

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号炉審査資料	
資料番号	KK67-0036 改25
提出年月日	平成28年12月19日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について
(補足説明資料)

平成28年12月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

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

31. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線
32. 原子炉水位及びインターロックの概要
33. 有効性評価「5.4 反応度の誤投入」における、炉心平均中性子束の推移
34. 格納容器下部(ペデスタル)外側鋼板の支持能力について
35. 格納容器下部ドライウェル(ペデスタル)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
36. 初期炉心流量 90%としたケースにおける給水ポンプトリップ後の流量低下について(原子炉停止失敗)
37. 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

1. 原子炉の減圧操作について

原子炉の減圧には以下の2通りがある。

- ・ 熱応力による影響を考慮した温度変化率「55℃/h以下」での減圧
→プラント通常起動/停止時。
- ・ 事故操作対応中に熱応力を考慮するよりも事象を収束させるための減圧（急速減圧）
→原子炉が高圧状態において高圧注水系機能喪失等により原子炉水位が低下した場合、低圧で注水する設備が確保された場合は、速やかに減圧し炉心冷却を維持する必要がある。
→格納容器の除熱機能喪失が想定される場合には、喪失前に原子炉のエネルギーをサブプレッション・プール（S/P）水に落とす必要がある。

急速減圧は、事故収束に必要な操作のため自動減圧系（ADS）「8弁」※1を使用して減圧する。

※1 ADSは機能の名称であるため、正確には「ADS機能付きSRV」となる。

運転操作上の「急速減圧」操作の概要は以下の通り。（図1参照）

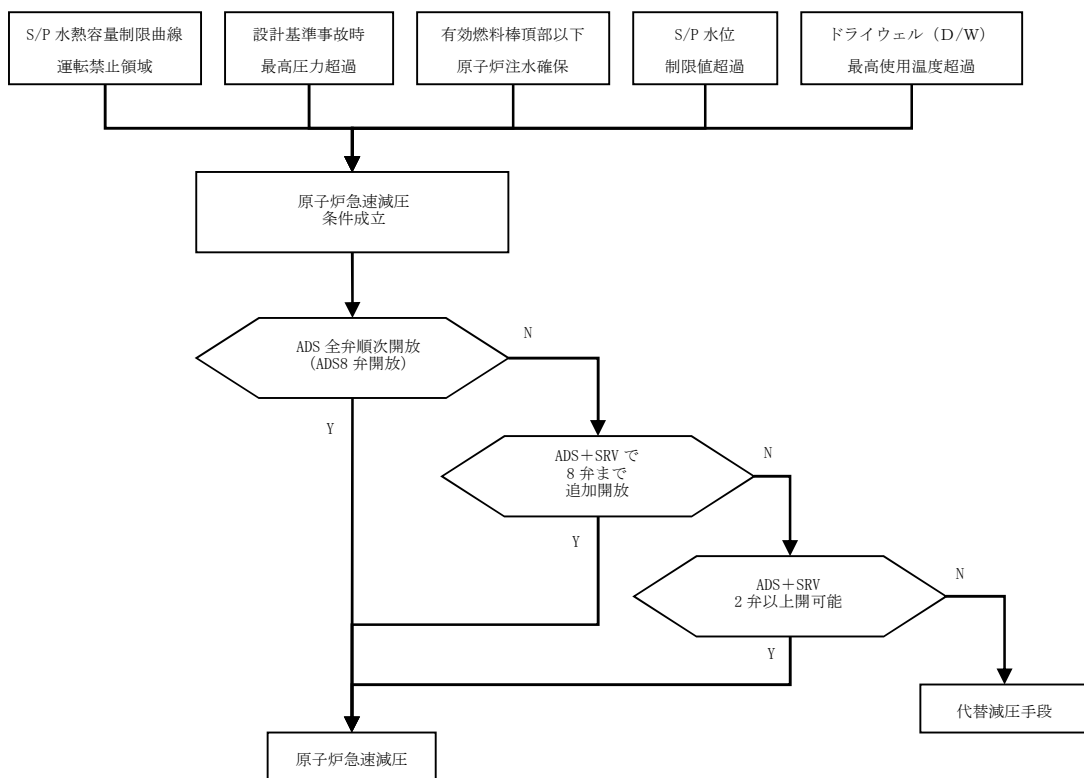


図1 原子炉「急速減圧」操作概要

急速減圧操作は、ADS「8弁」を手動開放することを第一優先とする。それができない場合はADS以外のSRVを含めた「8弁」を手動開放する。さらに、それもできない場合は、急速減圧に必要な最小弁数である

「2弁」を手動開放することにより急速減圧する。SRVによる減圧ができない場合は、代替の減圧手段を試みる。

急速減圧に必要な最小弁数「2弁」は、低圧注水系（LPFL）1台注水を仮定した場合に燃料被覆管最高温度が1200℃以下に抑えられることを条件として設定している。

運転員による操作が無い場合でも、事故事象を収束させるための原子炉減圧としては、自動減圧系（ADS）及び代替自動減圧機能（SA-ADS）の2つがある。概要は以下の通り。

- ADS

非常用炉心冷却系の一部であり、高圧炉心注水系のバックアップ設備として、SRVを開放し原子炉圧力を速やかに低下させ、低圧注水系の早期注水を促す。

具体的には、「原子炉水位低（レベル1）」及び「格納容器圧力高（13.7kPa[gage]）」信号が30秒間継続し、高圧炉心注水系（HPCF）又は残留熱除去系（RHR）ポンプが運転中であれば、ADS 8弁が開放する。

- SA-ADS

非常用炉心冷却系の自動減圧機能が動作しない場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する。ADSの動作信号の内、格納容器圧力高（13.7kPa[gage]）信号が成立しなくても、原子炉の水位が低い状態で一定時間経過した場合は、低圧注水系の起動を条件にSA-ADSは動作する。

具体的には、「原子炉水位低（レベル1）」信号が10分間継続し、RHRポンプが運転中であれば、SA-ADS 4弁^{※2}が開放する。

※2 SA-ADSは機能の名称であるため、正確には「SA-ADS付きSRV」となる。

SA-ADSは、原子炉水位低（レベル1）に「10分間」の時間遅れを考慮して、炉心損傷に至らない台数を検討した結果、3弁を開放すれば炉心損傷の制限値（燃料被覆管温度1200℃以下、被覆管酸化割合15%以下）を満足するため、余裕として1弁を追加して4弁と設定した。

運転員の操作がなくても原子炉を減圧する機能ではあるが、原子炉停止機能喪失（ATWS）の場合は、原子炉の自動減圧により低温の水が注水されることを防止するため、運転員の判断により自動減圧を阻止及び自己保持回路をリセットするための操作スイッチがある。

各SRVの機能を表1に整理する。

表1 SRV機能一覧

	機能			
	逃がし弁	安全弁	ADS	SA-ADS
SRV (B) (D) (E) (G) (J) (K) (M) (P) (S) (U)	○	○	—	—
SRV (A) (F) (L) (R)	○	○	○	—
SRV (C) (H) (N) (T)	○	○	○	○

ADS 及び SA-ADS は運転員の操作を考慮しないが、運転員が各論理の動作状況を確認できるように警報を発生する。ADS 及び SA-ADS の動作回路図及び警報発生箇所を以下に示す。(図 2, 3 参照)

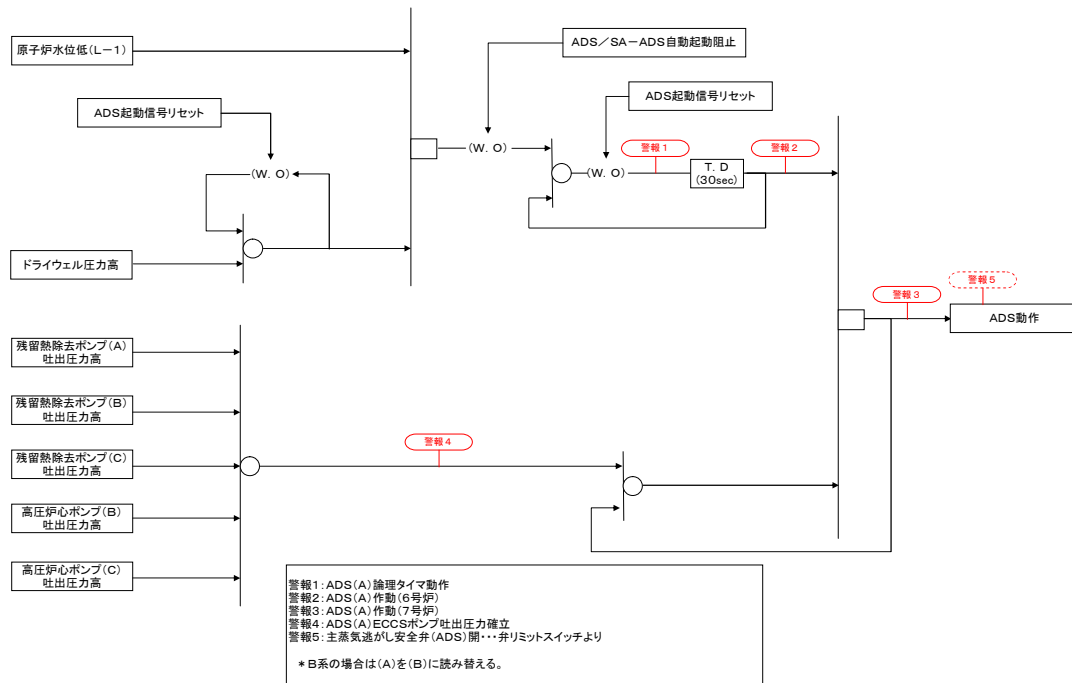


図 2 ADS 動作回路

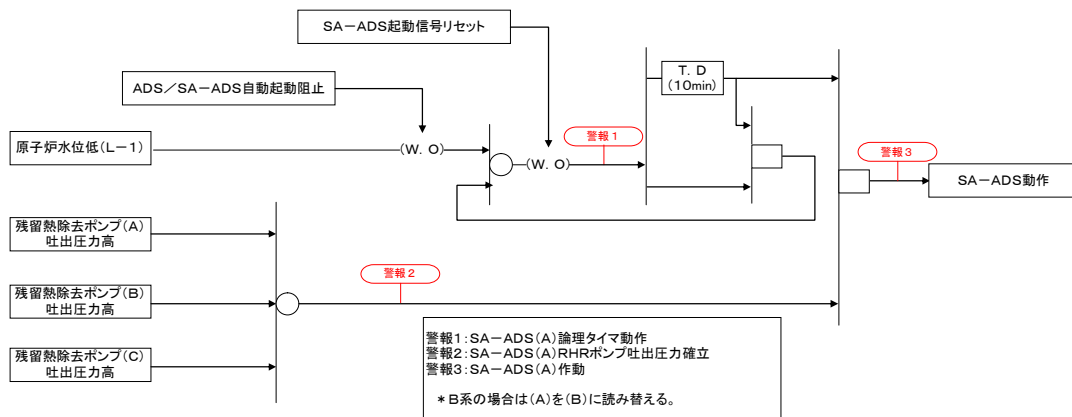


図 3 SA-ADS 動作回路

これらの警報により、ADS または SA-ADS の論理が動作していることを確認し、自動減圧に備える。

なお、SA-ADS 動作による自動減圧中に有効燃料棒頂部 (TAF) を下回った場合は、運転操作手順書に則り、残りの ADS 4 弁を開操作する。

2. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について

各種 PRA 等の結果により実施した重要事故シーケンスの選定の結果として、当社では多くのシーケンスグループにおいて過渡事象を起因とする事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定している。

内部事象運転時レベル 1PRA 報告書に示した通り、過渡事象としては運転時の異常な過渡変化及び事故の一部を考慮しているが、有効性評価において解析を実施するに際しては、その具体的な事象を設定する必要がある。

その考え方は、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」(平成 27 年 7 月)にも一部示しているが、本資料では、高圧・低圧注水機能喪失を例に、設定の考え方を補足する。

1. 過渡事象の特徴と選定に際しての整理

表 1 に柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉 (KK6/7 号炉) 設置許可申請書添付書類十において評価の対象とした運転時の異常な過渡変化、事故について、分類・整理した結果を示す。表 1 の右端の事象分類は、事象発生時のプラント応答を考慮して分類した結果である。これらを事象の特徴に応じて更にグループ化する。その上で、重要事故シーケンスで想定する過渡事象のグループを選定し、グループ内の過渡事象からより評価に適した事象を選定する。表 2 にグループ化の結果を示す。

高圧・低圧注水機能喪失では、現状の設置許可ベースの注水機能を喪失した際の、重大事故等対処設備の有効性を確認する。本事象には代替の注水機能による注水が有効な対策と考えられ、KK6/7 号炉の有効性評価においても主に低圧代替注水系(常設)の有効性を確認している。

代替の注水機能によって低圧状態の炉心の重大事故(炉心損傷)の防止を図る場合、注水開始までの時間余裕がその事象への対応の厳しさを左右する。注水までの時間余裕は原子炉水位の低下速度に左右されると考えると、スクラムに至る際の原子炉水位が低い事象が厳しいと考えられる。

外部電源の有無の影響は次項において述べるため除外すると、上記の観点で厳しい事象としては、「全給水喪失」が該当する。このため、高圧・低圧注水機能喪失の重要事故シーケンスの評価においては起因となる過渡事象として「全給水喪失」を設定した。

2. 外部電源有無の影響

外部電源の有無が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響については、重要事故シーケンスの有効性評価の詳細な条件を設定する段階で感度解析等を実施し、選定した。

高圧・低圧注水機能喪失についても、外部電源の有無が事象進展及びパラメータの変

動に及ぼす影響を確認している。評価条件を表 3 に、評価結果を図 1 に示す。

評価の結果を比較すると、外部電源有りの場合、過渡事象発生後も再循環ポンプが停止しないため^{※1}、過渡事象発生から原子炉水位低(レベル 3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早い。このため、外部電源有りの場合の方が原子炉水位低(レベル 3)によってスクラムに至るタイミングが僅かに早い。スクラム後の水位の低下も外部電源有りの場合の方が早い。これは、過渡事象発生から原子炉水位低(レベル 3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されており、活発に核分裂反応が生じていることから、スクラム後の崩壊熱が高くなるためである。また、運転員操作の余裕時間の観点でも外部電源有りの場合の方が厳しい。手順としては高圧・低圧注水機能の喪失を確認後、代替低圧注水系(常設)の準備を開始し、注入の準備が出来次第、原子炉の減圧操作となるため、外部電源の有無が減圧のタイミングを決定するものではないが、減圧時の減圧沸騰及び再冠水により炉心の著しい損傷を防止するという観点では、原子炉水位の低下が早い外部電源有りの場合の方が、より早いタイミングでの減圧が必要となる。但し、燃料被覆管最高温度(PCT)は、早いタイミングで減圧した外部電源有りの場合の方が高い値を示しているものの、その差は約 5 °C であり、外部電源の有無によって大きな差が表れるものではない。

上記の通り、外部電源有りの場合の方がスクラムのタイミング及び水位の低下が早いものの、急速減圧に伴う PCT の差は僅かであり、他のパラメータにも時間差以外の大きな違いは見られないことから、結果的に、外部電源の有無は本事故シーケンスの評価において有意な違いをもたらす条件ではないと考える。

※1 過渡事象及び設計基準事故における「原子炉冷却材流量の喪失(再循環ポンプ・トリップ)」を除く

3. 初期水位の影響

初期水位が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響については、重要事故シーケンスの有効性評価の詳細な条件を設定する段階で感度解析等を実施し、確認した。

高圧・低圧注水機能喪失についても、初期水位が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響を確認している。評価条件を表 4 に、評価結果を図 2 に示す。

評価の結果から、初期水位を低くすると水位低下及び炉心露出時間に差が表れるものの、急速減圧に伴う PCT の差は約 7 °C と僅かであり、他のパラメータにも時間差以外の大きな違いは見られないことから、結果的に、初期水位は本事故シーケンスの評価において有意な違いをもたらす条件ではないと考える。

以上

表 1 過渡変化・事故による起因事象の同定

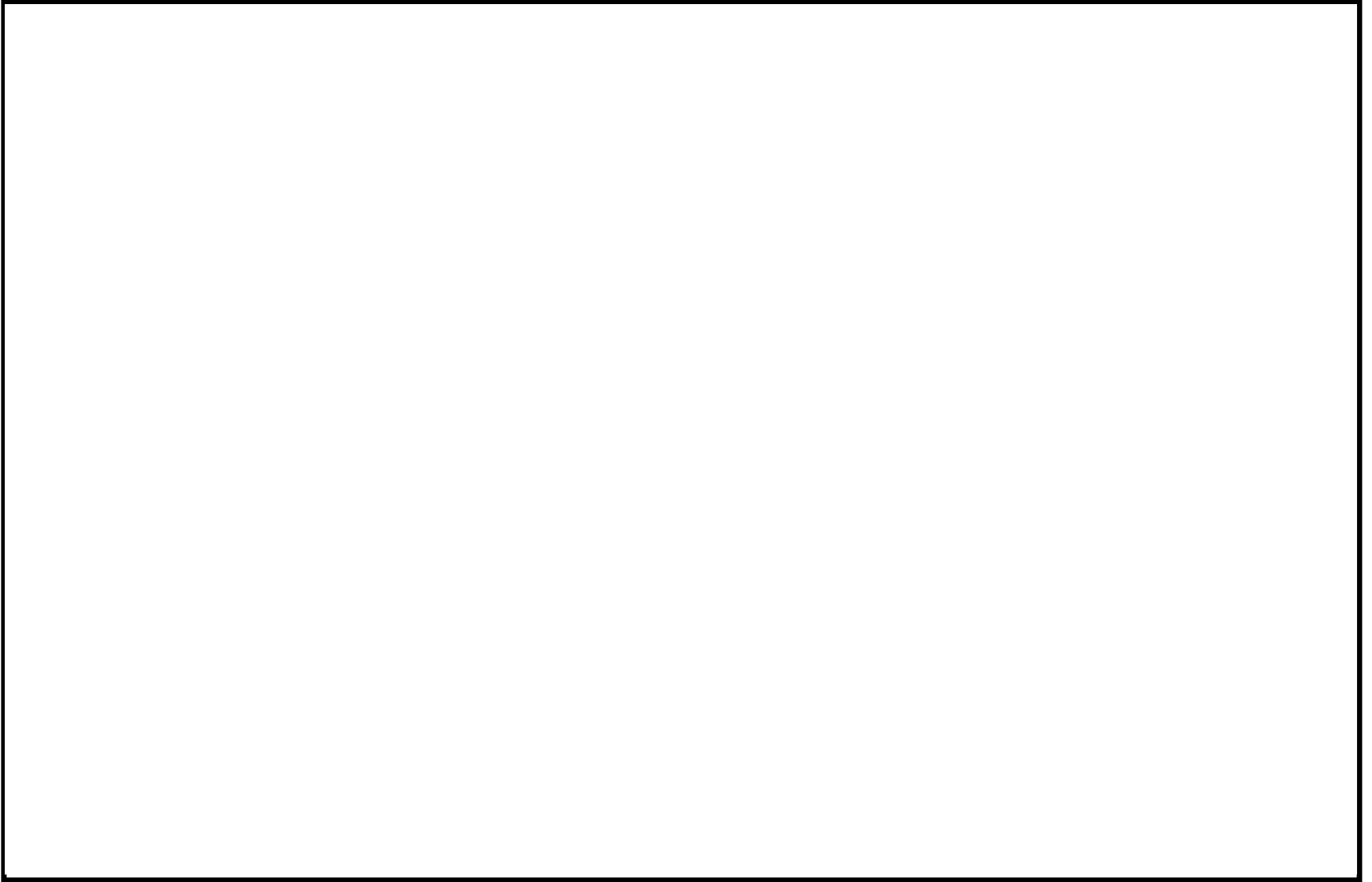


表 2 過渡変化・事象のグループ化

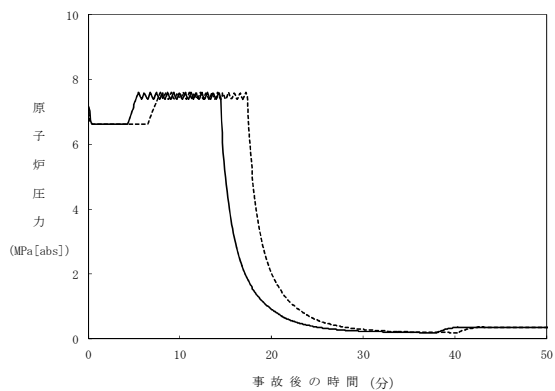
事象分類	事象の特徴(グループ化の観点)	事象グループ
A, B1, B2	タービントリップなどにより原子炉がスクラムする事象であり、タービンバイパス弁は正常に作動する事象であることから、いずれも事象初期から継続して給復水系が利用できる。	非隔離事象
C, D1, D2, E	主蒸気隔離弁 (MSIV) などが閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象である。事象初期には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生ずる。	隔離事象
F	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。事象初期には給復水系が利用できず、他の事象とはプラント応答が異なる。水位低下の観点では給復水系が利用できないことから「G」の水位低下事象よりも厳しい事象と考えられる。	全給水喪失
G	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。給水流量の全喪失までには至らないため、機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能である。	水位低下事象
H1, H2	原子炉保護系 (RPS) の誤動作が起因となっている事象や、制御棒の誤引抜きに関する事象など出力の増加が軽微な事象である。事象初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能である。	RPS 誤動作等
I	外部電源が喪失する事象であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になるなど、他の事象とはプラント応答が異なる。	外部電源喪失
J	原子炉運転中に S/R 弁が誤開放する事象である。誤開放を想定する弁数は発生頻度の観点から 1 弁としているため、本事象は事象発生後速やかにスクラムに至る事象では無い。原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴うが、原子炉水位の低下には給水系による対応が可能である。S/R 弁を通じてサプレッションプール水中に蒸気が放出されるため、復水器ホットウェル(H/W)への補給が不足すると復水器 H/W の水位が低下し、給水喪失に至る可能性がある。しかしながら、この場合の事象進展から全給水喪失に至る頻度を概算すると、起因事象「S/R 弁誤開放」の発生頻度(1×10^{-3} /炉年)と、少なくとも「S/R 弁漏えい」警報の認知失敗、「サプレッションプール水温度高」警報の認知失敗、「主復水器 H/W 水位低」警報の認知失敗の重畳が生じると考えられ、各警報の認知失敗確率を保守的に 0.1 としても、全給水喪失に至る頻度は 1×10^{-6} /炉年となる。これは他の起因事象の発生頻度と比較しても低い値であり、その他のパラメータの変化や認知失敗確率の保守性を考慮すると、更に低い値になると考えられる。以上の通り、起因事象「S/R 弁誤開放」の後、「全給水喪失」に至る頻度は十分に低く、起因事象として考慮する必要性は低いものとする。	S/R 弁誤開放

表 3 外部電源有無の感度解析における主要解析条件

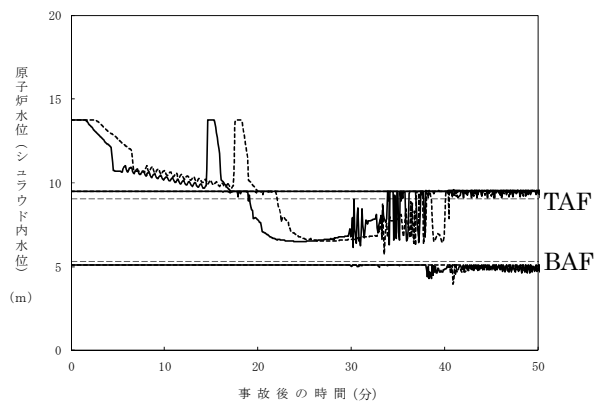
	項目	解析条件	備考
初期条件	原子炉熱出力	3926 MW	定格出力, 申請解析と同じ
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力, 申請解析と同じ
	原子炉水位	通常運転水位	申請解析と同じ
	最大線出力密度	44.0 kW/m	申請解析と同じ
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	申請解析と同じ
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	申請解析と同じ
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCE, LPFL の喪失 申請解析と同じ
	外部電源	有り/無し	感度解析対象
重大事故対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(L3)	申請解析と同じ
	逃がし安全弁	8 弁	申請解析と同じ
	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	申請解析と同じ
重大事故対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加起動及び中央制御室における系統構成	急速減圧実施までに完了	申請解析と同等
	原子炉急速減圧操作	原子炉水位 (レベル 1) 到達から 5 分後	申請解析と同等

表 4 原子炉初期水位に関する感度解析における主要解析条件

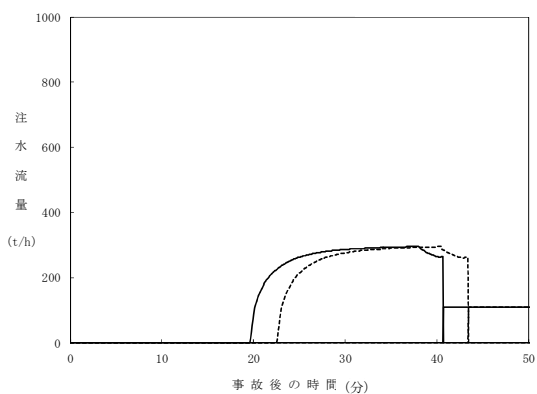
	項目	解析条件	備考
初期条件	原子炉熱出力	3926 MW	定格出力, 申請解析と同じ
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力, 申請解析と同じ
	原子炉水位	①通常運転水位(NWL)(13.4 m) ②原子炉水位低(L3)(12.85 m)	感度解析対象
	最大線出力密度	44.0 kW/m	申請解析と同じ
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	申請解析と同じ
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	申請解析と同じ
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCF, LPFL の喪失 申請解析と同じ
	外部電源	有り	申請解析と同じ
重大事故対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(L3)	申請解析と同じ
	再循環ポンプ(RIP)トリップ	原子炉水位 L3 で RIP4 台停止, 原子炉水位 L2 で RIP6 台停止	申請解析と同じ
	逃がし安全弁	8 弁	申請解析と同じ
	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	申請解析と同じ
重大事故対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加起動及び中央制御室における系統構成	急速減圧実施までに完了	申請解析と同等
	原子炉急速減圧操作	原子炉水位 L1 到達から 5 分後	—



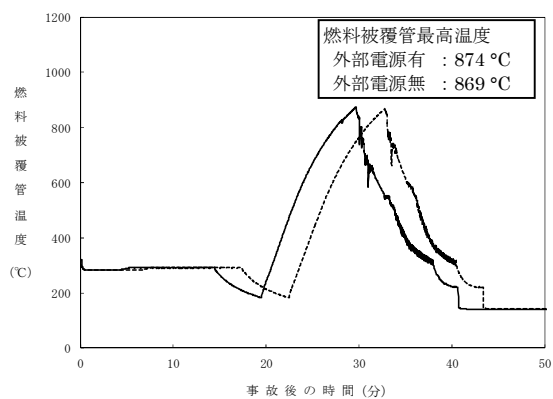
原子炉圧力変化



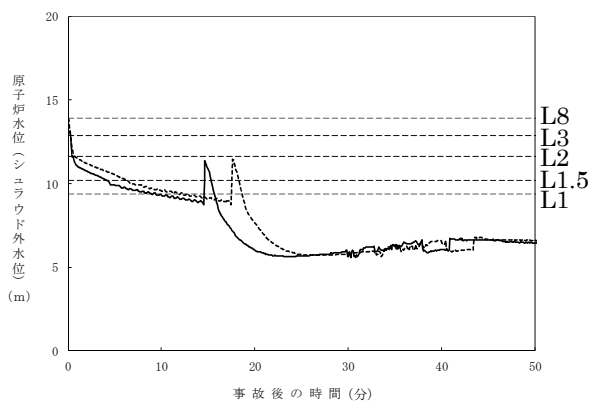
原子炉水位(シールド内水位)変化



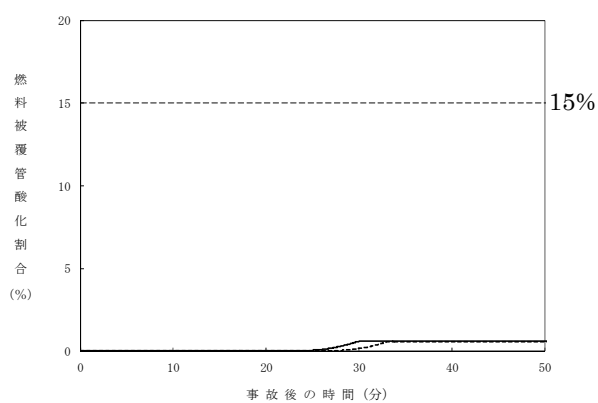
原子炉注水流量変化



燃料被覆管最高温度変化



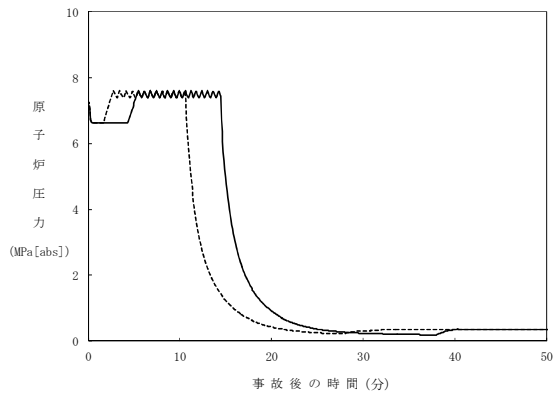
原子炉水位(シールド外水位)変化



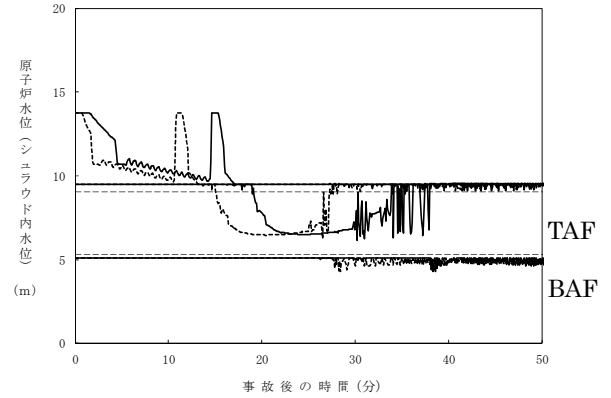
燃料被覆管酸化割合最大値変化

-----: 外部電源無し —————: 外部電源有り(申請解析)

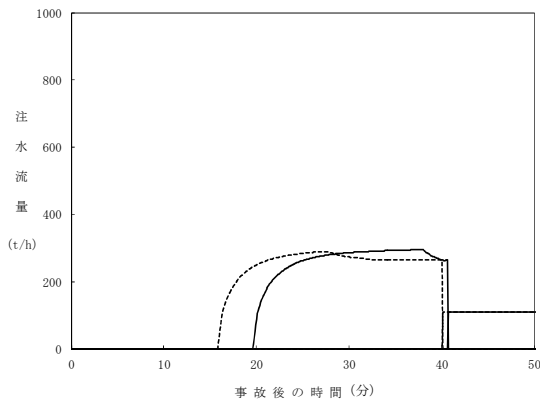
図1 高圧・低圧注水機能喪失シーケンスにおける外部電源有無の感度解析
(K7, ADS(L1+5分後減圧)+MUWC 2台作動)



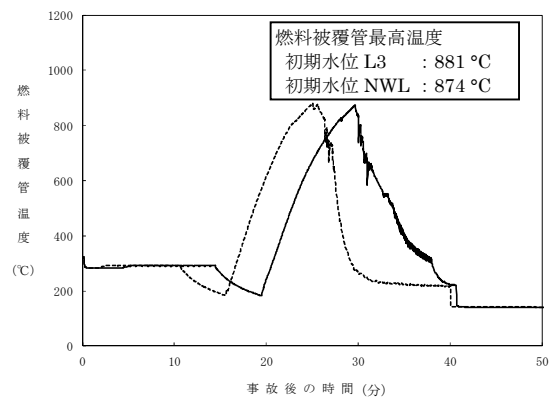
原子炉圧力変化



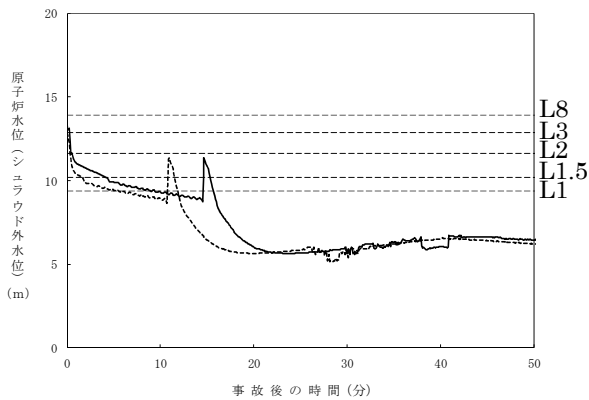
原子炉水位(シールド内水位)変化



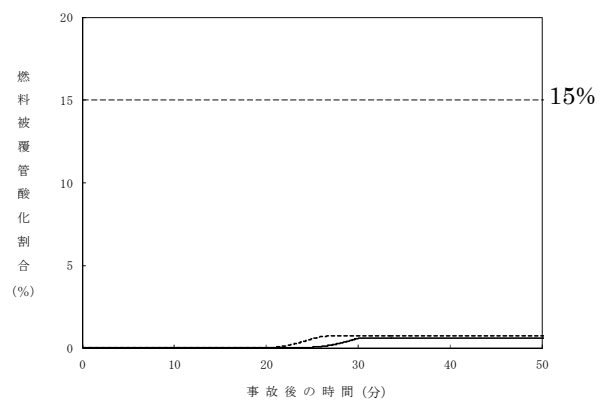
原子炉注水流量変化



燃料被覆管最高温度変化



原子炉水位(シールド外水位)変化



燃料被覆管酸化割合最大値変化

----- : 初期水位 L3(申請解析) ————— : 初期水位 NWL

図 2 原子炉初期水位に関する感度解析
(K7, ADS(L1)+MUWC 2 台作動)

3. G 値について

1. これまでの許認可解析に用いた G 値と今回の申請で採用した G 値について

従来、G値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析で使用しており、以前にはその値として、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)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)^[1]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)^[2](以下「電共研」という。)にて水の放射線分解に関する実験を実施し、可燃性ガス濃度制御系性能評価条件下での実効G値として次の結果を得た。

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

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^[3]において、沸騰状態で $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.4/0.2$ 、非沸騰状態で $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.25/0.125$ 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」^[2]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、酸素ガスポンプを用いて雰囲気条件(気液相の水素、酸素初期濃度)を設定する。その後よう素、鉄、銅等の不純物を所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマントルヒータにより加熱、沸騰させる。

全ての条件が定常状態に達した後、⁶⁰Co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、その後に安定し0.2分子/100eV程度になる。また、酸素濃度の場合には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(Fe^{2+} , 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、 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 ₂)	G(O ₂)
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							

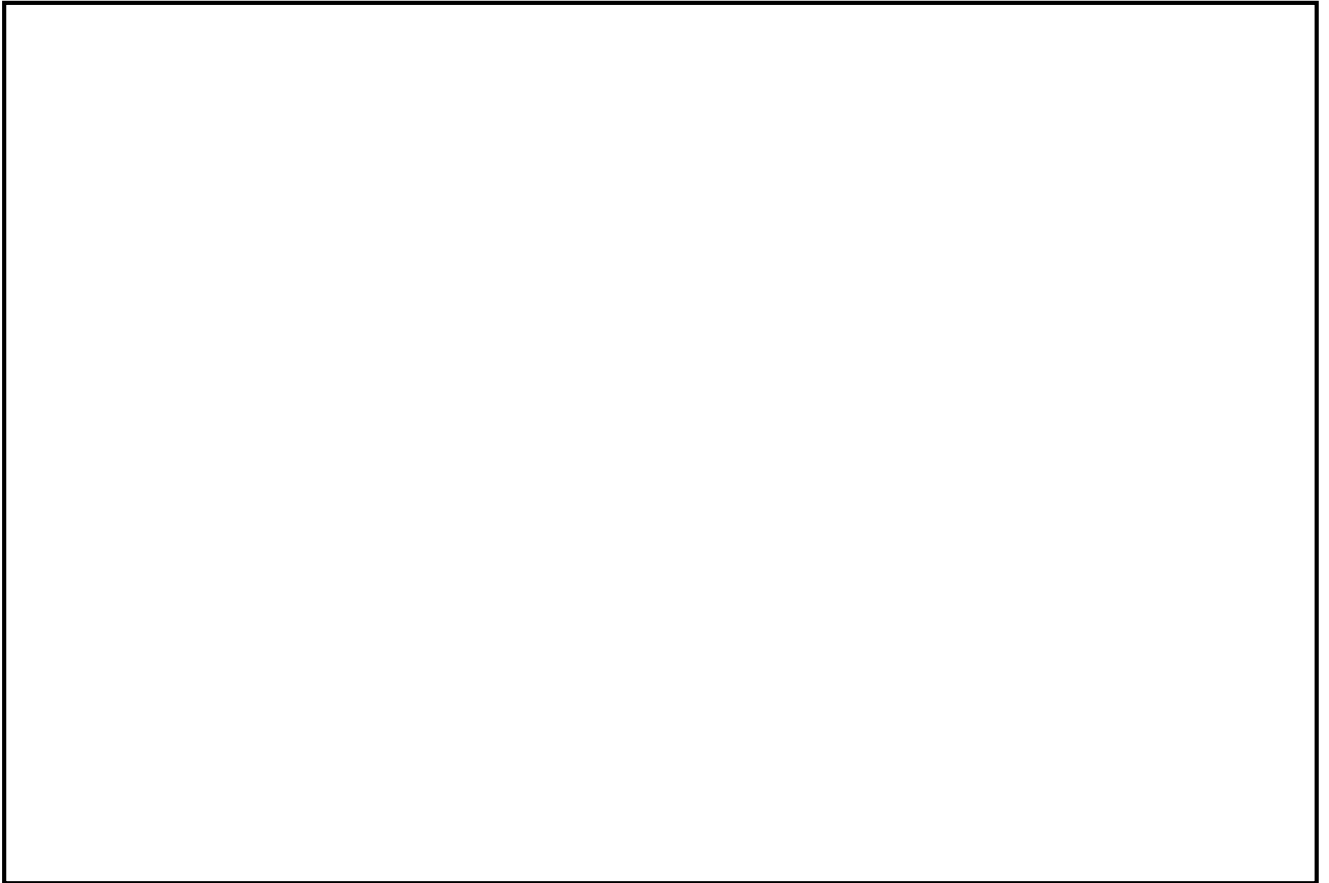


図 2-1 非沸騰実験装置の概要

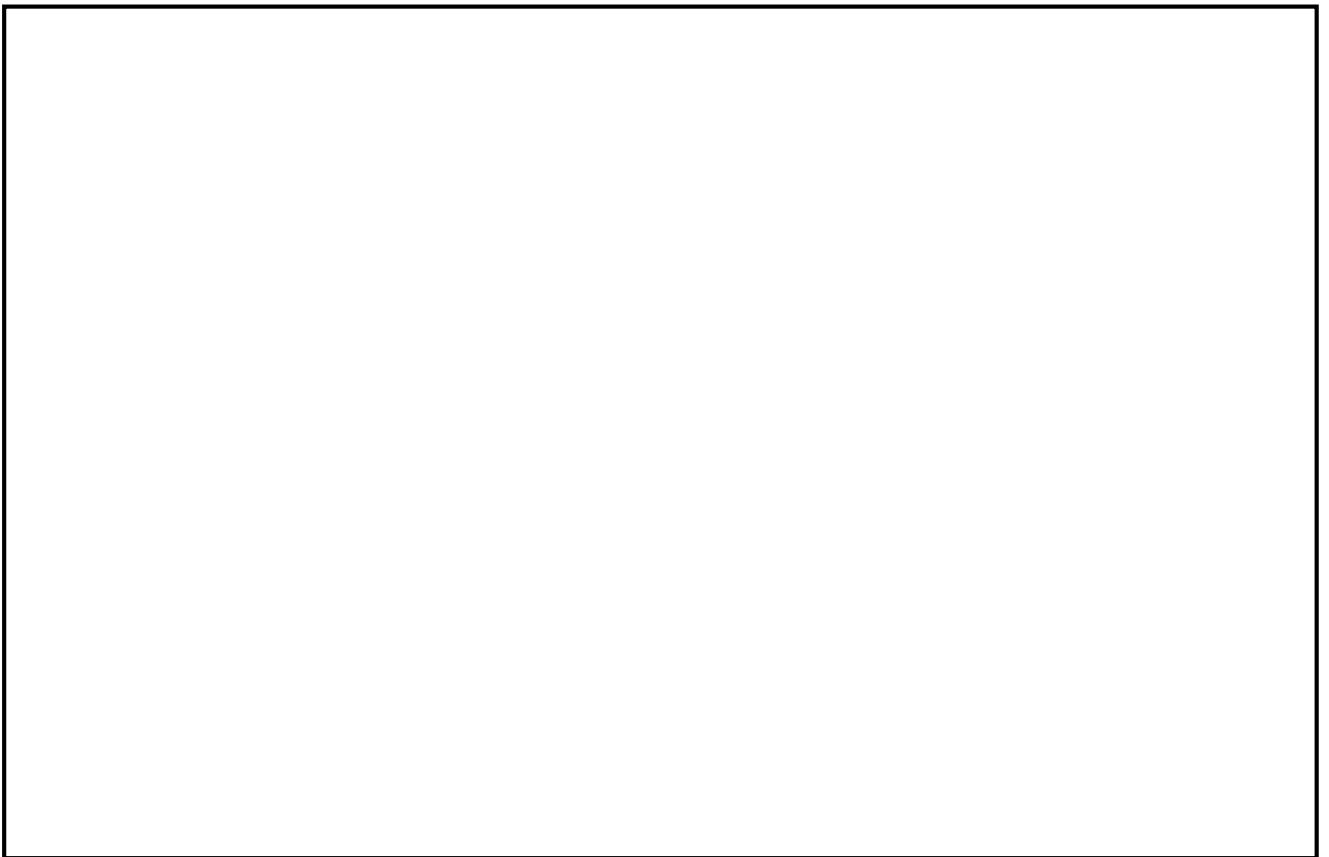


図 2-2 沸騰実験装置の概要

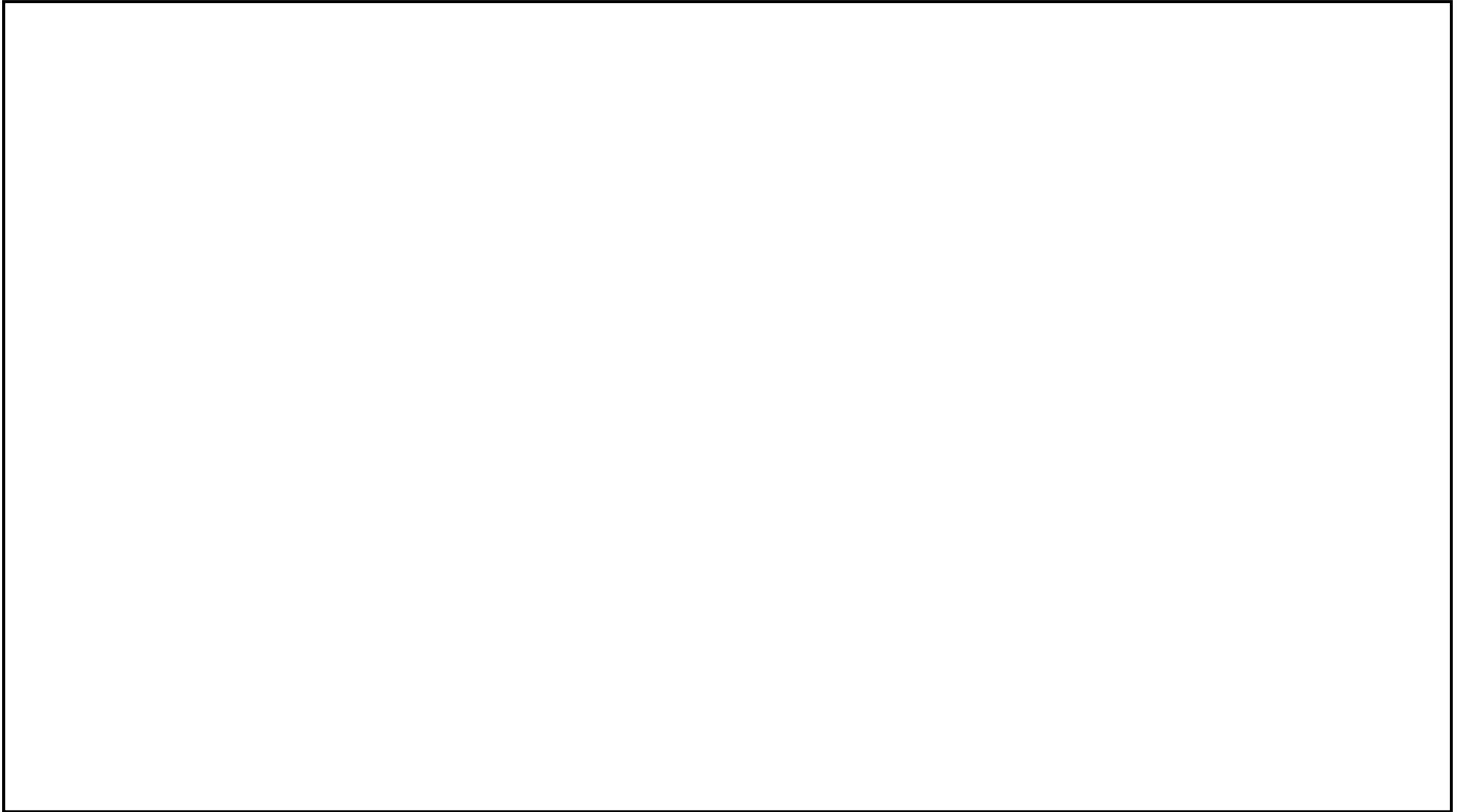


図 2-3 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(LOCA ベース：非沸騰状態)

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)

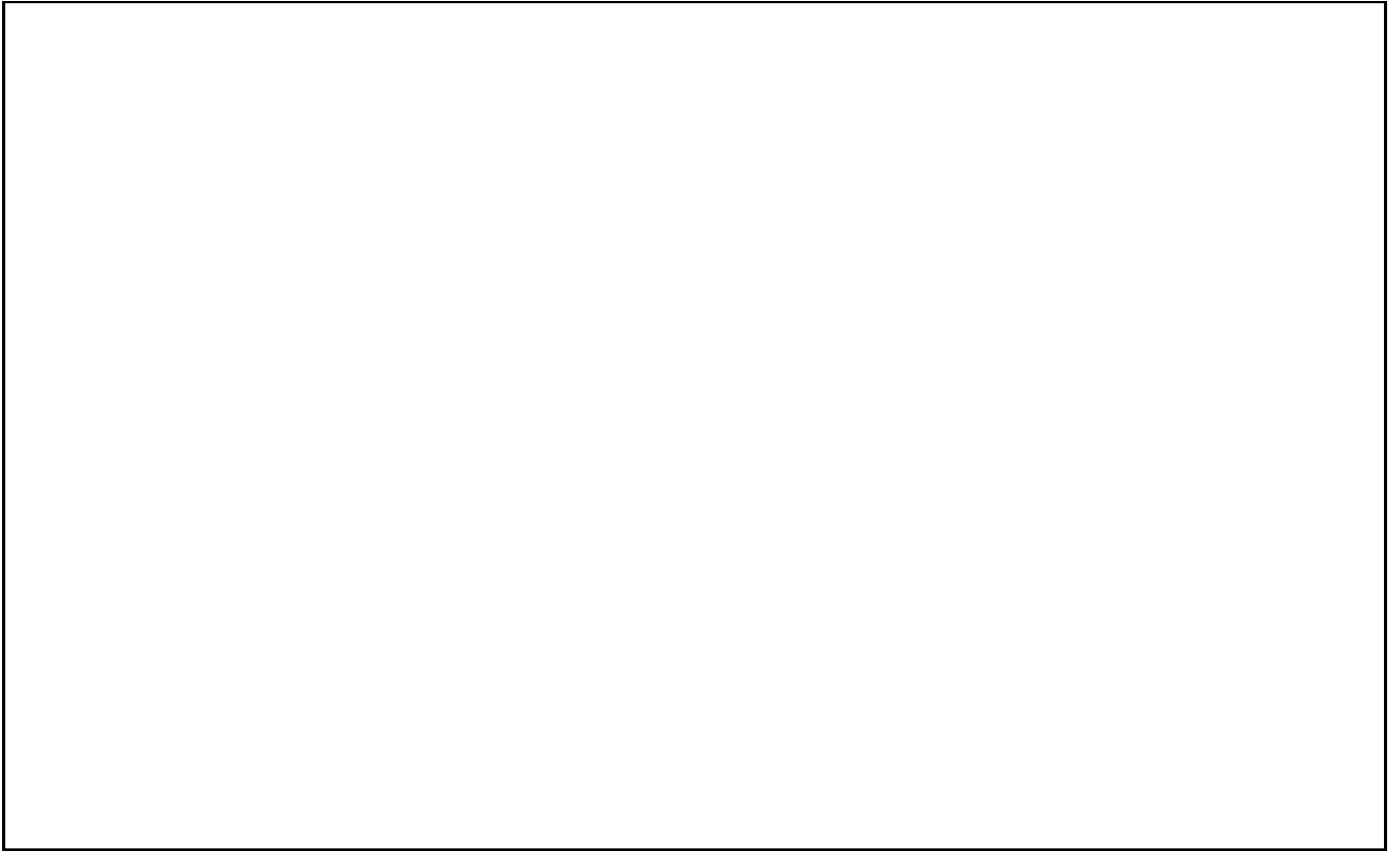


図 2-5 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(FCS 性能解析ベース：非沸騰状態)

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)

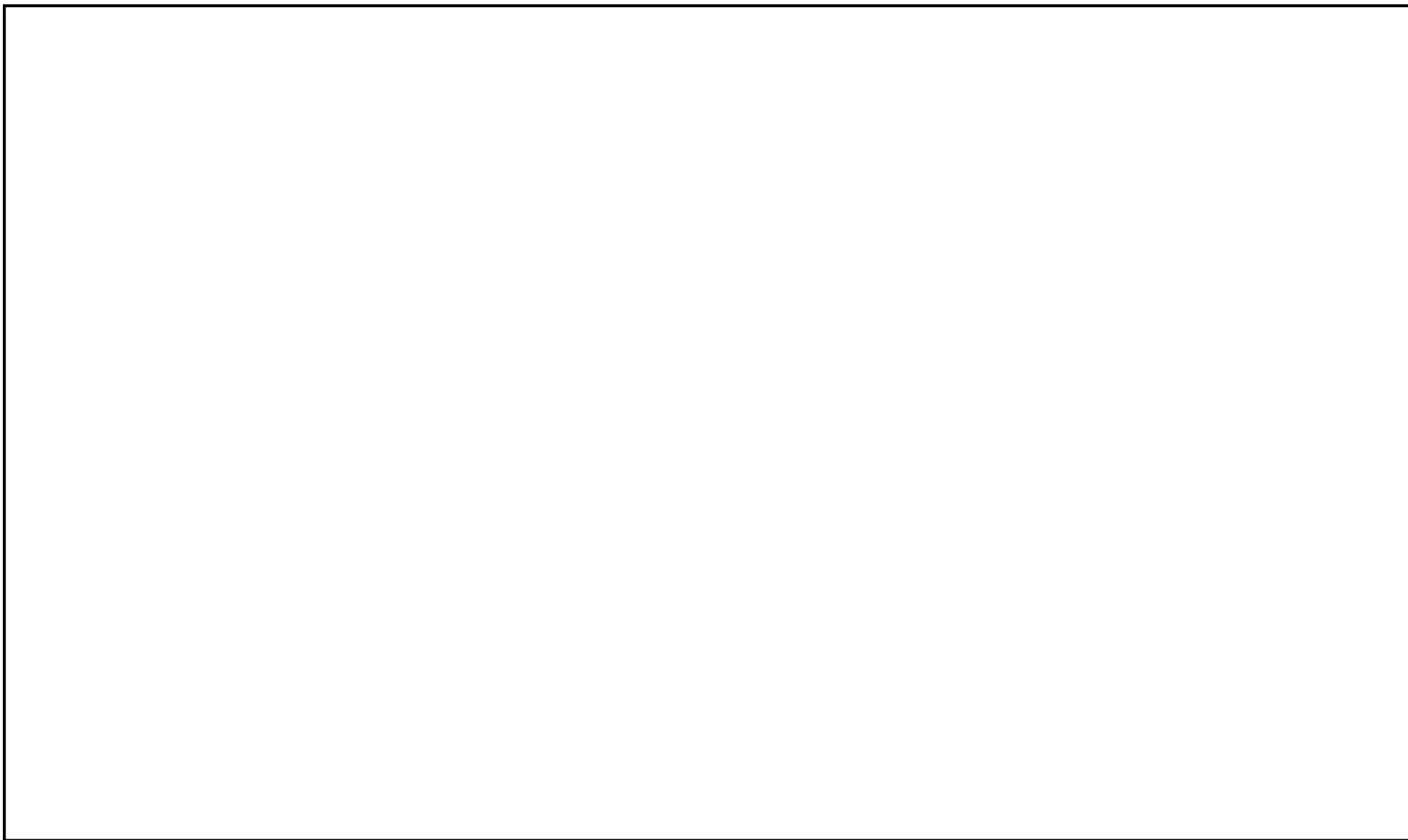


図 2-7 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(苛酷事故ベース：非沸騰状態)

