

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密あるいは防護上の観点
から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-40-11 改9
提出年月日	平成30年7月17日

工事計画に係る補足説明資料

安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下に

おける健全性に関する説明書のうち

補足-40-11 【逃がし安全弁の環境条件の設定について】

平成30年7月

日本原子力発電株式会社

1. はじめに

東海第二発電所の有効性評価では、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における評価事故シーケンス（以下「DCH シーケンス」という。）の解析結果を入力として、逃がし安全弁（以下「SRV」という。）（自動減圧機能）の中で高温影響を受けやすい部位の温度を評価し、評価した温度が図1に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件を下回ることで、SRV（自動減圧機能）の機能が維持されることを確認している（添付資料①）。また、SRV環境試験は本体、補助作動装置（シリンダ、電磁弁等）を組み上げて実施しており、その範囲を図2に示す。

以下では、DCH シーケンス以外のSRV（自動減圧機能）に対して厳しい環境となる様々なシーケンスを想定した場合の環境条件についてまとめる。



図1 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件

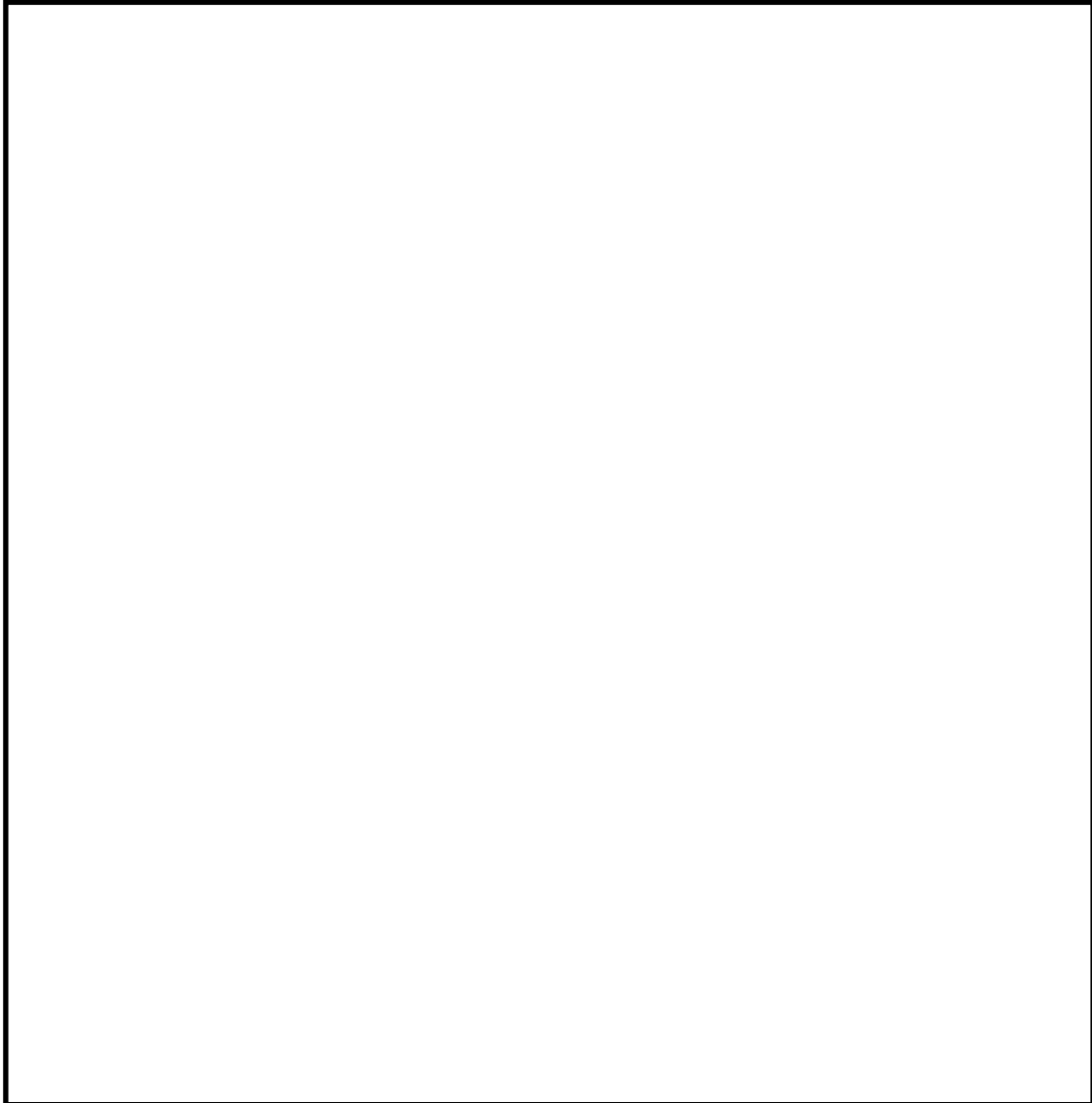


図2 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）の
SRV 環境試験機器概要図

2. 様々なシーケンスを想定した場合のSRV（自動減圧機能）の環境条件について

(1) SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスについて

SRV（自動減圧機能）は、本体と補助作動装置から構成されており、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高温劣化し、SRVの機能に影響を及ぼす恐れがある。このため、SRV（自動減圧機能）の高温劣化の観点から、格納容器内が高温状態で長時間維持される事象について、以下に考察する。

SRVが必要になるのは、原子炉注水のために原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）の減圧が必要になる場合であり、起因事象として過渡事象又は破断面積の小さいLOCAを想定する（大破断LOCAのようなRPV減圧が不要な事象は想定しない）。

炉心損傷の有無については、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるのは、炉心損傷により格納容器内の雰囲気温度が上昇する場合であり、炉心が損傷するシーケンスを想定する。

SRV（自動減圧機能）に期待する時間としては、長時間期待する方がSRV（自動減圧機能）にとって厳しい条件となることから、RPVが破損しない場合を想定する。

以上を踏まえると、様々なシーケンスを想定した場合、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスは表1のとおりとなる。

表1 SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンス

No.	シーケンス
1	破断面積の小さいLOCA+炉心損傷+SRV（自動減圧機能）開、低圧注水復旧+RPV破損防止（SRV（自動減圧機能）開維持、低圧注水維持）
2	過渡事象+炉心損傷+SRV（自動減圧機能）開、低圧注水復旧+RPV破損防止（SRV（自動減圧機能）開維持、低圧注水維持）

なお、DCHシーケンスでは低圧代替注水系（常設）による原子炉注水機能を評価上考慮しておらず、重大事故等対処設備の一部の機能に期待していない。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）や代替循環冷却系が機能喪失するシーケンスも存在し得るが、このような重大事故等対処設備が機能喪失する場合は大規模損壊の範囲であり、SRV（自動減圧機能）の健全性確保が必須ではないと考える。

(2) No.1（破断面積の小さいLOCA）シーケンスについて

破断口からD/Wに蒸気等が流出することによりD/W圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力が上昇し465kPa[gage]に到達した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりD/Wスプレイを実施することから、D/W圧力は465kPa[gage]を超えることはない。また、D/Wスプレイ実施によりD/W内は過熱状態にはならず、D/W雰囲気温度は465kPa[gage]の飽和温度（約156℃）を超えることはない。さらに、東海第二発電所では、SRV（自動減圧機能）の環境緩和のために事故後90分後に代替循環冷却系を起動しD/Wへ連続してスプレイすることとしているため、仮にD/W雰囲気温度が約156℃、D/W圧力が465kPa[gage]に一時的に到達した場合でも、代替循環冷却系を起動後D/W雰囲気温度及びD/W圧力は低下傾向となる。

(3) No.2（過渡事象）シーケンスについて

RPV内の蒸気はSRV（自動減圧機能）を介してS/Pに流入し凝縮されるため、S/P水が飽和状態となるまではD/W圧力及び雰囲気温度が大幅に上昇することはない。S/P水が飽和状態になった後、格納容器圧力が上昇し465kPa[gage]に到達した場合は、代

替格納容器スプレイ冷却系（常設）により D/W スプレイを実施することから、D/W 圧力は 465kPa[gage] を超えることはない。また、D/W スプレイ実施により D/W 内は過熱状態にはならず、D/W 雰囲気温度は 465kPa[gage] の飽和温度（約 156℃）を超えることはない。さらに、東海第二発電所では、SRV（自動減圧機能）の環境緩和のために事故後 90 分後に代替循環冷却系を起動し D/W へ連続してスプレイすることとしているため、仮に D/W 雰囲気温度が約 156℃、D/W 圧力が 465kPa[gage] に一時的に到達した場合でも、代替循環冷却系を起動後 D/W 雰囲気温度及び D/W 圧力は低下傾向となる。

(4) SRV（自動減圧機能）の環境条件について

① D/W 雰囲気温度について

(2)(3) のとおり、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定すると、D/W 雰囲気温度は最大約 156℃となり、代替循環冷却系の起動後は D/W 雰囲気温度は低下傾向になるため、長期的にも図 1 に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成 7 年度）の SRV 環境試験条件を下回ると考えられる。

参考に、直接破断口からの蒸気が D/W に吹き出し、D/W 雰囲気温度が厳しくなる No. 1（破断面積の小さい LOCA）シーケンスを対象に D/W 雰囲気温度を解析した。なお、破断面積としては、原子炉圧力容器破損までに DCH 防止のために SRV（自動減圧機能）による減圧が必要となる範囲での最大の破断面積である 14cm² とし、D/W 雰囲気温度が厳しくなる条件とした。その結果、D/W 雰囲気温度の最大値は約 128℃であり、156℃を下回ることを確認した（図 3）。

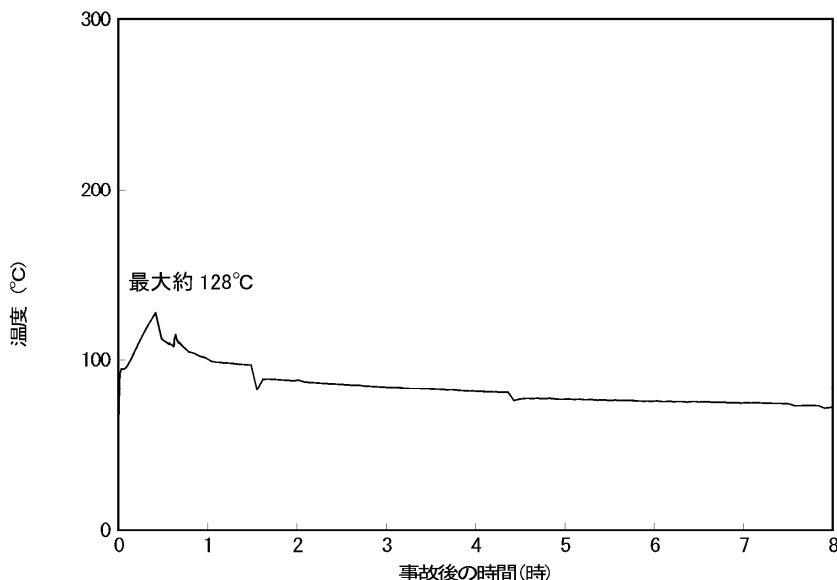


図 3 破断面積の小さい LOCA シーケンスにおける D/W 雰囲気温度の推移

② D/W 圧力について

D/W 圧力の上昇により SRV の機能が喪失する事象として、SRV の電磁弁等のシー

ル材料に加わる外側圧力の上昇によりシール材料に加わる内外差圧が上昇することによる物理的破損（引張りによりシール材料が破断する）が考えられる。ただし、既存の SRV に使用されているシール材（フッ素ゴム）の破断強度は 13MPa であるところ、格納容器内に設置される場合、最大でも内外差圧は 0.62MPa 程度となること、また、弁等の機器に組み込まれるシール材は、一般的にケーシング等によって変形が拘束され過大な変形が発生することはないことから、物理的破損が発生する可能性は極めて低く、D/W 圧力の増加による SRV の機能への影響はない。

