

大型FBRにおける内筒設置の是非に係わる検討

区 分 変 更	
変更後資料番号	PNC TN9410 90-147
決裁年月日	平成 10 年 3 月 26 日

1990年10月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

この資料は、動燃事業団の開発業務を進めるため、限られた関係者だけに配布するものです。従って、その取扱いには十分注意を払って下さい。なお、この資料の供覧、複製、転載、引用等には事業団の承認が必要です。

配 布 限 定

PNC SN9410 90-147

1 9 9 0 年 10 月

大型FBRにおける内筒装置の是非に係わる検討

村松 寿晴*，村田 正幸**，家田 芳明*

永田 敬***，菅原 悟*

要 旨

大洗工学センター技術開発部プラント工学室で設計研究が進められている大型炉について、内筒設置の是非に関する検討を手動トリップ事象を対象とした熱流動解析により実施した。検討の対象とした熱流動特性は、温度成層化現象、系統熱過渡特性、周方向温度分布特性および液面近傍流速特性の4項目である。多次元コードAQUAによる3次元解析解を分析した結果、以下の結論が得られた。

- (1) 温度成層化現象に関しては、内筒有無による現象への影響は小さい。また、発生する軸方向温度分布の継続時間が短く、構造健全性上問題となるとは考え難い。したがって、本現象は、内筒設置の是非に関して制限を与えないと考えられる。
 - (2) 系統熱過渡特性に関しては、内筒を設置しない場合最大約-2.0°C/sのコールドショックを与えるため、内筒を設置する方が望ましい。
 - (3) 周方向温度分布特性に関しては、内筒有無による現象への影響は小さい。また、発生する周方向温度分布の継続時間が短いことから、構造健全性上の問題は小さいと予想される。したがって内筒設置の是非に関しては制限を与えないと考えられる。
 - (4) 液面近傍流速特性に関しては、内筒は設置しない方が望ましい。
- 以上より、系統熱過渡特性の観点から、内筒が必要と結論付けられるが、この特性が何らかの設計上の工夫（例えば、有効混合容積の増加）により改善できれば、内筒の設置は構造設計成立の必要条件とは成らないと判断される。

* 大洗工学センター安全工学部原子炉工学室

** (株)エヌデーター

*** 大洗工学センター技術開発部プラント工学室

NOT FOR PUBLICATION
PNC SN9410 90-147
October. 1990

Investigation on Presence of Inner Barrel for Large Fast Breeder Reactor

Toshiharu Muramatsu*, Masayuki Murata**,
Yoshiaki Ieda*, Takashi Nagata***,
and Satoru Sugawara*

Abstract

In-vessel thermohydraulics analysis was conducted for transient simulating a pump coast down and reactor scram (manual reactor trip event) to evaluate effects of an inner barrel on a large fast breeder reactor. Then four thermohydraulics phenomena, a thermal stratification, a main loop temperature transient, a circumferential temperature distribution and a sodium surface velocity were discussed. Through the analysis using the multi-dimensional code AQUA and the discussion, the following have been effects of the inner barrel as obtained:

[Thermal Stratification]

This phenomenon is not influenced very much on presence of an inner barrel. And appearance of an axial temperature distribution can be neglected from a structural design.

[Main Loop Temperature Transient]

An inner barrel is required. Because a cold shock with maximum temperature transient -2.0°C/s occurred at a outlet nozzle when an inner barrel was not equipped.

* Reactor Engineering Section, Safety Engineering Division, OEC, PNC

** NDD Co.Ltd.

*** Plant Engineering Office, Technology Development Division, OEC, PNC

[Circumferential Temperature Distribution]

This phenomenon is not influenced very much on presence of an inner barrel. And appearance of the temperature distribution can be neglected from a structural design. But further investigation on a thermal stress at reactor vessel is necessary.

[Sodium Surface Velocity]

An inner barrel is unnecessary.

From the above results, it is concluded that an inner barrel is unnecessary if the cold shock is improved by a increase of effective mixing region on a design.

目 次

第1章 緒 言	1
第2章 プラント概要	2
2.1 原子炉構造	2
2.2 炉心設計	2
2.2.1 出力分布	2
2.2.2 流量分布	3
2.2.3 燃料集合体出口冷却材温度分布	3
第3章 解析条件	4
3.1 1／3セクターモデルの規定	4
3.2 解析モデル	4
3.3 境界条件	5
3.3.1 定格運転状態での集合体出口部温度流速条件	5
3.3.2 集合体出口部冷却材温度流速過渡条件	5
第4章 解析結果	6
4.1 定格運転状態でのプレナム内温度流速分布	6
4.2 原子炉スクラム後のプレナム内温度流速分布	7
第5章 検 討	10
5.1 温度成層化現象	10
5.2 系統熱過渡特性	11
5.3 周方向温度分布特性	11
5.4 液面近傍流速特性	13
5.5 内筒設備の是非	13
第6章 結 言	15
謝 辞	16
参考文献	17

List of Tables

- Table 2.1 Plant Main Parameters
- Table 2.2 Flow Distribution in the Core
- Table 3.1 Temperature and Velocity Distributions at S/A Outlet
on Full-Power Operation Condition
- Table 3.2 Decay Power and Flow Rate Transient after Reactor Scram

List of Figures

- Fig. 2.1 Vertical Cut-View of Reactor Vessel
- Fig. 2.2 Horizontal Cut-View of Reactor Vessel
- Fig. 2.3 Power Distribution in the Core
- Fig. 2.4 Flow Distribution Zoning in the Core
- Fig. 2.5 Outlet Sodium Temperature Distribution at the Core
- Fig. 3.1 Circumferential Velocity Distributions by Full-Sector
Three-Dimensional Calculational Model
- Fig. 3.2 Analytical Region of 1/3 Sector Three-Dimensionas Model
- Fig. 3.3 Vertical Mesh Arrangement for 1/3 Sector Three-Dimensional Model
- Fig. 3.4 Horizontal Mesh Arrangement for 1/3 Sector Three-Dimensional Model
- Fig. 3.5 Correlation between Core Configuration and Mesh Arrangement
- Fig. 3.6 Calculational Model for S/A Outlet Temperature Trasient after Scram
- Fig. 3.7 S/A Outlet Temperature Transients after Reactor Scram
- Fig. 4.1 Vertical Temperature and Velocity Distributions on Full-Power
Operation Condition
- Fig. 4.2 Horizontal Temperature and Velocity Distributions on Full-Power
Operation Condition
- Fig. 4.3 Vertical Temperature and Velocidy Transients at J=5 Plane after
Reactor Scram
- Fig. 4.4 Vertical Temperature and Velocity Transients at J=13 Plane after
Reactor Scram
- Fig. 4.5 Vertical Temperature and Velocity Transients at J=19 Plane after
Reactor Scram

- Fig. 4.6 Horizontal Temperature and Velocity Transients at K=14 Plane after Reactor Scram
- Fig. 4.7 Horizontal Temperature and Velocity Transients at K=28 Plane after Reactor Scram
- Fig. 5.1 Axial Temperature Distribution Transients at Center of Plenum
- Fig. 5.2 Axial Temperature Distribution Transients at Adjacent Cells of Reactor Vessel Wall
- Fig. 5.3 Axial Temperature Distribution Transients on the MONJU Reactor
- Fig. 5.4 Sodium Temperature Transients at Outlet Nozzle
- Fig. 5.5 Circumferential Temperature and Velocity Distribution Transients at Adjacebt Cells of Reactor Vessel Wall after Reactor Scram
- Fig. 5.6 Circumferential Temperature Distribution Transients at K=5 Plane after Reactor Scram
- Fig. 5.7 Circumferential Temperature Distribution Transients at K=14 Plane after Reactor Scram
- Fig. 5.8 Circumferential Temperature Distribution Transients at K=28 Plane after Reactor Scram
- Fig. 5.9 Velocity Distribution at Sodium Free Surface on Full-Power Operation Condition

第1章 緒 言

高速増殖炉の外部電源喪失事故等によるスクラム時には原子炉出力が急激に低下し、炉心出口の冷却材温度も急激に低下する。これにより、原子炉上部プレナム内の高温冷却材中には、低温となった冷却材が流入してくる。この低温冷却材は密度が大きいため、上部プレナム中に存在していた高温で密度の小さい冷却材の浮力が炉心から流出する低温冷却材の慣性力に勝るようになると、プレナム上部に高温冷却材が停滞し、プレナム下部のみを低温冷却材が流れるようになる。その結果、上部プレナムの垂直方向に定常的な温度勾配が出現する現象、いわゆる温度成層化現象が発生する。この現象が発生した場合には、温度成層界面近傍の炉容器壁等に無視し得ない熱応力が発生する可能性があり、必要に応じて設計対応が要求される。高速原型炉「もんじゅ」では、上部プレナム内に内筒を設置することにより、原子炉スクラム時の上部プレナム内における冷却材混合を促進させ、炉容器出口での熱過渡条件を緩和させる原子炉構造を採用している。

大洗工学センター技術開発部プラント工学室においては、平成2年度FBR設計研究の一環として、電力によるFBR実証炉の設計研究を適切に支援するため、電気出力60万kW級のプラントを対象に設計研究が鋭意実施されている。この内、上部プレナム内への内筒設置の是非に関しては、プラント設計に直接影響を与える以下の項目の評価・規定を行なう観点から早急にその判断が望まれている。

(1) 原子炉容器径

遮蔽プラグを回転プラグ方式とし、燃料交換に炉内中継ポットが使用される構造では、上部プレナム内に内筒を設けた場合、燃料出入機を内筒の内側に、また主冷却系入口配管を内筒の外側に設置する必要が生じるため、結果として原子炉容器の径を大幅に増大させる。

(2) 系統熱過渡条件

高速増殖炉では、過渡熱応力に対する構造健全性の成立見通しが重要な要素であり、内筒の有無は系統熱過渡条件に大きな影響を与える。

本報では、単相多次元コードAQUAを用いて定格出力運転状態からの手動トリップ事象を解析し、内筒の有無による上部プレナム内熱流動特性に及ぼす影響を明かにする。

第2章 プラント概要

2.1 原子炉構造¹⁾

設計研究の対象となる炉型は、これまでの経験が有効に活用できるループ型炉である。本プラントの主要目をTable2.1に示す。

原子炉容器は、Fig. 2.1に示すように底部に皿型鏡板を有する円筒縦型容器であり、容器上部のカバーガス部は遮蔽プラグにより密閉されている。炉内構造物は、炉内構造支持構造物、炉心支持板、炉心槽および内筒等の構造物から構成される。

原子炉容器水平断面での炉内機器配置図をFig. 2.2に示す。1次主冷却系3ループの配管は、出入口管開き角度を30°とし、120°軸対象に配置される。以下に、原子炉容器内主要機器の概略寸法を示す。

原子炉容器内径	8.4m ϕ
NsL～炉心頂部	6.0m
出口配管外径	812.8mm ϕ
吸い込み口高さ	NsL-4.0m
入口配管外径	1016.0mm ϕ
UCS 継洞外径	3.2m
UCS 下部熱遮蔽板外径	3.8m
内筒上端高さ	NsL-1.5m

また、当該原子炉における構造上の主な特徴は、以下の通りである。

- (1) 回転プラグ方式に依らず、燃料交換時には炉心上部機構を引抜き・移動する方式を採用することによって、遮蔽プラグの簡素化が図られている。
- (2) 主冷却系配管を原子炉容器上部流入方式を採用することによって、原子炉容器からノズルを削除し、構造健全性および信頼性の向上が図られている。
- (3) オーバーフロー系を削除しつつ、炉容器液面近傍での熱応力対策の簡素化（熱遮蔽板方式）が図られている。

2.2 炉心設計

2.2.1 出力分布²⁾

本プラントでは、基底増殖炉心として径プランケットは設置されていないが、燃焼反応度を低減して運転期間の長期化（～15ヶ月）を図るため、内部転換比は高めに設計されている。3次元出力分布・燃焼解析による平衡炉心第5サイクル末期（主および後備炉停止系制

御棒全引抜き)における集合体積算出力分布を Fig. 2.3に示す。なお、結果は、炉心内発熱を燃料集合体が全て分担すると仮定している。

2.2.2 流量分布³⁾

前項に示した出力に基づき、以下の制限条件を満足する流量領域分割および流量値が Fig. 2.4 およびTable2.2に示す様にそれぞれ規定された。

- (1) FPガス圧による被覆管 CDF値 0.3 以下
- (2) 被覆管肉厚中心ホットスポット温度の寿命中最高温度 700 °C以下
- (3)隣接集合体間出口冷却材ノミナル温度差 120 °C以下

なお、Table2.2の結果は、1次主冷却系流量の92%が燃料集合体に流れるものと仮定している。

2.2.3 燃料集合体出口冷却材温度分布⁴⁾

前項に示した出力分布および流量分布から計算された定格出力運転状態での燃料集合体出口冷却材温度分布をFig. 2.5に示す。

第3章 解析条件

3.1 1/3セクターモデルの規定

上部プレナム内詳細熱流動解析実施に先立ち、1/3セクターモデルを規定するために等温3次元全周モデルを用いた定格流動状態における予備解析（本予備解析実施の段階での出口配管開口部高さは、 $NsL-3.5m$ としている）を実施した。使用した解析モデルは、 $17i \times 36j \times 33k$ のメッシュ系を持つ簡易体系（内筒有り）である。Fig. 3.1に、予備解析により得られたプレナム内 $r-\theta$ 断面での流速分布を示す。内筒より内側の領域においては、炉心中心から放射状に広がる流動が支配的で、周方向に向う3次元成分はほとんど見られない。一方、内筒より外側の領域においては、各軸方向位置において出口配管開口部に向う周方向流動が顕著に現れている。ただし、出口配管の反時計回り方向位置に入口配管が設置されていることから、その周方向流動の向きも反時計回りが支配的となっている。

Fig. 3.2に、本予備解析から規定された1/3セクターモデルを示す。この1/3セクターモデルの規定では、 $r-\theta$ 断面内における周方向流速が、他の周方向位置での流速に比べて相対的に小さい断面が境界として定義されている。これにより得られた1/3セクターハーフ断面は、炉心中心に2つの入口配管中心を結ぶ 120° の開き角度を持つ扇型体系である。

3.2 解析モデル

前項で得られた1/3セクターハーフ断面に対する詳細熱流動解析用メッシュ分割をFig. 3.3およびFig. 3.4に示す。また、炉心配置に対するメッシュ分割との関係をFig. 3.5に示す。今回の解析モデルでは、各制御棒集合体の炉心配置を1つ以上の計算メッシュにより表現し、熱流動的な非均一効果を加味できるようにしている。また、炉心内流量領域に従う熱流動非均一効果に関しても、径方向各メッシュに流量領域に応じた熱流動境界条件を与えることができるモデルを採用している。

以下に、今回の計算に用いる数値計算条件を示す。

座標 : $r-\theta-z$, 3次元

メッシュ系 : $25i \times 24j \times 36k$

差分法 : 1次風上差分法

時間積分法 : SIMPLEST法

乱流モデル : 層流モデル

3.3 境界条件

3.3.1 定格運転状態での集合体出口部温度流速条件

定格出力運転状態における集合体出口部での温度流速分布をTable3.1に示す。表中の集合体出口Na温度は、Fig. 2.5に示した平衡炉心第5サイクル末期の各温度を流量領域毎に平均化して求めたものであり、また集合体出口流速は、Table2.2に示した各流量領域での質量流量とハンドリングヘッド開口部面積（設計値が確定していないため、80φの暫定値を使用）とから算出した。なお、表中での制御棒集合体および中性子遮蔽体に対する流量配分は、現時点において確定していないため、もんじゅでの配分値を流用した。すなわち、制御棒集合体および中性子遮蔽体に流れる冷却材それを、1次主冷却系流量全体の2.9%，1.1%とした。また、当該集合体における出口冷却材温度についても、現時点において未定であるため、原子炉入口温度である380°Cを一定値として与えた。

3.3.2 集合体出口部冷却材温度流速過渡条件

現時点において、同過渡条件が未定であるため、便宜的にもんじゅにおける崩壊熱減衰曲線とポンプコストダウン曲線(Table3.2)を使用して過渡条件を規定した。温度換算には、Fig. 3.6に示すAQUAコードによる1次元モデルを用いた。なお、モデルでは、燃料ペレットを径方向に3領域、被覆管を2領域に分割し、当該部でのギャップ熱伝達係数として5678.0 W/m²°C（もんじゅ設置許可申請書記載値）を使用して計算を行なった。

各流量領域における1000秒までの燃料集合体出口冷却材温度の推移をFig. 3.7に示す。

第4章 解析結果

4.1 定格運転状態でのプレナム内温度流速分布

定格出力運転状態におけるプレナム内温度流速分布をFig. 4.1～Fig. 4.2に示す。結果から得られる熱流動特性に関する大まかな特徴は、以下に示す通りである。

[内筒設置条件・流動場]

内筒内側領域においては、内筒内壁に沿って上昇する流動が支配的であり、全体として反時計回りの流動場が形成される。ただし、周方向位置によっては3次元効果等の影響によって複数の局所的な渦の形成が見られる(Fig. 4.1上段, J = 9, 11等)。内筒上端に達した流れは、炉心上部機構縫脇に沿って下降するものと内筒外側領域に向うものとに分離される。内筒外側領域では、炉容器壁に沿って下降する流れが主流となることから、結果的に時計回りの大きな渦が形成される。ただし、出口配管近傍に位置する周方向断面(J = 17-21)では、同開口部に急速に吸い込まれる流れが形成されることから、局所的に渦の発生が見られる。また、 $r-\theta$ 面での結果(Fig. 4.2, K=14)から分かる様に、出口配管開口部近傍においては、旋回渦を伴う急激な縮流の発生が見られ、この旋回流動は出口配管端においても消滅していない。

[内筒設置条件・温度場]

炉心から流出した温度の異なる冷却材は、熱遮蔽板と内筒の存在による急激な流向の変化によって良好に混合するため、熱遮蔽板下端レベルにおける冷却材温度はほぼ均一化されていてる。ただし、次の理由から、内筒内側領域において局所的な周方向温度分布の発生が見られる。すなわち、炉心中心から放射状に広がる流れ場(Fig. 4.2, K = 1 参照)において、制御棒集合体上を通過する場合(I = 3, J = 9-12)には、燃料集合体からの高温冷却材の割合が小さいため、この位置での冷却材温度は他の周方向位置に比べて低めとなるためである。この周方向温度分布は、内筒内側領域で周方向流動が極めて弱く、冷却材混合が良好でないため、内筒上端位置近傍まで保持される。

[内筒非設置条件・流動場]

上部プレナム内全体の流況では、炉心から流出した冷却材が熱遮蔽板に衝突し、また炉容器壁の存在によって上向きの流れに変えられるため、全体として反時計回りの大きな循環渦が発生している。ただし、出口配管開口部に吸い込まれる局所的な渦流動の発生によって、出口配管近傍の周方向位置(Fig. 4.1, J = 21)では、プレナム内上下に2つの循環渦が発生している。周方向流動に関する結果では、内筒が存在する場合に比べて固体壁による拘束力が弱い(流動に関する自由度が大きい)ことから、周方向全体に亘る大きな

渦の発生が見られる(Fig. 4.2, J = 23–29)。

[内筒非設置条件・温度場]

炉心から流出した温度の異なる冷却材は、内筒を設置した場合と同様に、熱遮蔽板による流況の急激な変化によって、熱遮蔽板下端レベルまでに均一化している。制御棒集合体の炉心内非均一配置による周方向温度分布の発生は、周方向流動の存在によって内筒を設置した場合に比べて緩やかなものとなっている。ただし、炉心から流出した冷却材が直接出口配管開口部に流入する割合が内筒を設置した場合に比べて大きいため、出口配管内において10°C以下の温度分布が $r-\theta$ 面に発生している。この温度分布は、内筒を設置した場合に見られた様な旋回流動が存在しないため、出口配管端まで消滅しない。

4.2 原子炉スクラム後のプレナム内温度流速分布

原子炉スクラム後のプレナム内温度流速分布の推移として、周方向3断面位置での $r-z$ 分布をFig. 4.3～Fig. 4.5に、軸方向2断面での $r-\theta$ 分布をFig. 4.6～Fig. 4.7に示す。熱流動特性に関する大まかな特徴は、以下の通りである。

[内筒設置条件]

炉心から流出する温度および流速は原子炉スクラムと共に急激に減少するものの、その低下割合は流速の方が温度に比べ緩慢なため、全体の傾向としては低温冷却材が流れに輸送される形で内筒内壁に上昇する。ただし、ポンプフローコーストダウンが終了し、ポンニーモーターに引き継がれる時間帯(～70秒程度)では、内筒内側領域では負の浮力効果が卓越するようになり、周方向位置で違いが生じるようになる。すなわち、出口配管位置に近い周方向断面(Fig. 4.4及びFig. 4.5)では、出口配管開口部に近いことから吸い込み効果が他の領域に比べ卓越し、内筒内側領域のほぼ全域に亘って冷却材は上昇傾向を示す。一方、出口配管位置に遠い周方向断面(Fig. 4.3)では、むしろ内筒内側領域全体に亘る下降流が支配的となり、時間帯によっては軸方向に複数の循環渦が形成される。これは、内筒内側領域において、 $\theta-z$ 面に亘る循環渦が発生していることを示唆している。炉心から流出する低温冷却材が内筒上端を乗り越えて内筒外側領域に達するようになると、内筒外側領域においても周方向各位置で温度および流速に空間分布が顕著に現れるようになる。すなわち、ポンプコーストダウンの期間中、内筒内側領域において常に上昇傾向を示した出口配管に近い周方向断面($J = 13$)においては、時間中に早く低温冷却材が内筒上端を乗り越えるため、当該周方向断面の内筒外側領域では径方向および軸方向のほぼ全域に亘って下降傾向を示す。一方、出口配管から遠い周方向断面($J = 5$)では、その他の周方向断面での下降流の発生の結果、内筒外側領域全般で上昇傾向を示す。出口配管から遠い位置にある周方向断面においても、炉心から流出する低温流体が内筒上端を乗り越える様になると(～130秒)，内筒外側領域に存在していた高温流体と内筒上端からの低温

流体とが負の浮力効果に助長され、急速に冷却材混合が促進される。この結果、原子炉スクラム後ほぼ 900秒で、上部プレナム内の冷却材温度差は10°C以内の等温状態となる。出口配管開口部に流入する冷却材では、炉心から流出する低温流体が内筒内部領域を満たし内筒上端を乗り越えて内筒外側領域に達するまでは、主に内筒外側領域に存在していた高温流体が流れ込むものの、その低温流体が内筒を乗り越えた内筒外側領域に達した後は、急速な混合を経た冷却材が流れ込む。一方、周方向断面での傾向では、Fig. 4. 6に示した結果から分かる通り、定格出力運転状態で見られた出口配管開口部での旋回流を伴った流入傾向とそれに伴う周方向全域に亘る流動場は、ポンプコーストダウンの開始と共に減衰し、内筒外側領域での流動状況は混沌としたものとなる。すなわち、浮力の影響が顕著となるため、局所的な温度差に起因して至る所で小さな循環渦が発生し、流況は極めて複雑なものに遷移する。

[内筒非設置条件]

炉心から流出する冷却材の流速と温度は、原子炉スクラムと共に急速に減少する。これによる低温流体は、負の浮力効果の発生と内筒による障害が存在しないことと相俟って、熱遮蔽板下端より下の領域を満たしながら炉容器壁に向って広がる流動状況が支配的となる。出口配管から遠い周方向断面(Fig. 4. 3, J = 5)の場合、原子炉スクラムにより低温となった冷却材が急速に半径方向への広がりを見せるものの、ポンプコーストダウンによる慣性力の低下によってスクラム後約35秒で一旦その挙動が終了する。しかし、その後の低温冷却材の継続的な炉心からの流出によって、再び半径方向への広がりを示すようになり、時間の進行と共に炉容器壁を上昇する流れに転ずる。Fig. 4. 4に示したJ = 13の周方向断面では、同様に炉心からの低温流体の半径方向への広がりが確認されるが、その挙動は継続的である。この周方向断面では、炉心から流出する低温流体の慣性力がJ = 5の場合に比べて大きいため、炉容器壁に衝突して上昇に転じた流れは液面にまで到達し、結果として上部プレナム全体に発生している反時計回りの循環渦によって上部プレナム全体を満たすようになる。一方、出口配管含むJ = 19(Fig. 4. 5)では、内筒が存在しないことによって、上部プレナム内の流動状況が時間的に複雑に変化する。すなわち、ポンプコーストダウンが終了するまでの流体慣性力が強い時間帯(0~50秒)では、炉心から流出した低温冷却材が出口配管開口部に直接流入する。しかし、低温冷却材の負の浮力効果が低温冷却材の慣性力に勝るようになると(50~120秒)，低温冷却材の流れは一旦上部プレナムの下部領域を這う状態に転ずる。この期間においては、定格出力運転時に上部プレナム内に存在していた高温冷却材が出口配管開口部に流入するようになる。その後、低温冷却材が上部プレナム下部領域全体に亘って満たし終わると、炉心から流出した低温冷却材は再び出口配管開口部に直接吸い込まれるようになる。周方向断面での時間的傾向に関しては、Fig. 4. 6~Fig. 4. 7から分かる様に、内筒が存在しないことから冷却材混合が極めて

小さく、上部プレナム周方向に大きな温度分布が形成されている。具体的には、出口配管に近い領域の冷却材温度は炉心から流出する冷却材温度の低下に伴って減少傾向を示すものの、出口配管から遠い領域での温度低下割合は鈍化傾向を示す。

第5章 検討

5.1 温度成層化現象

上部プレナム中央位置($I = 18, J = 13$)における軸方向温度分布の時間推移をFig. 5.1に示す。まず、内筒を設置しない条件での結果では、原子炉スクラムと同時に低温流体が炉心から流出するため、熱遮蔽板下部の領域は急激に低温流体に満たされる。この結果、図中100秒から300秒の間で、最大 $70^{\circ}\text{C}/\text{m}$ の軸方向温度勾配が一時的に発生するが、300秒以降は急速に解消過程を辿る。一方、内筒を設置した条件の結果では、炉心からの低温冷却材が内筒を上端を乗り越えた時点から、内筒外側領域で不安定温度成層化現象（上下低温下部高温）が発生する。その温度勾配は、100秒から400秒の間が顕著であり、最大で $43^{\circ}\text{C}/\text{m}$ である。この不安定挙動は、400秒以降急激に解消する。

炉容器壁に隣接する流体セル（壁表面から計算セル中心まで約9cm）の軸方向温度分布の時間推移をFig. 5.2に示す。内筒を設置していない条件では、炉心からの低温流体の影響によって、100秒近傍に若干の軸方向温度分布（最大 $7.5^{\circ}\text{C}/\text{m}$ ）が発生するが、400秒までにはほぼ完全に解消する。一方、内筒を設置した場合、プレナム中央位置で見られた不安定温度成層化現象の発生（最大 $8.3^{\circ}\text{C}/\text{m}$ ）が200秒時点で見られるが、300秒時点ではほぼ解消している。

以上に示した温度成層化現象による軸方向勾配については、Fig. 5.3に示したものじゅでの値（内筒上端上部において、100~300°C/mの温度勾配が100分程度継続）⁵⁾と比較すると、内筒設置の有無に係わらず構造健全性を評価する上で問題になる温度勾配であるとは考え難い。もんじゅとの比較において、この様な熱流動特性上の差異を生じさせる要因としては、以下に示すものが挙げられる。

- (1) 原子炉容器径が同程度（もんじゅ：7m, 今回8.4m）であるのに対し、流量が約2倍に増加している。
- (2) 内筒を設置した条件では、内筒内側領域の混合容積が異なり（もんじゅ： 177m^3 , 今回： 63m^3 ），かつ内筒フローホールを考慮していないため、ピストンフローが卓越した。
- (3) 内筒を設置しない条件では、原子炉出口配管開口部を原子炉容器壁からプレナム内部に移行し、開口部中心高さが変化（もんじゅ： $NsL-6.7\text{m}$, 今回： $NsL-4.0\text{m}$ ）したため、プレナム内軸方向流速が卓越した。

以上より、設計に係わる詳細化を進める段階では、特に以下の点に注意を払う必要がある。

- (1) ポンプコストダウン特性およびポンーモーター流量

- (2) 内筒を設置することを前提にする場合には、内筒高さおよび内筒フローホールの位置、径および個数
- (3) 内筒を設置しないことを前提にした場合には、熱遮蔽板角度

5. 2 系統熱過渡特性

原子炉出口配管端($I = 21, J = 19, K = 36$)における冷却材温度推移を Fig. 5.4に示す。内筒を設置しない条件での結果では、原子炉スクラムから若干遅れて冷却材温度は減少を開始し、40秒経過後に約490°Cに達する(最大約-2.0°C/secのコールドショック)。次いで、同温度は増加に転じ、110秒に515°Cに到達する(最大約+1.0°C/secのホットショック)。この後は、単調な減少傾向を示し、500秒時点での427°C、1000秒時点での400°Cに低下する。この様な不連続な温度推移の発生は、次の理由による。すなわち、内筒を設置しない条件では、定格出力運転時において、炉心から流出した冷却材が直接出口配管開口部に流入する。この様な状況の下、原子炉スクラム後の流量と温度の低下割合では温度の方が大きいため、低温となった炉心からの冷却材は大きな慣性力を持つ流れに輸送され、継続して出口配管開口部に流入する(コールドショック発生要因)。一方、ポンプコーストダウンによる流量減少が進むに従って慣性力が弱まるため、炉心からの低温冷却材は直接出口配管開口部には流入しなくなり、代わってプレナム中に存在していた高温冷却材が流入するようになる(ホットショック発生要因)。その後、低温冷却材がプレナム下部領域を満たすようになると、再びこの低温冷却材が出口配管開口部に流入するようになる(単調温度減少発生要因)。

一方、内筒を設置した条件では、前記の様に内筒内側領域でのピストンフローが顕著となるため、原子炉スクラム後約10秒経過した時点からの温度降下を開始する。この温度降下は、ほぼ単調に推移し、最大約-0.7°C/secの極めて穏やかな温度過渡である。

もんじゅにおける系統熱過渡特性は、同図中に示す様に、最大約-0.25°C/secである。今回の解析結果の内、内筒を設置した条件では過渡初期において最大温度変化がもんじゅでの値を若干上回るもの、概ねもんじゅでの条件から大きく外れない。従って、内筒を設置することを前提とした場合には、特別な設計追加対策を講じなくとも構造設計が成立する可能性が高いと考えられる。一方、内筒を設置しない条件では、もんじゅと比較して明らかに系統熱過渡条件が厳しくなり、何らかの系統熱過渡緩和対策が必要と考えられる。ただし、内筒を設置してプレナム内有効混合容積を増加させることにより、熱過渡条件が大幅に緩和されたことを考え合わせれば、プレナム内流動を改善する様な別の設計上の工夫を施すことにより、比較的容易に構造設計は成立する可能性がある。

5. 3 周方向温度分布特性

原子炉容器壁に隣接する流体セル(壁表面からセル中心までは約9cm)の θ -z分布を時系

列で Fig. 5.5に示す。まず、内筒を設置しない条件での結果では、炉容器壁に隣接する流体セルの流れは概ね上昇傾向を示し、主にこの流れによって炉心からの低温流体が輸送される。流動に関する特徴的な点としては、定格運転状態におけるほぼ全周に亘る炉容器壁上昇流は、ポンプコストダウンによる流量減少に伴って減衰し、周方向流動が徐々に現れてくることである。これは、出口配管開口部に吸い込まれる主流が、プレナム循環後のものから炉心より出した直接的なものに遷移（ショートパスの形成）するためである。冷却材温度はこのショートパスの出現によって、必然的にプレナム内での混合領域が減少するため主に軸方向に関して大きな分布を持つようになり、結果的に出口配管開口部に近い領域で低温、遠い領域で高温の状態が形成される。一方、内筒を設置した条件での結果では、内筒を乗り越えた流れが炉容器壁に沿って下降し、また前章で述べた制御棒集合体の炉内非均質配置の効果の存在により、周方向中心領域に低温領域が形成される。この低温流体は、負の浮力効果によって周囲の流体と混合しないまま上部プレナム下部に到達するため、結果的に周方向中心領域で低温、その他の周方向領域で高温の、周方向に大きな温度分布が形成される。

軸方向 3 位置 ($K = 5, 14, 28$) での周方向温度分布の時間推移をFig. 5.6～Fig. 5.8に示す。まず、上部プレナム下部領域での結果 ($K = 5$, Fig. 5.6) では、内筒を設置した場合に周方向中心領域から出口配管側に向かって、最大 $32^{\circ}\text{C}/\text{m}$ (最大温度差 62°C) の周方向温度勾配が 100 秒から 200 秒の期間に発生しているが、その後急速に均一化する。内筒を設置しない場合には、100秒の時点で最大 $28^{\circ}\text{C}/\text{m}$ (最大温度差 84°C) の周方向温度勾配が発生するが、この場合にも速やかに解消過程を辿る。次に、上部プレナム軸方向中央領域での結果 ($K = 14$, 出口配管開口部直下, Fig. 5.7) では、内筒を設置した場合に、100秒から 300 秒の期間で周方向温度分布 (最大温度勾配 $24^{\circ}\text{C}/\text{m}$, 最大温度差 67°C) が発生するが、400秒時点では概ね解消している。一方、内筒を設置しない場合では、100秒の時点で最大温度勾配 $31^{\circ}\text{C}/\text{m}$ (最大温度差 65°C) の周方向温度分布が発生するが、200秒以降にはほぼ均一化している。上部プレナム上部領域での結果 ($K = 28$, 内筒上端部, Fig. 5.7) では、内筒を設置した場合 100秒の時点で最大温度勾配 $27^{\circ}\text{C}/\text{m}$ (最大温度差 50°C) の周方向分布が生じるが、その後急速に均一化する。一方、内筒を設置しない場合には、200秒時点で最大温度勾配 $30^{\circ}\text{C}/\text{m}$ (最大温度差 30°C) の周方向温度分布が発生するが、その 100 秒後には解消している。

今回の解析では、内筒設置の有無に係わらず周方向に関して $30\sim80^{\circ}\text{C}$ の有意な温度分布が認められた。一方、もんじゅにおいては、同条件下で周方向に有意な温度分布は発生しないとされている。この様なもんじゅとの比較からは、周方向温度分布に関して設計上注意を払う必要が認められるが、周方向温度分布の継続時間が概ね 300 秒までの短時間に限られることがから、今後詳細な熱応力評価に基づいた判断が必要である。因みに、もんじゅにおいては、原子炉カバーガス空間において Ar ガス自然循環による定常的な周方向温度分布の発生が懸念されており、この場合の許容周方向温度差の目安は 30°C である。

5.4 液面近傍流速特性

内筒の有無による定格出力運転時の液面近傍流速 ($r-\theta$ 面, 液面より約 9 cm 下) の比較を Fig. 5.9 に示す。内筒を設置しない場合では、出口配管近傍において約 0.8 m/s の最大流速が認められる。一方、内筒を設置した場合には、同様の位置で最大約 1.3 m/s の流速が認められる。なお、もんじゅにおける同条件での液面流速は、文献6)から最大約 0.3 m/s である。今回の体系では、原子炉容器径がもんじゅと同程度であるのに対し流量が約 2 倍に増加しているため、内筒を設置しない場合の液面流速はもんじゅの約 2 倍となっている。一方、内筒を設置した場合には、流路断面積の減少により、液面流速はもんじゅの約 4 倍に増している。従って、一般的には原子炉出力に対して容器径が小さい場合においては、内筒の設置は液面流速を助長される形となるため、ディッププレート等の対策が必要となる。

5.5 内筒設置の是非

前項までにおいて、温度成層化現象、系統熱過渡特性、周方向温度分布特性および液面近傍流速特性の 4 点について、内筒設置の是非を個別に検討した。ここでは、これら各検討項目を総合的に評価し、内筒設置の是非を熱流動特性の観点のみから検討する。

以下に、内筒の有無による各検討項目の熱流動上の特徴をまとめる。

	内筒設置条件	内筒非設置条件
温度成層化現象	上部低温下部高温の不安定挙動が発生するが、400秒までにはほぼ解消する。	熱遮蔽板下部領域に最大 70°C/m の温度勾配が発生するが、300秒までにはほぼ解消する。
系統熱過渡特性	最大約 -0.7 °C/s のコールドショックが生じる。	最大約 -2.0 °C/s のコールドショックが生じる。
周方向温度分布	30~80°C の温度分布が発生するが、300秒までにはほぼ解消する。	30~80°C の温度分布が発生するが、300秒までにはほぼ解消する。
液面流速特性	最大約 1.3 m/s の液面流速が発生する。	最大約 0.8 m/s の液面流速が発生する。

内筒設置に係わる是非に関しては、詳細な熱応力評価を実施し定量的な判断情報の基で行なう必要があるが、もんじゅでの情報によりその判断を行なうと次の様になる。

温度成層化現象 内筒有無による影響はほぼ無い。また、発生する軸方向温度分布の継続時間から、構造健全性上問題になるとは考え難い。したがって、内筒設置の是非に関して制限を与えないと考えられる。

系統熱過渡特性 内筒の設置が必要である。

周方向温度分布 内筒設置による影響はほぼ無い。また、発生する周方向温度分布の継続時間から、構造健全性上問題になるとは考え難い。したがって、内筒設置の是非に関して制限を与えないと考えられる。

液面流速特性 内筒を設置しない方が良いが、設置の有無にかかわらずもんじゅに比べ数倍のオーダーで液面流速が大きくなり、ガス巻込みの可能性が大きくなる。いづれもディッププレート等の対応策が必要であることから、本項目は内筒設置の判断材料にはならない。

系統熱過渡特性の観点からは、内筒は必要と結論付けられるが、この特性がその他の設計上の工夫（例えば、有効混合容積の増加）により改善できれば、内筒の設置は構造設計成立の必要条件とは成り得ない。また、液面からのカバーガス巻込み防止等の観点からは、内筒は設置しない方が望ましいと考えられる。

第6章 結 言

大洗工学センター技術開発部プラント工学室で設計研究が進められている大型炉について、内筒設置の是非に関する検討を手動トリップ事象を対象とした熱流動解析により実施した。検討の対象とした熱流動特性は、温度成層化現象、系統熱過渡特性、周方向温度分布特性および液面近傍流速特性の4項目である。多次元コードAQUAによる3次元解析解を分析した結果、以下の結論が得られた。

- (1) 温度成層化現象に関しては、内筒有無による現象への影響は小さい。また、発生する軸方向温度分布の継続時間が短く、構造健全性上問題となるとは考え難い。したがって、本現象は、内筒設置の是非に関して制限を与えないと考えられる。
- (2) 系統熱過渡特性に関しては、内筒を設置しない場合最大約 $-2.0^{\circ}\text{C}/\text{s}$ のコールドショックを与えるため、内筒を設置する方が望ましい。
- (3) 周方向温度分布特性に関しては、内筒有無による現象への影響は小さい。また、発生する周方向温度分布の継続時間が短いことから、構造健全性上の問題は小さいと予想される。したがって、内筒設置の是非に関しては制限を与えないと考えられる。
- (4) 液面近傍流速特性に関しては、内筒を設置する積極的な必要性は無い。

以上より、系統熱過渡特性の観点から、内筒が必要と結論付けられるが、この特性が何らかの設計上の工夫（例えば、有効混合容積の増加）により改善できれば、内筒の設置は構造設計成立の必要条件とは成らないと判断される。

謝　　辞

AQUAコード運用に関して、多大なる配慮をして頂いた大洗工学センター・技術開発部技術管理室・中西征二室長および浜崎 栄氏に感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 技術開発部プラント工学室，“平成2年度のFBR設計研究について”，部長会資料，1990年6月
- 2) 技術開発部プラント工学室内部資料，“60万kWe プラント炉心構成の見直しと最大線出力評価”，LF-90-056
- 3) 技術開発部プラント工学室内部資料，“炉内流量配分の検討（暫定値）”，LF-90-081
- 4) 技術開発部プラント工学室内部資料，“集合体出口温度評価”，LF-90-087
- 5) 横田，仲村他，“拘束増殖炉もんじゅ発電所，原子炉容器の設計・製作・据付報告書”，PNC SN2410 89-015，1989年5月
- 6) 村松，松本他，“単相多次元コードAQUAによる高速原型炉「もんじゅ」の炉内熱流動解析（I）UTOP時炉容器出口温度応答評価および遅発中性子選考核濃度輸送評価”，PNC N9410 89-155，1989年10月

Table2.1 Plant Main Parameters

Items	Specifications
Reactor Type	Mixed Oxide Fuel, Sodium Cooled, Fast Neutron Breeder Reactor, Loop Type
Thermal Power	1600MW
Electric Power	600MW
Fuel Type	PuO ₂ -UO ₂
Core Equivalent Diameter	2210mm
Height	1000mm
Fissile Pu Content in Fuel	15.6/20.8wt% (Equilibrium Core)
Breeding Ratio	1.05
Discharged Fuel Average	
Burnup Rate	90000MWD/t
Number of Loops	3(Primary and Secondary Loops)
Primary Sodium Temperature (Reactor Outlet/Inlet)	530/380°C
Secondary Sodium Temperature (IHX Outlet/Inlet)	505/325°C
Type of Steam Generator	Helical Coil, OnceThrough Unit Type
Steam Temperature (Turbine Inlet)	483°C
Steam Pressure (Turbine Inlet)	127kg/cm ²

Table 2.2 Flow Distribution in the Core

Flow Zone	Number of S/A	Flow Rate (kg/s)	Zone Total (kg/s)
1	30	32.1	963.0
2	24	30.6	734.4
3	30	26.1	783.0
4	42	27.1	1138.2
5	48	25.3	1214.4
6	42	28.8	1209.6
7	30	25.0	750.0
8	42	22.5	945.0
Total	288		7740.0

Table3.1 Temperature and Velocity Distributions at S/A Outlet
on Full-Power Operation Condition

Flow Zone	AQUA Mesh (I)	Sodium Temperature (°C)	Velocity (m/s)
I/C	1	2	7.46
	1	3	7.46
	2	4	7.11
	3	5	6.07
	4	6	6.30
O/C	5	7	5.88
	6	8	6.69
	7	8	5.81
C/R	8	9	5.23
Ref.	10-14	380.0	2.27
		380.0	0.21

Table3.2 Decay Power and Flow Rate Transients after Reactor Scram

Decay Power P		Flow Rate F	
(sec)	(%)	(sec)	(%)
0.0	100.0	0.0	100.0
1.0	6.3917	:	:
2.0	6.1322	:	:
3.0	5.9473	:	:
5.0	5.6858	:	:
7.0	5.4984	:	:
10.0	5.2877	10.0	56.812
20.0	4.8374	20.0	38.019
30.0	4.5527	30.0	27.723
50.0	4.1776	42.0	19.750
70.0	3.9263	50.0	15.819
100.0	3.6641	62.0	11.201
200.0	3.1946	70.0	9.650*
300.0	2.9510	:	:
500.0	2.6630	:	:
700.0	2.4765	:	:
1000.0	2.2752	1000.0	9.650

* : (Pony Motor Flow Rate)

