

JAERI - M
85-055

Fort St. Vrain 炉の炉心温度変動

1985年4月

滝塚 貴和

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1985

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷(株)

Fort St. Vrain 炉の炉心温度変動

日本原子力研究所東海研究所高温工学部

滝塚 貴和

(1985年4月2日受理)

米国の高温ガス炉 Fort St. Vrain 炉において、出力上昇試験運転中に、「フラクチュエーション」, 「リディストリビューション」と呼ばれる炉心出口ガス温度の変動現象が発生した。このような予期されなかった異常な炉心の挙動は、同様のブロック型炉心に基づいて設計及び研究開発が進められている原研の多目的高温ガス実験炉にも関連する重要な課題を提起している。

ここでは、これらの問題の概要とそれに応じてとられた対策について紹介する。

JAERI-M 85-055

Core Temperature Fluctuations and Redistributions
at Fort St. Vrain HTGR

Takakazu TAKIZUKA

Department of High Temperature Engineering,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received April 2, 1985)

Fort St. Vrain high temperature gas-cooled reactor in the USA has exhibited two types of anomalous behavior called core temperature fluctuations and redistributions during the rise-to-power test program. These originally unexpected phenomena pose an important technical issue to the design, research and development works for JAERI experimental VHTR consisting of prismatic block type fuel elements similar to those of Fort St. Vrain.

This report reviews the fluctuation/redistribution problem encountered in Fort St. Vrain along with its resolution.

Keywords: Fort St. Vrain, HTGR, Core, Fluctuation,
Redistribution, Core Temperature

目 次

1. まえがき	1
2. 概 要	3
3. FSV 炉	4
3.1 FSV 炉の特徴	4
3.2 FSV 炉の建設, 運転経緯	5
4. FSV 炉の炉心構成	14
4.1 1 次冷却材の流れ	14
4.2 燃料要素及び反射体要素	14
4.3 燃料交換領域	15
4.4 オリフィスバルブ	16
4.5 炉心サポートブロック	16
4.6 固定反射体	16
4.7 計装	17
5. 炉心流量配分, バイパス流れ, クロス流れ	28
5.1 冷却材流量配分の制御	28
5.2 炉心圧力損失	28
5.3 カラム間ギャップ	28
5.4 バイパス流れとクロス流れ	29
6. 炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーション	32
6.1 フラクチュエーションの発生	32
6.2 フラクチュエーション開始時のプラント条件	32
6.3 フラクチュエーションの測定データ	33
6.4 フラクチュエーションの特性	33
7. 炉心の検査	51
8. サイクル1 炉心フラクチュエーション試験	51
9. フラクチュエーションの検討	59
10. 安全性の評価	62
10.1 フラクチュエーションの検出	62
10.2 バイパス流量の変化	62
10.3 バイパス流量変動の大きさ	63
10.4 フラクチュエーション中のバイパス流量変化	63
10.5 局所温度に与えるバイパス流量分布の影響	63
10.6 運動速度	64
10.7 炉心内横方向圧力勾配	64

10.8	核検出器の信号	64
10.9	燃料要素の衝撃荷重	65
10.10	事故解析	65
10.11	燃料温度	65
10.12	反応度	66
10.13	燃料要素の健全性	66
10.14	炉心サポートブロック及びポスト	67
10.15	制御棒の挿入性	67
10.16	2次系に対する影響	67
11.	診断用計測設備	68
11.1	データシステム	68
11.2	データロガー	68
11.3	蒸気発生器データ収録システム	68
11.4	モデル実証用データ収録システム	69
11.5	FM記録システム	69
11.6	フラクチュエーションデータ記録システム	69
11.7	特別計測装置	69
11.8	較正熱電対	69
11.9	核分裂電離箱	70
11.10	変位計	70
11.11	加速度計	70
11.12	磁気計	70
11.13	計装制御棒駆動機構	70
11.14	スクラッチャプレナム要素	71
12.	炉心及び燃料要素の検査	75
12.1	炉心の検査	75
12.2	燃料要素の検査	75
13.	サイクル2炉心フラクチュエーション試験	80
13.1	サイクル2炉心	80
13.2	試験プログラム	80
13.3	較正熱電対試験	80
13.4	計装制御棒駆動機構炉心内較正	81
13.5	フラクチュエーション発生限界試験	81
14.	サイクル2炉心フラクチュエーション	83
14.1	フラクチュエーションの測定データ	83
14.2	フラクチュエーション発生限界	83
15.	フラクチュエーションデータの解析	104
15.1	オリフィス圧力損失分布	104

15.2	ギャップ温度	106
15.3	制御棒チャンネル温度	107
15.4	オリフィス圧力損失	110
15.5	熱電対トラバース	111
15.6	領域ピーキングファクタ	112
15.7	核分裂電離箱	113
15.8	自己出力型中性子検出器	115
15.9	フィッションカップル	115
15.10	マイクロフォン	116
15.11	変位計	116
15.12	磁気計	117
16.	炉外モデル試験	149
16.1	0.45スケール流動試験	149
16.2	1/14スケールフラクチュエーション試験	149
16.3	1/7スケールフラクチュエーション試験	150
16.4	1/5スケールカラム湾曲試験	150
17.	領域拘束装置の取り付け	152
17.1	領域拘束装置	152
17.2	性能、構造及び安全性の評価	153
18.	炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューション	157
18.1	定常特性試験	157
18.2	リディストリビューションの発生	158
18.3	リディストリビューションの測定データ	158
18.4	領域出口ヘリウムガス温度	159
18.5	核チャンネル	159
18.6	ギャップ温度	159
18.7	炉心流動抵抗	159
18.8	制御棒チャンネル温度	159
19.	リディストリビューションの検討	166
19.1	領域出口温度の予測値と測定値の比較	166
19.2	ギャップ温度の変化	166
19.3	炉心流動抵抗の変化	166
19.4	領域35のジョーズ	167
19.5	タイプⅡ流れ	167
19.6	核チャンネル偏差	168
19.7	反応度の変化	168
20.	リディストリビューションのシナリオ	171
21.	リディストリビューションの安全性評価	173

21.1	反応度変化	173
21.2	制御棒の挿入性	173
21.3	構造評価	173
21.4	2次系	174
21.5	バイパス流量	174
21.6	事故解析	174
22.	出力70%以上の試験運転	175
23.	サイクル3リディストリビューション	175
23.1	領域出口温度の予測値と測定値の比較	175
23.2	ギャップ温度の変化	176
23.3	炉心流動抵抗の変化	176
23.4	領域35のクロス流れ	176
23.5	タイプII流れ	177
23.6	核チャンネル偏差	179
23.7	反応度の変化	179
24.	原子炉運転方法	187
25.	100%出力運転	188
25.1	全体プラントの性能	188
25.2	原子炉炉心の性能	188
25.3	ヘリウムガス循環機の性能	188
25.4	蒸気発生器の性能	189
25.5	PCR Vの性能	189
26.	大型HTGRの設計対策	191
26.1	2240 MWt HTGR-SC/C リードプラントの概要	191
26.2	炉内構造システム	191
26.3	燃料要素	192
27.	大型HTGRの研究開発計画	200
27.1	炉心熱・流動の研究開発課題	200
27.2	解析手法の開発	200
27.3	試験計画	200
27.4	炉心フラクチュエーション試験	201
27.5	多領域ギャップ流量・圧力分布試験	202
27.6	燃料要素クロス流れ試験	203
27.7	領域流動試験	203
28.	まとめ	206
	参考文献	207

Contents

1. Introduction	1
2. Summary	3
3. Fort St. Vrain HTGR	4
3.1 Design Features	4
3.2 History	5
4. Core Configuration	14
4.1 Primary Coolant Flow	14
4.2 Fuel and Reflector Elements	14
4.3 Refueling Region	15
4.4 Orifice Valve	16
4.5 Core Support Block	16
4.6 Permanent Side Reflector	16
4.7 Instrumentation	17
5. Core Flow Distribution, Bypass Flow and Crossflow ...	28
5.1 Coolant Flow Distribution Control	28
5.2 Core Pressure Drop	28
5.3 Gap Between Columns	28
5.4 Bypass Flow and Crossflow	29
6. Core Outlet Gas Temperature Fluctuations	32
6.1 Occurrence of Fluctuations	32
6.2 Plant Conditions Prior to Fluctuations	32
6.3 Fluctuation Data	33
6.4 Characteristics of Fluctuations	33
7. Core Inspection	51

8.	Cycle 1 Fluctuation Test	51
9.	Investigation of Fluctuation Phenomenon	59
10.	Safety Evaluation of Fluctuation	62
10.1	Detection of Fluctuations	62
10.2	Changing Bypass Flow	62
10.3	Quantity of Fluctuating Bypass Flow	63
10.4	Bypass Flow Changes During Fluctuations	63
10.5	Local Temperature Effects of Bypass Flow Redistribution	63
10.6	Velocities of Core Motion	64
10.7	Core Lateral Pressure Gradient	64
10.8	Nuclear Detector Signal	64
10.9	Fuel Element Impact Loading	65
10.10	Accident Analyses	65
10.11	Fuel Temperature	65
10.12	Reactivity	66
10.13	Structural Integrity of Fuel Elements	66
10.14	Core Support Blocks and Posts	67
10.15	Control Rod Insertability	67
10.16	Effects on Secondary System	67
11.	Diagnostic Instrumentation and Data Systems	68
11.1	Data Systems	68
11.2	Data Logger	68
11.3	Steam Generator Data Acquisition System	68
11.4	Data Acquisition System for Model Verification	69
11.5	Frequency Modulated Recording System	69

11.6	Fluctuation Data Recording System	69
11.7	Special Instrumentation	69
11.8	Calibration Tube Thermocouples	69
11.9	Fission Chambers	70
11.10	Displacement Probes	70
11.11	Accelerometers	70
11.12	Magnetometers	70
11.13	Instrumented Control Rod Drives	70
11.14	Scratcher Plenum Elements	71
12.	Core and Block Inspection	75
12.1	Core Inspection	75
12.2	Block Inspection	75
13.	Cycle 2 Fluctuation Test	80
13.1	Cycle 2 Core	80
13.2	Test Program	80
13.3	Calibration Tube Thermocouple Tests	80
13.4	In-Core Calibration of Instrumented Control Rod Drives	81
13.5	Fluctuation Threshold Testing	81
14.	Cycle 2 Fluctuations	83
14.1	Fluctuation Data	83
14.2	Fluctuation Threshold	83
15.	Analyses of Fluctuation Data	104
15.1	Orifice Pressure Drop Distribution	104
15.2	Gap Temperature	106
15.3	Control Rod Channel Temperature	107

15.4	Orifice Pressure Drop	110
15.5	Thermocouple Traverse	111
15.6	Region Peaking Factor	112
15.7	Fission Chamber	113
15.8	Self Powered Neutron Detector	115
15.9	Fissioncouple	115
15.10	Microphone	116
15.11	Linear Variable Differential Transducer	116
15.12	Magnetometer	117
16.	Out-of-Pile Testing	149
16.1	0.45-Scale Flow Test	149
16.2	1/14-Scale Fluctuation Test	149
16.3	1/7-Scale Fluctuation Test	150
16.4	1/5-Scale Mechanical Test	150
17.	Installation of Region Constraint Devices	152
17.1	Region Constraint Devices	152
17.2	Performance, Structural and Safety Evaluations ...	153
18.	Core Outlet Gas Temperature Redistributions	157
18.1	Steady-State Testing	157
18.2	Occurence of Redistributions	158
18.3	Redistribution Data	158
18.4	Region Outlet Gas Temperature	159
18.5	Nuclear Channel	159
18.6	Gap Temperature	159
18.7	Core Flow Resistance	159
18.8	Control Rod Channel Temperature	159

19.	Analysis of Redistribution Data	166
19.1	Expected Versus Measured Core Outlet Temperature Distribution	166
19.2	Gap Temperature Changes	166
19.3	Core Flow Resistance Changes	166
19.4	Jaws in Region 35	167
19.5	Type II Flow	167
19.6	Nuclear Channel Deviations	168
19.7	Reactivity Perturbation	168
20.	Scenario of Redistribution Event	171
21.	Safety Evaluation of Redistribution	173
21.1	Reactivity Change	173
21.2	Control Rod Insertability	173
21.3	Structural Consideration	173
21.4	Secondary System	174
21.5	Bypass Flow	174
21.6	Accident Analyses	174
22.	Testing and Operation Above 70 % Power	175
23.	Cycle 3 Redistributions	175
23.1	Expected Versus Measured Core Outlet Temperature Distribution	175
23.2	Gap Temperature Changes	176
23.3	Core Flow Resistance Changes	176
23.4	Crossflow in Region 35	176
23.5	Type II Flow	177
23.6	Nuclear Channel Deviations	179

23.7	Reactivity Perturbation	179
24.	Reactor Operating Procedure	187
25.	Operation at Full Power	188
25.1	Overall Plant Performance	188
25.2	Core Performance	188
25.3	Helium Gas Circulator Performance	188
25.4	Steam Generator Performance	189
25.5	PCRIV Performance	189
26.	Design Improvements for Large HTGR	191
26.1	Description of 2240 Mwt HTGR-SC/C Lead Plant	191
26.2	Reactor Internals	191
26.3	Fuel Element	192
27.	Research and Development Program for Large HTGR	200
27.1	Research and Development Tasks to Resolve Core Thermal/Hydraulics Uncertainty	200
27.2	Method Development	200
27.3	Test Program	200
27.4	Core Fluctuation Tests	201
27.5	Multi-Region Gap Flow and Pressure Distribution Test	202
27.6	Fuel Element Crossflow Test	203
27.7	Refueling Region Flow Test	203
28.	Concluding Remarks	206
	References	207

1. ま え が き

1975年4月から出力上昇試験(rise-to-power test)運転を続けてきた米国の高温ガス原型炉 Fort St. Vrain (FSV) 炉は、1981年11月6日に、初めて全出力(100%出力)運転を達成した。プラントのすべてのシステム及びコンポーネントはほぼ設計点に近い条件で運転が行われ、予測された性能を満足することが確認された。

FSV 炉の出力上昇試験運転に対し、米国 Nuclear Regulatory Commission (NRC) は、炉心温度変動が発生しても十分な安全余裕が確保されるように、プラント(特に原子炉炉心)の運転条件に制限を設けていた。このため、全出力に対して最適な条件で運転を行うことができなかったが、原子力発電所としては最も高いプラント効率が達成された。また、これまでの運転において、1次系内の放射能レベル、プラント周辺の線量、環境への放出量、従事者の被ばく線量などは、現在の軽水炉と比較して、非常に低いものであった。

FSV 炉の全出力運転が成功したことは高温ガス炉の技術開発において画期的な出来事であり、これによって高温ガス炉は優れた性能と高い安全性を有することが実証された。また、将来のエネルギー供給に対して、高温ガス炉は重要な役割りを果たし得ることが確認された。

新型炉の開発においては一般に避けられないことではあるが、FSV 炉も、全出力運転を達成するまでの間に、数多くのトラブルに見舞われてきた。これらのトラブルの経験は、現在米国で進められている大型高温ガス炉(2240 MWt HTGR-SC/C リードプラント)の設計及び研究開発計画に反映されている。

原研が進めている多目的高温ガス実験炉の設計及び研究開発においても、FSV 炉が経験したさまざまなトラブルのなかから多くの貴重な教訓を得ることができるものと思われる。なかでも、FSV 炉の出力上昇試験運転中に発生した炉心出口ヘリウムガス温度の「フラクチュエーション(fluctuation)」及び「リディストリビューション(redistribution)」の問題は、同様のブロック型炉心に基づく原研の実験炉にも関連する最も本質的な課題を提起している。

原研の実験炉では、炉心出口ヘリウムガス温度が非常に高いため、もしフラクチュエーションあるいはリディストリビューションのような変動現象が発生すれば、FSV 炉の場合と比べて、炉の安全性の面からより厳しい事態になることが予想される。また、その対策のために、長い年月と多額の費用が必要とされるであろう。実際、FSV 炉では、フラクチュエーションの問題を解決するために、4年間の期間と数10万ドルの費用を要したと言われている。

米国では、炉心温度変動の理論的な解明と解析コードの開発を試みているが、まだ十分な成功を収めていないようである。現在のところ、炉心温度変動現象について一般的に評価をする方法が見出されていないため、実験的に確認する必要があるとされている。

この問題の解明を非常に困難にしている第1の要因は、現象が極めて複雑なことである。変動の原因が熱、流動、機械的変動の相互作用によるものであり、また系の自由度が多いため、変動が極めて複雑で不規則なものになっている。このような現象の複雑さは理論的な取り扱いを非常に難しいものになっている。第2に、この現象は比較的出力の大きい条件で発生することであ

る。変動の挙動を正確に把握するためには、各種の計測器を炉心内に数多く取り付けることが望まれる。また、炉心温度変動に対して個々の炉心パラメータがどのように影響するかを明らかにするため炉心運転条件を広い範囲で変えることが望まれる。しかしながら、比較的输出の大きい条件の炉心では、計測器の種類、数量及び炉心運転条件の範囲などは極めて限られたものになる。さらに、このことは、炉外モデル試験を行うにも非常に大規模な試験設備を必要とすることを意味している。

炉心温度変動の問題は炉心の設計に非常に大きなインパクトを与えるものと考えられている。このため、米国のリードプラントの開発プログラムでは、フラクチュエーション及びリディストリビューションを含む炉心熱・流動の問題が最優先技術課題とされており、基礎試験から実証試験まで広範で系統的な研究開発計画が立てられている。

ここでは、FSV炉で発生したフラクチュエーション及びリディストリビューションの問題の概要とそれに応じてとられた対策について紹介する。この問題について、詳細で包括的な報告はこれまでに公表されていないため、本報告では、その全体像を明らかにすることを意図した。しかしながら、入手できた資料が限られているため、必ずしも十分でない点も多いことをお断りしておく。

2. 概 要

FSV 炉の出力上昇試験運転中に、炉心出力を 50 % 以上に上昇させたところ、炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーションが発生した。これは、炉心出口ヘリウムガス温度が 5-20 分の周期で変動する現象であった。炉心出口ヘリウムガス温度の周期的な変動とともに、蒸気発生器入口ヘリウムガス温度、蒸気発生器モジュールの蒸気温度、核チャンネル出力などにも変動が観測された。炉心出力を下げると、フラクチュエーションは停止した。

このような炉心の異常な挙動は当初予想されていなかったものであり、現象の把握と原因の究明のため多くの調査、試験、解析などが行われた。この結果、炉心内の圧力差及び温度勾配によって生じる燃料ブロック、反射体ブロックなどの炉心コンポーネントの微小な運動がフラクチュエーション発生の原因であると推定された。

フラクチュエーション発生の原因となる炉心コンポーネントの動きを防止するため、燃料交換領域間を機械的に結合する領域拘束装置 (region constraint device) が炉心頂部に取り付けられた。領域拘束装置を取り付けたことにより、その後の運転においては、100 % 出力までフラクチュエーションは起こらなくなった。

しかしながら、出力上昇中に炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションが発生するようになった。これは、炉心境界領域で炉心出口ヘリウムガス温度が低下し、一方、炉心内側領域では予測値以上に炉心出口ヘリウムガス温度が上昇する現象であった。この現象もフラクチュエーションと同じ原因、すなわち、炉心コンポーネントの微小な動きによるものと推定された。しかしながら、リディストリビューションはフラクチュエーションのような周期的な変動ではなく、またリディストリビューションによる運転パラメータの変化は許容範囲より十分に小さいため、リディストリビューションが発生しても運転上支障がないものとみなされている。

1994 年末の営業運転開始を目指して進められている米国の大型高温ガス炉 (2240 MWt HT GR-SC/C リードプラント) の設計においては、フラクチュエーション及びリディストリビューションの発生を防止するためいくつかの対策案が検討されている。また、この開発プログラムでは、フラクチュエーション及びリディストリビューションを含む炉心熱・流動の問題が最優先技術課題とされており、基礎的な試験から設計対策を確認するための実証試験までの広範で系統的な研究開発計画が立てられている。

3. FSV炉

Fort St. Vrain (FSV) 炉は、世界で最初の商用規模の高温ガス炉 (HTGR) で、Colorado 州、Weld 郡にある Platteville の町から北西に約 6 km、州都 Denver から北に約 56 km の地点に位置している。プラント敷地の北端で、St. Vrain Creek と South Platte River が合流している。周囲には、Rocky 山脈の東側のふもとから起伏のゆるやかな丘陵地帯が続いている。敷地の標高は約 1485 m である。

FSV 炉の設計及び建設は General Atomic Company (GA 社； 当時は Gulf General Atomic Inc., 現在は GA Technologies Inc.) が行い、運転は、所有者である Public Service Company of Colorado (PSC) によって行われている。

米国における高温ガス炉の開発は 1957 年に開始された。1962 年に 40 MWe の高温ガス実験炉 Peach Bottom 炉が着工された。次いで、1965 年に、かつての米国原子力委員会 (USAEC) の第 3 次動力炉実証計画 (Power Reactor Demonstration Program) の一環として、330 MWe の高温ガス原型炉である FSV 炉の建設が決定された。

3.1 FSV 炉の特徴

HTGR では、減速材、反射体、炉心構造材などに黒鉛が用いられ、1 次冷却材にはヘリウムガスが用いられる。FSV 炉には、このほかに、これまでの原子炉には見られなかったいくつかの目新しい設計上の特徴がある。これらの特徴のなかで最も主要なものは、炉心と全 1 次系コンポーネントを収容している PCRV、スーパーヒータとリヒータを一体に組み込んだ貫流式モジュール型蒸気発生器、蒸気で駆動される軸流式ヘリウムガス循環機、被覆燃料粒子を含む六角柱状の黒鉛燃料要素を採用していることである。

原子炉炉心、蒸気発生器、ヘリウムガス循環機など、原子炉蒸気供給系 (NSSS) の主要コンポーネントはすべて PCRV 内に収容されている (Fig. 3.1)。PCRV の外形はほぼ直立六角柱状で、内部に直径約 9.4 m、高さ約 23 m の円筒形のキャビティがある。PCRV の頂部ヘッド及び底部ヘッドは平板形で、頂部ヘッドには燃料交換用の貫通部 (ここには制御棒駆動機構が収容される) が、また底部ヘッドには蒸気発生器モジュール及びヘリウムガス循環機のための貫通部が設けられている。PCRV キャビティの内面には、炭素鋼板のライナが内張りされている。ライナは 1 次冷却材に対する気密境界を形成する。ライナの内側表面には断熱層が取り付けられており、コンクリート側の面には冷却水管が溶接されている。PCRV キャビティはコンクリート製の中間フロアにより高さ方向に 2 分割されている。中間フロアは、PCRV 底部ヘッドから垂直に立てられた 12 本の鋼製カラムによって支持されている。

PCRV 底部ヘッド上面に、4 基のヘリウムガス循環機が垂直に据え付けられている。循環機のコンプレッサは、通常、低温再熱蒸気で作動する蒸気タービンによって駆動される。この蒸気タービンは、低温再熱蒸気のほかに、バイパス・フラッシュ・タンクからの飽和蒸気あるいは補助

ボイラからの蒸気によっても作動させることができるようになっている。また、蒸気が利用できない場合に備えて、各循環機には給水系（必要ならば復水系あるいは消防用水系）からの加圧水によって作動する水タービン補助駆動装置が設けられている。循環機軸受の潤滑剤には水が用いられている。各循環機の出口部には、循環機停止時のヘリウムガス逆流を防止するため、逆止弁が取り付けられている。

12基の蒸気発生器モジュールはPCRVR中間フロア下側に垂直に据え付けられている。各モジュールはエコノマイザ・エバポレータ・スーパーヒータ部とリヒータ部が一体となっている。伝熱管束はヘリカルコイル型である。

蒸気タービン発電機系は、高圧タービンから出た蒸気がリヒータ部に入る前にヘリウムガス循環機を駆動することを除けば、在来型の再熱蒸気タービン発電機系と本質的に同じ構成である（Fig. 3.2）。

原子炉炉心はPCRVRキャビティ内上部（中間フロアの上側）にある。炉心の詳細については、第4章に述べる。

Table 3.1はFSV炉の主要設計パラメータを示したものである。

3.2 FSV炉の建設、運転経緯

FSV炉の認可、建設から100%出力達成までの運転の経緯を年代順に以下に示す。

1966年10月	建設許可申請
1968年4月	建設準備
9月	AEC建設許可 建設工事開始
1969年11月	運転許可申請
1971年7月	PCRVR耐圧・気密試験開始
8月	予備運転開始
1972年6月	温態機能試験開始
1973年12月	AEC運転許可 燃料装荷 低出力炉物理試験
1974年1月	初臨界
1975年4月	出力上昇試験プログラム開始
1976年6月	40%出力運転許可
11月	発電開始（28%出力）
1977年10月	70%出力運転許可 最初の炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーションの発生
12月	炉心上部プレナムのTV検査 領域34制御棒の検査 診断用計測装置の取り付け

- 1978年 3月 炉心フラクチュエーション試験（サイクル1）開始,（28 - 68%出力）
- 6月 炉心フラクチュエーションに関するNRC検討会議
- 9月 70%出力までの炉心フラクチュエーション試験許可
- 11月 炉心フラクチュエーションに関するNRC公開検討会議（Denver）
- 1979年 2月 炉心のTV検査
- 1979年 3月 燃料交換（第1回）
 - 燃料要素の外観検査（領域35,他5領域）
 - 計装制御棒駆動装置取り付け（領域5及び35）
- 炉心フラクチュエーション試験（サイクル2）開始,（38 - 63%出力）
- 10月 領域拘束装置取り付け
- 11月 炉心フラクチュエーション試験（サイクル2）再開,（出力70%まで）
 - 炉心フラクチュエーション試験（サイクル2）に関するNRC検討会議
- 1980年 11月 最初の炉心出口ヘリウムガス温度リディストリビューションの発生
- 1981年 1月 炉心フラクチュエーション試験（サイクル2, 領域拘束装置取り付け後）に関するNRC検討会議
 - 3月 100%出力運転許可
 - サイクル2試験（出力70%以上）開始
 - 6月 燃料交換（第2回）
 - 10月 サイクル3試験（出力100%まで）開始
 - 11月 100%出力達成

Table 3.1 (a) Data on Major Design Characteristics and Operating Conditions (General)

Reactor type	High-temperature gas-cooled reactor employing a U ²³⁵ -thorium fuel cycle, helium cooling, and graphite moderation.
Number of primary coolant loops	2
Design output	
Net electrical output (to main power transformer), MW	330
Reactor thermal power, MW	842

Table 3.1 (b) Data on Major Design Characteristics and Operating Conditions (Reactor Physics)

Prompt neutron lifetime for initial core, s	2.4×10^{-4}
Reactivity characteristics	
Excess reactivity (Δk) in the initial core at mid-cycle, Xe ¹³⁵ and Pa ²³³ decayed, Sm ¹⁴⁹ buildup	
at 27 °C	0.141
at 104 °C	0.131
at operating temperature	0.083
Average neutron flux (initial core after one year), n/cm ² ·s	
Thermal (<2.38 eV)	6.9×10^{13}
Fast (>0.18 MeV)	3.3×10^{13}
Reactivity defect in the initial core	
Temperature and power (27 °C to operating), % Δk	7.0
Xe and Sm (at operating temperature), % Δk	3.0

Table 3.1 (c) Data on Major Design Characteristics and Operating Conditions (Reactor)

Number of fuel elements in core	1482
Number of control rods	74 (37 pair)
Number of control rod drives	37
Effective core diameter, m	5.94
Fuel element stack height (cold, new), m	4.75
Nominal average side reflector thickness (including boronated portion for shielding), m	1.2
Top reflector thickness (including boronated portion for shielding), m	1.0
Bottom reflector thickness (including boronated portion for shielding), m	1.2
Reactor vessel inside diameter (inside liner), m	9.6
Reactor vessel inside height (inside liner), m	23.1

Table 3.1 (d) Data on Major Design Characteristics and Operating Conditions (Fuel Elements)

Fuel element type	Hexagonal graphite blocks containing bounded fuel rods of coated particles.
Cold core array pitch, mm	360.7
Block length (cold), mm	793.0
Active fuel elements per column	6

Table 3.1 (e) Data on Major Design Characteristics and Operating Conditions (Core Design Operating Conditions)

Average power density, MW/m ³	6.3
Maximum power density, MW/m ³	20.0
Heat transfer surface area, m ²	5820
Average heat flux, kW/m ²	140
Maximum heat flux, kW/m ²	440
Average fuel temperature, °C	816
Maximum fuel temperature, °C	1260
Average surface temperature, °C	704
Maximum surface temperature, °C	1149
Average fuel-moderator temperature, °C	760
Average helium temperature at core outlet, °C	784
Maximum helium temperature at core outlet, °C	982

Table 3.1 (f) Data on Major Design Characteristics and Operating Conditions (Fuel Cycle)

Refueling period, year	1
Fuel lifetime, 85% capacity factor (fuel design basis only), year	6
Annual U^{235} feed, equilibrium (in 93% enriched uranium), kg/year	220
Annual thorium feed, equilibrium, kg/year	2400
Conversion ratio	0.60
Average burnup per tonne of U and Th, MWd/tonne	110,000
Fission per initial fissile atom	1.3

Table 3.1 (g) Data on Major Design Characteristics and Operating Conditions (Primary Coolant System)

Total helium flow rate in steam generators, kg/s	430
Helium pressure at rated load (circulator discharge), MPa	4.8
Ratio of gross circulator power to gross thermal output	0.020
System pressure drop (nominal), kPa	97
Helium temperature at core inlet, °C	406
Helium temperature at steam generator inlet, °C	775
Coolant flow direction through core	Downward.
Number of primary coolant loops	2
Helium circulator type	Single-stage axial compressor.
Number of helium circulator	4 (2/loop)
Steam generator type	Once-through (1 per loop).
Number of identical modules per steam generator	6

Table 3.1 (h) Data on Major Design Characteristics and Operating Conditions (Turbine Plant)

Main turbine	Tandem-compound double-flow.
Throttle steam pressure, MPa	16.6
Throttle steam temperature, °C	538
Hot reheat steam pressure (rated load at reheater outlet), MPa	4.1
Reheat steam temperature (at turbine inlet), °C	538
Throttle steam flow rate, kg/s	291
Nominal design back pressure (at 16 °C wet bulb temperature), kPa	8.5
Feedwater temperature, °C	206

Table 3.1 (i) Data on Major Design Characteristics and Operating Conditions (Overall Plant Output)

Gross generator output, MW	342
Auxiliary electrical power, MW	12
Net station output (to main power transformer), MW	330
Net station heat rate	2.55
Net station efficiency, %	39.2

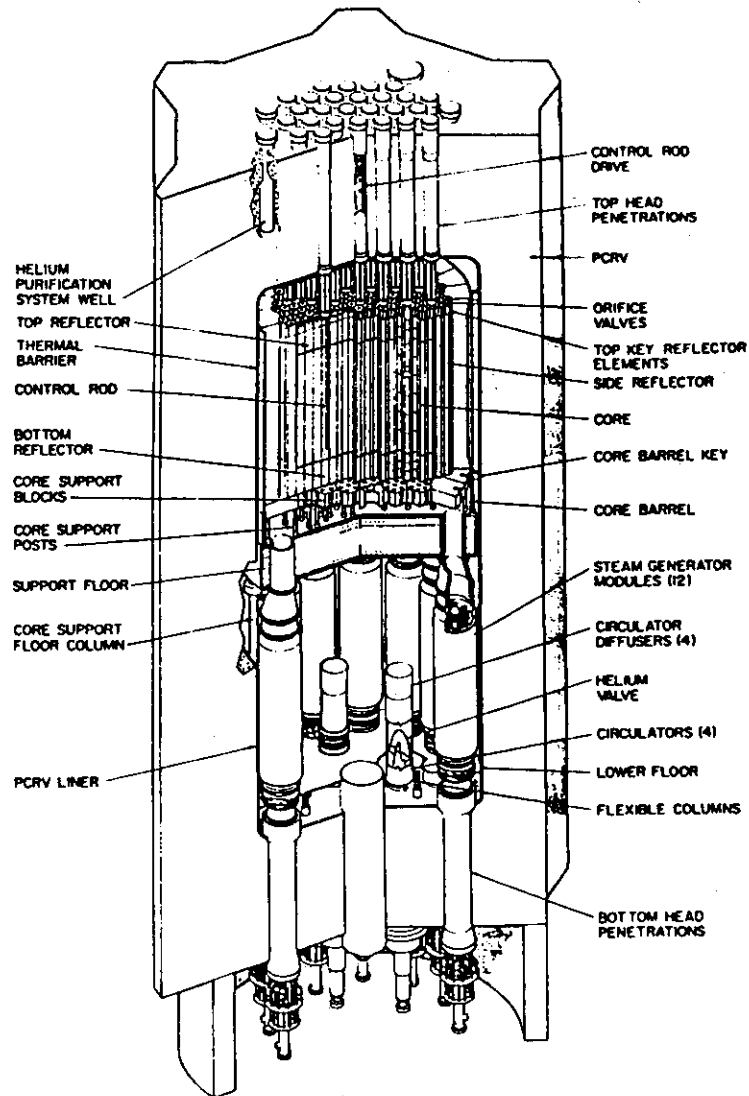


Fig. 3.1 Primary Reactor System of FSV HTGR

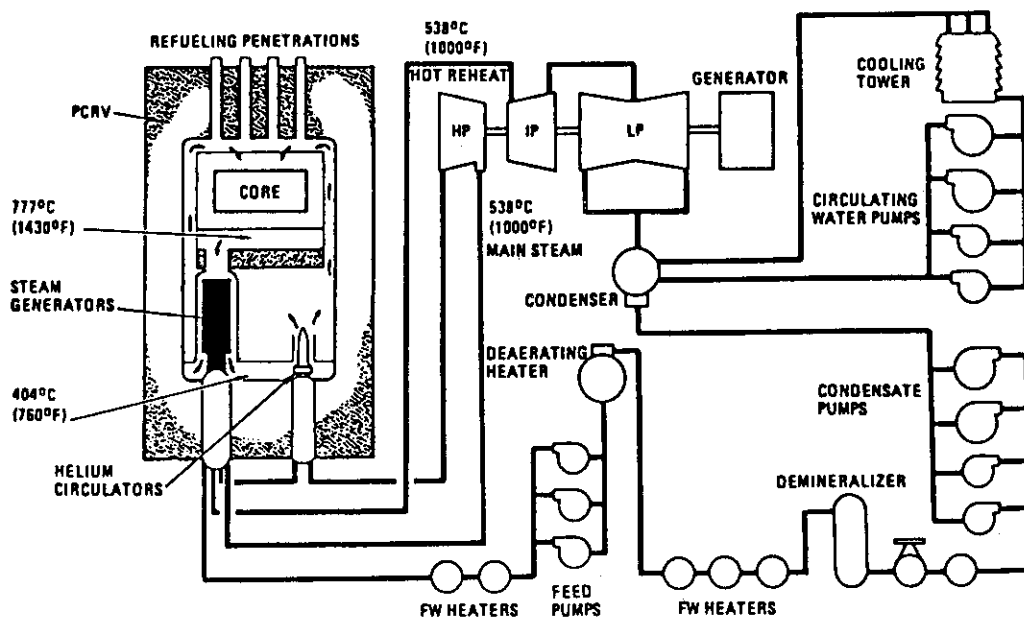


Fig. 3.2 Simplified FSV Flow Diagram

4. FSV炉の炉心構成

FSV炉の炉心は、Fig. 4.1 に示すように、一様な三角ピッチ（361 mm）で配列された247本の垂直なカラムから成っている。黒鉛から機械加工された直立六角柱状の燃料要素、反射体要素を垂直に積み重ねてそれぞれのカラムが構成されている。アクティブコアはほぼ直立円柱状をしており、実効直径は約5.94 m、実効高さは約4.75 m（燃料要素6段）である。側部反射体の平均厚さは1.2 mである。上部反射体及び下部反射体（炉心サポートブロックを除く）の厚さは、それぞれ、1.0 m及び1.2 mである。Table 4.1に炉心の配列、構成要素数、主要寸法を示す。

全重量が約650 ton（炉心支持構造、領域拘束装置を除く）の炉心は黒鉛製の炉心サポートブロックで支持され、さらに黒鉛製のサポートポストを介してPCR/V中間フロアに支持されている（Fig. 4.2）。

4.1 1次冷却材の流れ

FSV炉内の1次冷却材ヘリウムガスの流れをFig. 4.3に示す。1次冷却系は同一構成の2系統のループから成り、各ループはそれぞれ6基並列の蒸気発生器モジュールと2基並列のヘリウムガス循環機を持っている。原子炉炉心は2つのループに共通である。

低温のヘリウムガスは、上部プレナムから、オリフィスバルブ、炉心頂部プレナム要素を通過して、炉心に流入する。炉心では、炉心を構成する上部可動反射体要素、燃料要素、下部可動反射体要素に設けられた冷却材流路を下向きに流れる。炉心を通過する間に加熱されたヘリウムガスは、炉心サポートブロックを通過して、下部プレナムに流出する。

熱出力842 MW_tの定格運転条件では、温度404 °C、圧力4.83 MPa、流量427 kg/sのヘリウムガスが炉心に流入し、炉心出口においてヘリウムガスの混合平均温度は777 °Cになる。

炉心から出た高温のヘリウムガスは、中間フロアを貫通するダクトを下降し、蒸気発生器モジュールに入る。蒸気発生器モジュール内で、高温ヘリウムガスは2次系の水/蒸気に熱を与えて低温になる。蒸気発生器モジュール下部から出た低温のヘリウムガスはヘリウムガス循環機に入る。循環機コンプレッサでヘリウムガスは圧縮され、逆止弁、ディフューザを通過して上向きに流出する。ヘリウムガスは中間フロア外周からコアバレルとPCR/Vライナ間の環状流路を上昇し、再び炉心上部プレナムに戻る。

FSV炉1次冷却系のパラメータをTable 4.2に示す。

4.2 燃料要素及び反射体要素

標準燃料要素は平径（面間距離）360 mm、高さ793 mmの直立六角柱状をしている（Fig. 4.4）。標準燃料要素には、軸方向に108本の冷却材流路孔（内径15.9 mm及び12.7 mm）と210本の燃料挿入孔（内径12.7 mm）がつけられている。冷却材流路孔は燃料要素を貫通してい

るが、燃料挿入孔は上面から深さ 782 mm の閉止孔である。また、6ヶ所の角部には、可燃性毒物挿入孔（内径 12.7 mm）があげられている。

制御燃料要素（Fig. 4.5）の外形寸法は標準燃料要素と同一である。制御燃料要素には、57本の冷却材流路孔（内径 15.9 mm 及び 12.7 mm）、120本の燃料挿入孔（内径 12.7 mm）、4本の可燃性毒挿入孔（内径 12.7 mm）のほかに、2本の制御棒チャンネル（内径 101.6 mm）と1本の後備停止チャンネル（内径 95.3 mm）があげられている。制御棒チャンネル内には、制御棒が垂直方向に移動する。後備停止チャンネル内には、ある種の緊急状態において、後備停止系の中性子吸収材が放出される。

燃料要素をカラムに積み上げるときの位置決めのために、各燃料要素上面に3個のダウエルピンと、下面にそれに対応したダウエルソケットが設けられている。ダウエルピンとソケットのはめ合いによって、各カラムの冷却材流路孔及び制御棒チャンネル、後備停止チャンネルのオフセットを防止している。

燃料要素の上面中央には、軸方向に深さ 370 mm のつかみ孔があげられている。

側部及び上部、下部の可動反射体要素は燃料要素と同じ外形寸法の直立六角柱状をしている。これらの可動反射体要素には、燃料要素と同様に、つかみ孔、ダウエルピン及びソケットが設けられているが、燃料挿入孔及び可燃性毒物挿入孔は設けられていない。上部及び下部可動反射体要素には、それらの対応するカラムの燃料要素と同様に、冷却材流路孔及び制御棒チャンネル、後備停止チャンネルが設けられている。側部可動反射体要素には、これらの流路孔及びチャンネルは設けられていない。

燃料要素及び反射体要素の材質は H-327 黒鉛（Great Lakes Carbon Corp. 製）である。

燃料要素及び可動反射体要素の主要諸元を Table 4.3 に示す。

4.3 燃料交換領域

炉心は、Fig. 4.6 に示すように、水平面内で 37 の燃料交換領域に分割されている。37 の領域のうち、31 領域は 7 カラムから成る標準領域であり、残りの 6 領域は 5 カラムから成る周辺の領域である。各領域の中央のカラムは制御燃料要素を積み重ねた制御カラムで、そのまわりを標準燃料要素から成る 6 本（周辺の 5 カラム領域では 4 本）の標準燃料カラムが取り囲んでいる。

制御カラムの各要素は、その周囲の標準燃料カラムの要素に対して、要素高さの約 1/4（約 190 mm）だけ下方にオフセットしている。この垂直なオフセットは、横方向剪断力による炉心の変位を防止する役割りを果たしている。

同じ領域内の 7 本のカラムは、対応する 1 個の炉心サポートブロック上に載っている。各カラムの最下段は炉心サポートブロック上面にダウエルピン及びソケットで結合されている。このダウエル結合により、領域内カラムの配列は一様に保たれる。

カラムは、各領域ごとに、炉心頂部の金属製プレナム要素（Fig. 4.7）によって一体にキー結合されている。このキー結合により、炉心頂部において同じ領域内のカラム間垂直ギャップの幅はほぼ一定で、一様な値に保たれることになる。

なお、Fig. 4.6には、蒸気発生器モジュール、ヘリウムガス循環機及び核チャンネル（4.7節参照）の配置も示している。ただし、この図は炉心中心に対する相対的位置を模式的に示したもので、各コンポーネントの径方向位置は正確なものではない。

4.4 オリフィスバルブ

各領域頂部の中央プレナム要素には、制御棒駆動機構／オリフィスアセンブリが取り付けられている（Fig. 4.8）。このアセンブリは、一对の制御棒、制御棒駆動機構、後備停止系ホップ、及びそれらのガイド管、可変オリフィスバルブ、オリフィス駆動機構などから構成されている。

炉心上部プレナムから各領域に流入するヘリウムガスの流量は、その領域の可変オリフィスバルブの開度を調節することによって制御される。バルブは2重の同心円筒から成り、それぞれに長方形の開口部（オリフィス）が4箇所にあけられている。オリフィスバルブが全開の位置では、内筒と外筒の開口部が一致し、バルブを通る流路断面積は最大（ 1574 cm^2 ）となる。固定されている内筒に対して、オリフィス駆動装置によって外筒を相対的に上昇させると、バルブを通る流路断面積が減少し、領域に流れ込む冷却材流量が低下する。全開位置から外筒を約150 mm 上昇させると、オリフィスバルブは全閉となる。

4.5 炉心サポートブロック

炉心サポートブロックは直立六角柱状（半径約4800 mm）のPGX黒鉛（Union Carbide Corp.製）ブロックで、対応する炉心1領域の重量を支持する。各炉心サポートブロックは、両端が半球面の黒鉛（ATJ）製サポートポストで支持されている。サポートポストの上端及び下端は、それぞれ、炉心サポートブロック及び炉心サポートフロアに設けられた半球面のポストシートにはまり合う。この球面接触部の転がりによって、熱膨張や炉心の微小な水平方向の動きを吸収できるようになっている。炉心サポートブロックは相互にキー結合されている。

炉心の燃料要素冷却材流路を通過してきたヘリウムガスは下部可動反射体でカラムごとに1本の流路に合流し、炉心サポートブロックの流路に入る。炉心サポートブロック下部にあけられたキャビティ内で、1領域内のすべての出口ヘリウムガスが合流する。炉心サポートブロックのキャビティ内には、領域出口ヘリウムガスの混合平均温度を測定するため、熱電対が設けられている。ヘリウムガスは炉心サポートブロックのキャビティから炉心下部プレナムに流出する。

4.6 固定反射体

炉心の側部可動反射体のまわりは、固定反射体で取り囲まれている。固定反射体は炉心周方向に24分割されており、大型の多角柱状黒鉛（HLM）ブロックから成っている。固定反射体とコアバレルの間には、周方向に48分割されたスペーサブロックが設けられている。

固定反射体は鋼製のコアバレルにキー結合されており、炉心横方向の荷重は、固定反射体からコアバレルを経て、PCRVRに伝達される。

Table 4.4 に固定反射体及びスペーサブロックの主要諸元を示す。

4.7 計 装

炉心出口のヘリウムガス温度は 37 領域の各領域ごとに測定される。それぞれの領域の出力ピーキングファクタ及びヘリウムガス流量に依存して、領域出口のヘリウムガス温度には差が生ずる。領域出口のヘリウムガス温度を一様にするため、各領域出口ヘリウムガス温度の測定値に基づいてオリフィスバルブの開度を調節し、各領域のヘリウムガス流量制御が行われる。

領域出口の温度センサは、外径 6.35 mm のシース型 Geminol 熱電対（シース材；Inconel、絶縁材；MgO）から成り、黒鉛スペーサに差し込まれている。これらの熱電対は 7 組の熱電対アセンブリに組み込まれる。熱電対アセンブリは、炉心北西方向から炉心サポートブロックを水平方向に貫通する黒鉛スリーブ内に挿入される（Fig. 4.9）。これらの熱電対アセンブリは水平面内で平行に配列される。中央の熱電対アセンブリが最も長く、ほぼ炉心全直径にわたって、7 領域を貫通している。その両側に、片側 3 組の熱電対アセンブリが並び、それぞれ 6 領域、5 領域、4 領域を貫通している。熱電対アセンブリに組み込まれた各熱電対は炉心サポートブロックのキャビティ中央に位置する。炉心サポートブロックのキャビティでは領域内のすべての流れが合流し、熱電対によってその混合平均温度が測定される（Fig. 11.1 参照）。

原子炉炉心の出力レベルは合計 14 本の中性子検出器で測定される。このうち 2 本はホウ素を内張りした計数管で、起動領域における測定に用いられる。残りの 12 本は核分裂電離箱で、3 本が中間領域、9 本が出力領域における測定に用いられる。これらの 12 本の核分裂電離箱は、PCRIV 側壁に設けられた 6 本の垂直な計装用ウェル内に 2 本 1 組で収容されている。これらのウェルは炉心周方向 60 度間隔に配置されている（Fig. 4.6 参照）。検出器の垂直方向位置はほぼ炉心中心面の高さにある。2 本 1 組の検出器のうち、1 本はプラントの制御系に、もう 1 本はプラント保護系に用いられる。これらの 6 チャンネル（チャンネルⅢからⅧ）のそれぞれの信号が制御室に表示されるが、原子炉全体の制御は 6 チャンネルの平均値に基づいて行われる。

Table 4.1 FSV Core Arrangement

Pitch of fuel columns (room temp.), mm	360.98
Number of fuel columns	247
Number of hexagonal side reflector columns	66
Number of irregular shaped side reflector columns	24
Number of spacer columns	48
Number of control rod channels	74 (2 per fuel region)
Number of reserve shutdown channels	37 (1 per fuel region)
Number of fuel regions	37
Fuel region pitch (room temp.), mm	955.0
Effective core diameter (including reflector), m	8.330
Core height (including reflector), m	7.138
Overall side reflector thickness, m	1.2
Overall top and bottom reflector thickness, m	1.19

Table 4.2 FSV Primary Coolant Parameters (Typical Case, Equilibrium Core)

<u>Core Power</u>		
Gross reactor thermal power, MW(t)		842
<u>Coolant Flow and Coolant Temperatures</u>		
Core inlet temperature, °C		404
Core pressure drop, kPa		58
<u>Average Condition</u>		
	Core Avg. Exit Temp. (°C)	Flow at Core Exit (kg/s)
Coolant holes	813	373
Side reflector	521	15
Control rods	499	18
Spaces between sides of fuel elements	682	21
Total active core and bypasses	784	427
<u>Extreme Condition</u>		
	Temp. (°C)	
Maximum coolant exit, region average	849	
Maximum coolant exit, column average	982	
<u>Coolant Flow Path Dimensions</u>		
Coolant channel frontal flow area fraction, % (core average)		19
Total core coolant channel area, m ²		5.32
Coolant channels, m ²		4.74
Column clearances, m ² (at top reflector)		0.58
Diameter of large coolant holes, mm		15.9
Diameter of small coolant holes, mm		12.7
Hydraulic diameter of column clearances		
External, mm		9.7
Internal, mm		3.6 - 7.6

Table 4.3 (a) FSV Fuel Element

Number required	1482	
Power density, MW/m	6.3	
Shape	Hexagonal right prism	
Material	Graphite	
Width across flats, mm	359.9	
Length, mm	793.0	
Diameter of fuel holes, mm	12.7 + 0.025 - 0.076	
Diameter of coolant holes, mm	15.9 (6 are 12.7)	
Interconnecting dowels	3	
	<u>Standard Fuel Element</u>	<u>Control Element</u>
Number of fuel holes	210	120
Number of coolant holes	108	57
Number of poison holes	6	4

* room temperature dimensions

Table 4.3 (b) FSV Hexagonal Reflector Element

Number required	2188
Shape	Hexagonal right prism
Material	Graphite
Width across flats (room temp.), mm	359.9
Interconnecting dowels	3

Table 4.4 FSV Permanent Reflector Block and Spacer Block

Number required, blocks	312
Number required, spacers	1152
Shape	Irregular
Material, blocks	Graphite
Material, spacers	Graphite and boronated stainless steel rods
Approximate size, mm	
Blocks	610 × 760 × 1010
Spacers	250 × 300 × 510
Interconnecting dowels, blocks	3
Interconnecting dowels, spacers	2

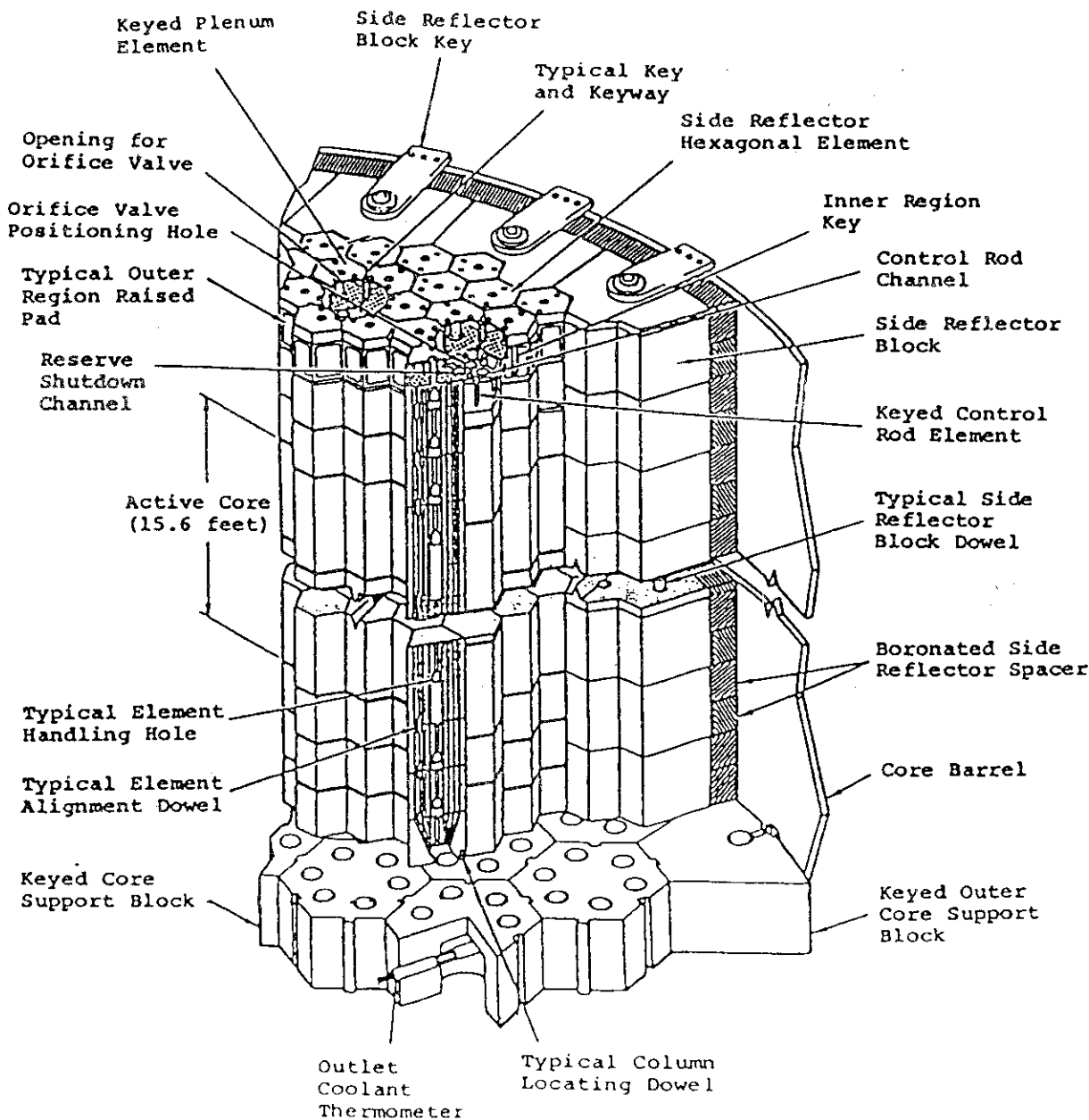


Fig. 4.1 Isometric View of FSV Reactor Core Structural Arrangement

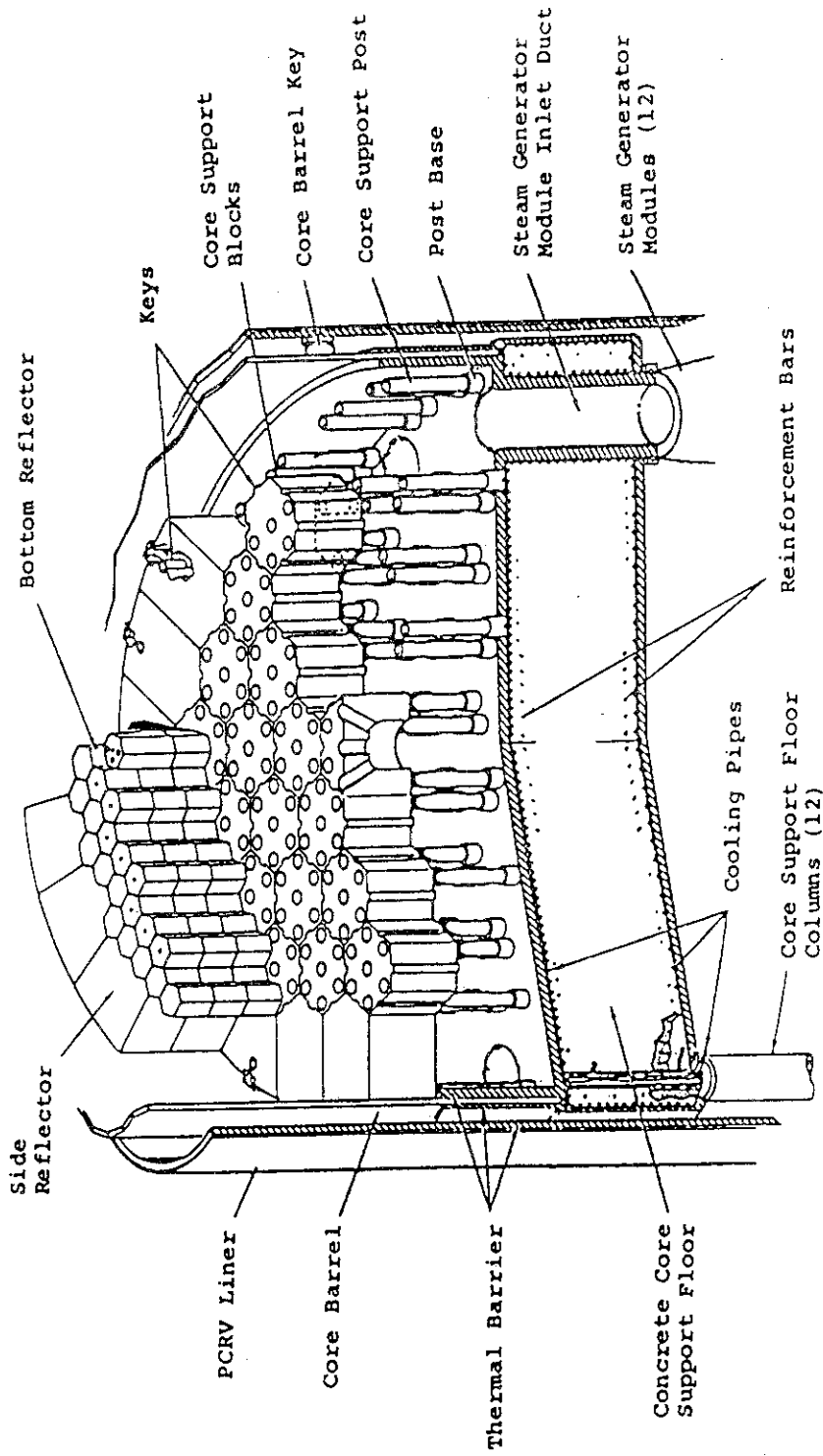


Fig. 4.2 Isometric View of FSV Reactor Core Support Components

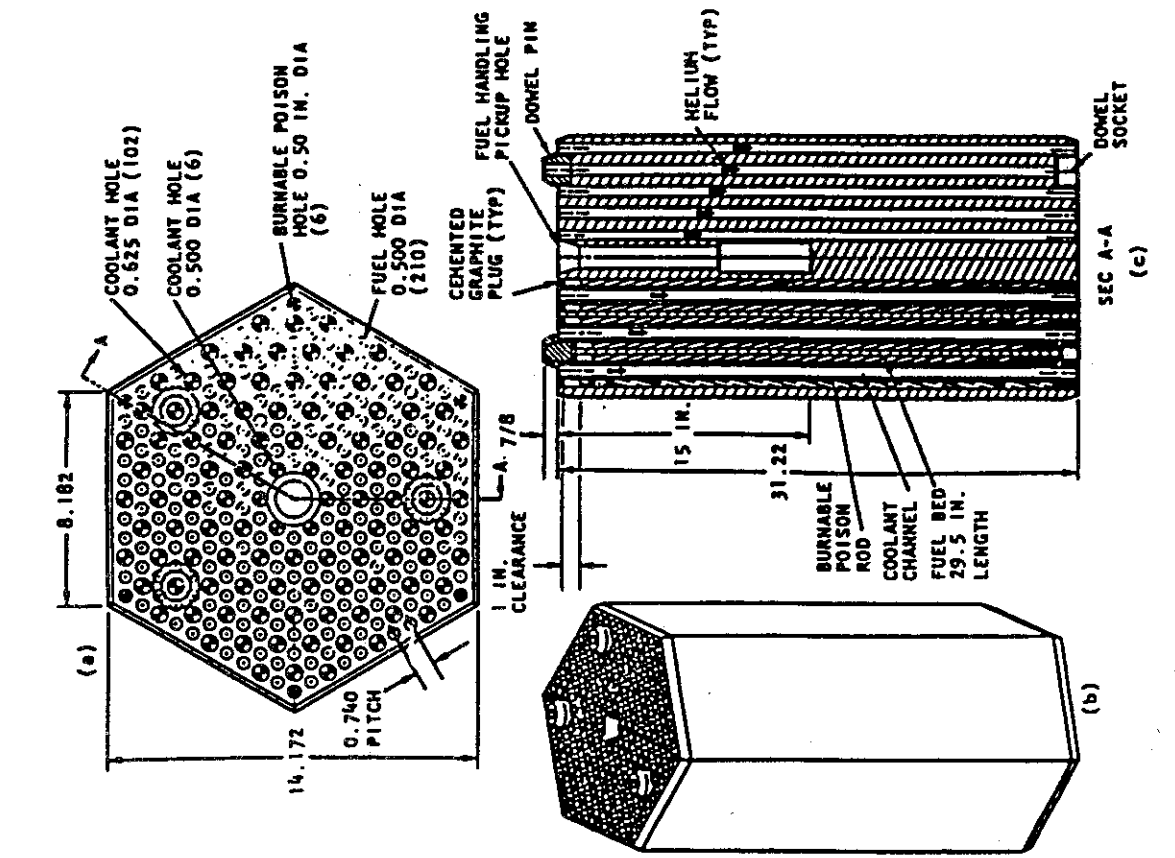


Fig. 4.4 FSV Standard Fuel Element

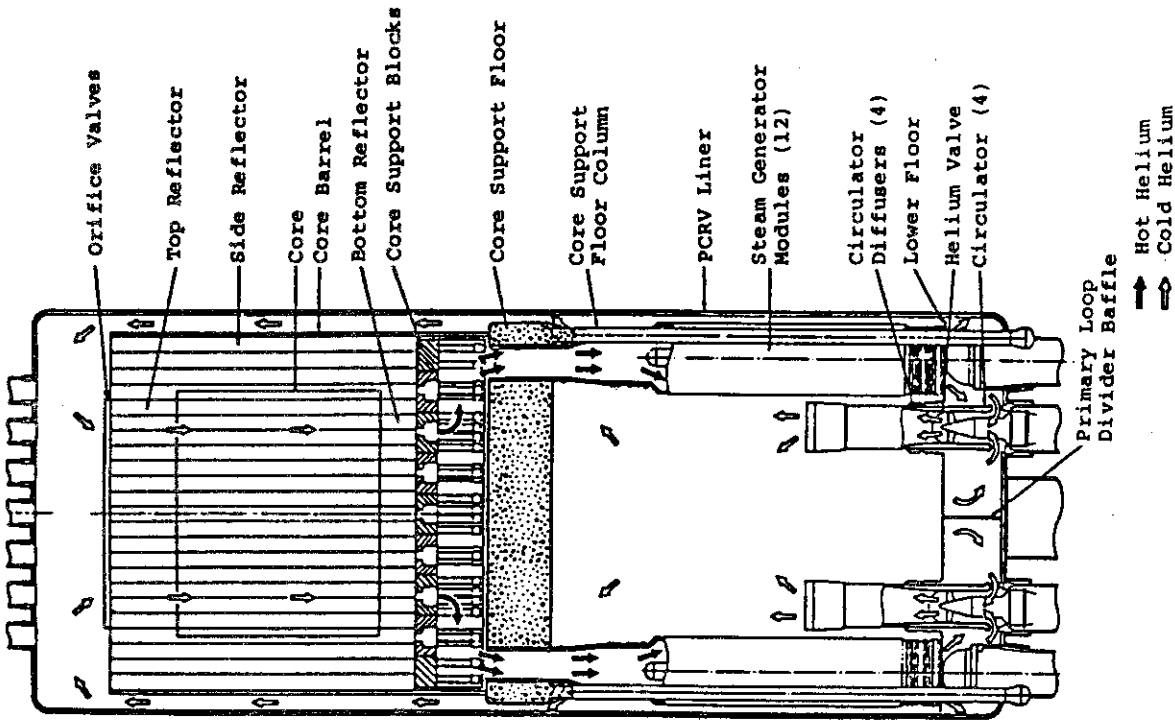


Fig. 4.3 FSV Primary Coolant Flow

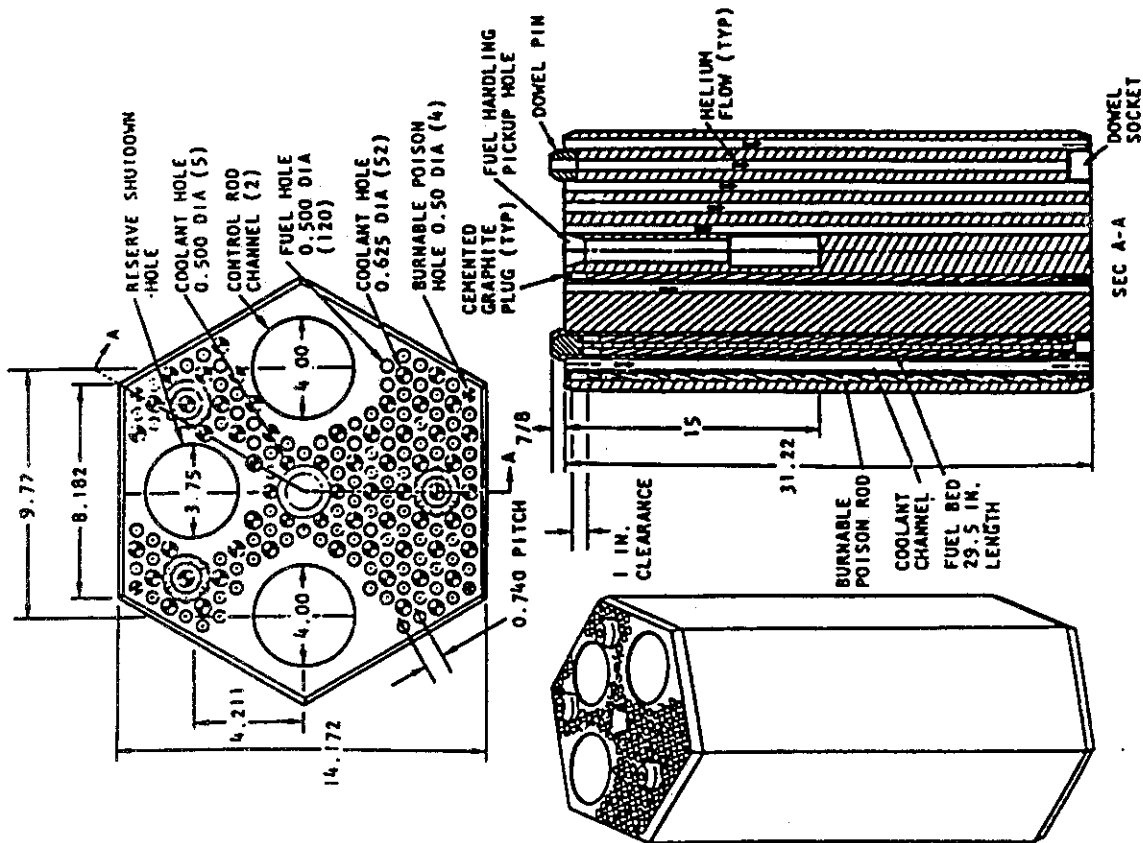


Fig. 4.5 FSV Control Fuel Element

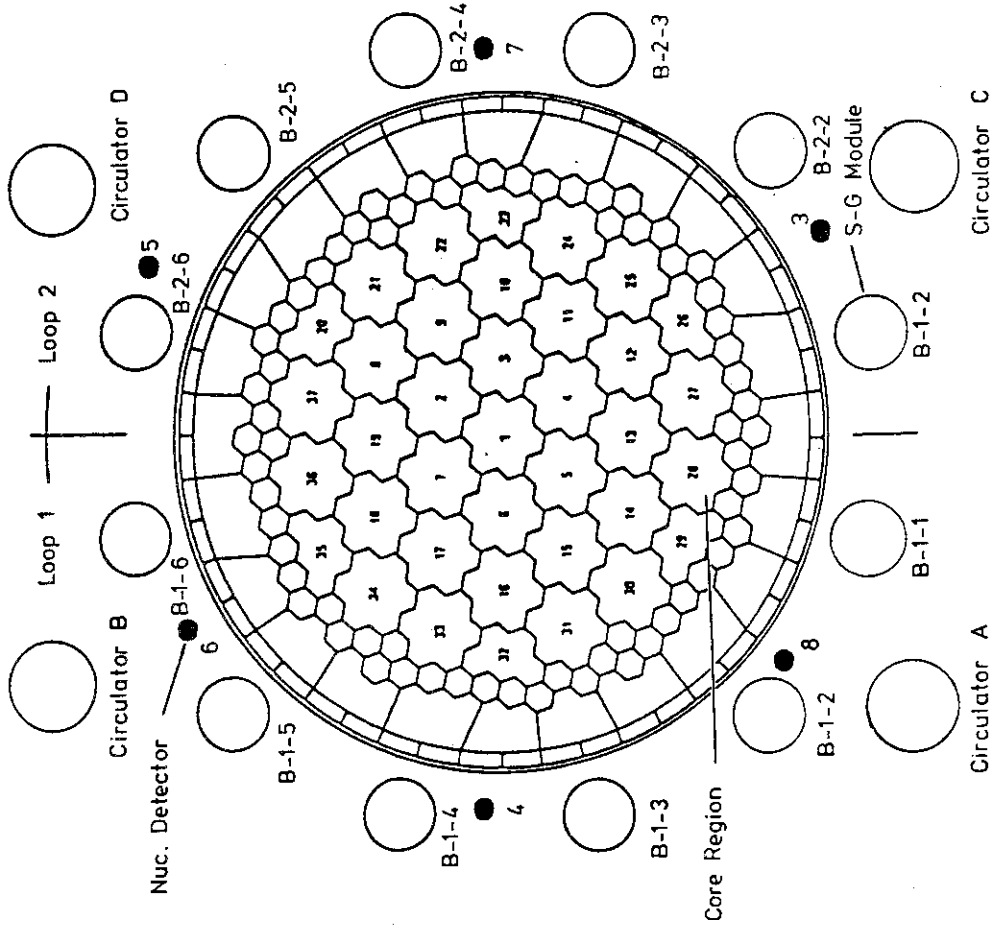


Fig. 4.6 Horizontal Schematic of FSV Reactor Core

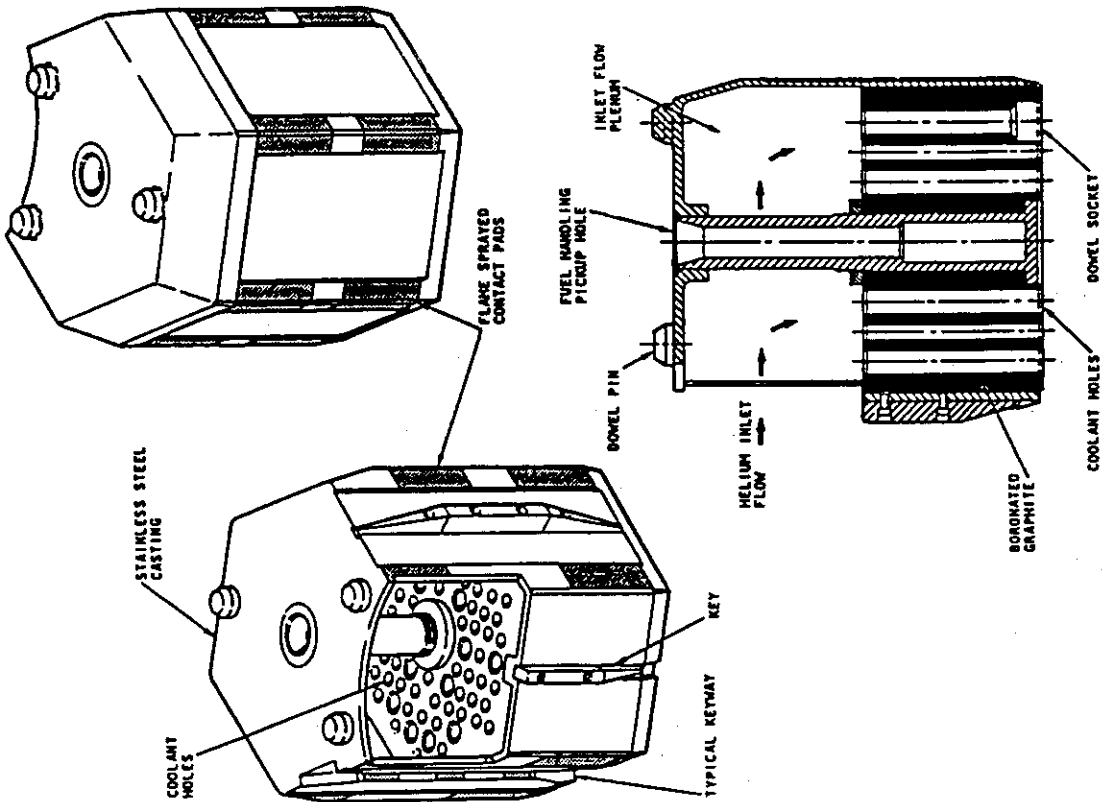


Fig. 4.7(a) Keyed Plenum Element (Standard Fuel Column)

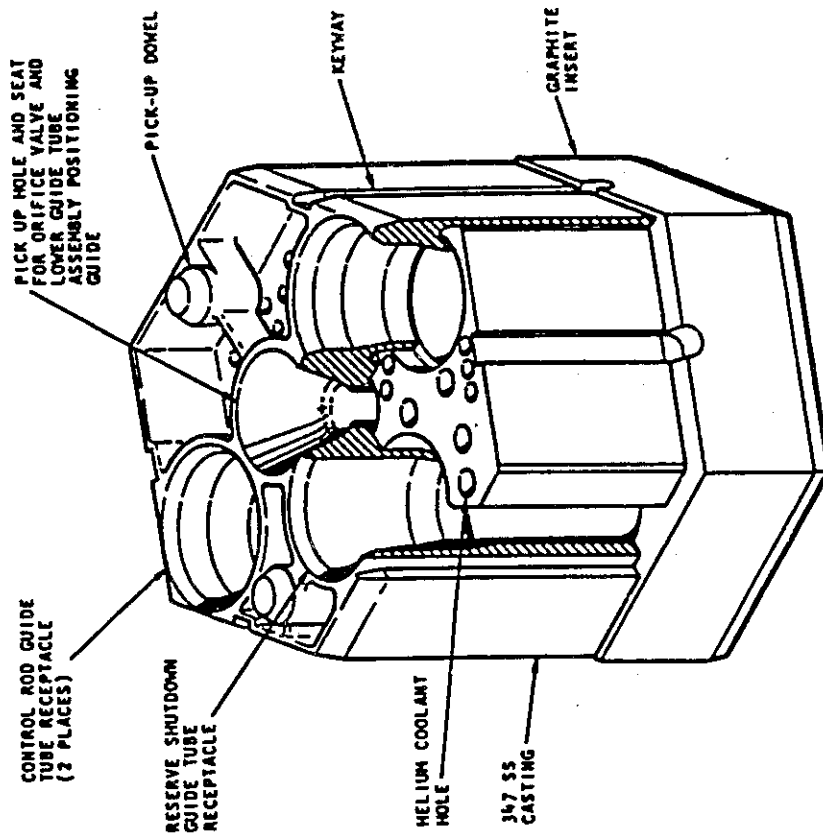


Fig. 4.7(b) Keyed Control Rod Element

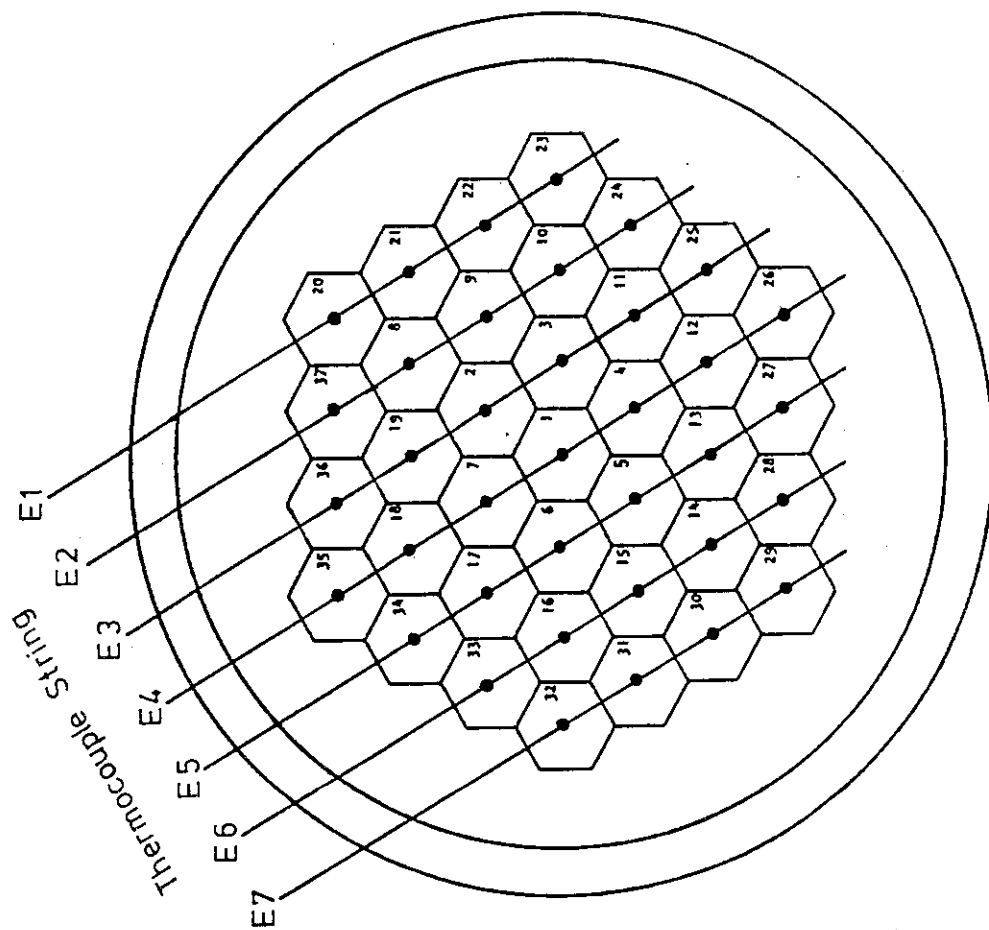


Fig. 4.9 FSV Core Outlet Gas Temperature Measurement

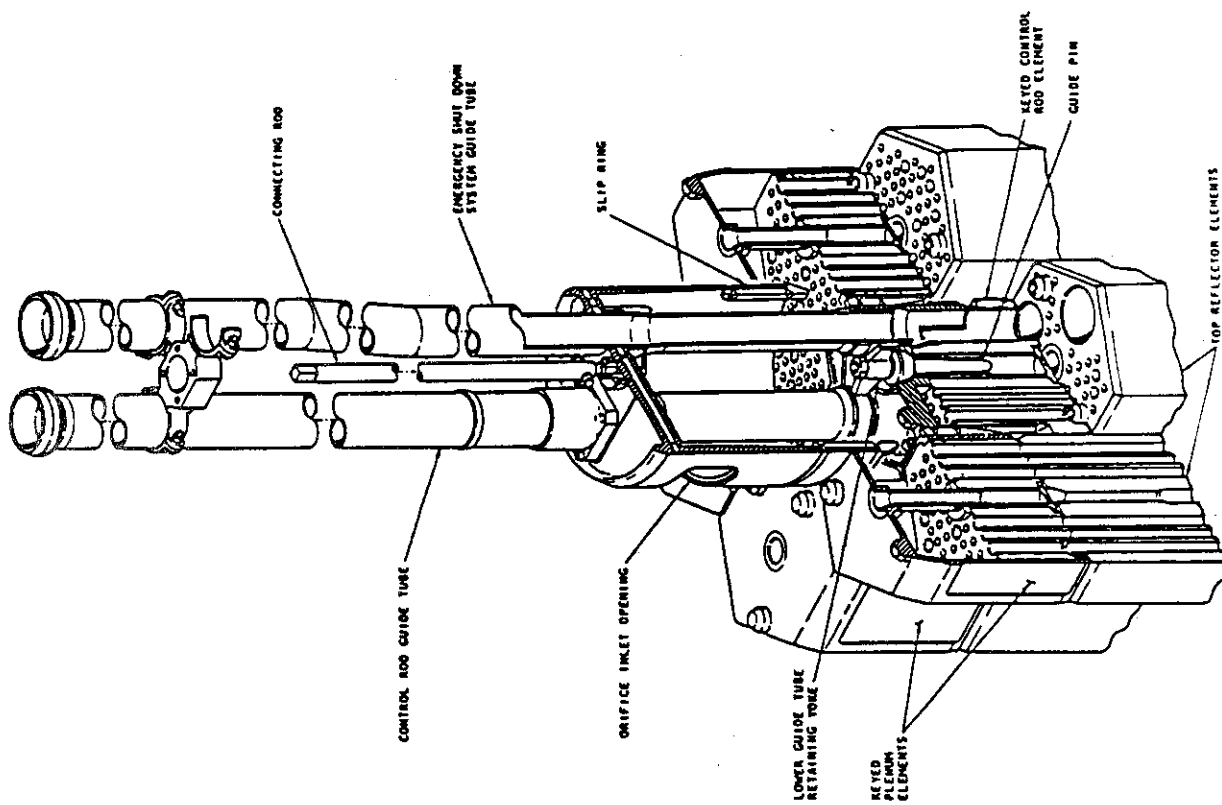


Fig. 4.8 FSV Top Plenum and Orifice Valve Arrangement

5. 炉心流量配分、バイパス流れ、クロス流れ

5.1 冷却材流量配分の制御

原子炉炉心で発生した熱は、炉心内を下向きに流れる1次冷却材ヘリウムガスによって除去される。炉心各領域の出力は、燃料装荷量、炉心滞在時間、炉心半径方向位置、制御棒パターンなどに依存して、領域ごとにそれぞれ異なっている。したがって、炉心出口のヘリウムガス温度を一樣にするためには、オリフィスバルブの調節により、炉心上部プレナムから各領域に流入するヘリウムガスの流量を制御する必要がある。このため、制御室に表示される各領域出口ヘリウムガス温度の測定値に基づいて、制御室から手動により各領域オリフィスバルブ開度の遠隔操作が行われる。設計では、最も出力の高い炉心中心領域に対し約20 kg/sのヘリウムガス流量が必要であり、一方、最も出力の低い領域の流量は約3.8 kg/sまで絞る必要がある。

炉心出力を運転出力レベルまで上昇させてゆく間に、一度オリフィスバルブの調節が行われる。定常状態で運転を続けているときには、各ループ6基の蒸気発生器モジュールの高温再熱蒸気温度を一樣にするための微調節のみが行われる。

5.2 炉心圧力損失

炉心を通過する1次冷却材ヘリウムガスの圧力損失は、半径方向の出力ピーキングファクタによって異なるが、40 - 60 kPaの範囲にある。炉心の圧力損失が約58 kPaの典型的な平衡炉心では、オリフィスバルブを通る圧力損失は、バルブが全開の高出力領域の14 kPaからほとんど全閉の低出力領域の56 kPaまで、領域によって大きな違いがある。このため、異なった領域の冷却材流路入口の圧力差は最大42 kPaに達する。この領域間の圧力差は冷却材の流れ方向（下向き）に減少し、すべての領域の冷却材が合流する炉心出口（下部プレナム）において0になる。

一般に、それぞれの領域のオリフィスバルブを通る圧力損失に違いがあるため、各領域の冷却材流路の圧力はオリフィスバルブ開度の異なる（したがって、オリフィスバルブ圧力損失の異なる）隣接領域の冷却材流路の圧力と異なり、また、その領域周囲の領域間垂直ギャップの圧力とも異なったものになる。このような炉心横方向の冷却材圧力差によって、冷却材流路と垂直ギャップの間にカラムの要素段間接触面を通る横方向の冷却材漏れ流れ（クロス流れ）が発生する（5.4節参照）。

5.3 カラム間ギャップ

炉心のカラムは、常温において360.98 mmの一樣な三角ピッチで配列されている。燃料要素及び反射体要素の平径は常温において359.97 mmであり、燃料交換時の公称最小カラム間ギャップ

幅は 1.01 mm である。

原子炉運転時には、黒鉛の熱膨張によって、領域内カラム（同じ領域のカラム）のピッチは 362.2 mm まで拡大する。また、領域間カラム（隣接する領域のカラム）のピッチは、鋼製コアバレルと炉心黒鉛との相対熱膨張によって炉心が外向きに引っ張られるため、364.1 mm に広がる。このような炉心カラムのピッチの拡大に加えて、黒鉛要素の照射変形によって、カラム間ギャップ幅が広がることになる。原子炉運転時の炉心平均公称ギャップ幅の値を Table 5.1 に示す。

炉心頂部のプレナム要素では、原子炉運転時の公称領域間ギャップ幅は 2.4 mm である。一方、同じ領域のプレナム要素間は相互にキー結合されているため、プレナム要素の領域内ギャップ幅はキー構造の公差（約 0.5 mm）以下に保たれる。

5.4 バイパス流れとクロス流れ

炉心を通過する 1 次冷却材ヘリウムガスの大部分は、燃料要素及び反射体要素に設けられた冷却材流路内を流れるが、その一部は冷却材流路以外の経路を通して流れる。

全炉心冷却材流量の約 4 % は、制御棒ガイド管から流入し、制御棒チャンネルを通過して下向きに流れる。この流れは制御棒を冷却するとともに、制御燃料要素からもある程度の熱を除去する。下部可動反射体において、この流れは冷却材流路からの流れと合流する。制御棒チャンネルを通過する流れは計画されたものであり、バイパス流れとはみなされていない。

冷却材の一部は、領域入口のオリフィスバルブを通らずに、上部プレナムからプレナム要素間及び側部反射体間を通過して領域間ギャップに流入する。この冷却材流量は全炉心流量の約 20 % と予測されている。この領域間ギャップに流入した流れは、オリフィスバルブでの圧力損失がないため、冷却材流路内の流れより圧力が高く、カラムの要素段間接触面を通して領域間ギャップから冷却材流路（特に、オリフィスバルブを絞った領域の冷却材流路）に流れ込むクロス流れが発生する。このクロス流れのために、領域間ギャップを通る流れは、炉心を下降する間に流量が減少し、下部プレナムに流出する炉心出口では全炉心流量の約 6 % になる。この領域間ギャップを通るバイパス流れの炉心出口温度は、低出力領域部で約 620 °C、高出力領域部で約 820 °C になる。

オリフィスバルブを通ったヘリウムガスの一部は領域内部のカラム間ギャップに流入する。この領域内ギャップを通る冷却材流量は領域流量に依存する。出力の最も高い領域（領域流量が最大の領域）では、領域流量の約 2 % が領域内ギャップに流入し、その出口では約 0.5 % になる。また、出力の最も低い領域（領域流量が最小の領域）では、領域流量の約 8 % が流入し、出口で約 2 % になる。この領域内ギャップを通るバイパス流れの全流量は全炉心流量の約 1 % である。領域内ギャップの幅が比較的狭く、また領域内ギャップを通る冷却材流量が比較的少ないため、その炉心出口温度はほぼその領域の冷却材流路出口ヘリウムガス温度近くまで上昇する。

ここで述べたバイパス流量の値は FSAR (Final Safety Analysis Report) の予測値であり、FSV 炉の運転データから現在推定されている値 (Fig. 5.1) とは異なっている。また、これらの予測値及び推定値は、ギャップ幅の分布を一様と仮定した解析から得られたものである。

したがって、炉心が動き、ギャップ幅の分布が変わると、バイパス流量分布が変化し、さらにバイパス全流量も変化することになる。バイパス流れの炉心出口温度は、その位置ばかりでなく、ギャップの寸法によっても大きく変わる。炉心の動きによって大きく開いたギャップが生ずると、そのギャップを通るバイパス流れの炉心出口温度が冷却材流路出口温度より数100℃も低くなる可能性がある。

Table 5.1 Gap Width Between Fuel Columns

Axial Elevation	Gap between Columns within a Region (mm)	Gap between Columns between Regions (mm)
Plenum Elements		
Top Reflector	2.11 - 3.30	5.26
1st Fuel Element	2.41 - 4.85	5.69
2nd Fuel Element	2.29 - 4.85	5.59
3rd Fuel Element	1.75 - 3.32	4.98
4th Fuel Element	1.42 - 2.41	4.47
5th Fuel Element	1.35 - 2.31	4.39
6th Fuel Element	1.27 - 2.16	4.22
Bottom Reflector	1.09 - 1.70	4.04
	(a) (b)	(c)

(a) Gaps for a beginning-of-life fuel region.

(b) Gaps for an end-of-life fuel region.

(c) Average gap surrounding the region; actual gaps vary around the region according to the ages of the adjacent columns.

