

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27年9月

東京電力株式会社

## 目次

: 今回のご説明範囲

1. 設備概要
  - 1.1 常設代替電源設備
  - 1.2 代替原子炉補機冷却系
  - 1.3 低圧代替注水系（常設）
  - 1.4 pH制御設備
  - 1.5 高圧代替注水系
  - 1.6 可搬型代替直流電源設備
2. 可搬型設備保管場所及びアクセスルートについて
3. 現場操作機器配置図（建屋内）
4. 重大事故対策の成立性
5. 重要事故シーケンス等の選定
6. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線
7. 原子炉水位及びインターロックの概要
8. 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について
9. 原子炉の減圧操作について
10. 他号機との同時被災時における必要な要員及び資源について
11. 運転操作手順書における重大事故対応について
12. 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
13. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
14. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について
15. 格納容器スプレイ時の下部ドライウェル水位上昇の影響について
16. 復水移送ポンプ以外による代替注水操作について
17. 6 / 7号炉 使用済み燃料プールサイフォンブレイカについて
18. 配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合について
19. 定期検査工程の概要
20. 反応度投入事象を起因事象から除外した考え方について
21. G 値について
22. 格納容器内における気体のミキシングについて
23. 水素の燃焼条件
24. 使用済み燃料貯蔵プール監視設備の仕様等について
25. 柏崎刈羽 6, 7号機 SFP プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
26. 内部事象 PRA における主要なカットセットと FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況
27. 地震 PRA, 津波 PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性

- 28. 深層防護の考え方について
  - 29. 希ガス保持による減衰効果について
  - 30. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて
  - 31. 事象発生時の状況判断について
- 32. 安定状態の考え方について
- 33. 炉心損傷開始の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について
  - 34. 逃がし安全弁の作動用の窒素の供給について
  - 35. 全交流動力電源喪失時のサプレッション・チェンバ・プール水位について
  - 36. 格納容器内に存在する亜鉛の反応により発生する水素の影響について
  - 37. サプレッション・チェンバ等水位上昇時の計装設備への影響について
  - 38. 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
  - 39. 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
  - 40. 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シュラウド外水位の推移について
  - 41. 逃がし安全弁に係る実態と解析の違い及びその影響について
  - 42. SGTSによる系外放出を考慮した被ばく評価について
  - 43. 有効性評価解析条件の見直しについて
  - 44. 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
  - 45. 外部電源喪失を仮定することによる沸騰遷移発生の有無について
  - 46. サプレッション・チェンバの水位上昇に係る構造的な耐性について
  - 47. 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））
  - 48. 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
  - 49. 原子炉満水操作の概要について
  - 50. 外部水源温度の条件設定の根拠について
  - 51. 注水温度の違いによる解析結果への影響について
- 52. 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
  - 53. 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
  - 54. 格納容器下部の水張りの適切性
  - 55. 格納容器下部注水手順及び注水確認手段について
  - 56. 水蒸気爆発評価の解析コードについて
- 57. 格納容器頂部注水について
  - 58. LOCA 解析における燃料の代表性について
  - 59. エントレインメントの影響について
  - 60. 有効性評価の主要解析条件と設置変更許可申請書添付書類八との整合性について

: 今回のご説明範囲

61. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
62. 放射線防護具類着用の判断について
63. 放射線環境下における作業の成立性
64. 非凝縮性ガスの影響について
65. 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
66. MUWC の機能分散について
67. 中小 LOCA の事象想定について
68. 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
69. 真空破壊装置の水没の影響と海外での運用について
70. 格納容器ベント操作について  : 今回のご説明範囲

- |   |
|---|
| <ol style="list-style-type: none"> <li>71. 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</li> <li>72. ほう酸水注入系のほう酸濃度, 貯蔵量, <math>^{10}\text{B}</math> の比率等の初期条件</li> <li>73. 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</li> <li>74. 中性子束振動の判断について</li> <li>75. 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</li> <li>76. SLC 起動を自動化する場合と手動起動する場合の効果の違いに関する整理</li> <li>77. ATWS 時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について</li> <li>78. 全制御棒挿入失敗の想定が, 部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包絡しているかについて</li> </ol> |
|---|

79. 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性
80. 原子炉停止機能喪失時における給水流量を低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由

- |  |
|--|
| <ol style="list-style-type: none"> <li>81. 評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて</li> <li>82. I S - L O C A 発生時の低圧配管破断検知について</li> <li>83. 系統圧力による I S - L O C A 検知判断について</li> <li>84. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響</li> <li>85. 給水流量をランアウト流量 (68%) で評価することの妥当性</li> <li>86. 原子炉停止機能喪失事象の評価におけるヒータドレン水の考慮</li> <li>87. 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</li> <li>88. 格納容器下部ドライウェル (ペDESTAL) に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の蓄積に関する考慮</li> <li>89. 実効 G 値に係る電共研の追加実験について</li> <li>90. ABWR, RCCV 型格納容器におけるエントレイメント係数の圧力スパイクに対する感度解析</li> <li>91. 「高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)», 「原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 (FCI)», 「溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)」と「高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)」との対応及び要員数の比較</li> </ol> |
|--|

: 今回のご説明範囲

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

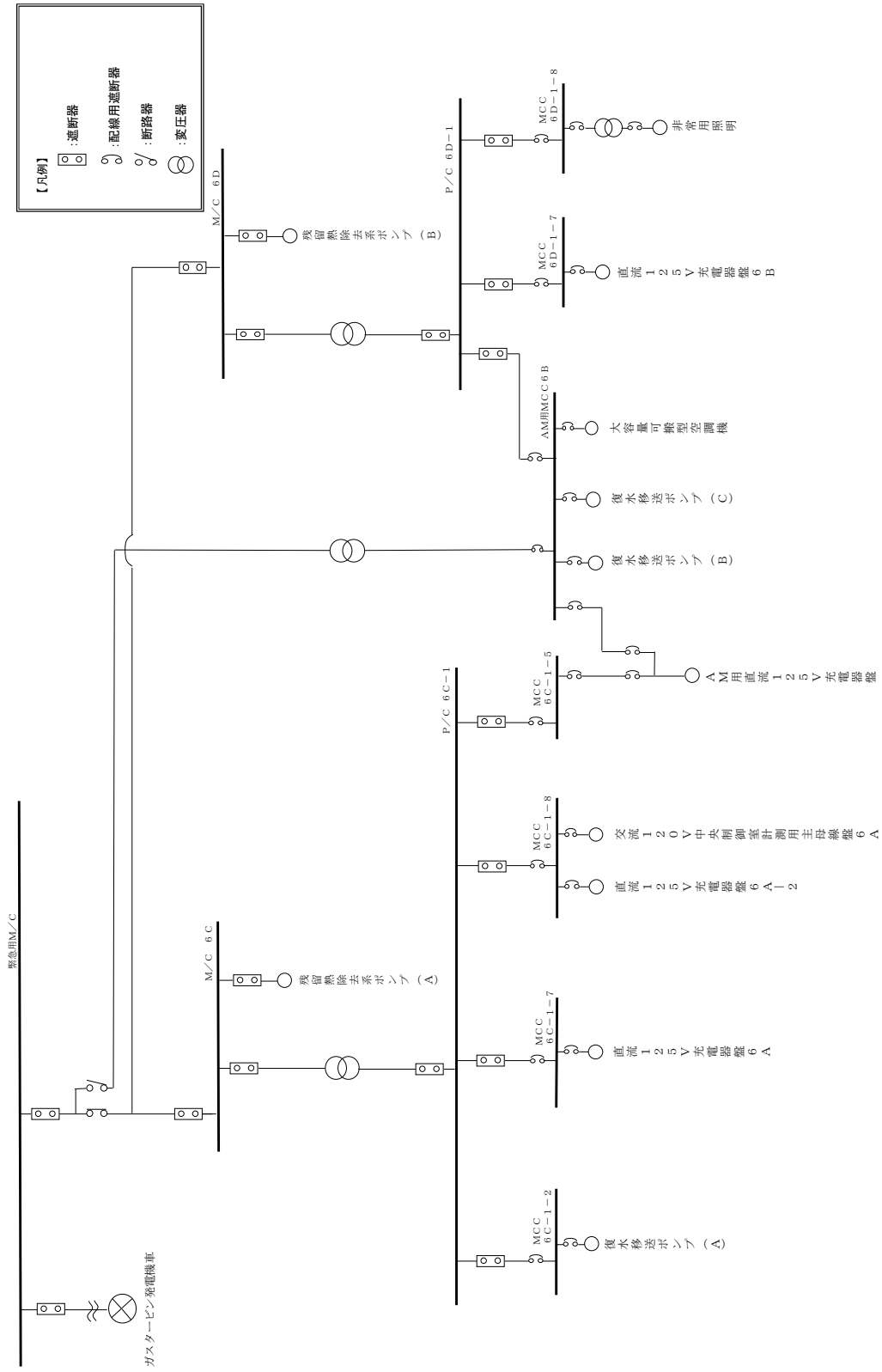
1. 設備概要

1.1 常設代替電源設備

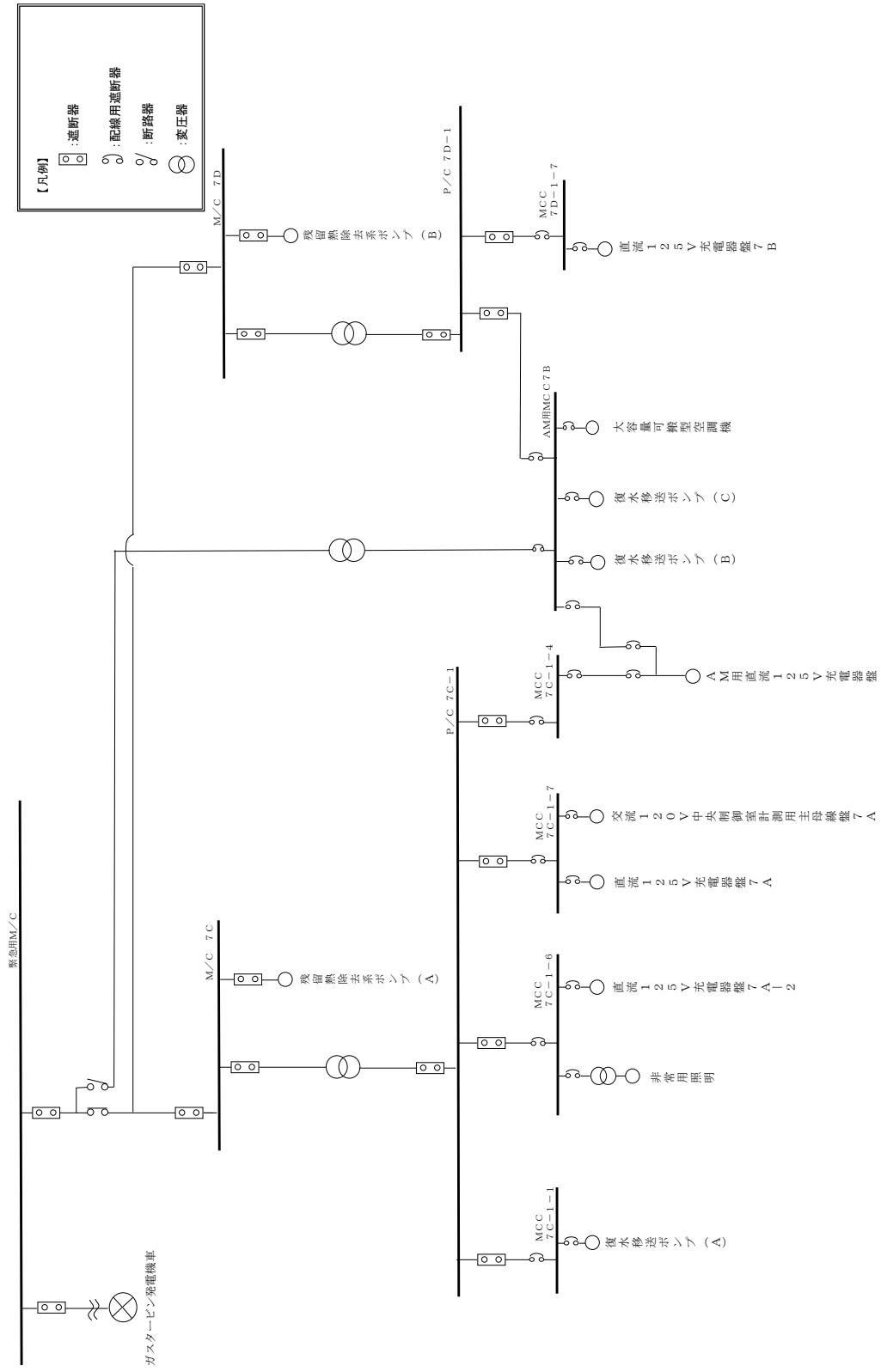
	ガスタービン発電機 ※
ガスタービン	
台 数	3 (うち2台は予備)
使用燃料	軽油
発電機	
台 数	3 (うち2台は予備)
種 類	横軸回転界磁3相同期発電機
容 量	約4,500kVA/台
力 率	0.8
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz

※ 6号及び7号炉共用

系統図 (6号)



系統図 (7号)





## 1.2 代替原子炉補機冷却系

### (1) 熱交換器ユニット

台 数 1

伝 熱 容 量 約 23MW／台

(海水温度 30℃において) ※

※海水温度は、設置許可申請書に記載の過去の採取データの最高値であり、関連の既設設備の設計でも同一の値を用いている。

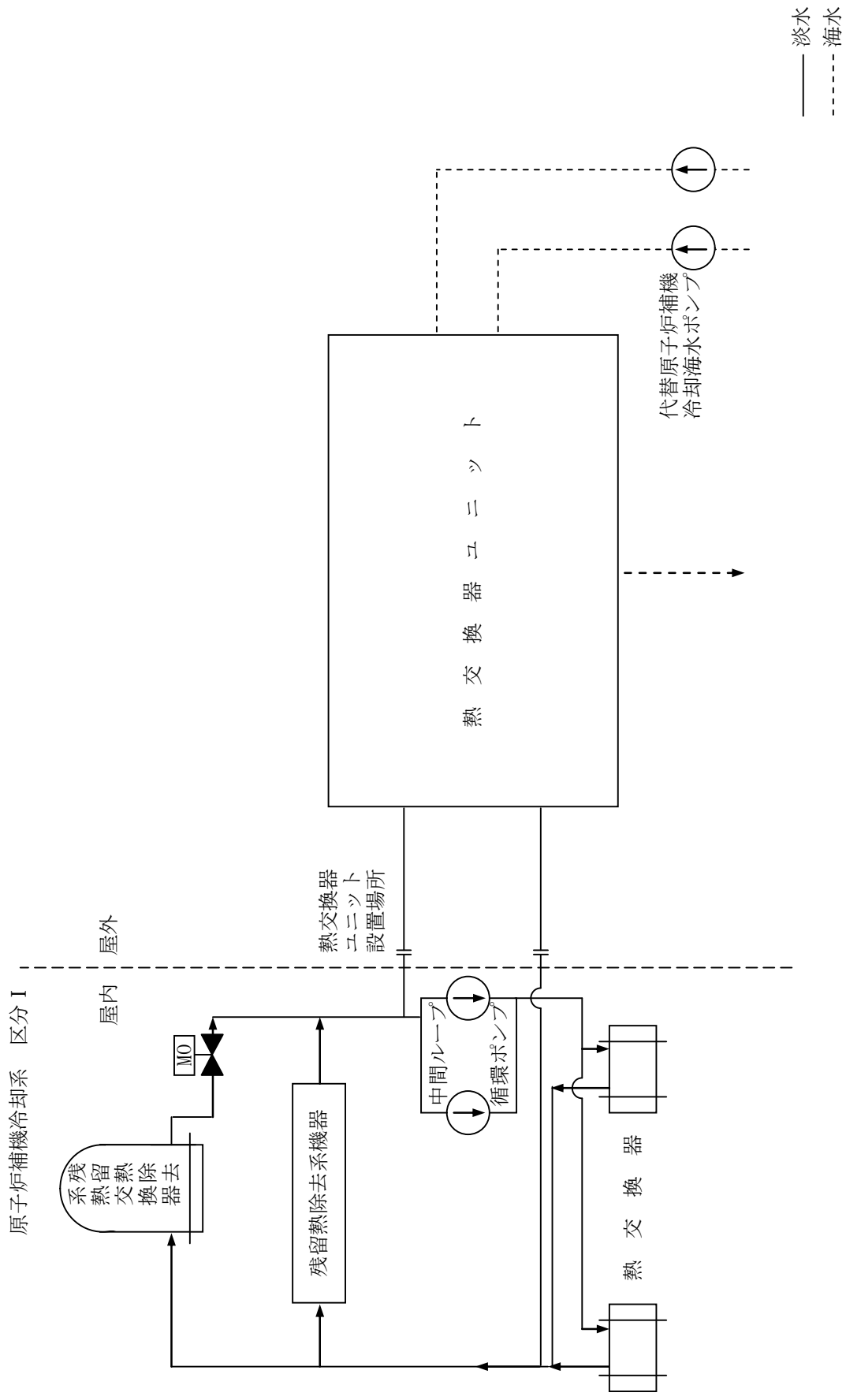
### (2) 代替原子炉補機冷却海水ポンプ

台 数 2

容 量 約 420m<sup>3</sup>／h／台

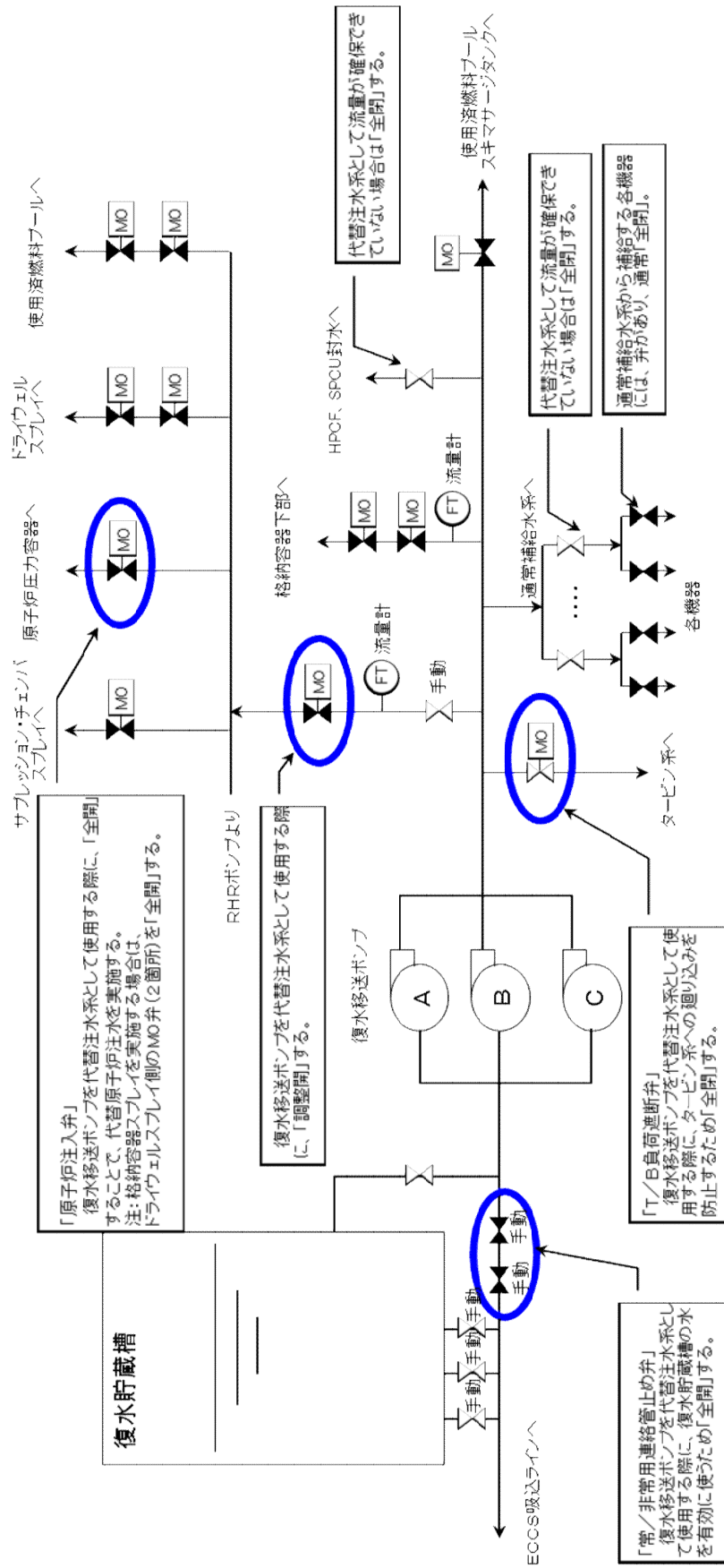
揚 程 約 35m

代替原子炉補機冷却系統概要図（6号炉）



### 1.3 低圧代替注水系 (常設)

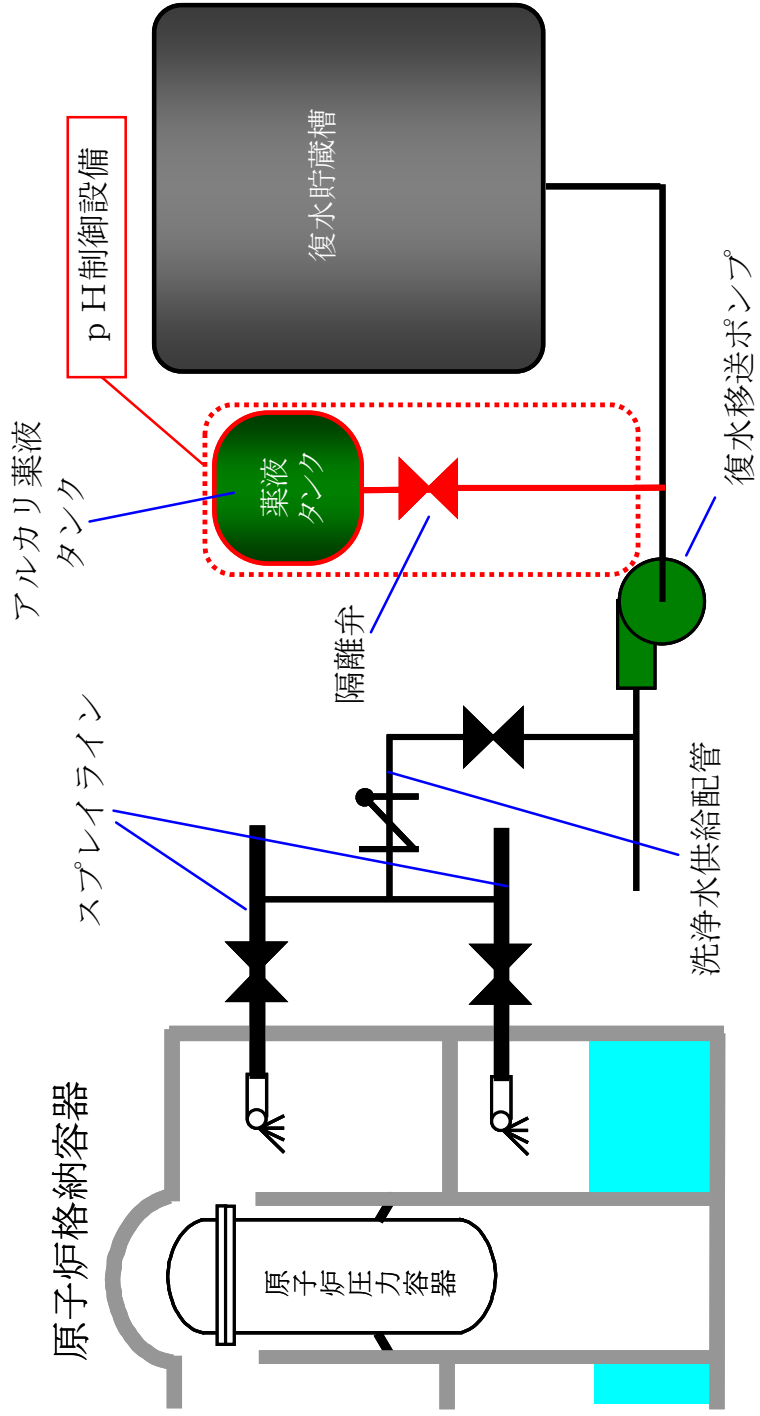
低圧代替注水系 (常設) 系統概要図



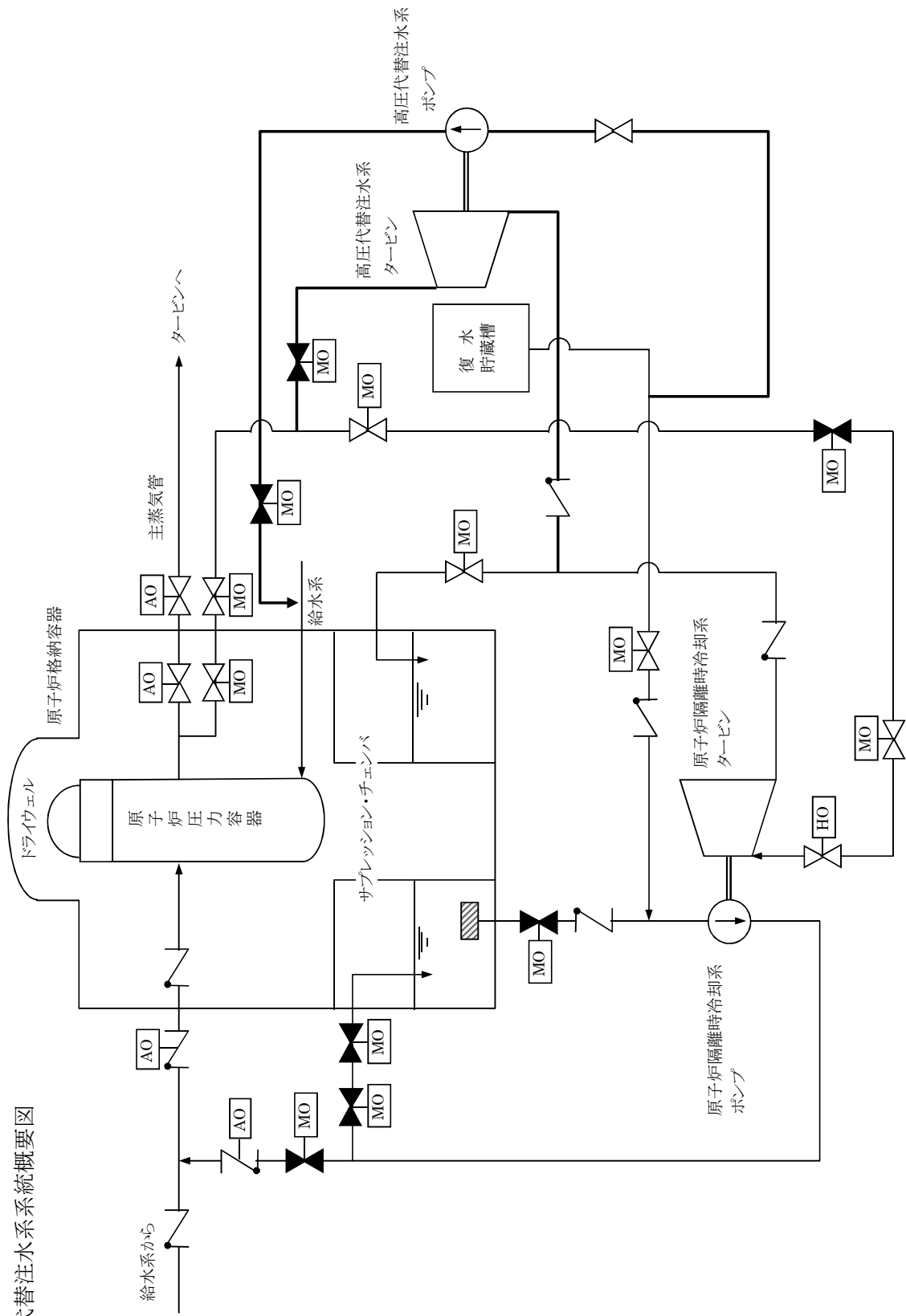
1.4 pH制御設備

具体的な設備構成については、現在も検討を続けているところであるが、下記に示すとおり、復水補給水系統に薬液を混入し、既設の配管を経由してドライウエルスプレイライン及びサブプレッション・チェンバースプレイラインから原子炉格納容器内にアルカリ薬液を注入し、サブプレッション・プールの水のアルカリ性を維持する方法を検討している。

pH制御設備 系統概略図



1.5 高圧代替注水系  
高圧代替注水系統概要図



1.6 可搬型代替直流電源設備

可搬型代替直流電源設備の写真および仕様

可搬型代替直流電源設備にて発電した交流電源を直流電源に変換し、直流電源を供給する設備



可搬型代替直流電源設備の主要機器仕様

- 直流 125V 可搬型代替蓄電池
  - 電圧 125V
  - 容量 400Ah
- 充電器
  - 電圧 125V
  - 電流 360A

## 21. 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)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)<sup>[1]</sup>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。

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)<sup>[2]</sup>(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 :  $G(\text{H}_2)<0.4$ ,  $G(\text{O}_2)<0.2$

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

この結果に基づき、柏崎刈羽原子力発電所6, 7号炉(昭和63年申請)や東京電力東通原子力発電所1号炉等、沸騰水型原子力発電所では、可燃性ガス濃度の評価<sup>[3]</sup>において、沸騰状態で $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.4/0.2$ 、非沸騰状態で $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.25/0.125$ を採用している。

電共研では、苛酷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 :  $G(\text{H}_2)<0.27$ ,  $G(\text{O}_2)\doteq 0$

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

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」<sup>[2]</sup>の概要

### (1) 実験装置及び実験方法

電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」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2-1及び図2-2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。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、酸素ガスポンペ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、<sup>60</sup>Coのγ線源に照射を開始、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、苛酷事故条件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2-3～図2-8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2-1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2-2、図2-3～図2-8に示す。

実験結果は、γ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、γ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2-3、2-4

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/100eVと高いが、その後安定し0.2分子/100eV程度になる。また、酸素濃



度の場合は 0 と見なしうる。

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) FCS 性能解析ベースの結果：図 2-5, 2-6

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/100eV、酸素は 0.06 分子/100eV 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/100eV だが、その後安定し 0.36 分子/100eV 程度になる。また、酸素は 0.14 分子/100eV である。

FCS 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/100eV に余裕を見て 0.4 分子/100eV の一定値を用いている。

(c) 苛酷事故ベースの結果：図 2-7, 2-8

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/100eV、酸素は 0.03 分子/100eV となり、FCS 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 LOCA 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 と見なしうる。LOCA 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 FCS 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-水反応を仮定した苛酷事故条件下での実効 G 値は以下の値となる。上記(b)項の FCS 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( $\text{Fe}^{2+}$ ,  $\text{Cu}^{2+}$ 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うる。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、 $\text{Fe}^{2+}$ については酸素を減少させる傾向がある。

表 2-1 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	苛酷事故
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 2-2 実験結果

事故条件		パラメータ					実測値(実効 G 値) [分子/100eV]	
		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 <sub>2</sub> )	G(O <sub>2</sub> )
LOCA 条件	非沸騰							
	沸騰							
FCS 性能 解析条件	非沸騰							
	沸騰							
苛酷事故 条件	非沸騰							
	沸騰							

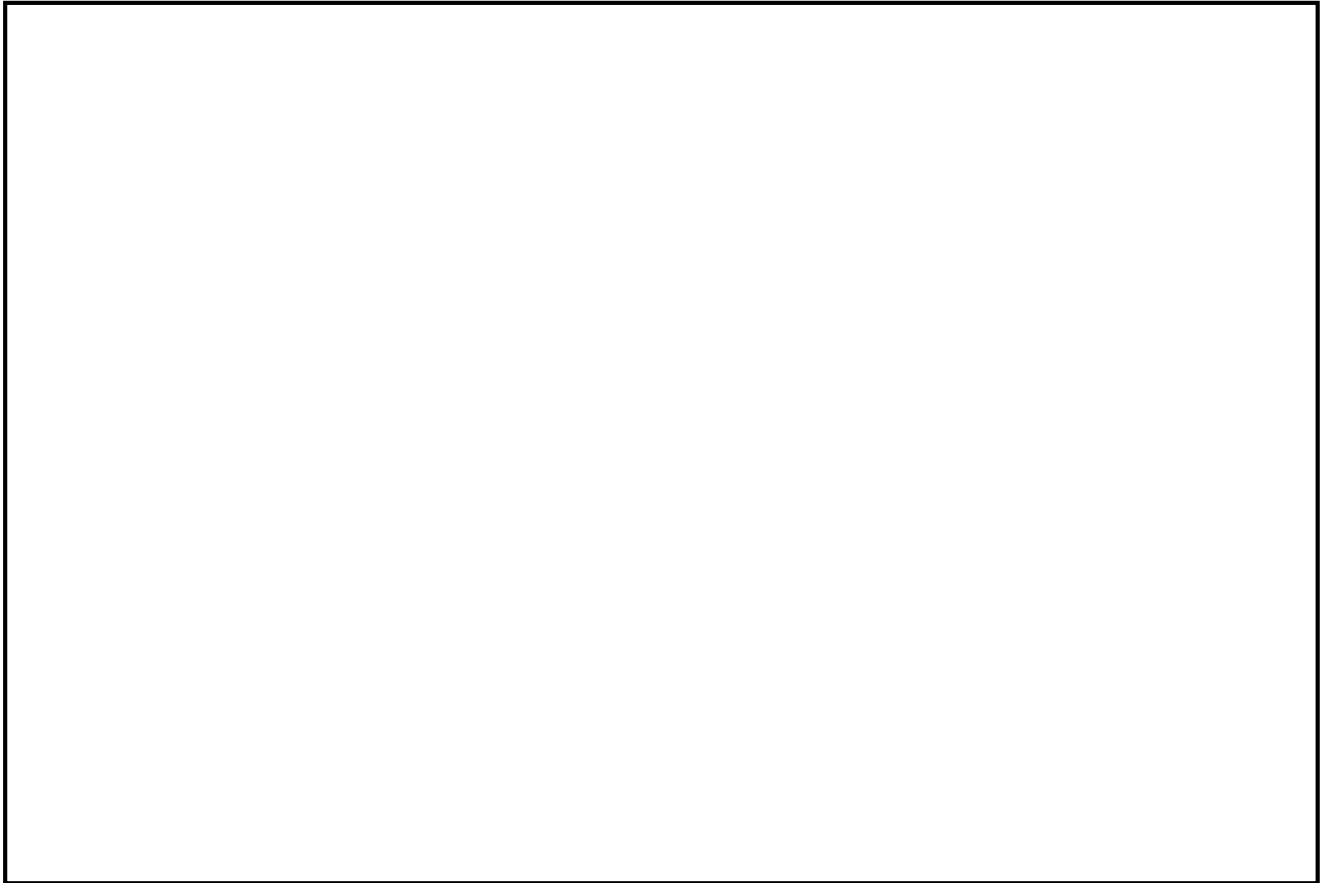


図 2-1 非沸騰実験装置の概要

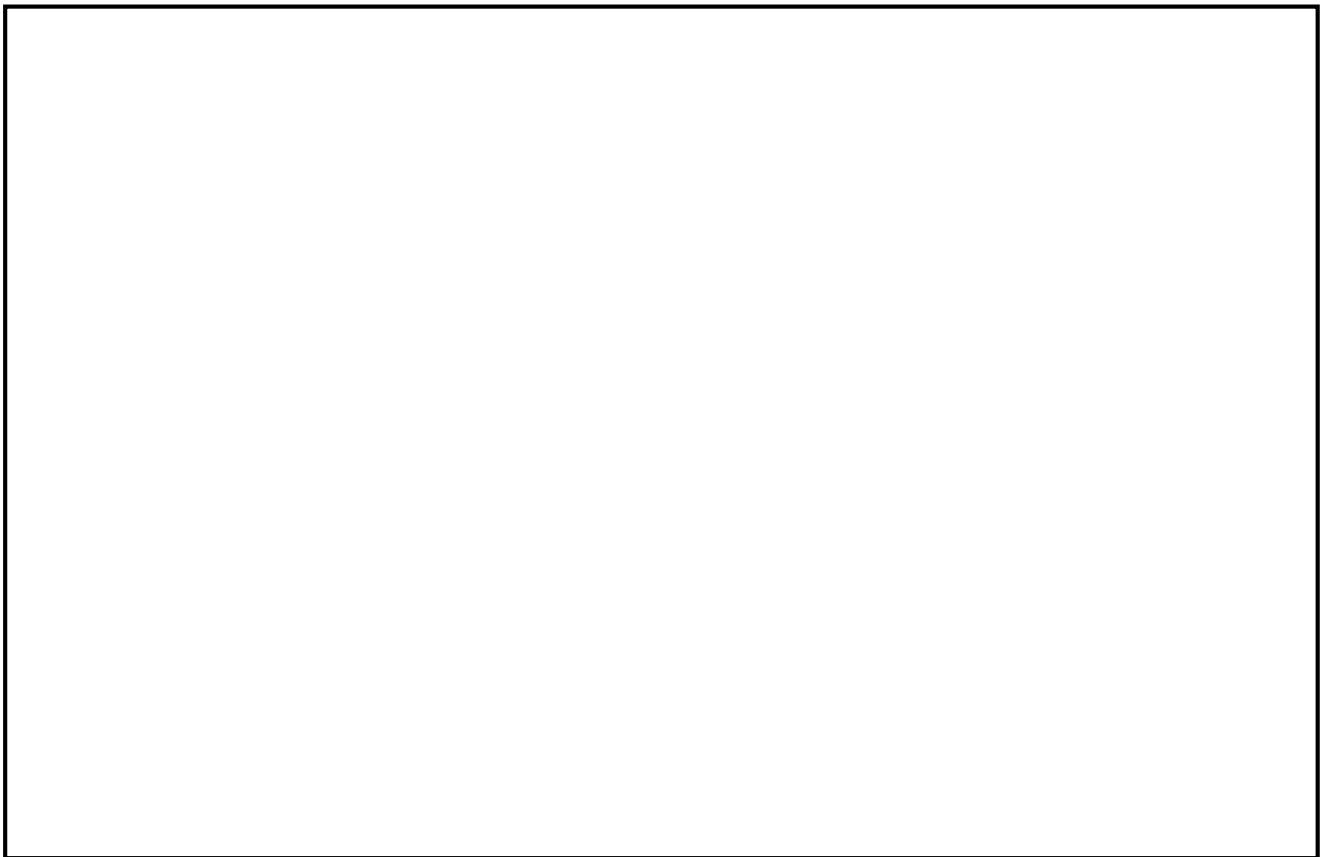


図 2-2 沸騰実験装置の概要

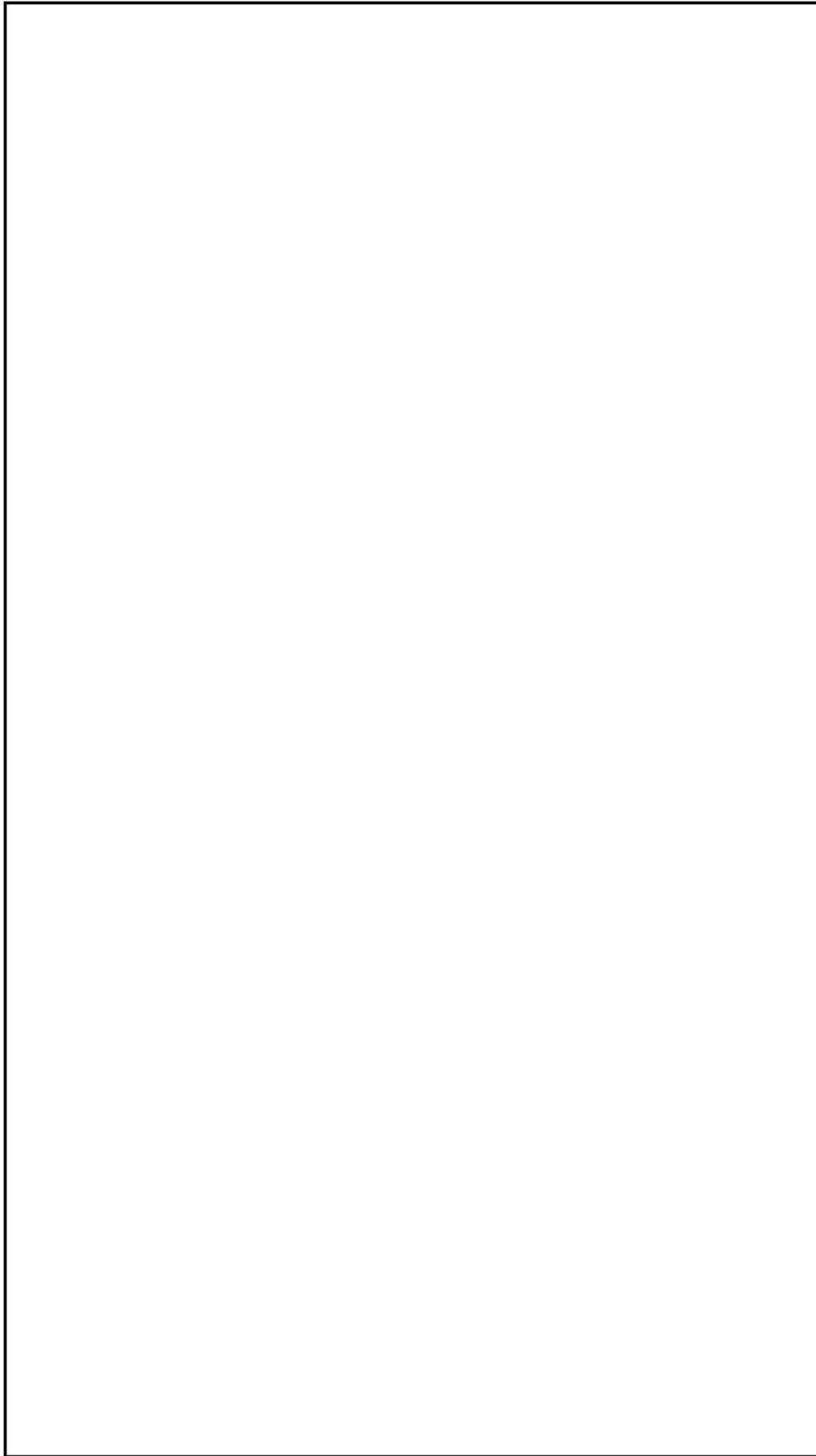


図 2-3 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(LOCA ベース：非沸騰状態)

図 2-4 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)

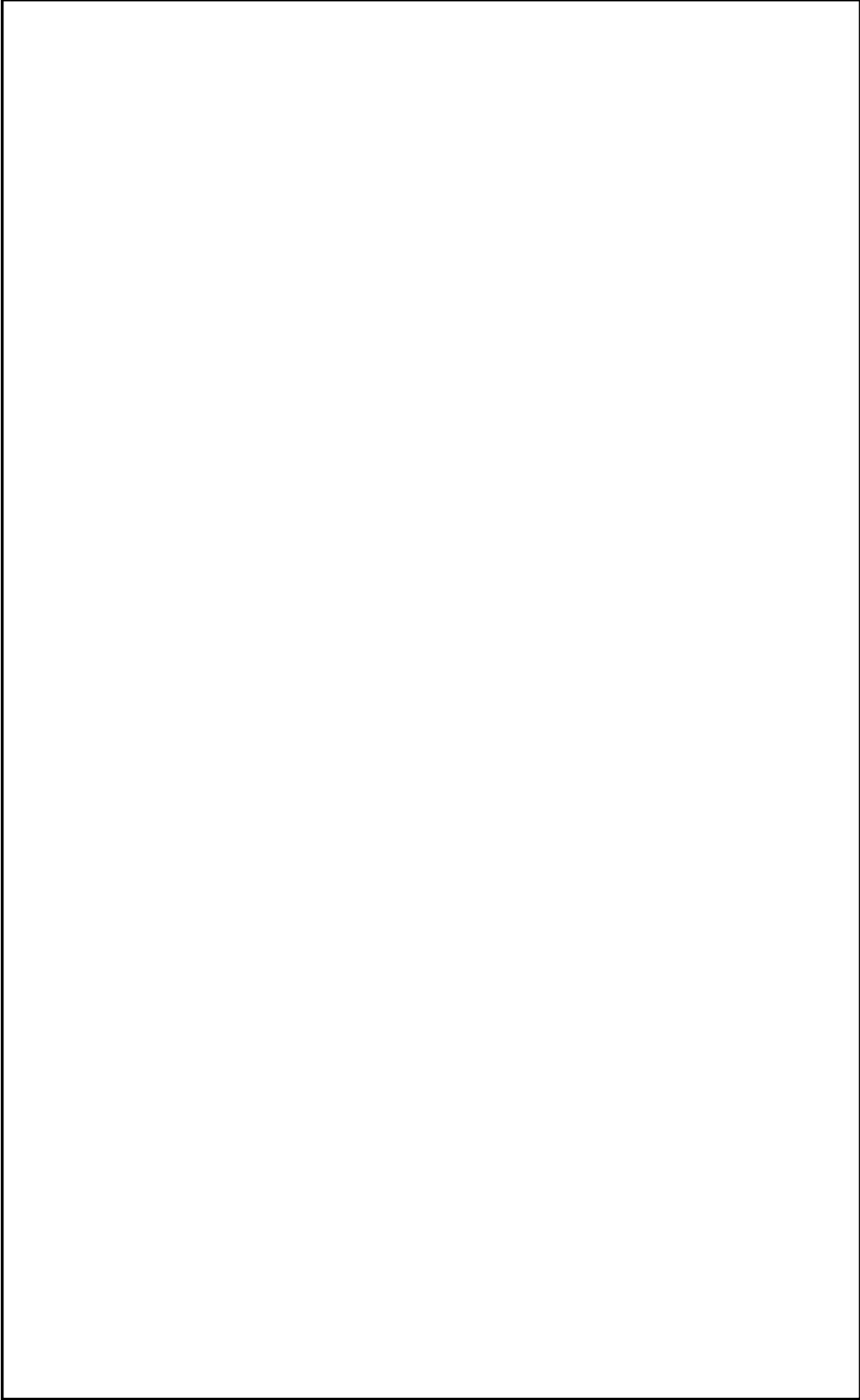


図 2-5 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(FCS 性能解析ベース：非沸騰状態)

図 2-6 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)

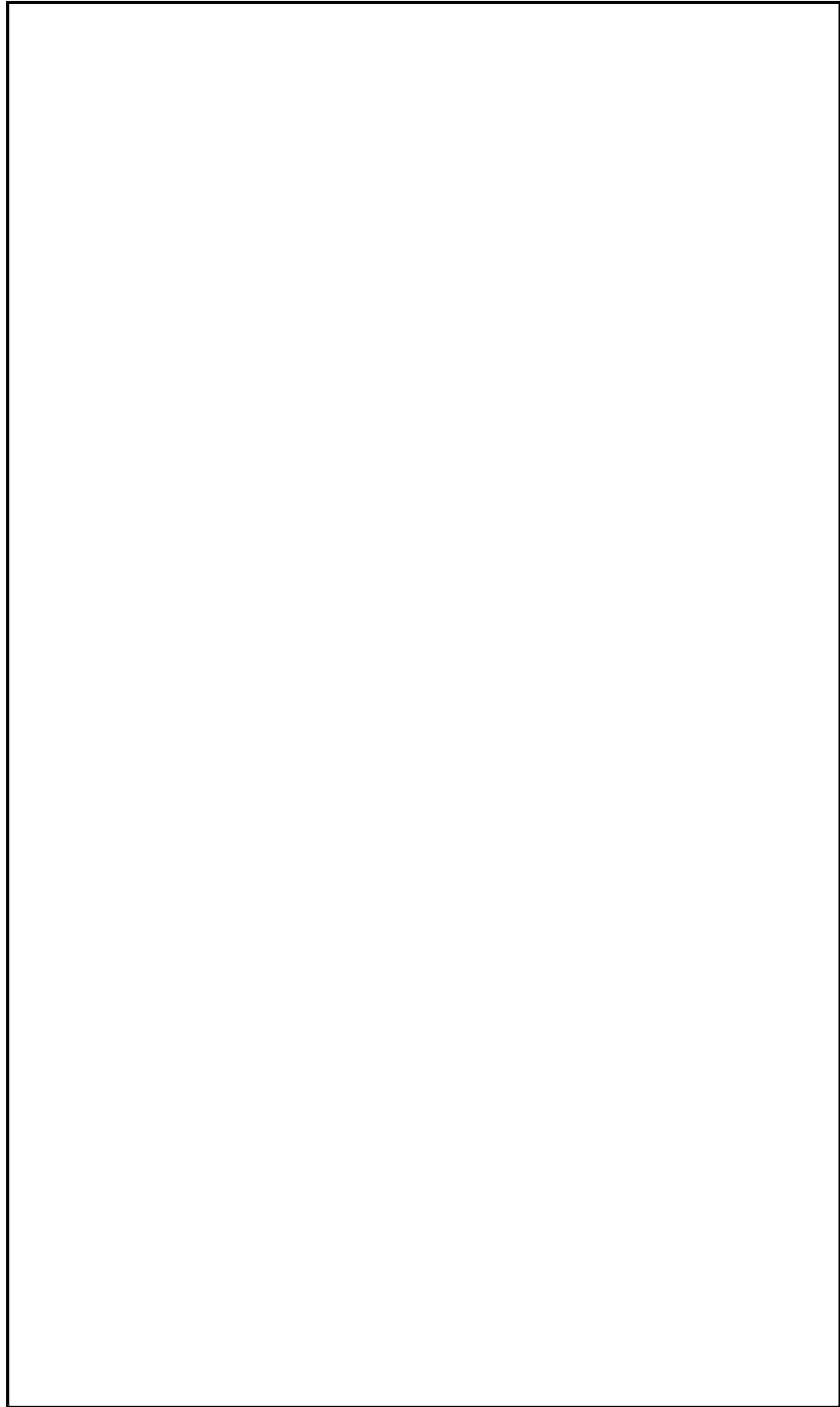


図 2-7 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(苛酷事故ベース：非沸騰状態)

図 2-8 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(苛酷事故ベース：沸騰状態)



### 3. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」<sup>[2]</sup>の妥当性に関する補足

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」という。)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<sup>[4,5]</sup>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。<sup>[3]</sup> 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。<sup>[4]</sup> 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 3-1 及び図 3-2 に、実験の結果を図 3-3 及び図 3-4 に示す。

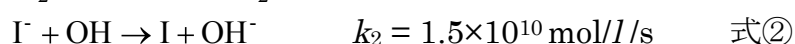
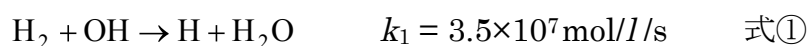
電共研では、上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い、よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから、照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で、電共研での実験方法は妥当なものと考えられる。

#### (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<sup>[5]</sup>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、<sup>[5]</sup> 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。<sup>5)</sup> 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 3-5 に、電共研における実験の結果を図 3-6 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-2412 Part VIII (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	100 cm <sup>3</sup>
	タンク気相	350 cm <sup>3</sup>
	タンク液相	250 cm <sup>3</sup>
循環流量		15 cm <sup>3</sup> /min
初期温度 (実験パラメータ)		15 °C, 95 °C

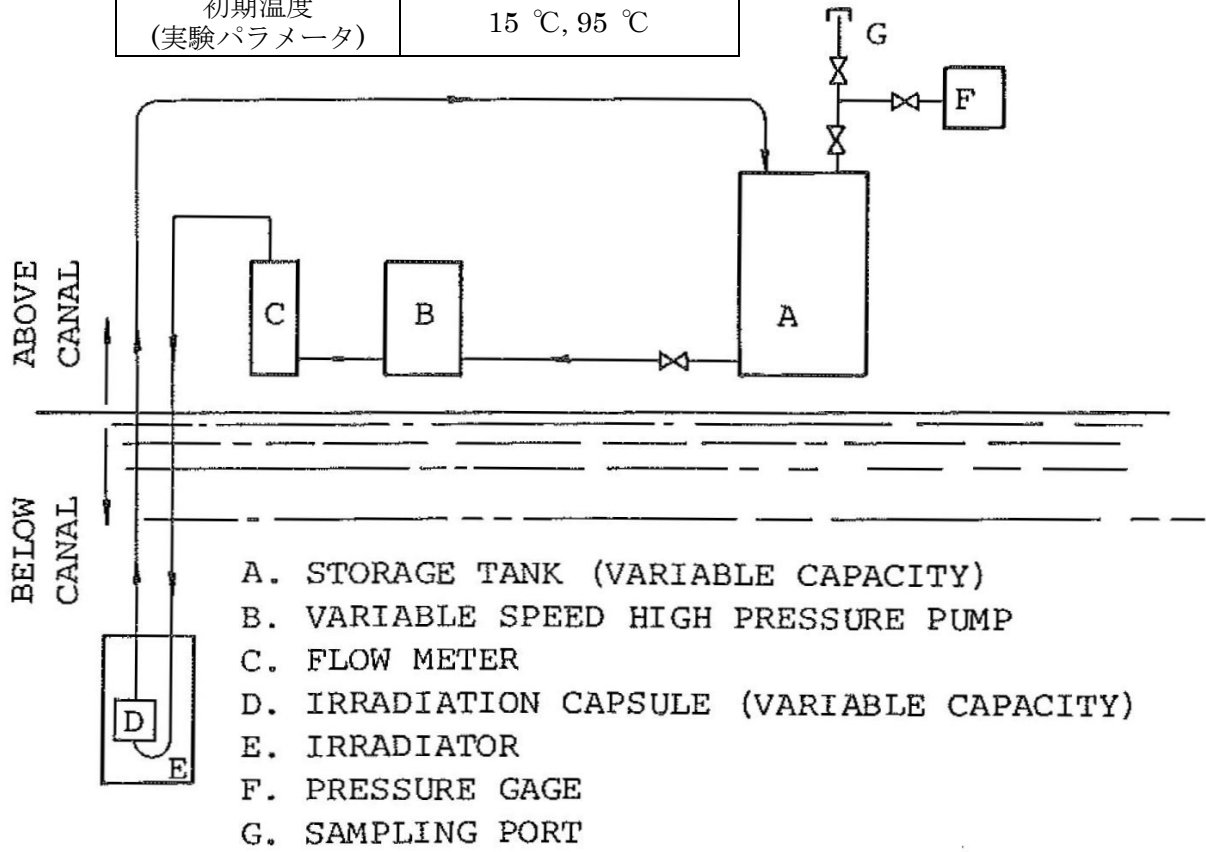


図 3-1 ORNL による照射実験のループ



図 3-2 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

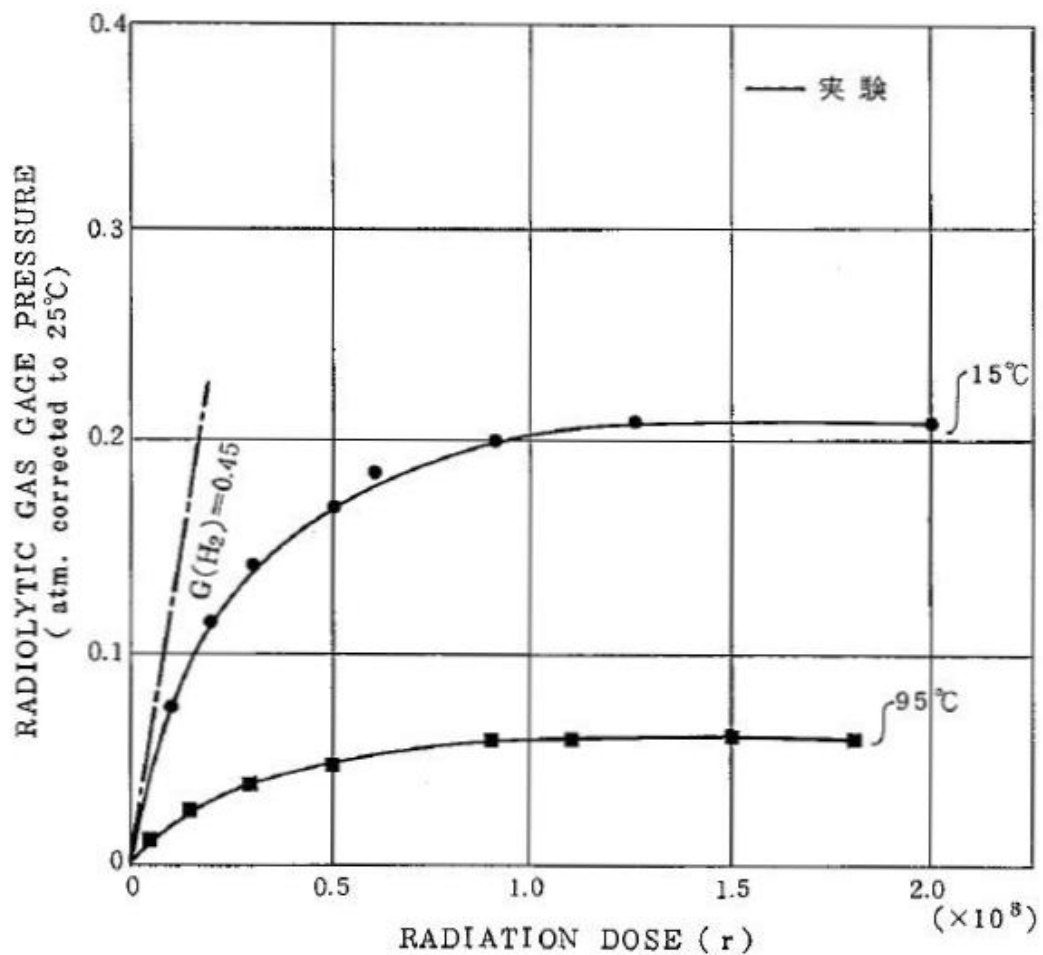


図 3-3 ORNL による実験結果(純水に対する照射)



