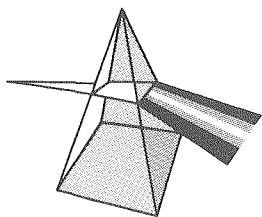


## 【技術報告】

「もんじゅ」実測データに基づく  
安全裕度評価

西田 和弘 北村 謙治\* 山田 文昭

敦賀本部 国際技術センター  
\*原子力システム株式会社

資料番号：10-2

Monju Safety Margin Analysis Based on Measurements

Kazuhiro NISHIDA Kenji KITAMURA\* Fumiaki YAMADA

International Cooperation and Technology Development  
Center, Tsuruga Head Office

\*Nuclear Energy System Inc.

高速増殖原型炉「もんじゅ」の総合機能試験及び性能試験の結果を用いて、制御棒急速引抜事故及び1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故を解析し、事故の正確な推移を把握するとともに、この事故が安全に終息することを再確認した。

解析結果は、異常な過渡変化時及び事故時の判断基準、当該原子炉設置許可申請書添付書類十安全評価の同事故時の解析結果に対して十分に下回り、制御棒急速引抜事故時の原子炉最大出力は106%、1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故時の被ふく管肉厚中心最高温度は702℃となった。安全評価の同事故時の解析結果との差の要因を分析した結果、解析条件の制御棒特性に最も余裕があることを明らかにした。

*The results of the function test and the startup test of the Prototype Fast Breeder Reactor Monju were examined for the hypothetical analysis of the rapid withdrawal of the control rod assembly and to analyze pump seizure in the Primary Heat Transport System, in order to obtain accurate transition of the plant dynamics. These analyses confirmed that both of the accidents settle down without affecting the plant structure.*

*During the withdrawal accident, reactor power reached 106%. During the pump seizure accident, the fuel cladding mid-wall temperature reached 702°C. Both of these values are sufficiently below the safety margins for anomaly transients and accidents during operation and former analyses for design safety permission.*

*The differences between these results and the former analyses for design safety permission have mostly been attributed to the characteristics of the control rods.*

## キーワード

「もんじゅ」、反応度増大、1次冷却材流量減少、プラント動特性  
Monju, Reactivity Increase, Decrease in PHTS Flow, Plant Dynamics



西田 和弘



北村 謙治



山田 文昭

## 1. はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故後に実施された安全総点検<sup>1)</sup>では、原子炉設置許可申請書添付書類十に示した安全評価（以下、安全評価）に用いたデータについて、その後の研究開発成果に基づく知見、設計・製作実績や試運転時の実測データ等との比較・検討を行い、安全評価データが保守側の設定であることが確認された。

本安全裕度評価では、安全総点検において整理したデータ及び試運転時の実測データ等を用い

て、炉心の安全性を評価する上で代表的な制御棒急速引抜事故と1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故<sup>2)</sup>の解析を行い、事故の正確な推移を把握するとともに、安全性を判断する基準（以下、判断基準）と比較し、解析結果との差（以下、安全裕度）を定量的に評価した。さらに、本評価時の解析結果と安全評価結果の差の要因を分析した。それらの結果について報告する。

## 2. 安全裕度評価手順

評価手順を図1に示す。

まず、ナトリウム漏えい事故前に取得した総合機能試験<sup>3)</sup>（以下、SKS）及び性能試験<sup>4)</sup>（以下、SST）の結果から、解析条件となる初期定常運転条件、原子炉トリップ信号応答時間、原子炉停止系の特性及び1次主冷却系流量等を摘出した。

事故の解析には、プラント動特性解析コード Super-COPD<sup>5),6)</sup>を用いた。本解析コードは、プラント電気出力40%で安定に運転している状態からプラントトリップさせた推移を最適に模擬することを確認した。

解析は、この解析コードと解析条件により行い（以下、実機解析）、事故の正確な推移を把握するとともに、炉心燃料や原子炉冷却材バウンダリ等の安全裕度の定量化を図った。

さらに、主要な実機解析条件を順次、安全評価時の条件に変更することにより感度の解析を行

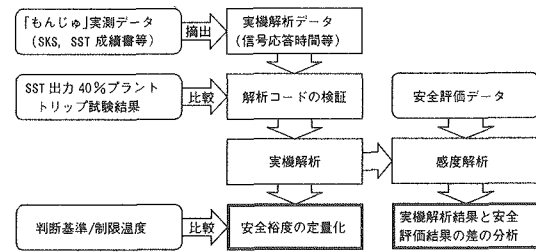


図1 安全裕度評価手順

い、実機解析結果と安全評価結果の差の要因を分析した。

## 3. 事故推移と判断基準

### 3.1 制御棒急速引抜事故

制御棒急速引抜事故（以下、急速引抜事故）の推移を図2に示す。

この事故では、原子炉の起動時又は出力運転中に、何らかの原因で調整棒1本が、技術的に考え得る最大速度で連続的に引き抜かれることにより炉心に異常な反応度がそう入され、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇する。このうち、本報では、原子炉最大出力を評価するために、出力運転中の急速引抜事故を解析することとした。

