



## 高速増殖炉もんじゅ発電所の 動特性解析

遠藤 秀俊 今泉 英之  
小森 栄治 坂井 茂

動力炉建設運転本部

資料番号：64-1

Monju Plant Dynamics Analysis

Hidetoshi Endo Hideyuki Imaizumi  
Eiji Komori Shigeru Sakai  
(Reactor Construction and Operation Project.)

高速増殖炉もんじゅ発電所の熱輸送系は、1次主冷却系、2次主冷却系、水・蒸気系及び補助冷却設備より構成されている。過渡変化時にはそれらの系統が相互に影響を及ぼしあっているため、合理的に過渡変化を算出するには、熱輸送系の流量、温度変化に関する特性を適切に評価した上で解析を行う必要がある。そのため、「もんじゅ」を模擬したプラントシミュレーションコードを作成し、それらにより運転時の外乱及び制御系等の作動等の過渡変化に対するプラントの応答を求める動特性解析を行い、評価を行っている。

本稿では、「もんじゅ」の主要な熱輸送系の冷却材の流動及び温度の計算を行う主要な解析コード、解析上の条件等やそれらを使用しての安全評価解析、プラント動特性安定性解析及びプラント熱過渡解析について述べている。

### 1. まえがき

高速増殖炉もんじゅ発電所（以下「もんじゅ」という）の原子炉からタービンに至るプラントの熱輸送系に対し、運転時に生ずると考えられる外乱、異常、あるいは設計において配慮される制御系、安全保護系及びインタロック等の作動に伴う過渡変化の応答を把握、理解することがプラント設計の1つの重要な課題となる。

「もんじゅ」の熱輸送系は1次主冷却系、2次主冷却系、水・蒸気系及び補助冷却設備というように、通常運転時の炉心冷却も複数の系統が相互に関連しつつ影響を及ぼして作用している。また、ナトリウム冷却系では運転時に冷却材の相変化がなく、圧力変化は小さいため、動特性解析において主眼を置くべき特性は、軽水炉におけるような圧力変化ではなく、温度の時間的及び空間的な変化が対象となるのが特徴である。

そこで、「もんじゅ」に対して想定される過渡変化においては、熱輸送系全般のうち、特に温度変化に関する特性を適切に解析し、評価できるようにする

ことが要求される。そのため、運転時の外乱及び制御系等の作動による過渡変化時のプラントの応答を求める動特性解析を対象としたプラントシミュレーションの解析を行っている。

この動特性解析には、「もんじゅ」の主要な熱輸送系の冷却材流動及び温度の解析を行う次の解析が含まれる。

- (1) 運転時の異常な過渡変化時及び事故時等の炉心冷却に係わり、炉心及び冷却材バウンダリの健全性が損われないことを確認する安全評価解析。
- (2) プラント制御系の運転時に生ずると考えられる外乱等に対する、安定性の確認のためのプラント動特性安定性解析。
- (3) 機器や配管の構造設計上の構造強度評価に用いる熱過渡条件を設定するためのプラント熱過渡解析。

「もんじゅ」では、一連の動特性解析が効率的に実施できるようにナトリウムが有する特徴を十分に考慮し、また「もんじゅ」プラントの設備構成に即した解析コードを開発し、その解析モデルを高速実験炉「常陽」等の試験データによって検証してきた。

また、動特性解析時には、同一の事象でも、その解析の目的に沿うように適切な解析条件及び解析アータを設定することになる。

このような種々の目的に合致した多数の事象を対象とした「もんじゅ」の動特性解析について概説することとする。

2. 「もんじゅ」の主要な熱輸送系の特徴とその過渡応答

「もんじゅ」の主冷却系設備を図1及び図2に示す。プラントとしては次のような特徴を有している。炉心部及び冷却材の特徴としては、

- (1) 燃料にプルトニウム・ウラン混合酸化物を使用

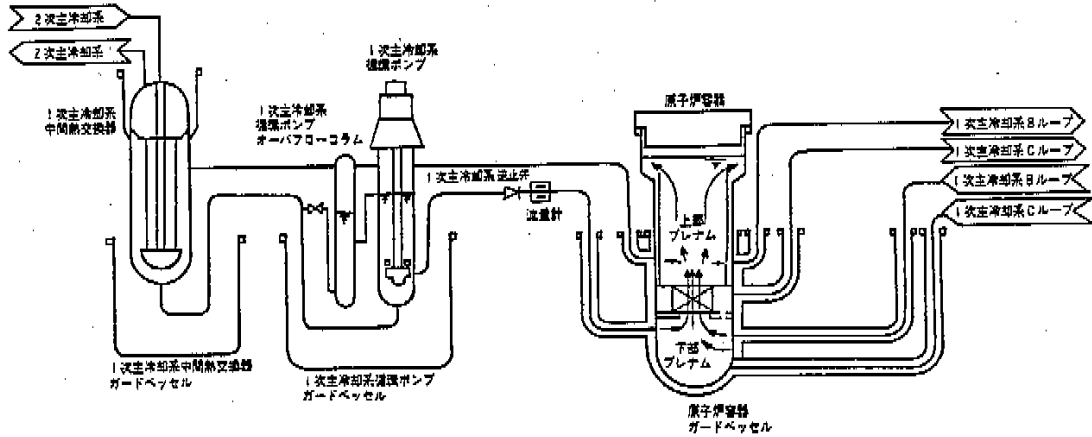


図1 1次冷却系設備系統説明図

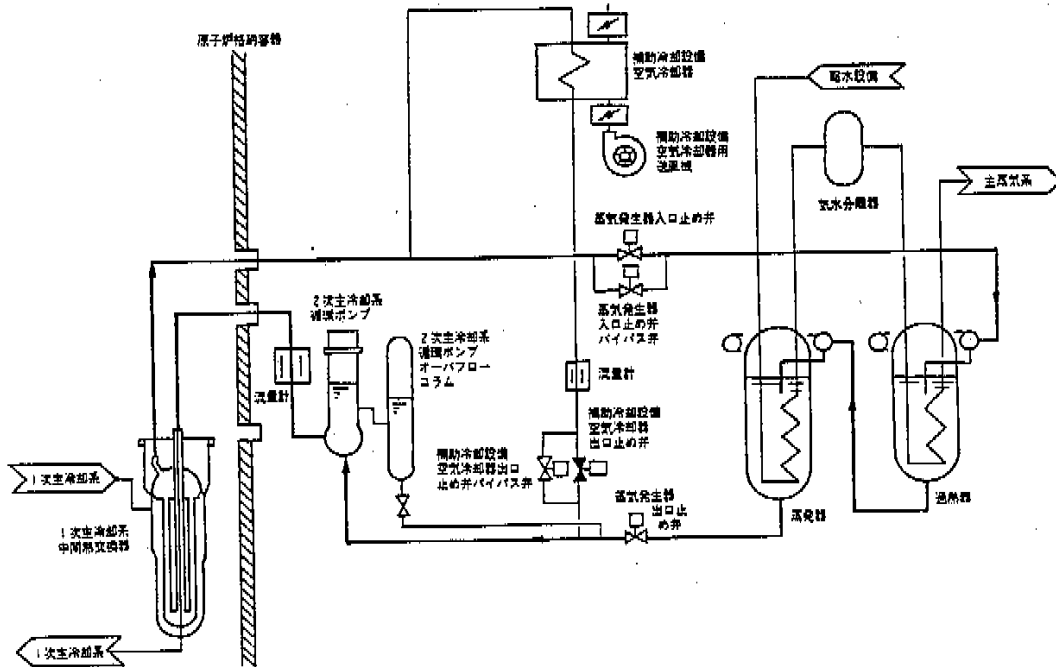


図2 2次冷却系設備系統説明図

し、高速中性子による反応を主体とした増殖可能な炉心であって、出力密度及び燃焼度が高い。

(2) 冷却材として熱伝導特性に優れ、かつ沸点の高いナトリウムを使用している。

主冷却系と系統構成より次のような特徴がある。

(3) 中間熱交換器、蒸気発生器での伝熱特性がよい。

そのために、プラントの出力運転時の熱平衡状態では、高温側と低温側で大きな温度差をとることができ、原子炉容器出入口温度差で約130度となっている。

また、プラントの制御上考慮すべき事項としては、

(4) 原子炉からタービンまでの主要な熱輸送系として、1次主冷却系、2次主冷却系、水・蒸気系を有し、かつそれらの配管が長いので、その分冷却材の輸送に時間がかかる。

(5) ナトリウム及び構造材による熱容量が大きい。

(6) 蒸気発生器としてはヘリカルコイル貫流型を採用しており、水・蒸気の保有水量が少ない。

(7) 過熱蒸気タービンを採用し、水・蒸気系の主蒸気温度と圧力を一定に保つよう制御する方式としている。

以上のようなプラントの特徴より、プラントの制御には、冷却材流量をほぼ原子炉出力に比例させる制御方式を採用して主蒸気温度を一定にするように制御しており、負荷変更時にも、主要な熱輸送系は所定の熱平衡状態を維持するような制御としている。また、崩壊熱除去系として蒸気発生器と並列に補助冷却設備を設備し、空気により崩壊熱除去を行う設計としている等、プラントトリップ直後の崩壊熱除去としては、通常の熱輸送系である水・蒸気系の設備を使用する軽水炉(PWR)とは異なる点があげられる。

所定の熱平衡状態から逸脱するような異常が発生し、原子炉及び冷却材バウンダリの健全性を損うおそれのある状況が発生した場合には、まず安全系以外のインタロックが作動し、異常状態を取束するように設計されているが、さらに異常が継続した場合には安全保護系が作動する。また、放射性物質の放出を伴うような状況には工学的安全施設が作動することになる。

