



# 「もんじゅ」実データに基づく熱過渡裕度評価 - 原子炉トリップ時の原子炉容器出口ノズルと 蒸発器給水入口管板 -

山田 文昭 森 健郎

敦賀本部 国際技術センター

Realistic Thermal Transient Margin Analysis of "MONJU" Based on Plant Performance Measurements  
- Reactor Vessel Outlet Nozzle and Evaporator Feed Water Inlet Tube Sheet of the Manual Reactor Plant Trip -

Fumiaki YAMADA Takero MORI

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office

「もんじゅ」の安全・安定なプラント運用技術、更には安全で経済的な高速増殖炉を建設するための最適設計技術を開発するために、運転を通して得られた実測データを用いて、適用された設計技術の評価を進めている。本報は、プラント電気出力40%までの試運転の過程で得られている原子炉トリップ時の実プラント特性を用いて、熱過渡事象の代表的な原子炉手動トリップの熱過渡解析と構造解析を行うことによって、原子炉容器1次冷却材出口ノズルと蒸発器給水入口管板に生じる熱応力を明らかにし、設計時の評価結果や制限値に対する裕度を評価した。

原子炉トリップ試験で試験予測挙動を上回る冷却材ナトリウム温度変化を示した原子炉容器1次冷却材出口ノズルの熱応力は、設計の評価結果に対して約50%にとどまる。また、通常蒸気ブロー試験で試験予測挙動を上回る水・蒸気温度変化を示した蒸発器給水入口管板は、疲れ累積係数の制限値に対して十分な余裕を有する。以上のことから、原子炉トリップ時の熱応力余裕は十分に確保されていることを確認した。

*In order to develop technologies and achieve safe and stable operation of "Monju" as well as realize optimized design and construction of safe and economically competitive fast breeder reactors, the authors are evaluating design approach applied to "Monju" based on actually measured behavioral data during plant operations.*

*This report uses actual measured characteristic data of "Monju" during a plant trip test obtained at a commissioning stage with up to 40% power output and introduces plant thermal hydraulic behavior analysis in a representative thermal transient event, i.e. a manual plant trip. Thermal transient driven loads incurred by the reactor vessel outlet nozzle and by the evaporator feed water inlet tube sheet were further derived by structural analyses and were compared with the previously derived values in the design stage and with the limit values.*

*Though the reactor vessel outlet nozzle was exposed to larger temperature change in the trip test than the analytical prediction, the newly calculated mechanical load was about 50% of the previous evaluation in the design stage.*

*Also, the newly analyzed mechanical load incurred by the evaporator feed water inlet tube sheet in this event had a large margin against the limit value of cumulative damage cycle fraction, although the observed temperature disturbance in a steam blow test was wilder than the analytical prediction.*

*Thus we concluded that the "Monju" plant has an assured safety margin against thermal transient in plant trip events.*

## キーワード

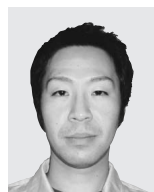
もんじゅ, 試運転, 熱過渡解析, 熱過渡余裕, 原子炉手動トリップ, 原子炉容器出口ノズル, 蒸発器給水入口管板, Super COPD, MSG, FINAS.

MONJU, Trial Operation, Thermal Transient Analysis, Thermal Transient Margin, Manual Reactor Plant Trip, Reactor Vessel Primary Sodium Outlet Nozzle, Evaporator Feed Water Inlet Tube Sheet, Super COPD, MSG, FINAS



山田 文昭

システム技術開発グループ  
所属  
システム評価チームリーダー  
副主任研究員  
「もんじゅ」動特性解析と設計技術評価業務に従事



森 健郎

システム技術開発グループ  
所属  
研究員  
「もんじゅ」動特性解析と設計技術評価業務に従事

## 1. はじめに

「もんじゅ」の運転実績や経験を反映して、安全・安定なプラント運用方策の検討や、さらには安全で経済的な高速増殖炉（以下、高速炉と略す）を建設するための最適設計技術を開発するために、運転を通して得られた実測データを用いて、適用された設計技術の評価を進めている。これまでに、試運転の過程で得られているプラント電気出力40%までの試験結果から原子炉トリップ時の実プラント特性を把握し、それを用いて安全評価における代表的な事故時解析の余裕とその要因を定量的に評価した<sup>1)</sup>。

次いで、「もんじゅ」の設計評価において特徴的な熱過渡解析評価について、プラント電気出力40%からのプラントトリップ試験（タービントリップによる原子炉トリップ試験。以下、出力40%トリップ試験と略す）で実測した主冷却系温度挙動と試験前の予測解析で得られた温度挙動（以下、試験前予測挙動と略す）や設計評価に用いた熱過渡条件と比べて差異が生じた箇所の挙動を対象に、熱過渡裕度評価手法を構築し、実プラントの熱過渡と設計余裕を評価した。この結果について報告する。

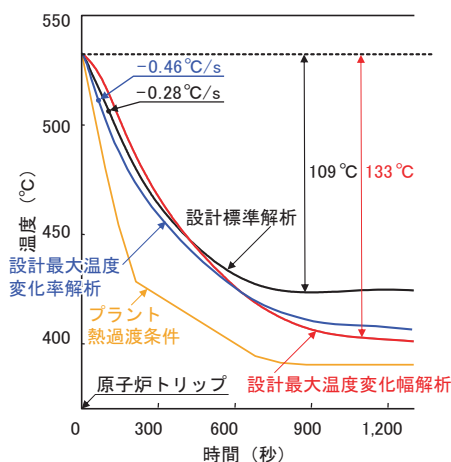
## 2. 熱過渡裕度評価手法

高速炉では、炉心で熱せられた冷却材ナトリウム（以下、ナトリウムと略す）は500 以上の高温となることや、原子炉容器（以下、RV と略す）出入口ナトリウムが100 以上の温度差を有するこ