調整棒の誤引抜動作は、制御棒駆動制御装置1体の故障による微調整棒（以下、FCR）又は粗調整棒（以下、CCR）1本の連続引抜動作を想定する。調整棒の誤引抜きが発生すると、「出力領域

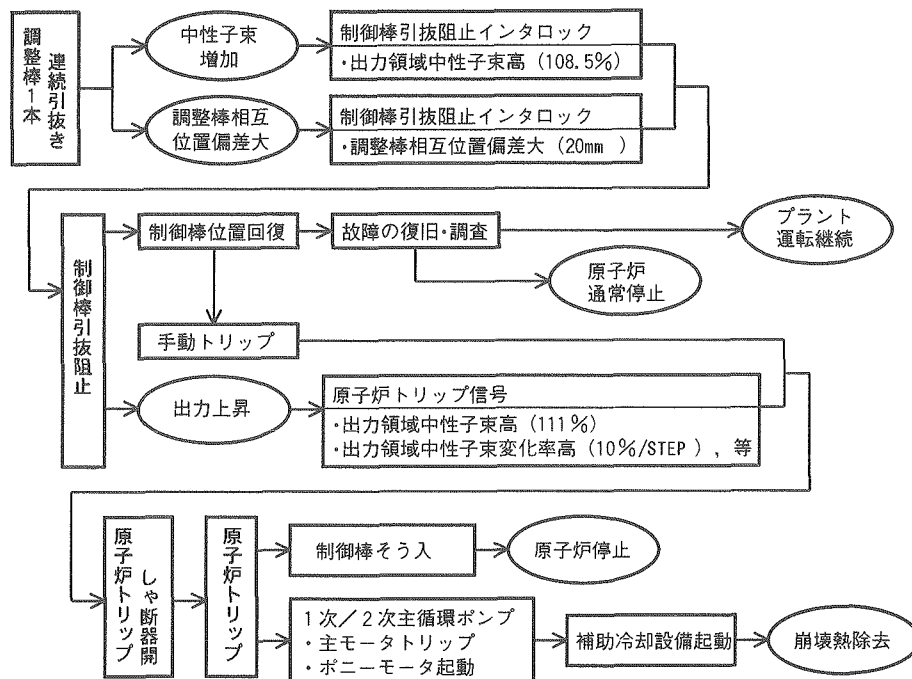


図2 制御棒急速引抜事故推移

中性子束高 (108.5%)」,「制御棒相互位置偏差大 (20mm)」等の制御棒引抜阻止インタロックの作動により引抜きは阻止される。

誤引抜阻止後、運転員は手動で制御棒の位置回復を試み、故障の原因調査・復旧を行う。ただし復旧期間中、調整棒は手動で操作されるため、本操作が運転員に著しく負担をかける場合は原子炉通常停止へ移行させる。

また、誤引抜阻止後、遅発中性子等の影響で出力が上昇し、その上昇率が10%/STEP (0.5秒以内に10%以上の変化幅)を超えた場合は「出力領域中性子束変化率高」の原子炉トリップ信号が、原子炉出力が111%を超えた場合は「出力領域中性子束高」の原子炉トリップ信号が発信され、原子炉は自動停止する。

### 3.2 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 (以下、ポンプ軸固着事故) の推移を図3に示す。

この事故では、原子炉出力運転中に、何らかの機械的原因により、1次主冷却系循環ポンプ1台の回転軸が固着し、1次冷却材流量の急激な減少を引き起こす。この場合、炉心各部の温度が上昇し、炉心を安全に冷却することができなくなる可能性がある。

ポンプ軸固着が発生しポンプ回転数が定格出力運転時の運転回転数に対して89%まで低下すると

「1次主冷却系循環ポンプ回転数低」原子炉トリップ信号を発信する。原子炉トリップ信号により原子炉トリップしゃ断器が開放し、制御棒がそう入されて原子炉は自動停止する。また、原子炉トリップしゃ断器の開放により健全な1次、2次主冷却系循環ポンプはトリップし、ポニーモータによる低速運転に自動的に引き継がれ、補助冷却設備により原子炉トリップ後の崩壊熱除去が行われる。

なお、上記の想定に加えて、安全評価と同様に、解析では動的機器の単一故障を条件に加えた。単一故障は、ポンプ軸固着を起こした冷却ループ (以下、事故ループ) の逆止弁が故障し、全開45°から閉まらず (以下、逆止弁不作動)、事故ループに逆流が生じるとし、炉心部の冷却材流量を低下させる影響を考慮した。また、ポンプ軸固着は、2次主冷却系の配管長が他ループより短いBループで発生することとした。これは、冷却材による崩壊熱除去の時間遅れが短いBループのポンプの事故を想定することにより、より厳しい結果が得られるようにするためである。

### 3.3 判断基準

想定した事故によって外乱が原子炉施設に加わっても、炉心の溶融のおそれがないこと及び放射線による敷地周辺への影響が大きくなるような核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であ