したがって、(2)(3)に記載した 465kPa[gage]は、図 1 に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成 7 年度）の SRV 環境試験における圧力条件の最大値（4.35kg/cm²g：約 0.427MPa[gage]）を上回っているが、SRV の機能への影響はない。

以上のとおり、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定すると、D/W 雰囲気温度は約 156℃を下回り、代替循環冷却系の起動後は D/W 雰囲気温度は低下傾向になるため、長期的にも図 1 に示す過去の SRV 環境試験における温度条件を下回る。また、D/W 圧力は図 1 に示す過去の SRV 環境試験における圧力条件を上回る可能性があるが、SRV の機能への影響はない。

3. まとめ

東海第二発電所では、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定しても、図 1 に示す過去の SRV 環境試験条件を SRV（自動減圧機能）の環境条件とすることで問題ないとする。また、SRV（自動減圧機能）は 7 個存在し、仮に DCH 防止のための原子炉の急速減圧に使用する SRV（自動減圧機能）2 個が使えなくなった場合でも、残り 5 個の SRV（自動減圧機能）を使用することにより長期的に減圧維持が可能である。

さらに、東海第二発電所では、原子炉減圧機能の重要性に鑑み、以下の対応により RPV 減圧機能の信頼性向上を図ることとする。

- ・ SRV（自動減圧機能）の作動に必要な窒素供給機能が喪失した場合を想定して非常用逃がし安全弁駆動系を SRV（逃がし弁機能）4 個に対して設置し、非常用逃がし安全弁駆動系使用時には温度 200℃及び圧力 620kPa[gage]の環境下でも開保持できる設計とする。
- ・ SRV 用アクチュエータの耐環境性能向上のため、SRV（自動減圧機能）7 個及び非常用逃がし安全弁駆動系の流路となる SRV（逃がし弁機能）4 個の計 11 個の SRV を対象に、使用前検査までにシリンダーピストンの作動に影響を与えないシール部について改良型 EPDM 材を用いた改良品に変更する（添付資料②）。
- ・ SRV 用電磁弁の耐環境性能向上のため、SRV（自動減圧機能）7 個及び非常用逃がし

安全弁駆動系の流路となる SRV（逃がし弁機能）4 個の計 11 個の SRV を対象に，使用前検査までに電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部について改良型 EPDM 材に変更する（添付資料③）。

以上

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. はじめに

原子炉水位が燃料有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）内に高温の過熱蒸気が発生する。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下「D C H」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「S R V」という。）を開保持し、R P V内の圧力を2.0MPa[gage]以下の低圧に維持する必要がある。

S R Vは本体と補助作動装置から構成されているが、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、S R Vの開保持機能に影響を及ぼす恐れがある。

ここでは、炉心損傷後、D C H防止のために原子炉の減圧を継続する環境下においても、S R Vの開保持機能が損なわれないことを評価する。

2. 評価方法

電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において、国内プラントにおける設計基準事故時の環境条件を包含する保守的な条件として、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続した状態」でのS R V機能維持について確認されている（以下「S R V環境試験」という。）。また、長期の機能維持の観点から、126℃において試験開始24時間後から15日後までの機能維持を確認している。図2にS R V環境試験条件を示す。

このため、M A A PコードによるD C H有効性評価解析より得られた環境温度条件を入力として、3次元熱流動解析コード（S T A R - C C M +）に

よりSRVの温度を評価し、SRV環境試験の温度条件に包含されることを確認することで、重大事故時においてもSRVの開保持機能が維持されることを確認する。

なお、3次元熱流動解析は保守的な温度条件を設定した定常解析にて実施するが、下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴いRPV内の気相温度が急激に上昇する期間に対しては、SRVの温度上昇をより現実的に評価するため非定常解析を実施する。

3. 評価条件

(1) 温度条件

図3及び図4に、MAAP解析結果のRPV内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度を示す。このMAAP解析結果を踏まえ、以下に示す2通りの温度条件を設定する。表1に評価条件を示す。

・温度条件①（定常解析）

RPV内気相温度については、事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間を代表する温度条件として、この期間における最高温度を考慮し512°Cを設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、手順に従い実施する代替循環冷却系による格納容器除熱操作（格納容器スプレイの冷却効果）を考慮することとし、格納容器スプレイを開始した以降、RPV破損までの最高温度を考慮し53°Cを設定する^{*1}。なお、格納容器スプレイを開始するまでの初期のドライウェル内気相温度は53°Cよりも高い80°C程度で推移するが、この期間におけるRPV内気相温度は定常解析の温度条件である512°Cより十分に低いことから、SRV開保持機能維持の観点で、初期のドライウェル内気相温度の影響は、RPV内気相温度条件の

保守性に包含される。

- ※1 格納容器スプレイによるドライウェル内気相部の冷却効果は考慮しているが、格納容器スプレイによる液滴がSRVの構造物に接触することによる冷却効果は考慮していない。

- ・温度条件②（非定常解析）

下部プレナムへの溶融炉心移行に伴う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、温度条件①で設定した期間以降のRPV内気相温度の最高値到達までの温度条件として、512℃から586℃の温度履歴を設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、温度条件①と同様に53℃を設定する。

(2) 評価部位

SRV（自動減圧機能）の開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し上げた状態とする必要がある。SRVの開保持機能維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。

①電磁弁（下部コイルハウジング）

電磁弁のコイルは熱容量が小さく、高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合、電磁弁のコイルが消磁することで、補助作動装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに、流路が排気側へ切り替わることから、ピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRV（自動減圧機

能) が閉止する。このため、電磁弁を評価の対象とするが、その中でも高温配管に近く、最も温度が高くなりやすい下部コイルハウジングの温度を評価する。

②ピストン (シール部)

ピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングが用いており、高温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRV (自動減圧機能) が閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。

(3) 評価モデル

SRVの温度上昇を厳しく評価する観点から、互いの配管内を流れる高温の過熱蒸気の影響を受けやすい箇所として、SRV (自動減圧機能) が最も近く隣接するバルブB及びバルブHを含む範囲をモデル化する。実際の事故対応では互いに離れた位置のSRV2弁を開操作する手順とするが、電磁弁及びピストンのシール部の温度条件を厳しく評価する観点より、本評価では、隣接した2弁を同時に開状態とする評価モデルとする。図5にSRV配置図及びモデル化範囲を、図6にモデル図及び断面メッシュ図を示す。

4. 評価結果

評価結果を表2及び図7から図9に示す。

事象発生から下部プレナムへの熔融炉心移行中の期間を代表する温度条件を適用した温度条件①の定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブBの約120°C、ピストン部の最高温度はバルブBの約124°Cであり、S

R V 環境試験温度である 160°C を下回る。

また、下部プレナムへの溶融炉心移行に伴う R P V 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件②の非定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブ B の約 124°C、ピストン部の最高温度はバルブ B の約 124°C であり、S R V 環境試験温度である 160°C を下回る。

なお、S R V 環境試験では、160°C 以上の温度条件において 6 時間の機能維持が確認されている。この試験の初期の温度条件として 171°C を与えていることを踏まえると、160°C 以下の温度条件では約 7.6 時間の機能維持が可能^{※2}であると考えられる。したがって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開保持機能が要求される、事象発生から原子炉圧力容器破損までの時間（約 4.5 時間）に対して、十分な余裕がある。

以上のとおり、炉心損傷後、D C H 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、S R V 開保持機能は維持されることが考えられる。

※2 S R V 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（合計 6 時間）」という環境条件での機能維持が S R V 環境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。したがって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開保持機能が要求される 4.5 時間よりも 3 時間以上 S R V 開保持機能は維持されることとなり、十分余裕が確保されている。

5. 本体部の温度上昇による影響

前述のとおり, 重大事故時においてもSRVの開保持機能は維持されるが, ここではSRV強制開機能に対する温度上昇の影響について評価する。

閉状態のSRVを強制開とするためには, 補助作動装置の駆動力がSRV本体の閉止力を上回る必要がある。表3に温度上昇の影響を示す。SRV本体の閉止力に対する温度上昇の影響は, いずれも強制開の妨げとなることはない。

表1 3次元熱流動解析での温度条件

項目	温度条件①【定常解析】	温度条件②【非定常解析】
R P V内 気相平均温度	512℃	512℃→586℃
ドライウエル内 気相平均温度	53℃	53℃

表2 3次元熱流動解析での評価結果

項目	温度条件①【定常解析】		温度条件②【非定常解析】	
	バルブB	バルブH	バルブB	バルブH
下部コイル ハウジング 最高温度	約 120℃	約 112℃	約 124℃	約 116℃
ピストン部 最高温度	約 124℃	約 113℃	約 124℃	約 113℃

3次元熱流動解析では、温度条件②【非定常解析】のR P V気相平均温度の初期温度を温度条件①【定常解析】と同じとしている。また、下部コイルハウジングは、蒸気配管からの距離がピストン部よりも近く、より蒸気配管内の高温蒸気の影響を受けやすいことから、下部コイルハウジング最高温度は、定常解析結果に比べて非定常解析結果の方が約4℃上昇している。一方で、ピストン部は蒸気配管からの距離が下部コイルハウジングよりも遠く、蒸気配管内の高温蒸気の影響を受けにくいことから、ドライウエル雰囲気温度の影響がより支配的となり、定常解析結果と非定常解析結果で温度差が小さい。

表 3 S R V 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
S R V 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、補助作動装置はスプリング閉止力に対して十分な駆動力を有している。
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、S R V 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S U S 431、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合せとなっており、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S U S 403、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合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
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。