とから、プラントトリップ時の厳しい熱過渡の影響を検討して、機器の健全性を確保している。このため熱過渡解析評価では、始めに原子炉施設の構造物にプラント寿命中どのような温度変化に何回さらされるかの熱過渡事象を定量的に算出し、事象ごとに熱過渡解析を行い、その結果から機器及び配管の部位ごとに構造解析の入力条件（以下、熱過渡条件と略す）を設定している。この熱過渡条件の設定においては、設計の不確定性や熱過渡解析の誤差を考慮して、ナトリウム温度の変化幅（ $\Delta T$ ）と変化率（ $\Delta T / t$ ）を厳しくする熱過渡余裕（工学的余裕係数という）を組み込み、構造解析を効率的に行えるよう簡易な折れ線として条件化している。

RV 1次冷却材出口ノズル（以下、RV 出口ノズルと略す）を例に工学的余裕係数の算出過程とプラント熱過渡条件を図1に示す。なお、RV 出口ノズルの構造解析では、プラント熱過渡条件を境界条件にRV 出口ノズル内部の熱過渡解析を行い、求めたナトリウム温度変化に工学的余裕係数を考慮し折れ線化した内部熱過渡条件を適用する。

工学的余裕係数の算出は、原子炉手動トリップを代表事象として、主冷却材温度変化に影響する崩壊熱や主循環ポンプ特性など標準的な条件の解析（ノミナル条件ともいう）と、各部位ごとに熱過渡上最も厳しい温度変化幅及び温度変化率となる条件の解析を行い、その解析結果の比から温度変化幅余裕係数（以下、（アルファ）と略す）と温度変化率余裕係数（以下、（ベータ）と略す）を求



RV 出口ノズル部ナトリウム温度変化

	温度変化幅 (0~1,200秒)	温度変化率
設計標準解析	109	-0.28 /s
設計最大温度変化解析	133	-0.46 /s
工学的余裕係数算出値*1	1.22	1.65
工学的余裕係数設定値	= 1.3	= 2.0*2
プラント熱過渡条件*3	142	-0.56 /s

\* 1 : 工学的余裕係数 = 最大値解析 / 標準解析

\* 2 : RV 出口ノズルに限らず、全部位において一律 2.0とする

\* 3 : プラント熱過渡条件は、設計標準解析結果に工学的余裕係数を考慮し折れ線化したものである。この条件は、機器ノズル端、第1溶接線の配管側に適用する。出口ノズル構造解析の場合は、プラント熱過渡条件を境界条件とした内部熱過渡解析結果に工学的余裕係数を考慮した内部熱過渡条件が適用される。

図1 RV 出口ノズルの工学的余裕係数

めている。なお、 $\beta$ は係数が最も大きくなるRV出口ノズルの1.65(図1参照)に余裕を持たせた2.0をすべての部位において設けている。

そこで本裕度評価では、原子炉トリップ時の実プラント特性に基づき、熱過渡事象で代表的な原子炉手動トリップ時の実プラントの熱過渡を明らかにし、設計評価結果や制限値に対する余裕を評価することとした。評価にあたっては、評価対象部位を選定し、実プラント特性を熱過渡解析と構造解析に組み込み、裕度評価する手法を構築した。図2に熱過渡裕度評価手法の概略図を示す。

具体的には、1995年12月1日に実施した出力40%トリップ試験結果の内、試験前予測挙動より早い温度降下を示したRV出口ナトリウム温度変化と、設計評価の出力100%からの原子炉手動トリップ時の熱過渡条件より早い温度上昇を示した蒸発器(以下、EVと略す)給水入口温度変化を評価対象とした。

評価方法は、熱流動解析コードに実プラント特性を組み込み、試験時解析から解析コードの解析精度を確認するとともに、試験時の機器内部の熱流動挙動の詳細を解析結果から把握することとした。さらに出力100%のプラント状態からプラントトリップ時の熱過渡解析を行い、出力40%トリップ時に生じたナトリウム温度挙動の再現性を

確認することとした。

次いで、熱過渡解析結果の温度と流量変化を解析条件にRV出口ノズルとEV給水入口管板の構造解析を行い、求めた発生熱応力と設計時の評価結果あるいは制限値と比較し、熱応力余裕を評価することとした。

### 3. 原子炉容器1次冷却材出口ノズル熱過渡裕度評価

「もんじゅ」主冷却系の概略系統図とタービントリップ試験シーケンスを図3に示す。

試験は、復水器真空度「低」の模擬信号によりタービントリップさせ、安全保護系の作動により原子炉は自動停止、1次及び2次主冷却系は主循環ポンプトリップからボギーモータによる低速運転に移行し、2次主冷却系は蒸気発生器(以下、SGと略す)側から補助冷却設備側に流路を切替え、原子炉の崩壊熱を空気冷却器(以下、ACと略す)で除熱するプラントシーケンスと性能を確認したものである。

ここで試験結果の原子炉トリップから約1時間までのRV出口ナトリウム温度変化と試験前予測挙動(単体機能試験結果及び総合機能試験結果を組み込んだ解析)及び設計評価の出力100%からの原子炉手動トリップ・プラント熱過渡条件を図4に

