

高速実験炉「常陽」

75 MW性能試験報告書

編集

昭和54年9月

動力炉・核燃料開発事業団

1979年9月

高速実験炉「常陽」75 MW性能試験報告書

編集集

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田4002

動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター

システム開発推進部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technology Management Section, O-arai Engineering Center, Power Reactor
and Nuclear Fuel Development Corporation 4002, Nerita O-arai-machi Higashi-
Ibaraki-gun, Ibaraki, 311-14, Japan

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

報告者 山本 寿 * 関口 善之 * 田村 誠司 *
古平 清 * 寺田 和道 * 佐々木 誠 *
洲崎 輝雄 **

期 間 昭和54年7月～昭和54年8月
目 的 高速実験炉「常陽」の75 MW原子炉出力上昇を達成し、炉心及びプラントの諸
性能が設計条件を満足していることを確認する。

要 旨

高速実験炉「常陽」は昭和53年7月に第1期出力である50 MWを達成後、予定された50 MWへ
MW2サイクルの運転の後、昭和54年7月、75 MWへの出力上昇試験を開始した。75 MWへの
出力上昇試験は、途中65 MWで簡試験を行なって安全性を確認の上、7月16日に75 MW
の出力上昇を達成し、以後、炉心、プラント、遮蔽及び運転監視に関する予定した試験(Part
I)を終了した。さらに55年1月には75 MWの100時間連続運転時の試験(Part II)を予定
しており、本試験を行なって、75 MW性能試験は完了する。これまでに行った試験により、プ
ラントの諸性能は設計条件を満足していることがおおむね確認され、予定される連続運転によ
り最終的に運転性能の実証を行なう。

本資料は、75 MW性能試験のうち8月23日迄の運転で得られた結果をまとめたものである。

* 高速実験炉部技術課

** 安全管理部第二係

Sept., 1979

Summary of 75MW Power Ascension Test of
Experimental Fast Reactor "JOYO"

H. Yamamoto*, Y. Seliguchi*, S. Tamura*,
K. Kodaira*, K. Terada*, M. Sasaki*,
T. Suzuki**

Abstract

The 75MW power ascension test of "JOYO" was started in July, 1979, followed by the successful 50MW power ascension test and two cycles of rated power operations.

In the 75MW test reactor power was raised up to 65MW at first in order to confirm the characteristics of the plant stability and safety. On July 16th, 1979, the reactor out put reached the rated power of 75MW for the first time.

Through the tests for the core, plant it self, radiation shield and plant monitoring, the results proved satisfactory operation characteristics at 75MW. The power ascension test was completed, except for the 100 hour nominal power continuous operation which is scheduled in January, 1980.

This report presents the summary of the main results obtained in the test conducted until August 1979.

* Reactor Technology Section, Experimental Fast Reactor Division.

** Radiation Control Section, O-arai Administration Office.

目 次

1. まえがき	1
2. 高速実験炉「常陽」の概要	3
3. 性能試験の概要	8
4. 試験項目	10
5. 試験の結果	16
I. 炉心特性試験	17
II. プラント特性試験	42
III. 遮蔽特性試験	137
IV. 運転監視	158
謝 辞	185

1. ま え が き

高速実験炉「常陽」は昨年7月5日第1期出力である50 MWを達成し以後50 MW定格出力で運転していたが昨年9月設備変更が許可された75 MWへの出力上昇を本年7月より開始した。

75 MWへの出力上昇試験は以下のステップで行った。

7月3日原子炉を起動し、7月4日50 MW出力に到達した後、50 MWでの性能確認試験を行った。

7月11日より出力上昇を開始し、まず65 MWでの試験実施後、7月16日現炉心での計画最大熱出力75 MW出力運転に成功した。

75 MW性能試験は100時間連続運転時の試験を除いて8月23日予定通り終了した。

本試験期間中プラントの各機器は順調に稼働し75 MW出力において十分安定した運転性能を有することが確認された。

75 MW性能試験のスケジュールを表1に示す。

2. 高速実験炉「常陽」の概要

高速実験炉「常陽」は、ウラン-プルトニウム混合酸化物を燃料とするナトリウム冷却の高速炉で、第1期熱出力は50MWであり第2期熱出力は75 MWであるが、最終目標は100 MWとしてすべてのプラント設計が行なわれている。

75 MW出力上昇炉心は、73体の炉心燃料集合体とその周囲の187体のプランケット燃料集合体より構成される。制御棒は2本の調整棒と4本の安全棒より成る。

原子炉容器は二重壁構造でその上部は、大回転プラグに備わって小回転プラグが組み合わされた二重回転プラグになっている。小回転プラグには、制御棒駆動機構及び炉上部機構が取り付けられている。大小の回転プラグは各独立に回転でき、燃料交換機を炉心上の任意の位置に設定することができる。

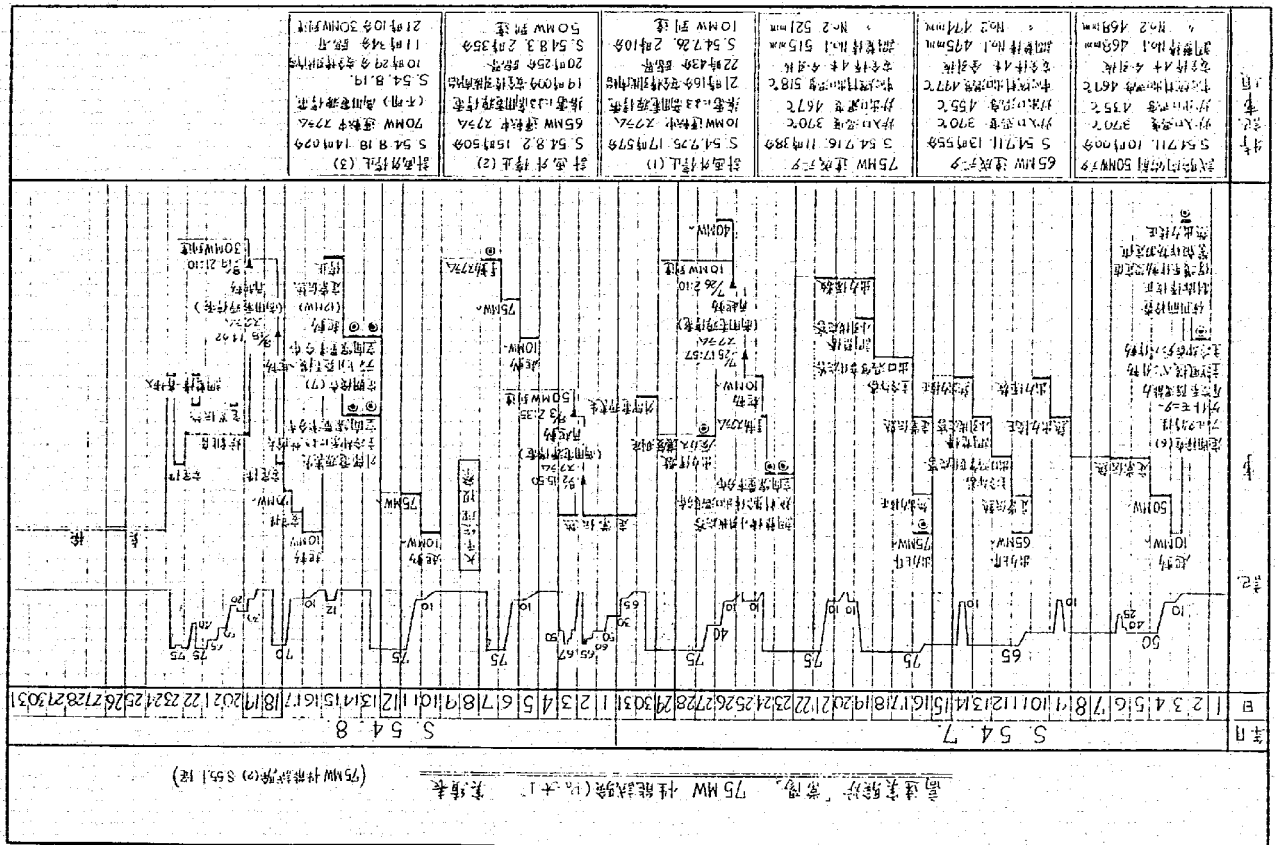
原子炉冷却系は、1次系及び2次系の各2系統の主冷却系、補助冷却系、ナトリウム充填ドレン系、ナトリウム純化系より成る。炉心で発生した熱は1次系冷却材により除熱され、中間熱交換器によって2次系に伝達される。2次系に伝達された熱は、主冷却器により大気中に放散される。

「常陽」の基本運転サイクルは45日間連続運転、15日間停止であり、この期間に燃料交換が行なわれる。使用済燃料は、炉内燃料ラックで一週間冷却した後、炉外へ取出し缶詰にして使用済燃料プールに貯蔵される。

原子炉垂直断面及び炉心部水平断面を図2.1、図2.2に示す。原子炉冷却系フローシートを図2.3に示す。

設計主要項目を以下に記す。〔 〕内は50 MW初期炉心の値

炉型	炉型
熱出力	75 MW (50)
炉心体積 (制御棒を含む)	273 ℓ (262)
炉心燃料 (73体)	ウラン-プルトニウム混合酸化物 (70)
PuO ₂	165 kg (159)
UO ₂	769 kg (743)
制御棒 (B ₄ C吸収体)	6本 (> 1.4 重4k/k/本)
中性子源	アチモン-ベリリウム
冷却材	液体金属ナトリウム



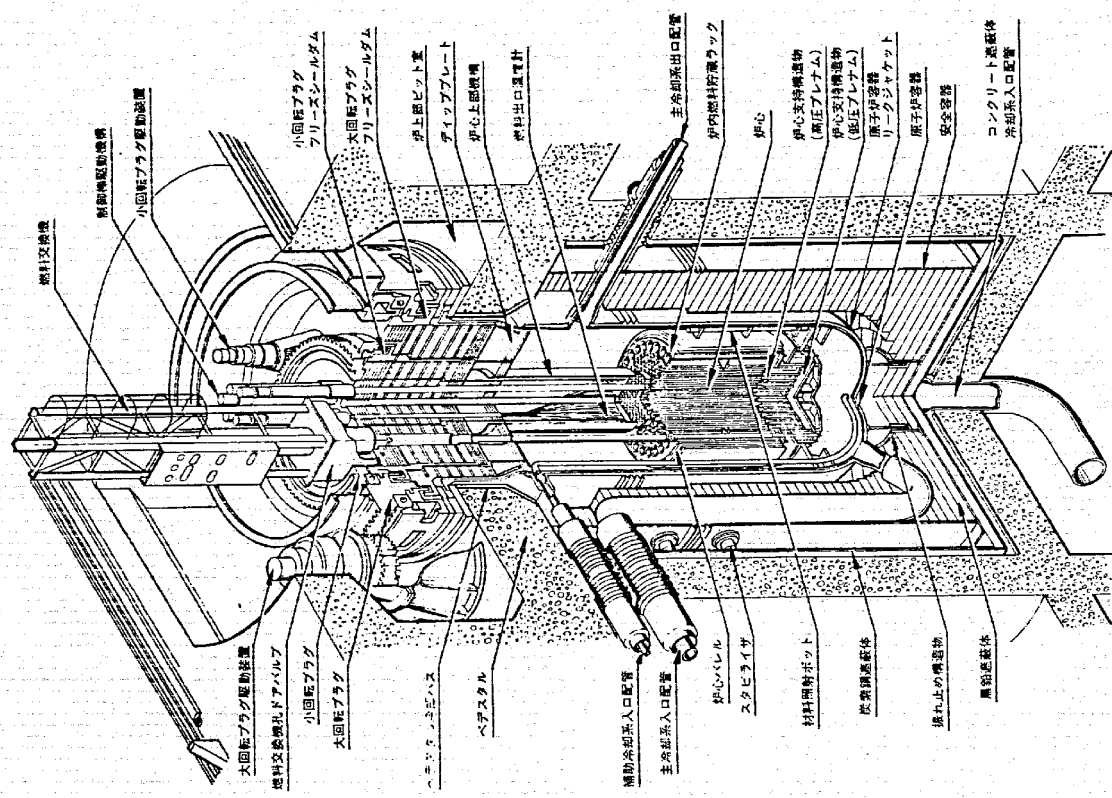


図 2.1, 原子炉垂直断面図

炉心部流量	450 k μ /s
半径方向ブランケット部流量	110 k μ /s
原子炉容器	2重壁構造 (内径3.6 m, 高さ10 m)
回転ドラグ	2重回転方式
格納容器	半二重格納方式 (内径28 m, 高さ約55 m)
1次主冷却系	
ループ数	2 (2重管構造)
冷却材流量	1086.5 L/h/ループ
冷却材温度	370 °C
原子炉入口	468 °C
出口	(435)
主中間熱交換器	堅型自由液面 シェルアンドチューブ型
主循環ポンプ	堅型自由液面遠心式
2次主冷却系	
ループ数	2
冷却材流量	1086.5 L/h/ループ
冷却材温度	348 °C
中間熱交換器入口	(355)
出口	(420)
主循環ポンプ	堅型自由液面遠心式
主冷却器	多管フィンチューブ強制空冷式

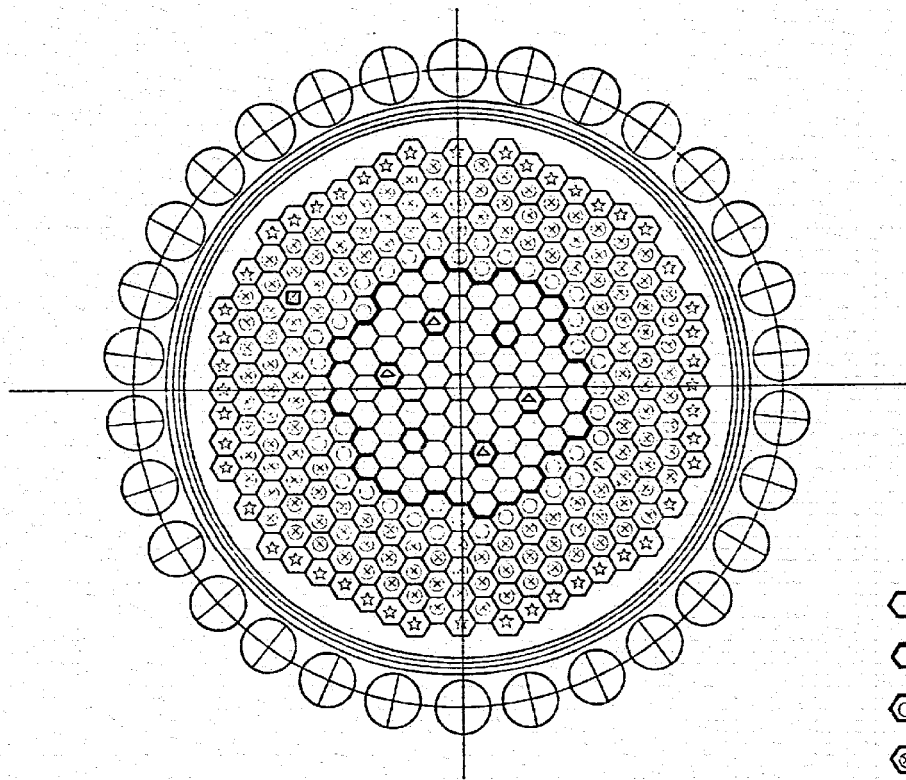
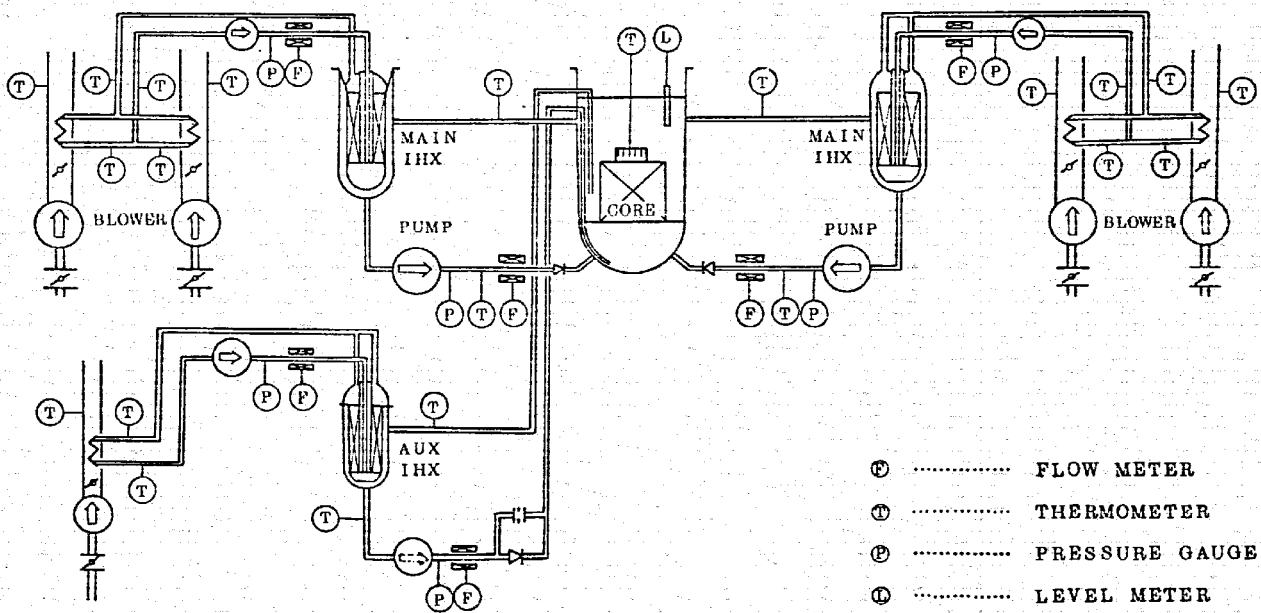


図 2.2 , 75 MW出力上昇炉心部構成図

- ⬡ 燃料集合体
- (△印は安全棒) 制御棒
- ⊙ 内側ブランケット燃料集合体
- ⊕ 外側ブランケット燃料集合体
- ☆ 反射体
- ⊠ 中性子源



- Ⓧ FLOW METER
- Ⓧ THERMOMETER
- Ⓧ PRESSURE GAUGE
- Ⓧ LEVEL METER

図 2.3 原子炉冷却系フローシート

3. 試験の概要

1) 50 MW性能確認(7月4日～7月10日)

7月4日50 MW出力到達後、冷却系の定常伝熱試験、(主冷却器の除熱特性)熱出力較正、出力係数、遮蔽特性(線量率分布)等の測定を行い、昨年の50 MW出力上昇試験時のデータと変化がないことを確認した。

2) 65 MW性能試験(7月11日～7月15日)

7月11日、出力を65 MWに上昇した。出力上昇率は約5 MW/20分(約20°C/h)である。65 MW出力において原子炉の出入口冷却材温度は、455°C/370°C中心燃料集合体出口温度は497°Cで予想通りであった。

本出力では主に、安定性試験として主冷却器出口温度変化(温度外乱)および調整権小引抜応答(反応度外乱)を実施した他、50 MWに引き続き熱出力較正、定常伝熱試験を実施した。また、エリアモニター等の放射線量率の測定結果はバックグラウンド程度で50 MWまでの試験結果から予測された通りであった。

3) 75 MW性能試験(7月16日～8月23日)

7月16日75 MWに出力上昇した。出力上昇率は、前ステップ同様、約5 MW/20分(約20°C/h)である。75 MW時の原子炉の出入口温度は467°C/370°C中心燃料集合体出口温度は519°Cで予想通りの結果を得た。75 MWにおいて原子炉熱出力の測定を行い、核計装設備の出力計の指示値の較正を行った。

出力の上昇に伴う反応度変化(出力係数)は50 MWから75 MWの出力範囲で 7.3×10^{-5} $\Delta k/k/MW$ で設計計算値の $-(8.3 \pm 4.5) \times 10^{-5}$ $\Delta k/k/MW$ とよく一致している。

ただし、初めて50 MWから75 MWへ出力を上昇させる過程で平均出力係数が予想よりかなり大きな負の値が測定されたが出力の再上昇以降はほぼ予想通りの値が得られ再現性があった。この原因については現在検討中であるが、初めて50 MW以上へ出力上昇したときは、燃料集合体の熱的膨張による再配置が生じ炉心の等価半径が0.1 多程度(～0.5 mm)大きくなって、そのまま安定したためと考えられる。

冷却系の定常伝熱特性試験では中間熱交換器の二次側出口冷却材温度が75 MW出力においてAループ側が約10°Cと予測値の445°Cより低い値を示しているが50 MWまでの試験データからの外挿値の約15°C低よりもやや改善される傾向にある。

空気冷却器の伝熱性能(熱貫流率)は50 MW時と同様設計仕様を満足していることが

確認された。

安定性試験として調整権による反応度外乱(～4°Cのステップ状態変化)、および冷却材の温度外乱(+5°Cのステップ状態変化)に対しても、原子炉出力および一次、二次冷却材の温度変化は、試中比0.25以下の条件を満足し、プラントの安定性が良好であることが確認された。

また、管理区域、保全区域、周辺監視区域の放射線量率をサーベイメータ、中性子レムカウンタ等で測定した結果、区域毎に定められた線量率の許容値を十分下まわっていることが確認された。

75 MW、運転時の異常時過渡応答試験として調整権一斉挿入(スロースクラム)手順スクラムおよび外部電源喪失試験が実施された。スクラム時間は最大0.71秒(設計条件0.8秒以下)また一次主循環ポンプのプロコーゴストダウンの時定数は、15秒(設計条件10秒以上)でありトリップ後約30秒でボニーマニータに引継がれた。これらの異常時においてプラント主要部の温度変化が熱過渡条件を満足していることが確認された。

なお、「常陽」の性能試験としては、定検後に予定していた100時間連続運転時の試験を残しているが、8月までに予定していた性能試験は終了した。

これまでの試験結果からみれば原子炉は50 MW性能試験から予測された通りの性能を有しており、安全かつ安定した運転性能をもっていることが確認された。

4. 試験項目

高速実験炉「常勝」の現施設は100 MW運転を前提として、設計製作されており75 MWへの出力上昇に係わる設置許可は、設備の変更がないとして認可されている。75 MWへの出力上昇に際しては、50 MW時より設備の改造工事等の変更はないので、出力上昇にともなう熱的、核的および遮蔽特性上等の条件の異なる性能に関する試験を実施する。

性能試験の項目の選定に際しては、

- a) 原子炉の規制に関する法律及び規則による性能に関する使用前検査に基づく試験
- b) 原子炉及びプラントの設計性能の確認及び設計余裕の確認試験の他に、
- c) 運転監視上、または照射利用等に必要な基礎データの測定試験

をも含めた。試験項目及び試験実施時期を表4.1に示す。

表4.1 試験項目及び試験時期

試験番号	試験項目	50 MW性能試験(実績)										75 MW性能試験					
		臨界近接	臨界試験	初期炉心構成(過熱反応度)	制御棒特性	制御棒校正(制御棒制御効果)	炉停止余裕(制御棒制御効果)	スクラム反応度	3. 反応度効果	燃料等価反応度	ナトリウムボイル効果	等温係数	75 MW	100 h			
NT-11	臨界近接	●															
NT-12	臨界試験	●															
NT-13	初期炉心構成(過熱反応度)	●															
NT-21	制御棒校正(制御棒制御効果)	●															
NT-22	炉停止余裕(制御棒制御効果)	●															
NT-23	スクラム反応度	●															
NT-31	燃料等価反応度	●															
NT-32	ナトリウムボイル効果	●															
NT-33	等温係数	●															

④ 使用前検査対象 ※出力上昇前の低出力時に行なう

⑤

⑥ 制御棒の反応度

⑦ 原子炉の反応度

⑧ 原子炉が臨界に達する時

表 4.1 (続き)

試験番号	試験項目	50 MW性能試験(実績)							75 MW性能試験			備考	
		臨界	低出力	7.5MW	15 MW	25 MW	40 MW	50 MW	50 MW (100 h)	65 MW	75 MW		75 MW (100 h)
3. 反応度効果(続き)													
NT-34	出力係数			●	●	●	●	●		●	●		規
NT-35	燃焼係数								●		●	○	
4. 出力校正・出力分布													
NT-41	核出力校正		●										規
NT-42	出力分布		●										
5. 温度・流量特性													
NT-51	炉心内流量分布		●										規
NT-52	燃料集合体出口温度分布			●	●	●	●	●		●	●		規
6. 炉心動特性													
NT-61	パイルオシレータ試験		●			●		●					
NT-62	炉雑音測定		●	●	●	●	●	●		●	●		

規) 使用前検査対象

表 4.1 (続き)

II プラント特性

試験番号	試験項目	50 MW性能試験(実績)							75 MW性能試験			備考	
		臨界	低出力	7.5MW	15 MW	25 MW	40 MW	50 MW	50 MW (100 h)	65 MW	75 MW		75 MW (100 h)
PT-01	出力上昇(原子炉出口冷却材温度)			●	●	●	●	●		●	●		規
PT-02	定格出力連続100時間運転 (75MW連続運転)								●			○	規
1. 熱・流力特性													
PT-11	熱出力校正			●	●	●	●	●		●	●		規) 1次冷却材の出口温度
PT-12	定常伝熱特性					●		●		●	●		
2. 安定性試験													
PT-21	調整棒小引抜応答試験					●		●		●	●		規
PT-22	主冷却出口温度変化応答試験			●		●		●		●	●		
3. 異常時過渡応答試験													
PT-31	調整棒一斉挿入							●			●		
PT-32	手動スクラム					●		●			●		規
PT-33	1次主循環ポンプトリップ					●		●					規

規) 使用前検査対象

表 4.1 (続き)

試験番号	試験項目	50 MW性能試験 (実績)								75 MW性能試験			備考
		臨界	低出力	7.5MW	15 MW	25 MW	45 MW	50 MW	50 MW (100 h)	65 MW	75 MW	75 MW (100 h)	
3. 異常時過渡応答試験													
PT-34	2次主循環ポンプトリップ					●							
PT-35	主送風機トリップ					●							
PT-36	外部電源喪失			●		●					●		Ⓜ原子炉の停止装置、非常用安全装置の動作、連動装置の動作
4. 崩壊熱除去能力試験													
PT-41	主冷却系による熱除去								●		●		Ⓜ崩壊熱除去装置の動作
PT-42	補助冷却系による熱除去			●									
PT-43	床下メンテナンス時除熱能力			●									
5. 通常運転時性能確認試験													
PT-51	運転温度圧力確認 (原子炉格納施設圧力確認)			●	●	●	●	●	●	●	●	○	Ⓜ
PT-52	ナトリウム、カバーガス アルゴン分析試験			●	●	●	●	●		●	●		
PT-53	廃ガス濃度測定試験			●	●	●	●	●	●	●	●	○	Ⓜ廃棄施設の処理能力
PT-55	コールドトラップ性能確認								●		●		

Ⓜ 使用前検査対象

表 4.1 (続き)

Ⅲ 遮蔽特性

試験番号	試験項目	50 MW性能試験 (実績)								75 MW性能試験			備考
		臨界	低出力	7.5 MW	15 MW	25 MW	40 MW	50 MW	50 MW (100 h)	65 MW	75 MW	75 MW (100 h)	
ST-11	空間線量率分布	●	●	●	●	●	●	●		●	●	○	Ⓜ人の立入る場所の放射性物質の濃度
ST-21	炉体まわり遮蔽特性		●	●									

Ⅳ 運転監視

試験番号	試験項目	50 MW性能試験 (実績)								75 MW性能試験			備考
		臨界	低出力	7.5 MW	15 MW	25 MW	40 MW	50 MW	50 MW (100 h)	65 MW	75 MW	75 MW (100 h)	
MT-11	放射線管理	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	○	Ⓜ
MT-21	燃料破損検出系	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	○	Ⓜ
MT-31	音響法炉内異常監視	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	○	

Ⓜ 使用前検査対象

5. 試験の結果

I 炉心特性

II プラント特性

III 運転特性

IV 運転監視

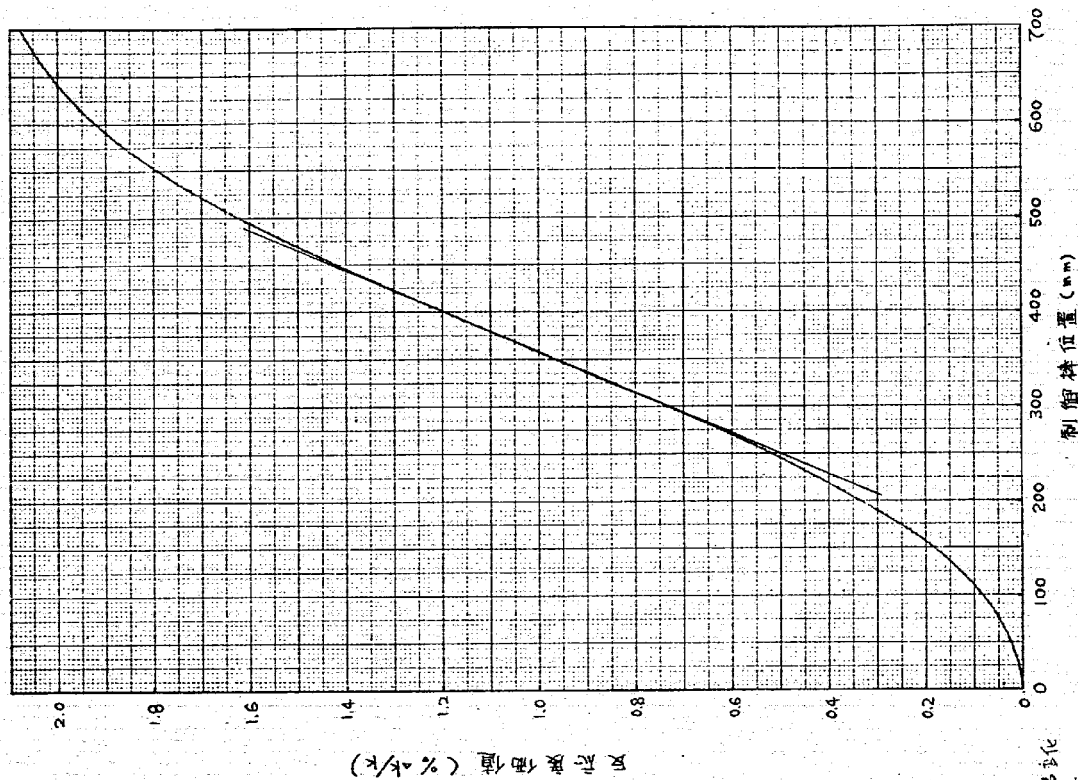
I 炉心特性

- NT-13 初期炉心構成 (過剩反応度)
- NT-21 制御棒校正 (制御棒抑制効果)
- NT-22 炉停止余裕 (制御棒抑制効果)
- NT-34 出力係数
- NT-35 燃焼係数
- NT-52 燃料集合体出口温度分布
- NT-62 炉雑音測定

試験項目	過剰反応度 (NT-13)																																																									
実施期間	自54年4月11日至54年4月20日																																																									
1. 目的	75 MW出力上昇前に、制御棒校正曲線と臨界点とより100°C炉心における過剰反応度を臨界点より求める。																																																									
2. 試験方法	制御棒校正時に、制御棒校正曲線と臨界点とより100°C炉心における過剰反応度を求める。炉心体系の温度補正は等温反応度係数(3.77×10 ⁻³ %Δk/k/°C)を用いる。																																																									
3. 試験結果(要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>制御棒</th> <th>調整棒 1</th> <th>調整棒 2</th> <th>安全棒 1</th> <th>安全棒 2</th> <th>安全棒 3</th> <th>安全棒 4</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>臨界時制御棒位置 (mm)</td> <td></td> <td>190</td> <td>560</td> <td>900</td> <td>900</td> <td>900</td> <td>900</td> </tr> <tr> <td>制御棒値 (%Δk/k)</td> <td></td> <td>2.076</td> <td>2.092</td> <td>2.195</td> <td>2.196</td> <td>2.172</td> <td>2.192</td> </tr> <tr> <td>制御棒挿入部値 (%Δk/k)</td> <td></td> <td>1.776</td> <td>0.262</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>臨界時冷却材温度 (°C)</td> <td colspan="7">260°C</td> </tr> <tr> <td>過剰反応度100°C (%Δk/k)</td> <td colspan="7">1.776 + 0.262 + 3.77 × 10⁻³ × 160 = 2.641</td> </tr> </tbody> </table>										項目	制御棒	調整棒 1	調整棒 2	安全棒 1	安全棒 2	安全棒 3	安全棒 4	臨界時制御棒位置 (mm)		190	560	900	900	900	900	制御棒値 (%Δk/k)		2.076	2.092	2.195	2.196	2.172	2.192	制御棒挿入部値 (%Δk/k)		1.776	0.262	0	0	0	0	臨界時冷却材温度 (°C)	260°C							過剰反応度100°C (%Δk/k)	1.776 + 0.262 + 3.77 × 10 ⁻³ × 160 = 2.641						
項目	制御棒	調整棒 1	調整棒 2	安全棒 1	安全棒 2	安全棒 3	安全棒 4																																																			
臨界時制御棒位置 (mm)		190	560	900	900	900	900																																																			
制御棒値 (%Δk/k)		2.076	2.092	2.195	2.196	2.172	2.192																																																			
制御棒挿入部値 (%Δk/k)		1.776	0.262	0	0	0	0																																																			
臨界時冷却材温度 (°C)	260°C																																																									
過剰反応度100°C (%Δk/k)	1.776 + 0.262 + 3.77 × 10 ⁻³ × 160 = 2.641																																																									
4. 判定	良好(判定基準 4.5 %Δk/k以下)																																																									
5. 特記事項																																																										

試験項目	制御棒校正 (NT-21)																																																									
実施期間	自54年4月11日至54年4月20日																																																									
1. 目的	75 MW出力上昇前に、73体炉心での制御棒の全反応度係数および校正曲線を得ること。																																																									
2. 試験方法	調整棒1に関しては、正炉周期法および中性子孫増倍法により制御棒係数を測定する。他の制御棒(調整棒2、安全棒1~4)に関しては、調整棒1との置換法により測定する。また制御棒の駆動速度を計り、各制御棒の最大反応度付加率を定める。																																																									
3. 試験結果(要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>制御棒</th> <th>調整棒 1</th> <th>調整棒 2</th> <th>安全棒 1</th> <th>安全棒 2</th> <th>安全棒 3</th> <th>安全棒 4</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒係数 (%Δk/k)</td> <td></td> <td>2.076</td> <td>2.092</td> <td>2.195</td> <td>2.196</td> <td>2.172</td> <td>2.192</td> </tr> <tr> <td>駆動速度 (mm/sec)</td> <td></td> <td>2.059</td> <td>2.059</td> <td>2.055</td> <td>2.055</td> <td>2.041</td> <td>2.050</td> </tr> <tr> <td>反応度付加率 (%Δk/k/sec)</td> <td></td> <td>0.0096</td> <td>0.0097</td> <td>0.0098</td> <td>0.0099</td> <td>0.0100</td> <td>0.0098</td> </tr> <tr> <td>判定基準 (値)</td> <td colspan="7">調整棒2本 安全棒4本 5.6 %Δk/k以上</td> </tr> <tr> <td>" (付加率)</td> <td colspan="7">0.015 %Δk/k/sec以下</td> </tr> </tbody> </table>										項目	制御棒	調整棒 1	調整棒 2	安全棒 1	安全棒 2	安全棒 3	安全棒 4	制御棒係数 (%Δk/k)		2.076	2.092	2.195	2.196	2.172	2.192	駆動速度 (mm/sec)		2.059	2.059	2.055	2.055	2.041	2.050	反応度付加率 (%Δk/k/sec)		0.0096	0.0097	0.0098	0.0099	0.0100	0.0098	判定基準 (値)	調整棒2本 安全棒4本 5.6 %Δk/k以上							" (付加率)	0.015 %Δk/k/sec以下						
項目	制御棒	調整棒 1	調整棒 2	安全棒 1	安全棒 2	安全棒 3	安全棒 4																																																			
制御棒係数 (%Δk/k)		2.076	2.092	2.195	2.196	2.172	2.192																																																			
駆動速度 (mm/sec)		2.059	2.059	2.055	2.055	2.041	2.050																																																			
反応度付加率 (%Δk/k/sec)		0.0096	0.0097	0.0098	0.0099	0.0100	0.0098																																																			
判定基準 (値)	調整棒2本 安全棒4本 5.6 %Δk/k以上																																																									
" (付加率)	0.015 %Δk/k/sec以下																																																									
4. 判定	良好																																																									
5. 特記事項																																																										

調整棒 #1 2.076 % Δ K/K

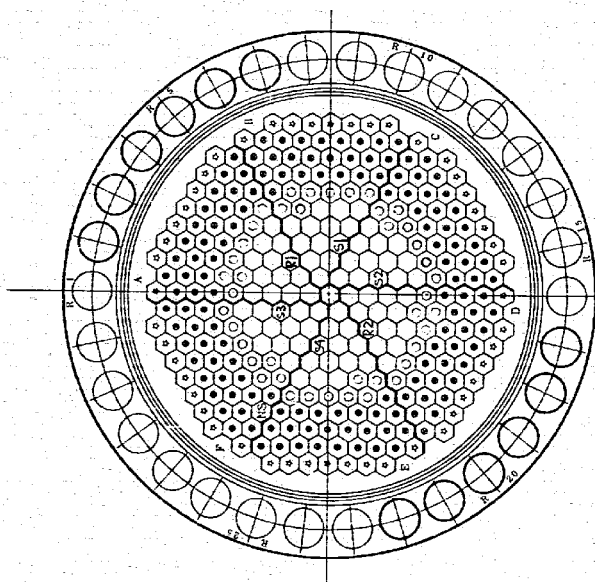


最大反応係数変化
 $\frac{1.43 - 0.5}{450 - 250} = 0.00465 \% \Delta K / \text{mm}$

図 2 調整棒校正曲線図

炉心構成図

基準方位 (T・R・側)



- 燃料集合体
- 制御棒 { S1, S2 調整棒 1, 2
R1~R4 安全棒 1~4
- 内側ブランケット燃料集合体
- NS 中性子源
- 外側ブランケット燃料集合体
- ☆ 反射体

図 1 75 MW 武石原子力発電炉の構成図

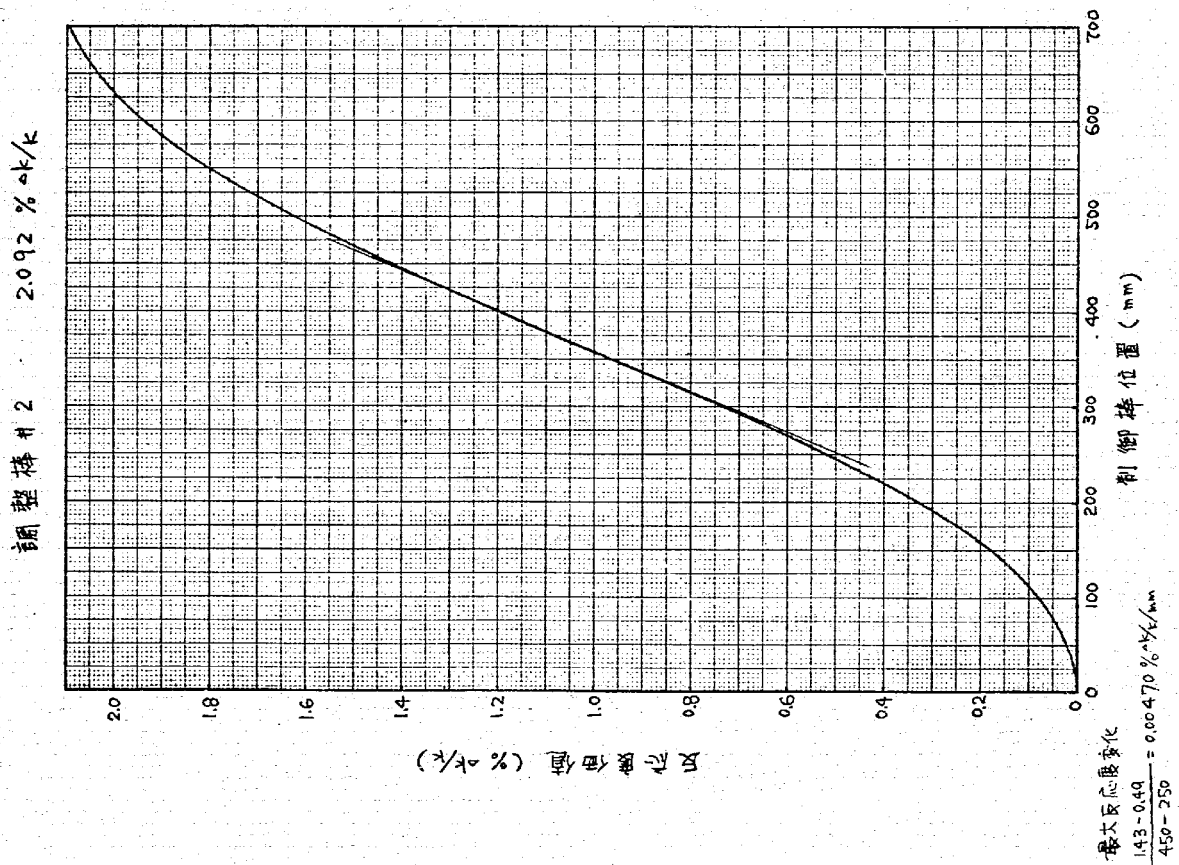


圖 3 調整棒校正曲線圖

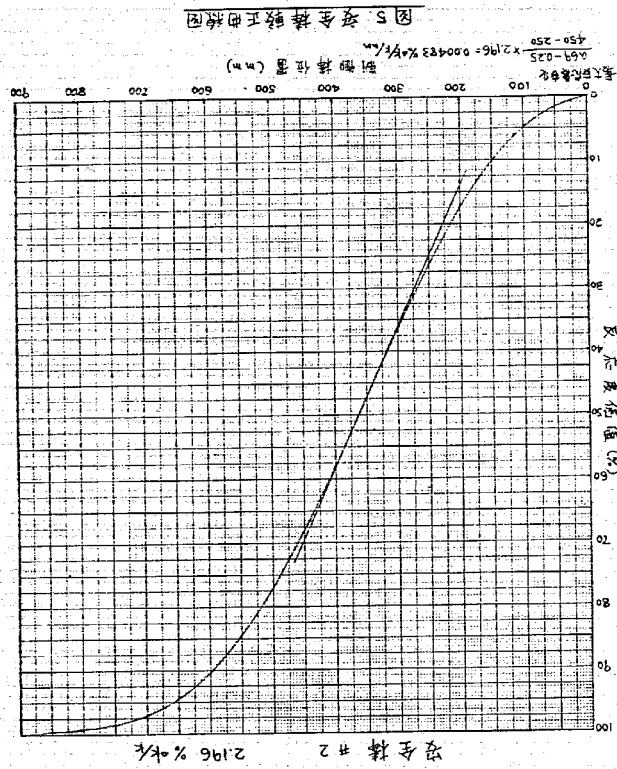


圖 5 安全棒校正曲線圖

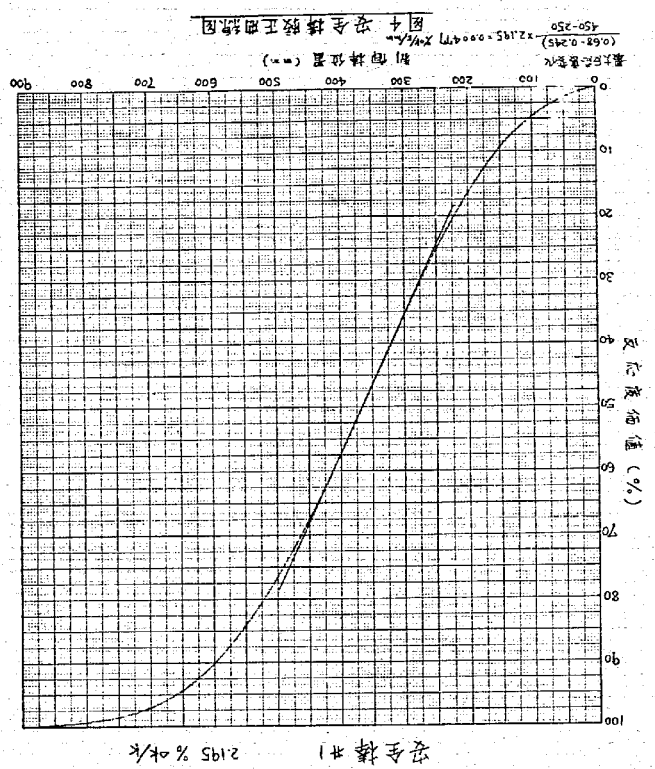


圖 4 安全棒校正曲線圖

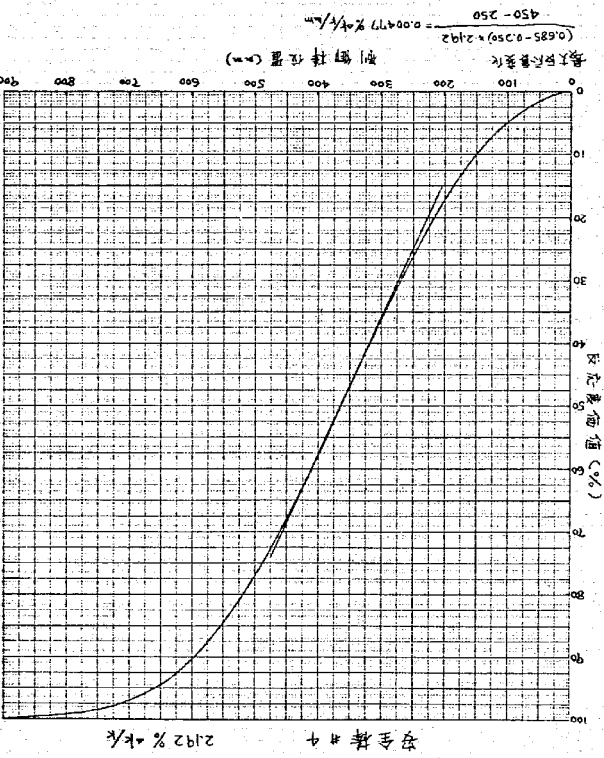


図5. 安全棒校正曲線図

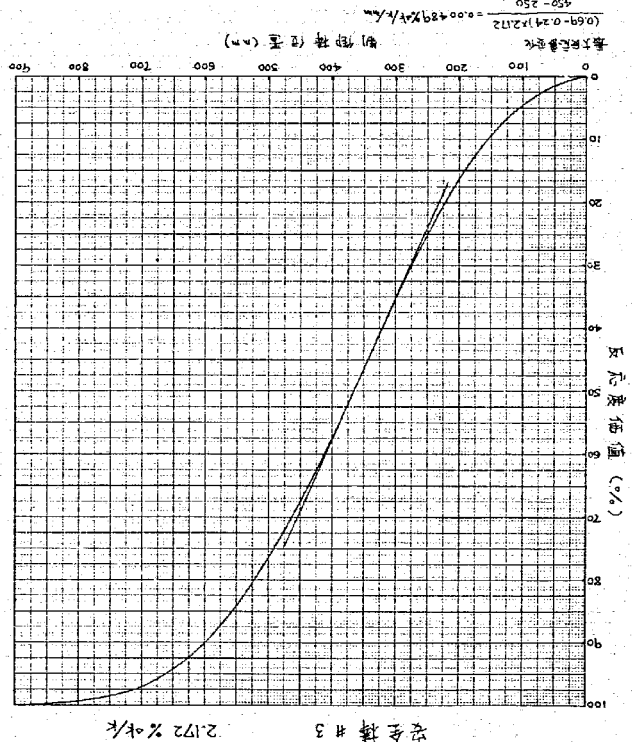
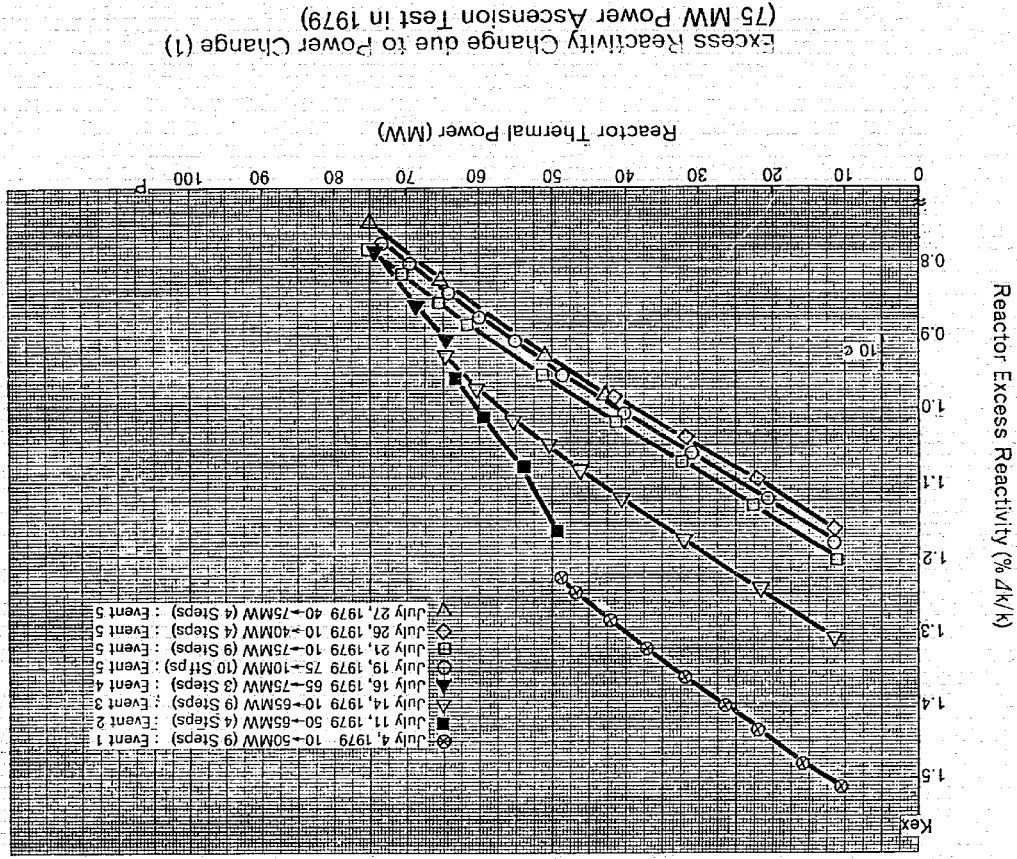