図 3-4 電共研による実験結果(純水に対する照射)

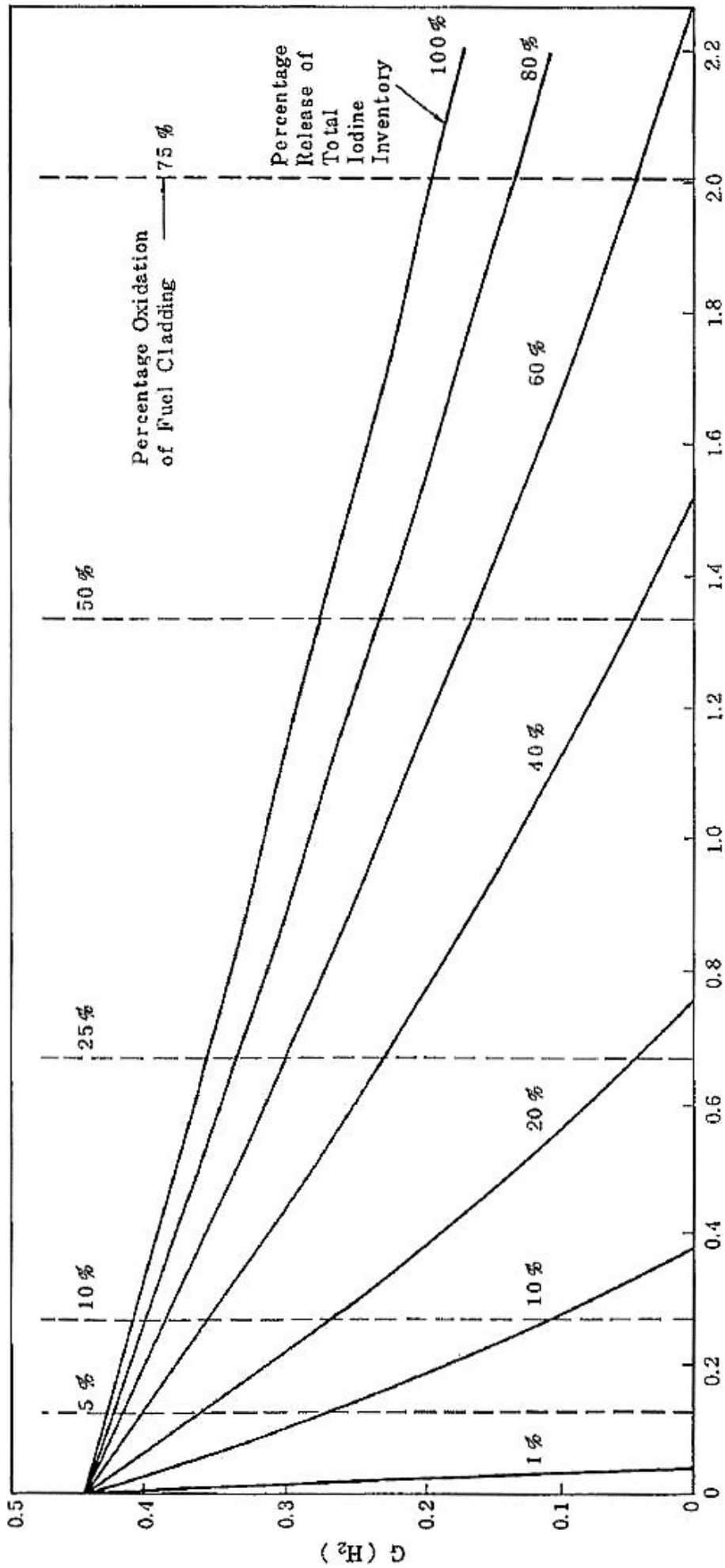


図 3-5 NRC による評価結果(よう素及び水素の濃度と  $G(H_2)$  の変化)

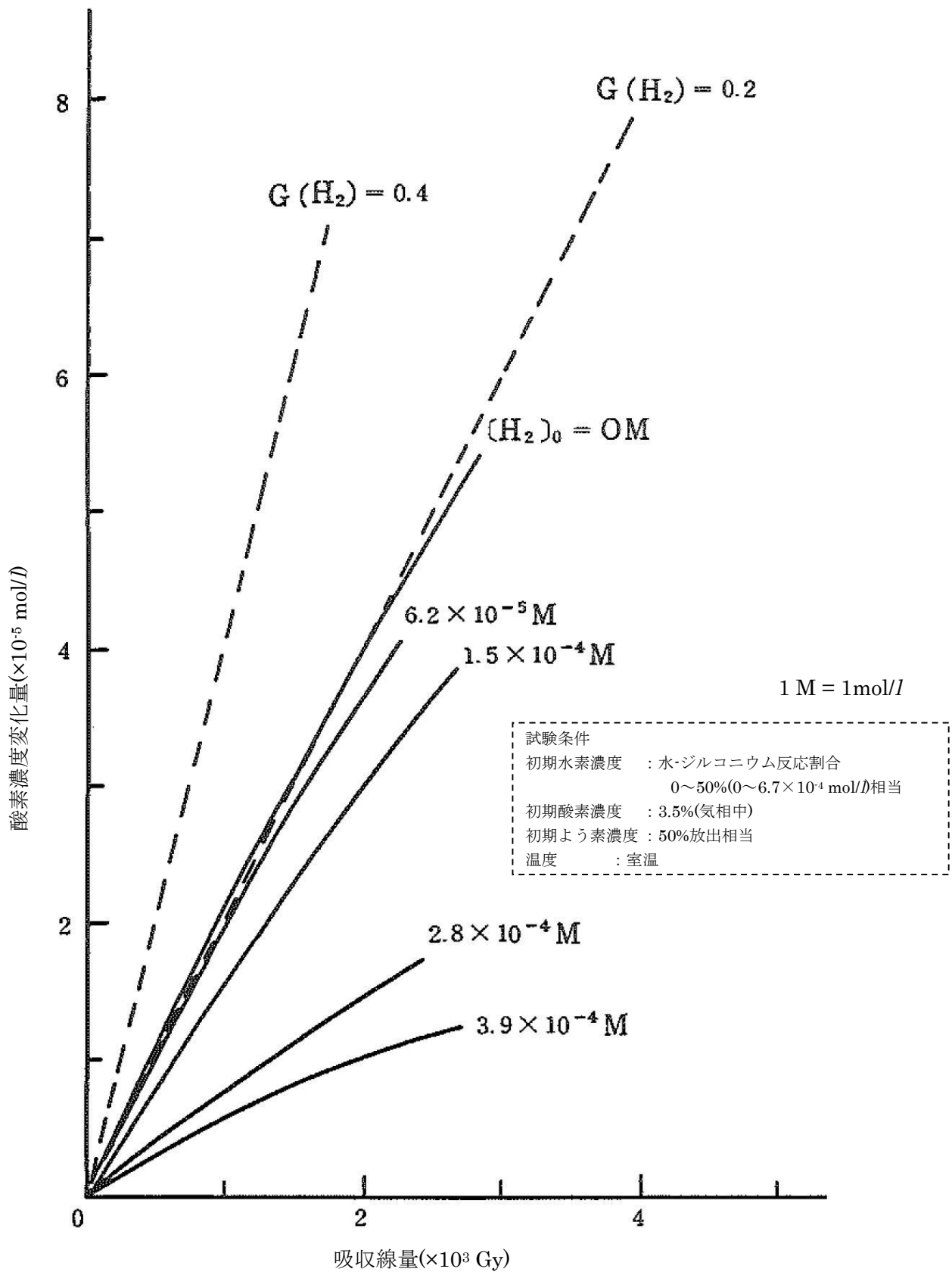


図 3-6 電共研による実験結果  
(溶存水素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合))

## 32. 安定状態の考え方について

### 1. 基本的な考え方

- (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  
審査ガイドの要求事項

有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）

－安定状態に対する考え方

#### 1) 安定状態

##### ○原子炉

事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

##### ○格納容器※<sup>1</sup>

炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（格納容器圧力逃し装置又は残留熱除去系、代替循環冷却）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

#### 2) 安定状態後の長期的な状態維持

代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことができる場合、安定状態後の長期的な状態維持が確立されたものとする。

※1：審査ガイドの要求事項として、格納容器側に対する安定状態に対する要求はない。

しかしながら、炉心冷却を安定的に維持するためには格納容器側の挙動の静定は必要要件となることから、格納容器側の安定状態についても定義した。

### (2) 重大事故

審査ガイドの要求事項

有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）

## 一安定状態に対する考え方

### 1) 安定状態

#### ○原子炉

事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

#### ○格納容器

損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（格納容器圧力逃し装置又は代替循環冷却）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

### 2) 安定状態後の長期的な状態維持

代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことができる場合、安定状態後の長期的な状態維持が確立されたものとする<sup>\*1</sup>、<sup>\*2</sup>。

※1：安定状態後の長期的な状態維持に関する具体的な要件は以下のとおりであり、重大事故を評価するにあたって安全機能の喪失を仮定した設備の復旧等の措置が必要となる。

- ① 格納容器除熱機能として代替循環冷却使用又は残留熱除去系復旧による冷却への移行
- ② 格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び格納容器内への窒素封入（パージ）
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保<sup>\*3</sup>

※2：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の評価上の扱いについて

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は，炉心損傷後，損傷炉心の冷却が十分でなく，原子炉圧力容器破損が生じることで発生する可能性がある物理化学現象である。したがって，損傷炉心の冷却により原子炉圧力容器破損に至らないことが示されれば，これらの物理化学現象による格納容器破損防止は達成されることから，第一義的にはこれら物理化学現象による格納容器破損防止対策は損傷炉心の冷



却になると考える。

一方、これら物理化学現象への対策の有効性については、審査ガイドにおいて、これら物理化学現象の発生を前提とした評価を求めていることから、これら物理化学現象の観点から厳しい結果となるように、格納容器過圧・過温の観点で格納容器破損防止対策となる損傷炉心の冷却手段に期待せずに評価を行っている（図 1.1 参照）。したがって、着目する物理化学現象の進展が防止又は停止した後の、格納容器パラメータの推移は、着目する物理化学現象を厳しくするための評価条件に依存してしまうことになるため、格納容器過圧・過温の観点が目される期間の推移を評価することは適切ではない。

よって、格納容器過圧・過温は、あくまで雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の事故シーケンスでの代表事象で評価することとし、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の評価として用いる事故シーケンスに対しては、着目する物理化学現象の進展の防止又は停止を評価し、静的負荷による過圧・過温は評価しない。

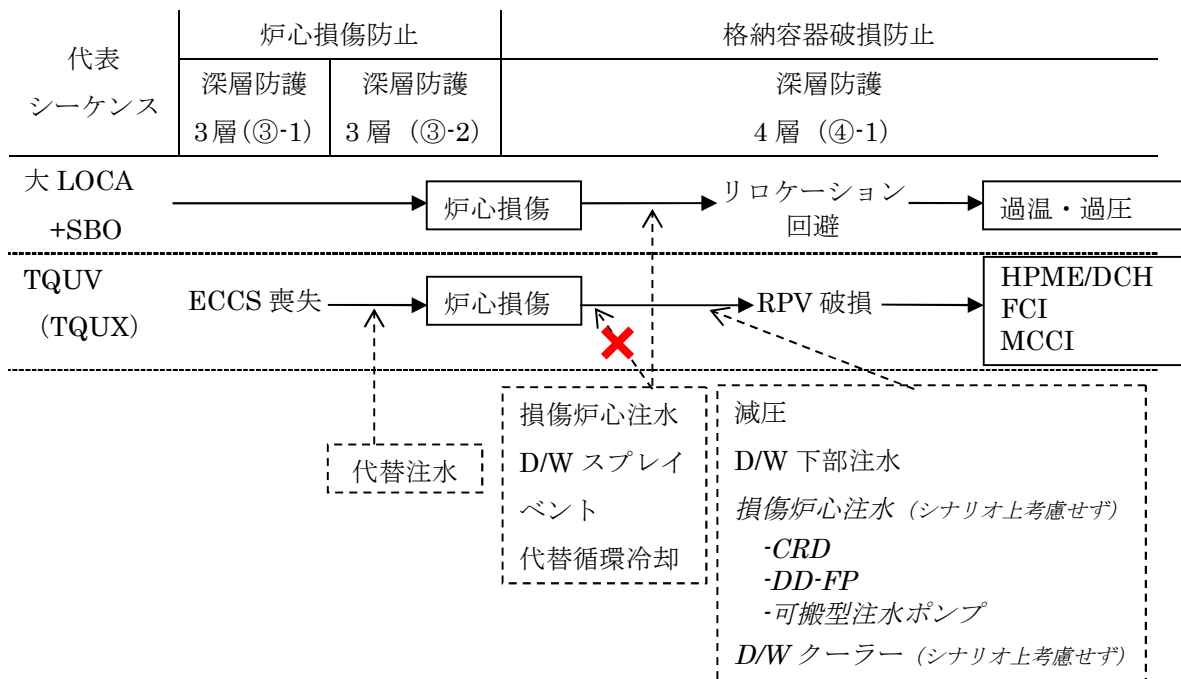


図 1.1 代表シーケンスの事象進展と対策

※3：長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）での、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について

重大事故発生時における格納容器の耐震性評価として対象となる事故シーケンスは、格納容器温度・圧力条件が厳しい格納容器破損防止の事故シーケンス（格納容器過圧・過温破損シナリオ）が対象となる。

格納容器の耐震評価に際しては、

- ① 事故後の運転状態V(L)のうち初期（例：3日後）における適切な地震力との組合せ評価
- ② 事故後の運転状態V(L)のうち長期（例：60日後）における適切な地震力との組合せ評価

を行うこととなる。②に対しては、保守的な想定として、格納容器圧力逃し装置によるフィード・アンド・ブリード冷却が継続することを前提に評価するという方法もあるが、崩壊熱除去機能が喪失した福島第二でも、ベントすることなく3日程度で残留熱除去系が復旧したことを踏まえれば、例えば60日程度での格納容器除熱の復旧を考えることは合理的といえる。

よって、②においては、代替循環冷却の使用又は残留熱除去系の復旧に期待することを前提に評価を実施すべきであると考え。また、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の評価として用いる事故シーケンスに対しては、※2で示した理由と同様に評価対象シナリオとはしない。

### （3）使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

#### 審査ガイドの要求事項

有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）

－安定状態に対する考え方

#### 1) 安定状態

事象発生後、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備を用いた使用済燃料プールの冷却により、ある時点で、水位及び温度が安定した状態であり、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

#### 2) 安定状態後の長期的な状態維持

残留熱除去系や燃料プール冷却材浄化系等を復旧させ、除熱を行うことができる場

合、安定状態後の長期的な状態維持が確立されたものとする。

(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

審査ガイドの要求事項

有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。

－安定状態に対する考え方

1) 安定状態

事象発生後、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備を用いた運転停止中における原子炉の冷却により、ある時点で、水位及び温度が安定した状態であり、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

2) 安定状態後の長期的な状態維持

代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことができる場合、安定状態後の長期的な状態維持が確立されたものとする。

## 2. 重要事故シーケンス毎の安定状態に至るまでの事象進展

表 2.1 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

重要事故シーケンス	有効性評価における事象進展
2.1 高圧・低圧注水機能喪失 (過渡事象(給水流量の全喪失) + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗)	<p>低圧代替注水系(常設)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 17 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。(安定状態)</p> <p>代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
2.2 高圧注水・減圧機能喪失 (過渡事象(給水流量の全喪失) + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗)	<p>低圧注水系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 12 時間後に残留熱除去系による除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。(安定状態)</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
2.3.2 全交流動力電源喪失 (全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))	<p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。そして事象発生から 24 時間経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始した後、原子炉の減圧及び低圧代替注水系(常設)による注水継続により、引き続き炉心冠水が維持される。また、事象発生約 16 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による除熱を開始し、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱をすることで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。(安定状態)</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
2.3.3 全交流動力電源喪失 (全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)	2.3.2 と同様(初期の原子炉注水は高圧代替注水系)
2.3.4 全交流動力電源喪失 (全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失)	2.3.3 と同じ
2.3.5 全交流動力電源喪失 (全交流電源喪失+SRV 再開失敗) (24 時間以内の交流動力電源復旧に期待する場合)	<p>低圧代替注水系(常設)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。(安定状態)</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>

重要事故シーケンス	有効性評価における事象進展
<p>2.4.1 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）</p>	<p>低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
<p>2.4.2 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）</p>	<p>高圧炉心注水系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 22 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
<p>2.5 原子炉停止機能喪失 （過渡事象（主蒸気隔離弁誤閉止）＋原子炉停止失敗）</p>	<p>ほう酸水を用いた炉心へのほう酸水注入により中性子束は徐々に低下し、未臨界に至る。その後は、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による注水により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。また、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードによる残留熱除去系での除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。また、制御棒挿入機能の復旧を試み、制御棒を挿入することにより、ほう酸水による未臨界維持に代わる安定状態後の長期的な状態維持のための未臨界維持が可能になる。</p>
<p>2.6 LOCA 時注水機能喪失 （中小 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗）</p>	<p>低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 17 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
<p>2.7 格納容器バイパス （インターフェイスシステム LOCA）</p>	<p>事象発生約 15 分後に漏えいが停止し、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、残留熱除去系による除熱を開始することで、冷温停止状態に移行することができる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>

表 2.2 重大事故

重要事故シーケンス	有効性評価における事象進展
<p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （大 LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失）</p>	<p>低圧代替注水系（常設）による注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持される。その後は、代替循環冷却による除熱、又は格納容器圧力 0.62MPa[gage]到達までに格納容器圧力逃がし装置等による除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。安定状態後の長期的な状態維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 格納容器除熱機能として代替循環冷却使用又は残留熱除去系復旧による冷却への移行</li> <li>② 格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び格納容器内への窒素封入（パージ）</li> <li>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧</li> <li>④ 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保</li> </ol>
<p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 （過渡事象（全給水喪失）+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH 発生）</p>	<p>逃がし安全弁を用いた手動操作による減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力は約 0.2MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減することができる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>その後は、代替循環冷却又は格納容器圧力逃がし装置等により安定状態後の長期的な状態維持に導く。 代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。安定状態後の長期的な状態維持に関する具体的な要件は上記 3.1 のとおり。</p>
<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 （過渡事象（全給水喪失）+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+（下部 D/W 注水成功）+デブリ冷却失敗）</p>	<p>格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への総注水量を 180m<sup>3</sup>に制御することにより、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は、格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]よりも低い値であり、また、水蒸気爆発の発生を想定した場合でも格納容器下部の内側鋼板に係る応力は約 10MPa（降伏応力：490MPa）であり、原子炉格納容器のバウンダリ機能は維持される。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>その後は、代替循環冷却又は格納容器圧力逃がし装置等により安定状態後の長期的な状態維持に導く。 代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。安定状態後の長期的な状態維持に関する具体的な要件は上記 3.1 のとおり。</p>
<p>3.4 水素燃焼 （全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗+格納容器破損回避（圧力容器破損なし）→可燃限界到達まで維持）</p>	<p>3.1 と同じ。</p>

重要事故シーケンス	有効性評価における事象進展
<p>3.6 溶融炉心・コンクリート相互作用  (過渡事象 (全給水喪失) + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (下部 D/W 注水成功) + デブリ冷却失敗)</p>	<p>格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部への溶融炉心落下前の水張り と 溶融炉心落下後の注水継続により, 格納容器下部のコンクリート浸食量は壁面, 床面ともに約 0.1m 以下に抑えられるため, 原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり, また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。(安定状態)</p> <p>その後は, 代替循環冷却又は格納容器圧力逃がし装置等により安定状態後の長期的な状態維持に導く。  代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ, 除熱を行うことにより, 安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。安定状態後の長期的な状態維持に関する具体的な要件は上記 3.1 のとおり。</p>

表 2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

重要事故シーケンス	有効性評価における事象進展
4.1 想定事故 1 (使用済燃料プール冷却機能又は注水機能喪失)	<p>事象発生 12 時間後に燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始することにより水位が回復、維持される。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>残留熱除去系や燃料プール冷却浄化系を復旧させ、除熱を行い保有水の温度を低下させることで、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
4.2 想定事故 2 (使用済燃料プール内の水の小規模な喪失)	<p>事象発生から 150 分後に漏えい箇所が隔離され、事象発生 12 時間後に燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始することにより水位が回復、維持される。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>残留熱除去系や燃料プール冷却浄化系を復旧させ、除熱を行い保有水の温度を低下させることで、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>

表 2.4 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

重要事故シーケンス	有効性評価における事象進展
5.1 崩壊熱除去機能喪失 (運転中の残留熱除去系の故障による崩壊熱除去機能喪失)	<p>事象発生から 2 時間後に待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、低圧注水モードで注水を行うことにより原子炉水位が回復し、水位回復から約 30 分後に、残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードに切り替え、残留熱除去を行うことにより水位及び温度が安定した状態となる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
5.2 全交流動力電源喪失 (全交流動力電源喪失に伴う残留熱除去系等による崩壊熱除去機能喪失)	<p>事象発生 70 分後から、常設代替交流電源設備により電源を供給された低圧代替注水系（常設）による注水により水位が回復し、事象発生から 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱を行うことにより水位及び温度が安定した状態となる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
5.3 原子炉冷却材の流出 (操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外へ流出する事象)	<p>事象発生から約 2 時間後に冷却材の流出を停止させ、待機中の残留熱除去系を低圧注水モードで注水することにより水位が回復し、その後、残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードに切り替え、残留熱除去を行うことにより水位及び温度が安定した状態となる。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>
5.4 反応度の誤投入 (検査中に誤操作により過剰な制御棒の引き抜きが行われ、臨界に至る反応度が投入される事象)	<p>制御棒の引き抜き開始から約 30 秒後に制御棒の引き抜きが阻止される。また、制御棒の引き抜き開始から約 58 秒後に原子炉がスクラムされ、未臨界が確保される。（安定状態）</p> <p>残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。</p>



### 3. 安定状態の整理

重大事故等に応じて整理した安定状態を表 3.1 に示す。また、表 3.2 に、事故シーケンス毎の安定状態、及び安定状態後の長期的な状態維持のための主な対策を示す。

なお、格納容器については、「原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果」に示すとおり、格納容器の限界温度・圧力の 200℃, 2Pd (最高使用圧力の 2 倍 : 0.62MPa [gage]) において、少なくとも 7 日間の健全性が確保できることを確認している。

表 3.1 安定状態の整理

重大事故等	安定状態
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	原子炉安定停止状態
	格納容器安定状態
重大事故	原子炉安定状態
	格納容器安定状態
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	使用済燃料プールの水位, 温度安定状態
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	原子炉安定停止状態

表 3.2 安定状態における主な対策 (1 / 3)

重大事故等	事故シナリオ	安定状態	主な対策	安定状態後の長期的な状態維持のための主な対策
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	2.1 高圧・低圧注水機能喪失	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	代替循環冷却又は残留熱除去系復旧
		格納容器安定状態	格納容器圧力逃がし装置等	
	2.2 高圧注水・減圧機能喪失	原子炉安定停止状態	低圧注水系	残留熱除去系
		格納容器安定状態	残留熱除去系	
	2.3.2 全交流動力電源喪失 (全交流電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失))	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	残留熱除去系
		格納容器安定状態	格納容器圧力逃がし装置等	
			残留熱除去系 代替原子炉補機冷却系	
	2.3.3 全交流動力電源喪失 (全交流電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失) + RCIC 失敗)	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	残留熱除去系
		格納容器安定状態	格納容器圧力逃がし装置等 残留熱除去系 代替原子炉補機冷却系	
	2.3.4 全交流動力電源喪失 (全交流電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失) + 直流電源喪失)	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	残留熱除去系
		格納容器安定状態	格納容器圧力逃がし装置等 残留熱除去系 代替原子炉補機冷却系	
	2.3.5 全交流動力電源喪失 (全交流電源喪失 + SRV 再閉失敗) (24 時間以内の交流動力電源復旧に期待する場合)	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	残留熱除去系
		格納容器安定状態	格納容器圧力逃がし装置等 残留熱除去系 代替原子炉補機冷却系	
	2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	残留熱除去系
		格納容器安定状態	残留熱除去系 代替原子炉補機冷却系	
	2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障)	原子炉安定停止状態	高圧炉心注水系	代替循環冷却又は残留熱除去系復旧
格納容器安定状態		格納容器圧力逃がし装置等		

重大事故等	事故シナリオ	安定状態	主な対策	安定状態後の長期的な状態維持のための主な対策
	2.5 原子炉停止機能喪失	原子炉安定停止状態	ほう酸水注入系 高压炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	制御棒挿入機能復旧 残留熱除去系
		格納容器安定状態	残留熱除去系	
		原子炉安定停止状態 格納容器安定状態	低圧代替注水系（常設） 格納容器圧力逃がし装置等	
	2.6LOCA 時注水機能喪失	原子炉安定停止状態 格納容器安定状態	格納容器圧力逃がし装置等	代替循環冷却又は残留熱除去系復旧
		原子炉安定停止状態	高压炉心注水系 原子炉隔離時冷却系 残留熱除去系	残留熱除去系
	2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	原子炉安定停止状態	残留熱除去系	

表 3.2 安定状態における主な対策 (2 / 3)

重大事故等	事故シナリオ	安定状態	主な対策	安定状態後の長期的な状態維持のための主な対策	
重大事故	3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	代替循環冷却又は残留熱除去系復旧 可燃性ガス濃度制御系復旧 格納容器への窒素封入 外部電源, 冷却水等復旧 格納容器の頑健性確保	
		格納容器安定状態	代替循環冷却 又は 格納容器圧力逃がし装置等		
	3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	3.1 のとおり	
		格納容器安定状態	逃がし安全弁 代替循環冷却 又は 格納容器圧力逃がし装置等		
	3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	3.1 のとおり	
		格納容器安定状態	格納容器下部注水系 (常設) (注水量制御) 代替循環冷却 又は 格納容器圧力逃がし装置等		
	3.4 水素燃焼	原子炉安定停止状態	3.1 のとおり	3.1 のとおり	
		格納容器安定状態	3.1 のとおり		
	3.5 格納容器直接接触 (シエルアタック)	—	—	—	—
		3.6 溶融炉心・コンクリート相互作用	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設)	3.1 のとおり
	格納容器安定状態		格納容器下部注水系 (常設) 代替循環冷却 又は 格納容器圧力逃がし装置等		

表 3.2 安定状態における主な対策 (3 / 3)

重大事故等	事故シナゲンス	安定状態	主な対策	安定状態後の長期的な状態維持のための主な対策
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	4.1 冷却・注水機能喪失	使用済燃料プールの水位, 温度安定状態	燃料プール代替注水系 (可搬型)	残留熱除去系復旧 燃料プール冷却浄化系復旧
	4.2 冷却水喪失	使用済燃料プールの水位, 温度安定状態	燃料プール代替注水系 (可搬型)	残留熱除去系復旧 燃料プール冷却浄化系復旧
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	5.1 崩壊熱除去機能喪失	原子炉安定停止状態	残留熱除去系	残留熱除去系
	5.2 全交流動力電源喪失	原子炉安定停止状態	低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系 代替原子炉補機冷却系	残留熱除去系
	5.3 原子炉冷却材の流出	原子炉安定停止状態	残留熱除去系	残留熱除去系
	5.4 反応度の誤投入	原子炉安定停止状態	制御棒引き抜き阻止 スクラム	残留熱除去系

#### 4. 安定状態後の長期的な状態維持に関する定量評価

残留熱除去系の復旧に関する定量評価と、サブプレッション・チェンバ水温に関する長期間解析について示す。

##### (1) 残留熱除去系の復旧に関する定量評価

ここでは、例として崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）について、残留熱除去系の復旧による安定状態後の長期的な状態維持の評価結果を示す。なお、本事故シーケンスに関する 40 時間までの解析結果では、安定状態において、原子炉水位、格納容器圧力・温度などは回復に向かうものの、サブプレッション・チェンバ水位が比較的高く、水位上昇が継続している。

図 4.1 及び図 4.2 に、格納容器圧力及びサブプレッション・チェンバ水温の時間変化を、図 4.3 及び図 4.4 に、注水流量及びサブプレッション・チェンバ水位の時間変化を、それぞれ事故発生後 14 日間について示す。

事故発生 40 時間以降も、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱により、炉心及び格納容器の冷却を行いつつ、図 4.3 に示すように適宜サブプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系による原子炉注水を行い、外部水源による注水を制限することで、図 4.4 に示すようにサブプレッション・チェンバ水位の上昇は抑制される。また、図 4.2 に示すように、サブプレッション・チェンバ水温は 40 時間以降も低下が継続し、事故発生 7 日後までには最高使用温度を下回る。事故発生 7 日後に残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで運転することにより、除熱能力が改善され、図 4.1 及び図 4.2 に示すように、格納容器圧力及びサブプレッション・プール水温は大幅に低下する。

以上から、残留熱除去系により安定状態後の長期的な状態維持が可能である。

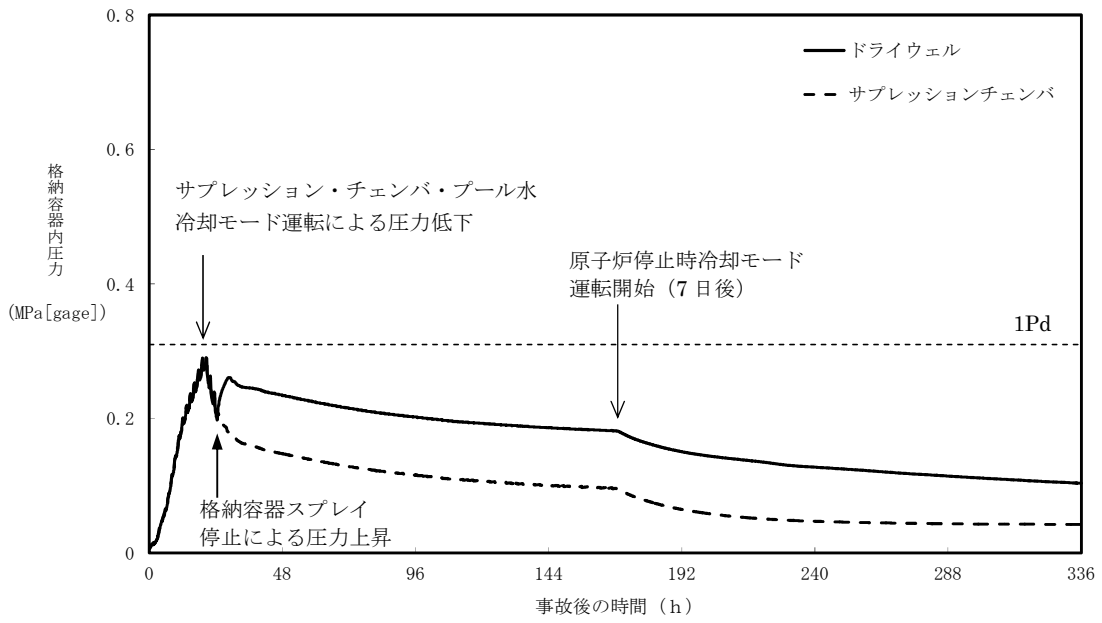


図 4.1 格納容器圧力の推移

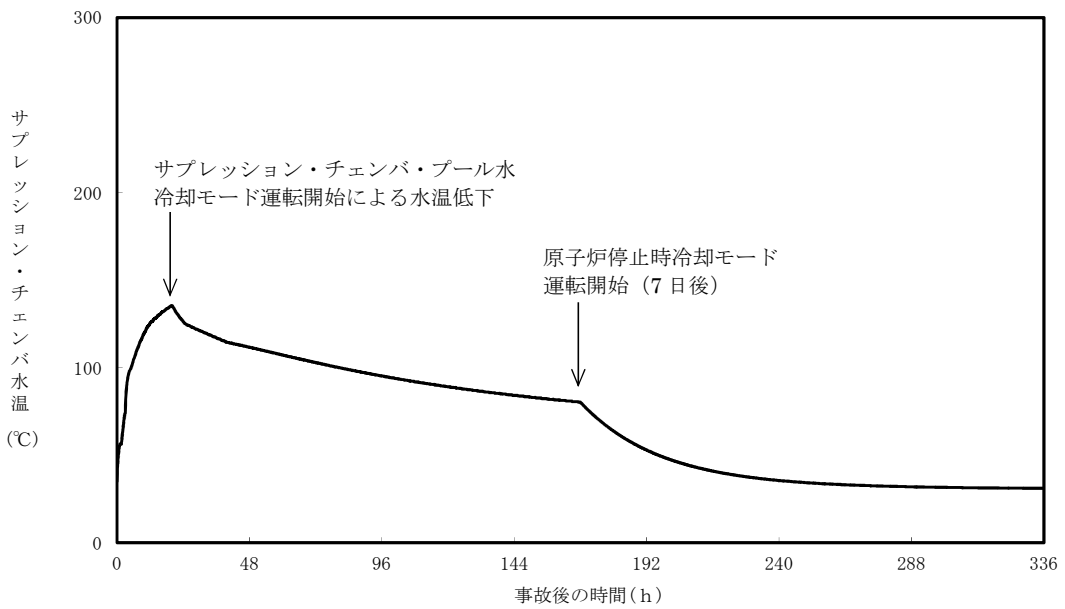


図 4.2 サプレッション・チェンバ水温の推移

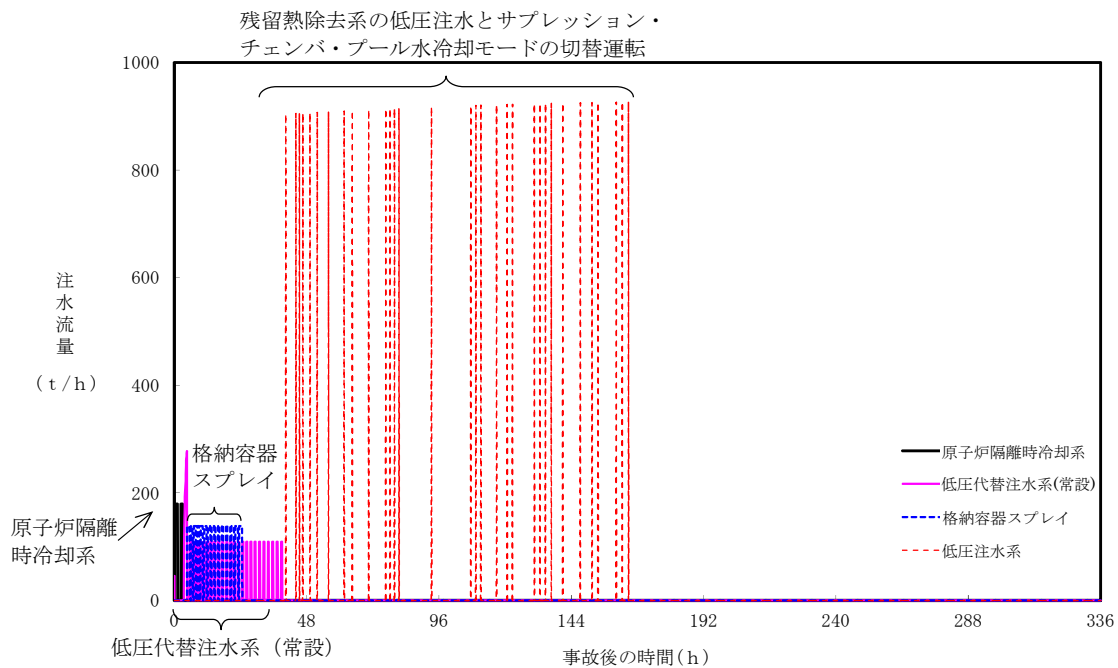


図 4.3 注水流量の推移

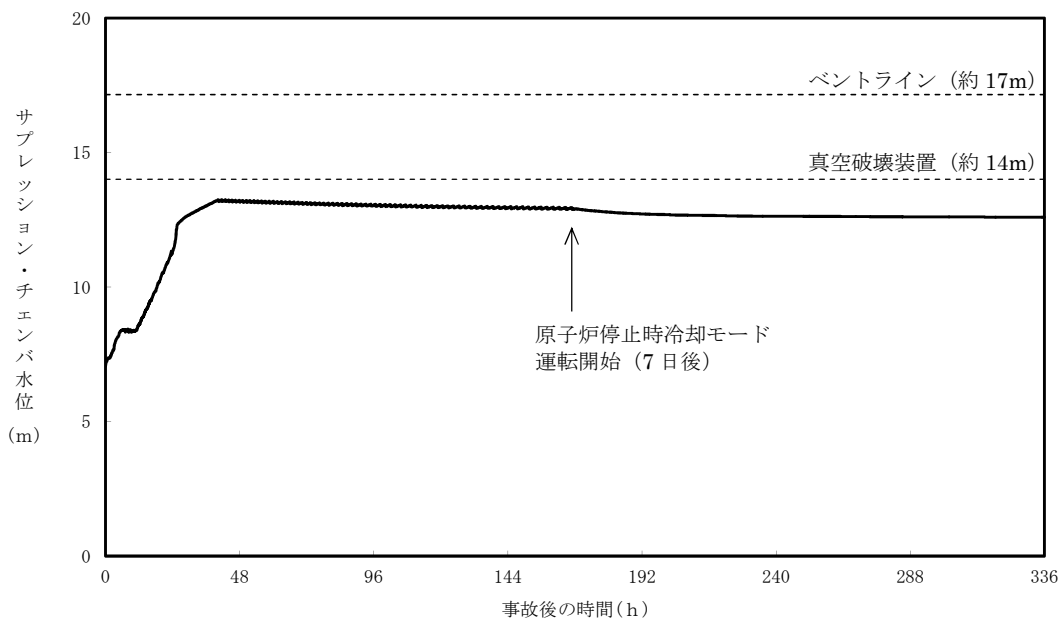


図 4.4 サプレッション・チェンバ水位の推移



## (2) サプレッション・チェンバ水温に関する長期間解析

代替循環冷却，あるいは格納容器ベントを使用した場合の長期的なサプレッション・チェンバ水温の挙動を確認するため，炉心損傷に至る格納容器過圧・過温破損シナリオ（20 時間以降代替循環冷却継続ケース，及び 38 時間以降ウェットウェルベント継続ケース），及び炉心損傷に至らず，かつ格納容器ベントを実施するシナリオのうち事故発生 40 時間時点でのサプレッション・チェンバ水温が最も高い崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障）シナリオについて，サプレッション・チェンバ水温が約 100℃に低下するまでの長期間解析を実施した。

図 4.5～図 4.7 に，格納容器過圧・過温破損シナリオ（20 時間以降代替循環冷却継続ケース）における格納容器圧力・温度，及びサプレッション・チェンバ水温の解析結果を示す。同様に，図 4.8～図 4.10 に，格納容器過圧・過温破損シナリオ（38 時間以降ウェットウェルベント継続ケース）の解析結果を，図 4.11～図 4.13 に，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障）シナリオの解析結果を示す。

図 4.7，図 4.10，及び図 4.13 に示すように，いずれの解析結果においても事故後 7 日時点でサプレッション・チェンバ水温は最高使用温度の 104℃（格納容器設計条件を決定するための冷却材喪失事故時の解析結果での最高温度に余裕をもたせた温度）を上回っているが，事故発生 7 日以降の 100℃に低下するまでの全期間に亘って 150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良 EPDM 製シール材は一般特性として耐温度性は 150℃であることから，格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。

したがって，事故発生 7 日以降にサプレッション・チェンバ水温が最高使用温度を上回っていても格納容器の健全性が問題となることはない。

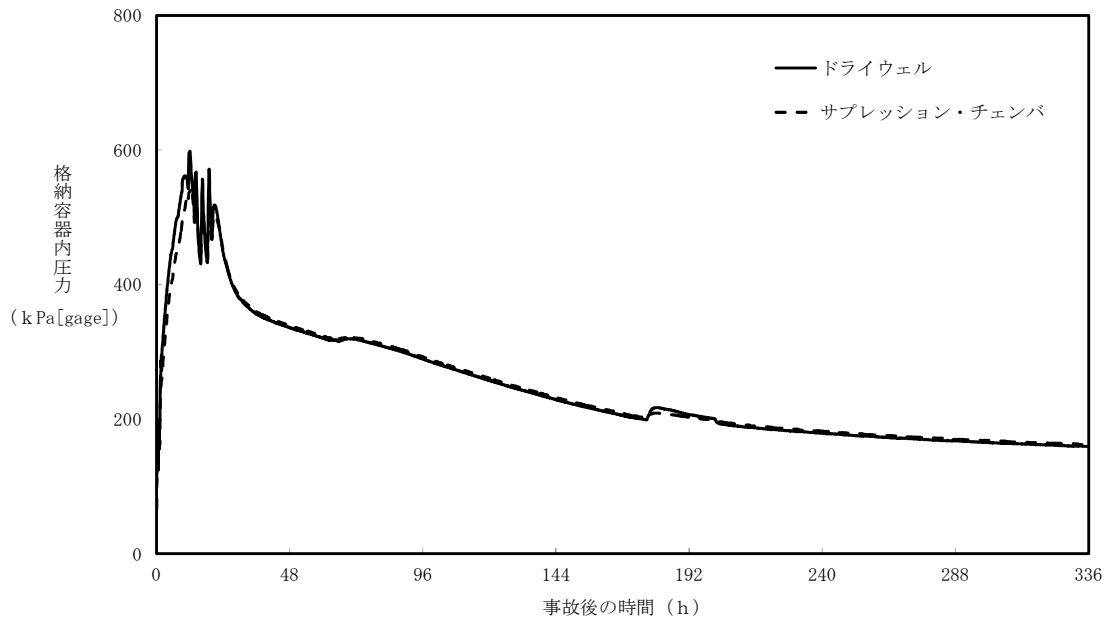


図 4.5 格納容器圧力の推移 (格納容器過圧・過温破損シナリオ)  
(20 時間以降代替循環冷却継続ケース)

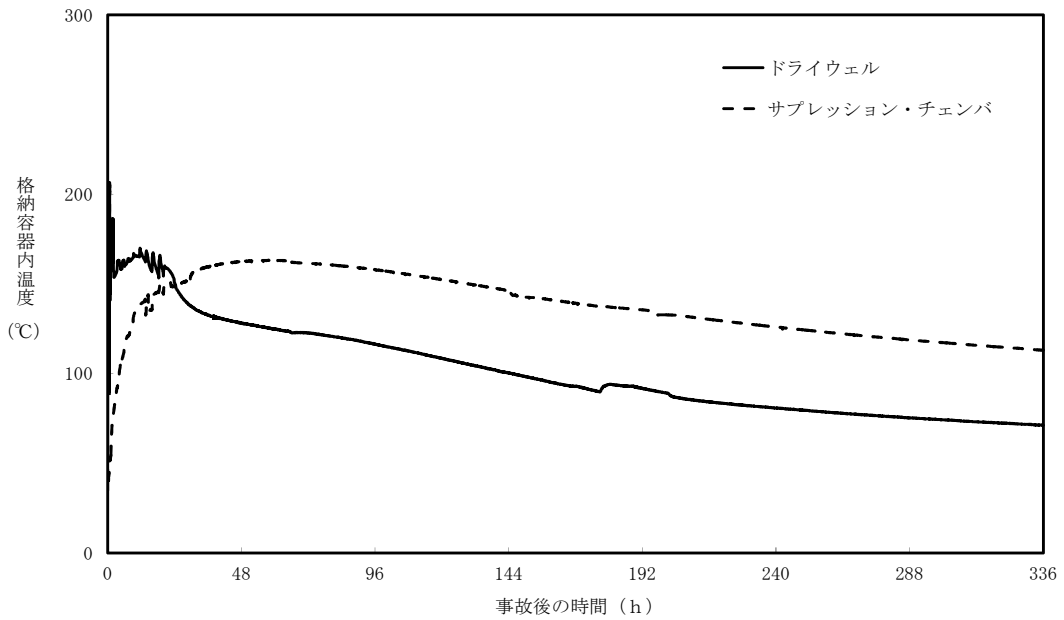


図 4.6 格納容器温度の推移 (格納容器過圧・過温破損シナリオ)  
(20 時間以降代替循環冷却継続ケース)

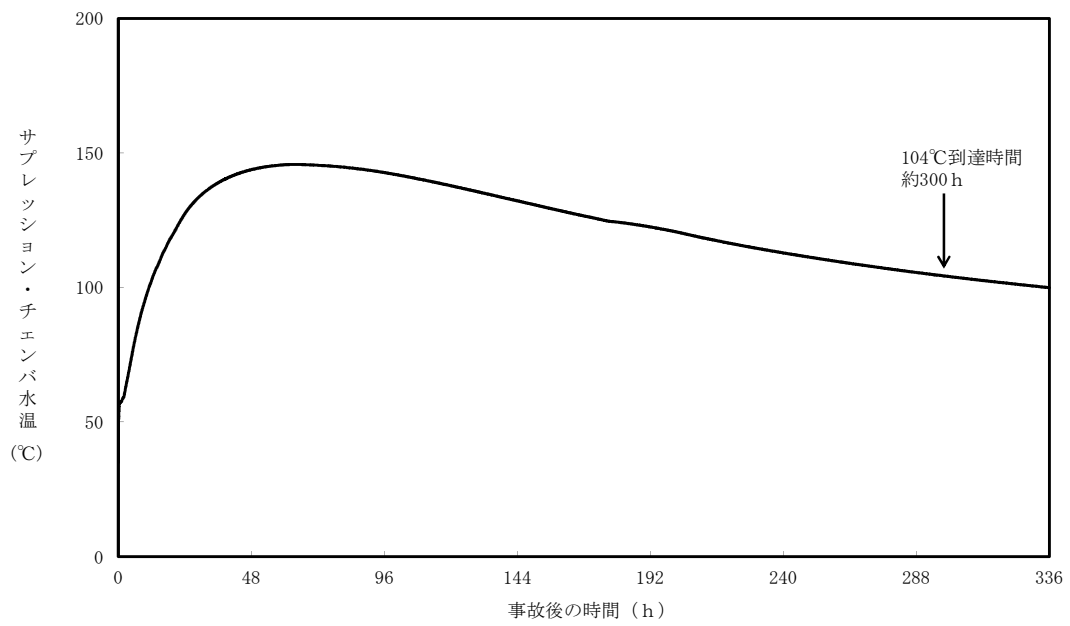


図 4.7 サプレッション・チェンバ水温の推移 (格納容器過圧・過温破損シナリオ)  
(20 時間以降代替循環冷却継続ケース)

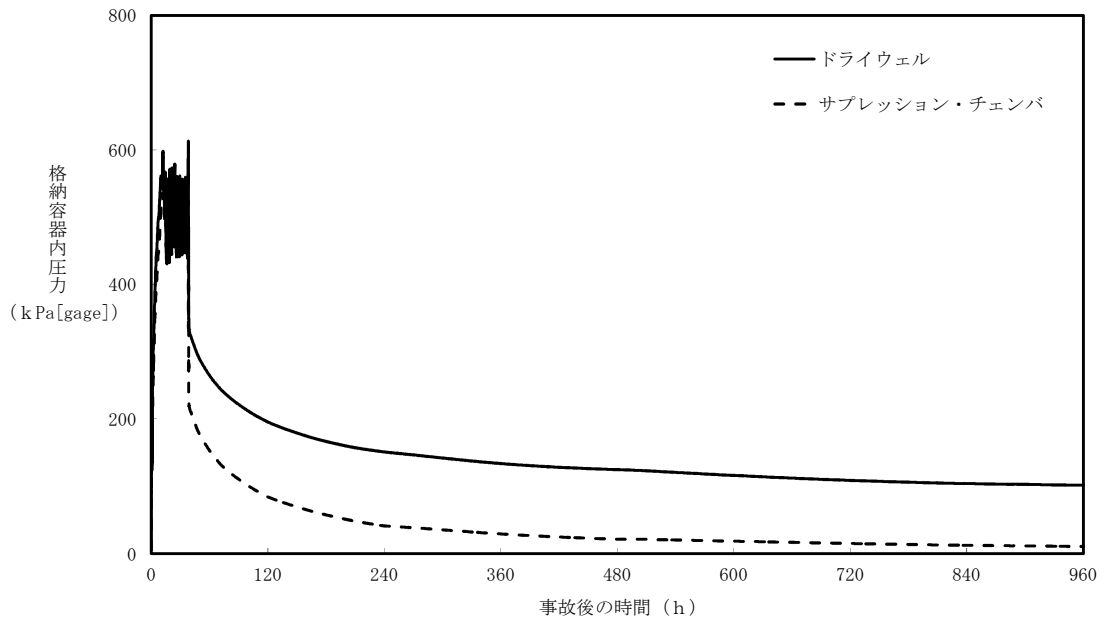


図 4.8 格納容器圧力の推移 (格納容器過圧・過温破損シナリオ)  
(38 時間以降ウェットウエルベント継続ケース)

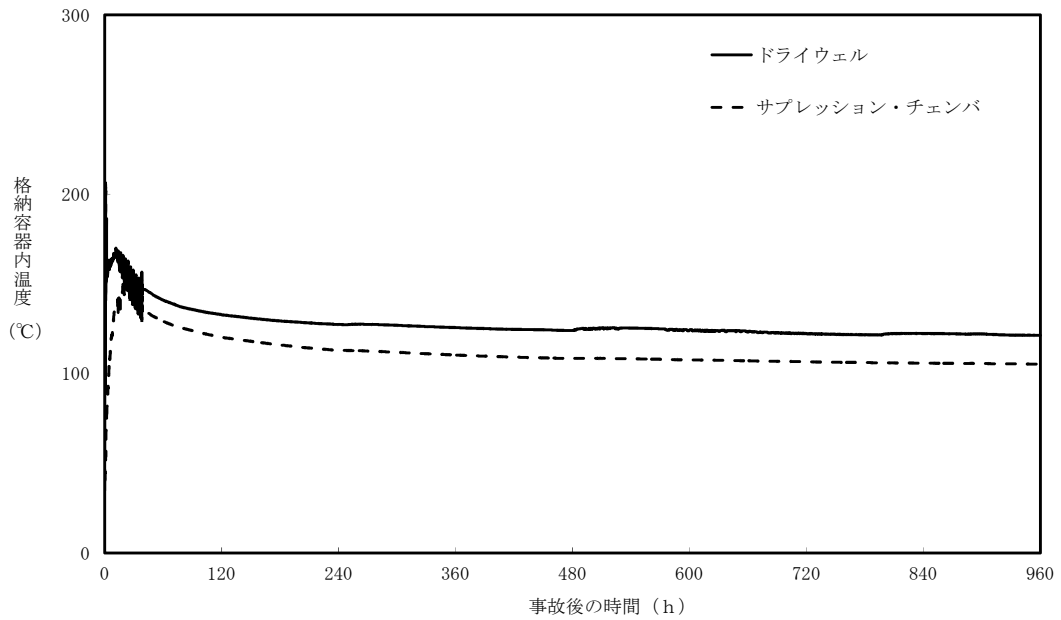


図 4.9 格納容器温度の推移 (格納容器過圧・過温破損シナリオ)  
(38 時間以降ウェットウエルベント継続ケース)

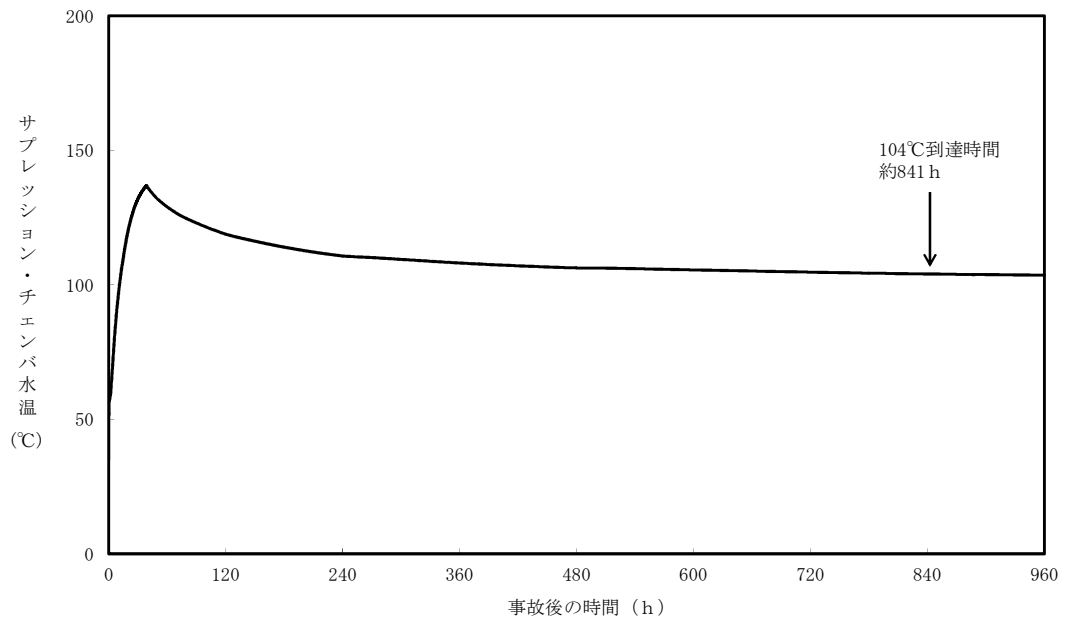


図 4.10 サプレッション・チェンバ水温の推移（格納容器過圧・過温破損シナリオ）  
 （38 時間以降ウェットウェルベント継続ケース）

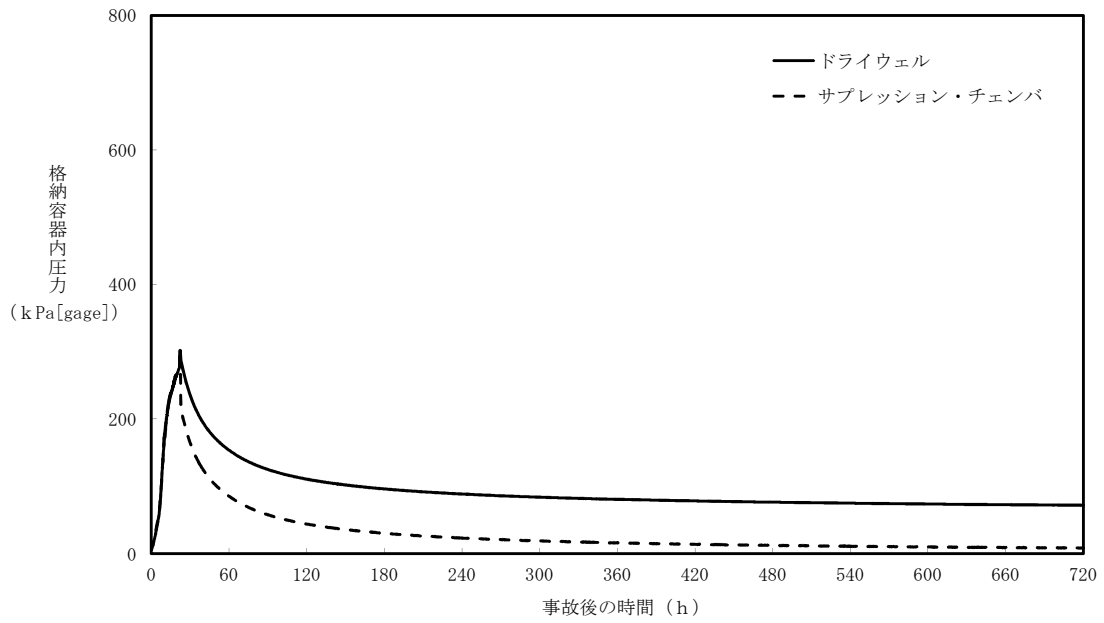


図 4.11 格納容器圧力の推移（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障））

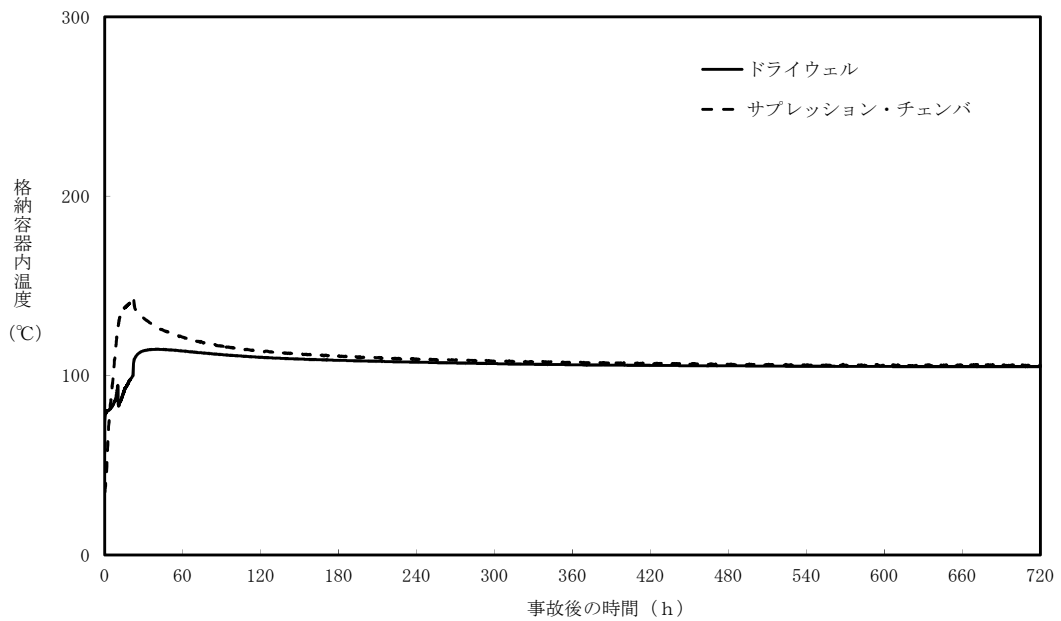


図 4.12 格納容器温度の推移（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障））

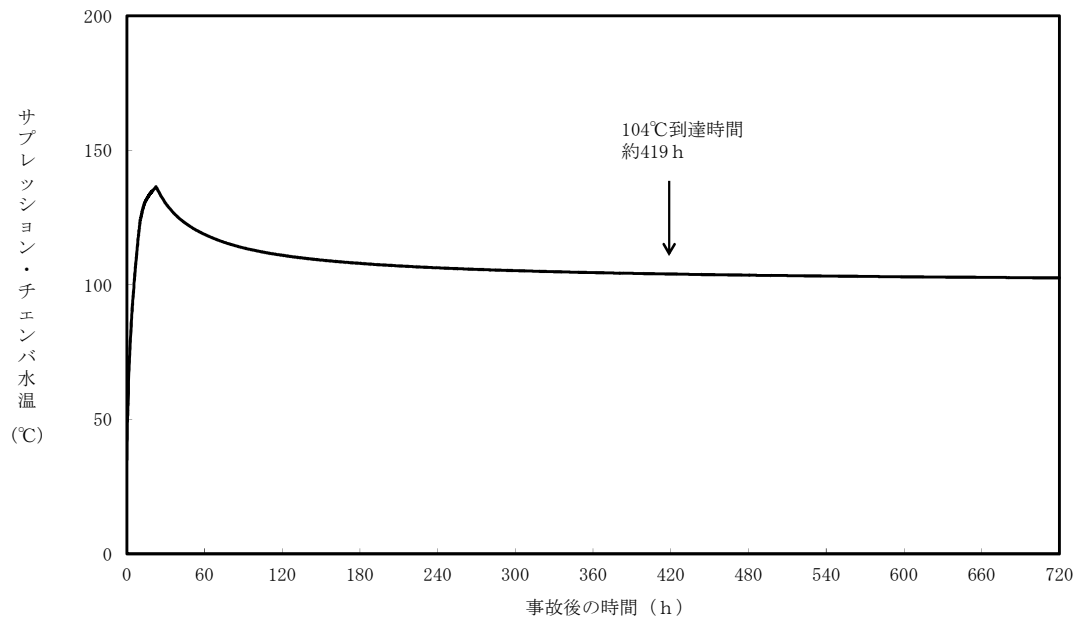


図 4.13 サプレッション・チェンバ水温の推移 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障))

