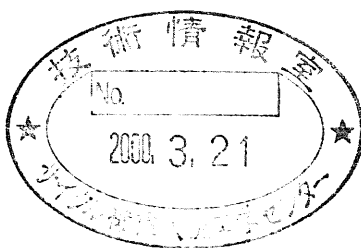




# 核計装による炉内異常検知技術の開発

(研究報告書)

1999年12月



核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせ下さい。

〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section

Technology Management Division

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatu, Tokai-mura Naka-gun, Ibaraki 319-1194

© 核燃料サイクル開発機構(Japan Nuclear Cycle Development Institute)

1999

# 核計装による炉内異常検知技術の開発

## (研究報告書)

小舞正文\*、大山幸男\*\*

### 要 旨

核計装(線形出力系)は、応答性が早く、反応度変化をもたらすような炉内異常事象に対する早期検知法として有望視されている。一方、核出力を直接的に表す核計装信号は、定格運転時であっても一定の値を示さず常にゆらいている。そのため、核計装による炉内異常検知を行う上で、定格運転時(=正常時)の核計装ゆらぎ範囲を明確化することが重要である。

これまでの炉雑音解析により、核計装ゆらぎの低周波成分は原子炉入口温度のゆらぎによるものであり、高周波成分は主に制御棒振動によるものであることが分かっているが、核計装の低周波成分と高周波成分の周波数スペクトルの分離が十分ではなく、核計装ゆらぎ範囲を精度よく把握する必要があった。

そこで、核計装ゆらぎの範囲の明確化のために、まず低周波成分に着目し、原子炉入口温度と核出力との関係を原子炉支持板熱膨張時定数、温度計時定数等を用いて伝達関数によりモデル化を行い、定格運転時における核計装ゆらぎの実測値との比較を行った。その結果、核計装ゆらぎの低周波成分がよく一致し、原子炉入口温度変化と核出力変化の関係を明確化できた。このことにより、核計装ゆらぎから本手法を用いて低周波成分を除去することにより定常的に存在する高周波成分は分離でき、核計装のゆらぎ範囲を精度よく定量化可能であり、核計装を用いた反応度変化を伴う炉内異常事象に対する早期検知法の成立性が見通しが得られた。

---

\*核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター

照射施設運転管理センター 実験炉部技術課

\*\*原子力システム(株)

**Development of early core anomaly detection  
using nuclear instrumentation**

Masafumi KOMAI\*, Yukio OYAMA\*\*

**ABSTRACT**

Neutron flux monitoring can be an effective method for the early detection of reactivity anomalies in a FBR core. This development required that the normal range of reactivity fluctuations at power should be well characterized.

An analysis of Reactor noise showed that the low frequency power fluctuation was influenced by the coolant temperature fluctuation, and that the high frequency power fluctuation was caused by control rod vibration. But spectral resolution was not adequate to determine the normal range of power fluctuation quantitatively.

Also, a transfer function for the coolant temperature to reactor power ratio was modeled with the time constants of the thermal expansion of the core support plate, coolant temperature measurements, and so on. This was necessary to clearly understand the cause of the normal power fluctuations.

The calculated values of simulated reactor power were compared with typical power ratio data from JOYO and the comparison was good in the low frequency range. Hence, it is clear that the dynamic characteristics of reactor power are caused by coolant temperature fluctuations. The high frequency power fluctuation, which is caused by control rod vibration, can be separated from the normal reactor power fluctuation. This analysis has shown that the normal range of reactor power fluctuations can be quantitatively determined accurately, and that neutron flux monitoring can be applied to detect reactivity anomalies early in a FBR core.

---

\*Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center,

Oarai Engineering Center, JNC

\*\*Nuclear Energy System Inc.

## 目 次

1	はじめに .....	1
2	核計装による炉内異常検出技術の開発 .....	2
2.1	炉雑音解析で得られた知見 .....	2
2.2	核計装による炉内異常検出技術の開発 .....	2
3	原子炉入口温度による核計装ゆらぎシミュレーション .....	10
3.1	原子炉入口温度と核出力のモデル化 .....	10
3.2	安定性試験によるモデル化定数の決定 .....	10
3.3	M 系列試験及び定格運転時における実測との比較 .....	11
4	まとめ .....	34
	謝辞 .....	35
	参考文献 .....	36

## 表リスト

表 2-1 反応度ゆらぎの要因と周波数帯域の分類 .....	4
表 3.2-1 原子炉入口温度の変化の特徴 .....	13
表 3.2-2 パラメータとシミュレーション結果の対応 .....	13

## 図リスト

図 2-1 「常陽」における原子炉動特性モデル .....	5
図 2-2 核計装の周波数スペクトルの例 .....	6
図 2-3 原子炉入口温度の周波数スペクトルの例 .....	6
図 2-4 核計装実測値例 (定格運転時) .....	7
図 2-5 動的な閾値の設定 .....	7
図 2-6 核計装の周波数スペクトルと原子炉入口温度の 影響を除去した周波数スペクトルの関係 .....	8
図 2-7 高周波成分の分布による異常検出 .....	8
図 2-8 核計装による炉内異常監視技術開発のスクープ .....	9
図 3.1-1 原子炉入口温度と核出力の伝達関数のモデル化 .....	14
図 3.2-1 安定性試験時の核計装信号シミュレーション結果 (原子炉支持板時定数: 40, 60, 80, 100, 400 秒) .....	15
図 3.2-2 安定性試験時の核計装信号シミュレーション結果 (無駄時間: 6, 8, 10, 12, 14 秒) .....	17
図 3.2-3 安定性試験時の核計装信号シミュレーション結果 (温度係数: -0.8, -1.0, -1.2, -1.4, -1.6%/°C) .....	19
図 3.3-1 核計装信号のシミュレーション結果(M 系列試験 CASE1) .....	21
図 3.3-2 核計装信号のシミュレーション結果(M 系列試験 CASE2) .....	23
図 3.3-3 核計装信号のシミュレーション結果(定格運転時 CASE1) .....	25
図 3.3-4 核計装信号のシミュレーション結果(定格運転時 CASE2) .....	27
図 3.3-5 核計装信号のシミュレーション結果(定格運転時 CASE3) .....	29
図 3.3-6 核計装信号のシミュレーション結果・周波数応答・位相 .....	31
図 3.3-7 炉心動特性モデルと周波数スペクトル .....	33

## 1. はじめに

核計装(線形出力系)は、応答性が早く(50msec～)、反応度変化をもたらすような炉内異常事象に対する早期検知法として有望視されており、「常陽」では、局所沸騰による炉内気泡通過等の炉内異常事象を早期に検知することを目的に炉内異常検知技術の開発を進めている。ここで、核出力を直接的に表す核計装信号は、定格運転時であっても一定の値を示さず常にゆらいている。そのため、核計装による炉内異常検知を行う上で、定格運転時(=正常時)の核計装ゆらぎ範囲を明確化することが重要である。

本論文では、核計装を用いた炉内異常検知技術の開発の方向性を紹介した後、原子炉入口温度のゆらぎによる反応度ゆらぎがもたらす核出力ゆらぎのモデル化を行い、核計装の実値の低周波成分を良くシミュレートできたことを報告する。

## 2 核計装による炉内異常検出技術の開発

### 2.1 炉雑音解析で得られた知見

「常陽」では、今までの炉雑音解析により、核出力の変動（ゆらぎ）をもたらす要因として、原子炉外からの反応度ゆらぎの要因では「原子炉入口温度のゆらぎ」、原子炉内での要因では「制御棒振動」があることが分かっている。表 2-1 に反応度ゆらぎをもたらす要因とその周波数帯域の分類を示す。図 2-1 に「常陽」における動特性モデル、図 2-2 に核計装の周波数スペクトル、図 2-3 に原子炉入口ゆらぎの周波数スペクトルの例を示す。実際の定格運転時の核出力変化は、原子炉入口温度と制御棒振動による反応度ゆらぎと、核出力のゆらぎから起因する各種の負のフィードバック反応度（冷却材膨張、炉心湾曲、燃料膨張等）の相乗効果により、原子炉の出力が変動しながらもほぼ一定値に保持している。

### 2.2 核計装による炉内異常監視技術開発

図 2-4 に定格運転時における核計装実測値例を示す。「常陽」では核計装指示値は、図 2-4 にみられるように低周波のゆらぎに高周波のゆらぎが重畳したものとなっている。反応度の変化をもたらすような炉内異常事象を核計装で検知するためには、このゆらぎの性質を把握することが重要となる。ここで、図 2-4 中の%表示されている核計装指示値は、原子炉出入口温度差と冷却材流量からエンタルピーを算出し、その熱出力 100MW に対して核計装指示値が 100%となるように設定されている。

「常陽」の安全保護系は、原子炉の安定な運転を保持するため核計装指示値が 103%を超えると警報が鳴り、106%を超えるとスクラムとなるように設計されている。しかし、微小の反応度変化をひきおこす炉心の炉内異常事象を核計装で捉えるためには、動的な閾値を設定することが有効であると考えられる。（図 2-5 にその概念図を示す）

「常陽」では、核出力変化の低周波成分は、原子炉入口温度の変化によるものであり、それをもたらすものが、外気温度(風向)及び IHX によるものであるため、定格運転時においても常に変化する。よって、異常検出の観点からは、原子炉入口温度による核計装ゆらぎを除去した信号に対して周波数スペクトル分布の変化の有無を考える必要がある。図 2-6 に原子炉入口温度の影響を除去した核計装ゆらぎ信号の周波数スペクトルの概念図、図 2-7 に原子炉入口温度の影響を除去した高周波成分の頻度分布による異常検出の考え方を示す。また、図 2-8 に核計装による炉内異常監視技術開発のスコープを示す。核計装による炉内異常事象を検出するためには、炉心動特性のデータを分析し、高周波における周波数スペクトル分布の変化やその頻度分布を参照データベースとして蓄積することが正常/異常の判断をする上で必要である。また、気泡通過等の炉内異常事象時の核出力変化を明確化していくことが重要であると考えられる。特に、気泡通過時等の早い現象（約 10Hz：炉心を通過する速度は冷却材 Na の流速により約 0.1 秒で炉心領域を気泡は通過する）では、高周波成分（制御棒振動）との分離の検討が重要となる。炉内異常検出システムを構築する際にあたっては、動的閾値の設定及び周波数スペクトルの変化等の正常/異常の判断アルゴ



リズムを検討し、サンプリング時間、採取すべきデータ点数等を考慮した上で計測システムの構築を図り、システムの検証を行う必要があると考えられる。

表 2-1 反応度ゆらぎの要因と周波数帯域の分類

周波数帯域	反応度成分	反応度ゆらぎをもたらす要因	備考
低周波 (0.01Hz 以下)	炉心支持板熱膨張	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉入口温度のゆらぎ (IHX の構造上による)</li> <li>外気温度、風向の急速な変動</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安定性試験、原子炉入口温度と核計装とのコヒーレンス関数が 1 に近いことが根拠</li> </ul>
中周波 (0.01Hz～1Hz)	冷却材膨張 構造材膨張 (炉心湾曲、燃料膨張含)	原子炉核出力の変動	各種反応度変化の時定数が数秒～数 10 秒程度
高周波 (1 Hz 以上)	制御棒振動	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒と隣接の燃料集合体との流量差が起因となる圧力変動による流力振動が想定されている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒と案内管が接触する衝撃音の解析及び SCR 導入効果による検証</li> </ul>
	炉心気泡通過	<ul style="list-style-type: none"> <li>流路閉塞による炉内局所沸騰</li> <li>ガス巻込等の異常事象が想定される。</li> </ul>	気泡が炉心を通過する場合は、冷却材流速の早さで反応度変化が生じる
	ドップラー効果	—	—

