

9. 【主蒸気逃がし安全弁の環境条件の設定について】

1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所第7号機の有効性評価では、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、主蒸気逃がし安全弁（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。

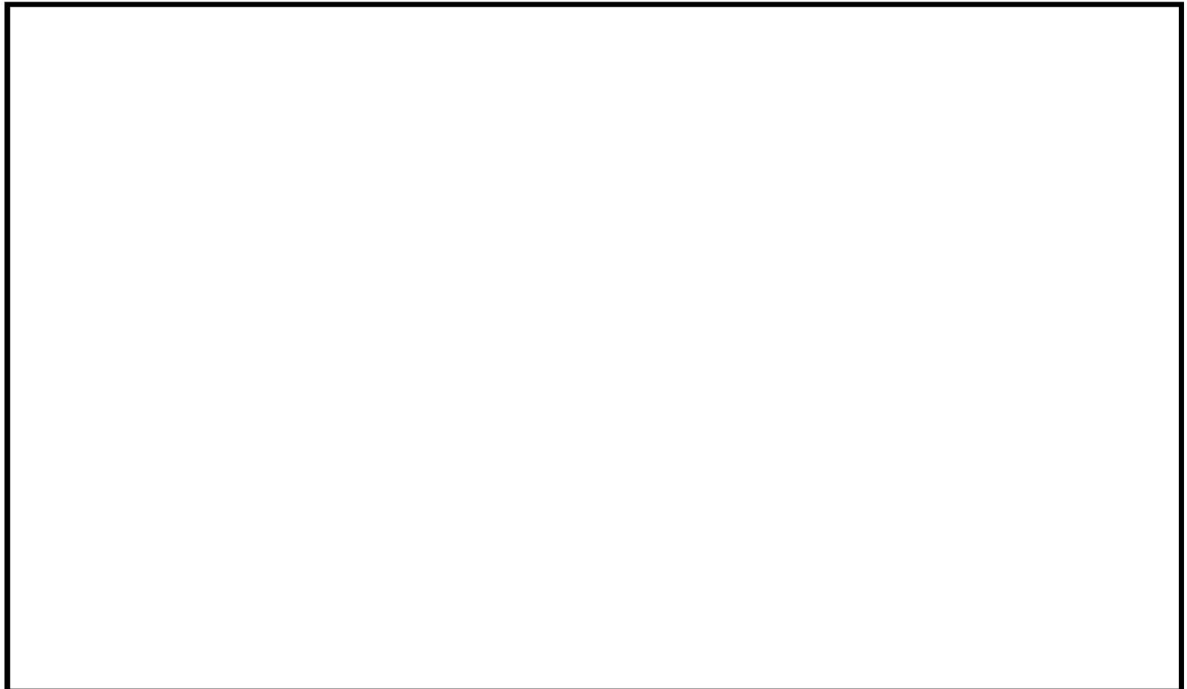


図1 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件

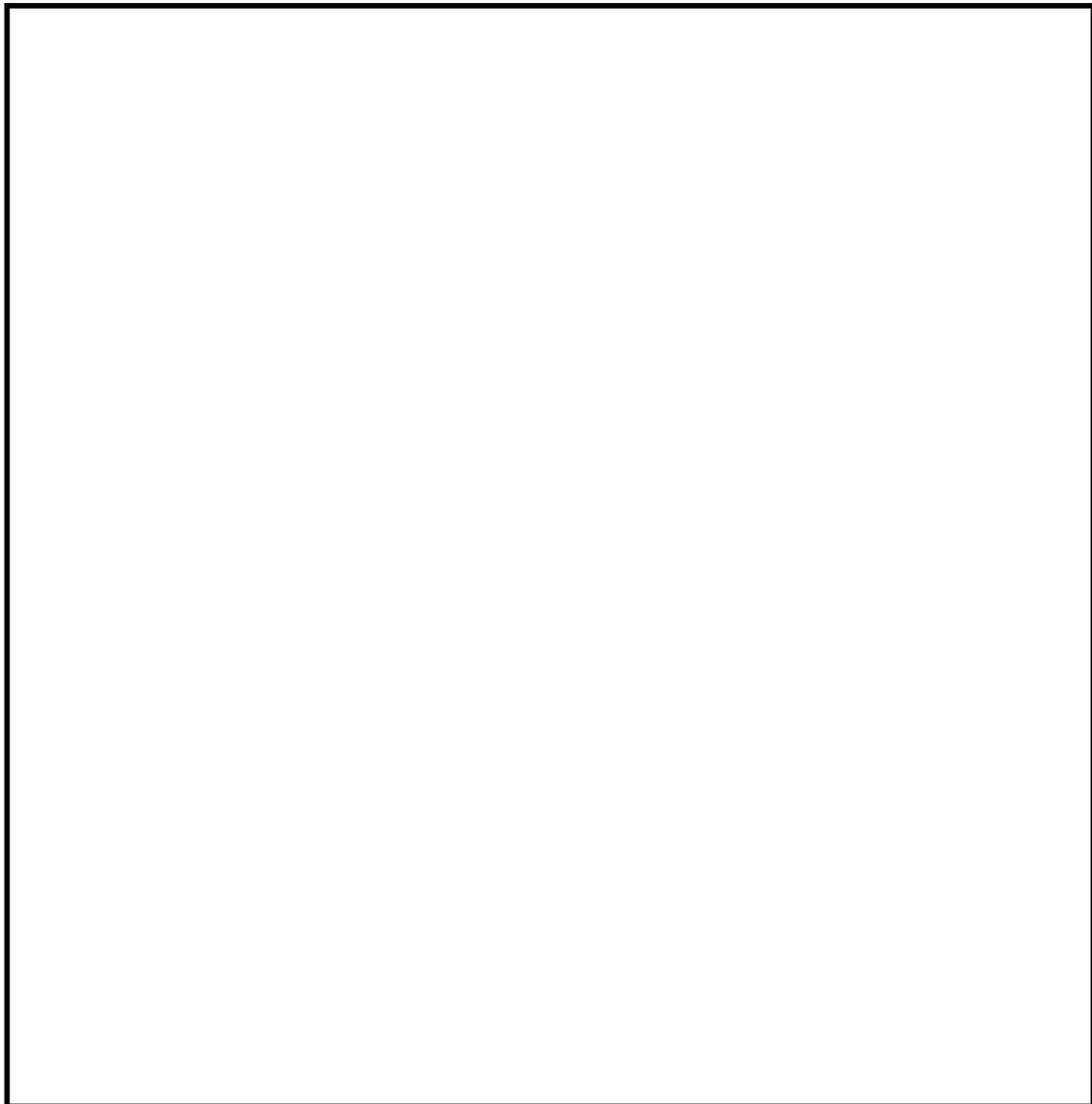


図2 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）の
SRV 環境試験機器概要図

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、原子炉注水等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、原子炉水位の低下により炉心損傷し、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シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水機能を評価上考慮しておらず、時間経過に伴い原子炉圧力容器破損に至るものとする。また、代替格納容器スプレイ冷却系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PCV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、PCV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。

(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）を介してサブプレッションチェンバプールに流入し凝縮されるため、サブプレッションチェンバのプール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。サブプレッションチェンバのプール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PCV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、PCV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。

(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、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 5.5cm²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 141℃であり、156℃を下回ることを確認した（図 3）。

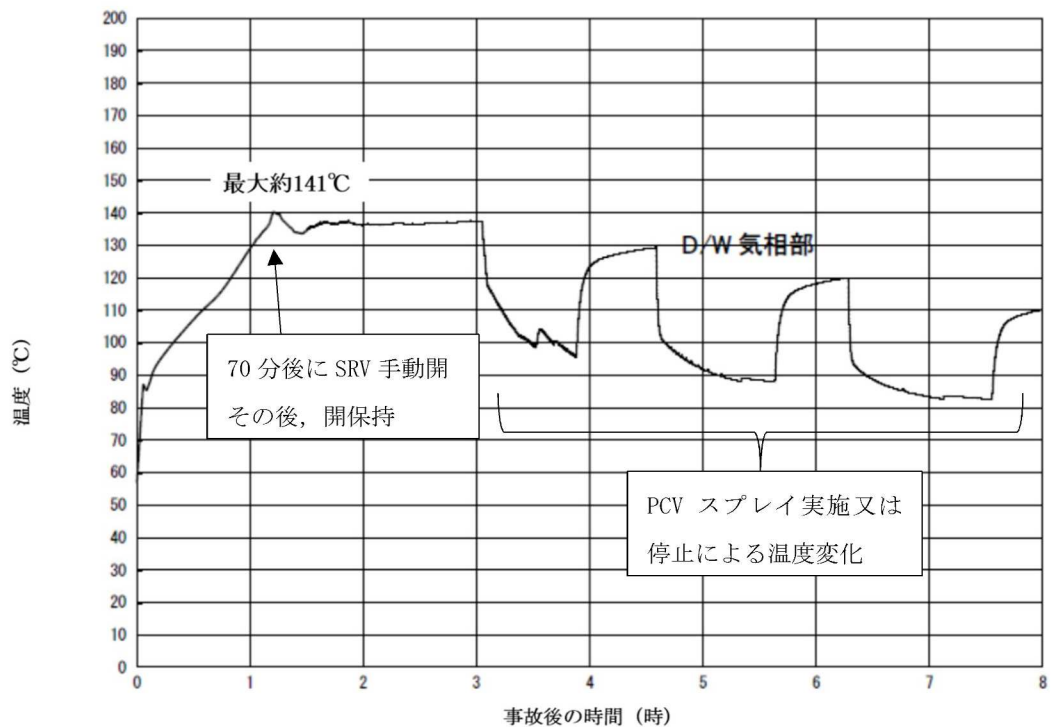


図 3 破断面積の小さい LOCA シーケンスにおける D/W 雰囲気温度の推移

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/cm² g：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、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