そして、プラントトリップ時のシーケンスとしては次のようになる。

通常運転時には、プラントの各部の温度は負荷特性に応じて所定の温度になるように制御され、負荷変更時にも主要な熱輸送系は所定の熱平衡状態に緩やかに変化し、急峻な温度変化は生じないが、プラントトリップが発生すると、制御棒落下による原子炉の停止、1次及び2次主冷却系循環ポンプトリッ

プとボニーモータへの引き継ぎ、補助冷却設備の起動、蒸気発生器での水・蒸気のプロロー等の一連の崩壊熱除去運転に移行する。

プリントトリップ時には、原子炉の停止による熱源の喪失により急峻に炉心の冷却材温度が低下することになる。そのため、高温の状態の機器は低温の冷却材にさらされることになる。その熱過渡を緩和するために、1次及び2次主冷却系循環ポンプトリップとボニーモータへの引き継ぎによる冷却材流量の減少、原子炉容器上部プレナム部での冷却材温度変化に伴う熱成層化現象に対する設備対策等の設計対応を行っている。

また、給水流量喪失事象のような通常の熱輸送系での除熱源の喪失により、低温側の冷却材の温度が過度に上昇する事象に対しては、2次主冷却系循環ポンプトリップによる流量を減少させて高温になった冷却材の伝播を抑制することや、また原子炉容器下部プレナムでのナトリウムとの混合効果により、低温側の冷却材の温度上昇が緩和されることを期待している。

また、補助冷却設備による崩壊熱除去も空気冷却器出口ナトリウム温度をトリップ以前の蒸気発生器出口ナトリウム温度になるように制御している。したがって、プラントトリップに伴う温度変化が原子炉容器に達するまでの間は、低温側では事象により多少異なる温度応答となるが、その影響は原子炉容器のプレナムにより緩和されるために高温側には出にくく、それ以降の温度応答は他の事象もほぼ類似となる。

代表的なトリップ事象である「手動トリップ」時のプラント各部での挙動を図3に示す。

### 3. プラント制御系と安全保護系等

以上述べたように、「もんじゅ」の動特性解析には、プラント制御系及び主要なインタロックも密接に関連しているため、以下にそれらの点について述べる。

プラント制御系としてはプラントの安定性を図り、プラントを所定の熱平衡状態から逸脱しないように、各制御系間の相互干渉をできるだけ少なくするようにしている。

そのために、次のような方式を採用している。

(1) 主蒸気温度を一定にするため、冷却材の温度条件をほぼ一定にする必要があり、出力指令装置からのプラント出力指令装置信号により、原子炉出力と主冷却材流量をほぼ比例するように制御する。

(2) タービン保護のために、主蒸気条件(過熱蒸気)の一定化をはかる。

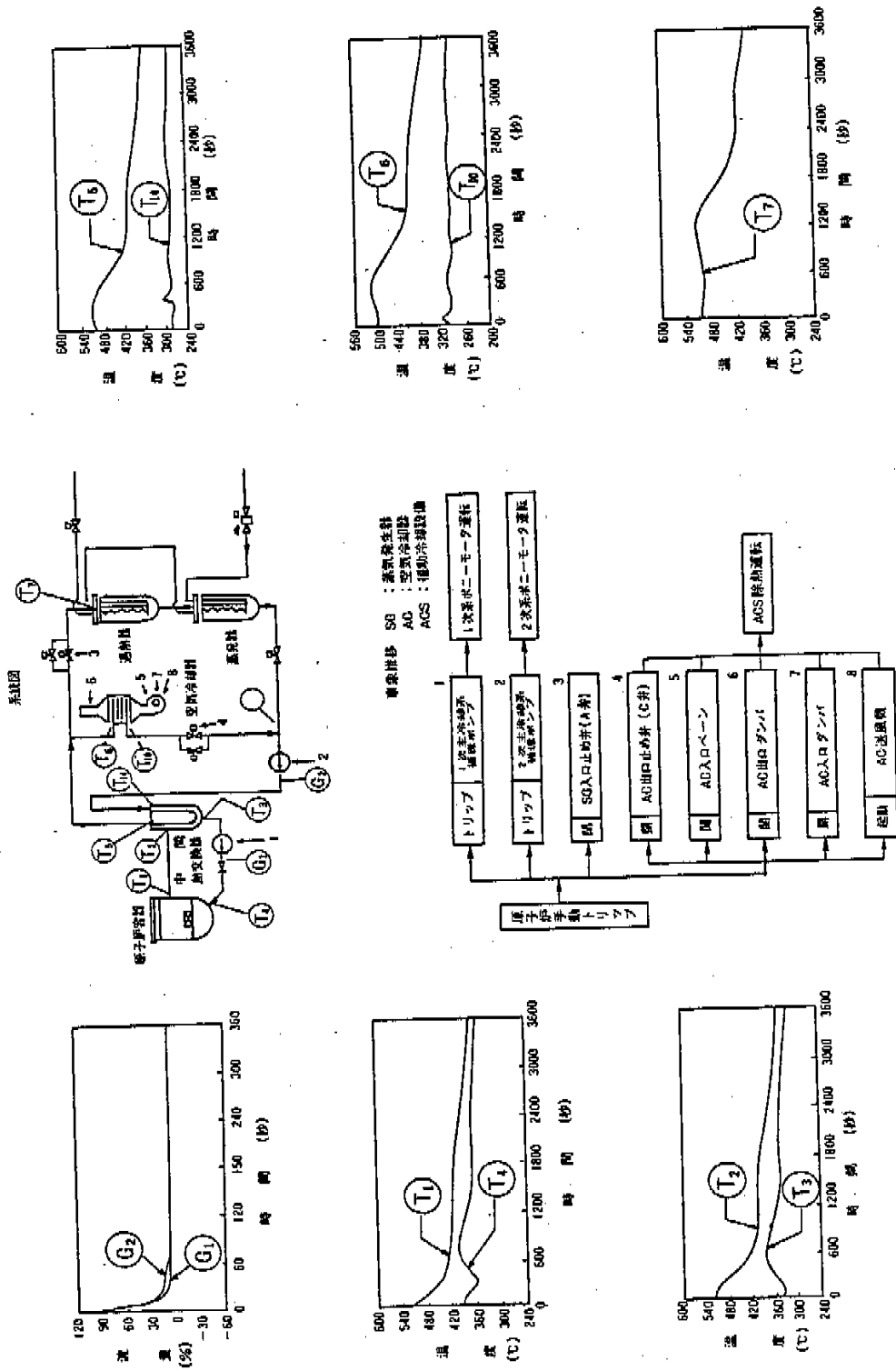


図3 「手動トリップ」の解析結果

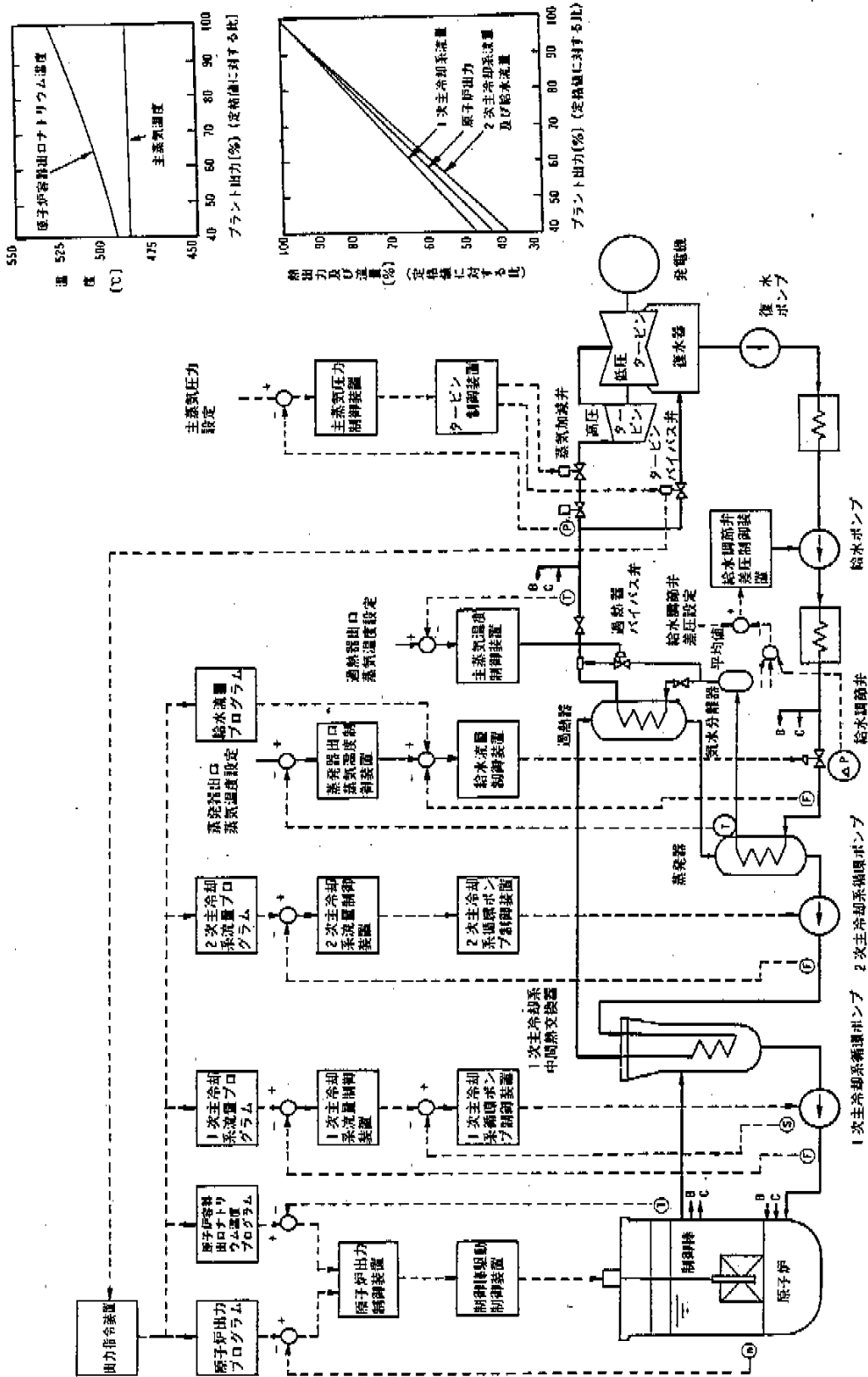


図4 原子炉制御設備説明図

- 1) 温度一定：原子炉容器出口ナトリウム温度を負荷に応じて一定になるように制御する。
- 2) 圧力一定：蒸気加減弁及びタービンバイパス弁により一定になるように制御する。
- (3) 蒸発器出口蒸気温度の過熱度の一定化をはかる。分離型の蒸気発生器においては、所定の過熱度を確保するために蒸発器出口蒸気温度を給水流量により一定に制御する。

