

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0200-9_改0
提出年月日	2021年2月9日

## 補足-200-9 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

女川原子力発電所第2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（空気シリンダ、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。

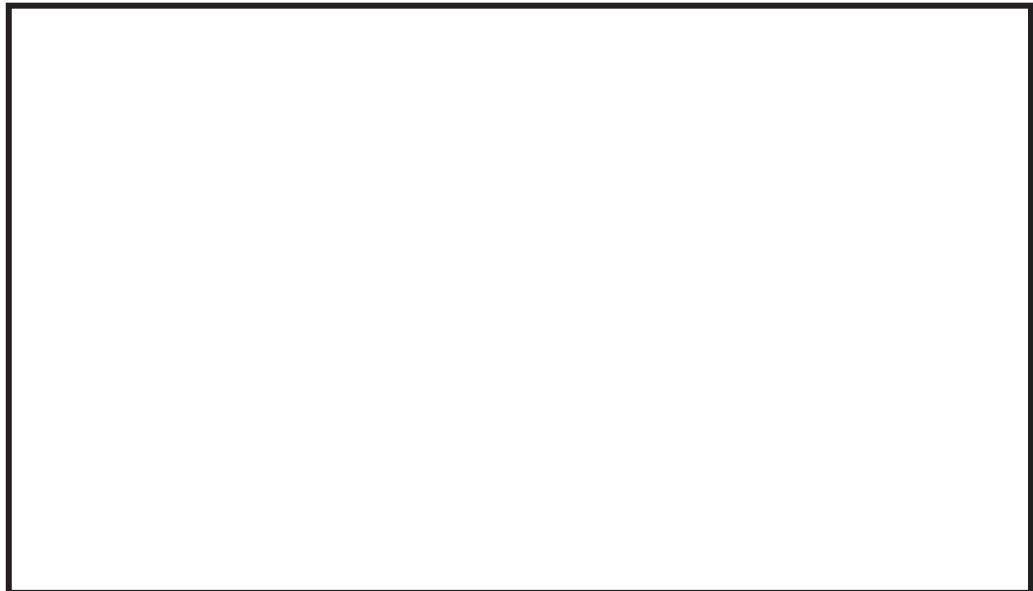


図1 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件

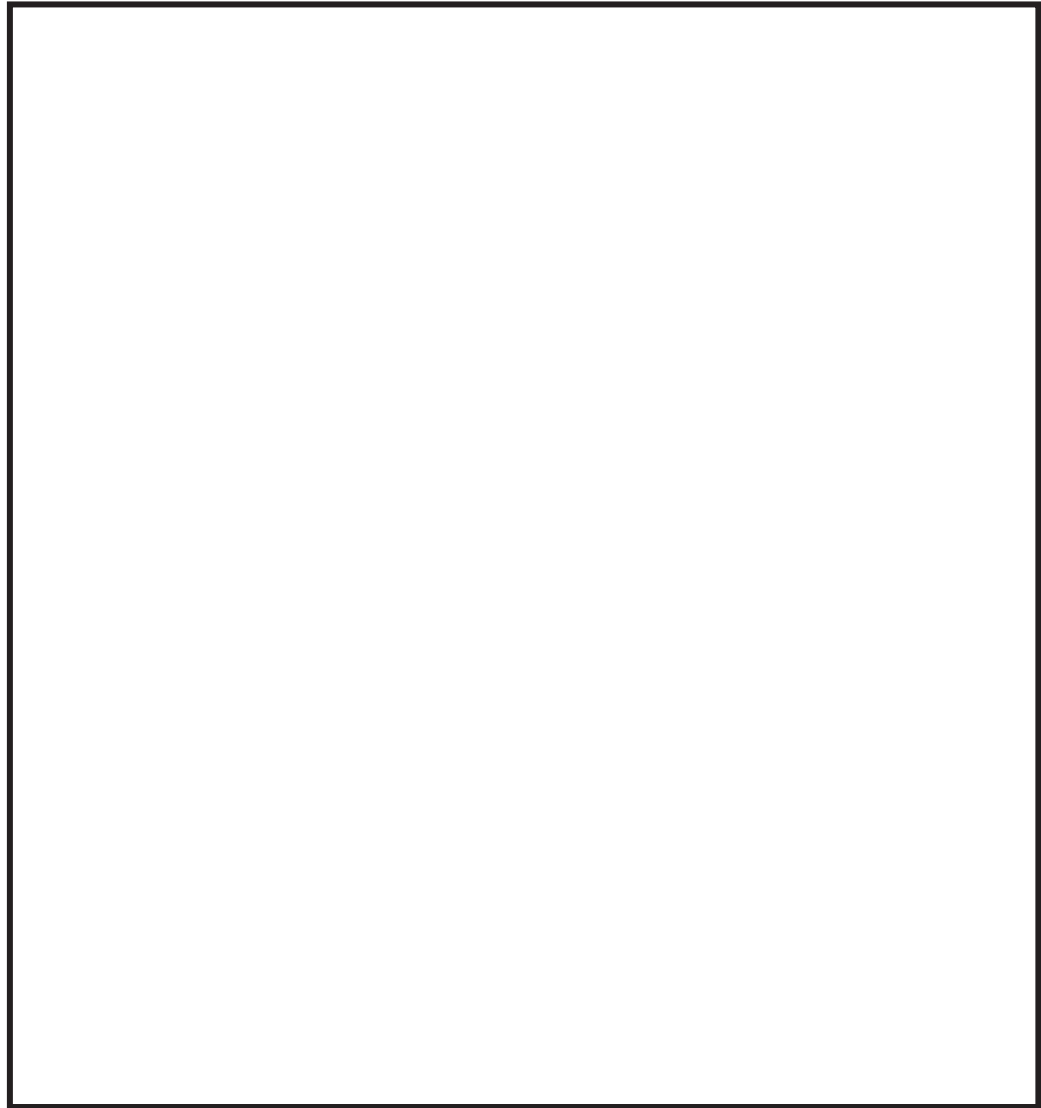


図2 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）の  
SRV環境試験機器概要図

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、本体部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、電磁弁又は空気シリンダピストンのシール部が高温劣化し、SRV（自動減圧機能）の機能に影響を及ぼすおそれがある。このため、SRV（自動減圧機能）の高温劣化の観点から、原子炉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（自動減圧機能）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、原子炉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）（復水移送ポンプ）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、原子炉格納容器代替スプレイ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

破断口からドライウエル（以下「D/W」という。）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、D/W圧力が上昇し640kPa[gage]に到達した場合は、原子炉格納容器代替スプレイ系によりD/Wスプレイを実施することから、D/W圧力は640kPa[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640kPa[gage]の飽和温度（約168℃）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プール（以下「S/P」という。）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、D/W圧力が上昇し640kPa[gage]に到達した場合は、原子炉格納容器代替スプレイ系によりD/Wスプレイを実施することから、D/W圧力は640kPa[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640kPa[gage]の飽和温度（約168℃）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168℃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 $9.5\text{cm}^2$ 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 $130^\circ\text{C}$ であり、 $168^\circ\text{C}$ を下回ることを確認した（図3）。

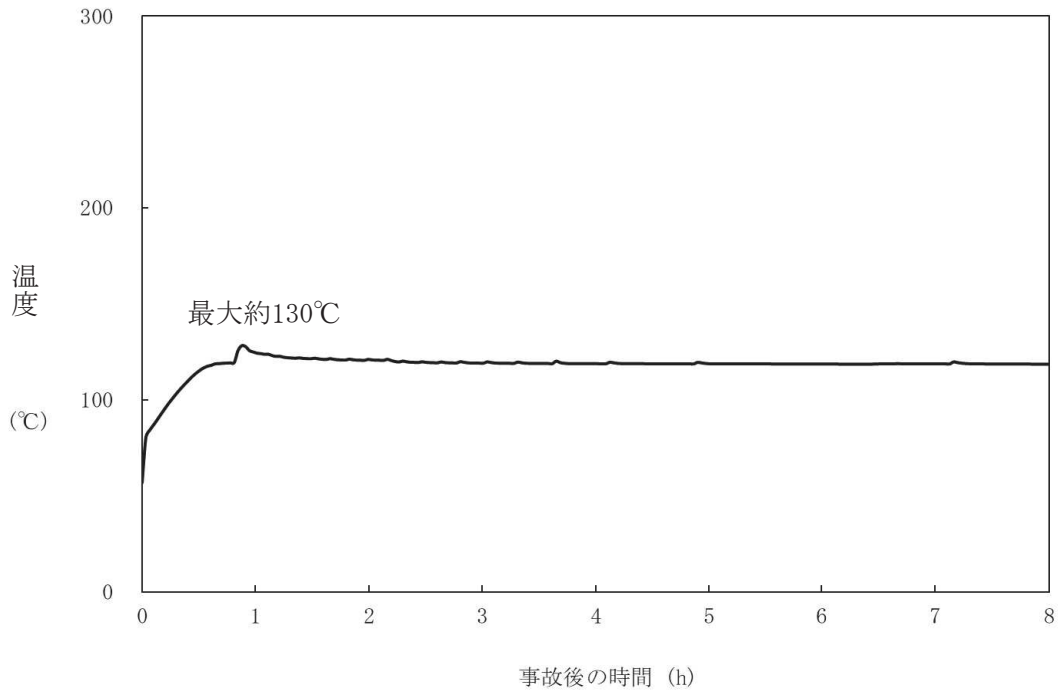


図3 破断面積の小さいLOCAシーケンスにおけるD/W雰囲気温度の推移

## ② D/W圧力について

D/W圧力の上昇によりSRV（自動減圧機能）の機能が喪失する事象として、SRV（自動減圧機能）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（自動減圧機能）に使用されているシール材（フッ素ゴム）の破断強度は $13\text{MPa}$ であるところ、原子炉格納容器内に設置される場合、最大でも内外差圧は $0.854\text{MPa}$ 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（自動減圧機能）の機能への影響はない。

