

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について
(補足説明資料)

平成27年11月

東京電力株式会社

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉 指摘事項に対する回答リスト(有効性評価)

No.	指摘場所	開催年月日	種別	指摘内容	ご指摘に対する回答, 対応する資料, 備考等
審査-350	自社 審査会 合	2015/9/15	DCH	SRVの機能維持を示す試験について説明すること。	補足説明資料「87. 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について」参照

目次

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

28. 深層防護の考え方について
29. 希ガス保持による減衰効果について
30. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて
31. 事象発生時の状況判断について
32. 安定状態の考え方について
33. 炉心損傷開始の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について
34. 逃がし安全弁の作動用の窒素の供給について
35. 全交流動力電源喪失時のサプレッション・チェンバ・プール水位について
36. 格納容器内に存在する亜鉛の反応により発生する水素の影響について
37. サプレッション・チェンバ等水位上昇時の計装設備への影響について
38. 原子炉隔離時冷却系（RCIC）の運転継続及び原子炉減圧の判断について
39. 6 / 7号炉 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について
40. 高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失シナリオにおけるシュラウド外水位の推移について
41. 逃がし安全弁に係る実態と解析の違い及びその影響について
42. SGTSによる系外放出を考慮した被ばく評価について
43. 有効性評価解析条件の見直しについて
44. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
45. 外部電源喪失を仮定することによる沸騰遷移発生の有無について
46. サプレッション・チェンバの水位上昇に係る構造的な耐性について
47. 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
48. 逃がし安全弁（SRV）出口温度計による炉心損傷の検知性について
49. 原子炉満水操作の概要について
50. 外部水源温度の条件設定の根拠について
51. 注水温度の違いによる解析結果への影響について
52. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について
53. 熔融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェルサンプの影響について
54. 格納容器下部の水張りの適切性
55. 格納容器下部注水手順及び注水確認手段について
56. 水蒸気爆発評価の解析コードについて
57. 格納容器頂部注水について
58. LOCA解析における燃料の代表性について
59. エントレインメントの影響について
60. 有効性評価の主要解析条件と設置変更許可申請書添付書類八との整合性について

61. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
62. 放射線防護具類着用の判断について
63. 放射線環境下における作業の成立性
64. 非凝縮性ガスの影響について
65. ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の格納容器除熱効果について
66. MUWC の機能分散について
67. 中小 LOCA の事象想定について
68. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
69. 真空破壊装置の水没の影響と海外での運用について
70. 格納容器ベント操作について
71. 再循環流量制御系の運転モードによる評価結果への影響
72. ほう酸水注入系のほう酸濃度, 貯蔵量, ^{10}B の比率等の初期条件
73. ほう酸水注入系 (SLC) 起動後の炉心状態 (冷却材保有量等) について
74. 中性子束振動の判断について
75. 給水ポンプ・トリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響
76. SLC 起動を自動化する場合と手動起動する場合の効果の違いに関する整理
77. ATWS 時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について
78. 全制御棒挿入失敗の想定が, 部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包絡しているかについて
79. 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性
80. 原子炉停止機能喪失時における給水流量を低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由
81. 評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて
82. I S - L O C A 発生時の低圧配管破断検知について
83. 系統圧力による I S - L O C A 検知判断について : 今回のご説明範囲
84. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響
85. 給水流量をランアウト流量 (68%) で評価することの妥当性
86. 原子炉停止機能喪失事象の評価におけるヒータドレン水の考慮
87. 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
88. 格納容器下部ドライウェル (ペDESTAL) に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の蓄積に関する考慮
89. 実効 G 値に係る電共研の追加実験について
90. ABWR, RCCV 型格納容器におけるエントレイメント係数の圧力スパイクに対する感度解析
91. 「高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 (DCH) », 「原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 (FCI) », 「溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) 」と「高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV) 」との対応及び要員数の比較

92. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響
93. 使用済燃料貯蔵プールの監視について
94. 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
95. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて
96. プラント停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響について
97. サイフォン現象による SFP 水の漏えい停止操作について
98. 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
99. 有効性評価における燃料プール代替注水系（可搬型）について
100. 使用済燃料プール水位計の熱電対による水位計測について
101. ベント時の申請前号機における要員の待避先やプラントの対応・監視について
102. 有効性評価解析条件の見直しについて
103. 重大事故等対策に係る体制のうち有効性評価で必要となる要員について
104. 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
105. 不確かさの影響評価の考え方について
106. 過圧・過温破損防止の観点を含めた「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」, 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)」, 「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」シーケンスへの対応(参考評価)
107. 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
108. 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

87. 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

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

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

SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。

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

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

1. 評価方法

MAAP解析によって得られたDCH対応シナリオでのRPV内気相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2, 3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 4, 5 のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化している。実機では離れた位置の SRV2 弁を操作するが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に 1 台おきに開動作するモデルとしている。

3. 評価結果

評価結果を表 2 及び図 6, 7 に示す。事象発生から 6 時間後までの範囲を代表する温度条件として設定した①の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は 160 °C を約 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」という環境条件下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 約 4.6 時間となり、これを後段の試験時間と合計すると約 7.6 時間は機能維持が可能となる。(補足説明資料 1 参照)