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機では、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 8 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 6 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、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機では、原子炉減圧機能の重要性に鑑み、**更なる安全性向上対策として**、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、自主対策設備である代替逃がし安全弁駆動装置を SRV（逃がし弁機能）4 個に対して設置し、代替逃がし安全弁駆動装置使用時には温度 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 全数を対象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は、従来のフッ素ゴム材より高温耐性が優れた改良型 EPDM 材に変更する。（添付資料②）。
- ・ SRV 用電磁弁の耐環境性能向上のため、SRV 全数を対象に、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部について、従来のフッ素ゴム材より高温耐性が優れた改良型 EPDM 材に変更する（添付資料③）。
- ・ 従来のフッ素ゴム材を使用するピストンについて、ピストン全開動作時におけるシート機能を強化するため、フッ素ゴム材のシート部（ピストン O リング）の外側に改良 EPDM 材のシート部（バックシート O リング）を設置する、もしくはピストンの摺動部について、ピストン O リングに従来のフッ素ゴム材よりも耐熱性、耐放射線性、耐蒸気性に優れたシール材を採用することによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施することについて検討を進める（添付資料②）。

高温環境下での主蒸気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「RPV」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「DCH」という。）を防止するためには、その様な環境下でも主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を開保持し、RPV内の圧力を2.0MPa[gage]以下の低圧に維持する必要がある。

図1に示すとおり、SRVは本体と補助作動装置から構成されている。「5. 本体部の温度上昇による影響」に示すとおり、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の開保持機能に影響を及ぼす恐れがある。

ここでは、「重大事故等対策の有効性評価 添付資料 3.2.1」に基づき、炉心損傷後、DCH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、SRV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SRV機能維持について確認されている（以下「SRV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SRV環境試験条件を示す。

このため、MAAPコードによるDCH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（STAR-CCM+）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、RPV破損直前の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、RPV内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度のMAAP解析結果*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。

注記*：本評価においては、保守的に代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器除熱を考慮しない場合におけるMAAP解析結果を用いるものとする。

- 温度条件①（定常解析）

RPV 内気相平均温度及びドライウエル内気相平均温度については、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、この期間における最高温度を考慮しそれぞれ約 589°C 及び約 111°C を設定する。

- 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として、温度条件①で設定した期間以降の RPV 内気相平均温度の最高値到達までの温度条件として、約 510°C から約 626°C の温度履歴を設定する。

また、ドライウエル内気相平均温度については、温度条件①で設定した期間以降のドライウエル内気相平均温度の最も厳しい温度を適用し、約 116°C 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、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。

4. 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約 150℃、ピストン部の最高温度は約 149℃であり、SRV 環境試験温度である 160℃を下回る。

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約 150℃、ピストン部の最高温度は約 147℃であり、SRV 環境試験温度である 160℃を下回る。

なお、SRV 環境試験では、160℃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℃を与えていることを踏まえると、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*1である。温度条件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。

以上のとおり、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 開保持機能は維持されると考えられる。

注記 *1: SRV は、「171℃において 3 時間継続の後、160℃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 SRV 環境試験によって確認されている。この初期の熱負荷（171℃において 3 時間継続）をアレニウス則に基づき、160℃の熱負荷に換算すると、160℃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。

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】 (事象発生から6時間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℃	約510℃→約626℃
ドライウェル内 気相平均温度	約111℃	約116℃

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】 (事象発生から6時間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℃	約150℃
ピストン部 最高温度	約149℃	約147℃

注記*：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、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	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、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	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、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。

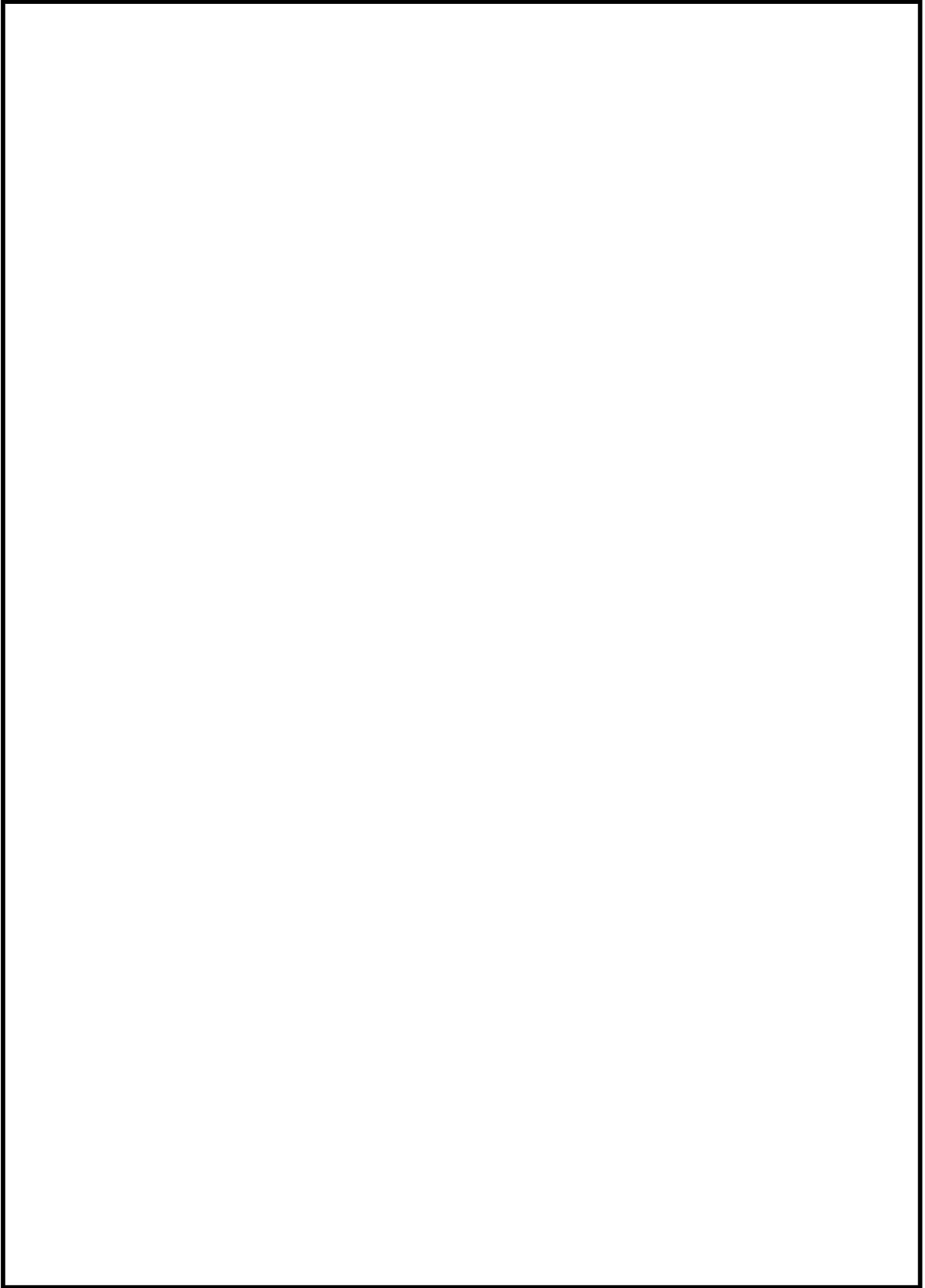


図 1 SRV 構造図 (開状態)