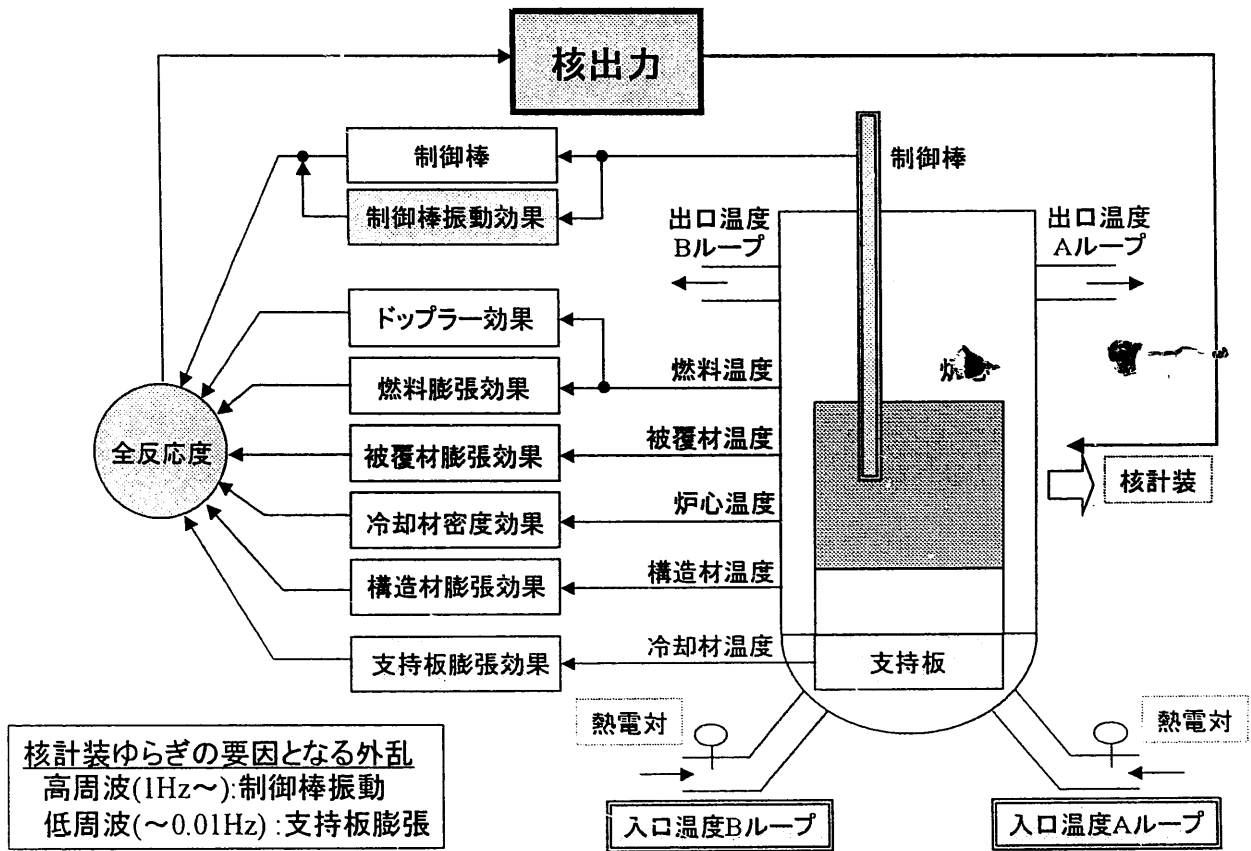


図 2-1 「常陽」における原子炉動特性モデル

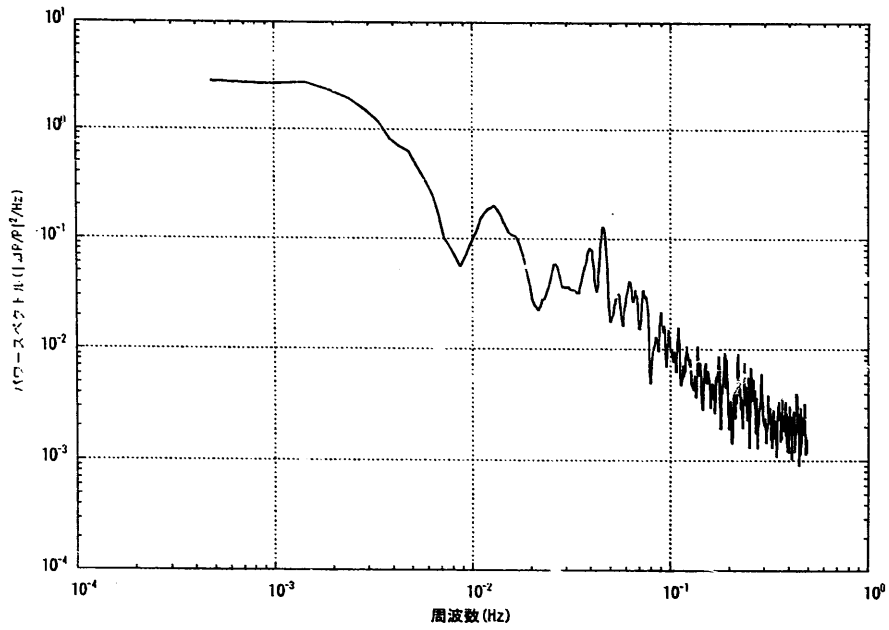


図 2-2 核計装の周波数スペクトルの例

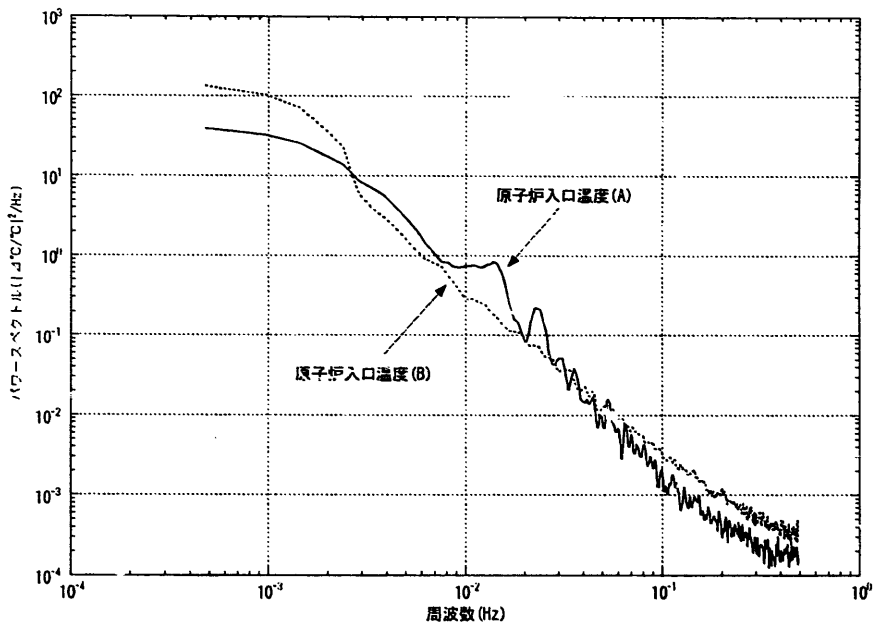


図 2-3 原子炉入口温度の周波数スペクトルの例

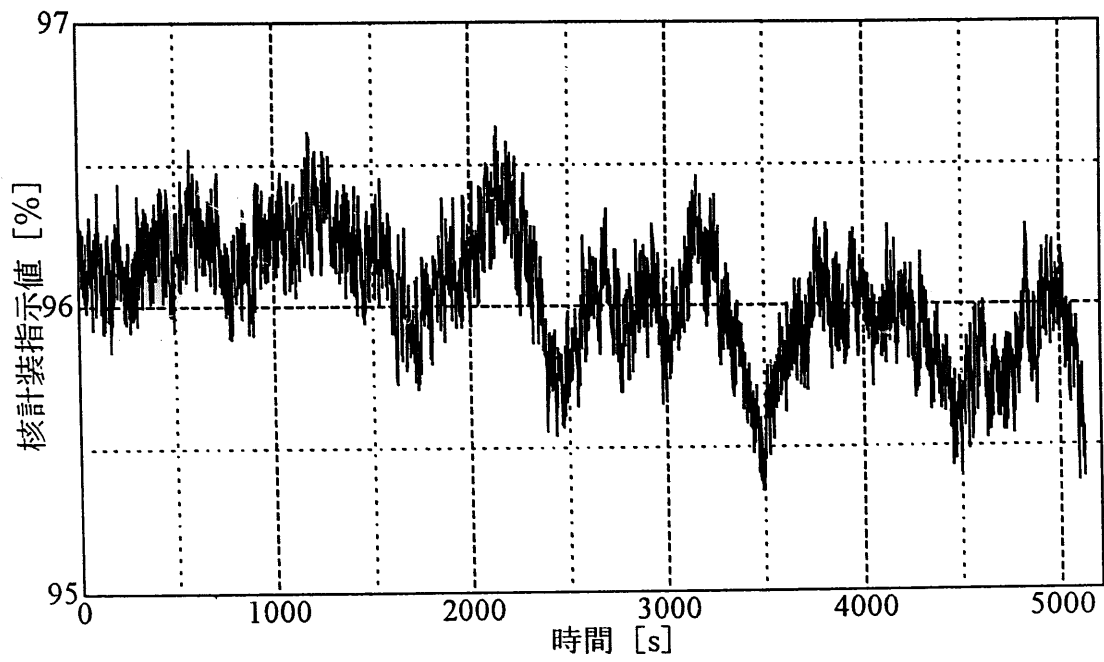


図 2-4 核計装実測値例 (定格運転時)