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。

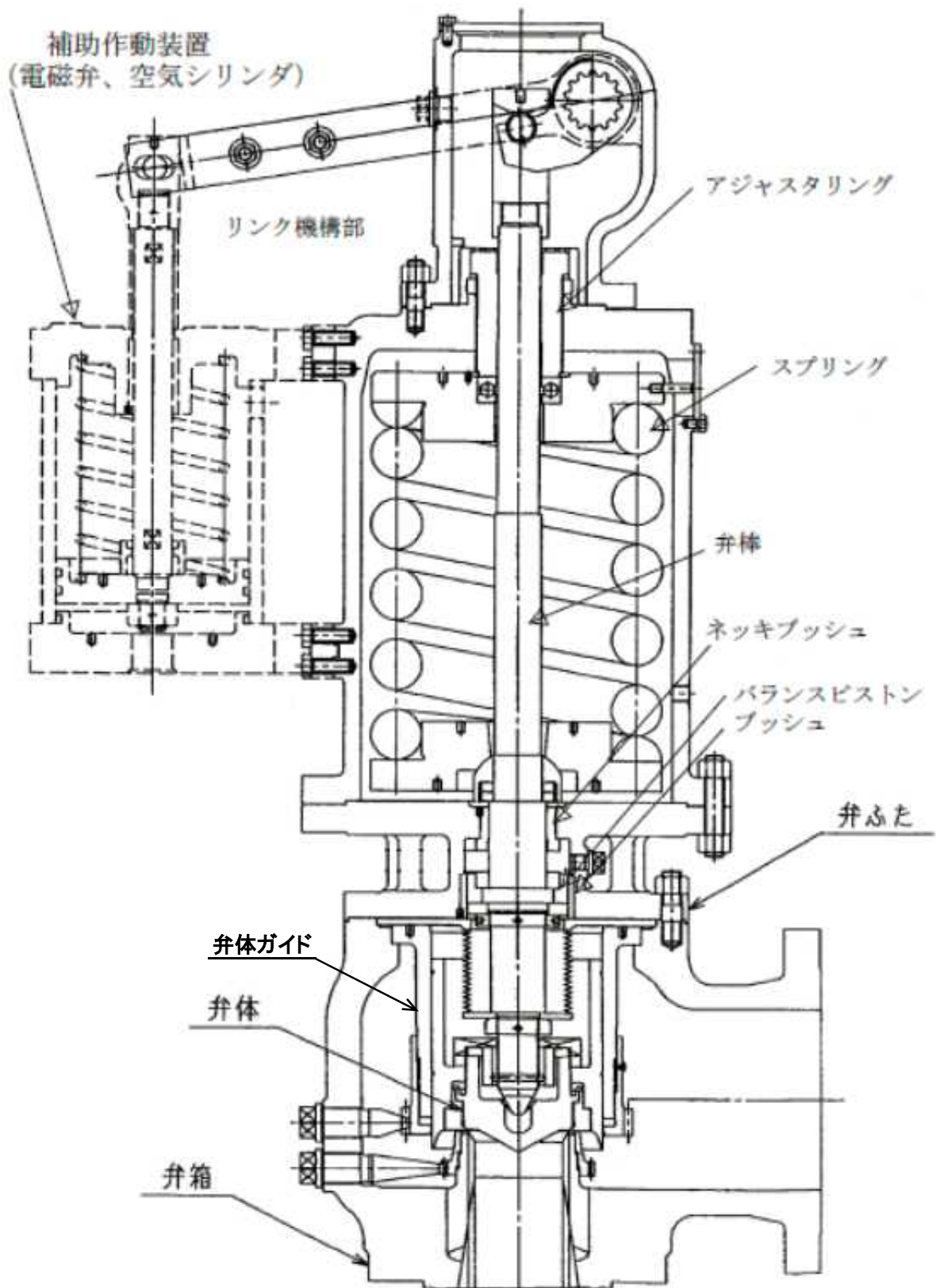


図 1a SRV 構造図(断面図)

補足 87-4

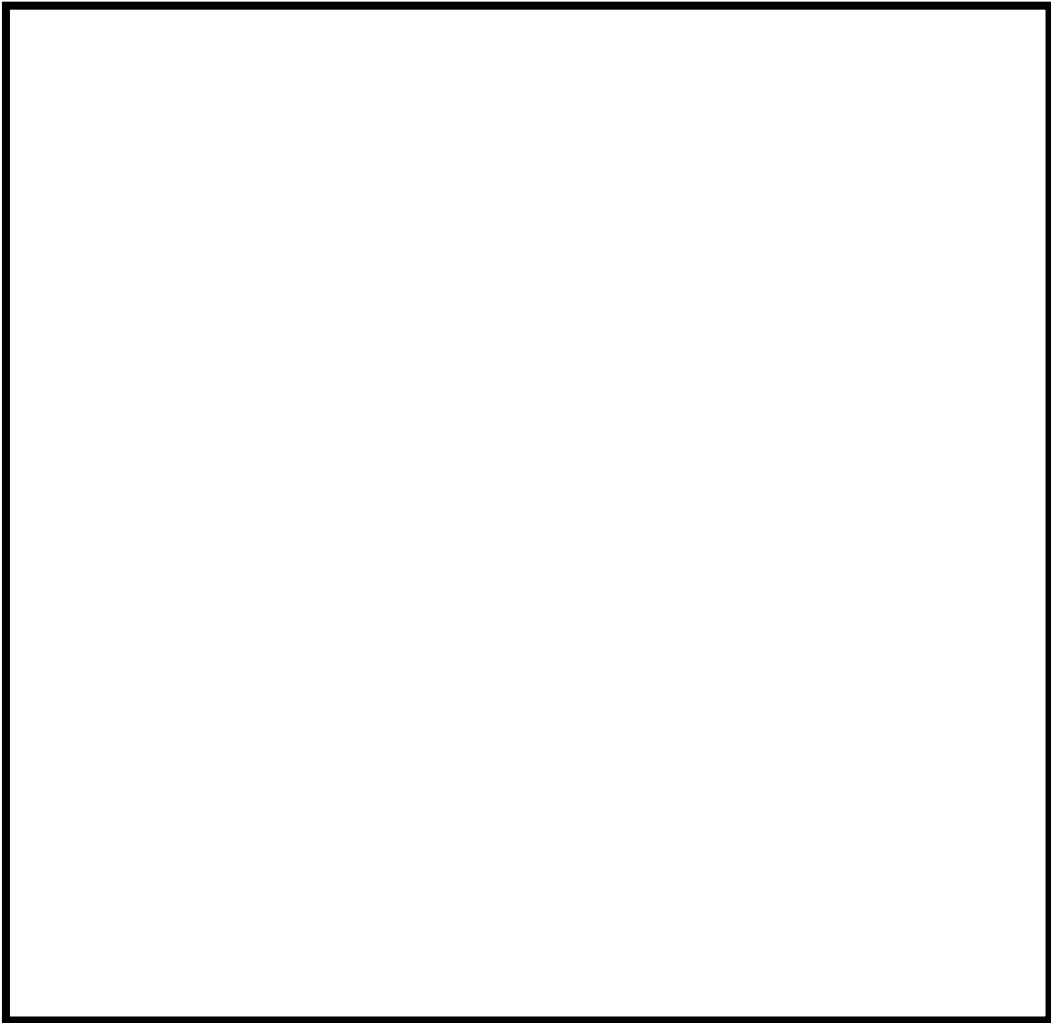


図 1b SRV 構造図(側面図詳細)

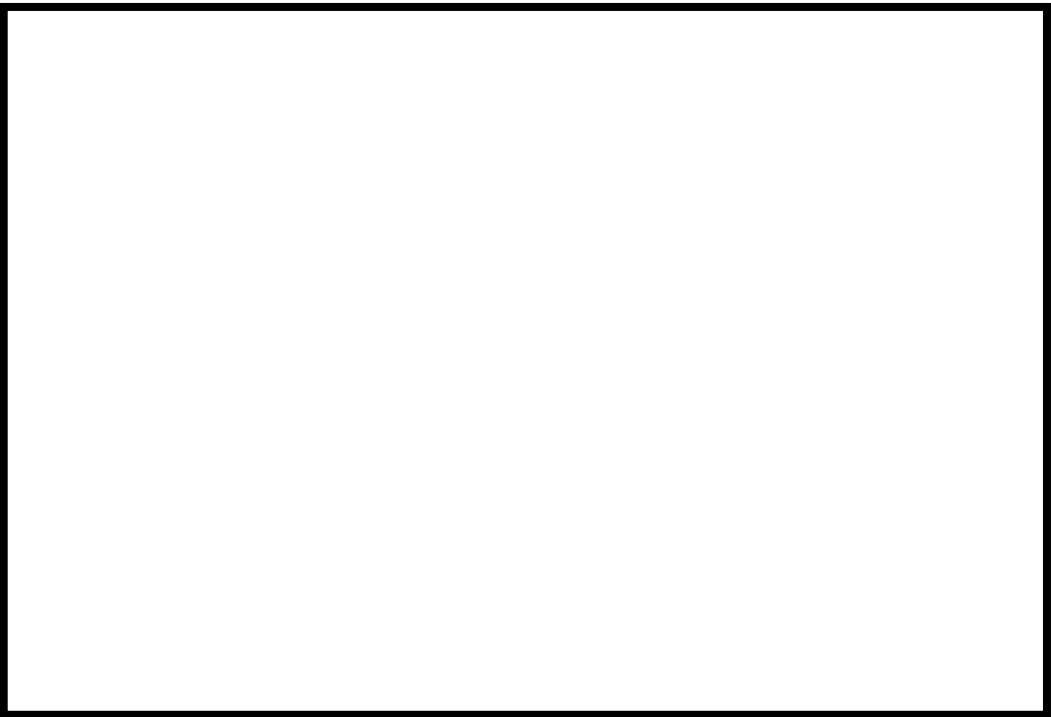


図 1c SRV 構造図(平面図詳細)

