

高速増殖炉もんじゅ発電所LOPI事象推移評価

(Na沸騰現象のデータ拡充)

1992年5月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

高速増殖炉もんじゅ発電所LOPI事象推移評価^{*}
(Na沸騰現象のデータ拡充)

早船 浩樹^{**}, 岡野 豊明^{**}, 菅原 悟^{**}

要旨

高速増殖原型炉「もんじゅ」の「1次主冷却系配管大口径破損事象(Loss of Pipe Integrity; LOPI 以下LOPI事象と略す)」の事象推移について補強するために、ナトリウム沸騰試験によるデータの拡充とそのデータに基づく炉心冷却能力の詳細な解析を行った。

プラント過渡応答試験施設(Plant Dynamics Test Loop; PLANDTL)を用いたLOPI事象を模擬した過渡試験、並びに崩壊熱沸騰試験装置を用いた崩壊熱出力レベルでの定常ドライアウト試験により、ナトリウム沸騰試験データベースを拡充するとともに、事象推移を解析するためのコードを検証するためのデータを得た。

これらの試験結果の解析を通じて検証したSSC(Super System Code)コード及びSABENAコードを用いて「もんじゅ」のLOPI事象について解析を行い、設置許可申請書の添付書類に記載の炉心冷却能力の解析結果が、事象推移を包絡し、十分な保守性を有することを確認した。

* 本報告書は、「もんじゅ」53項目No.31回答のために行政庁に提示したものである。

** 大洗工学センター、安全工学部、原子炉工学室

EVALUATION OF A LOSS OF PIPING INTEGRITY EVENT
IN THE PROTOTYPE LMFBR "MONJU"*
-DEVELOPMENT OF SODIUM BOILING DATA BASE-

** **
Hiroki Hayafune, Takaaki Okano

**
and Satoru Sugawara

Abstract

LOF (Loss of flow) transient tests were carried out simulating a LOPI (Loss of Piping Integrity) event in the prototype LMFBR "MONJU" using the PLANDTL (PLANT Dynamics Test Loop) facility in order to accumulate experimental data on thermo-hydraulics in subassemblies with and without sodium boiling under higher heat flux and LOF conditions.

In parallel with the experiments, thermo-hydraulic analysis codes of SSC (Super System Code) and SABENA (Subassembly Boiling Evolution Analysis) have been validated through the analysis of above-mentioned LOPI transient experiments.

The LOPI transient in prototype LMFBR "MONJU" was analyzed by using validated SSC and SABENA codes. This leads a conclusion that the previous analysis in the licensing document is conservative from the view point of core cooling.

* This report contains the reply for the government about
No. 31 /53 Monju analysis.

** Reactor Engineering Section, Safety Engineering Division,
O-arai Engineering Center

目次

要旨	I
Abstract	II
図リスト	IV
1. 緒言	1
2. ナトリウム沸騰現象の挙動に関するデータの拡充	1
2. 1 高出力時の沸騰挙動	2
2. 2 低出力時の沸騰挙動	3
2. 2. 1 崩壊熱沸騰試験	3
2. 2. 2 結果・考察	3
3. LOPI 事象の事象推移の補強	4
3. 1 1次ピーク時の炉心冷却能力の解析	4
3. 1. 1 SABENAコードの開発	4
3. 1. 2 SABENAコードによるLOPI事象1次ピークの解析	4
3. 2 2次ピーク時の炉心冷却能力の解析	5
4. 結論	6
5. 参考文献	7

図リスト

図 1	沸騰除熱限界データ	9
図 2	SABENA検証例 (KNS装置L22試験)	10
図 3	SABENA検証例 (PLANDTL装置#15067試験)	11
図 4	SABENAによるLOPI事象解析結果 (炉心各部温度)	12
図 5. 1	SSC検証例 (PLANDTL装置#16090試験;熱出力・流量)	13
図 5. 2	SSC検証例 (PLANDTL装置#16090試験;発熱上端各部温度)	13
図 6	SSCによる重ね合わせケース解析結果 (炉心流量)	14
図 7	SSCによる重ね合わせケース解析結果 (炉心上端クオリティ)	14

1. 緒言

高速増殖原型炉「もんじゅ」では、安全審査において1次主冷却系配管大口徑破損事象（以下LOPI事象と略す）については、起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価が行われ、炉心が大きな損傷に至ることはないことが示されている。⁽¹⁾但し、LOPI事象の炉心冷却能力について最も保守的な条件を想定して解析した場合、冷却材温度の1次ピークにおいて、短時間ながら冷却材ナトリウムが沸騰するという結果が得られている。⁽²⁾

そのため、原子炉工学室のPLANDTL施設^{(3), (4)}において、「もんじゅ」の燃料集合体を模擬した37本ピンバンドルによるナトリウムの沸騰試験を行うとともに、INEL (Idaho National Engineering Laboratory), ORNL (Oak Ridge National Laboratory) およびKfK (Kernforschungszentrum Karlsruhe) で実施された流量喪失型のナトリウム沸騰試験に関するデータを調査収集し、ナトリウム沸騰挙動に関するデータの拡充およびその評価を行った。更に、事故直後の1次ピークにおいてはバンドル内の沸騰領域の3次元の拡大挙動を評価することが重要であることから、二流体モデルによるナトリウム沸騰サブチャンネル解析コードSABENA (Sub-Assembly Boiling Evolution Analysis) を開発し⁽⁵⁾、各種沸騰試験の解析によって精度検証を行うとともに、「もんじゅ」LOPI事象の3次元解析を実施し事象推移をより詳細に確認した。

一方、「事故」評価相当の保守的な評価を行った場合の結果についても念のため検討をしておくことが望ましいとの指摘もなされた。このような保守的評価の場合、原子炉停止直後の1次ピークの沸騰挙動に加えて、その後の崩壊熱レベルでの2次ピークの沸騰挙動の評価が重要となる。そこで、同じく「もんじゅ」燃料集合体を模擬した37本ピンバンドルによって崩壊熱レベルでの沸騰試験を行い、ナトリウム沸騰挙動に関するデータを拡充した。その結果、「もんじゅ」プラントを模擬した条件下における崩壊熱レベルでの冷却材沸騰時の除熱限界の評価の信頼性を向上させることができた。また、BNL (Brookhaven National Laboratory) から導入した多機能プラント動特性解析コードSSC⁽⁶⁾ (Super System Code) を改良・検証した上で、「もんじゅ」プラントを対象とした解析を行い、実験による知見と併せて事象推移を補強した。