このように、所定の負荷特性に合うように原子炉出力と主冷却材流量をまず制御し、負荷変更以外の状態の外乱に対しては、原子炉容器出口ナトリウム温度と蒸発器出口蒸気温度を一定にするような制御系構成とし、温度の外乱を補償しようとするものである。

「もんじゅ」の制御系を図4に示す。

- (1) 原子炉出力制御系  
原子炉容器出口ナトリウム温度を、出力指令装置からの信号に基づく負荷特性に対応した所定の値に制御するものである。原子炉容器上部プレナムによる温度応答遅れの改善を行うためには、制御上からは炉心出口温度計の平均温度を用いる方が良いのではあるが、計測器としての再現性等の観点から中性子束信号のみを補助信号として採用している。
- (2) 主冷却系流量制御系  
各ループの主冷却系流量を、出力指令装置からの信号に基づくループ流量に制御するものである。
- (3) 給水流量制御系  
各ループの給水流量を、蒸発器出口蒸気温度の過

表1 原子炉トリップ信号と主な目的

原子炉トリップ信号	検出器	目的
線源領域中性子束高	線源領域中性子束検出器	原子炉出力の上昇を検出し、急激な反応度上昇に対して炉心を保護する
広域中性子束高	広域中性子束検出器	原子炉出力の上昇を検出し、急激な反応度上昇に対して炉心を保護する
出力領域中性子束高	出力領域中性子束検出器	原子炉出力の上昇を検出し、急激な反応度上昇に対して炉心を保護する
出力領域中性子束変化率高	出力領域中性子束検出器	原子炉出力の変化率を検出し、急激な反応度の印加時に炉心を保護する
原子炉容器ナトリウム液位低	原子炉容器ナトリウム液面計	原子炉容器の冷却材液位低下を測定し、1次冷却材漏洩時に炉心を保護する
原子炉容器出口ナトリウム温度高	原子炉容器出口ナトリウム温度検出器	原子炉容器出口の冷却材の温度上昇を検出し、1次主冷却系の温度上昇を防止する
中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度高	中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度検出器	中間熱交換器の1次側出口ナトリウム温度高を検出し、2次主冷却系以降の除熱能力喪失に対して炉心を保護する
1次主冷却系循環ポンプ回転数低	1次主冷却系循環ポンプ回転数検出器 出力領域中性子束検出器	1次主冷却系循環ポンプの回転数低下を検出し、1次冷却材流量の減少及び異常な出力上昇時に炉心を保護する
1次主冷却系循環ポンプ回転数高	1次主冷却系循環ポンプ回転数検出器 出力領域中性子束検出器	1次主冷却系循環ポンプの回転数高を検出し、1次冷却材流量の増大及び異常な出力低下時に炉心を保護する
1次主冷却系流量低	1次主冷却系流量検出器 広域出力中性子束検出器	1次主冷却系流量低下を検出し、1次冷却材流量の減少及び異常な出力上昇時に炉心を保護する
2次主冷却系循環ポンプ回転数低	2次主冷却系循環ポンプ回転数検出器 出力領域中性子束検出器	2次主冷却系循環ポンプの回転数低下を検出し、2次冷却材流量の減少及び異常な出力上昇時に炉心を保護する
2次主冷却系流量低	2次主冷却系流量検出器 広域出力中性子束検出器	2次主冷却系流量低下を検出し、2次冷却材流量の減少及び異常な出力上昇時に炉心を保護する
蒸発器出口ナトリウム温度高	蒸発器出口ナトリウム温度検出器	蒸発器出口ナトリウム温度高を検出し、水・蒸気系の除熱能力喪失に対して炉心を保護する
タービントリップ	主蒸気止弁位置検出器	タービントリップを検出し、1次主冷却系及び2次主冷却系の過度の温度上昇を防止する
常用母線電圧低	常用母線電圧低電圧リレー	常用母線の電圧低下を検出し、1次主冷却系及び2次主冷却系循環ポンプ電源喪失による主冷却流量の減少時に炉心を保護する
燃料破損検出	遅発中性子束検出器	1次冷却材中の中性子束を測定し、燃料破損時に炉心を保護する
原子炉格納容器隔離	-	原子炉格納容器の隔離信号により、炉心の保護及びその後の運転継続を中止する
地震加速度大	加速度検出器	地震により発生した動的震度を測定し、地震時においてさらに安全を確保する
手動	-	運転員の判断により、その後の運転継続を中止する

熱度を一定に保ちつつ、出力指令装置からの信号に基づきループ流量に制御するものである。

(4) 主蒸気温度制御系

主蒸気温度が所定の温度より上昇した場合に、過熱器入口蒸気を過熱器出口蒸気に混入させて、主蒸気温度を下げるものである。

(5) 主蒸気圧力制御系

給水・蒸気系の圧力変動による影響を軽減するために主蒸気加減弁を調節し、主蒸気圧力を一定に制御する。

以上のように、「もんじゅ」のプラント制御系は、冷却材の温度が急変しないような構成となっており、このような状態から大きく逸脱した場合には安全保護系によりプラントトリップに至る。その原子炉トリップ項目を表1に示す。

また、補助冷却設備が蒸気発生器設備と並列に設けられており、出力運転時は2次主冷却系流量のほとんどが蒸気発生器に流れているが、プラントトリップ時には蒸気発生器入口止め弁と補助冷却設備空気冷却器出口止め弁により、2次主冷却系の主流路を補助冷却設備に切り替える。このため、補助冷却設備の空気冷却器出口配管と蒸気発生器の出口配管

の合流点において、極力温度変化を与えないような制御方式とする必要がある。そのために、プラントトリップ以前の数分前の蒸気発生器出口ナトリウム温度を空気冷却器出口ナトリウム温度の制御目標値とし、空気冷却器に入ってくるナトリウム温度を先行信号として使用し、制御特性の改善を行っている。

制御棒引き抜き阻止インタロックは、制御棒の引き抜き中に制御棒落下等の異常が発生した場合に、制御棒の引き抜きを禁止し、異常の拡大を未然に防ぐようにしている。

またセットバックは、原子炉側とタービンの出力のバランスが崩れて原子炉側出力がタービン負荷より過大になった場合に、タービンバイパス弁の開を検出し、原子炉出力を下げるように出力指令装置の信号を一定の割合で低下させる機能である。

その他に、安全保護系以外にも重要なインタロックとして「もんじゅ」の主冷却系及び補助冷却設備の熱過渡の緩和対策のインタロックがある。代表的熱過渡の緩和対策を表2に示す。

4. 解析コード

プラント安定性解析、安全解析及び熱過渡解析に

表2 熱過渡緩和対策(代表例)

代表的熱過渡	想定される事象		熱過渡緩和対策	
	異常な過渡変化	事 故		
1 1次主冷却系ホットドレグのクールショック	1 次冷却材流量増大			1 次主冷却系循環ポンプ回転数高→原子炉トリップ →1次、2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ
2 1次主冷却系クールドレグのホットショック	1 次冷却材流量増大 2 次冷却材流量減少			1 次主冷却系循環ポンプ回転数高 2 次 " " " 低 2 次主冷却系流量低 中間熱交換器1次側出口Na温度高 →原子炉トリップ →1次、2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ
		2 次冷却材流量減少 (ポンプ詰り)	2 次主冷却系循環ポンプ回転数 低下→1次主冷却系循環ポンプポニーモータトリップ	
3 2次主冷却系ホットドレグのクールショック	2 次冷却材流量増大		2 次冷却系循環ポンプ回転数高→2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ	2 次主冷却系循環ポンプ回転数低 2 次主冷却系流量低 1 次主冷却系循環ポンプ回転数低 →1次主冷却系流量低 →原子炉トリップ →1次、2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ
		1 次冷却材流量減少 (ポンプ詰り)	1 次主冷却系循環ポンプ回転数 低下→2次主冷却系循環ポンプポニーモータトリップ	
4 2次主冷却系クールドレグのホットショック	2 次冷却材流量増大 給水流量減少	給水喪失	2 次主冷却系循環ポンプ回転数高 過熱器出口Na温度高 給水流量低 →2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ	2 次主冷却系循環ポンプ回転数低 2 次主冷却系流量低 高発熱出口Na温度高 →原子炉トリップ →1次、2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ
5 補助冷却設備クールドレグのホットショック	補助冷却設備稼働	待機時	空気冷却器出口Na流量高 →2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ	2 次主冷却系循環ポンプ回転数低 2 次主冷却系流量低 →原子炉トリップ →1次、2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ

\*空気冷却器入口Na温度とのインタロックあり

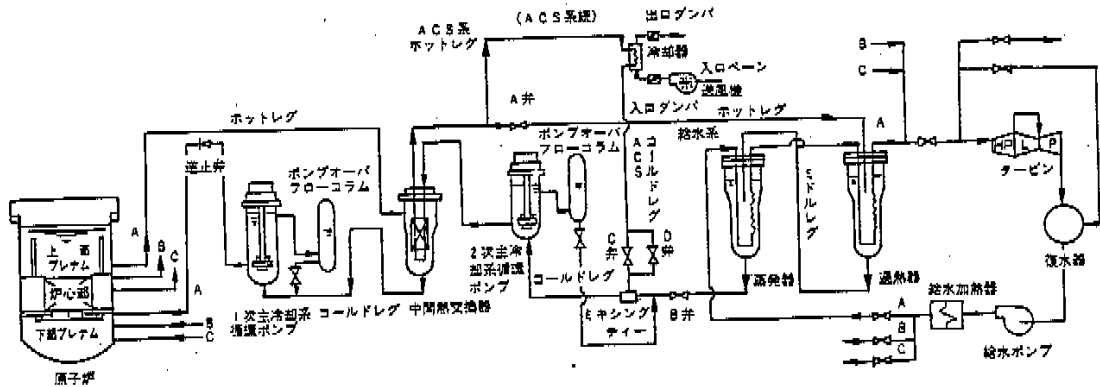


図5 COPDコードのプラントモデル。

使用する解析コードとしては各種のコードがあるが、「もんじゅ」のプラント安定性解析、安全解析及び熱過渡解析は、主に「もんじゅ」の主要な熱輸送系の全系を模倣した解析コード (Code On Plant Dynamics: 以下 COPD と呼ぶ) により行っている。「もんじゅ」の固有の解析モデルの特徴とその検証について述べる。図5にCOPDコードのプラントモデルを示す。

COPDコードは、炉心部の多チャンネル・多分割化、冷却材液位変化及び機器・配管からの放熱、蒸気発生器部の蒸気ブロー等のモデル化並びに安全保護系、プラント制御系及びインタロックのモデル化がされており、通常運転時、原子炉トリップに至る過渡変化及びトリップ直後から数十時間にわたる変化に関してプラントの主要な熱輸送系の流動・熱過渡解析を計算することができる。

しかし、冷却材漏洩事故及び水・蒸気系の蒸気及び給水が逆流するような解析は、COPDコードの解析対象外としている。

「もんじゅ」の主要な熱輸送系は、原子炉容器を中心に3ループの冷却系を配した形になっているため、原子炉容器内の冷却材の流動・温度はループ間の影響を直接的に受けることになる。そのためにモデル化に際し、原子炉の冷却材の流量及び温度の解析において特に考慮すべき部分としては、原子炉容器プレナム部と1次主冷却系逆止弁である。原子炉容器プレナムは上部プレナムと下部プレナムがあり、図1の1次主冷却系設備系統説明図に示すように、3ループの冷却材は原子炉容器下部プレナム部で混合されて、その後炉心部を通り、原子炉容器上部プレナム部より3個の原子炉容器出口配管より流出していく。また、1次主冷却系逆止弁は、中間熱交換器

と原子炉容器間の配管部に設置されており、1次主冷却系循環ポンプが停止した場合に、当該ループに原子炉容器下部プレナムより冷却材が逆流しないようにしている。

また、局所的な熱流動を解析するコードとして汎用の熱流動解析コードはあるが、プラント全系を模倣し効率的に解析を行う場合には、一般的には汎用の熱流動解析コードと比較して簡易的なモデルを構築し、コードに組み込むことが多い。

そして、その簡易的なモデルの構築時において、解析をする対象に対して影響のある要因のモデル化に際しては、解析対象ごとに定数を換える必要があるような定数を組み込まない等、モデル化の仮定条件の妥当性を実験結果等との比較により確認するようにしている。

以上のような点を考慮しつつ簡易的なモデルを構築するには、その現象を支配している現象を把握することが必要である。

そのため、原子炉容器プレナム部については、次のような検討を行った。

「もんじゅ」の通常運転時の原子炉容器上部プレナムの流況は、図6-aに示すように炉心部から原子炉容器上部プレナム部に入る冷却材が内筒内で良く混合して1次冷却材出口ノズルに出ていくが、原子炉トリップ時には図6-bのような流況となることが考えられる。これは、原子炉トリップ時には1次主冷却系循環ポンプもトリップするため原子炉容器上部プレナムの上部に高温の領域ができ、下部には炉心からの低温の冷却材が流入することになる。その低温の冷却材は、最初は内筒に設けられたフローホールより1次冷却材出口ノズルに出ていくが、流量が増えることによりフローホール部の圧損も増えるた

め、ある限度以上には流れにくくなるような設計になっている。そのため、炉心より流入する冷却材とフローホールから出ていく冷却材の差が生じ、低温の冷却材が内筒に増加することにより原子炉容器上部プレナムの上部の高温の冷却材を押し上げてくる。最後には、低温の冷却材が内筒を超えて、原子炉容器出口ノズルに出ていくことになる。

以上のような現象を考慮し、原子炉上部プレナムのモデル化を行っている。その際には、1次主冷却系循環ポンプの故障等によりループが停止すると、他のループとの圧力バランスにより原子炉プレナム内では非対称の流況になることや高温の冷却材が逆流してくるような場合についても考慮する必要がある。そのため、ループ非対称及びループ対称によりモデルを変えるようなことをせずに1つのモデルで連続的に模擬できるようなモデル化を行うとともに、そのようなモデル化に際して仮定した条件を試験結果により確認していく必要がある。

そのため、COPD コードの原子炉容器上部プレナム及び下部プレナムモデルは、ループ対称から非対称に移る際の流動の模擬が可能であり、原子炉容器出口ナトリウム温度を十分な精度で計算できるようにモデル化されている。

さらに、プラント全系の過渡解析という観点からプレナム内の細かな温度、流速分布までは対象とはしていないが、上部プレナム及び下部プレナムの出入口部の冷却材の温度に注目し、その温度挙動を十分な精度で計算できるようにするために、必要なモデル構築の基礎となるような箇所においては、実験結果との比較も行い、モデル化の妥当性を検証している。

また、1次主冷却系逆止弁は、そのループの1次主冷却系循環ポンプが停止した場合に自動的に弁を閉める機能と逆止弁の作動による圧力変化を緩和するための機能を有している。そのような機能を有する逆止弁は、弁前後の冷却材の圧力差と弁のばね力のバランスにより作動する。そのために、弁前後の冷却材の圧力差と弁のばね力の式を短時間に精度良く解くための解法を採用し炉心部の流量を算出している。