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」^[2]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^[4,5]との比較を行っている。また、この電共研の結果から得られたG値は、可燃性ガス濃度制御系の性能確認に使用されている。^[3]以下、電共研の概要について示す。

(1)実験方法について

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

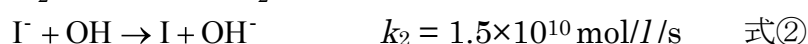
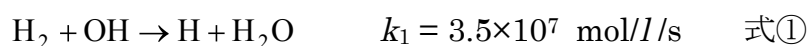
電共研では、上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い、よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから、照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で、電共研での実験方法は妥当なものと考えられる。

(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^[5]と電共研の実験結果の傾向が同様であることを確認している。

○よう素を添加した場合

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



○よう素及び水素を添加した場合

電共研では、実験系内に水素を添加した場合についての、添加量とG値の関係

を確認している。傾向として、水素の添加量が増加すると水素及び酸素共に G 値は低下する傾向を示している。水素の G 値の傾向については、米国原子力規制委員会(NRC)によって反応モデルの作成及び評価が実施されており、よう素が添加されていても水素の添加量が増加すると G 値は低下すると報告されている。⁵⁾ また、この低下の要因は、水素濃度の増加によって式①の再結合反応が促進されることで、水素及び酸素の発生割合が低下することによるものと考えられる。NRC における評価の結果を図 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 ³
	タンク気相	350 cm ³
	タンク液相	250 cm ³
循環流量		15 cm ³ /min
初期温度 (実験パラメータ)		15 °C, 95 °C

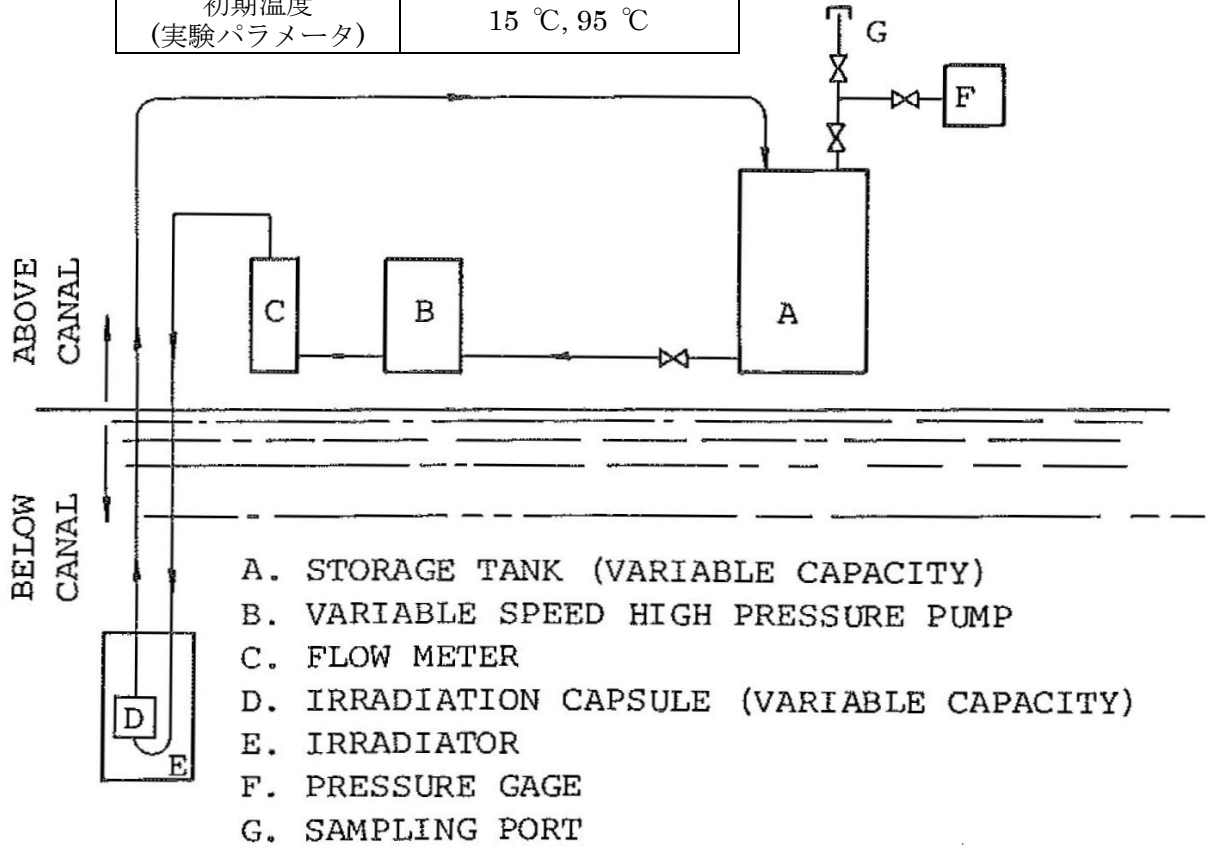


図 3-1 ORNL による照射実験のループ

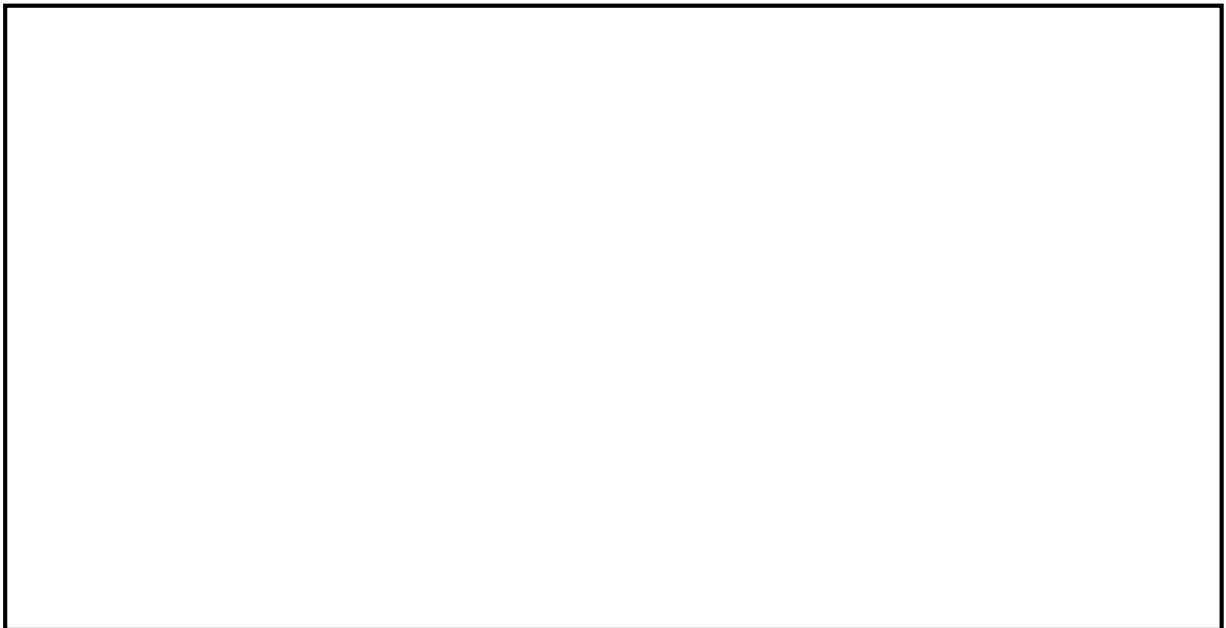


図 3-2 電共研による純水照射の手順と実験で用いた容器の略図

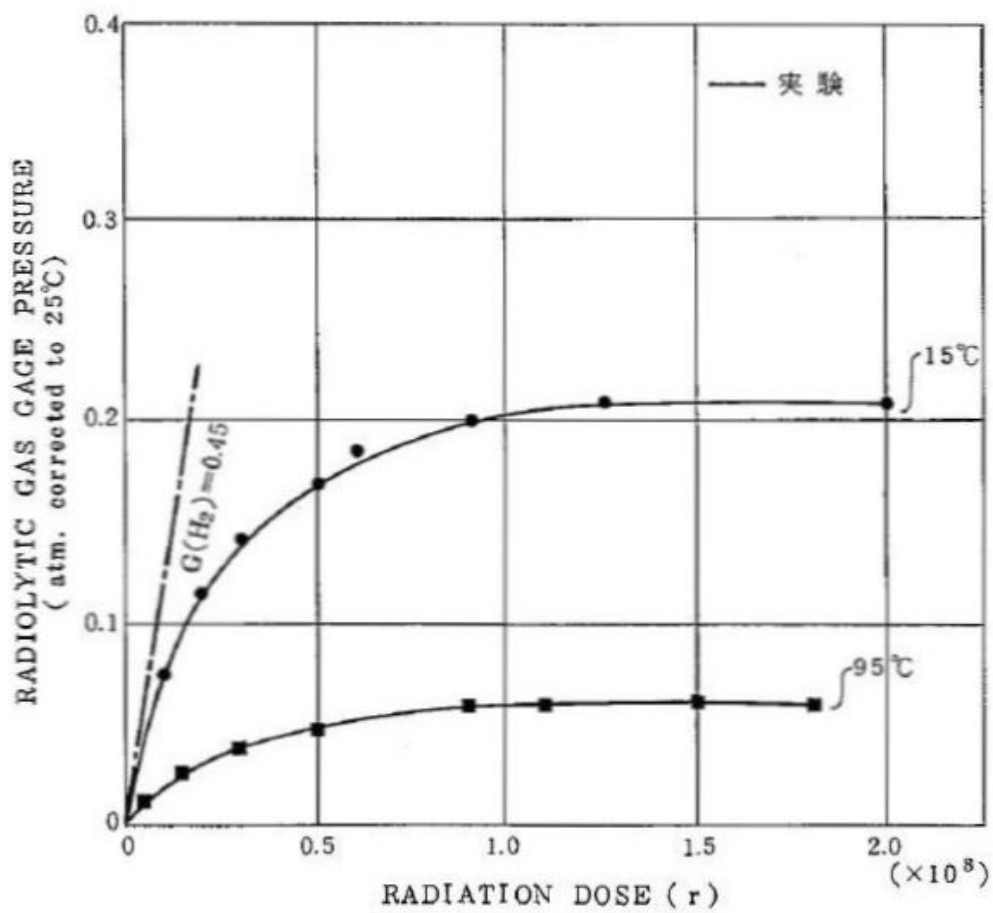


図 3-3 ORNL による実験結果(純水に対する照射)



図 3-4 電共研による実験結果(純水に対する照射)

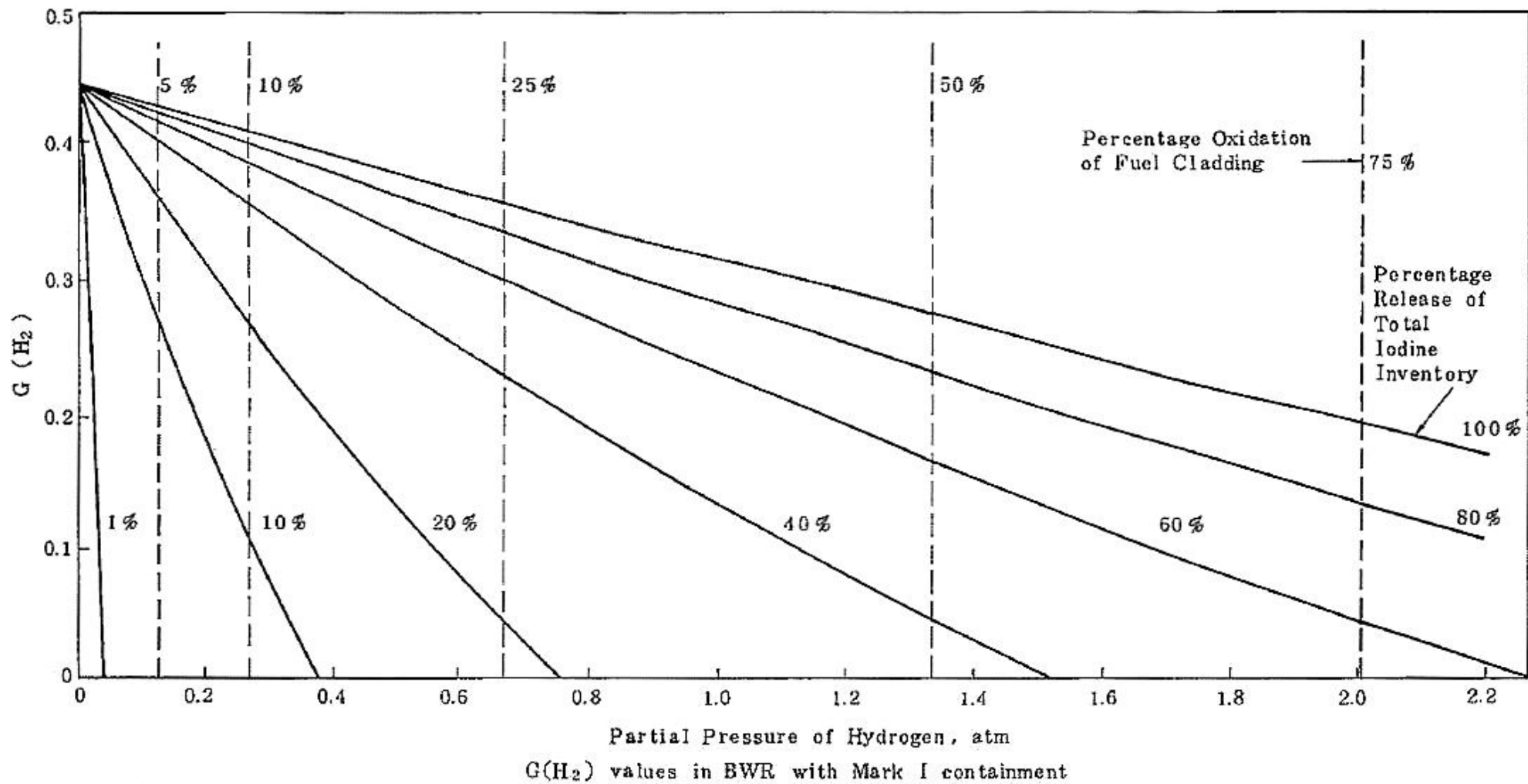


図 3-5 NRC による評価結果(よう素及び水素の濃度と $G(H_2)$ の変化)

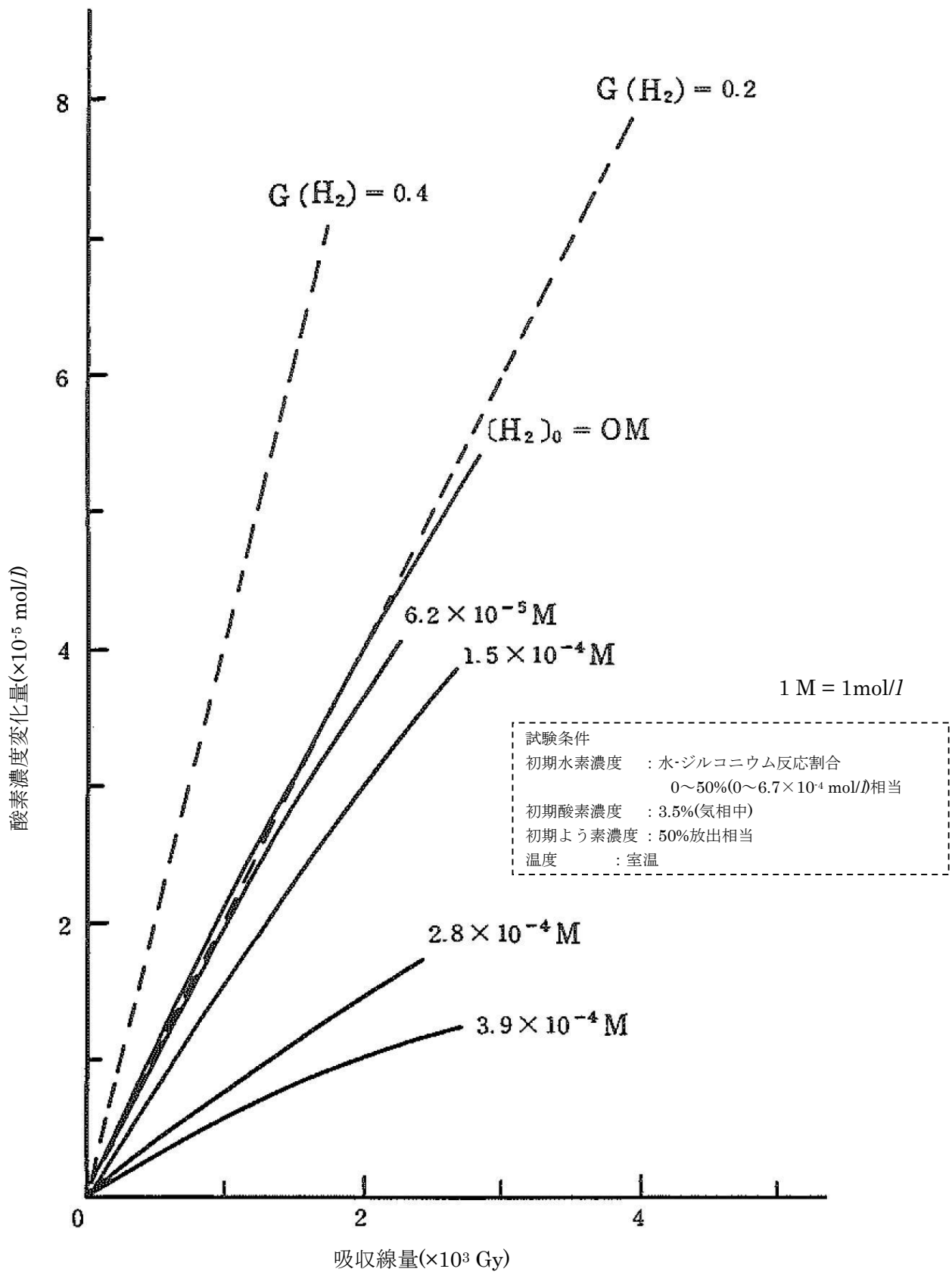


図 3-6 電共研による実験結果
(溶存水素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合))

4. 格納容器内における気体のミキシングについて

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

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

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

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

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

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

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

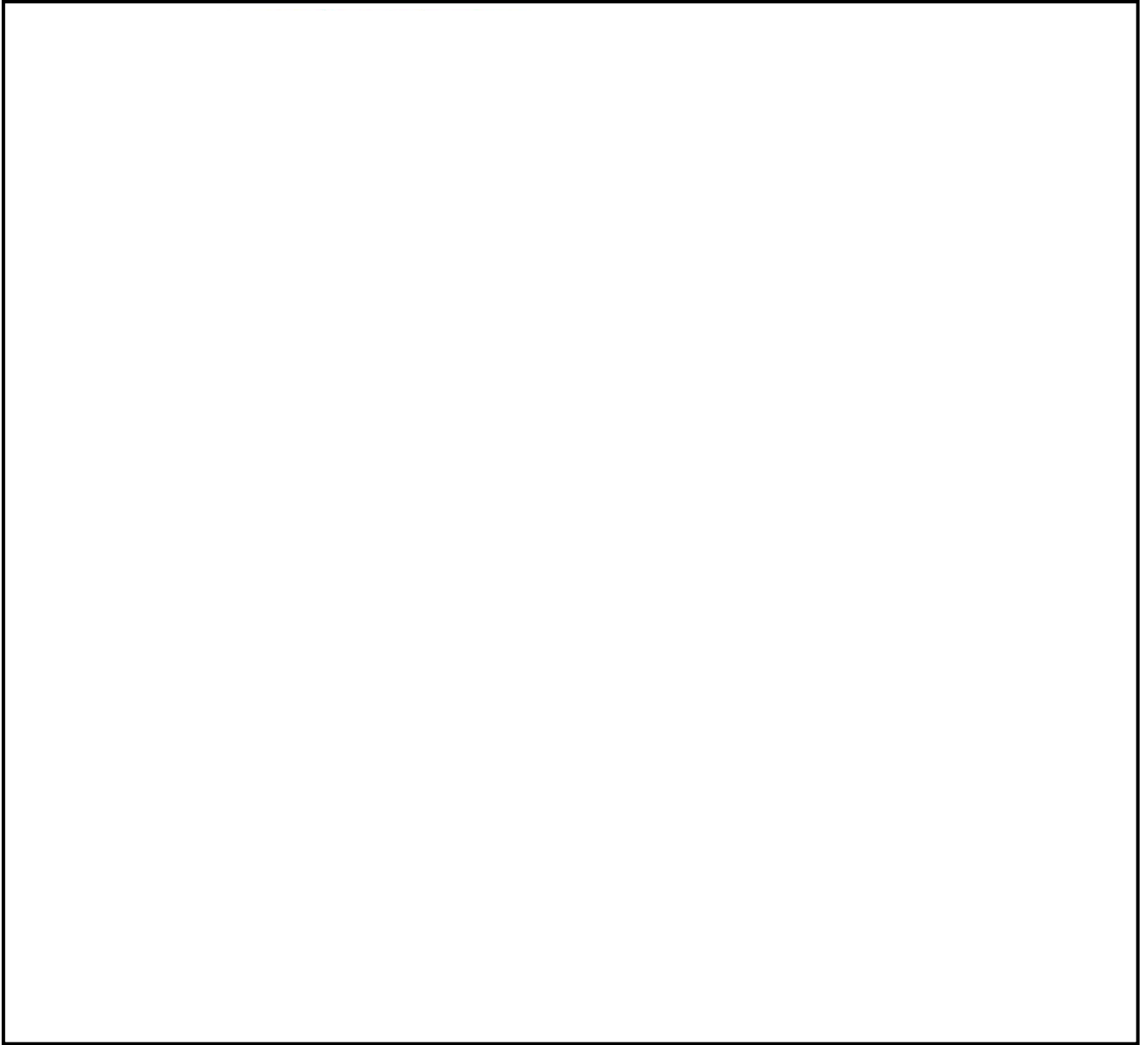


図 1 事故(LOCA)発生後 1000 時間(準定常状態)における格納容器内水素濃度分布

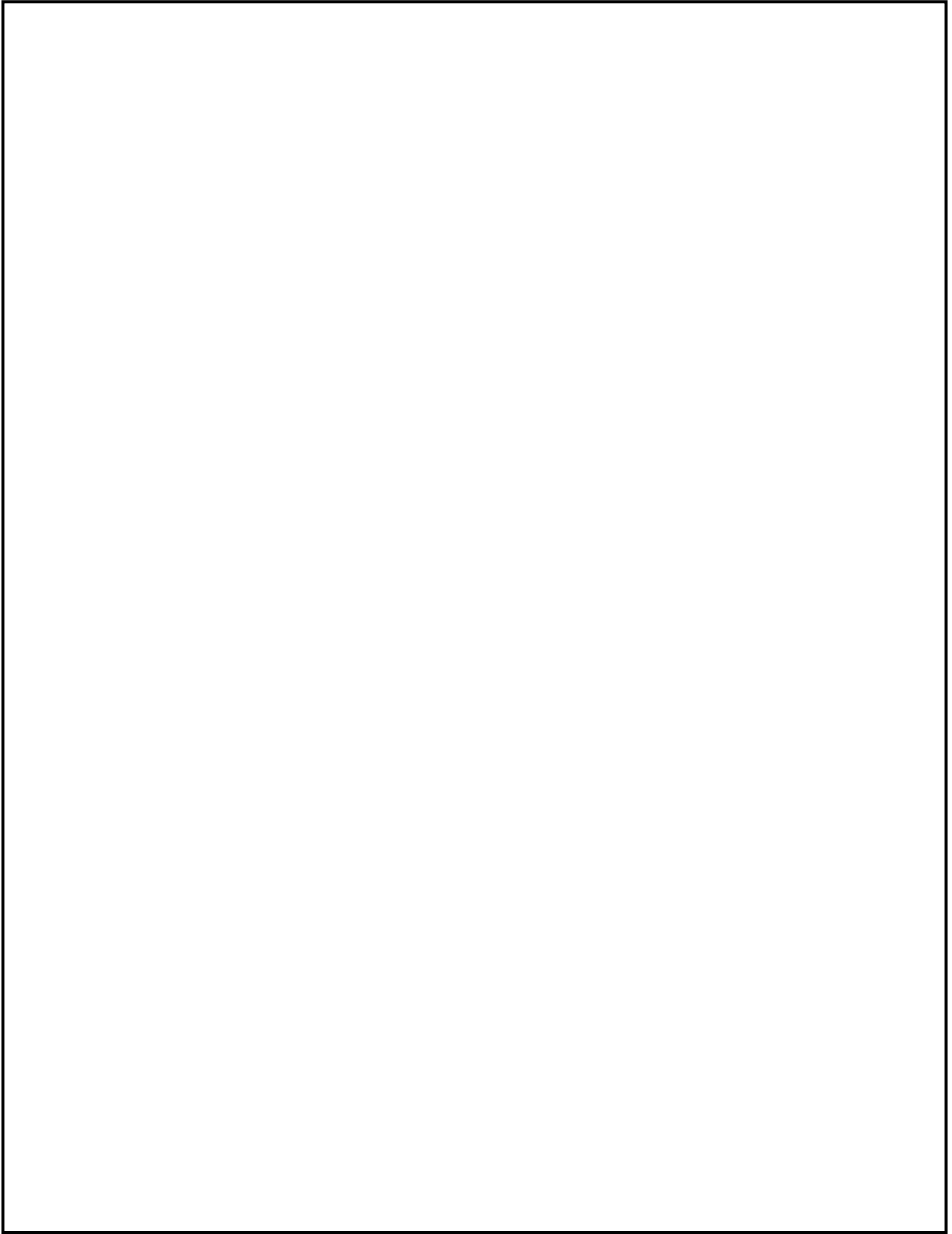


図 2 温度差によるミキシングの影響

5. 深層防護の考え方について

1. 基本的な考え方

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

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

2. 実態を踏まえた運用

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

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

また、BWRは事象進展（水位低下）が極めて早い大破断 LOCA であっても、炉心のリロケーションが発生するまでには無注水が継続しても1時間半程度あり、3層での事象の収束が不可能な場合（炉心損傷する場合）でも、原子炉圧力容器内での損傷炉心冷却とするために原子炉圧力容器内への注水を何よりも優先すべきである。よって、深層防護の考え方としては3層と4層を明確に区別しているものの、実際の設備としては、3層用、4層用といった明確な区別をしない方が原子炉安全上有益であり、例えば注水手段は、原子炉圧力容器と格納容器のどちらにも注水できる設備として設置・運用していくことになる。

一方、重大事故のうち、原子炉圧力容器外における格納容器破損モードを評

価する上では、著しい炉心損傷や溶融炉心の格納容器内への落下に伴う格納容器内の現象を生じさせるために、あえて原子炉圧力容器内への注水をしないと
いった評価上の仮定を置いたものであり、個々のレイヤー内に十分な信頼性を
もたせようとする 3 層と 4 層間の独立性の考え方とは別個の要請に基づく処理
である。

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

3. 復水補給水系 (MUWC) について

MUWC は、深層防護の 3 層 (著しい炉心損傷の防止) における原子炉圧力容器
内への注水として、4 層 (格納容器の損傷防止策) における代替格納容器スプレ
イ、代替循環冷却、損傷炉心の冷却のためのペDESTAL注水手段として、個々
の評価にあたりクレジットをとっている。

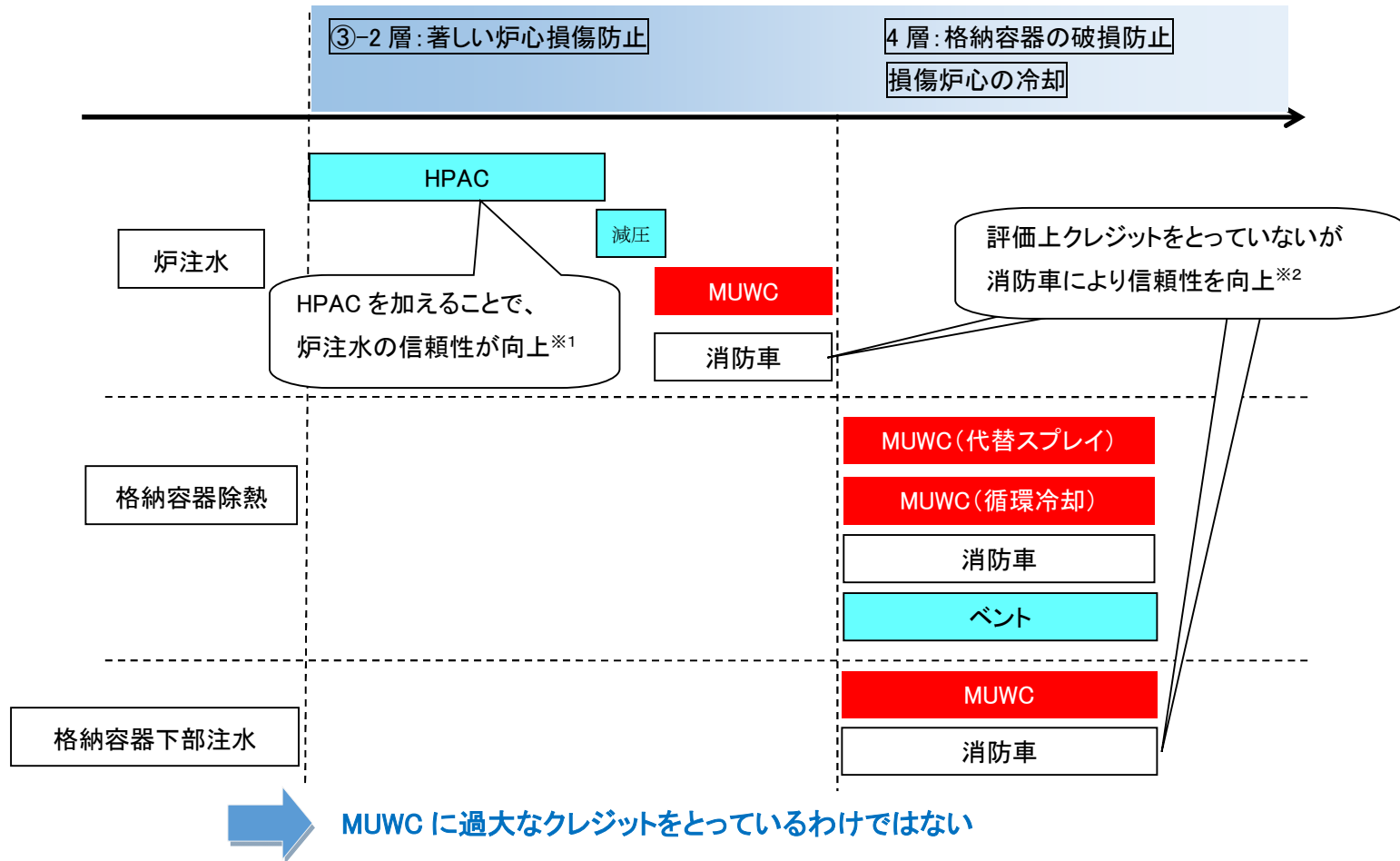
MUWC 自体は 3 台のポンプをもっていることに加え、3 層の原子炉圧力容器注
水機能を構成するものとしては、MUWC の他にも高圧代替注水系 (HPAC) や消防
車を有している。同じく 4 層の格納容器の破損防止機能としては、循環冷却、
格納容器ベント、消防車を有している。

以上を踏まえると、3 層、4 層それぞれのレイヤーで高い信頼性を有している
ことから、現象を生じさせるための評価上の仮定として 3 層で MUWC による原子
炉圧力容器注水を期待しない場合でも、4 層の代替格納容器スプレイ、ペDESTAL
注水としてクレジットをとることは適切である。(表及び図参照)

以 上

表：重大事故の各現象におけるクレジットの取り方

	現象	代表シーケンス	3層 (③-2)	4層 (④-1)	
				損傷炉心の冷却	格納容器の破損防止
3.1	格納容器過圧・過温破損	大破断 LOCA ×SBO	常設代替交流電源設備 (GTG) が炉心損傷までに電源を供給できないため原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る = <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>	【事象初期 (～20h)】 MUWC2 台で RPV 内の損傷炉心に注水 【事象後期 (20h～)】 MUWC2 台を用いた循環冷却 (炉注・スプレー同時実施)	【事象初期 (～20h)】 MUWC2 台で格納容器にスプレー (原子炉注水とのスイッチング)
3.2	DCH	TQUX	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る = <u>3層では現象を生じさせるために注水機能に期待せず</u>	MUWC1 台で原子炉格納容器下部に溶融炉心の落下に先立って水張り	同左 + MUWC2 台で格納容器にスプレー
3.3	炉外 FCI	TQUV		同上	同上
3.5	MCCI			同上+その後の原子炉格納容器下部への注水	同上
3.4	水素燃焼	大破断 LOCA ×SBO	3.1 格納容器過圧・過温破損に同じ	3.1 格納容器過圧・過温破損に同じ	



- ※1 : TQUV, TW (LUHS, RHR 機能喪失), SBO 等の一次圧力バウンダリの喪失 (LOCA 等) を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能
- ※2 : フェーズドアプローチに基づき, 原則として事故発生 12 時間までは恒設設備での対応とし, 可搬型設備はアクセス性等を考慮し, 12 時間以降に期待できると整理している

図:③-2層, 4層における注水等に期待する設備

6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて

1. BWR の圧力制御方式について

従来の BWR では、圧力制御方式としてタービン入口圧力制御方式を採用しており、主蒸気加減弁は弁上流側の圧力により通過蒸気流量を制御している。

SAFER の主蒸気流量モデルは、このタービン入口圧力制御方式による圧力制御を簡略的に模擬しており、通過蒸気流量は以下の式により計算される。

$$W_{ST} = \frac{W_{SR}}{2\Delta P_R} \left[\sqrt{G_S^2 + 4\Delta P_R (P + \Delta P_R + G_S - P_R)} - G_S \right]$$

ここで、

W_{ST}	: 主蒸気加減弁を通過する流量
W_{SR}	: 定格主蒸気流量
ΔP_R	: 定常状態での配管内圧力低下
G_S	: 圧力調整幅
P	: 過渡時の圧力
P_R	: 定格圧力

2. ABWR の圧力制御方式及び SAFER の ABWR への適用性について

ABWR では、圧力制御方式として原子炉ドーム圧力制御方式を採用しており、主蒸気加減弁は原子炉ドーム圧力により通過蒸気流量を制御している。

原子炉スクラム後は、タービン入口圧力制御方式及び原子炉ドーム圧力制御方式によらず、主蒸気加減弁及びタービンバイパス弁により圧力設定に応じた一定の原子炉圧力制御に移行することとなる。(図 1 参照)

SAFER の主蒸気流量モデルは、原子炉ドーム圧力制御方式を模擬したものではないが、有効性評価においては、早期に原子炉スクラムすることから、圧力制御方式の差異は、図 1 に示す一定の原子炉圧力まで低下する事象発生初期のごく短時間に現れる程度である。上記より事故後長期の冷却材インベントリ評価に対する影響は無視できる。

また、MSIV 閉止後においては、タービン系が隔離されることから、原子炉圧力は逃がし安全弁による制御となるため圧力制御による差異は発生しない。

このことから、原子炉ドーム圧力制御方式を採用している ABWR に SAFER 解析を適用する影響は無視しうる程度と考えられる。

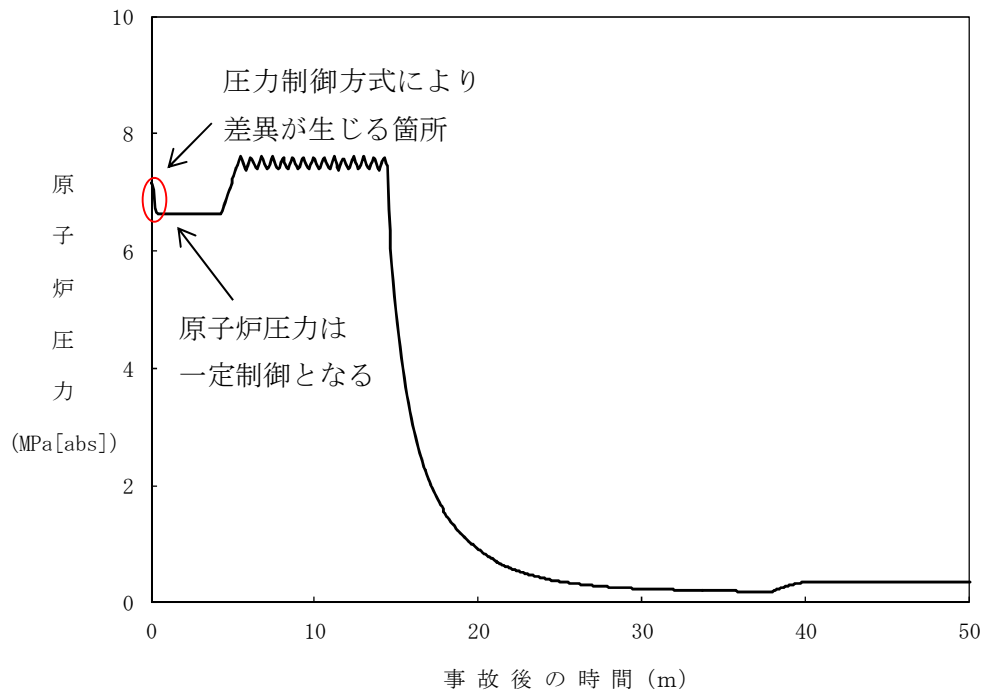


図1 原子炉圧力の推移 (高圧・低圧注水機能喪失の例)

7. 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の運転継続及び原子炉減圧の判断について

1. 事象初期の注水

RCIC は事象初期に原子炉が高圧状態でかつ交流電源が全て喪失した状態でも原子炉注水を可能とする重要な設備である。

事象初期に全交流電源喪失となった場合、あるいは、交流電源が生きていた場合でも LOCA のように大容量の注水を必要とする事象を除き、崩壊熱を消費しサプレッション・チェンバ・プール (S/P) への熱負荷を軽減する観点から RCIC による原子炉注水を継続する。

2. 低圧注水への移行の判断

福島事故時の福島第一3号炉の高圧注水系 (HPCI) 停止・再起動不可の反省も踏まえ、低圧注水機能の信頼性が高い*ことを確認した時点で、高圧注水 (RCIC) から低圧注水に移行するのが基本的な方針である。

*「低圧注水機能の信頼性が高い」の例: 低圧注水 2 系統が駆動源や水源も含め待機でき冗長性が確保されていること。→常設代替交流電源設備 (GTG) で駆動し復水貯蔵槽 (CSP) を水源とする低圧代替注水系 (常設) (MUWC) で 1 系統、付帯するディーゼル機関で駆動し、ろ過水タンクを水源とする消火ポンプでもう 1 系統、等。

3. 原子炉減圧のペース

原子炉減圧は、RCIC による注水で原子炉水位を維持しつつ、逃がし安全弁 (SRV) の 1 弁ないし 2 弁を使用し、S/P の熱容量の制限にかからないよう徐々に減圧する。こうすることで、急激な減圧による冷却材の流出に伴う炉心露出を回避することができる。

4. 低圧注水の信頼性を確保できないと判断した場合

低圧注水機能の信頼性を確保できないと判断した場合には、RCIC による原子炉注水を継続する。RCIC の最長継続運転時間は、RCIC の制御に用いる蓄電池の容量から決まる 24 時間となる。RCIC で注水継続している時間内に低圧注水機能の信頼性を確保し低圧注水に移行する。

最長継続時間を超えるおそれがある場合、もしくは RCIC が機能喪失した場合には、低圧注水機能の信頼性が高くなくても低圧注水に移行する。

5. 操作に伴うパラメータの挙動

(1) 評価

○事象の流れ

事象発生 → RCIC で注水 → 低圧注水確保 → SRV1 弁を開閉し減圧 →
SRV2 弁を開保持 → 炉圧 1MPa 以下を維持 → 注水を MUWC2 台に切替

○結果

SRV1 弁の開閉に伴う原子炉圧力の変動はあるものの(図 1-1), 原子炉水位は減圧に伴う変動も小さく安定的に維持されていることが確認できる(図 1-2)。

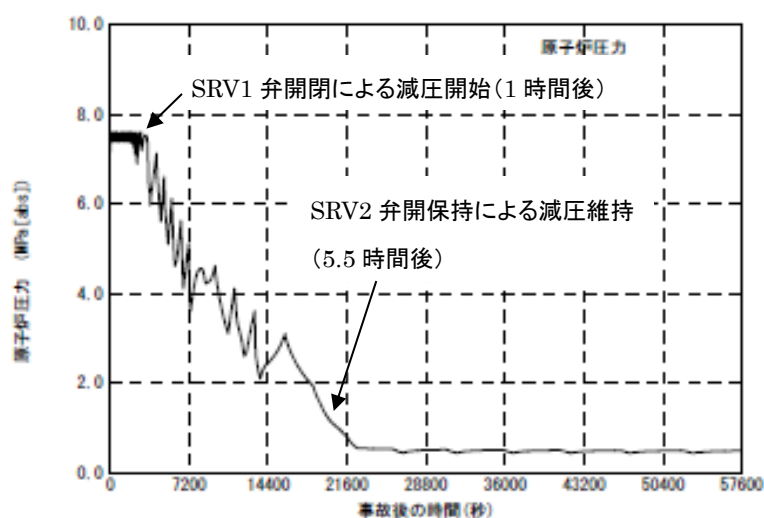


図 1-1: 原子炉圧力の挙動

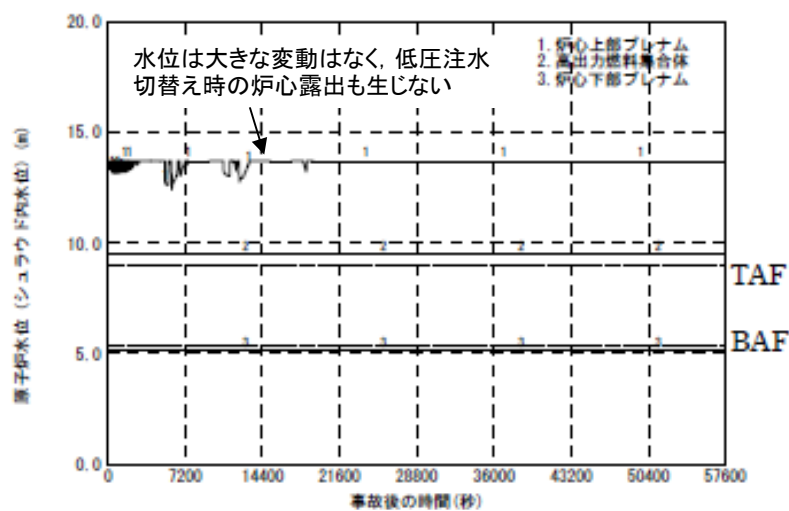


図 1-2: 減圧時の原子炉水位(シュラウド内)の挙動

(2) 福島事故時の福島第二4号炉(2F-4)の実挙動

福島事故時の2F-4では、津波到達後の3月11日15時46分からSRVによる炉圧調整を開始するとともに、15時54分からRCICによる原子炉注水を開始。

SRVにより炉圧を滑らかに低減させる間に、復水補給水系(MUWC)による注水を準備し、RCICを約8時間運転させた後の3月12日00時16分にMUWCによる注水に移行した。

図2-1に原子炉圧力の挙動、図2-2に原子炉水位の挙動を示す。炉圧をゆっくりと下げつつ、炉心の冠水を常に維持しながらRCICからMUWCに注水を切り替えている。

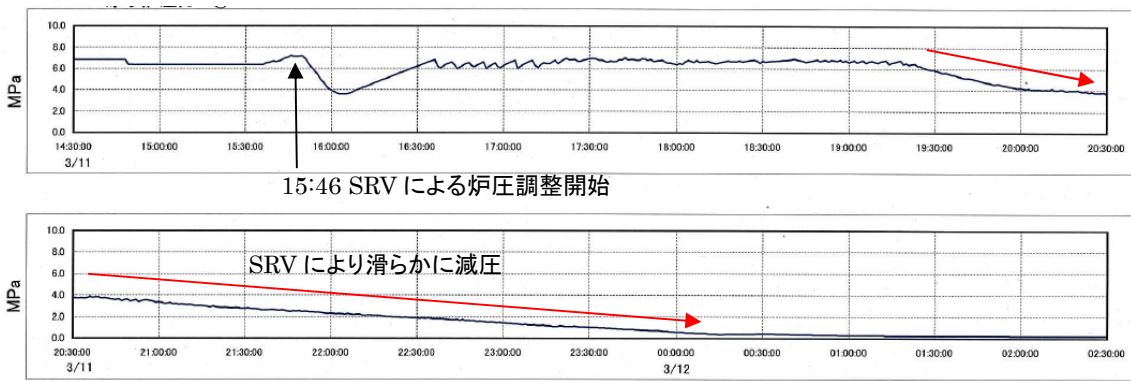


図 2-1: 原子炉圧力の挙動(2F-4)

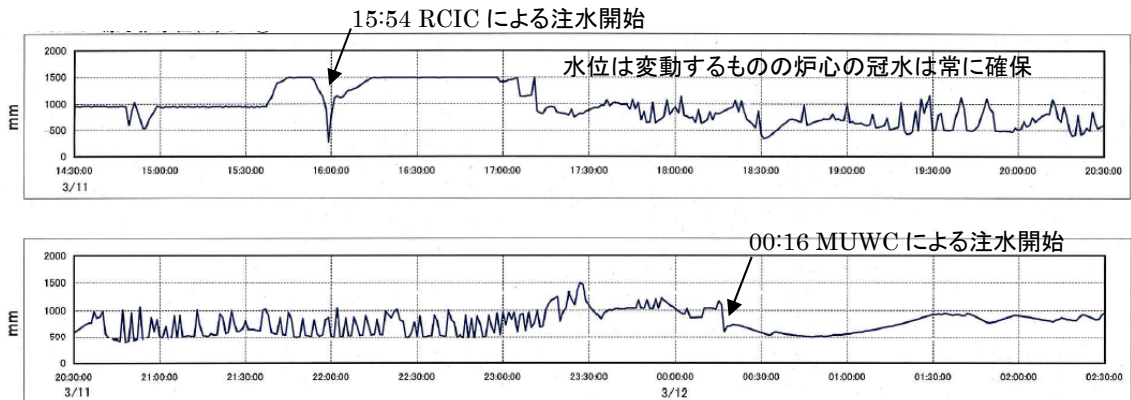


図 2-2: 原子炉水位(狭帯域)の挙動(2F-4)

以上

8. 6/7号炉 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について

1. 概要

原子炉冷却材再循環ポンプ (RIP) は図-1(a)に示すように、ポンプ本体及び補助系統 (モータ冷却水系, パージ水系, 並びに2次シール水系) から構成される。モータ冷却水系は, ポンプ軸に設置したスラストカラー (補助インペラ) により強制循環させた冷却水によりモータ部の冷却を行い, 熱交換器を介して熱を放出する閉ループ構造となっている。パージ水系は, 原子炉冷却材中の不純物 (クラッド) がケーシング内に侵入するのを防ぐため, 制御棒駆動系 (CRD系) からパージ水を供給し, ケーシング側から原子炉压力容器側に向かう流れを作る構造となっている。なお, 2次シール水系については分解点検時に使用するため, 通常運転時はシール水が供給されず, 閉ループが構成される。

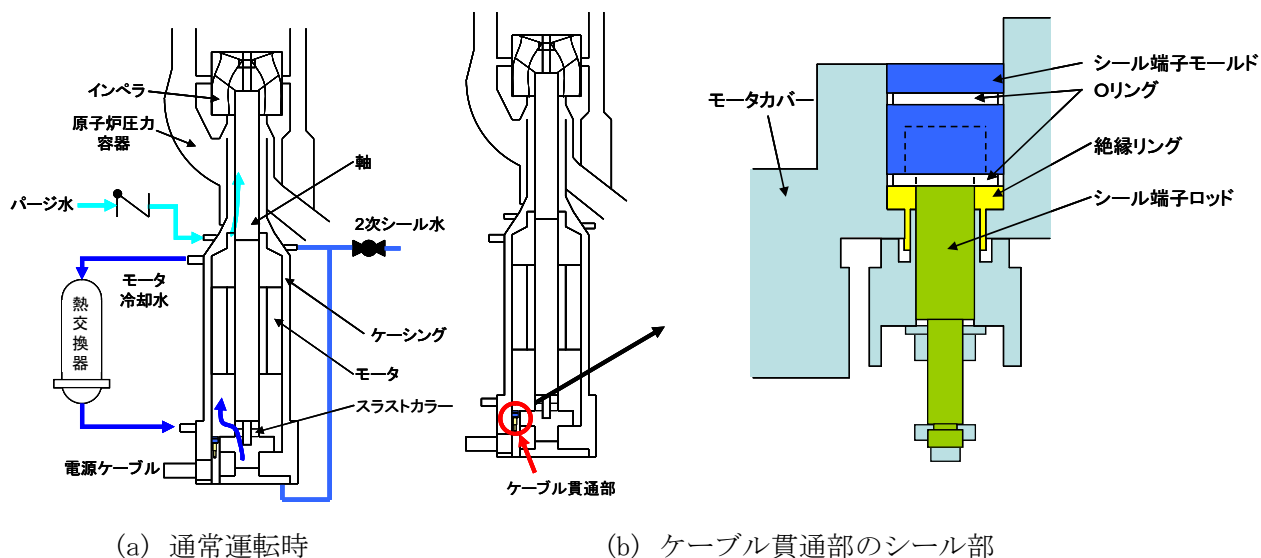


図-1 原子炉冷却材再循環ポンプ

原子炉冷却材再循環ポンプと CRD 系が停止し, モータ冷却水とパージ水が喪失した場合, モータ冷却水系と 2 次シール水系は閉ループで構成されていること, またパージ水系についても逆止弁があることから, これらの補助系統から原子炉冷却材が漏えいすることはない。

一方, 図-1(b)に示すケーブル貫通部は, 原子炉冷却材温度の影響は受けにくいものの, 周辺温度である下部ドライウェル雰囲気温度の影響を受け易く, 下部ドライウェル雰囲気温度の上昇により, ケーブル貫通部のシール機能が維持できず原子炉冷却材が漏えいする可能性がある。

以上から, 炉心損傷防止の重要事故シーケンスの中で下部ドライウェル雰囲気温度が最も高くなる「全交流動力電源喪失」について, 原子炉冷却材再循環ポンプのケーブル貫通部からの漏えいの発生有無の評価を行った。