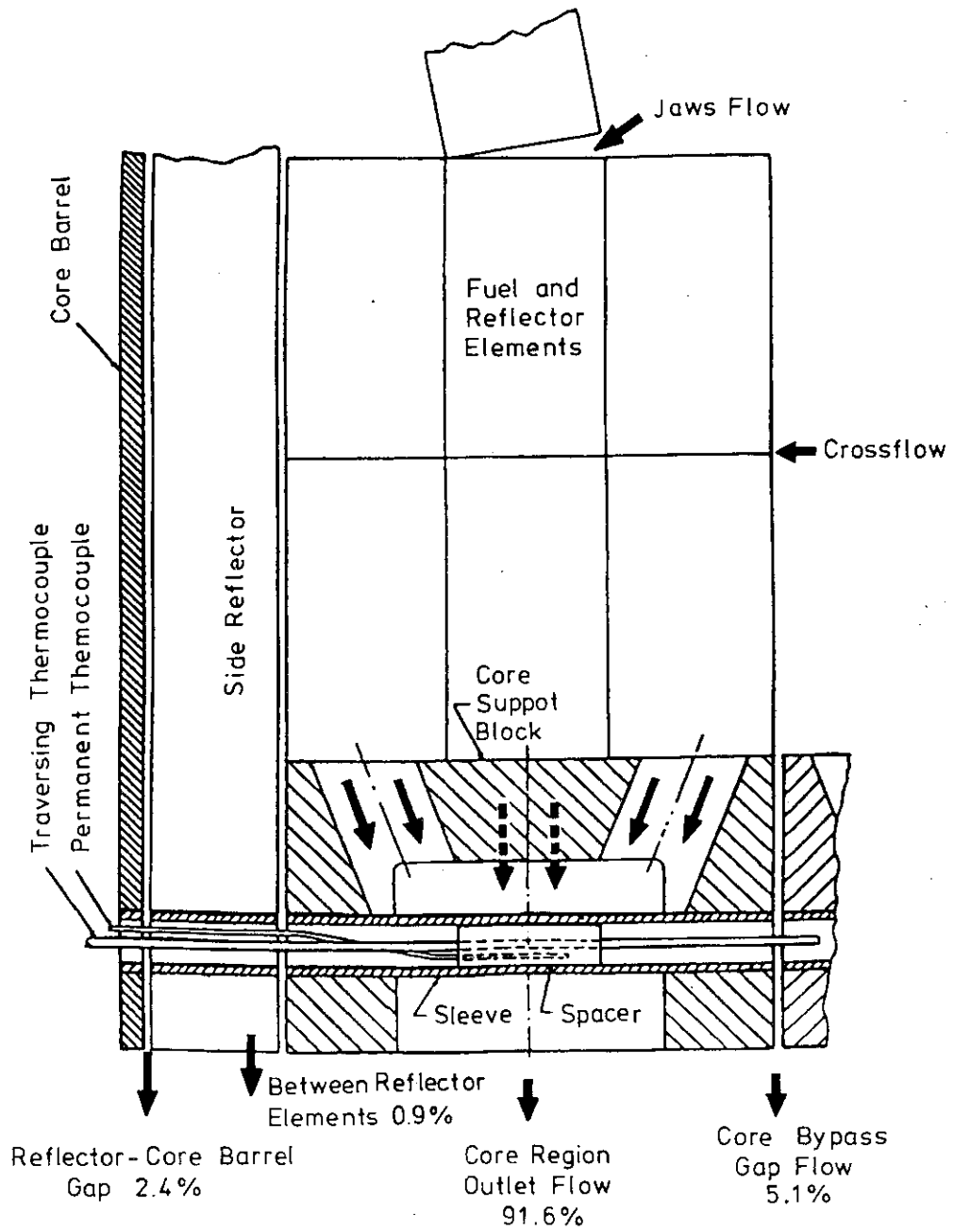


Fig. 5.1 Conceptual Drawing of Core Bypass Flow and Crossflow

6. 炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーション

6.1 フラクチュエーションの発生

1977年10月28日に、NRCはFSV炉の出力を定格熱出力の40%から70%に上昇することを許可した。1977年10月31日、炉の出力が定格熱出力の58%に達した時に、最初の炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーション（この時には、「炉心出力/温度オシレーション(Oscillation)」と呼ばれていた）が発生した。この現象は、制御室内の計器に指示される蒸気温度の変動によって最初に検出された。蒸気温度の変動とともに、核チャンネル、炉心領域出口ヘリウムガス温度、蒸気発生器入口ヘリウムガス温度にも変動が観測された。

観測されたこれらの変動は不規則で複雑なものであり、変動の周期は5 - 20分の範囲(平均的には約10分)であった。炉心出口ヘリウムガス温度変動の最大振幅は25℃程度であった。変動波形には、領域間に明確な位相パターンは認められなかった。

このフラクチュエーションが生じている間においても、平均的なプラントパラメータ（例えば、熱出力、ヘリウムガス流量、炉心出口ヘリウムガス平均温度など）はほとんど一定の値を示していた。出力を53%まで下げたところ、フラクチュエーションは停止した。

この現象をより明確に把握することを目的として、1977年11月に、短期間の試験運転が行われた。この試験運転において、5回のフラクチュエーション発生が観測された。フラクチュエーションは出力53%以上で開始し、52%まで出力を下げると停止した。

この試験運転の時点では、フラクチュエーション発生に対して、原子炉の出力が唯一のパラメータであると考えられていた。

これらのフラクチュエーションの発生日時、開始時及び停止時の出力レベルをTable 6.1に示す。

6.2 フラクチュエーション開始時のプラント条件

フラクチュエーション開始時に、プラントは、調節バルブ制御、主蒸気制御及び再熱調節の手動制御、ヘリウムガス循環機回転数制御及び給水流量制御の遠隔設定を除いて、全て自動で制御されていた。

フラクチュエーション開始時のプラントパラメータ及び状況を、それぞれ、Table 6.2及びTable 6.3に示す。

1977年11月23日、12時50分から発生したフラクチュエーションについて、フラクチュエーション開始直前の炉心パラメータをTable 6.4に示す。また、炉心各領域の領域ピーキングファクタ、オリフィス開度、領域 mismatch、平均燃料温度、平均黒鉛温度、出口ヘリウムガス温度のデータをFig. 6.1及びFig. 6.2に示す。

6.3 フラクチュエーションの測定データ

フラクチュエーションは、核チャンネル、炉心領域出口ヘリウムガス温度、蒸気発生器入口ヘリウムガス温度及び蒸気発生器モジュール蒸気温度において検出された。

ここでは、1977年11月23日のフラクチュエーションにおいて観測された代表的なデータを示す。この時には、Aボイラ給水ポンプ蒸気供給系の切り替え操作が不適切であったため給水流量、ヘリウムガス流量及び出力のアプセットが生じ、これにともなってフラクチュエーションが開始した。

Fig. 6.3に、1977年11月23日、12時から15時までの間の核チャンネルの指示を示す。6つの核チャンネルの信号を明確に識別できるように、それぞれの信号を讀みの絶対値に対して相対的にオフセットさせている。12時46分頃に生じた給水アプセットが明瞭に認められる。ただし、ここに示したデータは、1分間に1点程度のサンプリング速度でデータ収録装置に記録されたものである。

Fig. 6.4は、オンライン記録計による核チャンネルⅥの出力波形を示したものである。この記録計のスキャン速度は約15秒である。この図から、前に示した図と比べて、核検出器出力の急激な変化を明瞭に読み取ることができる。

Fig. 6.5からFig. 6.12に、37領域すべての領域出口ヘリウムガス温度を示す。平均出口ヘリウムガス温度は、各領域の出口ヘリウムガス温度測定値及びオリフィスバルブの開度から計算したものである。

Fig. 6.13及びFig. 6.14は、12基の蒸気発生器モジュールの入口ヘリウムガス温度 mismatches を示したものである。これらの mismatches は、各蒸気発生器モジュール入口ヘリウムガス温度とそれらの平均値との差で定義されている。

Fig. 6.15及びFig. 6.16に、蒸気発生器モジュールB-1-5及びB-1-6の入口ヘリウムガス温度及び主蒸気温度の mismatches を示す。

6.4 フラクチュエーションの特性

FSV炉で発生したフラクチュエーションの特性は、観測されたデータから次のようにまとめられる。

1. すべての炉心領域出口熱電対、蒸気発生器及び核チャンネルにおいて、ある程度の変動が観測される。
2. 変動は不規則であり、また複雑である。
3. 変動の周期は5 - 20分の範囲（平均的には約10分）である。炉心北西部分では、約10分の周期で変動する。
4. 炉心北西部分（領域20及び領域32から37、核チャンネルⅣ及びⅥ、蒸気発生器モジュールB-1-4、B-1-5、B-1-6及びB-2-6）から変動が始まり、また炉心北西部分に大きな変動が見られる。
5. 最も大きな変動は、領域34から37、核チャンネルⅥ、蒸気発生器モジュールB-1

- 5 及び B-2-6 に発生する。

6. 蒸気温度の変動は、ヘリウムガス温度の変動に対して、時間遅れがある。
 7. ヘリウムガス温度変動の振幅は、蒸気発生器を通る間に減衰する。
 8. 核チャンネル及び蒸気発生器モジュール入口ヘリウムガス温度には、急激な変化が見られる。
 9. 核チャンネルⅥの出力の急激な変化は、蒸気発生器モジュール B-1-5 及び B-1-6 の温度の急激な変化と同時に生じる。これらの 2 基の蒸気発生器モジュールの温度変化は常に逆向きに起こる。
 10. 領域 34 と領域 35 の変動は同位相であるが、これらの 2 領域に近接している蒸気発生器モジュール B-1-5 の変動とは位相が異なっている。
 11. 領域 36 と領域 37 の変動は同位相であるが、これらの 2 領域に近接している蒸気発生器モジュール B-1-6 の変動とは位相が異なっている。
 12. 平均的なシステムパラメータは、フラクチュエーションが発生しても、顕著な影響を受けない。
 13. 炉心の冷却材圧力損失 (Δp) はフラクチュエーションの影響を受けるように思われる。
 14. フラクチュエーションは 53% 以上の出力において発生する。出力が 53% 以下では、フラクチュエーションは停止し、あるいは発生しない。
- また、観測された炉心特性の特徴は、次のようにまとめられる。
1. 炉心北西部分は低出力である。
 2. 炉心北西部分は過冷却されている。
 3. 炉心北西部分のオリフィス開度はほとんど全閉に近い。
 4. 北西部分の蒸気発生器モジュールは平衡炉心に比べて高い入口温度を示している。

Table 6.1 Fluctuation Events

Date	Time	Power (%)	
		Start	Stop
10/31/77	22:30-23:15	58	53
11/23/77	12:50-14:40	59	53
11/23/77	17:30-20:20	53	53
11/24/77	00:44-05:10	55	51
11/26/77	15:50-19:30	68	53
11/28/77	20:40-22:50	53	52

Table 6.2 Plant Condition (Prior to Fluctuation)

Date	Time	Power (%)	Helium Flow (%)	Power/Flow	Feedwater Flow (%)	Main Steam Temp. (°C)	Reheat Steam Temp. (°C)	Cold Helium Temp. (°C)	Hot Helium Temp. (°C)	Core Δp (kPa)
10/31/77	20:17	58	69	0.84	64	516	525	328	656	25
11/23/77	12:37	59	72	0.82	63	518	529	349	665	25
11/23/77	17:27	53	67	0.79	56	521	529	349	652	21
11/24/77	00:02	55	67	0.82	57	519	529	348	653	22
11/26/77	15:40	68	81	0.84	74	518	529	353	677	30
11/28/77	20:36	53	68	0.78	57	522	528	350	654	22

Table 6.3 Plant Conditions at Onset of Fluctuation

All Plant Controls in Automatic Except:

Trim Valve Control	}	in Manual
Main Steam Control		
Reheat Attenuation		
Circulator Speed Control	}	Remote Set
Feedwater Flow Control		

Power (%) Start	Power (%) Stop	Possible Initiation Events	Concurrent or Preceding Plant Maneuver
59	53	Feedwater/Helium Flow Upset	-----
53	53	unknown	Swapping of Shim Rods and Reg Rod
55	53	unknown	Power Increase
68	53	unknown	Power Increase
53	52	unknown	Opening & Closing Region 35 Orifice

Table 6.4 Core Operating Conditions during
Fluctuation (11/23/77)

Power, %	60
Flow, %	72
Power/ Flow	0.83
Inlet Temperature, °C	347
Outlet Temperature, °C	688
Regulating Rod, mm	2972
Shim Bank, mm	3175
Maximum Region Peaking Factor	1.45 (Regions 2 & 6)
Core Pressure Drop, kPa	25.7
Flow Distribution	
Regions 1 - 7	0.255
Regions 8 - 19	0.334
Regions 20 - 37	0.411

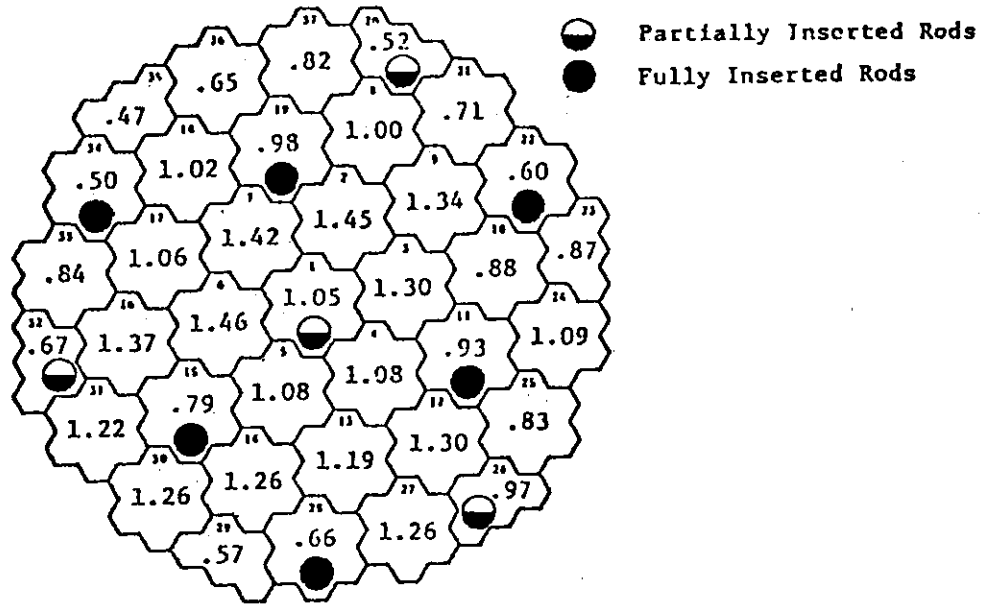


Fig. 6.1(a) Region Peaking Factor (November 23, 1977, 12:44, Pre-Fluctuation Condition)

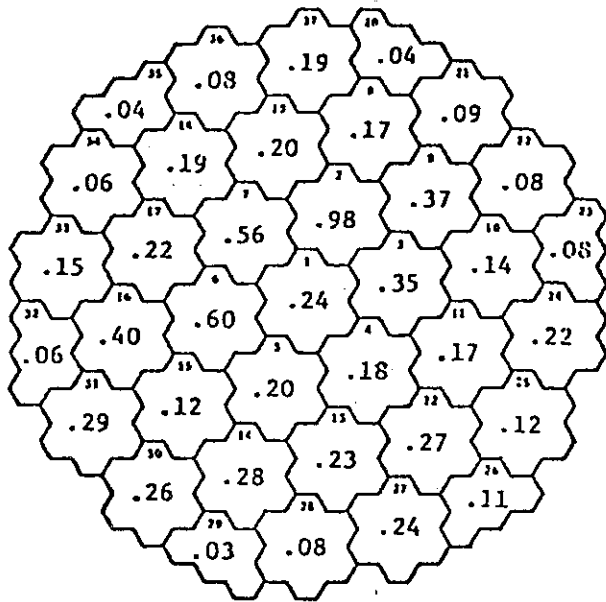


Fig. 6.1(b) Orifice Opening (November 23, 1977, 12:44, Pre-Fluctuation Condition)

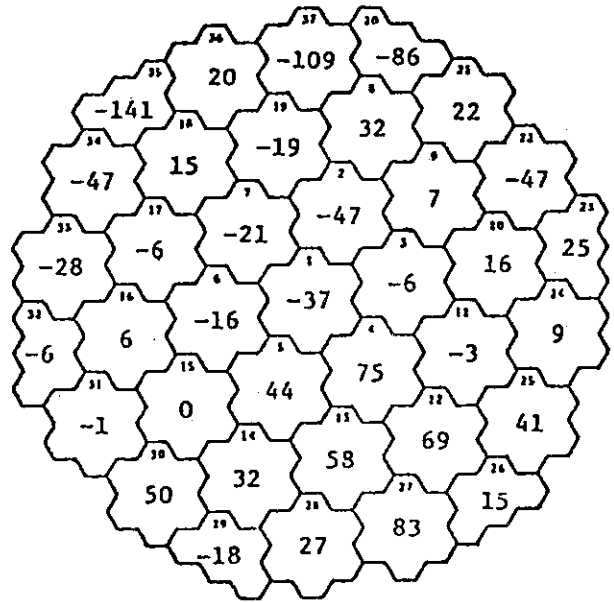


Fig. 6.1(c) Region Mismatch (November 23, 1977, 12:44, Pre-Fluctuation Condition)

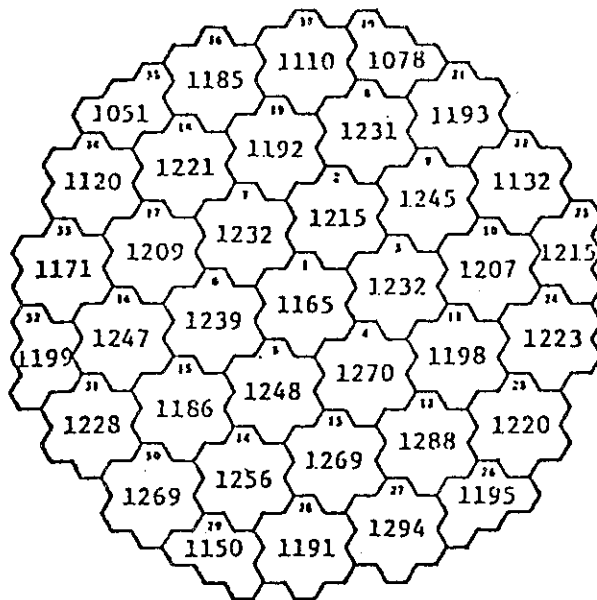


Fig. 6.2(a) Average Fuel Temperature °F
(November 23, 1977, 12:44,
Pre-Fluctuation Condition)

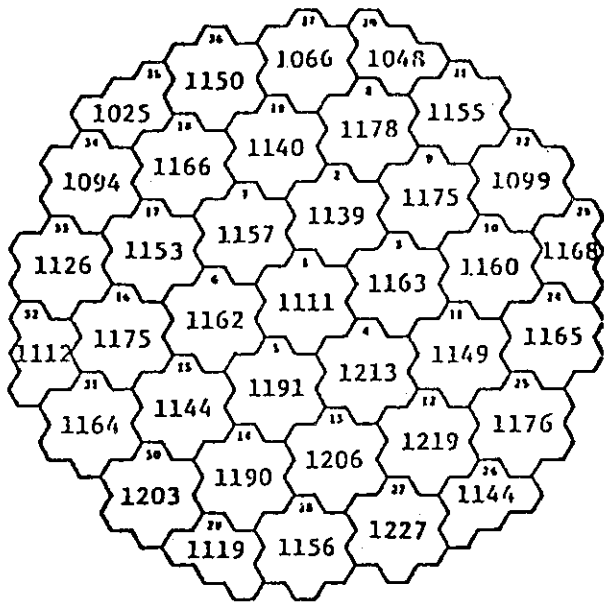


Fig. 6.2(b) Average Graphite
Temperature °F
(November 23, 1977,
12:44, Pre-Fluctua-
tion Condition)

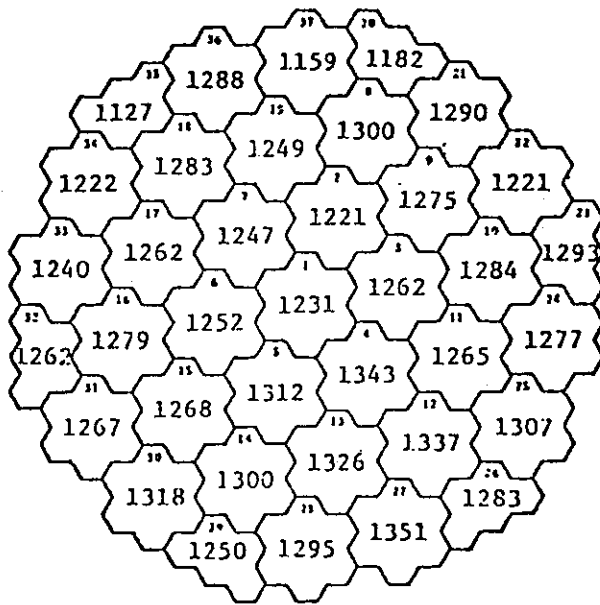


Fig. 6.2(c) Region Outlet Gas
Temperature °F
(November 23, 1977,
12:44, Pre-Fluctua-
tion Condition)

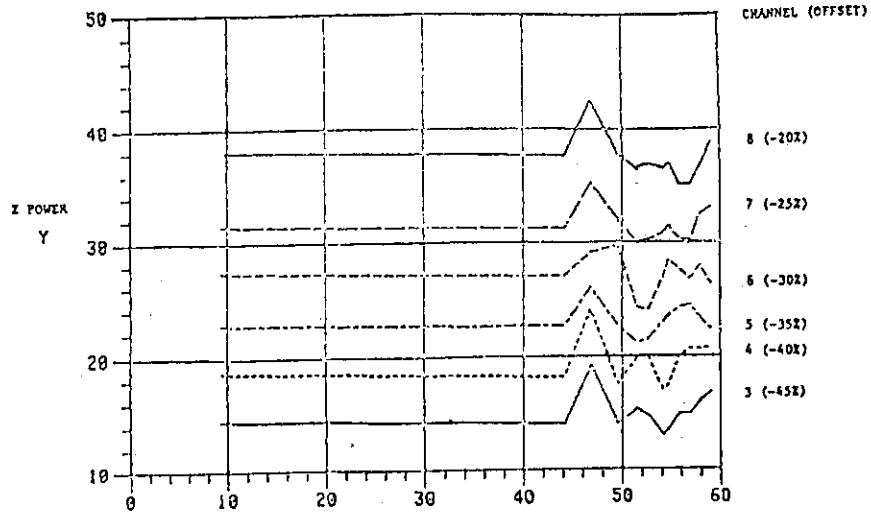


Fig. 6.3(a) Nuclear Channels (November 23, 1977, 12:00 - 13:00)

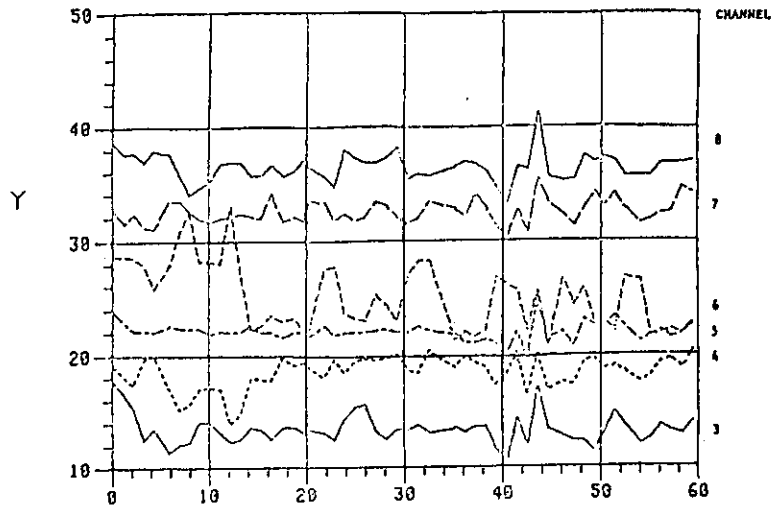


Fig. 6.3(b) Nuclear Channels (November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

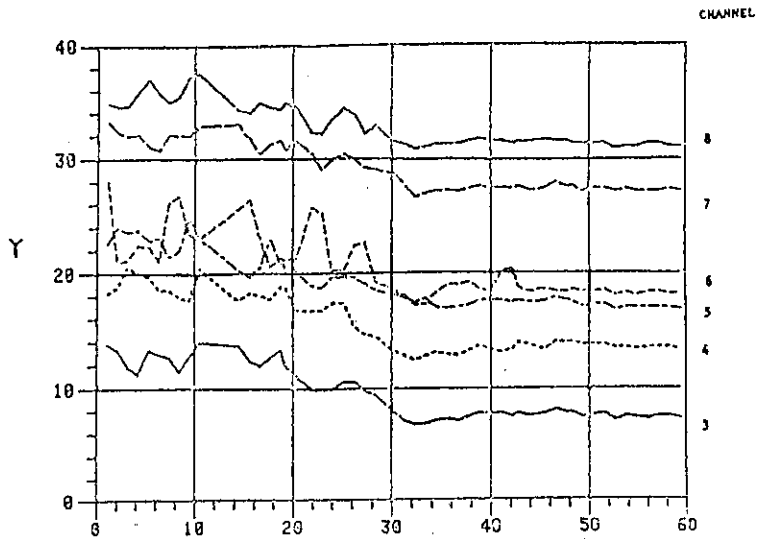


Fig. 6.3(c) Nuclear Channels (November 23, 1977, 14:00 - 15:00)

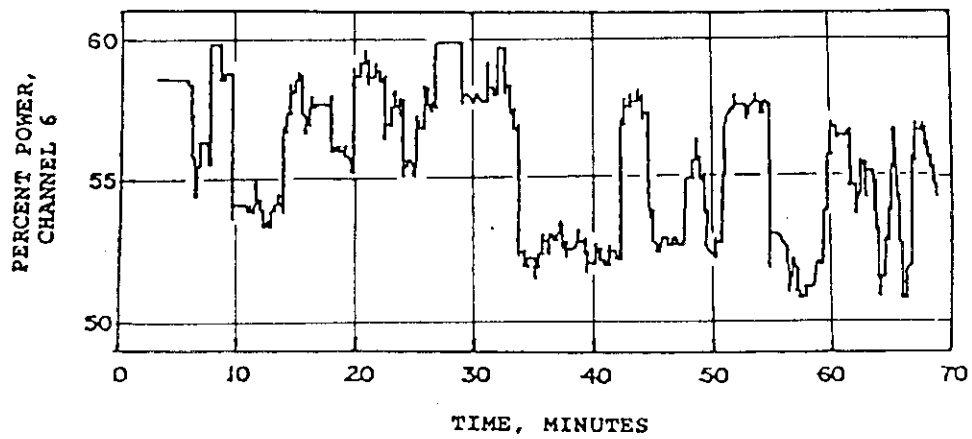


Fig. 6.4 Nuclear Channel 6 Detector Response
(November 23, 1977, 12:40 - 13:50)

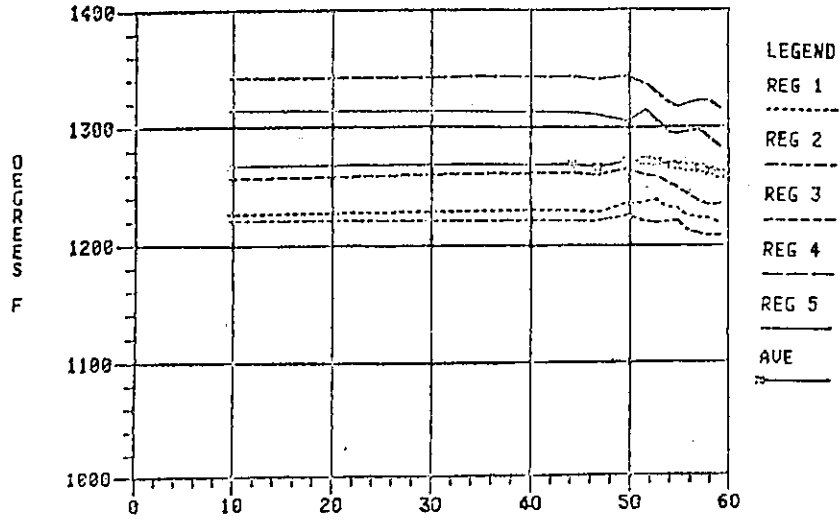


Fig. 6.5(a) Regions 1-5 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 12:00 - 13:00)

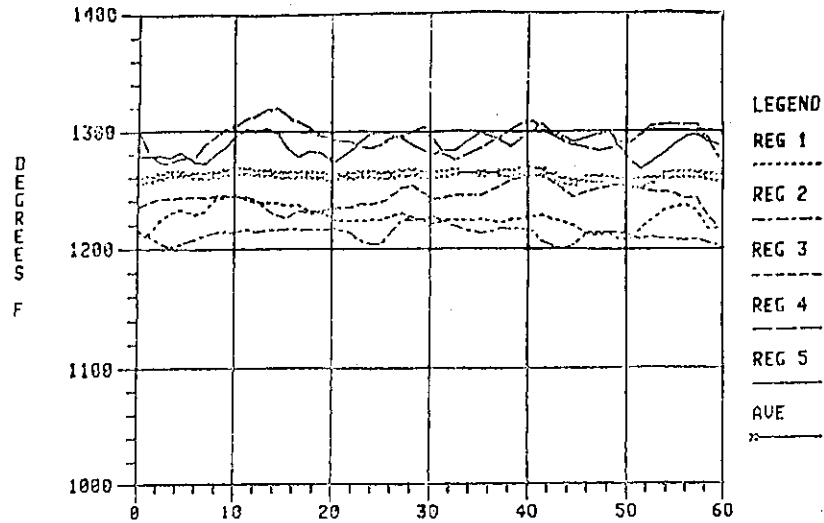


Fig. 6.5(b) Resions 1-5 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

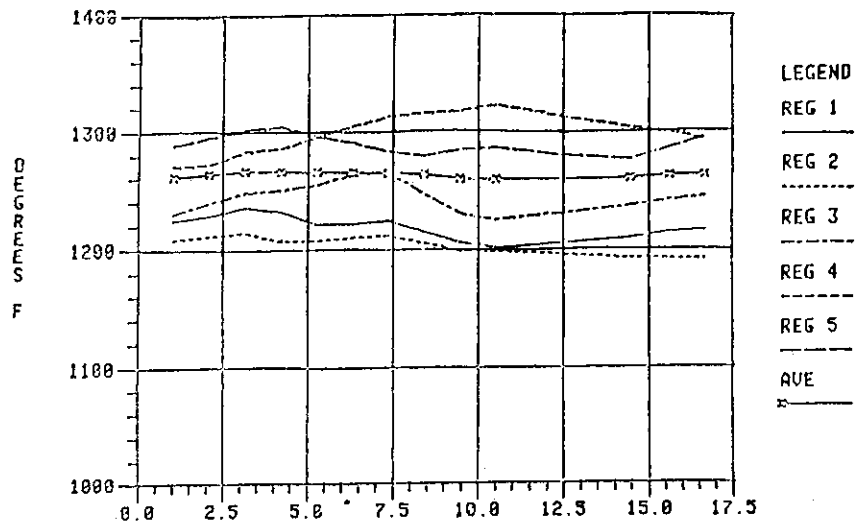


Fig. 6.5(c) Regions 1-5 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 14:00 - 14:17:30)

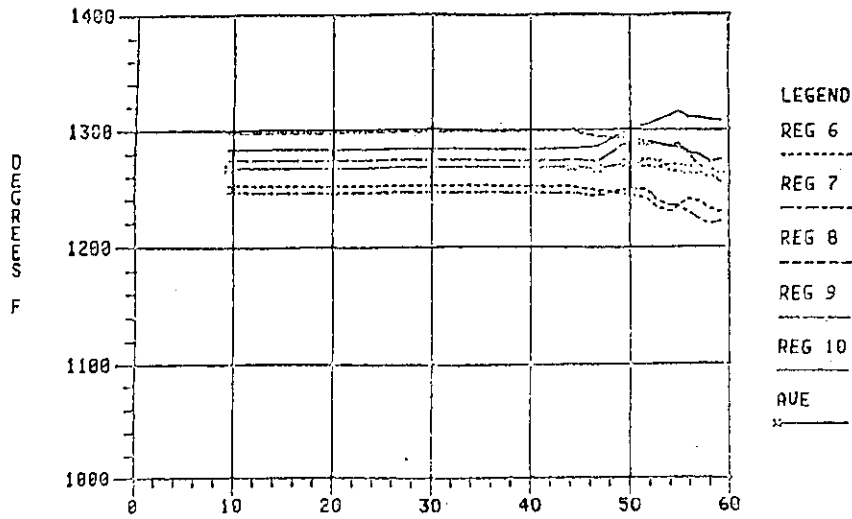


Fig. 6.6(a) Regions 6 - 10 Exit Gas Temperatures
 (November 23, 1977, 12:00 - 13:00)

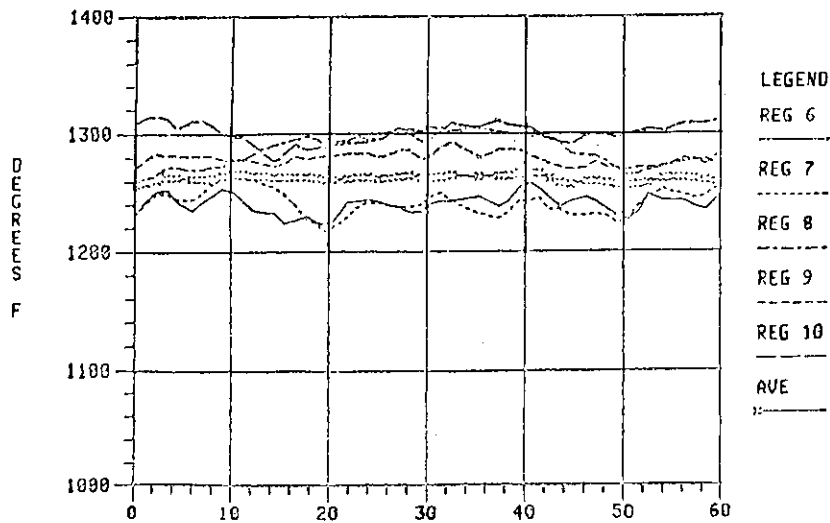


Fig. 6.6(b) Regions 6 - 10 Exit Gas Temperatures
 (November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

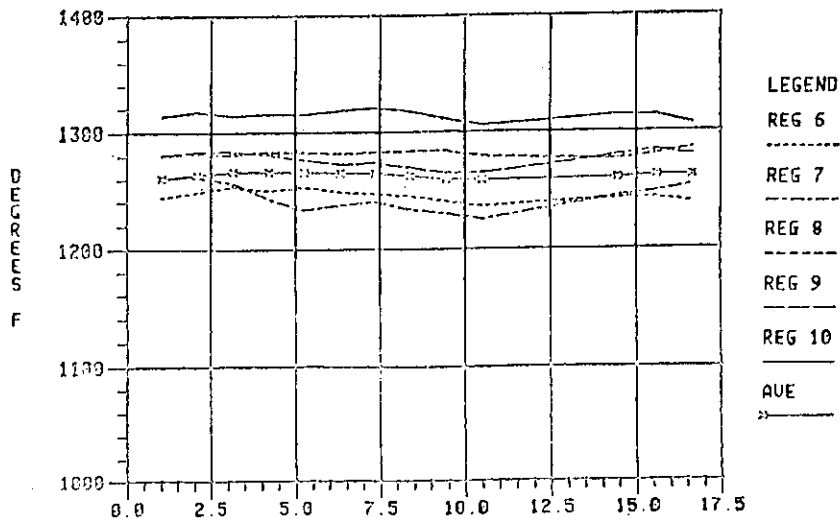


Fig. 6.6(c) Regions 6 - 10 Exit Gas Temperatures
 (November 23, 1977, 14:00 - 14:17:30)

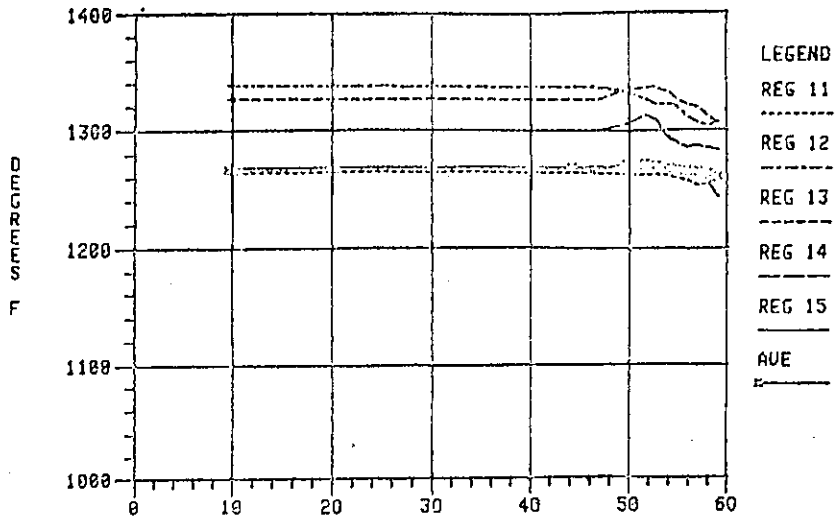


Fig. 6.7(a) Regions 11 - 15 Exit Gas Temperatures
(November 23, 1977, 12:00 - 13:00)

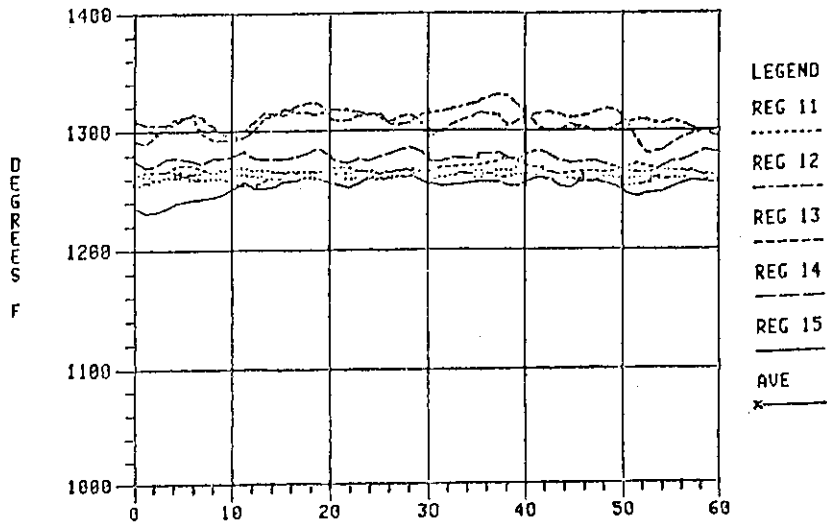


Fig. 6.7(b) Regions 11 - 15 Exit Gas Temperatures
(November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

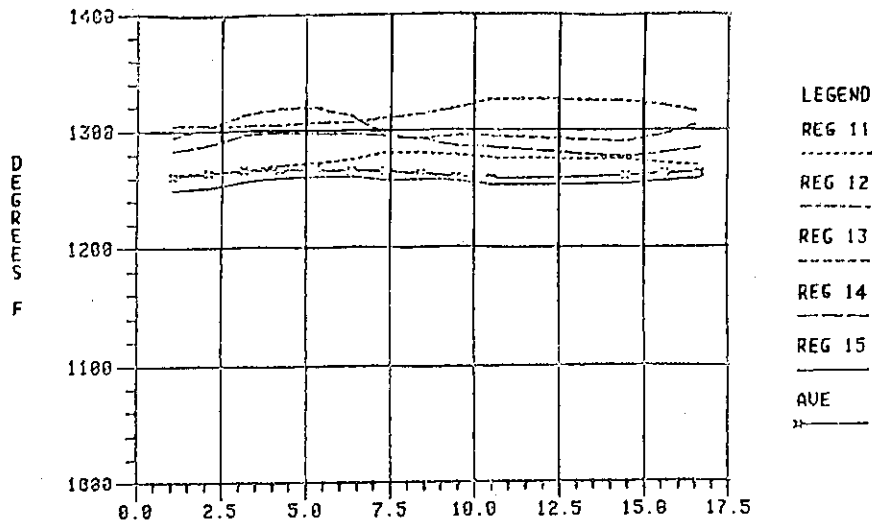


Fig. 6.7(c) Regions 11 - 15 Exit Gas Temperatures
(November 23, 1977, 14:00 - 14:17:30)

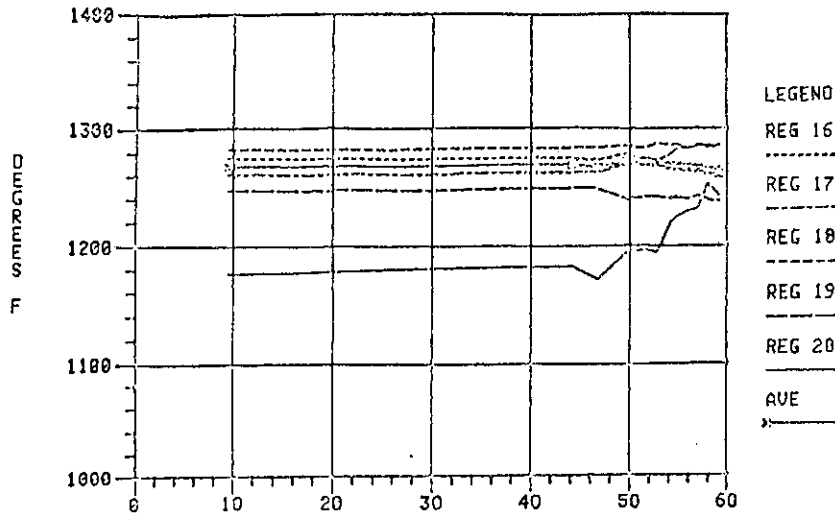


Fig. 6.8(a) Regions 16 - 20 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 12:00 - 13:00)

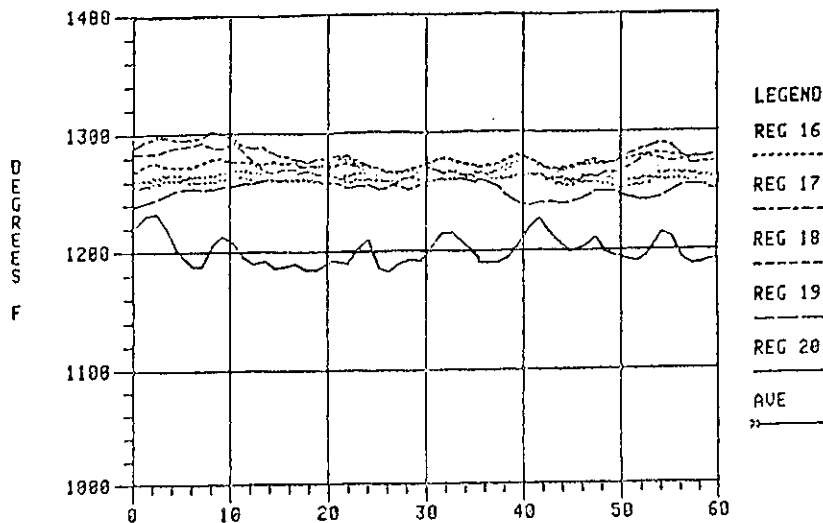


Fig. 6.8(b) Regions 16 - 20 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

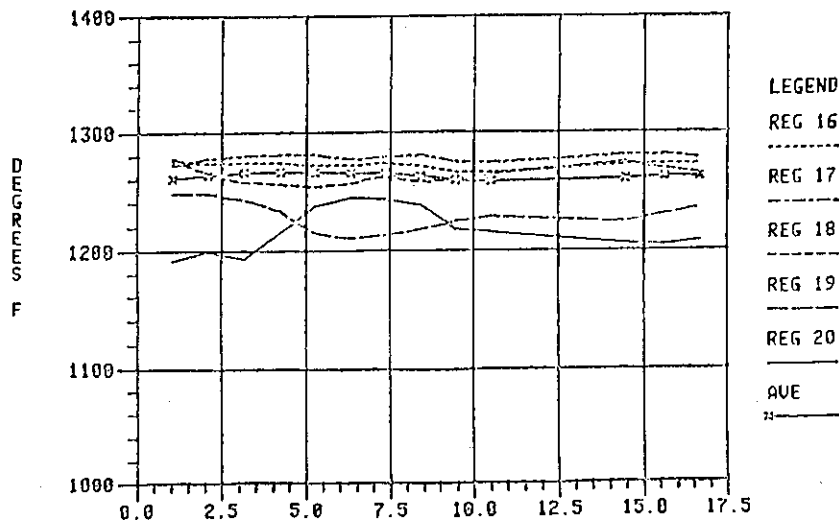


Fig. 6.8(c) Regions 16 - 20 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 14:00 - 14:17:30)

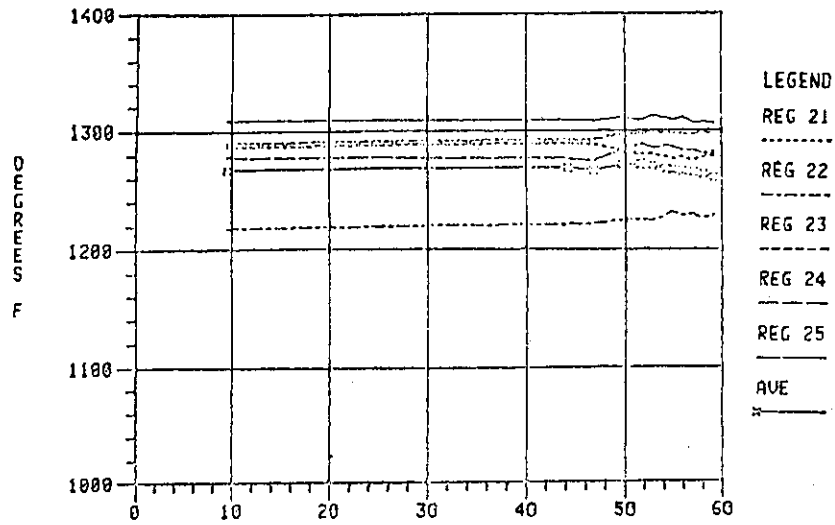


Fig. 6.9(a) Regions 21 - 25 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 12:00 - 13:00)

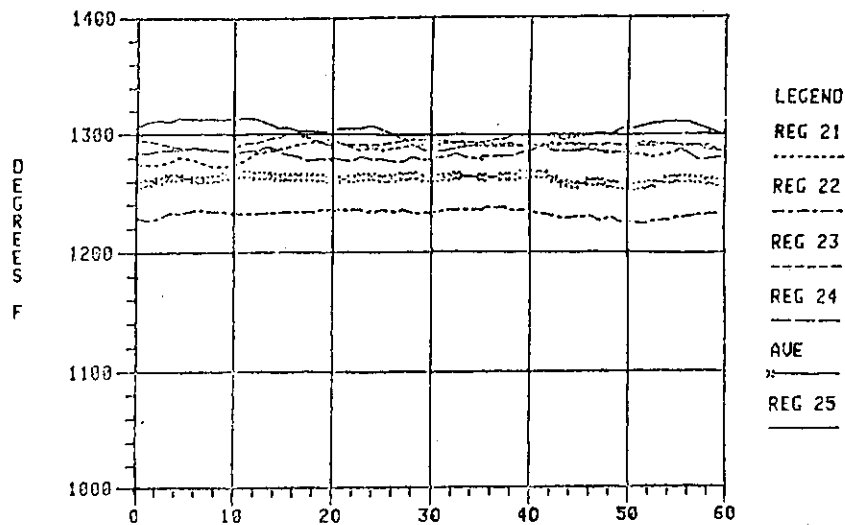


Fig. 6.9(b) Regions 21 - 25 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

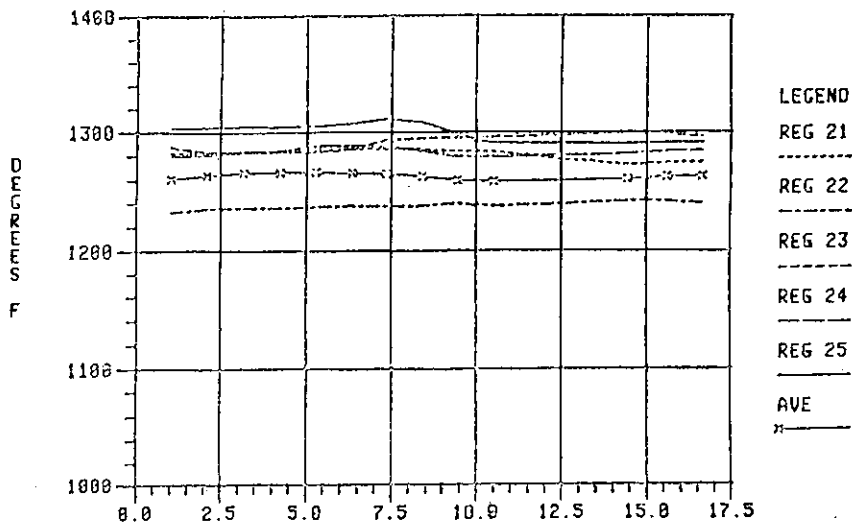


Fig. 6.9(c) Regions 21 - 25 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 14:00 - 14:17:30)

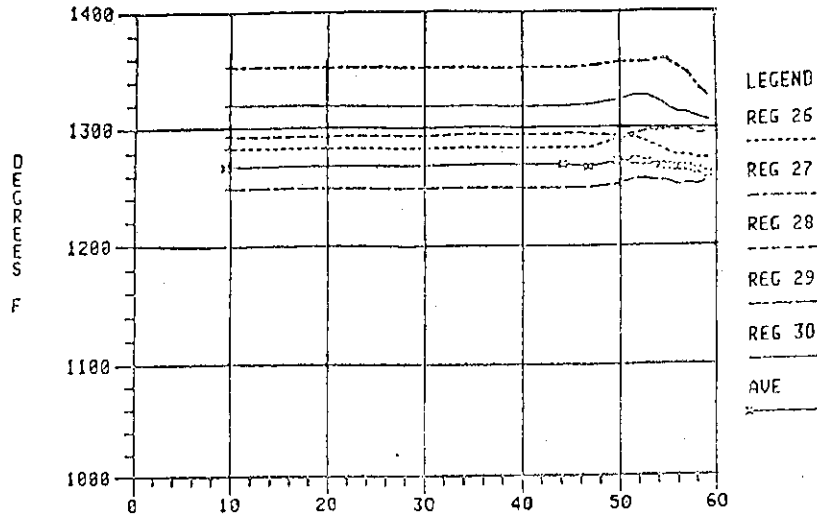


Fig. 6.10(a) Regions 26 - 30 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 12:00 - 13:00)

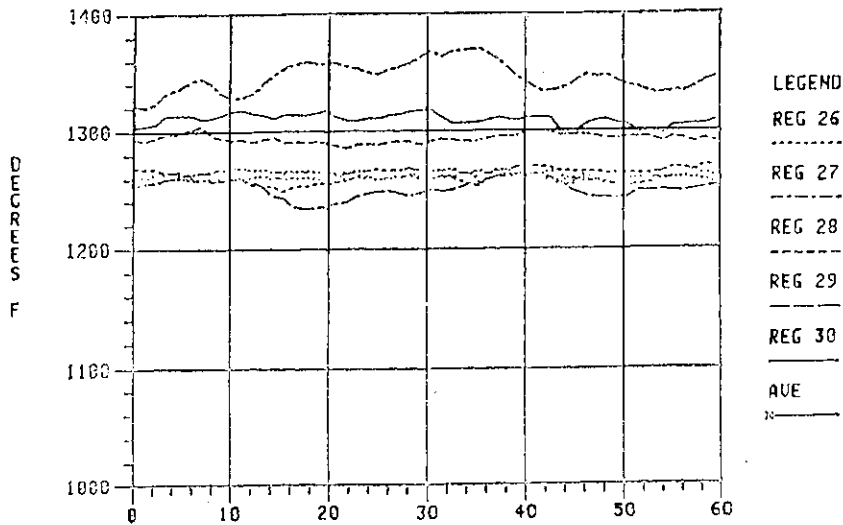


Fig. 6.10(b) Regions 26 - 30 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

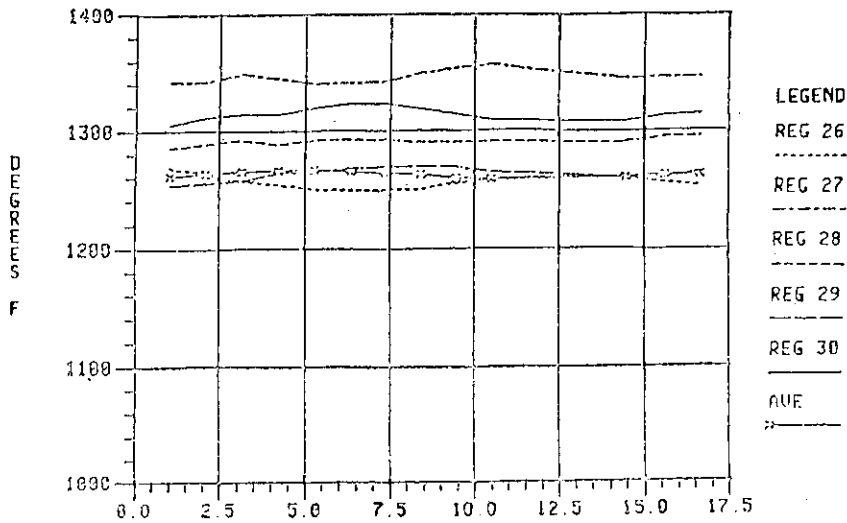


Fig. 6.10(c) Regions 26 - 30 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 14:00 - 14:17:30)

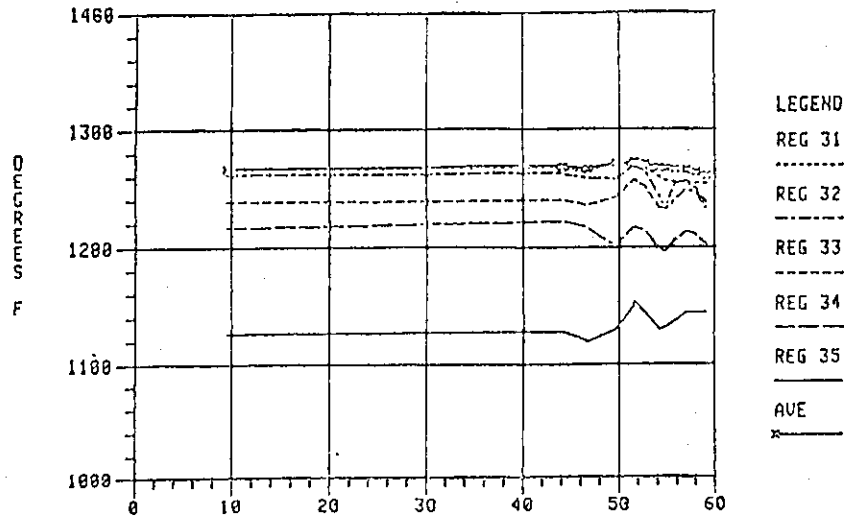


Fig. 6.11(a) Regions 31 - 35 Exit Gas Temperatures
(November 23, 1977, 12:00 - 13:00)

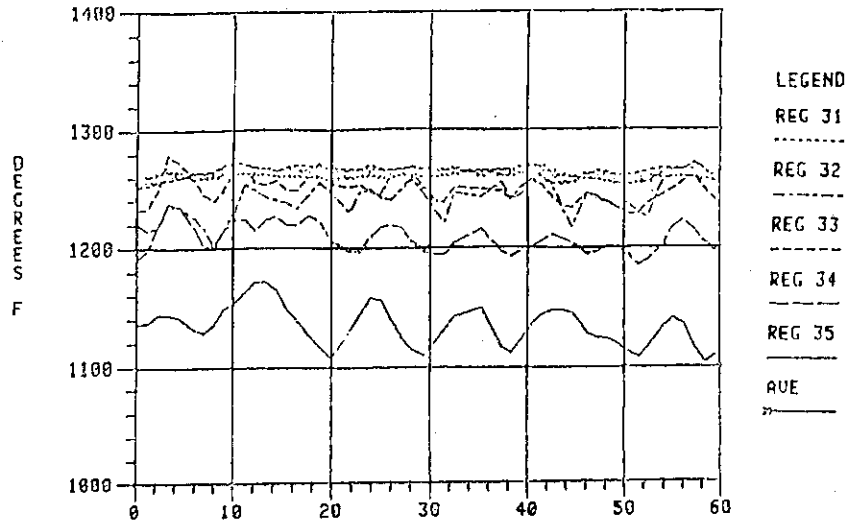


Fig. 6.11(b) Regions 31 - 35 Exit Gas Temperatures
(November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

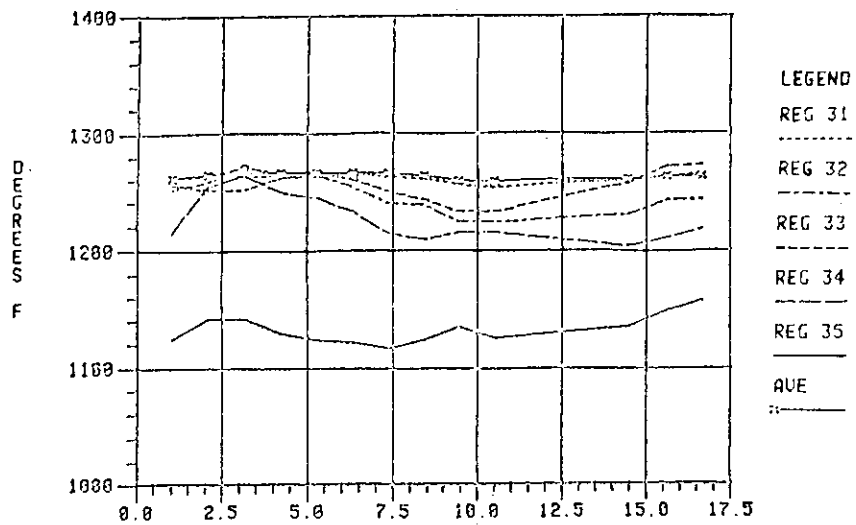


Fig. 6.11(c) Regions 31 - 35 Exit Gas Temperatures
(November 23, 1977, 14:00 - 14:17:30)

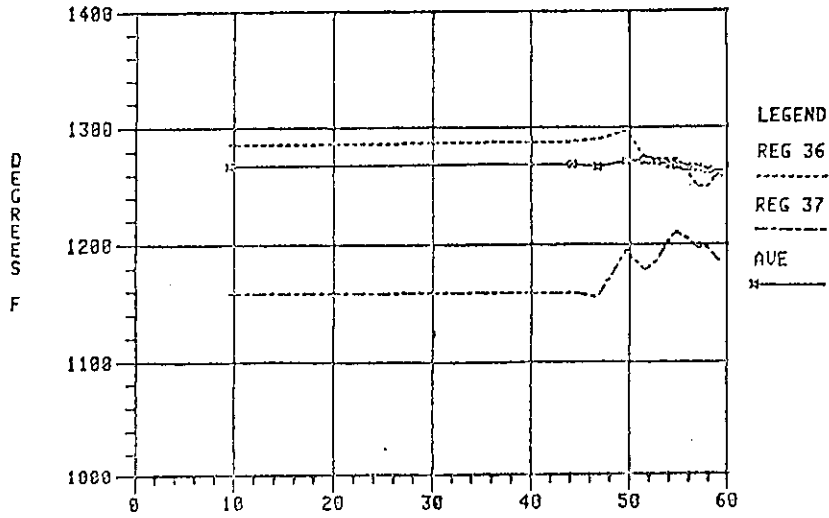


Fig. 6.12(a) Regions 36, 37 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 12:00 - 13:00)

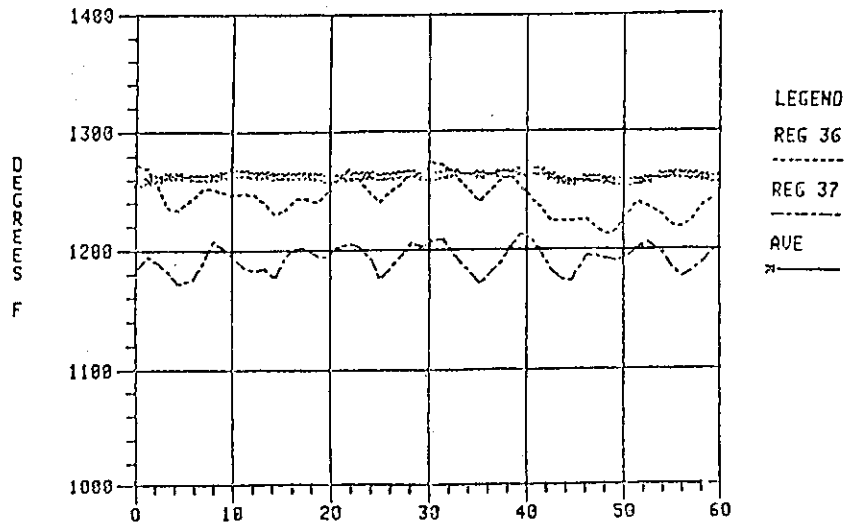


Fig. 6.12(b) Regions 36, 37 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

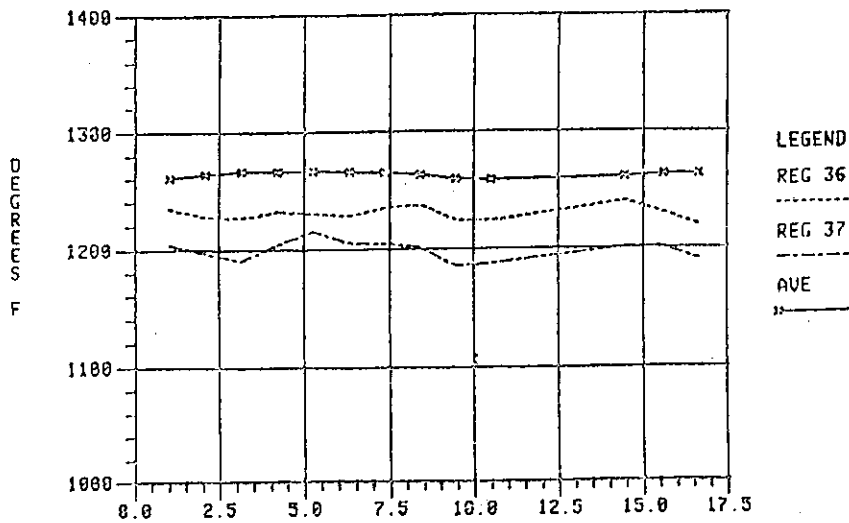


Fig. 6.12(c) Regions 36, 37 Exit Gas Temperatures (November 23, 1977, 14:00 - 14:17:30)

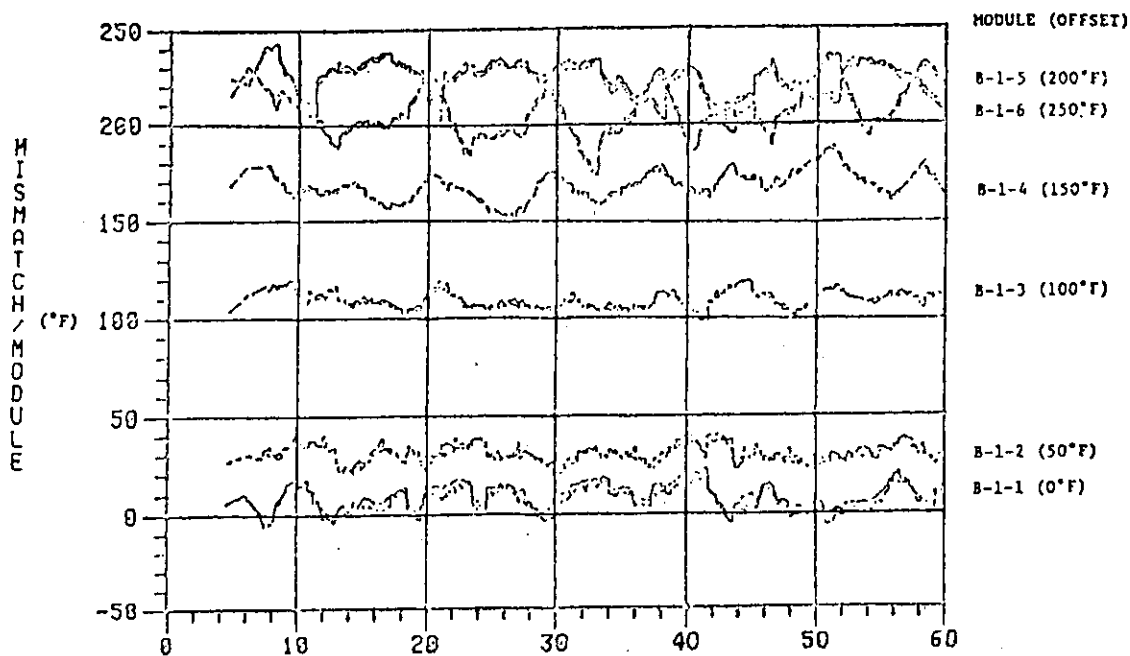


Fig. 6.13 Loop 1 Steam Generator Mismatch
(November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

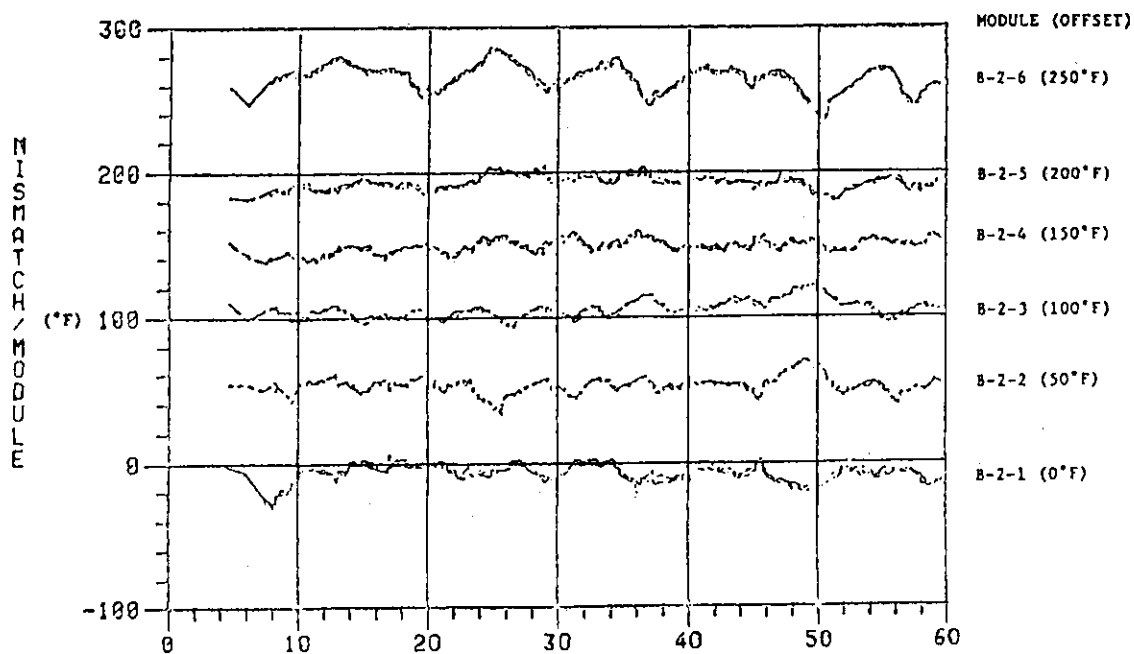


Fig. 6.14 Loop 2 Steam Generator Mismatch
(November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

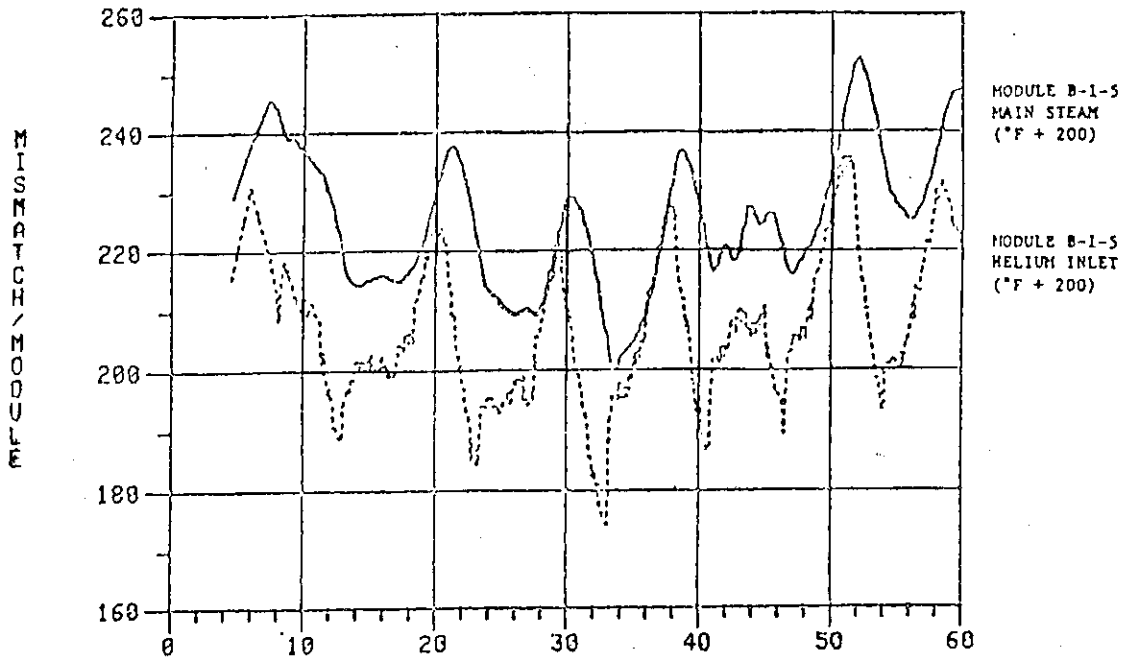


Fig. 6.15 Steam Generator Module B-1-5 Temperature Mismatch
(November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

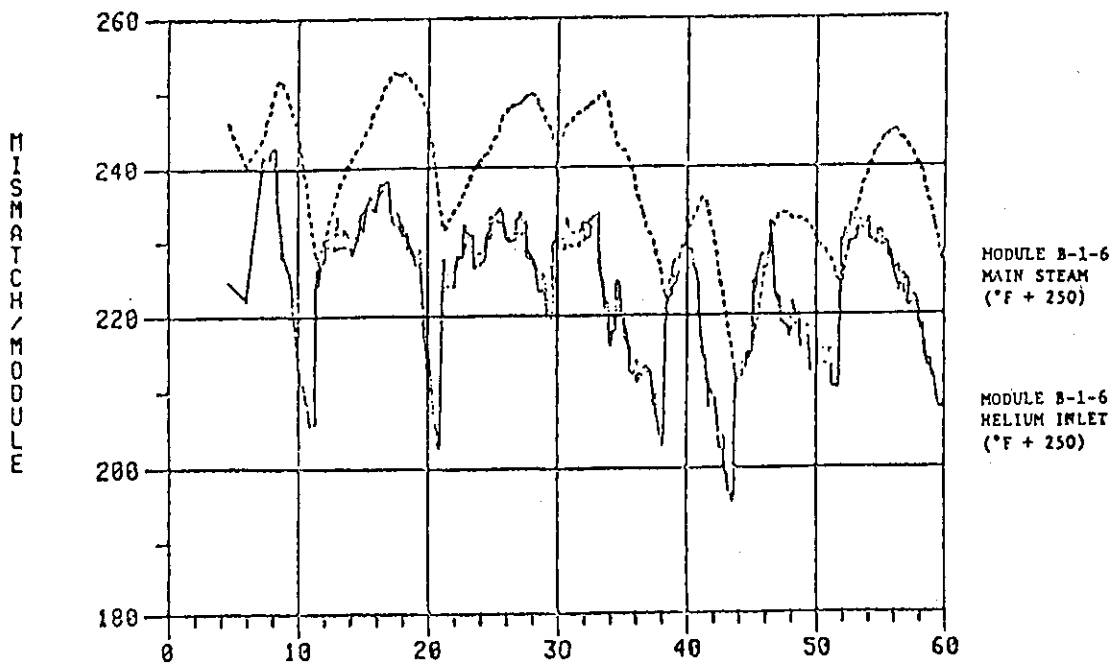


Fig. 6.16 Steam Generator Module B-1-6 Temperature Mismatch
(November 23, 1977, 13:00 - 14:00)

7. 炉心の検査

1977年12月に、炉内の上部プレナム部の検査がTVカメラを用いて行われた。さらに、領域34の制御棒駆動機構/オリフィスアセンブリを取り外し、ホットセル内でアセンブリの検査が行われた。領域34は、フラクチュエーション発生時に最も大きい変動が観測された炉心北西部分にあり、またフラクチュエーション発生時に制御棒が完全に挿入されていた領域であることから特に注目されていた。

TVカメラによる検査の結果では、上部プレナムは建設時の状態と変わらず、損傷や変形などが生じている様子は全く認められなかった。また、領域34の制御棒駆動機構/オリフィスアセンブリ及び制御棒の状態は非常に良好であり、これまでの通常運転及びフラクチュエーションによって予想外の過熱や衝撃などを受けた痕跡は全く見られなかった。検査終了後、制御棒駆動機構/オリフィスアセンブリは再び領域34に取り付けられた。

8. サイクル1炉心フラクチュエーション試験

1978年1月に、30 - 70%出力の範囲で、定常状態からオリフィスバルブ開度及び制御棒位置を変えた場合の過渡変化などを調べる試験が行われた。これらの制御棒試験及び流動試験の項目、目的、結果をTable 8.1及びTable 8.2に示す。また、この試験運転の炉心データ及びプラントデータの解析結果をTable 8.3及びTable 8.4に示す。

この時には、フラクチュエーションは観測されなかった。これは、炉心の冷却材圧力損失が低かったことによるものと考えられた。

1978年4月から7月にかけて、一連のフラクチュエーション試験が行われた。このフラクチュエーション試験に先立って、いくつかの計測設備が追加された。これらの計測設備については、第11章に述べる。

フラクチュエーション試験は、制御された条件のもとでフラクチュエーションを発生させる種々の試験を行うことによって、フラクチュエーションの特性及び原因を明らかにすることを目的としたものであった。FSV炉におけるフラクチュエーション試験と並行して、フラクチュエーション現象をより明確に把握するため、炉外モデル試験(第16章参照)及び広範な解析的研究も行われた。

一連のフラクチュエーション試験の結果、炉心フラクチュエーションの発生限界に対して、炉心出力レベルだけでなく炉心冷却材圧力損失も重要なパラメータであることが確認された。

試験運転では、炉心入口のオリフィスバルブを調節することによって、1次冷却材流量及び出力を一定に保ったまま、炉心冷却材圧力損失を変化させた。出力レベルが30 - 70%の範囲で、炉心圧力損失が20 kPaより大きい条件では、微小な擾乱を与える(通常は、急激に出力を変化さ

7. 炉心の検査

1977年12月に、炉内の上部プレナム部の検査がTVカメラを用いて行われた。さらに、領域34の制御棒駆動機構／オリフィスアセンブリを取り外し、ホットセル内でアセンブリの検査が行われた。領域34は、フラクチュエーション発生時に最も大きい変動が観測された炉心北西部分にあり、またフラクチュエーション発生時に制御棒が完全に挿入されていた領域であることから特に注目されていた。

TVカメラによる検査の結果では、上部プレナムは建設時の状態と変わらず、損傷や変形などが生じている様子は全く認められなかった。また、領域34の制御棒駆動機構／オリフィスアセンブリ及び制御棒の状態は非常に良好であり、これまでの通常運転及びフラクチュエーションによって予想外の過熱や衝撃などを受けた痕跡は全く見られなかった。検査終了後、制御棒駆動機構／オリフィスアセンブリは再び領域34に取り付けられた。

8. サイクル1炉心フラクチュエーション試験

1978年1月に、30 - 70%出力の範囲で、定常状態からオリフィスバルブ開度及び制御棒位置を変えた場合の過渡変化などを調べる試験が行われた。これらの制御棒試験及び流動試験の項目、目的、結果をTable 8.1及びTable 8.2に示す。また、この試験運転の炉心データ及びプラントデータの解析結果をTable 8.3及びTable 8.4に示す。

この時には、フラクチュエーションは観測されなかった。これは、炉心の冷却材圧力損失が低かったことによるものと考えられた。

1978年4月から7月にかけて、一連のフラクチュエーション試験が行われた。このフラクチュエーション試験に先立って、いくつかの計測設備が追加された。これらの計測設備については、第11章に述べる。

フラクチュエーション試験は、制御された条件のもとでフラクチュエーションを発生させる種々の試験を行うことによって、フラクチュエーションの特性及び原因を明らかにすることを目的としたものであった。FSV炉におけるフラクチュエーション試験と並行して、フラクチュエーション現象をより明確に把握するため、炉外モデル試験(第16章参照)及び広範な解析的研究も行われた。

一連のフラクチュエーション試験の結果、炉心フラクチュエーションの発生限界に対して、炉心出力レベルだけでなく炉心冷却材圧力損失も重要なパラメータであることが確認された。

試験運転では、炉心入口のオリフィスバルブを調節することによって、1次冷却材流量及び出力を一定に保ったまま、炉心冷却材圧力損失を変化させた。出力レベルが30 - 70%の範囲で、炉心圧力損失が20 kPaより大きい条件では、微小な擾乱を与える(通常は、急激に出力を変化さ

せる) ことによって、意図的にフラクチュエーションを発生させることができた。オリフィスバルブを開いて、炉心圧力損失を低下させると、出力 70 % までの範囲で、フラクチュエーションの発生は見られず、安定した状態で原子炉の運転を続けられることが実証された。

しかしながら、1978 年 7 月 6 日に、NRC は、フラクチュエーション現象の安全性の問題を評価するよう要求するとともに、安全性の問題が解決されるまでは、あらかじめ NRC の許可を受けない限り、フラクチュエーションの発生することが知られているすべての運転条件範囲を避けるよう制限を設けた。

この要求を受けて行われた PSC の安全性評価については、第 10 章に述べる。NRC は、この安全性評価を検討した後、次に示すような条件を付けて、70 % 出力までの範囲で炉心フラクチュエーション試験を行うことを承認した。

1. 試験は現行の技術仕様制限内で行われること。
2. 特定の試験の前に炉心オリフィスバルブの調節を行って、フラクチュエーション開始後の炉心出口ヘリウムガス温度オーバーシュートに対し余裕を確保できるようにすること。
3. 疲労寿命が過度に短縮することのないよう、蒸気発生器モジュール入口ヘリウムガス温度変動が定められた制限値を超えないこと。
4. 核チャンネル VI の応答が明示された制限値 (全出力レンジの $\pm 10\%$) を超えないこと。
5. 全試験期間中、ヘリウム精製系の運転を行うこと。
6. 一連のフラクチュエーション試験のどの試験においても、1 次冷却材中の放射能レベルが試験開始前の値の 5 倍以上に増加した時には、原子炉を停止すること。
7. 試験に設定された制限のうちどれかを超えることがあれば、直ちに修正操作を行うこと。試験監視用の主要な計測設備が故障した場合には、試験を中断すること。
8. NRC はどのような試験制限値の超過も報告義務事項とみなし、NRC から続行の承認を受けるまで、PSC は試験を中断すること。

NRC は、炉心フラクチュエーションがダウエルピンあるいはソケットの剪断破壊のような燃料要素損傷の原因となり、これが局所的な冷却材流路の閉塞を起こす可能性を考えた。GA 社の解析によって、そのような損傷は起こりえないことが示されたが、前記の制限条件 5 及び 6 は、燃料粒子の損傷及びそれによって生ずる 1 次冷却材中への核分裂生成物放出の原因となる燃料温度の過熱が生じたことを示すものとして設定された。

サイクル 1 のフラクチュエーション試験の最終シリーズは、1978 年 10 月から 11 月にかけて行われた。サイクル 1 の運転においては、合計 30 回のフラクチュエーション発生が観測された (Table 8.5(a) - Table 8.5(c))。

フラクチュエーション現象を説明する多くの理論について検討が加えられた。そのなかで、観測された温度及び中性子束のフラクチュエーションを最も良く説明できる理論は、燃料要素、反射体要素、炉心サポートブロックなどの炉心コンポーネントの微小な運動を想定するものであった。この想定はほぼ正確なものであると考えられたが、サイクル 1 の試験運転では確認するまでには至らなかった。フラクチュエーションの原因の検討については、第 9 章に述べる。

Table 8.1 Control Rod Test

Test	Reason	Results
1. Reg Rod Nuclear Detector Interaction	Detector Response to Reg Rod Motion	<ul style="list-style-type: none"> • Response in All Detectors the Same • Temperature Feedback Apparent • Reg Rod Is Not Principal Cause
2. Boundary Rod Nuclear Detector	Check Effect of Local Reactivity Changes	<ul style="list-style-type: none"> • Nearby Detectors Show Largest Response • All Detectors Respond to Rod Motion
3. Rod Cycling	Core Response to Cyclic Reactivity	<ul style="list-style-type: none"> • Expected Behavior From Step Changes • Damping Factor ~ 2.7, Phase Shift ~ 1 Minute • Temperature Feedback Clearly Evident

Table 8.2 Flow Test

Test	Reason	Results
1. Orifice Calibration	Region Flow	Individual Characteristic Changed Sensitivity for Region 34
2. Thermocouple Time Constant	Interpretation of Fluctuation Data	3 - 5.5 Minute Time Constant Individual Differences
3. Flow Cycling	Region Thermocouple for Flow Cycling	As Expected, Damping Factor ~ 8 , Phase Lag $\sim 3 - 4$ Minutes
4. Flow-Power Interaction	Relationship Between Flow and Power Changes/Feedback	56 °C Core Temperature ↓ $\leq 1\%$ Detector Change
5. Thermocouple Traverse	Gaps in Core Support Floor	Gaps Located, Thermocouple Placed at Gaps, Reflector Temperature Cooler Than Expected

Table 8.3 Analysis Core

Item	Result
1. 10% Change in Channel 6 Response	194 °C in Fuel Temperature 760 mm Reg 35 Shim Rod Motion 10% in Fuel and Graphite Density 6 mm Streaming Path Through Reflector >> 330 °C in Reflector Temperature >> 300 mm Reg Rod Motion
2. Region Transient Flow	Region Power Insensitive Region Temperature Change in Direct Proportion Region Time Constant 2.5 to 4.5 Min. Thermocouple Time Constant 3 to 5.5 Min.
3. Core Transient Flow	Core Power Changes in Direct Proportion Power Increase Slow - 70 Sec to Reach Peak Normal Negative Temperature Feedback Behavior No Power Instability Observed
4. Force to Move Region	Point Force - 2.7 kN Pressure Force - 4 kPa
5. Core Gap	Maximum Accumulated Cold Gap - 19 mm Maximum Accumulated Hot Gap - 41 mm
6. Choked Flow/Reversed Flow	Not Possible

Table 8.4 Analysis Plant

Item	Result
1. PCRV Data Review (Temperatures and Heat Loads)	No Unexpected Flows Identified
2. Review All Data	Plots Show Consistent General Conditions and Northwest Corner Predominance
3. Review Control System Performance	Data Indicate Controls Are Functioning Properly - Not Possible to Determine Response or Command From Available Data Asymmetric Oscillation Indicates Not Control Induced
4. Review Mechanical Components for Possible Motion	Vibrations Would Be Relatively High Frequency Induced Motion Not Likely Except In Core Components Where Both Hot and Cold Flow Paths Are Possible
5. Review of Possible Helium Flow Perturbations	Some Perturbations Could Exist, But Are Probably Not of Sufficient Magnitude to Cause Fluctuations.
6. Fourier Analysis of Both Fluctuating and Non-Fluctuating Conditions	Representative Parameters Correlate With the Low Frequency Character of the Temperature Fluctuations, But No Clear Effect Is Observed

Table 8.5 (a) FSV Core Fluctuation Events (Cycle 1)

Date	Time (Orificing)	Power (%) Start Stop	Core Δp (kPa)	Event at Start	Comment
10/31/77	22:30-23:15 (Norm - R)	58 53	25	Spontaneous: Gradual power rise from 50%	
11/23/77	12:50-14:40 (Norm - R)	59 53	25	Upset: Incomplete transfer of 'A' BFP steam supply	
11/23/77	17:30-20:20 (Norm - R)	53 53	21	Spontaneous: Swapping of shim rods & reg rod	Fluctuation stopped after shim/reg rod and orifices adjustment
11/24/77	00:44-05:10 (Norm - R)	55 51	22	Spontaneous: Gradual power rise from 53%	
11/26/77	15:50-19:30 (Norm - R)	68 53	30	Spontaneous: 40 min. after power rise to 68%	
11/28/77	20:40-22:50 (Norm - R)	53 52	22	Spontaneous: Following manipulation of orifices regions 20, 32 and 35	
04/22/78	02:10-05:40 (Norm - R)	61 52	25	Rapid power rise from 57%	SG trim valve into auto ori- face change Did not stop
04/22/78	23:04-00:28 (Norm - R)	60 54	28	Rapid power rise from 55% in 1 min.	Reg rod into manual at 04:54 Stopped
04/23/78	00:38-00:48 (Norm - R)	54 54	21	Spontaneous: No event	Power was lowered from 55% at 00:17 1 cycle of fluctuations stopped after rod swap (2 more cycles)
04/23/78	11:52-15:00 (Norm - R)	60 55	25	Rapid rise from 55% in 2 min.	Reg rod in manual at 58%, 12:50. 13:50, matched main steam temps and orifice adjustments did not stop.