縮尺

6m 5m 4m 3m 2m 1m 0m

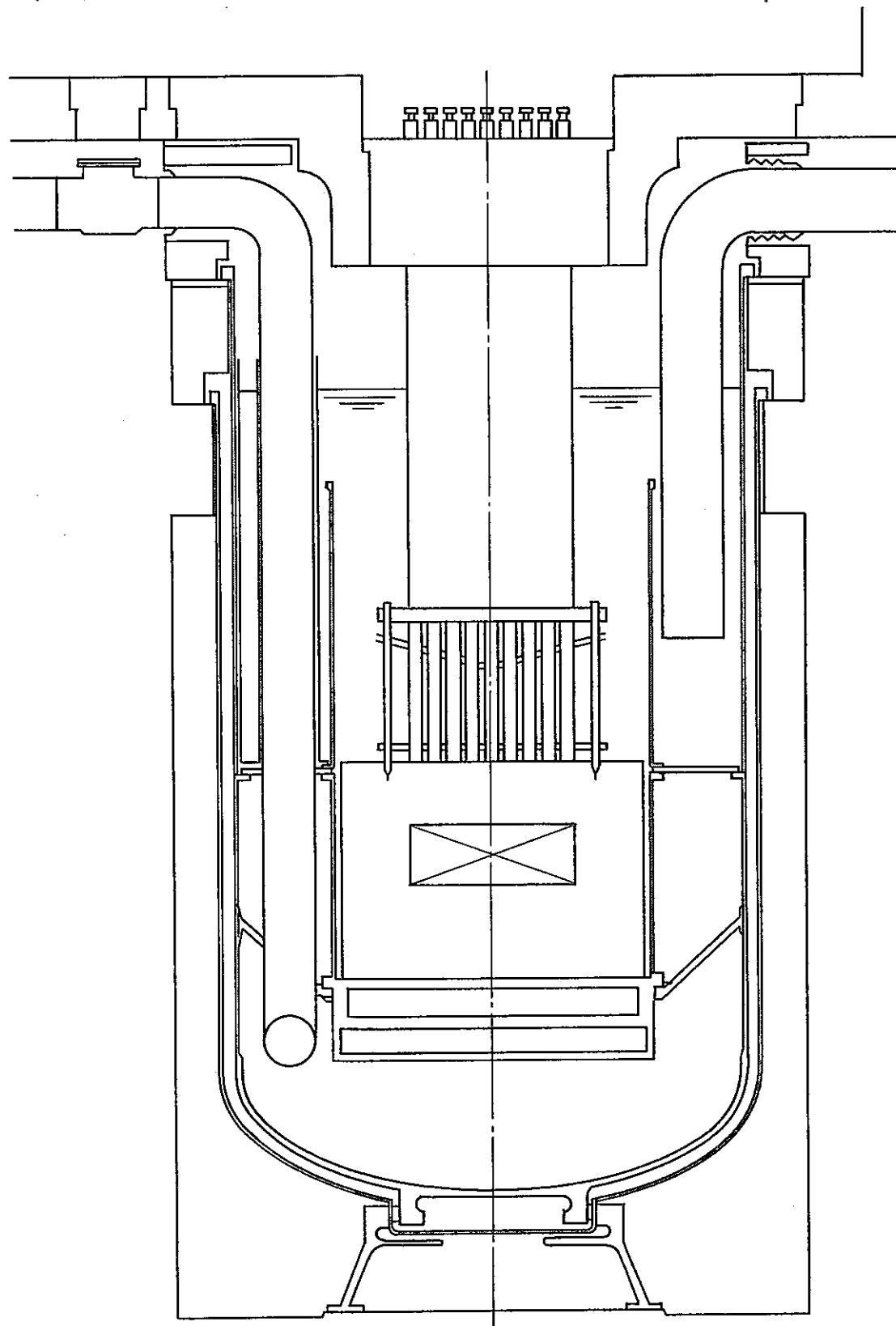


Fig. 2.1 Vertical Cut-View of Reactor Vessel

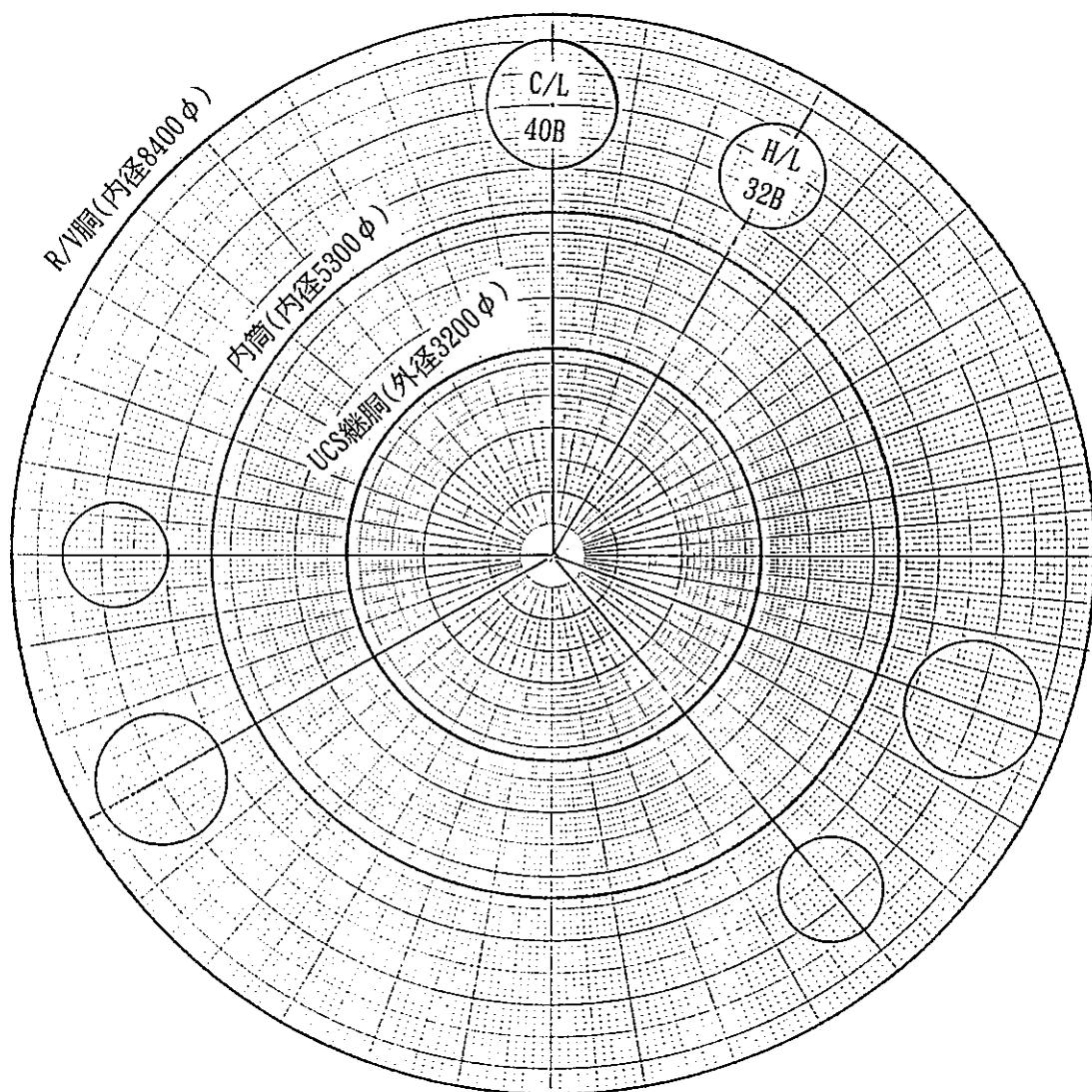


Fig. 2.2 Horizontal Cut-View of Reactor Vessel

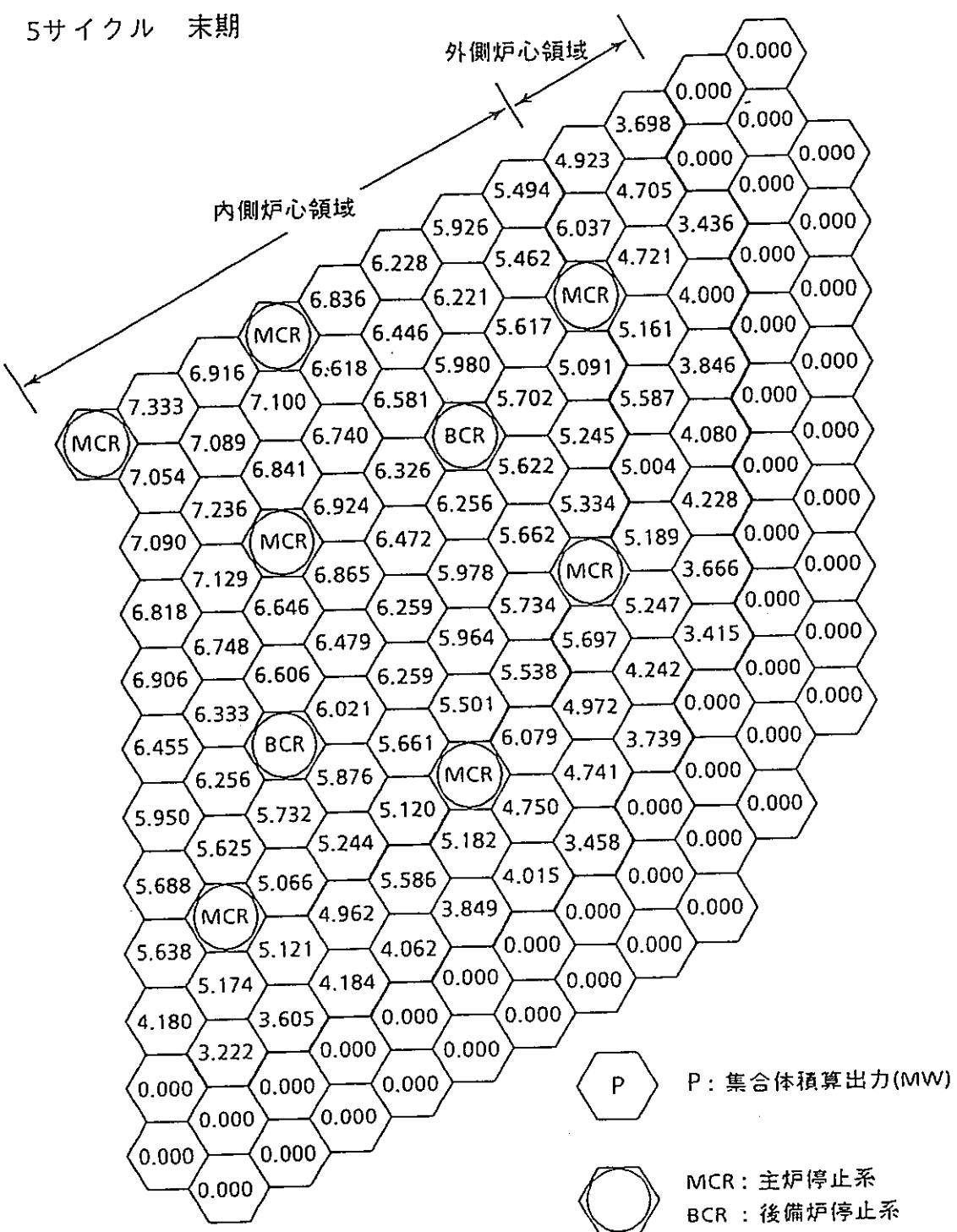


Fig. 2.3 Power Distribution in the Core

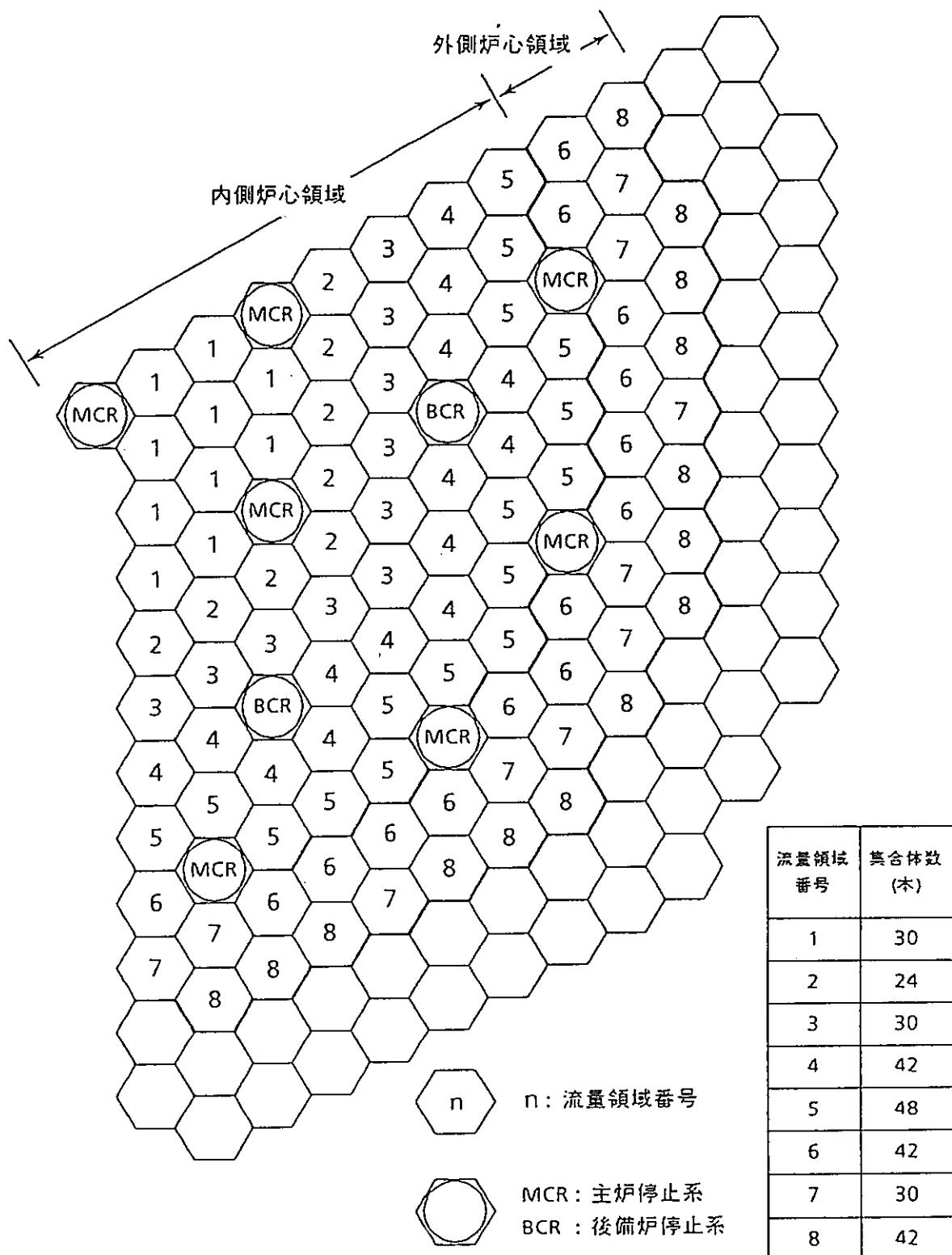


Fig. 2.4 Flow Distribution Zoning in the Core

5サイクル 末期

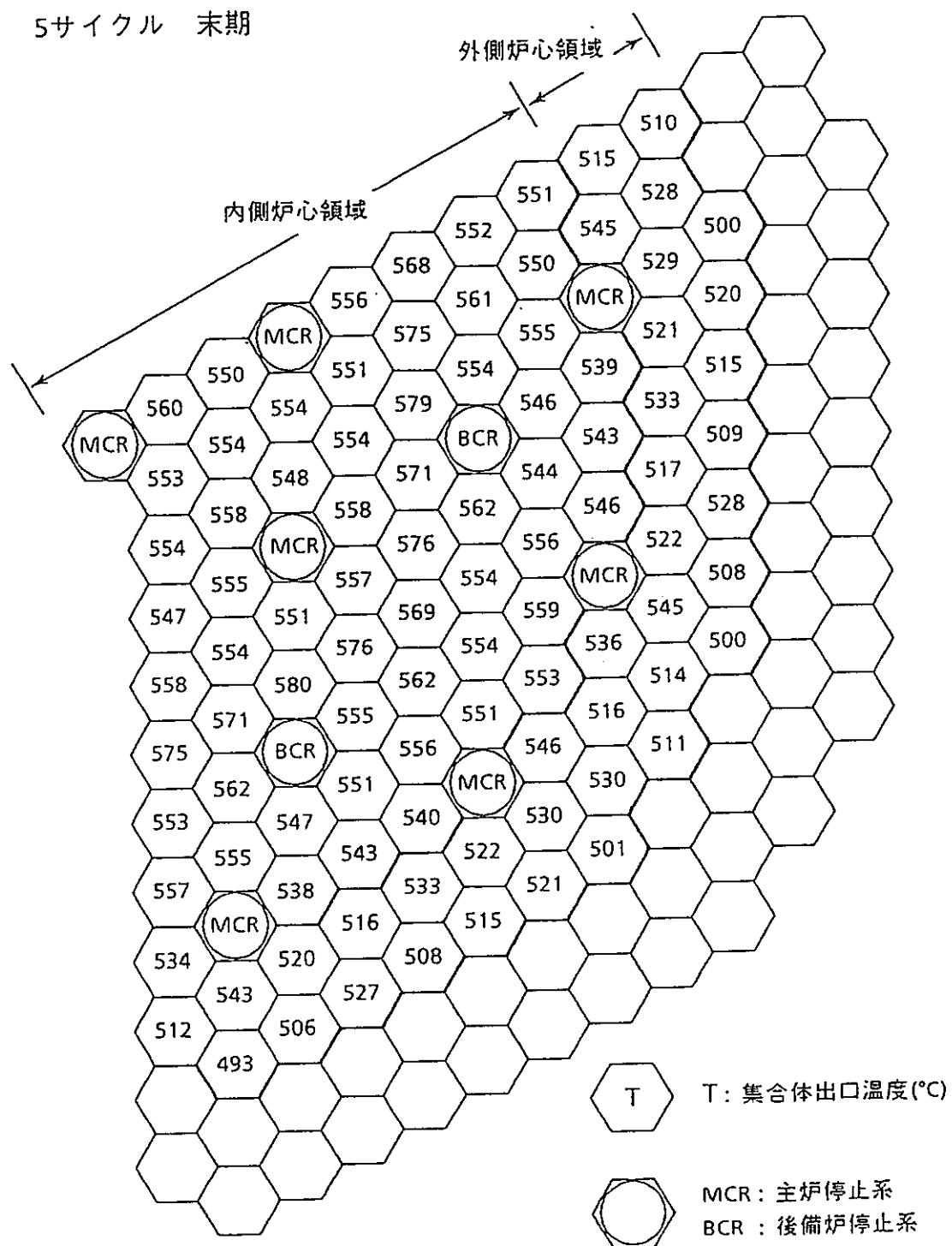


Fig. 2.5 Outlet Sodium Temperature Distribution at the Core

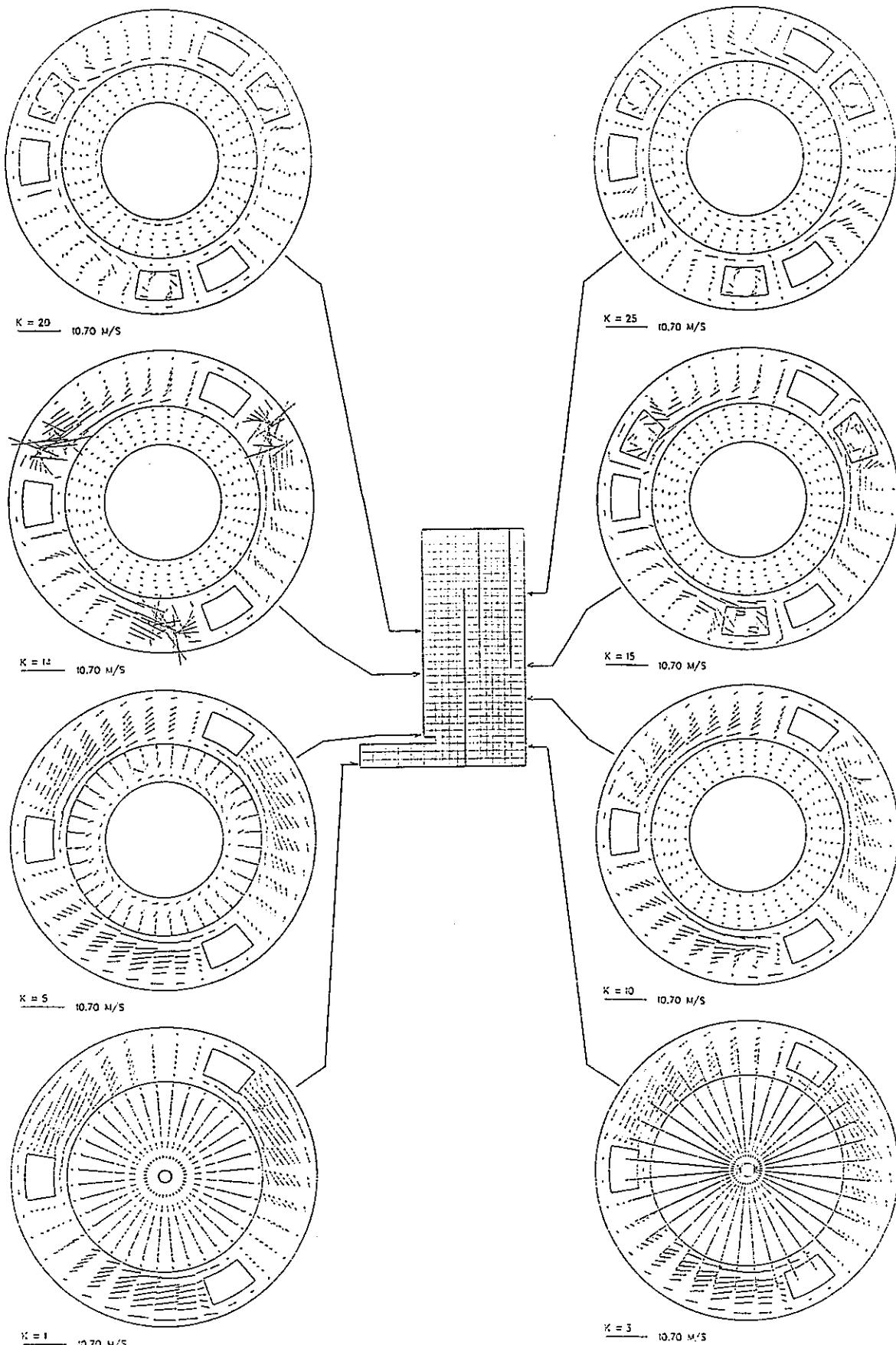


Fig. 3.1 Circumferential Velocity Distributions by Full-Sector Three-Dimensional Calculational Model

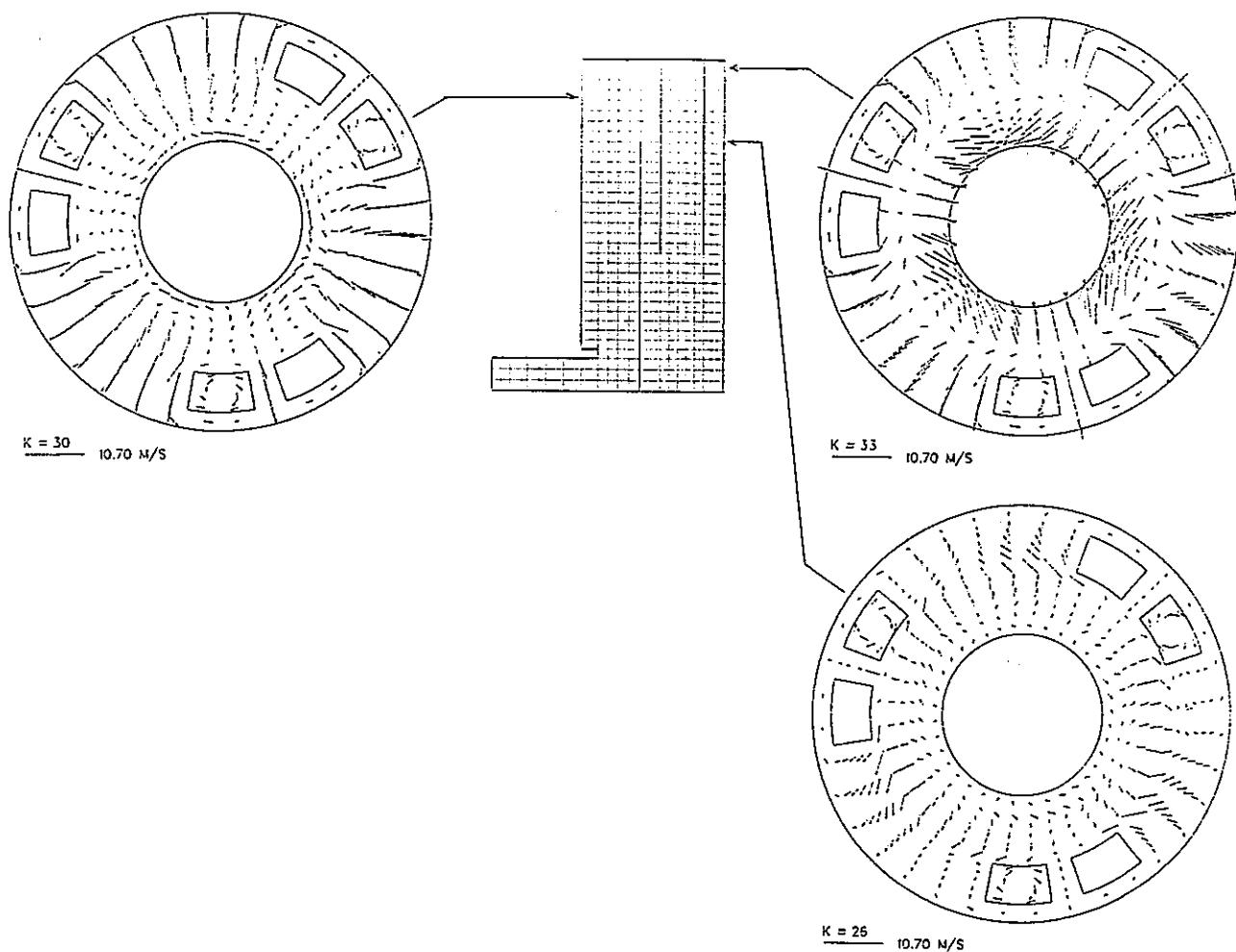


Fig. 3.1 Continued

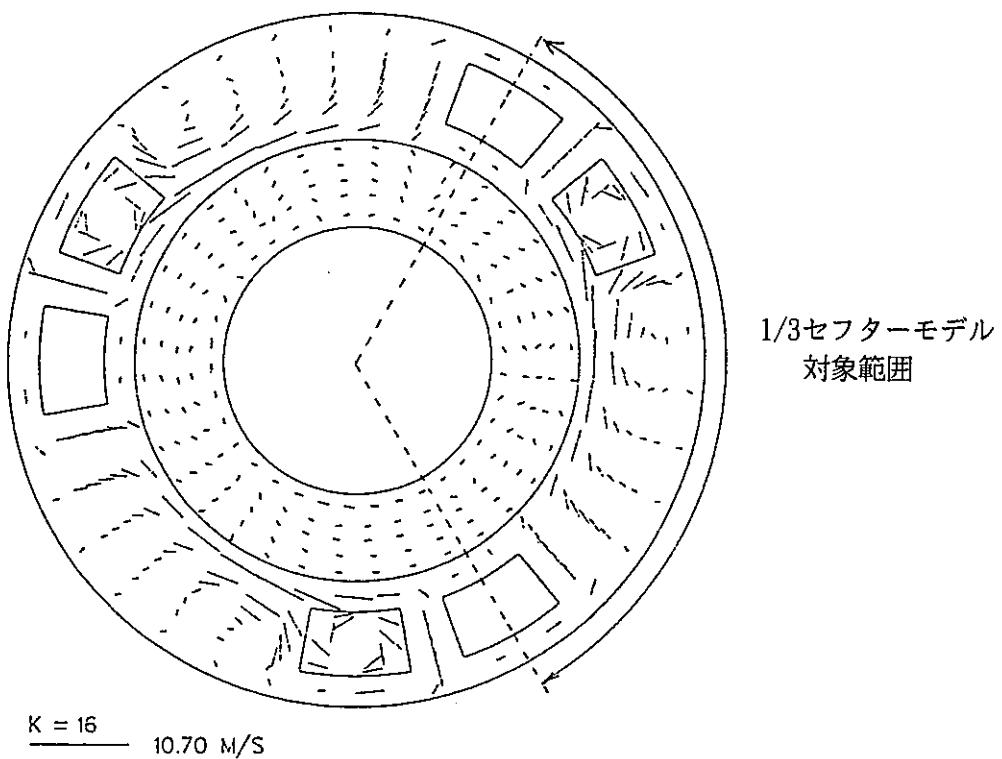


Fig. 3.2 Analytical Region of 1/3 Sector Three-Dimensional Model

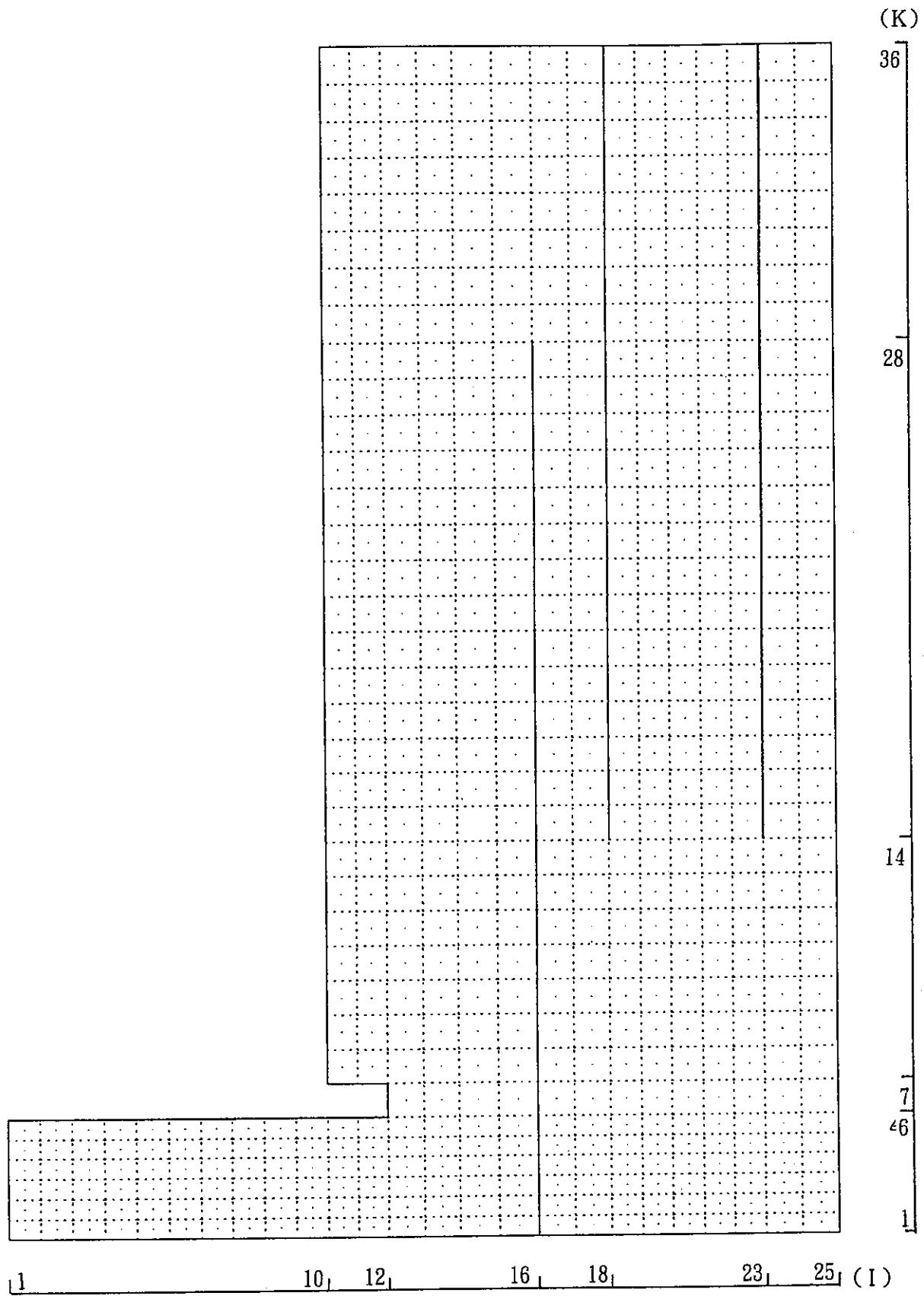


Fig. 3.3 Vertical Mesh Arrangement for 1/3 Sector Three-Dimensional Model

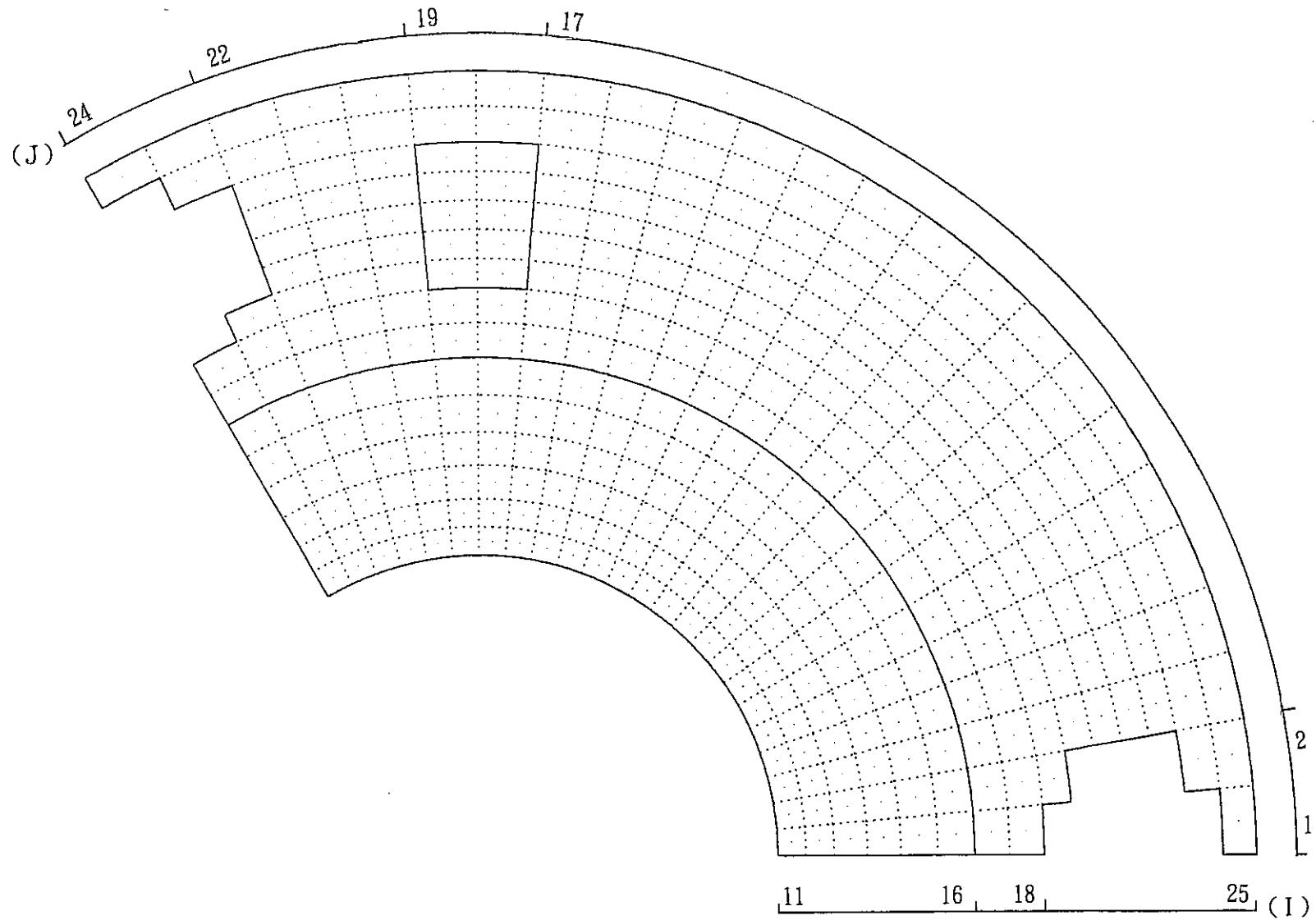


Fig. 3.4 Horizontal Mesh Arrangement for 1/3 Sector Three-Dimensional Model

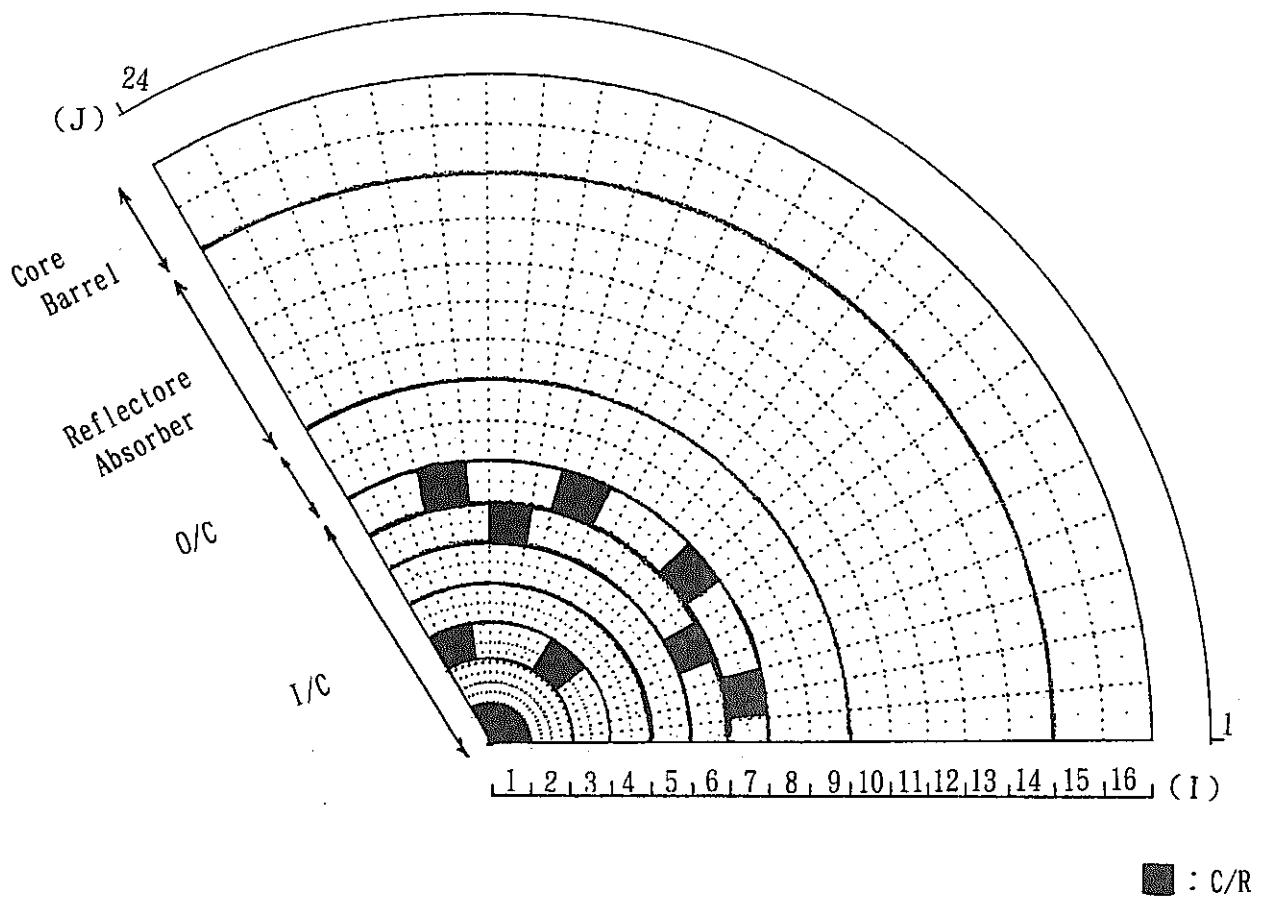


Fig. 3.5 Correlation between Core Configuration and Mesh Arrangement

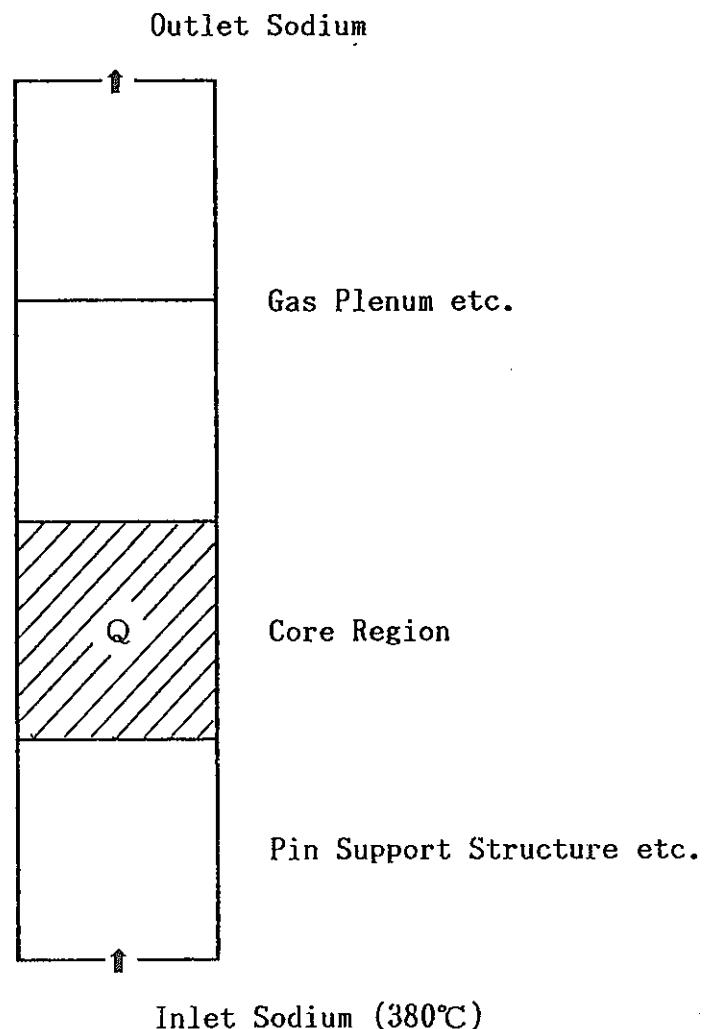


Fig. 3.6 Calculation Model for S/A Outlet Temperature Transient after Scram

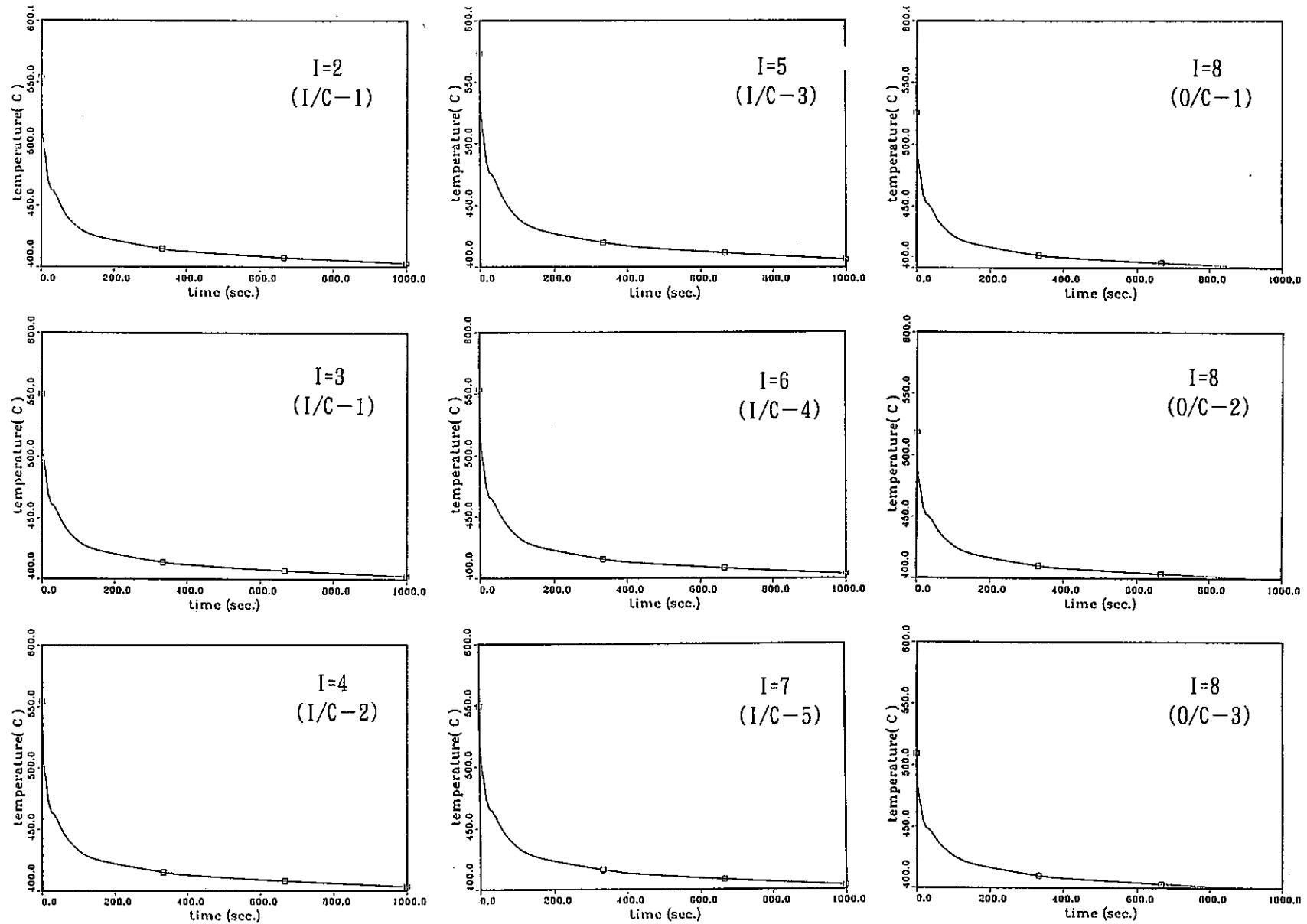
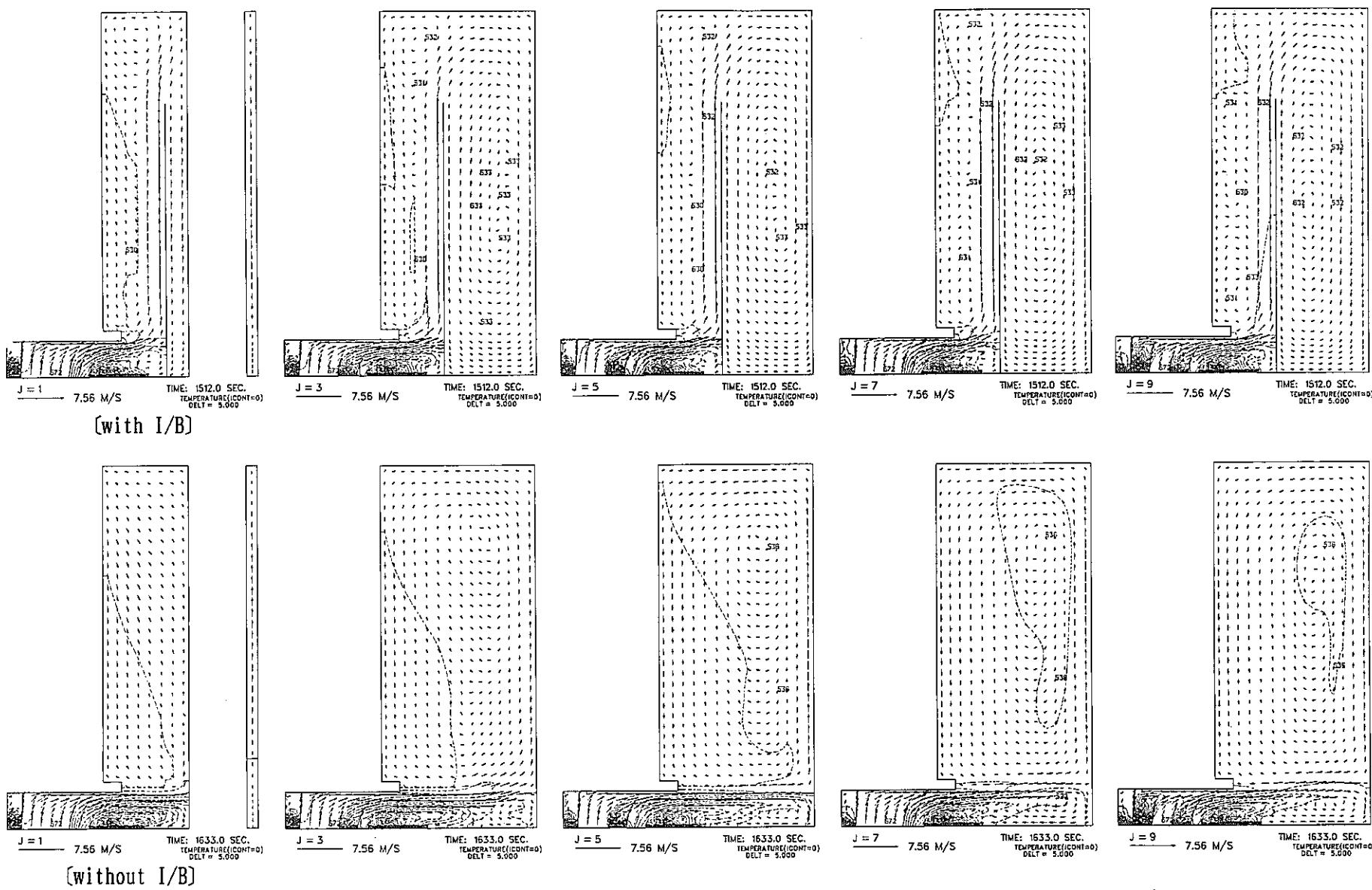


