

高速実験炉「常陽」
性能試験結果報告書
編集総

昭和53年10月

動力炉・核燃料開発事業団

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町4002

動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター

システム開発推進部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technology Management Section, O-arai Engineering Center, Power Reactor
and Nuclear Fuel Development Corporation 4002, Narita 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)

高速実験炉「常陽」性能試験報告書

総 集 編

報告者 山本 寿[※] 関口 善之[※] 広瀬 正史[※]
三田 敏男[※] 遠藤 清志^{※※}

期 間、昭和52年4月～昭和53年9月

目 的、高速実験炉「常陽」の臨界を達成し、初期炉心に於いて50 MWt 原子炉出力上昇を行なって、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1977年4月24日臨界に達し、1978年7月5日50 MW 定格出力に到達した。

「常陽」の性能試験は (1)臨界試験、(2)低出力試験、(3)出力上昇試験の各段階において、炉心およびプラントの性能が約40項目にわたって試験された。

本試験期間中プラントはきわめて順調に稼動し試験工程はほとんど遅延もなく、1978年9月16日予定された全項目を無事終了し「常陽」が50 MW定格出力において安全かつ十分な運転性能をもつことが実証された。

本資料は臨界試験から出力上昇試験にかけて実施された性能試験の結果について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

OCT., 1978

Start up Test of Experimental Fast Reactor "JOYO"

H. Yamamoto *
 Y. Sekiguchi *
 M. Hirose *
 T. Sanda *
 K. Endoh **

Abstract

On April 24th, 1977, the initial criticality of JOYO was achieved and on July 5th, 1978, the reactor output reached rated power of 50 MW for the first time.

The testing was conducted as criticality test, low power test and power raise test, through the testing about 40 different test items were conducted to assure characteristics of both reactor core and plant system.

All tests were conducted as scheduled, and completed on September 16th, 1978. Results of the tests proved that JOYO is operated at 50 MW with safe and stable characteristics.

This report presents brief description of test results from the initial criticality through the power up test.

* 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	2
3. 性能試験の概要	7
4. 試験の結果	9
I 臨界試験の結果	10
II 低出力試験の結果	26
III 出力上昇試験の結果	85
IV 参考試験の結果	257
謝 辞	290

1. ま え が き

高速実験炉「常陽」は1977年4月24日臨界に達し、1978年7月5日50MW定格出力に到達した。

「常陽」の性能試験は、(1)臨界試験、(2)低出力試験、(3)出力上昇試験の各段階において、炉心およびプラントの性能が約40項目にわたって試験された。

性能試験の項目は、「常陽」が我國最初のナトリウム冷却高速炉であることを考慮して、原子炉の使用前検査の他に動燃事業団が自主的に行なう設計余裕の確認および高速炉の運転性能に関する試験についても選定されている。

本試験期間中、プラントはきわめて順調に稼働し、試験工程はほとんど遅延もなく、1978年9月16日予定された全項目を無事終了し「常陽」が50MW定格出力において安全かつ十分な運転性能をもつことが実証された。

本資料は臨界試験から出力上昇試験にかけて実施された性能試験の結果についてまとめられたものである。

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であるが、最終目標は100MWとしてすべてのプラント設計が行なわれている。

炉心は、約70体の炉心燃料集合体とその周囲の約190体のブ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、大回転ブラグに偏心して小回転ブラグが組み合わされた二重回転ブラグになっている。小回転ブラグには、制御棒駆動機構及び炉上部機構が取り付けられている。大小の回転ブ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、炉内燃料貯蔵ラックで一定期間冷却した後、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。

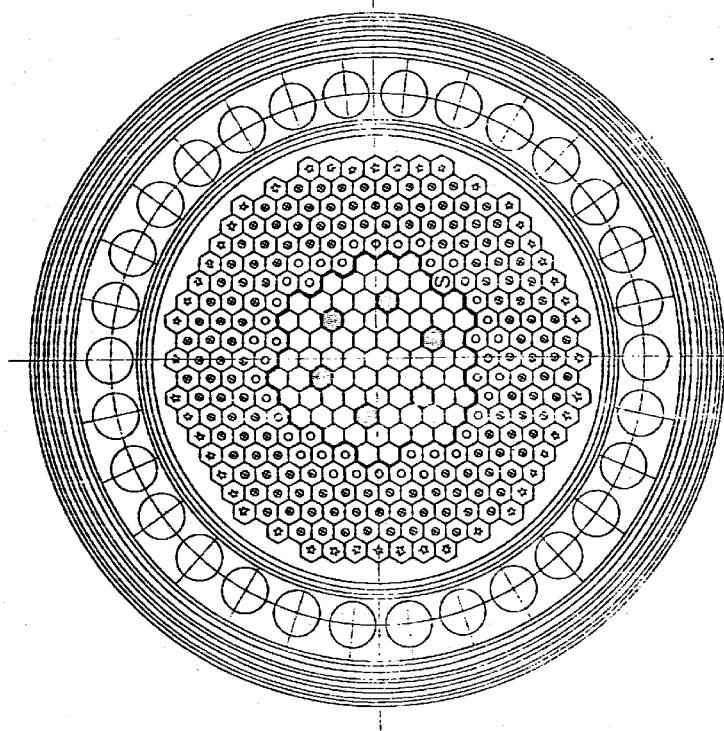
原子炉冷却系フローシートを図2.3に示す。

設計主要項目を以下に記す。

炉型	ループ型
熱出力(第1期)	50 MW
炉心体積	252 L
炉心燃料	ウラン-プルトニウム混合酸化物
PuO ₂	154 Kg
UO ₂	713 Kg
制御棒 (B ₁ O ₃ 吸収体)	6本 (>1.4% Δ _k /k/本)
中性子源	アンチモン-ベリリウム

冷却材	液体金属ナトリウム
炉心部流量	450 kg/s
半径方向ブランケット部流量	100 kg/s
原子炉容器	2重壁構造(内径3.6m, 高さ10m)
回転ブラグ	2重回転方式
格納容器	半二重格納方式(内径28m, 高さ約55m)
1次主冷却系	2(2重壁構造)
ループ数	1086.5 t/h/ループ
冷却材流量	約370 ℃
冷却材温度	約435 ℃
原子炉入口	堅型自由液面
出口	シェルフアンドチャーム型
主中間熱交換器	堅型自由液面連心式
主循環ポンプ	2
2次主冷却系	1086.5 t/h/ループ
ループ数	355 ℃
冷却材流量	420 ℃
冷却材温度	堅型自由液面連心式
中間熱交換器入口	多管フィンチューブ強制空冷式
出口	
主循環ポンプ	
主冷却器	

炉心基準方位



- 燃料集合体
- ⊙ 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

図2.2 炉心部構成図（初期炉心）

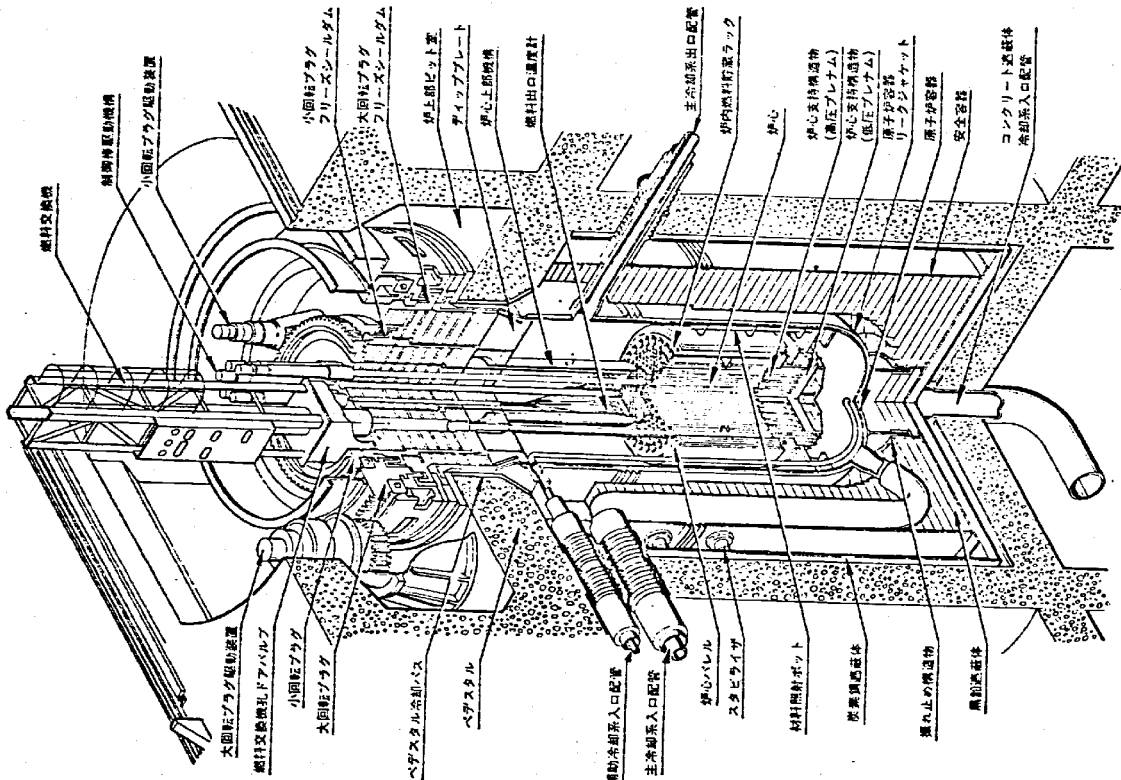


図 2.1、原子炉垂直断面図

3. 性能試験の概要

高速実験炉の性能試験は、炉心燃料装荷から始まる臨界近接試験、低出力試験、出力上昇試験（定格出力運転試験を含む）から構成される。

(1) 臨界近接試験（52年3月16日～5月19日、臨界達成、4月24日）

臨界試験開始前における炉心構成状態は、中心部にダミー燃料集合体、その周囲に半径方向プランケット燃料集合体、反射体が装荷された。

また、内側プランケット領域の所定の位置に中性子源が装荷された。

臨界近接試験は、炉心燃料を段階的に炉心中心部から、ダミー燃料集合体、更に隣接する一部の半径方向プランケット燃料集合体と置換えることにより行なわれた。臨界達成後、炉心の余剰反応度及び制御棒の反校正を行ない、臨界後の予備試験の結果に基づいて、初期炉心を構成した。

(2) 低出力試験（52年5月20日～11月19日）

臨界達成後、冷却材温度の核的加熱が無視できる程度の低出力（大部分の試験は数KWで行なうが、最大でも500KW以下）で制御棒特性、出力校正、種々の反応度係数等の炉心の主要な特性の測定及び核計装等の原子炉の運転制御に必要な機器の校正試験を行なった。

また、炉心の出力分布及び流量分布の測定結果から、定格運転時における炉心の除熱能力が十分であることが確認された。

(3) 出力上昇試験（53年4月18日～8月16日、50MW達成7月5日）

出力上昇は、数MWから50MWまでを数段階に分けて行ない、各段階に於て、炉心及びプランケットの核的、熱的特性、放射線遮蔽特性を測定し、運転制御の安定性及び各原子炉機器の設計余裕を確認した。特に出力上昇時には、反応度および温度外乱によるプランケットの安定性の実証及びポンプトリップ、電源喪失等の異常時に於いても、原子炉が安全に停止し、崩壊熱が正常に除去されることが確認された。

出力上昇試験により、定格出力達成後、定格出力で100時間連続運転を行ない、これによって、炉心の燃料の燃焼特性およびプランケット全機器、設備が定格運転に十分な性能をもっていることを実証した。

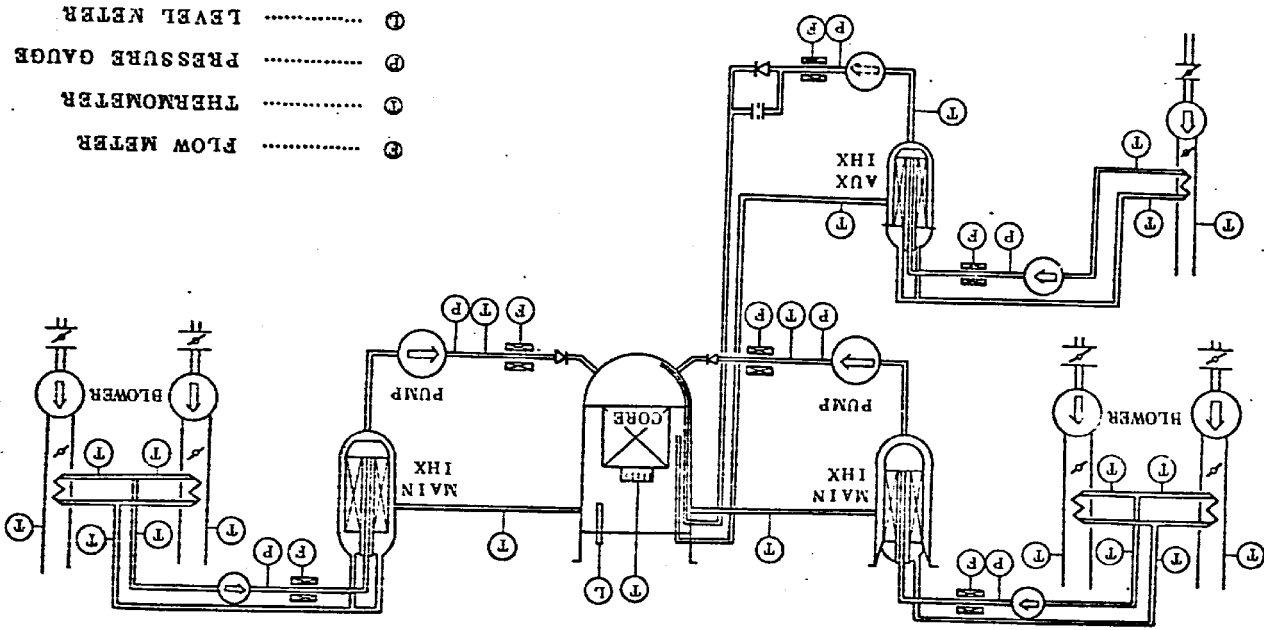


図23. 原子炉系統図

PNC TN941 78-143

臨 界 試 驗

I 臨界試験の結果

- NT-11 臨界近接
- NT-12 臨界試験
- NT-13 初期炉心構成

試験項目	臨界近接 (NT-11)									
実施期間	自 52 年 3 月 16 日 至 52 年 4 月 24 日									
<p>1. 目的 炉心燃料集合体を致荷して臨界を達成する。</p> <p>2. 試験方法 (1) 炉心部のダミ燃料集合体を中心部から順次炉心燃料集合体に置換する。 (2) 各ステップでの致荷本数は、逆増倍曲線から臨界本数を推定し、かつ制御棒反応度を考慮して十分制御可能な量とする。 (3) 各装荷のステップに於いて制御棒を引抜き、中性子計測を行なって、逆増倍曲線を作成する。 (4) 最終的には、調整棒の引抜により、出力上昇曲線から臨界達成を確認する。</p> <p>3. 試験結果(要約)</p> <table border="1" data-bbox="869 380 1093 929"> <thead> <tr> <th></th> <th>最小臨界炉心本数</th> <th>条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験結果</td> <td>64本</td> <td>冷却材温度 205℃ 中性子源あり</td> </tr> <tr> <td>設計値</td> <td>61±5本</td> <td>冷却材温度 250℃ 中性子源あり</td> </tr> </tbody> </table> <p>4. 判定 判定基準 61±5本を満足した。</p> <p>5. 特記事項</p>			最小臨界炉心本数	条件	試験結果	64本	冷却材温度 205℃ 中性子源あり	設計値	61±5本	冷却材温度 250℃ 中性子源あり
	最小臨界炉心本数	条件								
試験結果	64本	冷却材温度 205℃ 中性子源あり								
設計値	61±5本	冷却材温度 250℃ 中性子源あり								

臨 界 記 録

臨界達成 昭和52年4月24日11時07分

臨界本数 64本

フルトニウム 128.4Kg

濃縮ウラン 598.4Kg

制御棒位置 安全棒#1~4 全引抜

調整棒#1 全引抜

調整棒#2 臨界確認時 550 mm

一定化操作後 543.3 mm

炉内ナトリウム温度 205℃

一次冷却系流量 約20 ㍉

二次冷却系流量 100 ㍉

推定出力 約1 KW

「常陽」臨界近接試験成績表
(LNT-11)

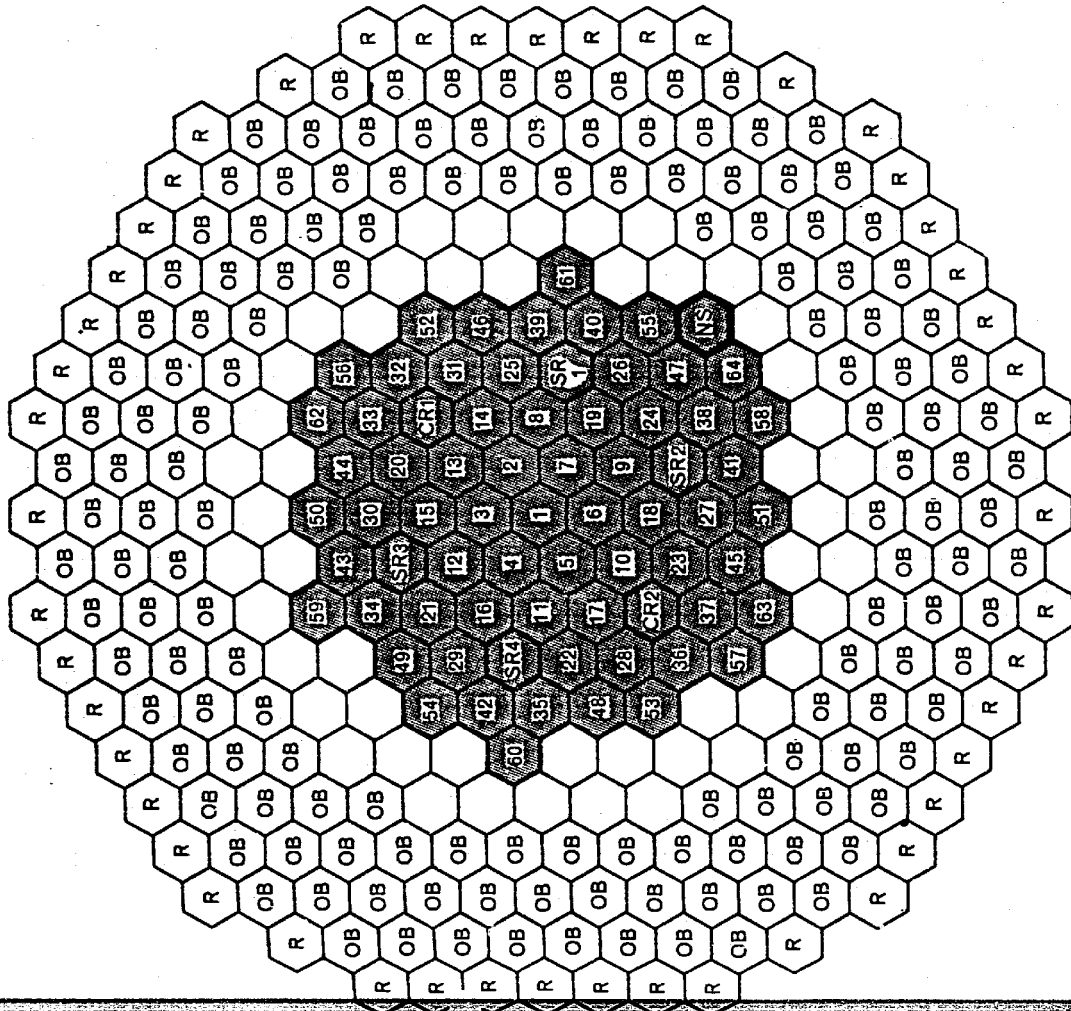
1. 燃料装荷系編表

ステップ No.	新燃料炉内移送		炉心装荷		開始 月/日	終了 月/日	臨界本数 (推定)
	移送本数	移送総数	装荷本数	装荷総数			
1	30	30	19	19	3/16	3/30	—
2	15	45	12	31	3/30	3/7	—
3			8	39	/	3/8	—
4			6	45	/	3/9	MCM: 53
5	15	60	4	49	3/10	3/15	55
6			2	51	/	3/16	57
7			2	53	/	3/17	59
8			2	55	/	3/17	60
9			2	57	/	3/18	63
10			1	58	/	3/19	63
11	5	65	1	59	3/20	3/21	63
12			1	60	3/21	3/22	63
13			1	61	/	3/22	64
14			1	62	3/22	3/23	64
15			2	64	3/23	3/24	臨界達成

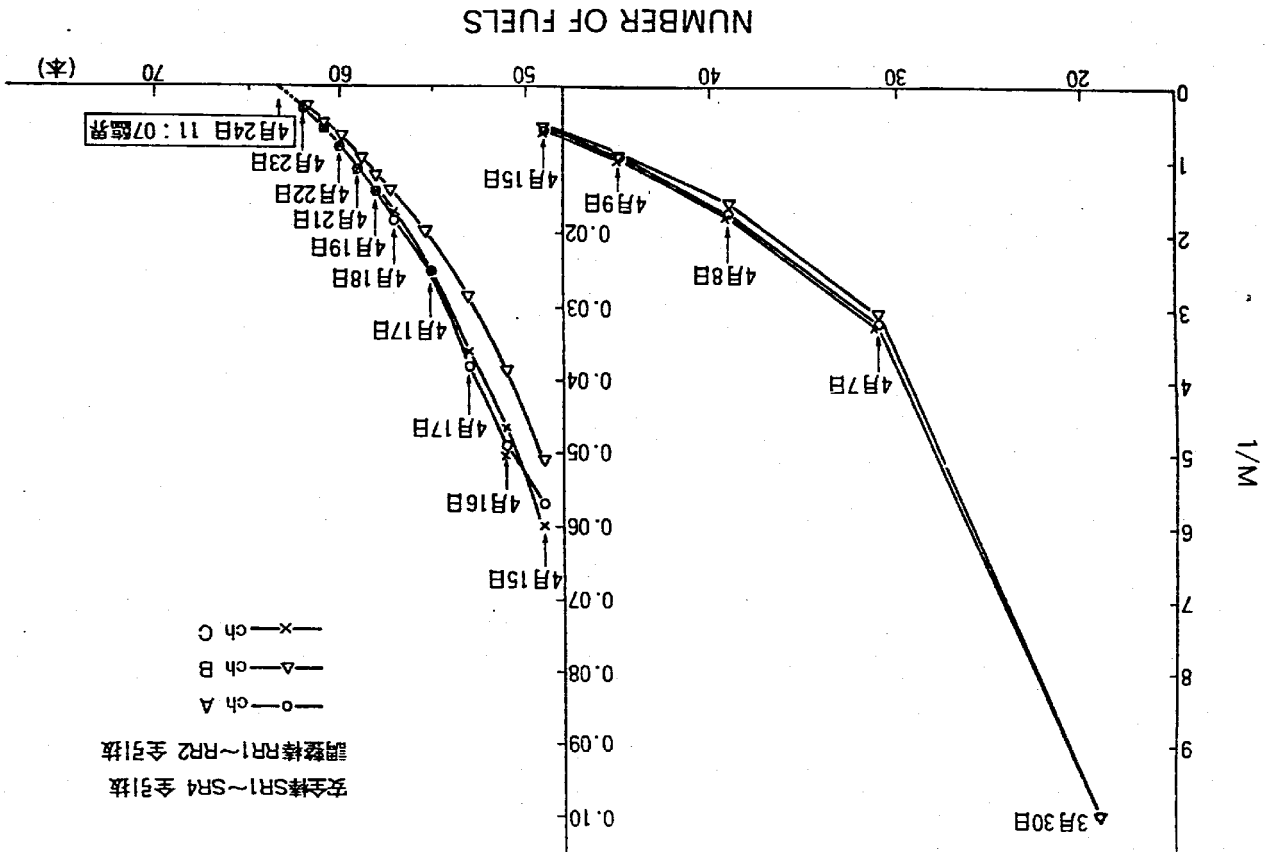
2. 特記事項

臨界達成 昭和52年4月24日11時07分

(注) 逆増倍曲線に1.5 (設計値: 61.5本)



INVERSE MULTIPLICATION CURVE

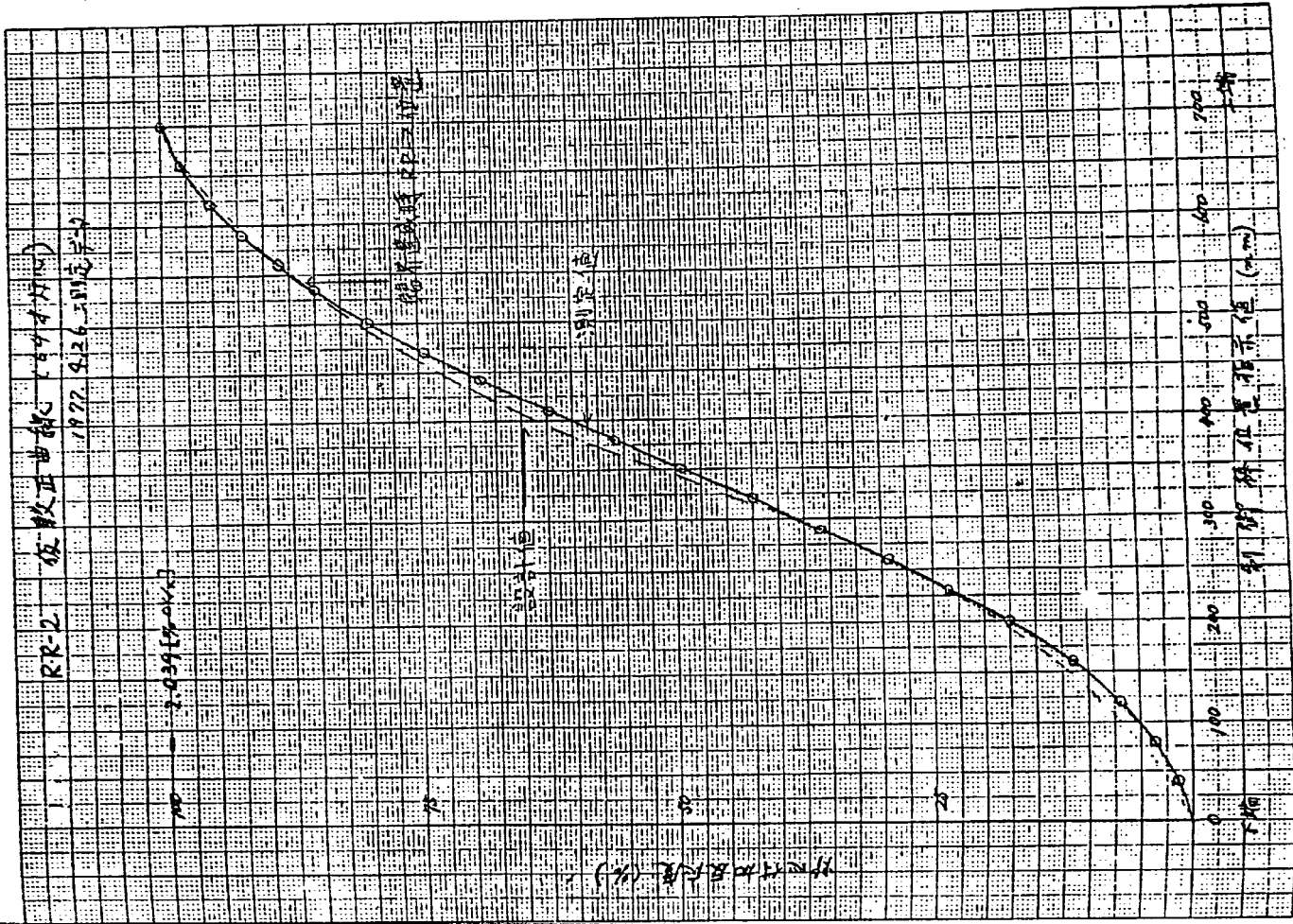


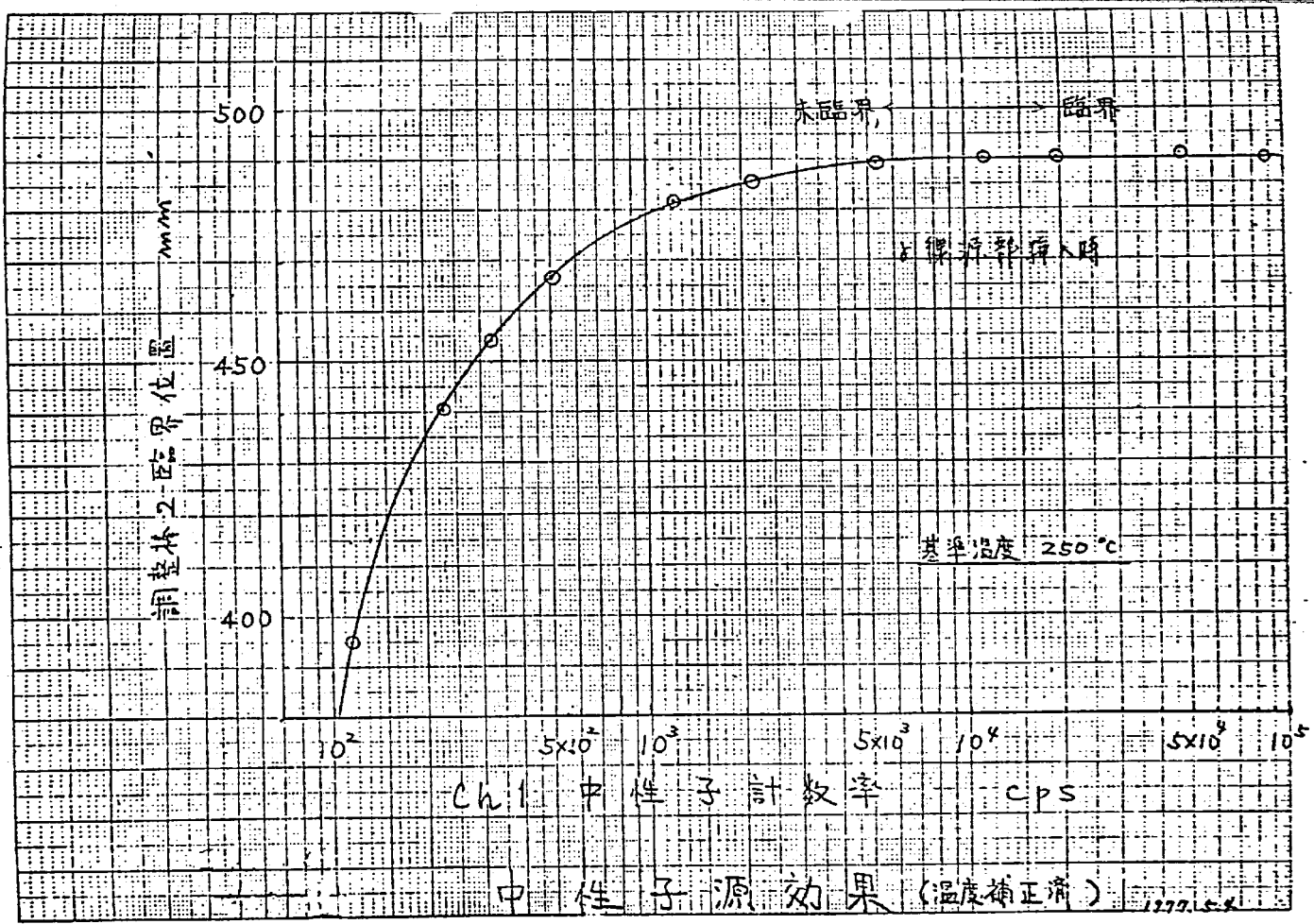
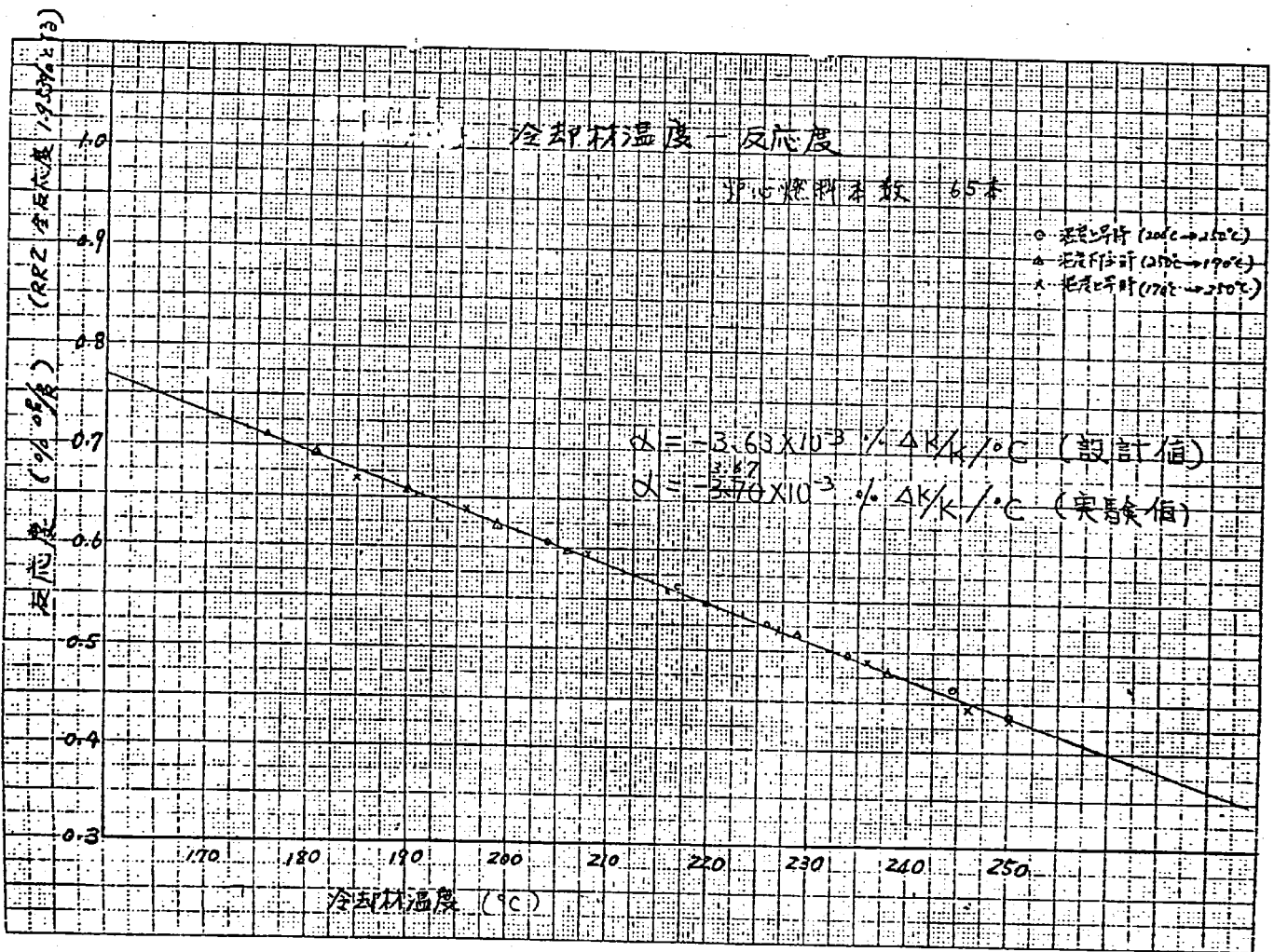
調整棒RR1~RR2 全引抜
安全棒SR1~SR4 全引抜

○—ch A
△—ch B
×—ch C

MIN. CRITICAL CORE

試験項目	臨界試験 (NT-12)																				
実施期間	自 52 年 4 月 26 日至 52 年 5 月 6 日																				
1. 目的	<p>最小臨界量を決定し、初期炉心構成に必要なデータを求める。</p>																				
2. 試験方法	<p>(1) 調整棒反転 調整棒の炉心挿入部の校正をペリオド法で行なう。</p> <p>(2) 周辺燃料価値 臨界炉心に炉心燃料集合体を 1 体追加してその価値を求める。</p> <p>(3) 中性子源効果 ガンマ線源部を引き抜き、反応度変化を測定する。炉出力を変化させて中性子源の効果を得る。</p> <p>(4) 等温係数 一次冷却材温度を 170℃ ~ 250℃ に変化させて、反応度変化を測定する。</p>																				
3. 試験結果 (要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>試験結果</th> <th>設計値</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>調整棒反転 (2本)</td> <td>4.094 $\phi\Delta k/k$</td> <td>4.07 $\phi\Delta k/k$</td> <td>2.8 $\phi\Delta k/k$ 以上</td> </tr> <tr> <td>周辺燃料価値</td> <td>5 F 3 位置で 0.347 $\phi\Delta k/k$</td> <td>第 5 列平均値 0.35 $\phi\Delta k/k$</td> <td>0.35 $\pm 0.12 \phi\Delta k/k$</td> </tr> <tr> <td>中性子源効果</td> <td>再調整棒にて 0.022 約 1.4 以上では影響なし</td> <td>0.058 $\phi\Delta k/k$</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>等温係数</td> <td>$-3.67 \times 10^{-4} \phi\Delta k/k/^\circ C$ (176°C $\leq T \leq 250^\circ C$)</td> <td>$-3.6 \times 10^{-4} \phi\Delta k/k/^\circ C$ (150°C $\leq T \leq 250^\circ C$)</td> <td>$-(20 \sim 53) \times 10^{-4} \phi\Delta k/k/^\circ C$</td> </tr> </tbody> </table> <p>上記の結果から最小臨界量は 63.7 本 (於 250°C) となる。</p>	項目	試験結果	設計値	判定基準	調整棒反転 (2本)	4.094 $\phi\Delta k/k$	4.07 $\phi\Delta k/k$	2.8 $\phi\Delta k/k$ 以上	周辺燃料価値	5 F 3 位置で 0.347 $\phi\Delta k/k$	第 5 列平均値 0.35 $\phi\Delta k/k$	0.35 $\pm 0.12 \phi\Delta k/k$	中性子源効果	再調整棒にて 0.022 約 1.4 以上では影響なし	0.058 $\phi\Delta k/k$	—	等温係数	$-3.67 \times 10^{-4} \phi\Delta k/k/^\circ C$ (176°C $\leq T \leq 250^\circ C$)	$-3.6 \times 10^{-4} \phi\Delta k/k/^\circ C$ (150°C $\leq T \leq 250^\circ C$)	$-(20 \sim 53) \times 10^{-4} \phi\Delta k/k/^\circ C$
項目	試験結果	設計値	判定基準																		
調整棒反転 (2本)	4.094 $\phi\Delta k/k$	4.07 $\phi\Delta k/k$	2.8 $\phi\Delta k/k$ 以上																		
周辺燃料価値	5 F 3 位置で 0.347 $\phi\Delta k/k$	第 5 列平均値 0.35 $\phi\Delta k/k$	0.35 $\pm 0.12 \phi\Delta k/k$																		
中性子源効果	再調整棒にて 0.022 約 1.4 以上では影響なし	0.058 $\phi\Delta k/k$	—																		
等温係数	$-3.67 \times 10^{-4} \phi\Delta k/k/^\circ C$ (176°C $\leq T \leq 250^\circ C$)	$-3.6 \times 10^{-4} \phi\Delta k/k/^\circ C$ (150°C $\leq T \leq 250^\circ C$)	$-(20 \sim 53) \times 10^{-4} \phi\Delta k/k/^\circ C$																		
4. 判定	いずれの項目も判定基準を満足している。																				
5. 特記事項																					





試験項目	初期炉心構成 (NT-13)
実施期間	自 52 年 5 月 9 日 至 52 年 5 月 19 日

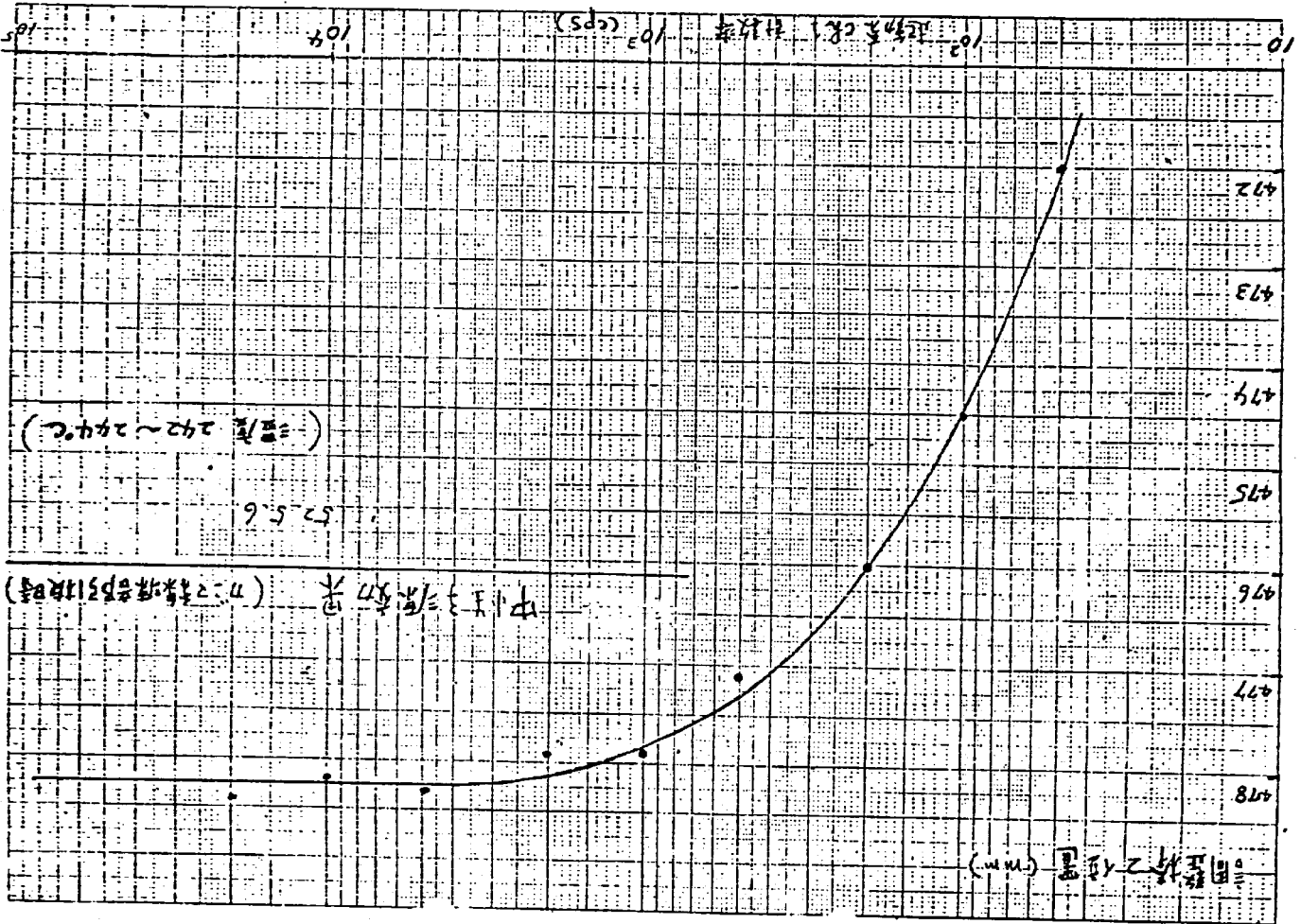
1. 目的
定格出力運転に必要な余剰反応度を持つ炉心を構成する。
2. 試験方法
(1) 臨界試験の結果をもとに、炉心燃料集合体を追加装荷する。
(2) 燃料装荷は 2 から 3 ステップにわけて行なう。
(3) 余剰反応度を測定する。

3. 試験結果 (要約)

項目	試験結果	設計値	判定基準
初期炉心燃料本数	70 本	67 本	62 ~ 75 本
250℃における値	2.24%Δk/k	2.28%Δk/k	
100℃における推定値	2.81%Δk/k	2.83%Δk/k	4.5%Δk/k以下
50 MW 定格推定値	1.4%Δk/k	1.5%Δk/k (熱歪曲除外)	1.5 ± 0.4%Δk/k
追加燃料集合体本数	6 本	6 本	6 ⁺² ₋₁ 本