原子炉容器上部プレナム及び下部プレナムモデルの計算結果と実験結果を比較した結果の例を図7と図8に示す。

図7は、Ri数（浮力/慣性力の比）を「もんじゅ」と合わせた原子炉上部プレナムの試験結果である。原子炉トリップ後のコストダウンと温度変化を模

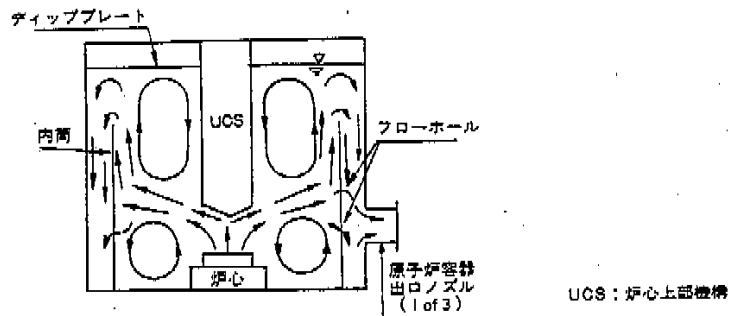


図6-a 通常運転時流況

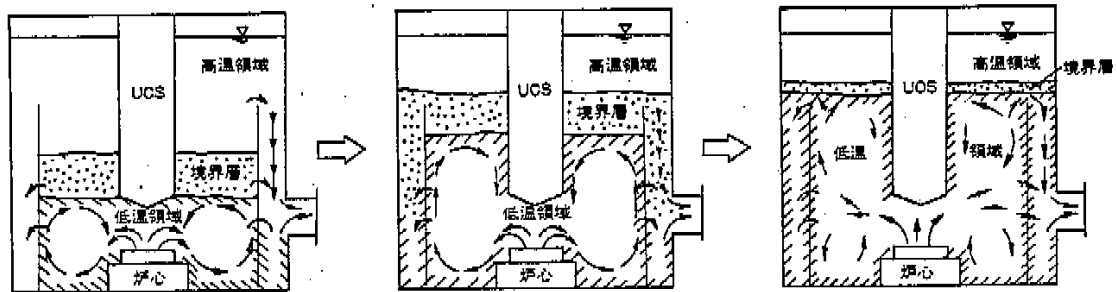


図6-b 原子炉トリップ時流況（熱的成層化現象の発生）

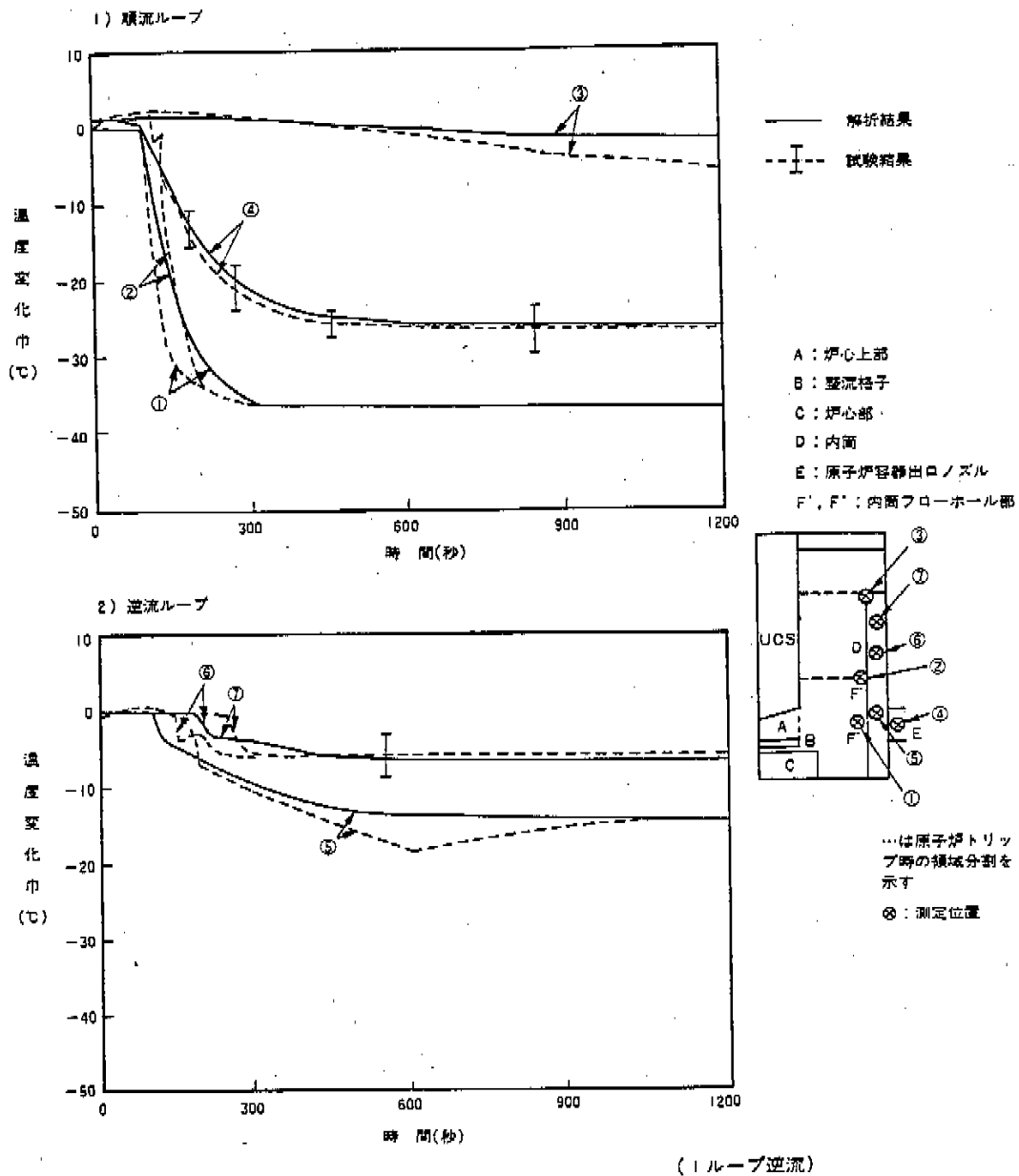


図7 水流動試験による原子炉上部プレナムモデルの検証結果

擬した実験で1ループが逆流する場合である。

順流ループでは、原子炉容器出口部の他に内筒上端温度、フローホール部温度に着目して比較検討を行っている。逆流ループでは、原子炉容器出口部より逆流する高温の冷却材の影響を見るためにアニュラス部の温度の比較検討を行っている。

図8は原子炉下部プレナムの試験結果で、3ループ運転時及び1ループ運転時の原子炉下部プレナム

出口部に相当する温度を比較検討している。

図から判るように、温度挙動はほぼ一致しており、COPDコードの解析目的である機器の出入口部における温度変化を求めるという観点から見ると十分な精度で計算できることがいえる。

その他の主要なモデルについても、高速実験炉「常陽」及び大洗工学センター50MW 蒸気発生器試験施設の試験結果と計算結果を比較した結果、良く一致

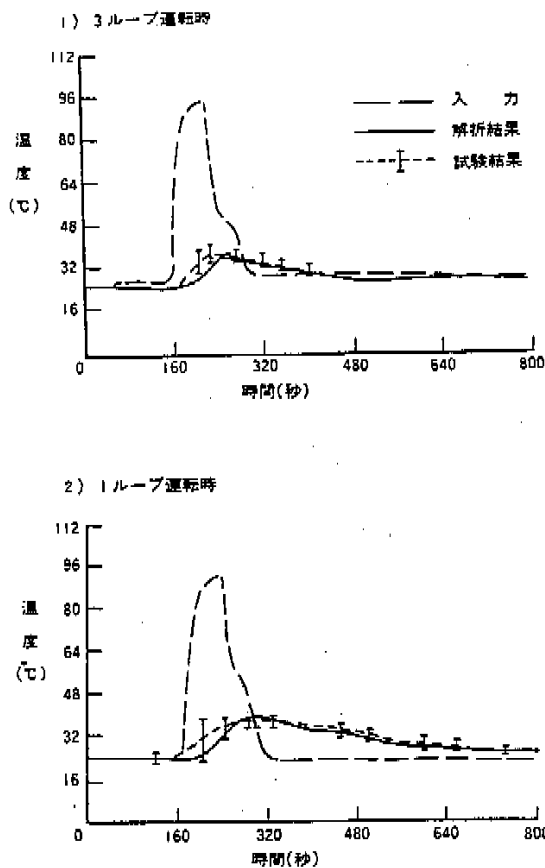


図8 水流動試験による原子炉下部  
プレナムモデルの検証結果

しており、各モデルとも妥当性を有していることを確認している。

## 5. 動特性解析

### 5.1 プラント安定性解析上の条件

「もんじゅ」では、通常出力運転範囲を定格出力の約40%~100%としている。プラント制御系は、その出力範囲内で次の設計条件時にプラントトリップすることなく、安定な運転が継続できるように設計されていなければならない。

- (1) ±10%ステップ状出力変化
- (2) ±5%/minのランプ状出力変化
- (3) 50%負荷喪失(主蒸気流量の約50%容量のタービンバイパス系を併用)

なお、上記の条件(1)~(3)は、加圧水型軽水炉において一般的な条件として採用されているものである。「もんじゅ」においても、これらの条件を満たすよ

うに設計がされているが、そのなかでプラント制御上、考慮すべき要因は次のとおりである。

(1) 「もんじゅ」は、軽水炉と比較して蒸気条件を高く設定しているため、主要な熱輸送系の運転温度も高くなる。

(2) 主冷却系の冷却材の特性が大きく変化しない条件下で使用し、熱輸送系は所定の熱平衡状態を維持するようにプラントを運転するために、主冷却系で発生した外乱の影響は蒸気側に現れやすく、蒸気の温度及び圧力の変動となって現れる。また、水・蒸気系で発生した外乱は、主冷却系のコールドレグ側に伝わるが、原子炉容器プレナムの熱容量による緩和効果や制御系により抑制される。

(3) 蒸気発生器は、蒸発器及び過熱器において主冷却系の冷却材と水・蒸気の間で熱交換を行い、タービンを駆動する蒸気を発生させる。そのうち、蒸発器は過熱度30度の蒸気を発生し、過熱器は蒸発器で発生した蒸気を所定の蒸気条件まで過熱する。過熱器にはオーステナイト系ステンレス鋼を使用しているため、過熱器に未飽和蒸気が流入しないようにする必要がある。

(4) 蒸発器及び過熱器ともにヘリカルコイル貫流式を採用しており、安定な流動を確保する観点から最低負荷に対し制約がある。

以上のような理由により、「もんじゅ」のプラント制御系としては、プラント全体の熱的平衡を逸脱しないようにするために出力指令装置からの出力指令信号により、負荷に応じた所定の値を原子炉出力制御系、主冷却系流量制御系等の各制御系が維持すべき値として与えている。したがって、まずプラントの各制御系が出力変更指令の±10%ステップ状出力変化及び5%/minのランプ状出力変化に対して、プラントを安定な状態に整定させる機能が必要である。また、各制御系を統合したプラント制御系においても、設計上の出力変更に対してプラントを安定な状態に整定する機能が必要である。そのために、安定性解析としては、プラント制御系を構成している制御系に出力指令信号を変化させた場合の安定性について検討する必要がある。フィードバック制御系を構成している系については、制御量と操作量間に制御対象が介在しているため、制御対象の把握が不十分であると不安定な状態になったり、オーバーシュートやアンダーシュートが発生しやすいために、十分に検討を行う必要がある。「もんじゅ」のプラント制御系のうち、そのようなフィードバック制御系を構成している系としては、原子炉出力制御系と蒸発器出口蒸気温度制御系がある。原子炉出力制御系は、原子炉出口ナトリウム温度を負荷に応じた所定の値

に維持するために原子炉出口ナトリウム温度と所定の値とを比較して、その偏差により微調整棒を操作し、蒸発器出口蒸気温度制御系は、蒸発器出口蒸気温度が一定になるように蒸発器出口蒸気温度と所定の温度との偏差により給水調節弁を操作する。原子炉出力制御系は、原子炉容器上部プレナム部の伝熱流動特性を、また蒸発器出口蒸気温度制御系は、蒸発器の流力特性を十分に考慮して開発した解析コードを使用して、解析を行う必要がある。

なお、その他の設計条件である定格出力の50%以下の負荷喪失に対しては、主蒸気圧力制御系が主蒸気圧力を一定にするように蒸気加減弁と定格主蒸気流量の約50%容量を有するタービンバイパス系を制御し、主蒸気系統の圧力を一定に制御して余剰な蒸気を復水器に導き、運転継続を行うよう設計されている。そして、原子炉出力と発電機出力とのマッチングをとるために、タービンバイパス弁の開度号により5%/min以下の所定の低下率で出力指令信号を低下させて原子炉側の出力を下げるセットバック動作に入り、原子炉出力と発電機出力をマッチングするように制御していく。