2. ナトリウム沸騰現象の挙動に関するデータの拡充

LOPI事象においては、配管破損直後の急激な流量低下に伴って原子炉停止前に生

じる急速なナトリウムの温度上昇による沸騰、および原子炉停止後、崩壊熱出力レベルで再び冷却材不足に陥った際の自然循環条件下での沸騰が想定され、前者は1次ピーク、後者は2次ピークと呼ばれる。1次ピークに関連した高出力時の沸騰挙動と2次ピークに関連した低出力時の沸騰挙動の各々について以下に述べる。

2.1 高出力時の沸騰挙動

ポンプ電源喪失等の流量低下事象（以下LOF事象と略す）やLOPI事象の1次ピークを模擬した高出力条件下でのナトリウムの沸騰挙動を解明するため、PLANDTL施設において「もんじゅ」燃料集合体を模擬したバンドルを用いて沸騰試験を実施した。これらの試験データおよびINELのSLSFループ⁽⁷⁾（19本ピン）、ORNLのTHORS施設⁽⁸⁾（19、61本ピン）、KfKのKNSループ⁽⁹⁾（37本ピン）等の国外の試験施設における各種の沸騰試験データを収集・検討した結果、以下のようなバンドル内の沸騰領域の3次元的拡大挙動が明確となった。

1) 核沸騰挙動

炉心の入口流量の減少とともにバンドル内の冷却材温度は上昇し、一般に発熱部の上端から核沸騰が始まる。燃料集合体内の冷却材径方向温度分布は、中心部で平坦で、周辺部において大きな温度勾配を持っている。沸騰開始後、沸騰領域は温度分布の平坦な部分にひろがっていく。沸騰領域が平坦な部分の縁まで到達するまでは、比較的安定な核沸騰状態を保っている。

2) 振動沸騰挙動

沸騰領域がバンドル周辺部の温度勾配の急な部分に到達すると、急激な凝縮が生じ流量と圧力が大きく振動するようになる。この振動は発熱部上端付近の周辺凝縮領域が消滅し、沸騰領域が六角管の壁面に到達するまで続く。これを振動沸騰挙動と呼ぶ。この間においては、蒸気が凝縮領域に向かって径方向に運動するので、軸方向二相流圧力損失は小さく圧力はほとんど上昇しない。バンドル周辺部に凝縮領域が存在し、液体ナトリウムが中心沸騰領域を迂回してでも流れている間はドライアウトは起こらない。

このような沸騰領域の径方向拡大挙動が実機体系の大型バンドルにもあてはまることは、周辺ピンの出力を上げて大型バンドルを模擬した沸騰試験によっても確認されている。また、上記の高出力沸騰試験を1次元沸騰解析コードで解析したドライアウト評価が保守的すぎるということが報告されており、核沸騰および振動沸騰期間に

において沸騰領域が六角管壁面にまで拡大するのに要する時間の評価が重要である。

振動沸騰期間の後、入口流量が更に低下すれば、沸騰領域が軸方向に1次元的に拡大してドライアウトに至る可能性があるが、「もんじゅ」LOPI事象の場合には、ガードパイプ・ガードベッセル内の液位の上昇につれてバンドル内の入口流量が回復に向い、その後「原子炉容器ナトリウム液位低」信号による原子炉トリップにより出力が低下する。このような事象緩和機能が、周辺凝縮領域が消滅する前に有効に作用すれば、沸騰はドライアウトに至らずに終了することになる。PLAN DTLで実施されたLOPI事象を模擬した沸騰試験においてはいずれのケースにおいても、沸騰領域が六角管の壁面に到達することなく沸騰は終了しており、「もんじゅ」プラントの事象緩和機能の有効性を実証している。

2.2 低出力時の沸騰挙動

設置許可申請書に記載されているLOPI事象の2次ピークでは、冷却材の最高温度は605℃であり沸騰は生じないことが既に確認されているが、低出力での冷却材沸騰挙動と沸騰除熱限界を定量的に把握し、崩壊熱レベルの炉心での除熱限界に関する裕度評価を更に明確にするために崩壊熱沸騰試験を実施した。

2.2.1 崩壊熱沸騰試験^{(10), (11), (12)}

崩壊熱レベルの出力条件における「もんじゅ」炉心燃料集合体内でのナトリウム沸騰挙動を把握するとともに、沸騰除熱限界を測定した。試験では、「もんじゅ」炉心燃料ピンと同寸・同発熱分布（コサイン発熱分布）のヒータピンを37本、「もんじゅ」燃料と同配列ピッチで六角管に挿入した模擬燃料集合体を用い、崩壊熱レベルの熱出力を与え、炉心内での定常沸騰を模擬した。その結果、流動様式の変遷とドライアウト（図1）のデータを得た。

2.2.2 結果・考察

試験結果より以下のような知見が得られた。

1) 沸騰挙動

沸騰開始から出口クォリティ（蒸気質量流量比；乾き度）の上昇とともに流動様式は気泡流→スラグ流→環状流→ドライアウト（除熱不能）と明確に遷移する。また、流路断面内でサブクール沸騰や大きな温度分布が生じることはなく、沸騰挙動はすべて1次元的である。

2) 除熱限界

図1よりドライアウトの条件は出口平均クォリティ=0.5である。⁽¹³⁾

LOPI事象の2次ピークにおいて、冷却材沸騰を生じた場合の炉心冷却能力を評価する上で、有益な沸騰データを得ることができた。

3. LOPI事象の事象推移の補強

事故直後の1次ピークにおける沸騰領域の3次元的拡大挙動を評価するため、バンドル内のナトリウム沸騰挙動を3次元的に解析することのできるサブチャンネル沸騰解析コードSABENAを用いて事象推移の詳細評価を行った。一方、2次ピークにおける沸騰挙動は1次元であるという実験結果が得られているので、プラント動特性解析コードSSCを用いて「事故」評価相当の保守的な解析を行い、実験による知見と併せて事象推移を補強した。