4. 判定
判定基準を充分満足している。

5. 特記事項



初期炉心構成

昭和52年5月19日 19:36

炉心燃料集合体 70本

プルトニウム 140.5 Kg

濃縮ウラン(23濃縮) 654.4 Kg

臨界点制御棒位置

安全棒#1~4 全引抜

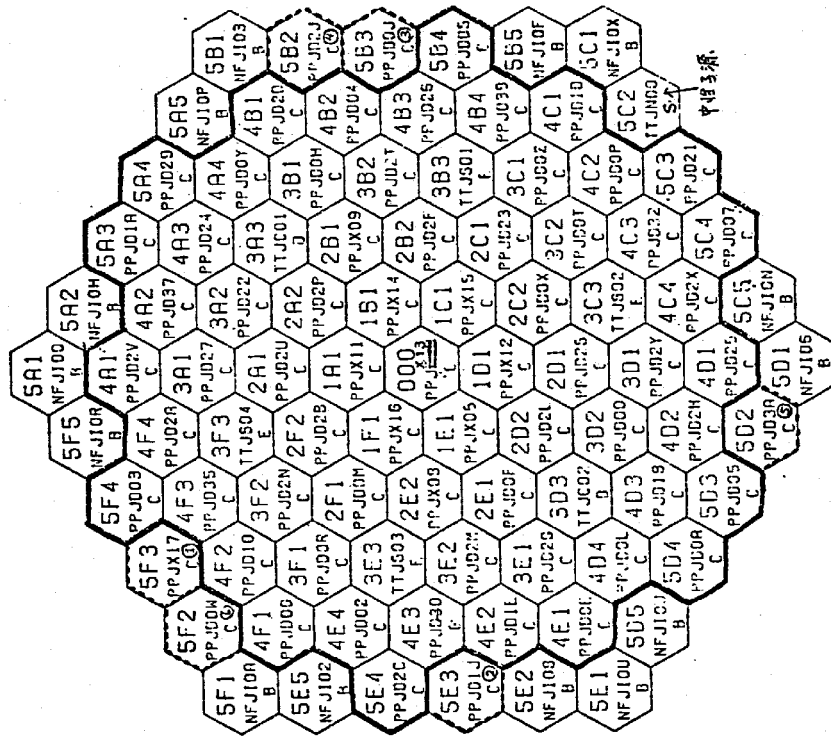
調整棒#1 350 mm 引抜

#2 317 mm 引抜

余剰反応度 2.24%Δk/k (250℃)

PNC TN941 78-143

- ① NF3210 → PF3X1Q 1549
- ② NF3107 → PF3013 1449
- ③ NF3100 → PF3003 1448
- ④ NF3207 → PF3023 1448
- ⑤ NF3106 → PF303A 1448
- ⑥ NF3206L → PF309A 704 B

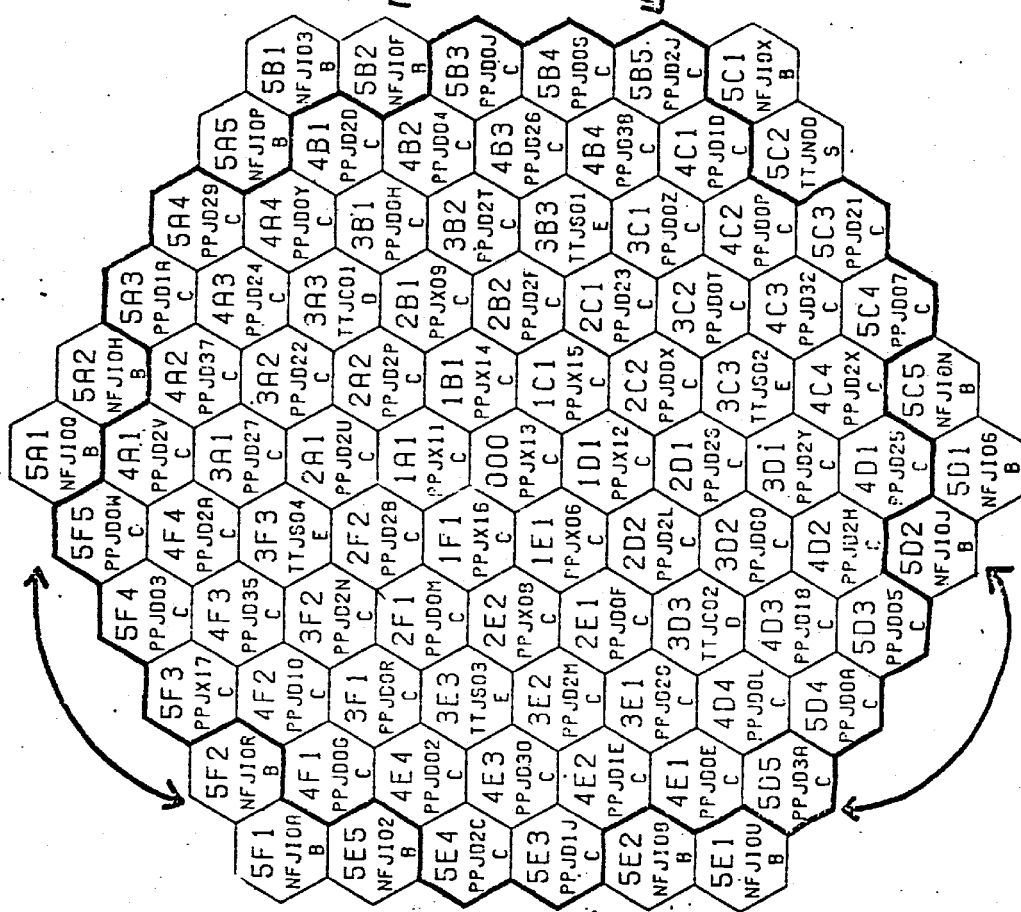


INSPECTION DATE 1977/06/08

INITIAL CORE

JOYO CORE CONFIGURATION

64本炉心構成図(中心70本炉心)燃料集束時

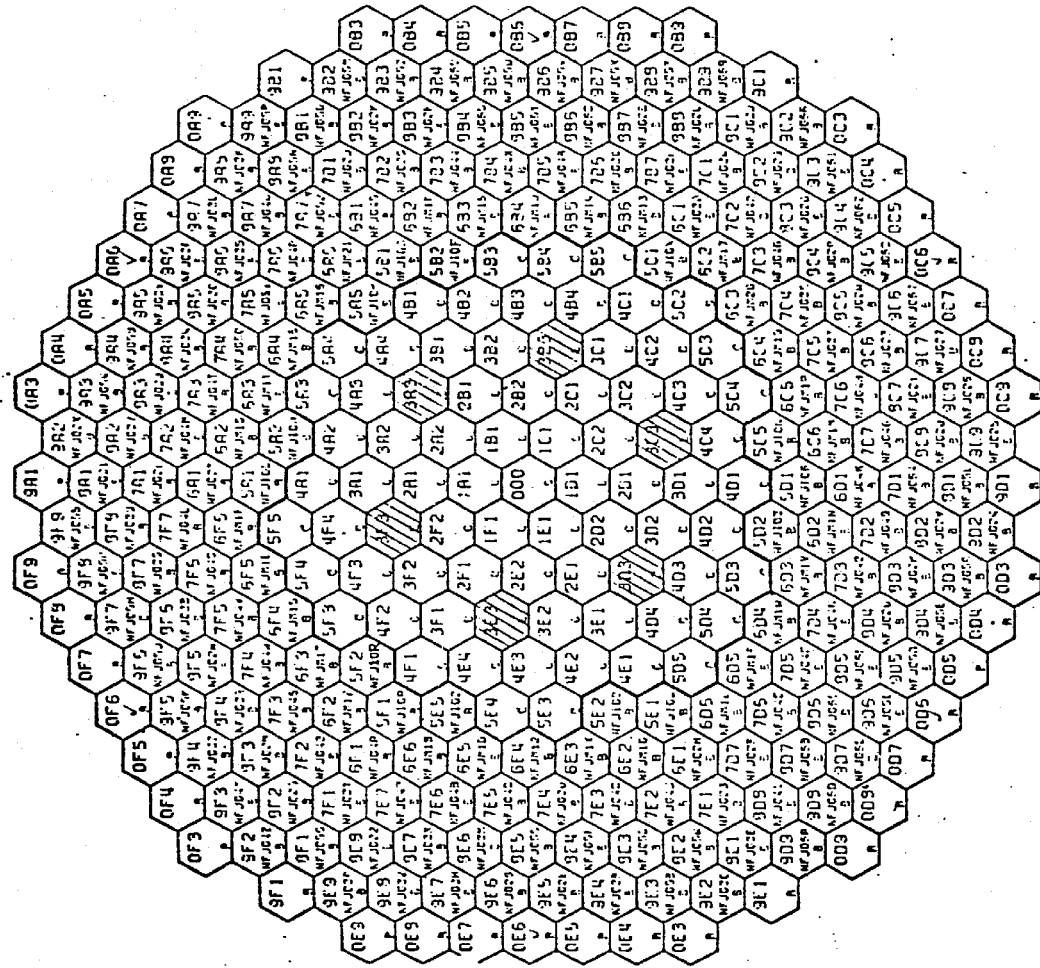


NT-51 FLOW DISTRIBUTION

DATE : 1977/07/06

JOYO CORE CONFIGURATION

初期炉心構成後0. 炉心形状変單圖 (NT-51 炉心内流量分布試驗前)



初期炉心構成圖 (70年炉心)

低出力試験

II 低出力試験の結果

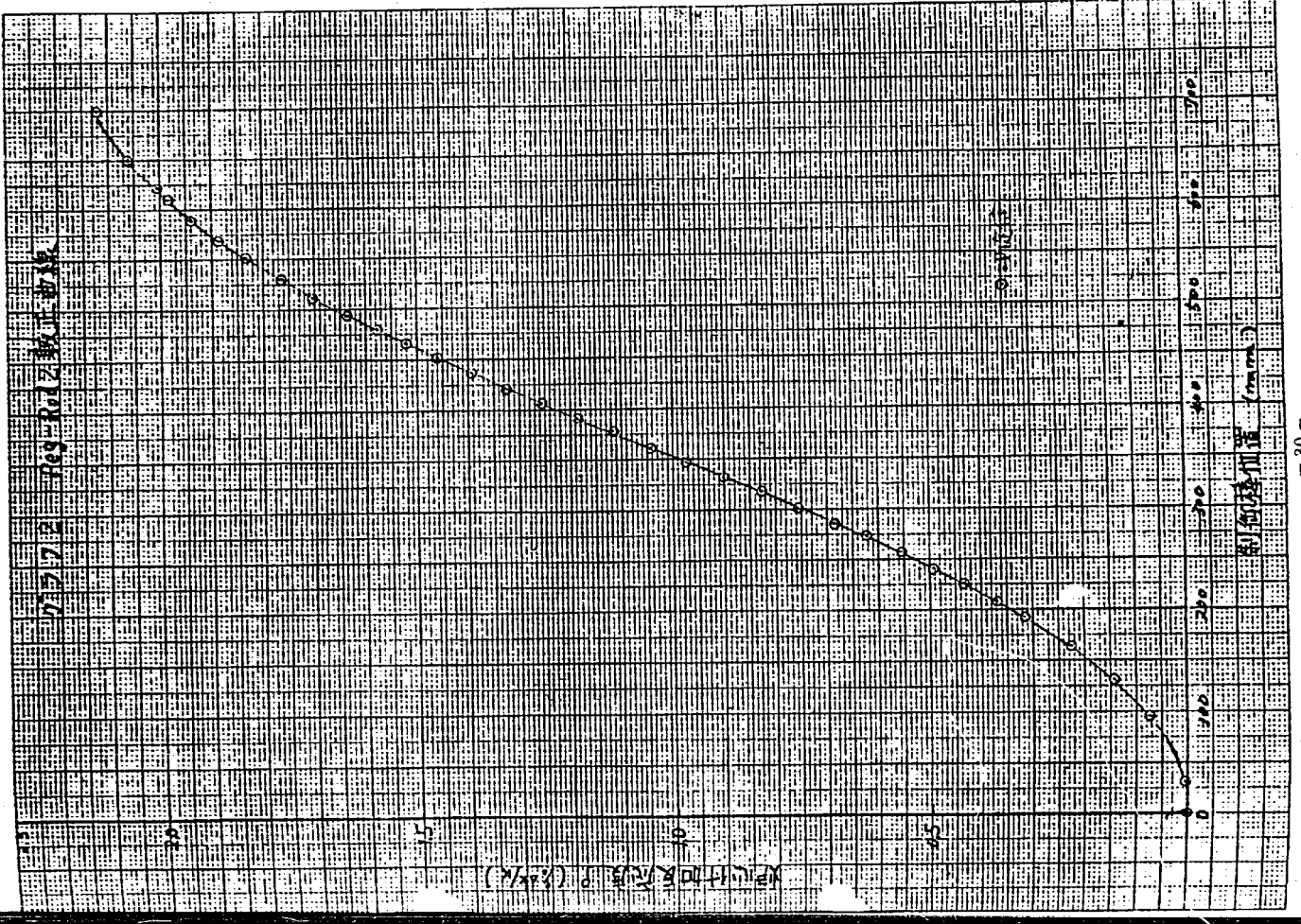
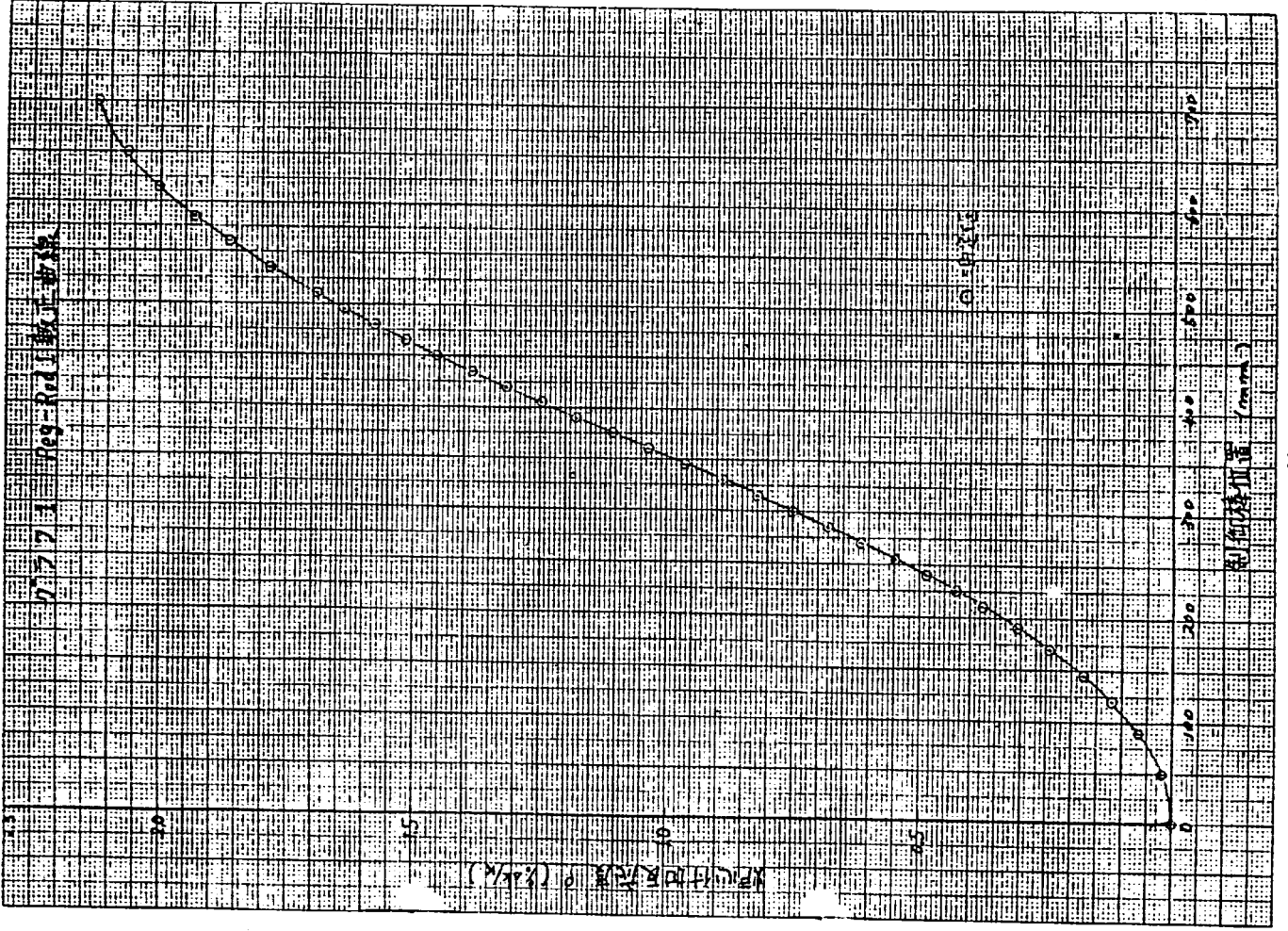
NT-21	制御棒校正
NT-22	炉停止余裕
NT-23	スクラム反応度
NT-31	燃料等価反応度
NT-32	ナトリウムボイド効果
NT-33	等温係数
NT-41	核出力校正
NT-42	出力分布
NT-51	炉心内流量分布
NT-62	炉雑音測定
ST-11	空間線量率分布
ST-21	炉体まわり遮蔽特性
MT-11	放射線管理

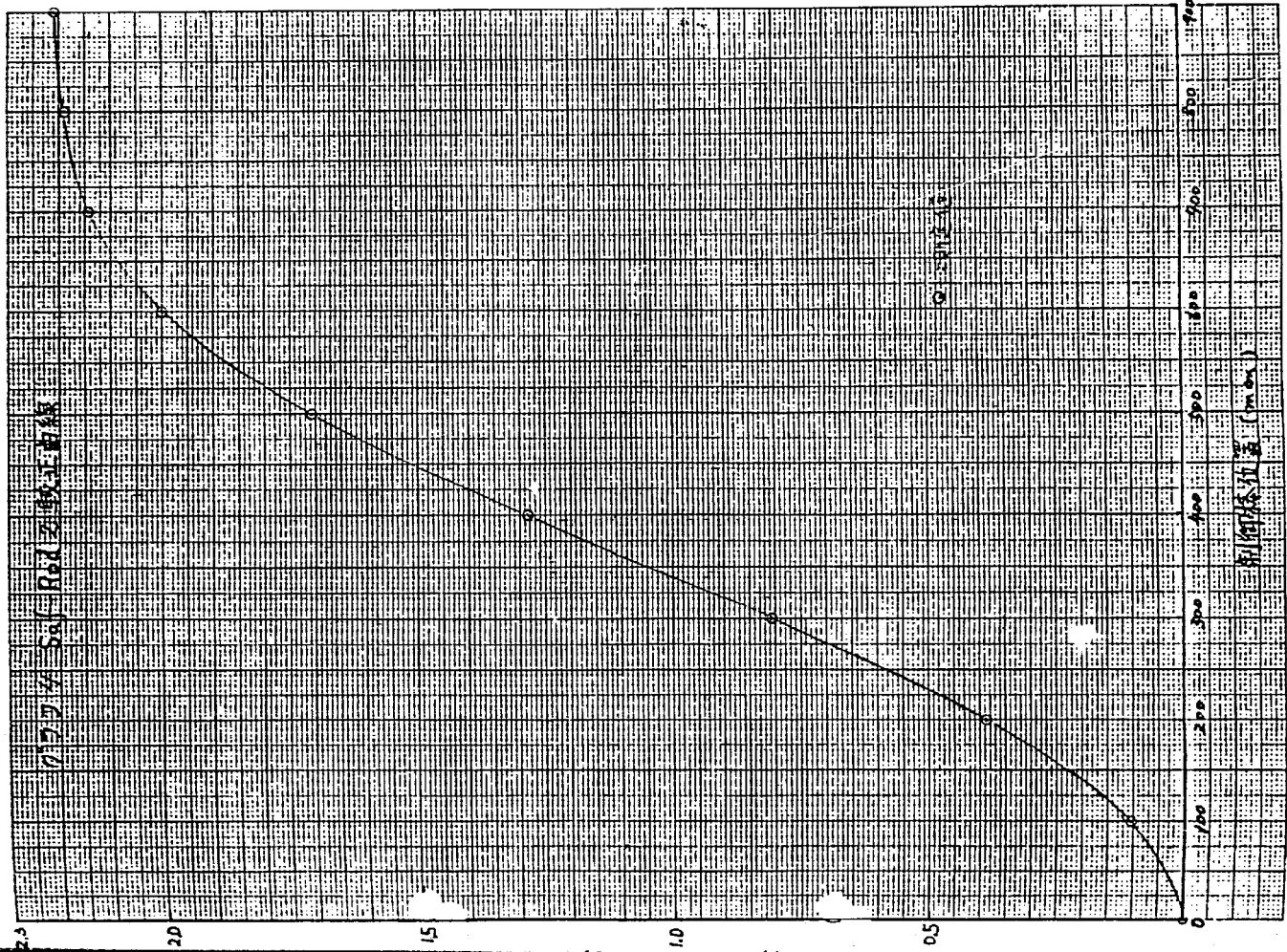
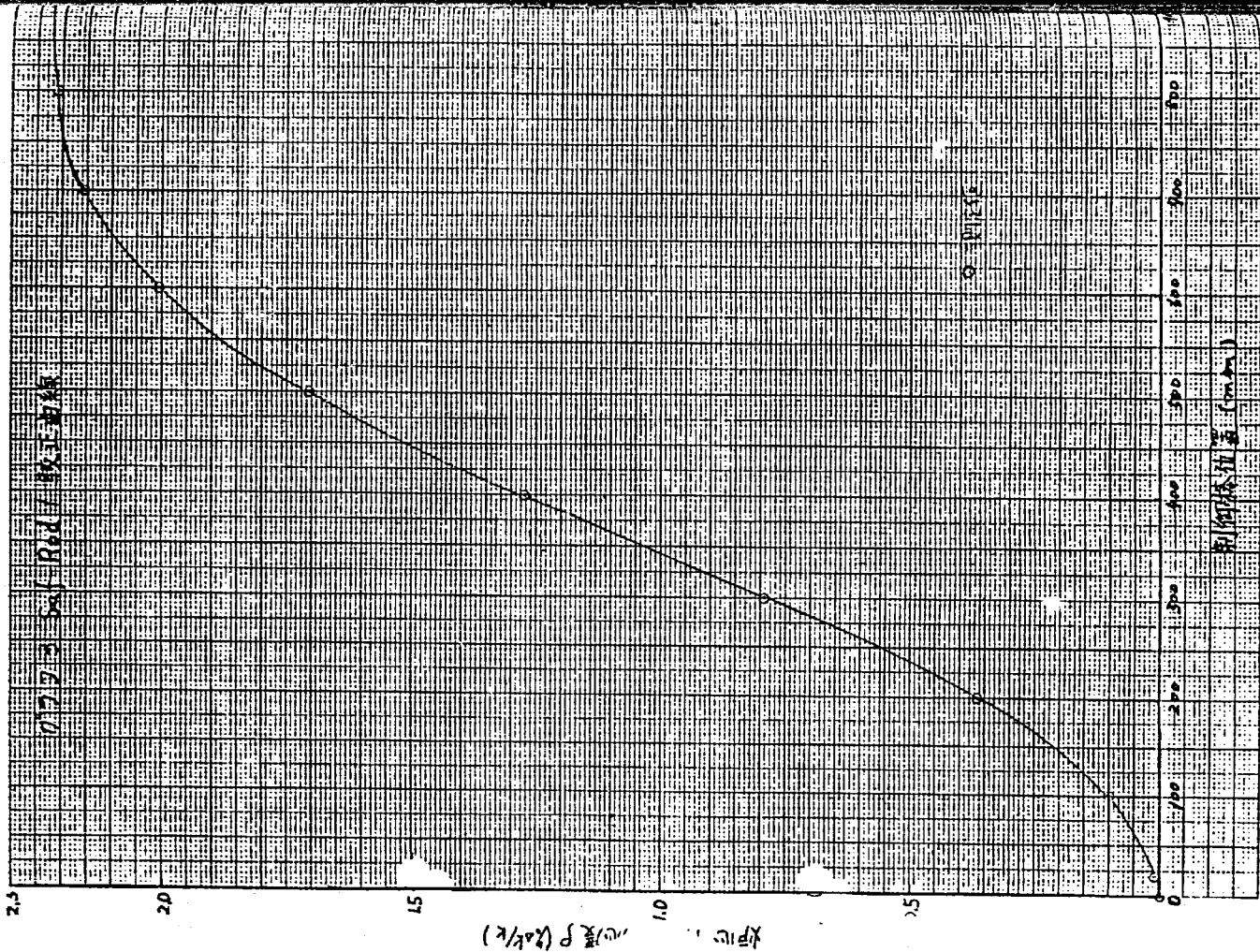
試験項目	制御棒校正 (NT-21)																
実施期間	自 52 年 5 月 23 日 至 52 年 5 月 28 日																
1. 目的	調整棒及び安全棒の反応度値値が十分なることを確認する。																
2. 試験方法	原子炉出力 1~10KW, 1次冷却材温度 250℃, 流量 100 多において, 正の制御棒法と置換法を組み合わせて行なう。																
3. 試験結果 (要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>試験結果</th> <th>設計値</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>調整棒 2 本反応度値</td> <td>4.25 多△k/k</td> <td>4.01 多△k/k</td> <td>2.8 多△k/k以上</td> </tr> <tr> <td>安全棒 4 本反応度値</td> <td>8.78 多△k/k</td> <td>7.50 多△k/k</td> <td>5.6 多△k/k以上</td> </tr> <tr> <td>反応度付加率</td> <td>0.0099~0.0096 多△k/k/sec</td> <td>0.010 多△k/k/sec</td> <td>0.015 多△k/k/sec以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	試験結果	設計値	判定基準	調整棒 2 本反応度値	4.25 多△k/k	4.01 多△k/k	2.8 多△k/k以上	安全棒 4 本反応度値	8.78 多△k/k	7.50 多△k/k	5.6 多△k/k以上	反応度付加率	0.0099~0.0096 多△k/k/sec	0.010 多△k/k/sec	0.015 多△k/k/sec以下
項目	試験結果	設計値	判定基準														
調整棒 2 本反応度値	4.25 多△k/k	4.01 多△k/k	2.8 多△k/k以上														
安全棒 4 本反応度値	8.78 多△k/k	7.50 多△k/k	5.6 多△k/k以上														
反応度付加率	0.0099~0.0096 多△k/k/sec	0.010 多△k/k/sec	0.015 多△k/k/sec以下														
4. 判定	判定基準を充分満足している。																
5. 特記事項																	

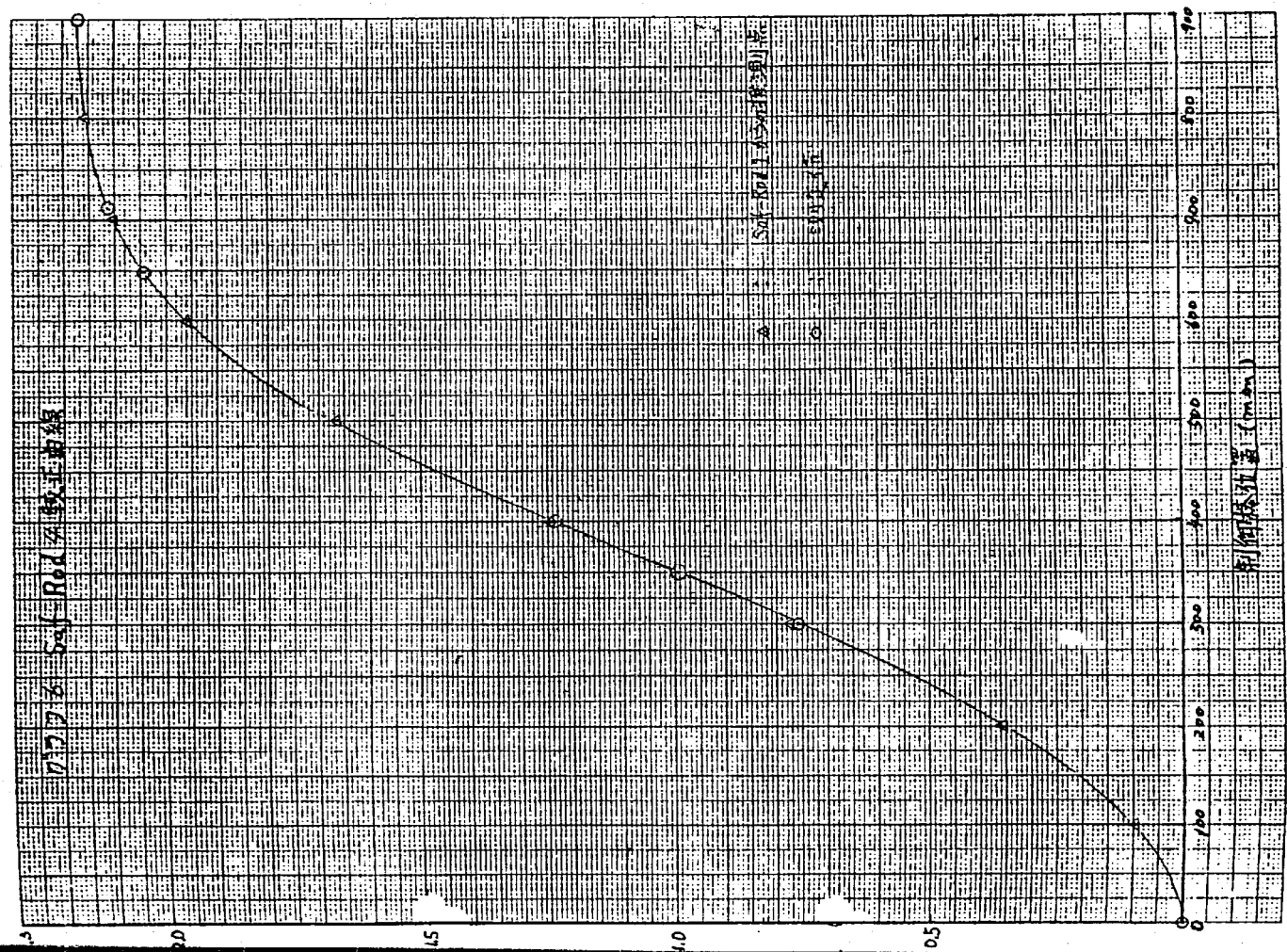
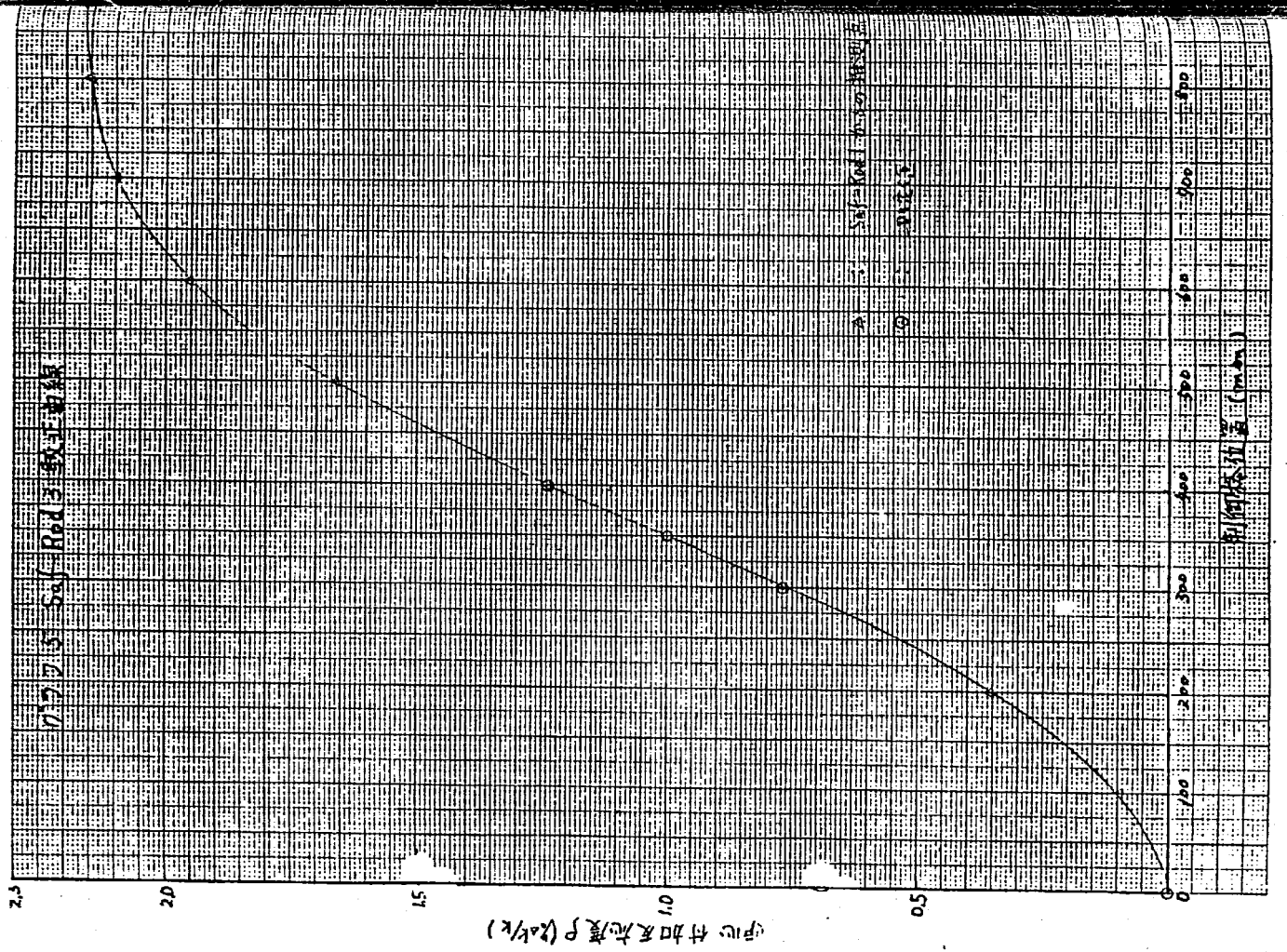
制御棒反応度値
(%/△k/k)
(設計値 67 本炉心)

調整棒	# 1	# 2
測定値	2.13 ± 0.02	2.12 ± 0.02
設計値	1.90 ± 0.38	

安全棒	# 1	# 2	# 3	# 4
測定値	2.23 ± 0.03	2.21 ± 0.03	2.17 ± 0.03	2.17 ± 0.03
設計値	1.98 ± 0.80			







試験項目	炉停止余裕	(NT-22)																
実施期日	自 52年5月23日 至 52年5月28日																	
1. 目的	調整棒および安全棒の反応度制御能力が十分であることを確認する。																	
2. 試験方法	<p>(1) シャットダウンマージンの測定 全制御棒6本が炉心に挿入された停止状態における未臨界度を求める。 (Na温度 250℃)</p> <p>(2) フロッドスタック・マージンの測定 i) 最大反応度を持つ制御棒1本を引抜き、他は全挿入の状態における未臨界度を求め、等温係数より100℃における未臨界度を求める。 ii) 調整棒2本が臨界点で、最大反応度の安全棒1本全引抜・他の3本全挿入状態においての、未臨界度を求める。(Na温度 250℃)</p>																	
3. 試験結果(要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>試験結果</th> <th>設計値</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉停止余裕(250℃) (シャットダウンマージン)</td> <td>10.78%Δk/k</td> <td>9.26%Δk/k</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>制御棒フロッドスタック (100℃)</td> <td>8.01%Δk/k</td> <td>6.82%Δk/k</td> <td>十分臨界であること (2.5%Δk/以上)</td> </tr> <tr> <td>安全棒フロッドスタック (250℃)</td> <td>6.55%Δk/k</td> <td>5.74%Δk/k</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		項目	試験結果	設計値	判定基準	炉停止余裕(250℃) (シャットダウンマージン)	10.78%Δk/k	9.26%Δk/k	—	制御棒フロッドスタック (100℃)	8.01%Δk/k	6.82%Δk/k	十分臨界であること (2.5%Δk/以上)	安全棒フロッドスタック (250℃)	6.55%Δk/k	5.74%Δk/k	—
項目	試験結果	設計値	判定基準															
炉停止余裕(250℃) (シャットダウンマージン)	10.78%Δk/k	9.26%Δk/k	—															
制御棒フロッドスタック (100℃)	8.01%Δk/k	6.82%Δk/k	十分臨界であること (2.5%Δk/以上)															
安全棒フロッドスタック (250℃)	6.55%Δk/k	5.74%Δk/k	—															
4. 判定	いずれの項目も十分未臨界であり、判定基準を満足している。																	
5. 特記事項																		

試験項目	スクラム反応度	(NT-23)
実施期日	自 52年5月23日 至 52年5月28日	
1. 目的	安全棒の落下時間とそれに伴う炉心挿入反応度曲線を測定する。	
2. 試験方法	安全棒4本をそれぞれ単独に落下させ、挿入に伴う反応度の時間的変化及び制御棒の落下時間を測定する。また、位置検出コイルの信号からも落下時間を求める。	
3. 試験結果(要約)	マグネットOFFから位置検出コイル感知までの時間 0.67 sec 以下 (安全棒#1~4)	
4. 判定	判定基準1秒以下を満足している。	
5. 特記事項		

スクラム時間 (ビジュ-ダより)

No.	安全棒	保持電磁石「断」の時間 (10 ³ Sec.)		
		タッチ OFF	タッチ ON	位置検出感知
1	SR-1	87.2	132.9	666.4
2	SR-2	74.0	114.3	638.0
3	SR-3	84.3	123.5	658.3
4	SR-4	84.8	120.4	660.6
5	SR-1	81.2	122.0	667.2
	SR-2	—	—	635.6
6	SR-1	79.8	120.2	658.7
	SR-3	—	—	650.2
7	SR-1	82.4	127.9	663.1
	SR-4	—	—	666.0
8	SR-3	—	—	653.3
	SR-4	—	—	657.9
	SR-1	76.1	122.5	663.2
9	SR-2	—	—	—
	SR-3	—	—	—
	SR-4	—	—	659.1

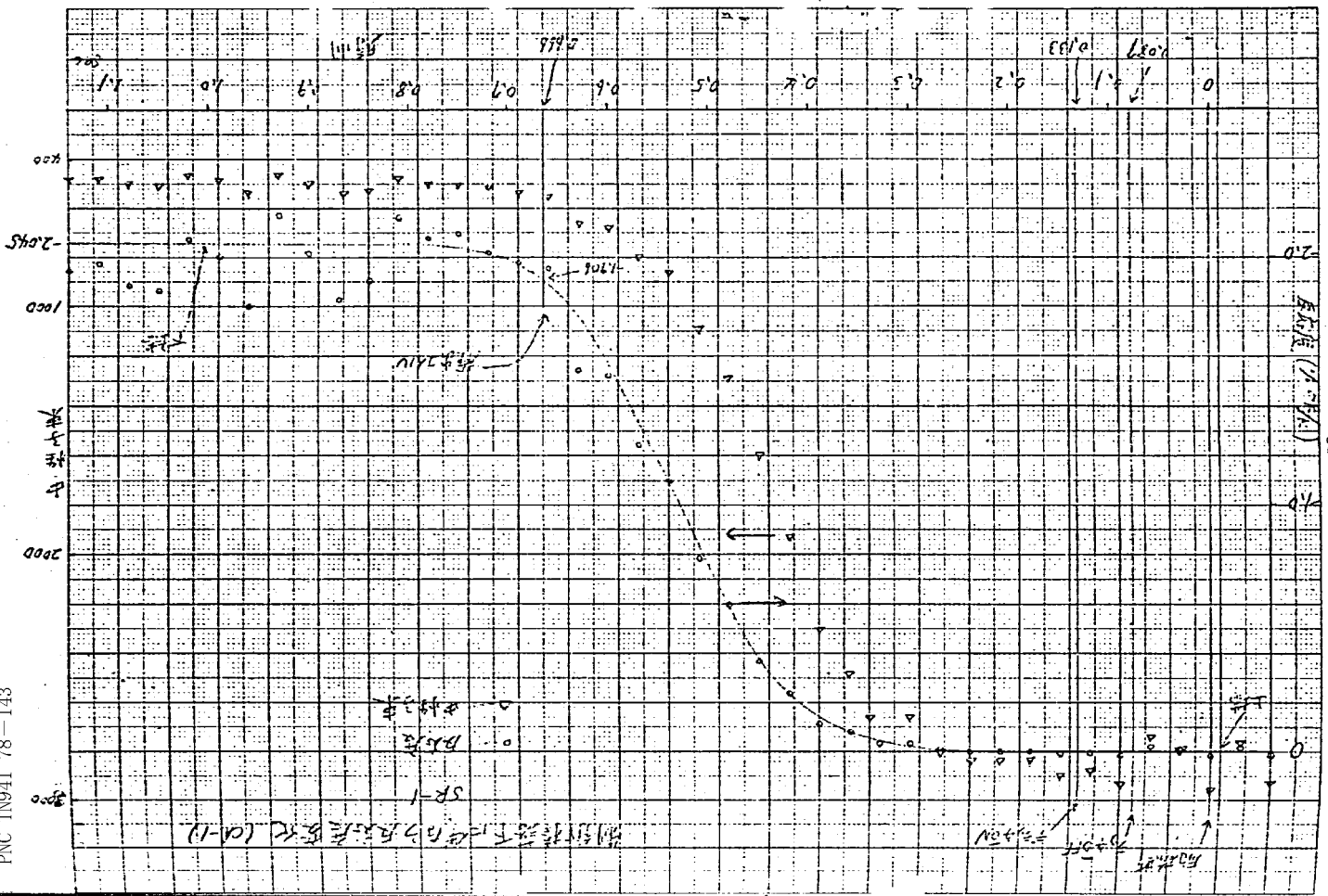
結果

1. 安全棒4本共、スクラム時間は、1秒以下であった。

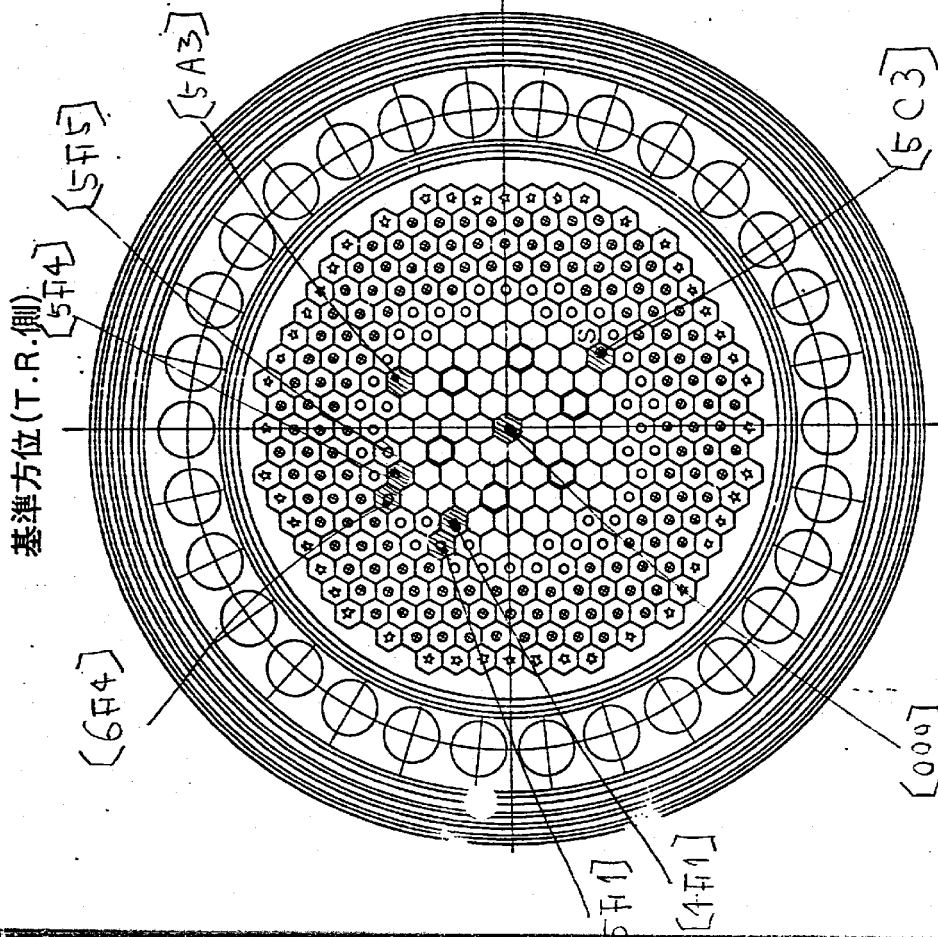
2. 安全棒1に関する
 5点のデータのパ
 ラッキの中は右記の
 通り

→タッチ OFF 872-76.1=11.1 (10³ Sec) $\frac{11.1}{666.4} = 1.6\%$
 →タッチ ON 132.9-114.3=18.7 (10³ Sec) $\frac{18.7}{638.0} = 2.9\%$
 スクラム時間 667.2-658.7=8.5 (10³ Sec) $\frac{8.5}{658.7} = 1.3\%$