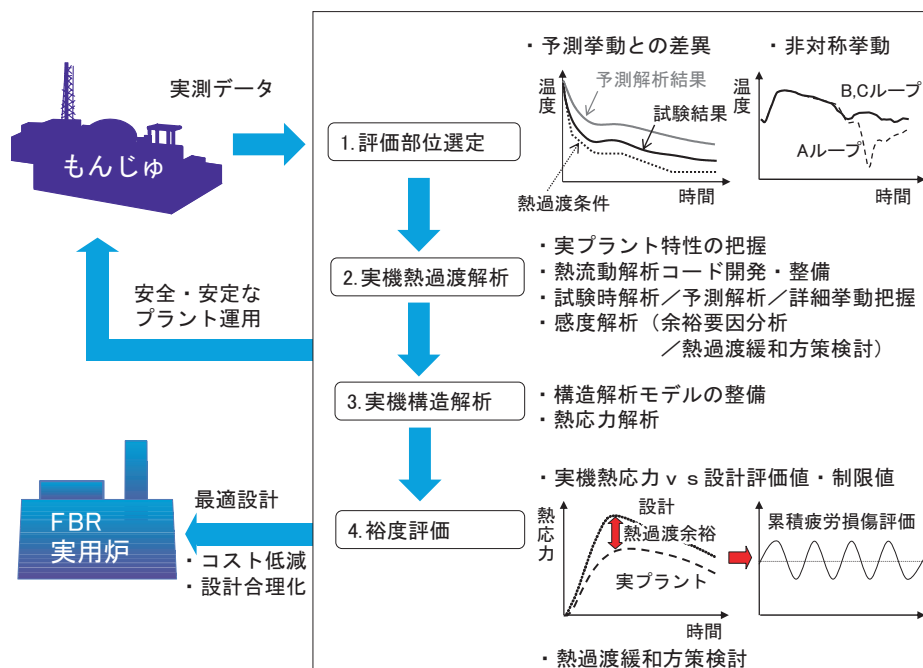


図2 熱過渡裕度評価手法

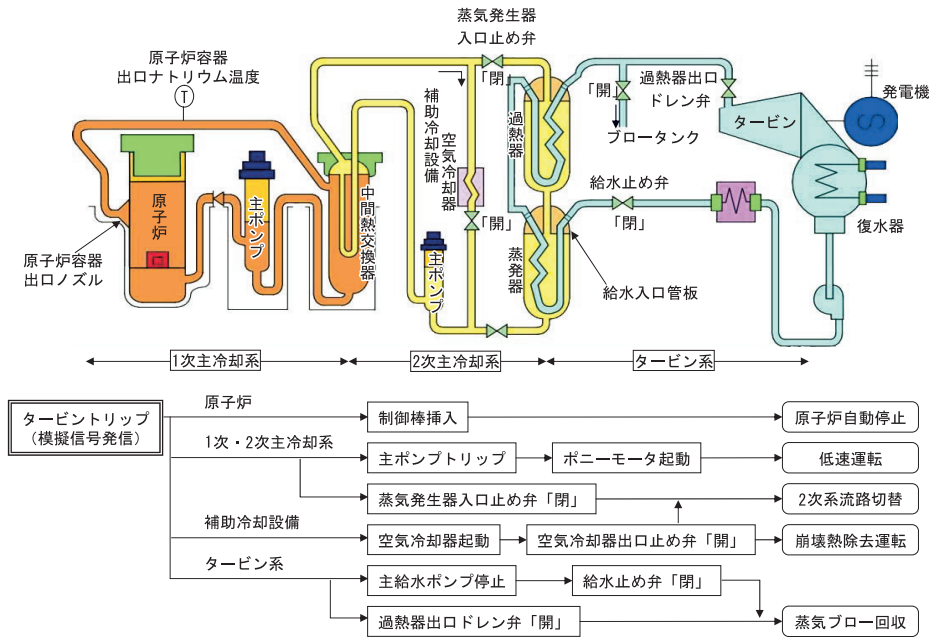


図3 「もんじゅ」主冷却系統とタービントリップ試験シーケンス

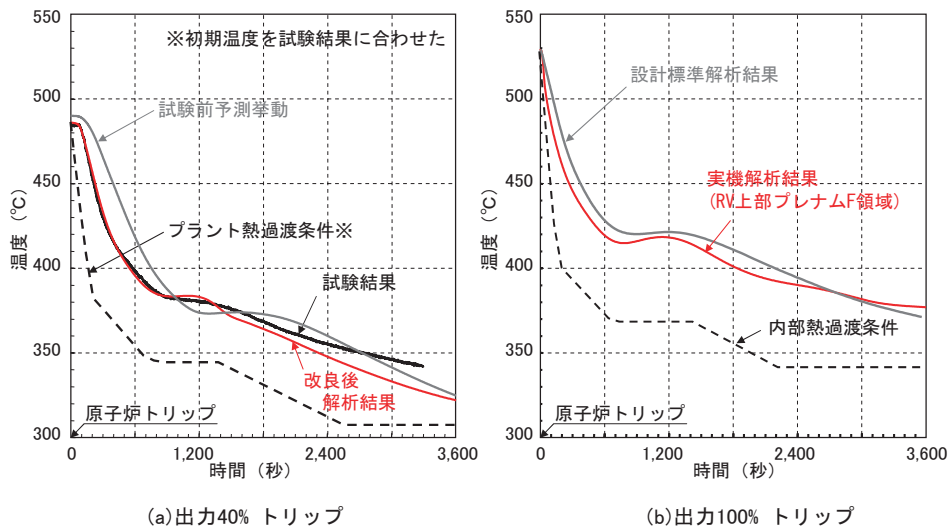


図4 RV出口ナトリウム温度変化

示す。

当該温度変化は、原子炉の自動停止と炉心流量の低下のバランスが適切な範囲内に維持されるものの、原子炉トリップから約900秒(15分)までに100を超える急な温度降下を示す。ここで試験結果は、プラント熱過渡条件の範囲(温度変化幅、温度変化率及び最高温度)に収まるものの、試験前予測挙動より早い温度降下を示した。