2. ケーブル貫通部からの漏えいの発生有無の評価

全交流動力電源喪失時の下部ドライウェル雰囲気温度の解析結果を図-2に示す。

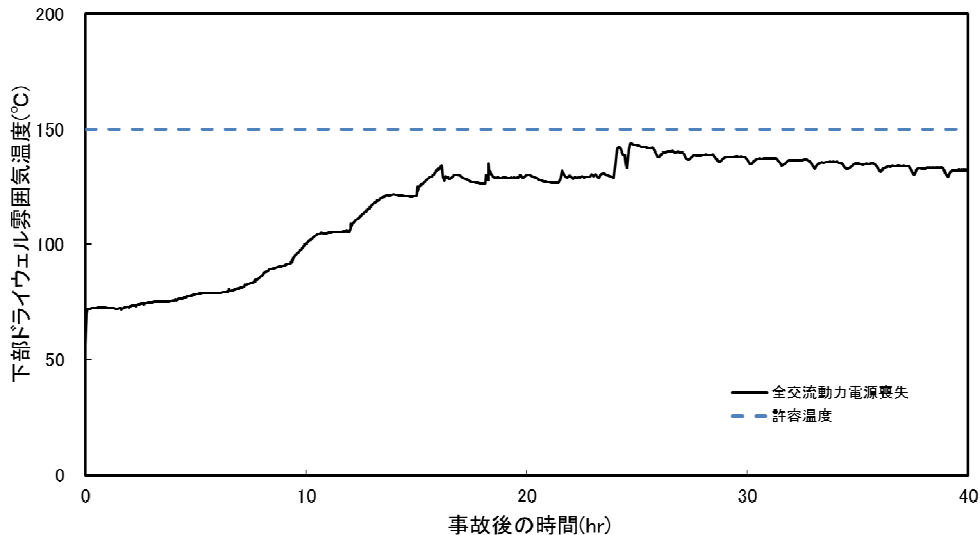


図-2 全交流動力電源喪失時の下部ドライウェル雰囲気温度

下部ドライウェル雰囲気温度は最大で 145°C程度である。このことから、ケーブル貫通部のシール部温度についても周辺温度である下部ドライウェル雰囲気温度以上の温度になるとは考えられず、最大でも 145°C程度となると考えられる。

一方、ケーブル貫通部のシール部には、表-1 の部品及び材料が使われている。

表-1 原子炉冷却材再循環ポンプのケーブル貫通部の部品及び許容温度

部品	材料	許容温度
シール端子モールド	硬質ゴム	約 70 [°C]
シール端子ロッド絶縁部 ／絶縁リング	FRP (繊維強化プラスチック)	約 150 [°C]

ケーブル貫通部のシール部材の許容温度はそれぞれ約 70°C、約 150°Cとなっており、シール端子モールド及びそれに取り付く O リングについてはシール機能を維持できないが、シール端子ロッド絶縁部及び絶縁リングについてはシール機能を維持できると考えられる。

以上から、下部ドライウェル雰囲気温度が最も高くなる全交流動力電源喪失時でも、ケーブル貫通部のシール機能は維持され、有意な原子炉冷却材の漏えいが発生することはないと考えられる。

9. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について

1. 燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響の整理

崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）において、平均出力燃料集合体で燃料被覆管最高温度が発生する理由は、以下のように整理できる。

- ・ 注水設備の観点からは、本事故シーケンスでは高圧注水系（原子炉隔離時冷却系）と低圧注水系（低圧代替注水系（常設））を用いた原子炉注水を行うため、広範囲の原子炉圧力において注水がなされることにより、高出力燃料集合体が過度に露出することはない。平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体は、上下プレナム間差圧が均等になるよう集合体入口流量が配分されるため、燃料集合体初期出力が高く、発生するボイドの割合が大きい高出力燃料集合体では、二相水位としては高めとなり、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。
- ・ 崩壊熱の観点からは、本事故シーケンスは事故後時間が経過しているため崩壊熱が十分低下しており、平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体の燃料棒1本当たりの出力の差（絶対値）は、事故直後に比べて小さくなり、温度上昇率の差が小さくなる。このため、二相水位が低いことにより炉心露出期間が長くなる平均出力燃料集合体における燃料被覆管温度が高くなる傾向となる。

2. 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度の感度解析

燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響を確認するため、表1に示すとおり、代表的な事故シーケンスについて、高出力燃料集合体の初期出力を変化させた場合の燃料被覆管最高温度に関する感度解析を実施した。

図1に、燃料集合体初期出力と燃料被覆管最高温度の関係を示す。高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失では、申請解析条件での高出力燃料集合体初期出力の場合において燃料被覆管最高温度が最も高くなり、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）では、いずれの高出力燃料集合体初期出力の場合においても、ほぼ同等の燃料被覆管最高温度となっている。

以上から、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）において、不確かさを考慮すれば平均出力燃料集合体の燃料被覆管最高温度を代表としても問題とならない。

表 1 解析ケース

事故シーケンス	初期出力（高出力燃料集合体）	
	高圧・低圧注水機能喪失	約 9MW
約 6MW		申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間
約 4.5MW		平均出力燃料集合体初期出力と同じ
LOCA 時注水機能喪失	約 9MW	申請解析条件
	約 6MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間
	約 4.5MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約 9MW	申請解析条件
	約 6MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間
	約 4.5MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ

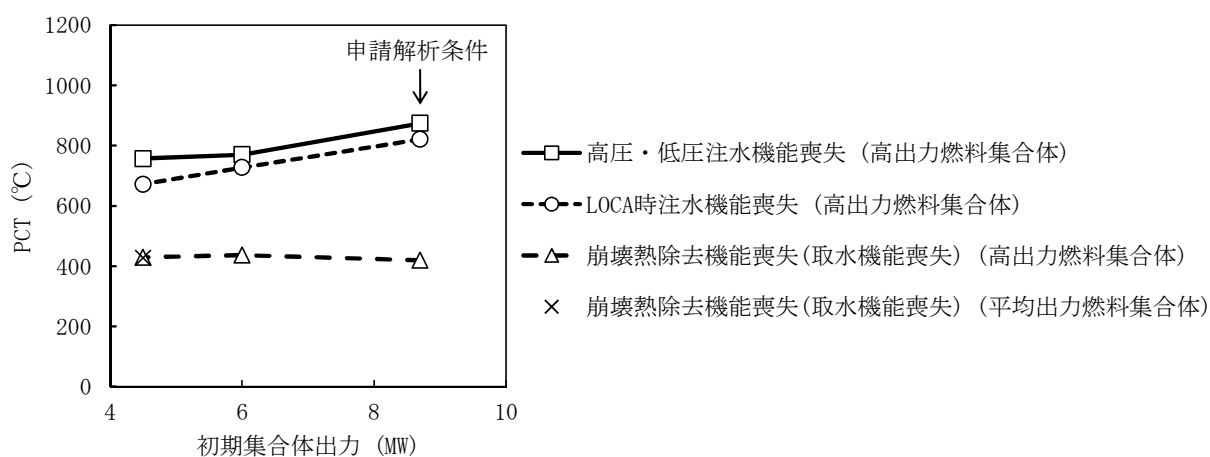


図 1 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度（PCT）の感度解析結果

10. 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

1.はじめに

有効性評価の崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)シナリオにおいては、外部電源の喪失に加え、取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機の冷却水の冷却手段が喪失することから、全交流動力電源喪失を想定している。実際には、冷却水の冷却手段を喪失した状態でも、非常用ディーゼル発電機は起動可能であり、一定時間の電源供給が行われると考えられる。ここでは、これによる影響について考察する。

2.非常用ディーゼル発電機による給電の影響について

図 1 に、冷却水の冷却手段を喪失した非常用ディーゼル発電機の起動(外部電源なし)を考慮した対応手順の概要を示す。

取水機能喪失により冷却水の冷却手段が喪失した状態で、非常用ディーゼル発電機が起動することで、全交流動力電源喪失は回避される。しかし、この際も逃がし安全弁の動作の影響や崩壊熱による原子炉冷却材の蒸発により、原子炉水位は低下する。原子炉水位がレベル2に到達した時点で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が開始され、原子炉水位の維持が行われる。

この時、非常用ディーゼル発電機は、冷却水の冷却手段を喪失しているため、運転継続によって、冷却水及び潤滑油温度が上昇し、その運転が不可能になることが想定される。このため、非常用ディーゼル発電機による電源供給は可能であるものの、早期の電源回復不能と判断し、常設代替交流電源設備及び低圧代替注水系(常設)の起動準備を開始する。その後、非常用ディーゼル発電機を停止し、全交流動力電源喪失に至った時点で、常設代替交流電源設備からの電源供給を開始し、逃がし安全弁による原子炉減圧及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を行う。非常用ディーゼル発電機を停止するまでの対応は、中央制御室のみで実施可能であり、要員の配置に与える影響はなく、また、その後の対応手順は、全交流動力電源喪失を最初から想定した場合と同様である。なお、非常用ディーゼル発電機が起動することによって、待機中の機器(原子炉補機冷却系など)が自動起動するが、プラントに悪影響を及ぼすものではない。

3.まとめ

取水機能が喪失し、冷却水の冷却手段が喪失した場合も非常用ディーゼル発電機の起動は可能である。この場合、冷却水の冷却手段がないことにより非常用ディーゼル発電機を停止するまで、給電が行われ、全交流電源喪失に至る時間が延長されるのみであり、対応手順に影響は及ぼさない。

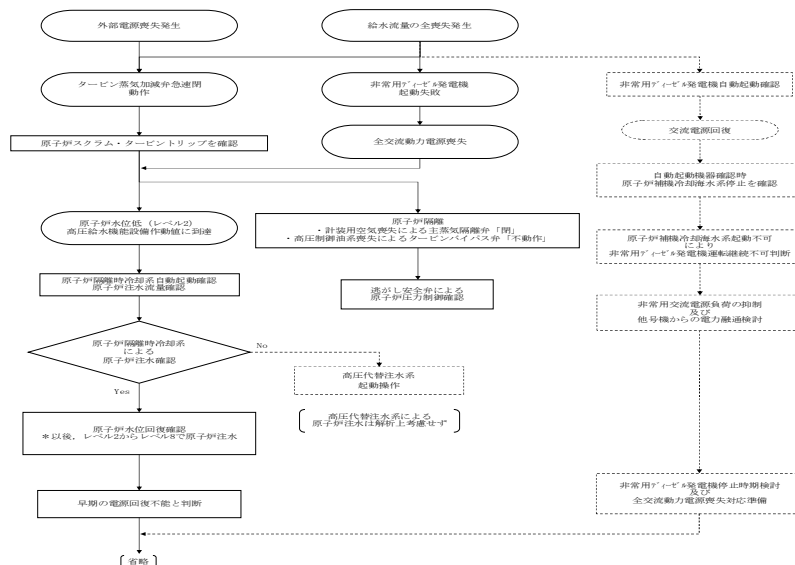


図 1 冷却水が喪失した非常用ディーゼル発電機が起動した時の対応手順の概要(抜粋)
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

11.原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について

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。

なお、表 1 の自動減圧機能付逃がし安全弁全弁での 10 分、20 分、30 分、40 分のタイミングでの減圧の結果からは、減圧のタイミングを遅くすることで水素発生量が減少している。しかしながら、表 2 の SRV2 弁及び 1 弁で減圧する場合を見ると、減圧のタイミングを遅くしても、水素発生量は減少せず、10 分、20 分、30 分、40 分で増減(ばらつき)を示している。表 2 の SRV2 弁及び 1 弁で減圧する場合の評価結果を踏まえると、表 1 の自動減圧機能付逃がし安全弁全弁での評価結果もばらつきが表れた結果であり、顕著な傾向を示したものでは無いと考える。しかしながら、50 分後と 60 分後の間に大きな差が生じるのはこのばらつきの影響ではなく、炉心形状が維持されている段階での炉心のヒートアップのタイミングに大量の蒸気が通過することによるものであると考えられる。このため、10 分、20 分、30 分、40 分での水素発生量のばらつきは本結論に影響を与えるものではない。

(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少ないことから、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)^[1]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 °C 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
(自動減圧機能付逃がし安全弁全弁で減圧した場合)

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 [※]

※ 原子炉水位の低下に伴う燃料棒の過熱により、レベル1到達後50分を過ぎたタイミングで原子炉を減圧すると、ジルコニウム-水反応による水素発生量が著しく増加する。(「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるジルコニウム-水反応による水素発生量は1400kg)

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]

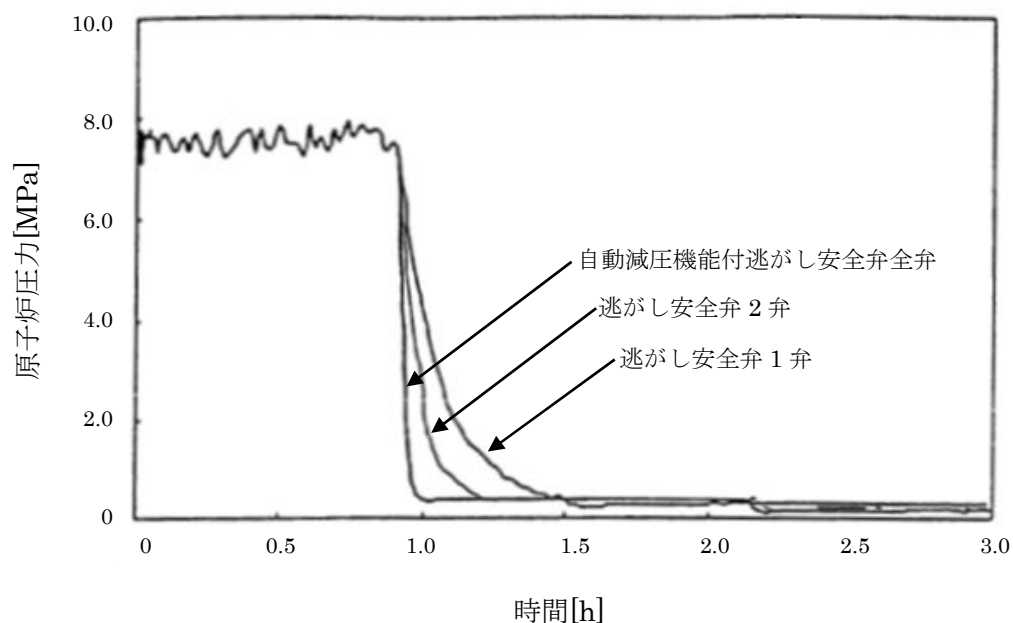


図1 減圧時の原子炉圧力の推移

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

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

(1) 解析条件

- 溶融炉心の堆積厚さは、溶融炉心がサンプを満たし、残りが下部ドライウェル床面に均一に拡がってサンプの溶融炉心の上に堆積するものとして設定する。
- 溶融炉心からプール水への熱流束は、圧力依存ありとしたKutateladzeの式から算出された値(約1,500 kW/m²)とする。
- 上記以外は、有効性評価(MCCI評価)の条件と同じとする。

(2) 解析体系

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

(3) 解析結果

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

(4) 本評価の保守性

本評価は以下の点において、実現象に対する保守性を有していると考えられる。

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

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

(5) まとめ

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

(6) 参考文献

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

以 上

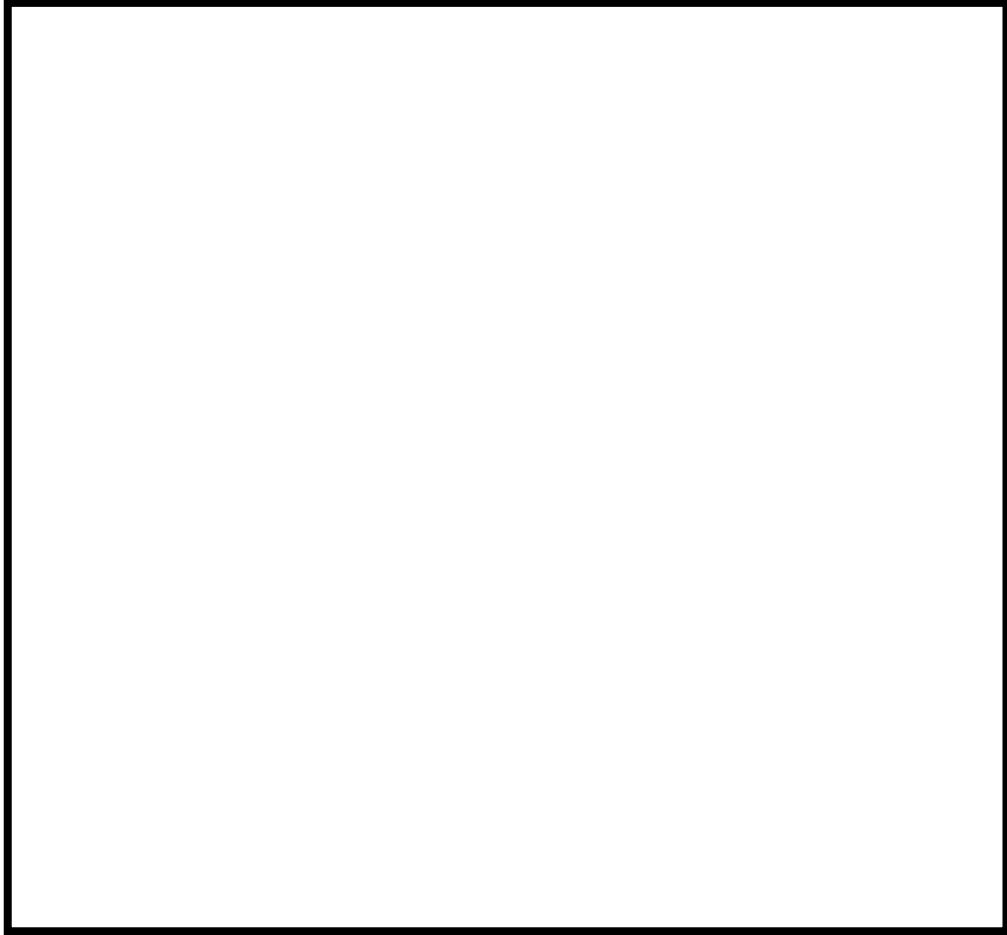


図 1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)



図 2 ドライウェルサンプの配置(K7 の例)

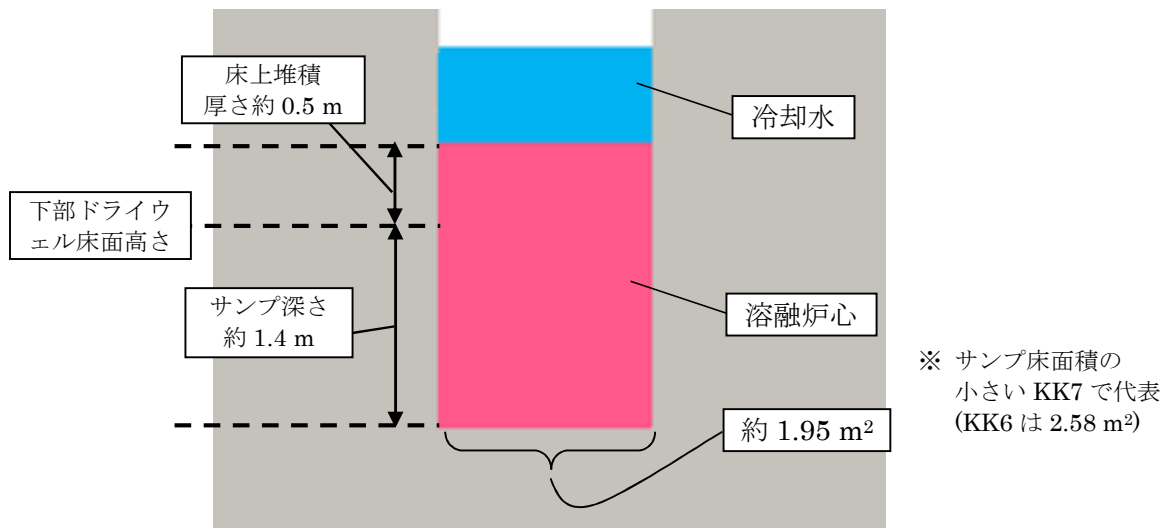


図 3 サンプル領域の解析体系(円柱で模擬)

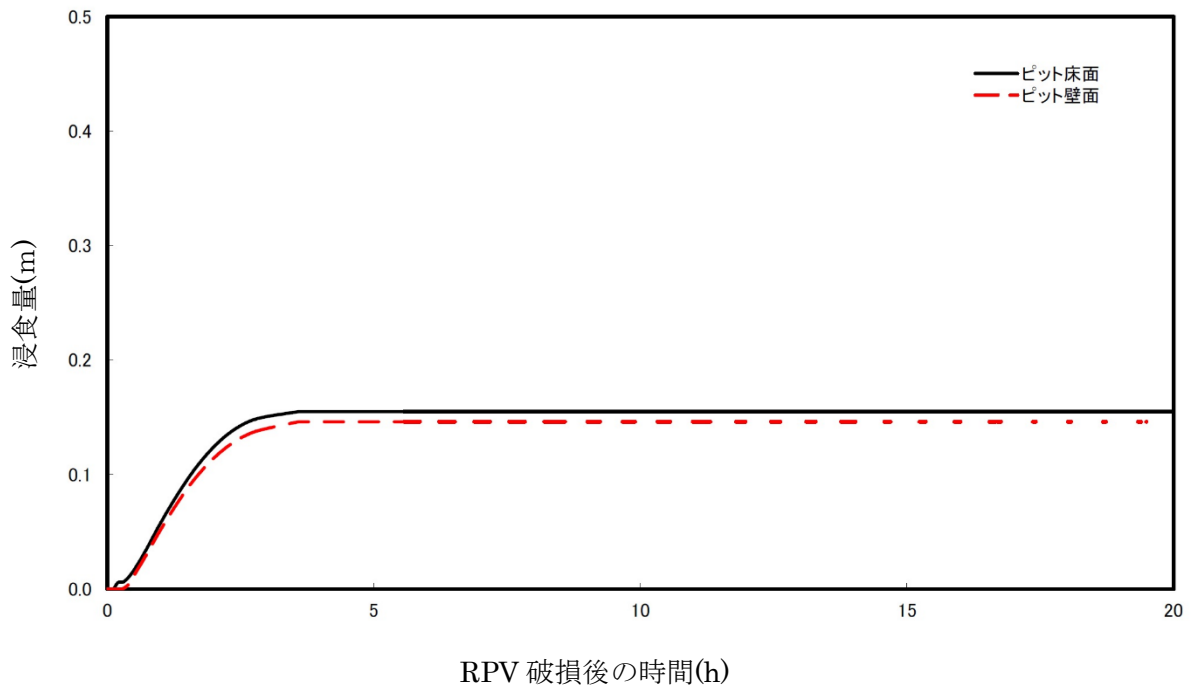


図 4 サンプル領域の壁面および床面の浸食量の変化

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

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

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

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

1. コリウムシールド(自主対策設備)について

(1) 設備概要

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

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

(2) 仕様

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

2. コリウムシールドを考慮した場合の MCCI の評価

(1) 評価条件

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

(2) 評価結果

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

による侵食量の時間変化を補足図3及び補足図4に示す。

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

(3) 結論

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

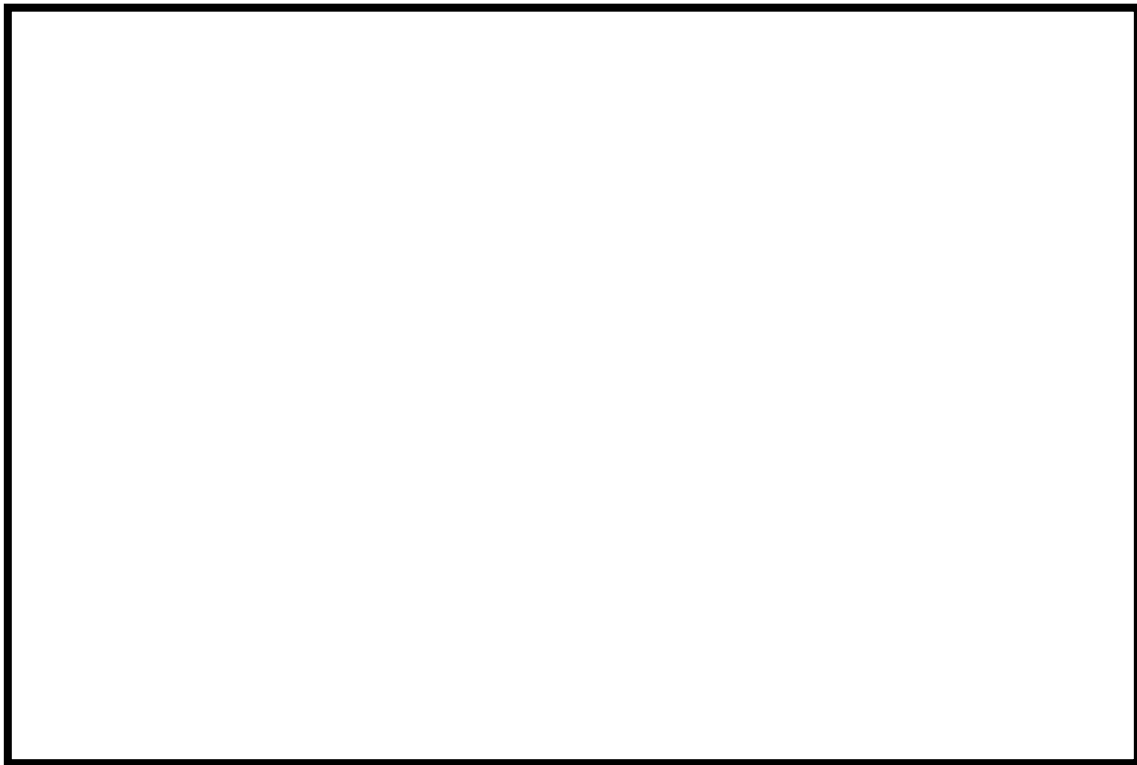
以 上

補足表1 コリウムシールドの仕様

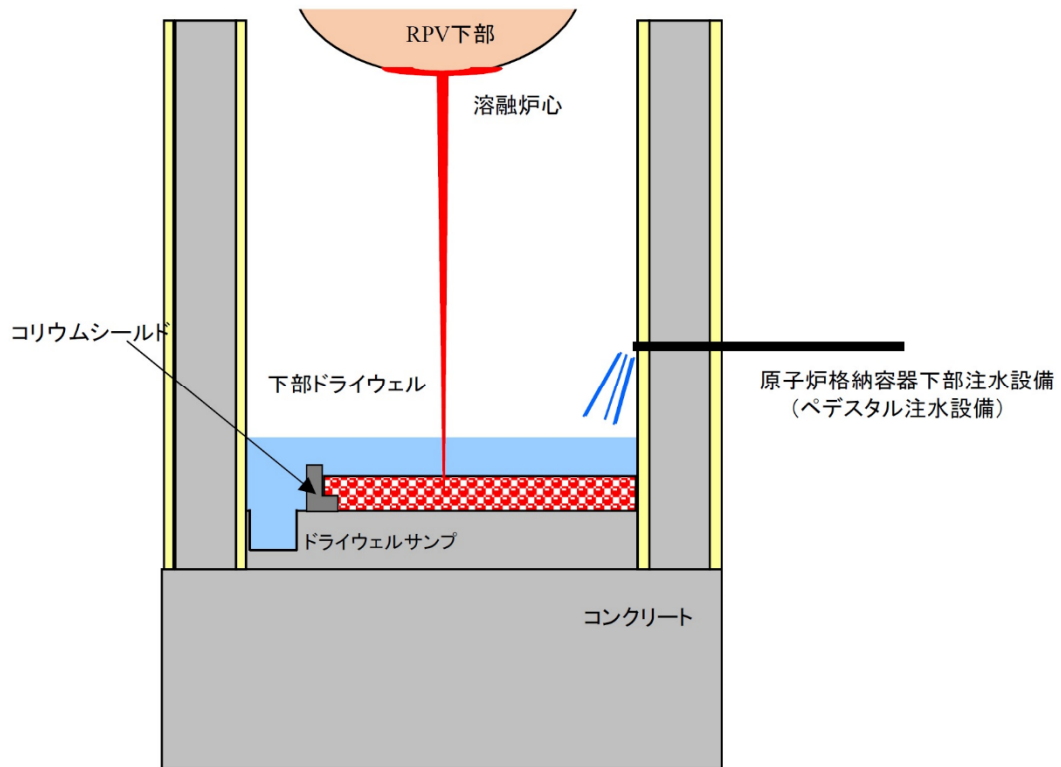
--	--	--	--

補足表2 コリウムシールドを考慮したMCCI評価の侵食量

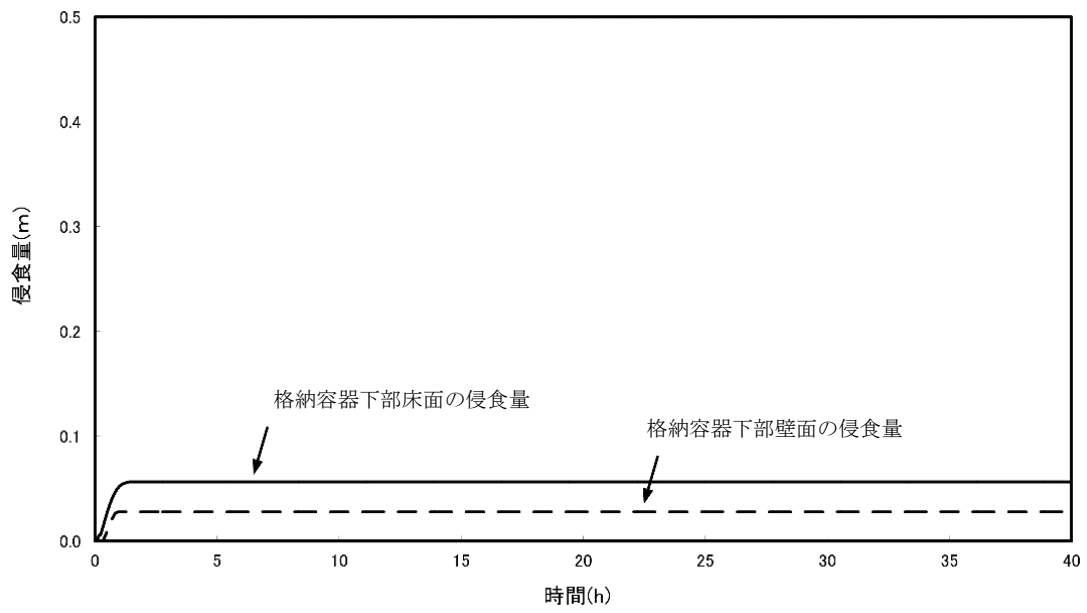
条件	床面積 62.0 m ² (6号炉)	床面積 75.7 m ² (7号炉)	(参考)床面積 約88 m ² (コリウムシールド設置前, 6/7号炉共通)
床面	6.9 cm	5.7 cm	5.1 cm
壁面	5.7 cm	2.8 cm	2.0 cm



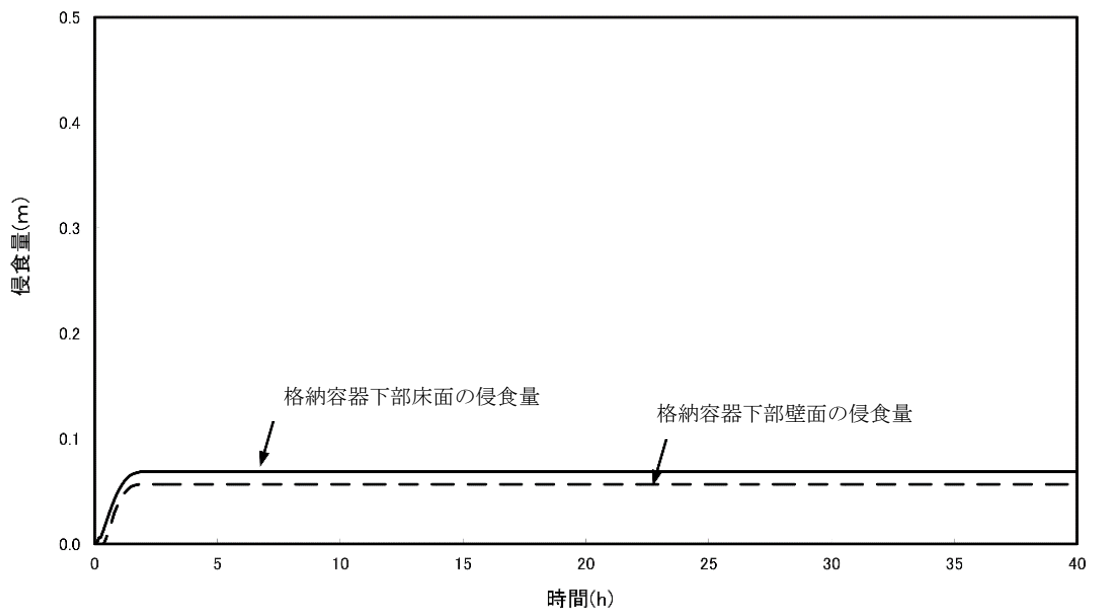
補足図1 コリウムシールド概要図



補足図2 溶融炉心落下時のドライウエルサンプへの溶融炉心流入防止のイメージ



補足図3 侵食量の時間変化(床面積 75.7 m²)



補足図4 侵食量の時間変化(床面積 62.0 m²)

13.水蒸気爆発評価の解析コードについて

重大事故等対策の有効性評価に適用する解析コードに関しては、審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント対策コードについて」の中で、適用性等を示している。

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

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

1. JASMINE

(1) 解析コードの概要

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

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

(2) 解析条件

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

(3) 解析結果の妥当性

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

2. AUTODYN-2D

(1) 解析コードの概要

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

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

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

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

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

(2) 解析条件

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

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

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

(3) 解析結果の妥当性

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

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

ここで、図 2 と同じ解析における応力履歴を 40 ms までプロットした履歴を図 3 に示す。図 3 のグラフから、圧力源のエネルギー開放が終わり、ある程度の時間が経過した後においても発生応力が周期的に変動していることが確認される。これは、圧力源から伝播し、内側鋼板に作用した衝撃力が、コンクリートを介して外側鋼板へ伝わった後、反射によって再度内側鋼板に作用していることを示唆しているものと考えられるが、当該反射波により生じる鋼板の発生応力は 4.8 ms 時点で発生する最大応力値(約 10 MPa)を上回ることには無い。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

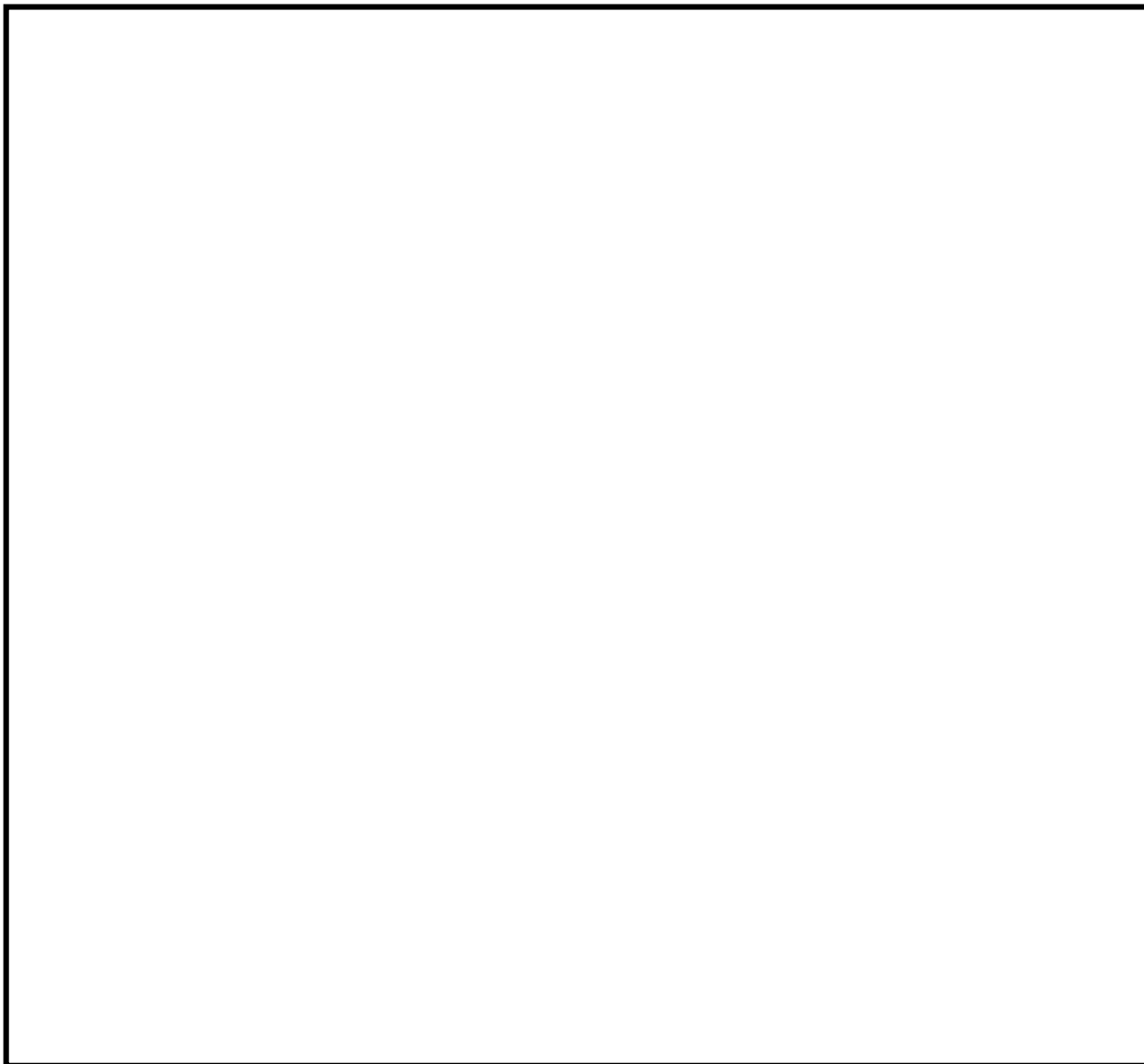


図 1 解析モデル(単位 : mm)

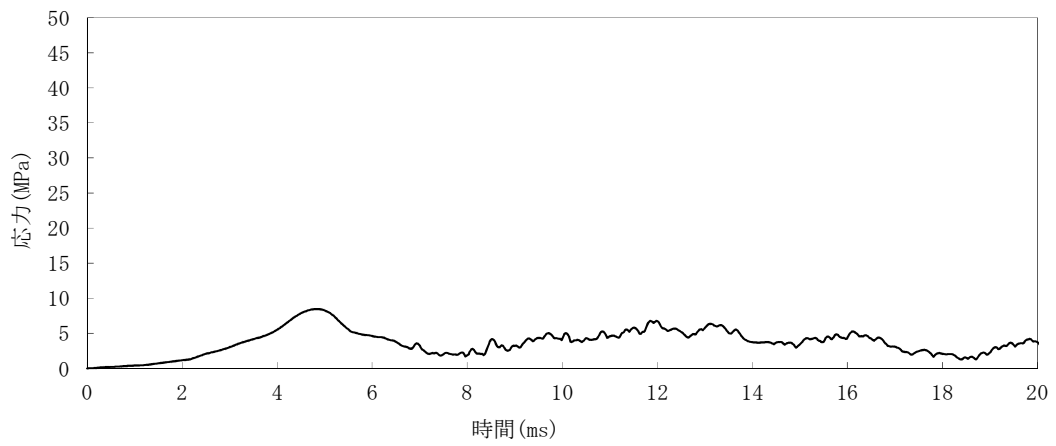


図2 RPV ペDESTAL(内側鋼板)の応力履歴(0~20ms までのプロット)

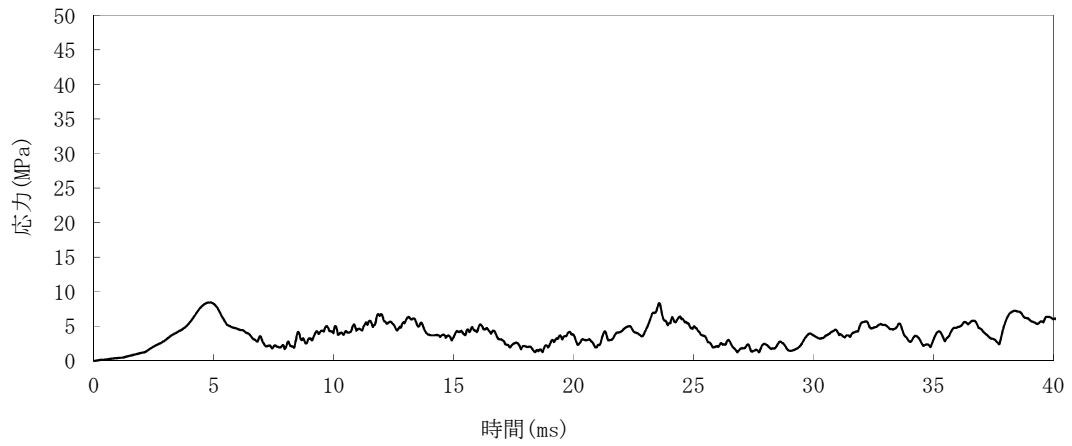


図3 RPV ペDESTAL(内側鋼板)の応力履歴(0~40ms までのプロット)

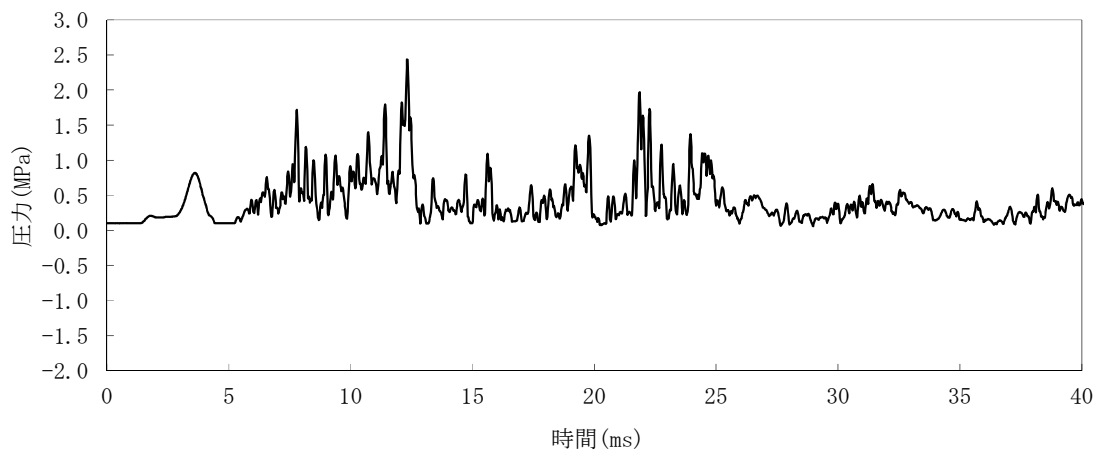


図4 内側鋼板(没水部)に作用する圧力履歴(0~40ms までのプロット)

14. エントレインメントの影響について

1. はじめに

有効性評価シナリオにおいて、最もサプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するシナリオは、格納容器過圧・過温破損シナリオであり、原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、サプレッション・チェンバ・プール水位は上昇し、格納容器ベント実施後に、サプレッション・チェンバ・プール水位は最も高くなる。

ここでは、上記状態におけるエントレインメントの影響について評価する。

2. エントレインメントの影響

サプレッション・チェンバのプール水が飽和温度となっている状態で、サプレッション・チェンバからの格納容器ベントを実施すると、サプレッション・チェンバ内の気体が排出されるため、ドライウエルに蓄水していた水やベント管内の水がサプレッション・チェンバへ流入し、真空破壊装置近辺であったサプレッション・チェンバ・プール水位が約 16.3m まで上昇する（図 1 参照）。

このとき、以下に示すように、サプレッション・チェンバのプール水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると、サプレッション・チェンバ・プール水位は約 0.7m 上昇し、約 17.0m となる。サプレッション・チェンバのベントライン下端高さは約 17.2m であるため、エントレインメントは回避できると考えられる。

なお、現実的にはサプレッション・チェンバ・プールの下部には水頭圧がかかるため全体が減圧沸騰することはないことから、サプレッション・チェンバ・プール水位は約 17.0m より低くなると考えられる。

また、サプレッション・チェンバのプール水面の飛沫が、格納容器ベント時に同伴してベント配管内に取り込まれたとしても、配管内に滞留水が形成されない構造の設計としているため、ベントラインが閉塞することはない。

<サプレッション・チェンバ・プール水位上昇評価>

減圧沸騰時のボイド率からサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇分を求める。

サプレッション・チェンバのプール水中で様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率は、ドリフトフラックスモデルから以下の計算により求める。

$$\alpha = \frac{jg}{vg + jg \times Co}$$

jg : サプレッション・チェンバのプール表面での見かけ蒸気速度 ($9.42 \times 10^{-3} \text{m/s}$)

vg : ドリフト速度 (0.227m/s)

Co : 分布定数 (1.0)

よって、平均ボイド率 α を求めると約0.040となる。

以上より、減圧沸騰によりサプレッション・チェンバのプール水は約4.0%体積膨張する。格納容器ベント時のサプレッション・チェンバ・プール水位は約16.3mに対して、減圧沸騰により水位は約0.7m上昇し、約17.0mとなる。

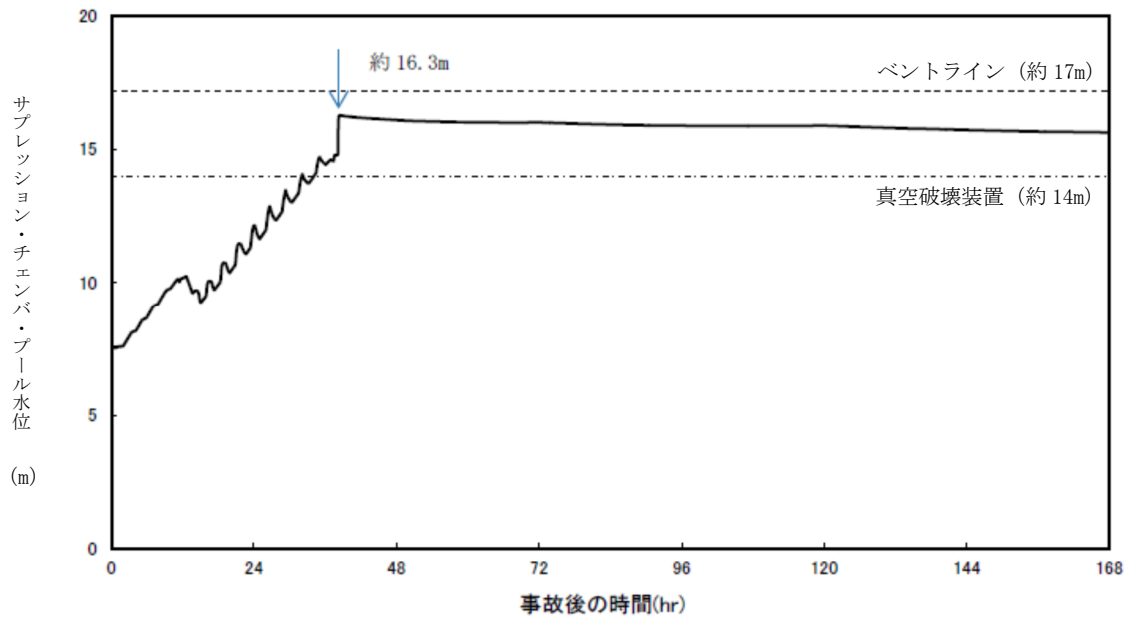


図1 サプレッション・チェンバ・プールの水位変化
(格納容器過圧・過温破損シナリオ)

以上

15. 復水補給水系 (MUWC) の機能分散について

1. 復水補給水系 (MUWC) の機能

MUWC は以下の 3 つの機能に期待している。

○深層防護の 3 層 (著しい炉心損傷の防止)

- ・原子炉水位を維持し炉心損傷を防止するための低圧代替注水機能

○深層防護の 4 層 (原子炉格納容器の損傷防止策)

- ・格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能
- ・原子炉格納容器内での損傷炉心の冷却のための格納容器下部注水機能

2. MUWC の操作の容易さ

(1) 低圧代替注水と代替格納容器スプレイそれぞれの単独操作

図 1 に MUWC による低圧代替注水, 代替格納容器スプレイの基本的な操作の流れを示す。現場操作が生じるのは注水前の吸込配管の操作のみである ((a) のステップ)。また, それぞれの操作の相違点は, 中央制御室におけるラインアップのみである ((b) のステップ)。このようにそれぞれについて特段困難な操作はない。

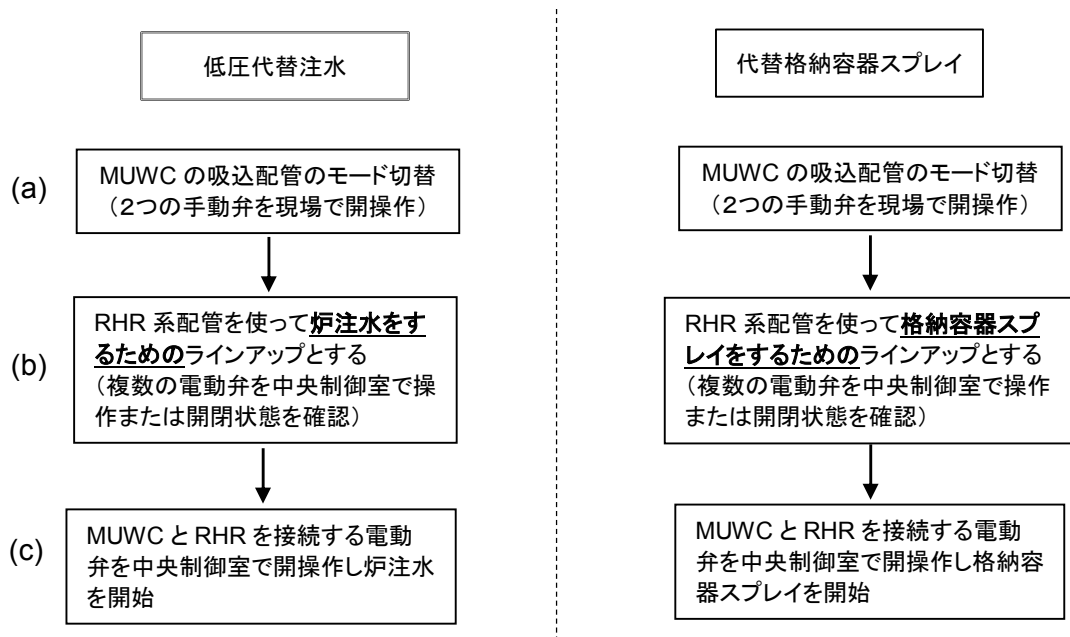


図-1：低圧代替注水，代替格納容器スプレイそれぞれの単独操作

(2) 低圧代替注水を開始し途中から代替格納容器スプレイとスイッチングする操作

スイッチング操作は有効性評価でクレジットをとっており, 例えば高圧・低圧注水機能喪失のシナリオでは, 原子炉水位が L-8 になったら低圧代替注水から代替格納容器ス

プレイに切替え、L-3 になったら代替格納容器スプレイから低圧代替注水に切替える。

スイッチングの操作は、原子炉水位を媒介にしてL-8 とL-3 で原子炉注水のラインに水を導くラインアップと格納容器スプレイに水を導くラインアップを、中央制御室での弁操作で切替えるのみである（図 2 の赤線で示した閉ループ）。操作自体は（1）の単独操作の繰り返しであり特段の困難はない。なお、復水補給水系にはミニフローラインがあることから、ポンプが締め切り運転となることはない。