注) 位置検出感知の時点は、Peak-Pointの中間位置とした。

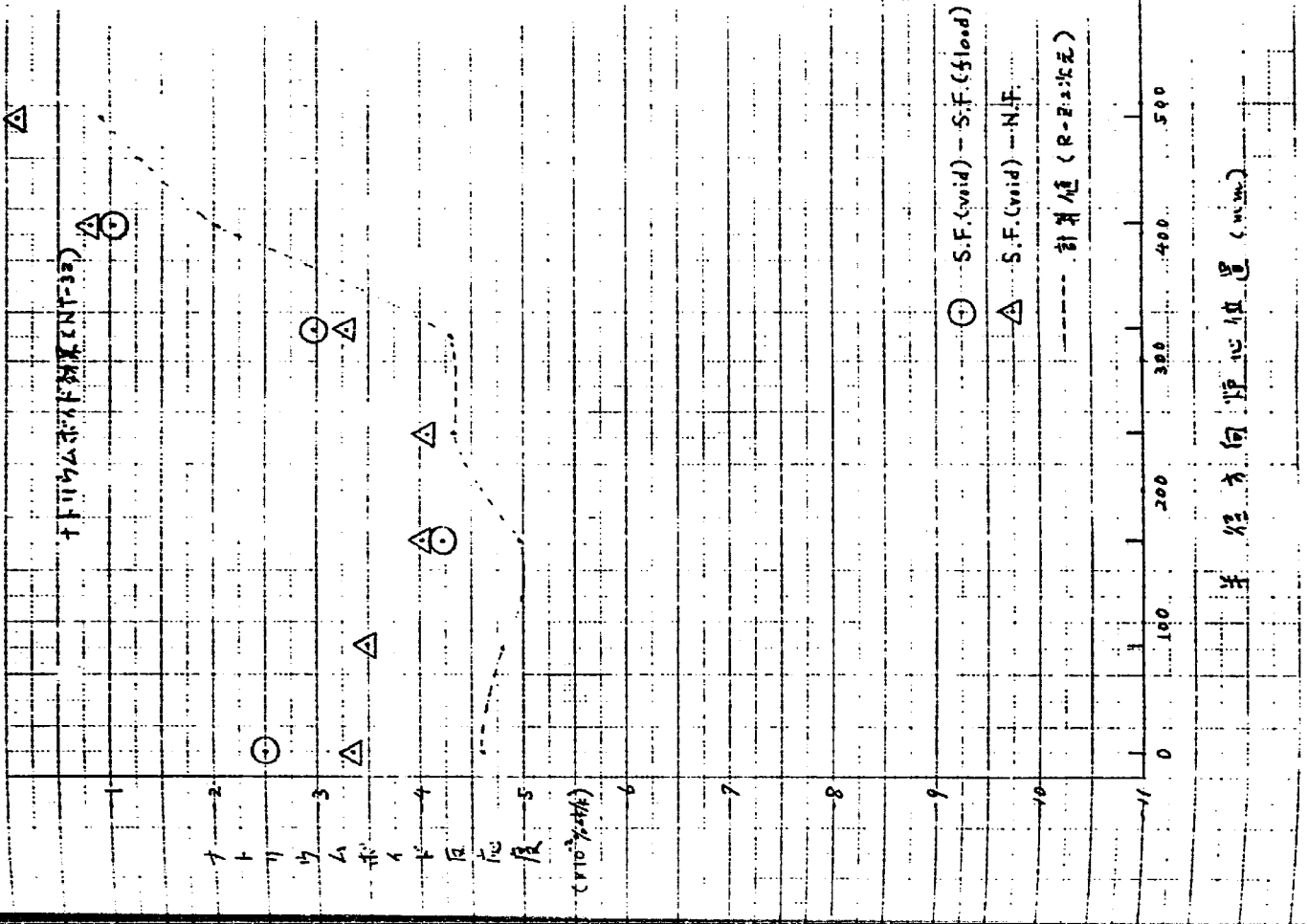


試験項目	燃料等価反応度 (NT-31)																																			
実施期間	自 52年 8月 15日 至 52年 8月 23日																																			
1. 目的	炉心に装荷した燃料およびブランケット集合体の等価反応度を測定する。																																			
2. 試験方法	(1) 炉心周辺の燃料集合体について、ブランケット燃料集合体との置換反応度を測定する。 (2) 炉心燃料とブランケット燃料について、集合体1体を引抜き、ナトリウムとの置換反応度を測定する。																																			
3. 試験結果(要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>位置</th> <th>置換要素</th> <th>測定値 (%Δk/k)</th> <th>計算値*1) (%Δk/k)</th> <th>備 長</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4 F 1</td> <td>F → B</td> <td>-0.44</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td>5 F 4</td> <td>F → B</td> <td>-0.36</td> <td>-0.35</td> <td></td> </tr> <tr> <td>5 A 3</td> <td>F → B</td> <td>-0.32</td> <td>-0.35</td> <td>調整棒中1に近接</td> </tr> <tr> <td>5 C 3</td> <td>F → B</td> <td>-0.39</td> <td>-0.38</td> <td>中性子源に隣接</td> </tr> <tr> <td>0 0 0</td> <td>F → Na</td> <td>-1.41</td> <td>-2.03 (-1.65)*2)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>5 F 1</td> <td>B → Na</td> <td>-0.08</td> <td>-0.38</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>*1) 接動計算, 制御棒全引抜, 67本炉心 *2) この値のみ2次元RZ直接計算値</p>	位置	置換要素	測定値 (%Δk/k)	計算値*1) (%Δk/k)	備 長	4 F 1	F → B	-0.44	-		5 F 4	F → B	-0.36	-0.35		5 A 3	F → B	-0.32	-0.35	調整棒中1に近接	5 C 3	F → B	-0.39	-0.38	中性子源に隣接	0 0 0	F → Na	-1.41	-2.03 (-1.65)*2)		5 F 1	B → Na	-0.08	-0.38	
位置	置換要素	測定値 (%Δk/k)	計算値*1) (%Δk/k)	備 長																																
4 F 1	F → B	-0.44	-																																	
5 F 4	F → B	-0.36	-0.35																																	
5 A 3	F → B	-0.32	-0.35	調整棒中1に近接																																
5 C 3	F → B	-0.39	-0.38	中性子源に隣接																																
0 0 0	F → Na	-1.41	-2.03 (-1.65)*2)																																	
5 F 1	B → Na	-0.08	-0.38																																	
4. 判定	測定値と計算値はよく一致している。																																			
5. 特記事項																																				

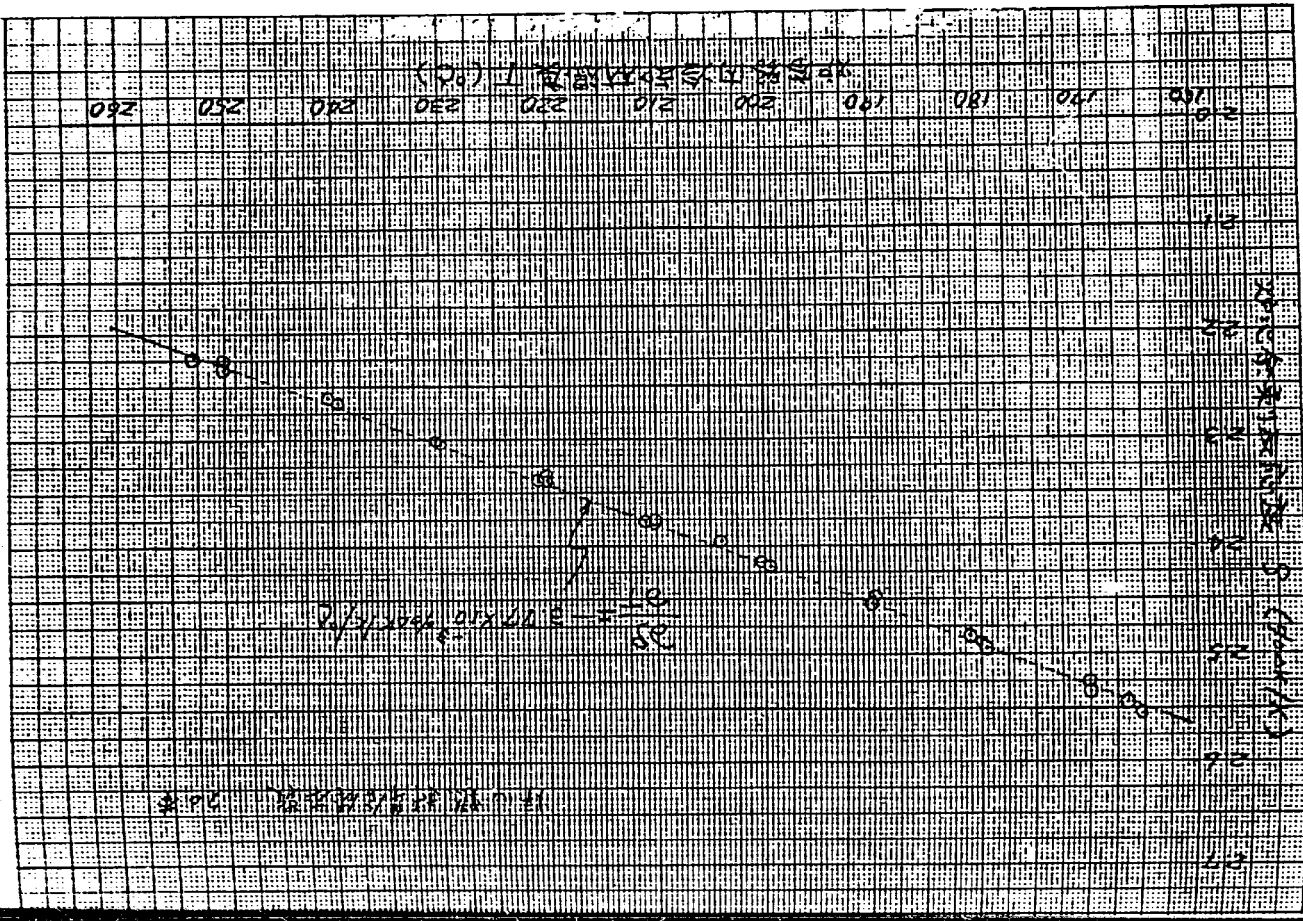


炉心燃料反応度値の測定

試験項目	ナトリウムボイド効果 (NT-32)																															
実施期間	自 52 年 10 月 1 日 至 52 年 10 月 19 日																															
1. 目的	集合体毎のナトリウムボイド反応係数を測定して、炉心全体の冷却材喪失による反応度変化量を推定する。																															
2. 試験方法	ナトリウムボイド効果測定用特殊燃料集合体を用いて、炉心内の代表的な位置の反応度効果を測定する。この測定結果より、炉心全体がボイドになった状態の反応効果量を推定する。																															
3. 試験結果 (要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>領域</th> <th>位置</th> <th>測定値 ($10^{-4}\%$Δk/k)</th> <th>計算値 ($10^{-4}\%$Δk/k)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">炉</td> <td>0 0 0</td> <td>-2.5</td> <td>-4.6</td> </tr> <tr> <td>1 F 1</td> <td>-3.5</td> <td>-4.8</td> </tr> <tr> <td>2 F 1</td> <td>-4.2</td> <td>-5.0</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">心</td> <td>3 F 1</td> <td>-4.1</td> <td>-4.3</td> </tr> <tr> <td>4 F 1</td> <td>-3.0</td> <td>-4.3</td> </tr> <tr> <td>5 F 1</td> <td>-1.0</td> <td>-2.1</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ブケラント</td> <td>6 F 1</td> <td>-0.1</td> <td>-0.9</td> </tr> <tr> <td>全炉心ボイド反応度</td> <td>-3.8%</td> <td>-5.7%</td> </tr> </tbody> </table> <p>※計算値は、67本炉心；制御棒全引抜・2次元BZ振動計算による。</p>	領域	位置	測定値 ($10^{-4}\%$ Δk/k)	計算値 ($10^{-4}\%$ Δk/k)	炉	0 0 0	-2.5	-4.6	1 F 1	-3.5	-4.8	2 F 1	-4.2	-5.0	心	3 F 1	-4.1	-4.3	4 F 1	-3.0	-4.3	5 F 1	-1.0	-2.1	ブケラント	6 F 1	-0.1	-0.9	全炉心ボイド反応度	-3.8%	-5.7%
領域	位置	測定値 ($10^{-4}\%$ Δk/k)	計算値 ($10^{-4}\%$ Δk/k)																													
炉	0 0 0	-2.5	-4.6																													
	1 F 1	-3.5	-4.8																													
	2 F 1	-4.2	-5.0																													
心	3 F 1	-4.1	-4.3																													
	4 F 1	-3.0	-4.3																													
	5 F 1	-1.0	-2.1																													
ブケラント	6 F 1	-0.1	-0.9																													
	全炉心ボイド反応度	-3.8%	-5.7%																													
4. 判定	全炉心ナトリウムボイド反応度が負であるという判定基準を満足している。																															
5. 特記事項																																

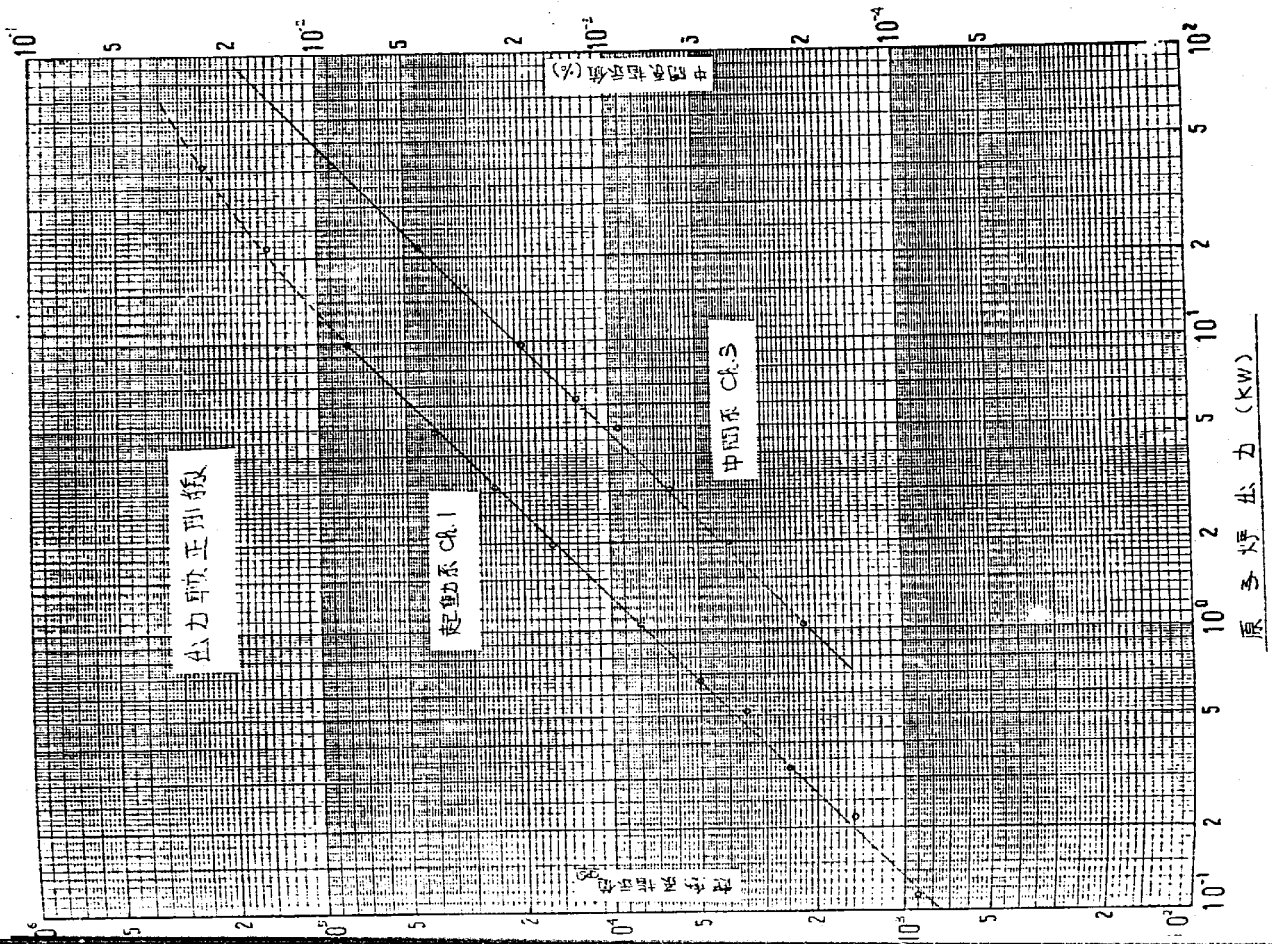


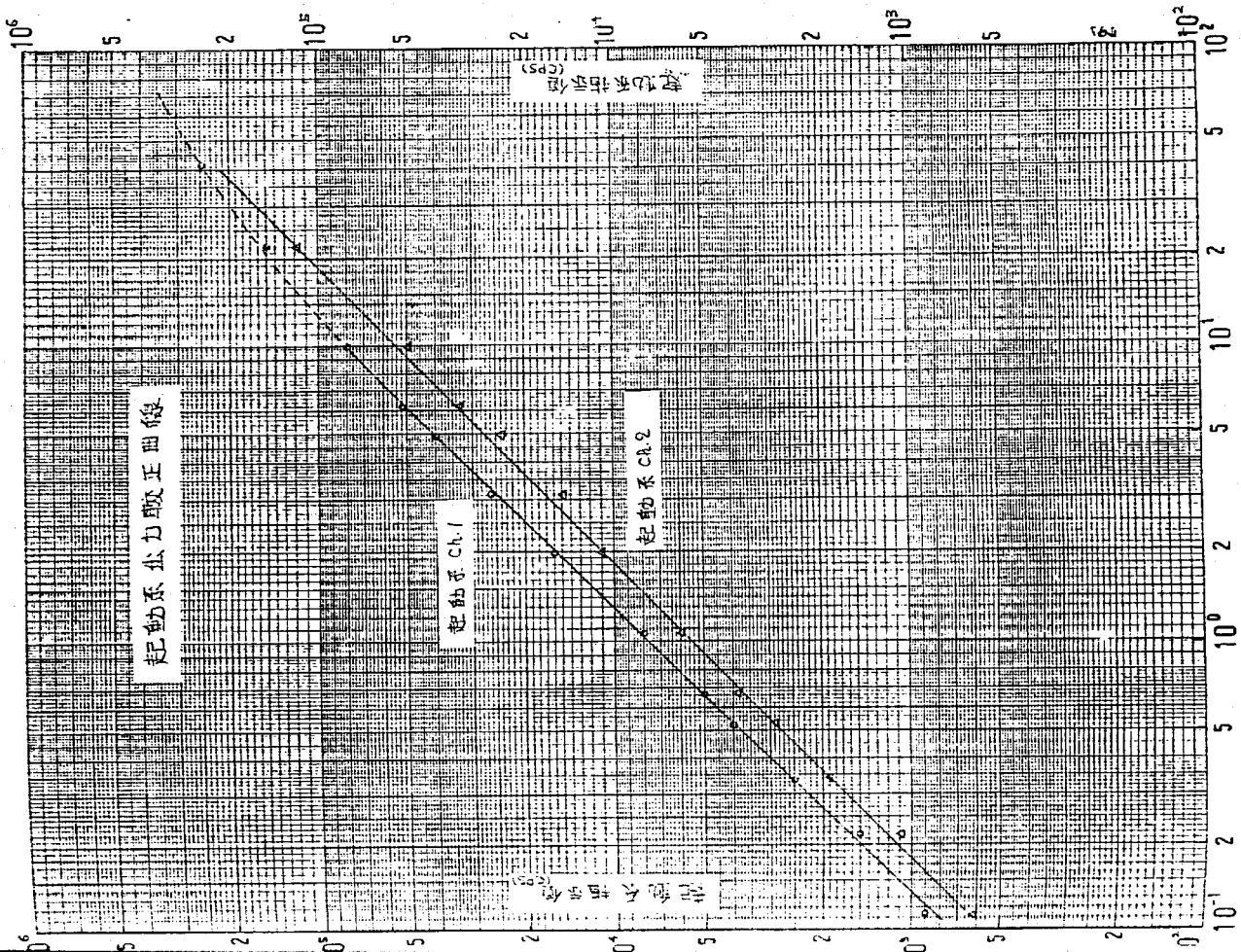
試験項目	等温係数 (NT-33)						
実施期間	自 52 年 5 月 29 日 至 52 年 5 月 31 日						
1. 目的	炉心の等温係数を測定して、出力上昇に必要な反応度変化量を推定する。						
2. 試験方法	一次冷却材温度を 170℃ から 250℃ の範囲で変化させ、臨界点の調整棒位置の変化から反応度の変化量を測定する。						
3. 試験結果 (要約)	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 30%;"></td> <td style="text-align: center;">測定値 (‰Δk/k)</td> <td style="text-align: center;">設計値 (‰Δk/k)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">等温係数</td> <td style="text-align: center;">-3.77×10^{-3} ($170^\circ\text{C} \leq T \leq 250^\circ\text{C}$)</td> <td style="text-align: center;">-3.6×10^{-3} ($200^\circ\text{C} \leq T \leq 250^\circ\text{C}$)</td> </tr> </table>		測定値 (‰Δk/k)	設計値 (‰Δk/k)	等温係数	-3.77×10^{-3} ($170^\circ\text{C} \leq T \leq 250^\circ\text{C}$)	-3.6×10^{-3} ($200^\circ\text{C} \leq T \leq 250^\circ\text{C}$)
	測定値 (‰Δk/k)	設計値 (‰Δk/k)					
等温係数	-3.77×10^{-3} ($170^\circ\text{C} \leq T \leq 250^\circ\text{C}$)	-3.6×10^{-3} ($200^\circ\text{C} \leq T \leq 250^\circ\text{C}$)					
4. 判定	測定値と設計値は、よく一致した。						
5. 特記事項							



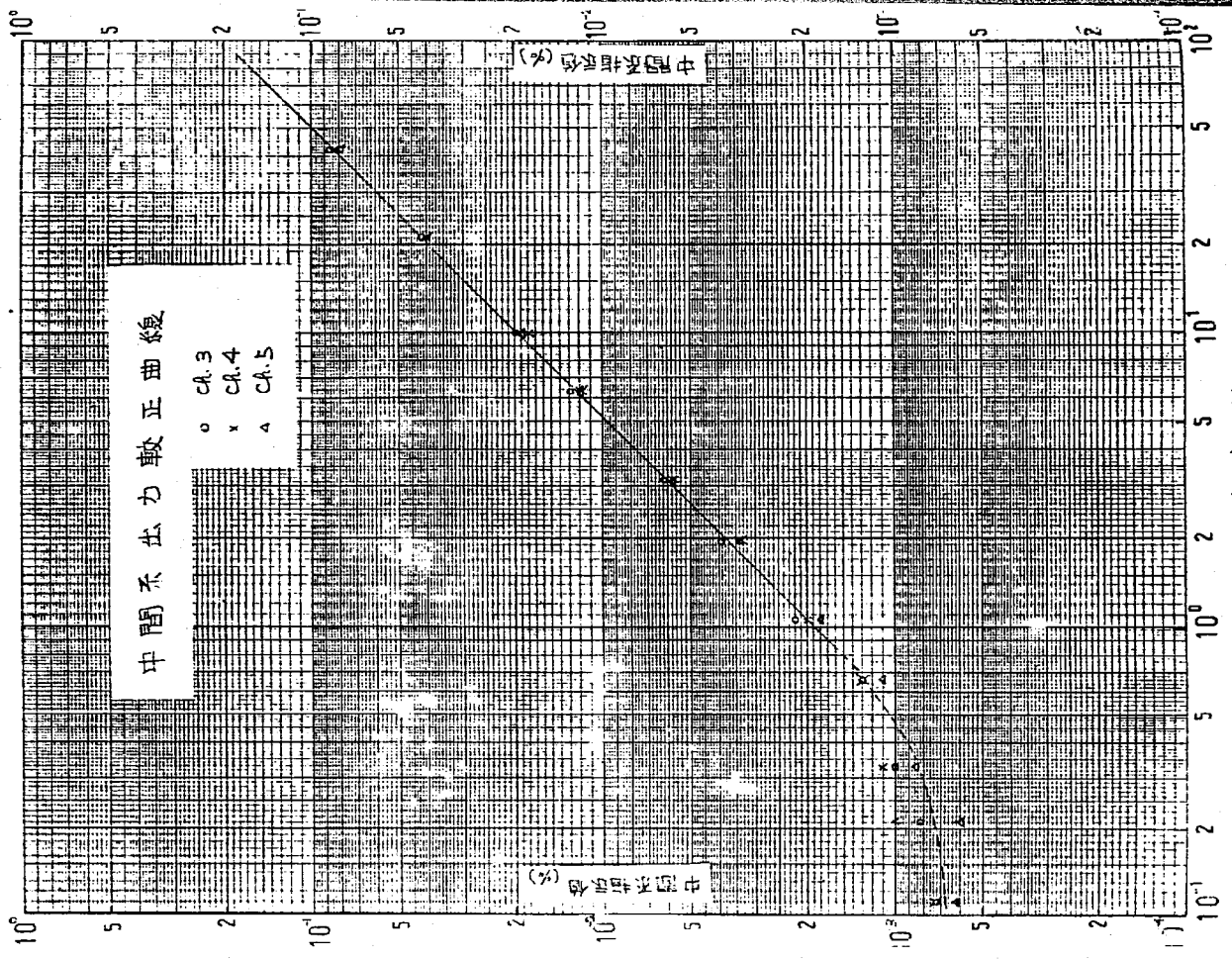
等温係数

試験項目	核出力校正 (NT-41)
実施期間	自 52 年 6 月 14 日 至 52 年 6 月 23 日
1. 目的	起動系および中間出力系の指示値を核的に校正する。
2. 試験方法	<p>(1) 炉内温度を一定 (250°C) に保ち、校正済の核分裂計数管 (^{239}Pu μFO を使用) を中性子検出器駆動装置により検出器案内管を介して試験用特殊燃料集合体内に挿入し、原子炉出力を約 10 kwℓ まで上昇させ、炉中心における核分裂の絶対測定を行なう。</p> <p>(2) 炉出力を一定に保ち、冷却材温度を約 190°C から 250°C の範囲で変化させ、起動系チャンネルの応答を調べる。本試験時の冷却材流量は 20 $\%$ とする。</p>
3. 試験結果 (要約)	<p>(1) 核分裂計数管の核分裂の炉中心における絶対測定値と、計算による炉中心と炉心平均の出力比を用いて炉心出力を決定し、各系統の校正結果は次のとおりとなった。</p> <p>起動系 ch1 0.13 w/cps ch2 0.19 w/cps 中間系 ch3, ~5. 5 kw/102 $\%$</p> <p>起動系と中間系は出力 1 kwℓ ~ 10 kwℓ の間でオーバーラップしている。尚、計算値の妥当性の評価は、NT-42 試験として核分裂計数管による中心軸上の分布の測定と比較することによって行なわれた。</p> <p>(2) 冷却材の温度変化による起動系の計数率の変化分: ch1. 72\times10$^{-2}$ $\%$/°C ch2. 8.6\times10$^{-2}$ $\%$/°C</p>
4. 判定	起動系と中間系とのオーバーラップは 1 kw ℓ ~ 10 kw ℓ の範囲にわたっていることが確認された。
5. 特記事項	



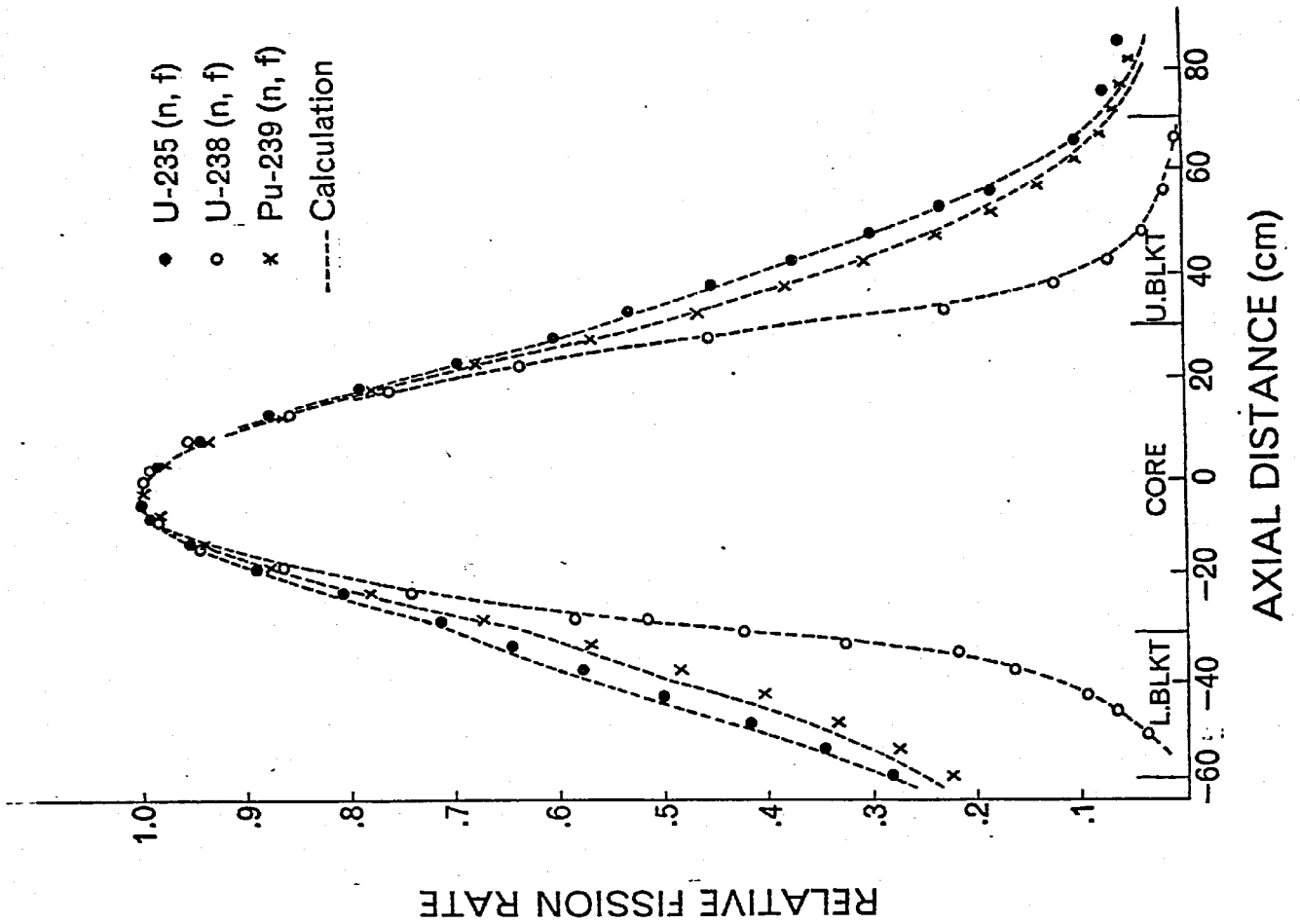


原予炉出力 (KW)



原予炉出力 (KW)

試験項目	出力分布試験 (その1) (NT-42)																																						
実施期間	自 52 年 6 月 14 日 至 52 年 6 月 23 日																																						
1. 目的	炉心内中心軸方向の出力分布を測定																																						
2. 試験方法	<p>核分裂計数管による測定</p> <p>中性子検出器駆動装置により、各種核分裂計数管 (U²³⁵, U²³⁸, Pu²³⁹, Pu²⁴⁰, Th²³²) を試験用特殊燃料集合体内に挿入し、核分裂率の軸方向分布を測定した。測定は異なる調整棒位置パターンで 2 回行った。パターン I は調整棒 1, 2 共に半挿入、パターン II は調整棒 1 が全引抜、調整棒 2 がほぼ全挿入のパターンである。</p>																																						
3. 試験結果 (要約)	<p>測定結果を、計算値と共に Fig. 1 に示した。概ね計算値と一致した。軸方向ベキング・ファクターは次の様になり計算値と良く一致した。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>軸方向ベキング・ファクタ</th> <th>計算値</th> <th>測定値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(PF)_z</td> <td>1.18_a</td> <td>1.18_z</td> <td>出力分担率 Pu²³⁹/U²³⁵+U²³⁸ =42/517 を仮定</td> </tr> <tr> <td>核種別ベキング・ファクタ</td> <td>計算値</td> <td>測定値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Pu-239 (n, f)</td> <td>1.19_z</td> <td>1.18₇</td> <td>(ロッド・パターン I)</td> </tr> <tr> <td>U-235 (n, f)</td> <td>1.17_z</td> <td>1.17_z</td> <td></td> </tr> <tr> <td>U-238 (n, f)</td> <td>1.24_z</td> <td>1.23_z</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>また、炉心中心におけるスペクトル・インデックスは、</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>反応</th> <th>計算値</th> <th>測定値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>F⁴³/F²⁵</td> <td>1.05</td> <td>1.06</td> <td></td> </tr> <tr> <td>F²³/F²⁵</td> <td>0.0433</td> <td>0.0498</td> <td>ロッド・パターン I</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 計算は二次元 RZ 拡散計算である。</p>			軸方向ベキング・ファクタ	計算値	測定値	備考	(PF) _z	1.18 _a	1.18 _z	出力分担率 Pu ²³⁹ /U ²³⁵ +U ²³⁸ =42/517 を仮定	核種別ベキング・ファクタ	計算値	測定値		Pu-239 (n, f)	1.19 _z	1.18 ₇	(ロッド・パターン I)	U-235 (n, f)	1.17 _z	1.17 _z		U-238 (n, f)	1.24 _z	1.23 _z		反応	計算値	測定値	備考	F ⁴³ /F ²⁵	1.05	1.06		F ²³ /F ²⁵	0.0433	0.0498	ロッド・パターン I
軸方向ベキング・ファクタ	計算値	測定値	備考																																				
(PF) _z	1.18 _a	1.18 _z	出力分担率 Pu ²³⁹ /U ²³⁵ +U ²³⁸ =42/517 を仮定																																				
核種別ベキング・ファクタ	計算値	測定値																																					
Pu-239 (n, f)	1.19 _z	1.18 ₇	(ロッド・パターン I)																																				
U-235 (n, f)	1.17 _z	1.17 _z																																					
U-238 (n, f)	1.24 _z	1.23 _z																																					
反応	計算値	測定値	備考																																				
F ⁴³ /F ²⁵	1.05	1.06																																					
F ²³ /F ²⁵	0.0433	0.0498	ロッド・パターン I																																				
4. 判定	計算値と良く一致した。																																						
5. 特記事項																																							



試験項目	出力分布試験 (その2)	(NT-42)											
実施期間	自 52年9月5日 至 52年11月12日												
1. 目的	炉内各点での出力分布を測定する。												
2. 試験方法	<p>照射管による測定</p> <p>各種核分裂素 (U^{235}, U^{238}, Pu^{239}, Tl^{232}), 放射化箱 (Au, Cu, Ni) を装荷した箱ホルダーを炉内に配置された特殊燃料集合体に挿入し, 約100分間照射する。原子炉停止後, 照射管を取出し, γ線放射能強度を測定することにより, 核分裂, 捕獲等の反応率分布を求めた。尚, 照射位置は軸方向分布, 半径方向分布, 調整棒まわり分布および燃料貯蔵ラック内分布を知るため適宜配置した。</p> <p>出力分布試験は100kWまでの低出力時に行なった。</p>												
3. 試験結果 (要約)	<p>① 半径方向分布 測定結果の一部を計算値と共に Fig. 1 ~ Fig. 4 に示した。概ね計算値と一致した。</p> <p>② 燃料ラックまわり反応率分布 Fig. 5 に測定結果を示した。</p> <p>③ 調整棒まわり反応率分布 測定結果を調整して Fig. 6 に示した。</p> <p>④ 炉心ピッキングファクターの測定値は1.71で, 炉心設計計算値(調整棒引抜時1.67, 調整棒挿入時1.89)と一致した。</p> <p>⑤ 炉心中心のスベクトル・インデックス</p>												
4. 判定	<table border="1"> <thead> <tr> <th>反応</th> <th>計算値</th> <th>測定値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P^{*9}/P^{*25}</td> <td>1.08</td> <td>1.09</td> <td rowspan="2">(注) 計算値は3次元 Hex-Z, 8群の拡散計算</td> </tr> <tr> <td>P^{*25}/P^{*15}</td> <td>0.0481</td> <td>0.0493</td> </tr> </tbody> </table> <p>ピッキング・ファクターは設計計算値とよく一致した。</p>		反応	計算値	測定値	備考	P^{*9}/P^{*25}	1.08	1.09	(注) 計算値は3次元 Hex-Z, 8群の拡散計算	P^{*25}/P^{*15}	0.0481	0.0493
反応	計算値	測定値	備考										
P^{*9}/P^{*25}	1.08	1.09	(注) 計算値は3次元 Hex-Z, 8群の拡散計算										
P^{*25}/P^{*15}	0.0481	0.0493											
5. 特記事項													