したがって、(2)(3)に記載した $640\text{kPa}$ [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（ $4.35\text{kg/cm}^2\text{g}$ ：約 $427\text{kPa}$ [gage]）を上回っているが、SRV（自動減圧機能）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 $168^\circ\text{C}$ 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（自動減圧機能）の機能への影響はない。

### 3. まとめ

女川原子力発電所第2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6個存在し、仮にDCH防止のため、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4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。

更に、女川原子力発電所第2号機では、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代替高压窒素ガス供給系をSRV（自動減圧機能）4個に対して設置し、代替高压窒素ガス供給系使用時には温度200℃及び圧力85kPa[gage]の環境下でも開保持できる設計とする。
- ・更なる安全性向上対策として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、空気シリンダ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。

また従来のフッ素ゴム材を使用する空気シリンダピストンについて、空気シリンダ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（添付資料②）。

- ・更なる安全性向上対策として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を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）。

## 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、原子炉圧力容器（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、そのような環境下でも主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）（自動減圧機能）を開保持し、RPV内の圧力を2.0 MPa[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（自動減圧機能）は本体部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、電磁弁又は空気シリンダピストンのシール部が熱によって損傷し、SRV（自動減圧機能）の開保持機能に影響を及ぼすおそれがある。

ここでは、「重大事故等対策の有効性評価 添付資料3.2.2」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している環境下においても、SRV（自動減圧機能）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ANSYS FLUENT (Ver. 17.2) によりSRV（自動減圧機能）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（自動減圧機能）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。

## 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、保守的に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイ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（定常解析）

RPV内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度については、MAAP解析結果を踏まえ、事象発生からRPV破損までの期間内で、最も厳しい温度（最大値）を包絡する温度として、それぞれ470℃、100℃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、補助作動装置の空気シリンダ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、空気シリンダピストンを押し上げた状態とする必要がある。SRV（自動減圧機能）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、補助作動装置の空気シリンダ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、空気シリンダ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 空気シリンダピストン部

空気シリンダピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングを用いており、高温影響を受けやすい。空気シリンダピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部より空気シリンダ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、空気シリンダピストンの温度を評価する。

(3) 評価モデル

SRV（自動減圧機能）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（自動減圧機能）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に示す。

事象発生からRPV破損までの期間内でのRPV内気相温度とドライウェル内気相温度をMAAP解析結果を包絡する温度条件を適用した定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度は約151℃、空気シリンダピストン部の最高温度は約152℃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（自動減圧機能）の機能を維持可能\*である。MAAP解析結果を包絡する温度を設定して実施した定常解析であり、実際にSRV（自動減圧機能）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（自動減圧機能）の開保持機能は維持されることが考えられる。

注記\*：SRV（自動減圧機能）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（自動減圧機能）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（自動減圧機能）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【定常解析】
RPV内 気相平均温度	470℃
ドライウェル内 気相平均温度	100℃