3.1 1次ピーク時の炉心冷却能力の解析

3.1.1 SABENAコードの検証

バンドル内のナトリウム沸騰挙動を3次元的に解析評価することを目的として、二流体モデルを用いたナトリウム沸騰サブチャンネル解析コードSABENAが開発されている。⁽⁵⁾ SABENAは、バンドル内の温度分布、流速分布およびボイド率分布をサブチャンネル毎に解析するため、実機体系の大型バンドルに対しても実験体系の少数ピンバンドルと同様に解析することができる。

SABENAを用いてSLSFの炉内沸騰試験、KfKのLOF沸騰試験およびPLANDTLの沸騰試験等の検証解析を行い精度を検証した。図2は、西独KfKのKNSループで行われた37本ピンバンドルULOF沸騰試験のレファレンス・ケースであるL22試験の解析結果⁽⁵⁾である。中心ヒーターピンの温度、加熱部軸方向中心における圧力、入口および出口の冷却材流量、蒸気体積の時間変化に関して実験と解析はよく一致している。特に、最上段に示した中心ヒーターピンの加熱部上端の被覆管表面温度におけるドライアウト時の急激な温度上昇の様子がよく模擬されている。また、大型バンドルを模擬するために周辺ピンの出力を上げたL41沸騰試験の結果もSABENAは忠実に再現することができた。

また、図3はPLANDTL装置におけるLOPI模擬試験である#15067試験の解析結果の内、発熱上端部断面各部のナトリウム温度を試験結果と比較して示した

ものである。この結果より中心サブチャンネルだけでなく、集合体周辺部のサブチャンネルにおいても実験と解析はよく一致し、もんじゅの燃料集合体体系でのLOPI事象を解析する十分な解析能力をSABENAが持つことが確認された。

これらの結果より、沸騰領域の3次元的な拡大挙動をSABENAコードは精度よく解析することができることを示している。

3.1.2 SABENAコードによるLOPI事象1次ピークの解析

SABENAを用いて、もんじゅのLOPI事象の1次ピークにおける炉心冷却能力の解析を行った。解析条件は、設置許可申請書のホットテスト・チャンネル条件と同一である。解析結果を箇条書きにすると以下のようなになる。

- 1) 図4にナトリウム最高温度、被覆管肉厚中心最高温度および燃料最高温度を示した。また、沸騰の終了を示すためブランケット上端ナトリウム温度もあわせて図示した。沸騰は炉心上端の少し下で始まり、沸騰開始時間は1.0秒である。沸騰開始直後に冷却材温度は最高の約980℃となるが、それ以後はカバーガス圧力および液位の減少とともに低下してゆく。スクラムの後も沸騰は約1.6秒継続し、沸騰終了は6.6秒である。沸騰期間中も周辺の凝縮領域は十分に確保されておりドライアウトは生じなかった。
- 2) 被覆管肉厚中心の最高温度は約990℃、燃料中心の最高温度は約2370℃である。

これらの結果は設置許可申請書の炉心冷却能力の解析結果に包絡されており、これによって設置許可申請書の解析結果が保守的であることを確認することができた。

3.2 2次ピーク時の炉心冷却能力の解析

3.2.1 SSCコードの検証

SSCコードについては、PLANDTL装置でのLOPI事象模擬試験結果を用いてコードの検証を実施した。図5は試験体の発熱上端部の冷却材温度と解析を比較した結果である。この結果より、SSCは2次ピークを含むスクラム後の冷却材温度に関しては制度良く解析可能であることが確認された。

3.2.2 SSCコードによるLOPI事象2次ピークの解析

設置許可申請書のLOPI事象2次ピークでは冷却材沸騰は生じないことが確認済みである。そこで、2次ピークでのナトリウム沸騰に対する裕度を確認するために、炉心で逆流が発生し2次ピークで沸騰が生じるような条件をあえて想定し、解

析・評価を行った。

評価の方法は、プラント動特性解析コード「SSC-L」⁽²⁾を用いて事象推移を解析し、その解析結果を「崩壊熱沸騰試験」で得られた沸騰除熱限界に関する実験値を用いて判定することによって行った。

解析条件は、設置許可申請書のLOPI事象の解析条件に敢えて下記の「事故」評価相当の事象を重ね合わせた条件とした。また、解析の体系は申請書と同様であり、炉心はノミナル評価のノミナルチャンネルを8チャンネルとホットスポット評価のホットテストチャンネルを1チャンネルとした。

- 1) 主循環ポンプの流体継手(MGセット)による慣性重量を考慮しない(スクラムと同時刻での外部電源喪失を想定した条件であり、ポンプトリップ後の流量低下が申請書記載条件より早くなる)。
- 2) 健全ループのポニーモータ1台起動失敗(単一故障想定による)。
- 3) 各種パラメータに最も保守的な値を用いる(原子炉停止系、炉心データ、圧損特性やポンプ特性等の冷却系データ)。
- 4) カバーガス締め切り失敗(通常設備の効果を考慮しない)。

これらの条件により解析の結果、炉心冷却材流量は1次ピーク付近ではほとんど影響を受けないものの、2次ピーク付近では逆流を含む流量低下が生じ(図6)、炉心内で沸騰が生じる。この時のクォリティは図7に示すとおり、ホットテストチャンネルで最高0.55、ノミナルチャンネルで最高0.17となり2.2項に示した除熱限界条件を考慮すると、ホットテストチャンネルでは5秒間ではあるがクォリティが0.5を上回りドライアウトが発生する可能性があるものの、それは短時間かつ局所的な範囲に限定される。

このように、LOPI事象2次ピークでは、想定を大幅に超えた非常に保守的な条件を付加してはじめて短時間かつ局所的なドライアウトが発生することがわかり、ドライアウトに対して十分な裕度があることが確認された。

4. 結 論

LOPI事象について、その事象推移を補強するため、「もんじゅ」燃料集合体を模擬したバンドルを用いて沸騰試験を行い、「もんじゅ」体系における現象の推移を明確にするとともに、ナトリウム沸騰試験データに基づいて検証された解析コードによる解