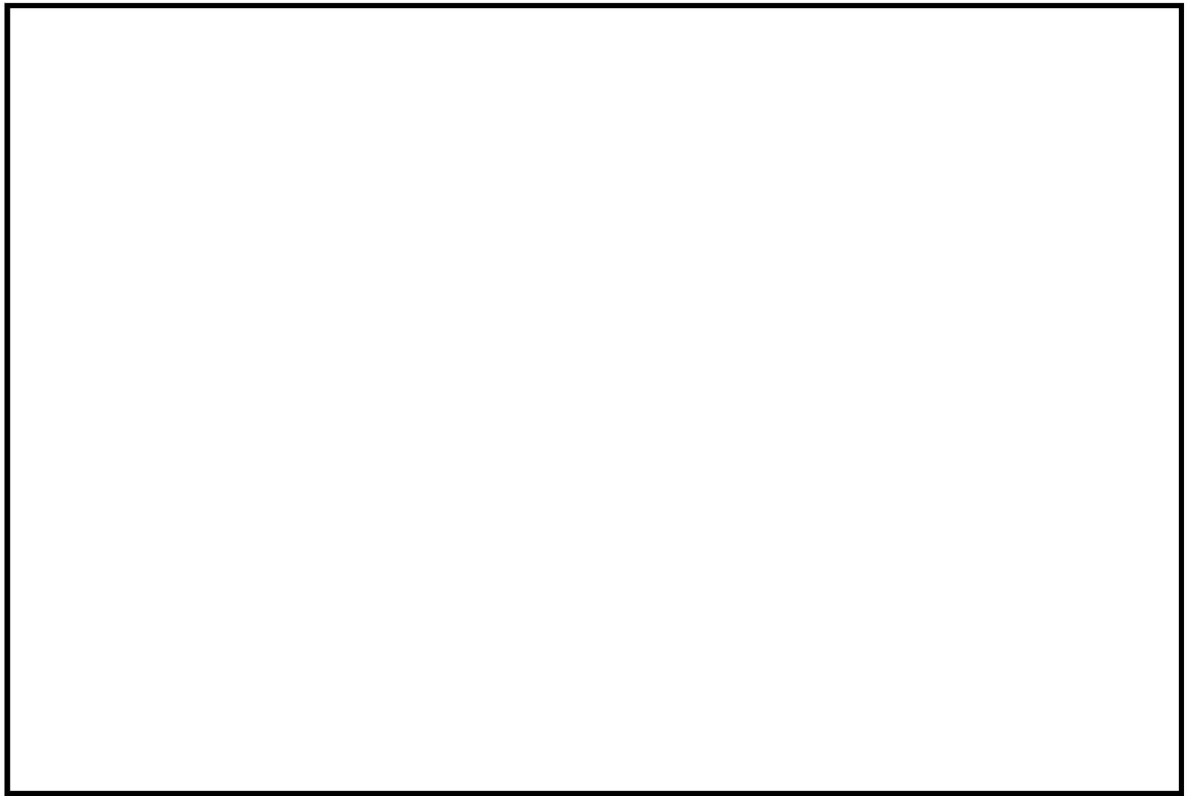
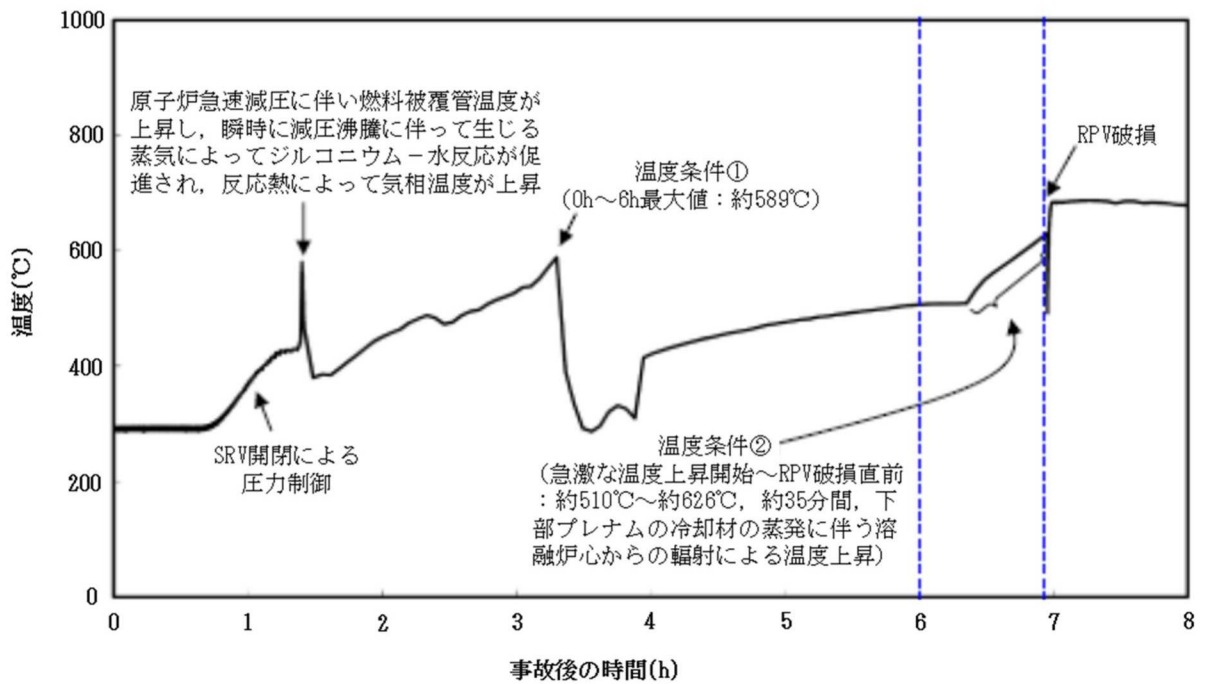


図 2 SRV 環境試験条件



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，原子炉压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 RPV内気相平均温度の推移