そこで、この温度降下の影響を確認するため、実プラント特性を組込んだ熱過渡解析を行い、その結果に基づきRV出口ノズルの構造解析から実

プラントの熱応力を明らかにし、設計評価結果に対する余裕を評価した。

### 3.1 熱過渡解析

原子炉トリップ時の実プラント特性をプラント動特性解析コードSuper COPD (Super Calculation of Plant Dynamics)<sup>3)</sup>に組み込み、試験時解析から実プラントの主冷却系ナトリウム挙動を精度良く模擬することを確認した。さらに、出力100%原子炉手動トリップ時の主冷却系ナトリウム温度挙動を予測した。

### (1) 実プラント特性

RV 出口ナトリウム温度変化に影響するプラント特性は、原子炉トリップ時に低速運転に移行する 1 次主冷却系ポンプコストダウン特性及びボニーモータ運転時流量と、これに伴い生じる RV 上部プレナム内のナトリウム温度成層化挙動である。

原子炉トリップ時の RV 上部プレナム内の流況の模式図を図 5(a) に示す。

原子炉トリップ時は、内筒の上端から高温ナトリウムが溢流し、内筒下部の 2 段のフローホールから低温ナトリウムが流れ、出口ノズルで合流し炉容器から流出する。この上部プレナム内温度成層化の解消する挙動を把握するために、内筒の内

側には軸方向に温度計が設置されている。図 6(a) に原子炉トリップ時の上部プレナム内温度挙動の試験結果を示す。この結果から出力 40% トリップ時の RV 上部プレナム内の流況を確認した結果、内筒の上端を溢流する高温ナトリウムよりフローホールから流れる低温ナトリウムが早く炉容器出口に流出することが推察された。そこで、Super COPD の RV 上部プレナムモデルの高温領域(C 及び E 領域)を細分化するとともに、内筒フローホール流路圧損を見直す整備が施された。

改良 RV 上部プレナムモデルを図 5(b) に示し、それを用いた原子炉トリップ時の上部プレナム内ナトリウム温度解析結果を図 6(a) に示す。

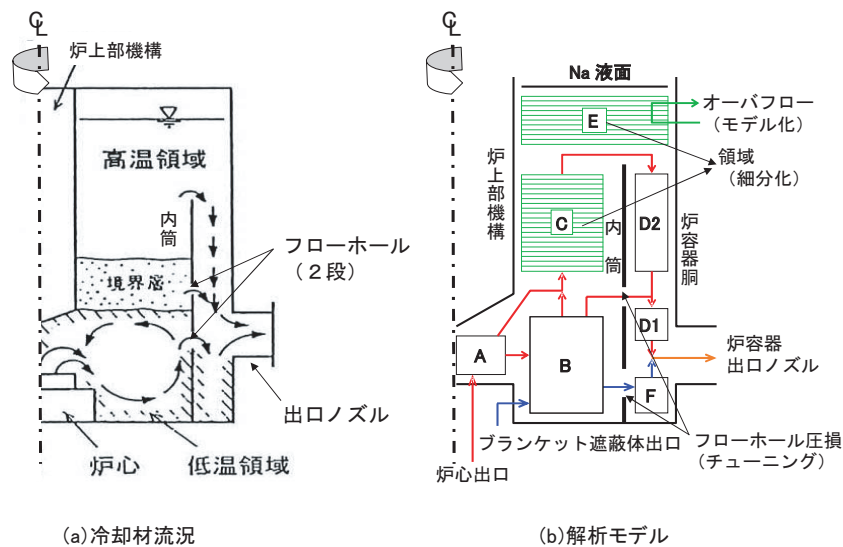


図 5 RV 上部プレナム内冷却材流況と解析モデル

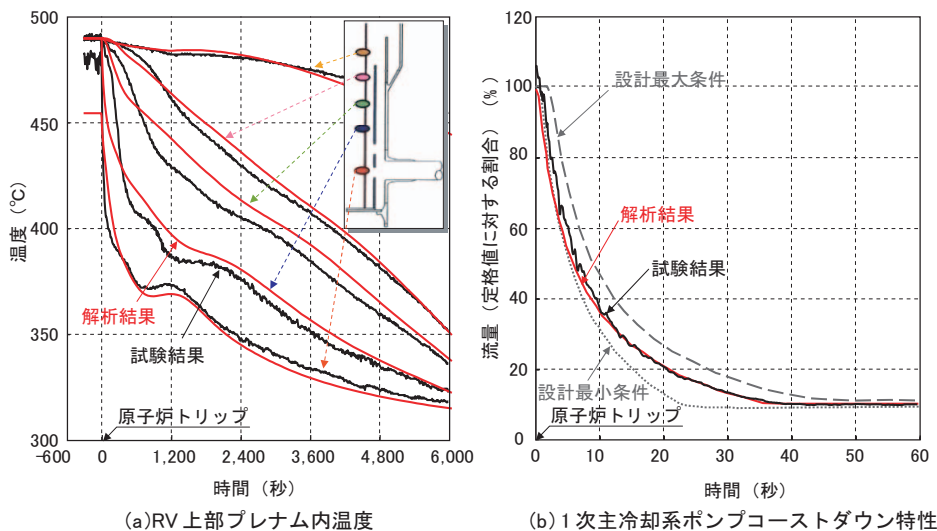


図 6 試験及び解析結果

これにより、RV 上部プレナム内のナトリウム温度成層化を解消した挙動は試験結果を良く模擬できるようになった<sup>3)</sup>。

1次主冷却系ポンプのコストダウン特性、及びその後のポンプモータ運転時流量と設計時に考慮した当該流量の誤差幅（振れ幅ともいう）を図6(b)に示す。実プラント特性は、設計で考慮した誤差の範囲内かつ標準値に近い特性を有する結果となった。また、解析は実プラントの流量特性を良く模擬した。