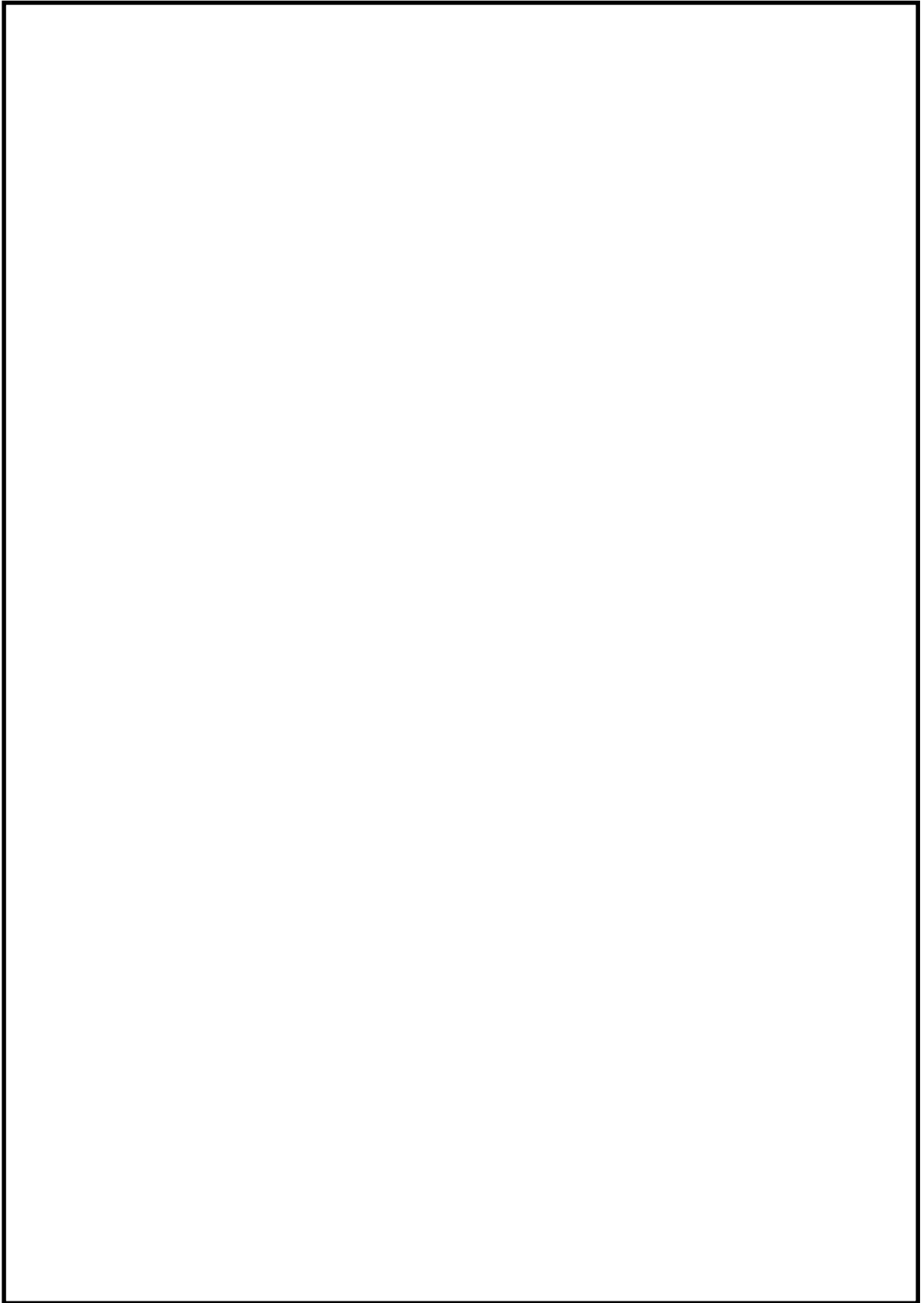


図 1 S R V 構造図 (開状態)

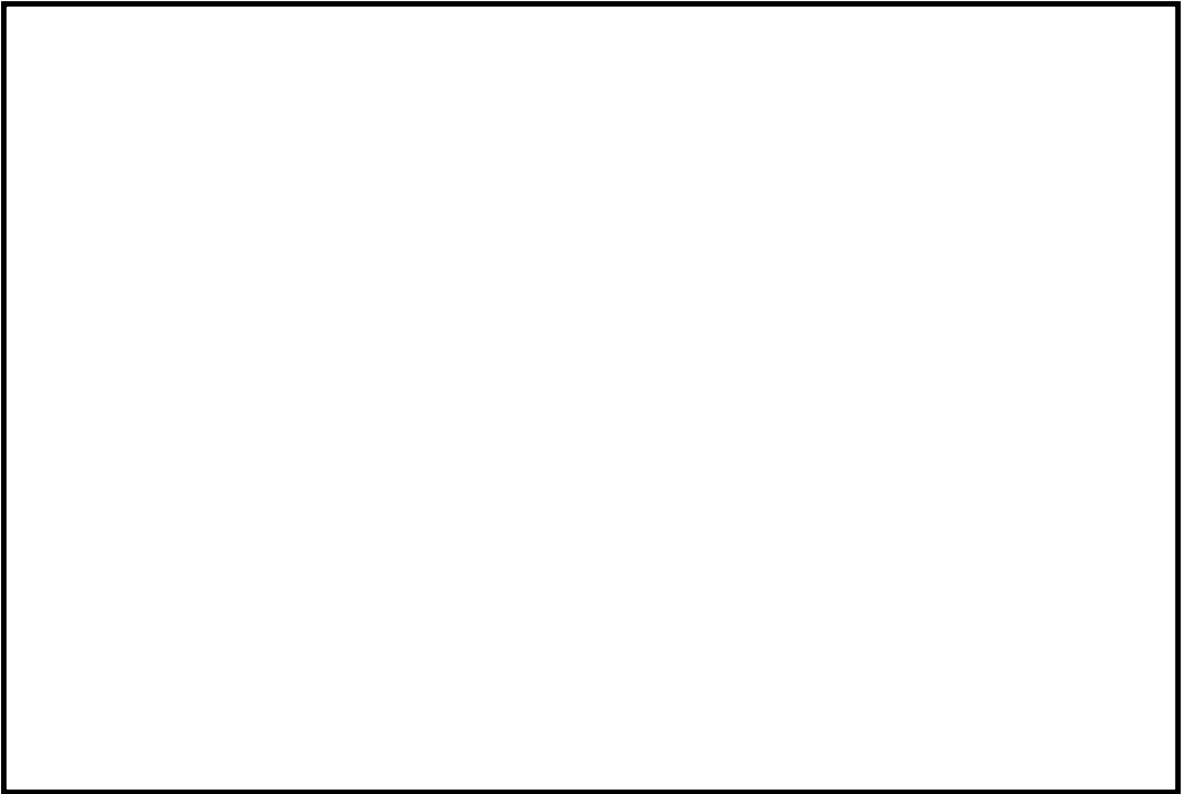
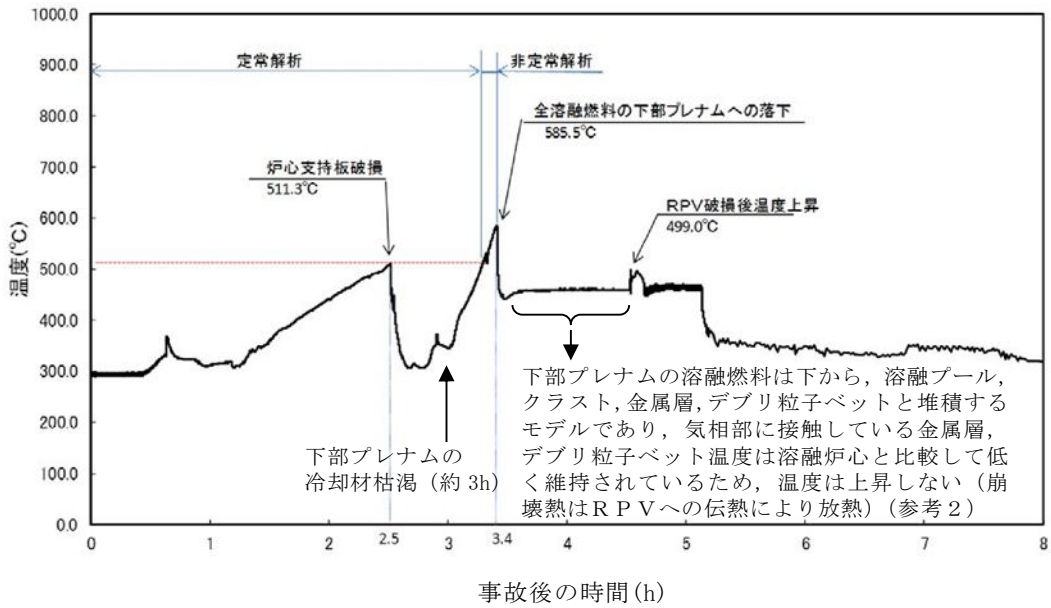


図 2 S R V 環境試験条件



MAAP 解析の結果、炉心領域での気相温度は最大約 930°C に到達しているが、スタンドパイプ/セパレータ等への伝熱により、原子炉圧力容器内気相平均温度の推移としては本図のとおりとなっている(参考1)