析と実験による知見によって、設置許可申請書の炉心冷却能力の解析結果が事象推移を包絡し十分な保守性を有することを確認した。

5. 参考文献

- (1) 動燃事業団編, 「高速増殖炉もんじゅ発電所 原子炉設置許可申請書」
- (2) 山口 彰, ニノ方 壽, 「高速増殖原型炉「もんじゅ」配管破損事象解析SSC-L解析とPIBRA-II解析の比較評価」, PNC ZN941 85-99, 1985年7月
- (3) 原子炉工学室編集, 「プラント過渡応答試験施設 建設計画」,
PNC N908 84-03, 1984年5月
- (4) 原子炉工学室編集, 「プラント過渡応答試験計画書」,
PNC SN9440 86-002, 1986年12月
- (5) Ninokata, H., Baba, K. and Okano, T., "SABENA: TWO-FLUID MODEL COMPUTER PROGRAM FOR THE SODIUM BOILING ANALYSIS OF LMFBR SYSTEMS", PNC SN941 84-144, October 1984.
- (6) 山口 彰, 吉川 信治, 他, 「SSC-L:ループ型高速炉システムコード モデル開発・改良と利用マニュアル」, PNC N9410 87-143, 1987年10月
- (7) C. H. Gartside, W. A. Bezella, et al., "The Sodium Loop Safety Facility", NUCLEAR SAFETY, Vol 19, No. 3, May-June 1978
- (8) P. A. Gnadt, J. J. Carbajo, et al., "Sodium-boiling experiments in the THORS facility", Nuclear Engineering and Design Vol. 82(1984)241, Oct. 1984
- (9) F. Huber, A. Kaiser, et al., "Steady State and Transient Sodium Boiling Experiments in a 37-Pin Bundle", Nucl. Eng. Des., 100, 377(1987)
- (10) 磯崎正, 磯崎三喜男, 菊地栄, 他, 「崩壊熱沸騰試験(1), 試験装置の概要」,
PNC SN941 85-54, 1985年3月
- (11) 山口勝久, 磯崎正, 磯崎三喜男, 他, 「崩壊熱沸騰試験(2), 試運転及び熱流動解析による装置性能評価」, PNC SN941 85-36, 1985年2月
- (12) 長谷部武, 磯崎正, 山口勝久, 他, 「崩壊熱沸騰試験(3), 崩壊熱沸騰試験システムプログラムの開発」, PNC SN941 85-55, 1985年3月
- (13) 磯崎 正, 山口 勝久, 他, 「崩壊熱沸騰試験(5) 低出力・低流量ドライアウト試験」, PNC SN9410 89-157, 1989年10月

Q_{cr} : 除熱限界熱出力 X_{in} : 入口クオリティ 熱出力範囲 : 5.6~30.3 W/cm²
 H_{fg} : 蒸発潜熱 G : 質量流量 流速範囲 : 0.015~0.088 m/s
 X_{cr} : 除熱限界クオリティ A : 流路断面積

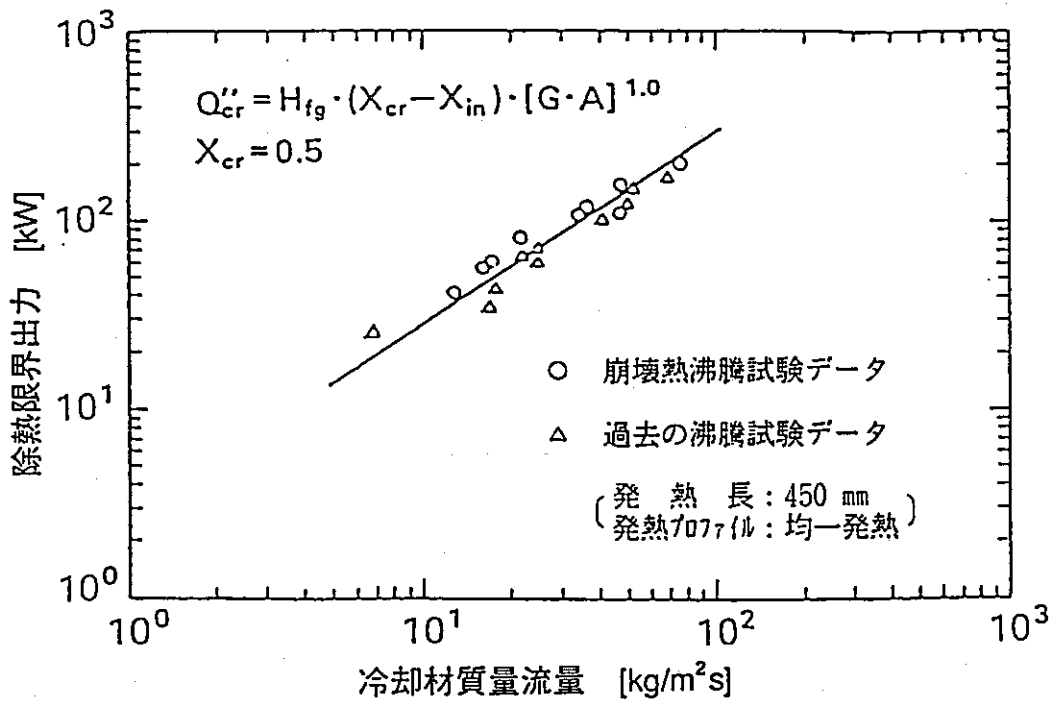


図1 沸騰除熱限界データ

(出典: 磯崎 正, 山口 勝久, 他, 「崩壊熱沸騰試験(5), 低出力・低流量ドライアウト試験」, PNC SN9410 89-157, 1989年10月)