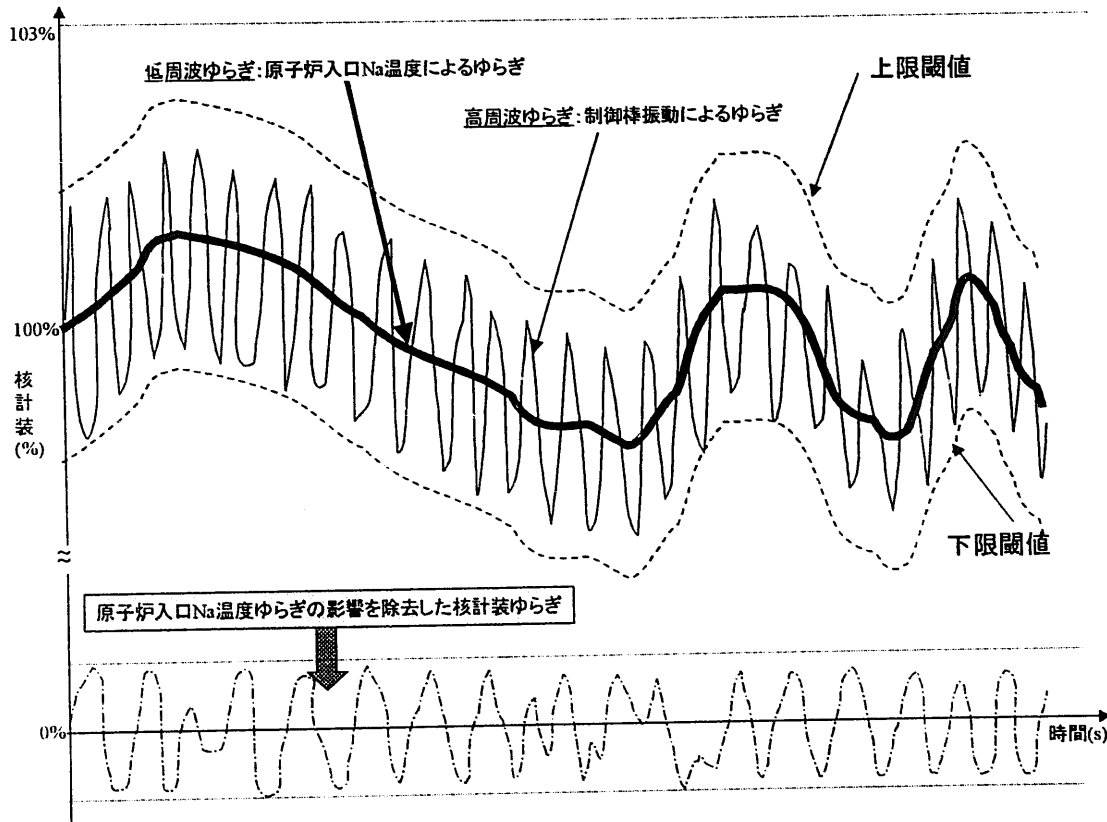


図 2-5 動的な閾値の設定

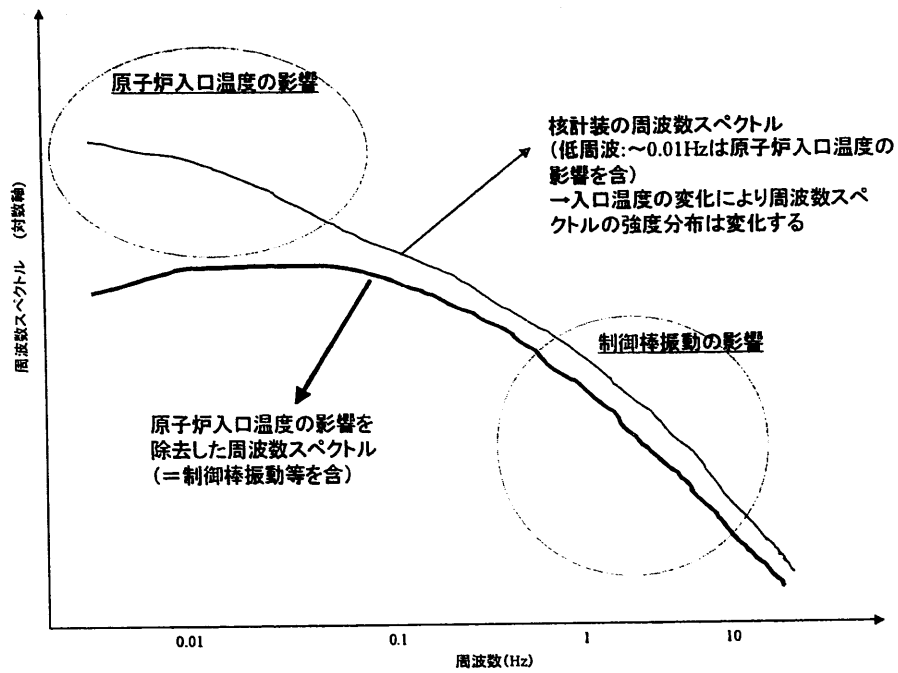


図 2-6 核計装の周波数スペクトルと  
原子炉入口温度の影響を除去した周波数スペクトルの関係

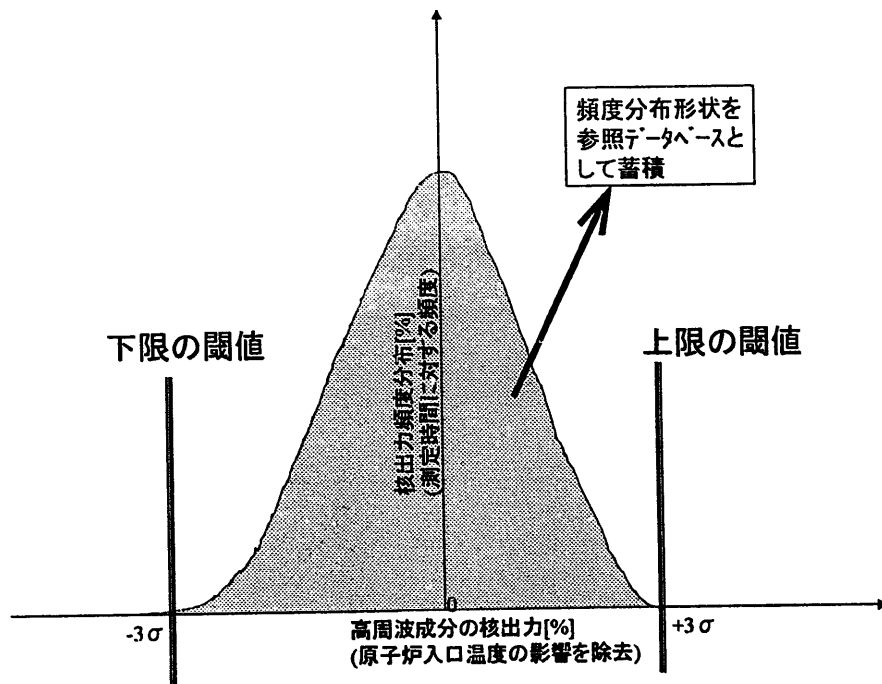


図 2-7 高周波成分の分布による異常検出

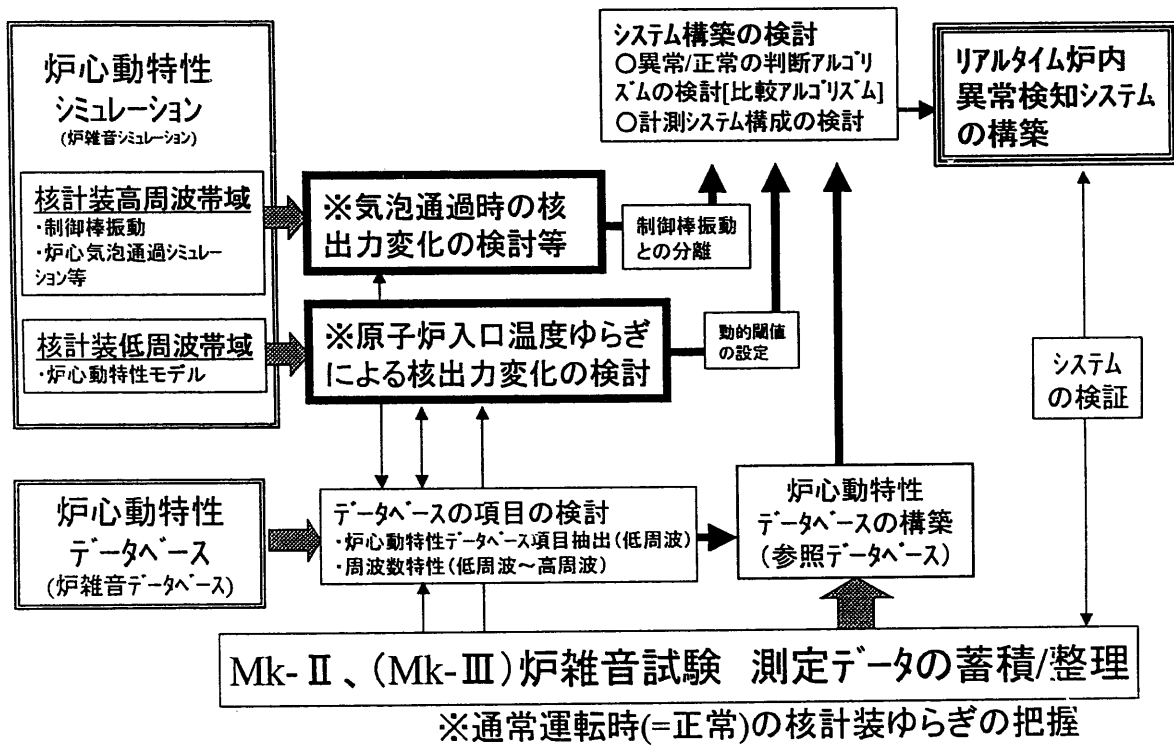


図 2-8 核計装による炉内異常監視技術開発のスコープ

### 3 原子炉入口温度による核計装ゆらぎシミュレーション

#### 3.1 原子炉入口温度と核出力のモデル化

原子炉入口温度の変動と核出力変動の関係を明確化するために、図 3.1-1 に示すように原子炉入口温度と核出力の関係をモデル化した。原子炉入口温度計は、約 12 秒の時定数 (b) をもつため、原子炉入口温度計で測定された信号は、1 次遅れ信号となっている。そのため、モデル化にあたってはその補正を伝達関数で考慮した。また、原子炉入口温度が上昇し原子炉下部支持板が膨張することによる負のフィードバック反応度については、原子炉支持板の熱膨張 (a) を伝達関数の中で考慮した。また、原子炉入口温度計の位置から配管及び原子炉下部プレナム部を冷却材 Na が流れるむだ時間 ( $\lambda$ ) も伝達関数の中で考慮した。これらを考慮し、原子炉入口温度計信号を  $T_{tc}(s)$ 、核出力を  $N_{ch}(s)$  とすると式 3-1 の伝達関数で表される。また、原子炉入口温度計信号  $T_{tc}(s)$  は、A ループの温度計信号と B ループの温度との平均値とした。

$$N_{ch} = \frac{k(1+bs)e^{-\lambda s}}{1+as} T_{tc}$$

式 3-1 原子炉入口温度と核出力の伝達関数

式 3-1 を微分方程式に変換すると下に示す式 3-2 となる。C は積分定数を表し、式 3-3 に示す様に、 $t=0$  において式 3-1 の両辺の微分係数がゼロとなる時の値を用いた。また核計装のシミュレーションの初期値には  $t=0$  の時の実測の核出力値を用いた。

$$N_{ch}(t) + a \frac{dN_{ch}(t)}{dt} = k \left( T_{tc}(t-\lambda) + b \frac{dT_{tc}(t-\lambda)}{dt} \right) + C$$

式 3-2 原子炉入口温度と核出力の関係

$$C = N_{ch}(0) - kT_{tc}(-\lambda)$$

式 3-3 積分定数 C

#### 3.2 安定性試験によるモデル化定数の決定

原子炉入口温度と核出力とのモデル化の定数の決定には、できるだけ温度変化が大きい方が温度変化と核出力の変化の関係を捉えやすいことから、安定性試験における測定データを用いることとした。定格運転時と M 系列試験及び安定性試験における原子炉入口温度の変化の特徴を表 3.2-1 に示す。

3.1 におけるモデルにおいて決定すべき定数は、原子炉支持板の熱膨張時定数(a 秒)、原子炉入口温度計の位置から原子炉支持板まで冷却材 Na が流れるむだ時間 ( $\lambda$  秒) 及び伝達関数における温度係数 ( $k$  %/°C) の 3 つのパラメータ変数である。この 3 変数を定めるために、表 3.2-2 に示すようにパラメータを変化させ、安定性試験のデータと比較を行った結果を図 3.2-1~図 3.2-3 に示す。また、原子炉入口温度計の時定数は 12 秒とし (高温 Na 中でのステップ応答法による炉外試験結果による)、シミュレーションのタイムステップは 1



秒とした。

時系列データのシミュレーションの結果、原子炉入口温度が上昇する際の核計装の低下の傾き及び原子炉入口温度の A ループが約 375℃、B ループが 376℃と上昇が停止し、核計装の変化がなくなった時点でのシミュレーション結果との比較を行った結果、熱膨張時定数は 60 秒、むだ時間は 10 秒、温度係数は-1.2%/℃とすることが適当であると考えられる。

### 3.3 M 系列試験及び定格運転時における実測との比較

図 3.3-1(a),(b)、図 3.3-2(a),(b)に M 系列試験時(CASE1、CASE2)の実測値と 3.2 で定めたパラメータを採用したときの核計装のシミュレーション結果(a)及び図中の頻度分布計算区間で示した時間領域におけるシミュレーション結果と実測値との差の頻度分布(b)を示す。また、同様に定格運転時における結果を図 3.3-3(a),(b)～図 3.3-5(a),(b)にそれぞれ CASE1～CASE3 として示す。

#### [M 系列試験 CASE1 (図 3.3-1)]

原子炉入口温度の温度変化は、B ループの方が変化幅が大きく、また周期 1000 秒程度の非常に低い周波数の温度変化が見られる。シミュレーション結果は、周期 200 秒(周波数 0.005Hz)程度のゆらぎは、全時間帯において実測値と変化の傾向は良く一致しているが、周期 1000 秒(周波数 0.001Hz)程度の非常に低い成分の為、実測と絶対値としてよく合っている時間範囲は、約 1300 秒～約 1800 秒の区間だけとなっている。またこの時間帯のシミュレーション結果と実測との差の頻度分布については、おおむね±0.4%の範囲に入っていることが分かった。

#### [M 系列試験 CASE2 (図 3.3-2)]

この試験も上記の M 系列試験 CASE1 と同様、B ループの方が温度の変化幅は大きく、周期 200 秒程度のゆらぎは実測と良く合っている。しかし周期 1000 秒程度の低い周波数の影響により実測値と絶対値が合っている時間範囲は、約 1200 秒～約 1700 秒の区間となっており、この時間帯における頻度分布は、おおむね-0.4%～0.6%の範囲に入っていることが分かった。

#### [定格運転時 CASE1(図 3.3-3)]

原子炉入口温度のゆらぎは、A ループが周期 20 秒～100 秒 (0.01Hz～0.05Hz) 程度の温度ゆらぎがあるのに対して、B ループは、周期 3000 秒(0.00033Hz)程度の非常にゆるやかな温度ゆらぎとなっている。シミュレーション結果は、周期約 100 秒(0.01Hz)程度のゆらぎは実測とよくあっている。しかし、絶対値としては、周期 3000 秒(0.00033Hz)程度のゆらぎの成分の影響のため、実測と合っている時間帯は約 1900 秒～約 2050 秒の時間帯の

みとなっている。この時間帯における頻度分布はおおむね $\pm 0.2\%$ の範囲にはいっていることが分かった。

#### [定格運転時 CASE2(図 3.3-4)]

この試験時も上記と同様の傾向が見られ、実測値と絶対値として合っている時間帯は約 2050 秒～2900 秒の時間帯であり、頻度分布は $-0.4\% \sim 0.2\%$ の範囲にはいっていることが分かった。

#### [定格運転時 CASE3(図 3.3-5)]

この試験時も上記と同様の傾向が見られ、実測値と絶対値として合っている時間帯は約 0 秒～300 秒の時間帯であり、頻度分布はおおむね $-0.4\% \sim 0.2\%$ の範囲にはいっていることが分かった。

#### 【極低周波における実測との差の考察】

図 3.3-6(a)に原子炉入口温度から算出した核計装のシミュレーション結果、図 3.3-6(b)に原子炉入口温度から核計装信号への伝達関数の実測値の周波数スペクトルと伝達関数モデルの周波数スペクトル、図 3.3-6(c)に原子炉入口温度から核計装信号への伝達関数の実測値の位相変化と伝達関数モデルの位相変化を示す。図 3.3-6(b)の周波数スペクトルでは、 $0.001\text{Hz}$  以下の周波数帯域においては、実測値の伝達関数では、スペクトルがモデルに比べて約 0.1 倍と小さくなっており、また図 3.3-6(c)の位相のグラフにおいても位相差は約 120 度と大きくなっている。このため、本報告書で採用した伝達関数モデルでは、 $0.001\text{Hz}$  以下の非常にゆっくりした原子炉入口温度の変化に対して実測値と合わなくなっていると考えられる。