## (2) 解析結果

RV 上部プレナム解析モデル改良後のRV 出口ナトリウム温度変化の解析結果を図4(a)の改良後解析結果に示す。

解析結果は、全体として試験結果を良く模擬している。特に、温度変化の大きい原子炉トリップ後900秒までは、RV 上部プレナム解析モデルの整備により試験結果と良く一致するようになった。

出力100%トリップ時のRV 出口ノズルのナトリウム温度変化の解析結果と設計時の標準的な条件による解析結果（以下、設計標準解析結果と略す）、内部熱過渡条件を合わせて図4(b)に示す。

解析結果は、設計標準解析結果に比べて、トリップから約300秒まで早い温度降下を示す。また内部熱過渡条件と比べるとトリップ直後には同程度の温度変化率となることから解析から予測された。

## 3.2 構造解析

熱過渡解析結果の温度及び流量変化を解析条件として、RV 出口ノズルの構造解析を行い、実プラ

ントに生じる熱応力を明らかにした。さらに、内部熱過渡条件による解析結果と比較し、設計評価結果に対する余裕を評価した。

## (1) 解析条件

RV 出口ノズルの熱応力解析モデルを図7(a)に示す。

解析対象は、1次主配管とノズル接合部からRV 円筒胴の一部までとする。ノズルに発生する熱応力は、トリップ直後の比較的短期の熱過渡による板厚方向の温度差によるものが大きく、ノズル内面は熱しゃへい板により保護する構造としており、解析ではそれを考慮した。

解析は、汎用非線形構造解析システムFINAS (Ver.13)<sup>9)</sup>を用いて、対象を2次元軸対称でモデル化した。温度条件は、出力100%トリップ解析結果のRV 出口ノズル底部のナトリウム温度変化とした。なお、RV 出口ノズル底部（図5(b)RV 上部プレナム解析モデルF領域をさす）は、トリップ直後に内筒フローホールから流出した低温ナトリウムが滞留するため、温度変化が大きくなり保守的な解析結果を導く条件である。

## (2) 解析結果

最大熱応力が生じたRV 円筒胴側の断面4の熱応力履歴の解析結果と設計条件の解析結果を合わせて図7(b)に示す。

解析結果は、急なナトリウムの温度降下に伴いノズル内外面の板厚方向の温度差により熱応力が発生し約300秒後にピークを迎える。その後は緩やかに減衰する。ピーク熱応力は、ノズル端側（主配管接合部）からRV 胴側にかけて大きくなり、

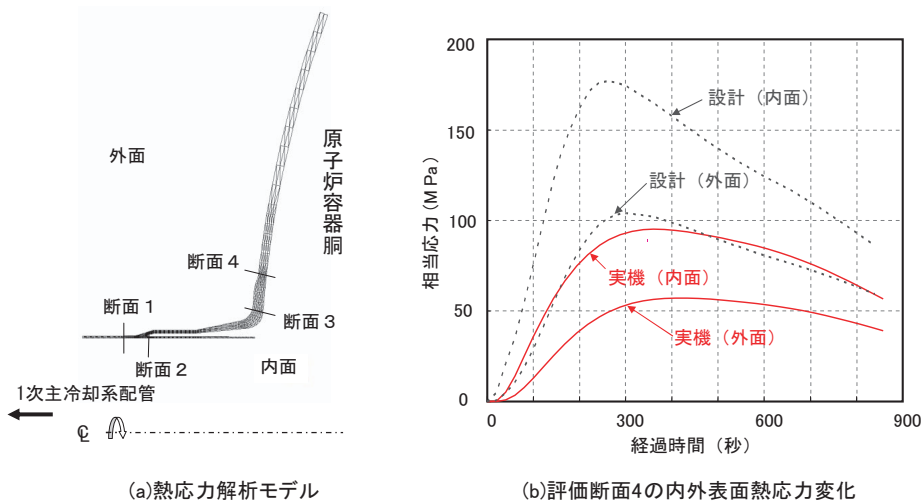


図7 RV 出口ノズル熱応力解析結果

いずれの断面も設計解析結果を大きく下回り，約40～50%の余裕を有する。

### 3.3 裕度評価

熱応力余裕の要因を分析するため，設計時にあらかじめ設けた余裕（及び）に最も寄与する機器の特性を熱過渡感度解析により抽出した。

出力100%トリップ時の実機解析条件から1次主冷却系ポンプコーストダウン及びボニーモータ運転時流量特性を設計時に考慮した最小条件に，2次側の流量特性を最大条件としたRV出口ナトリウム温度変化幅の感度解析結果を図8(a)に示す。

解析結果は，設計最大温度変化幅解析結果と同程度の温度変化幅を有する。したがって，RV出口ノズルのに最も影響する特性は，1次及び2次主冷却系ポンプコーストダウン及びボニーモータ運転時流量の特性であり，設計で考慮した誤差幅が熱過渡余裕の要因となっている。

同様にRV内筒フローホール流量を設計時に考慮した最大条件とした温度変化率の感度解析結果を図8(b)に示す。解析結果は，設計最大温度変化率解析結果と同程度の温度変化率を有する。したがって，RV内筒フローホール流量の設計誤差幅が熱過渡余裕の要因となっている。なお，主冷却系ポンプコーストダウン特性及びボニーモータ運転時流量の変動は小さいものと推察されることから，今回得られた熱過渡余裕はプラント寿命中において