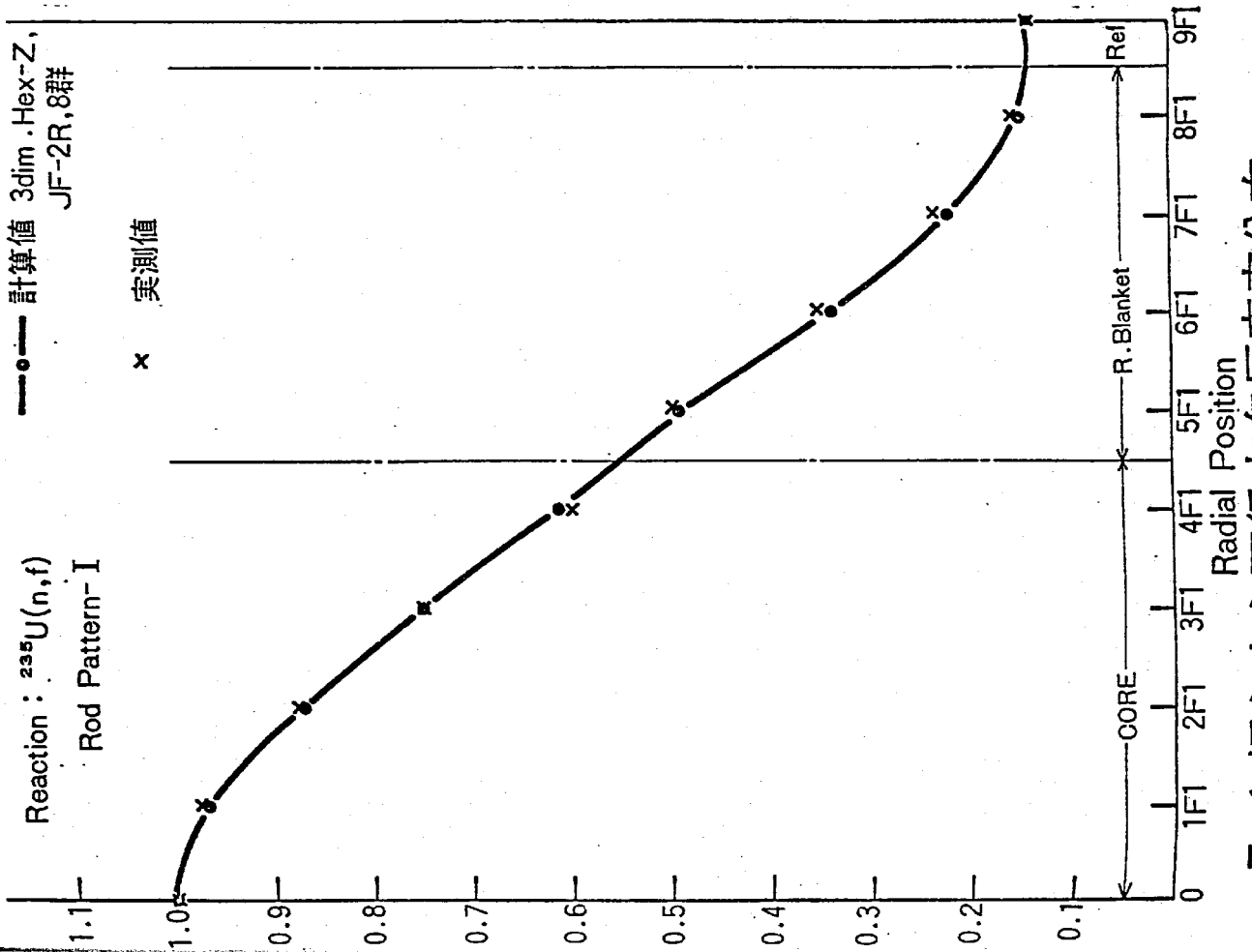


Fig.1 炉心中心面半径方向反応率分布

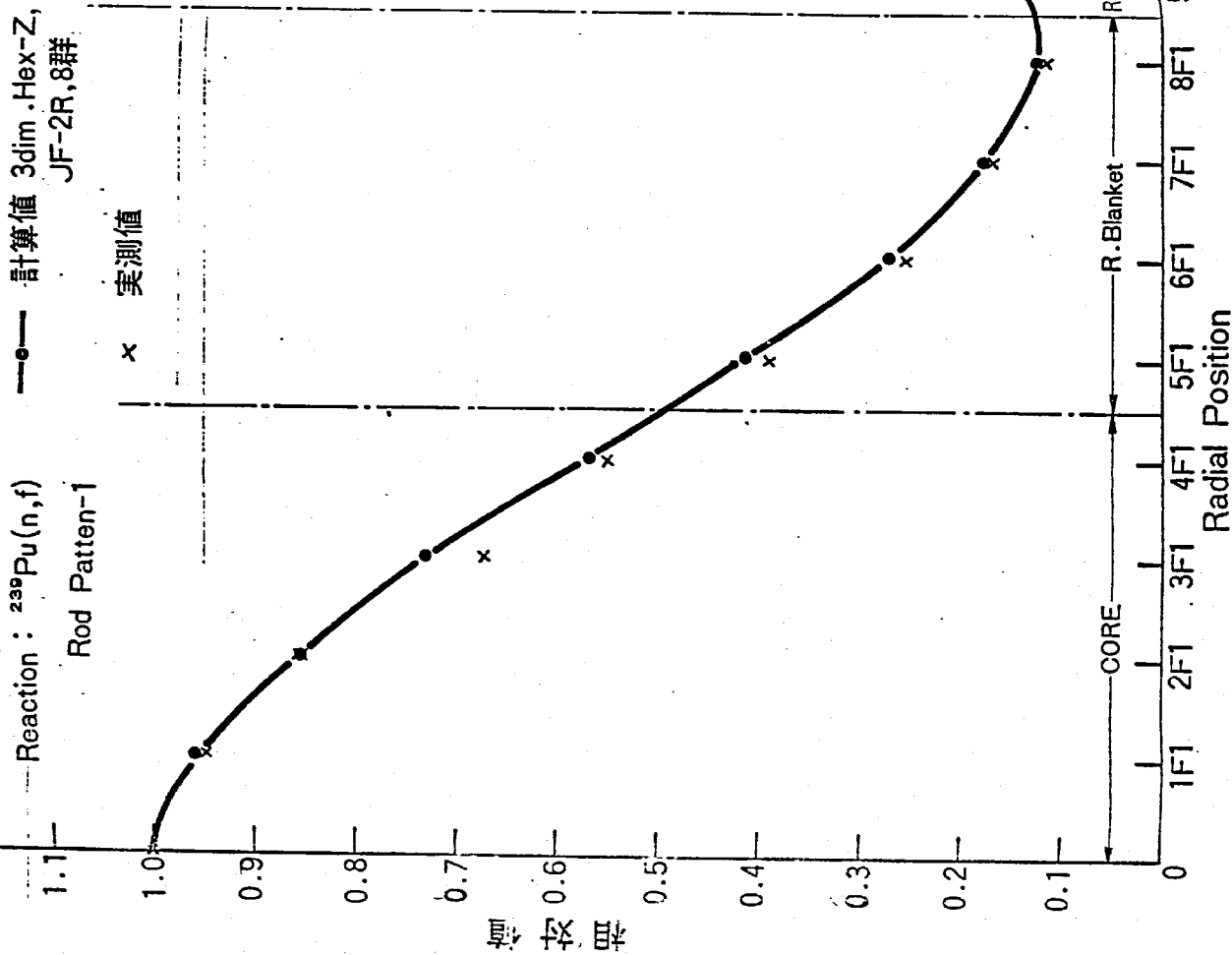


Fig.2 炉心中心面径方向反応率分布

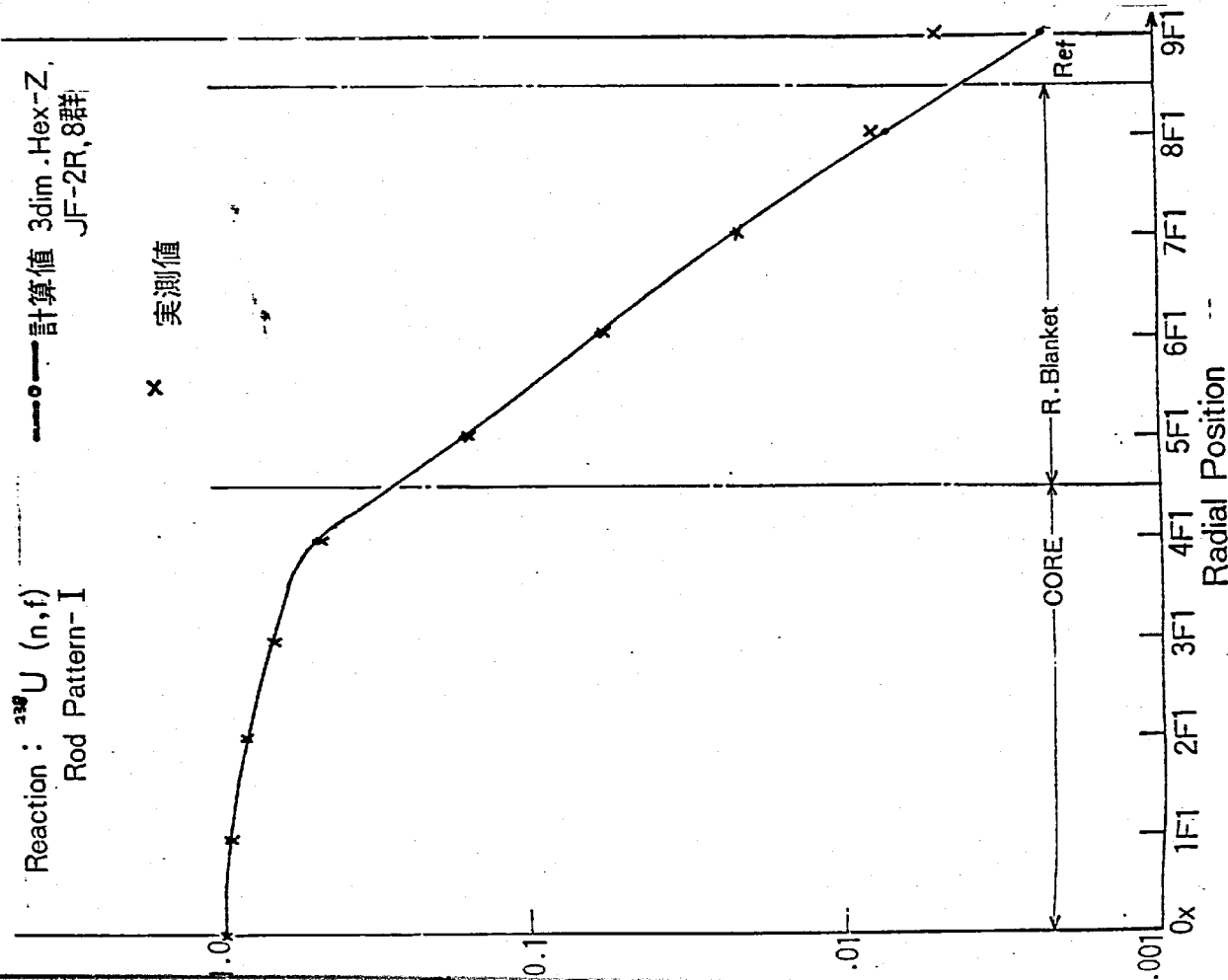


Fig.3 炉心中心面径方向反応率分布

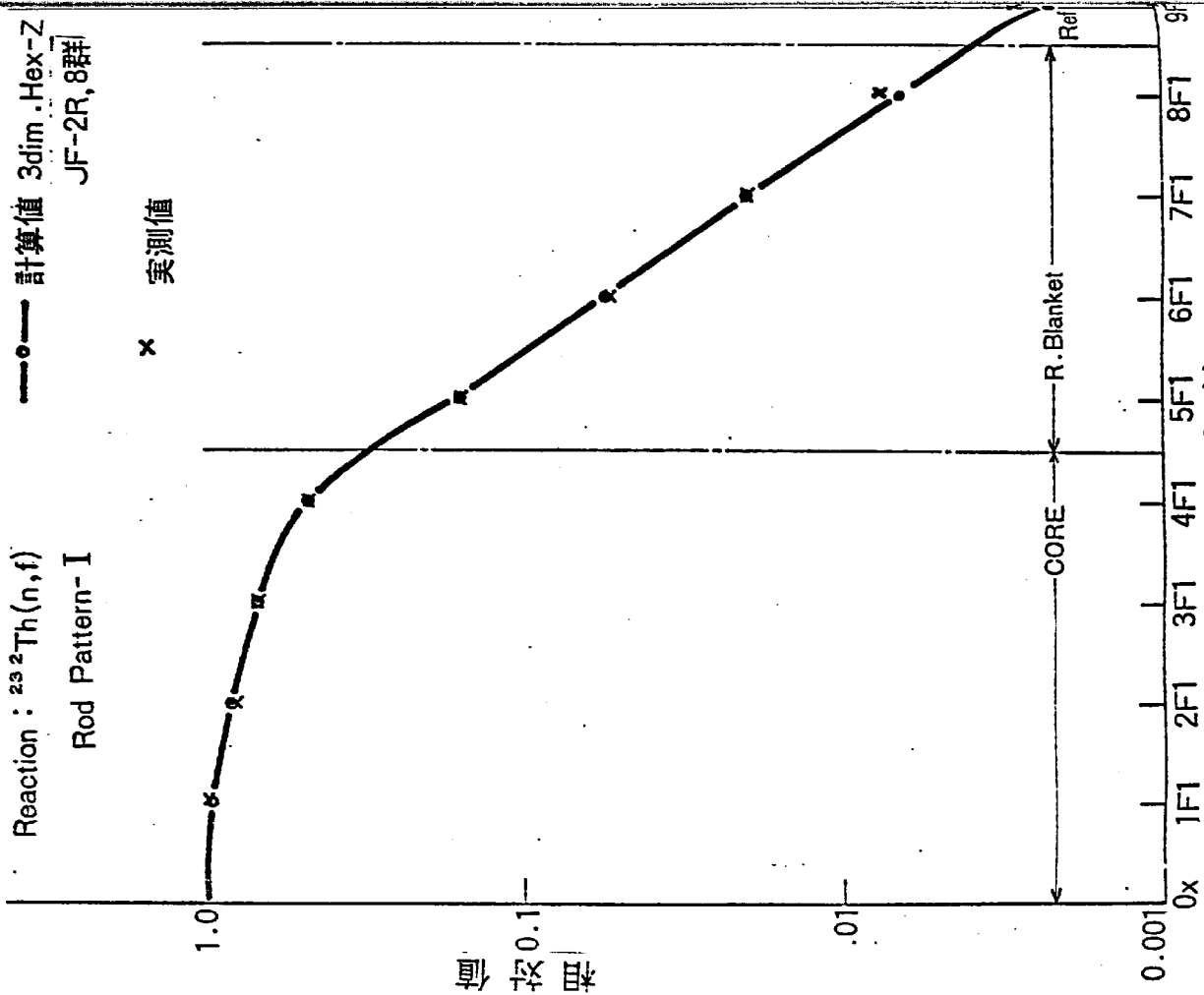
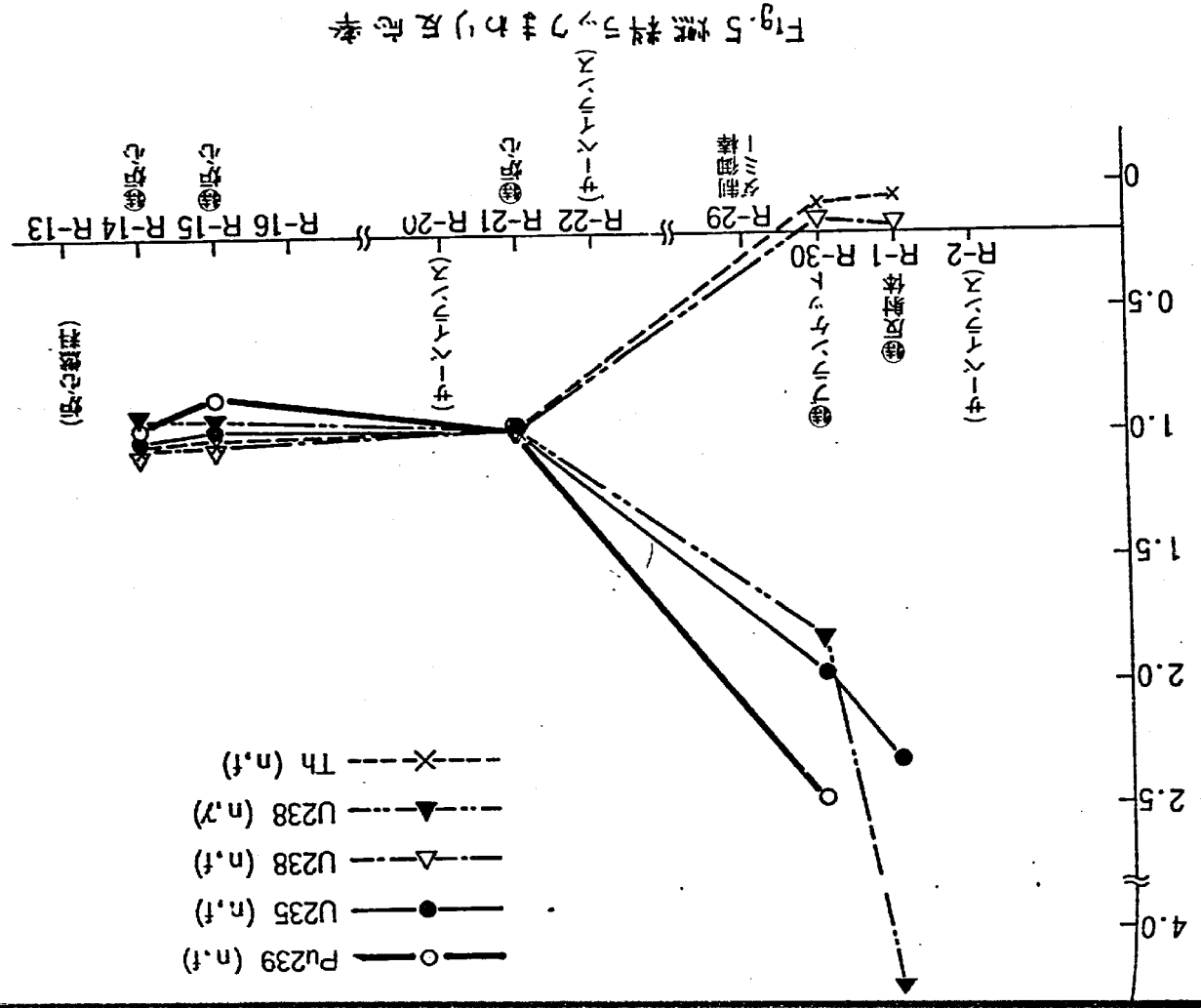
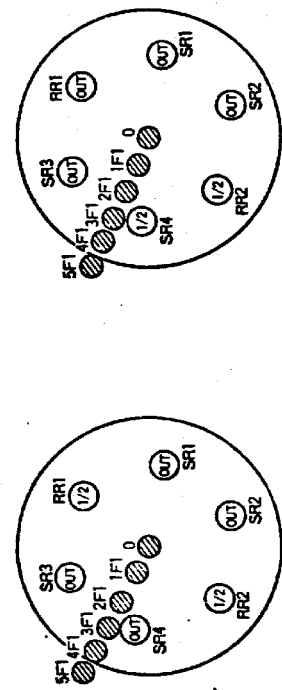
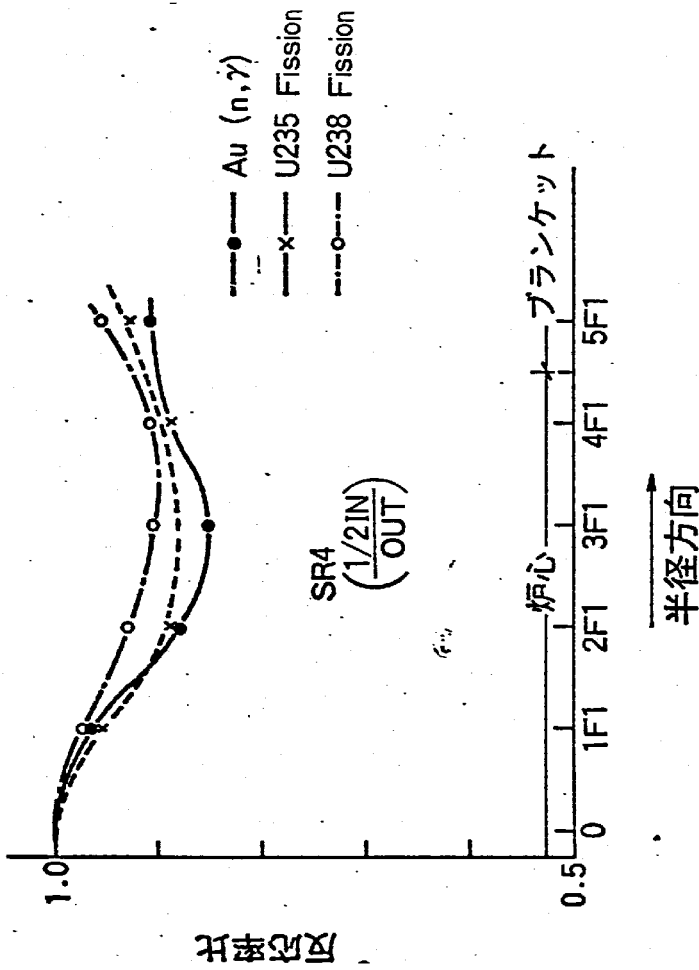


Fig. 4 炉心中心面径方向反応率分布

相对反応率(R-21を1に規格化)

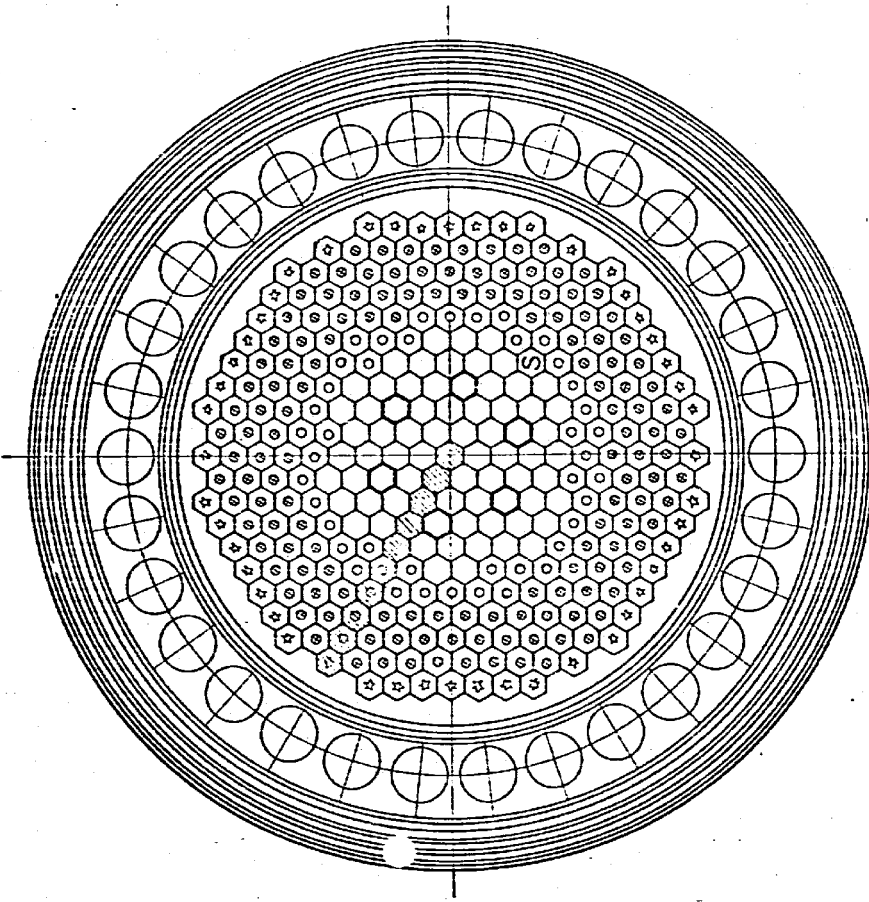


基準方位 (T.R.側)



制御棒パターン I 制御棒パターン II

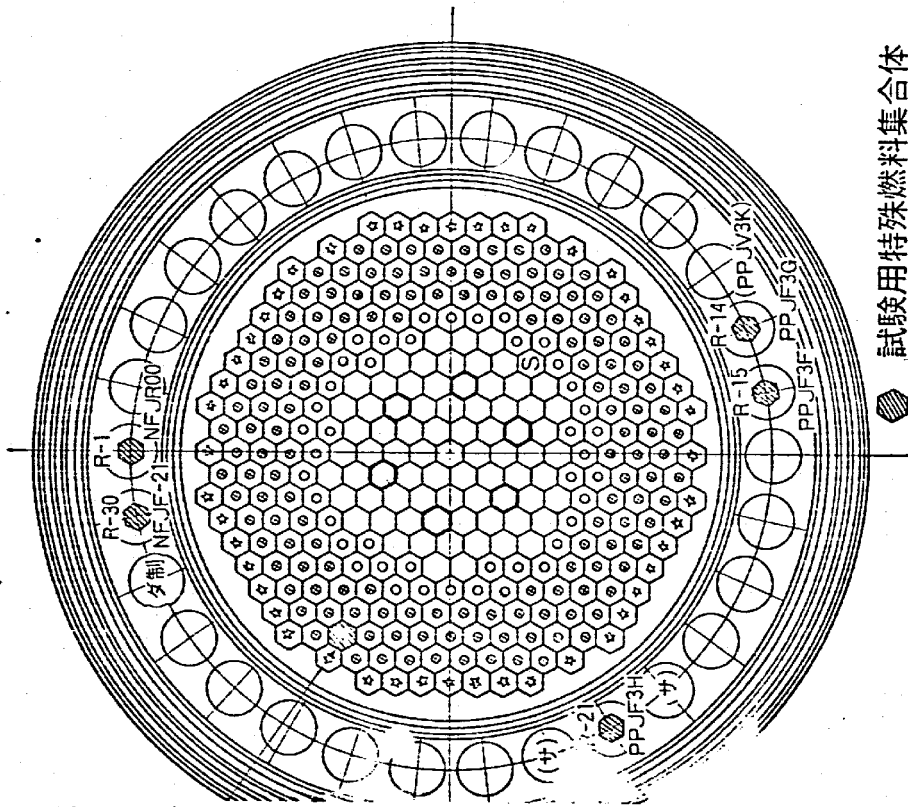
Fig.6 出力分布に及ぼす制御棒効果 (半径方向)



- 試験用特殊燃料集合体
- 燃料集合体
- 制御棒
- 内側ブランクット燃料集合体
- 外側ブランクット燃料集合体
- 反射体
- 中性子源

炉心部構成図 (半径方向)

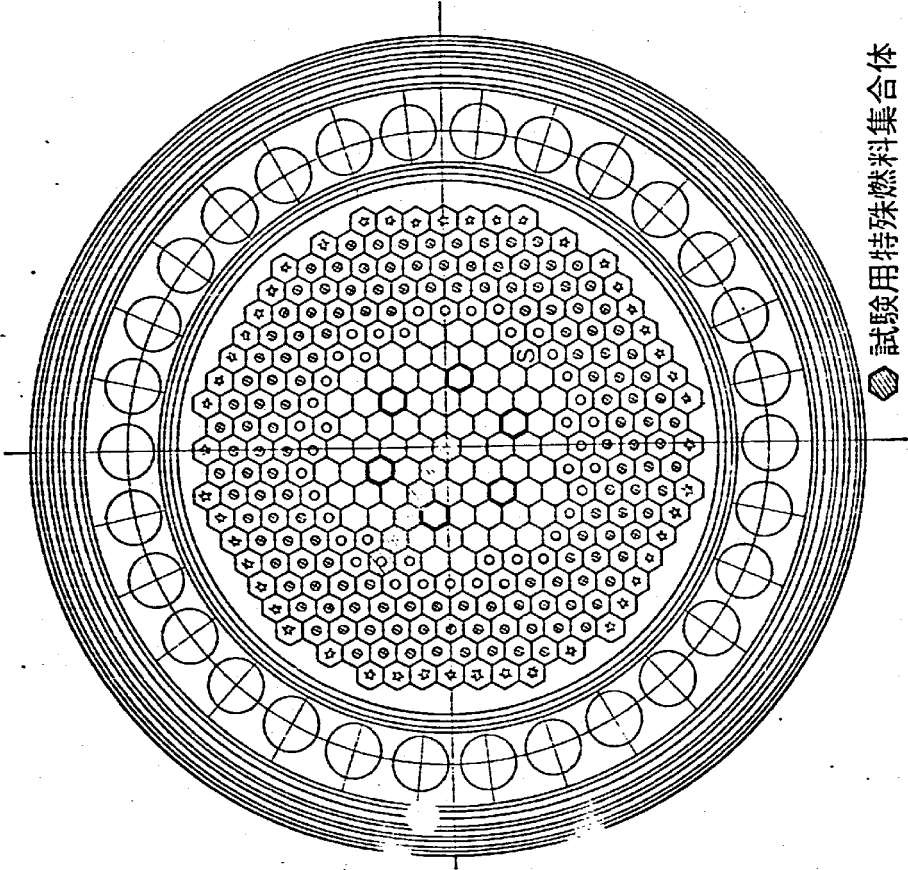
基準方位 (T.R.側)



- 試験用特殊燃料集合体
- 燃料集合体
- 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

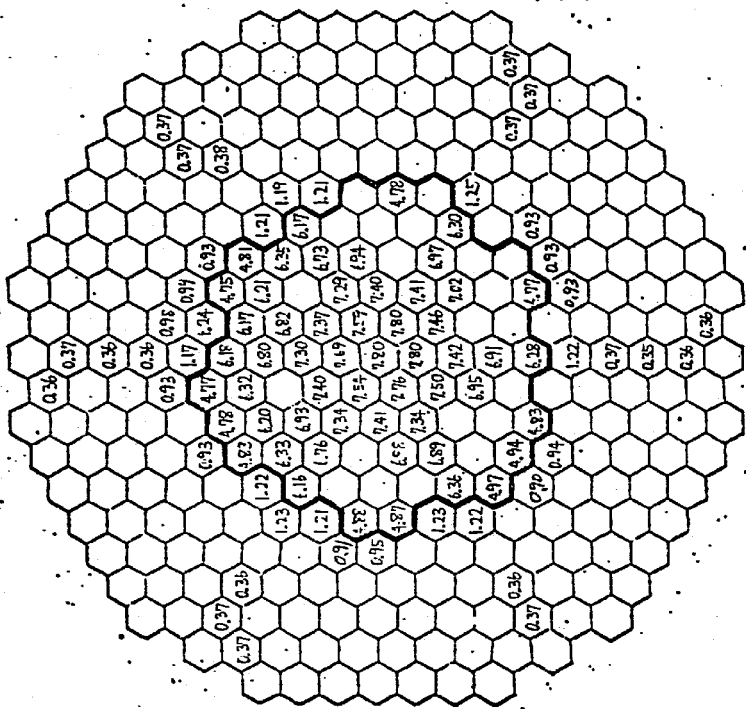
炉心部構成図(燃料ラック内)

基準方位 (T.R.側)



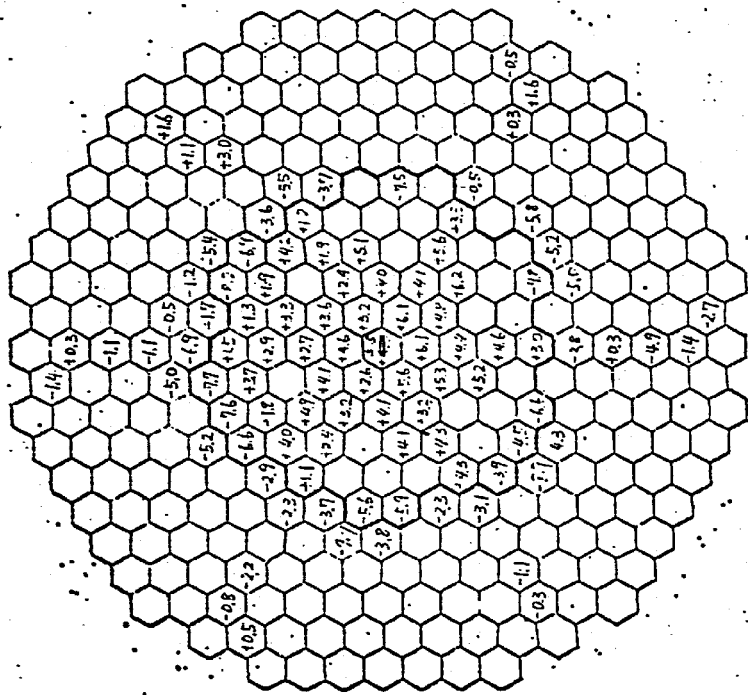
- 試験用特殊燃料集合体
- 燃料集合体
- 制御棒
- ⊙ 内側ブランケット燃料集合体
- ⊗ 外側ブランケット燃料集合体
- ⊕ 反射体
- ⊖ 中性子源

炉心部構成図(制御棒まわり)

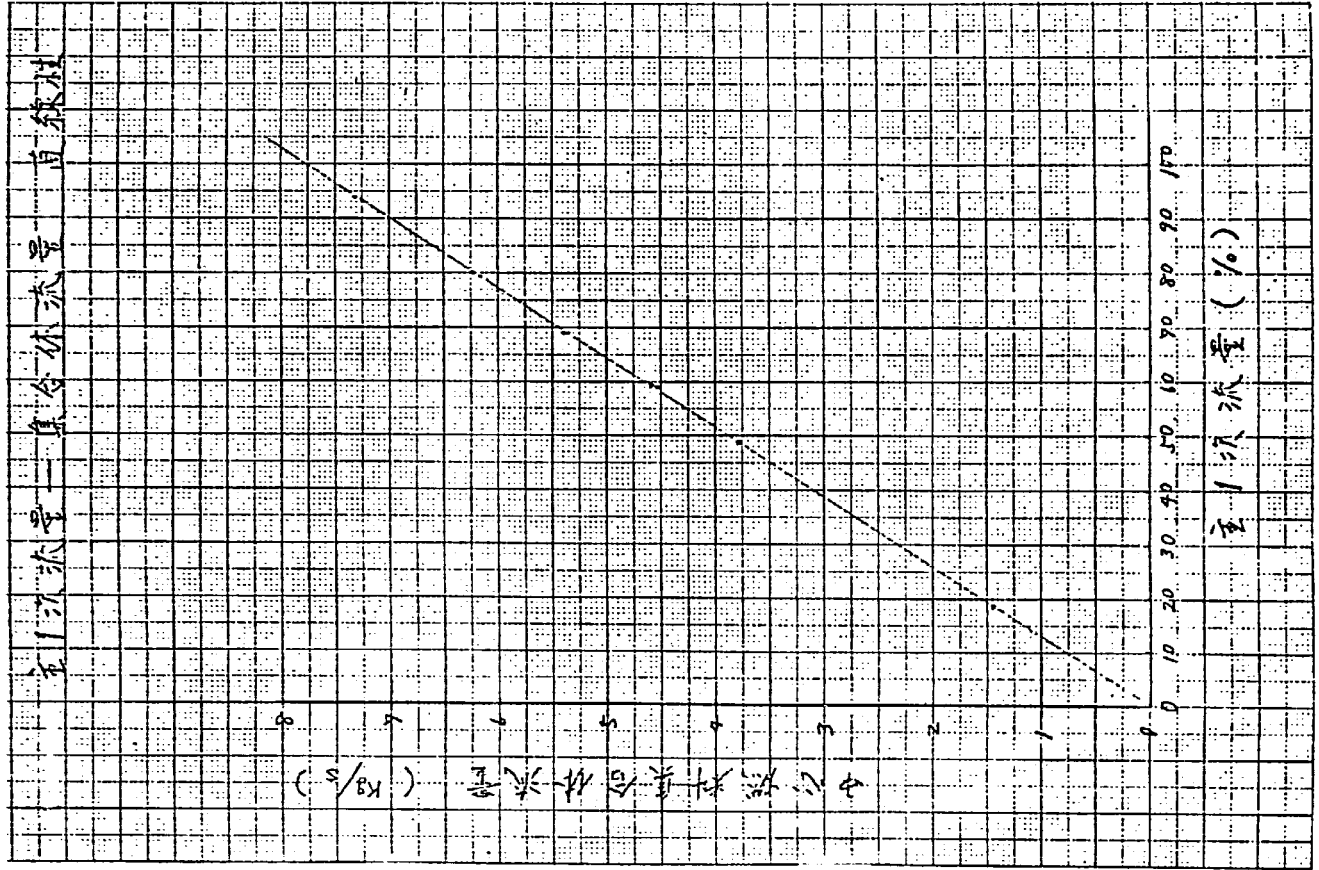


炉心内流量分布

試験結果 (100.%)



100% 流量時の設計流量に対する誤差 (%)



試験項目	炉雑音特性 (低出力時)	(NT-62)	
実施期間	日 52 年 7 月 23 日 至 52 年 7 月 29 日		
1. 目的	低出力時において炉雑音試験により、原子炉の動特性パラメタ (B/L)、未臨界度、炉出力絶対値を測定する。		
2. 試験方法	「起動」および「低出力」モードで、原子炉出力最高 10 kW、1 次冷却材の温度および流量は、それぞれ約 170°C、20% とする。炉心の中心に 2 本の中性子検出器を挿入して、これらの信号を未臨界時と低出力運転時に記録測定する。		
3. 試験結果 (要約)	(1) He-3 検出器による動特性パラメタ (B/L) の測定		
	測定方法	測定値	計算値
	バンドパスフィルタ法	$1.74 \times 10^4 \text{ sec}^{-1}$	全制御棒引抜時 調整棒 2 本挿入時
	極性相関法	$1.74 \times 10^4 \text{ sec}^{-1}$	$1.77 \times 10^4 \text{ sec}^{-1}$
			$2.12 \times 10^4 \text{ sec}^{-1}$
	(2) 炉雑音測定による未臨界度と、制御棒校正曲線から算出した未臨界度との比較 臨界から約 1.5 ドルまでの未臨界の範囲で、±30% 以下の差で一致した。		
	(3) 炉雑音測定による炉出力絶対値と、核出力校正曲線から算出した炉出力絶対値との比較 両者の比率は、バンドパスフィルタ法で 0.94~1.18、極性相関法で 0.96~1.07		
4. 判定	以上の結果から、炉雑音試験による測定は有効であることが判明した。		
5. 特記事項	出力上昇時において、原子炉の伝達関数を求める。		

解折日: S52-11A ZB

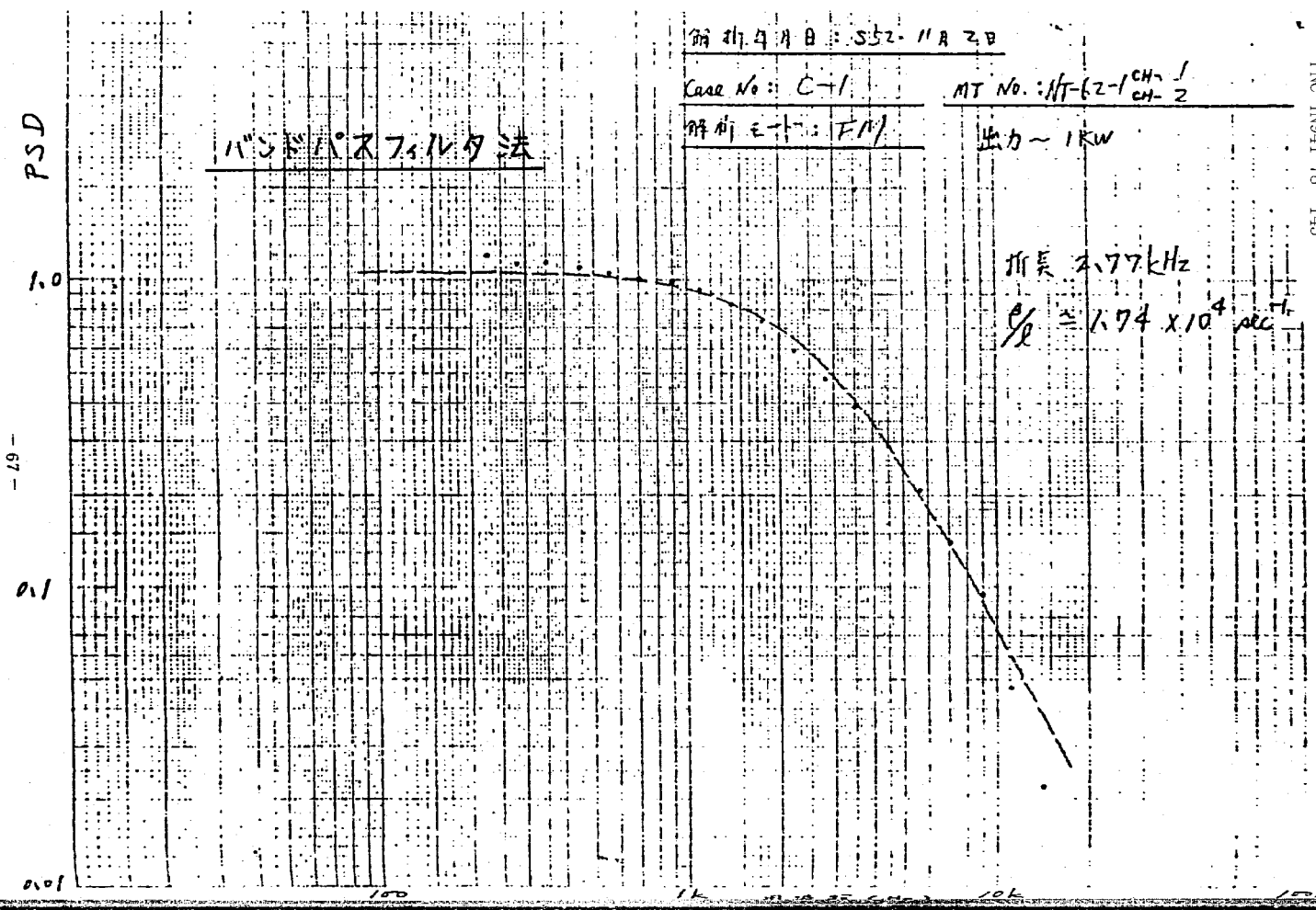
Case No.: C-1

MT No.: NT-62-1 CH-1
CH-2

解折エト: FM

出力 ~ 1kW

パワースペクトル法



解折日: S52-11A 79

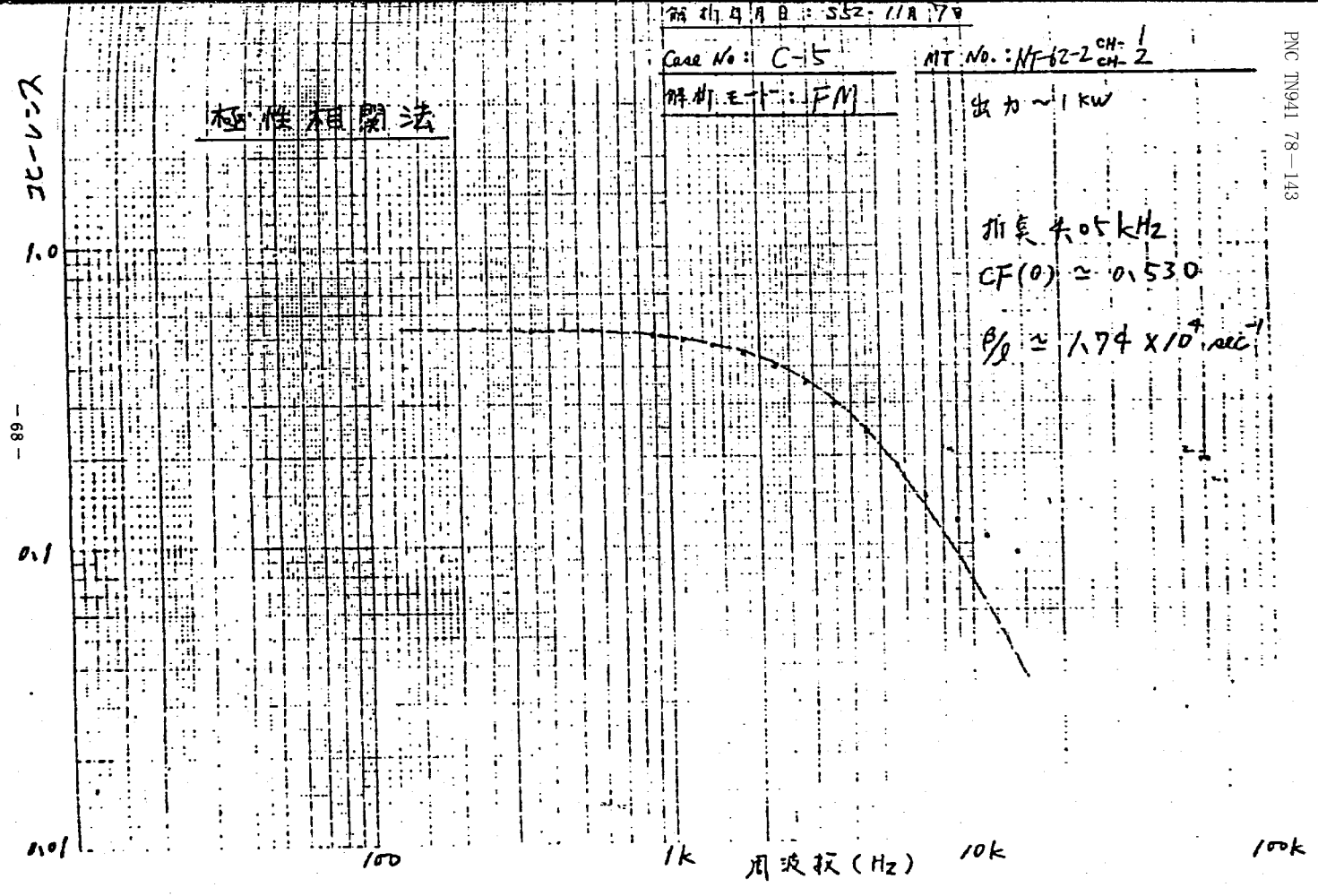
Case No.: C-5

MT No.: NT-62-2 CH-1
CH-2

解折エト: FM

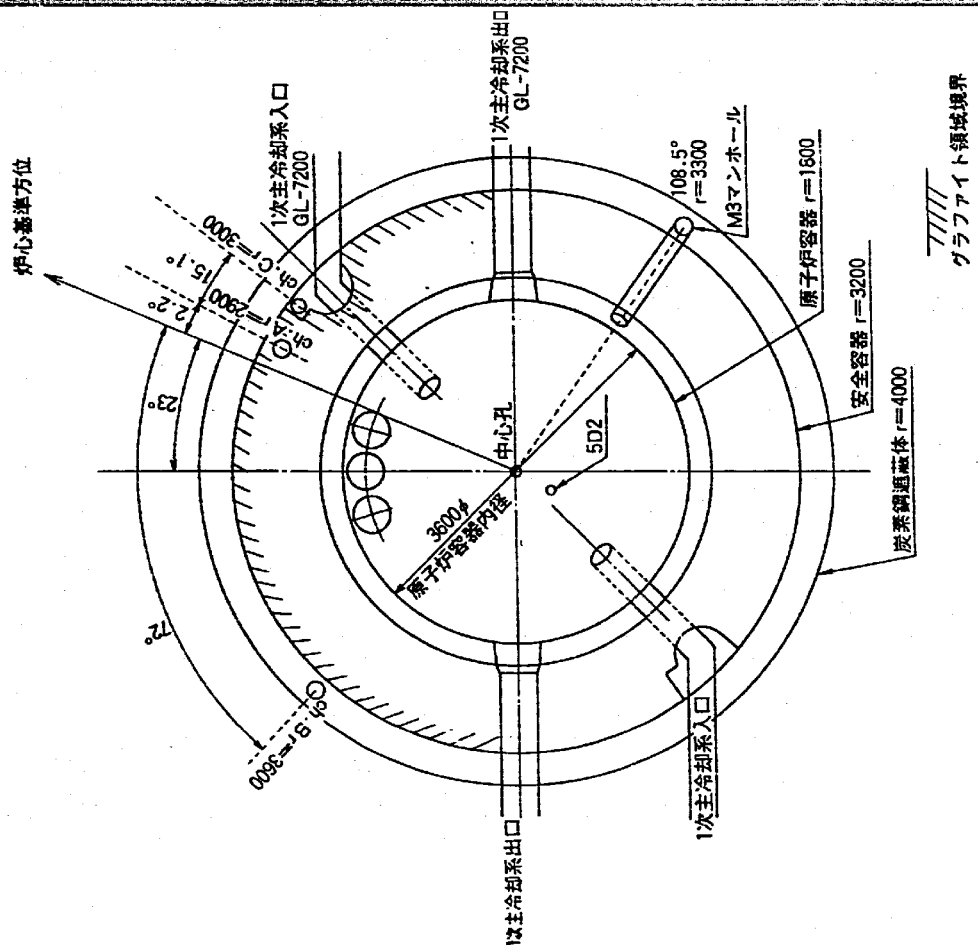
出力 ~ 1kW

極性相関法

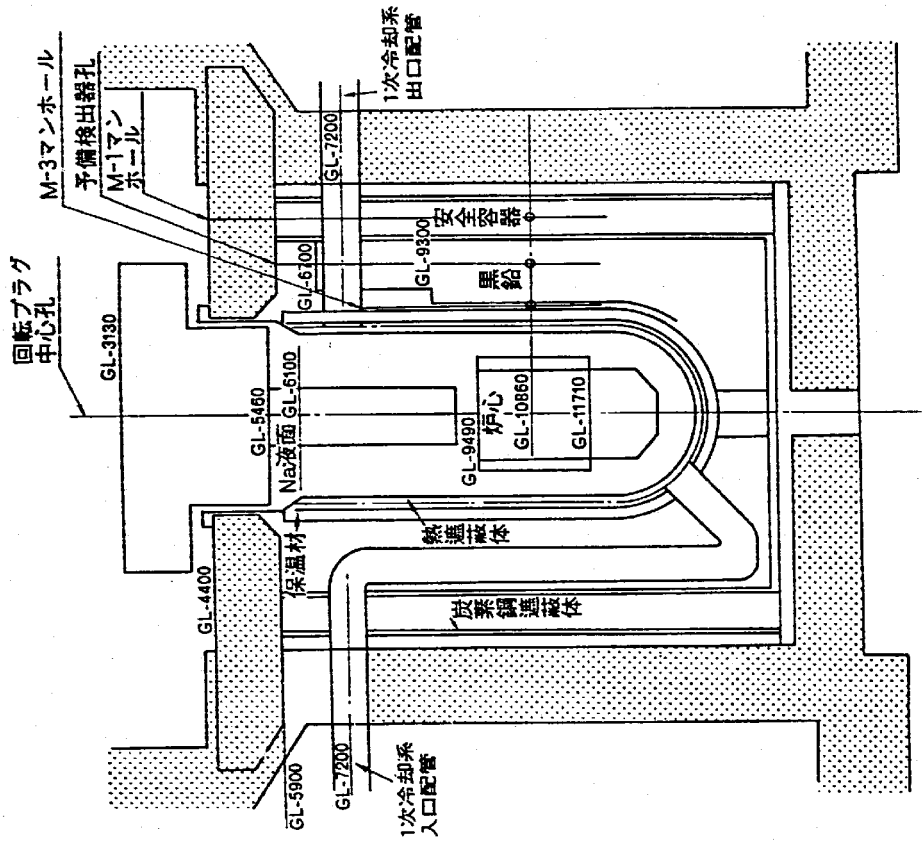


試験項目	空間線量率分布 (ST-11)
実施期間	自 52年6月6日至52年10月12日
1. 目的	<p>管理区域、保安区域および周辺監視区域の空間線量率が規定値以下であることを確認する。</p>
2. 試験方法	<p>原子炉運転時ならびに停止後について、下記の場所で放射線線量率を測定する。</p> <p>尚、測定はガンマ線および必要に応じて中性子線について行ない、測定器はGMサーベイメータ、電離箱サーベイメータ、レムカウンタを用いる。</p> <p>(イ) 原子炉建家内炉上部ピット上等 (ロ) 原子炉付属建家内、主冷却機建家内等 (ハ) 保安区域内 (ニ) 周辺監視区域及びその周辺</p>
3. 試験結果(要約)	<p>原子炉出力500kW時の線量率を記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建家炉上部ピット; Max 7-15 mR/h, n-15 mrem/h この値は低出力試験用の特設マンホール上の値であり、出力上昇時には遮蔽される。 原子炉付属建家内; Max 7-0.06 mR/h 主冷却機建家内; Max 7-0.0065 mR/h 保安区域内; Max 7-0.0085 mR/h 周辺監視区域; Max 7-0.0095 mR/h
4. 判定	<p>上記の値は、規定値以下であることを確認した。</p>
5. 特記事項	