## 5. 残留熱除去系の復旧手順について

炉心損傷もしくは格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、運転員及び緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備してきている。

本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷あるいは格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」、または「代替対策」のいずれかを選択するものとしている。

具体的には、故障箇所の特定制と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧を行う。図 5.1 に、手順書の記載例を示す。



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。

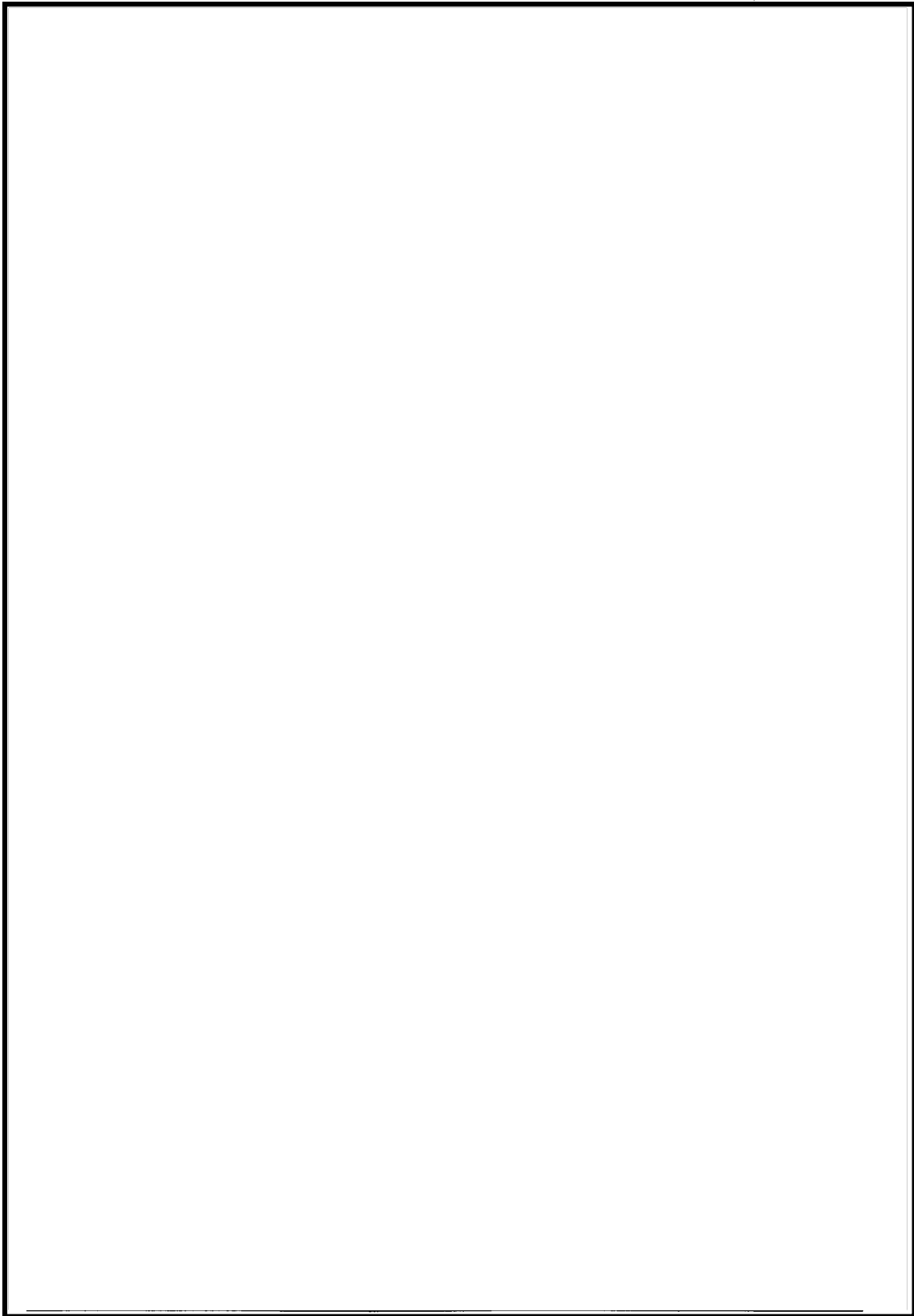


図 5.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1/5)

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。

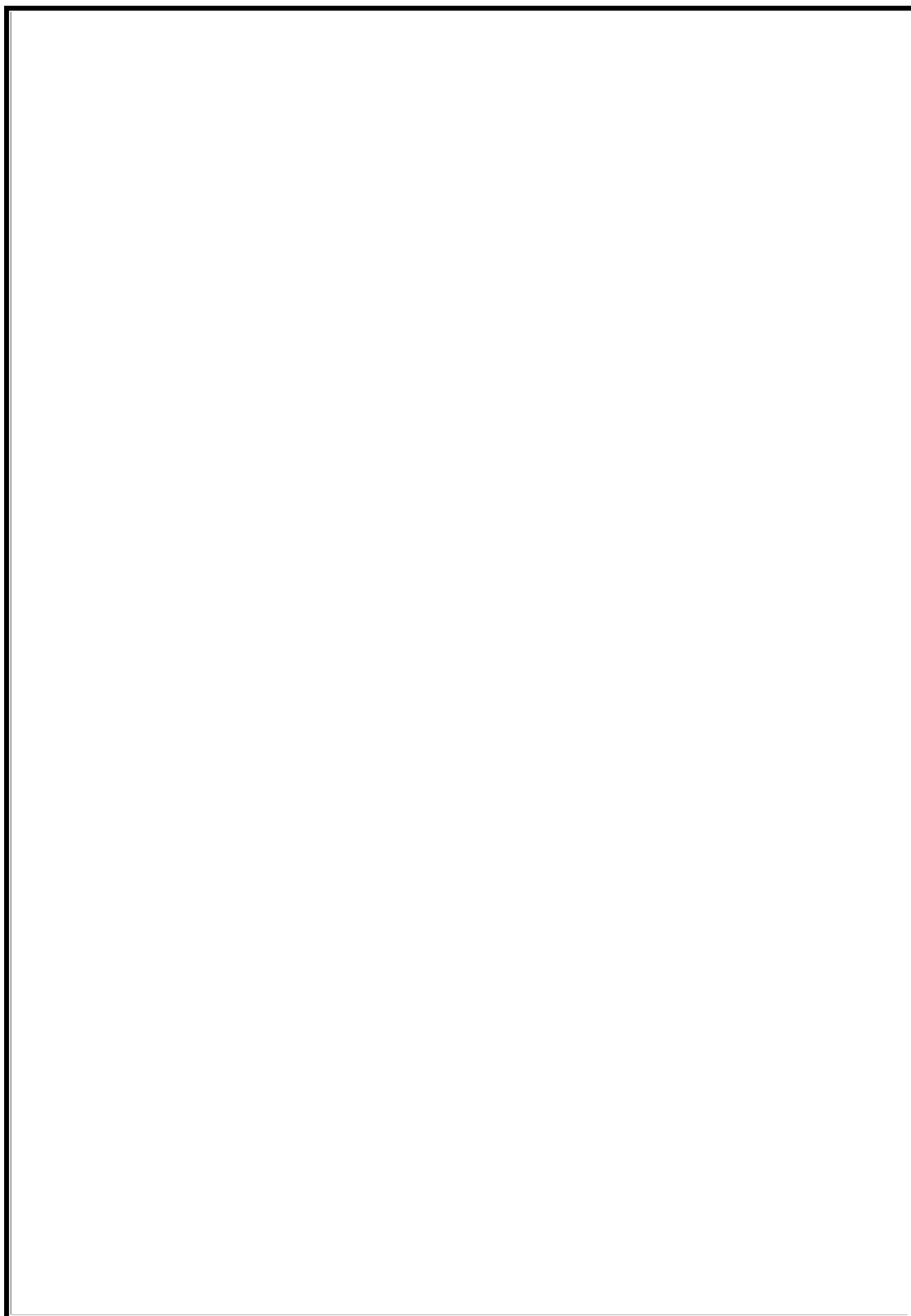


図 5.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/5)

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。

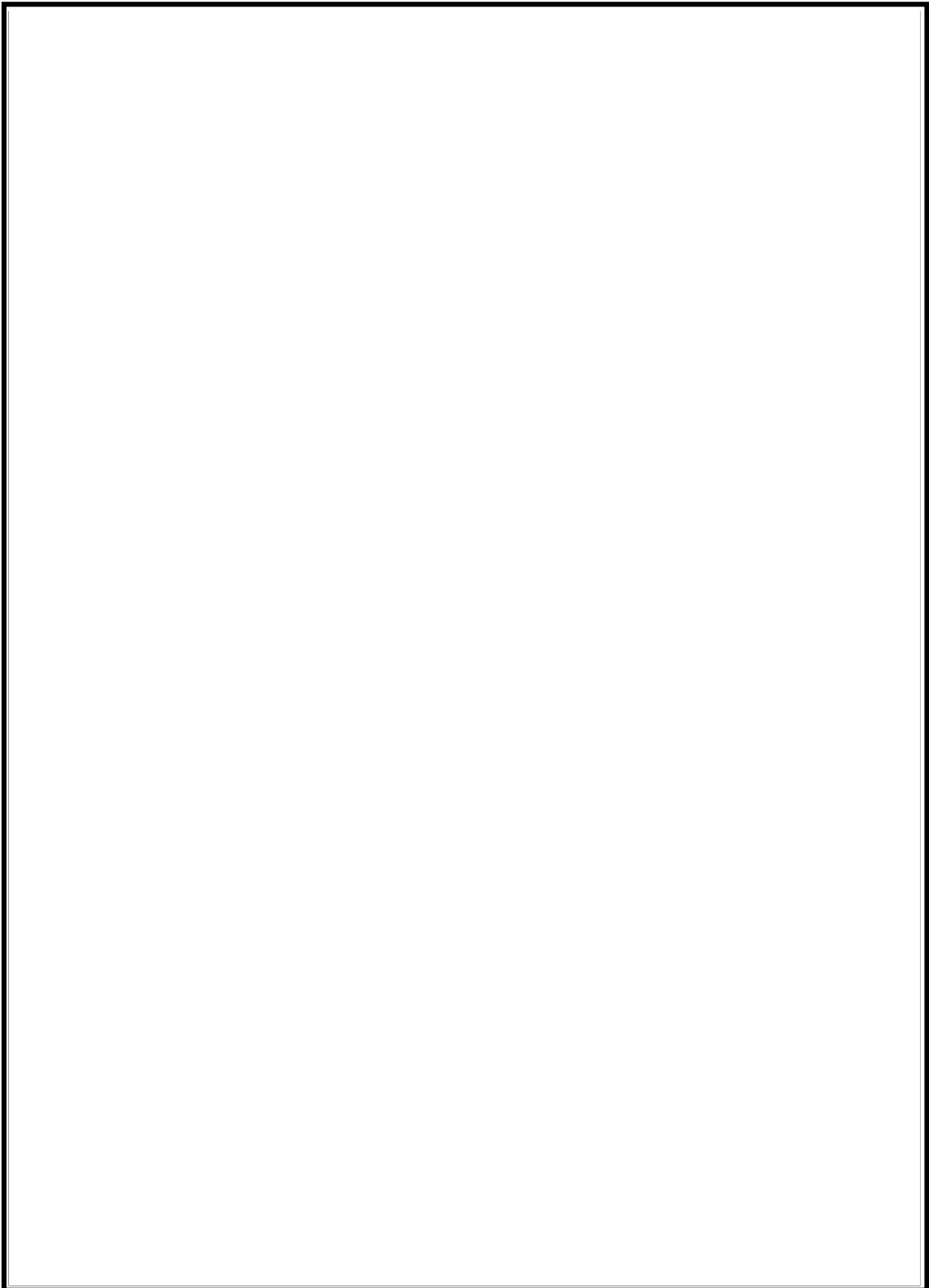


図 5.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/5)

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。

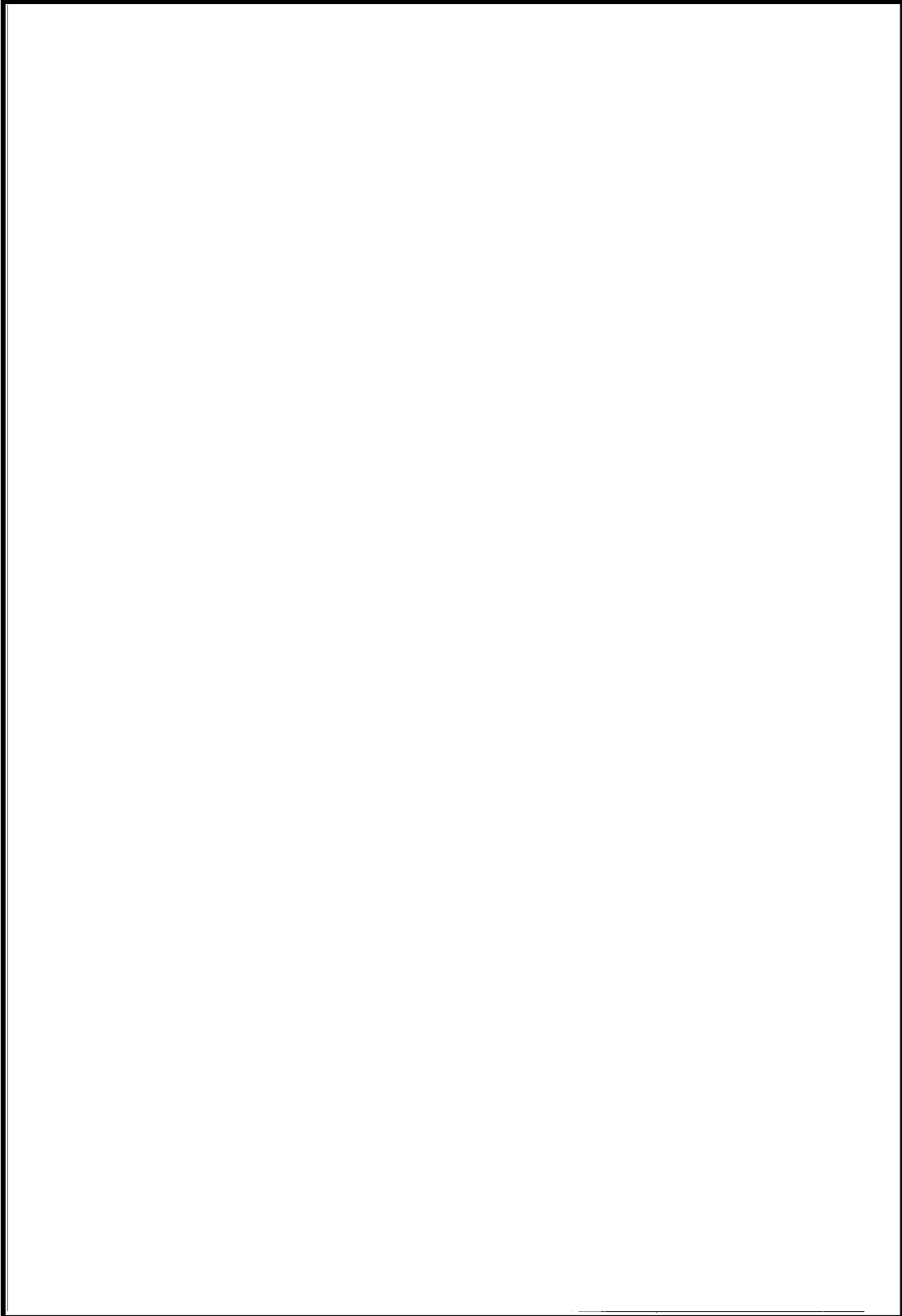


図 5.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4/5)

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。

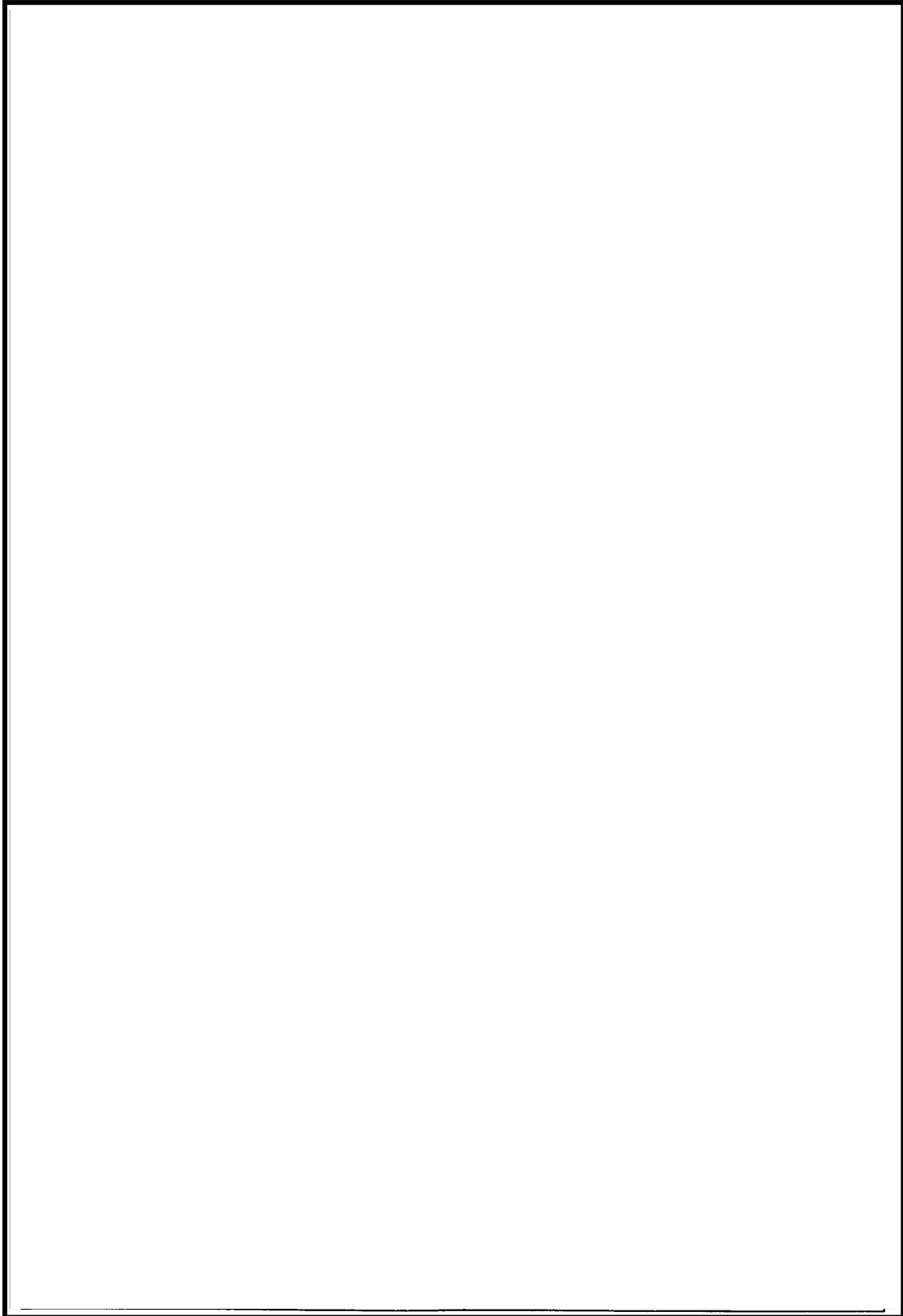


図 5.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/5)

## 52.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

炉心損傷後、原子炉へ注水できない場合には、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせ、シュラウド内の原子炉水位計(燃料域水位計)で原子炉水位が「有効燃料長棒底部(BAF)+10%」を下回った場合に逃がし安全弁 2 弁で原子炉の減圧を実施する手順としている。

減圧を実施する水位および弁数は、以下の評価結果をもとに決定している。

### (1) 原子炉減圧のタイミングについて

原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧のタイミングを決定するため、原子炉水位が「原子炉水位低(レベル 1)」に到達してから 10 分、20 分、30 分、40 分、50 分、60 分後のそれぞれのタイミングで減圧する場合の解析を実施し、水素の積算発生量を評価した。

ここでの減圧は、自動減圧機能付逃がし安全弁全弁によって実施されるものとした。

評価結果を表 1 に示す。水素の積算発生量については、50 分後と 60 分後の間に大きな差が表れた。

この評価結果から、酸化反応(ジルコニウム-水反応)が活発になる前の、原子炉水位低(レベル 1)から 40 分後までに減圧を実施する必要があると判断した。

### (2) 減圧の弁数について

減圧の際に開放する弁数を決定するため、原子炉水位低(レベル 1)到達から 10~40 分後に、逃がし安全弁 1 弁、2 弁、自動減圧機能付逃がし安全弁全弁で減圧した場合のそれぞれについて、水素発生量と燃料被覆管の荷重を評価した。

評価結果を表 2 に示す。水素発生量は、逃がし安全弁 1 弁で減圧した場合以外は、ほぼ同等となった。減圧時の炉内蒸気流量の観点では、自動減圧系機能付逃がし安全弁全弁で減圧した場合よりも、逃がし安全弁 2 弁で減圧した場合の方が流量が小さいことから、被覆管に対する負荷が小さいものとする。

減圧完了までの時間については、図 1 に示す通り、弁数が少ないほど長くなるが、いずれの場合も原子炉圧力容器内破損までの時間に対しては十分な余裕があるため、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心落下量など、原子炉圧力容器破損後の事象進展に与える影響は小さい。

以上から、減圧の際に開放する弁数は逃がし安全弁 2 弁とした。

### (3) 減圧を実施する水位について

(1)の評価結果から、原子炉の減圧を原子炉水位低(レベル 1)到達から 50 分後以降に実施する場合に水素の積算発生量の顕著な増加が見られること及び、(2)の評価結果から、原子炉の減圧を原子炉水位低(レベル 1)到達から 10~40 分後に実施する場合には、減圧

実施時間に応じた水素の積算発生量に傾向が確認されないことを踏まえ、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待する観点から、原子炉減圧は水位低(レベル1)から40分後に実施するものとし、判断基準としてはこれに相当する原子炉水位を用いることとした。原子炉水位低(レベル1)から40分後の原子炉水位を評価すると、原子炉水位はBAF+10%程度であるため、これを減圧実施の水位とした。

なお、海外における同様の判断基準を調査した結果、米国の緊急時操作ガイドライン(EPG)<sup>[1]</sup>の例では、不測事態の蒸気冷却の手順において、原子炉へ注水できない場合の減圧の判断基準をBAF+70%程度としていることを確認した。これは、BAF+70%程度よりも原子炉水位が高い状況では、注水が無くかつ減圧していない状態でも冠水部分の燃料から発生する蒸気により露出部分の燃料を冷却できると判断しているものと推定される。当社の判断基準は、米国の例との差違はあるものの、上述の評価結果を踏まえ定めているものであり、妥当であると考えられる。

#### (4) 原子炉水位の確認手段について

原子炉水位は、原子炉水位計(燃料域水位計)によって確認する。原子炉水位がBAF+10%に到達する時点(事象発生から約1.4時間後)では、原子炉圧力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが、ドライウェル内の気相部温度は約80℃であることから、原子炉水位計の凝縮槽内の水位は維持され、原子炉水位計による原子炉水位の確認は可能と考える。

また、仮に水位不明となった場合は急速減圧を実施する手順となっており、同等の対応となることから、運転員の対応に影響はない。

以 上

#### [参考文献]

- [1] “ABWR design Control Document [Tier 2, Chapter 18 Human Factors Engineering]”, GE Nuclear Energy, Mar. , 1997

表1 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果

原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分
水素発生量 [kg]	370	270	220	180	270	820

表2 減圧弁数に関する評価結果

減圧弁数	原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ	水素発生量[kg]	被覆管への荷重※
自動減圧機能付 逃がし安全弁全弁	10分	370	100
	20分	270	270
	30分	220	210
	40分	180	220
SRV 2弁	10分	360	90
	20分	400	140
	30分	280	80
	40分	400	70
SRV 1弁	10分	560	70
	20分	640	60
	30分	510	50
	40分	620	60

※ 減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]

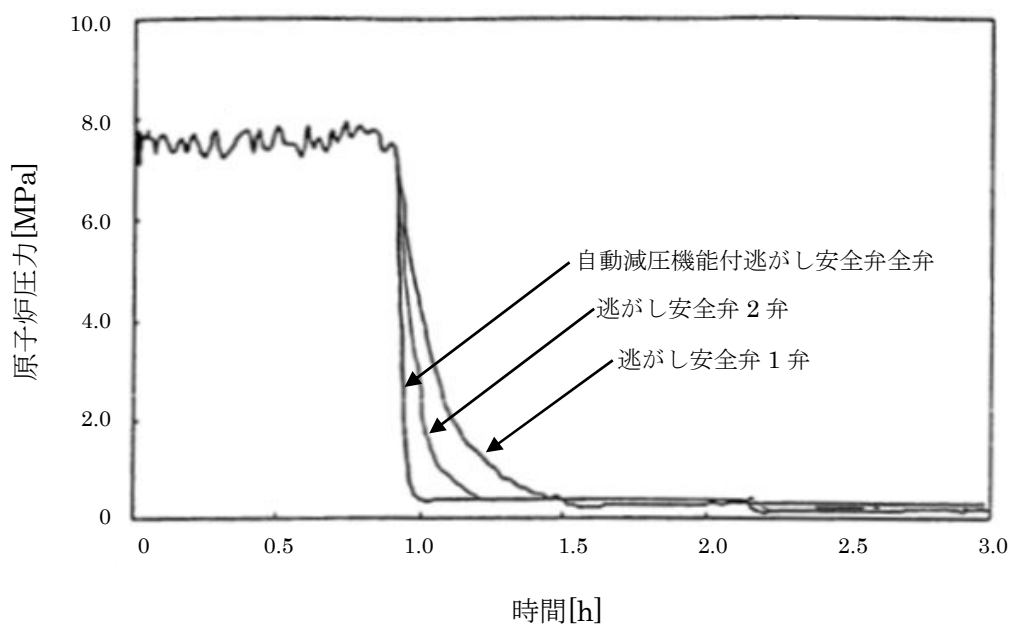


図1 減圧時の原子炉圧力の推移



### 53. 溶融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェルサンプの影響について

格納容器下部の床面には、格納容器内で発生した廃液の収集のために、図 1,2 のとおり高電導度廃液サンプと低電導度廃液サンプが設置されている。溶融炉心がサンプ内に流入することを考慮すると、サンプ底部と鋼製ライナまでの距離が近いことや、溶融炉心の堆積厚さが増すことにより、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下、「MCCI」という。)による格納容器バウンダリ(鋼製ライナ)の損傷リスクが高くなると考えられる。溶融炉心の落下時及び落下後の挙動は不確かさが大きいと考え、申請解析ではサンプを考慮していないことから、ここでは、溶融炉心がサンプ内に流入した場合を考慮し、MCCIによる侵食量及び鋼製ライナへの到達の有無を確認する。

#### (1) 解析条件

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

#### (2) 解析体系

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

#### (3) 解析結果

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

#### (4) 結果の不確かさ

本評価結果には、落下後の溶融炉心の挙動について、以下の不確かさが考えられるが、いずれも本評価結果が緩和される(侵食量が低下する)側に作用すると考える。

- ・落下した溶融炉心が下部ドライウェル床面の端に位置するサンプを満たすとしていること
- ・溶融炉心が水中に落下した際のクラスト化による拡がりの抑制を考慮していないこと

#### (5) まとめ

サンプを考慮した場合でも、溶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、溶融炉心・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。

以 上

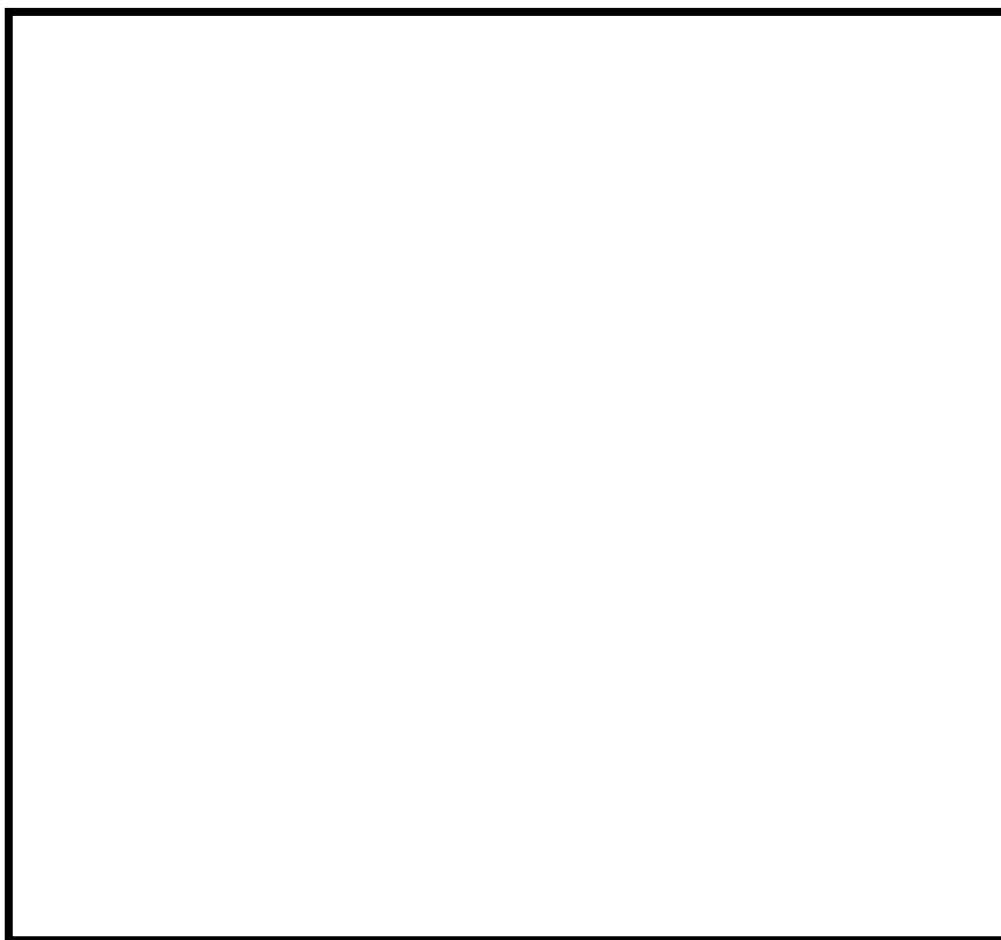


図 1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)



図 2 ドライウェルサンプの配置(K7 の例)

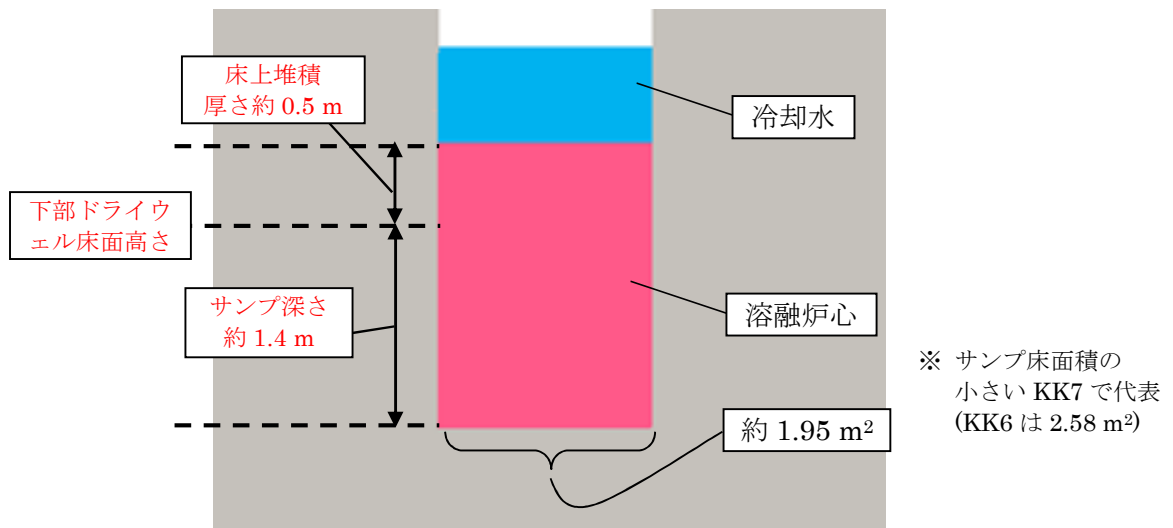


図 3 サンプル領域の解析体系(円柱で模擬)

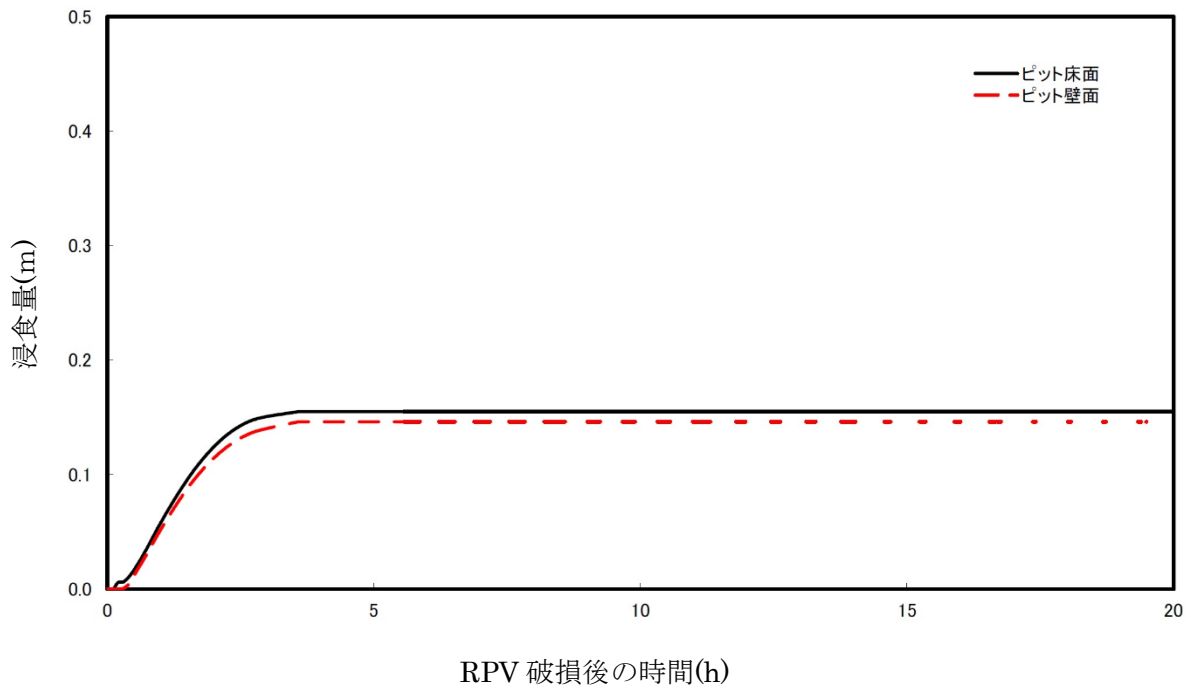


図 4 サンプル領域の壁面および床面の浸食量の変化

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

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

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

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

### 1. コリウムシールド(自主対策設備)について

#### (1) 設備概要

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

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

#### (2) 仕様

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

### 2. コリウムシールドを考慮した場合の MCCI の評価

#### (1) 評価条件

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

#### (2) 評価結果

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

による侵食量の時間変化を補足図3及び補足図4に示す。

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

### (3) 結論

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

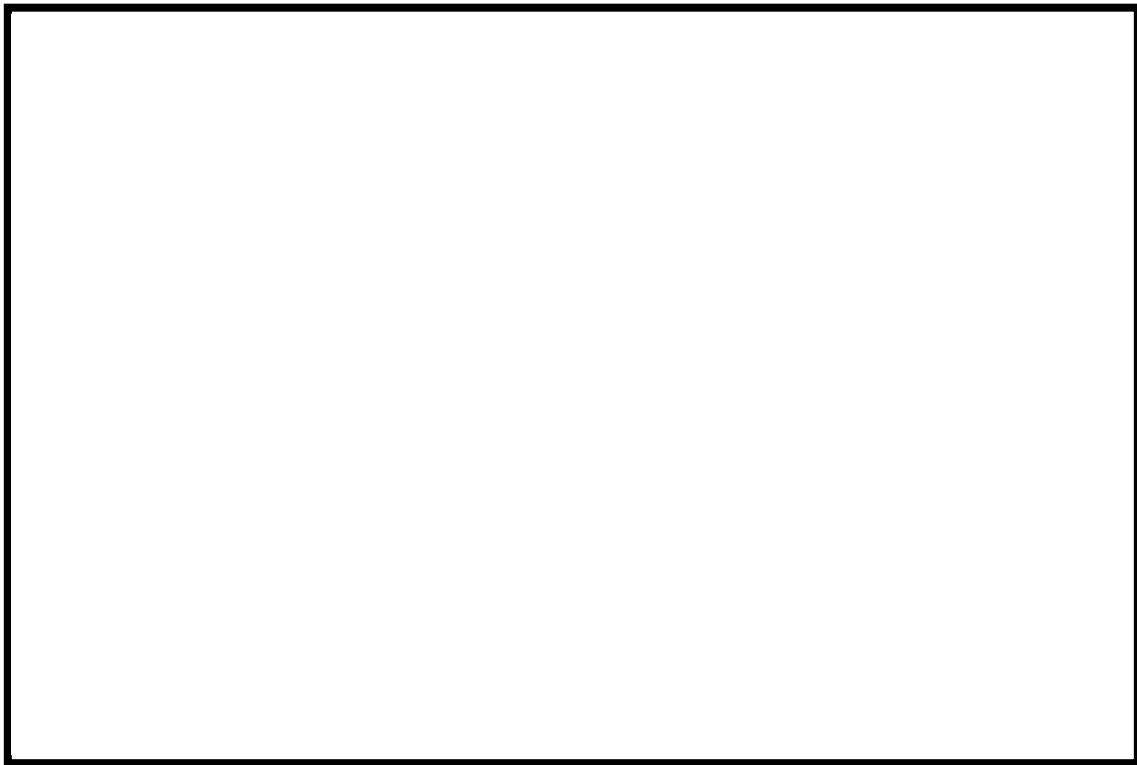
以 上

補足表1 コリウムシールドの仕様

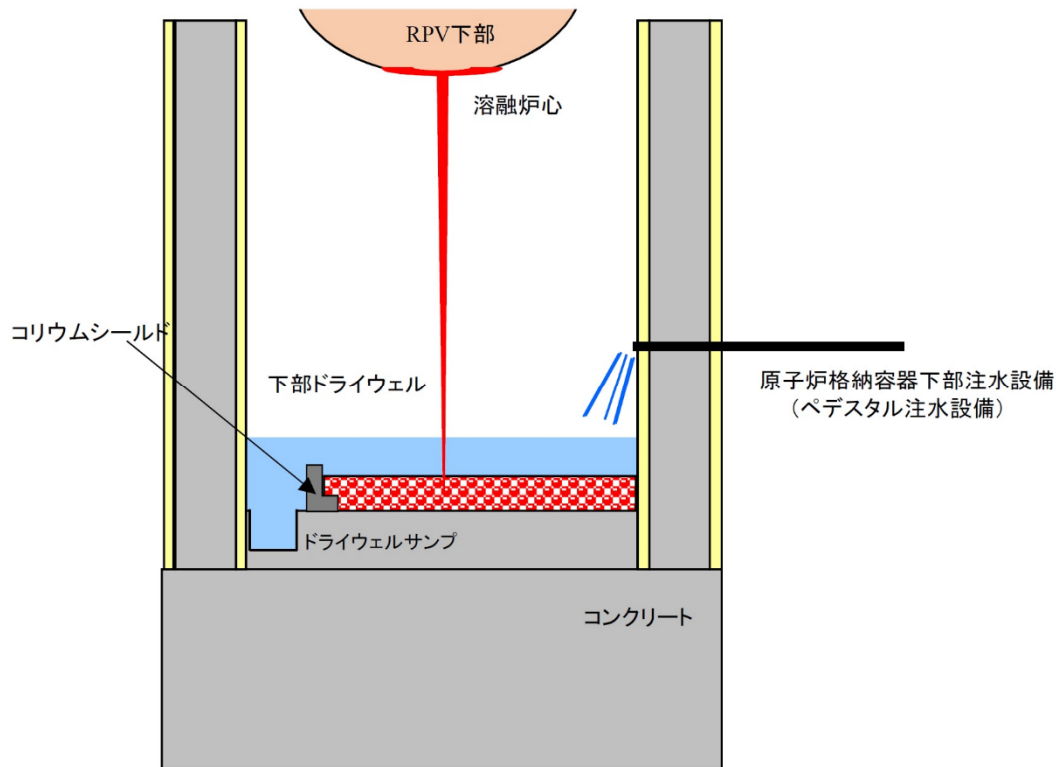
--	--	--	--

補足表2 コリウムシールドを考慮したMCCI評価の侵食量

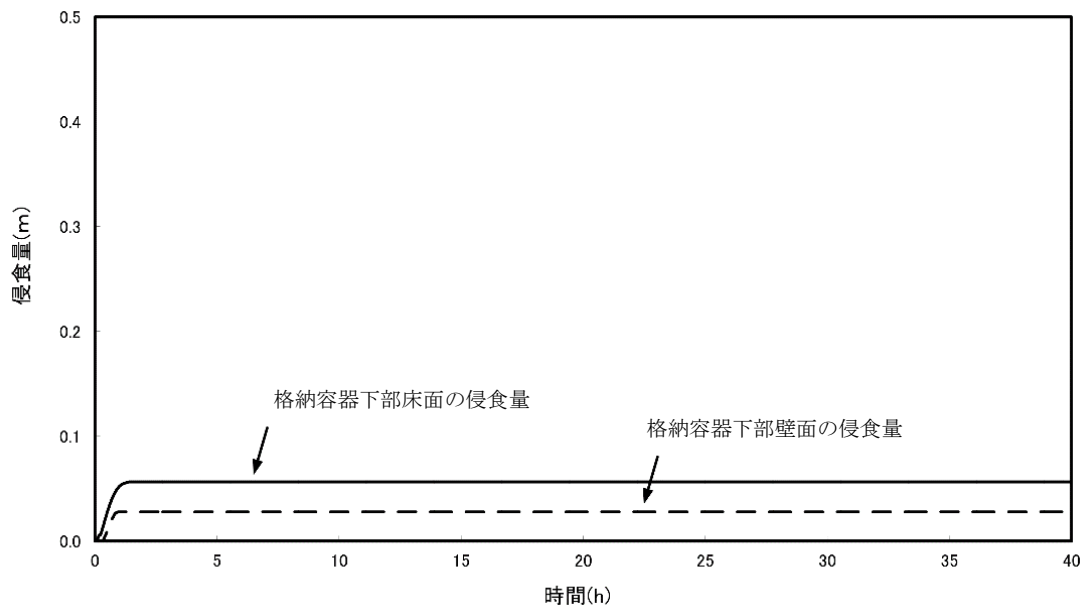
条件	床面積 62.0 m <sup>2</sup> (6号炉)	床面積 75.7 m <sup>2</sup> (7号炉)	(参考)床面積 約88 m <sup>2</sup> (コリウムシールド設置前, 6/7号炉共通)
床面	6.9 cm	5.7 cm	5.1 cm
壁面	5.7 cm	2.8 cm	2.0 cm



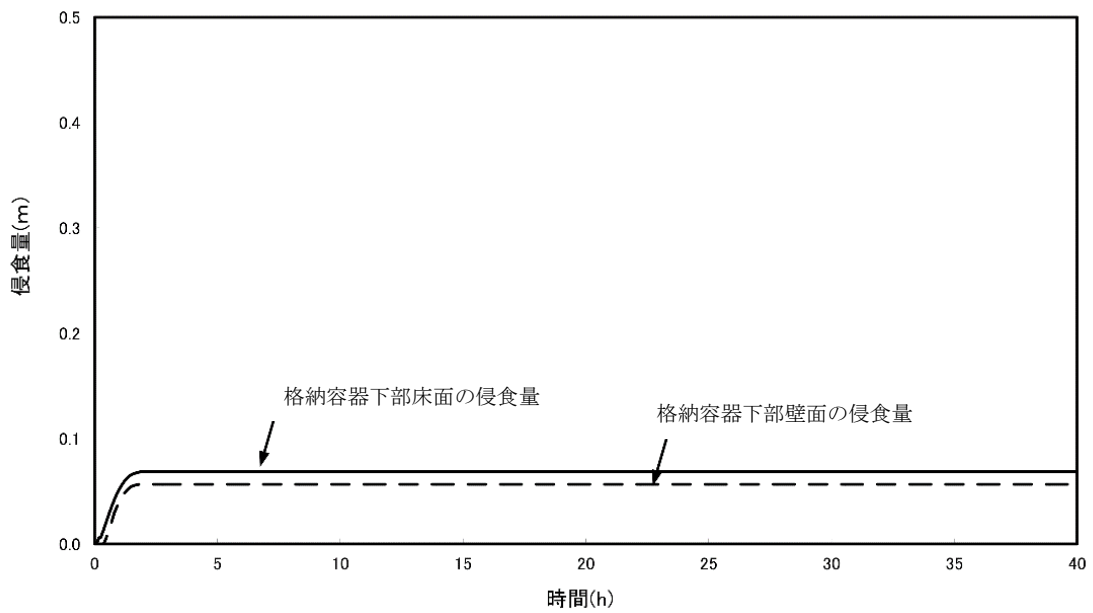
補足図1 コリウムシールド概要図



補足図2 溶融炉心落下時のドライウエルサンプへの溶融炉心流入防止のイメージ



補足図3 侵食量の時間変化(床面積 75.7 m<sup>2</sup>)



補足図4 侵食量の時間変化(床面積 62.0 m<sup>2</sup>)

## 54. 格納容器下部の水張りの適切性

炉心溶融が進展し、溶融炉心が原子炉圧力容器(以下、「RPV」という。)底部から流出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現象の発生を防止あるいは影響を緩和することで、格納容器の破損を防止することが重要なマネジメントとなる。RPVの外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下、「MCCI」という。)に対してはその影響緩和の手段として、格納容器下部ドライウエルへの溶融炉心落下前の水張り(以下、「初期水張り」という。)が有効な対策となる。一方、初期水張りによって、RPV外の溶融燃料-冷却材相互作用(以下、「FCI」という。)による水蒸気爆発のリスクが生じ、初期水張りの水深によって想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。

### 1. 格納容器下部ドライウエルへの水張りの FCI に対する影響

FCIとして生じる現象としては、急激な水蒸気発生に伴う格納容器内圧力の急激な上昇(以下、「圧力スパイク」という。)及び水蒸気爆発がある。

水蒸気爆発については、 $\text{UO}_2$ 主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は僅かであること及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガーを意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。<sup>[1-4]</sup> これらを考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考える。しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定すると、水深が深い方が粗混合が促進され、発生する機械エネルギーが大きくなることから、構造壁への衝撃荷重が大きくなると考えられる。

圧力スパイクは、初期水張りの水位が高い程、水の顕熱による熱の吸収に期待できることから、圧力スパイクのピークは初期水張りの水位が高い方が小さくなるものと考えられる。

### 2. 格納容器下部ドライウエルへの水張りの MCCI に対する影響

格納容器下部ドライウエルへの初期水張りに失敗し、溶融炉心落下後に注水を開始した場合、これまでの知見<sup>[5-10]</sup>からは、溶融炉心上部にクラストが形成され、溶融炉心の冷却が阻害される可能性が考えられる。

一方、初期水張りを実施することで、溶融物落下時に溶融炉心が粒子化されるため、クラストの形成によるデブリ内部への熱の閉じ込めを抑制することができ、デブリ上面からの除熱と落下時の溶融炉心の急速な冷却(デブリクエンチ)に期待できる。<sup>[11-13]</sup>

### 3. 初期水張りの水位について

#### (1) 水位の設定

1.及び2.に示した通り、初期水張りの水位は、FCIの水蒸気爆発による格納容器への影響の観点では低い方が良く、FCIの圧力スパイク及びMCCIによる格納容器への影響の観点では高い方が良い。ABWRにおいては、従来の炉型に比較して格納容器下部ドライウエルの床面積が広いため、溶融炉心が拡がった際に溶融炉心上面からの除熱に寄与する面積が大きく、また、溶融炉心が格納容器下部に落下した際の堆積高さが低いため、MCCIが緩和され易いという特徴がある。

以上を踏まえ、6号炉及び7号炉においては、FCIが発生した場合の影響を低減しつつ、溶融炉心の粒子化の効果を期待できる水位として、初期水張り水位を2mに設定している。初期水張り水位2mにおけるFCI、MCCIの影響や、水張りの実施可能性については、FCI、MCCI各事象の有効性評価で示したとおり、問題が無いものと考えている。



## (2) 水位の設定根拠

### a. FCI の影響の観点

1. に示した通り、実機では水蒸気爆発が発生する可能性は小さい。しかしながら、仮に FCI の発生を前提とした場合、格納容器下部ドライウエルの水位について、水位が高い方が熔融炉心の細粒化割合が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、水蒸気爆発に伴い格納容器下部ドライウエルに与えられる荷重は大きくなる。このことから、格納容器下部ドライウエルの水深が 2 m より深い場合の影響を評価し、問題が無いことを確認している。この詳細は 4. に示す。

### b. MCCI の影響の観点

初期水張りの水深に応じて熔融炉心の一部が水中で粒子化し、急速冷却されることを考慮した上で、粒子化しなかった熔融炉心によって形成される連続層の高さを評価し、この連続層の冷却性の観点から、初期水張りの水深の妥当性を確認した。評価条件を以下に示す。

- ・ 熔融炉心の水中での粒子化割合の評価には、MAAP コードにも用いられている Ricou-Spalding 相関式<sup>[14]</sup>を用いた。
- ・ RPV の破損形態は制御棒駆動機構ハウジング 1 本の逸出を想定し、熔融物流出に伴う破損口の拡大を考慮した熔融炉心流出質量速度とした。
- ・ 粒子化した熔融炉心が連続層の上部に堆積した状態である、粒子状ベッドの冷却性については、Lipinski 0-D モデルを使用して評価している。粒子状ベッドのドライアウト熱流束(添付資料 3.6.1 参照)と堆積したコリウムが床に均一に広がったと仮定した場合の崩壊熱除去に必要な熱流束(図 1 参照)を比較すると、粒子状ベッドのドライアウト熱流束(0.8 MW/m<sup>2</sup> 以上)は崩壊熱除去に必要な熱流束(全炉心落下で約 0.36 MW/m<sup>2</sup>)よりも十分に大きく、粒子状ベッドの冷却可能性は極めて高いことから、連続層から水への崩壊熱除去を妨げないものとした。
- ・ 落下した熔融炉心は格納容器下部床上を広がると考えられるが、これまでの実験データを元にした解析<sup>[15]</sup>によると、初期水張りがある場合、熔融炉心の広がり距離は落下量等にもよるが 5 m 程度となるという結果が得られている。6,7 号炉の格納容器下部の半径は 5.3 m であることから、水張りしている場合でもほぼ床全面に広がる可能性が高いと考え、熔融炉心の広がり面積を格納容器下部床全面(約 88 m<sup>2</sup>)とした。

また、初期水張りの水位を決定する上での設定目安は以下の通りとした。

- ・ 連続層が安定クラストとなり、水が連続層内に浸入せず、連続層の熱伝導が除熱の律速条件になると仮定して評価したところ、連続層厚さ 15 cm までは、連続層が安定クラスト化していても連続層上面からの除熱によってコンクリートを分解温度以下に維持できる(MCCI の進展を防止可能)という結果(図 2 参照)が得られたため、連続層厚さが 15 cm とする水深を初期水張りの設定目安とした。

上記の評価条件を元に、水張り水深と熔融炉心落下量をパラメータとして、連続層堆積高さを評価した。評価結果を図 3 に示す。

評価結果を上記の初期水張りの水位の設定目安に照らすと、初期水張りの水位が 2 m 程度の場合、熔融炉心落下量が全炉心の 70%であれば連続層の高さを 15 cm 以下にすることができ、初期水張りの水位が 3 m 程度の場合、熔融炉心落下量が全炉心の 100%の場合でも連続層の高さが 15 cm 以下になることを確認した。

以上の結果を考慮し、初期水張りの水位は2 mとしている。有効性評価では溶融炉心が全量落下するものとして評価しているものの、落下割合には不確かさがあることや溶融炉心落下後には崩壊熱相当の注水を実施する手順としていること及び実機スケールではクラストへの水の浸入に期待できるという知見を踏まえ、現状の初期水張りの水位の設定は妥当と考える。また、2 mの初期水張りについては、事象発生から溶融炉心落下までの時間余裕の中で十分に対応可能な操作であることを有効性評価で確認している。

また、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のMCCIに関する有効性評価の結果において、初期水張りの水位が2 mであり、溶融炉心が全量落下した場合であっても、MCCIによる浸食量は数cm(床面5 cm, 壁面2 cm)であることを確認していることに加え、仮に初期水張りが遅れ、水位1 mまでしか初期水張りを実施できなかった場合であってもMCCIによる浸食量は数cm(床面7 cm, 壁面4 cm)に留まることを感度解析によって確認していることから、現状の初期水張りの水位の設定に問題は無いものとする。感度解析の結果を図4に示す。