Table 8.5 (b) FSV Core Fluctuation Events (Cycle 1)

Date	Time (Orificing)	Power (%) Start Stop	Core Δp (kPa)	Event at Start	Comment
04/25/78	11:56-14:22 (Low - R)	65 56	24	Upset: Grid frequency dip	
04/26/78	11:07-13:00 (High - R)	51 40	26	Spontaneous: Reg rod change after high resistance orificing	
04/26/78	13:56-14:16 (High - R)	40 40	17	Spontaneous: No event	2 cycles spontaneous fluctuations, Self-stopped
04/26/78	15:15-17:05 (High - R)	50 40	23	Power rise from 45% in 1 min.	
04/26/78	17:50-18:55 (High - R)	45 40	20	Power rise from 40% in 10 min.	Fluctuations started ~3 min. after reaching 45%
05/08/78	07:26-08:01 (Low - R)	69 61	23	Power rise from 65% in 6 min.	Fluctuation stopped after power reduction
05/19/78	20:49-00:32 (Low - R)	67 60	23	Spontaneous: Orifice adjustments regions 8, 10 and 16	
05/20/78	06:55-07:06 (Low - R)	67 60	22	None, Spontaneous	Spontaneous fluctuations stopped by core power and Δp reductions
06/03/78	10:00-11:00 (Low - R)	50 39	22	Spontaneous: Orifice adjustments	Orifice adjusted to establish a uniform core region flow configuration
06/04/78	10:20-14:00 (High - R)	45 39	22	Rapid power increase from 40%	Core region flow were near a "uniform flow" configuration

Table 8.5 (c) FSV Core Fluctuation Events (Cycle 1)

Date	Time	Power (%) Start	Power (%) Stop	Core Δp (kPa)
10/06/78	02:55-04:45	28	28	18
11/01/78	12:23-13:27	28	28	18
11/02/78	14:07-15:04	28	28	21
11/02/78	23:30-01:27	28	28	21
11/03/78	02:03-02:54	28	28	21
11/04/78	01:03-01:20	43	42	17
11/04/78	03:45-05:40	52	35	21
11/04/78	06:34-07:50	39	35	15
12/12/78	20:45-12:30	67	65	18

9. フラクチュエーションの検討

FSV炉で観測されたフラクチュエーションの原因について、多くの理論が検討された。これらの検討の詳細は不明である。以下に、検討結果の要約のみを紹介する (Table 9.1 参照)。

1. 給水アプセットによってフラクチュエーションが開始したため、2次系にフラクチュエーションの原因があるかもしれないと考えられた。しかしながら、給水アプセットはプラント制御系によってほとんど直ちに1次冷却材流量変化及び出力変化をひき起こす。蒸気温度の変化はヘリウムガス温度の変化に対して時間的な遅れがあることと、ヘリウムガス温度変動の振幅は蒸気発生器を通る間に減衰することから、2次系はフラクチュエーションの原因ではないと考えられた。
2. 制御系とのカップリングについて検討が加えられた。フラクチュエーションが局所的な特性を示すこと。パラメータ変化の周波数が低いこと、システムパラメータの平均値の変化が小さいことから、制御系がフラクチュエーションの原因ではありえないと結論された。
3. 流動不安定性について検討が加えられた。流動不安定性は決して起こりえないものではないが、その機構を明確にすることができなかった。流れに起因する温度や中性子束の変化は、観測された急激な変化よりもっと緩やかなものになるはずである。
4. システムコンポーネントの振動について検討が加えられた。しかしながら、ほとんどのシステムコンポーネントは、フラクチュエーション中に観測された変動と比べて、より高い周波数で振動する。
5. 核検出器の信号は鋭いフラクチュエーション波形を示したため、核的な不安定性について検討が加えられた。しかしながら、核検出器の応答には通常の温度フィードバックが見られなかったため、核的な不安定性はフラクチュエーションの原因ではないと考えられた。核検出器の読みが同時に逆方向に変化する場合も多く、また6つの検出器のうち1つのみに変化する場合もあった。
6. 炉心内の温度勾配及び圧力勾配による炉心コンポーネントの運動について検討が加えられた。炉心コンポーネントの運動は、フラクチュエーション中に測定されたデータを最も良く説明している。核チャンネルに見られた急峻で振幅の大きい矩形波状の中性子束変化は、側部反射体間ギャップの開閉による中性子ストリーミングによって説明できる。炉心サポートブロック間ギャップの温度変動もバイパス流路の開閉によって説明できる。蒸気発生器モジュール入口ヘリウムガス温度の急激な変化は、バイパスギャップが閉じて低温のヘリウムガス流量が減少し、一方、他の蒸気発生器モジュールにはギャップが開いて低温のバイパス流れが流入することによって説明できる。フラクチュエーション開始時に炉心流動抵抗の減少が見られたが、これは幅の狭い多数のギャップから幅の広い少数のギャップにギャップ分布が急激に変化することによって説明できる。PCRVR 変位プローブ (第11章参照)出力の急激な変化は、コアバレル及びコアバレルの

キーを通してPCRVIに伝達される炉心内部の運動が生じていることを示唆している。時々観測された炉心反応度の微小な変化は、アクティブコア内に生じるギャップの拡大あるいは縮小に対応している。炉心領域出口熱電対で観測された変動は、炉心の運動によって領域間のギャップ幅が変化し、熱電対を収容している黒鉛スリーブ内を通過して漏れる低温のヘリウムガス流量が増加あるいは減少することによって説明できる。このような流れ流量の変化は、熱電対が直接低温の流れに接するため、速い応答を示す。

これまでに行われた検討から、フラクチュエーションの観測データは炉心内の運動に関連していると推定された。しかしながら、正確な原因を究明するまでには至らなかった。

フラクチュエーションの周期が長い（約5 - 20分）ことは、炉心内の熱的現象に起因する冷却材流れの変化を示唆しているものと考えられた。フラクチュエーションの原因となる炉心の運動として、コアバレルと固定反射体間の相対運動、領域の熱的な湾曲、炉心サポートポストの熱変形による領域の傾斜などが考えられ、それらについて検討が続けられた。

Table 9.1 Investigation of Causes

Theories Investigated	Conclusion
1. Secondary System Induced Fluctuation	Not Viable Since Steam Temperature Lags Helium Temperature, and Fluctuation Amplitude Decreases Through the Steam Generator
2. Control Coupling or Interference	Not Viable Due to Localized Character of Fluctuations, Low Frequency and Small Changes in Overall Parameters
3. Flow Instabilities	Not Impossible But No Viable Candidate Identified - Flow Oscillation Would Be Relatively High Frequency Indicated Flux Changes Would Be Slower
4. Mechanical Movement of System Components	Most System Components Would Probably Move at Higher Frequency
5. Nuclear Instabilities	Unlikely Due to Irregular Detector Response
6. Thermal and Pressure Gradient Induced Motion Inside Core Cavity	Best Explains Key Observations and Available Evidence (Neutron Streaming, Flow Redistribution, Rapid Changes) Required Motion Is Small Required Pressure Forces Are Small

10. 安全性の評価

最初のフラクチュエーションが発生した時点から、フラクチュエーションによって生じうる安全性の問題について検討が続けられた。

多くの試験によって、フラクチュエーションの特性及びその大きさは予測可能であり、微小な差異を除けば再現性のあることが確認された。さらに、フラクチュエーションが発生する炉心運転条件が明確にされ、また出力を下げることによって確実にフラクチュエーションを停止させられることが確認された。

上部プレナムの検査では、損傷や変形が全く見られなかった。また、領域 34 の制御棒の検査においても、過熱あるいは衝突が生じたことを示す痕跡は全く認められなかった。フラクチュエーションによって、1次系循環放射能が増加することはなかった。このことは、アクティブコアに重大な損傷が生じていないことを示している。

フラクチュエーションの大きさ及びフラクチュエーションの原因と推定されている炉心の運動を評価した結果、炉心内の燃料要素及び反射体要素が損傷する確率は小さいものと判断された。

フラクチュエーション現象の安全性の問題について、以下に示すような検討が行われた。

10.1 フラクチュエーションの検出

フラクチュエーションの発生は、通常、制御室内に設けられた多数の指示計（通常のプラント計装設備）によって検出することができる。これらは、核チャンネル、中性子束コントローラ、微調整棒動作、主蒸気温度及び再熱蒸気温度、領域出口ヘリウムガス温度などである。

これらの通常のプラント計装設備の他に、データロガーの記録計及び反応度計算機の記録計もフラクチュエーション発生を検出に有効である。制御室の外では、蒸気発生器データ収録システムのヘリウムガス温度及び蒸気温度、FMステーション1の核チャンネルをCRT上に表示させることができる。

このように数多くの計測装置が用意されていることと、フラクチュエーションが発生する運転条件が十分に分かっていることから、フラクチュエーションが発生すれば、直ちに検出できると考えられた。

10.2 バイパス流量の変化

観測された温度変動は、バイパスギャップ分布及びバイパス流量分布の変化に起因するものであって、バイパス全流量は大きく変化しないと考えられる。また、蒸気発生器入口ヘリウムガス温度の急激な変化は、領域冷却材流量の変化によって生ずるものではなく、蒸気発生器モジュールに流入する低温のギャップ流れが急激に変化することによって起こると考えられる。したがって、フラクチュエーションは炉心全体の温度に対し大きな影響を与えないものと予想される。し

かしながら、炉心内バイパス流量分布の変化は、変化したギャップ近傍の燃料温度及び黒鉛温度に局所的な変化をひき起こす。

10.3 バイパス流量変動の大きさ

一つの蒸気発生器モジュールには、いくつかの領域からの流れと、領域間及び側部反射体間ギャップからのバイパス流れが混合して流入する。この混合した流れの温度は、蒸気発生器に流入するすべての流れの混合平均温度になる。

蒸気発生器モジュールに流入する低温のバイパス流れの流量割合が変化すると、蒸気発生器モジュール入口ヘリウムガス温度が変動することになる。蒸気発生器モジュール入口ヘリウムガス温度変動の振幅は、バイパス流れの流量割合の変化と、領域とバイパスギャップ間の出口温度差に依存する。フラクチュエーション中に観測された蒸気発生器入口温度の急激な変化の大きさは10℃程度であった。30%及び50%出力において、熱電対を移動させて行った温度測定(第11章参照)によれば、側部反射体から流出するヘリウムガス温度は炉心入口温度より僅かに高いだけであり、出口温度差は280℃程度になっていることが分かった。したがって、観測された大きさの温度変動をひき起こすに必要なバイパス流量の変化は蒸気発生器モジュール流量の5%以下であると考えられる。

10.4 フラクチュエーション中のバイパス流量変化

炉心圧力損失のデータから、炉心の流動抵抗は、フラクチュエーションが発生すると、1%から5%の減少を示すことが分かった。この炉心流動抵抗の減少は、バイパスギャップの分布が変化して、ギャップ幅の広がった部分が生じることによって説明できると思われる。バイパスギャップ分布が変化することによって、炉心圧力損失が5%だけ減少すると、バイパス全流量は炉心全流量の2.5%程度増加することになる。

バイパス流量が2.5%増加すると、定常状態で最高燃料温度は14℃上昇する。この程度の最高燃料温度の上昇は燃料の損傷や核分裂生成物の放出に影響を与えない。非定常状態では、炉心の熱的慣性のため、燃料温度上昇に与えるバイパス流量変化の影響はもっと小さいものになる。

10.5 局所温度に与えるバイパス流量分布の影響

フラクチュエーションによる炉心バイパス全流量の変化が小さいものであっても、燃料要素外面に沿う局所的なギャップ流れは比較的大きく変化することも考えられる。燃料及び黒鉛の局所ピーク温度に与えるギャップ流量変動の影響は、主として燃料カラム横方向の出力プロファイルに依存する。燃料カラム横方向の出力プロファイルは、制御棒を挿入した領域及びアクティブコア周囲のバッファ燃料カラムにおいて最も勾配が大きくなる。

バッファ燃料カラム及び制御棒を挿入した領域の標準燃料カラムについて、ギャップ流量が0になった場合の燃料温度分布の計算が行われた。この計算結果から、ギャップ流れによって冷却

される表面近傍で出力プロファイルが高くなる場合を除いて、ギャップ流量はピーク燃料温度に影響を与えないことが分かった。

バッファブロックでは、バッファゾーン境界近くに燃料温度のピークが生じるため、ギャップ流量に対して本質的に影響を受けない。しかしながら、制御棒を挿入した領域の標準燃料ブロックでは、ギャップ流れによって冷却される領域周辺近傍に出力のピークが生じる。このため、この場合には、ピーク燃料温度が60℃程度上昇することも考えられる。

10.6 運動速度

炉心コンポーネントの運動が構造健全性に与える影響を評価するためには、その運動速度を見積もっておく必要がある。フラクチュエーション中の炉心の運動の大きさは2つの方法を用いて求められた。一つは、PCRVRの変位測定値(第11章参照)を再現する単一衝突モデルであり、もう一つは、カラムの横方向圧力勾配動的モデルである。

測定されたPCRVRの変位(0.01 mm程度)が単一の弾性衝突によって生じたものとし、それに必要な運動量が計算された。1領域あるいは1側部固定反射体程度の質量が運動するものとすれば、速度は約100 m/sとなる。いくつかの領域が同時に運動するものとすれば、速度はもっと低い値になる。

変位の記録波形からは、複数回の衝突が起こっていると判断される。多重衝突を考慮すれば、速度は単一衝突の計算値より低くなる。したがって、約100 mm/sの速度は上限値を示している。

10.7 炉心内横方向圧力勾配

炉心コンポーネントを運動させる原因の一つは、領域周囲の冷却材圧力差である。この炉心内の圧力差は、オリフィスバルブ開度の相違及び領域間ギャップの非一様性によって生じる。

PCRVR、炉心サポートフロア、コアバレル、領域、側部反射体を含めた炉心運動モデルが考えられた。このモデルでは、運動の方向は1軸に拘束されているものとし、またコアバレルと側部反射体間のギャップは5 mm、その他のギャップは7 mmとしている。

炉心の圧力降下を一定として、それぞれのギャップを通る流れが計算によって求められた。この計算には、出口損失、摩擦損失、加熱の影響などが考慮されている。ギャップ相互間を結ぶ流路は考慮されていないため、この計算はギャップ圧力差を過大に見積ることになる。ギャップ相互間の流れの影響を近似するため、横方向の力を計算する領域の幅を300 mmに限定している。

炉心圧力損失が20 kPaの条件で計算されたPCRVR運動の振幅は、測定されたPCRVR変位の振幅とほぼ一致することが確かめられた。また、約0.01 mmのPCRVR変位に対応する各領域の衝突速度は75 mm/s以下であることが分かった。

10.8 核検出器の信号

フラクチュエーション中に、核検出器の信号は急激な変化を示した。この急激な変化は、ほとんどの場合、6個の検出器のうち、1つあるいは2つのみで見られ、またそれに続く温度フィードバックは見られなかったため、中性子ストリーミングの経路を生じる側部固定反射体の運動に

よるものと結論された。

中性子ストリーミングの計算によれば、側部固定反射体間に幅6 mmのギャップが開くと、中性子束測定値は15%変化する。この値は、チャンネルVIで検出された最大変化とほぼ等しい。核チャンネルの記録データによれば、この変化の時間は0.25秒から1秒である。この変化時間から、中性子束ストリーミングの径路が拡がる速度は最大24 mm/sと計算される。

10.9 燃料要素の衝撃荷重

フラクチュエーションによって燃料要素に損傷が生じるかどうかを評価するためには、燃料要素に加わる衝撃力を計算する必要がある。衝突速度を75 mm/sとすれば、燃料要素各部に加わる衝撃力は次に示すような値になる。

側面部	9,300 N
上面及び下面の角部	4,900 N
側面の角部	1,800 N
ダウエル	730 N

10.10 事故解析

炉心フラクチュエーションが生じている状態でプラントの運転を行うことに関して、FSV炉事故解析を再評価する必要があるかどうか検討が行われた。

フラクチュエーションが生じている状態での運転も技術仕様範囲内であるため、フラクチュエーションが事故結果に影響を与えることはないと考えられる。さらに、ほとんどのFSV炉仮想事故のシナリオでは大幅な出力低下が行われることになっているが、フラクチュエーションはこのような出力低下によって停止する。

プラント保護系、1次冷却系、2次冷却系、後備停止系、ライナ冷却系などの安全系はフラクチュエーションに関連がない。また、フラクチュエーションによってそれらの機能が損われる可能性はないと考えられる。

以上のような検討結果から、フラクチュエーションに対し、FSAR事故解析を再評価する必要はないものと判断された。

10.11 燃料温度

フラクチュエーション中の燃料温度推定値については、10.4節及び10.5節に述べた。

1260℃の最高燃料温度が60℃上昇すると、核移動距離の増加は100時間で0.8 μmになる。この核移動距離の増加は許容値22 μmと比べて十分小さい。

事故の結果は、主として、核分裂生成物インベントリや燃料温度などの初期条件に依存する。核分裂生成物インベントリの初期値は技術仕様の制限で管理されるが、この時点ではまだ十分に余裕がある。フラクチュエーションによる燃料温度の僅かな増加は、全体的にも局所的にも、事故には大きな影響を与えないと考えられた。

10.12 反応度

運転温度においては、燃料カラム間にギャップが開いている。炉心内のギャップは、高温条件において、全体で約 38 mm である。反応度は炉心の運動によって変化するが、炉心が押し縮められて、これらのギャップがすべて閉じるような場合に最も大きい反応度の変化が起こる。この最も極端な場合でも、その結果生じる中性子漏えいの減少は 0.00015 Δk に過ぎない。FSAR では、0.006 Δk の反応度変化を評価しているが、問題になるような影響は見出されなかった。したがって、炉心の運動によって生ずるこの程度の微小な反応度変化の影響が問題となる可能性はないと考えられた。

10.13 燃料要素の健全性

フラクチュエーション中に燃料要素及びダウエルに加わる荷重の大きさについては 10.9 節に述べた。単一の衝撃荷重に対して、破壊強度は十分な余裕がある。

FSV 炉のダウエル/ソケット系について実験から求められた破壊強度は 4,200 N (フラクチュエーション中の最大荷重は 730 N) である。また、FSV 炉燃料要素側面部の静的破壊強度の平均値は 46,100 N (最大荷重 9,300 N) である。単一衝撃破壊強度はこの値より少し高くなる。角部の破壊強度については、FSV 炉燃料要素に対して実験的に求められていないが、大型 HTGR 用燃料要素 (H-327 黒鉛) に対して求められている。両者は非常に良く似ているため、大型 HTGR 用燃料要素のデータを用いて、FSV 炉燃料要素の破壊強度が評価された。これによれば、側面の角部では 220,000 N (最大荷重 1,800 N)、上面及び下面の角部では 100,000 N (最大荷重 4,900 N) である。

このように、燃料要素及びダウエル/ソケット系の単一衝撃荷重に対する破壊強度は、括弧内に示したフラクチュエーション中の最大荷重に比べて十分な余裕を持っている。

10,000 サイクル以上の疲労に対し、燃料要素及びダウエルの健全性は保証される。これまでのフラクチュエーションは 240 サイクルである。

側面部の衝撃疲労強度は FSV 炉燃料要素について実寸大試験から求められており、また角部及びダウエル/ソケット系の衝撃疲労強度は大型 HTGR 用燃料要素について求められている。試験から得られた 10^4 サイクルの衝撃疲労強度は、側面部で 178,000 N (最大荷重 9,300 N)、上面及び下面の角部で 74,100 N (最大荷重 4,900 N)、側面の角部で 16,200 N (最大荷重 1,800 N)、ダウエル/ソケット系で 2,600 N (最大荷重 730 N) であった。

このように、FSV 炉の燃料要素及びダウエルの破壊強度は、 10^4 サイクルの極端な条件においても、僅かしか低下しないため、衝撃疲労に対しても十分な余裕を持っている。

10.14 炉心サポートブロック及びポスト

炉心サポートブロックが運動すると、ブロックのキー部では滑りが生じ、炉心サポートポストの両端部では転がりが生じる。また、炉心サポートブロックとコアバレルのキーの間には衝撃荷

重が加わる。1970年に、FSV炉炉心サポートブロック及びポストについて模擬通常運転試験（ヘリウムガス、常温）が行われたが、この試験結果から判断すると、顕著な摩耗は生じていないものと予想される。100%出力から25%出力の運転に対応する10mmの変位を40,000サイクル加えたが、炉心サポートポストの接触部に少し光沢が見られただけで、変形や構造的な損傷などは全く認められなかった。

質量が900kgの炉心サポートブロックが75mm/sの速度で衝突すると、炉心サポートブロックとコアパレルキーとの間に約62,000Nの軸荷重が加わる。この値は設計荷重（軸荷重70,000Nと剪断荷重35,000Nの組み合わせ）以内である。上部反射体の衝突によって上部反射体とコアパレルキーとの間に加わる荷重は、9,300Nの設計荷重に対して、3,800Nに過ぎない。

10.15 制御棒の挿入性

制御棒チャンネルがオフセットした条件における制御棒の挿入性については、FSARで議論されている。炉心内部のすべてのギャップが集中した場合に生じる制御棒チャンネルの最大オフセット量は38mmである。制御棒挿入試験では、制御棒挿入位置に41mm、制御棒チャンネルに64mmのオフセットを与えて制御棒挿入性を調べたが、スクラム時間は、オフセットのない場合と比較して、ほとんど増加しないことが分かった。この結果、予測される炉心オフセットによって制御棒の挿入あるいは引き抜きが妨げられることはない結論された。したがって、炉心領域が最も極端な運動をした場合、すなわち炉心内部のすべてのギャップが閉じるような場合を想定しても、制御棒の挿入性は影響を受けないと判断された。

1978年2月と3月に、FSV炉の制御棒落下試験が行われた。制御棒の挿入速度は33mm/sであった。この結果、制御棒チャンネルには大きなオフセットが生じていないことが分かった。

10.16 2次系に対する影響

炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーションによって、蒸気温度に変動が生じる。この蒸気温度変化は、一般に10℃程度であったが、最大20℃の温度変化も観測された。この温度変動が2次系コンポーネントに与える影響について、検討が行われた。この結果、温度変動の影響は2次系の耐久疲労応力限界以内であることが分かった。

比較的短時間のフラクチュエーション試験に対する全負荷時の耐久限界（設計温度を超えないものと仮定する）は、モジュール蒸気出口管の±17℃から蒸気発生器伝熱管の±28℃にわたっている。フラクチュエーションに対する運転制限はこれらの限界値以下に定められており、また試験前の条件も設計条件内に設定されることになっている。核チャンネル平均値の変動及び蒸気温度の変動は、制御系を通して、給水流量及びヘリウムガス循環機回転数を少し変化させるが、全体的な系のパラメータが大きく変動することはない。炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーションに対するプラントの応答は予測が可能であり、またこれによる2次系への影響は非常に小さいものである。

11. 診断用計測設備

11.1 データシステム

サイクル1運転の初期に、3系統のデータシステムが設置された。データロガー（DL）、蒸気発生器データ収録システム（SGDAS）及びモデル実証用データ収録システム（DASMV）から成るこれらのデータシステムは、出力上昇試験プログラムにおいて、各種のプラントパラメータ及び炉心パラメータの特性を評価するために設置された。これらのシステムはいずれもプラントの運転に必要なものではない。

幸運にも、これらのシステムによって、フラクチュエーションの挙動を評価するために有用なデータを取得することができた。

サイクル1運転の後期、1978年中ばに、フラクチュエーション研究調査の一環として、周波数変調（FM）記録システムが設置された。このシステムは、応答の速いフラクチュエーション計測器からのデータを監視するために用いられる。

1979年3月（第1回目の燃料交換のためのプラント停止時）に、フラクチュエーションデータ記録システム（FDRS）が設置された。このシステムは、追加されたフラクチュエーション計測器からのデータを監視するために用いられる。

11.2 データロガー

データロガー（DL）は、約500点の1次冷却系及び2次冷却系パラメータをサンプリング速度5秒（最大）で記録する。さらに、DLは熱出力、ヘリウムガス流量など各種パラメータの計算も行う。DLからの出力はデジタル変換され、磁気テープに収録される。磁気テープに収録されたデータはGA社で解析が行われる。制御室にはオンラインプリンタが設けられており、必要に応じて最新データをプリントアウトさせることができる。通常の運転モードにおいては、1時間ごとにデータがプリントアウトされる。サイクル2運転の初めに、DLの改良が行われ、オンラインプリンタに加えて、CRTディスプレイが設けられた。

11.3 蒸気発生器データ収録システム

蒸気発生器データ収録システム（SGDAS）は、約450点の蒸気発生器パラメータをサンプリング速度7秒（最大）で記録する。これらのデータはデジタル変換され、GA社で解析を行うため磁気テープに収録される。これらのデータのうち、いくつかの主要パラメータは制御室内のモニタにリアルタイムで表示される（サイクル2運転以前には、モニタは補助制御室内に設けられていた）。

11.4 モデル実証用データ収録システム

モデル実証用データ収録システム (DASMV) は、5 秒ごとに、80 点の 1 次冷却系及び 2 次冷却系のデータを記録する。これらのデータはデジタル変換され、GA 社で解析を行うための磁気テープに収録される。

11.5 FM 記録システム

周波数変調 (FM) 記録システムは、フラクチュエーション現象を調べるために取り付けられた応答の速いフラクチュエーション計測器 (変位計, 熱電対, 核分裂電離箱, 加速度計など) からのデータを監視するために用いられる。このシステムは、新設されたこれらの計測器からのデータに加えて、これまでは他のデータシステムで記録されていた炉心圧力損失, PPS チャンネルなどのデータも記録する。これまで、各データシステムはそれぞれ独立のタイムクロックを持っていたが、FM 記録システムの設置とともに、すべてのデータシステムに共通のタイムクロックが設けられた。

11.6 フラクチュエーションデータ記録システム

フラクチュエーションデータ記録システム (FDRS あるいは CFDS) は、約 100 点のアナログ計測データを多重化して、14 のデータトラック (データレコーダ 1 台) に記録する。サイクル 2 運転のために新設した計測器のほかに、これまで FM 記録システムで記録されていたすべてのデータが FDRS に記録される。

11.7 特別計測装置

フラクチュエーションの特性及び原因を明らかにするための広範な研究調査プログラムの一環として、FSV 炉に各種の特別な計測器が設けられた。これらは、校正熱電対, 核分裂電離箱, 変位計, 加速度計, 磁気計である。

さらに、1979 年 3 月の第 1 回燃料交換時に、炉心内の計測を行うため、計装制御棒駆動機構 (ICRD) 及びスクラッチャプレナム要素が炉心に取り付けられた。

11.8 校正熱電対

炉心出口熱電対スリーブ内に、移動可能な 25 本の熱電対が設けられた (Fig. 11.1)。これらの熱電対は、年 1 回のサーベイランス試験に要求されている熱電対校正に用いられる。フラクチュエーション試験では、これらの熱電対により、炉心出口の温度分布測定及びフラクチュエーション中のギャップ温度測定が行われる。代表的な熱電対測定点配置を Fig. 11.2 に示す。

11.9 核分裂電離箱

フラクチュエーションのデータによれば、ギャップ近くの核チャンネルは、ギャップを通る中性子ストリーミングを検出することが分かった。このため、炉心あるいは反射体がどのような運動をしても、中性子ストリーミングの影響を直接受けることのない位置に、核分裂電離箱を付け加えることにした。これらの核分裂電離箱は、PCR V北西部、東部及び南西部の炉心頂部近くに取り付けられた (Fig. 11.3)。

11.10 変位計

PCR Vの運動を監視するため、2台の変位計が炉心中心面高さのPCR V北東壁及び北西壁に取り付けられた (Fig. 11.3, Fig. 11.4)。サイクル1試験の結果から、これらの変位計のデータは、フラクチュエーション現象の解明にあまり有効でないことが分かった。

11.11 加速度計

PCR Vの運動を監視するため、PCR V北西壁、南東壁、東壁、頂部及び底部の種々の位置に加速度計が取り付けられた。サイクル1試験の結果から、これらの加速度計のデータも、フラクチュエーション現象の解明にあまり役立たないことが分かった。

11.12 磁気計

コアバレルの運動を検出するため、12台の磁気計がPCR Vに取り付けられた。鋼製のコアバレルが運動すると、地球磁場が局所的に乱されるため、磁気計によって検出できるものと考えられた。

11.13 計装制御棒駆動機構

2本の計装制御棒駆動機構 (ICRD) が領域5及び領域35に取り付けられた。アクティブコア内に挿入されるICRD部分には、以下のような計測器が設けられている。

1. 熱電対 (3点) ; 軸方向3個所のヘリウムガス温度を監視する。
2. 核分裂電離箱 ; 上部反射体下段の位置に設けられ、領域中性子束レベルを監視する。
3. 自己出力型核検出器 (SPND) ; 炉心中心面での局所/領域中性子束レベルを監視する。
4. フィッションカップル ; 炉心底部近くの局所/領域中性子束レベルを監視する。
5. マイクロフォン ; 流れの乱れの変化を検出する。領域5にはKAMANマイクロフォン (最高温度 680 °C) が取り付けられ、領域35にはGULTONマイクロフォン (最高温度 400 °C) が取り付けられている。

以下に示す計測器が、アクティブコア上方の ICRD 部分に設けられている。

1. 圧力伝送器 ; オリフィスバルブの差圧を測定する。
2. 変位計 ; 領域中心カラムの垂直方向変位を監視する (領域 35 のみ)。

炉心内計測器はサポートロッドに固定され、制御棒チャンネル中心線上の位置に挿入される。各計測器の軸方向取り付け位置を Fig. 11.5 に示す。

11.14 スクラッチャプレナム要素

領域 18 と領域 35 との間の相対的な運動を測定するため、プレナム要素にスクラッチャを取り付けた。領域 18 のプレナム要素に取り付けられたスクラッチャの針は、隣接する領域 35 のプレナム要素に取り付けられたパッドにスプリングで押し付けられ、パッド上に領域間相対運動の軌跡を残す (Fig. 11.6)。このデータは、リアルタイムで出力されず、プレナム要素を炉心から取り出した後に読み取られる。

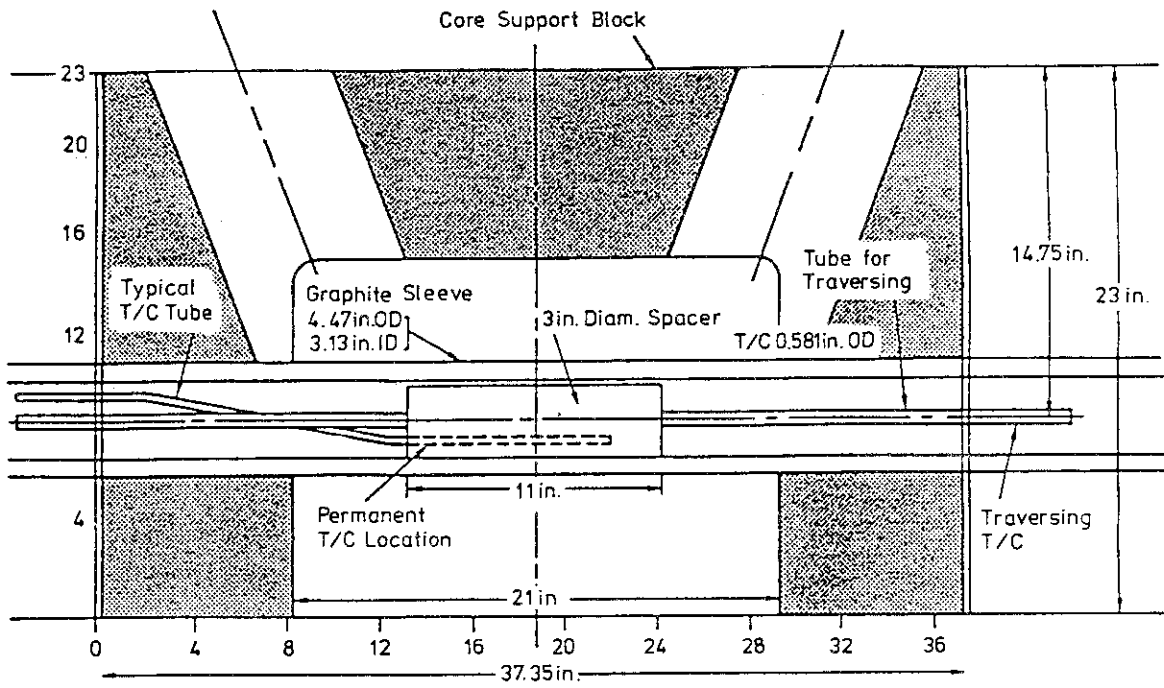


Fig. 11.1 FSV Core Region Exit Thermocouple Geometry

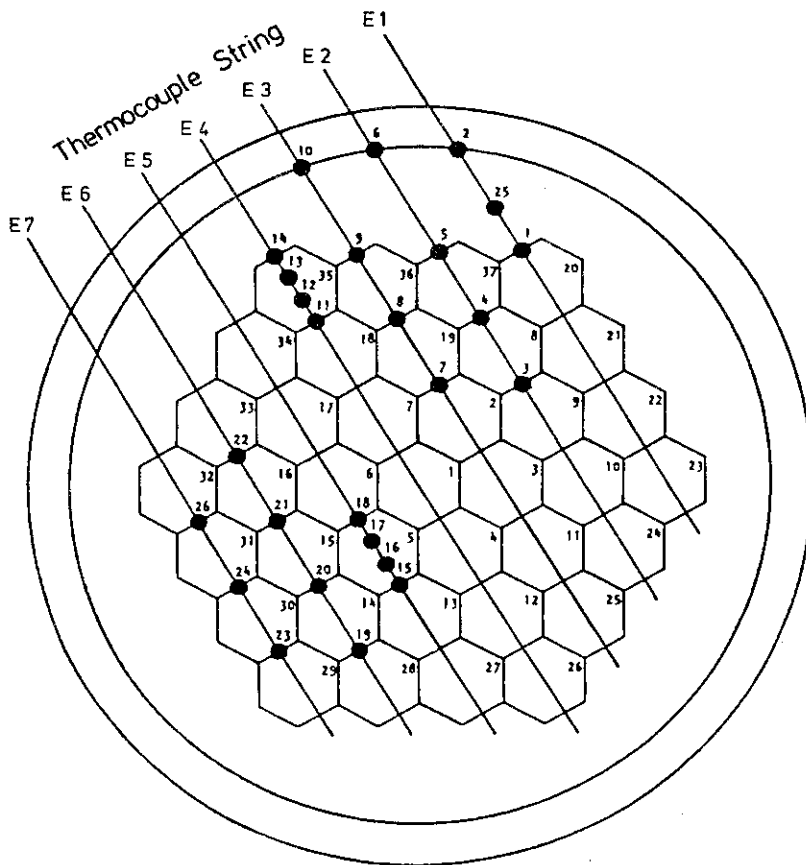


Fig. 11.2 Calibration Tube Thermocouple Locations

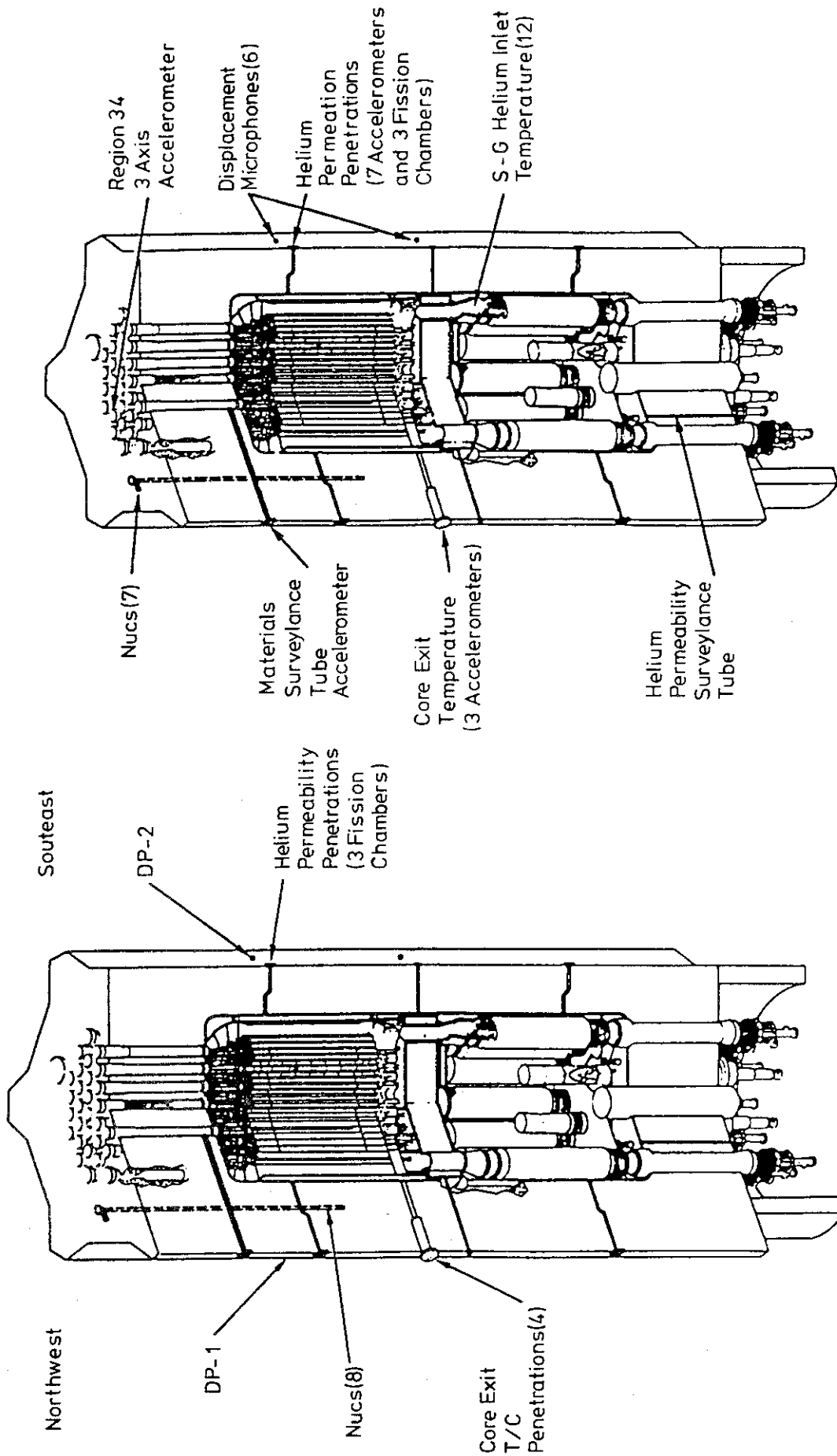


Fig. 11.3 FSV Ex-Core Instrumentation

Fig. 11.4 FSV Wide Band Instrumentation

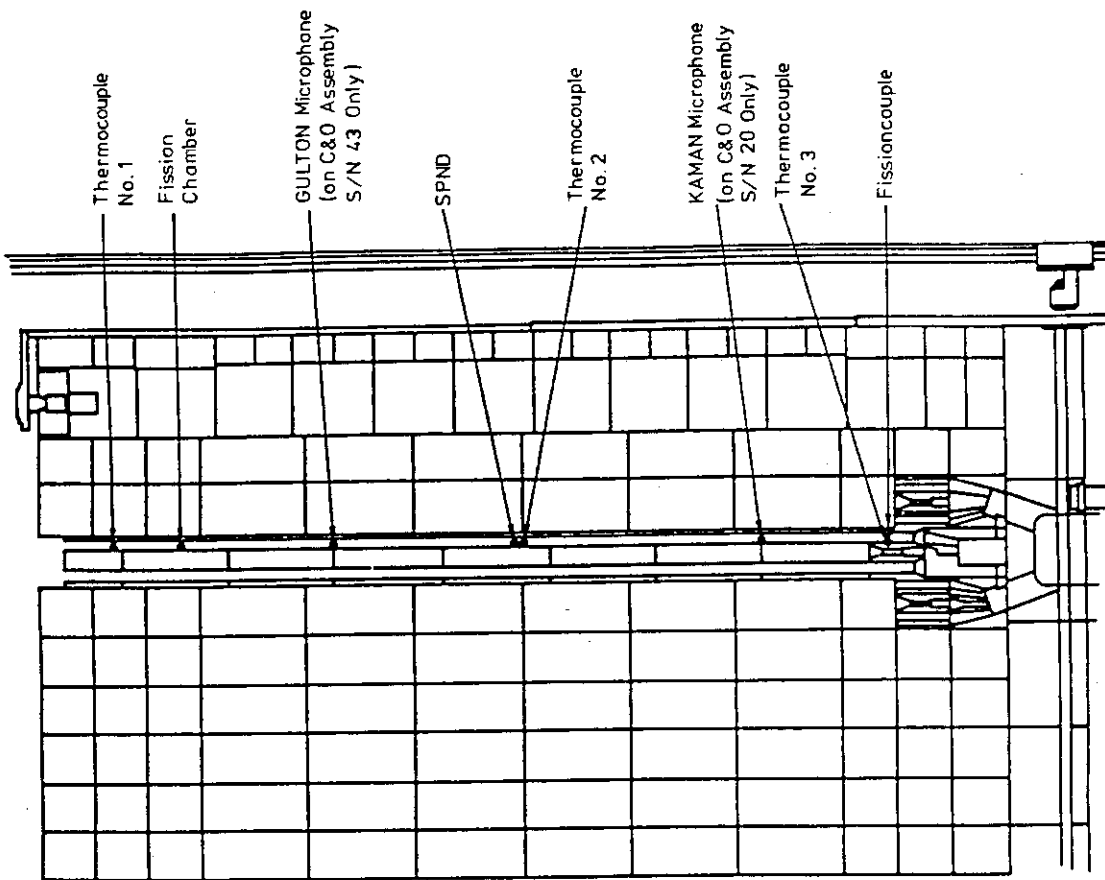


Fig. 11.5 Axial Location of In-Core Instrumentation

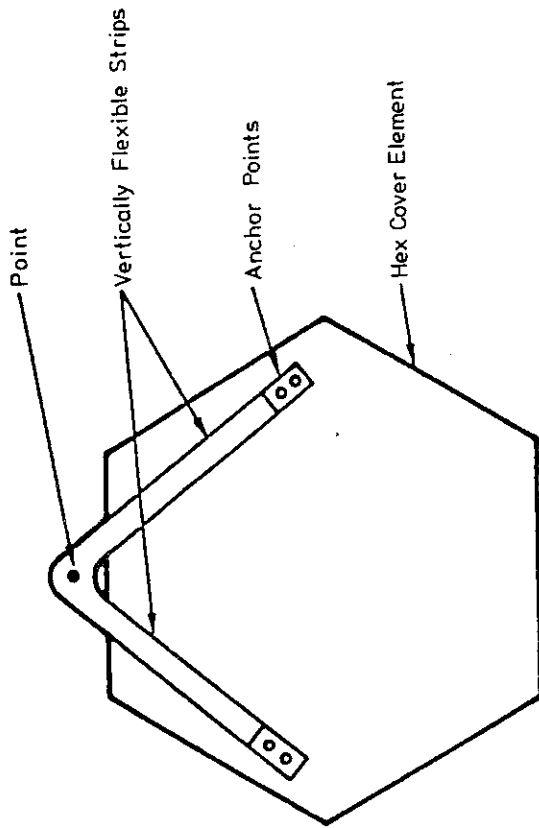


Fig. 11.6 Scratcher Plenum Element

12. 炉心及び燃料要素の検査

1979年3月に、最初の燃料交換（1/6炉心の交換）が行われた。この燃料交換時に炉心の詳細な検査が行われ、また炉心から取り出した燃料要素及び反射体要素の検査が行われた。

これまでに、炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーションは、炉心のカラムや領域の運動によって起こるものと推定されていた。フラクチュエーションの原因が推定されているようなカラムや領域の運動であるならば、炉心コンポーネントや燃料要素の外観を詳細に検査することによって、カラムや領域の運動を裏付ける何らかの痕跡を見出すことができると考えられた。

炉心及び燃料要素の検査の目的は、フラクチュエーションに関連した炉心の運動を示す痕跡を検査することと、フラクチュエーションの結果、炉心に何らかの損傷あるいは変形が生じているかどうかを調べることであった。

12.1 炉心の検査

領域35の燃料交換装置にTVカメラが取り付けられ観察できる範囲にあるすべての炉心コンポーネントの検査が行われた。この検査の結果、制御棒ガイド管、オリフィスバルブ、コアバレル及び固定反射体の上端部、プレナム要素、キーなどはすべて正規の位置にあり、非常に良好な状態にあることが分かった。オリフィスバルブは全閉から全開まで異常なく作動した。また、領域間ギャップ及び領域内ギャップはほぼ一様であり、炉心頂部の高さは一定であった。

領域35のすべての燃料要素及び反射体要素を取り出した後に、隣接領域の要素側面及びカラム間ギャップ、領域35の炉心サポートブロック上面のTV検査が行われた。また、燃料交換装置に変位プローブが取り付けられ、隣接領域側面の相対形状の測定が行われた。

炉心の検査の結果、炉心にはどのような損傷や変形も発見されず、非常に良好な状態にあることが分かった（Table 12.1）。

さらに、1979年5月に、NRCの要請に応じて、領域13の炉心サポートブロック上面のTV検査が行われた。領域35と同様に、領域13の炉心サポートブロックは健全であり、劣化は認められなかった。

12.2 燃料要素の検査

領域35の燃料要素及び反射体要素を炉心から取り出すときに、燃料交換装置キャスク内に取り付けられたTVカメラによって、それぞれの要素の上面及び全側面の検査が行われた。また、領域17、10、21、28及び5については、各要素の写真撮影が行われた。さらに、領域35から取り出した要素のうち11個（プレナム要素1個、標準燃料要素2個、制御燃料要素2個、反射体要素5個）は、現地のホットセル内に運び込まれ、詳細な検査が行われた。

プレナム要素のキー及びコンタクトパッドには、光沢のある部分が見られた。これらの部分に

は、接触による摩擦及び摩耗を減らすために、クロムカーバイドのコーティングが施されている。光沢のある部分は軽い滑り接触をした跡と考えられた。コーティング自身は健全であり、剥離などは見られなかった。プレナム要素表面には変色が認められた。この変色は水分によるものと考えられた。表面に薄い汚れが見られる部分もあった。一般的に、プレナム要素の外観及び状態は非常に良好であると判断された。

燃料要素及び反射体要素の典型的な表面状態を Fig. 12.1 に示す。

ほとんどの燃料要素及び反射体要素の側面に、暗い汚れ (dark stain) が見られた。この汚れは、粘性の高い流体が要素側面に沿ってたれ流れた跡のように見えるものであった。この汚れを通して、要素表面の機械加工の跡を視認することができた。また、この汚れを削り取って調べた結果からも、汚れは表面に付着しているだけで、黒鉛を腐食していないことが分かった。削り取った汚れのガンマ線スペクトル分析を行ったところ、その主成分は鉄とシリコンであった。その他に、アルミニウム、銅、銀などの元素が含まれていた。

ひっかき傷 (scratch) のような跡が多く要素の表面に見られた。一見したところ、ある程度の深さを持ったクラックのようであったが、エチルスプレー検査を行った結果、クラックではないことが確認された。

多くの要素の側面には、要素同士の接触及び接触面での相対運動があったことを示すこすれ跡 (rub mark) が見られた。これは、要素間にかなり大きな力が加わってこすれたこと、あるいはかなり頻繁にこすれが生じたことを示すものであった。

ほとんどの制御燃料要素の全側面と、多くの標準燃料要素の制御カラム側の面に、水平な直線状の接触面跡 (interface mark) が見られた。制御カラムの要素は、標準燃料カラムの要素に対して、要素高さの約 $1/4$ だけ垂直方向にオフセットしている。この接触面跡の位置は、相互にオフセットした隣接カラムの要素段間接触面に対応している。すなわち、この接触面跡は、要素側面がオフセットした隣接要素の上端あるいは下端と接触し、その間に相対運動があったことを示している。この接触面跡は明らかにこすれた跡であり、へこみではなかった。同様の直線状の痕跡は、固定反射体に隣接する側部可動反射体要素の表面にも見られた。

どのダウエルにも、クラックや欠けは見られなかった。また、冷却材流路孔周囲には欠けはなかった。

代表的な要素の検査結果を Table. 12.2 に示す。燃料要素及び反射体要素の検査では、構造上問題となるような損傷や変形は全く見られなかった。要素表面のこすれ跡や接触面跡から、要素間に何らかの運動のあったことが確認された。炉心コンポーネントの運動を想定するフラクチュエーション理論は、この検査結果によって、裏付けられたと考えられた。しかしながら、炉心コンポーネントの運動の機構やその特性がどのようなものであったかを示唆するようなパターンは確認できなかった。

Table 12.1 Core Visual Inspection

Component	Criteria	Inspection Results*
1. Thermal Barrier	No bowed or buckled plates; no distortion or surface damage. Seal sheets between cover plate	Nothing unusual; thermal barrier in good shape.
2. Upper Edge of Core and Top Reflector Keys	Barrel upper edge shape is uniform. No distortion at key and barrel interface. Key assembly and bolting arrangement is intact. No distortion at key and reflector block interface.	No distortion visible on upper edge of barrel; keys OK.
3. Upper Plenum Elements	No tipped or displaced elements, uniform color and appearance. Gap uniformity between (1) plenum elements in a region, (2) plenum elements between regions and (3) plenum elements and permanent side reflector.	All gaps appear uniform; no displaced elements.
4. Control Rod Guide Tube, Region Orifice Valves R18, R34, and R36	No distortion; fully engaged with plenum elements. No wear marks at valve/plenum element interface.	All components OK; no wear marks observed.
5. Side Spacer Blocks	No tipped or displaced elements. Uniform color, uniform gap between (1) spacer and core barrel, (2) spacer blocks and side reflector, and (3) spacer blocks.	Spacer blocks OK.
6. Permanent Side Reflector Blocks	No tipped or displaced blocks; uniform gap between adjacent reflector blocks and reflector blocks and spacer blocks.	Gaps are uniform; no damage observed.

* Full inspection recorded on videotape.

Table 12.2 Block Visual Inspection

Element No. 42
Core Location R35-1-4

Component	Criteria	Inspection Results*
1. Dowels and Sockets of Fuel/Reflector Block.	No cracks or chips.	Dowels and sockets OK. Good condition no chips or cracks.
2. Pads on Plenum Elements.	No indication of impact, rubbing or deterioration. No cracked or chipped edges.	
3. Keys and Key Slots of Plenum Elements.	No indication of impact, rubbing or deterioration. No cracked or chipped edges.	
4. Fuel/Reflector Blocks.	No cracks or chipped edges. No indication of impact or rubbing. No displaced blocks.	Small chip on edge between faces 2 and 1. Light stains on faces 3, 4, 5. Horizontal line on all faces shows 1/4 block offset. No damage from impact or rubbing.

* Include description of exact location for special results.

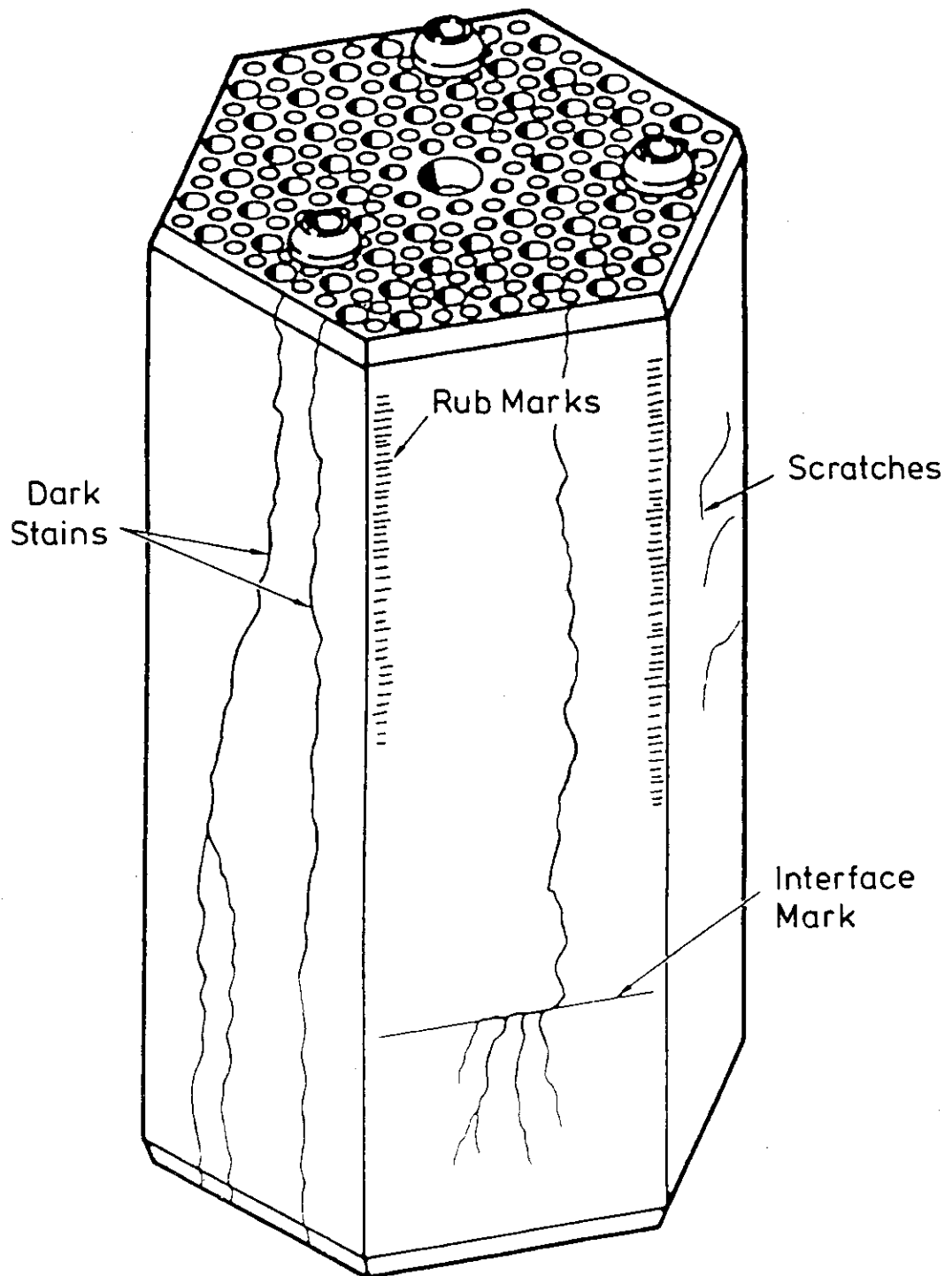


Fig. 12.1 Typical Surface Marking

13. サイクル2炉心フラクチュエーション試験

13.1 サイクル2炉心

サイクル2炉心は、以下の点でサイクル1炉心と異なっている。

1. 炉心は6つの燃料セグメントに分割されており、各運転サイクルが終了した時点で1つの燃料セグメントが交換される。サイクル1運転の終了時に、領域5, 10, 17, 21, 28及び35において、セグメント1の燃料がセグメント7の燃料に交換される。すなわち、サイクル2の炉心はセグメント2から7の燃料から成っている。
2. 試験要素が領域5, 10, 22, 24, 25, 27及び30に装荷された。
3. 領域5及び35に計装制御棒駆動機構(ICRD)が取り付けられた。
4. 制御棒引き抜きシーケンスが変更された。

13.2 試験プログラム

サイクル2炉心の初臨界は1979年5月26であった。計装制御棒駆動機構(ICRD)は1979年10月26日に取り付けられた。サイクル2運転期間中に、数多くの起動試験が行われたが、サイクル2炉心の性能は一般に予測通りであることが確認された。

サイクル1運転から開始された炉心フラクチュエーション実験及び解析プログラムは、サイクル2に継続された。サイクル2炉心フラクチュエーション試験プログラムは、炉心内計装(ICRD)及びデータ記録システムを付け加えたことを除けば、サイクル1の試験プログラムを基本的には継承するものである。

サイクル2運転では、フラクチュエーションに関して、次の3つの試験、(1) 較正熱電対試験、(2) ICRD炉心内較正、及び(3) フラクチュエーション発生限界試験が行われた。

13.3 較正熱電対試験

較正熱電対試験の目的は、較正熱電対によって定常出力運転中及びフラクチュエーション試験中の炉心出口温度の測定を行うことであった。これらのデータは、サイクル2運転の炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーションの挙動及び原因がサイクル1運転で観測されたものと同じかどうかを判定するために用いられた。これらの熱電対から得られたデータについての議論及びサイクル1データとの比較については、第15章に述べる。

13.4 計装制御棒駆動機構炉心内較正

計装制御棒駆動機構（ICRD）炉心内較正の目的は、ICRD の炉心内較正を行って、フラクチュエーション中に送られてくるこれらの計測器からの信号を正確に判断できるようにすることであった。この較正は、通常の出カ上昇運転及び特定のプラント擾乱に対して、ICRDからのデータと較正されたプラント計装設備のデータを比較することによって行われた。この結果、ICRDによる計測には問題のないことが分かった。これらのデータの詳細な解析については、第15章に述べる。

13.5 フラクチュエーション発生限界試験

フラクチュエーション発生限界試験は、基本的にはサイクル1の試験と同様に、フラクチュエーションの発生限界を明確に求めるために行われた。サイクル2試験では、特に、次の2項目が主要な目的とされた。

1. サイクル2運転において、炉心圧力損失及び炉心流量（出力）の関数としてフラクチュエーション発生限界を定めること。
2. サイクル1のデータと比較するためのデータを取得すること。

サイクル2試験で発生したすべてのフラクチュエーション事象及びその発生時の状況をTable 13.1に示す。

この試験結果から、次のことが分かった。

1. サイクル2では、サイクル1と比べて、炉心圧力損失が低い条件でフラクチュエーションが発生する。
2. サイクル2のフラクチュエーションは、より規則的であり、炉心全体に拡がっている。
3. 核チャンネル信号の変化が小さい。

しかしながら、現象はサイクル1で観測されたものと基本的には同じであった。これらのデータの詳細な解析については、第15章に述べる。

Table 13.1 FSV Core Fluctuation Events (Cycle 2)

Date	Time	Power (%) Start Stop	Flow (%)	Core Δp (kPa)	Circumstances at the Initiation of Event
07/27/79	11:30-14:00	38 38	58	14	Spontaneous during normal power rise
08/30/79	16:20-22:00	40 34	55	12	Spontaneous during orifice adjustments to setup test conditions
08/31/79	03:18-08:30	40 34	54	11	3% power increase at 3%/min.
09/01/79	03:30-05:35	50 39	64	12	Spontaneous during orifice adjustments to setup test conditions
09/01/79	09:28-11:30	43 38	63	12	3% power increase at 3%/min.
10/10/79	14:20-12:30	58 55	75	17	Core Δp over cycle 1 threshold line
10/25/79	18:15-20:00	63 60	68	14	Spontaneous during power decrease and orifice adjustments to setup test conditions

14. サイクル2炉心フラクチュエーション

14.1 フラクチュエーションの測定データ

サイクル2運転中に7回の炉心フラクチュエーションが発生したが、これらのフラクチュエーションの測定データは、第11章に述べた種々のデータシステムによって記録された。ここでは、代表的な例として、1979年8月30日のフラクチュエーションにおいて記録されたデータを示す。このフラクチュエーションは、炉心出力40%で、試験条件に設定するためオリフィスバルブを調整している間に発生した。

Fig. 14.1からFig. 14.12は、それぞれ、各蒸気発生器モジュールについて、入口温度及びその近くの領域出口温度、核チャンネル出力の時間変化を示したものである。Fig. 14.13からFig. 14.19に、校正熱電対からのデータを示す。Fig. 14.20及びFig. 14.21は、それぞれ、炉心圧力損失及び微調整棒位置を示したものである。Fig. 14.22及びFig. 14.23に、核チャンネル出力を示す。Fig. 14.24からFig. 14.26に、核チャンネル偏差を示す。核チャンネル偏差は、各核チャンネル出力とそれらの平均値との差で定義している。Fig. 14.27からFig. 14.29に、領域5の計装制御棒駆動装置(ICRD)データを、またFig. 14.30からFig. 14.32に、領域35のICRDデータを示す。Fig. 14.33はFC-1及びFC-2の中性子束データである。Fig. 14.34に、領域35の垂直方向変位データを示す。

14.2 フラクチュエーション発生限界

炉心圧力損失及び炉心流動抵抗は、FSV炉の運転においてフラクチュエーション発生限界を定める有用なパラメータであることが知られている。サイクル1及びサイクル2の運転で発生した合計37回のフラクチュエーション開始時のこれらのパラメータを、炉心出力の関数としてFig. 14.35及びFig. 14.36に示す。図中の記号は各フラクチュエーション事象に対応している(Table. 14.1及びTable. 14.2)。丸で囲まれた記号はサイクル2のフラクチュエーションを示している。図には、サイクル1のフラクチュエーション発生限界線が示されているが、この線より上の領域ではフラクチュエーションが起これ、この線より下の領域ではフラクチュエーションが起これなかったことを表している。

図から、サイクル2のデータはすべてサイクル1のフラクチュエーション発生限界線より下の領域にあることが分かる。このことは、サイクル2のフラクチュエーション発生限界がサイクル1より低くなったことを示している。しかしながら、この図が示唆しているサイクル2のフラクチュエーション発生限界線より上の領域においても、安定した運転を長時間続けることが可能であった。サイクル1及びサイクル2のフラクチュエーション発生限界について、詳細な議論は次章に述べる。

Table 14.1 Summary of Fluctuation Events
(Cycle 1)

Date	Time	Core Flow (%)	Core Δp (kPa)	Core Resistance	Power (%)		Event Plot Symbol
					Start	Stop	
10/31/77	22:30-23:15	74	24	60	60	53	A
11/23/77	12:50-14:40	71	24	60	59	53	B
11/23/77	17:30-20:20	67	21	60	53	53	C
11/24/77	00:44-05:10	70	23	60	57	51	D
11/26/77	15:50-19:30	81	31	59	70	53	E
11/28/77	20:40-22:50	68	22	59	55	54	F
04/22/78	02:10-05:40	73	26	63	61	58	G
04/22/78	23:04-00:28	80	29	60	60	56	H
04/23/78	00:38-00:48	67	21	60	56	56	J
04/23/78	11:52-15:00	73	24	60	60	55	K/L
04/25/78	11:56-14:22	83	24	54	65	59	M
04/26/78	11:07-13:00	63	26	79	55	39	N
04/26/78	13:56-14:16	51	17	78	39	39	P
04/26/78	15:15-17:05	61	25	78	50	38	Q
04/26/78	17:50-18:55	55	20	80	45	40	R
05/08/78	07:26-08:01	75	23	52	68	62	S
05/19/78	20:49-00:32	79	23	48	66	57	T
05/20/78	06:55-07:06	78	23	48	66	60	U
06/03/78	10:00-11:00	68	23	60	50	39	V
06/04/78	11:40-14:00	58	21	75	48	39	W
10/06/78	02:55-04:45	46	18	99	28	28	X
11/01/78	12:23-13:27	49	18	93	28	28	Y
11/02/78	14:07-15:04	51	21	97	28	28	Z
11/02/78	23:30-01:27	48	21	108	28	28	1
11/03/78	02:03-02:54	48	21	108	28	28	2
11/04/78	01:03-01:20	55	17	66	43	42	3
11/04/78	03:45-05:40	61	21	66	52	35	4
11/04/78	06:34-07:50	51	15	66	39	35	5
12/12/78	20:45-12:30	76	18	39	67	65	6

Table 14.2 Summary of Fluctuation Events
(Cycle 2)

Date	Time	Core Flow (%)	Core Δp (kPa)	Core Resistance	Power (%)		Event Plot Symbol
					Start	Stop	
07/27/79	11:30-14:00	58	14	49	38	38	①
08/30/79	16:20-22:00	55	12	46	40	34	②
08/31/79	03:18-08:30	54	11	45	40	34	③
09/01/79	03:30-05:35	64	12	36	50	39	④
09/01/79	09:28-11:30	63	12	37	43	38	⑤
10/10/79	14:20-12:30*	75	17	37	58	55	⑥
10/25/79	18:15-20:00	68	15	40	63	60	⑦

* The cyclic changes in the nuclear channels during this fluctuation event were generally small and some times did not meet the requirements of the fluctuation definition. As a result, the definition of a fluctuation was re-defined.

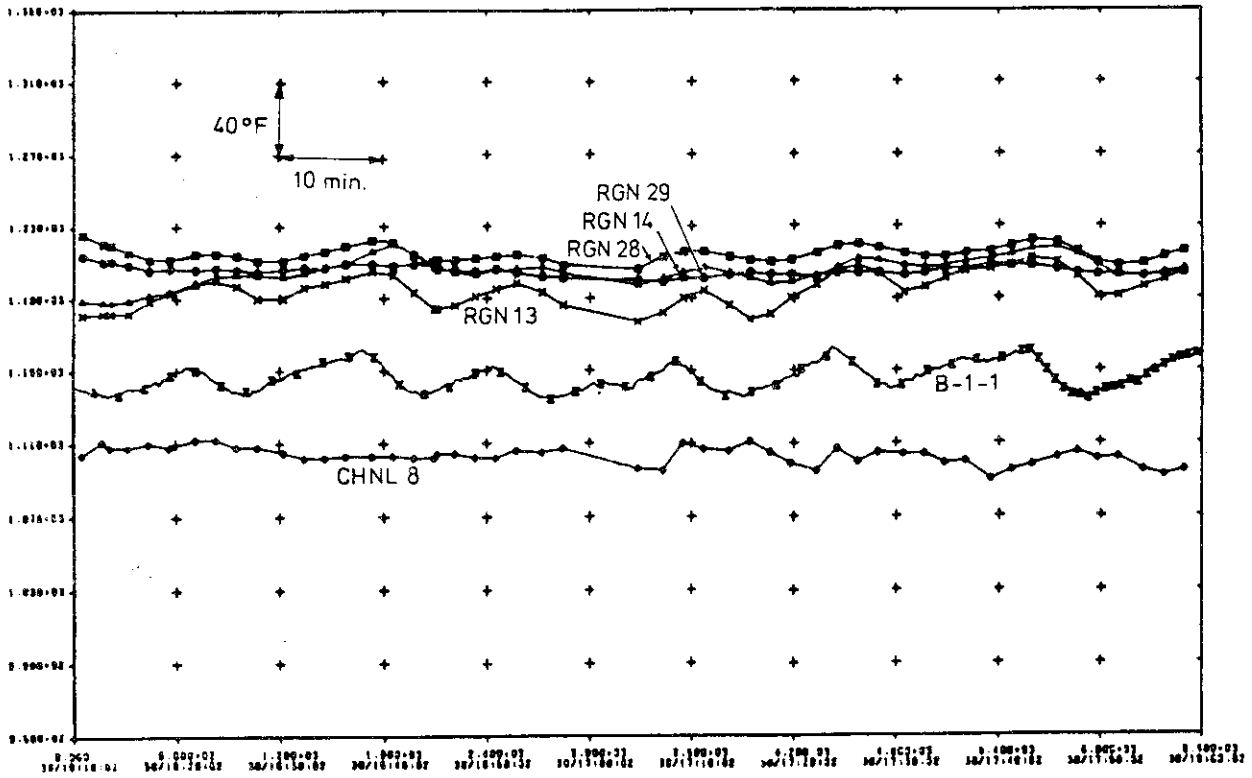


Fig. 14.1 Temperature and Nuclear Channel Power near B-1-1

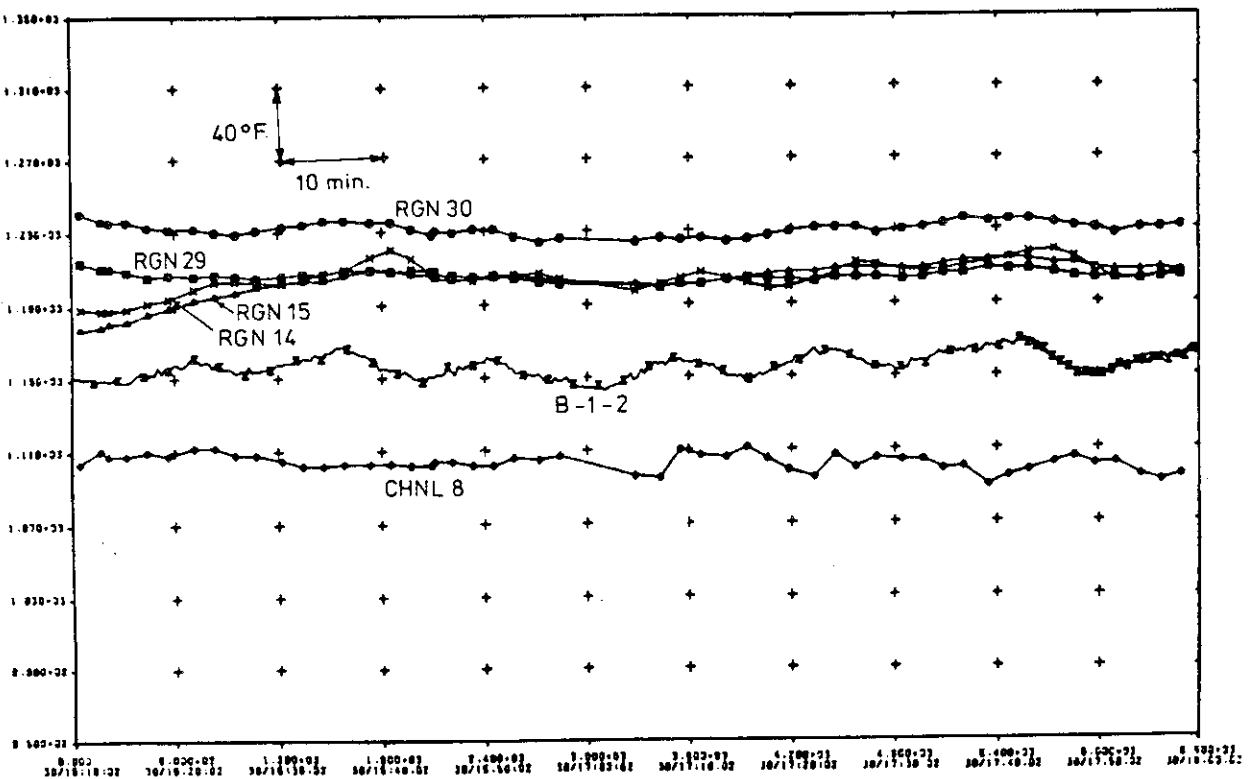


Fig. 14.2 Temperature and Nuclear Channel Power near B-1-2

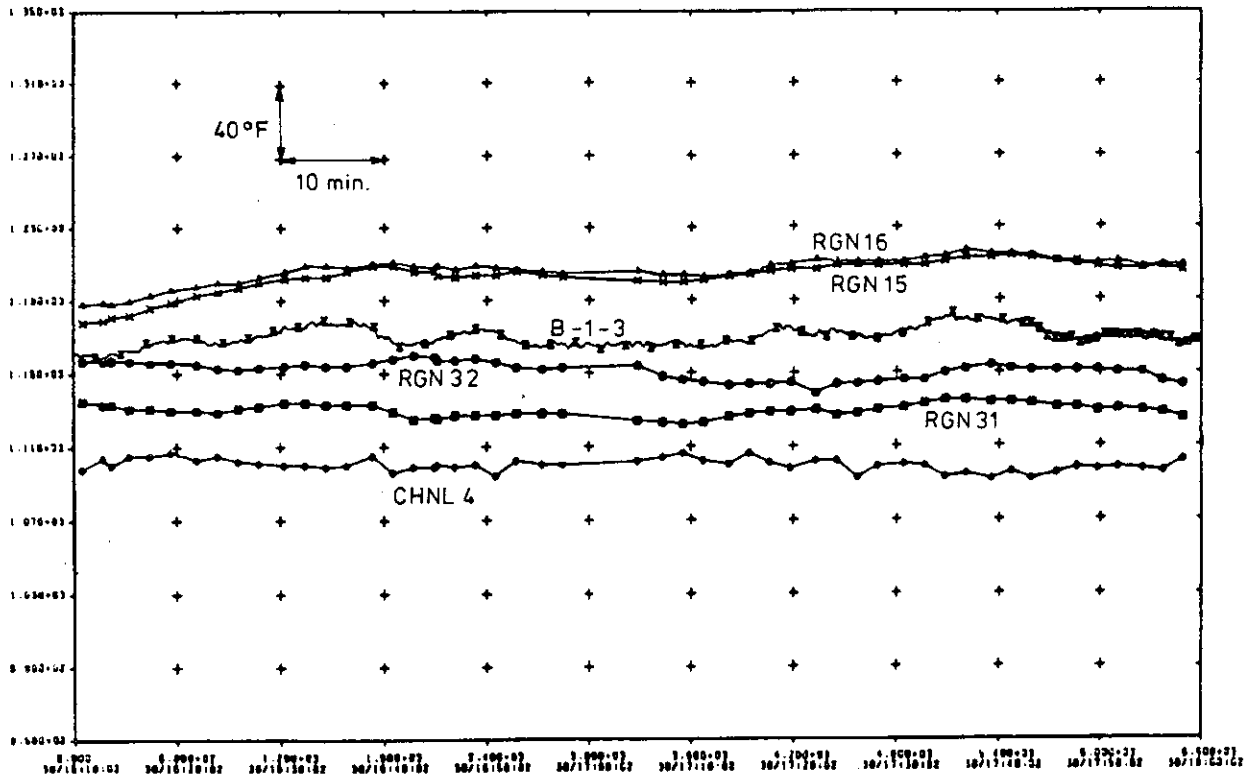


Fig. 14.3 Temperature and Nuclear Channel Power near B-1-3

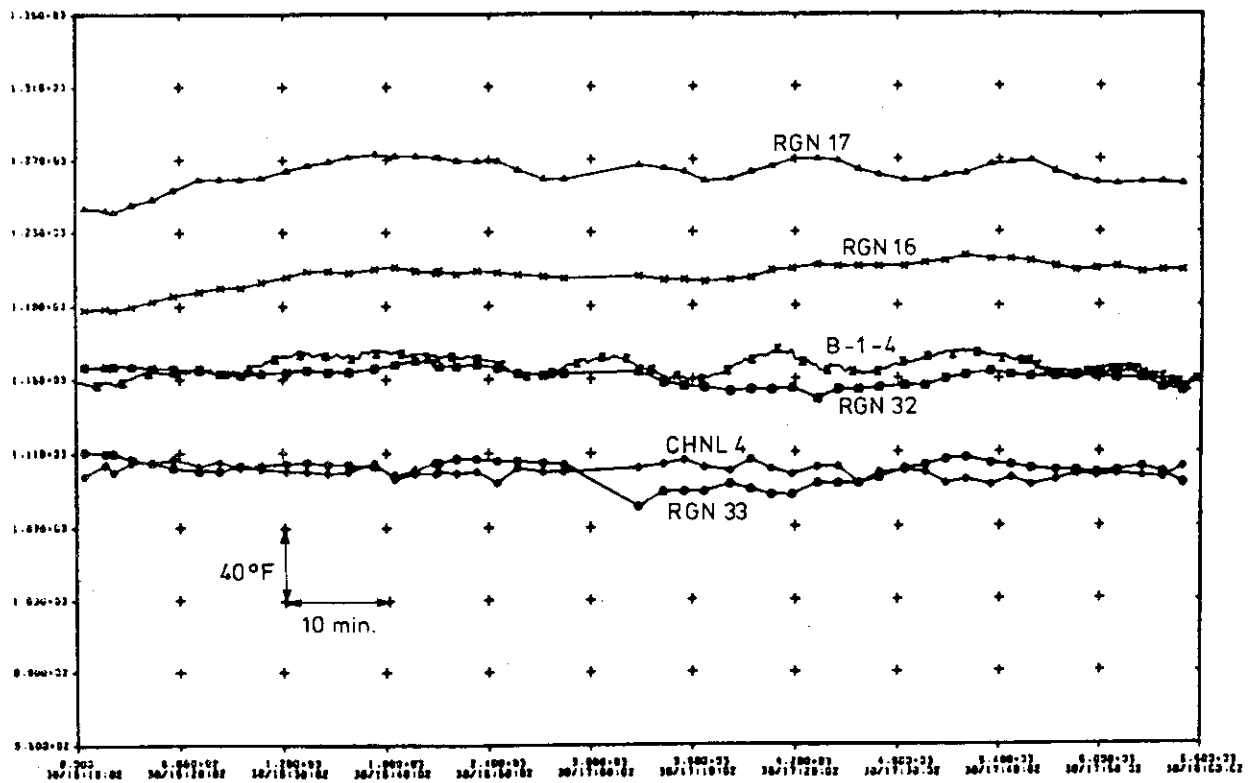


Fig. 14.4 Temperature and Nuclear Channel Power near B-1-4

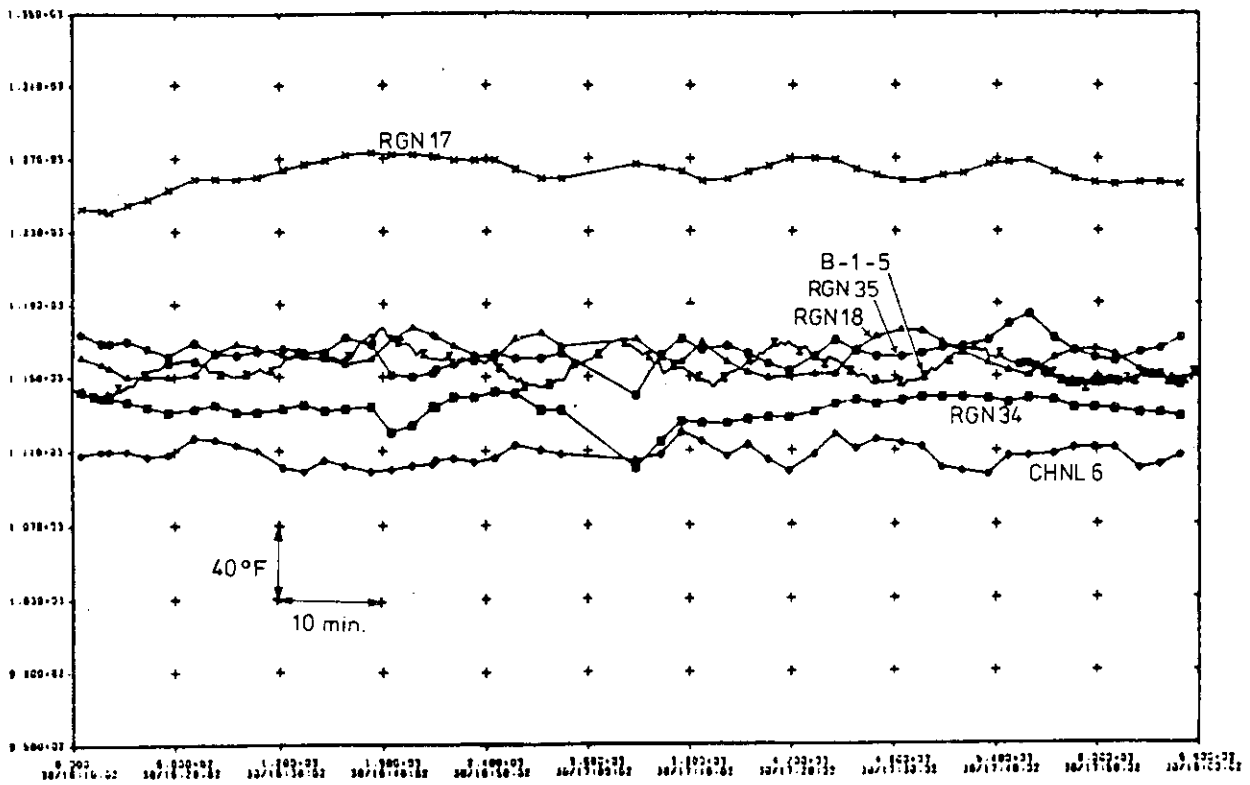


Fig. 14.5 Temperature and Nuclear Channel Power near B-1-5

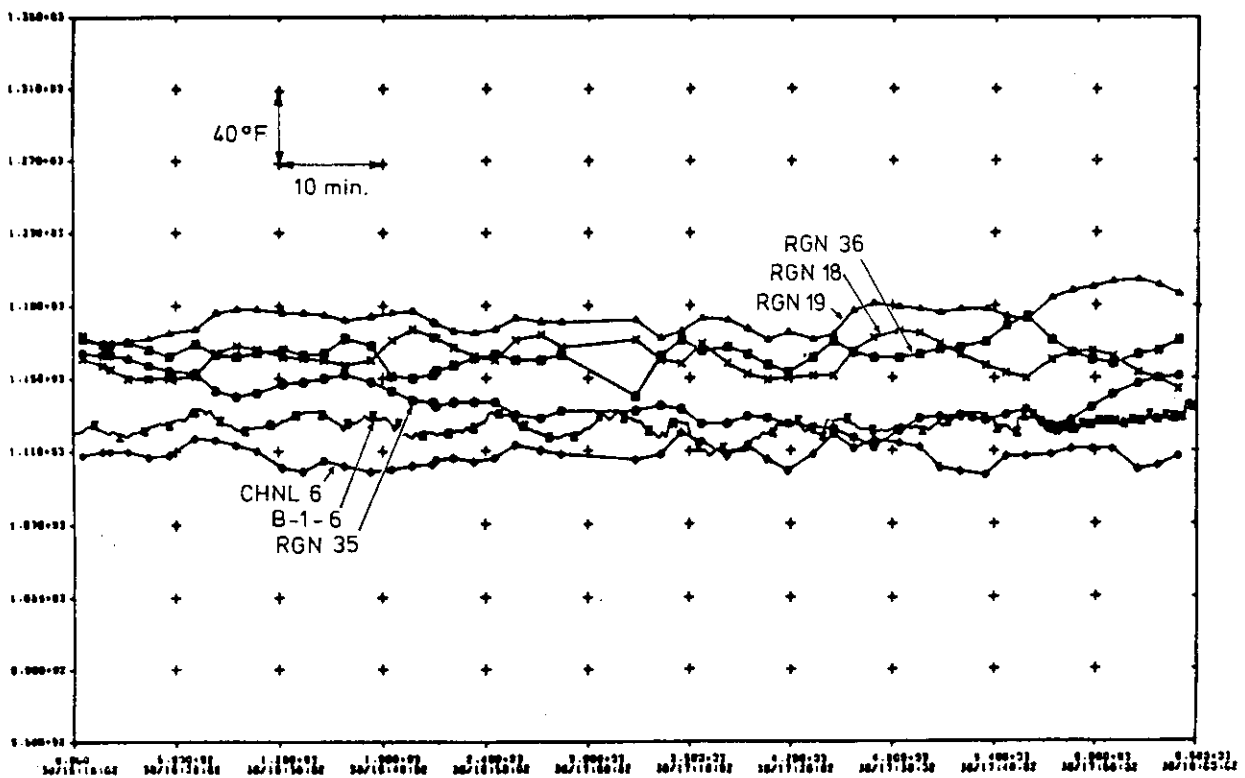


Fig. 14.6 Temperature and Nuclear Channel Power near B-1-6

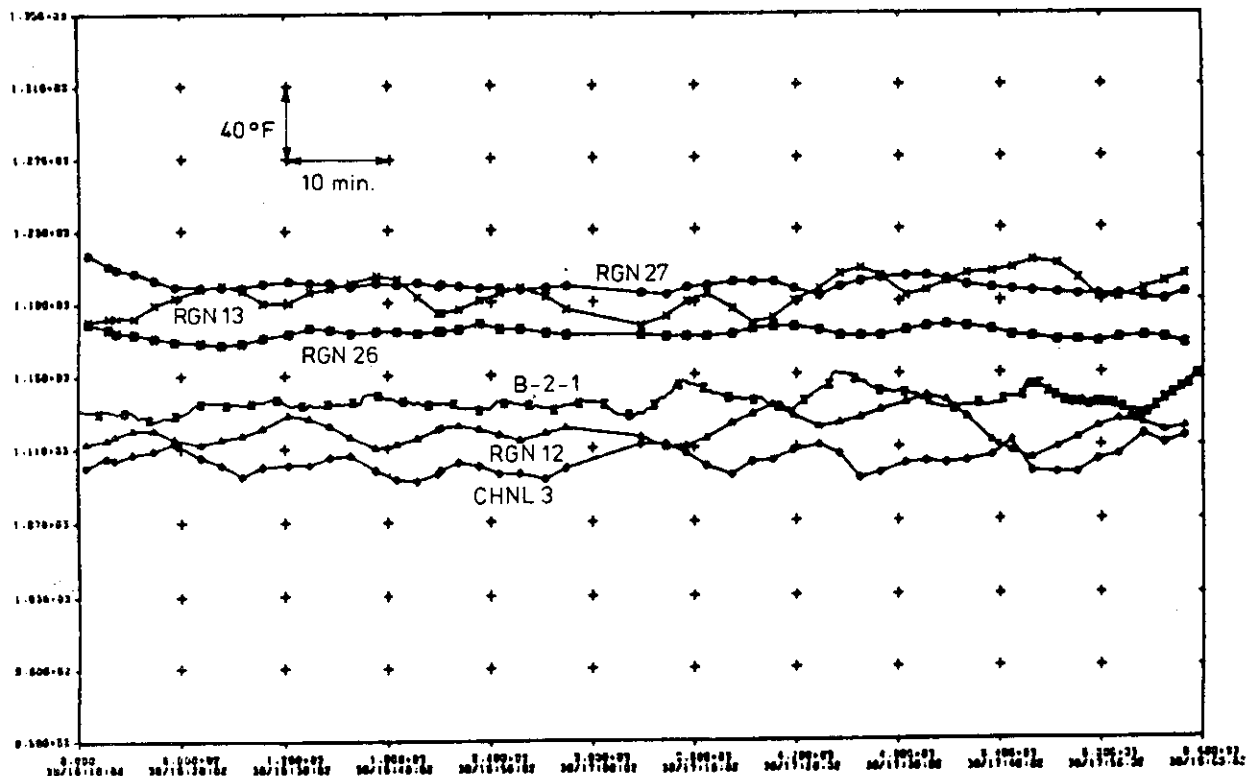


Fig. 14.7 Temperature and Nuclear Channel Power near B-2-1

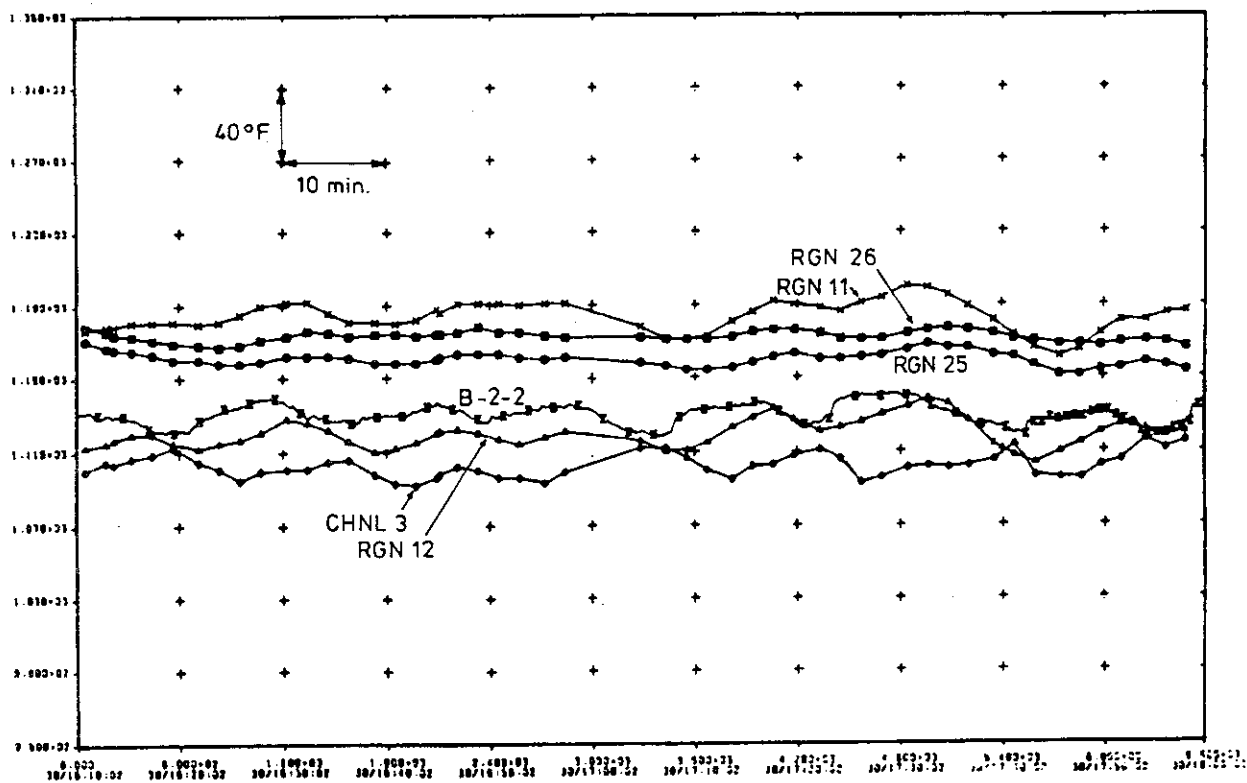


Fig. 14.8 Temperature and Nuclear Channel Power near B-2-2

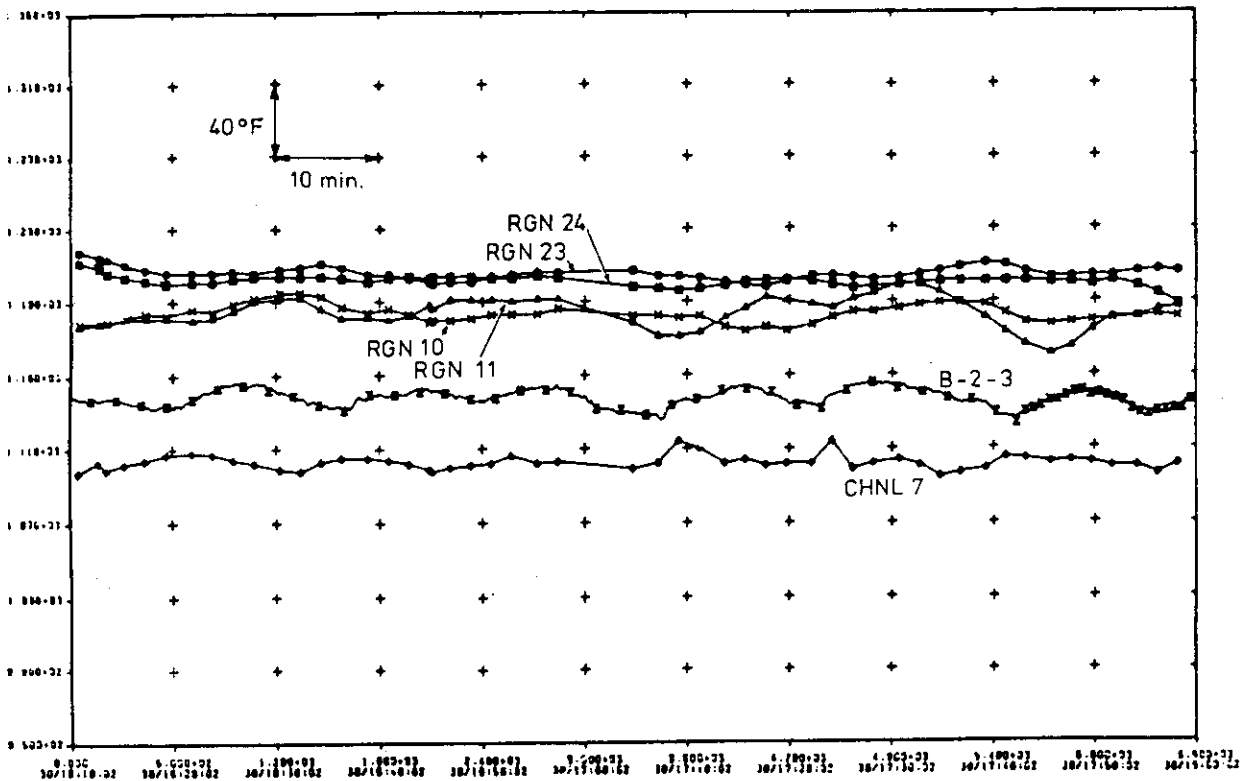


Fig. 14.9 Temperature and Nuclear Channel Power near B-2-3

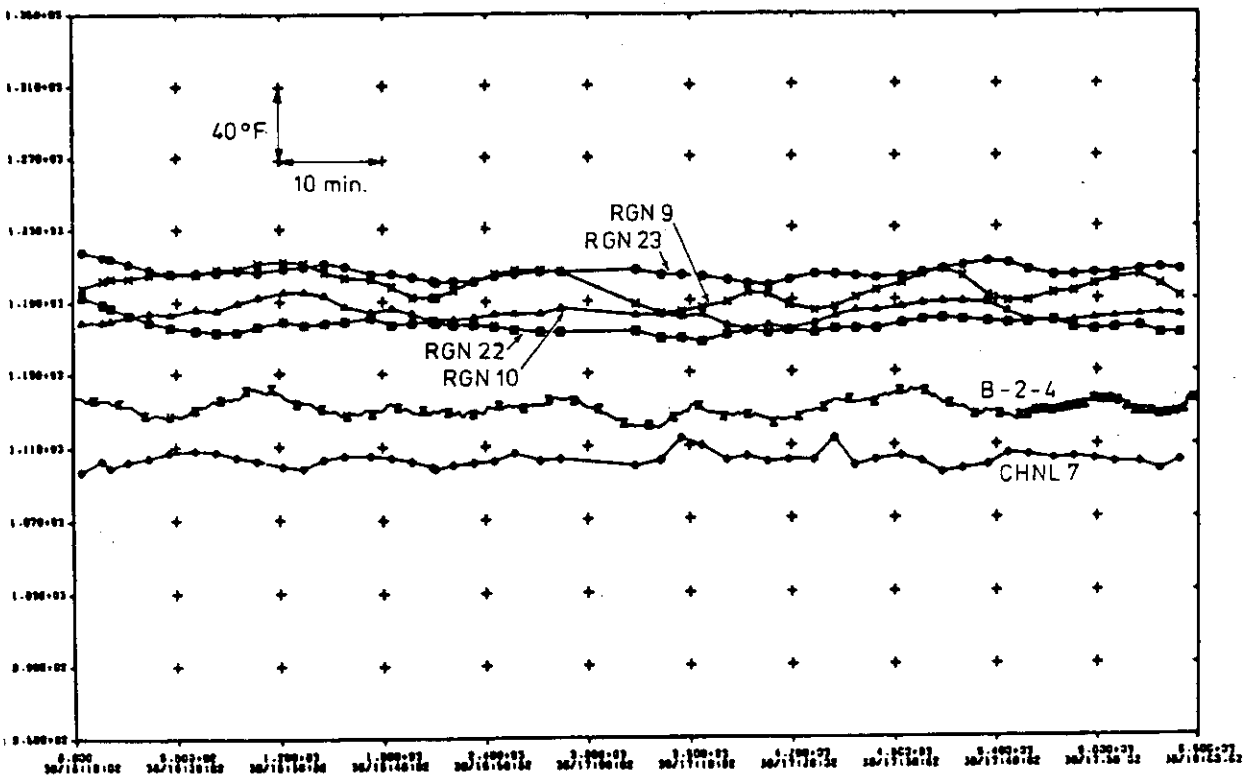


Fig. 14.10 Temperature and Nuclear Channel Power near B-2-4

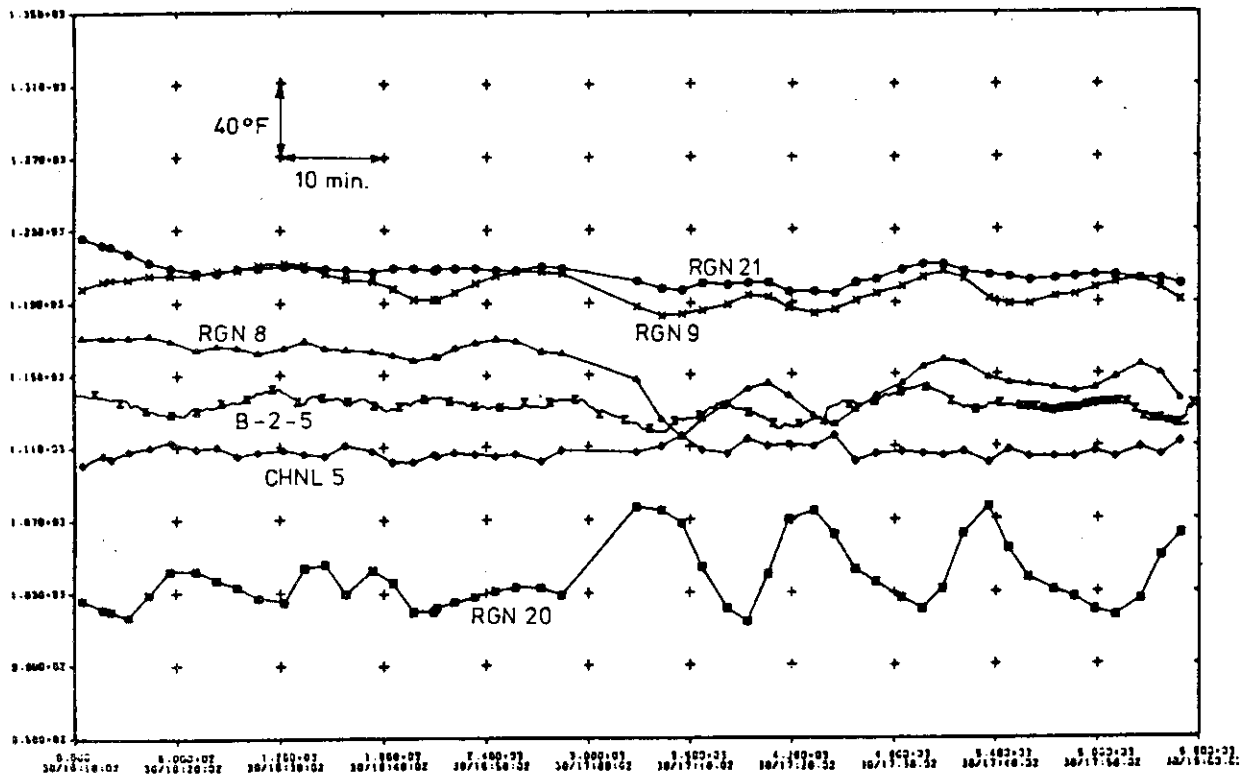


Fig. 14.11 Temperature and Nuclear Channel Power near B-2-5

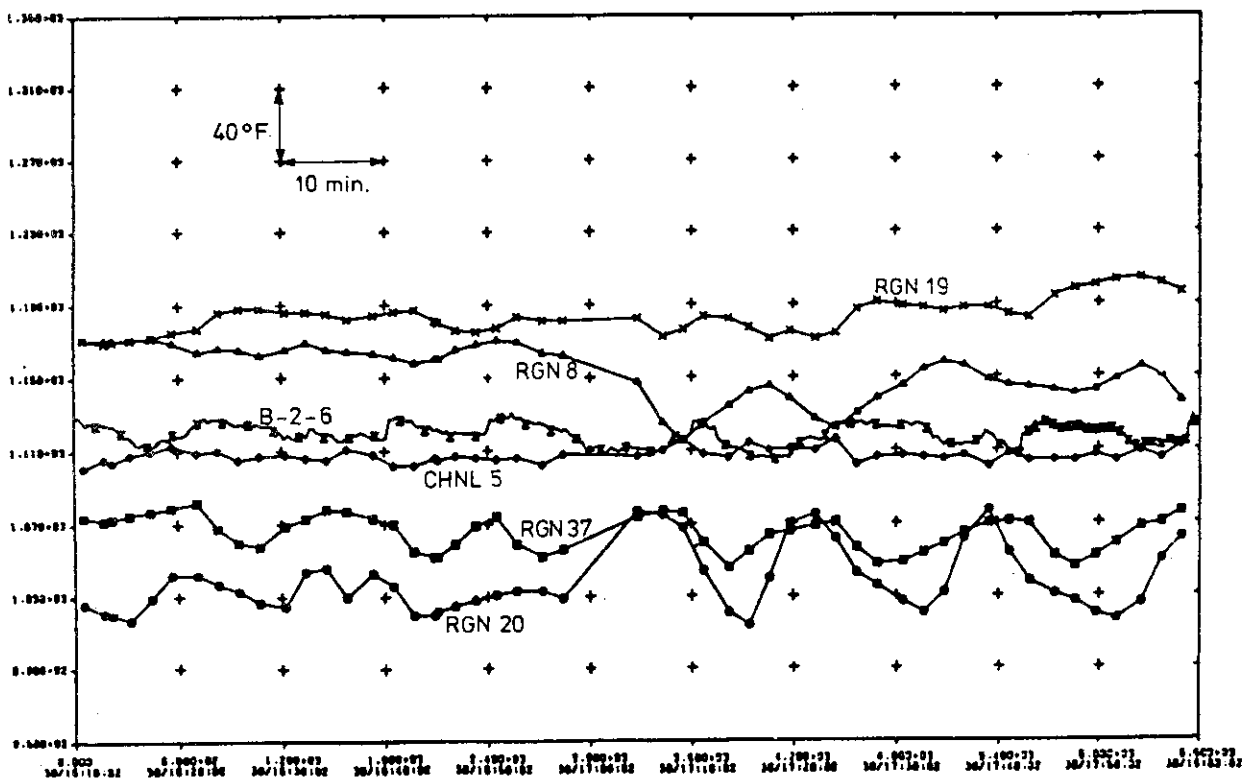


Fig. 14.12 Temperature and Nuclear Channel Power near B-2-6

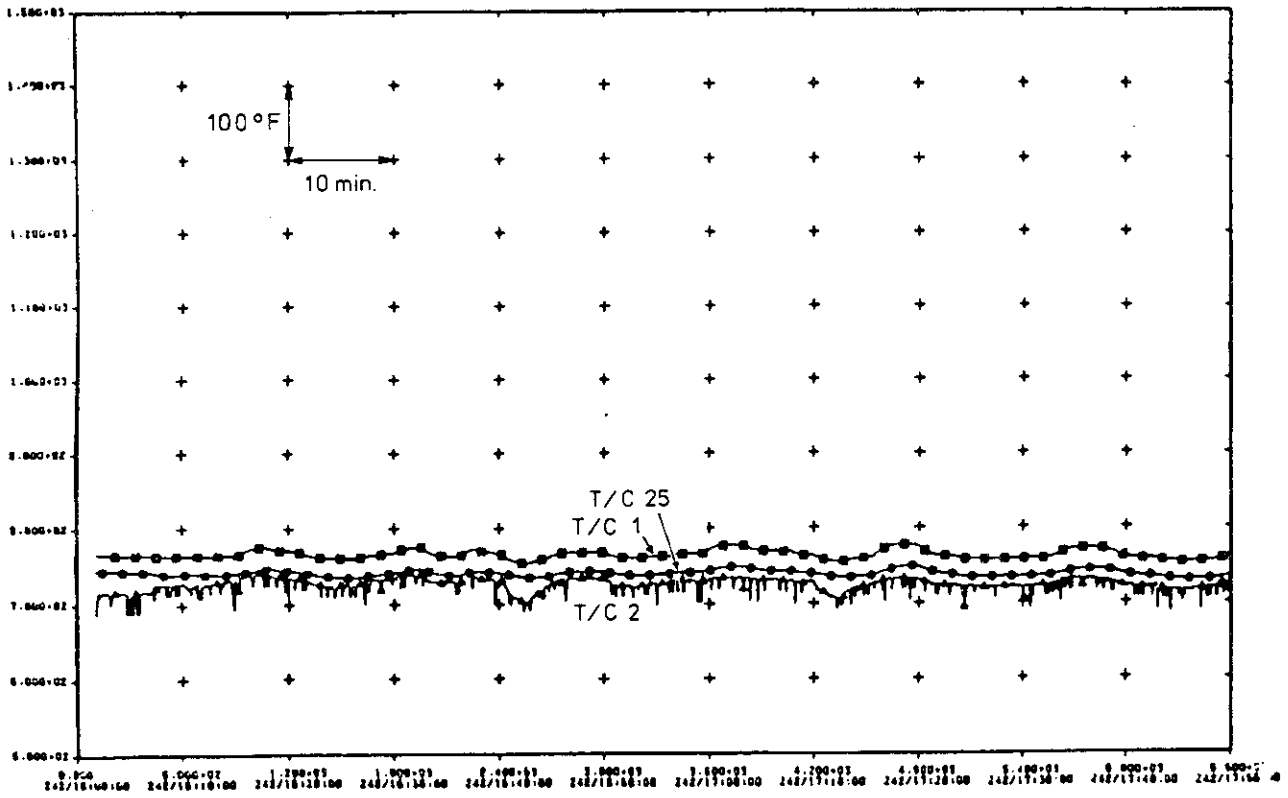


Fig. 14.13 Calibration Tube Thermocouple Temperature (E1)

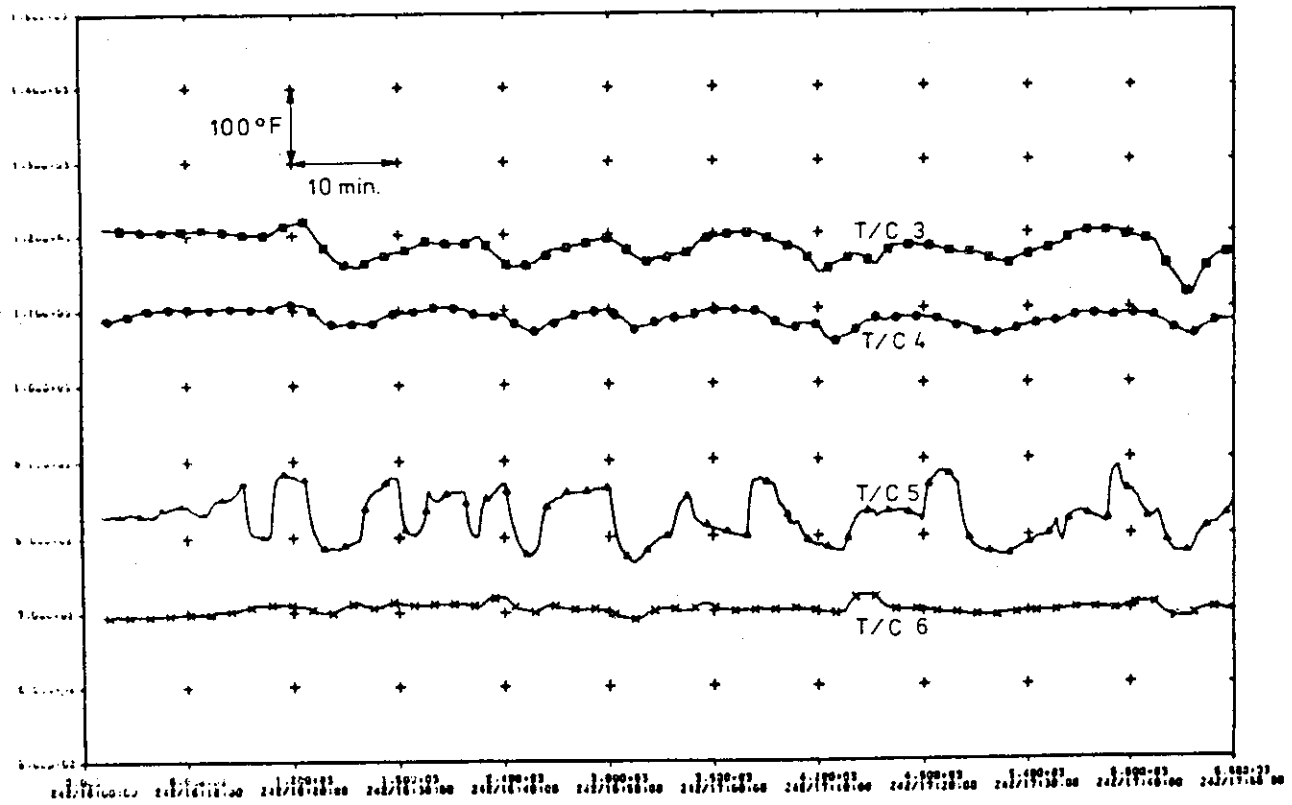


Fig. 14.14 Calibration Tube Thermocouple Temperature (E2)