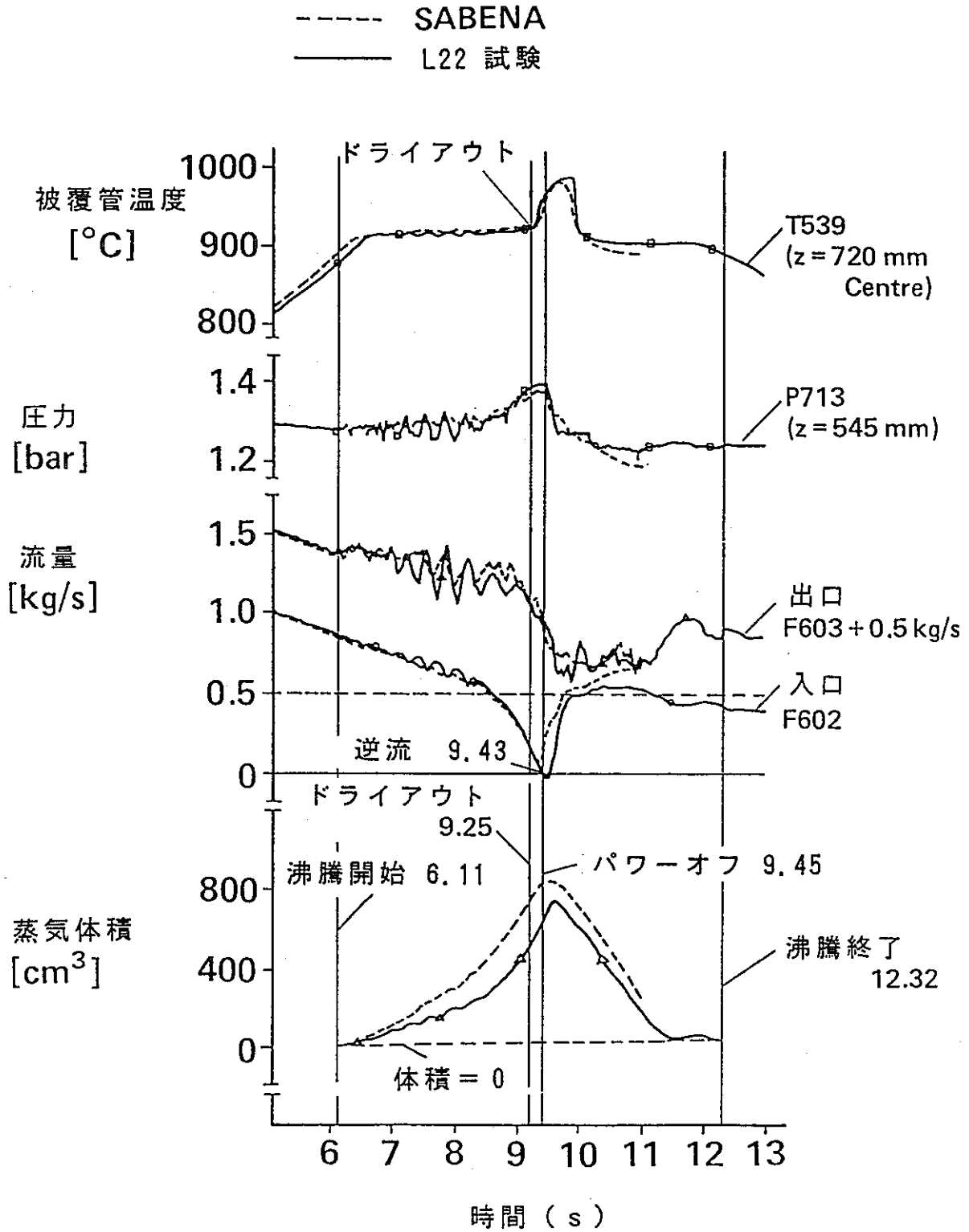


図2 SABENA検証例(KNS装置L22試験)

(出典: Ninokata, H., Baba, K., and Okano, T., "SABENA: TWO-FLUID COMPUTER PROGRAM FOR THE SODIUM BOILING ANALYSIS OF LMFBR SYSTEMS", PNC SN941 84-144, October 1984)

