中小破断 LOCA 時

a) 重要事故シーケンスの例

- i. 中小破断 LOCA の発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」、又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る。

b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。
- ii. 高圧注水機能として IC、RCIC 及び高圧 ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧 ECCS の機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定する。
- iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とする。

c) 対策例

- i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保
- ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び低圧注水によって炉心冷却機能を確保
(代替注水設備の動作に原子炉の減圧が必要となる場合)

43. 有効性評価における先行プラントとの主要な相違点について
 1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 (1) 高圧・低圧注水機能喪失

項目	島根2号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
解析コード	SAFER/MAAP	SAFER・CHASTE/MAAP	SAFER/MAAP	SAFERコードによる燃料被覆管温度の評価結果は、燃料被覆管の破裂判断基準に対して十分な余裕があることから、輻射による影響が詳細に考慮されるCHASTEコードは使用しない。
事故条件	外部電源なし (再循環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2))	外部電源あり	外部電源あり	対策の成立性、必要燃料量の観点で厳しい外部電源なしを設定。 なお、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、再循環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生するものとして設定。
機器条件	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
	格納容器フィルタベント系	格納容器二次隔離弁70%開度	第二弁全開	運用の違い。 島根2号炉においては、格納容器ベント実施時には格納容器フィルタベント系の第一弁を全開する運用としている。
	格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器冷却	使用しない	使用する(常設)	外部水源による格納容器スプレイを実施する場合、スプレイ実施以降の炉心損傷の発生を想定すると、格納容器内の保有水量の観点から、スプレイを実施しない場合に比べ、格納容器ベントまでの時間が短くなる。島根2号炉は、ベント遅延効果を図るため、残留熱除去系の復旧が期待できない場合は格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却操作を実施しない。
操作条件	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生から約14分後	事象発生から25分後	設定時間は異なるものの、操作時間の積み上げに基づき設定しているという点では相違点はない。

(2) 高圧注水・減圧機能喪失

項目		島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード					相違点はない。
事故条件	外部電源	外部電源なし (再循環ポンプトリップは 原子炉水位低(レベル 2))	外部電源あり	外部電源あり	必要燃料量の観点で厳しい外部電源なしを設定。 なお、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しく なり、外部電源がある場合を包含する条件として、再循 環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生 するものとして設定。
機器条件	逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バ ウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
低圧ECCSの台数		残留熱除去系 (低圧注水モード) 1台	残留熱除去系 (低圧注水モード) 1台	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 (低圧注水系) 3台 低圧炉心スプレイ系 	低圧ECCSは健全であることを想定しているが、解析 により、残留熱除去系(低圧注水モード)1台による原 子炉注水でも燃料被覆管温度の最大値等の評価項目を満 足することが確認できたため、それを包絡条件として有 効性評価解析の条件としている。

(3) 全交流動力電源喪失

a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPC S失敗

項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				相違点はない。
機器条件 逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
交流電源	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	相違点はない。
交流電源復旧までの原子炉注水手段	原子炉隔離時冷却系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）にて原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系にて原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（可搬型）にて原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系が機能維持できる時間として、事象発生から約8時間後より低圧原子炉代替注水系（可搬型）を用いて注水を実施。
格納容器冷却・除熱手段	事象発生から20時間後に格納容器ベントによる格納容器除熱を実施。	事象発生から16時間後に格納容器ベントを実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施。	格納容器圧力0.27MPa [gage]到達時に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施。	残留熱除去系の使用を期待していないため、事象発生から24時間後以降も格納容器ベントによる格納容器除熱を実施。

b. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋高圧炉心冷却失敗

項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				相違点はない。
機器条件 逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
交流電源	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	相違点はない。
交流電源復旧までの原子炉注水手段	高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）にて原子炉注水を実施。	高圧代替注水系にて原子炉注水を実施。	高圧代替注水系及び低圧代替注水系（可搬型）にて原子炉注水を実施。	高圧原子炉代替注水系が機能維持できる時間として、事象発生から約8.3時間後より低圧原子炉代替注水系（可搬型）を用いて注水を実施。
格納容器冷却・除熱手段	事象発生から20時間後に格納容器ベントによる格納容器除熱を実施。	事象発生から16時間後に格納容器ベントを実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施。	格納容器圧力0.27MPa [gage]到達時に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施。	残留熱除去系の使用を期待していないため、事象発生から24時間後以降も格納容器ベントによる格納容器除熱を実施。

c. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失

項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				相違点はない。
機器条件 逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力パ ウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
交流電源	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	相違点はない。
交流電源復旧までの原子炉注水手 段	高圧原子炉代替注水系及び 低圧原子炉代替注水系（可 搬型）にて原子炉注水を実 施。	高圧代替注水系にて原子炉 注水を実施。	高圧代替注水系及び低圧代 替注水系（可搬型）にて原 子炉注水を実施。	高圧原子炉代替注水系が機能維持できる時間として、事 象発生から約8.3時間後より低圧原子炉代替注水系（可 搬型）を用いて注水を実施。
格納容器冷却・除熱手段	事象発生から20時間後に格 納容器ベントによる格納容 器除熱を実施。	事象発生から16時間後に格 納容器ベントを実施し、交 流電源復旧後に残留熱除去 系による格納容器除熱を 実施。	格納容器圧力 0.279MPa [gage] 到達時に代 替格納容器スプレイ冷却系 （可搬型）による格納容器 冷却を実施し、交流電源復 旧後に残留熱除去系による 格納容器除熱を実施。	残留熱除去系の使用を期待していないため、事象発生か ら24時間後以降も格納容器ベントによる格納容器除熱を 実施。

d. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再開失敗＋HPCS失敗

項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				相違点はない。
機器条件 逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力パ ウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
交流電源	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	相違点はない。
交流電源復旧までの原子炉注水手 段	原子炉隔離時冷却系及び低 圧原子炉代替注水系（可搬 型）にて原子炉注水を実 施。	原子炉隔離時冷却系及び低 圧代替注水系（可搬型）に て原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系及び低 圧代替注水系（可搬型）に て原子炉注水を実施。	相違点はない。
格納容器冷却・除熱手段	事象発生から22時間後に格 納容器ベントによる格納容 器除熱を実施。	代替格納容器スプレイ冷却 系（可搬型）による格納容 器冷却を実施。 格納容器圧力逃がし装置等 により格納容器の除熱を 実施。	代替格納容器スプレイ冷却 系（可搬型）による格納容 器冷却を実施し、交流電源 復旧後に残留熱除去系によ る格納容器除熱を実施。	残留熱除去系の使用を期待していないため、事象発生か ら24時間後以降も格納容器ベントによる格納容器除熱を 実施。