表2 3次元熱流動解析での評価結果

項目	温度条件【定常解析】
下部コイルハウジング 最高温度	約151℃
空気シリンダピストン部 最高温度	約152℃

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。

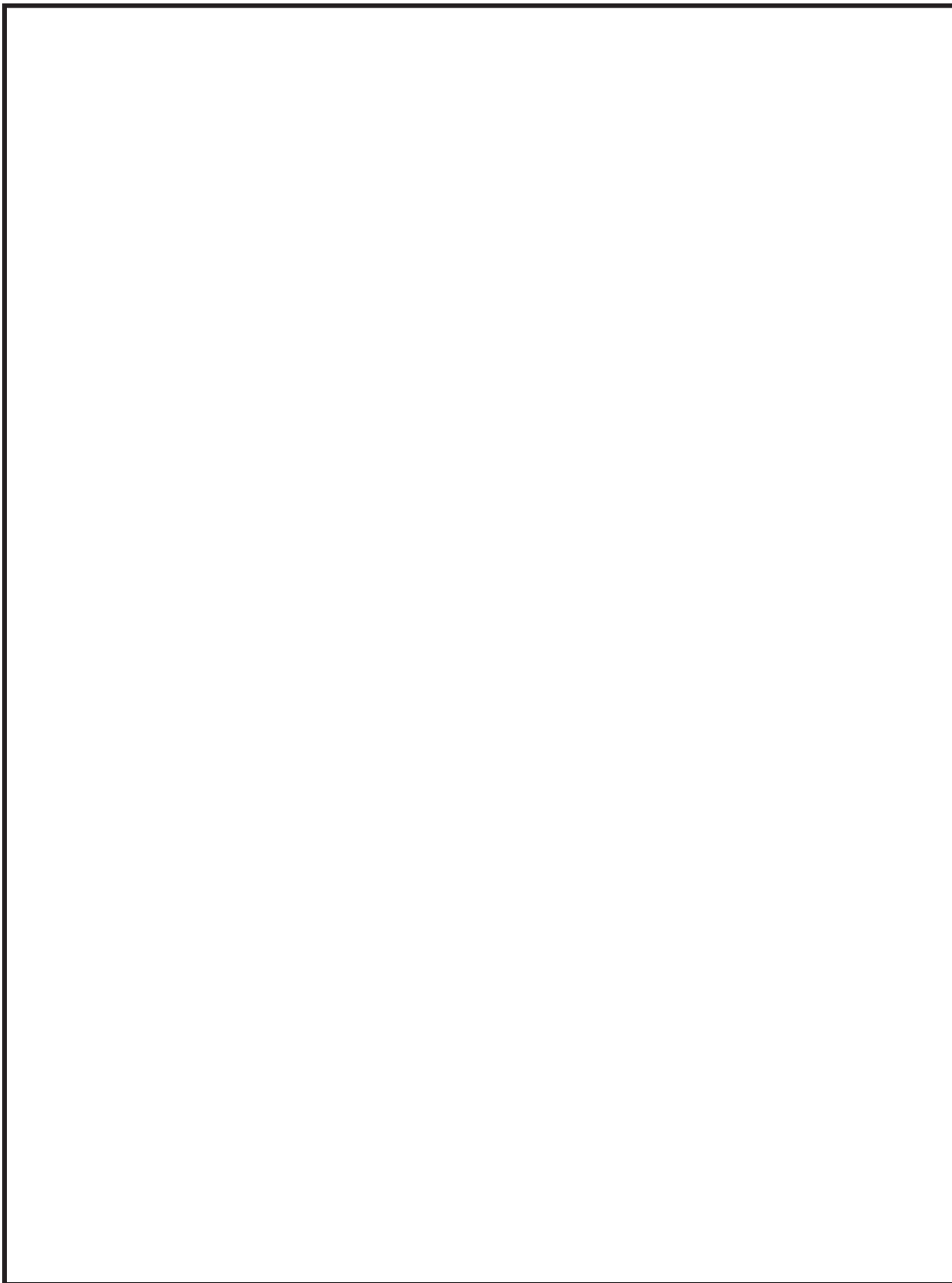


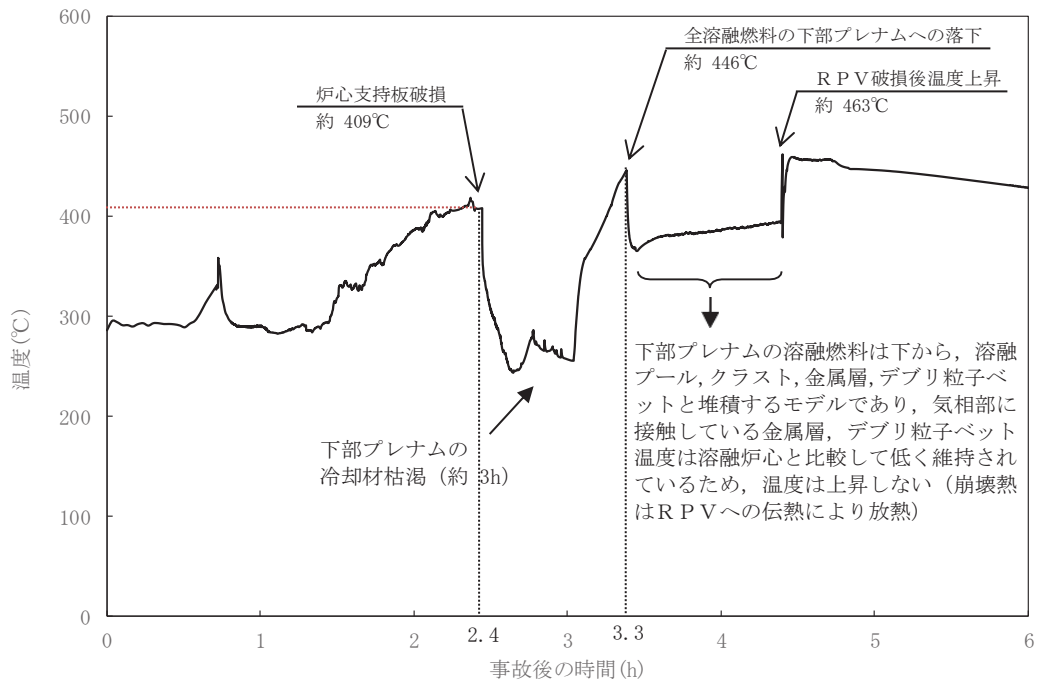
図1 SRV構造図（開状態）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図2 SRV環境試験条件

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



MAAP解析の結果、炉心領域での気相温度は最大約700°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