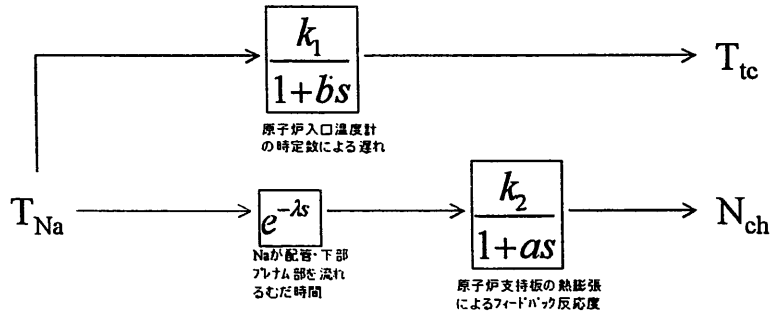
原子炉入口温度と核計装の伝達関数モデルにおいては、反応度の外乱として、原子炉入口温度のみを考慮しているが、実際の原子炉では核出力の変化に対するフィードバック反応度を考慮する必要がある。図 3.3-7 に核出力の変化に対するフィードバック反応度の単純なモデルと周波数スペクトルの関係を示す。核出力の変化に対するフィードバック反応度として、時定数を  $c$  とした 1 次遅れのフィードバック反応度は、図 3.3-7 に示すようにその時定数  $c$  によって定まるカットオフ周波数より高周波成分を透過させるハイパスフィルターとなる。また、原子炉入口温度による反応度外乱の周波数スペクトルは、図 3.3-6 からもわかるように原子炉支持板熱膨張の時定数(60 秒)によって定まるカットオフ周波数(約  $0.1\text{Hz}$ )以下の周波数帯域を透過させるローパスフィルターとなっている。このことを考え合わせると、極低周波数 ( $0.001\text{Hz}$  以下) の帯域においても実測の核計装をシミュレートするためには、原子炉支持板熱膨張の時定数より大きな時定数をもつフィードバック反応度(構造材膨張反応度等)を伝達関数モデルの中に組み入れる必要があると考えられる。

表 3.2-1 原子炉入口温度の変化の特徴

	特徴	備考
定格運転時	A ループ : 約 1°Cの温度ゆらぎが常に存在するが、その周波数スペクトルは常に B ループより大きい。 B ループ : 約 1°C弱の温度ゆらぎが存在するが、その周波数は非常に低く、安定している。	
M 系列試験時	原子炉入口温度の変化幅は、約 1.5°C程度であり、1 回の試験につき約 30 分間の M 系列信号を冷却材制御系に印加する。	定格運転時と同様に微小な温度ゆらぎが A ループの方が大きい。
安定性試験時	冷却材制御系にステップ状に温度設定値の変化を与え、A,B ループ 共に原子炉入口温度は、ランプ状に約 4°Cの温度変化が生じる。	定格運転時と同様に微小な温度ゆらぎが A ループの方が大きい。

表 3.2-2 パラメータとシミュレーション結果の対応

シミュレーション結果		原子炉支持板の熱膨張時定数(a 秒)	原子炉入口温度計の位置から原子炉支持板まで冷却材 Na が流れるむだ時間 (λ 秒)	伝達関数における温度係数 (k %/°C)
図 3.2-1	(a)	40	10	-1.2
	(b)	60		
	(c)	80		
	(d)	100		
	(e)	400		
図 3.2-2	(a)	60	6	-1.2
	(b)		8	
	(c)		10	
	(d)		12	
	(e)		14	
図 3.2-3	(a)	60	10	-0.8
	(b)			-1.0
	(c)			-1.2
	(d)			-1.4
	(e)			-1.6



**原子炉入口温度と核計装との伝達関数モデル**  
 $T_{Na}$ : 原子炉入口温度計位置での冷却材Naの温度  
 $T_{tc}$ : 原子炉入口温度計信号  
 $N_{ch}$ : 核計装信号  
 $\lambda$ : Naが配管、下部プレナム部を流れる時間  
 $a$ : 原子炉支持板熱膨張時定数  
 $b$ : 原子炉入口温度計の時定数

$$N_{ch} = \frac{k(1+bs)e^{-\lambda s}}{1+as} T_{tc}$$

原子炉入口温度と核計装との伝達関数

図 3.1-1 原子炉入口温度と核出力の伝達関数のモデル化

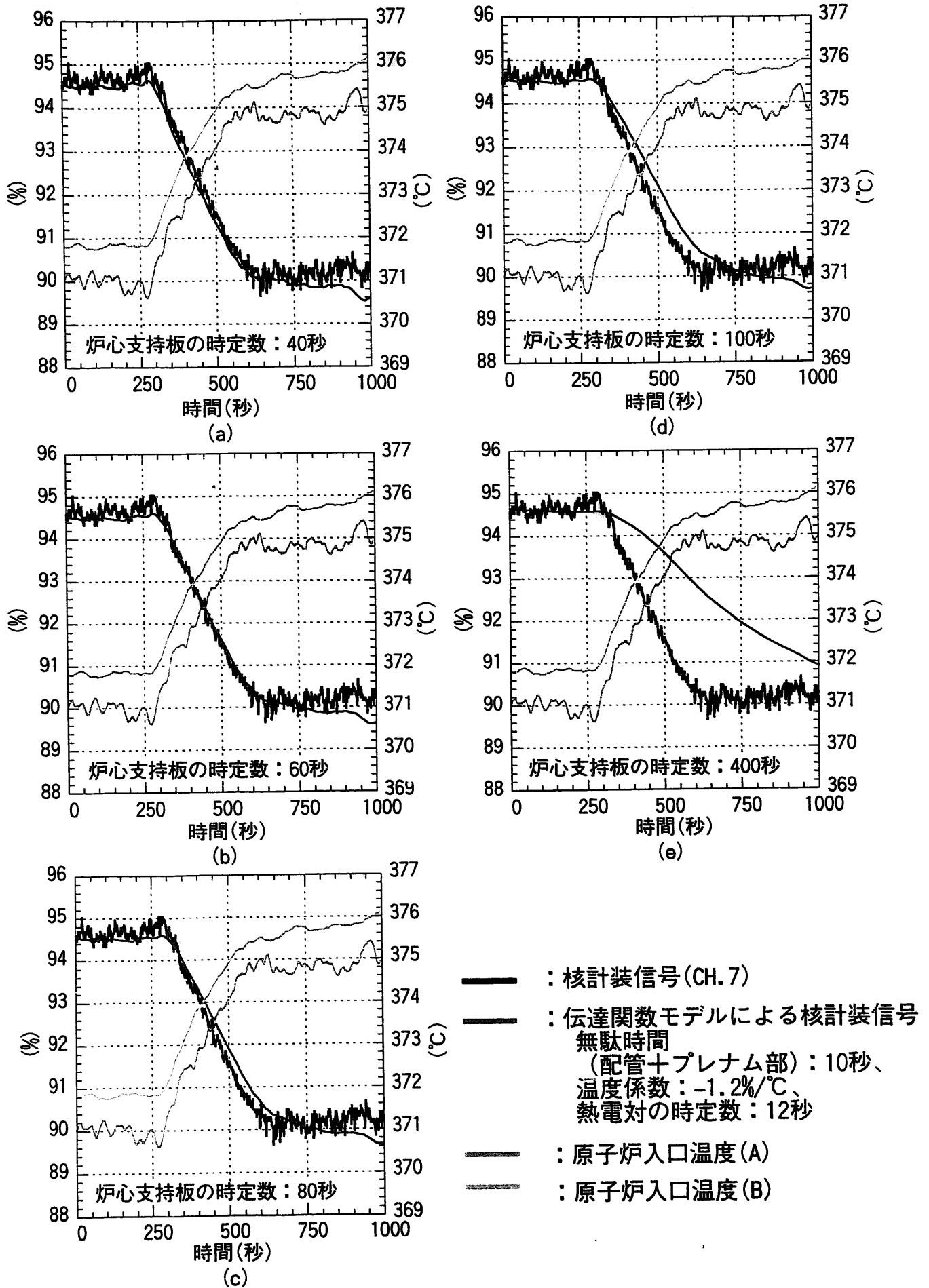


図3.2-1 安定性試験時の核計装信号シミュレーション結果  
(炉心支持板時定数：40, 60, 80, 100, 400秒)

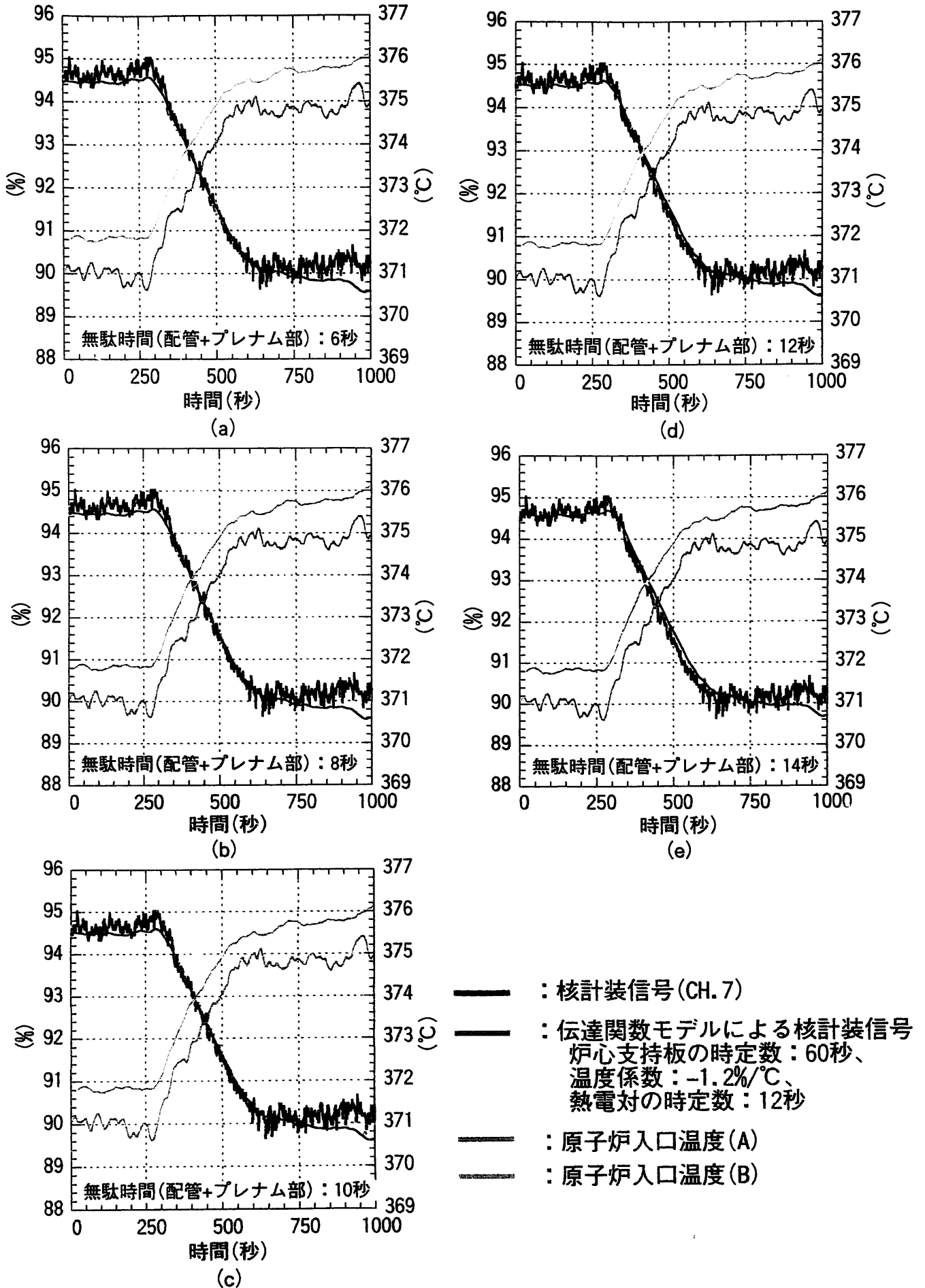


図3.2-2 安定性試験時の核計装信号シミュレーション結果  
(無駄時間 : 6, 8, 10, 12, 14秒)