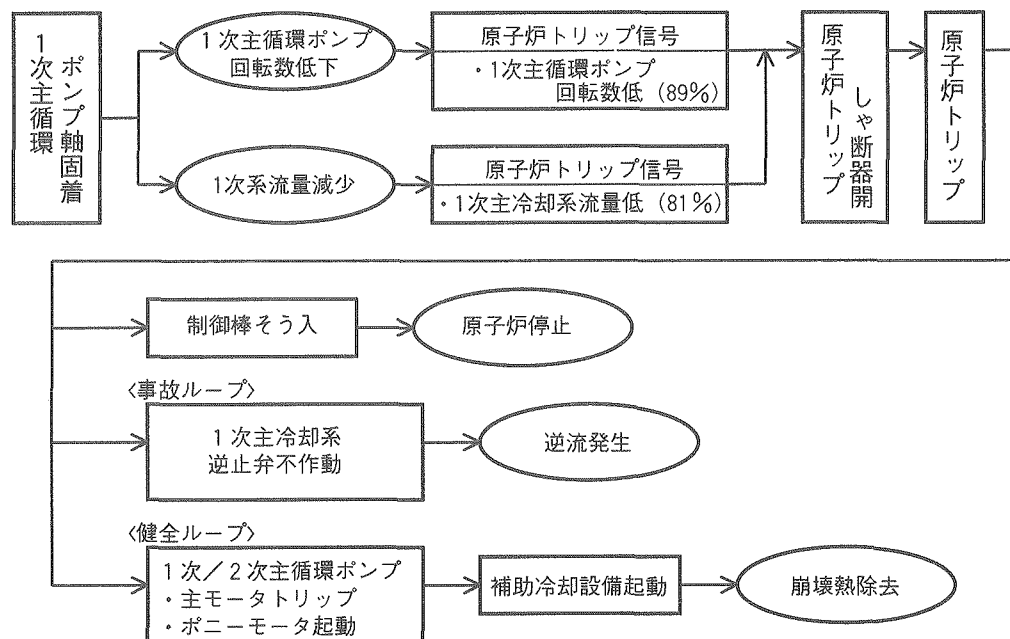


図3 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故推移

ることを判断する基準は以下のとおりである。

- ① 炉心は大きな損傷に至ることなく、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。

a. 650℃

b. 最高使用温度（℃）の1.6倍

上記事故時の判断基準のうち、①の記述は定量的でないことから、本報では、炉心に関する判断基準が定量的に設定されている運転時の異常な過渡変化時の判断基準を準用する。これは、発電所の運転時に異常な過渡変化が起こっても、炉心が損傷に至る前に収束され通常運転に復旧できる状態に維持されるものであり、以下の判断基準が適用される。

- ① 燃料被ふく管がプレナムガスの内圧により破損しないよう、被ふく管肉厚中心温度は830℃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未満であること。
- ③ 燃料被ふく管が燃料溶融により破損しないよう、燃料温度は融点未満であること。

炉心に関する判断基準①～③のうち、急速引抜事故については①、③が、また、ポンプ軸固着事故については①、②が適用される。

## 4. 実機解析

### 4.1 解析条件

#### (1) 初期定常運転条件

事故発生前の初期定常運転条件は、プラント運転初期のSKS及びSSTの実特性値を用いて解析することから、初装荷炉心・初期100%出力到達直後の状態とした。

表1に初期定常運転条件を示す。

原子炉出力は、定格原子炉熱出力714MWtに、定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差（カロリメトリック誤差：2%）を加えた728MWtとした。

1次主冷却系のホットレグ及びコールドレグの運転温度は、プラント出力40%時の試験に基づく解析から予測された出力100%時のそれぞれの温度514℃及び382℃に、定常運転時の誤差の最大値（2.4℃）を加えた516℃、384℃とした。

燃料最高温度等を評価するホットスポットの初期温度<sup>7)</sup>は、1次冷却材の運転温度と定常運転時の誤差を考慮して設定した。

#### (2) 設定値

制御棒引抜阻止信号（インタロック）及び原子

表1 初期定常運転条件

項目	実機解析	安全評価
原子炉出力 定格出力714MWt+カロリメトリック誤差2%	728MWt	728MWt
1次冷却材の運転温度 定格温度+温度計測誤差2.4℃	ホットレグ	516℃
	コールドレグ	384℃
		531℃
		399℃

炉トリップ信号の設定値は、実機計器設定値に誤差を積み上げた解析用の設定値を用いた。なお、安全評価時は制御棒引抜阻止インタロックを作動させない条件としている。

#### 1) 制御棒相互位置偏差大

制御棒引抜阻止信号の計器設定値20mmは、制御棒操作による出力分布の歪みを抑えるために設定されている。解析用設定値25mmは、計器設定値に対して更に位置計測誤差（2mm）及び信号応答遅れ分の余裕（3mm）を考慮した値である。