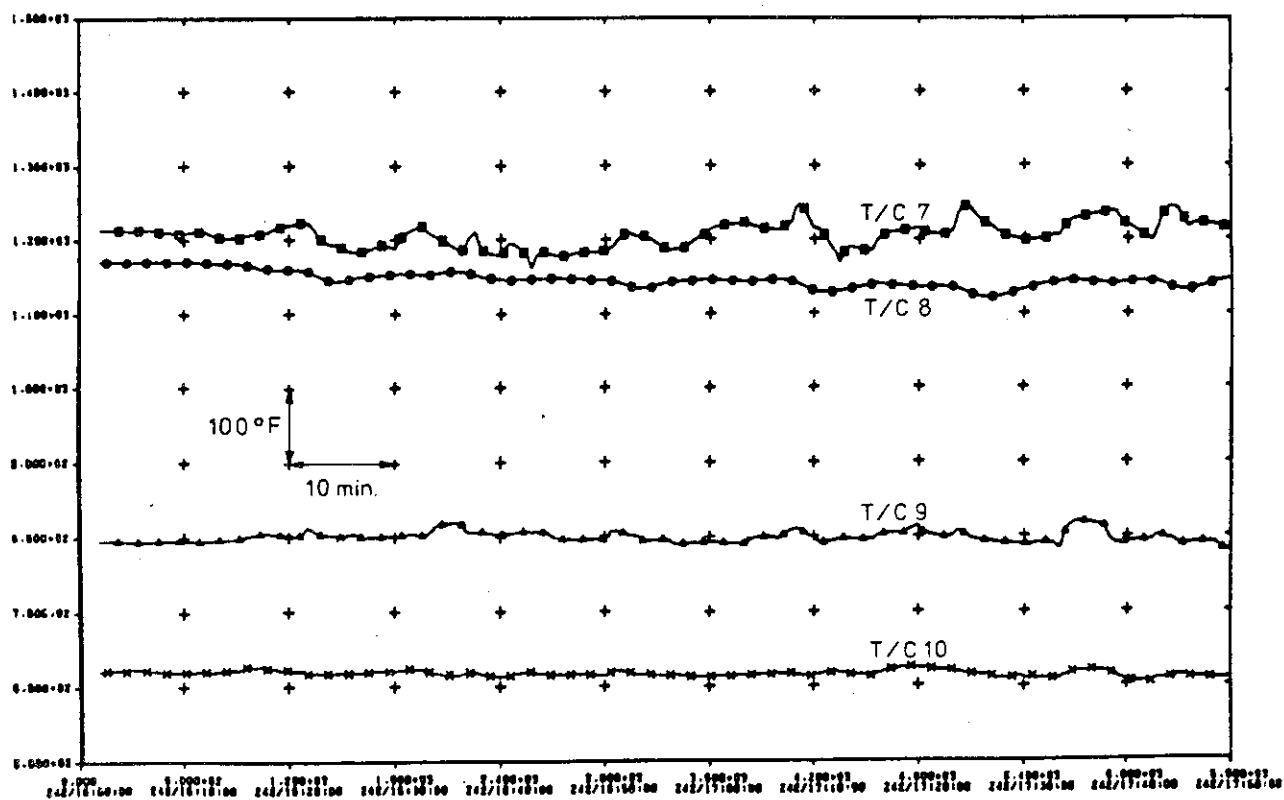


Fig. 14.15 Calibration Tube Thermocouple Temperature (E3)

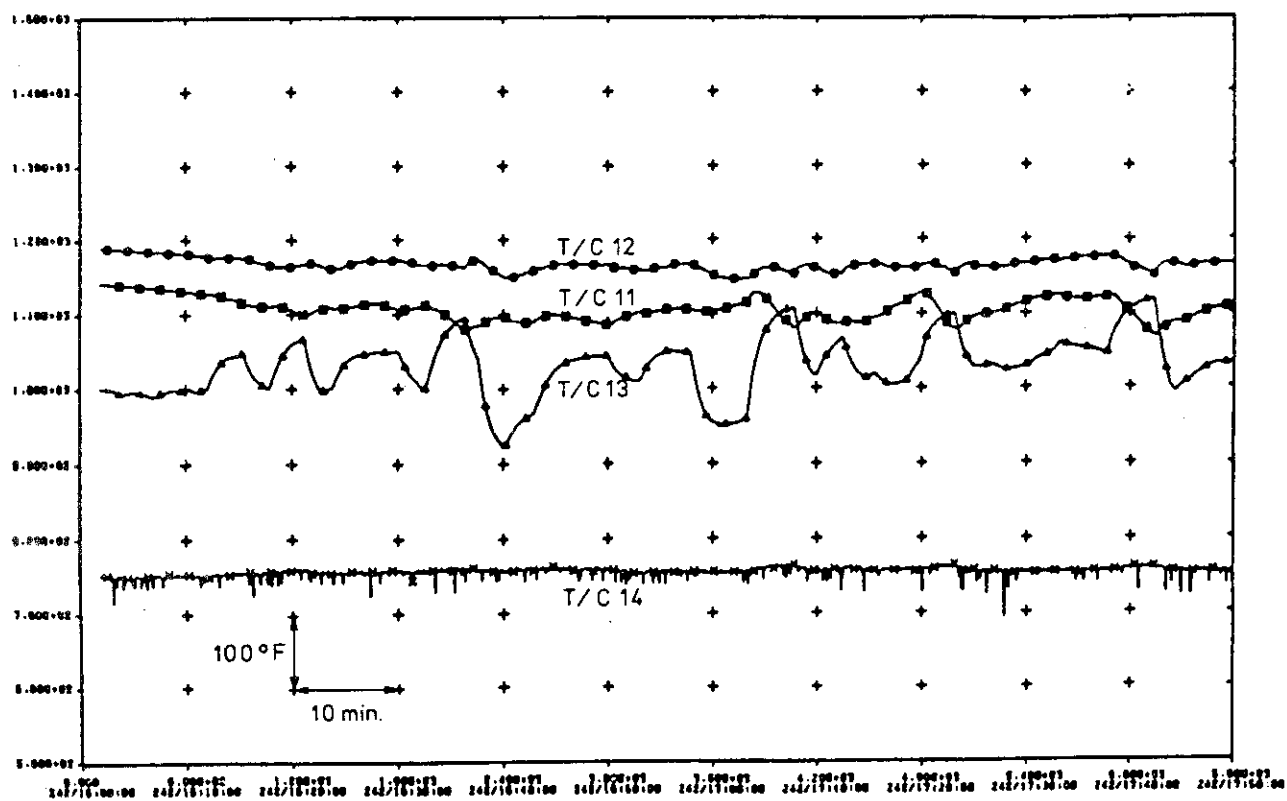


Fig. 14.16 Calibration Tube Thermocouple Temperature (E4)

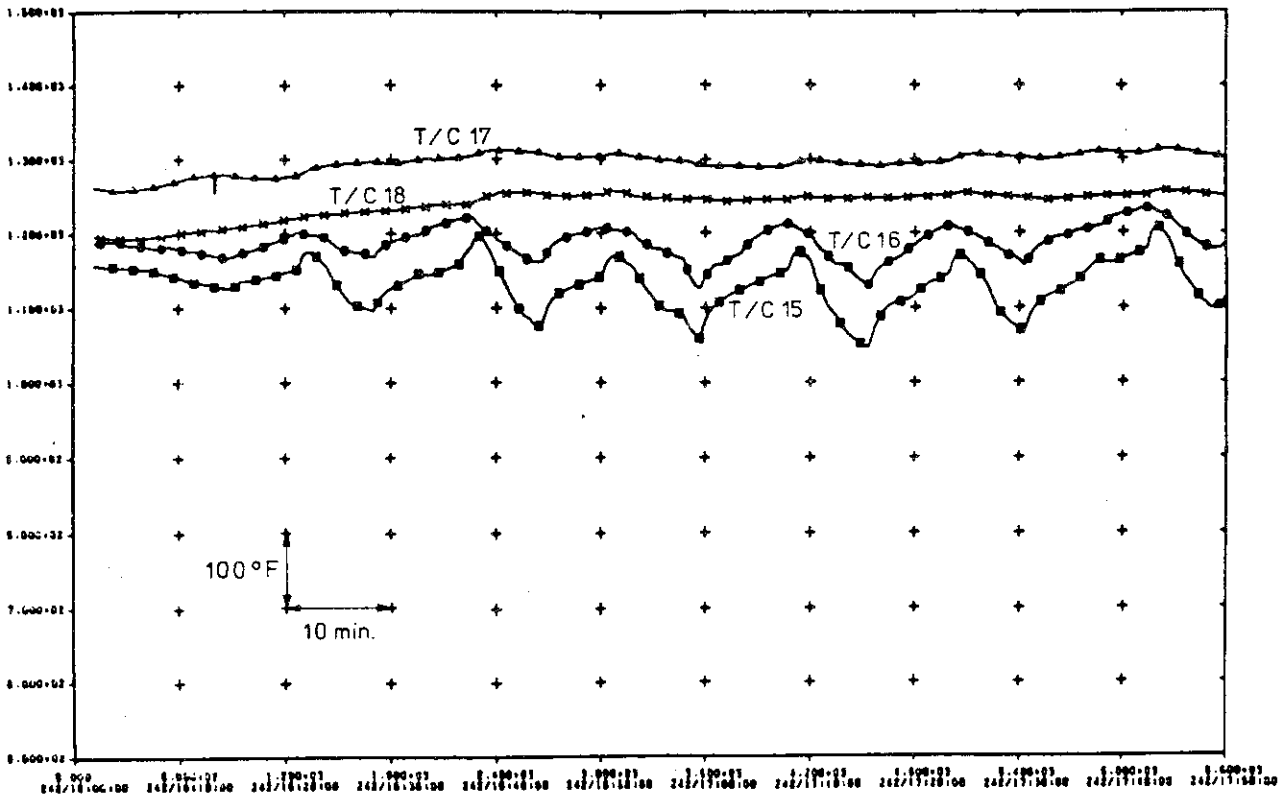


Fig. 14.17 Calibration Tube Thermocouple Temperature (E5)

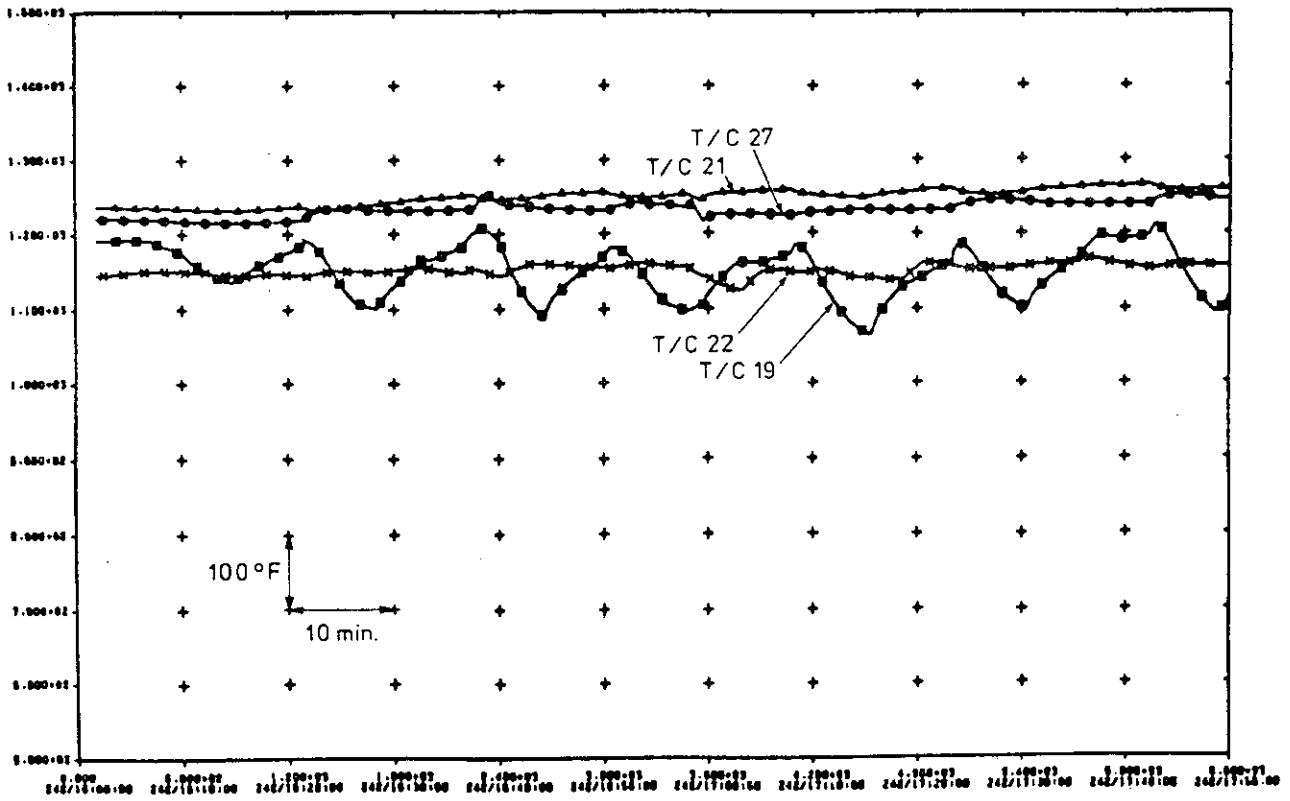


Fig. 14.18 Calibration Tube Thermocouple Temperature (E6)

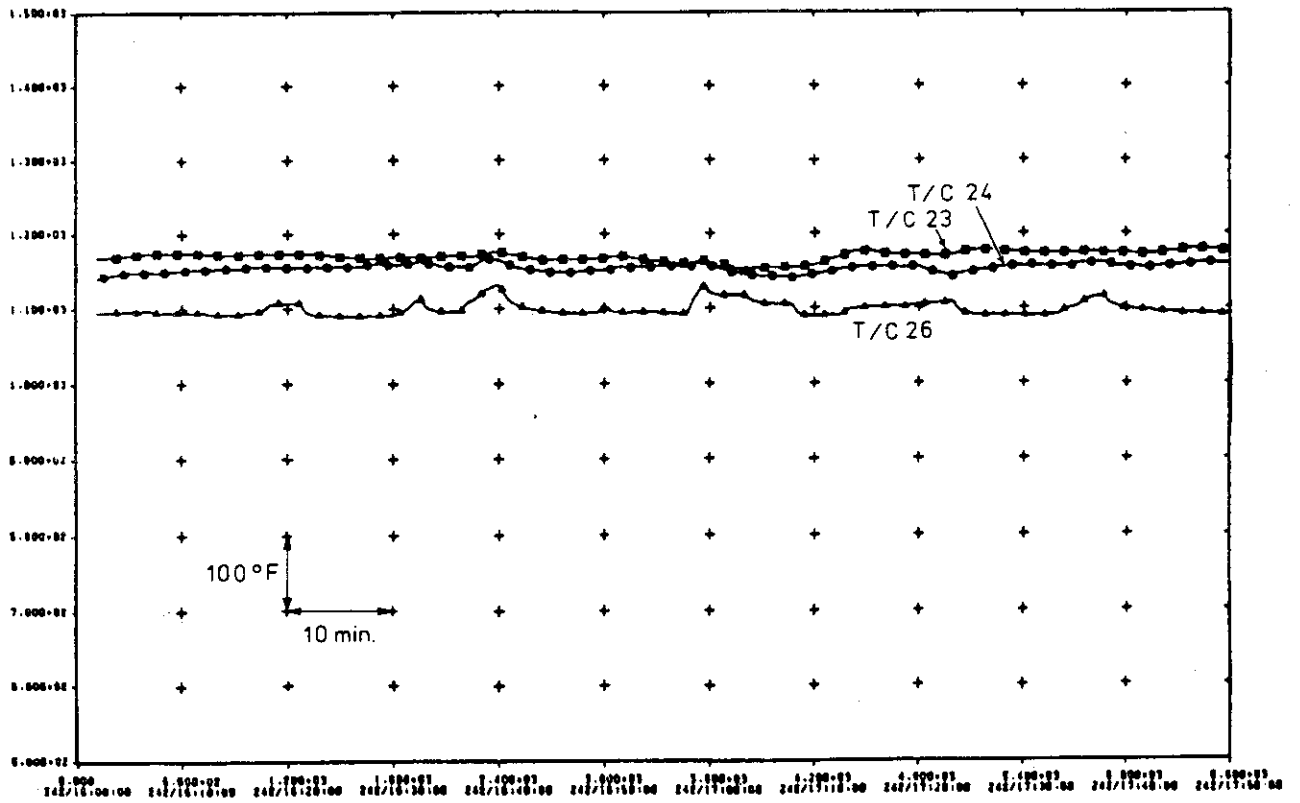


Fig. 14.19 Calibration Tube Thermocouple Temperature (E7)

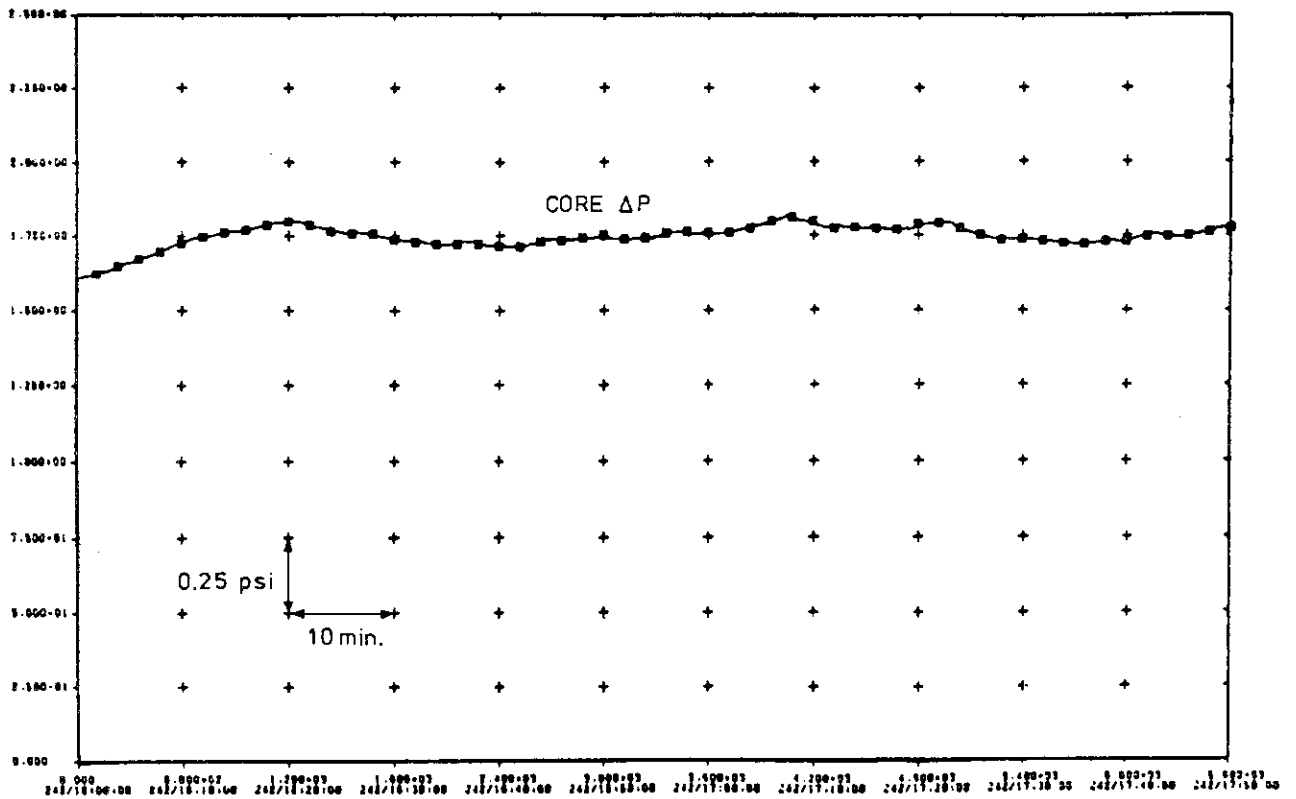


Fig. 14.20 Core Pressure Drop

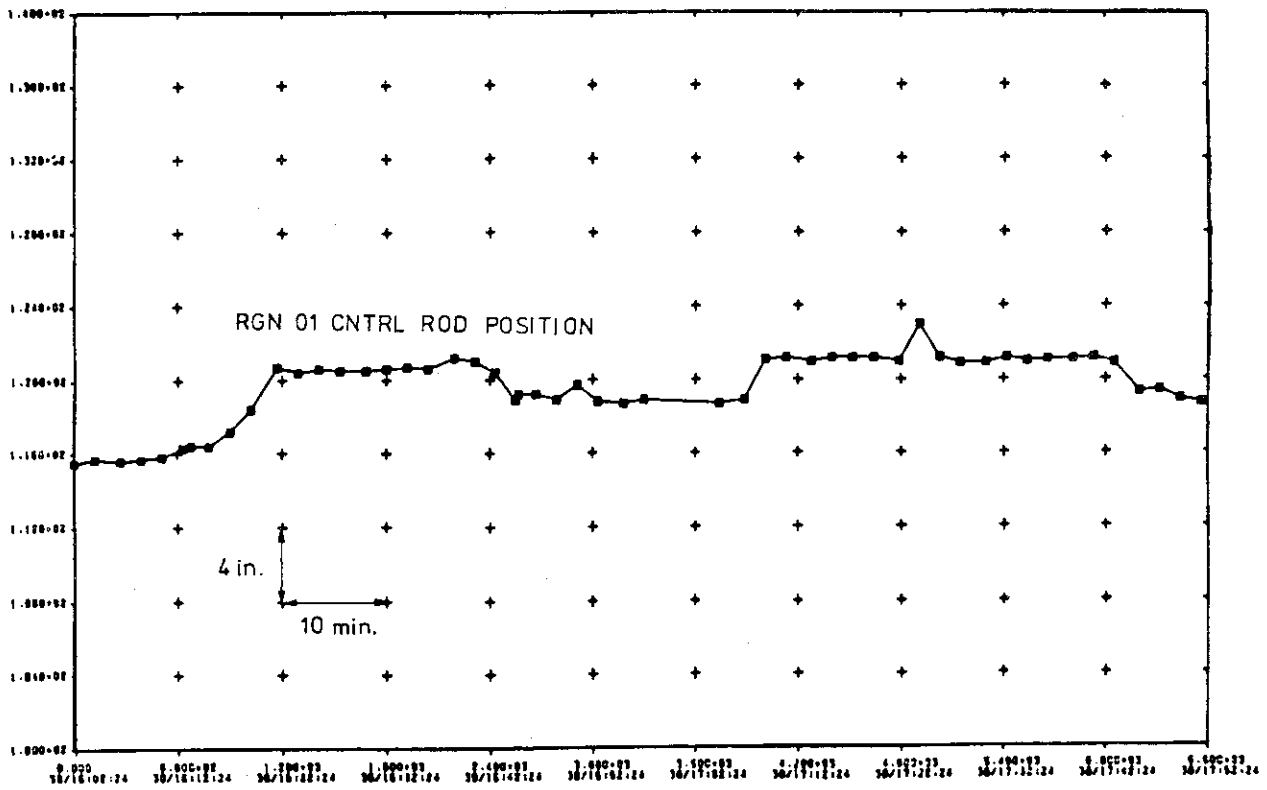


Fig. 14.21 Regulating Rod Position

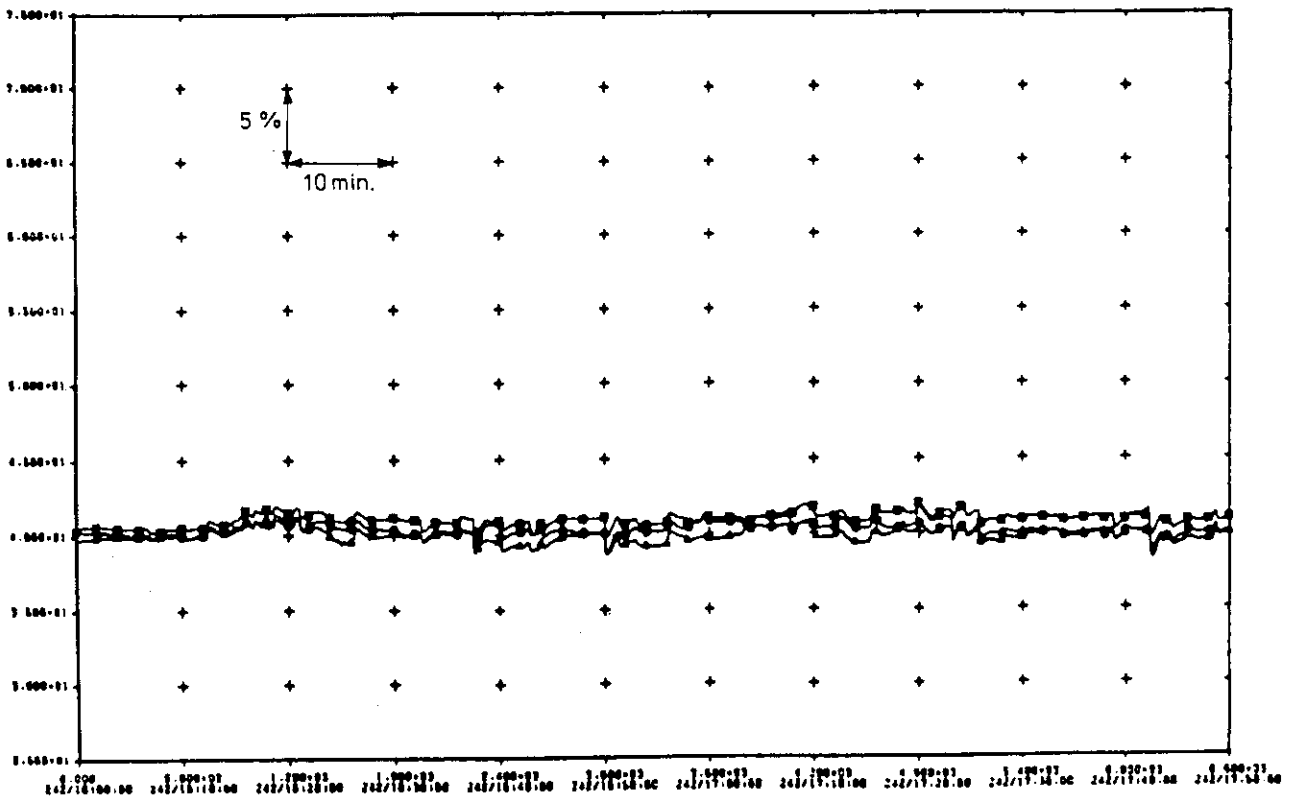


Fig. 14.22 Reactor Power (Nuclear Channels 3, 4 and 5)

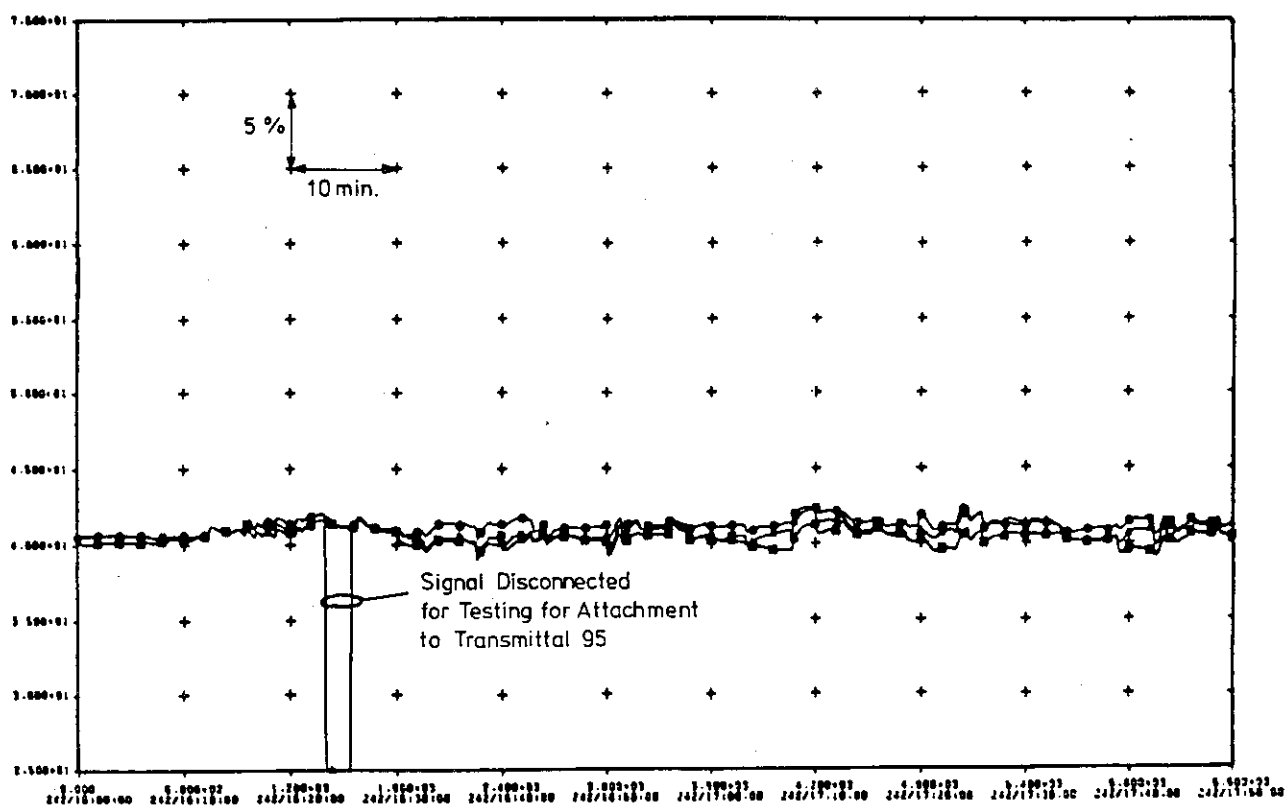


Fig. 14.23 Reactor Power (Nuclear Channels 6, 7 and 8)

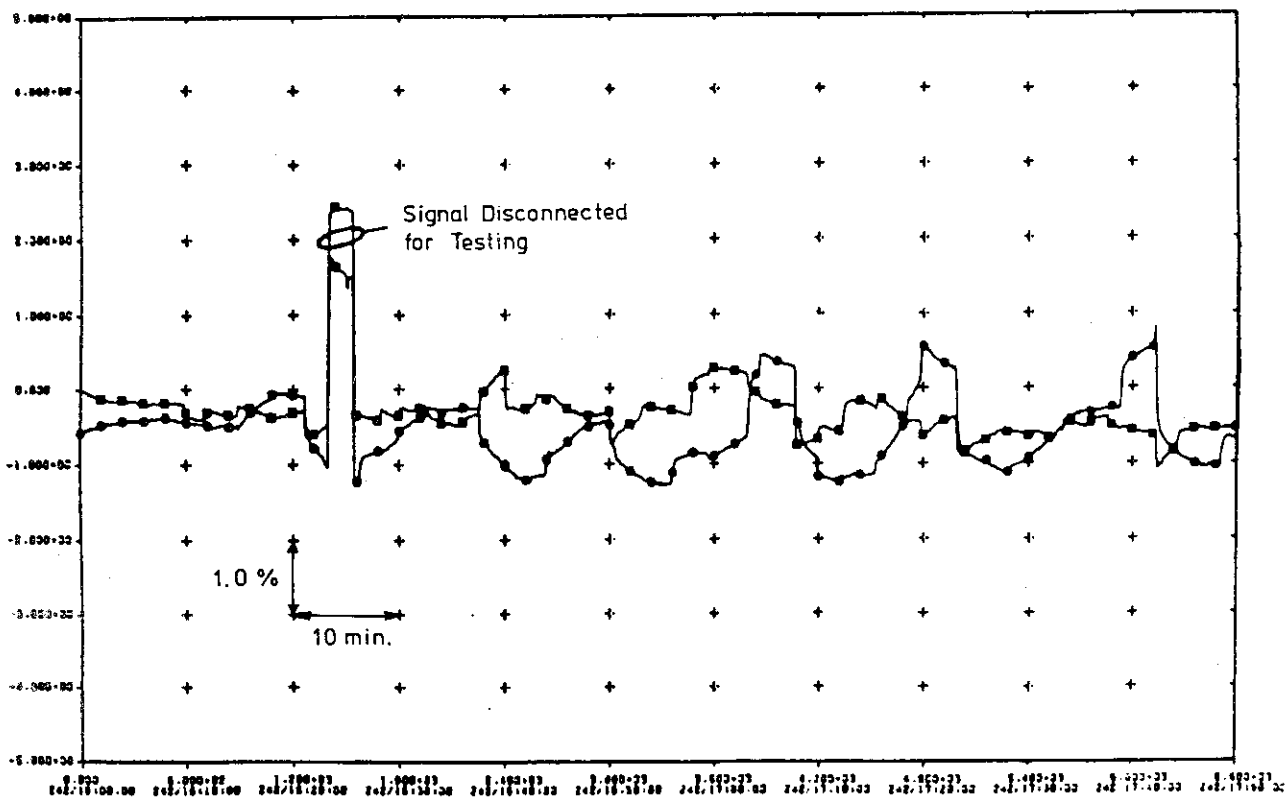


Fig. 14.24 Nuclear Channel Deviation (Channels 3, 4)

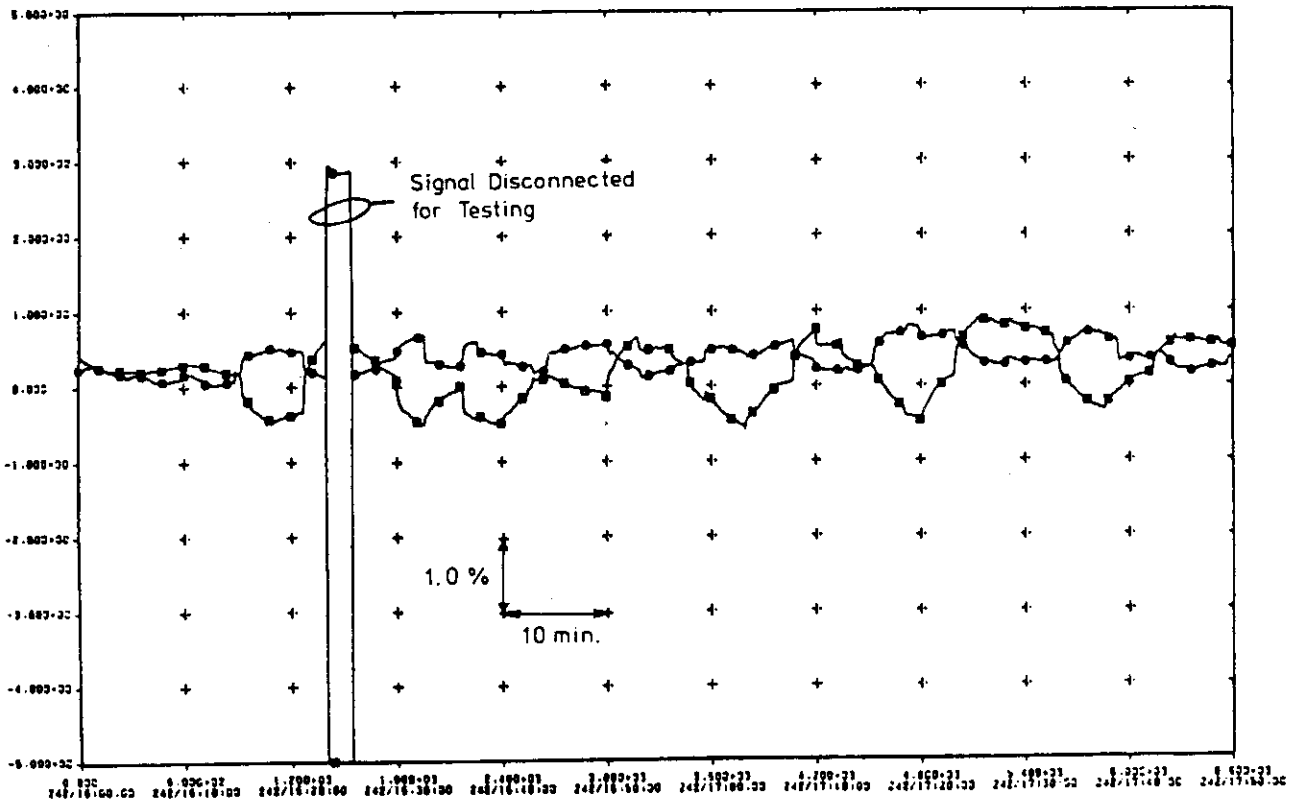


Fig. 14.25 Nuclear Channel Deviation (Channels 5, 6)

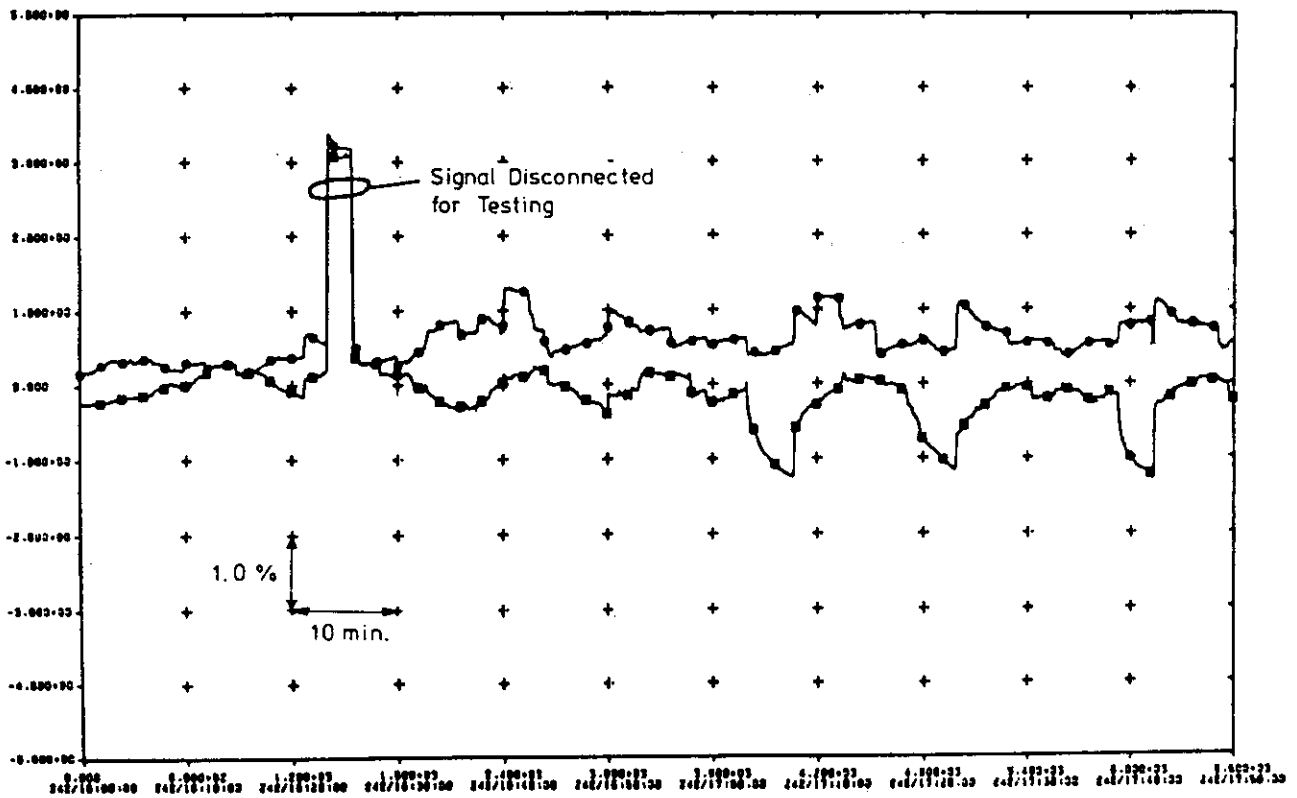


Fig. 14.26 Nuclear Channel Deviation (Channels 7, 8)

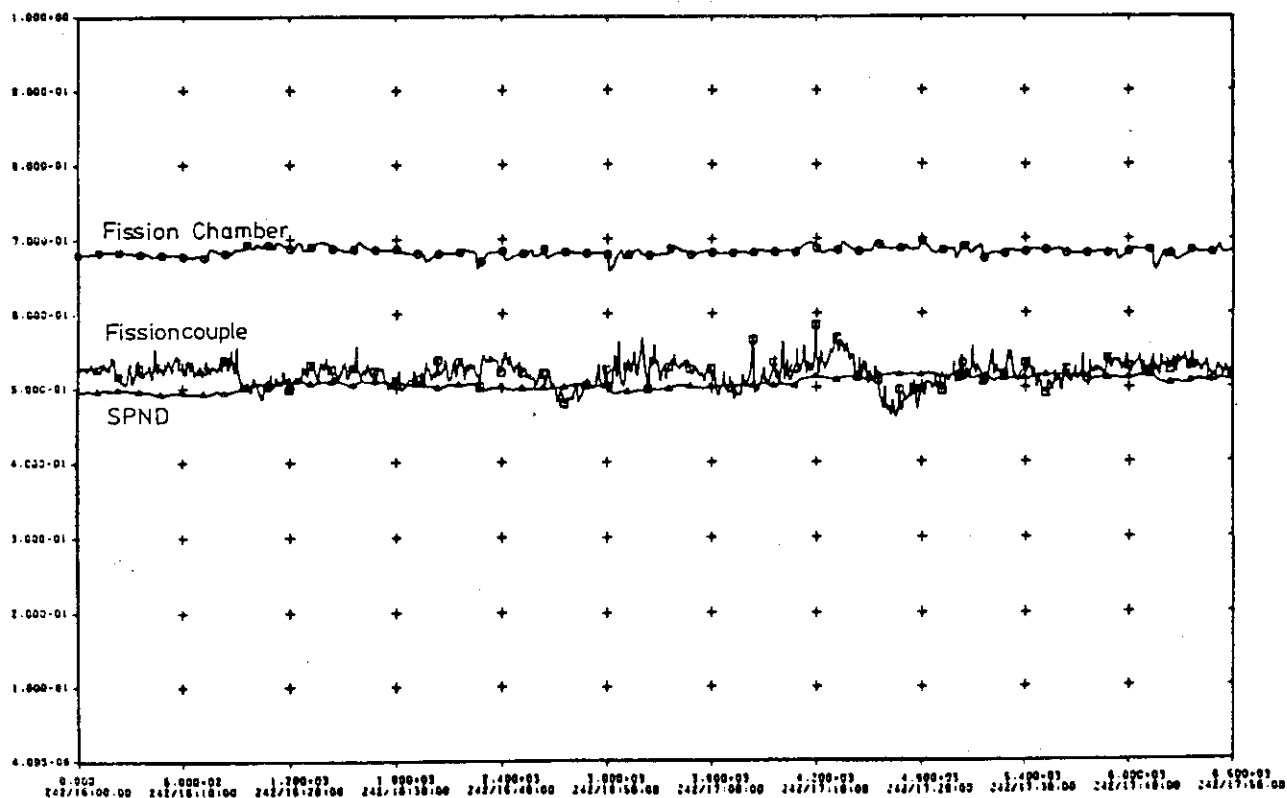


Fig. 14.27 ICRD Fissioncouple, Fission Chamber and SPND Response (Region 5)

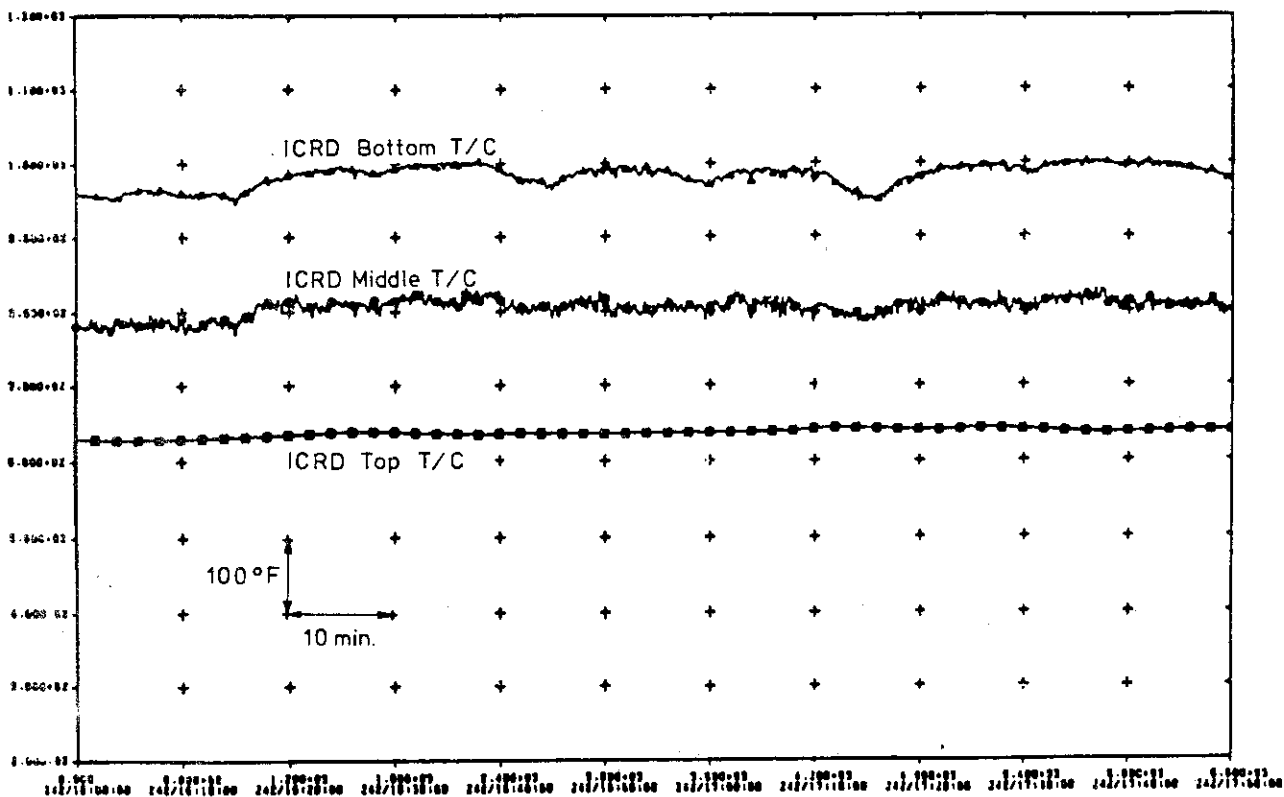


Fig. 14.28 ICRD Top, Middle and Bottom Thermocouple Temperature (Region 5)

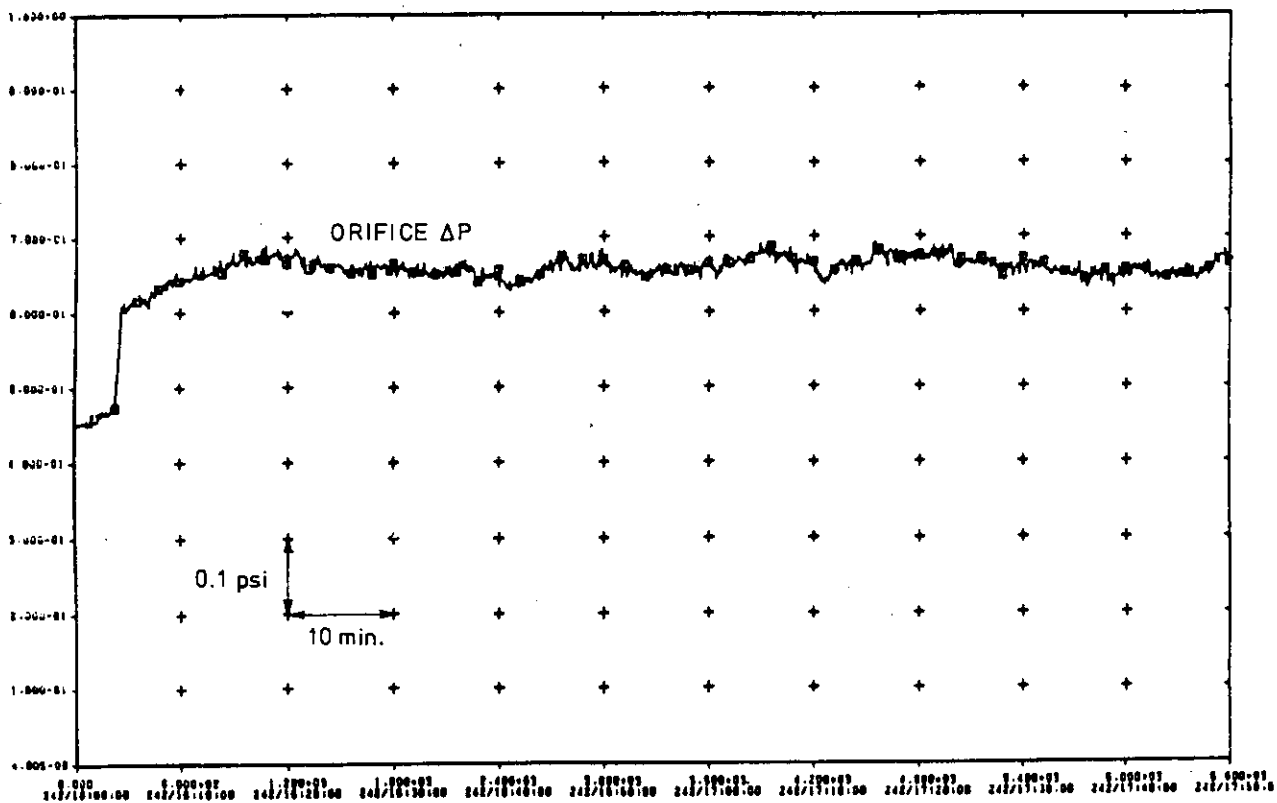


Fig. 14.29 Orifice Pressure Drop (Region 5)

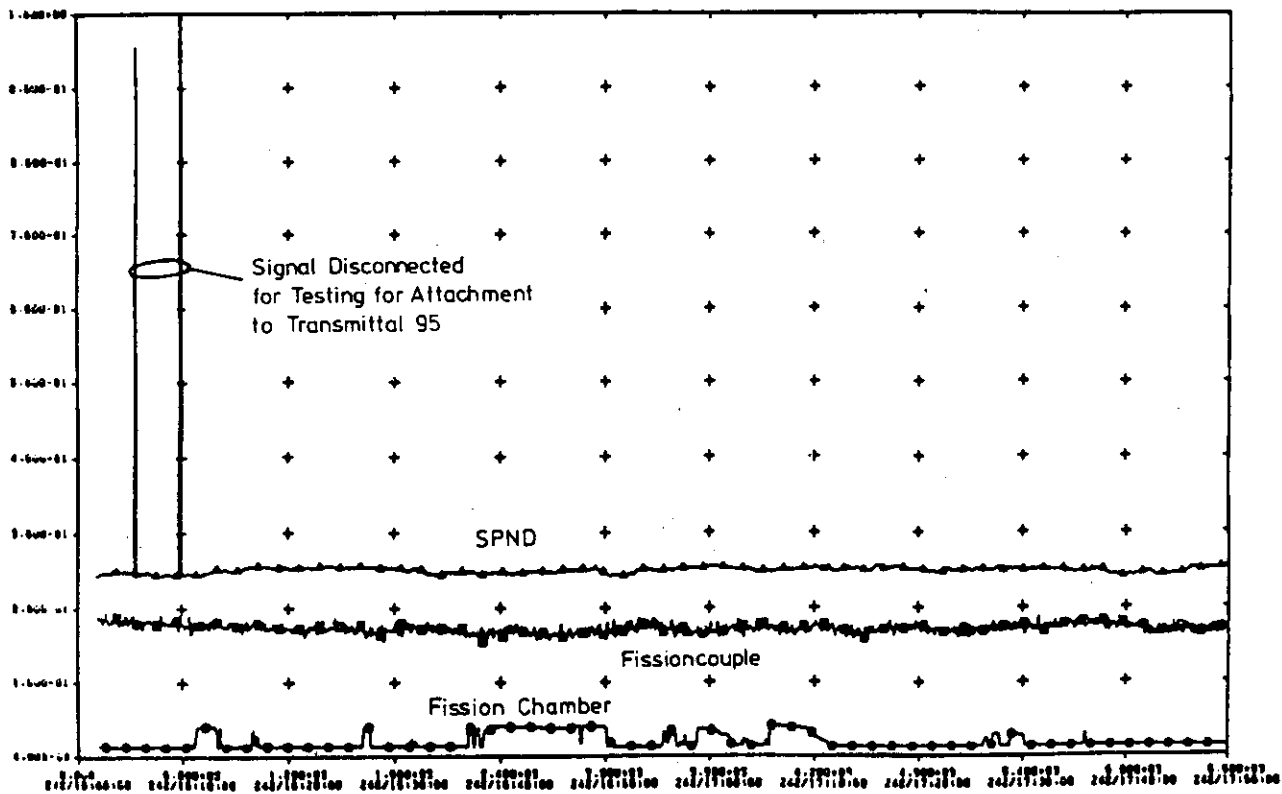


Fig. 14.30 ICRD Fissioncouple, Fission Chamber and SPND Response (Region 35)

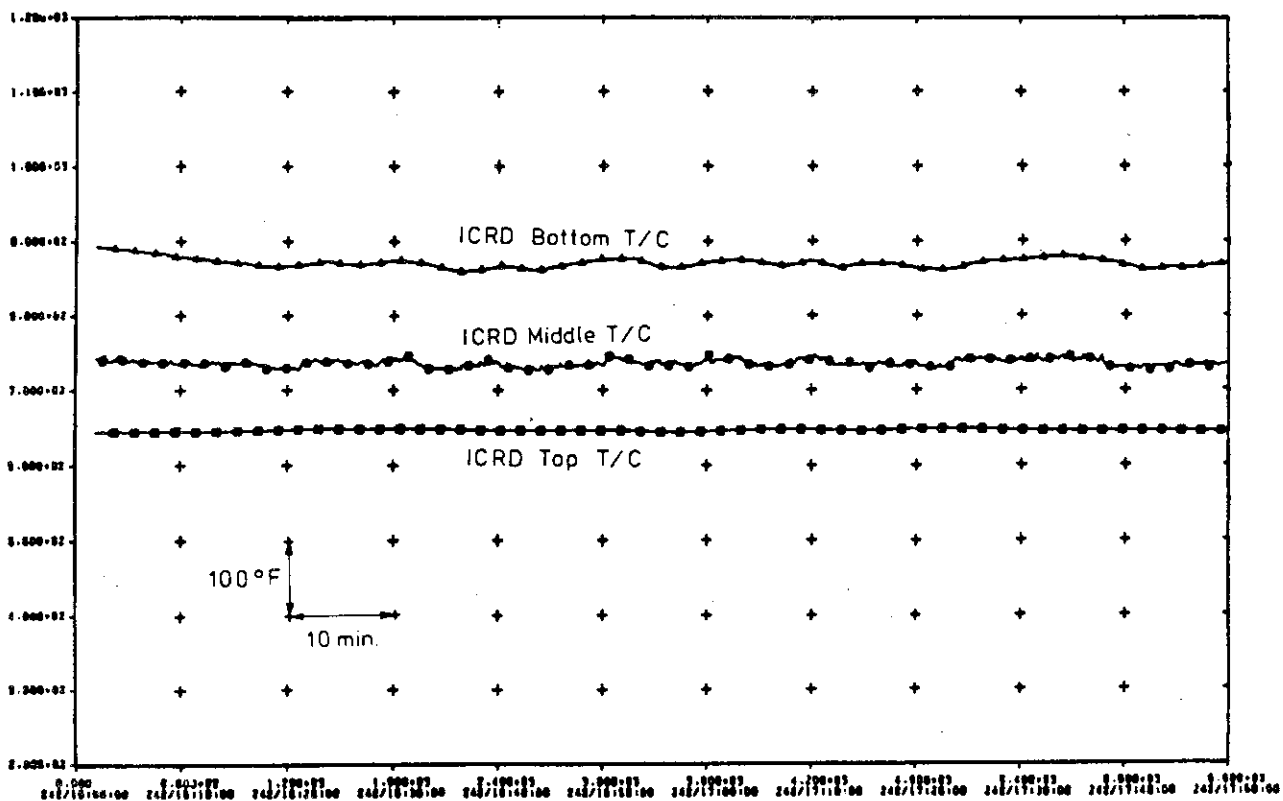


Fig. 14.31 IDRD Top, Middle and Bottom Thermocouple Temperature (Region 35)

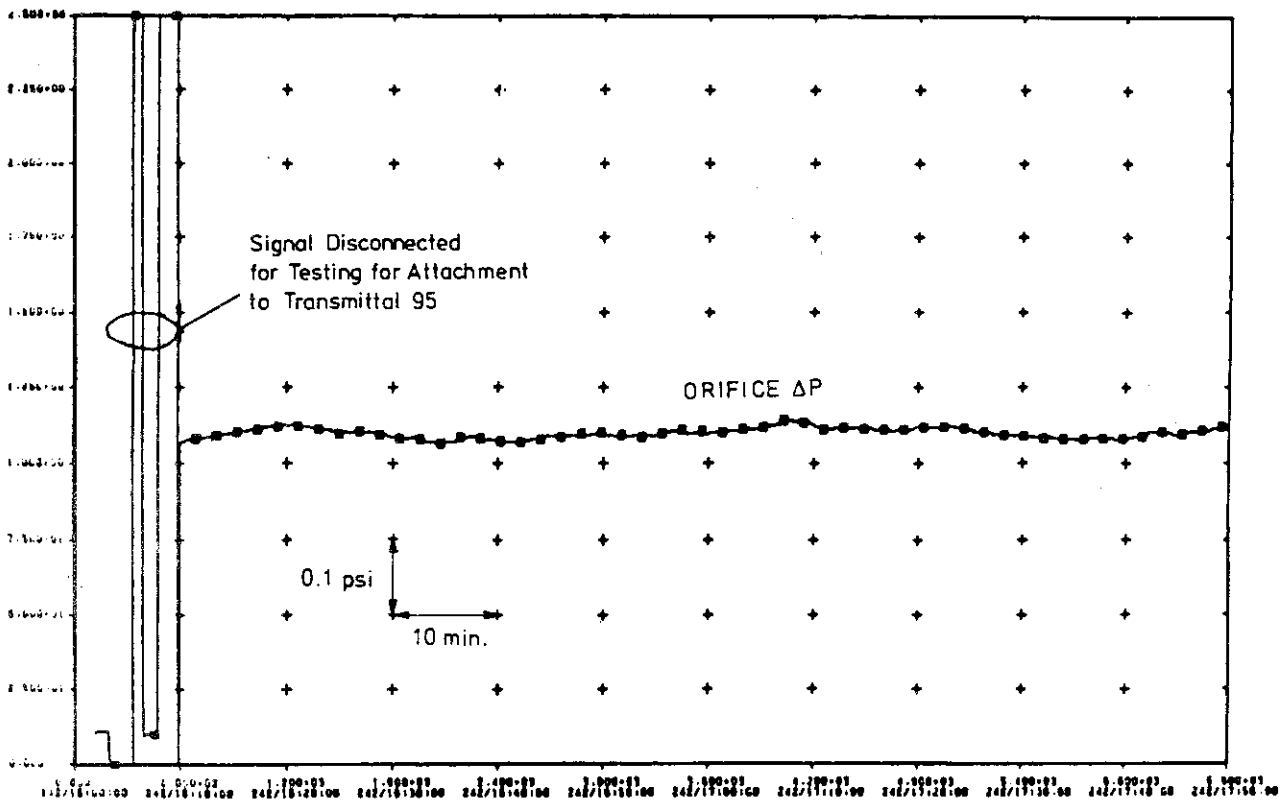


Fig. 14.32 Orifice Pressure Drop (Region 35)

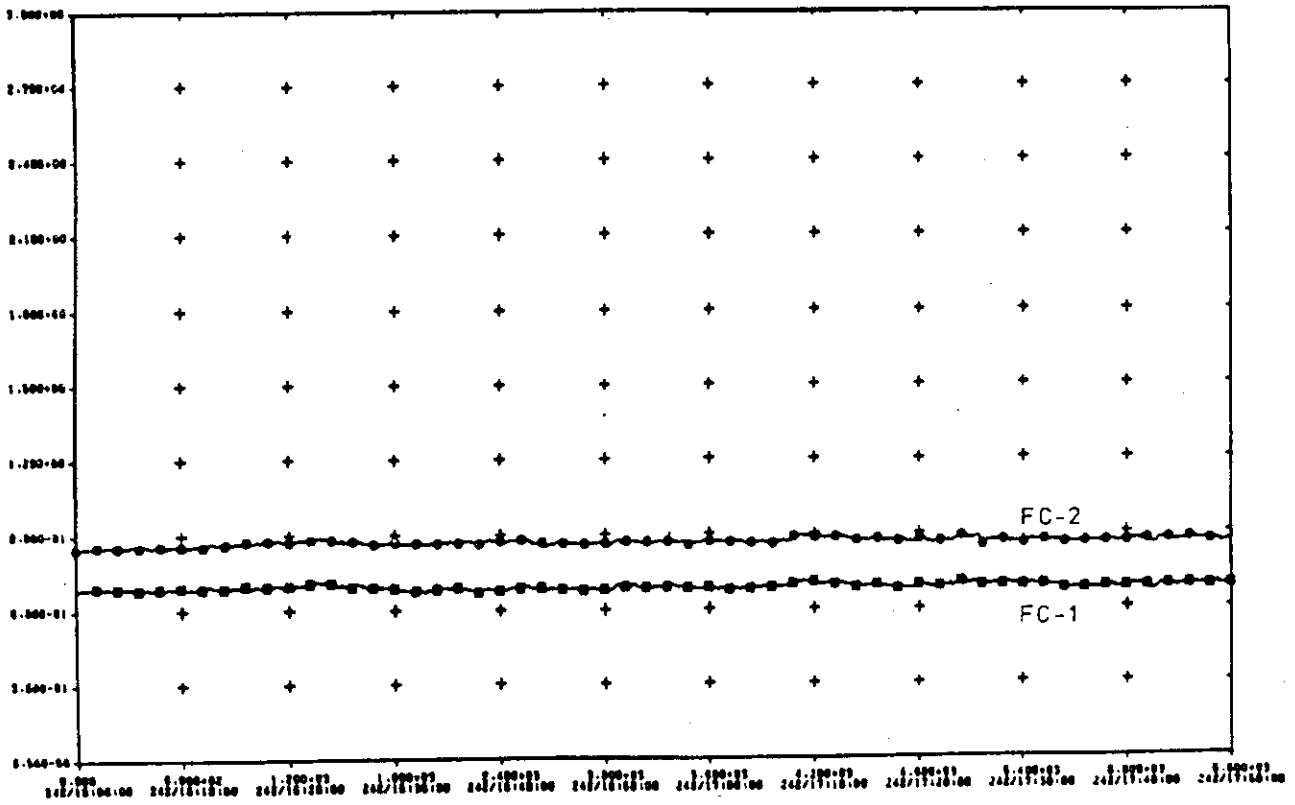


Fig. 14.33 Nuclear Flux (FC-1 and FC-2)

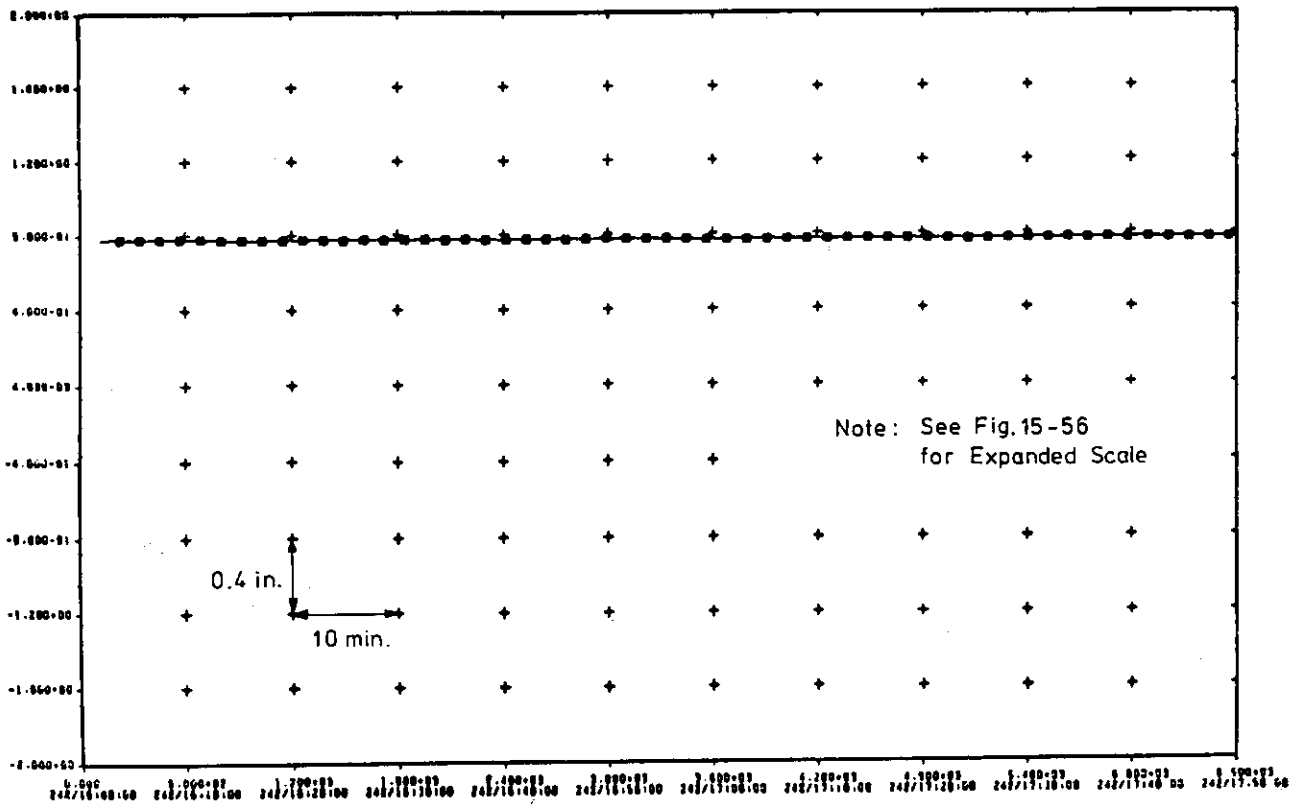


Fig. 14.34 Vertical Motion Measurement

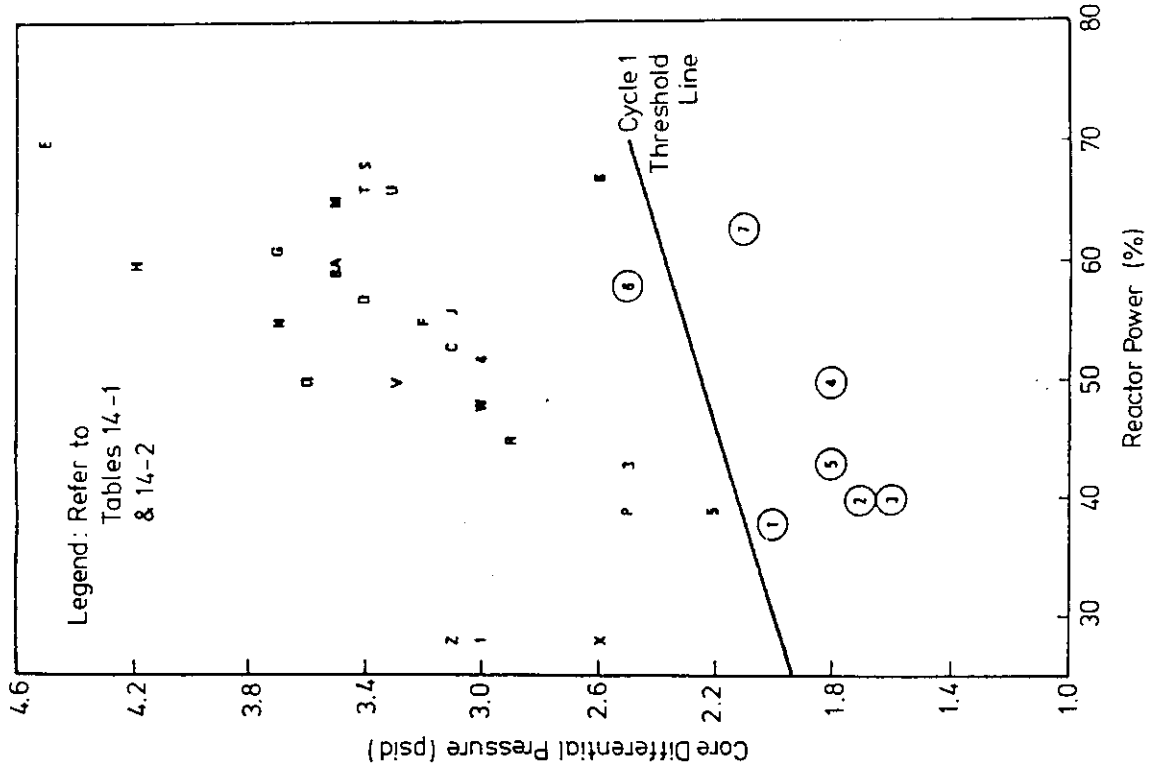


Fig. 14.36 Core Differential Pressure as a Function of Core Power at Start of Fluctuation

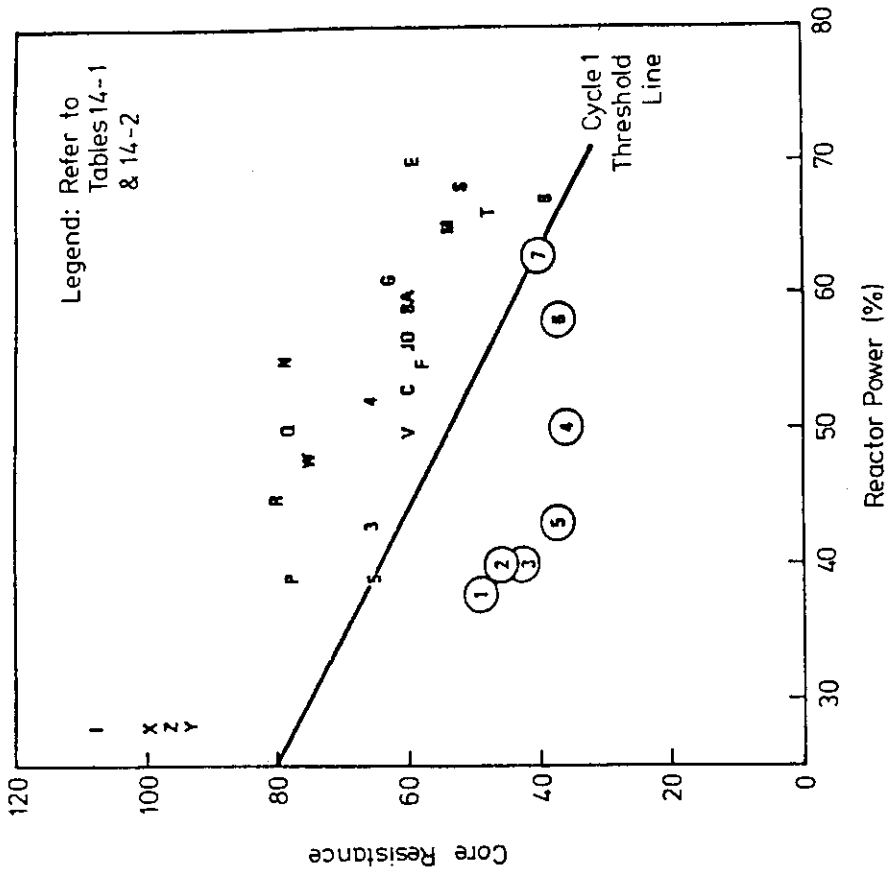


Fig. 14.35 Core Resistance as a Function of Core Power at Start of Fluctuation

15. フラクチュエーションデータの解析

炉心フラクチュエーション現象をより明確に把握するため、サイクル2フラクチュエーション試験によって取得されたデータの評価が行われた。

15.1 オリフィス圧力損失分布

サイクル2フラクチュエーション試験のデータから、炉心圧力損失のフラクチュエーション発生限界はサイクル1試験の発生限界より低くなっていることが分かった。このため、フラクチュエーション発生限界に対して、オリフィスの圧力損失分布が大きな影響を与えているかもしれないと推定された。オリフィス圧力損失分布は、37個の領域オリフィスバルブそれぞれの相対的な圧力損失で定義するものとする。

サイクル1及びサイクル2を含めて、20の安定ケース（フラクチュエーションが発生しない状態）及び35のフラクチュエーションケース（フラクチュエーションが発生する直前の状態）のそれぞれのケースについて、オリフィス圧力損失が計算された。比較を単純にすることと、全体的な傾向を見やすくするため、オリフィス圧力損失分布は各リングで平均している。ここで、領域1から領域7までを第1及び第2リング、領域8から領域19までを第3リング、領域20から領域35までを第4リングと呼んでいる。

各リングで平均したオリフィス圧力損失分布をFig. 15.1に示す。この図では、サイクル2の安定ケースとフラクチュエーションケースのオリフィス圧力損失分布を比較している。両ケースとも、中心リング（第1及び第2リング）の平均値でオリフィス圧力損失を正規化している。この図から、フラクチュエーションケースは、安定ケースと比較して、オリフィス圧力損失の分布がかなり平坦になっていることが分かる（ただし、平坦なオリフィス圧力損失分布は必ずしも流量分布が一様であることを意味しない）。安定ケースと類似したオリフィス圧力損失分布を持つ2つのフラクチュエーションケースが見られるが、これは「典型的」なフラクチュエーションではなく、おそらく、プラントのアプセットと考えられる。この図に示したデータから、フラクチュエーション発生に対して、オリフィス圧力損失分布が重要な要因となっていると考えられた。このことは、Fig. 15.2に示すサイクル1のデータからも明らかである。この図においても、平坦なオリフィス圧力損失分布はフラクチュエーションケースに対応していることが分かる。ここでも、また、安定ケースに類似したオリフィス圧力損失分布を持ついくつかのフラクチュエーションケースが見られる。しかしながら、安定ケースはどの場合でもオリフィス圧力損失が平坦でないことが分かる。サイクル1とサイクル2ではオリフィス圧力損失分布形状が異なっているが、これは制御棒引き抜きシーケンスの変更にもなうオリフィスパターンの相違によるものである。

オリフィス圧力損失分布を、炉心出力及び炉心圧力損失の関数として、それぞれ、Fig. 15.3及びFig. 15.4に示す。オリフィス圧力損失分布は、第3及び第4リングの平均オリフィス圧力損失と、第1及び第2リングの平均オリフィス圧力損失の比（オリフィス圧力損失比）の形式で示し

ている。この図から、サイクル2の5つのフラクチュエーションケースでは、安定ケースと比較して、この比の値が1に近い、すなわち、オリフィス圧力損失分布がかなり平坦であることが分かる。サイクル1については、それほど明確な相違が見られない。しかしながら、オリフィス圧力損失比の値が1.48以下には安定ケースのないことが分かる。

Fig. 15.4 から、フラクチュエーション発生限界を炉心圧力損失のみから決定することは妥当でないと判断された。むしろ、オリフィス圧力損失比がより重要なパラメータになっていることが分かった。

炉心出力、炉心圧力損失、炉心流動抵抗が類似している安定ケースとフラクチュエーションケースの比較を Fig. 15.5 に示す。図中の垂直な線分は、各リングのオリフィス圧力損失の範囲を表している。両ケースでは、オリフィス圧力損失比のみが大きく異なっている。フラクチュエーションが発生したケースでは、オリフィス圧力損失比はかなり低い値となっている。

以上の比較、検討から得られた結論は、次のようにまとめられる。

1. 炉心圧力損失及び炉心流動抵抗は、フラクチュエーション発生限界に対し、直接的な関連性がない。
2. 最も安定な（フラクチュエーションが起こらない）条件は、炉心圧力損失が低く、オリフィス圧力損失比が大きい条件である。安定ケースは、一般に、オリフィス圧力損失比が大きく（1.5以上）、オリフィス圧力損失比の値が1.48以下には安定ケースのないことが分かった。
3. フラクチュエーションの特性には、フラクチュエーション開始時の事象（出力上昇、オリフィス開度変化あるいは自然発生）による相違が認められなかった。
4. サイクル2では、制御棒引き抜きシーケンス及び出力分布の変更によって、オリフィス圧力損失比を小さくするオリフィスパターンをとることができた。すなわち、第4リングの制御棒はシーケンス初期にすべて引き抜かれるため、第4リングのオリフィスは比較的大きく開き、オリフィス圧力損失比が小さくなる。この結果、サイクル2のフラクチュエーション発生限界がサイクル1より低くなったものと考えられる。しかしながら、炉心圧力損失及びオリフィス圧力損失比に基づいてフラクチュエーション発生限界を定めれば、サイクル2とサイクル1の発生限界には本質的な違いが見られない。

これらの結論は、炉心圧力損失を比較的低く、オリフィス圧力損失比を比較的高くすれば、フラクチュエーション発生の可能性が小さくなることを示している。Fig. 15.6 は、Fig. 15.3 に示したデータを炉心圧力損失とオリフィス圧力損失比の関係で表したものである。

Fig. 15.6 に示したデータは、フラクチュエーション発生限界が出力レベルに依存していないことを示している。このことは、同じデータを出力レベルとオリフィス圧力損失比の関係で表した Fig. 15.7 から明瞭に分かる。28%から66%までの出力範囲で、オリフィス圧力損失比が1.48以下ではすべてフラクチュエーションケースであり、また28%から70%までの出力で、オリフィス圧力損失比が1.96以上はすべて安定ケースである。これらのデータから、フラクチュエーション発生限界はオリフィス圧力損失比によってほとんど決定され、炉心の出力レベルには依存しないことが分かった。

さらに、各領域のオリフィス圧力損失の何らかのパターンが炉心フラクチュエーション発生に

関連しているかどうかを調べるため、判別解析と呼ばれるパターン認識の手法を用いて検討が加えられた。

この解析では、これまでに得られたオリフィス圧力損失のデータを与えて、安定状態とフラクチュエーション状態で符号を変える判別関数が求められた。簡単のため、判別関数は線形としている。求められた線形判別関数の各領域オリフィス圧力損失に関する係数を Fig. 15.8 及び Fig. 15.9 に示す。ここで、Fig. 15.8 はサイクル1の結果であり、Fig. 15.9 はサイクル2の結果である。一般に、正の係数はその領域のオリフィス圧力損失が増加すると炉心が不安定化することを意味し、逆に、負の係数はオリフィス圧力損失が増加すると炉心が安定化することを意味している。

この解析で求められた判別関数から、次のように考察された。

1. 正の係数の個数は負の係数の個数より多く、また正の係数の値の総和は負の係数の値の総和（絶対値）より大きい。これはサイクル2において特に顕著である。このことは、炉心全体のオリフィス圧力損失を一様に増加させると、炉心が不安定化することを意味している。
2. 炉心全体は、一般に、5つの区域（中心区域と外周の北西区域、北東区域、南西区域、南東区域）に分割できる。オリフィス圧力損失パターンに関する関数である炉心の安定性は、これらの区域間の圧力勾配を用いて説明できるであろう。特に、中心部分の領域に正の係数が集中していることは、半径方向の圧力勾配がフラクチュエーション発生に対して重要な役割を果たしていることを示唆している。このことは、前に述べたオリフィス圧力損失比を用いて考察した結果と一致している。

15.2 ギャップ温度

サイクル2 フラクチュエーション試験では、領域出口及びギャップ部の多数の点に校正熱電対が取り付けられていた。ギャップ温度及び領域出口温度には多様な変動波形が観測された。温度変動の大きさは最大 110 °C であった。代表的なデータを Fig. 15.10 から Fig. 15.17 に示す。

炉心フラクチュエーションは炉心コンポーネントの運動によって起こると推定されている。すなわち、炉心コンポーネントの運動によってギャップ流路が開閉し、ギャップ出口の温度が変動することになる。このような推論に対して、隣接する2領域とその間のギャップを模擬した計算モデルを用いて検討が加えられた。この検討では、特に、1979年8月30日のフラクチュエーションにおける領域5、領域13及びその間のギャップ熱電対15を対象としている。計算の初期条件として、2領域間のギャップ幅は6.4 mmとしている。また、フラクチュエーションはギャップが5分間だけ閉じており、次の5分間は開いていること（周期10分のギャップの開閉）によって模擬している。

周期的なギャップ幅変化によって生じるギャップ出口温度変化及び領域出口温度変化の計算結果を Fig. 15.18 に示す。図には、比較のため、ギャップ出口温度の測定値を破線で示している。ギャップ出口温度の予測値と測定値の周期は異なっているが（計算モデルでは10分の周期を仮定しているのに対し、実際の周期は約14分であった）、変動波形の形状は非常に良く似ており、また変動の振幅もほぼ等しい。ギャップ熱電対の時定数は約20秒であり、フラクチュエーション

の周期に比べて十分短いため、計算にはギャップ熱電対時定数の影響を考慮に入れていない。特に注目される点は、予測値と測定値のどちらにも、温度ピークの直前に急激な温度上昇が見られることである。計算モデルでは、この急激な温度上昇はギャップの開きに対応しており、ギャップの熱伝達係数がステップ状に増加することによって生じる。ギャップが開くと流量が増加するため、ギャップ温度はすぐに低下し始める。ギャップが閉じると、温度は再び急激な上昇を示すことになる。

計算結果によれば、単にギャップ幅を周期的に変化させるだけで、領域出口温度にも小さな変動が現れている。このことは、領域とギャップが熱的に結合していることを示している。計算から予測された領域出口温度の変動は $5 - 8^{\circ}\text{C}$ であった。観測された領域出口温度の変動も予測値とほぼ同じ大きさであった。

フラクチュエーション中のギャップ出口温度変動と領域出口温度変動は、一般に、同位相であった。すなわち、ギャップ出口温度が上昇するときに、領域出口温度も上昇する。この位相関係は、Fig. 15. 18 に示した計算結果に明瞭に見られる。

さらに、ギャップ幅及びギャップ幅の変動の大きさがギャップ温度変動の特性に与える影響を調べるため、ギャップ幅及びギャップ幅の変動の大きさを 0.3 mm から 24 mm の範囲で変えて、一連の系統的な計算が行われた。また、ギャップ熱電対 4, 11, 13, 18 及び 19 についても計算結果と測定結果の比較が行われた。一般に、ギャップ温度変動波形の形状及びギャップ出口温度と隣接領域出口温度との位相関係などの計算結果は測定結果とほぼ一致することが確かめられた。ギャップ出口温度変動の大きさは最大 98°C であったが、一般には 70°C 以下であった。この温度変動の大きさは、一般に、 6 mm 程度（最大 13 mm 程度）のギャップ幅変化に対応している。

以上のような解析結果から、ギャップ幅の変動を想定するフラクチュエーション理論はほぼ裏付けられたものと考えられた。

15.3 制御棒チャンネル温度

領域出口熱電対及び較正熱電対と比較することによって、定常状態における制御棒チャンネル熱電対データの解析が行われた。この目的は、領域 5 及び領域 35 の制御棒チャンネル内に設けられた熱電対の較正を行うことである。これらの炉心内熱電対はアクティブコアの高さ方向 3 箇所（上部、中央部、下部）に取り付けられている（Fig. 11. 4 参照）。

熱電対較正試験の一部として、領域流量（オリフィスバルブ開度）の変化に対する制御棒チャンネル熱電対の応答が求められた。この試験は、次に示すような目的で行われた。

1. 熱電対出力変化の大きさが予測どおりであるかどうかを調べること。
2. 熱電対の時間応答が適正かどうかを調べること。
3. 何らかの異常が検出されれば、その原因を明らかにすること。

オリフィスバルブ開度変化に対する制御棒チャンネル熱電対及び領域出口熱電対の測定温度の相対的な変化が比較された。オリフィスバルブ開度変化に対する制御棒チャンネル流量の相対変化が領域平均流量の相対変化と等しければ、制御棒チャンネル温度上昇（下部温度 - 上部温度）の相対変化は領域出口熱電対で測定された温度上昇（出口温度 - 入口温度）の相対変化と等しく

なるはずである。しかしながら、制御棒チャンネル熱電対の相対温度変化は領域出口熱電対の相対温度変化よりかなり大きいもの（最大2倍程度）であった。このことは、オリフィスバルブ開度変化に対して、制御棒チャンネル流量が領域平均流量より相対的に大きく変化することを意味している。

このような制御棒チャンネル温度変化の挙動は、制御棒チャンネルと冷却材流路の流動抵抗分布の相違によってある程度説明が可能である。制御棒チャンネルの流量は、主として、炉心出口部の流路（直径 25.4 mm）の抵抗によって決定される。これに対し、冷却材流路の抵抗は炉心全長にわたってほぼ一様に分布している。オリフィスバルブを開いて炉心の圧力差を大きくすると、冷却材流路及び制御棒チャンネルの流量は増加し、温度は低下する。したがって、流動抵抗に対する温度変化の影響が大きい流路によって流量（したがって温度）は大きく影響される。冷却材流路の流動抵抗は炉心出入口間の平均的な温度で決まるのに対し、制御棒チャンネルの流動抵抗はほとんど出口温度で決まることになる。このため、制御棒チャンネルの流量及び温度は、冷却材チャンネルと比べて、オリフィスバルブ開度変化に大きく影響されると言える。

以上のような制御棒チャンネルと冷却材流路の流動抵抗分布の相違を考慮に入れた解析が行われた。この結果、流動抵抗分布の相違が制御棒チャンネルの相対温度変化に与える影響は比較的小さいもの（20%程度）であり、これだけでは観測された制御棒チャンネル温度変化の挙動を十分に説明できないことが分かった。

次に、制御棒チャンネル温度に与えるジョーズ型クロス流れの影響について検討が加えられた。領域にジョーズ型クロス流れが生じていると、領域外周のカラム（標準燃料カラム）の冷却材流量は、領域中央のカラム（制御カラム）と比べて、オリフィス変化の影響を受けにくくなる。このジョーズ型クロス流れの存在を直接立証できるデータはないが、領域出口熱電対及び較正熱電対に見られた非一様な応答はこのような推定を支持していると考えられた。

制御棒チャンネル熱電対、領域出口熱電対、較正熱電対の時間応答の比較が行われた。制御棒チャンネル熱電対は制御棒チャンネル内の冷却材流れに露出しているため、制御棒チャンネル熱電対の時間応答は、他の熱電対に比べて、非常に速いものであった。一般に、制御棒チャンネル熱電対、領域出口熱電対、較正熱電対の時間応答はほぼ予測どおりであった。しかしながら、領域 5 の較正熱電対 16、領域 35 の制御棒チャンネル中央部熱電対及び較正熱電対 13 は予測と異なる応答を示した。

領域 5 の較正熱電対 16 の測定値は、オリフィスを開くと、最初の 3 分間は上昇し、その後急速に低下した（Fig. 15.19 及び Fig. 15.20）。この異常な挙動は、熱電対の黒鉛スリーブ内を通る横方向の冷却材流れによっても説明できるが、他のデータ解析の結果からも推定されるように、おそらく、クロス流れ（ジョーズ流れ）の影響によるものと考えられた。

領域 35 の制御棒チャンネル中央部熱電対測定値は、オリフィス開度変化とほとんど同時にステップ状の上昇を示し、その後急速に低下した（Fig. 15.21）。これは、制御ブロック段間の接触面ギャップを通して制御棒チャンネルに流れ込むクロス流れ（ジョーズ流れ）流量の変化によるものと考えられた。領域 35 の較正熱電対（T/C 13）の時間応答は予測よりかなり速いものであった（Fig. 15.22）。これは、黒鉛スリーブ内を通して側部反射体から炉心方向に流れる横方向の冷却材流れ（タイプⅡ流れ）の影響によるものと考えられた（Fig. 15.23）。

以上のようなデータ解析から得られた結果は、次のようにまとめられる。

1. 制御棒チャンネル熱電対は速い応答（数秒程度）を示す。
2. 低温のカラム間ギャップから制御ブロック段間の水平接触面ギャップを通して制御棒チャンネルに流入するクロス流れ（ジョーズ流れ）が生じていると考えられる。
3. 熱電対の黒鉛スリーブ内を通して横方向の冷却材漏れ流れ（タイプⅡ流れ）が生じている可能性がある。
4. オリフィスバルブの開度変化によって、クロス流れ（ジョーズ流れ）及び横方向漏れ流れ（タイプⅡ流れ）のパターンに変化を与えるようなブロックの微小な運動が生じたものと考えられる。

次に、炉心フラクチュエーションの機構及び原因を解明するために、フラクチュエーション中の制御棒チャンネル熱電対データの解析が行われた。

領域5の制御棒チャンネル下部熱電対測定温度は、位相及び振幅ともに、同じ領域の出口熱電対測定温度と非常に良く一致している（Fig. 15.24及びFig. 15.25）。このことは、フラクチュエーションが熱電対スリーブ内の横方向漏れ流れによるものではなく、この領域ではフラクチュエーション中に領域内の冷却材温度の変動が実際に生じていることを示している。制御棒チャンネル下部熱電対と領域出口熱電対の測定温度の絶対値は一致していないが、これは制御棒チャンネルの流れの温度が通常の冷却材流路の流れの温度より低いためである。領域35では、制御棒チャンネル下部熱電対と領域出口熱電対の測定温度の位相及び振幅はあまり良く一致していない（Fig. 15.26及びFig. 15.27）。さらに、領域35の制御棒チャンネル温度は領域出口温度より変動が小さい。このことは、この領域では、例えばタイプⅡ流れのような何か別の機構も関与していることを示唆している。

領域5及び領域35では、フラクチュエーション中に中央部と下部の制御棒チャンネル温度は類似した挙動を示した。制御棒チャンネル中央部温度の変動をFig. 15.28及びFig. 15.29に示す。両方の領域とも、上部の制御棒チャンネル温度には変動が全く見られなかった。これは、フラクチュエーションが生じていても、炉心入口ヘリウムガス温度が本質的に一定の値を保っていたためである。制御棒チャンネルの中央部温度と下部温度の挙動の類似性は、フラクチュエーション中に領域流量に変動が生じていることを示している。さらに、このことは、おそらく炉心頂部に生じる領域流量の変化によって領域出口ヘリウムガス温度の変動が起こることを示唆している。

領域5の出口温度に見られる周波数の低い変動は、カラム圧力損失（炉心圧力損失測定値－オリフィス圧力損失測定値）にも見られる（Fig. 15.30）。ただし、カラム圧力損失は出口温度に対して約180度位相が異なっている。これは予測どおりの挙動である。すなわち、圧力損失の増加は流量の増加を意味しており、流量が増加すると出口温度は低下する。温度変動と圧力変動に見られる高周波成分も同じ周波数（約0.05 Hz）であるように思われる。

領域35では、制御棒チャンネルの中央部温度と下部温度の間に、位相あるいは振幅について明確な相関関係が見られなかった。中央部熱電対にはいくつかのステップ状の大きな変化が見られるが、このようなステップ状の変化は下部熱電対には見られなかった。領域出口熱電対の温度変化は明らかに下部熱電対の温度変化に追従していないことが分かる。

以上のような制御棒チャンネル熱電対データの検討から、領域5と領域35は異なった挙動を示

すことが分かった。領域5は、高周波ノイズ(約0.05 Hz)を除けば、ほぼ予測どおりの挙動を示していると考えられた。一方、領域35は予測と異なる挙動を示した。

制御棒チャンネル熱電対データの解析から導かれた結論は次のようにまとめられる。

1. オリフィスを変化させた時の、領域5及び領域35の温度変化は、ジョーズ流れを想定した挙動に対応している。
2. 領域35には、準定常試験及びフラクチュエーション試験のいずれにおいても、領域5と比べて、異常な挙動(予測と異なる挙動)が多く見られた。
3. 領域5の制御棒チャンネル熱電対の異常な応答は、何らかのジョーズ流れが炉心入口部に生じることを示している。
4. 領域35のデータは、炉心入口より内側の位置に生じるジョーズ流れによって説明できると思われる。
5. 定常状態において、あるオリフィス開度では、すべての制御棒チャンネル熱電対に0.05 Hzの変動が見られた。この高周波数の変動はフラクチュエーション中にも観測された。同じ周波数の変動が圧力信号にも見られた。