Fig. 3.7 S/A Outlet Temperature Transient after Reactor Scram



4.1 Vertical Temperature and Velocity Distributions on Full-Power Operation Condition

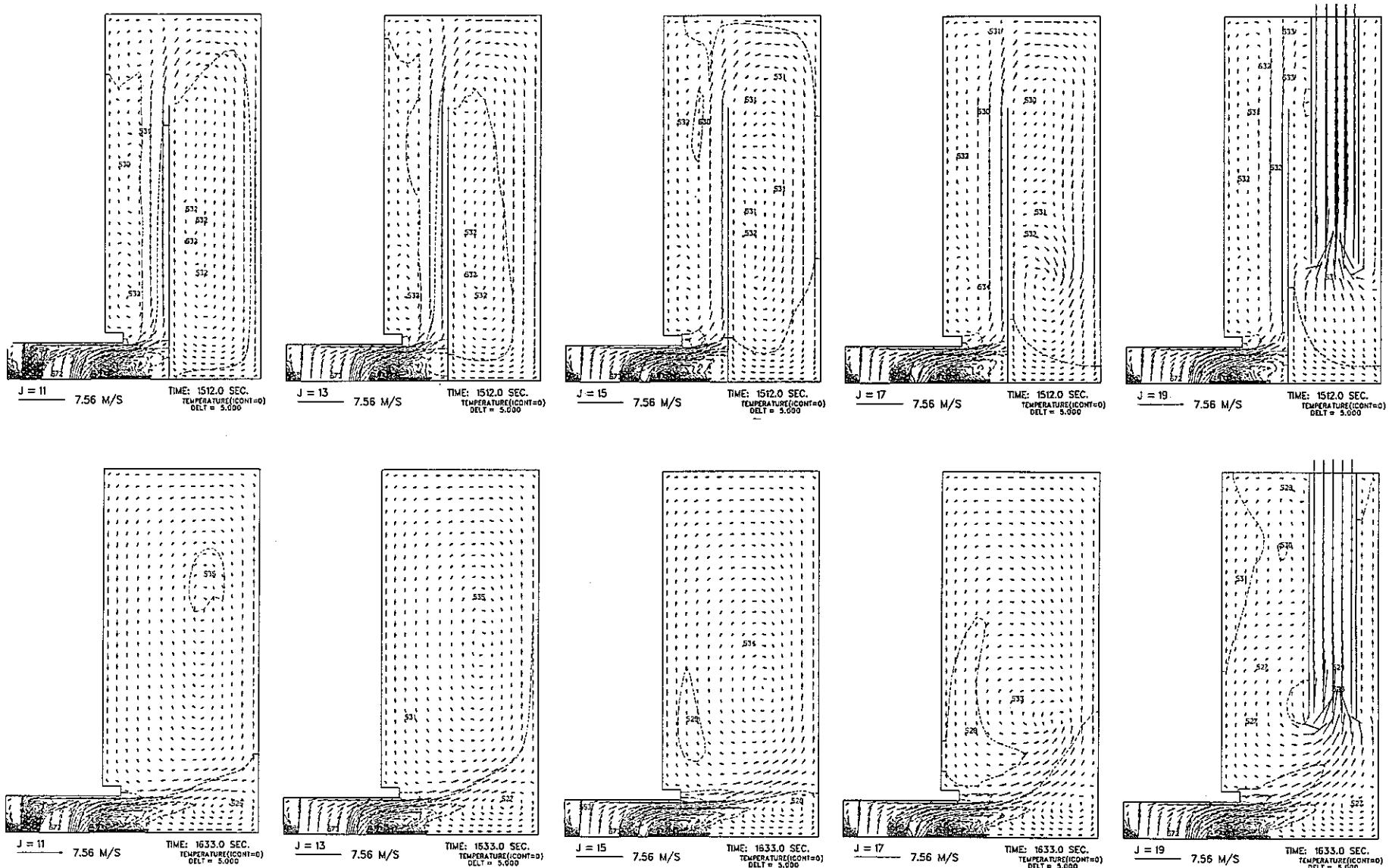


Fig. 4.1 Continued

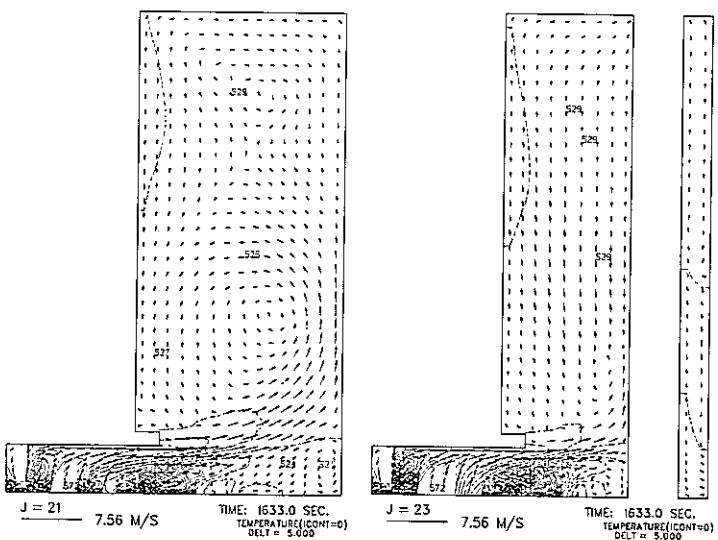
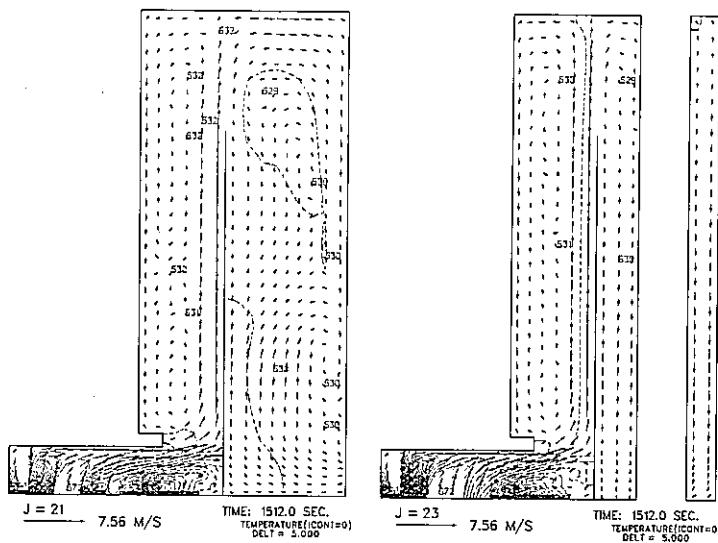


Fig. 4.1 Continued

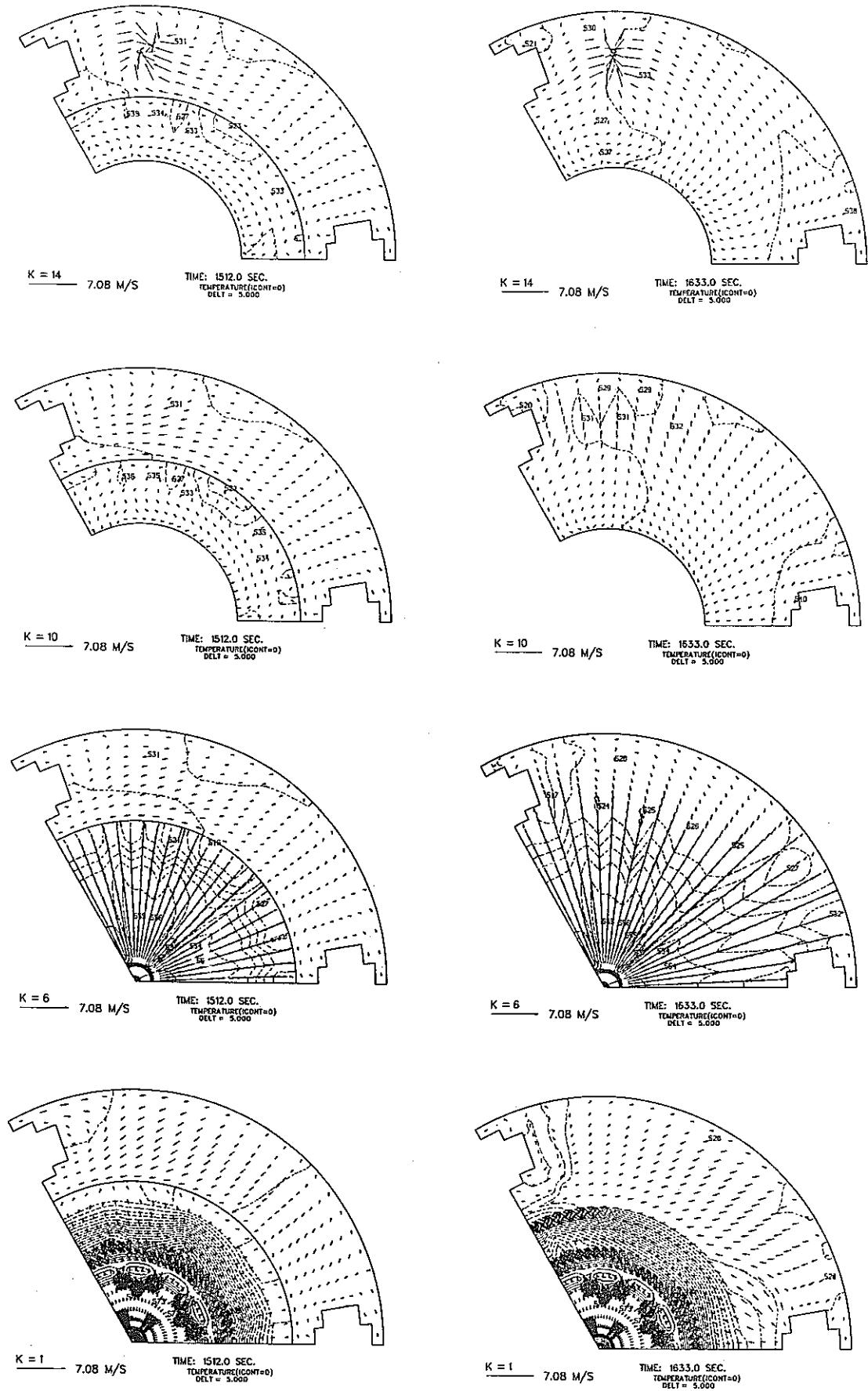


Fig. 4.2 Horizontal Temperature and Velocity Distributions on Full-Power Operation Condition

PNC SN9410 90-147

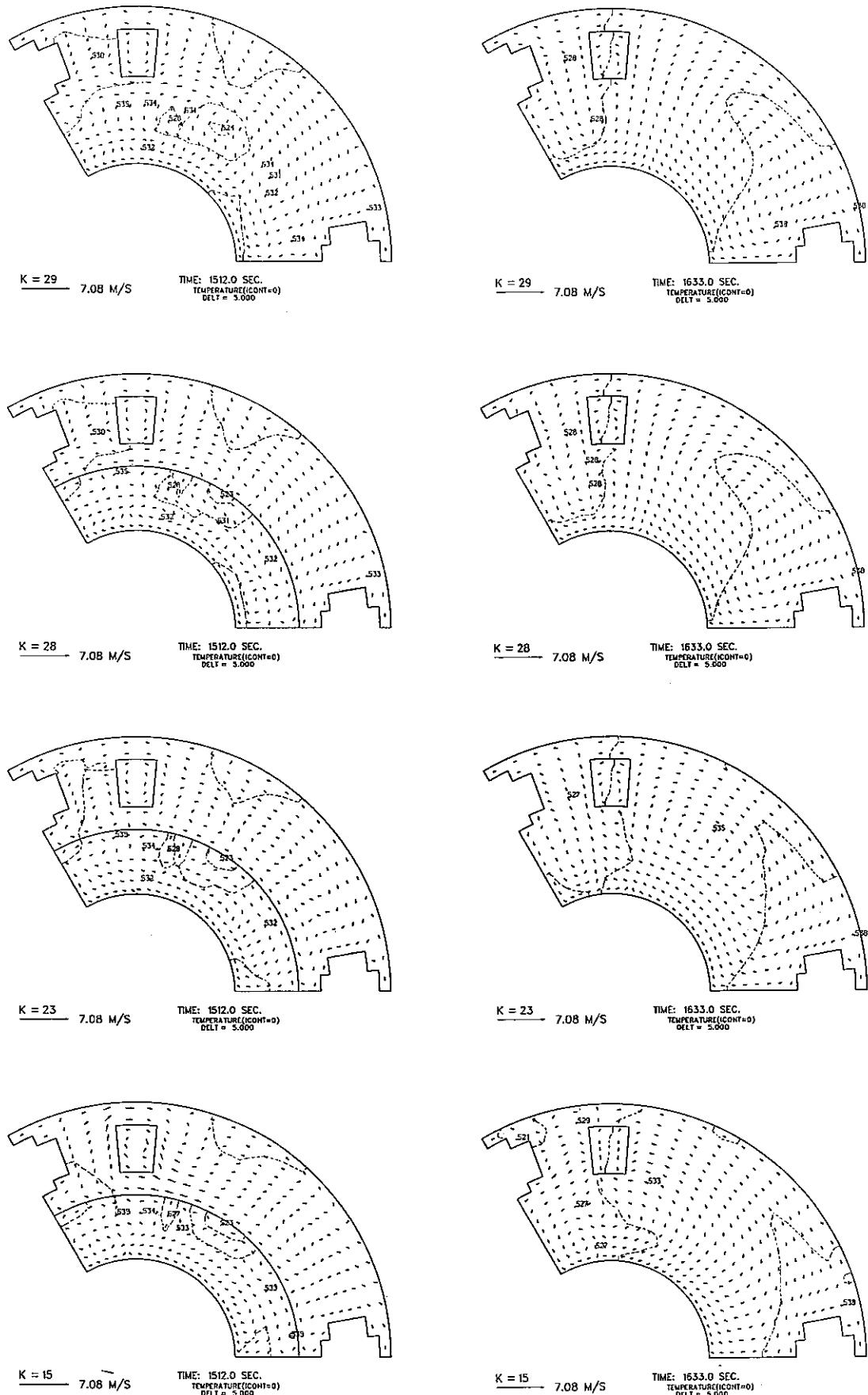


Fig. 4.2 Continued

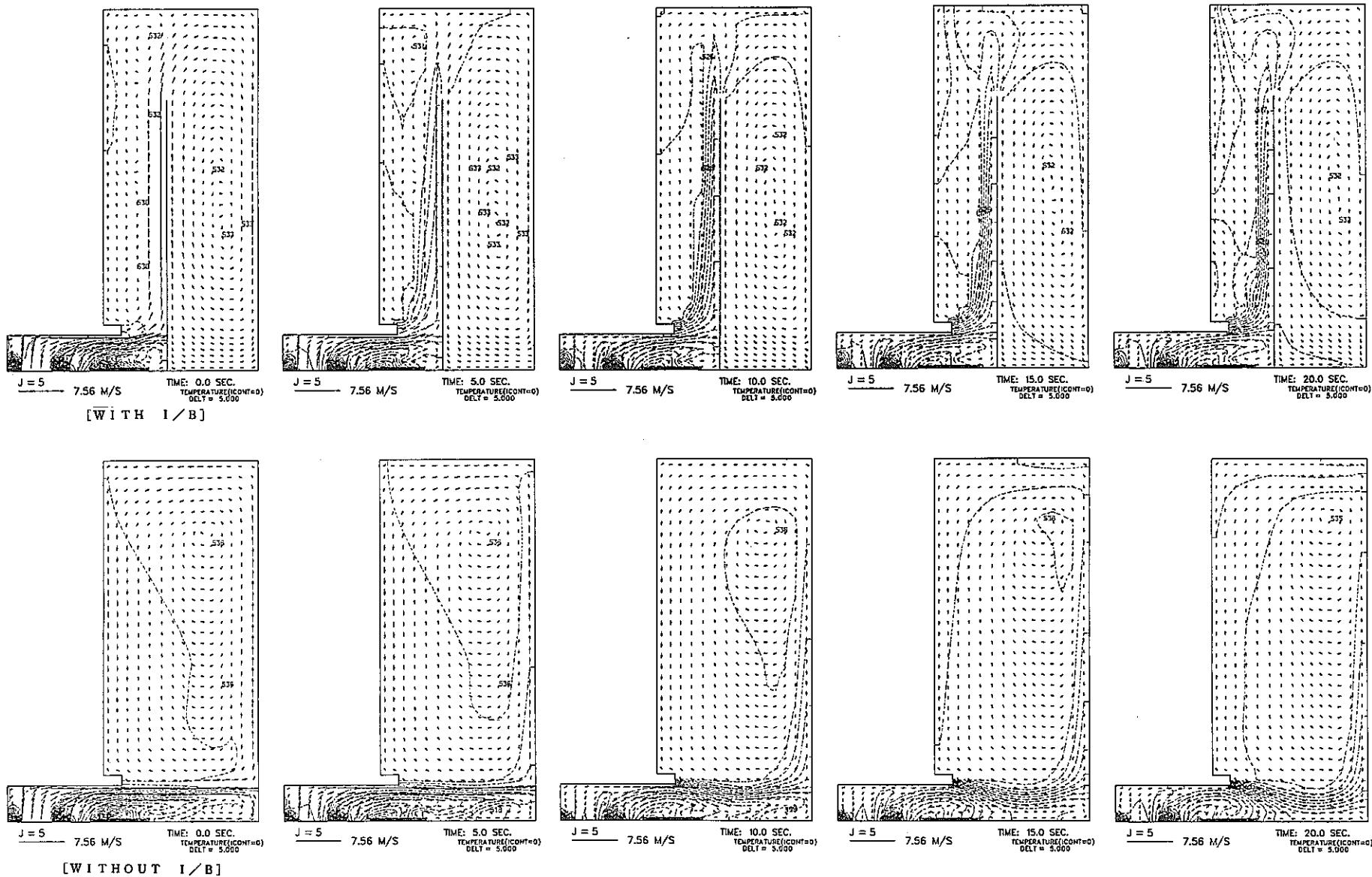


Fig. 4.3 Vertical Temperature and Velocity Transients at $J=5$ Plane after Reactor Scram