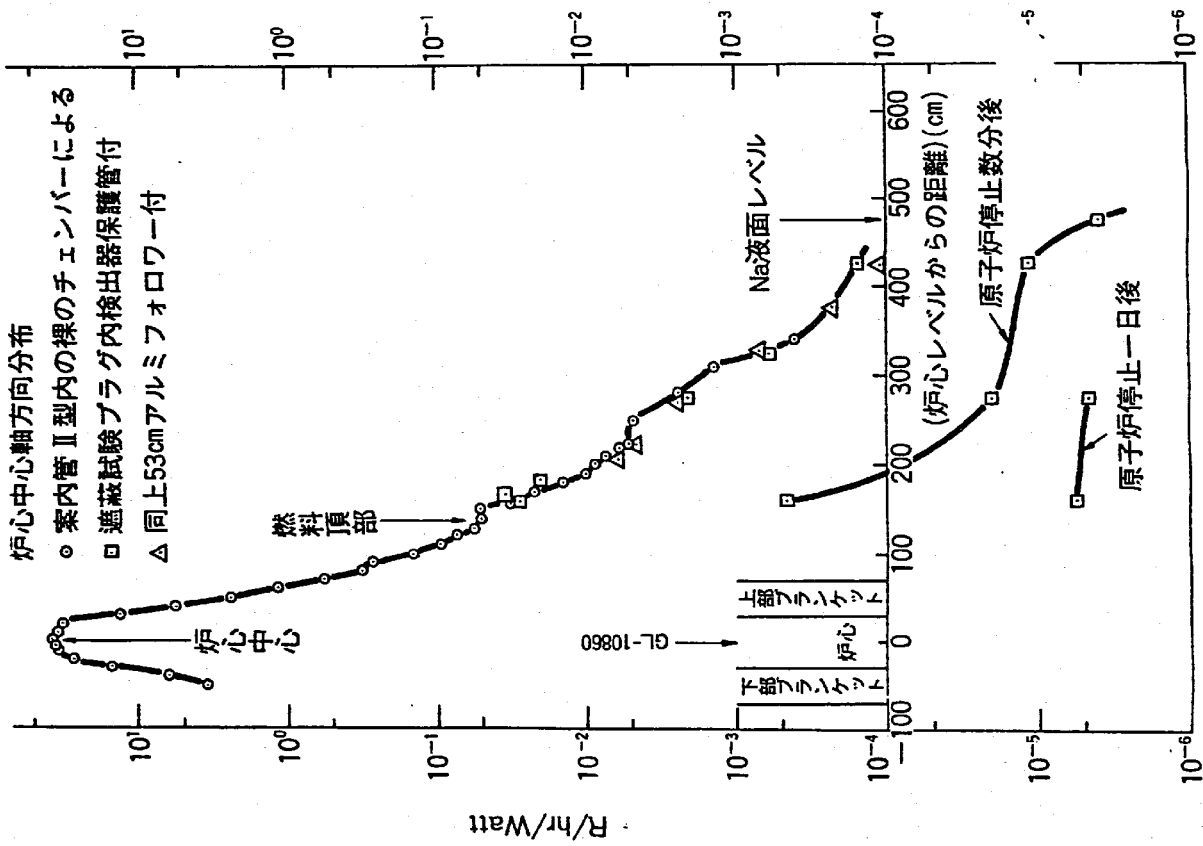
試験項目	炉体まわり遮蔽特性 (ST-21)																																				
実施期間	自 52年7月29日至52年8月21日																																				
1. 目的	<p>炉心外周ならびに炉容器外周の中性子束およびガンマ線強度を測定して遮蔽設計上の基礎的データを求める。</p>																																				
2. 試験方法	<p>B-10カウンタ、核分裂計数管、ガンマ線電離箱およびTLD-600, TLD-700を用いて、炉心上部については、一次冷却材から回転プラグ遮蔽体まで、炉容器外周については、①炉容器外壁②黒鉛遮体内③黒鉛遮蔽体外の安全容器内④安全容器外N₂ガスボイド中の各場所を測定を行った。</p>																																				
3. 試験結果(要約)	<p>(測定値と設計計算値との比較)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>測定場所①</th> <th>測定線質</th> <th>測定値② n: n/cm²sec γ: R/hr</th> <th>設計計算値⑤ n: n/cm²sec γ: rem/hr</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉容器外壁 (M-3マンホール)</td> <td>n</td> <td>— (2.8×10¹¹)</td> <td>4 × 10¹¹</td> </tr> <tr> <td>黒鉛遮蔽体内 (ch. A孔)</td> <td>γ</td> <td>8.8×10⁵ (1.2×10⁶)</td> <td>3 × 10⁶</td> </tr> <tr> <td>黒鉛遮蔽体外の安全容器内 (ch. C孔)</td> <td>n</td> <td>1.4×10⁸ (1.4×10¹⁰)[*]</td> <td>7 × 10¹¹</td> </tr> <tr> <td></td> <td>γ</td> <td>1.8×10⁵ (2.6×10⁵)</td> <td>9 × 10⁵</td> </tr> <tr> <td>安全容器外N₂ガンボイド中 (ch. B孔)</td> <td>n</td> <td>9.2×10⁵ (2.3×10⁶)[*]</td> <td>2 × 10¹¹</td> </tr> <tr> <td></td> <td>γ</td> <td>— (5.4×10⁴)</td> <td>5 × 10⁶</td> </tr> <tr> <td></td> <td>n</td> <td>3.6×10⁶ (3.6×10⁶)</td> <td>1 × 10¹¹</td> </tr> <tr> <td></td> <td>γ</td> <td>— (1.7×10⁴)</td> <td>2 × 10⁵</td> </tr> </tbody> </table> <p>①測定点は炉心中心レベル GL-10860 ②、⑤100MWt換算値 ③B-10カウンタでの測定値(内はTLDによる測定値) ④γ線電離箱による測定値(内はTLDによる測定値) *はTLD-600の全反応率から求めた値</p>	測定場所①	測定線質	測定値② n: n/cm ² sec γ: R/hr	設計計算値⑤ n: n/cm ² sec γ: rem/hr	炉容器外壁 (M-3マンホール)	n	— (2.8×10 ¹¹)	4 × 10 ¹¹	黒鉛遮蔽体内 (ch. A孔)	γ	8.8×10 ⁵ (1.2×10 ⁶)	3 × 10 ⁶	黒鉛遮蔽体外の安全容器内 (ch. C孔)	n	1.4×10 ⁸ (1.4×10 ¹⁰) [*]	7 × 10 ¹¹		γ	1.8×10 ⁵ (2.6×10 ⁵)	9 × 10 ⁵	安全容器外N ₂ ガンボイド中 (ch. B孔)	n	9.2×10 ⁵ (2.3×10 ⁶) [*]	2 × 10 ¹¹		γ	— (5.4×10 ⁴)	5 × 10 ⁶		n	3.6×10 ⁶ (3.6×10 ⁶)	1 × 10 ¹¹		γ	— (1.7×10 ⁴)	2 × 10 ⁵
測定場所①	測定線質	測定値② n: n/cm ² sec γ: R/hr	設計計算値⑤ n: n/cm ² sec γ: rem/hr																																		
炉容器外壁 (M-3マンホール)	n	— (2.8×10 ¹¹)	4 × 10 ¹¹																																		
黒鉛遮蔽体内 (ch. A孔)	γ	8.8×10 ⁵ (1.2×10 ⁶)	3 × 10 ⁶																																		
黒鉛遮蔽体外の安全容器内 (ch. C孔)	n	1.4×10 ⁸ (1.4×10 ¹⁰) [*]	7 × 10 ¹¹																																		
	γ	1.8×10 ⁵ (2.6×10 ⁵)	9 × 10 ⁵																																		
安全容器外N ₂ ガンボイド中 (ch. B孔)	n	9.2×10 ⁵ (2.3×10 ⁶) [*]	2 × 10 ¹¹																																		
	γ	— (5.4×10 ⁴)	5 × 10 ⁶																																		
	n	3.6×10 ⁶ (3.6×10 ⁶)	1 × 10 ¹¹																																		
	γ	— (1.7×10 ⁴)	2 × 10 ⁵																																		
4. 判定	<p>各場所で得られた値は全て設計計算値以下であることを確認した。</p>																																				
5. 特記事項																																					



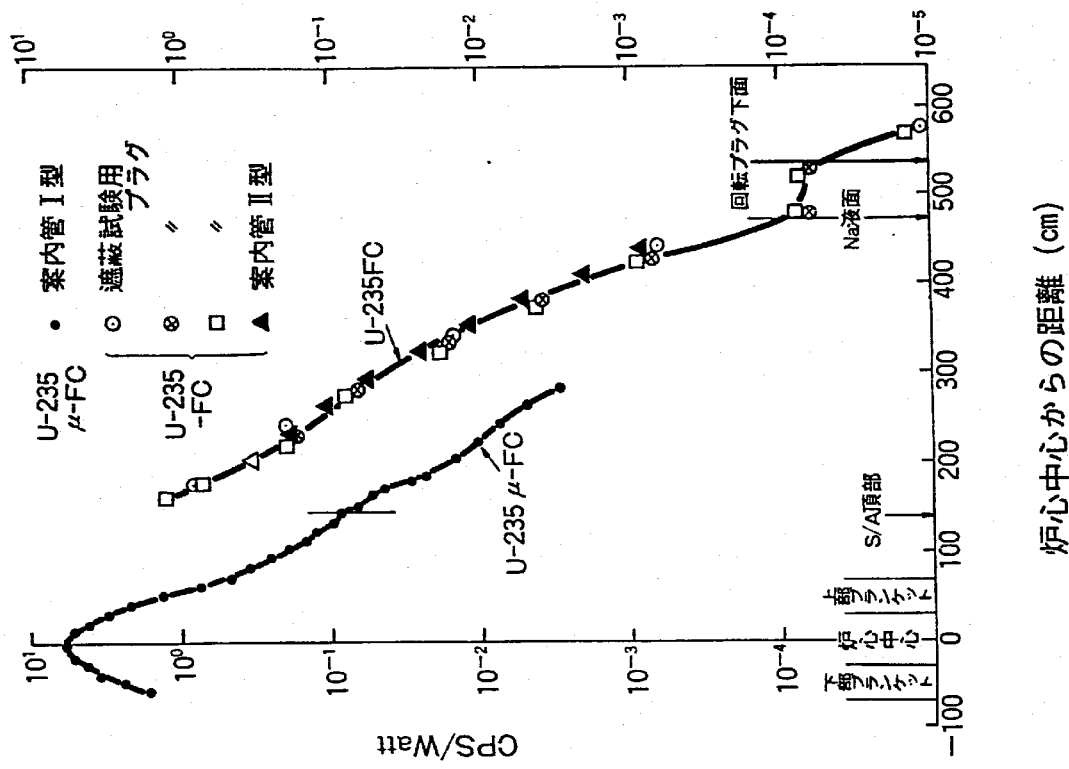
中性子計測チャンネル配置図



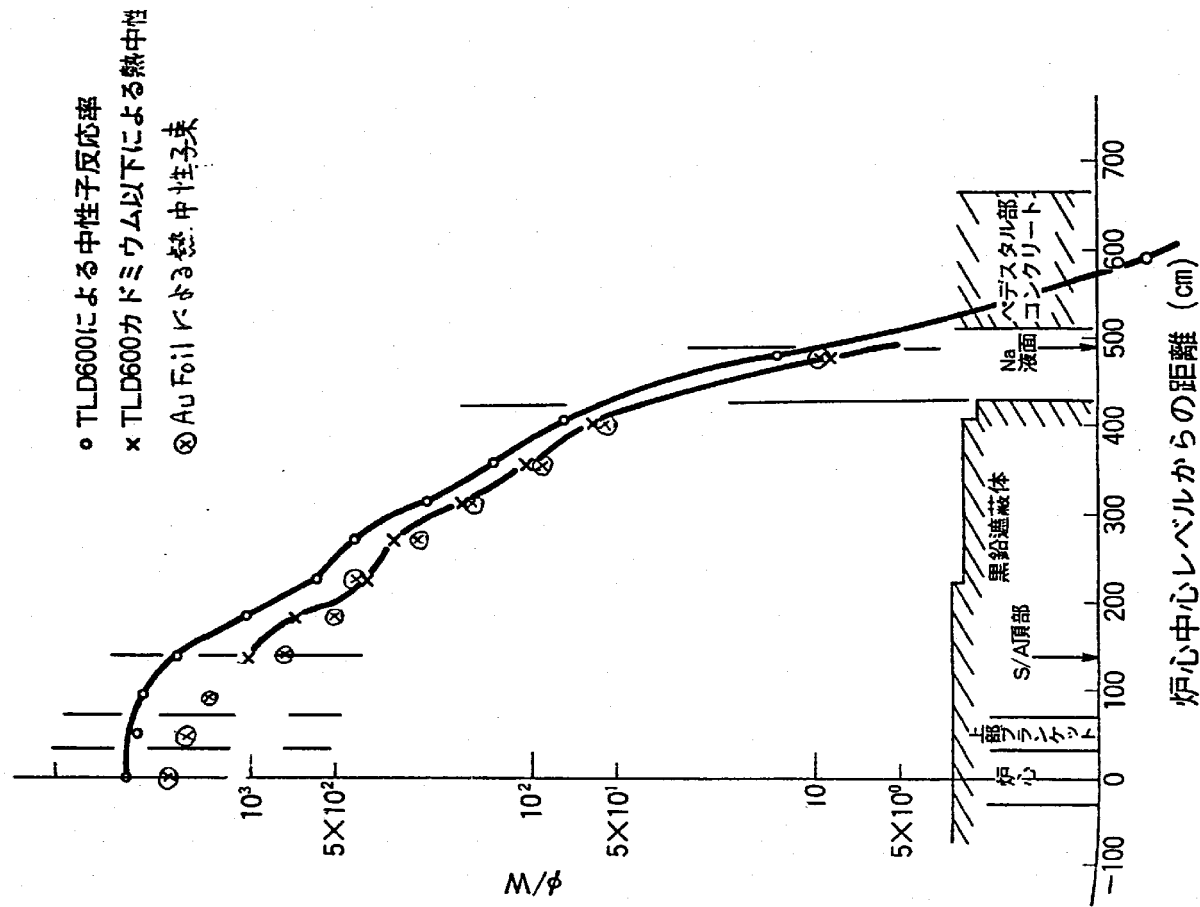
原子炉容器配置図



Axial Dose Rate Distributions
by Gamma Ionchamber

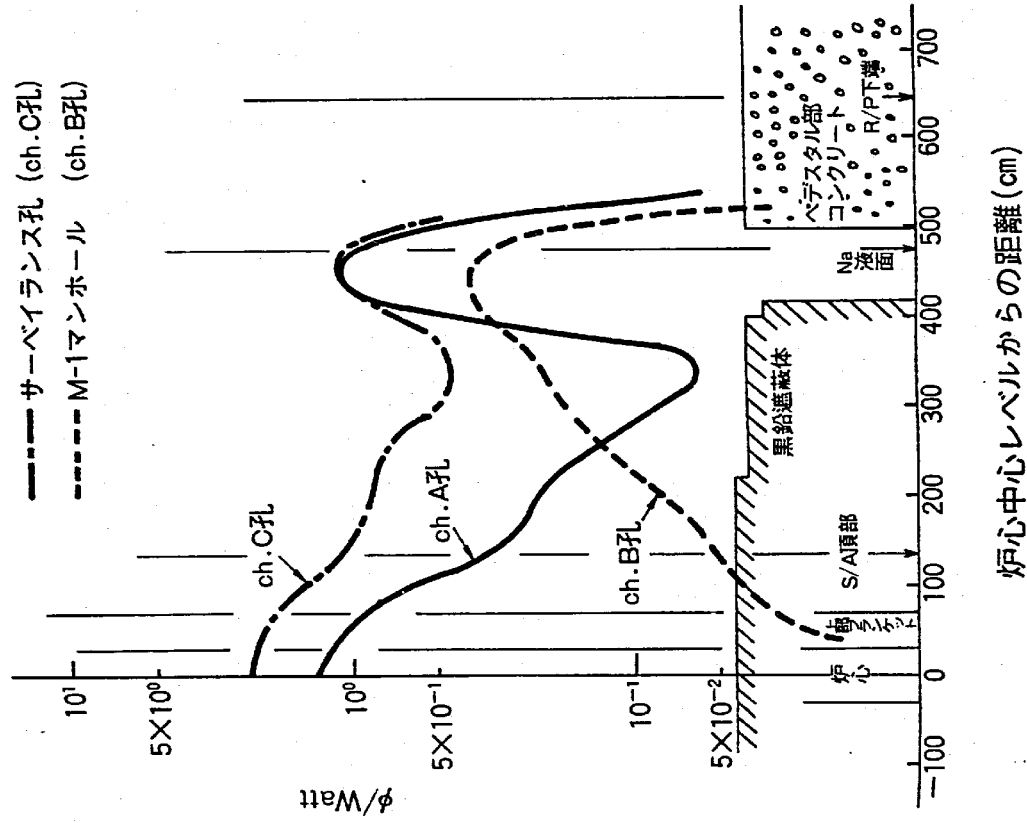


炉心中心軸方向 U-235-Fission Counter
Scanning

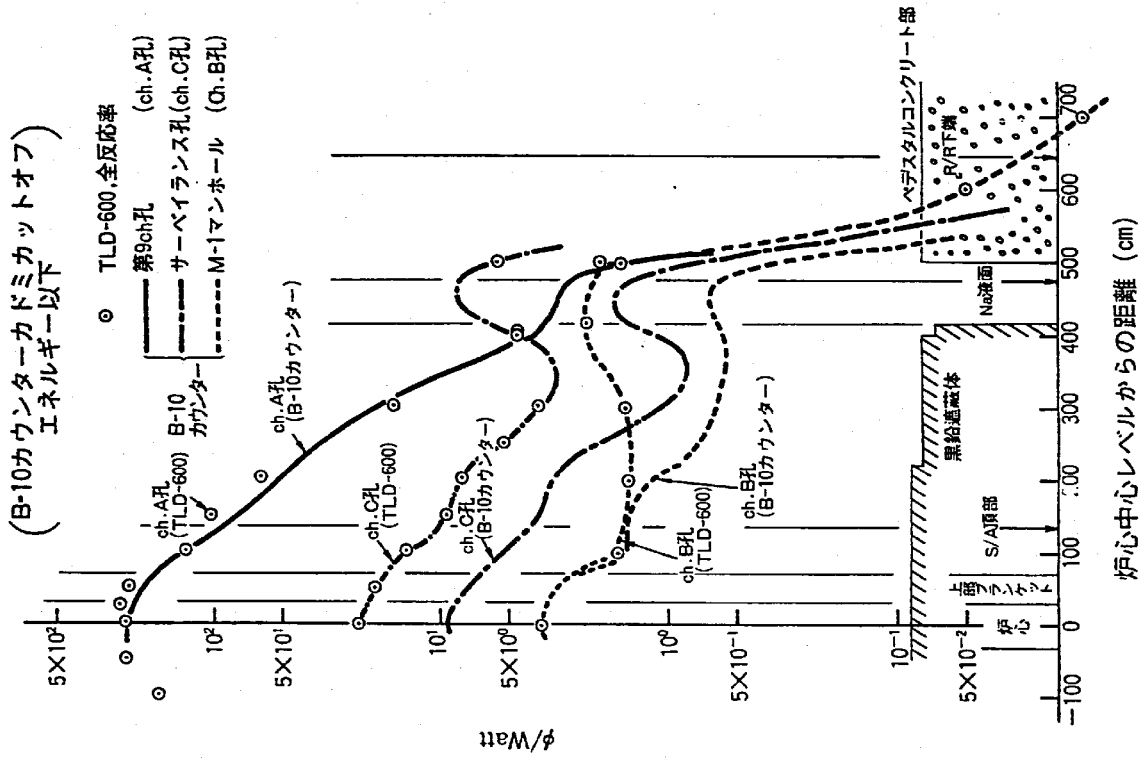


(B-10カウンターカドミカットオフ エネルギ一以上)

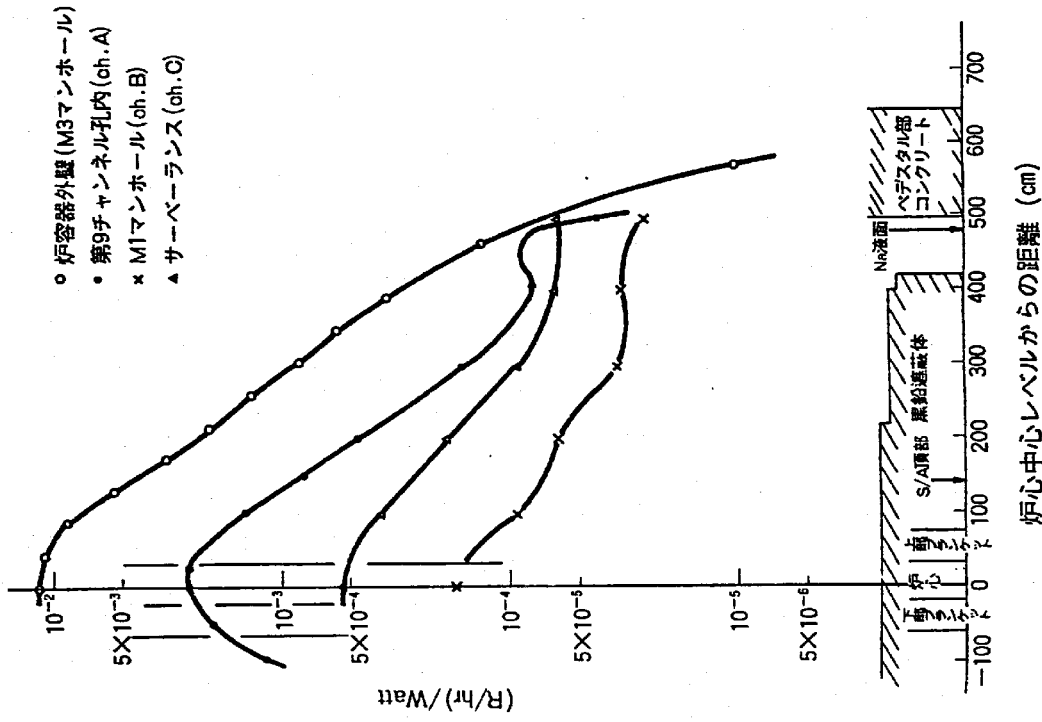
- 第9ch孔 (ch.A孔)
- サーベイランス孔 (ch.C孔)
- M-1マンホール (ch.B孔)



試験孔内中性子反応率分布

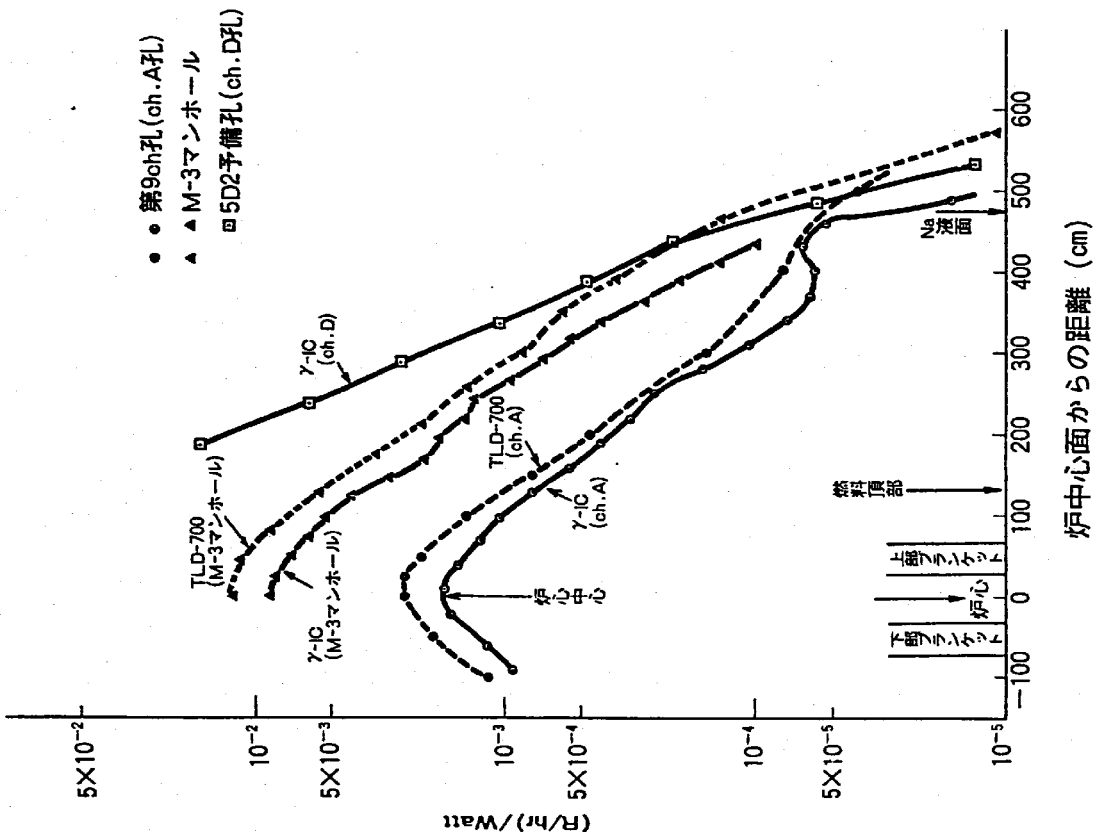


試験孔内中性子反応率分布



TLD700によるガンマ線量率分布

試験項目	放射線管理 (低出力時) (MT-11)
実施期間	自 52年 3月 16日 迄 年 10月 12日
1. 目的	原子炉が正常に作動している時の放射線管理施設を監視し、運転のための基礎的データを得る。
2. 試験方法	低出力時において、下記の放射線モニタの監視を行なう。 (イ) ガンマ線エリアモニタ (ロ) 中性子線エリアモニタ (ハ) ガス・ダストモニタ
3. 試験結果 (要約)	(イ), (ロ), (ハ)とも、モニタ指示値は警報設定値以下であった。
4. 判定	各場所における放射線モニタの指示値は、充分規定値以下である。
5. 特記事項	昭和 52年 10月 11日 ~ 12日 局立会検査合格



試験孔内軸方向γ線量率分布

放射線監視指示記録

昭和53年10月10日
測定機材: 500KV
記録者: 中島

モニタ名	監視設定値		指示値	モニタ名	監視設定値		指示値
	M:100 L:10	M:100 L:10			ガス	モニタ	
燃作機	1	<1	<1	炉室1	F	BG+80	80 cps
	2	<1	<1	炉室下		BG+80	7.0
	3	<1	<1	炉室壁・燃料格納室		BG+75	5.0
水冷却池空	2	0.013	0.013	炉室・燃料格納室		BG+75	0.35
新燃料貯蔵室	10	0.012	0.012	燃料格納室		BG+70	1.9
コントロールセンター	2	0.013	0.013	燃料格納室		BG+75	0.65
エプロック付近	2	0.015	0.015	炉室1	F	BG+10	5.0
炉上部ピット	50	<1	<1	炉室ガス循環系		BG+10	3.1
カプセルガスFFD	10	<1	<1	燃料格納室		BG+7	0.60
主制御室	A	10	<1	燃料格納室		BG+400	0.40
	B	10	<1	燃料格納室		BG+10000	2.8
手動作業室	西	10	0.016	炉室ガス循環系		BG+10000	2.3
	東	10	0.021	燃料格納室		BG+30	2.2
主制御室	A	2700	2700	炉室ガス		BG+1	0.10
	B	2200	2200	燃料格納室		BG+15	2.2
中央制御室	0.2	0.018	0.018	燃料格納室		BG+25	5.50
管理区域出入口	2	0.017	0.017	燃料格納室		BG+7	1.2
キャブカ一点検察	2	0.014	0.014	燃料格納室		α	13.3 cps
燃料格納池機器室	10	<1	<1	炉室モニタ		α (×10 ⁵)	0.02 cps
水冷却池機器室	2	<1	<1	燃料格納室		β (×10 ⁵)	0.06
蒸気コンクリート格納室	50	0.035	0.035	炉室モニタ		β	0.018 cps
1次キャブガス格納室	50	0.016	0.016	燃料格納室		BG+70	0.90 cps
燃料格納室	1	0.017	0.017	燃料格納室			
燃料格納室	1	0.016	0.016	燃料格納室			
監視室	A	0.1	0.013	燃料格納室			
	B	0.1	0.014	燃料格納室			
燃料格納室	1	1	<0.01	燃料格納室			
	2	1	0.016	燃料格納室			
燃料格納室	20 cps	0.28 cps	0.28 cps	燃料格納室			
燃料格納室	200	85	85	燃料格納室			

野外モニタ監視指示記録

昭和53年10月10日
測定機材: 500KV
記録者: 荒原

モニタリングポスト

モニタ名	監視設定値	指示値	単位
No. 1	50	10	μR/hr
No. 2	50	10	μR/hr
No. 3	50	10	μR/hr
No. 4	50	10	μR/hr
No. 5	50	10	μR/hr
No. 6	50	10	μR/hr
No. 7	50	10	μR/hr
No. 8	50	10	μR/hr
No. 9	50	10	μR/hr
No. 10	50	10	μR/hr
No. 11	50	10	μR/hr
No. 12	50	10	μR/hr
No. 13	50	10	μR/hr
No. 14	50	10	μR/hr
No. 15	50	10	μR/hr
No. 16	50	10	μR/hr

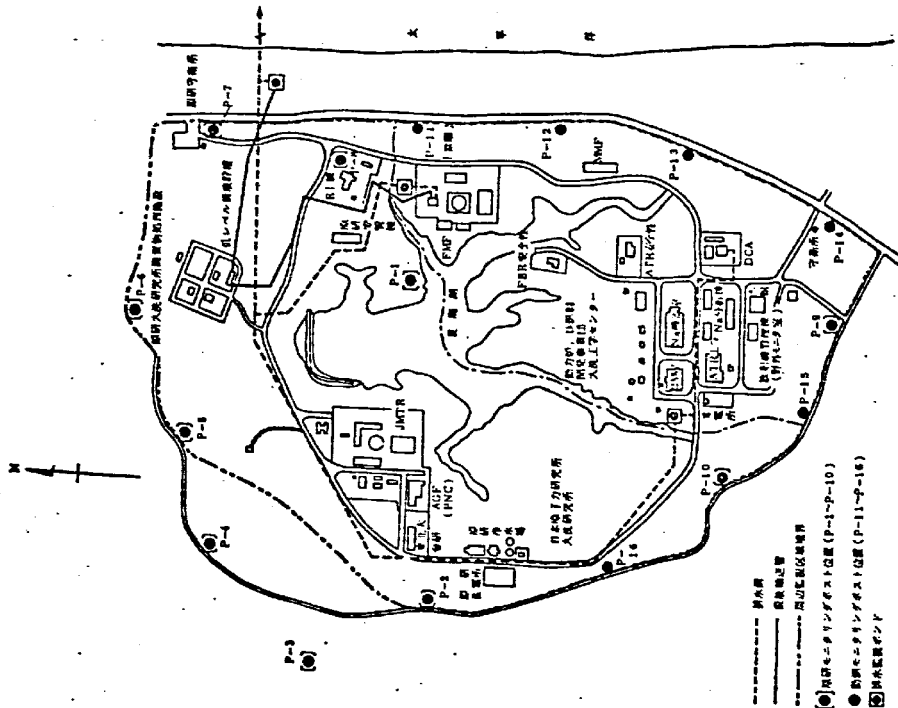
監視室

20mSv/時	0.5	μR/sec
30mSv/時	E	
水素濃度	D	

空气中放射性物质浓度测定记录

測定項目	測定値	標準偏差	E-9指示器		E-9指示器		E-9指示器		E-9指示器		E-9指示器		E-9指示器		E-9指示器		E-9指示器		E-9指示器				
			cps	cpm	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率	検出率		
作業室	7.0	$<3.8 \times 10^{-11}$	8.0	4.0×10^{-11}	作業室	5.0	$<4.2 \times 10^{-11}$	作業室	5.0	$<3.1 \times 10^{-11}$	作業室	5.0	$<2.9 \times 10^{-11}$	作業室	5.0	$<3.1 \times 10^{-7}$	作業室	5.0	$<3.1 \times 10^{-7}$	作業室	5.0	$<3.1 \times 10^{-7}$	
材料倉庫	5.0	$<4.2 \times 10^{-11}$	材料倉庫	5.0	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	5.0	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	5.0	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	5.0	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	5.0	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	5.0	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	5.0	$<2.3 \times 10^{-7}$
材料倉庫	0.35	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.35	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.35	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.35	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.35	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.35	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.35	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.35	$<3.1 \times 10^{-11}$
材料倉庫	1.9	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	1.9	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	1.9	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	1.9	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	1.9	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	1.9	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	1.9	$<3.1 \times 10^{-11}$	材料倉庫	1.9	$<3.1 \times 10^{-11}$
材料倉庫	0.65	$<2.9 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.65	$<2.9 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.65	$<2.9 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.65	$<2.9 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.65	$<2.9 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.65	$<2.9 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.65	$<2.9 \times 10^{-11}$	材料倉庫	0.65	$<2.9 \times 10^{-11}$
材料倉庫	3.1	$<2.8 \times 10^{-7}$	材料倉庫	3.1	$<2.8 \times 10^{-7}$	材料倉庫	3.1	$<2.8 \times 10^{-7}$	材料倉庫	3.1	$<2.8 \times 10^{-7}$	材料倉庫	3.1	$<2.8 \times 10^{-7}$	材料倉庫	3.1	$<2.8 \times 10^{-7}$	材料倉庫	3.1	$<2.8 \times 10^{-7}$	材料倉庫	3.1	$<2.8 \times 10^{-7}$
材料倉庫	0.60	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.60	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.60	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.60	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.60	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.60	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.60	$<2.3 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.60	$<2.3 \times 10^{-7}$
材料倉庫	0.40	$<1.1 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.40	$<1.1 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.40	$<1.1 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.40	$<1.1 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.40	$<1.1 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.40	$<1.1 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.40	$<1.1 \times 10^{-7}$	材料倉庫	0.40	$<1.1 \times 10^{-7}$
材料倉庫	2.8	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.8	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.8	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.8	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.8	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.8	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.8	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.8	$<2.7 \times 10^{-7}$
材料倉庫	2.3	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.3	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.3	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.3	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.3	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.3	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.3	$<2.7 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.3	$<2.7 \times 10^{-7}$
材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$
材料倉庫	0.10	$<5.8 \times 10^{-12}$	材料倉庫	0.10	$<5.8 \times 10^{-12}$	材料倉庫	0.10	$<5.8 \times 10^{-12}$	材料倉庫	0.10	$<5.8 \times 10^{-12}$	材料倉庫	0.10	$<5.8 \times 10^{-12}$	材料倉庫	0.10	$<5.8 \times 10^{-12}$	材料倉庫	0.10	$<5.8 \times 10^{-12}$	材料倉庫	0.10	$<5.8 \times 10^{-12}$
材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	2.2	$<2.2 \times 10^{-7}$
材料倉庫	5.5	$<5.4 \times 10^{-10}$	材料倉庫	5.5	$<5.4 \times 10^{-10}$	材料倉庫	5.5	$<5.4 \times 10^{-10}$	材料倉庫	5.5	$<5.4 \times 10^{-10}$	材料倉庫	5.5	$<5.4 \times 10^{-10}$	材料倉庫	5.5	$<5.4 \times 10^{-10}$	材料倉庫	5.5	$<5.4 \times 10^{-10}$	材料倉庫	5.5	$<5.4 \times 10^{-10}$
材料倉庫	1.2	$<3.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	1.2	$<3.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	1.2	$<3.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	1.2	$<3.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	1.2	$<3.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	1.2	$<3.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	1.2	$<3.2 \times 10^{-7}$	材料倉庫	1.2	$<3.2 \times 10^{-7}$
材料倉庫	0.2 cps		材料倉庫	0.2 cps		材料倉庫	0.2 cps		材料倉庫	0.2 cps		材料倉庫	0.2 cps		材料倉庫	0.2 cps		材料倉庫	0.2 cps		材料倉庫	0.2 cps	
材料倉庫	0.06 cps		材料倉庫	0.06 cps		材料倉庫	0.06 cps		材料倉庫	0.06 cps		材料倉庫	0.06 cps		材料倉庫	0.06 cps		材料倉庫	0.06 cps		材料倉庫	0.06 cps	

52年10月10日(月)
 原3号出力: 500 KW
 記録者: 中島



周辺監視区域

PNC TN941 78-143

出力上昇試験

Ⅲ 出力上昇試験の結果

1. プラント特性
- P T-01 出力上昇
 - P T-02 50 MW連続100時間運転

 - 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
 - P T-22 主冷却出口温度変化応答

 - P T-31 調整棒一斉挿入
 - P T-32 手動スクラム
 - P T-33 一次主循環ポンプトリップ
 - P T-34 二次主循環ポンプトリップ
 - P T-35 主送風機トリップ
 - P T-36 外部電源喪失

 - P T-41 主冷却系による熱除去
 - P T-42 補助冷却系による熱除去
 - P T-43 床下メンテナンス時除熱能力

 - P T-51 ナトリウム純度分析
 - P T-52 カバーガス純度分析
 - P T-53 廃ガス濃度分析
 - P T-55 コールドトリップ性能確認

2. 炉心特性

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

3. 遮蔽特性その他

ST-11 空間線量率分布

MT-11 放射線管理

MT-21 燃料破損検査出系

試験項目	出力上昇試験 (PT-01)
実施期間	自 53 年 4 月 18 日 至 53 年 7 月 5 日
1. 目的	<p>温態待機状態から原子炉を起動し、定格出力 (= 50 MW) を達成すること。</p>
2. 試験方法	<p>(1) 温態待機状態 (ナトリウム温度約 250℃) から、ナトリウム温度 370℃ 迄は、核加熱により昇温する。</p> <p>(2) 370℃ 到達後、主冷却器で自然対流による除熱さらに強制対流による除熱を行い、目標出力迄出力上昇を行う。この時、冷却材温度制御系を「自動」とし、原子炉入口温度を約 370℃ に維持する。</p> <p>なお(1)(2)の操作中、ナトリウムの温度上昇率は 50℃/h 以下とする。</p>
3. 試験結果 (要約)	<p>4 月 18 日に出力上昇を開始し、7 月 5 日 14 時 34 分定格出力の 50 MW を達成した。この間の運転結果より下記の運転手順を確立した。</p> <p>① 系統のナトリウムを 370℃ 迄昇温する最適温度上昇率は約 20℃/h で、この時の炉出力は約 1 ~ 3 MW である。なお調整操作は 1.5 mm/5 分で行なう。</p> <p>② 系統のナトリウムの 370℃ 到達後の最適出力上昇率は約 10 MW/h で、ナトリウムの昇温率は約 14℃/h である。なお調整操作は 1 mm/2 分で行なう。</p> <p>③ 自然対流風冷却から主送風機を起動して強制対流風冷却に移行する最適炉出力は約 10 MW である。</p>
4. 判定	良好
5. 特記事項	

出力上昇試験 (PT-01) の手順と運転方法

1. 出力上昇を行うに要する下記の通りである。

到達炉出力	出力達成日	炉出口温度 AK70/Bc70	炉子炉入口温度 Ac70/Bc70	備考
1. 9 MW*	4月26日	382/379	367/367	表①②
2. 15 MW*	5月18日	393/390	367/365	表③④
3. 25 MW**	5月24日	400/397	368/366	表⑤⑥
4. 40 MW**	6月22日	422/420	369/368	表⑦⑧
5. 50 MW**	7月5日	428/426	365/366	表⑨⑩

* CH3 による指示値
 ** CH6 による指示値
 ①② 上記の日付は 炉出口温度の平均である。
 ③④⑤⑥ 各出力に到達するに要する圧力の主要な値を 図2に示す。
 * 50 MW 出力時の炉内温度、流量を 図2に示す。
 各出力の主要な温度を 図2に示す。
 各出力の主要な炉入口温度、炉内温度を 図2に示す。
 ⑦⑧⑨⑩ 自然通風による最大炉内温度は約 23 MW、最小炉内温度は約 1.6 MW である。
 (炉内温度は 20 MW 以上で測定)

- 自然通風による炉子炉入口温度を 図4に示す。
自然通風による炉子炉入口温度を 図5に示す。
- 主送風機起動時の炉出力は 運転操作上で 10 MW である。最高炉出力は約 4 MW である。
主送風機起動時の炉出力を 図6に示す。
- 系統の昇温時出力上昇率を下記の通りである。
 ① 250℃ → 370℃ までの炉内温度による昇温率は約 20℃/分である。
 この時の炉出力は約 1 MW ~ 3 MW の範囲である。
- ② 370℃ → 目標炉内温度 による出力上昇率は約 10 MW/分である。
 但し、系統の昇温率 50% 以上は出力上昇率は約 20 MW/分である。

系統の昇温時に炉出力を 図7 ~ 図9 に示す。
 炉出力の炉内温度と 図10 ~ 図11 の炉内温度との関係は 図10 に示す。

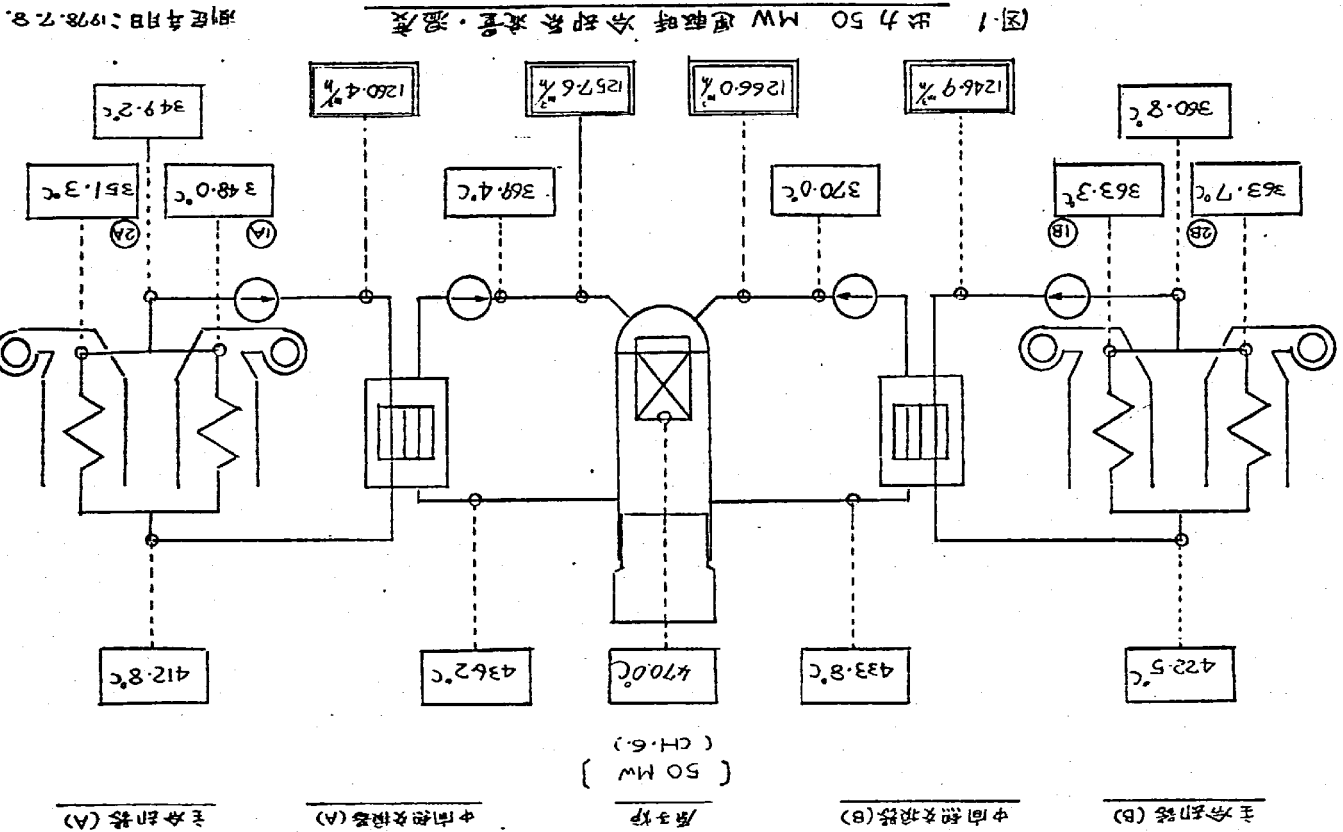


図1 出力 50 MW 運転時冷却系流量・温度

測定年月日: 1978.7.8

表①

データシート

出力上昇試験経路データシート (1)					核加熱炉で9MW到達データ (1/2)											
測定項目	測定月日		計器No.	単位	/	/	4/19	4/20	4/22	4/24	4/25	4/26	5/1	5/2	5/9	5/9
	年	日					12:00	20:45	11:00	10:00	12:00	17:00	10:00	19:30	11:30	2:30
原子炉出力	%	6A3	423	106			2.0	10.0	14	18	~0	18	~0	18	18	18
原子炉入口水温(A)	°C	TR31.1-5%	424	355			292	357	357	357	243	365	245	364	368	368
原子炉入口水温(B)	°C	TR31.1-5%		325			292	340	354	364	244	360	245	363	363	365
原子炉出口水温(A)	°C	TR31.1-5%		445			309	354	369	382	245	380	246	382	383	384
原子炉出口水温(B)	°C	TR31.1-5%		425			299	361	367	379	243	377	245	379	380	381
主回路入口水温(A)	°C	TR31.2-3A	425	—			299	362	365	377	245	375	246	378	378	378
主回路入口水温(B)	°C	TR31.2-3B		—			301	362	368	380	247	378	249	380	380	382
主回路出口水温(A)	°C	TR31.2-2A	426	—			297	355	354	363	244	361	246	365	364	365
主回路出口水温(B)	°C	TR31.2-2A		—			297	353	354	362	242	360	245	362	364	363
主回路出口水温(A)	°C	TR31.2-2B		—			298	350	355	365	246	361	248	366	364	366
主回路出口水温(B)	°C	TR31.2-2B		—			298	350	354	366	246	362	248	366	363	365
二次回路入口水温(A)	°C	TR31.2-7A		—			65	156	—	335	70	338	240	340	330	337
二次回路入口水温(B)	°C	TR31.2-7A		—			72	250	—	333	70	329	240	340	330	339
一次冷却水流量(A)	m ³ /h	FR31.1-1A	424	—			1245	1246	1222	1222	1224	1245	1244	1250	1242	1222
一次冷却水流量(B)	m ³ /h	FR31.1-1B		—			1267	1260	1258	1270	1252	1256	1258	1240	1259	1259
二次冷却水流量(A)	m ³ /h	FR31.2-1	425	—			1270	1282	1276	1278	1250	1284	1254	1220	1280	1250
二次冷却水流量(B)	m ³ /h	FR31.2-1	425	—			1267	1288	1291	1307	1236	1266	1242	1270	1254	1252
一次冷却水温度	°C						150	150	172	173	170	170	150	165	165	150
二次冷却水温度	°C						170	190	190	180	180	180	—	—	180	—