#### c. まとめ

FCIについては、これまでの試験結果から、実機において格納容器の破損に至るような大規模なRPV外での水蒸気爆発の発生の可能性は小さいと考える。また、FCIの発生を前提とした評価においても、格納容器下部ドライウエルの構造損傷に伴う格納容器の破損には至らず、また、十分な余裕があることを確認しており、格納容器下部への初期水張りの有無及びその水位が、格納容器の健全性に影響を与えるものではないと判断している。

上記を踏まえ、格納容器下部ドライウエルに溶融炉心が落下する状況に対しては、格納容器下部ドライウエルに2 mの初期水張りまで注水を実施する運用としている。

### 4. 格納容器下部の水位上昇の影響

事故対応の中で格納容器スプレイを実施すると、リターンラインを通じたサプレッションプールからの流入やベント管を通じた流入によって冷却材が格納容器下部ドライウエルに流れ込み、下部ドライウエル水位を上昇させる場合がある。ここでは、FCIの有効性評価で設定したRPV破損に至るシナリオにおいて、格納容器下部ドライウエルへの初期水張りの水位が上昇していた場合を想定し、その際のFCIへの影響を評価した。

#### a. 評価条件

溶融炉心が格納容器下部ドライウエルに落下する前に、格納容器下部にリターンラインまでの高さ(7 m)の水位が形成されているものとした。その他の解析条件は、FCIの有効性評価において設定した評価条件と同様とした。

#### b. 評価結果

水蒸気爆発による影響と、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇(圧力スパイク)による影響を評価した。以下にその結果を示す。

##### (1)水蒸気爆発

水蒸気爆発によって格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの評価結果を図5に示す。最大値は約27 MJであり、水位2 mの場合(約7 MJ)と比べて約4倍に増加している。

このエネルギーを入力とした応力の解析結果を図6に示す。格納容器下部ドライウエルの内側鋼板の最大応力は約80 MPaであり、水位2 mの場合の約10 MPaと比べて約8倍に増加しているが、格納容器下部ドライウエルの内側鋼板の降伏応力(490 MPa)を十分に下回っており、格納容器破損に至るおそれはないと考える。

また、初期水張りの水位が上昇すると、水面と RPV 底部の距離が短くなる。このことにより、水蒸気爆発に伴う瞬間的な水面の上昇が生じた際に、水面が RPV 底部に到達することによって、RPV 底部に圧力波が伝搬し、RPV の支持構造に影響を及ぼすことが懸念される。しかしながら、熔融炉心の落下による水位上昇分は約 0.5 m であること、及び、JASMINE 解析によると水蒸気爆発による発生運動エネルギーがピークになる 0.1 秒以内での平均ボイド率は 20%程度(初期水張り水位 2 m の条件での評価結果より)であることを考慮すると、初期水張り水位 2 m の場合の水位上昇は約 3 m となる。熔融炉心の落下による水位上昇分及び平均ボイド率について同様と考えると、初期水張り水位 7 m の場合の水位上昇は 9 m 程度と想定される。水位上昇が 9 m 程度であれば、格納容器下部ドライウエル床面から RPV 底部までの高さ約 10.6 m に対して余裕があることから、RPV 底部に直接的に液相中の圧力波が伝播することは無いと考える。

## (2)圧カスパイク

格納容器圧力の評価結果を図 7 に示す。RPV が破損して、熔融炉心が格納容器下部ドライウエルの水中に落下する際に圧カスパイクが生じているが、圧カスパイクのピーク圧力は約 300 kPa であり、水位 2 m の場合の約 470 kPa よりも低くなっている。

この理由としては、水張り水位の上昇によって格納容器下部ドライウエルの水量が多くなり、落下した熔融炉心の周囲のサブクール状態の水量が増加したことが、熔融燃料落下時の水温上昇とそれに伴う蒸気発生緩和に作用し、ピーク圧力が抑制された可能性が考えられる。

以上の結果から、格納容器下部ドライウエルの水位を現状の初期水張りの水位である 2 m 以上に上昇させた場合であっても、FCI によって格納容器が破損に至る恐れは無いと考える。このことから事故対応におけるドライウエルスプレイ等の運転操作に対して、FCI の観点からの制約は生じない。

## 5. 結論

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、FCI が発生した場合の影響を低減しつつ、熔融炉心の粒子化の効果等による MCCI の影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を 2 m に設定している。また、事故対応におけるドライウエルスプレイ等の運転操作により、格納容器下部ドライウエルの水位が上昇した場合であっても格納容器が破損に至る恐れはない。

以 上

## 参考文献

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012
- [2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP'04
- [3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, Nucl. Eng. Des. 222, 1-15, 2003
- [4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007
- [5] EPRI, Technical Foundation of Reactor Safety, Knowledge Base for Resolving Severe Accident Issues, Rev.1, 1022186, 2010
- [6] B.R.Seohgal, et al., "ACE Project Phase C&D : ACE/MCCI and MACE Tests", NUREG/CR-0119, Vol.2, 1991

- [7] R.E.Blose, et al. "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools,"NUREG/CR-4727, 1987
- [8] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012
- [9] M.T.Farmer, et al. "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [10] M.T.Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5, 2009
- [11] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments,"Nucl. Eng.Design, 236 1998-2009, 2006
- [12] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000
- [13] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653- 1659, 2009
- [14] F.B.Ricou, D.B.Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets,"Journal of Fluid Mechanics, Vol.11, pp.21-32, 1961
- [15] 中島 他, SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ペデスタル上の炉心デブリの 3 次元拡がり評価, 日本原子力学会「2013 年秋の大会」H12, 2013 年 9 月

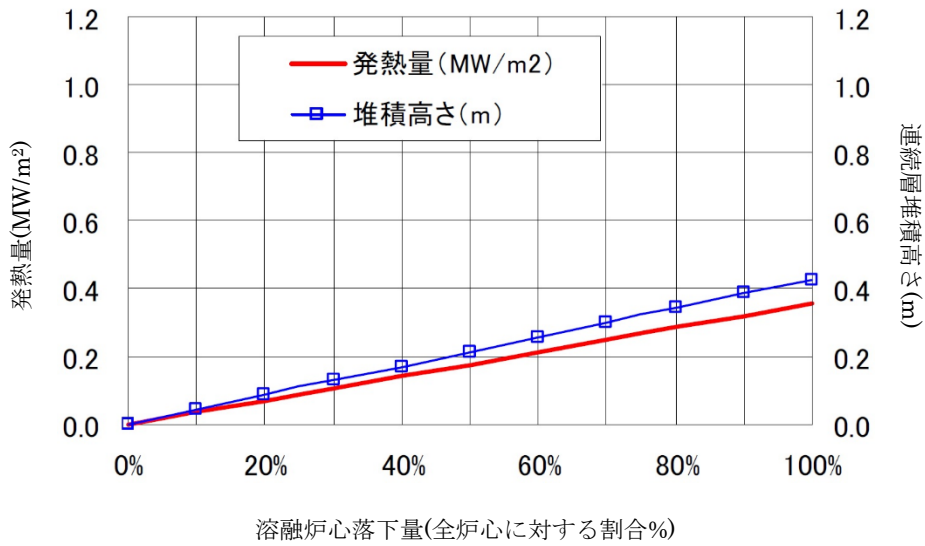
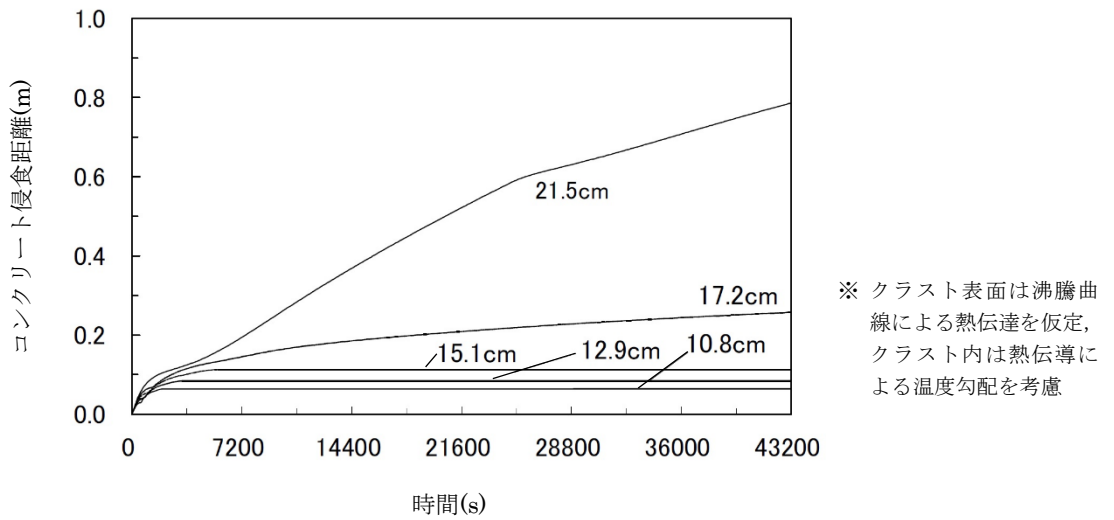
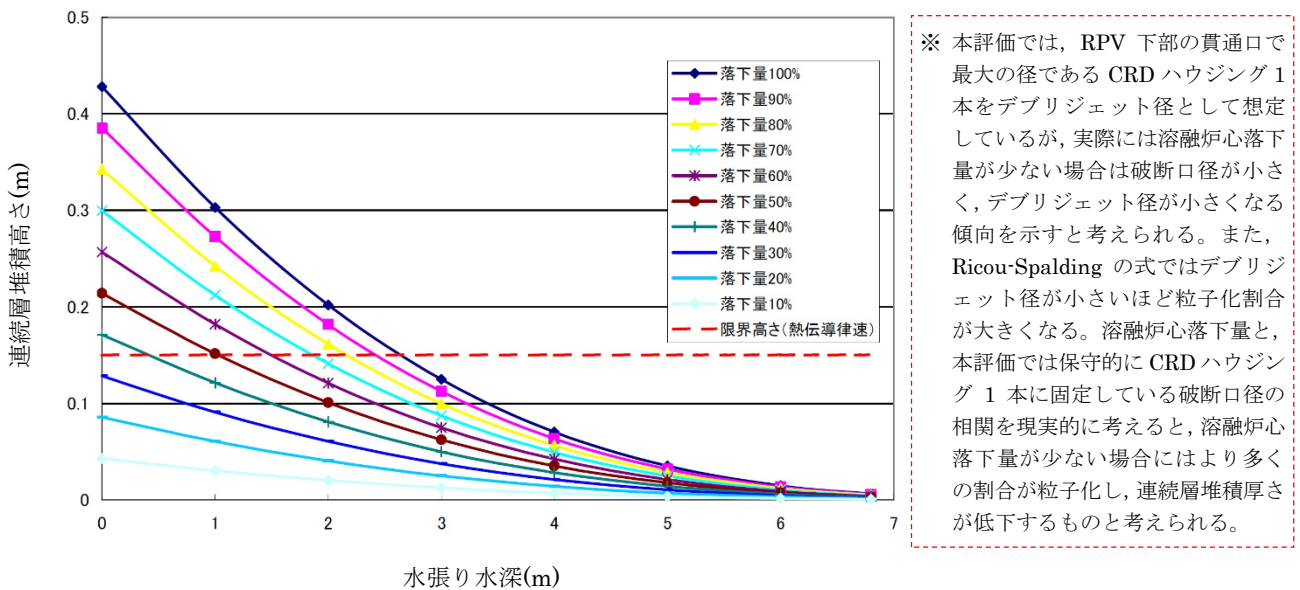


図1 格納容器下部ドライウエルへの溶融炉心落下割合に対する連続層堆積高さおよび単位面積当たりの発熱量



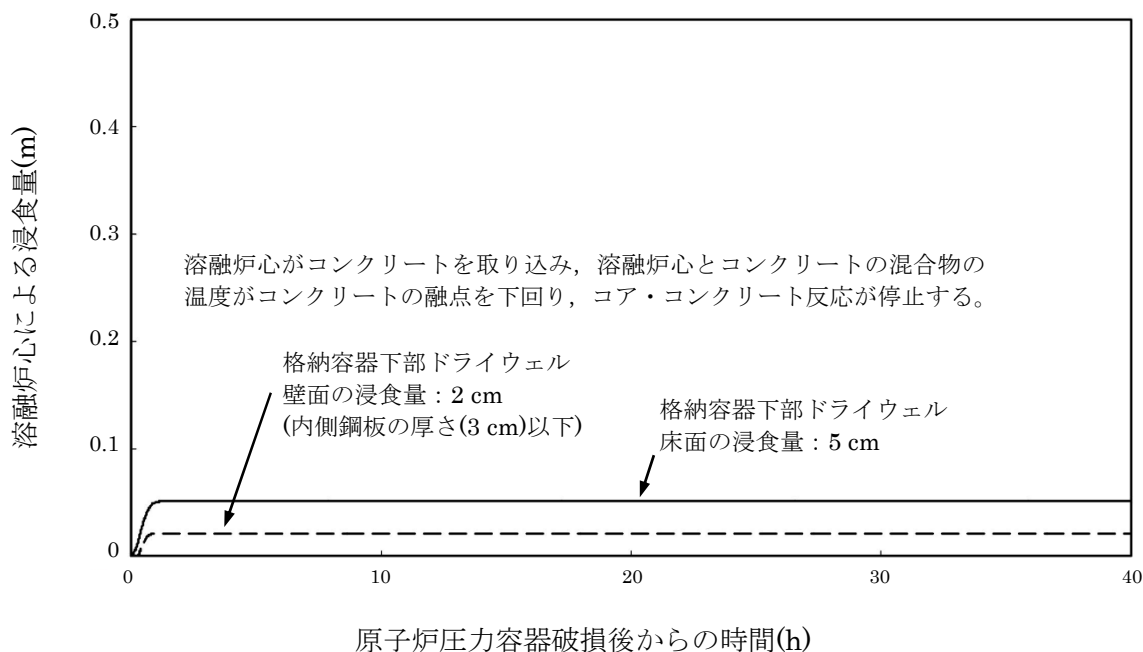
※ クラスト表面は沸騰曲線による熱伝達を仮定，クラスト内は熱伝導による温度勾配を考慮

図2 ハードクラスト形成時のコンクリート侵食評価例※

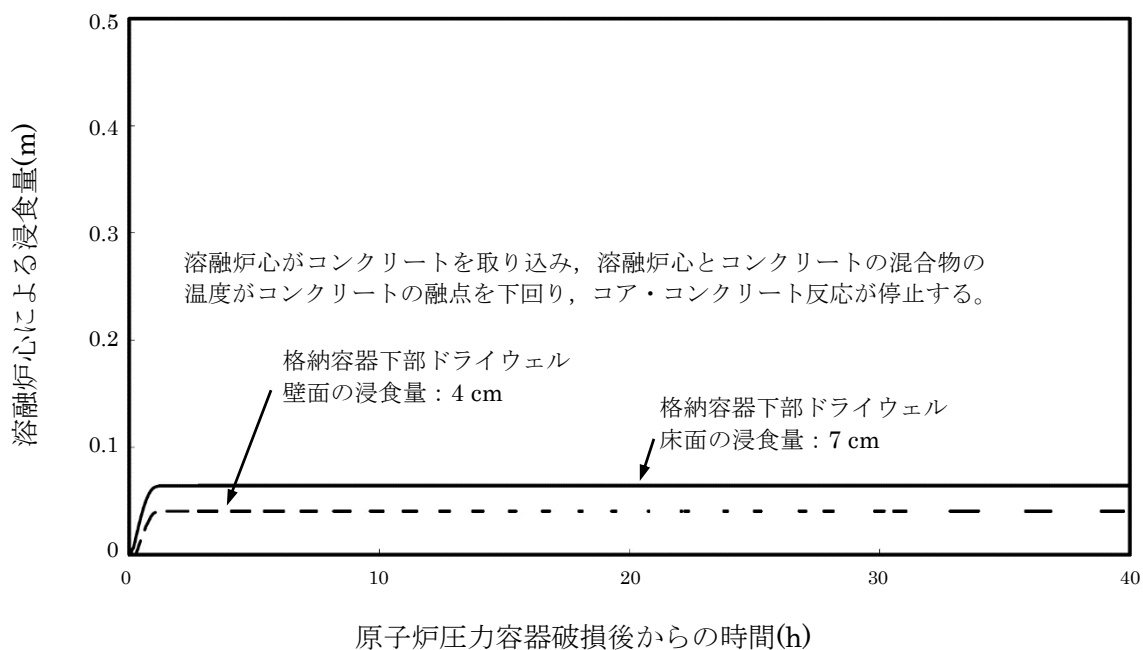


※ 本評価では、RPV 下部の貫通口で最大の径である CRDハウジング1本をデブリジェット径として想定しているが、実際には溶融炉心落下量が少ない場合は破断口径が小さく、デブリジェット径が小さくなる傾向を示すと考えられる。また、Ricou-Spalding の式ではデブリジェット径が小さいほど粒子化割合が大きくなる。溶融炉心落下量と、本評価では保守的に CRDハウジング1本に固定している破断口径の相関を現実的に考えると、溶融炉心落下量が少ない場合にはより多くの割合が粒子化し、連続層堆積厚さが低下するものと考えられる。

図3 水張り水深と連続層堆積高さの関係※



(a) 初期水張り水位 2 m の場合(今回の申請において示した評価結果)



(b) 初期水張り水位 1 m の場合(感度解析)

図 4 格納容器下部壁面及び床面の浸食量の推移

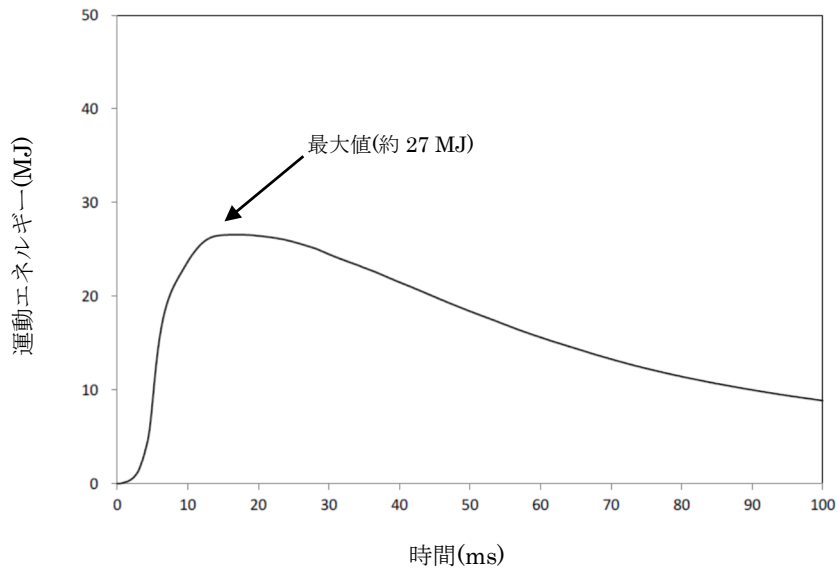


図5 水蒸気爆発によるエネルギーの変化(初期水張り水位 7 m)

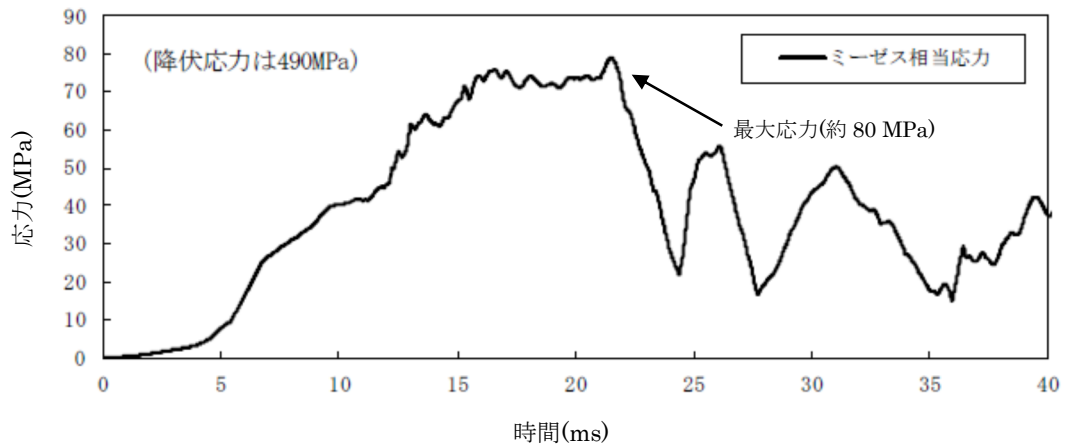


図6 水蒸気爆発による格納容器下部内側鋼板の応力の変化(初期水張り水位 7 m)

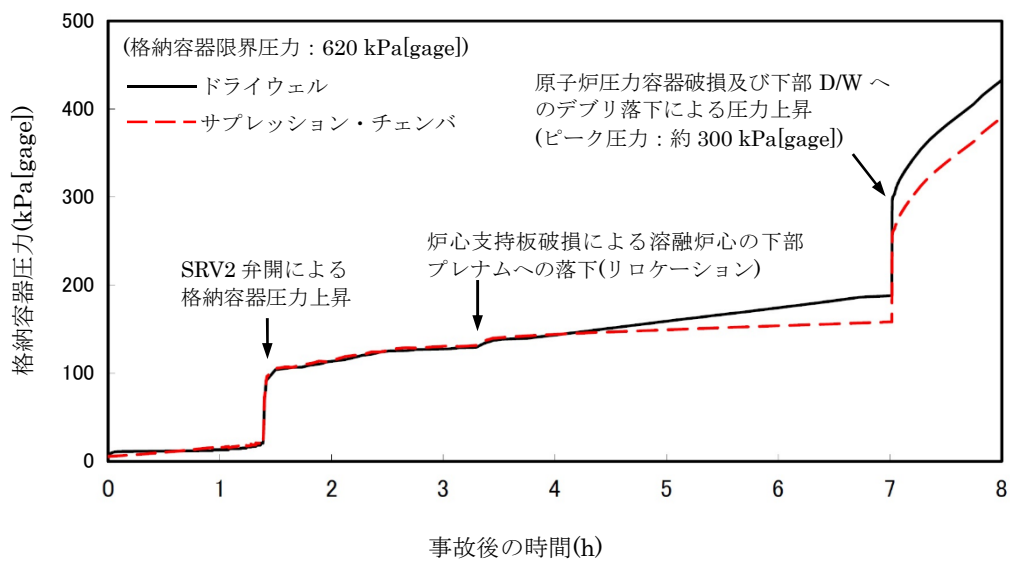


図7 格納容器圧力の推移

## 55. 格納容器下部注水手順及び注水確認手段について

### 1. 格納容器下部注水手順

格納容器下部注水は、炉心損傷後に溶融炉心が原子炉压力容器下部プレナムに落下し、原子炉压力容器が破損に至る可能性がある場合に、予め格納容器下部に注水することで、原子炉压力容器破損後の溶融炉心の冷却性を向上させ、MCCIの緩和を図ることを目的としている。

さらに、格納容器下部に落下した溶融炉心への注水を継続し、溶融炉心を冠水冷却する。

格納容器下部注水の系統概要図を図1に、単線結線図を図2及び図3に示す。操作に必要な電動弁は非常用電源に接続されており、常設代替交流電源からの給電も可能である。手動弁については、運転員が現場で操作することとなるが、設置場所は二次格納容器外(廃棄物処理建屋 管理区域 地下3階)であり高線量にはならないため、現場対応が可能である。

格納容器下部注水実施の条件および手順は以下のとおりである。

#### (1) 格納容器下部注水の実施条件

原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で、格納容器下部に水位2m(水量約180m<sup>3</sup>)の水張り(初期水張り)を実施する。

初期水張り実施後、原子炉压力容器破損を確認した場合は、溶融炉心を継続的に冷却するため崩壊熱相当の注水を実施する。原子炉压力容器破損は、原子炉圧力、上部ドライウエル圧力、下部ドライウエル温度等のパラメータが同時に顕著な変動を示したことで判断する。

#### (2) 格納容器下部注水の手順

- a. 復水貯蔵槽の水を有効に使うため、常/非常用連絡管止め弁(2弁)を「全開」にする。(低圧代替注水等と共通の操作)
- b. タービン系への廻り込みを防止するため、T/B 負荷遮断弁を「全閉」にする。(低圧代替注水等と共通の操作)
- c. 復水移送ポンプを起動後、下部ドライウエル注水ライン隔離弁を「全開」にする。
- d. 下部ドライウエル注水流量調整弁を「開」とし、格納容器下部への注水を開始する。必要な流量が確保できるよう、当該弁の開度を調整する。
- e. 格納容器下部水位計および下部ドライウエル注水流量計を監視し、格納容器下部の水位が2m(水量約180m<sup>3</sup>)に到達したら注水を停止する。
- f. 原子炉压力容器破損後は、表1の崩壊熱相当量の注水を実施する。注水流量は、下部ドライウエル注水流量計にて確認する。

表1 格納容器下部注水の必要注水量

原子炉スクラム後の経過時間[h]	注水流量[m <sup>3</sup> /h]
0～5	70
5～10	50
10～20	40
20 h以降	35

### 2. 注水確認手段

上述のとおり、格納容器下部注水の確認は、格納容器下部水位計および下部ドライウエル注水流量計によって行う。格納容器下部水位計の設置場所は格納容器内であるが、事故時の格納容器内の環境条件を考慮した設計となっている。下部ドライウエル注水流量は中央制御室で確認することができる。

以 上



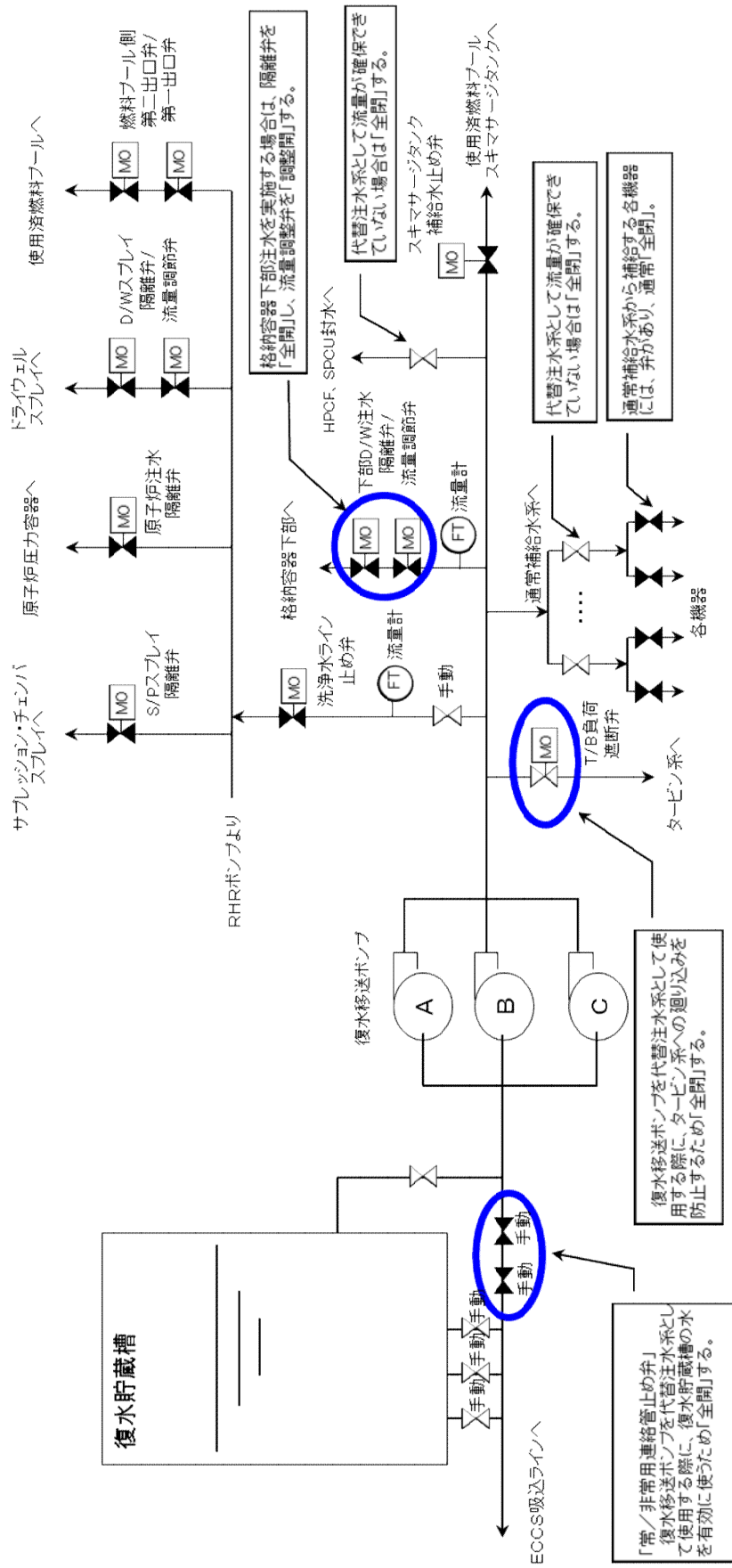


図 1 格納容器下部注水系 (常設) 系統概要図

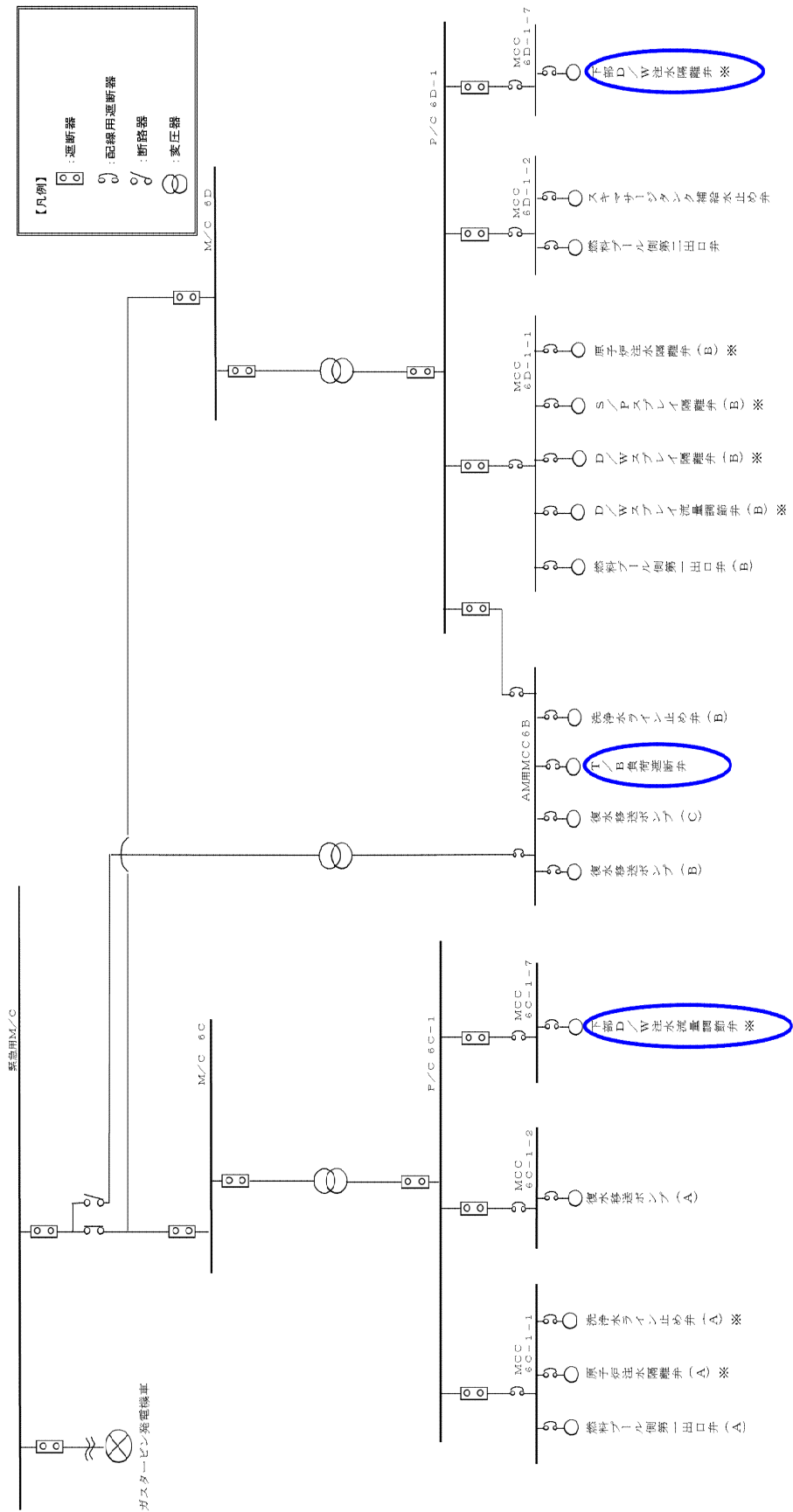


図2 格納容器下部注水系(常設)に係る単線結線図(6号)

※ 切替によってAM用MCC6Bからも受電可能

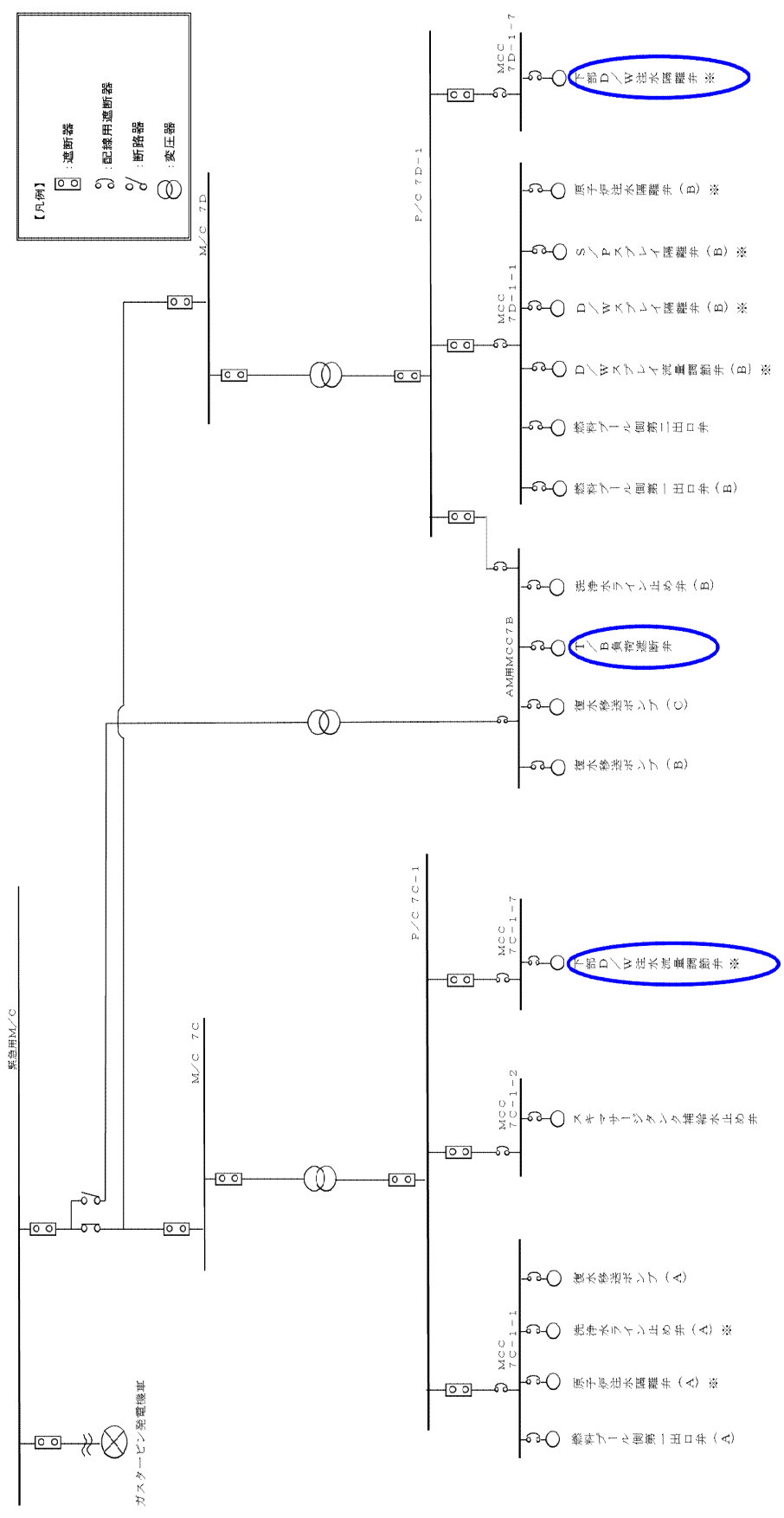


図3 格納容器下部注水系(常設)に係る単線結線図(7号)

※ 切替によってAM用MCC7Bからも受電可能

## 56.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。既存の知見(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ため、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  $1.0 \text{ g/cm}^3$ , 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

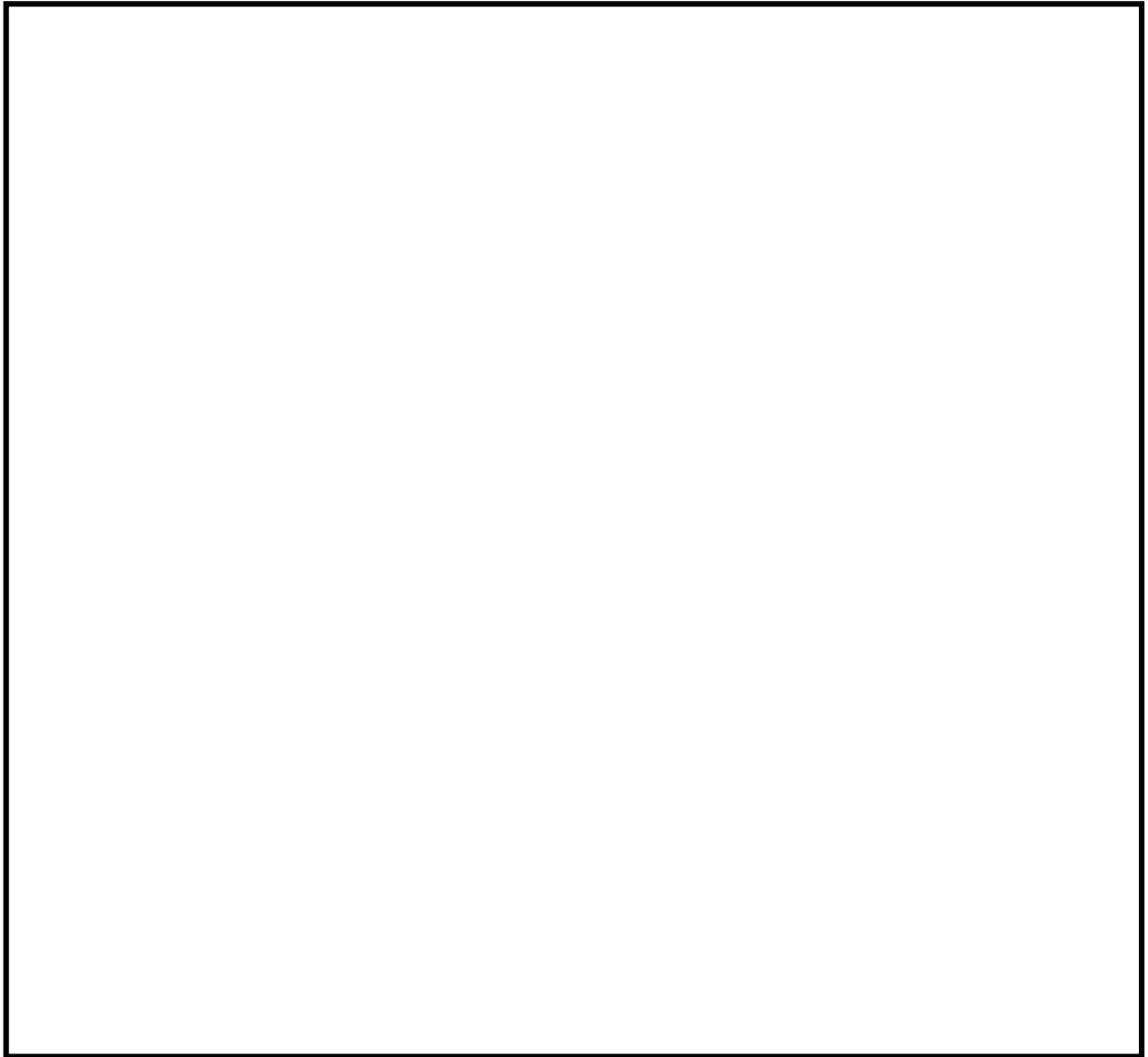


図 1 解析モデル(単位 : mm)

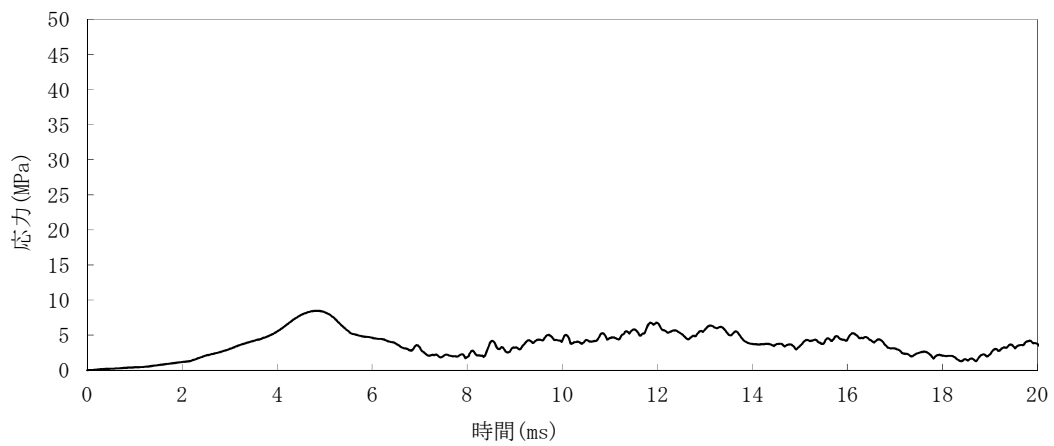


図 2 RPV ペDESTAL(内側鋼板)の応力履歴(0~20ms までのプロット)

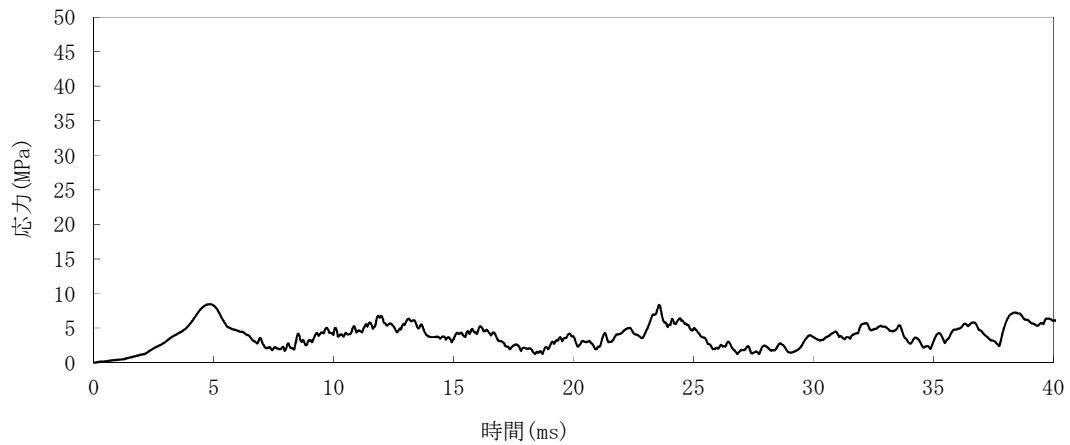


図 3 RPV ペDESTAL(内側鋼板)の応力履歴(0~40ms までのプロット)

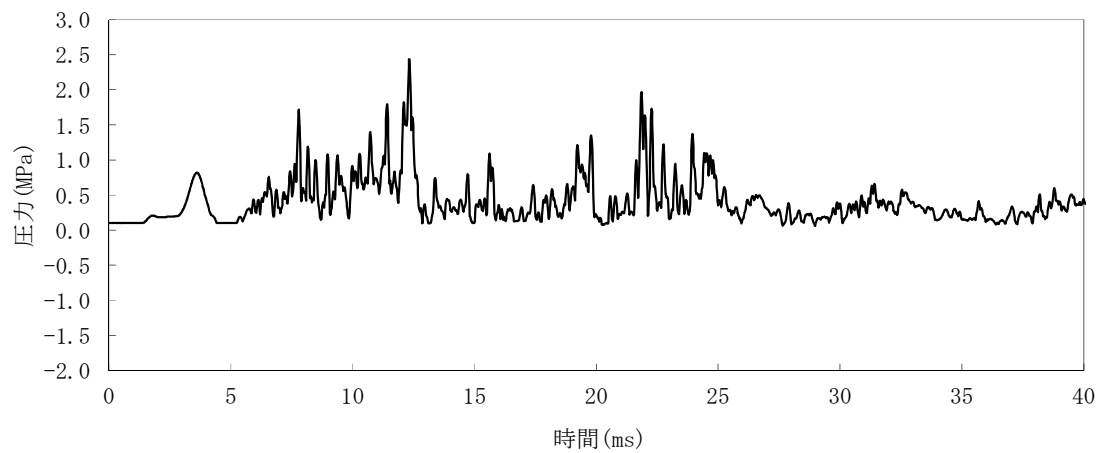


図 4 内側鋼板(没水部)に作用する圧力履歴(0~40ms までのプロット)



## 71. 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

### 1. はじめに

原子炉停止機能喪失の有効性評価においては、再循環流量制御系について自動運転モードを想定している。これは、通常運転時、再循環流量制御系は自動運転モードであり、手動運転モードに変更するのは、原子炉出力が変化するような試験実施時、炉心流量を一定としたいコーストダウン運転時等、限られた状況(1 サイクルでの合計で十数時間程度)であることを考慮したものである。

ここでは、再循環流量制御系について手動運転モードを想定した場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。

### 2. 評価条件

再循環流量制御系の運転モード以外の条件は今回の申請において示した解析ケース(以下、「ベースケース」という。)における評価条件と同じである。

### 3. 評価結果

評価結果を図 1 から図 12 に示す。評価結果のまとめを表 1 に示す。

再循環流量制御系を手動運転モードにすることにより、4 台の再循環ポンプトリップ後の炉心流量増加による原子炉出力上昇が生じないため、原子炉圧力は MSIV 閉鎖による上昇後、逃がし弁の開動作により低下する。これにより原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力の最大値は低めになる。また、ベースケースにおいて炉心流量の低下に伴い出力が低下してくる約 30 秒後以降、手動モードの場合は炉心流量が減少しないため原子炉出力も低下せず、発生蒸気が多く原子炉水位がより早く低下する。その結果、原子炉水位は約 55 秒で L2 に到達し、6 台の再循環ポンプがトリップして自然循環状態に移行する。炉心流量が自然循環状態となるため、給水加熱喪失状態における原子炉出力上昇割合は低下し、発生する蒸気が少なくなり、給水流量が上限値まで達しない状態で運転されることから、復水器水位低で MD-RFP がトリップするタイミングが遅くなる。

PCT および燃料被覆管酸化量については、ベースケースと比べると、給水加熱喪失時に再循環ポンプが全台トリップしているため炉心流量が低く、軸方向出力の高い第 4 スペーサまで沸騰遷移状態が長く継続するため、燃料被覆管温度は高めに推移する結果となるが、判断基準である 1200 °C を下回っている。また、事象発生による燃料被覆管酸化量は約 4% となり、判断基準である酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下を下回っている。

以上

表1 再循環流量制御系を手動モードとした場合の判断基準への影響

項目	解析結果		判断基準
	感度解析	ベースケース	
再循環流量制御系	手動モード	自動モード	—
燃料被覆管最高温度(°C)	約 1140	約 920	1200 °C以下
燃料被覆管の酸化量(%)	4%以下	1%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	8.93	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	0.19	0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度(サプレッションプール水温(°C))	113	113	200 °C (限界温度)を下回る

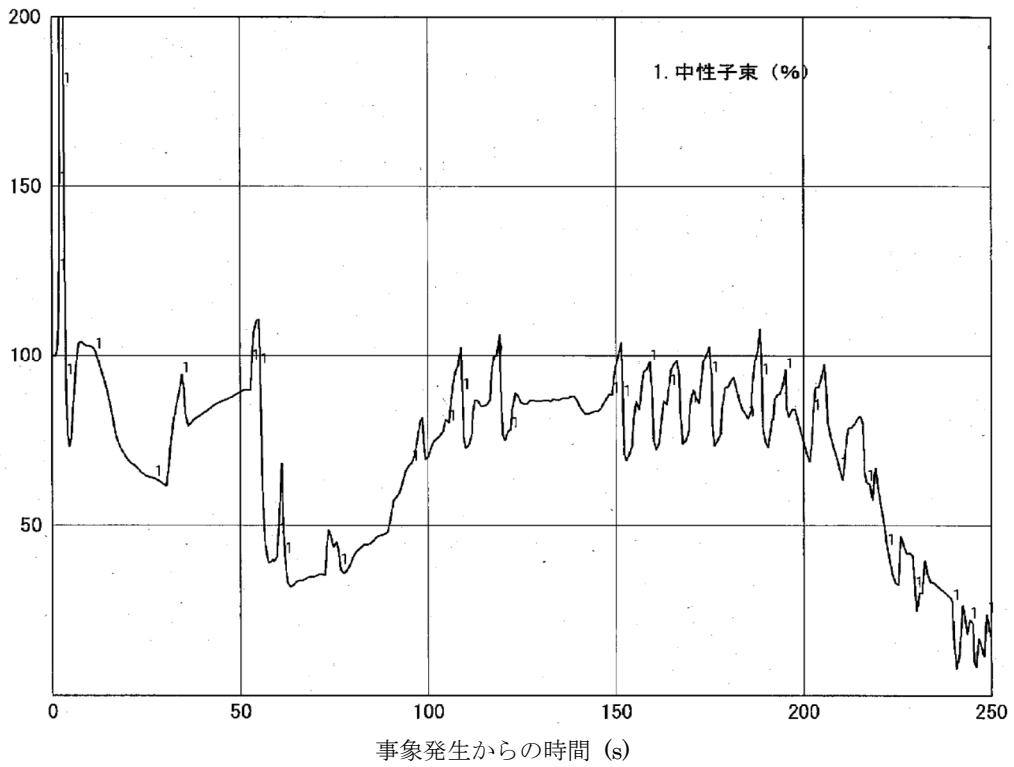


図1 中性子束の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

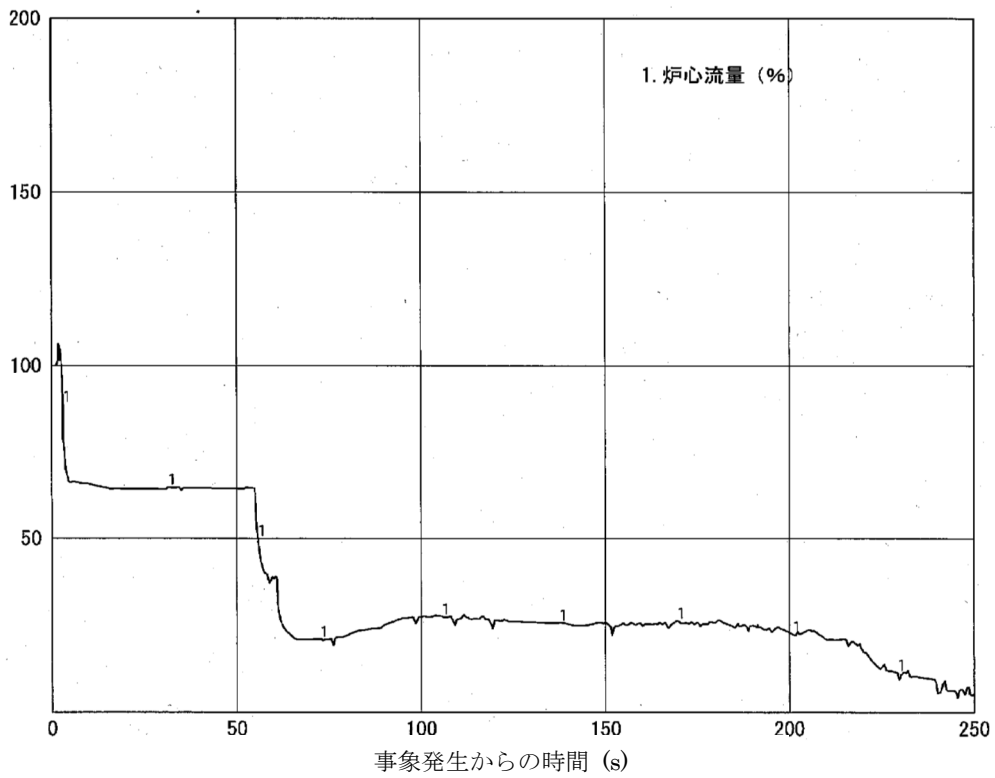


図2 炉心流量の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

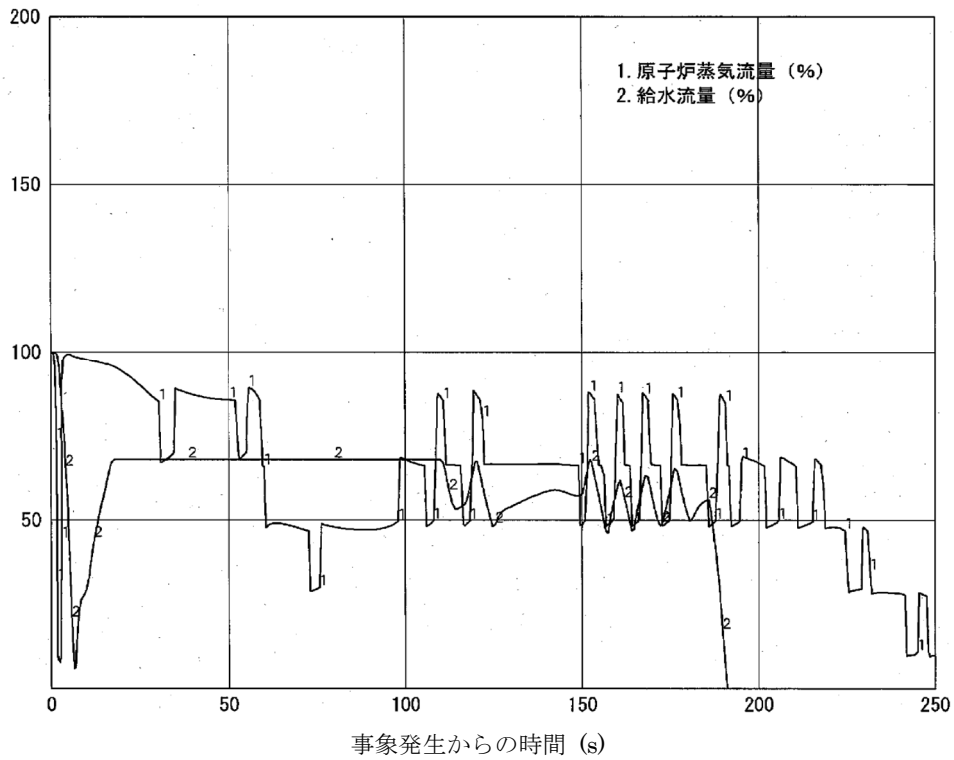


図3 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

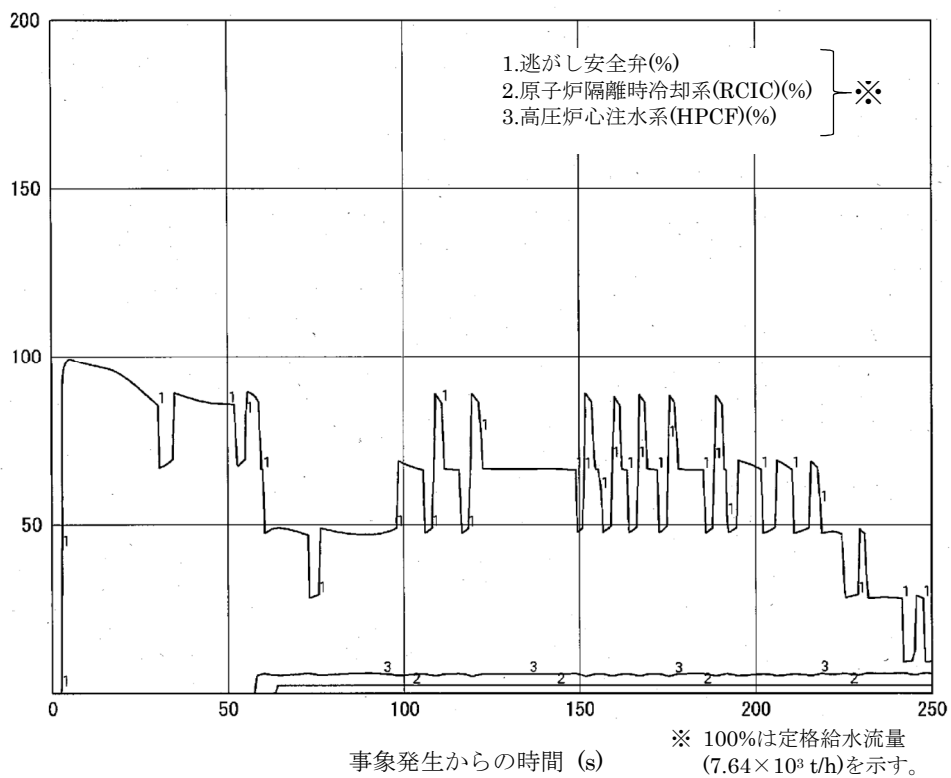


図4 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

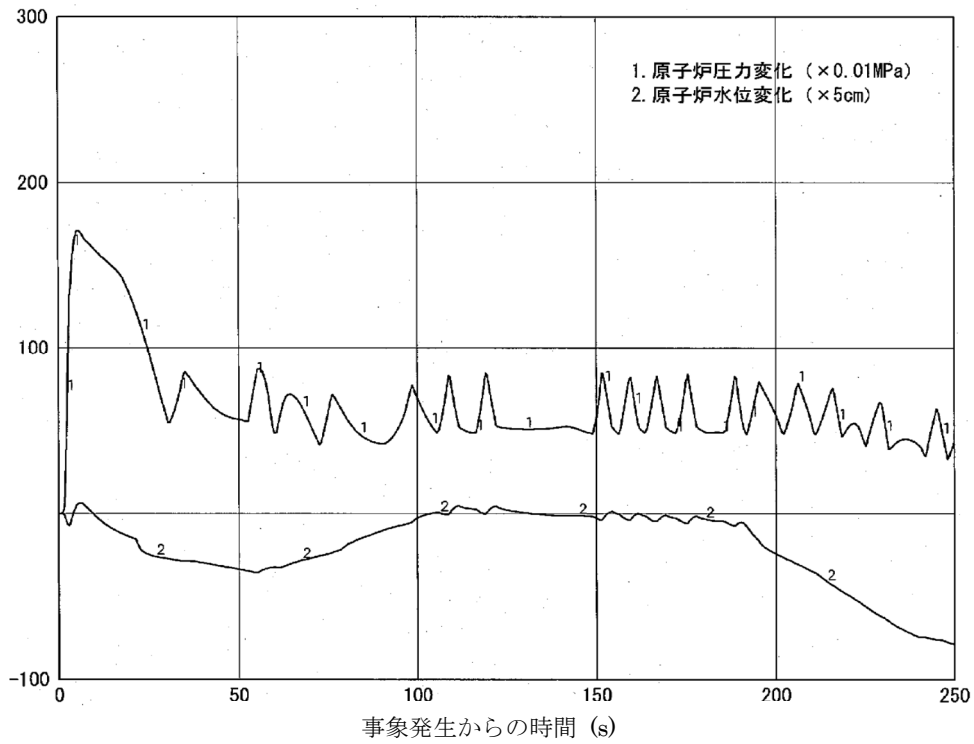


図5 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化  
(事象発生から 250 秒後まで)