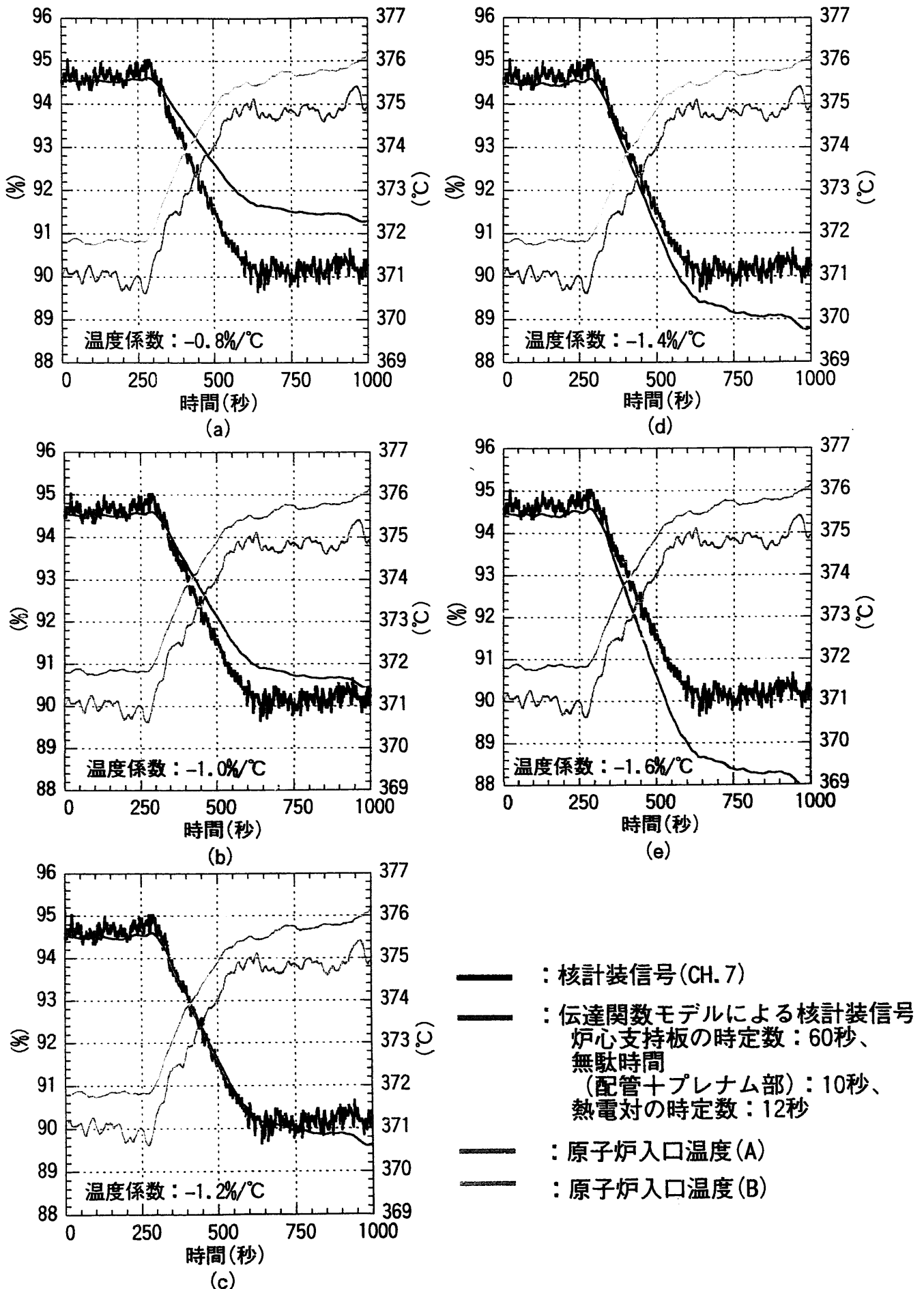
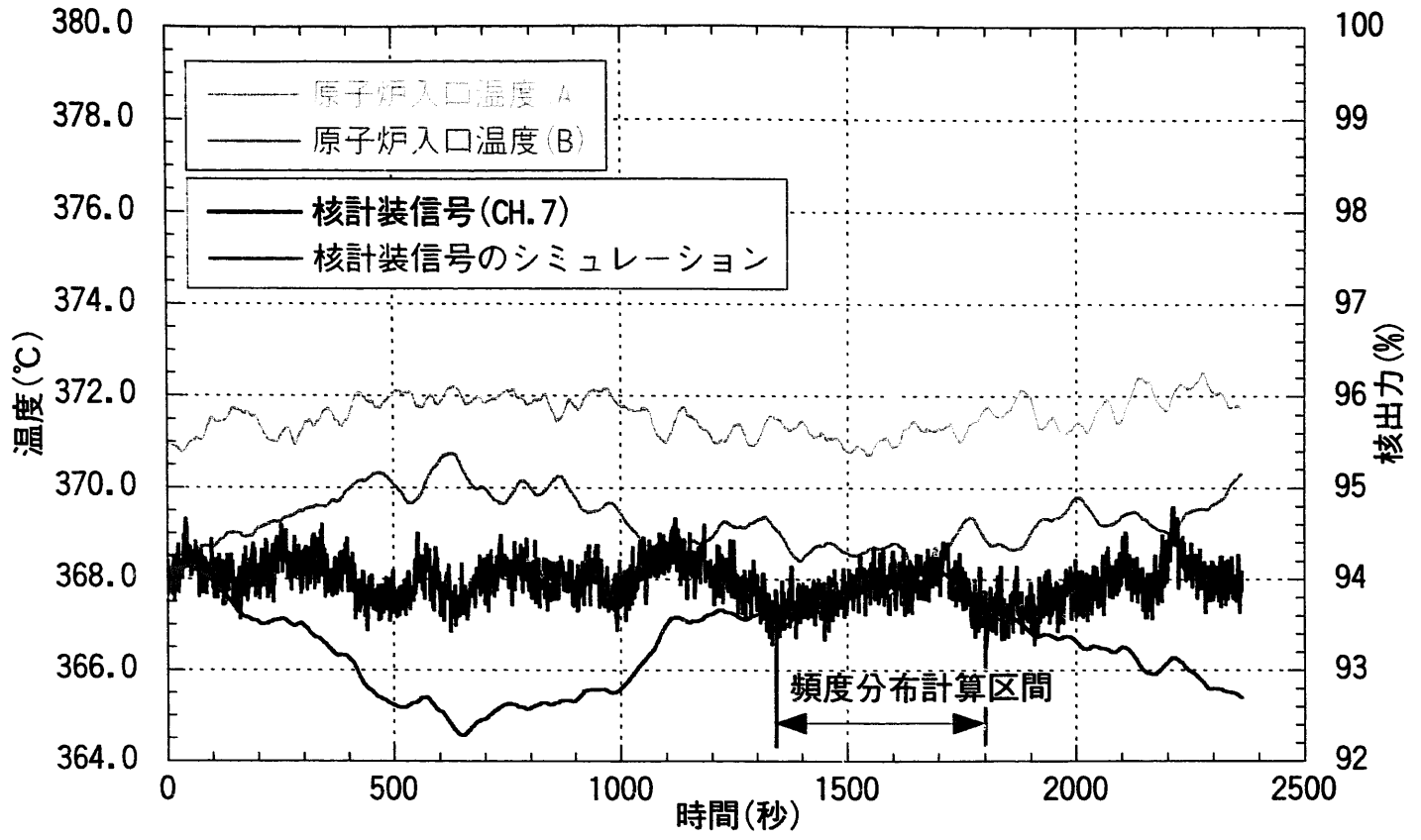
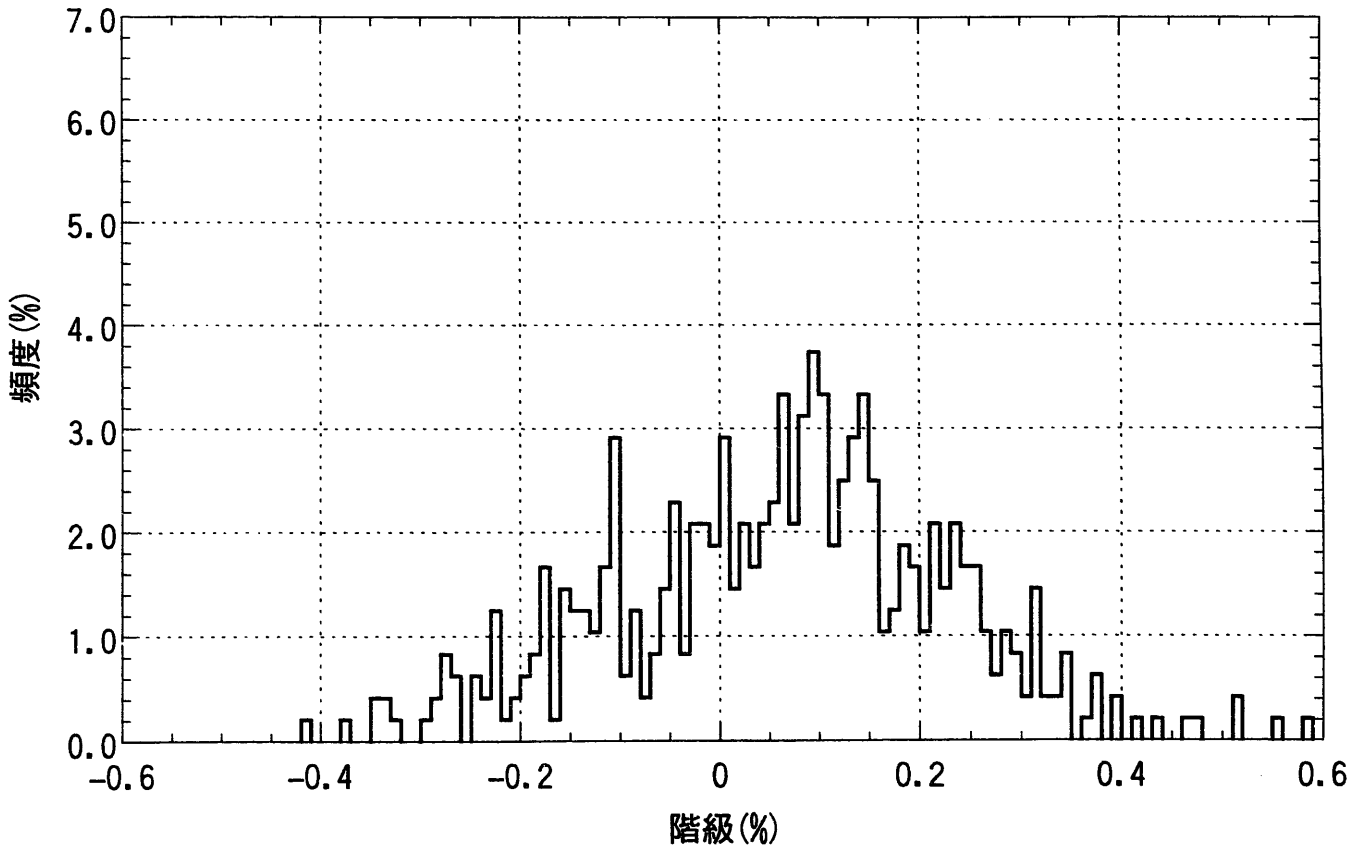


図3.2-3 安定性試験時の核計装信号シミュレーション結果  
(温度係数：-0.8,-1.0,-1.2,-1.4,-1.6%/°C)