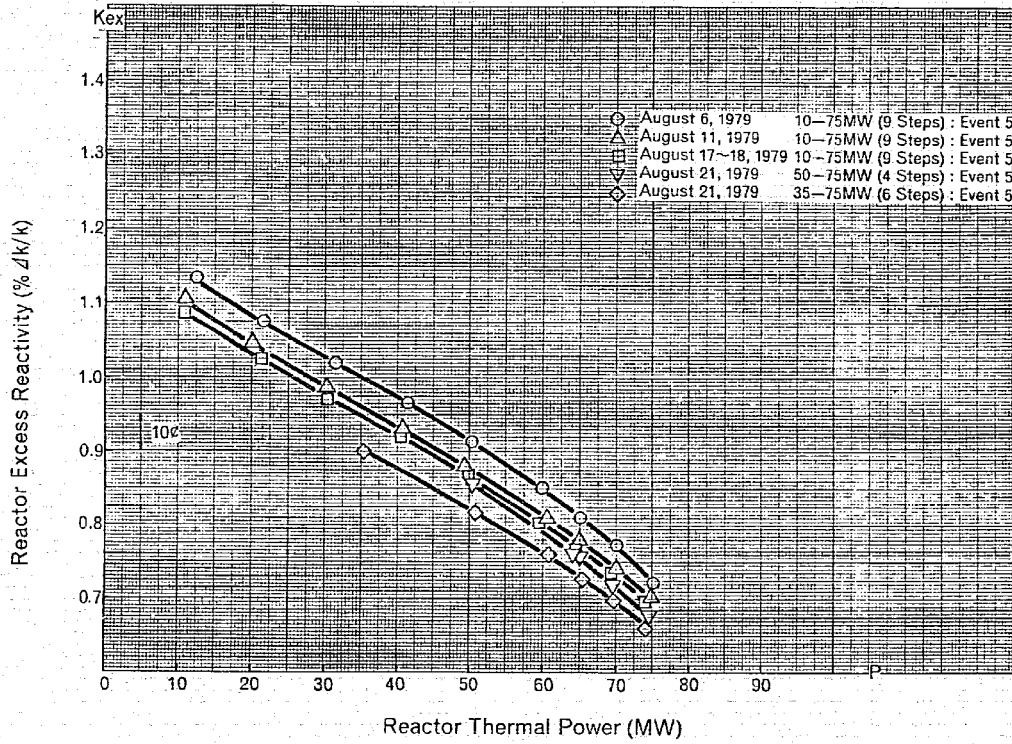
図6. 安全棒校正曲線図

試験項目	炉停止余裕 (NT-22)			
実施期間	自54年4月11日 至54年4月20日			
1. 目的	75 MW出力上昇前に、73 炉心での炉停止余裕を求める。			
2. 試験方法	制御棒校正時に測定した制御棒校正曲線と臨界点とより、最大反応度値を持つ制御棒1本を引抜いた際の100°C炉心の未臨界面度(炉停止余裕)を得る。測定体系の温度補正は等温反応度係数(3.77×10 ⁻³ %Δk/k/°C)を用いる。			
3. 試験結果(要約)	制御棒	調整棒	調整棒	安全棒
		1	2	1 2 3 4
臨界時制御棒位置 (mm)	190	560	900	900
制御棒値 (%Δk/k)	2.076	2.092	2.195	2.196 2.172 2.192
制御棒引抜部反応度係数(%Δk/k)	0.300	1.830	2.195	2.196(最大) 2.172 2.192
臨界時冷却材温度 (°C)	260 °C			
安全棒2を引抜いた際の100°C炉心の未臨界面度 (%Δk/k)	0.300+1.830+2.195+0+2.172+2.192-3.77×10 ⁻³ ×160=8.086			
4. 判定	良好(判定基準 2.5 %Δk/k以上)			
5. 特記事項				

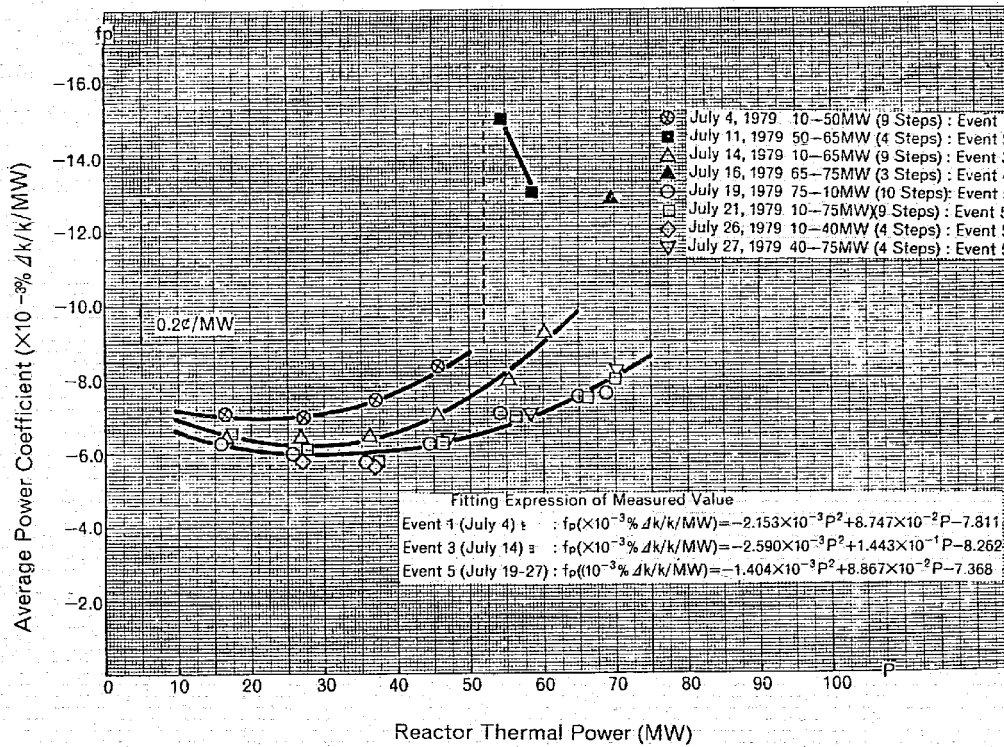
試験項目	出力係数 (NT-34)	
実施期間	自54年7月4日至54年8月22日	
1. 目的	75 MW定格出力までの、出力上昇に伴う反応度変化量を測定する。	
2. 試験方法	<p>① 原子炉状態が熱的に安定である事を確認した後、調整棒位置・炉熱出力・炉入口Na温度を測定する。</p> <p>② 出力上昇毎に各出力レベルで①を繰り返し、調整棒位置から求めた余剰反応度に、炉入口Na温度補正・燃焼補正を加えて、規格化余剰反応度-炉熱出力曲線を作成する。</p>	
3. 試験結果(要約)	<p>7月11日(50→65 MW)・7月16日(65→75 MW)の最初の出力上昇時に、再現性のない大きな反応度降下が測定された。</p> <p>その後のデータの再現性は追好である。</p>	
4. 判定	良好	
5. 特記事項		

測定日	出力係数 ($\times 10^{-3} \%$ Δk/k/MW)		備考
	10~50 MW	50~75 MW	
7月4日	-7.4	---	
7月11・16日	---	-13.8	最初の出力上昇
7月19日~8月22日	-5.9 (±0.2)	-7.3 (±0.6)	8回の測定の平均値
設計値	-7.7 (±4.0)	-8.3 (±4.5)	初期炉心・核設計(D)

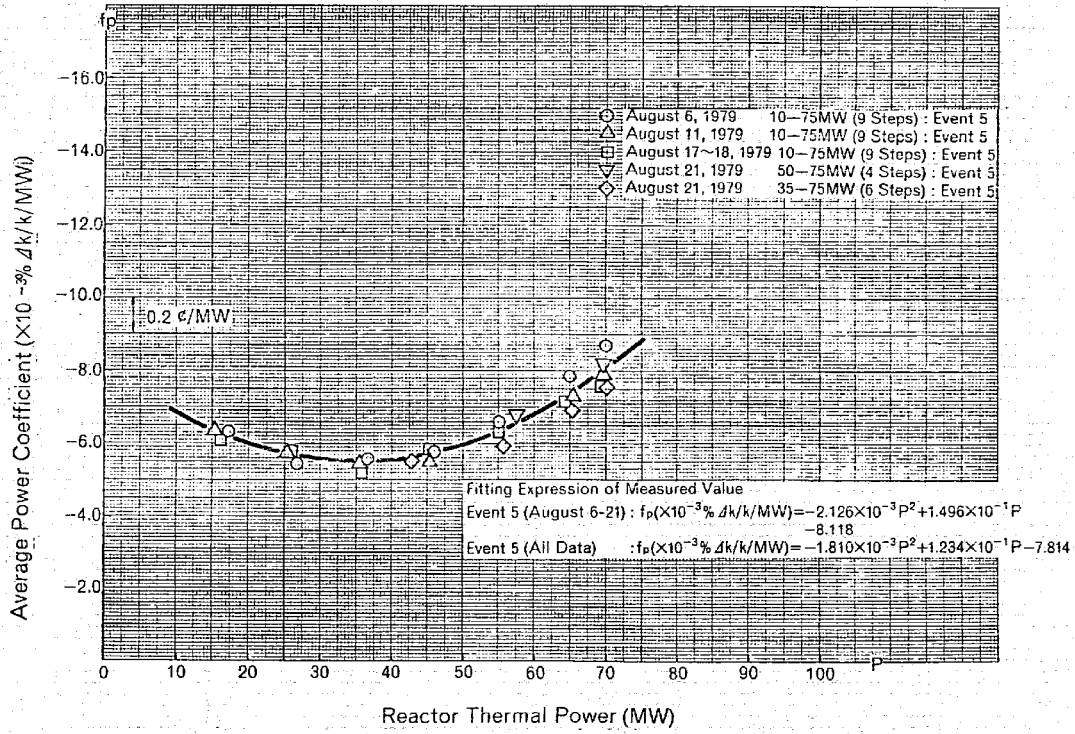




Excess Reactivity Change due to Power Change (2)
(75 MW Power Ascension Test in 1979)



Average Power Coefficient at 10 MW Intervals (1)
(75 MW Power Ascension Test in 1979)



Average Power Coefficient at 10 MW Intervals (2)
(75 MW Power Ascension Test in 1979)

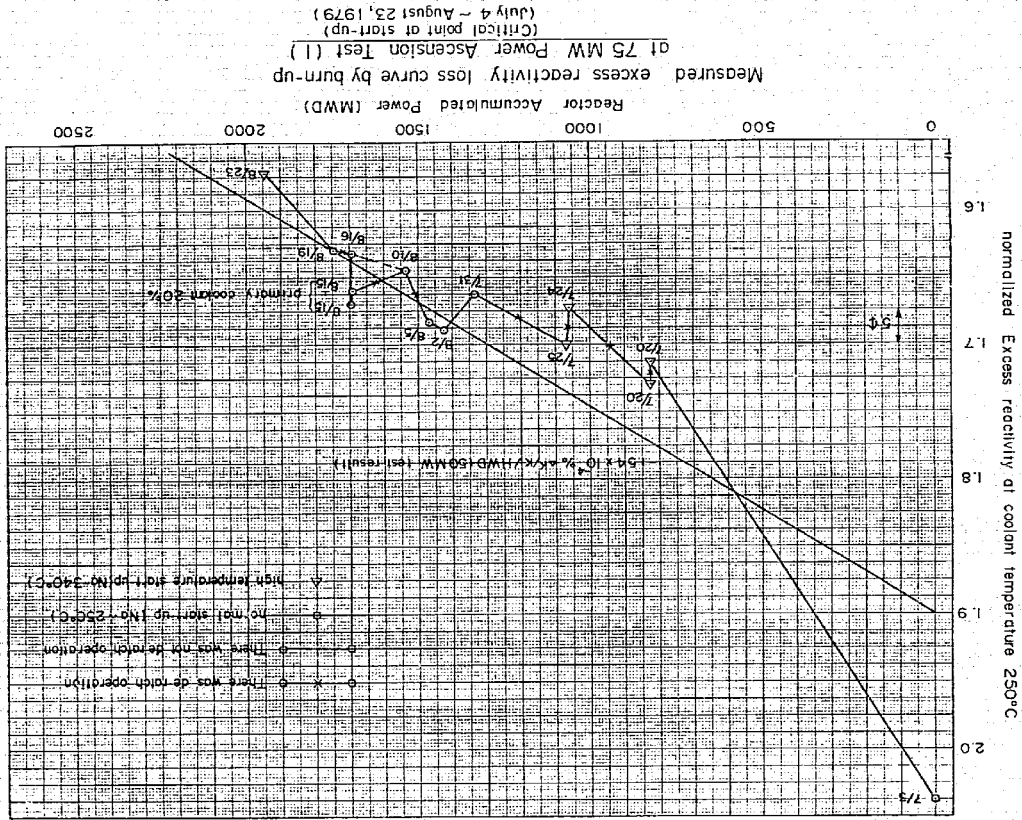
75 MW出力上昇試験期間に測定された区間微分出力係数の全結果一覧 (1979年7月3日~8月23日)

単位: $\times 10^{-3} \% \Delta k/k/MW$

測定 番号	測定日	運転条件	*2)	原子炉熱出力区間										備考		
				10~20 MW	20~30 MW	30~40 MW	40~50 MW	50~60 MW	60~65 MW	65~70 MW	70~75 MW					
1	7/4	通常	↑	-6.81	-7.21	-6.54	-7.33	-7.32	-7.60	-8.32	-8.39	*3)				
2	7/11	*	↑							-17.35	-12.91	-13.26			第1回65MWへの出力上昇	
(3)=1	7/14	*	↓	-6.6	-6.2	-7.3	-7.7	-8.5	-8.1	-8.9					参考データ	
4	7/14	*	↑	-6.40	-6.49	-6.92	-6.64	-7.32	-7.35	-8.91	-9.71					
5	7/16	*	↑									+11.44	-13.41		第1回75MWへの出力上昇	
6	7/19	*	↓	-6.27	-6.04	-5.78	-6.29	-6.92	-7.30	-7.15	-7.86	-7.27				
7	7/21	*	↑	-6.37	-6.17	-5.73	-6.30	-7.01	-7.76	-7.30	-8.88					
8	7/26	*	↑	-6.40	-5.85	-5.70										
9	7/27	*	↑				-6.39		-7.10			-8.20			富立立会	
10	7/31	入口Na密度270℃	↑	-6.38	-5.90											
11	8/1	*	↑			-5.51	-5.30								入口Na 270℃	
12	8/2	*	↑					-6.26	-6.67						特殊運転	
13	8/2~3	*	↑	-6.47	-5.74	-5.53	-5.42									
14-1	8/3	*	↑					-6.08	-6.46	-6.88						
14-2	8/3	*	↓	-6.20	-5.76	-5.28	-5.31	-5.97	-6.30							
15	8/6	通常	↑	-6.31	-5.47	-5.58	-5.79	-6.60	-7.65	-8.03	-9.25					
16	8/11	*	↑	-6.35	-5.75	-5.44	-5.56	-6.49	-7.34	-7.31	-8.43					
17	8/15	1次流量20多 入口Na 250℃	↑	6~13 MW -16.23	13~9 MW -16.67	9~3 MW -17.22										
18	8/17~18	通常	↑	-6.11	-5.76	-5.30	-5.87	-6.36	-6.70	-7.74	↑-7.65 ↓-7.11					
19	8/20	*	↑			-5.63										
20	8/21	*	↑					-6.80		-7.96	-8.31					
21	8/22	*	↑				-5.49	-5.98	-6.63	-7.36	-7.83					

* 1) 熱出力としてH-300の値を採用しており、参考データ
* 2) ↑記号は出力上昇時、↓記号は出力下降時
* 3) □記号は、5 MWステップで測定されている事を示す。

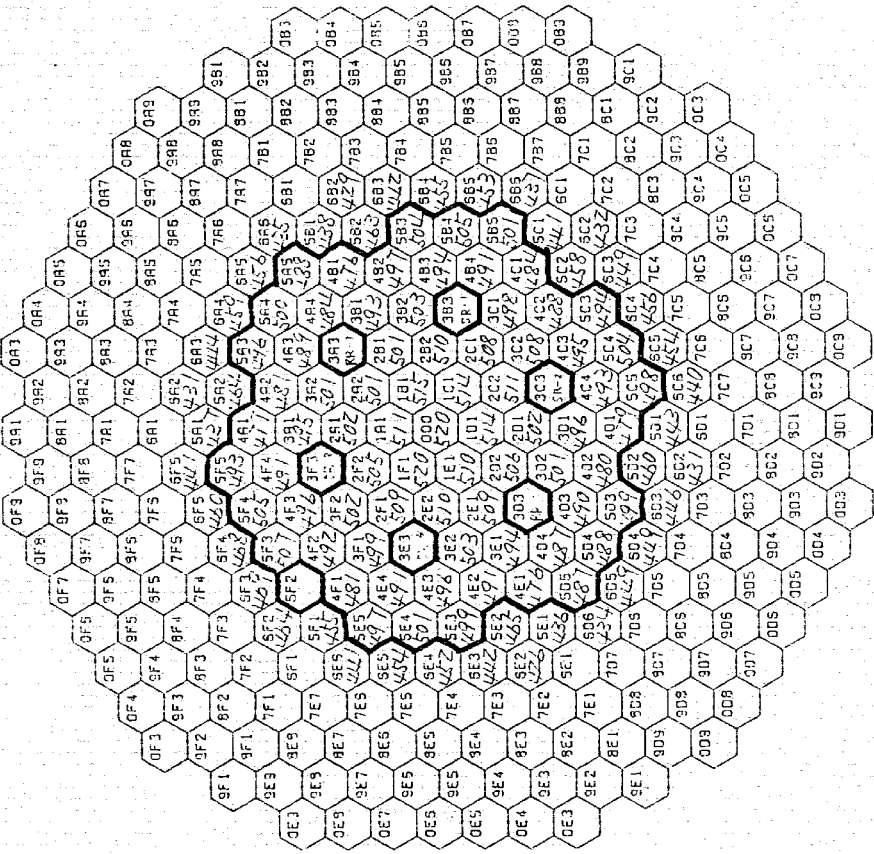
試験項目	燃 燒 係 数 (NI-35)
実施期間	自 54年 7月 3日 至 54年 8月 23日
1. 目 的	燃焼係数を測定して1サイクル運転時の燃焼に伴う反応度損失量を推定する。
2. 試験方法	A. 75MW出力上昇試験期間中の境界データの調整棒位置及びNa温度)から、反応度変化量を測定する。 B. 高出力連続運転時の調整棒位置のデータに、出力補正・原子炉入口Na温度補正を加え、反応度変化量を測定する。
3. 試験結果(要約)	本試験期間連続運転期間がほとんどなく、燃焼係数を精度よく測定できなかった。
4. 判 定	100時間連続運転時の結果により判定する。
5. 特記事項	50MW性能試験時の燃焼係数は実測値 $-7.8 \times 10^{-5} \Delta K/K/DAY$ に対して設計値 $-7.9 \times 10^{-5} \Delta K/K/DAY$ で良く一致した。75MWでは予定している100時間連続運転時に測定する。



試験項目	燃料集合体出口温度分布 (NF-52)		
実施期間	自 54年 7月 11日	至 54年 8月 3日	
1. 目的	原子炉熱出力 75MWt での燃料集合体出口温度分布を測定し、炉心の健全性を確認すること。		
2. 試験方法	75MWt 出力上昇試験時初期状態における S/A 出口温度分布の 65MWt、75MWt のデータをデータ処理装置のライブラリに 114 点を一括出力し、50MWt のデータを比例換算して求めた予測値と比較する。		
3. 試験結果 (要約)	原子炉を炉入口温度 270℃ で運転し、炉入口温度 370℃ 定常運転時の S/A 出口温度分布と比較する。 最高温度は 522℃ (IFI) であった。オリフィス領域毎の平均温度は以下のとおり。		
4. 判定	75MWt での S/A 出口温度分布予測値は 50MWt のものを比例換算したものであり、出力に比例して各温度は上昇している。		
5. 特記事項	良好		

試験結果

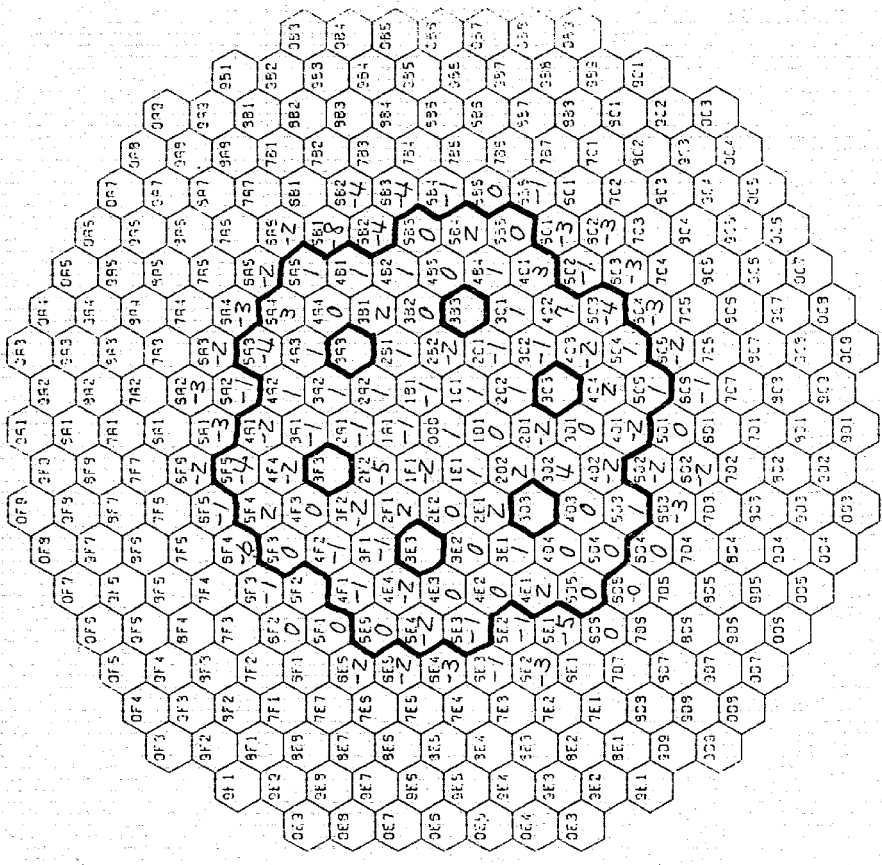
- <図1> 75MWt 運転時に S/A 出口温度分布を計算機に打ち出し、その値に、各 S/A 間の温度計の補正を施し、かつ原子炉入口温度 370℃ で規格化した値である。
- <図2> 50MWt における S/A 出口温度に同様な補正を加え、その温度分布より、75MWt の温度分布を出力に比例挿入して得た予測値と図1の実測値との差をとったものである。
- <表1> 75MWt での実測値と予測値との温度差を、オリフィス領域毎に整理したものである。
- <結論> 50MWt、75MWt における S/A 出口温度分布の間に、比例関係がみられ、集合体の発熱は、原子炉出力とともに比例概算的に増加している。
- <図3> 原子炉入口温度 270℃、370℃ それぞれにおける ΔT (各 S/A 出口温度から原子炉入口温度を引いたもの) を比較したものである。ここで、一概に 5~6℃、270℃ 運転時のデータが低い値を示した。これは、ナトリウムの密度が、100℃ あたり約 2.7% 変化することから、体積流量が等しいため、温度が低いと質量流量が増し、炉心の発熱は変わらないので、炉心出入口でのエンタルピ増加分は減少する。結局、原子炉入口温度 270℃ における温度上昇分 ΔT は、他に比べ約 3℃ 低めとなる。他に S/A 出口温度計の経年変化による誤差が考えられる。これは、原子炉出入口温度差がそれぞれのケースで、約 3℃ の相違を示していることからも推測できる。
- <表2> 図3の結果を、オリフィス領域毎にまとめたものである。
- <結論> 原子炉入口温度 270℃ と 370℃ での S/A 出口温度分布の比較では、温度分布のパターンは同じであり、冷却材温度 100℃ 変化による集合体毎の流量配分の変化は見られない。



75MWt SA 出口温度分布

炉内热流 75MWt
 炉内温度 370℃
 炉内湿度 370℃

图 1



75MWt SA 出口温度分布与奥氏体值以温差 (奥氏体值 - 平均温度)

图 2

領域	平均値	標準偏差	標準偏差	標準偏差	標準偏差	標準偏差	標準偏差
117A 集合体	0.1割	7	-5.57	2	-5.25	2	-5.50
4	24	-5.42	3	12	-5.50	4	-5.42
5	18	-5.89	5	18	-5.89	5	-5.89
15-5.1 内側1割	11	-5.82	2	12	-5.50	2	-5.82
2	30	-4.34	2	30	-4.34	2	-4.34

表2
炉内温度275℃、370℃
炉内温度275℃、370℃

試験項目	炉雑音測定 (NT-62)
実施期間	自 54年 7月 3日 至 54年 8月 23日
1. 目的	出力上昇試験時の各出力において、動特性試験として炉雑音試験を行い、炉の安定性を確認する。
2. 試験方法	(1) 30MW, 50MW, 60MW および 75MW の各炉出力における通常運転時および 50MW の炉出力における 1 次冷却材流量 90% 時に中性子束信号, 1 次冷却材流量, 炉内外のナトリウム温度などをデータレコーダに記録し, オフラインで, パワースペクトル密度等の解析を行うことにより炉の安定性を確認する。 (2) 出力上昇試験時の各状態において, 中性子束, 反応度計出力, 制御棒ロードセルおよび制御棒駆動機構に取付けた加速度計からの音響の各信号をデータレコーダに記録し, オフラインでパワースペクトル密度, コヒーレンス関数等の解析を行うことにより制御棒振動効果を解析する。
3. 試験結果 (要約)	50MW, 65MW, 70MW および 75MW の各炉出力における制御棒振動効果の測定および解析を行った結果, 50MW 出力上昇試験と同様に反応度の 1.6~2.0HZ の周波数のゆらぎは制御棒振動であることおよび制御棒振動による反応度ゆらぎの RMS 値は 50MW~75MW 出力時で約 0.1% で変化がないことを確認した。
4. 判定	良好
5. 特記事項	

II プラント特性

- P/T-01 出力上昇（原子炉出口冷却材温度）
- P/T-11 熱出力校正
- P/T-12 定常伝熱特性
- P/T-21 調整棒小引抜応答試験
- P/T-22 主冷却出口温度変化応答試験
- P/T-31 調整棒一斉挿入
- P/T-32 手動スクラム
- P/T-36 外部電源喪失
- P/T-41 主冷却系による熱除去
- P/T-51 運転温度圧力確認（原子炉格納施設圧力確認）
- P/T-52 ナトリウム・カバークラスアルゴン分析試験
- P/T-53 軽ガス濃度測定試験
- P/T-55 コールドトランプ性能確認

試験項目	出力上昇試験 (P/T-01)
実施期間	自 54年 7月 3日 至 54年 7月 16日
<p>1. 目的</p> <p>温態特機状態から原子炉を起動し、定格出力（75MW）を達成すること。</p> <p>2. 試験方法</p> <p>(1) 運転要領書等に基づき、原子炉出力を上昇させる。</p> <p>(2) 冷却材ナトリウムの温度上昇率は50℃/hr以下とする。</p> <p>(3) プラント各部での制限項目を満足していることを確認する。</p> <p>(4) 定格出力を達成したことを確認する。</p> <p>3. 試験結果（要約）</p> <p>(1) 7月11日 50MWから出力上昇を行い、18時56分65MWに到達した。</p> <p>(2) 7月16日 65MWから出力上昇を行い、11時38分定格出力の75MWを達成した。</p> <p>(3) 出力上昇率、冷却材温度上昇率は各々約5MW/20min、約20℃/hrであった。</p> <p>(4) プラント各部での制限項目を満足していた。</p> <p>4. 判定</p> <p>良好</p>	
5. 特記事項	

PT-01 出力上昇試験の結果

1. 出力上昇を行った実績は下記の通りである。

到達炉出力	出力達成日時	原子炉出口温度** Aループ/Bループ	原子炉入口温度** Aループ/Bループ	備考
1. 86.7%*	昭和54年7月11日 14時27分	456℃/456℃	370℃/370℃	熱出力 65MW
2. 100.0%*	昭和54年7月16日 11時38分	470℃/468℃	372℃/372℃	熱出力 75MW

* 縞形出力計(OH, 6.)による指示値

** 中央制御室1次制御盤(419)の盤面記録計指示値

2. 50MWから定格出力の75MW迄の出力上昇時の出力上昇率、温度上昇率は下記の通りである。

これは、移加熱終了後(原子炉入口370℃到達)の50MW迄の出力上昇率、温度上昇率と同じである。

出力上昇率：約5MW/20min

温度上昇率：約20℃/hr

3. 7月11日および7月16日の50MWより初めて炉出力を上昇させた際、調整棒の引抜量は、50MW迄の出力係数から予測された引抜量の約1.5~2.0倍であった。詳細はNT-34出力係数の項を参照

炉出力	実引抜量	予想引抜量 (50MW迄の出力係数を使用*)	備考
50MW→65MW	53.3mm (0.2104%Δk/k)	33.8mm (0.135%Δk/k)	
65MW→75MW	34.6mm (0.1285%Δk/k)	23.8mm (0.09%Δk/k)	

(* 出力係数： $-9 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / MW$ (at 50MW))

図1に、7月16日の出力上昇記録(65MW→75MW)を示す。

測定項目	計器番号	単位	50MW		60MW		65MW		75MW	
			7/11 9:57	7/11 10:55	7/11 13:05	7/11 14:27	7/16 10:03	7/16 11:38		
1 縞形出力計	CH. 6	%	66	73	80	86	86	92	100	
2 "	CH. 7	%	66	73	80	86	86	92	100	
3 "	CH. 8	%	66	73	81	86	86	92	100	
4 熱出力	H-500	MW	49.5	54.7	59.9	63.8	64.9	69.4	74.0	
5 調整棒RR-1位置	原子炉制御盤(423)指示計	mm	468.0	478.0	487.0	494.9	515.3	515.3	515.3	
6 " RR-2 "	原子炉制御盤(423)指示計	mm	468.0	478.0	487.8	494.4	486.4	499.5	521.0	
7 原子炉入口温度(A)	TR31-1-5A	℃	370	370	370	370	371	370	372	
8 " (B)	TR31-1-5B	℃	370	370	370	370	371	373	372	
9 原子炉出口温度(A)	TR31-1-5A	℃	435	442	450	456	458	464	470	
10 " (B)	TR31-1-5B	℃	435	441	450	456	454	460	468	
11 1次補助 IHX入口温度	TR32-1-1	℃	391	395	390	391	402	405	406	
12 " 出口温度	TR32-1-1	℃	411	415	410	415	424	428	431	
13 オートコントロール温度	TR33-1	℃	395	395	405	407	412	412	416	
14 主冷却器入口温度(A)	TR31-2-3A	℃	410	412	420	421	422	429	431	
15 " (B)	TR31-2-3B	℃	420	422	430	433	435	440	448	
16 主冷却器出口温度(1A)	TR31-2-2A	℃	350	349	350	350	345	344	340	
17 " (2A)	TR31-2-2A	℃	350	349	350	350	345	344	340	
18 " (1B)	TR31-2-2B	℃	361	361	360	360	360	359	360	
19 " (2B)	TR31-2-2B	℃	361	361	360	360	360	359	366	

PT-01 出力上昇試験 計器データ(1/3)

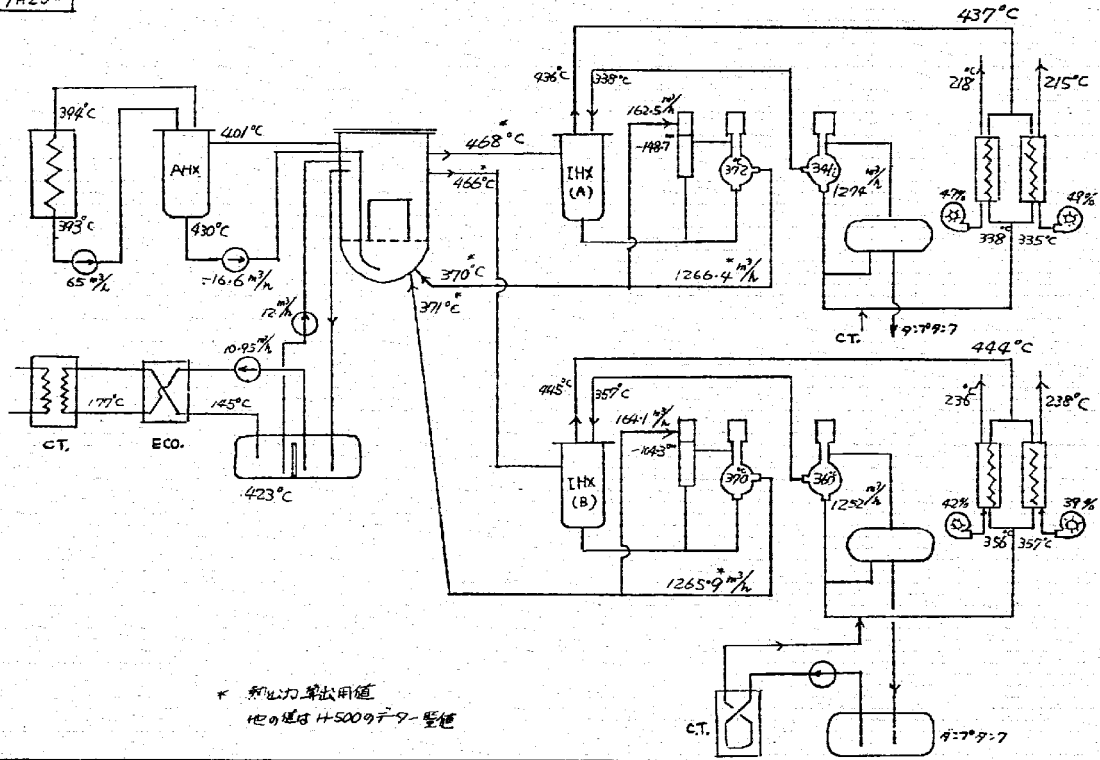
PT-01 出力上昇試験 主要データ(2/3)

番号	測定項目	計器番号	公称出力		50Mw	55Mw	60Mw	65Mw	65Mw	70Mw	75Mw	備考
			単位	日時								
1	主送風機1Aベーン開度 (アーム部)	現場指示計	%	7/11 9:59	26	31	33	36	36	38.5	43	
2	" 2A "	"	%	7/11 11:03	25	28	32	34	35.0	39	44.1	
3	" 1B "	"	%	7/11 13:11	20	22	25	27	26.5	30.2	34	
4	" 2B "	"	%	7/11 13:56	18	21	24	26	25	28.4	32	
5	主送風機1A吐出	仮設マノメータ	mmAq	7/16 10:03	15.2	22.8	32.1	38.1	43.5	52.2	65	
6	" 2A "	"	mmAq	7/16 11:03	16.9	25.0	34.3	41.7	47	57	70.5	
7	" 1B "	"	mmAq	7/16 11:38	8.6	15.8	22.5	29.1	30.2	39.2	49.6	
8	" 2B "	"	mmAq		6.3	13.2	21.4	27.2	26.3	35.4	45.5	
9	主送風機1A電流	2次制御盤 (425)指示計	A		51	51	55	56	58	59	61	
10	" 2A "	"	A		50	52	54	55	56	57.5	59	
11	" 1B "	"	A		49	50	51	53	54	56	57	
12	" 2B "	"	A		50	50	53	54	55	57	57.5	
13	主冷却器1A出口空気温度 (制御用)	TI31-2-2A-1	℃		268	255	249	243	236	230	222	
14	" 2A "	TI31-2-2A-2	℃		263	253	248	242	235	230	221	
15	" 1B "	TI31-2-2B-1	℃		280	272	261	255	251	245	238	
16	" 2B "	TI31-2-2B-2	℃		282	281	279	278	270	270	261	
17	原子炉容器熱変位		mm		1.16	1.45	1.49	1.5	1.41	1.38	1.36	
18												
19												

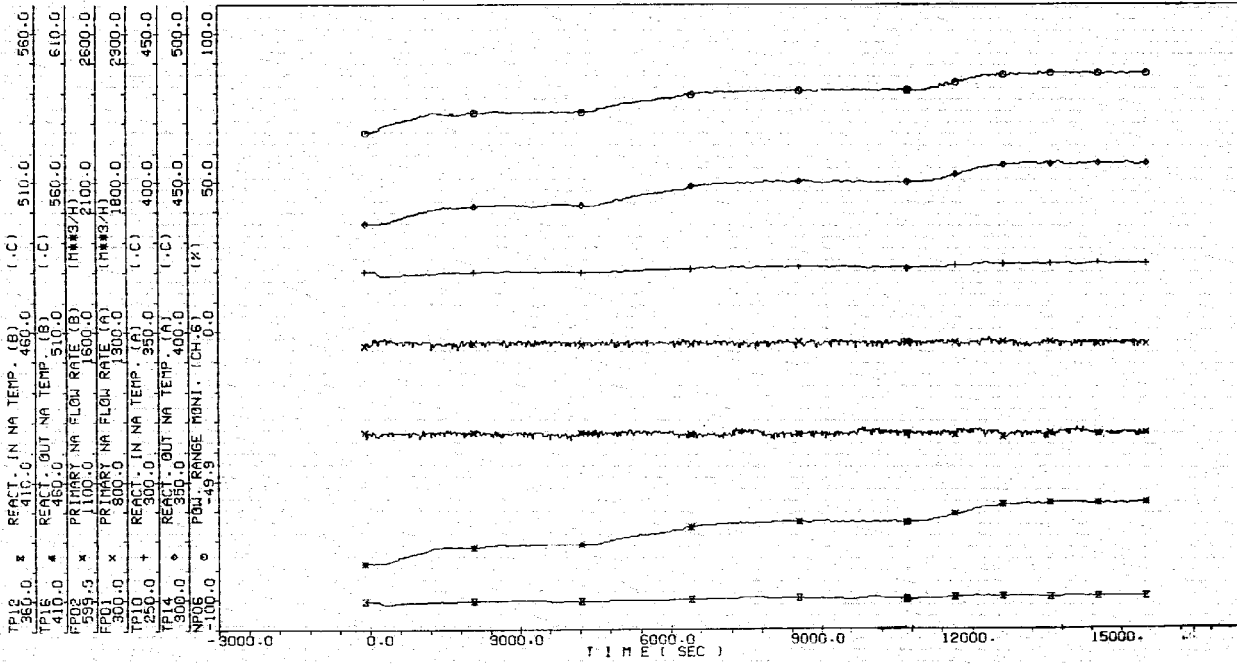
PT-01 出力上昇試験 主要データ(3/3)

番号	測定項目	計器番号	公称出力		50Mw	55Mw	60Mw	65Mw	65Mw	70Mw	75Mw	備考
			単位	日時								
1	破損燃料検出設備(DN法)		CPS	7/11 9:45	1600	1800	2000	2200	2200	2400	2600	
2	" (CG法)		CPS	7/11 10:55	80	90	81	90	90	96	104	
3	格内床上放射線量率①	A-1	mR/h	7/11 13:05	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	
4	" ②	B-1	mR/h	7/11 13:55	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	
5	" ③	C-1	mR/h	7/16 10:05	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	
6	コントロールセンタ	A-5	mR/h	7/16 11:02	0.018	0.018	0.018	0.018	0.016	0.017	0.017	
7	エアロック付近	B-5	mR/h	7/16 11:38	0.017	0.017	0.018	0.018	0.017	0.017	0.017	
8	炉上部ピット	C-5	mR/h		5	6	7	7.5	7.5	8.0	8.5	
9	主循環ポンプ上蓋(A)	C-6	mR/h		<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	
10	" (B)	B-6	mR/h		<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	
11	中央制御室	A-9	mR/h		0.024	0.024	0.025	0.023	0.024	0.025	0.026	
12	管理区域出入口	B-9	mR/h		0.019	0.019	0.020	0.020	0.019	0.019	0.019	
13	格納容器空調機気系(ガス)	B-22	CPS		0.9	1.2	1.0	1.0	0.9	0.9	1.0	
14	" (ダスト)	A-22	CPS		5.0	4.0	4.5	5.0	2.7	3.4	4.0	
15	スタックガス	B-24	CPS		1.3	1.3	1.3	1.7	1.5	1.3	1.3	

炉出力 75 Mw
年月日 54年7月23日



* 炉出力算出用値
地の速は 1/5000ターボ-警鐘



JOYO POWER UP TEST (50 MW ---- 65 MW)

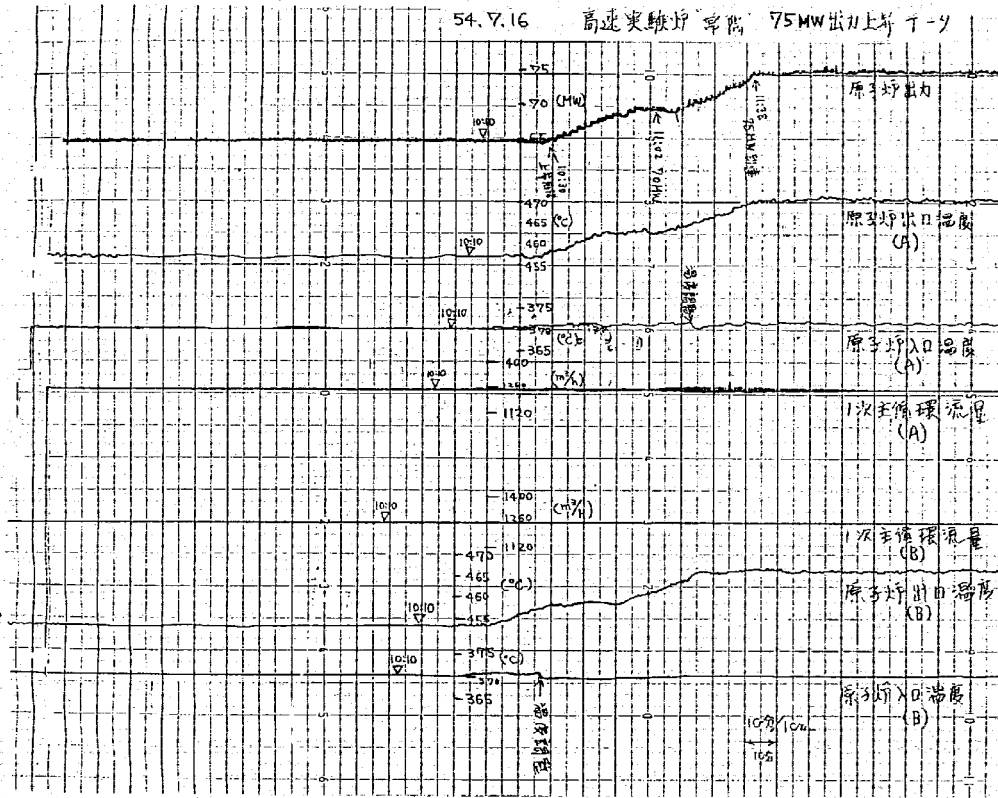


図1. 出力上昇試験記録 (65MW → 75MW)