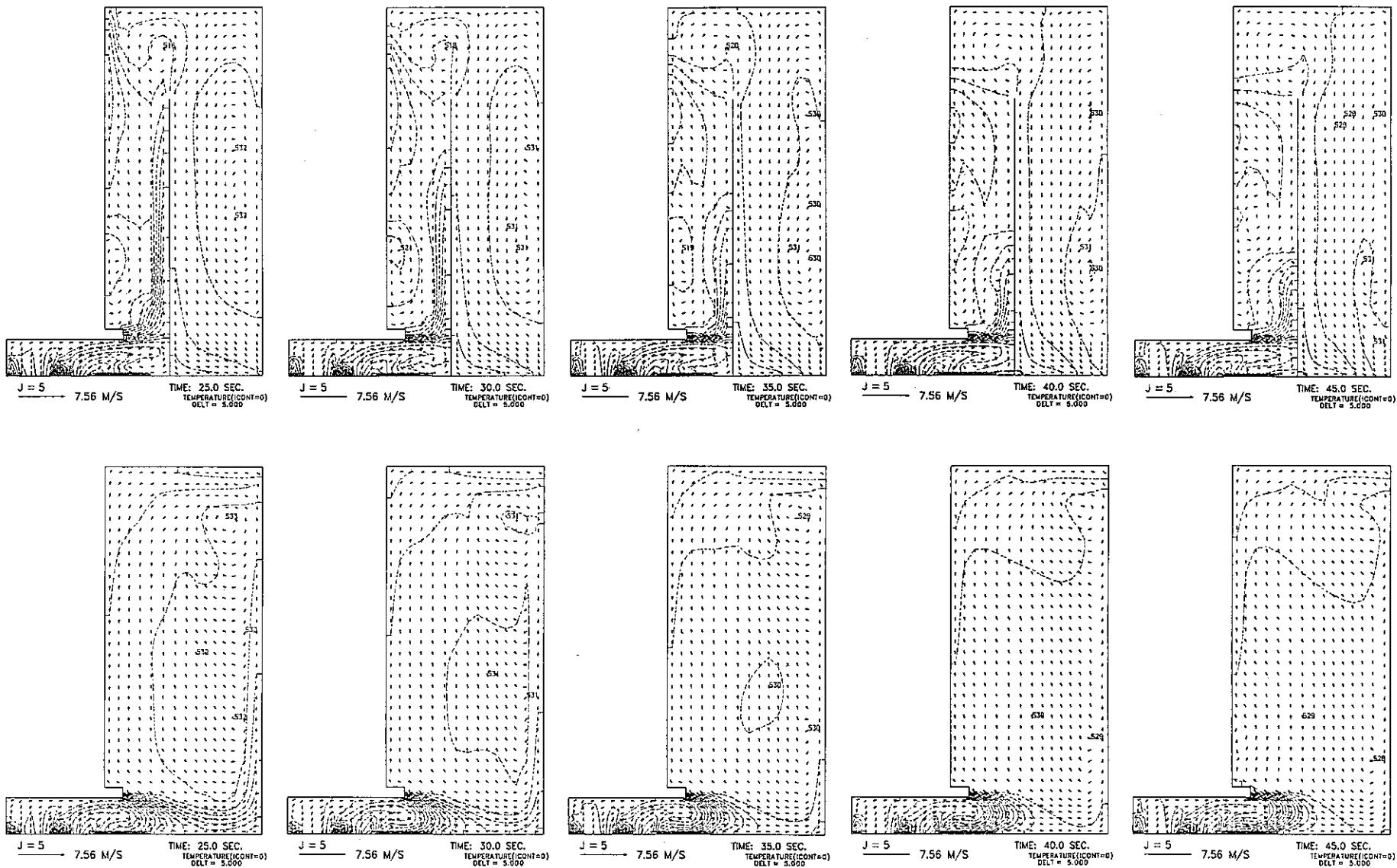


Fig. 4.3 Continued

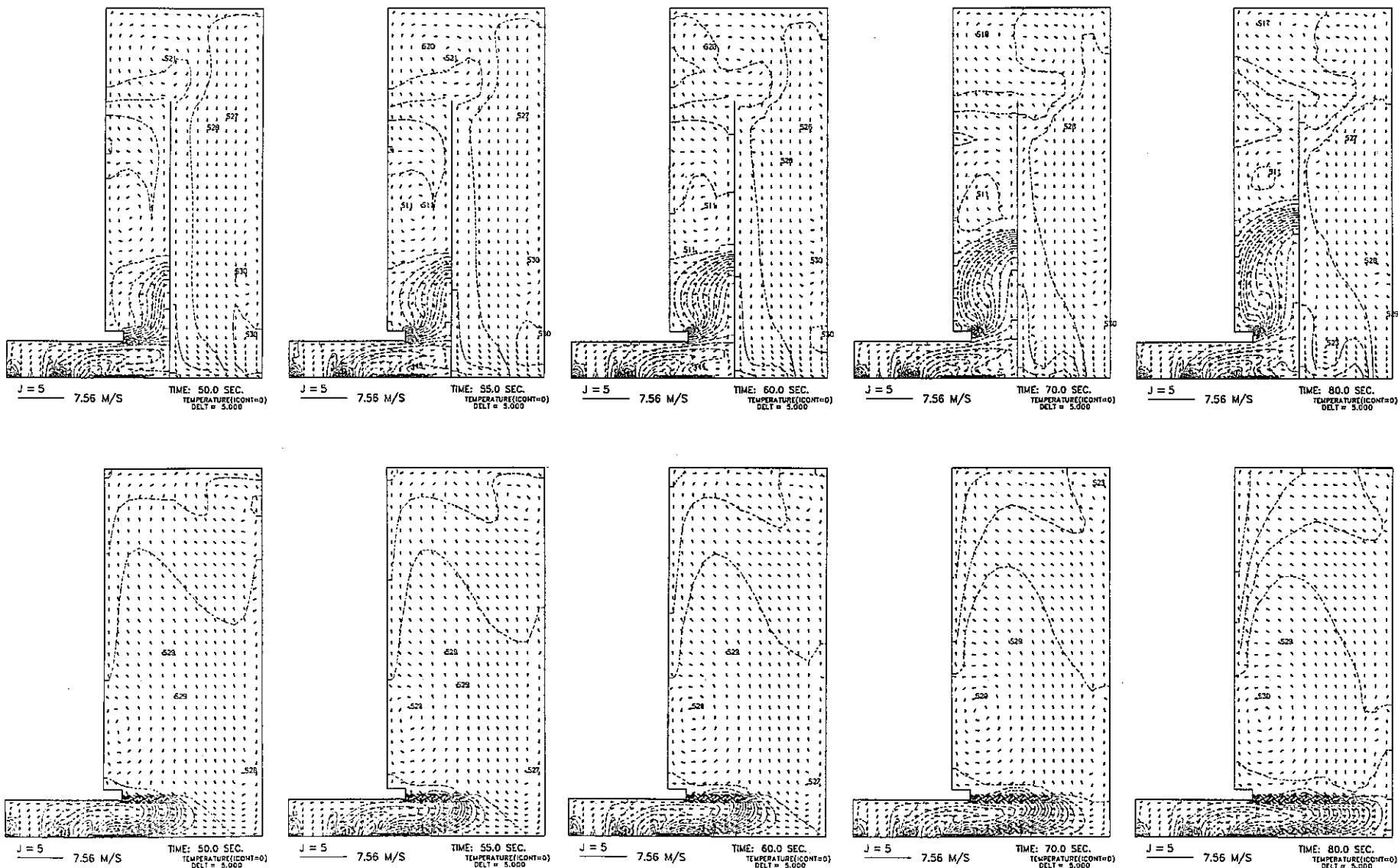


Fig. 4.3 Continued

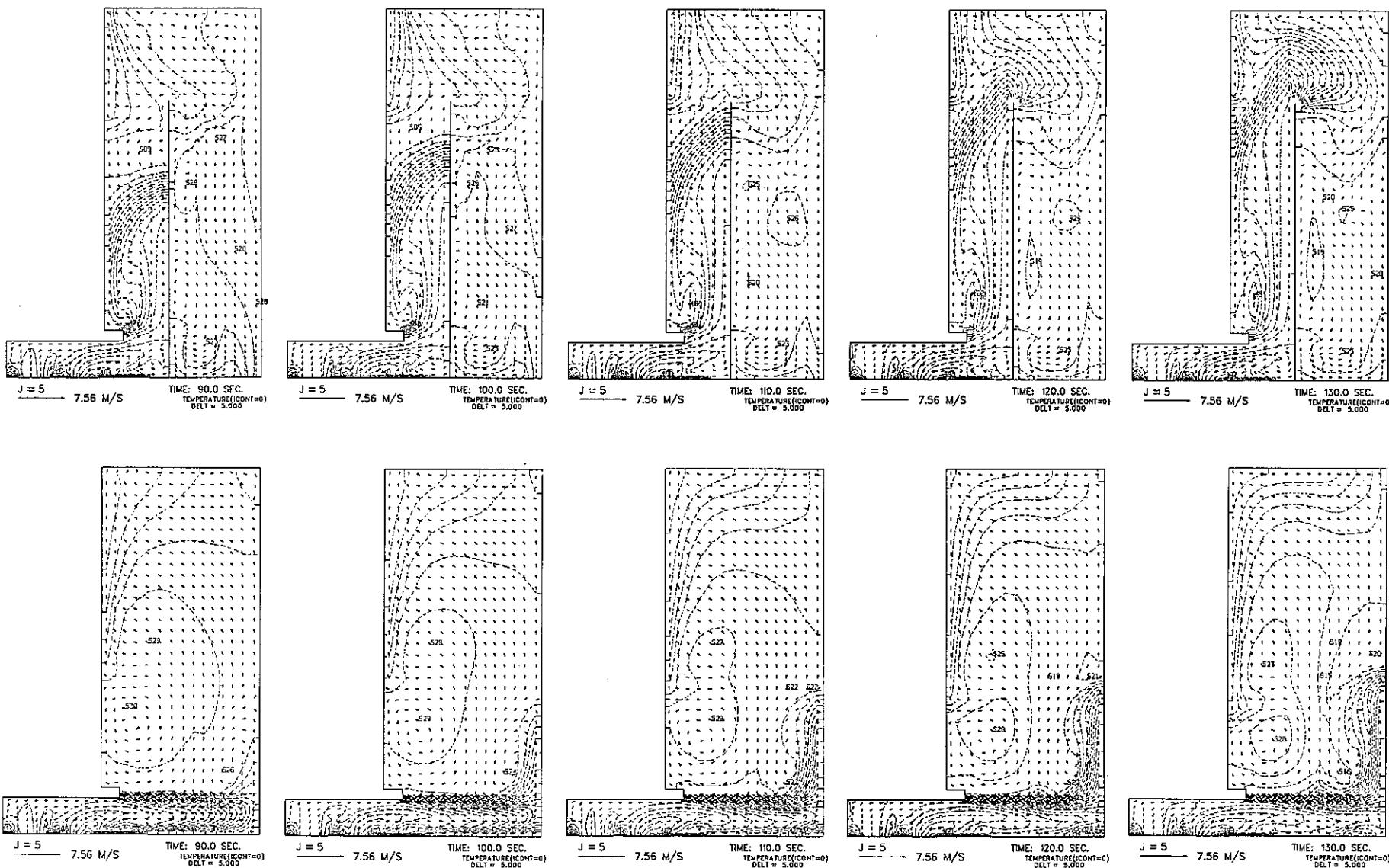


Fig. 4.3 Continued

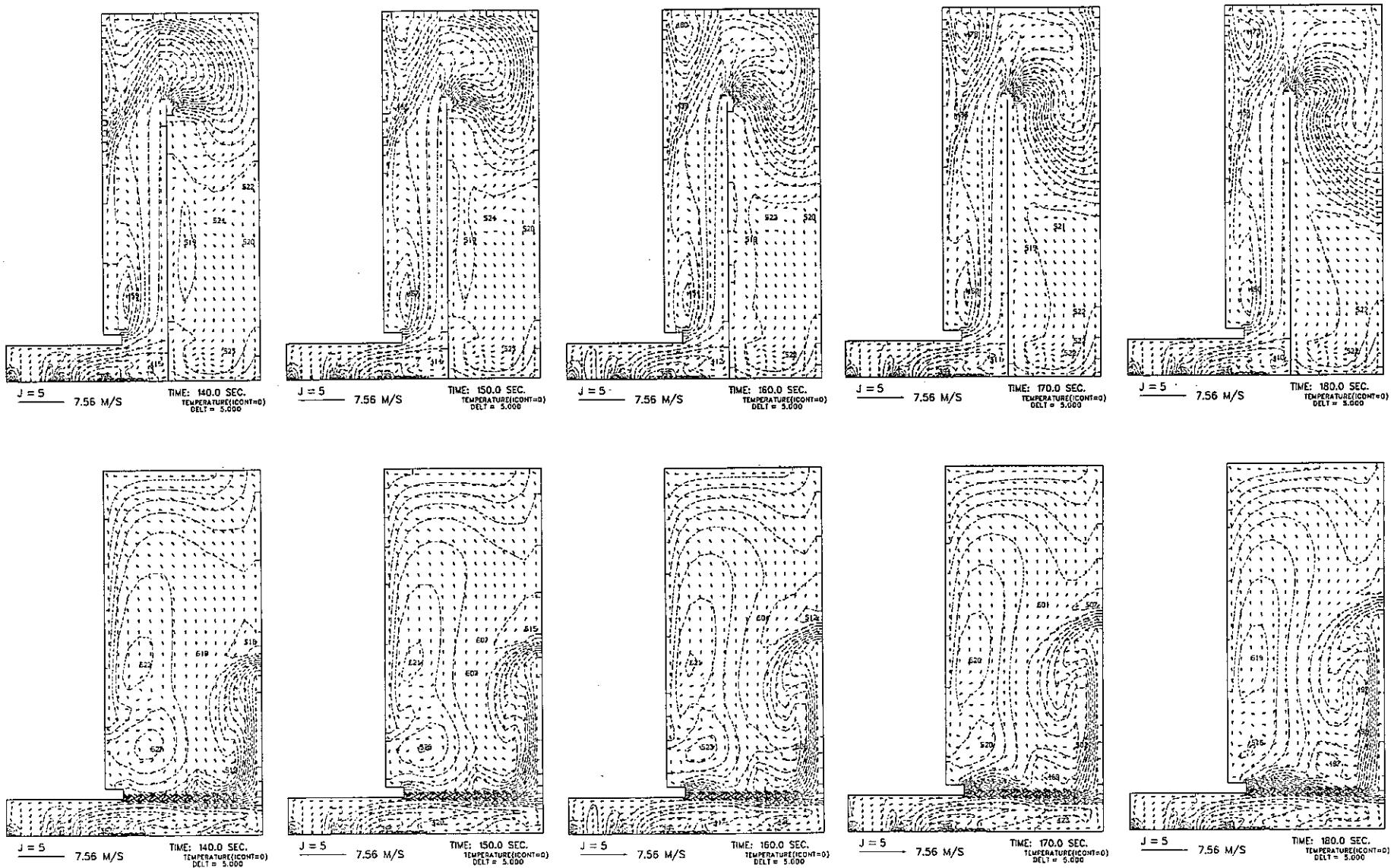


Fig. 4.3 Continued

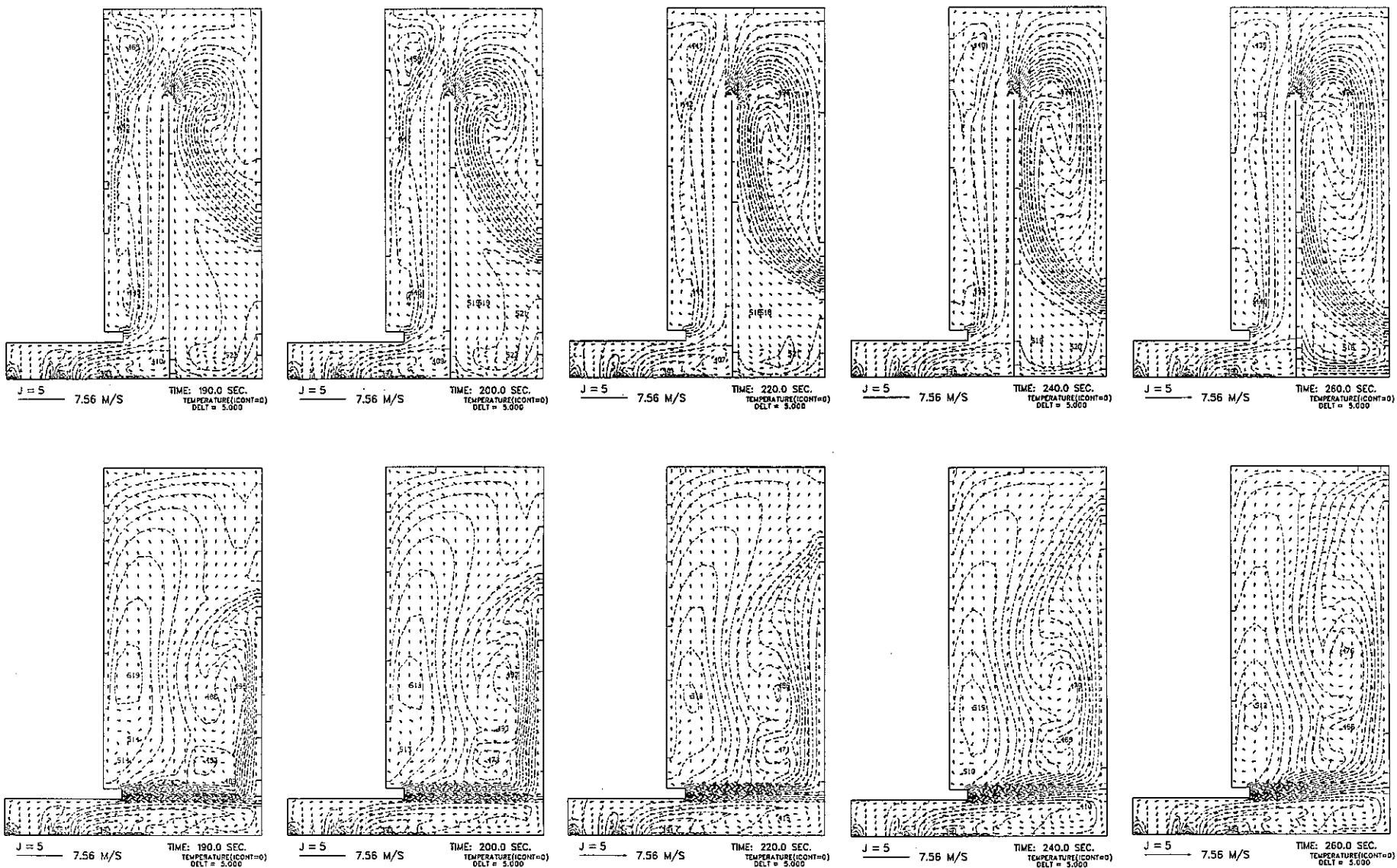


Fig. 4.3 Continued

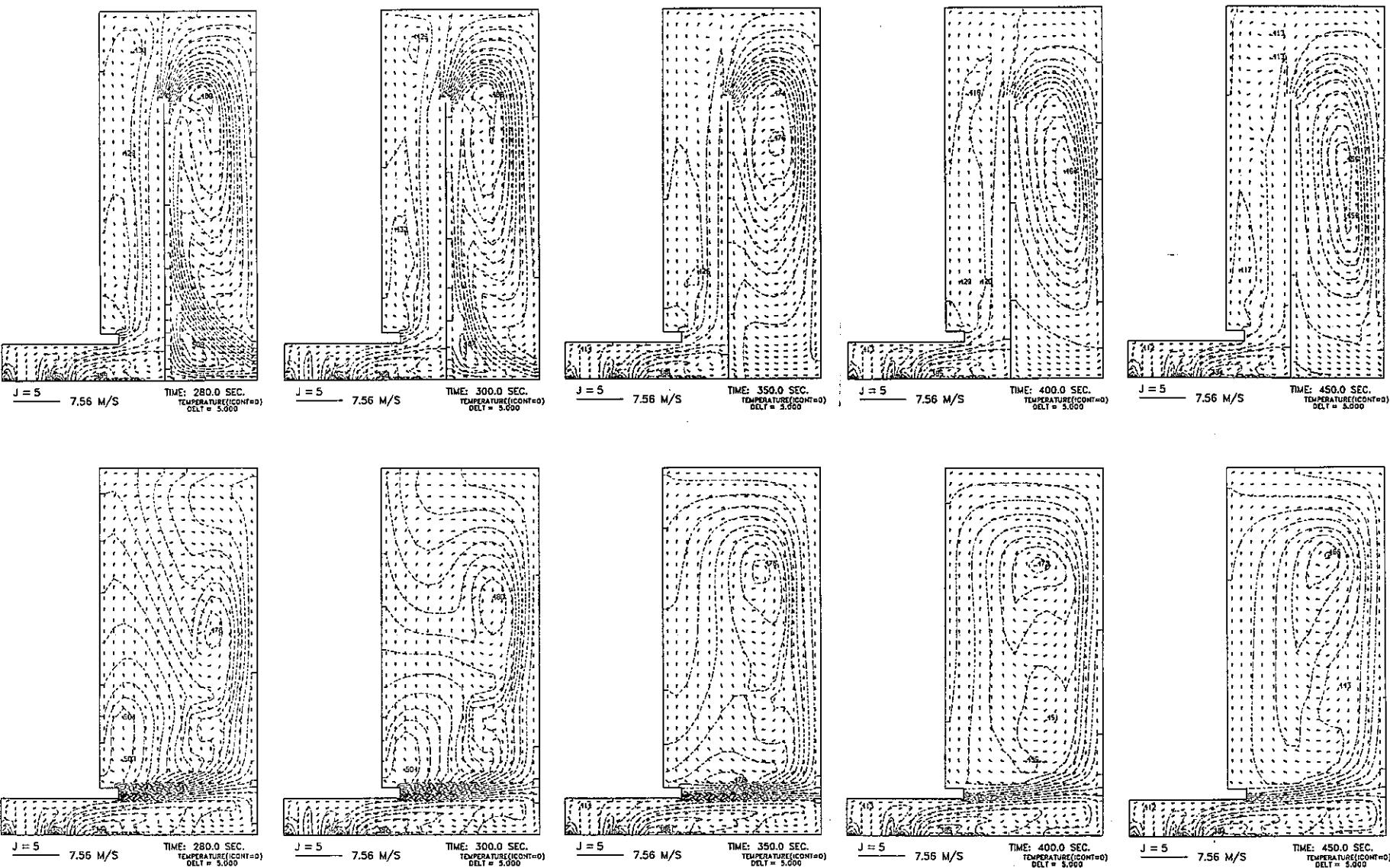


Fig. 4.3 Continued

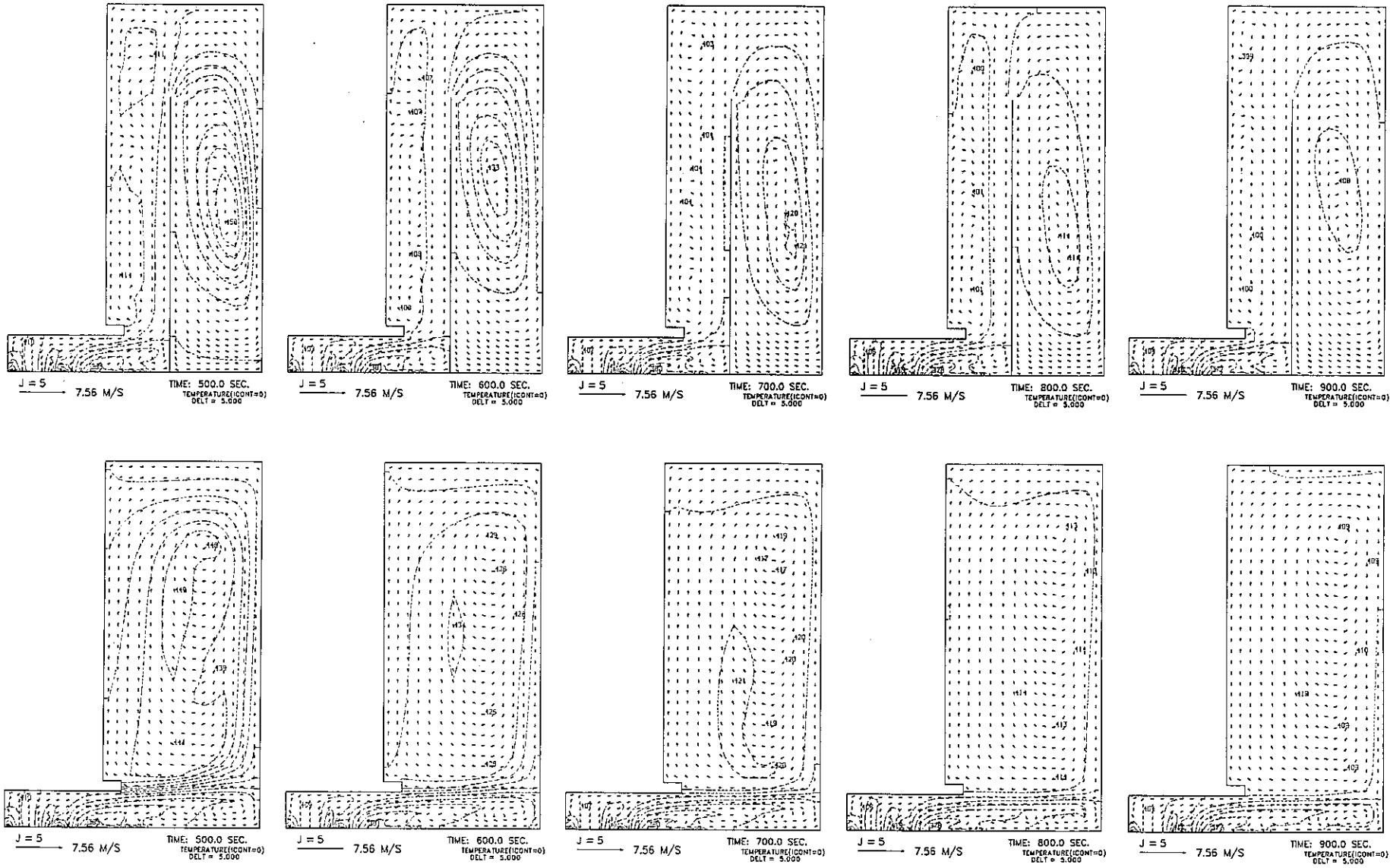


Fig. 4.3 Continued

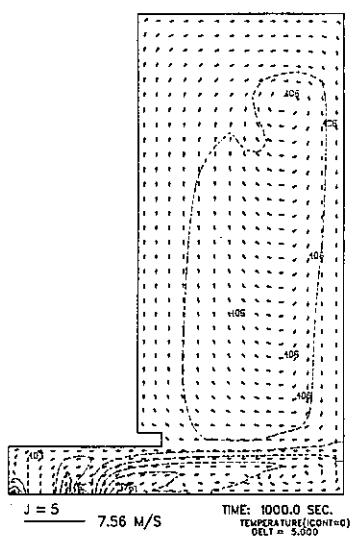
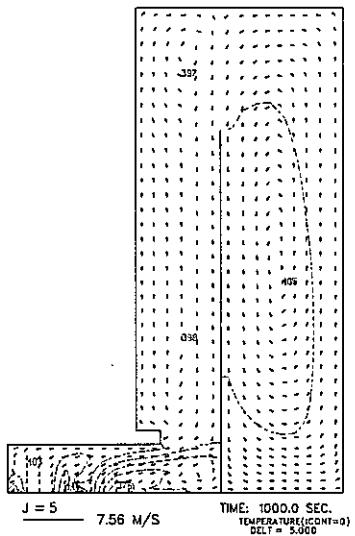


Fig. 4.3 Continued

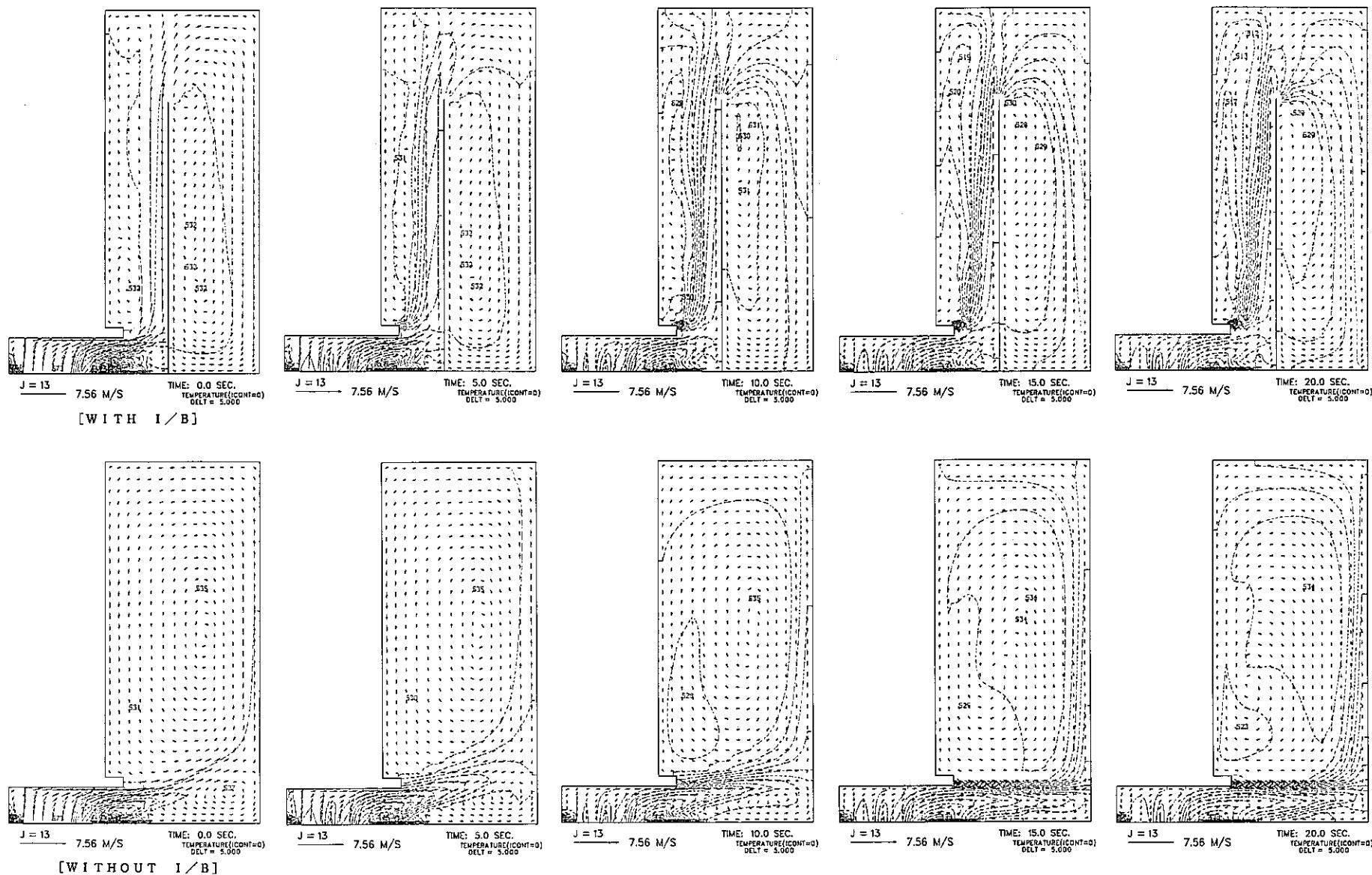


Fig. 4.4 Vertical Temperature and Velocity Transients at J=13 Plane after Reactor Scram

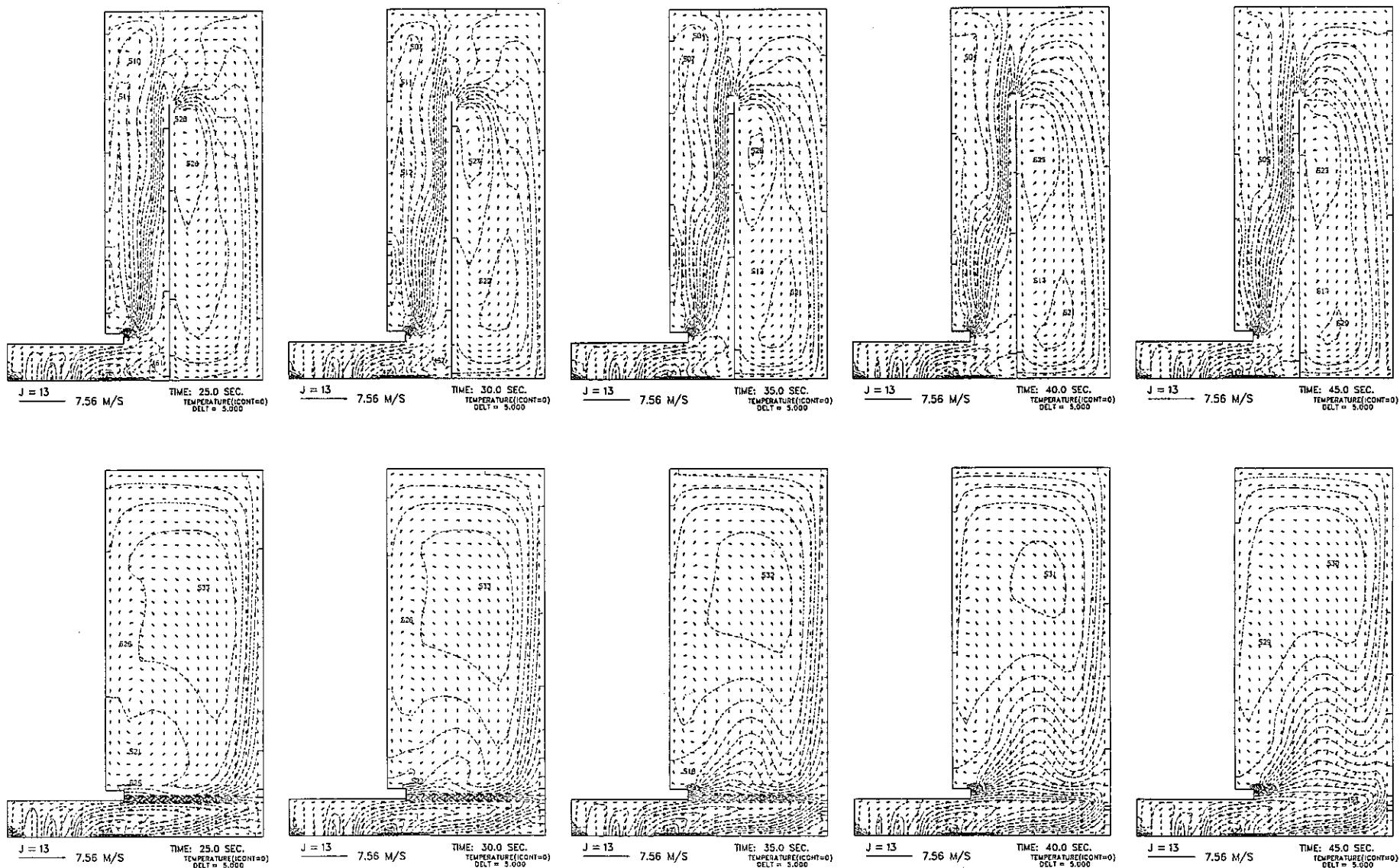


Fig. 4.4 Continued

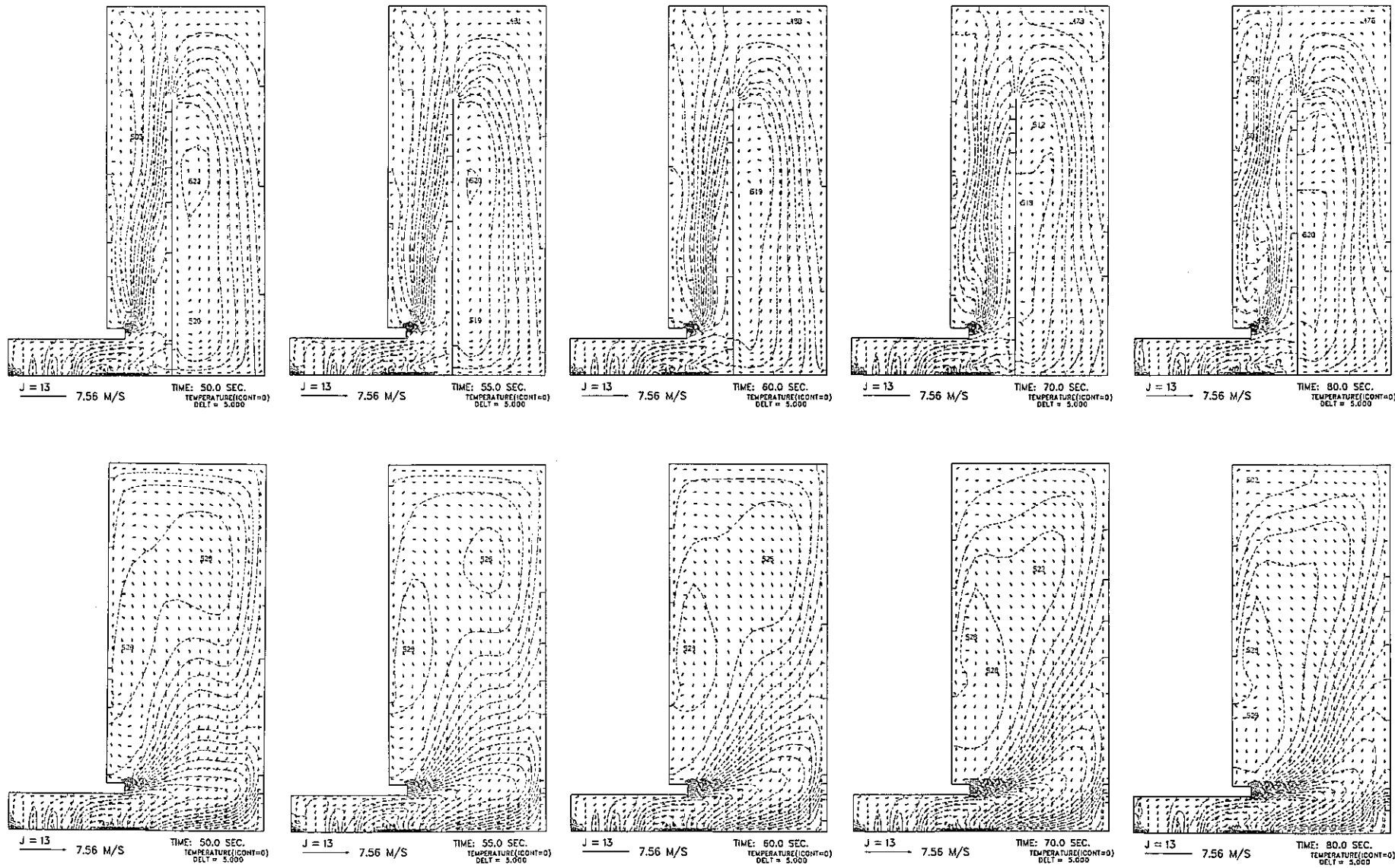


Fig. 4.4 Continued

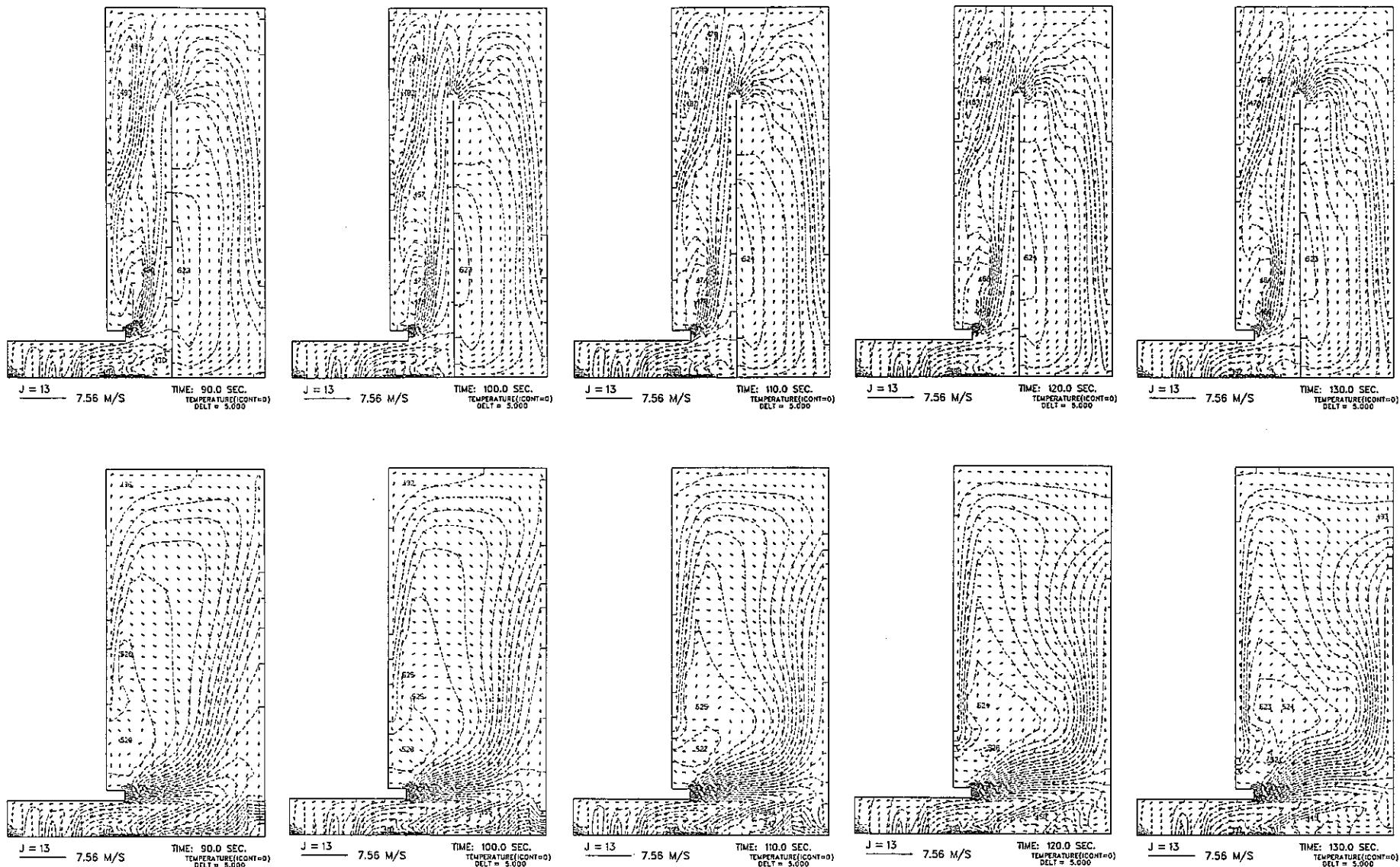


Fig. 4.4 Continued

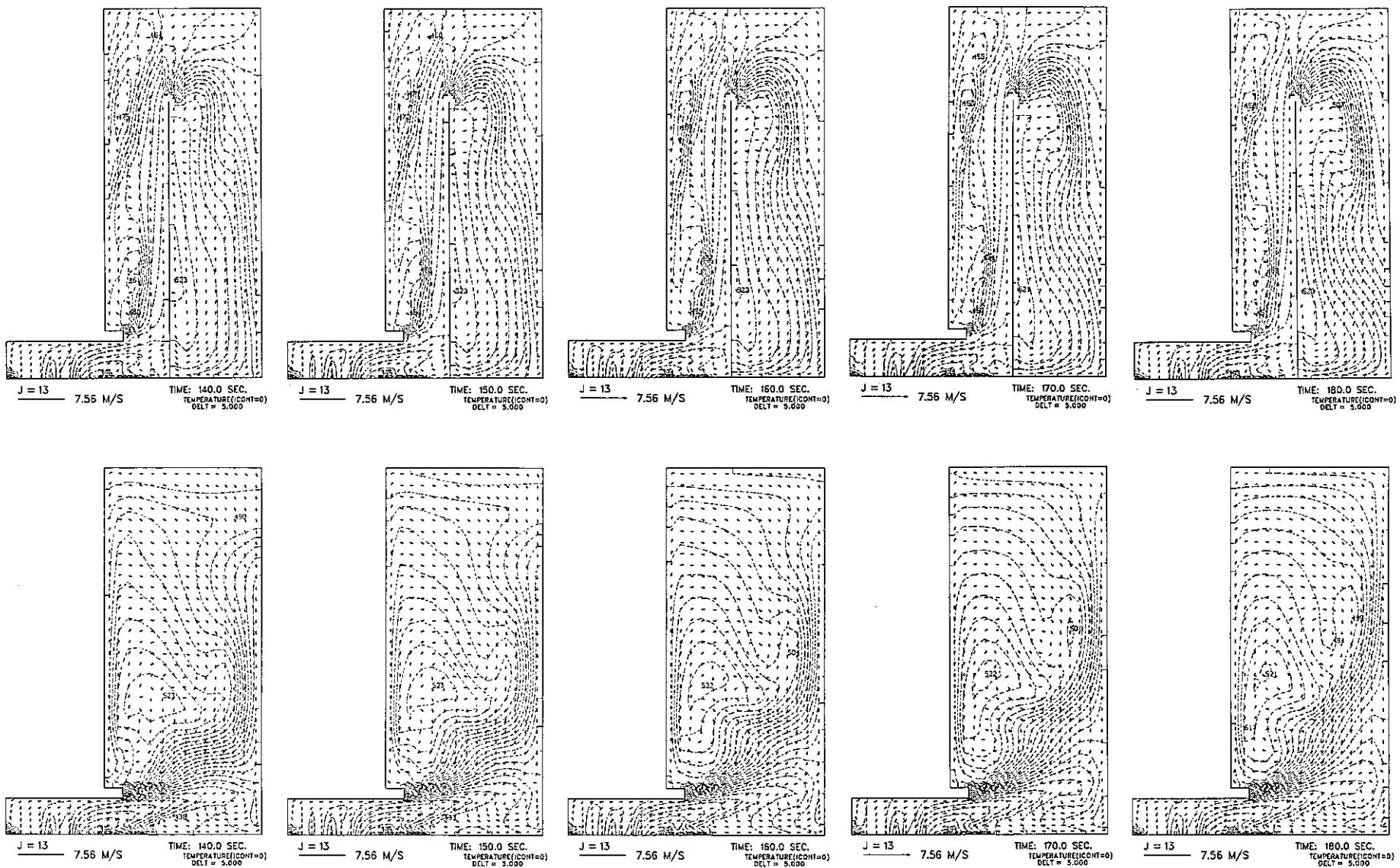


Fig. 4.4 Continued

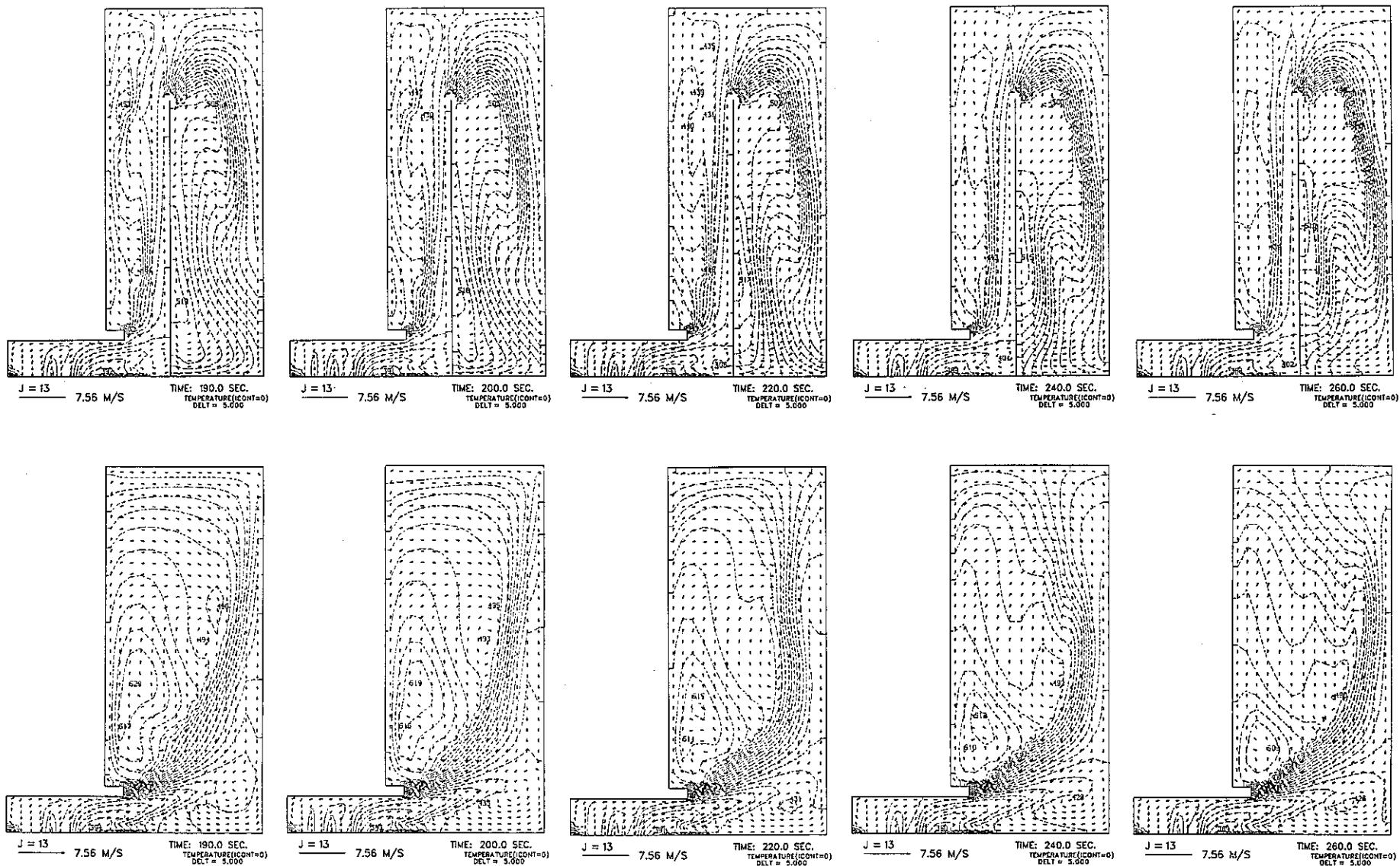


Fig. 4.4 Continued

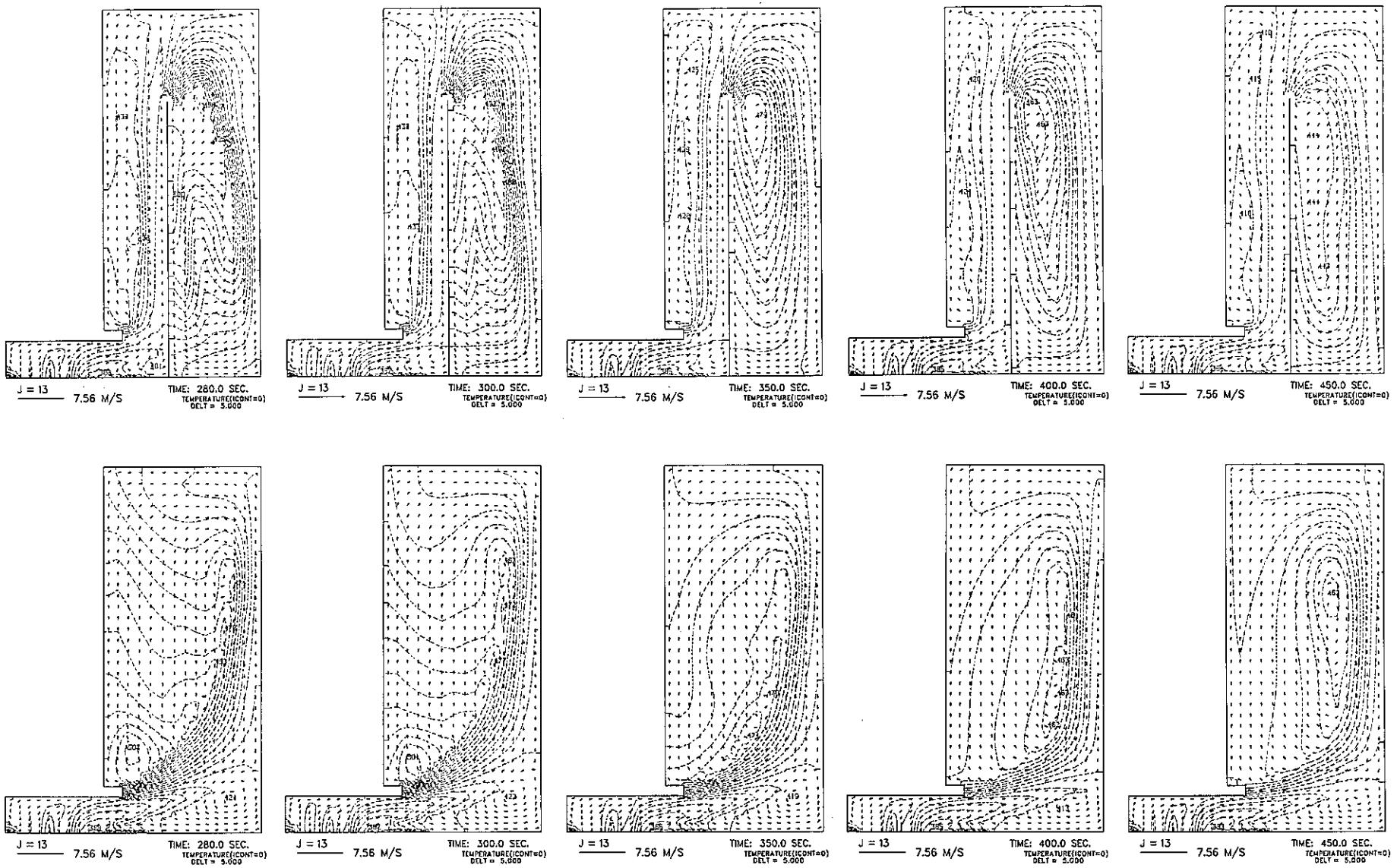


Fig. 4.4 Continued

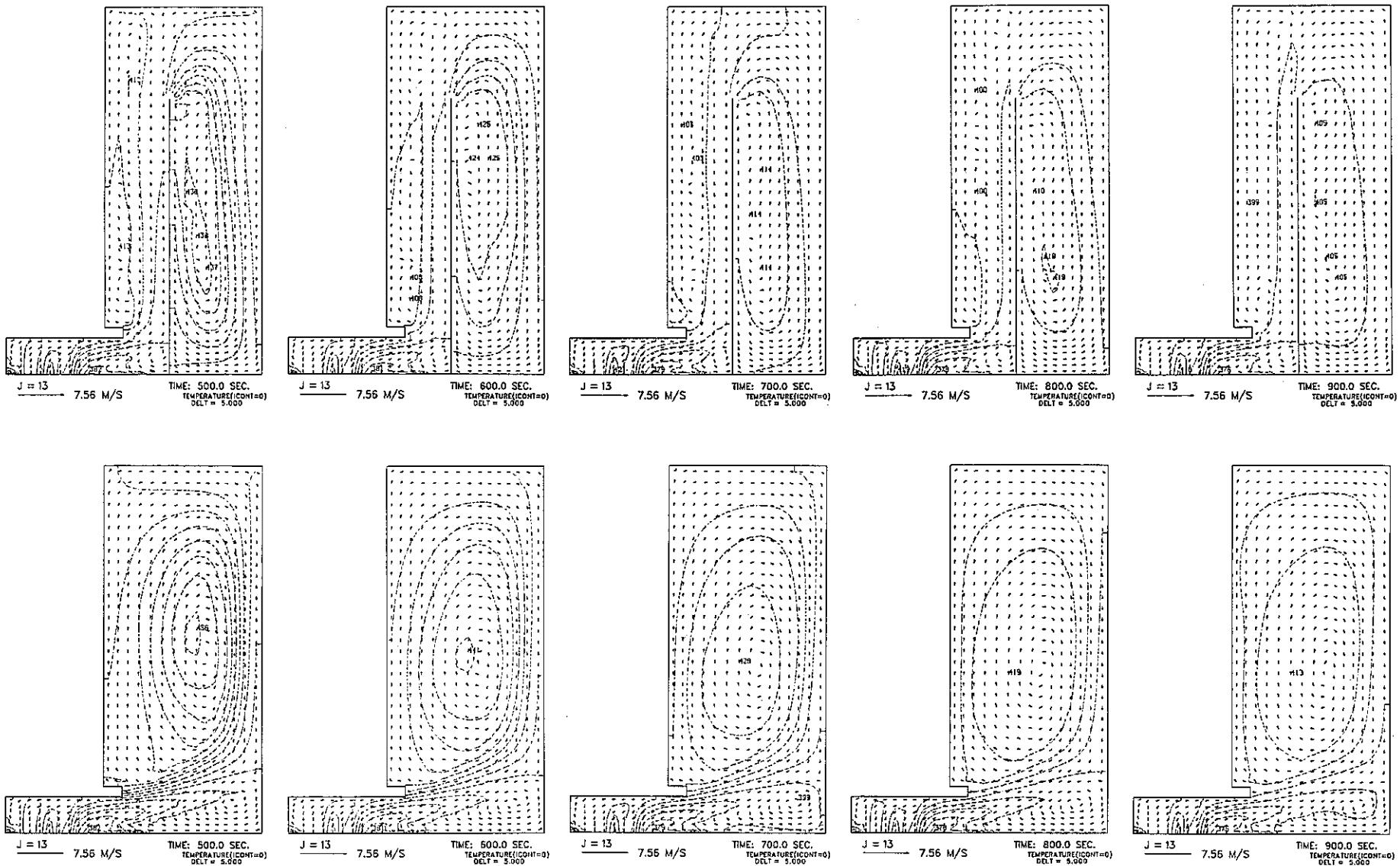


Fig. 4.4 Continued

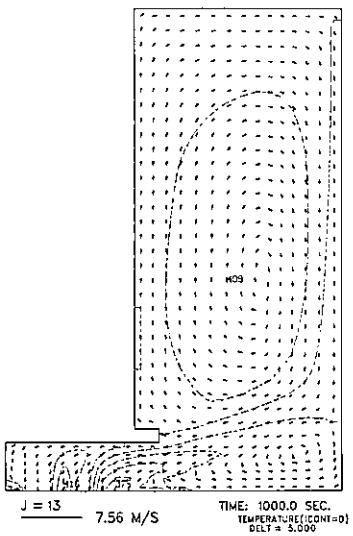
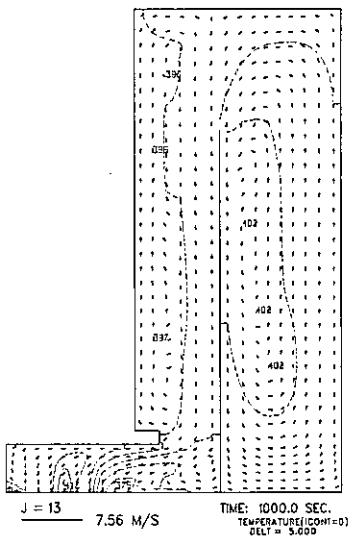


Fig. 4.4 Continued

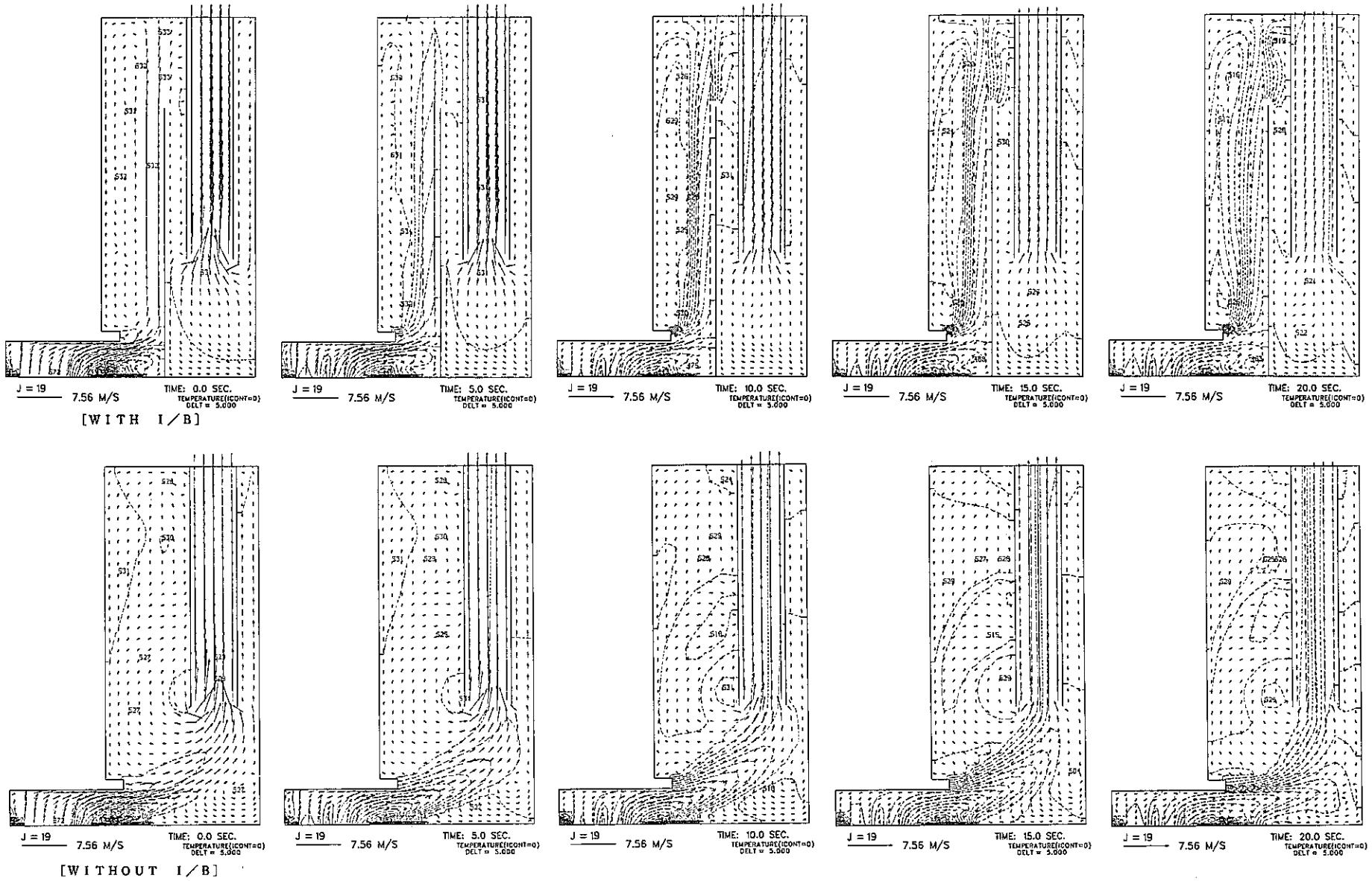


Fig. 4.5 Vertical Temperature and Velocity Transients at J=19 Plane after Reactor Scram