#### 2) 出力領域中性子束高

出力領域中性子束が上昇した場合、計器設定値108.5%で制御棒引抜阻止信号が、さらに111%で原子炉トリップ信号が発信される。制御棒引抜阻止信号は、原子炉トリップ発生前に確実に作動するように設定されている。また原子炉トリップ信号は、通常運転時に原子炉熱出力の変動が生じて、誤ってトリップに至らないように、運転制御余裕等を考慮して設定されている。解析用設定値（引抜阻止：113.5%、トリップ：116%）は、計器設定値に対して更にカロリメトリック誤差（2%）や、制御棒そう入・引抜パターンの変化により、原子炉出力と中性子束レベル検出に差が生じるコンフィギュレーションファクタ（1.5%）等を考慮した値である。

実機解析では、計測チャンネル誤差の実測値を反映して設定値を引抜阻止：112.7%、トリップ：115.2%とした。

#### 3) 1次主冷却系循環ポンプ回転数低

原子炉トリップ信号の計器設定値89%は、出力領域中性子束に対するポンプ回転数の比として設定されており、通常運転時の運転計画値から運転制御余裕（7%）等を考慮して、誤ってトリップが生じないように、かつ異常を速やかに検出できるように設定されている。解析用設定値82%は、計器設定値に対して更に制御棒の流力振動等による中性子束のゆらぎ（1.5%）や1次冷却材流量と循環ポンプ回転数の測定誤差による mismatch（3%）等を考慮した値である。

実機解析では、計測チャンネル誤差の実測値を反映して設定値を82.7%とした。

### (3) 原子炉トリップ信号応答時間

急速引抜事故解析では、「出力領域中性子束高」原子炉トリップ信号が発信されることとする。原子炉トリップ信号が発信し、自動的に制御棒保持用マグネットに電源を供給する回路のしゃ断器が開放されるまでの応答時間は、実測値0.099秒を採用した。また、ポンプ軸固着事故解析では、「1次主冷却系循環ポンプ回転数低」原子炉トリップ信号が発信されることとする。原子炉トリップ信号が発信され、原子炉トリップしゃ断器が開放されるまでの応答時間は、実測値0.301秒を採用した。これらの実測値は、設計値を十分に満足する値である。

### (4) 原子炉停止系の特性

事故発生前の調整棒位置は初装荷炉心・初期100%出力到達直後の状態を想定し、FCRは全引抜位置から運転余裕分0.3%Δk/k相当そう入、CCRは全引抜位置から燃焼補償分2.5%Δk/k相当そう入とした。

#### 1) 制御棒誤引抜時の反応度そう入率

各調整棒の反応度曲線と駆動速度の実特性値から調整棒誤引抜時の反応度そう入率を算出した。算出した反応度そう入率は、FCR1が最大となり0.959%/sec (3.31E-05Δk/k/sec,  $\beta_{\text{eff}}=3.45\text{E-}03$ )となった。これは設計条件に対して十分小さく、過出力の評価において安全側の解析結果を導く条件である。なお、制御棒引抜阻止インタロック作動後は、その時点の反応度を一定で与える条件とした。

#### 2) 原子炉トリップ時のそう入反応度

原子炉トリップ信号の発信により、制御棒はすべて炉心下端まで落下するものとし、各制御棒の反応度及びそう入時間の実特性値から、原子炉トリップ時の制御棒そう入による反応度そう入曲線を算出した。その結果を図4に示す。そう入反応度は14.1%Δk/kとなり、原子炉トリップしゃ断器開完了から制御棒駆動機構が制御棒を切離す動作（以下、デラッチ動作）までの時間は0.150秒、デラッチ動作完了から制御棒が全ストロークの85%に達するまでの時間は0.550秒となった。

### (5) 反応度係数

反応度係数は、燃焼が進んでいない炉心に対する値を採用した。ドップラ係数及び燃料温度係数は、燃料温度が上昇する場合に負のフィードバック効果が大きく、出力の上昇をより抑制する条件である。

### (6) 1次主冷却系フローコストダウン特性

主循環ポンプトリップ時のフローコストダウ

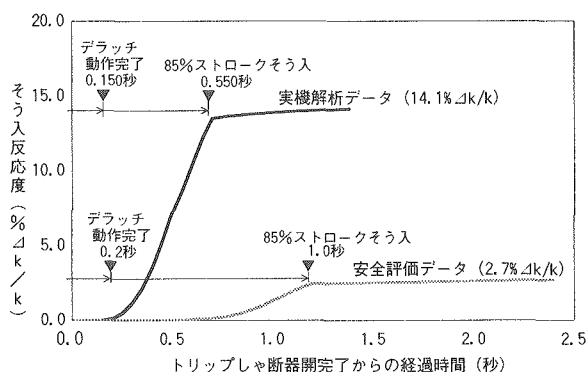


図4 原子炉トリップ時の制御棒そう入による反応度そう入曲線

ンカーブ及び流量半減時間は、ポンプ1台の軸固着事故をより良く模擬するため、100%流量からBループを先にトリップさせ、その後、A、Cループをトリップさせた試験結果を採用した。試験結果は、設計条件（流量半減時間4.6秒～6.6秒）の範囲に対して、いずれのループも流量の低下が遅く、ポンプトリップ時の被ふく管の過熱を抑制できる結果である。