(4) 崩壊熱除去機能喪失
a. 取水機能が喪失した場合

解析コード	項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
事故条件	外部電源	外部電源なし (再循環ポンプトリップは 原子炉水位低(レベル 2))	外部電源なし	外部電源なし (再循環ポンプトリップは 原子炉水位低(レベル 2))	相違点はない。 要員、資源等の観点で厳しい外部電源なしを設定。なお、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなく、外部電源がある場合を包含する条件として、再循環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生するものとして設定。
	機器条件	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
原子炉注水手段	原子炉隔離時冷却系(水 源：サブレーション・プ ル)及び残留熱除去系(低 圧注水モード)にて原子炉 注水を実施。	原子炉隔離時冷却系(水 源：復水貯蔵槽)、低圧代 替注水系(常設)、残留熱 除去系(低圧注水モード) にて原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系(水 源：サブレーション・プ ル)及び残留熱除去系 (常設)、低圧代替注水系 (低圧注水系)にて原子炉 注水を実施。	原子炉隔離時冷却系(水 源：サブレーション・プ ル)及び残留熱除去系 (常設)、低圧代替注水系 (低圧注水系)にて原子炉 注水を実施。	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系の水源は、重大事故等対処設備であるサブレーション・プールのとしている。 長期の注水手段確保の観点から、健全に注水している原子炉隔離時冷却系を可能な限り運転継続し、原子炉補機代替冷却系を起動後、残留熱除去系(低圧注水モード)により原子炉注水を実施する。
	格納容器冷却・除熱手段	事象発生から8時間後に原子炉補機代替冷却系(サブレーション・プールの注水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を実施し、事象発生から20時間後に代替原子炉補機冷却系(サブレーション・チェンバ・プールの注水冷却モード)による格納容器除熱を実施	格納容器圧力 0.27MPa [gage]到達時に緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブレーション・プールの注水冷却モード)による格納容器除熱を実施	格納容器スプレイの実施基準到達前に、原子炉補機代替冷却系を準備し、残留熱除去系(サブレーション・プールの注水冷却モード)による格納容器除熱が可能である。

b. 残留熱除去系が故障した場合

解析コード	項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
事故条件	外部電源	外部電源なし (再循環ポンプトリップは 原子炉水位低(レベル 2))	外部電源あり	外部電源あり	要員、資源等の観点で厳しい外部電源なしを設定。なお、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなくあり、外部電源がある場合を包含する条件として、再循環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生するものとして設定。
機器条件	逃がし安全弁	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力パウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
	格納容器フィルタベント系	第一弁全開	格納容器二次隔離弁70%開度	第二弁全開	運用の違い。 島根2号炉においては、格納容器ベント実施時には格納容器フィルタベント系の第一弁を全開する運用としている。
	格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器冷却	使用しない	使用する(常設)	使用する(常設)	外部水源による格納容器スプレイを実施する場合、スプレイ実施以降の炉心損傷の発生を想定すると、格納容器内の保有水量の観点から、スプレイを実施しない場合に比べ、格納容器ベントまでの時間が短くなる。島根2号炉は、ベント遅延効果を図るため、残留熱除去系の復旧が期待できない場合は格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却操作を実施しない。
原子炉減圧後の原子炉注水手段		低圧原子炉代替注水系(常設)にて原子炉注水を実施。	高圧炉心注水系にて原子炉注水を実施。	低圧代替注水系(常設)にて原子炉注水を実施。	低圧で注水可能な系統として、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又はC-残留熱除去系(低圧注水モード)に期待することも可能であるが、原子炉減圧時の水位回復性能を確認する観点で、注水流量の小さい低圧原子炉代替注水系(常設)に期待した評価としている。

(5) 原子炉停止機能喪失

項目	島根2号炉 RE DY / SC AT	柏崎6/7 RE DY / SC AT	東海第二 RE DY / SC AT	理由
解析コード				相違点はない。
初期条件	炉心流量 100%流量	100%流量	85%流量	プラント設計のベースとなる定格炉心流量を設定。低炉心流量の影響は感度解析で確認。
	燃料及び炉心 9×9 燃料 (A型) 及び MOX 燃料228体を装荷し た平衡炉心	9×9 燃料 (A型)	9×9 燃料 (A型)	島根2号炉は、MOX適用プラントであり、圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため。
操作条件	自動減圧系の自動起動 阻止操作 事後発生6分後	原子炉水位低 (レベル1) 到達後30秒以内 事後発生6分後	事後発生4分後	島根2号炉及び東海第二は手順に従い、原子炉停止機能喪失を確認した場合にAD Sの自動起動を阻止することとしており、プラント状況判断にかかる想定時間が相違している。
	ほう酸水注入系運転操作 事後発生11.6分後	事後発生11分後	事後発生6分後	東海第二はAD S作動阻止操作終了後、ほう酸水注入系起動に要する時間を考慮して事後発生6分後としているが、島根2号炉はスクラム失敗確認した後から運転余裕時間10分を考慮して設定している。
	残留熱除去系 (サブ レッション・プール水 冷却モード) 運転操作 事後発生11.6分後	事後発生10.7分後	事後発生17分後	島根2号炉及び柏崎6/7はサブレッション・プール水温度49℃を確認した後から運転余裕時間10分を考慮している。島根2号炉と東海第二ではL P C I優先のインターロックの継続時間が異なるため、運転余裕時間が異なる。