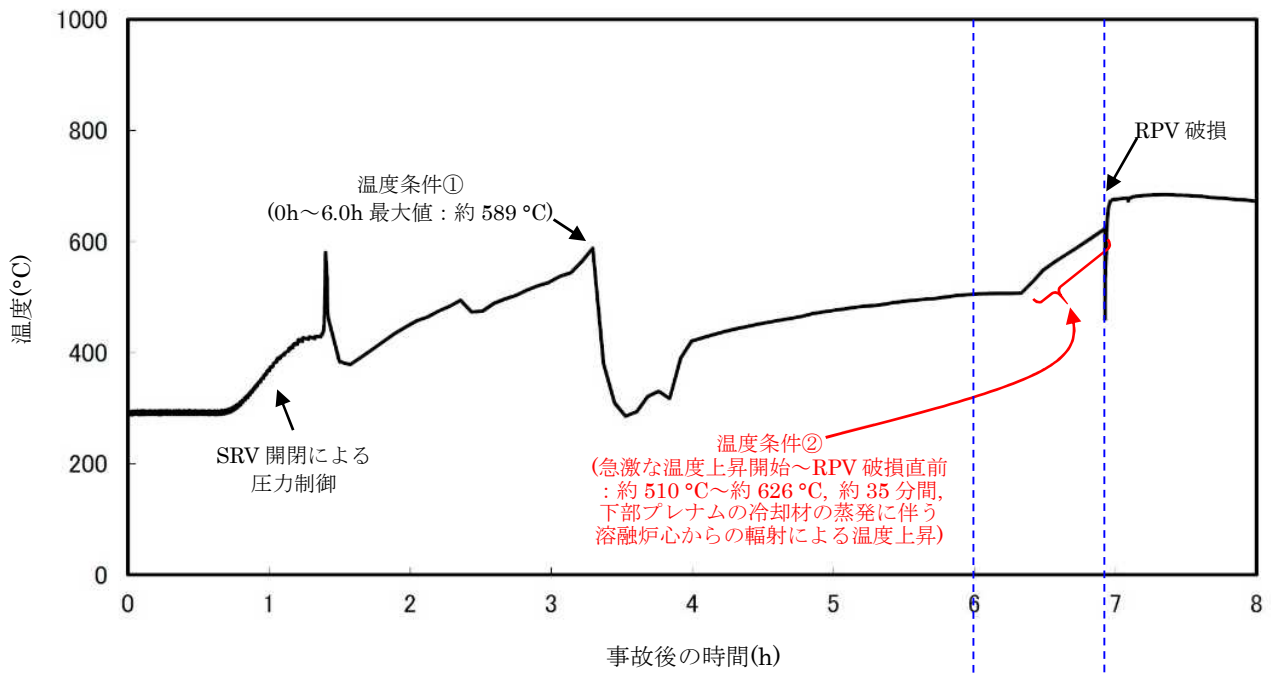


図 2 原子炉圧力容器内気相平均温度の推移

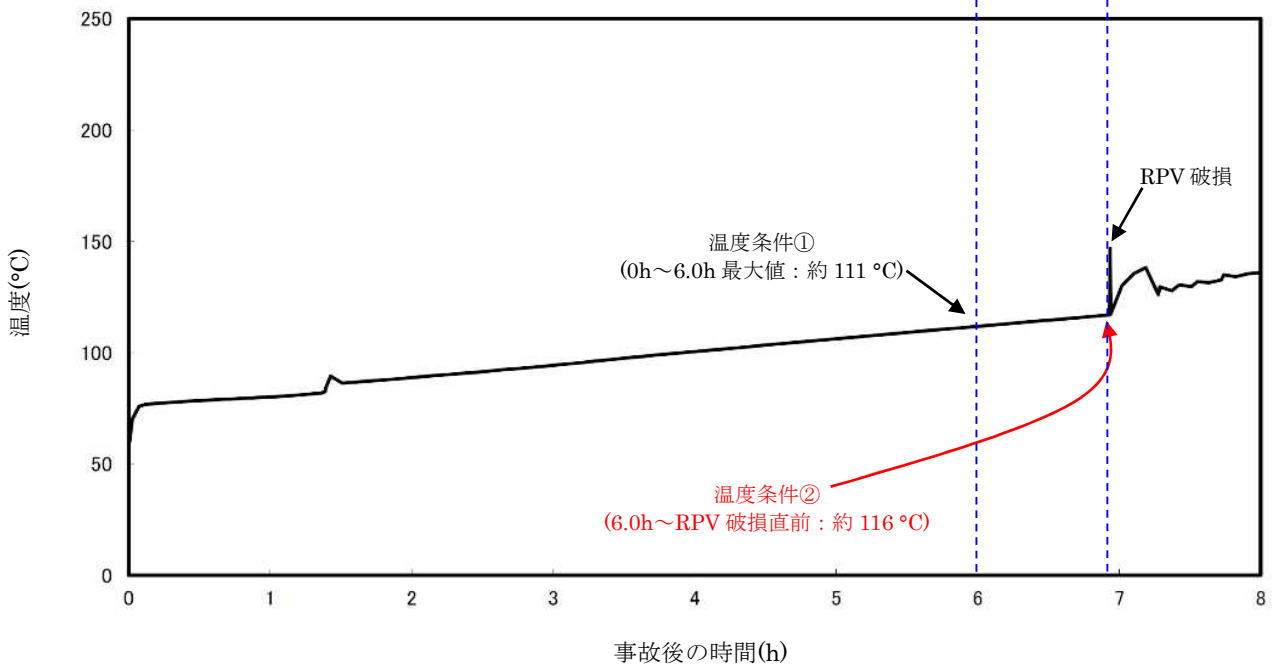


図 3 ドライウェル内気相平均温度の推移

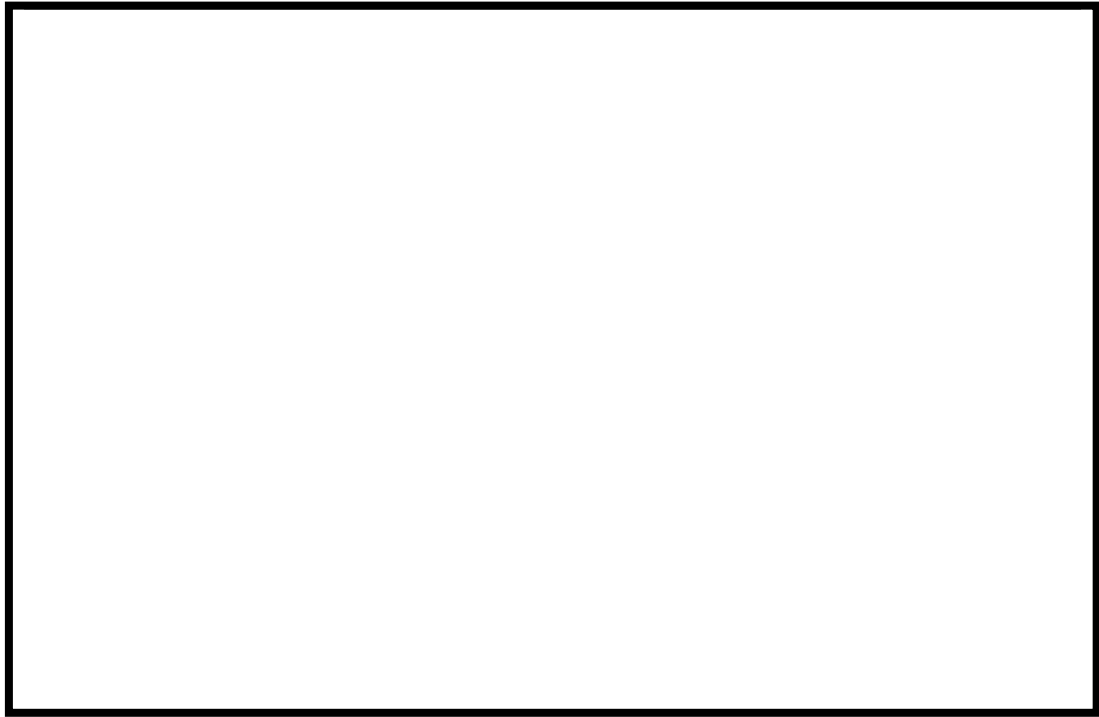