注) 本データは、試験終了後、炉内温度が安定した状態で、かつ、炉内温度が40°C以下であることを確認した上で取得したものである。

※ 炉内温度は、炉内温度計で測定したものである。

表②

データシート

出力上昇試験経路データシート (2)					核加熱炉で9MW到達データ (2/2)											
測定項目	測定月日		計器No.	単位	/	/	4/18	4/20	4/22	4/24	4/25	4/26	5/1	5/2	5/9	5/9
	年	日					12:00	20:45	11:00	10:00	12:00	17:00	10:40	19:30	11:30	2:30
炉内圧力(ON注)	CPS		429	—			30	50	220	310	12	—	—	200	250	250
(OFF注)	CPS		429	—			—	—	10	132	33	~5	~5	3.4	8.5	6.5
炉内圧力上昇率①	%/h	A-1	412	100/40			<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1
炉内圧力上昇率②	%/h	B-1		100/40			<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1
炉内圧力上昇率③	%/h	C-1		100/40			<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1
炉内圧力	%/h	A-5		Z			0.013	0.01	0.014	0.03	0.03	0.01	0.01	0.014	0.04	0.013
炉内圧力	%/h	B-5		Z			0.017	0.016	0.017	0.017	0.017	0.02	0.02	0.016	0.016	0.017
炉内圧力	%/h	C-5		50			<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1
炉内圧力(A)	%/h	C-6		10			<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1
炉内圧力(B)	%/h	B-6		10			<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1	<1
炉内圧力	%/h	A-9		0.2			0.02	0.02	0.021	0.02	0.02	0.02	0.02	0.02	0.02	0.02
炉内圧力	%/h	B-9		Z			0.017	0.018	0.017	0.017	0.017	0.02	0.02	0.018	0.018	0.018
炉内圧力	CPS	B-22		B9+7#			0.6	0.6	0.53	0.6	0.6	0.5	0.5	0.5	0.6	0.6
炉内圧力	CPS	A-22		B9+70			3.0	1.5	4.7	3.1	3.1	4	3	4.5	3.0	3.6
炉内圧力	CPS	B-24		B9+7			4.0	1.0	0.85	0.8	0.8	1	0.8	0.8	1	0.8
炉出力	MW						1.0	5.0	7.0	9.0	~0	9.0	~0	9	9	9

表③ 7MW → 50MW 出力上昇試験 (1/2)

出力上昇試験レポート (1)					7MW → 50MW 出力上昇試験 (1/2)						
測定項目	測定日時		計器 No.	計器値	5/18	5/18	5/24	6/22	7/5	/	50MW時計器値
	年月日	時刻			10:30	14:10	11:34	19:23	15:04	/	
蒸気炉出力	%	UB	423	106	14	30	50	81	100	/	100
炉子炉入口Na温度(A)	°C	TR31.1-5%	429	385	366	367	368	369	365	/	370
" (B)	°C	TR31.1-5%	1	385	365	365	366	368	366	/	370
炉子炉出口Na温度(A)	°C	TR31.1-5%	1	445	380	393	400	422	428	/	435
" (B)	°C	TR31.1-5%	1	445	378	390	397	420	426	/	435
炉子炉入口Na温度(A)	°C	TR31.2-3A	425	—	376	384	387	404	407	/	420
" (B)	°C	TR31.2-3B	1	—	379	389	394	413	418	/	420
炉子炉出口Na温度(A)	°C	TR31.2-2A	425	—	364	359	357	351	343	/	355
" (B)	°C	TR31.2-2A	1	—	364	359	359	351	344	/	355
" (1B)	°C	TR31.2-2B	1	—	367	365	365	365	361	/	355
" (2B)	°C	TR31.2-3B	1	—	367	364	365	364	362	/	355
炉子炉入口Na流量(A)	m ³ /h	FR31.1-1A	424	—	1225	1223	1244	1252	1245	/	1260
" (B)	m ³ /h	FR31.1-1B	424	—	1259	1253	1260	1258	1264	/	1260
炉子炉出口Na流量(A)	m ³ /h	FR31.2-1A	425	—	1282	1278	1280	1276	1278	/	1260
" (B)	m ³ /h	FR31.2-1B	1	—	1252	1252	1250	1240	1242	/	1260
炉子炉出口Na温度(A)					364	330	319	279	256	/	248 **
" (2A)					364	335	329	289	268	/	248 **
" (1B)					367	335	327	296	281	/	248 **
" (2B)					367	335	329	296	281	/	248 **

注) 本表は7月5日値を計算機出力の記録として、右の表の4点の計器値は7月5日の4°C倍の値を示す。 ** 参考値

出力上昇試験レポート (2)

出力上昇試験レポート (2)					7MW → 50MW 出力上昇試験 (1/2)						
測定項目	測定時刻		計器 No.	計器値	5/18	5/18	5/24	6/22	7/5	/	計器値
	年月日	時刻			10:30	14:10	11:34	19:23	15:04	/	
炉子炉出口Na濃度 (DN法)	CPS	—	429	—	250	500	680	1100	1400	/	—
" (CN法)	CPS	—	429	—	6	9	12	25	40	/	—
炉子炉入口Na濃度①	m ³ /h	A-1	412	10	<1	<1	<1	<1	<1	/	<1
炉子炉出口Na濃度②	m ³ /h	B-1	1	10	<1	<1	<1	<1	<1	/	<1
炉子炉出口Na濃度③	m ³ /h	C-1	1	10	<1	<1	<1	<1	<1	/	<1
炉子炉出口Na濃度	m ³ /h	A-5	1	2	0.013	0.014	0.015	0.015	0.016	/	0.013
炉子炉出口Na濃度	m ³ /h	B-5	1	2	0.015	0.016	0.017	0.017	0.017	/	0.016
炉子炉出口Na濃度	m ³ /h	C-5	1	50	<1	<1	<1	1.6	2.0	/	<1
炉子炉出口Na濃度(A)	m ³ /h	C-6	1	10	<1	<1	<1	<1	<1	/	<1
" (B)	m ³ /h	B-6	1	10	<1	<1	<1	<1	<1	/	<1
炉子炉出口Na濃度	m ³ /h	A-9	1	0.2	0.020	0.020	0.018	0.018	0.019	/	0.025
炉子炉出口Na濃度	m ³ /h	B-9	1	2	0.018	0.018	0.018	0.018	0.018	/	0.018
炉子炉出口Na濃度(板)	CPS	B-22	1	89+7	0.55	0.7	0.6	0.5	0.65	/	0.6
炉子炉出口Na濃度(板)	CPS	A-22	1	89+75	1.2	1.8	1.8	2.0	4.5	/	3.5
炉子炉出口Na濃度	CPS	B-24	1	89+7	1.3	1.3	1.0	1.0	1.0	/	4.0
炉子炉出力	(%)				14	30	50	81	100	/	

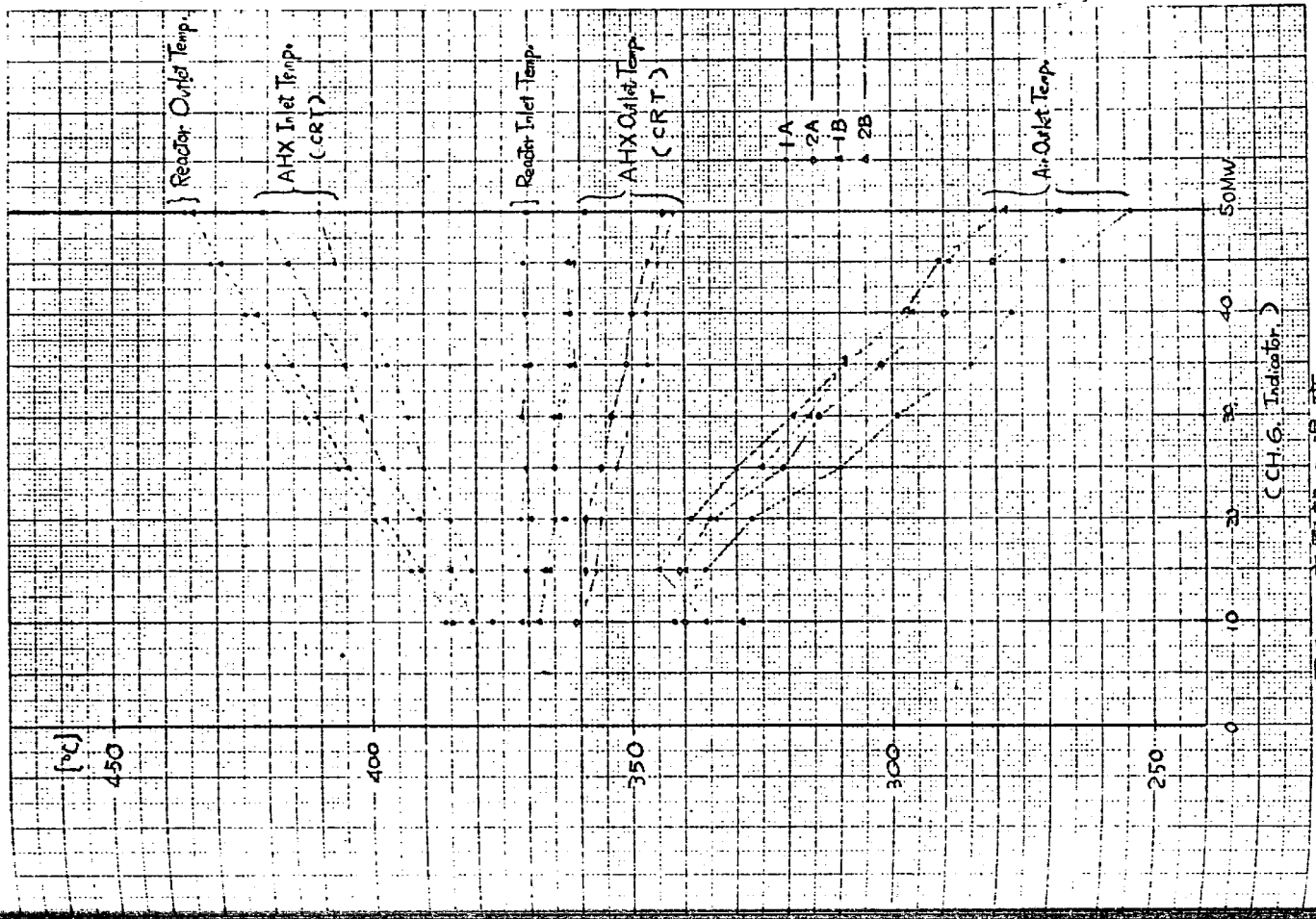


図1. 主要部の温度 (CHG. Indicator)

表⑤ 出力上昇試験 (PT-01) 主要な一ヶ月 (超出力校正後)

出力 (MW)	1 炉3炉入口温度 A/B (°C)	2 炉3炉出口温度 A/B (°C)	3 炉3炉入口温度 A/B (°C)	4 炉3炉出口温度 A/B (°C)	5 炉3炉出口温度 A/B (°C)	6 炉3炉出口温度 A/B (°C)	7 炉3炉出口温度 A/B (°C)	8 炉3炉出口温度 A/B (°C)	9 炉3炉出口温度 A/B (°C)	10 炉3炉出口温度 A/B (°C)	11 炉3炉出口温度 A/B (°C)	12 炉3炉出口温度 A/B (°C)
50	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6
45	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9	370.9/370.9
40	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6
35	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6
30	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6
25	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6
20	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6
15	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6
10	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6
5	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6	370.6/370.6

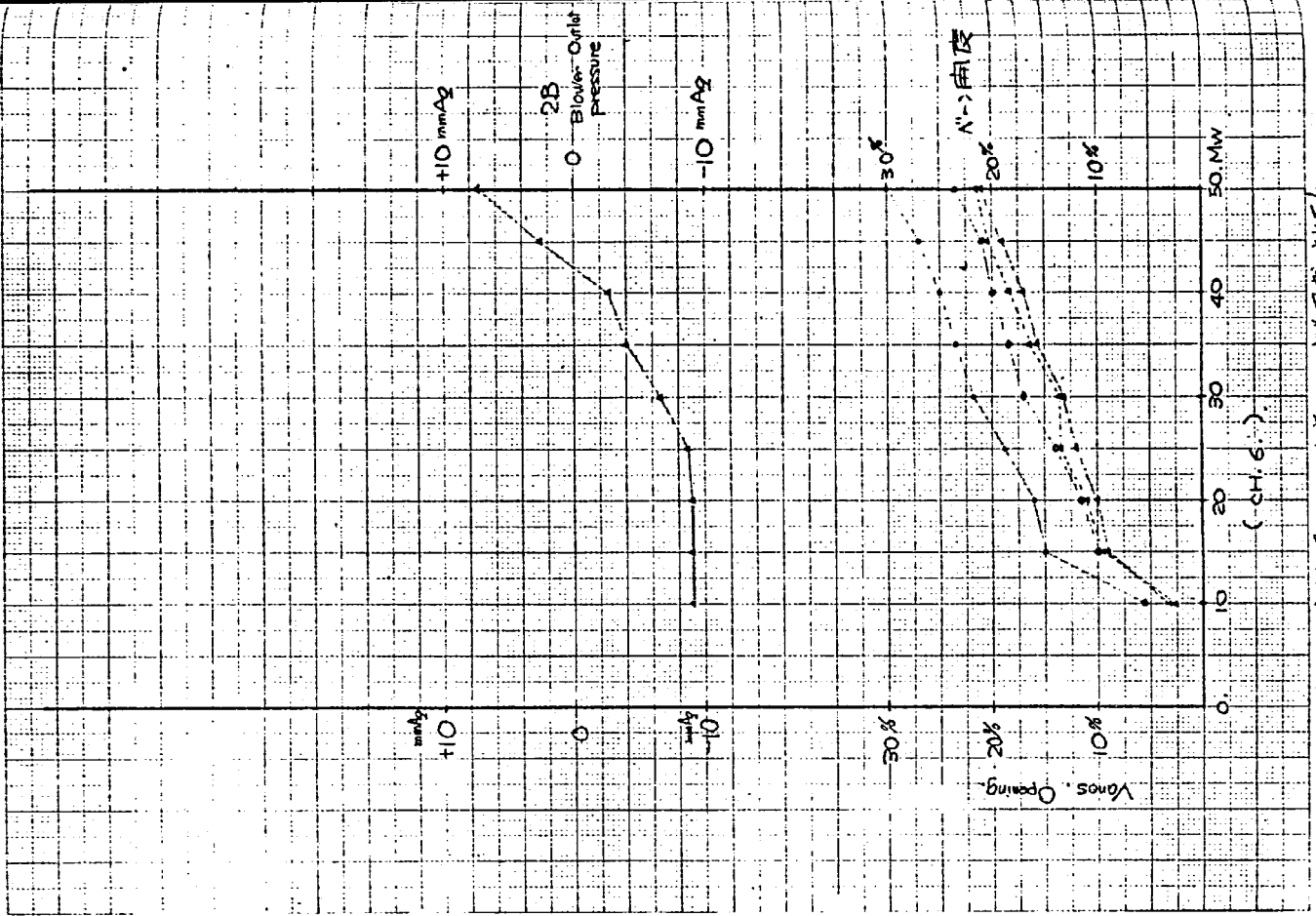


图3 主冷却器入口中心角度的面比主送风线吐出压力

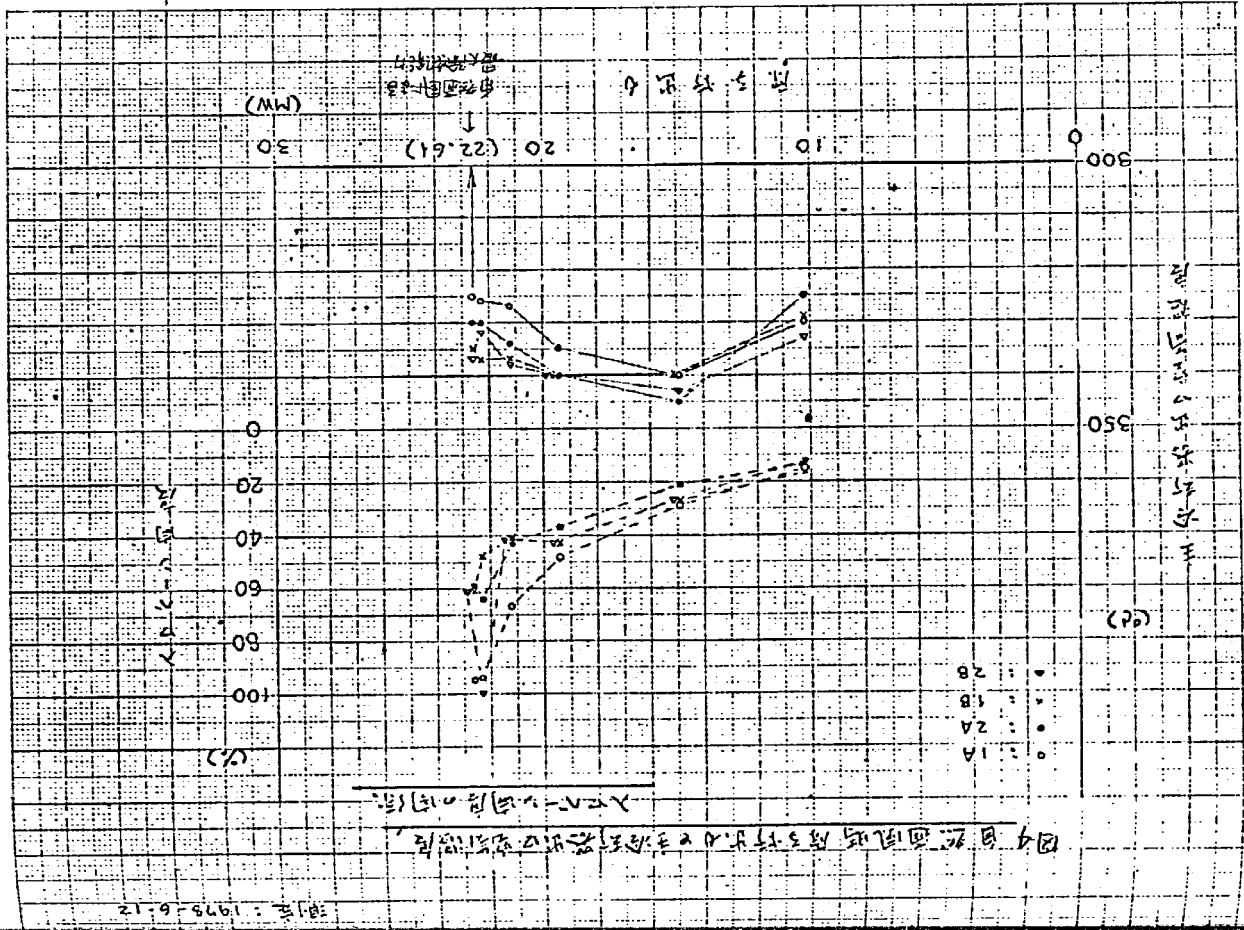


图4 自然面風時層主吐出力と主送風吐出率との関係

測定年: 1978-6-12

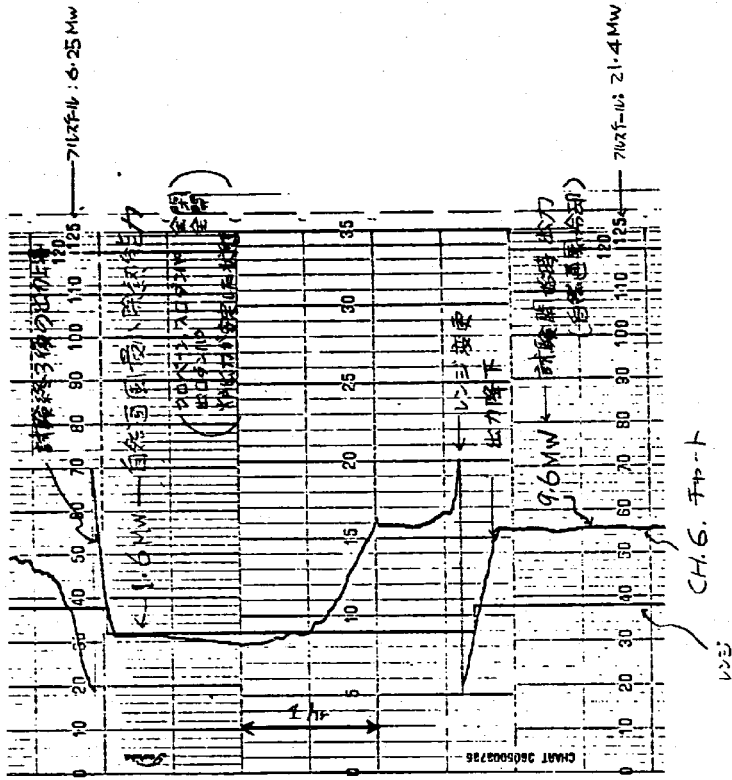


図5. 主冷却器自然通風最小熱出力確認試験における原子炉出力

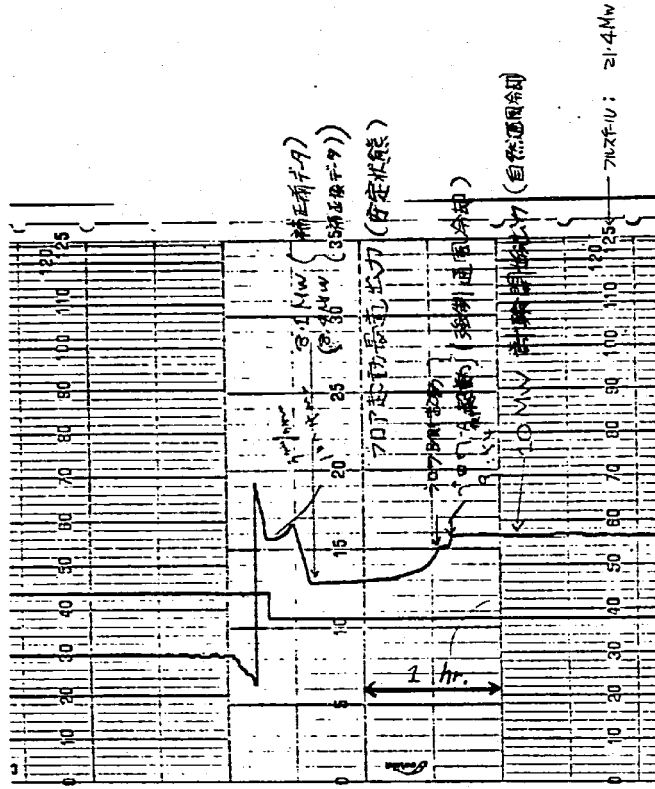


図6. 主送同機起動最速出力確認試験における原子炉出力

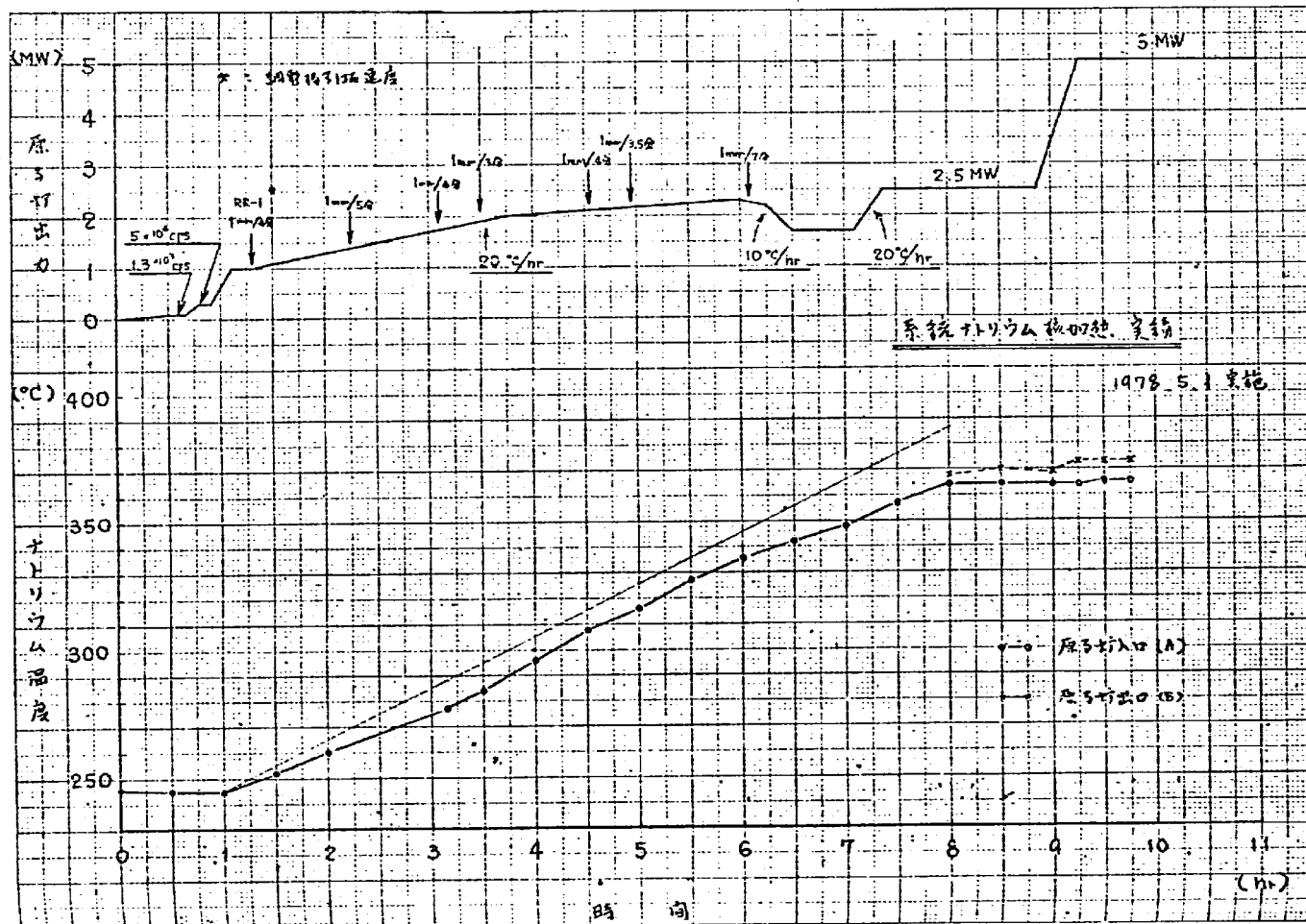


図7 系統ナトリウム核加熱実績(1)

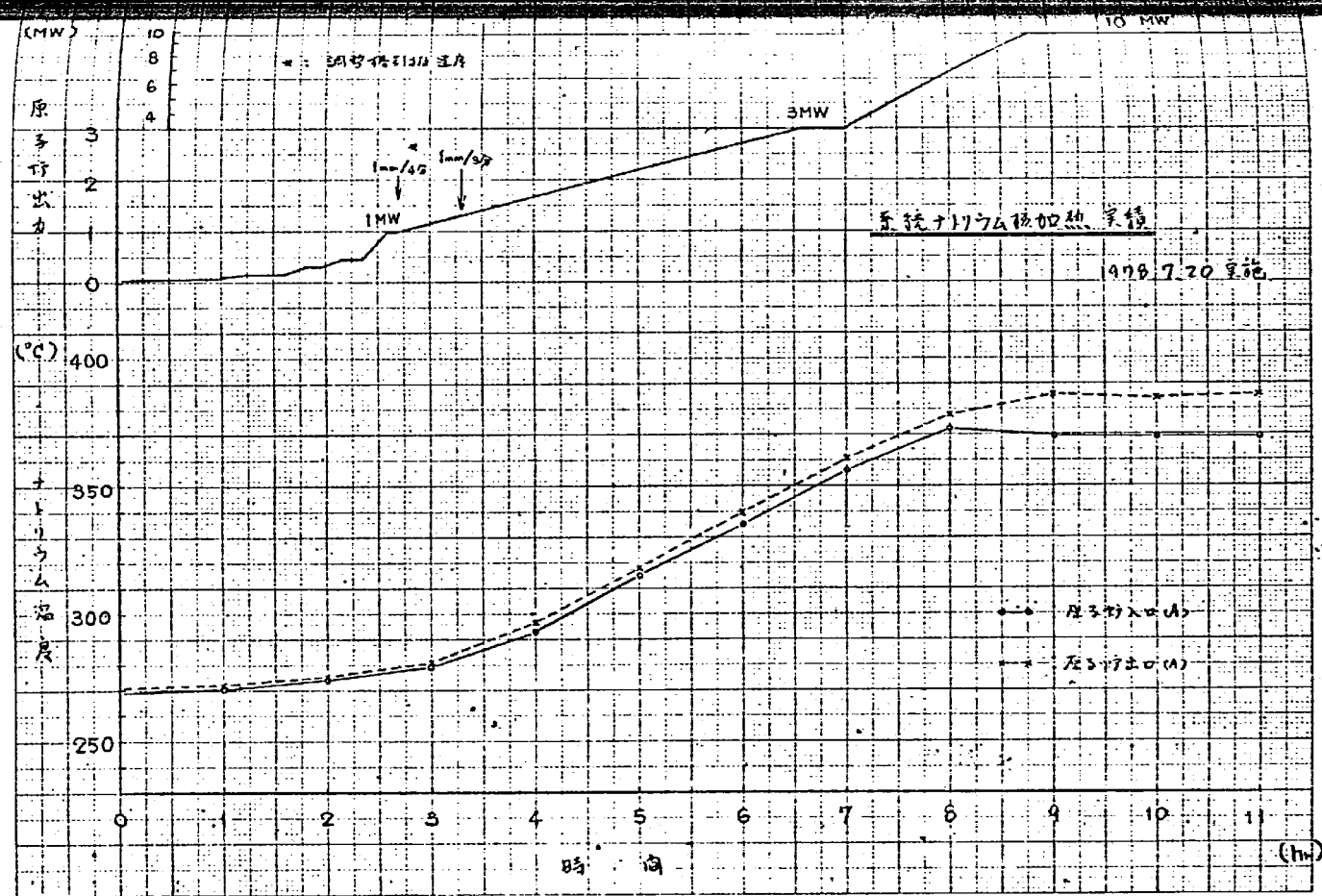
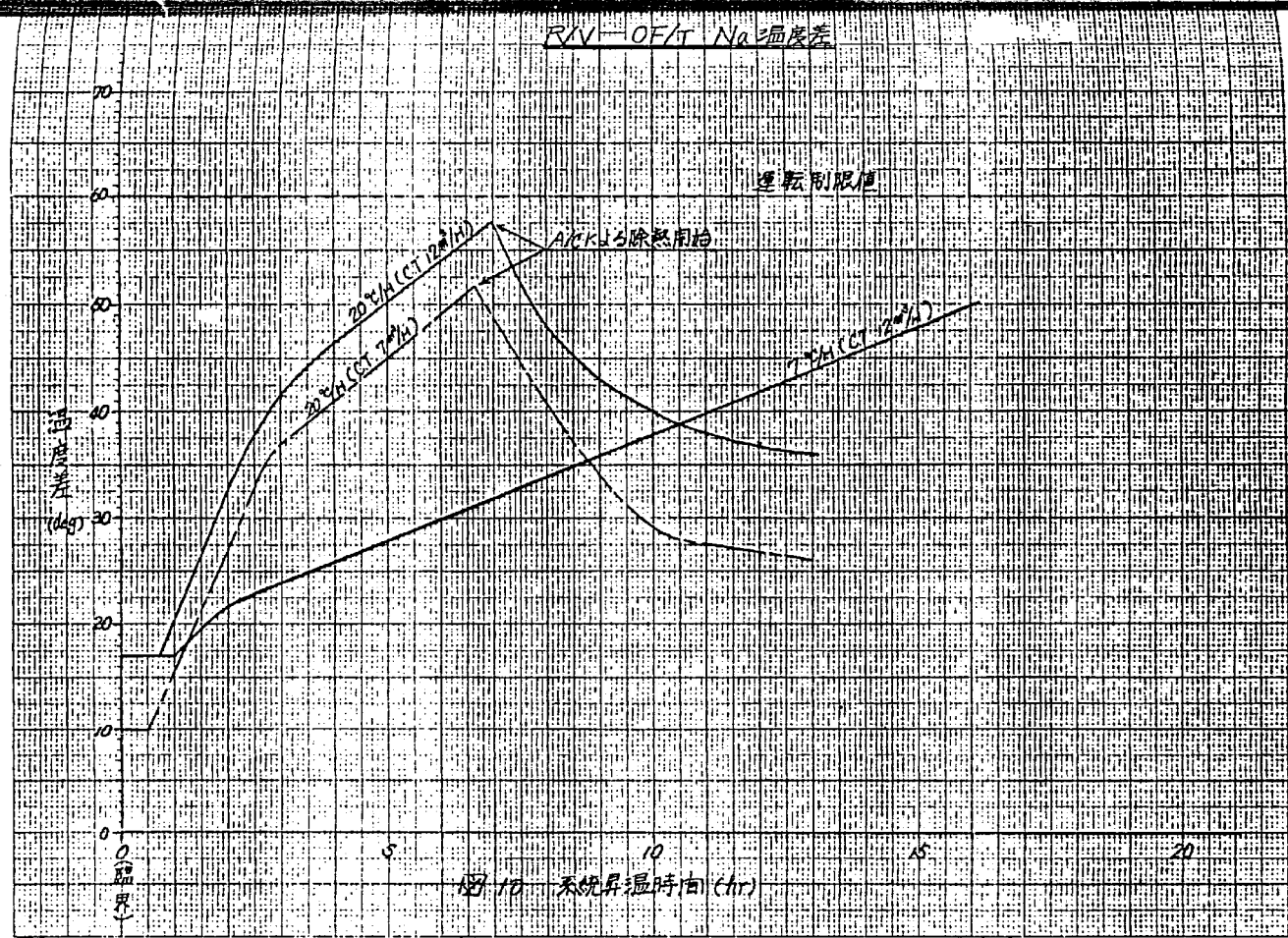
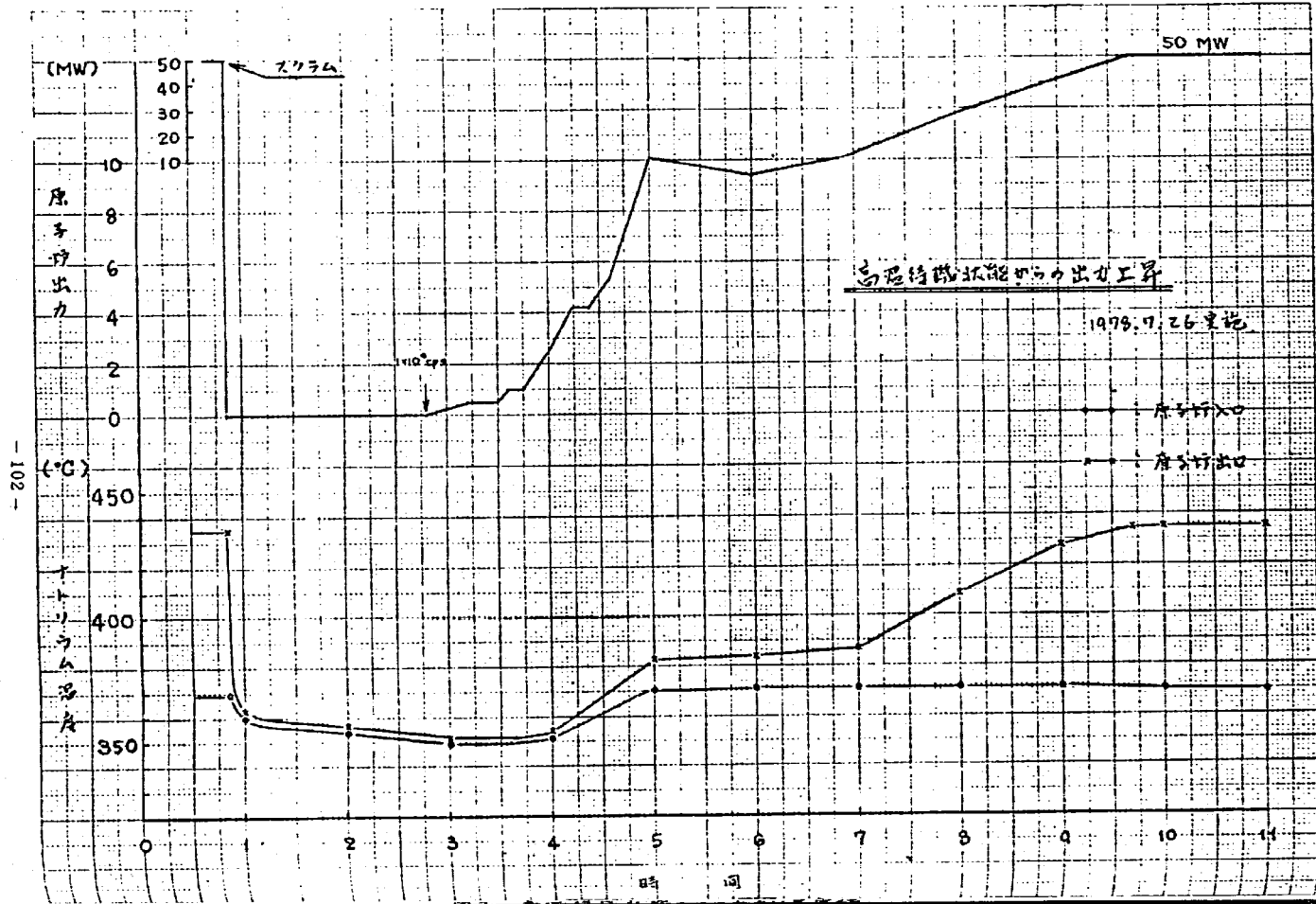


図8 系統ナトリウム核加熱実績(2)



試験項目	50MW連続100時間運転 (PT-02)	
実施期間	自 53年8月10日 至 53年8月16日	
1. 目的	<p>温態特機状態から原子炉を起動して、定格出力にした後、連続100時間運転を行ない、定格出力で安定した運転性能を有することを確認する。</p>	
2. 試験方法	<p>1. 運転要領書(案)に基いて、温態特機状態から原子炉を起動し、定格出力の50MW迄出力上昇を行う。この時冷却材温度上昇率は50℃/h以下とする。</p> <p>2. 定格出力の50MW到達後、プラント状態を24時間毎に100時間経過データを採取確認する。</p>	
3. 試験結果(要約)	<p>① 昭和53年8月10日10時から原子炉を起動し、8月11日16時定格出力50MWに到達した。この間冷却材温度上昇率は約20℃/h~14℃/hであった。</p> <p>② 昭和53年8月11日16時から、50MW出力維持を行い、8月16日10時40分50MW連続100時間運転を終了し、原子炉の計画停止操作を開始した。</p> <p>③ この間50MW出力を維持する為、1日に1~2回調整棒操作を行った。</p> <p>④ 上記期間、原子炉およびプラントは安定で警報の発生もなく、正常な運転が行われた。</p>	
4. 判定	良好	
5. 特記事項		

50MW連続100時間運転の確認事項
 (D) 炉出力50MWを維持する為の調整棒操作記録

番号	調整棒操作 日 時	CH ₆ (%) 指示値	調整棒位置(mm)		備考
			RR-1	RR-2	
1.	8月1日 15時40分	100	515.0	523.6	50MW到達
2.	8月2日 7時18分	100	同上	524.0	
3.	8月3日 7時8分	100 (←99.9)	"	524.6	
4.	8月4日 7時4分	100 (←99.8)	"	525.5	
5.	8月4日 14時45分	100 (←99.5)	"	526.0	
6.	8月5日 7時38分	100 (←99.0)	"	526.8	
7.	8月5日 10時12分	100 (←99.5)	"	528.2	
8.	8月5日 20時55分	100 (←99.8)	"	528.5	
9.	8月6日 7時4分	100 (←99.5)	"	529.0	
10.	8月6日 8時45分	100.5 (←100)	"	530.3	
11.	8月6日 10時40分	100.5 (←100.5)	515.0	同上	50MW → 40MW 降下 棒出し前
12.	8月6日 11時0分	80 (←100.5)	493.8	14	40MW 到達

(2) プラント各部の温度、流量の記録は次の通りである。

原子炉入口温度 (A) 372℃ ~ 370℃
 (B) 370℃ ~ 369℃

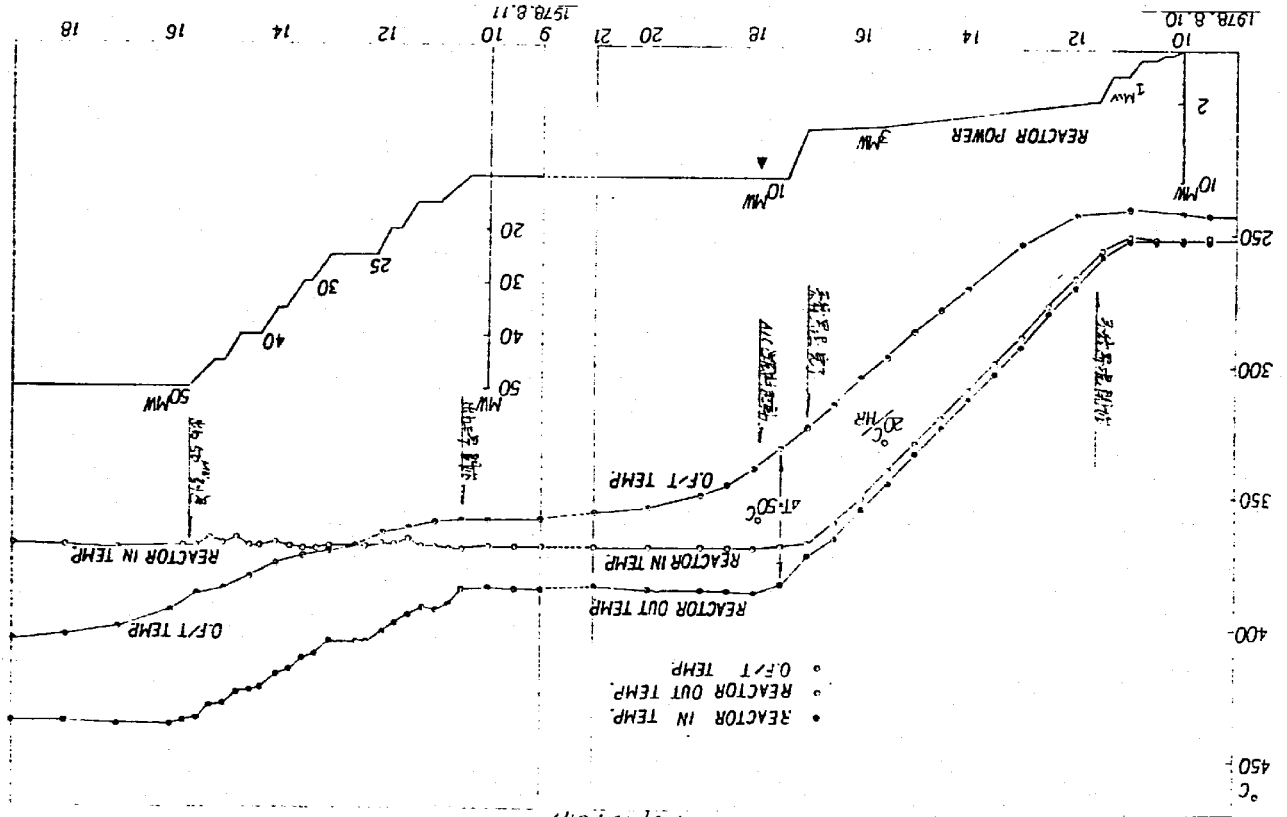
原子炉出口温度 (A) 433℃ ~ 430℃
 (B) 437℃ ~ 431℃

1炉水流量 (A) 1260% ~ 1250%
 (B) 1260% ~ 1250%

測定項目	測定月日		計器No	計器No	計器係	8/11	8/12	8/13	8/14	8/15	8/16
	測定	計器No				16:00	16:00	16:00	16:00	16:00	16:10
燃料棒出力	%	CK6	423	106		100	100	100	100	100	100
燃料棒入口Na温度(A)	°C	TR31-1-5%	424	385		370	370	370	372	372	371
" (B)	°C	TR31-1-5%		385		370	370	370	370	369	369
燃料棒出口Na温度(U)	°C	TR31-1-5%		465		433	431	430	430	430	430
" (F)	°C	TR31-1-5%		465		437	433	433	432	432	431
主回路入口Na温度(W)	°C	TR31-2-3A	425	—		410	410	410	408	407	408
" (B)	°C	TR31-2-3B		—		423	422	418	420	420	420
主回路出口Na温度(X)	°C	TR31-2-2A	426	—		345	346	346	346	345	346
" (A)	°C	TR31-2-2A		—		345	345	346	346	345	343
" (18)	°C	TR31-2-2A		—		363	363	362	362	362	361
" (2R)	°C	TR31-2-2B		—		363	363	362	362	362	363
二次回路入口Na温度(Y)	m% _h	FR31-1-1A	424	—		1260	1260	1260	1260	1250	1260
" (B)	m% _h	FR31-1-1B	424	—		1250	1260	1260	1260	1250	1250
二次回路出口Na温度(Z)	m% _h	FR31-2-1A	425	—		1290	1260	1260	1260	1260	1260
" (B)	m% _h	FR31-2-1B		—		1290	1260	1260	1260	1260	1260
調整棒 #1 位置	mm	—	423	—		515.0	515.0	515.0	515.0	515.0	515.0
調整棒 #2 位置	mm	—	423	—		523.6	523.6	524.6	526.0	528.1	530.5