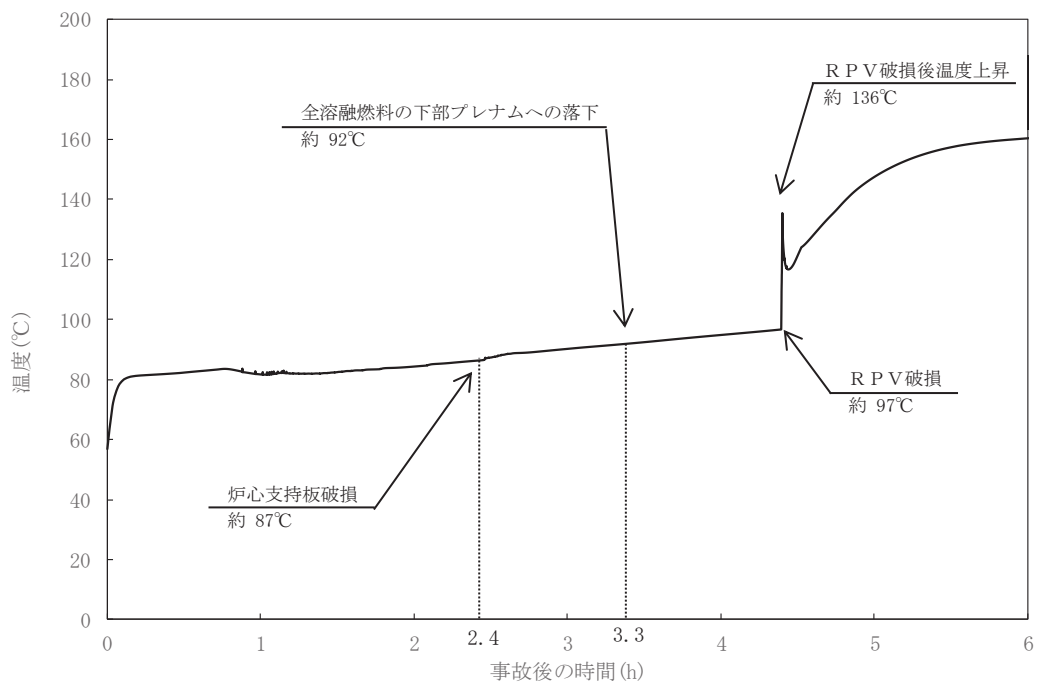


図4 ドライウェル内気相平均温度の推移

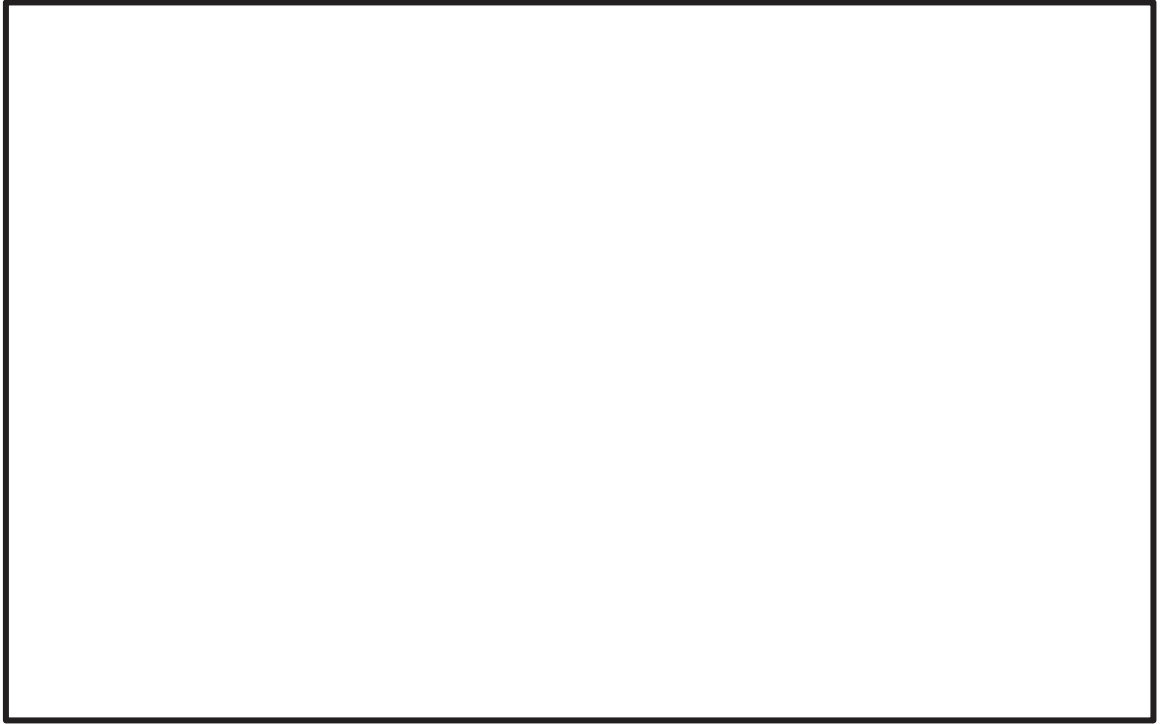


図5 モデル化範囲と境界条件

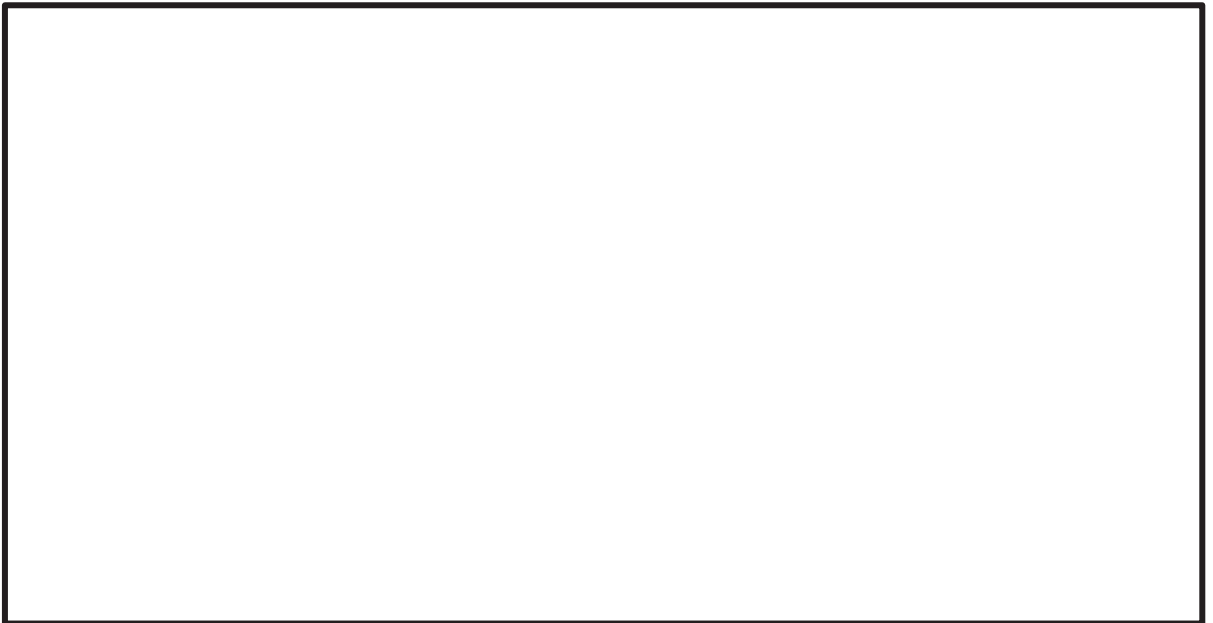


図6 モデル図及び断面メッシュ図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

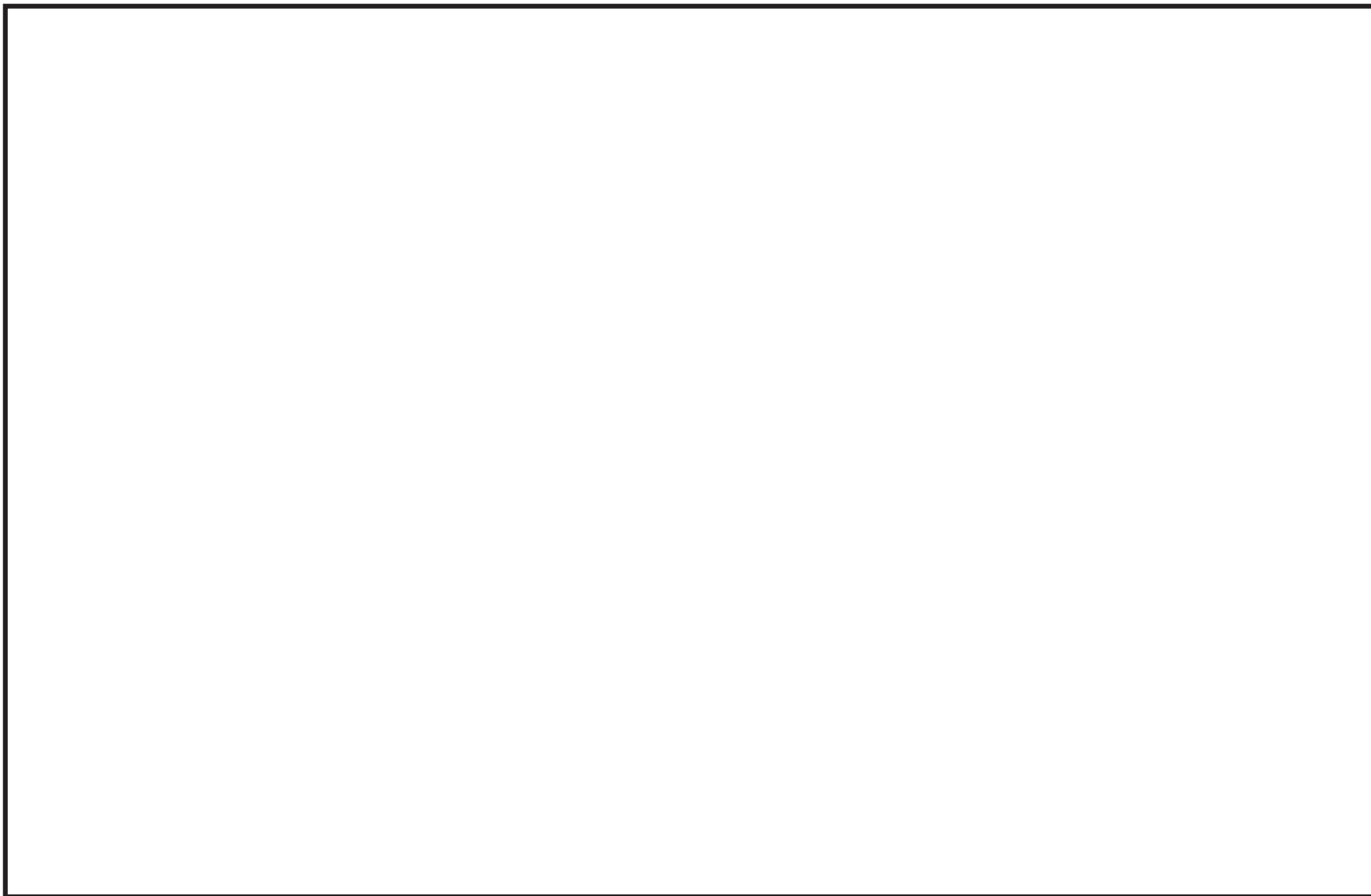


図7 解析結果

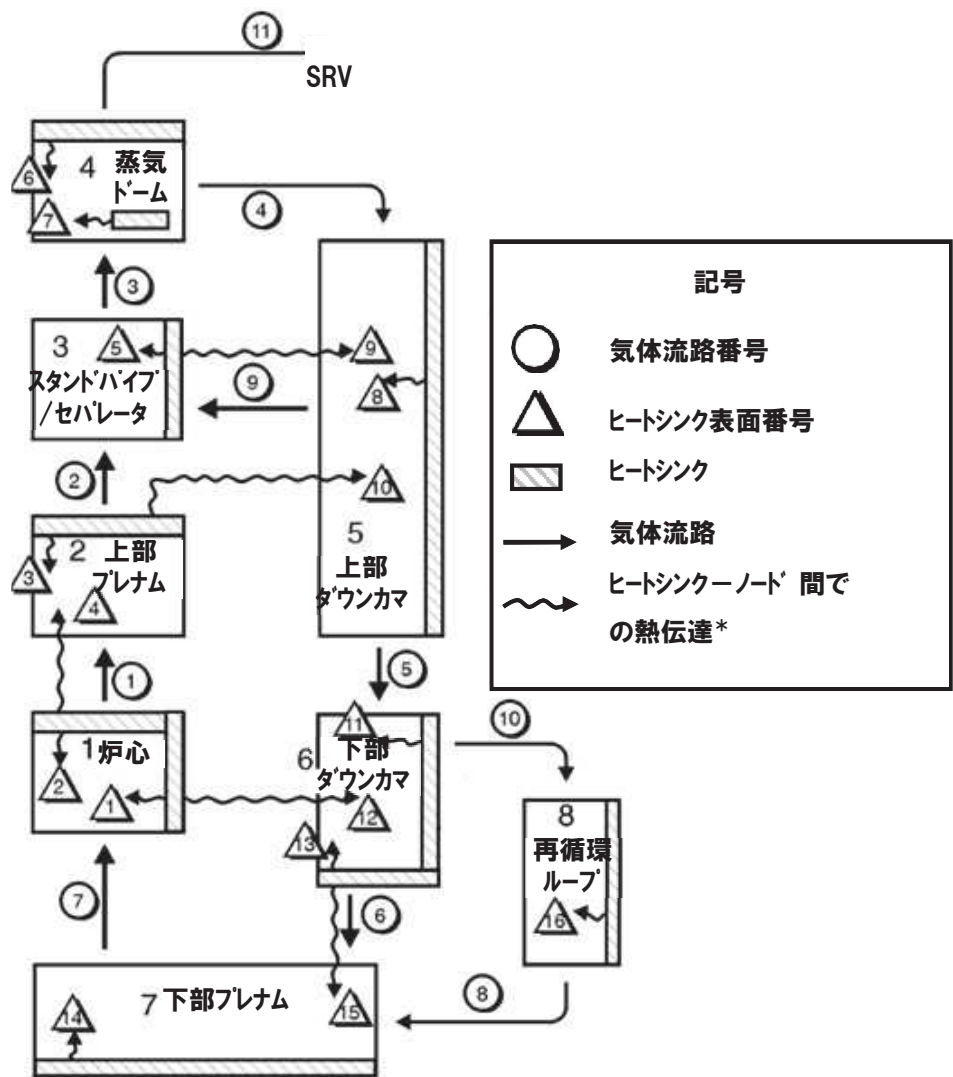
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 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原子炉圧力容器ノード分割図

本体図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 (約2.4時間後)	→	全溶融燃料の下部プレナムへの落下 (約3.3時間後)
炉心領域の気相温度	上昇傾向	約475℃	一旦低下し、再度上昇	約567℃
スタンドパイプ／セパレータの温度	上昇傾向	約434℃	一旦低下し、再度上昇	約346℃
原子炉圧力容器内気相平均温度*	上昇傾向	約409℃	一旦低下し、再度上昇	約446℃

注記\*：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1.4間後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2.4時間までの間にシュラウドヘッド部にて約700℃に到達する。