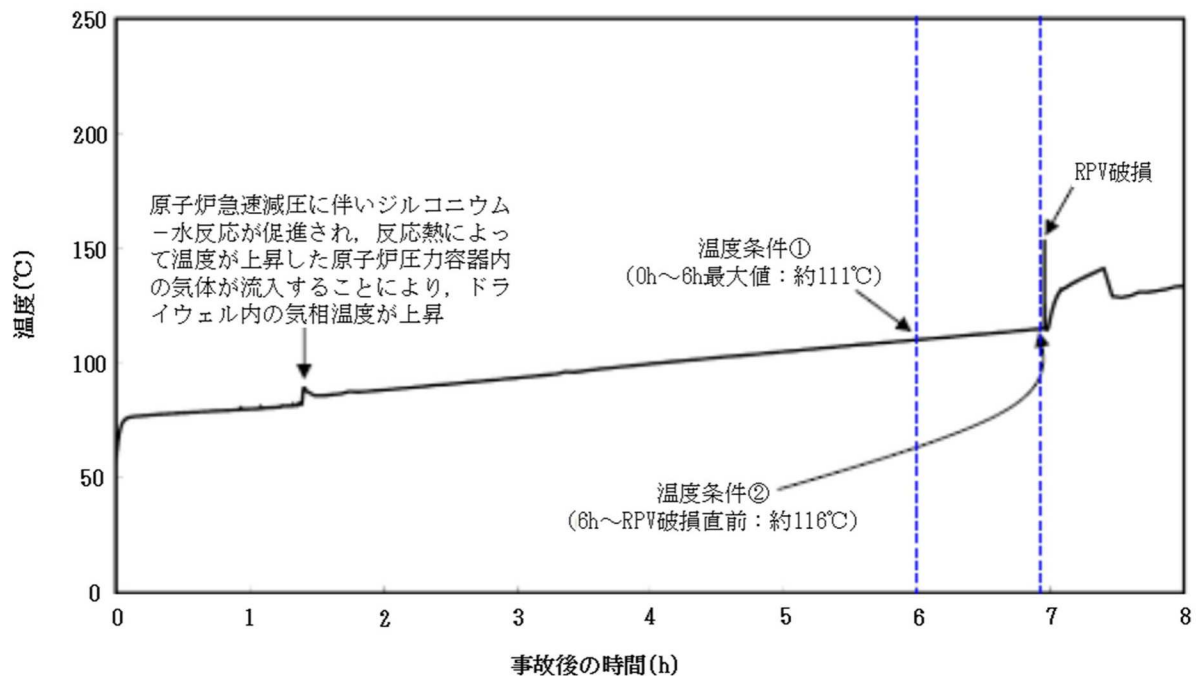


図4 ドライウェル内気相平均温度の推移



図 5 モデル化範囲と境界条件

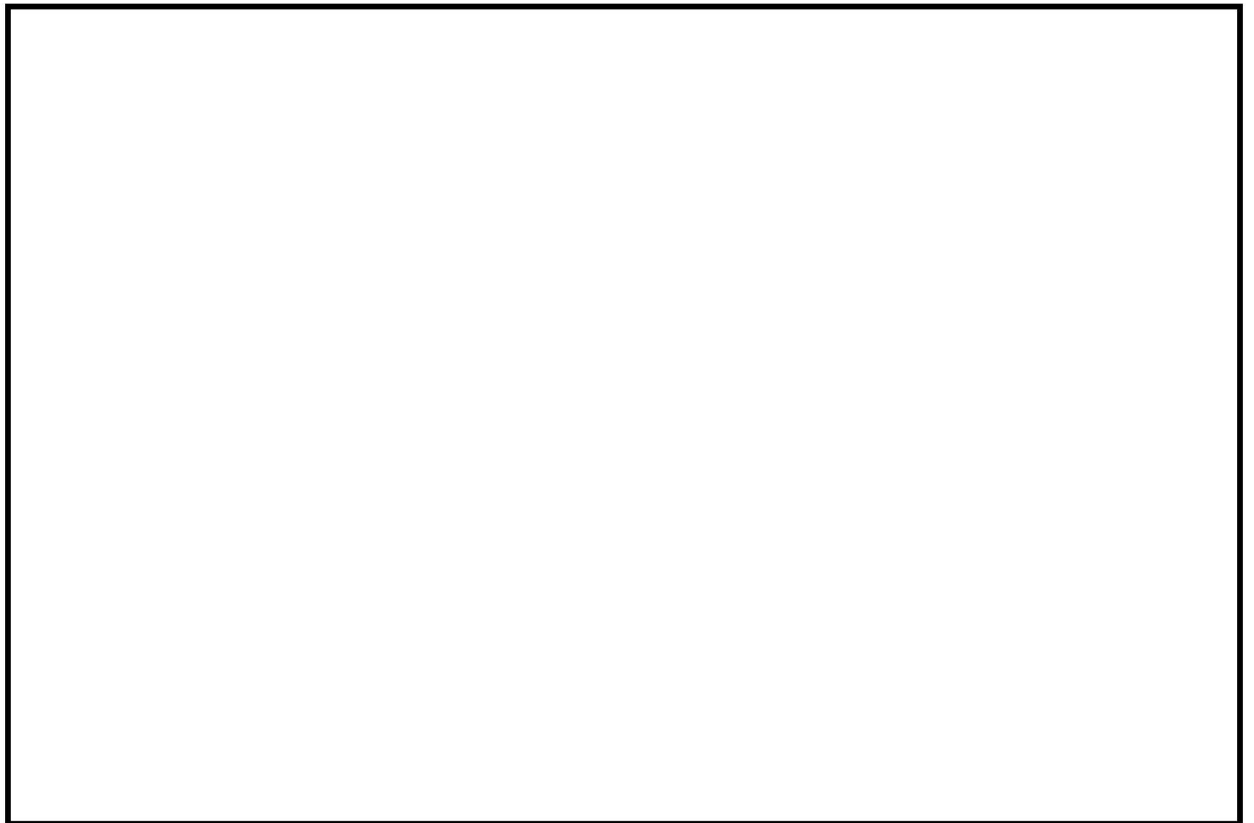


図 6 モデル図及び断面メッシュ図

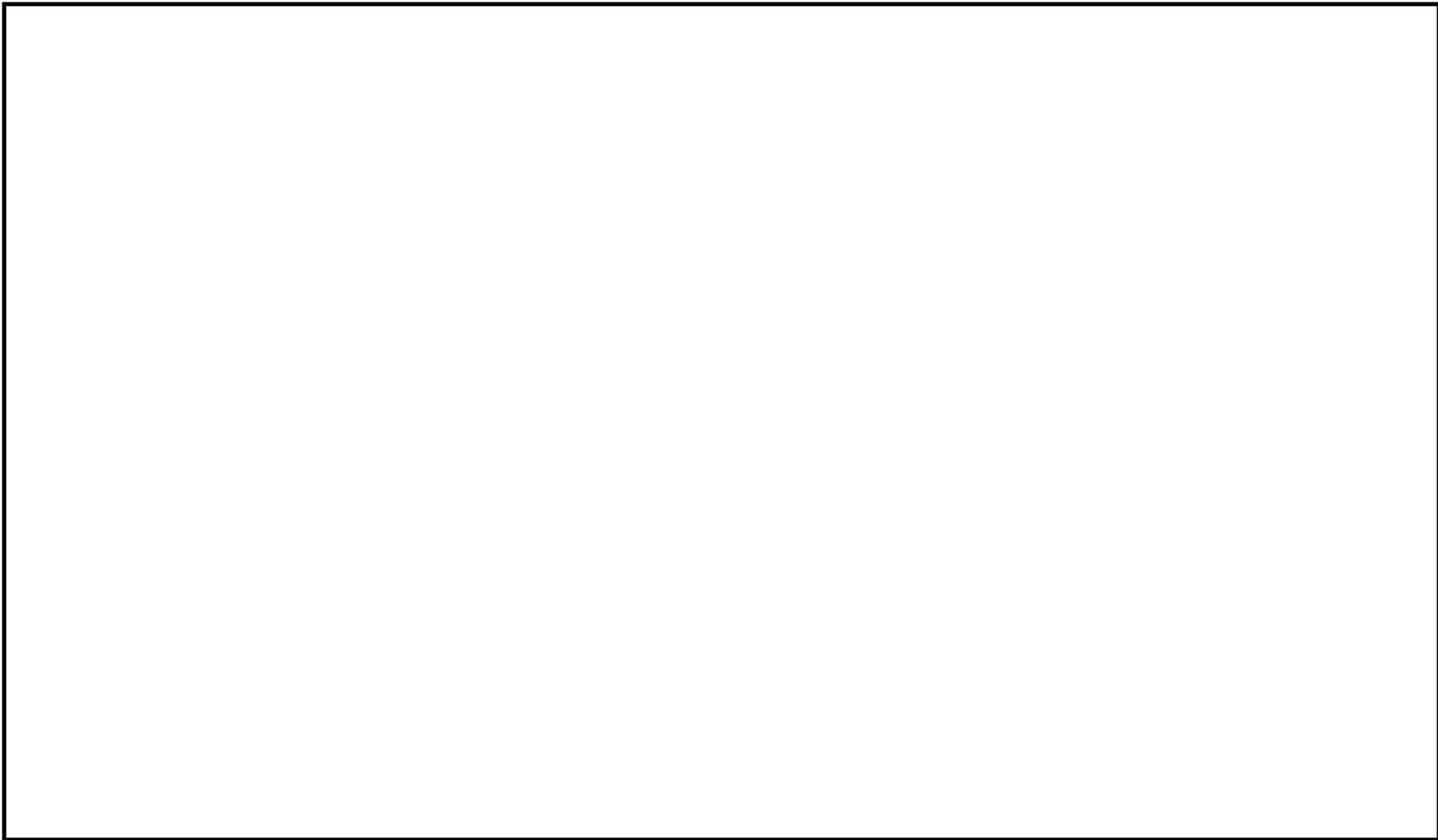


图 7 定常解析結果（温度条件①）

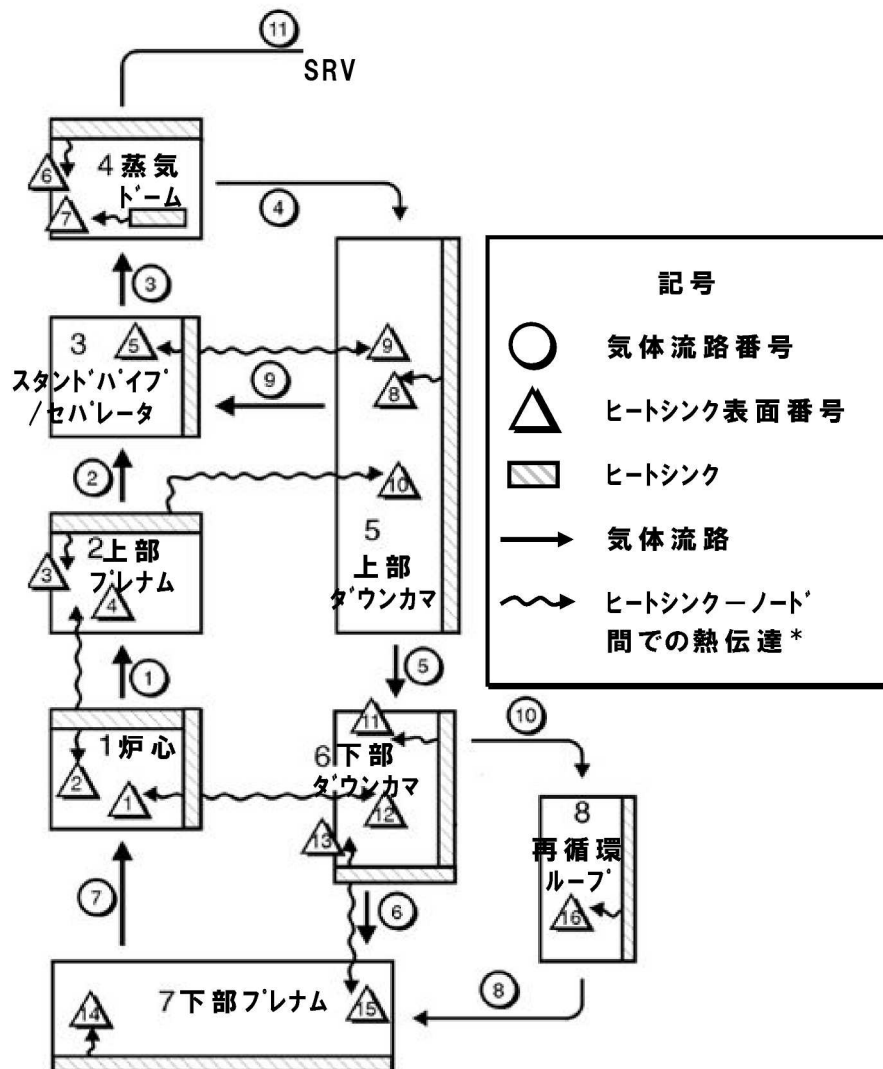


図 8 非定常解析結果（温度条件②）

MAAP コードによる原子炉压力容器内平均温度評価について

1. MAAP コードによる解析

MAAP 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压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, EPRI

* 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 原子炉压力容器ノード分割図

本体資料図 3 には、MAAP コードによる DCH 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	炉心支持板破損直前 (約 3.3 時間後)	→	RPV 破損直前 (約 7 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 726℃
スタンドパイプ／セパレータの温度	上昇傾向	約 672℃	一旦低下し、再度上昇	約 624℃
原子炉圧力容器内気相平均温度*	上昇傾向	約 589℃	一旦低下し、再度上昇	約 626℃

*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資料図 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

本体資料図 3 及び表 1 に示したとおり、事故後 0.7 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 3.3 時間までの間に約 930℃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 278m³) 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)。

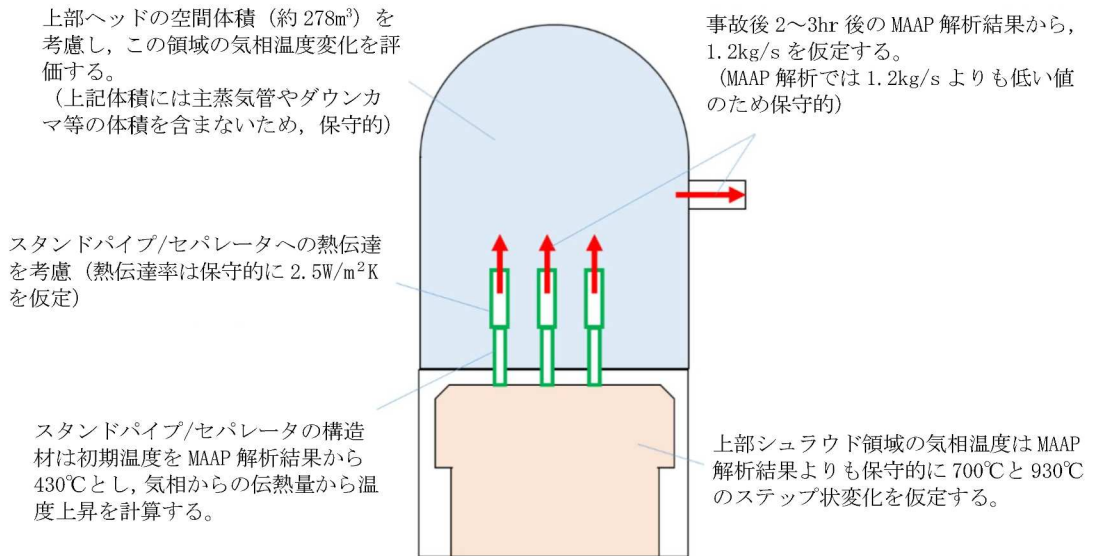


図 2 簡易評価の計算体系

表 2 簡易評価の評価条件

項目	値	単位	備考
上部ヘッドの空間体積	278	m ³	左記体積は主蒸気管やダウンコマ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	1.2	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 0.5 時間で約 1.0kg/s, 事故後 3.2 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	700, 930	℃	原子炉減圧（事故後 1.6 時間）～炉心支持板破損時（事故後 3.3 時間）における炉心領域の気相温度から設定 事故後 1.6 時間から 3.0 時間までは 700℃一定, 事故後 3.0 時間から 3.3 時間までは 930℃一定の条件は保守的な設定となる
上部ヘッドの気相温度の初期温度	430	℃	簡易評価の初期時刻である事故後 1.6 時間後における上部ヘッドの気相温度（約 430℃）から設定*
スタンドパイプ/セパレータの構造材温度の初期温度	430	℃	簡易評価の初期時刻である事故後 1.6 時間後における構造材温度（約 419℃）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、流れている空気の内熱伝達率の値（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	24	MJ/K	スタンドパイプ/セパレータの重量 39t, 構造材の材質である SUS の比熱 0.62kJ/kgK より設定 (39×10 ³ kg×0.62 kJ/kgK=24 MJ/K)