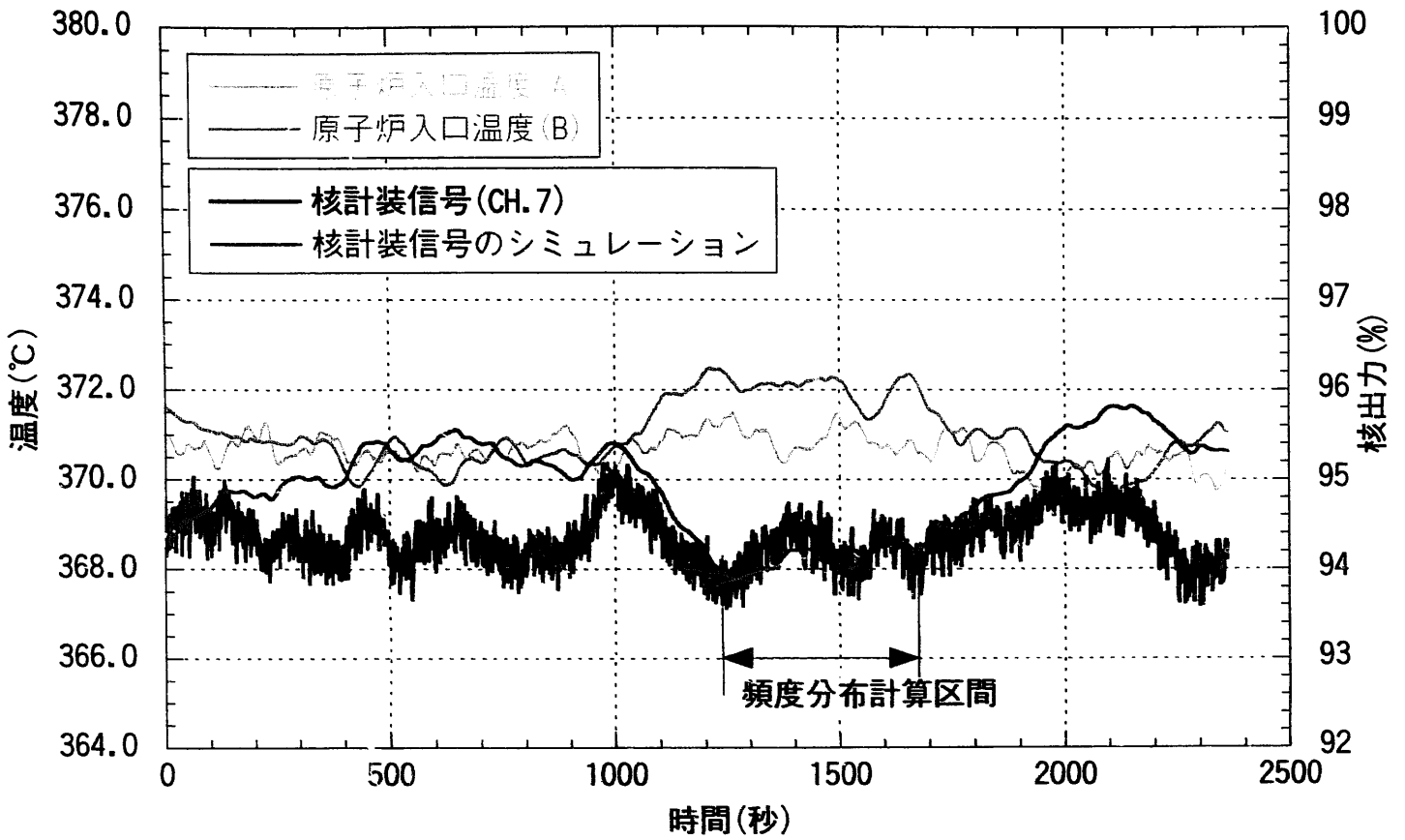
(a) 核計装信号



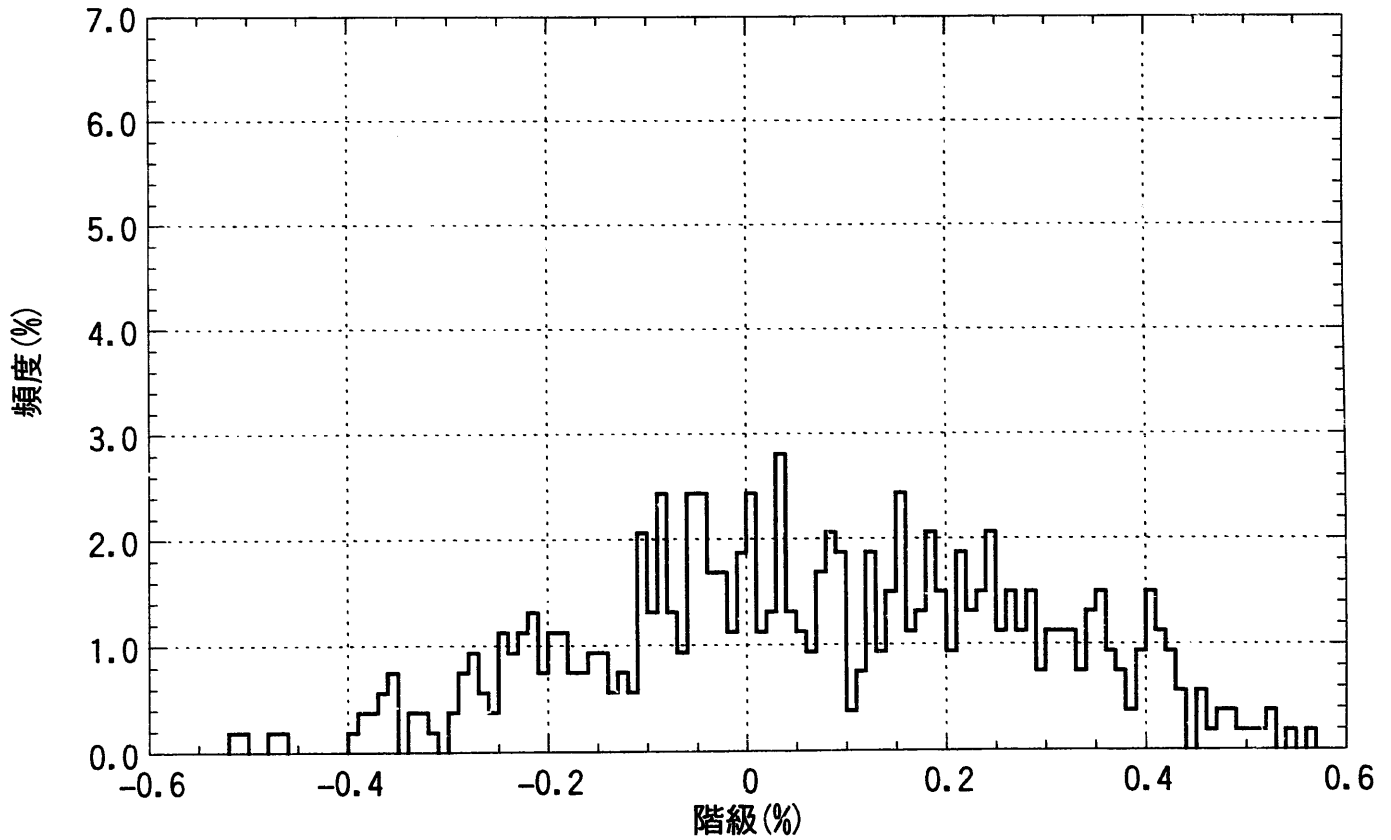
(b) 実測とシミュレーションの差の頻度分布

図3.3-1 シミュレーション結果(M系列試験CASE1)



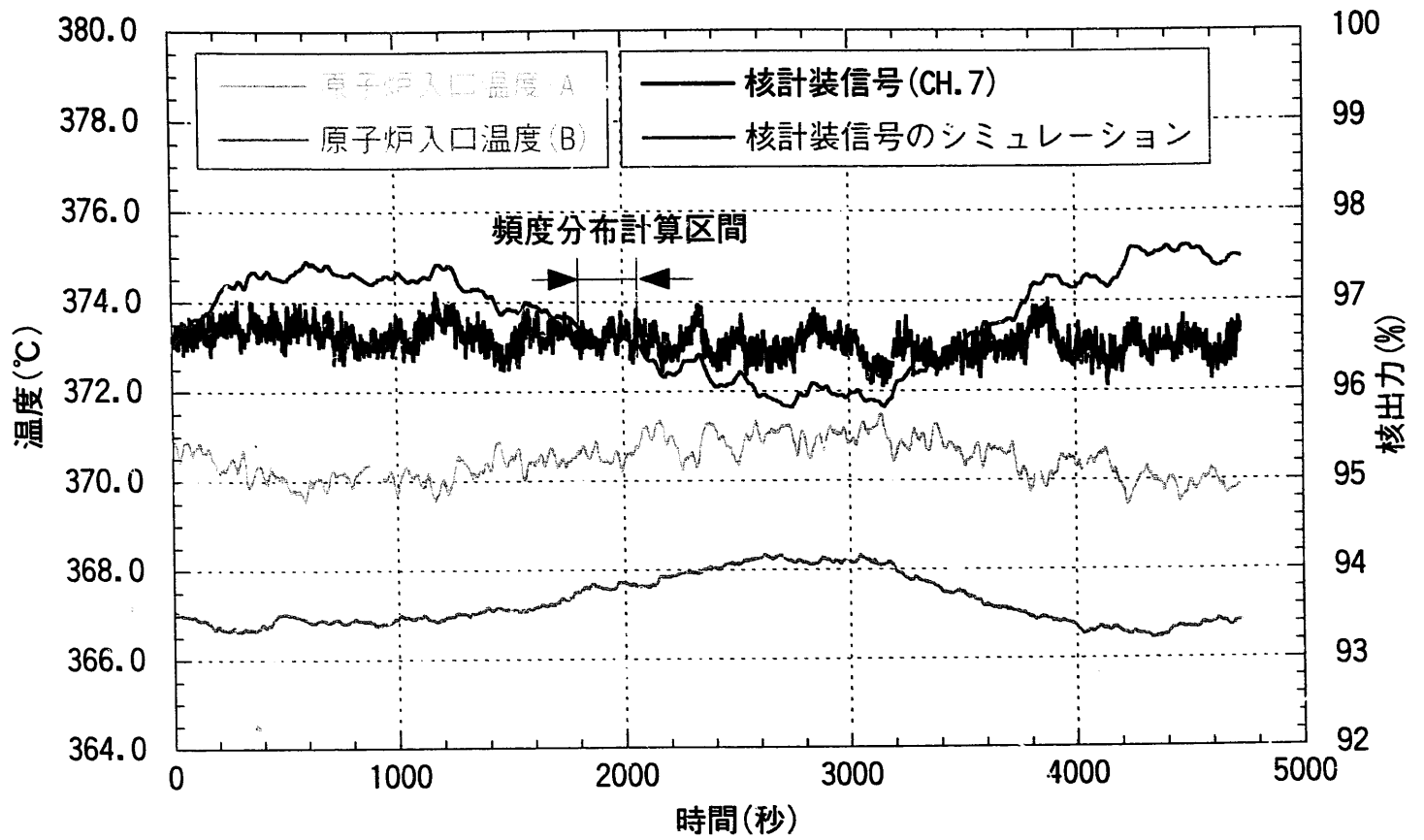


(a) 核計装信号

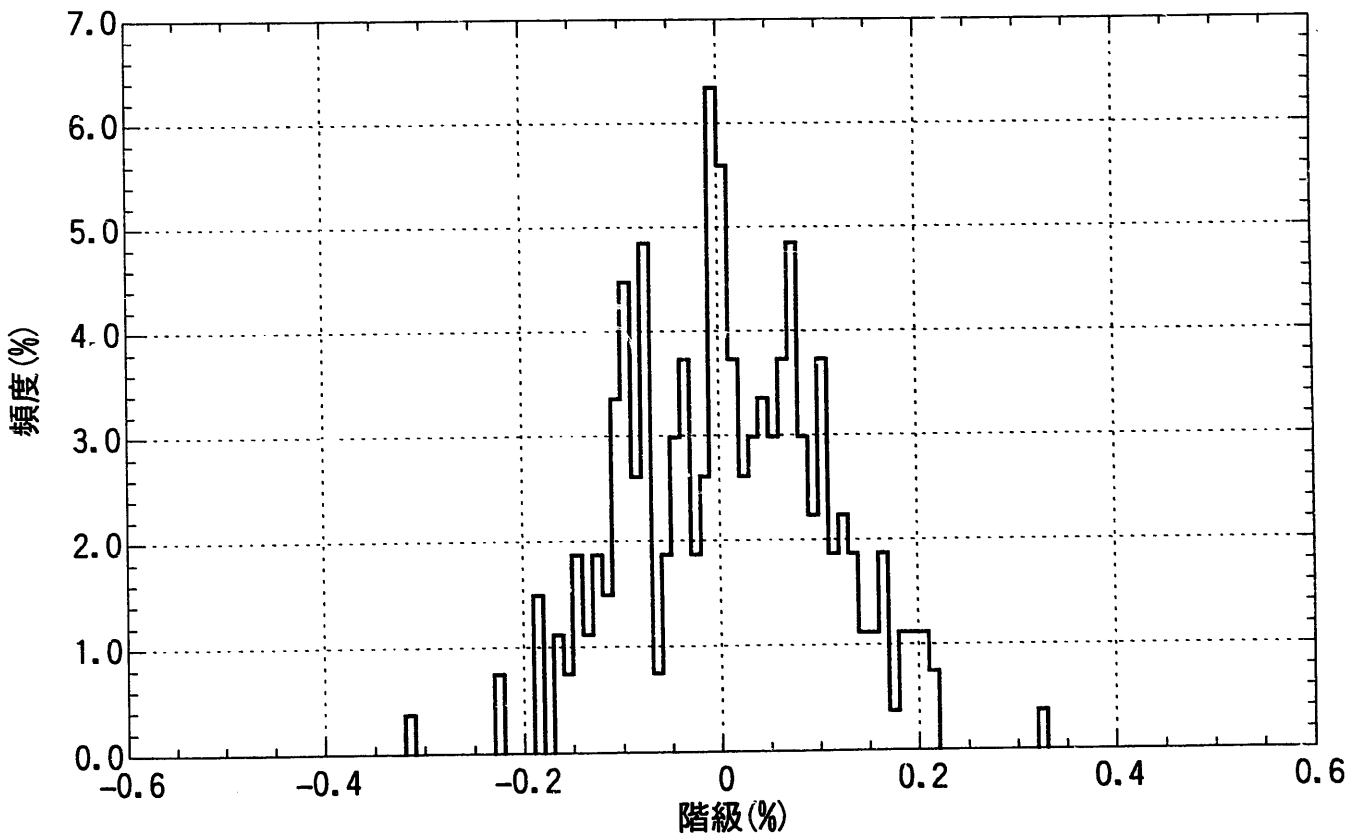


(b) 実測とシミュレーションの差の頻度分布

図3.3-2 シミュレーション結果(M系列試験CASE2)