(6) LOCA時注水機能喪失

項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER・CHASTE /MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				本重要事故シナケンスでは、SAFERコードによる燃料被覆管温度の評価結果は、燃料被覆管の破裂判断基準に対して十分な余裕があることから、輻射による影響が詳細に考慮されるCHASTEコードは使用しない。
事故条件	再循環ポンプ吸込み側配管の破断 破断面積は約3.1cm ²	原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断 破断面積1cm ²	再循環系配管（出口ノズル）の破断 破断面積3.7cm ²	<p>中小破断LOCAに対する条件を下記に基づき設定。</p> <ul style="list-style-type: none"> 破断箇所は、冷却材の流出流量が大きくなるため炉心冷却の観点で厳しい液相部配管とし、液相部配管はシユラウド内外で燃料被覆管温度及び事象進展に有意な差がないことから、原子炉圧力容器に接続される配管の中で接続位置が低く最大口径となる配管を選定（型式の相違によりABWRである柏崎6/7とは破断を想定する箇所が異なる）。 破断面積は炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シナケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積として3.1cm²を設定。 外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定。また、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、再循環ポンプトリップは原子炉水位低（レベル2）にて発生するものとして設定。
機器条件	逃がし安全弁	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
	格納容器フィルタベント系	格納容器隔離弁を全開操作	第二弁全開	運用の違い。 島根2号炉においては、格納容器ベント実施時には格納容器フィルタベント系の第一弁を全開する運用としている。
	格納容器代替スプレイスによる原子炉格納容器冷却	使用しない	使用する（常設）	外部水源による格納容器スプレイスを実施する場合、スプレイス実施以降の炉心損傷の発生を想定すると、格納容器内の保有水量の観点から、スプレイスを実施しない場合に比べ、格納容器ベントまでの時間が短くなる。島根2号炉は、ベント遅延効果を図るため、残留熱除去系の復旧が期待できない場合は格納容器代替スプレイス系による格納容器冷却操作を実施しない。
操作条件	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生から約14分後	事象発生から25分後	設定時間は異なるものの、操作時間の積み上げに基づき設定しているという点では相違点はない。

(7) 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

解析コード	項目	島根2号炉 SAFER	柏崎6/7 SAFER	東海第二 SAFER	理由
事故条件	起因事象	残留熱除去系(低圧注水モード)の破断 破断面積 残留熱除去系熱交換器フラ ンジ部: 16cm ² 残留熱除去系機器等: 1 cm ²	高圧炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積: 10cm ²	残留熱除去系B系熱交換器 フランジの破断 破断面積: 21cm ²	相違点はない。 構造健全性評価の結果に基づき破断面積を設定しているという点では相違点はない。
機器条件	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	外部電源なし	外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しく なり、外部電源がある場合を包含する条件として、再循 環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生 するものとして設定。
操作条件	逃がし安全弁	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バ ウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
	逃がし安全弁による原 子炉急速減圧操作	事象発生から30分後	事象発生から約15分後	事象発生から15分後	設定時間は異なるもの、操作時間の積み上げに基づき 設定しているという点では相違点はない。
	破断箇所隔離操作	事象発生から10時間後	事象発生から4時間後	事象発生から5時間後	設定時間は異なるもの、作業環境(最大約44℃)を考 慮し、現場移動及び操作に要する時間を考慮して設定し ているという点では相違点はない。
	破断箇所からの漏えい 水の温度抑制操作	残留熱除去系をサブレッ ション・プールの水冷却モー ド運転から原子炉停止時冷 却モード運転に切替えを実 施	実施しない	実施しない	破断箇所からの漏えい水の温度を抑制し、早期に現場の 環境を改善するための操作として実施。

2. 運転中の原子炉における重大事故

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合), 水素燃焼

項目		島根2号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に	事象発生と同時に	原子炉水位低 (レベル3) 信号	外部電源喪失を仮定していることから, 事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定。
操作条件	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	事象発生から12時間後	注入しない	格納容器内酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件) に到達時	可燃性ガス濃度の上昇を抑制するために, 残留熱代替除去系による格納容器除熱開始後に窒素を供給する運用とされている。

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)

項目		島根2号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に	事象発生と同時に	原子炉水位低 (レベル3) 信号	外部電源喪失を仮定していることから, 事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定。
操作条件	格納容器フィタルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	サブレーション・プール水位が通常水位+約1.3m到達から10分後	格納容器圧力が0.62MPa[gage]接近時	サブレーション・プール水位が通常水位+約1.3m到達から5分後	実手順に合わせて, サブレーション・プール水位が通常水位+約1.3m到達後に実施する条件としており, これに中央制御室における操作所要時間10分を考慮して設定。

(3) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

解析コード	項目	島根2号炉 MAAP	柏崎6/7 MAAP	東海第二 MAAP	理由
事故条件	起因事象	外部電源なし(全交流動力電源喪失を想定)	外部電源なし(非常用ディーゼル発電機に期待)	外部電源なし(全交流動力電源喪失を想定)	相違点はない。 島根2号では，東海第二と同様に，運転員の対応を徹しく評価する観点から全交流動力電源喪失を設定している。 柏崎刈羽においては，レベル1.5PRAの結果を踏まえて全交流動力電源喪失を設定していない。
	機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に	原子炉水位低(レベル3)信号	外部電源喪失を仮定していることから，事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定。
代替格納容器スプレイ冷却		ペDESTアル注水： 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	圧力容器破損前： 70m ³ /hでスプレイ 圧力容器破損後： 130m ³ /h以上でスプレイ	原子炉圧力容器破損直後： 300m ³ /hにて格納容器へスプレイ 格納容器圧力制御： 130m ³ /hにて格納容器へスプレイ	島根2号では，事象進展によらず，格納容器スプレイは120m ³ /hで実施することとしている。
	ペDESTアル注水	原子炉圧力容器破損前： 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ 原子炉圧力容器破損後： 崩壊熱相当に余裕をみた注水量にて注水	圧力容器破損前： 90m ³ /hで注水 圧力容器破損後： 崩壊熱相当の注水量にて注水	80m ³ /hでペDESTアルへ注水	島根2号では，原子炉圧力容器破損前の初期水張りは格納容器スプレイで実施するため，格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し120m ³ /hで実施することとしている。 原子炉圧力容器破損後は，溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定している。
窒素供給		100Nm ³ /h	注入しない	200Nm ³ /h	格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定。