* 事故後 50 分後までは炉心部に存在する水及び蒸気により冷却されること、その後の事故後 1.6 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 1.6 時間までは構造材温度及び気相温度（本体資料図 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。

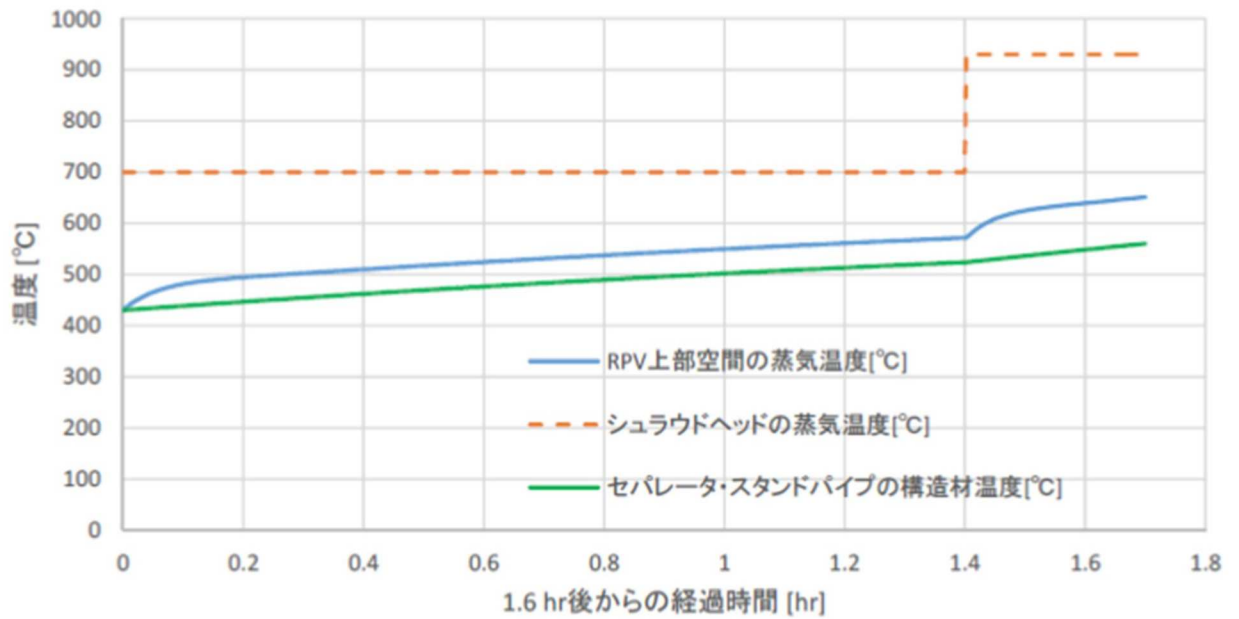
図3に示すとおり、過熱蒸気の流入により、原子炉圧力容器の上部ヘッ드의気相温度は徐々に上昇するものの、1.7時間後（事故発生3.3時間後に相当）の気相温度は、652℃程度である。本簡易評価では上部ヘッ드의気相温度を高め評価する条件としており、MAAP解析における約3.3時間後の原子炉圧力容器内気相平均温度589℃（表1）よりもやや高い温度となっている。

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560℃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560℃は、表1に示したMAAP解析における約3.3時間後のスタンドパイプ/セパレータの温度（約672℃）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10W/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、1.7時間後（事故発生3.3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588℃程度となる。（図4においては、スタンドパイプ/セパレータの構造材温度と上部ヘッ드의気相温度が一致しているため、代表としてスタンドパイプ/セパレータの構造材温度のみを示している。）また、スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達率を10W/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588℃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700℃～930℃と高いが、気相流量は1.2kg/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588℃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時間当たりのスタンドパイプ/セパレータの温度上昇量の目安としては、約72°Cとなる。

$$\frac{(3.9 \text{ MJ/kg} - 3.5 \text{ MJ/kg}) \times 1.2 \text{ kg/s} \times 3600 \text{ s/h}}{24 \text{ MJ/K}} = \text{約 } 72 \text{ K/h}$$

過熱蒸気の比エンタルピー (700°C, 0.28MPa[abs]) : 約 3.9MJ/kg

RPV 上部空間の蒸気の比エンタルピー (500°C, 0.28MPa[abs]) : 約 3.5MJ/kg

過熱蒸気の流入量 : 1.2kg/s

スタンドパイプセパレータの熱容量 : 24MJ/K

図3 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 : 2.5 W/m²K)

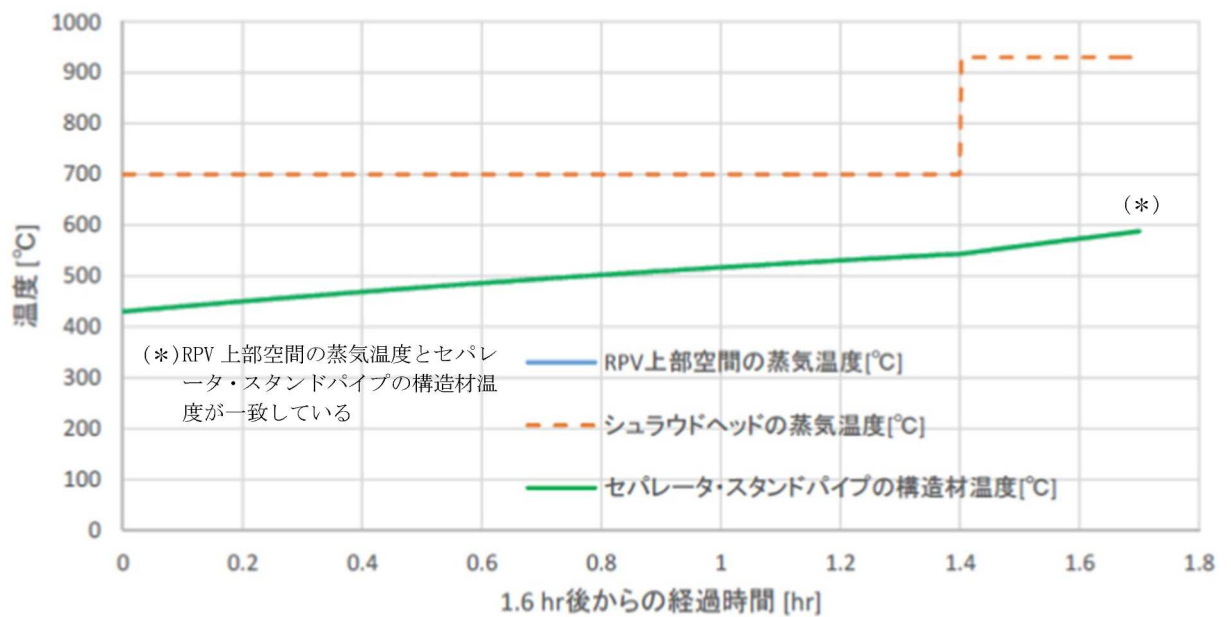


図4 簡易評価による原子炉压力容器の上部ヘッドの気相温度及びスタンドパイプ／セパレータの構造材温度
(スタンドパイプ／セパレータへの熱伝達率：10 W/m²K)

3. SRV の 3 次元熱流動解析にて使用する原子炉压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压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、原子炉压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MAAP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、MAAP解析における原子炉压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、原子炉压力容器から繋がる主蒸気配管にSRVは設置されており、実際は原子炉压力容器からSRV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さらに低下すると考えられるため、SRVの3次元熱流動解析において、SRVを流れる蒸気の温度として原子炉压力容器内気相平均温度を適用することは問題ないとする。

主蒸気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

主蒸気逃がし安全弁用アクチュエータは、主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）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、シリンダーへの窒素供給によってピストンを作動させることでSRVを作動させる設計としている。既設SRVの概要図を図1に示す。

シリンダー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ーOリングにより維持される。シール材は重大事故等時における有効性評価を上回る高温蒸気環境下においては損傷する恐れがあることから、更なる安全性向上の一環として、シリンダーピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダーOリング）を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する予定である。

また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良EPDM材のシート部（バックシートOリング）を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートOリングによりシール機能を維持することが可能となる改良を計画し、原子炉格納容器の限界温度・圧力環境下における試験にて信頼性を確認した。