図3 原子炉圧力容器内気相平均温度の推移

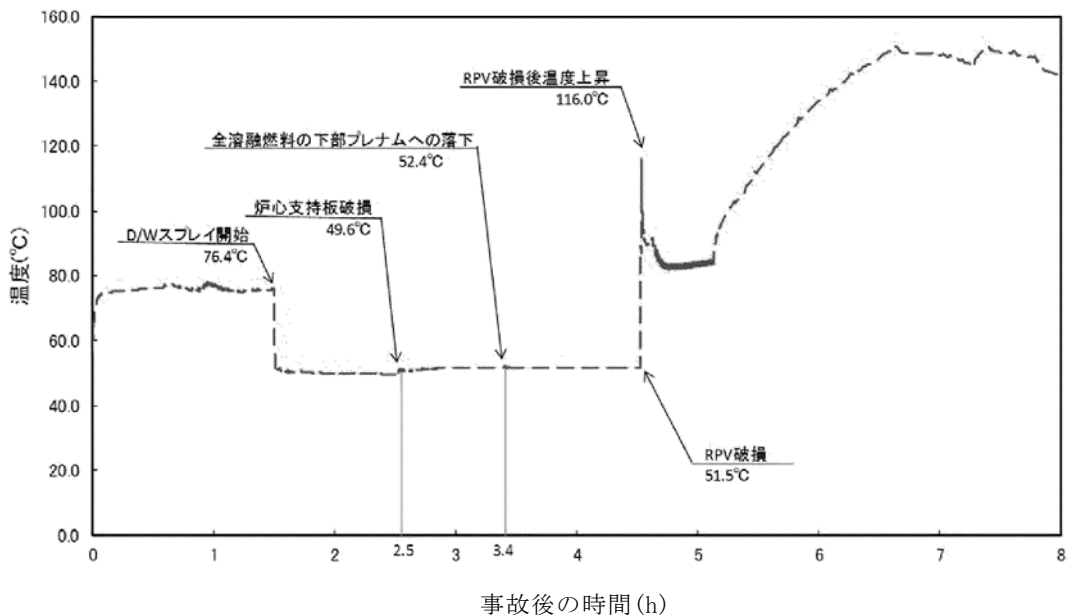


図4 ドライウェル内気相平均温度の推移

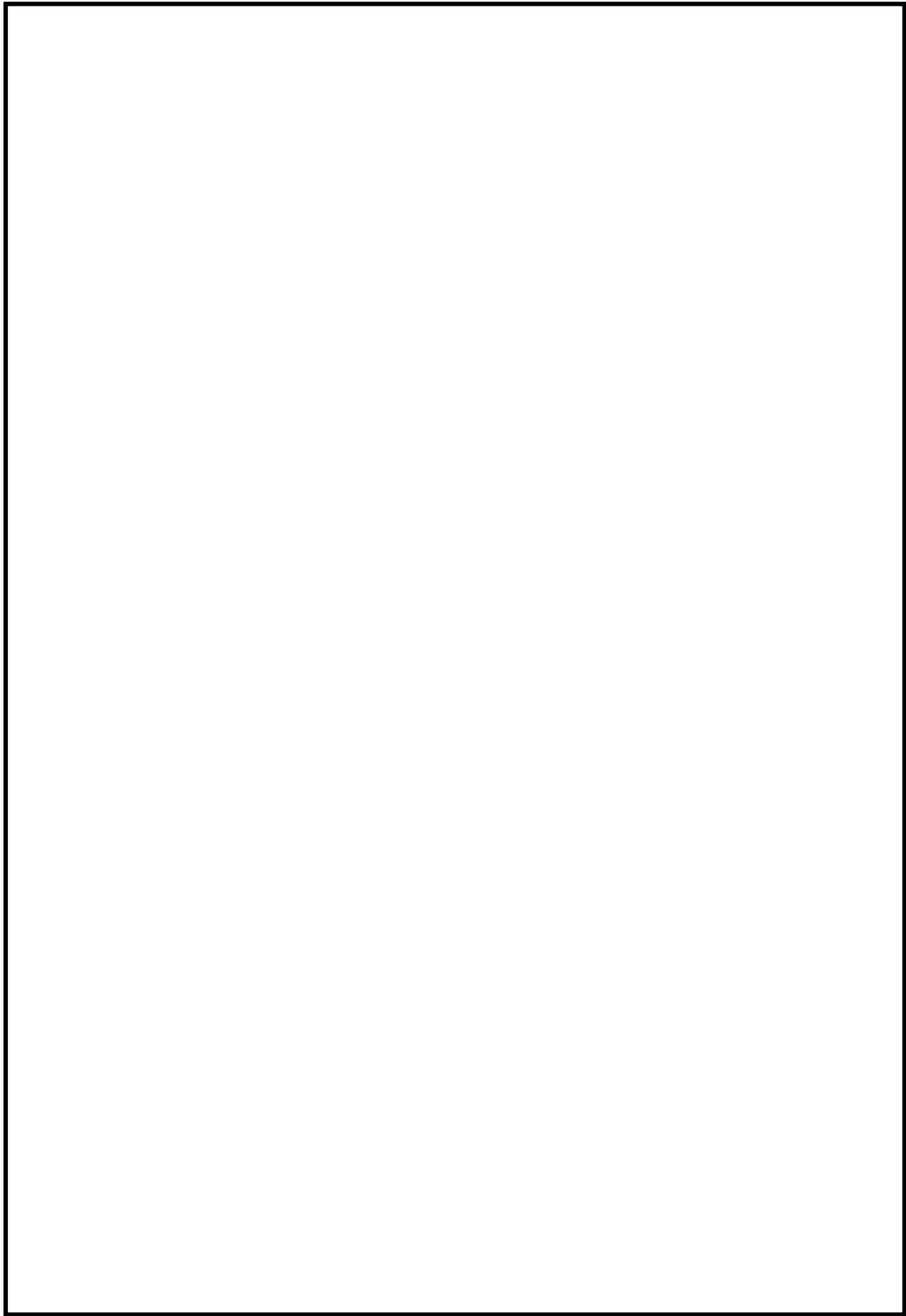


図 5 S R V 配置図及びモデル化範囲

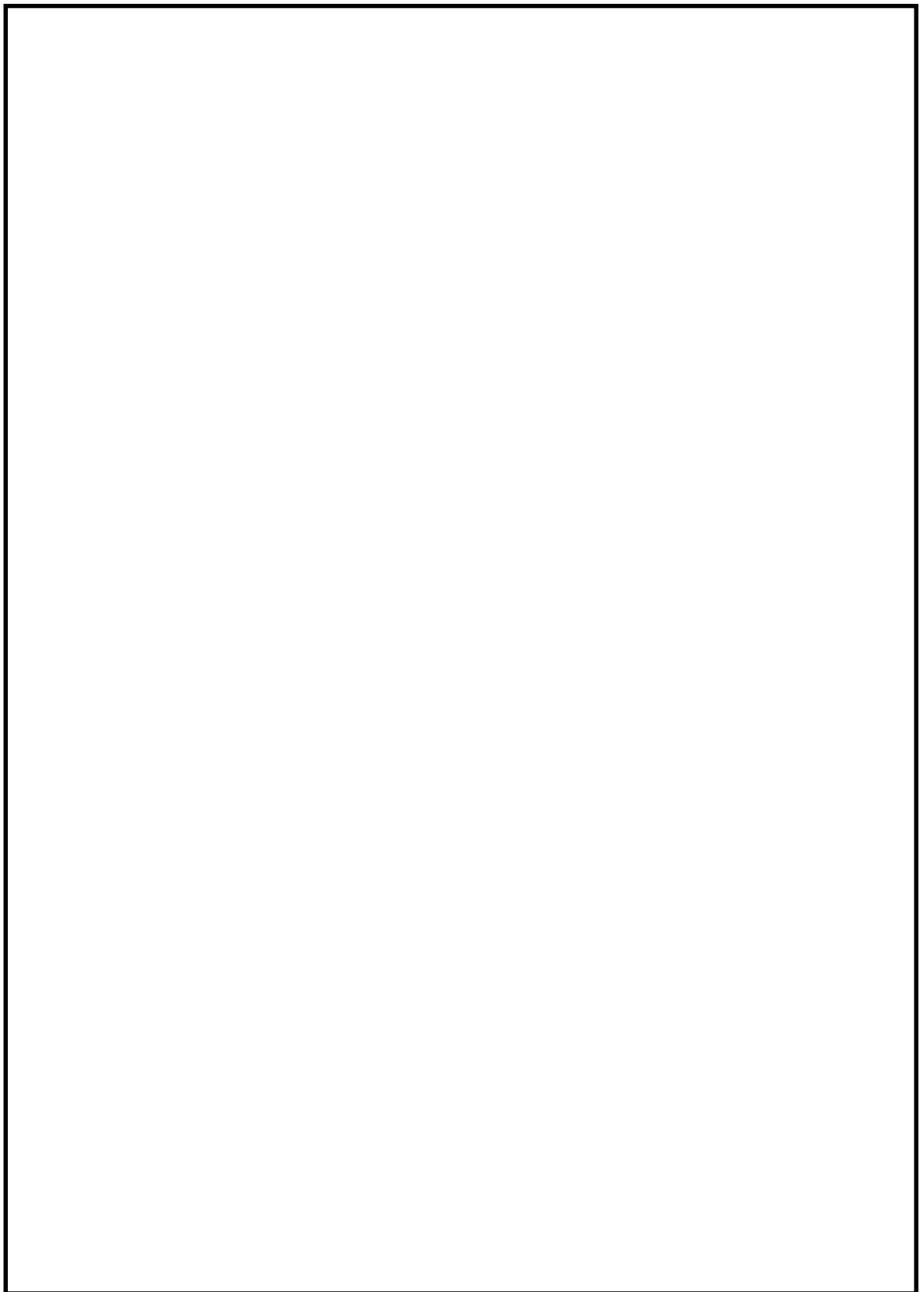


図 6 モデル図及び断面メッシュ図

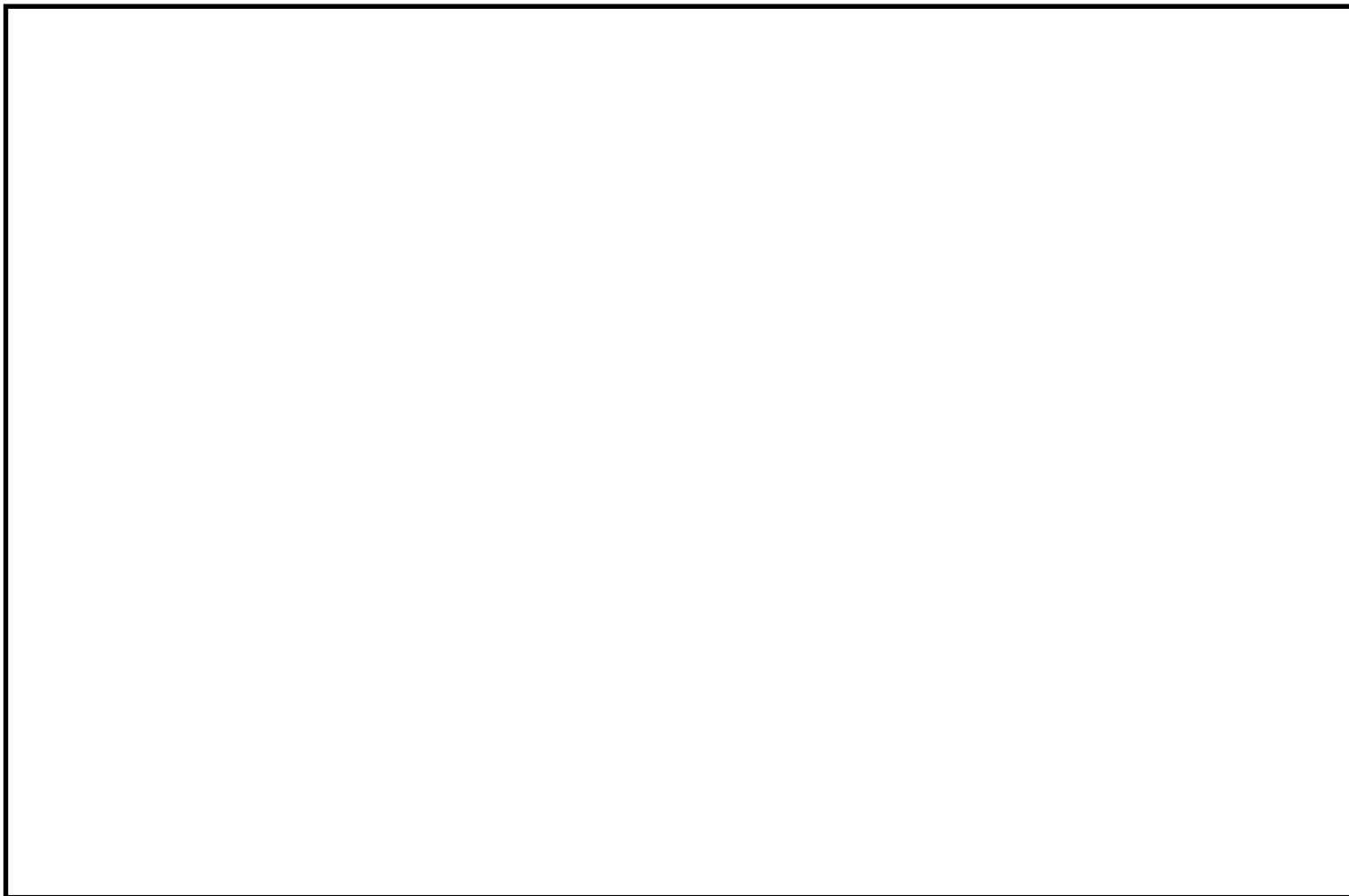


図 7 定常解析結果（温度条件①バルブ B）

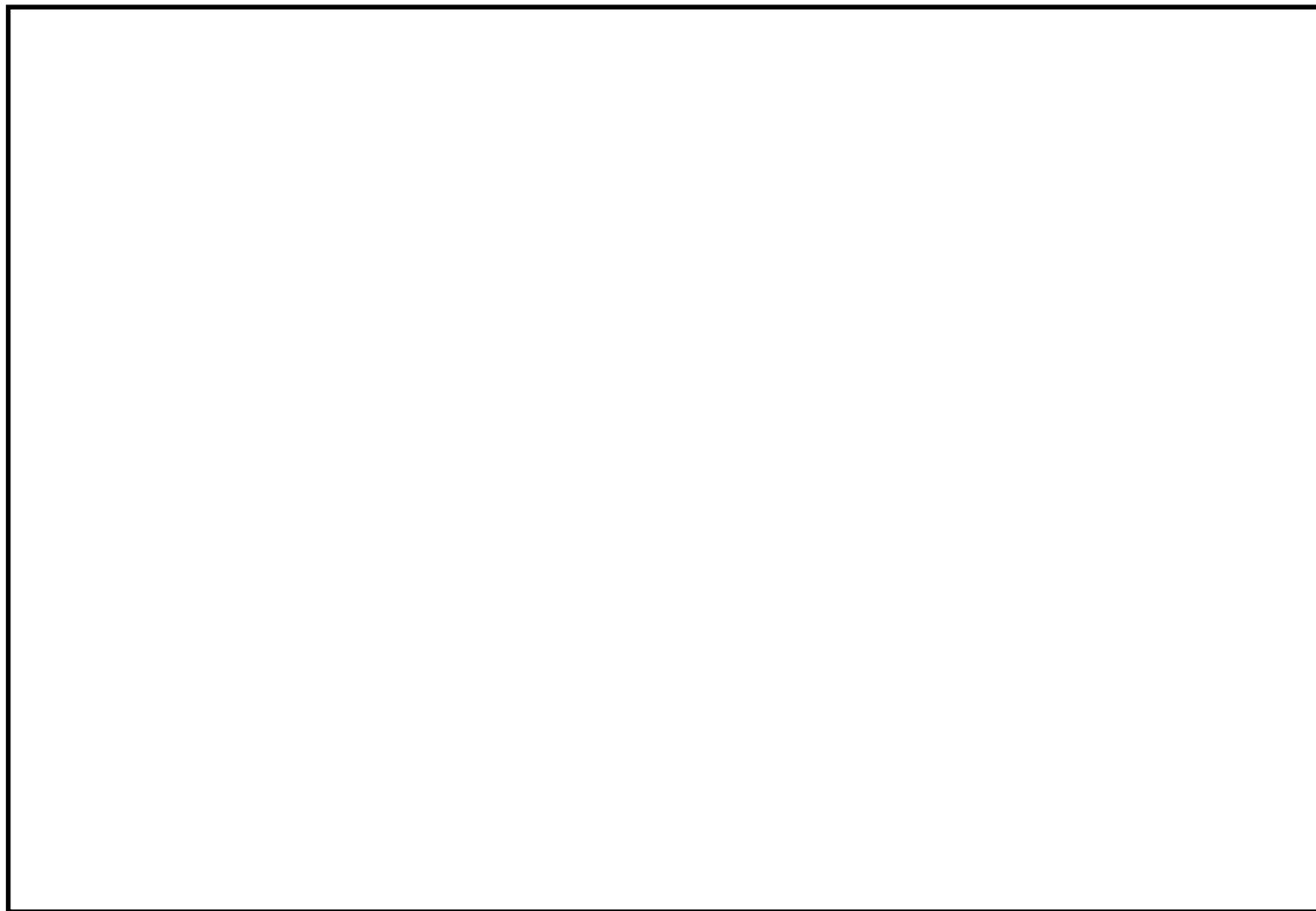
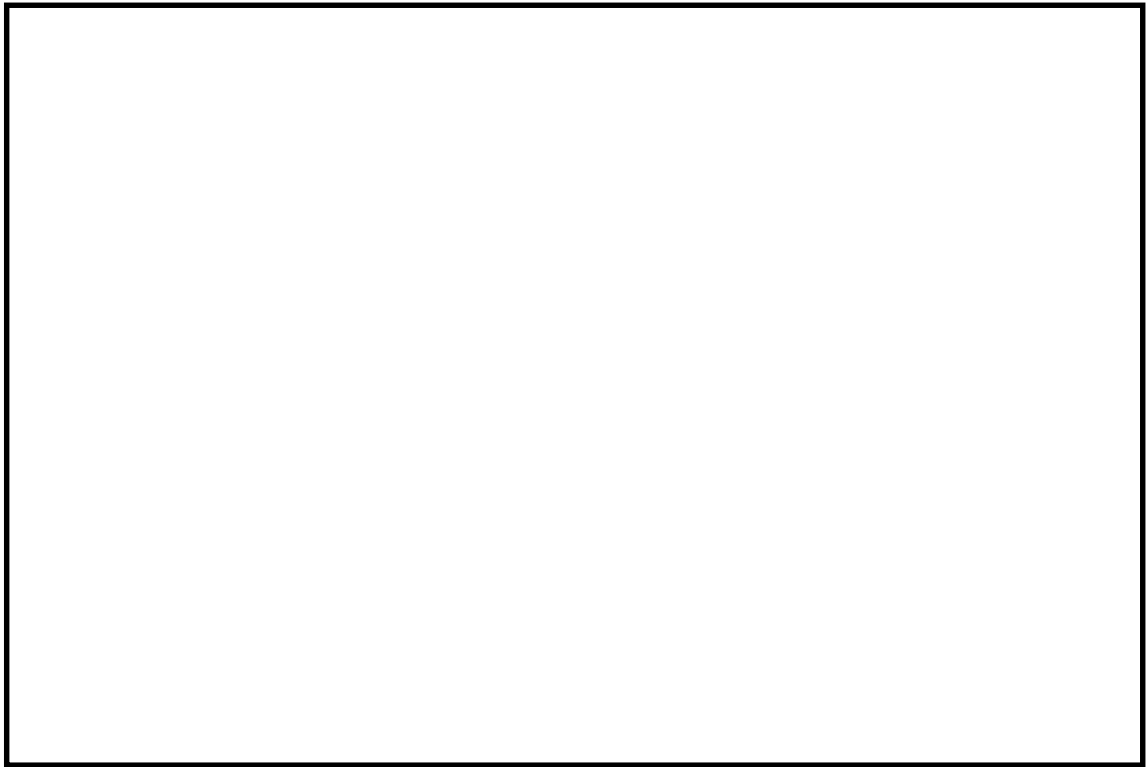