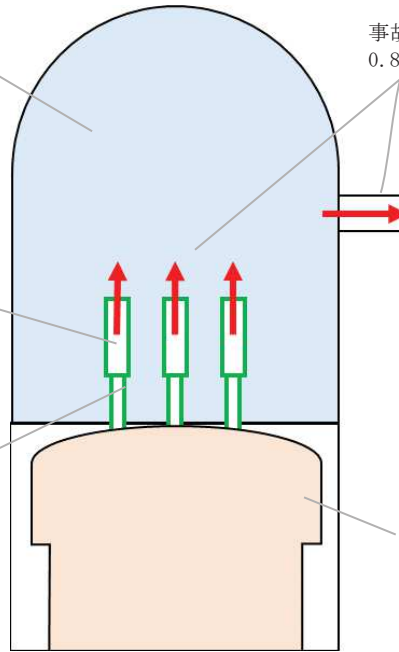
この時間帯にスタンドパイプ／セパレータを介して放出される過熱蒸気がSRV（自動減圧機能）に到達する前に冷却されるかについて、簡易計算を実施した。

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210 m<sup>3</sup>）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）。

上部ヘッドの空間体積（約210m<sup>3</sup>）を考慮し、この領域の気相温度変化を評価する。  
（上記体積には主蒸気管やシュラウドヘッド上端以下の体積を含まないため、保守的）

スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達を考慮（熱伝達率は保守的に2.5W/m<sup>2</sup>Kを仮定）

スタンドパイプ/セパレータの構造材は初期温度をMAAP解析結果から310℃とし、気相からの伝熱量から温度上昇を計算する



事故後1.4～2.4hr後のMAAP解析結果から、0.8kg/sを仮定する

シュラウドヘッド領域の気相温度はMAAP解析結果よりも保守的に700℃一定を仮定する

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
上部ヘッドの空間容積	210	m <sup>3</sup>	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	0.8	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 事故後1.4時間から2.4時間までの期間の炉心出口蒸気流量の最大値を設定しており、保守的な設定となる
気相の流入温度	700	℃	気相温度上昇開始（事故後1.4時間）以後のシュラウドヘッドの気相温度最高値から設定 シュラウドヘッドの気相温度は事故後約2.3時間で左記の最高温度に到達し、以降、この値よりも低い温度で推移する。このため700℃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	320	℃	簡易評価の初期時刻である事故後1.4時間後における上部ヘッドの気相温度（約312℃）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	320	℃	簡易評価の初期時刻である事故後1.4時間後における構造材温度（約305℃）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 <sup>2</sup> K	「伝熱概論 <sup>[1]</sup> 」に記載の流れている空気の熱伝達率の値（10～250kcal/m <sup>2</sup> h℃（11.6～291W/m <sup>2</sup> 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	21	MJ/K	スタンドパイプ/セパレータの重量35t、構造材の材質であるSUSの比熱0.62kJ/kgKより設定

注記\*：事故後40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1.4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1.4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。

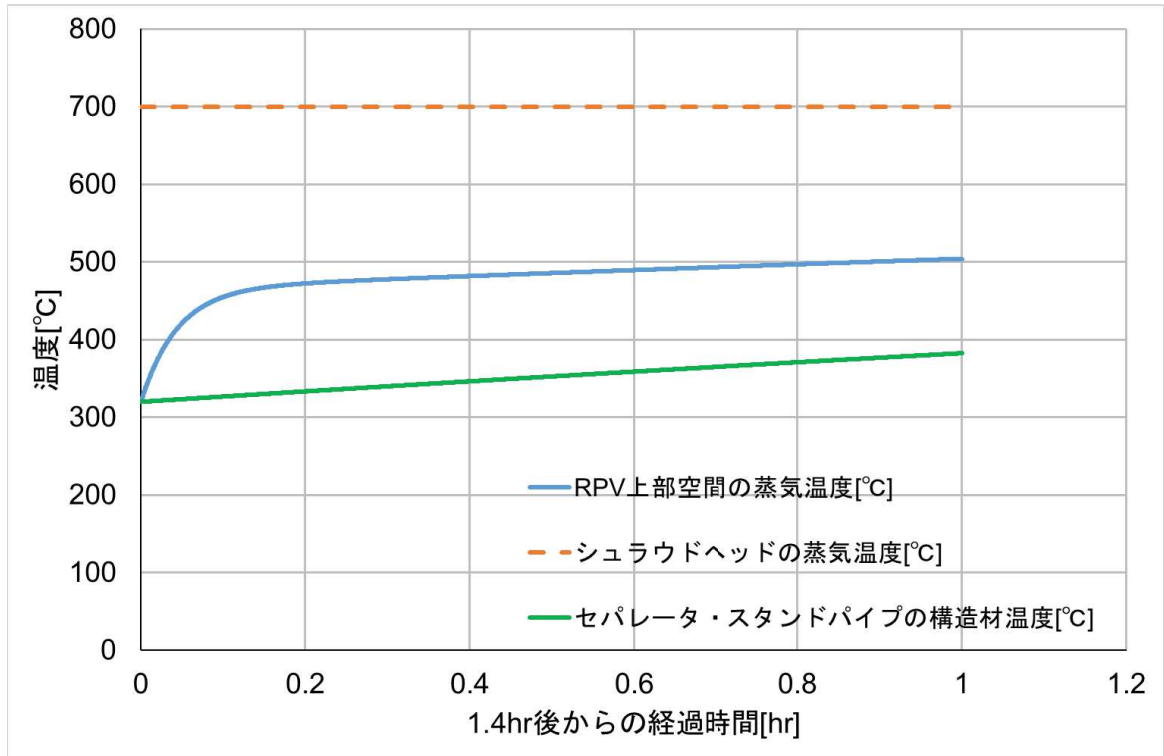
図3に示すとおり、過熱蒸気の流入により、原子炉圧力容器の上部ヘッ드의気相温度は徐々に上昇するものの、1.0時間後（事故発生2.4時間後に相当）の気相温度は、505℃程度である。本簡易評価では上部ヘッ드의気相温度を高め評価する条件としており、MAAP解析における約2.4時間後の原子炉圧力容器内気相平均温度 約409℃（表1）よりもやや高い温度となっている。

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383℃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383℃は、表1に示したMAAP解析における約2.4時間後のスタンドパイプ/セパレータの温度（約434℃）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/m<sup>2</sup>K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、1.0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416℃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10W/m<sup>2</sup>K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416℃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℃と高いが、気相流量は0.8kg/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416℃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69°Cとなる。

$$\frac{(3.9 \text{ MJ/kg} - 3.4 \text{ MJ/kg}) \times 0.8 \text{ kg/s} \times 3600 \text{ s/h}}{21 \text{ MJ/K}} = \text{約}69 \text{ K/h}$$

過熱蒸気の比エンタルピー (700°C, 0.17MPa[abs]): 約3.9MJ/kg

RPV上部空間の蒸気の比エンタルピー (450°C, 0.17MPa[abs]): 約3.4MJ/kg

過熱蒸気の流入量 : 0.8kg/s

スタンドパイプ/セパレータの熱容量 : 21MJ/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 : 2.5W/m<sup>2</sup>K)

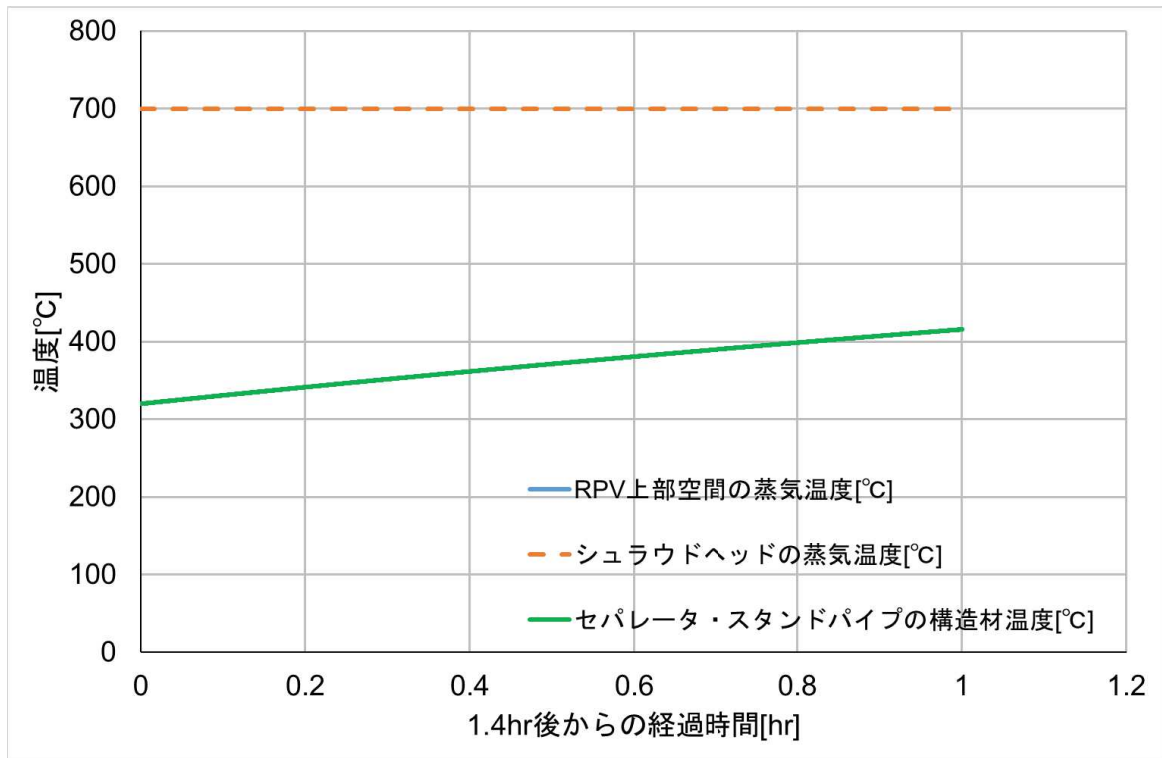


図4 簡易評価による原子炉压力容器の上部ヘッドの気相温度及び  
スタンドパイプ/セパレータの構造材温度  
(スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達率：10W/m<sup>2</sup>K)