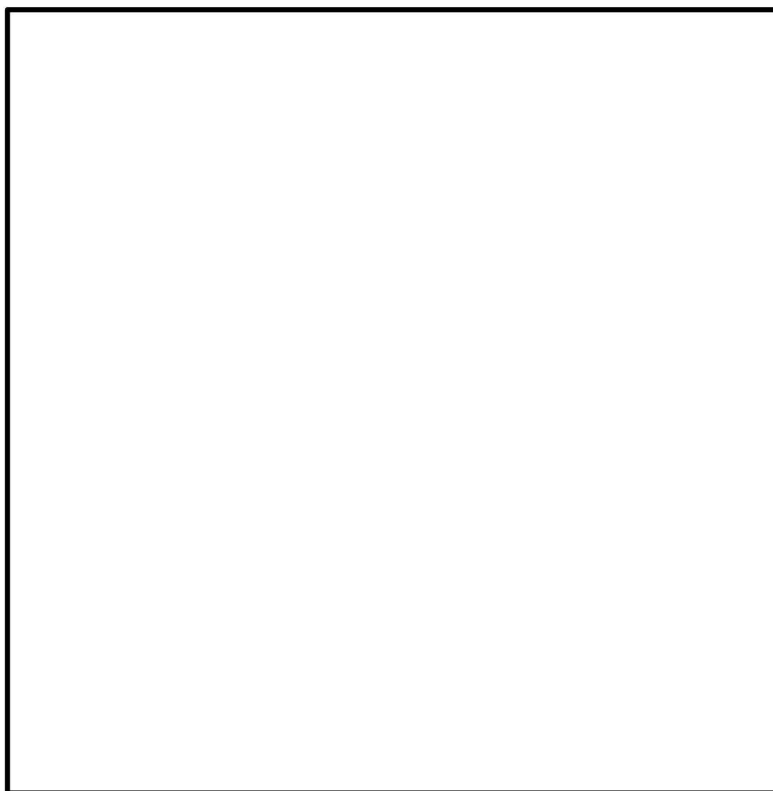


図1 既設SRV概要図

2. 耐環境性能向上を目的としたSRV用シリンダーの改良内容

図2に既設シリンダーと改良シリンダーの概要図を示す。

SRV シリンダーのシール部は従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良 EPDM 材を採用したシリンダーOリングへ変更する。シリンダーのシール部は静的シール部であることから、材質の変更によって SRV の動作には影響を及ぼさない。

また、バックシートは SRV が全開位置の時、ピストンOリングの機能が喪失した場合でもシリンダー上部からの窒素の漏えいを防ぐことができるため SRV の機能を維持することができる。

バックシートを採用する場合は、シリンダーにバックシートとのシール面を製作する必要があるため、シリンダーの一式取替を実施する必要がある。

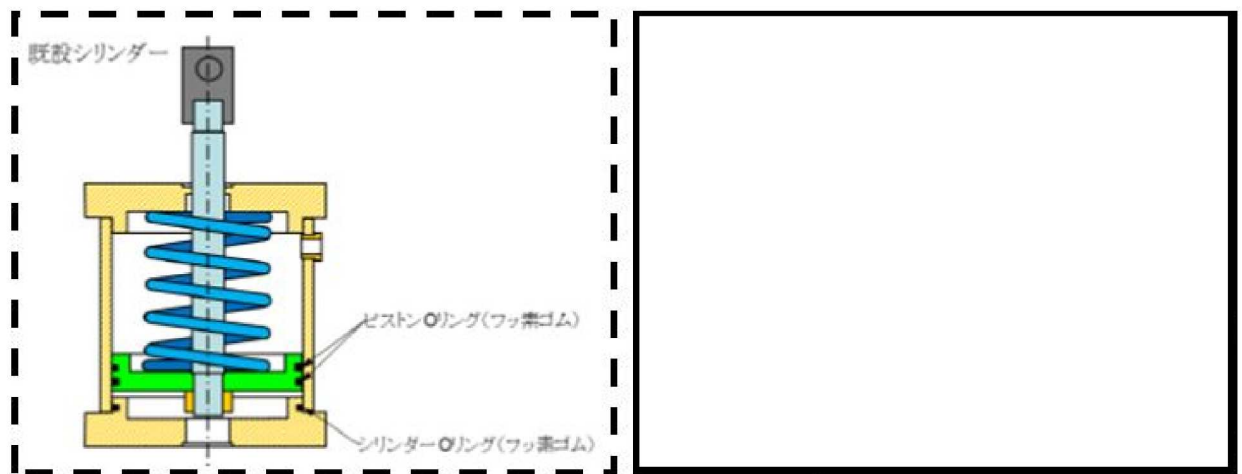


図2 既存シリンダーと改良シリンダーの概要図

3. 信頼性確認試験

(1) 試験条件

改良シリンダーの信頼性確認試験として、下記の表1に示す環境劣化処置を実施したのちに、DBA時、LOCA試験条件を包絡するよう表2の条件下で蒸気試験を行う。その際、シリンダーの作動試験および漏えい試験（試験装置：図3、試験条件：図4参照）を実施し、SRV動作に対して影響がないことを確認する。

表1 改良シリンダーの環境劣化処置

機械劣化処置
放射線劣化処置※1
熱劣化処置※1
加圧劣化処置
振動劣化処置
地震劣化処置
水力学的動荷重処置
事故時放射線照射処置

※1 同時に処置を実施

表2 蒸気暴露試験条件

項目	
温度[°C]	
圧力[MPa (gage)]	
雰囲気	
時間（経過時間）	

*1 供給圧力をシリンダーへ供給し、シリンダーが全開動作することを確認する。

*2 MPaの供給圧力にて、シリンダーからの漏えいがないこと。



図 3 蒸気暴露試験装置の概要

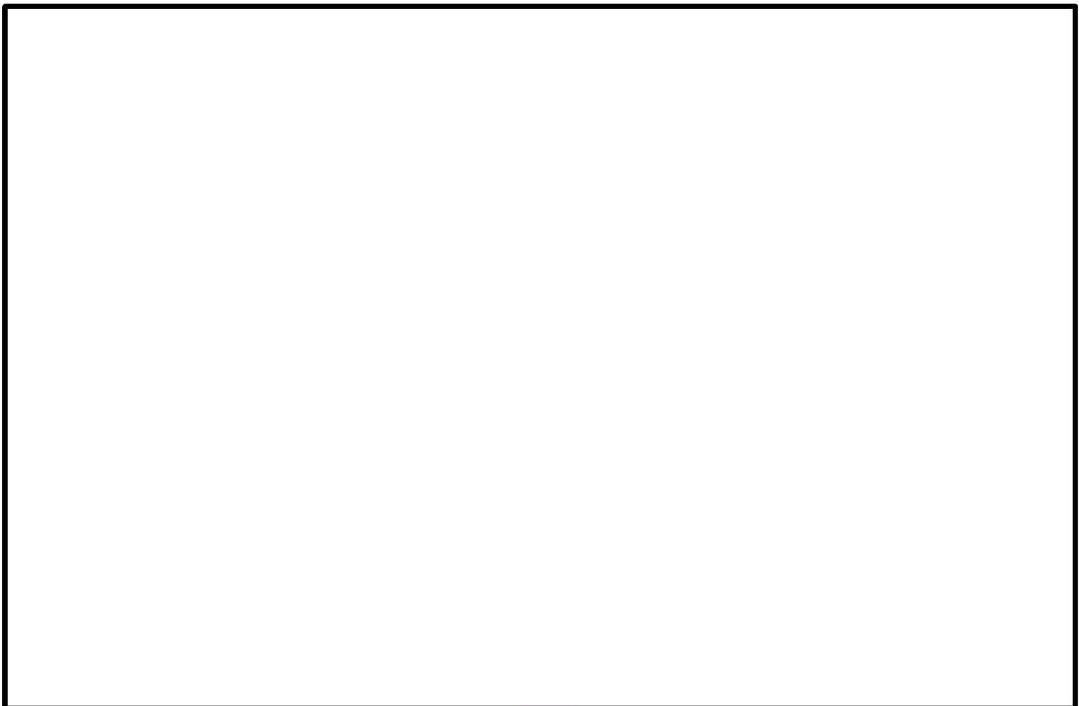


図 4 蒸気暴露試験条件

(2) 試験結果

信頼性確認試験の結果、供給圧力において漏えいがないことを確認し、全開動作が可能であることを確認した。以上の結果から、シリンダーの改良は想定される環境劣化処置を施したとしてもSRV動作に対して影響がないことを確認した。

4. 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験

(1) 試験条件

格納容器限界温度・圧力環境下において改良シリンダーにおけるシール材の検証として、事故時放射線照射処置を施したのち、格納容器限界温度・圧力環境である200℃/0.62MPa以上の試験条件にて蒸気暴露試験（試験条件：表3）を実施し、シール性に影響がないか確認する。

表3 格納容器限界温度・圧力環境下における試験条件

項目	条件値
累積放射線量 [MGy]	
圧力 [MPa]	
温度 [℃]	
雰囲気	

(2) 試験結果

格納容器限界温度・圧力環境下における蒸気暴露試験では、試験中における無漏えいを確認した。また、蒸気暴露試験終了後のシリンダーの作動確認試験においても、シリンダーは作動状態に異常は確認されなかったことから、改良シリンダーは限界温度・圧力環境下においてもシリンダーのシール機能に影響を与えないことを確認した。

5. 今後の方針

シリンダーの改良は、設計基準事故時のSRV動作に影響を与える変更となることから、信頼性確認試験を実施し、シリンダーの改良がプラント運転に影響を与えないことを確認した。また、更なる安全性向上を目的とした重大事故等での格納容器限界温度・圧力環境下におけるシリンダーのシール機能に対する検証試験の結果、作動状態および開保持における供給窒素の無漏えいを確認したことから、限界温度・圧力環境下でもシリンダーのシール部の健全性が保たれることを確認した。