図 8 定常解析結果（温度条件①バルブ H）



下部コイルハウジング最高温度



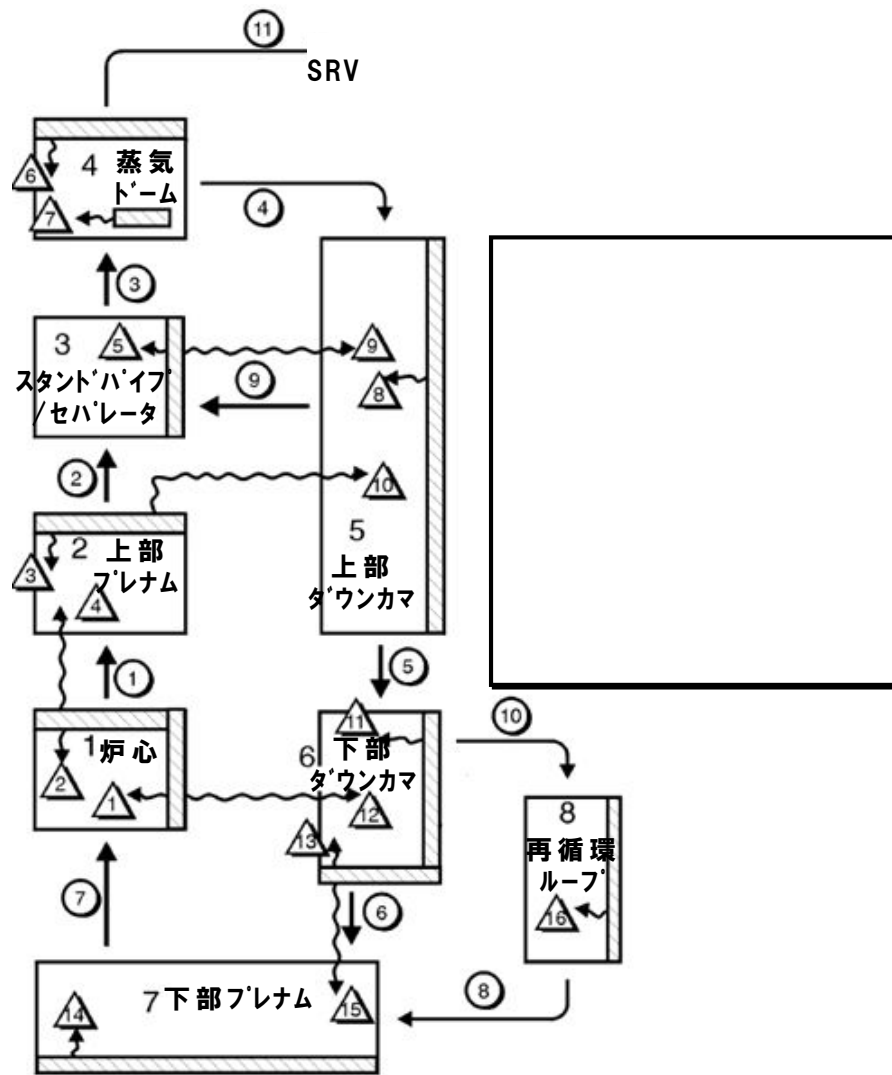
ピストン部最高温度

図 9 非定常解析結果（温度条件②）

M A A Pコードによる原子炉圧力容器内平均温度評価について

1. M A A Pコードによる解析

M A A Pコードでは、水の蒸発による蒸気量の増加及び金属酸化による水素発生等による気体組成の変化を計算するとともに、炉心露出に伴う伝熱による気体エネルギー増加及び原子炉注水やヒートシンクへの伝熱による気体のエネルギー減少等を計算し、これらの計算結果を踏まえて、気体の有するエネルギーと組成等から原子炉圧力容器内気相平均温度を計算している（図1）。