制御棒チャンネル熱電対データの解析から導かれた結論は、領域に流入するジョーズ流れが生じていることを支持している。

15.4 オリフィス圧力損失

フラクチュエーション現象に対する仮説は、炉心頂部の領域間ギャップが開閉することにより、オリフィスバルブをバイパスする経路を通して冷却材流路に流入する流量が変化すること、あるいは、ブロック段間の接触面ギャップ(ジョーズ)が開閉することによって、低温のバイパス流れが領域に流入することを想定している。この問題を明らかにするために、計装制御棒駆動機構のオリフィス圧力損失データについて解析が行われた。

定常状態におけるオリフィス圧力損失の測定値と計算値を比較した結果、オリフィス開度が小さい場合には、かなり多量の冷却材がオリフィスバルブをバイパスしていることが分かった。一方、オリフィス開度が大きくなると、このバイパス流量は領域全流量と比べて十分小さくなる。カラム圧力損失の測定値(炉心圧力損失測定値-オリフィス圧力損失測定値)と計算値の比較が行われた。領域5の計算結果は測定結果と対応するものであった。このことから、オリフィス開度を変化させても、領域5の流路形状は大きく変化しないものと結論された。これに対し、領域35のカラム圧力損失の計算値は測定値と対応しないものであった。このことは、フラクチュエーションのない定常状態においても、流れに影響を与えるような流路形状変化が領域35に生じたことを示している。すなわち、炉心内にジョーズ型クロス流れが生じていることを示唆している。しかしながら、これらの比較からクロス流れが生じている正確な位置を確定することはできなかった。

前節に述べたように、フラクチュエーション中のカラム圧力損失と制御棒チャンネル温度及び領域出口温度との相関について検討が加えられた。領域5では、圧力損失と温度の間に予測どおりの相関関係が見られた。これに対し、領域35の圧力損失と温度には明確な相関関係が認められ

なかった。これらの結果は、定常状態の圧力損失データ解析から導かれた結論、すなわち、領域に流入するジョーズ型クロス流れの存在を裏付けている。

15.5 熱電対トラバース

以前のフラクチュエーション試験において、蒸気発生器モジュール入口ヘリウムガス温度に急激な変化が見られた。これらの変化は非常に急激であるため、炉心領域出口温度の変化によるものではなく、低温のバイパス流路、おそらく領域間ギャップのバイパス流路の急激な変化によるものと考えられた。このため、炉心出口温度校正チューブ内の各点に熱電対が設けられた。

これらの熱電対は、PCR V内側のライナから、低温ヘリウムガスプレナム、コアパレル、側部反射体を通して、いくつかの炉心領域下部までの範囲を移動させることができる。これらの熱電対は、定常状態において熱電対校正チューブに沿った温度プロファイルを求めるため、またフラクチュエーション中に数箇所ギャップ温度変動を時間の関数として求めるために用いられた。

以前に行われた熱電対トラバースの温度プロファイルから、熱電対校正チューブに沿って低温の漏れ流れが生じている可能性が指摘されていた。この漏れ流れはタイプⅡ流れと呼ばれている (Fig. 15.23 参照)。このため、校正熱電対の数を4点から26点に多くするとともに、これらの出力を新設されたFMデータシステムによって連続的に記録することになった。

サイクル2の熱電対トラバースの目的は、サイクル1の結果と比較することにより、燃料交換及び制御棒シーケンス変更によって顕著な流量分布変化が生じたかどうかを調べることであった。熱電対トラバースの結果、サイクル1とサイクル2の温度分布は本質的に同一であることが分かった。代表的な温度プロファイルをFig. 15.31に示す。したがって、サイクル2の流量分布もサイクル1の流量分布から大きく変化していないと考えられた。温度プロファイルの測定から次のような結果が得られた。

1. 側部反射体中の温度勾配は予測値より小さかった。これは、貫通部の熱電対校正チューブに沿って低温のヘリウムガスの流れが生じていることを示唆している。
2. 領域34では、スパーサブブロック前縁で温度が急激に上昇し、またスパーサブブロック後縁に僅かな温度上昇が見られた。これらは、タイプⅡ流れが生じている可能性を示している。
3. 側部反射体中の温度勾配は、高出力、高流量の場合より、低出力、低流量の場合の方が大きくなるようであった。これは、ヘリウムガス流量が多く、炉心圧力損失が高い条件では、漏れ流量が大きくなるためと考えられる。
4. いくつかの貫通部では、他の貫通部より多量の漏れ流れが生じる傾向が見られる。
5. 領域34では、低出力、低流量の場合より、高出力、高流量の場合に漏れ流れの影響が顕著に見られる。
6. 領域34の温度には、他のどの領域より、異常な挙動が見られる。

15.6 領域ピーキングファクタ

フラクチュエーションの結果、炉心に何らかの顕著な変化が生じたかどうかを調べるため、サイクル2フラクチュエーション試験前後の領域ピーキングファクタの比較が行われた。また、領域ピーキングファクタの変化とギャップ温度の変化との関連性について検討が行われた。

Fig. 15.32 は、67%出力の定常状態における領域ピーキングファクタの測定値、計算値及びそれらの相対差（%表示）を示したものである。この時点以前にサイクル2のフラクチュエーションが1度発生している。領域ピーキングファクタの測定値はFSVCORコードによって求められ、また計算値は4群GAUGEコードによって求められた。領域34の相対差はサイクル1より小さくなっている。また、領域4、5及び13にはサイクル1と同様に約10%の負の相対差が見られる（負の相対差は領域ピーキングファクタの測定値が計算値より大きいことを意味している）。

Fig. 15.33 は、サイクル2のすべてのフラクチュエーションの後、67%出力における領域ピーキングファクタの測定値、計算値及び相対差を示したものである。この図から、領域ピーキングファクタ相対差が10%を超えているのは3領域のみであることが分かる。Fig. 15.32と比べて、測定値と計算値の一致は全体的に良くなっている。

領域ピーキングファクタ相対差の変化をFig. 15.34に示す。領域20及び領域37を除けば、相対差の大きい（10%以上の）領域に大きい変化が生じている。負の変化は測定値の増加を意味し、正の変化は測定値の減少を意味している（計算値の変化は小さく、一般に5%以下であった）。

領域ピーキングファクタについてサイクル1のデータとの比較が行われた。この結果、サイクル2の相対差の変化はサイクル1より大きく、また相対差がサイクル1と異なる領域に大きい変化が生じていることが分かった。このため、燃料交換によって炉心のギャップに変化が生じたが、サイクル2フラクチュエーション後にもとの状態に復帰したか、あるいはより一様なギャップ分布になったと考えられた。この推定を確認するため、領域ピーキングファクタの変化とギャップ温度の変化の間の相関関係について検討が加えられた。

Fig. 15.35 は、1979年10月25日のフラクチュエーション中及びその前後にわたって、平均出力領域14及び28の出口熱電対、較正熱電対19及び27の温度の時間的变化を示したものである。領域ピーキングファクタの変化の大部分がこのフラクチュエーション中に生じたと考えられた。較正熱電対27の温度はフラクチュエーションによってほとんど変化しなかった。較正熱電対19の温度はフラクチュエーション中に大きな変動を示し、フラクチュエーション後にはその前と比べて約45℃低下した。これは、領域14と領域28の間のギャップが広がったことを示している。領域14及び28の出口温度もフラクチュエーションによって低下した。これは、これらの領域のピーキングファクタの変化に対応している。

Fig. 15.36 は、領域5及び13の出口熱電対、較正熱電対15から18の温度時間変化を示したものである。領域5の出口温度はフラクチュエーションによって少ししか上昇しなかった。一方、領域13の出口熱電対及び較正熱電対15、16は温度の低下を示した。このような温度変化はこれらの領域ピーキングファクタの変化、すなわち、領域5ではピーキングファクタの大きな変化が見られず、領域13ではフラクチュエーション後のピーキングファクタ測定値が小さくなったことに対応している。

領域 8 及び 9 の出口熱電対、較正熱電対 3 の温度の時間変化を Fig. 15. 37 に示す。これらの温度はすべてフラクチュエーション中に変動したが、フラクチュエーション後にはフラクチュエーション前の値に回復した。これは、これらの領域では領域ピーキングファクタの変化が非常に小さかったことと対応している。

以上のようなデータから、少くとも炉心の一部については、領域ピーキングファクタの変化と温度変化の間に相関があると考えられた。特に、領域 5 と領域 13 の間及び領域 14 と領域 28 の間では、フラクチュエーションによってギャップが拡がり、このギャップに流入した低温のヘリウムガスによって領域出口温度の低下（したがって、領域ピーキングファクタの減少）が生じたものと推定された。

15.7 核分裂電離箱

プラント計装設備の一部として、6 チャンネルの核分裂電離箱が炉心外側の炉心中央面内に設けられている (Fig. 4-6 参照)。また、領域 5 及び領域 35 のアクティブコア頂部に炉心内核分裂電離箱が設けられた。これらの炉心内核分裂電離箱は、最初の燃料交換時に据え付けられた一時的な計装制御棒駆動機構に、自己出力型中性子検出器、フィッションカップル、熱電対などとともに取り付けられたものであるが (Fig. 11.4 参照)、計装制御棒駆動機構据え付け後の点検で、領域 35 の核分裂電離箱が故障していることが分かった。

最初に、炉心内検出器が正常に機能することを確認するとともに、既知のシステム擾乱に対する検出器の応答を求めるための試験が行われた。領域 5 の核分裂電離箱の信号は、予測どおり、制御棒の動きに正確に追従することが分かった (Fig. 15.38)。領域 5 の核分裂電離箱の時間応答はほとんど瞬時的であり、炉心外側の核チャンネルの時間応答と同じであった。領域 5 の核分裂電離箱の応答に周期が約 1.15 秒の変動が見られた (Fig. 15.39)。この変動の大きさは約 0.3% の出力変化に対応するものであった。この変動が微調整棒の動きによる真の出力変化であったとすれば、微調整棒は垂直方向に約 8 mm の振動をしていたことになる。このような微調整棒の振動がなかったこと、また炉心外核チャンネルの信号に変動が見られなかったことは、真の出力変化ではなかったことを示している。この変動は検出器あるいはケーブルの振動によるものと考えられた。

サイクル 2 のフラクチュエーション中に観測された炉心外核チャンネルデータとサイクル 1 のデータについて、比較、検討が行われた結果、サイクル 2 では核チャンネル信号の変動が多少小さくなっていることが分かった。また、サイクル 2 の変動は、サイクル 1 と比べて、やや規則的になり、炉心全体に拡がっているようであった。サイクル 1 では、他のチャンネルと比べて、チャンネル VI に最も顕著な変動が観測された (Fig. 15.40)。これに対し、サイクル 2 では、個々のチャンネルの応答に僅かな相違が見られたが、全体的な挙動はどのチャンネルにおいても良く似たものであった (Fig. 15.41)。

領域 5 の核分裂電離箱は、Fig. 15.42 に見られるように、炉心外核チャンネルの平均値とほとんど同じ応答を示した。フラクチュエーション中に観測される炉心外核チャンネル信号の偏差は中性子ストリーミングに起因するものと考えられ、一方、領域 5 の核分裂電離箱はこの影響を

受けないため、この応答は予測どおりである。

フラクチュエーション中のデータを詳細に検討したところ、制御棒の動きによらない反応度変化が生じていることが分かった。この変化は、Fig. 15.43に見られるように、微調整棒位置が一定の期間にも生じている。領域5の核分裂電離箱の信号は炉心外核チャンネルの信号の平均値と本質的に同じ変化を示している。個々の核チャンネルがある程度異なった応答を示す場合もあるが、これは局所的な中性子ストリーミングの影響と考えられた。また、以下に述べるように、これらの反応度変化は炉心の運動によって引き起こされたものと考えられた。

Fig. 15.43は、1979年8月30日の出力上昇中に発生したフラクチュエーションのデータである。微調整棒はほぼ等しいステップで段階的に引き抜かれた。微調整棒の変化と同時に、炉心外及び炉心内検出器に変化が見られた。各段階で、中性子束は急速な増加を示した後、ゆっくりと減少した。これは制御棒変化によって生じる正常な温度フィードバックの影響である。

大きな反応度変化は約16分周期で生じている。フラクチュエーション中の最大反応度変化は約 1ϕ (約 $0.0007\Delta\rho$)と概算されている。この値は、想定されるカラム間ギャップ分布の変化から計算された反応度変化とほぼ一致している。

Fig. 15.44からFig. 15.46は、Fig. 15.34に示したフラクチュエーションの一部を拡大して示したものである。ここでは、フラクチュエーションの70秒後まで微調整棒は一定の高さに保持されていた (Fig. 15.44)。これらの図には、周期4秒の変動が見られる。これらの変動は、アナログデータ再生時のワウ及びフラッタ補正の手違いによってデジタルデータに持ち込まれたものである。

領域5の核分裂電離箱の信号及び炉心外検出器の平均値はフラクチュエーションの約10秒前から僅かな上昇を示している (Fig. 15.44)。フラクチュエーション後の中性子束変化は正常な温度フィードバックによるものである。各炉心外検出器の信号も同じ特性を示していることが分かる (Fig. 15.45及びFig. 15.46)。チャンネルⅧの検出器は、フラクチュエーションと同時に、急激な正の変化を示した。これは、この検出器の前面の反射体ブロック間ギャップが開いたことを示している。また、チャンネルⅢの検出器は、フラクチュエーションと同時に急激な負の変化を示した。これは、チャンネルⅢの検出器の前面の反射体ブロック間ギャップが閉じたことを示している。チャンネルⅢはチャンネルⅧに隣接しているため、これらの変化は一つのギャップが開くと隣接するギャップが閉じることを示している。Fig. 15.47に示す核チャンネル偏差のデータから、このような側部反射体間ギャップの挙動が明確に分かる。

以上のような検討結果から推定されたフラクチュエーションのシーケンスは、次のようにまとめられる。

1. フラクチュエーションの10 - 15秒前にブロックの変位が始まる。
2. ブロックの変位の大きさは、フラクチュエーションが起こるまで増大する。
3. フラクチュエーションが起こると同時に、反射体ブロック間ギャップが急激に変化する。

この結果、炉心外検出器の信号に急激な変化が生じる。

4. フラクチュエーションが起こると、炉心カラム間ギャップ分布が急激に変化する。この結果、最大 $\pm 1\phi$ の反応度変化が生じる。
5. 反応度変化によって出力、したがって温度が変化するため、正常な温度フィードバックに

より 1 - 2 分間で炉心出力はほぼフラクチュエーション前のレベルに戻る。

反応度変化と核チャンネル偏差, ギャップ温度の間の相関関係が検討された。Fig. 15.47 から Fig. 15.49 は, これらの代表的なデータを示したものである。図中の丸印は制御棒の動きによらない反応度変化を示している。これらの図から制御棒の動きによらない反応度変化はすべて核チャンネル偏差の急激な変化に対応していることが分かる。また, 反応度変化とギャップ温度 (較正熱電対 15) の間にある程度の対応が見られた。

核分裂電離箱データの解析から, 次のような結論が導かれた。

1. フラクチュエーション中に, 制御棒の動きによらない反応度変化が生じている。この変化はたかだか 1ρ ($0.00007 \Delta \rho$) 程度である。
2. この反応度変化は炉心ブロックの運動によるものと思われる。
3. 反応度変化は核チャンネル偏差の急激な変化に対応している。これは側部反射体間ギャップを通る中性子ストリーミングによるものと考えられる。
4. 反応度及び核チャンネル偏差の変化は領域間ギャップの変化にも対応していると考えられる。

15.8 自己出力型中性子検出器

計装制御棒駆動機構に取り付けられた自己出力型中性子検出器 (SPND) のエミッタにはロジウムが用いられている。この検出器の時間応答はほとんど Rh-104 の β 崩壊の半減期 (42 秒) によって決まる。微調整棒の急激な変化に対する自己出力型中性子検出器及び炉心内核分裂電離箱の応答を Fig. 15.38 に示す。核分裂電離箱は微調整棒のステップ状変化に対し直ちに応答するが, 自己出力型中性子検出器の応答は中性子束の急激な変化に追従できるほど速くないことが分かる。

自己出力型中性子検出器の信号から, Rh-104 の半減期及び検出器, 増幅器の時定数による時間遅れを補正して, 中性子束が計算された (Fig. 15.50)。しかしながら, この計算値は, 領域 5 の核分裂電離箱から容易に求められる中性子束より不正確であった。

自己出力型中性子検出器の信号は中性子束の急激な変化に追従できなかったが, 通常のプラント負荷変化に伴う中性子束変化には十分追従する。代表的なプラント負荷変化中の自己出力型中性子検出器信号の応答を Fig. 15.51 に示す。この図から, 自己出力型中性子検出器の信号は核分裂電離箱より時間分解能が明らかに劣っているが, 全般的には一致していることが分かる。中性子束の時間変化の詳細な挙動に関しては, 計装制御棒駆動機構の核分裂電離箱によってより高精度な情報がより容易に得られる。

15.9 フィッションカップル

計装制御棒駆動機構に取り付けられたフィッションカップルは, 領域 5 及び領域 35 のアクティブボアの 30 cm 下側に据え付けられた (Fig. 11.4 参照)。フィッションカップルでは, 熱電対の接点に代わって核分裂性物質の小球が用いられる。これによって, 積分核分裂密度が直接測定される。ここでは, TRISO 被覆の炭化ウラン粒子 (直径約 0.38 mm) が用いられた。粒子表面

に被覆された厚さ 0.15 mm のタングステン層に熱電対素線が点溶接されている。

GA社のMark - I TRIGA炉で行われた試験の結果と比べて、FSV炉ではフィッションカップルの感度が約 25 % 低下していることが分かった。これは、フィッションカップル接点の核発熱量のかなり大部分が、おそらく対流冷却によって、失われていることを示している。このため、フィッションカップルのデータと制御棒チャンネル下部熱電対のデータとの比較が行われた。この結果、FSV炉のフィッションカップルは、フィッションカップル近傍の制御棒が急激に動く場合を除いて、中性子検出器というより、むしろ熱電対に似た挙動を示すことが分かった。

15.10 マイクロフォン

領域 5 に設けられた KAMAN マイクロフォンのデータについて解析が行われた。領域 35 に設けられた GULTON マイクロフォンは作動しなかったため、この領域のデータは得られなかった。

KAMAN マイクロフォンは 0 - 2000 Hz の周波数範囲で平坦な特性をもつ高温用圧力変換器である。炉心フラクチュエーションは周波数の低い現象であるため、2000 Hz 以上の周波数は重要でないと考えられた。

フラクチュエーション中の信号を再生したところ、明らかに周期的なランブル音が聴き取られた。このランブル音は較正熱電対 15 の温度（領域 5 と領域 13 の間のギャップ温度）が変化する前に大きくなった。また、これと同時に、マイクロフォン直流レベルの急激なシフトがオシロスコープで観測された。さらに、周波数スペクトル、自己相関、確率密度が求められた（Fig 15.52 から Fig. 15.54）。周波数スペクトルから低周波数で音響出力が大きいことが分かった。また、自己相関関数には、10 Hz 以下の周波数で周期的な変動が生じていることを示す相関が見られた。このような相関が見られたこと、及び確率密度関数が非対称であったことは、信号がランダムな雑音ではないことを示している。

さらに、マイクロフォンのデータとその他のデータ（核チャンネル、圧力損失、較正熱電対など）との間に相関があるかどうかを調べるため比較が行われた。核チャンネル V、VI 及び VII の信号には、マイクロフォンの信号と類似した 1 Hz 及び 0.05 Hz の周波数成分が見られた。また、マイクロフォン信号の約 0.05 Hz 成分は炉心圧力損失と良い一致を示した。これは、マイクロフォンが一種の圧力変換器であるため、予測どおりの結果である。これら以外には、明確な相関関係は認められなかった。

1 Hz 及び 0.05 Hz の周波数の原因は究明できなかった。しかしながら、これらの周波数はフラクチュエーションが起こっていない期間にも観測されているため、フラクチュエーションとは全く関係がないものと判断された。

15.11 変位計

フラクチュエーション中の垂直方向変位を測定するため、領域 35 の制御棒駆動機構／オリフィスアセンブリに差動トランス型変位計（LVDT）が取り付けられた。試験の初期には、プロットしたデータがほとんど直線であったため、変位計が作動していないか、あるいは変位が生じてい

ないと考えられた (Fig. 14.34 参照)。しかしながら、スケールを拡大して再プロットしたところ、微小な変位 (最大 0.6 mm 程度) を示していることが確認された。このため、定常運転中、フラクチュエーション中及びスクラム後の変位計の動きについて検討が行われた。また、この変位といくつかの炉心パラメータ (オリフィス圧力損失、炉心出力、炉心流量、入口温度など) との間の相関関係についても検討が加えられた。

一つの例外を除いて、検出された変位計の動きは、一般に、出力変化あるいはオリフィス変化の後に生じ、約 15 分間にわたる緩やかなものであった。このため、この動きは熱的な効果によるものと推定された。

原子炉スクラム後の変位計の動きを Fig. 15.55 に示す。変位計は長時間にわたる緩やかな動きを示していることが分かる。Fig. 15.56 及び Fig. 15.57 は、それぞれ、出力変化時及びオリフィス変化時の変位計の動きを示したものである。これらの変位はすべて、黒鉛の熱膨張 (高さ 7.9 m, 熱膨張係数 $0.6 \times 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$) 及び鋼の熱膨張 (高さ 13.8 m, 熱膨張係数 $3.6 \times 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$) から計算された炉心の熱膨張と一致している。したがって、測定された変位は炉心の熱膨張を示していると考えられた。

しかしながら、熱膨張によって説明できない例外的な変化が一度見られた。この時には、オリフィスを閉じると同時に生じた約 0.25 mm の急激な変位が生じた。おそらく、この急激な変位は、オリフィスを閉じた時にブロック (カラム) が横方向に運動し、オリフィスバルブのはめ合いが変化したことによって生じたものと推定された。

フラクチュエーション中に、変位計は異常な挙動を示さなかった (Fig. 15.58)。フラクチュエーション中の変位は炉心の平均的な出力 (温度) に対応するものであった。

変位計データの解析から、次のような結論が導かれた。

1. 変位計は、一般に、出力変化及びオリフィス変化によって生じる鋼及び黒鉛の熱膨張を測定している。
2. これまでに得られている変位計データからは、フラクチュエーション中に想定されているブロックの微小な横方向運動を検出できなかった。
3. 変位計データから、フラクチュエーション現象の検討に有用な情報は得られなかった。

15.12 磁気計

ほとんどの炭素鋼の透磁率は自由空間より 100 - 1000 倍大きい。したがって、PCRVR 周囲にコイルを配列することによって、コアバレルの運動及び変形を検出できると考えられた。

磁気計のデータによれば、フラクチュエーションが生じている場合にも、コアバレルの急激な運動は全く見られなかった。起動時及び停止時の熱膨張のような非常にゆっくりしたコアバレルの運動は検出されなかった。したがって、磁気計データから、フラクチュエーション現象の解明に役立つ情報は得られなかった。

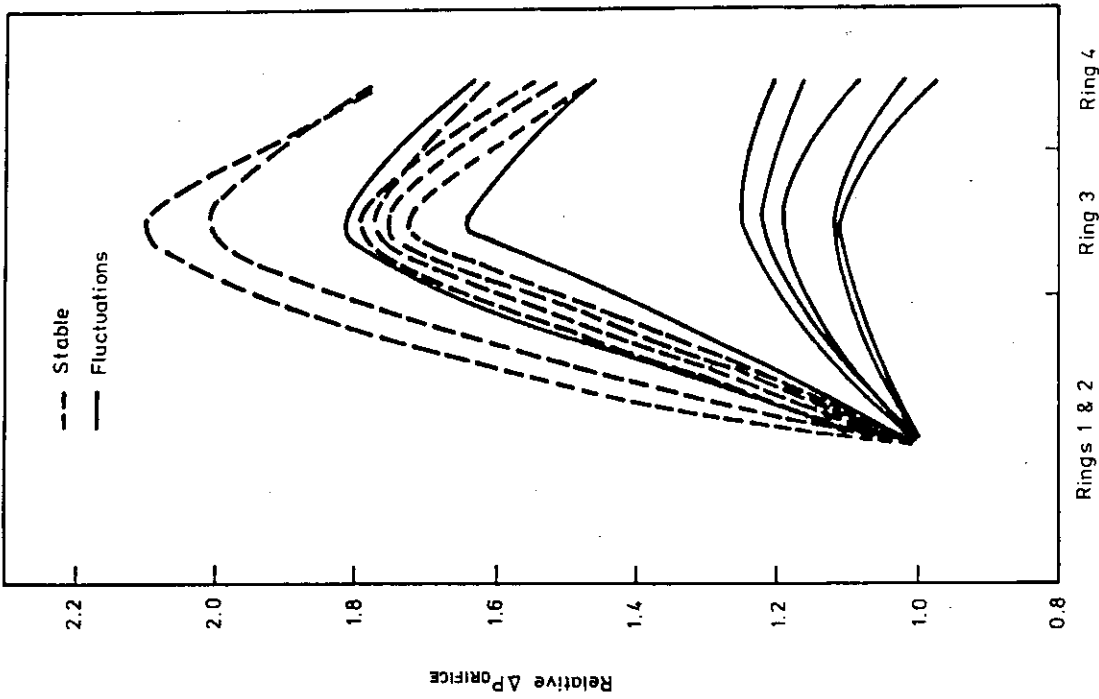


Fig. 15.1 Relative Orifice Pressure Drop Distribution for Cycle 2

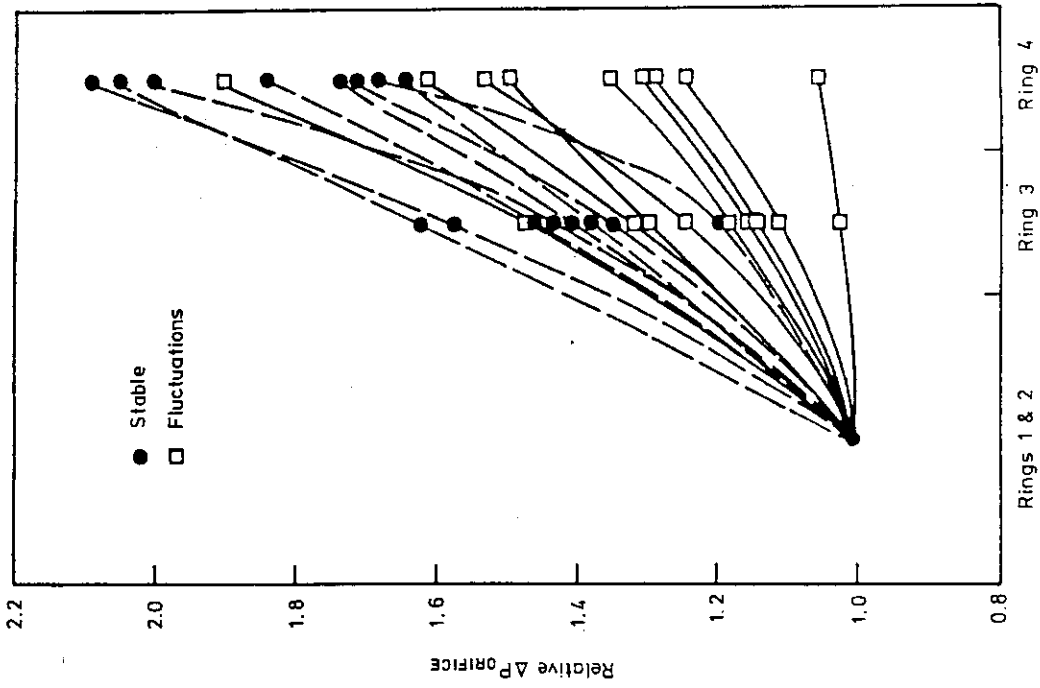


Fig. 15.2 Relative Orifice Pressure Drop Distribution for Cycle 1

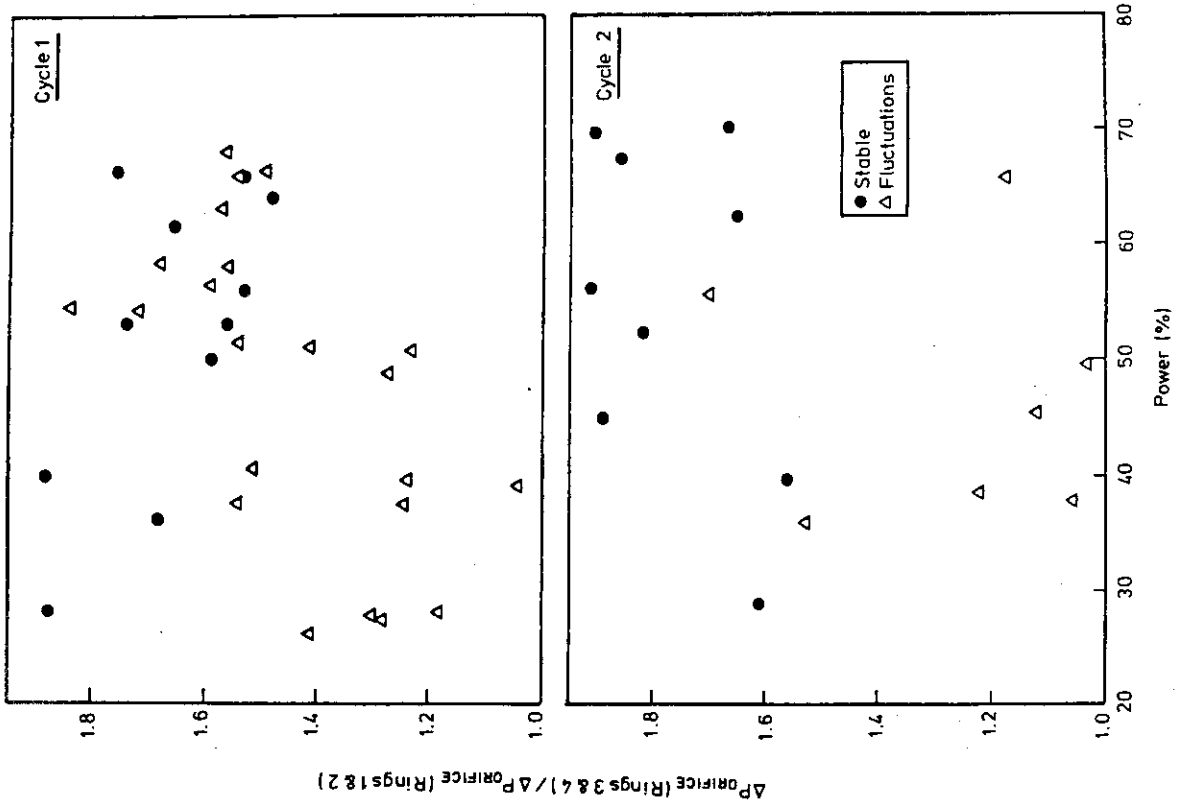


Fig. 15.3 Orifice Pressure Drop Ratio as a Function of Core Pressure Drop

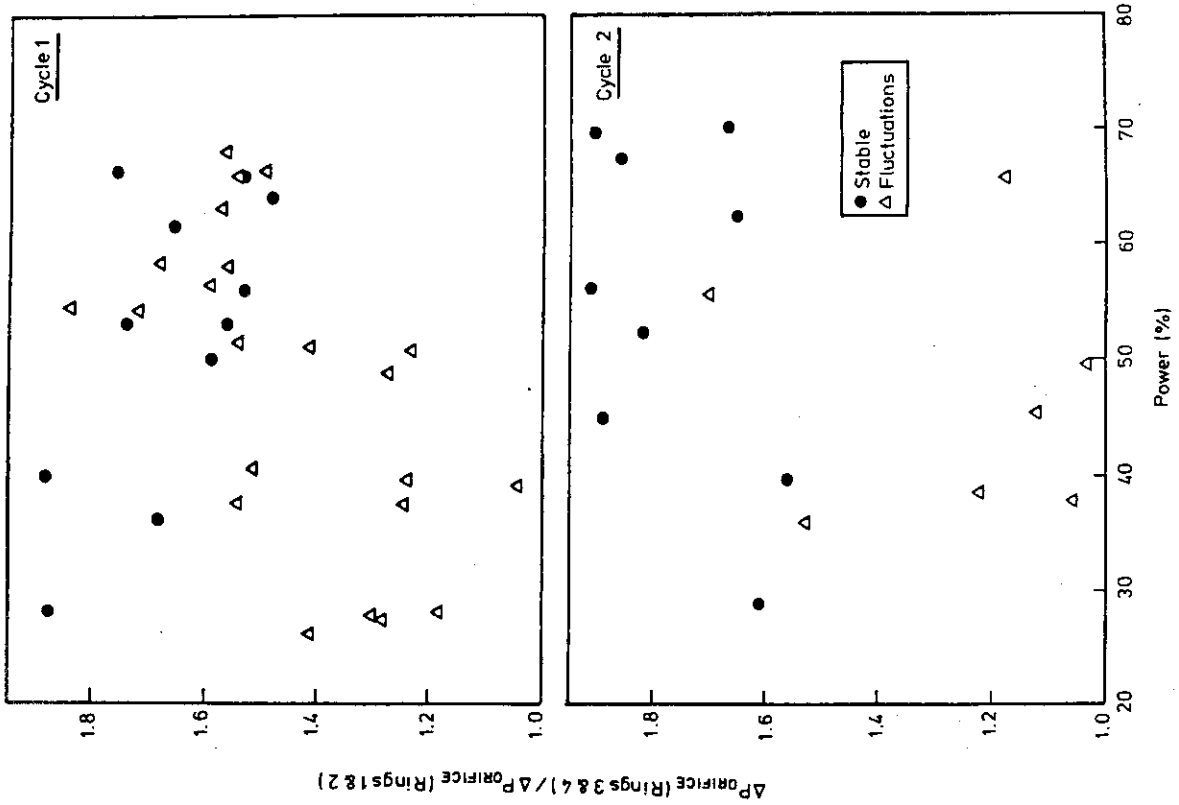
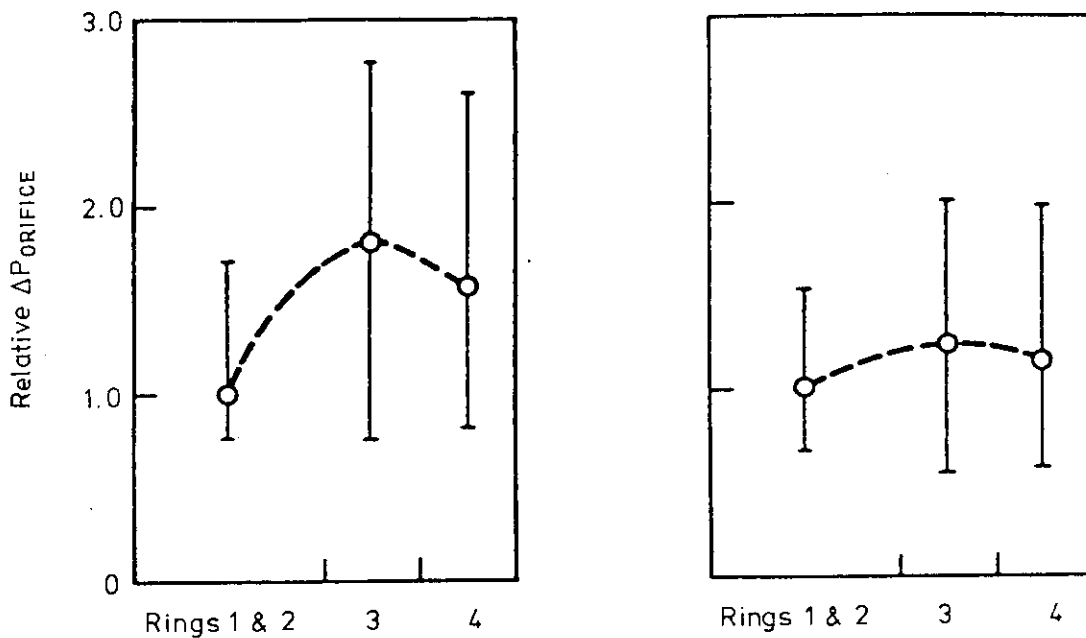


Fig. 15.4 Orifice Pressure Drop Ratio as a Function of Core Power



Date	10/25/79(09:30)	10/25/79(18:13)
Power	62.2%	65.6%
P/F	0.91	0.93
Resistance	35.7	38.9
Core ΔP_M	1.94	2.12
$\frac{\overline{\Delta P}_{ORIFICE} \text{ (Rings 3 \& 4)}}{\overline{\Delta P}_{ORIFICE} \text{ (Rings 1 \& 2)}}$	1.85	1.18
Fluctuations	No	Yes

Fig. 15.5 Relative Orifice Pressure Drop Distribution for Cycle 2

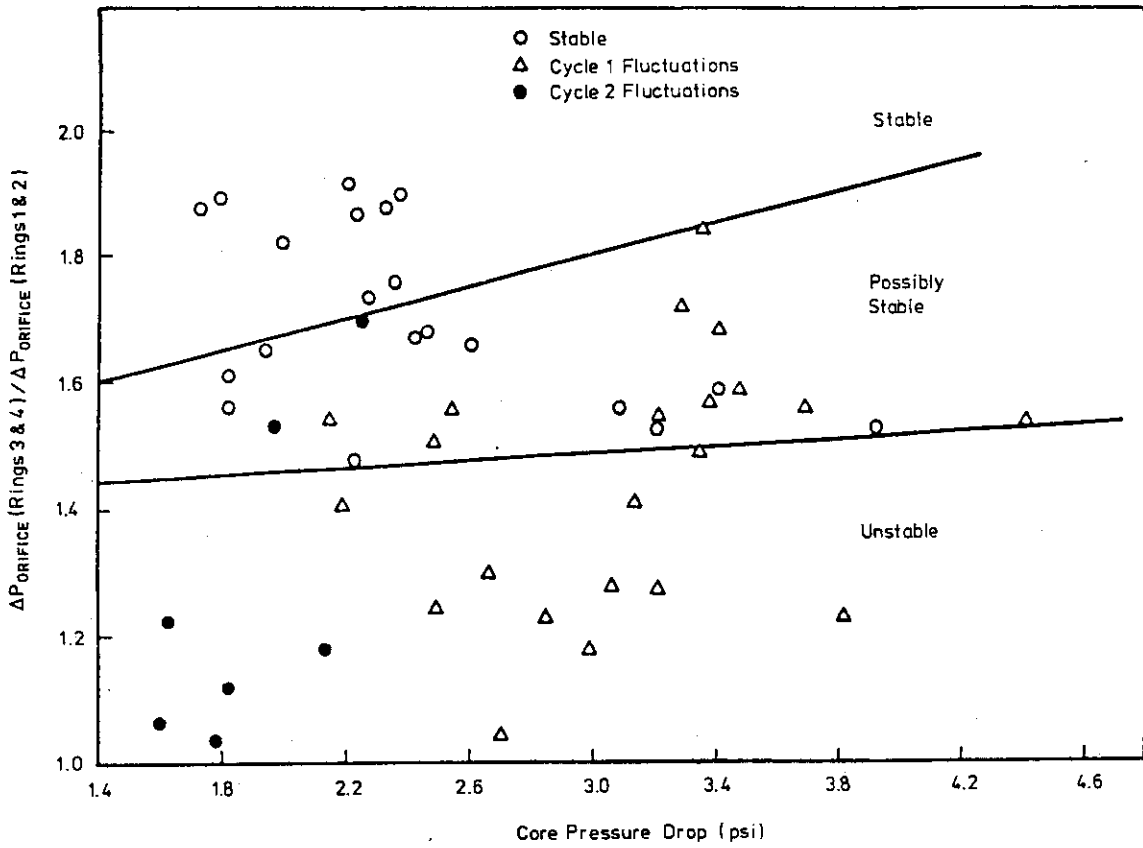


Fig. 15.6 Orifice Pressure Drop Ratio as a Function of Core Pressure Drop

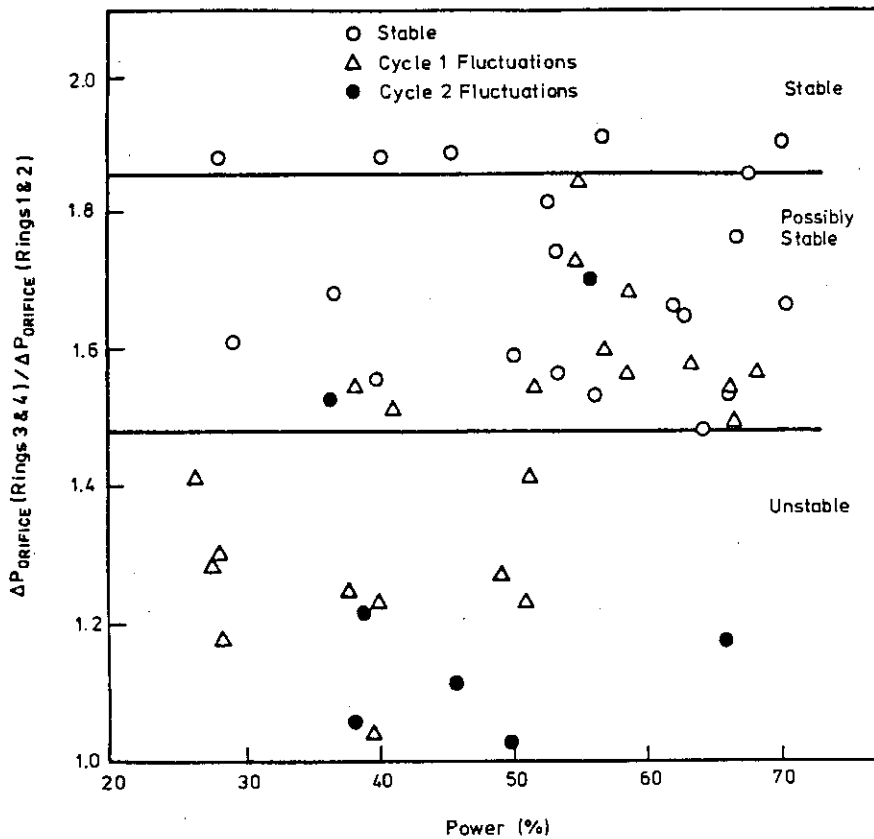


Fig. 15.7 Orifice Pressure Drop Ratio as a Function of Core Power

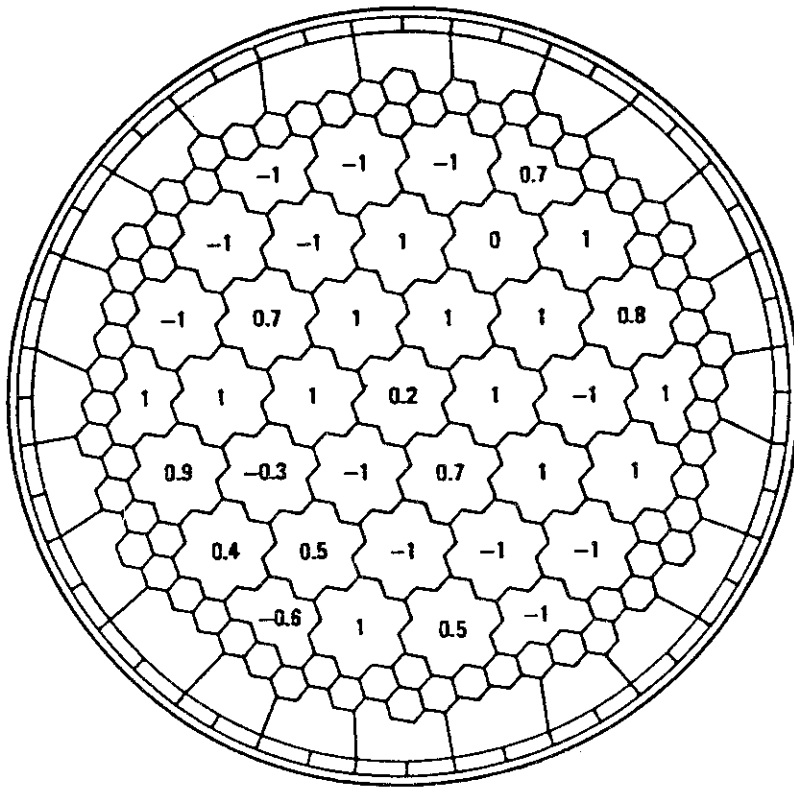


Fig. 15.8 Cycle 1 Discriminant Coefficients

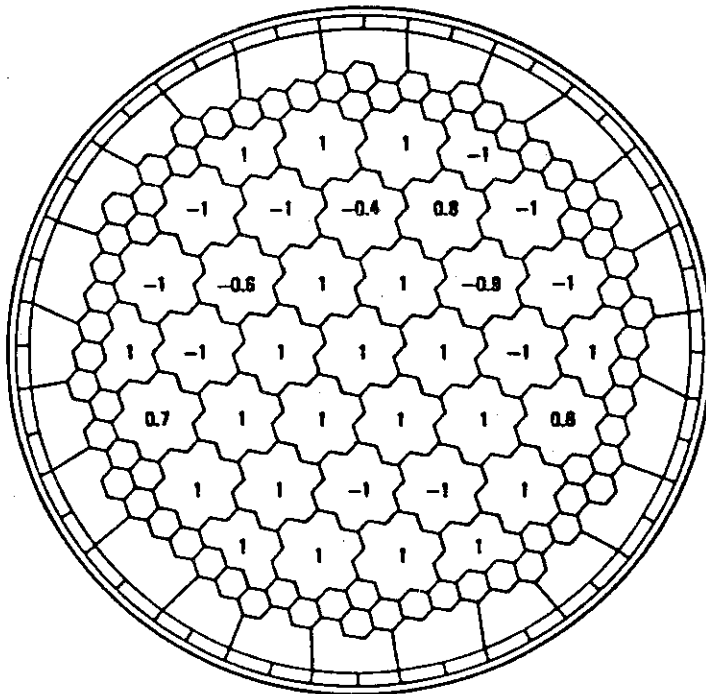


Fig. 15.9 Cycle 2 Discriminant Coefficients

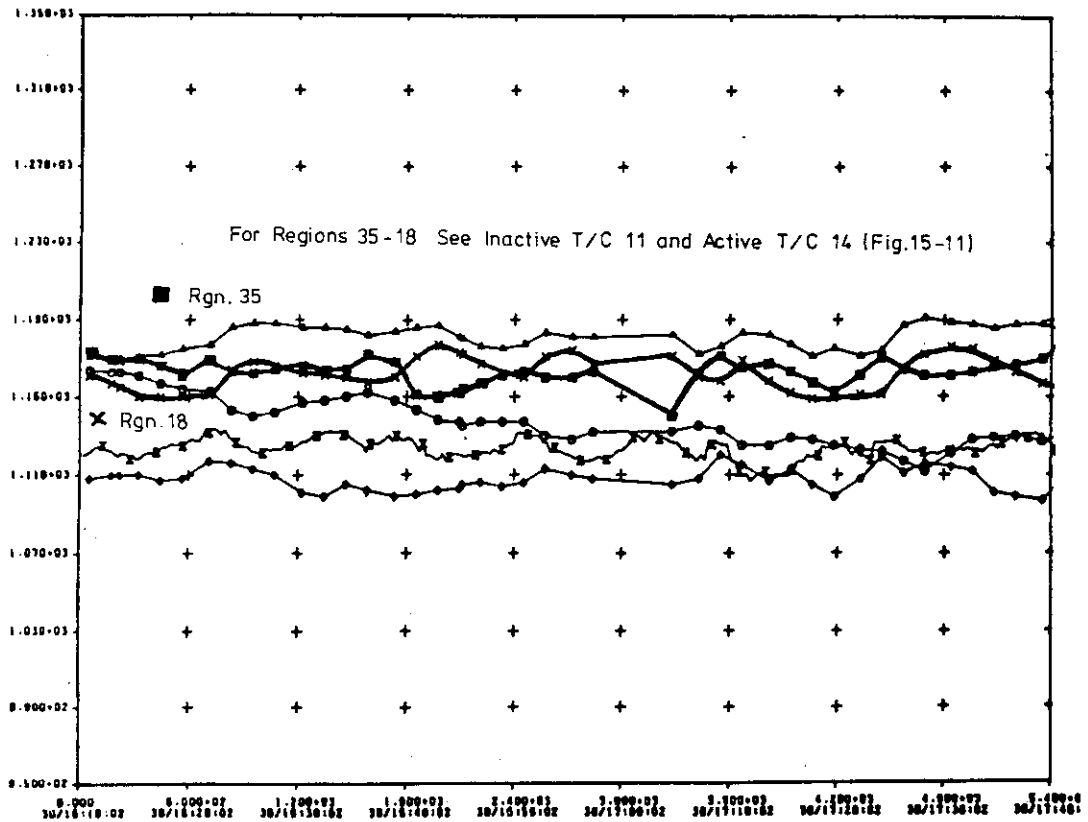


Fig. 15.10 Region Outlet Temperature (Regions 35 and 18)

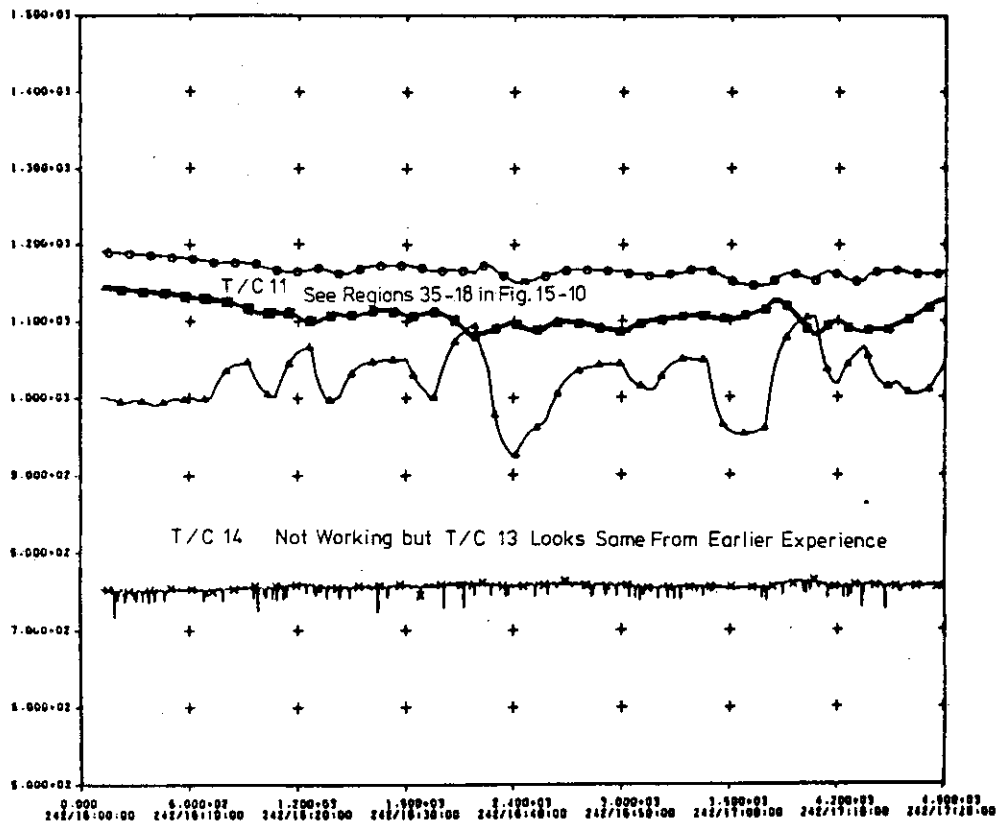


Fig. 15.11 Gap Temperature (T/C 11)

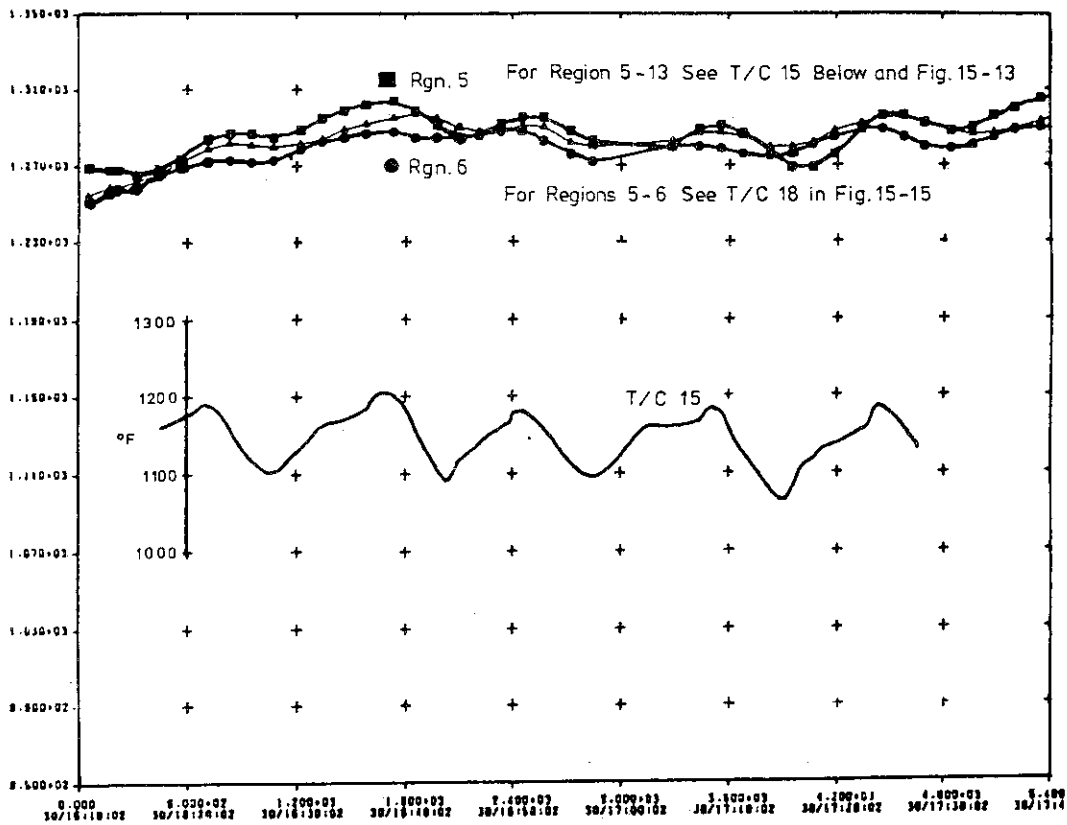


Fig. 15.12 Region Outlet Temperature (Regions 5 and 6)

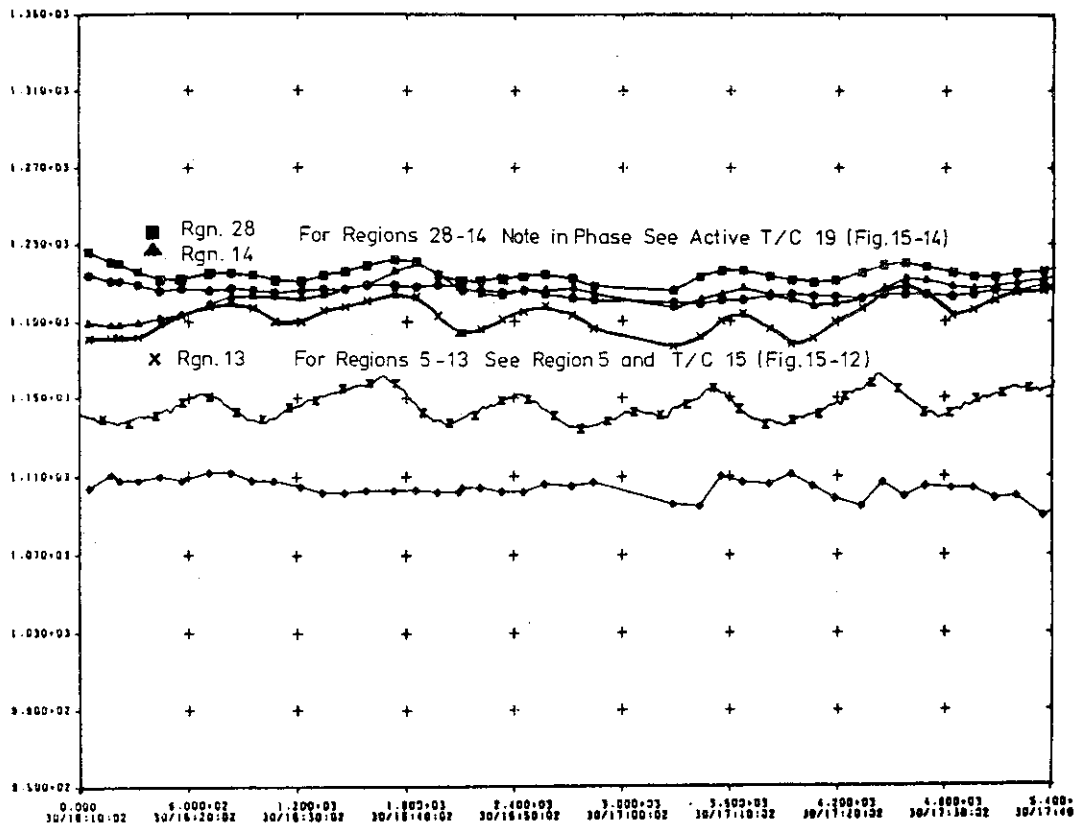


Fig. 15.13 Region Outlet Temperature (Regions 28, 14 and 13)

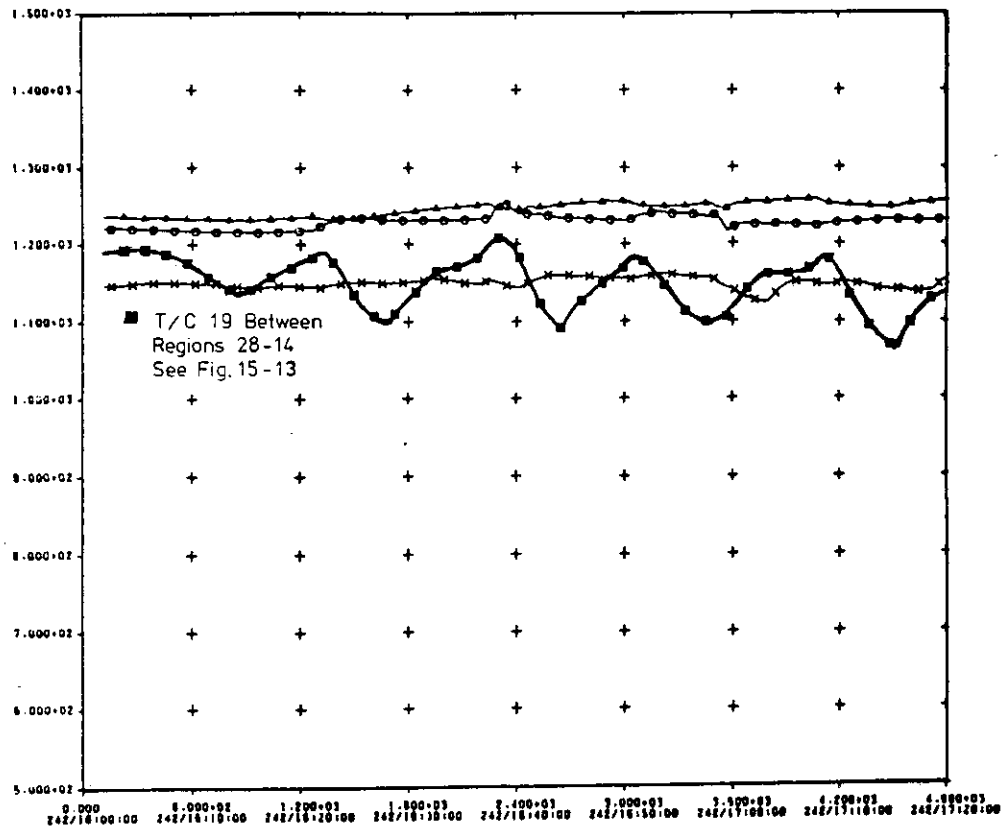


Fig. 15.14 Gap Temperature (T/C 19)

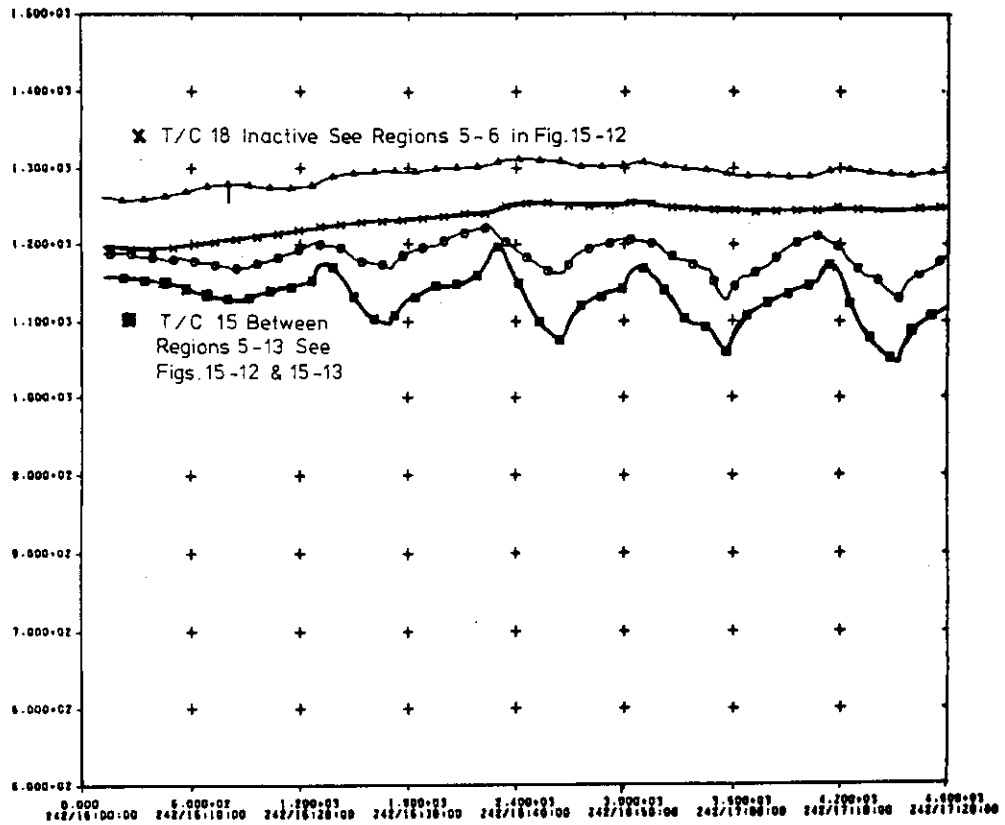


Fig. 15.15 Gap Temperatures (T/Cs 18 and 15)

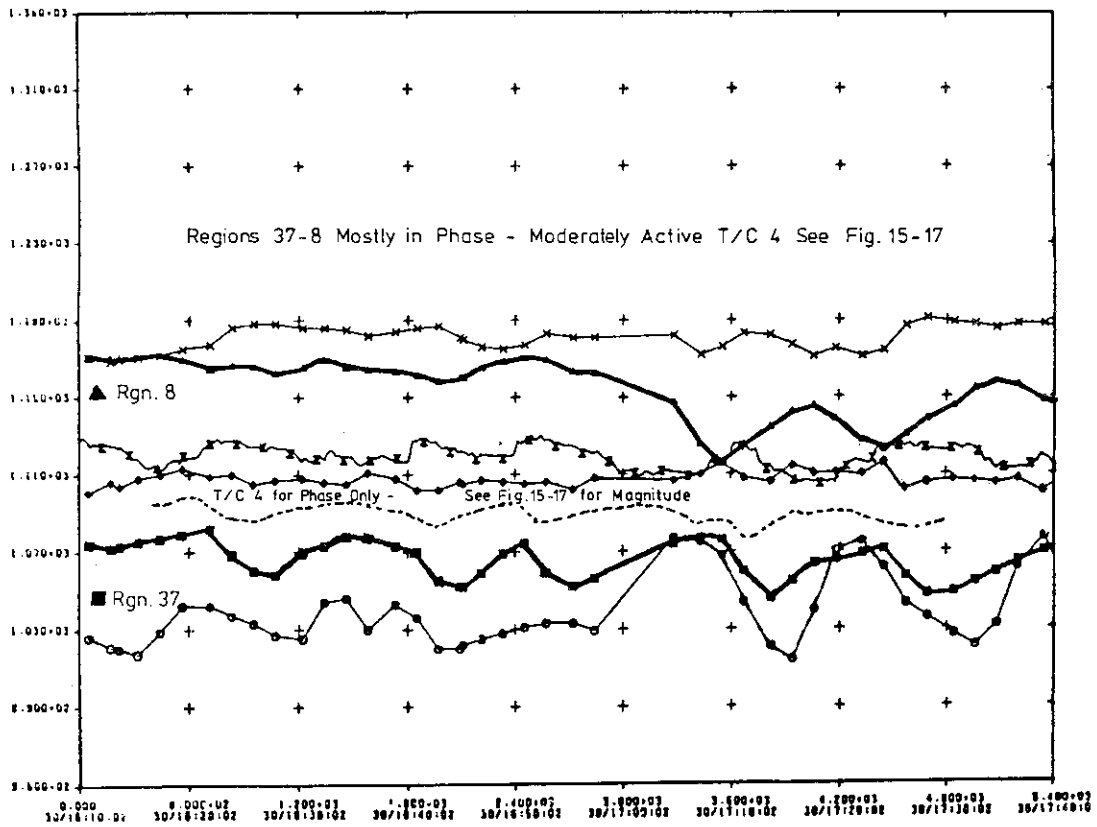


Fig. 15.16 Region Outlet Temperature (Regions 37 and 8)

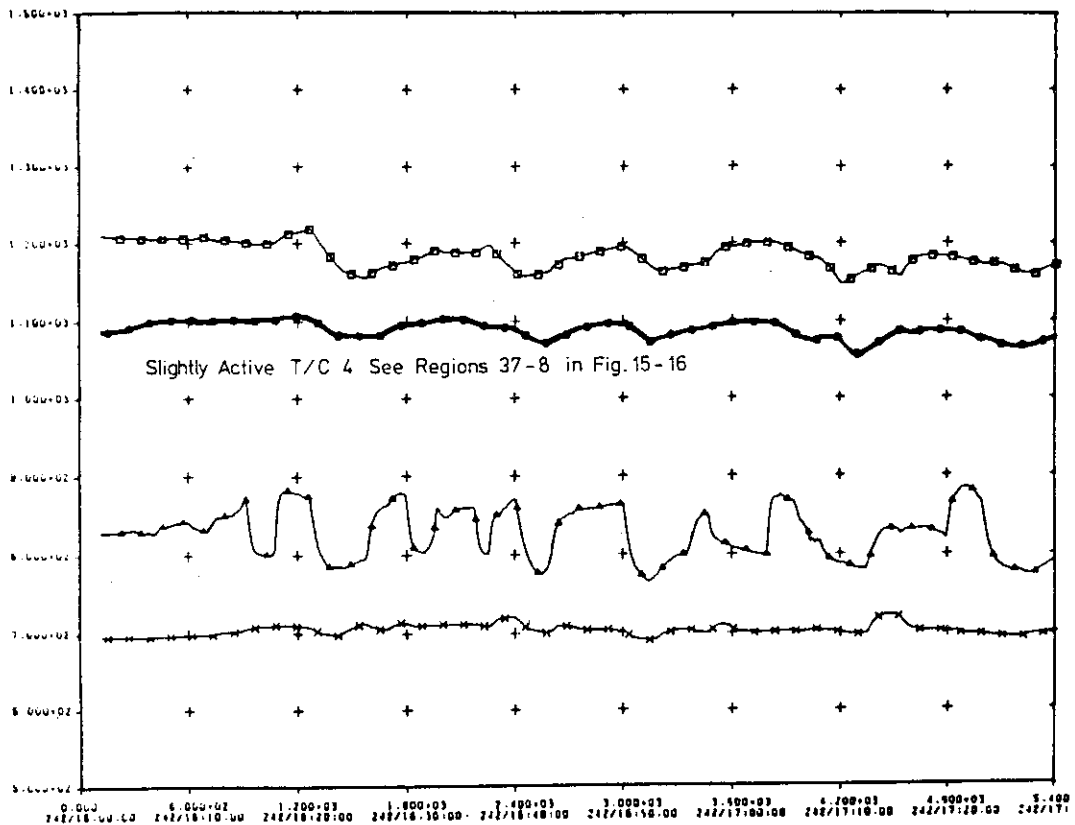


Fig. 15.17 Gap Temperature (T/C 4)

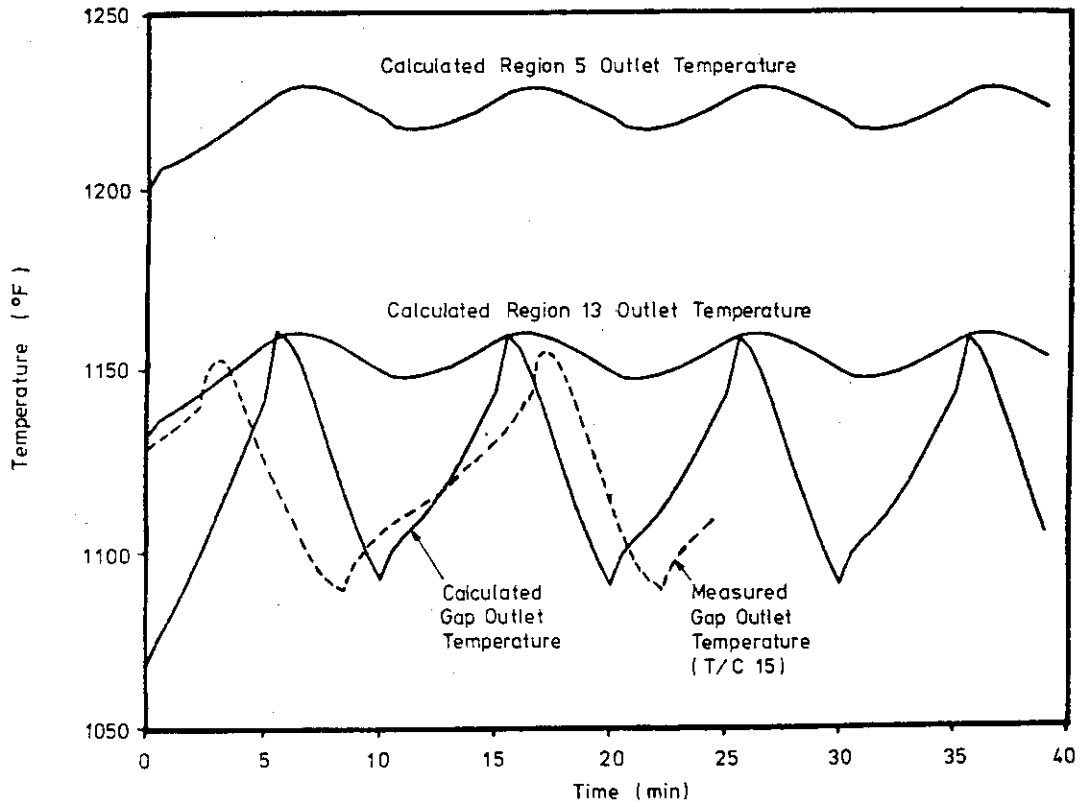


Fig. 15.18 Gap and Region Outlet Temperature as a Function of Time

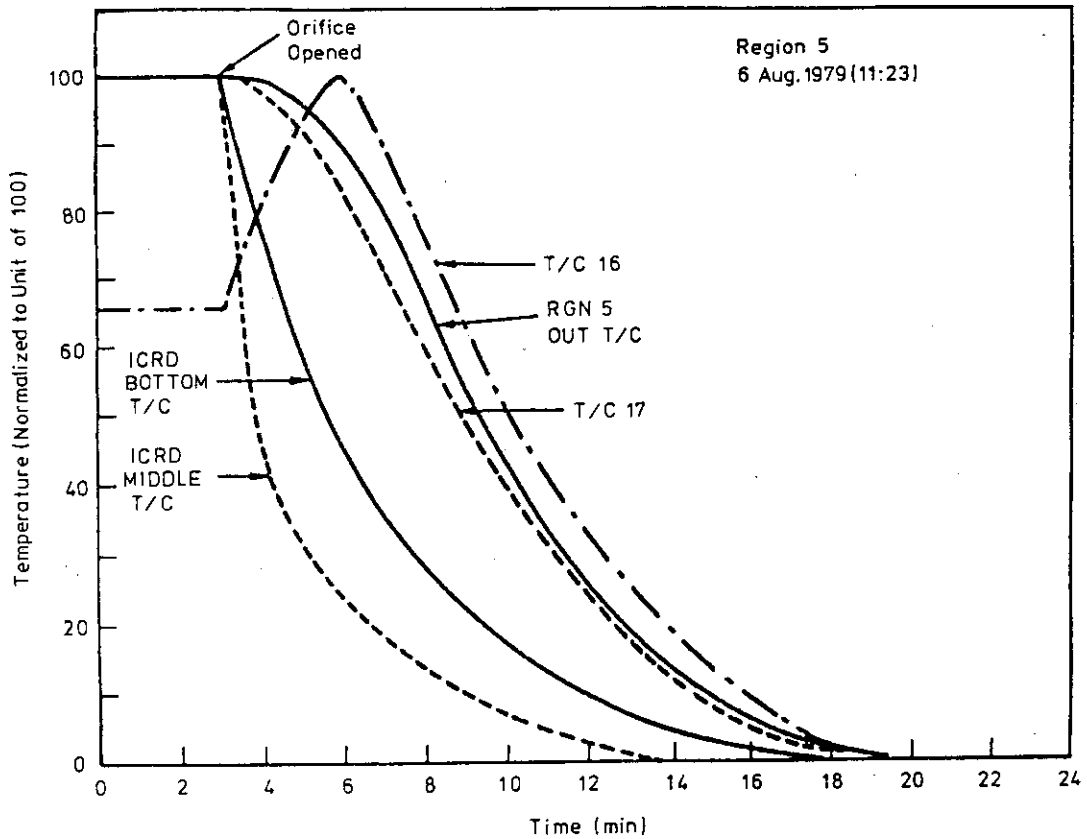


Fig. 15.19 Temperature in Region 5 as a Function of Time;
6 August 1979, 11:23

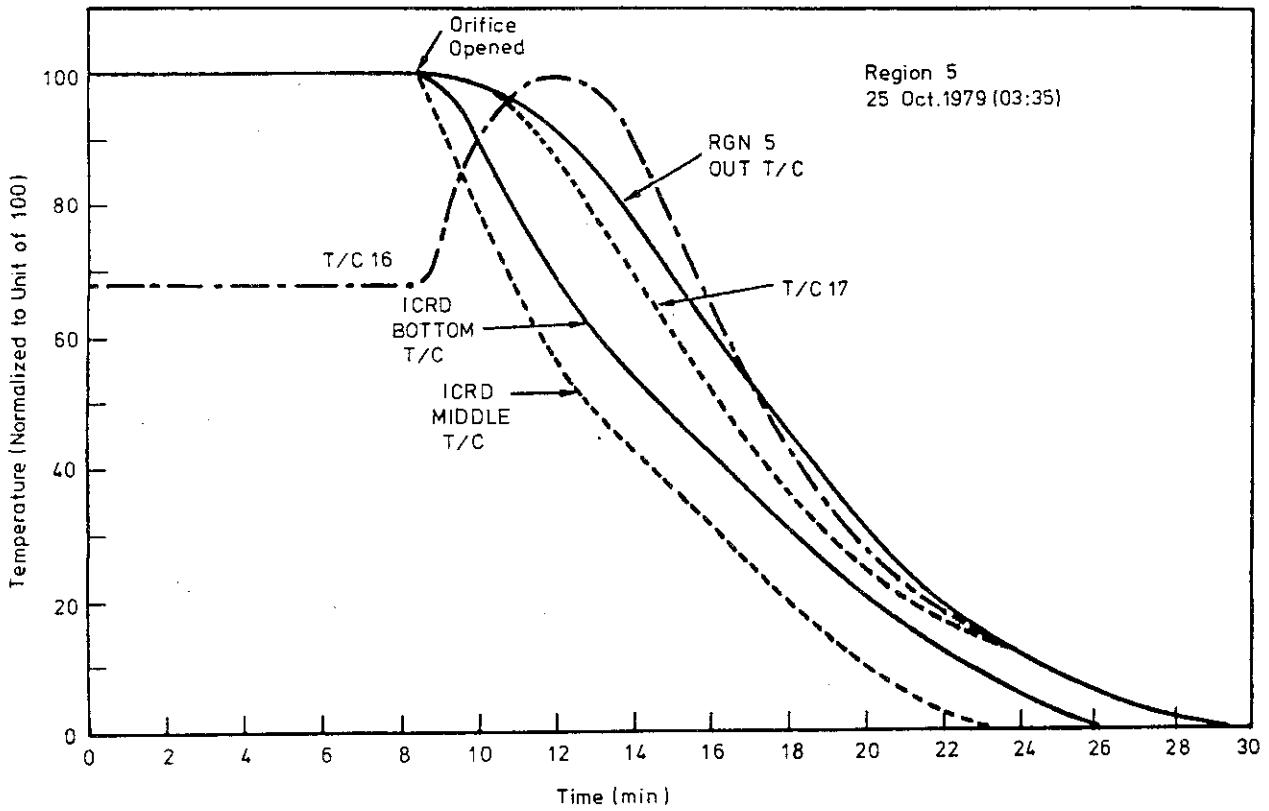


Fig. 15.20 Temperature in Region 5 as a Function of Time; 25 October 1979, 03:35

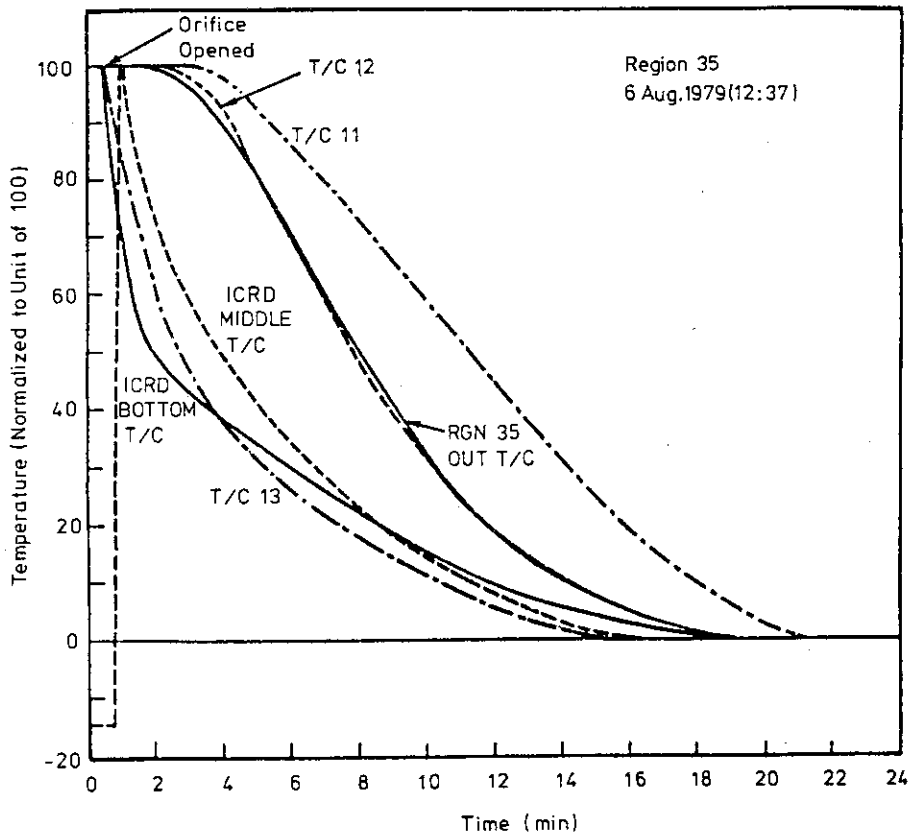


Fig. 15.21 Temperature in Region 35 as a Function of Time; 6 August 1979, 12:37

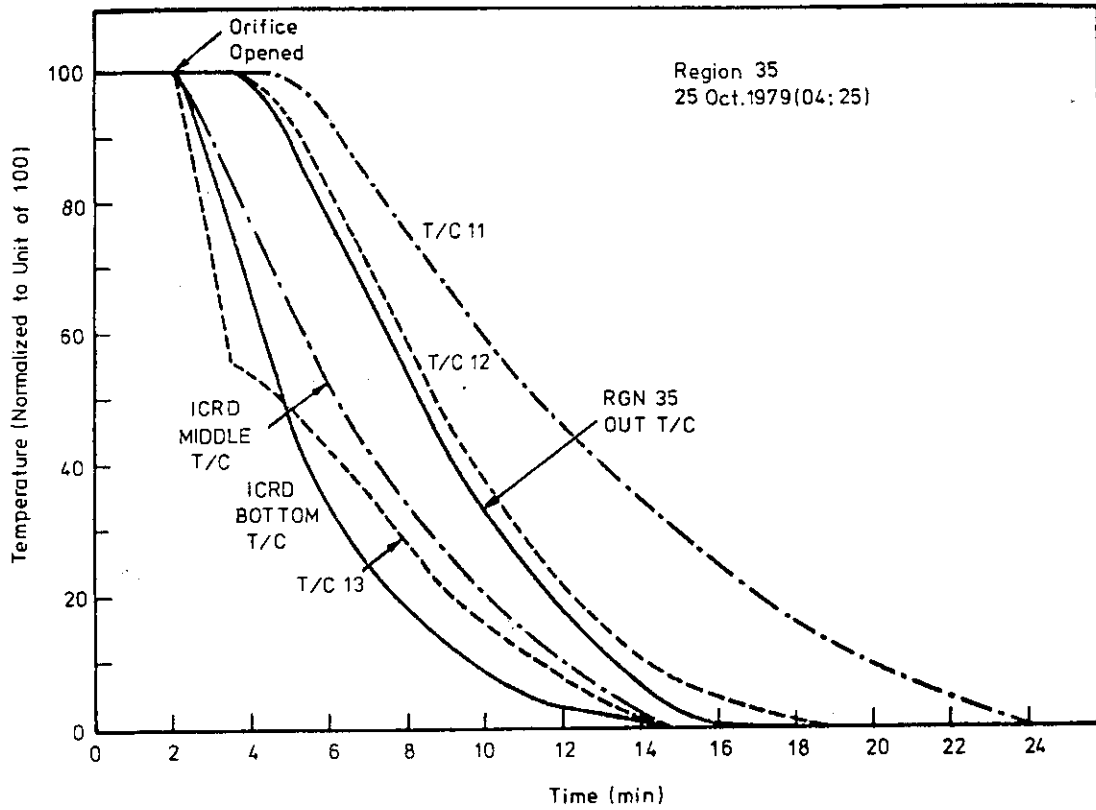


Fig. 15.22 Temperature in Region 35 as a Function of Time; 25 October 1979, 04:25

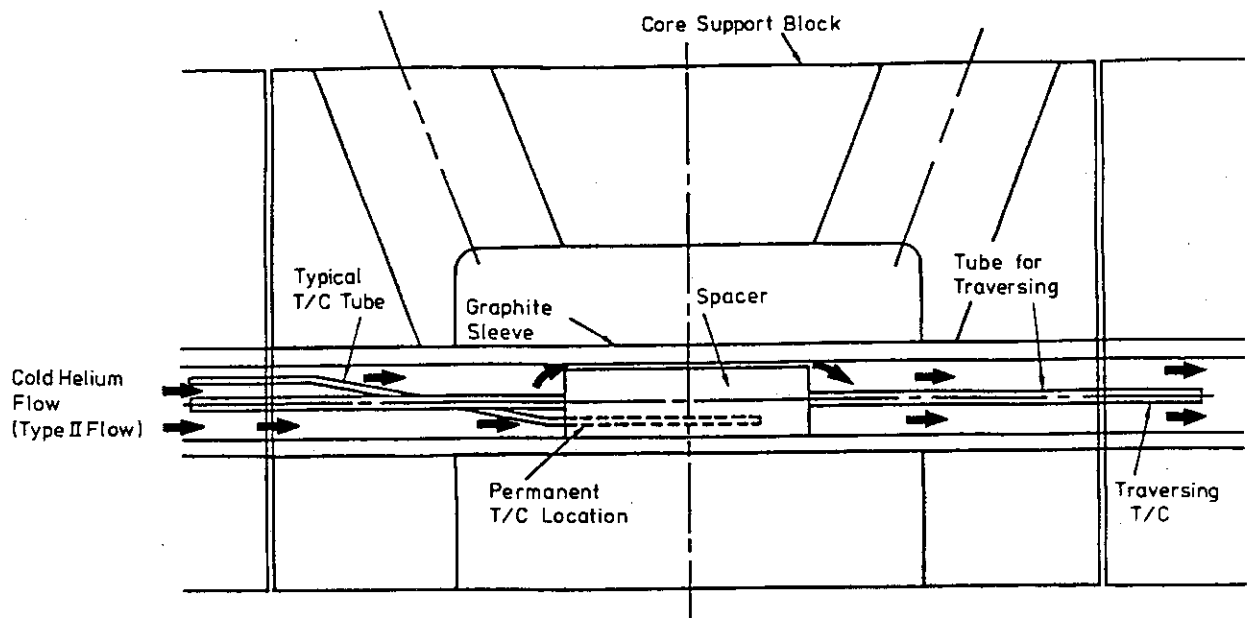


Fig. 15.23 Conceptual Drawing of Type II Flow

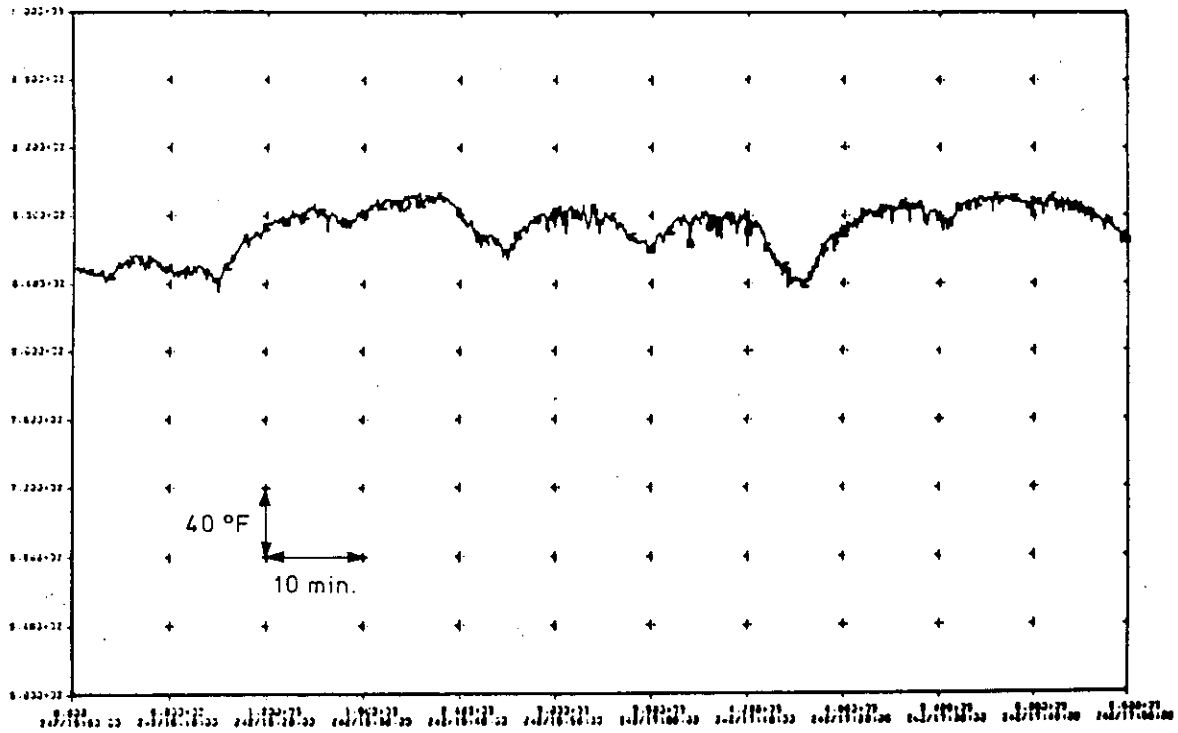


Fig. 15.24 ICRD Bottom T/C Temperature (Region 5)

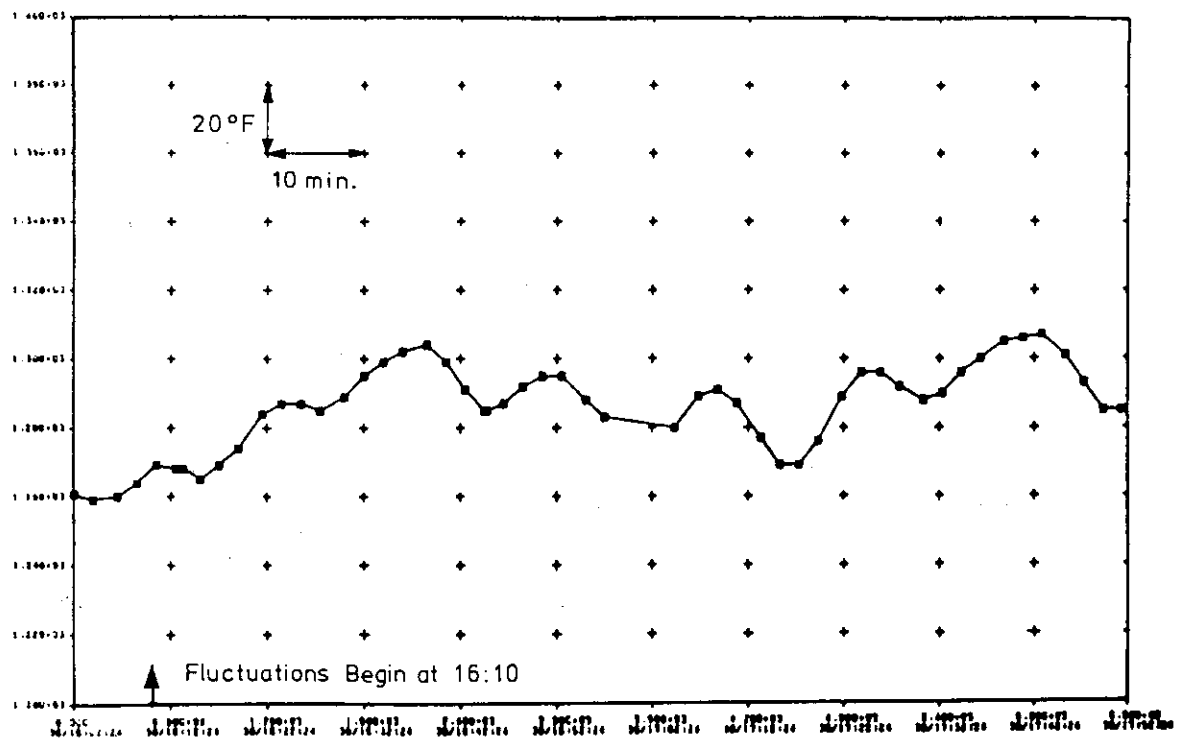


Fig. 15.25 Region 5 Outlet Temperature

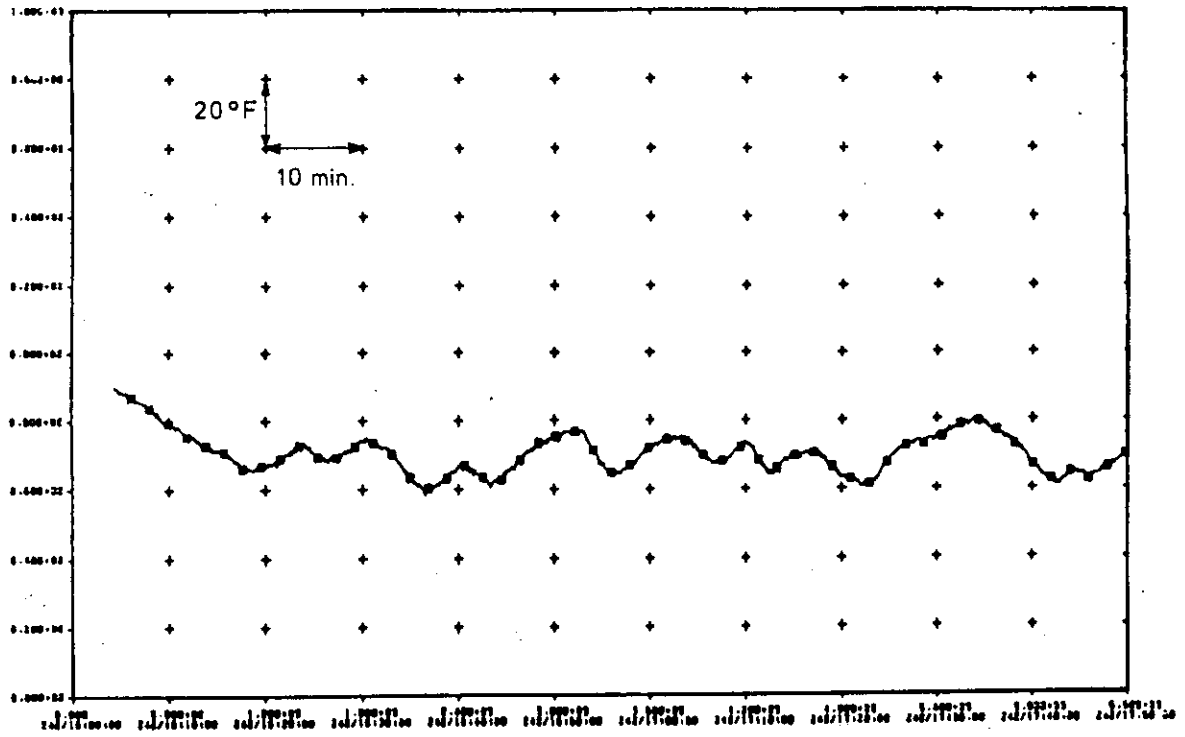


Fig. 15.26 ICRD Bottom T/C Temperature (Region 35)