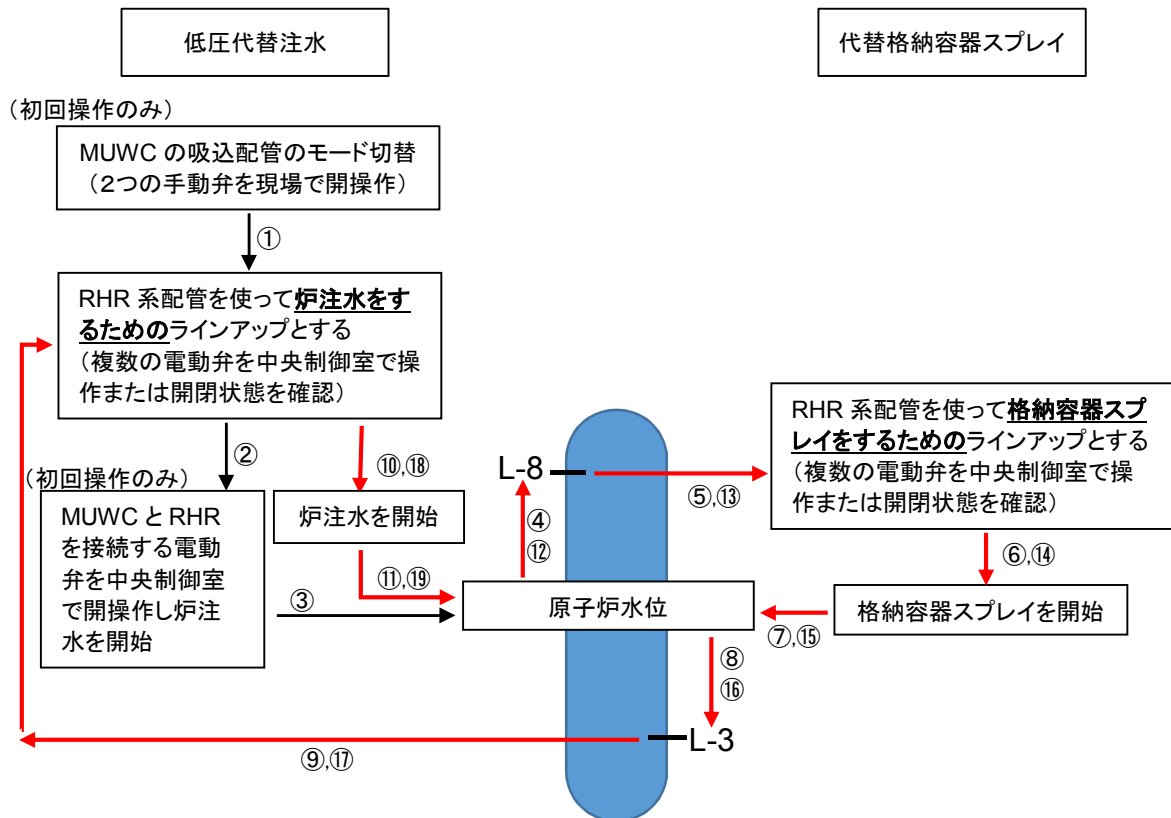


図 2：低圧代替注水の途中で代替格納容器スプレイとスイッチングをする操作

次に、低圧代替注水と代替格納容器スプレイのスイッチングの頻度について、事象進展が早い大破断 LOCA（格納容器過圧・過温破損）で確認する。

大破断 LOCA では、事象発生後約 70 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始し、事象発生から約 2 時間後に炉心が再冠水した後は、原子炉水位を破断口～L-1 に維持する。原子炉水位が破断口に到達したら代替格納容器スプレイにスイッチする。

このスイッチングは、事象発生から約 38 時間後に格納容器ベントをするまでの約 36 時間の間に 30 回行う（図 3）。頻度は約 1.2 時間に 1 回となり運転員の負担も小さく、運転員訓練にもこのスイッチングが取り込まれていることから、運転員に過度な負担が生じるものではないと考える。

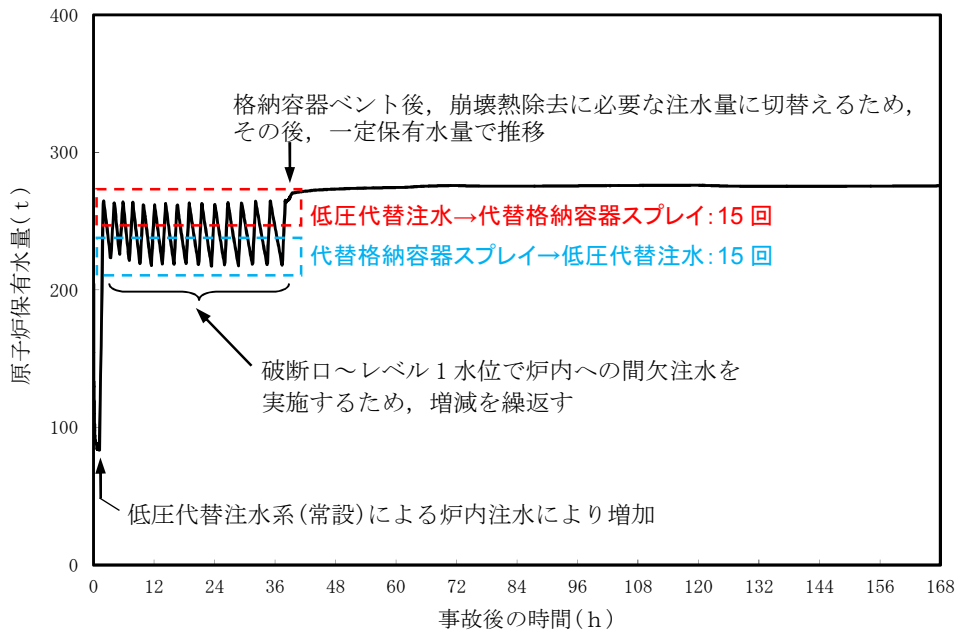


図3：大破断 LOCA における低圧代替注水と代替格納容器スプレイのスイッチング

以上から、MUWC を用いた低圧代替注水と代替格納容器スプレイの操作に複雑さやスイッチング頻度が多いことが理由で所定の機能が達成されないおそれは非常に小さいと考える。

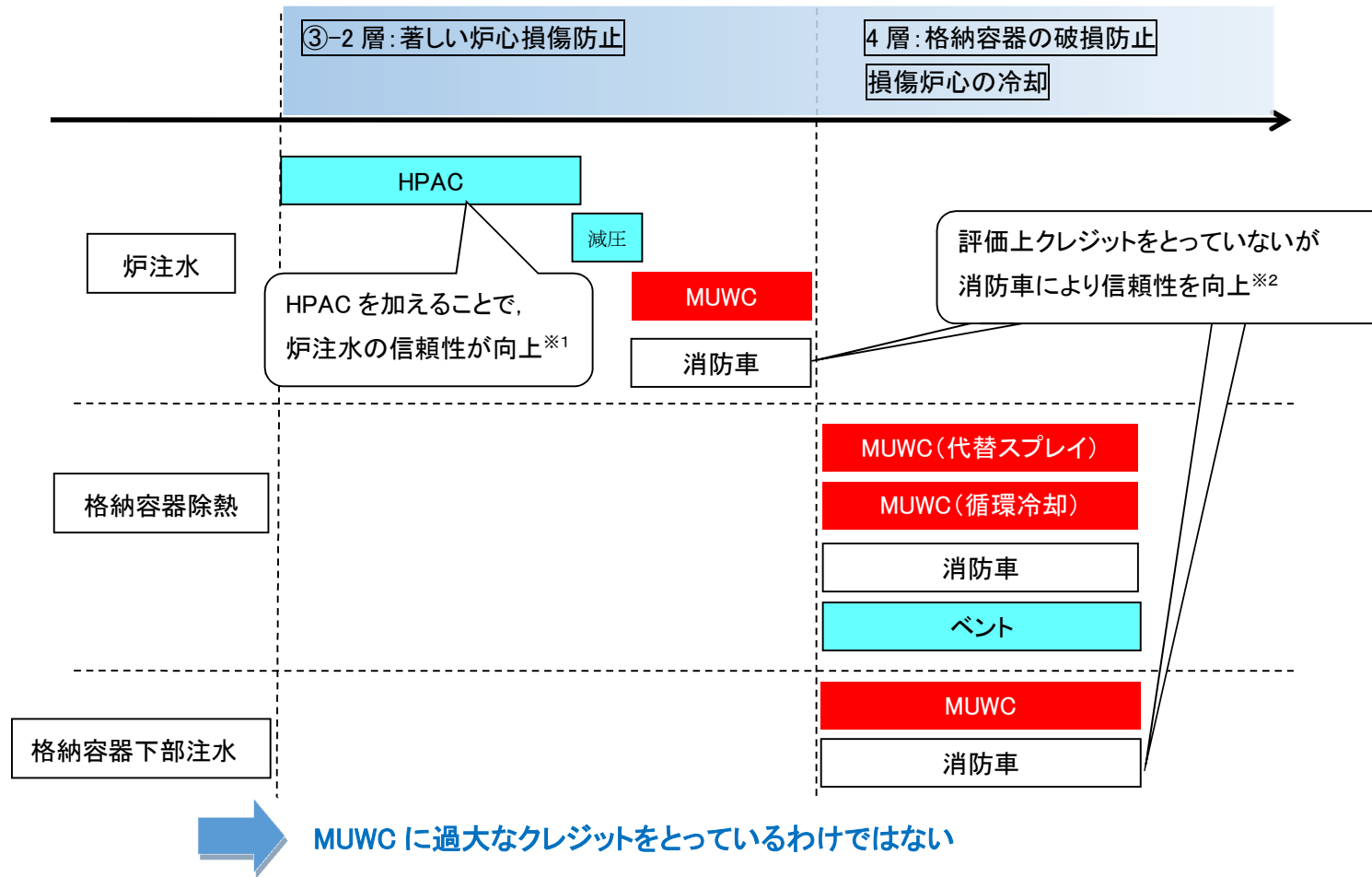
3. 機能分散について

2. で述べたように、MUWC の機能を重畳して用いるのは低圧代替注水と代替格納容器スプレイであるが、これらのスイッチングが原因で機能喪失するおそれは小さい。

また、MUWC 自体は3台のポンプを有していることに加え、3層の原子炉圧力容器注水機能を構成するものとしては、MUWC の他にも高圧代替注水系 (HPAC) や消防車を有している。4層の格納容器の破損防止機能としては、代替循環冷却、格納容器ベント、代替原子炉補機冷却系、消防車を有している。このように各機能について冗長性をもたせる形で機能分散を図っている (図4)。

以上から、MUWC は、低圧代替注水、代替格納容器スプレイ、格納容器下部注水系の機能を持っているが、各機能を適切に切替えることが可能であり、機能分散も図っている。

以上



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

※2 : フェーズドアプローチに基づき, 原則として事故発生 12 時間までは恒設設備での対応とし, 可搬型設備はアクセス性等を考慮し, 12 時間以降に期待できると整理している

図-4: ③-2層, 4層における注水等に期待する設備

16. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果

「添付資料 3.1.3.1」で評価している“雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時における格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 の放出量”は、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状の放射性物質の捕集についても期待しており、その捕集効果は MAAP コード内 (SUPRA 評価式) で考慮している。

事故発生後サプレッション・プール水は沸騰するが、沸騰時には気泡中の水蒸気凝縮に伴う除去効率の向上が見込めないため、捕集効果に影響を及ぼす可能性がある。

ここでは、サプレッション・プール水の沸騰による、捕集効果への影響について検討を行った。

1. スクラビング時のサプレッション・プール水の状態

事故発生後、CsI 及び CsOH は原子炉圧力容器から格納容器内気相部へ移行し、また、その大部分は格納容器内液相部に移行する。MAAP 解析により得られた格納容器内液相部中の CsI 及び CsOH の存在割合の時間推移を図 1 に、サプレッション・プール水温の時間推移を図 2 に示す。

図 1 より、格納容器の壁面等に沈着した核分裂生成物がドライウェルスプレイによって洗い流される効果や初期のブローダウンによるスクラビングの効果等により、CsI 及び CsOH の大部分が初期の数時間で液相部へと移行することが分かる。また、図 2 より、最初の数時間においては、サプレッション・プール水温は未飽和状態であり、沸騰は起きていないことがわかる。すなわち、サプレッション・プールでスクラビングされる大部分の CsI 及び CsOH は、最初の数時間で非沸騰状態下でのその効果を受け、残りの少量の CsI 及び CsOH が沸騰状態下でのスクラビングを受けることになる。

このことから、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に対しては、沸騰条件下でのスクラビング効果の影響よりも、非沸騰状態下でのスクラビング効果の影響の方が支配的になると考えられる。

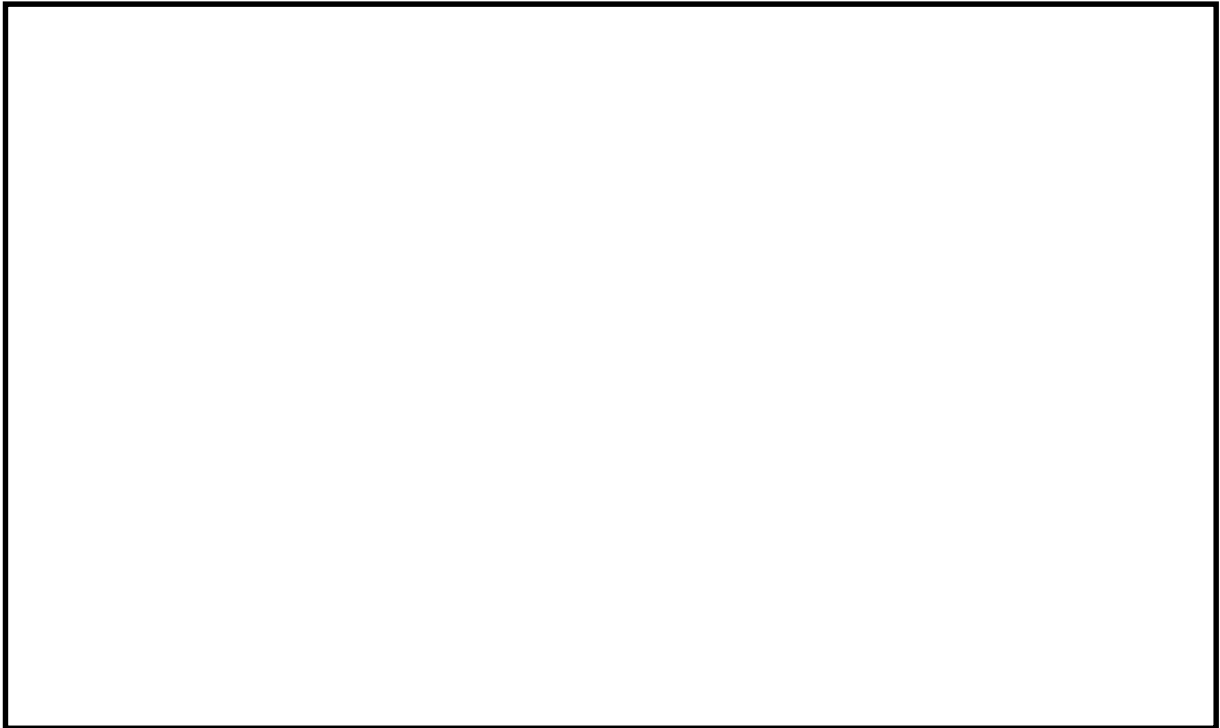


図1 格納容器内液相部中の存在割合

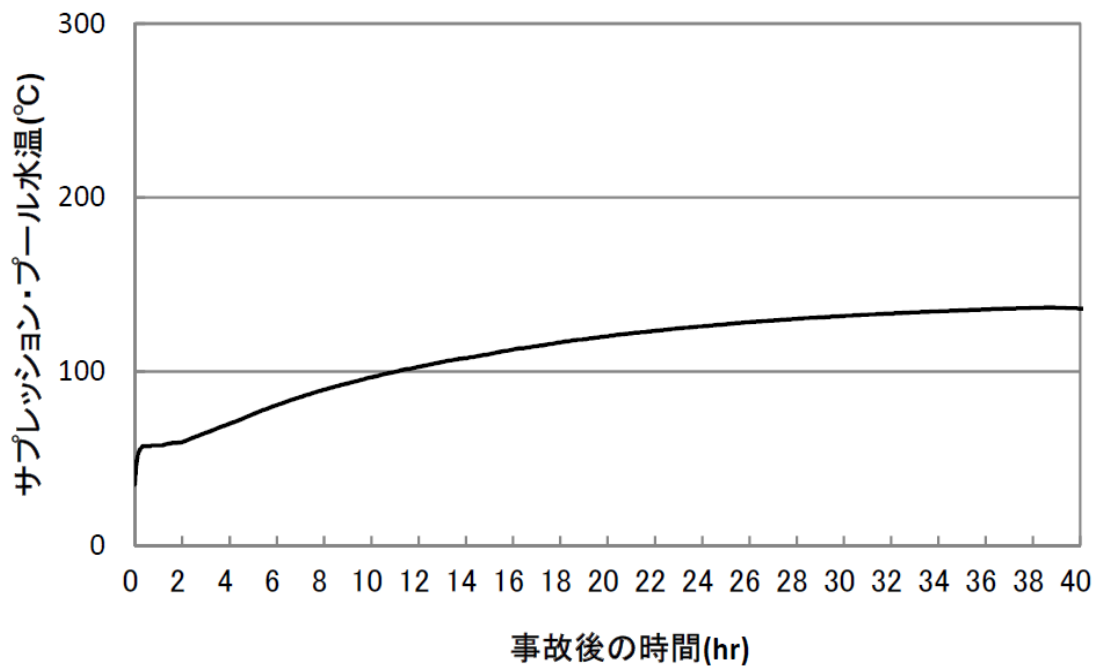


図2 サプレッション・プール水温

2. 沸騰時のスクラビング効果

沸騰後においても少量のエアロゾル粒子がサプレッション・プールのスクラビングを受けるため、沸騰時のスクラビング効果が極めて小さい場合は、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は大きくなる可能性がある。

沸騰時のスクラビング効果については、電力共同研究にて実験が行われており、未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。試験の概要と試験結果を以下に示す。

(1) 試験の概要

試験装置は直径約 1m、高さ 5m の図 3 に示す円筒状容器であり、表 1 に示す試験条件のもと、スクラバ水のスクラビング効果を測定している。

(2) 試験結果

スクラバ水が未飽和である場合と、沸騰している場合の試験結果を図 4 に示す。図 4 では未飽和時の実験データを白丸、沸騰時の実験データを黒丸で示しており、スクラバ水の水深を実機と同程度（約 3m）とした場合には、スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。このことから、実機においても、沸騰後にサプレッション・プールのスクラビング効果が全く無くなる（DF=1）ことにはならず、沸騰後のスクラビングがサプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的となると考えられる。

表 1 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI

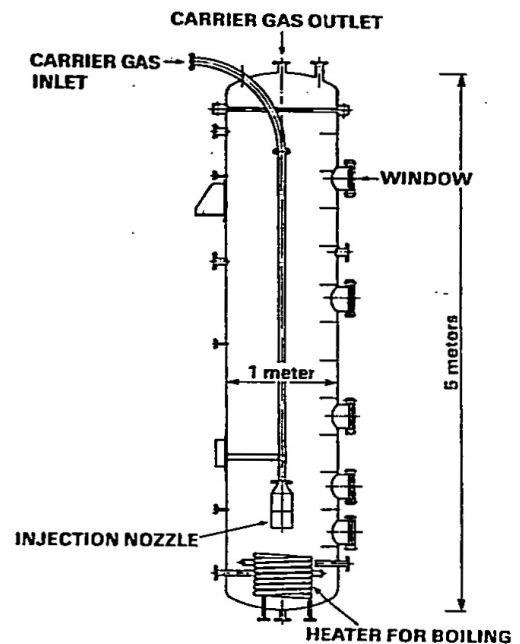


図 3 試験装置の概要

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 4 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果

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

17. 再循環流量制御系の運転モードによる評価結果への影響

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

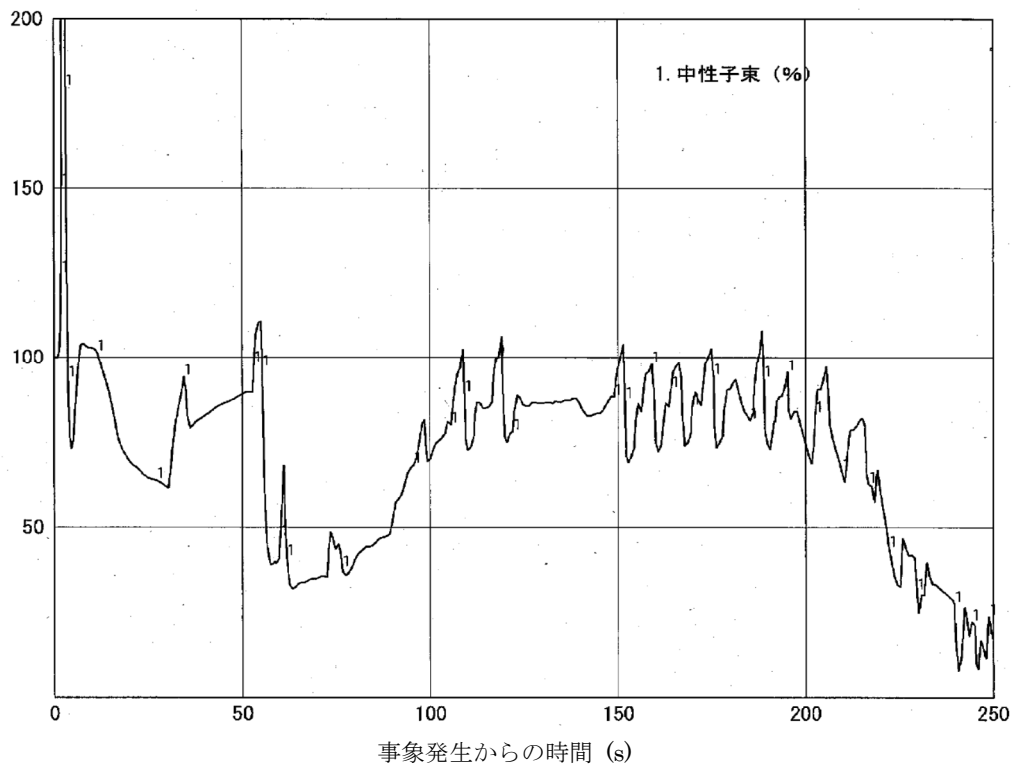


図1 中性子束の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

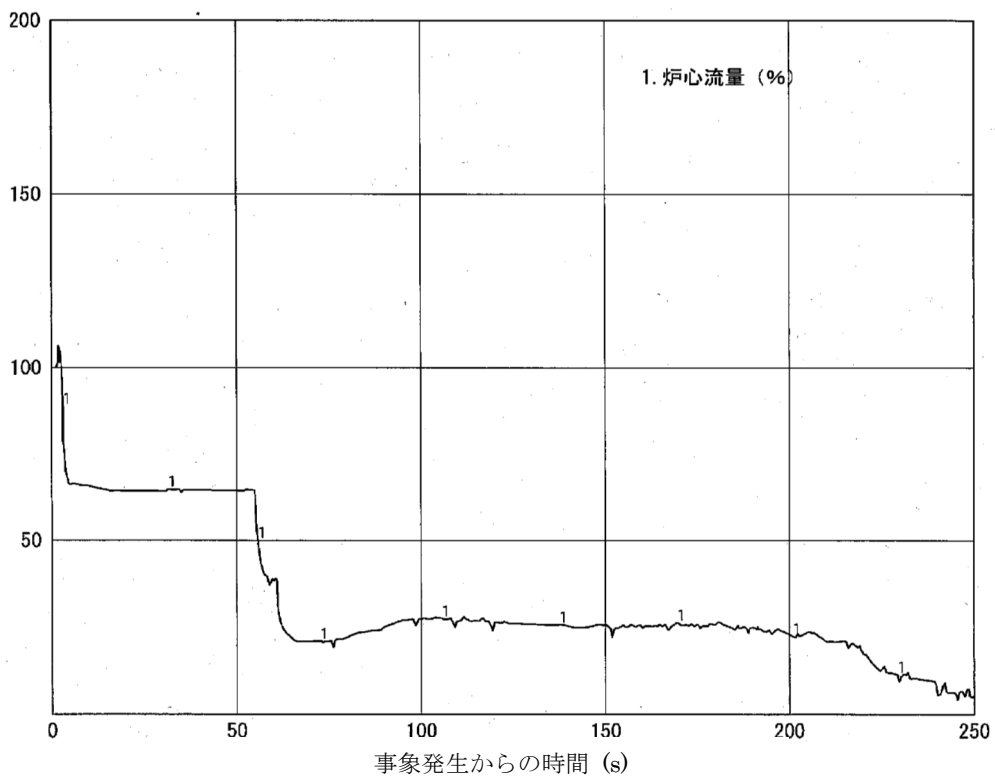


図2 炉心流量の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

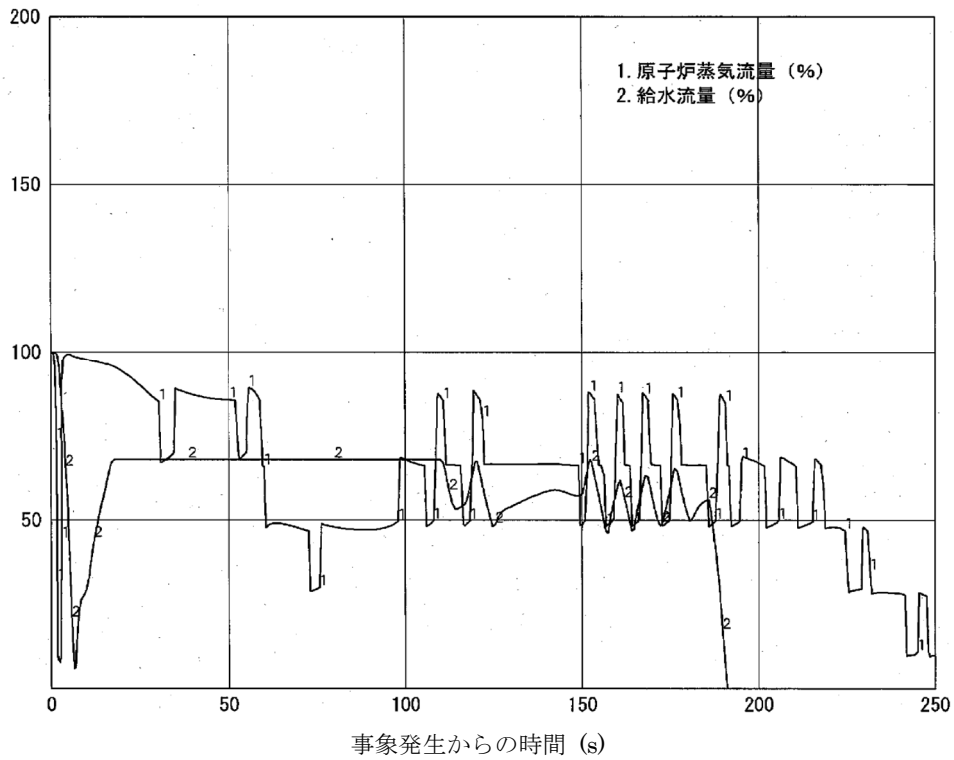


図3 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

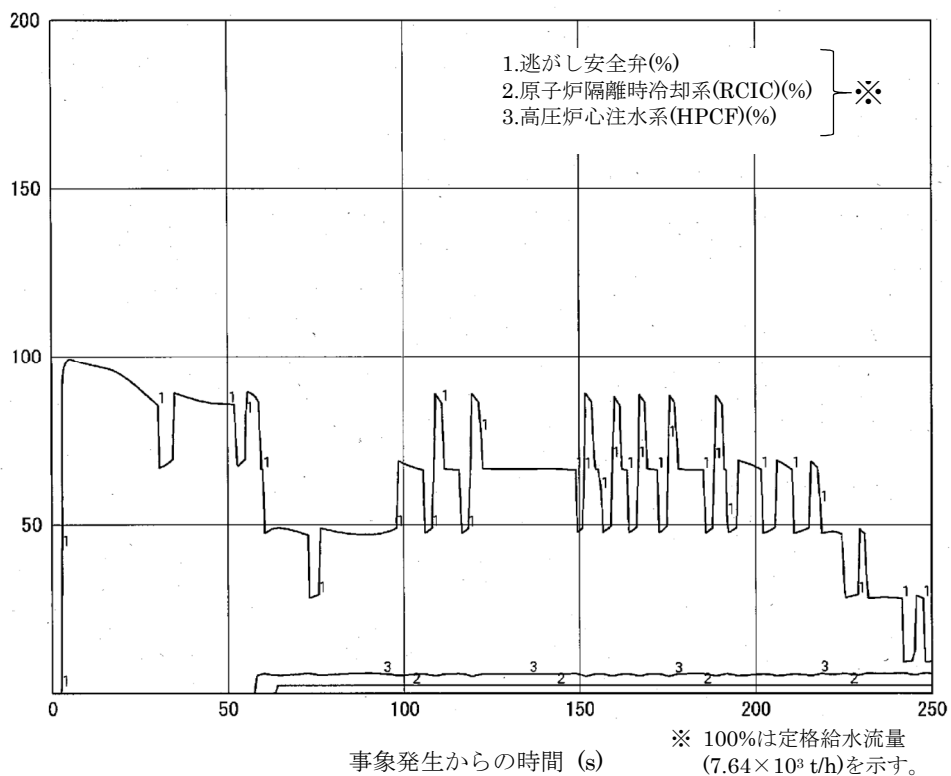


図4 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

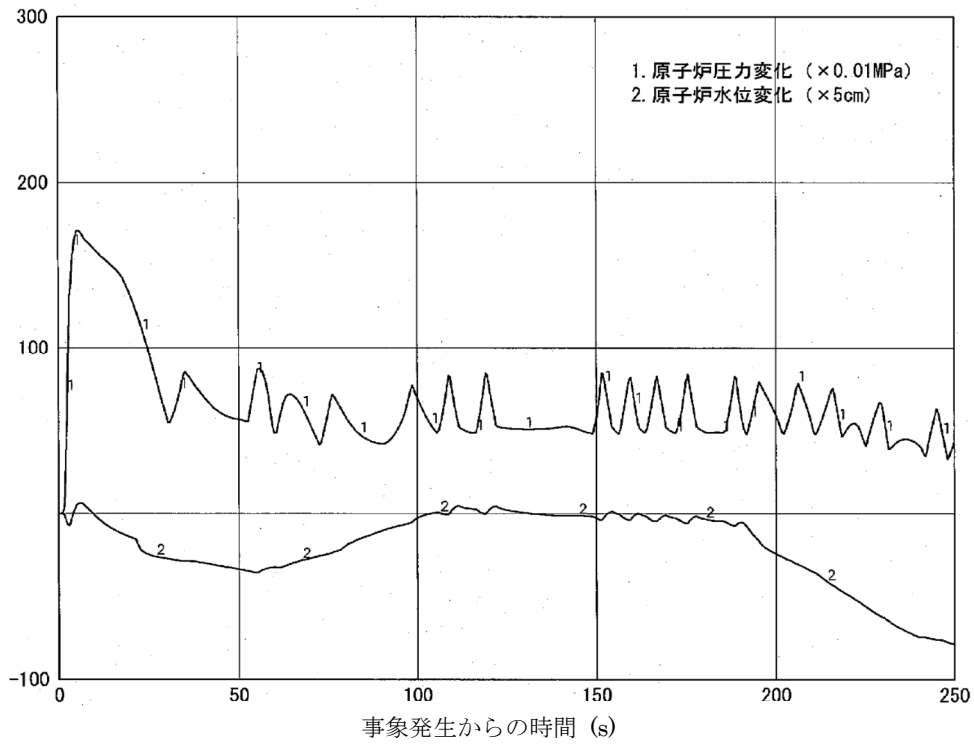


図5 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から 250 秒後まで)

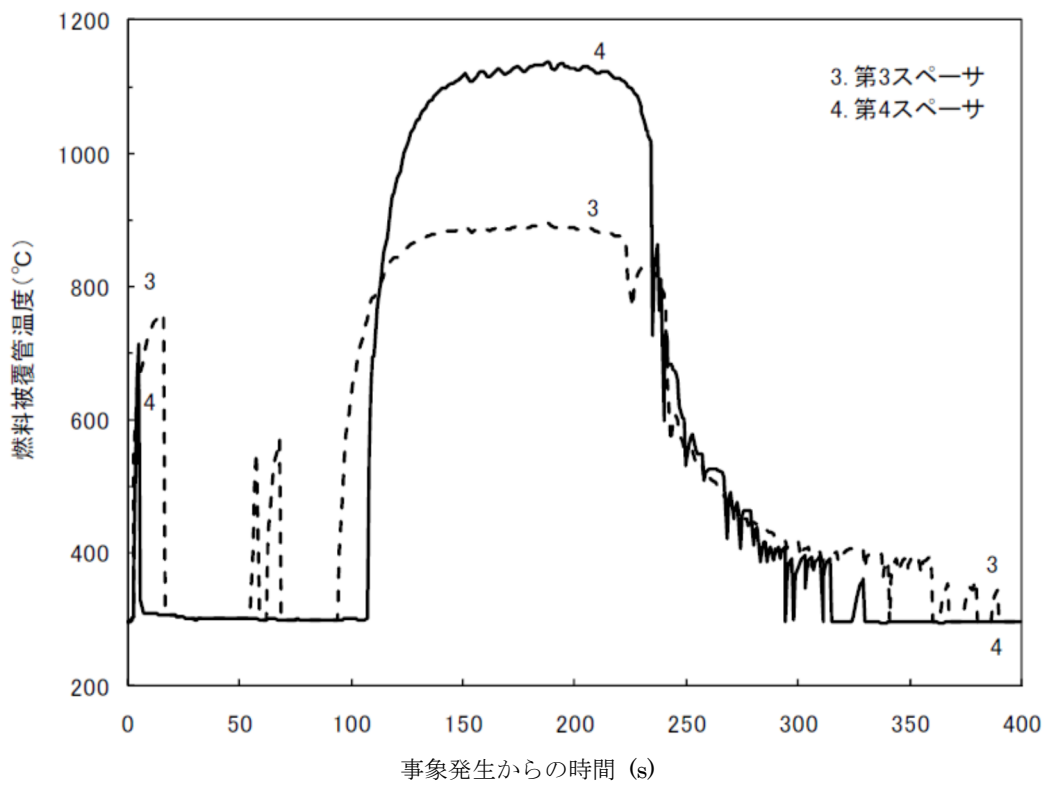


図6 燃料被覆管温度(PCT)の時間変化(事象発生から 400 秒後まで)

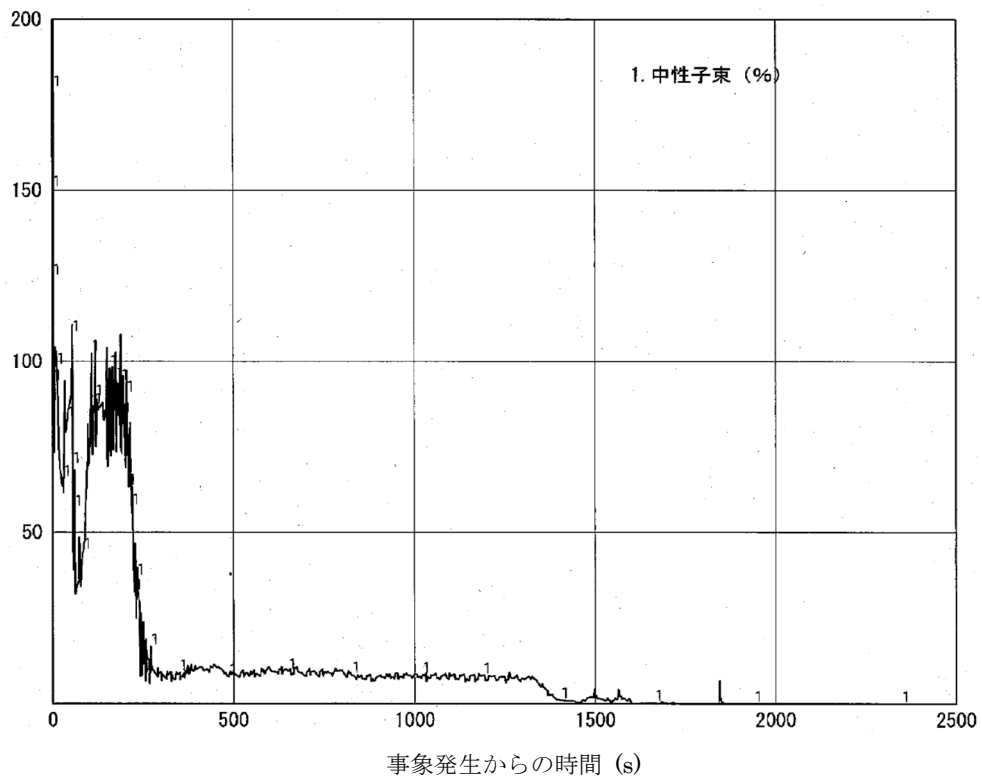


図 7 中性子束の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

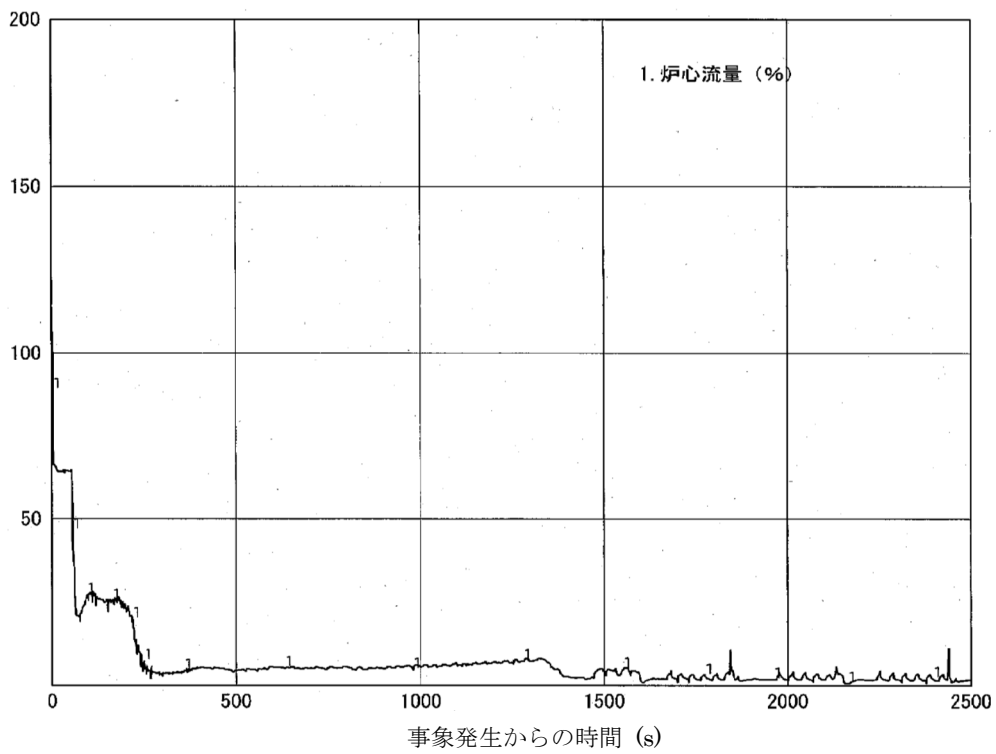


図 8 炉心流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

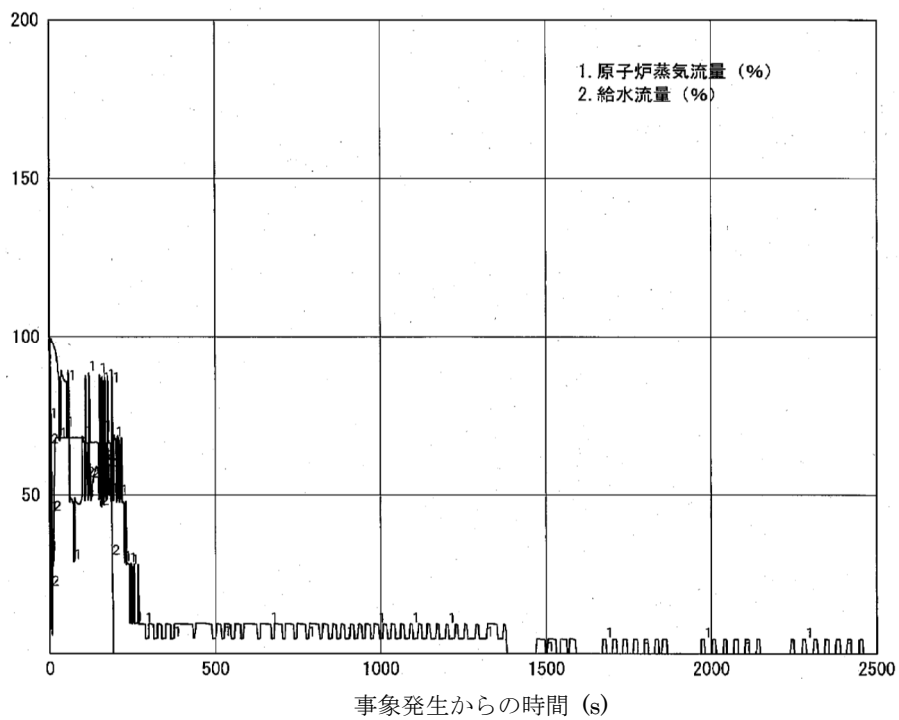


図 9 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

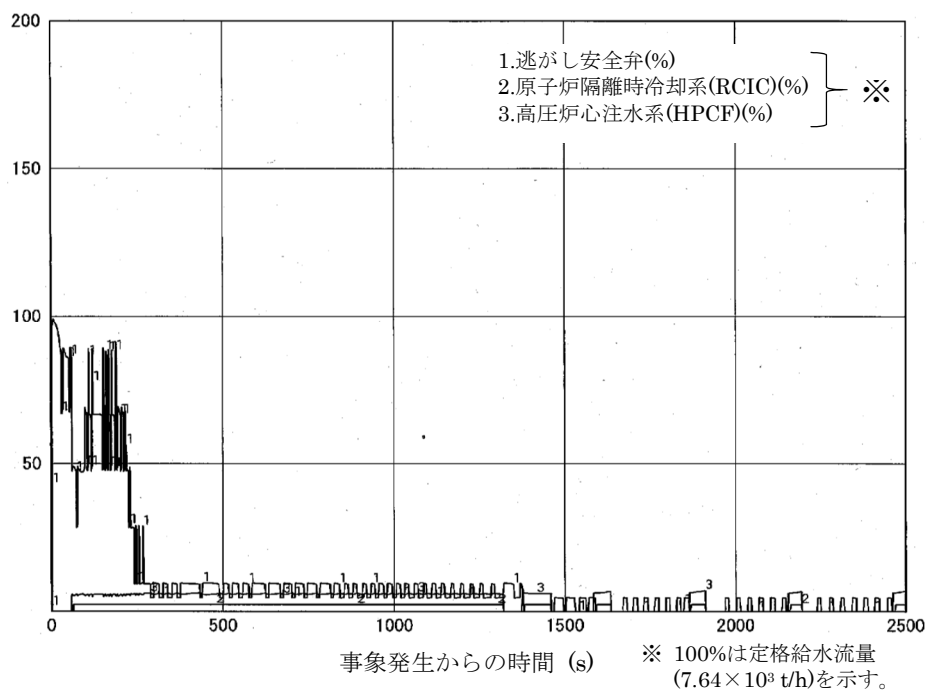


図 10 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の
流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

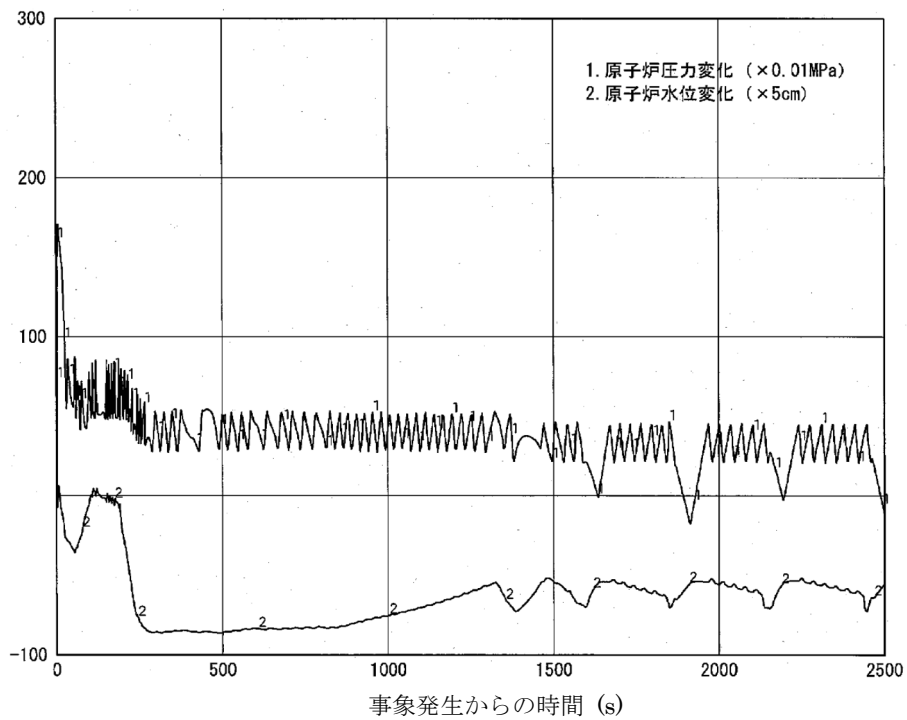


図 11 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から 2500 秒後まで)

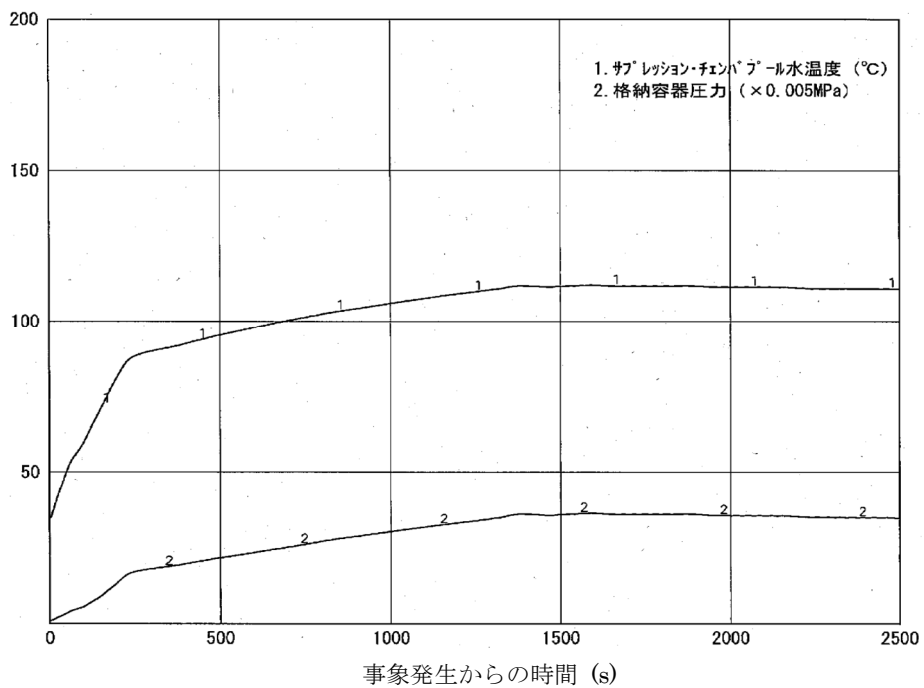


図 12 サプレッションプールの水温, 格納容器圧力の時間変化
(事象発生から 2500 秒後まで)

18. ほう酸水注入系(SLC)起動後の炉心状態(冷却材保有量等)について

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 m³/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 m³/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

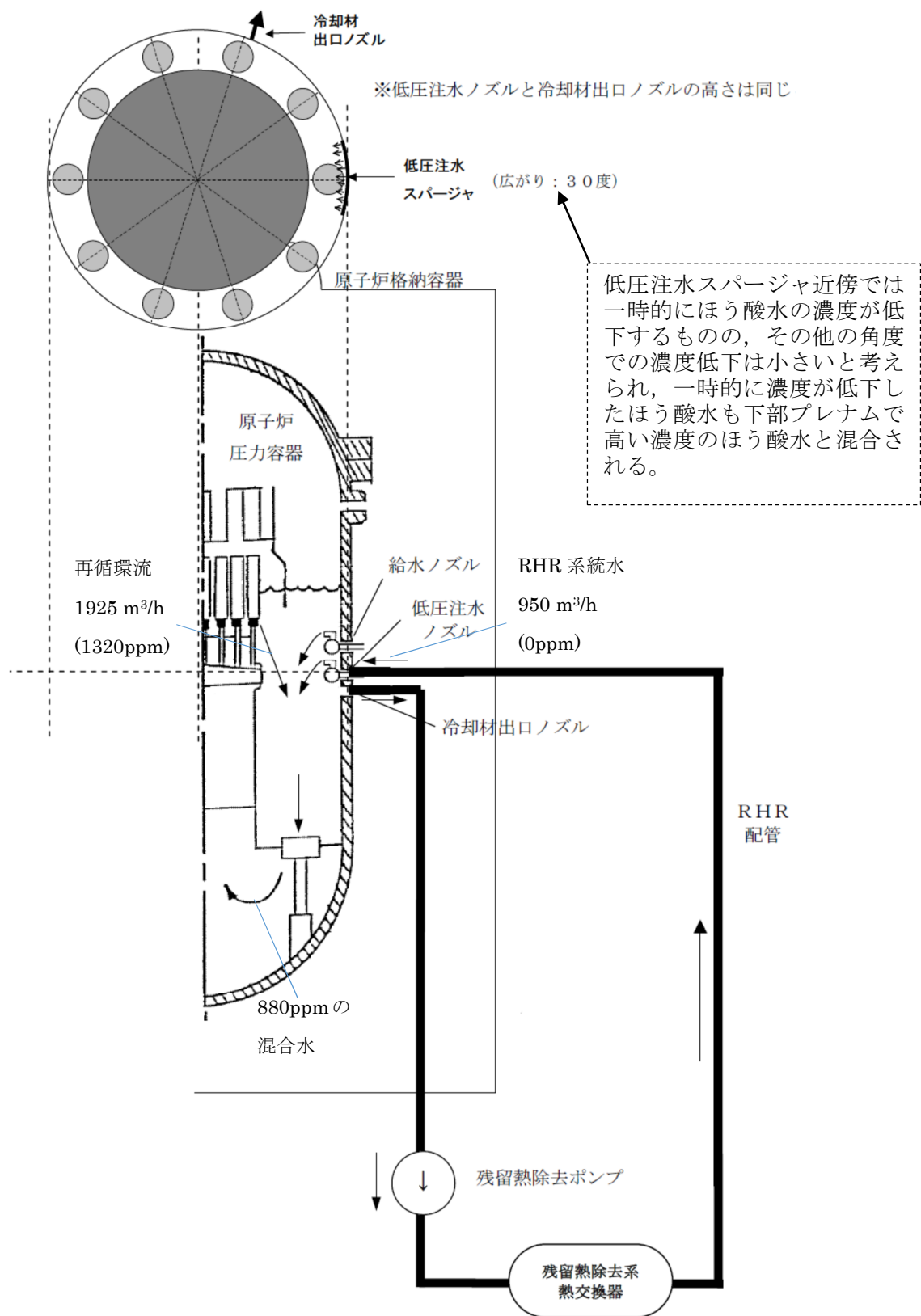


図1 RHR停止時冷却モード概略系統図

19. 給水ポンプ・トリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響

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、サブプレッション・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。サブプレッション・プール水温度の最高値は 127℃、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ブプレッション・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

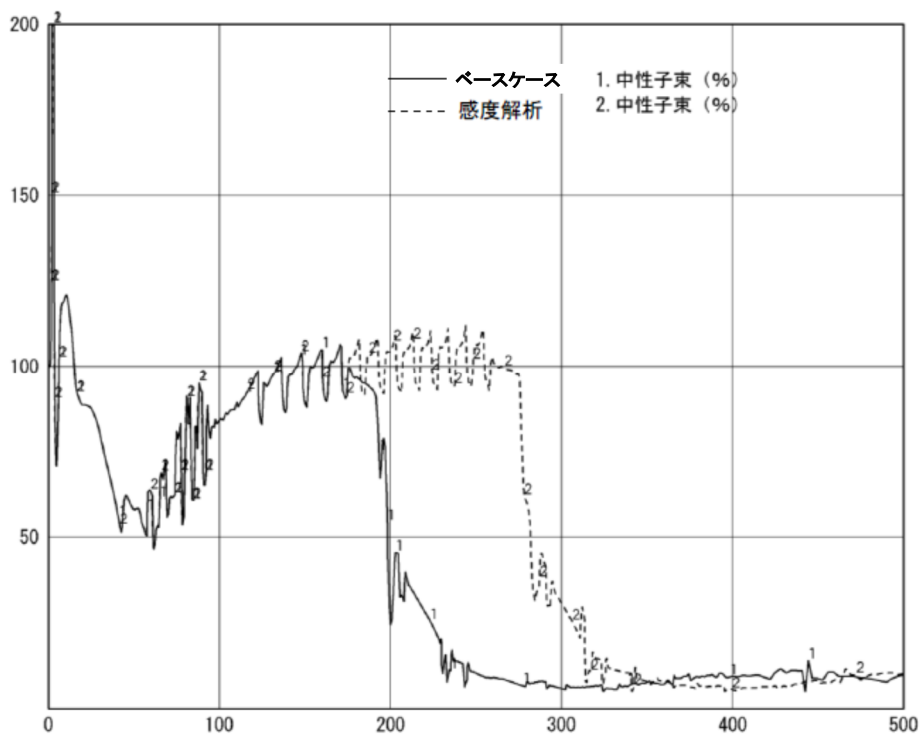
※ 熱伝達相関式(修正Dougall-Rohsenow式)の適用性について

SCAT コードの説明資料¹では、燃料被覆管温度 700～800 °C 程度の範囲について、5×5 高温ポスト BT 試験と解析の結果を比較している。比較の結果、クオリティが 0.9 程度となる位置で修正 Dougall-Rohsenow 式の評価の保守性が小さくなることを確認したことから、クオリティが大きくなることで保守性が小さくなる傾向を示すものと考えている。