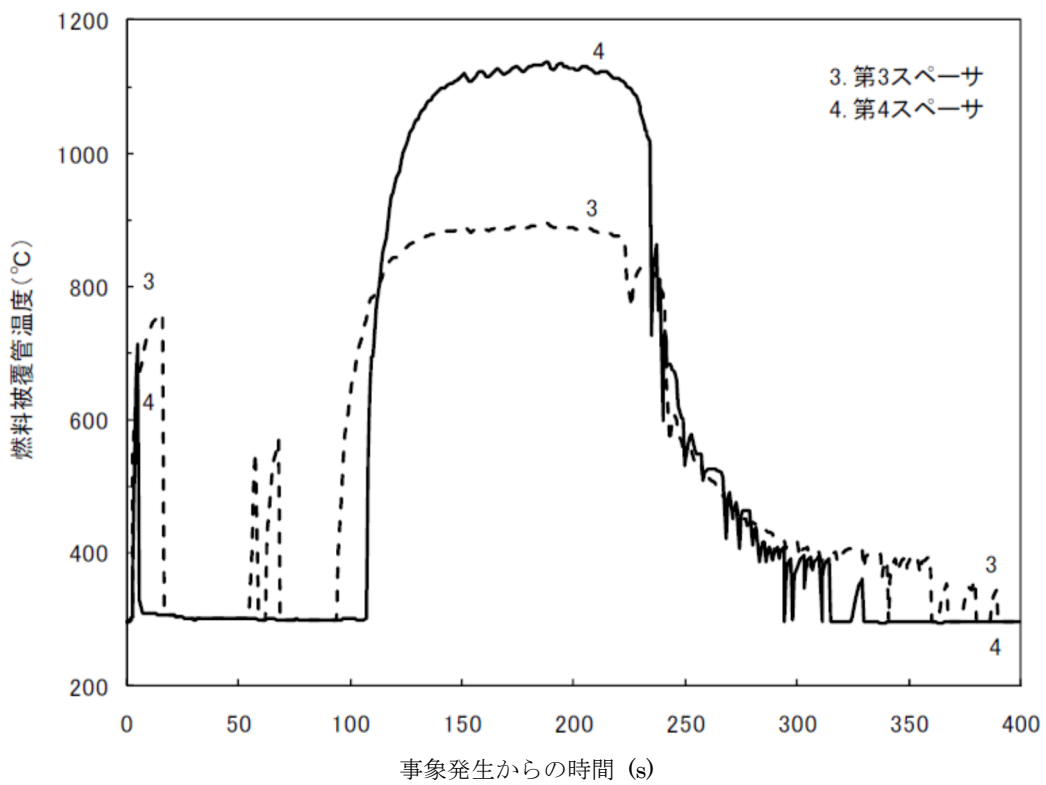


図6 燃料被覆管温度(PCT)の時間変化(事象発生から 400 秒後まで)

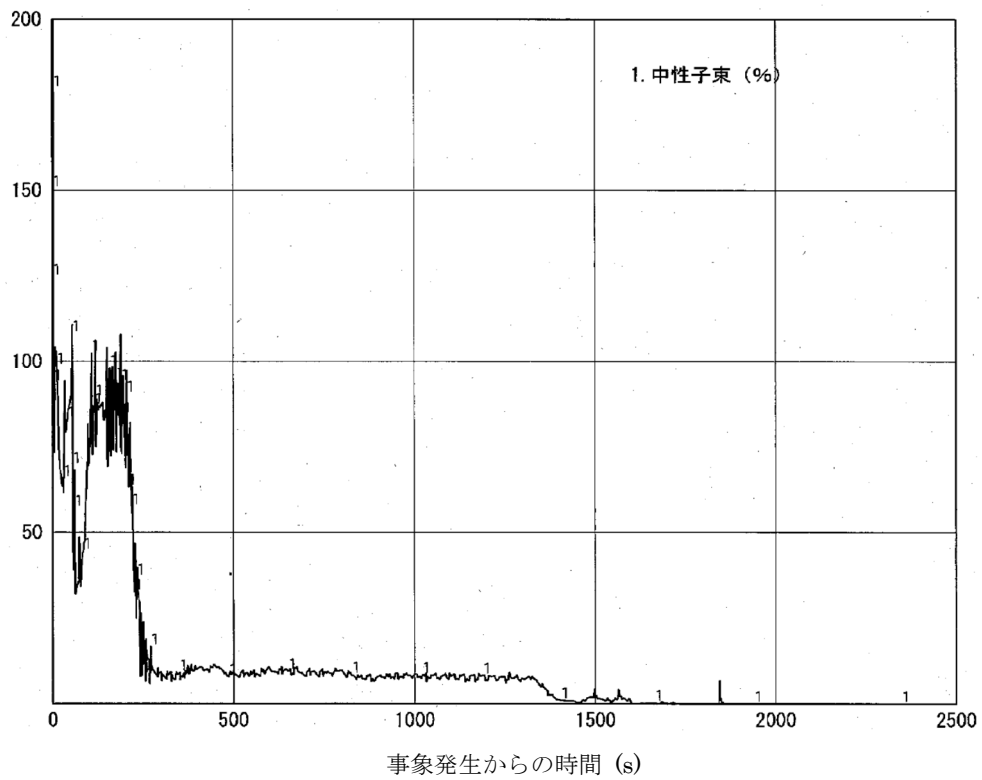


図 7 中性子束の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

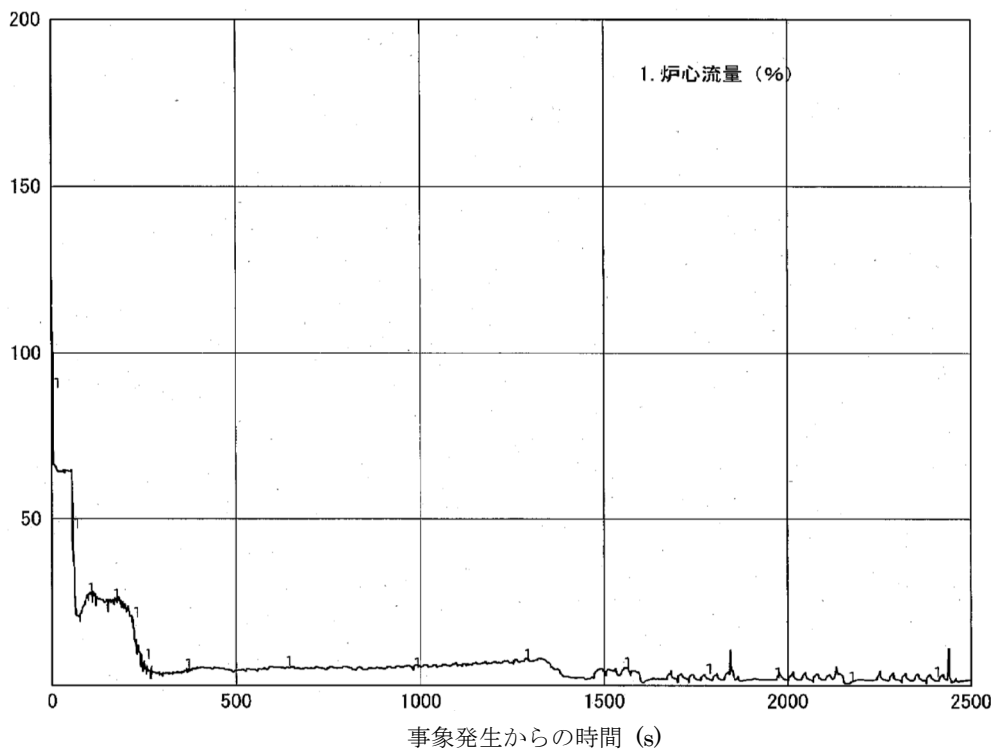


図 8 炉心流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

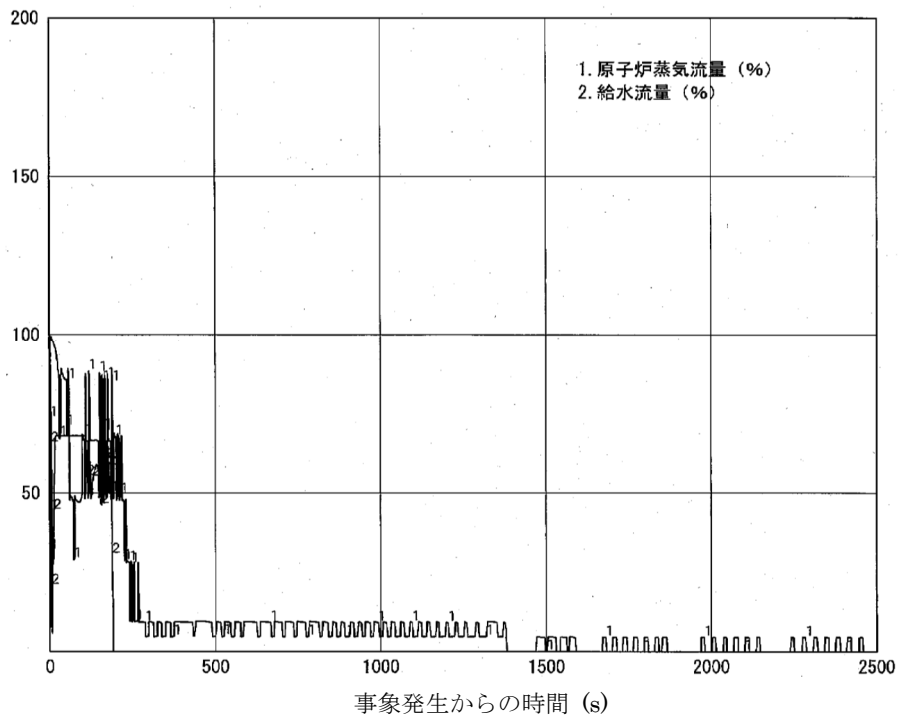


図 9 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

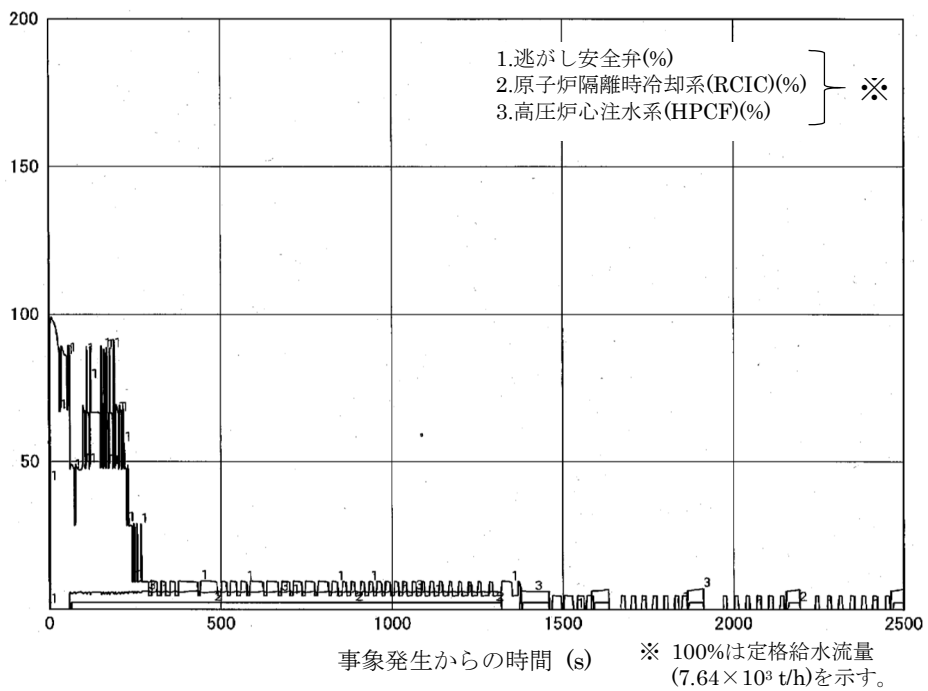


図 10 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

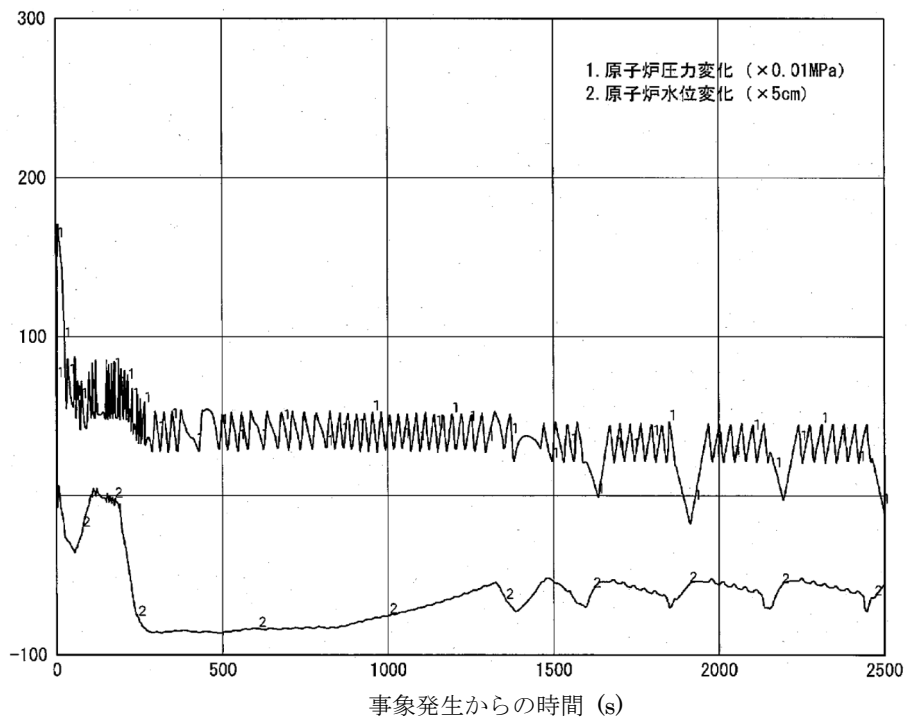


図 11 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化  
(事象発生から 2500 秒後まで)

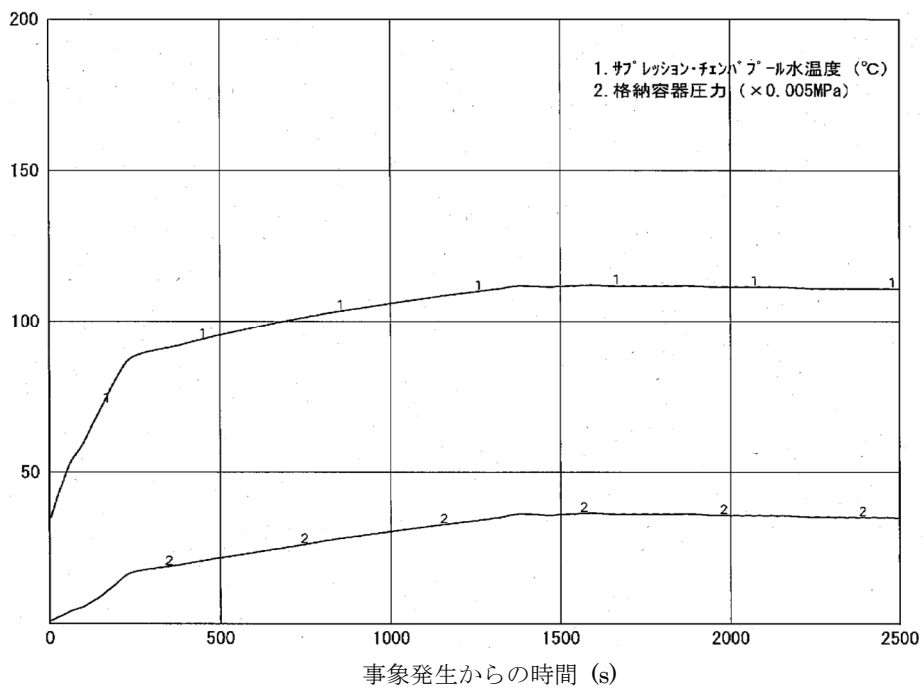


図 12 サプレッションプールの水温, 格納容器圧力の時間変化  
(事象発生から 2500 秒後まで)



## 72. ほう酸水注入系のほう酸濃度，貯蔵量，<sup>10</sup>Bの比率等の初期条件

原子炉停止機能喪失におけるほう酸水注入系の解析条件は以下の通りであり，ほう酸水注入系の設計値を使用している。

### ○ほう酸水注入系の解析条件

- ・ほう酸水注入ポンプ容量：190 l/min
- ・ほう酸濃度：1320ppm(解析では高温未臨界状態までを評価しているが，これに必要な濃度(約300ppm)を十分に有している)
- ・ほう酸水貯蔵量：31.7 m<sup>3</sup>
- ・飽和温度に対応するほう酸溶液中の五ほう酸ナトリウムの重量(比率)：13.4wt%

### ○ほう酸水注入系の設計

ほう酸水注入系は，定格出力運転中の原子炉を，制御棒を挿入せずにほう酸水の注入によって，定格出力運転から冷温未臨界まで原子炉を移行させ，その状態を維持できるように設計している。

原子炉を冷温停止状態にするのに必要なほう酸濃度の設計値は，冷温停止に必要な濃度(850ppm)に，不完全混合による余裕および残留熱除去系配管の希釈による余裕を見込み，1320ppmとしている。

この1320ppmを確保するために必要な，ほう酸水溶液に含まれる五ほう酸ナトリウム必要量は3720 kg(飽和温度15 °C，飽和温度に対応するほう酸溶液中の五ほう酸ナトリウムの重量%は13.4%，比重は飽和温度27 °Cに対応する1.065を用いて算出)であり，これに対応するオーバーフロー液位有効容積は28.7 m<sup>3</sup>である。

従って，ほう酸水貯蔵タンクの容量は，上記のオーバーフロー液位有効容積を確保できる，31.7 m<sup>3</sup>としている。

以上

73. 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  
(現行設置許可解析等の解析条件と比較し、ほう酸水濃度等の初期条件が残留熱除去系(RHR)の停止時冷却機能作動後以降に十分な未臨界度を確保できることを説明する。)

現行の設置許可変更申請における SLC の設計条件は、今回の申請解析におけるプラント状態に対しても原子炉を未臨界とすることが可能である。以下に、ほう酸水注入完了後に RHR 停止時冷却モードを運転しても原子炉の未臨界確保が可能であることを示す。

○原子炉の未臨界確保の確認

RHR 停止時冷却モードを起動する時点では、ほう酸水は原子炉圧力容器内ではほぼ均一化された状態にある。柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉(KK6/7)のほう酸濃度設計値は 1320ppm であることから、これを起点として評価する。

RHR 停止時冷却モードは、圧力容器に直結した RHR 配管から炉水を取水し、RHR ポンプ、熱交換器を介し、給水配管又は低圧注水系配管へ戻すことにより、冷却された炉水を再び原子炉圧力容器へ注入する。RHR 配管に存在する系統水は、給水ノズル又は低圧注水ノズルを通り、セパレータからの再循環流と混合し、給水スパーージャ又は低圧注水スパーージャからダウンカマ領域に注入される。

ほう素を含まない RHR 系統水 950 m<sup>3</sup>/h(0ppm)は低圧注水スパーージャからほう素を含む再循環流 1925 m<sup>3</sup>/h(1320ppm)に注入され、約 9 m のダウンカマを下降する間に十分混合されて 880ppm の混合水になる。これら混合水は、原子炉冷却材再循環ポンプを通ることによる、流路の縮流、拡大によりさらに混合され、下部プレナムへと入る。

<混合水の濃度の算出>

$$(950 \text{ m}^3/\text{h} \times 0\text{ppm} + 1925 \text{ m}^3/\text{h} \times 1320 \text{ ppm}) / (950 \text{ m}^3/\text{h} + 1925 \text{ m}^3/\text{h}) = \text{約 } 880\text{ppm}$$

また、原子炉冷却材再循環ポンプを通り、下部プレナムへ入る約 880ppm の混合水は、下部プレナムにおいてその他多くの原子炉冷却材再循環ポンプから吐き出された濃度の高いほう酸水と制御棒駆動機構ハウジングの間を横切りながら合流し、上向き流れとなり、制御棒案内管の隙間を流れるに従い十分混合されるため、炉心部に到達するまでには更にほう素濃度が上昇している。

各部位における流量とほう素濃度をまとめて図 1 に示す。RHR 配管に存在するほう素を含まない系統水がダウンカマ領域に注入されても炉心に流入する時には約 880ppm 以上、

炉心に到達するまでにはそれ以上の十分に高いほう素濃度となっており、KK6/7のSLCの系統設計上、未臨界に必要なほう素濃度である850ppmを満足しているため未臨界性は維持される。

以上より、RHR停止時冷却モードにより、RHR配管に存在するほう素を含まない系統水が注入されることを考慮しても、安全余裕を確保できる。

以上

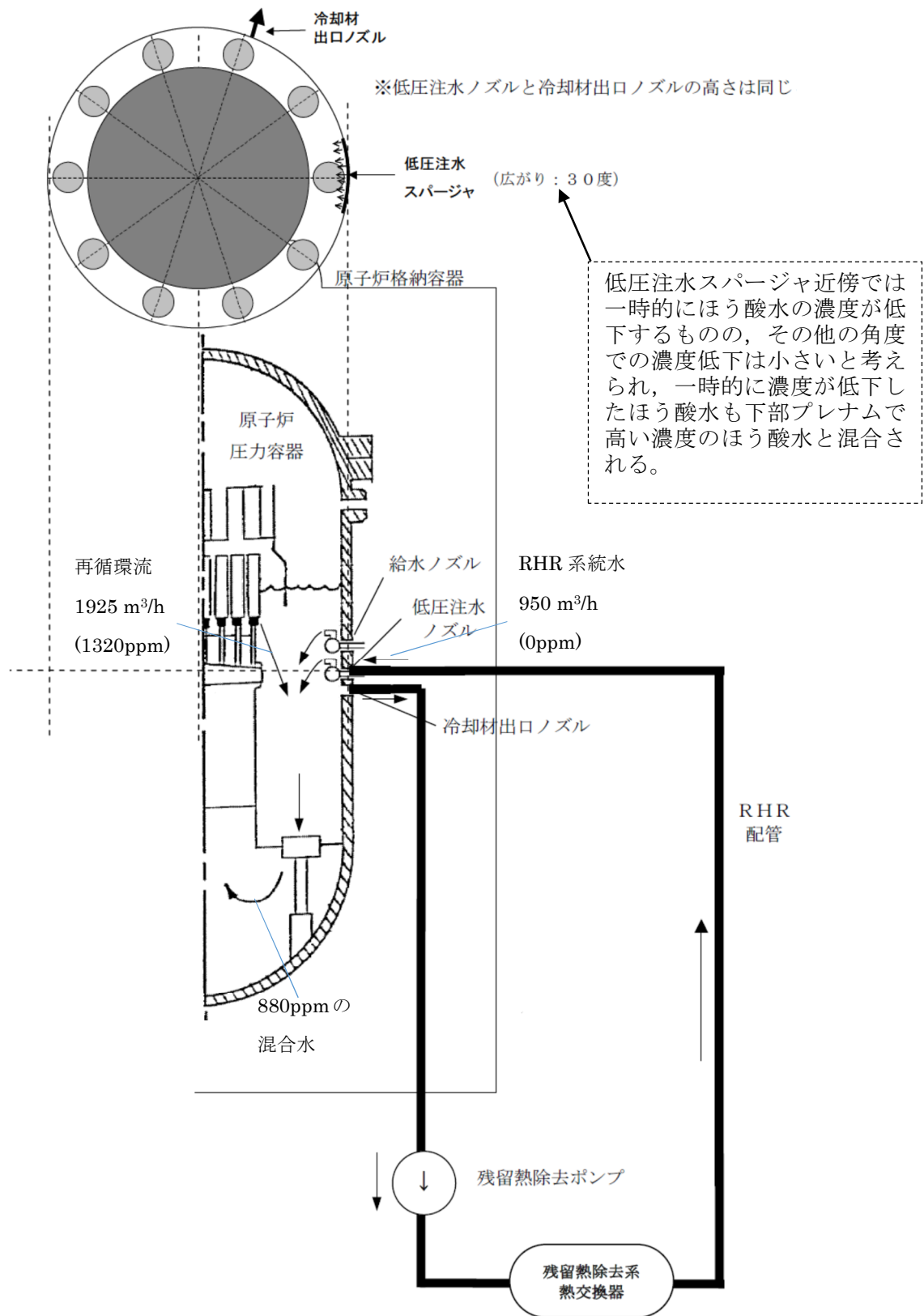


図1 RHR停止時冷却モード概略系統図

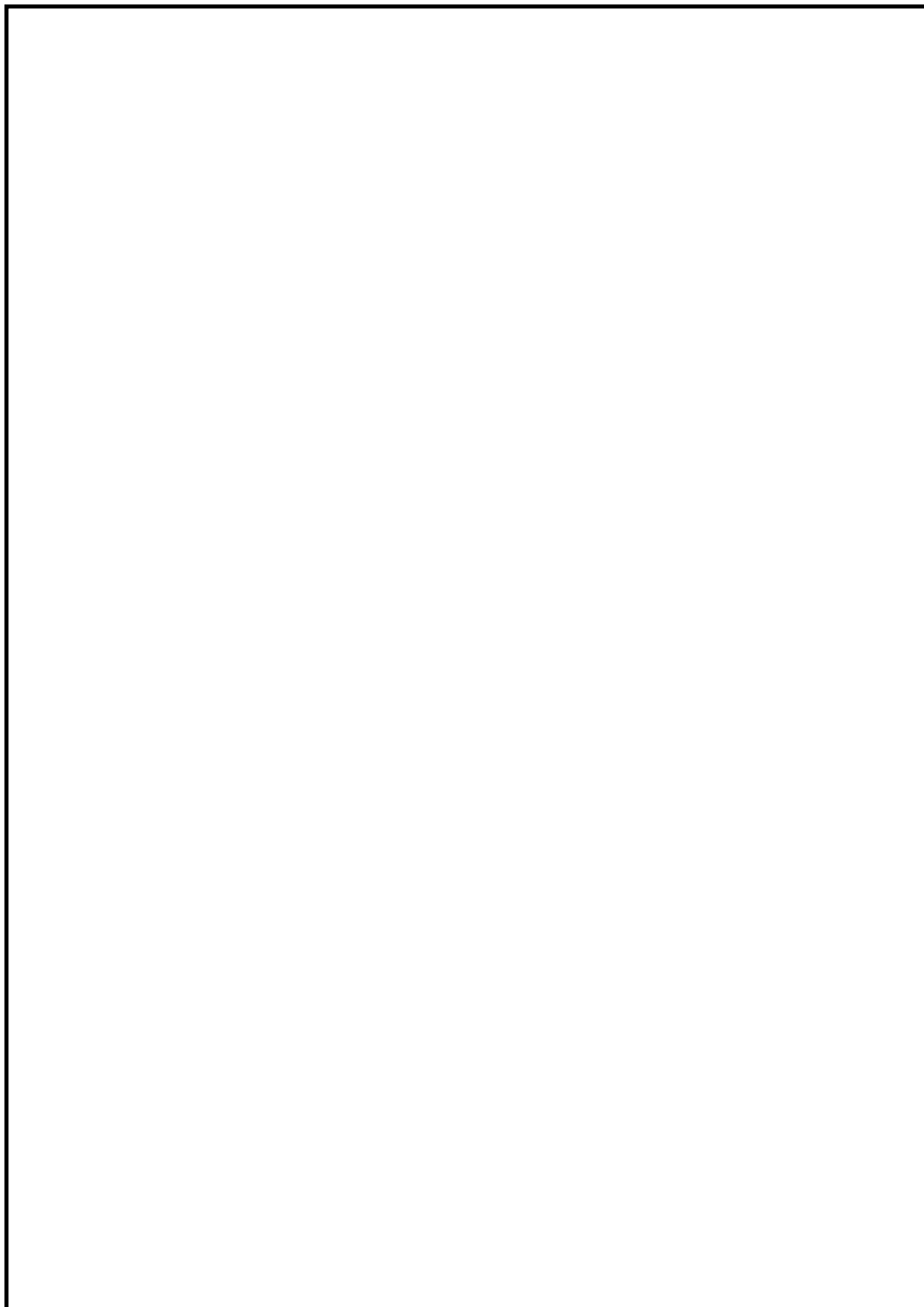
#### 74. 中性子束振動の判断について

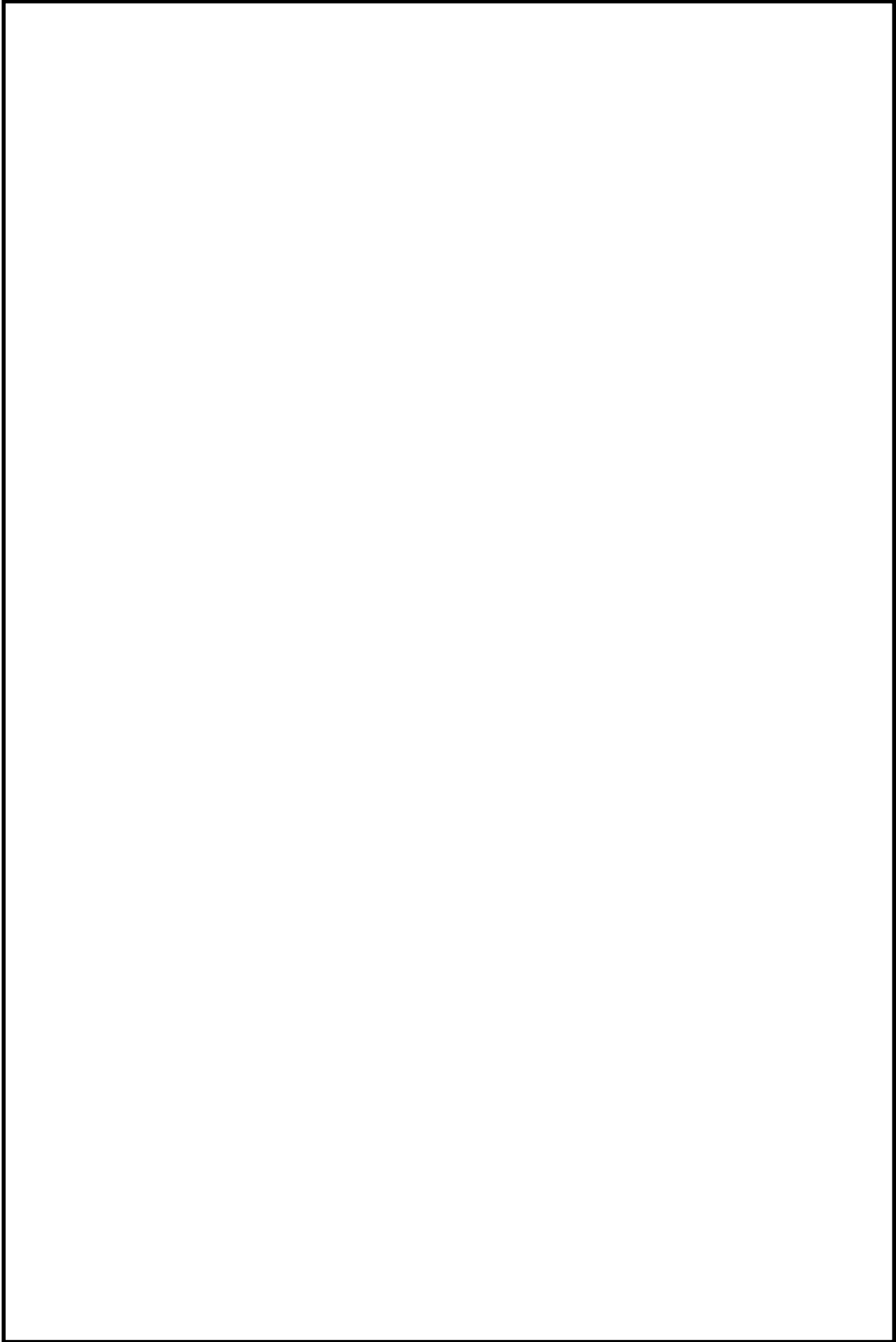
原子炉通常運転中の中性子束振動の判断については「事故時運転操作手順書(事象ベース)」に定めている。対応フローとして、中性子束振動が発生し、同手順書に基づく制御棒操作等の対応によっても中性子束振動を収めることができない場合は、原子炉を手動スクラムすることとしている。

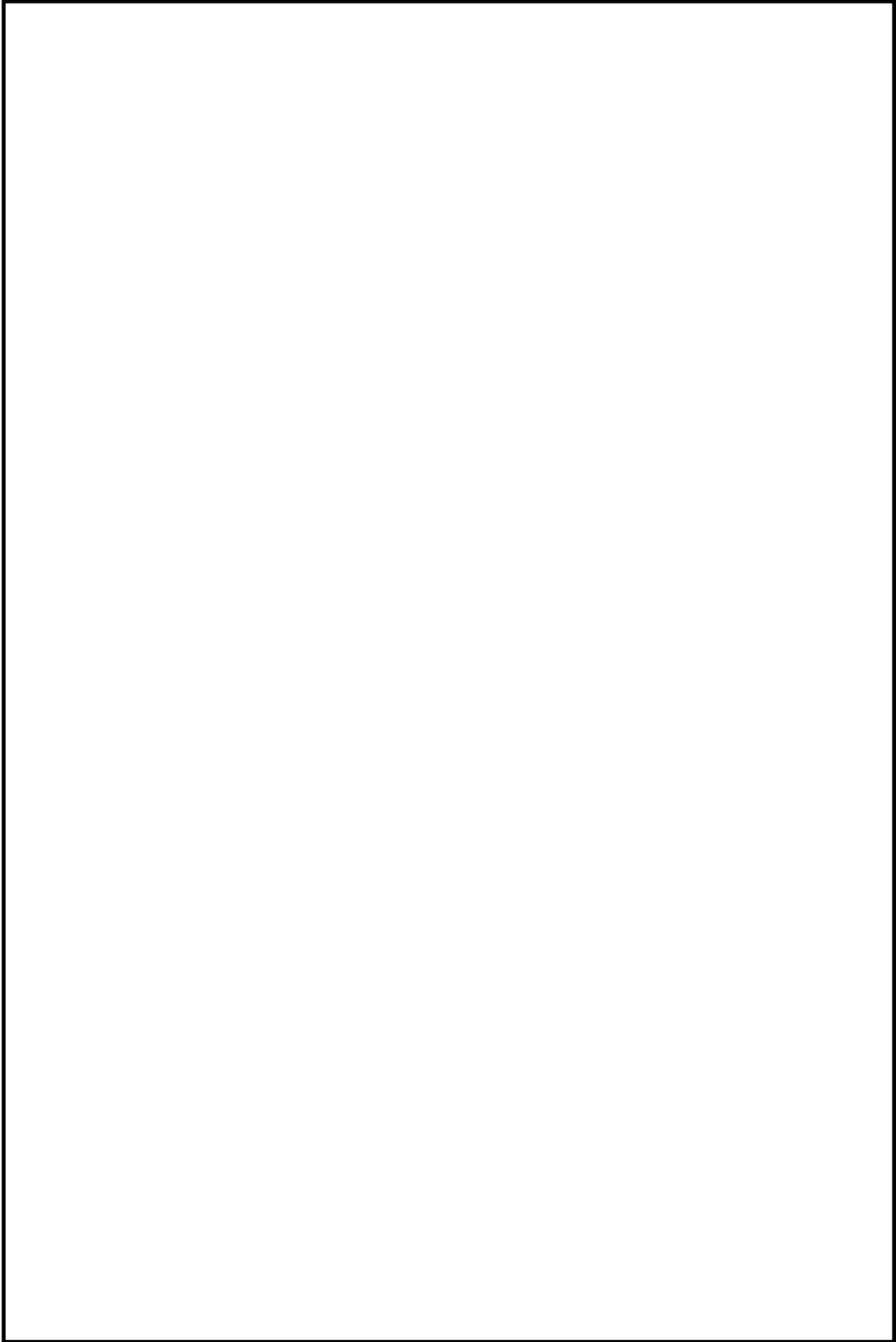
有効性評価では原子炉停止機能喪失を想定していることから、「事故時運転操作手順書(事象ベース)」に基づいて中性子束振動を判断した後は、「事故時運転操作手順書(徴候ベース)」に移行し、ほう酸水注入系による原子炉の未臨界確保を試みることとなる。

なお、原子炉停止機能喪失時は逃がし安全弁の開／閉による原子炉圧力変動に伴い中性子束の変動が生じる。「事故時運転操作手順書(徴候ベース)」では、この場合に開閉を繰り返している逃がし安全弁を手動開することにより、原子炉圧力および中性子束の変動を抑制することとしている。

【事故時操作手順書（事象ベース）8-4 「中性子束振動 大」】抜粋









## 75. 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

### 1. はじめに

原子炉停止機能喪失の有効性評価では、事象発生から約 173 秒後に復水器水位低下により電動駆動給水ポンプがトリップして原子炉水位が低下し、原子炉水位低信号(レベル 2)で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって残り 6 台の冷却材再循環ポンプがトリップするものとしている。

一方、更に保守的な仮定として、復水器水位低下で電動駆動給水ポンプがトリップせず、復水器ホットウェルが枯渇するまで運転継続すると仮定した場合、原子炉水位が高めに維持され、原子炉水位低信号(レベル2)での代替冷却材再循環ポンプ・トリップが発生する時刻が遅くなり、炉心流量および原子炉出力が高くなる。その結果、サプレッションプール水温度および格納容器圧力は今回の申請において示した解析ケース(以下、「ベースケース」という。)に比べ高めに推移すると考えられる。

このため、復水器ホットウェルが枯渇するまで運転継続すると仮定した場合の影響について感度解析を実施した。

### 2. 評価条件

電動駆動給水ポンプのトリップの条件を復水器ホットウェル枯渇とした以外はベースケースと同じである。

### 3. 評価結果

ベースケースと同等の条件で電動駆動給水ポンプのトリップの条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果を図 1 から図 12 に示す。また、評価結果のまとめを表 1 に示す。

電動駆動給水ポンプが停止するまでの時刻は事象発生から約 255 秒後となり、ベースケースの約 173 秒から約 82 秒遅れる結果となった。

燃料被覆管温度(PCT)は、流量と出力のミスマッチが継続することで、ベースケースよりも高くなるが、判断基準は満足している。サプレッションプール水温度の最高値は 127 °C、格納容器バウンダリの圧力の最高値は 0.29MPa[gage]であり、判断基準を満足している。

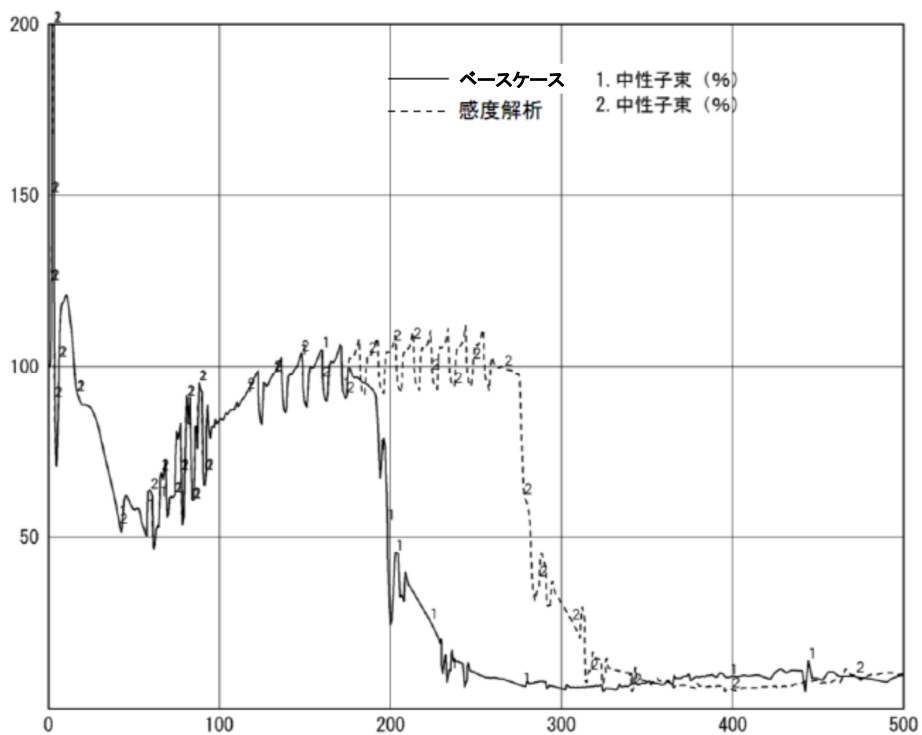
以上の結果より、電動駆動給水ポンプがトリップせず、復水器ホットウェルが枯渇するまで運転継続すると仮定した場合についても判断基準を満足する。従って、炉心損傷防止対策の有効性を確認するという観点からは、設計通りに復水器水位低下で電動駆動給水ポンプがトリップする設定とすることは評価条件として妥当であると考えられる。

なお、実際の操作においては、反応度制御中は原子炉から放出される蒸気によるサプレッションプール水温の上昇及び格納容器過圧を防止するため、原子炉出力及び原子炉の隔離状態に応じて給水を手動で絞り、原子炉出力を抑制する。

以上

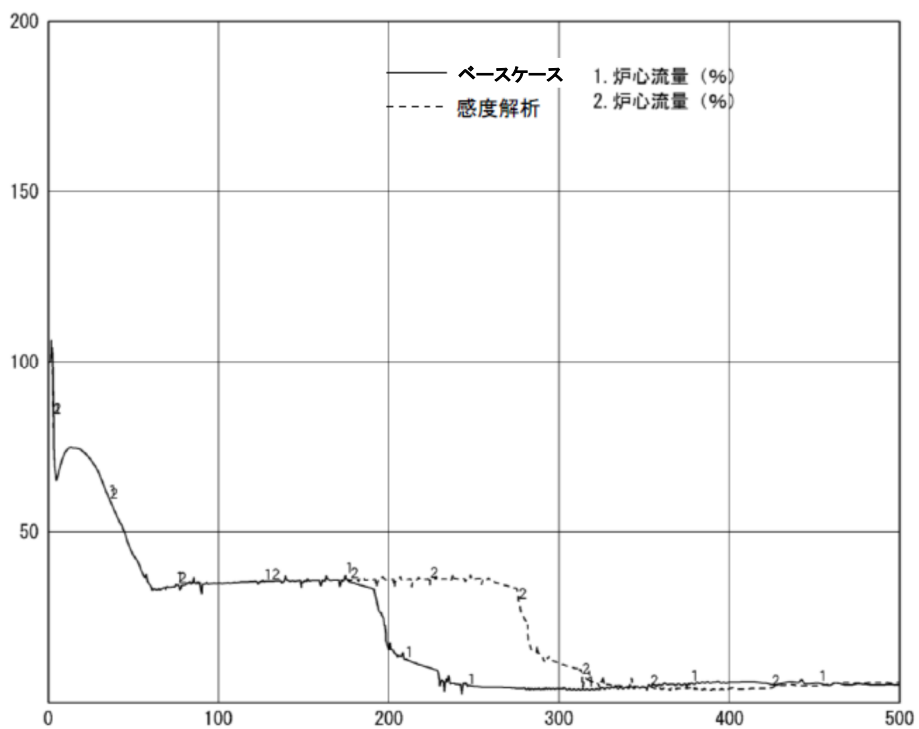
表1 電動駆動給水ポンプ運転継続による判断基準への影響

項目	感度解析	ベースケース	判断基準
電動駆動給水ポンプ	復水器ホットウエルが枯渇するまで運転継続(約 255 秒後)	復水器水位低でトリップ(約 173 秒後)	—
燃料被覆管最高温度(°C)	約 1100	約 920	1200 °C以下
燃料被覆管の酸化量(%)	2%以下	1%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	9.08	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	0.29	0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度(サプレッションプール水温(°C))	127	113	200 °C (限界温度)を下回る



事象発生からの時間 (s)

図1 中性子束の時間変化(事象発生から 500 秒後まで)



事象発生からの時間 (s)

図2 炉心流量の時間変化(事象発生から 500 秒後まで)

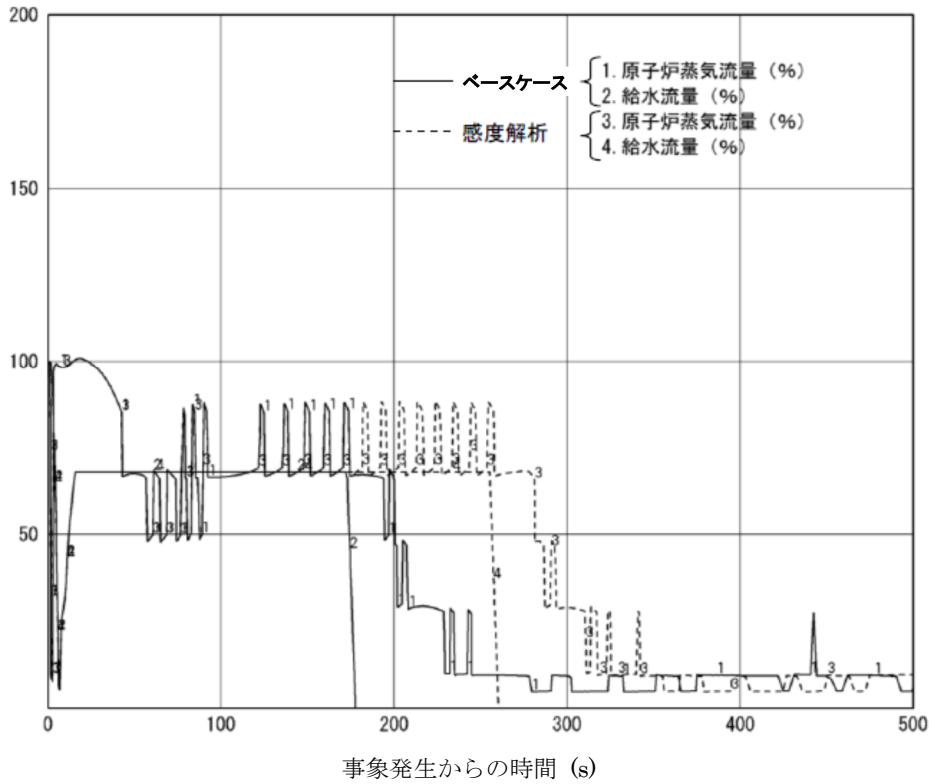


図3 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から 500 秒後まで)

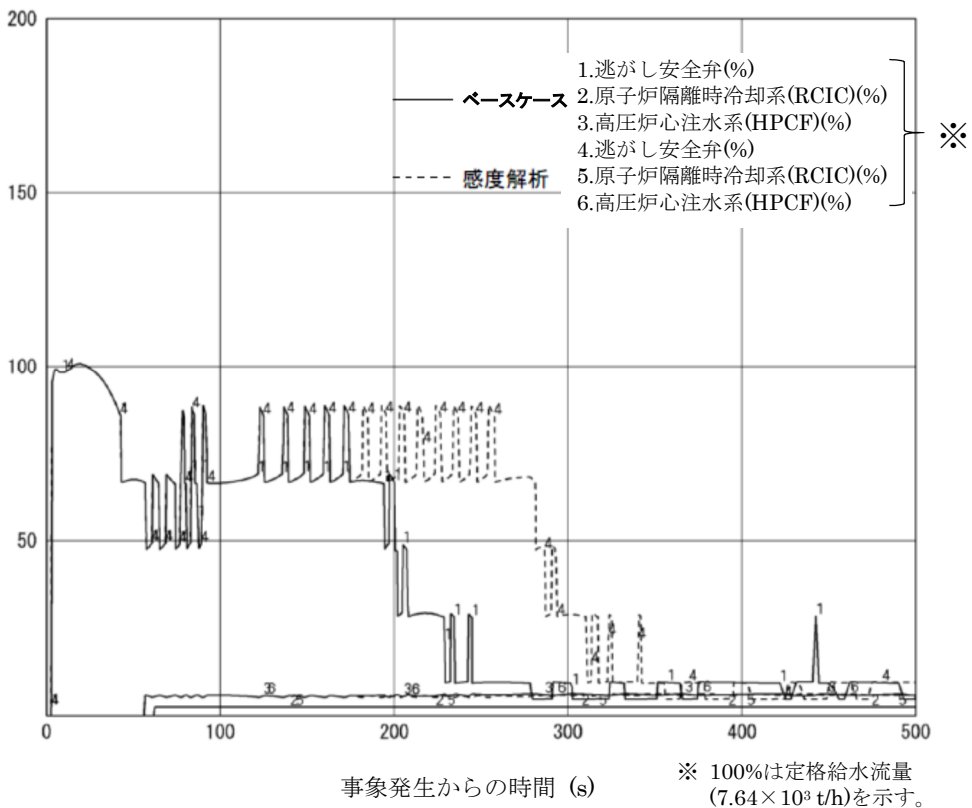


図4 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から 500 秒後まで)

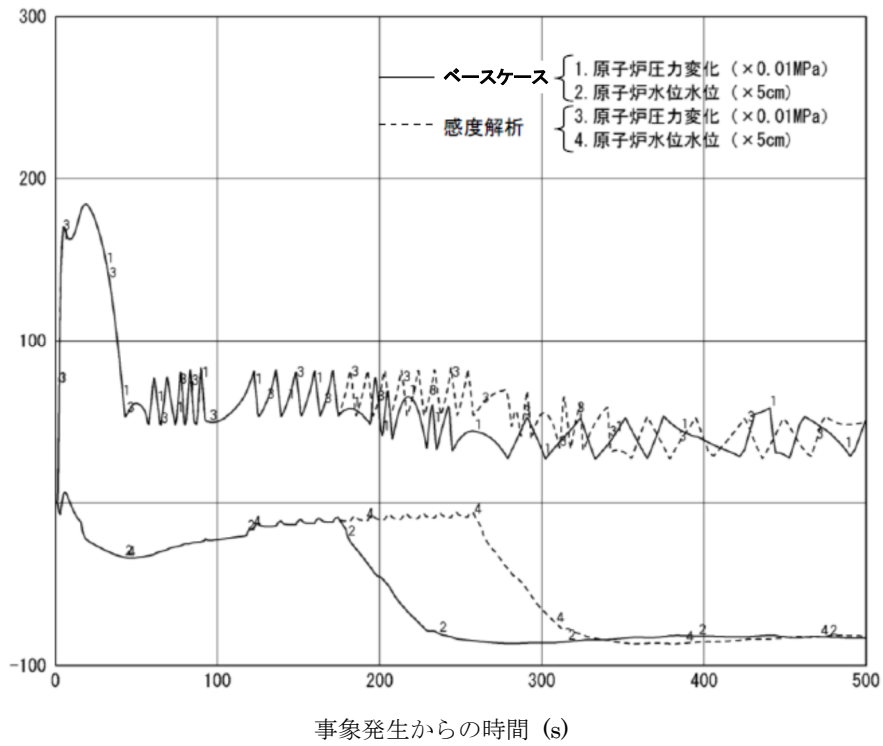


図5 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化  
(事象発生から 500 秒後まで)

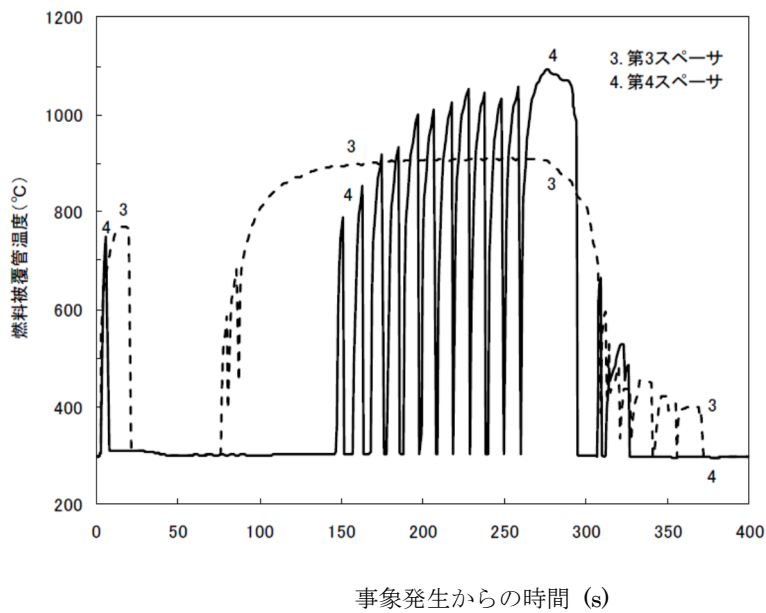


図6 燃料被覆管温度(PCT)の時間変化(事象発生から 400 秒後まで)