PT. -01. 出力上昇試験 主要データ (1/2) H-350 に 3 データ

測定項目	計器番号	出力 (MW)							備考
		50 MW 9:57	55 MW 10:55	60 MW 13:05	65 MW 14:27	65 MW 10:03	70 MW 11:07	75 MW 11:38	
1 出力	MW	49.5	54.7	59.9	63.8	64.9	69.4	74.0	
2 原子炉入口温度 (A)	°C	370	370	372	373	370	371	371	
3 " (B)	°C	369	369	370	371	370	370	370	
4 原子炉出口温度 (A)	°C	436	443	451	457	457	462	469	
5 " (B)	°C	433	434	447	453	453	459	465	
6 1次補助 IHX 入口温度	°C	388	391	392	395	396	398	398	
7 " 出口	°C	410	414	419	423	422	426	429	
8 本 IHX の入口温度	°C	395	396	404	409	412	413	415	
9 主 IHX 2次出口温度 (A)	°C	411	416	421	426	426	430	435	
10 " (B)	°C	419	423	429	434	435	439	445	
11 主 IHX 2次入口温度 (A)	°C	348	346	346	346	343	341	340	
12 " (B)	°C	359	359	358	358	358	356	356	
13 主冷却器入口温度 (A)	°C	414	418	424	429	428	432	430	
14 " (B)	°C	422	427	433	438	438	443	438	
15 主冷却器出口温度 (1A)	°C	351	349	348	348	345	344	343	
16 " (2A)	°C	349	348	347	347	344	344	342	
17 " (1B)	°C	362	362	361	362	361	358	359	
18 " (2B)	°C	364	362	362	362	363	361	361	
19 主冷却器出口合流点温度 (A)	°C	351	348	348	348	345	345	344	

出力上昇試験 主要データ (2)

H3501-437-9

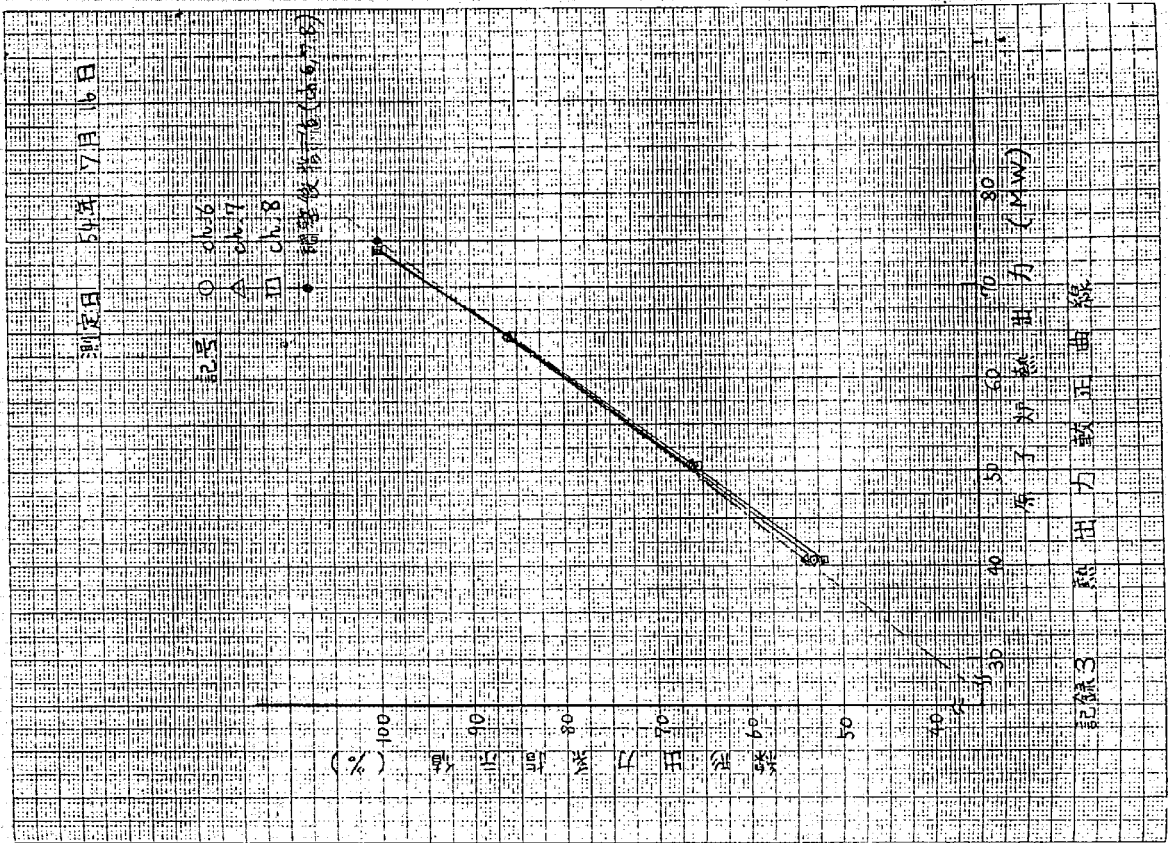
測定項目	単位	50MW	55MW	60MW	65MW	70MW	75MW
1次冷却材出口温度(B)	°C	360	360	359	359	357	357
1次冷却材出口温度(A)	°C	262	262	244	239	227	219
1次冷却材出口温度(006)	°C	470	479	490	499	508	519
1次冷却材出口温度(2A)	°C	460	467	478	486	485	492
1次冷却材出口温度(2B)	°C	450	468	479	486	484	490
1次冷却材出口温度(4A1)	°C	444	450	459	463	469	476
1次冷却材出口温度(4D1)	°C	445	451	456	465	471	479
1次冷却材出口温度(5A1)	°C	414	418	425	428	439	444
1次冷却材出口温度(5D1)	°C	419	424	430	434	437	443
1次冷却材出口温度(1A)	%	/	/	/	/	34	40
1次冷却材出口温度(2A)	%	26	29	33	34	35	38
1次冷却材出口温度(1B)	%	21	23	26	29	31	36
1次冷却材出口温度(2B)	%	19	22	25	27	29	33
1次冷却材出口温度	°C	382	383	386	389	387	385
1次冷却材出口温度	°C	382	384	386	387	387	385

試験項目	熱出力校正 (P.T-11)									
実施期間	自 54年 7月 3日 至 54年 8月 23日									
1. 目的	出力上昇の定格出力までの各段階において、熱出力を測定し、線形出力系の校正を行う。									
2. 試験方法	<p>① 原子炉が核・熱的に安定であることを確認する。</p> <p>② 線形出力系指示値・1次冷却材原子炉出入口温度・1次冷却材流量を測定する。</p> <p>③ 1次冷却材原子炉出入口温度及び流量から原子炉熱出力を算出する。</p> <p>④ ①～③を出力上昇の各ステップにおいて繰り返して、線形出力系の校正曲線を作成する。</p> <p>※必要があれば、75MWで100%となるように線形出力系を調整する。</p>									
3. 試験結果 (要約)	<p>(1) 原子炉熱出力75.0MW時の線形出力系指示値 (調整後)</p> <p>ch. 6 : 100%</p> <p>ch. 7 : 100%</p> <p>ch. 8 : 100%</p> <p>(2) 原子炉熱出力と線形出力系の間には良好な直線性がある。</p> <p>(3) 原子炉熱出力75.0MW時の1次冷却材原子炉出入口温度・流量測定値</p> <table style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>グループ</td> <td>370.5°C</td> <td>370.7°C</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材入口温度</td> <td>468.5°C</td> <td>466.2°C</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材出口温度</td> <td>1266.4 m³/hr</td> <td>1265.9 m³/hr</td> </tr> </table>	グループ	370.5°C	370.7°C	1次冷却材入口温度	468.5°C	466.2°C	1次冷却材出口温度	1266.4 m ³ /hr	1265.9 m ³ /hr
グループ	370.5°C	370.7°C								
1次冷却材入口温度	468.5°C	466.2°C								
1次冷却材出口温度	1266.4 m ³ /hr	1265.9 m ³ /hr								
4. 判定	良好									
5. 特記事項										

54年7月16日

記録2 熱出力校正測定値	目標出力 (Mw)	測定時刻	1次冷却系 Aルーブ			1次冷却系 Bルーブ			原子炉 熱出力系 (指示計)			
			炉入口温度 (°C)	炉出口温度 (°C)	流量 (m ³ /hr)	炉入口温度 (°C)	炉出口温度 (°C)	流量 (m ³ /hr)	熱出力 (Mw)	ch.6 (%)	ch.7 (%)	ch.8 (%)
	40	7月14日 20時08分	370.7	423.8	1263.2	370.5	422.1	1268.2	40.7 (54.2%)	53.0	54.0	52.0
	50	7月14日 21時45分	370.9	437.2	1264.9	371.1	435.2	1266.9	50.6 (67.5%)	66.2	66.4	65.7
	65	7月16日 10時15分	370.1	454.4	1267.9	370.2	452.4	1263.0	64.5 (86.0%)	86.0	86.0	85.5
	75	7月16日 13時46分	371.9	468.0	1264.6	370.5	465.9	1267.6	74.1 (98.8%)	100	100	100
	75	出力指示値調整後15時	370.5	468.5	1266.4	370.7	466.2	1265.9	75.0	100	100	100

(注) 50Mw以下のデータは7/14の自主検査時のデータである。



試験項目	定 常 伝 熱 特 性 (PT-12)						
実施期間	自 54年 7月 5日 至 54年 7月 16日						
1. 目的	出力上昇時及び定格出力(75MW)時における主中間熱交換器、主冷却器の伝熱特性を求めらる。						
2. 試験方法	(1) 主中間熱交換器：定常状態において、主中間熱交換器の1次側、2次側出入口の冷却材温度、冷却材流量を測定し、熱交換等の特性を求めらる。 (2) 主冷却器：定常状態において主冷却器4台について1次側(Na)、2次側(空気)の出入口温度、冷却材流量を測定し、伝熱特性を求めらる。						
3. 試験結果(要約)	原子炉出力72.78MWにおいて得られた結果 (1) 主中間熱交換器						
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">除熱量 (MW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主中間熱交換器 (A)</td> <td>37.35</td> </tr> <tr> <td>" (B)</td> <td>35.43</td> </tr> </tbody> </table>	除熱量 (MW)		主中間熱交換器 (A)	37.35	" (B)	35.43
除熱量 (MW)							
主中間熱交換器 (A)	37.35						
" (B)	35.43						
(2) 主冷却器							
4. 判定	良 好						
5. 特記事項							

1. 75MW時における試験結果
約75MW(72.78MW)における測定結果及び除熱量計算結果を表1、2及び図1、2に示す。

表1 主中間熱交換器、主冷却器 (Na側)

表2 主冷却器

図1 主中間熱交換器測定結果

図2 主冷却器測定結果

2. 伝熱特性

2.1 主中間熱交換器

(1) 伝熱特性はヒートバランス $Q = U \cdot A \cdot \Delta t$ より

測定値 Q と Δt から $Q/\Delta t$ を求めらる。

(2) $Q/\Delta t$ の75MWにおける予測値は50MW出力上昇試験結果より

$$Q = 75 \text{ MW} / 2 \text{ 基} = 3.225 \times 10^7 \text{ (kcal/h)}$$

$$\Delta t = 30.13 \text{ }^\circ\text{C (Aループ)}$$

$$= 18.45 \text{ }^\circ\text{C (Bループ)}$$

$$\text{より } Q/\Delta t = 1.07 \times 10^6 \text{ (kcal/h}^\circ\text{C) (Aループ)}$$

$$= 1.75 \times 10^6 \text{ (kcal/h}^\circ\text{C) (Bループ)}$$

である。

ここに

$$Q : 1 \text{ 次側, } 2 \text{ 次側の交換熱量 (kcal/h)}$$

$$U : \text{熱貫流率 (kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C)}$$

$$A : \text{伝熱面積 (m}^2\text{)}$$

$$\Delta t : \text{対数平均温度差 (}^\circ\text{C)}$$

(3) 表3に試験結果を示す。

2.2 主冷却器

(1) 伝熱特性は、中間熱交換器と同様の方法で求めらる。

(2) 75MWにおける $Q/\Delta t$ の予測値は、50MW出力上昇試験結果より推定した温度条件より求めらる。

	1A	2A	1B	2B
主冷却器入口Na温度 T_1 [°C]	448	448	442	
" 出口 " T_2 [°C]	347	346	348	349
" 入口Air温度 t_1 [°C]	30			
" 出口 " t_2 [°C]	218	216	223	224
$\Delta t = \frac{(T_1 - t_2) - (T_2 - t_1)}{\ln \frac{(T_1 - t_2)}{(T_2 - t_1)}}$	271.2	271.8	265.4	265.3
$R = \frac{(t_2 - t_1)}{(T_1 - T_2)}$	1.86	1.82	2.05	2.09
$S = \frac{(T_1 - T_2)}{(T_1 - t_1)}$	0.242	0.244	0.228	0.226
修正係数 F	0.99	0.99	0.99	0.99
修正対数平均温度差 Δt [°C]	273.9	274.5	262.7	268.0
交換熱量 Q [kcal/h]	1.677×10^7	同左	1.548×10^7	同左
$Q/\Delta t$ [kcal/h°C]	6.12×10^4	6.11×10^4	5.89×10^4	5.78×10^4

(3) 表3に試験結果を示す。

区別計算箇所	加冷却器 [°C]	加冷却器 出口Air [°C]	加冷却器 入口Air [°C]	冷却器 出口Air [°C]	冷却器 入口Air [°C]	冷却器 出口Na [°C]	冷却器 入口Na [°C]	備考
主中間交換器1次側(A)	448.0	371.5	232.989	203.3967	1255.18	262.922	103.12 × 10 ³	37.02 Mw
" (B)	445.6	370.4	232.0646	203.0590	1258.01	83.184	104.90 × 10 ³	36.62 Mw
2次側(A)	340.6	435.4	193.826	222.9074	1283.11	870.277	114.66 × 10 ³	32.19 Mw
" (B)	356.3	444.5	199.7238	225.6705	1260.97	866.542	109.25 × 10 ³	34.23 Mw
主冷却器 1次側(A)	432.6	341.6	222.0585	194.1915	—	—	558.33 × 10 ³	1.56 × 10 ⁷
" (B)	438.4	338.4	同左	193.2030	—	—	同左	1.61 × 10 ⁷
" (1B)	443.1	354.6	225.2456	198.2003	—	—	526.25 × 10 ³	1.47 × 10 ⁷
" (2A)	357.2	同左	同左	199.009	—	—	同左	1.434 × 10 ⁷
2次側(A)	19.7	220.83	—	—	5181 × 60	(1.155)	3622 × 10 ³	1.757 × 10 ⁷
" (B)	219.28	—	—	—	5414 × 60	同左	3385 × 10 ³	1.818 × 10 ⁷
" (1B)	235.83	—	—	—	4479 × 60	同左	3145 × 10 ³	1.641 × 10 ⁷
" (2B)	238.04	—	—	—	4510 × 60	同左	3153 × 10 ³	1.669 × 10 ⁷

* 30°C = 換算(右側)と同等。

試験吐出力: 72.98 Mw

試験日: 1979.7.16

表1 定常伝熱試験 伝熱計算 記録紙

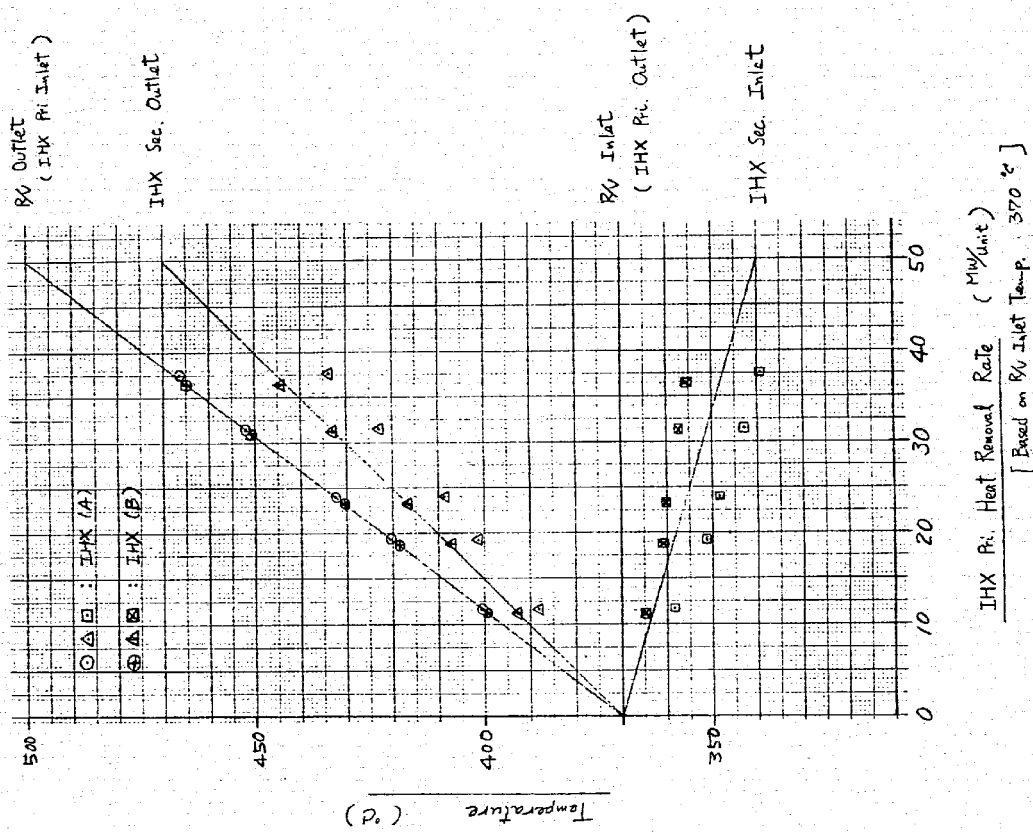


Fig 1 Temp. Transition of IHX

名称	单位	1 A	2 A	1 B	2 B	備考
主冷却器入口 Na 温度	°C	432.6	同左	443.1	同左	
出口	°C	341.6	338.4	354.6	357.2	
Na 流量	m ³ /hr	641.55	同左	630.77	同左	
	t/hr	558.33	同左	546.25	同左	
Na 侧除热量	Mw	18.09	18.73	17.18	16.67	
空气入口温度	°C	19.7	同左	同左	同左	
出口平均温度	°C	220.03	217.28	235.03	238.04	
平均风速	m/s	15.78	16.40	14.12	14.24	
风量	t/hr	362.21	378.46	314.52	315.29	
空气侧除热量	Mw	20.43	21.05	19.09	19.40	
入口 v-2 湿度	%	44.4	43.5	38.3	33.8	
T07 出口 v1 静压	mmHg	64.5	71.3	49.4	45.3	
大气压	mmHg	751.9	同左	同左	同左	
空气入口湿度	%	73	同左	同左	同左	

表 2 定常伝熱試験 主冷却器伝熱計算記録紙
試験炉出力: 02.78 Mw
試験日: 1979.7.11

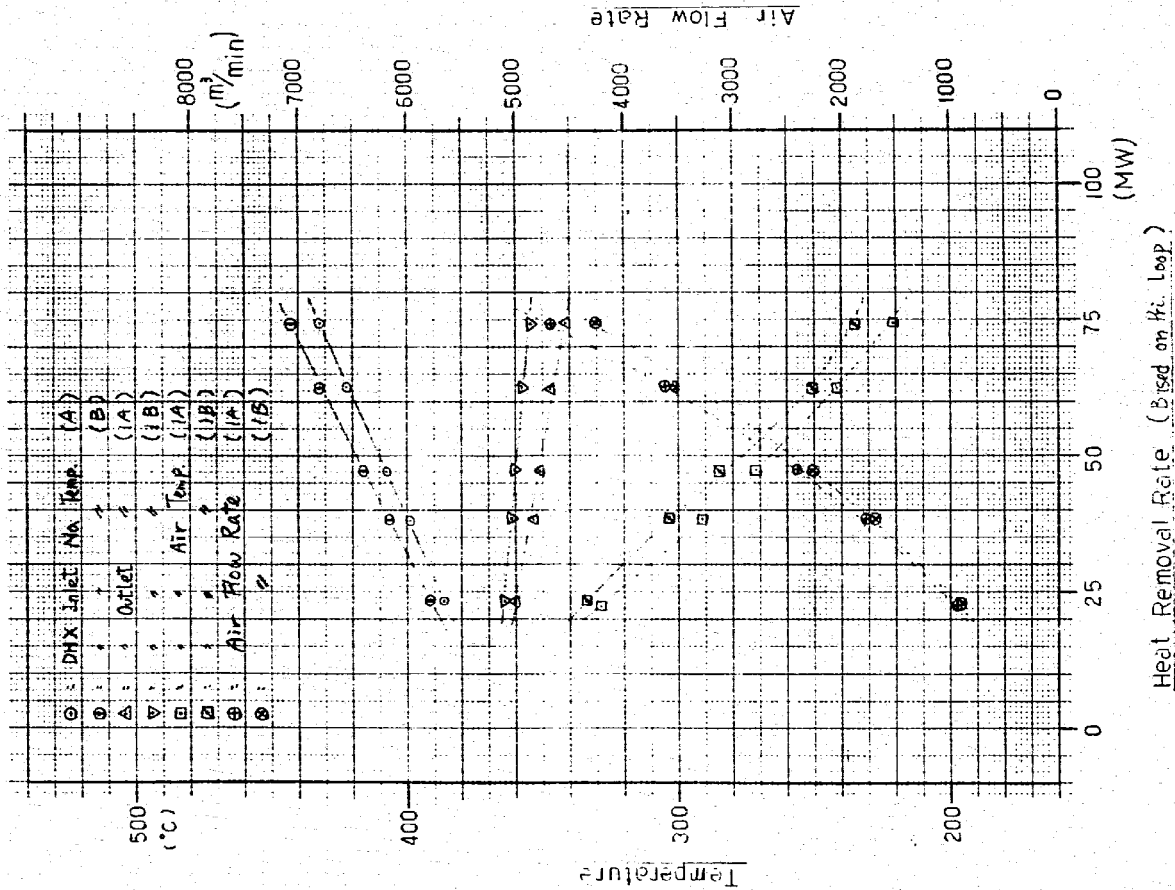


Fig 2 Result of DHX Testing

表 3 足常压热试验结果 记录线

试验炉出力: 约 75 MW

试验日期: 1977. 7. 16

名称	交换热量 * X [Kcal/h]		对数平均温差 Y [°C]		流量率 X/Y [kg%°C]
	主中间热交换器 (A)	(B)	主冷却器 (A)	(B)	
"	32124 × 10 ⁷	30468 × 10 ⁷	260.81	260.93	1.07 × 10 ⁶
主冷却器 (A)	1.6564 × 10 ⁷	1.7185 × 10 ⁷	6.35 × 10 ⁴	6.11 × 10 ⁴	1.75 × 10 ⁶
"	1.5592 × 10 ⁷	1.5513 × 10 ⁷	5.91 × 10 ⁴	5.98 × 10 ⁴	1.06 × 10 ⁶
(B)	5.91 × 10 ⁴	5.98 × 10 ⁴	263.75	263.07	1.07 × 10 ⁶
"	1.5513 × 10 ⁷	1.5592 × 10 ⁷	260.81	260.93	1.06 × 10 ⁶
(A)	1.7185 × 10 ⁷	1.7185 × 10 ⁷	6.11 × 10 ⁴	6.11 × 10 ⁴	1.75 × 10 ⁶
"	1.5592 × 10 ⁷	1.5513 × 10 ⁷	5.91 × 10 ⁴	5.98 × 10 ⁴	1.07 × 10 ⁶
(B)	5.91 × 10 ⁴	5.98 × 10 ⁴	263.75	263.07	1.06 × 10 ⁶

*: 交换热量 Y: 1次侧, 2次侧 交换热量 的平均值 L/C.

†: 50 MW 出力 上 试验结果 予以 推定 L/C 值 L/C.

試験項目	調整機小引反応試験 (P11-21)			
実施期間	自 54年7月13日 至 54年7月19日			
1. 目的	定常出力運転状態における反応度小外乱に対して、プラント全体として安定に運転できることを確認する。			
2. 試験方法	原子炉出力6.5MW、7.5MWにおいて、調整機により炉心に反応度外乱を投入し、外乱投入後のプロセス信号を記録計により記録する。			
3. 試験結果(要約)	原子炉出力7.5MWにおける-4σの反応度外乱に対して、下記結果を得た。			
	主応答変数名	減巾比 Y/X	主応答変数名	減巾比 Y/X
	原子炉出力(CH6)	* 0.65%	主冷却器入口Na温度(A)	* *
	原子炉入口Na温度(A)	* *	" (B)	* *
	" (B)	* *	主冷却器出口Na温度(1A)	* *
	原子炉出口Na温度(A)	* *	" (2A)	* 1.5C
	" (B)	* *	" (1B)	* *
			" (2B)	* 0.7C

*印は、変化が定常ゆらぎの範囲内で有意な変化が認められなかったため略す。

4. 判定
主応答変数の減巾比が0.25以下を満足し、充分安定である。

5. 特記事項

外乱性試験結果報告書(調整機小引反応試験) (調整機AUF10)

Na温度偏差指示調節計 比ゲイン 2.5, リセット 1.6 記録月日 7/20 *減巾比 0.25のとき
空気側温度指示調節計 比ゲイン 0.0, 一次遅れ時間数—秒 減巾比 *
7.5 MW

試験炉出力	6.5 MW		7.5 MW	
投入反応度	-5σ		-4σ	
主応答変数	Y	X	減巾比	減巾比
中性子束(出力系)CH6	* 0.63%	0	* 0.63%	0
原子炉入口Na温度(A)	* *	0	* *	0
" (B)	* *	0	* *	0
原子炉出口Na温度(A)	* *	0	* *	0
" (B)	* *	0	* *	0
主冷却器入口Na温度(A)	* *	0	* *	0
" (B)	* *	0	* *	0
主冷却器出口Na温度(1A)	* 0.5C	0	* *	0
" (2A)	* 1.5C	0	* *	0
" (1B)	* *	0	* *	0
" (2B)	* *	0	* *	0

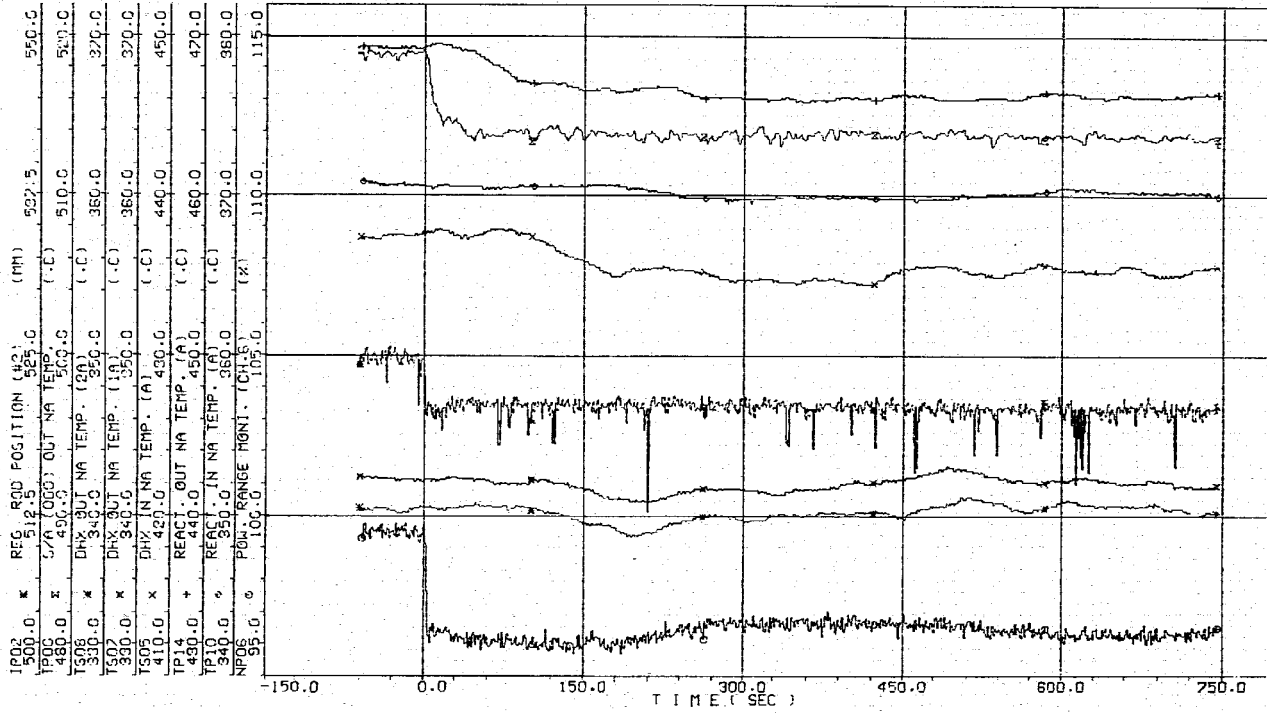


FIG. (PT-21) SYSTEM STABILITY
 REACTIVITY DIST. (S.T.A. INSPECTION)
 POWER = 75 MW , 1979/07/23

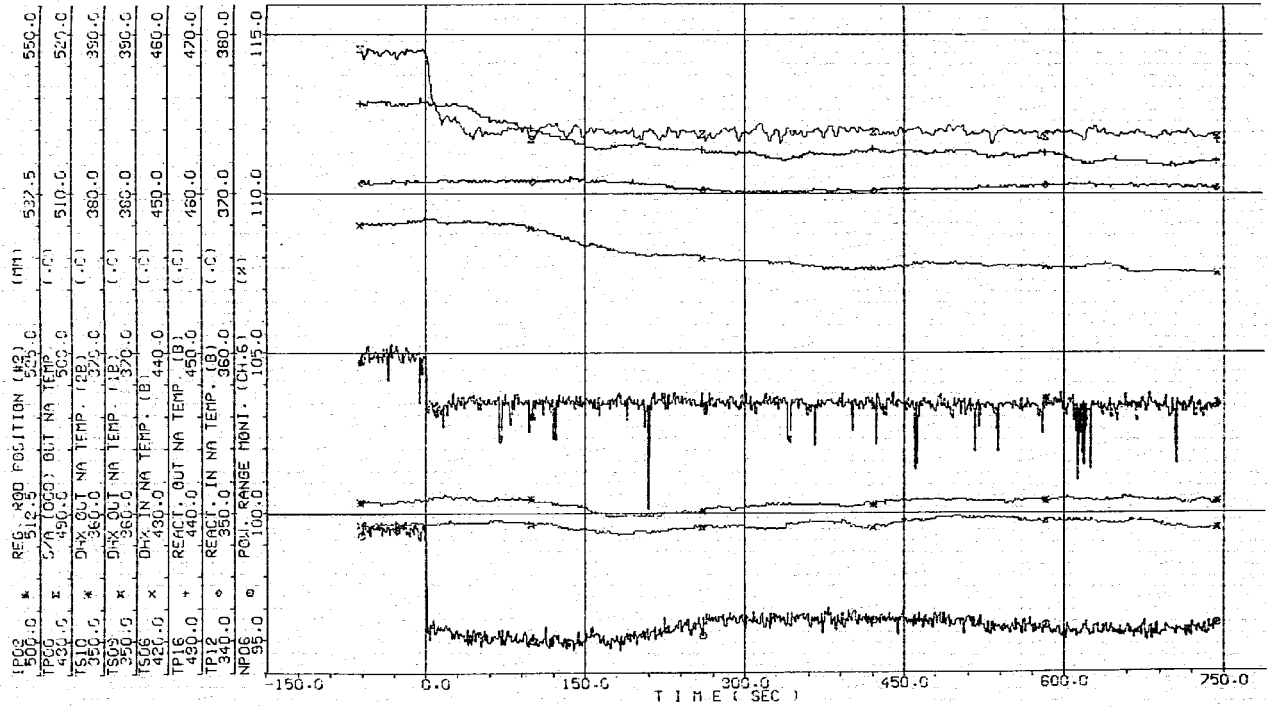


FIG. (PT-21) SYSTEM STABILITY
 REACTIVITY DIST. (S.T.A. INSPECTION)
 POWER = 75 MW , 1979/07/23

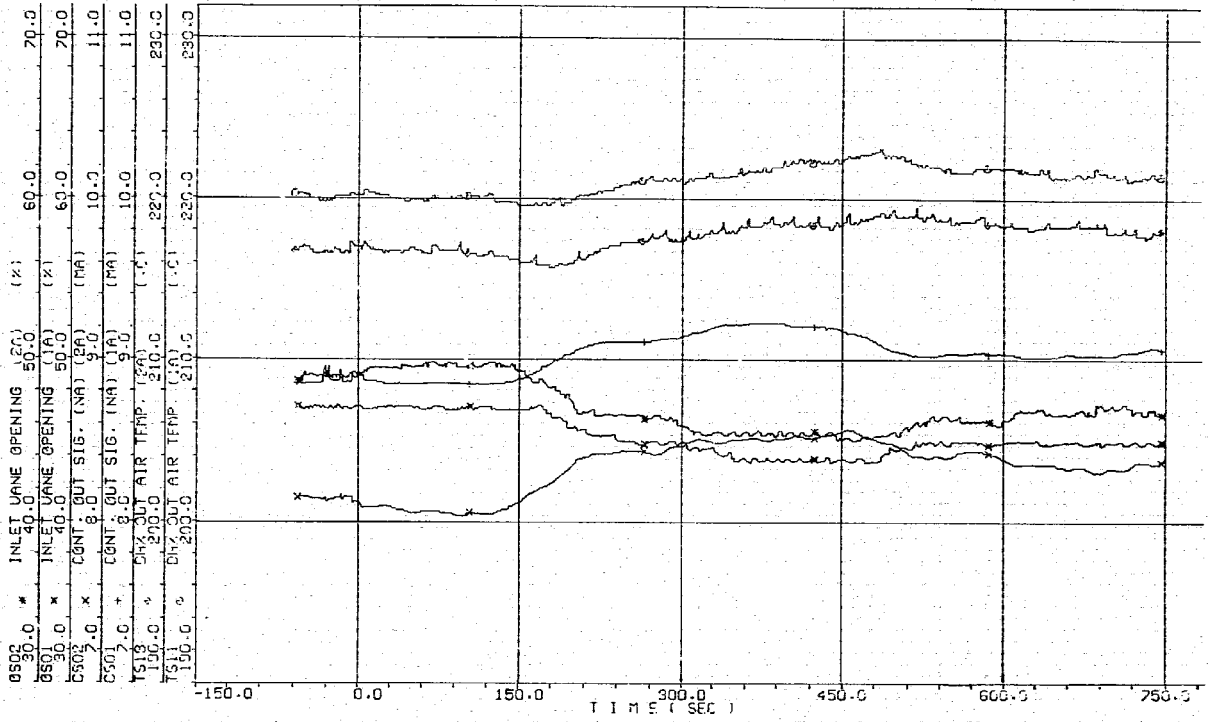


FIG. (PT-21) SYSTEM STABILITY
 REACTIVITY DIST. (S.T.A. INSPECTION)
 POWER = 75 MW , 1979/07/23

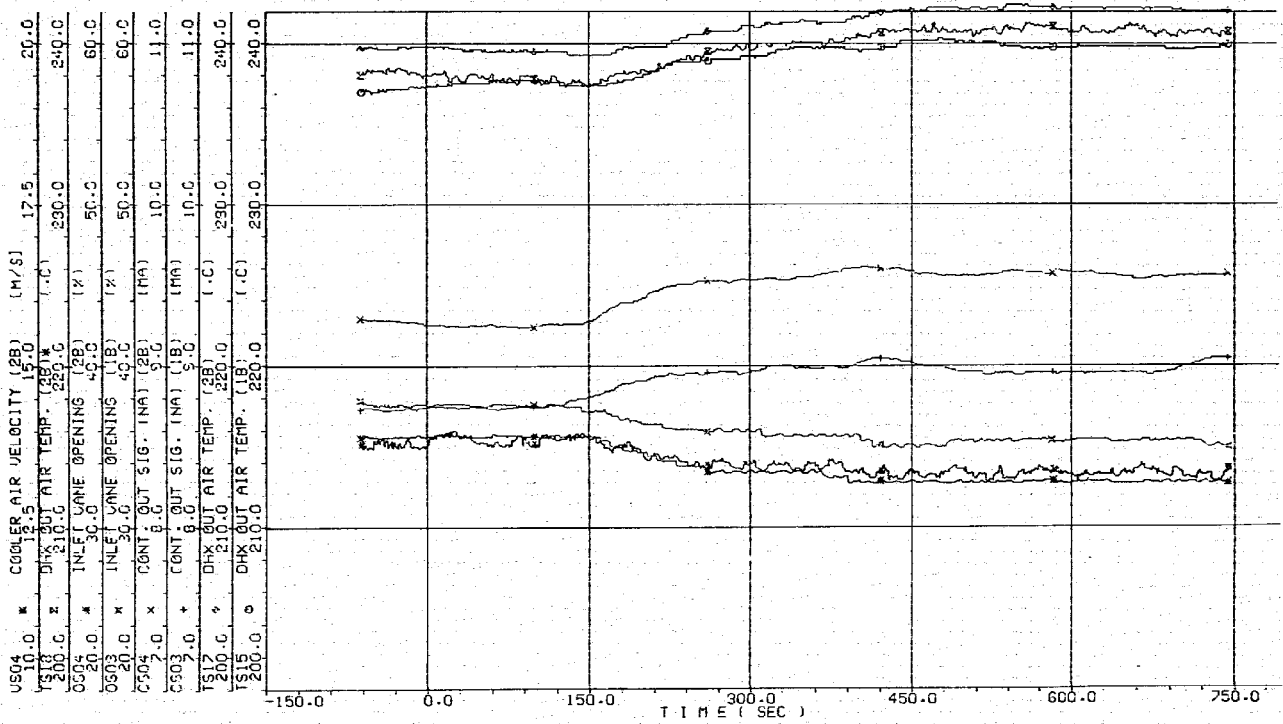


FIG. (PT-21) SYSTEM STABILITY
 REACTIVITY DIST. (S.T.A. INSPECTION)
 POWER = 75 MW , 1979/07/23

試験項目	主冷却器出口温度変化応答試験 (PT-22)
実施期間	自 54年7月12日 至 54年7月18日

1. 目的
定常出力運転状態における冷却材温度外乱に対して、プラント全体として安定に運転できることを確認する。
2. 試験方法
原子炉出力、65MW、75MWにおいて冷却材温度制御系の冷却器出口Na温度設定値をステップ変更し、外乱投入後のプロセス信号を記録計により記録する。
3. 試験結果(要約)
原子炉出力75MWにおける+5℃Na温度設定値変更に対して下記結果を得た。

主応答変数名	X	Y	減中比 Y/X	主応答変数名	X	Y	減中比 Y/X
原子炉出力(OH6)	*	*	0	主冷却器入口Na温度(A)	*	*	0
原子炉入口Na温度(A)	*	*	0	"(B)	*	*	0
"(B)	*	*	0	主冷却器出口Na温度(1A)	0.9℃	*	0
原子炉出口Na温度(A)	*	*	0	"(2A)	*	*	0
"(B)	*	*	0	"(1B)	*	*	0
				"(2B)	1.1℃	*	0

*印は、変化が定常ゆらぎの範囲内で有意な変化が認められなかったためとする。

4. 判定
主応答変数の減中比は0.25以下を満足し充分安定である。

5. 特記事項

Na温度偏差指示調節計	比例ゲイン	2.5	リレー	1.6	記録月日	7/20	減中比	0.25以下
空気側温度指示調節計	比例ゲイン	0.0	1次遅れ時間定数	一秒				
主冷却器出口Na温度	減中比	X	Y	減中比	X	Y	減中比	Y
原子炉出力(CH6)	*	*	*	*	0	0	0	0
原子炉入口Na温度(A)	*	*	*	*	0	0	0	0
"(B)	*	*	*	*	0	0	0	0
原子炉出口Na温度(A)	*	*	*	*	0	0	0	0
"(B)	*	*	*	*	0	0	0	0
主冷却器入口Na温度(A)	*	*	*	*	0	0	0	0
"(B)	*	*	*	*	0	0	0	0
主冷却器出口Na温度(1A)	3.6℃	*	*	*	0	0	0	0
"(2A)	*	*	*	*	0	0	0	0
"(1B)	*	*	*	*	0	0	0	0
"(2B)	*	*	*	*	0	0	0	0

*印は、変化が定常ゆらぎの範囲内で有意な変化が認められなかったためとする。

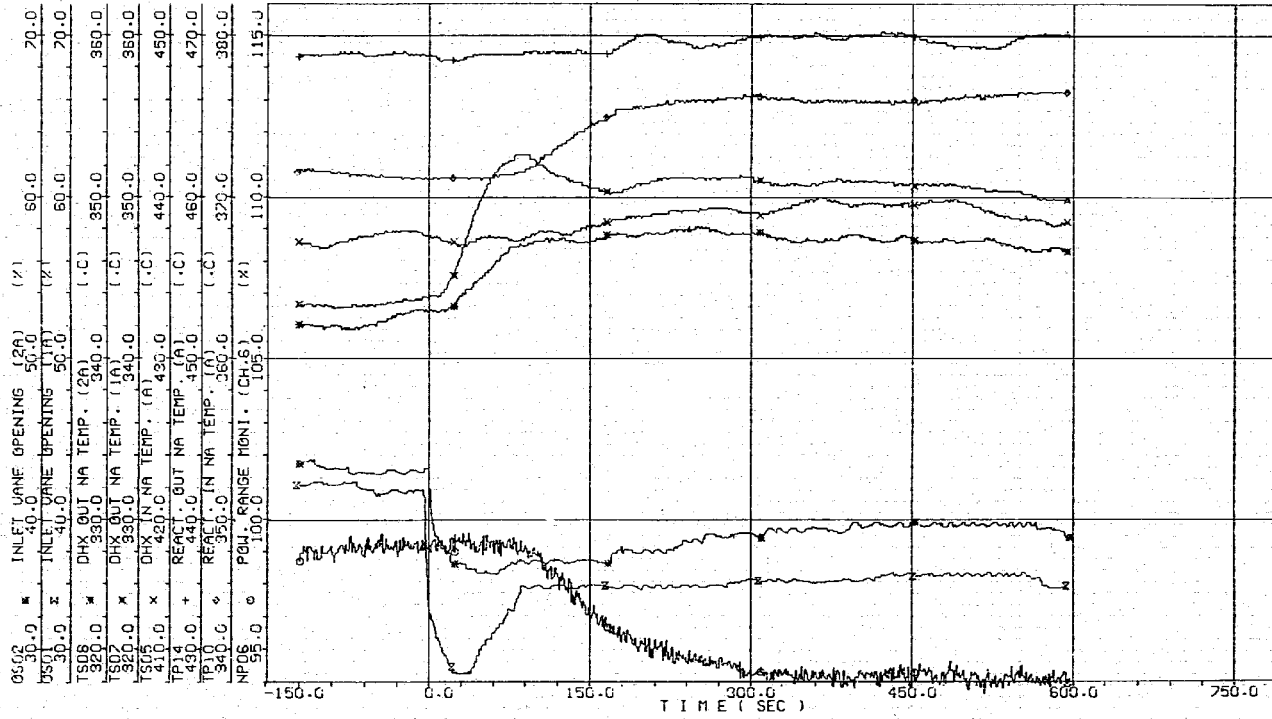


FIG. (PT-21) SYSTEM STABILITY
 POWER = 25 MW 1979/07/17
 THERMAL DISTURBANCE (CASE 75-01)

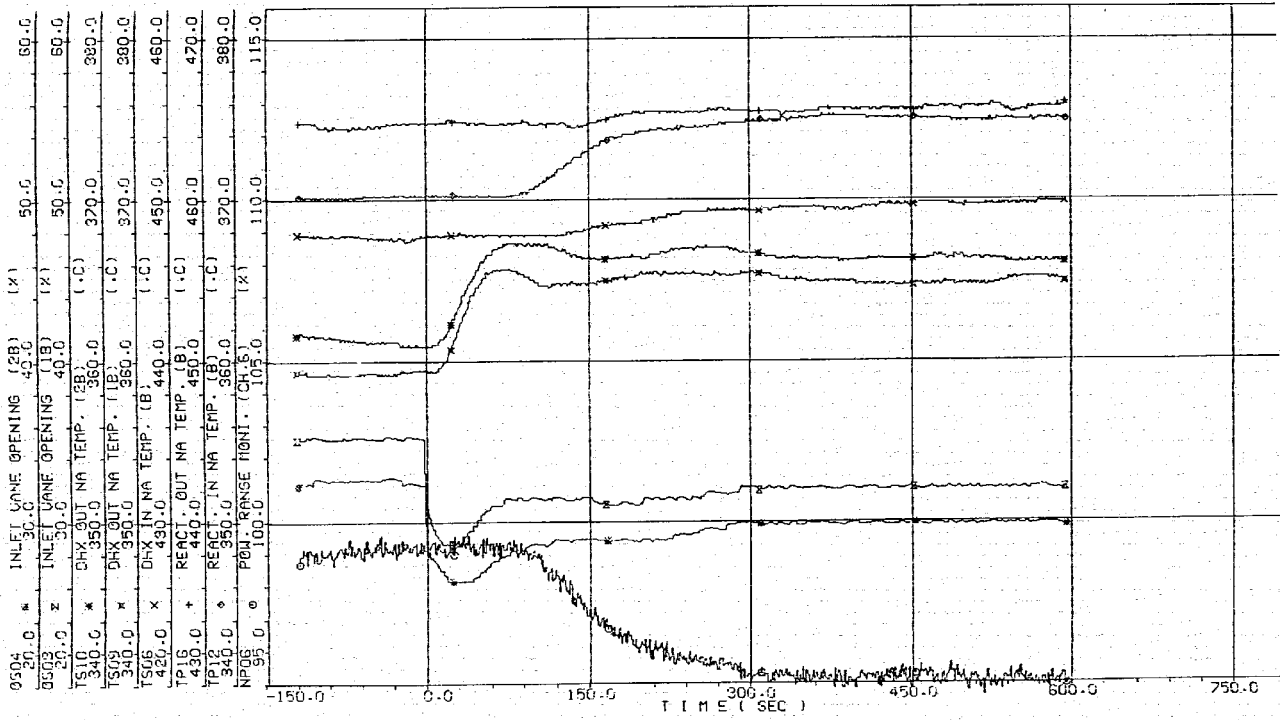


FIG. (PT-21) SYSTEM STABILITY
 POWER = 25 MW 1979/07/17
 THERMAL DISTURBANCE (CASE 75-01)