これは、修正 Dougall-Rohsenow 式では燃料被覆管表面温度を保守側に評価するために燃料被覆管表面での液滴蒸発の効果を無視している特性が影響しているものと考えられる。

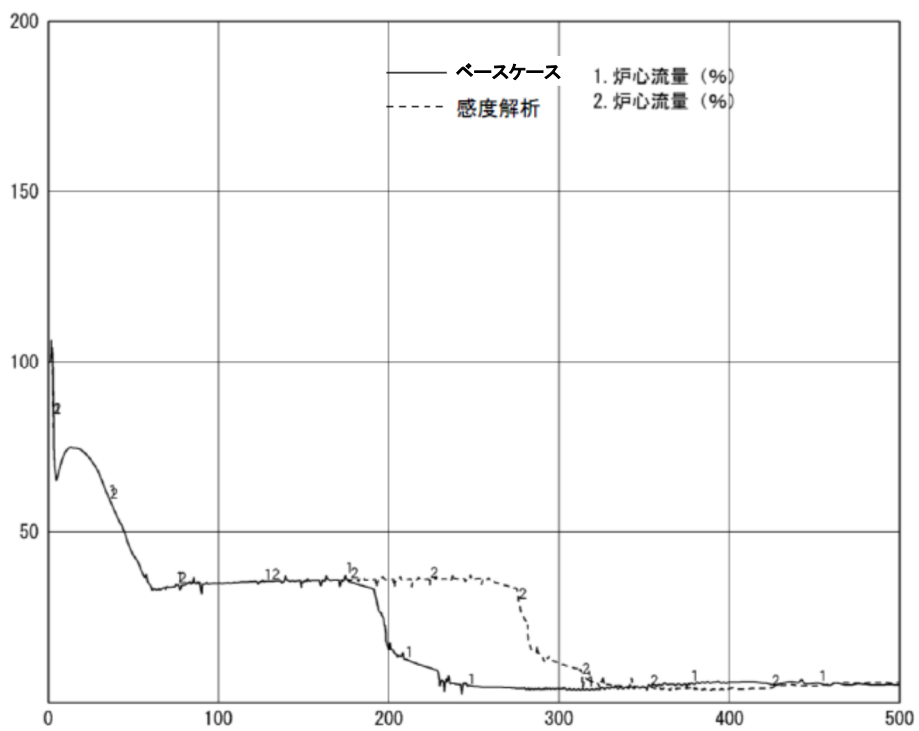
本評価における、燃料被覆管最高温度が発生する時間領域での燃料被覆管最高温度の発生位置(第 4 スペーサ位置)のクオリティは 0.6～0.7 程度である。この場合、修正 Dougall-Rohsenow 式の評価の保守性は小さくなる傾向であると考えられるものの、修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することによって保守側の評価結果が得られると考えられる。このため、燃料被覆管最高温度が 1200 °C 以下であることを確認する観点で、修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することに問題は無いと考える。

¹ 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 付録 3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第 4 部 SCAT



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)

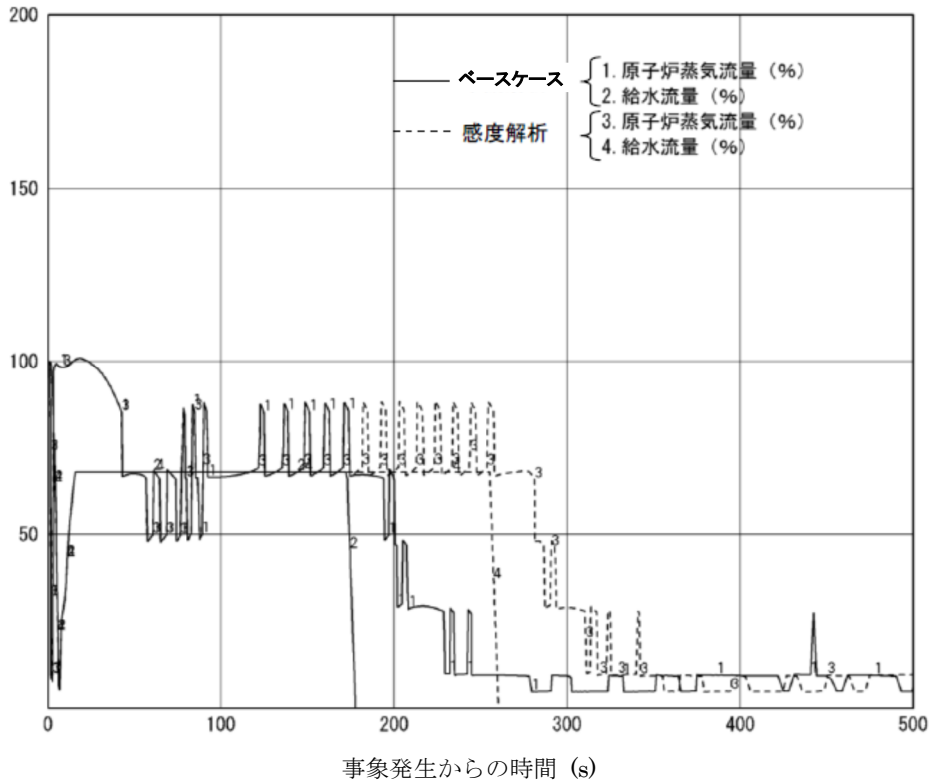


図3 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から 500 秒後まで)

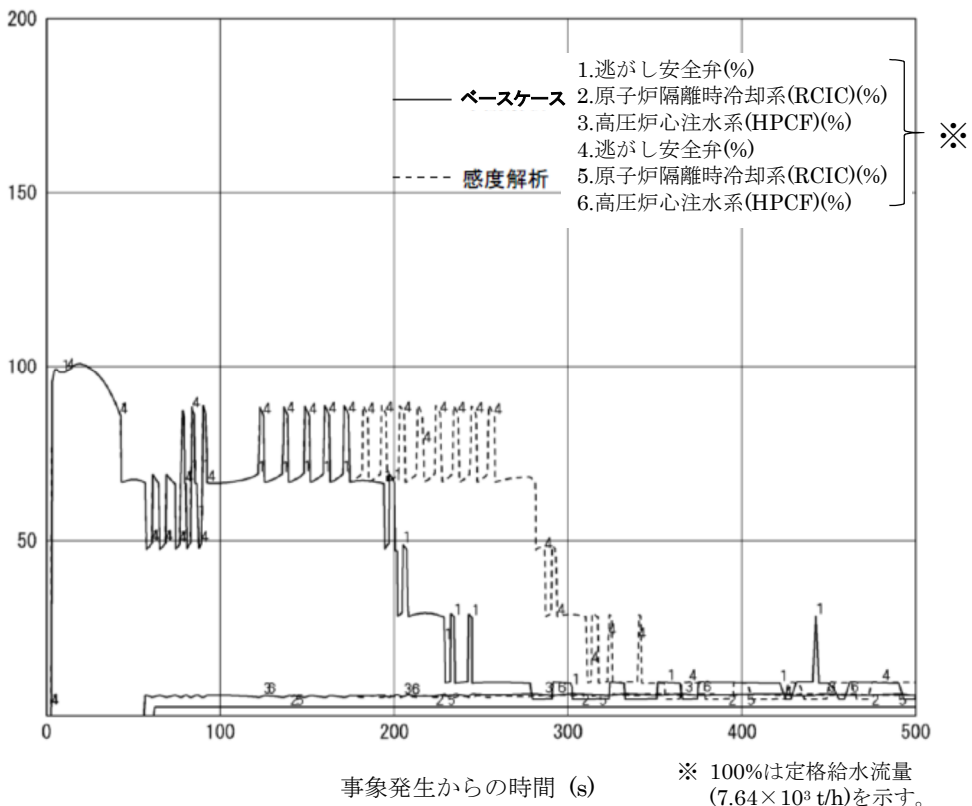


図4 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から 500 秒後まで)

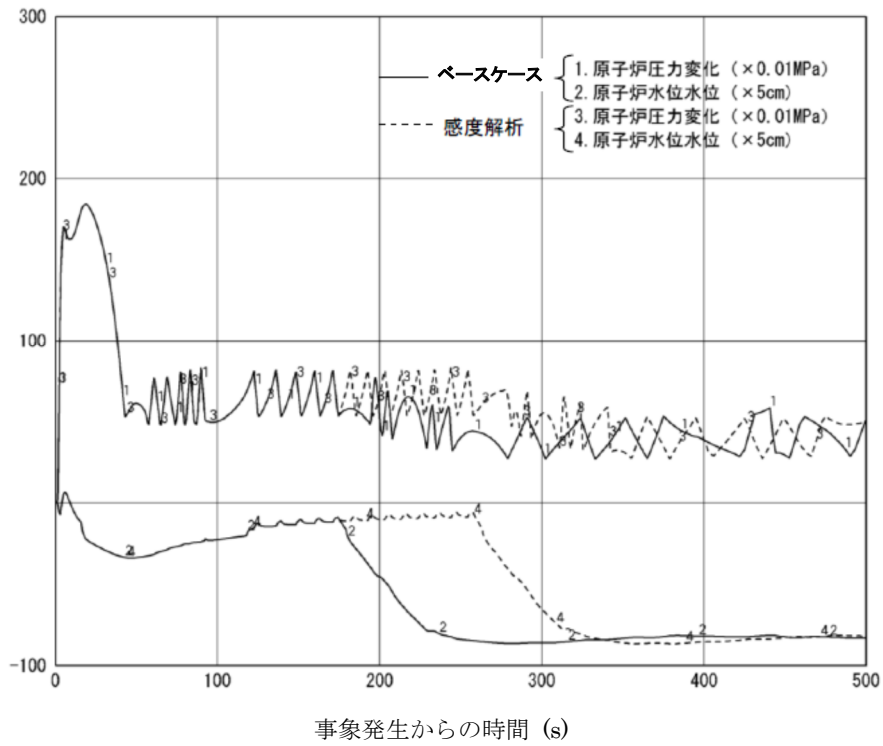


図5 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から 500 秒後まで)

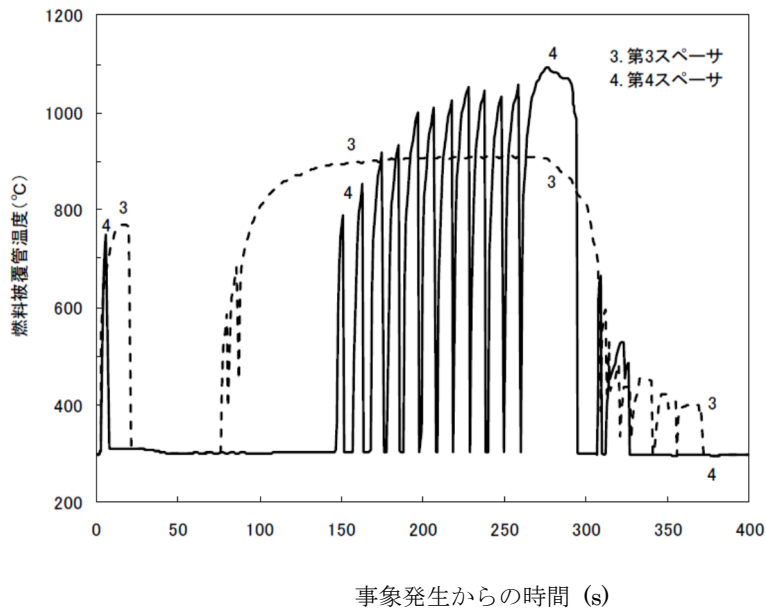


図6 燃料被覆管温度(PCT)の時間変化(事象発生から 400 秒後まで)

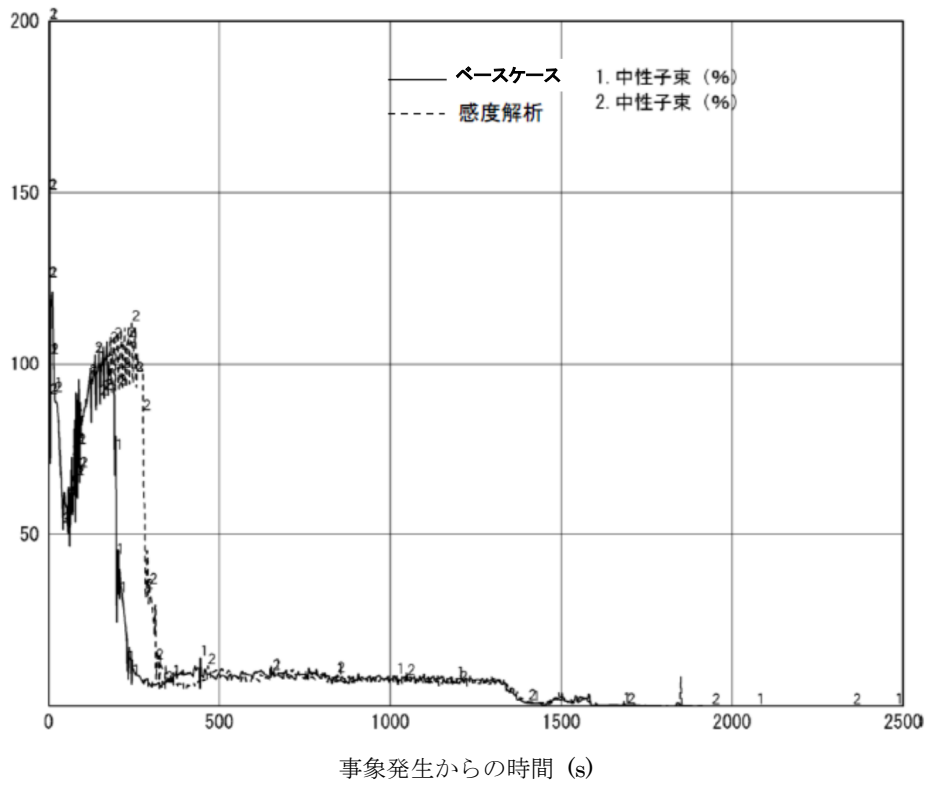


図 7 中性子束の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

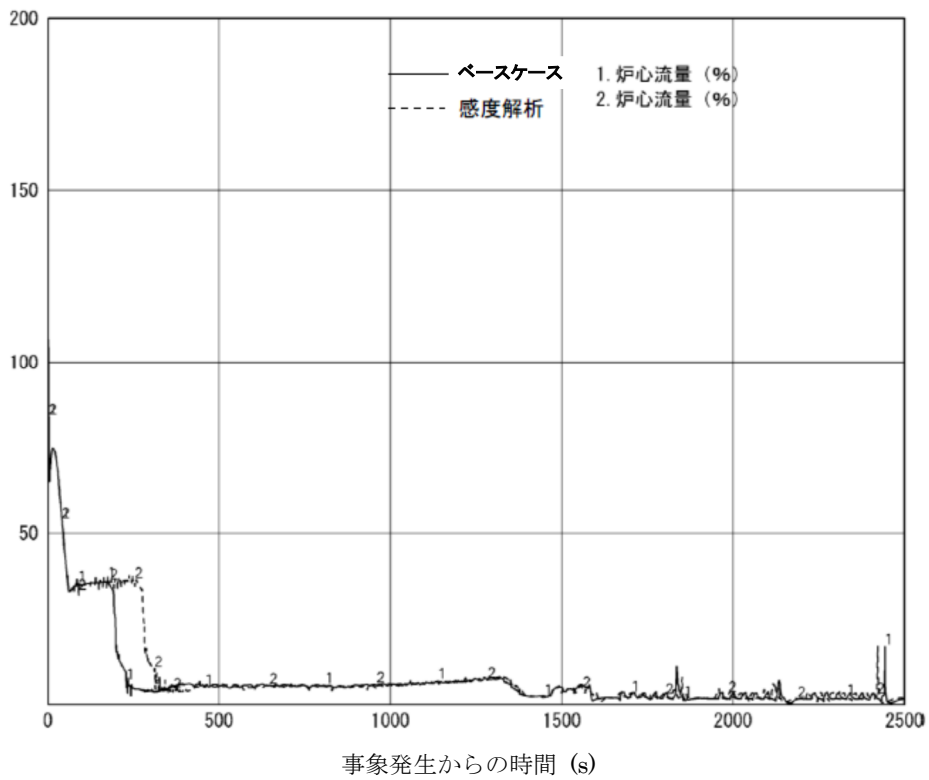


図 8 炉心流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

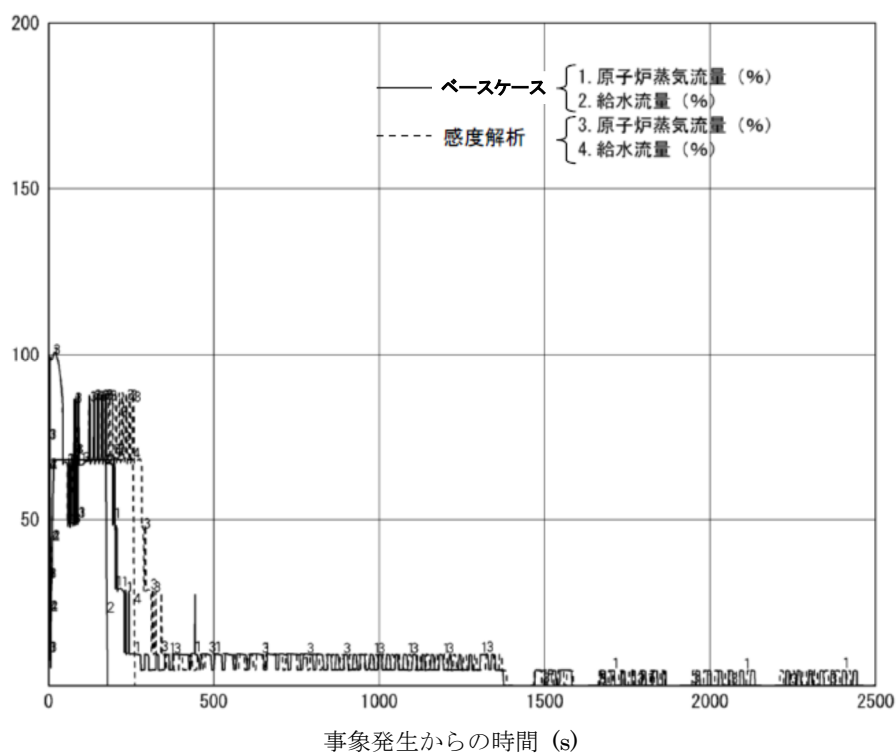


図 9 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

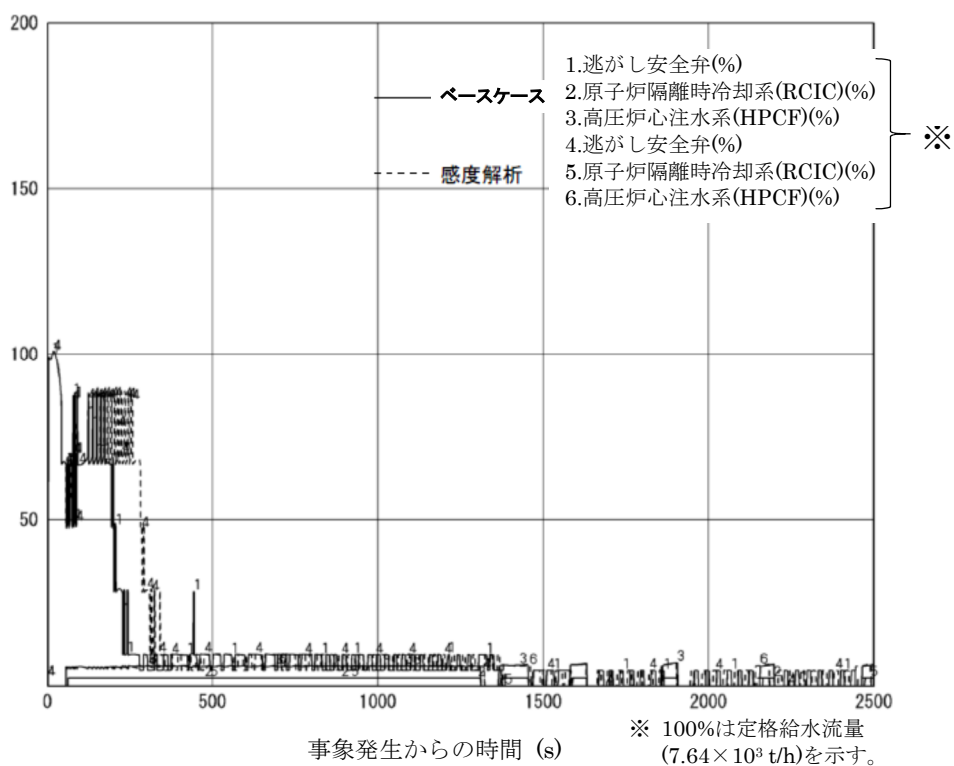


図 10 逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系(RCIC), 高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

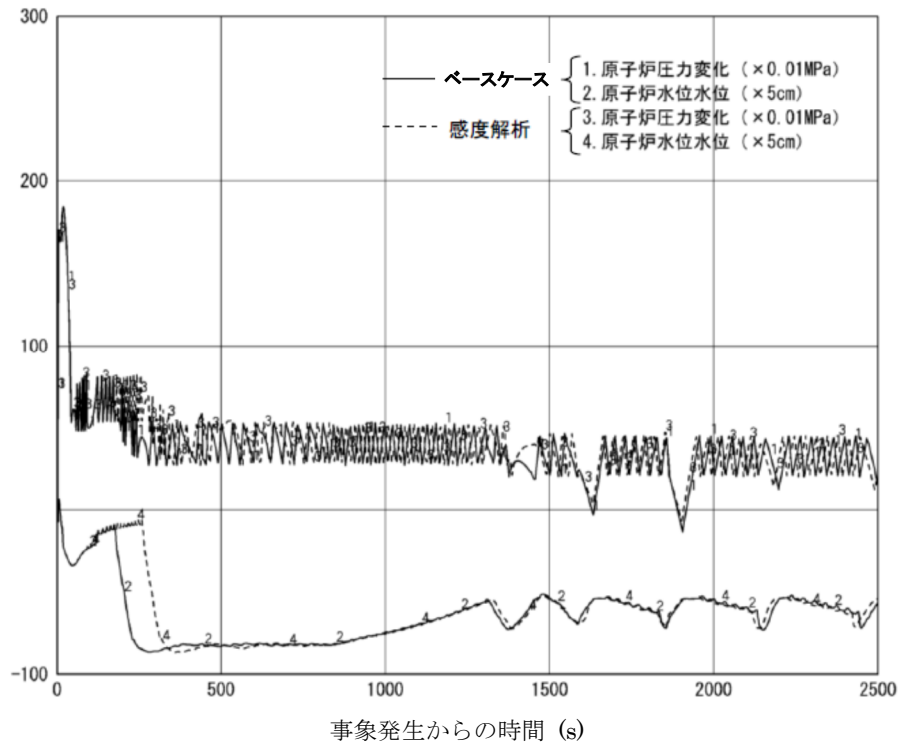


図 11 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から 2500 秒後まで)

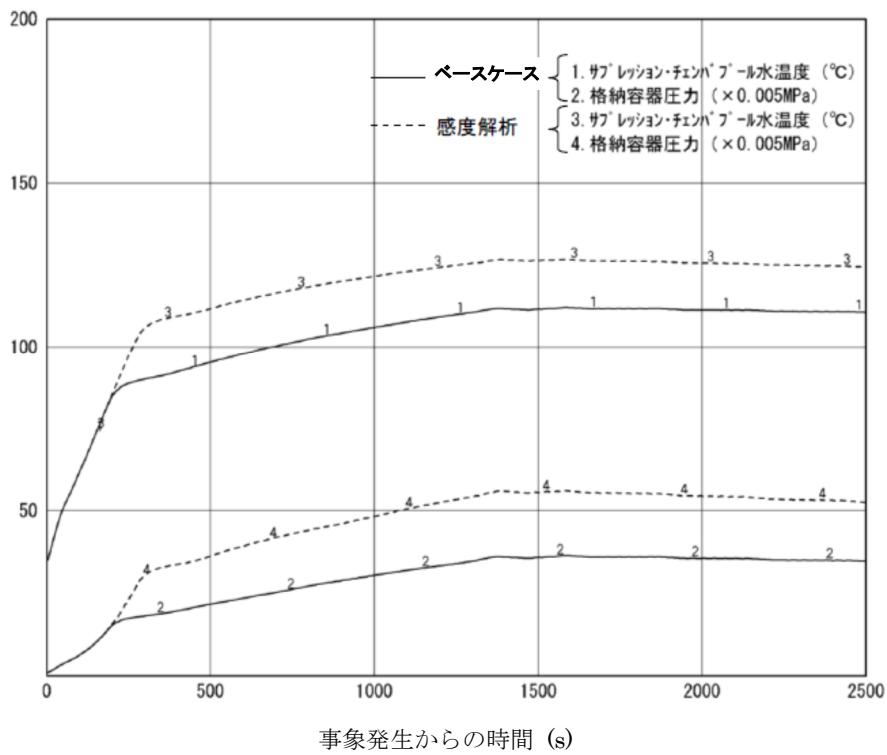


図 12 サプレッション・プールの水温, 格納容器圧力の時間変化
(事象発生から 2500 秒後まで)

20. 給水流量をランアウト流量（68%）で評価することの妥当性

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

21. 実効 G 値に係る電力共同研究の追加実験について

1. 電力共同研究（基本実験）

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

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

2. 電力共同研究（追加実験）

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

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

3. 実験結果の不確かさについて

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

【参考文献】

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

表1 電共研（基本実験）の試験条件及び実験結果

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

表2 電共研（追加実験）の試験条件及び実験結果

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

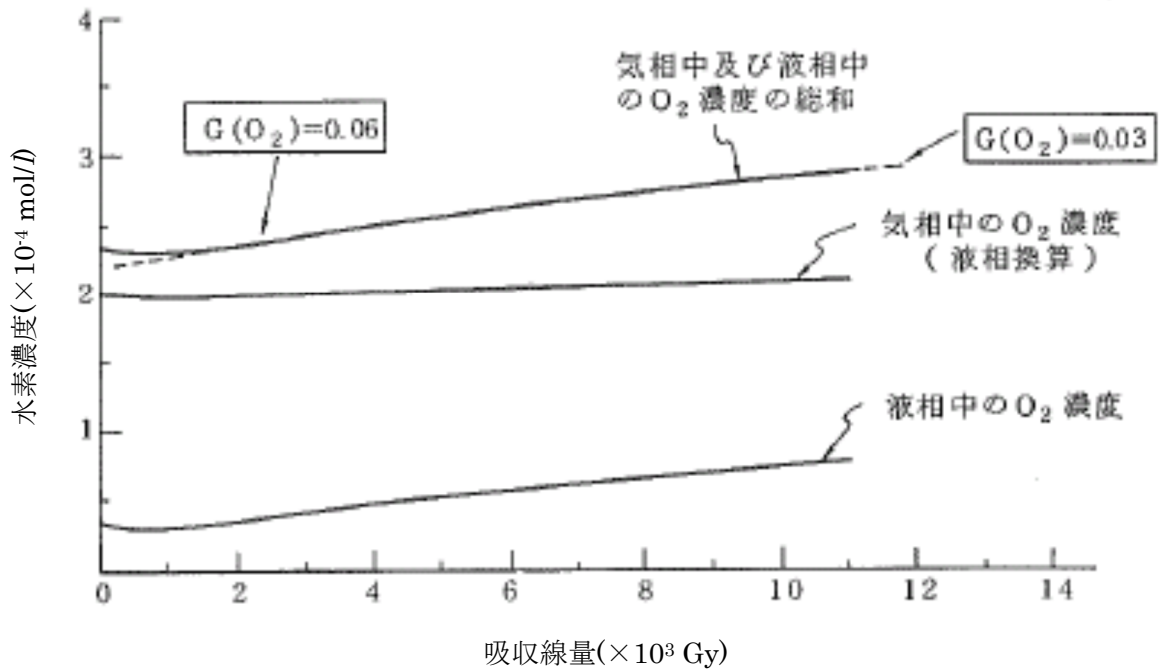
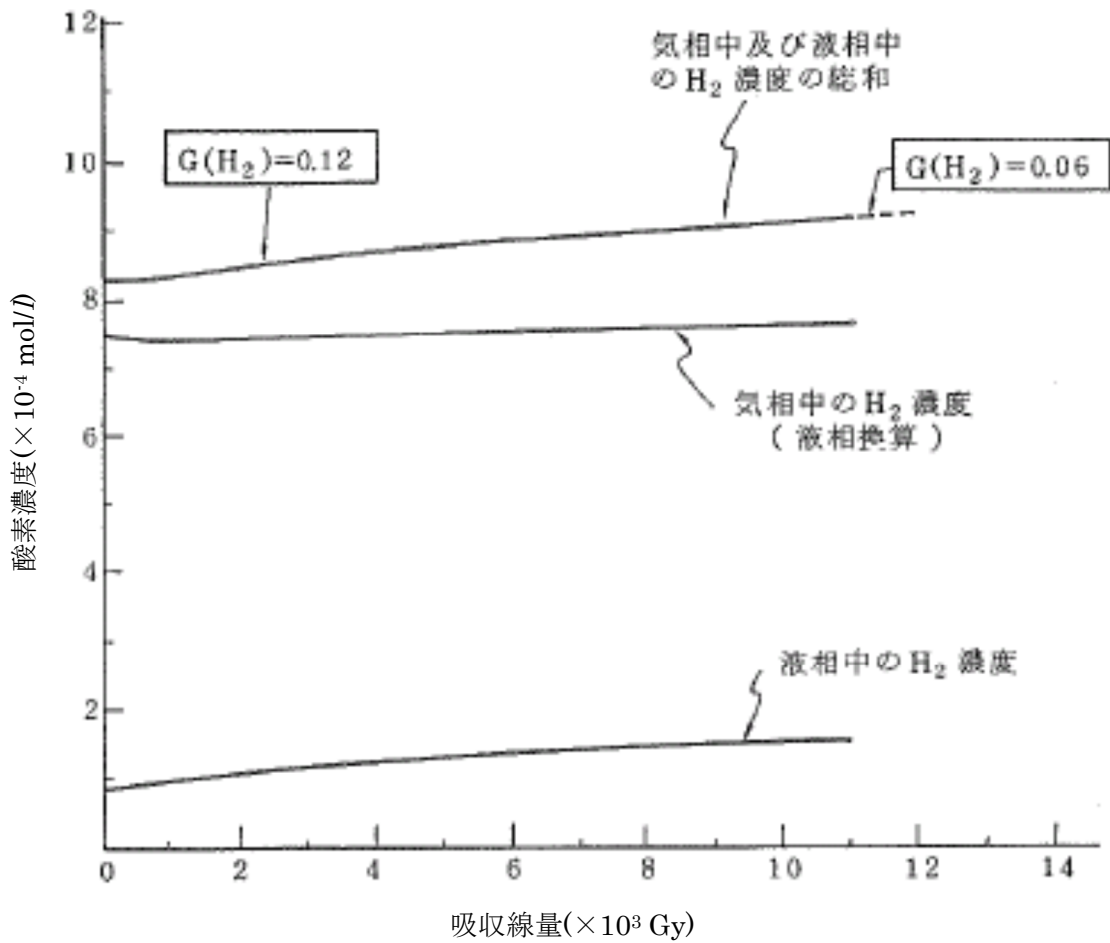


図1 電共研 (基本実験) の実験結果: 水素・酸素濃度と吸収線量の関係 (A①及びA①' の G 値)

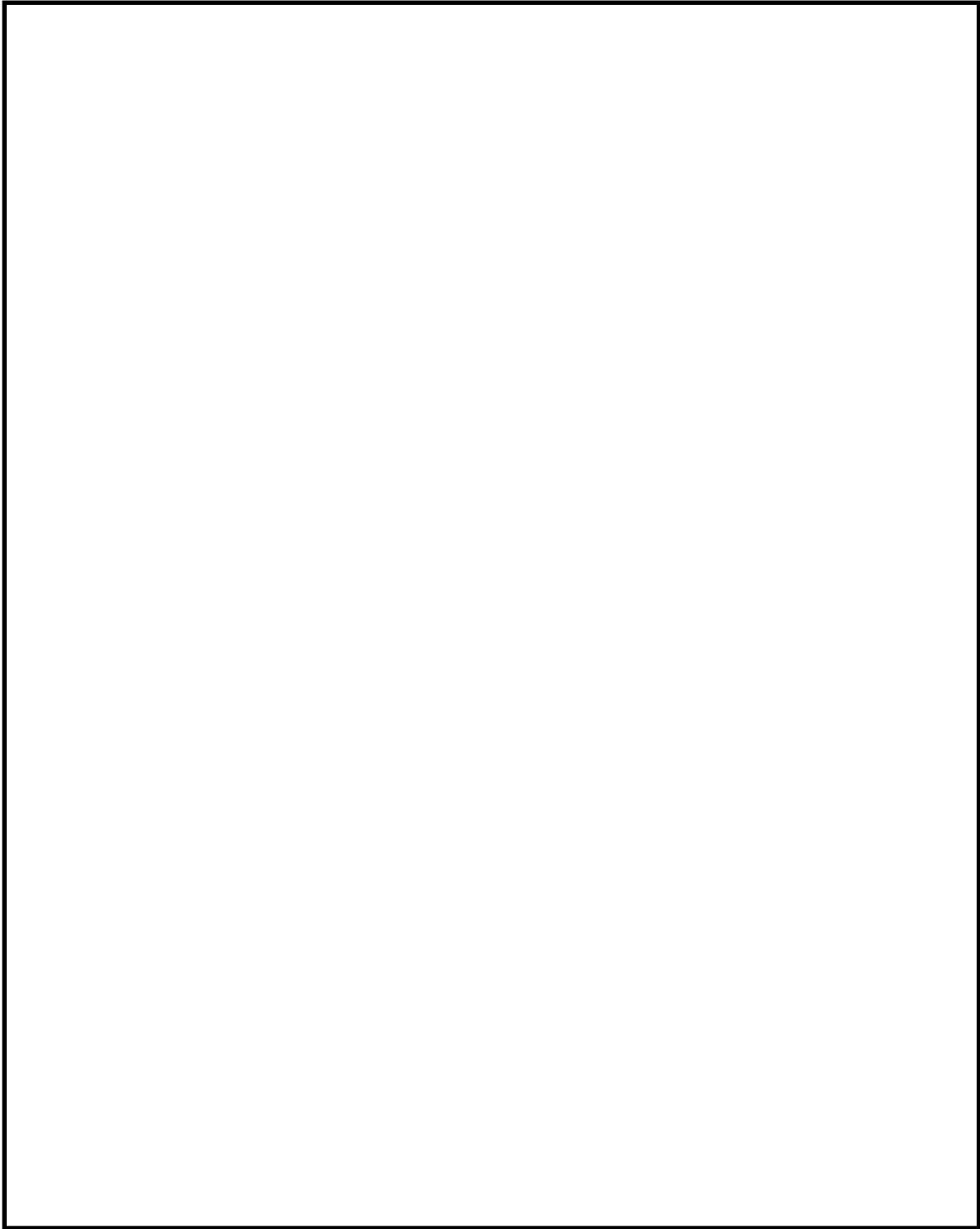


図 2 電共研（追加実験）の実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係
(B④及びB④' の G 値)

別添 1

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

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

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

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

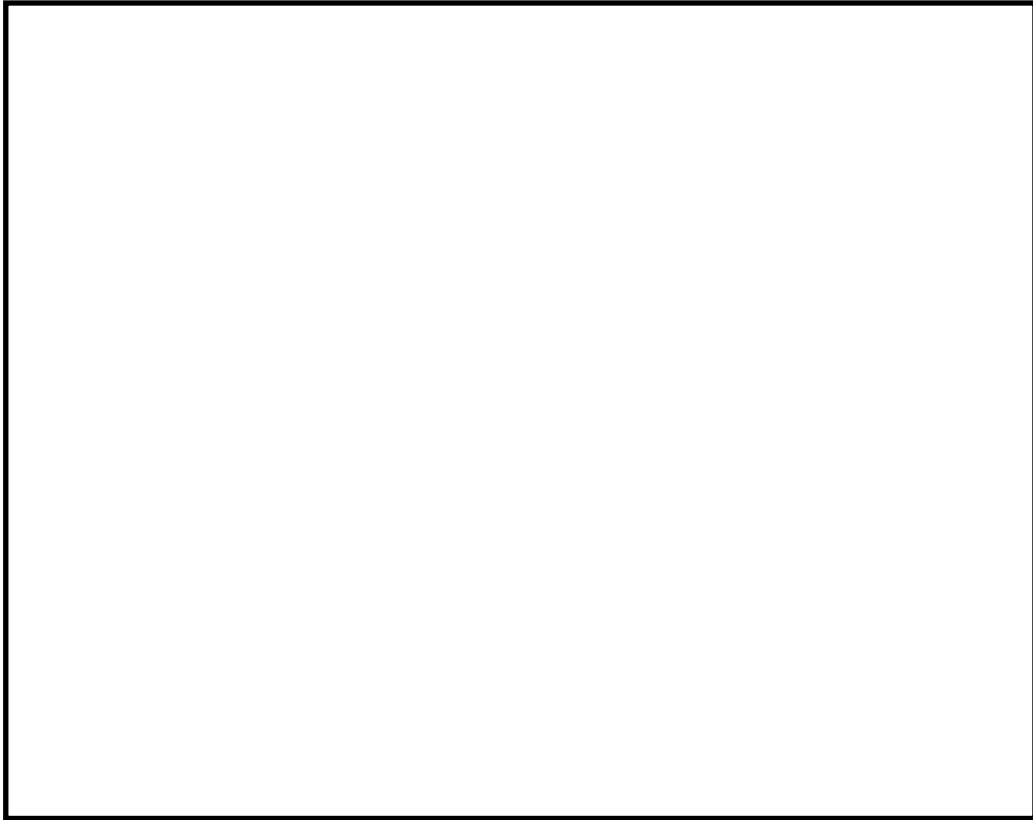


図1 電共研（基本実験）の非沸騰実験装置



図2 電共研（基本実験）の沸騰実験装置

別添 2

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

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

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

実験は、温度、沸騰の有無、初期水素濃度、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。

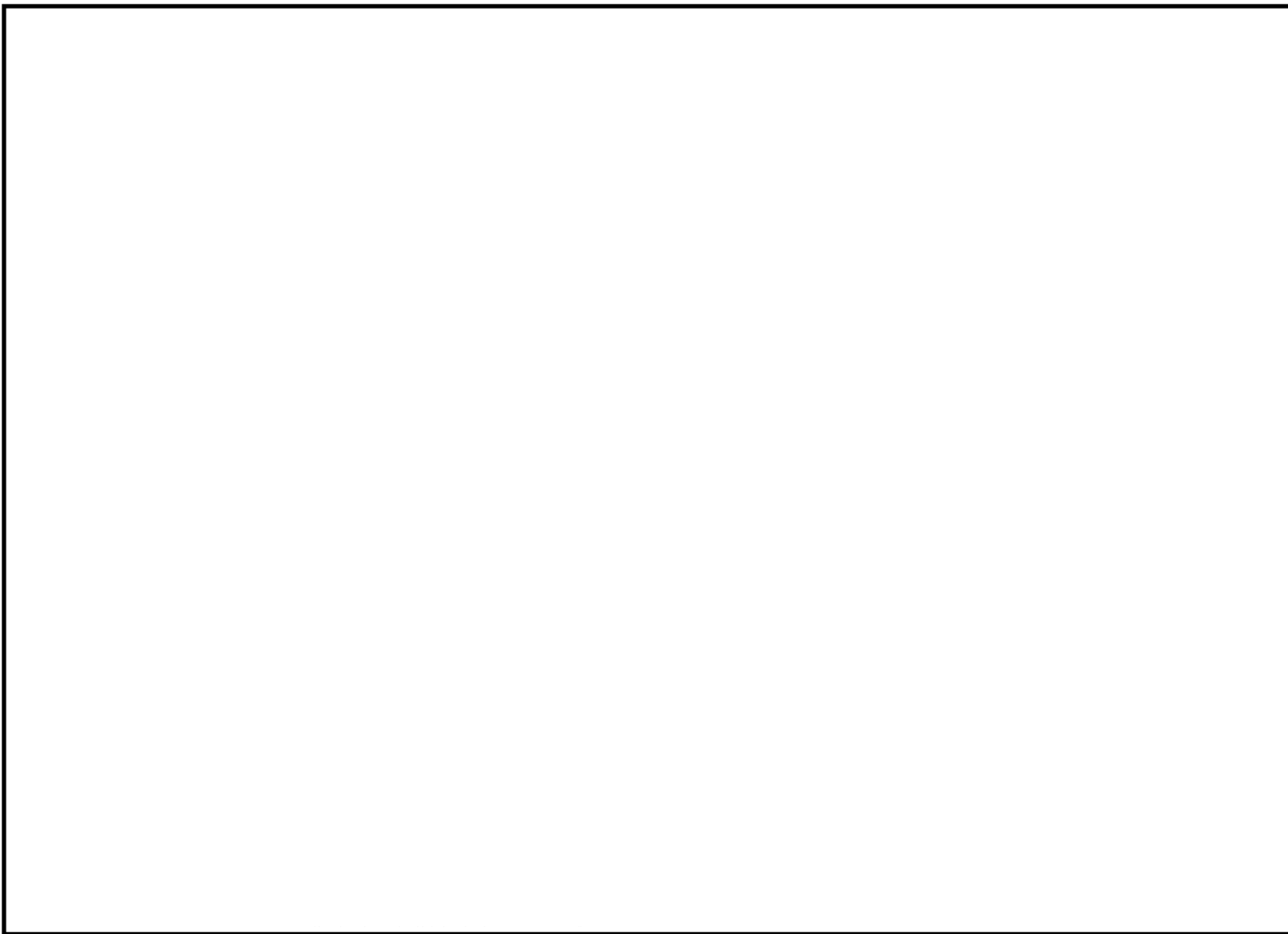


図1 電共研（追加実験）の実験装置

22. 想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由について

想定事故 2 において、使用済燃料プール(以下、SFP)に接続される配管から漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象によるプール水の小規模な喪失が発生することを想定している。

しかしながら、SFP からの水の漏えいは、他の事象が起因となることも考えられる。ここでは、サイフォン現象によるプール水の漏えいを想定事故 2 の想定とした理由について示す。

1. SFP から水の漏えいを引き起こす可能性のある事象

SFP から水が漏えいする可能性のある事象としては、以下が考えられる。

- ① サイフォン現象による漏えい
- ② SFP ライナー部の損傷
- ③ SFP ゲートの損傷
- ④ プールゲート開放時の原子炉ウェル及び D/S ピット側のライナー部の損傷
- ⑤ 地震発生に伴うスロッシングによる漏えい

2. 各事象の整理

①サイフォン現象による漏えい

サイフォン現象による漏えいは設計で考慮されているサイフォン防止用逆止弁が機能せず、かつ配管が破断した場合において発生する。サイフォン現象による漏えいが停止されない場合、SFP の底部にあるディフューザ付近まで漏洩が継続する。

SFP の冷却時に使用する配管は残留熱除去系配管のように基準地震動を考慮しても高い信頼性を持つが、燃料プール冷却浄化系にはろ過脱塩装置廻り等の B クラスの配管が含まれる。

逆止弁の固着及び配管破断による小規模な漏えいが発生した場合、運転員は現場の漏えい検知器やスキマサージタンクの水位低下、SFP 水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。

補給の手段は、配管の破断箇所及び隔離箇所に依存することから、残留熱除去系やサブプレッションプール水浄化系の注水ラインからの注水ができない場合も考えられる。

なお、漏えい量はサイフォン防止用逆止弁の異物噛み込みによる固着及び配管のクラック破断を想定すると最大約 70m³/h となる。運転員は、事象認知後に燃料プール代替注水設備を用いて漏えい量に応じた補給を実施することで、SFP の水位及び冷却機能は維持される。

②SFP ライナー部の破損

SFP の筐体は基準地震動によっても機能が維持される設計であり、高い信頼性を持つ設備である。

仮に SFP ライナー部が破損し漏えいが発生した場合、漏えいした使用済燃料プールの保有水は SFP ライナー漏えい検出器のドレン溜りに流れ込み、この水位によりプール水の漏えいを検知し警報が発信される (図 1 参照)。

運転員はこの警報発生やプール水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。た

だし、ライナードレン部は使用済燃料プールのバウンダリとしての機能を持たないことから漏洩を停止することが困難であり、漏洩が継続する。

補給等の対応手段は、ライナー部破損による漏えいが残留熱除去系やサプレッションプール水浄化系といった注水ラインに影響を与えないため、常用の注水設備及び重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系）となる。

なお、SFP ライナー部からの漏えい量（一部の箇所の破損を想定）を評価すると、最大でも 40m³/h（ライナードレンの配管径と水頭圧の関係より算出）程度となり、漏えいしたプール水はライナードレンより HCW サンプへと流出する。漏えい量に応じた補給の継続が可能であれば SFP の水位及び冷却機能は維持されるが、漏えいの継続による排水対策も必要であるため、大規模損壊の対応となる。この場合、使用済燃料プール代替注水系（可搬型）等による SFP スプレイの実施や漏えいした水を水源として再び SFP へと注水を実施する等の対応により、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。

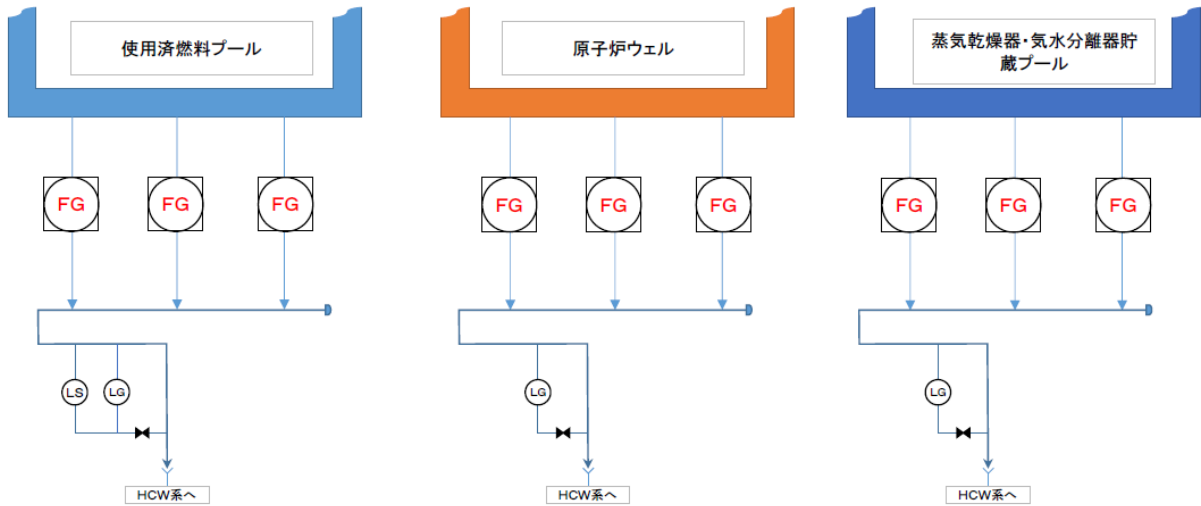


図1 使用済燃料プール，原子炉ウェル，及び蒸気乾燥器・気水分離器貯蔵プール(D/S ピット)のライナー部

③SFP ゲートの破損

使用済燃料プールゲートは補足説明資料「9.5. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて」に示すように十分信頼性があり、地震発生時においてもその機能が維持される。仮にゲートが外れてプール水の漏えいが発生した場合であっても、ゲート下端（スロット部）は使用済燃料の有効長頂部より高い位置にあるため、ゲート下端（スロット部）到達後に漏えいは停止し、その後の崩壊熱相当の蒸発量に応じた注水を実施することで冠水は維持される。

運転員はプールゲート破損による漏えい警報確認やプール水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。

冠水維持完了後、原子炉ウェル及び D/S ピット側の筐体に異常がなければ注水によって水位を回復させ、SFP の水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及び D/S ピット側の筐体から漏えいがある場合であっても常用の注水設備及び重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系）等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた給水作業が可能のため、燃料の健全性が確保される。

④プールゲート開放時の原子炉ウェル及びD/Sピット側のライナー部の損傷

SFPゲート開放時における原子炉ウェル及びD/Sピット側のライナー部破損においても②と同様、破断箇所の特定や検知が容易であることに加えて、③と同様にゲート下端（スロット部）以下には水位は低下せず、使用済燃料の有効長頂部との位置関係により燃料の冠水は維持される。

その後、原子炉ウェル及びD/Sピット側の管体に異常がなければ注水によって水位を回復させ、SFPの水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びD/Sピット側の管体から漏えいがある場合であっても常用の注水設備及び重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系）等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた給水作業が可能のため、燃料の健全性が確保される。

⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい

地震発生時、スロッシングにより使用済燃料プールの保有水が漏えいし、その漏えい量は最大で約710m³（「KK67-0014 内部溢水の影響評価について」参照）となる。この時、通常運転水位から3m程度まで水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水は維持される。

スロッシング発生時、運転員は現場の漏えい検知器、SFP水位の低下、燃料貯蔵プールエリアの線量率上昇等により事象を認知できるため、検知は容易である。

初期にSFP水位が低下し現場環境が悪化するため、オペレーティングフロアでの作業を伴う対応は困難となる。ただし、水位低下が燃料有効長頂部に到達するまでの時間余裕は2日以上あり、オペレーティングフロアでの作業が不要である常設スプレイ配管を用いた使用済燃料プール代替注水系（可搬型）等による注水を行うことで燃料の健全性が確保される。

3. 想定事故2及び大規模損壊での想定

有効性評価では「2. 各事象の整理」で想定する事象の中で、「②SFPライナー部の破損」を除く事象に対して、燃料の損傷を防止できることを確認している。

大規模損壊は、これらの想定時に常用の注水設備及び重大事故等対処設備による注水操作ができない状態、漏洩が継続する状況（「②SFPライナー部の破損」を含む）、及び常用の注水設備及び重大事故等対処設備による注水能力を超える漏えいにより水位が維持できない状況を想定した事象である。

この対策として、燃料プール代替注水系（可搬型）（スプレイ機能）や放水設備等によるスプレイを実施することで使用済燃料の著しい損傷の進行の緩和及び環境への放射性物質放出の低減を行う。

4. 結論

SFPからプール水の漏えいが発生する可能性のある①～⑤の事象について検討した。

使用済燃料有効長頂部より高い位置で漏洩が停止する事象は③、④、⑤であり、基準地震動の地震の影響を考慮して発生のおそれが小さいものは②、③である。

①の「サイフォン現象による漏えい」は、逆止弁固着を想定するとBクラス配管が含まれることから漏洩が使用済燃料有効長頂部以下まで継続する恐れがあり、また注水ラインの破断により対応可能な注水手段が限定されることから有効性評価において選定している。

以上

23. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて

○使用済燃料プールゲートについては、以下の理由により十分信頼性があるため、大規模な流出はない。

- (1) SFPゲートはSFPと原子炉ウエルの流路に設けられたフックに設置され、ストッパーにより浮き上がりを防止する設計とし、SFPゲートのフック及びストッパーは基準地震動 S_s による地震荷重に対し強度上問題ないことを確認。
- (2) SFPゲートについて基準地震動 S_s による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮して評価を行い、強度上問題ないことを確認。
- (3) SFPゲートパッキンの材質はシリコンゴムであり、納入時に特性試験（耐水試験（JIS K 6258）：100℃—70 h、圧縮永久ひずみ試験（JIS K 6262）：150℃—70 h）により材料健全性を確認しており、SFP保有水が沸騰した場合においてもシート性能を確保可能。