出典：MAAP4 User's Manual,

※冷却材喪失後の各ヒートシンクの熱伝達は、対流による気相熱伝達及び輻射熱伝達により、計算される。

図 1 MAAP 原子炉圧力容器ノード分割図

本体図 3 には、M A A P コードによる D C H 有効性評価解析で得られた原子炉圧力容器内気相平均温度を示しているが、炉心領域の気相温度及びスタンドパイプ／セパレータの温度の傾向も合わせて表 1 に示す。

表 1 各部の温度の傾向

	事故発生後	炉心支持板破損 (約 2.5 時間後)	→	全溶融燃料の下部プレナムへの落下 (約 3.4 時間後)
炉心領域の気相温度	上昇傾向	約 930℃	一旦低下し、再度上昇	約 800℃
スタンドパイプ／セパレータの温度	上昇傾向	約 520℃	一旦低下し、再度上昇	約 440℃
原子炉圧力容器内気相平均温度※	上昇傾向	511.3℃	一旦低下し、再度上昇	585.5℃

※高温となる炉心領域を含む原子炉圧力容器内全体の気相の持つエネルギー及び気相体積から気相平均温度を算出

表 1 のとおり、炉心領域の気相温度はスタンドパイプ／セパレータの温度や原子炉圧力容器内気相平均温度より高くなっているが、スタンドパイプ／セパレータ等のヒートシンクへの伝熱により気相温度は低下し、原子炉圧力容器内気相平均温度としては本体図 3 に示す挙動となっている。これは、炉心領域において過渡的に温度上昇した過熱蒸気の熱量を十分吸収できる熱容量をスタンドパイプ／セパレータ等のヒートシンクが保有しているためと考えられる。

スタンドパイプ／セパレータが過熱蒸気の熱量を吸収可能な熱容量を保持していることを確認するため、スタンドパイプ／セパレータへの伝熱を考慮した簡易計算を実施した。

2. スタンドパイプ／セパレータへの伝熱を考慮した簡易計算

(1) 評価条件

本体図 3 及び表 1 に示したとおり，事故後 1.2 時間から炉心領域の気相温度は徐々に上昇し，炉心支持板の破損により，温度が一旦低下する事故後 2.5 時間までの間に約 900℃に到達する。

この時間帯にスタンドパイプ／セパレータを介して放出される過熱蒸気が SRV に到達する前に冷却されるかについて，簡易計算を実施した。

図 2 に簡易評価の計算体系を示す。図 2 に示すように原子炉圧力容器の上部ヘッドの空間体積（約 300m³）を考慮し，この領域の気相温度を保守的に（高めに）評価する条件を設定した（表 2）。

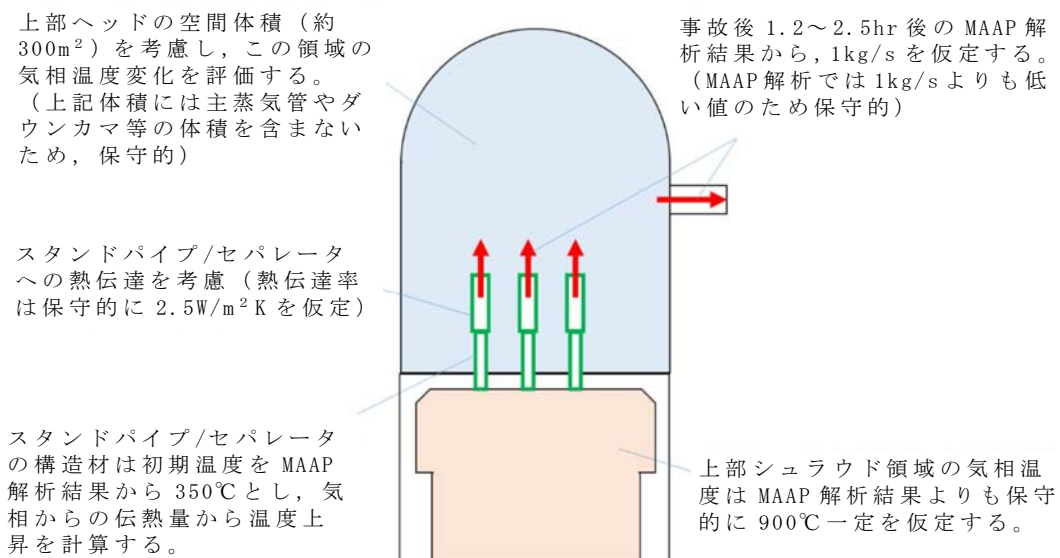


図 2 簡易評価の計算体系

表 2 簡易評価の評価条件

項目	値	単位	備考
上部ヘッ드의空間体積	300	m ³	左記体積は主蒸気管やダウンカム等の体積を含まないため保守的な設定となる
気相の流入・流出	1	kg/s	MAAP 解析におけるスタンドパイプ/セパレータを通る気相流量を参考に設定 同流量は事故後 1.2 時間で約 1.0kg/s, 事故後 2.5 時間後で約 0.5kg/s と徐々に減少する傾向であり, 保守的な設定となる
気相の流入温度	900	℃	炉心支持板破損時 (事故後 2.5 時間) における炉心領域の気相温度から設定 炉心領域の気相温度は事故後上昇傾向を示し, 支持板破損時に左記の最高温度となるため, 900℃ 一定の条件は保守的な設定となる
上部ヘッ드의気相温度の初期温度	350	℃	簡易評価の初期時刻である事故後 1.2 時間後における上部ヘッ드의気相温度 (約 348℃) から保守的に設定*
スタンドパイプ/セパレータの構造材温度の初期温度	350	℃	簡易評価の初期時刻である事故後 1.2 時間後における構造材温度 (約 328℃) から保守的に設定*
スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達	2.5	W/m ² K	「伝熱概論 ^[1] 」に記載の, 流れている空気の熱伝達率の値 (10~250W/m ² K) から保守的に設定
スタンドパイプ/セパレータの熱容量	31	MJ/K	スタンドパイプ/セパレータの重量 50t, 構造材の材質である SUS の比熱 0.62kJ/kgK より設定 (50×10 ³ kg×0.62 kJ/kgK=31 MJ/K)

※事故後 40 分後までは炉心が冠水していること, その後の事故後 1.2 時間後までは原子炉の減圧に伴い冷却されることから, 原子炉が十分に減圧されたことにより上昇傾向を示す事故後 1.2 時間までは構造材温度及び気相温度 (本体図 3) は低く推移している。

[1] 甲藤好郎, “伝熱概論”, 養賢堂, 1964 年

(2) 評価結果

図 3 に簡易評価による原子炉圧力容器の上部ヘッ드의気相温度及びスタンドパイプ/セパレータの構造材温度を示す。

図 3 に示すとおり, 過熱蒸気の流入により, 原子炉圧力容器の上部ヘッ드의気相温度は徐々に上昇するものの, 1.2 時間後 (事故発生 2.4 時間後に相当) の気相温度は, 520℃程度である。本簡

易評価では上部ヘッ드의気相温度を高め評価する条件としており、M A A P解析における約 2.5 時間後の原子炉圧力容器内気相平均温度は 511.3℃（表 1）は現実的な上部ヘッ드의気相温度と同等と考えられる。

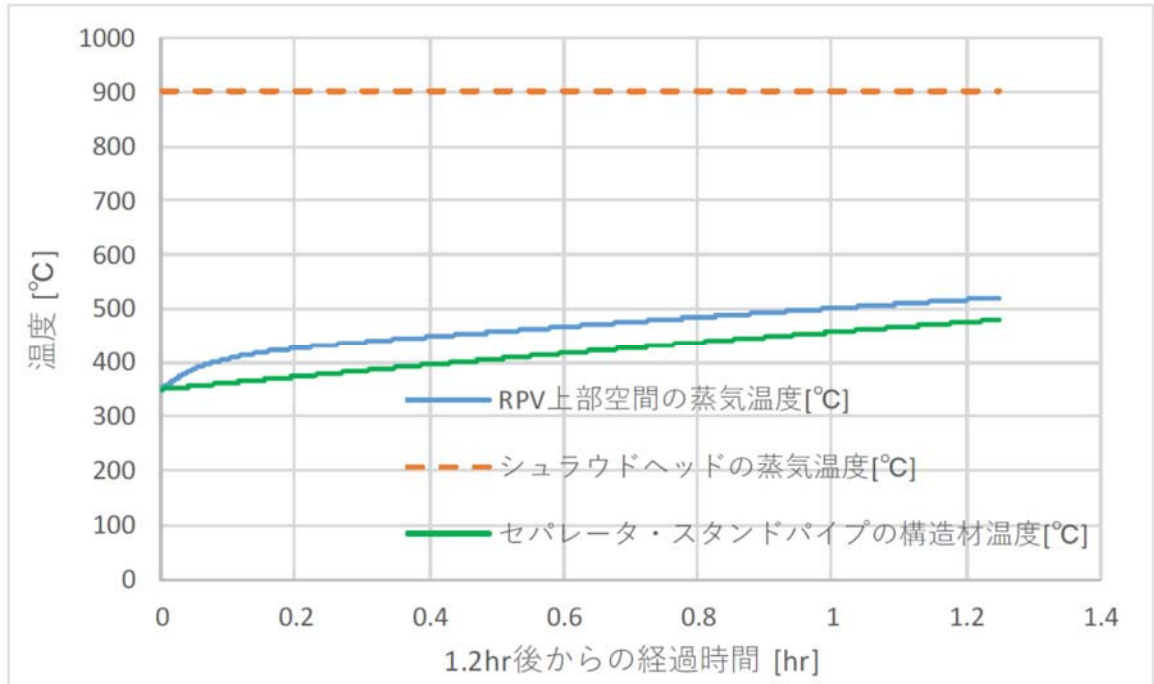
また、本簡易評価におけるスタンドパイプ／セパレータの構造材温度は 480℃程度であり、炉心部領域において過渡的に温度上昇した過熱蒸気の熱量を十分吸収できる熱容量をスタンドパイプ／セパレータ等のヒートシンクが保有しているといえる。

なお、この 480℃は、表 1 に示した M A A P 解析における約 2.5 時間後のスタンドパイプ／セパレータの温度（約 520℃）より低くなっている。これは、本簡易評価では、上部ヘッ드의気相温度を高め評価するため、気相からスタンドパイプ／セパレータへの熱伝達を保守的に低めに設定しているためと考えられる。

ここで、仮にスタンドパイプ／セパレータへの熱伝達率を高め **10 W/m²K** と設定した場合、**図 4 に示すとおり** スタンドパイプ／セパレータの構造材温度と上部ヘッ드의気相温度の温度差がなくなるまで伝熱する結果となり、1.2 時間後（事故発生 2.4 時間後に相当）のスタンドパイプ／セパレータの構造材温度及び上部ヘッ드의気相温度は共に 500℃程度となる。**また、スタンドパイプ／セパレータへの熱伝達率を 10 W/m²K より大きい値に設定した場合においても、スタンドパイプ／セパレータの構造材温度が入熱源である気相温度より高くなることはないことから、スタンドパイプ／セパレータの構造材温度は気相温度と同じ 500℃程度となる。**