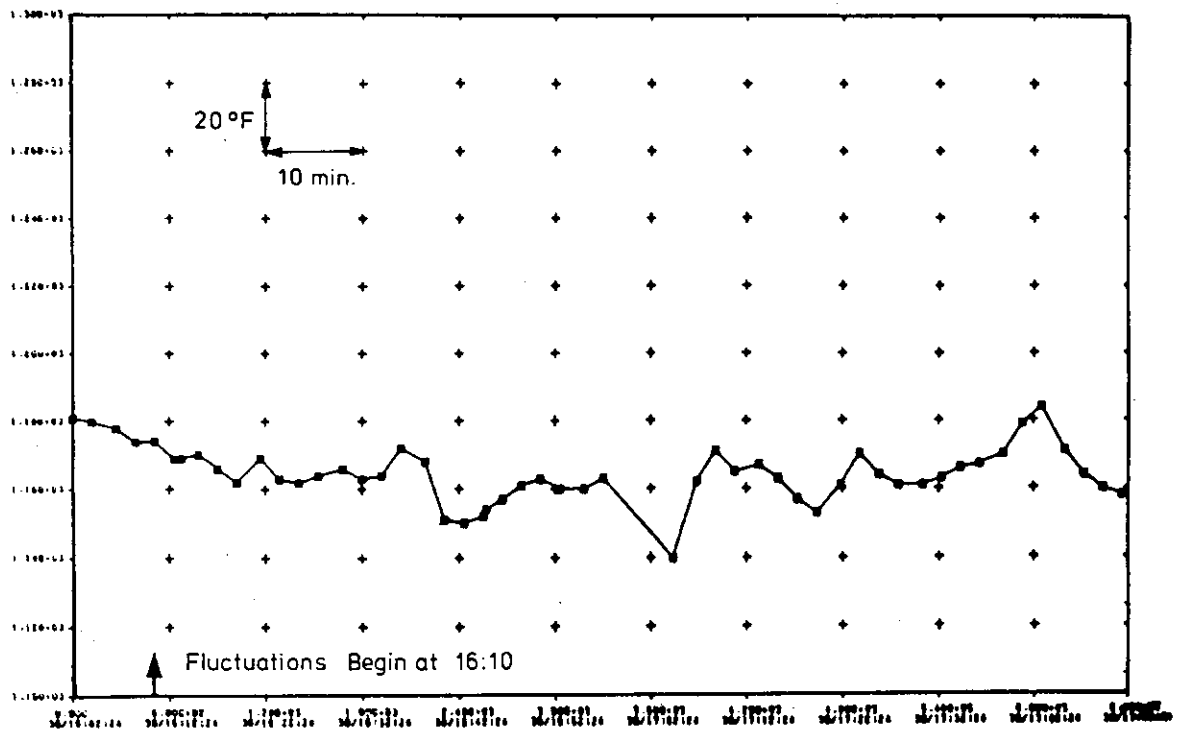


Fig. 15.27 Region 35 Outlet Temperature

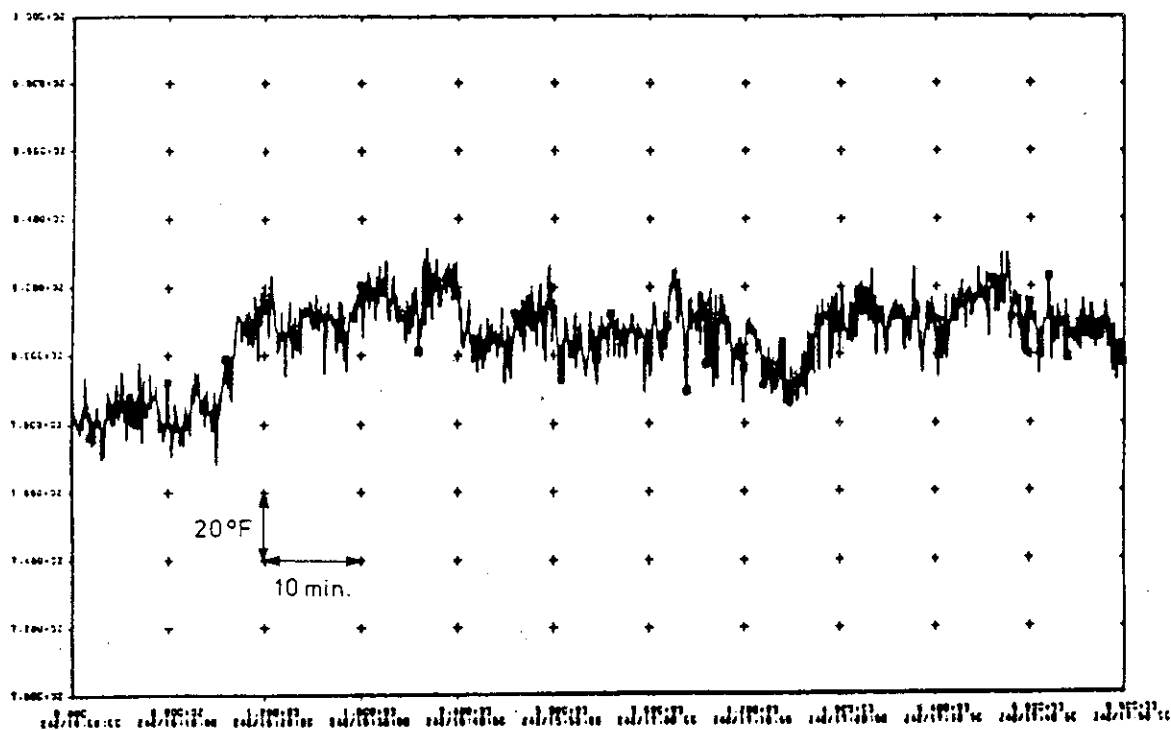


Fig. 15.28 ICRD Middle T/C Temperature (Region 5)

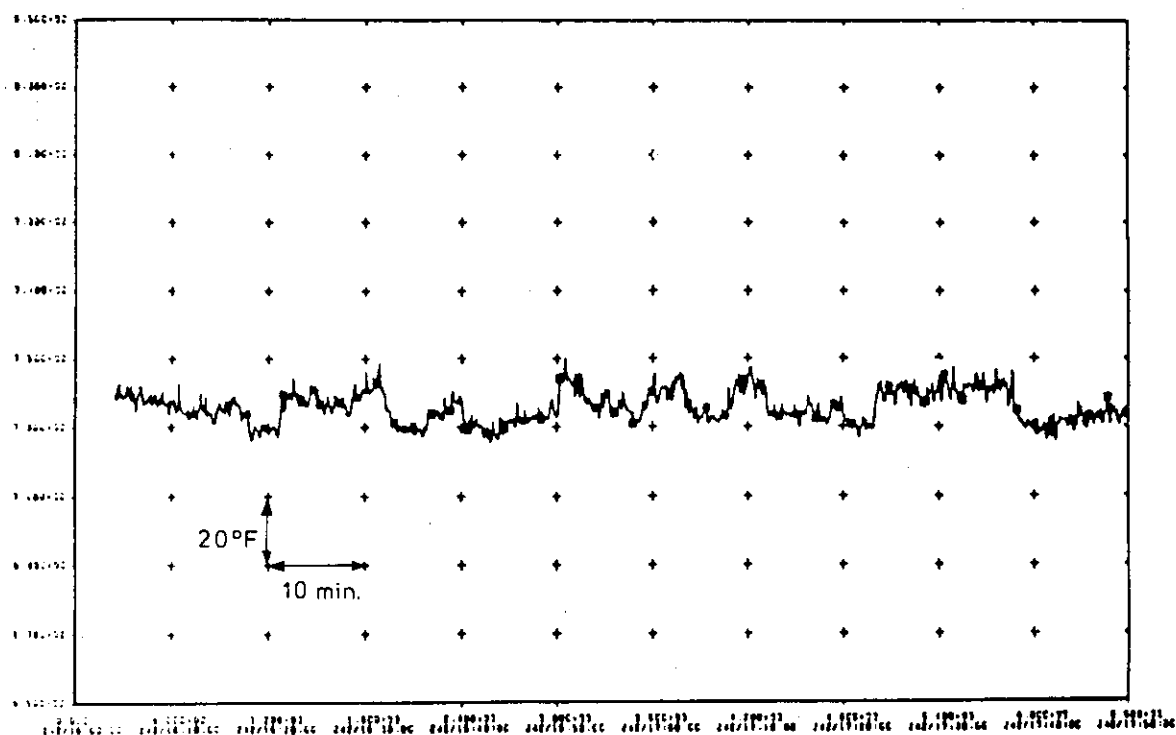


Fig. 15.29 ICRD Middle T/C Temperature (Region 35)

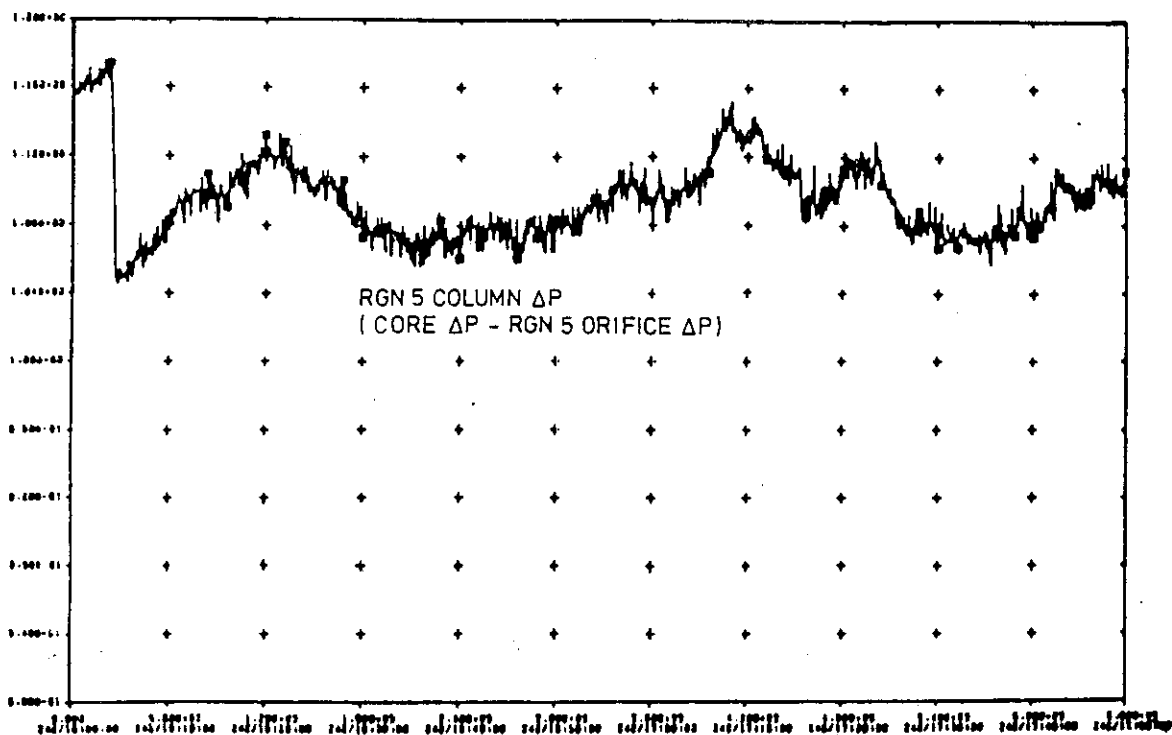


Fig. 15.30 Region 5 Column Pressure Drop

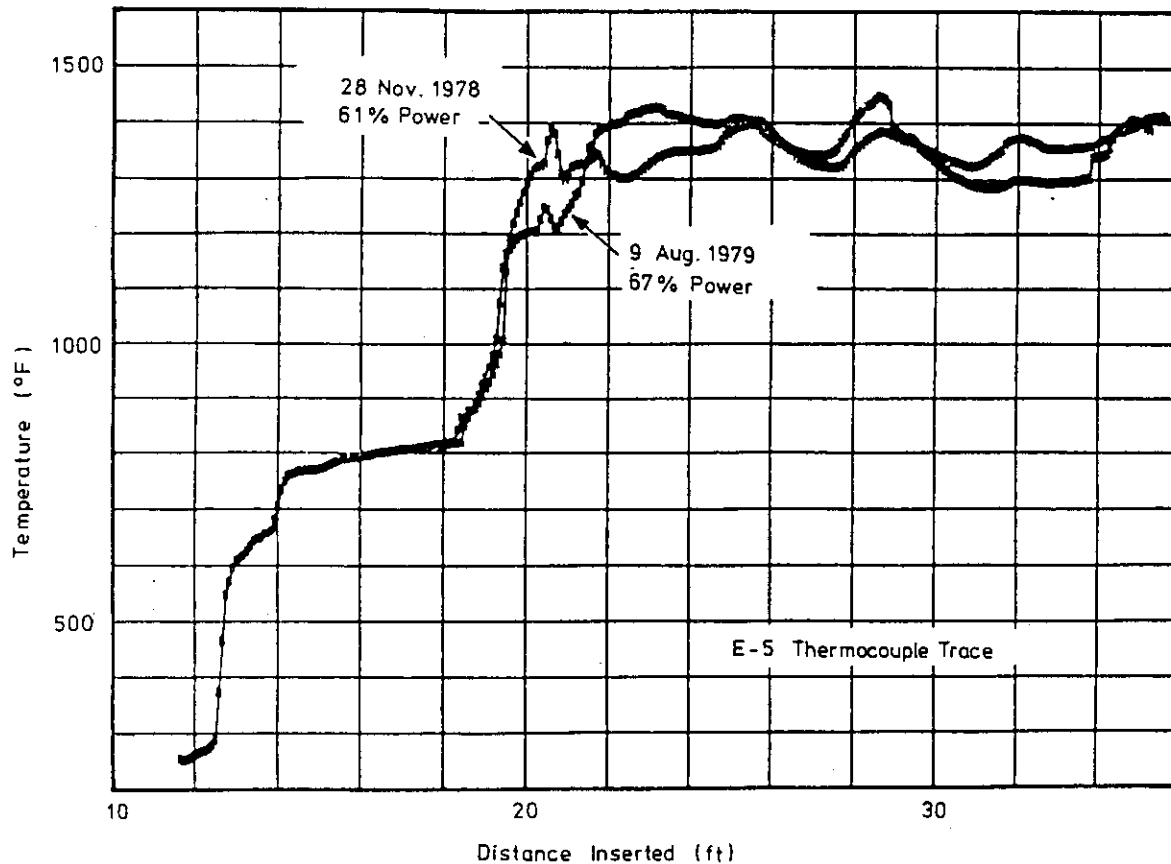


Fig. 15.31 Temperature Profile (E-5 Thermocouple Trace)

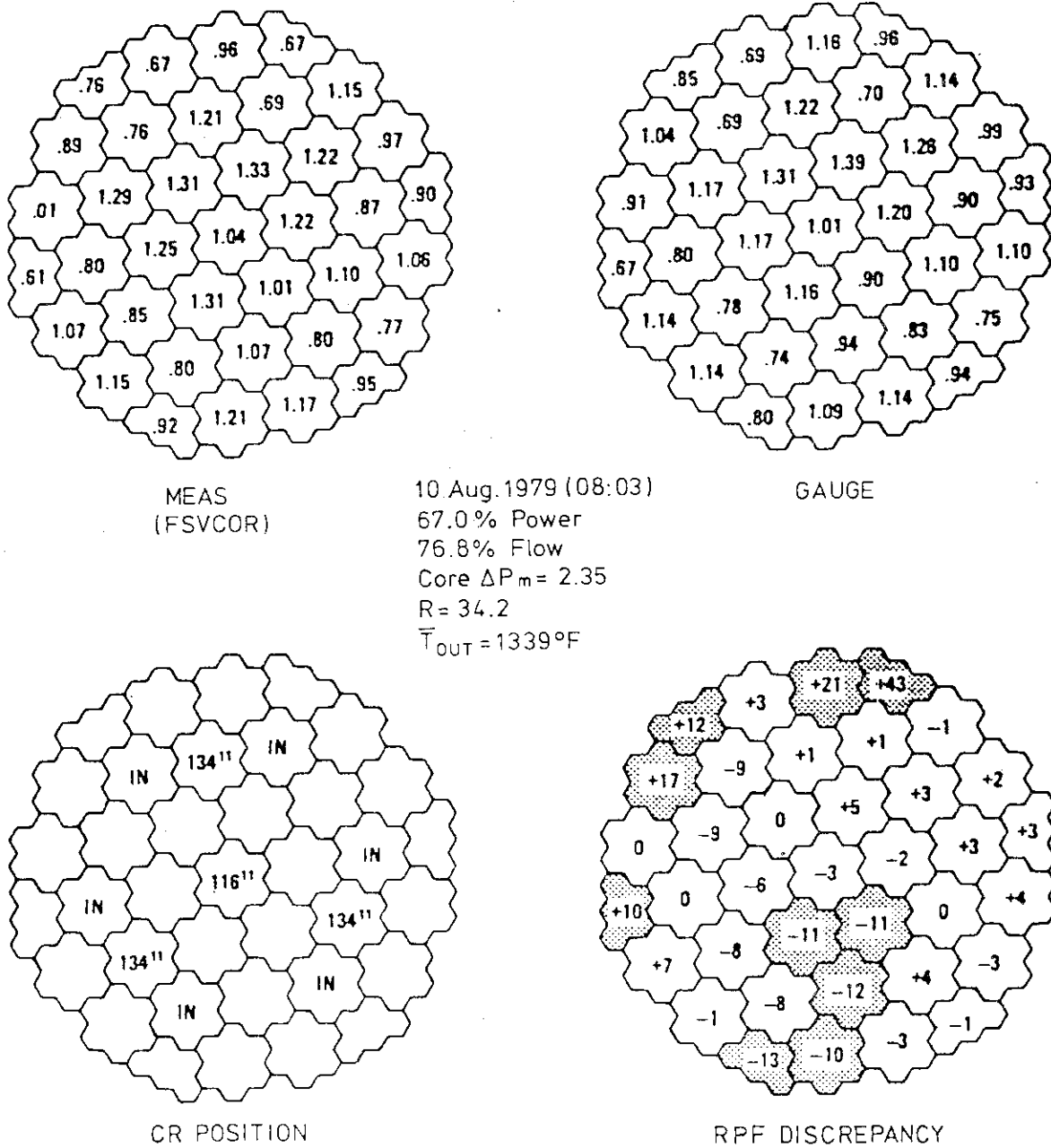
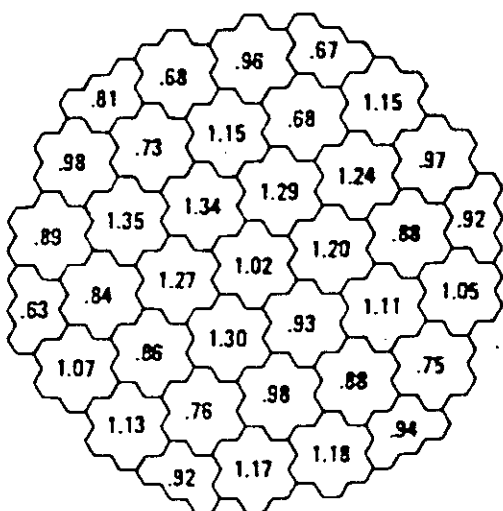
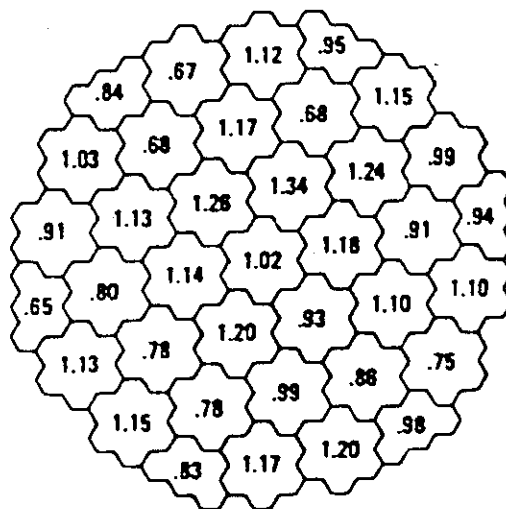


Fig. 15.32 Comparison of Measured and Computed RPF Distribution; 10 August 1979, 08:03

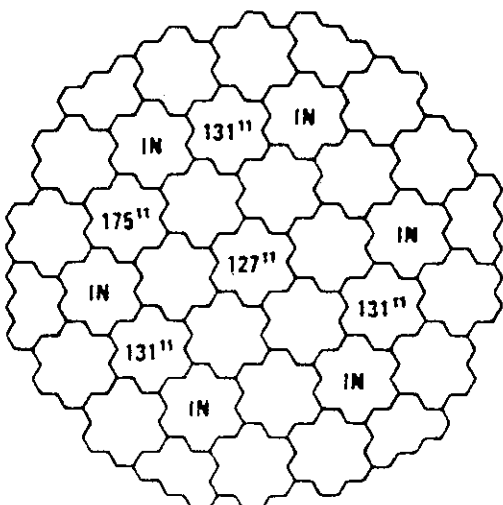


MEAS
(FSVCOR)

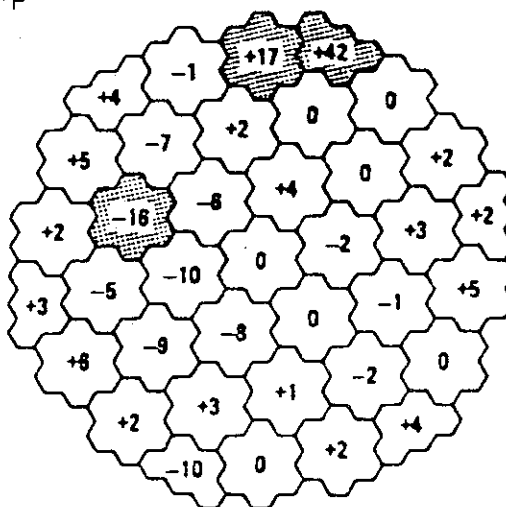


GAUGE

25 Oct. 1979 (22:22)
 66.8 % Power
 71.3 % Flow
 Core $\Delta P_m = 2.38$
 R = 40.0
 $\bar{T}_{OUT} = 1369^\circ F$



CR POSITION



RPF DISCREPANCY

Fig. 15.33 Comparison of Measured and Computed RPF Distribution;
 25 October 1979, 22:22

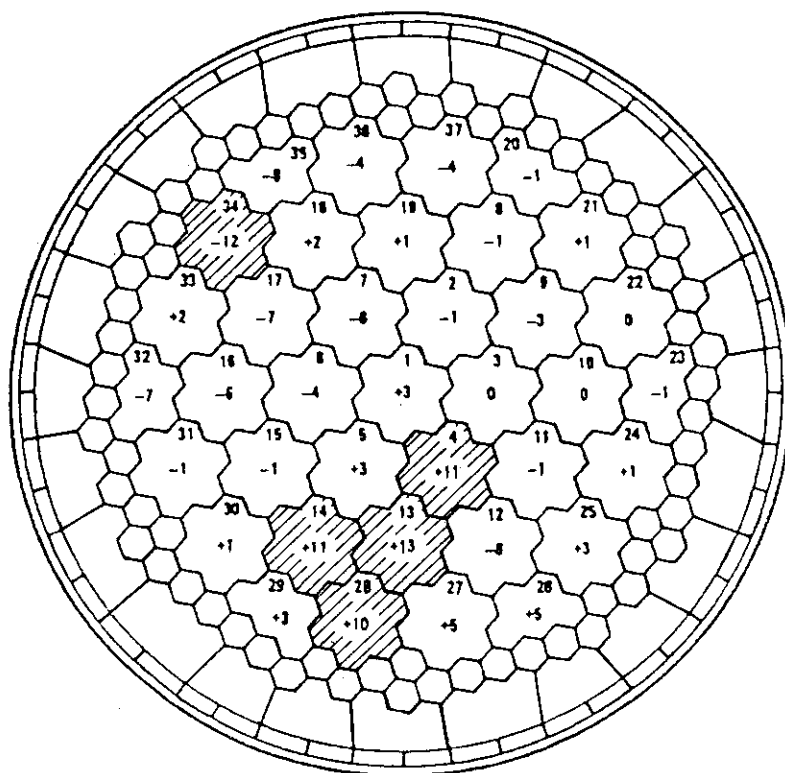


Fig. 15.34 Change in RPF Discrepancy

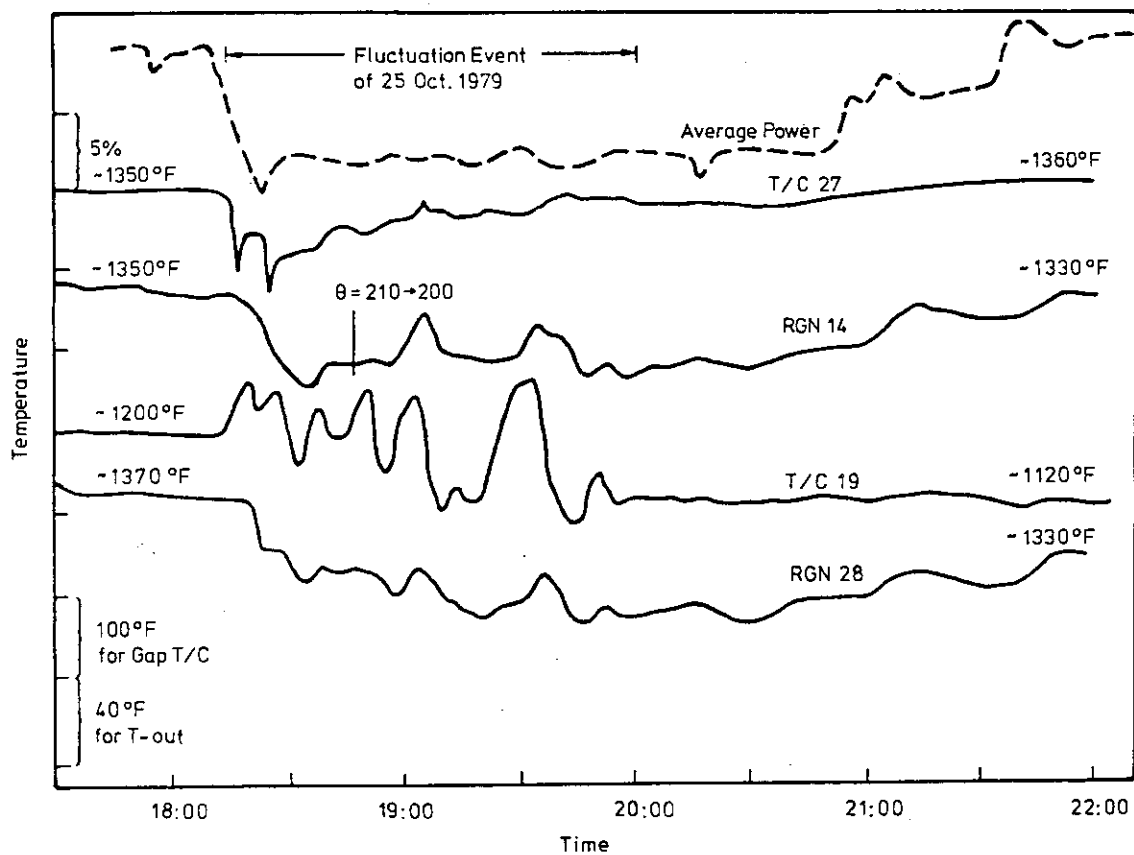


Fig. 15.35 Temperature as a Function of Time (Regions 14 and 28, T/Cs 27 and 19)

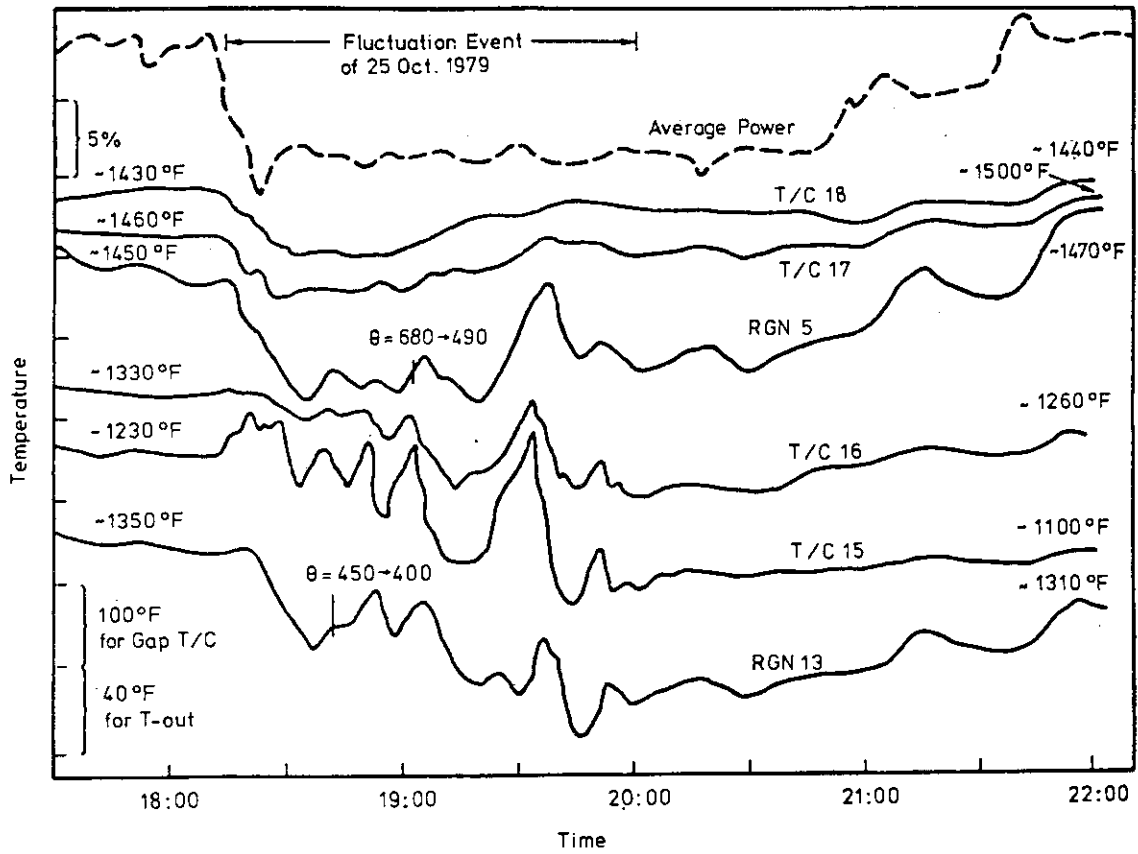


Fig. 15.36 Temperature as a Function of Time (Regions 5 and 13, T/Cs 15-18)

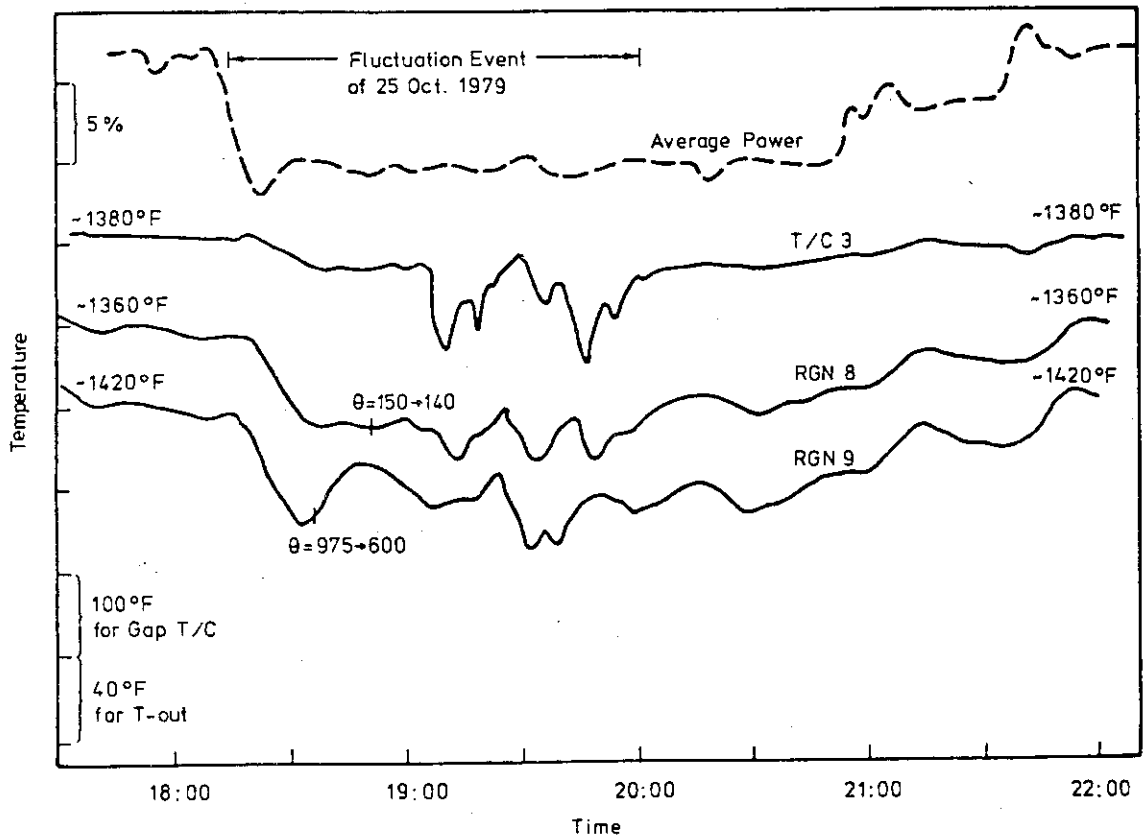


Fig. 15.37 Temperature as a Function of Time (Regions 8 and 9, T/C 3)

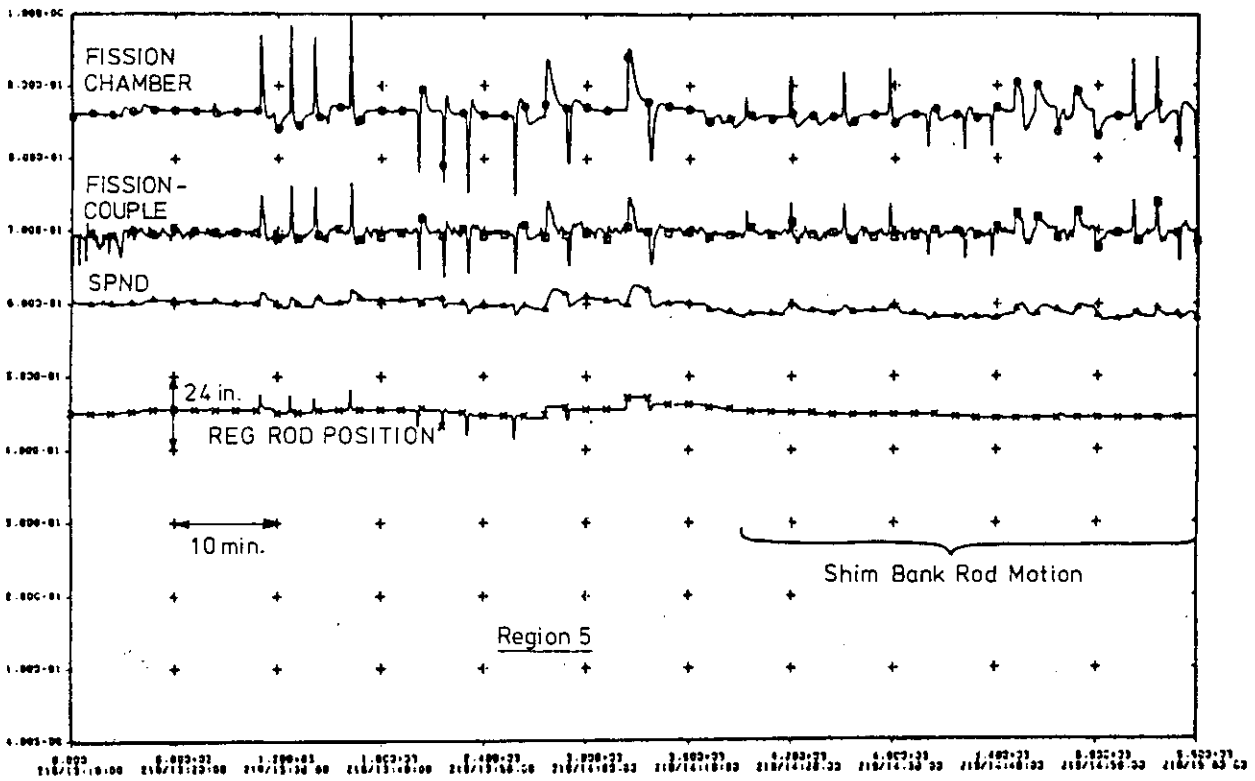


Fig. 15.38 Region 5 Fission Chamber, SPND and Fissioncouple Response to Control Rod Motion

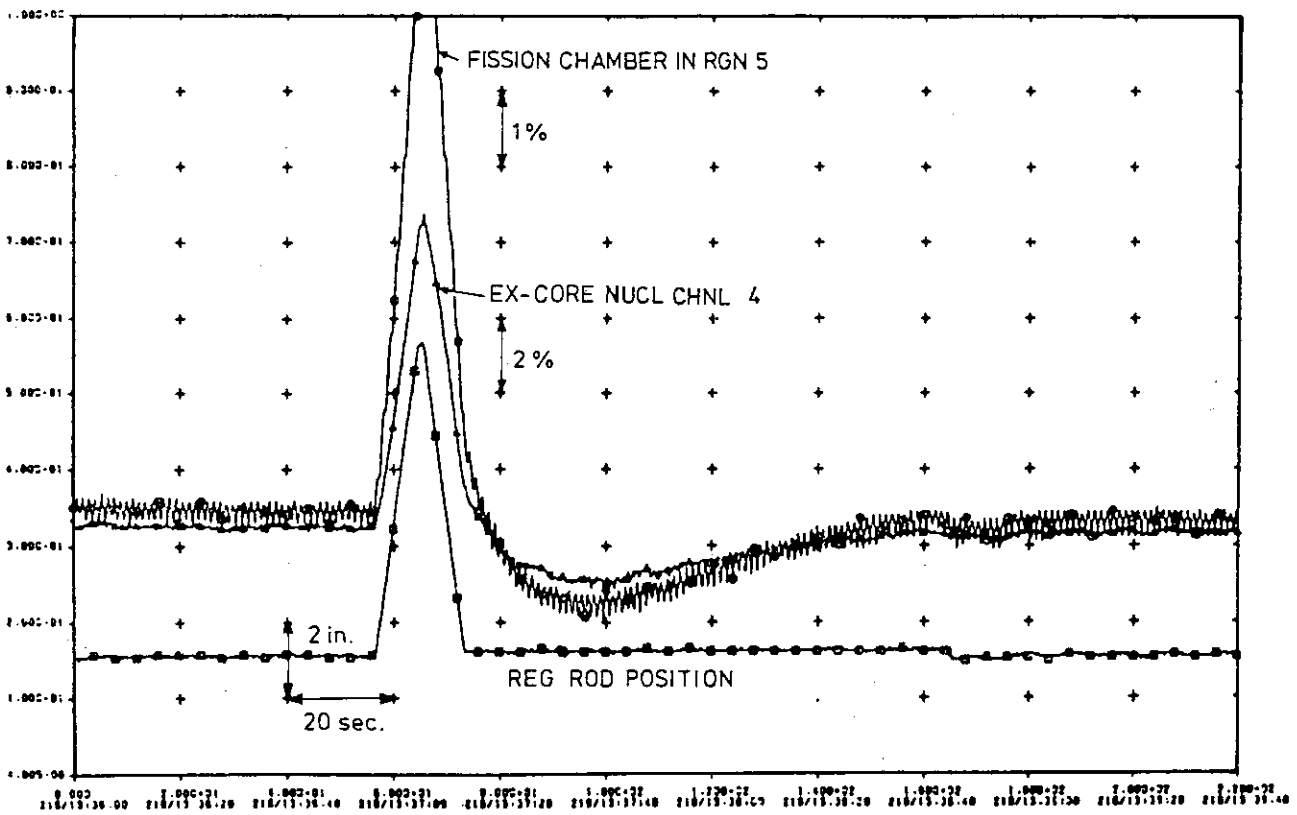
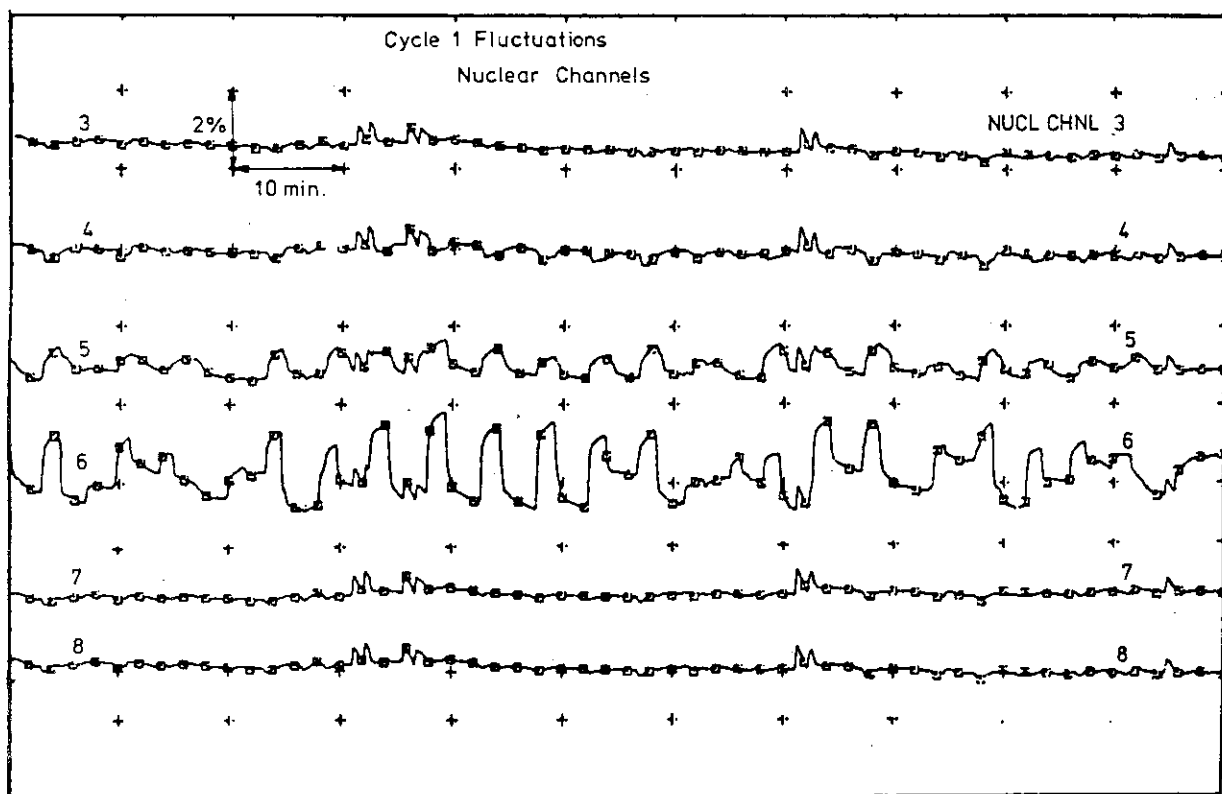


Fig. 15.39 Fission Chamber and Nuclear Channel 4 Response to Reg Rod Motion



147:52:16.00 147:52:48.00 147:53:20.00 147:53:52.00 147:54:24.00 147:54:56.00 147:55:28.00 147:56:00.00 147:56:32.00 147:57:04.00 147:57:36.00 147:58:08.00 147:58:40.00 147:59:12.00

Fig. 15.40 Individual Nuclear Channel Behavior During Cycle 1 Fluctuations

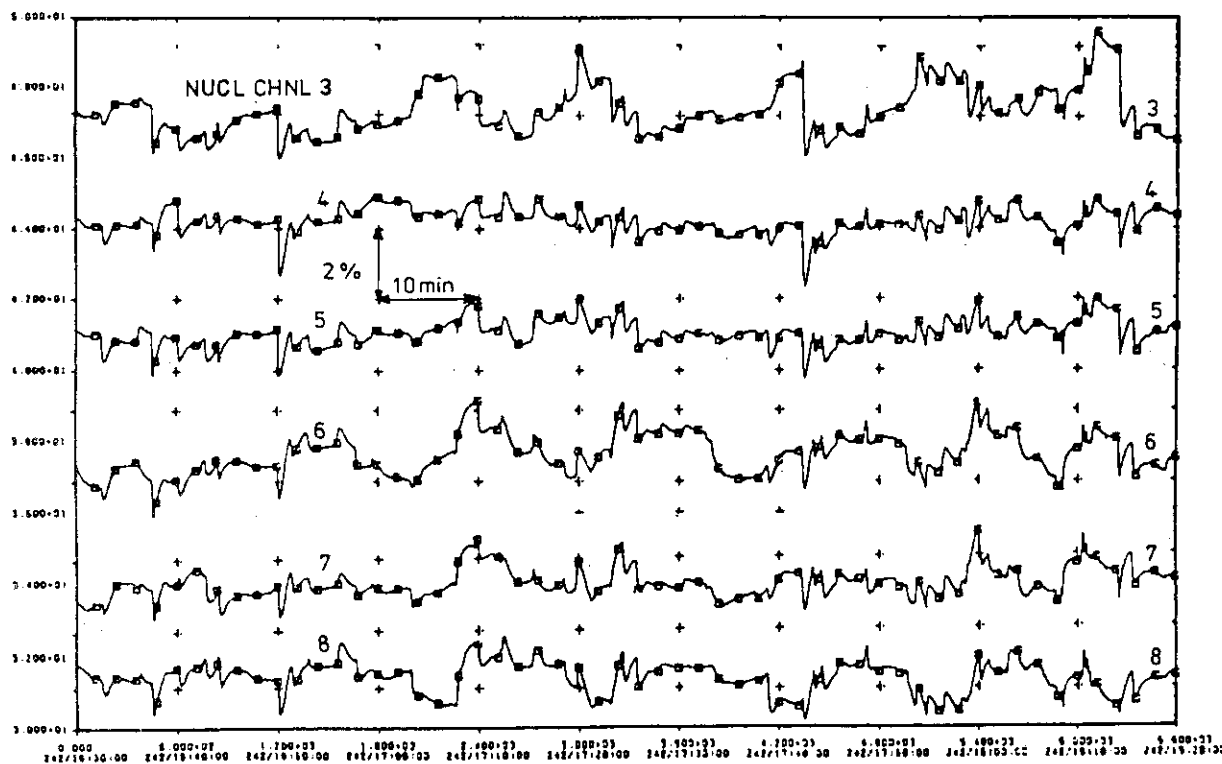


Fig. 15.41 Individual Nuclear Channel Behavior During Cycle 2 Fluctuations

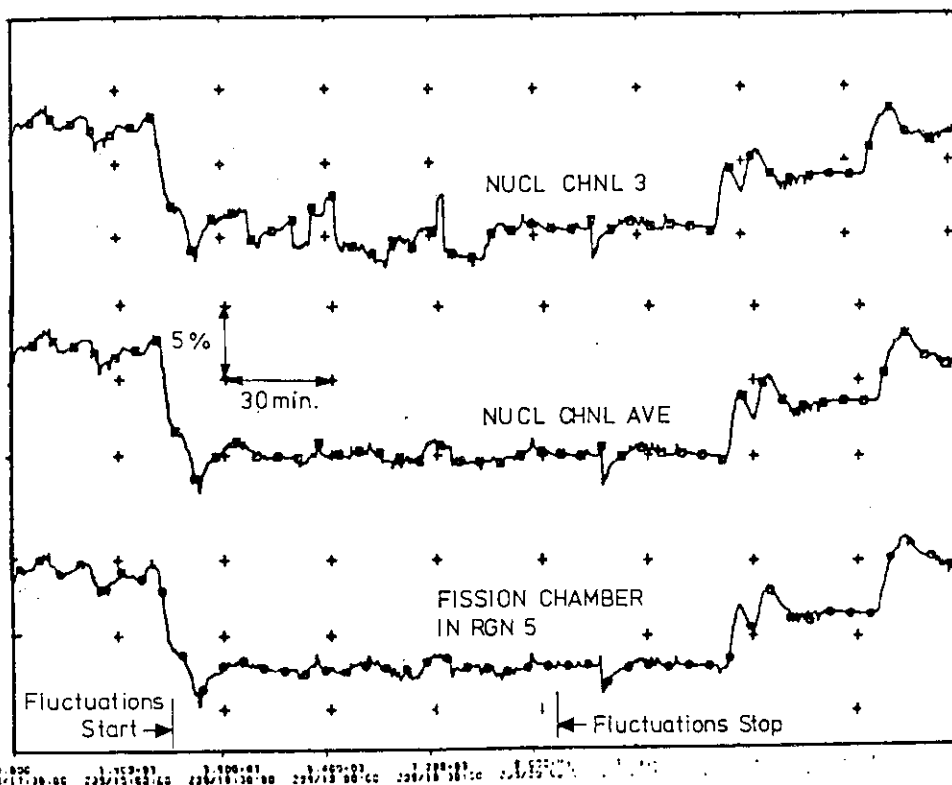


Fig. 15.42 Nuclear Channel 3, Average Flux and Region 5 Fission Chamber

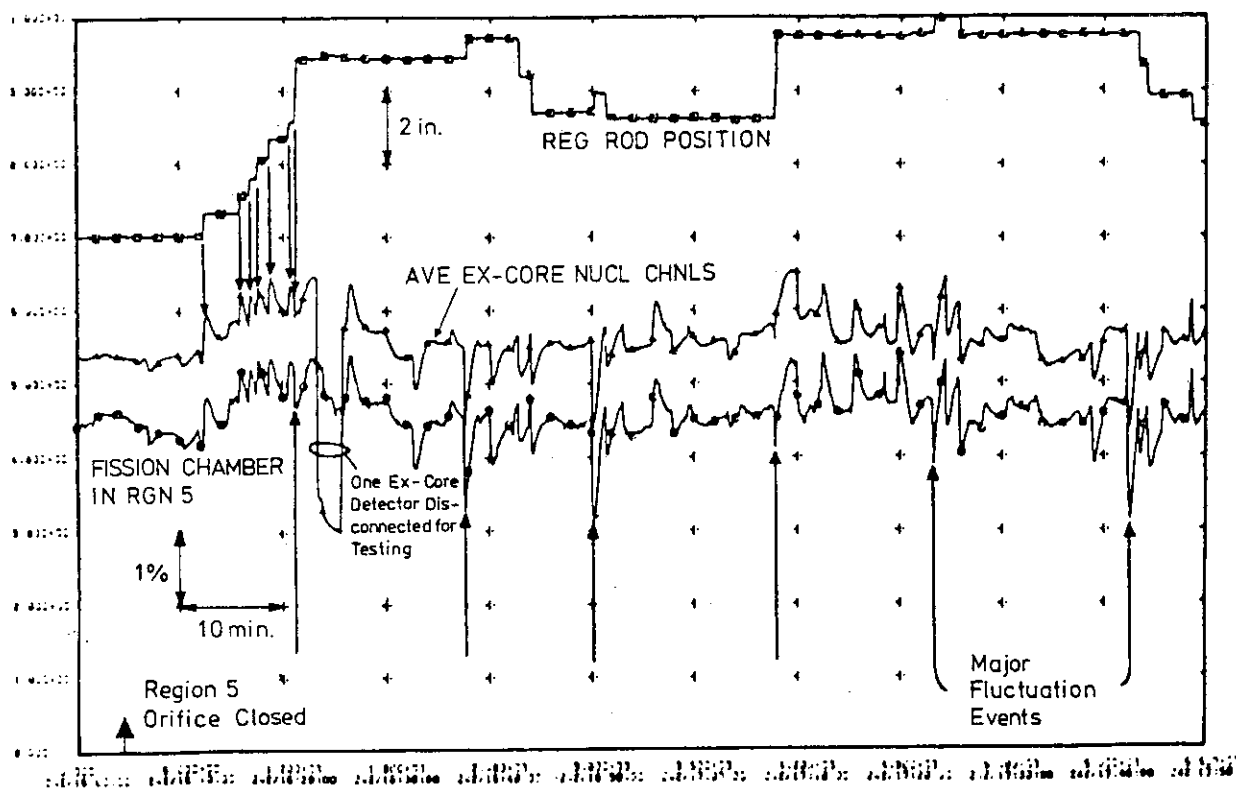


Fig. 15.43 Reg Rod and Nuclear Channel Behavior During Fluctuations

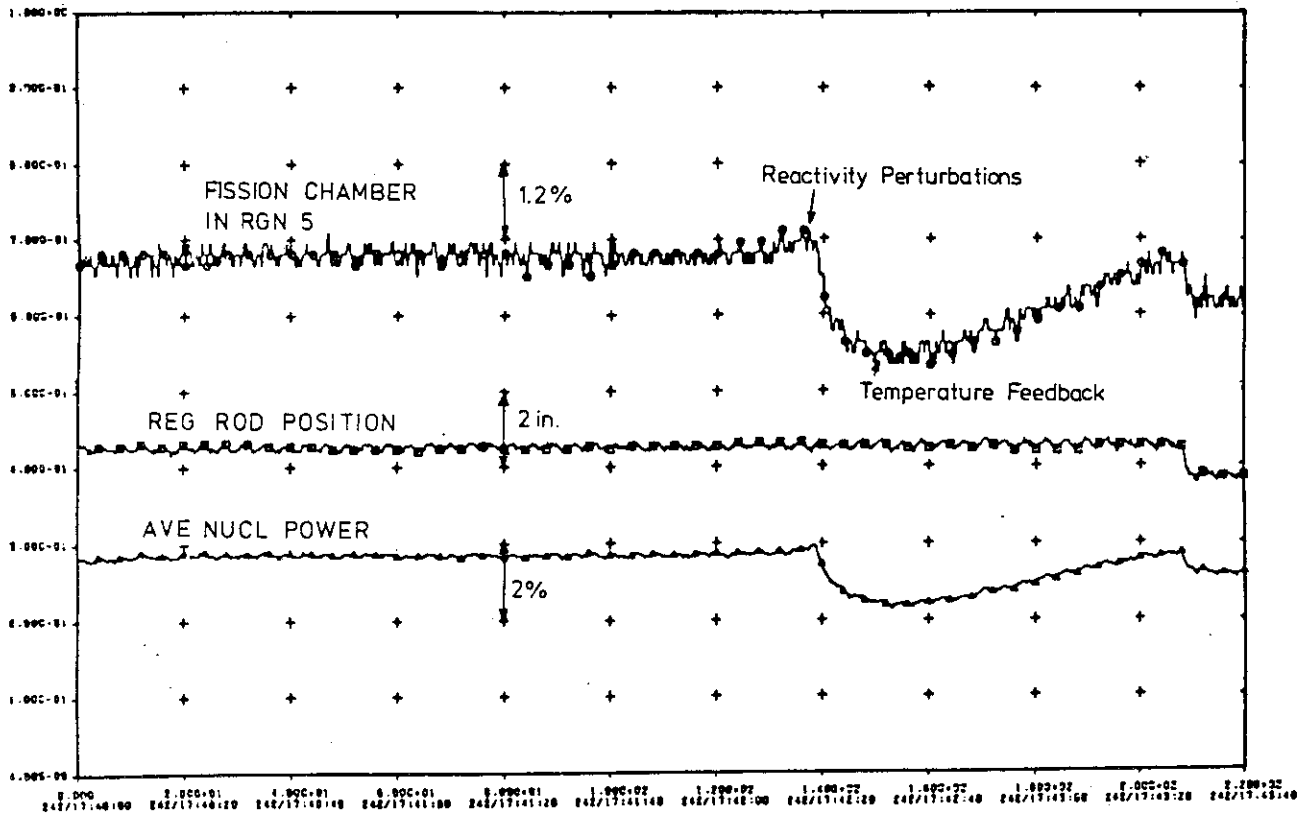


Fig. 15.44 Region 5 Fission Chamber, Reg Rod Position and Average Nuclear Power During Reactivity Perturbations

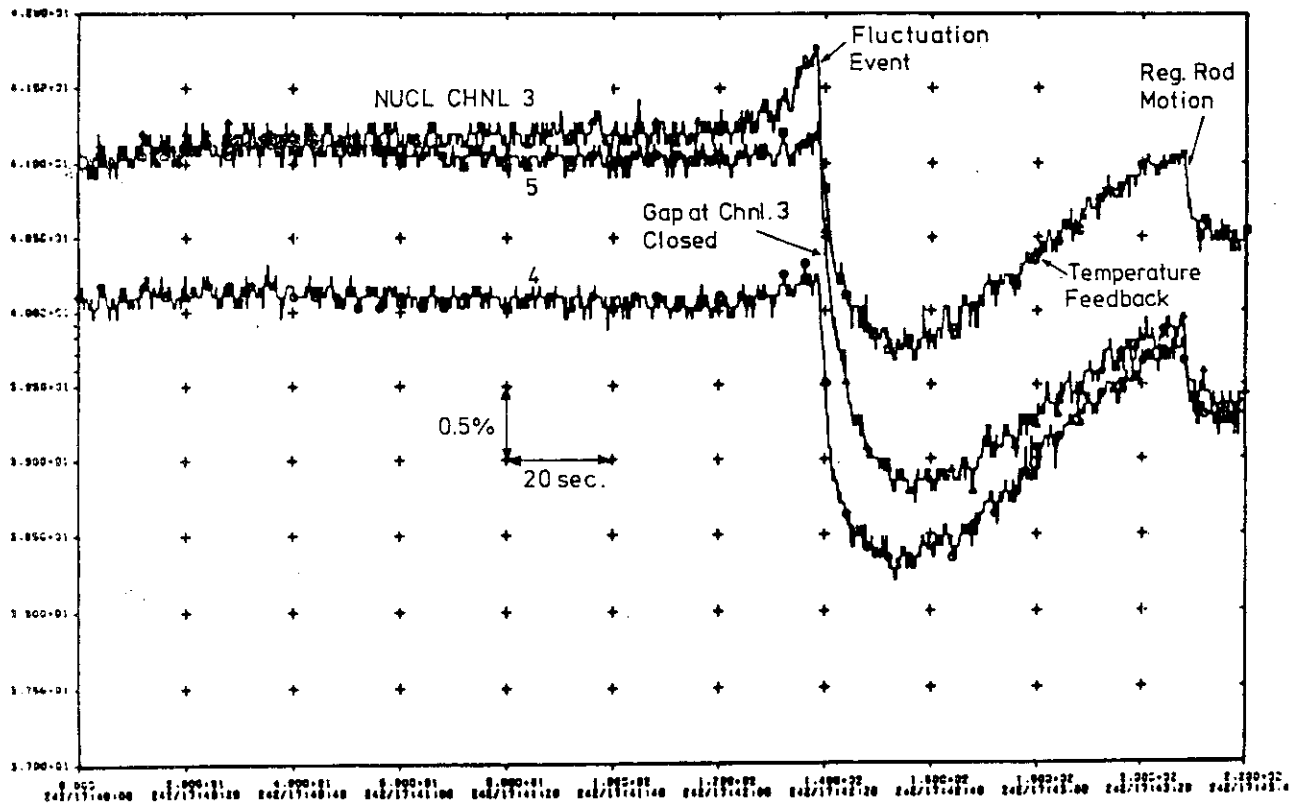


Fig. 15.45 Nuclear Flux During Reactivity Perturbations (Nuclear Channels 3, 4 and 5)

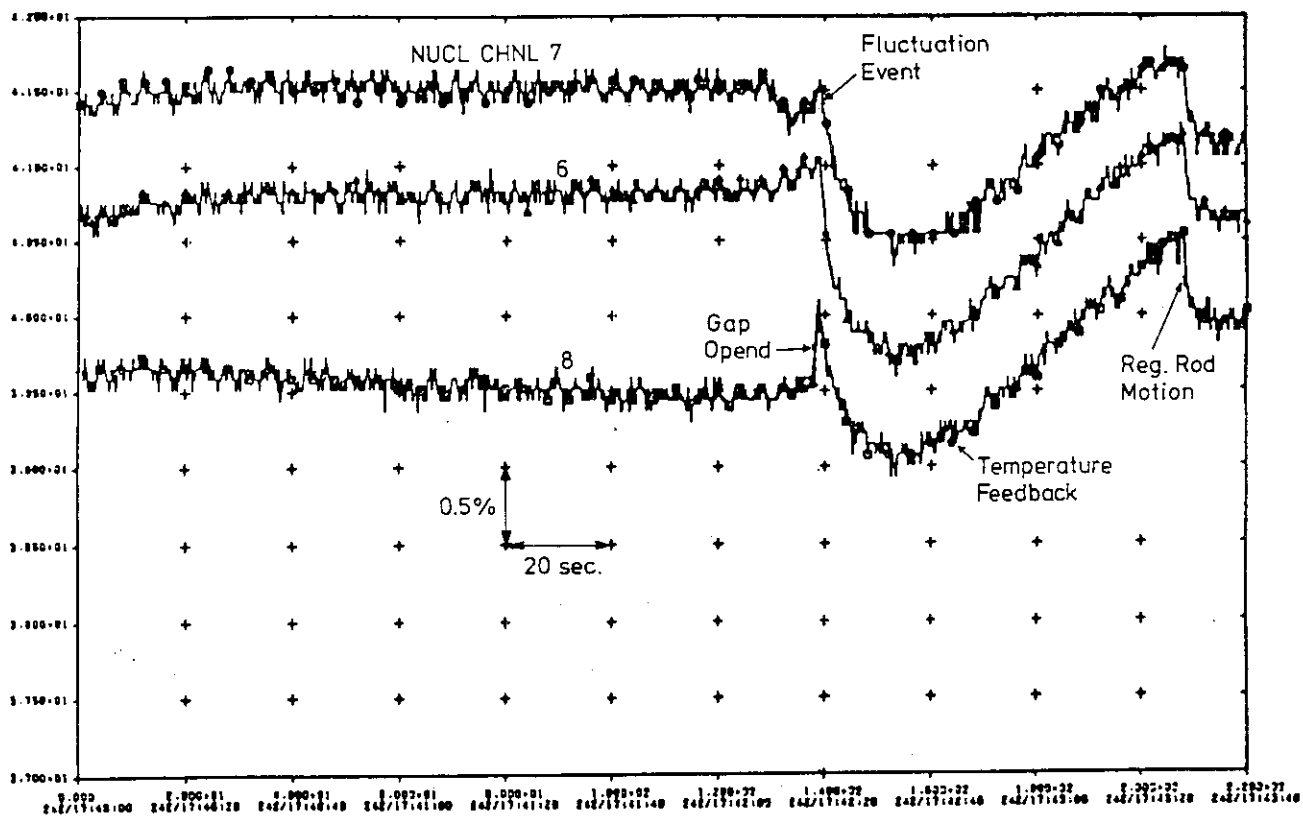


Fig. 15.46 Nuclear Flux During Reactivity Perturbations (Channels 6, 7 and 8)

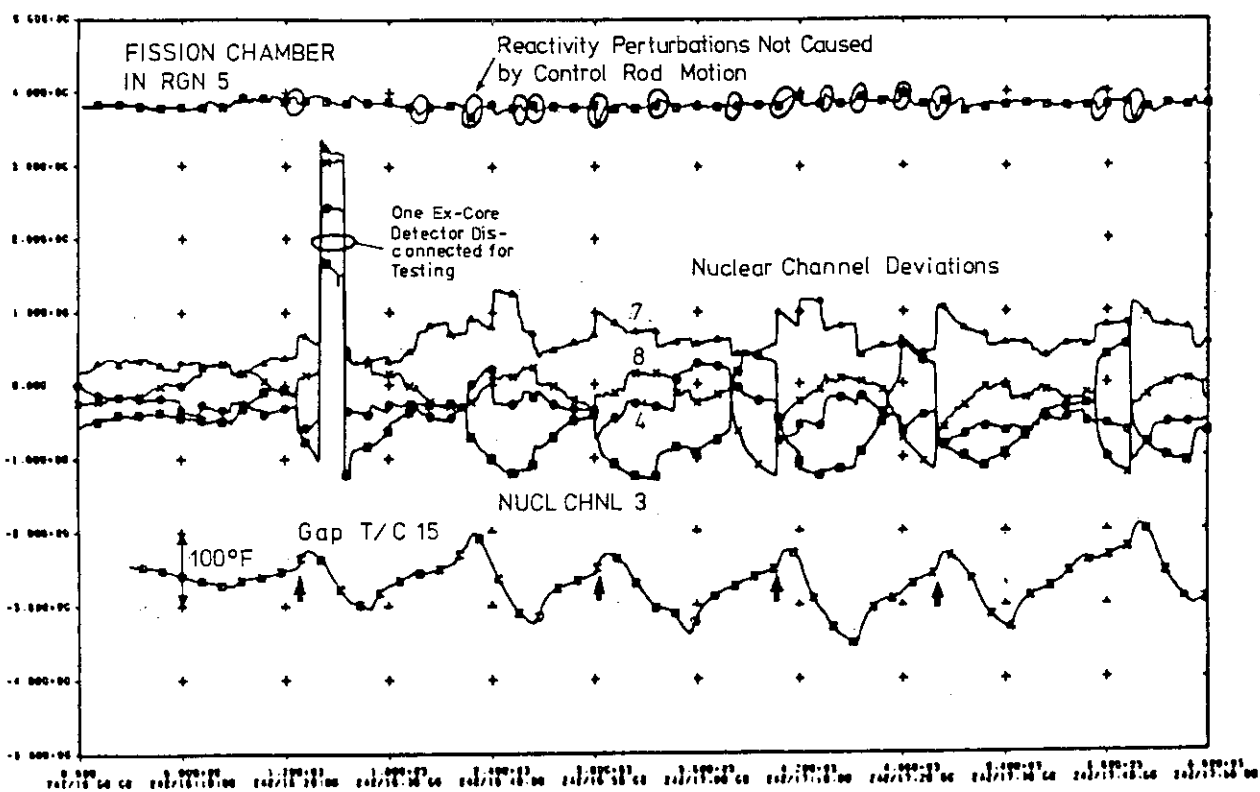


Fig. 15.47 Fission Chamber in Region 5, Nuclear Channel Deviations and Gap T/C 15; 30 August 1979, 16:00-17:50

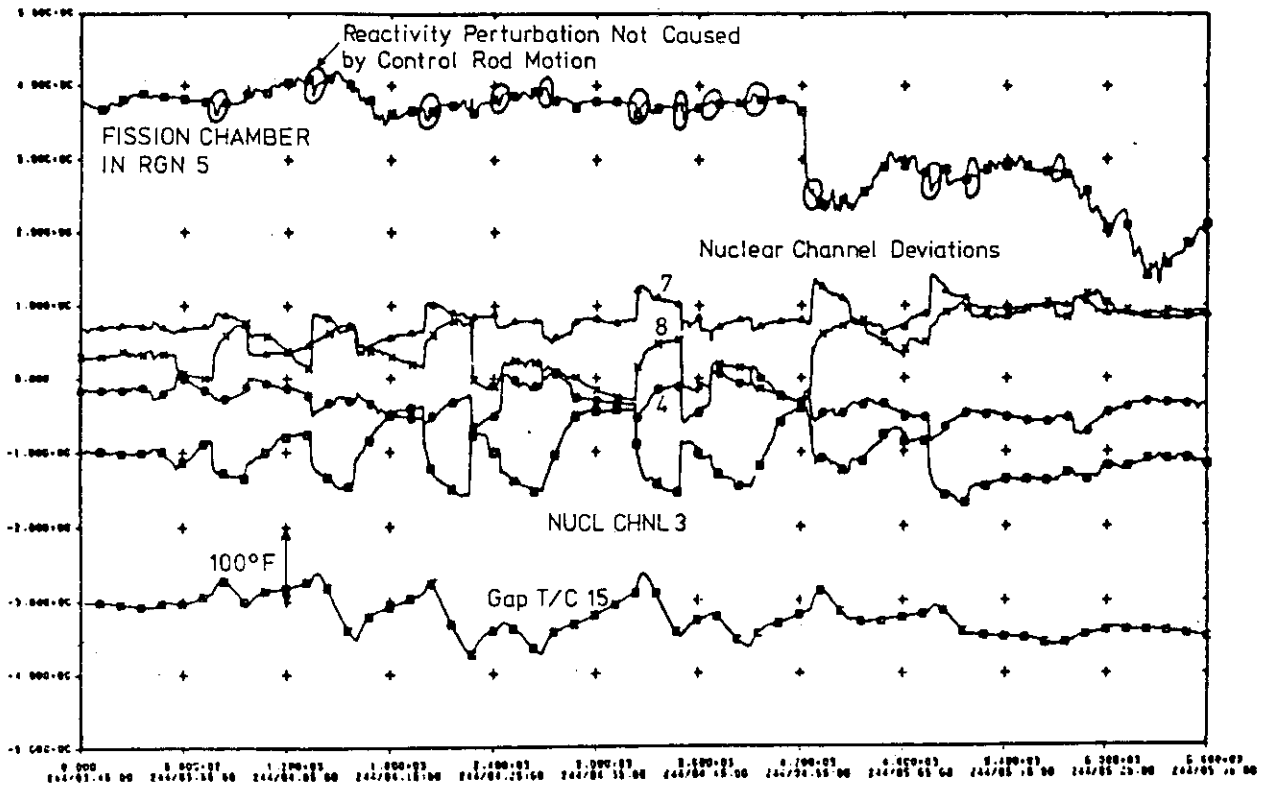


Fig. 15.48 Fission Chamber in Region 5, Nuclear Channel Deviations and Gap T/C 15; 1 September 1979, 03:45-05:35

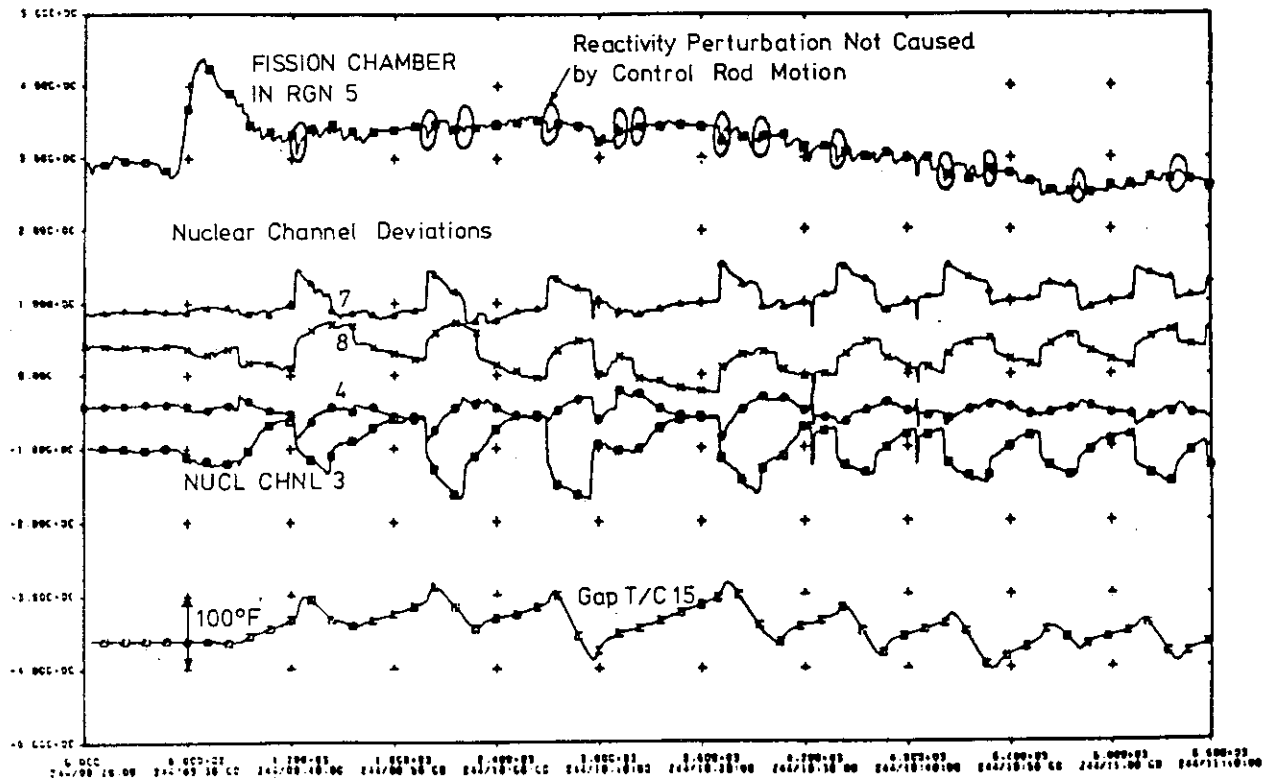


Fig. 15.49 Fission Chamber in Region 5, Nuclear Channel Deviations and Gap T/C 15; 1 September 1979, 09:20-11:30

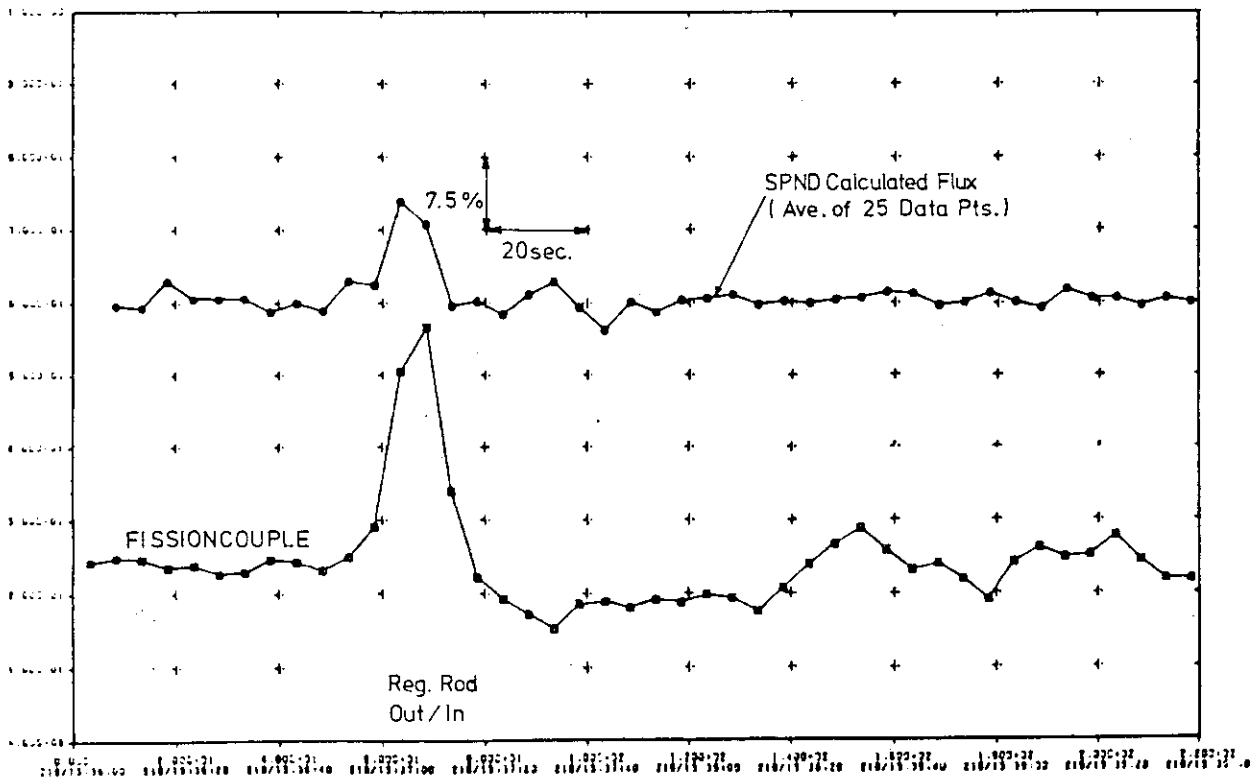


Fig. 15.50 SPND and Fissioncouple in Region 5 During Rod Bump

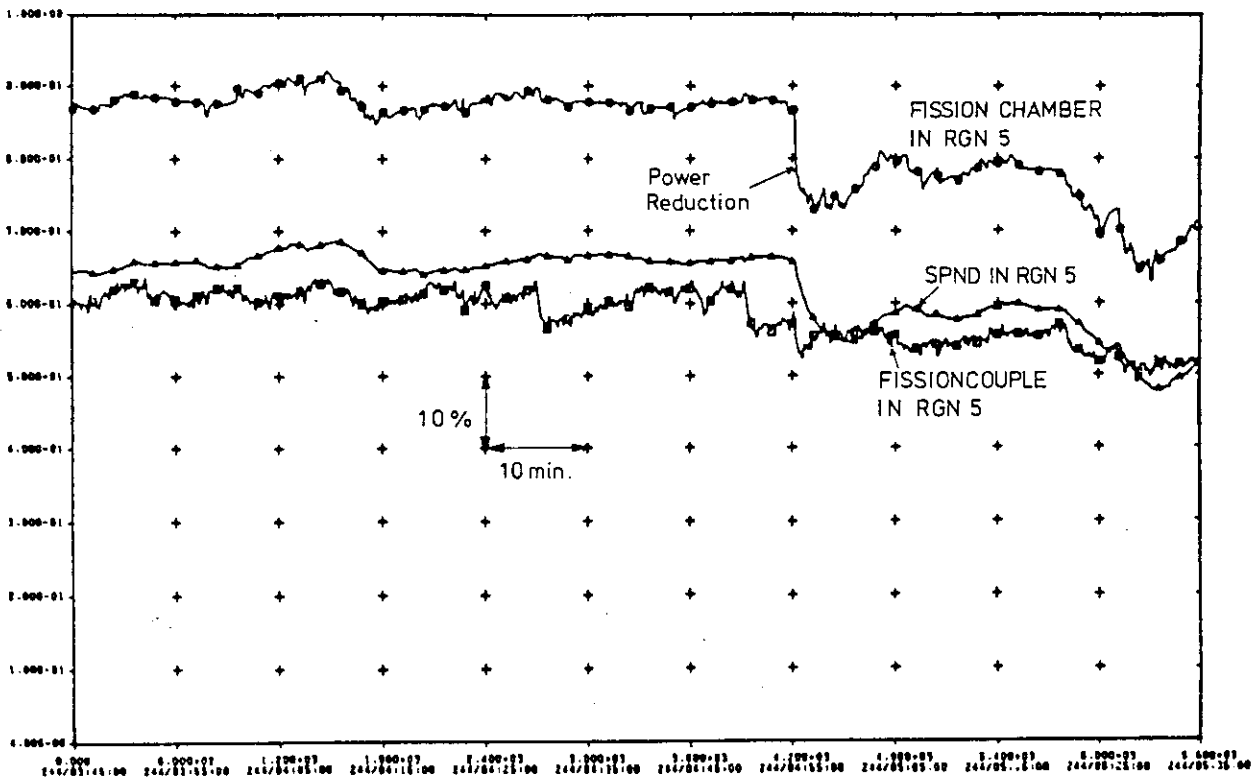


Fig. 15.51 Fission Chamber, SPND and Fissioncouple in Region 5 During Fluctuations and Subsequent Power Reduction

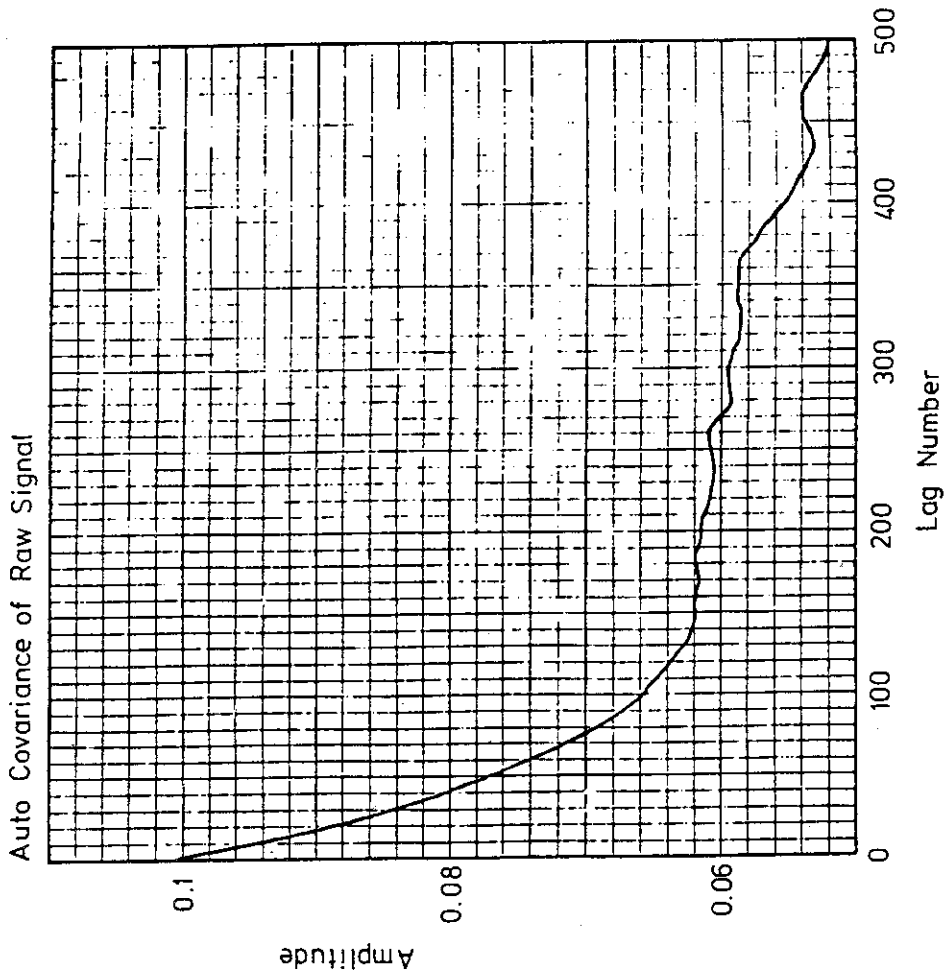


Fig. 15.53 Auto Covariance of Raw Signal

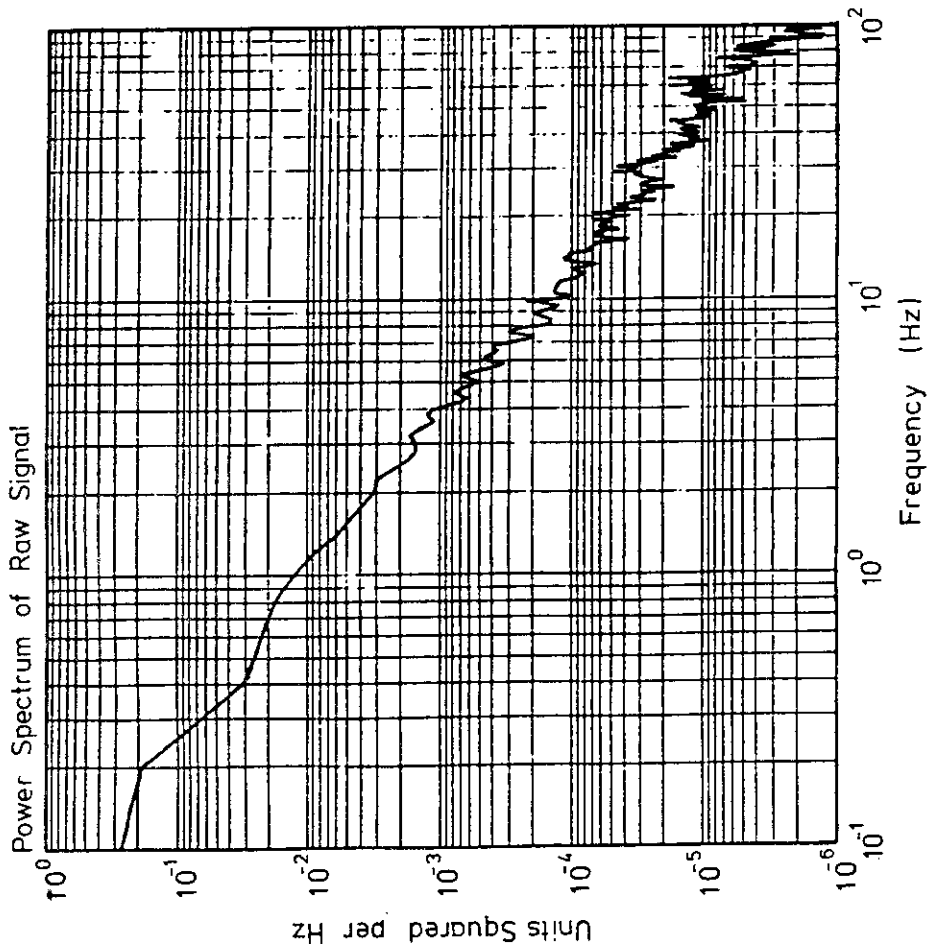


Fig. 15.52 Power Spectrum of Raw Signal

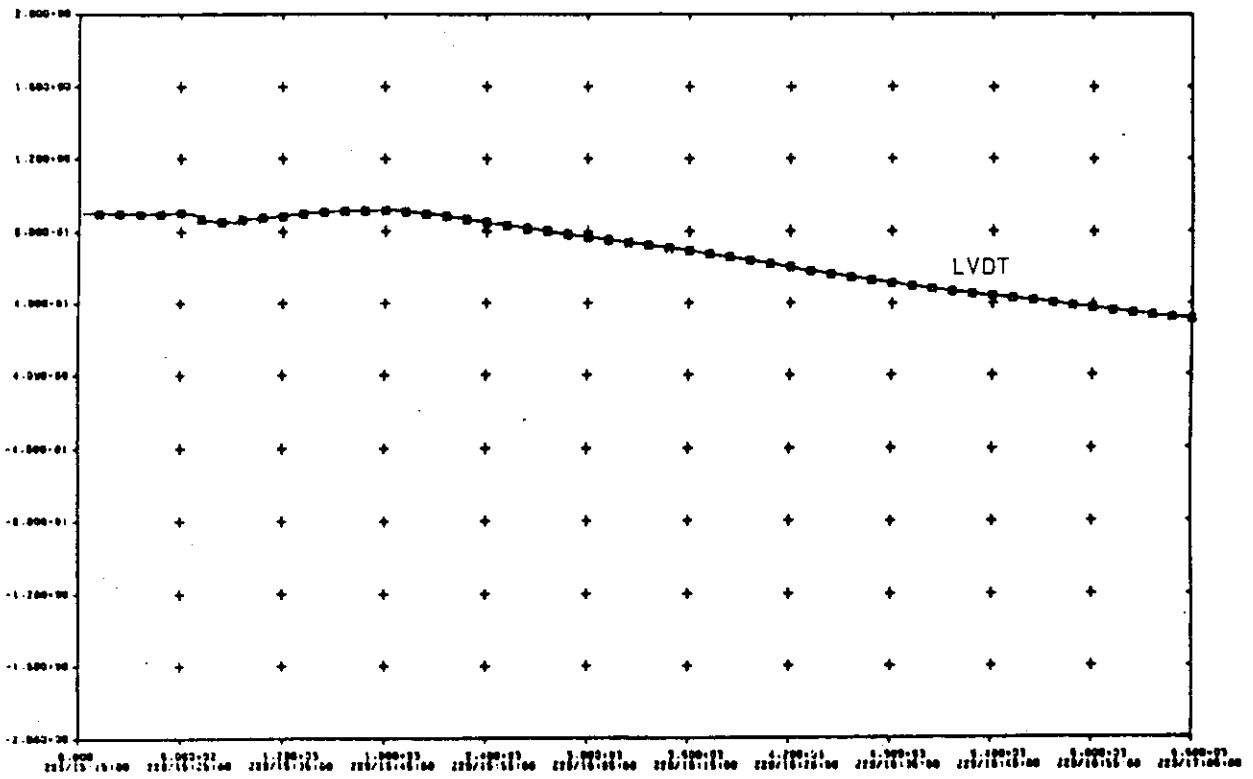


Fig. 15.55 LVDT Motion as a Function of Time After Scram

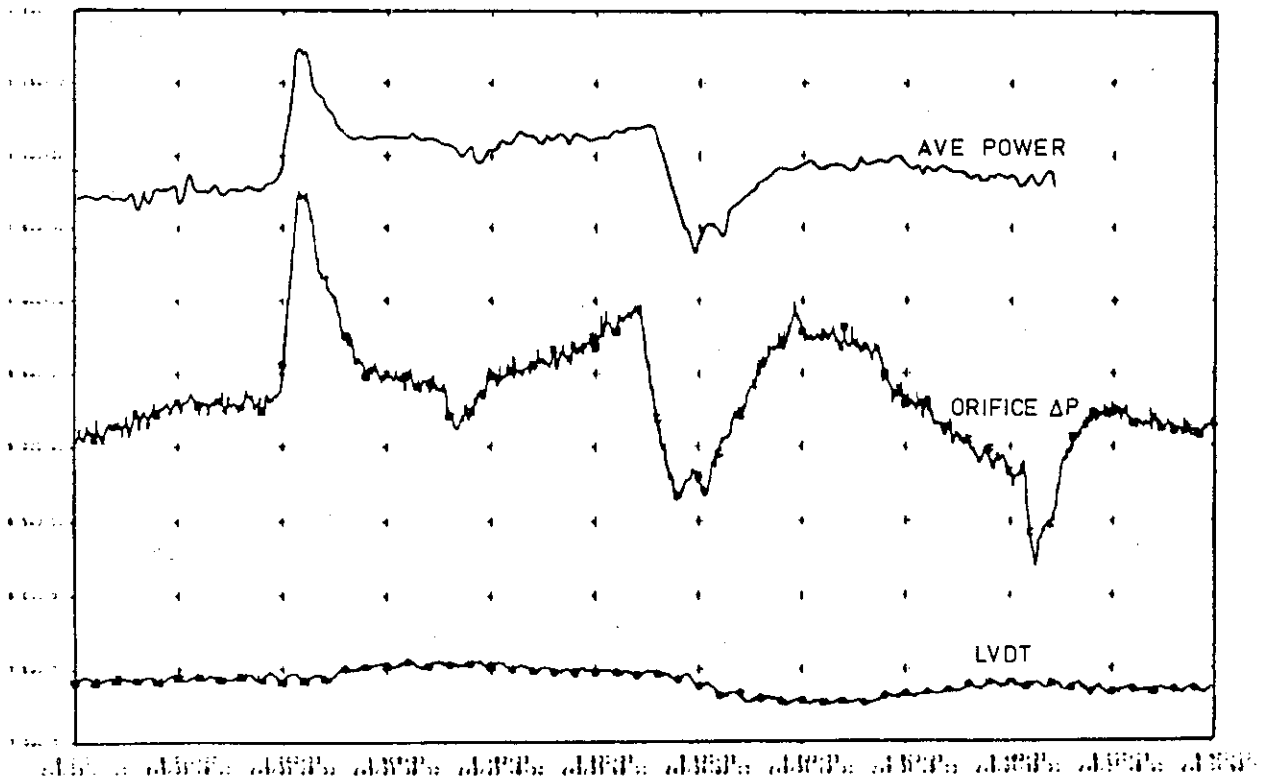


Fig. 15.56 LVDT Motion, Orifice Pressure Drop and Average Power as a Function of Time During a Fluctuation Event