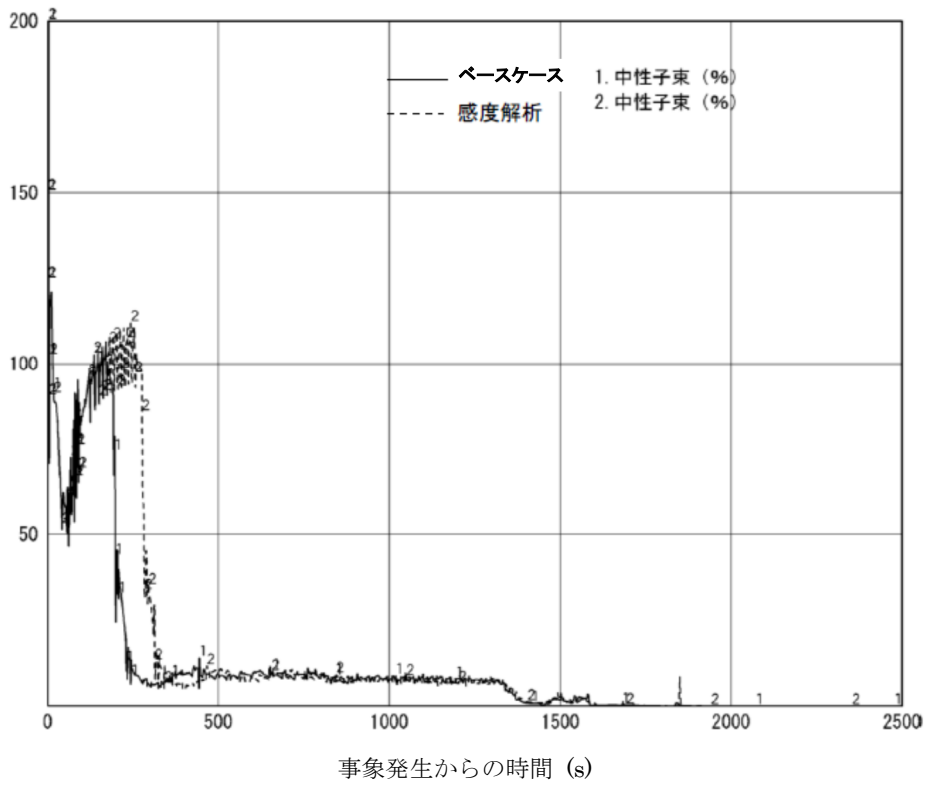


図 7 中性子束の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

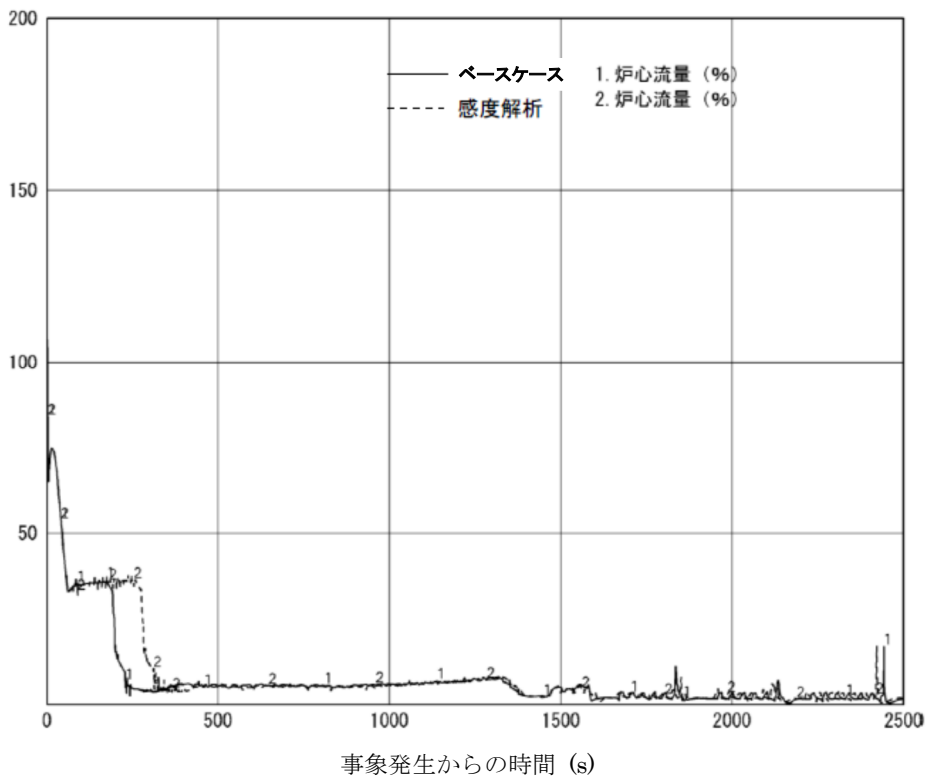


図 8 炉心流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

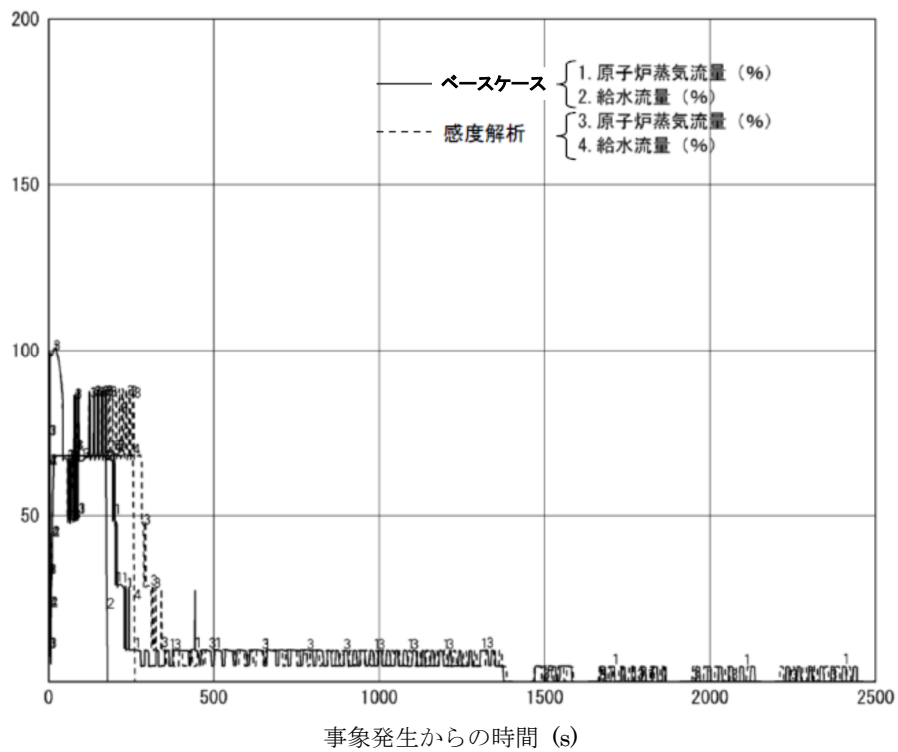


図 9 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

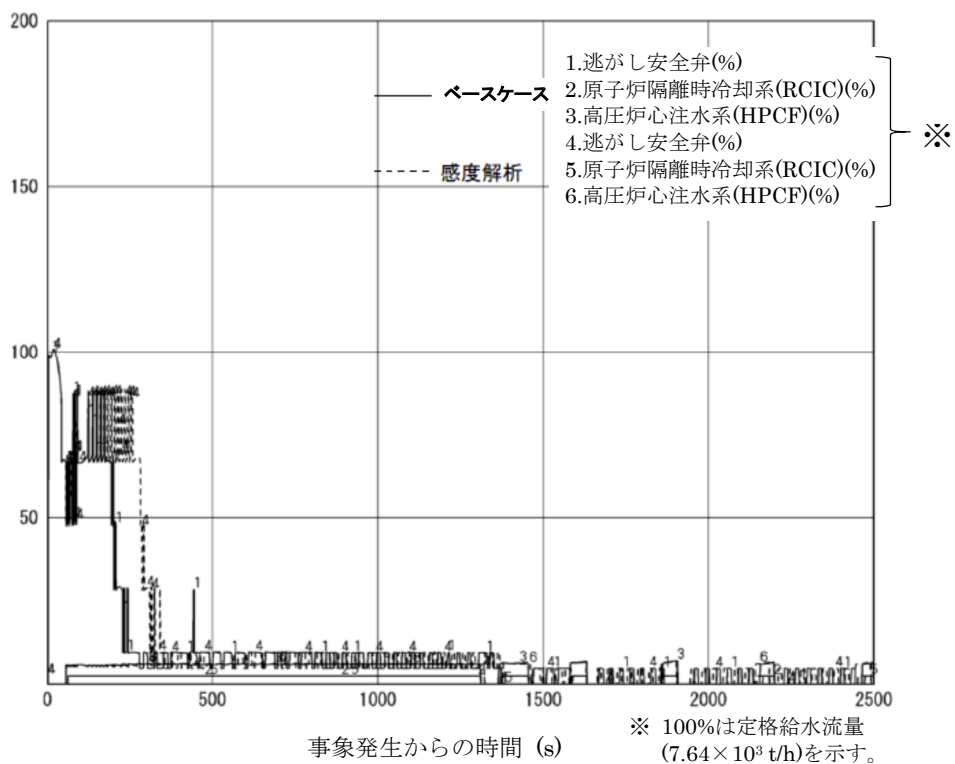


図 10 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

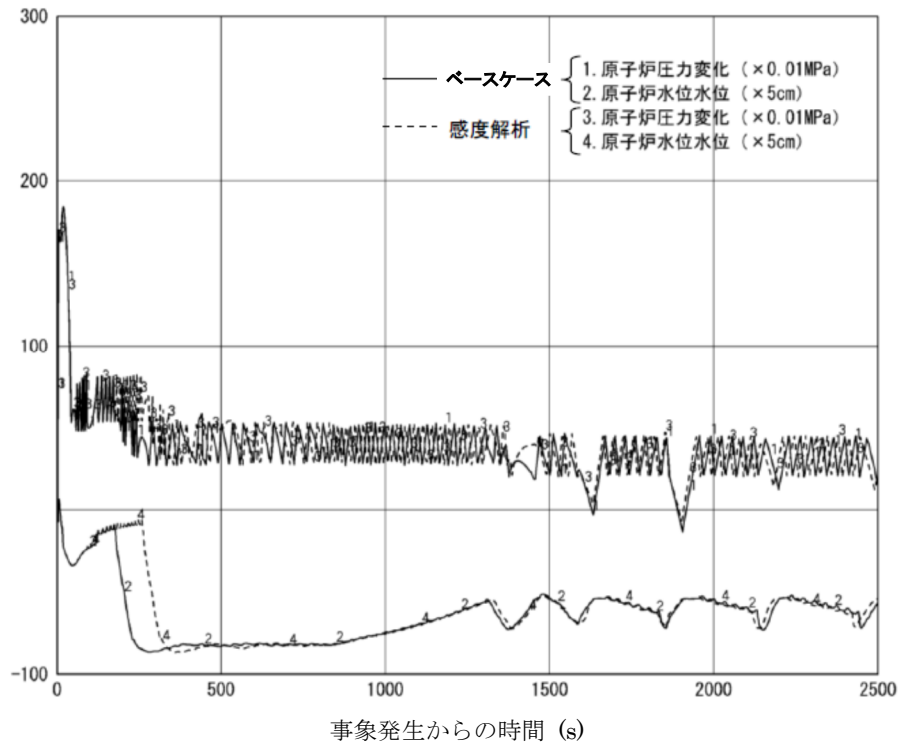


図 11 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化  
(事象発生から 2500 秒後まで)

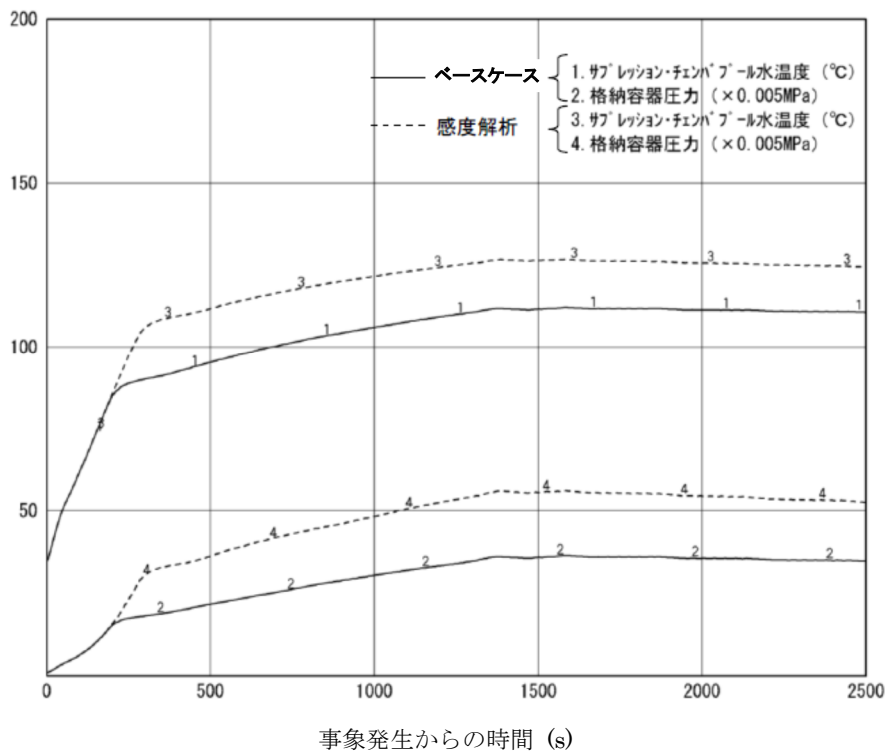


図 12 サプレッションプールの水温, 格納容器圧力の時間変化  
(事象発生から 2500 秒後まで)



## 76. SLC 起動を自動化する場合と手動起動する場合の効果の違いに関する整理

原子炉停止機能喪失事象発生時の操作は、事故時運転操作手順書(徴候ベース)に規定されており、原子炉停止機能喪失事象の確認後にほう酸水注入系(以下、「SLC」という。)起動、制御棒手動挿入、原子炉水位低下操作により反応度を抑制する(同時に実行できない場合は上記の順番で操作する)。

SLC については、有効性評価「原子炉停止機能失敗」においてその反応度抑制効果を確認しているが、図 1 に示す通り、その効果は約 10 分程度の時間遅れを伴うゆっくりとしたものである。事象発生後、炉心流量が低下し、出力が数%まで低下し、比較的安定な状態になった頃に漸くその効果が確認されるものであり、事象初期の急激な出力変動に対応できるものではない。このことを踏まえると、仮に自動起動によって速やかに起動しても、運転員によって手動起動しても、事象初期の急激な出力変動に対応できるものではなく、その効果に大きな違いは無い。また、手順書上は原子炉停止機能喪失事象への対応の中で最も優先度の高い操作と位置付けており、訓練においても事象発生から約 1~2 分での操作実施を確認していることから、運転員の操作についても大きな遅れを伴うものではない。

また、早く出力を抑制することにより、サプレッション・プールへの蒸気の流入量を低減し、サプレッション・プールの温度上昇を抑制する効果に期待できるが、SLC 起動操作に約 10 分の操作遅れを見込んだ有効性評価においてもサプレッション・プールの最高温度は約 113 °C であり、限界温度までに十分な余裕がある。このことから、サプレッション・プールの温度上昇の抑制の観点でも、手動起動による多少の操作の時間遅れは問題とならない。

これらのことから SLC については、手動起動とすることで仮に自動化した場合に比べて時間遅れが生じるとしても、その効果に大きな違いは表れず、手動起動であっても自動化した場合とほぼ同等の対応になっているものと整理できる。

### 【参考】SLC 自動起動に関する海外の状況

SLC の自動起動は米国の一部のプラントにおいて採用されている。米国 ABWR の Design Control Document によると、以下の条件での自動起動インターロックが設定されている。

- ・「原子炉圧力高」+「SRNM がダウンスケール設定値を下回っていないこと」の AND 条件成立から 3 分

- ・「原子炉水位低(L2)」+「SRNM がダウンスケール設定値を下回っていないこと」の AND 条件成立から 3 分
- ・「手動 ARI/FMCRD run-in 信号」+「SRNM がダウンスケール設定値を下回っていないこと」の AND 条件成立から 3 分

上記の通り、SLC の自動起動には 3 分の運転員の確認時間が含まれており、運転員による確認に期待したインターロックであることを考慮すると、運転員の対応としては手動起動と大きな違いは無いものとする。尚、米国においても SLC の自動起動を採用しているのは一部のプラントに留まっている。

以上

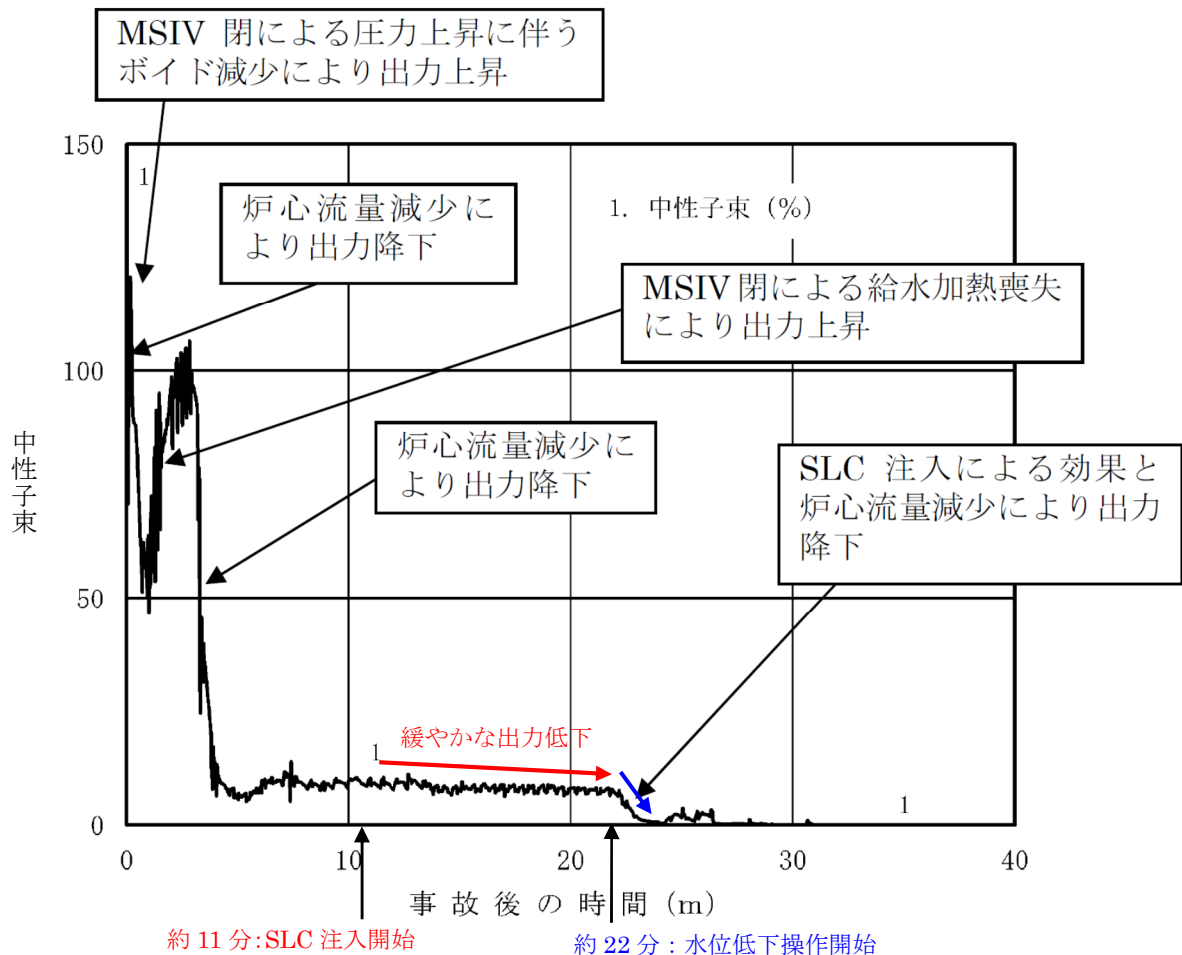


図 1 ATWS 時の SLC・水位低下操作による反応度抑制

## 77. ATWS 時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について

原子炉停止機能喪失事象の発生時は「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」の「反応度制御（RC/Q）」（図 1 参照）の操作を実施する。「反応度制御（RC/Q）」では「ほう酸水注水の全量注入完了」又は「制御棒全挿入又は[16]ステップ以下まで挿入」にて「反応度制御（RC/Q）」を完了する手順となっている。

「反応度制御（RC/Q）」操作完了後は「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」の「スクラム（RC）」（図 2 参照）にて、「原子炉出力（RC-1）」、「原子炉水位（RC-2）」、「原子炉圧力（RC-3）」、「タービン・電源（RC-4）」、「モニタ確認（RC-5）」、「格納容器制御への導入（RC-6）」、「原子炉建屋制御（RC-7）」の各項目の確認及び操作をする。

サプレッションプール（S/P）水温度が、「S/P 温度制御（SP/T）」（図 3 参照）「S/P 水熱容量制限曲線」の運転禁止領域に入ることから、「急速減圧（C2）」（図 4 参照）の手順に従い各パラメータを確認しながら原子炉減圧操作を実施する。

減圧操作終了後は未臨界状態を維持することになるが、ほう酸水注入系は残留熱除去系の系統水を考慮しても冷温未臨界を維持可能な量のほう酸水を注入していることから、原子炉減圧後は残留熱除去系停止時冷却モードを運転することで、速やかに原子炉を冷温停止状態に移行させることが可能である。

以上

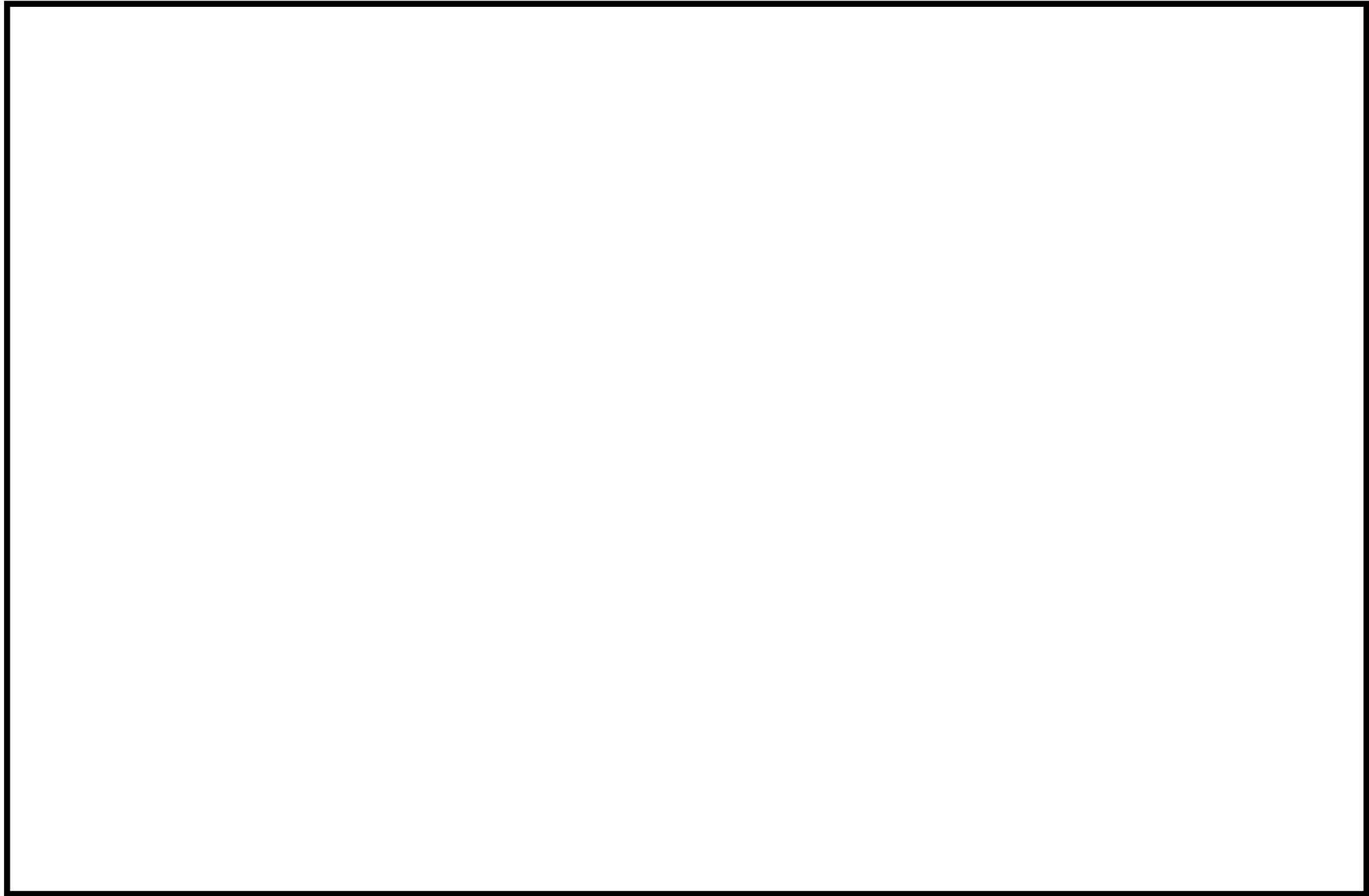


図1 事故時操作手順書（徴候ベース）反応度制御（RC/Q）フロー図

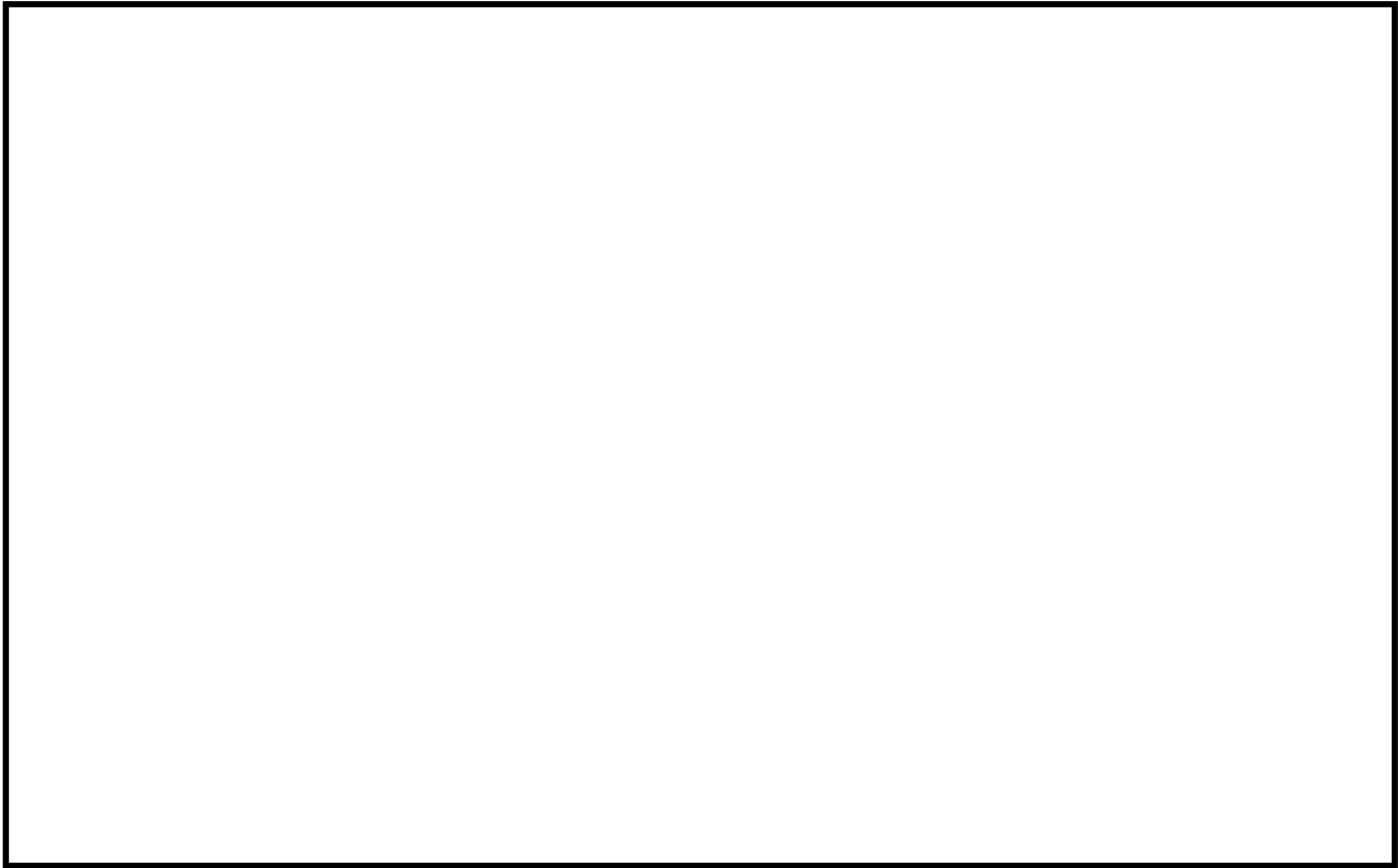


図2 事故時操作手順書（徴候ベース）スクラム（RC）フロー図

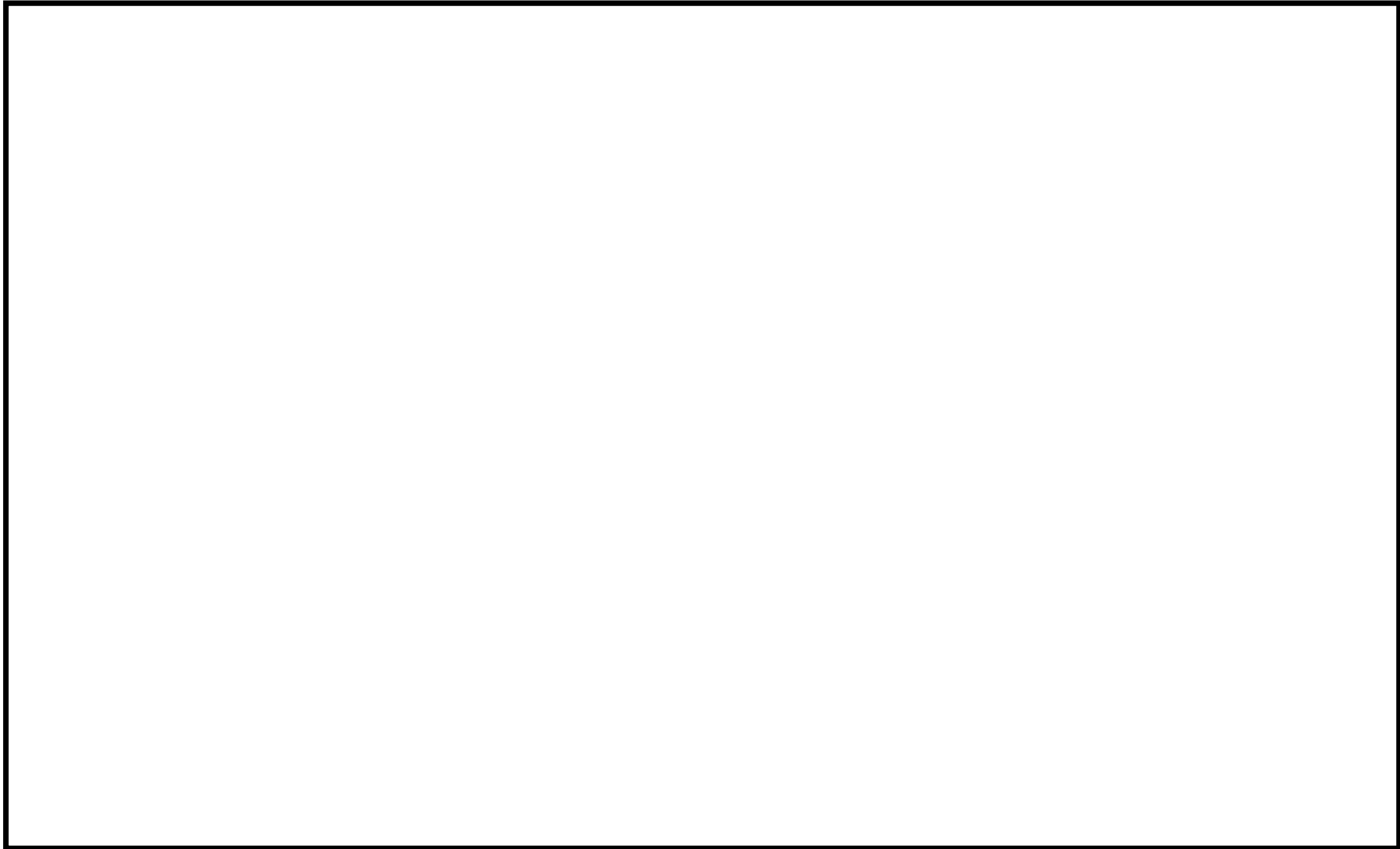


図3 事故時操作手順書（徴候ベース）S/P 温度制御（SP/T）フロー図

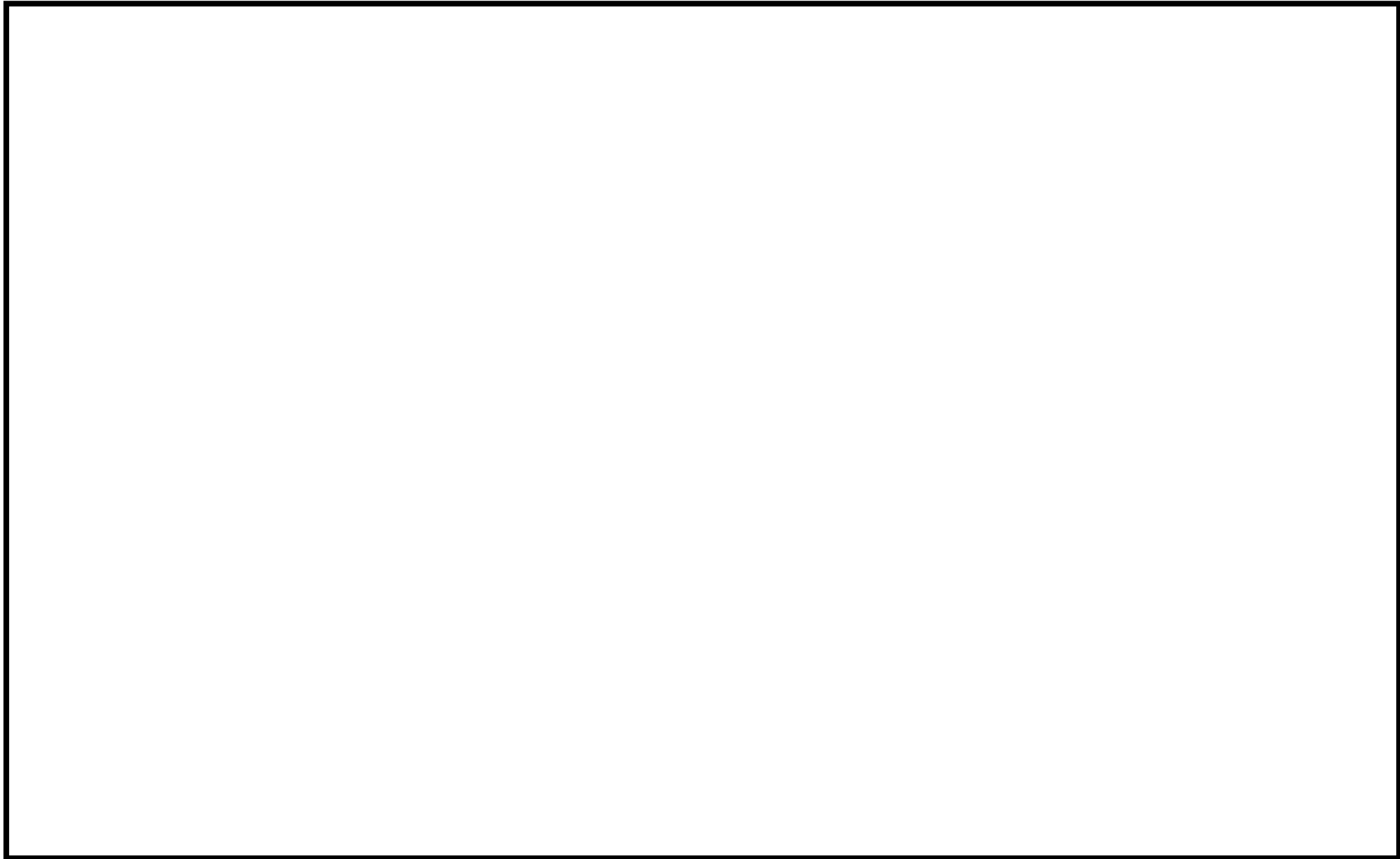


図4 事故時操作手順書（徴候ベース）急速減圧（C2）フロー図

## 78. 全制御棒挿入失敗の想定が、部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包絡しているかについて

部分的な制御棒挿入失敗の場合、プラント全体の挙動としては全制御棒挿入失敗に比べて原子炉出力が低下するため、判断基準のパラメータとなる原子炉圧力、格納容器圧力及びサプレッションプール水温度に及ぼす影響は小さくなる。

ここでは部分的な制御棒挿入失敗により、径方向出力分布に偏りが生じた場合の燃料被覆管温度(PCT)への影響について、検討した結果を示す。

### (1) 部分制御棒挿入失敗の発生パターンについて

ABWR の制御棒挿入機能には水圧駆動系と電動駆動系があり、いずれかが作動すれば制御棒は挿入される。部分的な制御棒挿入失敗が発生する場合には、前述の一方の駆動系が機能喪失し、もう一方の駆動系が部分的に機能喪失する場合は考えられる。

水圧駆動系の故障の場合について考えると、1 台の HCU によって挿入される制御棒が 2 本であることから、同時に 2～3 台の HCU が故障したことを想定しても、その他の制御棒が挿入されるため、原子炉の出力はほぼゼロになる(表 1 参照)。

電動駆動系の故障の場合について考えると、電動駆動系は電源を 3 区分に分割しているが、それぞれの電源区分の制御棒は炉心径方向に分散配置されているため、電源の故障等によって部分的に制御棒挿入に失敗しても径方向に対して制御棒挿入の偏りが生じることはない(表 2 参照)。

最後に、現実的に生じる可能性は考えにくいですが、仮に集中的に機械的な故障が発生した際に部分制御棒挿入失敗事象の中ではバンドル出力や核熱安定性の点で厳しいと考えられる部分挿入のパターンとして、表 3 に示すような部分挿入状態を想定した。このような制御棒挿入状態の場合、炉心全体の出力は低下するものの、径方向出力分布に偏りが生じる事となる。

### (2) 部分制御棒挿入失敗時の影響について

万が一、部分制御棒挿入失敗事象が発生し、径方向出力分布に偏りが生じた場合には、燃料被覆管温度に関係する以下の項目への影響が考えられる。しかしながら、以下に示す通り、部分制御棒挿入失敗時の燃料被覆管温度 (PCT) への影響は、全制御棒の挿入失敗時の評価に包絡されていると考えられる。

(a) バンドル出力

(b) 核熱安定性の発振限界に対する余裕

(a) バンドル出力

部分制御棒挿入失敗の場合、(1)に示すように炉心出力は全制御棒失敗の場合に比べて低く整定するため、給水による注水量が全制御棒挿入失敗時に比べて少なく、給水加



熱喪失による出力上昇が抑えられる。これより、制御棒未挿入領域のバンドル出力の上昇は、全制御棒挿入失敗時に比べ低くなるため、PCT への影響は全制御棒挿入失敗時の評価に包絡されると考えられる。

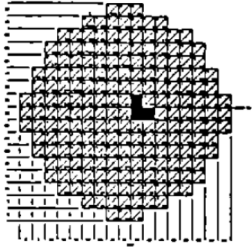
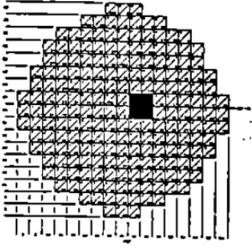
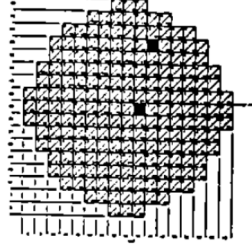
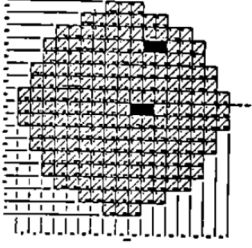
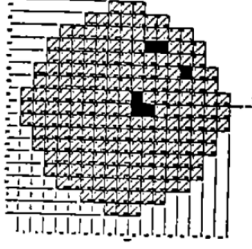
(b) 核熱安定性の発振限界に対する余裕

(a)に示すように、部分制御棒挿入失敗の場合、制御棒未挿入領域のボイド率の上昇は、全制御棒挿入失敗時に比べて小さくなる。これより、ボイド反応度フィードバックが小さくなり、給水加熱喪失状態における核熱安定性の発振限界に対する余裕が大きくなるため、炉心一体振動による出力振動は発生し難くなると考えられる。したがって、核熱不安定による出力振動発生に伴う PCT への影響は、全制御棒挿入失敗時の評価に包絡されると考えられる。

なお、領域不安定事象に対しては、(1)の想定される部分制御棒挿入失敗の発生パターンの検討に示すように、スクラム時に数本の制御棒だけが挿入され、原子炉出力が高めに整定し、かつ、径方向出力分布に偏りが生じることにより、領域不安定が発生し易くなるパターンとなることはないと考えられる。

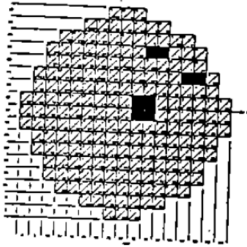
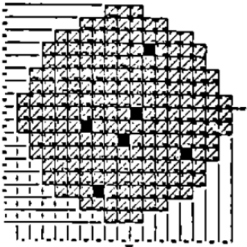
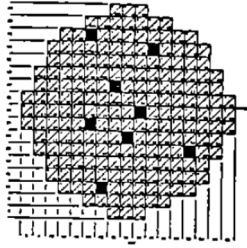
以 上

表1 制御棒の水圧制御ユニットの故障による部分制御棒挿入のパターン(例)

部分制御棒挿入失敗時のパターン		仮定した失敗要因	原子炉出力
	隣接3本の制御棒未挿入	個々の制御棒の水圧制御ユニットの機械的故障の同時発生	高温臨界
	隣接4本の制御棒未挿入	同上	～1%定格
	分散2本の制御棒未挿入	水圧制御ユニット1系統の故障	未臨界
	分散2組制御棒4本の未挿入	隣接する制御棒の水圧制御ユニット2系統故障	冷温臨界
	分散3組制御棒6本の未挿入	隣接する制御棒の水圧制御ユニット3系統故障	高温臨界

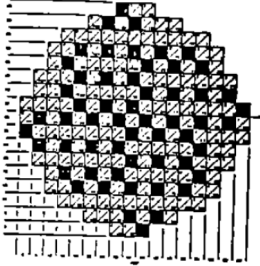
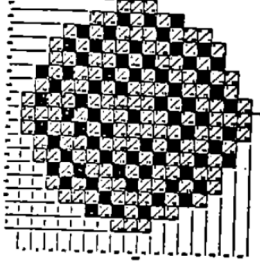
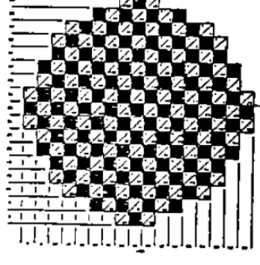
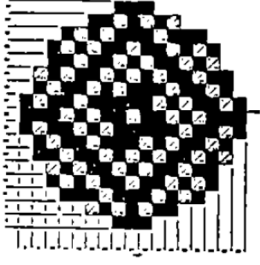
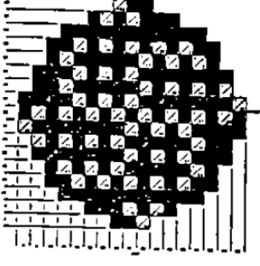
■ : 未挿入制御棒

表 1 制御棒の水圧制御ユニットの故障による部分制御棒挿入のパターン(例)(続き)

部分制御棒挿入失敗時のパターン		仮定した失敗要因	原子炉出力
	分散 4 組 制御棒 8 本の 未挿入	隣接する制御棒の水圧制御ユ ニット 8 系統故障	高温臨界
	分散 6 本の 制御棒未挿入	分散 3 組の水圧制御ユニットの 故障	未臨界
	分散 8 本の 制御棒未挿入	分散 4 組の水圧制御ユニットの 故障	未臨界

■ : 未挿入制御棒

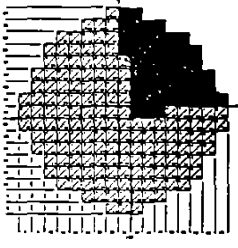
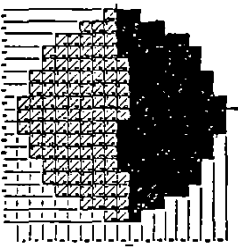
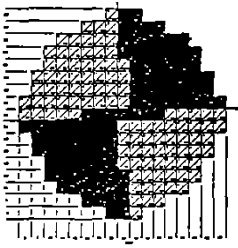
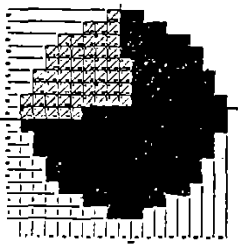
表 2 電気系統故障による部分制御棒挿入のパターン

部分制御棒挿入失敗時のパターン		仮定した失敗要因	原子炉出力
	<p>分散 1/4 炉心 制御棒未挿入</p>	<p>電気系統の故障 水圧制御ユニットグループ1系 統の故障。</p>	<p>高温臨界</p>
	<p>分散 1/3 炉心 制御棒未挿入</p>	<p>電気系統の故障 ステップモータ電源グループ 区分Ⅱの故障。</p>	<p>高温臨界</p>
	<p>分散 1/2 炉心 制御棒未挿入</p>	<p>電気系統の故障 RPS シーケンス回路 A 系の 故障。</p>	<p>高温臨界</p>
	<p>分散 2/3 炉心 制御棒未挿入</p>	<p>電気系統の故障 ステップモータ電源グループ 区分ⅠとⅡの故障。</p>	<p>5%以下*</p>
	<p>分散 3/4 炉心 制御棒未挿入</p>	<p>電気系統の故障 水圧制御ユニットグループ3系 統の故障。</p>	<p>10%以下*</p>

■ : 未挿入制御棒

\* 1 : 30%炉心流量時の値

表3 機械的破損を考慮した部分制御棒挿入のパターン

部分制御棒挿入失敗のパターン		仮定した失敗要因	原子炉出力*
	<p>1 / 4 炉心 制御棒未挿入</p>	<p>機械的破損 建屋内機器配置区分での機器 などの損傷。</p>	<p>10%以下</p>
	<p>1 / 2 炉心 (片側集中) 制御棒未挿入</p>	<p>機械的破損 建屋内機器配置区分の2区分 での機器などの損傷。</p>	<p>30%以下</p>
	<p>1 / 2 炉心 (対向集中) 制御棒未挿入</p>	<p>機械的破損 建屋内機器配置区分の2区分 での機器などの損傷。</p>	<p>20%以下</p>
	<p>3 / 4 炉心 制御棒未挿入</p>	<p>機械的破損 建屋内機器配置区分での機器 などの損傷。</p>	<p>60%以下</p>

■ : 未挿入制御棒

\* 1 : 30%炉心流量時の値

## 81. 評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて

I S - L O C A発生時（配管の全周破断）において、ブローアウトパネルの開放を想定しているが、設計基準事故での想定と同様の条件で作動する等の理由により、ブローアウトパネルは重大事故等対処設備に該当しないと考えられる。以下に設備の詳細な位置づけをまとめる。

### 1. ブローアウトパネルの目的、設計

ブローアウトパネルは、原子炉格納容器に作用する外圧が原子炉格納容器の最高使用外圧を超えないようにするため、及び配管破断による圧力荷重によって建屋構造体の健全性が損なわれないようにするため、原子炉格納容器外の一次系配管の破断時等に発生した圧力を建屋外に逃がすことを目的として設計されている。

パネルの開放機構は設定圧力により止め金具が変形し、パネル本体が外れて有効流路面積が確保される単純な仕組みであり、一度開放すると自動で閉鎖することはないものである。

### 2. 設計基準事故でのブローアウトパネルの取り扱い

設計基準事故の主蒸気管破断時の線量評価においてはタービン建屋のブローアウトパネルからの放出を想定しており、原子炉建屋内の主蒸気管破断時においても同様に原子炉建屋のブローアウトパネルが開放されることに期待している。設計基準事故のブローアウトパネルの取扱いは、建屋及び原子炉格納容器の機能維持の為の設備であり、設計基準事故対処設備である。

### 3. 有効性評価でのブローアウトパネルの取り扱い

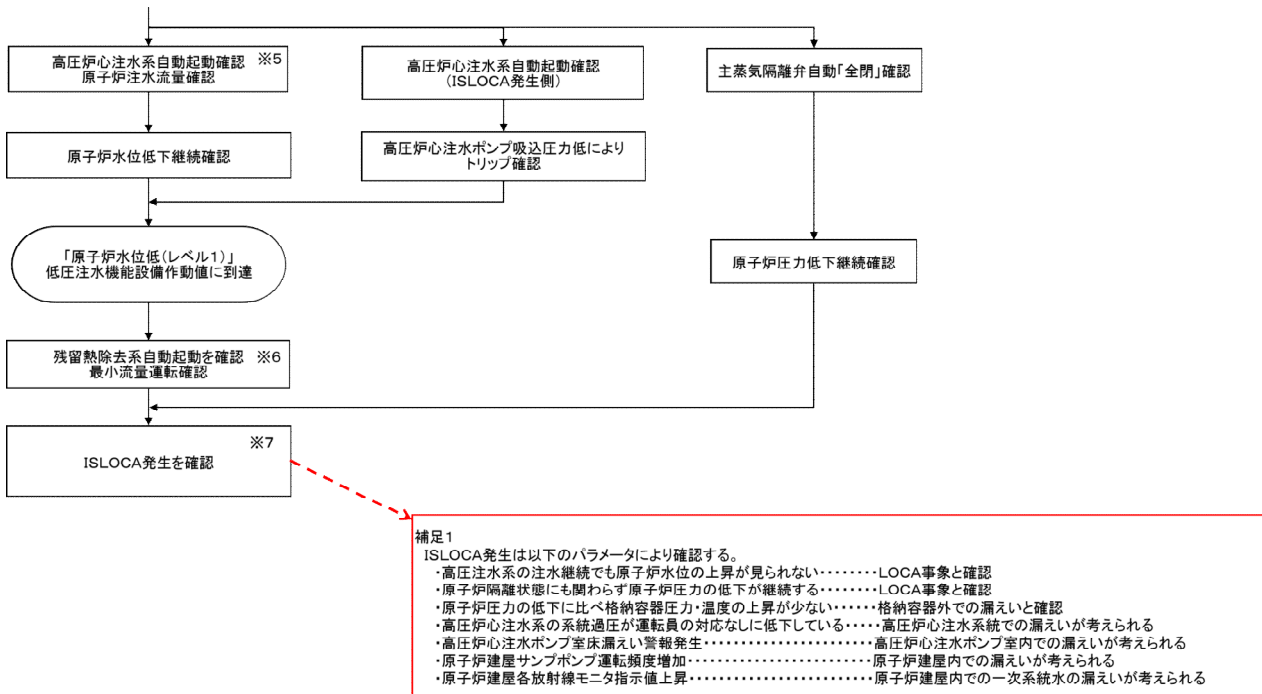
有効性評価で示した I S - L O C Aにおいては事象発生後すぐに原子炉建屋内圧が上昇し、設定圧力に至ることで原子炉建屋のブローアウトパネルが開放されるため、設計基準事故と同様の条件で作動するものである。

また、評価では、運転員の速やかな事象認知及び隔離操作に期待していないが、実際の定例試験「高圧炉心注水系電動弁手動全開全閉試験」時においては系統過圧により H P C F ポンプ吸込圧高」の警報が発生し、定例試験を実施していた弁を速やかに閉鎖することになる。こうした現実的な対応を考慮した場合、原子炉建屋の圧力はブローアウトパネルが開放されるような圧力には至らない。

82. I S - L O C A発生時の低圧配管破断検知について

1. 系統圧力上昇の対応操作は警報発生時操作手順書にて対応する。  
HPCF, RCIC, LPFL 注入管 系統圧力上昇 → 保安規定に準じる。  
SHC 吸込み配管系統圧力上昇 → ユニット通常停止
2. 系統圧力が上昇し低圧配管が破断した場合は「本文. 図2. 7. 4 - 補足1」と同等の確認をすることにより漏えいと判断する。

【本文 図2. 7. 4 抜粋】



以上

### 83. 系統圧力による I S - L O C A 検知判断について

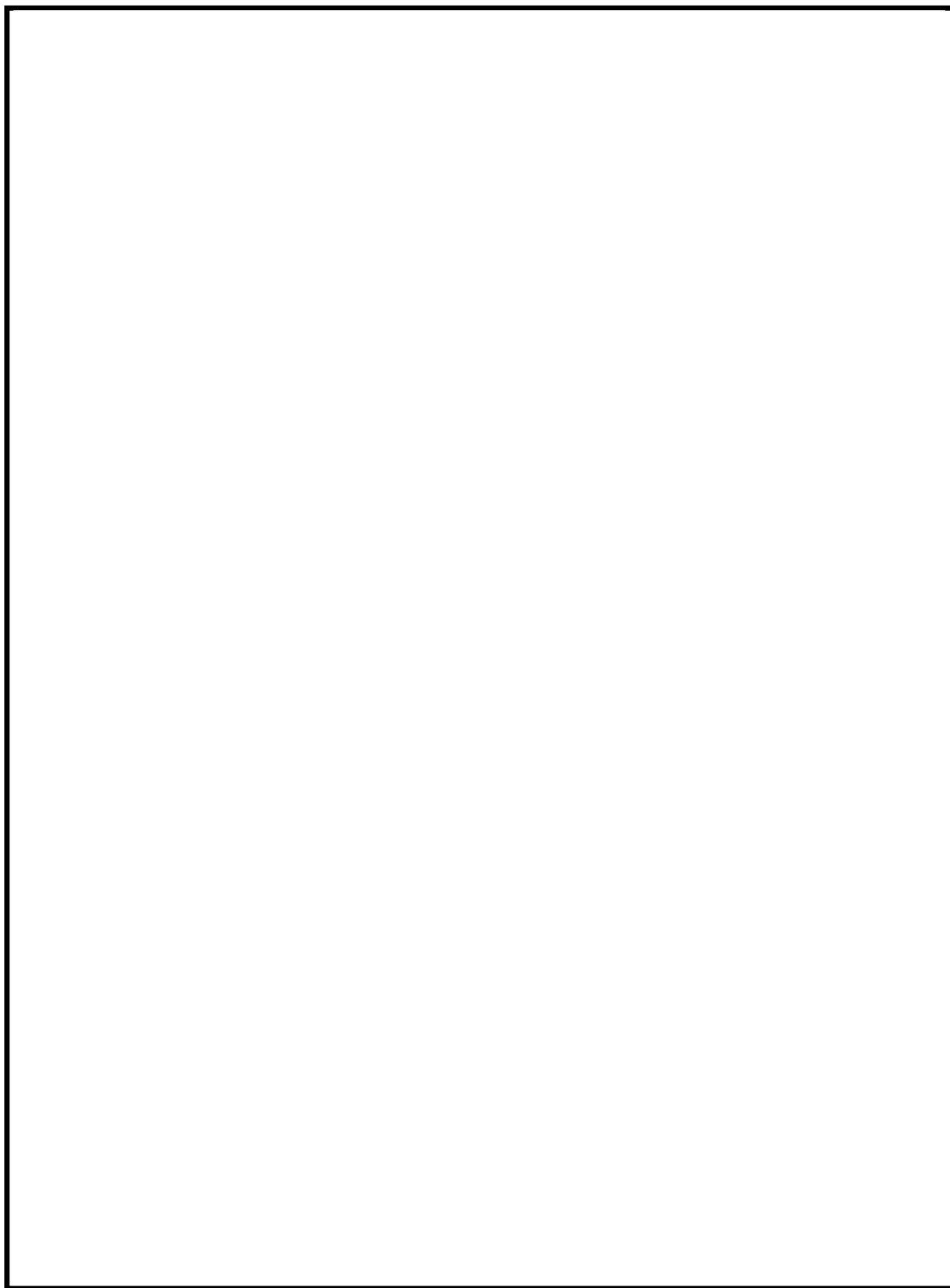
運転中に弁の開閉試験をしている高圧炉心注水系（H P C F）、原子炉隔離時冷却系（R C I C）、低圧注水系（L P F L）注入ラインの系統圧力上昇の対応操作として警報発生時操作手順書が整備されている。警報発生時操作手順書にて系統圧力降下操作及び高圧側境界弁の開閉操作をしても圧力上昇が解消されない場合は保安規定に準じて対応することになる。

保安規定 3 2 条「非常用炉心冷却系及び[原子炉隔離時冷却系]の系統圧力監視」にて原子炉冷却材圧力バウンダリに接続されている配管の隔離弁が漏えいした場合に、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の低圧設計部の破損を防止するため、系統圧力の判断基準を定めるとともに、判断基準を満たすことができない場合に講じる措置が定められている。また、柏崎刈羽原子力発電所「保安規定 運用ガイド」にて低圧配管を保護して原子炉格納容器外における原子炉冷却材の喪失の防止のための判断基準の記載がある。