3. SRV（自動減圧機能）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（自動減圧機能）は設置されているため、実際は原子炉压力容器からSRV（自動減圧機能）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、SRV（自動減圧機能）の3次元熱流動解析においては、SRV（自動減圧機能）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している。

MAAP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

MAAP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、RPV内の気相部温度が著しく上昇することはない。

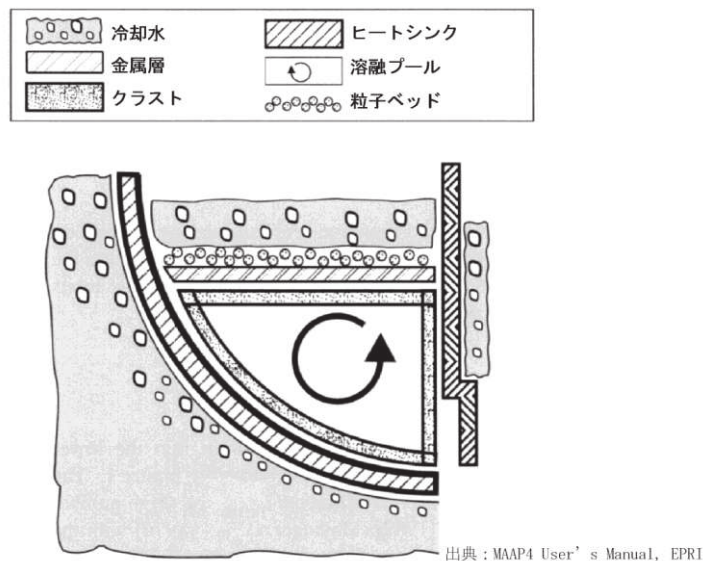


図1 下部プレナムでの溶融炉心の概念

## 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、空気シリンダへの窒素供給によって空気シリンダピストンを作動させることでSRV（自動減圧機能）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。

空気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おそれがあることから、更なる安全性向上の一環として、空気シリンダピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダOリング）を、従来のフッ素ゴム材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空気シリンダ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。

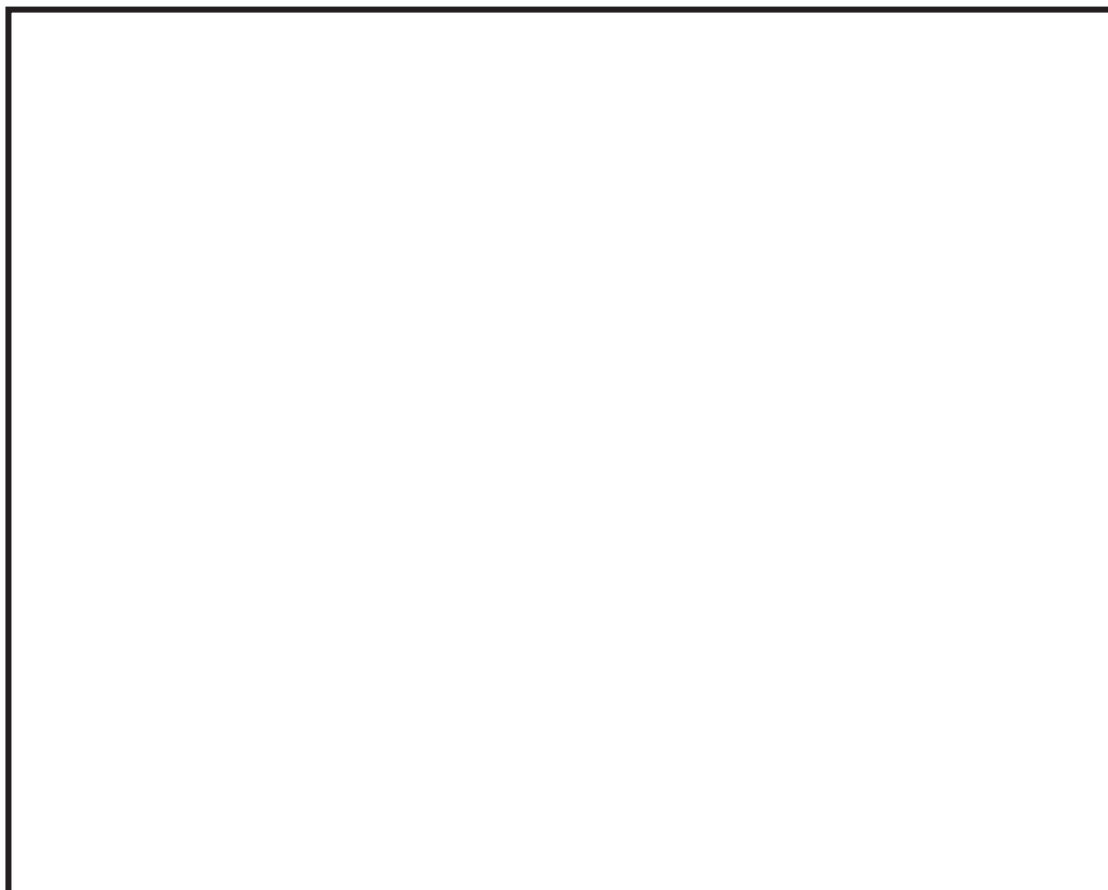


図1 既設SRVの概要図



2. 耐環境性能向上を目的とした空気シリンダの改良内容

図2に既設空気シリンダと改良空気シリンダの概要図を示す。

空気シリンダ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Oリングへ変更する。空気シリンダ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（自動減圧機能）の動作には影響を及ぼさない。

また、バックシートはSRV（自動減圧機能）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空気シリンダ上部からの窒素の漏えいを防ぐことができるためSRV（自動減圧機能）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、空気シリンダ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、空気シリンダの一式取替えを実施する必要がある。

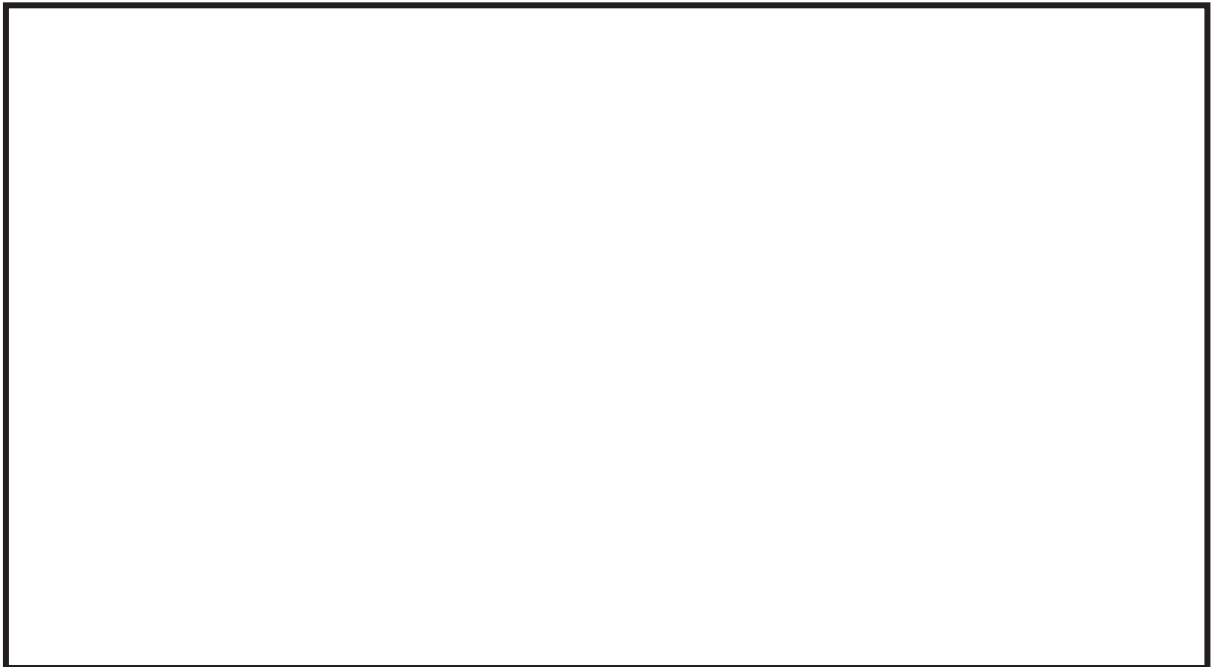


図2 既設空気シリンダと改良空気シリンダの概要図

### 3. 信頼性確認試験

#### (1) 試験条件

改良空気シリンダ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、空気シリンダの作動試験及び漏えい試験（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 改良シリンダの環境劣化処置