### (7) 1次主冷却系ポニーモータ運転時流量

フローコストダウン以降のポニーモータ運転時流量は、3ループ運転時流量（9.6%/ループ）の試験結果を採用した。試験結果は、設計条件（3ループ運転時8%以上/ループ）に比べ大きく、炉心冷却能力を向上させる結果である。

## 4.2 解析結果

### (1) 制御棒急速引抜事故

制御棒駆動制御装置1体が故障し、FCR1本が連続的に引き抜かれると、7秒後に「微調整棒相互位置偏差大」インタロックが作動して制御棒の誤引抜きは阻止される。この後、遅発中性子等の影響による出力の上昇は小さく、原子炉トリップには至らない。

図5(a)に反応度変化を示す。

炉心の全反応度は、FCRが引き抜かれて正の反応度が投入されることから上昇を始める。その上昇率は、燃料温度の上昇による燃料膨張反応度やドップラ反応度等の負のフィードバック効果により、制御棒誤引抜きによる反応度の上昇率に比べ緩やかなものとなる。その後、制御棒引抜阻止インタロックの作動によって誤引抜きが阻止されると、正の反応度の投入が止まり、全反応度も減少へ転じる。

図5(b)に原子炉出力及び炉心流量変化を示す。

原子炉出力は事故直後から上昇を始め、制御棒

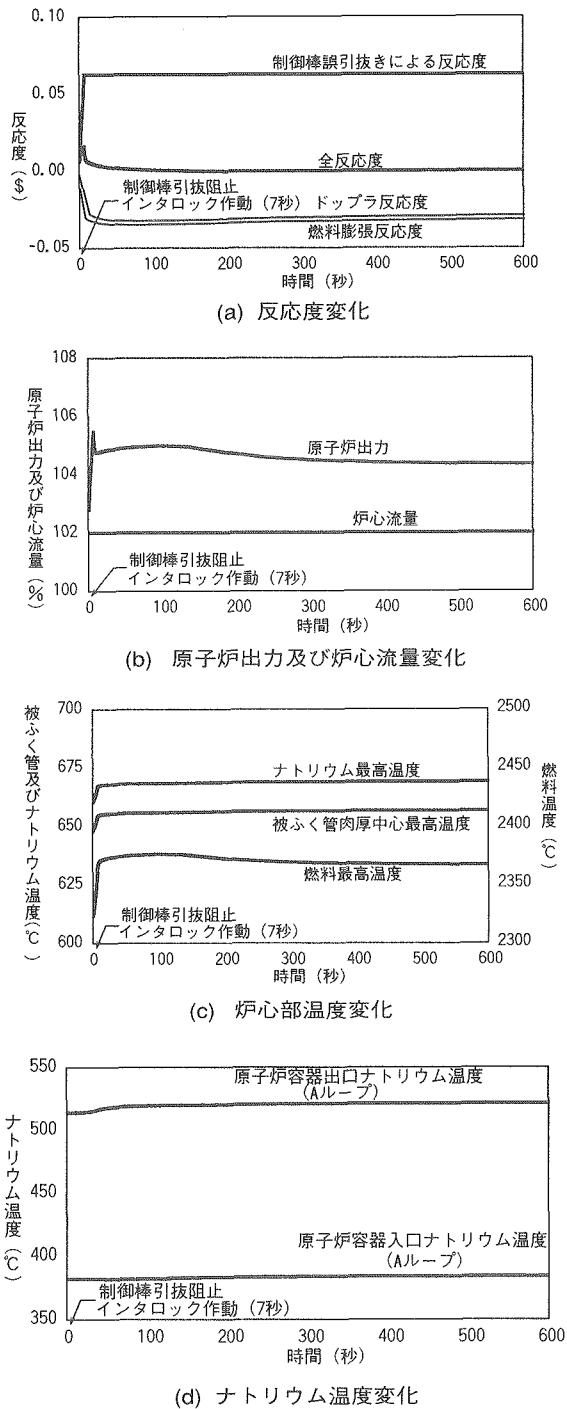


図5 制御棒急速引抜き事故の実機解析結果

引抜き阻止インタロック作動時に106%に到達する。この後、負のフィードバック効果の影響で全反応度が急減することから出力も低下するが、その後も全反応度は正領域にあること及び遅発中性子の影響により再び上昇し、100秒付近で105%に達した後約104%で収束する。

図5(c)に炉心部温度変化を示す。

燃料最高温度は原子炉出力と同様な傾向を示

し、制御棒引抜き阻止インタロック作動時点で温度の上昇率は緩やかになり、100秒付近で2,380°Cに到達する。

被ふく管肉厚中心最高温度及びナトリウム最高温度は、制御棒の引抜き阻止後もRV入口ナトリウム温度の影響により緩やかな上昇を続け、500秒付近でそれぞれ669°C、657°Cに到達した後収束する。