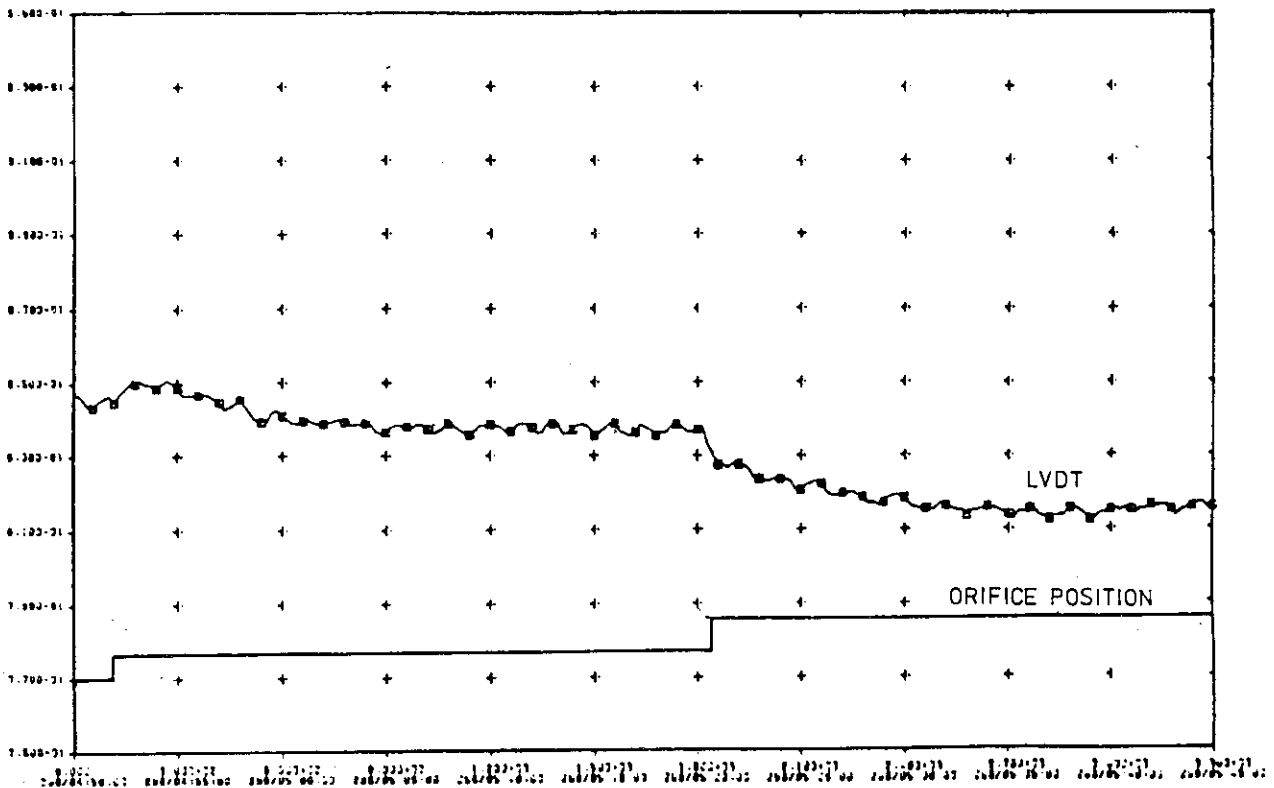


Fig. 15.57 LVDT Motion as a Function of Time After an Orifice Change

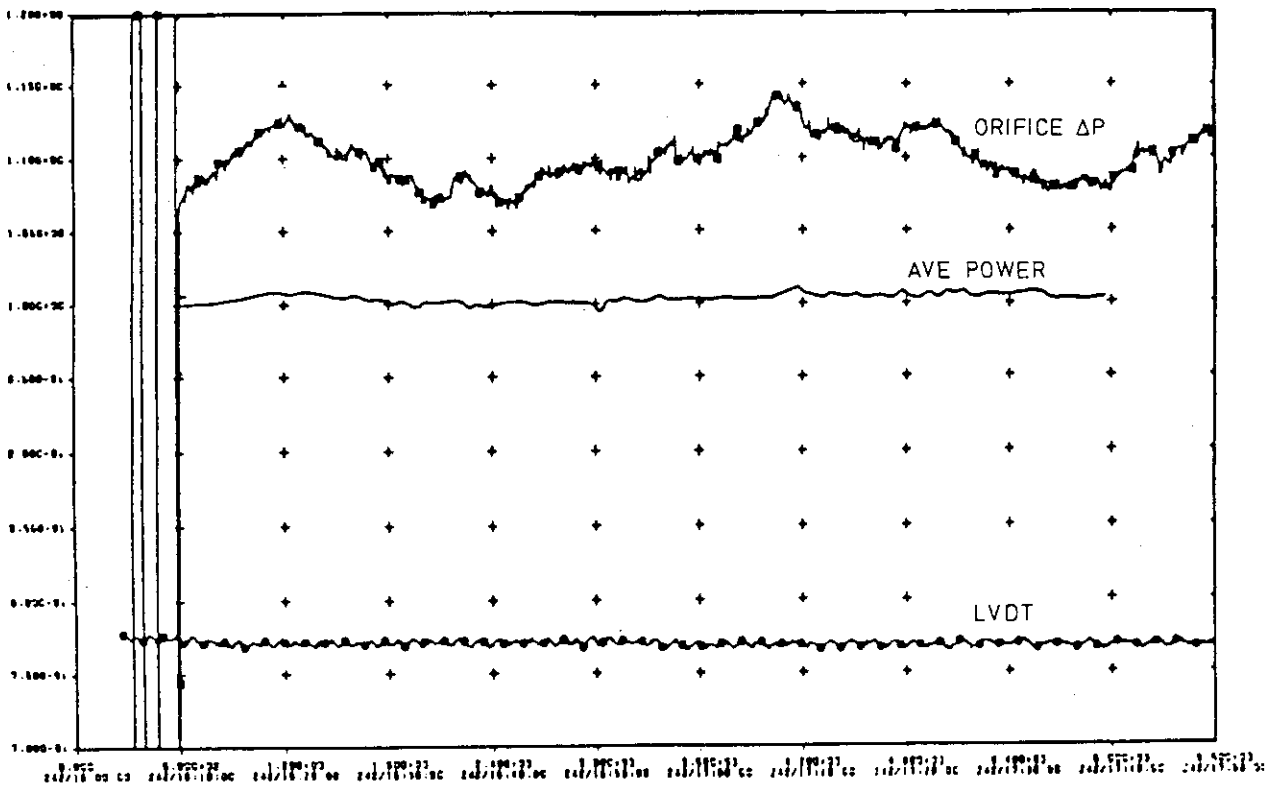


Fig. 15.58 LVDT Motion, Orifice Pressure Drop and Average Power as a Function of Time During a Fluctuation Event

16. 炉外モデル試験

FSV炉で観測された炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーションについて、その原因及び機構を明らかにするため、FSV炉でのフラクチュエーション試験と並行して、GA社において種々のスケールモデルによる炉外試験が行われた。これらの試験のもう一つの主要な目的は、フラクチュエーション防止対策を実験的に検討し、その有効性を確認することであった。

これらの試験によって、フラクチュエーション現象が十分に解明されたわけではなかったが、これまでのFSV炉フラクチュエーション試験及び解析から得られた結論、すなわち、熱・流動現象による炉心コンポーネントの運動がフラクチュエーションの原因であることが確かめられた。また、領域拘束装置を設けることにより、フラクチュエーション発生を防止できることが確認された。

これらの試験の内容、試験装置及び試験結果の詳細は不明である。ここでは、その概略のみを紹介する。

16.1 0.45 スケール流動試験

0.45 スケールのマルチカラムモデル (Fig. 16.1) を用いて、ギャップの流量分布及び圧力分布の測定が行われた。このマルチカラム流動試験モデルは、以前に、FSV炉の炉心内冷却材流量配分を確認するために製作されたものである。モデルは、上部及び下部可動反射体、オリフィスバルブなどを含む27カラム (3領域及び6側部可動反射体カラム) から成り、作動流体として常温、大気圧の空気が用いられる。

種々のオリフィス開度に対して、横方向圧力勾配のデータからカラムあるいは領域を運動させる力が求められた。また、炉心コンポーネントの運動が発生するかどうか実験的に調べられた。拘束を外して各カラムが自由に運動できるようにした場合には、オリフィスバルブをある一定の開度から急激に変化させると、炉心モデルは急激に変位することが分かった。

16.2 1/14 スケールフラクチュエーション試験

FSV炉の炉心フラクチュエーション現象を明らかにするため、1/14スケール、7領域のフラクチュエーション試験モデルが製作された (Fig. 16.2)。このモデルを用いて行った試験結果から、フラクチュエーションは熱・流動現象に起因するものであることが確認された。これは次のように説明される。カラム内あるいは領域内に生じる温度勾配は領域を安定位置から変位させる。不安定になった領域は比較的小さい圧力差によって急激に新しい安定位置に移動する。

この試験から、以下のようなことが明らかになった。ギャップ内の静圧は領域の急激な移動にともなって変化する。一方、緩やかな熱的運動をしている間にはギャップ静圧の変化は見られなかった。ギャップ温度変化は領域の熱的運動と関連している。すなわち、領域の横方向温度勾配

から予測される方向に領域の変位（湾曲）が生じる。しかしながら、ギャップの静圧（領域横方向圧力差）と領域の運動との間には、明確な相関関係を見出だせなかった。このため、領域横方向圧力差からフラクチュエーション中の領域の運動を予測することは不可能であった。フラクチュエーション中のギャップ内圧力変化は非常に小さいものであった。このことは、領域の運動がギャップの圧力差によって起こるものとすれば、極めて小さい力で領域が運動することを意味している。

モデルに模擬領域拘束装置を取り付けて実験が行われた。領域拘束装置によって炉心の運動は抑制され、フラクチュエーション発生を防止できることが確認された。

16.3 1/7 スケールフラクチュエーション試験

1/7スケール、1カラムの2次元モデルを用いて、フラクチュエーション試験が行われた。この試験の目的は、最も単純な形で炉心を模擬することによって、炉心フラクチュエーションの基本的な挙動及び機構を明らかにすることであった。

モデルの材質はアルミニウムであり、カラムの運動方向を1軸に拘束するため、断面形状を六角形でなく、アスペクト比の大きい長方形としている。

最初、各ブロックをタイロッドで一体に結合した連続カラム（1本の連続した弾性カラム）の試験を行い、次に、タイロッドを取り外した分割カラム（ブロックを積み重ねたカラム）の試験を行った。どちらの場合にも、ある範囲の流量及び熱入力条件において、フラクチュエーションが発生した。

試験では、カラム両面の温度分布、圧力分布及びカラムの変位が連続的に監視された。これらのデータから、カラム側面温度の変化によってカラムが湾曲し、これによってカラム側面の圧力分布が変化することが分かった。この圧力分布の変化がカラムを変動させる原因となる。

さらに、フラクチュエーション中のカラム間相互作用を調べるために、1/7スケール、3カラムの2次元モデルが製作され、試験が行われた。試験では、各カラムの変位が記録され、またカラム上端の運動がビデオテープに録画された。カラムは一群になって運動する場合もあったが、ほとんどの場合、各カラムはランダムな運動を示した。

試験結果を再現するフラクチュエーション計算コード（FLUC）の開発は非常に困難なものであった。このコードでは、流れの計算に対し流路網モデルが用いられた。流路網モデルから求められた圧力分布は試験結果と比較的良好一致を示した。しかしながら、フラクチュエーションの原因となる微小な圧力差分布を予測するには、流路網モデルによる結果の精度は十分でないことが分かった。圧力差分布の実験結果と良く一致する結果を得るためには、流れの計算に対し、詳細で大規模な差分法に基づく計算モデルが必要とされた。

16.4 1/5 スケールカラム湾曲試験

ブロックを積み重ねた1/5スケールモデルを用いてカラム湾曲試験が行われた。この試験では、カラム高さ方向の各位置に横方向の力を加え、ギャップを開けるために必要な横方向の力の大きさが求められた。

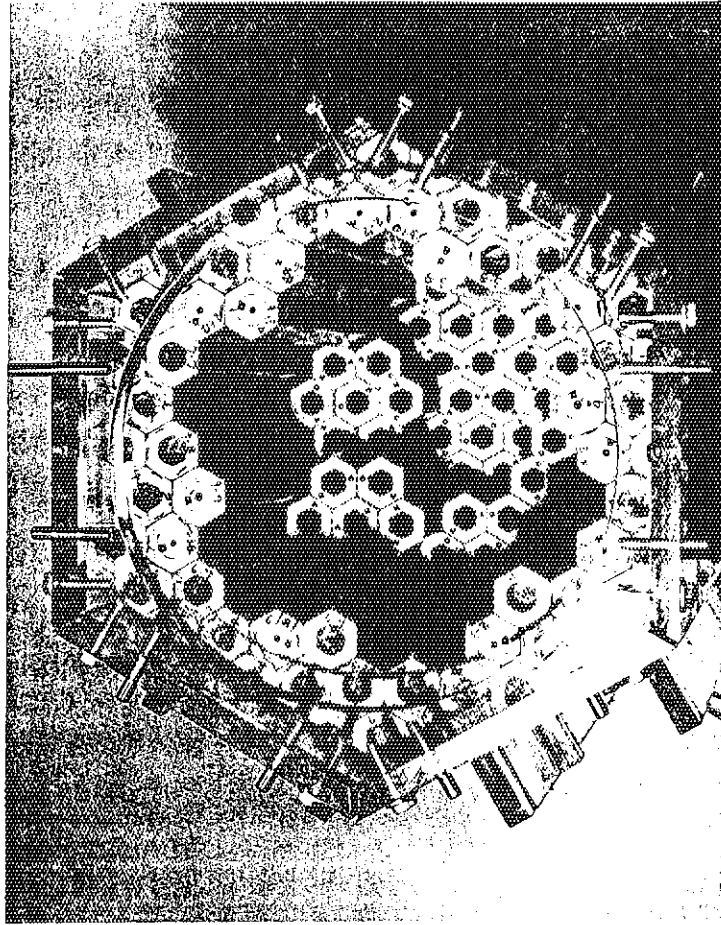


Fig. 16.2 7-Region, 1/14-Scale Fluctuation Test

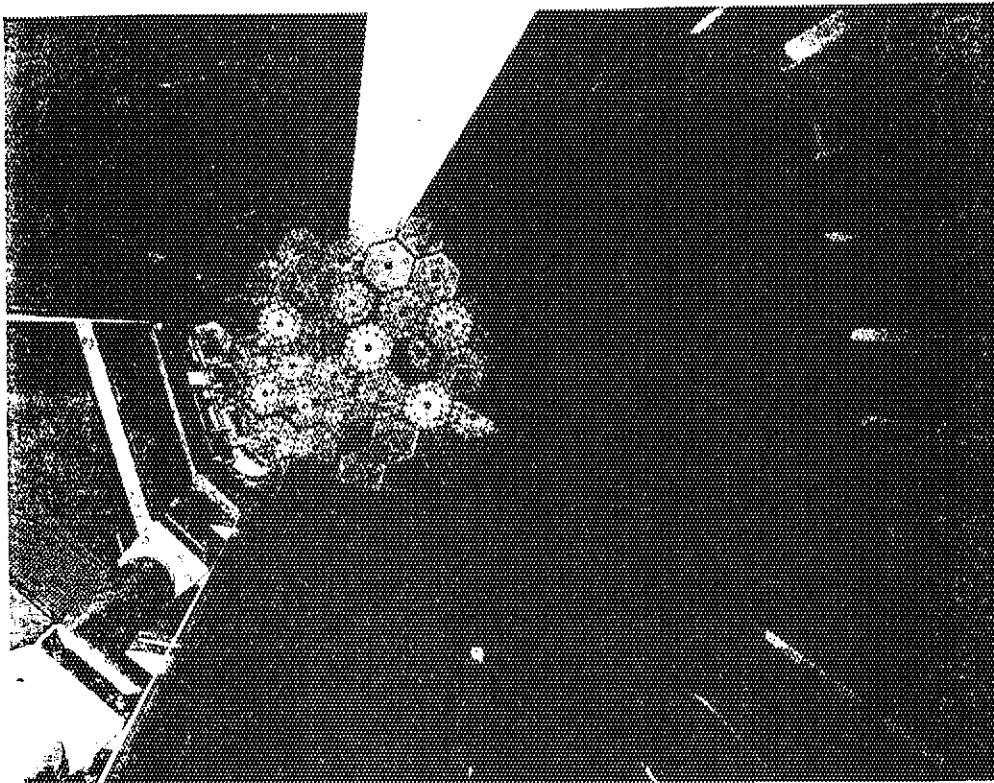


Fig. 16.1 3-Region, 0.45-Scale Flow Test

17. 領域拘束装置の取り付け

これまでに得られた炉心出口温度フラクチュエーション試験データの検討が行われ、フラクチュエーションを防止あるいは抑制するための種々の対策案について評価が行われた。この結果、FSV 炉に対する最も実地的な方法として、領域拘束装置を取り付ける対策案が選定された。領域拘束装置の取り付けに関連した安全上の問題について評価が行われた後、1979年10月から11月にかけて、84個の領域拘束装置が取り付けられた。

領域拘束装置が取り付けられた後、サイクル2フラクチュエーション試験が再開された。

17.1 領域拘束装置

領域拘束装置の設計目的は、炉心頂部において炉心の配列を安定化し、領域間のギャップ幅をほぼ一定で一様な値に保つことであった。

領域拘束装置は、厚さ127mmの炭素鋼(SA-515 Gr 70)製の三角板と、各頂点にボルト(六角穴付きボルト, SA-435-660製)止めされたInconel 718製の3本のピンから成っている(Fig. 17.1)。ピンの接触部には、炭化クロムのコーティングが施され、さらに固体潤滑剤を塗布することによって摩擦と摩耗を減少させている。ピンを固定するボルトの頭部には、ロックピンによる回り止めがされている。ダウエルチューブ及びつかみ孔チューブが炭素鋼製の三角板上面に取り付けられている。これらは、ねじ結合した後、溶接されている。

領域拘束装置は、互いに隣接する3領域の交点に取り付けられる。領域拘束装置の3本のピンがそれぞれの領域の頂部プレナム要素のつかみ孔にはまって、領域相互間を機械的に結合する(Fig. 17.2)。同じ領域内の頂部プレナム要素同士はプレナム要素のキーによって既に結合されているが、隣接する領域間のプレナム要素を結合するものはなかった。炉心全体で84個の領域拘束装置をFig. 17.3に示すような配置で取り付けると、炉心内側部分ではすべての領域が相互に結合され、また炉心周辺の領域は隣接する領域及び側部反射体と結合されることになる。したがって、各領域は炉心頂部で横方向に完全に拘束され、領域間ギャップの局所的な集中が防止される。

領域拘束装置の重量は1個当たり約110kgであり、既設の燃料交換装置で取り付け及び取り外しを行うことが十分可能である。領域拘束装置を取り扱うために既設燃料交換装置にいくつかの小規模な改修が必要とされたが、これらの変更は通常の燃料交換作業に支障のないものである。領域拘束装置三角板の各頂点に取り付けられているピンの断面形状はほぼ半円形をしている。これは、燃料交換装置及び貫通部の内径から領域拘束装置の外形寸法が制限されるためである。

17.2 性能, 構造及び安全性の評価

炉心径方向及び軸方向出力分布, 制御棒価値, 停止余裕, 動特性パラメータなどの核特性は, 領域拘束装置を取り付けても, 全く影響を受けない。領域拘束装置の取り付けは燃料温度及び黒鉛温度に僅かな影響を与える。しかしながら, これらの温度変化による核特性の変化は十分小さく, 無視することができる。

領域拘束装置を取り付けると, 上部プレナムから領域間ギャップに入る流路の断面積が約 33 %減少する。この流路断面積の減少によって, 炉心圧力損失は最大 15 %増加し, またギャップ流量は最大 12 %減少する。このため, 冷却材流路を通るヘリウムガス流量は僅かに増加することになる。しかしながら, この流路増加は燃料温度に対しほとんど影響を与えない。

原子炉の運転にともなって温度が上昇すると, 鋼製コアバレルと炉心黒鉛の相対熱膨張によって炉心は外向きに引っ張られる。領域拘束装置は隣接領域間のプレナム要素を拘束しているため, キー結合されたプレナム要素間のギャップ(領域内ギャップ)はキーの公差の範囲(約 0.5 mm)まで広がる可能性がある。領域内ギャップを通るヘリウムガス漏れ流量はその領域のオリフィスバルブ開度に依存する。オリフィスバルブが全開あるいはほぼ全開の領域では, 漏れ流れによる領域全流量の増加は無視できるほど小さいものになる。一方, オリフィスバルブが全閉あるいはほぼ全閉の領域では, 領域全流量は漏れ流れによって 5 - 10 %増加する。領域全流量が 5 - 10 %増加すると, 領域出口ヘリウムガス温度は 20 - 40 %変化する。しかしながら, この温度変化は領域出口の熱電対によって十分に検出することができる。このような冷却材流量配分の変化は, 隣接する領域にも影響を与えるが, この影響は非常に小さい(0.5℃程度)と予測される。

領域拘束装置は, 炉心に生じる最大カラム間ギャップ幅を制限する。このため, カラム湾曲によって開く燃料要素段間ギャップ(ジョーズ)の幅は最大 2.5 mm 程度に制限されることになる。このジョーズを通るクロス流れ(ジョーズ流れ)が生じるが, これによる燃料温度の上昇は 5℃以下である。これに対し, 領域拘束装置がない場合には, 最大 23 mm のジョーズが開く可能性がある。

領域拘束装置がギャップ内の流量分布及び圧力分布に与える影響に関して, SPIFFS 流路網計算コードを用いて解析が行われた。この解析の結果から, 以下のような結論が得られた。領域拘束装置を取り付けることによって, バイパス流量は最小に抑えられる。領域拘束装置を取り付けた場合, 領域に加わる横方向圧力差は炉心外周領域で最も大きくなり, 4kPa の圧力差が炉心内側向きに加わる。領域拘束装置は頂部プレナム要素の領域間ギャップ幅を 0 - 3.8 mm の範囲に拘束するため, 炉心内に大きな横方向圧力差が発生する可能性を著しく減少させる。

領域拘束装置は炉心の核特性及び熱・流動特性に大きな影響を与えない。したがって, 領域拘束装置を取り付けた場合にも, 特別な炉心運転方法が必要になることはない。

1次冷却系の水分濃度及び酸素濃度は十分低いものである。したがって, 領域拘束装置の炭素鋼には数 10 μm 程度の錆が表面に生じるのみで, 特に腐食による問題が起こることは考えられない。また, 領域拘束装置のピンは Inconel 718 製であるため腐食は生じない。

通常運転時には, 炉心内横方向圧力差及び黒鉛の照射変形による領域の横方向変位を拘束する力が領域拘束装置に加わる。これらの力によって, 領域拘束装置のピン及びボルト, 側部反射体

要素のキーに最も大きい応力が発生する。これらのコンポーネントについて構造評価が行われた。その結果、予測される力に対して十分な安全余裕のあることが分かった。

領域拘束装置を取り付けることによって、炉心の全重量は約 9500 kg 増加する。このため、炉心サポートブロック及びサポートポストに加わる荷重が大きくなる。酸化の影響を考慮に入れたサポートポストの安全係数の値は、この荷重増加によって、7.46 から 7.06 に低下するが、必要とされる安全係数 3.0 に対して、まだ十分な余裕がある。また、炉心サポートブロックについては、安全係数 3.0 が確保される予想寿命が 58 年から 56 年に短くなる。必要とされる寿命は 30 年であるため、この程度の寿命の短縮は問題とならない。

強制循環喪失事故、減圧事故、反応度事故など FSAR 事故解析の仮定、解析、事象の確率、結果に対して、領域拘束装置は全く影響を与えない。領域拘束装置を取り付けた場合、領域拘束装置のゆるみ、ピンの破損、オリフィスバルブ開口部の閉塞などの新たな異常事態が想定されるが、これらの事態が起こったとしても原子炉の安全性が損われるおそれはない。

0.05 g の運転基準地震 (OBE) 及び 0.1 g の設計基準地震 (DBE) に対して、領域拘束装置を取り付けた炉心の評価が行われた。炉心の加速度は運転基準地震で 0.19 g, 設計基準地震で 0.23 g である。側部反射体要素のキー及び領域拘束装置のボルトに生ずる応力は降伏応力に比べて十分小さいものである。領域拘束装置のピンに生ずる最大曲げ応力は運転基準地震に対して降伏応力以下であるが、設計基準地震時には外側表皮が降伏する。しかしながら、ピンの全断面が降伏する (極限曲げモーメントを超える) までピンは破断しない。ピンの破断に対して 39% 以上の安全余裕がある。

地震時にダウエルに加わる剪断力は、領域拘束装置を取り付けることによって減少すると予測された。また、燃料要素の衝突速度及び衝撃力も小さくなる。一般的に、FSV 炉の炉心は、領域拘束装置を取り付けることによって、地震に対してより安全な構造になるものと判断された。

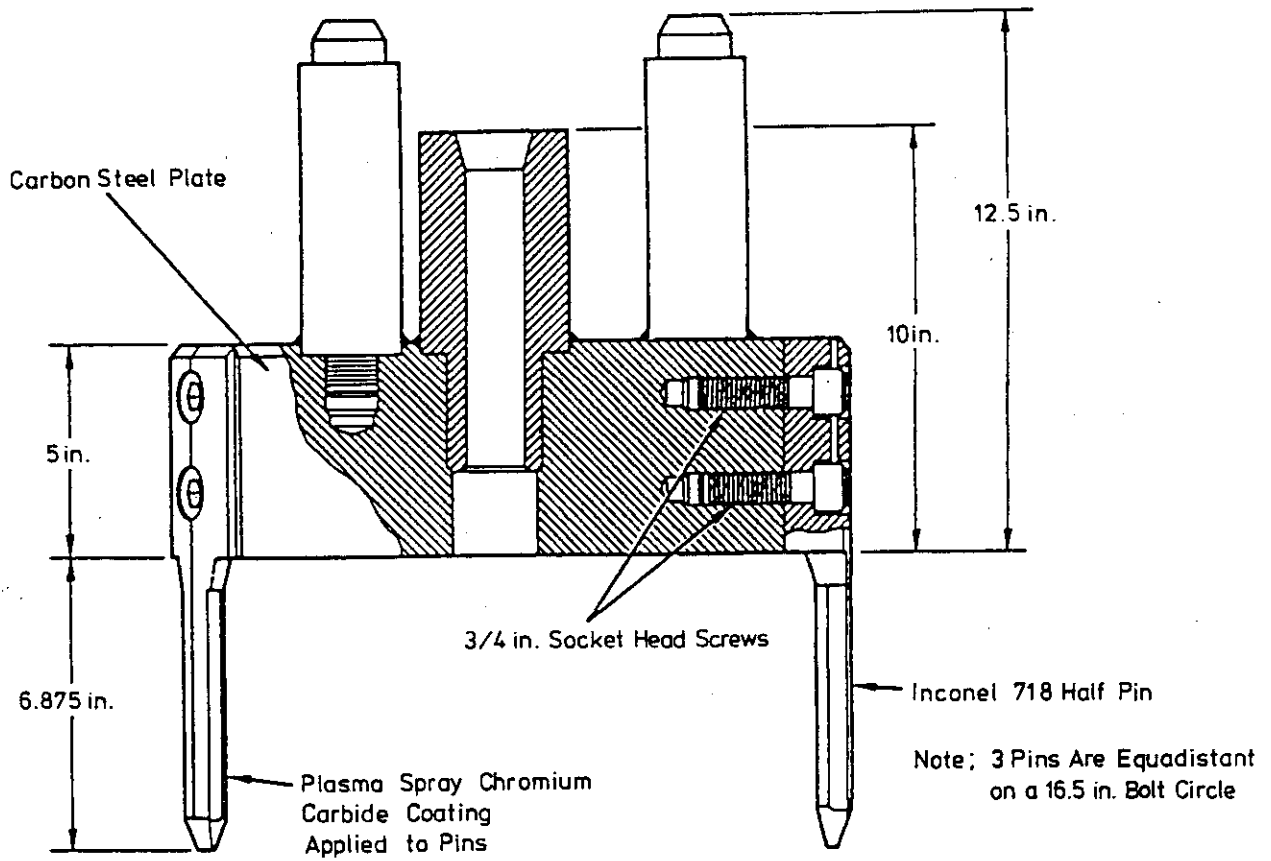


Fig. 17.1 Region Constraint Device (Elevation View)

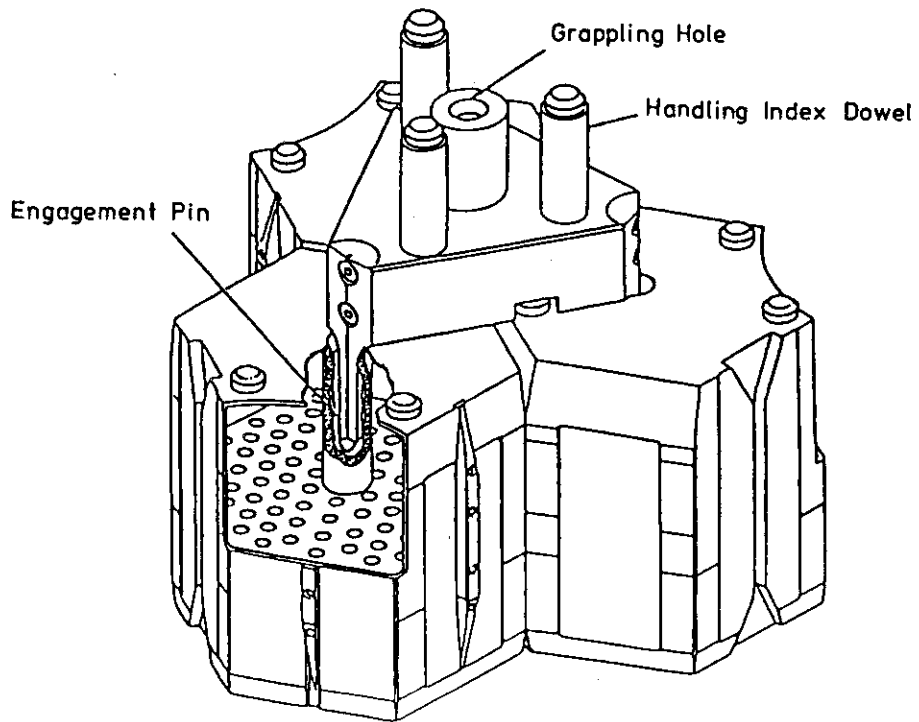


Fig. 17.2 Isometric View of Region Constraint Device

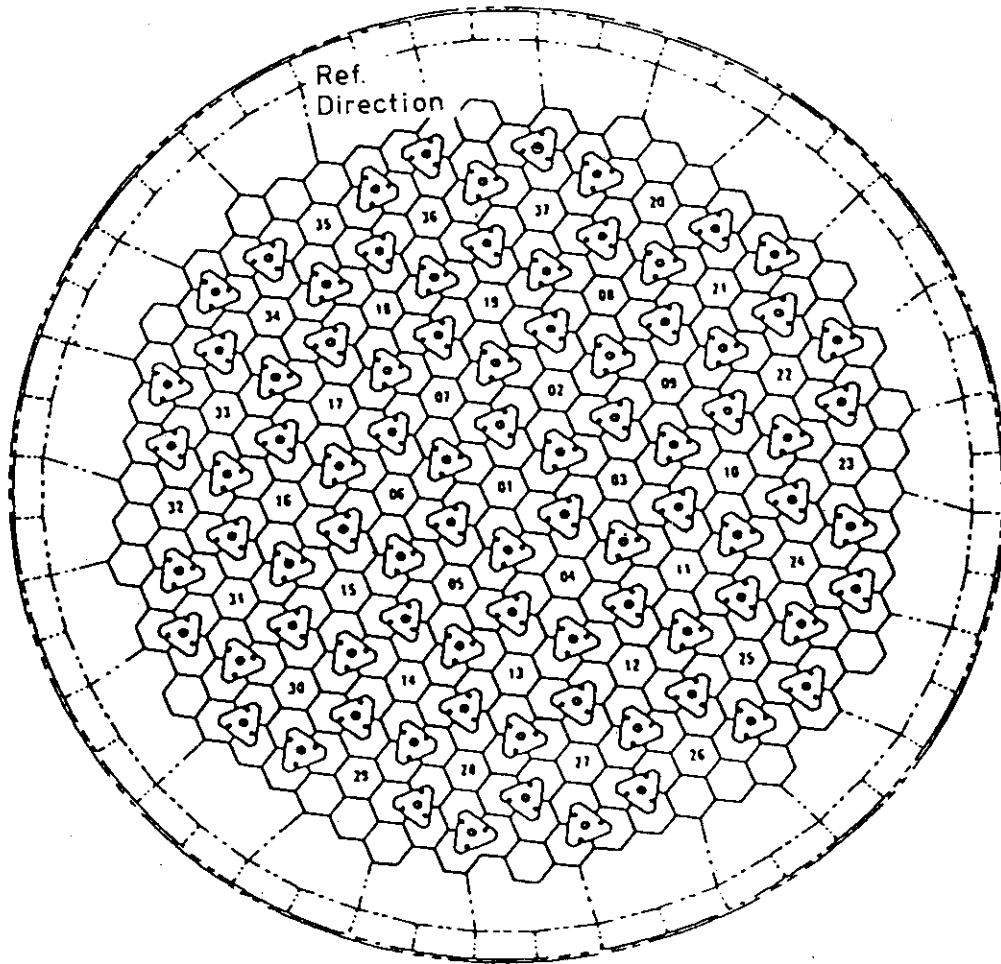


Fig. 17.3 Overall Arrangement of Region Constraint Device

18. 炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューション

炉心に領域拘束装置を取り付けた後、5%から69%までの出力レベルで、定常特性試験運転が行われた。この最初の試験運転によって、予測されたとおり、炉心全体の特性に対し領域拘束装置は影響を与えないことが確認された。

さらに、1980年11月から12月にかけて、炉心フラクチュエーション試験が行われた。この試験では、領域拘束装置を取り付ける以前にはフラクチュエーションが発生した炉心出力、圧力損失条件においても、フラクチュエーションの発生は認められなかった。これによって、領域拘束装置はフラクチュエーション発生の防止に有効であることが確認された。

しかしながら、出力上昇中に、炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションが発生した。この現象は、いくつかの炉心境界領域において炉心出口ヘリウムガス温度が低下し、一方、炉心内側領域において、一般に、出力変化から予測される値以上に炉心出口ヘリウムガス温度が上昇するものであった。

炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションもフラクチュエーションと同様の原因、すなわち炉心の微小な運動によって起こるものと推定された。しかしながら、リディストリビューション現象はフラクチュエーションのような周期的な変動ではなく、またこれによる運転パラメータの変化は許容範囲と比べて十分に小さいため、リディストリビューションが発生しても運転上支障がないものとみなされている。

リディストリビューションに関して検討が行われた結果、新たな安全上の問題が生じることはないと判断された。リディストリビューション発生時の領域出口ヘリウムガス温度測定値のくい違いを考慮に入れた原子炉運転方法が開発された。

18.1 定常特性試験

領域拘束装置取り付け後の最初の運転において、全体的な炉心定常特性が領域拘束装置によって影響を受けないことを実証するため、定常特性試験が行われた。この試験では、5%から69%までの出力レベルで、領域出力ピーキングファクタの分布、較正熱電対による領域出口温度プロフィール、オリフィス較正データなどが求められた。

定常特性試験から求められたデータと領域拘束装置取り付け以前のデータを比較、検討した結果、炉心の反応度及びオリフィスバルブ特性に対して、領域拘束装置は全く影響を与えていないことが確認された。較正熱電対による測定から、炉心内ギャップ分布に変化が生じたと推定されたが、領域出口温度プロフィールは領域拘束装置取り付け以前のものと本質的には同じであった。また、これまでと同様に、炉心出口熱電対スリーブ内を通るタイプⅡ流れが生じていると推定された。

定常特性試験の結果から、領域拘束装置は、予測されたとおり、炉心特性に測定できる程の変化を与えていないと結論された。

18.2 リディストリビューションの発生

定常特性試験終了後、炉心フラクチュエーション試験が再開された。この試験の目的は、領域拘束装置の取り付けによって、フラクチュエーションの発生を防止できることを実証し、あるいはフラクチュエーションの発生限界に与える領域拘束装置の影響を実験的に確定することであった。

最初の試験は1980年11月に行われた。炉心出力40%、炉心圧力損失11 kPaの初期状態から、3%ステップで段階的に出力を上昇させた。各ステップの出力上昇速度は約3%/minとし、ステップ間に少くとも2時間の待機時間がおかれた。炉心出力70%、炉心圧力損失25 kPaまで出力上昇が続けられたが、炉心に異常な挙動は観測されなかった。次に出力を40%まで低下させ、領域間の相対的な冷却材流量配分を基本的には一定に保ったまま、オリフィスバルブの再調節を行って、炉心圧力損失を14 kPaまで増加させた。再び、70%出力に向けて段階的な出力上昇が行われた。出力を56%から59%に上昇させた時に、炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションが発生した。出力59%で炉心性能の監視が約3時間続けられた。その後、56%まで出力を下げ、再び約3時間の監視が行われた。この間に、異常な挙動は観測されなかった。そこで、もう一度59%まで出力を上昇させ、さらに炉心出力70%、炉心圧力損失28 kPaまで出力上昇が続けられたが、異常な挙動は見られなかった。また、領域出口ヘリウムガス温度分布も安定していた。ここで、リディストリビューション発生時のデータについて詳細な評価が行われるまでフラクチュエーション試験を中断することが決定された。出力降下中、出力を約60%まで下げて、オリフィスバルブを通常運転の設定開度に戻したところ、領域出口ヘリウムガス温度はリディストリビューション発生前の分布に回復した。

この試験が終了した後に、いくつかの蒸気発生器データテープが読み取り不能であることが判明した。蒸気発生器データの取得と、リディストリビューション現象の再現性の確認のため、もう一度同様の試験を繰り返すことになった。この試験のもう一つの目的は、40%までの出力降下を段階的に行うことにより、領域出口ヘリウムガス温度分布の回復に関する詳細なデータを取得することであった。

1980年12月に試験が再開された。炉心出力40%、炉心圧力損失13 kPaの初期状態から、70%出力に向けて、段階的な出力上昇が行われた。出力を58%から61%に上げた時に、炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションが発生した。これは、前回の試験で観測されたりディストリビューションとほぼ同様の挙動を示すものであった。さらに、炉心出力69%、炉心圧力損失29 kPaまで出力上昇が続けられたが、異常な挙動は観測されなかった。次に、60%まで出力を下げた後、40%に向けて段階的な出力降下が行われた。出力を52%から49%に下げた時に、領域出口ヘリウムガス温度はリディストリビューション発生前の分布に回復した。

18.3 リディストリビューションの測定データ

リディストリビューションが発生すると、領域出口ヘリウムガス温度、ギャップ温度、炉心流動抵抗、炉心外検出器の中性子束などに変化が生じた。応答の速い計測器（例えば、核チャンネル

ル及び制御棒チャンネル熱電対)では、一般に、急速な変化の後、新たな平衡状態に達する緩やかな変化が見られた。この緩やかな変化は熱的な現象によるものであることを示唆している。

18.4 領域出口ヘリウムガス温度

1980年11月のリディストリビューション発生時に観測された領域出口ヘリウムガス温度の変化をFig. 18.1及びFig. 18.2に示す。図では、各領域出口温度の変化を明確に識別できるように、それぞれの温度を讀みの絶対値に対して相対的にオフセットさせている。1980年12月のリディストリビューション発生時の領域出口ヘリウムガス温度の変化も本質的にはこれと同じであった。

原子炉の出力上昇にともなう、すべての領域において出力上昇に対応した出口ヘリウムガス温度の上昇が示されるはずであった。炉心内側領域(領域1から19)では一般に出口温度が上昇したが、それに対し、炉心境界領域(領域20から37)では一般に出口温度が低下した。

18.5 核チャンネル

リディストリビューションが発生すると、いくつかの核チャンネル信号に急激な微小変化と、それに続く緩やかな変化が見られた(Fig. 18.3)。また、この時の核チャンネル偏差をFig. 18.4及びFig. 18.5に示す。

リディストリビューション発生時の核チャンネル信号を詳細に検討した結果、制御棒の動きによらず、約 $+1\epsilon$ (約 $0.00007\Delta\rho$)の微小な反応度変化が起きたことがわかった。

18.6 ギャップ温度

炉心出口の熱電対スリーブ内に、移動可能な26本の較正熱電対が挿入されている。これらの較正熱電対のうち17本は炉心サポートブロック間のギャップ部に位置している(Fig. 11.2参照)。リディストリビューション発生時に、これらのギャップ熱電対の温度も変化を示した(Fig. 18.6及びFig. 18.7)。炉心内側ギャップの温度は明らかに上昇したが、これに対し、炉心外周ギャップの温度は一般に低下した。

18.7 炉心流動抵抗

リディストリビューションが発生すると、炉心の流動抵抗は急激に減少した。炉心流動抵抗の減少は4-5%であった(Fig. 18.8)。

18.8 制御棒チャンネル温度

リディストリビューションが発生すると、領域5及び領域35に取り付けられている制御棒チャンネル熱電対の測定値に変化が見られた。Fig. 18.9及びFig. 18.10は、それぞれ、領域5及び領

域 35 の制御棒チャンネル熱電対測定値を示したものである。領域 5 ではノイズ成分を除いて比較的滑らかな温度変化を示しているのに対し、領域 35 ではほとんどステップ状の急激な温度変化を示しており、その挙動に大きな相違のあることがわかる。

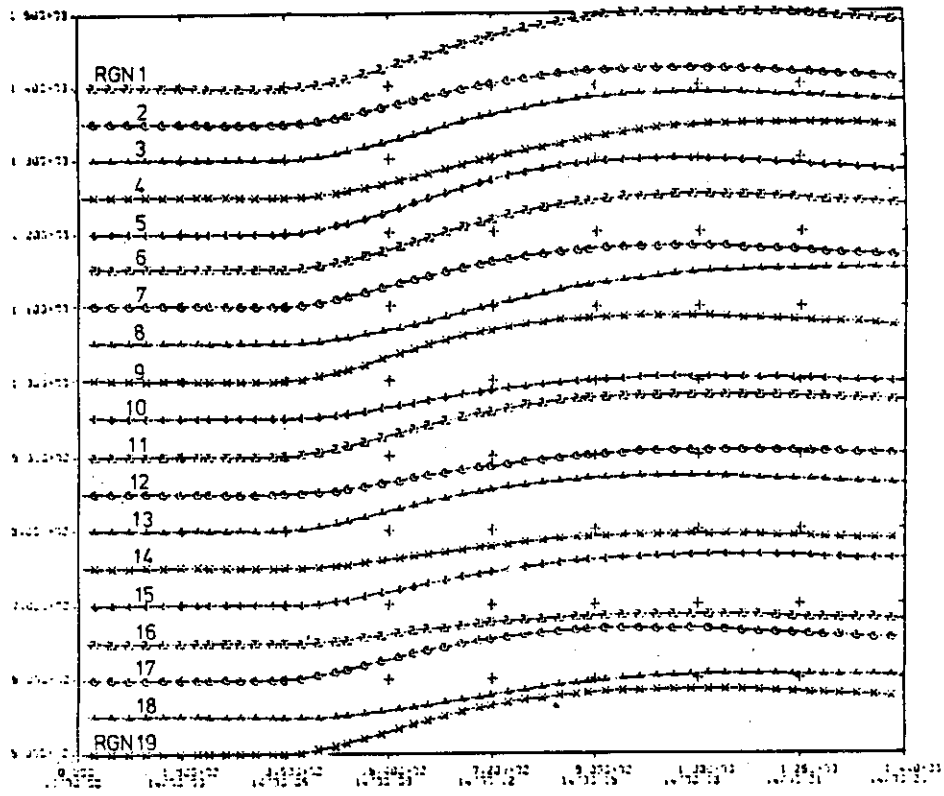


Fig. 18.1 Region Outlet Temperatures (Regions 1-19);
November 14, 1980, 11:05-11:25

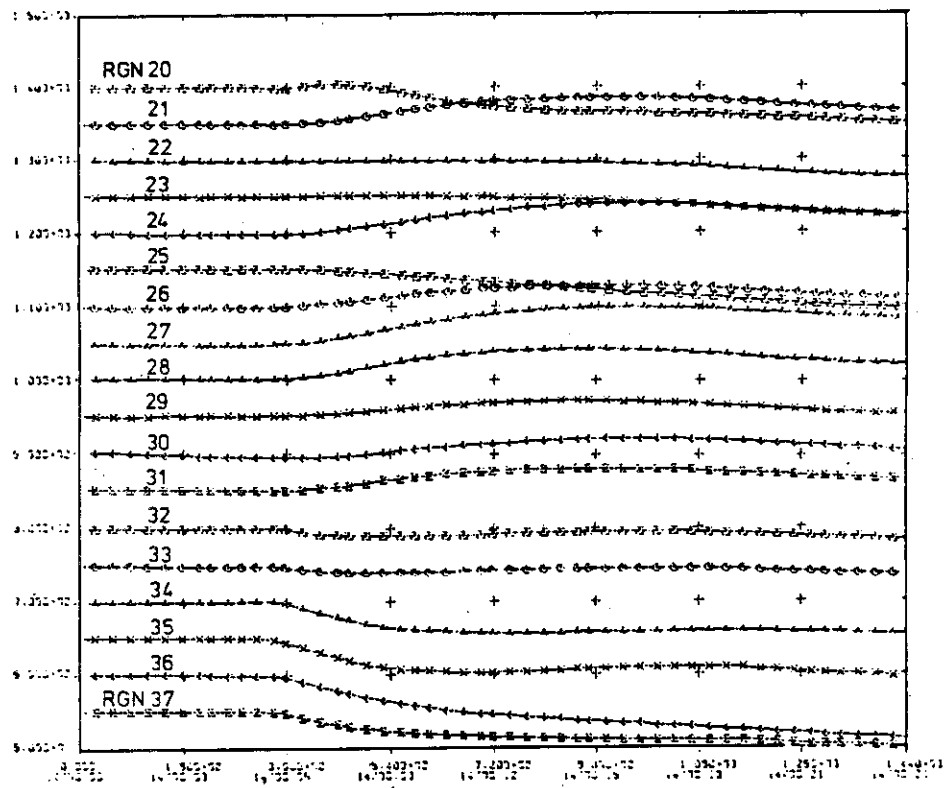


Fig. 18.2 Region Outlet Temperatures (Regions 20-37);
November 14, 1980, 11:05-11:25

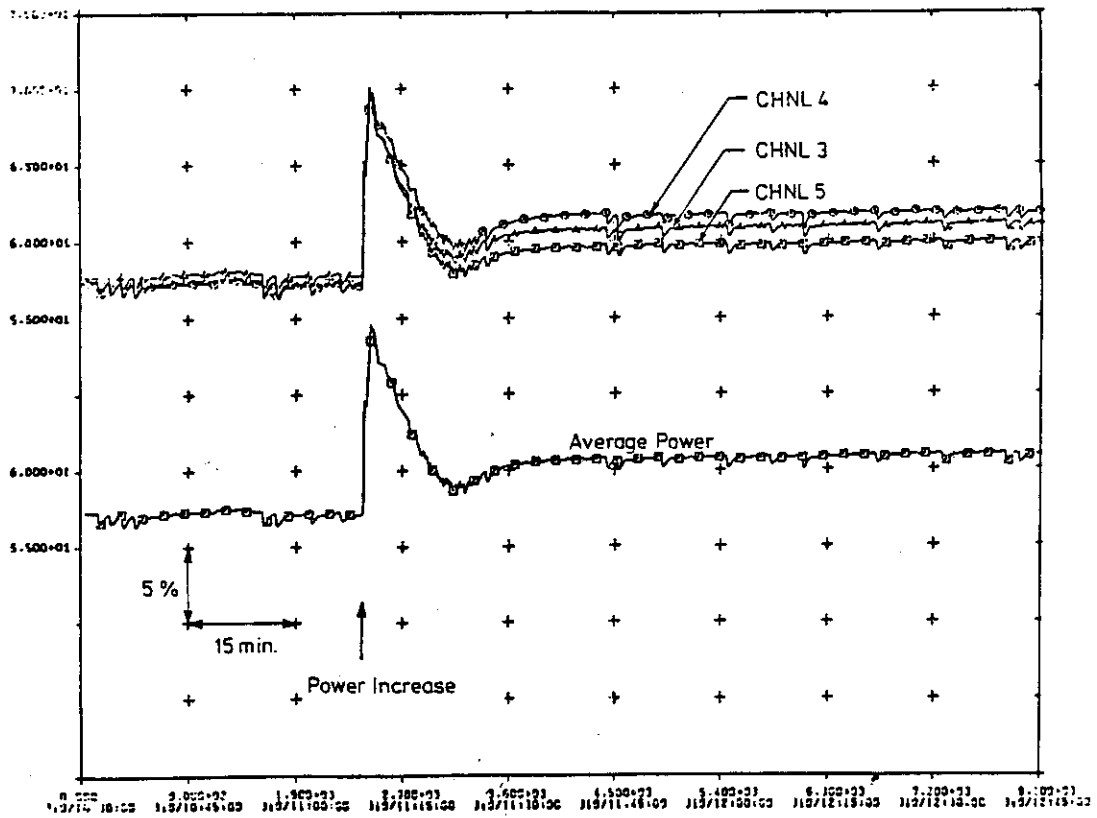


Fig. 18.3 Nuclear Channel Response (Channels 3-5); November 14, 1980

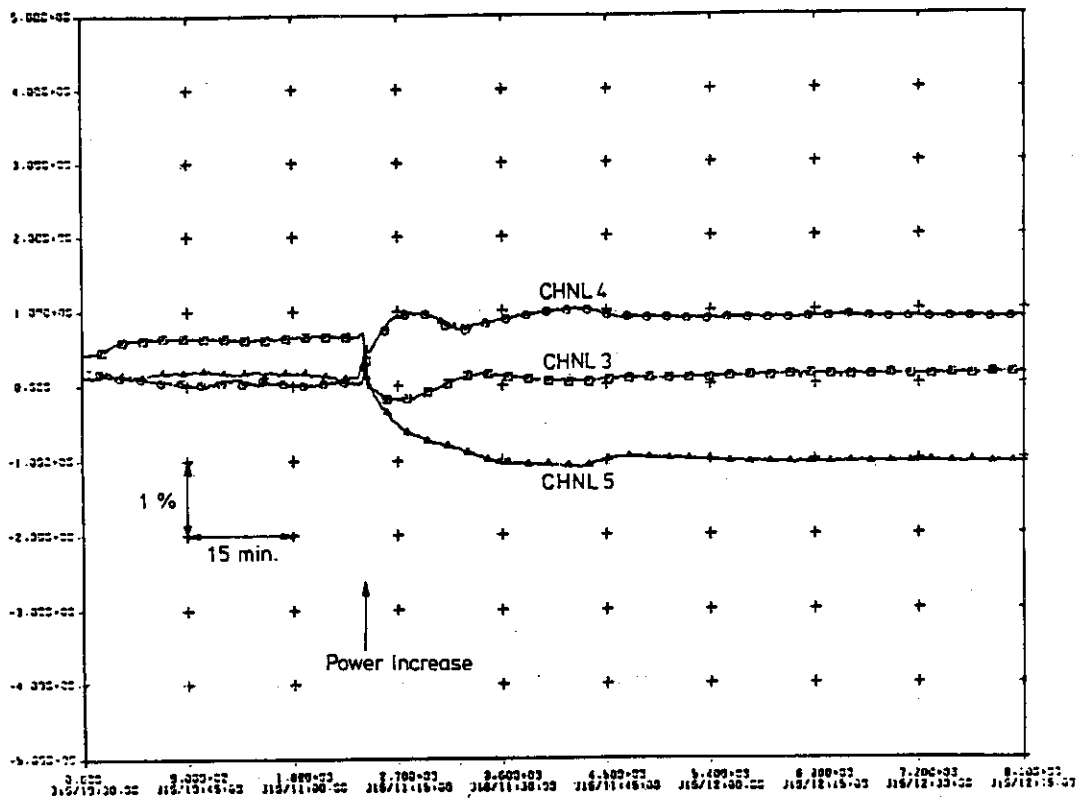


Fig. 18.4 Nuclear Channel Deviations During Temperature Redistribution (Channels 3-5); November 14, 1980, 10:30-12:15

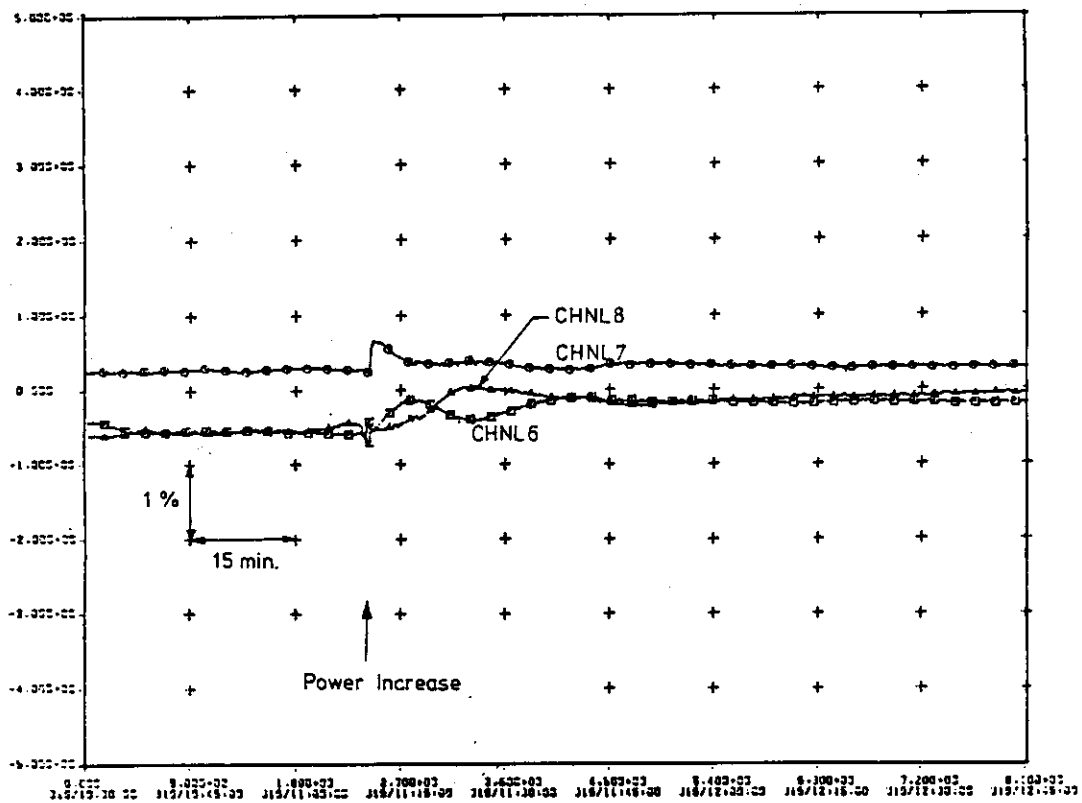


Fig. 18.5 Nuclear Channel Deviations During Temperature Redistribution (Channels 6-7); November 14, 1980, 10:30-12:15

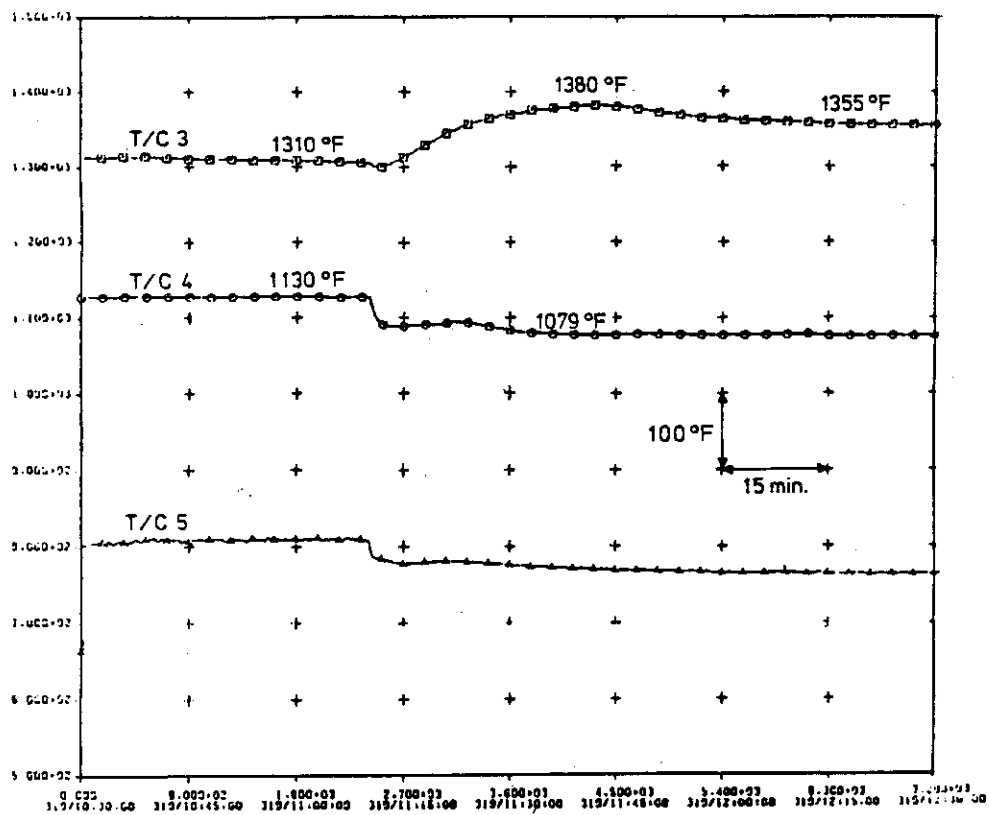


Fig. 18.6 Gap Temperatures (T/Cs 3-5); November 14, 1980, 10:30-12:30

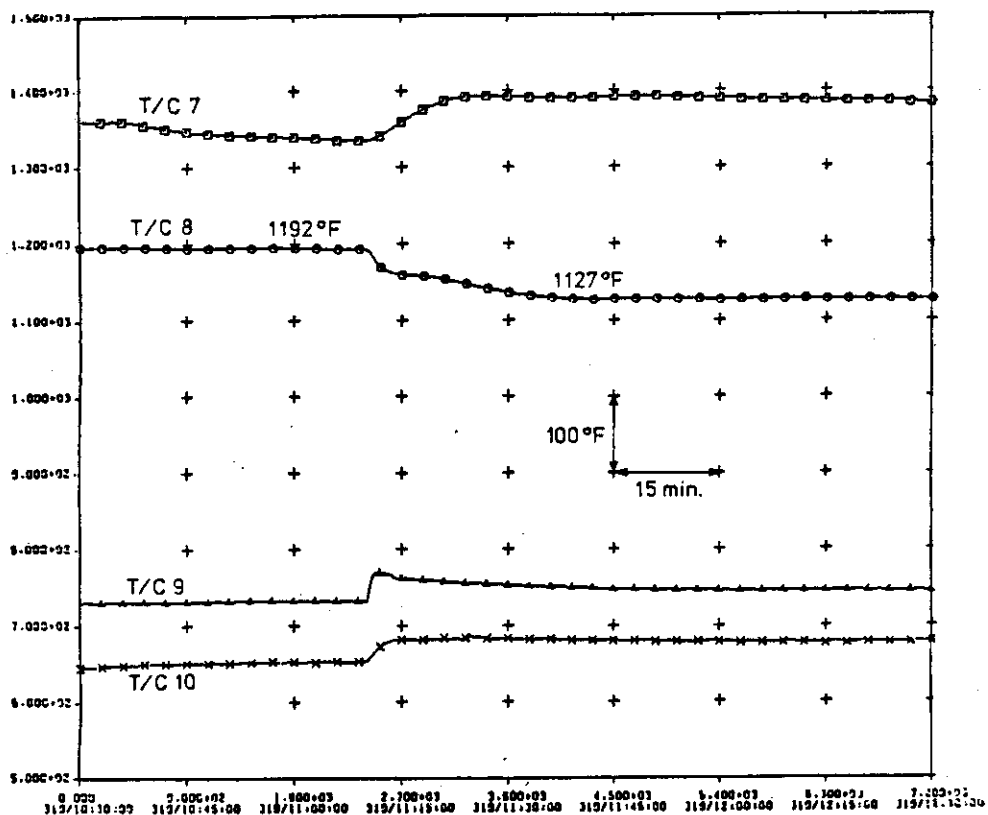


Fig. 18.7 Gap Temperatures (T/Cs 7-10); November 14, 1980, 10:30-12:30

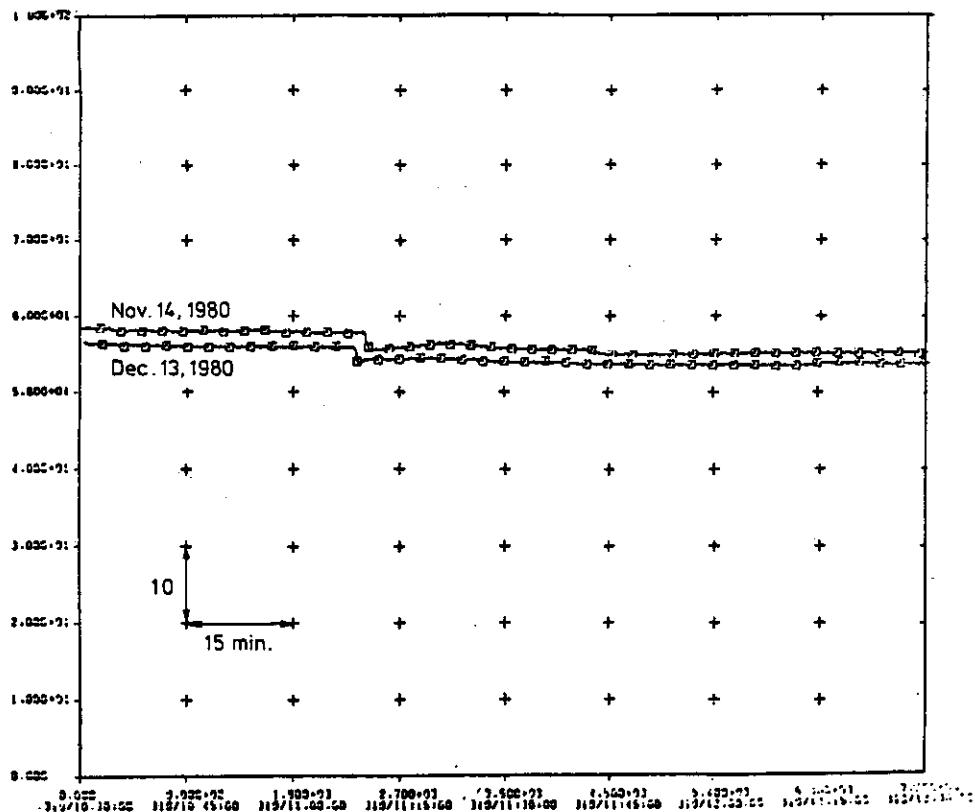


Fig. 18.8 Core Coolant Flow Resistance; November 14, 1980 and December 13, 1980

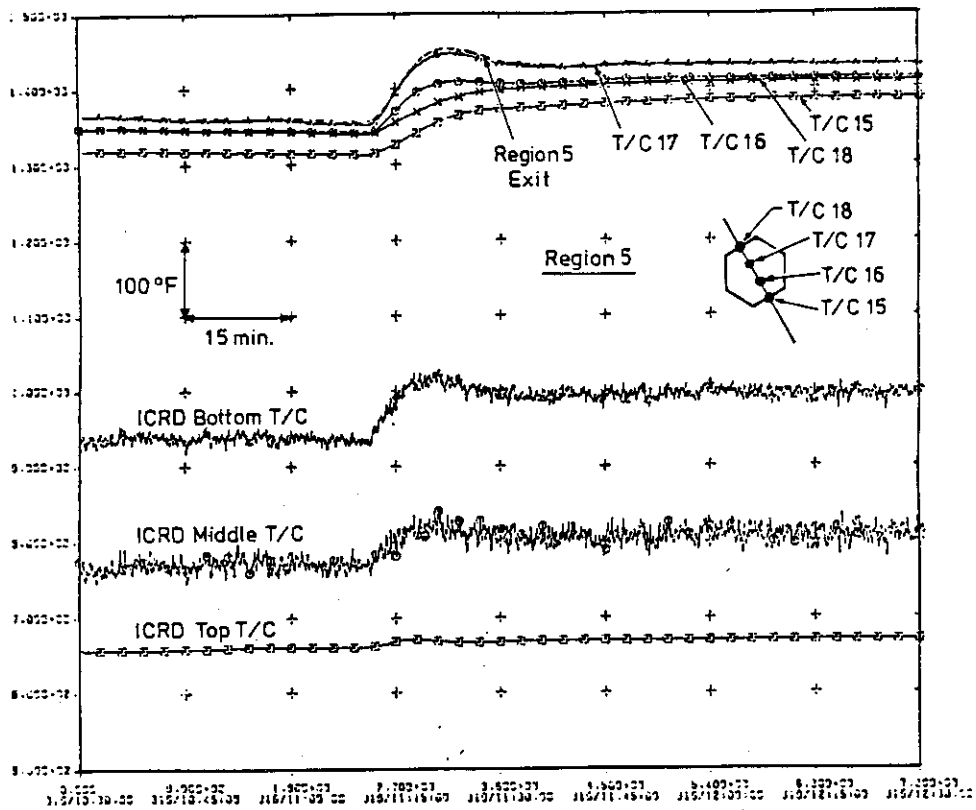


Fig. 18.9 Region 5 ICRD and Gap Temperatures; November 14, 1980

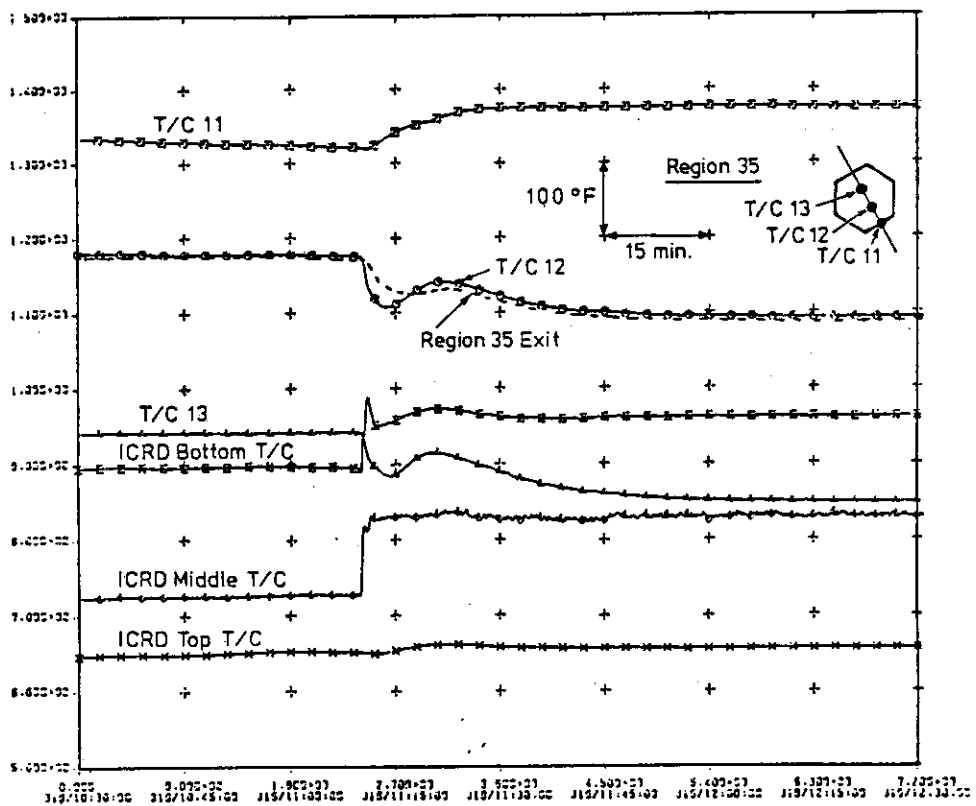


Fig. 18.10 Region 35 ICRD and Gap Temperatures; November 14, 1980

19. リディストリビューションの検討

19.1 領域出口温度の予測値と実測値の比較

通常の3-4%の出力上昇(炉心中央の調整棒で制御する)に対して、一般に、炉心領域出口ヘリウムガス温度は炉心位置に依存して3℃から22℃程度の上昇を示す。炉心中央の領域1では約22℃、領域2から7までの第2リングでは約11-14℃、領域8-19までの第3リングでは約6-8℃、領域20から37までの第4リングでは約3-6℃上昇すると予測されている。各領域の予測値と実測値を比較することによって、どの領域が炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションに関連しているかを容易に見出すことができる。

1980年11月のリディストリビューション発生時に測定された領域出口温度を予測値と比較してFig. 19.1に示す。炉心内側領域(領域1から19)では、明らかに出力変化から予測される値より大きな温度上昇を示した。これに対し、炉心境界領域(領域20から37)では、一般に、温度上昇は予測値より小さいか、あるいはリディストリビューション発生前よりも実際に温度が低下した。

19.2 ギャップ温度の変化

リディストリビューション発生時のギャップ温度変化は、炉心ギャップ幅の変化によって(少くとも、ある程度まで)説明することができる。ギャップ幅の変化は、ギャップを通るバイパス流れの温度と流量を変化させる。ギャップを通る定常なバイパス流れについて、一連の熱・流動解析が行われ、リディストリビューション発生前後のギャップ幅の変化が計算された。この計算結果から、リディストリビューションが起こると、炉心内部のギャップ幅は1.5-2.3 mm 縮小してほとんど0 mm になり、一方、炉心外周のギャップ幅は0.9-2.5 mm 拡大して2.5-8.6 mm になったと推定された。

さらに、ギャップ幅が時間に対してステップ状に広がった場合について非定常解析が行われ、ギャップ温度の過渡変化が計算された。リディストリビューションが発生した時の実測値と計算結果との比較をFig. 19.2に示す。両者は非常に良く一致している。

19.3 炉心流動抵抗の変化

リディストリビューションが発生すると、炉心流動抵抗が4-5%減少した。炉心流動抵抗を約5%減少させるのに必要なギャップ幅の変化が計算によって求められた。初期条件として、炉心全体に一律なギャップ分布が考えられた。ギャップの全流路断面積は一定であり、そのうち半分は閉じるものと仮定された。計算から得られたギャップ幅の変化は、1.5 mm であった。炉心流動抵抗の減少から推定されたギャップ幅の変化は、ギャップ温度の変化から推定された

ギャップ幅の変化とほぼ一致している。

19.4 領域 35 のジョーズ

リディストリビューションが発生すると、領域 35 では出口ヘリウムガス温度測定値が低下した。この領域出口温度の変化に対して、いくつかの原因が考えられる。その一つは、積み重ねられた燃料ブロックの段間接触面に開いたギャップ（ジョーズ）を通して、低温のクロス流れがこの領域に流入することである。この領域の制御棒チャンネルに流入する（あるいは、制御棒チャンネルから流出する）クロス流れ流量の変化によって、中央及び下部の制御棒チャンネル熱電対に生じた急激な温度変化を説明することができる。

計算によれば、領域の中央に約 2.5 mm 幅のジョーズが開くと、領域 35 で観測された大きさの出口温度変化が起こる。ジョーズが 2 個所で開けば、この出口温度変化を起こすに必要なジョーズの幅は約 0.6 mm に減少する。1 個の燃料ブロックの上端あるいは下端が横方向に 1.5 mm 変位すれば、ブロックの上端及び下端に約 0.8 mm 幅のジョーズが開くことになる。このブロックの横方向変位の大きさ（ギャップ幅の変化）は、ギャップ温度の変化及び炉心流動抵抗の減少から推定された約 0.8 - 1.5 mm のギャップ幅の変化と一致している。

リディストリビューションが発生した時に、中央及び下部の制御棒チャンネル熱電対測定値には、ほとんどステップ状の急激な温度上昇が見られた。この急激な温度上昇は、制御棒チャンネルに高温のクロス流れが流入したこと、あるいは制御棒チャンネルから低温のクロス流れが流出したことによって説明できる。

制御棒チャンネルの熱・流動解析モデルを用いて、リディストリビューション発生時の温度変化が計算された。この計算結果に基づいて、観測された制御棒チャンネルの温度変化は、リディストリビューション発生以前に生じていたクロス流れが急に止まった（すなわち、ジョーズが閉じた）ことによって生じたものと推定された。

19.5 タイプ II 流れ

これまでの測定データ及び解析から、炉心出口の熱電対スリーブ内を通る低温の横方向流れ（タイプ II 流れ）が生じている可能性が指摘されていた。このタイプ II 流れが生じていると、炉心境界領域の出口熱電対測定値と実際のヘリウムガス温度との間にかなり大きな相違が生じることになる。

解析によれば、炉心サポートブロック当たり 200 Pa の横方向圧力差が加わると、約 4 g/s のタイプ II 流れが生じ、これによる温度測定誤差は 80 °C になる。炉心の領域間ギャップ幅が約 2.5 mm 変化すると、炉心サポートブロック間ギャップを通る流量が変化して、この程度の横方向圧力勾配が生じる。この結果、領域出口のヘリウムガス温度が一定であっても、出口熱電対の温度測定値には 80 °C 程度の変化が生じることになる。

19.6 核チャンネル偏差

リディストリビューションが発生すると、核チャンネル偏差は急激な変化を示し、続いて緩やかに変化して（10 - 15 分で）新しい安定値に落ち着いた。この急激な変化は、フラクチュエーションの場合とは異なり、周期的ではなく、また十分に小さいものであった。

最初の急激な核チャンネル偏差の変化は、側部反射体間を通る中性子ストリーミングの微小な変化（0.3%以下）によるものであり、それに続く緩やかな変化（約0.7%）は炉心及び反射体の温度変化によるものである。

リディストリビューション発生時に観測された核チャンネルの偏差の変化は、明らかにフラクチュエーションの場合と異なっている。しかしながら、フラクチュエーションが起きている時の核チャンネル偏差の周期的な変動波形のなかに、リディストリビューションの場合と非常に類似したパターンの変化が数多く見られる（Fig. 19.3）。この部分的な類似性は、これらの2つの現象が同一の原因によるものであることを示唆している。

19.7 反応度の変化

リディストリビューション発生時に、微小な正の反応度変化（約 1β ）が生じたことは、炉心コンポーネントの変位が生じたことを裏付けている。領域間のギャップが閉じて、炉心の有効直径が小さくなるように炉心コンポーネントの変位が生じると、観測された反応度変化と同じオーダの反応度変化が起こることが解析によって示された。

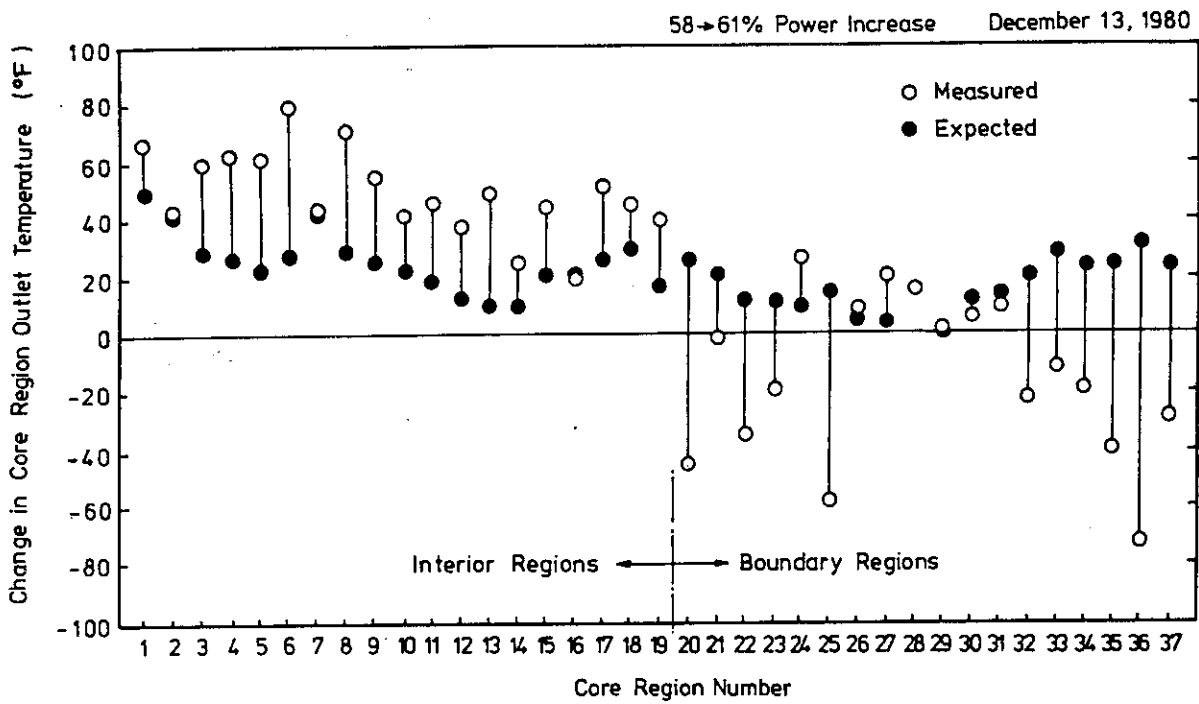


Fig. 19.1 Expected vs. Measured Region Outlet Temperature Change; December 13, 1980

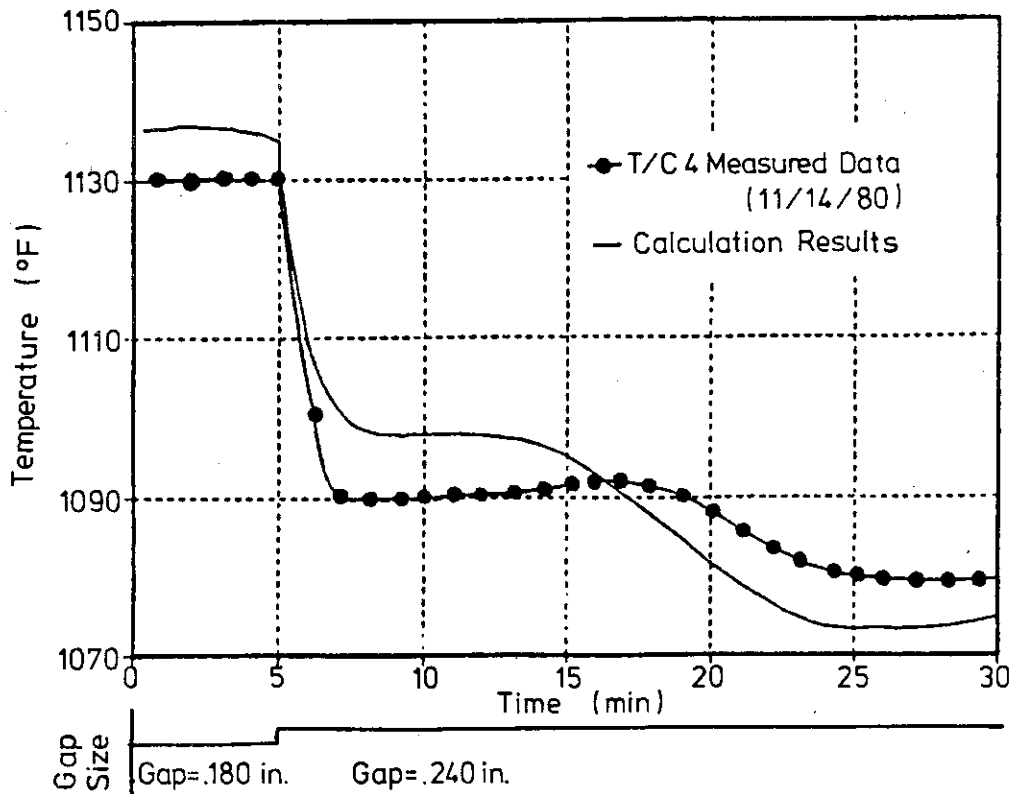


Fig. 19.2 Gap Outlet Temperature Calculated vs. Measured During Temperature Redistribution

20. リディストリビューションのシナリオ

炉心出口ヘリウムガス温度リディストリビューションのデータ及び解析結果から、リディストリビューション現象は明らかに炉心コンポーネントの運動によって生じたものと考えられた。これは、炉心外周領域周囲のギャップが開き、炉心内部領域間のギャップが閉じるような運動である。これによって、炉心はタイトに締め付けられることになる。各領域は上端及び下端において、それぞれ、領域拘束装置及び炉心サポートブロックによって拘束されているため、炉心は中央がくびれた「砂時計 (hourglass)」形に変形する (Fig. 20.1)。

炉心流動抵抗及びギャップ温度のデータは、領域間ギャップ幅が 1.5-2.5 mm 変化したことに対応している。この微小な領域間ギャップ幅の変化は、領域出口ヘリウムガス温度のデータから推定されたジョーズの変化に必要な燃料ブロックの横方向変位とほぼ同程度である。

核チャンネル偏差の挙動及び炉心反応度の変化は、リディストリビューション発生時のギャップ分布の変化及びそれによって生じる温度変化によるものである。

推定されている程度の領域間ギャップ分布の変化が生じると、炉心境界領域出口熱電対に見られた予測値と測定値との相違を説明するに十分な大きさのタイプⅡ流れ流量の変化を引き起こす。

領域 1 から 19 までの炉心内部領域では、ジョーズ型クロス流れの変化による影響は小さい。これらの領域に見られた炉心出口ヘリウムガス温度の上昇は、バイパス全流量の増加による炉心流量配分の微小な変化と、ギャップ冷却の減少によって説明できる。領域 20 から 37 までの炉心境界領域では、リディストリビューションが生じると、炉心出口ヘリウムガス温度は一般に予測値より低くなった。これは、ジョーズ型クロス流れの変化、ギャップ冷却の増加及びタイプⅡ流れの影響によって説明できる。

リディストリビューションのシナリオを Table 20.1 に要約して示す。

Table 20.1 Fort St. Vrain Core Temperature
Redistribution Scenario

Prediction	Observation
Reactivity Insertion of Δk Due to Core Geometry Change	Reactivity Insertion of Δk
Decrease Core Resistance by up to 5% for Core Redistribution of up to 2.5 mm	1% to 5% Decrease in Core Resist- tance
Inner Region Outlet Temperatures Increase Due to Decreased Flow and Decreased Gap Cooling	Inner Region Outlet Temperatures Increased
Outlet Temperatures of Boundary Regions 21 -31 Decrease Due to Jaws Flow and Increased Gap Flow	Boundary Region Outlet Tempera- tures (21 -31) Experienced Real Decrease
Measured Outlet Temperatures of Regions 20 and 32 - 37 Indicate Decrease Due to Jaws Flow, In- creased Gap Cooling and/or Type II Flow	Measured Northwest Boundary Re- gion Outlet Temperatures Indicated Decrease
"Jaws" Flow Paths Open in Bound- ary Regions Due to Fuel Block Displacement	"Jaws" Flow Evident in Region 35 (Instrumented Control Rod Drive)
Interior Region Gaps Close, Boundary Region Gaps Open (Hourglass)	Gap Changes Deduced From Tempera- Changes Consistent With Prediction
Change in Transverse Flow Rate Along Thermocouple Sleeve (i.e., Type II Flow)	Deduced Gap Changes Are Sufficient to Cause Change in Type II Flow

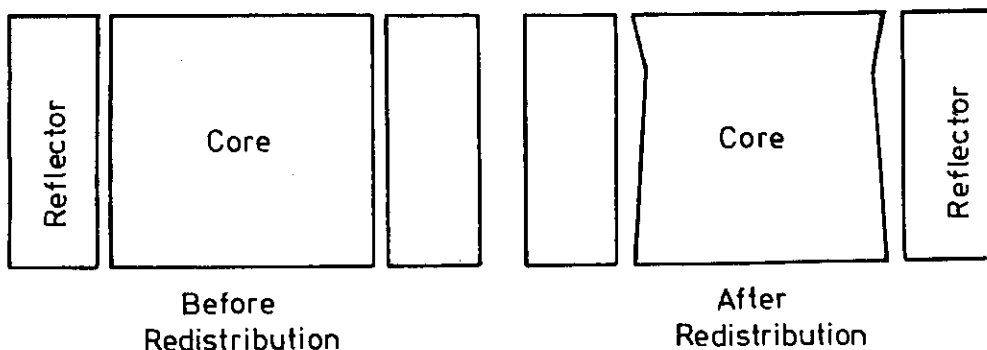


Fig. 20.1 FSV Core Temperature Redistribution Scenario

21. リディストリビューションの安全性評価

21.1 反応度変化

リディストリビューション発生時に観測された反応度の微小な変化は、炉心コンポーネントの運動による炉心有効直径の縮少によって説明できる。炉心内部のすべてのギャップが完全に閉じた最も極端な場合を想定しても、生じる最大の反応度変化は $0.00015 \Delta k$ に過ぎない。

FSAR では、 $0.006 \Delta k$ の反応度変化の影響を評価しているが、問題となるような影響は見出されなかった。したがって、リディストリビューション発生時に生じる微小な反応度変化によって問題が生じる可能性はないと判断された。

21.2 制御棒の挿入性

制御棒チャンネルがオフセットした条件における制御棒の挿入性については、FSAR で議論されている。炉心内部のすべてのギャップが集中した場合に生じる制御棒チャンネルの最大オフセット量は 38 mm である。制御棒挿入試験では、制御棒挿入位置に 41 mm、制御棒チャンネルに 64 mm のオフセットを与えて制御棒挿入性を調べたが、スクラム時間は、オフセットのない場合と比較して、ほとんど増加しないことが分かった。領域拘束装置が炉心頂部に取り付けられているため、炉心頂部に生じる最大変位は無視できるほど小さくなっている。また、炉心中央部に生じる最大相対変位は 38 mm 以下である。したがって、リディストリビューション発生時に予測される炉心オフセットによって、制御棒の挿入性は影響を受けないと判断された。

21.3 構造評価

領域拘束装置がない場合には、燃料ブロックの衝突速度は最大 76 mm/s と予想されている。領域拘束装置を取り付けると、領域の上端が拘束されて、カラム運動のモードが変わるため、最大衝突速度は 58 mm/s に低下する。この時の衝撃力に対して、燃料ブロックの強度は十分に大きい。

衝突は領域拘束装置から離れた位置で起こるため、領域拘束装置にはほとんど衝撃力が加わらない。衝突後、変位したカラムに加わる横方向圧力差の 50 % が、変位したカラムを支える隣接カラムに伝達される。このため、その領域に取り付けられた領域拘束装置のピンに加わる剪断力は最大 50 % 増加することになる。しかしながら、それでもピンに生じる最大応力は降伏応力に比べて十分に小さい。

21.4 2 次 系

炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーションが発生した時には、蒸気発生器モジュールの疲労応力限界に与える周期的な蒸気温度変動の影響が重大な問題となった。このため、試験運転中のフラクチュエーション継続時間に対して厳しい制限が課せられていた。

リディストリビューション発生時に観測された蒸気発生器モジュールの温度変化は5℃以下であった。この程度の単発的な温度変化は、蒸気発生器モジュールの疲労応力限界に対して全く問題にならないと判断された。

21.5 バイパス流量

リディストリビューションが発生すると、炉心全流量に対するバイパス全流量の割合は、約12%から約14%に増加すると計算されている。バイパス全流量の割合が約2%増加すると、炉心最高燃料温度は約8℃上昇し、炉心平均燃料温度は約3℃上昇することになる。

炉心燃料温度の評価から、リディストリビューションが生じた後、100%まで炉心出力を上げても問題はないと判断された。

21.6 事故解析

リディストリビューション発生後のプラント運転に関して、FSV炉事故解析に何らかの再評価をする必要があるかどうか検討が行われた。

リディストリビューション発生後の運転条件も技術仕様に定められた範囲内であるため、リディストリビューションが事故結果に影響を与えることはないと考えられる。

プラント保護系、1次冷却系、2次冷却系、後備停止系、ライナ冷却系などの安全系はリディストリビューションに関連がない。また、リディストリビューションによってそれらの機能が損われる可能性はないと考えられる。

以上のような検討結果から、リディストリビューションに対し、FSAR事故解析を再評価する必要はないものと判断された。

22. 出力70%以上の試験運転

1981年3月に、NRCは炉心出力70%以上で試験運転を行うことを許可した。この試験の目的は、70%以上の出力レベルにおいても、領域拘束装置が炉心フラクチュエーション発生防止に有効であることを実証するとともに、炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションに関して、さらに調査、研究を行うことであった。

サイクル2の試験運転は、1981年3月から5月まで行われた。1981年の6月から7月にかけて、第2回の燃料交換（炉心6領域）が行われた。サイクル3の試験運転は、1981年11月に行われた。1981年11月6日に、FSV炉は初めて100%出力運転を達成した。

これらの一連の試験運転中、炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーションの発生は見られなかった。領域拘束装置は、炉心出力100%、炉心圧力損失35 kPaまでの運転条件において、フラクチュエーション発生防止に有効であることが実証された。しかしながら前回（1980年11月及び12月）の試験運転の場合と同様の炉心出口ヘリウムガス温度リディストリビューションが観測された。リディストリビューションが起こると、同じ領域が常に同じような変化を示したわけではないが、いずれの場合にも基本的な特性は同様であった。

23. サイクル3リディストリビューション

前回の試験運転を含めて、炉心出口ヘリウムガス温度リディストリビューション発生時の運転条件、関連領域数、最大出口温度低下をTable 23.1に示す。

ここでは、サイクル3の試験運転中、1981年11月5日に発生したリディストリビューションに関して行われた検討について述べる。この検討では、前回（1980年11月及び12月）のリディストリビューションとの比較も行われた。

今回（1981年11月5日）のリディストリビューションは、70%から100%に向けて出力上昇を続けていた過程で、82%から86%に出力を上げた時に発生した。リディストリビューション発生時に観測された領域出口ヘリウムガス温度の変化をFig. 23.1及びFig. 23.2に示す。また、領域5及び領域35の温度変化を、それぞれ、Fig. 23.3及びFig. 23.4に示す。

23.1 領域出口温度の予測値と測定値の比較

1981年11月5日のリディストリビューション発生時に測定された各領域出口ヘリウムガス温度変化と、出力変化から予測される領域出口温度変化とを比較してFig. 23.5に示す。

炉心内部領域（領域1から19）では、すべての領域で予測値よりやや大きい出口温度上昇が見られた。一方、炉心境界領域（領域20から37）では、いくつかの領域で出口温度が低下した。

22. 出力70%以上の試験運転

1981年3月に、NRCは炉心出力70%以上で試験運転を行うことを許可した。この試験の目的は、70%以上の出力レベルにおいても、領域拘束装置が炉心フラクチュエーション発生防止に有効であることを実証するとともに、炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションに関して、さらに調査、研究を行うことであった。

サイクル2の試験運転は、1981年3月から5月まで行われた。1981年の6月から7月にかけて、第2回の燃料交換（炉心6領域）が行われた。サイクル3の試験運転は、1981年11月に行われた。1981年11月6日に、FSV炉は初めて100%出力運転を達成した。

これらの一連の試験運転中、炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーションの発生は見られなかった。領域拘束装置は、炉心出力100%、炉心圧力損失35kPaまでの運転条件において、フラクチュエーション発生防止に有効であることが実証された。しかしながら前回（1980年11月及び12月）の試験運転の場合と同様の炉心出口ヘリウムガス温度リディストリビューションが観測された。リディストリビューションが起こると、同じ領域が常に同じような変化を示したわけではないが、いずれの場合にも基本的な特性は同様であった。

23. サイクル3リディストリビューション

前回の試験運転を含めて、炉心出口ヘリウムガス温度リディストリビューション発生時の運転条件、関連領域数、最大出口温度低下をTable 23.1に示す。

ここでは、サイクル3の試験運転中、1981年11月5日に発生したリディストリビューションに関して行われた検討について述べる。この検討では、前回（1980年11月及び12月）のリディストリビューションとの比較も行われた。

今回（1981年11月5月）のリディストリビューションは、70%から100%に向けて出力上昇を続けていた過程で、82%から86%に出力を上げた時に発生した。リディストリビューション発生時に観測された領域出口ヘリウムガス温度の変化をFig. 23.1及びFig. 23.2に示す。また、領域5及び領域35の温度変化を、それぞれ、Fig. 23.3及びFig. 23.4に示す。

23.1 領域出口温度の予測値と測定値の比較

1981年11月5日のリディストリビューション発生時に測定された各領域出口ヘリウムガス温度変化と、出力変化から予測される領域出口温度変化とを比較してFig. 23.5に示す。

炉心内部領域（領域1から19）では、すべての領域で予測値よりやや大きい出口温度上昇が見られた。一方、炉心境界領域（領域20から37）では、いくつかの領域で出口温度が低下した。

このような領域出口ヘリウムガス温度の変化は、サイクル2試験運転中のリディストリビューションで観測された変化と良く似ている。しかしながら、サイクル2の場合と比較して、温度変化の大きさは明らかに小さくなっている。また、リディストリビューションに関連した領域の数もより少なくなっている。

23.2 ギャップ温度の変化

1981年11月5日のリディストリビューションにおいても、前回（1980年11月及び12月）と同様のギャップ温度の変化が観測された（Fig.23.6及びFig.23.7）。ただし、温度変化の大きさは多少異なったものであった。これまでと同様に、一連の定常熱・流動解析が行われ、リディストリビューション発生時の領域間ギャップ幅の変化が計算された。

前回のリディストリビューションにおいては、14個所の炉心内部ギャップ測定点のすべてにギャップ幅の顕著な変化が見られたが、今回のリディストリビューションにおいては、顕著なギャップ幅変化が見られたのは14個所の測定点のうち5個所のみであった。ギャップ幅が変化したギャップの数は明らかに前回より少なくなっているが、推定されたギャップ幅変化の大きさは1.5-2.5 mmで、前回のリディストリビューションに対して推定された値とほぼ同じ程度であった。

23.3 炉心流動抵抗の変化

1980年11月及び12月のリディストリビューション発生時には、炉心流動抵抗が約5%低下した。1981年11月5日のリディストリビューションでは、炉心流動抵抗の低下は約1%にすぎなかった（Fig.23.8）。

この炉心流動抵抗変化の減少は、ギャップ幅変化の大きさが小さくなったこと。あるいは変化したギャップの数が少なくなったことによって説明できる。リディストリビューション発生時に観測されたギャップ温度変化の挙動は、変化したギャップの数が少なくなったことを示している。

23.4 領域35のクロス流れ

1981年11月5日のリディストリビューション発生時に観測された領域35の出口ヘリウムガス温度変化は、前回（1980年11月及び12月）のリディストリビューションの場合とほぼ同じ程度の大きさであった。このことは、開いたジョーズの寸法がほぼ同じ程度であったことを示している。

リディストリビューションが発生した時に、領域35の中央及び下部の制御棒チャンネル熱電対は微小な温度低下を示した。この温度低下は、制御棒チャンネルに流れ込む低温のクロス流れによって説明できる。すなわち、リディストリビューションが発生すると、クロス流れギャップ（ジョーズ）を通過して制御棒チャンネル内に低温のクロス流れが急に流れ込む。この推論は、リディストリビューション発生時の温度変化を予測する制御棒チャンネル熱・流動モデルを用いた計算結果によって確認された。

ジョーズ型クロス流れの変化は炉心（上部反射体及び下部反射体を含む）高さの2/3より上の部分で生じる。このことは、次に示すような根拠から導かれた。

1. 領域35の制御棒チャンネル熱電対によって、リディストリビューション発生時の温度変化は炉心上半分で起こることが分かった。
2. 0.45スケールモデルを用いた流動試験によって、ブロックの変位を起こす横方向圧力差は炉心高さのほぼ2/3の位置で最大になることが分かった。
3. 0.45スケールモデルを用いた流動試験によって、クロス流れを発生させる圧力差は炉心高さのほぼ2/3の位置で最大になることが分かった。
4. ブロックを積み重ねた1/5スケールモデルによる試験から、ギャップを開くために必要な横方向の力は炉心高さのほぼ2/3の位置で最小になることが分かった。
5. 燃料要素を積み重ねたカラムの挙動を計算機でシミュレーションした結果、ブロックの変位に必要な横方向の力は炉心高さのほぼ2/3の位置で最小になることが分かった。
6. クロス流れが変化した時の領域温度の過渡変化は、炉心頂部近くで流れ込む流量の変化が生じた場合の挙動を示している。

23.5 タイプⅡ流れ

これまでの解析によれば、タイプⅡ流れによる領域出口ヘリウムガス温度測定値の誤差は160 - 220℃にも達すると推定されている。解析では、領域間ギャップ幅の変化を約2.5 mm、タイプⅡ流れの温度を430℃と仮定している。このタイプⅡ流れの温度の値は、定常状態で求められた炉心北西境界領域の熱電対アセンブリ挿入部温度測定値に基づいたものである。

領域出口ヘリウムガス温度の測定値と予測値との間には、領域出力を求める核計算の不確かさのために、最大40℃の相違を生じる可能性がある。しかしながら、熱電対アセンブリが炉心に挿入される炉心北西境界の7領域（領域20及び領域32から37）では、出口温度の測定値と予測値の相違は最大220℃にもなる。この相違には、ジョーズ流れの影響もあるが、むしろタイプⅡ流れの影響が支配的である。

タイプⅡ流れによる出口温度の相違は、出口ヘリウムガスの真の温度と温度測定値との間に実際に生じている相違である。これに対し、ジョーズ流れによる出口温度の相違は、出口ヘリウムガスの真の温度と温度測定値との間の相違ではなく、温度計算に仮定したヘリウムガス流量の違いによるものである。

タイプⅡ流れによる出口温度の相違に対し、次に示す3つのパラメータが大きな影響を与える。

1. タイプⅡ流れが生じている部分の熱電対の幾何学的形状。
2. タイプⅡ流れの流量。
3. タイプⅡ流れの入口温度。

第1のパラメータに関しては、熱電対アセンブリの終端である炉心南東境界の7領域（領域23から29）を除いて、炉心全領域で熱電対の幾何学的形状は等しい。炉心南東境界の7領域では、熱電対スペーサの前端及び後端に、それぞれ、長さが203 mm及び102 mmのセクションが付け加えられている。このため、これらの7領域では、タイプⅡ流れの影響はかなり小さいものと考え

えられている。

第2のパラメータに関しては、両側のギャップ幅に依存して領域ごとにタイプⅡ流れの流量は異なったものになる。固定反射体サポートブロックには、熱電対アセンブリを炉心に挿入するため、炉心北西方向にコアバレルまで達する貫通孔があげられている。一方、炉心南東方向の固定反射体サポートブロックでは閉止孔となっている。すなわち、炉心北西部は、コアバレルと固定反射体との間のギャップから炉心北西境界の7領域に低温のヘリウムガスが流入できるような構造となっている。コアバレルと固定反射体間のギャップ幅と、固定反射体と領域間のギャップ幅が異なっているため、炉心北西境界領域には大きな横方向圧力勾配が生じ、多量のタイプⅡ流れが発生することになる。

第3のパラメータに関しては、領域と側部反射体間のギャップ流れは十分に温度が低いことが計算及び測定の両方から確かめられた。

以上のような考察から、タイプⅡ流れの影響を大きく受ける領域は、炉心境界領域に限られ、しかも熱電対アセンブリが挿入される炉心北西境界領域に限られることが分かる。

炉心北西境界領域にタイプⅡ流れの生じていることは、出口温度の挙動によっても裏付けられる。タイプⅡ流れによる出口温度誤差は炉心圧力損失（流量）に依存している。したがって、炉心の出力を上げると誤差は大きくなる。一方、ジョーズ流れによって出口温度の予測値と測定値の間に誤差が生じるが、これは領域の軸方向温度上昇に対して一定である。したがって、ジョーズ流れを変化させる（リディストリビューションの場合のような）幾何学的形状の変化がある場合を除けば、出力上昇（一般に、出力に比例して流量を大きくする。すなわち、領域温度上昇は一定に保たれる）に対して、ジョーズ流れによる誤差は一定となる。

代表的な炉心内部領域（領域1）、代表的な炉心境界領域（領域25、南東境界領域）及び代表的な炉心北西境界領域（領域32）について、出口温度差と原子炉熱出力の関係をFig.23.9に示す。領域32の出口温度差の挙動は他と非常に異なっており、炉心の出力上昇とともに出口温度差が大きくなっていることが明確に分かる。一方、領域25の出口温度差は出力によらず本質的に一定となっている。

さらに、タイプⅡ流れが生じていることは、熱電対スリーブ内に較正熱電対を移動させて温度測定を行った結果からも裏付けられる。また、リディストリビューション発生時に観測された境界領域出口温度の過渡変化からも、タイプⅡ流れが生じていることが分かる。タイプⅡ流れの変化は（炉心北西境界の7領域で）直ちに検出されるが、ジョーズ流れの変化は炉心の熱容量のためすぐには検出されない。

また、タイプⅡ流れによって温度測定誤差が生じていることは、蒸気発生器モジュール入口ヘリウムガス温度の計算からも確かめられた。蒸気発生器モジュール入口ヘリウムガス温度が次の3通りの方法で計算された。

1. 領域出口温度の測定値を用いる。
2. 領域出口温度の計算値（炉心核計算から求めた領域ピーキングファクタに基づく計算値）を用いる。
3. 炉心北西境界の7領域では領域出口温度の計算値を用い、その他の領域ではすべて領域出口温度の測定値を用いる。

12基の蒸気発生器モジュールの入口ヘリウムガス温度測定値に最も良く一致した結果は、第3の方法による計算から得られたものであった。このことから、炉心北西境界の7領域（領域20及び領域32-37）では、タイプII流れによって温度測定値に大きな誤差が生じていることが分かる。

23.6 核チャンネル偏差

リディストリビューションが発生すると、核チャンネル偏差は急激な変化を示し、続いて緩やかに変化して（10-15分で）新しい安定値に落ち着いた。この急激な変化は、フラクチュエーションの場合とは異なり、周期的ではなく、また十分に小さいものであった。

最初の急激な核チャンネル偏差の変化（0.9%以下）は、側部反射体間を通る中性子ストリーミングの微小な変化によるものである。それに続く緩やかな変化（0.9%以下）は、炉心及び反射体温度の変化及びギャップ分布の変化によるものである。今回（1981年11月5日）のリディストリビューションでは、前回（1980年11月14日）のリディストリビューションと比べて、核チャンネル偏差の変化が1.4倍程度大きくなっている（Fig. 23.10及びFig. 23.11）。これらのリディストリビューション発生時の出力（中性子束）レベルの比も約1.4であった。ギャップ変化の大きさが同じ程度とすれば、今回のリディストリビューション発生時の核チャンネル偏差の変化は前回の約1.4倍になる。このことから、これらの2回のリディストリビューションにおいて、ギャップ変化の大きさはほぼ同じであったと考えられる。

リディストリビューション発生時に観測された核チャンネル偏差の変化は、明らかにフラクチュエーションの場合と異なっている。しかしながら、フラクチュエーションが起っている時の核チャンネル偏差の周期的な変動波形の中に、リディストリビューションの場合と非常に類似したパターンの変化が数多く見られる（Fig. 19.3参照）。この部分的な類似性は、これらの2つの現象が同一の原因によるものであることを示唆している。

23.7 反応度の変化

リディストリビューション発生時に、微小な正の反応度変化（約1¢）が生じたことは、炉心コンポーネントの変位が生じたことを裏付けている。同程度の大きさの反応度変化は、領域拘束装置を取り付ける前のフラクチュエーション中にも観測された。フラクチュエーション中の反応度変化は、リディストリビューションの場合と異なり、周期的（5-20分の周期）なものであった。領域間のギャップが閉じて、炉心の有効直径が小さくなるように炉心コンポーネントの変位が生じると、観測された反応度変化と同じオーダの反応度変化が起こることが解析によって示された。領域出口温度リディストリビューション発生時の反応度変化は、領域出口温度及びガス温度の変化の開始時点に対応して生じている。

Table 23.1 Redistribution Events

Date	Power (%)	Flow (%)	Core Ap (kPa)	Peak Core Ap (kPa)	Number of Regions Participating*	Maximum Decrease in Outlet Temp. (°C)
Cycle 2						
November 1980	55 + 59	70 + 75	22.1 + 23.4	26.2	8	49 (Reg.36)
December 1980	58 + 61	73 + 76	22.8 + 23.4	26.2	9	41 (Reg.36)
April 1981	76 + 80	84 + 87	23.4 + 24.1	25.5	6	31 (Reg.36)
	86 + 91	93 + 96	27.6 + 30.3	-	1	14 (Reg.35)
May 1981	70 + 75	80 + 84	21.4 + 23.4	26.2	3	28 (Reg.36)
	75 + 79	84 + 89	23.4 + 26.2	-	2	15 (Reg.22)
Cycle 3						
November 1981	74 + 78	82 + 86	20.7 + 22.8	22.8	1	13 (Reg.22)
	82 + 86	88 + 91	24.1 + 24.8	29.0	4	24 (Reg.35)
	92 + 96	100 + 105	28.3 + 31.7	-	1	13 (Reg.20)

* Defined here to mean region outlet temperature decreased by ≥ 11 °C following power increase.