機械劣化処置
放射線劣化処置*
熱劣化処置*
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

注記\*：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)	

注1：供給圧力を空気シリンダへ供給し、空気シリンダが全開動作することを確認する。

注2： MPa[gage]の供給圧力にて、空気シリンダから漏えいがないこと。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

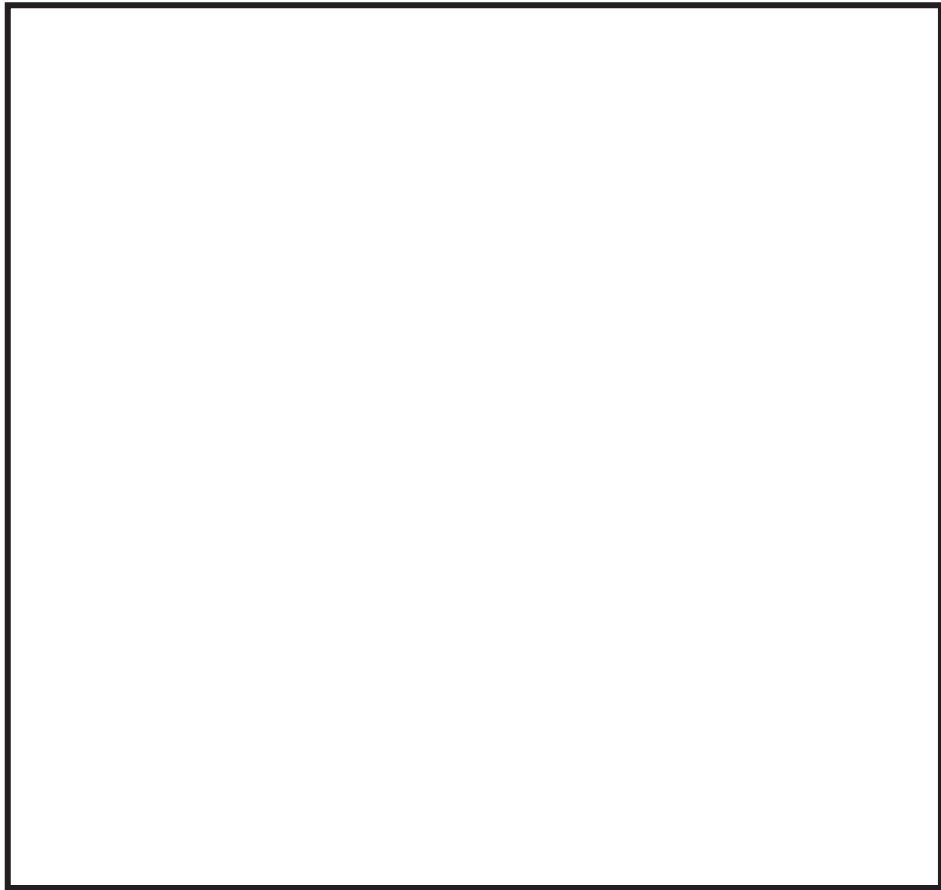


図3 蒸気暴露試験装置の概要



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、空気シリンダ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空気シリンダ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℃/0.854 MPaを満足する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	試験条件	
累積放射線量[MGy]		
圧力[MPa(gage)]		
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空気シリンダの作動確認試験においても、空気シリンダは作動状態に異常は確認されなかったことから、改良空気シリンダは限界温度・圧力環境下においても空気シリンダ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

空気シリンダの改良は、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、空気シリンダ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空気シリンダのシール機能に対する検証試験の結果、作動状態及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・圧力環境下でも空気シリンダのシール部の健全性が保たれることを確認した。

今後、実機への導入準備が整い次第、至近のプラント停止中に変更する。

以上

## 主蒸気逃がし安全弁用電磁弁の耐環境性能向上について

## 1. 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、代替高圧窒素ガス供給系（以下「AHPIN系」という。）を設ける設計としている。AHPIN系は、高圧窒素ガス供給系（以下「HPIN系」という。）と独立した高圧窒素ガスポンプ、配管及び弁類から構成し、主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）用電磁弁の排気ラインに高圧窒素ガスポンプの窒素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、SRV（自動減圧機能）の4個へ窒素を供給する設計とする。AHPIN系の系統概要図を図1に示す。

高温蒸気環境下におけるHPIN系及びAHPIN系により窒素を供給する経路のシール性能を確保するため、シール材の改良を実施する。

SRV用電磁弁については、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。

上記のSRV用電磁弁に対して、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シール性能を試験により確認する。

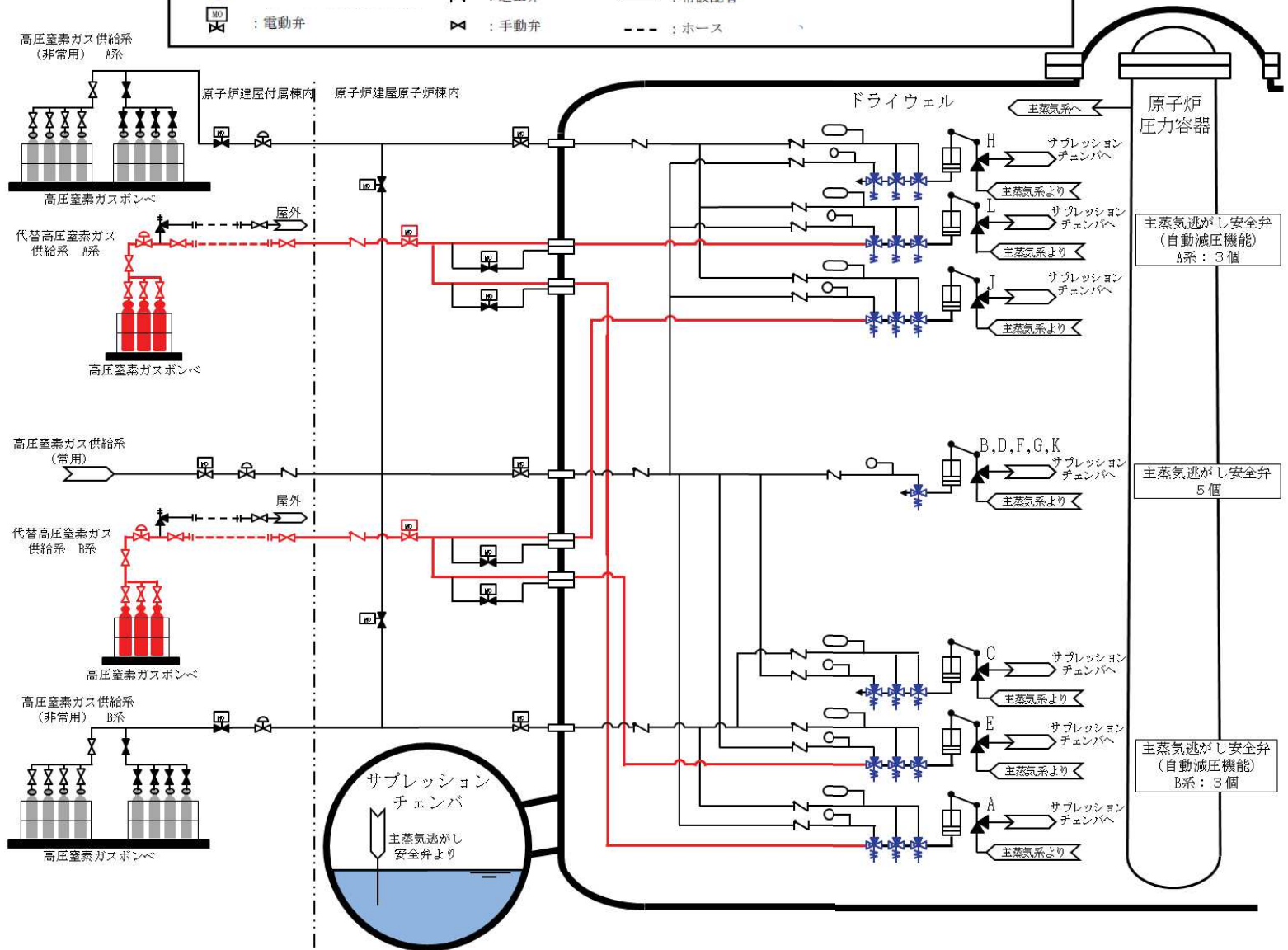


図1 AHPIN系の系統概要図

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AHPIN系により、窒素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リング部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材を採用した電磁弁（以下、「改良電磁弁」という。）の概要図を図2に示す。