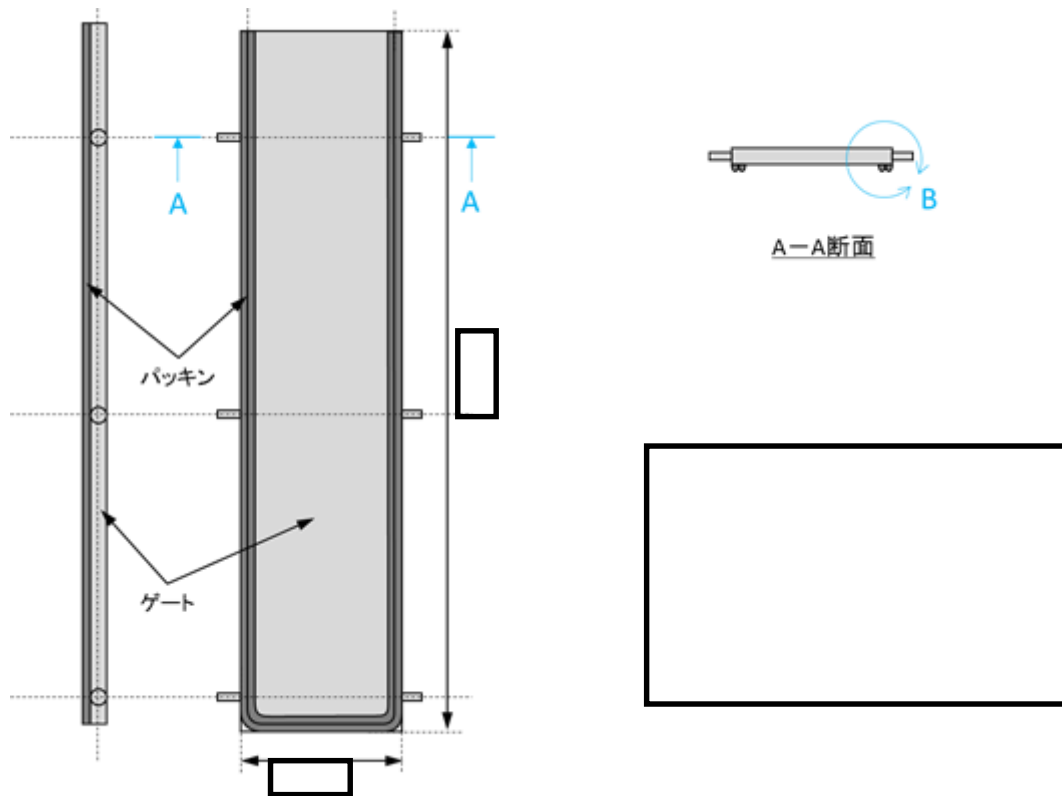


図1 SFPゲートの構造図（6号炉、内側ゲートの例）

○SFPゲートのシール機能について以下に示す。

- (1) SFPゲートは原子炉ウェルとSFPの流路に二重に設置されており，内側のゲートからリークした場合においても外側のゲートによりシート性能を確保可能。
- (2) SFPゲートのパッキンは二重シールとなっており，外側のパッキンからリークした場合においても内側のパッキンによりシート性能を確保可能。（パッキンは水圧により面圧を確保し，ストッパーにより据付状態を保持）

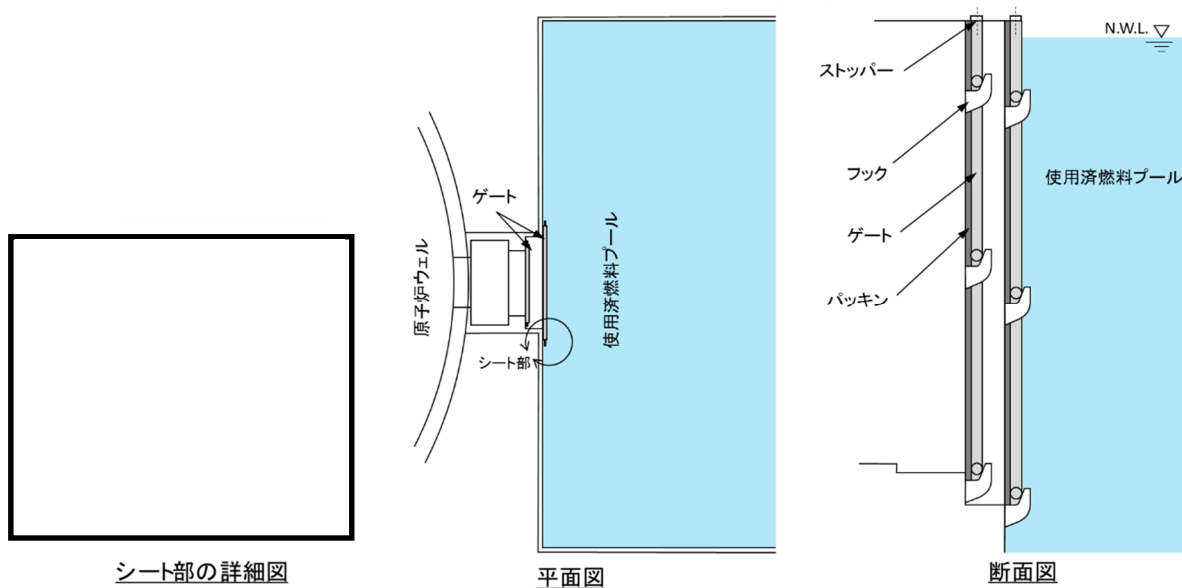


図2 SFPゲート据付状態の概要図（6号炉の例）

(参考) SFPゲートが外れた場合

万一、SFPゲートが外れることによりSFP水が原子炉ウェル側へ流出した場合の水位及び線量等に対する評価を参考に実施した。

○評価条件

- ・SFPゲートは、地震等が発生した場合も十分信頼性があるものであるが、保守的にSFPゲートが外れ、かつゲート下端（スロット部）まで水位が低下した場合を想定し、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕を評価した。
 なお、原子炉が未開放の状態であった場合、漏えいした燃料プールの保有水が、原子炉ウェルやD/Sピットに流れ込むことで原子炉ウェル側の水位を上昇させ、水位が原子炉ウェル側とSFP側が均一になった際にSFPからの保有水の漏えいを停止させることも考えられるが、ここではその効果に期待しないものとした。
- ・熱負荷は、想定事故1および想定事故2と同様に約11MWtとした。
- ・サイフォン等による漏えいはサイフォンブレイク孔や現場の隔離操作により停止されるものとした。

	SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウェル等 への流量	プール保有水量 (流出後)	プール水位 低下量(通常運転 水位からの低下)
6号炉	約2080m ³	約1560m ³	約520m ³	約6.7m
7号炉	約2090m ³	約1600m ³	約490m ³	約6.9m

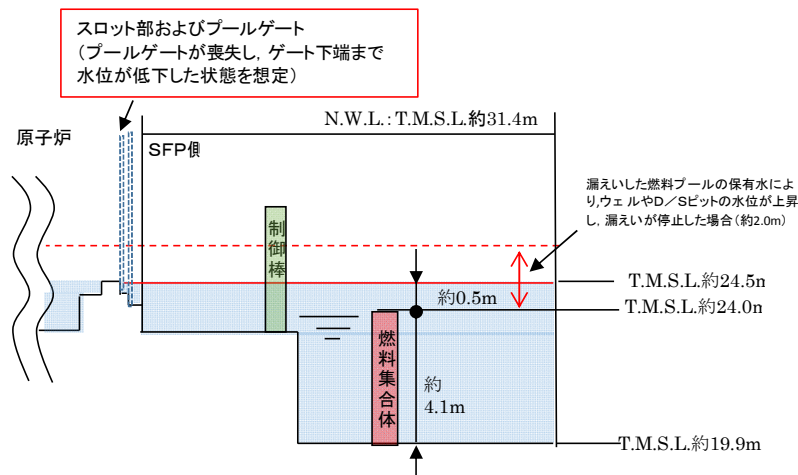
* 燃料有効長頂部冠水部は燃料有効長頂部を設定(有効性評価で保守的に用いている燃料ハンドル上部(燃料有効長頂部より0.5m程度高い位置)は用いない)

○算定結果

評価の結果、事象発生開始から使用済燃料プールの保有水が沸騰を開始するまでの時間余裕は約1.8時間(7号炉の場合)であった。また、沸騰による水位低下により燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は約5.5時間であった。

水位の低下により線量率は上昇するためオペレーティングフロアでの作業は困難となるが、事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間余裕は5時間以上あるため、オペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段(燃料プール代替注水系により燃料損傷の防止が可能である。

	6号炉	7号炉
冷却機能停止及びゲートからの流出後、沸騰までの時間	約1.9時間	約1.8時間
事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間	約7.0時間	約5.5時間



○まとめ

ゲート部はスロッシング荷重等を考慮しても十分に信頼性のあるものであり、かつ万一、使用済燃料プールのゲート部からリークがあった場合であっても、水位が最大6.9m低下するが、燃料が露出することはなく、燃料有効長頂部まで水位が低下する時間の約5.5時間後までにオペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段（燃料プール代替注水系（常設又は可搬型））により注水することで燃料損傷の防止が可能である。

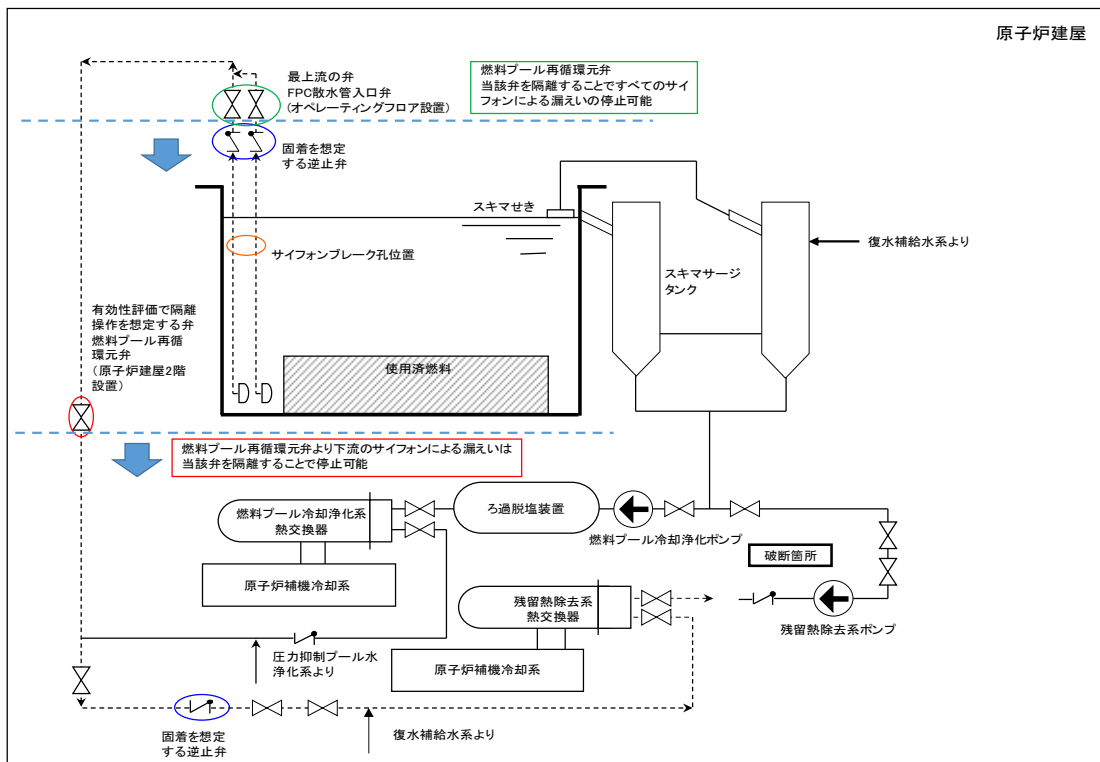
24. サイフォン現象による SFP 水の漏えい停止操作について

有効性評価の「想定事故 2」では、サイフォンブレイク孔による静的な漏えい隔離効果に期待しない場合であっても、事象発生から 2.5 時間以内に運転員が隔離弁を閉止することで、サイフォン現象による漏えいを停止することとしている。ここではその隔離操作の確実性を示す。

隔離操作は、運転員が漏えい警報や水位の低下等による異常認知後、中央制御室からの電動弁や現場の手動弁により実施する。

現場手動弁の隔離操作概要は補足説明資料「4. 重大事故対策の成立性」の「資料 4-17 サイフォン効果等による SFP 水流出防止」に示した弁（原子炉建屋 2 階燃料プール冷却浄化系弁室の燃料プール再循環元弁）によって行う。本対象弁は原子炉建屋 2 階に設置されており、各系統への分岐部よりも上流側の弁であるため、サイフォン現象による大部分の漏えいは当該弁の隔離操作による停止が可能である。

また当該弁より上流の配管で破断があった場合、最上流の弁（FPC 使用済燃料貯蔵プール散水管入口弁）を閉止することで確実に隔離することが可能である。



重大事故等対策概略系統図
(可搬型代替注水ポンプ)

なお、最上流の弁はオペレーティングフロアに設置されており、水位低下により空間線量が高い場合はアクセスできないため、スロッシングのように初期のプール水位が低下している状況は対応が困難となるが、それらの場合はサイフォンブレイク孔が露出しており、サイフォン現象による漏えいは発生しない。

またスロッシングが発生していない状況であれば、放射線の遮へいが維持される高さまで水位が低下するまでの余裕時間は7時間程度あること（有効性評価での想定している68m³/hでの漏えい）に対して事象認知後1時間程度で隔離できることから、現場の線量率が悪化する前に隔離することが可能である。

スロッシング及びサイフォン現象の漏えいに対する現場操作の溢水影響は、以下の観点より操作の妨げとならないことを確認している。

- ・作業に対する時間余裕も充分あるため、スロッシングによる溢水はハッチ等の開口部より建屋最地下階への流れ落ちているため、作業の阻害とはならない。
- ・漏えい箇所が操作箇所（原子炉建屋2階）より低いフロアの場合は、漏えいが操作の妨げとならない。漏えい箇所が操作箇所と同一フロアで発生した場合であっても最上流の弁（FPC使用済燃料貯蔵プール散水管入口弁）を閉止することで隔離が可能である。
- ・アクセスルートが建屋最地下階のような最終的な溢水の滞留区画ではなく、ハッチ等の開口部による排水効果も期待できることからアクセス性に問題がない。
- ・使用済燃料プール水の温度が極端に高くなく、内包する放射性物質の濃度も高くないことから、漏えいにより、現場の温度や線量率が現場作業を阻害するまで上昇することは考えられない。

25. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて

反応度誤投入事象の評価において炉心状態を「平衡炉心のサイクル初期」とし、「最大反応度価値制御棒及びその斜め隣接の制御棒」が引き抜かれる想定をして評価している。実炉心においてはこれらの想定と異なり、引抜制御棒価値、引抜制御棒反応度曲線、スクラム反応度曲線、実効遅発中性子割合等のパラメータに不確かさがあるため、有効性評価での想定とこれらの不確かさの影響について以下にまとめた。

1. 感度解析の条件

炉心状態の不確かさの影響を考慮するパラメータとして「解析コードの APEX」の重要現象の特定を参考に「引抜制御棒価値」、「引抜制御棒反応度曲線」、「スクラム反応度曲線」、「実効遅発中性子割合」の4つについて表1に示す感度解析を実施した。

なお、原子炉初期出力と初期燃料温度については既に「解析コードの APEX」にて感度解析を実施していること、出力分布変化は制御棒価値を厳しく設定し、さらに局所ピーキング係数が燃焼寿命を通じた最大値となるようにしていることから今回対象としていない。

・引抜制御棒価値

有効性評価において核的制限値を超えないように管理している値（臨界近接時においては最大反応度価値を $1.0\% \Delta k$ 以下とすること）を超える制御棒価値として最大反応度価値制御棒の斜め隣接の制御棒（平衡炉心サイクル初期）の $1.04\% \Delta k$ を設定している。そのため、感度解析を実施する上のノミナルな条件としては管理値の $1.0\% \Delta k$ を設定した。

なお、制御棒反応度価値の影響については過渡解析「原子炉起動時における制御棒の以上な引き抜き」に示されるように $3.5\% \Delta k$ の価値を有する制御棒グループが引き抜かれた場合であっても反応度は1ドル未満（約0.7ドル）にとどまっていることから、今回の感度評価の影響確認の対象外とした。

・引抜制御棒反応度曲線

有効性評価において表1に示すA型平行炉心のサイクル初期を想定している。

ノミナル条件としてサイクル初期及びサイクル末期での引抜制御棒反応度曲線を $1.0\% \Delta k$ に規格したものを考慮した。

不確かさ評価としてサイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において、1ドル位置における引抜制御棒反応度印加率がB型の平衡炉心での印加率の変動を包含するように設定した。

感度解析に用いたサイクル初期及びサイクル末期の引抜制御棒反応度曲線を図1、図2に示す。

- ・スクラム反応度曲線

有効性評価において表 1 に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においてはサイクル末期の炉心状態のスクラム反応度曲線の影響についても確認した。

- ・実効遅発中性子割合

有効性評価において表 1 に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においてはサイクル末期の炉心状態の実効遅発中性子割合の影響についても確認した。

2. 感度解析の結果

解析結果を表 2 にまとめた。サイクル初期及びサイクル末期の不確かさを考慮したケースにおいても 1 ドルを超えるケースとはならず、最大の投入反応度は不確かさ評価（サイクル末期）の 0.6144 ドルであった。そのため、これらの不確かさを考慮しても、燃料エンタルピの増加に伴う燃料の破損は発生せず、事象は収束して安定状態に導かれることが分かった。

表 1. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさの感度解析項目

項目	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価 (サイクル初期)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価 (サイクル末期)
引抜制御棒価値	1.04% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk
引抜制御棒反応度曲線	サイクル初期炉心の LOGOS 解析結果	申請解析の反応度曲線を制御棒価値 1.0% Δk に規格化	1 ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル初期)の 1.5 倍*1になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が 1.0% Δk を超える部分については、1.0% Δk で一定とする。	サイクル末期炉心の LOGOS 解析結果(制御棒価値 1.0% Δk に規格化)	1 ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル末期)の 1.2 倍*2になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が 1.0% Δk を超える部分については、1.0% Δk で一定とする。
スクラム反応度曲線	サイクル初期炉心の LOGOS 解析結果	変更なし	変更なし	サイクル末期炉心の LOGOS 解析結果	サイクル末期炉心の LOGOS 解析結果
実効遅発中性子割合	サイクル初期炉心に対応した値	変更なし	変更なし	サイクル末期相当の値として 0.88 倍 (0.0053/0.0060=0.8833) *3	サイクル末期相当の値として 0.88 倍 (0.0053/0.0060=0.8833) *3

*1：制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル初期低温時)より B 型平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにふり幅を設定。

*2：制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル末期低温時)より B 型平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにふり幅を設定。

*3：実効遅発中性子割合の設置変更許可申請書記載値(ウラン炉心平衡サイクル初期：0.0060，ウラン炉心平衡サイクル末期：0.0053)より算出

表 2. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさの感度解析結果

項目	単位	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価ケース (サイクル初期)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価ケース (サイクル末期)
引抜制御棒価値	% Δk	1.04	1.00	1.00	1.00	1.00
引抜制御棒反応度曲線の 1 ドル位置における反応度印加率	Δk/Δn *1	0.00052	0.00049	0.00073	0.00060	0.00072
実効遅発中性子割合*2	—	0.006083	0.006083	0.006083	0.005353	0.005353
最大投入反応度	% Δk	0.3342	0.3278	0.3568	0.3186	0.3289
	ドル	0.5493	0.5388	0.5866	0.5952	0.6144

注：値は保守側の切り上げ/切り下げ処理を行わず，全て四捨五入している。

*1：制御棒を 1 ノッチ引き抜いた時の印加反応度

*2：APEX により計算される実効遅発中性子割合

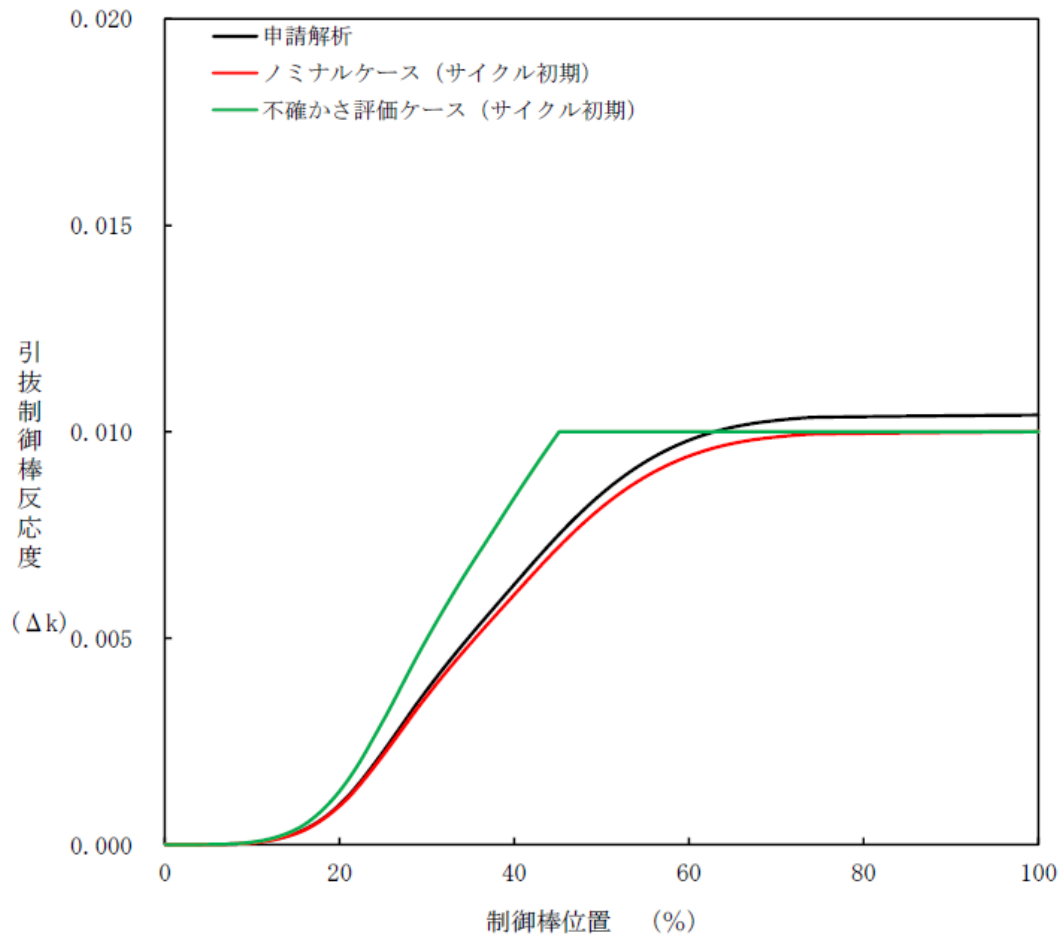


図1. 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル初期)

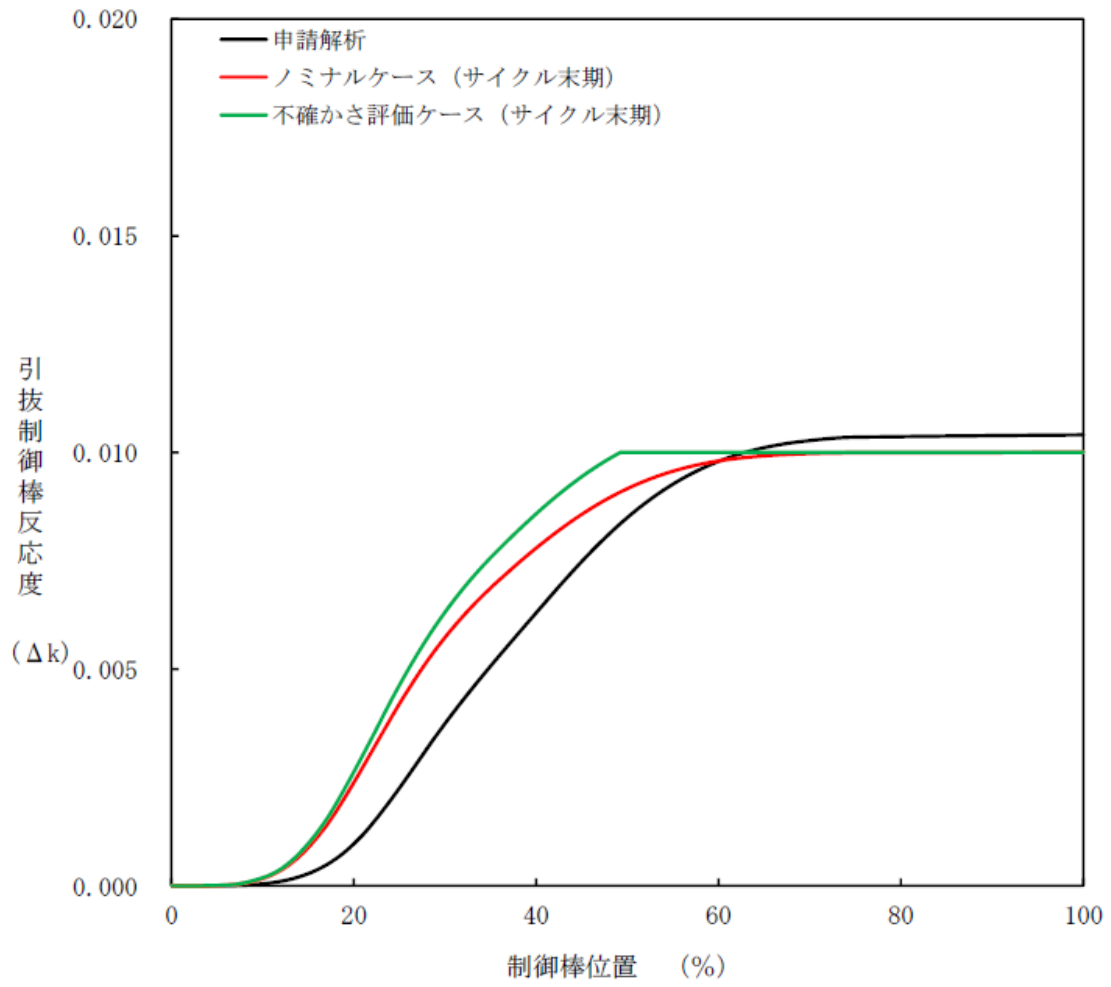


図2. 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル末期)

26. 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について

補足説明資料「8. 6/7号炉 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について」において、炉心損傷防止の重要事故シーケンスの中で下部ドライウェル雰囲気温度が最も高くなる「全交流動力電源喪失」について、原子炉冷却材再循環ポンプ（RIP）のケーブル貫通部からの漏えいの発生有無の評価結果を示した。

ここでは、格納容器過圧・過温破損シナリオについて、RIPのケーブル貫通部からの漏えいの発生有無の評価を行った。

1. ケーブル貫通部からの漏えいの発生有無の評価

(1) 下部ドライウェル雰囲気温度の解析結果

格納容器過圧・過温破損シナリオのうち、事故発生約38時間後に格納容器ベントを実施するケースにおける下部ドライウェル雰囲気温度のMAAPの解析結果※を図1に示す。

下部ドライウェル雰囲気温度は最大で約180℃となる。一方、ケーブル貫通部のシール部には、表1の部品及び材料が使われており、下部ドライウェル雰囲気温度がこれらの許容温度を超える期間がある。このことから、RIP下部温度の経時的な変化を評価した。

※ 放熱量はRPVのみならず、主蒸気配管やSRVからの放熱量も考慮して設定している。しかし、MAAPでは、主蒸気配管やSRVはモデル化されていないため、RPVからPCVへの伝熱量についてはRPV表面積に比例配分される。このため、MAAP解析における下部ドライウェル雰囲気温度は保守性を含んだ結果であると考えられる。

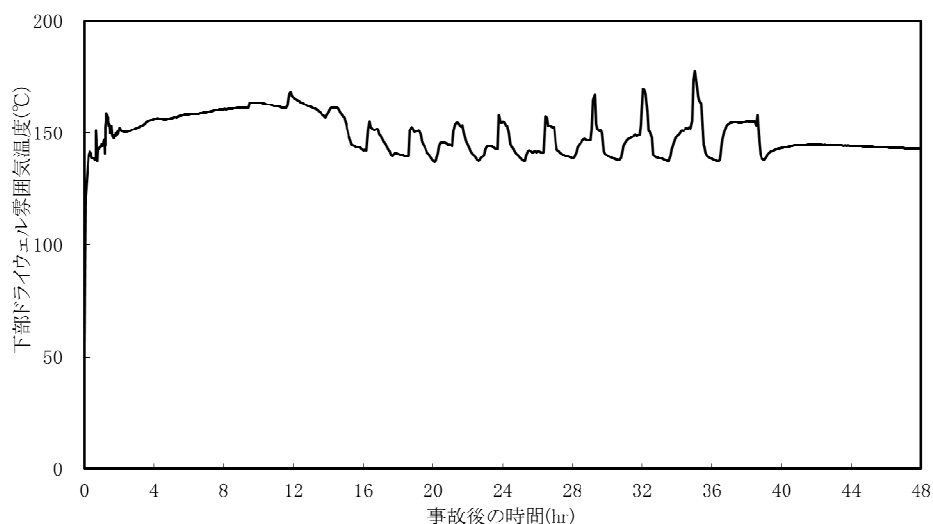


図1 格納容器過圧・過温破損シナリオ（ベントケース）の下部ドライウェル雰囲気温度

表1 RIPのケーブル貫通部の部品及び許容温度

部品	材料	許容温度
シール端子モールド	硬質ゴム	約 70 [°C]
シール端子ロッド絶縁部 ／絶縁リング	FRP (繊維強化プラスチック)	約 150 [°C]

(2) RIP 下部温度の概略評価

RIP 廻りを簡易的にモデル化し、RIP 下部温度の経時的な変化を概略的に評価した。評価の仮定を以下に示す。

- ① 径方向の温度分布は無視して、軸方向の温度分布のみを考慮
- ② 軸、モータ、ケーシングの材料は区別せず、また、内部の詳細形状も無視して、一様な材料の単純な形状であるものとした（物性値は、軸とケーシングを比較した上で、結果が保守的となるケーシング常温の物性値を使用）
- ③ 伝熱について、炉水温度（炉心下部プレナム温度）と、下部ドライウエル雰囲気温度は、解析結果を包絡する保守的な評価条件を簡易的に設定した
- ④ 気体の熱伝達は、保守的な値となる $10[W/(m^2 \cdot ^\circ C)]$ を固定条件として使用した

RIP 下部温度の評価結果を図 2 に示す。下部ドライウエル雰囲気温度の最大値が約 $180^\circ C$ であるのに対し、RIP 下部の最高温度としては約 $160^\circ C$ にとどまっている。

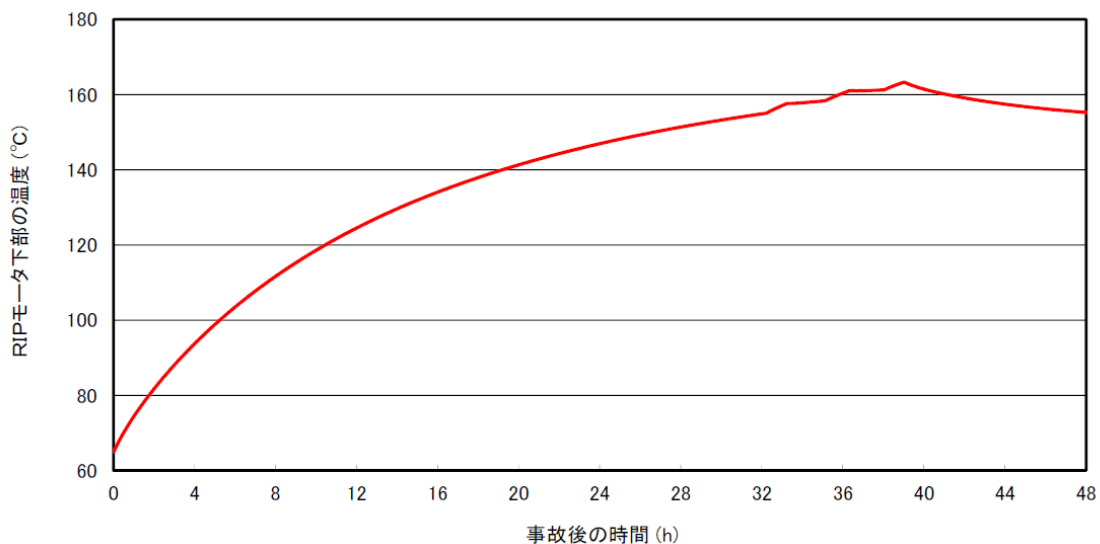


図2 RIPモータ下部（ケーブル貫通部近傍）の温度の概略評価結果

(3) ケーブル貫通部からの漏えいの発生有無

RIP 下部の最高温度は約 160℃となるため、RIP 下部のケーブル貫通部のシール端子モールド及びそれに取り付く O リングのシール機能の維持には期待できない。

また、FRP でできたシール端子ロッド絶縁部／絶縁リングについても、許容温度を超えることになる。ただし、当該 FRP はガラスクロスと硬化エポキシ樹脂により構成されているため、以下の理由により、160℃程度の温度であれば、その基本的な形状は維持され、有意な原子炉冷却材の漏えいが発生することはないと考えられる。

① ガラスクロス

ガラスクロスの融点は 1,000℃を超えるような高い温度レベルであり、160℃程度の温度であれば、特性に有意な悪影響はない。

② 硬化エポキシ樹脂

硬化エポキシ樹脂は許容温度である約 150℃を上回り、ガラス転移温度を超えると、その機械的強度が著しく低下するとともに、熱膨張係数が大きく増加することが考えられる。

RIP に用いられている FRP については、実験により表 2 に示すようにガラス転移温度の実力値が確認されている。これによると、当該 FRP のガラス転移温度の実力値は 175～180℃のレベルであり、160℃程度の温度であれば、FRP に有意な変形が生じる可能性は小さい。

表 2 RIP の FRP のガラス転移温度の実験結果

実験	ガラス転移温度[℃]
①	176.9～180.5
②	176.4～177.2

2. まとめ

格納容器過圧・過温破損シナリオにおいては、下部ドライウェル雰囲気温度は最大で約 180℃に至り、これに伴い、RIP 下部温度は 160℃程度まで上昇する可能性がある。この温度は RIP ケーブル貫通部の各部品の許容温度を上回るが、FRP で構成されているシール端子ロッド絶縁部／絶縁リング部については、160℃程度の温度であれば、FRP の基本的な形状は維持されると考えられる。

従って、格納容器過圧・過温破損シナリオにおいても、RIP ケーブル貫通部より、有意な原子炉冷却材の漏えいが発生することはないと考えられる。

以上

27. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉(以下、「KK6/7」という。)では、炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し、原子炉圧力容器(以下、「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時組織の対応をアクシデントマネジメントガイド(以下、「AMG」という。)にまとめており、運転員による対応を、事故時運転操作書(シビアアクシデント)(以下、「SOP」という。)に定めている。このため、有効性評価における炉心損傷後の重大事故時の運転員の対応は SOP に従ったものとなっている。

SOP には、炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており、対応の優先順位等についても定めている。このため、想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが、ここでは、炉心損傷後の格納容器内の状況を場合分けし、それらについて SOP による対応が可能であることを確認する。SOP の対応フローを図 1 に示す。また、格納容器の構造図を図 2 に示す。

1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性

炉心損傷モードのうち、格納容器先行破損の炉心損傷モード¹を除くと、TQUV, TQUX, TB(長期 TB, TBU, TBP, TBD), LOCA が抽出される。

このうち、TQUV, TQUX, TB(長期 TB, TBU, TBP, TBD)は、炉心損傷の時点で RPV が健全であり、RPV 内の冷却材は SRV を通じてサプレッション・チェンバ(以下、「S/C」という。)に放出されている点で、炉心損傷の時点で RPV の健全性及び格納容器の冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV, TBP は炉心損傷の時点で RPV 内が減圧されていることに対し、TQUX, 長期 TB, TBU, TBD では炉心損傷の時点で RPV 内が減圧されていないが、SOP において、原子炉水位が有効燃料長底部から 10%の時点で RPV を減圧する手順としていることから、その後は同じ対応となる。

一方 LOCA(LOCA 後の注水失敗による炉心損傷)は、炉心損傷の時点で RPV のバウンダリ機能を喪失しており、RPV 内の冷却材が上部ドライウェル(以下、「D/W」という。)に直接放出される炉心損傷モードである。このため、炉心損傷時点での格納容器の圧力、温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが、各々のパラメータに応じた運転操作が SOP に定められており、対応は可能である。

また、LOCA が発生し、上部 D/W に放出された冷却材の多くは、連通孔からその真下にあるベント管(垂直管)を通過して S/C に流入すると考えられるものの、連通孔とベント管(垂直管)は直結されておらず、その間には下部 D/W に対して開放されている箇所があり、LOCA によって放出された冷却材の一部は下部 D/W に流入すると考えられる。これにより、下部 D/W に水位が形成される可能性が考えられる。

¹ 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合、炉心損傷の時点で格納容器が破損していることから、SOP に想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考え、ここでの考察から除外した。しかしながら、現実的には SOP に準じ、注水及び除熱を試みるものと考えられる。

炉心損傷後の手順として、RPVの破損及び下部D/Wへの溶融炉心落下に備えた下部D/Wへの注水を定めており、注水量は180 m³(水位2.0 m相当)としている。先述の通り、LOCAの場合には予め水位が形成されている可能性が考えられるものの、それによる注水量の調整等は考慮しておらず、どの炉心損傷モードを経た場合であっても180 m³(水位2.0 m相当)の注水を行うこととしている。なお、この注水量は水位ではなく注水の積算量で確認する手順としている。

溶融炉心落下時の下部D/Wの水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用(以下、「炉外FCI」という。)及び溶融炉心・コンクリート相互作用(以下、「MCCI」という。)への対応を考慮し、2.0 m相当としている。しかしながら、仮に下部D/Wの水位が2.0 mより高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる格納容器の機能維持に問題は無いことを確認²しており、LOCA時の下部D/Wへの冷却材の流入による水位形成を考慮した手順とする必要は無いものとする。

以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。

2. 注水及び除熱の考え方

炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、RPVの破損の有無で大別している。

まず、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としている。その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。但し、RPV下鏡温度が300 °Cに到達し、RPV下部プレナムへの溶融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並行して下部D/Wへの注水(注水量は180 m³(水位2.0 m相当))を実施する手順としている。

次に、RPVが破損した後は、下部D/Wに崩壊熱に相当する量の注水を実施する手順としている。SOP及びAMGに定めるRPV破損の判定方法に基づきRPVの破損を判定した後は、下部D/Wに直接崩壊熱相当量の注水を実施することとしており、その注水量は格納容器外の流量計にて確認する手順としている。なお、この流量計の先に下部D/W以外への分岐は無く、確実に下部D/Wへの注水量を確認出来る設備構成となっている。また、格納容器からの除熱が必要な場合は下部D/Wへの注水と格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。

² 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 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 添付資料 3.3.3 格納容器下部の水張りの適切性」参照。下部D/W水位の増加によって物理現象発生時の格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCIについて、下部D/W水位が7.0 m(リターンライン相当)の場合であっても、格納容器下部ドライウェ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ェ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ことを確認している。格納容器下部ドライウェルの水位上昇の要因がLOCAに起因する冷却材である場合、サブクール度は低くなり炉外FCI発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものとする。

しかしながら、RPV が破損した後は、RPV 内の溶融炉心の状態、RPV 破損口の状態、下部 D/W への溶融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、格納容器内の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。このため、SOP 及び AMG では RPV 破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。

優先順位 1：D/W スプレイ(上部 D/W)

- ・ 開始条件：格納容器圧力 465 kPa(1.5 Pd)以上又は格納容器温度 190 °C 以上
- ・ 停止条件：格納容器圧力 390 kPa 以下
- ・ 流量：140 m³/h 以上

優先順位 2：S/C スプレイ

- ・ 開始条件、停止条件及び流量は①と同じ

優先順位 3：下部 D/W 注水

- ・ 流量：崩壊熱相当量(スクラム後 5～10 時間：50 m³/h, 10～20 時間：40 m³/h, 20 時間以降：35 m³/h)で注水

優先順位 4：RPV 破損後の RPV への注水

- ・ 流量：30 m³/h(S/C 水源で ECCS を運転できる場合は全量注水)

これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが、中でもスプレイを優先する理由は、D/W スプレイ(上部 D/W)又は S/C スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、これに即応する必要があるためである。D/W スプレイ(上部 D/W)と S/C スプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられる D/W スプレイ(上部 D/W)を優先することとしている。

下部 D/W の溶融炉心の冷却については、RPV 破損前の注水により 180 m³(スクラム後 5～10 時間後の崩壊熱に換算すると約 3.6 時間分)の冷却材が確保されていること及びスプレイされた冷却材の流入により S/C 水位が上昇した後は、リターンラインから下部 D/W への冷却材の流出による下部 D/W への注水にも期待できる(NWL からリターンラインまでの体積は約 810 m³であり、流量 140 m³/h で連続スプレイする場合、スプレイ開始から約 5.8 時間で S/C 水位がリターンラインに到達する。)ことを考慮し、スプレイに次ぐ優先順位としている。

RPV 破損後の RPV への注水には、RPV 内に残存する溶融炉心の冷却及び RPV 破損口から冷却材が流出することによる下部 D/W の溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、RPV 破損口からの冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、下部 D/W 注水に必要な流量を確保した後の優先順位としている。

しかしながら、RPV が破損した後の注水及び除熱の優先順位については、現在改めて検討を進めているところであり、検討の結果によっては今後、前述の優先順位は変わりうるものと考えている。

スプレイ又は注水により、S/C 水位が S/C ベントラインから 1 m 下(S/C 底面から約 9.1 m)の高さまで到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。

S/C 水位がリターンラインを上回る場合等、状況に応じて下部 D/W への注水の流量を抑制する余地はあると考えられるものの、下部 D/W の溶融炉心を確実に冷却する観点から、下部 D/W 注水を停止する手順は定めておらず、崩壊熱相当量を注水し続ける手順としている。

以上の通り、格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、SOP によって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。

以 上

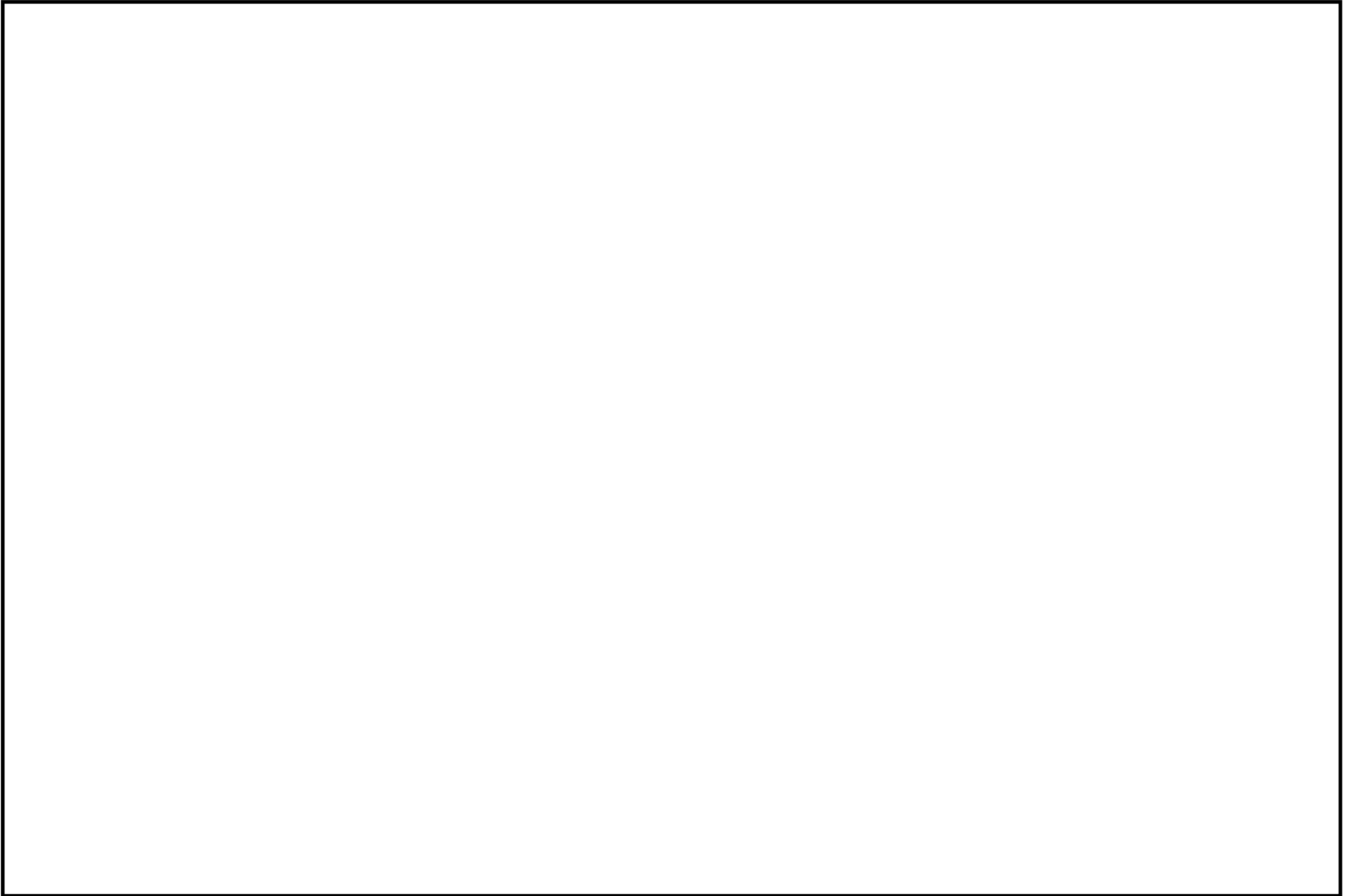


図1 SOPの対応フロー(全体)

図 2 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)

事故シーケンスグループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備			恒設設備の可搬型設備での代替
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)	<p>【事象概要】 過渡事象(全給水喪失)発生と共に高圧及び低圧のECCS注水機能喪失が発生する。これに対し代替低圧注水設備(MUWC)により炉心へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧ECCS注水機能 (HPCF, RCIC) 低圧ECCS注水機能 (LPFL) 	<p>【高圧注水】 -</p> <p>【減圧】 S/R弁 (8弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生から約14分後に手動減圧 <p>【低圧注水】 MUWC×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR (B) 洗浄水ライン経由で注入 再冠水まで定格流量 再冠水後110m³/h, L3~L8水位維持 (PCVスプレイトの切替運転) 	<p>【PCVスプレイト】 MUWC×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR (B) 洗浄水ライン経由で注入 PCV圧力180kPa [gage] 到達以降140m³/hでスプレイト (炉注水との切替運転) <p>【海水除熱】 -</p> <p>【ベント】 FV又は耐圧強化 (W/W) ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> PCV圧力1Pdで実施 (約17時間後) 	<p>【電源】 外部電源</p> <p>※外部電源「無し」の場合、事象発生と同時にRIPが全台トリップするため事象進展が遅くなる。解析結果を厳しくするため、外部電源「有り」を想定</p> <p>【水源 (補給含む)】 CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給 	<p>○</p> <p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに高圧で注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p> <p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ペDESTALに7時間までに180m³(水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では対応できない。</p> <p>-----</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえ、消防車による注水の実施により、リロケーションを回避でき、RPVの破損及びPCVの破損は回避できると考えられる。</p>
高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	<p>【事象概要】 過渡事象(全給水喪失)発生と共に高圧のECCS注水機能及び自動減圧機能喪失が発生する。これに対し代替の自動減圧機能により原子炉を減圧、低圧ECCSにより注水し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧ECCS注水機能 (HPCF, RCIC) 自動減圧機能 (ADS) 	<p>【高圧注水】 -</p> <p>【減圧】 トランジェントADS (4弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> L1到達10分後に自動減圧 <p>【低圧注水】 RHR-LPFL×1台</p> <ul style="list-style-type: none"> 定格流量, L3~L8水位維持 	<p>【PCVスプレイト】 -</p> <p>【海水除熱】 RHR-S/Cクーリング×1, RHR-SHC×2</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後にRHR-LPFLを停止, RHR-S/Cクーリング×1, RHR-SHC×2で除熱 <p>【ベント】 -</p>	<p>【電源】 外部電源</p> <p>【水源 (補給含む)】 S/C</p> <ul style="list-style-type: none"> 初期水量のみで対応可能。 RHR-SHCへの移行により注水不要となる。 	<p>-</p>
全交流動力電源喪失 (TB)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生すると共に、24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。これに対し容量を増強した直流電源により24時間RCICによる原子炉注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。24時間後からは空冷式GTGから給電したLPFLにより注水し(約30分)、水位回復後、格納容器スプレイトに切り替えを行う。加えて、低圧代替注水系(常設)を起動し、これにより原子炉への注水を行う。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源 (外部電源, 非常用D/G) 	<p>【高圧注水】 RCIC</p> <ul style="list-style-type: none"> L2~L8間で水位維持 <p>【減圧】 S/R弁 (2弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間後, RHRが待機状態になった後、手動減圧 <p>【低圧注水】 RHR-LPFL (B) ×1台</p> <ul style="list-style-type: none"> 手動減圧後、定格流量で注水 原子炉水位L8になった時点で、PCVスプレイトに切り替え MUWC×2台 RHR (A) 洗浄ライン経由で注水 	<p>【PCVスプレイト】 RHR (B)-PCVスプレイト</p> <ul style="list-style-type: none"> LPFLにより、原子炉水位L8に到達した時点で切り替え <p>【海水除熱】 代替Hx</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間後に代替Hxを起動 <p>【ベント】 FV又は耐圧強化 (W/W) ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> PCV圧力1Pdで実施 (約16時間後) 原子炉減圧に合わせてベント停止 	<p>【電源】 直流電源, 空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源無し 直流電源の負荷切離しを実施し、24時間RCICに供給 24時間後に空冷式GTGから給電 <p>【水源 (補給含む)】 CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給 	<p>○</p> <p><炉心損傷防止> 事象発生24時間後までは、RCICによる注水を継続し、その後、消防車を用いた炉注水または、MUWC(電源車からの受電)と格納容器ベントによるフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷を防止できる。</p>
全交流電源喪失+RCIC失敗 (TBU)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生すると共に、24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。加えて、RCICの機能喪失が重畳する。AM用直流電源により24時間HPACによる原子炉注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。24時間後からは空冷式GTGから給電したLPFLにより注水し(約30分)、水位回復後、格納容器スプレイトに切り替えを行う。加えて、低圧代替注水系(常設)を起動し、これにより原子炉への注水を行う。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源 (外部電源, 非常用D/G) 原子炉隔離時冷却系 	<p>【高圧注水】 HPAC</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生約25分で、手動起動 L2~L8間で水位維持 <p>【減圧】 S/R弁 (2弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間後, RHRが待機状態になった後、手動減圧 	<p>【PCVスプレイト】 RHR (B)-PCVスプレイト</p> <ul style="list-style-type: none"> LPFLにより、原子炉水位L8に到達した時点で切り替え <p>【海水除熱】 代替Hx</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間後に代替Hxを起動 	<p>【電源】 AM用直流電源, 空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源無し 24時間HPACに供給 24時間後に空冷式GTGから給電 <p>【水源 (補給含む)】 CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給 	<p>○</p> <p><炉心損傷防止> 事象発生24時間後までは、HPACによる注水を継続し、その後、消防車を用いた炉注水または、MUWC(電源車からの受電)と格納容器ベントによるフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷を防止できる。</p>
全交流電源喪失+直流電源喪失 (TBD)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生すると共に、24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。加えて、直流電源の機能喪失が重畳する。AM用直流電源により、24時間HPACによる原子炉注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。24時間後からは空冷式GTGから給電したLPFLにより注水し(約30分)、水位回復後、格納容器スプレイトに切り替えを行う。加えて、低圧代替注水系(常設)を起動し、これにより原子炉への注水を行う。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源 (外部電源, 非常用D/G) 直流電源 	<p>【低圧注水】 RHR-LPFL (B) ×1台</p> <ul style="list-style-type: none"> 手動減圧後、定格流量で注水 原子炉水位L8になった時点で、PCVスプレイトに切り替え MUWC×2台 RHR (A) 洗浄ライン経由で注水 	<p>【ベント】 FV又は耐圧強化 (W/W) ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> PCV圧力1Pdで実施 (約16時間後) 原子炉減圧に合わせてベント停止 	<p>【水源 (補給含む)】 CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給 	<p>○</p> <p><炉心損傷防止> 事象発生24時間後までは、HPACによる注水を継続し、その後、消防車を用いた炉注水または、MUWC(電源車からの受電)と格納容器ベントによるフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷を防止できる。</p>
全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再開失敗 (TBP)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生すると共に、SRV1弁が閉固着する。閉固着したSRVからの蒸気流出により、RCICが動作不能となるまではRCICにより注水する。事象発生から70分後に空冷式GTGより交流電源を受電し、RCICが動作不能になった時点で、SRV2弁の手動開により原子炉を減圧し、MUWCでの注水を行う。20時間後からは代替原子炉補機冷却系を接続・起動し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源 (外部電源, 非常用D/G) SRV1弁閉固着 	<p>【高圧注水】 RCIC</p> <ul style="list-style-type: none"> L2~L8で水位維持 <p>【減圧】 (・閉固着したS/R弁1弁からの蒸気流出)</p> <ul style="list-style-type: none"> S/R弁 (2弁) RCICが動作不能となった時点(約1.5時間後)で手動減圧 <p>【低圧注水】 MUWC×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR (B) 洗浄水ライン経由で注入 注水開始、再冠水まで定格流量 再冠水後90m³/h, L3~L8水位維持 (PCVスプレイトの切替運転) 	<p>【PCVスプレイト】 MUWC×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR (B) 洗浄水ライン経由で注入 再冠水後140m³/hでスプレイト (炉注水との切替運転) <p>【海水除熱】 代替Hx, RHR (A)-S/Cクーリング</p> <ul style="list-style-type: none"> 20時間後に代替Hxを起動 <p>【ベント】 -</p>	<p>【電源】 空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源無し 70分後から給電 (RHR, MUWC等に給電) <p>【水源 (補給含む)】 CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給 	<p>×</p> <p><炉心損傷防止> 閉固着したS/R弁からの蒸気流出により、RCICの運転継続ができない。原子炉圧力の低下によるRCIC停止までに MUWC(電源車からの受電)による原子炉注水を実施する必要があるが、時間的余裕が小さく、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p> <p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ペDESTALに7時間までに180m³(水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では対応できない。</p> <p>-----</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえ、消防車による注水の実施により、リロケーションを回避でき、RPVの破損及びPCVの破損は回避できると考えられる。</p>