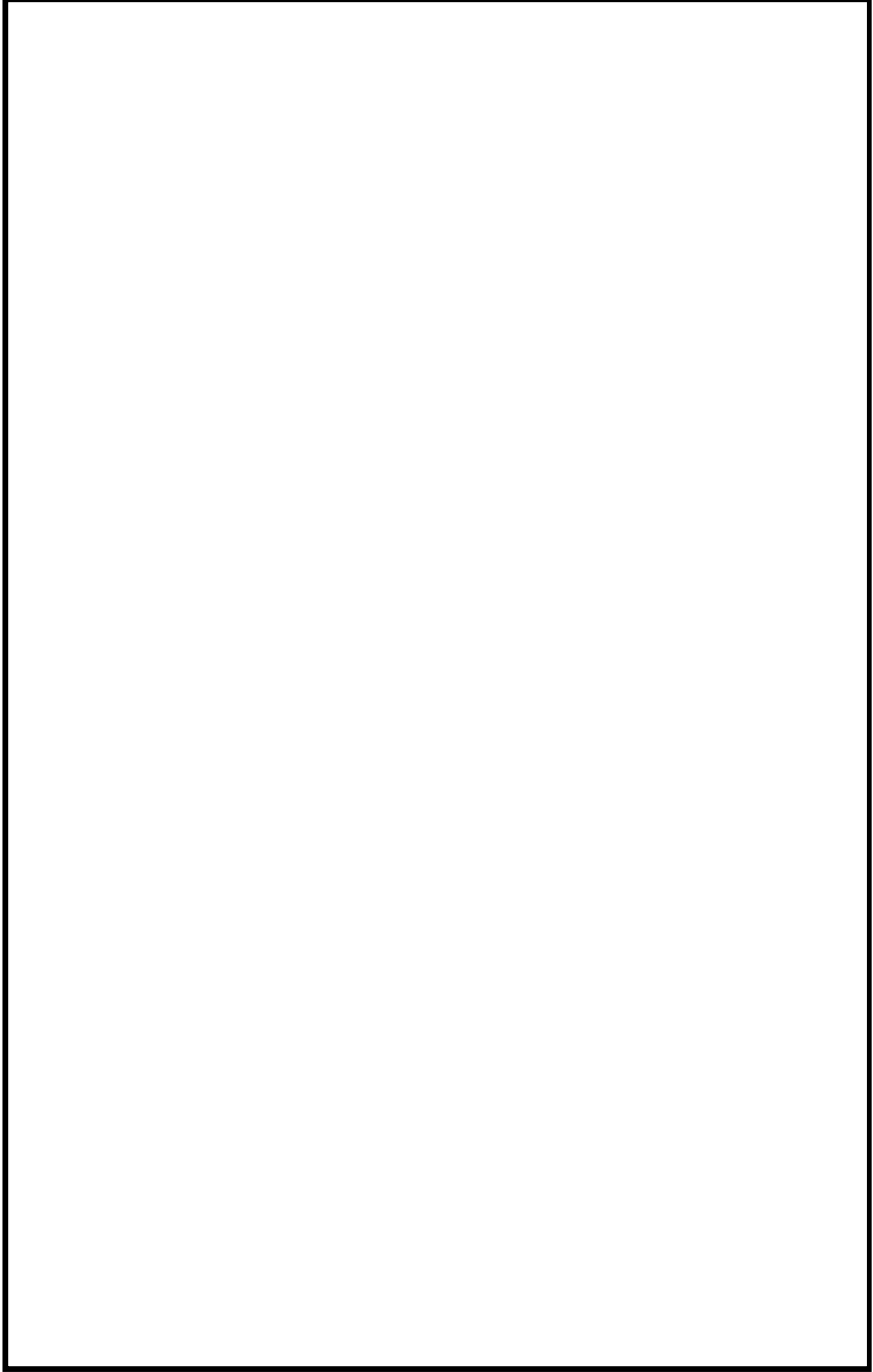
運転中に弁の開閉試験を実施しない R H R 停止時冷却モード吸込み配管は系統圧力上昇の対応操作として警報発生時操作手順書にて系統圧力降下操作及び高圧側弁の増締め操作をしても圧力上昇が解消されない場合はプラント通常停止対応をすることになる。



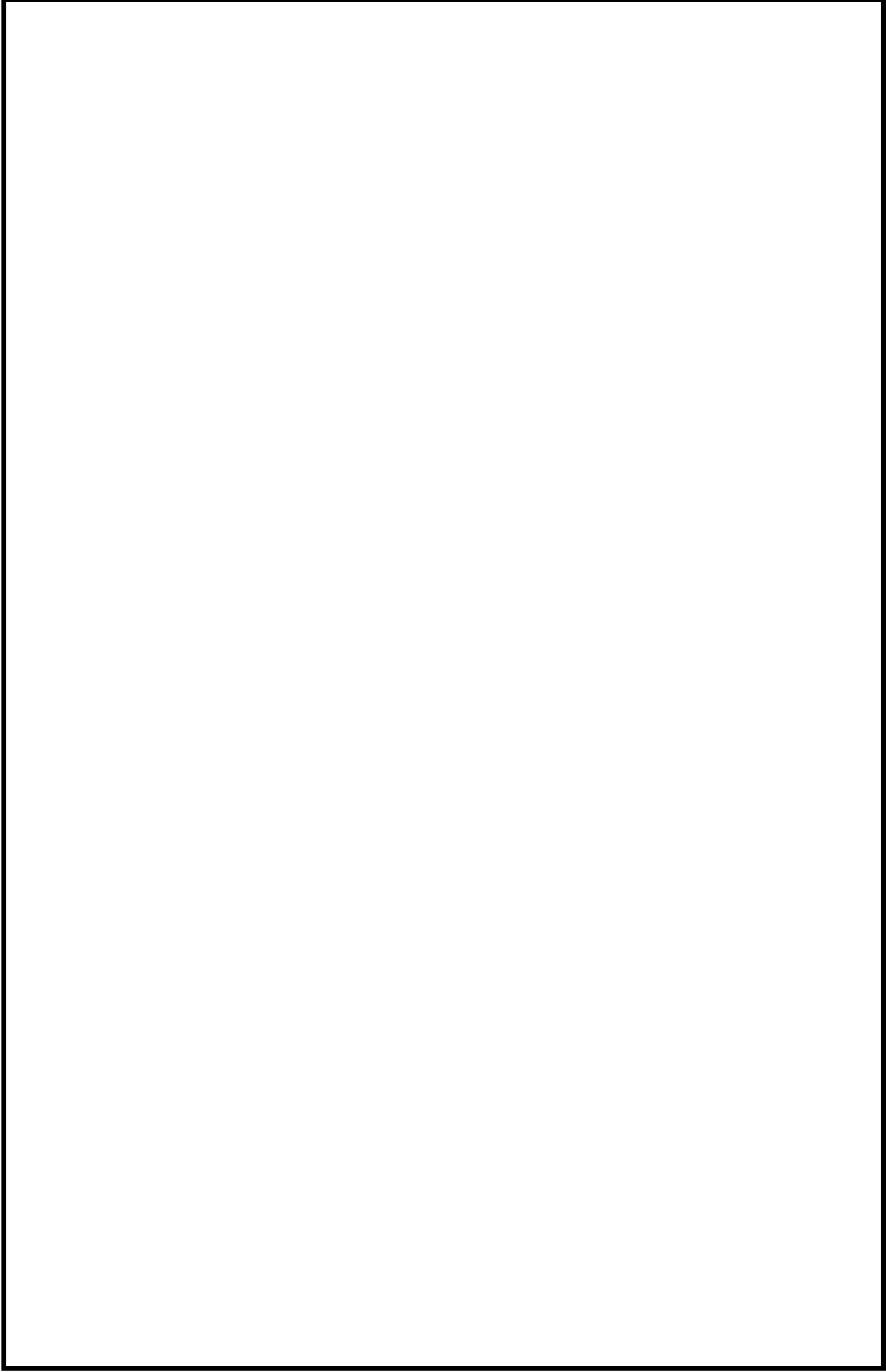
【保安規定運用ガイド】



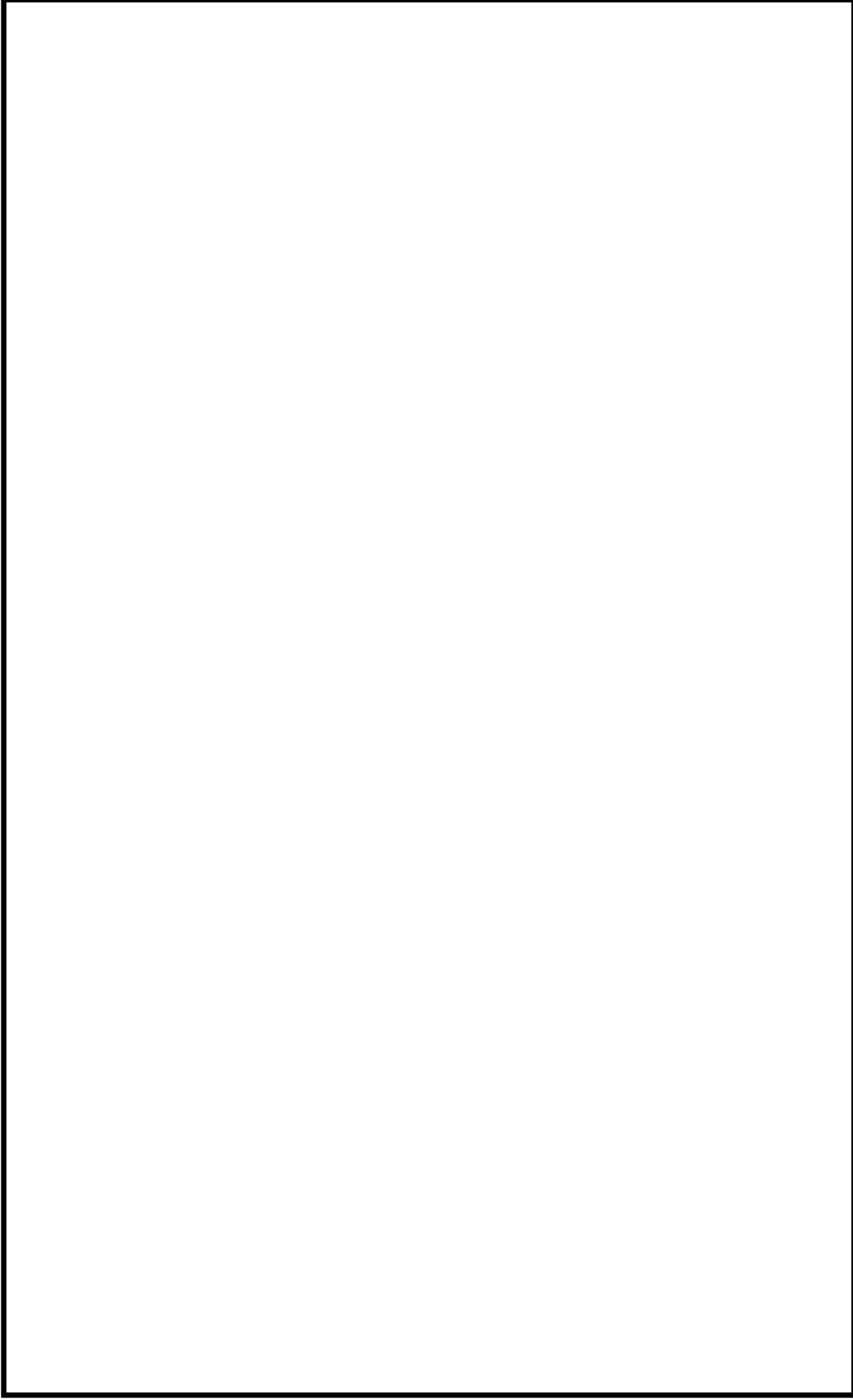
【警報発生時操作手順】 ※高圧系を代表して「HPCF ポンプ (B) 吸込圧力高」



【警報発生時操作手順】 ※低圧系を代表して「RHRポンプ（A）出口管圧力高」



【「原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力高」警報発生時操作手順書】



【警報発生時操作手順書】※代表して「RHR (B) 系停止時冷却配管入口圧力高」



## 84. 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)

### 1. はじめに

自動減圧系は、ドライウェル圧力高(13.7 kPa)信号が発生し、原子炉水位低(レベル1)信号が発生すると自動起動信号が発信され、発信から30秒の時間遅れの後、高圧炉心注水ポンプ又は低圧注水ポンプの吐出圧力が確立している場合に作動する。

自動減圧系の作動によって急激に原子炉圧力容器が減圧された場合、高圧炉心注水系、低圧注水系によって、炉心に大量の低温の水が注入される。これは、制御棒等による未臨界が確保されていない原子炉に対しては、炉心のボイドの急激な潰れに伴う急激な出力上昇をもたらすこととなる。

この急激な出力上昇を防ぐために、原子炉スクラム失敗時に自動減圧系の自動起動を阻止するための起動阻止スイッチを設けており、手順書の整備及び継続的な訓練を実施している。これを考慮し、本評価では運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。

ここでは自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗した場合の影響を確認するため、TRACG(REDY では減圧挙動\*を取り扱うことができないため)を用いて感度解析を実施した。なお、TRACG コードは REDY コードで取り扱うことができない中性子束振動現象を評価し、評価結果を参照するために用いたコードである。本評価はこの目的に照らして実施したものでは無いため、本評価はあくまで参考評価の位置付けである。

### 2. 評価条件

自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗すること以外の条件は解析コード説明資料(TRACG)における今回の申請において示した解析ケース(以下、「ベースケース」という。)の評価条件と同じである。

### 3. 評価結果

評価結果を図1から図7に示す。評価結果のまとめを表1に示す。

事象発生後約480秒で自動減圧系が作動することにより原子炉圧力が徐々に低下し、高圧炉心注水系流量が増加するとともに約650秒から低圧炉心注水系により注水される。その後、約710秒で原子炉圧力低下に伴い原子炉隔離時冷却系が停止するとともに、約720秒で原子炉水位がL8に到達し、高圧炉心注水系が停止する。

しかしながら、低圧炉心注水系による注水は継続され、炉心内のボイド率が低下し、正の反応度が投入されることにより、850秒付近で出力上昇が発生する。

ただし、ボイド及びドップラフィードバックによる出力抑制、原子炉圧力上昇による低圧炉心注水系の停止により出力は低下する。このとき急激な出力増加により燃料被覆管最高温度は約520℃まで上昇する結果となる。

その後、原子炉圧力の再低下に伴い低圧炉心注水系により再度注水され、1320秒付近から出力が増加するが、ボロン注入により負の反応度投入が進んでいるため出力上昇は850

秒付近の出力上昇より抑えられる結果となる。

以上

※ 低圧状態における修正Shumway相関式の適用性

TRACGに組み込まれているリウエット相関式である、修正Shumway相関式は、試験データベースの圧力範囲が0.4～9 MPaとされている(TRACG Model Description (NEDO-32176) 6.6.7章参照)。よって、修正Shumway相関式は、ADS自動起動阻止失敗時に原子炉圧力が減圧された低圧状態(0.5～0.6MPa程度)においても適用可能であり、かつ、最小安定膜沸騰温度を保守側(低め)に予測する。

表1 ADS自動起動阻止操作の失敗を考慮した場合の判断基準への影響

項目	解析結果 (TRACG)	判断基準
自動減圧系の自動起動を 阻止する操作	失敗	—
燃料被覆管最高温度(°C)	約 570	1,200 °C以下
燃料被覆管の酸化量(%)	— (評価せず)	酸化反応が著しくなる前の被覆 管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリに かかる圧力(MPa[gage])	8.55	10.34 MPa[gage](最高使用 圧力の1.2倍)を下回る
原子炉格納容器バウンダリに かかる圧力(MPa[gage])	0.30 <sup>※</sup>	0.62 MPa[gage] (限界圧力)を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サプレッションプール水温(°C))	129 <sup>※</sup>	200 °C (限界温度)を下回る

※ 1500秒時点での値

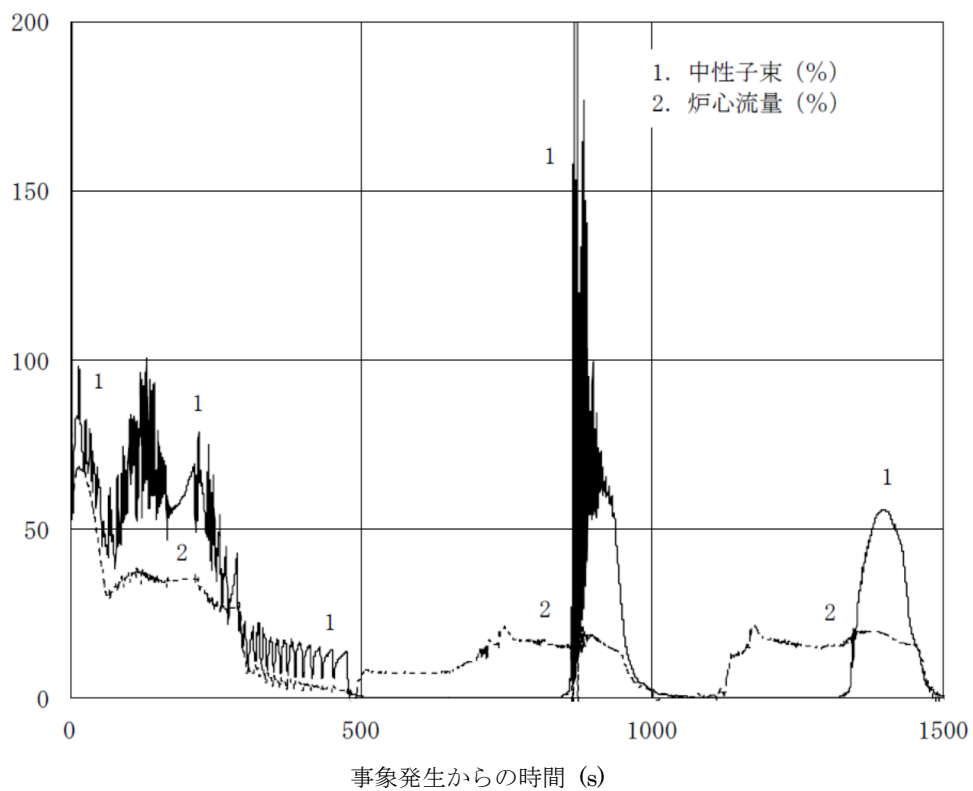


図1 中性子束，炉心流量の時間変化(事象発生から1500秒後まで)

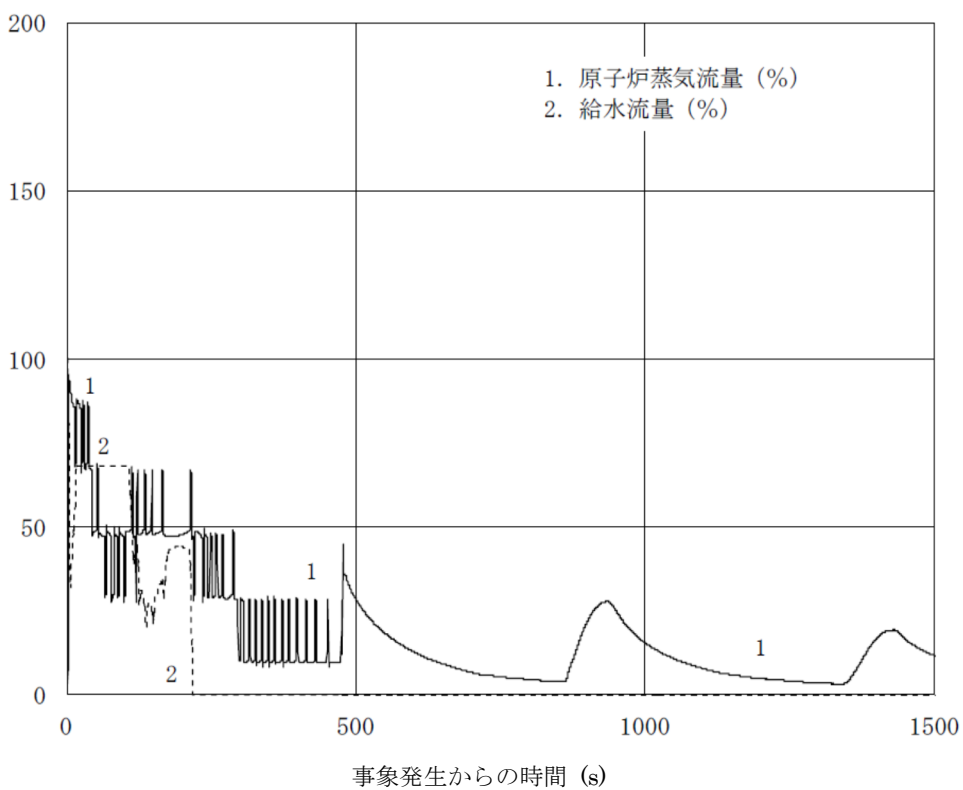


図2 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から1500秒後まで)



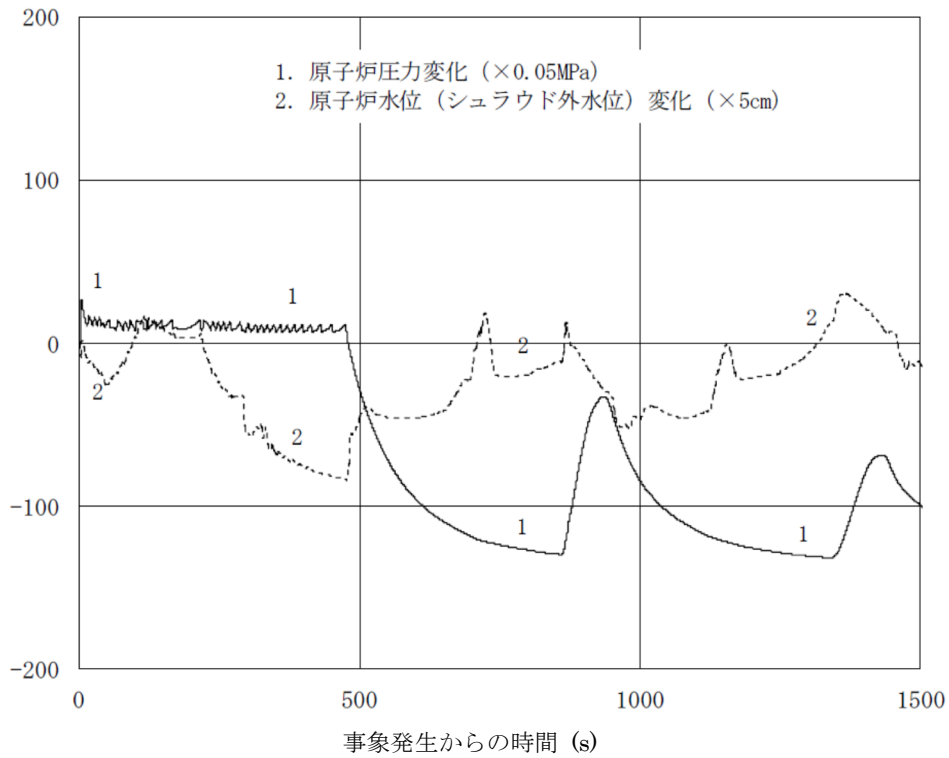


図3 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化  
(事象発生から 1500 秒後まで)

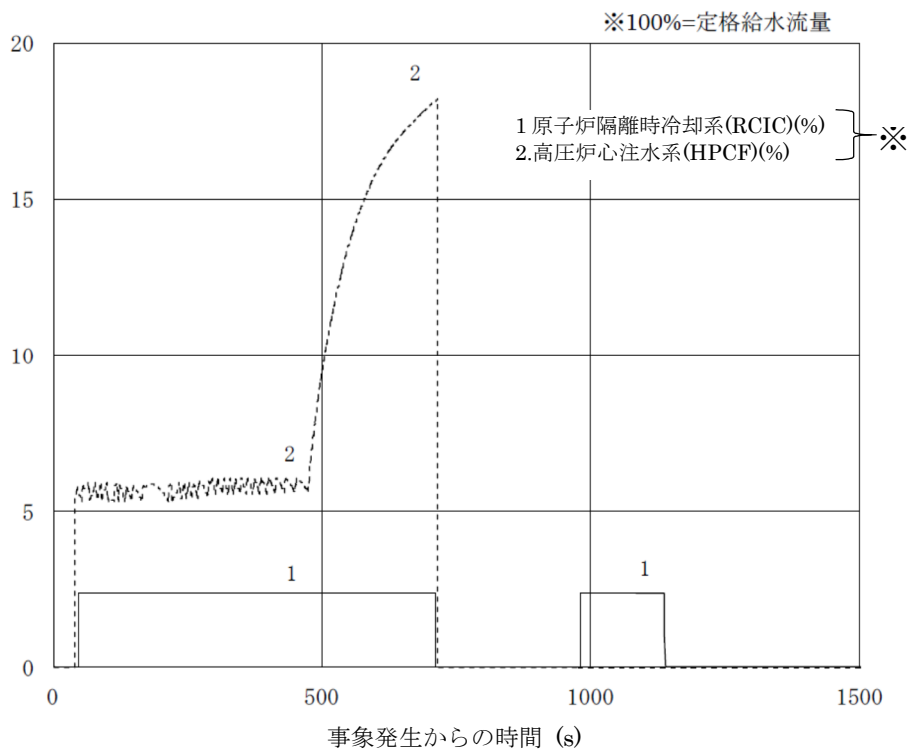


図4 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の  
流量の時間変化(事象発生から 1500 秒後まで)

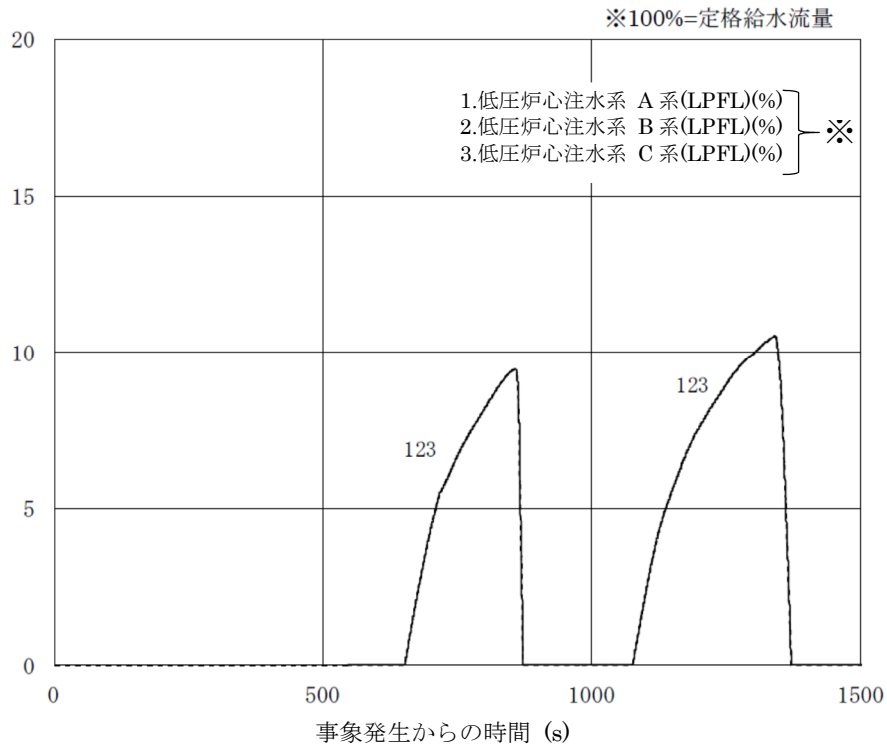


図5 低圧炉心注水系(LPFL)の流量の時間変化(事象発生から1500秒後まで)

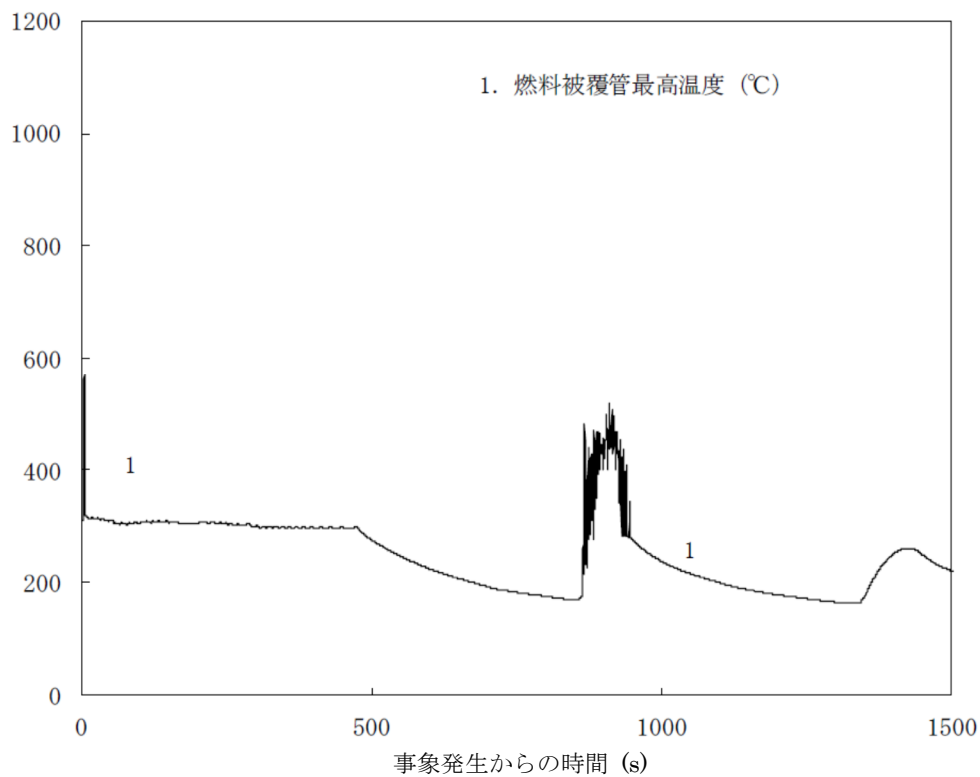


図6 燃料被覆管温度(PCT)の時間変化(事象発生から1500秒後まで)

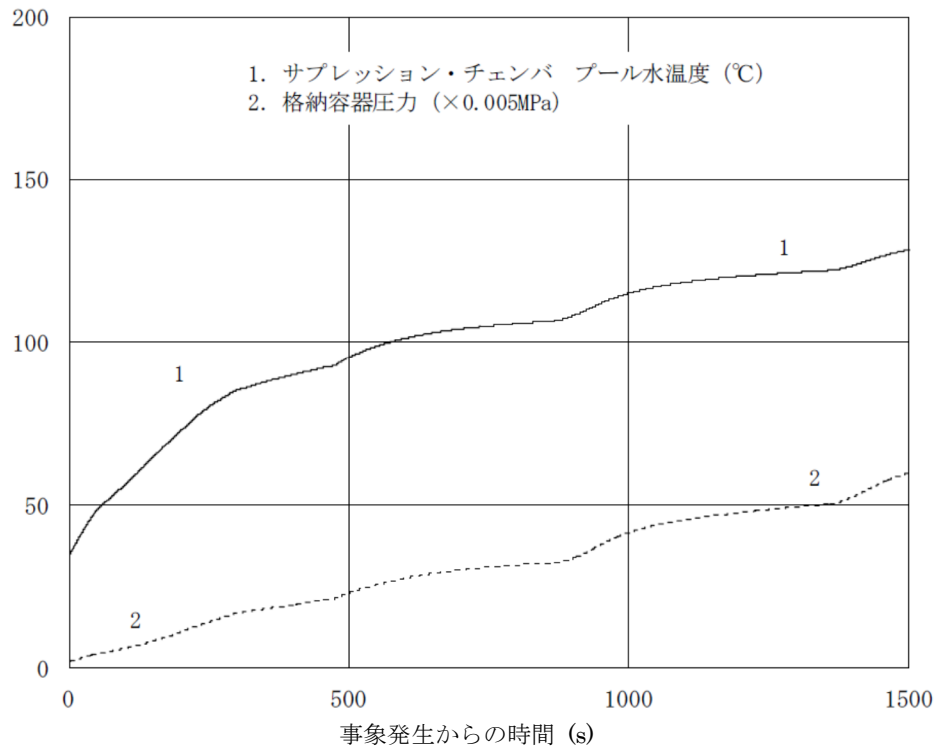


図7 サプレッションプールの水温, 格納容器圧力の時間変化  
(事象発生から1500秒後まで)

#### 85. 給水流量をランアウト流量(68%)で評価することの妥当性

今回の申請において示した解析ケースでは、給水流量をランアウト流量(68%)で評価しているが、原子炉圧力が高い場合、給水流量は68%以下となることが考えられる。この場合、ホットウェル水位低までの時間が長くなり、評価結果に影響を与える可能性がある。以下に、現状の解析条件の妥当性について示す。

給水流量は、原子炉圧力が高くなることにより減少する傾向であるが、次の通り、原子炉停止機能喪失解析において68%を設定していることは有効性評価の目的に照らして妥当であると判断している。

給水流量を68%よりも少なく設定した場合には、復水器ホットウェル水位低による給水喪失までの時間は長くなる。一方で、給水流量が少ない場合は、炉心入口サブクール変化が小さくなり出力上昇が抑制される傾向となるため、燃料被覆管温度の最大値はより低下すると考えられる。同様に、原子炉から発生する蒸気量が低下するため、サプレッションプール水温度や圧力上昇は抑制される。

給水流量が少なくなり、給水喪失までの時間が長くなったとしても、出力が抑制されることになるため、解析結果としては給水流量68%の場合と同程度になり、判断基準を逸脱するようなことはないと考えられる。

なお、給水流量68%は、添付書類十の過渡解析における「給水制御系の故障」の最大給水流量条件として、炉心入口サブクールの増加による出力上昇を大きめにすることにより解析結果を厳しくする観点から設定されている値である。

以 上

## 86. 原子炉停止機能喪失事象の評価におけるヒータドレン水の考慮

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の原子炉停止機能喪失の評価においては、高圧ドレンポンプおよび低圧ドレンポンプを考慮した解析とはしていない。これは、REDY コードにはドレン系モデルが無いこと並びに次の仮定を置いて評価しているためである。

原子炉停止機能喪失事象では、原子炉スクラム信号が発信されると、高圧/低圧ドレンポンプはトリップして復水給水系の水源は復水器のみとなる。ドレンポンプが停止した場合のドレンタンクの水位制御は、水位が高くなると復水器へ排水されるシステムであるが、主蒸気隔離弁の閉鎖により流入流量が喪失するため、タンク内水位は過渡的には変動するものの、ドレンポンプ停止による水位上昇は小さく、復水器への排水量も小さいと考えられる。このため、現在の解析条件として、高圧ドレンポンプ及び低圧ドレンポンプを考慮しない解析は妥当であるとする。

一方、スクラム信号によりドレンポンプが停止しないと仮定した場合、復水器の水量にドレンタンクの水量が加算される。ドレンタンク等の水量は以下の通り。

- ・高圧ドレンタンク 36.2m<sup>3</sup>
- ・低圧ドレンタンク 13.7m<sup>3</sup>
- ・水源枯渇までの復水器の水量 360m<sup>3</sup>

以上より、ドレンタンクの水量を全て考慮した場合、合計水量は  $360+36.2+13.7 \approx 410\text{m}^3$  となる。

今回の申請において示した解析ケース(以下、「ベースケース」という。)及び給水ポンプが復水器の水枯渇までトリップしないと仮定した感度解析の結果より、ホットウェル水位低による給水ポンプ停止時間は、水量 240m<sup>3</sup> で約 173 秒、ホットウェル水源枯渇による給水ポンプ停止時間は水量 360m<sup>3</sup> で約 255 秒となる。ホットウェル水量にほぼ比例して給水停止時間が決まること考えられるから、410m<sup>3</sup> における給水停止時間は約 290 秒と推定できる。

給水停止時間が約 35 秒長くなる際の主要パラメータへの影響を以下の通り考察した。

(1) 燃料被覆管温度(補足説明資料「75. 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」参照)

ドレンタンク水量を考慮すると、給水ポンプが復水器の水枯渇までトリップしないと仮定した感度解析結果より、約 255 秒の給水ポンプトリップが約 290 秒になるが、200 秒以降、給水継続による出力上昇はほとんど無くほぼ一定である。また、250~300 秒付近で燃

料被覆管温度は最大となるが、これは給水喪失により水位が低下することに伴い炉心流量が減少し、沸騰遷移が生じるためである。この挙動の程度は給水喪失時間が多少長くなったとしても変わらないことから 1200°Cを超えることはないと考えられる。

(2) サプレッションプール水温度，格納容器圧力

サプレッションプール水温度，格納容器圧力について，線形に上昇していくことを仮定し，概略計算を以下の通り実施した。

① ホットウェル水位低給水ポンプ停止解析(ベースケースの解析)

- ・ 給水ポンプトリップ時間 : 173 秒
- ・ サプレッションプール水温度最高値 : 113°C
- ・ 格納容器圧力最高値 : 0.19MPa

② ホットウェル水源枯渇解析 (補足説明資料「75. 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」参照)

- ・ 給水ポンプトリップ時間 : 255 秒
- ・ サプレッションプール水温度最高値 : 127°C
- ・ 格納容器圧力最高値 : 0.29MPa

③ ホットウェル水源枯渇+ドレンタンク水量考慮

- ・ 給水ポンプトリップ時間 ; 290 秒
- ・ サプレッションプール水温度最高値 :  $127+(127-113)/(255-173)*(290-255) \doteq 133^{\circ}\text{C}$
- ・ 格納容器圧力最高値 :  $0.29+(0.29-0.19)/(255-173)*(290-255) \doteq 0.34 \text{ MPa}$

以上より，原子炉に給水される水量にヒータドレン水を加えて考慮した場合であっても，各種判断基準を満足できると考える。

以上

## 87. 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

原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉压力容器(以下、「RPV」という。)内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(以下、「DCH」という。)を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁(以下、「SRV」という。)を開保持し、RPV内の圧力を2 MPa以下の低圧に維持する必要がある。

図1に示す通り、SRVは本体部と補助作動装置から構成されている。「4. 本体部の温度上昇による影響」に示す通り、本体部では温度上昇は問題にならないが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、SRVの機能維持に影響を及ぼす恐れがある。

SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。

- ・ 171 °C において 3 時間継続の後 160 °C において 3 時間継続

ここでは、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している環境下で想定されるSRVの温度を評価し、上記の条件と比較することで、SRVの健全性を評価する。

### 1. 評価方法

MAAP解析によって得られたDCH対応シナリオでのRPV内気相部温度とD/W内気相温度を環境温度条件として、三次元熱流動解析コード(STAR-CCM+)により、SRVの温度を評価した。

三次元熱流動解析では、RPVの温度条件が厳しくなる評価点を2点設けて定常解析を実施した。

### 2. 評価条件

#### (1) 温度条件

図2, 3に原子炉压力容器内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のMAAP解析結果を示す。MAAPの解析結果を踏まえ、表1及び以下に示す通り、2点の評価条件を設定した。

- ① 事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件として、同範囲内での原子炉压力容器内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のそれぞれについて最も厳しい温度を適用した温度条件
- ② 6時間後から溶融炉心落下直前までを代表する温度条件として、同範囲内での原子炉压力容器内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のそれぞれについて最も厳しい温度を適用した温度条件

#### (2) 評価モデル

自動減圧系(ADS)機能付きのSRVの中で、電磁弁やピストンのシール部の温度条件が厳しい弁を評価する観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、図4, 5のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化している。実機では離れた位置のSRV2

弁を操作するが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に1台おきに開動作するモデルとしている。

### 3. 評価結果

評価結果を表2及び図6,7に示す。事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件として設定した①の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160°Cを下回った。また、6時間後から熔融炉心落下直前までを代表する温度条件として設定した②の温度条件では補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160°Cとなった。

SRVに対する機能確認試験では、初期の熱負荷として、171°Cを与えており、この試験実績を踏まえると、DCH防止のために原子炉減圧を継続している状況下でもSRVの機能を維持可能\*である。また、本評価は最も厳しい温度を設定して実施した定常解析であることを踏まえると、実際にSRVが経験する温度は更に低い値になるものと考えられる。これを確認するため、現在はRPV気相温度の時間変化等を踏まえた過渡解析によってSRVの温度のより詳細な評価を進めている。

以上の通り、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRVの機能を維持できると考える。

※ SRVは、「171°Cにおいて3時間継続の後160°Cにおいて3時間継続」という環境条件での機能維持が試験によって確認されている。この初期の熱負荷(171°C)に対してアレニウス則に基づき160°Cの熱負荷に換算すると、160°C約4.6時間となり、これを後段の試験時間と合計すると約7.6時間は機能維持が可能となる。

### 4. 本体部の温度上昇による影響

閉状態のSRVが強制開するためには、補助作動装置の駆動力がSRV本体の抵抗力を上回る必要がある。SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響は表3のとおり、いずれも温度上昇によって抵抗力が低下するよう設計上配慮されており、温度上昇が強制開の妨げとなることはない。

以 上



表 1 三次元熱流動解析での温度条件

	温度条件① (事象発生から 6 時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件② (6 時間後から熔融炉心落下 直前までを代表する温度条件)
原子炉压力容器内 気相平均温度	約 583 °C	約 644 °C
ドライウエル内 気相平均温度	約 112 °C	約 117 °C

表 2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件① (事象発生から 6 時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件② (6 時間後から熔融炉心落下 直前までを代表する温度条件)
下部コイルハウジング 最高温度*	約 149 °C	約 160 °C
ピストン部最高温度	約 148 °C	約 159 °C

※ADS 機能付電磁弁設置位置

表 3 SRV 本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。
弁棒・アジャスタリング 摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺 動抵抗	弁棒は SUS431、ネックブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッ シュ摺動抵抗	バランスピストンは SUS403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体(ガイド部)・ガイド 摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。

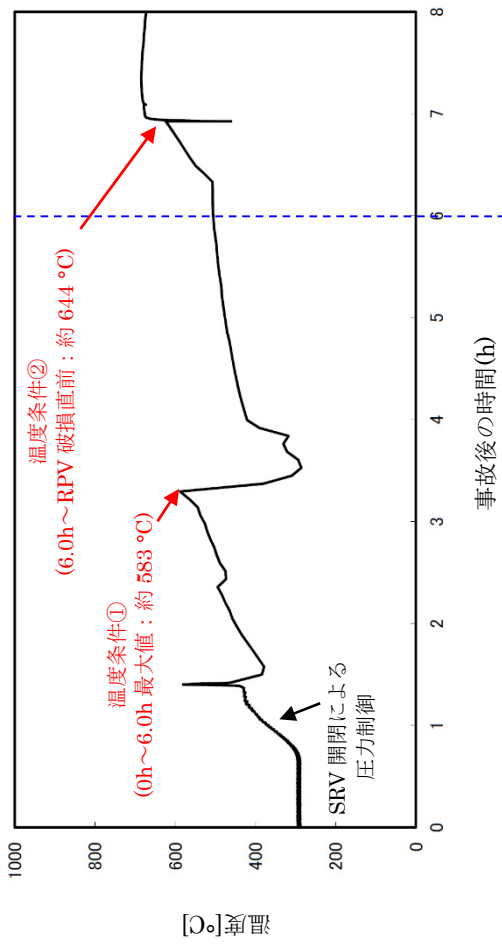


図2 原子炉圧力容器内気相平均温度の推移

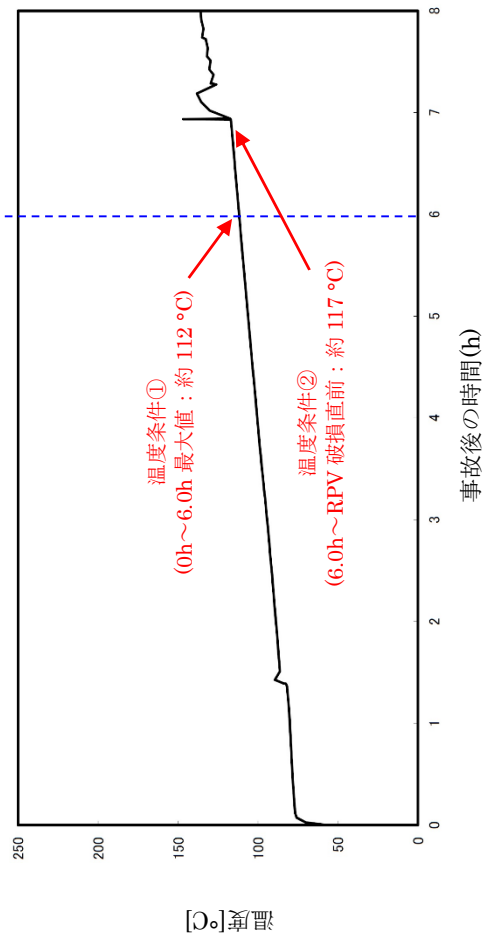


図3 ドライウエル内気相平均温度の推移

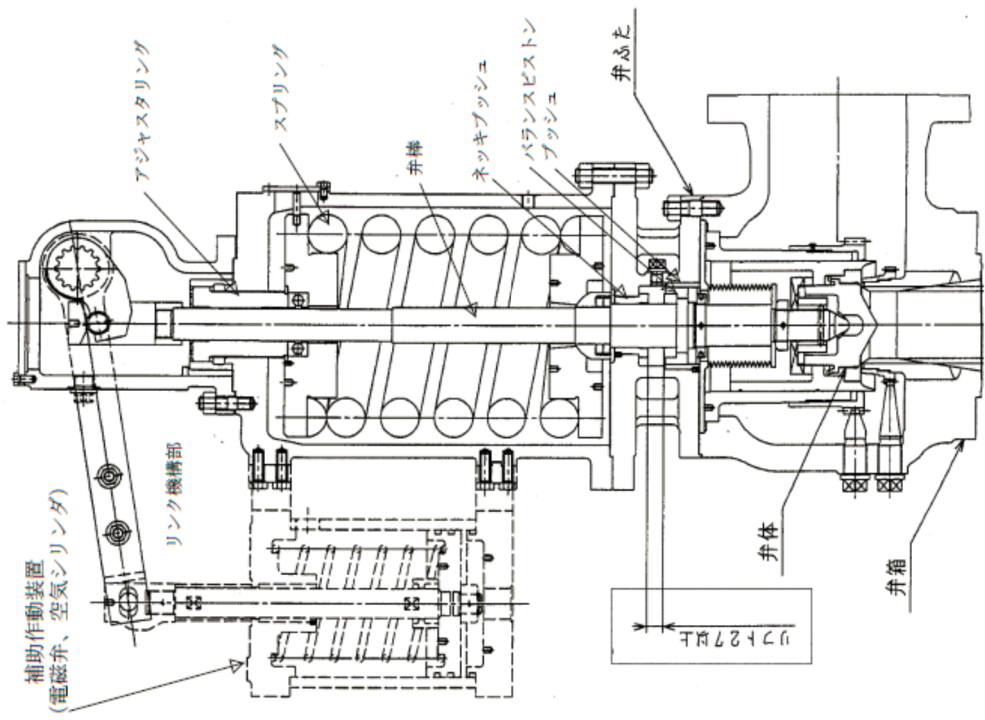


図1 SRV 構造図

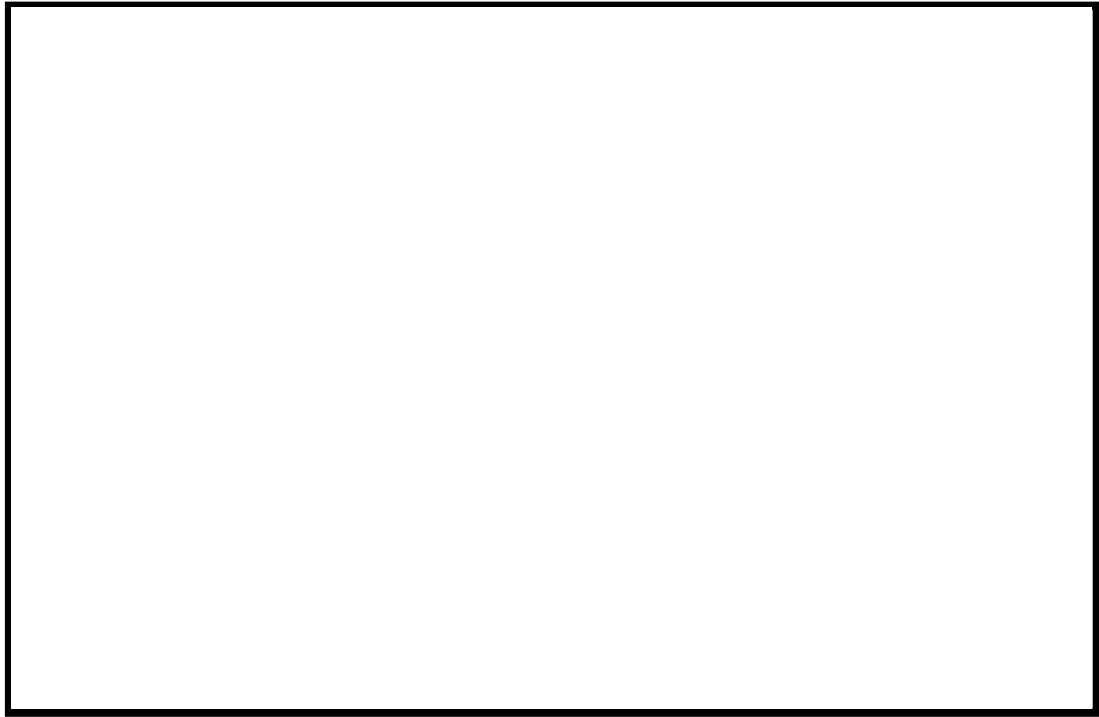


図 4 モデル化範囲と境界条件

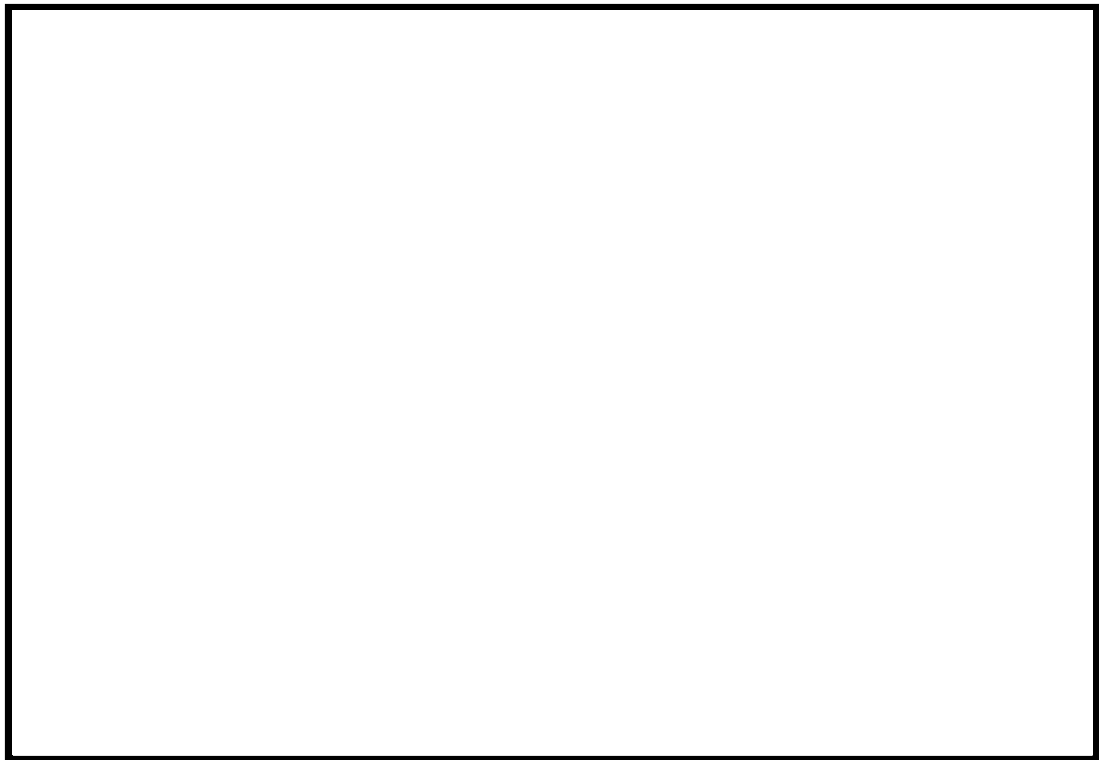


図 5 モデル図と断面メッシュ図

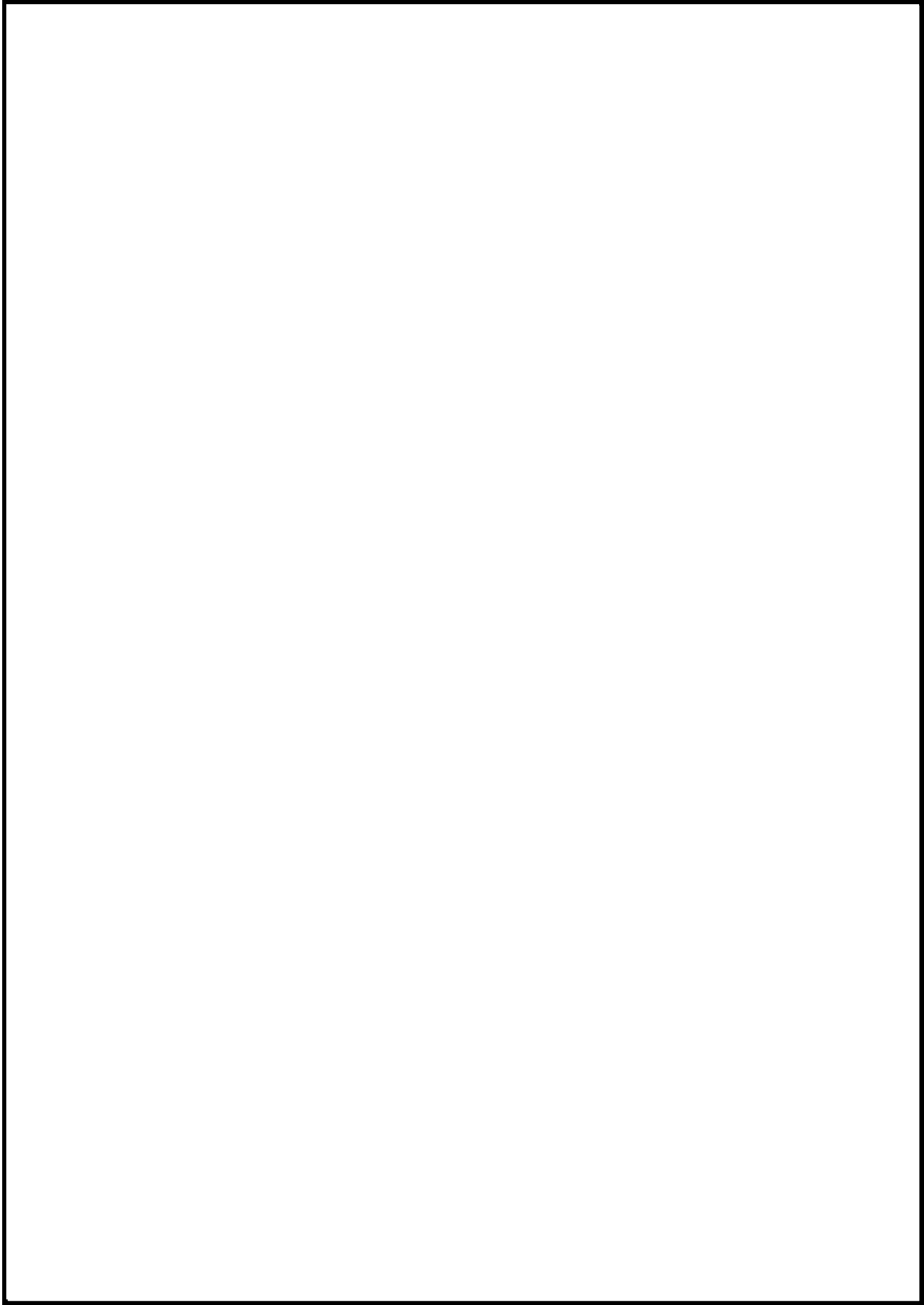


図 6 解析結果(温度条件①)