図 4 モデル化範囲と境界条件



図 5 モデル図と断面メッシュ図

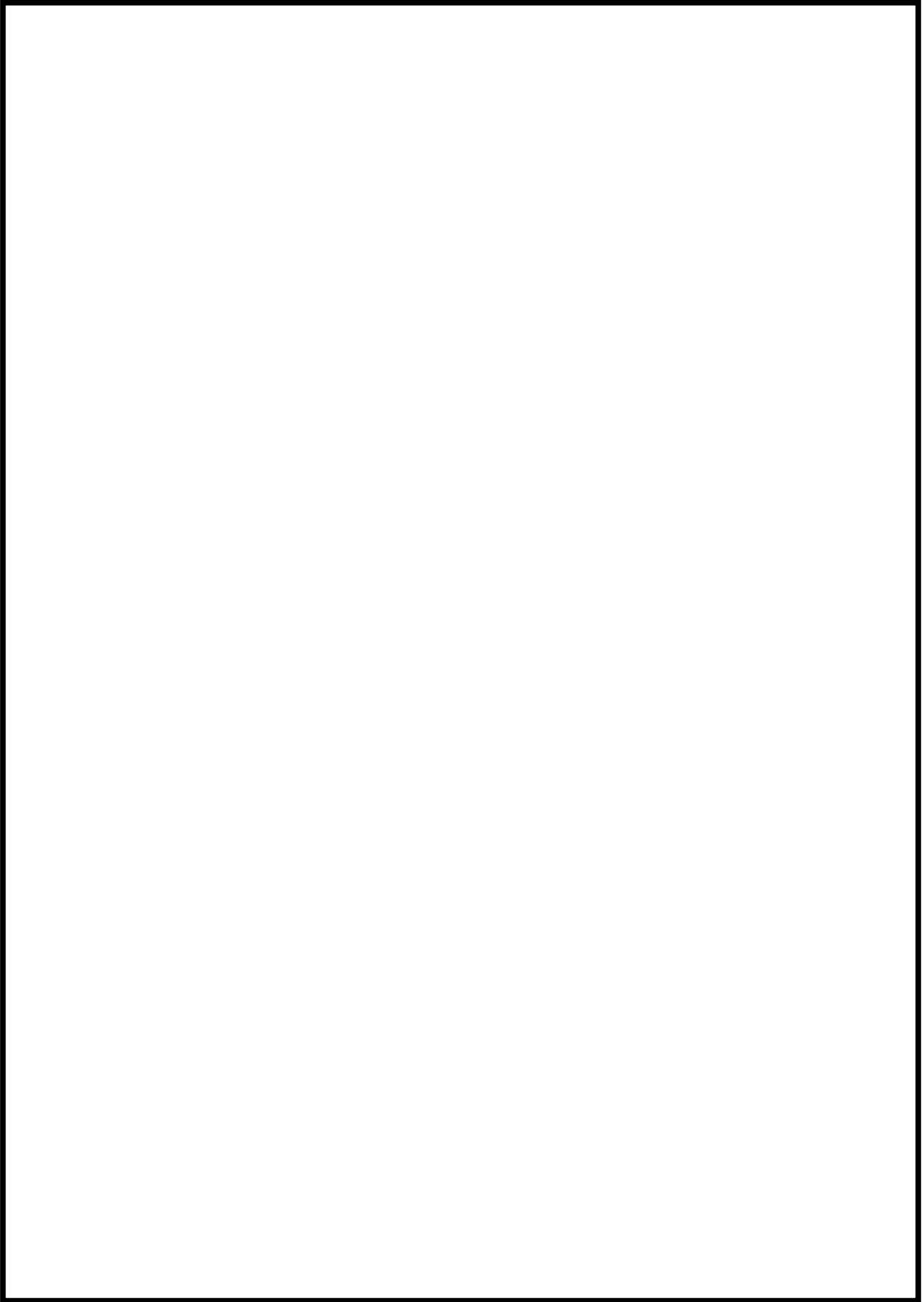


図 6 解析結果(温度条件①)

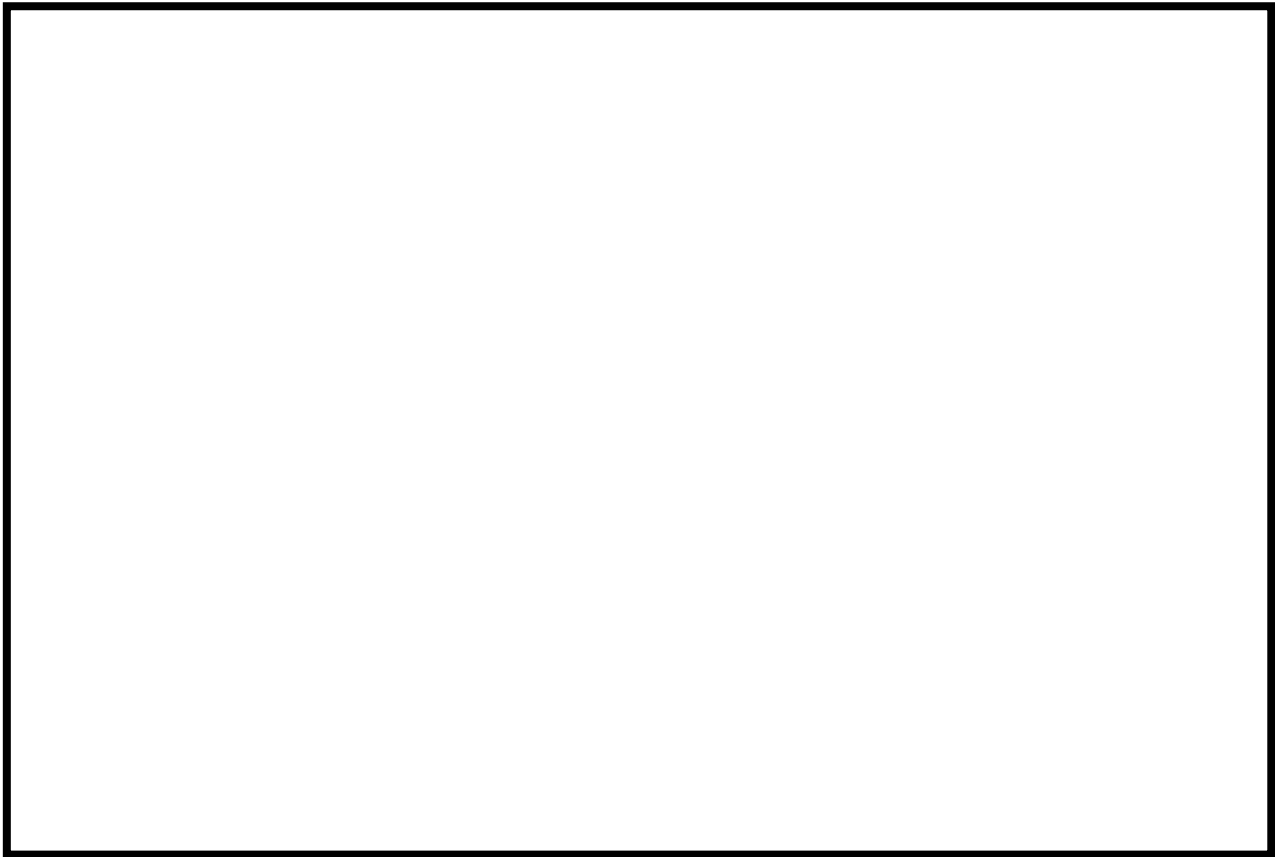


図 7 解析結果(温度条件②)

逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能の確認実績

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。

試験条件を図 1 に示す。図 1 の環境試験中、SRV が正常に動作することを確認したことから、少なくとも図 1 に包絡される環境下では SRV の機能は正常に維持されると考える。

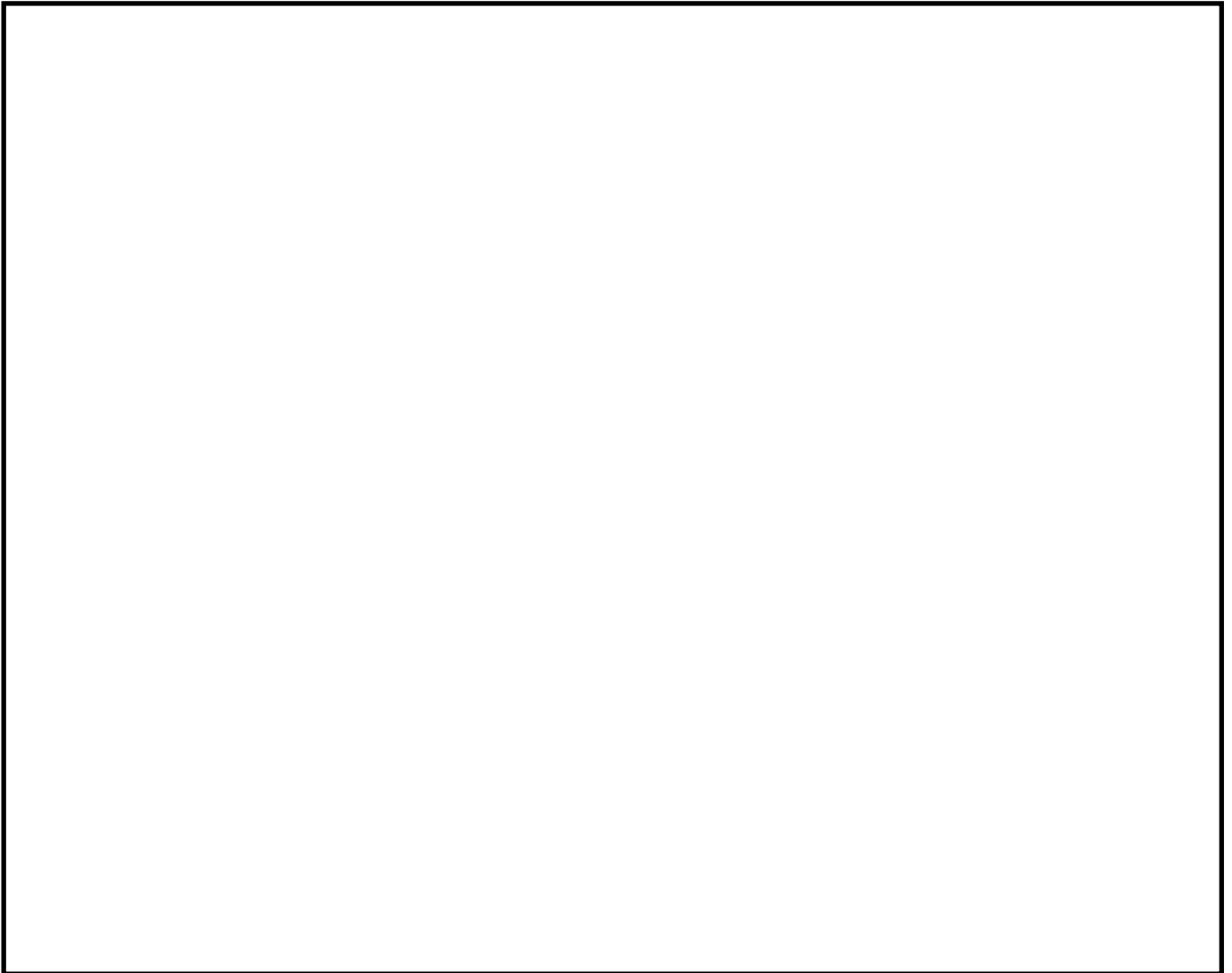


図 1 設計基準事故環境下における加速劣化試験の試験条件

代替格納容器スプレイを実施した場合の逃がし安全弁の温度について

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

1. 評価方法

代替格納容器スプレイを実施していない場合と同じ。

2. 評価条件

(1) 温度条件

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

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

(2) 評価モデル

代替格納容器スプレイを実施していない場合と同じ。

3. 評価結果

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

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

以 上

表 1 三次元熱流動解析での温度条件

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

表 2 三次元熱流動解析での評価結果

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

※ADS 機能付電磁弁設置位置

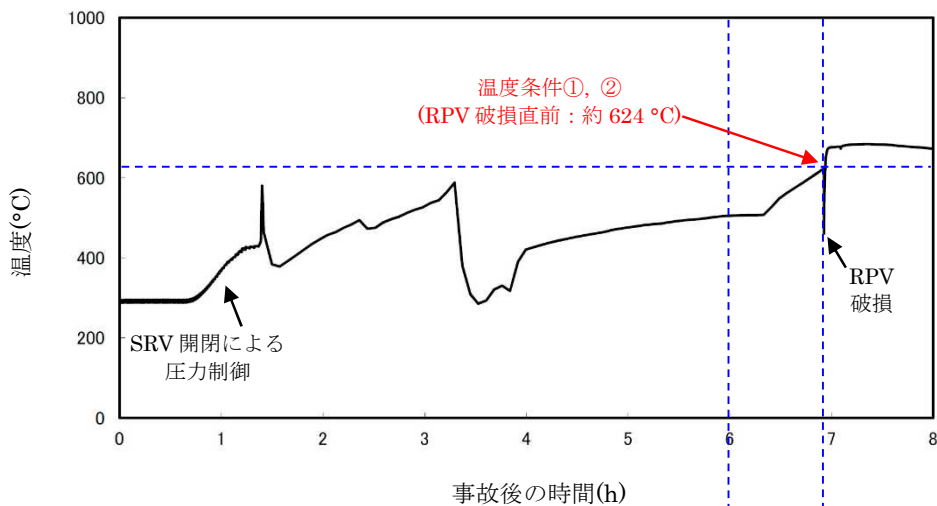


図 1 原子炉压力容器内気相平均温度の推移

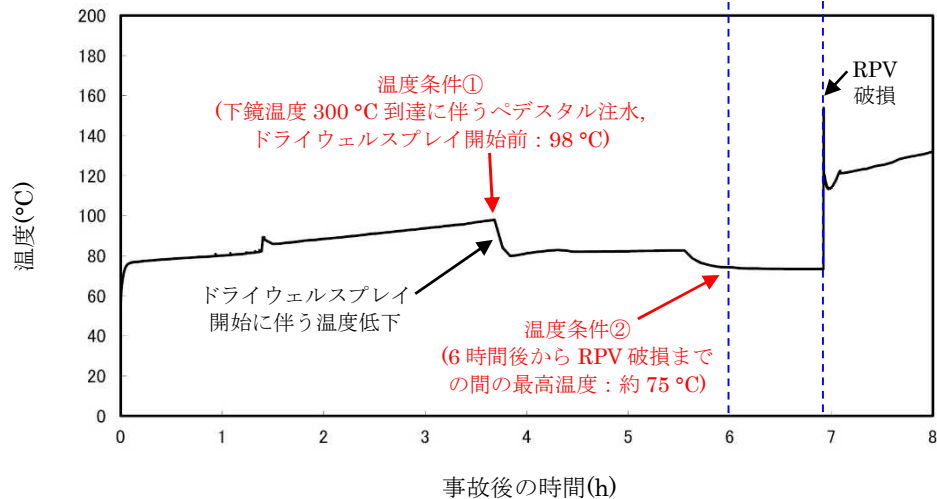


図 2 ドライウェル内気相平均温度の推移

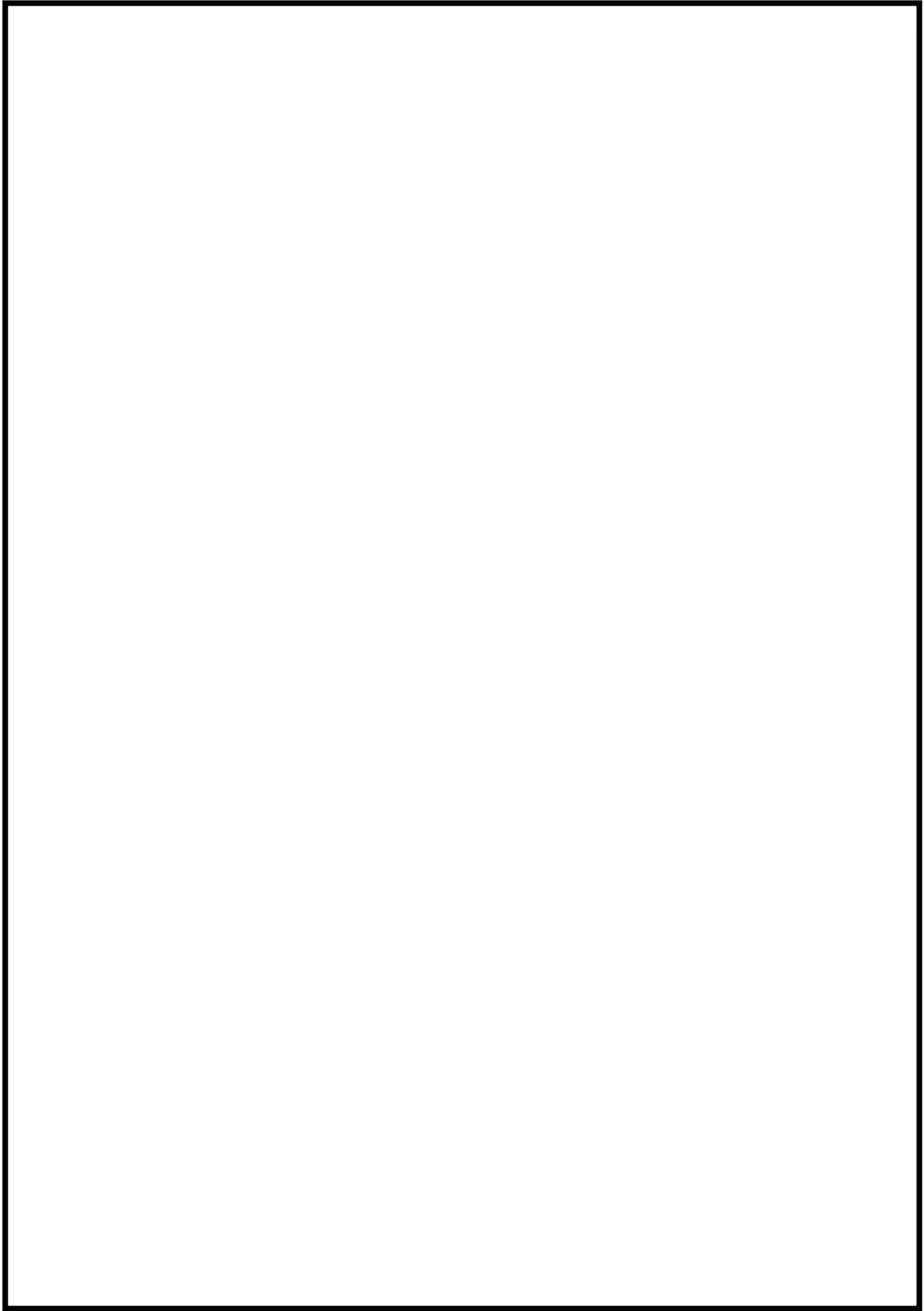


図3 解析結果(温度条件①)



図 4 解析結果(温度条件②)

平成 27 年 9 月 14 日 新規制基準適合性審査に関する
事業者ヒアリング(柏崎刈羽 6, 7 号機(187))
「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉重大事故等
対処設備について(補足説明資料)」抜粋

【参考資料 2】

46-10

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための代替設備

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設計基準事故対象施設、並びにその機能を代替可能な重大事故等対処施設、自主対策設備の概要を示すとともに、それら設備の多様性、独立性、及び位置的分散を示す。