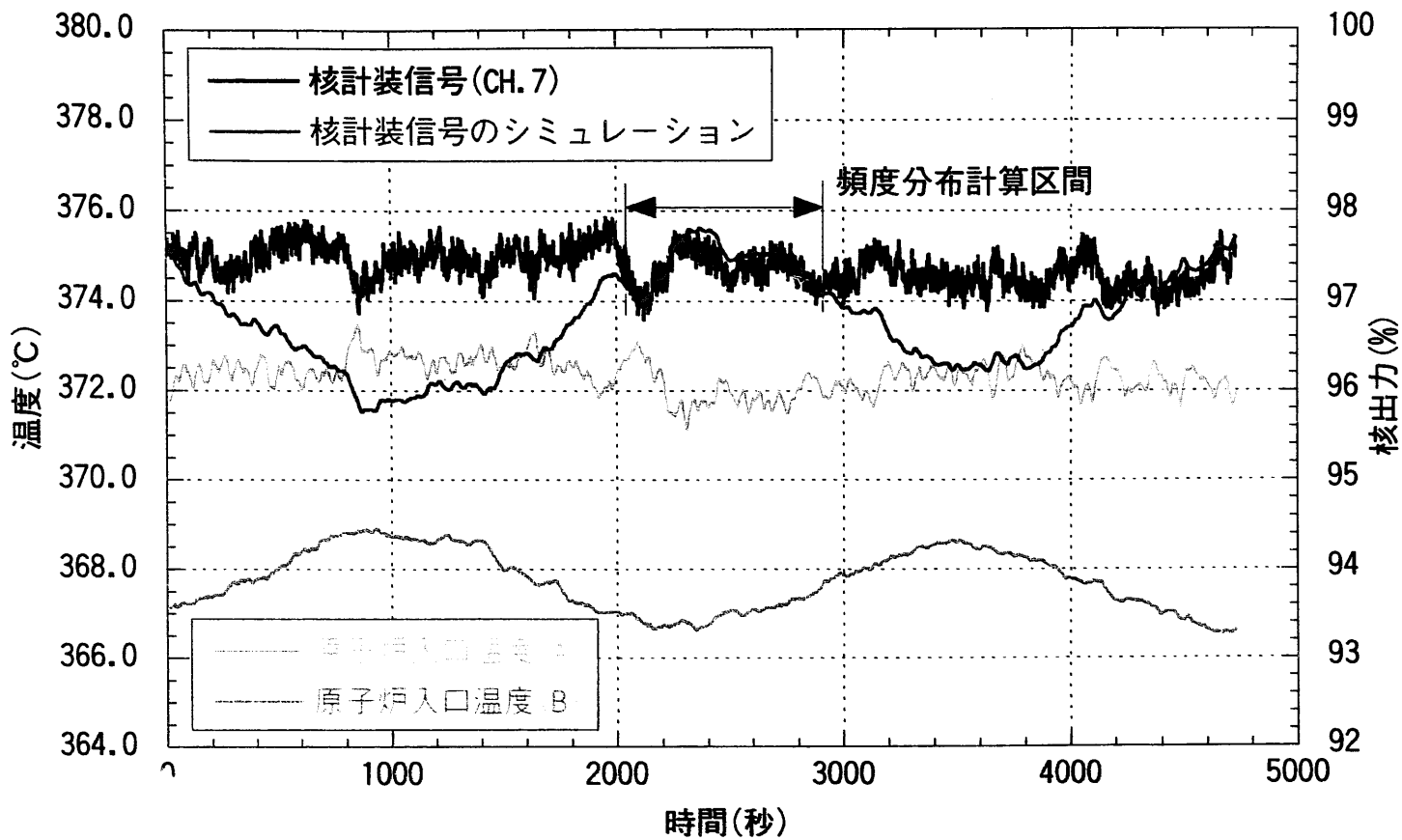


(a) 核計装信号

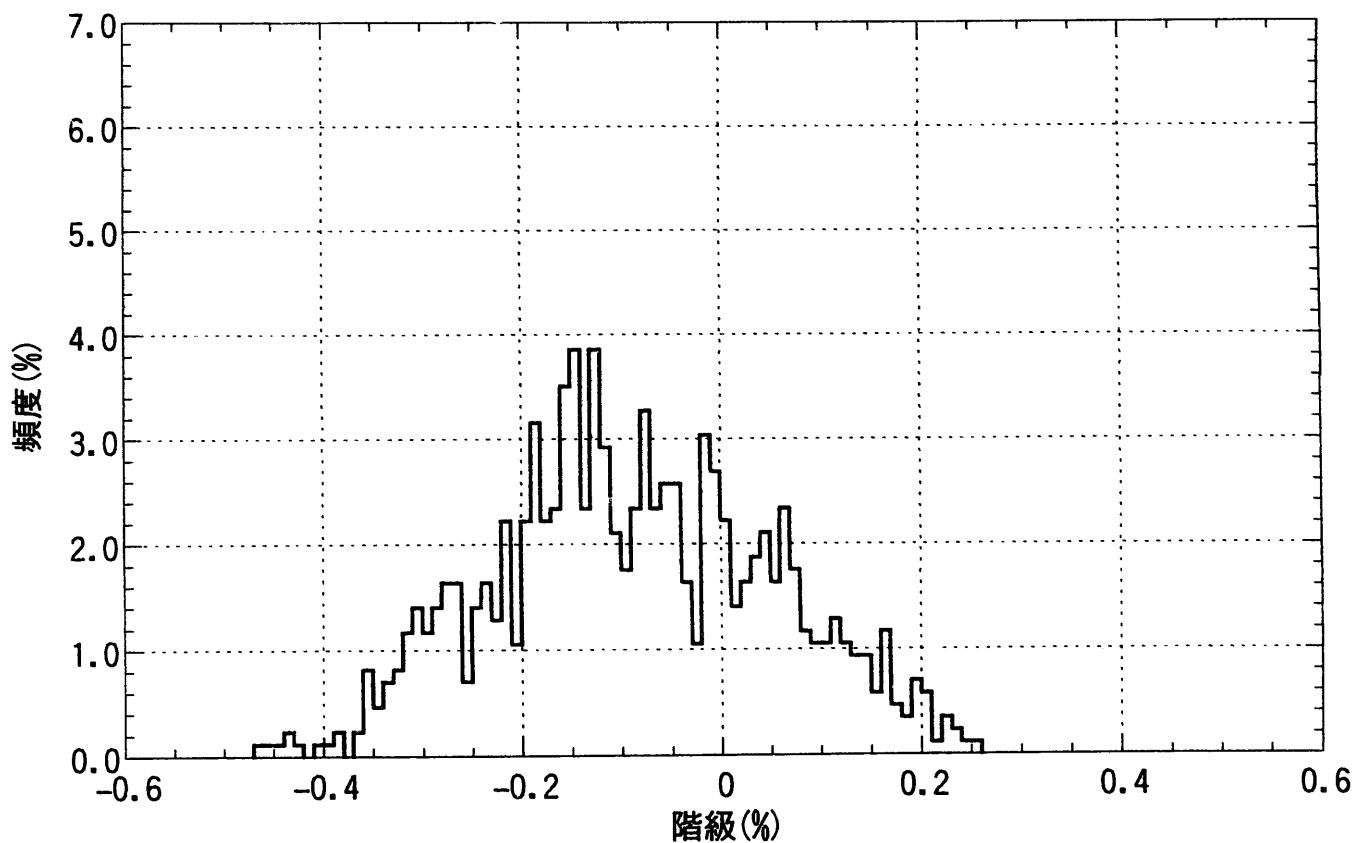


(b) 実測とシミュレーションの差の頻度分布

図3.3-3 シミュレーション結果(定格運転時CASE1)

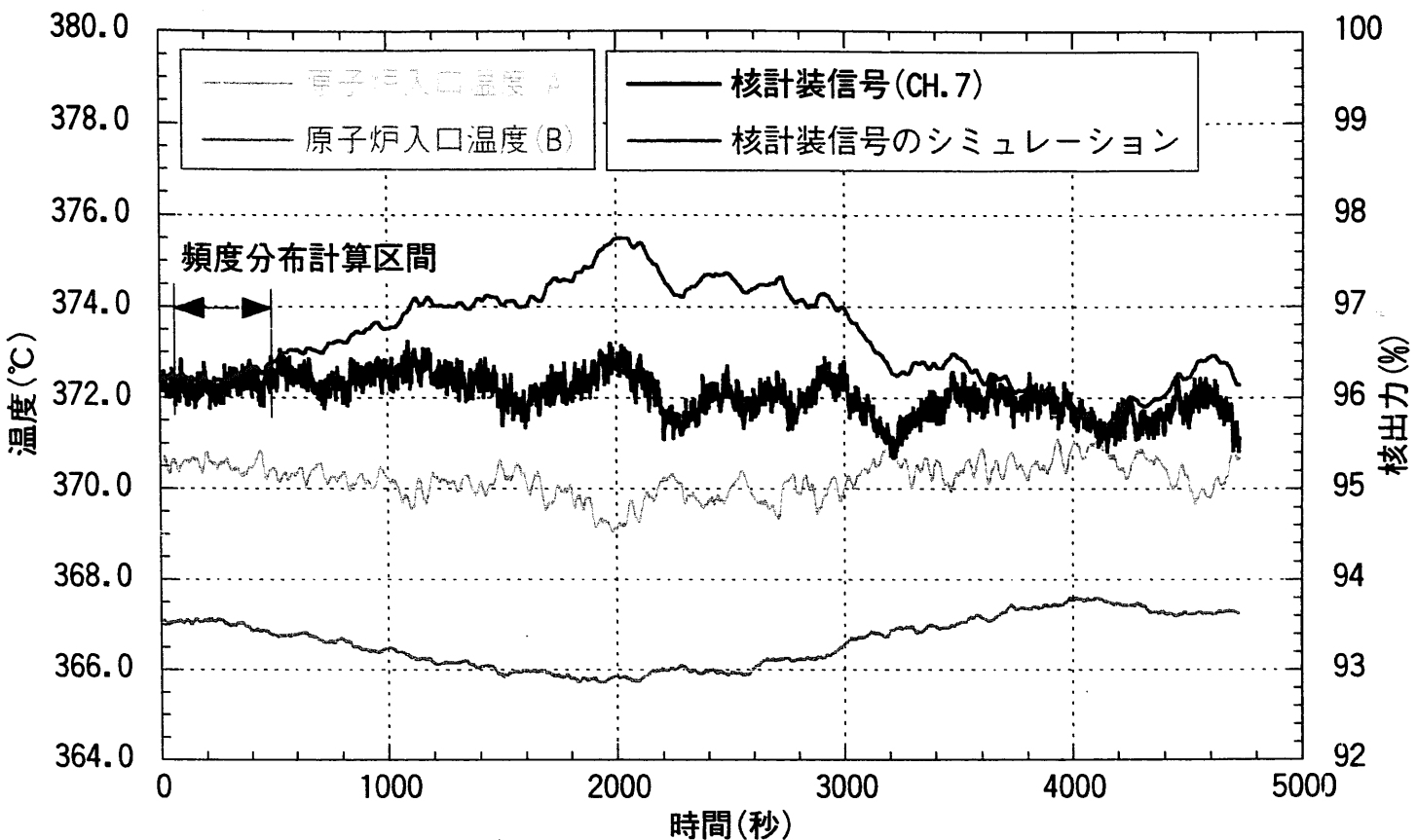


(a) 核計装信号

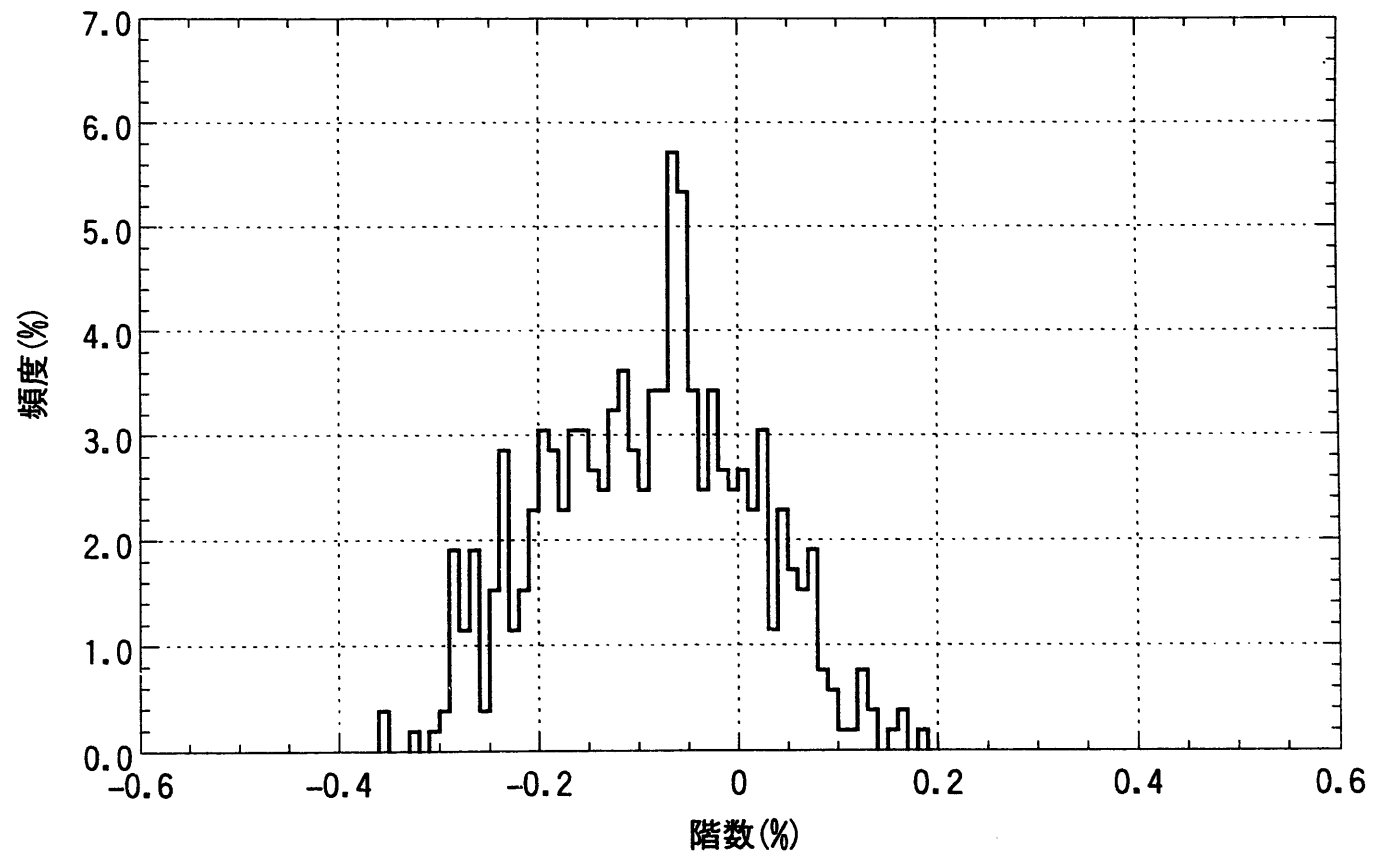


(b) 実測とシミュレーションの差の頻度分布

図3.3-4 シミュレーション結果(定格運転時CASE2)