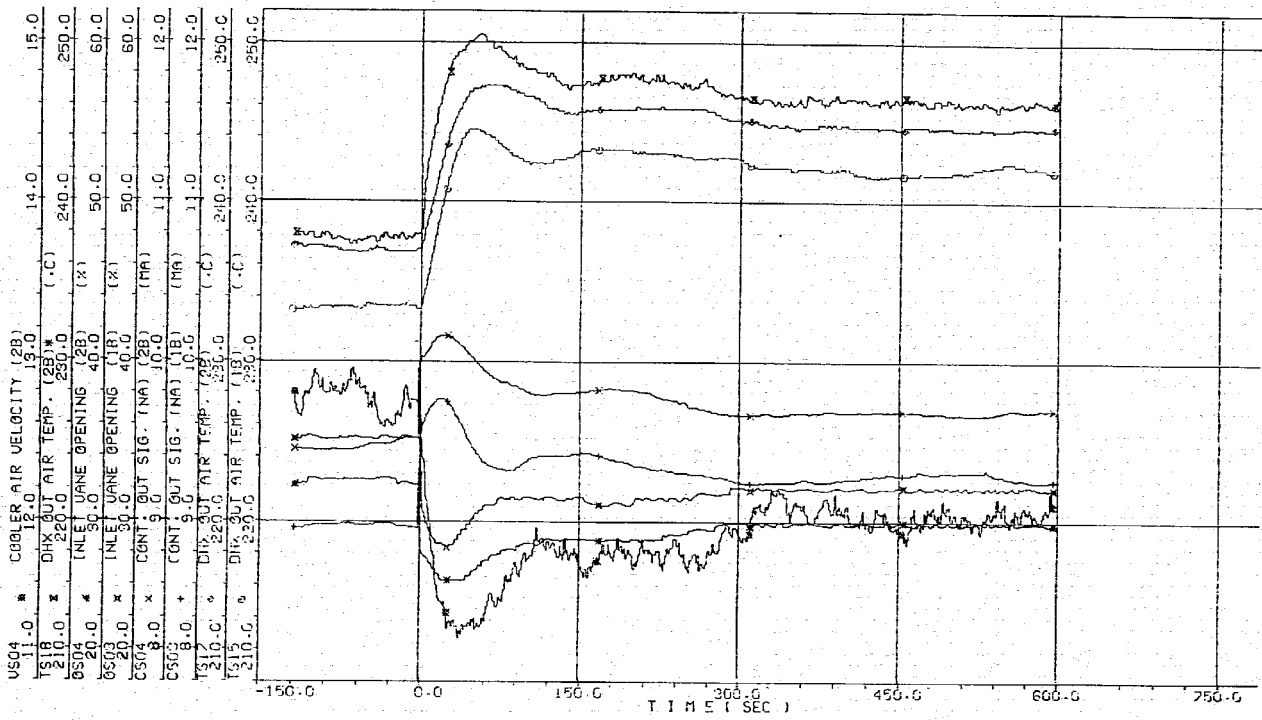


FIG. (PT-21) SYSTEM STABILITY
 POWER = 75 MW 1979/02/17
 THERMAL DISTURBANCE (CASE 75-01)

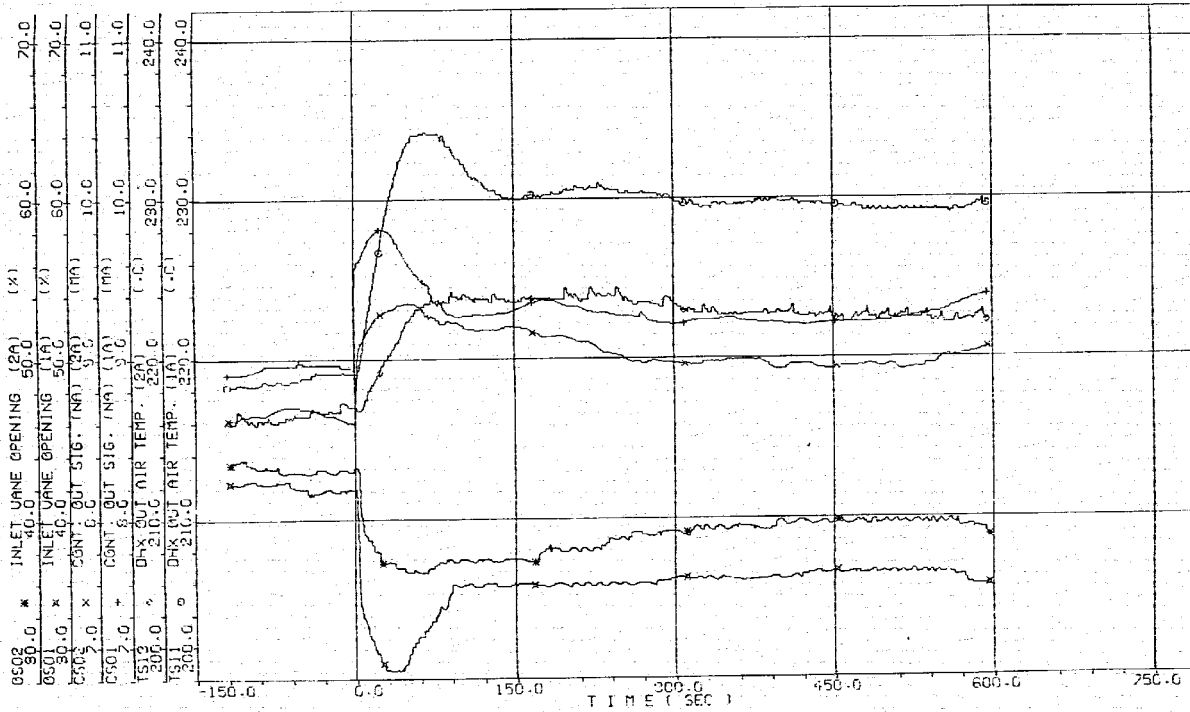


FIG. (PT-21) SYSTEM STABILITY
 POWER = 75 MW 1979/02/17
 THERMAL DISTURBANCE (CASE 75-01)

試験項目	調整係一若種入 (P.T-31)
実施期間	日 54年8月22日 至 54年8月23日

1. 目的
 炉出力75MWにおいて調整係一若種入動作を行ない、プラント各部分のフロセム、炉出力、調整係一若種入動作結果から、プラント状態等について安全に原炉停止を中止できることを確認する。
2. 試験方法
 試験① 75MW定常状態において、調整係一若種入2本を炉出力40MWの臨界点まで運転に投入し、炉出力が出力40MW付近で安定したことを確認し出力を75MWまで上げさせる。
 試験② 75MW定常状態から調整係一若種入を止め、炉出力を停止させる。この時、熱過渡条件を満足しながら、安全に炉が停止することを確認する。
3. 試験結果(要約)
 試験① 熱過渡区各は、設定値を十分下回っていた。
 プラントは約40MWで、すまやかに安定した。
 試験② 熱過渡区各は、設定値を十分下回っていた。(下表参照)

No	計測点	温度変化率 (°C/△t) °C/sec		温度変化率 (△T/△t) °C	
		測定値①	測定値②	測定値①	測定値②
1	燃料集合体出口Na温度	0.79	0.60	158.4	176
2	原子炉出口Na温度	0.16	0.12	109.5	104.6
3	原子炉入口Na温度	0.52	0.48	25.5	14.3
4	IHX 2次出口Na温度	0.52	0.46	81.2	82.2
5	主冷却器入口Na温度	0.20(1A) 0.23(2A)	0.20(1B) 0.21(2B)	81.0	86.4
6	主冷却器出口Na温度	0.17	0.19	11.4(1A) 12.2(2A) 84(1B) 132(2B)	25.1
7	IHX 2次入口Na温度	0.17	0.19	10.2	8.7

(試験②のデータ)

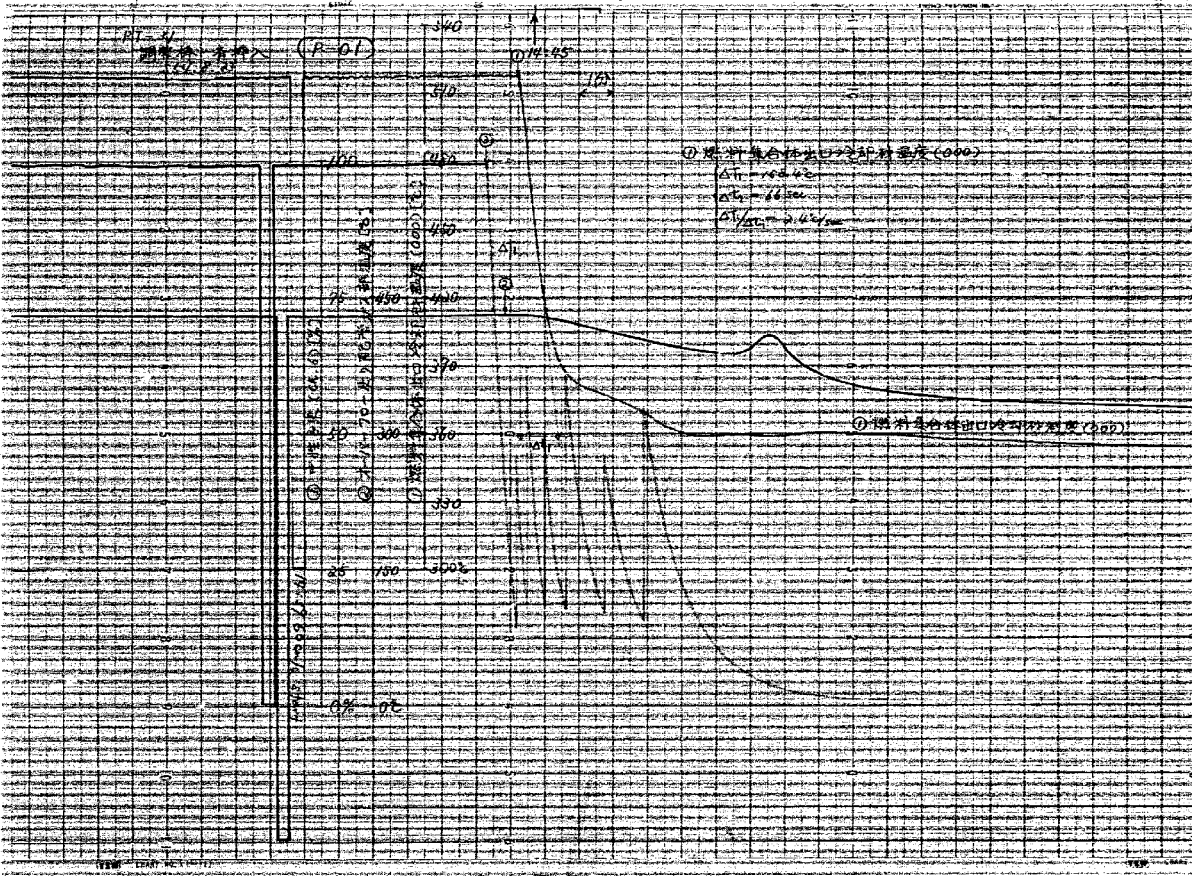
4. 判定
 判定基準を十分満足している。
5. 特記事項

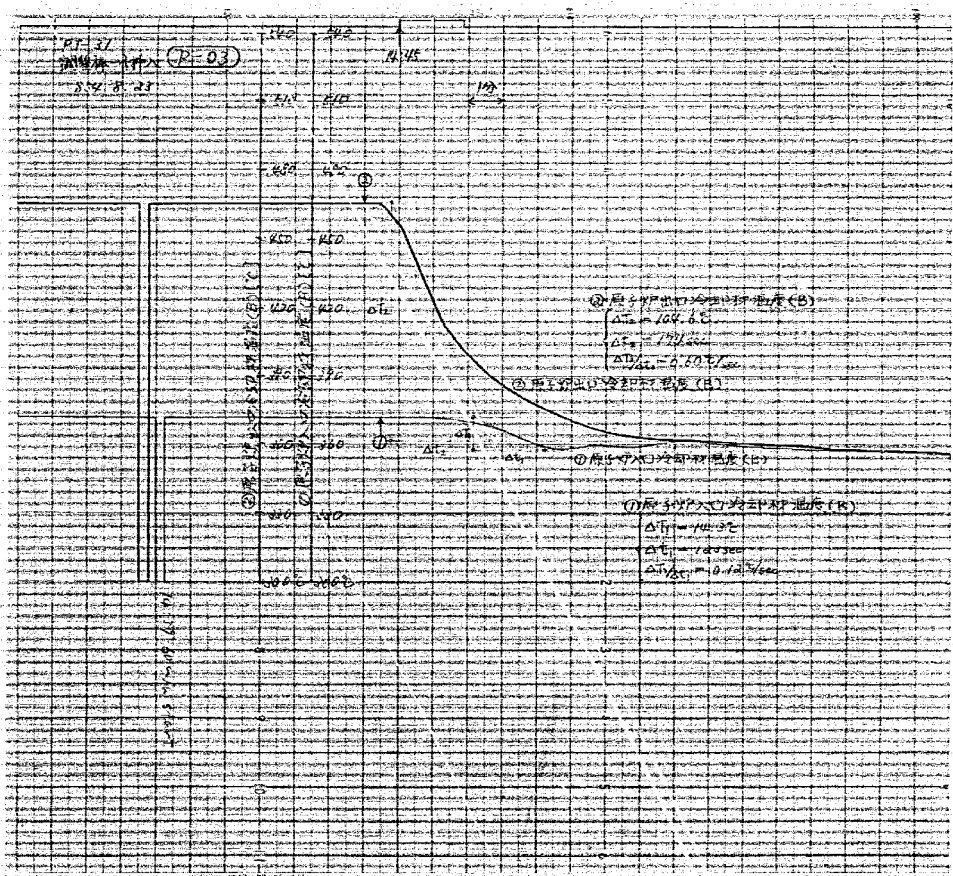
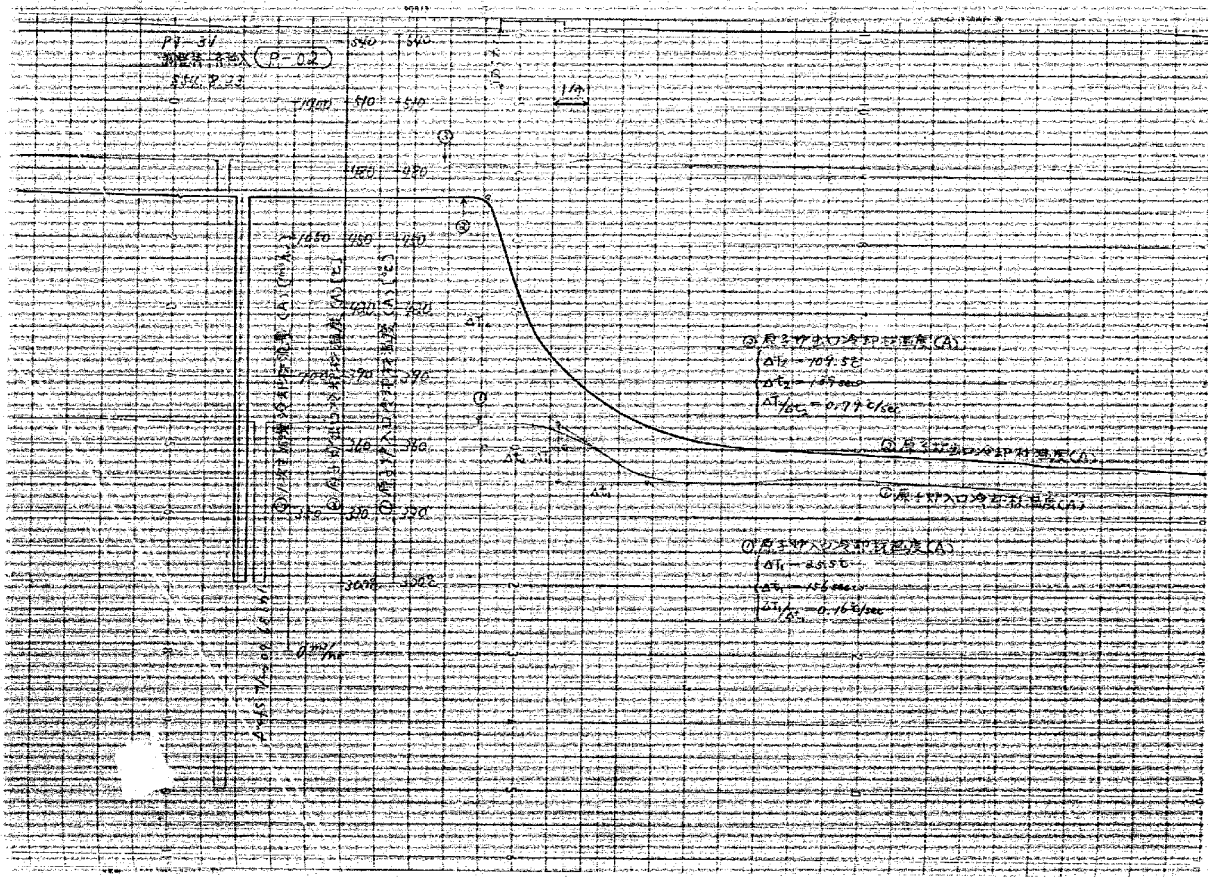
調整係一若種入	P.T-31	調整係一若種入(1)	75MW → 40MW	調整係一若種入	S54.8.22
---------	--------	------------	-------------	---------	----------

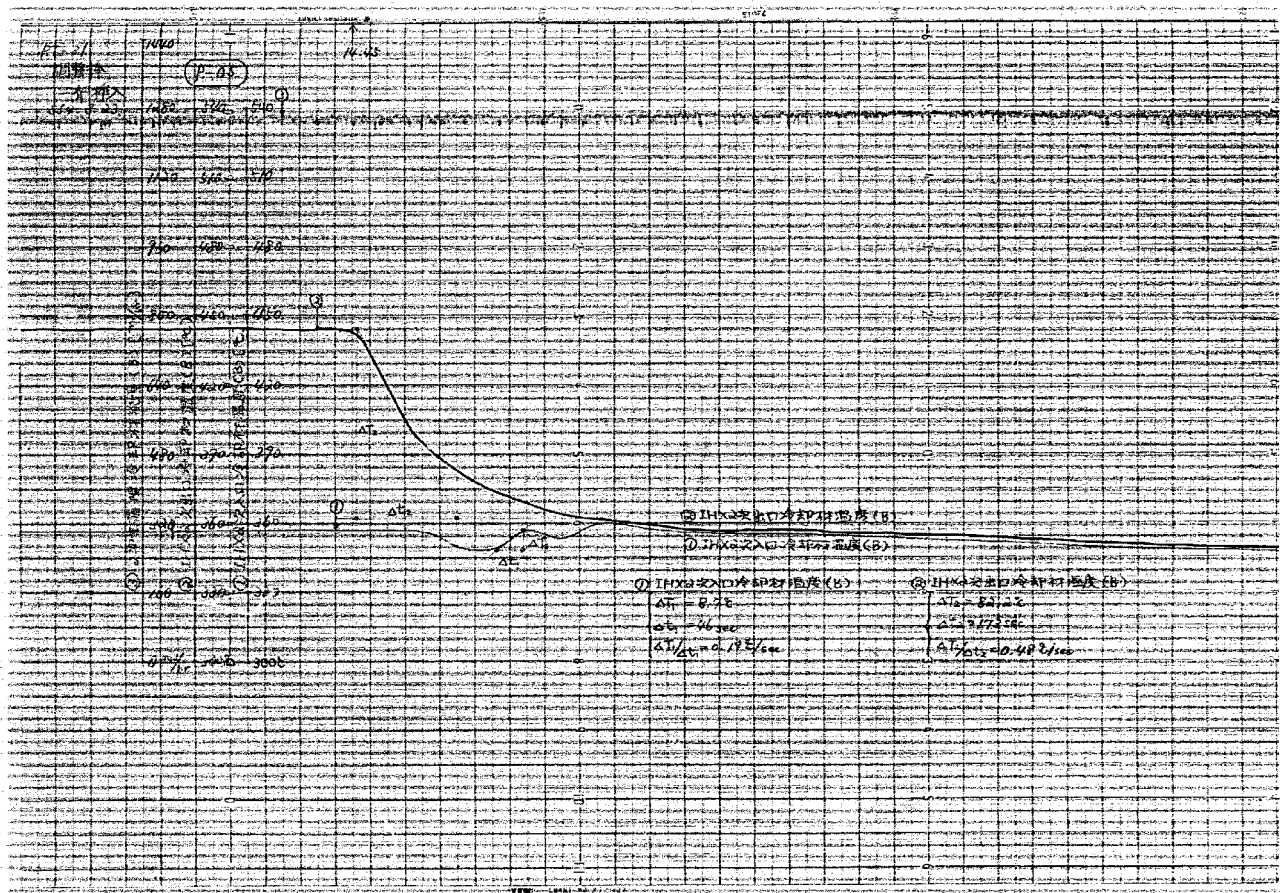
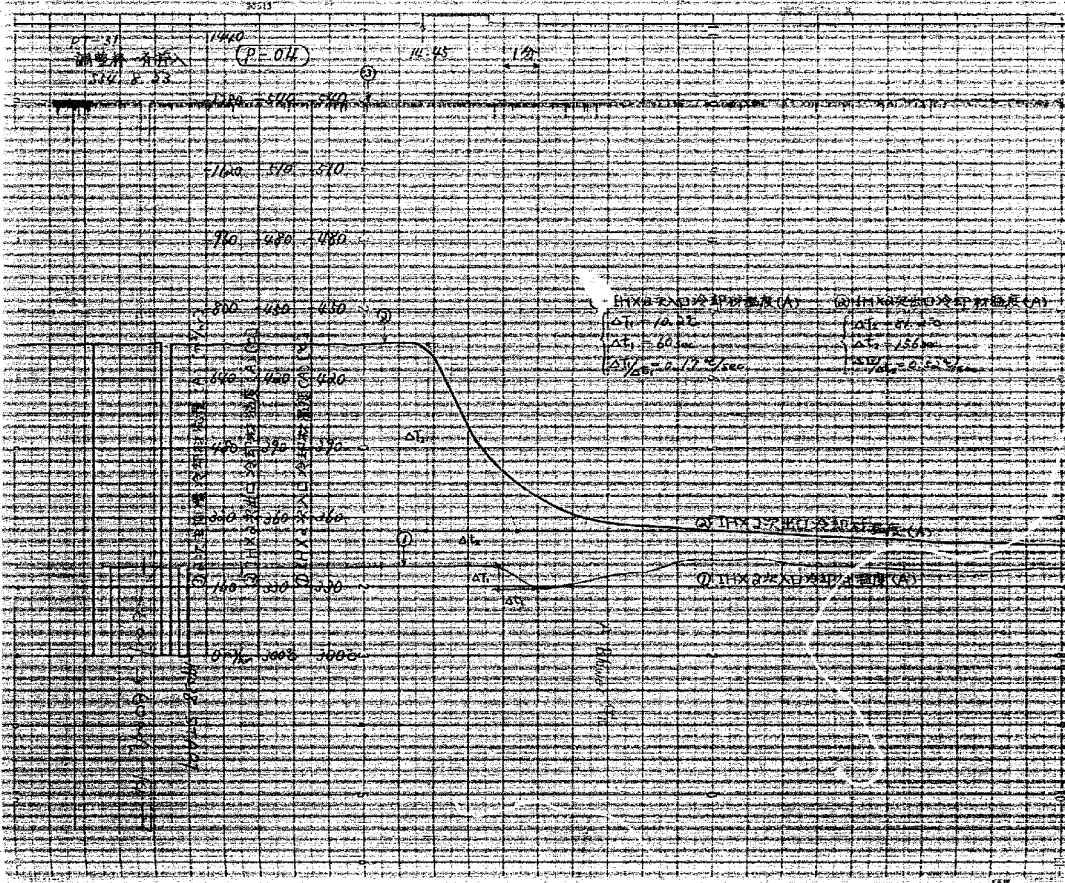
No	位置	調整係一若種入	調整係一若種入		調整係一若種入		調整係一若種入	
			測定値①	測定値②	測定値①	測定値②	測定値①	測定値②
1	炉内上調整係一若種入	調整係一若種入	2.5	65.3	78	176		
2	主冷却器出口Na温度	調整係一若種入	0.42	0.30	50.3	147		
3	IHX 1次出口Na温度	調整係一若種入	0.07	0.07	12.5	28.5		
4	IHX 2次出口Na温度	調整係一若種入	0.27	0.26	39.8	119		
5	主冷却器入口Na温度	調整係一若種入	0.26	0.24	40.1	119		
6	主冷却器出口Na温度	調整係一若種入	0.16(1A) 0.15(2A)	0.12(1B) 0.12(2B)	8.6(1A) 8.0(2A)	6.0(1B) 6.0(2B)	25.1	25.1
7	IHX 2次入口Na温度	調整係一若種入	0.12	0.14	4.9	25.1		

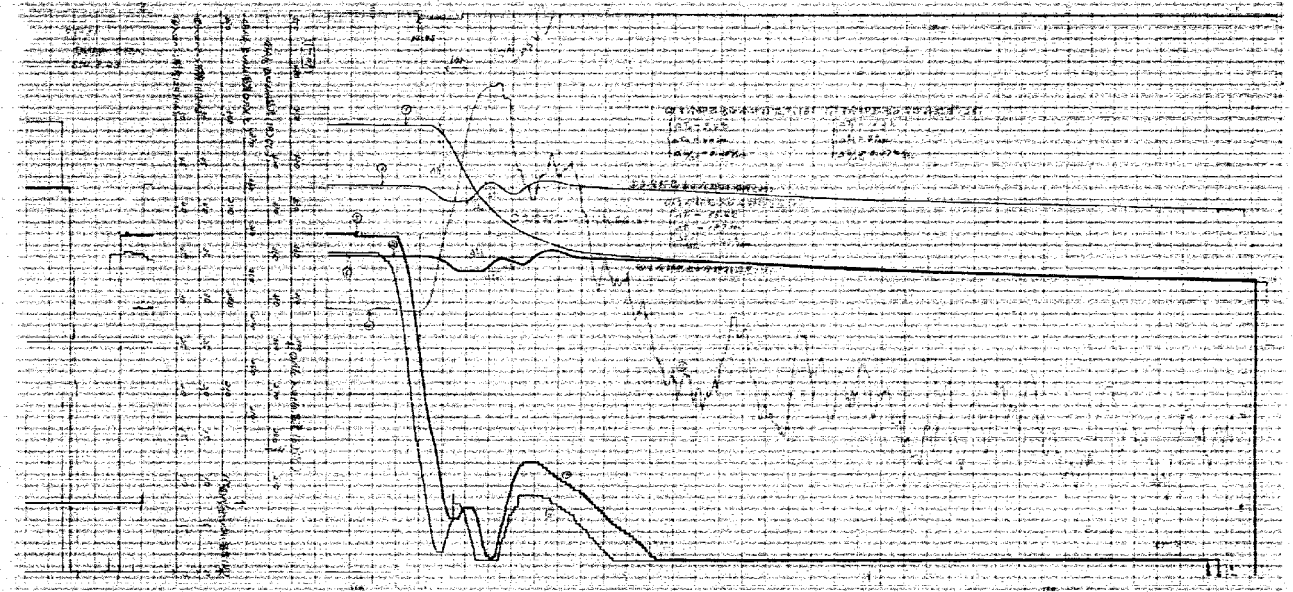
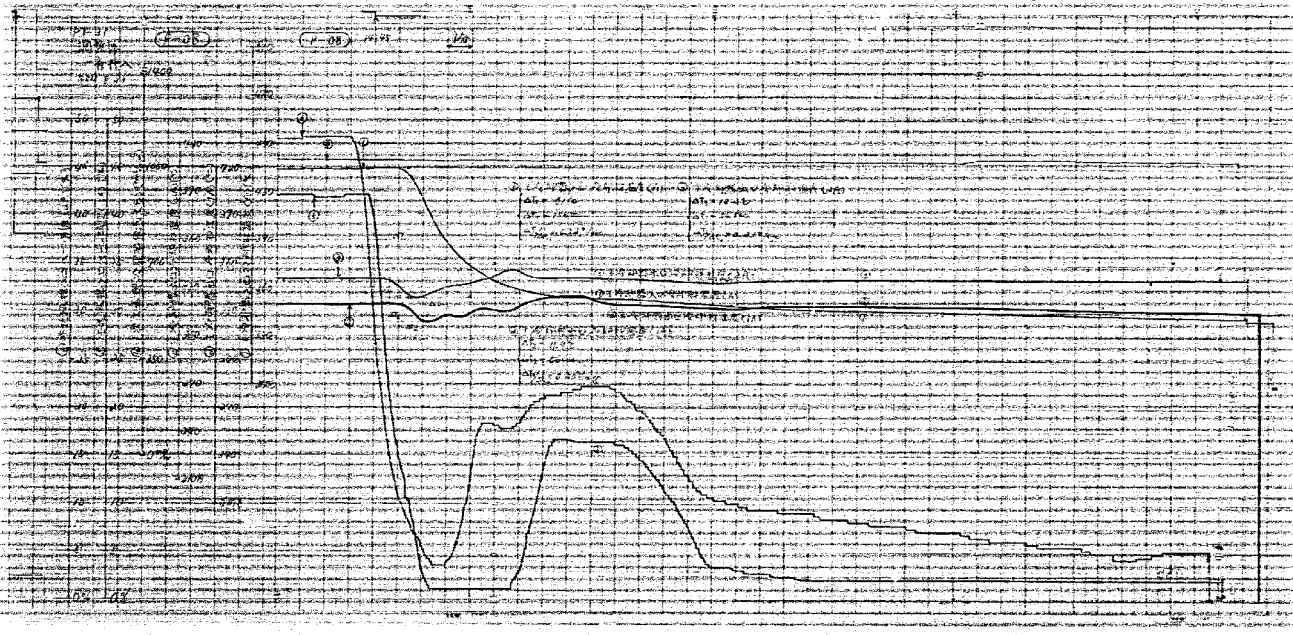
熱過渡応答 データシート	試験番号	試験名	試験条件	試験月日	作成者
	PT-31	調整棒一斉挿入(2)	75MW → 0 MW	S54.8.23	

No	位置	計測点	温度変化率 $^{\circ}\text{C}/\text{sec}$ ($\Delta T/\Delta t$)			温度変化幅 $^{\circ}\text{C}$ (ΔT)		
			測定値(A)	測定値(B)	判定基準	測定値(A)	測定値(B)	判定基準
1	炉心上部機構	燃料集合体 出口Na温度	2.4		65.3	158.4		176
2	炉容器出口ノズル ~ IH×1次側入口ノズル	原子炉出口Na温度	0.79	0.60	2.86	109.5	104.6	147
3	IH×1次側出口ノズル~ 炉容器入口ノズル	原子炉入口Na温度	0.16	0.12	0.65	25.5	14.3	28.5
4	IH×2次側出口ノズル	IH×2次側 Na出口温度	0.52	0.48	1.83	81.2	82.2	119
5	主冷却器入口ヘッダ	主冷却器 入口Na温度	0.52	0.46	1.83	81.0	86.4	119
6	主冷却器出口ヘッダ	主冷却器 出口Na温度	0.20(1A) 0.23(2A)	0.20(1B) 0.27(2B)	0.78	11.4(1A) 12.2(2A)	8.4(1B) 13.2(2B)	25.1
7	IH×2次側入口ノズル	IH×2次側 Na入口温度	0.17	0.19	0.78	10.2	8.7	25.1









試験項目	手動スクラム試験 (PT-32)	
実施期間	自 54年 7月 24日	至 54年 8月 7日

1. 目的
 75MW1において手動によりスクラムさせた場合に、(1)規定時間内に炉を停止できること
 (2)熱過度応答が設計条件を満足していることを確認する。

2. 試験方法
 原子炉出力75MW1定常状態から、手動スクラムボタンを押すことにより、プラント各スクラムさせる。スクラム時間及び調整棒挿入速度を電磁オシロで測定し、プラント各部の温度・流質・液面をペレコンコ、データレコーダ等に記録する。

3. 試験結果(要約)(S54.8.7実施分)
 1) スクラム時間 …… 最大0.72秒で設計条件0.8秒以下を満足した。
 2) 熱過度条件 …… プラント各部の熱過度応答は、設計条件を満足した。

No.	位 置	計 測 点	温度変化率 °C/sec		温度変化幅 °C	
			測定値(A)	測定値(B)	測定値(A)	測定値(B)
1	炉 心 上 部 機 構	燃料集合体出口Na温度	2.3.8	65.3	143	176
2	調整棒出口/スル〜111X1次入口/スル	原子炉出口Na温度	0.97	2.86	109.5	147
		原子炉入口Na温度	0.13	0.65	21.6	28.5
3	1HX1次側出口/スル〜調整棒入口/スル	生命調節入口Na温度	0.58	1.83	80.1	85.5
4	生命調節入口ヘッダ	生命調節出口Na温度	0.28(1A)	0.35(1B)	15.6(1A)	21.0(1B)
		生命調節出口ヘッダ	0.28(2A)	0.38(2B)	19.8(2A)	22.5(2B)
5	生命調節出口ヘッダ					25.1

3) 調整棒挿入速度 …… 125.8mm/min (ER-1), 125.7mm/min (RR2)で設計条件130mm/min以下を満足した。

4. 判 定
 判定基準を満足している。

5. 特記事項

項目	動 作	確認計器	判定	確認者	確認日時	試験条件		
						調整棒	調整棒	調整棒
1	手動スクラム ANN	ANN 点灯	OK	寺田	10:29	75 MW	S54.8.7	
			OK					
2	ラック点灯→ラック点灯	ラック点灯	OK			75 MW	S54.8.7	
		ラック点灯	OK					
		ラック点灯	OK					
		ラック点灯	OK					
		ラック点灯	OK					
		ラック点灯	OK					
		ラック点灯	OK					
		ラック点灯	OK					
		ラック点灯	OK					
		ラック点灯	OK					
3	挿入中点灯→下駄点灯	挿入中点灯	OK			75 MW	S54.8.7	
		挿入中点灯	OK					
		挿入中点灯	OK					
		挿入中点灯	OK					
		挿入中点灯	OK					
		挿入中点灯	OK					
4	生命調節出口Na温度調節	生命調節出口Na温度	OK			75 MW	S54.8.7	
		生命調節出口Na温度	OK					
5	出力指示計	出力指示計	OK			75 MW	S54.8.7	
		出力指示計	OK					
		出力指示計	OK					

安全保護系	試験番号	試験名	試験条件	試験月日	作成者
作業時間	PT-32	手動スクラム	7.5 MW	S54. 8. 7	
データシート					

1. スクラム時間

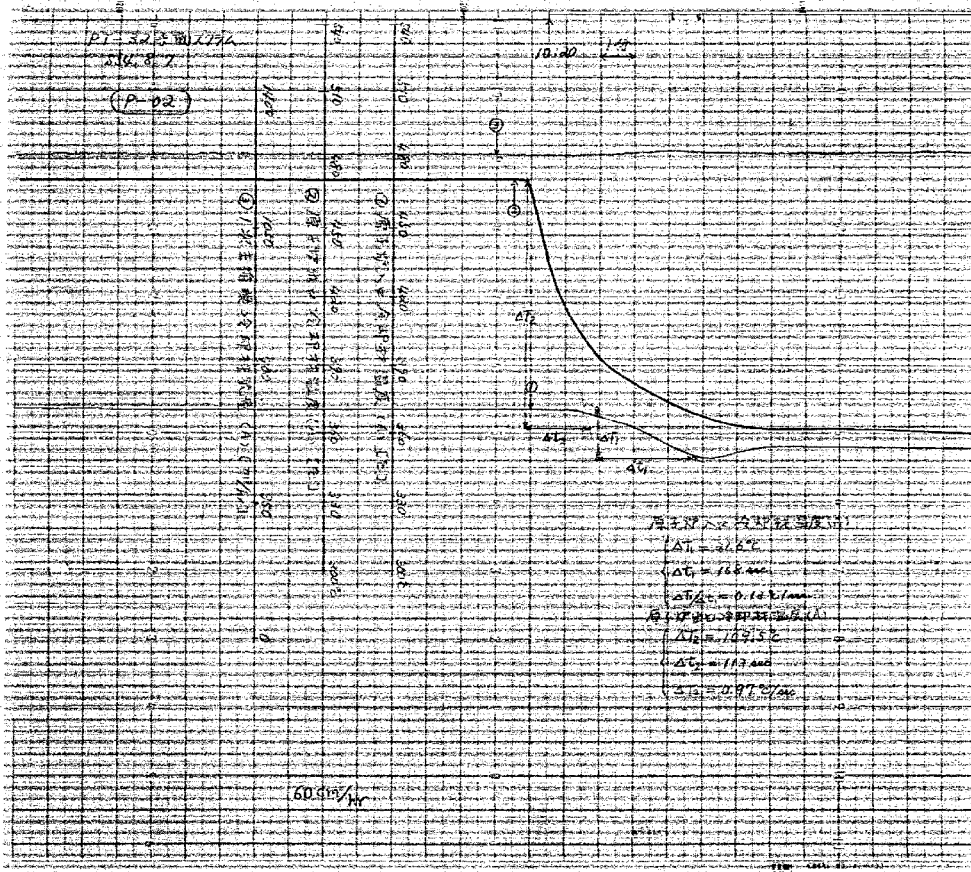
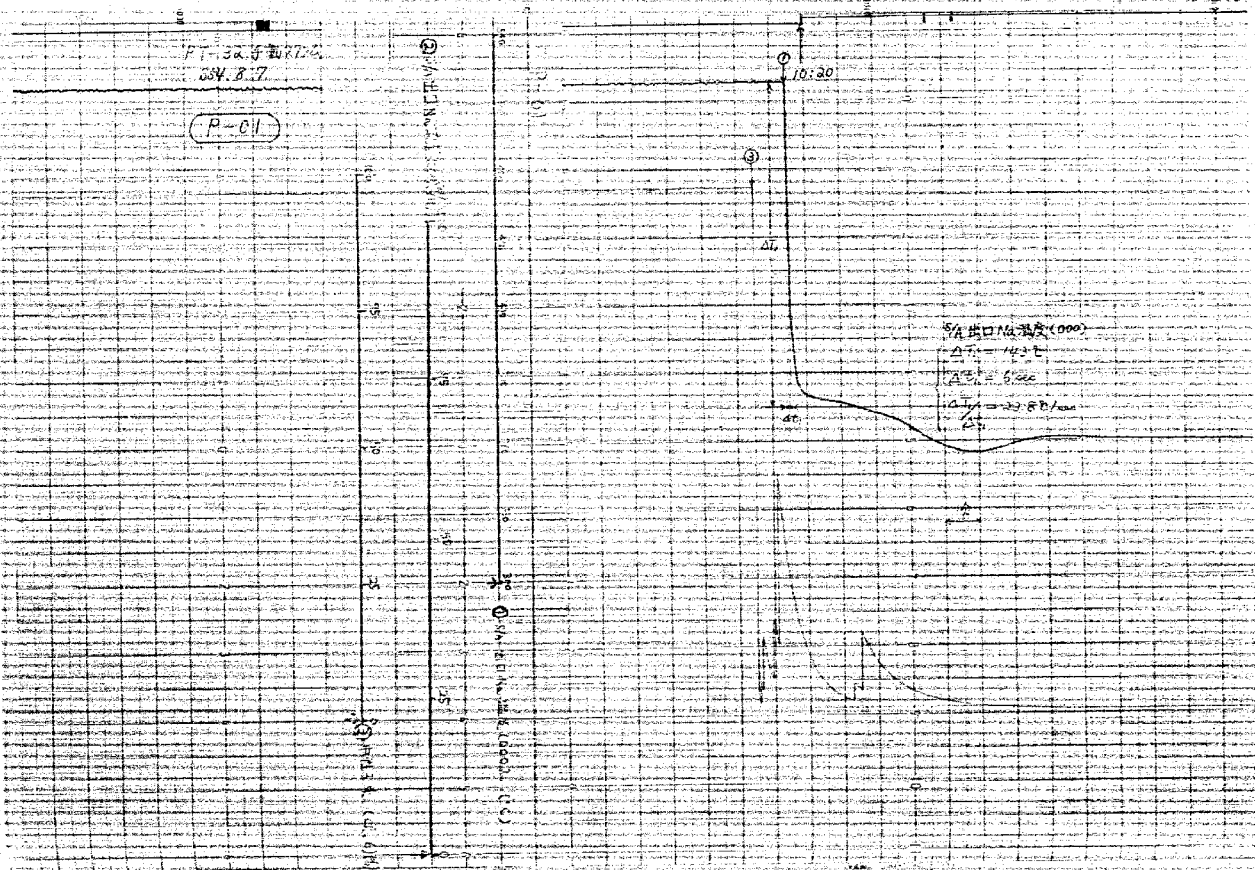
順	項目	測定値	判定基準	備考
1	安全棒 - 1	0.714 秒	0.8秒以内	
2	安全棒 - 2	0.667 秒		
3	安全棒 - 3	0.709 秒		
4	安全棒 - 4	0.718 秒		

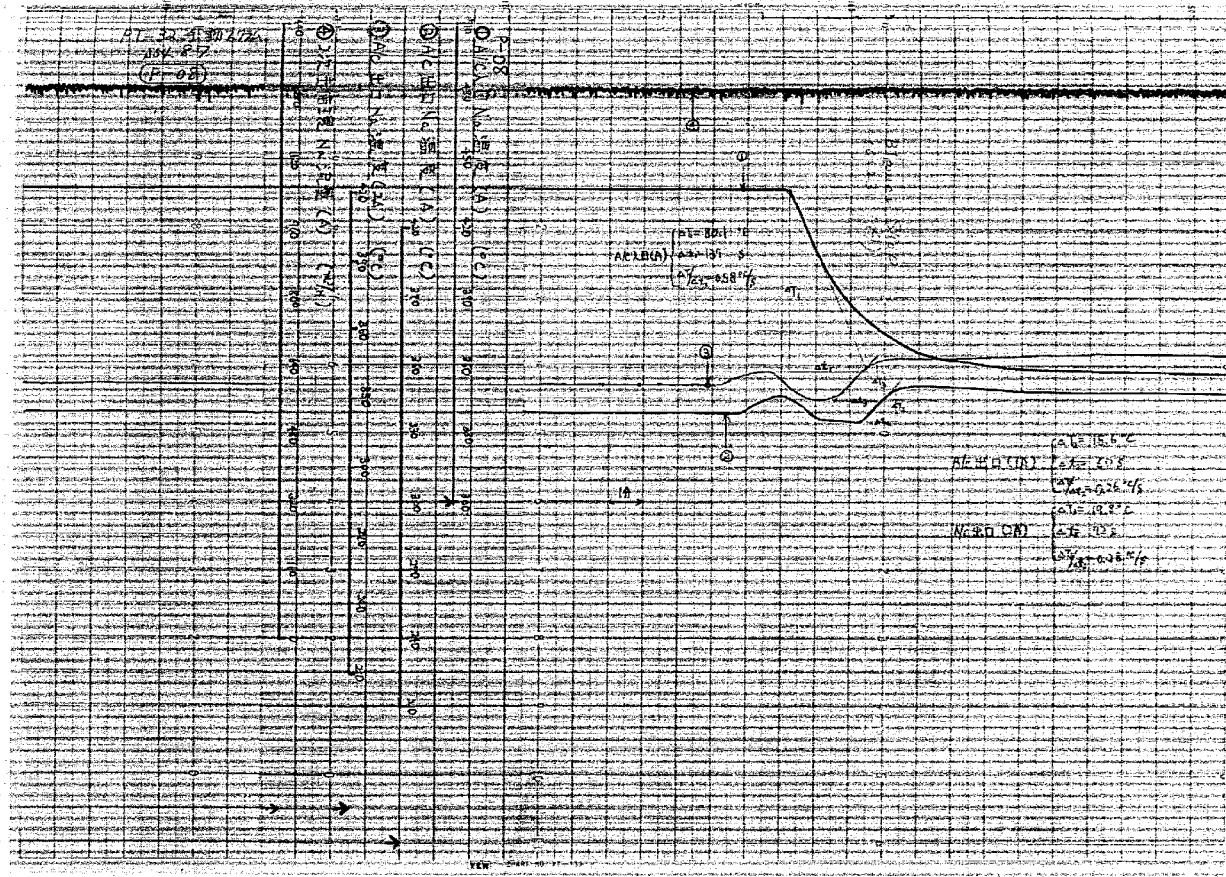
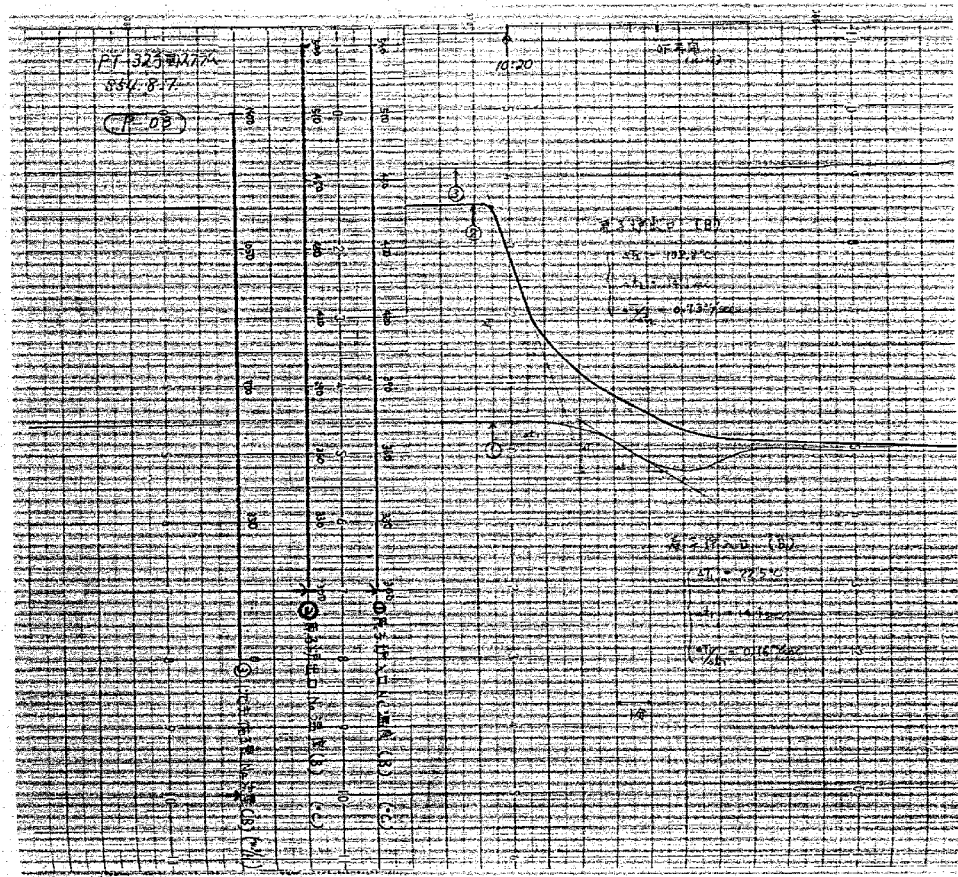
2. 調整棒挿入速度