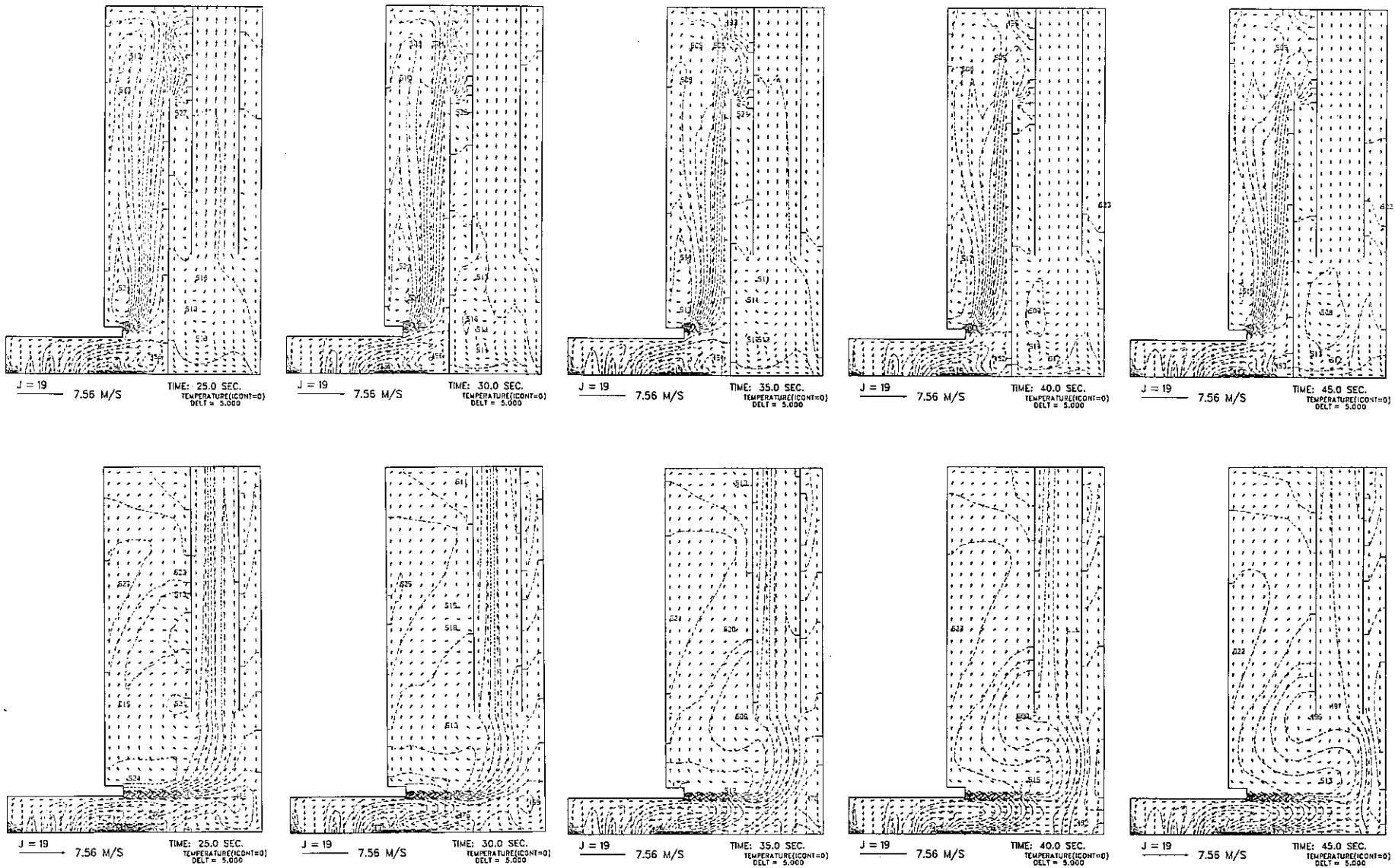


Fig. 4.5 Continued

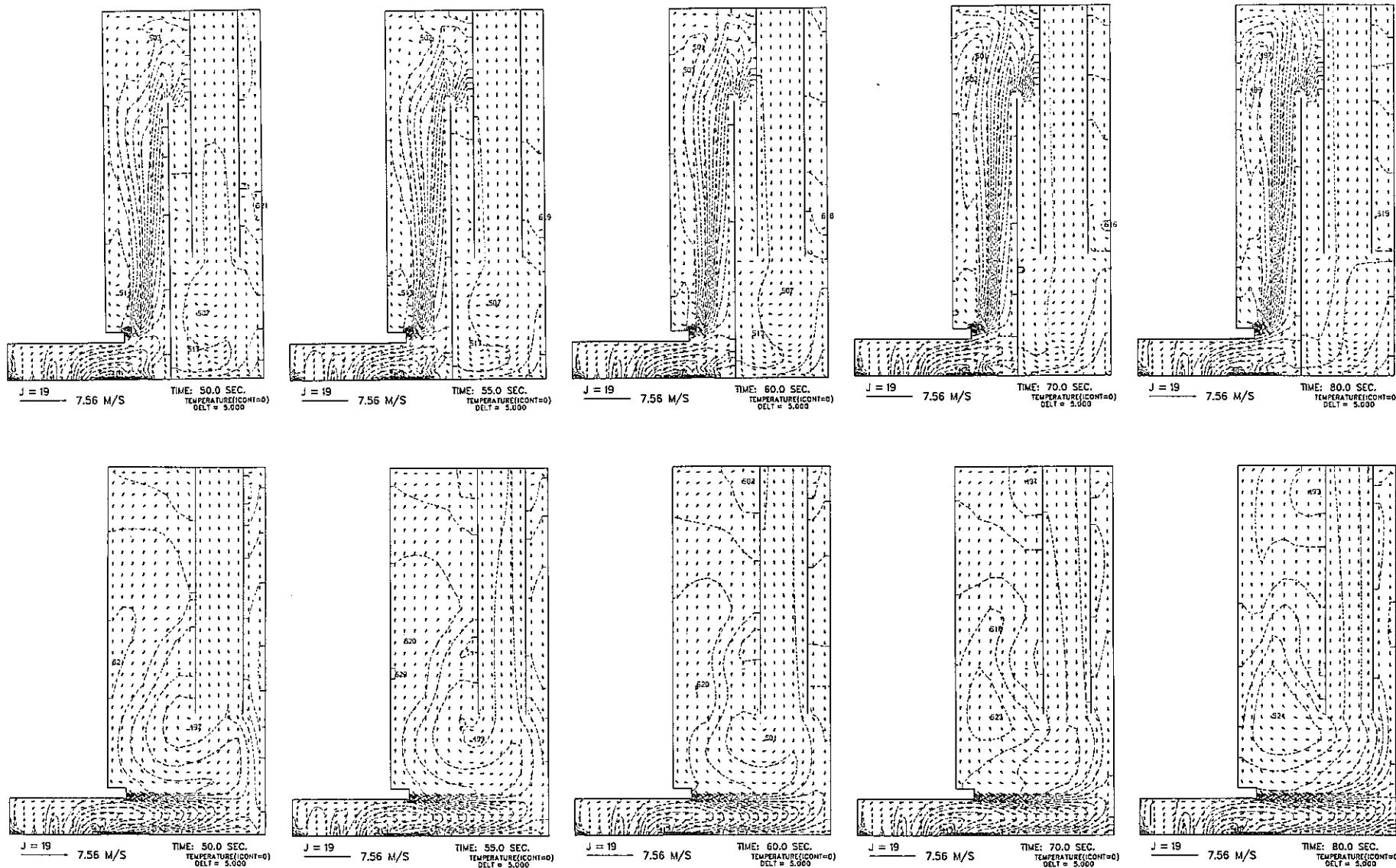


Fig. 4.5 Continued

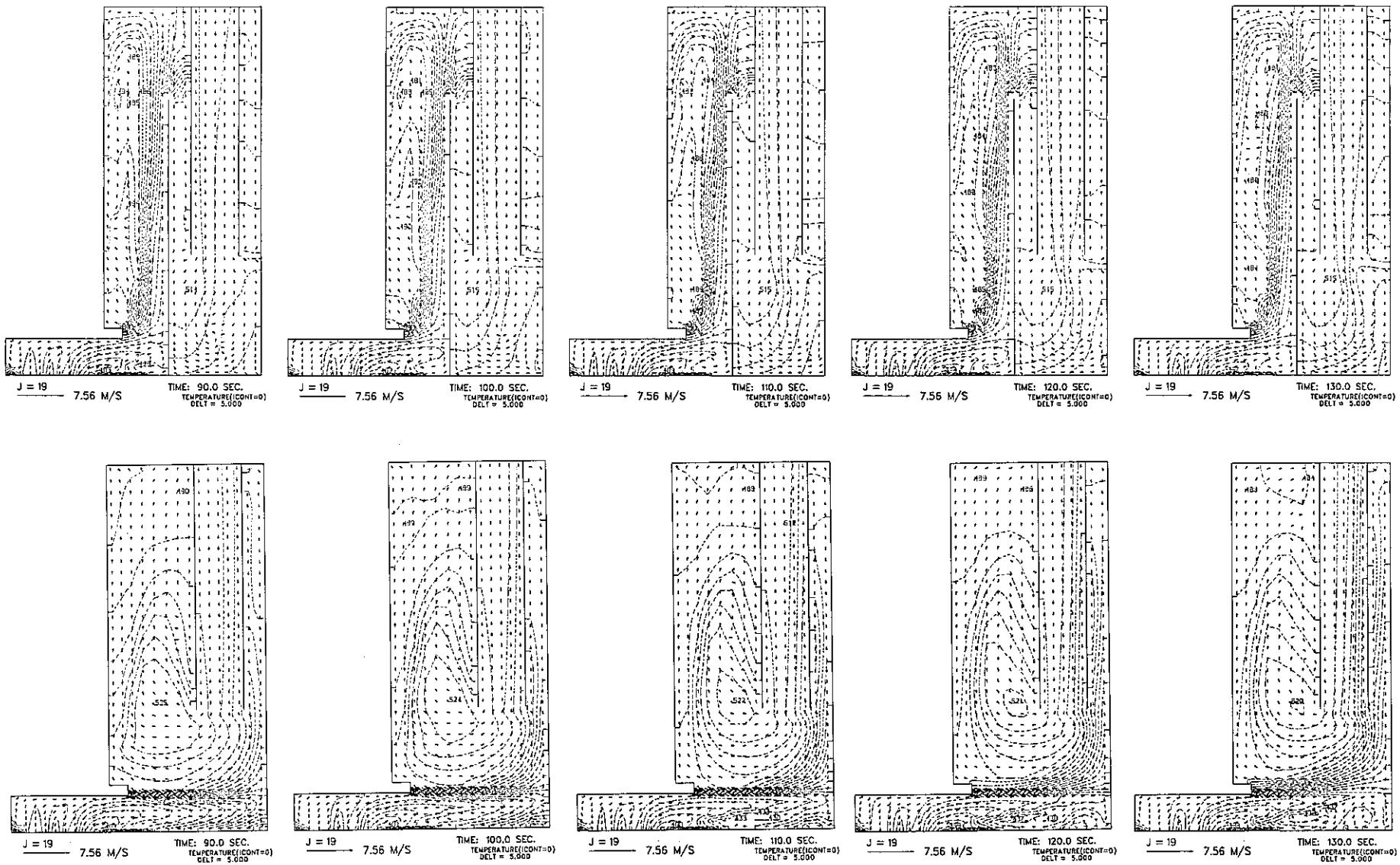


Fig. 4.5 Continued

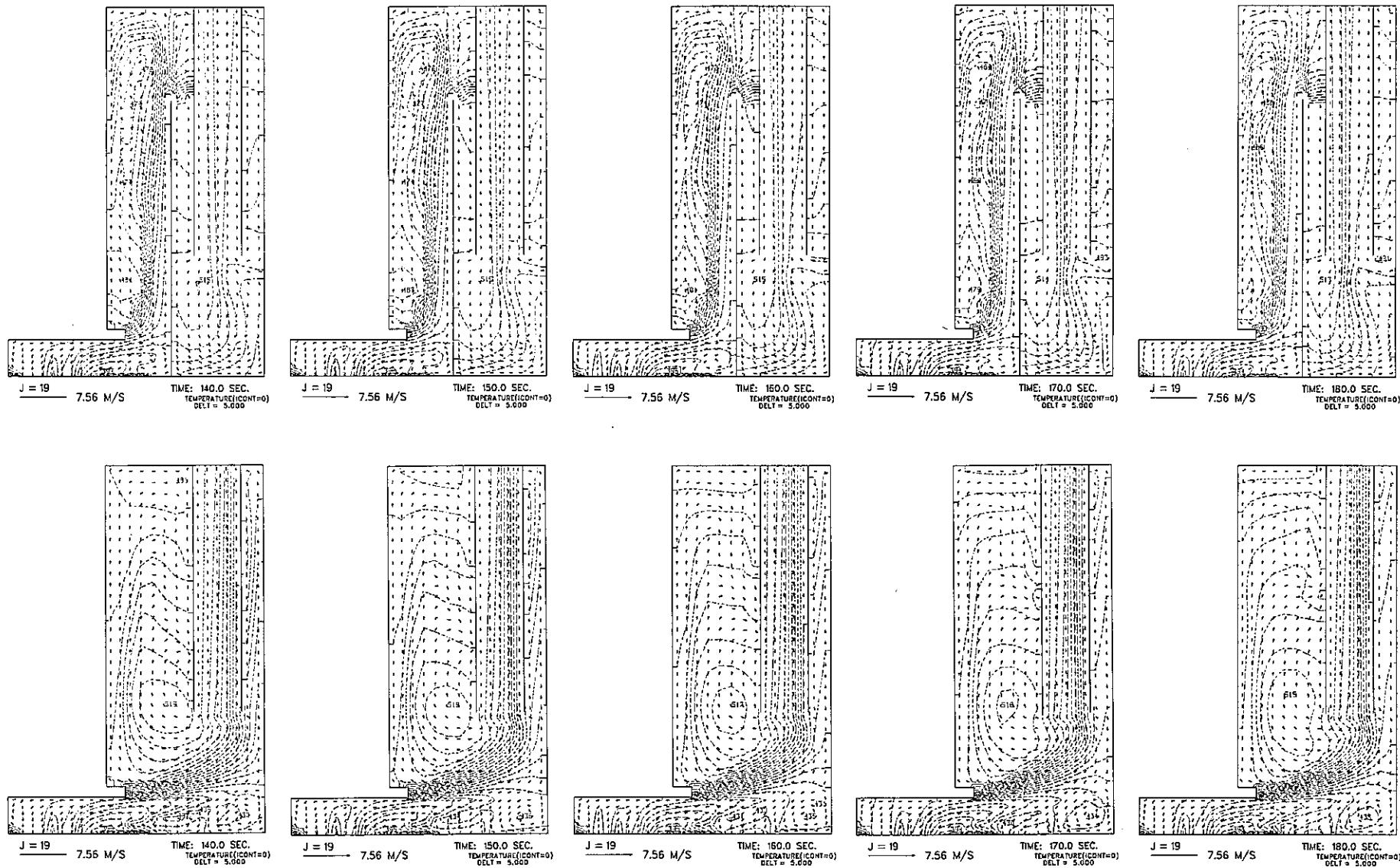


Fig. 4.5 Continued

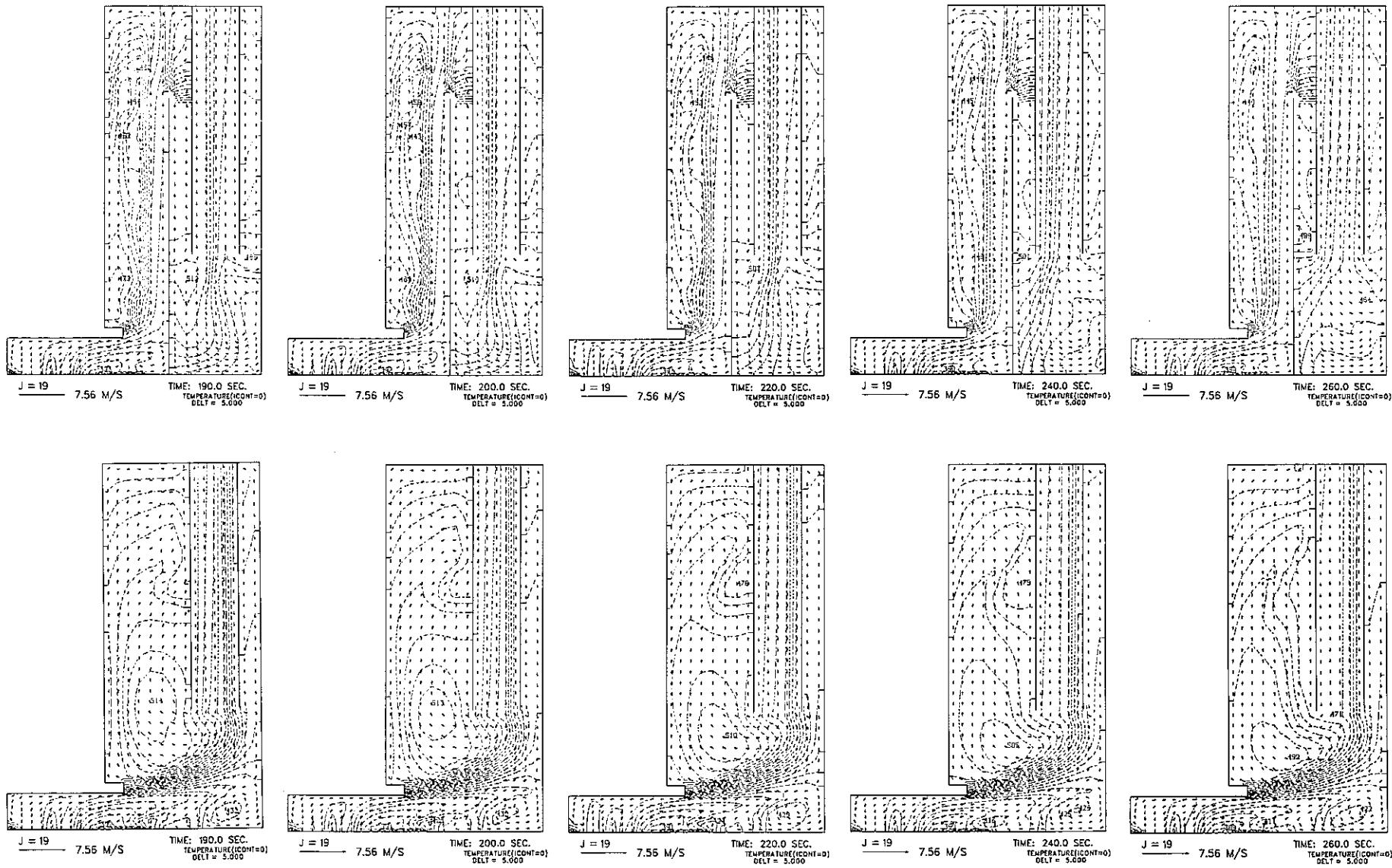


Fig. 4.5 Continued

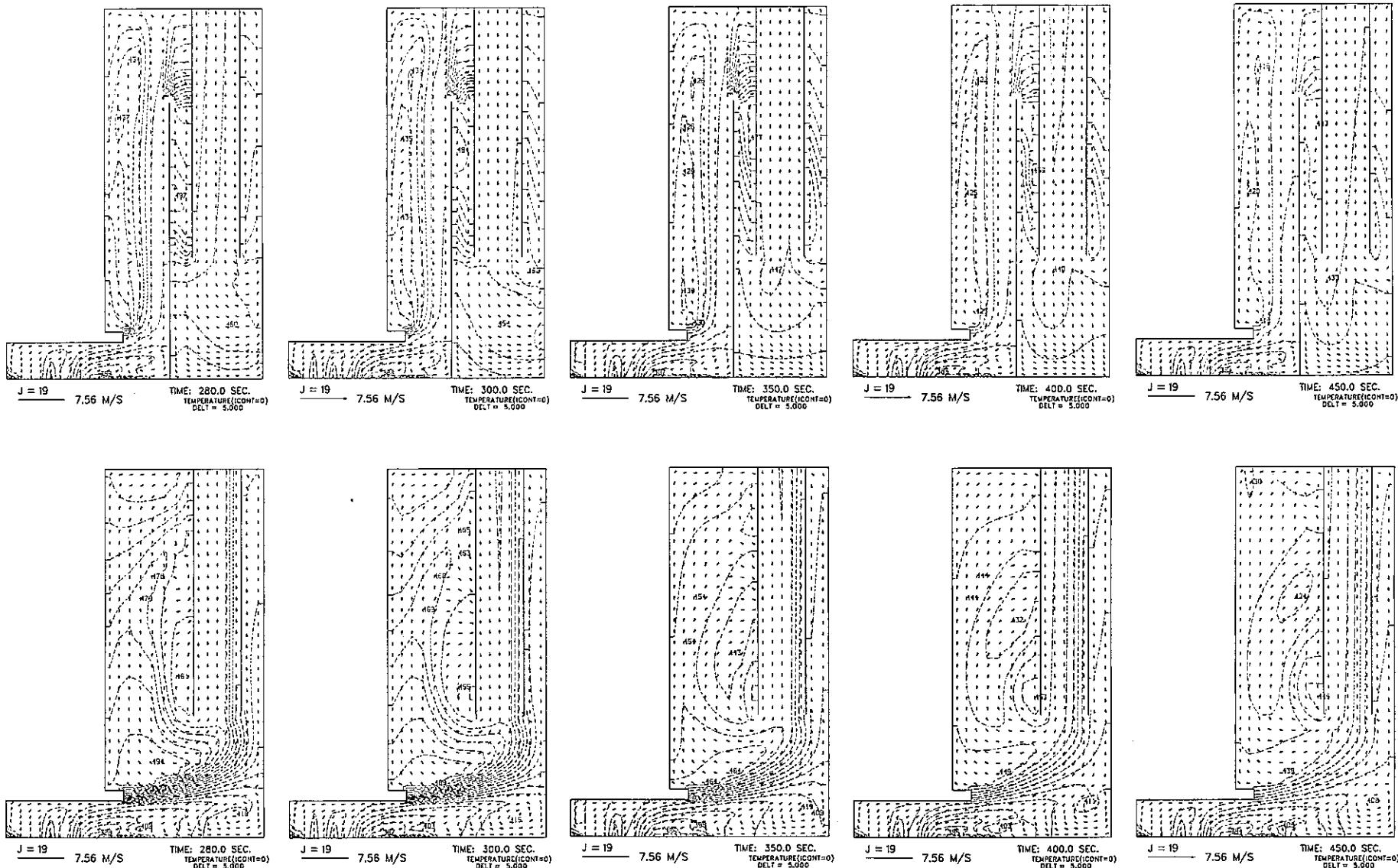


Fig. 4.5 Continued

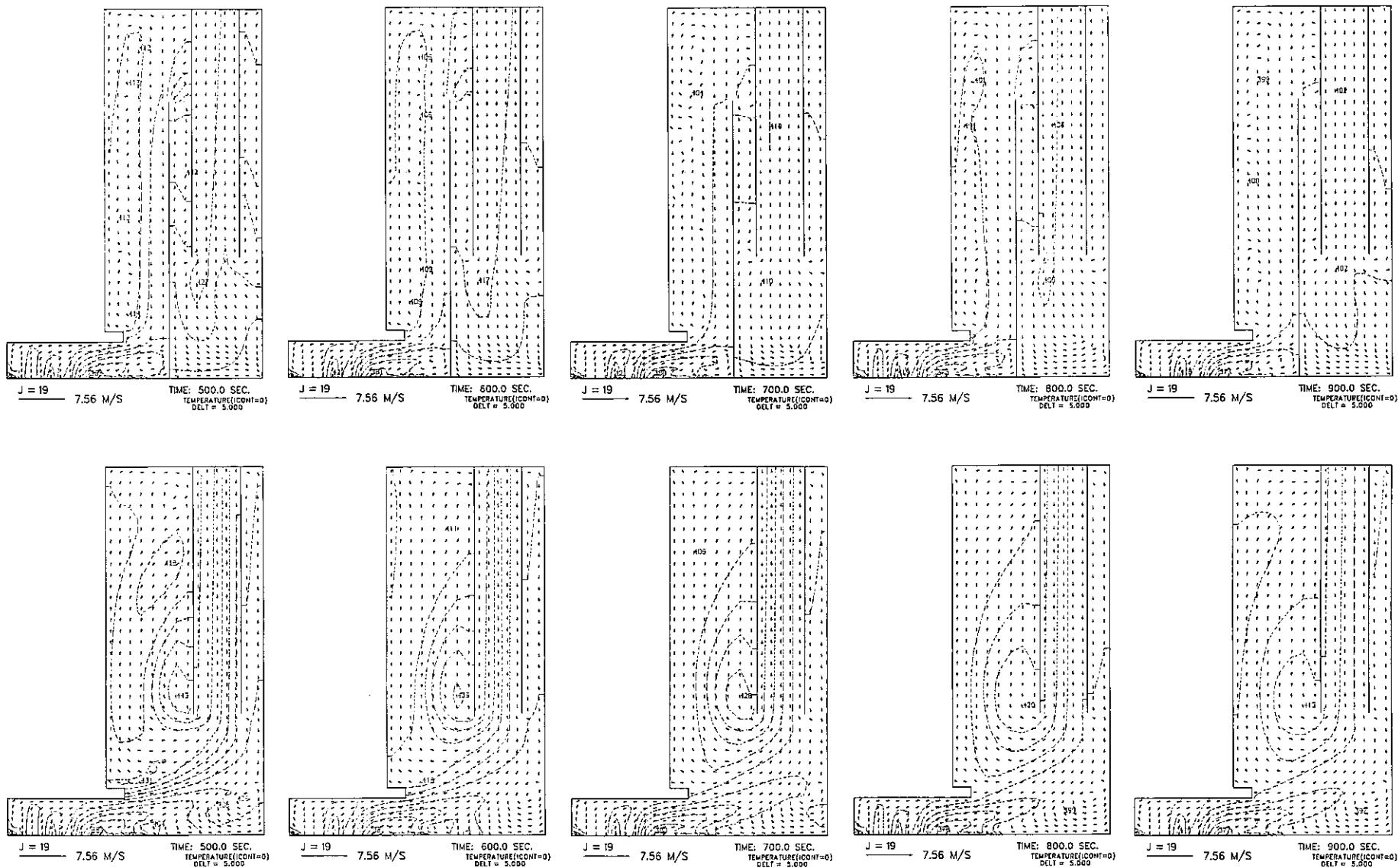


Fig. 4.5 Continued

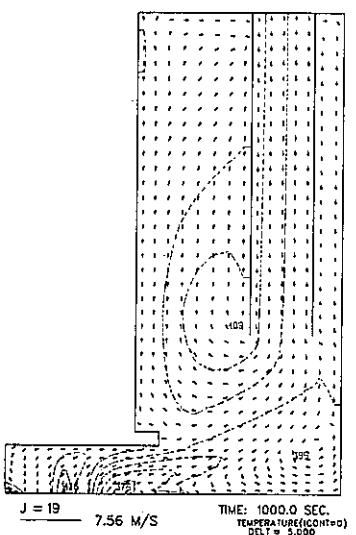
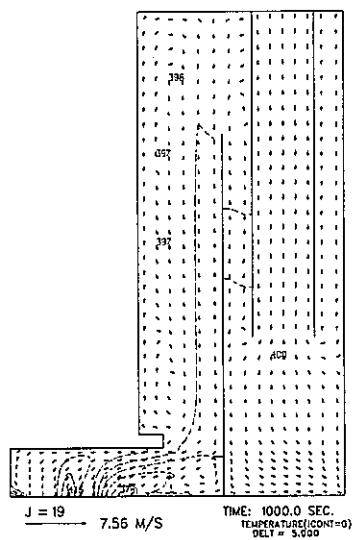


Fig. 4.5 Continued

PNC SN9410 90-147

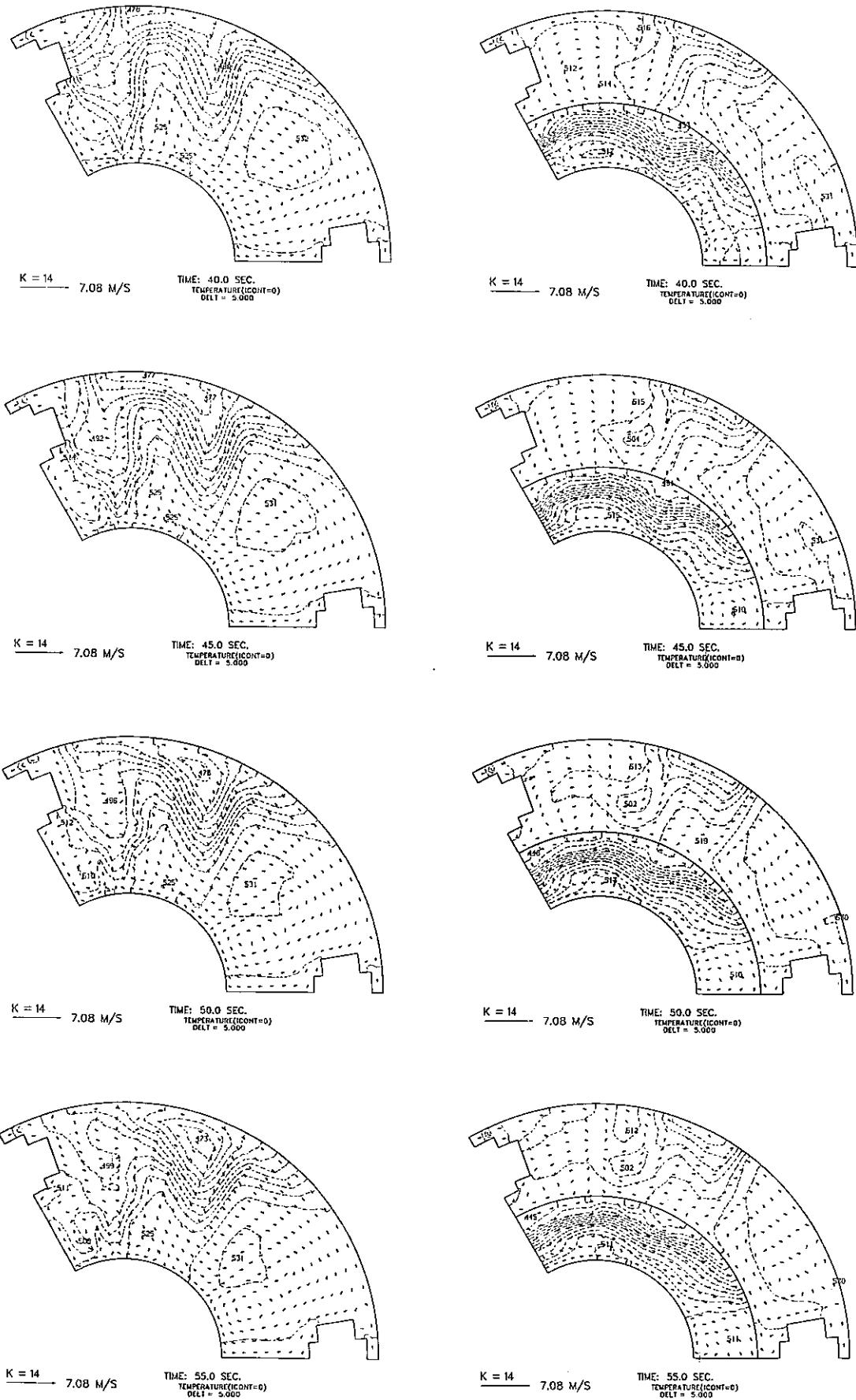


Fig. 4.6 Horizontal Temperature and Velocity Transients at K=14 Plane after Reactor Scram

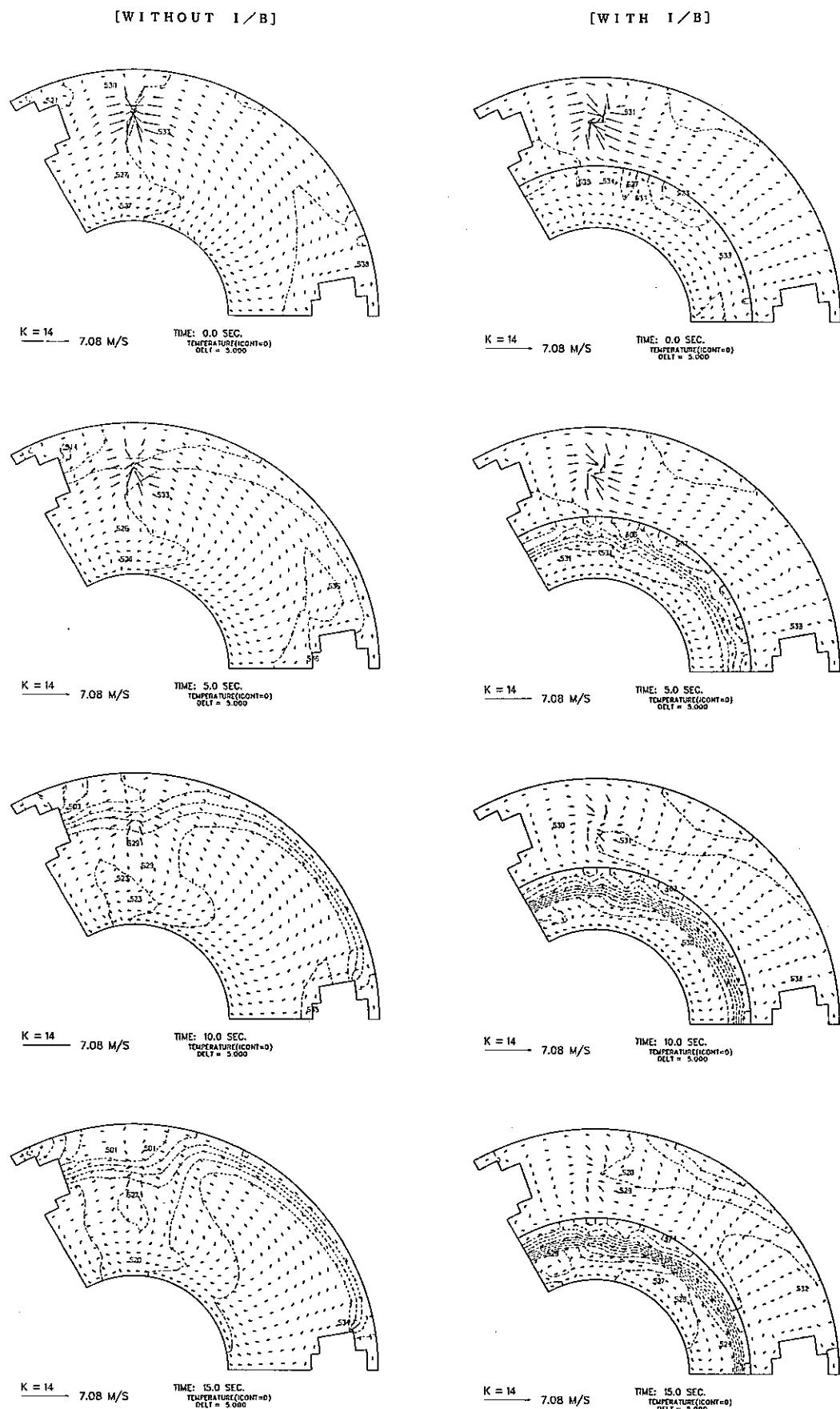
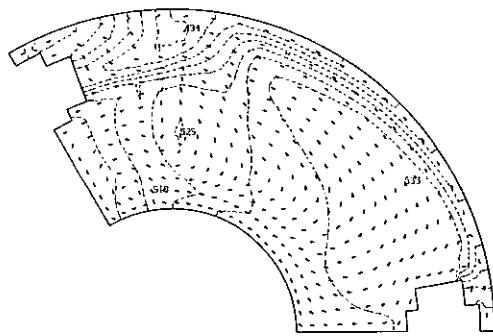
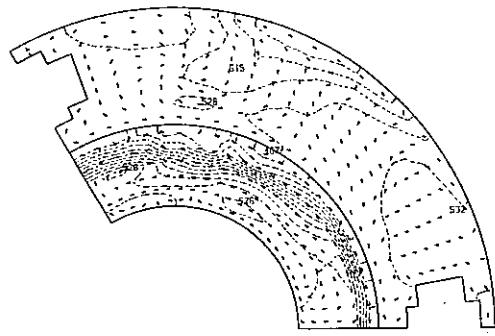


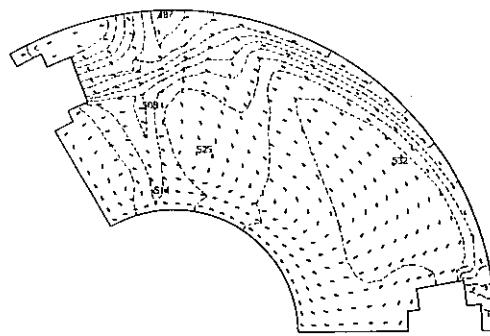
Fig. 4.6 Continued



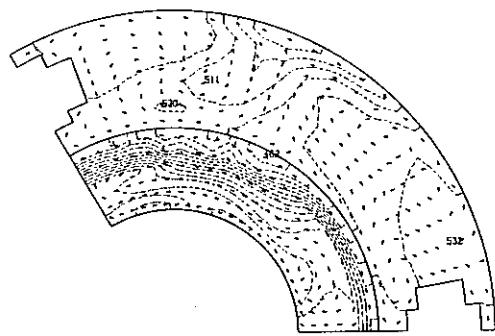
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 20.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



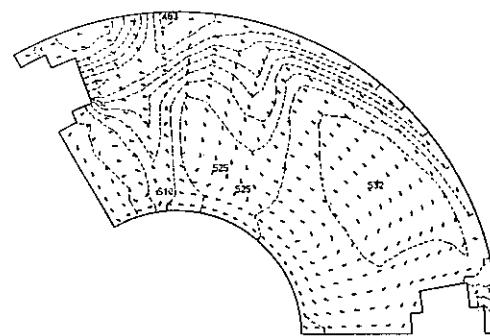
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 20.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



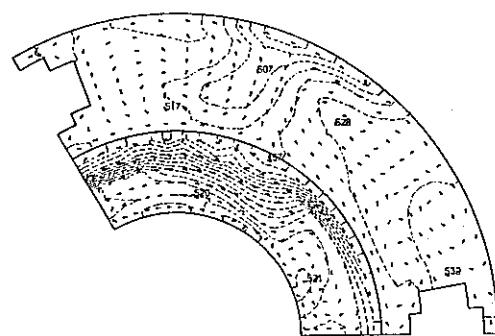
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 25.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



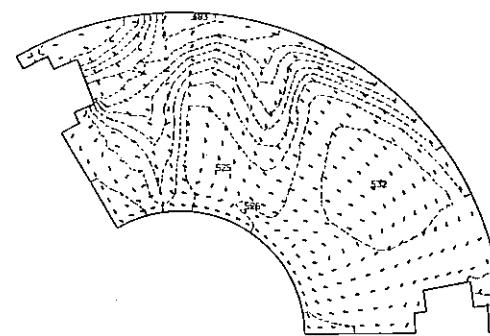
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 25.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



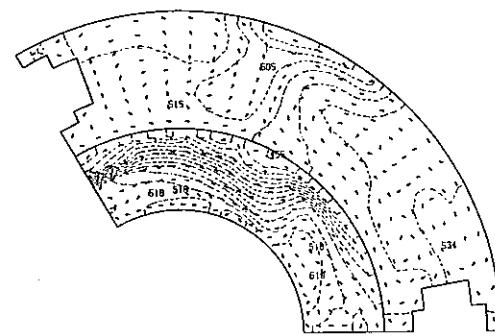
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 30.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 30.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 35.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000

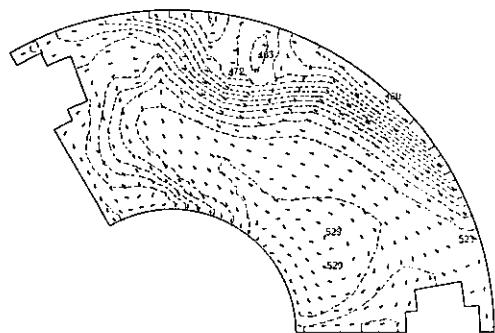


K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 35.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000

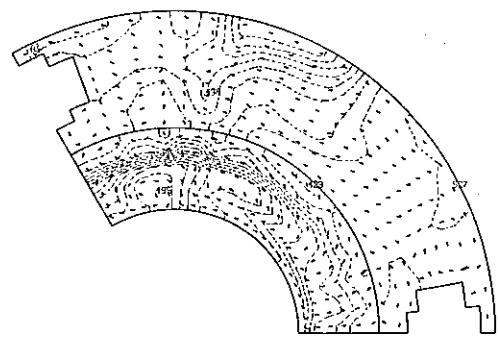
Fig. 4.6 Continued



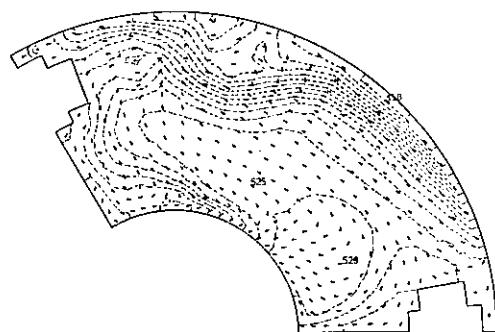
Fig. 4.6 Continued



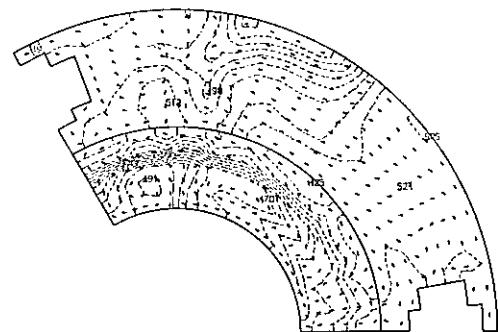
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 100.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



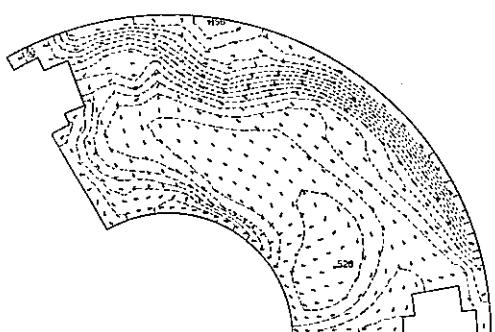
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 100.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



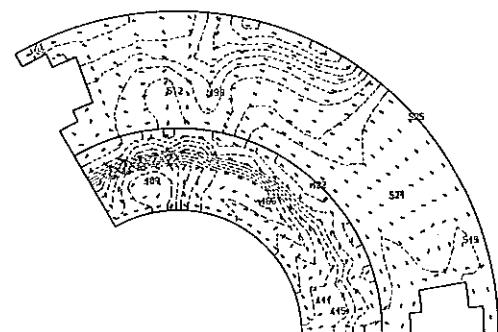
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 110.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



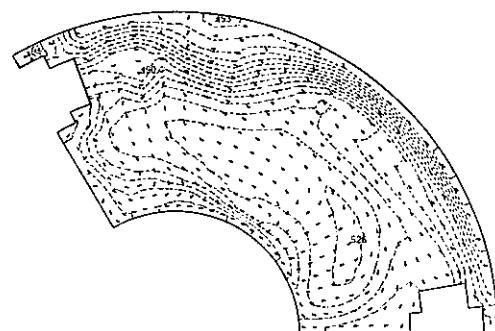
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 110.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



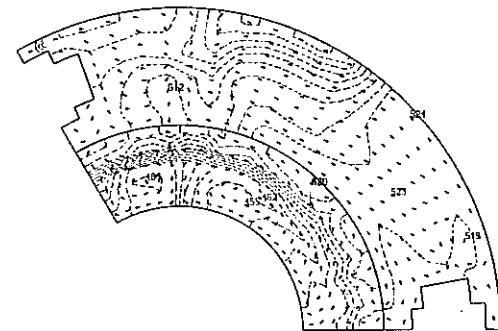
K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 120.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 120.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 130.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



K = 14 → 7.08 M/S
TIME: 130.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000