また、定格出力の50%を超える所外の負荷が喪失した時にも、上に述べたセットバック動作により原子炉出力を低下させていくことになるが、プラントの状態が大きく安定な状態から逸脱した場合にはプラントトリップに至るが、プラントがトリップせずに原子炉出力を低下させて通常運転範囲の下限の約40%の状態に至った場合には、その出力を維持するよう設計されている。

### 5.2 プラント安定性解析

プラント安定性解析は、通常運転時に使用する各プラント制御系設備の構成及び制御定数について、安定性を確認するために行っている。

そのために、まず各制御系が個々に安定性を有していることを確認し、次にプラント制御系全体として安定性を有していることを確認している。その安定性の確認の方法としては、過渡応答解法を用いている。

その際の判断基準として、次の条件を定めている。

条件1：ステップ状の入力変化に対する応答の第1のオーバーシュートと第2のオーバーシュートの最終整定値に対する偏差について、(第2のオーバーシュートの最終整定値に対する偏差)/(第1のオーバーシュートの最終整定値に対する偏差)の比が1より小さいこと。

条件2：原子炉出力のオーバーシュートが5%以下であること。

以下に、原子炉出力制御系を例に示す。

原子炉出力制御系は、原子炉出力制御装置と制御棒駆動制御装置より構成されている。原子炉出力制御系は出力変更時に温度外乱を与えないように、原子炉容器出口ナトリウム温度の制御のために出力指令装置からの温度設定に1次遅れの要素を入れることと、原子炉容器出口ナトリウム温度の測定値に位相補償の要素を入れることで位相を合わせている。そのための信号は原子炉上部プレナム等に起因する大きな遅れ時間の影響を受けることになり、そのため、安定性を確保する目的で中性子束信号を補助信号として用いて、この遅れ時間を補償している。

この補助信号は、制御性改善のために原子炉出力と中性子束の偏差に対して位相進み補償と可変の利得要素を入れている。その両者の信号の和をとり、微調整棒速度制御器に微調整棒速度指示信号を与えている。微調整棒速度制御器の利得要素は、微調整棒速度指示信号に対してどの程度の微調整棒の速度にするかの要素である。その指示信号を微調整棒を駆動する微調整棒駆動制御装置に伝えている。図9に原子炉出力制御系を示す。

したがって、制御棒駆動制御上の安定性に影響す

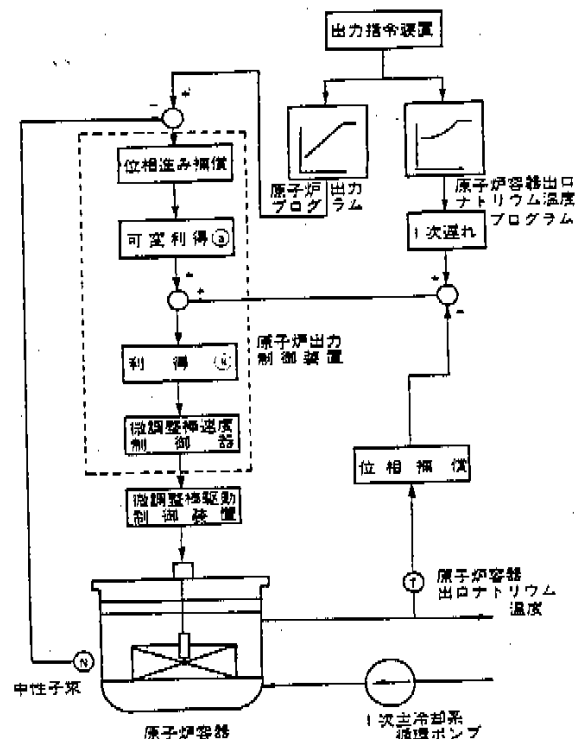


図9 原子炉出力制御系

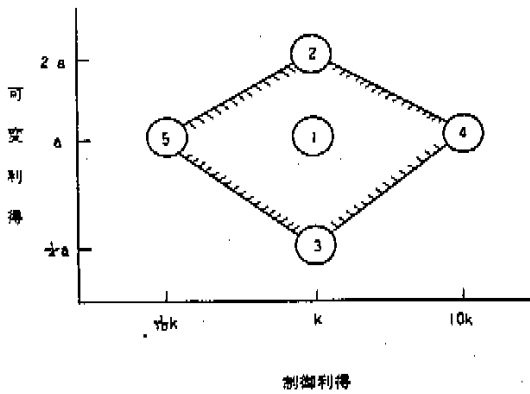


図10 原子炉出力制御系解析結果

る主要因は、可変利得  $a$  と制御利得  $k$  である。そして、出力指令装置からの制御系目標値を10%ステップで変更し、各応答が判断基準を満たすような制御定数の設定範囲が十分に広いことを確認するようにしている。

この範囲を約1デカード確保すれば、制御定数を十分に設定可能である。

そのために可変利得  $a$  及び制御利得  $k$  を変えて制御定数の設定範囲が十分に広いことを確認する解析を行っている。解析したパラメータ (①-⑤) を図10に示す。なお、原子炉容器出口ナトリウム温度は出力変更に合わせて変えている。各利得を図10で示す範囲で変えても条件1、条件2を十分満足しており、原子炉制御系は安定領域の広い制御系であるといえる。

これらの制御系を組み込んで、プラント全体の解析を行い、条件1及び条件2を十分満たしておりプラント全系の安定性は十分に確保されている。

これらの結果を基として、さらにプラント全体について詳細なパラメータサーベイをするプラント制御性解析を行い、「もんじゅ」の制御系としては最適な定数を決めている。

### 5.3 安全解析上の条件

「もんじゅ」については、その基本設計の妥当性を確認するため、プラントに各種の異常が生じた場合の安全性について評価し、万一の事故の発生を想定したとしても工学的安全施設等により放射性物質が発電所敷地外へ多量に放出されるのを防止できることを確認している。

安全性の評価においては「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考とするほか、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」に従

い、高速増殖炉固有の特徴を考慮した解析・評価を実施している。

評価の対象となる事象は、以下に示すように5種類に分類され、また解析もプラント熱流動解析をはじめとしてナトリウム熱流動解析、被ばく評価解析等多岐にわたるものとなっているが、ここでは、設計基準事象である「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」のうち、特にプラント熱流動解析に係る事象を中心に述べる。

- (1) 運転時の異常な過渡変化
- (2) 事故
- (3) 「事故」より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象
- (4) 重大事故
- (5) 仮想事故

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析においては、解析・評価の対象事象を選定するために

表3 異常の基本要因

分類	異常の基本要因	想定される異常
プラント外部要因	自然現象	地震、風(台風)、洪水、積雪、津波、高潮、凍結、地すべり
	プラント外部からの飛来物	航空機墜落、爆発
	人為事象	第三者の不法な接近等
	電力系統の異常	送電系統異常
プラント内部要因	原子炉熱輸送系に接続した補助系統の異常	1次ナトリウム補助設備の機能停止、ナトリウム漏洩
		メンテナンス冷却系の誤起動、ナトリウム漏洩
		1次アルゴンガス圧異常、漏洩、循環停止
		2次ナトリウム補助設備の機能停止、ナトリウム漏洩
	環境条件の異常	2次アルゴンガス圧異常、漏洩、シールガス供給停止
		雰囲気温度、圧力の異常
プラント内部からの飛来物	照射効果や高電などによる材料の損耗・劣化	
	ナトリウム漏洩に伴う温度、圧力、エアロゾルの影響	
	回転機ミサイル、配管のむち打ち、重量物落下等	
火災	電気火災、油火災、ナトリウム燃焼	
所内電源の喪失	変圧器故障、送電、地絡、断線等	
系統内部要因	原子炉及び原子炉熱輸送系の故障	動的機静の単一故障、運転員の誤操作、漏洩
	放射性物質内蔵系統の故障	動的機静の単一故障、運転員の誤操作、漏洩

プラントの内外で予想される種々の異常について、その要因及び異常が生じた後の事象推移を分析・分類している。

安全上の観点からは、燃料の破損を防止し放射性物質の放出を抑制することが必要となるため、主冷却系統をはじめとする放射性物質内包系統に関して異常の基本要因を表3のように抽出した。

これらのうち、プラント外部要因及び系統外要因については、それぞれ設計上の適切な防護対策により異常の拡大がないことを確認している。

系統内要因については、

- (1) 各系統の機器、設備ごとに動的機器の単一故障や運転員の誤操作等故障の原因を抽出
- (2) 故障等が生じた場合に予想される事象推移を分析して、故障や誤操作からプロセス量の異常に至る事象推移図を作成
- (3) 得られた多数の事象推移図をもとに、プロセス量の異常から原子炉トリップ等に至るまでの推移を分析

の一連の検討により、同一のプロセス量の異常に至る事象の中から安全評価上の判断基準から見て最も厳しい結果を与えると思われる事象を代表事象として選定した。選定した事象を表4に示す。

安全評価上の判断基準は、運転時の異常の過渡変化及び事故のそれぞれに対して、以下のように設定している。

〈運転時の異常な過渡変化時の判断基準〉

- (1) 燃料被覆管がプレナムガスの内圧により破損しないよう、被覆管肉厚中心温度は330°C以下であること。
- (2) 冷却材が沸騰しないよう、炉心ナトリウム温度は沸点以下であること。
- (3) 原子炉冷却材バウンダリの温度は、次の値のいずれをも超えないこと。