図5(d)にRV出入口ナトリウム温度変化を示す。

RV出口ナトリウム温度は、RV上部プレナム部での遅れによって事故後約30秒から上昇するが、524°Cまでの上昇にとどまる。また、RV入口ナトリウム温度は、温度上昇したRV出口ナトリウムが一巡する事故後約125秒から上昇するが、387°Cまでの上昇にとどまる。

(2) 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

ポンプ軸固着事故が発生し瞬時にポンプの回転が停止すると、「1次主冷却系循環ポンプ回転数低」原子炉トリップ信号が発生し、約0.3秒後に原子炉トリップしゃ断器が開放され、制御棒のそう入により原子炉は自動停止する。健全な1次、2次主冷却系循環ポンプは原子炉トリップしゃ断器の開放から約0.6秒後にトリップされ、炉心流量の減少及び原子炉出力の低下が生じ、事故は安全に終息する。

図6(a)にRV出入口ナトリウム温度及び事故ループ流量変化を示す。

事故発生直後、炉心部出口ナトリウム温度は一時的に上昇するが、RV上部プレナム部で温度変化は緩和され、RV出口ナトリウム温度は初期温度516°Cより上昇することなく低下する。また、RV入口ナトリウム温度は、1次主冷却系流量が2次主冷却系流量より早く減少し、除熱効果が高まることから一時的に低下する。その後、ポンプモータ運転に引き継がれ流量のバランスが回復するとともに、空気冷却器起動前の補助冷却設備内のホットレグナトリウムが輸送されてくる影響で、2次主冷却系コールドレグ温度が一時的に上昇することからRV入口ナトリウム温度も上昇するが、427°Cまでの上昇にとどまる。

事故ループは、逆止弁不作動により逆流が生じ、事故後約2秒で定格値の約40%の逆流量に達する。その後、事故ループ以外の冷却ループ（以下、健全ループ）のフローコストダウンに伴い逆流量は減少し、約40秒後に定格値の約6%の逆流となる。

図6(b)に原子炉出力及び炉心流量変化を示す。

原子炉出力は、事故直後、定格出力からわずかに（約1%）上昇するものの、原子炉がトリップ

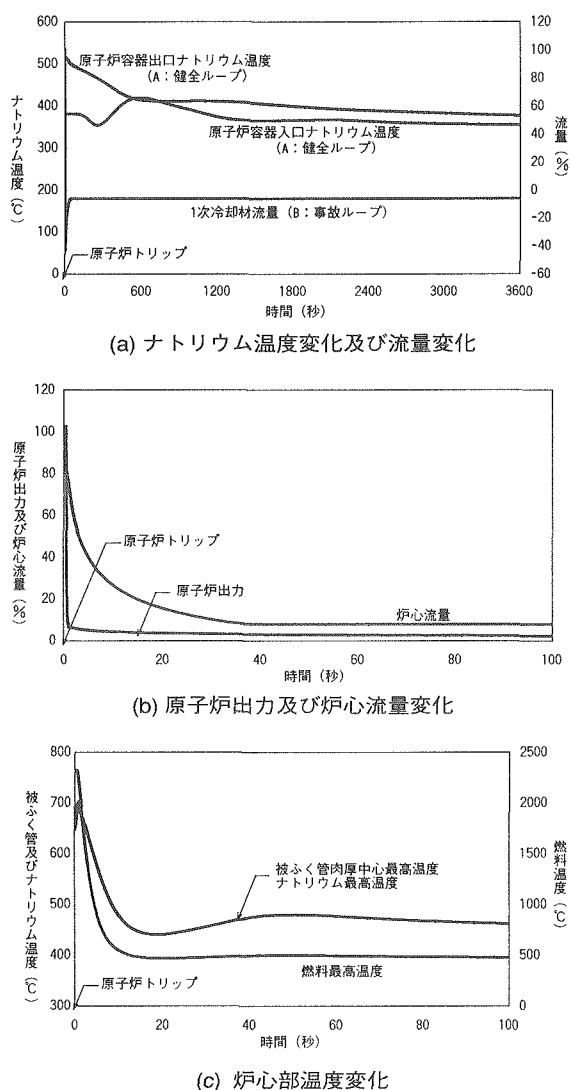


図6 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故の実機解析結果

することにより約1秒で10%以下まで急速に低下する。

健全ループの1次、2次主冷却系循環ポンプは、回転数がコストダウンし、ポニーモータによる低速運転に自動的に引き継がれる。この場合の炉心流量は、事故ループの逆流の影響が生じるものの、健全ループの1次主冷却系フローコストダウンによって低下し、約40秒後には定格値の約8%に達し、以後その流量が保持される。

図6(c)に炉心部温度変化を示す。

被ふく管肉厚中心最高温度は、事故発生により炉心流量が急減することから、約1秒後に702℃に到達する。その後、原子炉トリップにより440℃に低下するが、炉心崩壊熱の影響により再び上昇し、50秒付近で480℃に到達する。