項目		島根 2 号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
操作条件	原子炉急速減圧	原子炉水位が燃料棒有効長の底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点	原子炉水位が燃料有効長の底部から燃料有効長の20%高い位置に到達した時点	ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根2号炉では、BAF+20%で原子炉急速減圧を実施する。
	ペデスタル注水（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達し、ペデスタルの水位が2.4m（注水量225m ³ 相当）に到達したことを確認した場合に停止する	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達し、格納容器下部の水位が2m（総注水量180m ³ ）に到達したことを確認した場合に停止	—	島根2号では、FCIの圧力スパイクを考慮しても原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和に期待でき、さらにFCIの水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えることができる水位として、初期水張り水位を設定している。なお島根2号では、初期水張りを格納容器代替スプレイス系（可搬型）により実施する。 東海第二では、通常運転中からペデスタルに水位が形成されていることから、事前水張りは実施しない。

3. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

(1) 想定事故 1

項目	島根 2 号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
操作条件	燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水	事象発生から約7.9時間後	事象発生から8時間後	島根 2 号炉は、燃料プールスプレイ系による注水準備が事象発生から 2 時間30分後までに完了することから、燃料プール水温度が100℃に到達し、燃料プール水位が低下し始める事象発生から約7.9時間後に注水を開始する操作条件となっている。このため、燃料プール水位は通常水位を維持する結果となっている。なお、有効性評価では燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ使用）による注水を想定しているが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）の場合でも、燃料プール水温度が100℃に到達する前に注水準備が完了する。
	事象発生から約7.9時間後	事象発生から12時間後	事象発生から8時間後	柏崎6/7は、事象発生から12時間後の注水に対しプール水温度100℃到達が約7時間後となり、東海第二は、事象発生から8時間後の注水に対しプール水温度100℃到達が約5.1時間後となるため、燃料プール水位の低下が生じる。

(2) 想定事故 2

項目	島根 2 号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
事故条件	配管破断（損傷）の想定	残留熱除去系配管の配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クランクによる損傷	燃料プール冷却浄化系配管の破断	島根 2 号炉は、燃料プール水位（NWL）と破断箇所での水頭差及び配管圧損を考慮し、事故発生時における流出量を評価した結果から設定。
	漏えいによる燃料プール水位の低下	—	事象発生と同時に通常水位から約0.23m下まで低下	島根 2 号炉は、サイフォン現象により、サイフォン現象による燃料プールの流出停止に期待した評価としている。
	サイフォン現象による漏えい量	約70m ³ /h	—	
操作条件	燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水	事象発生から約7.6時間後	事象発生から8時間後	島根 2 号炉は、燃料プールスプレイ系による注水準備が事象発生から 2 時間30分後までに完了することから、燃料プール水温度が100℃に到達し、燃料プール水位が低下し始める事象発生から約7.6時間後に注水を開始する操作条件となっている。このため、燃料プール水位は通常水位から約0.35m下を維持する結果となっている。なお、有効性評価では燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ使用）による注水を想定しているが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）の場合でも、燃料プール水温度が100℃に到達する前に注水準備が完了する。
	事象発生から約7.6時間後	事象発生から12時間後	事象発生から8時間後	柏崎6/7は、事象発生から12時間後の注水に対しプール水温度100℃到達が約7時間後となり、東海第二は、事象発生から8時間後の注水に対しプール水温度100℃到達が約5.0時間後となるため、燃料プール水位の低下が生じる。

4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 崩壊熱除去機能喪失

事故条件	項目	島根2号炉 外部電源なし	柏崎6/7 外部電源なし	東海第二 事象認知まで：外部電源あり 事象認知後：外部電源なし	理由
操作条件	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作	原子炉水位回復から約30分後	原子炉水位回復から約90分後	原子炉水位回復から約1時間45分後	島根2号炉は、外部電源の有無は、崩壊熱除去機能の喪失に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定している。 島根2号炉は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の起動に原子炉保護系母線の復旧が不要である（東海第二は必要）。また、島根2号炉はBWR-5であり、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の戻り水が再循環配管に流入する設計のため、原子炉圧力容器への低温水流入による過度な熱衝撃発生の防止を目的とした配管の暖気運転は実施しない（直接RPVに流入する設計であるABWRのKK6/7は実施する）。

(2) 全交流動力電源喪失

操作条件	項目	島根2号炉 事象発生から2時間後	柏崎6/7 事象発生から145分後	東海第二 事象発生から約1.1時間後	理由
操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から10時間後	事象発生から20時間後	事象発生から4時間10分後	島根2号炉は、常設代替交流電源設備からの受電操作を考慮し、事象発生から2時間後としている。事象発生から約0.9時間後に原子炉水温が100℃に到達するため、原子炉水位が低下した後に原子炉注水を開始する。 東海第二では原子炉水位が低下する前に低圧代替注水系（常設）の準備操作が完了し、原子炉水位が低下し始める事象発生から約1.1時間後から注水を開始する。このため、原子炉水位は維持される。 島根2号炉は、原子炉補機代替冷却系の準備完了後に残留熱除去系による原子炉除熱を実施することとしている。