ただし、重大事故等対処施設の選定にあたっては、以下を原則とする。

- ・配管等の静的機器の故障（破断、漏えい等）は想定しない。
- ・ポンプ等の動的機器は、新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。なお、動的機器のうち手動操作も可能な弁については、現場での操作も可能とする。

設備概要

（1）逃がし安全弁駆動用アキュムレータ【設計基準事故対処設備】

アキュムレータは、自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュムレータがあり、逃がし安全弁駆動用アクチュエータに高圧窒素ガスを供給する。

（2）高圧窒素ガス供給系（非常用）【重大事故等対処設備】

高圧窒素ガス供給系は、常用系、非常用系及び代替逃がし安全弁駆動装置で構成する。高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統圧力は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（2Pd）においても全開可能な圧力に設定する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、独立した2系列で位置的分散を図る系統構成であり、重大事故時等には、必要に応じて、高圧窒素ガスポンベ（予備含む）の窒素ガスを逃がし安全弁（自動減圧機能付き）に供給する。

（3）高圧窒素ガス供給系（常用）【自主対策設備】

高圧窒素ガス供給系は、常用系、非常用系及び代替逃がし安全弁駆動装置で構成する。

高圧窒素ガス供給系（常用）は、窒素ガスを不活性ガス系より供給し、逃がし安全弁の逃がし弁機能用及び自動減圧機能用アキュムレータ等からの漏えい補給及びその他の窒素ガス供給を必要としている箇所へ窒素ガスを供給する。

重大事故時等に使用可能である場合は、不活性ガス系からの窒素ガスを逃がし安全弁に供給する。

（4）代替逃がし安全弁駆動装置【自主対策設備】

代替逃がし安全弁駆動装置は、高圧窒素ガス供給系（常用）、高圧窒素ガス供給系（非常用）との独立性、位置的分散を考慮した系統構成で、代替逃がし安全弁駆動装

置用高圧窒素ガスボンベからの窒素ガスを、手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能なし10台の内4台）に供給する。

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁の駆動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接逃がし安全弁駆動用アクチュエータに高圧窒素ガスを供給することで、逃がし安全弁を開操作することができる。

第1表 設備整理表

	設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備	自主対策設備
逃がし安全弁駆動 用アキュムレータ	○		
高圧窒素ガス 供給系（非常用）		○	
高圧窒素ガス 供給系（常用）			○
高圧窒素ガス 供給系 （代替逃がし安全 弁駆動装置）			○