(a) 核計装信号



(b) 実測とシミュレーションの差の頻度分布

図3.3-5 シミュレーション結果(定格運転時CASE3)

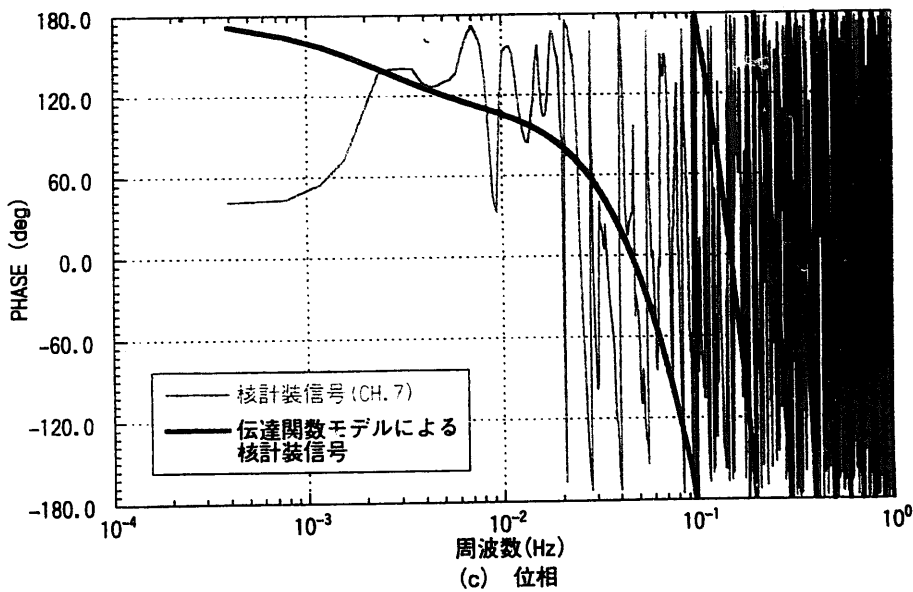
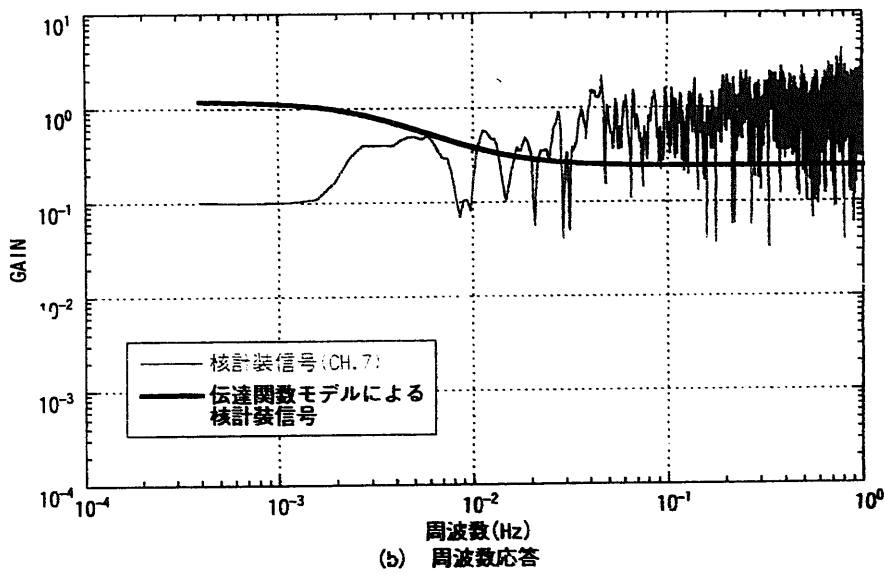
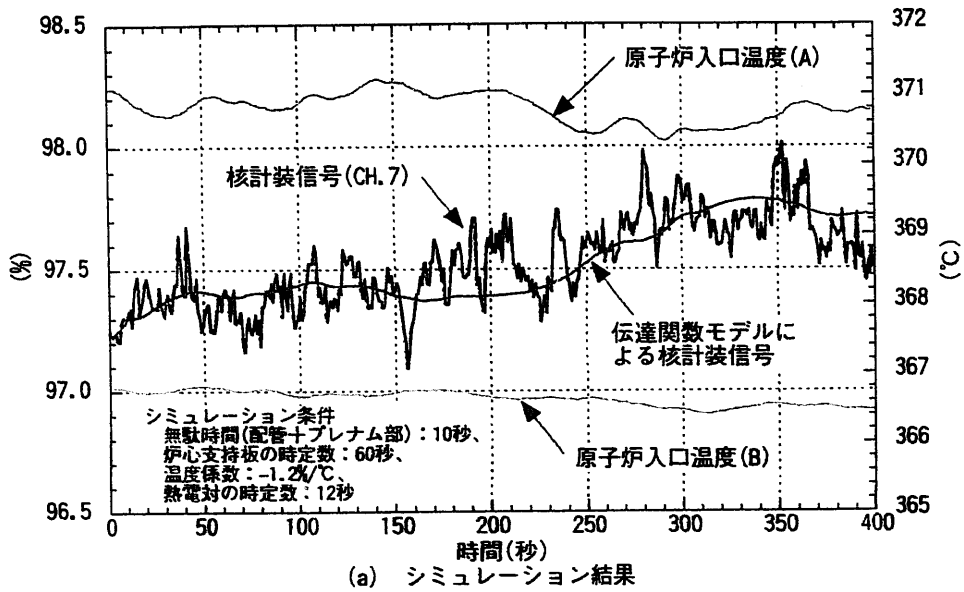


図3.2-6 定格100MW運転時の核計装信号シミュレーション結果、及び原子炉入口温度から核計装信号の周波数応答と位相

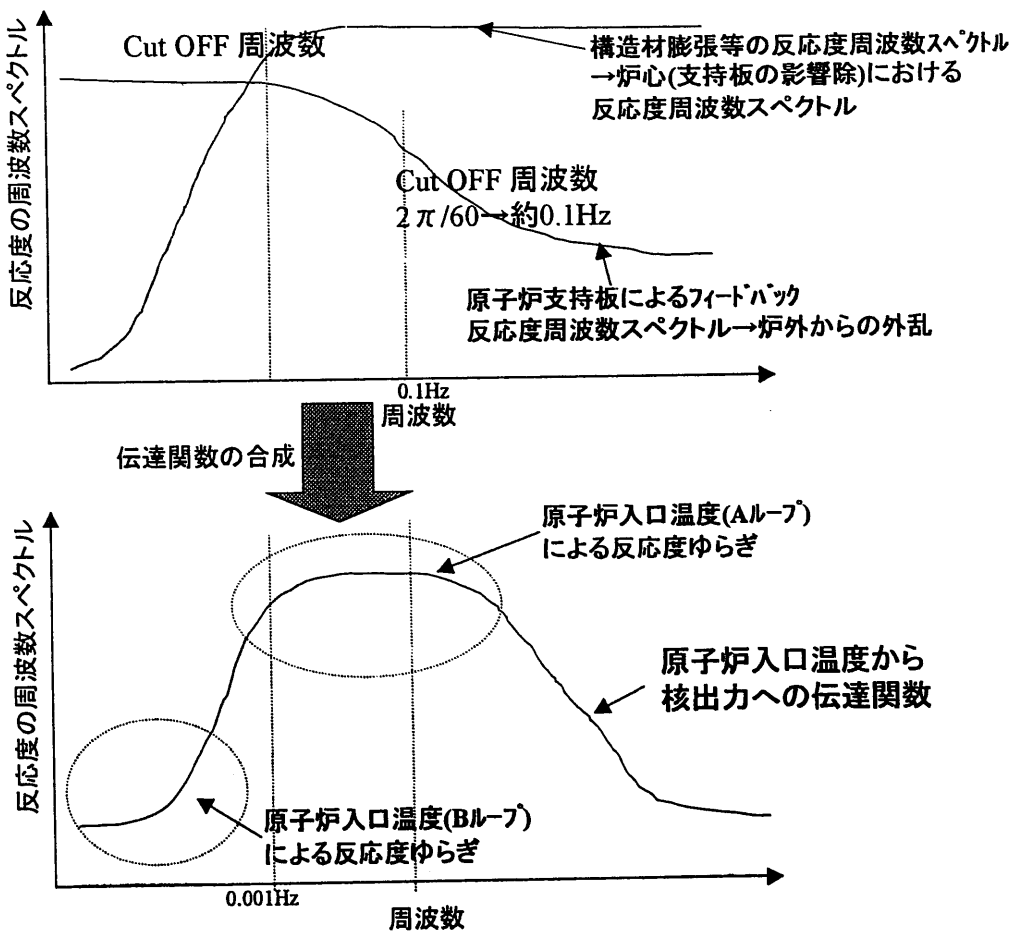
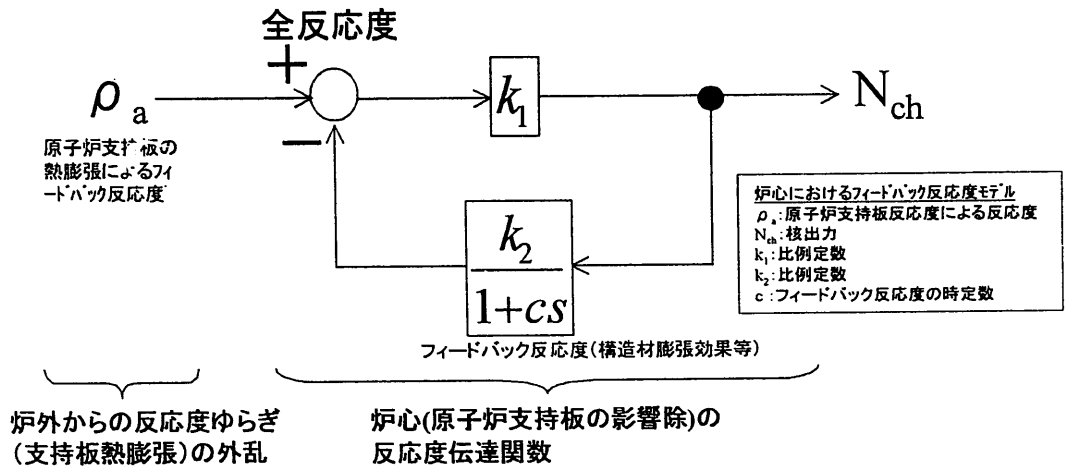


図 3.3-7 炉心動特性モデルと周波数スペクトル

#### 4 まとめ

核計装を用いた早期炉内異常検知技術の開発のため、定格運転時における核計装ゆらぎの範囲を定量化するべく、低周波の核計装ゆらぎの原因である原子炉入口温度ゆらぎと核出力との伝達関数モデルを設定した。そして、安定性試験によりモデルのパラメーターを決定し、定格運転時における核計装ゆらぎと伝達関数モデルによるシミュレーション結果を比較し、実測とよく合うことが分かった。このことにより、制御棒振動による影響と考えられる核計装の高周波成分を分離できる見通しを得た。

今後は、炉内気泡通過等の炉内異常の反応度変化及び核出力変化幅を検討していく予定である。

謝辞

本報告書をまとめるにあたっては、解析内容他について、核燃料サイクル開発機構 システム技術開発部 炉心技術開発グループ研究主幹 庄野彰氏及び実験炉部技術課 副主任研究員青山卓史氏に多大な協力と貴重なご助言を頂きました。ここに深く感謝の意を表します。



参考文献

(1)A.Shono, et al., "Control Rods Vibration Analysis in JOYO Mark-II Core", Progress in Nuclear Energy. 1985, Vol. 15, pp. 293-301 (SMORN IV)