また、既設シリンダーにて、従来の材質よりも耐熱性、耐放射線性、耐蒸気性を向上したピストンリング（シール材）信頼性確認試験によりプラントの運転に影響を与えないことを確認している。ピストンリングの耐環境性能が確保できる場合、シリンダーのピストン位置に関わらずSRV動作の保証ができる範囲を広げられるメリットがある。このことから、シリンダーのシール材改良の限界温度・圧力環境下における検証試験も視野に入れ、バックシートによるシリンダー改良案と比較しながら、実機導入に向けた検討を進める。

以上

SRV 用電磁弁の耐環境性能向上について

1. 概要

SRV の更なる安全性向上対策として、代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）の設置を進めている。代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）は、高圧窒素ガス供給系（以下、「HPIN 系」という。）(A/B) と独立した窒素ガスボンベ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、SRV 用電磁弁の排気ポートに窒素ガスボンベの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要とした SRV 開操作が可能な設計とする。また、本システムは、ADS 機能なしの 4 個へ窒素ガスを供給する設計とする。代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）の系統概要図を図 1 に示す。

高温蒸気環境下における代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）のシール性能を確保するため、高圧窒素ガスの流路となる「SRV 用電磁弁」及び「SRV シリンダー」に対してシール材の改良を実施する。

SRV 用電磁弁については、HPIN 系及び代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）により高圧窒素ガス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 EPDM 材に変更する。

また、更なる安全性向上のため、新規開発した SRV 用電磁弁に対して、格納容器限界温度・圧力環境下におけるシール性能を試験により確認する。

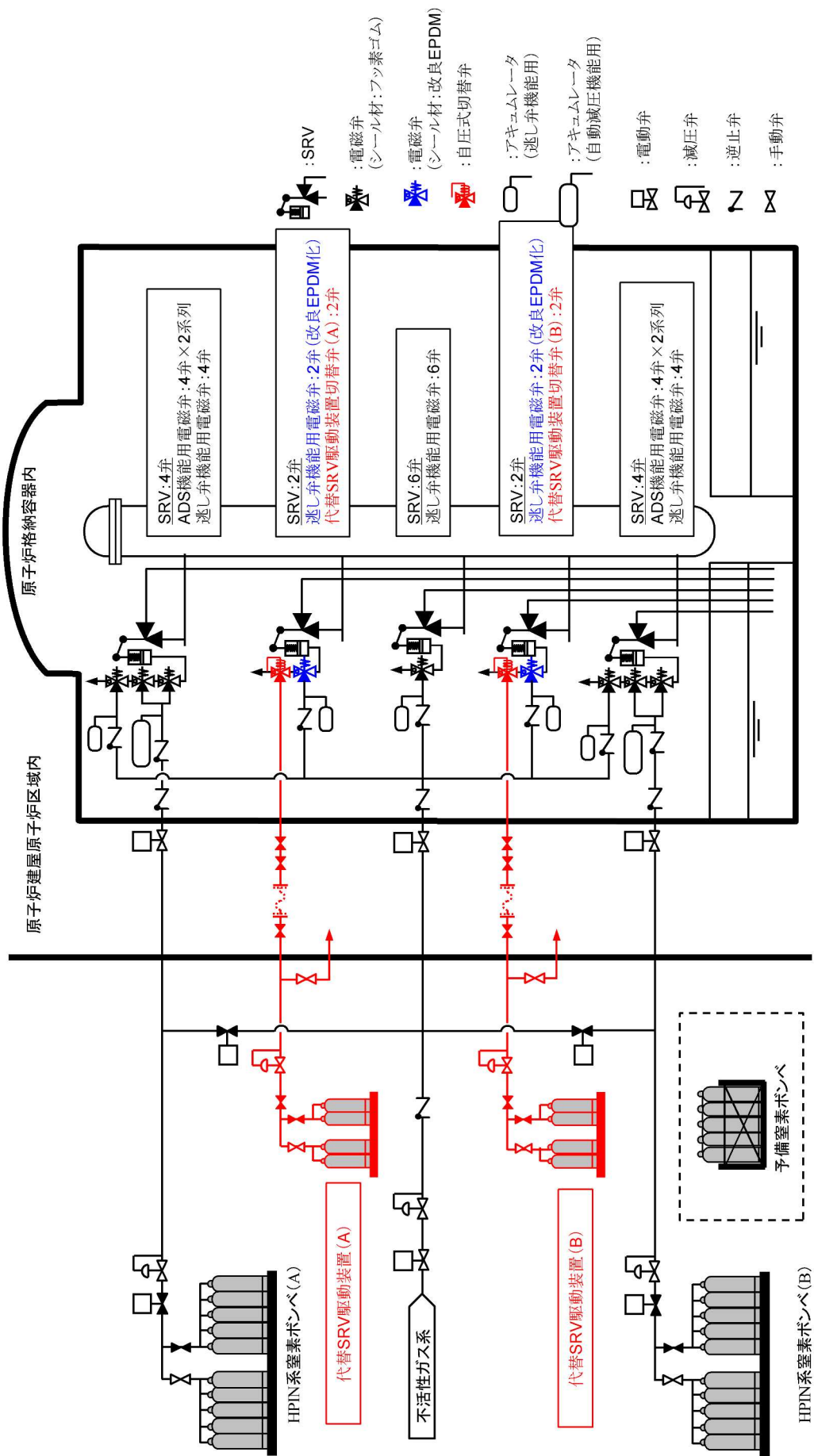


図1 代替SRV駆動装置（自主対策設備）の系統概要図

2. 耐環境性能向上を目的とした SRV 用電磁弁の改良内容

HPIN 系及び代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）により、高圧窒素ガスの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 EPDM 材を採用した SRV 用電磁弁（以下、「改良電磁弁」という。）の概要図を図 2 に示す。

また、格納容器限界温度・圧力環境下におけるシール性能確保を目指し、改良 EPDM 材の採用に加えて、電磁弁の作動性能に関わる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シール材を採用した電磁弁（以下、「新規開発電磁弁」という。）の概要図を図 3 に示す。



図 2 改良電磁弁概要図

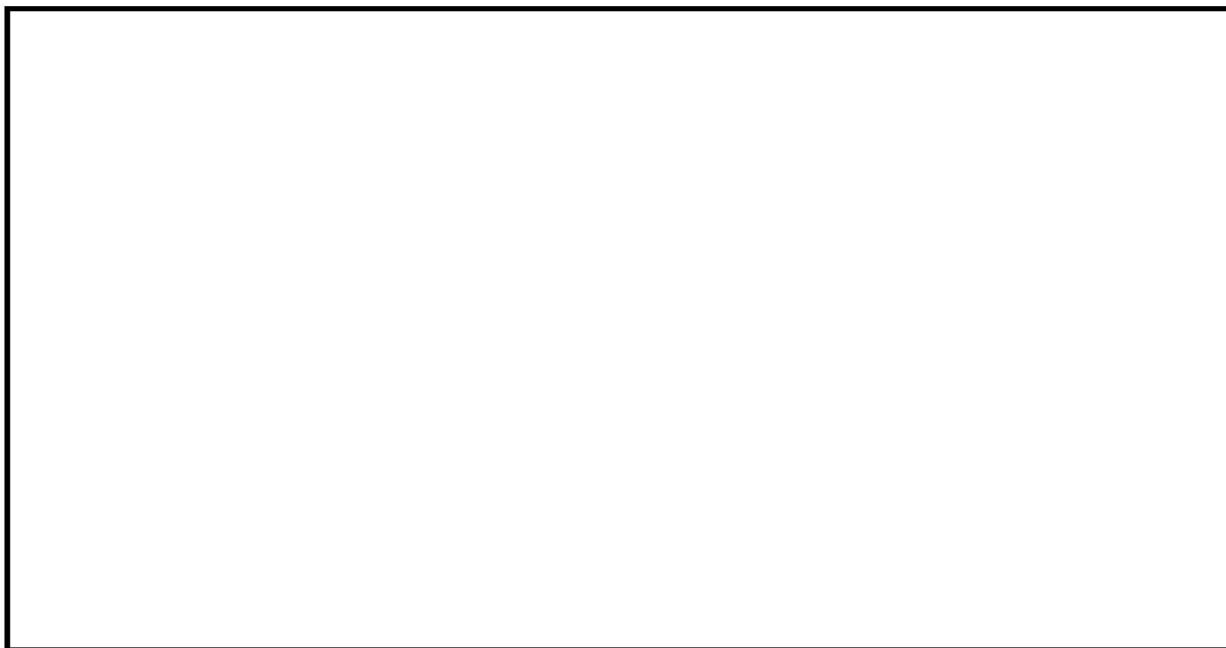


図 3 新規開発電磁弁概要図

3. 信頼性確認試験

(1) 試験条件

改良電磁弁及び新規開発電磁弁シール部の信頼性確認試験として、図4に示す試験手順により蒸気暴露試験（試験装置：図5，試験条件：表1及び図6参照）を実施し、シール機能に対して影響がないことの確認を実施した。