(3) 原子炉冷却材の流出

項目	島根2号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
事故条件	<p>残留熱除去ポンプミニマムフロロー弁の閉操作忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出</p>	<p>残留熱除去系ポンプミニマムフロロー弁の閉操作忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出</p>	<p>残留熱除去系停止時冷却注入弁の開操作が不十分な状態で残留熱除去系ポンプ起動することにより、残留熱除去系ポンプミニマムフロロー弁がインタロークにより自動開となり、閉固着することによる原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出</p>	<p>島根2号炉は、人的過誤によるミニマムフロックによる閉操作忘れを想定。東海第二は、ミニマムフロックによるミニマムフロロー弁の自動開及び閉固着を想定。</p>
外部電源	<p>外部電源なし</p>	<p>外部電源なし</p>	<p>外部電源あり</p>	<p>島根2号炉は、外部電源の有無は、原子炉冷却材の流出に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定している。東海第二は、外部電源がない場合、原子炉保護系電源の喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁が閉となり、原子炉冷却材流出が停止することから、原子炉冷却材の流出の観点で厳しい外部電源ありを設定している。なお島根2号炉では、外部電源の喪失による原子炉格納容器隔離弁の閉弁は発生しない。</p>
操作条件	<p>原子炉への注水開始前</p>	<p>原子炉への注水開始前</p>	<p>原子炉への注水開始後</p>	<p>島根2号炉は、漏えい箇所の隔離操作実施後に原子炉に注水する手順としている。</p>

(4) 反応度の誤投入

項目	島根2号炉 APEX/SCAT (RIA用)	柏崎6/7 APEX	東海第二 APEX/SCAT (RIA用)	理由
解析コード 制御棒引抜阻止	期待しない	原子炉周期短信号 (原子炉周期20秒)	期待しない	島根2号炉は、東海第二は投入される反応度が1ドールを超えるため、SCAT (RIA用) を用いて燃料エンタルピの評価を実施。 島根2号炉は、中間領域計装の中性子束高信号 (各レンジフルスケールの90%) による制御棒引抜阻止には保守的に期待していない。 なお、制御棒引抜阻止に期待した場合、中性子束高信号 (各レンジフルスケールの90%) が発信すると制御棒引抜が停止する。ただし、本評価では制御棒の誤引抜により反応度が急激に投入されるため、中性子束高信号 (各レンジフルスケールの90%) と中性子束高信号 (各レンジフルスケールの95%) によるスクラム信号がほぼ同時に発信するため、制御棒引抜阻止に期待した場合でも評価項目に与える影響はほとんどない。
機器条件 原子炉スクラム信号	中間領域計装の中性子束高 (各レンジフルスケールの95%)	起動領域計装の原子炉出力ペリオド短 (10秒)	起動領域モニタの原子炉周期短 (原子炉周期10秒)	島根2号炉は、原子炉周期短による原子炉スクラム信号のインタローックがない (警報のみ) ため、中間領域計装の中性子束高信号 (各レンジフルスケールの95%) でスクラムする。

85. 残留熱代替除去系の格納容器スプレイ流量について

有効性評価において、残留熱代替除去系の格納容器へのスプレイ流量は、120m³/hを設定している。

格納容器スプレイによるエアロゾル除去効果については、スプレイ液滴径と相関があるため、スプレイ流量を低下させた場合、液滴径が大きくなることで十分なエアロゾル除去効果が確保されないおそれがあるが、格納容器スプレイ流量とスプレイ液滴径の関係における実験^[1]に基づき、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）」等の有効性評価では、スプレイ液滴径を 2mm に設定し、残留熱代替除去系の格納容器スプレイ流量を設定している。

(1) 実験の知見

図 1 に実験の結果を示す。実験において、ノズルあたりの流量が L/min 以上確保される流量では、最大の液滴径が 2mm 以下となる。

そのため、ノズルあたり L/min 以上の流量が確保される流量を格納容器スプレイ流量に設定する。

(2) 島根 2 号炉におけるスプレイ流量の設定

島根 2 号炉におけるスプレイヘッドのノズル数は 個であることから、下式に示すとおり、スプレイ流量 120m³/h を確保することで、スプレイノズルあたりの流量は L/min を確保できる。

$$\begin{aligned} \cdot \text{最低流量} &= \text{ (L/min/ノズル)} \times \text{ (ノズル)} \\ &= 1920 \text{ (L/min)} \\ &= 115.2\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

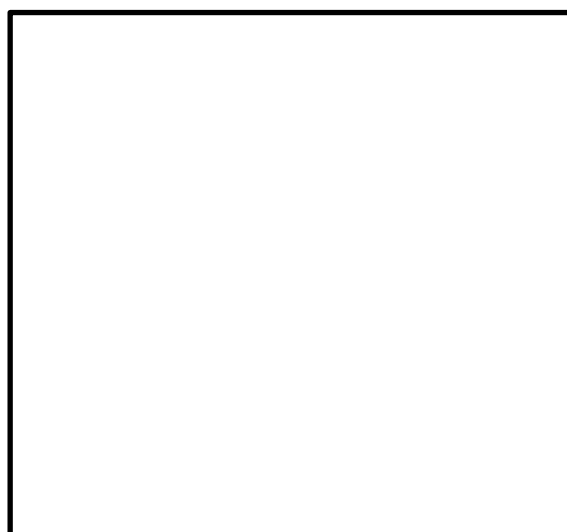


図 1 スプレイ液滴径の実験結果
(ノズル当たりの流量 L/min)

[1] 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（PHASE2）最終報告書 平成 5 年 3 月

92. ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の格納容器除熱効果について

残留熱除去系機能が喪失している場合の原子炉格納容器代替除熱手段として、ドライウェルクーラの冷却器の冷却コイルに通水することにより送風機を使わずに冷却する方法がある。

ここでは、格納容器過圧・過温破損シナリオを対象に、ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の原子炉格納容器からの除熱効果について示す。

1. 解析条件

格納容器過圧・過温破損の評価事故シーケンスにおいて、ドライウェルクーラを使用する場合（冷却器冷却コイルへの通水）を想定し、格納容器過圧・過温破損の評価事故シーケンスにおける格納容器ベント時間の遅延効果を評価する。