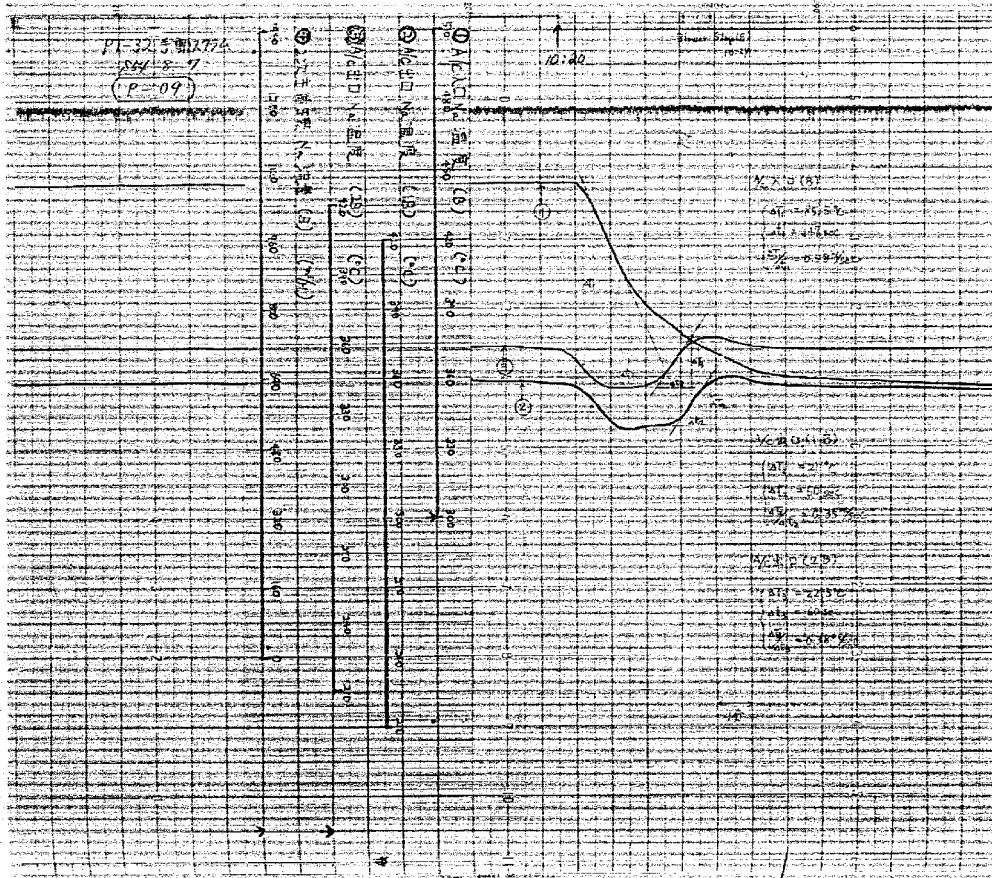
順	項目	測定値	判定基準	備考
1	調整棒 - 1	125.8 mm/min	130 mm/min 以下	
2	調整棒 - 2	125.7 mm/min		

試験機名	PT-32	試験条件	7.5 MW	試験月日	S54. 8. 7
試験機号	PT-32	試験条件	7.5 MW	試験月日	S54. 8. 7
試験機名	手動スクラム	試験条件	7.5 MW	試験月日	S54. 8. 7
試験機号	PT-32	試験条件	7.5 MW	試験月日	S54. 8. 7

順	位置	計測点	温度変化率 C/sec				
			測定値(A)	測定値(B)	判定基準	測定値(C)	測定値(D)
1	炉心上部隣接	燃料集合体出口 Na 温度	23.8	63.3	143	176	
2	炉器出口 / スル ~ IH×1 次入口 / スル	原子炉出口 Na 温度	0.97	0.73	2.86	109.5	
3	IH×1 次出口 / スル ~ 炉器入口 / スル	原子炉入口 Na 温度	0.13	0.16	0.65	-21.6	
4	主冷炉器入口 / スル	主冷炉器入口 Na 温度	0.58	0.58	1.83	80.1	
5	主冷炉器出口 / スル	主冷炉器出口 Na 温度	0.26(1A) 0.28(2A)	0.35(1B) 0.38(2B)	0.78	13.6(1A) 19.8(2A) 21.0(1B) 22.3(2B)	







スクラム関連機器の動作確認表		試験番号	試験名	試験条件	運転班		試験班	
		P T - 3 2	手動スクラム	75 MW	7/24	直長	担当	責任者
項目	動作	確認計器	判定	確認者	確認日時	備考		
1	手動スクラム ANN	ANN 点灯	盤(423)表示ランプ OK	寺田	14時37分	ストップウォッチにて時間測定のこと 同上		
2	安全棒	ラッチ①消灯→デラッチ②点灯	盤(423)SR-1表示ランプ OK					
		盤(423)SR-2表示ランプ OK						
		盤(423)SR-3表示ランプ OK						
		盤(423)SR-4表示ランプ OK						
	挿入中③消灯→下端④点灯	盤(423)SR-1表示ランプ OK						
		盤(423)SR-2表示ランプ OK						
		盤(423)SR-3表示ランプ OK						
		盤(423)SR-4表示ランプ OK						
3	調整棒	挿入中⑤消灯→下端⑥点灯	盤(423)RR-1表示ランプ OK					
盤(423)RR-2表示ランプ OK								
4	主冷却器出口Na 温度調節計	調節計の切換 通常時調節計→異常時調節計	盤(423)ANN A18 OK					
盤(423)ANN B26 OK								
5	出力指示計	指示の急速低下	出力系 ch 6 OK					
		出力系 ch 7 OK						
		出力系 ch 8 OK						

安全保護系 作動時間	試験番号	試験名	試験条件	試験月日	作成者
	PT-32	手動スクラム	75 MW	S 54. 7. 24	

1. スクラム時間

順	項目	測定値	判定基準	備考
1	安全棒 - 1	0. 720 秒	0. 8 秒以内	
2	安全棒 - 2	0. 662 秒		
3	安全棒 - 3	0. 703 秒		
4	安全棒 - 4	0. 708 秒		

2. 調整棒挿入速度

順	項目	測定値	判定基準	備考
1	調整棒 - 1	126. 0 mm/min	130 mm/min以下	
2	調整棒 - 2	125. 9 mm/min		

試験項目	試験番号	試験条件	試験月日	作成者
	PT-32	75 MW	S 54. 7. 24	

順	位置	評測点	調整棒挿入速度 C/sec		調整棒挿入速度	
			測定値(A)	判定値(B)	測定値(C)	判定値(D)
1	炉心 上部 調整棒	調整棒集合体出口 Na 温度	13. 8	65. 3	142	176
2	調整棒出口 / スル ~ IHX 1 次入口 / スル	原子炉出口 Na 温度	1. 03	0. 74	107. 7	105
3	IXH 1 次出口 / スル ~ 調整棒入口 / スル	原子炉入口 Na 温度	0. 14	0. 16	20. 7	22. 5
4	IXH 2 次出口 / スル	IXH 2 次出口 Na 温度	0. 63	0. 61	78. 0	86. 3
5	主冷調整棒入口 / スル	主冷調整棒入口 Na 温度	0. 58	0. 60	78. 0	87. 0
6	主冷調整棒出口 / スル	主冷調整棒出口 Na 温度	0. 26 (1A) 0. 27 (2A)	0. 30 (1B) 0. 30 (2B)	9. 8 (1B) 12. 8 (2B)	18. 0 (1B) 18. 6 (2B)
7	IXH 2 次入口 / スル	IXH 2 次入口 Na 温度	-	0. 23	0. 78	16. 9

原子炉スクラム時間

基準	測定値				合 否
	安全棒-1	安全棒-2	安全棒-3	安全棒-4	
安全棒落下時間 0.8秒以内	0.72	0.67	0.71	0.72	合

一次主循環ポンプのポニモータによる運転

項 目	基 準	測 定 結 果	合 否
1次主循環ポンプがポニモータにより運転されていること	1次流量 1.4秒以上	Aグループ 15.3秒	合
		Bグループ 14.2秒	

非常系電源の確立

項 目	基 準	測 定 結 果	合 否
ディーゼル発電機系統併入時間	30秒以内	1号 D/G 11.5秒	合
		2号 D/G 11.4秒	
最初の非常系自動負荷投入時間	32秒以内	15.0秒	合
ディーゼル発電機の電圧確立	電圧が確立すること	1号 D/G 11.4秒	合
		2号 D/G 11.2秒	

外部電源喪失試験 (PT-36)

自 54年7月30日 至 54年8月13日

1. 目的

- 外部電源が喪失した場合に
- (1) プラント各部での熱過渡が設計条件を越えないこと。
- (2) 非常系電源が確立し、プラントが安全な状態で停止できること。

2. 試験方法

- (1) 原子炉出力75MWtで電源監視盤の一般系電源スイッチを切り、外部電源を喪失させ、安全保護系及びシケンスインターロックの作動及びプラント各部の温度、流量等を測定した。又、非常系電源の系統併入時間等を測定した。
- (2) 原子炉出力75MWtにおける外部電源喪失時のプラント主要部の熱過渡応答を測定した。

3. 試験結果(要約)

- (1) 安全保護系及びシケンスインターロック
 - (i) 安全棒落下時間(基準0.8秒以内)……安全棒4本すべて0.72秒以内
 - (ii) スクラム開始時間(電喪後1.2秒以内)……1.19秒
- (2) 電源関係
 - (i) 外部電源喪失→ディーゼル起動指令……OK, 2台共に起動
 - (ii) ディーゼル発電機の電圧確立(電圧が確立すること)……1号D/G(11.4秒), 2号D/G(11.5秒)
 - (iii) ディーゼル発電機系統併入時間(基準30秒以内)……1号D/G(11.4秒), 2号D/G(11.4秒)
- (3) 熱過渡条件
 - (i) 最初の自動負荷投入(基準32秒以内)……揚水ポンプ起動15秒
 - (ii) 手動(基準5分以内)……フレンチオン冷凍機投入2分32秒

	燃料集合体出口	原子炉出口	原子炉入口	主冷却器入口	主冷却器出口					
設計条件	44.8℃	211℃	0.40	114	0.26	36.1	0.28	110	3.0	165
測定値	9.5	114	0.18	66.0	0.10	22.5	0.07	69.0	0.48	30.0

(左欄は温度変化率(℃/sec), 右欄は温度変化幅(℃))

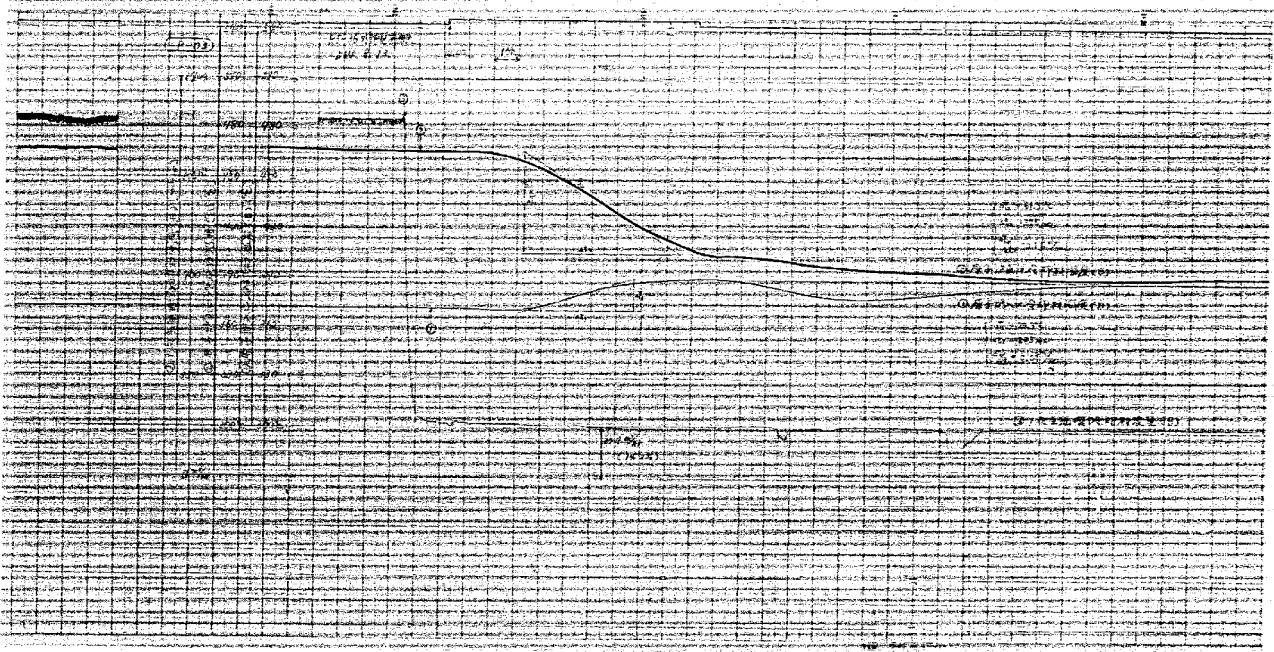
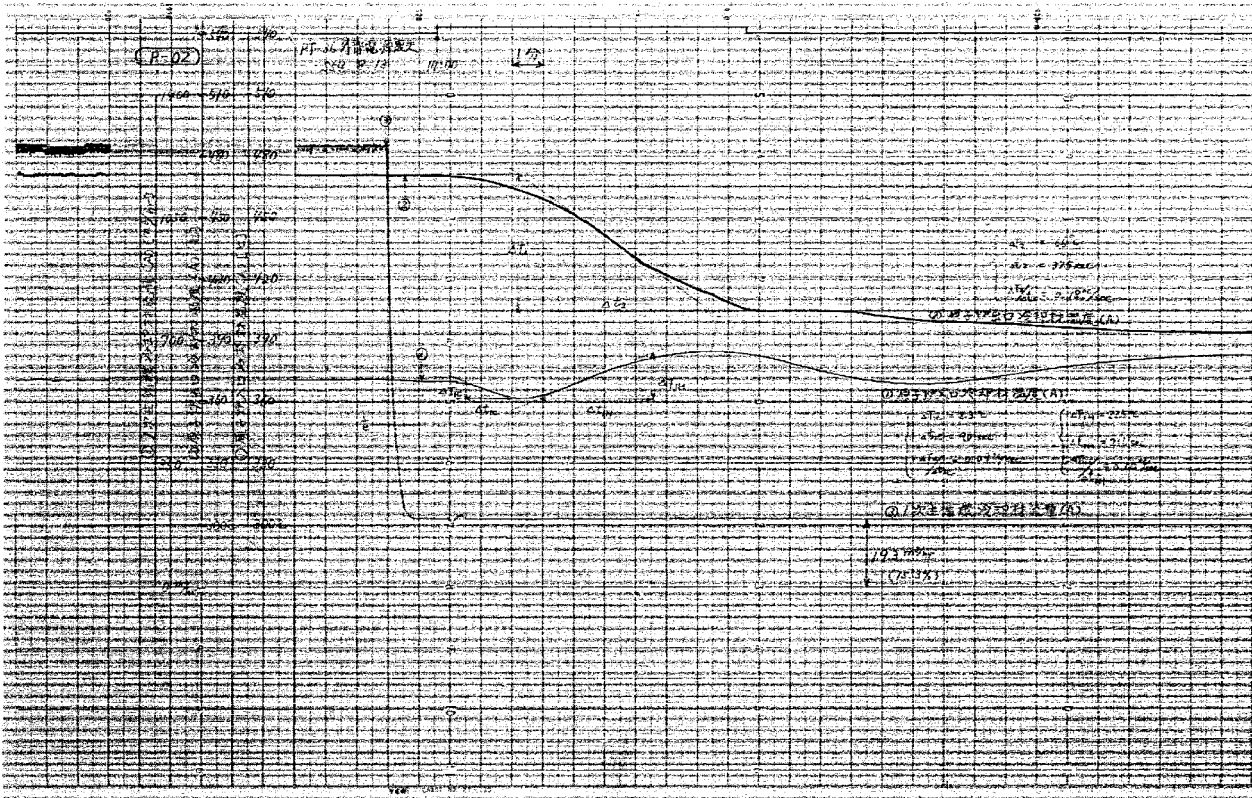
4. 判定
良 好

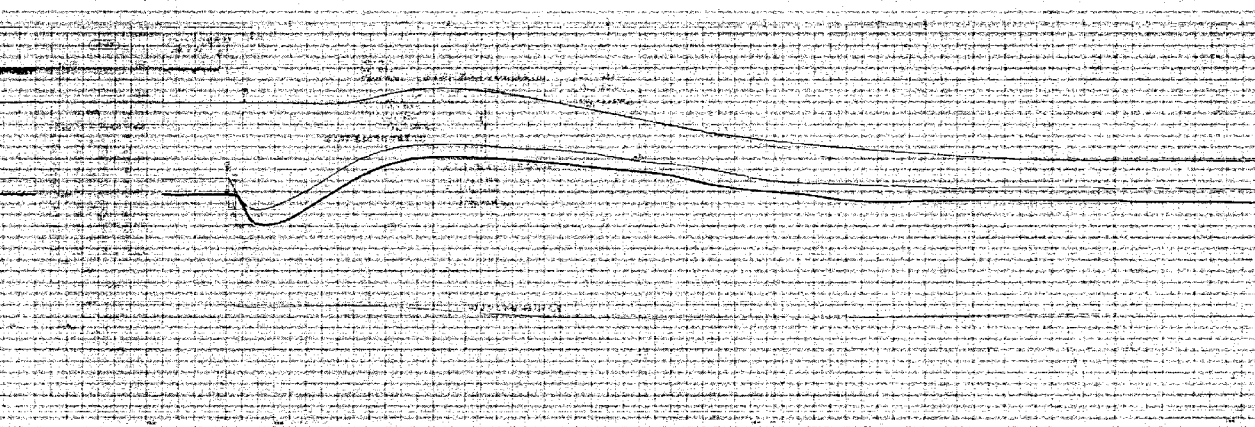
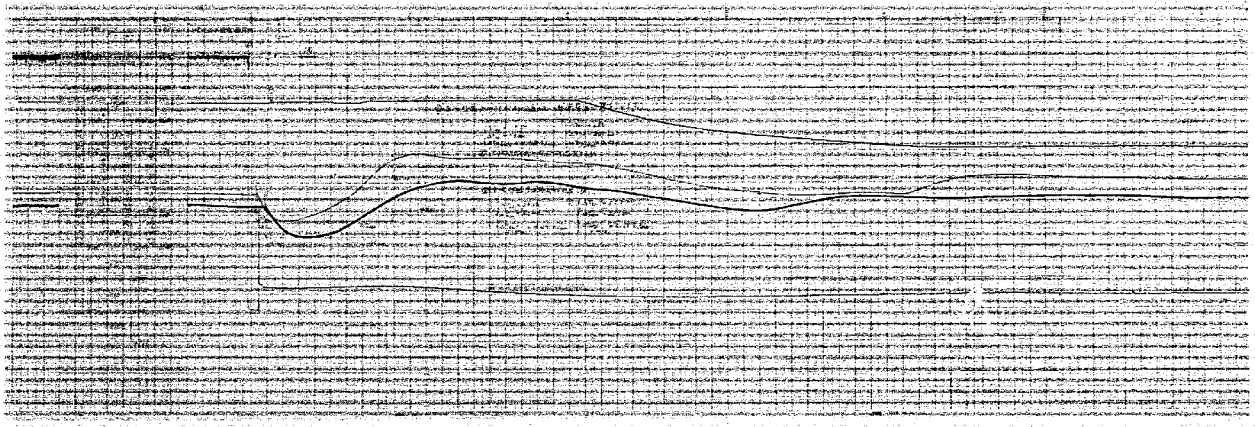
5. 特記事項

54. 8. 13
 プラント主要部の熱過渡応答

測定箇所	温度変化率 (C/S)		温度変化幅 (C)		合否
	制限値	測定結果	制限値	測定結果	
燃料集合体出口 Na 温度	44.8	9.5	211	114	合
原子炉出口 Na 温度	A側	0.18	114	66.0	合
	B側	0.16		61.5	
原子炉入口 Na 温度	A側	0.10	36.1	22.5	合
	B側	0.09		20.3	
主冷却器 入口 Na 温度	A側	0.07	110	67.5	合
	B側	0.05		69.0	
主冷却器 出口 Na 温度	1A	0.47	165	29.3	合
	2A	0.48		25.5	
	1B	0.48		28.5	
	2B	0.48		30.0	

試験番号	試験名称	試験日時	承認	担当
PT-36	外部電源喪失	54-8-13		
試験結果判定表				
項目	目	判定	特記事項	
1.	安全保護系、シケンスインタロックが正常に動作していること。	合		
2.	原子炉が停止されていること。	合		
3.	1次主循環ポンプがボーンロータにより運転されていること。	合	A ループ 15.3% B ループ 14.2% (基準 14%以上)	
4.	2次主冷却系が自然対流状態にあること。	合	A ループ 5.3% B ループ 5.0%	
5.	主冷却器が自動通風制御により冷却されていること。	合		
6.	電源喪失による過渡現象が安定した時点で、原子炉出口温度が初期値を上まわっていないこと。	合		
7.	非常系自動投入負荷が自動投入されていること。	合		
8.	非常系手動投入負荷が回帰なく投入されていること。	合		
9.	熱過渡条件が設計条件を満足していること。	合		





原子炉スクラム時間

基準	測定値				合 否
	安全棒-1	安全棒-2	安全棒-3	安全棒-4	
安全棒落下時間 0.8秒以内	0.73	0.66	0.71	0.71	合

1次主循環ポンプのボニーモータによる運転

項 目	基 準	測 定 結 果	合 否
1次主循環ポンプがボニーモータにより運転されていること	1次循環 14%以上	Aループ 15.8%	合
		Bループ 15.0%	

非常系電源の確立

項 目	基 準	測 定 結 果	合 否
ディーゼル発電機系統併入時間	3.0秒以内	1号 D/G 9.8秒	合
		2号 D/G 11.7秒	
最初の非常系自動負荷投入時間	3.2秒以内	1.3秒	合
ディーゼル発電機の電圧確立	電圧が確立すること	1号 D/G 9.7秒	合
		2号 D/G 11.5秒	

プラント主要部の熱通過応答

測 定 個 所	温度変化率 (C/S)		温度変化幅 (C)		合 否
	御 限 値	測 定 結 果	御 限 値	測 定 結 果	
燃料集合体出口Na温度	44.8	10.1	211	128	合
原子炉出口Na温度	0.40	0.17	114	66.8	合
				0.16	
原子炉入口Na温度	0.26	0.13	36.1	26.3	合
				0.07	
主冷却器入口Na温度	0.28	0.08	110	65.9	合
				0.05	
主冷却器出口Na温度	3	0.45	165	41.9	合
				0.52	
1A	0.50	30.0			
2B	0.44	29.3			

試験項目 主冷却系による熱除去 (PT-41)

実施期間 自 54年8月13日 至 54年8月13日

1. 目的

電源喪失による原子炉停止後の崩壊熱を主冷却系により除去できることを確認する。

2. 試験方法

外部電源喪失後、1時間にわたり15分毎に燃料集合体出口温度、1次・2次主冷却系の温度・流量のデータを採取する。

3. 試験結果 (要約)

- (1) 電喪後の過渡変化が経過した後、主冷却系各部温度が50℃/hr以下の温度降下率で降下することが確認できた。
- (2) 燃料集合体出口Na温度変化率を以下に示す。

電喪後経過時間 (min)	温度変化率 (℃/hr)
15 ~ 30	- 4
30 ~ 45	- 8
45 ~ 60	- 36
60 ~ 80	- 21

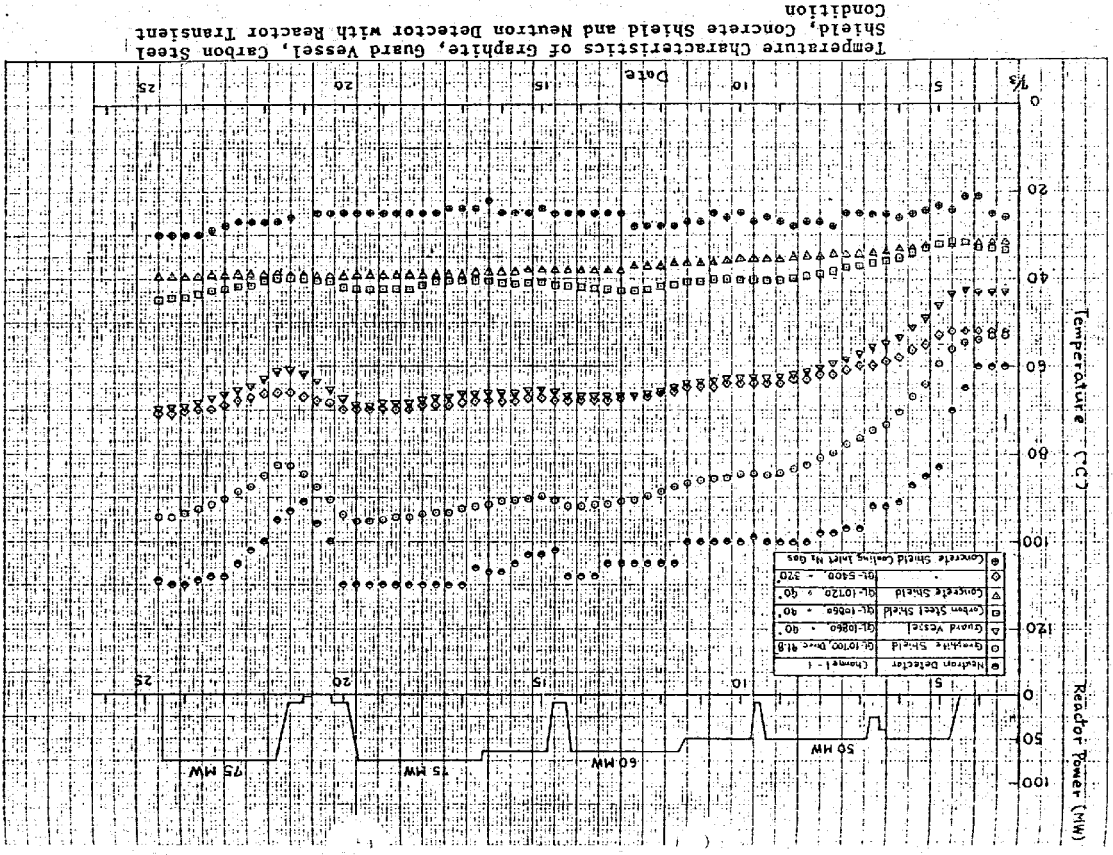
4. 判定

良好

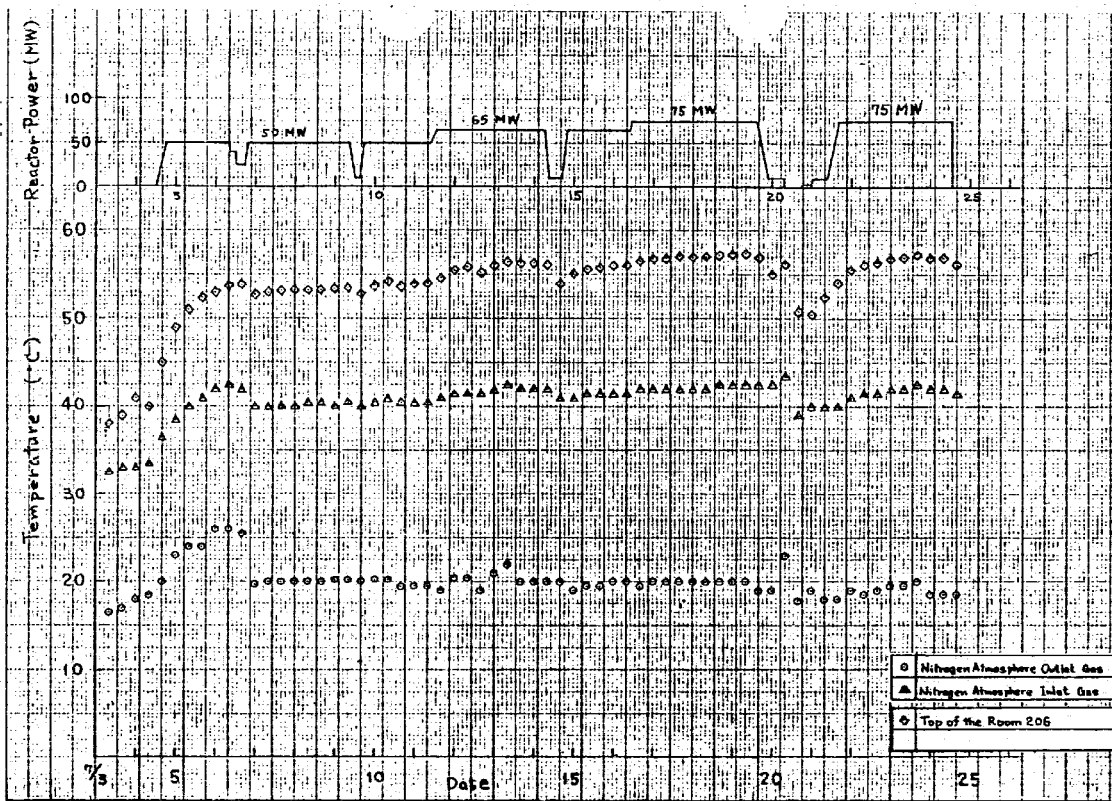
5. 特記事項

主冷却系による熱除去試験データシート		検査年月日					
時刻		13/30	14/15	14/30	14/45	15/00	15/20
測定項目	単位	電圧	電圧	電圧	電圧	電圧	電圧
制御機位置	調整機	#425	#425	#425	#425	#425	#425
制御機位置	調整機	536	536	536	536	536	536
制御機位置	調整機	536	536	536	536	536	536
制御機位置	調整機	900	900	900	900	900	900
制御機位置	調整機	0	0	0	0	0	0
制御機位置	調整機	0	0	0	0	0	0
1次主循環Na流量 (A)	FR31.1-1A	1260	194	193	194	192	191
" (B)	" - 1B	"	194	187	186	185	185
2次主循環Na流量 (A)	FR31.2-1A	1280	96	62	76	68	66
" (B)	" - 1B	1240	34	0	2	14	10
原子炉入口Na温度 (A)	TR31.1-5A/8A	370	370	382	376	372	368
" (B)	" - 5B/8B	370	381	388	387	377	368
原子炉出口Na温度 (A)	" - 5A/8A	468	403	393	394	389	382
" (B)	" - 5B/8B	467	400	390	392	387	380
主冷却器入口Na温度 (A)	TR31.2-3A	430	455	406	391	389	383
" (B)	" - 3B	440	458	419	394	389	382
主冷却器出口Na温度 (1A)	TR31.2-2A	340	359	333	344	340	338
" (2A)	"	340	368	338	349	345	342
" (1B)	TR31.2-2B	355	391	368	350	347	348
" (2B)	"	355	390	367	347	347	344
燃料集合体出口Na温度	TR1.4.1-P01	計測機	518	400	399	397	388
原子炉出口Na温度変化率 (A)	TR31.1-5A/8A	#424	-	-40	+4	-20	-21
" (B)	" - 5B/8B	"	-	-40	+8	-20	-21
燃料集合体出口Na温度変化率	TR1.4.1-P01	計測機	-	-4	-8	-36	-21

試験項目	運転温度 圧力 確認 (PT-51)																																		
実施期間	自 54 年 7 月 3日 至 54 年 8 月 10 日																																		
1. 目的	原子炉の通常運転時に格納容器雰囲気調整系, 原子炉附属建屋空調換気設備, 1 次 Ar ガス系, 2 次 Ar ガス系, 安全容器呼吸系等の各設備が所定の機能を果たすことを確認する。																																		
2. 試験方法	各出力における原子炉運転状態において各設備の圧力および温度の測定を行い, 設計条件が満足されていることを確認する。																																		
3. 試験結果 (要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>測定項目</th> <th>結果 (75MW時)</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1 1次Arガス圧力 (mm H₂O)</td> <td>55</td> <td>20~100mmH₂O (床下との差圧)</td> </tr> <tr> <td>2 2次Arガス圧力 (%G)</td> <td>0.28</td> <td>0.2~0.3 kg/cm² G</td> </tr> <tr> <td>3 安全容器呼吸系圧力 (mm H₂O)</td> <td>170</td> <td>70~300mmH₂O (床下との差圧)</td> </tr> <tr> <td>4 格内床下圧力 (")</td> <td>10</td> <td>0~+25mmH₂O OG</td> </tr> <tr> <td>5 格内床下圧力 (")</td> <td>7</td> <td>0~+50mmH₂O OG</td> </tr> <tr> <td>6 格内床下排気温度 (°C)</td> <td>35.0</td> <td>60°C 以下</td> </tr> <tr> <td>7 格内床下戻り温度 (")</td> <td>42.5</td> <td>60°C 以下</td> </tr> <tr> <td>8 原子炉附属建屋温度 * 1 (")</td> <td>32.0</td> <td>40°C 以下</td> </tr> <tr> <td>9 主冷却機建屋温度 * 2 (")</td> <td>32.5</td> <td>40°C 以下</td> </tr> <tr> <td>10 格内床下酸蒸濃度 (%)</td> <td>4.0</td> <td>4 % 以下</td> </tr> </tbody> </table>		測定項目	結果 (75MW時)	判定基準	1 1次Arガス圧力 (mm H ₂ O)	55	20~100mmH ₂ O (床下との差圧)	2 2次Arガス圧力 (%G)	0.28	0.2~0.3 kg/cm ² G	3 安全容器呼吸系圧力 (mm H ₂ O)	170	70~300mmH ₂ O (床下との差圧)	4 格内床下圧力 (")	10	0~+25mmH ₂ O OG	5 格内床下圧力 (")	7	0~+50mmH ₂ O OG	6 格内床下排気温度 (°C)	35.0	60°C 以下	7 格内床下戻り温度 (")	42.5	60°C 以下	8 原子炉附属建屋温度 * 1 (")	32.0	40°C 以下	9 主冷却機建屋温度 * 2 (")	32.5	40°C 以下	10 格内床下酸蒸濃度 (%)	4.0	4 % 以下
測定項目	結果 (75MW時)	判定基準																																	
1 1次Arガス圧力 (mm H ₂ O)	55	20~100mmH ₂ O (床下との差圧)																																	
2 2次Arガス圧力 (%G)	0.28	0.2~0.3 kg/cm ² G																																	
3 安全容器呼吸系圧力 (mm H ₂ O)	170	70~300mmH ₂ O (床下との差圧)																																	
4 格内床下圧力 (")	10	0~+25mmH ₂ O OG																																	
5 格内床下圧力 (")	7	0~+50mmH ₂ O OG																																	
6 格内床下排気温度 (°C)	35.0	60°C 以下																																	
7 格内床下戻り温度 (")	42.5	60°C 以下																																	
8 原子炉附属建屋温度 * 1 (")	32.0	40°C 以下																																	
9 主冷却機建屋温度 * 2 (")	32.5	40°C 以下																																	
10 格内床下酸蒸濃度 (%)	4.0	4 % 以下																																	
4. 判定	判定基準を満足している。																																		
5. 特記事項	* 1 : A 305 室, * 2 : S 601 室																																		



Temperature Characteristics of Graphite, Concrete Shield, Guard Vessel, Carbon Steel Shield, and Neutron Detector with Reactor Transient Condition



Temperature Characteristics of Nitrogen Atmosphere Inlet and Outlet Gas with Reactor Transient Condition

Measuring Items	Units	Instru-ment No.	Date Reactor Power Sodium Temp. Instrument Location	July 3, 1978	July 11, 1978	July 13, 1978	July 19, 1978	Aug. 9, 1978	July 8, 1978
				0 MW	50 MW	65 MW	75 MW	0 MW	* 50 MW
Primary Cover Gas Pressure	kg/cm ²	PIS 36-1-7	#424	50	100	100	100	60	130
Primary Cover Gas Control Header Pressure	"	PIS 36-1-9	"	65	70	65	55	70	65
Secondary Cover Gas Control Header Pressure	kg/cm ²	PICA 36-2-3	#695	0.27	0.28	0.27	0.28	0.29	0.26
Grand Vessel Pressure	mmHg	PIS 83-2	#424	220	240	160	170	145	270
Upper-floor Area Atmospheric Pressure	"	PIPCAR4-101	#424	10	10	10	10	10.5	11.5
Under-floor Area Atmospheric Pressure	"	PIPCAR4-201	#424	6	8.5	5.0	7	14	5
Annular Space Pressure	"	PIPCAR4-501	#424	-0.8	-9.0	-9.0	9.0	8.8	-9.0

Table 1 Pressure of Primary Argon Gas System, Secondary Argon Gas System and etc.

Measuring Items	°C	Instrument No.	Instr. Location	Date		Reactor Power		Sodium Temp.	
				July 3, 1979	July 11, 1979	July 13, 1979	July 19, 1979	Aug. 9, 1979	July 8, 1978
				0 MW	50 MW	65 MW	75 MW	0 MW	* 50 MW
				250 °C	370~435 °C	370~455 °C	370~468 °C	250 °C	370~435 °C
Upper-floor Area Inlet	°C	TR1A84-101-1	#422	22.0	21.5	20.0	20.0	27.0	25.3
Operating Floor (R501)	"	-2	"	30.0	30.5	30.5	29.0	32.5	31.2
Reactor Pit Upper Room	"	-3	"	34.0	34.0	34.5	34.0	35.3	36.6
Main Pump (A) Aux. System Room (R412)	"	-4	"	33.0	33.0	33.5	32.0	31.6	32.2
Main Pump (B) Aux. System Room (R410)	"	-5	"	40.5	31.0	31.0	34.0	35.1	32.0
Valve Operating Room (East) (R303)	"	-6	"	33.5	35.0	35.0	35.0	35.0	34.8
TFD Equipment Room (R409)	"	-7	"	40.0	38.5	38.5	39.0	38.6	41.2
Duct Space (R403)	"	-8	"	34.5	34.5	35.0	34.5	32.5	31.2
Valve Operating Room (West) (R304)	"	-9	"	32.5	33.0	33.5	33.5	35.9	34.3
Equipment Pit Room (R406)	"	-10	"	30.5	30.5	30.5	30.0	33.3	22.5

Table 2 Ambient Temperatures at Reactor Containment Upper-floor Area Locations

Measuring Items	°C	Instrument No.	Instr. Location	Date		Reactor Power		Sodium Temp.	
				July 3, 1979	July 11, 1979	July 13, 1979	July 19, 1979	Aug. 9, 1979	July 8, 1978
				0 MW	50 MW	65 MW	75 MW	0 MW	* 50 MW
				250 °C	370~435 °C	370~455 °C	370~468 °C	250 °C	370~435 °C
Under-floor Inlet	°C	TR1A84-201-1	#422	16.5	19.5	20.0	20.0	17.8	20.8
IHX (B) Room (R204)	"	-2	"	33.0	40.0	41.5	42.5	35.7	41.0
IHX (A) Room (R201)	"	-3	"	32.5	40.0	41.5	42.0	35.4	41.6
Cold Trap Room (R202)	"	-4	"	30.5	36.5	38.0	38.0	32.8	39.2
OF/T Room (R105)	"	-5	"	31.5	39.0	40.5	40.5	34.3	40.4
" (")	"	-6	"	33.0	43.0	44.5	45.0	37.4	37.3
IHX (B) Room (R204)	"	-7	"	33.0	41.0	41.5	43.5	35.8	41.2
EMP Cooling Fan Outlet	"	-8	"	23.0	25.0	25.5	25.5	24.0	27.2
Secondary Main Loop (A) Room (R404)	"	-9	"	29.5	36.5	38.0	38.0	31.0	44.6
Secondary Main Loop (B) Room (R405)	"	-10	"	30.5	38.5	40.0	40.0	32.7	47.8
Rotating Plug Heat Exchanger Outlet	"	-11	"	32.0	16.0	17.0	18.0	34.1	23.2
Rotating Plug Outlet	"	-12	"	30.5	33.0	34.0	35.5	35.0	38.0
Rotating Plug + Neutron Detectors Outlet	"	-13	"	33.5	38.0	39.5	39.5	36.0	40.4
Under-floor Outlet	"	-14	"	32.5	40.5	42.0	42.5	35.1	43.2

Table 3 Ambient Temperatures at Reactor Containment Under-floor Area Locations (1)

Measuring Items	Units	Instrument No.	Location	Date		July 3, 1979	July 11, 1979	July 13, 1979	July 19, 1979	Aug. 9, 1979	July 8, 1978
				Reactor Power	Sodium Temp.	0 MW	50 MW	65 MW	75 MW	0 MW	* 50 MW
Oxygen Concentration	%	O ₂ FIAB4-201	#422	250 °C	370~435 °C	2.5	2.0	1.5	4.0	0.5	3.3

Table 4 Ambient Oxygen Concentration at Reactor Containment Under-floor

Measuring Items	Units	Instrument No.	Location	Date		July 3, 1979	July 11, 1979	July 13, 1979	July 19, 1979	Aug. 9, 1979	July 8, 1978
				Reactor Power	Sodium Temp.	0 MW	50 MW	65 MW	75 MW	0 MW	* 50 MW
New Fuel Assembly Storage Room (A413)	°C	TI 92-1	#414	250 °C	370~435 °C	24.5	20.0	19.0	18.5	19.1	28.0
Hot Piping Room (A206)	°	-2	°	27.5	370~435 °C	27.5	28.0	28.0	21.5	29.4	26.0
Primary Argon Gas Tank Room (A205)	°	-3	°	27.5	370~435 °C	27.5	27.0	27.0	26.0	29.4	27.0
Primary Cover Gas Vacuum Pump Room (A204)	°	-4	°	27.5	370~435 °C	27.5	27.5	27.5	26.5	28.5	27.5
Concrete Shield Cooling System Room (A201)	°	-5	°	31.0	370~435 °C	31.0	31.0	31.0	30.0	32.5	31.0
Primary Purification System HX Room (A207)	°	-6	°	28.0	370~435 °C	28.0	27.5	27.5	26.5	30.5	27.3
Fuel Assembly Cleaning Room (A302)	°	-7	°	26.5	370~435 °C	26.5	27.5	27.5	26.5	29.5	27.3
Equipment Room (A212)	°	-8	°	26.5	370~435 °C	26.5	25.5	24.5	23.0	26.8	26.5
Fuel Storage Pool HX Room (A211)	°	-9	°	26.5	370~435 °C	26.5	25.0	24.5	21.5	26.8	25.8
Secondary Loop Piping Room (A305)	°	-10	A305	31	370~435 °C	31	34	33	32.0	35.0	32.3

Table 5 Ambient Temperatures at Auxiliary Building Locations

Measuring Items	°C	Units	Instrument No.	Reactor Power Sodium Temp. Location	July 3, 1979	July 11, 1979	July 13, 1979	July 19, 1979	Aug. 9, 1979	July 8, 1978
					0 MW 250 °C	50 MW 370~435 °C	65 MW 370~455 °C	75 MW 370~468 °C	0 MW 250 °C	* 50 MW 370~435 °C
Secondary Dump Tank Room (S212)	°C		TR12X-1-1	S402	30.0	31.5	30.0	28.5	32.3	33.0
"	"		-2	"	34.0	36.5	34.0	31.0	35.8	38.3
Secondary Loop Piping Room (S303)	"		-3	"	27.0	28.5	27.0	25.0	29.7	30.5
Dump Heat Exchanger Room (S405)	"		-4	"	25.0	27.5	25.5	25.5	27.7	32.0
Space (S409)	"		-5	"	25.0	28.5	24.5	21.5	29.7	32.2
Secondary Loop Piping Room (S413)	"		-6	"	29.5	31.5	30.0	26.5	33.2	32.5
DHX Upper Room (S505)	"		-7	"	31.0	30.0	26.5	24.0	32.5	35.5
Secondary Cold Trap Room (S509)	"		-8	"	31.5	33.5	33.5	30.0	35.0	38.6
Secondary Over Flow Tank Room (S601)	"		-9	"	33.5	36.5	36.0	32.5	37.4	41.5
Air Temperature	"		-10	"	23.5	24.0	22.0	19.0	26.3	-

Table 6 Ambient Temperatures at Main Cooling Building Locations

Measuring Items	°C	Units	Instrument No.	Reactor Power Sodium Temp. Location	July 3, 1979	July 11, 1979	July 13, 1979	July 19, 1979	Aug. 9, 1979	July 8, 1978
					0 MW 250 °C	50 MW 370~435 °C	65 MW 370~455 °C	75 MW 370~468 °C	0 MW 250 °C	* 50 MW 370~435 °C
SRM CH. 1	°C		TR11-1-1	#223	60	100	108	110	70	102
" CH. 2	"		-2	"	60	110	110	112	70	102
IRM CH. 3	"		-3	"	60	100	102	105	70	97
" CH. 4	"		-4	"	60	105	109	110	69	101
" CH. 5	"		-5	"	60	100	105	109	69	98
PRM CH. 6	"		-6	"	30	32	33	32	32	31
" CH. 7	"		-7	"	35	42	42	42	38	42
" CH. 8	"		-8	"	35	41	42	41	37	42