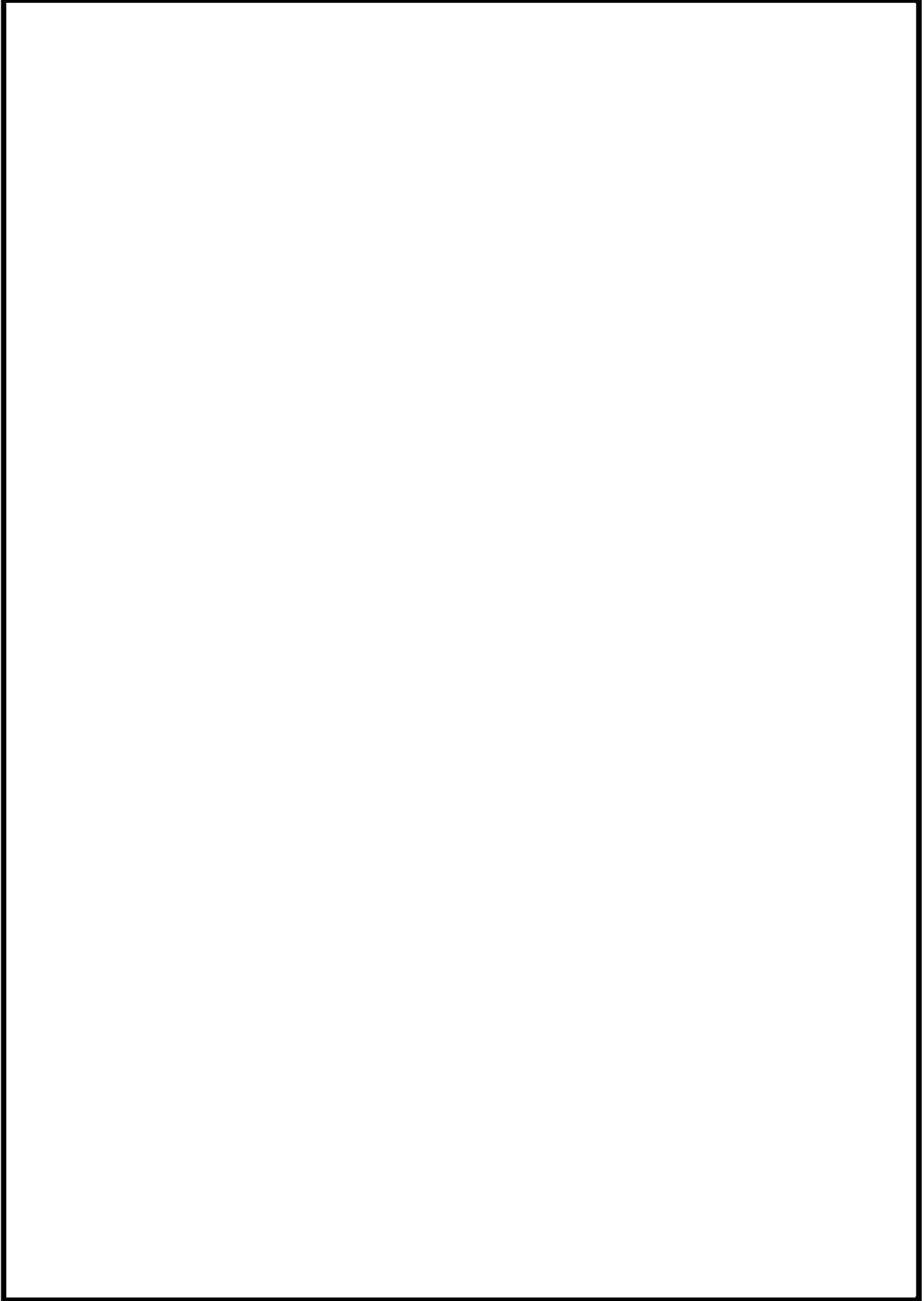


図7 解析結果(温度条件②)

## 【補足】代替格納容器スプレイを実施した場合の逃がし安全弁の温度について

有効性評価では原子炉の減圧を継続している状況での代替格納容器スプレイを実施していないが、これを実施することで、逃がし安全弁の温度の大幅な低下に期待できる。このため現在、初期水張り等の格納容器への注水は可能なものの、原子炉に注水できない状況下では、格納容器内の温度・圧力を緩和する観点から、予め格納容器(ドライウェル)スプレイを実施するという手順を検討している。ここでは参考として、代替格納容器スプレイを実施した場合の逃がし安全弁の温度を示す。

### 1. 評価方法

代替格納容器スプレイを実施していない場合と同じ。

### 2. 評価条件

#### (1) 温度条件

補足図 1, 2 に原子炉圧力容器内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度の MAAP 解析結果を示す。MAAP の解析結果を踏まえ、補足表 1 及び以下に示す通り、2 点の評価条件を設定した。

- ① 事象発生から 6 時間後までの範囲を代表する温度条件として、代替格納容器スプレイ及び下部ドライウェル初期水張り開始前を考慮した温度条件
- ② 6 時間後から熔融炉心落下直前までを代表する温度条件として原子炉圧力容器破損直前を考慮した温度条件

#### (2) 評価モデル

代替格納容器スプレイを実施していない場合と同じ。

### 3. 評価結果

評価結果を補足表 2 及び補足図 3, 4 に示す。いずれの温度条件でも、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は 160 °C を大幅に下回った。

以上の通り、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下で代替格納容器スプレイを実施する場合、SRV の温度が大幅に低減されること確認した。

以 上

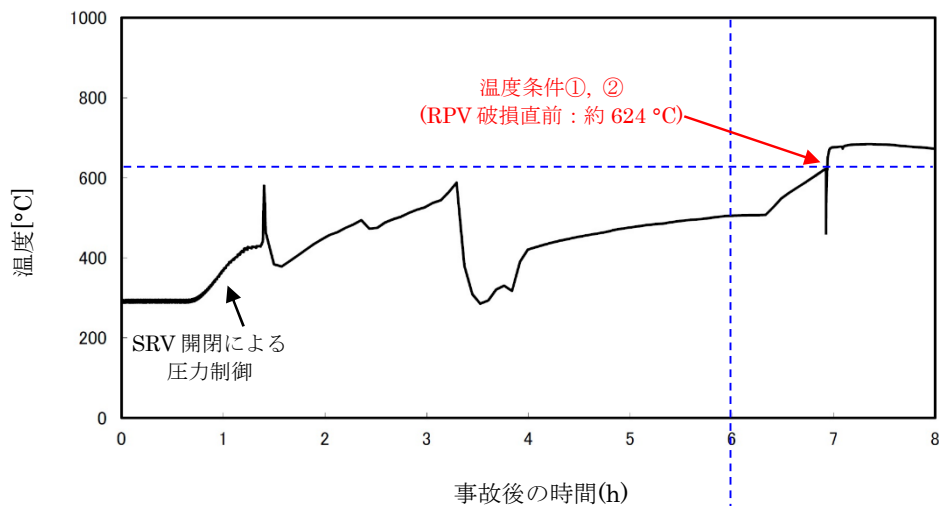
補足表 1 三次元熱流動解析での温度条件

	温度条件① (事象発生から 6 時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件② (6 時間後から溶融炉心落下 直前までを代表する温度条件)
原子炉压力容器内 気相平均温度	約 624 °C	約 624 °C
ドライウェル内 気相平均温度	約 98 °C	約 75 °C

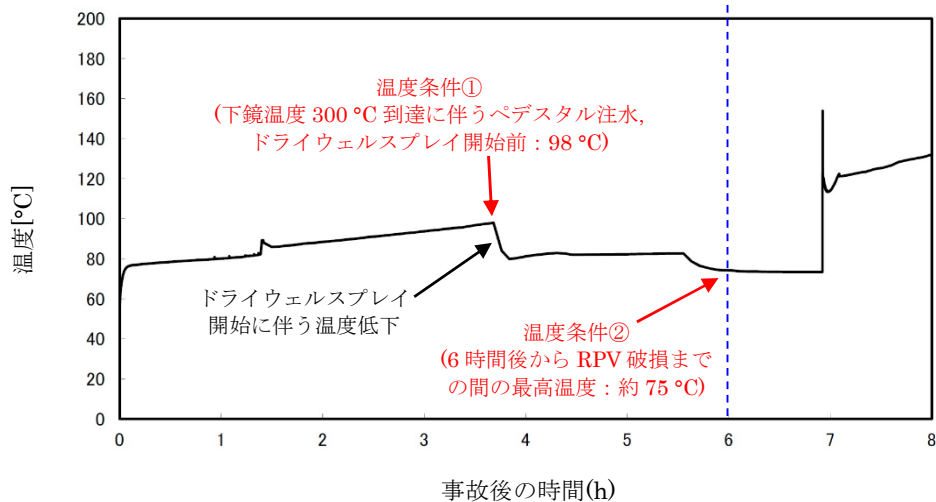
補足表 2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件① (事象発生から 6 時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件② (6 時間後から溶融炉心落下 直前までを代表する温度条件)
下部コイルハウジング 最高温度*	約 142 °C	約 118 °C
ピストン部最高温度	約 142 °C	約 120 °C

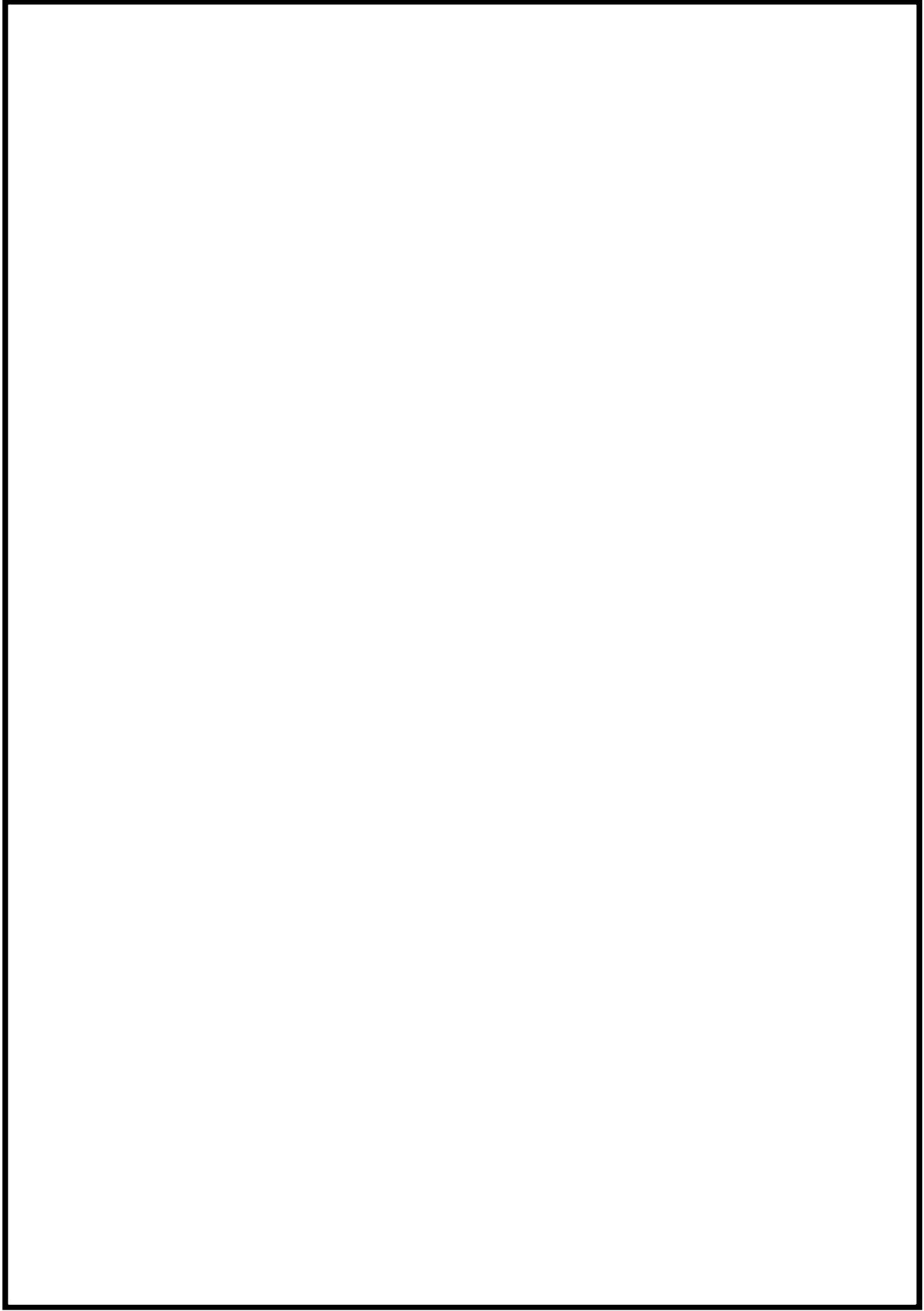
※ADS 機能付電磁弁設置位置



補足図 1 原子炉压力容器内気相平均温度の推移

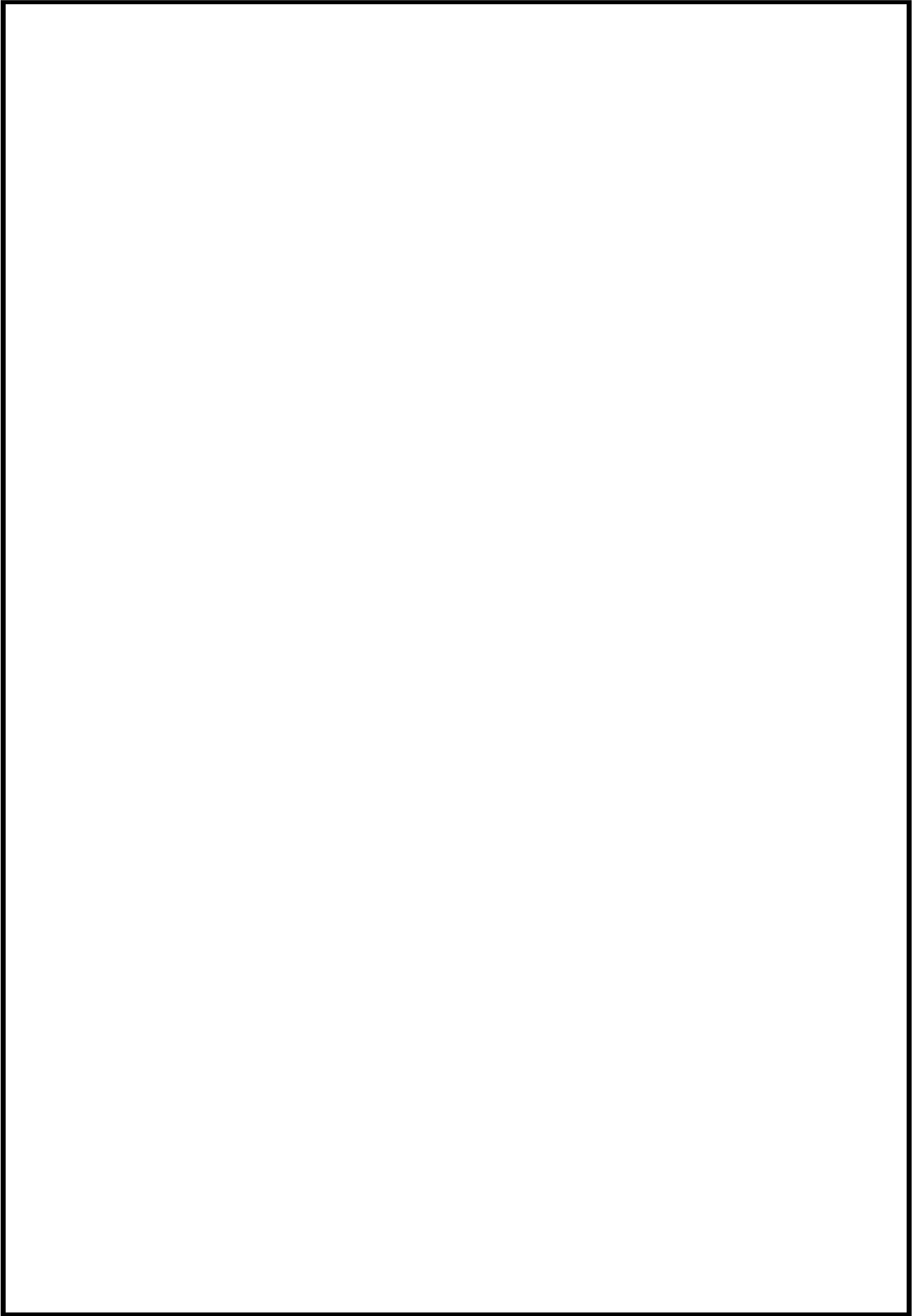


補足図 2 ドライウェル内気相平均温度の推移



補足図 3 解析結果(温度条件①)





補足図 4 解析結果(温度条件①)

## 88. 格納容器下部ドライウェル(ペDESTAL)に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮

### 1. 溶融デブリの評価条件

柏崎刈羽原子力発電所(KK)6/7号機では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融デブリとしてペDESTALに落下するものとしており、この溶融デブリには炉内構造物等を考慮している。溶融デブリの拡がりに関する評価条件を表1に示す。

### 2. KK6/7号機のMCCIの評価における溶融デブリの堆積高さ

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

### 3. 溶融デブリの堆積高さの不確かさ

#### (1) ペDESTAL内の構造物の影響

KK6/7(ABWR)のペDESTAL内の主な構造物としては制御棒駆動系(CRD)交換機とサンプルクーラが挙げられる。溶融デブリへのこれらの構造物の取り込みを考慮すると、溶融デブリ全体の温度を低下させ、MCCIを緩和する側に作用すると考えられることから、現在の評価ではこれらの構造物を考慮していない。主な構造物の重量を表2に示す。表2の通り、これらの構造物は溶融デブリに対して小さいことから、これらの構造物を考慮しても溶融デブリがペDESTAL以外に拡がる恐れは無いと考える。

#### (2) 溶融デブリの粒子化に伴う影響

溶融デブリがペDESTALに落下する場合、予め2 mの水張りを実施する手順としていることから、溶融デブリの一部は水中で粒子化するものと考えられる。この時、粒子化したデブリの密度が低いと堆積高さが高くなるが、前述の通り、ペDESTALの側面の開口部までは十分な高さがあることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮してもペDESTAL以外に溶融デブリが拡がる恐れは無いと考える。

以上

表1 溶融デブリに関する評価条件

項目	設定値	設定根拠
溶融デブリ落下割合	100%(340t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定
溶融デブリの組成	図2参照	MAAPコードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)
ペDESTAL床面積	88.25 m <sup>2</sup>	KK6/7の設計値のうち、床面積の小さいKK7の設計値を使用

表2 ペDESTALの主な構造物の重量

構造物	重さ(t)
CRD交換機	約30
サンプクーラ	約0.7

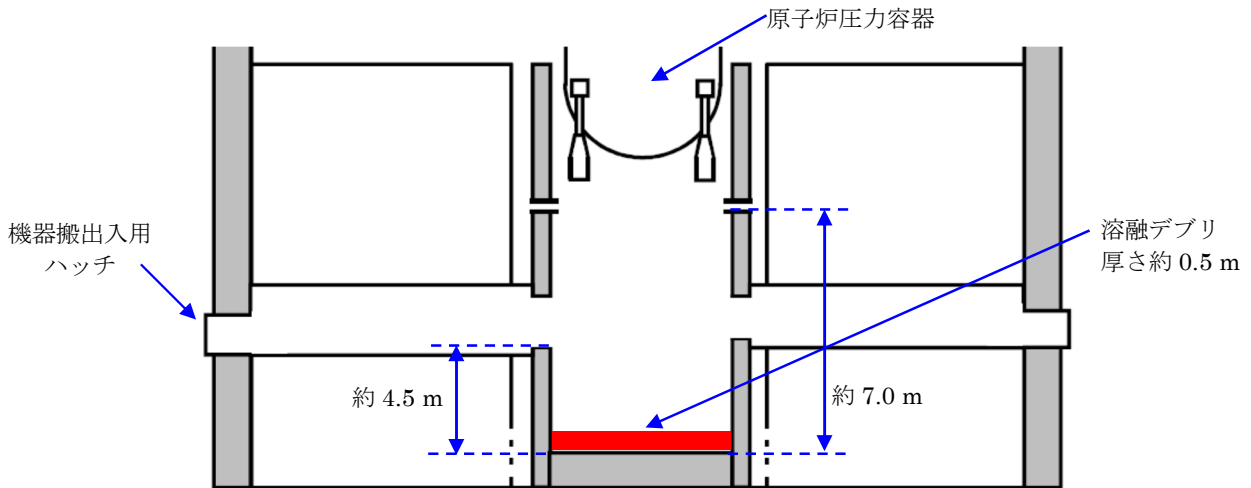


図1 溶融炉心とペDESTALの構造の位置関係

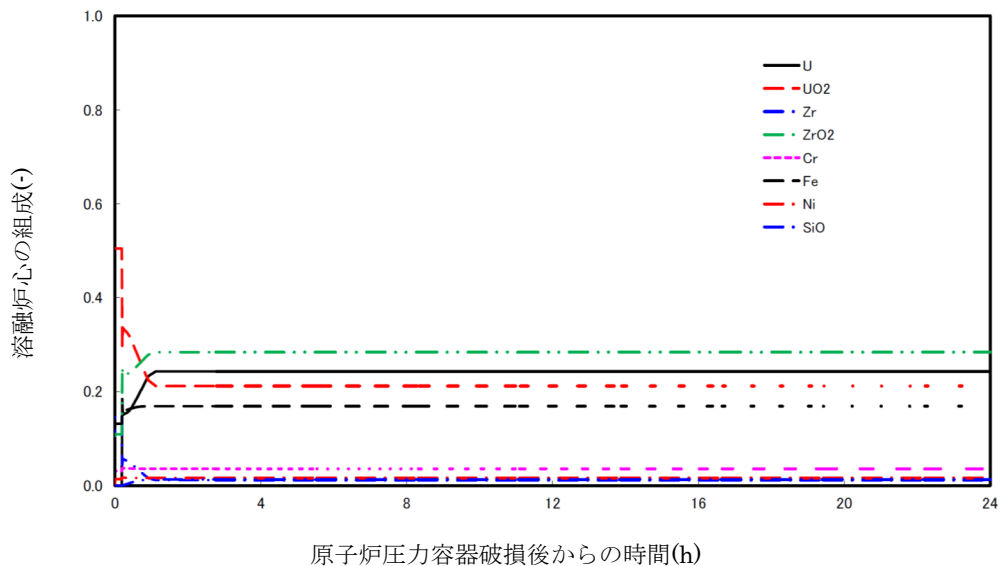


図2 溶融炉心の組成の推移

## 89.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)」)<sup>[1]</sup>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(審査説明資料 添付資料 3.4.1 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  $1 \times 10^4$  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。)<sup>[2]</sup>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 t 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  $1 \times 10^4$  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<sup>\*</sup>)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、 $1 \times 10^4$  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	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	$2 \times 10^3$	0.12	0.06
A①'	室温	非沸騰	5.5	3.5	50	$1 \times 10^4$	0.06	0.03

表2. 電共研(追加実験)の試験条件及び実験結果

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

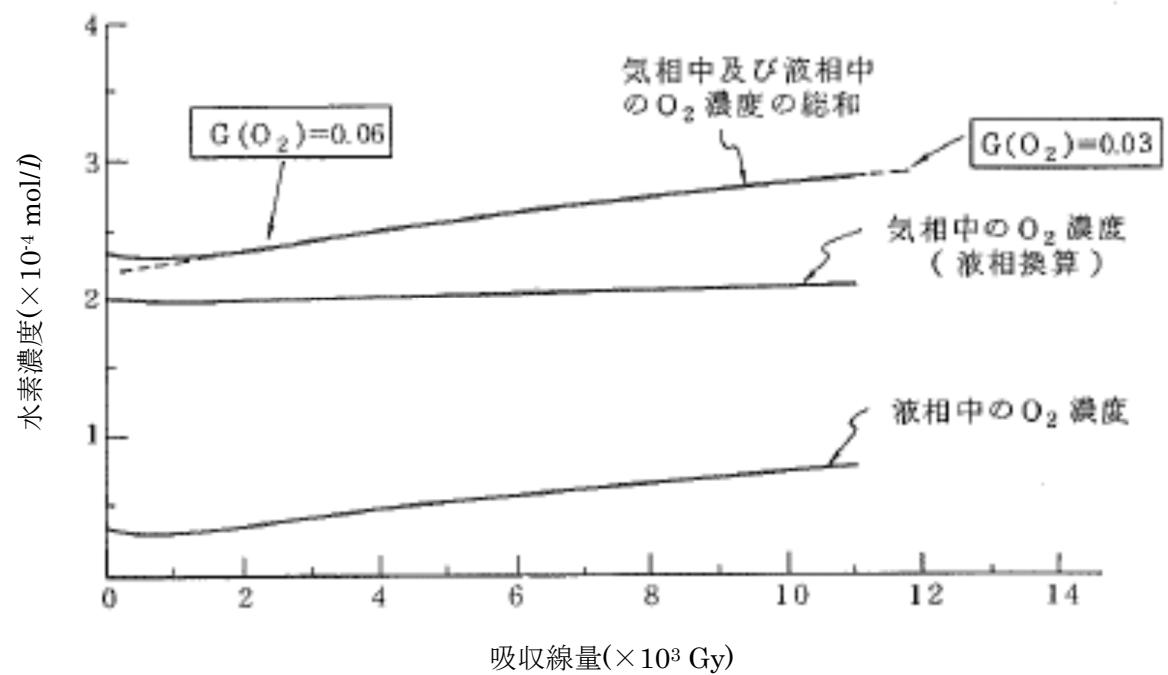
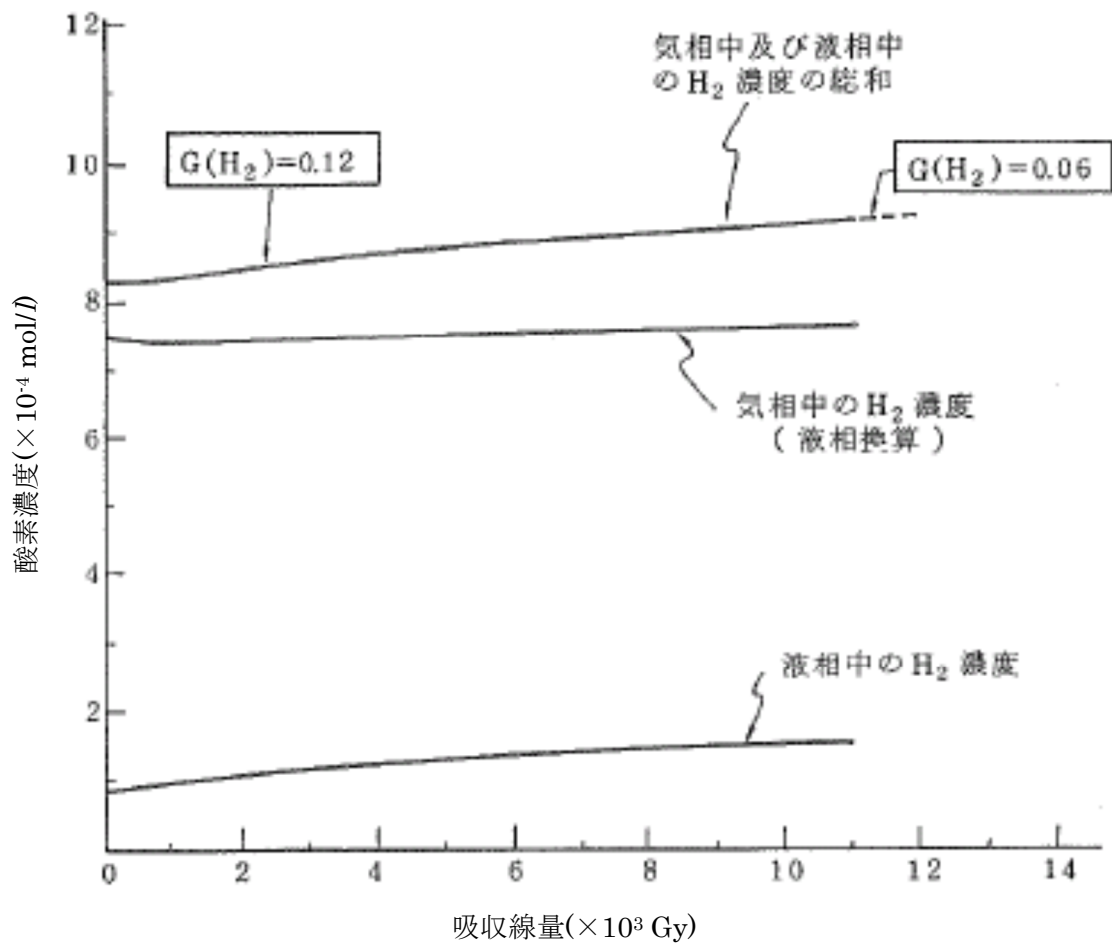


図1 電共研 (基本実験) の実験結果: 水素・酸素濃度と吸収線量の関係 (A①及びA①'のG値)

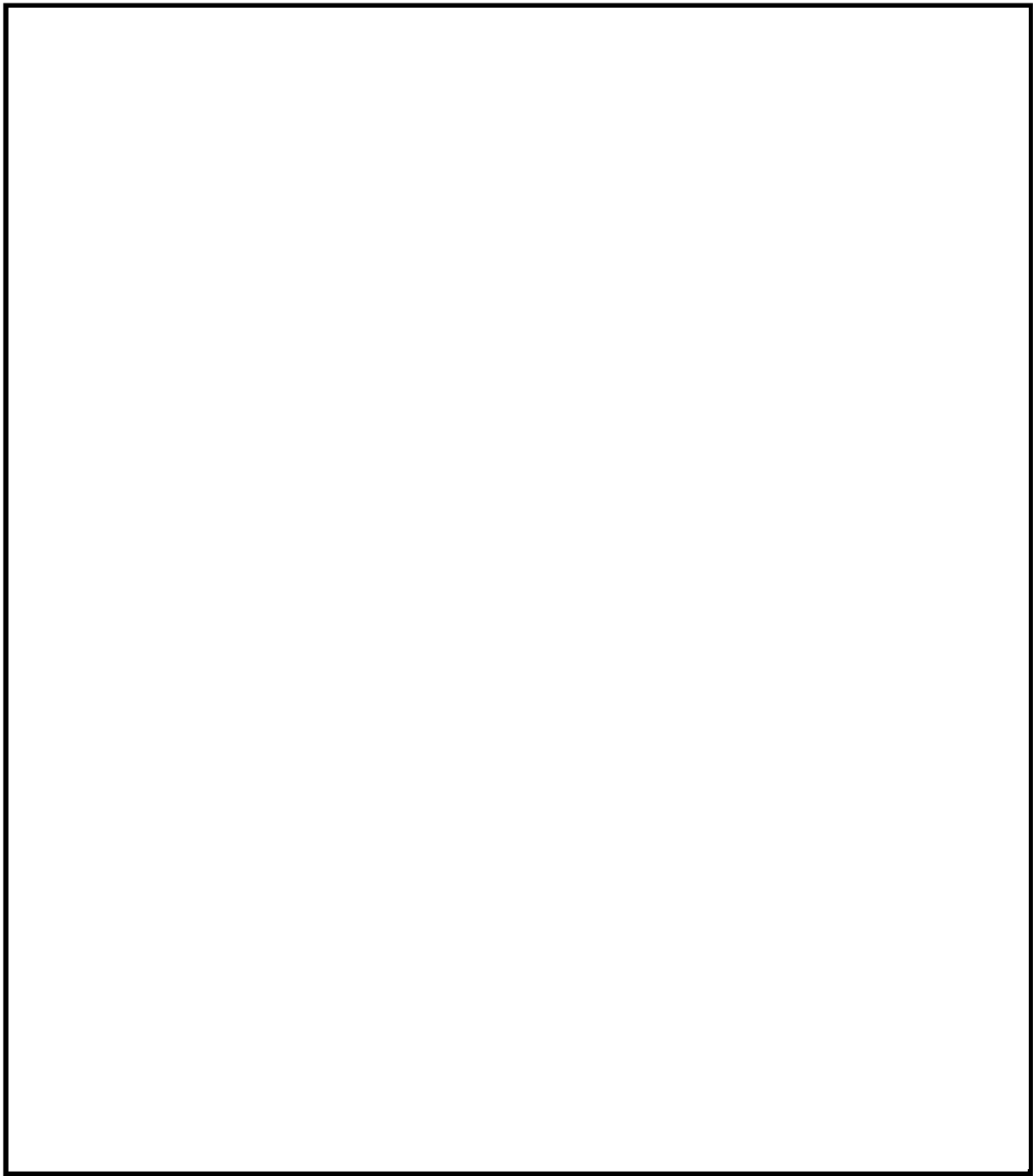


図 2 電共研（追加実験）の実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係  
(B④及び B④' の G 値)



## 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 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、H<sub>2</sub>、O<sub>2</sub> ガスで気相及び液相の H<sub>2</sub>、O<sub>2</sub> 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。

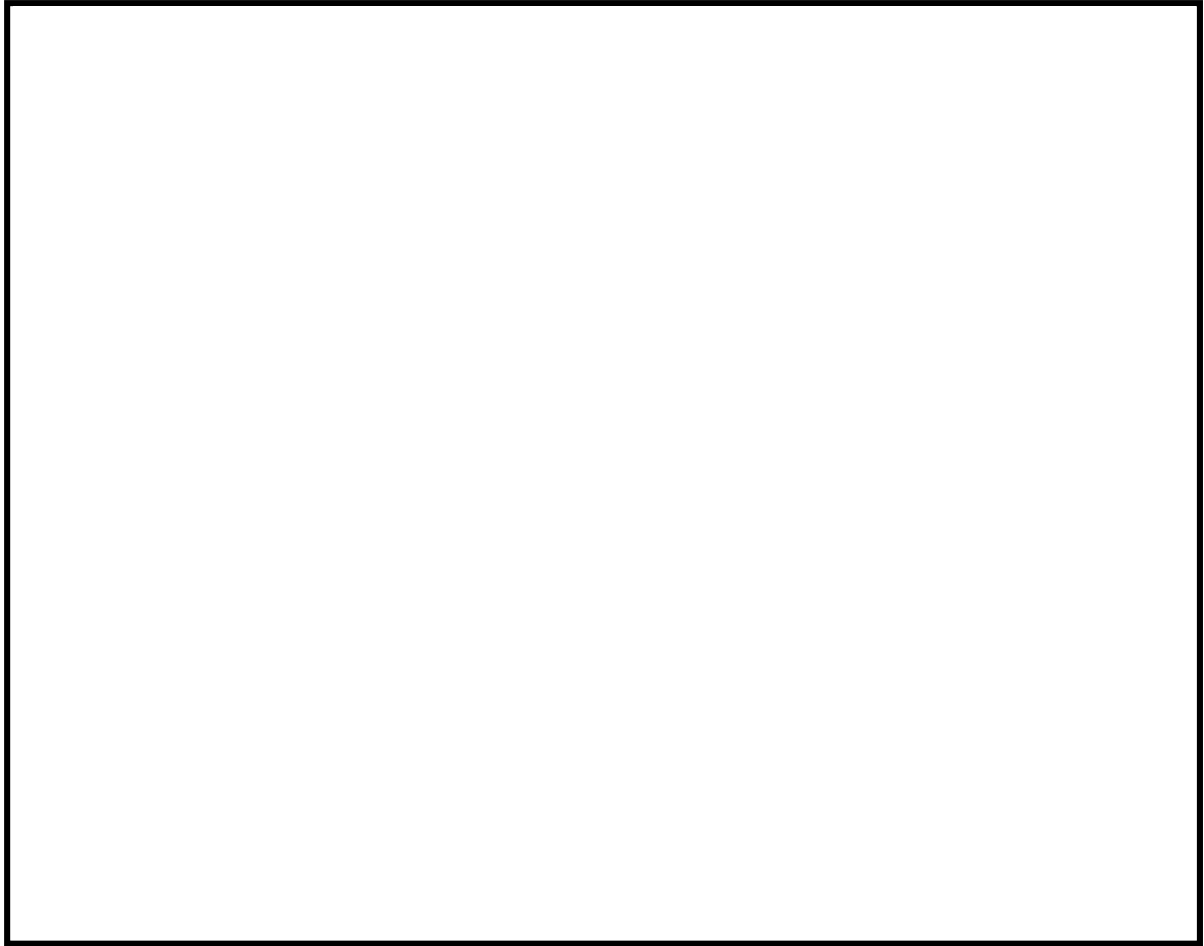


図 1. 電共研(基本実験)の非沸騰実験装置

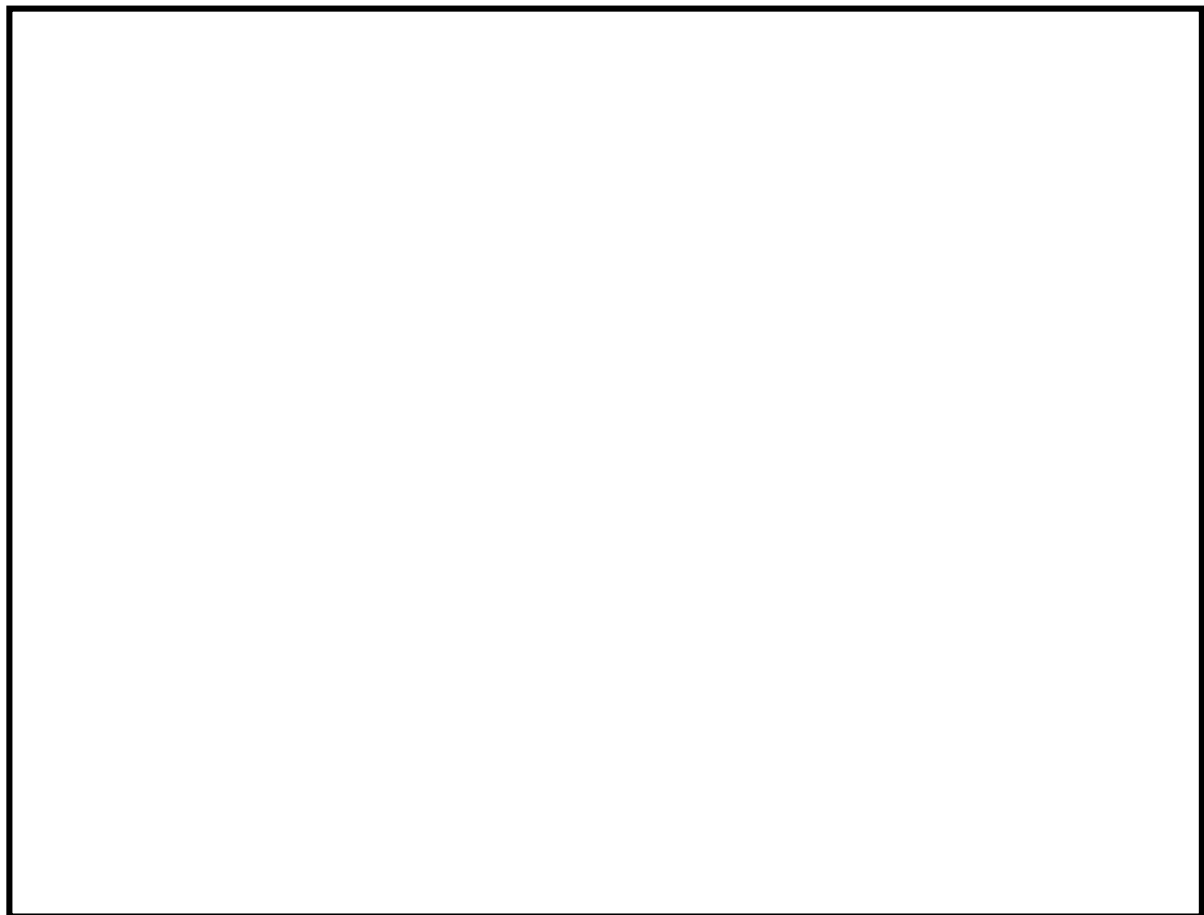


図 2. 電共研(基本実験)の沸騰実験装置

## 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 $\gamma$ 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、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。

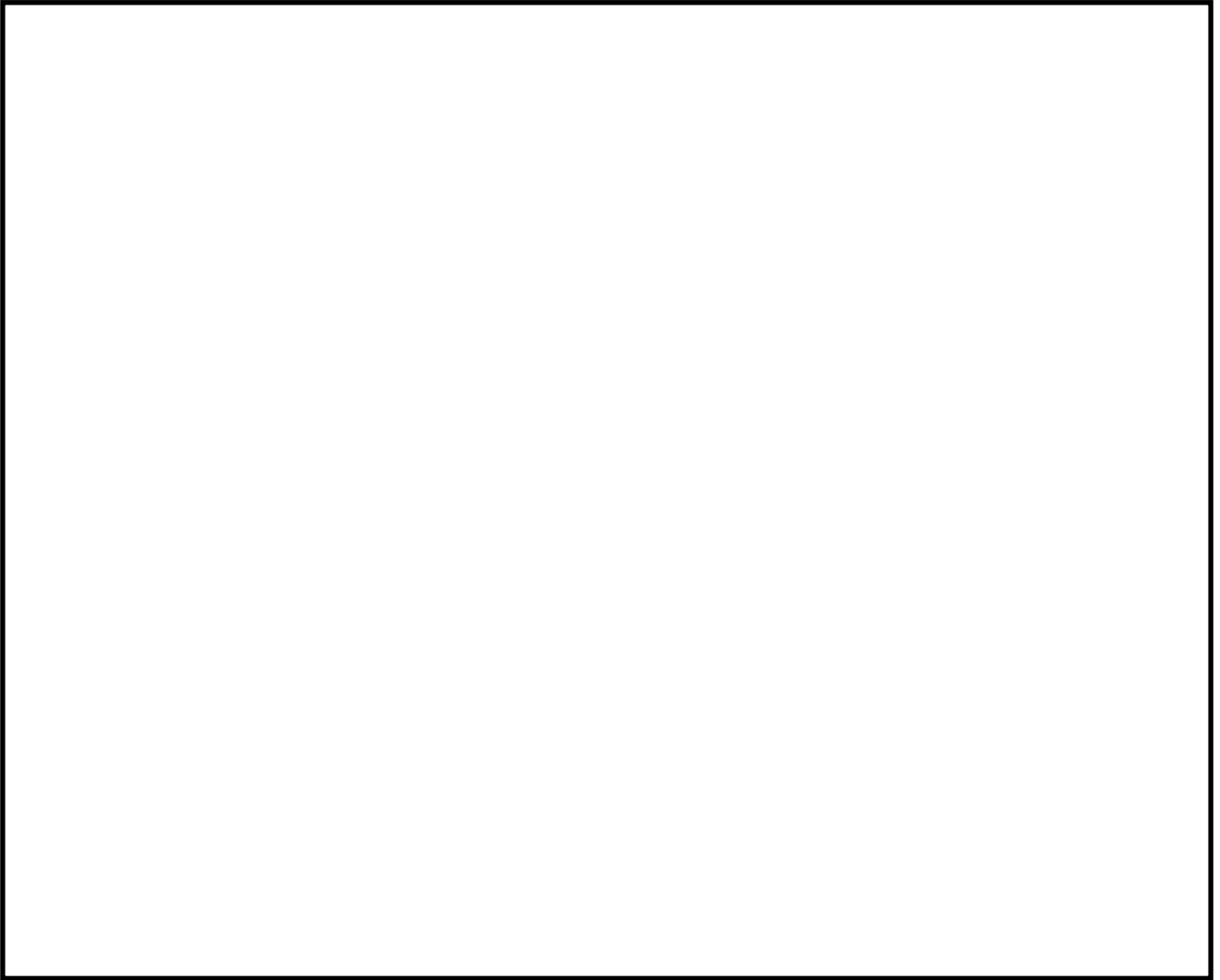


図 1. 電共研(追加実験)の実験装置

## 90. ABWR, RCCV 型格納容器におけるエントレイメント係数の圧カスパイクに対する感度解析

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて(第 5 部 MAAP) 添付 2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」の「4. 不確かさに関する整理」において抽出された、FCI における圧カスパイクに対して不確かさを有すると考えられるパラメータのうち、BWR5, MARK-I 型格納容器において評価結果への影響が確認されたエントレイメント係数について、ABWR, RCCV 型格納容器の場合の評価結果を示す。

### (1) 解析条件

- ・ ベースケースは、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉における「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」とした。
- ・ 表 1 に感度解析の条件を示す。エントレイメント係数は、ベースケースでは MAAP 推奨範囲 (  ~  ) のうちおよそ中間となる  を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP の当該係数の推奨範囲のうち最大値 (  ) と、最小値 (  ) を設定した。

### (2) 解析結果

表 2 及び図 1~3 にベースケース及びエントレイメント係数についての感度解析の結果を示す。感度解析の結果、事象発生約 7 時間後に原子炉圧力容器の破損が発生した直後の格納容器圧力は、感度解析ケース(最大値)の方が僅かに大きい結果となったが、格納容器限界圧力(0.62MPa[gage])は下回る結果となった。

### (3) 結論

エントレイメント係数を変動させた場合であっても、圧カスパイクのピークが限界圧力(0.62MPa[gage])を下回ることを確認した。

また、ABWR, RCCV 型格納容器の場合についても、エントレイメント係数の圧カスパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいことを確認した。

以 上

表 1 解析条件のまとめ

条件	ベースケース	感度解析ケース	
エントレインメント 係数	□	□	□
設定根拠	MAAP 推奨値の ノミナル値	MAAP 推奨範囲の 最小値	MAAP 推奨範囲の 最大値

表 2 解析結果のまとめ

事象	ベースケース	感度解析ケース (最小値)	感度解析ケース (最大値)
炉心損傷	約57分	約57分	約57分
炉心支持板破損	約 3.3 時間	約 3.3 時間	約 3.3 時間
RPV 破損	約7時間	約 7 時間	約 7 時間
PCV ベント	約 9 時間	約 9 時間	約 10 時間
溶融炉心落下による PCV ピーク圧力	約 467 kPa[gage]	約 370 kPa[gage]	約 536 kPa[gage]

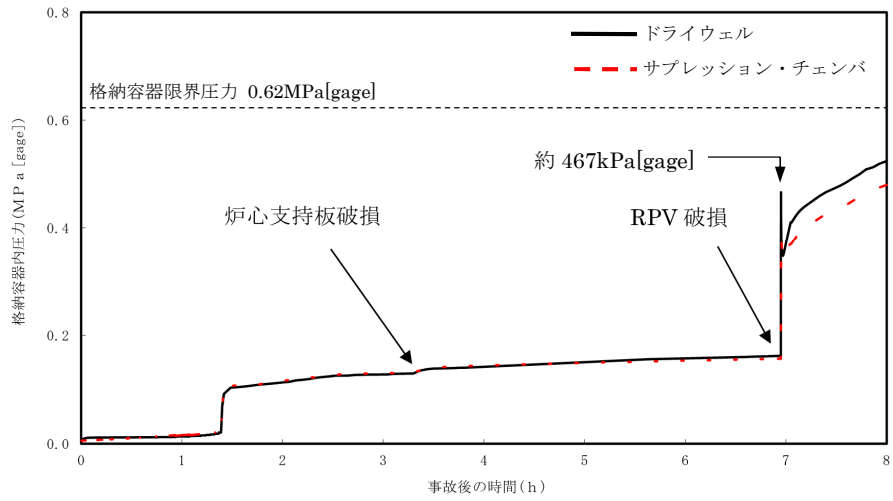


図1 格納容器圧力の時間的変化(ベースケース)

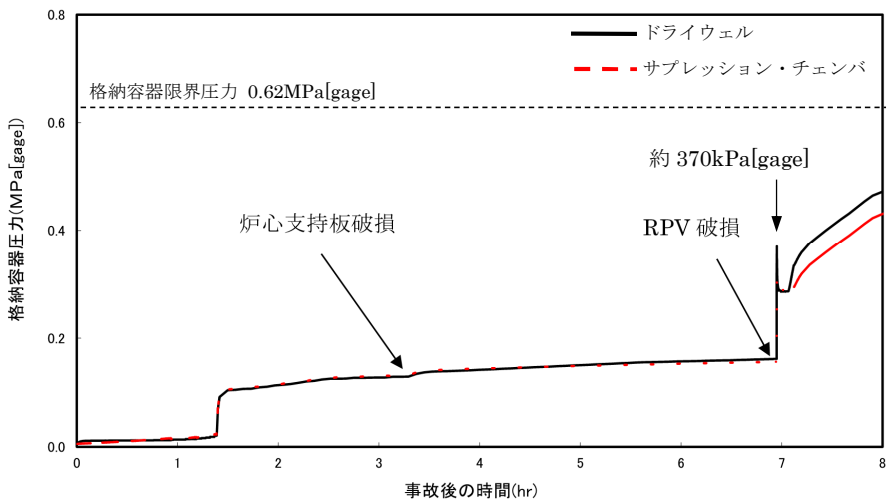


図2 格納容器圧力の時間的変化(感度解析ケース(最小値))

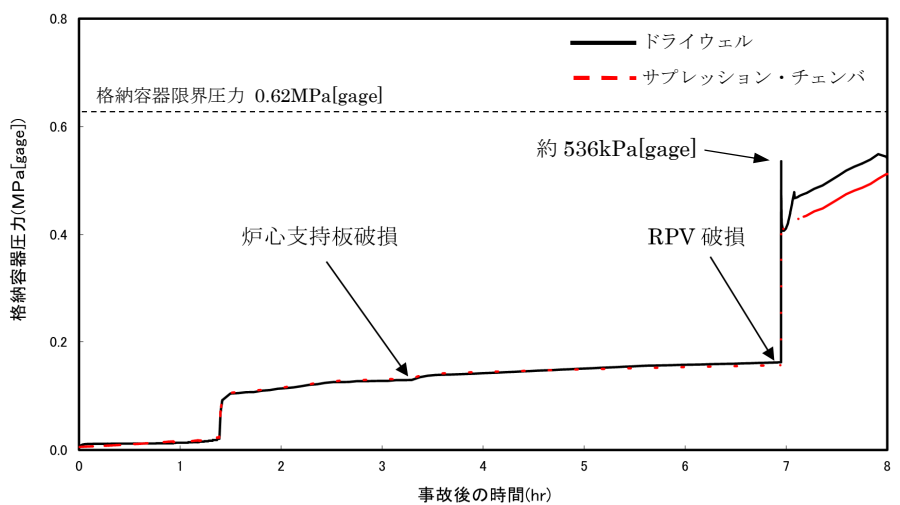


図3 格納容器圧力の時間的変化(感度解析ケース(最大値))

91. 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」, 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)」, 「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と「高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)」との対応及び要員数の比較

DCH, FCI, MCCI については、シーケンス選定及び DCH, FCI, MCCI 各シナリオの有効性評価における説明の通り、重大事故等防止対策に期待する場合、これらの現象の発生に至るシーケンスは無いと整理している。このため、今回の評価では重大事故等防止対策の一部に期待しないものとして、各物理化学現象に伴う格納容器破損が懸念される状態に至るシナリオを設定している。

DCH, FCI, MCCI について、現在選定しているシナリオは、「高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)」の事故シーケンスに対し、重大事故等防止対策である低圧代替注水の機能喪失を重畳させることで炉心損傷に進展させ、その後格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心落下に至るシナリオである。

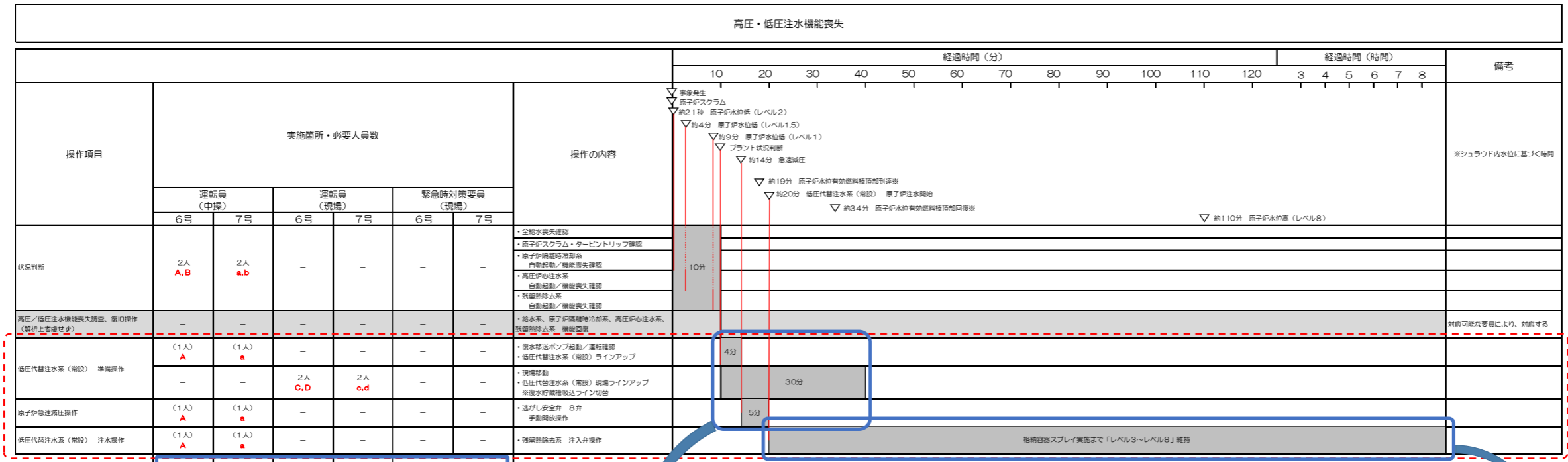
TQUV と DCH, FCI, MCCI を比較した場合の対応の相違は、TQUV で炉心損傷防止対策として実施していた低圧代替注水ポンプによる原子炉注水が、DCH, FCI, MCCI のシナリオでは実施できないため、格納容器破損防止対策である低圧代替注水ポンプによる格納容器下部ドライウェルへの注水に変更となることである。

この変更に伴う要員の変化については、注水先の変化に合わせて運転員の対応が変更となるのみであり、要員数は TQUV への対応に必要な人数と同じである。TQUV と DCH, FCI, MCCI で想定している作業と所要時間の比較を図 1 に示す。

なお、仮により厳しい状況として、DCH, FCI, MCCI のシナリオに全交流動力電源の喪失の重畳を考慮しても、ペDESTAL注水が必要となる約 3.7 時間後までに常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、格納容器ペDESTALへの注水を開始することは十分可能であることから、必要な要員数が「格納容器過圧・過温破損」のシナリオ(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO)への対応で考慮している要員数を超えることは無い。

以 上





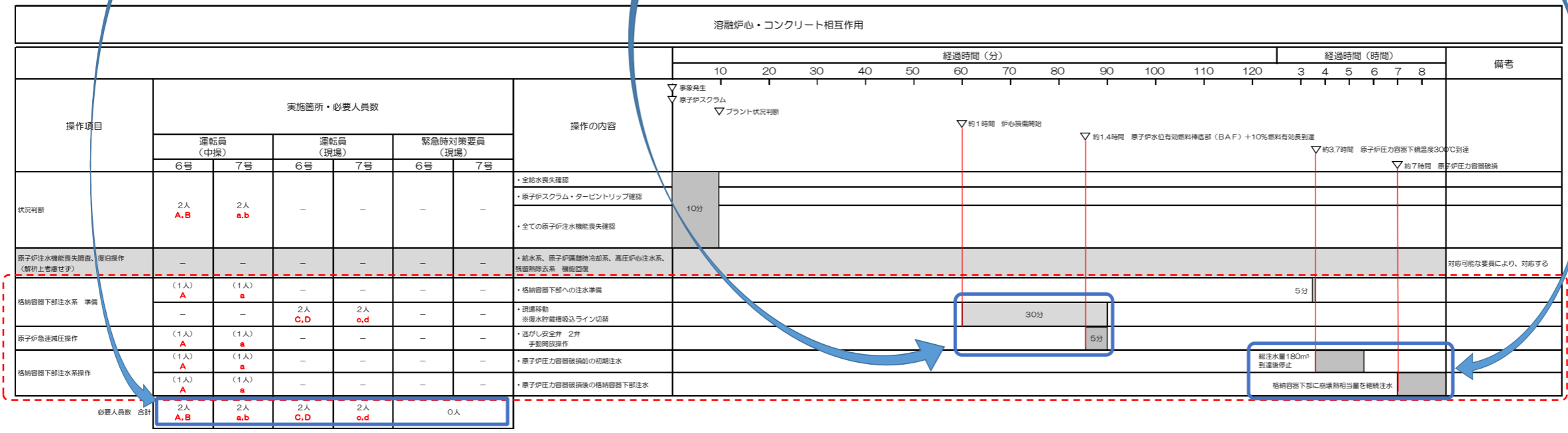
操作項目	実施箇所・必要人員数					
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧操作 (資料上考慮せず)	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-
原子炉急速減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	2人 C,D	2人 o,d	0人	0人

① 原子炉注水機能喪失を確認後、可能な限り復旧を試みるが、復旧できずに原子炉水位が有効燃料棒底部(BAF)+10%燃料有効長に到達(約1.4時間後)した場合は原子炉急速減圧を行う。

② その後も原子炉注水機能が復旧ができない場合は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達(約3.7時間後)したら、格納容器下部注水系により格納容器下部への初期水張りを行い、原子炉圧力容器破損後は崩壊熱相当量にて格納容器下部への注水を行う。

③ 対応人数は変わらない

( ) 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。



操作項目	実施箇所・必要人員数					
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-
原子炉注水機能喪失調査、復旧操作 (資料上考慮せず)	-	-	-	-	-	-
格納容器下部注水系 準備	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-
原子炉急速減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	2人 C,D	2人 o,d	0人	0人

( ) 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図1 高圧・低圧注水機能喪失時及び熔融炉心・コンクリート相互作用時の作業と所要時間

## 92. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の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「大破断 LOCA+ECCS 機能喪失」によって炉心損傷に至るものの、低圧代替注水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格納容器下部ドライウエル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、水-ジルコニウム反応による水素の発生量が多くなり、また、溶融炉心落下後のコア・コンクリート反応による非凝縮性ガスの発生が加わることから、格納容器内の非凝縮性ガス(水素含む)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(溶融炉心が下部ドライウエルに落下する事故シーケンス)の方が、溶融炉心落下後のコア・コンクリート反応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あ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(酸素濃度が高くなる)傾向にあるものとする。

以 上