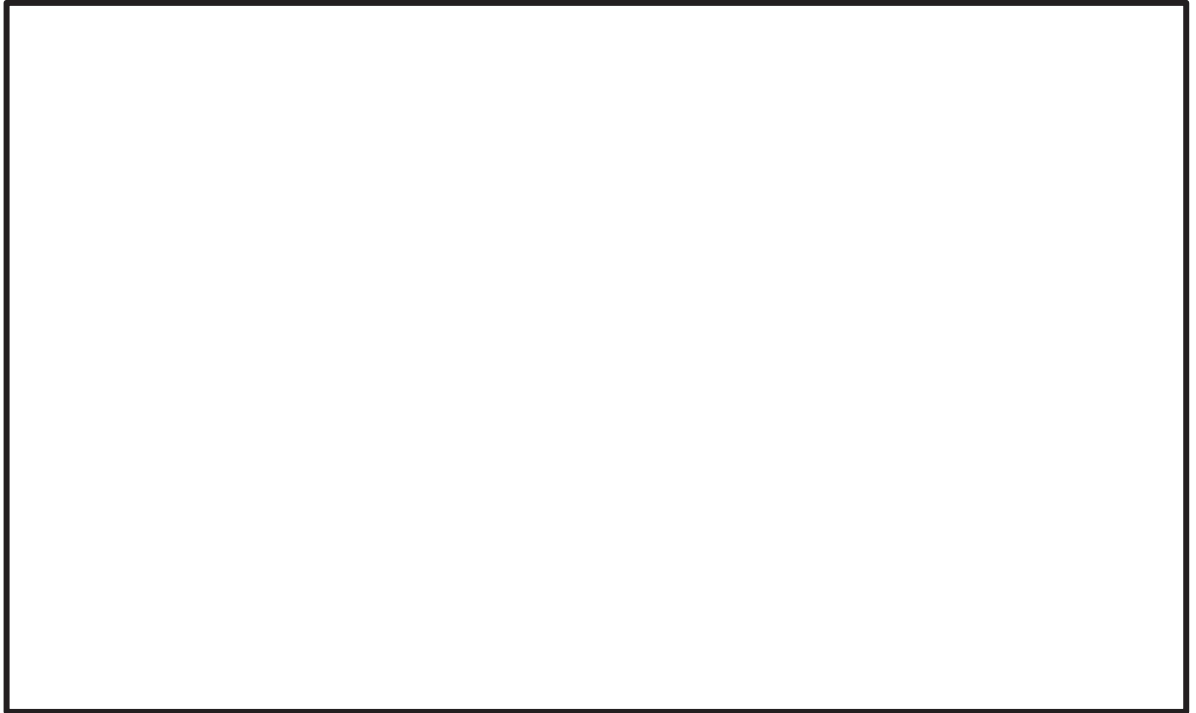


図2 改良電磁弁概要図

### 3. 信頼性確認試験

#### (1) 試験条件

改良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。

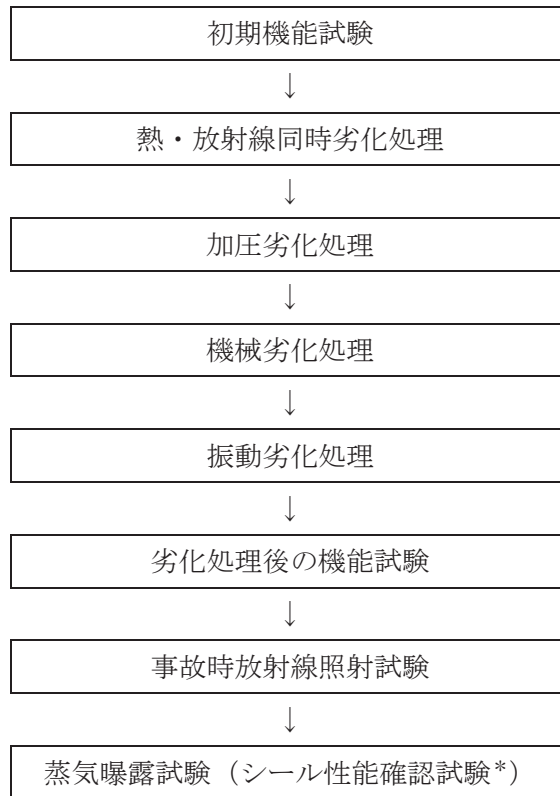


図4 試験手順

注記\*：シール性確認の判定基準

- ・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	
時間（経過時間）		
圧力（MPa[gage]）		
温度（℃）		
雰囲気		
放射線量（MGy）		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

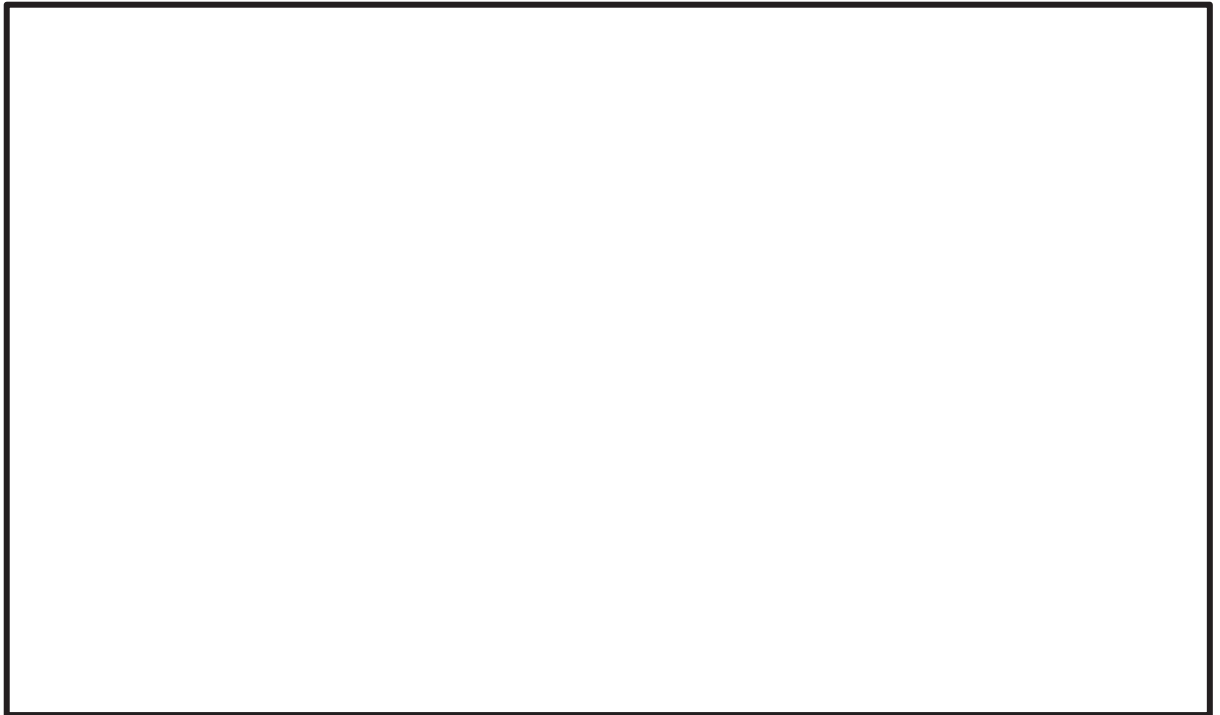


図6 蒸気暴露試験条件

(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駆動部へ窒素を供給するHPIN系及びAHPIN系により窒素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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 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改良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℃/0.854MPaを満足する試験条件にて蒸気暴露試験（試験条件：表2参照）を実施し、シール性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	改良電磁弁
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、改良電磁弁は、蒸気暴露試験中において漏えいがなく、SRV駆動部へ窒素を供給するAHPIN系により窒素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、AHPIN系により窒素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、AHPIN系に用いるSRV用電磁弁4個を改良電磁弁へ交換する。

更に信頼性確認試験の結果を踏まえ、従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して、より長時間にわたってシール性能が発揮されていることを確認したことから、AHPIN系に用いる電磁弁以外の7個についても、プラント起動前までに改良電磁弁に交換する。

以上