ドライウェルクーラの冷却器は、1系列で設計流量にて通水し使用すると仮定した。格納容器過圧・過温破損の評価事故シーケンスの雰囲気条件におけるドライウェルクーラの除熱量と崩壊熱の比較検討を実施した。

ドライウェルクーラによる除熱性能は、(財)原子力発電技術機構(NUPEC)が作成した、ドライウェルクーラ冷却性能試験に基づく。

※：NUPECの格納容器除熱試験(平成11年度～平成13年度)では、ドライウェルクーラ冷却コイルを模擬し、シビアアクシデント雰囲気条件下のため送風機が作動せず冷却コイルへの通水のみを想定した試験(単体性能試験及びシステム挙動試験)が実施され、その結果ドライウェルクーラのケーシング開口面で自然循環が形成されて、バルク雰囲気条件に応じた一定凝縮量が定常的に得られることが確認された。

2. 解析結果

図1に格納容器過圧・過温破損の評価事故シーケンスの格納容器圧力の推移を、図2に崩壊熱とドライウェルクーラによる除熱量の比較を示す。ドライウェルクーラ1系列の作動では、約30時間で約4MWの除熱量と評価され、格納容器スプレイ(約120m³/h)による蒸気凝縮性能の約半分に相当する。そのため、ドライウェルクーラ作動により、一定程度の格納容器除熱効果が期待でき、格納容器ベントまでの時間の遅延が可能と考えられる。

一方で、本評価事故シーケンスにおいては原子炉注水を継続していることから、格納容器内の水位が上昇し、いずれはサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達し格納容器ベントに至ることとなる。これはドライウェルクーラの除熱効果にはよらず、結果としては格納容器ベントの遅延効果は限定的となる。

3. ドライウェルクーラによる格納容器除熱の課題

上記のとおり、ドライウェルクーラを使用することによる原子炉格納容器除熱に効果があり、代替の除熱手段としては、従前より自主的に考慮されているものである。ただし、有効性評価の観点からは以下の課題がある。

- ・ドライウェルクーラは常用系であり、サポート系を含めて耐震性が確保された系統ではない。
- ・ドライウェルクーラを使用した除熱が十分でない場合や注水系が復旧しない場合には、外部水源による炉心注水や格納容器スプレイを継続する必要がある、いずれはサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達し格納容器ベントに至ることになる。格納容器内水位の上昇を抑制するという点では、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱代替除去系を使用するメリットのほうが大きい。
- ・ドライウェルクーラに通水する際は、その他の機器にも通水されることから、原子炉補機冷却系が使用できない場合には、ドライウェルクーラへの通水量は定格の通水量よりも少なく、除熱効果は限定的となる。(定格の通水量を確保するためには、原子炉補機代替冷却系以上の系統流量を有する設備の確保等が必要となる。)