以上のとおり、スタンドパイプ／セパレータに流入する気相温度は 900℃と高いが、気相流量は 1kg/s と小さいことから、本簡易

評価におけるスタンドパイプ/セパレータの構造材温度は高くても 500℃程度となる結果となり，スタンドパイプ/セパレータが過熱蒸気の熱量を吸収可能な熱容量を保持していることを確認した。



(参考)

1時間当たりのセカンドパイプ/セパレータの温度上昇量の目安としては，約100℃となる。

$$\frac{(4.4 \text{ MJ/kg} - 3.5 \text{ MJ/kg}) \times 1 \text{ kg/s} \times 3600 \text{ s/h}}{31 \text{ MJ/K}} = \text{約 } 100 \text{ K/h}$$

過熱蒸気の比エンタルピー (900℃、0.22MPa[abs]) : 約 4.4MJ/kg
 RPV 上部空間の蒸気の比エンタルピー (500℃、0.22MPa[abs]) : 約 3.5MJ/kg
 過熱蒸気の流入量 : 1kg/s
 セカンドパイプセパレータの熱容量 : 31MJ/K

図3 簡易評価による原子炉压力容器の上部ヘッドの気相温度及び
 スタンドパイプ/セパレータの構造材温度

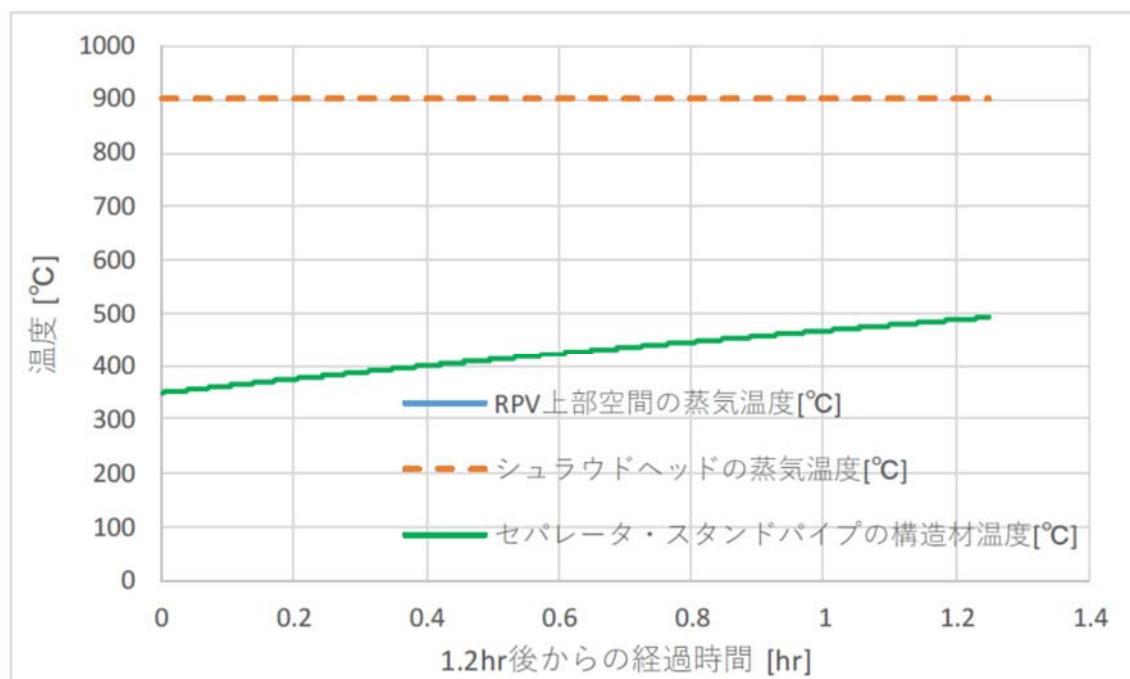


図4 簡易評価による原子炉圧力容器の上部ヘッドの気相温度及び
 スタンドパイプ/セパレータの構造材温度
 (スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達率：10 W/m²K)

3. S R Vの3次元熱流動解析にて使用する原子炉圧力容器内気相平均温度について

2. の簡易評価の想定では，スタンドパイプ/セパレータのみをヒートシンクとして考慮したが，図1に示したとおり，ヒートシンクとなる炉内構造物はスタンドパイプ/セパレータ以外にもあり，それらのヒートシンクにも過熱蒸気の熱量は吸収される。また，保温材を介していることから，格納容器内温度に与える影響及び原子炉圧力容器からの放熱効果は小さいものの，図1のヒートシンクのうち，原子炉圧力容器の外表面となるヒートシンクについては，格納容器内への熱伝達もM A A P解析では考慮している。

これらヒートシンクの影響により，M A A P解析における原子炉圧力容器内気相平均温度は，炉心領域の気相温度と比較して低く推移しているものと考えられる。

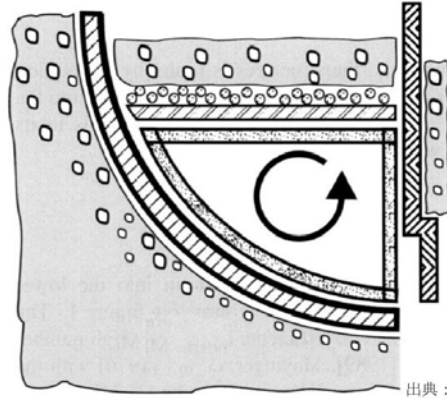
なお，原子炉圧力容器から繋がる主蒸気配管にS R Vは設置されているため，実際は原子炉圧力容器からS R Vに到達するまで主蒸気配管等への伝熱により気相温度は低下すると考えられるが，S R Vの3次元熱流動解析においては，S R Vを流れる蒸気の温度として原子炉圧力容器内気相平均温度を適用している。

M A A P コードにおける下部プレナムでの溶融炉心の挙動について

M A A P コードにおける下部プレナムでの溶融炉心の概念を図 1 に示す。溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。その後、崩壊熱により再溶融する過程において、酸化物との密度差により、上部に金属層が形成される成層化状態を模擬し、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。溶融プールの温度は高温であるが、周囲のクラストは固化しており伝熱量も低いため、冷却水や下部プレナムの構造材に与える熱影響は軽減される。

下部プレナムに水が存在する場合、発生した蒸気は炉心部を通過し過熱蒸気となるが、全溶融燃料の下部プレナムへの落下時点で下部プレナムの水は枯渇しており、炉心部に燃料が存在しないことから、過熱蒸気の発生はなく、気相部への伝熱は輻射が支配的となる。

以上から、溶融炉心の全量が下部プレナムに落下した以降は、クラストによって気相部への熱移行が抑えられ、また、気相部への伝熱量と比較して下部プレナムの構造材への伝熱量が多く支配的となることから、R P V 内の気相部温度が著しく上昇することはない。



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 1 下部プレナムでの溶融炉心の概念

逃がし安全弁用アクチュエータの耐環境性能向上について

1. 概要

逃がし安全弁用アクチュエータは、逃がし安全弁を外部信号によって作動させるための空気作動式の補助装置であり、シリンダへの窒素供給によってピストンを作動させることで逃がし安全弁を作動させる設計としている。

シリンダに供給された窒素圧力は、ピストンＯリング及びシリンダガスケットにより維持されるが、シール材は重大事故等時における高温蒸気環境下において損傷する恐れがあることから、シリンダ及びピストンの改良により新たなシール部（バックシート）を設け、ピストンのＯリングが破損した場合においてもシール性能が維持することが可能な設計とすることを計画している。