Fig. 4.6 Continued

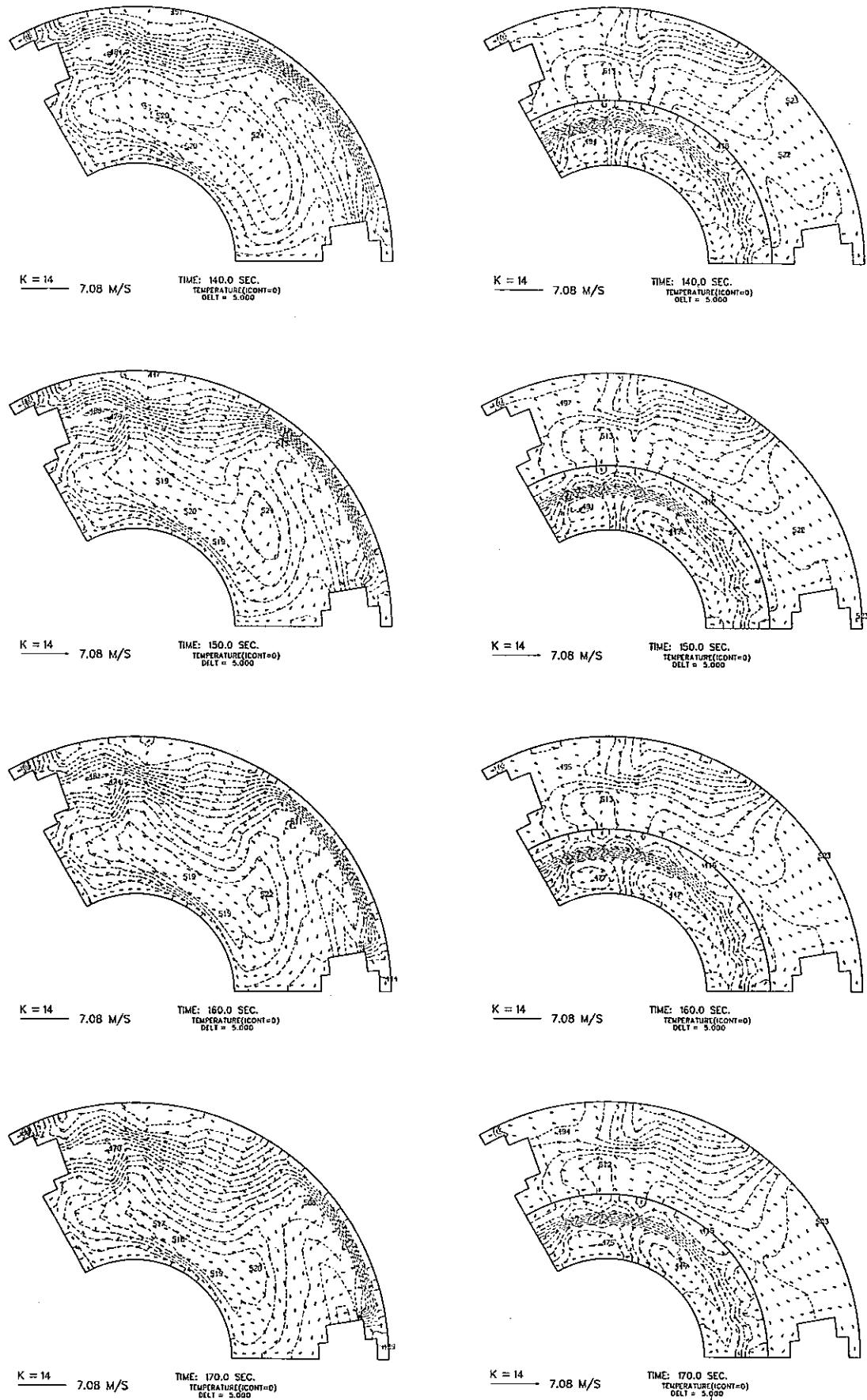


Fig. 4.6 Continued

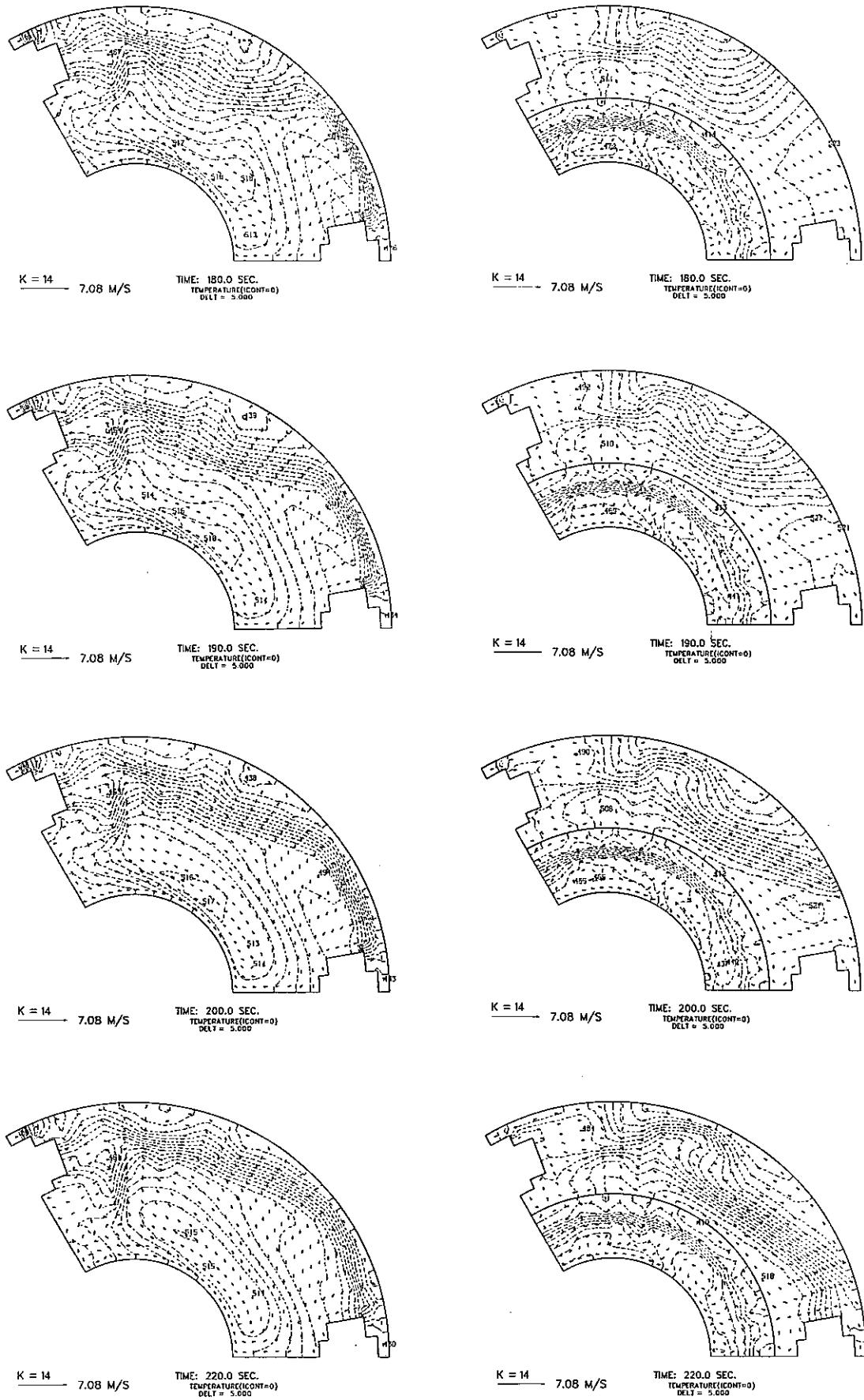


Fig. 4.6 Continued

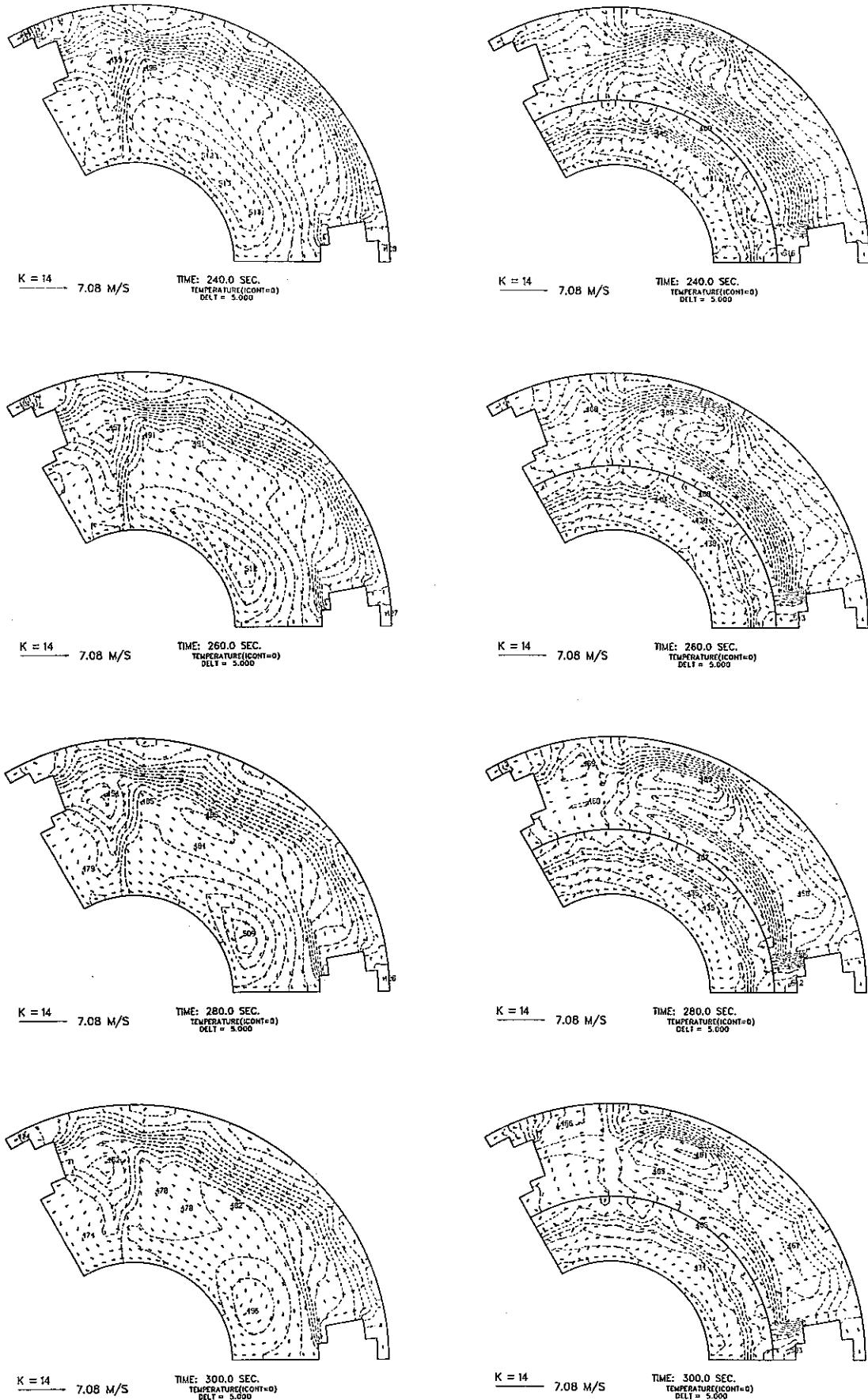


Fig. 4.6 Continued

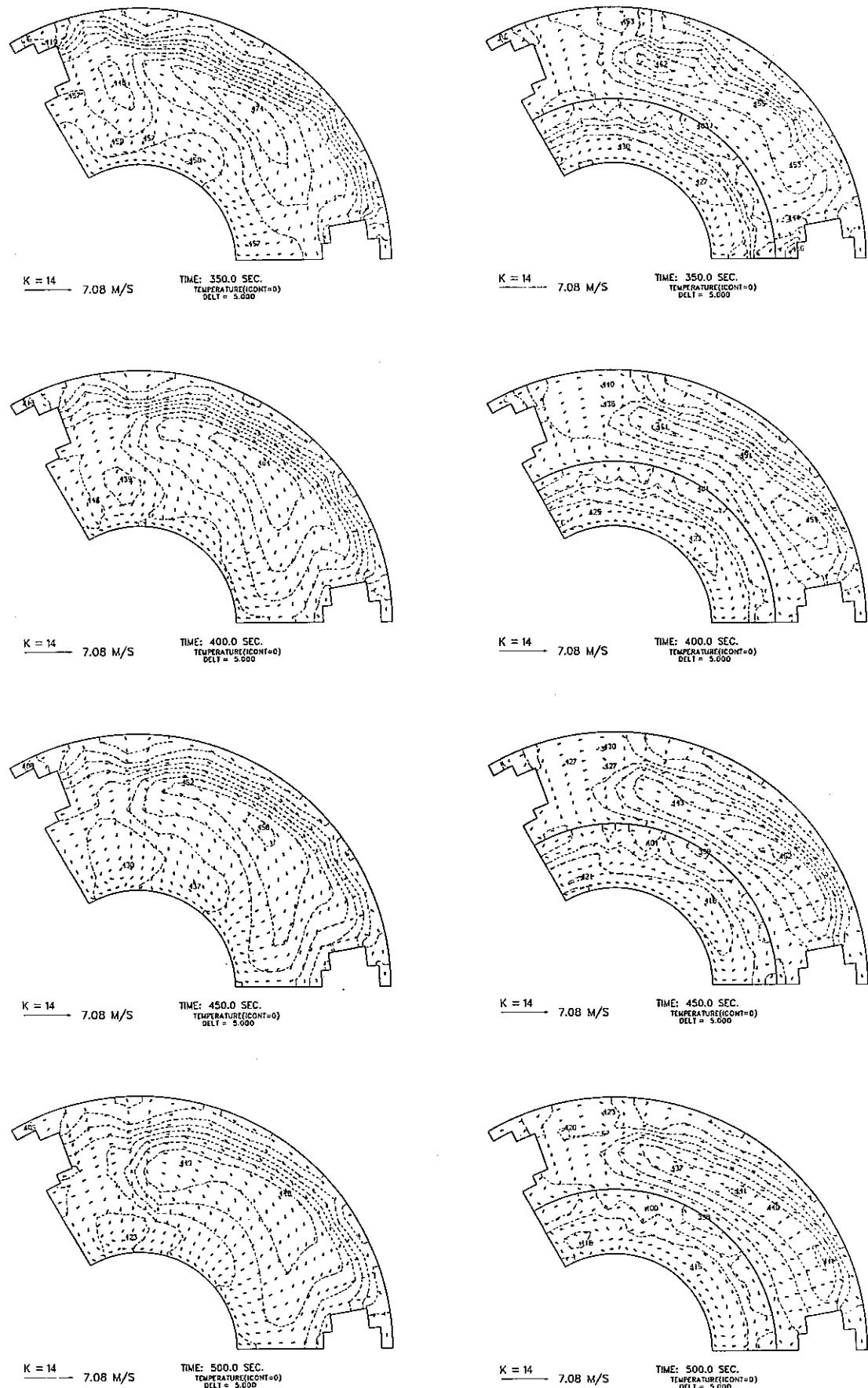
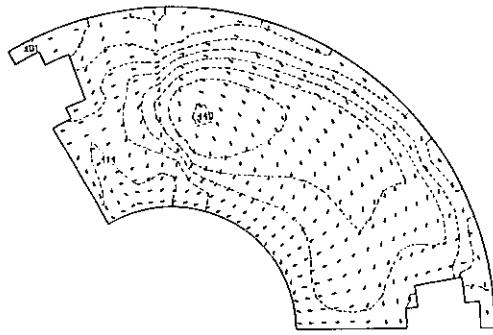
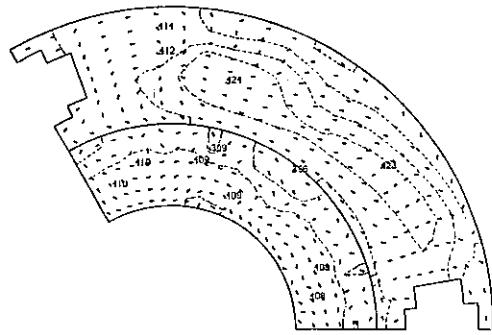


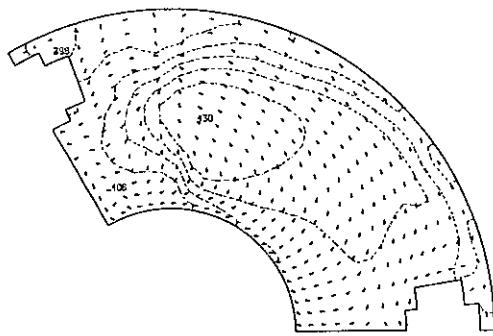
Fig. 4.6 Continued



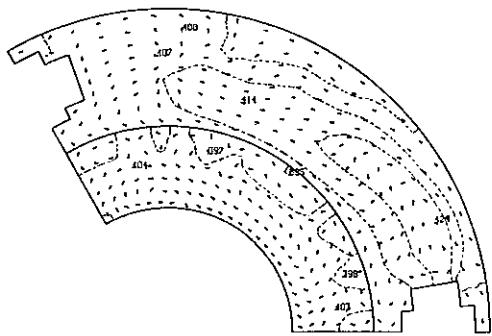
K = 14 → 7.08 M/S TIME: 600.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONST=0)
DELT = 5.000



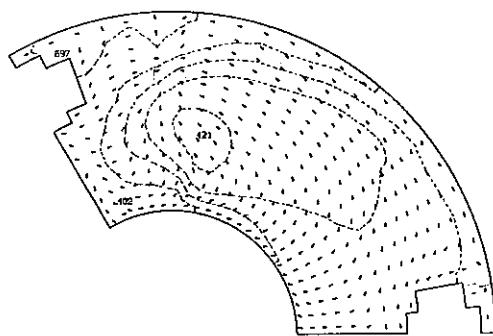
K = 14 7.08 M/S TIME: 600.0 SEC.
TEMPERATURE(100NT=0)
DELT = 5.000



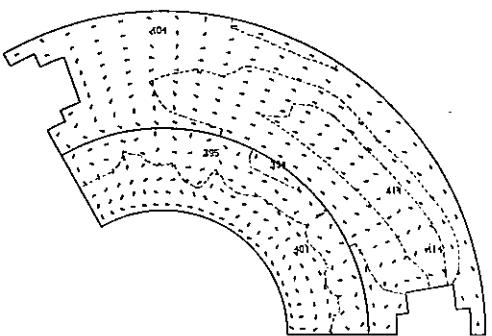
K = 14 - 7.08 M/S TIME: 700.0 SEC.
TEMPERATURE (CONT=0)
DCLT = 5.000



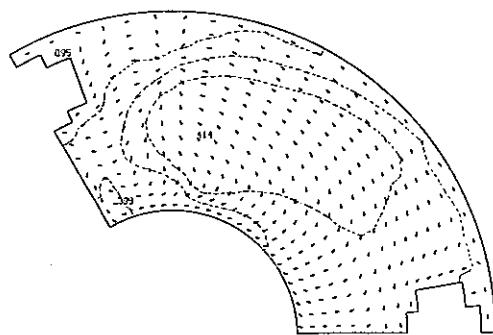
K = 14 7.08 M/S TIME: 700.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 3.000



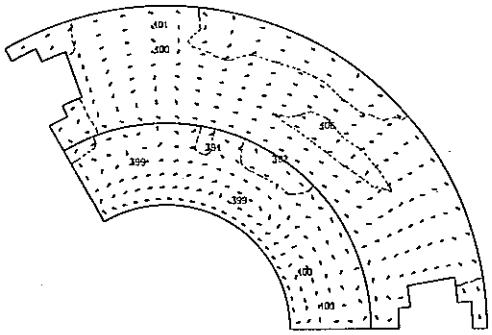
K = 14 7.08 M/S TIME: 800.0 SEC.
TEMPERATURE(1CONT=0)
DELT = 5.000



K = 14 → 7.08 M/S TIME: 800.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONTR=0)
DELT = 5.000



K = 14 7.08 M/S TIME: 900.0 SEC.
TEMPERATURE(ICON=0)
DELT = 5.000



K = 14 7.08 M/S

Fig. 4.6 Continued

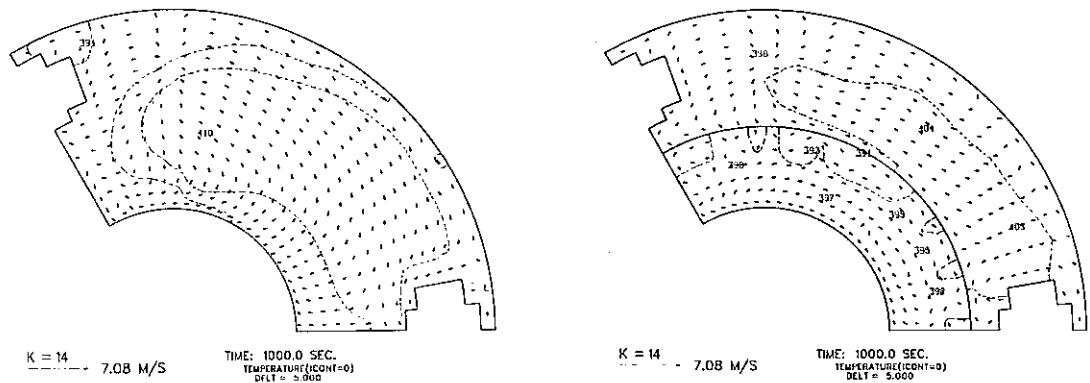


Fig. 4.6 Continued

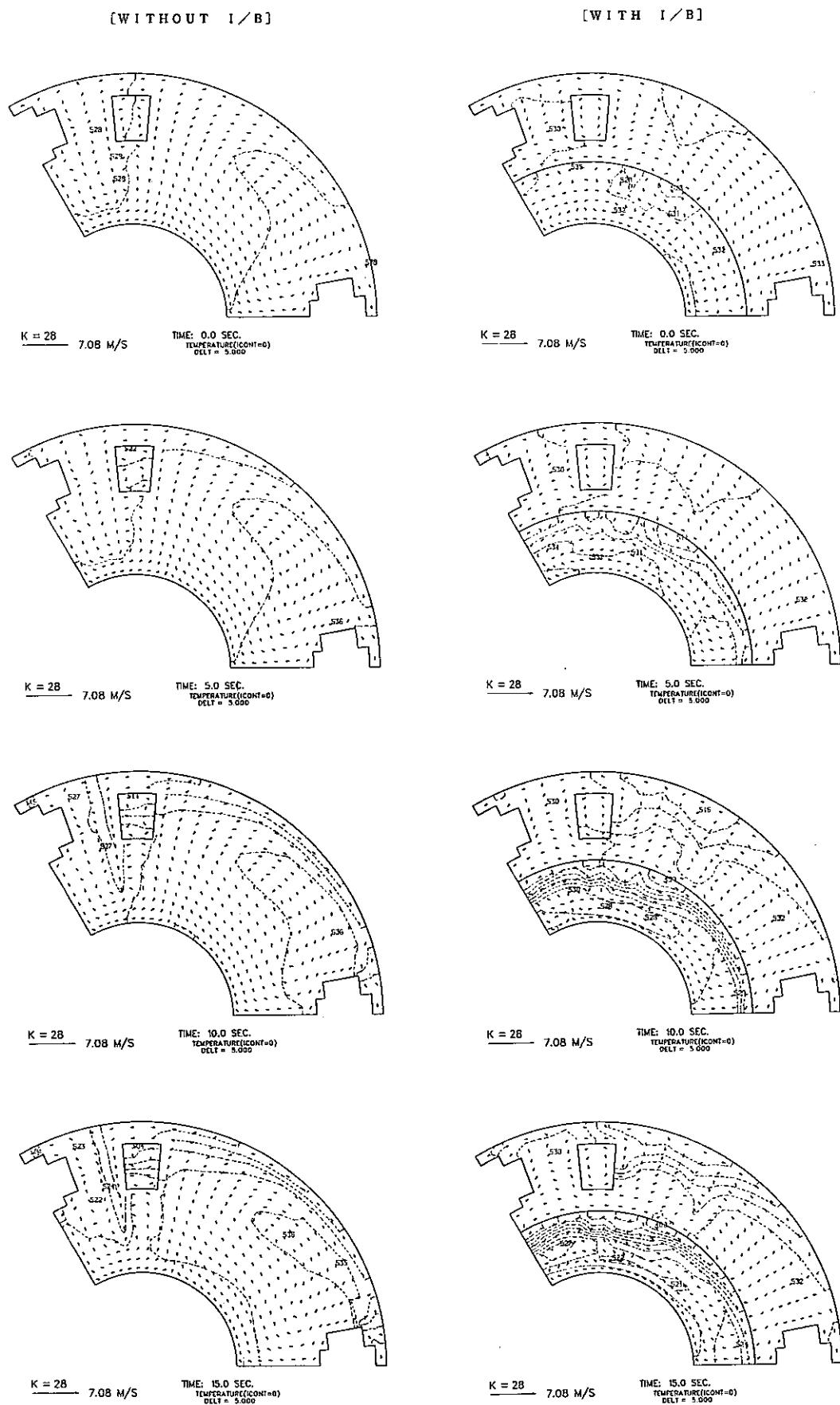
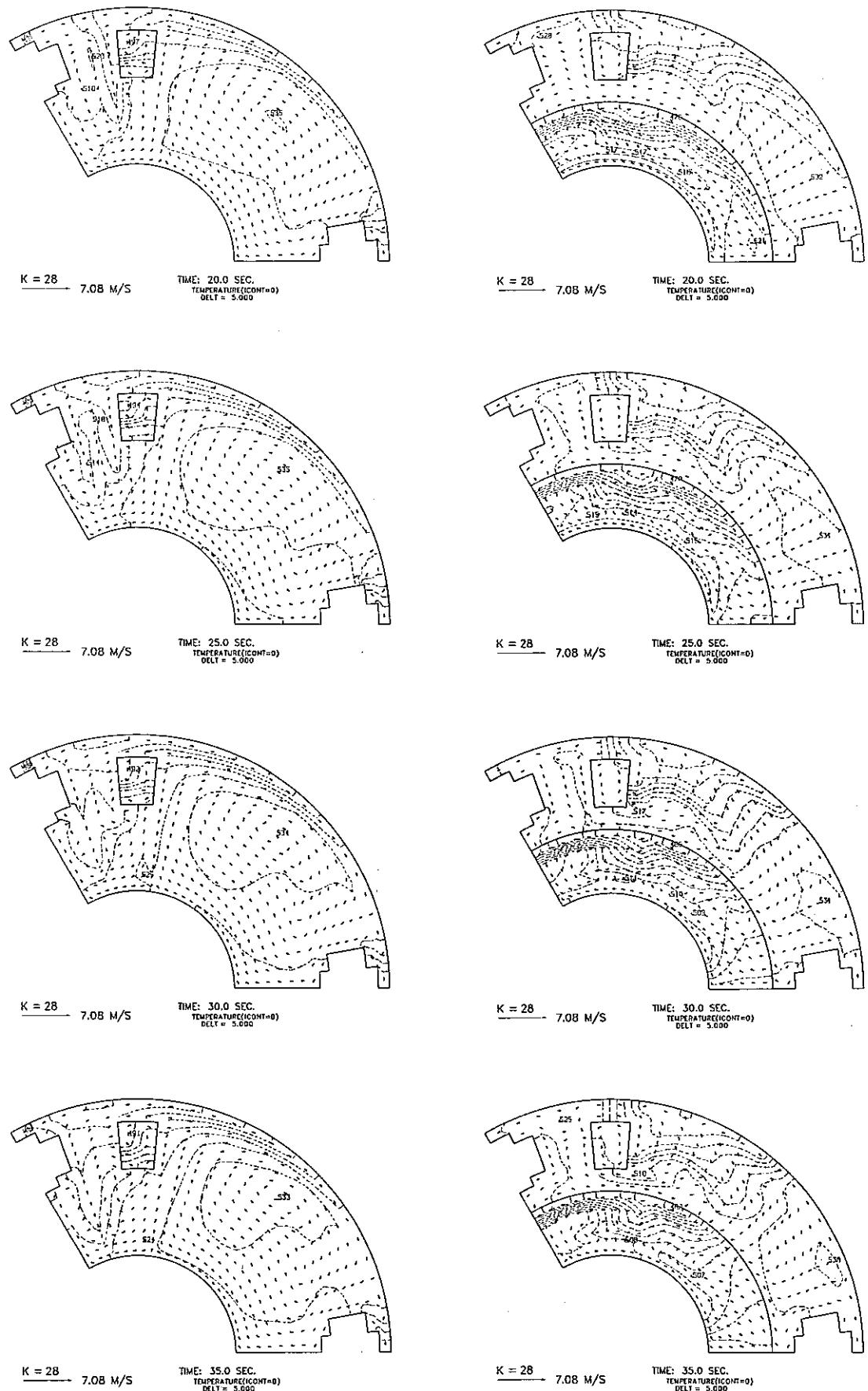


Fig. 4.7 Horizontal Temperature and Velocity Transients at K=28 Plane after Reactor Scram



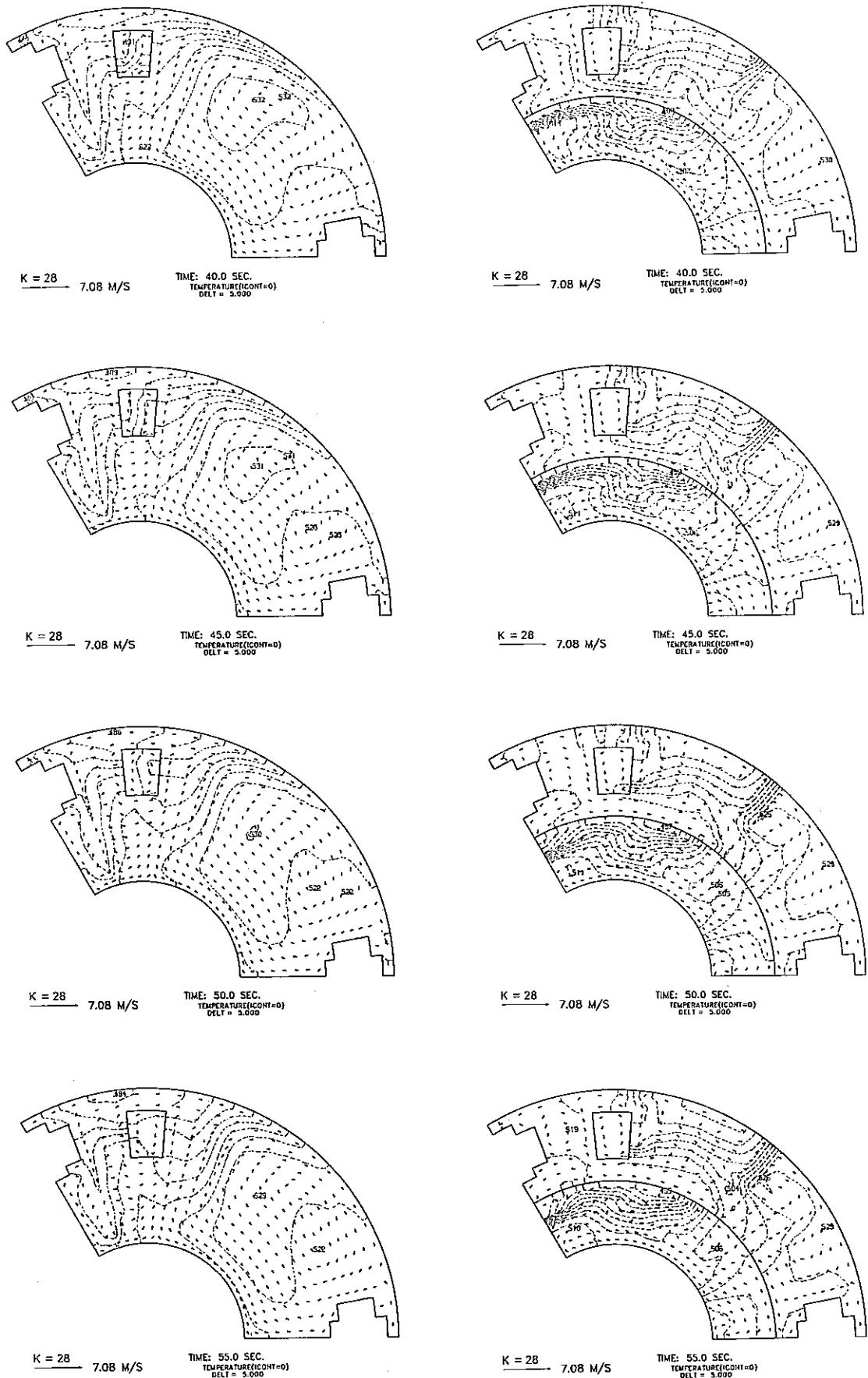


Fig. 4.7 Continued

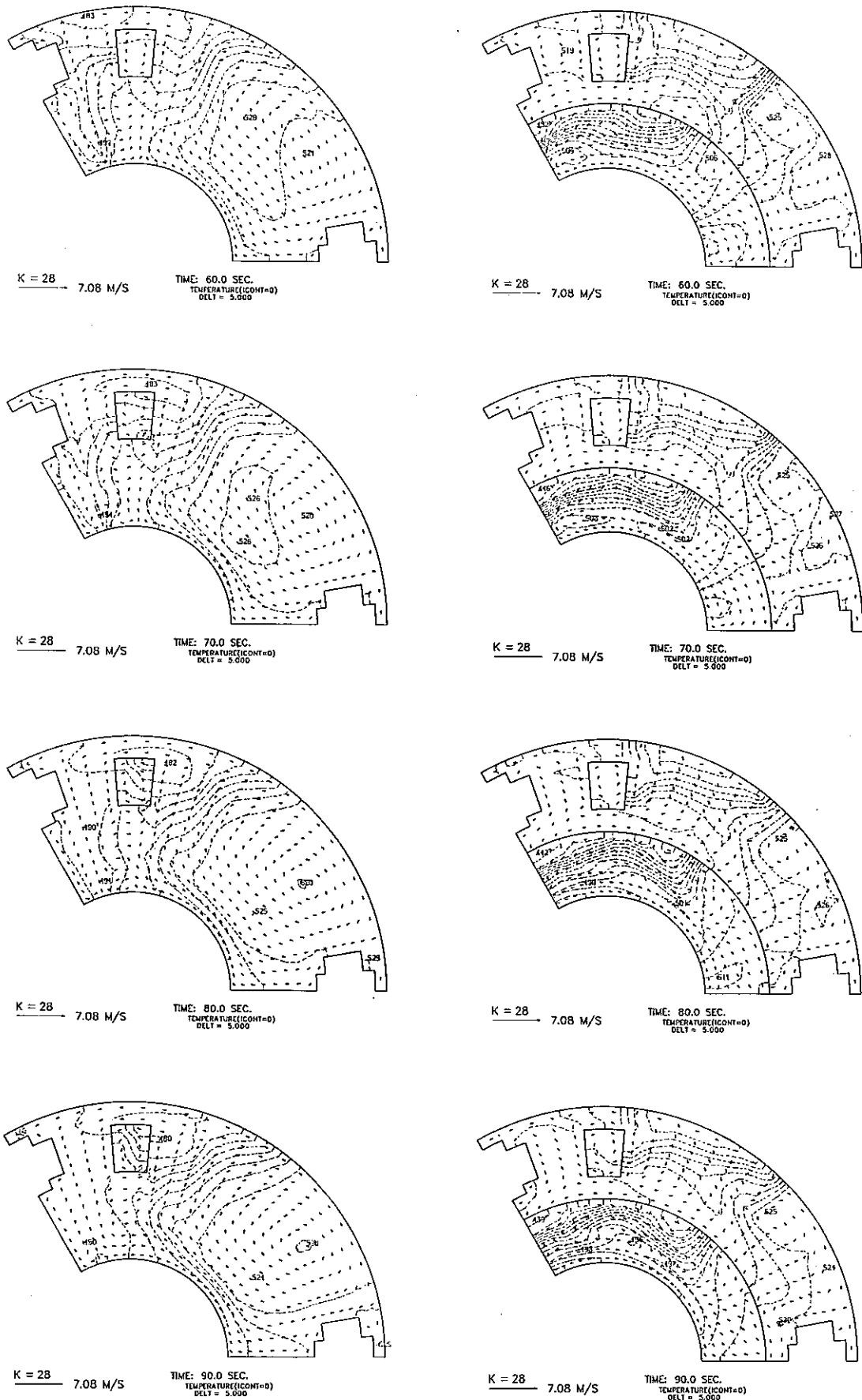


Fig. 4.7 Continued

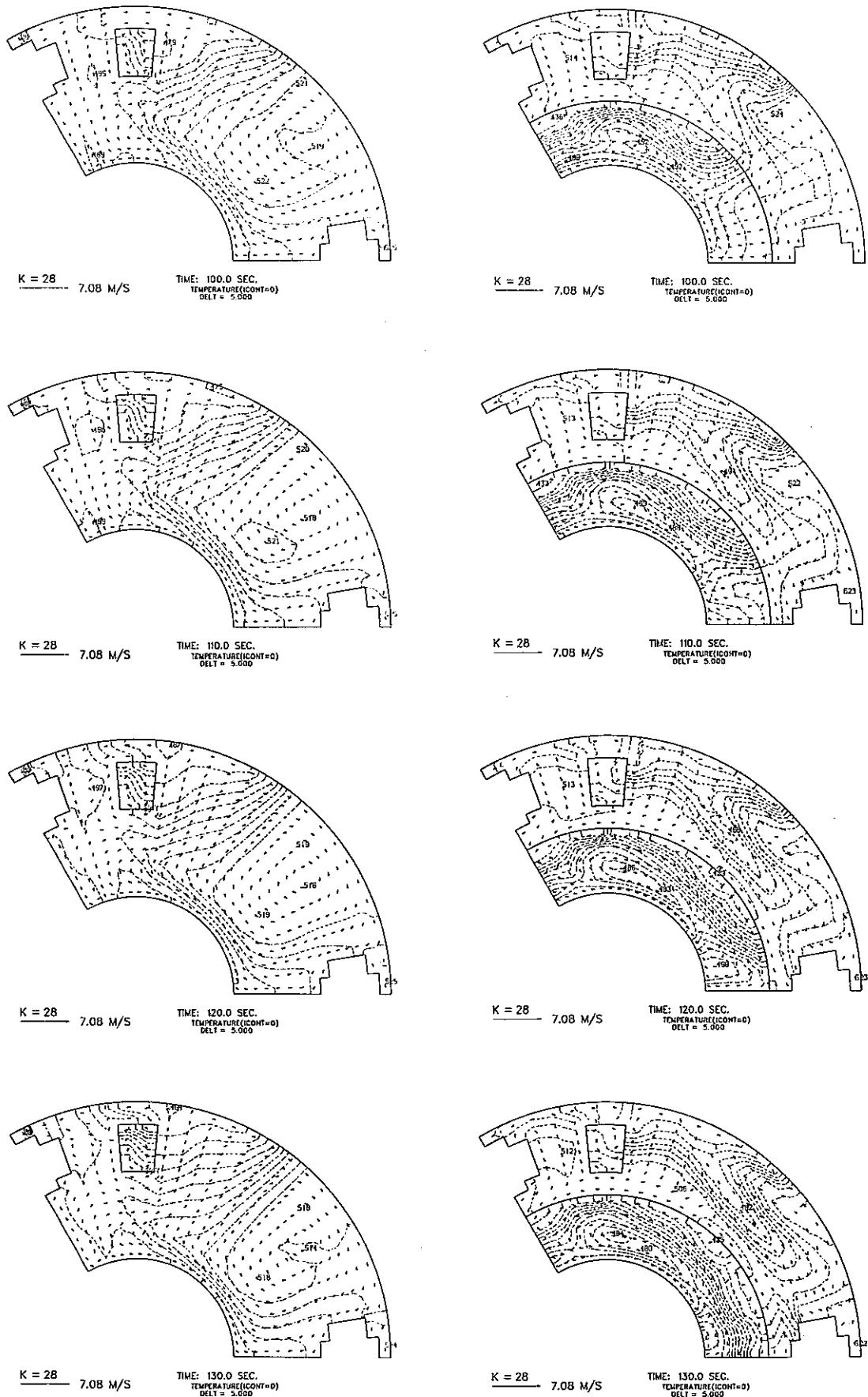
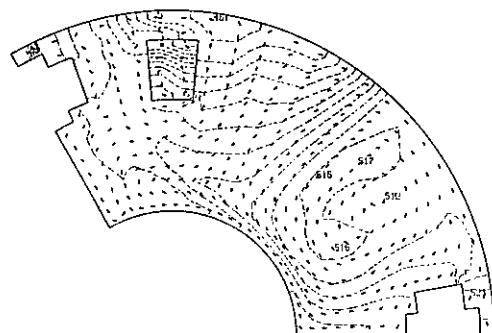
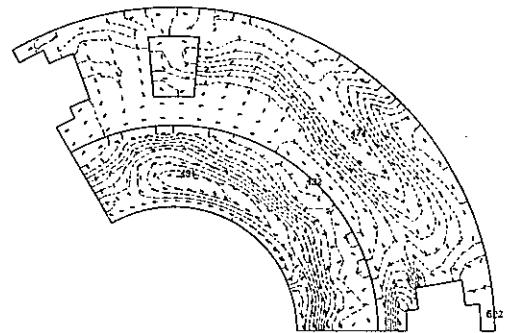


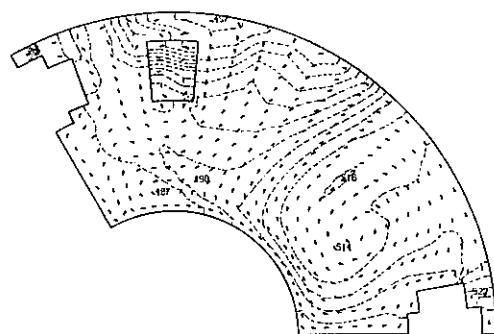
Fig. 4.7 Continued



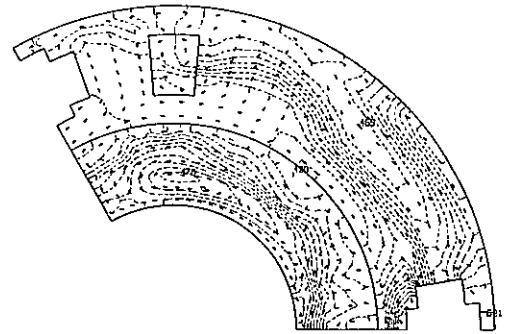
K = 28
7.08 M/S
TIME: 140.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



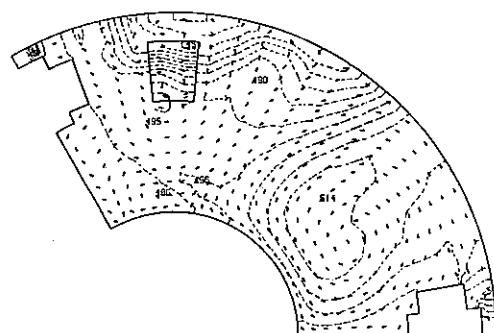
K = 28
7.08 M/S
TIME: 140.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



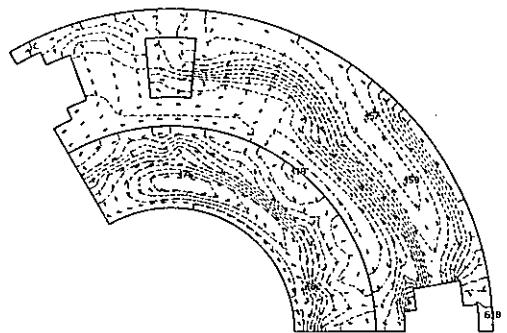
K = 28
7.08 M/S
TIME: 150.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



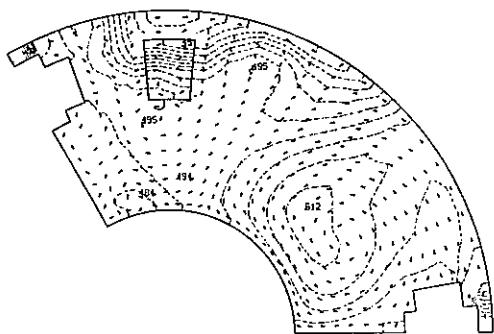
K = 28
7.08 M/S
TIME: 150.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



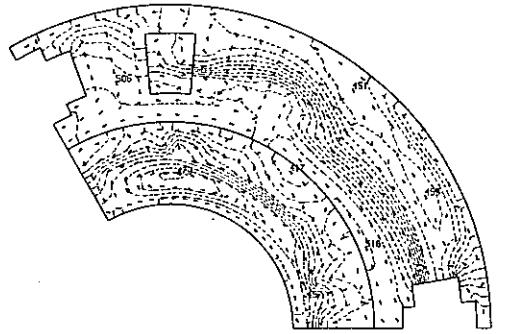
K = 28
7.08 M/S
TIME: 160.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



K = 28
7.08 M/S
TIME: 160.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



K = 28
7.08 M/S
TIME: 170.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000



K = 28
7.08 M/S
TIME: 170.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000