炉心部ナトリウム最高温度は、被ふく管肉厚中

心最高温度と同様の傾向を示し、事故後約1秒で690℃に到達し、その後50秒付近で480℃に到達する。

燃料最高温度は、初期温度よりほとんど上昇せずに急速に低下する。

### 4.3 安全裕度の定量化

表2に実機解析結果と判断基準を比較して示す。

急速引抜事故時の原子炉出力は、制御棒引抜阻止インタロック作動により、定格出力から過度に上昇しない。また、両事故時の被ふく管肉厚中心最高温度、炉心部ナトリウム最高温度、燃料最高温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度も初期定常運転条件よりわずかに上昇する程度であり、判断基準から大きく下回る。このことから、本想定事故における各部の安全裕度は、安全評価時の安全裕度に比べていずれも大きくなる結果となった。なお、解析に当たっては結果を厳しくする解析条件としており、実機の安全裕度は更に大きくなると考えられる。以下に安全裕度を示す。

#### (1) 制御棒急速引抜事故

実機解析時の安全裕度は、被ふく管肉厚中心最高温度で約160℃、燃料最高温度で約270℃、原子炉冷却材バウンダリ温度で約70℃であった。上記に加えランプ状に反応度をそう入する当該事故においては、原子炉最大出力を評価することとしている。安全評価時の最大出力121%に対して、実機解析時の最大出力は、制御棒引抜阻止インタロック作動で106%であった。また、安全評価と同様に制御棒引抜阻止インタロックを作動させず「出力領域中性子束高」原子炉トリップに至った場合においても115%であった。

#### (2) 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

炉心冷却能力が急激に低下する当該事故においては、被ふく管肉厚中心最高温度を中心に評価することとしている。被ふく管肉厚中心最高温度の判断基準830℃に対して、安全評価時は800℃、実機解析時は702℃であり、実機解析時の安全裕度は約130℃であった。なお、炉心部ナトリウム最高温度では約230℃、原子炉冷却材バウンダリ温度では約80℃であった。

### 5. 感度解析

ここでは、実機解析結果と安全評価結果の差の要因を分析する。分析は、主要な実機解析条件を順次、安全評価時の条件に変更して解析し、その感度を評価することにより行った。感度の評価は、急速引抜事故については原子炉出力を、ポンプ軸

表 2 実機解析結果と判断基準

		原子炉出力 (%)	被ふく管肉厚中心最高温度(°C)	炉心部ナトリウム最高温度(°C)	燃料最高温度(°C)	原子炉冷却材バウンダリ(°C)
判断基準	事故時	—	炉心が大きな損傷に至ることがない			650以下及び最高使用温度の1.6倍以下
	運転時の異常な過渡変化時	—	830以下	沸点(920)未満*1	制限温度(2,650)未満	600以下及び最高使用温度の1.4倍以下
制御棒急速引抜事故		106	669	657	2,380	524
		「微調整棒相互位置偏差大(25mm)」制御棒引抜阻止インタロック作動				
1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故		103	702	690	2,320	517
		「1次主冷却系循環ポンプ回転数低(82.7%)」原子炉トリップ				

\*1: 「もんじゅ」炉心燃料集合体頂部における圧力に対応する沸点温度

固着事故については被ふく管肉厚中心最高温度を対象に実施した。

(1) 制御棒急速引抜事故

実機解析結果と安全評価時の解析結果との差の要因の分析結果を図7に示す。

差の要因は、制御棒引抜阻止インタロック作動、誤引抜時の反応度そう入率等によるものである。

安全評価時の原子炉最大出力が121%であるのに対し、実機解析では106%にとどまっている最大の要因は、安全評価時の解析では実機解析と異なり、制御棒引抜阻止インタロックを作動させないことによるものである。また、実特性値に基づく解析条件の中では、誤引抜時の反応度そう入率が、安全評価時は7¢/secと実機解析条件の約7倍となっていることが、実機解析結果と安全評価時の解析結果との差の大きな要因になっている。これは、反応度そう入率の算出に用いる反応度価値勾配を、実機解析では誤引抜き範囲中の最大値としたが、安全評価時の解析では制御棒全ストロ

ーク(1,000mm)中の最大値としていること、制御棒の駆動速度を実機解析では最大駆動速度の実測値を用いたが、安全評価時の解析では機械的に考え得る最大速度に余裕をみた値としていることによるものである。

(2) 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

実機解析結果と安全評価時の解析結果との差の要因の分析結果を図8に示す。

差の要因は、原子炉トリップ時のそう入反応度、原子炉トリップ信号応答時間、1次主冷却系フローコストダウン及び冷却系ヒートバランスによるものである。

安全評価時の被ふく管肉厚中心最高温度が800°Cであるのに対し、実機解析では702°Cにとどまっている最大の要因は、原子炉トリップ時のそう入反応度によるものである。これは、出力運転中の調整棒の位置を、実機解析では初装荷炉心・初期100%出力到達直後の位置としたが、安全評価時の解析では、反応度価値の低い全引抜位置としていることによるものである。