Table 7 Neutron Detector Temperatures

Measuring Items	Units	Date		July 3, 1979	July 11, 1979	July 13, 1979	July 19, 1979	Aug. 9, 1979	July 8, 1978
		Reactor Tower Sodium Loop Instrument Location	Instrument No.	0 MW	50 MW	65 MW	75 MW	0 MW	* 50 MW
				250 °C	370~435 °C	370~455 °C	370~468 °C	250 °C	370~435 °C
GL-13780 Dire. 90°	°C	TR-1-1	R601	30.0	30.0	30.5	28.5	32.0	33.0
"	"	-2	"	31.0	35.0	36.5	33.5	35.0	37.8
"	"	-3	"	30.0	34.0	35.0	35.5	34.5	36.5
"	"	-4	"	32.0	31.5	32.0	31.5	32.0	37.9
"	"	-5	"	30.0	31.5	32.5	32.5	34.0	34.1
GL-13170 Dire. 180°	"	-6	"	30.0	33.0	34.0	33.5	33.5	35.0
"	"	-7	"	30.5	35.0	36.0	36.0	34.2	36.6
"	"	-8	"	29.5	30.5	31.0	30.5	32.5	33.5
GL-13700 Dire. 318°	"	-9	"	30.0	33.0	34.0	34.0	33.7	35.4
"	"	-10	"	31.0	32.0	33.0	33.5	35.0	35.7
"	"	-11	"	31.5	36.5	37.5	38.5	35.6	39.0
GL-10720 Dire. 90°	"	TR-2-1	"	30.0	32.0	32.5	32.0	33.7	35.0
"	"	-2	"	30.5	34.0	35.0	35.5	34.7	36.9
"	"	-3	"	31.0	35.0	36.0	36.5	35.1	38.0
"	"	-4	"	31.0	36.0	37.0	38.5	36.9	39.4
"	"	-5	"	31.5	36.5	38.0	39.0	36.2	40.0
GL-10700 Dire. 180°	"	-6	"	31.0	32.5	33.5	34.0	35.3	35.0
"	"	-7	"	31.0	35.0	36.5	36.5	35.1	37.3
"	"	-8	"	31.5	36.5	38.0	38.5	35.9	38.5

Table 8 Temperatures of Concrete Shield (1)

Measuring Items	Units	Date		July 3, 1979	July 11, 1979	July 13, 1979	July 19, 1979	Aug. 9, 1979	July 8, 1978
		Reactor Tower Sodium Loop Instrument Location	Instrument No.	0 MW	50 MW	65 MW	75 MW	0 MW	* 50 MW
				250 °C	370~435 °C	370~455 °C	370~468 °C	250 °C	370~435 °C
GL-10710 Dire. 318°	°C	TR-2-1	R6-1	30.5	32.5	33.5	33.5	34.2	35.5
"	"	-10	"	30.5	34.0	35.0	35.0	34.2	36.1
"	"	-11	"	31.5	33.0	34.0	35.0	36.5	37.0
GL-7840 Dire. 90°	"	TR-3-1	"	34.0	39.0	40.0	42.0	38.5	43.1
"	"	-2	"	33.0	38.0	39.5	41.0	38.1	41.9
"	"	-3	"	33.0	38.5	40.0	41.5	38.1	42.4
"	"	-4	"	32.5	38.0	39.5	40.0	37.6	40.5
"	"	-5	"	33.0	38.5	39.5	40.0	38.0	41.3
GL-7850 Dire. 202°	"	-6	"	33.0	38.0	39.0	39.0	38.0	39.9
"	"	-7	"	34.0	39.0	40.0	41.0	39.2	41.1
"	"	-8	"	34.0	39.5	41.0	42.0	40.0	42.0
GL-7890 Dire. 318°	"	-9	"	36.0	42.5	44.0	45.0	41.9	44.5
"	"	-10	"	36.0	42.0	43.5	45.0	42.4	44.5
"	"	-11	"	30.0	31.0	31.0	29.0	32.2	33.3
GL-5900 Dire. 90°	"	TR-1-12	"	49.0	59.0	60.0	61.0	51.9	60.0
" Dire. 180°	"	TR-2-12	"	30.0	30.5	31.0	29.0	32.2	33.1
" Dire. 320°	"	TR-3-12	"	52.0	65.0	68.0	70.0	56.1	68.0

Table 9 Temperatures of Concrete Shield (2)

試験項目	ナトリウム・カバールガスアルゴン分析試験 (PT-52)
実施期間	自 54年4月10日 至 54年3月15日
1. 目的	運転条件毎の冷却材ナトリウムおよびカバールガスアルゴンの純度管理に関する基礎的データを得る。
2. 試験方法	(1) 原子炉の各出力毎に、ナトリウムおよびカバールガスアルゴンを本設の各サンプリング装置によってサンプリングし、定量分析を行なって不純物濃度を定量化する。 (2) 放射性核種分析に関しては、サンプリングしたナトリウムおよびカバールガスアルゴン中の放射性核種をγ線計測装置等によって核種分析を行なう。
3. 試験結果(要約)	(1) ナトリウム (a) 酸素濃度は1次系、2次系共判定基準値(1次系10wt.ppm, 2次系20wt.ppm)を十分満足していた。 (b) 他の成分の濃度は全て管理目標値(例えば、水素1次系5wt.ppm, 2次系10wt.ppm)を十分満足していた。 (c) 1次系Na中の放射性核種は ²⁴ Na, ²² Naの他に、微量ではあるが、 ⁵⁴ Mn, ⁶⁰ Co等のC, Pが検出された。しかし、 ¹³¹ I, ¹³⁷ Cs等のF, Pは検出されなかった。 (d) プラズマ温度は1次系、2次系共判定基準値(1次系200°C, 2次系225°C)を十分満足していた。 (2) カバールガスアルゴン (a) 1次系、2次系共酸素濃度、炭素濃度等の一般成分は管理目標値を満足していた。 (b) 1次系A1中には ⁸⁶ Kr, ¹³⁶ Xe等のF, Pは検出されなかった。
4. 判定	判定基準値を十分満足している。
5. 特記事項	

1 次ナトリウム分析試験結果

試験時の アラート状態	停止日時	アラート時間	分析結果 (wt.ppm)										
			OF/T	C/T	PL	O	C	H	N	Cl	Fe	Ni	Cr
出力上昇時 (原子炉停止中)	4/12 10:48	アラート時間	233	<140	2.2	2.5	0.1	<0.2	<1.0	0.05	<0.02	0.03	J Na I 54-01
同上	5/14 11:15	アラート時間	48.1	<140	1.1	5.2	0.06	<0.2	<1.0	0.03	<0.02	0.01	J Na I 54-02
50 MW出力時	7/16 10:03	アラート時間	23.4	128	<140	1.5	-	-	-	-	-	J Na I 54-03	
75 MW出力時	7/28 16:00	アラート時間	23.7	422	<140	1.4	7.7	0.12	1.1	<1.0	0.03	<0.02	J Na I 54-04
同上	8/22 11:20	アラート時間	20min	420	125	<140	1.9	-	-	-	-	-	J Na I 54-05

(一般成分)

(放射性核種) ²⁴Na, ²²Naの他, ⁵⁴Mn, ⁵⁸Co, ⁶⁰Co, ⁵⁵Zn, ¹¹⁰Ag, ¹²⁷Sb等のC, Pは検出されたが, ¹³¹I, ¹³⁷Cs等のF, Pは検出されなかった。

2 次ナトリウム分析試験結果

試験時の アラート状態	停止日時	アラート時間	分析結果 (wt.ppm)												
			D/T	C/T	PL	O	C	H	N	Cl	Fe	Ni	Cr	Mo	
出力上昇時 (原子炉停止中)	4/11 9:10	アラート時間	24.0	242	149	153	4.1	1.8	0.18	0.3	1.7	0.01	<0.02	<0.01	J Na I 54-01
同上	4/21 7:15	アラート時間	23.4	248	118	127	2.2	4.7	0.08	0.4	2.0	0.03	<0.02	<0.01	J Na I 54-02
同上	5/13 22:51	アラート時間	30.5	241	118	125	1.1	4.7	0.07	0.2	<1.0	0.01	<0.02	<0.03	J Na I 54-05
65 MW出力時	7/15 17:00	アラート時間	24.0	348	119	*	2.0	4.5	0.10	1.1	2.3	0.02	<0.02	<0.01	J Na I 54-09
75 MW出力時	7/23 16:34	アラート時間	24.3	347	130	130	1.6	4.9	0.09	0.7	1.3	0.01	<0.02	<0.01	J Na I 54-10
同上	8/23 13:00	アラート時間	25.1	348	120	135	1.8	7.0	0.09	0.4	<1.0	0.01	<0.02	<0.01	J Na I 54-11

1次カバーガスアルゴン分析試験結果

試験時の プラント状態	サンプリング時刻		サンプリング時温度		主系統Na 流量A/B (m ³ /hr)	分析結果 (vol. ppm)							備 考
	フラッシング 停止日時	フラッシング 時 (hr)	炉容器入 口 A/B (°C)	炉容器出 口 A/B (°C)		O ₂	H ₂	N ₂	CO	CO ₂	CH ₄	He	
						30	20	2500	10	20	10	-	管理目標値
出力上昇前 (原子炉停止中)	5/12 20:45	4.1	258/258	260/258	1263/1258	102*	8.5	137	<1.1	18	8.6	<0.3	J Ar I 54-01
同上	6/8 13:40	3.0	250/251	252/250	1266/1261	1.2	8.6	810	<1.1	<2.2	7.9	<0.3	J Ar I 54-02
同上	6/8 16:00	2.0	251/251	252/250	1265/1255	1.8	9.9	840	<1.1	<2.2	8.8	<0.3	J Ar I 54-03
同上	7/3 13:25	2.1	266/266	268/266	1262/1262	<1	43.0	884	<1.1	<2.2	6.1	<0.3	J Ar I 54-04
50 MW出力時	7/5 13:45	2.1	370/370	435/431	1261/1265	1.2	33.0	842	<1.1	<2.2	6.4	<0.3	J Ar I 54-05
65 MW出力時	7/15 18:30	2.2	370/369	456/452	1261/1265	<1	23.4	763	<1.1	<2.2	10.0	<0.3	J Ar I 54-06
75 MW出力時	7/22 13:00	2.2	371/369	469/465	1264/1262	<1	96.0	645	<1.1	<2.2	17.4	<0.3	J Ar I 54-07
同上	8/22 11:53	2.0	370/369	471/466	1262/1264	-	34.3	595	<1.1	<2.2	2.1	<0.3	J Ar I 54-08

(放射性核種)

* 参考値

⁸⁵Kr, ¹³³Xe等のF, Pは検出されなかった。

2次カバーガスアルゴン (OF/T) 分析試験結果

試験時の プラント状態	サンプリング時刻		軸封Arガス 流量 A/B (m ³ /hr)	分析結果 (vol. ppm)							備 考
	フラッシング 停止日時	フラッシング 時 (hr)		O ₂	H ₂	N ₂	CO	CO ₂	CH ₄	He	
				50	30	5000	20	30	20	-	管理目標値
出力上昇前 (原子炉停止中)	4/10 11:12	2.0	0.25/0.25	<1	4.0	17.4	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-01
同上	5/14 14:26	2.0	0.25/0.25	<1	1.5	4.3	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-03
65 MW出力時	7/16 19:00	2.0	0.25/0.245	<1	0.8	7.0	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-06
75 MW出力時	7/22 16:00	2.0	0.25/0.25	<1	0.3	3.0	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-07
(*1) 70 MW出力時	8/23 12:00	2.0	0.245/0.245	-	0.7	9.6	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-08

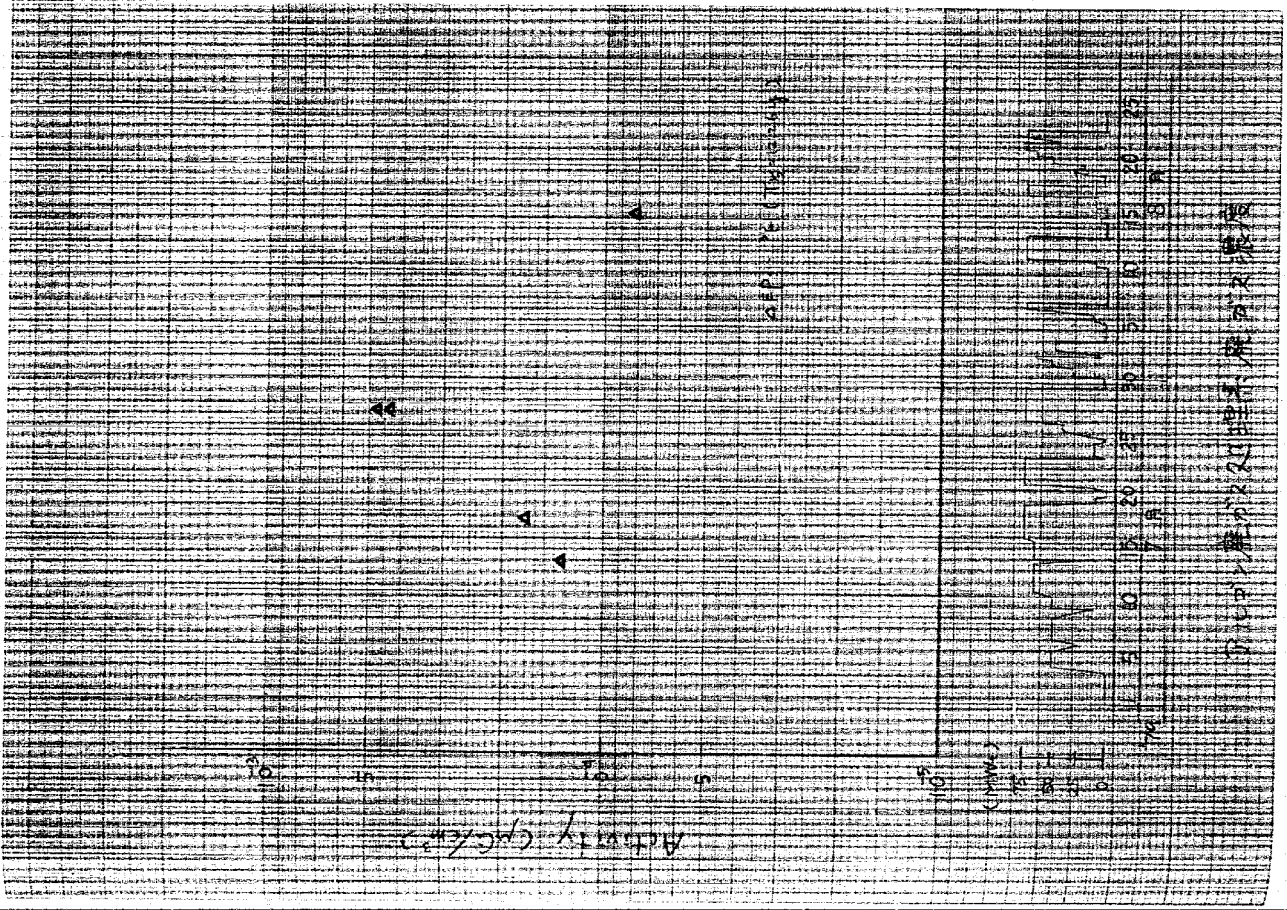
(*1) 70 MW (公称) 安定性試験M系列実施中

2次カバーガスアルゴン (D/T) 分析試験結果

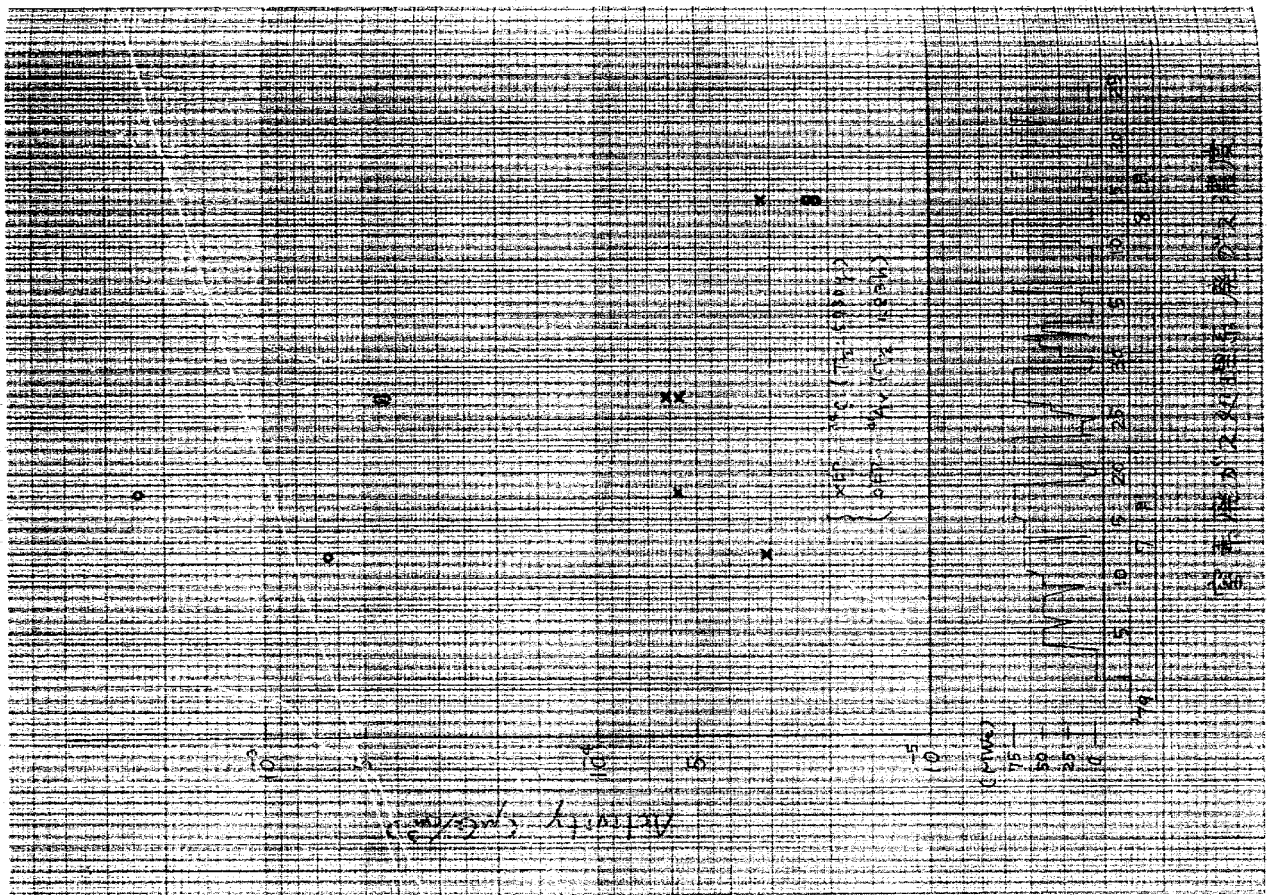
試験時の プラント状態	サンプリング時刻		サンプリング時温度 D/T (°C)	分析結果 (vol. ppm)							備 考
	フラッシング 停止日時	フラッシング 時 (hr)		O ₂	H ₂	N ₂	CO	CO ₂	CH ₄	He	
				50	30	5000	20	30	20	-	管理目標値
出力上昇前 (原子炉停止中)	4/10 11:12	2.0	249	<1	3.8	21.0	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-01
同上	5/14 14:26	2.0	240	<1	1.2	4.1	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-03
65 MW出力時	7/16 19:00	2.0	348	<1	0.6	11.2	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-06
75 MW出力時	7/22 16:00	2.0	348	<1	0.4	3.7	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-07
(*1) 70 MW出力時	8/23 12:00	2.0	348	-	1.0	12.5	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	J Ar II 54-08

(*1) 70 MW (公称) 安定性試験M系列実施中

試験項目	廃ガス濃度測定試験 (PT-53)																
実施期間	自 54年7月2日 迄 54年8月23日																
1. 目的	<p>試験期間中に廃ガスをサンプリングして、核種・濃度等についての基礎的データを収集する。また、測定値が管理基準値以下であることをあわせて確認する。</p>																
2. 試験方法	<p>あらかじめ真空にしたガス捕集用電離箱に、アルゴン廃ガスあるいは窒素廃ガスをサンプリングし、振動容量型電位計によって廃ガスの放射能濃度を測定する。また、ガス採取バッグを用いて同様に廃ガスをサンプリングし、Ge(Li)検出器付多重波高分析装置により廃ガス中の核種を同定する。</p> <p>更に、試験時の廃ガス処理系およびスタック系のガスのモニタの指示値を記録し、指示値が警報設定値以下で、かつ気体廃棄物の放出量が管理目標値(920 Ci/年)以下であることを確認する。</p>																
3. 試験結果(要約)	<p>(1) 廃ガス濃度確認試験</p> <p>75MW炉運転時のデータを下表に示す。ガス採取バッグに採取した廃ガスのγ線スペクトルでは、</p> <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)</th> <th>確認された核種</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>^{41}Ar ($T_{1/2} = 1.83 \text{ h}$) 以外</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>の核種は検出されていない</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>アルゴン系</td> <td>検出されず</td> <td>4.5×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>窒素系</td> <td>4.3×10^{-4}</td> <td>5.7×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>測定によりβ線放出の長半減期核種が検出されていることが認められた。廃ガス濃度の長半減期分については、アルゴン系は^3H ($T_{1/2} = 12.26 \text{ y}$)、窒素系は$^{14}\text{C}$ ($T_{1/2} = 5730 \text{ y}$) が支配的に存在するとして算出し、別添(1)、(2)に示してある。なお、試験結果はパイパス放出時の管理基準値 ($0.03 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を1桁以上下回っている。 </td></tr></tbody> </table> <p>(2) ガスモニタ指示値確認試験</p> <p>ガスモニタ(GM-3, 5, 6, 7, 8)の指示値は、期間中全て警報設定値以下であった。また、スタックからの気体廃棄物の放出量も、全て検出限界(約100 Ci/年)以下であった。</p>	核種	放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	確認された核種	^{41}Ar ($T_{1/2} = 1.83 \text{ h}$) 以外			の核種は検出されていない			アルゴン系	検出されず	4.5×10^{-4}	窒素系	4.3×10^{-4}	5.7×10^{-5}	測定によりβ線放出の長半減期核種が検出されていることが認められた。廃ガス濃度の長半減期分については、アルゴン系は ^3H ($T_{1/2} = 12.26 \text{ y}$)、窒素系は ^{14}C ($T_{1/2} = 5730 \text{ y}$) が支配的に存在するとして算出し、別添(1)、(2)に示してある。なお、試験結果はパイパス放出時の管理基準値 ($0.03 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を1桁以上下回っている。
核種	放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	確認された核種															
^{41}Ar ($T_{1/2} = 1.83 \text{ h}$) 以外																	
の核種は検出されていない																	
アルゴン系	検出されず	4.5×10^{-4}															
窒素系	4.3×10^{-4}	5.7×10^{-5}															
測定によりβ線放出の長半減期核種が検出されていることが認められた。廃ガス濃度の長半減期分については、アルゴン系は ^3H ($T_{1/2} = 12.26 \text{ y}$)、窒素系は ^{14}C ($T_{1/2} = 5730 \text{ y}$) が支配的に存在するとして算出し、別添(1)、(2)に示してある。なお、試験結果はパイパス放出時の管理基準値 ($0.03 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を1桁以上下回っている。																	
4. 判定	良好																
5. 特記事項																	

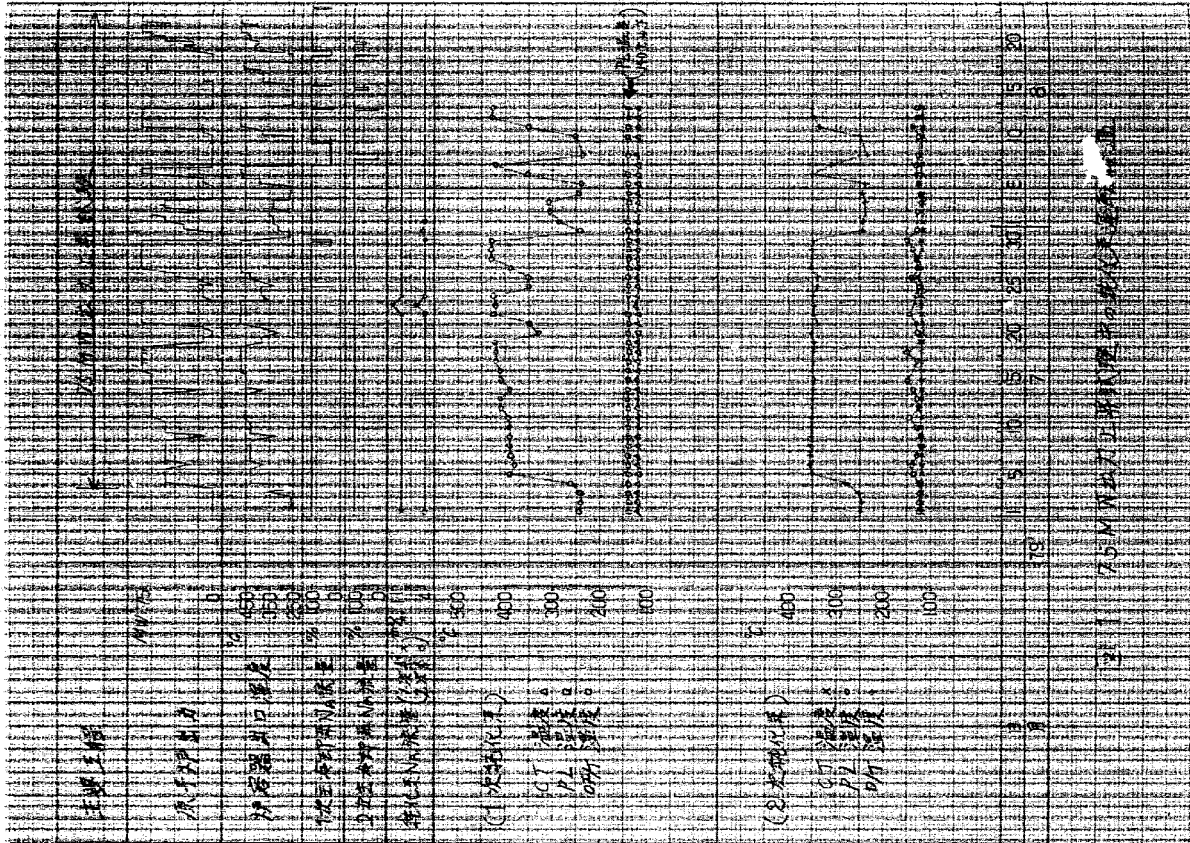


試験項目	コールドトラップ性能確認 (PT-55)
実施期間	自 54 年 7 月 3 日 至 54 年 8 月 23 日
1. 目的	各出力状態におけるナトリウムの純度管理状態を把握して、コールド・トラップの性能評価を行なう。
2. 試験方法	本試験に関する作業は、全て、原子炉の通常運転操作に含まれる。1次及び2次純化系を定格運転とし、ブラギング温度測定時のデータ等により、純度管理状態を把握する。
3. 試験結果 (要約)	各出力状態においてコールド・トラップの良好な制御がなされた。 試験期間中の1次系ブラギング温度は140℃以下*、2次系ブラギング温度は124℃～130℃であった。
4. 判定	良好
5. 特記事項	* 1次系ブラギング温度の"140℃以下"はブラギング計の測定限度が140℃であることによる。



III 遮蔽特性

ST-11 空間線量率分布



試験項目	空間線量率分布測定 (ST-11)
実施期間	自 54 年 7 月 9 日 至 54 年 8 月 14 日
1. 目的	<p>原子炉出力 75MWt 時および炉停止後の管理区域、保安区域、周辺監視区域の空間線量率が各場所における放射線遮蔽区分を満足していることを確認する。</p> <p>2. 試験方法</p> <p>原子炉出力 75MWt 運転時および炉停止一定時間後の空間線量率が規定されている室について空間線量率を測定した。</p> <p>測定器は、ガンマ線量率に対しては、GMサーベイメータ、電離箱サーベイメータ、シンチレーション式 NaI サーベイメータを、中性子線量率に対しては、レムカウンタを用いた。また一部の場所では、65cc Pure Ge SSDによりガンマ線スペクトルを測定しガンマ放出核種の同定をおこなったことを確認した。</p>
3. 試験結果	<p>1. 原子炉出力 75 MWt 運転時</p> <p>① ガンマ線量率</p> <p>主循環ポンプ駆付部で最高 11mR/h グリッパ洗浄室で 4.0mR/h と比較高い値が検出されたがその他の管理区域内においては放射線遮蔽設計区分値をこえる点はなかった。保安区域、周辺監視区域内では、Background と有意な差は認められなかった。</p> <p>② 中性子線量率</p> <p>主循環ポンプ上蓋室で最高 2.0 mrem/h であったがその他の区域では中性子は検出されなかった。</p> <p>2. 原子炉停止後 (1 時間後, 1 週間後)</p> <p>炉上部ピット室の 1 時間後の空間線量は最高 1.0 mR/h であった。(CRD 付近でストリーミングが検出され 10 mR/h あったがこれはストリーミング放射線に対する遮蔽設計区分値を満足している。) また主循環ポンプ据付部以外は、48 時間後には 2 mR/h 以下であった。またこの点でのガンマ線量は Na-24 であることがガンマスペクトルにより確認されたので 1 週間後には 2 mR/h 以下になると推定できる。中性子はいかなる場所においても全く検出されなかった。</p>
4. 判定	判定基準を満足している。
5. 特記事項	

(単位) R: mR/h mrem/h

ポイント	1*	2*	3*	4*	5*	6	7*	8*	9*	10	11	12	13*	14*
ガンマ線量率	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05
中性子線量率	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
50MW	0.04	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05
50MW	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
65MW	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
75MW	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1

* 東岡 70 室
 ** コロニル-9-137 (2 部)
 *** 50MW 炉内 7 室 周辺監視区域 (53 7B) (自主検査記録)

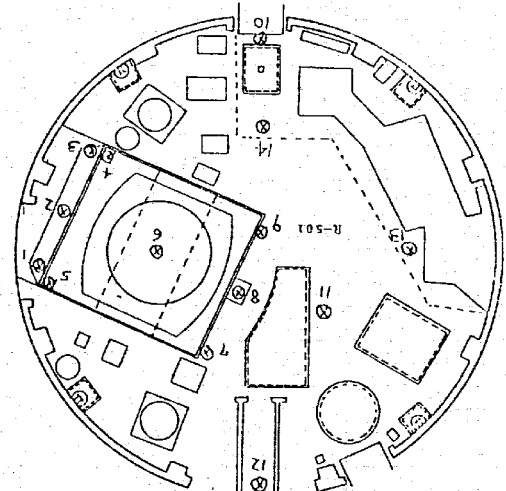


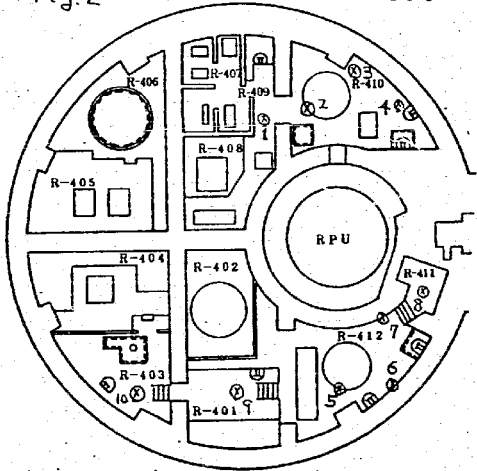
Fig. 1
 測定点
 放射線遮蔽設計区分

格内BIF空間線量率測定結果

◎印 測定点 1~10.

使用測定器: δ : 電離箱サベイタ
GMサベイタ
 n : LMCカウンター

Fig. 2



◎ 炉出力が低い時の方が線量率が大きいポイントがあるがこれは、測定位置が微妙に違うことおよびGMサベイタと電離箱サベイタの違いによると思われる。

単位 δ : mR/h
 n : mrem/h

ポイント	炉出力	50MW	50MW	65MW	75MW
1	δ	<0.03	0.1	0.25	0.05
	n	<0.1	<0.1	0.12	<0.1
2*	δ	—	10	8.0	10
	n	—	—	2.0	—
3	δ	2.0	0.15	0.2	0.85
	n	0.15	0.25	0.5	0.65
4	δ	0.1	0.12	0.1	0.08
	n	0.15	—	<0.1	<0.1
5*	δ	10	10	9.5	11.0
	n	<0.1	—	<0.1	<0.1
6	δ	—	0.05	0.1	0.05
	n	—	—	<0.1	<0.1
7	δ	—	0.2	1.3	0.65
	n	—	—	0.1	<0.1
8	δ	3.0	2.0	3.5	4.0
	n	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
9	δ	0.04	0.3	0.7	1.8
	n	<0.1	—	<0.1	<0.1
10	δ	0.03	0.04	0.03	0.12
	n	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1

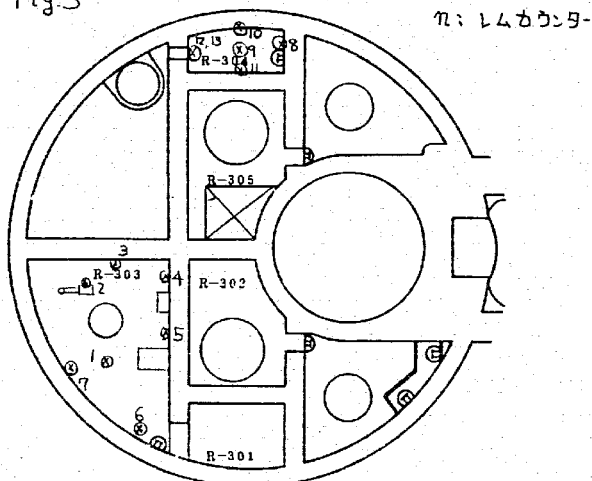
* ホットスポット部表面の値
** 50MW 出力上昇試験時測定値 (S53.7月) (自主検査記録)

格内BIF空間線量率測定結果

◎印 測定点 1~13

使用測定器 δ : 電離箱サベイタ
GMサベイタ

Fig. 3



◎ 炉出力が低い時の方が線量率が大きいポイントがあるがこれは、測定位置が微妙に違うことおよびGMサベイタと電離箱サベイタの違いによると思われる。

単位 δ : mR/h
 n : mrem/h

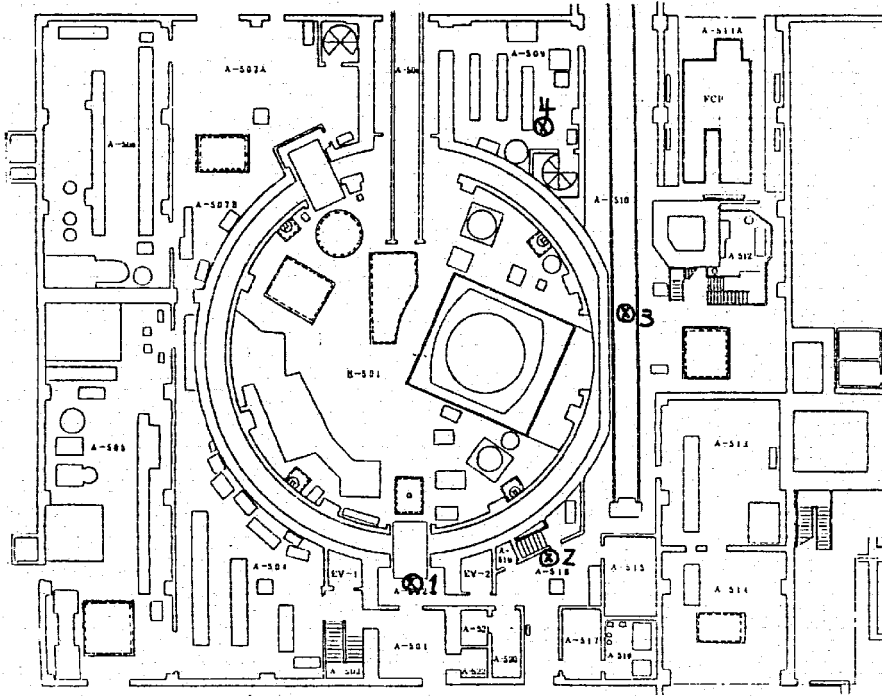
ポイント	炉出力	50MW	50MW	65MW	75MW
1	δ	0.04	0.04	0.15	0.1
	n	<0.1	—	<0.1	<0.1
2	δ	—	0.90	2.5	0.6
	n	—	—	<0.1	<0.1
3	δ	0.3	0.25	0.5	0.5
	n	<0.1	—	<0.1	<0.1
4	δ	—	0.12	0.4	0.15
	n	—	—	<0.1	<0.1
5	δ	0.6	0.08	0.1	2.2 (Pb70)
	n	<0.1	—	<0.1	<0.1
6	δ	—	0.20	0.2	0.2
	n	—	—	<0.1	<0.1
7	δ	—	0.06	0.15	0.1
	n	—	—	<0.1	<0.1
8	δ	0.04	0.05	0.15	0.08
	n	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
9	δ	—	0.07	0.10	0.05
	n	—	<0.1	<0.1	<0.1
10	δ	0.05	0.05	0.10	0.05
	n	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
11	δ	0.07	0.10	0.20	0.14
	n	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
12*	δ	0.05	—	—	0.02
	n	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
13**	δ	—	12	6.0	6.5
	n	—	<0.1	<0.1	<0.1

* 床面より 1m の高さの空間
** 床面での値 (~10cm X 2cm のエリア)
*** 50MW 出力上昇試験時測定値 (S53.7月) (自主検査記録)

原子炉付属建家1F(管理区域)空間線量率測定

Fig 4

1 F



⊗印：測定点 1~4

測定日時：54年7月23日

原子炉出力：75MWt

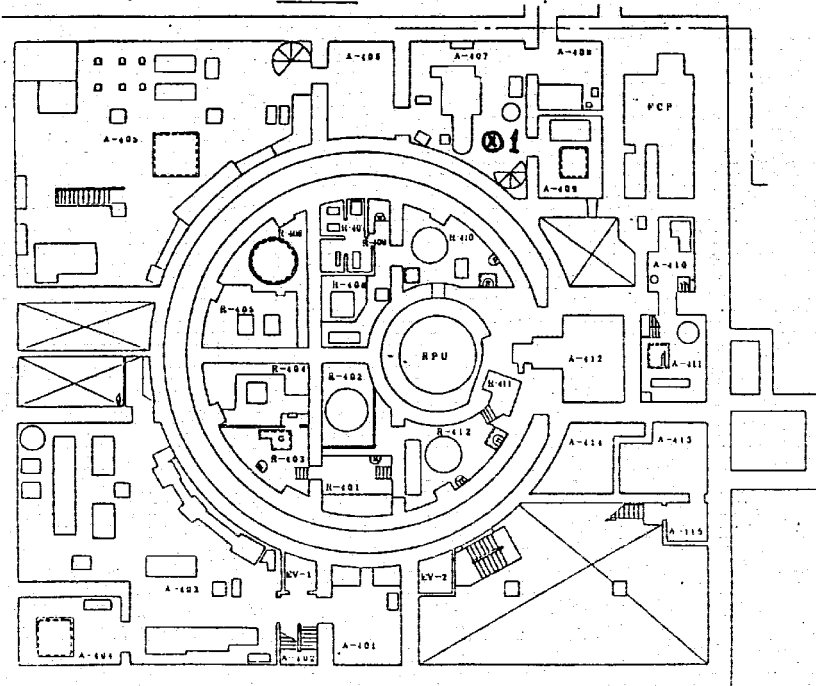
測定器：GMサーベイタ-9

測定点	測定値(mR/h)
1	<0.03
2	〃
3	〃
4	〃

原子炉付属建家BM1F(管理区域)空間線量率測定

Fig 5

BM 1 F



⊗印：測定点 1

測定日時：54年7月23日

原子炉出力：75MWt

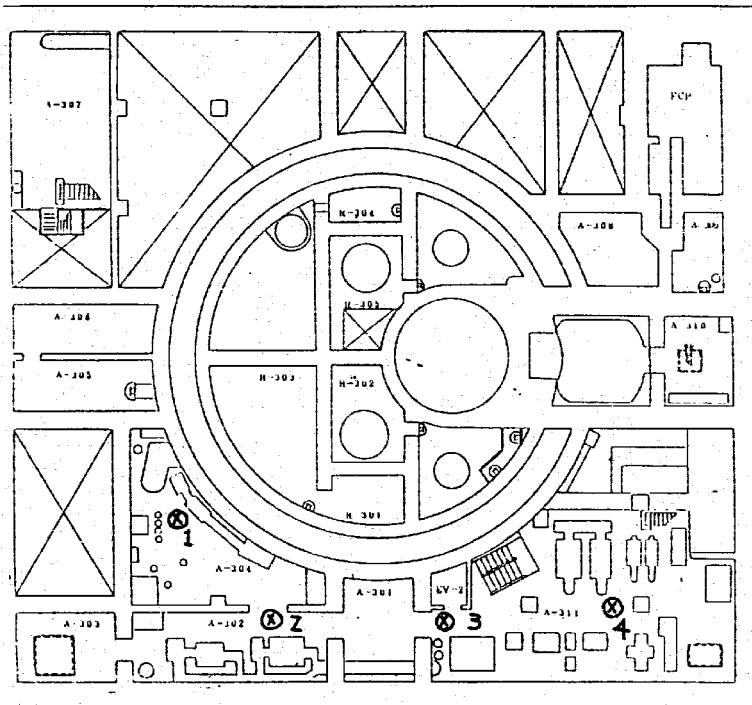
測定器：GMサーベイタ-9

測定点	測定値(mR/h)
1	<0.03

原子炉付属建家B1F(管理区域)空間線量率測定

Fig. 6

B1F



⊗印：測定点1~4

測定日時：54年7月23日

原子炉出力：75MW_e

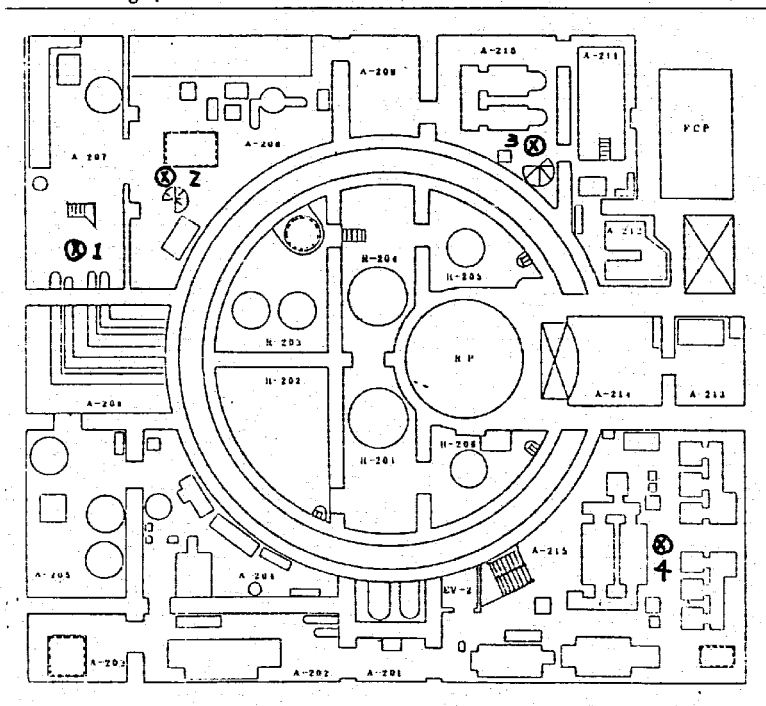
測定器：GMサーベイナ-9

測定点	測定値(mR/h)
1	< 0.03
2	〃
3	〃
4	〃

原子炉付属建家BM2F(管理区域)空間線量率測定

Fig. 7

BM2F



⊗印：測定点1~4

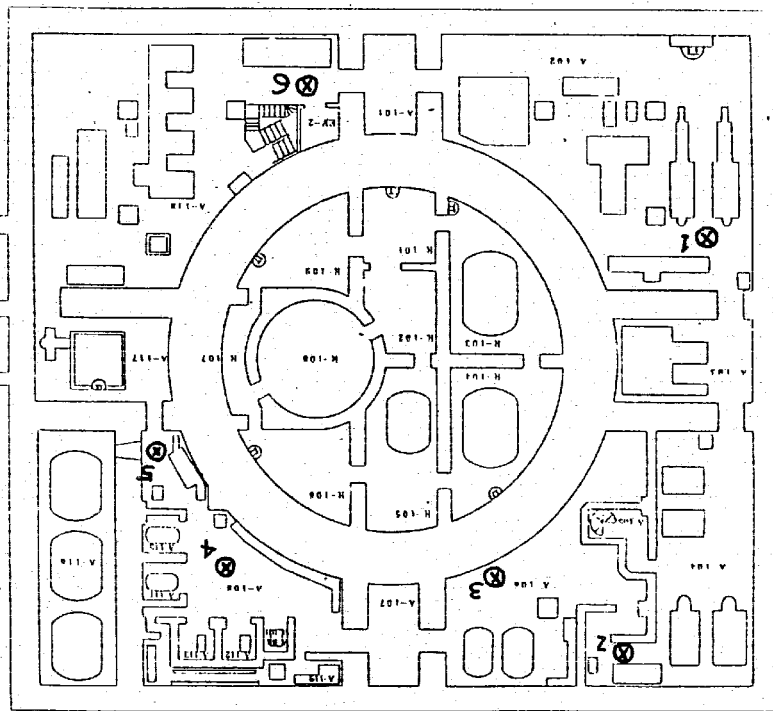
測定日時：54年7月23日

原子炉出力：75MW_e

測定器：GMサーベイナ-9

測定点	測定値(mR/h)
1	< 0.03
2	〃
3	〃
4	〃

新山子園線線路B-25(線路別) 汚染濃度測定結果



測定地点	1	2	3	4	5	6
測定値 (Bq/m ³)	<0.03	0.03	0.5	<0.03	0.08	<0.03

汚染濃度 1~6
 測定日時: 5月7日23日
 測定地点: 75MW
 測定器: GMサハヤ9

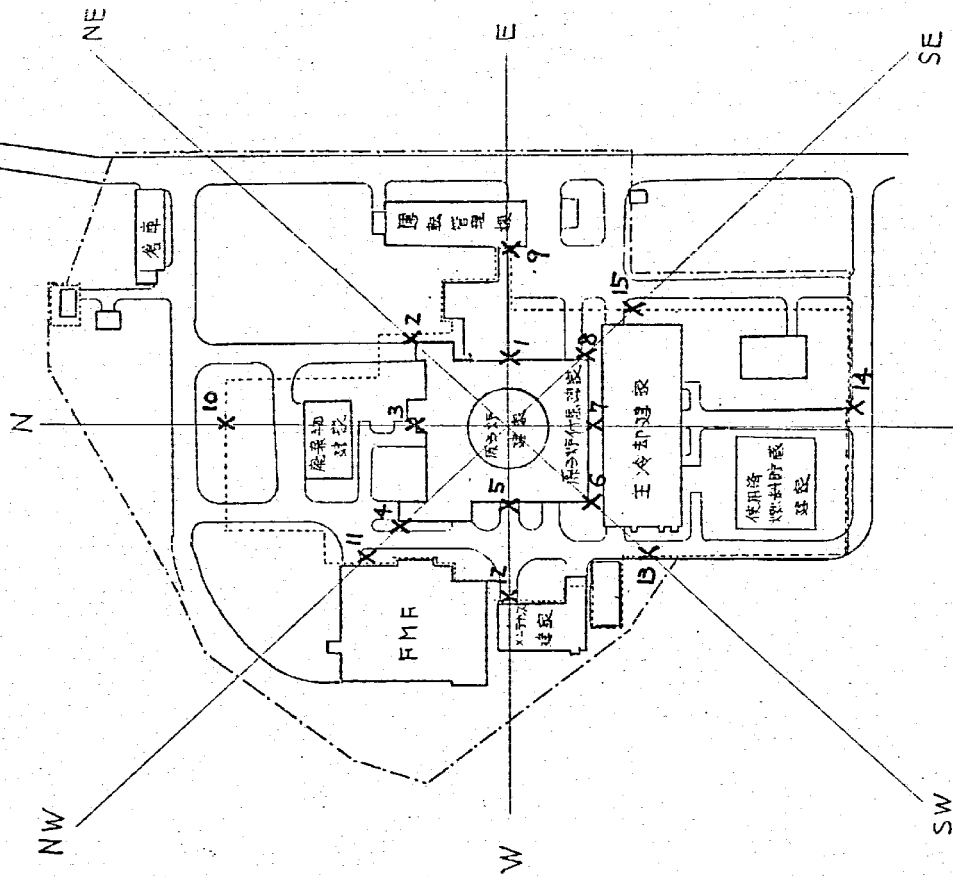
「常陽」周辺の空間線量率測定結果
測定器: シンチレーションカウンタ TCS-121C