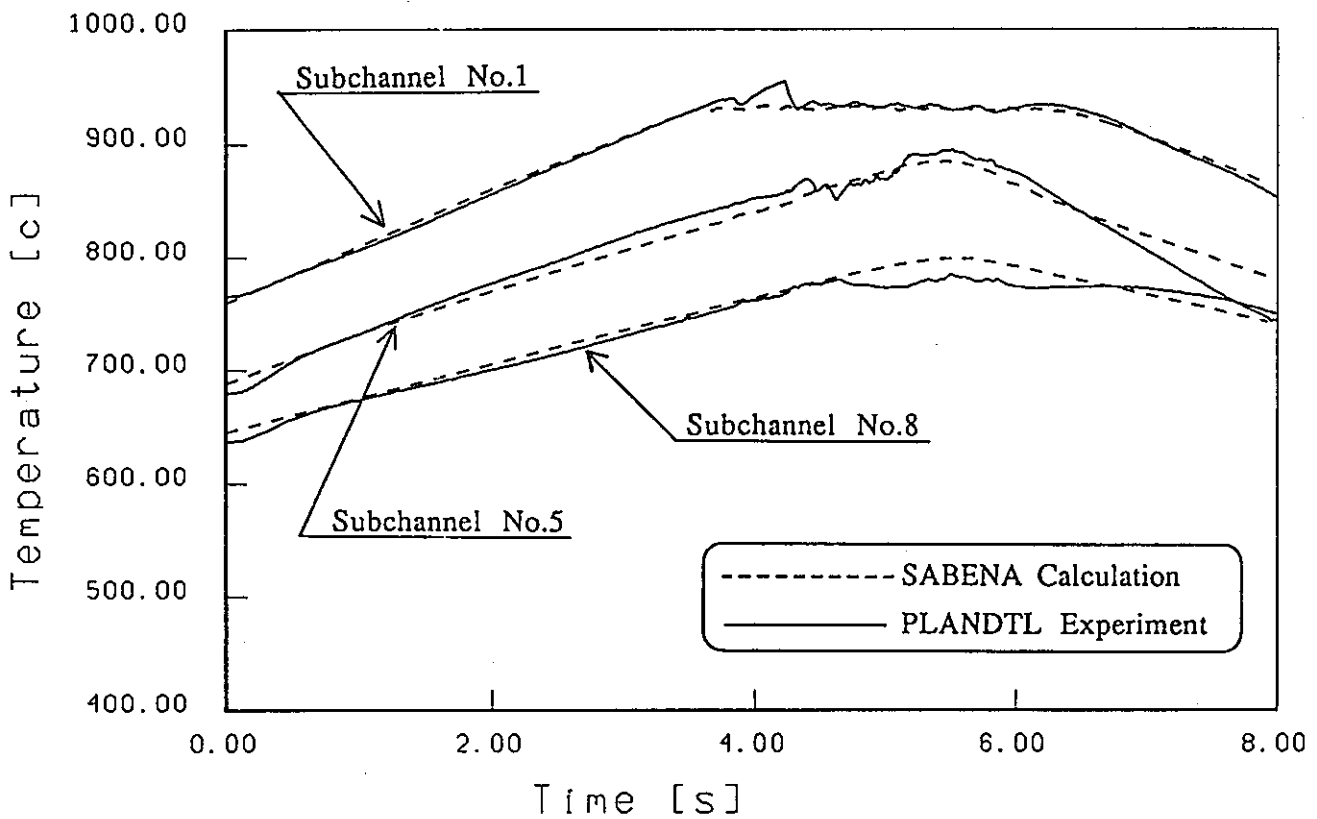
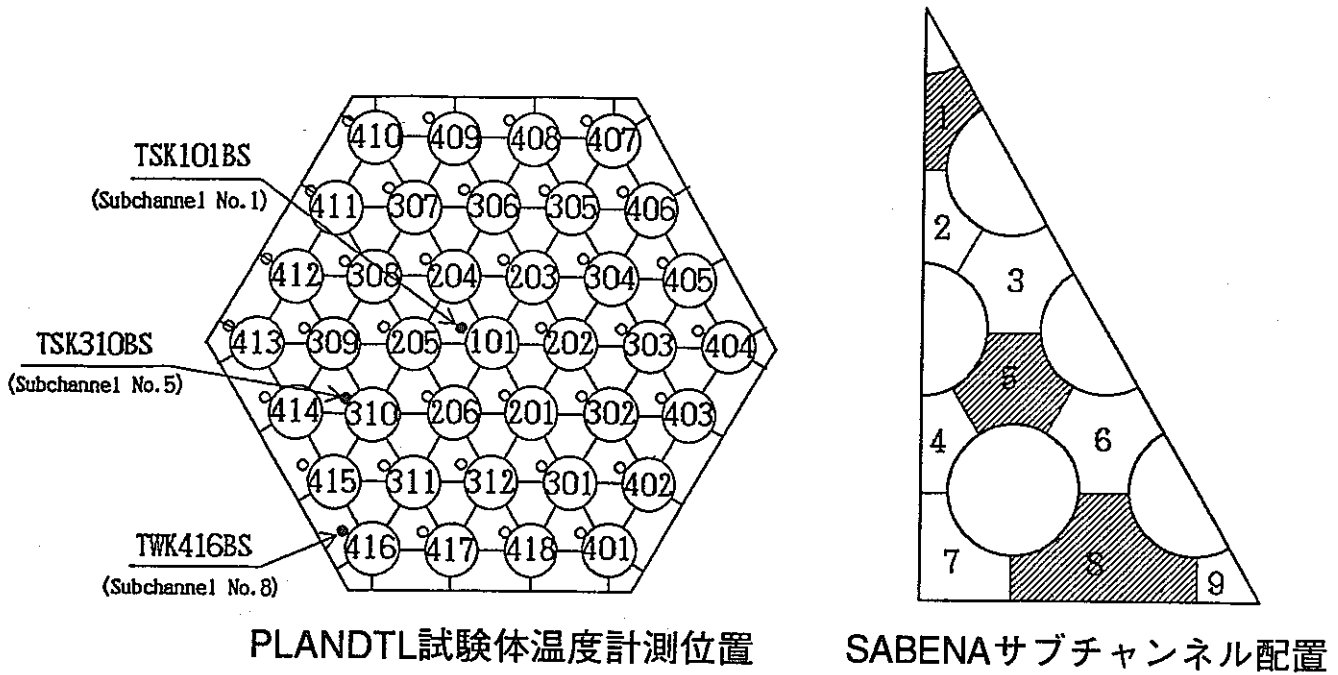


図3 SABENA検証例(PLANDTL装置#15067試験;発熱上端各部温度)