Fig. 4.7 Continued

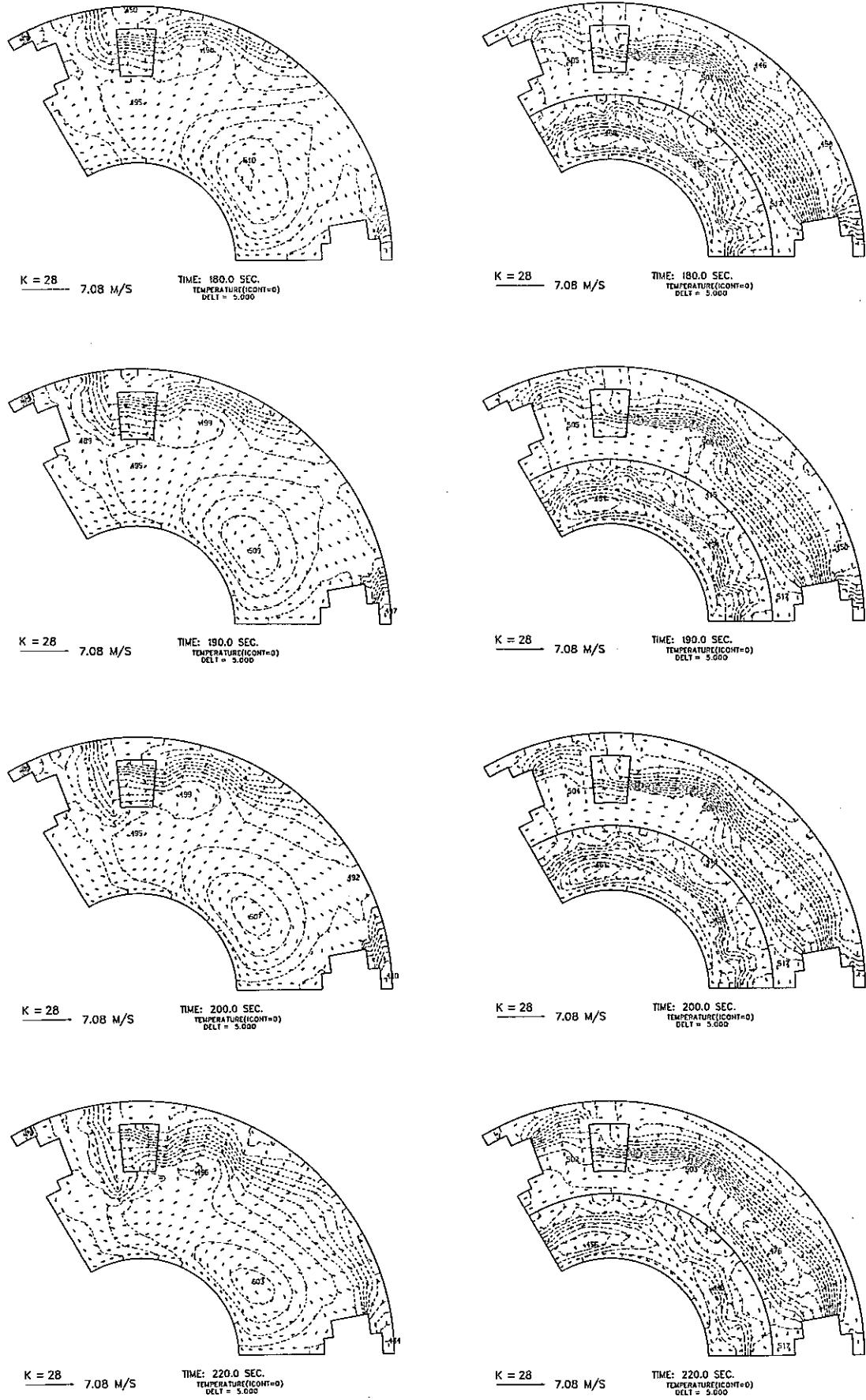
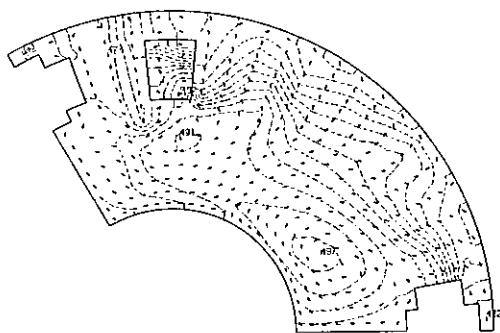


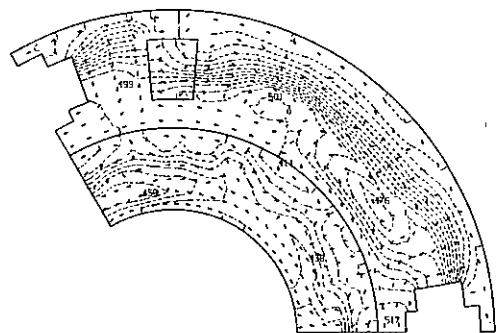
Fig. 4.7 Continued

PNC SN9410 90-147



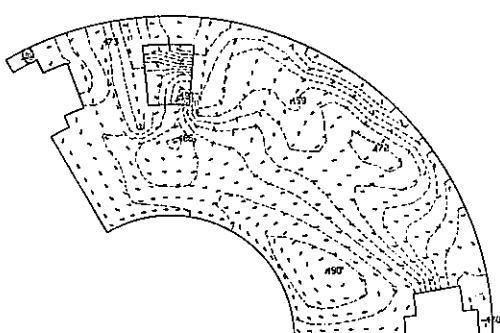
$$\underline{K = 28} \quad 7.08 \text{ M/S}$$

TIME: 240.0 SEC.
TEMPERATURE(1CONT=0)
DELT = 5.000



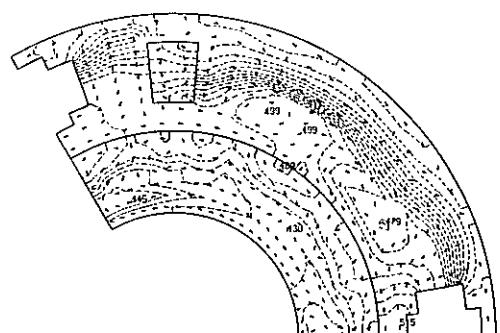
$$\frac{K = 28}{\longrightarrow} 7.08 \text{ M/S}$$

TIME: 240.0 SEC.
TEMPERATURE (ICONTR=0)
DELT = 5.000



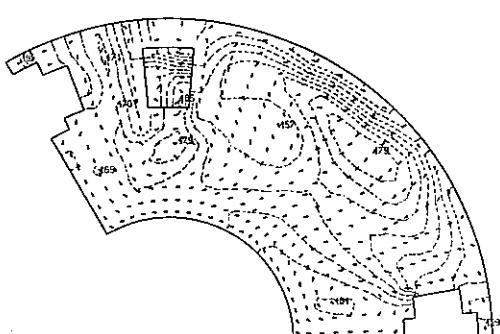
$$\frac{K = 28}{\text{---}} \quad 7.08 \text{ m/s}$$

TIME: 260.0 SEC.
TEMPERATURE (CONT=0)
101.5 ° C



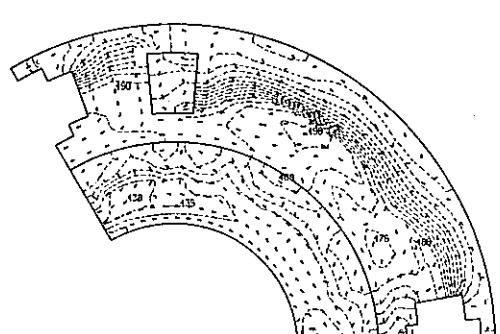
$$K = 28 \quad 7.08 \text{ M/S}$$

TIME: 260.0 SEC.
TEMPERATURE (CONT'D)
SALT = 5.000



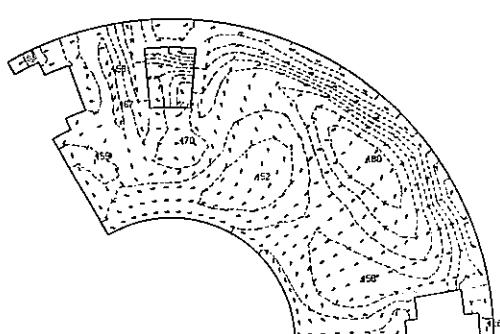
$$K = 28 \quad \longrightarrow \quad 7.08 \text{ M/S}$$

TIME: 280.0 SEC.
TEMPERATURE (CONT=0)



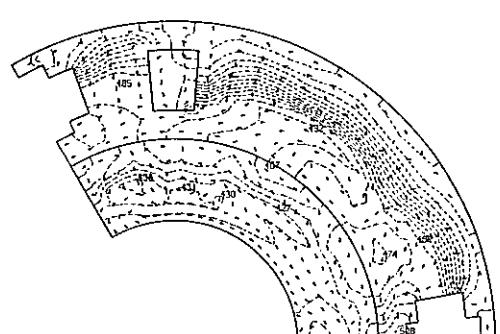
$$K = 28 \text{ ZOB m/s}$$

TIME: 280.0 SEC.
F0V/SCA/TIME (CONT-0)



K = 28 7.08 M/S

TIME: 300.0 SEC.
TEMPERATURE (CONT=0)



$K = 28$ $\rightarrow 7.08 \text{ m/s}$

TIME: 300.0 SEC.
TEMPERATURE (CONT'D)

Fig. 4.7. Continued

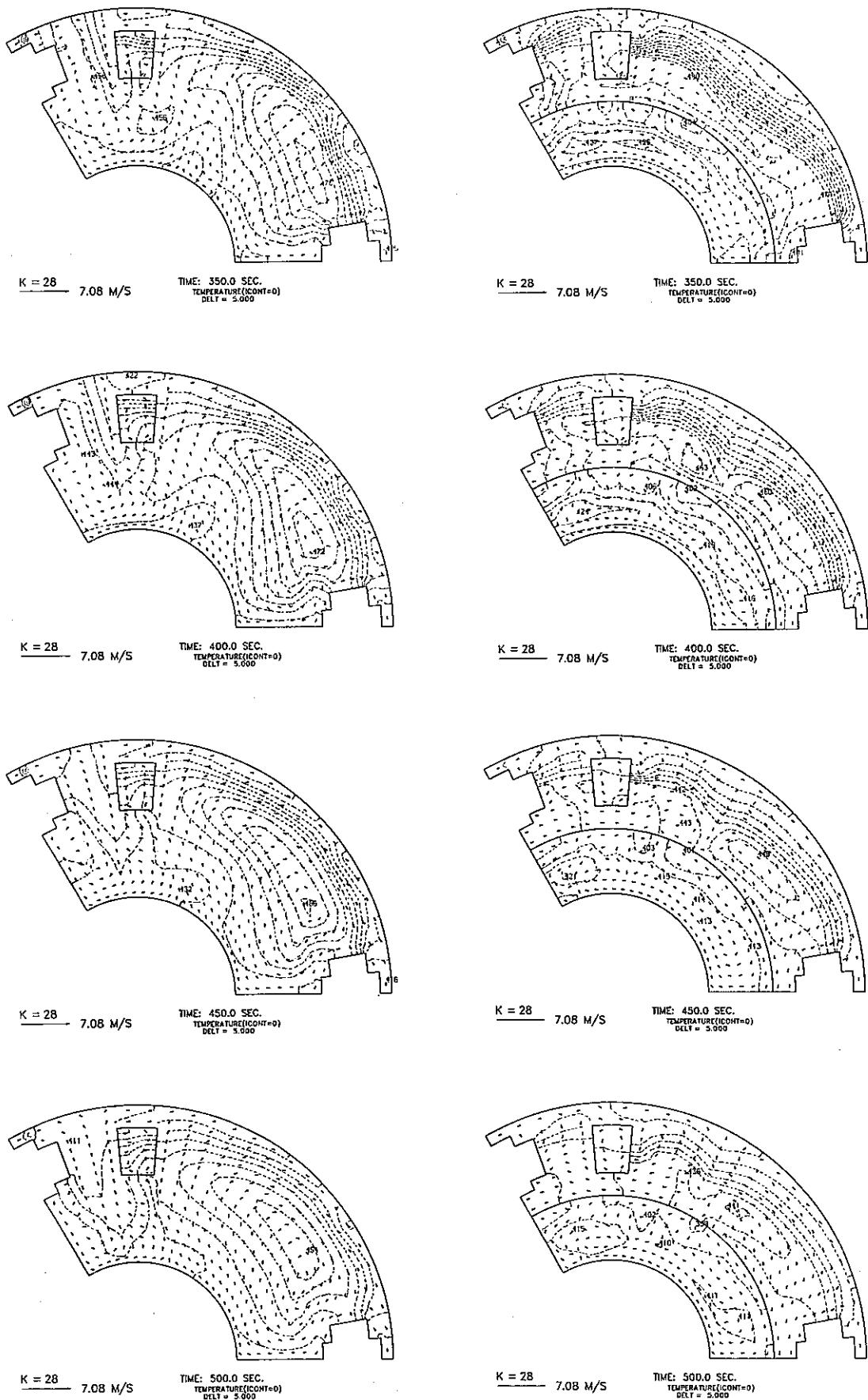
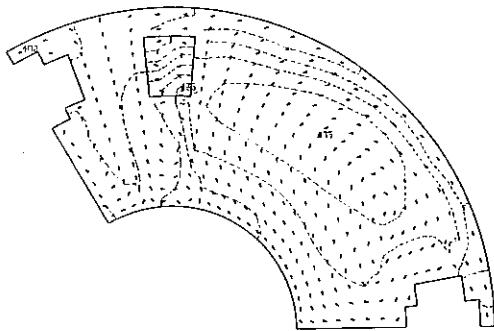
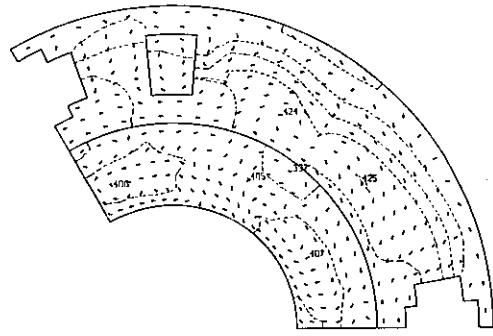


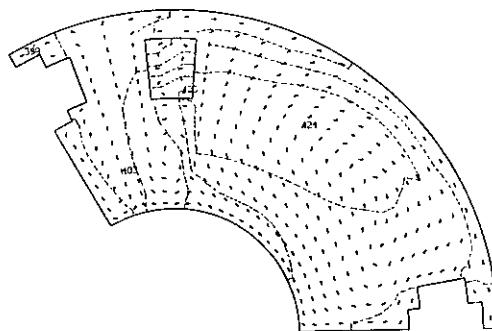
Fig. 4.7 Continued



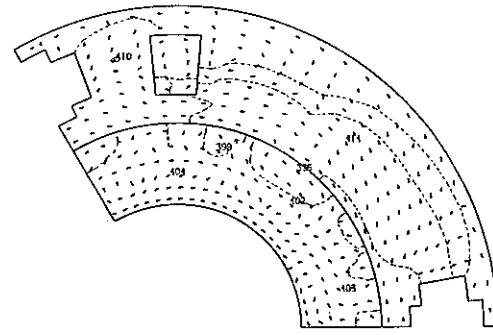
K = 28 7.08 M/S
TIME: 600.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



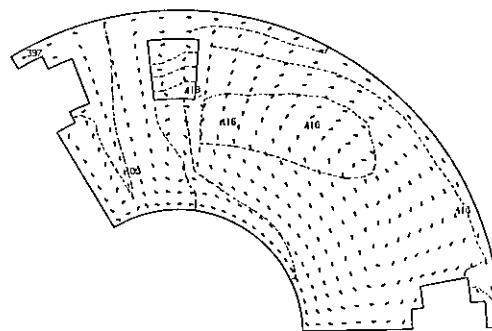
K = 28 7.08 M/S
TIME: 600.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



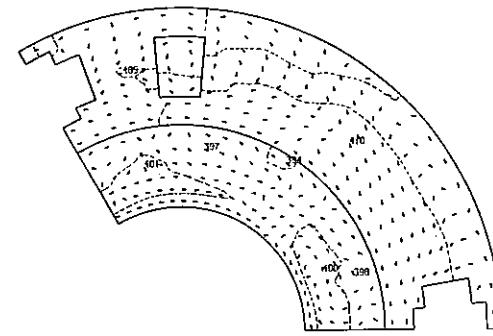
K = 28 7.08 M/S
TIME: 700.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



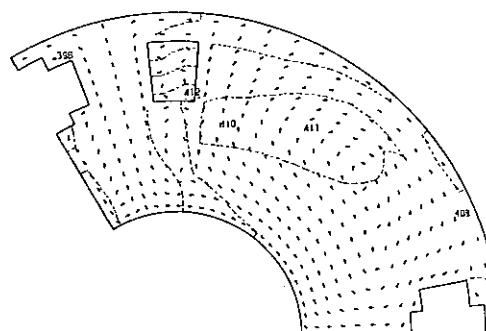
K = 28 7.08 M/S
TIME: 700.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.002



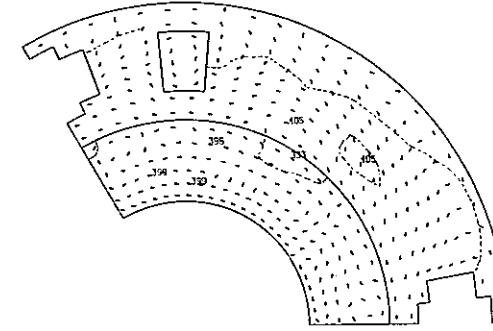
K = 28 7.08 M/S
TIME: 800.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



K = 28 7.08 M/S
TIME: 800.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000

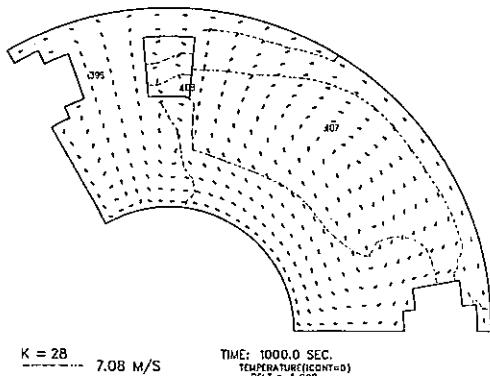


K = 28 7.08 M/S
TIME: 900.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000



K = 28 7.08 M/S
TIME: 900.0 SEC.
TEMPERATURE(CONT=0)
DELT = 5.000

Fig. 4.7 Continued



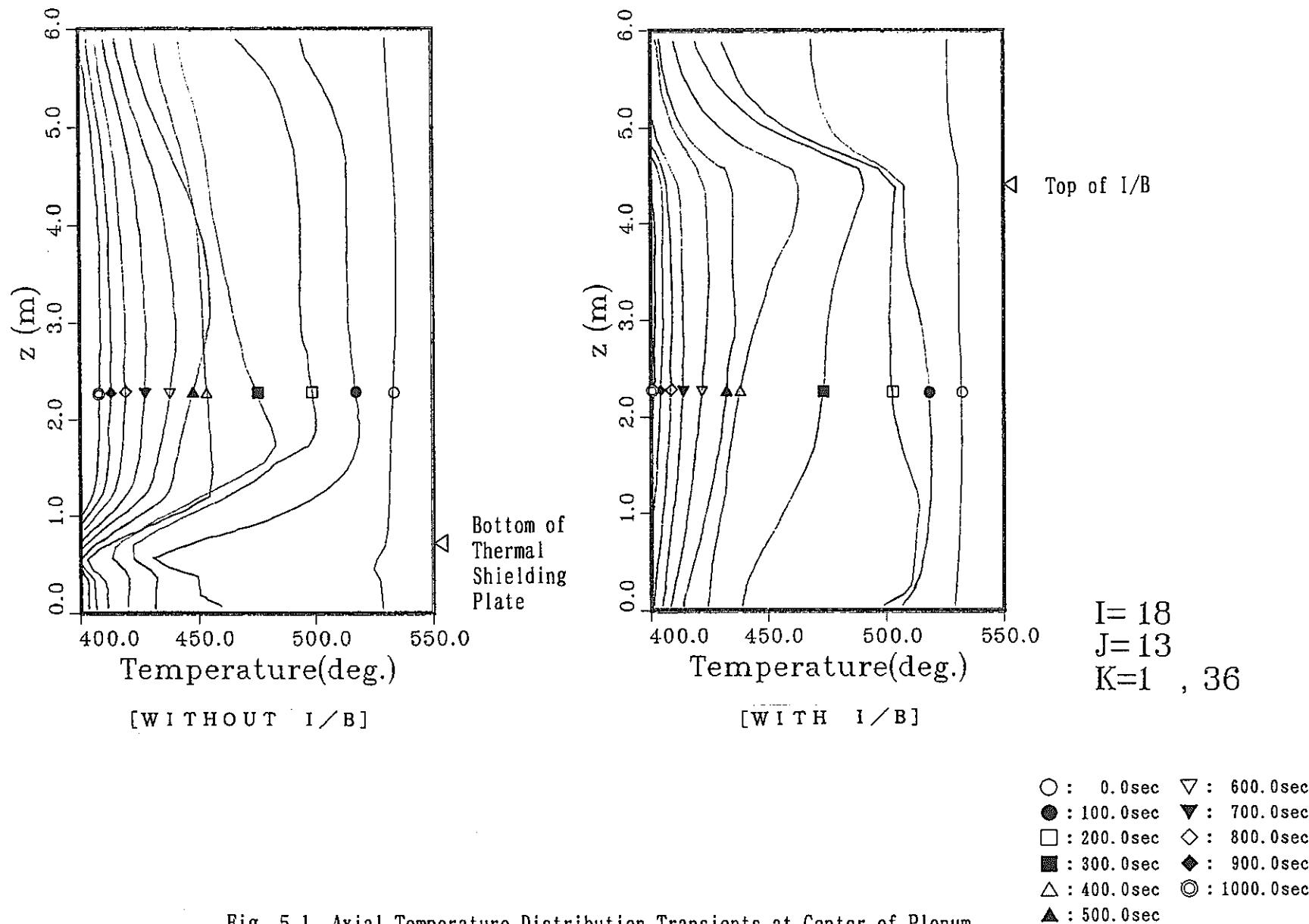
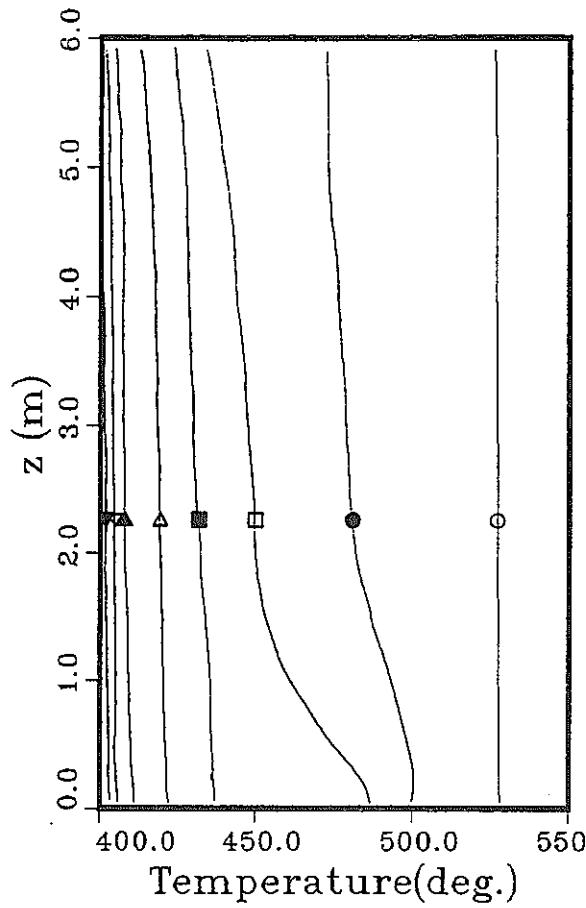
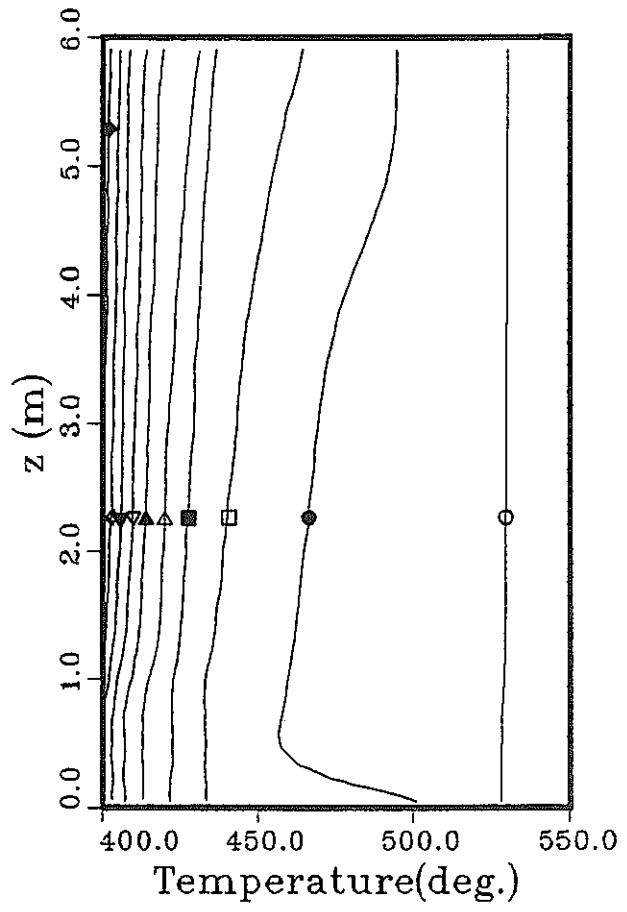


Fig. 5.1 Axial Temperature Distribution Transients at Center of Plenum



$I=25$
 $J=13$
 $K=1, 36$

- : 0.0sec ▽ : 600.0sec
- : 100.0sec ▼ : 700.0sec
- : 200.0sec ◇ : 800.0sec
- : 300.0sec ◆ : 900.0sec
- △ : 400.0sec ○ : 1000.0sec
- ▲ : 500.0sec



[W I T H O U T I/B]

Fig. 5.2 Axial Temperature Distribution Transients at Adjacent Cells of Reactor Vessel Wall

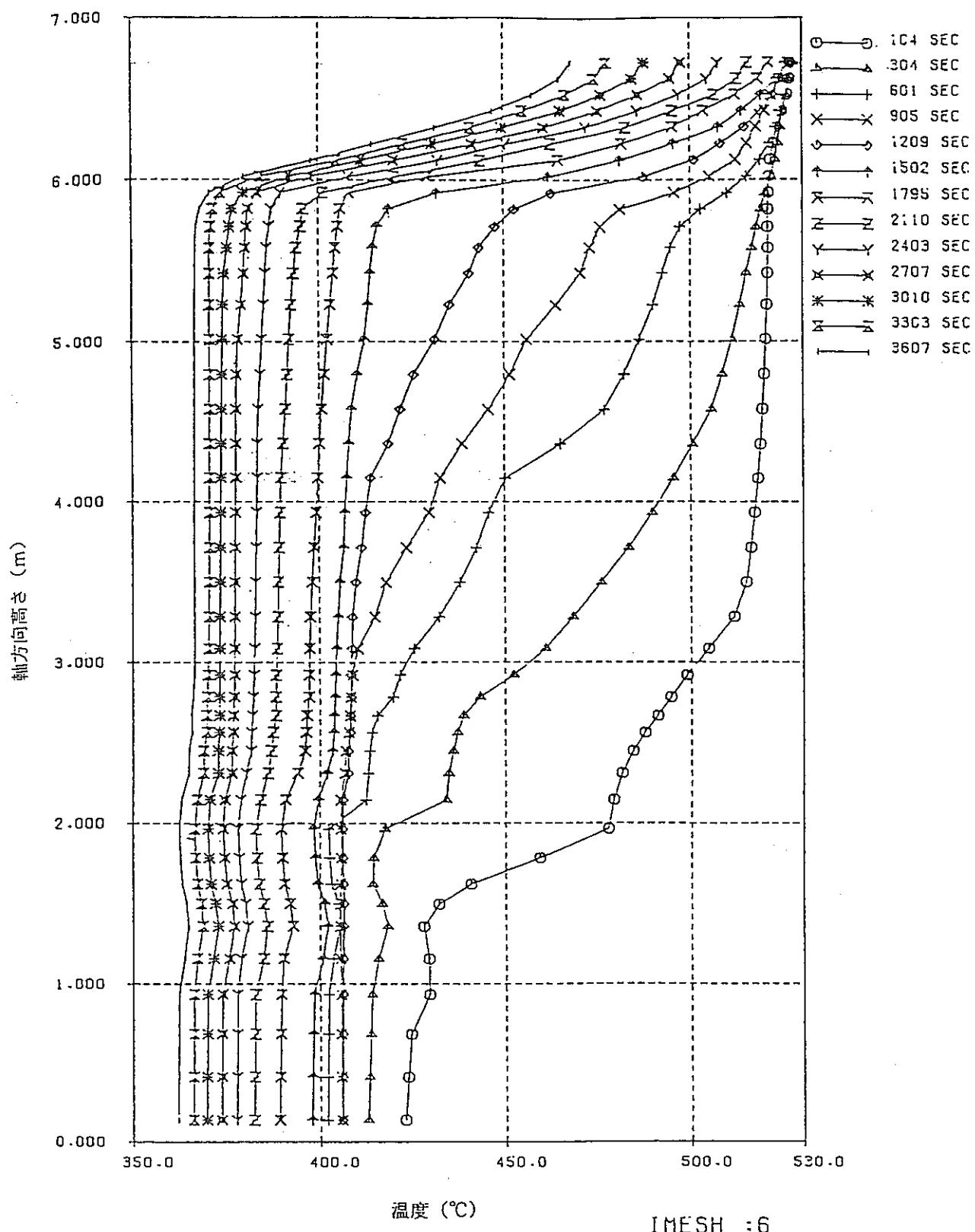


Fig. 5.3 Axial Temperature Distribution Transient on the MONTU Reactor

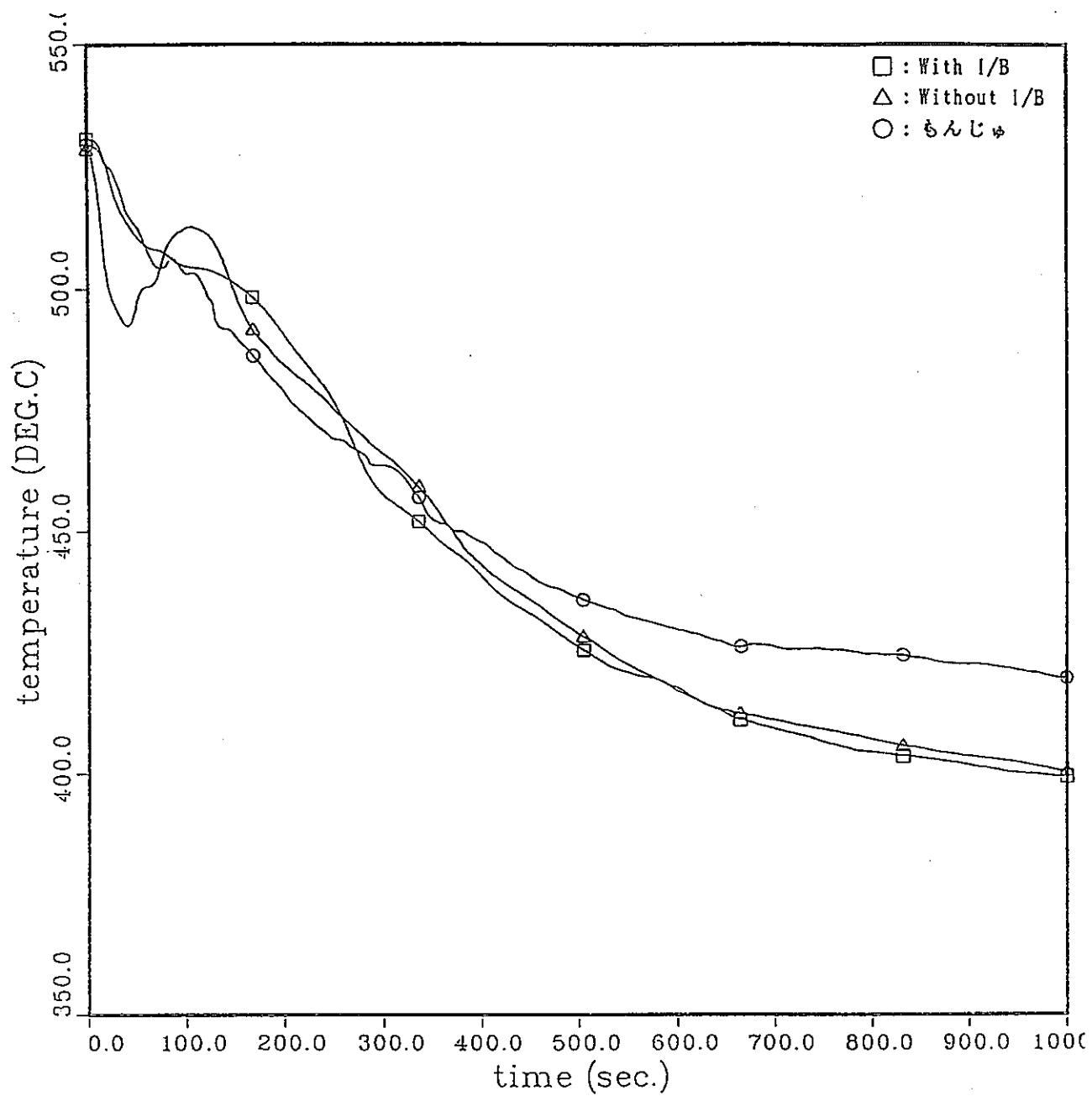


Fig. 5.4 Sodium Temperature Transients at Outlet Nozzle

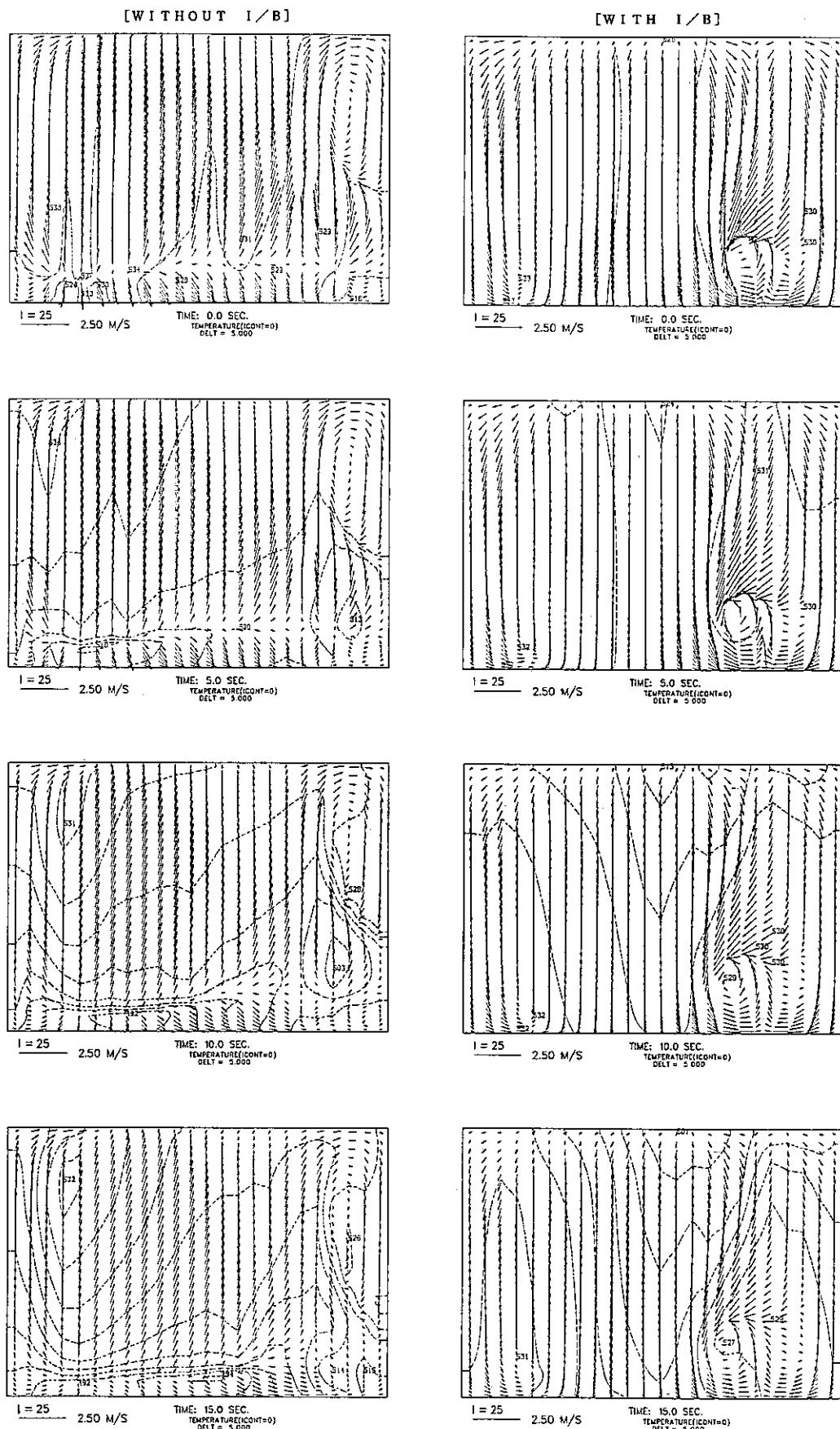


Fig. 5.5 Circumferential Temperature and Velocity Distribution Transients at Adjacebt Cells of Reactor Vessel Wall after Reactor Scram