測定点 ポイントNo.	測定値 (mR/h)		備考
	50MW(78.7.7)	65MW(79.7.13)	
1	0.0075	0.0080	0.0085
2	0.0065	0.0080	0.0105
3	0.0090	0.0120	0.0100
4	0.0080	0.0110	0.0105
5	0.0050	0.0120	0.0110
6	0.0060	0.0100	0.0095
7	0.0095	0.0130	0.0120
8	0.0075	0.0090	0.0105
9	0.0090	0.0120	0.0120
10	0.0070	0.0120	0.0065
11	0.0070	0.0120	0.0080
12	0.0055	0.0090	0.0075
13	0.0065	0.0100	0.0100
14	0.0050	0.0070	0.0095
15	0.0080	0.0090	0.0095
16	0.0050	0.0050	0.0045
17	0.0050	0.0060	0.0075
18	0.0065	0.0045	0.0045
19	0.0045	0.0040	0.0040
20	0.0055	0.0055	0.0050
21	0.0050	0.0045	0.0045
22	0.0045	0.0045	0.0045
23	0.0065	0.0060	0.0050
24	0.0050	0.0045	0.0045
25	0.0080	0.0085	0.0090
26	0.0070	0.0055	0.0060
27	0.0050	0.0050	0.0045
28	0.0055	0.0053	0.0060
29	0.0050	0.0050	0.0055
コメント	50MW出力上昇 試験時測定	JMTR停止中	JMTR停止中

測定ポイントについてはFig. 9.10 参照

Fig.9

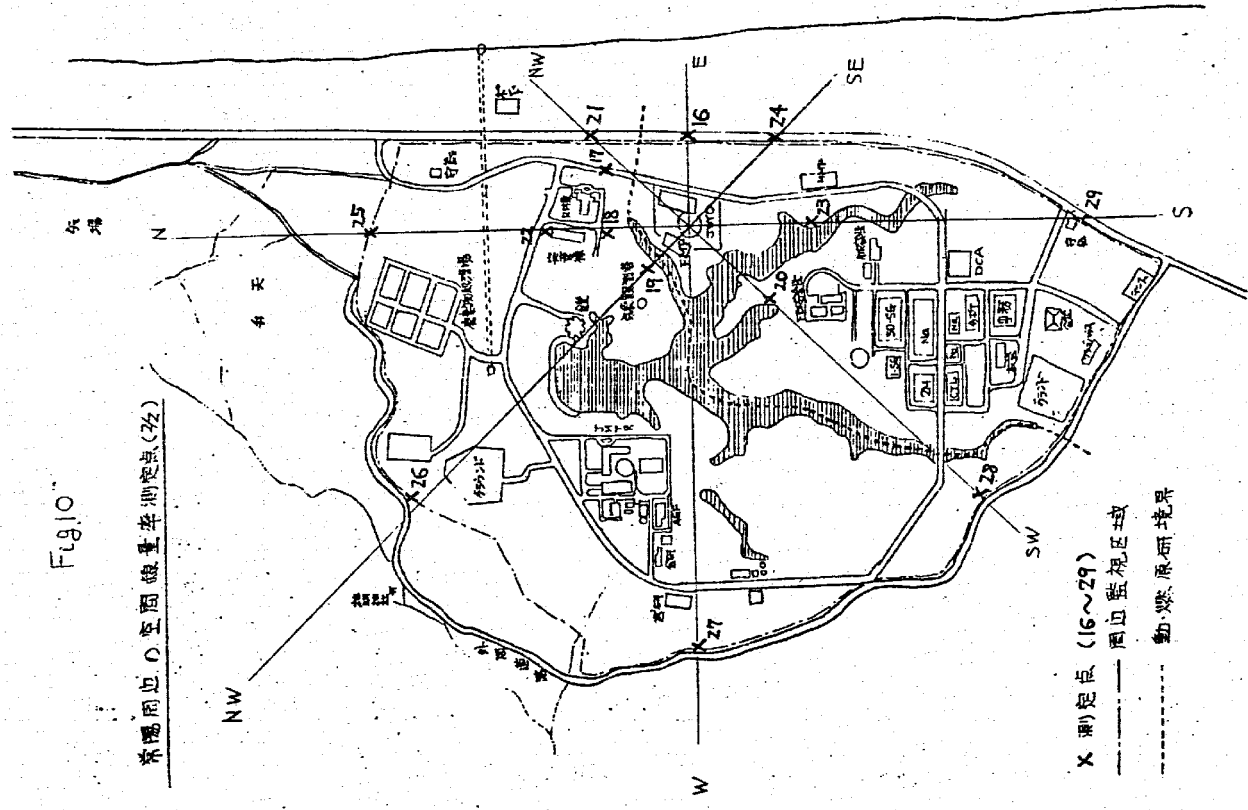
帯陽周辺の空間線量率測定点(1/2)



----- 保安区域境界
 —— PP用フェンス
 X 測定点 (1~15)

Fig.10

帯陽周辺の空間線量率測定点(2/2)



X 測定点 (16~29)
 —— 周辺監視区域
 ----- 動燃源境界

1. 炉上部ピット室内の空間線量率測定結果
(原子炉停止1時間後)

測定日時：S.54年8月7日 11:20

原子炉出力、停止時刻：停止前炉出力 75MWt

8月7日10:20 手動スクラムで停止

使用測定器：(n) レムカウンタ

(7) GMサーベイメータ、電離箱サーベイメータ

Table. 1

線 種	中性子線量率 (mrem/h)	ガンマ線量率 (mR/h)	コ メ ン ト
1	< 0.1	0.075	
2	"	0.25	
3	"	0.10	床面では0.08mR/h
4	"	0.10	
5	"	0.10	床面での値
6	"	0.75	
7	"	1.0	
8	"	0.05	M-3マンホール上
9	"	0.10	回転プラグ側面
10	"	0.45	
11	"	0.20	回転プラグ側面
12	"	0.30	
13	"	0.05	核計装孔上
14	"	"	"
15	"	"	M-2マンホール蓋上
16	"	0.045	核計装孔上
17	"	0.090	M-1マンホール蓋上
18	"	0.25	
19	"	0.045	核計装孔上

可パージ結果

線種 No.	中性子線量率 (mrem/h)	ガンマ線量率 (mR/h)	
20	< 0.1	0.035	
21	"	0.030	
22	"	0.070	
23	"	0.060	
24*	"	max 9.5	ストリーミング
25*	"	max 2.0	"
26*	"	max 10.0	"
27	"	0.025	

(*) この値は制御種超動機をまわりのストリーミングで示す

ストリーミングは3次元存在した。ストリーミングの基準値については

添付資料(基準値見直し)設計及び工事の認可申請書 No.37

のZZZ設計条件(PSI)を参照

回転プラグ上

Fig. 1 炉上部ピット回転プラグ上空間線量率測定点

(原子炉停止
1時間後)

測定点 No. 20 ~ No. 27

(*) この室の放射線遮蔽設計区画は、原子炉運転中
D区域 (32mrem/hr 以上, 立入
禁止区域)
原子炉停止1時間後
A区域である

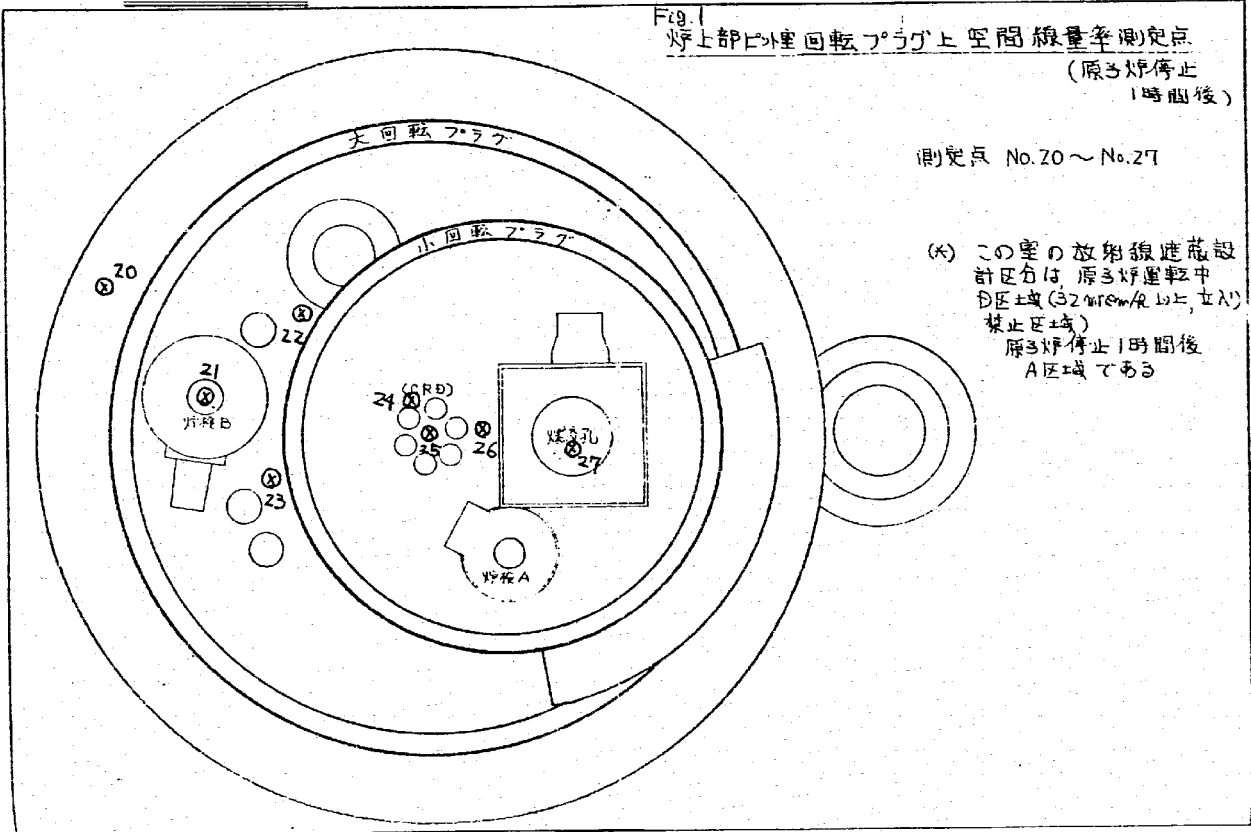


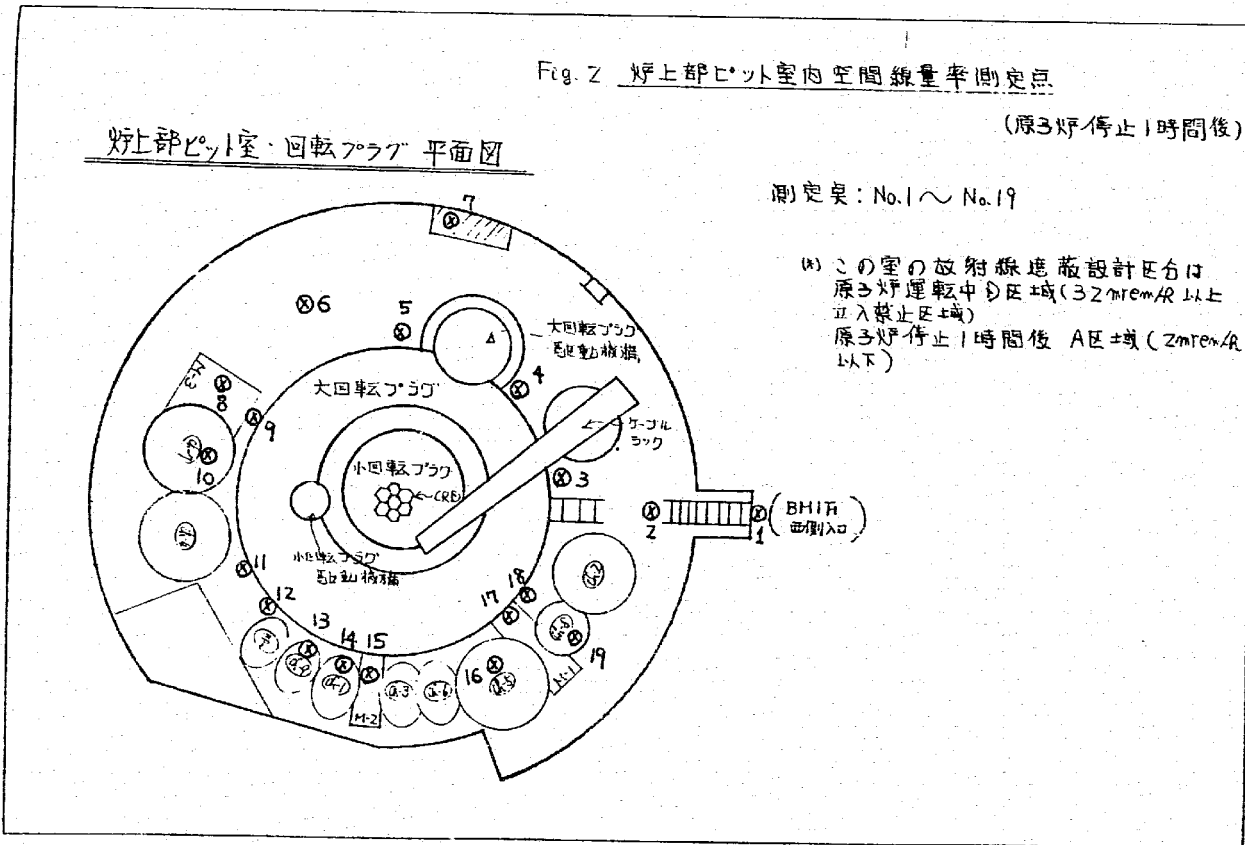
Fig. 2 炉上部ピット室内空間線量率測定点

(原子炉停止1時間後)

測定点: No. 1 ~ No. 19

(*) この室の放射線遮蔽設計区画は、
原子炉運転中 D区域 (32mrem/hr 以上
立入禁止区域)
原子炉停止1時間後 A区域 (2mrem/hr
以下)

炉上部ピット室・回転プラグ 平面図



2. 格納容器内床下B1Fの空間線量率測定結果

(原子炉停止後)

8/7 10:20 炉停止 ポイント No.	測定時刻 停止後 級種	単位 mR/h				備考
		8/7 11:25 1 hr 後	8/7 16:18 6 hr 後	8/8 10:20 24 hr 後	8/9 11:15 48 hr 後	
1	γ	0.06	0.04	0.03 以下	0.03 以下	床下 1 m
2	"	0.04	0.04	0.03 以下	0.03 以下	"
3	"	0.06	0.06	0.03 以下	0.03 以下	"
4	"	0.08	0.05	0.04	0.03 以下	"
5	"	0.09	0.06	0.045	0.03 以下	"
6	"	(0.05 以下)	0.055	0.03 以下	0.03 以下	"
7	"	(0.39)	0.15	0.08	0.05	"
8	"	0.08	0.05	0.03 以下	0.03 以下	"
9	"	0.04	0.04	0.03 以下	0.03 以下	"

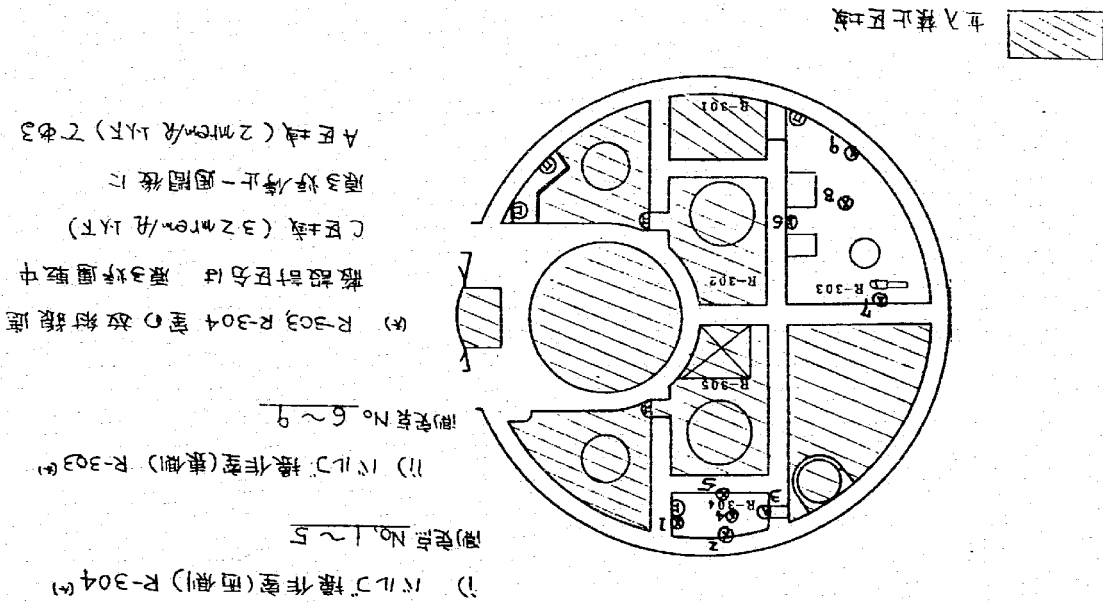
(Background 0.03mR/h)

。手動スクラム時刻 8/7 10:20

。測定器 GM-サーベイメータ

(注) () 内: 電離箱サーベイメータ

Fig. 3 格納容器内床下B1Fの空間線量率測定結果の位置関係図



3. 格納容器内床下BM1Fの空間線量率測定結果

(原子炉停止後)

8/7 10:20 手動スクラム

単位 mR/hr

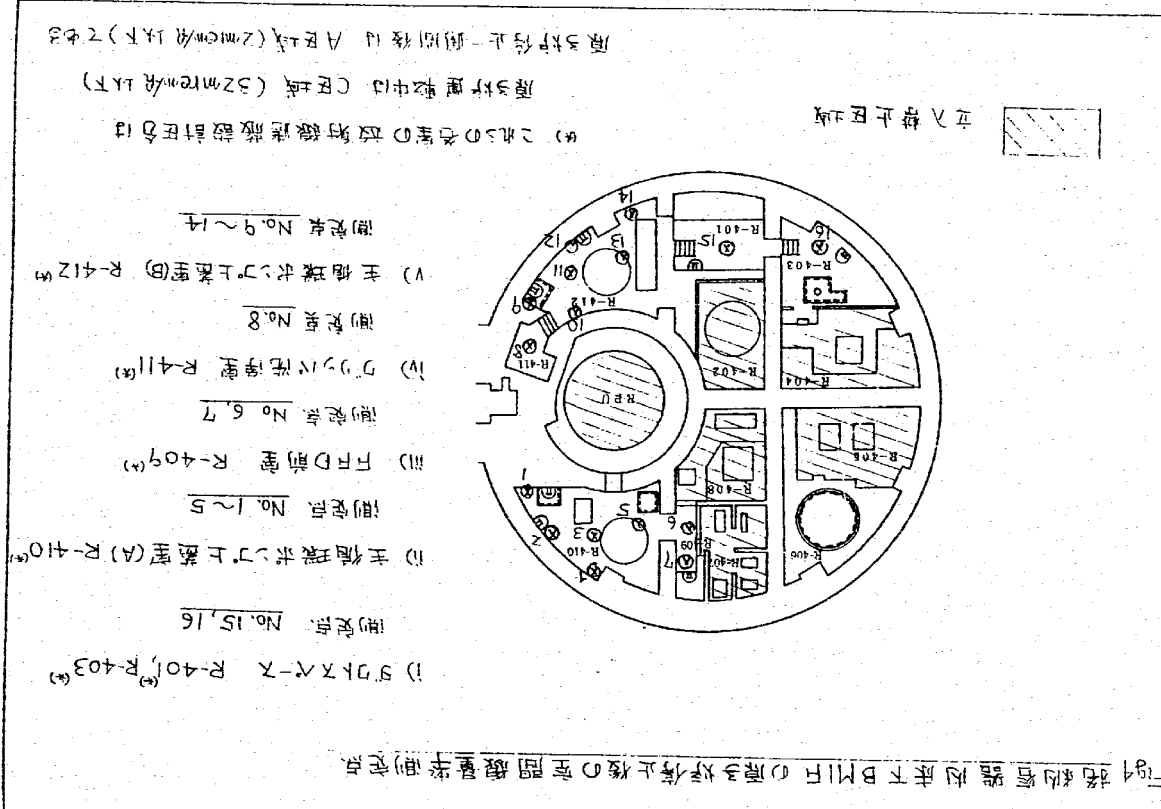
測定時刻 停止 ポイント No.	測定時刻 停止後 経過	8/7		8/7		8/8		8/9		備 考
		11:25 1 hr後 (2.9)	16:18 6 hr後 3.0	10:20 24 hr後 1.5	11:15 48 hr後 0.35	10:20 24 hr後 0.05	11:15 48 hr後 0.03以下	10:20 24 hr後 0.25	11:15 48 hr後 0.15	
1	r	(2.9)	3.0	1.5	0.35	0.1	0.05	0.03以下	0.03以下	床上1 m
2	"	0.2	0.1	0.05	0.03以下	0.25	0.15	0.03以下	"	"
3	"	(0.8)	0.6	0.03	0.03以下	0.08	0.03	0.03以下	"	"
4	"	0.15	0.08	0.03	0.03以下	10.0	1.5	0.03以下	"	ポンプ駆付部
5	"	(9.4)	10.0	4.0	1.5	4.0	1.5	0.03以下	"	床上1 m
6	"	0.05	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.03以下	"	"
7	"	0.03	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.85	0.35	0.03以下	"	"
8	"	2.5	2.0	2.0	0.85	2.0	0.85	0.35	"	"
9	"	4.5	4.1	4.1	2.0	2.0	0.45	0.45	床面	"
10	"	(0.19)	0.35	0.15	0.07	0.15	0.07	0.07	0.07	床上1 m
11	"	0.55	0.4	0.20	0.08	0.20	0.08	0.08	"	"
12	"	(0.29)	0.15	0.07	0.03以下	0.07	0.03以下	0.03以下	"	"
13	"	(10.4)	10.0	6.0	2.2	6.0	2.2	0.03以下	"	ポンプ駆付部
14	"	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.03以下	"	床上1 m
15	"	0.3	(1.0)	0.15	0.045	0.15	0.045	0.045	" () は床面	"
16	"	0.15	0.05	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.03以下	0.03以下	"	"

(Background 0.03mR/h)

測定器 GM-サーベイレータ

(注) () 内: 電離箱

上記の測定値はNa²⁴の半減期15.0hを用いて1週間後に外挿すると全て0.03 mR/h以下になる。



この図の各所の放射線量率測定時刻は
測定室番号中に () 付 (32mrem/h 以下)
測定室番号 - 測定時刻中に A 付 (2mrem/h 以下) である

IV 運転監視

- MT-11 放射線管理
- MT-21 燃料破損検出系
- MT-31 音響法炉内異常監視

試験項目	放射線管理 (MT-11)
実施期間	自 54 年 7 月 日 至 54 年 8 月 日
1. 目的	性能試験期間中、放射線管理用モニターの指示値を監視して、運転のための基礎的データを得る。
2. 試験方法	放射線監視盤(412盤)において、各原子炉出力毎にモニターの指示値を記録確認し、得られた指示値について比較検討する。
3. 試験結果(要約)	<p>一般作業区域(A区域)に設置したモニタ及びスタックモニタの指示値には、出力上昇に伴う顕著な変化は見られず異常のない事が確認された。その他バルブ操作室(遮蔽区分:O(運転中)→A(停止後一時間))においては、出力上昇に伴うプラント状態の変化に応じた変化が若干認められた。</p> <p>炉上部ピット室、カバークラス FFD 室、IHX 系設置のγ線エリアモニタは、各出力に応じた指示値の上昇及びナトリウム-24 の減衰に応じた指示値の減衰が観察された。</p> <p>廃ガス系のモニタの指示は、安全容器呼吸系、N₂予熱系からの Ar 吐出状況に応じた指示値変化を示し、廃ガス放出状況を適確にモニタリング出来ることを確認できた。</p> <p>なお、全期間を通じて遮蔽設計基準を越え、または越えるおそれのある指示値は観察されなかった。</p>
4. 判定	良 好
5. 特記事項	

放射線監視盤指示記録 (I)

モニタ名	警報設定値	指示値				
		H.G値	50 MW	55 MW	65 MW	75 MW
操作室	H:100 ml/h L:10 "	54 7/2 9:00 <1 ml/h	54 7/7 8:50 <1 ml/h	54 7/10 9:00 <1 ml/h	54 7/13 8:45 <1 ml/h	54 7/23 14:15 <1 ml/h
	H:100 "	<1	<1	<1	<1	<1
	L:10 "	<1	<1	<1	<1	<1
水冷却池室	2 "	0.017	0.016	0.016	0.016	0.017
	10 "	0.015	0.014	0.015	0.014	0.015
燃料貯蔵室	2 "	0.017	0.015	0.016	0.016	0.019
	2 "	0.018	0.017	0.016	0.018	0.018
エアロク付近	2 "	<1	2.0	5.0	7.0	8.5
	50 "	<1	10.0	13.0	20	35
炉上部ピット	2 "	<1	<1	<1	<1	<1
	10 "	<1	<1	<1	<1	<1
カバールガスFPD	2 "	0.025	0.019	0.025	0.022	0.022
	2 "	0.020	0.017	0.020	0.020	0.020
主循環ポンプ上蓋	10 "	0.025	0.045	0.050	0.060	0.070
	10 "	0.026	0.055	0.060	0.070	0.090
手動バルブ操作室	A "	<10 ³	1.2 × 10 ⁶	8.0 × 10 ⁵	1.4 × 10 ⁶	1.6 × 10 ⁶
	B "	<10 ³	1.5 × 10 ⁶	*	*	*
中央制御室	2 "	0.025	0.019	0.025	0.022	0.022
	2 "	0.020	0.017	0.020	0.020	0.020
管理区域出入口	2 "	0.016	0.015	0.016	0.016	0.015
	2 "	<1	<1	<1	<1	<1
キャスクカー移動エリア	10 "	<1	<1	<1	<1	<1
	2 "	<1	<1	<1	<1	<1
キャスクカー点検室	2 "	0.017	0.014	0.016	0.016	0.017
	2 "	0.011	0.020	0.011	0.11	0.10
燃料洗浄機器室	10 "	0.025	0.017	0.025	0.025	0.025
	2 "	0.017	0.015	0.020	0.045	0.050
水冷却池機器室	50 "	0.017	0.014	0.016	0.016	0.017
	50 "	0.11	0.020	0.11	0.11	0.10
遮蔽コンクリート冷却室	1 "	0.025	0.017	0.025	0.025	0.025
	1 "	0.017	0.015	0.020	0.045	0.050
1次カバーガスポンプ室	A "	0.018	0.028	0.035	0.042	0.055
	B "	0.015	0.013	0.012	0.012	0.014
廃液タンク室	1 "	0.019	0.016	0.018	0.018	0.020
	2 "	<0.1 cps	<0.1 cps	<0.1 cps	<0.1 cps	<0.1 cps
燃料出入線付近	20 "	<0.1 cps	<0.1 cps	<0.1 cps	<0.1 cps	<0.1 cps
	200 "	60	95	70	70	65
燃料貯蔵室	200 "	<0.1 cps	<0.1 cps	<0.1 cps	<0.1 cps	<0.1 cps
	200 "	60	95	70	70	65

* エアリアモニタ指示不良

放射線監視盤指示記録 (II)

モニタ名	警報設定値	指示値				
		B (値)	50 MW	55 MW	65 MW	75 MW
炉室 1 F	BG+80 cps	54 7/2 9:00	54 7/7 8:50	54 7/10 9:00	54 7/13 8:45	54 7/23 14:15
	BG+80 "	10.0 cps	16.0 cps	30.0 cps	7.0 cps	12.0 cps
炉室 床下	BG+80 "	9.0	8.5	22.0	5.0	9.0
	BG+75 "	13.0	15.0	20.0	4.0	6.5
缶詰室・燃料洗浄系	BG+75 "	15.0	15.0	20.0	6.5	10.0
	BG+70 "	2.5	0.50	2.5	2.0	2.5
格納容器空調換気系	BG+75 "	8.0	9.0	20.5	5.0	9.0
	BG+10 "	2.5	3.0	2.5	2.5	2.6
炉室 1 F	BG+10 "	2.4	3.5	2.5	3.0	3.0
	BG+7 "	0.9	0.6	0.9	0.9	0.9
格納容器空調換気系	BG+400 "	0.3	0.35	0.6	0.6	0.7
	BG+10,000 "	12	2.6	10	10	12
廃ガスタンク出口	BG+10,000 "	<10	<10	<10	20	3000 (*)
	BG+80 "	3.5	2.6	2.5	3.0	3.0
格納容器空調換気系	BG+1 "	<0.1	0.45	0.12	<0.1	0.17
	BG+15 "	0.8	2.0	1.5	0.6	0.8
ガスモニタ	BG+25 "	50	50	50	50	50
	BG+7 "	1.2	0.95	1.2	1.3	1.2
スタック流量計 (×10 ⁴)	-	1.1	13.8	13.0	13.5	12.5
	BG+200 **	0.03 mB/h	0.03 mB/h	0.03 mB/h	0.03 mB/h	0.03 mB/h
排水モニタ	BG+1400 **	0.16	0.18	0.14	0.14	0.14
	BG+1000 **	0.018 mB/h	0.020 mB/h	0.020 mB/h	0.018 mB/h	0.018 mB/h
廃液タンク	BG+70 cps	0.6 cps	8.5 cps	0.8 cps	0.8 cps	0.55 cps
	BG+70 cps	0.6 cps	8.5 cps	0.8 cps	0.8 cps	0.55 cps
備考	原子炉体出射バック					
	ドラムタンク					

(*) 燃料貯蔵室 75 MW (7/23 14:15) 時データ
 安全装置呼吸系 N₂ ガスの吐出による アルゴンの放射化による ⁴¹Ar が線源となっている。
 * × C / 20 min

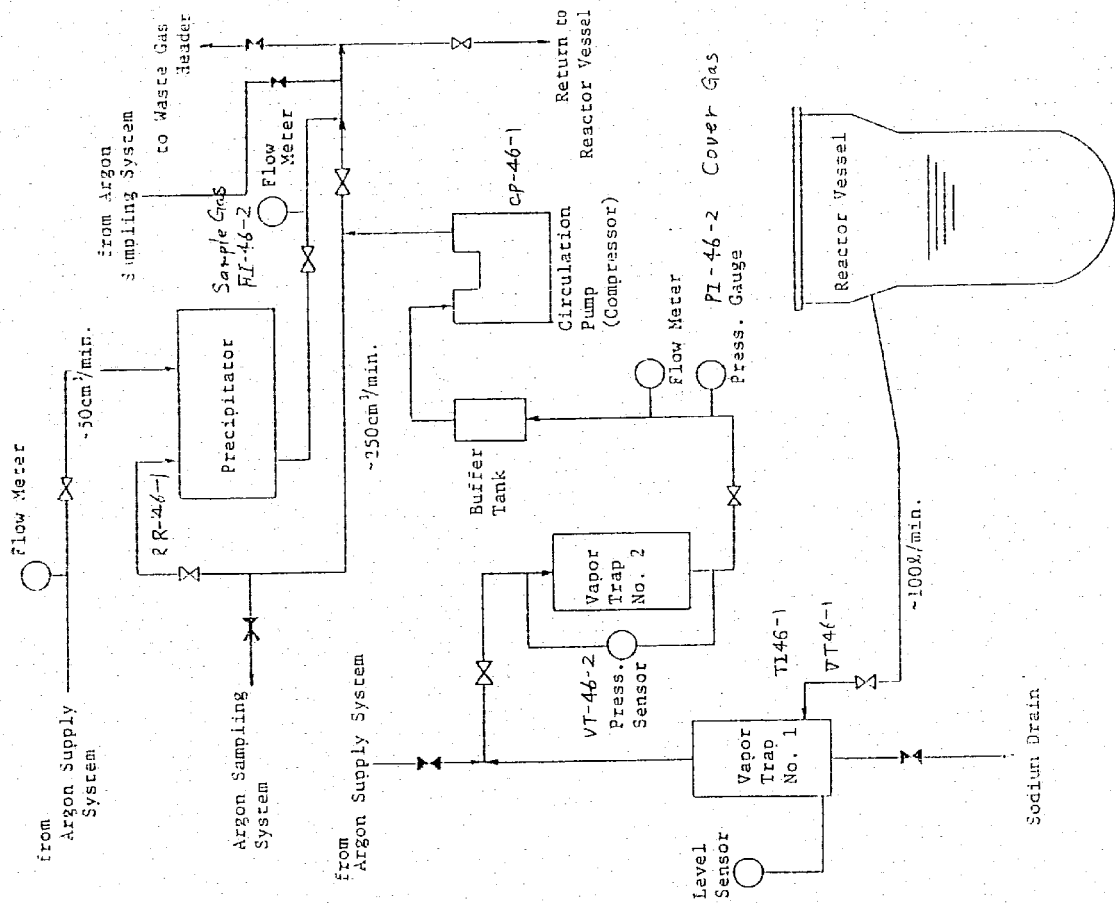
炉内又吐出時ガスマニタ指示値確認記録



記録日時：昭和54年7月23日 14時15分 原子炉出力：75 MWt

系統名	校正定数 #Ci/cm³·cps	標準定数		ガスマニタ指示値		備考
		#Ci/cm³	読み値 cps	B/G値 cps	正果値 #Ci/cm³	
炉内ガスマニタ	8.9 × 10 ⁻⁸	1 × 10 ⁻⁸	3000	4.0	2996	2.7 × 10 ⁻⁴
炉内ガスマニタ入口	3.8 × 10 ⁻⁴	3 × 10 ⁻²	3.0	2.5	0.5	3.8 × 10 ⁻⁴
炉内ガスマニタ出口(高)	7.7 × 10 ⁻³	3 × 10 ⁻²	0.70	0.65	0.05	1.8 × 10 ⁻⁴
炉内ガスマニタ出口(低)	8.9 × 10 ⁻⁶	1 × 10 ⁻³	1.2	1.1	1	3.0 × 10 ⁻⁷
スタック排気 #1	1.5 × 10 ⁻⁷	1 × 10 ⁻⁶	1.2	1.3	-	9.0 × 10 ⁻⁸
炉内ガスマニタ						炉内標準 0.6 cps
炉内ガスマニタ						炉内標準 3.4 cps
炉内ガスマニタ						炉内標準 0.2 cps
炉内ガスマニタ						炉内標準 1.0 cps

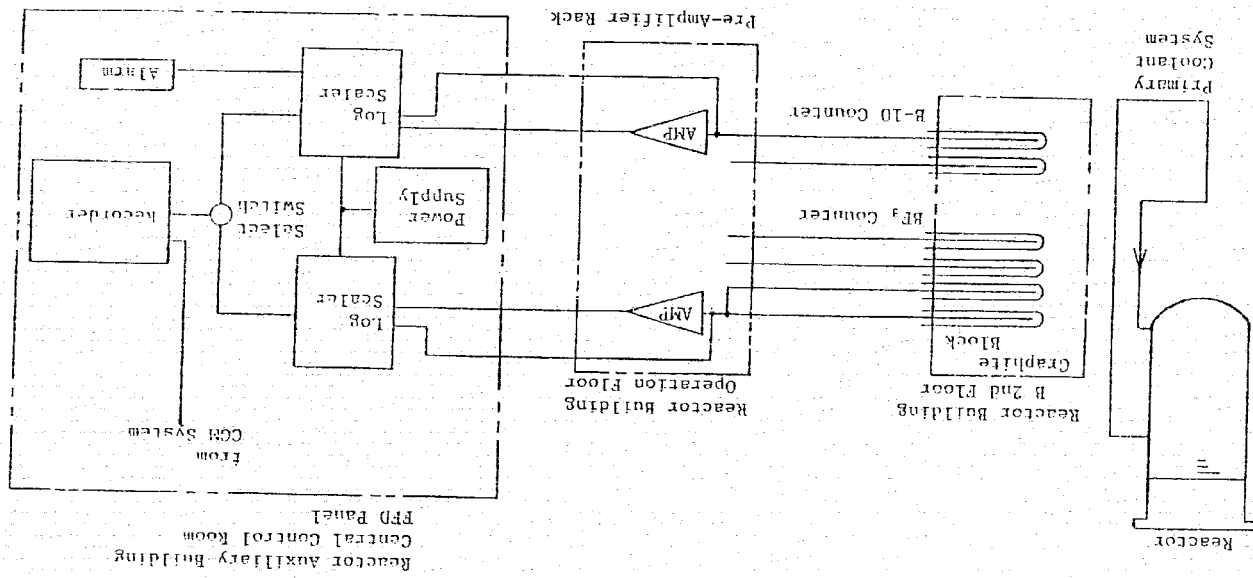
判定基準：ガスマニタ指示値が警報設定値以下であると。
 放出量が放出管理目標値(920 Ci/年)以下であると。
 放出量 = スタックガスマニタ × 濃度 (Ci/cm³) × スタック流量
 $< 9.0 \times 10^{-8} \times 10^6 \times 125 \times 10^4 \times 10^5 \times 24 \times 365$
 $< 99 \text{ Ci/年} \triangleleft$ 放出管理目標値 920 Ci/年
 判定：異常なし

試験項目	燃料破損検査 (MT-21)
実施期間	自 54年7月14日 至 54年8月17日
1. 目的	原子炉熱出力75 MW出力上昇試験中、燃料破損の有無を調べる。
2. 試験方法	原子炉起動時、CG法によるプレシピテータ計数率、DN法 (BF ₃ , B10) による計数率及び原子炉熱出力を1時間毎に記録する。(常運転値) また、プレシピテータの運転データ、炉出入口温度、流量を3回/日記録する。
3. 試験結果(要約)	3-1 CG法 75 MWでの計数率は100~160 cps (最高200 cps) で、50 MW時の計数率の約2倍である。 3-2 DN法 (イ) BF ₃ : 75 MWの計数率は2400~2900 cps (最高3000 cps) で炉出力に対する計数率比は34 cps/MW1である。 (ロ) B10 : 75 MWの計数率は10 cps (最高11 cps) で安定である。 3-3 CG法ではデータのバラツキが大きいが、DN法では炉出力に比例して計数率が増加しているため、現在の計数率はB、Gと考える。
4. 判定	良好
5. 特記事項	

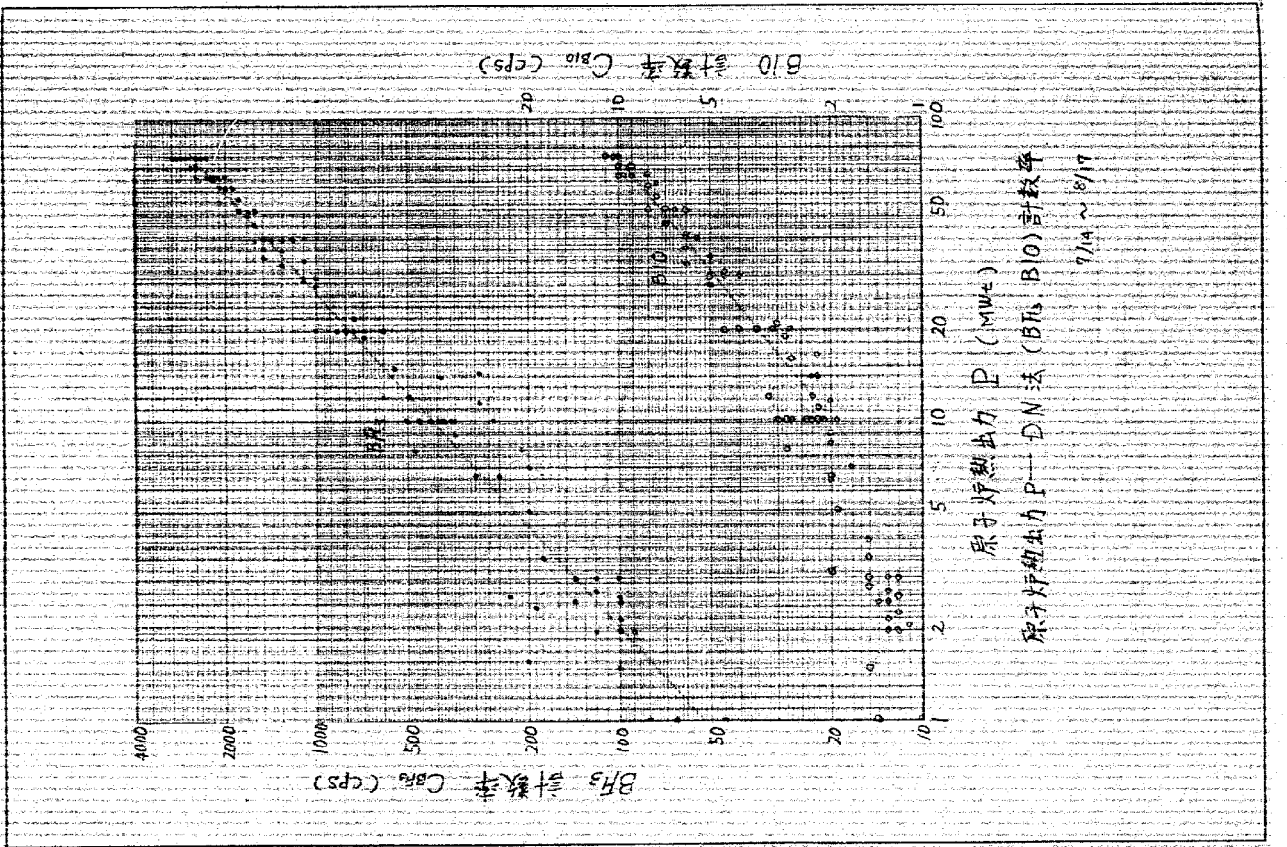
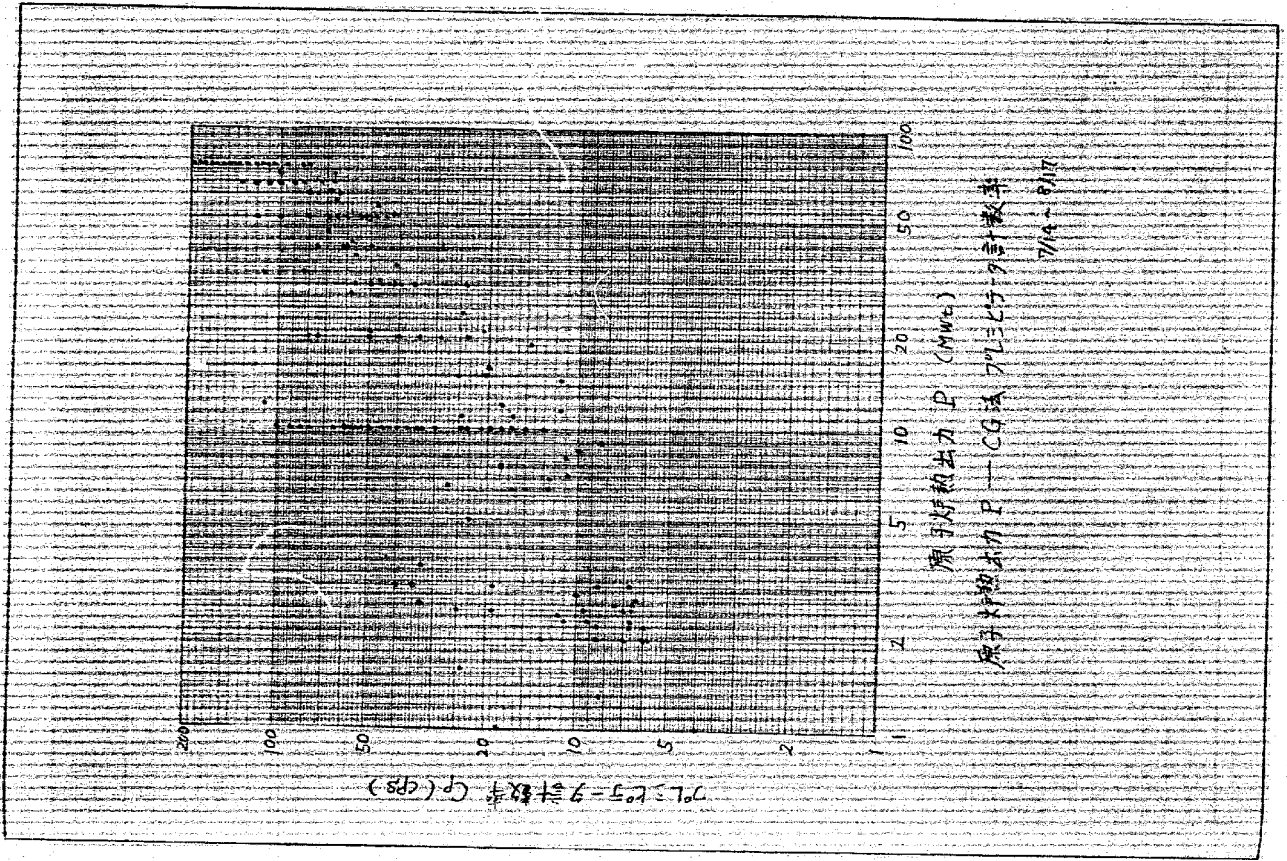