確保されるものと評価した。

## 4. 蒸発器給水入口管板熱過渡裕度評価

出力40%トリップ時のSG通常蒸気ブロー過程におけるEV給水入口温度変化の試験結果と設計評価の出力100%トリップ熱過渡条件を図9(b)に示す。なお，試験結果は，配管外表面温度変化から1次元熱伝導の逆計算により配管内水・蒸気温度を算出したものである。

当該温度変化は，熱過渡条件の最高温度より低いものの，初期温度より約60℃上昇する挙動を示した。また温度上昇の開始は給水入口水室ごとに異なる結果となった。

そこで，蒸気ブロー過程における伝熱管内水・蒸気挙動の詳細を熱過渡解析から把握し，その結果に基づく給水入口管板の構造解析から，実プラントに生じる熱応力を明らかにし，給水入口温度上昇の影響を評価した。

### 4.1 熱過渡解析

ナトリウム加熱蒸気発生器熱流動解析コードMSG（Multi Dimensional Thermal Hydraulics Analysis Code for Steam Generators）<sup>9)</sup>を用いて，伝熱管内の水・蒸気挙動の詳細を把握できるようにEV解析モデルを構築するとともに，管内の高温蒸気が給水入口側に流入する現象の解析を行うため，MSGコードに逆流解析機能の追加を行った。これを用いて試験時解析を行い，解析コードの解析精度を確認するとともに，蒸気ブロー過程にお

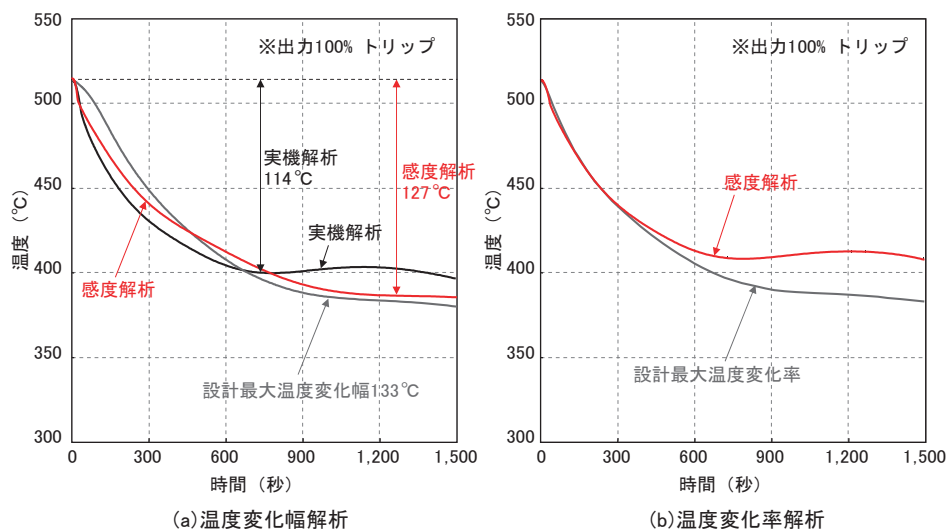


図8 熱過渡感度解析

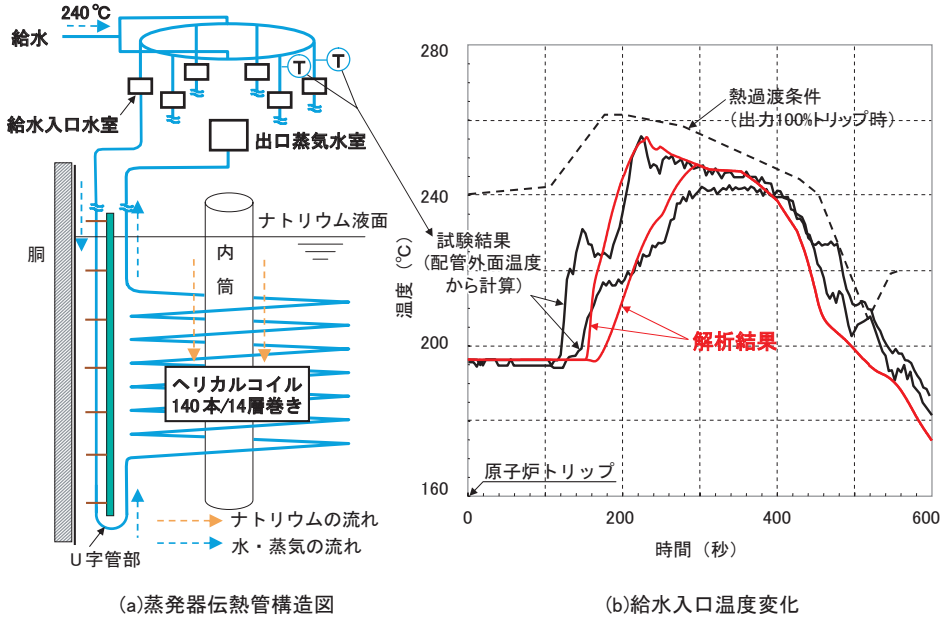


図9 蒸発器給水入口温度変化

ける伝熱管内水・蒸気の詳細挙動を把握した。さらに定格出力運転状態から蒸気ブローにおける給水入口温度変化を予測した。

(1) 解析条件

通常蒸気ブロー時のSG伝熱管内水・蒸気は、EV及び過熱器（以下、SHと略す）内の余熱除去促進のために、下流側のSH出口ドレン弁を開き、約10分間でこれをブロータンクに回収する（図3参照）。SG内ナトリウムは、2次主冷却系の流路を