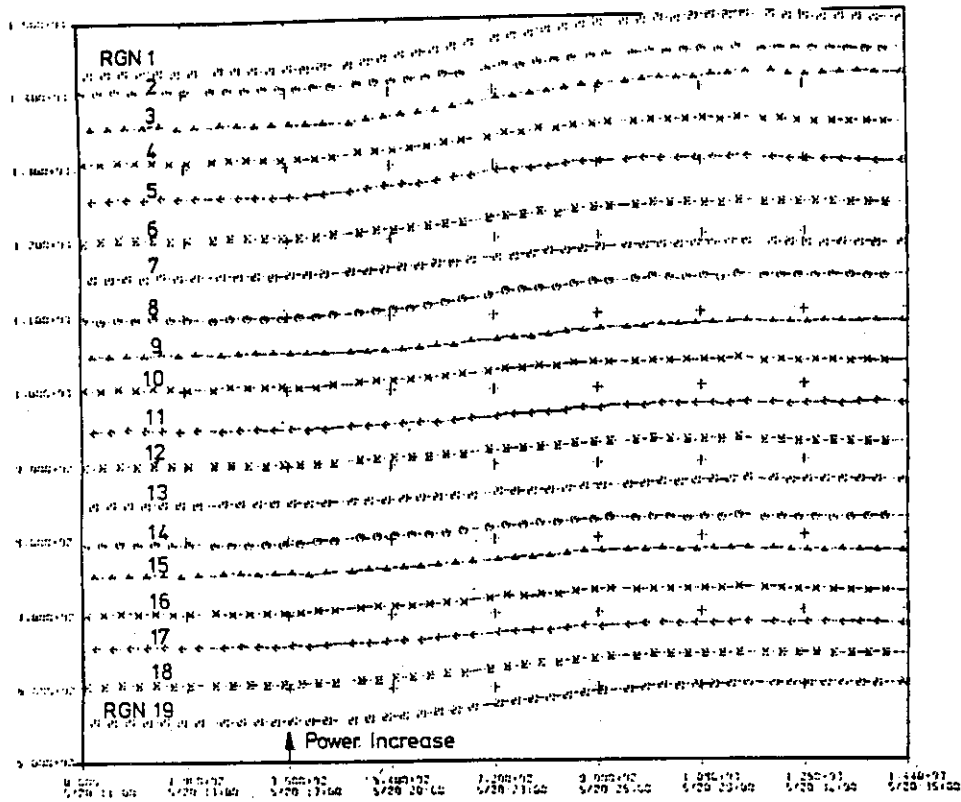


Fig. 23.1 Region Outlet Temperatures (Regions 1-19); November 5, 1981, 20:11-20:35

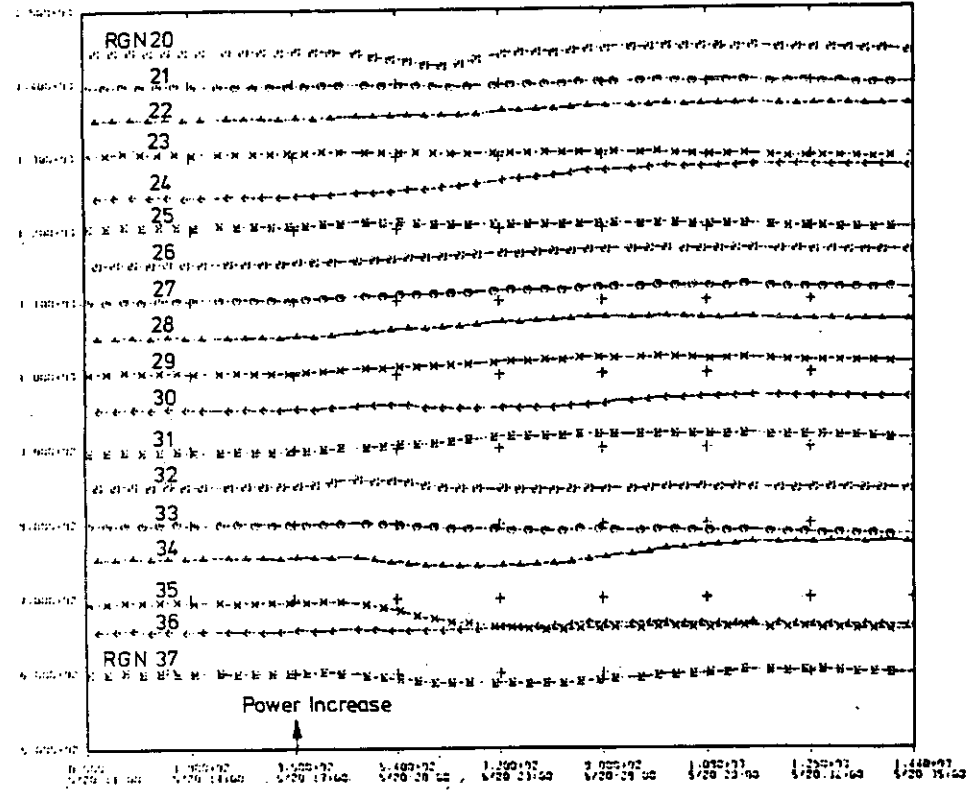


Fig. 23.2 Region Outlet Temperature (Regions 20-37); November 5, 1981, 20:11-20:35

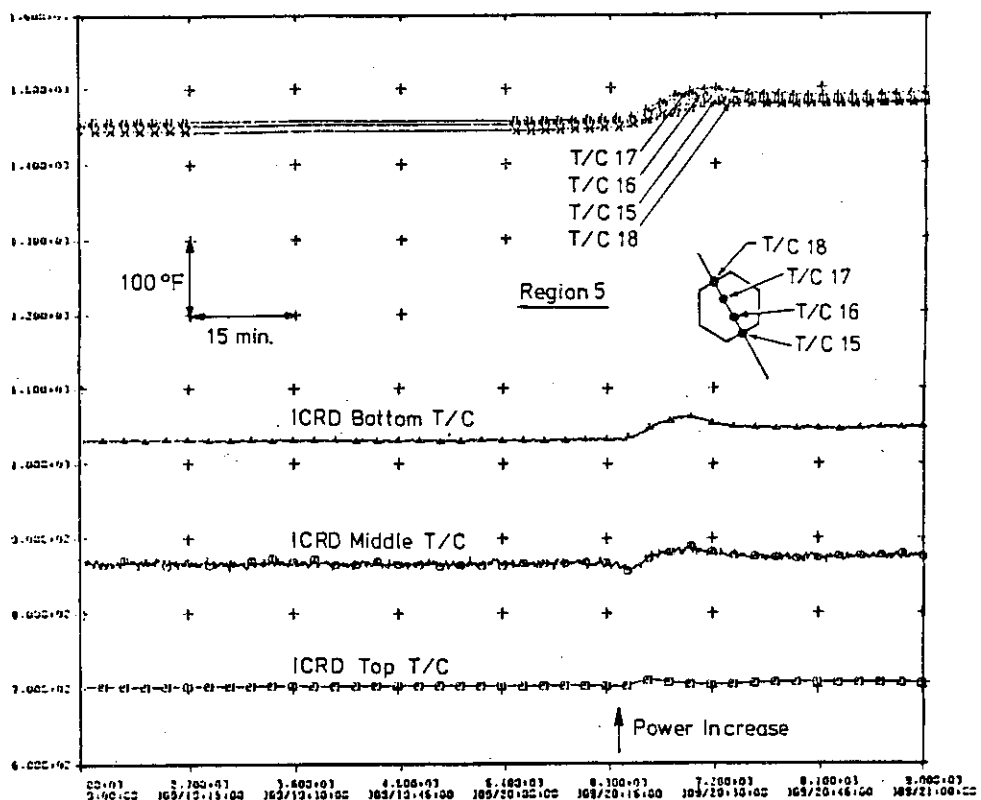


Fig. 23.3 Region 5 ICRD and Gap Temperatures; November 5, 1981

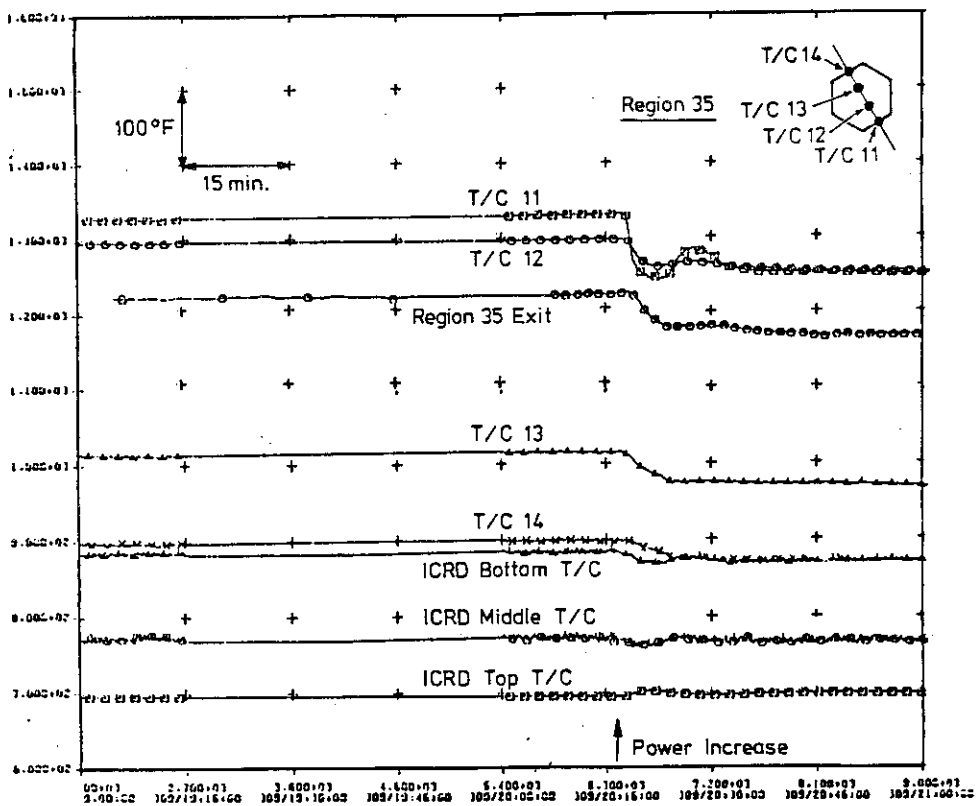


Fig. 23.4 Region 35 ICRD, Gap and Outlet Temperatures; November 5, 1981

82→86% Power Increase, November 5, 1981

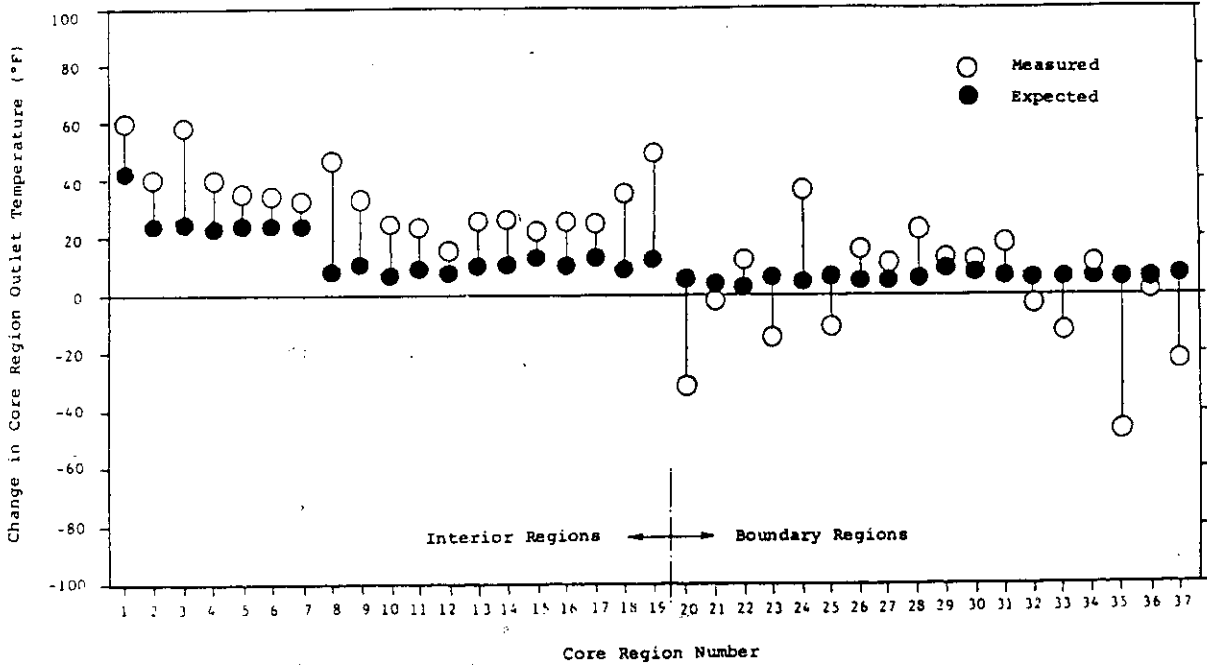


Fig. 23.5 FSV Expected vs. Measured Core Region Outlet Temperature Change Following a Temperature Redistribution; November 5, 1981

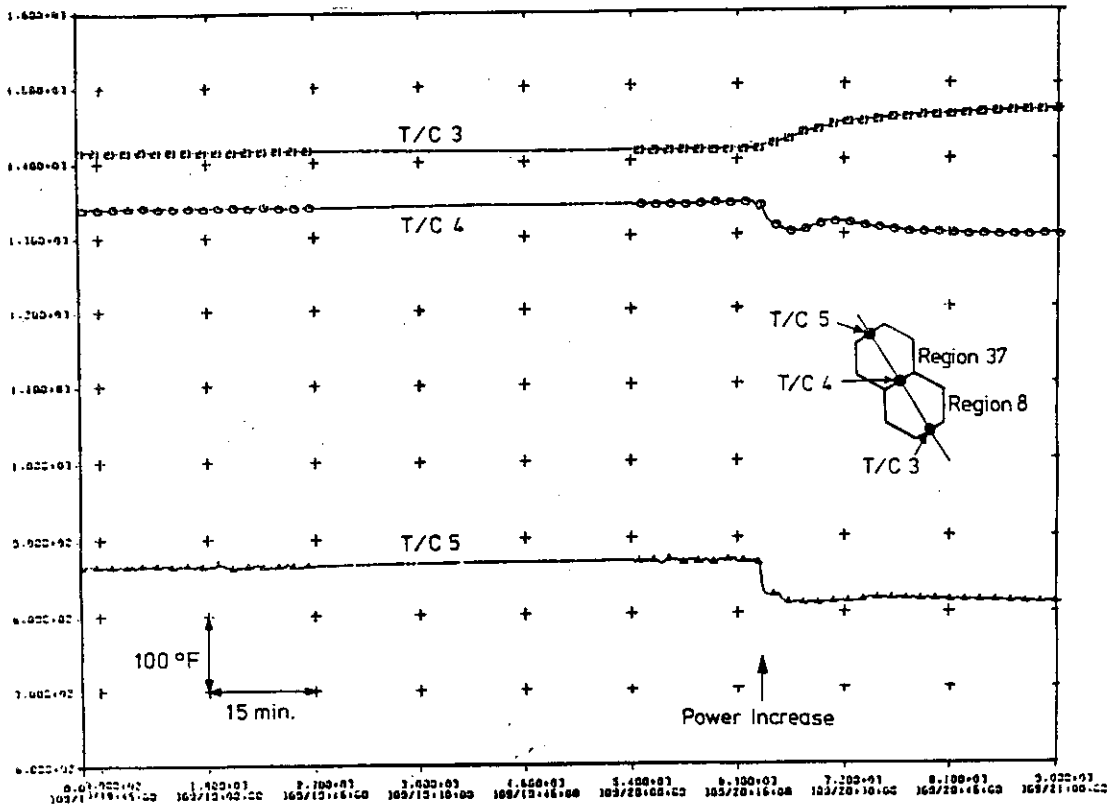


Fig. 23.6 Gap Temperatures (T/Cs 3-5); November 5, 1981

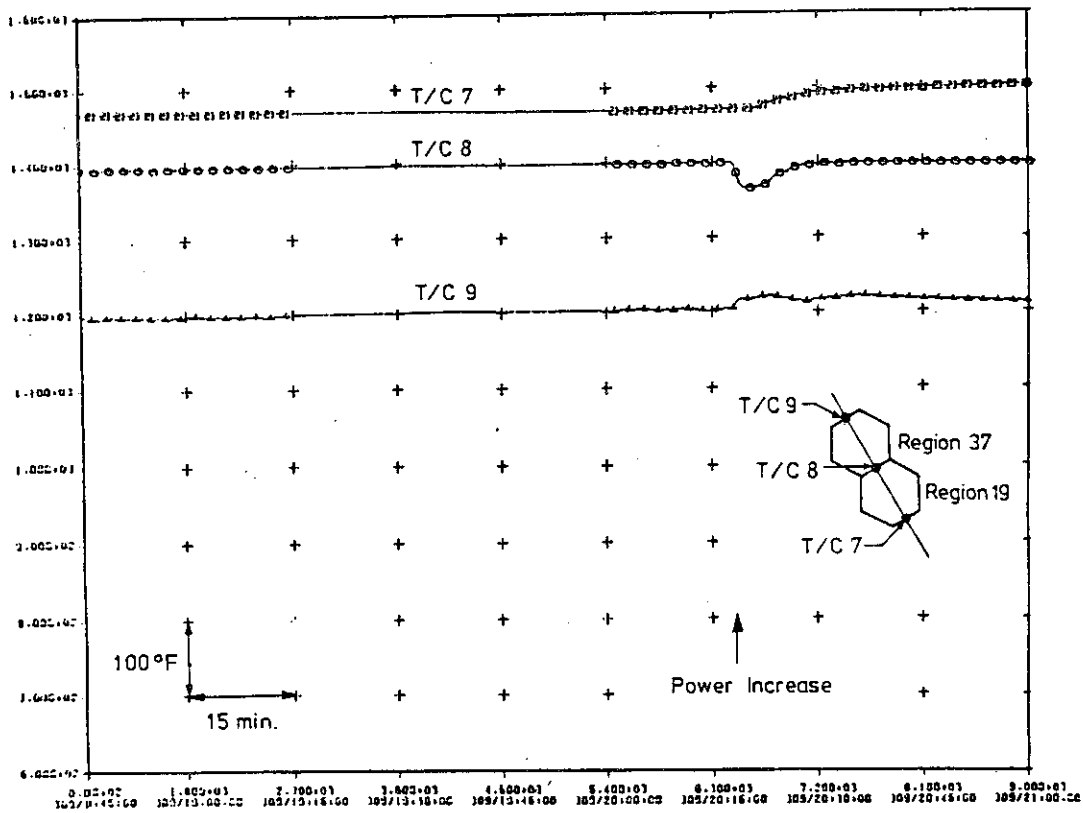


Fig. 23.7 Gap Temperatures (T/Cs 7-8); November 5, 1981

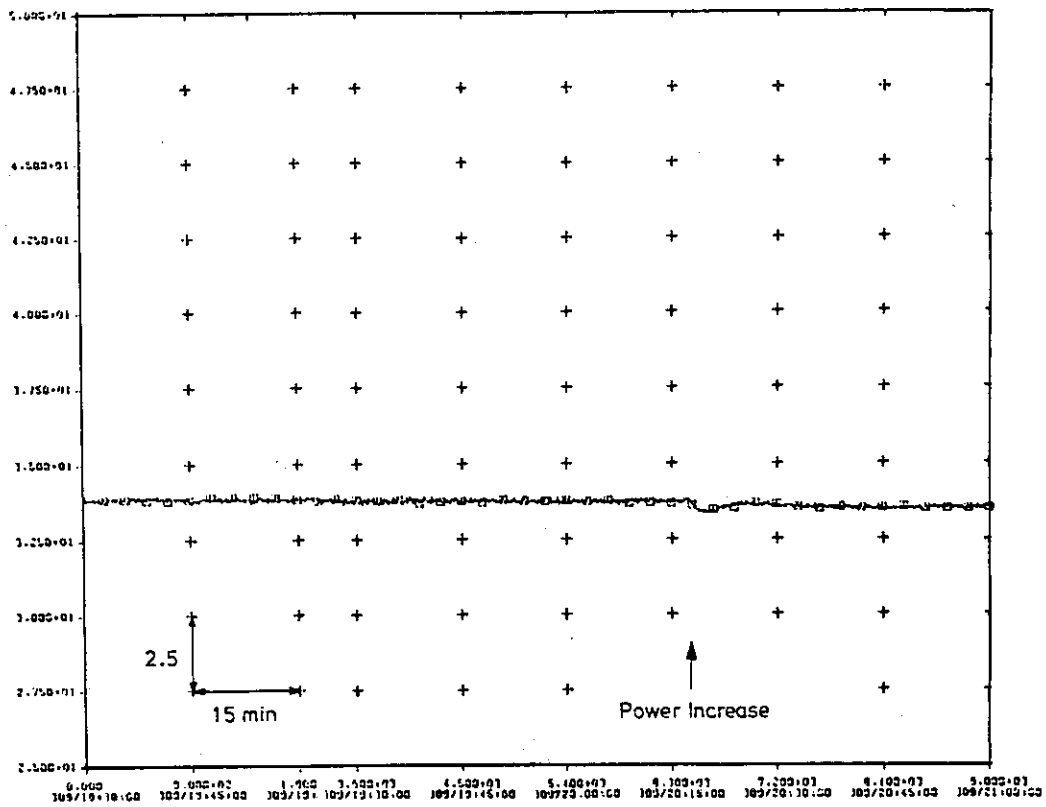


Fig. 23.8 Core Coolant Flow Resistance; November 5, 1981

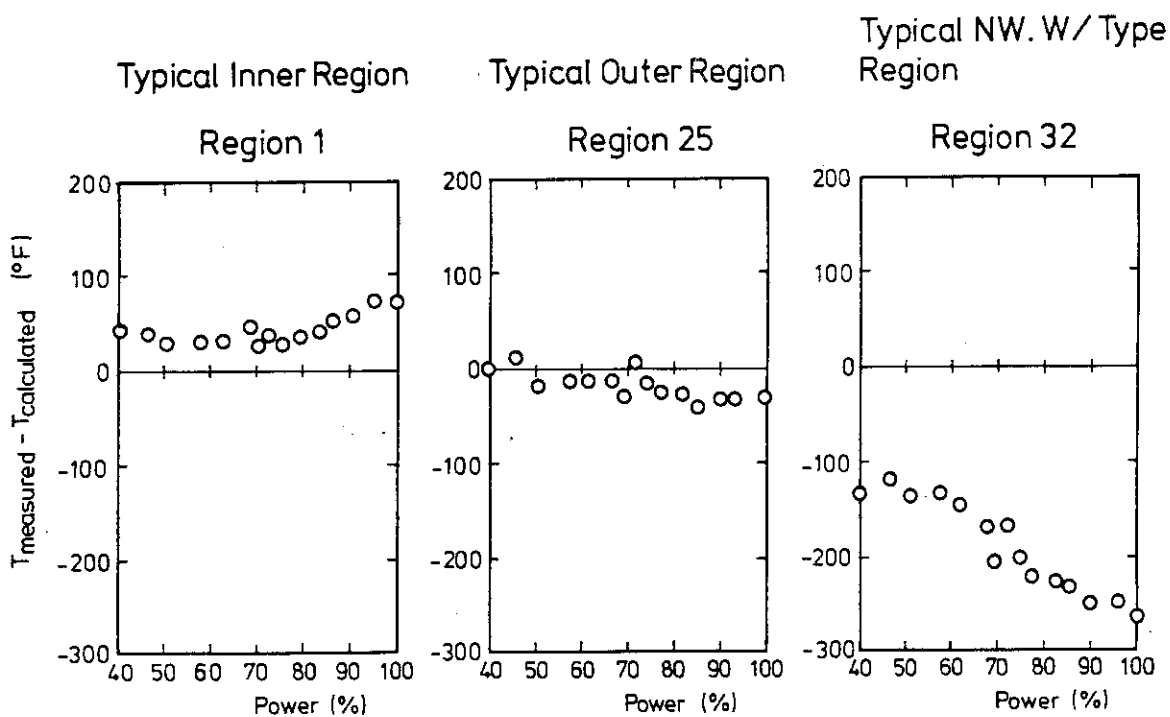


Fig. 23.9 Typical Region Outlet Temperature Discrepancies vs. Reactor Power

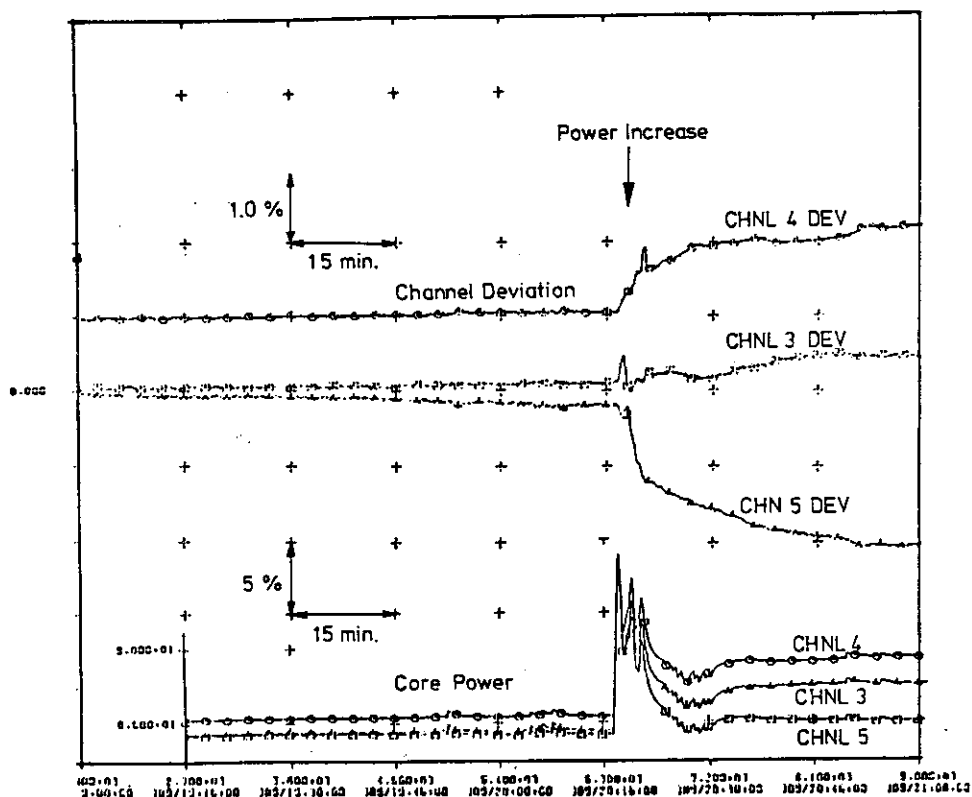


Fig. 23.10 Nuclear Channel Response and Deviations (Channels 3-5); November 5, 1981

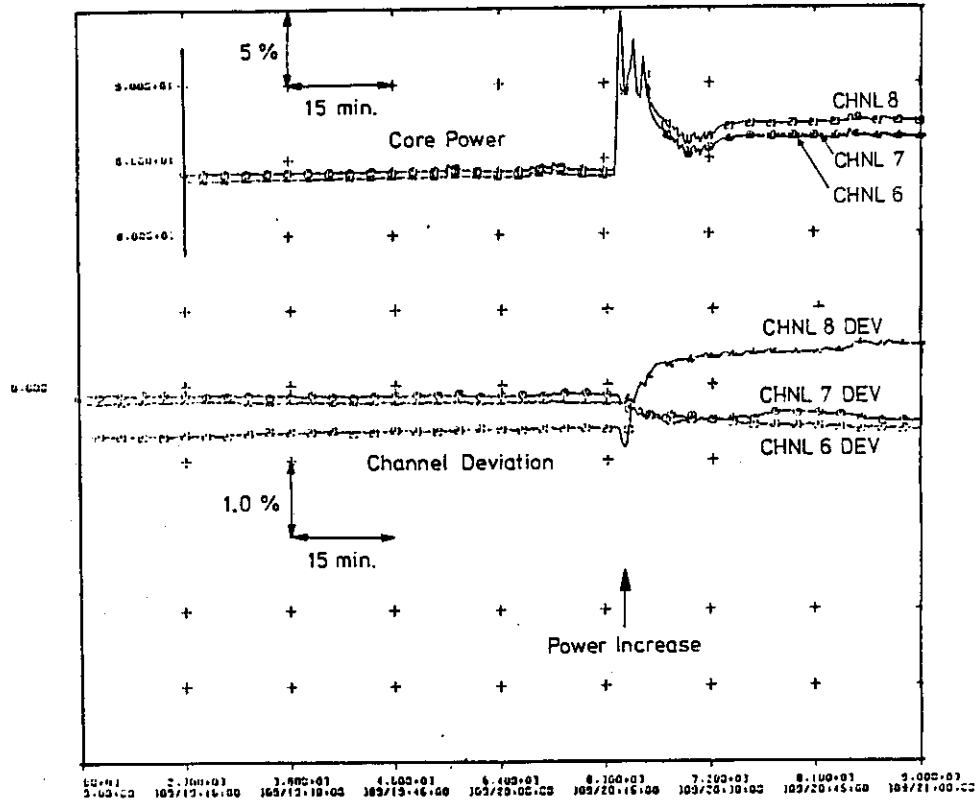


Fig. 23.11 Nuclear Channel Response and Deviations (Channels 6-7); November 5, 1981

24. 原子炉運転方法

炉心北西境界の領域では、領域ピーキングファクタ分布の計算値と測定値の間に大きな相違（10%以上）が生じていることが分かった。この相違の主な原因は、低温のタイプⅡ流れによる領域出口ヘリウムガス温度の測定誤差である。

リディストリビューション発生時に生じる領域出口ヘリウムガス温度測定値の変化は、炉心北西境界の7領域を除いて、ギャップ冷却の変化、バイパス全流量増加による流量分布の変化、クロス流れ（ジョーズ流れ）流量の変化などによって生じる領域出口ヘリウムガスの真の温度変化である。この温度変化に対しては、負荷変化にともなう行われる通常のオリフィスバルブ調節操作によって容易に対応することができる。したがって、炉心北西境界の7領域を除けば、炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションは特に重大な問題とならない。

これに対し、炉心北西境界の7領域では、低温のタイプⅡ流れによって、リディストリビューションが発生する前にも大きな温度測定誤差が生じているものと考えられる。このため、これらの7領域については特別な運転方法が必要とされた。

これまでの運転経験に基づいて、大きな温度誤差を生じる炉心北西境界の7領域のそれぞれに対して、比較的低い出力レベルから比較領域を用いて運転する方法が考えられた。この方法は複雑な計算が不必要であり、またこれまでの試験運転から有効な方法であることが実証された。この運転方法の概略は、次のようなものである。

出口温度測定誤差を生じる各領域に対し、微調整棒（領域1の制御棒対）の変化による影響が等しく、またタイプⅡ流れの影響をほとんど受けないと考えられる領域を比較領域に選定する。炉心北西境界領域のそれぞれに対応する比較領域として複数の領域を採用することができるため、炉心の運転が容易になる。出口温度測定誤差を生じる領域とそれに対応する比較領域の相対出力密度を計算する。この計算に基づいて、出口温度測定誤差を生じる領域の出力と流量の比が比較領域と等しいか、あるいはそれ以下になるように、その領域のオリフィスバルブを調節する。オリフィスバルブの調節は、対応する比較領域のオリフィスバルブ開度に基づいて行う。タイプⅡ流れによる出口温度測定誤差が生じないと考えられる領域に関しては、各領域出口ヘリウムガス温度を基準にして、通常の方法で運転を行う。

25. 100%出力運転

1981年11月6日に、FSV炉は初めて100%出力運転を達成した。プラントのすべての主要なシステム及びコンポーネントは、設計条件で、あるいはほぼ設計点に近い条件で良好に作動し、予測された全出力時の性能を満足することが確認された。全出力運転時のFSV炉プラントパラメータを設計パラメータと比較してTable.25.1に示す。

1981年11月9日まで100%出力試験運転を続けた後、予定されていたヘリウムガス循環機補助系の改修(バッファヘリウムガス系のループ分割)工事を行うため、FSV炉は停止された。全出力試験運転で得られたデータ及び経験から、適正な運転方法をとることによって、プラントは安定かつ安全に100%出力運転を継続できることが確認された。

25.1 全体プラントの性能

全体プラントの総合効率は38.8%であった。プラントの総電気出力は、設計点の334 MWe に比べてやや低く、327 MWeであった。電気出力が低くなった原因は、高圧給水加熱器の故障により最終給水温度が低かった(設計点の206℃に対して202℃であった)ことに加えて、1次冷却系の「オーバーブローイング(overblowing)」などによって、運転条件が最適でなかったことである。

25.2 原子炉炉心の性能

フラクチュエーション現象のような温度の周期的変動は全く観測されなかった。領域拘束装置を取り付けたことによって、炉心出力100%、炉心圧力損失35 kPaまでの運転条件では、フラクチュエーション発生を防止できることが確認された。全出力までの出力上昇中に、数回の炉心出口ヘリウムガス温度リディストリビューションが発生した。出力100%で試験運転を続けている間には、リディストリビューションは起こらず、炉心出口ヘリウムガス温度は安定していた。

オーバーブローイングなどのため炉心冷却材温度の設計値(炉心入口温度404℃、炉心出口温度778℃)は達成されなかった。試験運転中の炉心冷却材温度は、炉心入口で391℃、炉心出口で762℃であった。

燃料の性能はこれまでと変わらず非常に良好なものであった。全出力試験運転中の全循環放射エネルギーは439 Ciで、技術仕様制限値の1/40であった。

25.3 ヘリウムガス循環機の性能

全出力試験運転条件において、1次系の圧力損失は59 kPaであった。この値は、設計点の97 kPaと比べて、十分低いものであった。全ヘリウムガス流量は設計流量の112%(490 kg/s)で

あった。このような流量条件（オーバフローイング）は、炉心フラクチュエーション／リディストリビューション中のピーク燃料温度の余裕を確保するために設定された。

100%出力において、ヘリウムガス循環機の回転数は9200-9400 rpmであった。設計回転数9550 rpm) 付近におけるヘリウムガス循環機の性能及び制御のための回転数／流量余裕が確認された。

25.4 蒸気発生器の性能

100%出力試験運転時の蒸気発生器の性能は、水側の汚れを考慮に入れたモデルによる計算結果と非常に良く一致した。スーパーヒータ部管束の熱負荷を測定したこと、モデルによる予測値より約0.5%低かった。一方、リヒータ部管束の熱負荷は予測より約0.5%高いことが分かった。スーパーヒータ部管束とリヒータ部管束間の熱負荷をバランスさせるため再熱調節が行われた。

25.5 PCRV の性能

100%出力試験運転中、PCRVはほぼ予測どおりの機能を果たした。ライナ冷却系の全熱負荷は約5000 kWであった。この値は、貫通部やシール部のヘリウムガス漏えいを考慮に入れていなかった当初の予測値より40%大きいものであった。それでも、設計許容値の7300 kWと比べて十分に低く、設計点の1次冷却材温度においても十分な余裕がある。

PCRVライナの7個所にホットスポットが生じることが知られていた。その周辺のライナ冷却管温度はその他の部分の冷却管温度より最大10℃程度高くなっていた。コンクリート温度の測定値は予測値と一致した。

PCRV テンドンのロードセル及び埋設ひずみゲージの指示値は許容基準に対して余裕のあるものであった。また、クロージャ部からのヘリウムガス漏えい量も許容基準範囲内であった。

100%出力時にPCRV 遮蔽検査を行った。原子炉建屋内の放射線量は一般に無視できるほど少ないことが分かった。

Table 25.1 Full-Power Fort St. Vrain Parameters

	Measured Nov. 7, 1981	Rated
Net Electrical Output, MW	327	330
Primary System (Helium)		
Pressure, MPa	4.8	4.8
Core Inlet Temperature, °C	387	406
Core Outlet Temperature, °C	767	775
Flow Total, kg/s	490	430
Secondary System (Steam)		
Pressure, MPa	16.7	16.6
Main Steam Temperature, °C	533	538
Hot Reheat Temperature, °C	524	538
Feedwater Flow, kg/s	296	291

26. 大型HTGRの設計対策

26.1 2240 MWt HTGR-SC/Cリードプラントの概要

FSV 炉に続く次のHTGR 開発段階として、米国ではGas-Cooled Reactor Associates (GCRA), GA 社などを中心にして、核熱蒸気併給発電用実証炉 (2240 MWt HTGR-SC/C) のリードプロジェクトの計画が進められている。このプロジェクトのねらいは、FSV 炉と比較して燃料最高温度及び炉心出口ヘリウムガス温度を低く抑えて、炉の安全余裕を増すことにより、建設及び運転のための安全審査により良く対応できるようにすることと、産業界のポテンシャルを維持して、将来のHTGR に対する需要に備えることにあるとされている。計画では、1987 年後期にリードプラントを着工し、1994 年末に営業運転を開始する予定になっている。

この商業用大型HTGR の炉心設計は、基本的には、FSV 炉炉心をスケールアップしたものであるが、これまでのGA 社によるPeach Bottom 炉及びFSV 炉の設計、建設、運転の経験ならびに多方面で進められた研究開発の成果が採り入れられたものになっている。

Fig. 26.1 に、2240 MWt HTGR-SC/C の原子炉蒸気供給系 (NSSS) の配置を示す。また、プラント及び炉心の設計パラメータをTable 26.1 及びTable 26.2 に示す。

26.2 炉内構造システム

大型HTGR の炉心配列及び炉心境界は、FSV 炉と比較して、よりタイトな設計となっている。

FSV 炉では、炉心側部の固定反射体が鋼製のコアバレルにキー結合されている。鋼製のコアバレルは黒鉛製の炉心と比べて熱膨張係数が大きいため、冷却材の温度上昇にともなって固定反射体は外側に引っ張られ、固定反射体ブロック間の周方向ギャップ及び炉心の径方向ギャップ(特に、領域間ギャップ)が広がることになる。

大型HTGR では、固定反射体を炉心横方向拘束機構 (Fig. 26.2) のスプリングによって締め付ける設計となっている。このため、固定反射体ブロック間は常にぴったりと密着し、また炉心のギャップ幅は比較的狭く保たれることになる。相互に密着した固定反射体は、中性子ストリーミングを減少し、また炉心側部へのヘリウムガス漏えいに対するシール機能を保つ点からも有利である。

FSV 炉の炉心サポートブロック間ギャップ幅は、上に積み上げられた燃料カラム間のギャップ幅より広い設計となっている。比較的広いギャップのあるFSV 炉炉床を安定化させるため、炉心サポートブロック相互間及び周辺の炉心サポートブロックとコアバレルとの間をキーで結合している。このため、冷却材の温度上昇にともなって、炉心サポートブロックも、固定反射体と同様に外側に引っ張られる。この結果、炉床部のギャップが広がり、また炉心の領域間ギャップも広がることになる。

大型HTGR の炉心サポートブロック形状は星形である (Fig. 26.3)。これらはギャップが生じ

ないようにタイトに組み合わされ、キーを用いない設計となっている。また、炉心横方向拘束装置によって炉心サポートブロックは締め付けられた状態に保たれる。このような設計によって、炉心ギャップの拡大を制限し、炉心サポートブロック間を通るバイパス流量を減少させる。

FSV 炉では、領域拘束装置を炉心頂部プレナム要素に取り付けることによって、炉心フラクチュエーションの発生を防止することができた。大型 HTGR の設計においても、何らかの型式の横方向拘束装置を炉心頂部に取り付けることが考えられている。

以上のような炉内構造システムの設計改良によって、大型 HTGR では、炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーションやリディストリビューションの原因となる炉心コンポーネントの運動を減少させることができる。

26.3 燃料要素

炉内構造システムの設計改良に加えて、炉心の燃料要素の設計改良も提案されている。Fig. 26.4 及び Fig. 26.5 に、それぞれ、大型 HTGR の標準燃料要素及び制御燃料要素を示す。これらの燃料要素は、バイパス流れ及びクロス流れの影響を最小にするためのいくつかの特徴をもっている。

燃料要素のブロック側面には、Fig. 26.6 に見られるような浅い溝状のバイパスベントが設けられている。さらに、ブロック外周の 6 個所の垂直な角部に付けられた面取り部がバイパスベントになる。

FSV 炉では、領域間ギャップ幅の微小な変化が、バイパス流れの流量分布や圧力分布に大きな影響を与え、炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーション及びリディストリビューションの原因となっている。燃料ブロックの側面に設けられたバイパスベントは、ギャップ幅の変化がバイパス流れの流量分布や圧力分布に与える影響を非常に小さくする。このため、領域間ギャップの流量分布は一様化し、またカラムに加わる横方向の圧力差が減少することになる。

FSV 炉のフラクチュエーション及びリディストリビューションには、燃料要素の段間接触面を通る冷却材のクロス流れ（あるいは、ジョーズ流れ）が大きな影響を与えている。クロス流れの影響を減少させるため、大型 HTGR の設計では燃料要素段間接触面にフランジ構造を採用している（Fig. 26.7）。燃料要素段間はフランジ部でソケット結合され、これがクロス流れに対して有効なシールとなる。また、このフランジ部によって燃料要素段間に狭いプレナムが形成される。このプレナムは、カラム内冷却材流路の流量配分を一様化し、圧力を均等にする役割りを果たす。

これらの設計改良案はすべて燃料要素の構造的な余裕を増すことにもなっている。クロス流れが減少し、冷却材流路の流量配分が一様になるため、熱及び照射によって生じる黒鉛ブロックの応力は小さくなる。また、フランジ構造は FSV 炉のダウエル構造と比べて強度が大きくなると考えられる。さらにフランジを設けたことによって中実黒鉛リム部の厚さが増したため、地震による黒鉛ブロック同士の衝突に対する強度の面からも有利になる。

標準燃料要素及び制御燃料要素の設計パラメータを Table 26.3(a) 及び Table 26.3(b) に示す。

Table 26.1 (a) Performance Parameters for 2240-MW(t) HTGR-SC/C
Plant (NSSS System Heat Balance)

Heat generated by core, MW(t)	2,240
Heat added by main circulators, MW(t)	41
Parastic heat losses, MW(t)	10.0
NSSS thermal power, MW(t)	2,271
NSSS heat transport efficiency, %	99.6

Table 26.1 (b) Performance Parameters for 2240-MW(t) HTGR-SC/C
Plant (Primary Coolant System)

Number of primary coolant loops	4
Number of CACS loops	3
Helium pressure at circulator discharge, MPa	7.24
Total primary system pressure drop, kPa	160
Total helium flow rate at circulator discharge, kg/s	1,176
Circulator inlet temperature, °C	313
Circulator outlet temperature, °C	319
Core cavity helium flow rate (total), kg/s	1,165
Core cavity inlet temperature, °C	319
Core cavity outlet temperature, °C	689
Core pressure loss (plenum-to-plenum), kPa	93.70
Total steam generator helium flow rate, kg/s	1,173
Steam generator helium inlet temperature, °C	683
Steam generator helium outlet temperature, °C	313
Steam generator helium pressure drop, kPa	52.2

Table 26.1 (c) Performance Parameters for 2240-MW(t) HTGR-SC/C
Plant (Secondary Coolant System)

Total feedwater/steam flow rate, kg/s	930
Feedwater inlet temperature, °C	221
Feedwater inlet pressure, MPa	21.2
Steam outlet temperature, °C	541
Steam outlet pressure, MPa	174

Table 26.2 Basic Core Parameters

Nominal core power, MW(t)	2,240
Nominal power density, MW/m ³	5.8
C/Th ratio (initial core/reload cores)	350/600
Cycle length, months	
Initial core	18
Reloads	12
Capacity factor, %	80
Fraction of core reloaded, %	~25
Number of fuel columns, Total	541
Standard	456
Control	85
Number of fuel elements (8/column)	4328
Number of flow regions, Total	85
7-column variable orifice	61
5-column variable orifice	18
4-column variable orifice	6
Number of control rod pairs	85
Number of small control rods	85
Number of reserve shutdown hoppers	79
Core volume, m ³	388

Table 26.3 (a) Standard Fuel Element Design Parameters

	793 (a)
Length, mm	360
Distance across flats, mm	174
Number of fuel holes	84
Number of coolant holes	7
Large	
Small	
Hole diameter, mm	
Fuel	12.7
Large coolant	15.9
Small coolant	12.7
Fuel rod diameter, mm	12.4
Fuel rod length, mm	63.0
Fuel stack height, mm	712.5

(a) Excluding male part of end seal, i.e., face-to-face length when stacked.

Table 26.3 (b) Control Fuel Element Design Parameters

	793 (a)
Length, mm	360
Distance across flats, mm	96
Number of fuel holes	
Number of coolant holes	
Large	30
Small	22
Hole diameter, mm	
Fuel	12.7
Large coolant	15.9
Small coolant	12.7
Control rod	102
Reserve shutdown	93.3
Power rod	43.4
Fuel rod diameter, mm	12.4
Fuel rod length, mm	63.0
Fuel stack height, mm	712.5

(a) Excluding male part of end seal, i.e., face-to-face length when stacked.

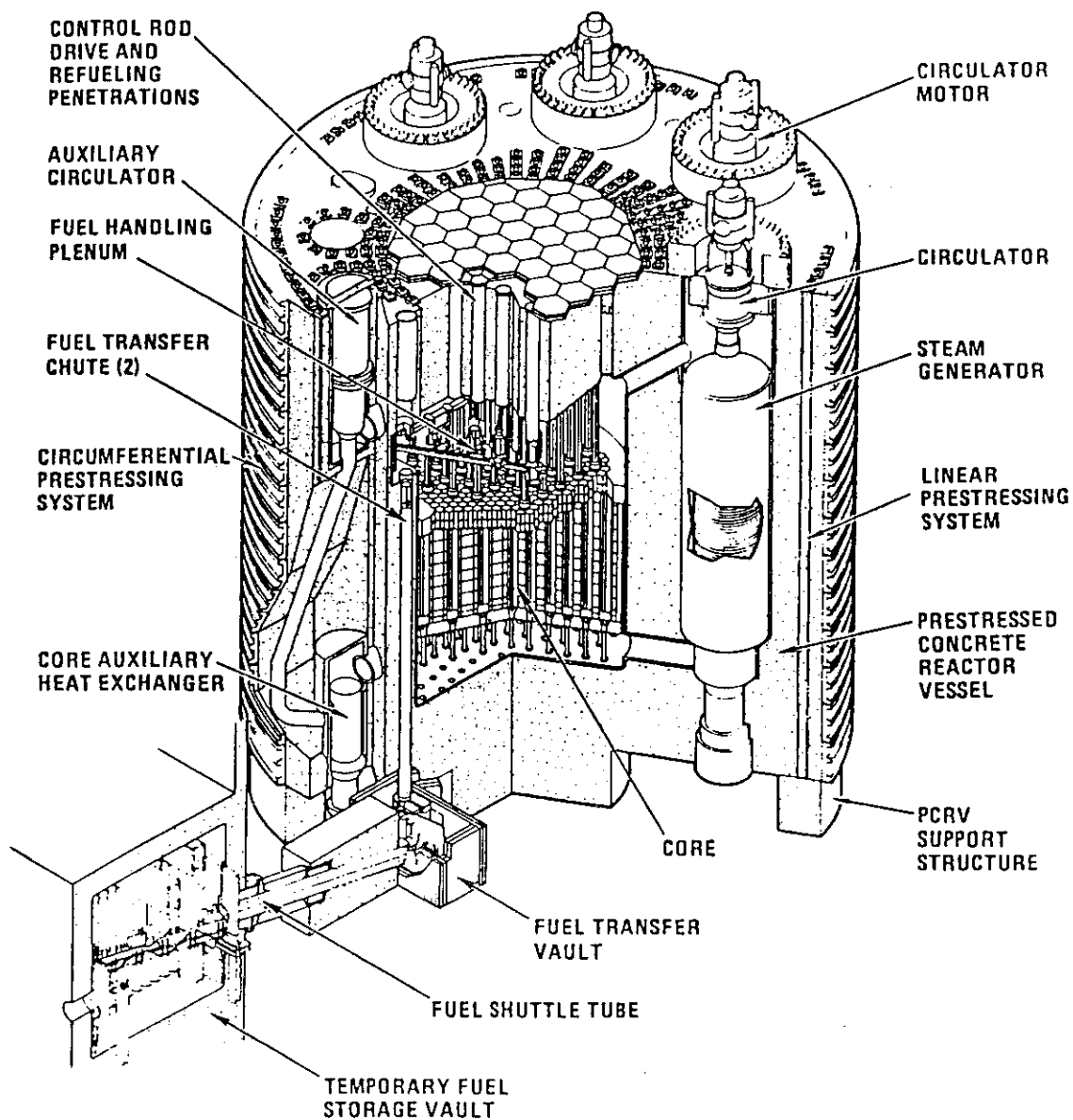


Fig. 26.1 2240 Mwt HTGR-SC/C Nuclear Steam Supply System

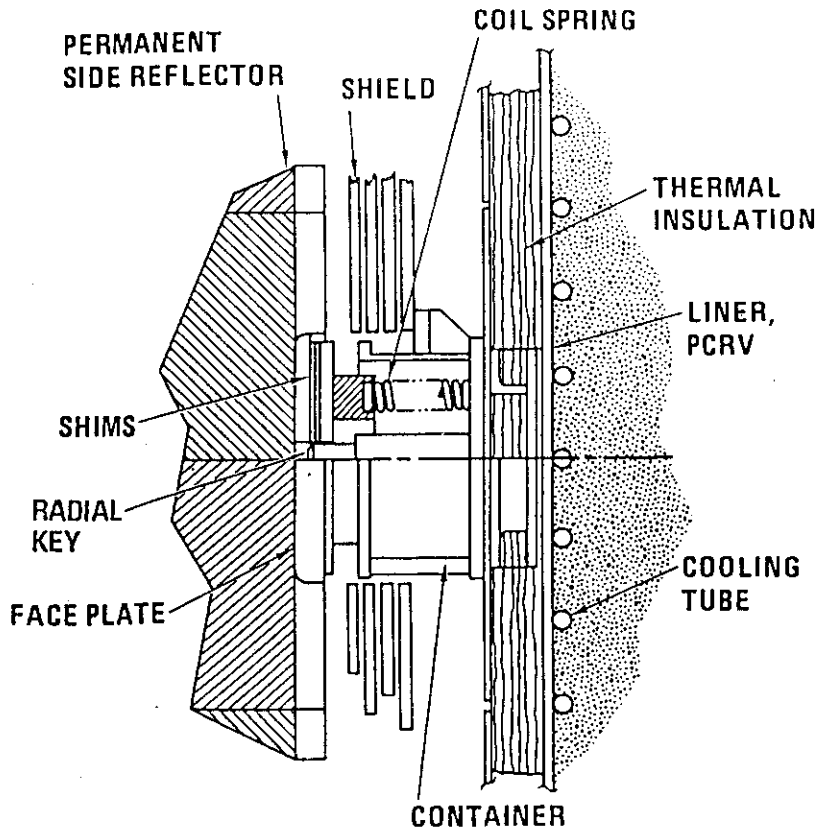


Fig. 26.2 2240 MWt HTGR-SC/C Core Lateral Restraint Assembly (Elevation Section)

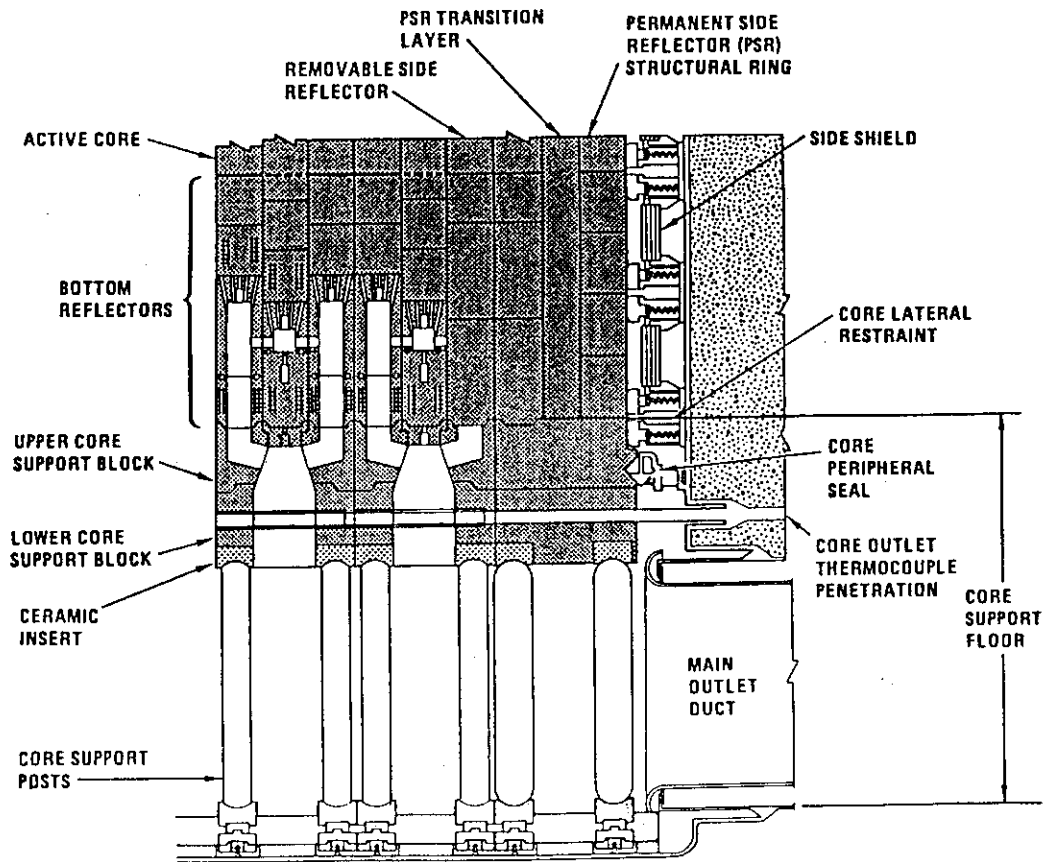


Fig. 26.3 2240 MWt HTGR-SC/C Core Support (Elevation View)

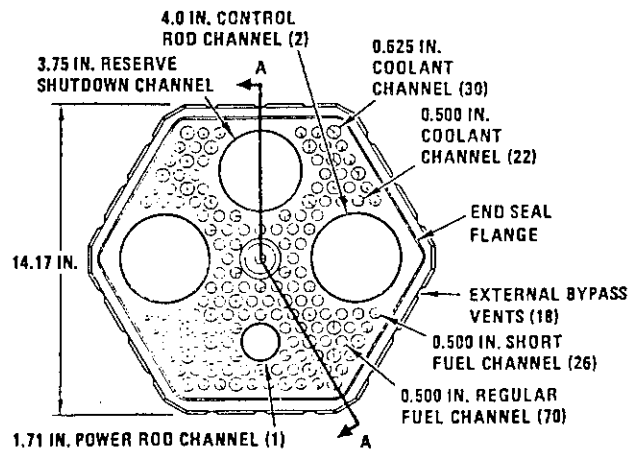
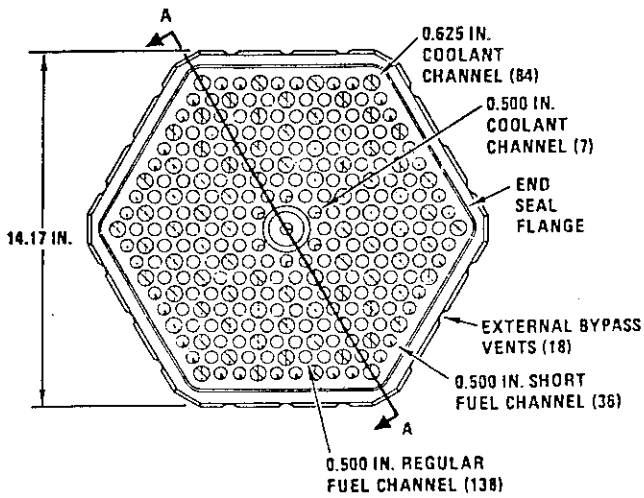
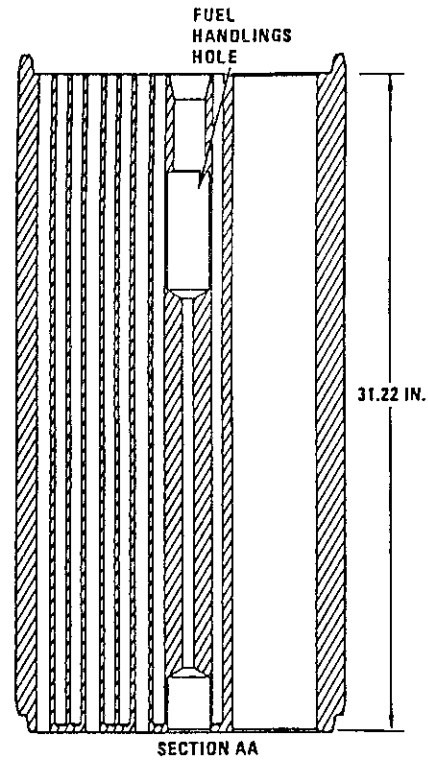
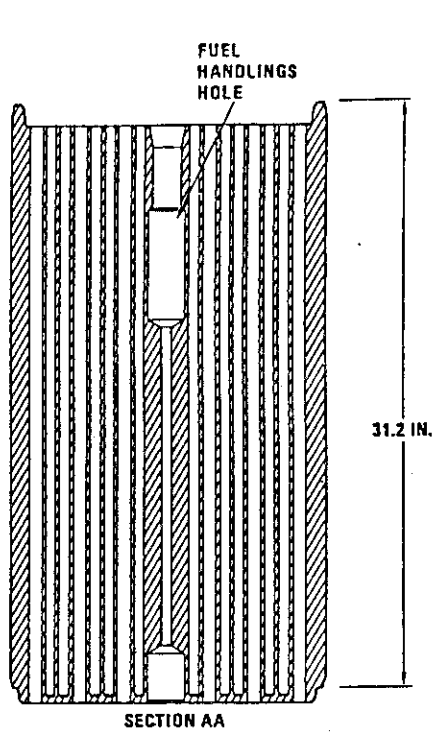


Fig. 26.4 2240 MWt HTGR-SC/C Standard Fuel Element

Fig. 26.5 2240 MWt HTGR-SC/C Control Fuel Element

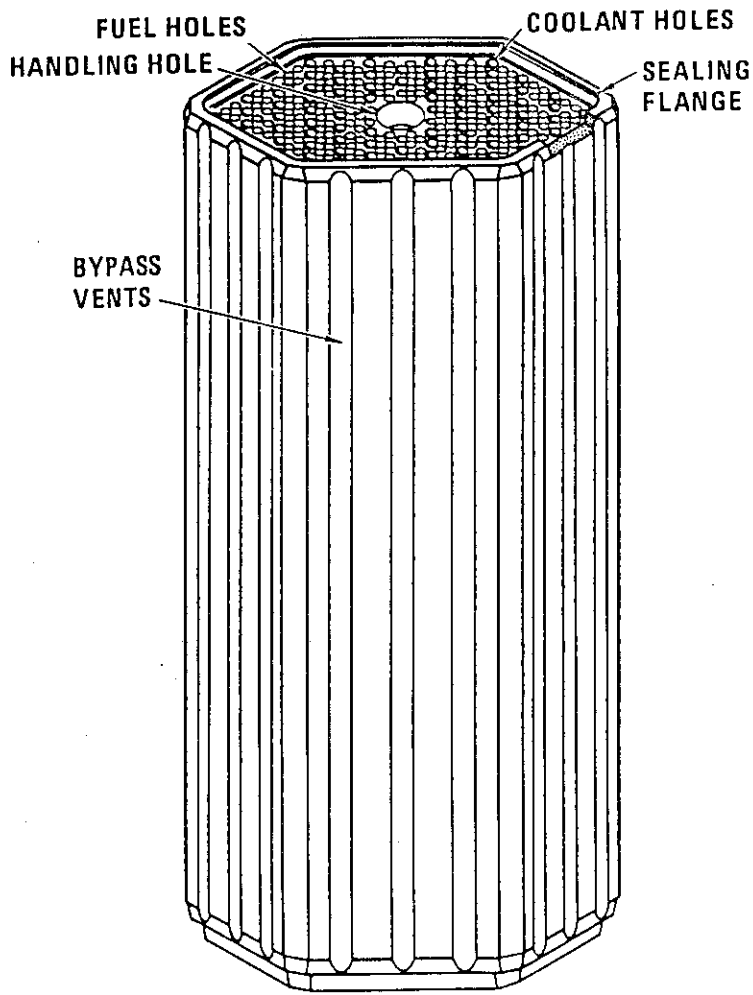


Fig. 26.6 Fuel Element Isometric (Sealed Element)

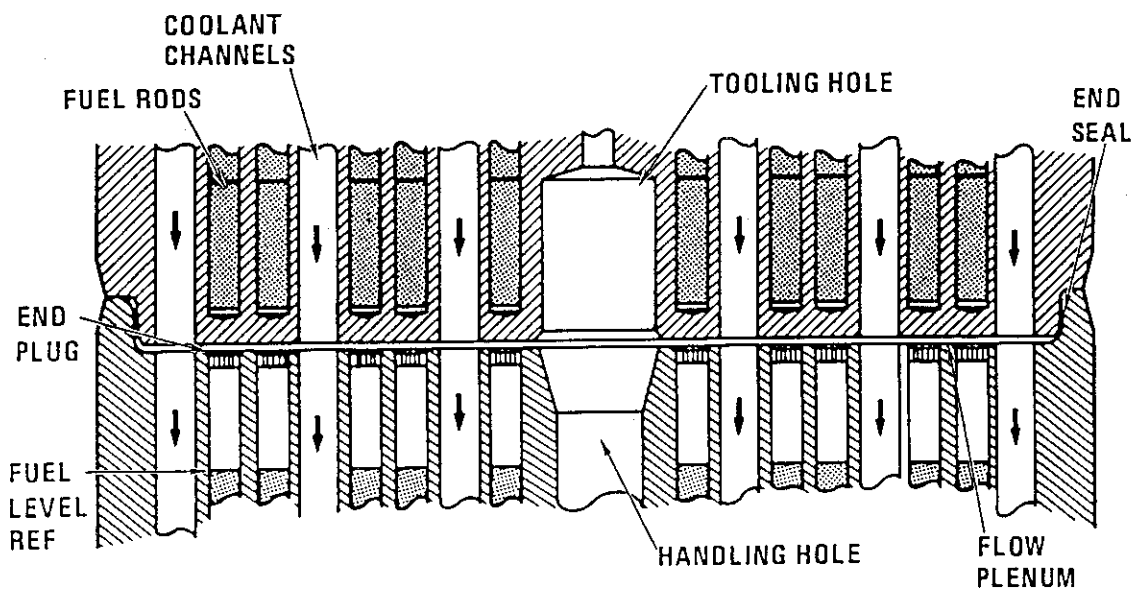


Fig. 26.7 2240 MWt HTGR-SC/C Fuel Element End Seal (Elevation View)

27. 大型HTGRの研究開発計画

27.1 炉心熱・流動の研究開発課題

大型HTGRの設計及び技術開発プログラムでは、燃料要素黒鉛の応力及び水の侵入の問題とともに、炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーション、リディストリビューションを含む炉心熱・流動の問題が最優先技術課題とされている。数多くの広範な技術課題の中で、これらの3つの最優先技術課題は、原子炉の設計に最も大きなインパクトを与えるため、特に重視されている。

大型HTGRでは、炉心の運動を小さく抑えるため、FSV炉と比較して、よりタイトな炉心となっている。一方、大型HTGRの炉心はFSV炉炉心より燃料要素2段分だけ高くなるため、炉心の冷却材圧力損失は大きくなっている。このため、現在の知識からは、大型HTGRで炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーションあるいはリディストリビューションが発生しないとは断言できない。

大型HTGRのフラクチュエーションやリディストリビューションの問題を解決するため、長期的な一連の設計開発及び技術開発計画が立てられている（Fig.27.1）。

これらの一連の開発プログラムによって、炉心冷却材流量配分やフラクチュエーション、リディストリビューションに関連する炉心の熱・流動特性データを取得するとともに、フラクチュエーション及びリディストリビューションに対する設計解決案が実証できるものと考えられている。

27.2 解析手法の開発

炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーションやリディストリビューションに関して、炉心設計の改良とともに、炉心の熱・流動特性を明らかにするための大規模な非等温流路網解析計算コードSNIFFSの開発が続けられている。この流路網モデルには、種々の形状の流路について関係式が必要であるが、これらの関係式は流動試験によって求められる。

この流路網モデルを開発することによって、大型HTGRの特定の領域及び全炉心について詳細な流動解析を行うことが可能になる。これらの解析結果は、炉心の圧力損失やバイパス流量などの性能パラメータの評価に用いられるとともに、フラクチュエーション発生を防止するための設計オプションを選定するためにも役立てられる。

27.3 試験計画

FSV炉で観測された炉心出口ヘリウムガス温度フラクチュエーションと同様の現象が大型HTGRで発生する可能性に関して多様な研究が行われている。1979年度に行われたモデル試験の結果を解析して、フラクチュエーションを発生させる力を予測することにはある程度の成功が収められ

た。

1/14スケール及び1/7スケールのモデルを用いて、制御された条件のもとでフラクチュエーション試験が行われた。0.45スケールの3領域モデルを用いた流動試験では、炉心内横方向圧力勾配の測定が行われた。これまでに得られた試験結果から、フラクチュエーションは熱・流動現象であると一般に認められている説明が妥当であることが確認された（第16章参照）。

大型HTGR炉心のフラクチュエーション及びリディストリビューションの問題を解決するために、炉心フラクチュエーション試験、多領域ギャップ流量・圧力分布試験、燃料要素クロス流れ試験、領域流動試験などの一連の試験が計画されている。

27.4 炉心フラクチュエーション試験

大型HTGRでは、炉心頂部で領域を安定化するとともに、炉心領域間ギャップ内の冷却材圧力及び流量を制御することによってフラクチュエーションの発生を防止する。この目的は、ギャップ内に生じ得る圧力差を小さくし、またギャップの不均等な冷却によって生じるカラムの熱的湾曲の可能性を小さくして、炉心領域を安定に保つことである。

2段階のフラクチュエーション試験が計画されている。第1段階の試験では、燃料要素の設計変更を進めるためのデータを取得する。第2段階の試験では、設計を実証するための試験を行う。第1段階の試験には、1/4スケールのモデルが用いられる。このモデルはおそらく熱膨張係数の大きいプラスチックで製作される。最初のモデルは1カラムの2次元モデル（すなわち、運動を1軸に拘束したモデル）とする。第1段階の試験の目的は、フラクチュエーション現象を解明し、発熱量及び流量に対する依存性を明らかにするとともに、種々のギャップ流路形状についてのフラクチュエーションに対するカラム安定性を試験することである。

このモデルの試験結果に基づいて次のモデルを決定することになるが、内部流路及び外部流路（ギャップ流路）を持つモデルの試験とともに、マルチカラムモデルを用いた試験も計画されている。これらのモデルはすべて加熱され、空気中で試験が行われる。

実験プログラムの第2段階は、大型HTGRで炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーションが発生しないことを最終的に確認するための実証試験である。大型HTGRの炉内構造物及び炉心に採用する設計対策をFSV炉心に取り入れることは不可能であるため、炉外で実証試験を行う必要がある。実寸大の黒鉛製試験モデルは、原子炉炉心出力レベルに近い発熱量を必要とするため実現不可能である。したがって、この試験の詳細な計画を立てる前に、相似則について検討する必要がある。現在の計画では、側部固定反射体を含む1/2スケールの7領域モデルが暫定的に選定されている。プラスチックが最も有力な候補材料である。プラスチックは熱膨張係数が大きく、熱伝導率が低いため、少ない熱入力で正確な熱ひずみを発生させることができる。予備的な検討によれば、大気圧の空気を用いて相似則を満足できることが分かった。実証試験モデルでは、すべての運転範囲をカバーする出力、流量の模擬原子炉条件で試験が行われる。このモデルには十分な計測器を取り付け、どのカラムが運動しても検出できるようにする。

実証試験の前に1領域の試験が行われる。実証試験に用いるモデルの1領域と同一の1領域について、最初に、フラクチュエーションの発生を防止するための設計対策を施さない場合の試験

を行う。FSV炉で観測されたフラクチュエーション条件に対して、試験の相似則が妥当であることを実証するため、フラクチュエーション発生条件を含む試験を行う。その次の運転では、フラクチュエーションの発生を防止するための設計対策を施して、大型HTGR設計の安定性を実証する。

試験条件

流体 : 空気
 流量 : 2.0 kg/s
 圧力損失 : 15 kPa
 圧力 : 大気圧
 温度 : 100℃

試験部

高さ : 7.0 m
 直径 : 3.0 m
 ヒータ : 100 kW
 試験設備 : GA 空気流動試験施設
 試験予定 : 81-85 (81-86) 年度

27.5 多領域ギャップ流量・圧力分布試験

炉心ギャップ内の冷却材流量配分に関する解析手法及び解析モデルを確認するための試験が計画されている。試験では、常温、大気圧の空気流動試験施設により、約12領域部分の約1/4スケールモデルを用いて、ギャップの流量分布及び圧力分布を測定する。この結果は、熱・流動解析手法を確認するため、また炉心設計概念構造についてフラクチュエーション発生の可能性を評価するために用いられる。

試験条件

流体 : 空気
 流量 : 2.0 kg/s
 圧力損失 : 100 kPa
 圧力 : 大気圧
 温度 : 常温

試験部

高さ : 4.0 m
 直径 : 3.0 m
 試験設備 : GA 空気流動試験施設
 試験予定 : 83 - 84 年度

27.6 燃料要素クロス流れ試験

燃料要素段間接触面フランジの照射による変形やカラム変位による接触面の回転によって、冷却材流路あるいは制御棒チャンネルと炉心カラム間ギャップとの間にクロス流れが発生する。フランジ型燃料要素のクロス流れ抵抗係数を求め、またカラム内冷却材流路間のクロス流れ流量配分を調べるため、2ブロッククロス流れ試験が計画されている。予想されるフランジ部圧力条件及びギャップ条件で、標準燃料要素及び制御燃料要素の実寸大空気流動試験が行われる。制御燃料要素では、制御棒が挿入されている場合と挿入されていない場合について試験が行われる。

クロス流れ漏えい流量の結果は、炉心熱・流動解析モデルを確認するために用いられる。クロス流れの確証試験は実寸大1領域試験の一部として行われる。

試験条件

流体	: 空気
流量	: 1.1 kg/s
圧力損失	: 100 kPa
圧力	: 大気圧
温度	: 常温

試験部

高さ	: 6.0 m
直径	: 1.0 m
試験設備	: GA 空気流動試験施設
試験予定	: 83 - 84 年度

27.7 領域流動試験

炉心の流量配分及び流体振動について最終的な評価を行うため、領域全体の流動試験が計画されている。試験には、実寸大のプロトタイプコンポーネントが用いられる。これらは、流量調節バルブ、プレナム要素、燃料要素、反射体要素、炉心サポートブロック、炉心サポートポストなどである。試験は、室温で、約 345 kPa の加圧空気を用いて行われる。各コンポーネントには、流体振動を検出するための加速度計と領域の流量分布及び圧力分布を測定するための多数のピトー管及び静圧プローブが取り付けられる。この試験により、原子炉の基本的な流量制御単位である領域内の各コンポーネントの挙動が予測可能であり、また各コンポーネントがすべての設計条件及び性能条件を満足することを実証する。

試験条件

流体	: 空気
流量	: 25 kg/s
圧力損失	: 100 kPa
圧力	: 0.6 MPa
温度	: 常温

試験部

高さ : 10.0 m
直径 : 1.5 m
試験設備 : GA 空気流動試験施設
試験予定 : 85 - 87 年度

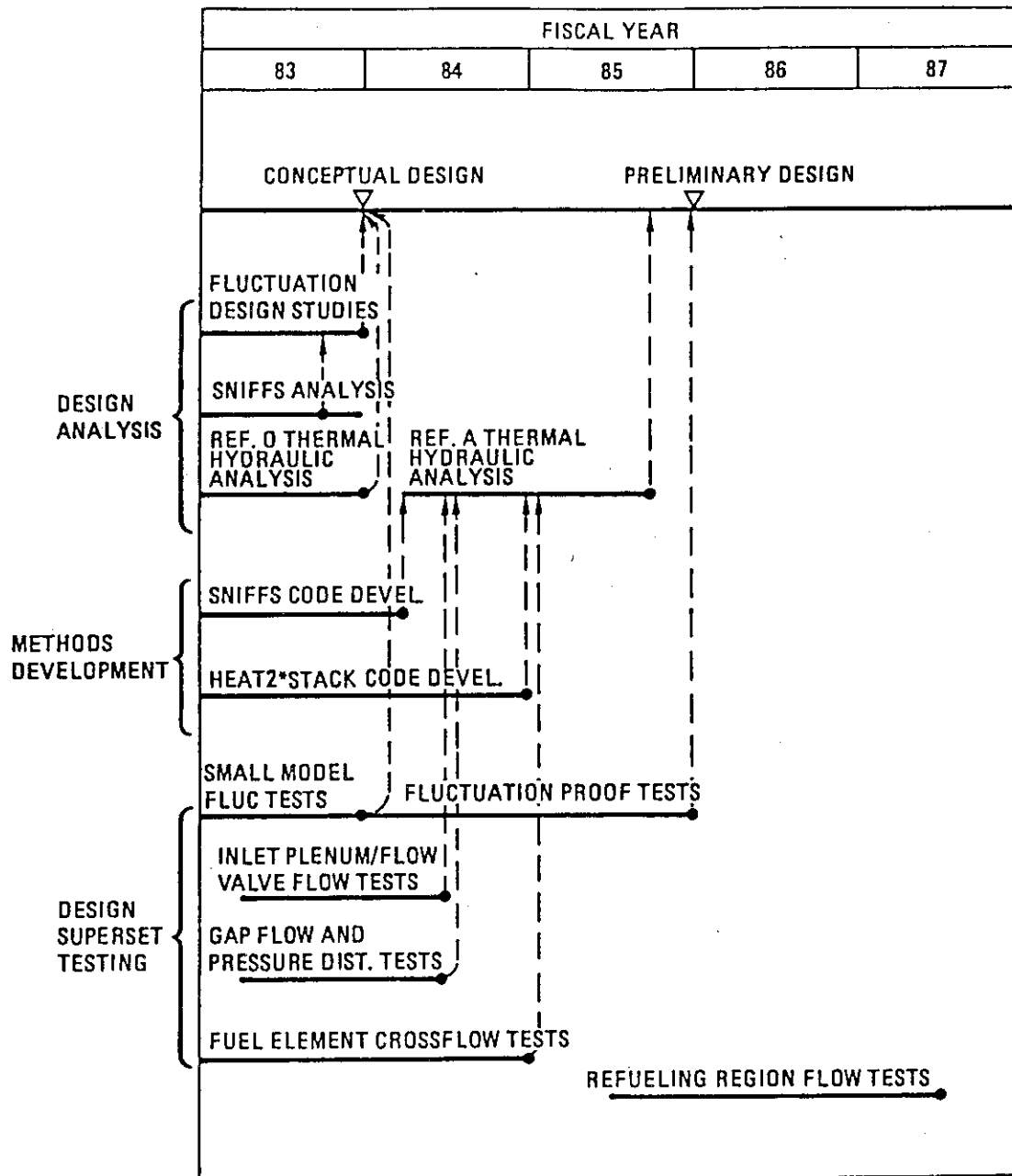


Fig. 27.1 Core Thermal/Hydraulics Uncertainty Resolution

28. ま と め

Fort St. Vrain 炉の出力上昇試験運転中に、炉心出口ヘリウムガス温度のフラクチュエーションが発生した。このような炉心の異常な挙動は当初予想されなかったものであり、現象の把握と原因の究明のため多くの調査、試験、解析などが行われた。この結果、炉心内の圧力差及び温度勾配によって生じる炉心コンポーネントの微小な運動がフラクチュエーション発生の原因であると推定された。

フラクチュエーション発生の原因となる炉心コンポーネントの動きを防止するため、炉心頂部に領域拘束装置が取り付けられた。その後の運転では、出力 100%までフラクチュエーションは起こらなかった。

しかしながら、出力上昇中に炉心出口ヘリウムガス温度のリディストリビューションが発生するようになった。この現象もフラクチュエーションと同様の原因によって生じると推定された。リディストリビューションは周期的な変動でなく、それによる運転パラメータの変化も十分小さいため、リディストリビューションが発生しても運転上支障がないものとみなされている。

これらの現象について、GA 社は理論的な解明と解析コードの開発を試みているが、まだ十分な成功を収めていない。現在、米国で進められている大型 HTGR の開発プログラムにおいても、フラクチュエーション及びリディストリビューションの問題は最優先技術課題とされており、一連の設計研究、炉心熱・流動解析手法の解発が続けられている。

原研が開発を進めている多目的高温ガス実験炉は FSV 炉と類似したブロック型炉心に基づいているため、実験炉においてもフラクチュエーションあるいはリディストリビューションが発生する可能性がある。実験炉でこのような問題が発生すれば、炉心出口温度が高いため、より重大な問題になると予想される。このため、フラクチュエーション及びリディストリビューションについて研究開発を進め、有効な防止対策を実験炉炉心設計に取り入れることが必要と考えられる。

参 考 文 献

1. "Final Safety Analysis Report (FSAR), Fort St. Vrain Nuclear Power Generating Station"
2. "Updated FSAR, Fort St. Vrain Nuclear Power Generating Station"
3. Walker, R.E. and Johnson, T.A., "Fort St. Vrain Nuclear Power Station", Nucl. Engrg. Int. 14, 1069-1073 (1969)
4. Dahlberg, R.C., Turner, R.F. and Goeddel, W.V., "Core Design Characteristics", Nucl. Engrg. Int. 14, 1073-1077 (1969)
5. Haake, E.V., "Instrumentation and Control", Nucl. Engrg. Int. 14, 1078-1082 (1969)
6. Davis, D.E. and Krase, J.M., "Nuclear Components", Nucl. Engrg. Int. 14, 1085-1090 (1969)
7. Cadwell, J.J., et al., "Operational Testing Highlights of Fort St. Vrain", Proc. Symp. on Gas-Cooled Reactors With Emphasis on Advanced Systems, Jülich (IAEA-SM-200/58) Vol.1, 151-163 (1975)
8. Walker, R.F., "Experience With the Fort St. Vrain Reactor", Annals Nucl. Energy 5, 337-356 (1978)
9. Walker, R.F. and Rickard, C.L., "Operating Experience With the Fort St. Vrain Nuclear Power Station", Proc. Int. Conf. on Nuclear Power Experience, Vienna (IAEA-CN-42) Vol.5, 127-139 (1982)
10. Kantor, M.E., Brey, H.L. and Warembourg, D.W., "Fort St. Vrain Reaches Full Power", Nucl. Engrg. Int. 28, 14-15 (1982)
11. Simon, W.A. and Bramblett, G.C., "Fort St. Vrain Reactor Performance and Operation to Full Power", 3rd. Japan-US Sem. on HTGR Safety Technology, Upton (NUREG/CP-0045-Vol.2) (1982)
12. Brey, H.L. and Olson, H.G., "Fort St. Vrain Experience", Proc. Conf. on Gas-Cooled Reactors Today, Bristol Vol.1 35-39 (1982) [Nucl. Energy 22, 117-121 (1983)]

13. Olson, H.G., "The Fort St. Vrain High Temperature Gas-Cooled Reactor: I. Low Power Physics Tests", Nucl. Engrg. Des. 53, 117-123 (1979)
14. Olson, H.G., Brey, H.L. and Swart, F.E., "The Fort St. Vrain High Temperature Gas-Cooled Reactor: IV. Rise to Power Test Program", Nucl. Engrg. Des. 61, 295-302 (1980)
15. Olson, H.G., Brey, H.L. and Swart, F.E., "The Fort St. Vrain High Temperature Gas-Cooled Reactor: V. Steam System Performance Tests", Nucl. Engrg. Des. 61, 304-314 (1980)
16. Olson, H.G., Brey, H.L. and Warembourg, D.W., "The Fort St. Vrain High Temperature Gas-Cooled Reactor: IX. Rise-to-Power Physics Tests", Nucl. Engrg. Des. 76, 71-77 (1983)
17. Olson, H.G., Brey, H.L. and Warembourg, D.W., "The Fort St. Vrain High Temperature Gas-Cooled Reactor: X. Core Temperature Fluctuations", Nucl. Engrg. Des. 72, 125-137 (1982)
18. Olson, H.G., Brey, H.L., Swart, F.E. and Mathie, F.M., "The Fort St. Vrain High Temperature Gas-Cooled Reactor: XI. Control Rod Drive and Orifice Assemblies", Nucl. Engrg. Des. 61, 323-329 (1980)
19. "HTGR-Steam Cycle/Cogeneration Lead Plant Design and Cost Report - Nuclear Steam Supply System", GA-PC-000040 (1982)
20. "HTGR-Steam Cycle/Cogeneration Design Development Plan", GA-PC-000008 (1982)
21. "HTGR-Steam Cycle/Cogeneration Technology Development Plan", GA-PC-000007 (1982)
22. Meyer, R.J., "Fort St. Vrain In-Core Inspection Region 35 and Region 13 Core Support Block", GA-A-15465 (1979)
23. Miller, C.M., et al., "Nondestructive Examination of 51 Fuel and Reflector Elements From Fort St. Vrain Core Segment 1", GA-A-16000 (1980)

24. Saurwein, J.J., et al., "Postirradiation Examination and Evaluation of Fort St. Vrain Fuel Element 1-0743", GA-A-16258
25. "HTGR Generic Technology Program, Semiannual Report for the Period Ending September 30, 1980", GA-A-16127 (1980)
26. Hackney, M.R. and Saeger, J.C., "Investigation of the Fort St. Vrain Cycle 2 Reactor Fluctuations Through October 26, 1979", GA-C-15767 (1980)
27. Asmussen, K.E., Hackney, M.R., Kapernick, R.J. and Saeger, J.C., "Testing at Fort St. Vrain After Installation of Region Constraint Devices", GA-C-16277 (1981)
28. Asmussen, K.E., Hackney, M.R. and Saeger, J.C., "Testing and Operation of Fort St. Vrain up to 100% Power", GA-C-16701 (1982)
29. Alberstein, D. and Asmussen, K.E., "Technical Specification of FSV With Region Outlet Temperature Measurement Discrepancy", GA-C-16781 (1982)
30. Ball, S.J., et al., "High-Temperature Gas-Cooled Reactor Safety Studies for the Division of Reactor Safety Research, Quarterly Progress Report", ORNL/NUREG/TM-221 (1978), ORNL/NUREG/TM-233 (1978) ORNL/NUREG/TM-293 (1979), ORNL/NUREG/TM-314 (1979) ORNL/NUREG/TM-336 (1979), ORNL/NUREG/TM-356 (1979)
31. Ball, S.J., et al., "Summary of ORNL Work on NRC-Sponsored HTGR Safety Research, July 1974 - September 1980", ORNL/TM-8073 (1982)