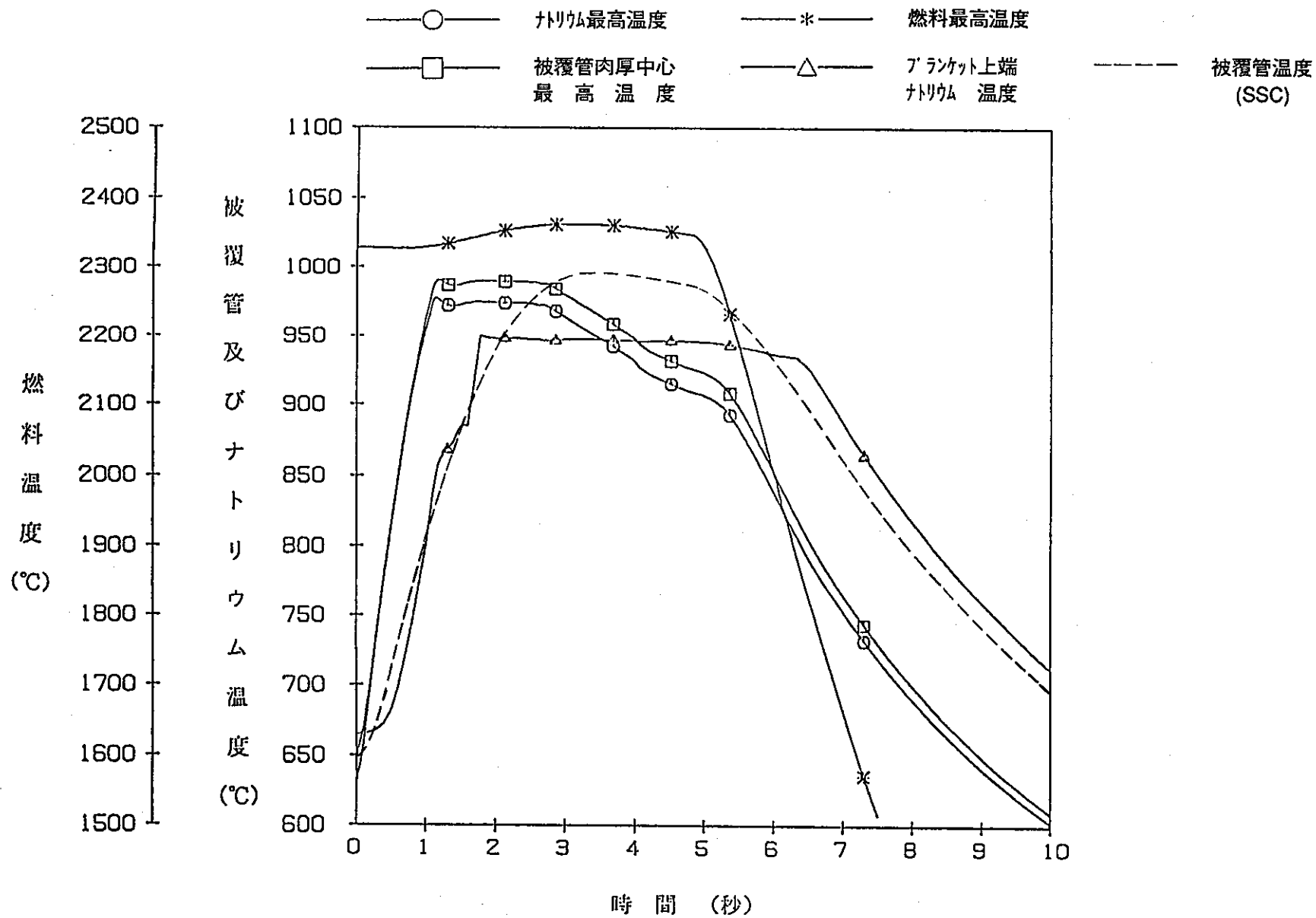


図4 SABENAによるLOPI事象解析結果(炉心各部温度)

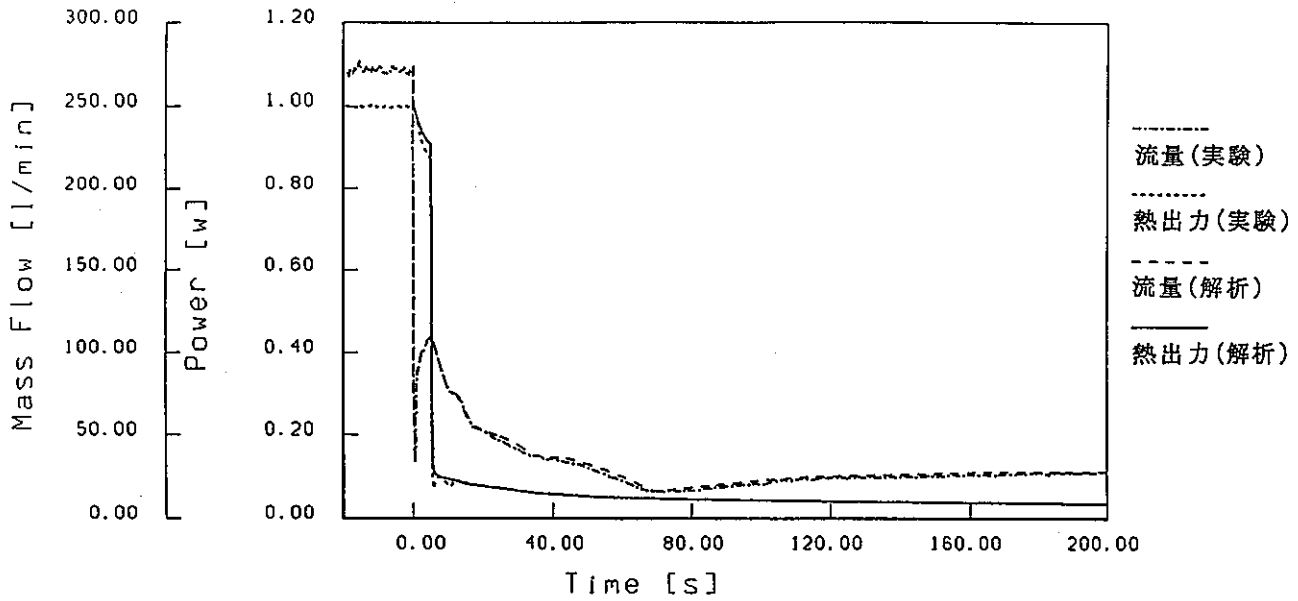


図 5.1 SSC検証例(PLANDTL装置#16090試験,熱出力・流量)

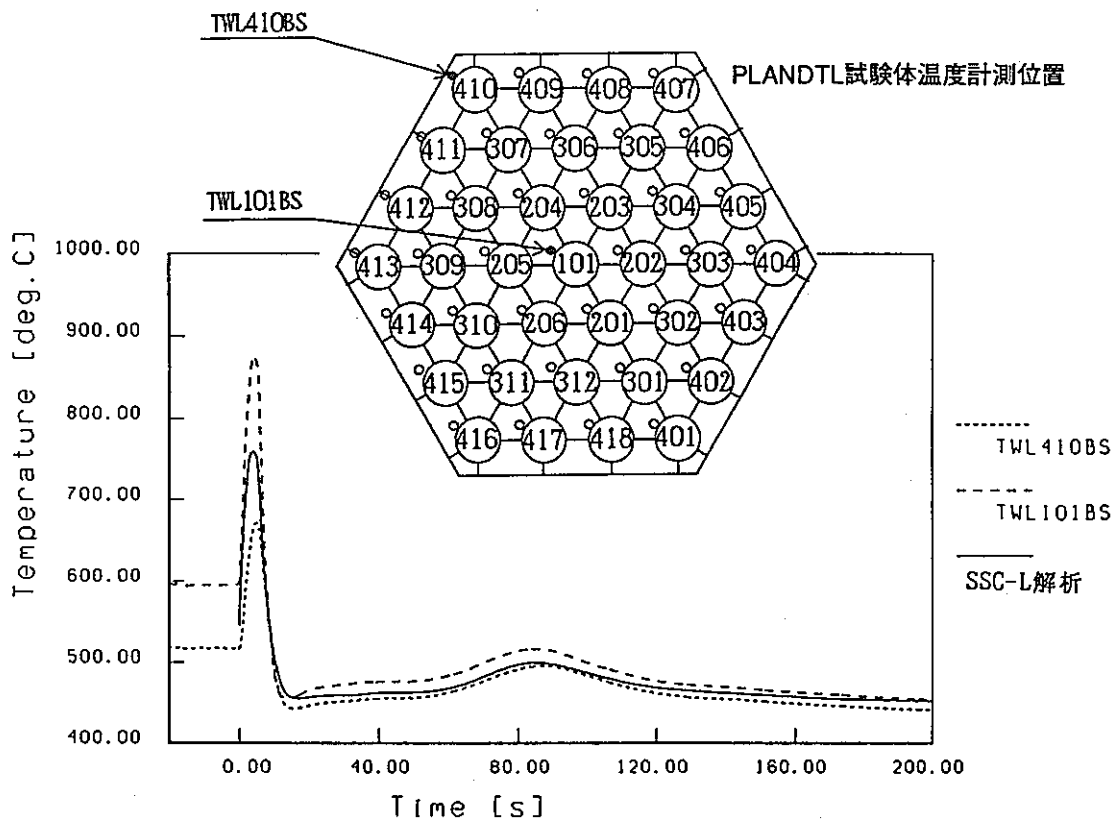


図 5.2 SSC検証例(PLANDTL装置#16090試験,発熱上端各部温度)