事故シーケンスグループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備			恒設設備の可搬型設備での代替	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)(TW)	<p>【事象概要】 過渡事象(全給水喪失)発生と共に取水機能喪失が発生する。これに対しRCIC、MUWCで注水を継続する。20時間後に代替原子炉補機冷却系を接続・起動し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・取水機能(RCW、RSW)</p>	<p>【高圧注水】 RCIC ・L2~L8で水位維持</p> <p>【減圧】 S/R弁(2弁) ・70分以降のL8時点(約3時間後)で手動減圧</p> <p>【低圧注水】 MUWC×2台 ・RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 ・70分以降(約3時間後)注水開始、再冠水まで定格流量 ・再冠水後110m³/h、L3~L8水位維持(PCVスプレイトとの切替運転)</p>	<p>【PCVスプレイト】 MUWC×2台 ・RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 ・再冠水後140m³/hでスプレイト(炉注水との切替運転)</p> <p>【海水除熱】 代替Hx、RHR(A)-S/Cクーリング ・20時間後に代替Hxを起動</p> <p>【ベント】 -</p>	<p>【電源】 空冷式GTG ・外部電源無し ・70分後から給電(RHR、MUWC等に給電)</p> <p>【水源(補給含む)】 CSP、消防車 ・12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給</p>	○	<p><炉心損傷防止> 事象発生12時間後までは、RCICによる注水を継続し、その後、消防車を用いた炉注水または、MUWC(電源車からの受電)と格納容器ベントによるフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷を防止できる。</p>
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失)(TW)	<p>【事象概要】 過渡事象(全給水喪失)発生と共に残留熱除去系機能喪失が発生する。これに対しRCIC、HPCFで注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・残留熱除去系(RHR)</p>	<p>【高圧注水】 RCIC(事象初期)、HPCF</p> <p>【減圧】 S/R弁(1弁) ・手動減圧</p>	<p>【PCVスプレイト】 MUWC×2台 ・RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 ・PCV圧力180kPa[gage]到達以降140m³/hでスプレイト</p> <p>【海水除熱】 -</p> <p>【ベント】 FV又は耐圧強化(W/W)ベント ・PCV圧力1Pdで実施(約22時間後)</p>	<p>【電源】 外部電源</p> <p>【水源(補給含む)】 CSP、消防車 ・12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給</p>	-	-
原子炉停止機能喪失(TC)	<p>【事象概要】 過渡事象(MSIV閉)発生と共に全CR挿入失敗(ARI含む)が発生する。これに対し、代替RPTで出力上昇を抑制し、RCIC、HPCFで冠水を維持し、SLCにより未臨界を確保する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・スクラム機能(RPS) ・代替制御棒挿入機能(ARI)</p>	<p>【原子炉停止】 代替RPT、SLC×1 ・SLC注入はスクラム失敗確認から10分後</p> <p>【高圧注水】 M/D-RFP、RCIC、HPCF ・M/D-RFP運転はホットウエル水位低下によるトリップまで ・RCIC、HPCFはD/W圧力「高」で起動、L1.5付近で水位維持</p> <p>【減圧】 -</p> <p>【低圧注水】 -</p>	<p>【PCVスプレイト】 -</p> <p>【海水除熱】 RHR-S/Cクーリング×3 ・S/C水温高到達から10分後</p> <p>【ベント】 -</p>	<p>【電源】 外部電源</p> <p>【水源】 CSP ・高圧注水の初期水源はCSPだが、事象発生から約30秒でD/W圧力「高」によりS/Cに切り替わる。</p>	-	-
LOCA時注水機能喪失(中小LOCA)	<p>【事象概要】 小LOCA(1cm²の破損想定)発生と共に高圧及び低圧のEGCS注水機能喪失が発生する。これに対し代替低圧注水設備(MUWC)により炉心へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧EGCS注水機能(HPCF、RCIC) ・低圧EGCS注水機能(LPFL) ・自動減圧機能(ADS)</p>	<p>【高圧注水】 -</p> <p>【減圧】 S/R弁(8弁) ・事象発生から約18分後に手動減圧</p> <p>【低圧注水】 MUWC×2台 ・RHR(A)洗浄水ライン経由で注入 ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後110m³/h、L3~L8水位維持(PCVスプレイトとの切替運転)</p>	<p>【PCVスプレイト】 MUWC×2台 ・RHR(A)洗浄水ライン経由で注入 ・PCV圧力180kPa[gage]到達以降140m³/hでスプレイト(炉注水との切替運転)</p> <p>【海水除熱】 -</p> <p>【ベント】 FV又は耐圧強化(W/W)ベント ・PCV圧力1Pdで実施(約17時間後)</p>	<p>【電源】 非常用D/G ・外部電源無し</p> <p>【水源(補給含む)】 CSP、消防車 ・12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給</p>	×	<p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに高圧で注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p> <p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ベDESTALに7時間までに180m³(水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では対応できない。</p> <p>----- <可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえ、消防車による注水の実施により、リロケーションを回避でき、RPVの破損及びPCVの破損は回避できると考えられる。</p>
IS-LOCA	<p>【事象概要】 ISLOCA(HPCFポンプ吸込側の配管の全破断を想定)が発生する。これに対しRCIC、HPCFで注水すると共に、破断箇所を隔離する。</p> <p>【機能喪失の前提】 -</p>	<p>【高圧注水】 RCIC(事象初期)</p> <p>【減圧】 ・S/R弁(8弁) 事象発生から、15分後に中央制御室による破断箇所隔離に失敗し、漏えい抑制のために手動減圧 (・破断口からの減圧)</p> <p>【低圧注水】 HPCF(健全側)</p>	<p>格納容器バイパス事象であるため、格納容器側のマネジメントは不要(ただし、破断箇所の隔離後は通常の停止手順で冷温停止に移行)</p>	<p>【電源】 非常用D/G ・外部電源無し</p> <p>【水源】 CSP</p>	-	-

格納容器破損モード	事象設定	格納容器破損防止設備			恒設設備の可搬型設備での代替
		損傷炉心冷却	格納容器破損防護	電源・水源	
過温・過圧破損 (代替循環冷却)	<p>【事象概要】大LOCA(SHG吸込配管の全破断を想定)発生と共に高圧及び低圧のECCS注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、70分後に空冷式GTGから給電しMUWCにより炉心へ注水し、代替循環冷却の実施により除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCF, RCIC) ・低圧ECCS注水機能(LPFL) ・全交流動力電源(外部電源, 非常用D/G) 	<p>【高圧注水】-</p> <p>【減圧】(破断口からの減圧)</p> <p>【低圧注水】MUWC×2台(RHR(B)洗浄水ライン経由)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・70分以降注水開始, 再冠水まで定格流量 ・再冠水後90m³/h, 破断口~L1水位維持(PCVスプレイトの切替運転) ・代替Hxの準備が完了後, 最大流量で原子炉注水 ・事象発生22時間後, MUWC全停止 ・消防車(RHR(B)洗浄水ライン経由) ・事象発生22.2時間から開始 	<p>【PCVスプレイ】MUWC×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 ・再冠水後140m³/hでスプレイ(炉注水との切替運転) ・20.1時間後, 最大流量でPCVスプレイトを実施 <p>【海水除熱】代替Hx</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生20時間後準備完了 <p>【代替循環冷却】MUWCを用いた代替循環冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生22.5時間から開始 	<p>【電源】空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> ・70分後から給電(MUWCに給電) <p>【水源(補給含む)】CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> ・12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給 	<p>×</p> <p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに高圧で注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p> <p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ペDESTALに7時間までに180m³(水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では対応できない。</p> <p>-----</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえると、消防車による注水の実施により、リロケーションを回避でき、RPVの破損及びベント等によりPCVの破損は回避できると考えられる。</p>
過温・過圧破損 (格納容器ベント)	<p>【事象概要】大LOCA(SHG吸込配管の全破断を想定)発生と共に高圧及び低圧のECCS注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、70分後に空冷式GTGから給電しMUWCにより炉心へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCF, RCIC) ・低圧ECCS注水機能(LPFL) ・全交流動力電源(外部電源, 非常用D/G) ・代替循環冷却 	<p>【高圧注水】-</p> <p>【減圧】(破断口からの減圧)</p> <p>【低圧注水】MUWC×2台(RHR(B)洗浄水ライン経由)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・70分以降注水開始, 再冠水まで定格流量 ・再冠水後90m³/h, 破断口~L1水位維持(PCVスプレイトの切替運転) 	<p>【PCVスプレイ】MUWC×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 ・再冠水後140m³/hでスプレイ(炉注水との切替運転) <p>【海水除熱】-</p> <p>【ベント】FV又は耐圧強化(W/W)ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PCV圧力2Pdで実施(約38時間後) 	<p>【電源】空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> ・70分後から給電(MUWCに給電) <p>【水源(補給含む)】CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> ・12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給 	<p>×</p> <p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに高圧で注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p> <p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ペDESTALに7時間までに180m³(水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では対応できない。</p> <p>-----</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえると、消防車による注水の実施により、リロケーションを回避でき、RPVの破損及びベント等によりPCVの破損は回避できると考えられる。</p>

格納容器破損モード	事象設定	格納容器破損防止設備			恒設設備の可搬型設備での代替	
		損傷炉心冷却	格納容器破損防護	電源・水源		
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (HPME/DCH) 溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)	<p>【事象概要】高圧及び低圧のECCS注水機能、自動減圧機能、重大事故等対処設備の原子炉注水機能の喪失が発生、低圧注水機能を喪失しているため手順に従い手動減圧をせず、原子炉が高圧の状態での炉心損傷に至る(※)。その後、手順に従いBAF+燃料有効長10%で手動減圧する。溶融炉心落下前(RPV下鏡300℃を起点)にペDESTALへの2mの水張りをを行うと共に格納容器スプレイを行い確実に原子炉の減圧を継続する。RPV破損に伴い溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCVの健全性は維持される。また2mの水張り及び溶融炉心落下後のペDESTALへの注水によりコア・コンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく下部D/Wとした代替循環冷却を行い格納容器の除熱を継続する。</p> <p>※重大事故等対処設備(MUWCによる炉注水)に期待する場合、上記事象による炉心損傷は防止できるため、重大事故等対処設備による炉注水にも期待していない。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧ECCS注水機能(HPCF, RCIC) ・自動減圧機能(ADS) ・低圧ECCS注水機能(LPFL) ・低圧代替注水系(MUWC) 	<p>【高圧注水】－</p> <p>【減圧】S/R弁(2弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位BAF+10%で手動減圧 <p>【低圧注水】－</p>	<p>【PCVスプレイ】代替格納容器スプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RPV下鏡温度300℃で開始(SRV環境温度緩和, 70m³/h) ・PCV圧力465kPa[gage]で開始, 390kPa[gage]で停止(140m³/h) ・PCV温度90℃で開始(140m³/h) <p>【ペDESTAL注水】MUWC</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RPV破損前(下鏡温度300℃(3.7時間後)から2m(90m³/hで2時間)の水張り ・RPV破損後は20時間後までMUWCで崩壊熱相当量の注水 <p>【海水除熱】代替Hx</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生20時間後準備完了 <p>【代替循環冷却】MUWCを用いた代替循環冷却(※)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生20.5時間から開始 ※本シナリオでの注水先は原子炉ではなく下部D/W 	<p>【電源】非常用D/G</p> <p>【水源(補給含む)】CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> ・12時間後から130m³/hで防火水槽よりCSPに補給 	—	—
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)					×	<p><格納容器破損防止></p> <p>リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ペDESTALに7時間までに180m³(水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備では対応できない。</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合></p> <p>消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえると、消防車によるペDESTALへの注水の実施及びベントにより、PCVの破損は回避できると考えられる。</p>
水素燃焼	過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。	過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。	過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。	過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。	×	<p><炉心損傷防止></p> <p>過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。</p> <p><格納容器破損防止></p> <p>過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。</p> <p>水素燃焼の観点では、炉心損傷及びRPV破損有無に係らず事象発生から7日間は酸素濃度が可燃限界の5vol%に到達しない。</p> <hr/> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合></p> <p>過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。</p> <p>水素燃焼の観点では、炉心損傷及びRPV破損有無に係らず事象発生から7日間は酸素濃度が可燃限界の5vol%に到達しない。</p>

○: 可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる
 ×: 可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

No	事故シーケンス	起回事象	シナリオ				恒設設備の可搬型設備での代替	
			冷却材漏えい・隔離	注水	除熱	サポート系(電源等)		
1	想定事故1	崩壊熱除去機能および冷却材補給機能喪失	なし	燃料プール代替注水系 ・SFPスプレイラインを使った消防車による注水 (12時間後)	期待しない	・D/G(外電喪失時)による給電有り ・水源: 防火水槽	—	—
2	想定事故2	サイフォン現象による保有水喪失 (FPCまたはRHR系配管破断, 逆止弁固着)	漏えい(FPC,RHRポンプよりプール側) →隔離: 現場(2F弁室)弁操作G41-F017	燃料プール代替注水系 ・SFPスプレイラインを使った消防車による注水 (12時間後)	期待しない	・D/G(外電喪失時)による給電有り ・水源: 防火水槽	—	—

○: 可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる
 ×: 可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

No	事故シーケンス	起因事象	シナリオ					恒設設備の可搬型設備での代替	
			停止系	減圧	注水	除熱	サポート系(電源等)		
1	崩壊熱除去機能喪失(RHRによる停止時冷却機能喪失の場合)	崩壊熱除去機能喪失	—	注水前に炉圧上昇に伴い手動減圧実施する。	待機中のRHR LPFLモード(2時間後)	注水完了後, 待機中のRHR SHCモード 格納容器の健全性については運転時のシナリオに包括されるため評価未実施。	・D/GIによる電源あり ・水源:S/C プール水	—	—
2	崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系全系故障の場合) * 全交流電源喪失のシナリオを含む	補機冷却系全系故障	—	注水前に炉圧上昇に伴い手動減圧実施する。	MUWC1台(145分後)	代替Hx, GTGを用いてRHR SHCモード(20時間後) 格納容器の健全性については運転時のシナリオに包括されるため評価未実施。	・代替Hx ・GTG ・水源:CSP(水源切り替え不要) 注水必要量(2時間での蒸発量(約30m ³),2時間以後の必要量23m ³ /h)	×	<p><炉心損傷防止> 崩壊熱による冷却材の蒸発により, TAFまで約5時間で至るため, 可搬型設備での代替では炉心損傷は防げない。</p> <p><格納容器破損防止> 12時間後からの可搬型設備を用いた注水の実施により, 格納容器破損は防止できる可能性がある。</p> <p>-----</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は, 事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえると, 消防車による注水の実施により, 燃料損傷を防止できると考えられる。</p>
3	原子炉冷却材の流出	RHRの系統切り替え時ミニマムフロー弁の閉操作忘れ	—	—	LPFL(2時間後)	注水完了後, RHR SHCモード	・D/GIによる電源あり ・水源(S/C)	—	—
4	反応度の誤投入	最大価値制御棒引き抜き時に誤って斜め隣接の制御棒を引き抜く	安全保護系(SRNMペリオド短縮)	—	—	—	【電源】外部電源 制御棒引き抜き阻止 スクラム	—	—

○: 可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる
×: 可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

29. 高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失シナリオにおける
原子炉圧力の最大値の差異について

「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」の重要事故シーケンスにおいて、原子炉圧力は主蒸気隔離弁閉止後に逃がし安全弁により圧力制御される。表1にそれぞれの重要事故シーケンスにおける原子炉圧力の最大値、図1,2に原子炉圧力の推移を示す。

「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」において、原子炉圧力の最大値に差異が生じる理由は、同じ圧力設定である逃がし安全弁による圧力制御となるため、理論的には同等の値となるが、図1,2に示すとおり逃がし安全弁による圧力制御に移行する時間及び原子炉減圧時間が異なることから、取得される解析値が異なり、その後の数値処理により差異が生じたためである。

なお、上記により生じた差異は評価項目である10.34MPa[gage]に対して十分な小さい値である。

表1 原子炉圧力の最大値と申請書記載値

	解析値 (MPa[gage]) ()内は時刻	申請書記載値 (MPa[gage])
TQUV	7.5035 (@330秒)	7.51
中小破断LOCA	7.5104 (@666秒)	7.52

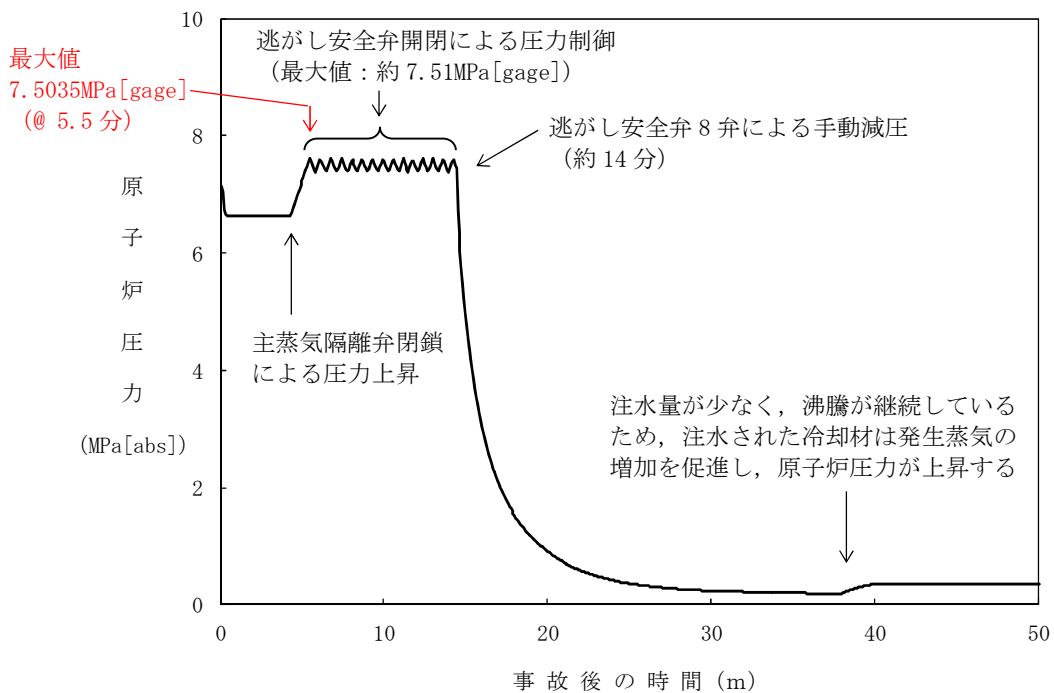


図1：原子炉圧力の推移（高圧・低圧注水機能喪失）

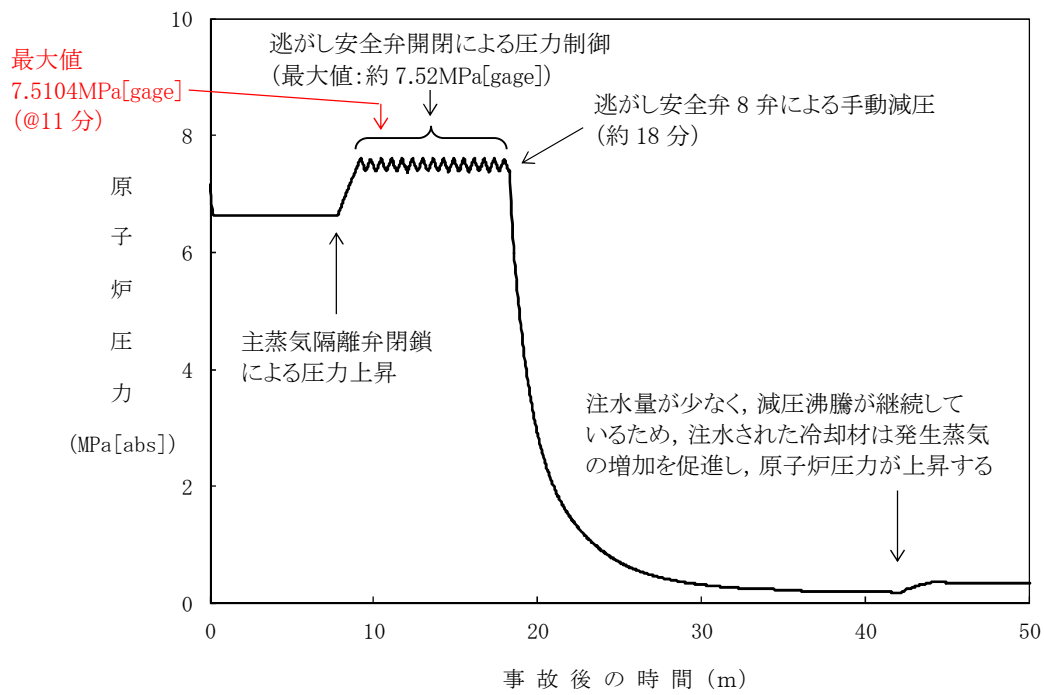


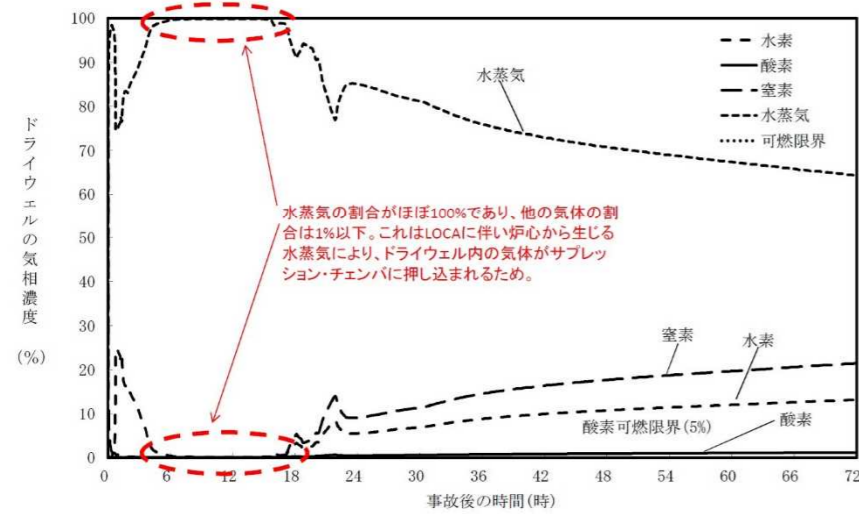
図2：原子炉圧力の推移（LOCA時注水機能喪失）

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

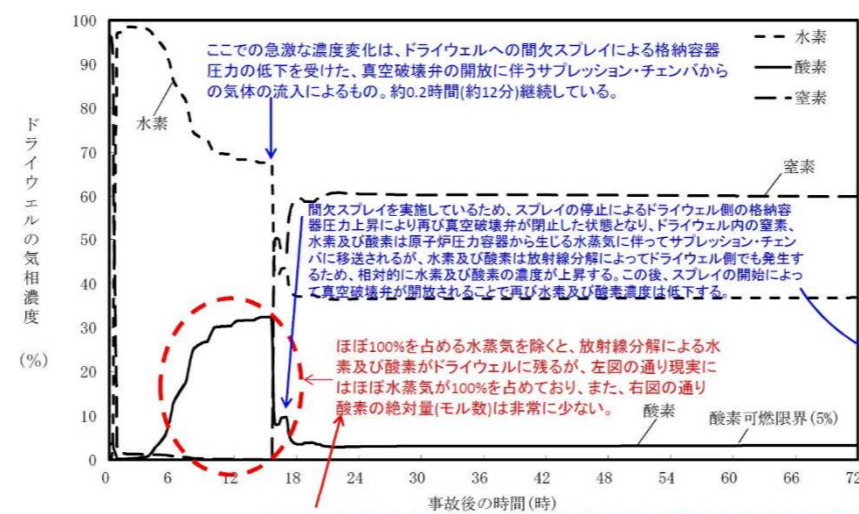
有効性評価「水素燃焼」における，ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移のうち，主にドライ条件での酸素濃度の変化の理由について説明を補足し，図 1 に示す。

以 上

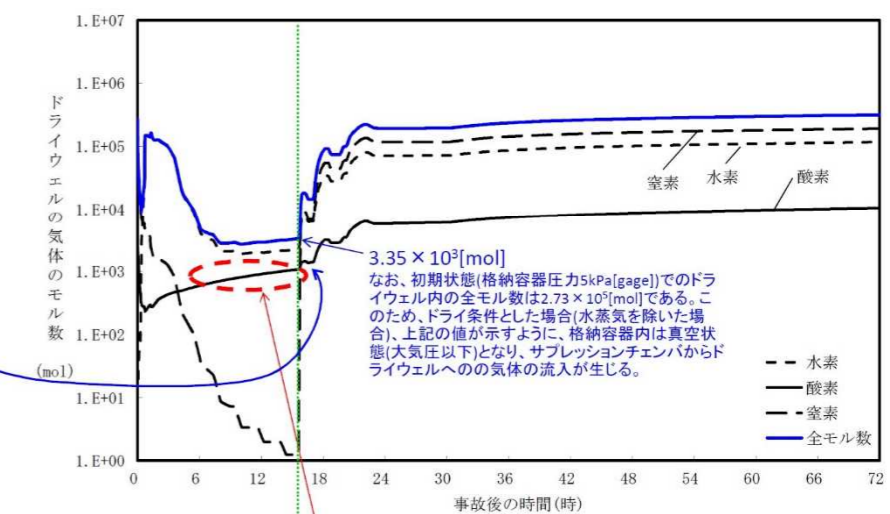
ウェット条件(気体の濃度の推移)



ドライ条件(気体の濃度の推移)



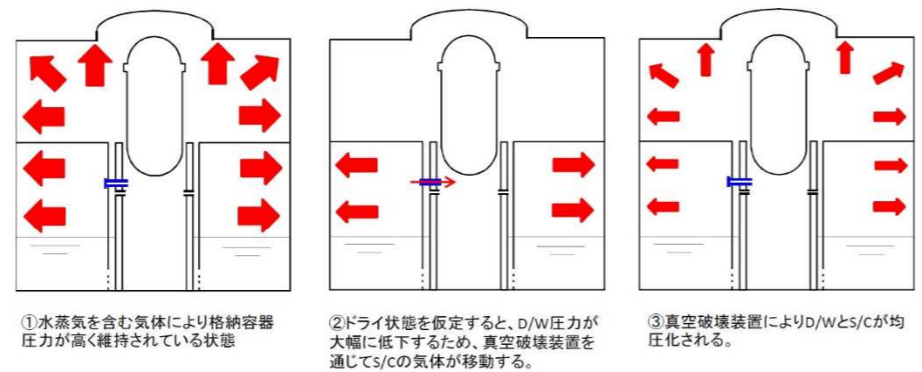
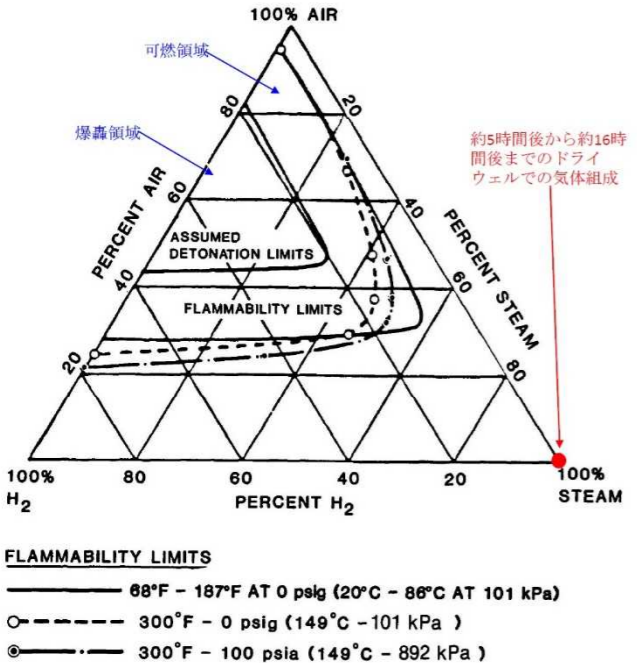
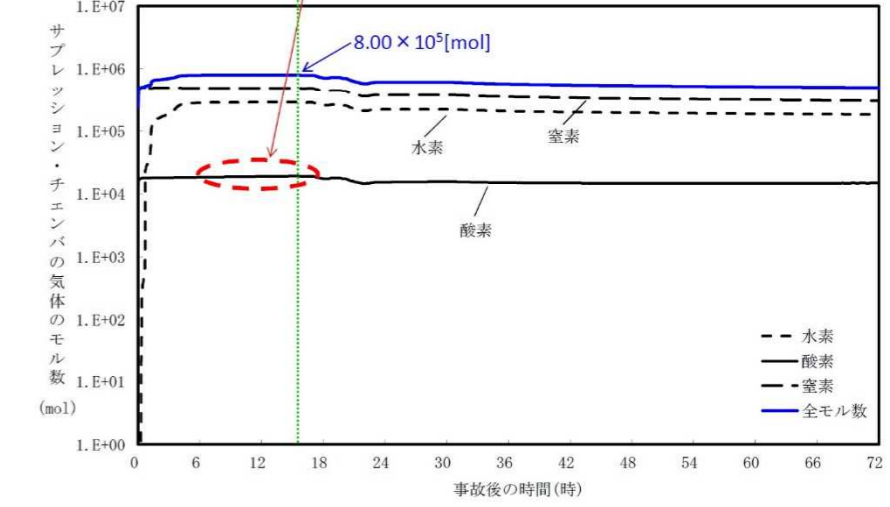
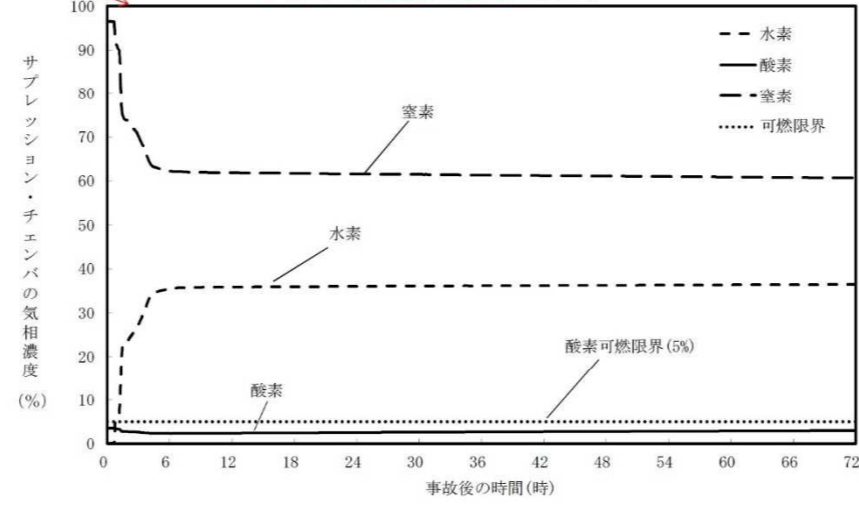
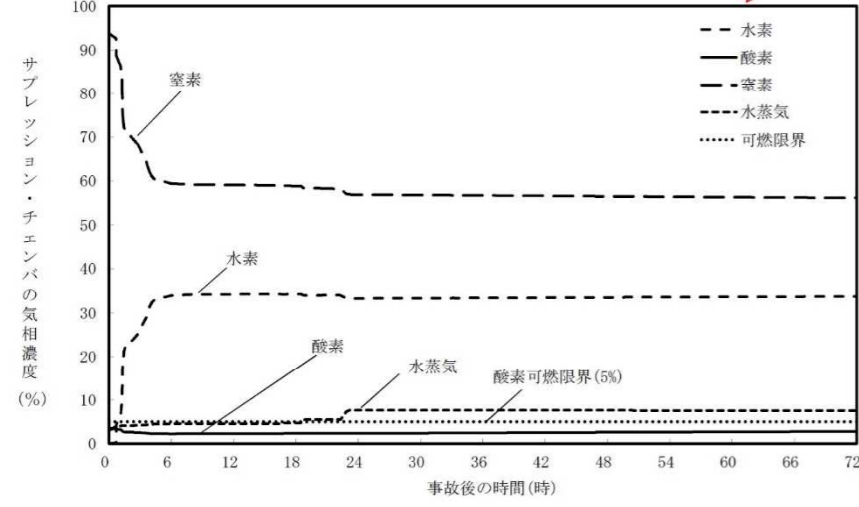
ドライ条件(気体のモル数)



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

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

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



ウェット状態で維持されている格納容器内がドライ状態になった場合の気体の移動

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

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

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

- D/Wのモル数
 $D_0 \times V_0 + D_n \times V_n = D_1 \times V_0$
 より、
 $D_0 + D_n = D_1$... ①
- S/Cのモル数
 $S_1 \times V_s = S_0 \times V_s + D_n \times V_0$
 より、
 $S_1 = S_0 + D_n(V_0/V_s)$... ②
- D/W及びS/Cの均一化
 $D_1 = S_1$... ③

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

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

$$S_0 = 8.00 \times 10^5 [\text{mol}] / ((5960 [\text{m}^3] - 3580 [\text{m}^3]) \times 1000 [\text{l/m}^3]) = 3.36 \times 10^{-1} [\text{mol/l}]$$

$$D_n = (S_0 - D_0) \times V_0 / (V_s + V_0)$$

$$= (3.36 \times 10^{-1} [\text{mol/l}] - 4.56 \times 10^{-4} [\text{mol/l}]) \times 2380 / (2380 + 7350) = 8.21 \times 10^{-2} [\text{mol/l}]$$

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

$D_0/D_n = 5.55 \times 10^{-3} < 1/100$

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

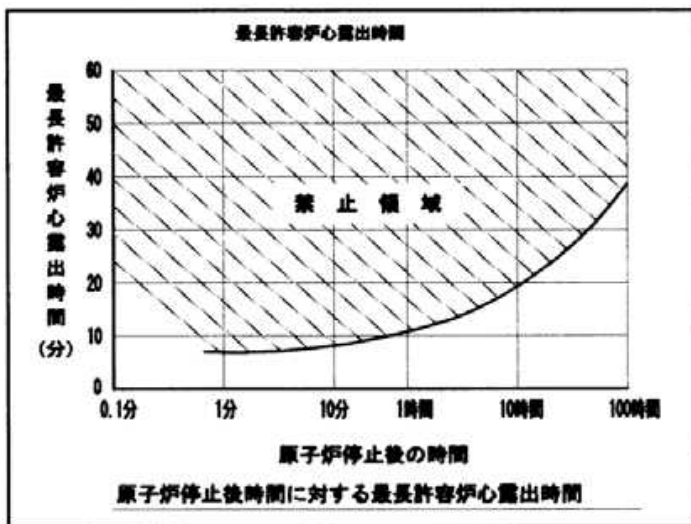
D_0 : D/W内のドライ条件での全モル濃度の初期値(S/Cからの流入前)
 D_n : S/CからD/Wに流入した気体のD/W内の全モル濃度
 D_1 : S/Cからの流入が生じた後のS/Cの気体の全モル濃度
 S_0 : S/C内のドライ条件での全モル濃度の初期値(D/Wへの流入前)
 S_1 : D/Wへの流入が生じた後のS/Cの気体の全モル濃度
 V_0 : D/W空間体積
 V_s : S/C空間体積

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

31. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線

(1) 最長許容炉心露出時間

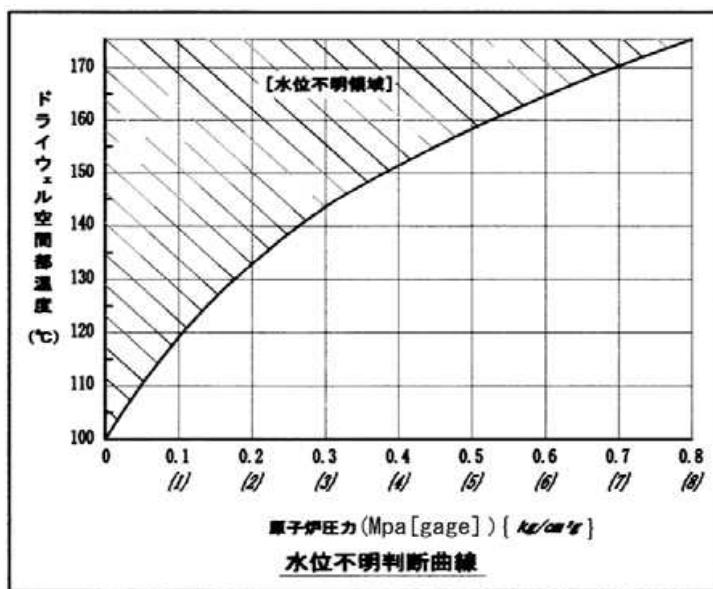
最長許容炉心露出時間は、原子炉停止後の経過時間と炉心の健全性が確保される時間（最長許容炉心露出時間）の関係図である。



原子炉注水により有効燃料棒頂部 (TAF) 回復を確認した場合は、有効燃料棒頂部 (TAF) 以下継続時間を測定し、左図を用いて、禁止領域 (炉心損傷の可能性がある領域) に入っているかを確認する。

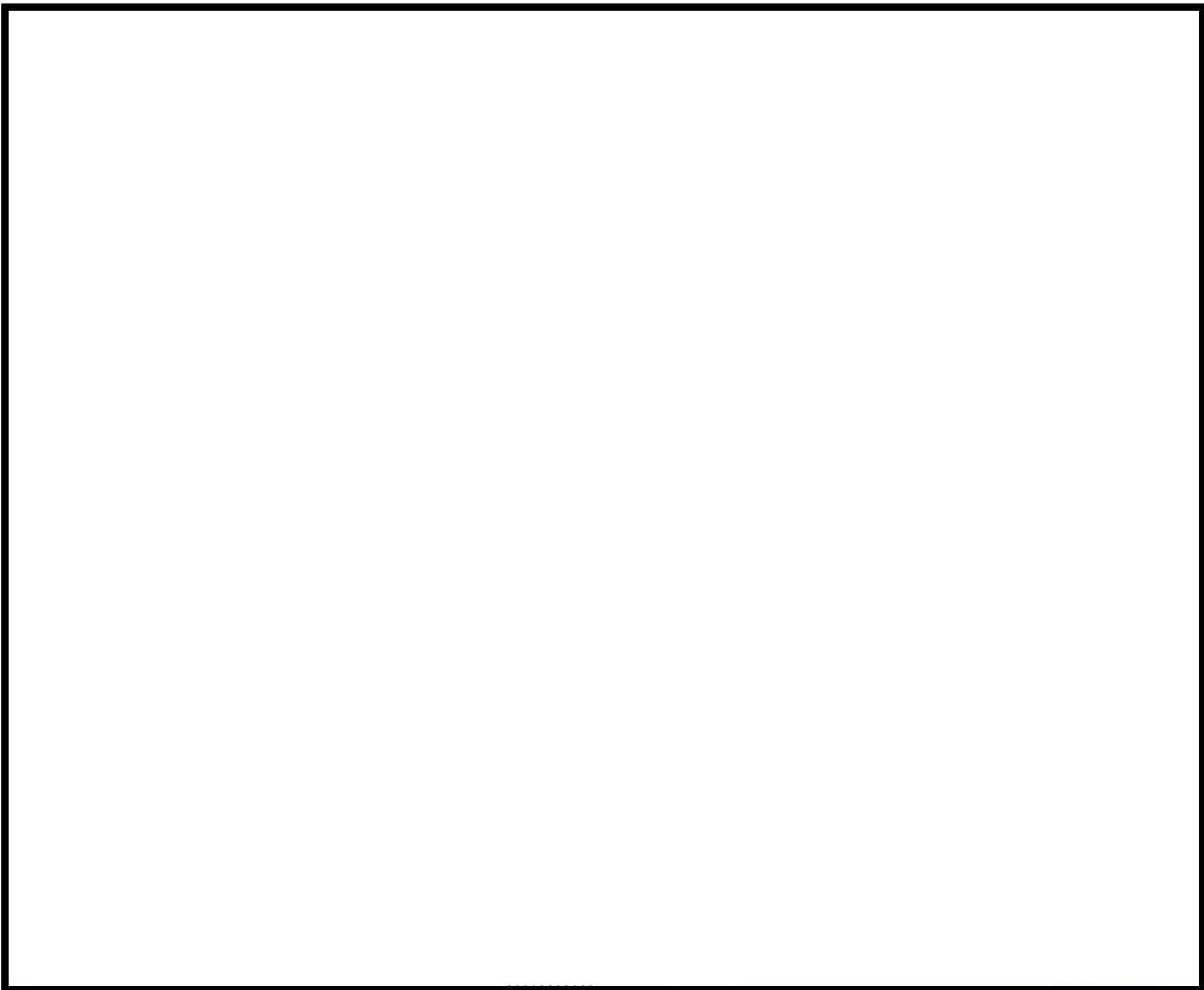
(2) 水位不明判断曲線

水位不明判断曲線は、ドライウェル空間部温度と原子炉圧力の関係図である。



原子炉圧力がドライウェル空間部温度に対する飽和圧力以下になると、原子炉水位計の基準面器内の水が減圧沸騰し、水位計は信頼できなくなる。よって、左図を用いて、水位不明領域に入っているかを確認する。

32. 原子炉水位及びインターロックの概要



原子炉水位	圧力容器基準点（底部）からの水位	主なインターロック等
L-8 : 原子炉水位高（レベル8）	約 13.9m	原子炉隔離時冷却系トリップ
L-3 : 原子炉水位低（レベル3）	約 12.9m	原子炉スクラム RIP4 台トリップ
L-2 : 原子炉水位低（レベル2）	約 11.7m	原子炉隔離時冷却系自動起動（給水機能） RIP6 台トリップ
L-1.5 : 原子炉水位低（レベル1.5）	約 10.2m	主蒸気隔離弁閉 高圧炉心注水系自動起動 原子炉隔離時冷却系自動起動（ECCS機能）
L-1 : 原子炉水位低（レベル1）	約 9.4m	低圧注水系自動起動
TAF : 有効燃料棒頂部	約 9m	有効燃料棒頂部

33. 有効性評価「5.4 反応度の誤投入」における，炉心平均中性子束の推移

有効性評価「5.4 反応度の誤投入」にて掲載している図 5.4.4 炉心平均中性子束の推移について，低い値の変化も確認できるように片対数グラフで表示したものを掲載する。

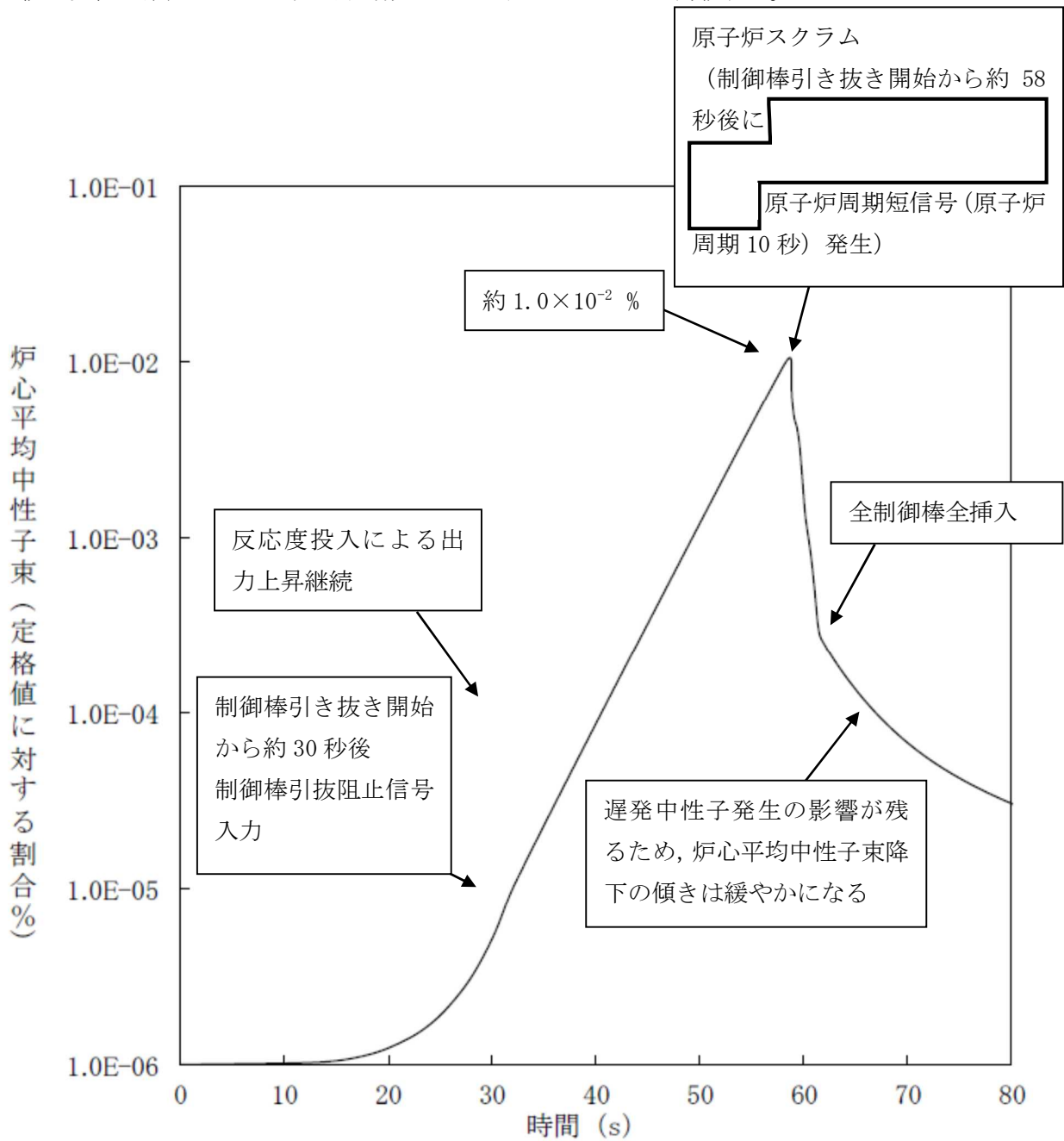


図 1. 「5.4 反応度の誤投入」の炉心平均中性子束の推移 (片対数グラフ)

34. 格納容器下部(ペDESTAL)外側鋼板の支持能力について

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

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

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

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

1. ペDESTAL外側鋼板の形状

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

この断面積 A は、以下のように計算される。

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

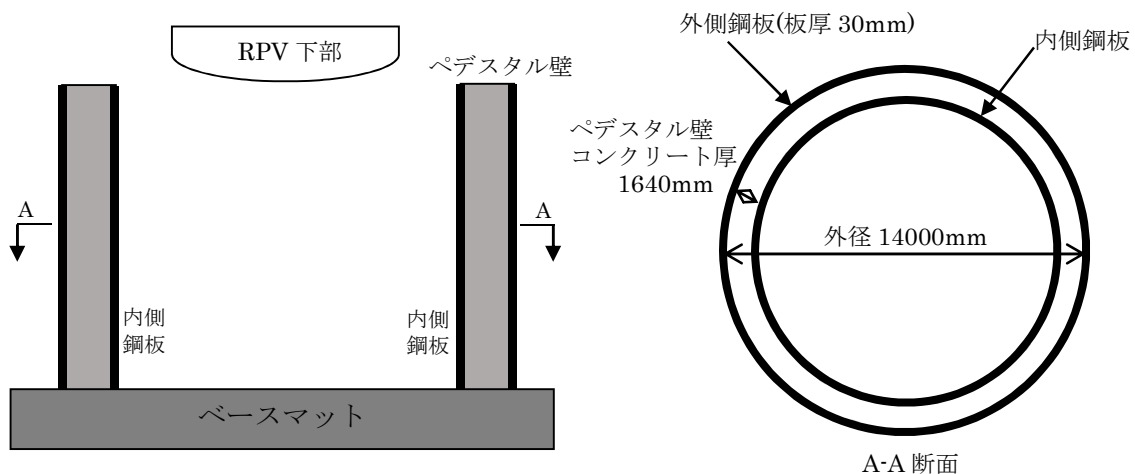


図 1 ペDESTAL概略図

2. ペDESTALの支持荷重

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

表 1 ペDESTALの合計支持荷重

6号炉/7号炉
約 8000ton

3. ペDESTAL自立性の評価

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

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

表 2 外側鋼板のみでの支持を仮定した場合に外側鋼板に加わる応力と許容値

6号炉/7号炉	許容値(降伏応力)
約 60MPa	417MPa

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

以 上

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

1. 溶融デブリの評価条件

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

2. KK6/7号機のMCCIの評価における溶融デブリの堆積高さ

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

3. 溶融デブリの堆積高さの不確かさ

(1) ペDESTAL内の構造物の影響

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

(2) 溶融デブリの粒子化に伴う影響

溶融デブリがペDESTALに落下する場合、予め2 mの水張りを実施する手順としていることから、溶融デブリの一部は水中で粒子化するものと考えられる。この時、粒子化したデブリの密度が低いと堆積高さが高くなる。例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として粒子が堆積する場合を仮定すると、溶融デブリの堆積高さは約93 cmとなるが、前述の通り、ペDESTALの側面の開口部までは十分な高さがあることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮してもペDESTAL以外に溶融デブリが拡がる恐れは無いと考える。

(3) 溶融デブリの落下の位置及び拡がりの影響

原子炉圧力容器下部からペDESTALへの溶融デブリの落下の経路¹⁾については、制御棒駆動機構ハウジングの逸出に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉圧力容器の構造からは、溶融炉心は原子炉圧力容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉圧力容器底部の中心近傍に開口部が発生し、溶融デブリがペDESTALに落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考ええる。

ここで仮に溶融デブリが偏って堆積し、機器搬出入用ハッチの高さ(約 4.5 m)に到達する条件を考えると、溶融デブリが直径約 3.6 m の円柱を形成する必要があるが、溶融デブリの厚さが均一化するまでの時間が 2～3 分程度であるという過去の知見²⁾を踏まえると、溶融デブリは落下と同時にペDESTAL床面を拡がり、堆積高さが均一化していくと考えられることから、溶融デブリが機器搬出入用ハッチの高さまで堆積する状況は考え難い。

以 上

¹ 平成 27 年 6 月 9 日 第 236 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 配布資料 1-5 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて(第 5 部 MAAP) 添付 3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について

² J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris," SAND76-9008 (1976).