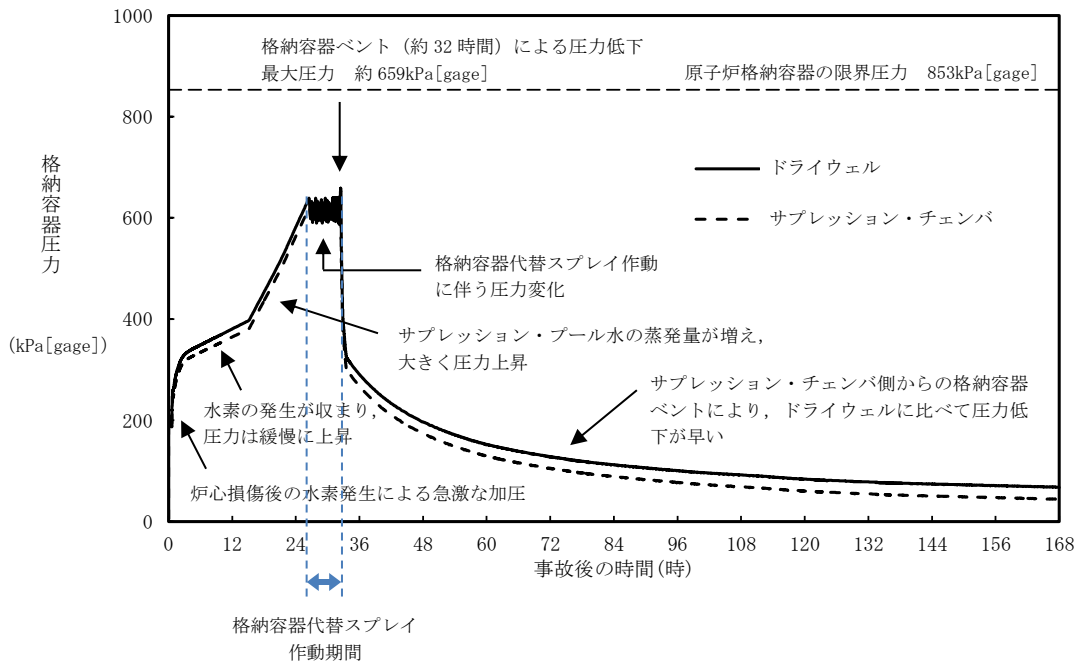


図1 格納容器圧力の推移

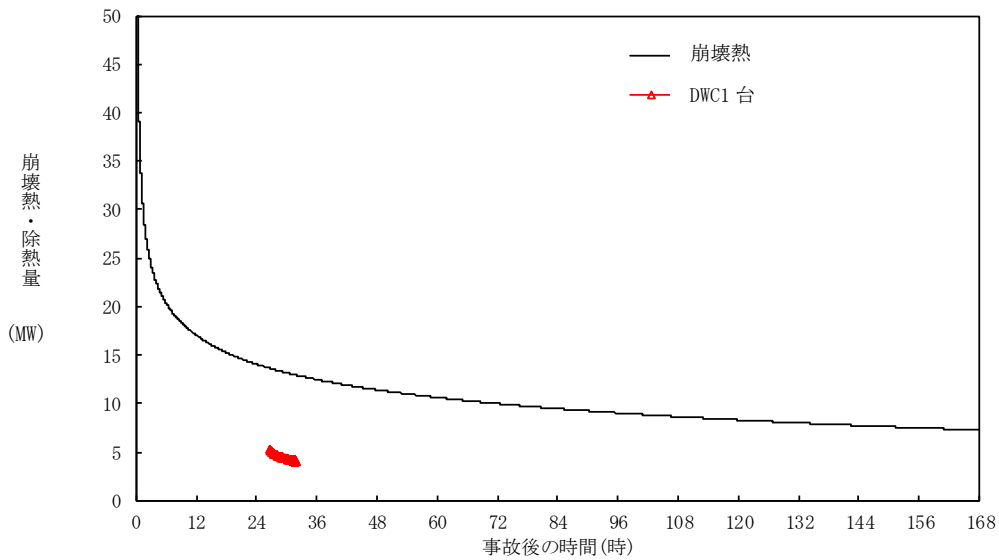


図2 ドライウェルクーラによる除熱量と崩壊熱の比較

93. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の原子炉格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響

有効性評価「水素燃焼」では、「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」によって炉心損傷に至るものの、低圧原子炉代替注水系（常設）によって損傷炉心を原子炉圧力容器内に保持する事故シーケンスにて水素燃焼リスクの影響を評価している。この事故シーケンスと、仮に炉心が溶融し、原子炉圧力容器を貫通して原子炉格納容器内のペDESTAL床面に落下する場合を比較すると、後者は炉心損傷の程度がより著しいと考えられる。このため、ジルコニウム－水反応による水素ガスの発生量が多くなり、また、溶融炉心落下後の溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が加わることから、原子炉格納容器内の非凝縮性ガス（水素ガス含む）の量が前者（損傷炉心を原子炉圧力容器内に保持する事故シーケンス）に比べて多くなると考えられる。

上記の理由により、後者（溶融炉心がペDESTALに落下する事故シーケンス）の方が、溶融炉心落下後の溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生等によって酸素の存在割合が押し下げられる傾向になると考えられることから、水素燃焼リスクの影響を評価する観点では、前者（損傷炉心を原子炉圧力容器内に保持する事故シーケンス）の方がより厳しい（酸素ガス濃度が高くなる）傾向にあるものと考えられる。

94. 有効性評価における格納容器内の水素及び酸素排出等について

格納容器破損モード「水素燃焼」では、格納容器の水素燃焼での破損を回避するために、水の放射線分解により発生する酸素への中長期的な対応として、可搬式窒素供給装置による窒素供給（以下「窒素供給」という。）、格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出（以下「水素及び酸素排出」という。）を行う手順としている。有効性評価の事象進展解析において、ドライ条件では、事象発生の約4時間後から約12時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である5 vol%を上回るが、これはLOCA後のブローダウンによる影響であり、ウェット条件では可燃限界である5 vol%を上回ることはない。

以上の状況を踏まえ、事象初期における酸素濃度上昇に伴う水素及び酸素排出等の判断基準の考え方及び解析上の操作条件と手順の関係を以下に示す。

1. 判断基準について

(1) 水素及び酸素排出

a. 判断基準の変更について

格納容器破損モード「水素燃焼」において、事象初期にドライ条件の酸素濃度が水素及び酸素排出の判断基準を超過することを踏まえ、判断基準をより明確にする観点から水素及び酸素排出判断基準にウェット条件の酸素濃度を追加した。

判断基準の概要について表1に示す。

表1 水素及び酸素排出判断基準の概要

対応手段		判断基準*
水素及び酸素排出	準備	ドライ条件の酸素濃度が4.0vol%及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達した場合
	排出	ドライ条件の酸素濃度が4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達した場合

※：炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による制御ができない場合

b. 判断基準設定の考え方について

・ウェット条件 1.5vol%

ドライ条件が4.0vol%以上において、ウェット条件で1.5vol%未満の場合は、ドライ条件とウェット条件に有意な差があることから、LOCA後のブローダウン等により水蒸気の濃度がほぼ100%となっている状態であると判断し、水素及び酸素の排出操作は行わない。

なお、酸素濃度がドライ条件で4.4vol%、ウェット条件で1.5vol%未満の場合、水蒸気濃度は65vol%以上となる。水素の燃焼又は爆轟が生じる条件につ

いては、図1のような水素、空気及び水蒸気の3元図が知られており、水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素、空気及び水蒸気の濃度の比率を図中に可燃領域又は爆轟領域として示している。水蒸気の濃度が65vol%以上であれば、図1のとおり、可燃領域又は爆轟領域と重ならないため、水素燃焼は発生しない。

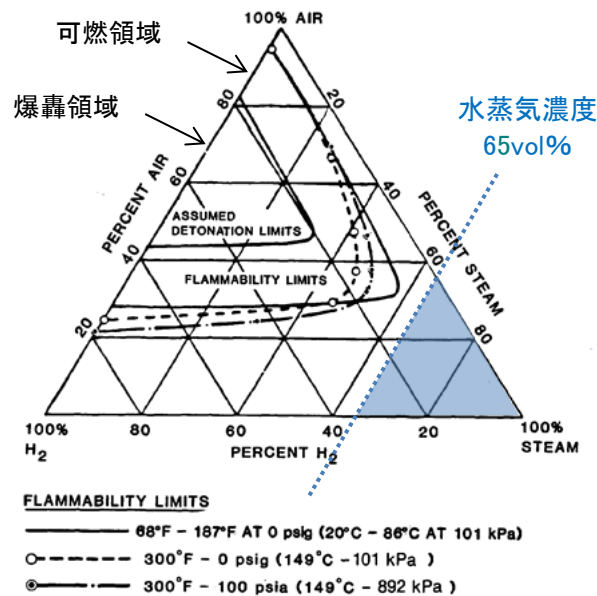


図1 水素、空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界^[1]