①600°C

②最高使用温度(°C)の1.4倍

〈事故時の判断基準〉

- (1) 炉心は大きな損傷にいたることなく、かつ十分な冷却が可能であること。
- (2) 原子炉冷却材バウンダリの温度は、次の値のいずれをも超えないこと。

①650°C

②最高使用温度(°C)の1.6倍

- (3) 格納容器バウンダリの温度及び圧力は、それぞれ最高使用温度(150°C)及び高使用圧力(0.5kg/cm<sup>2</sup>G)以下であること。
- (4) 周辺の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

表4 安全評価項目

(運転時の異常な過渡変化及び事故)

運転時の異常な過渡変化

事 象 名
未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
出力運転中の制御棒の異常な引抜き
制御棒落下
1次冷却材流量減少
1次冷却材流量増大
外部電源喪失
2次冷却材流量減少
2次冷却材流量増大
給水流量喪失
給水流量増大
負荷の喪失
蒸気発生器伝熱管小漏洩

事 故

事 象 名
制御棒急速引抜き事故
燃料スランピング事故
気泡通過事故
冷却材流路閉塞事故
1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故
2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故
主給水ポンプ軸固着事故
1次冷却材漏洩事故
2次冷却材漏洩事故
主蒸気管破断事故
主給水管破断事故
燃料取替取扱事故
気体廃棄物処理設備破損事故
1次ナトリウム補助設備漏洩事故
蒸気発生器伝熱管破損事故
1次アルゴンガス漏洩事故

各事象の解析にあたっては、指針の定めるところに従い、以下のように解析条件を設定している。

- (1) 解析に使用するパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する。
- (2) 想定された事象に加えて、安全系の動作に関して機能別に結果を最も厳しくする機器の単一故障を想定する。
- (3) 事象の影響を緩和するため運転員の手動操作を考慮する場合は、適切な時間的余裕を考慮する。
- (4) 工学的安全施設の作動が要求される場合には、外部電源の喪失を考慮する。

なお、上記(2)の単一故障の重ね合わせは、前述の

ごとく指針により無条件に考慮するものであり、単一故障の想定により当該事象の発生頻度の低下は考慮しない。

プラント熱流動挙動の解析には主として、以下に示す解析コードを使用している。

HARHO-IN……原子炉の核熱動特性解析

COPD……プラント熱流動解析

HIPRAC-III……1次主冷却系配管破損時流動解析

これらの解析コードは、各種の試験や他の解析コードとの比較計算により、その妥当性を確認している。

#### 5.4 安全解析

「運転時の異常な過渡変化」、あるいは「事故」時のプラント各部の温度応答は、それぞれの事象ごとに異なったものとなるが、原子炉トリップ後の原子炉容器出口及び入口ナトリウム温度については、共通したメカニズムでそれらの応答を説明することができる。原子炉トリップ後の温度応答の典型的な例としてCOPDコードによる外部電源喪失の解析結果を図11に示す。

「もんじゅ」の1次主冷却系冷却材は約1分で系統を一巡する。これがポンプモータ運転時には冷却材流量が定格時の約8%となるため、一巡時間は約13分となる。

この状態では、冷却材の温度変化が原子炉器出口ノズルから中間熱交換器入口ノズルまで、あるいは中間熱交換器出口ノズルから原子炉器入口ノズルま

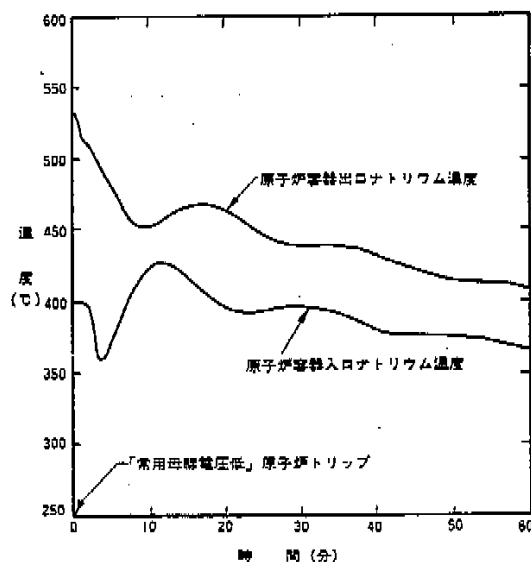


図11 外部電源喪失冷却材温度変化

でに到達するには数分を要することになる。

原子炉トリップが発生すると制御棒の挿入により原子炉出力は急速に低下し、崩壊熱レベルに至る。一方、1次主冷却系循環ポンプのトリップにより炉心を流れる冷却材流量も低下するが、ポンプの持つ回転慣性等により急激に減少することなく、数十秒後にポンプモータにより一定流量が確保される。

したがって、原子炉容器出口ナトリウム温度は最初急速に低下し、その後は原子炉容器入口ナトリウム温度の影響により変化する。ただし、いずれの温度応答も原子炉上部プレナム部でのナトリウムの混合等のために緩和されたものとなる。

1次主冷却系と2次主冷却系の流量コストダウンの特性が異なるため、中間熱交換器出口ナトリウム温度は最初低下し、その後上昇するが、やがて中間熱交換器入口に原子炉容器出口ナトリウム温度の低下が伝わるため、再び下降する。

この変化は、コールドレグ配管での輸送遅れ時間を経て原子炉容器入口に伝わる。炉心部では、既に出力が低下しているため、入口に伝わった温度変化はほぼそのまま炉心出口に達し、原子炉容器出口に伝わる。

このような温度変化はその後も周期的に現れるが、2次主冷却系側を経て補助冷却設備へ熱が運び去られるため、全体的に徐々に温度は低下していくことになる。

「運転時の異常な過渡変化」の各事象における最高温度の評価結果を表5に示す。

#### 5.5 プラント熱過渡解析上の条件

プラントの主要な熱輸送系を構成する機器、配管等については、寿命期間中にかかる想定される荷重条件に対してその構造健全性を維持できることを確認し、定められた技術基準(「ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子力施設に関する構造等の技術基準」)に対する適合性を示さなければならない。

このため、構造評価にあたっては多種の荷重条件を考慮する必要があるが、ナトリウム冷却の高速増殖炉プラントでは、熱応力による荷重が主要なものとなる。

プラント熱過渡解析は、この熱応力評価に必要な条件(熱過渡条件)を設定するために実施するものであり、その結果は、事象の想定回数とともに構造評価の入力条件として用いられている。

構造評価においては、発生頻度が高くなると思われる事象の中には、単独では大きな影響を与えなくても多数回繰り返すことにより厳しい影響を与えるものもあるため、事象の選定は過渡変化の厳しさと

表5 運転時の異常な過渡変化の評価結果

事 象 名	最 高 温 度 評 価 結 果					
	燃 料	被ふく管 肉厚中心	炉 ナトリウム 心	原子炉容器入 口ナトリウム	原子炉容器出 口ナトリウム	
未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	約 590°C	約 360°C	約 360°C	約 310°C	約 330°C	
出力運転中の制 御棒の異常な引 抜き	原子炉出力初期値 定格値の102%	約 2,450°C	約 700°C	約 690°C	初期温度近傍	初期温度近傍
	原子炉出力初期値 定格値の91%	約 2,400°C	約 720°C	約 710°C	初期温度近傍	初期温度近傍
制御棒落下	約 2,550°C	約 710°C	約 690°C	初期温度近傍	初期温度近傍	
1次冷却材流量減少	初期温度近傍	約 710°C	約 700°C	約 430°C	約 540°C	
1次冷却材流量増大	約 2,430°C	約 690°C	約 680°C	約 430°C	初期温度近傍	
外部電源喪失	初期温度近傍	約 730°C	約 720°C	約 430°C	約 540°C	
2次冷却材流量減少	初期温度	約 680°C	約 670°C	約 430°C	初期温度近傍	
2次冷却材流量増大	約 2,360°C	約 680°C	約 670°C	約 440°C	初期温度近傍	
給水流量喪失	初期温度	約 680°C	約 670°C	約 450°C	初期温度近傍	
給水流量増大	約 2,450°C	約 680°C	約 670°C	初期温度	初期温度近傍	
負荷の喪失	初期温度	約 680°C	約 670°C	約 450°C	初期温度近傍	
蒸気発生器伝熱管小漏洩		2次冷却材流量減少と同様な過渡変化となる。				

発生頻度の双方を考慮しなければならない点が安全評価と異なる。

このためプラント熱過渡解析では、技術基準の定めるところに従って運転状態分類を行い、代表事象の選定を行っている。

運転状態分類では、プラント運転中に機器設備の単一故障や運転員の誤操作によって発生する異常事象のほか、通常運転時の状態（計画的な運転状態）をも対象とする。

これらの事象は、その予想される発生頻度に応じて次の4段階及び試験状態に分類される。

- 運転状態Ⅰ……原子炉施設の通常運転時の状態
- 運転状態Ⅱ……「運転状態Ⅰ」、「運転状態Ⅲ」及び「運転状態Ⅳ」以外の状態
- 運転状態Ⅲ……原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態
- 運転状態Ⅳ……原子炉の安全設計上想定される異常な事象が生じている状態

運転状態Ⅱ及びⅢの事象の選定にあたっては、プラントを熱源系、熱輸送系及び熱吸収系に分け、各系統ごとに流量の増大、減少等が予想される異常の種類により事象の抽出を行う。

次に抽出した各事象を事象推移の点で類似するものごとにとりまとめ、それらの中から熱過渡が厳しいものを代表事象として選定している。

運転状態Ⅰ及びⅣは、それぞれ運転計画及び安全設計の観点から対象事象が設定される。このように

して得られた運転状態分類の例を表6に示す。

プラント熱過渡解析は、構造評価の入力条件を設定するために実施するものであり、その解析結果に直接的な判断基準は設けていないが、代表事象の選定の際は、着目する部位の温度変化率、到達最高温度及び高温保持時間等を考慮して熱過渡としての厳しさを設定している。