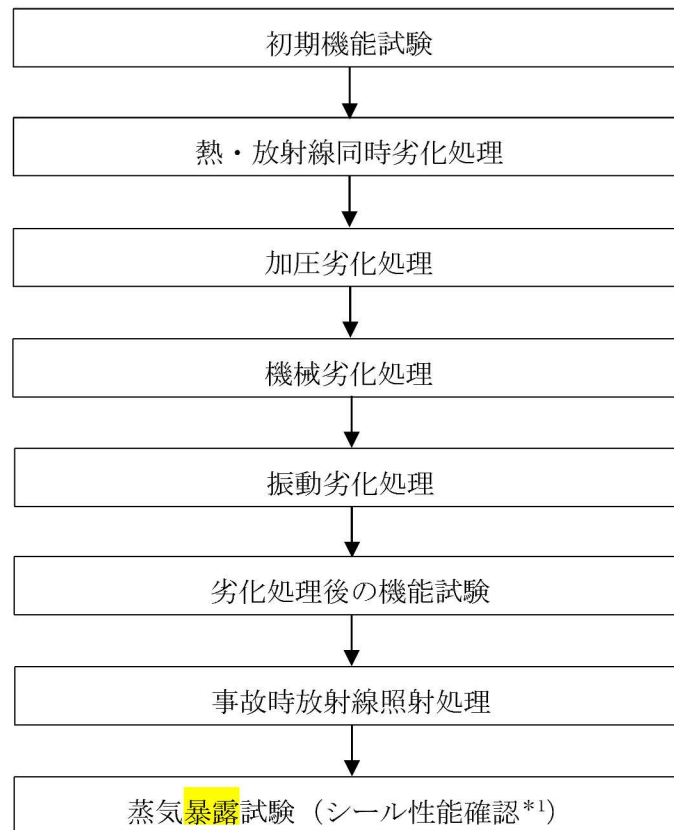


図4 試験手順

*1 シール性能確認の判定基準

- ・排気ポート側圧力に供給ポート側圧力の漏えいが認められないこと。
- ・無励磁時の漏えい量は目標として 以下であること。

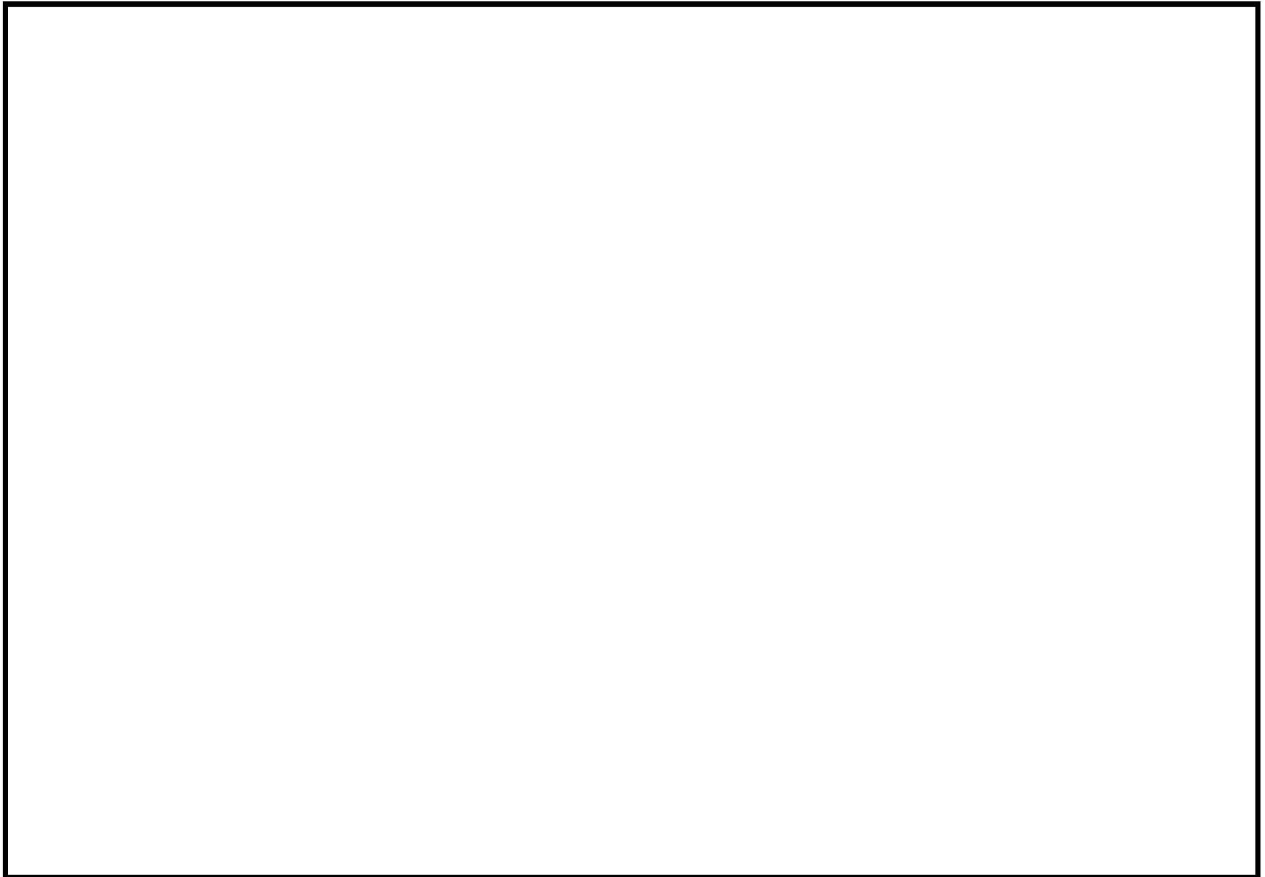


図5 蒸気暴露試験装置の概要

表1 重大事故環境試験条件

項目	改良電磁弁	新規開発電磁弁
時間（経過時間）	0～168／168～175	
圧力（MPa[gage]）	0.710／0.854	
温度（℃）	171／178	
雰囲気	蒸気	
放射線量（MGy）	<input type="text"/> *1	

*1：事象発生から7日間の累積放射線量を示す。

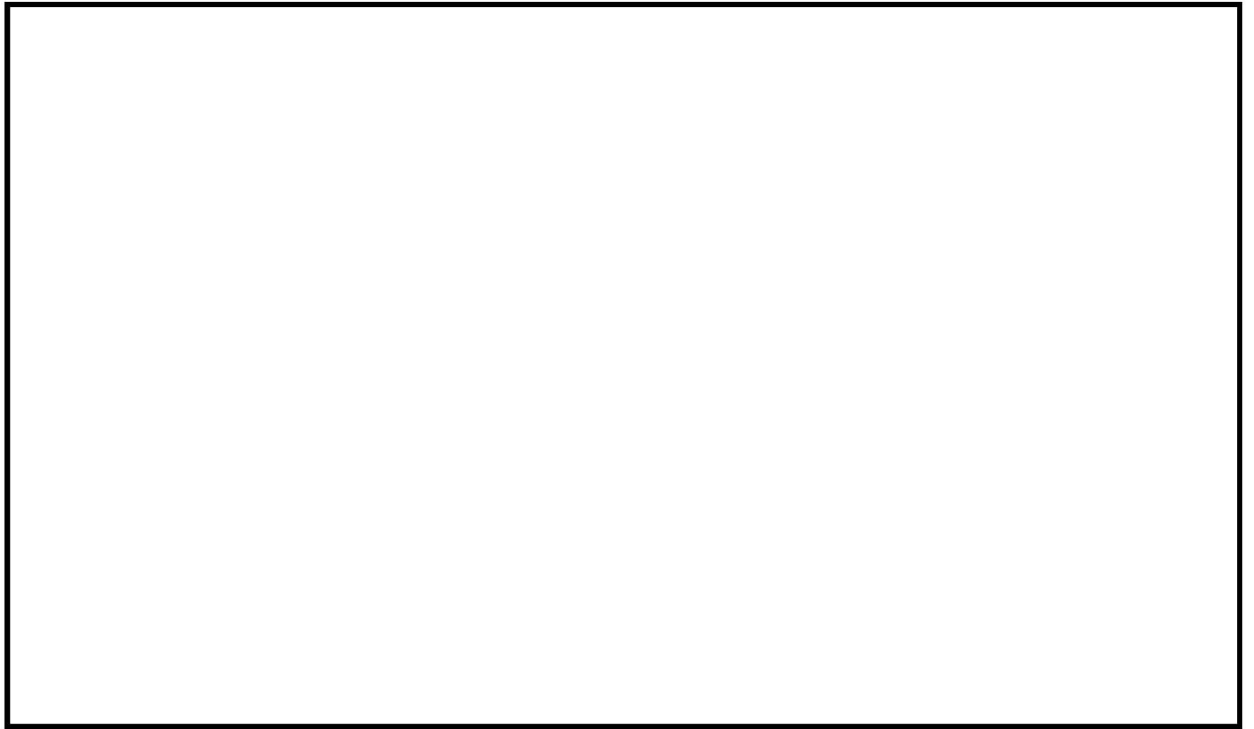


図 6 蒸気暴露試験条件

(2) 試験結果

蒸気暴露試験の結果，改良電磁弁及び新規開発電磁弁は，蒸気暴露試験中において漏えいがなく，従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して，より長時間（図 6 参照）にわたって，SRV 駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。

4. 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験

(1) 試験条件

格納容器限界温度・圧力環境下における新規開発電磁弁シール部の検証試験として、事故時放射線照射処理を施したのち、格納容器限界温度・圧力環境である 200℃/0.62MPa 以上の試験条件にて蒸気暴露試験（試験条件：表 2 参照）を実施し、シール機能に対して影響がないことの確認を実施した。

表 2 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験条件

項目	新規開発電磁弁
時間（経過時間）	
圧力（MPa[gage]）	
温度（℃）	
雰囲気	
放射線量（MGy）	

(2) 試験結果

格納容器限界温度・圧力環境下における蒸気暴露試験の結果、新規開発電磁弁は、蒸気暴露試験中において漏えいがなく、SRV 駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。

5. 今後の方針

改良電磁弁に対して信頼性確認試験を実施した結果、SRV 駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、SRV の機能を向上させるための更なる安全性向上対策として、代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）による駆動時の高圧窒素ガス流路となる SRV 用電磁弁 4 個を改良電磁弁へ交換する。更に、代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）の流路となる SRV 用電磁弁以外の電磁弁についても、プラント起動前までに改良電磁弁に交換する。

また、新規開発電磁弁に対して信頼性確認試験及び格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験を実施した結果、SRV 駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、実機導入に向けた準備を進める。

以上