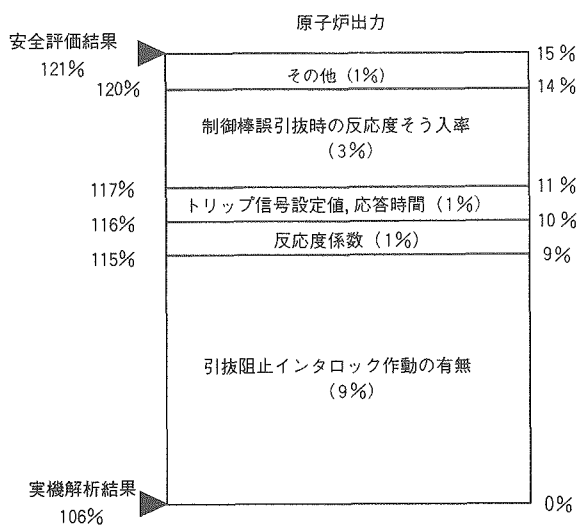


図7 制御棒急速引抜事故の感度解析結果

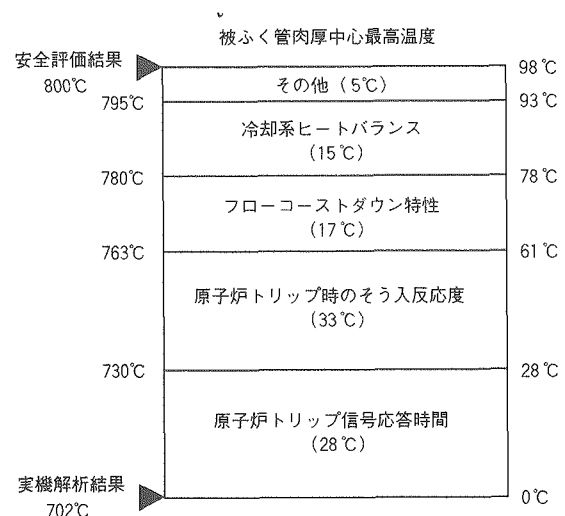


図8 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故の感度解析結果

原子炉トリップ信号応答時間は、実機解析では実測値を用いたのに対し、安全評価時の解析では設計条件に余裕を加えた値である。これらの差は0.5秒程度であるが、事故直後の温度の上昇率が高いことから、応答時間の差は小さくても、温度差が大きなものとなっている。

安全評価時のフローコストダウン特性は、実機解析に比べて流量の低下率が大きく、炉心への除熱量が減少することから、被ふく管肉厚中心最高温度が上昇する要因になっている。

## 6. おわりに

「もんじゅ」実機の実測データを用いて制御棒急速引抜事故及び1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故の解析を行い、事故の正確な推移を把握した。さらに、安全裕度を定量化するとともに、実機解析結果と安全評価結果の差の要因を分析した。

両事故時の炉心部温度や原子炉冷却材バウンダリ温度は、初期定常運転条件よりわずかに上昇する程度であり、実機解析時の安全裕度は、安全評価時の安全裕度に比べていずれも大きくなることを確認した。

実機解析結果と安全評価結果の差の要因を分析した結果、制御棒急速引抜事故の場合、実特性値に基づく解析条件（制御棒引抜阻止インタロック作動条件は含まない）の中では、誤引抜時の反応

度そう入率が最も大きな要因であった。これは、安全評価時の解析では、反応度価値の高い最大反応度価値勾配位置からの誤引抜きを想定していることから、大きな反応度そう入率となることによるものであった。一方、1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故の場合、原子炉トリップ時のそう入反応度が最も大きな要因であった。これは、安全評価時の解析では、反応度価値の低い全引抜位置からの制御棒そう入を想定していることから、反応度そう入曲線が緩やかになることによるものであった。

今後は本検討で得られた知見に基づき、研究開発成果や運転実績等を踏まえて、更なる解析精度の向上を図っていく予定である。

## 参考文献

- 1) 動力炉・核燃料開発事業団：“40%出力試験中における2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について（第6報報告書）”（1998）。
- 2) 核燃料サイクル開発機構：“第9回もんじゅ国際技術センター技術報告会発表資料”，JNC TW2419 2000-015（2000）。
- 3) 田辺道夫，平山尋盛 他：“「もんじゅ」の総合機能試験”，動燃技報，No.93，p.18-31（1995）。
- 4) 広井 博，井上和彦 他：“高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について”，動燃技報，No.100，p.49-68（1996）。
- 5) 仲井 悟，岩崎 隆 他：“モジュール型プラント動特性解析コード Super-COPDコードの開発”，動燃技報，No.68，p.52-62（1988）。
- 6) 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）。
- 7) 和泉 啓，長田博夫 他：“「もんじゅ」の炉心特性とその特徴”，三菱重工技報，Vol.23 No.6，p.11-16（1986）。