逃がし安全弁の機能

逃がし安全弁は主蒸気配管に設置された設計基準事故対処設備であり、以下3つの機能を有する。

a. 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

b. 安全弁機能

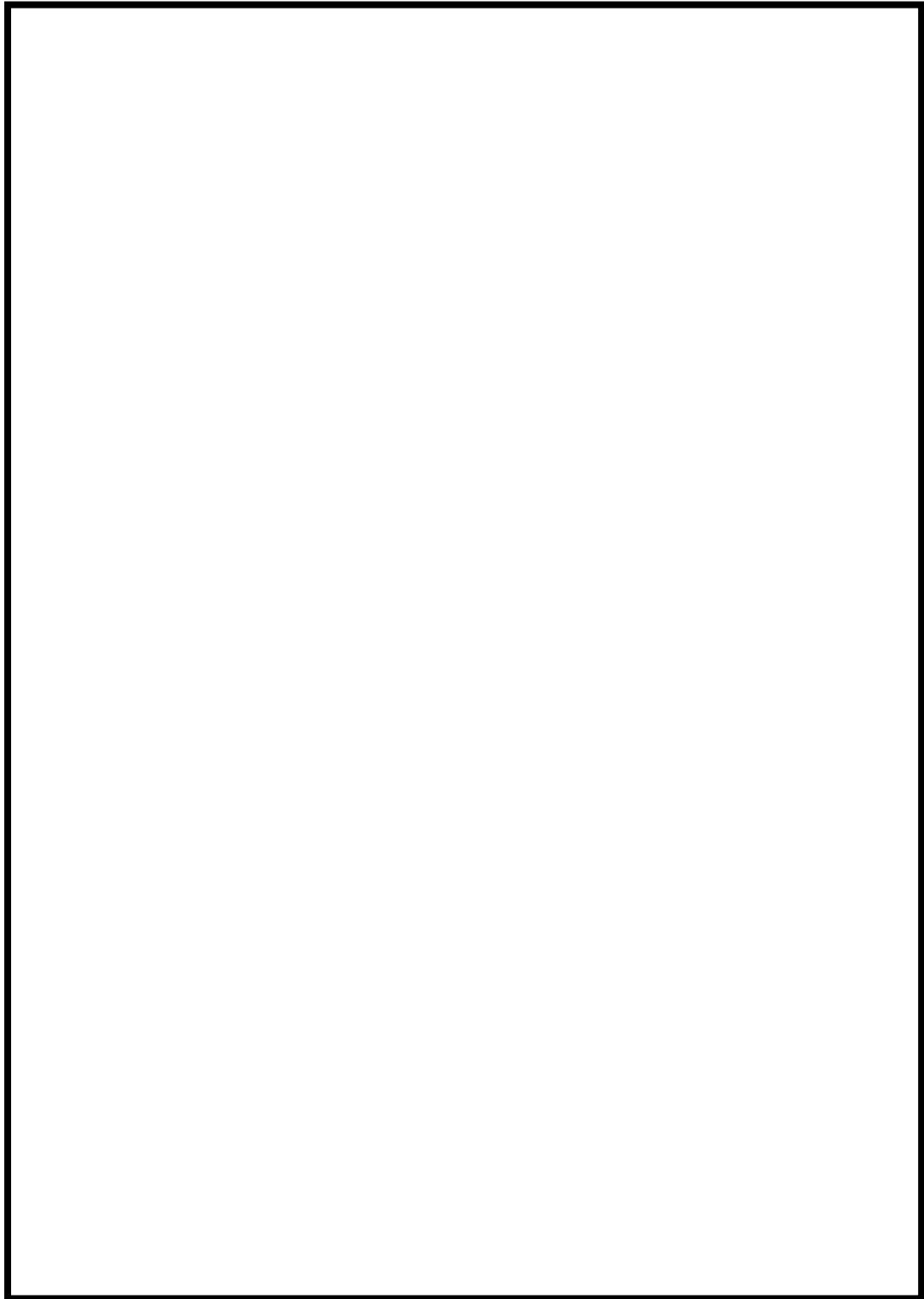
本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計されている。18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放し、LOCA時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低压注水系の早期の注水を促す。18個の逃がし安全弁のうち、8個がこの機能を有している。

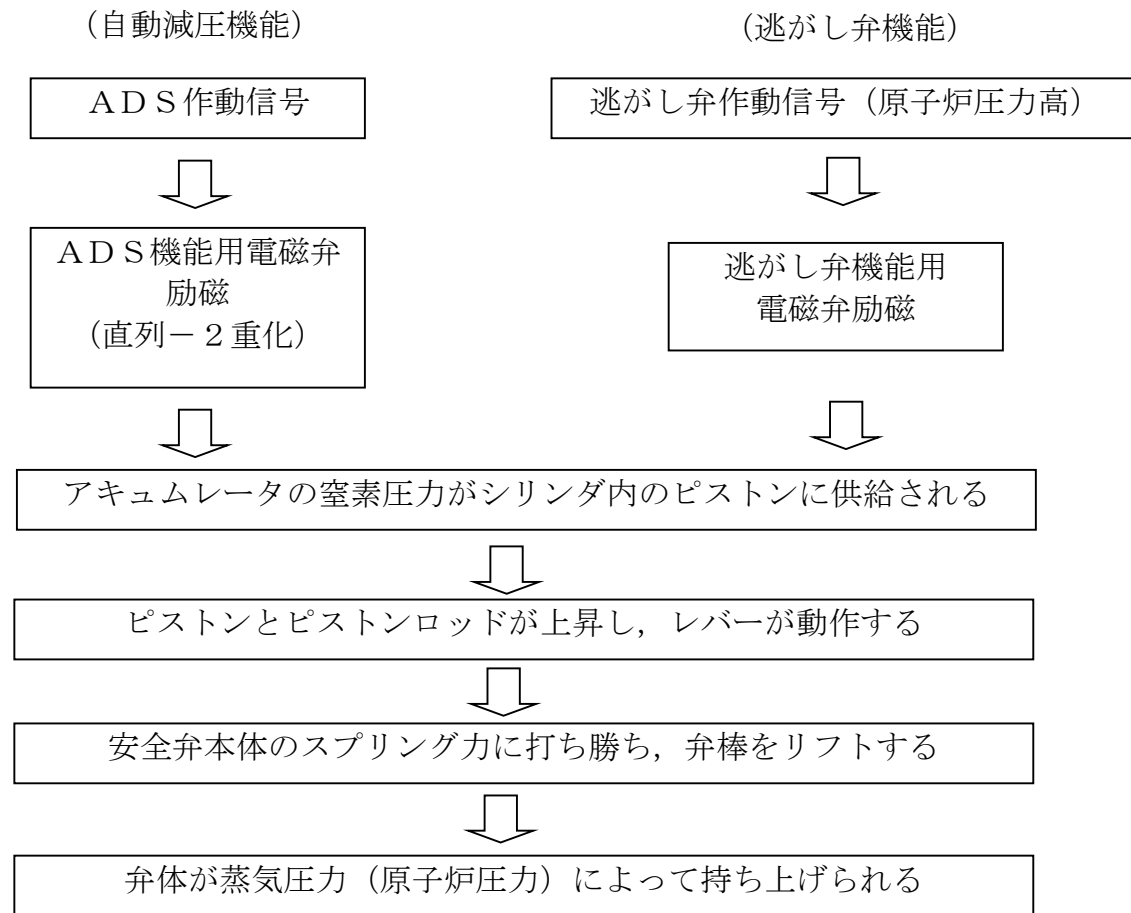
第2表 多様性，独立性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	自主対策設備	
		自動減圧機能用 アキユムレータ	高圧窒素ガス 供給系（非常用）	高圧窒素ガス 供給系（常用）
減圧用の弁	逃がし安全弁 （自動減圧機能付き） 8個	逃がし安全弁 （自動減圧機能付き） 8個	逃がし安全弁	逃がし安全弁
	自動減圧機能用 アキユムレータ	高圧窒素ガス ボンベ（予備含む）	液化窒素貯槽	代替逃がし安全弁 駆動装置用高圧窒素 ガスボンベ
駆動用窒素	8個	10本／系列×2系列 ＋予備5本	1個 （5～7号炉共用）	8本／系列×2系列
駆動電源	常設直流電源設備	可搬型代替直流 電源設備	常設直流電源設備	不要
				—