- ・ドライ条件 4.0vol%

排出実施判断基準到達までに十分な余裕をもって水素及び酸素排出準備を完了できる値として設定している。

- ・ドライ条件 4.4vol%

酸素濃度の可燃限界である5 vol%到達することを防止するため、計器誤差(約0.5vol%)並びに水素及び酸素排出操作所要時間における上昇分(約0.1vol%)を考慮して設定している。

(2) 格納容器内のガスの混合操作について

LOCA後のブローダウン等により、ドライ条件の酸素濃度が水素及び酸素排出の判断基準を超過している場合において、ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%未満の場合は、残留熱代替除去系又は残留熱除去系により格納容器内へスプレーを実施しガスの混合を促進させる。その考え方について以下に示す。

- ・この状態では、LOCA後のブローダウン等によりサプレッション・チェンバ側にはほぼすべての非凝縮性ガスが移行している状態である。ドライウエル側の気体組成はほぼ100%が水蒸気なので水素燃焼は起こりにくい状態であ

るが、サプレッション・チェンバ側に非凝縮性ガスが溜まっているため、混合を促進し、ドライウェル及びサプレッション・チェンバに非凝縮性ガスを分散させる操作を行う。

- ・格納容器内のガスの混合操作については、内部水源である残留熱代替除去系又は残留熱除去系を使用することとしており、外部水源である格納容器代替スプレイ系は格納容器ベントの早期化に繋がるため使用しない。

なお、残留熱代替除去系及び残留熱除去系による格納容器内へのスプレイが実施できない場合、格納容器内の圧力が上昇し格納容器代替スプレイの実施基準に到達することにより格納容器代替スプレイ系によるスプレイが実施されるため、格納容器内のガスは混合されることとなる。

(3) 格納容器破損モード「水素燃焼」における事象進展と手順の関係

格納容器破損モード「水素燃焼」における事象進展（G値を設計基準事故ベースとした場合の感度解析）と手順の関係を以下に示す。

事象発生約2時間後（非常用電源の復旧及び格納容器酸素濃度（SA）の起動時間）から格納容器酸素濃度（SA）計器により酸素濃度が監視可能となる。仮に、格納容器酸素濃度（SA）が使用できない場合においても事象発生10時間後から原子炉補機代替冷却系により補機冷却水が確保され格納容器酸素濃度計器により酸素濃度が監視可能となる。事象発生約3時間後において、ドライ条件の酸素濃度は4.4vol%に到達しているが、ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達していないため水素及び酸素排出の操作は実施しない。また、事象発生10時間後から残留熱代替除去系による格納容器内の除熱を開始するとともに、事象発生12時間後から可搬式窒素供給装置によるドライウェルへの窒素供給によりガスの混合を促進させる。

事象発生約49時間後にドライ条件の酸素濃度が4.0vol%に到達し、ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%を超えていることから水素及び酸素排出の準備を開始する。また、サプレッション・チェンバのドライ条件酸素濃度が4.0vol%に到達することから、窒素供給先をドライウェルからサプレッション・チェンバへ切り替える。以降も継続的に酸素濃度を監視し、事象発生約85時間後にドライ条件の酸素濃度が4.4vol%に到達した段階で水素及び酸素排出を実施する。

[1] Allen L. Camp, et al., “Light Water Reactor Hydrogen Manual”, NUREG/CR-2726 (1983)

96. 水の放射線分解における α 線の影響について

有効性評価「水素燃焼」では、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生について、 β 線及び γ 線を考慮の対象とし、 α 線については考慮の対象としていない。 α 線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、 α 線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとしている。

一方で、炉内には α 線放出核種が存在することから、ここでは放出される α 線が熔融炉心等に吸収されないと仮定した場合における評価を実施し、その影響を確認した。

(1) 評価内容

格納容器破損防止の有効性評価等では、炉内に存在する主要な65核種について、炉内内蔵量を評価しており、ソースタームとして用いている。主要65核種のうち、 α 線放出核種は7核種(Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241, Cm-242, Cm-244)が含まれている。

本評価では、ソースタームを用いて核種毎の炉内内蔵量に応じた放射線量に核種毎の吸収エネルギーを乗じて算出した全吸収エネルギーの合計量と、 α 線放出核種の α 線吸収エネルギーの合計量との比較を行った。なお、核種毎の吸収エネルギーは、JAEA-Data-Code-2011-025^[1]及びJAERI-1347^[2]に記載されている値を参照した。

(2) 評価結果

表1にソースタームからの放射線による α 線吸収エネルギー及び全吸収エネルギーの算出結果を示す。

表1のとおり、全吸収エネルギーに対する α 線の吸収エネルギーの割合(①/②)は1%以下であり、水の放射線分解への影響は小さいことを確認した。

表1 ソースタームからの放射線による α 線吸収エネルギー及び
全吸収エネルギー

核種グループ※	α 線吸収エネルギー (MeV/s)	全吸収エネルギー (MeV/s)
C s I	-	4.3E+19
C s OH	-	1.1E+18
S b	-	1.5E+18
T e OH ₂ , T e ₂	-	2.5E+18
S r O	-	1.1E+19
B a O	-	6.4E+18
M o O ₂	-	8.4E+18
C e O ₂ (P u-238, P u-239, P u-240, P u-241を含む)	4.3E+16	2.4E+19
L a ₂ O ₃ (A m-241, C m-242, C m-244を含む)	8.1E+17	5.5E+19
合計	8.5E+17・・・①	1.5E+20・・・②

※ 希ガスは早期に系外に放出されるため、ここでは対象外としている（希ガスを対象とした場合、全吸収エネルギーの合計量が大きくなり、相対的に α 線吸収エネルギーの割合が小さくなることから、 α 線の影響は更に小さくなる）

<参考文献>

- [1] JAEA-Data-Code-2011-025 “JENDL FP Decay File 2011 and Fission Yields Data File 2011”
- [2] JAERI-1347 “Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38”, February 2005