PNC SN9410 90-147

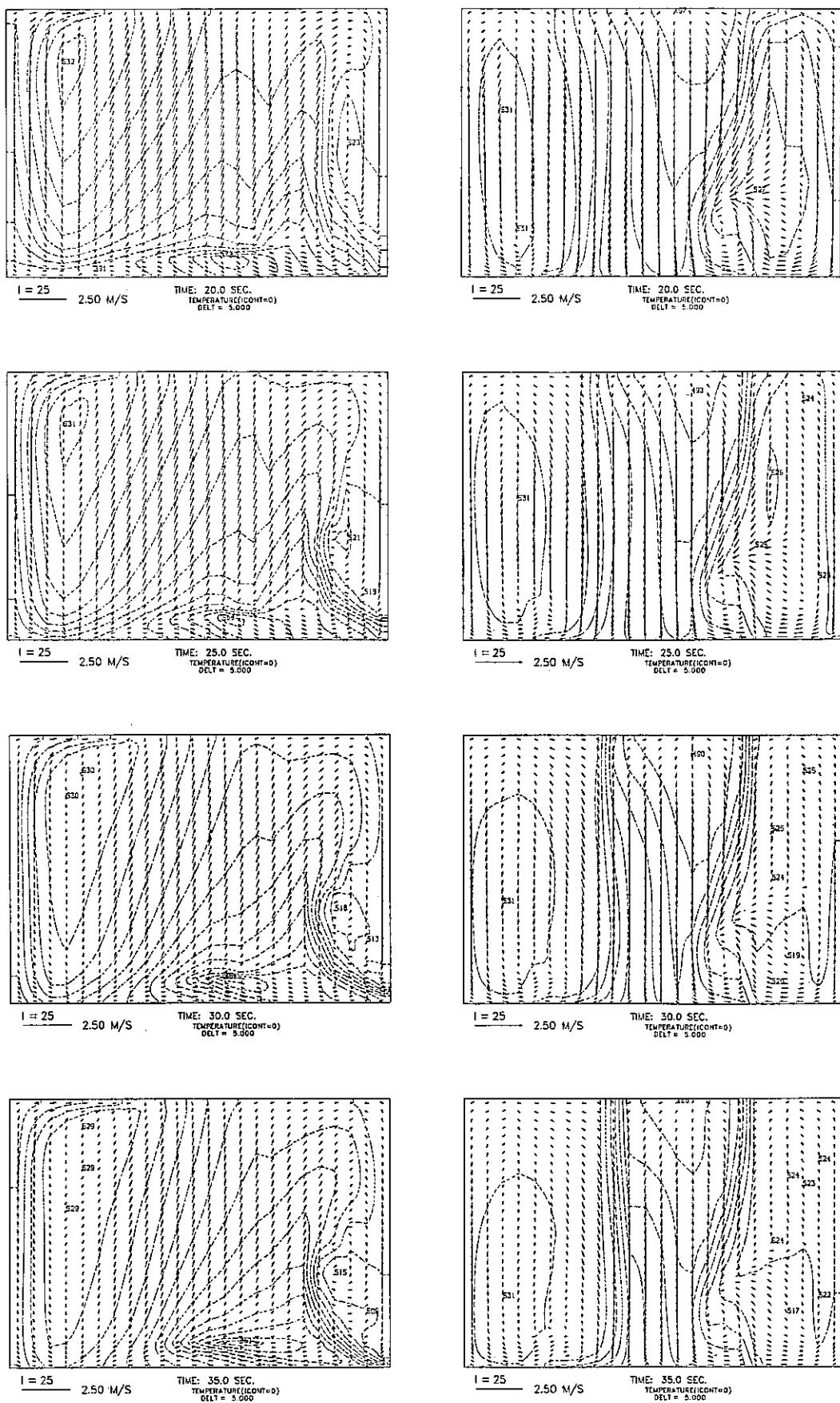


Fig. 5.5 Continued

PNC SN9410 90-147

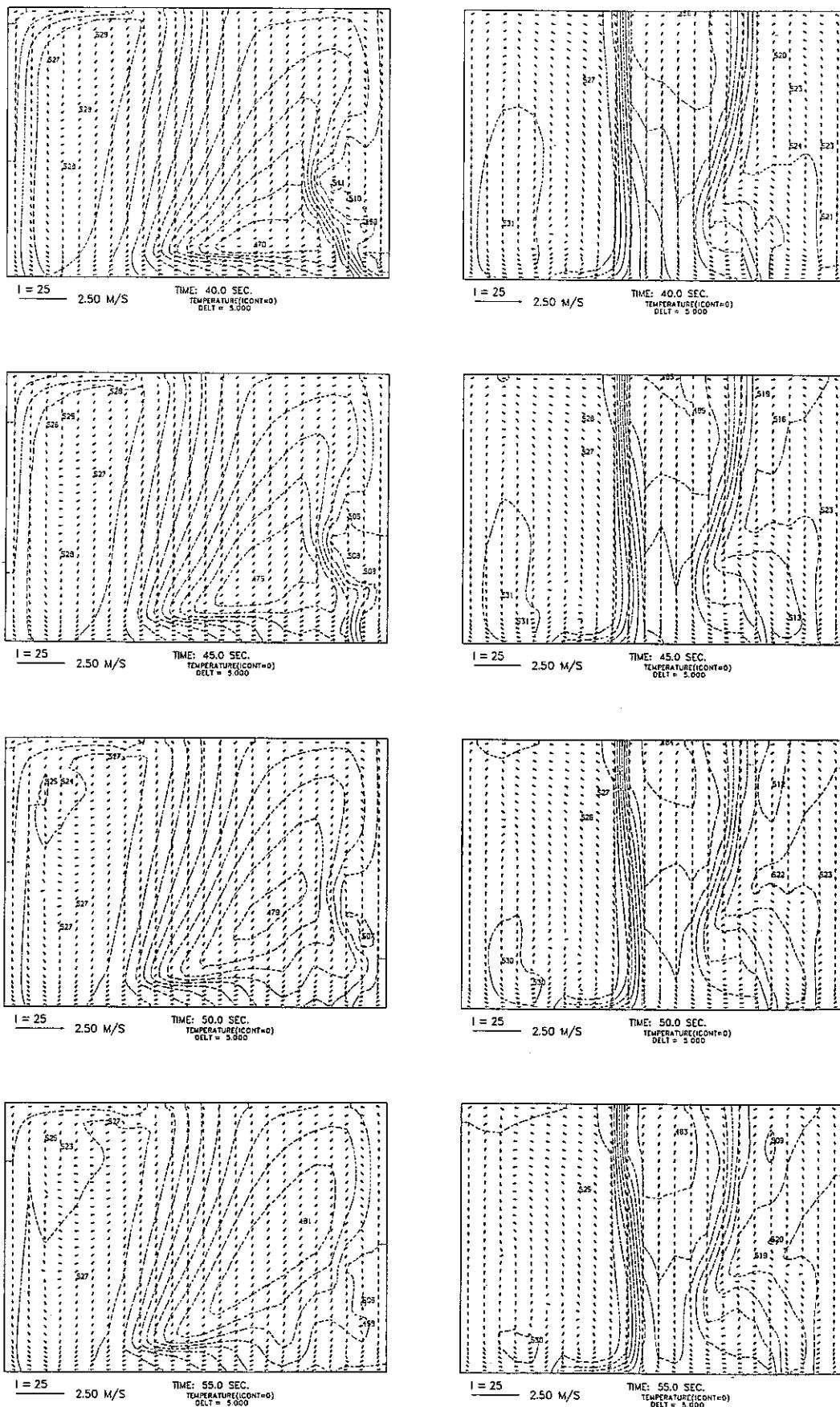


Fig. 5.5 Continued

PNC SN9410 90-147

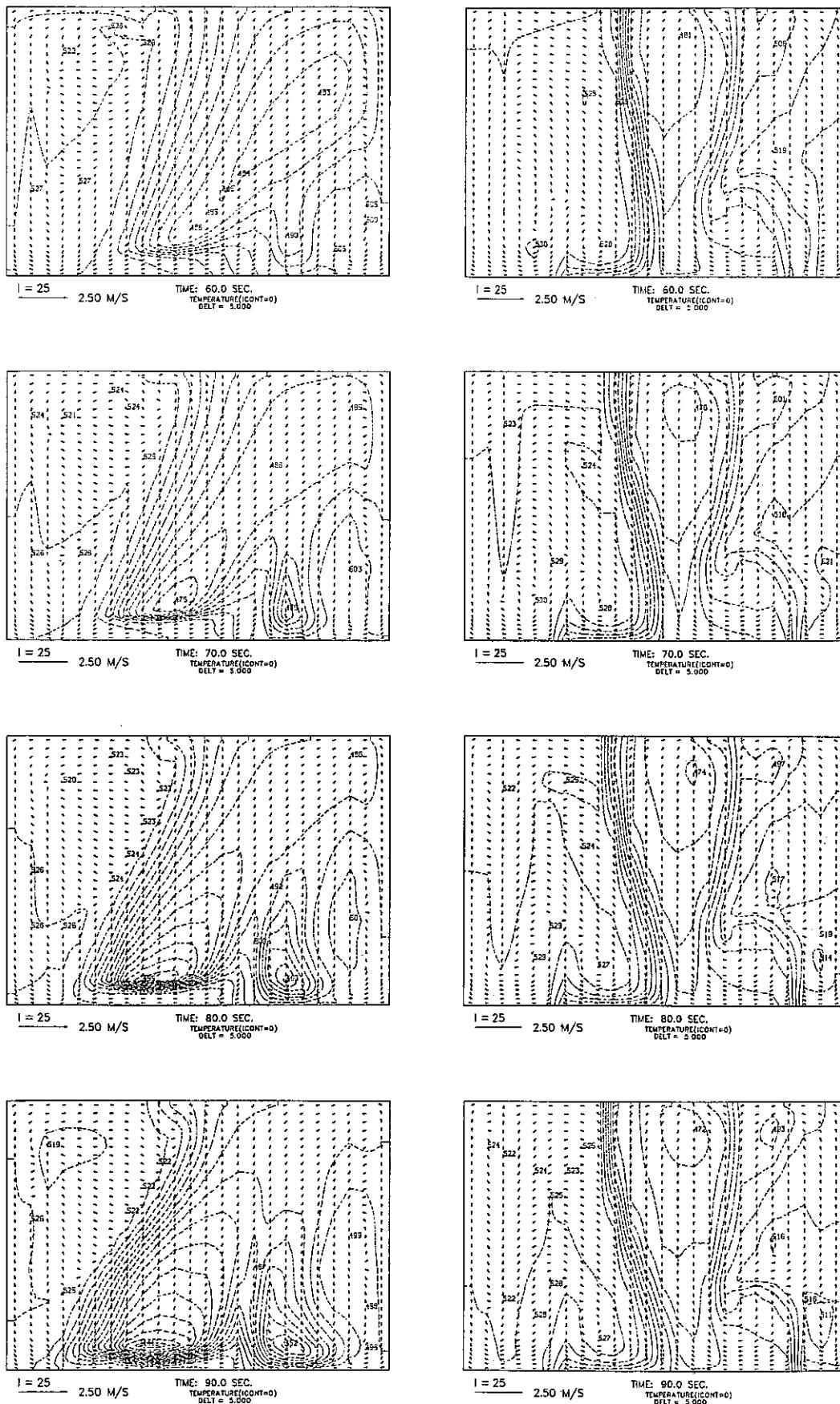


Fig. 5.5 Continued

PNC SN9410 90-147

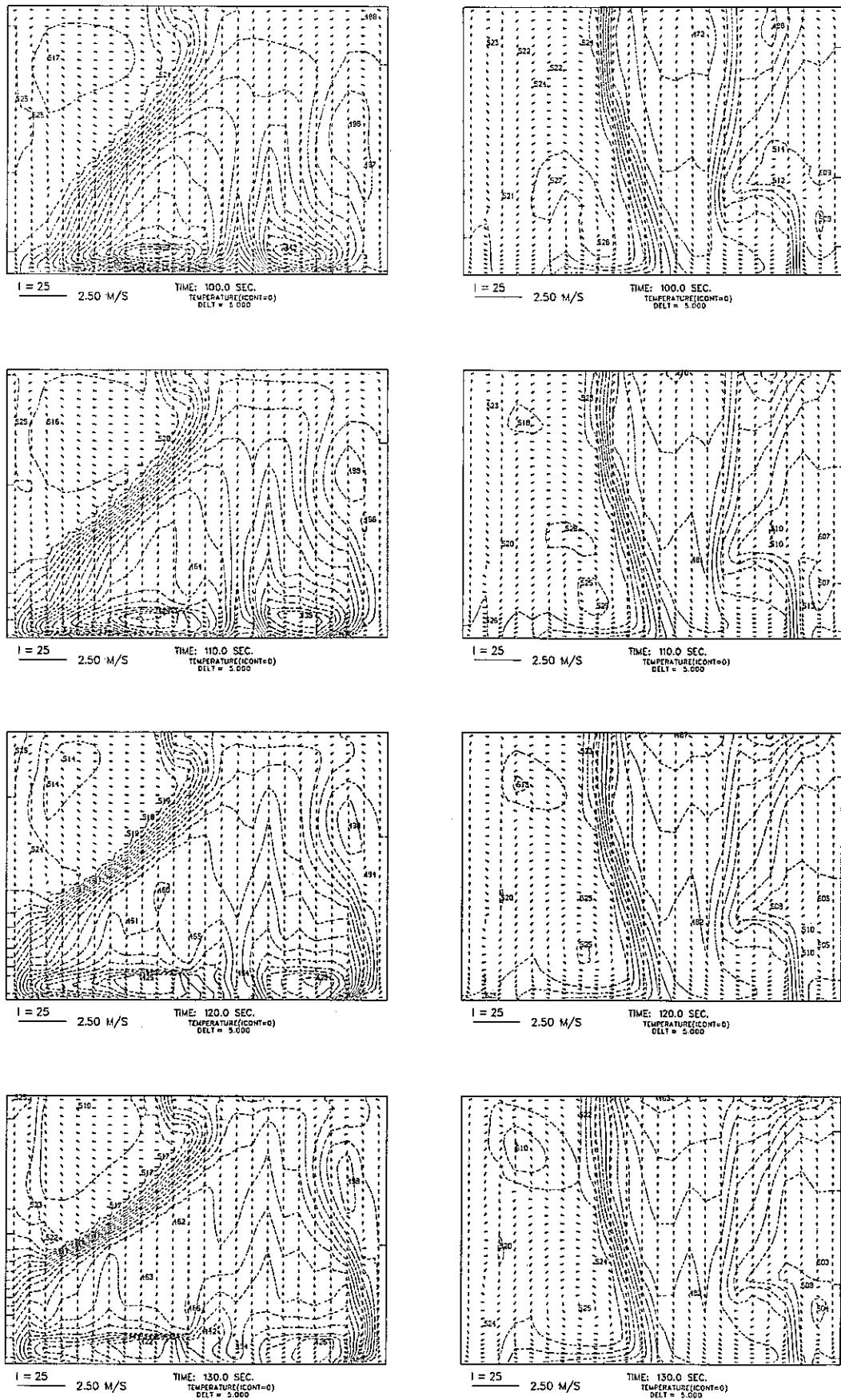
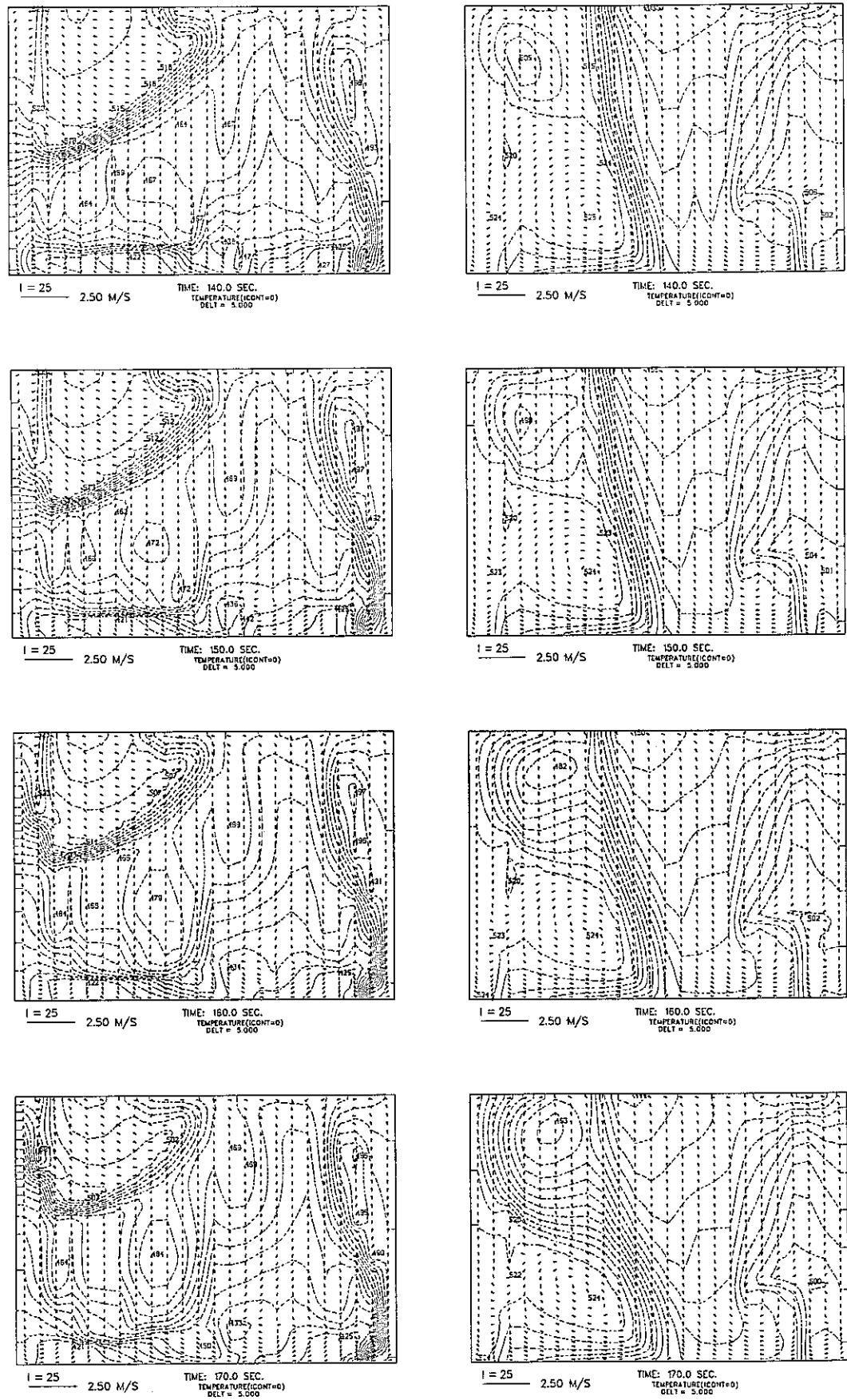


Fig. 5.5 Continued



PNC SN9410 90-147

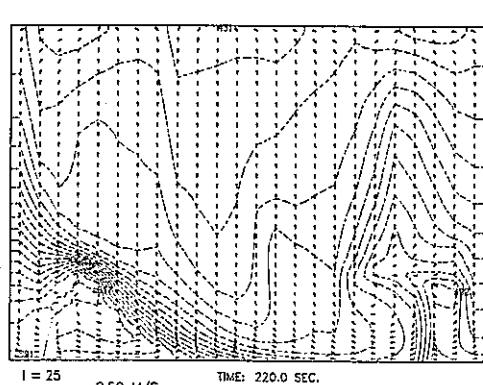
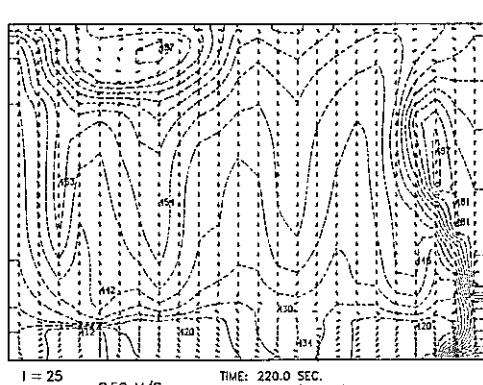
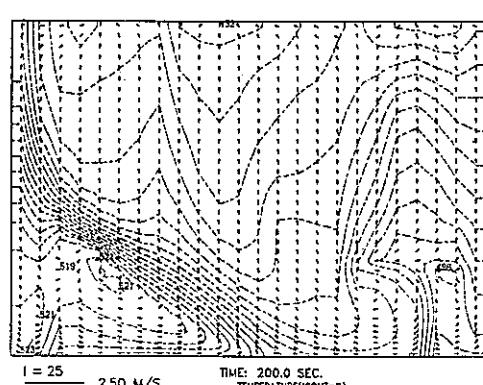
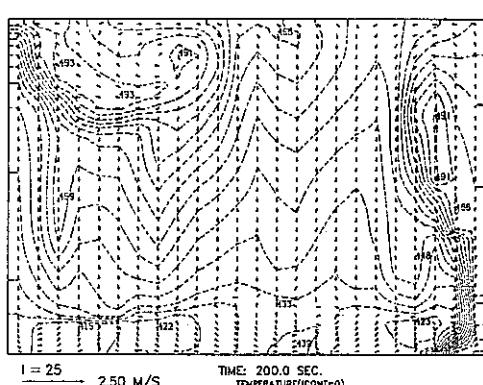
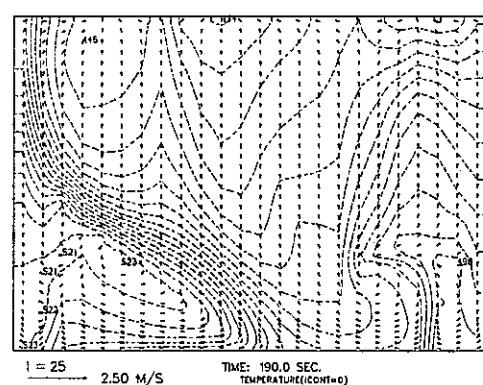
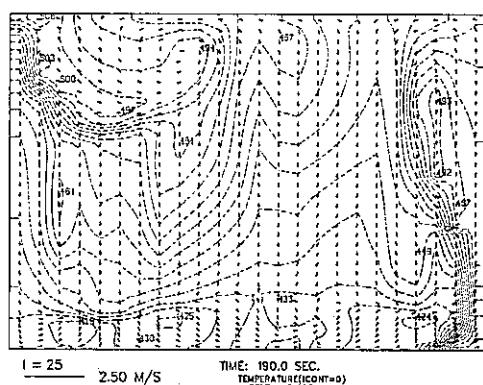
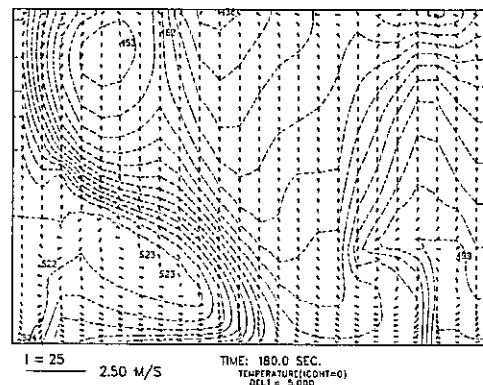
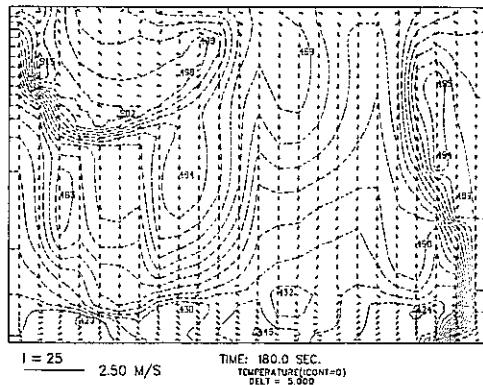


Fig. 5.5 Continued

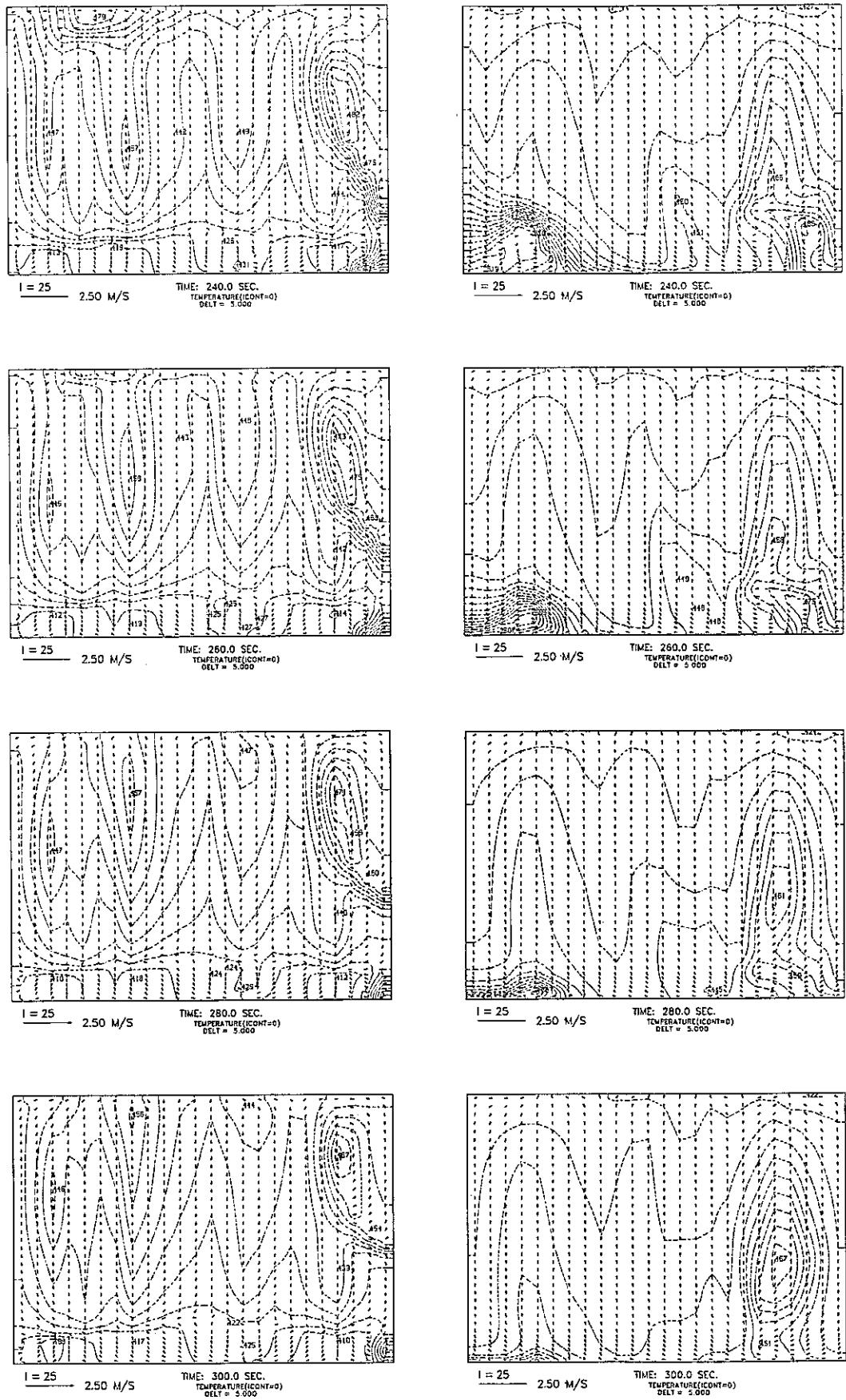


Fig. 5.5 Continued

PNC SN9410 90-147

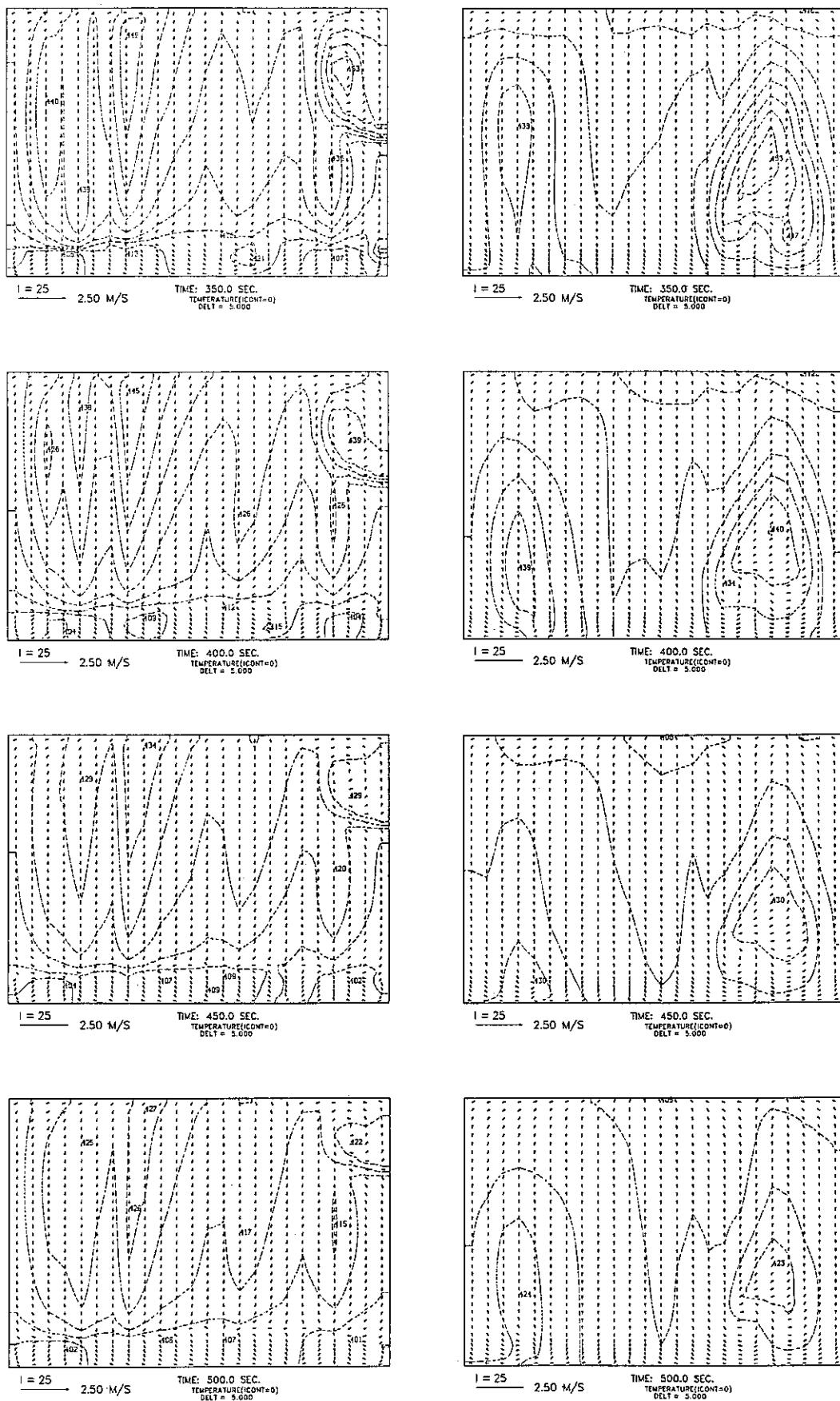


Fig. 5.5 Continued

PNC SN9410 90-147

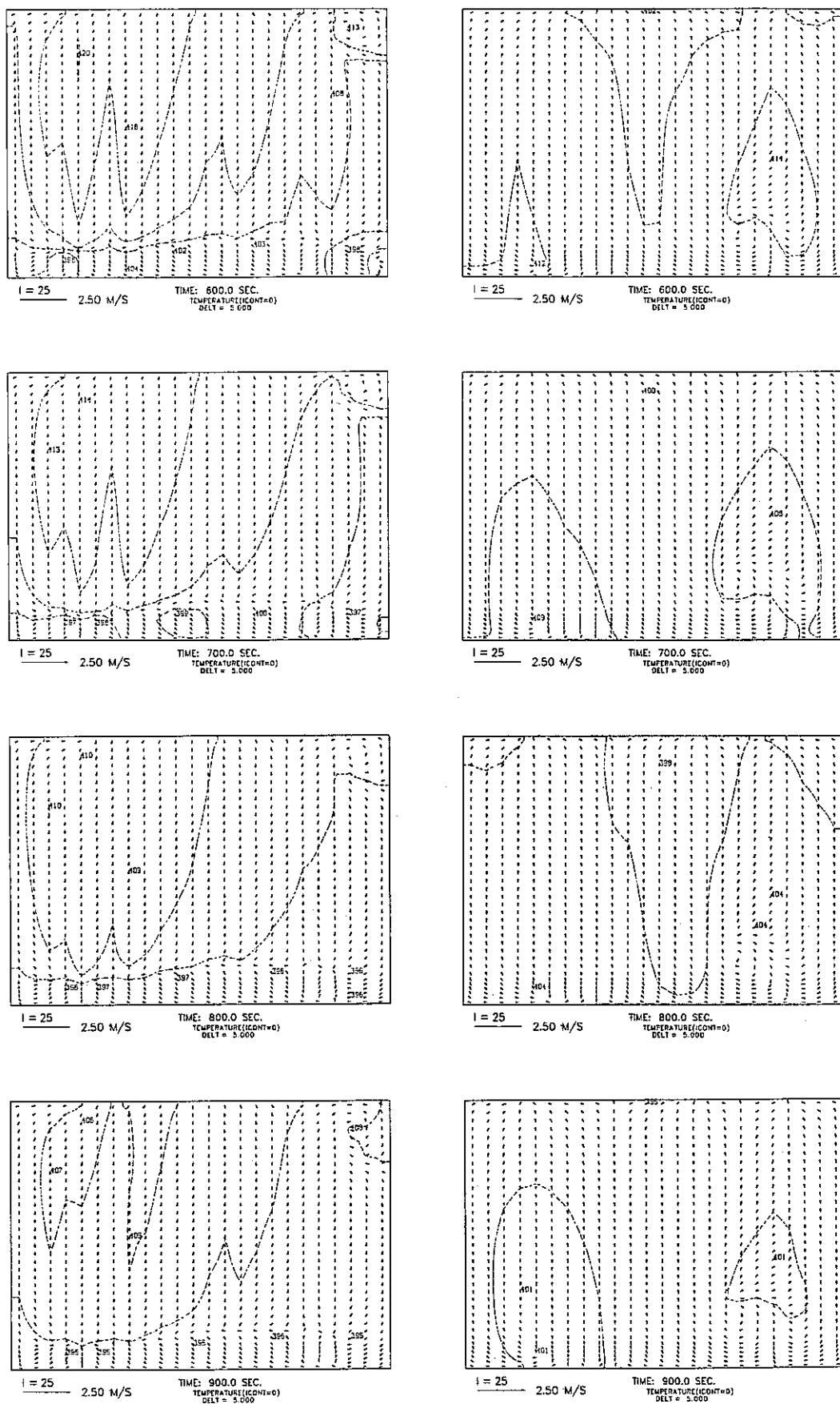


Fig. 5.5 Continued

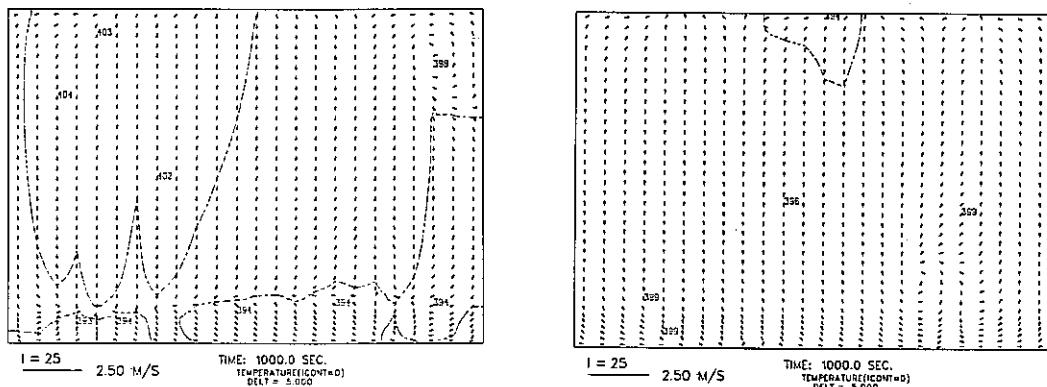


Fig. 5.5 Continued

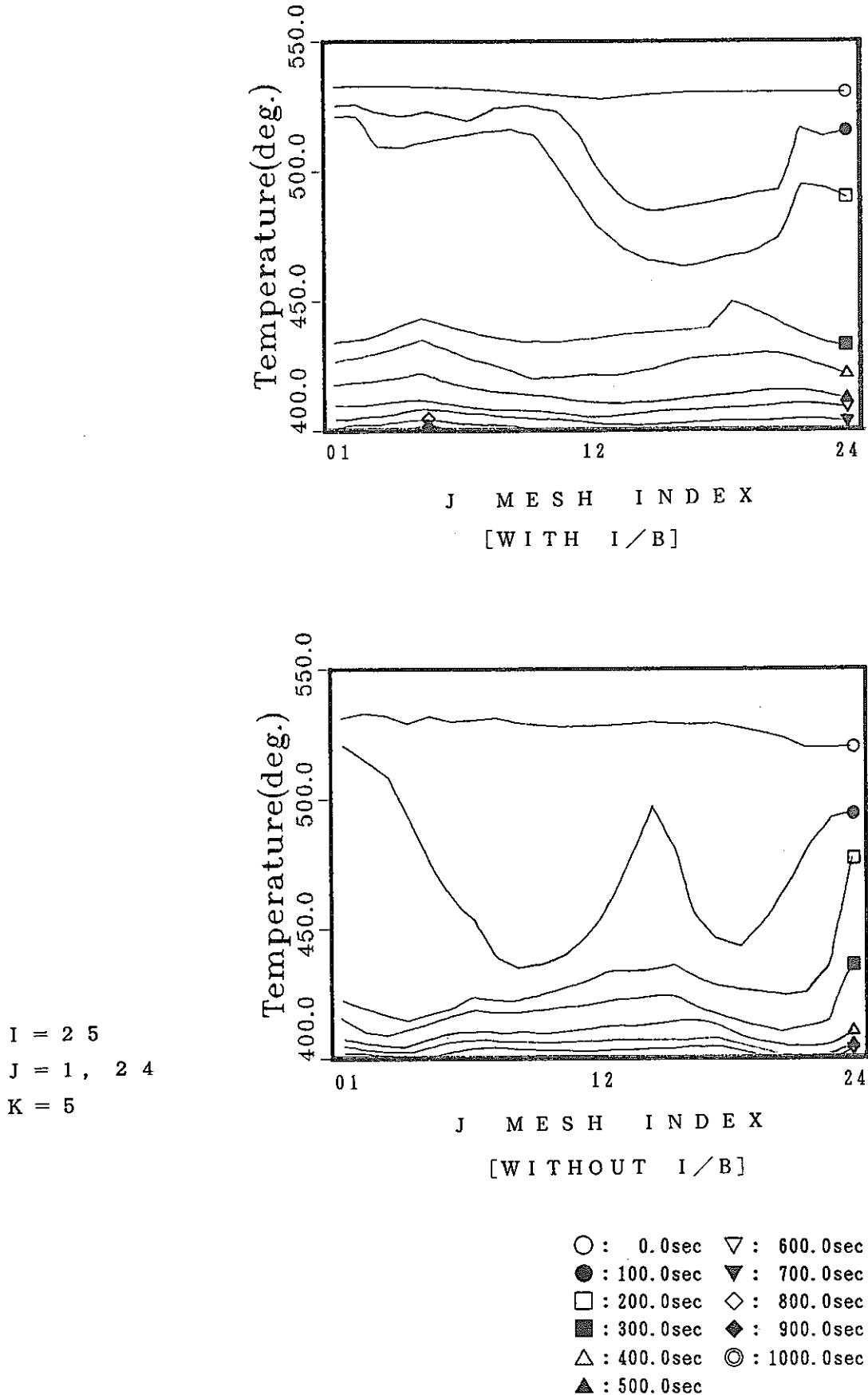


Fig. 5.6 Circumferential Temperature Distribution Transients at K=5 Plane after Reactor Scram

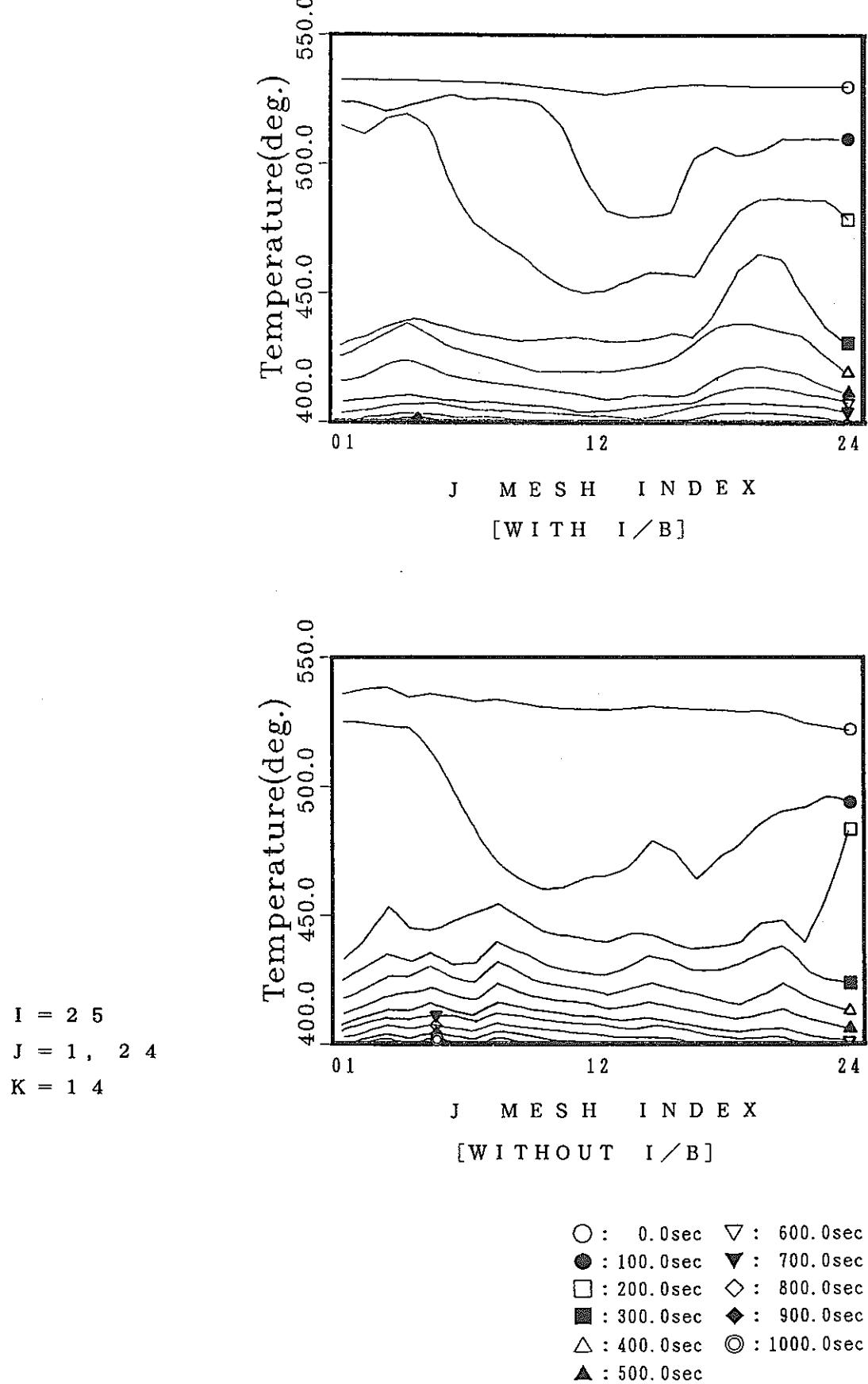


Fig. 5.7 Circumferential Temperature Distribution Transients at K=14 Plane after Reactor Scram

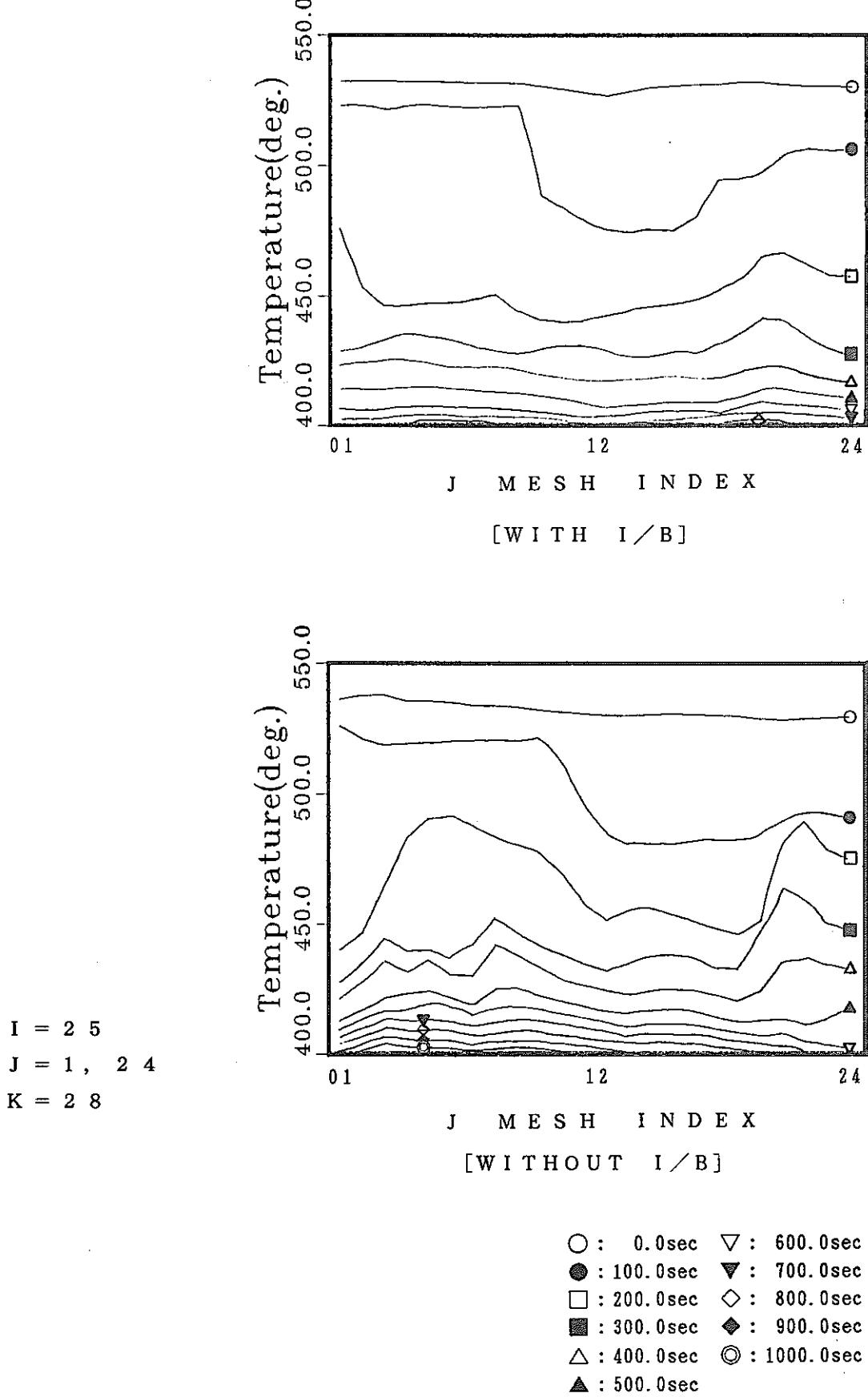
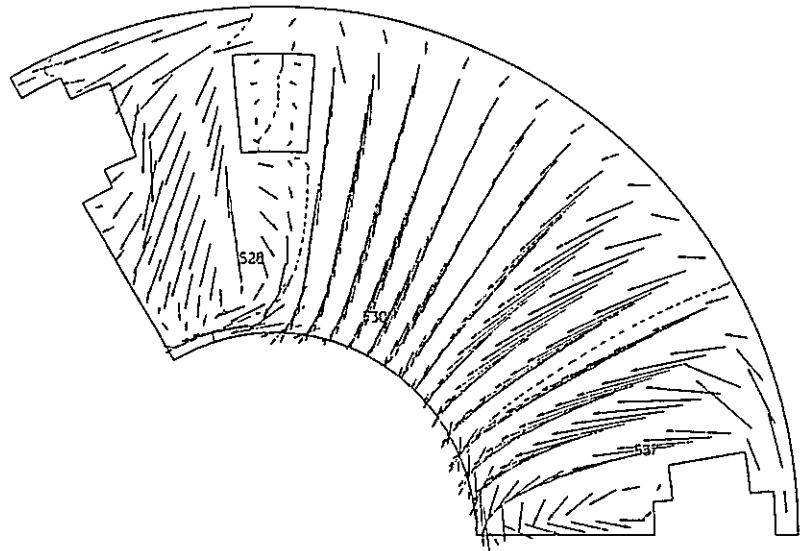


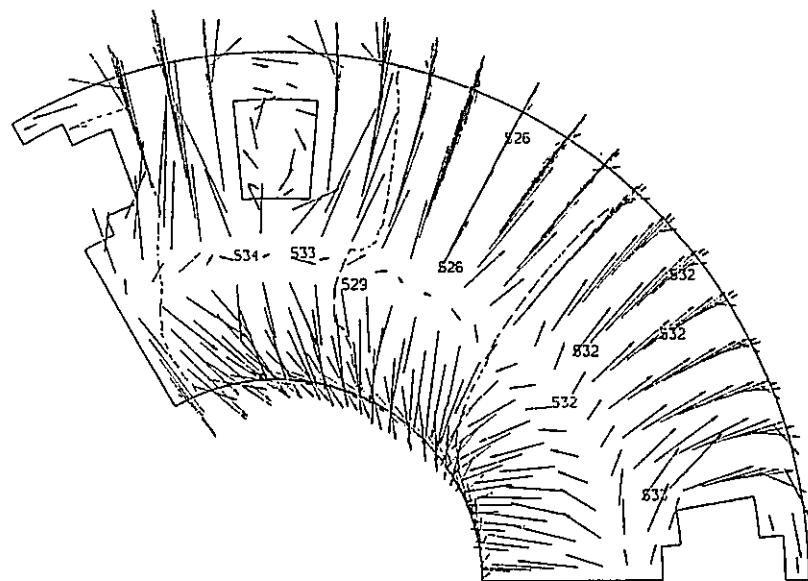
Fig. 5.8 Circumferential Temperature Distribution Transients at $K=28$ Plane
after Reactor Scram

- 107 -



K = 36
1.00 M/S
TIME: 1633.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000

[With I/B]



K = 36
1.00 M/S
TIME: 1512.0 SEC.
TEMPERATURE(ICONT=0)
DELT = 5.000

[Without I/B]

Fig. 5.9 Velocity Distribution at Sodium Free Surface on Full-Power Operation Condition