測定項目	測定月日		計器No	計器係	8/11	8/12	8/13	8/14	8/15	8/16
	測定	計器No			16:00	16:00	16:00	16:00	16:00	16:10
燃料棒出力 (ON法)	CPS	—	429	—	1500	1500	1500	1500	1500	1500
" (OFF法)	CPS	—	429	—	27.3	33	37	42	42	44
燃料棒上対称性率①	m% _h	A-1	412	10	<1	<1	<1	<1	<1	<1
燃料棒上対称性率②	m% _h	B-1		10	<1	<1	<1	<1	<1	<1
燃料棒上対称性率③	m% _h	C-1		10	<1	<1	<1	<1	<1	<1
210-6電圧	m% _h	A-5		Z	0.015	0.016	0.016	0.016	0.016	0.015
170-7電圧	m% _h	B-5		Z	0.016	0.016	0.016	0.016	0.017	0.016
炉上電圧	m% _h	C-5		50	2.2	2.2	2.1	2.0	2.0	2.0
主回路入口Na温度(A)	m% _h	C-6		10	<1	<1	<1	<1	<1	<1
" (B)	m% _h	B-6		10	<1	<1	<1	<1	<1	<1
中央制御室	m% _h	A-9		0.2	0.025	0.025	0.025	0.02	0.02	0.02
炉内区域出入口	m% _h	B-9		Z	0.018	0.018	0.018	0.018	0.018	0.019
炉内区域空気温度(取)	CPS	B-22		39+7	0.45	0.35	0.45	0.50	0.45	0.45
炉内区域空気温度(取)	CPS	A-22		39+75	4.1	4.0	3.8	2.5	3.6	3.0
25-7電圧	CPS	B-24		39+7	0.9	1.0	0.9	1.0	0.9	0.8

試験項目	熱出力校正 (PPT-11)	
実施期間	自 53年4月26日 至 53年7月26日	
1. 目的	出力上昇時の低出力から定格出力までの各段階に於いて熱出力を測定し、統計装置備における出力計の校正を行なう。	
2. 試験方法	(i) 出力系の直線性の確認 15 ~ 50 [MW] の各段階に於いて熱出力を測定し、出力系の校正を行なう。 (ii) 中間系と出力系のオーバーラップの確認 臨界 ~ 25 [MW] の各段階に於いて中間系と出力系の指示値を測定し、相互のオーバーラップを確認する。	
3. 試験結果 (要約)	(i) 50 [MW] に於ける測定結果を以下に示す。 (a) ch6 : 100.0 [%] (b) ch7 : 99.0 [%] (c) ch8 : 100.3 [%] (ii) 原子炉熱出力 : 49.64 [MW] (iii) 15 ~ 50 [MW] の間に於いて出力系と熱出力との間に直線性がある。 (iv) 10 [kW] ~ 10 [MW] の間に於いて中間系と出力系とはオーバーラップしている。	
4. 判定	良好	
5. 特記事項		



1. 試験方法

(1) 線形出力計の直線性の確認
 原子炉出力 15, 25, 40, 50 [MW] の各段階に於いて、原子炉出入口温度、流量を測定して原子炉熱出力を算出し、線形出力計の校正を行なう。

(2) 中間出力計と線形出力計のオーバーラップ確認
 臨界から 25 [MW] の各段階に於いて、中間出力計と線形出力計の指示値を測定し、相互のオーバーラップを確認する。

2. 試験結果

- (1) 原子炉熱出力の測定例を第 1 表に示す。
- (2) 第 1 図に線形出力計の熱出力校正結果を示す。熱出力 15~50 [MW] の間に於いて線形出力計と熱出力との間に直線性がある。
- (3) 第 2 図に中間出力計と線形出力計のオーバーラップ状況を示す。
 10 [kW] ~ 10 [MW] (2×10^{-3} ~ 20 [%)) の間に於いて相互にオーバーラップしている。

表 1 原子炉熱出力測定例

Al-Pump 冷却材流量		W _{MA}	T _{MAI}	W _{MA}	1256.04	kg/h
原子炉入口 Na 温度	T _{MAI}	318.7	°C			
" での比重	γ _{MAI}	863.351	kg/m ³			
" での流速	v _{MAI}	202.844	m/s			
原子炉出口 Na 温度	T _{MAO}	435.4	°C			
" での比重	γ _{MAO}	222.907	kg/m ³			
ΔH _{MA} = W _{MA} (γ _{MAO} - γ _{MAI})	Q _{MA}					26.756 × 10 ⁶ kcal/h
Bl-Pump 冷却材流量		W _{MB}	T _{MBI}	W _{MB}	1266.72	kg/h
原子炉入口 Na 温度	T _{MBI}	370.6	°C			
" での比重	γ _{MBI}	863.137	kg/m ³			
" での流速	v _{MBI}	208.120	m/s			
原子炉出口 Na 温度	T _{MO}	433.3	°C			
" での比重	γ _{MO}	222.269	kg/m ³			
γ _{MB} = W _B (γ _{MO} - γ _{MBI})	Q _{MB}					20.937 × 10 ⁶ kcal/h
原子炉熱出力	Q _R	Q _{MA} + Q _{MB}				47.693 × 10 ⁶ kcal/h 49.64 MW

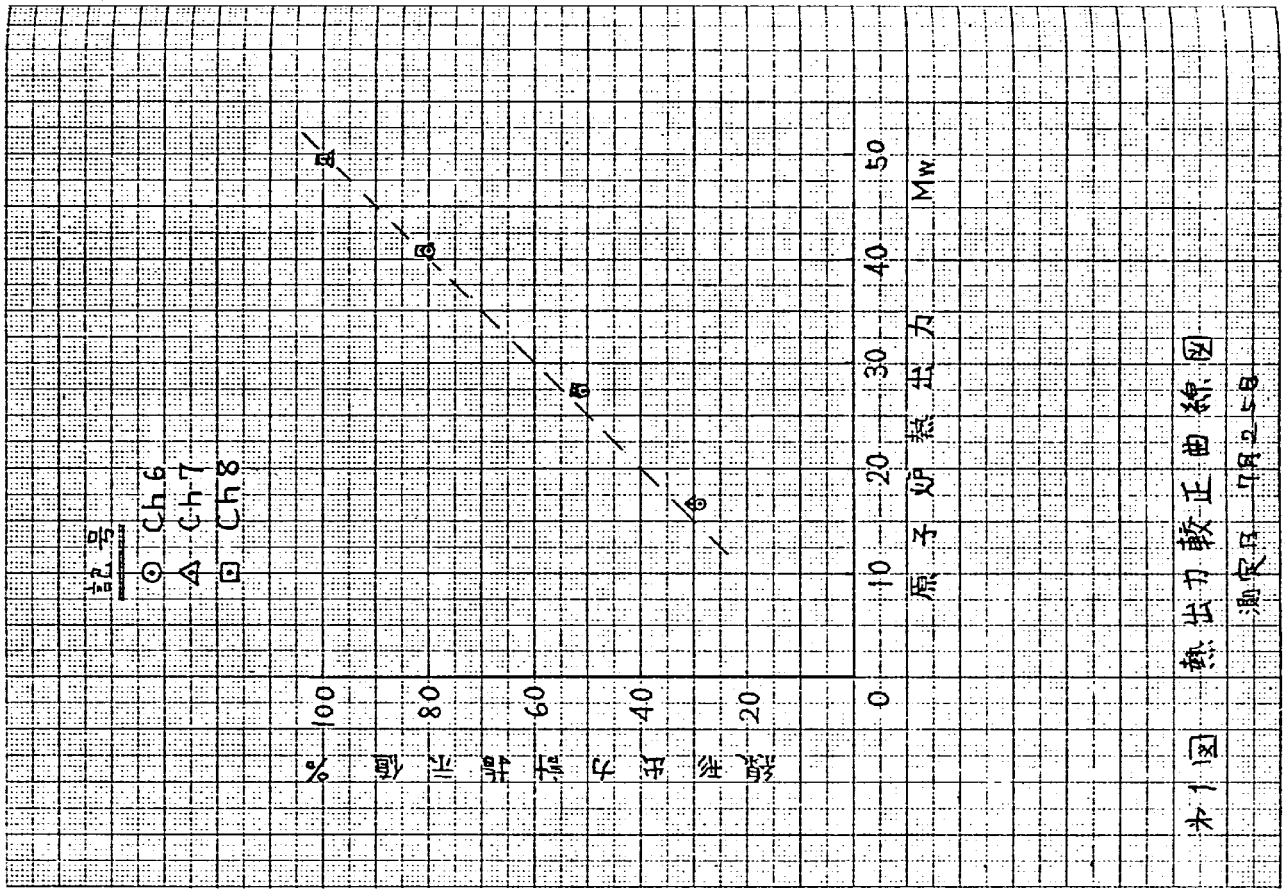
ナトリウム比重

$$\rho = 950.01 - 0.229774 T - 146065 \times 10^{-6} T^2 + 5.63796 \times 10^{-9} T^3 \quad [\text{kg/m}^3]$$

ナトリウム流速

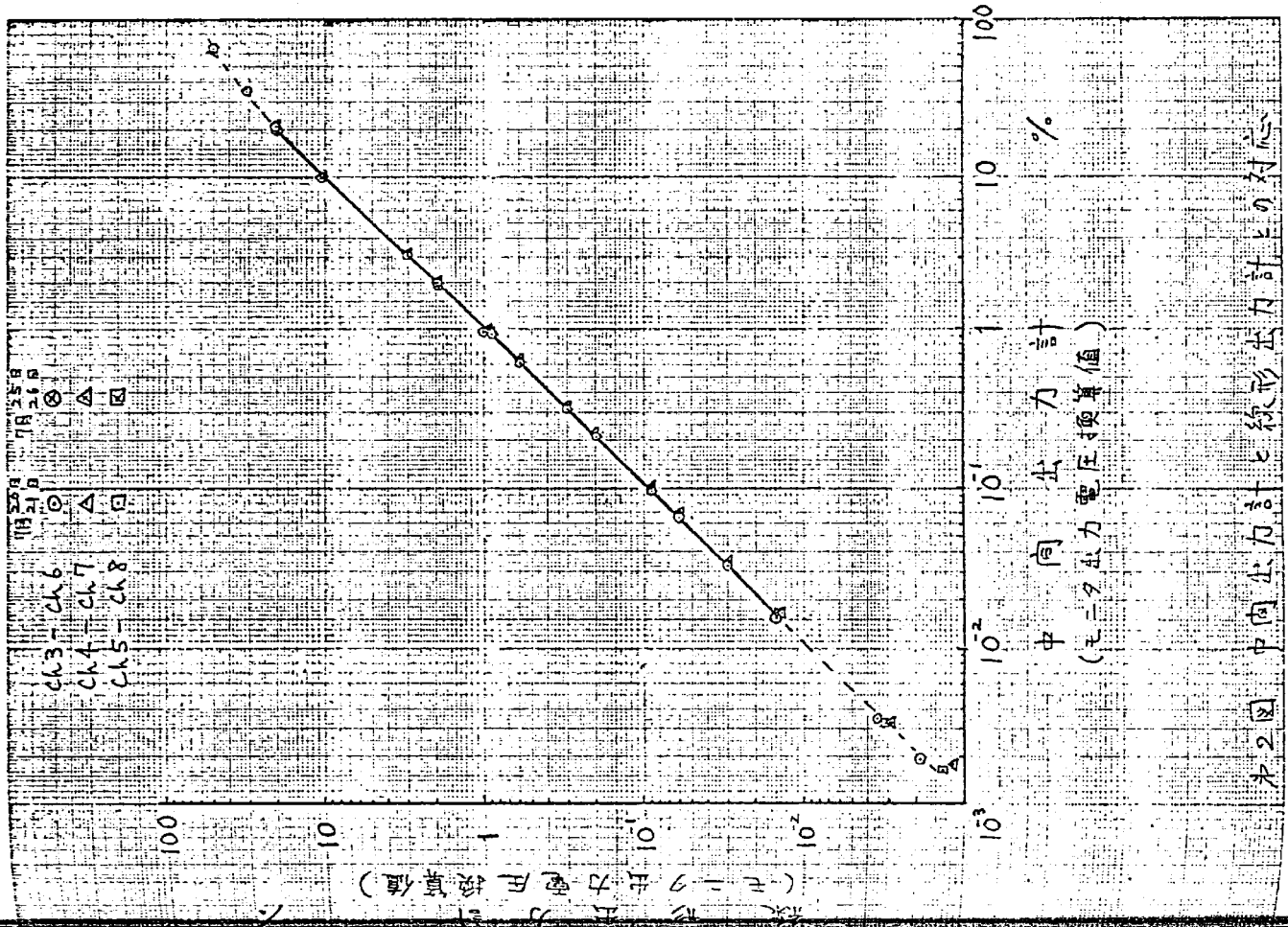
$$I = 83.559 + 0.34253 T - 6.93429 \times 10^{-4} T^2 + 3.6850 \times 10^{-6} T^3 \quad [\text{kg/s}]$$

ニヒト T: 温度 [°C]



水1図 熱出力較正曲線図

測定日 7月25日



水2図 中間出力計と線形出力計との対応

試験項目	定常伝熱特性 (P ¹¹ -12)																							
実施期間	自53年5月19日至53年7月28日																							
1. 目的	出力上昇時および定格出力(50MW)時における中間熱交換器, 主冷却器の伝熱特性を求めらる。																							
2. 試験方法	(1) 中間熱交換器: 定常状態において, 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, 効率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1台(2B)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49.74 MWにおいて得られた結果 (1) 中間熱交換器 <table border="1"> <tr> <th>除熱量</th> <th>除熱量</th> </tr> <tr> <td>中間熱交換器(A)</td> <td>25.21 MW</td> </tr> <tr> <td>中間熱交換器(B)</td> <td>24.53 MW</td> </tr> </table> (2) 主冷却器 <table border="1"> <tr> <th rowspan="2">除熱量</th> <th colspan="2">伝熱率 (kcal/H^oC)</th> </tr> <tr> <th>測定値</th> <th>予想値</th> </tr> <tr> <td>主冷却器(1A)</td> <td>12.46 MW</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>"(2A)</td> <td>11.97 MW</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>"(1B)</td> <td>11.31 MW</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>"(2B)</td> <td>11.10 MW</td> <td>4.477×10⁴</td> </tr> </table>	除熱量	除熱量	中間熱交換器(A)	25.21 MW	中間熱交換器(B)	24.53 MW	除熱量	伝熱率 (kcal/H ^o C)		測定値	予想値	主冷却器(1A)	12.46 MW	-	"(2A)	11.97 MW	-	"(1B)	11.31 MW	-	"(2B)	11.10 MW	4.477×10 ⁴
除熱量	除熱量																							
中間熱交換器(A)	25.21 MW																							
中間熱交換器(B)	24.53 MW																							
除熱量	伝熱率 (kcal/H ^o C)																							
	測定値	予想値																						
主冷却器(1A)	12.46 MW	-																						
"(2A)	11.97 MW	-																						
"(1B)	11.31 MW	-																						
"(2B)	11.10 MW	4.477×10 ⁴																						
4. 判定 良 好																								
5. 特記事項																								

1. 50MW時における試験結果
約50 MW (49.74 MW) における測定結果及び除熱量計算結果を表1, 2に示す。

表1 中間熱交換器, 主冷却器 (Na側)
表2 主冷却器 (2B)

2. 伝熱特性
2.1 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50 MWにおける予想値は
 $Q = 25 \text{ MW} / \text{基} = 2.15 \times 10^7 \text{ (kcal/h)}$
 $\Delta t = 15 \text{ }^{\circ}\text{C}$

より $Q / \Delta t = 1.433 \times 10^6 \text{ (kcal/h }^{\circ}\text{C)}$ である。
ここに
 Q : 1次側, 2次側の交換熱量 (kcal/h)
 U : 熱質流率 (kcal/m²h^oC)
 A : 伝熱面積 (m²)
 Δt : 対数平均温度差 (°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) 50 MWにおける $Q / \Delta t$ の予想値は予備解析結果より求めらる。

$$\Delta t' = (421 - 247) - (357 - 30) / \ln \left(\frac{421 - 247}{357 - 30} \right) = 242.0 \text{ (}^{\circ}\text{C)}$$

(予備解析結果より)

修正係数 $R = (247 - 30) / (421 - 377) = 3.39$
 $S = (421 - 357) / (421 - 30) = 0.16$
 $F = 0.99 \text{ (D. Q. KERN PROCESS HEAT TRANSFER P 549 より)}$

$$\Delta t = 242.5 \times 0.99 = 240.1 \text{ (}^\circ\text{C)}$$

$$Q = 12.5 \text{ MW} / \text{基} = 1.075 \times 10^7 \text{ (kcal/h)}$$

$$Q/\Delta t = 1.075 \times 10^7 / 240.1 = 4.477 \times 10^4 \text{ (kcal/h}^\circ\text{C)}$$

(3) 表 3 比試驗結果を示す。

- (1) 至中間型交換器位點效率 (A) $\eta_A = 98.6 \text{ (}\%$) (B) $\eta_B = 93.6 \text{ (}\%$)
- (2) 封鎖手段の温度差 (A) $\Delta T_A = 24.28 \text{ (}^\circ\text{C)}$ (B) $\Delta T_B = 12.01 \text{ (}^\circ\text{C)}$
- (3) 封鎖手段の温度差 (A) $\Delta T_A = 24.28 \text{ (}^\circ\text{C)}$ (B) $\Delta T_B = 12.01 \text{ (}^\circ\text{C)}$
- (4) " " " " " " " " " " " "

伝熱計算箇所	入口温度		出口温度		流量		伝熱係数		伝熱面積		伝熱速度
	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	(A)	(B)	
原子炉 (2HX1次側) (A)	370.2	436.0	202.998	223.080	248.97	863.232	1078.01k	2.162	107	2.162	25.71
" (B)	370.8	434.2	203.182	222.543	1262.33	863.089	1089.523	2.109	107	2.109	24.53
2HX 2次側 (A)	342.0	410.6	195.858	215.359	1261.67	868.755	1086.082	2.139	107	2.139	24.85
" (B)	360.5	420.3	200.016	218.315	1242.48	865.542	1079.746	1.976	107	1.976	22.99
冷却器 (A側) (1A)	442.9	349.1	216.060	196.506	-	-	548.041	1.072	107	1.072	12.46
" (2A)	442.9	351.6	216.060	197.276	-	-	548.041	1.028	107	1.028	11.97
" (1B)	422.6	363.7	219.015	201.000	-	-	538.873	2.726	106	2.726	11.31
" (2B)	422.6	364.8	219.015	201.339	-	-	538.873	2.543	106	2.543	11.10

表-1 伝熱計算記録表

測定日: 1978年7月13日

表-2 主冷却器(2B)传热计算记录表

测试日: 1978年7月13日

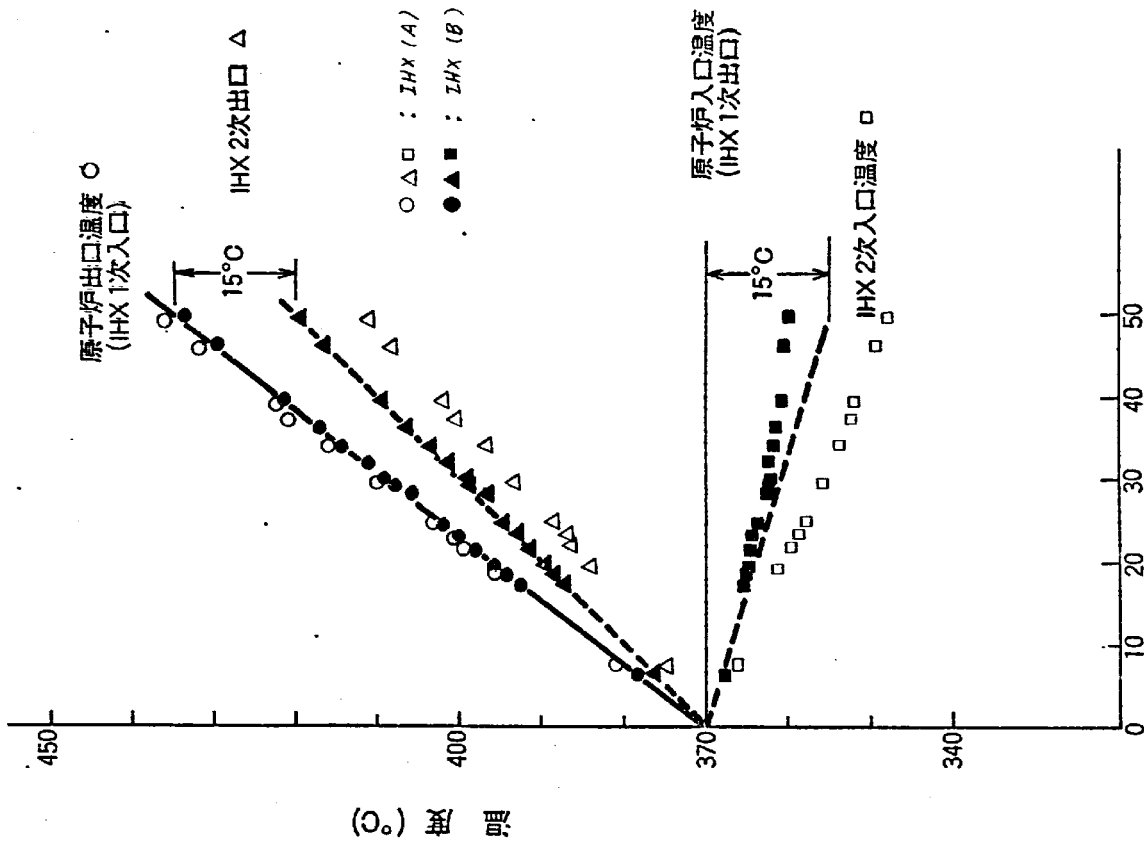
项目	测 定 值
主冷却器NA入口温度	422.6 (°C)
NA出口温度	324.8 (°C)
NA流量	1247.48/2 (m ³ /h)
	538.873 (t/h)
NA侧降水量	11.10 (M ³)
空气入口温度	29.8 (°C)
空气出口平均温度	200.5 (°C)
平均风速	8.92 (m/s)
风量	188.2 (t/h)
空气侧交换热量	12.87 (MW)
入口γ-γ浓度	21 (%)
总风速出口压力	8.6 (mm H ₂ O)
大气压	765.7 (mm Hg)
空气入口温度	60 (°C)
传热平均温度差	231.6 (°C)
修正系数	0.99 (-)
修正传热平均温度差	229.3 (°C)

表-3 主冷却器传热性能测试结果

试验输出功率 50 MW
试验年月日 1978年7月13日

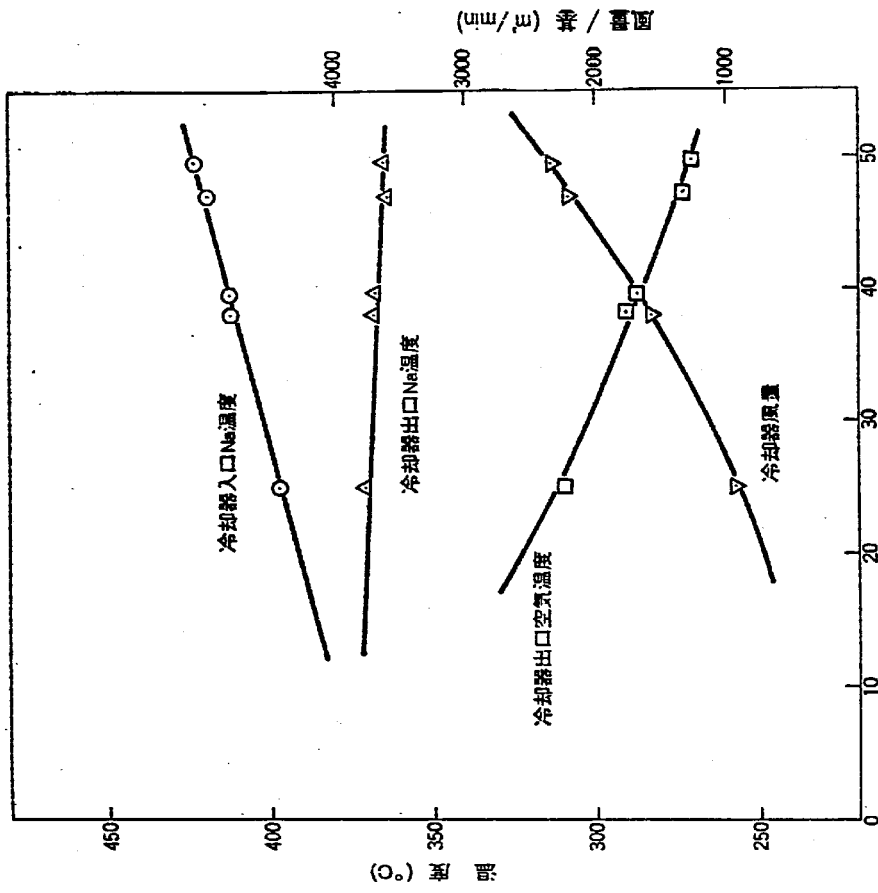
名称	交换热量 Q (kW/h)	冷却水的 温度差 Δt (°C)	冷却率 %t (Kcal/h ²)	
			试验结果	平衡值
中间型交换器 (A)	(25.03 MW) 2.153 × 10 ⁷	24.28	8.87 × 10 ⁵	1.433 × 10 ⁶
中间型交换器 (B)	(23.75 MW) 2.04 × 10 ⁷	12.01	1.689 × 10 ⁶	"
主冷却器 (2B)	(11.99 MW) 1.031 × 10 ⁷	229.3	4.48 × 10 ⁸	4.407 × 10 ⁸

注1) 交换热量以 1次侧、2次侧交换热量
的平均值为准。



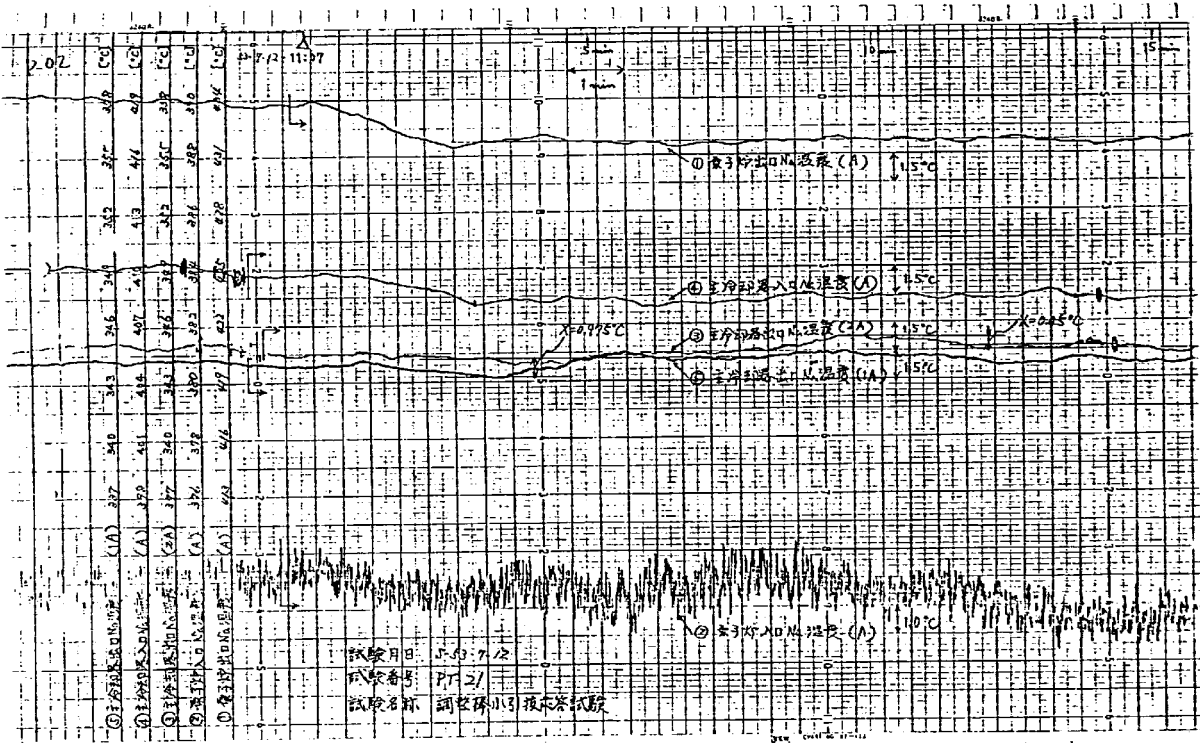
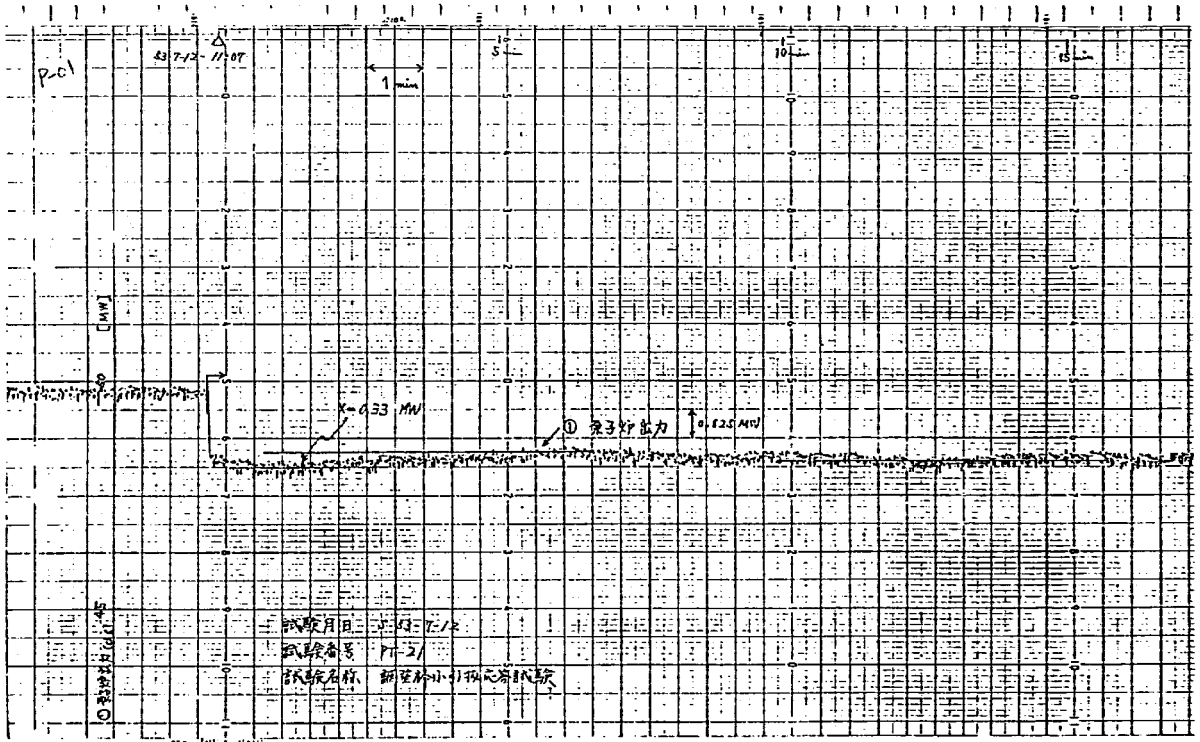
原子炉出力 (MW)

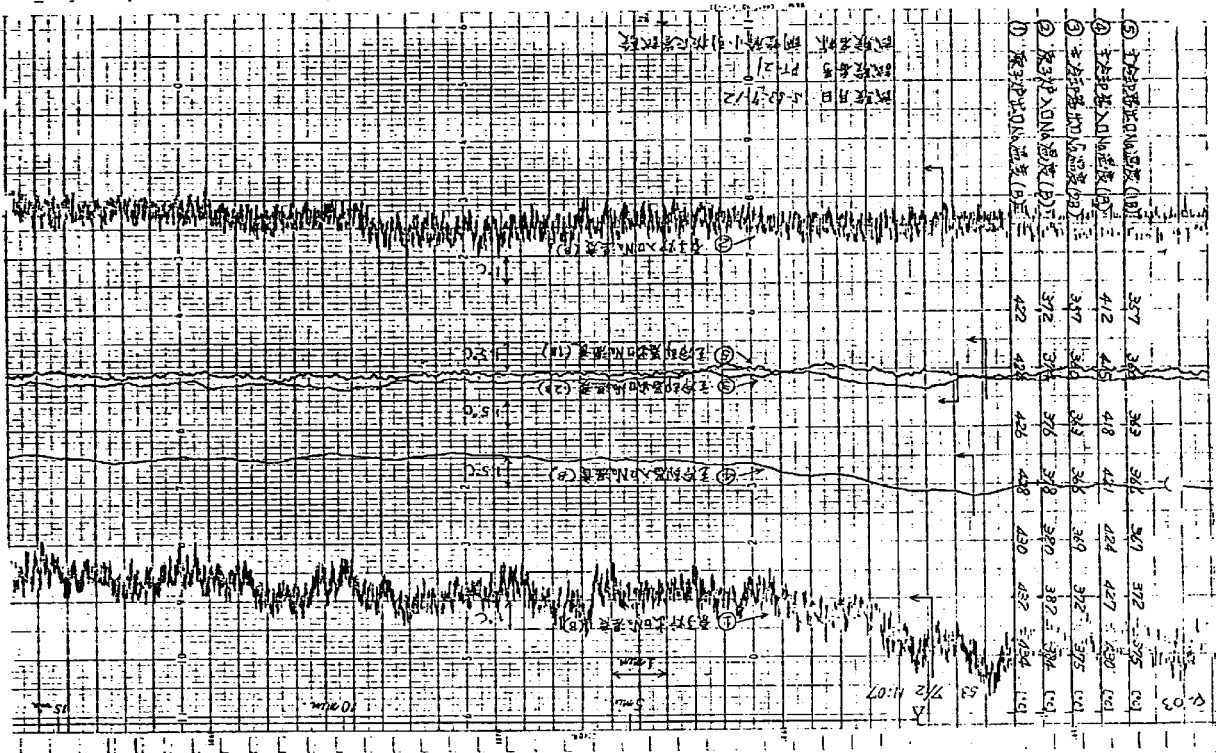
主中間熱交換器測定結果



原子炉出力 (MW)

主冷却器測定結果





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 53 年 5 月 29 日 至 53 年 7 月 7 日						
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穩に運転できることを確認する。						
試験方法	原子炉出力, 25MW, 40MW, 50MW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。						
試験結果	原子炉出力 50MW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	減巾比 Y/X	主応答変数名	X	Y	減巾比 Y/X
原子炉出力 (CH16)	※	※	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)	1.8℃	※	0
原子炉出口Na温度 (A)	※	※	0	" (2A)	※	※	0
" (B)	※	※	0	" (1B)	1.0℃	※	0
				" (2B)	0.6℃	※	0

※有難な値が認められない

4 判定
主応答変数の減巾比: 0.25 以下を満足し充分安定である

5 特記事項

安定性試験結果合否判定記録

主冷却器出口温度変化応答試験(制御系 AUTO)

Na側温度偏差指示調節計
空冷側温度指示調節計

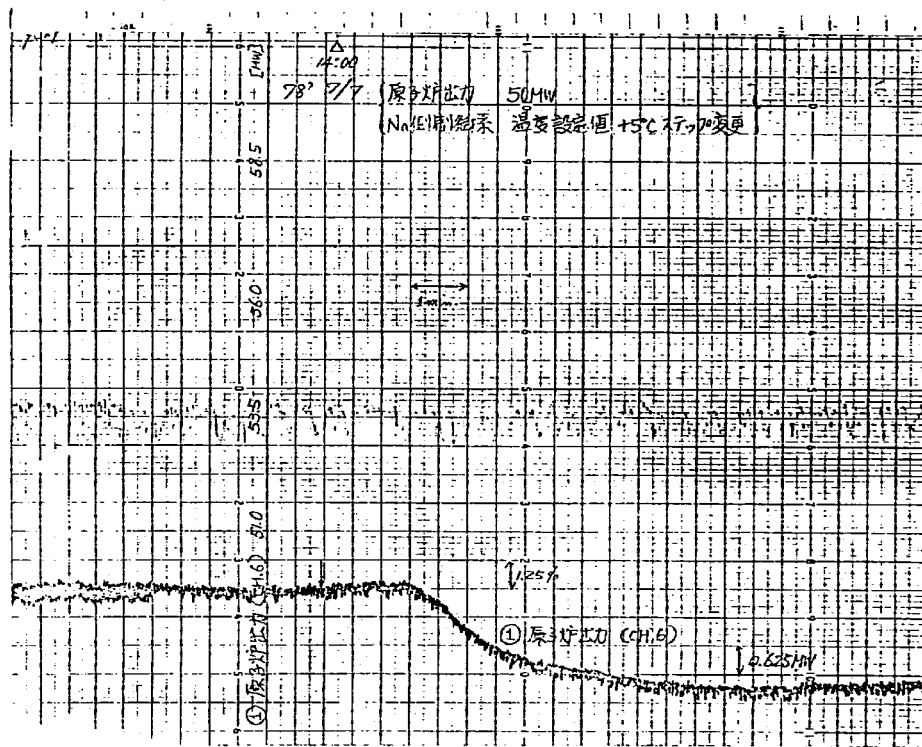
比例ゲイン 2.5, リセット 1.6
比例ゲイン 0.5, 1次遅れ時間定数 40 秒

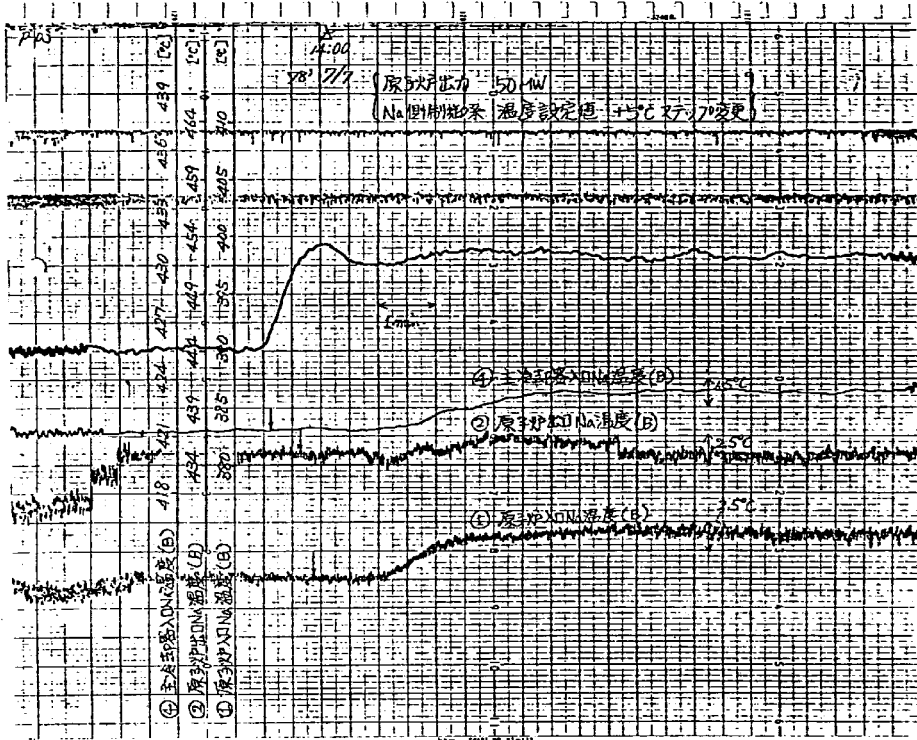
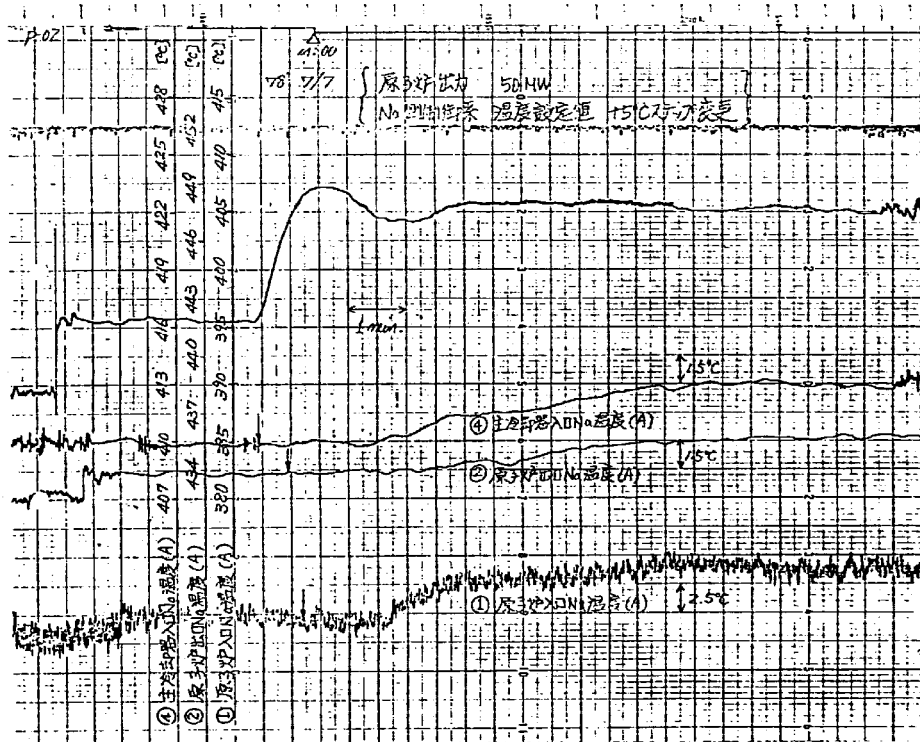
記録月日 8/3
記録者 妹尾

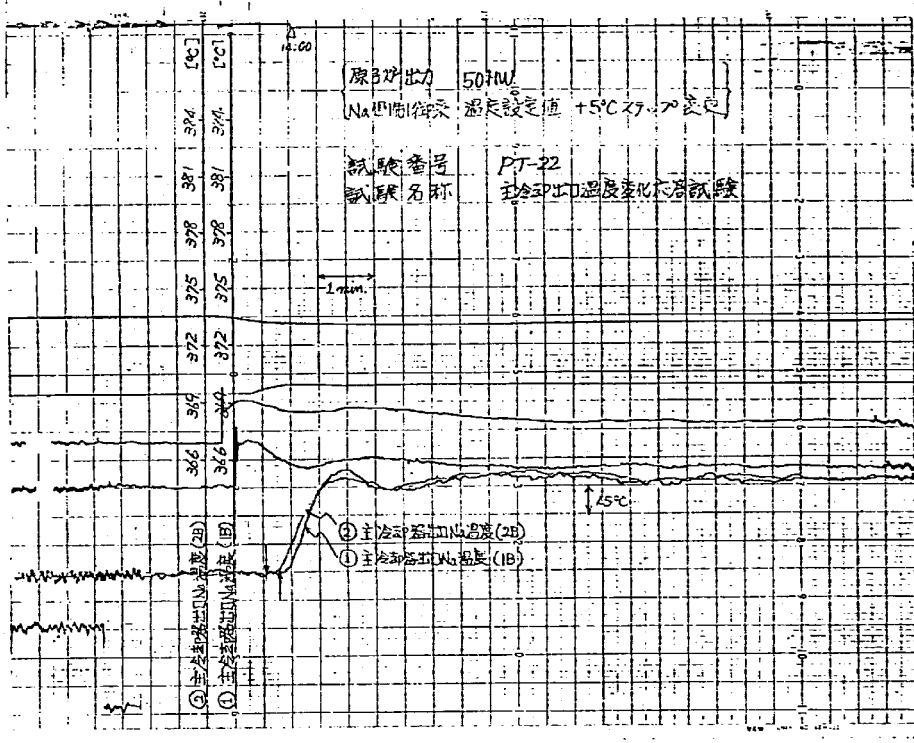
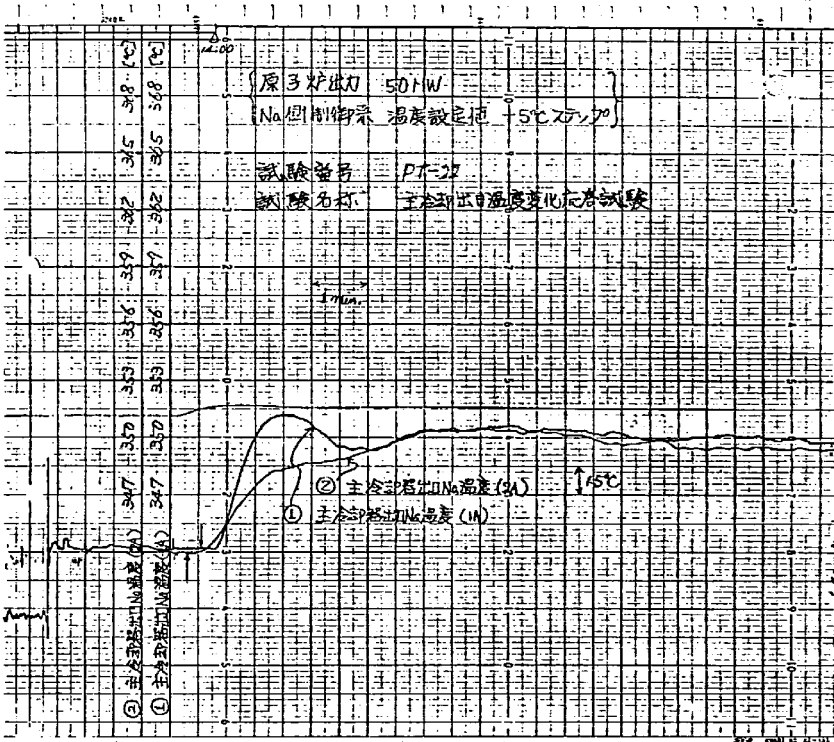
* 減幅比 ≤ 0.25 を 2 合