表1 溶融デブリに関する評価条件

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

表2 ペDESTALの主な構造物の重量

構造物	重さ(t)
CRD 交換機	約 30
サンプクーラ	約 0.7

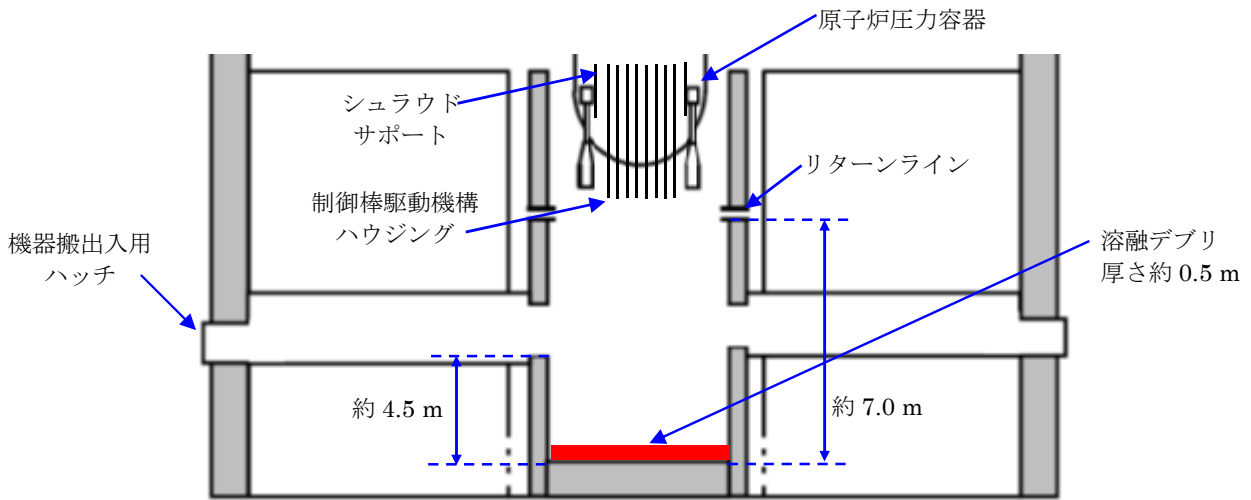


図1 溶融炉心とペDESTALの構造の位置関係

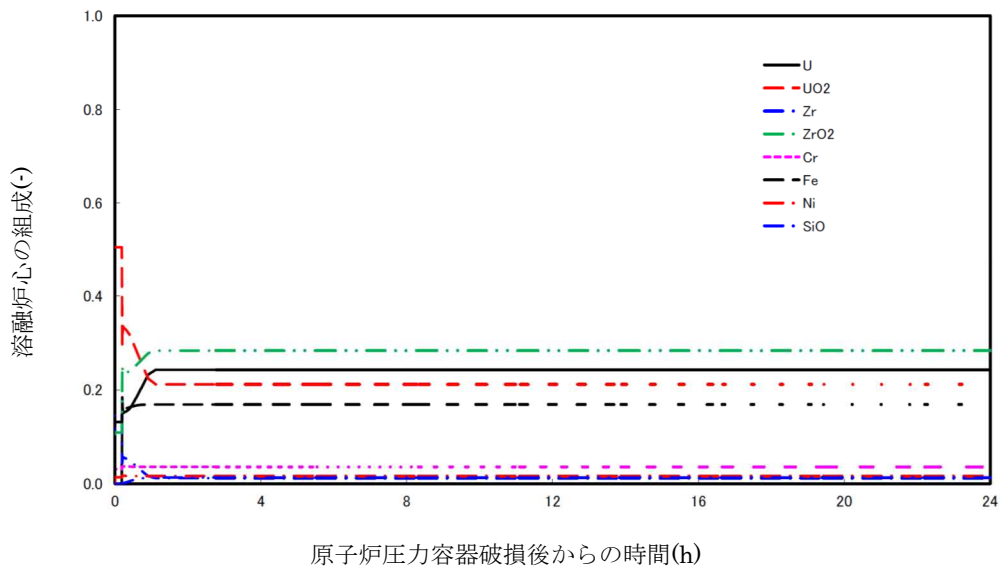


図2 溶融炉心の組成の推移

36. 初期炉心流量 90%としたケースにおける給水ポンプトリップ後の流量低下について(原子炉停止機能喪失)

事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」において、初期炉心流量を 90%としたケースの解析結果に見られた給水ポンプトリップ後の沸騰遷移について、出力／冷却 mismatches の持続期間を踏まえて説明する。

給水ポンプがトリップすると原子炉水位が低下して、L2 到達により最低ポンプ速度で運転中の R I P 6 台がトリップする(L2 で 3 台 R P T, 6 秒遅れで残り 3 台 R P T)。

その後、R I P の回転速度は低下するが、解析では R I P の回転速度がある回転速度以下になると摺動抵抗により R I P が停止することを仮定している。90%炉心流量の解析では、6 台の R I P の停止が 200 秒過ぎに同時に発生している。このため、急激な炉心流量低下が生じ、出力／冷却 mismatches によって燃料高さ中央より下のスペーサ位置まで一時的な沸騰遷移が発生する結果となっている（図 1, 2 参照）。

この R I P の停止は、最低回転速度（約 450rpm）の半分の回転速度（225rpm）において、回転が停止するものと仮定しているため、熱流束が比較的高いまま残っている約 200 秒過ぎで発生する結果となっている。

また、100%炉心流量の解析では、90%炉心流量の解析と同じ回転速度で R I P が停止することを仮定しているが、原子炉水位 L2 にて R I P 3 台がトリップし、6 秒遅れで残りの R I P 3 台がトリップした後、6 台の R I P が同時に停止しない結果となっている。このため、炉心流量の低下が比較的緩やかになり、90%炉心流量の解析に比べ、燃料中央高さより下のスペーサ位置における一時的な沸騰遷移による温度上昇は低くなる。

ここで、6 台 R I P トリップ後の自然循環状態の例として、柏崎刈羽 7 号機起動試験における外部電源喪失試験時の R I P の回転速度変化を図 3 に示す。MG セット付の R I P では、最低回転速度の半分の速度より低い速度で停止しており、かつ停止のタイミングについては各号機でばらついていることが確認できる。このため、実機において R I P の回転が停止する回転速度は、R E D Y 解析で仮定している値より低く、R I P の個体差により、6 台が同時に停止する可能性は低いため、炉心流量の低下は、より緩やかになると考えられる。つまり、上述した仮定は、R I P が停止する時点において熱流束が高めであり、炉心流量減少幅が大きくなるということであり、燃料被覆管の温度評価の観点からは保守側の設定であると言える。

図 4, 5 に R I P の回転が停止する回転速度を 110rpm に設定した R E D Y / S C A T の感度解析結果を示す。図 4 に示す R E D Y 結果から、R I P の回転が停止する回転速度の設定点を下げたことにより、R I P 停止のタイミングが遅くなる。その間、炉心流量は緩やかに低下し、6 台のポンプ速度は約 250 秒で零になる。このとき炉心流量の低下幅は小さく、炉心流量低下時の熱流束も低下する結果となっている。また、図 5 に示す S C A T の結果から、感度解析では 6 台同時に R I P の回転が停止したタイミングとその直前の S R V の開閉による出力変動によって、10 ノード位置で沸騰遷移が発生する結果となっている。しかしながら、P C T の上昇は高々 400°C 程度であり、更に、

起動試験の実績から RIP 停止のタイミングは解析よりも遅くなると考えられ、その場合は熱流束が低くなっていること、また、R I P の個体差により炉心流量が急激に低下することはなく、低下は緩やかになることを考慮すると、沸騰遷移は発生しないか、発生したとしても熱流束が低下しているため沸騰遷移継続時間は短時間で、温度上昇は限定的と考える。

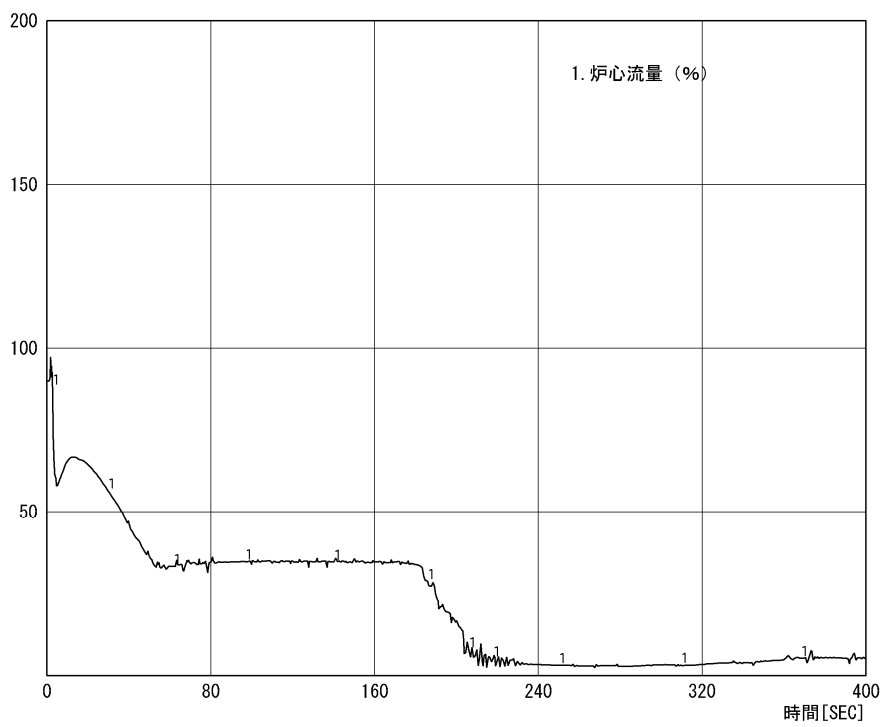
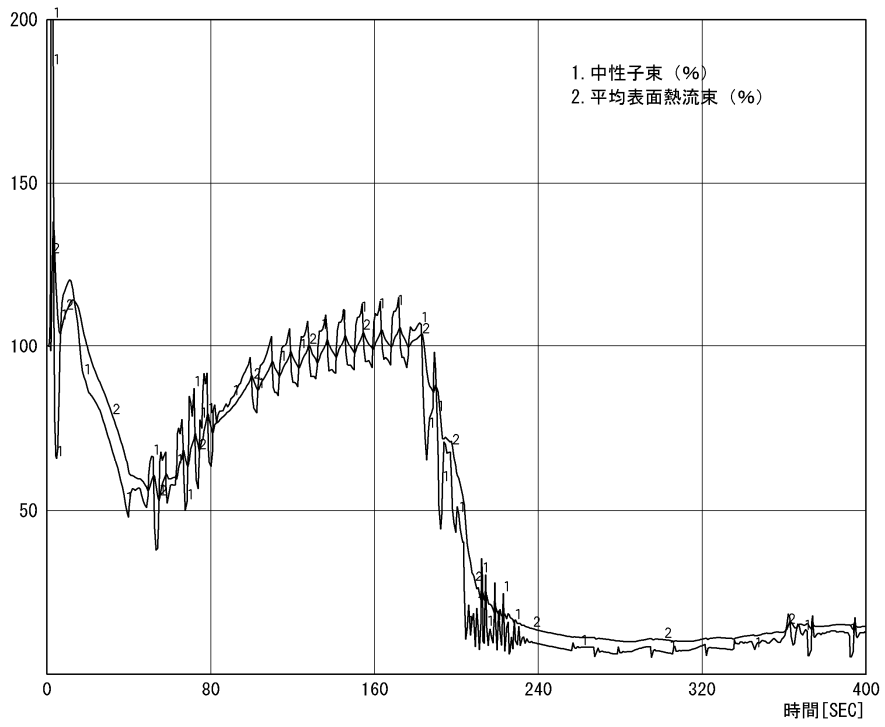


図 1 (1 / 2) 主蒸気隔離弁の誤閉止 A T W S
(初期炉心流量 90%)

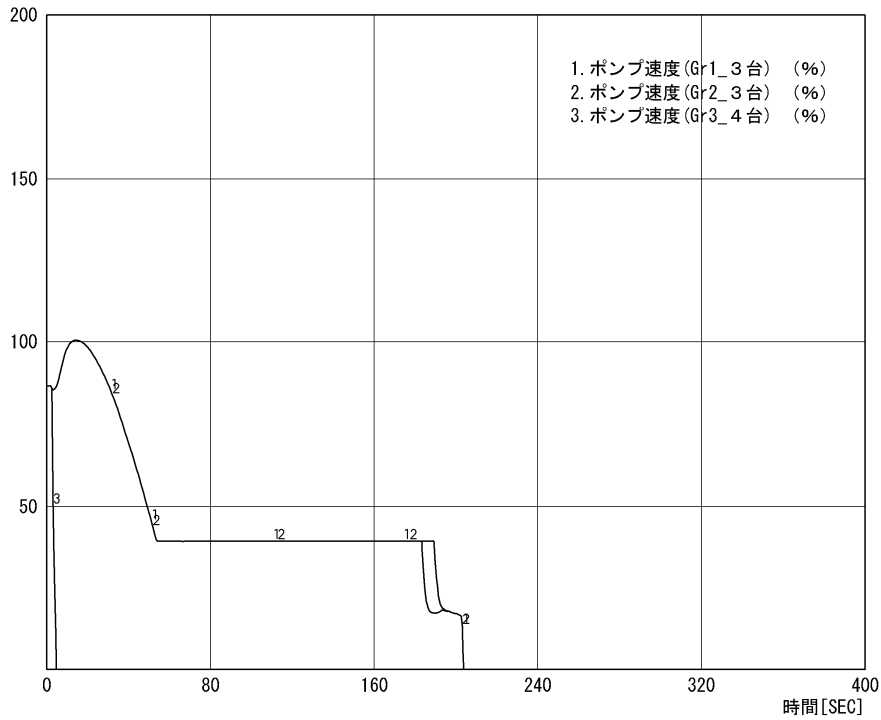


図 1 (2 / 2) 主蒸気隔離弁の誤閉止 A T W S
 (初期炉心流量 90%)

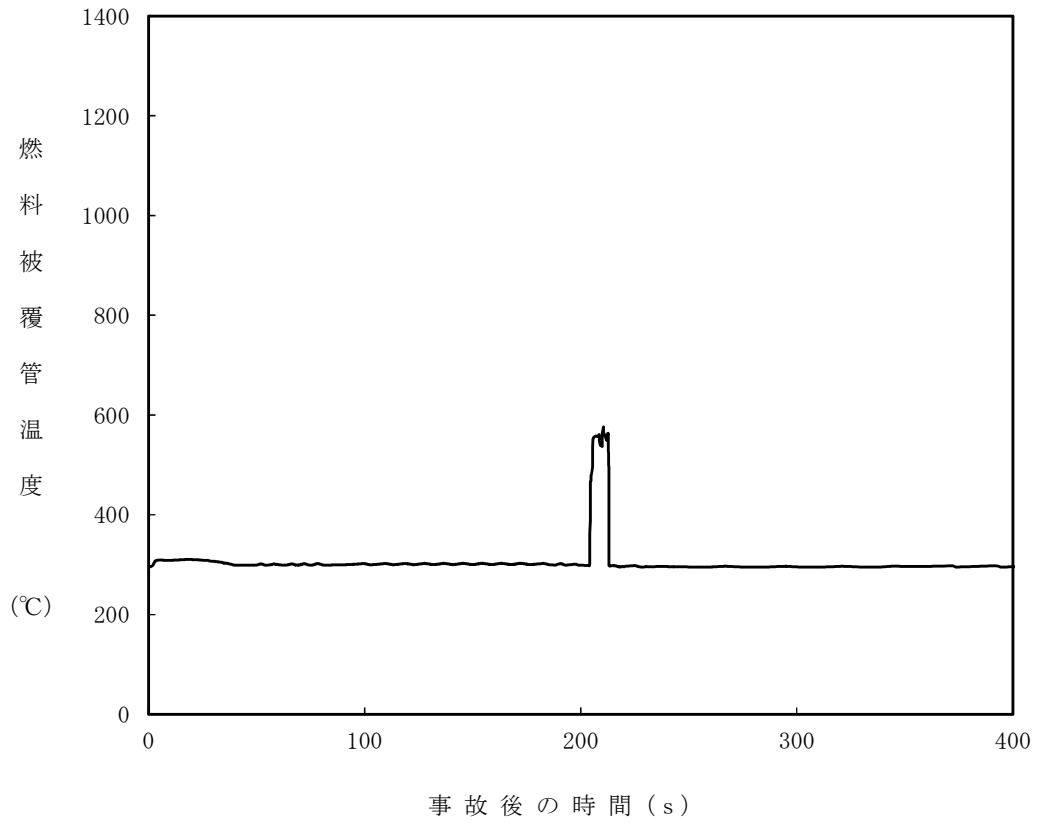


図2 燃料被覆管温度の時間変化
(10ノード位置, 初期炉心流量90%)

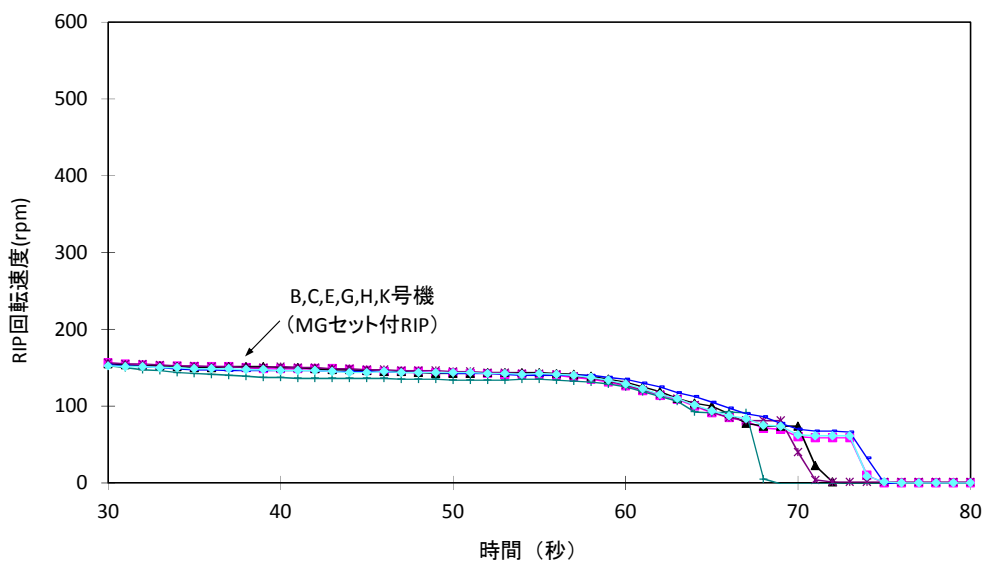


図3 RIPトリップ後の自然循環状態での回転速度の時間変化例
 (柏崎刈羽7号機 起動試験 (外部電源喪失試験))

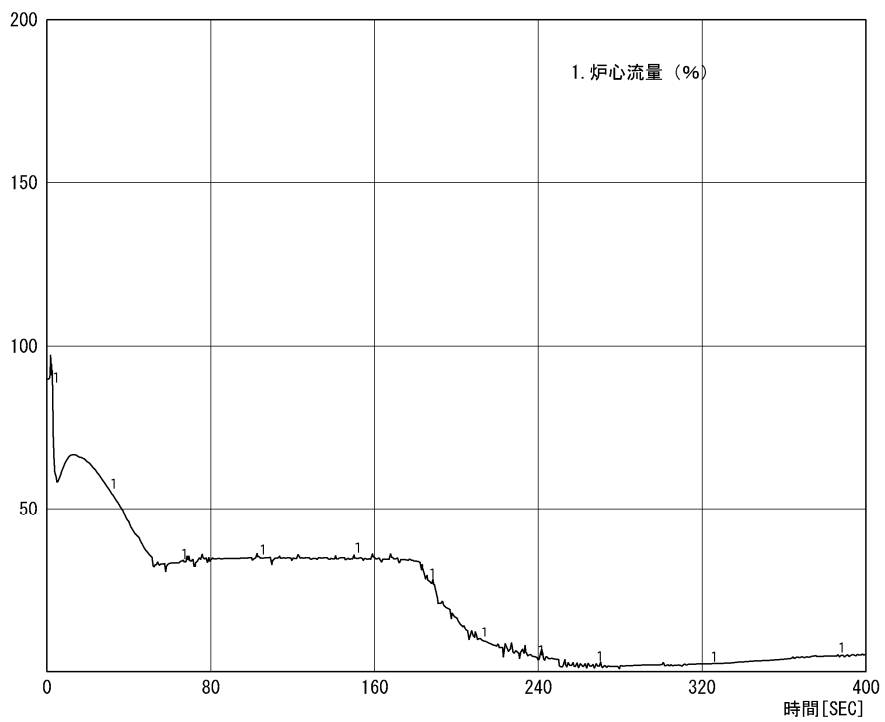
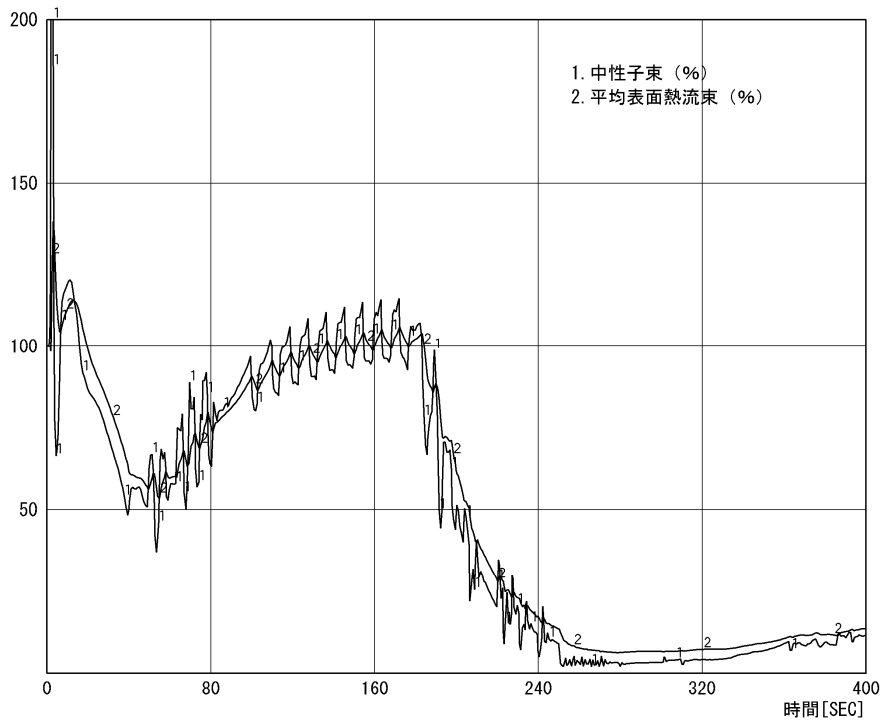


図4(1/2) 主蒸気隔離弁の誤閉止ATWS
(90%流量, RIP回転停止設定点変更)

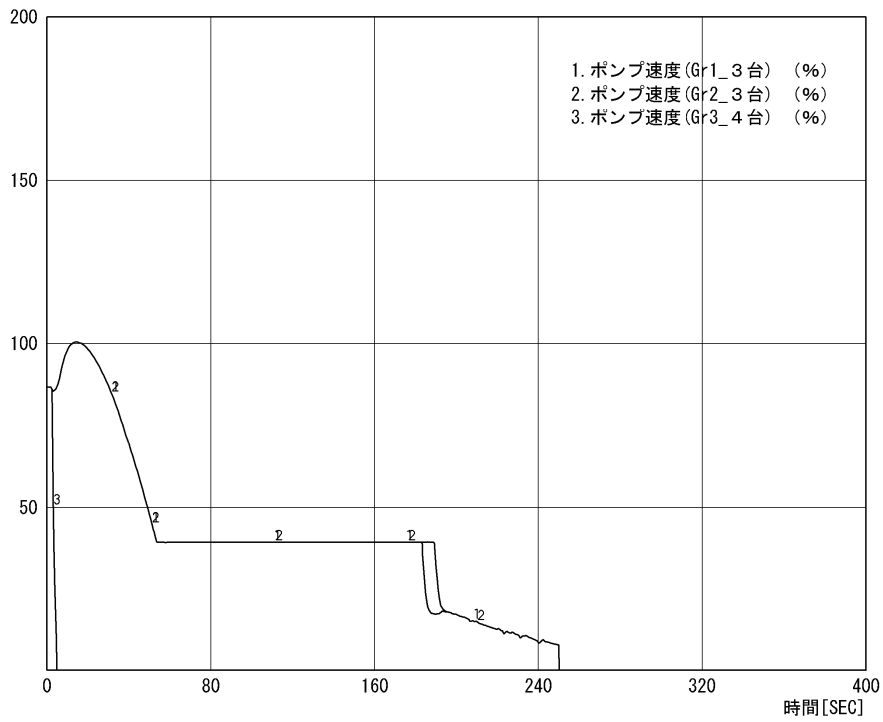


図 4 (2 / 2) 主蒸気隔離弁の誤閉止 A T W S
 (90%流量, R I P回転停止設定点変更)

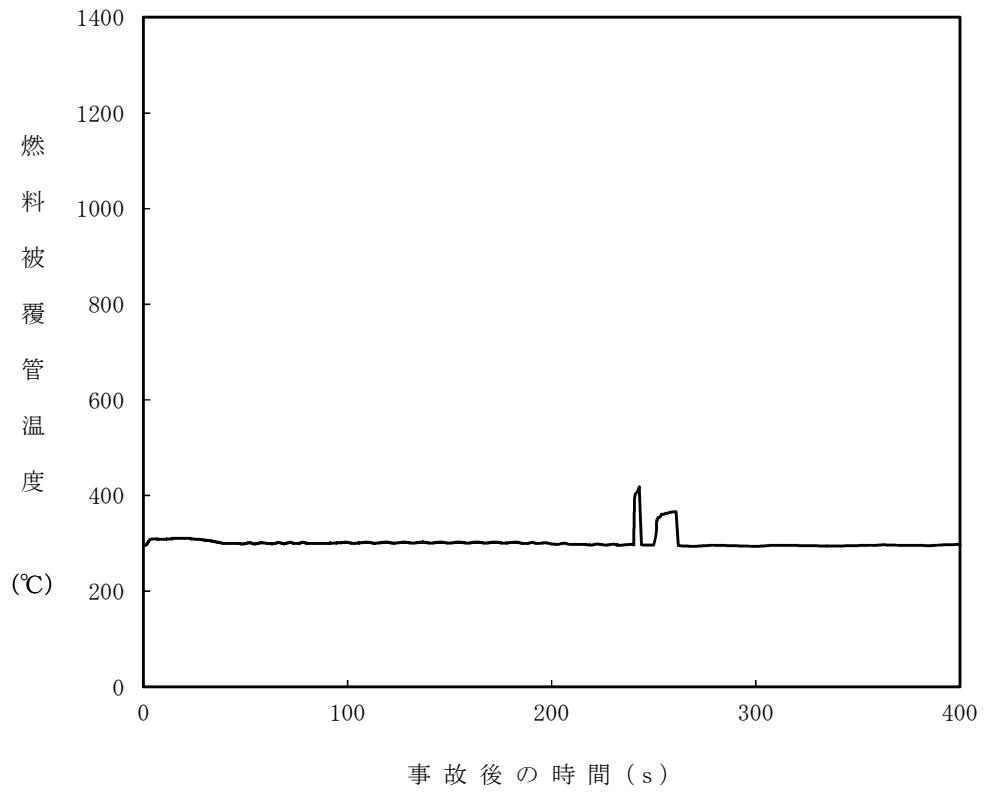


図5 燃料被覆管温度の時間変化
(10ノード位置, 90%流量, R I P回転停止設定点変更)

37. 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

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2MPa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、電力共同研究において設計基準事故時を想定した環境試験を実施し、その信頼性を確認している。機能維持を確認している環境条件を図2に示す。

全ての有効性評価においてSRVが経験する環境条件でのSRVの機能維持は、図2の結果を元に確認できるが、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、図2から得られる以下の環境条件でのSRVの機能維持の結果と比較することで、SRVの健全性を評価する。なお、SRVが経験する環境条件を保守的に考慮する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作には期待しないものとした。

- ・ 171°Cにおいて3時間継続の後160°Cにおいて3時間継続

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内気相温度とドライウェル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設定し定常解析を実施した。また、RPV破損直前にはRPV内の気相温度が急激に上昇することから、これに追従するSRVの温度上昇をより現実的に評価するため、RPV内の気相温度が急激に上昇する時間幅に対する非定常解析を実施した。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図3,4にRPV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通り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RPV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。定常解析によって評価する。
- ② RPV破損直前のRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件として、RPV内の気相温度が急激に上昇する時間幅でのRPV内の気相温度の変化とドライウェル内気相平均温度の

最も厳しい温度を適用した温度条件。非定常解析によって評価する。

(2) 評価モデル

自動減圧(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 5, 6 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 SRV 2 個を操作するが、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 個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 7, 8 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 を約 10°C 下回った。また、RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した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 を約 10°C 下回った。

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。①は最も厳しい温度を設定して実施した定常解析であり、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。

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 において 3 時間継続)をアレニウス則に基づき 160°C の熱負荷に換算すると、160°C において約 4.6 時間継続となり、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【定常解析】 (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【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の 急激な上昇を考慮した温度条件)
RPV 内 気相平均温度	約 589°C	約 510°C→約 626°C
ドライウェル内 気相平均温度	約 111°C	約 116°C

表 2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件①【定常解析】 (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【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の 急激な上昇を考慮した温度条件)
下部コイル ハウジング 最高温度*	約 150°C	約 150°C
ピストン部 最高温度	約 149°C	約 147°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、ネッキ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。

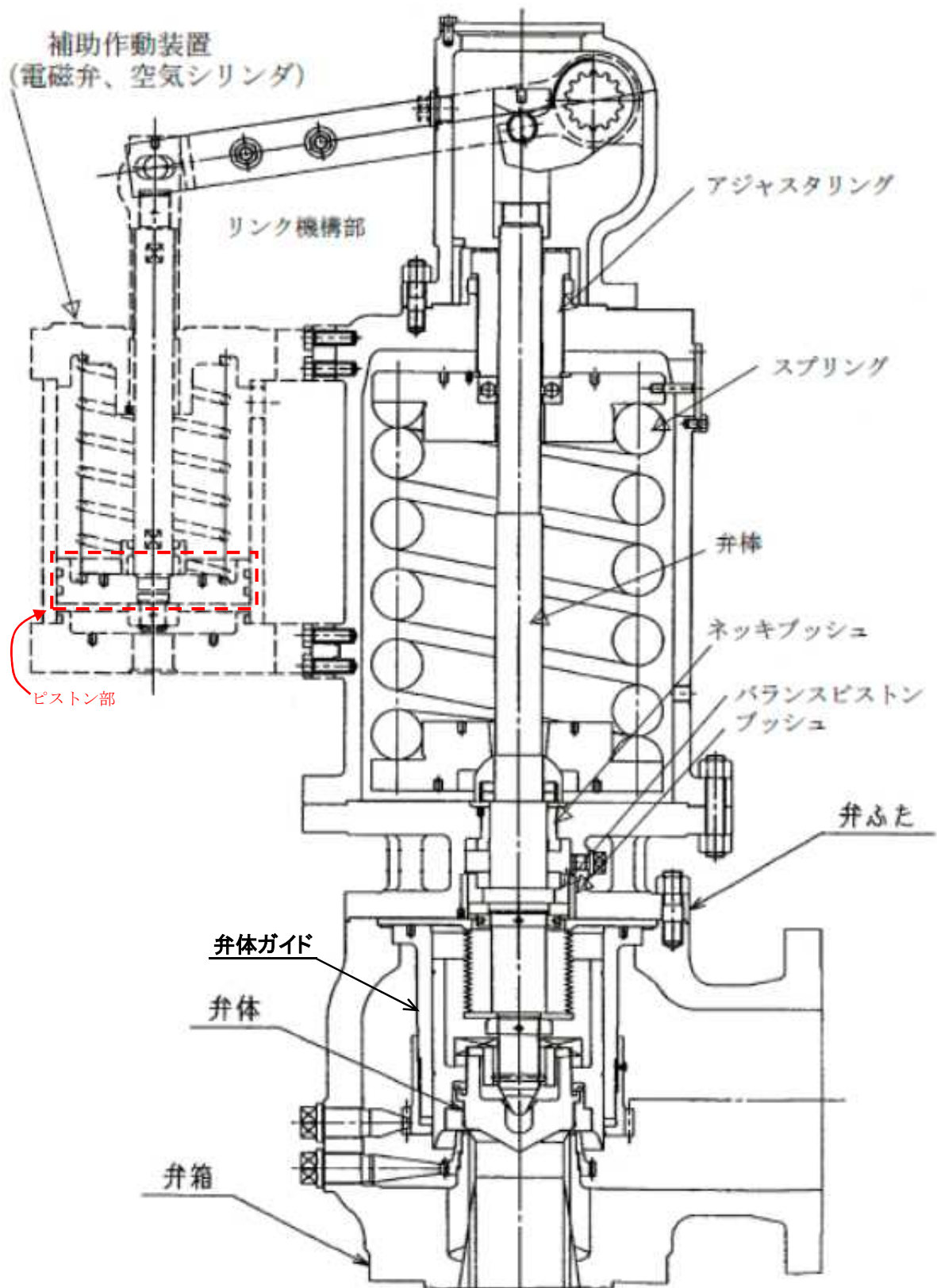


図 1a SRV 構造図(断面図)

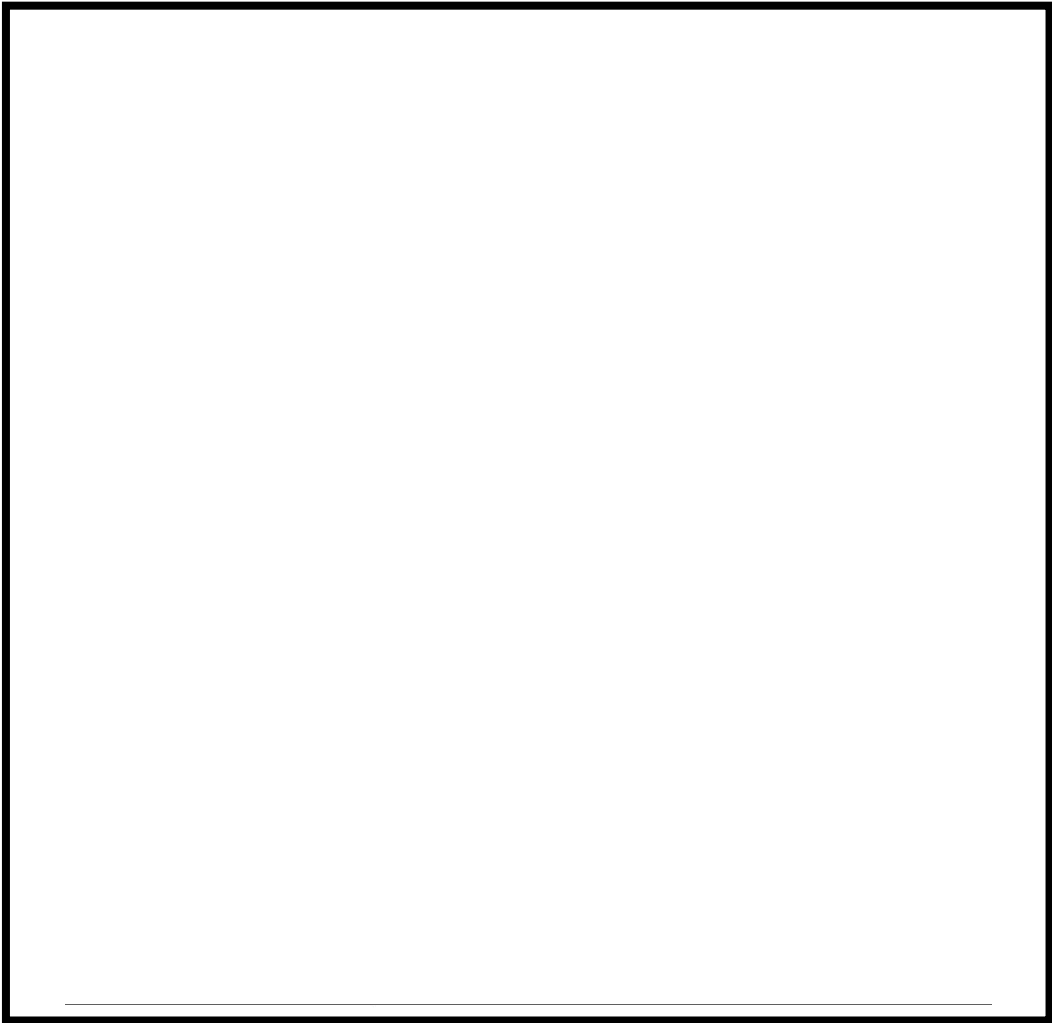


図 1b SRV 構造図(側面図詳細)



図 1c SRV 構造図(平面図詳細)

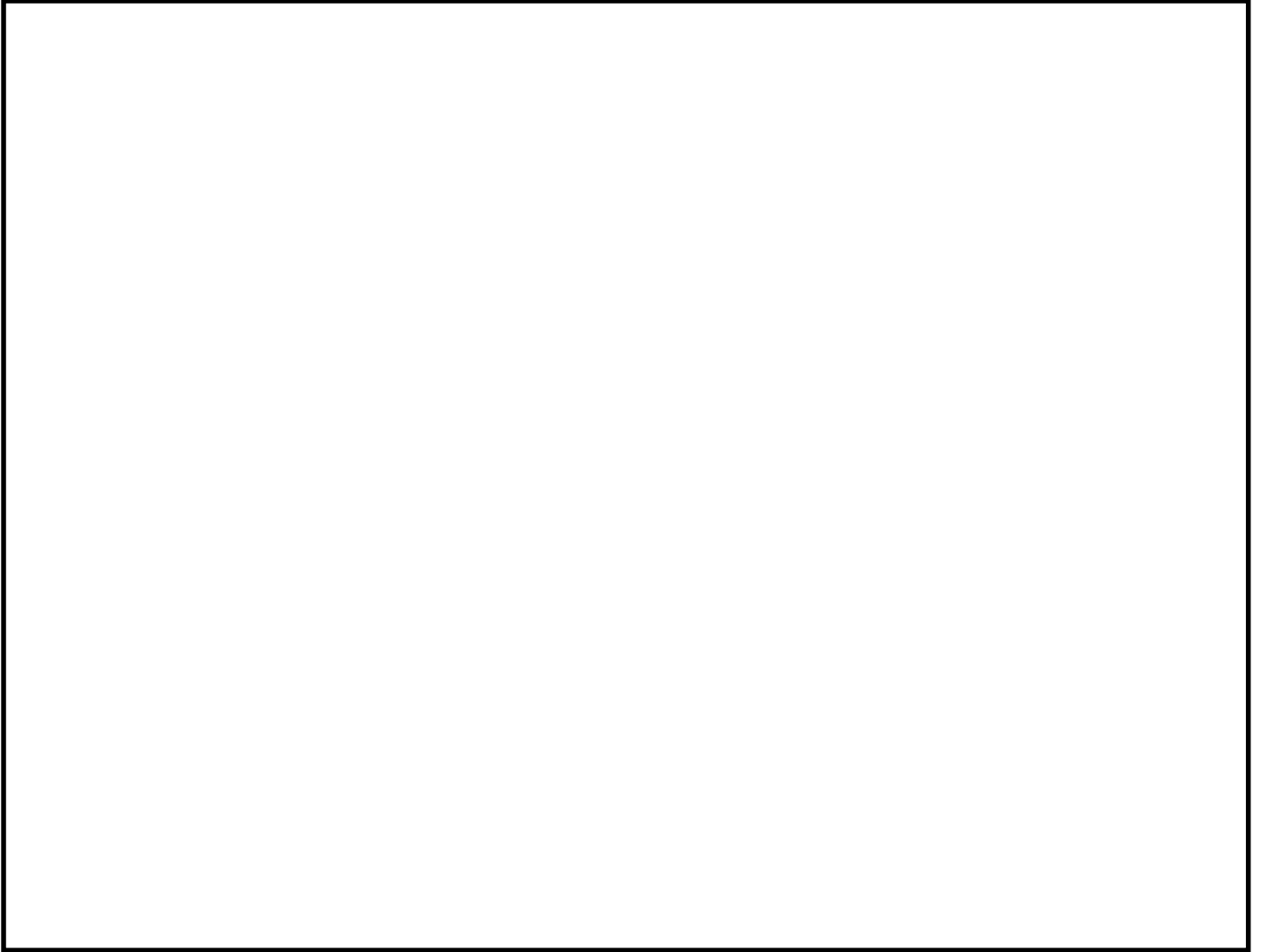


図 2 設計基準事故環境下における加速劣化試験の試験条件

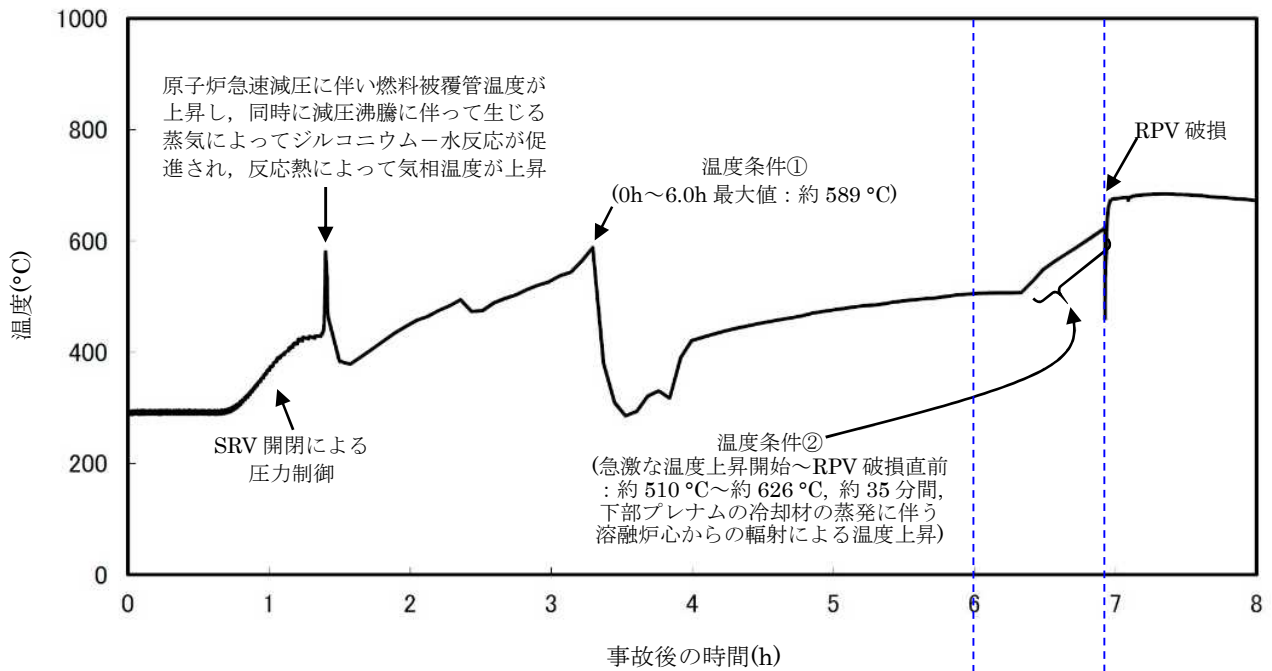


図 3 RPV 内気相平均温度の推移

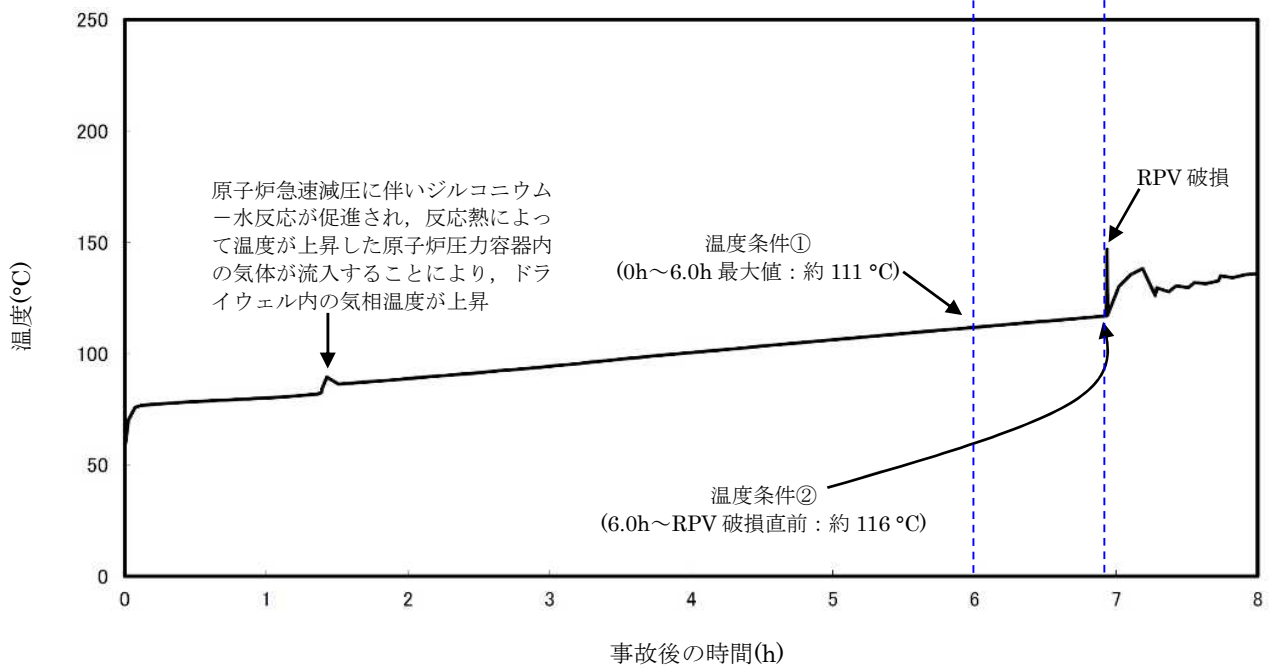


図 4 ドライウェル内気相平均温度の推移



図5 モデル化範囲と境界条件

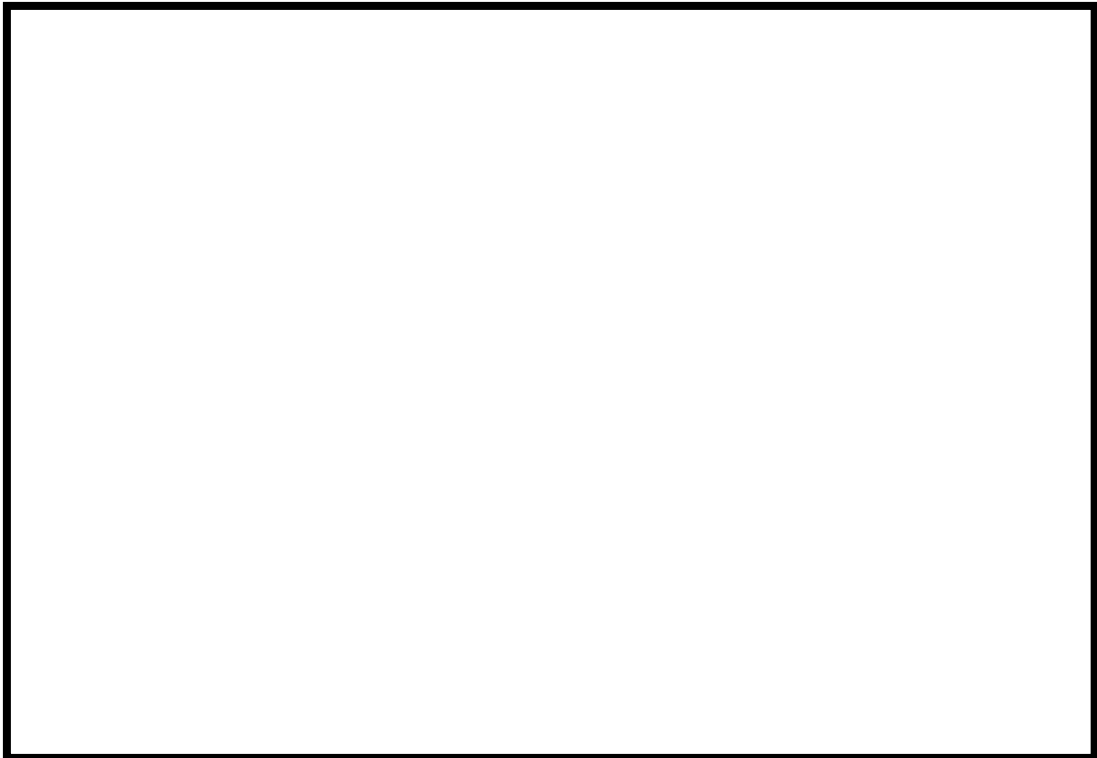


図6 モデル図と断面メッシュ図

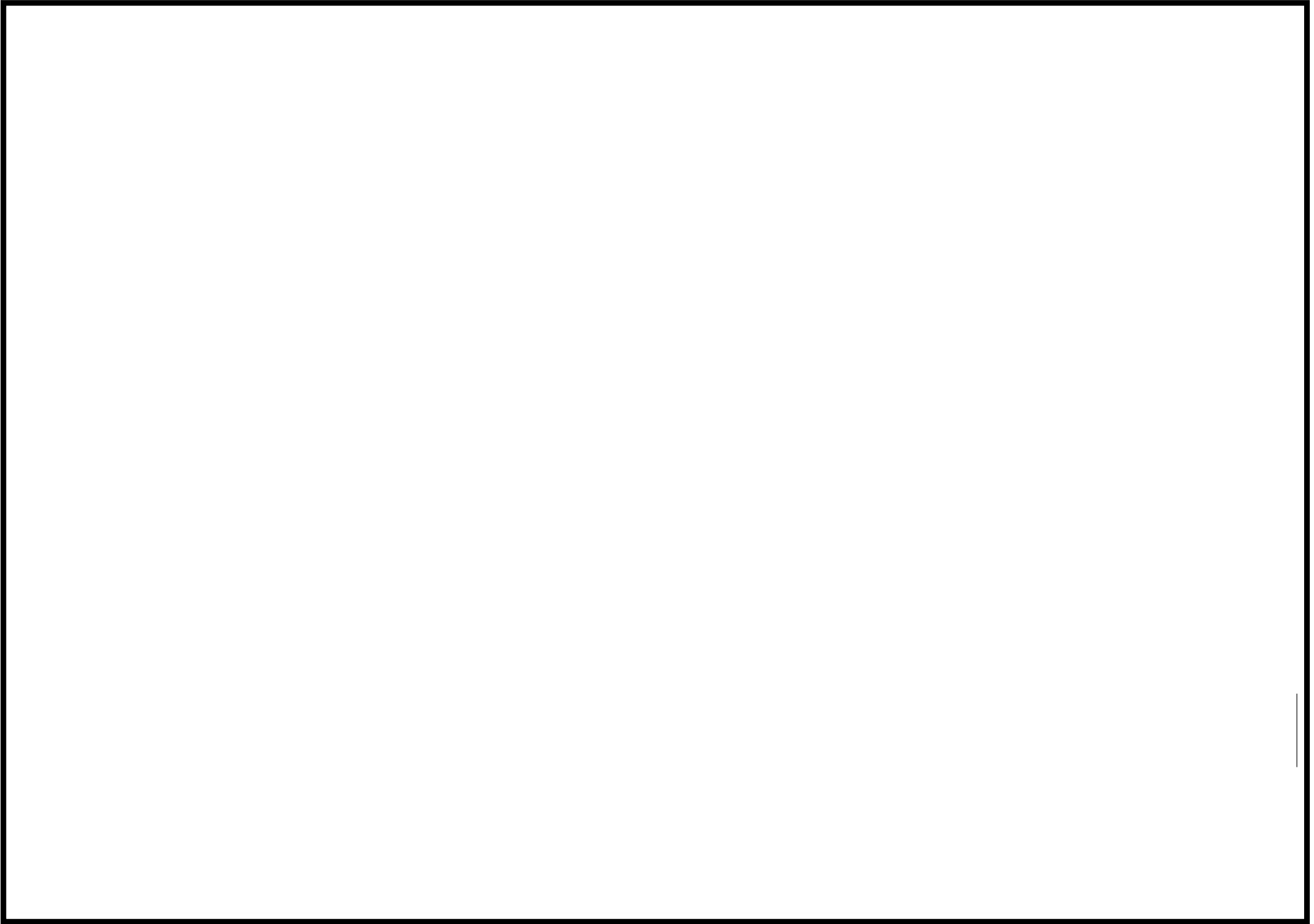


図 7 解析結果(温度条件①)



図 8 解析結果(温度条件②)