逃がし安全弁の概要図を図 1 に、アクチュエータの概要図を図 2 に示す。

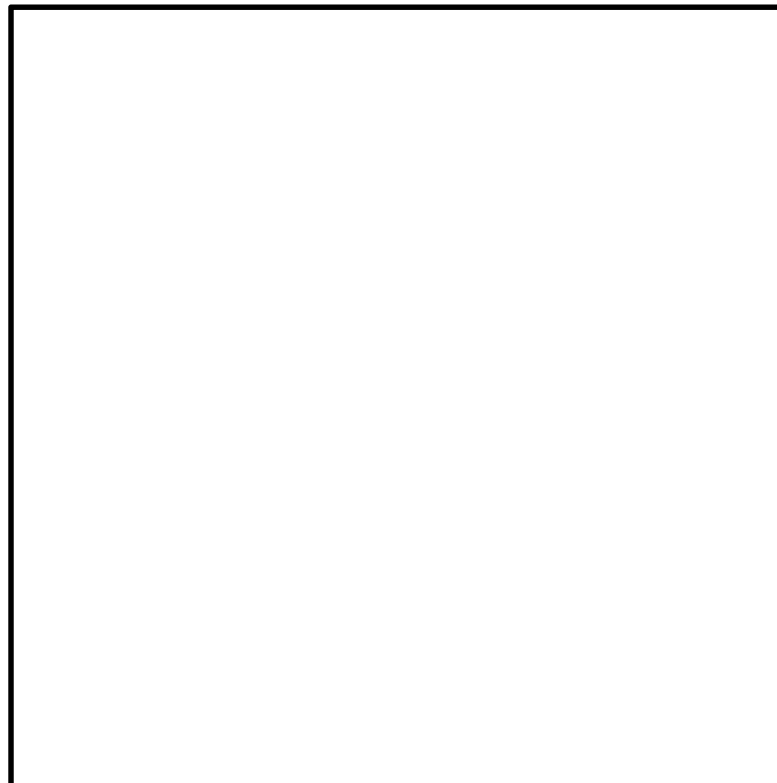


図 1 逃がし安全弁概要図

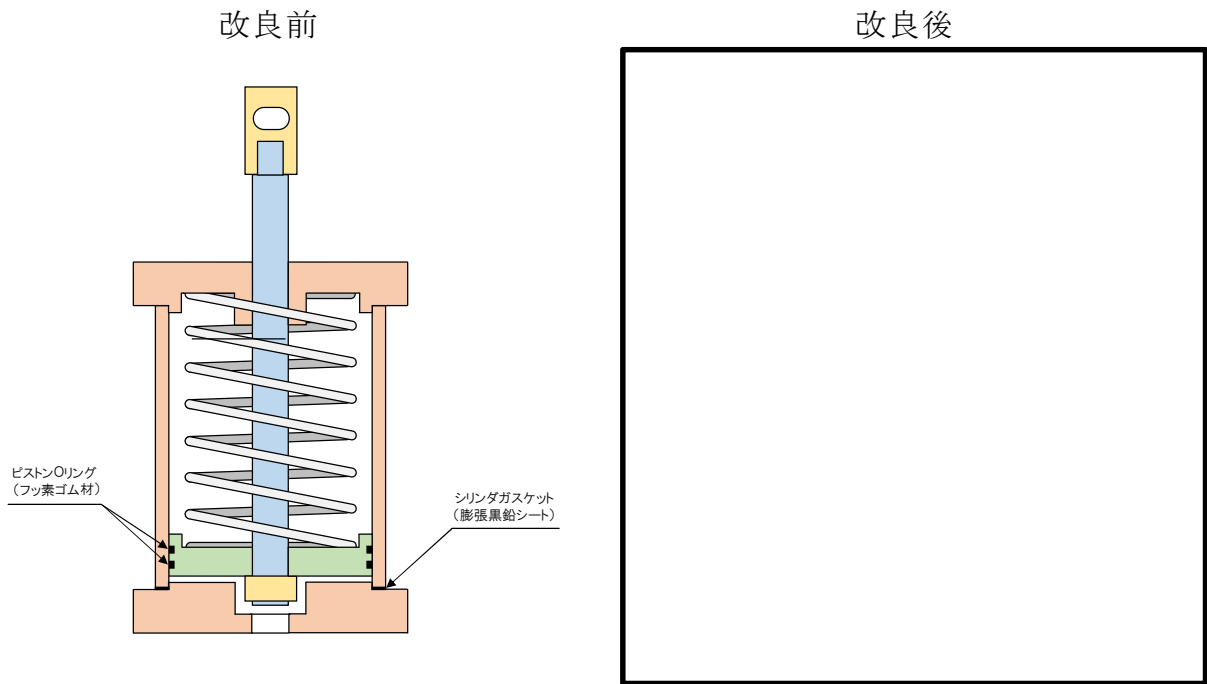


図2 アクチュエータ概要図

2. 健全性確認試験

改良シリンダについては、開発における健全性確認として表1に示す試験を実施している。蒸気暴露試験装置の概要を図3に、蒸気暴露試験条件を図4に示す。

表1 改良シリンダの健全性確認試験

	確認項目		判定基準	結果
シリンダ単体試験	作動試験		円滑に動作すること	良
	漏えい試験		漏えいがないこと	良
蒸気暴露試験	漏えい試験		漏えいがないこと	良

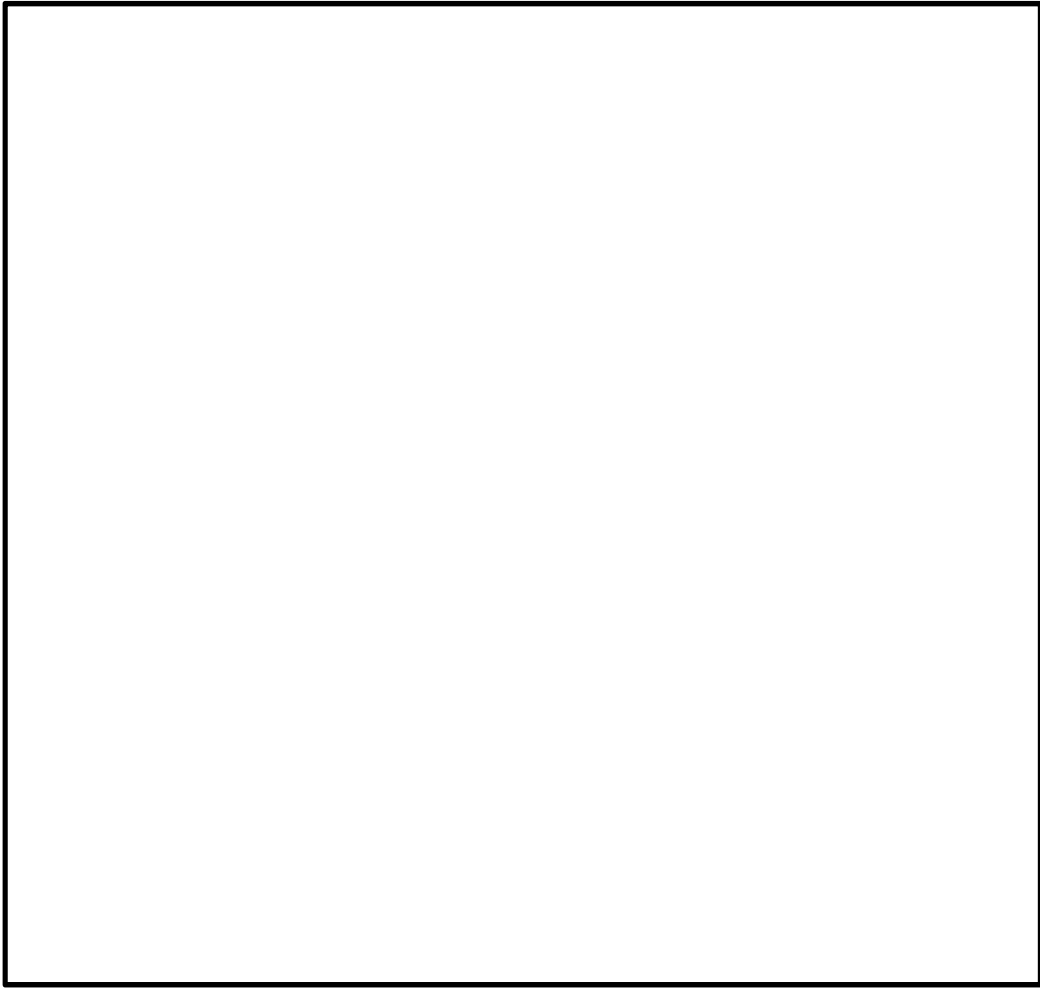


図3 蒸気暴露試験装置の概要

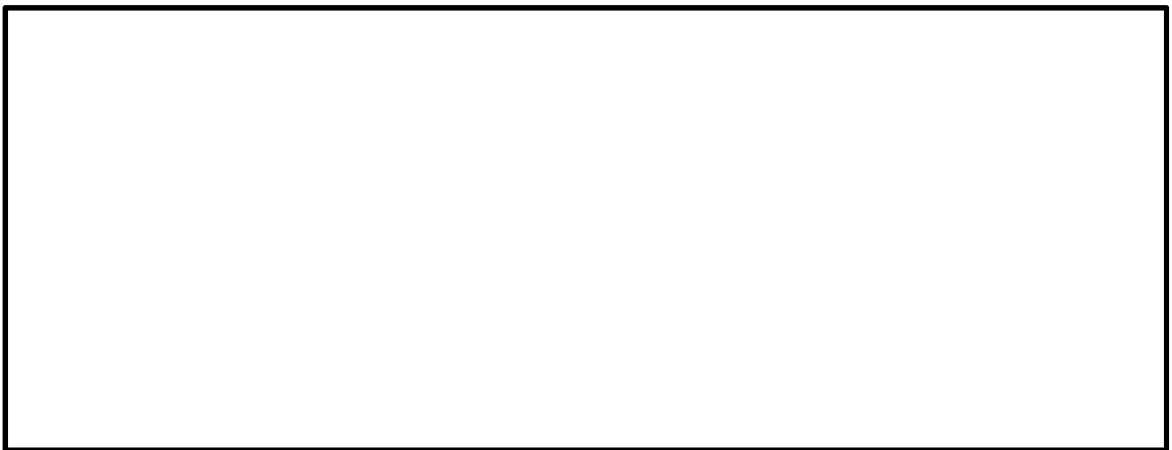


図4 蒸気暴露試験条件

3. 今後の方針

シリンダの改良は、設計基準事故時の逃がし安全弁動作に影響を与える変更となることから、今後、信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認することとしている。

以上

S R V用電磁弁の耐環境性能向上について

(1) 目的

S R Vの機能向上させるための対策として、S R V電磁弁内のシール材を事故時環境下の耐性に優れた改良型E P D Mを使用したS R V電磁弁への交換を行う。改良型E P D Mへの変更箇所は、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系により窒素を供給する際に流路となるバウンダリのうち、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E P D M材に変更する。

(2) 概要

S R V用電磁弁の改良E P D M材の採用箇所を図1に示す。また、取替対象範囲を図2に示す。

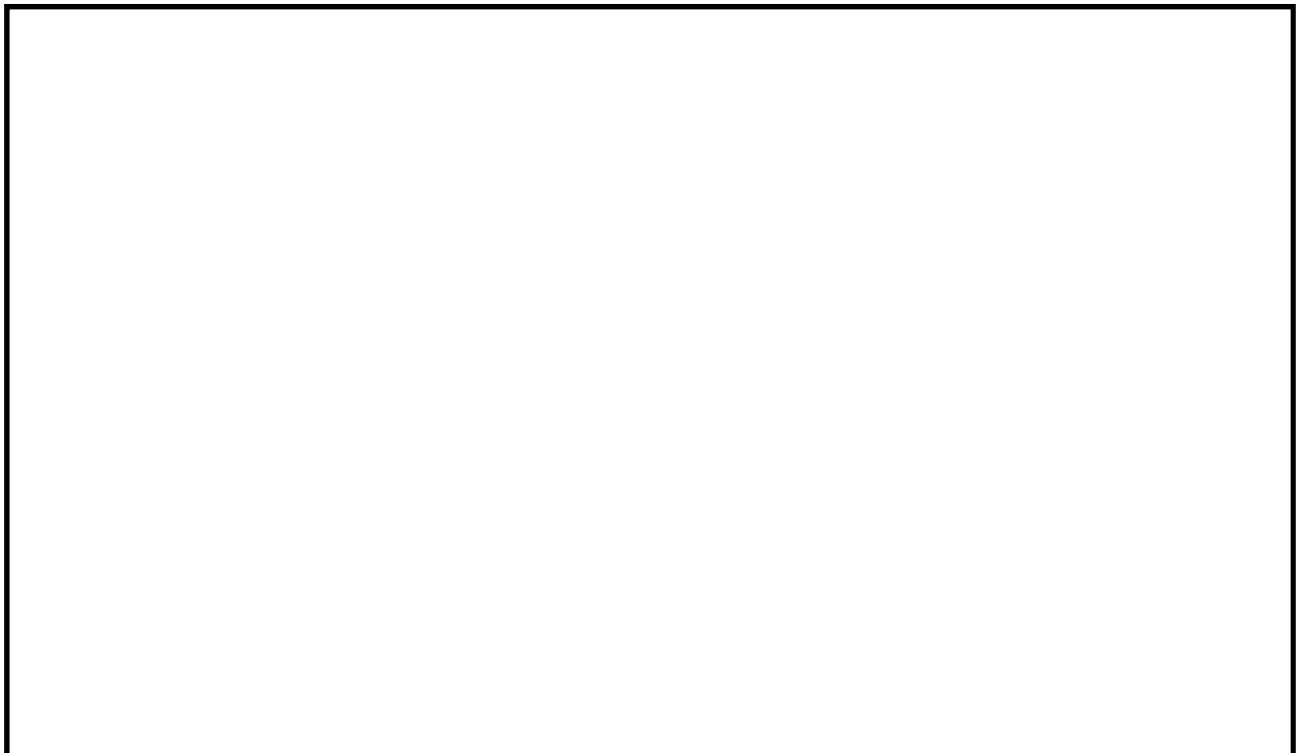


図1 改良E P D M材を採用したS R V用電磁弁概要図