補助冷却設備側に切替えるために、SG入口止め弁をトリップ後約70秒で全閉した後は極低流量状態となる。

EVの解析モデルを図10に示す。EVは、ナトリウム側を2次元、14層のヘリカルコイル伝熱管を層ごとに代表して14本モデル化した。

解析は、容器内ナトリウムの流速、温度及び管内水・蒸気の流速、温度、圧力の空間分布とその時間変化を計算することとし、試験結果のナトリ

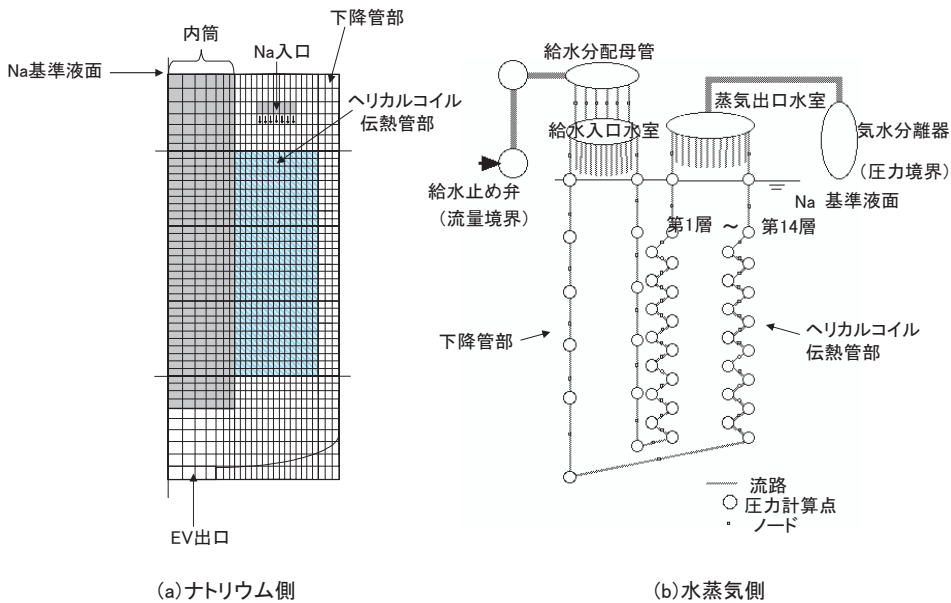


図10 蒸発器解析モデル

ウム入口温度・流量及び入口給水温度・流量，出口蒸気圧力を境界条件とした。

## (2) 解析結果

給水入口温度の解析結果を図9(b)に示す。

解析結果は，試験結果と比べ温度上昇の開始が異なるもののおおむね試験を模擬する。

伝熱管の伝熱部中心(ヘリカルコイル管)，下降管(ダウンカマ管)下部及び給水入口部の水・蒸気流量の解析結果(最外層伝熱管)を図11(a)に示す。

伝熱管内の水・蒸気は，給水遮断後，ヘリカルコイル部の高温蒸気，約100秒以降からヘリカルコイル下部予熱域(U字管部図9(a)参照)，ダウンカマ管の水・蒸気，給水入口部の給水が減圧に伴い沸騰膨張し順次放出される。この時，沸騰した管内蒸気は給水入口側にも流入し，給水管板を通過する水・蒸気温度は最大で初期温度から約80上昇した。また，伝熱管毎に管内水の沸騰に伴う挙動が異なり，給水入口水室ごとに給水入口温度上昇の開始も異なることが明らかとなった。

出力100%から蒸気ブローした場合の給水入口温度変化の解析結果を図11(b)に示す。給水入口温度は約40 上昇にとどまり，設計の熱過渡条件の温度上昇幅と同程度となった。これは，EVナトリウム入口温度と給水入口温度の差が出力40%時の265 より，出力100%時は230 と狭くなるのが要因であると推察される。

## 4.2 構造解析

出力40%からの通常蒸気ブローにおける給水入口温度上昇の給水入口管板への影響を確認するため，熱過渡解析結果に基づきその構造解析を行った。

### (1) 解析条件

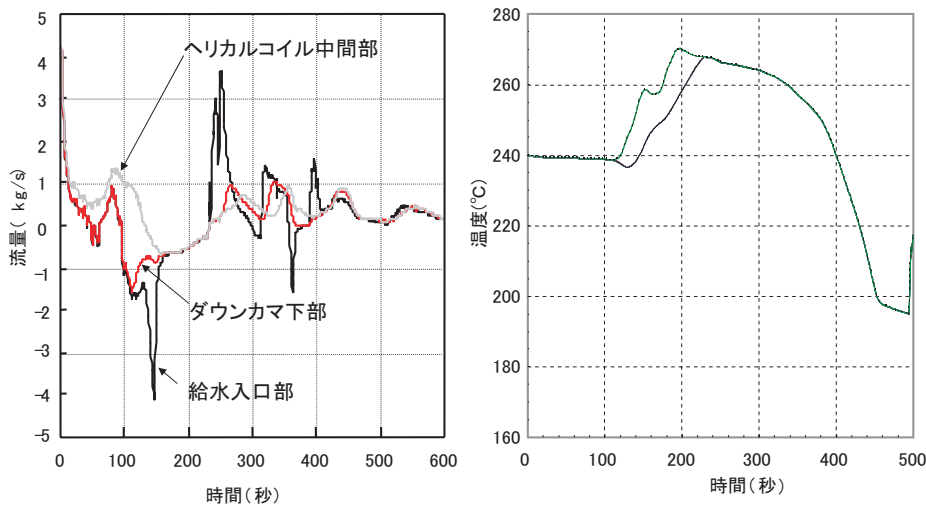
給水入口管板の解析モデルを図12(a)に示す。

管板部(リガメント部)は，管穴を菱形に配置する。解析は，応力的に厳しくなる中央の伝熱管穴内面と菱形配置の頂点の1本の伝熱管穴内面に，早く温度上昇を開始する温度条件，あるいは遅く温度上昇を開始する温度条件を与え，その他の伝熱管穴内面にはその逆の温度条件とした。また給水水室内面には，平均的な温度変化を解析条件とした(図9(b)参照)。