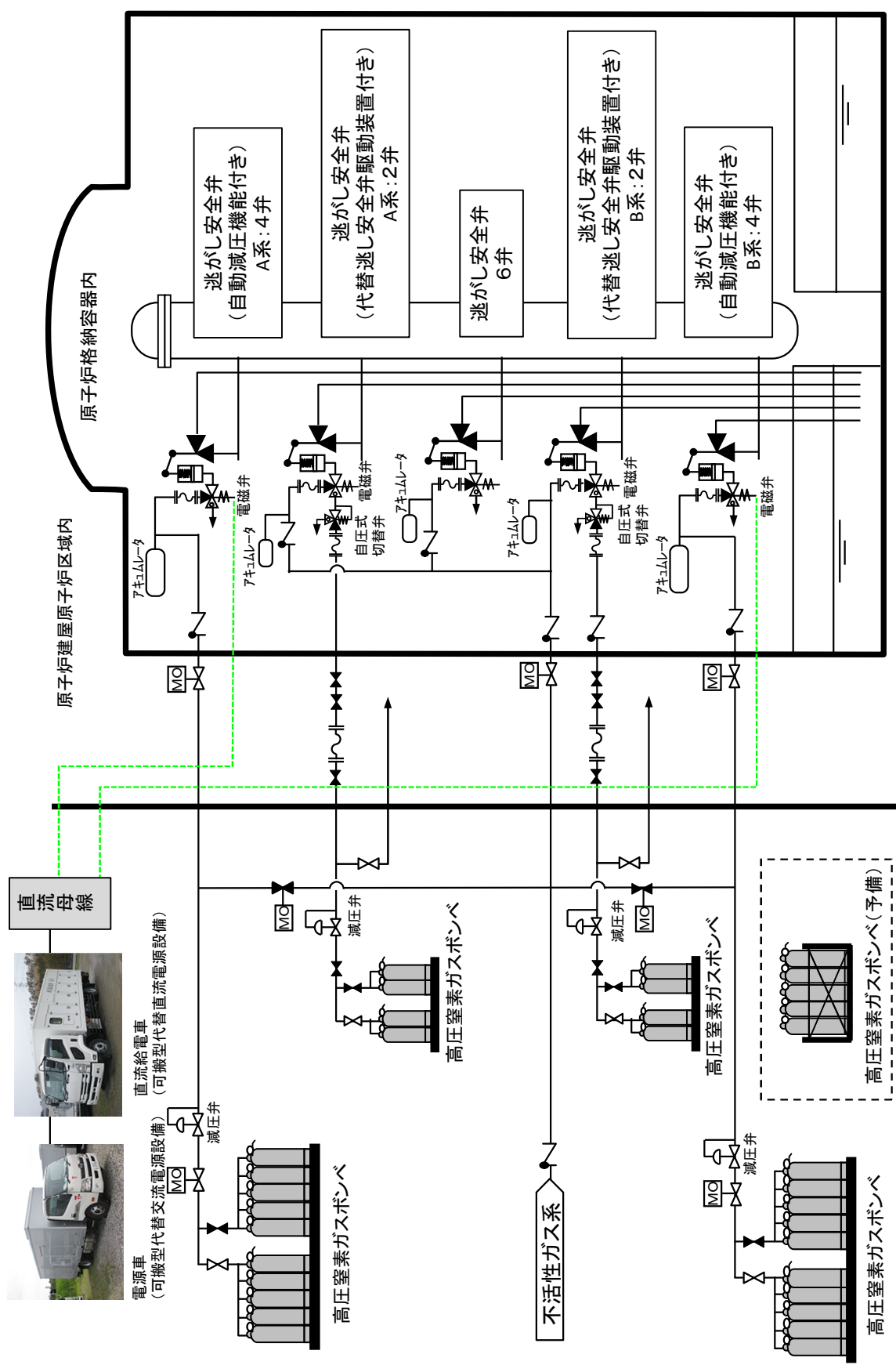
第1図 逃がし安全弁構造図

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放される。



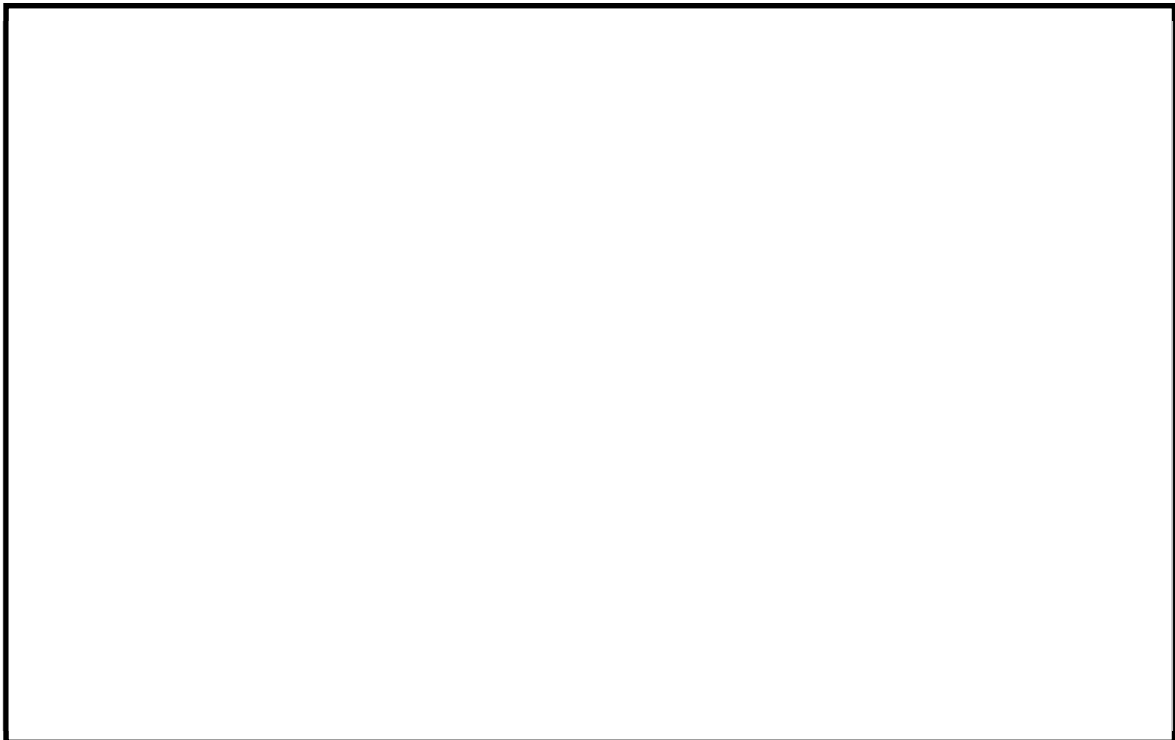
第2図 高圧窒素ガス供給系 概略系統図

SRV の耐環境性能向上に向けた取り組み(電磁弁における信頼性向上)

SRV 補助作動装置を構成する電磁弁のシール部については、熱によって損傷する恐れがあることから、より高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良 EPDM 材に変更し、高温蒸気環境下における健全性を確認する試験を一部実施している。

試験結果を踏まえ、SRV の機能を向上させるための更なる安全対策として、改良 EPDM 材を採用した電磁弁に交換することを検討している。

電磁弁における改良 EPDM 材の採用箇所を参考図 1 に示す。



参考図 1 改良 EPDM 材を採用した電磁弁概要図