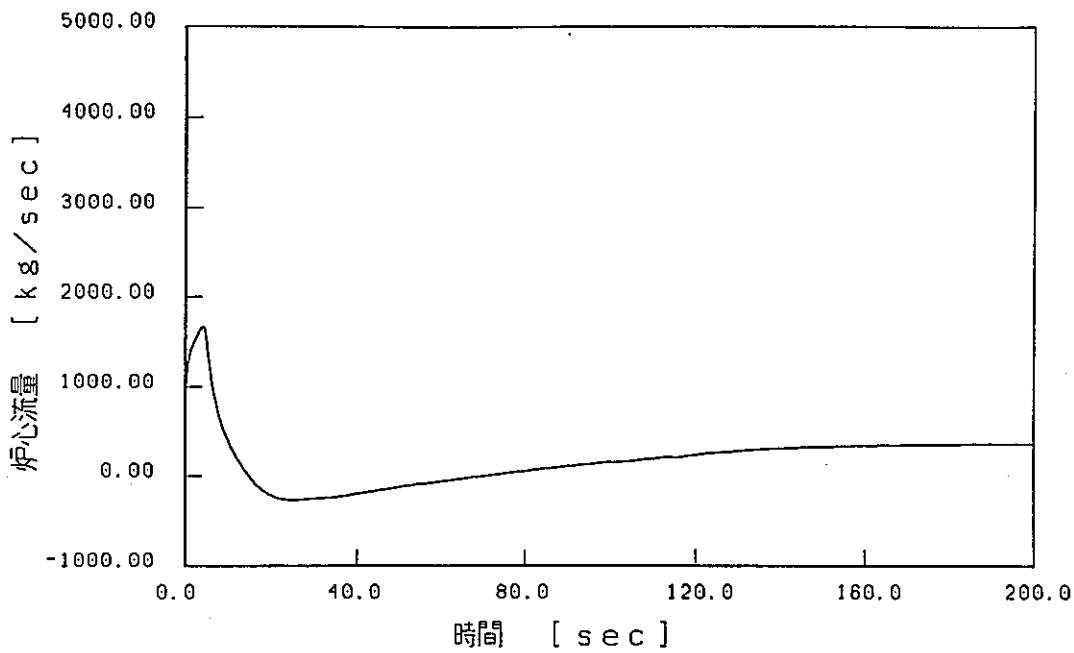


図6 SSCによる重ね合わせケース解析結果(炉心流量)

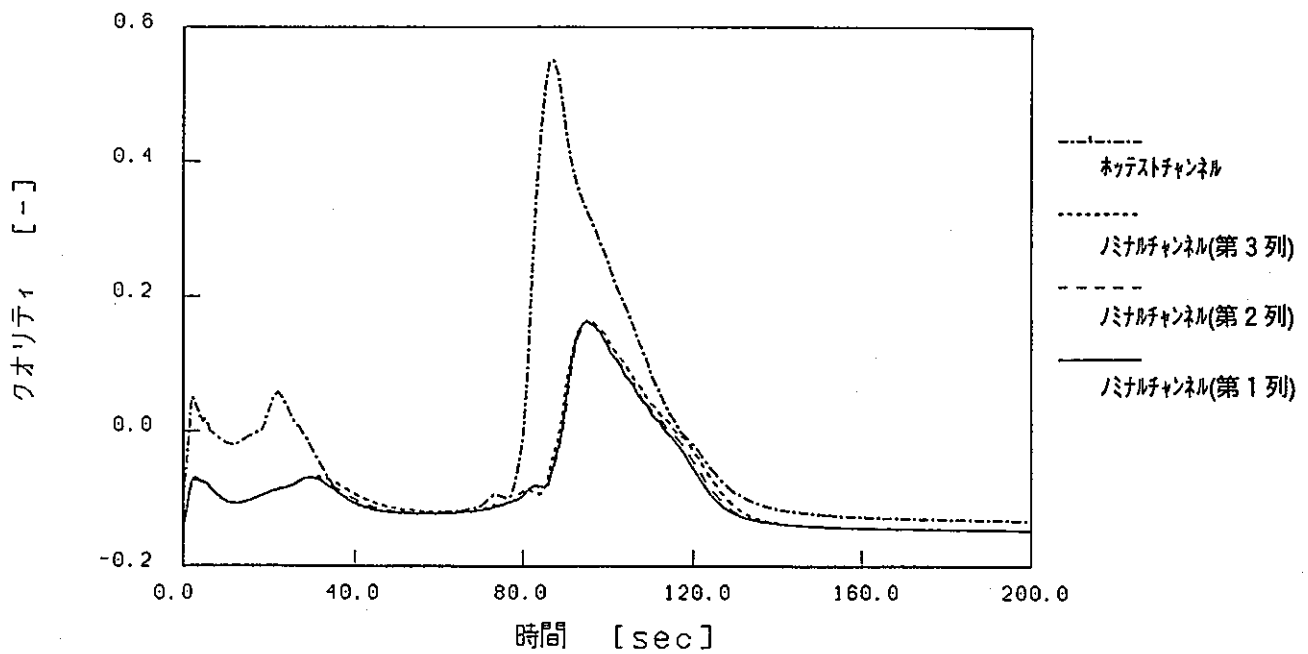


図7 SSCによる重ね合わせケース解析結果(炉心上端部クオリティ)