解析条件の設定にあたっては、プラント熱過渡解析では中間熱交換器、空気冷却器及び蒸気発生器等も評価の対象となること、温度の上昇だけでなく下降も問題となること等から、安全解析で実施するように設備のパラメータを一律に保守側に設定することは困難である。このため、機器・設備のデータ設定では、ノミナル値をベースとした解析を基本とし、明らかに熱過渡に大きな影響を与えるパラメータについては、着目する部位の熱過渡に対し、必要に応じて最大値または最小値を用いた解析を行っている。

また構造解析では、事象の発生頻度（想定回数）を考慮して評価が行われることから、熱過渡解析では、安全解析で実施したようなインターロックの不作動や安全系の単一故障等、発生頻度が低下するような故障想定を重ね合わせは原則として行わないのがふつうである。

これは例えば、安全上はクレジットをとれないインターロック等であっても解析に加えるということである。もし、これらのインターロックの不作動が考えられるなら、その故障頻度を評価し、そのよう

表6 高速増殖炉もんじゅ発電所運転状態一覧表

運転状態	条件名称
運転状態 I	通常起動 通常停止 出力変更 死端ドレン 定常運転
運転状態 II	手動トリップ 制御棒誤引き抜き 蒸気器ドレン弁誤閉 過熱器出口蒸気止弁誤閉 過熱器入口蒸気止弁誤閉 主給水調整弁誤閉 汽水分離器ドレン弁誤閉 タービンバイパス弁誤閉 蒸気発生器伝熱管小破損 給水ポンプ1台停止 空気冷却器出口止弁誤閉 部分負荷喪失 外部電源喪失 制御系異常
運転状態 III	1次主冷却系循環ポンプ軸固着 2次主冷却系循環ポンプ軸固着 主給水管破損 主蒸気管破損 蒸気発生器伝熱管破損 空気冷却器送風機駆動失敗 蒸気発生器ブロー失敗 空気冷却器出口止弁誤閉
運転状態 IV	1次主冷却系漏洩事故 2次主冷却系漏洩事故 異常反応度挿入事故 蒸気発生器除熱能力喪失事故
試験状態	最高使用圧力を越える耐圧試験

な状態に至る発生頻度に相当する評価基準をあらかじめ選定することになる。

解析の実施にあたっては、原子炉トリップ後の過渡応答の特徴を考慮し、以下に示すように各計算コードを使い分けている。

(1) COPD……短時間熱過渡

原子炉トリップ後、約1時間までの間にプラント全系に発生する急激な過渡変化の解析を行う。

(2) HYMON……長時間熱過渡

蒸気ブロー終了以降のやや緩慢な過渡変化を主体に、原子炉トリップ後数時間までのプラント全系の解析を分担する。

(3) BLOOPH……蒸気発生器廻り熱過渡

原子炉トリップ後、約20分までの間に蒸気発生器廻りで発生する急激な過渡変化の解析を分担する。

HYMONコードの計算結果は、COPDコードまたは、BLOOPHコードの結果と適切な方法で接続され、長時間の熱過渡条件が必要な場合にのみ用いられている。

これらの解析コードによる解析結果に基づき、熱過渡条件が設定される。

熱過渡条件設定の方法は、当該事象の状態分類により差異があるが、運転状態IIIまでの事象については解析結果から折れ線状のグラフ(条件図)を設定する。設定にあたっては、解析結果の持つ精度及びパラメータ設定の実際とのずれ等を考慮して熱過渡の観点から保守的となるような条件化の方法を採用している。

5.6 プラント熱過渡解析

プラント熱過渡解析においても、安全解析と同様非常に多くの事象について解析を実施しているが、前節でも述べたとおり、熱過渡解析の結果は構造評価の入力条件を設定するために用いられるものであり、安全解析の場合と異なり最高温度だけでなく温度変化そのものも評価上必要になってくる。

ここでは運転状態IIの事象の1つである「手動トリップ」についてCOPDコードによる短時間熱過渡解析の結果(図3)を例にとり説明する。

1次系のホットレグ及びコールドレグに現れる温度変化は、5.4節で説明した安全解析の場合と同様の理由によるものである。

中間熱交換器2次出口温度(図中 $T_2$ )は、原子炉トリップ後の1次主冷却系及び2次主冷却系の流量コーストダウン特性の差により一時的に上昇するが中間熱交換器1次入口温度(同 $T_3$ )の低下の影響を受け、下降していく。

この温度変化は、2次系ホットレグ配管での輸送遅れを経て、空気冷却器入口(同 $T_4$ )及び蒸気発生器(過熱器)入口(同 $T_7$ )へ伝わるが、ボユーマータ運転時には主流路が空気冷却器側に切り換えられ、蒸気発生器への流量が非常に小さくなるため、過熱器入口側への温度応答の伝達は、大きな時間遅れを伴うことになる。

一方、空気冷却器においては、原子炉トリップ後の補助冷却設備の起動に伴う冷却材流量の増加が一時的に空気流量を上回るため出口ナトリウム温度(同 $T_{10}$ )が上昇するが、起動完了後は空気冷却器での十分な除熱能力が確保されるため、ほぼ一定温度に安定に制御される。

この温度応答は、コールドレグ配管での輸送遅れを経てミキシングティーで蒸気発生器出口からの冷却材と混合するが、蒸気発生器のナトリウム流量が小さく、また大きな温度変化がないため、ほぼそのままの形で中間熱交換器2次入口(同 $T_{11}$ )に到達する。このように各部位での温度応答の解析結果が各事象ごとに集約され、熱過渡条件の設定に用いられ

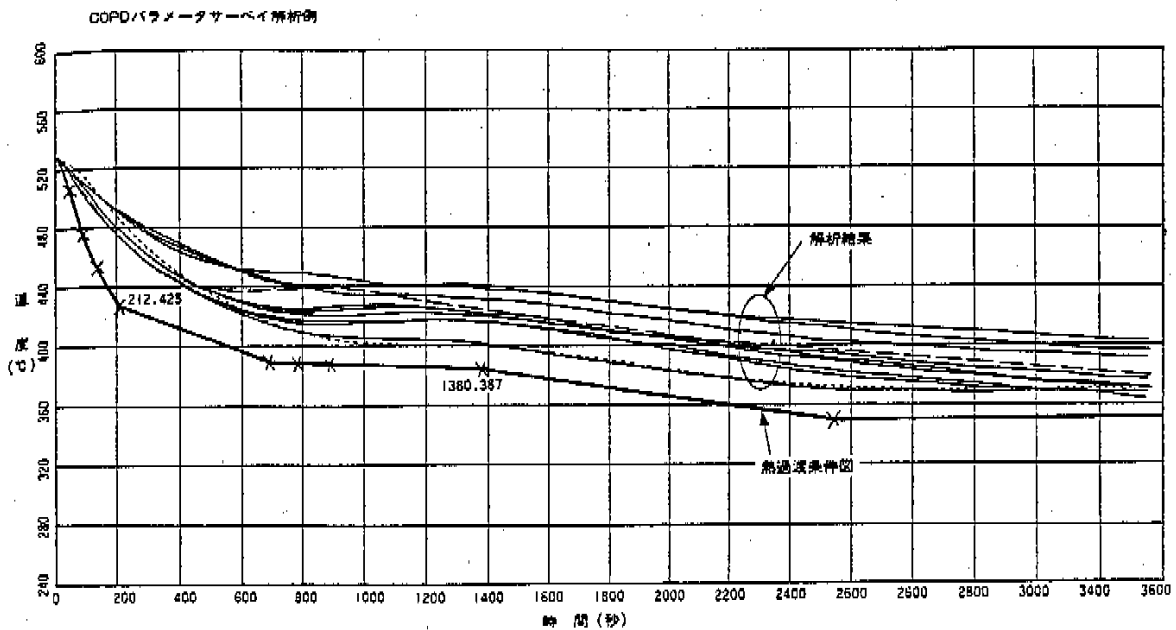


図12 「手動トリップ」原子炉容器出口ナトリウム温度

ている。

熱過渡条件の設定に際しては、温度変化率、温度変化幅等の点から保守的となるよう条件図(折れ線グラフ)を作成している。

「手動トリップ」における原子炉容器出口での熱過渡条件図をパラメータサーベイ解析結果と対比させて図12に示す。

5. まとめ

以上のように、「もんじゅ」の安全評価解析、プラント安定性解析、プラント熱過渡解析の各解析に対しては、その解析の目的に応じて解析コードの使用及び解析の条件を設定し、適切な妥当性を有する解析が行われた。その際、「もんじゅ」が開発段階にあることから動特性解析関連としても次のような点について留意して関連作業を実施した。

(1) 設計変更に伴う解析コードの改修

設備及び機器の設計変更がなされると解析コードの観点からその影響を評価し、必要な場合には違

かに解析コードの改修を実施し、解析評価を実施した。

(2) 各種解析に応じた解析コードの使用及び解析の条件の設定による合理的な解析評価

本稿で述べた COPD コード以外にも、蒸気発生器部において水・蒸気系の水・蒸気が急峻に逆流するような特殊なケースを解析する場合には、それに適した解析コードの使用と条件設定により合理的に解析評価を実施した。

(3) 機器開発の R&D と解析コードの開発の相互反映を十分に行うことによる合理的なモデルの設定

「もんじゅ」の機器開発の R&D のデータをモデルの検証用実験データとして使用し、合理的なモデル化が行えた。

今後は、設計で使用した解析コードを「もんじゅ」の性能試験の子測計算を行うために改良を行うとともに、「もんじゅ」の実機データによる妥当性の確認を行っていく計画である。