### (2) 解析結果

菱形頂点の伝熱管穴内面に遅く温度上昇を開始する解析条件を与えた解析結果を図12(b)に示す。

解析結果は，熱応力が最も大きく生じ，約150秒後に遅い温度上昇を与えた伝熱管壁周囲で最大約240 MPa生じ，その後は温度降下とともに熱応力は低下する。この最大熱応力は胴部(リム部)とリガメント部の境界に生じるたが締め熱応力と管壁周囲に生じる局所的な熱応力の両方が重畳したためである。また，リガメントの中心部及びリムリガメントの境界部は，それぞれ最大約150 MPaと約100 MPa生じるものの，緩やかな熱応力となった。



(a) 伝熱管内水蒸気流量

(b) 出力100%トリップ給水入口温度

図11 熱過渡解析結果

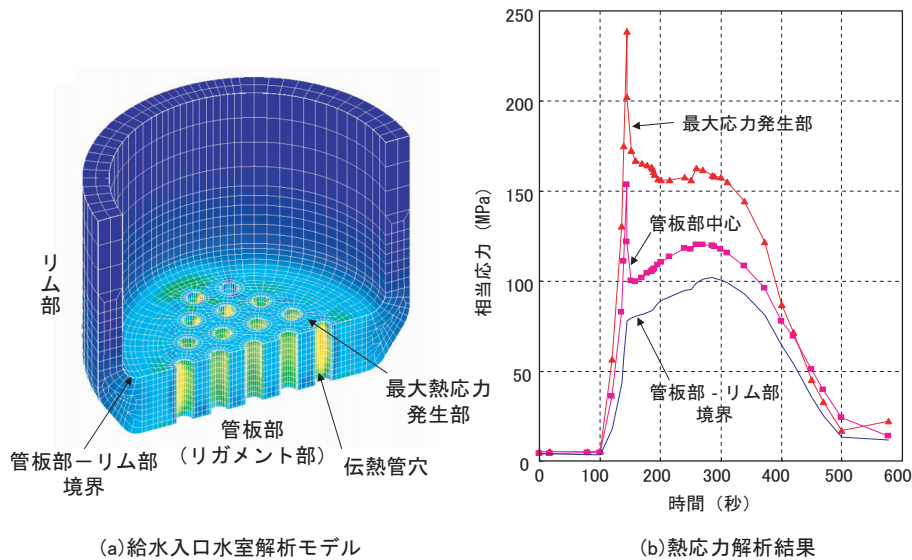


図12 給水入口管板熱応力解析結果

### 4.3 裕度評価

構造解析結果に基づき、約250回の原子炉手動トリップ時の疲れ累積係数を算出した。その結果、最大熱応力が生じた伝熱管壁周囲で0.00164となり、伝熱管毎に給水入口温度上昇に差が生じたとしても、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年10月30日通商産業省告示第501号）の制限値1.0に対して十分な余裕を有することを確認した。

### 5. おわりに

「もんじゅ」の試運転の過程におけるプラント電気出力40%までの実プラント特性を用いて、熱過渡事象の代表的な原子炉手動トリップ時の原子炉容器1次冷却材出口ノズル及び蒸発器給水入口管板の実プラント熱応力を明らかにした。トリップ後に原子炉容器出口ナトリウム温度が早く降下した場合でも、原子炉容器1次冷却材出口ノズルに生じる熱応力は、設計時の評価結果に対して約50%にとどまり、十分な余裕を有する。また、原子炉トリップと同時に進行される通常蒸気ブローで生じる蒸発器給水入口温度上昇は、伝熱管内水・蒸気の減圧を伴う沸騰膨張により蒸気が給水入口側に流入することによるものであり、伝熱管ごとに温度上昇の開始は異なることが詳細解析から明

らかとなった。給水入口温度上昇の給水入口管板への影響を確認した結果、実プラントに生じる熱応力は、疲れ累積係数の制限値を十分に下回り余裕を有することを確認した。

ここで整備した熱流動解析コードや熱過渡裕度評価結果は、試運転時の運転計画や予測挙動解析に反映して行く。また、試運転から得られる実データに基づき、今後も着実に設計技術評価を進め、安全・安定なプラント運用やFBR実用炉の検討に反映して行く予定である。

### 参考文献

- 1) 西田和弘, 北村謙治, 山田文昭, 他: 「「もんじゅ」実測データに基づく安全裕度評価」, サイクル機構技報, No.10(2001).
- 2) 大滝明, 大平博昭, 他: 「プラント動特性解析コードSuper COPDの開発」, 動燃技報, No.76,p.27-36(1990).
- 3) 宮川明, 加藤満也: 「プラント動特性解析コードSuper COPDの整備I」, 日本原子力学会「1999年春の年会」H44(1999).
- 4) 動燃, 「汎用非線形構造解析システムFINAS version13.0」.
- 5) Mets P., Yoshikawa S.: 「Validation of the MSG for CFD Modeling of Sodium Heated Steam Generators」, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.38, No.12 (2001).