 Normal Close Valve
 Normal Open Valve

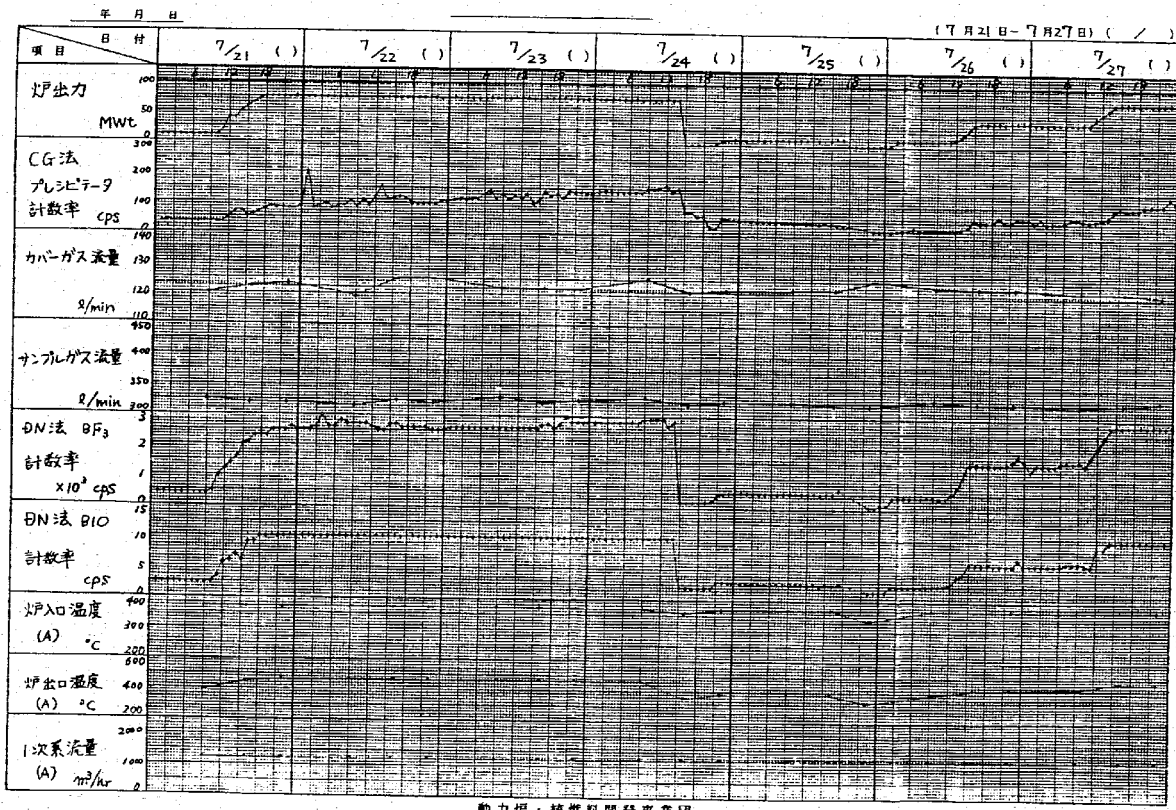
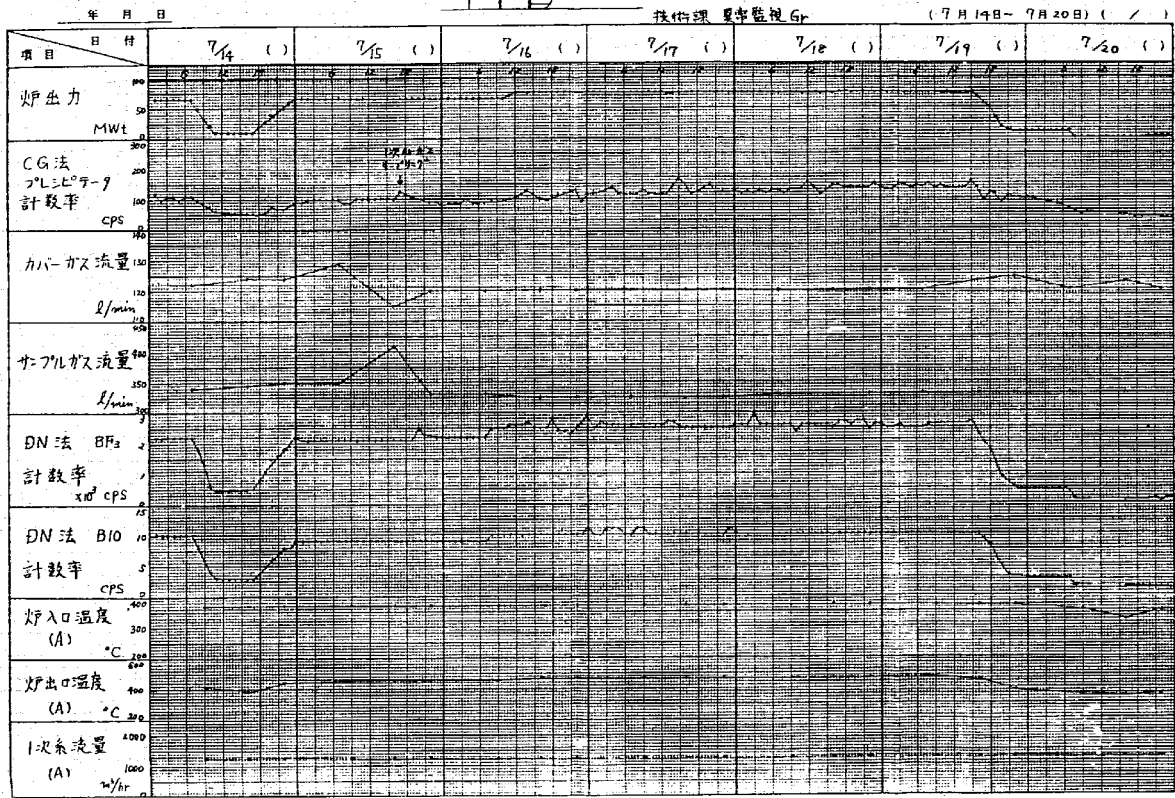
Block Diagram of Fuel Failure Detection Cover Gas Monitoring System



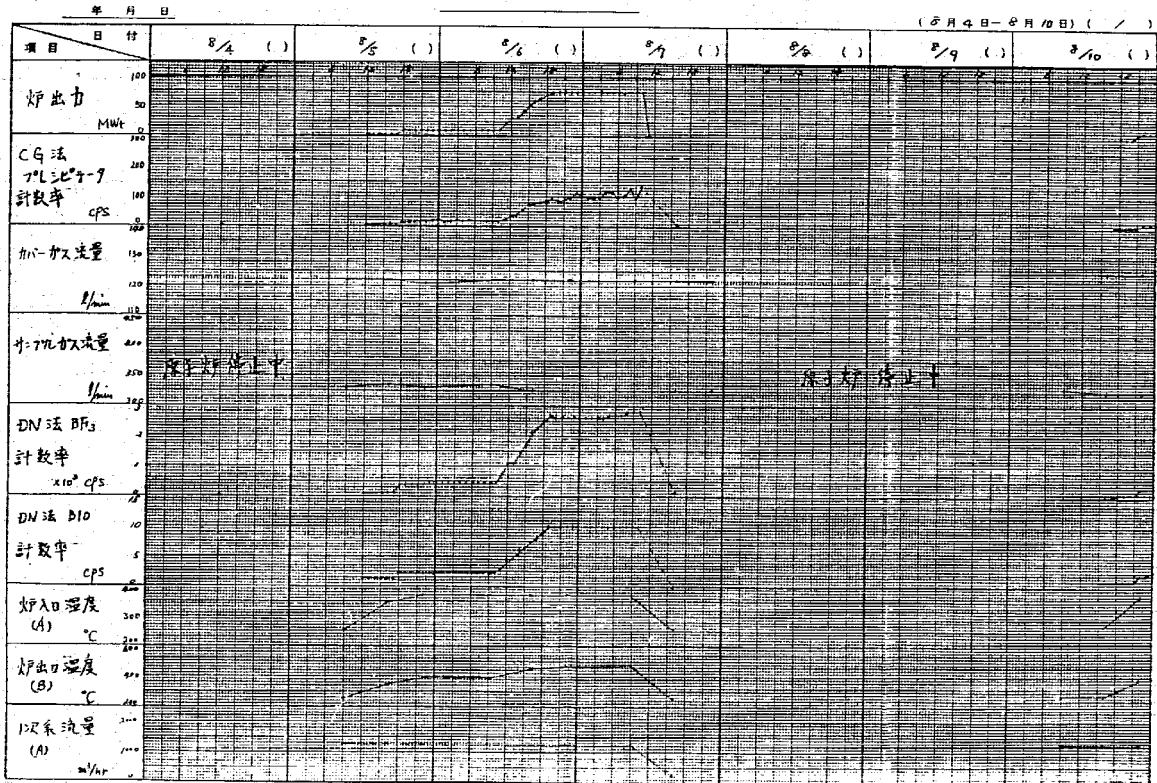
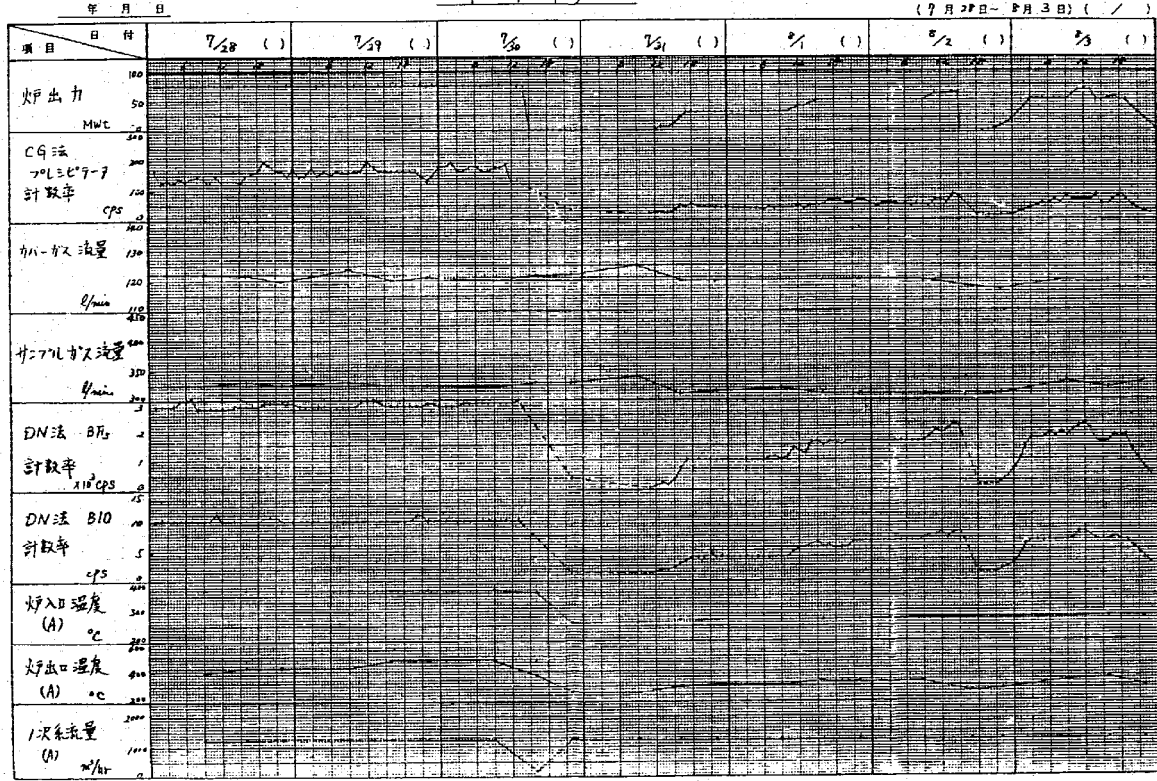
Block Diagram of Delayed Neutron Monitoring System



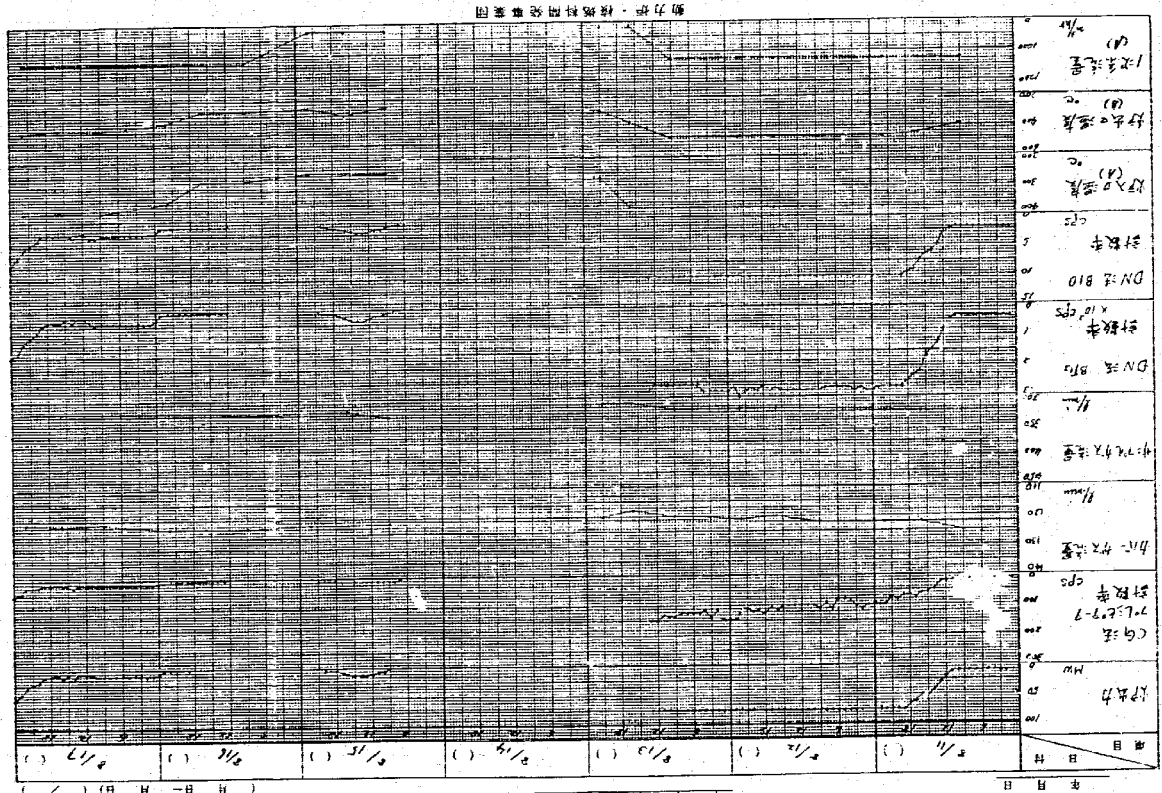
FFD



F E D



試験項目	音響法異常監視 (MT-3J)
実施期間	自 54年 4月 27日 至 54年 8月 23日
1. 目的	燃料および制御棒、あるいは冷却材の流れ等により発生する炉内音響、および冷却系の主要機器の振動を監視する。
2. 試験方法	炉内音響信号および冷却系の主要機器の振動信号を周波数解析し、パワースペクトルを求めた。また、信号のRMS値を多ペンレコーダで連続監視した。
3. 試験結果(要約)	<p>(イ) 炉内音響監視 10k~50kHzの炉内音響信号のRMS値は、1次系流量変化及び原子炉出力変化に対して、大きな変化はみられなかった。この周波数帯域の信号には、電氣的雑音が含まれている。</p> <p>(ロ) 主要機器振動監視 ポンプ、送風機、冷却器、IHX、弁等の主要機器の振動のスペクトル分析をS 54. 7. 19に実施し、S 53. 7以降のデータと比較した結果、振動が顕著に増加する傾向はない。</p>
4. 判定	良好
5. 特記事項	



1 炉内音響監視

炉心アトレス (5A2) 及び (5C2) の炉心上部に設置された炉内音響検出器により、炉内で発生するナトリウム沸騰音響及びキャビテーション音響を早期に検出するために、正常時のデータを収集した。

音響検出器の周波数特性、検出系雰囲気音響雑音等から、監視する音響信号の周波数帯域は 10 k ~ 50 kHz に選んだ。

Fig. 1 に 1 次系流量が変化した時の炉内音響信号 RMS 値の変化を示す。80 から 90 噸流量で多少低下しているが、全体としては、ほぼ一定である。

Fig. 2 に原子炉出力が変化した時の炉内音響信号 RMS 値の変化を示す。(5A2) 炉内音響信号において、0 MW と 10 MW の間で RMS 値が約半分になり、10 MW 以上の出力でも、それが続いている。この原因として、高温中での検出器の絶縁抵抗の低下が考えられており、この現象は 50 MW 出力上昇試験期間中には、約 40 MW で生じていた。

以上の現象を除けば、RMS 値は出力上昇と共に、わずかに増大しているが、全体としては、ほぼ一定である。

Fig. 3 に炉内音響信号のパワースペクトルを示す。(a) と (b) のように、(5A2) と (5C2) 炉内音響信号は、共に、約 22 kHz を中心とする広いピークを持つスペクトルを有している。これは、1 次系の流量制御に用いられているゲートパルスが音響信号に雑音として混入しているものと考えられる。

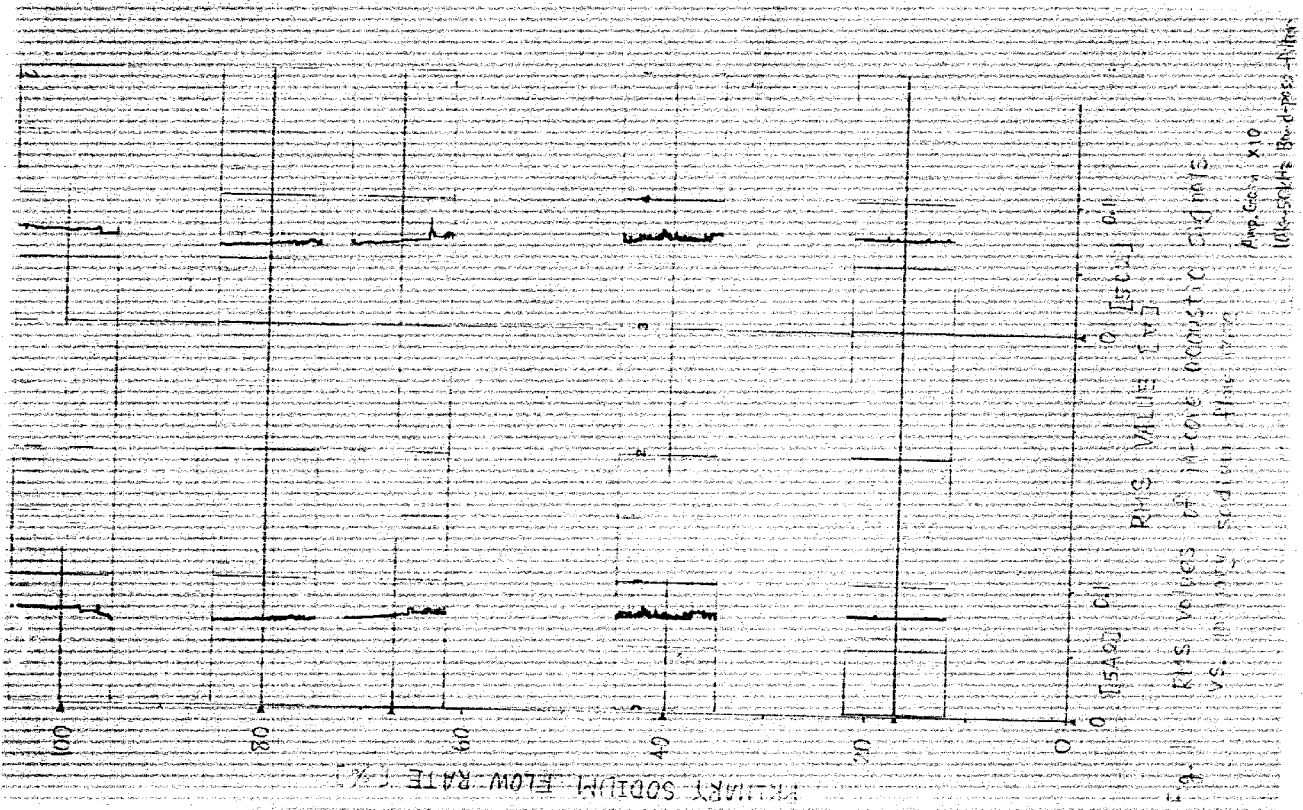
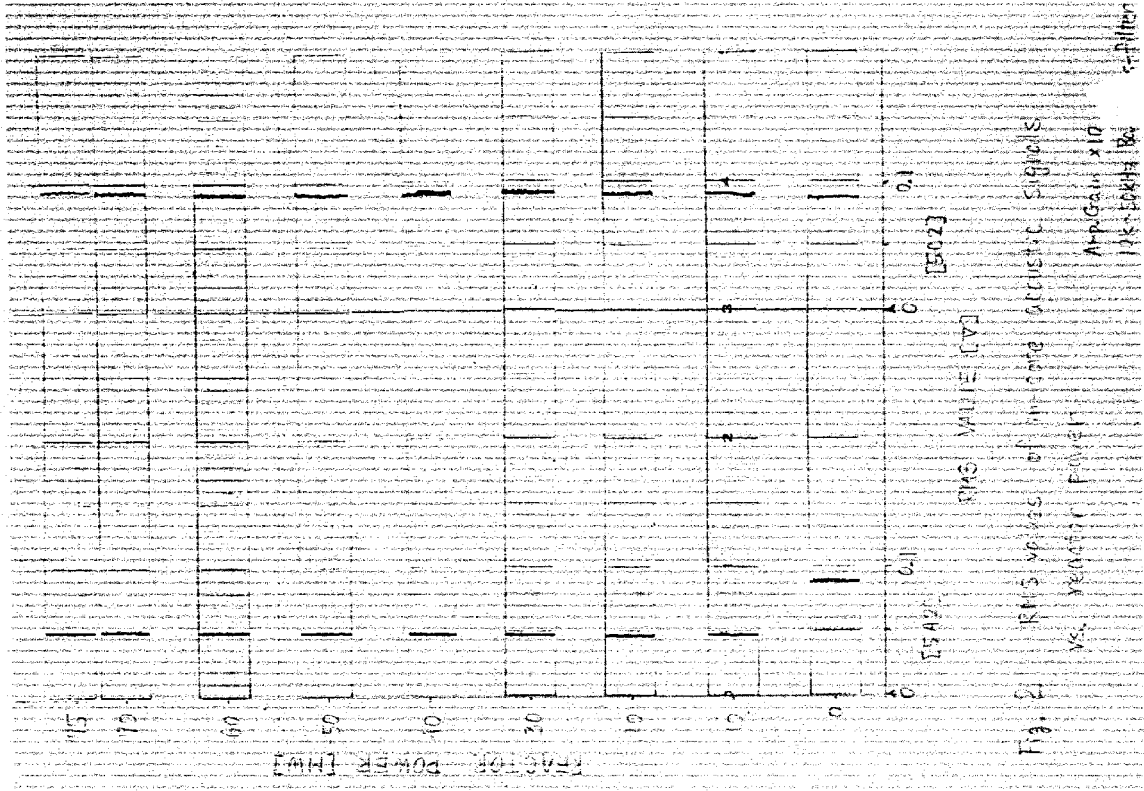
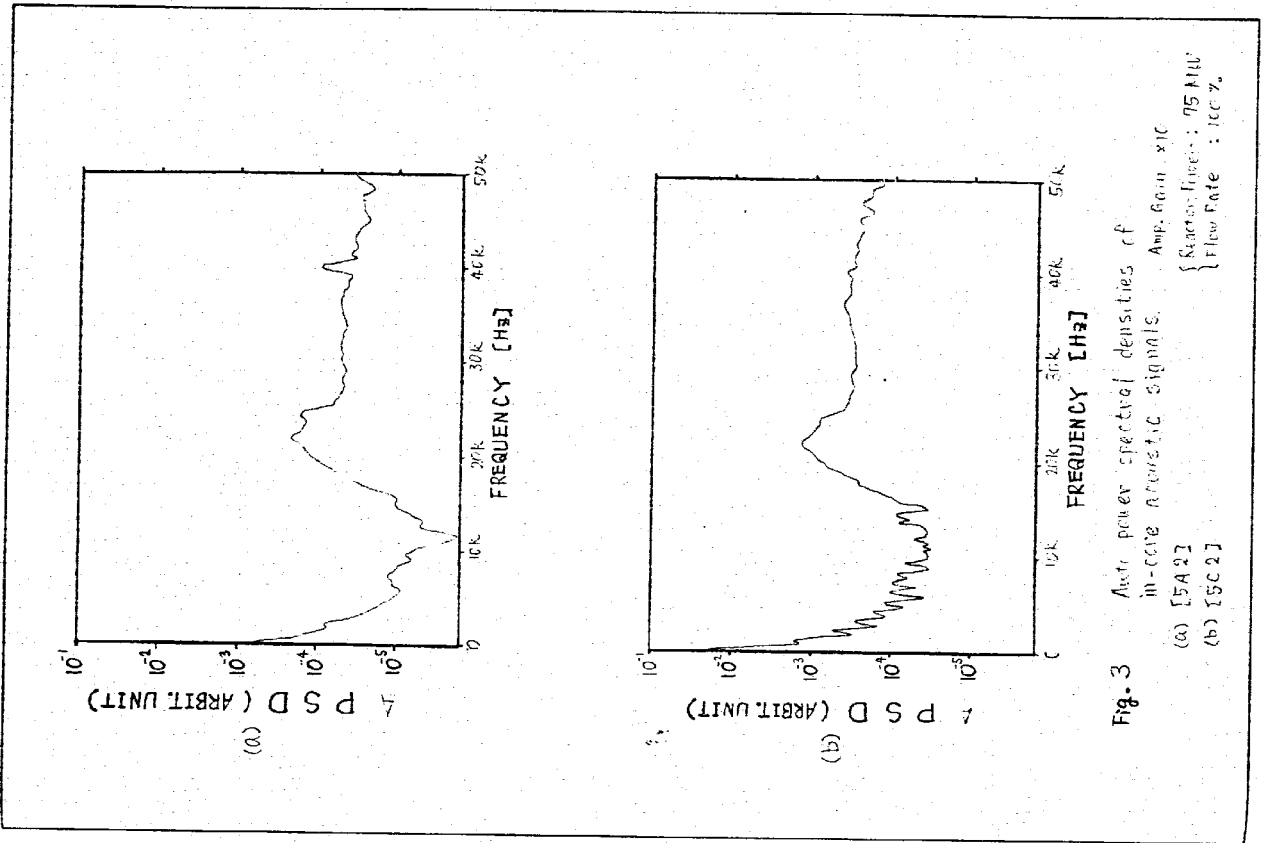


Fig. 1. RMS Values of Acoustic Signals vs. Primary Sodium Flow Rate. Amp. Gain x 10 (10k-50kHz Band-pass Filter)



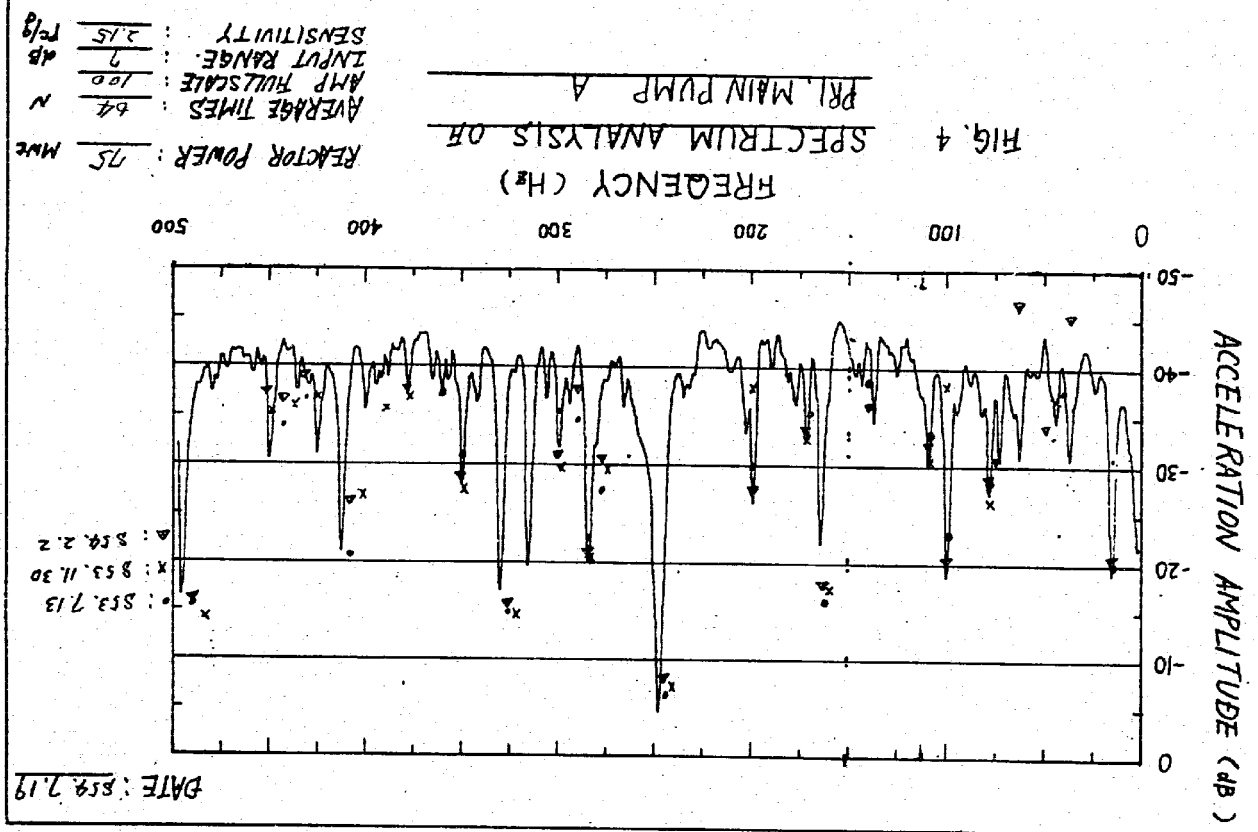
II 主要機器振動監視

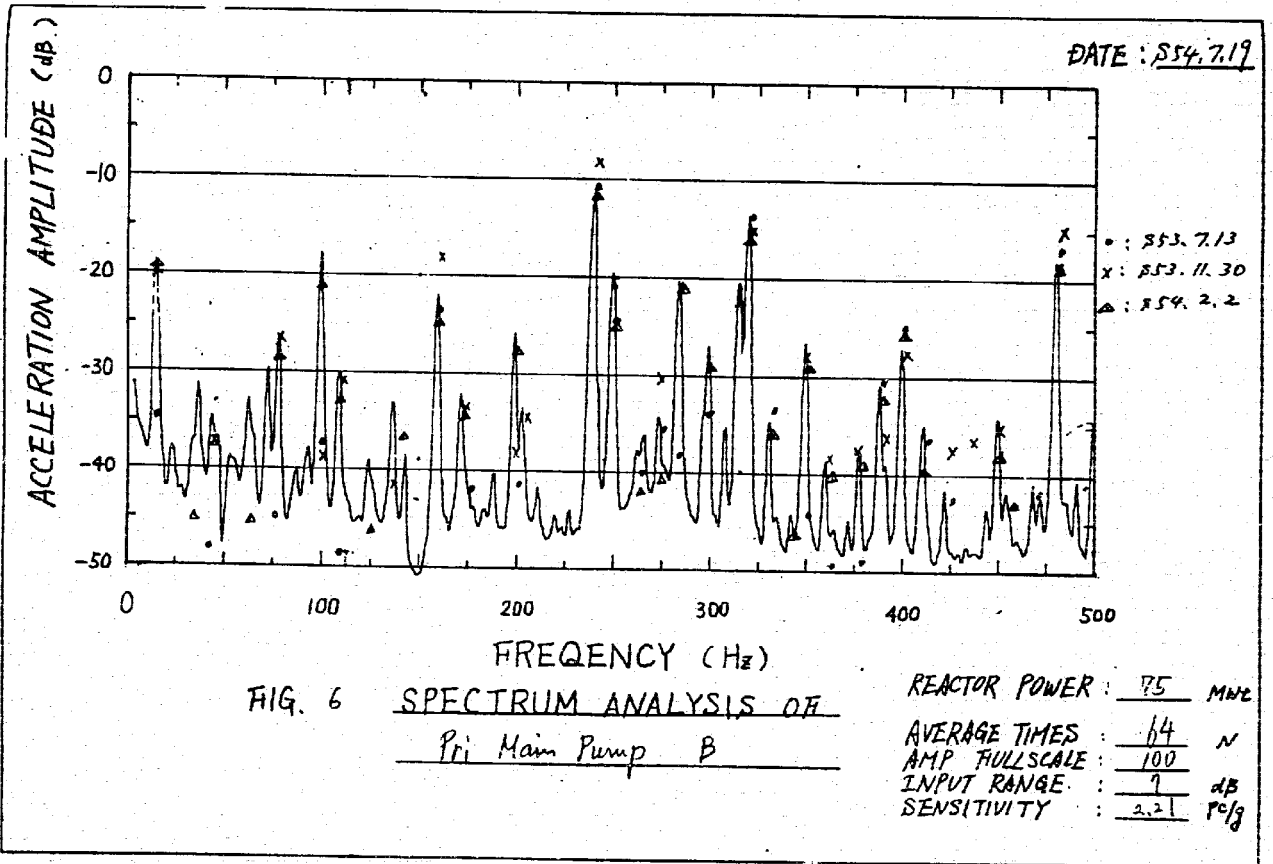
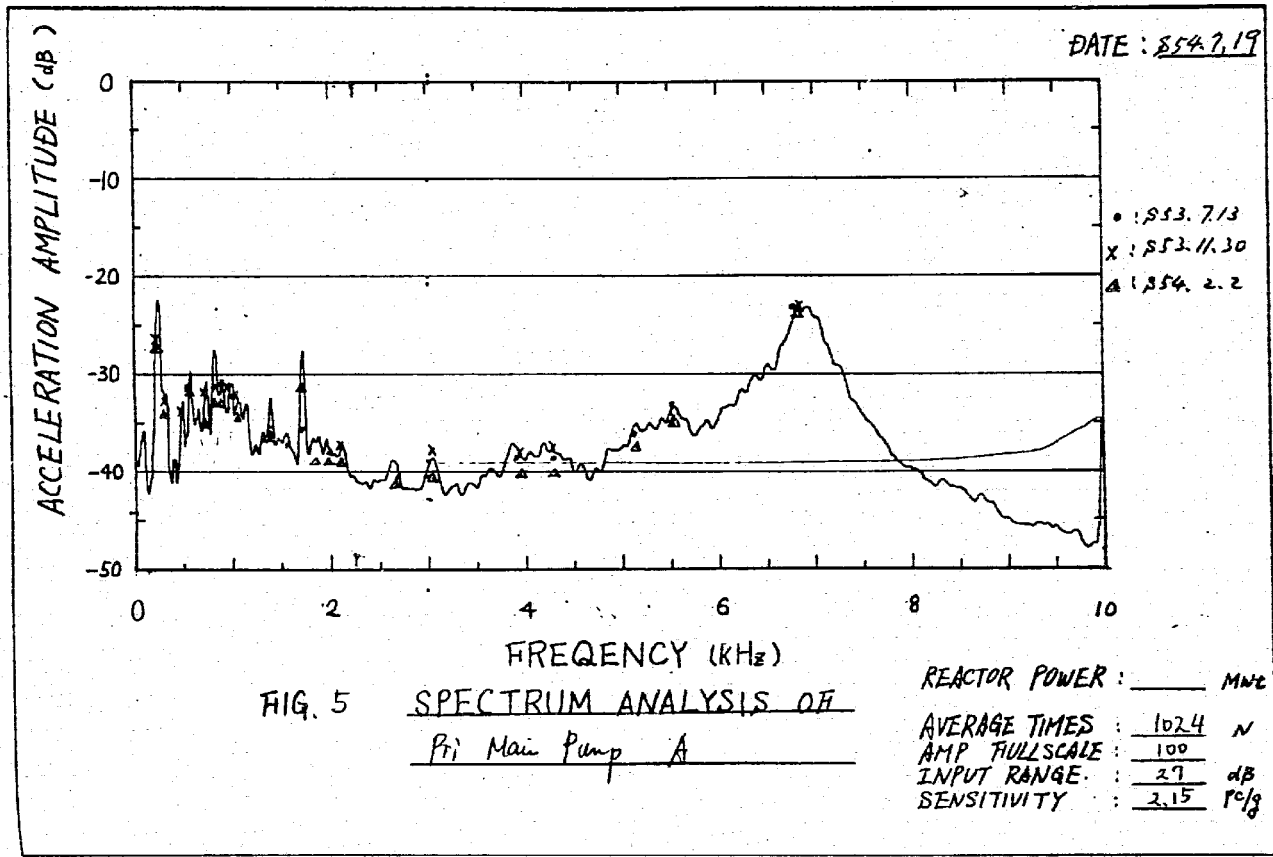
冷却系の主要機器（1次主循環ポンプ、主中間熱交換器、主逆止弁、オーバーフロー系電磁ポンプ、2次主循環ポンプ、主冷却器ダクト、シャコンプロワ）の振動分析を、昭和54年7月19日原子炉出力75MW（定格運転時）に実施した。振動分析はすでに50MW（定格運転時……昭和53年7月（50MW出力上昇）、同年11月（50MW第2サイクル）……に各1回行ない、それらと今回の分析結果と比較すると振動が顕著に増加する傾向はなかった。

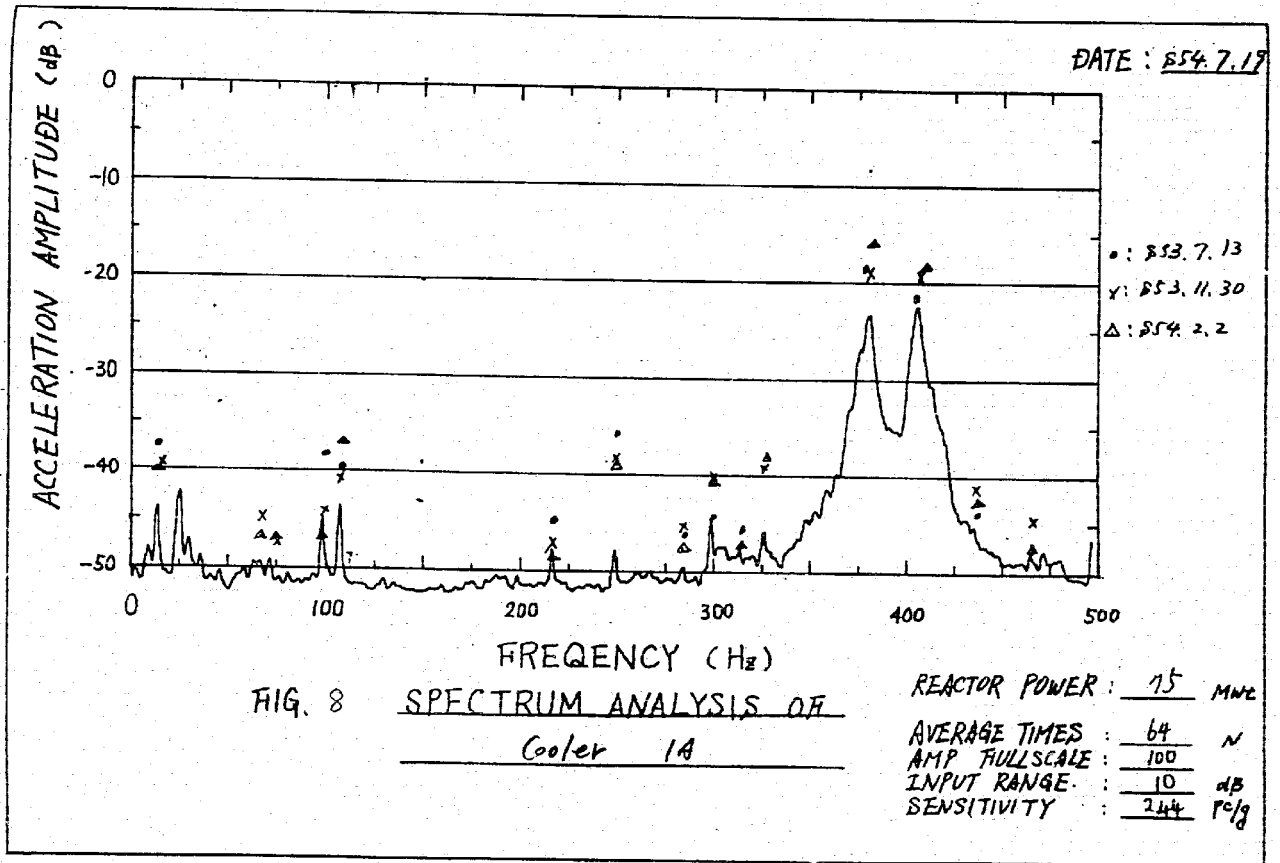
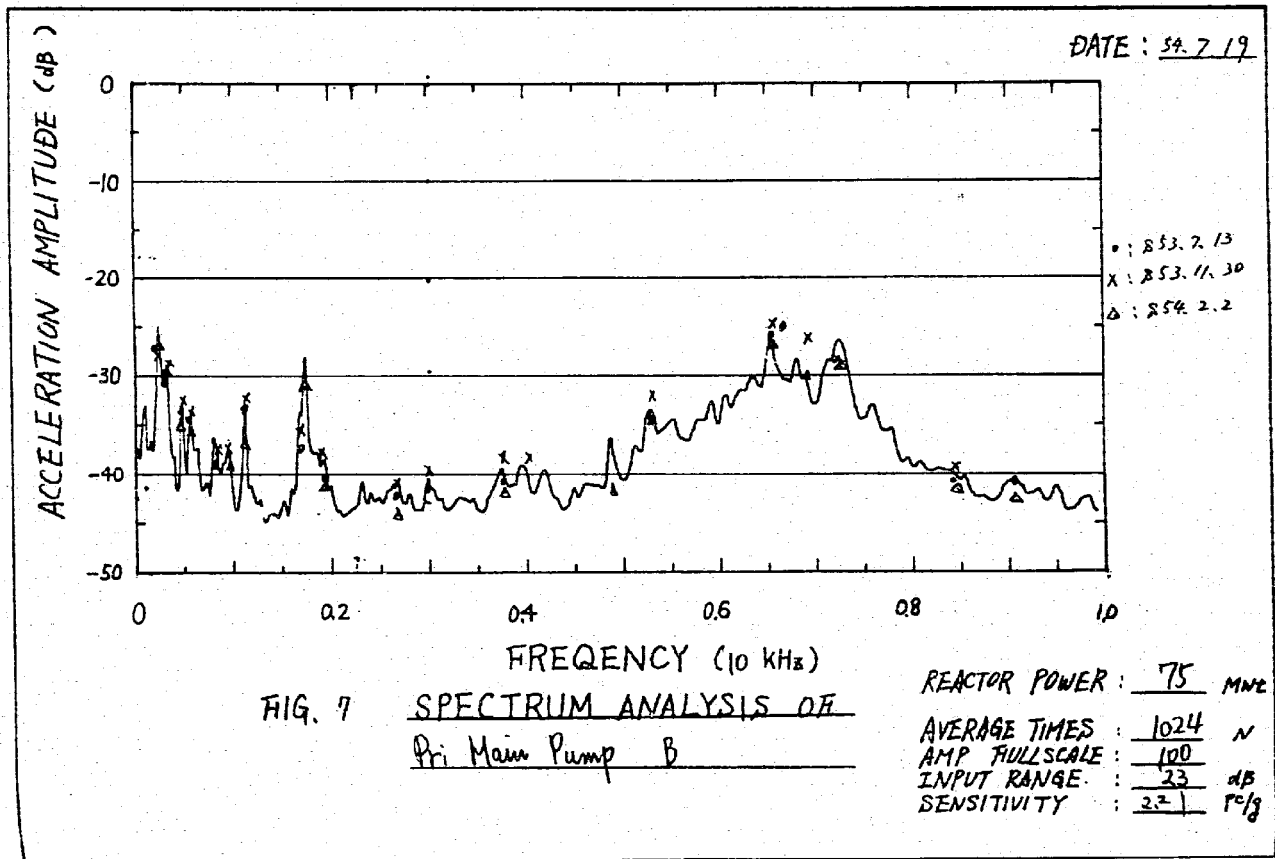
Fig. 4～Fig. 9に代表的な機器の75MW運転時の振動スペクトルを示す。Fig. 4, Fig. 5は1次主循環ポンプA, Fig. 6, Fig. 7は1次主循環ポンプB, Fig. 8, Fig. 9は主冷却器ダクト1Aの分析結果で周波レンジは500Hzと10kHzである。

1次主循環ポンプ、主中間熱交換器、主逆止弁およびオーバーフロー系電磁ポンプからなる1次系機器の振動スペクトルは、周波数レンジ500HzでA, B各ループ毎に各ピークの周波数はほとんど同じである。

2次主循環ポンプの振動スペクトルは昭和54年6月にポンプ回転数を変更したため前回の結果に比べて5～10dB変化している。







謝 辞

本性能試験は計画から遂行に当っては関係メーカー（東京芝浦電気、日立製作所、三菱重工、原子力、及び富士電気製造株式会社）からの試験協力に御協力をいただきました。
 また、高速実験が部内に於いては、試験のみならず特に試験時の原子力の運転及び保守に關して、それぞれ原子力第1課、原子力第2課の方々に御協力いただきました。
 本試験完遂に當り、御協力いただいた方々に深く感謝致します。