合否判定 **合**

試験炉出力 外乱	25MW			40MW			50MW		
	Na側温度設定 -5°C 変更			Na側温度設定 +5°C 変更			Na側温度設定 +5°C 変更		
応答変数	X	Y	減幅比	X	Y	減幅比	X	Y	減幅比
原子炉出力 (CH.6)	*	*	0	*	*	0	*	*	0
原子炉入口Na温度 (A)	2.5°C	*	0	1.0°C	*	0	*	*	0
" (B)	*	*	0	*	*	0	*	*	0
原子炉出口Na温度 (A)	*	*	0	*	*	0	*	*	0
" (B)	*	*	0	*	*	0	*	*	0
主冷却器入口Na温度 (A)	0.3°C	*	0	*	*	0	*	*	0
" (B)	*	*	0	*	*	0	*	*	0
主冷却器出口Na温度 (1A)	6.3°C	0.9°C	0.14	1.4°C	*	0	1.8°C	*	0
" (2A)	8.9°C	1.4°C	0.15	1.2°C	*	0	*	*	0
" (1B)	0.8°C	*	0	1.1°C	0.2°C	0.18	1.0°C	*	0
" (2B)	1.7°C	0.3°C	0.18	2.6°C	0.6°C	0.23	0.6°C	*	0







試験項目	調整機一斉挿入試験 (PPT-31)
実施期間	自 53年7月22日 至 53年7月27日
1. 目的	<p>原子炉出力50MWtにおいて、調整機一斉挿入動作を行ない、プラント各部のプロセス値、原子炉出力、警報信号等を記録し、これらの結果から、プラント異常時においても安全に原子炉を停止できることを確認する。</p>
2. 試験方法	<p>試験(1) 定熟運転状態確認後、調整機 (BR-2) を出力25MWtの臨界点まで連続で挿入し、原子炉が出力25MWt付近で安定したことを確認し出力を50MWtまで上昇させる。</p> <p>試験(2) 原子炉出力50MWtで定熟状態となったことを確認した後、手動調整機一斉挿入スイッチにより調整機を一斉挿入させ、原子炉を停止させる。</p>
3. 試験結果 (要約)	<p>試験(1) 熟過渡現象は、設計値を十分下廻っていた。(下表参照)</p> <p>25MWt付近でプラントは安定であり、50MWtへの出力上昇も円滑に行われた。</p> <p>試験(2) 熟過渡現象は設計値を十分下廻っていた。(下表参照)</p> <p>調整機一斉挿入時の各機器の動作 (ANN 点灯等) も正常に行なわれた。</p>
4. 判定	<p>() 内は試験(1)の結果を示す。</p> <p>判定基準を十分満足している。</p>
5. 特記事項	

No	位 置	計 測 点	温度変化率 (°C/sec)		温度変化中 (°C)	
			測定値	判定基準	測定値	判定基準
1	炉心上部機構	燃料集合体出口Na温度	-1.73(-0.63)	<0.3以下	-109(-92.1)	-176以下
2	炉心下部構造物	原子炉入口Na温度	-0.12(-0.10)	-0.52	-184(-13.0)	-228
3	炉心入口ブレンラム	"	-0.12(-0.10)	-0.54	-184(-13.0)	-26.1
4	1次系ホットトレグ	原子炉出口Na温度	-0.54(-0.23)	-2.86	-743(-35.6)	-147
5	1次系コントロールドレグ	原子炉入口Na温度	-0.12(-0.10)	-0.65	-184(-13.0)	-28.5
6	2次系ホットトレグ	主冷却器入口Na温度	-0.40(-0.18)	-1.83	-729(-27.6)	-119
7	2次系コントロールドレグ	主冷却器出口Na温度	-0.27(-0.09)	-0.78	-1071(-5.1)	-25.1

調整機一斉挿入試験成績表 (50MWt → 25MWt) 53.7.22

利達 合

確認者 利達 合

試験(1)

結果		計測点		調整機一斉挿入時		調整機一斉挿入後	
1	炉心上部機構	燃料集合体出口Na温度	-0.63	-65.3	51	2.7	-32.1
2	炉心下部構造物	原子炉入口Na温度	-0.10	-0.52	132	43.8	-13.0
3	炉心入口ブレンラム	原子炉入口Na温度	-0.10	-0.50	132	48.3	-13.0
4	1次系ホットトレグ	原子炉出口Na温度	-0.23	-2.86	153	51.5	-35.6
5	1次系コントロールドレグ	原子炉入口Na温度	-0.10	-0.65	132	43.8	-13.0
6	2次系ホットトレグ	主冷却器入口Na温度	-0.18	-1.83	153	65.3	-27.6
7	2次系コントロールドレグ	主冷却器出口Na温度	-0.16	-1.83	177	65.3	-29.1
8	炉心上部機構	燃料集合体出口Na温度	-0.09	-0.78	60	32.2	-5.1
9	炉心下部構造物	原子炉入口Na温度	-0.09	-0.78	48	32.2	-8.5

S.53.7.27

動作機器確認表		試験番号	試験内容	試験条件			
		PT-91	調整棒-有挿入	50 MW			
項目	動作	確認計器	判定	確認者	確認日時	備考	
1	調整棒-有挿入 ANN	"ANN" 点灯	故障表示灯 423型	OK	安	10:30	
2	調整棒	挿入中 ④点灯 ⇒ 挿入中 ④点灯 下端 ⑤点灯	RR-1 状態表示灯 423型	OK	"	"	
			RR-2 状態表示灯 423型	OK	"	"	
3	安全棒	上端 ⑥点灯 挿入中 ⑦点灯 下端 ⑧点灯 挿入中 ⑨点灯	SR-1 状態表示灯 423型	OK	"	"	
			SR-2 状態表示灯 423型	OK	"	"	
			SR-3 状態表示灯 423型	OK	"	"	
			SR-4 状態表示灯 423型	OK	"	"	
4	中子計装	指示の急低下	出力系 CM6 423型	OK	"	"	
			出力系 CM7 423型	OK	"	"	
			出力系 CM8 423型	OK	"	"	

試験(2)

調整棒-有挿入試験成績表

(50MW → 0)

S.53.7.27

判定 合

確認者 古平

位置	結果 計測点	温度変化率 $\Delta T/t$ (°C/s)		経過時間 t (s)		温度変化幅 ΔT (°C)		
		測定値	判定基準	測定値	判定基準	測定値	判定基準	
1	炉心上部機構	炉内炉心体出口 Na 温度	-1.73	-65.3	63	2.7	-109	-176
2	炉心下部構造物	炉子炉入口 Na 温度	-0.12	-0.52	153	93.8	-18.4	-22.8
3	炉心入口 70L TL	炉子炉入口 Na 温度	-0.12	-0.54	153	98.3	-18.4	-26.1
4	貯蔵器出口 127L ~ 1HX1:2次側出口 127L	炉子炉出口 Na 温度	-0.54	-2.86	138	51.5	-74.3	-147
5	1HX1:2次側出口 127L ~ 貯蔵器入口 127L	炉子炉入口 Na 温度	-0.12	-0.65	153	93.8	-18.4	-28.5
6	1HX2:2次側出口 127L	1HX2:2次側 Na 出口 温度	-0.32	-1.83	180	65.3	57.3	-119
7	主冷貯器入口 127L	主冷貯器入口 Na 温度	-0.40	-1.83	183	65.3	-72.9	-119
8	主冷貯器出口 127L	主冷貯器出口 Na 温度	-0.27	-0.78	39	32.2	-10.7	-25.1
9	1HX2:2次側入口 127L	1HX2:2次側 Na 入口 温度	-0.11 (+0.18)	-0.78	63 (36)	32.2	-7.0 (+6.3)	-25.1

スクラム時間パターンシート

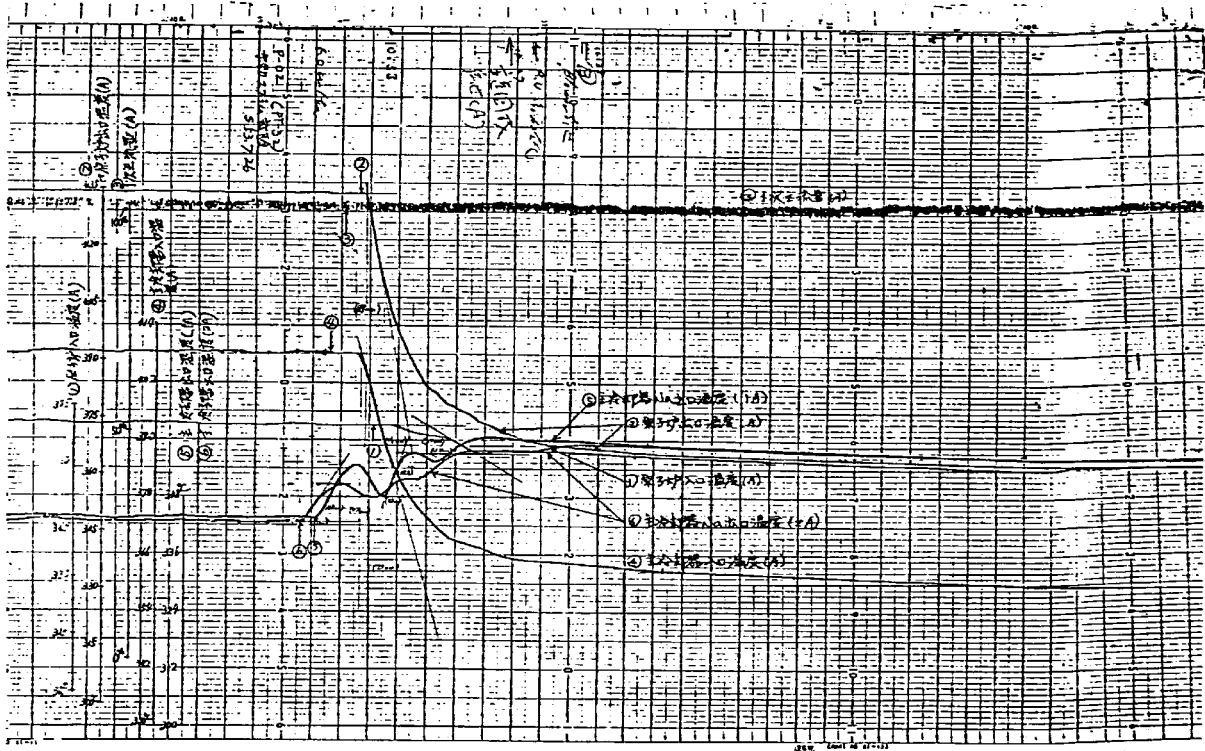
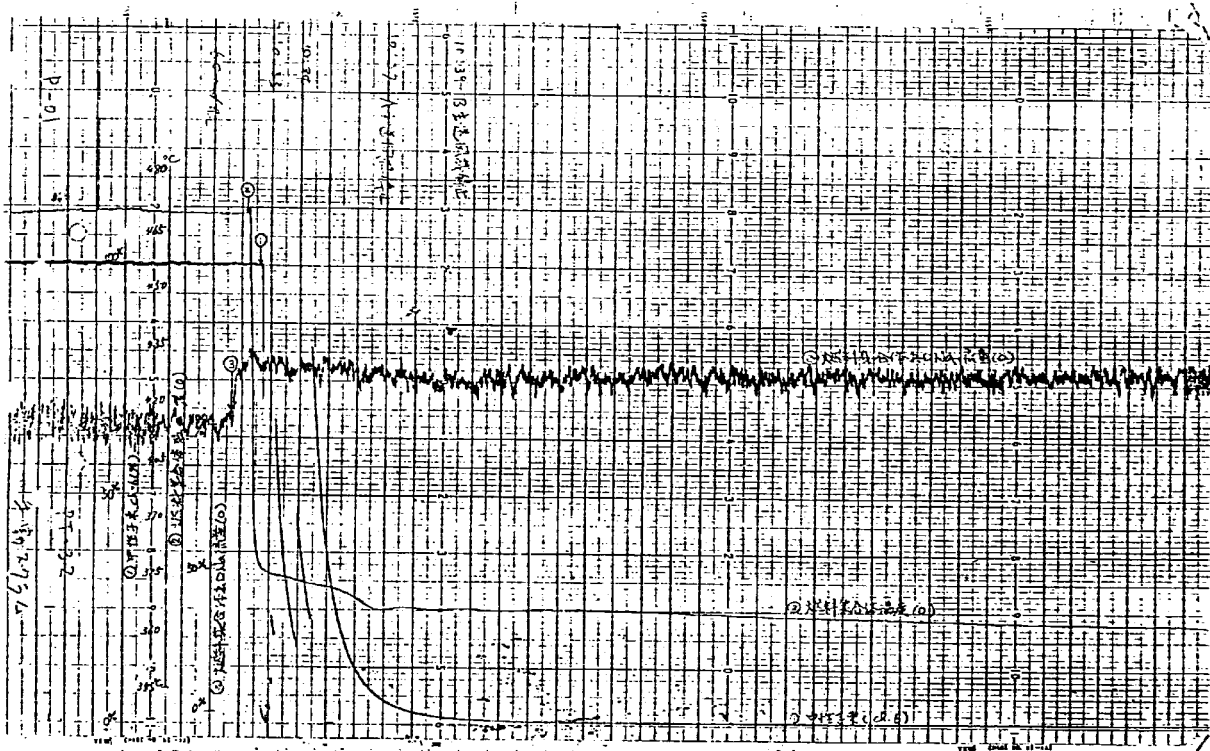
試験番号	試験項目	試験条件	試験日時
PT-32	手動スクラム	50 MW	S53.7.26

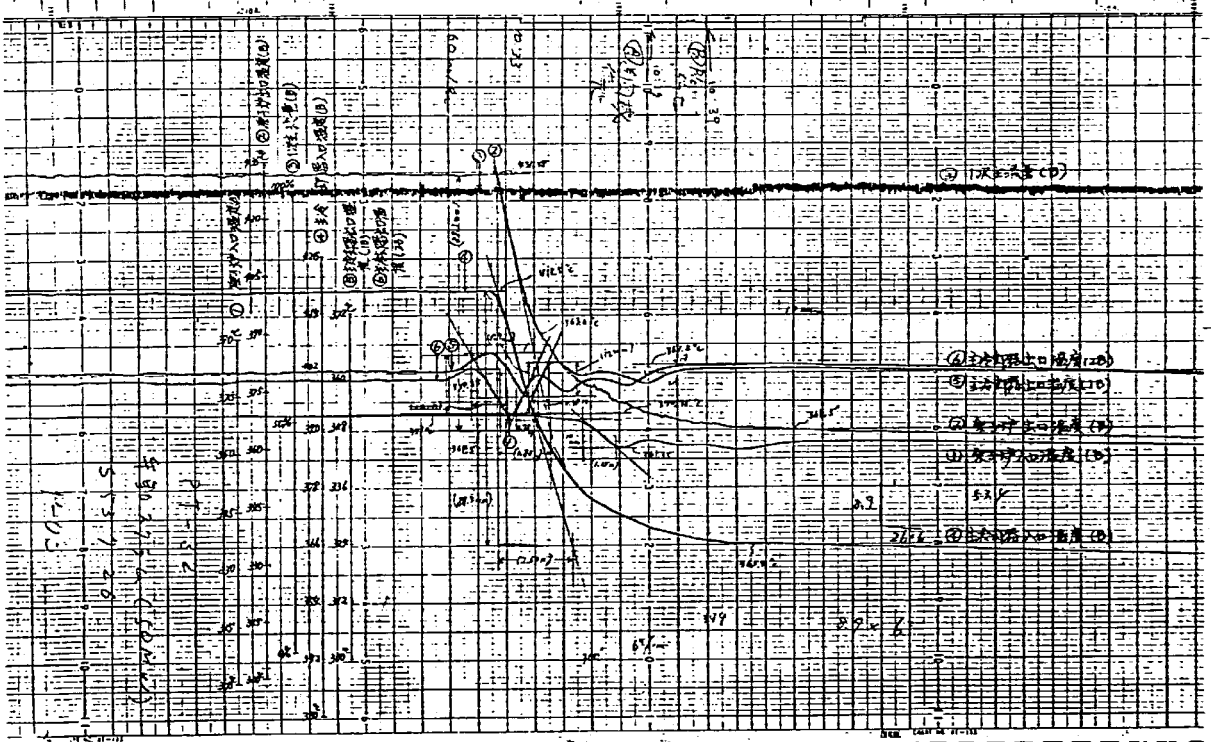
No	項目	測定値	判定基準	備考
1	安定符-1	0.706秒	1.0秒以下	
2	"	0.644秒		
3	"	0.684秒		
4	"	0.704秒		

試験日時 S53.7.26
試験条件 50 MW

手動入ケラ試験成績表
測定値
判定値

項目	結果		測定値		判定値		備考
	測定値	判定値	測定値	判定値	測定値	判定値	
1 炉心上部温度	6.90	-6.53	2.7	-103.6	2.7	-103.6	
2 炉心下部温度	-0.11	-0.52	43.8	-7.5	43.8	-7.5	
3 炉心下部温度	-0.11	-0.54	48.3	-7.5	48.3	-7.5	
4 炉心下部温度	-0.70	-2.86	51.5	-66.8	51.5	-66.8	
5 炉心下部温度	-0.11	-0.65	43.8	-7.5	43.8	-7.5	
6 IHX2出口温度	-0.36	-1.83	65.3	-95.0	65.3	-95.0	
7 IHX2入口温度	-0.37	-1.83	65.3	-48.2	65.3	-48.2	
8 炉心下部温度	-0.17	-0.78	39.3	-6.6	39.3	-6.6	
9 IHX2出口温度	-0.14	-0.78	32.2	-78	32.2	-78	





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	試験班 主任者 担当者		
		PT-32	手動スクラム	CH-6 25 MW			榊
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		14:00		
② 安全棒	7-7 ③ 消灯 → 7-7 ④ 点灯	盤[423] SR-1 表示ランプ	OK		14:00		
		盤[423] SR-2 表示ランプ	OK		"		
		盤[423] SR-3 表示ランプ	OK	榊	"		
		盤[423] SR-4 表示ランプ	OK		"		
③ 安全棒駆動印	挿入中 ⑤ 消灯 → 下端 ⑥ 点灯	盤[423] SR-1 表示ランプ	OK		14:07		
		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		"		
4 調整棒	挿入中 ⑥ 消灯 → 下端 ⑦ 点灯	盤[422] RR-1 表示ランプ	OK	榊		スクラム発生時の 時間測定 A と B	
		盤[423] RR-2 表示ランプ	OK	榊		同上	
5 主冷却器出口 Na 温度調節計	調節計の切替 通常時調節計 → 異常時調節計	盤[425] ANN 118	OK			* A 主冷却器出口 Na 温度調節 切替	
		盤[425] ANN 82	OK			* B 主冷却器出口 Na 温度調節 切替	
⑥ 出力指示計	指示の急速低下	中間系 ch 4	✓ OK	榊	14:00		
		中間系 ch 6	OK		14:00		

スクラム時間データシート

試験番号	試験項目	試験条件	試験日時
PT-32	手動スクラム	25 MW	S53.6.7

№	項目	測定値	判定基準	備考
1	字台符-1	0.682秒	1.0秒以下	
2	" -2	0.634秒		
3	" -3	0.658秒		
4	" -4	0.667秒		

試験日時 S53.6.7 試験条件 25 MW

判定 合格
測定者 寺

手動入りの試験成績表

項目	測定値		判定基準		備考	
	測定値	判定基準	測定値	判定基準	測定値	判定基準
1 手動入りの試験成績表	2.7	-2.5	18	-65.3	-2.64	-0.04
2 手動入りの試験成績表	43.8	-7.5	186	-0.52	-0.04	-0.04
3 手動入りの試験成績表	48.3	-7.5	186	-0.52	-0.04	-0.04
4 手動入りの試験成績表	51.5	-30.0	102	-2.86	-0.29	-0.29
5 手動入りの試験成績表	43.8	-7.5	186	-0.65	-0.04	-0.04
6 IHX2:2:1:1:1:1:1:1	65.3	-21.0	114	-1.83	-0.18	-0.18
7 手動入りの試験成績表	65.3	-28.0	150	-1.83	-0.19	-0.19
8 手動入りの試験成績表	32.2	-18.0 (13.5)	135 (54)	-0.78	-0.13 (0.25)	-0.13 (0.25)
9 IHX2:2:1:1:1:1:1:1	32.2	-12.5	84	-0.78	-0.15	-0.15

熱過渡特性データシート

試験項目	1次主循環ポンプトリップ試験 (PT-33)
実施期間	1953年6月7日至53年7月31日

1. 目的
 原子炉出力50MWtにおいて、主ローターにより定格運転している1次主循環ポンプ2台(A, B)の内、1台のポンプがトリップした場合、プラントの安全保護系が正常に働き、プラント各部の熱過渡特性が設計条件を越えないことを確認する。

2. 試験方法
 定格運転状態確認後、1次主循環ポンプ(B)上部軸受温度種々の模擬信号を発生させ、1次主循環ポンプ(B)をトリップさせる。

3. 試験結果(要約)
 (1) 安全保護動作
 (1-1) スクラム時間(設計1.0秒以内)；スクラム時間は最大で0.708秒であり設計値を十分満足していた。
 (1-2) 保護動作；一連の保護安全動作(例Bポンプトリップ→原子炉スクラムBポンプトリップ→Aポンプトリップ、ポンプトリップ→流量低等)は正常に行われた。

(2) 熱過渡特性
 下表に示す通り、1次系、2次系の熱過渡現象は設計値を十分割っていた。

1次系・ホットレグ	1次系・コールドレグ	2次系・ホットレグ	2次系・コールドレグ
設計値 503℃以下	470℃以下	496℃以下	447℃以下
測定値 434℃	371℃	418℃	371℃

(3) フローコースタダウン(1次主冷却系、時定数10秒以上)
 1次系のフローコースタダウンの時定数は、14.85秒(Aルーブ)、15.3秒(Bルーブ)であり、設計値を満足していた。

4. 判定
 判定基準を十分満足している。

5. 特記事項

試験番号	試験名称	試験日時	試験条件
PT-33	1次主循環ポンプトリップ	5.53.7.31	50MW

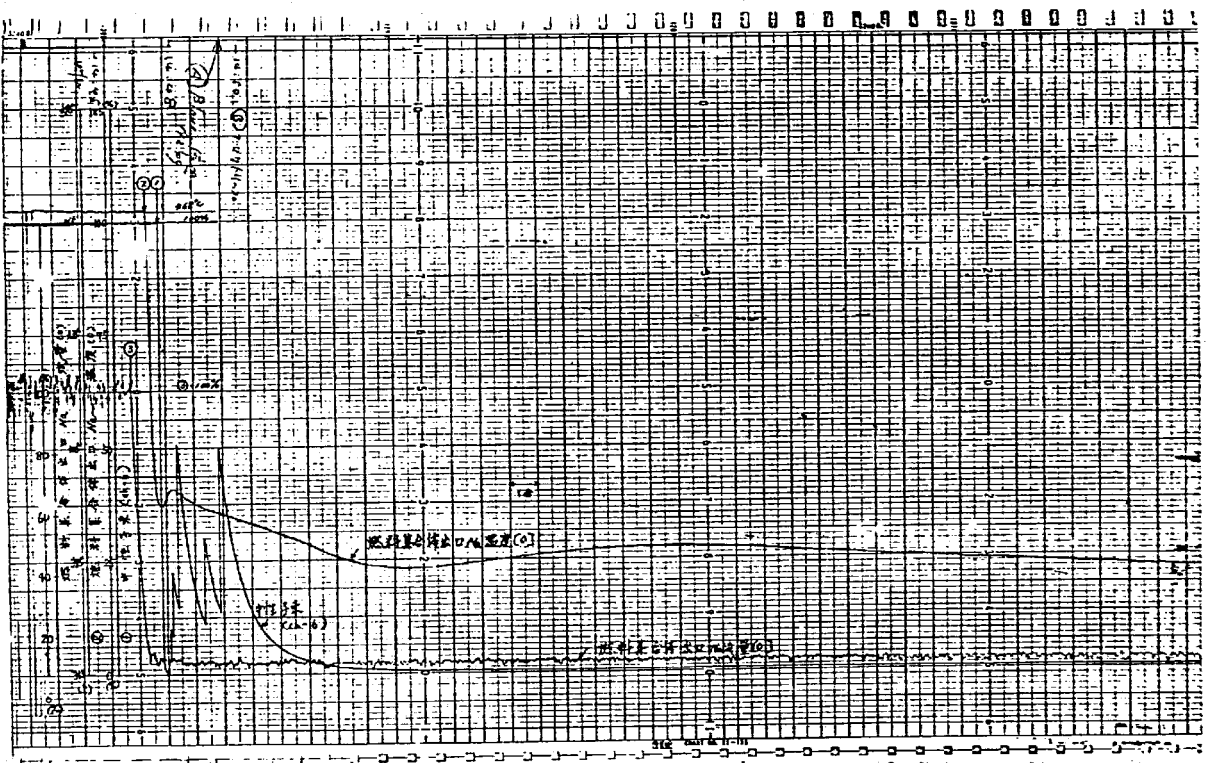
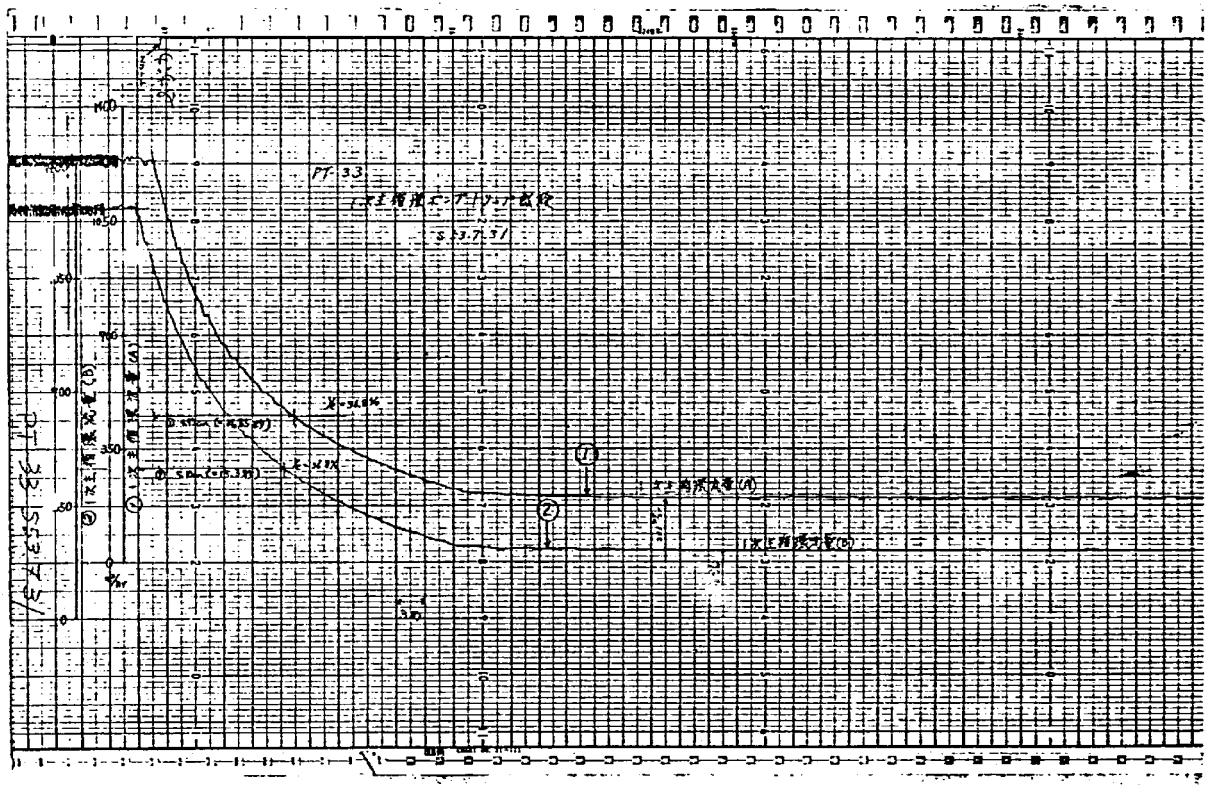
No	位置	計測点	検出端	測定値(°C)	判定基準
1	1次系 ホットレグ	原子炉出口 Na温度	TE311-1A	432	503°C以下
			TE311-1BX	434	
2	1次系 コールドレグ	原子炉入口 Na温度	TE311-7AX	370	470°C以下
			TE311-8BX	371	
3	2次系 ホットレグ	主冷却器 入口Na温度	TE312-1A	407	496°C以下
			TE312-1B	418	
4	2次系 コールドレグ	主冷却器 出口Na温度	TE312-2A-1	365	447°C以下
			TE312-2A-2	363	
			TE312-2B-1	370	
			TE312-2B-2	371	

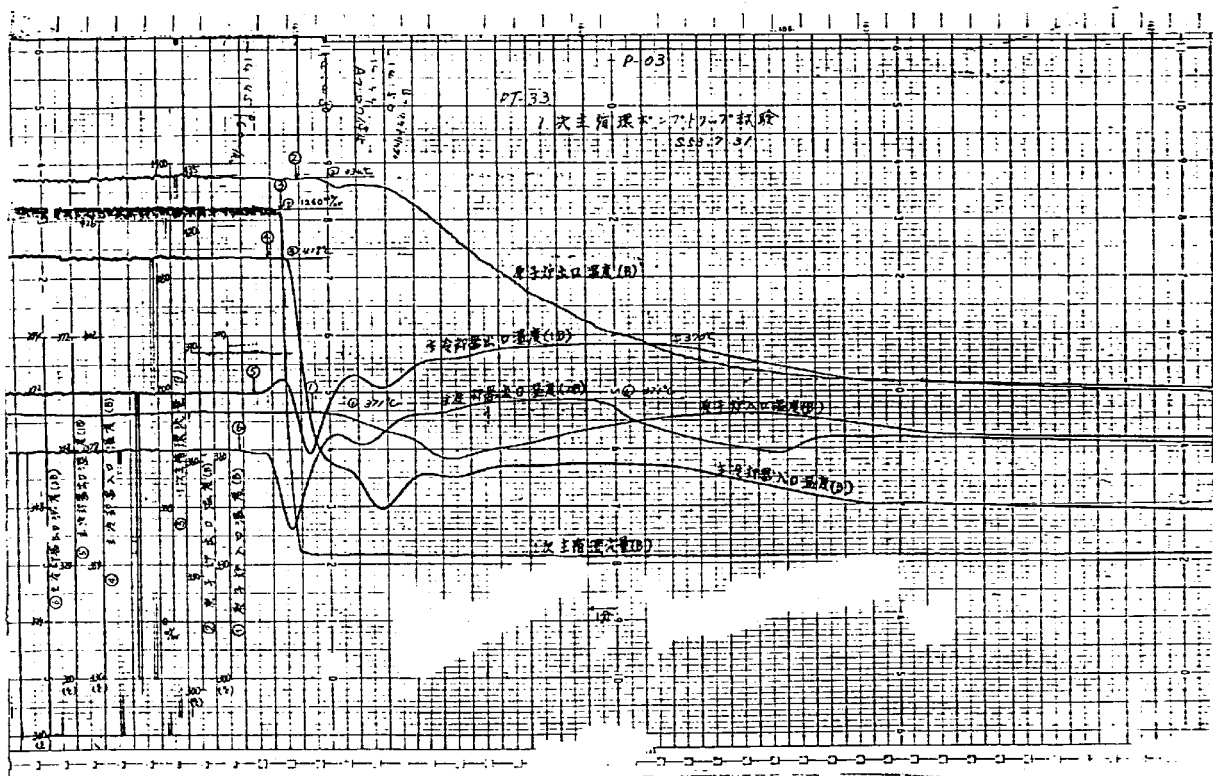
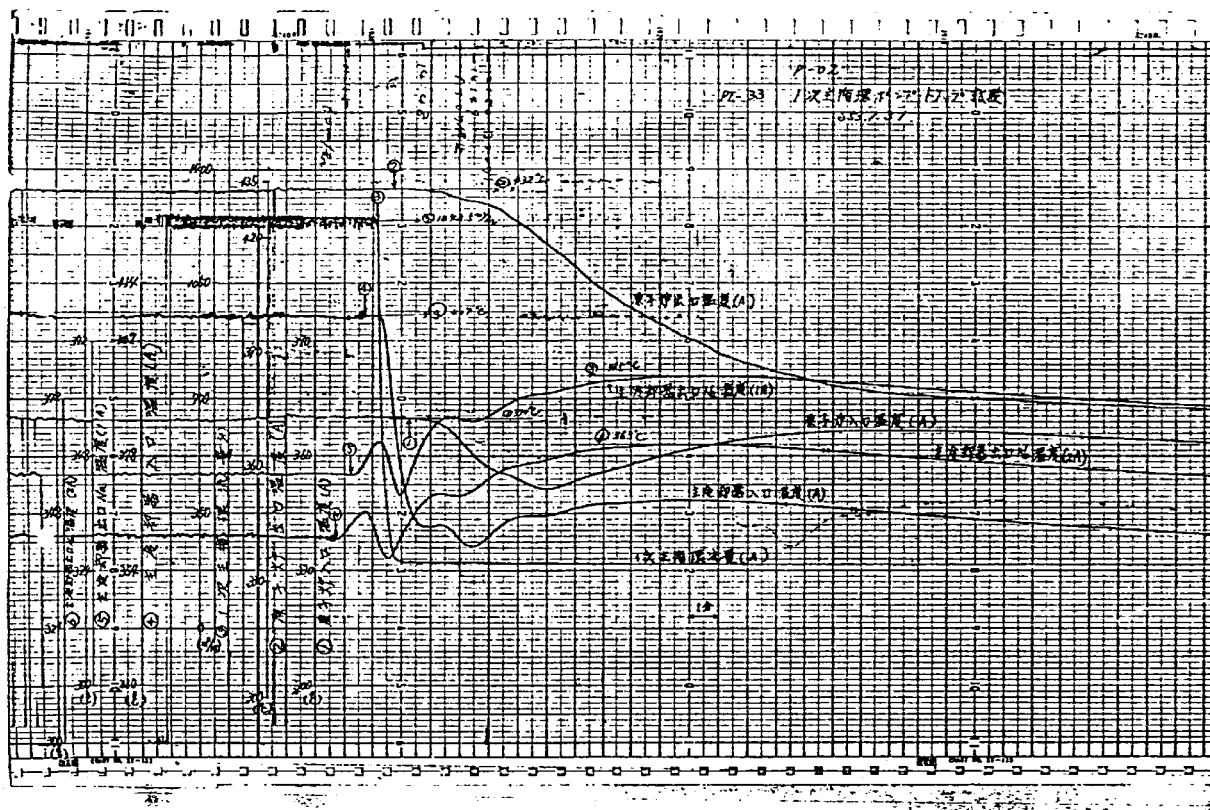
1次主冷却系フローコースタダウン時定数(設計, 10秒以上)

- (1) 1次主冷却系(Aルーブ)；14.85秒
- (2) " (Bルーブ)；15.30秒

試験番号	試験名称	出力	試験実施日	解方	測定値	
					温度変化率 %/sec	温度変化幅 °C
PT-33	1次主循環ポンプストップ	50 MW	53-7-31			
熱過渡特性データシート						
位置	計測点	測定値		解方		
炉上部限碍	燃料集合体入口温度	-6.53	-78.4			
原子炉出口スイル(A)	原子炉出口温度(A)	-0.11	-54.0			
"(B)	"(B)	-0.10	-57.8			
原子炉入口スイル(A)	原子炉入口温度(A)	-0.14	-18.8			
"(B)	"(B)	-0.97	-12.8			
JHX2次出口スイル(A)	JHX2次出口温度(A)	-1.22	-44.0			
"(B)	"(B)	-1.08	-52.0			
IHX2次入口スイル(A)	IHX2次入口温度(A)	0.17	11.7			
"(B)	"(B)	-0.38	-12.5			
主冷路入口パイプ(A)	主冷路入口温度(A)	-0.92	-44.3			
"(B)	"(B)	-0.98	-52.8			
主冷路出口パイプ(A)	主冷路出口温度(A)	-0.45	-10.8			
"(2A)	"(2A)	-0.33	-9.9			
"(1B)	"(1B)	-0.47	-15.6			
"(2B)	"(2B)	-0.44	-15.9			

No.	内容	予備試験		予備試験		予備試験		予備試験		予備試験		予備試験		予備試験		予備試験		予備試験		予備試験	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
1	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK
2	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK
3	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK
4	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK
5	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK
6	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK
7	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK
8	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK
9	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK
10	1次主循環ポンプ停止	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK	OK





試験番号	試験名称	出力	試験施設	測定値	
				温度変化率 °C/sec	温度変化幅 °C
PT-33	1次主循環ポンプトリップ	25 MW	553-6.7		
熱過渡特性データシート					
位置	計測点	備考			
炉上部格納	燃料集合体出口温度				
原子炉出口/ズル(A)	原子炉出口温度(A)	-3.23	-42.5		
"(B)	"(B)	-0.06	-30.5		
原子炉入口/ズル(A)	原子炉入口温度(A)	-0.05	-28.0		
"(B)	"(B)	-0.07	-10.0		
IHX二次出口/ズル(A)	IHX二次出口温度(A)	-0.03	-2.7		
"(B)	"(B)	-0.59	-24.0		
IHX二次入口/ズル(A)	IHX二次入口温度(A)	-0.75	-22.5		
"(B)	"(B)	-0.11	-3.4		
主冷却器入口/ズル(A)	主冷却器入口温度(A)	-0.10	-4.7		
"(B)	"(B)	-0.53	-24.4		
主冷却器出口/ズル(A)	主冷却器出口温度(A)	-0.56	-22.3		
"(2A)	"(2A)	-0.17	-4.2		
"(1B)	"(1B)	0.19	7.0		
"(2B)	"(2B)	-0.14	-4.6		
"(2B)	"(2B)	0.30	13.8		

熱過渡特性データシート

試験番号	試験名称	試験日時	試験条件
PT-33	1次主循環ポンプトリップ	553.6.7	25MW

No	位置	計測点	検出端	測定値 (°C)	判定基準
1	1次系 ホット・VJ"	原子炉出口 Na 温度	TE311-1A	415	503°C以下
			TE311-1BX	408	
2	1次系 コールド・VJ"	原子炉入口 Na 温度	TE311-7AX	375	470°C以下
			TE311-8BX	374	
3	2次系 ホット・VJ"	主冷却器 入口 Na 温度	TE312-1A	390	476°C以下
			TE312-1B	396	
4	2次系 コールド・VJ"	主冷却器 出口 Na 温度	TE312-2A-1	354	447°C以下
			TE312-2A-2	357	
			TE312-2B-1	366	
			TE312-2B-2	366	

1次主冷却器フロー・コスタウン 時定数 (設計: 10秒以上)

(1) 1次主冷却器 (Aル-7°) : 15.0秒

(2) " (Bル-7°) : 15.3秒

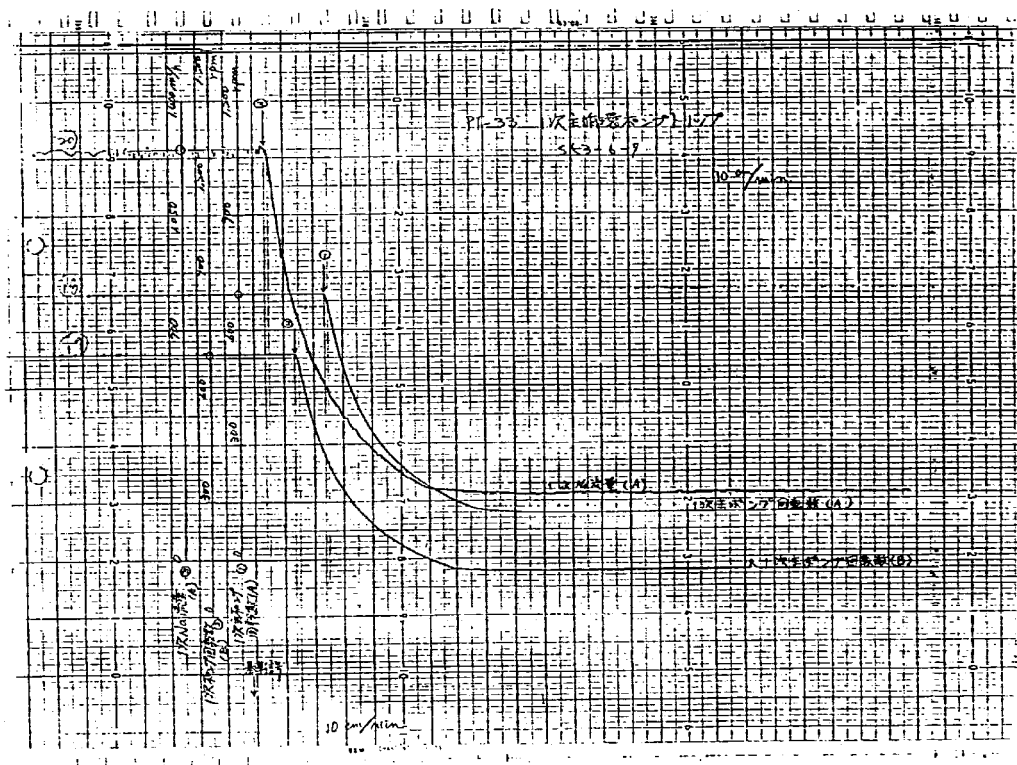
原子炉保護動作検査記録

S.53.6.7 (25MW)

No.	内容	動作確認	時間測定(sec)		判定基準	判定	備考		
			参考値	実測値					
1	1次主循環ポンプ停止アラーム確認	[423] OK	—	—					
2	1次主循環ポンプ停止アラームによる原子炉スワム	[423] OK	—	—			+1. 本検査は 各項目の 動作確認。		
	1次主循環ポンプ停止アラーム → 原子炉スワム(B-R 励磁断)	—	0.11	0.11		1次主循環ポンプ停止時 の保護系起動			
3	1次主冷却系ポンプ停止アラームによるスワム信号発生	[423] OK	—	—			+2. SKSの作 業は完了。		
	1次主冷却系ポンプ停止アラーム → 1次主冷却系ポンプ停止	—	2.95	2.83					
4	1次主循環ポンプ停止アラームと原子炉スワムによる1次主循環ポンプ停止アラーム	[423] OK	—	—			+3. 新検査は は、各項目 の動作確認 の動作確認 の動作確認		
	1次主循環ポンプ停止アラーム → 1次主循環ポンプ停止アラーム	—	0.14	0.14		作正正常に作 動されることを 確認すること			
5	1次主循環ポンプ停止アラームによるポンプ停止	[424] OK	—	—			+4. 本検査は ポンプ停止 の動作確認 の動作確認		
	1次主循環ポンプ停止アラーム → ポンプ停止	—	32.3	30.8		系統の挙動による 確認を行う。			
6	1次主循環ポンプ停止アラームによるポンプ停止	[424] OK	—	—					
	1次主循環ポンプ停止アラーム → ポンプ停止	—	32.2	30.0					
7	冷却系温度制御系の動作確認	[425] OK	—	—					
8	70-ストップダウン	初期流量(100%) → 36.3%流量	(A1-7)	—	15.3	15.0	+5. 本検査は 70-ストップ ダウンの動作 確認を行う。		
9			(B1-7)	—	17.1	15.3			
10	スワム時間	試験機故障 → スワム検出機動作	SR-1	[423] OK	0.659	0.676	1秒以下		
			SR-2	[423] OK	0.638	0.642			
			SR-3	[423] OK	0.651	0.659			
			SR-4	[423] OK	0.661	0.682			
11	20秒以内に入力	100% → 70%	RF-1	448	4250	30.37675	2.41701	(42.2%) 23.0	12.67%

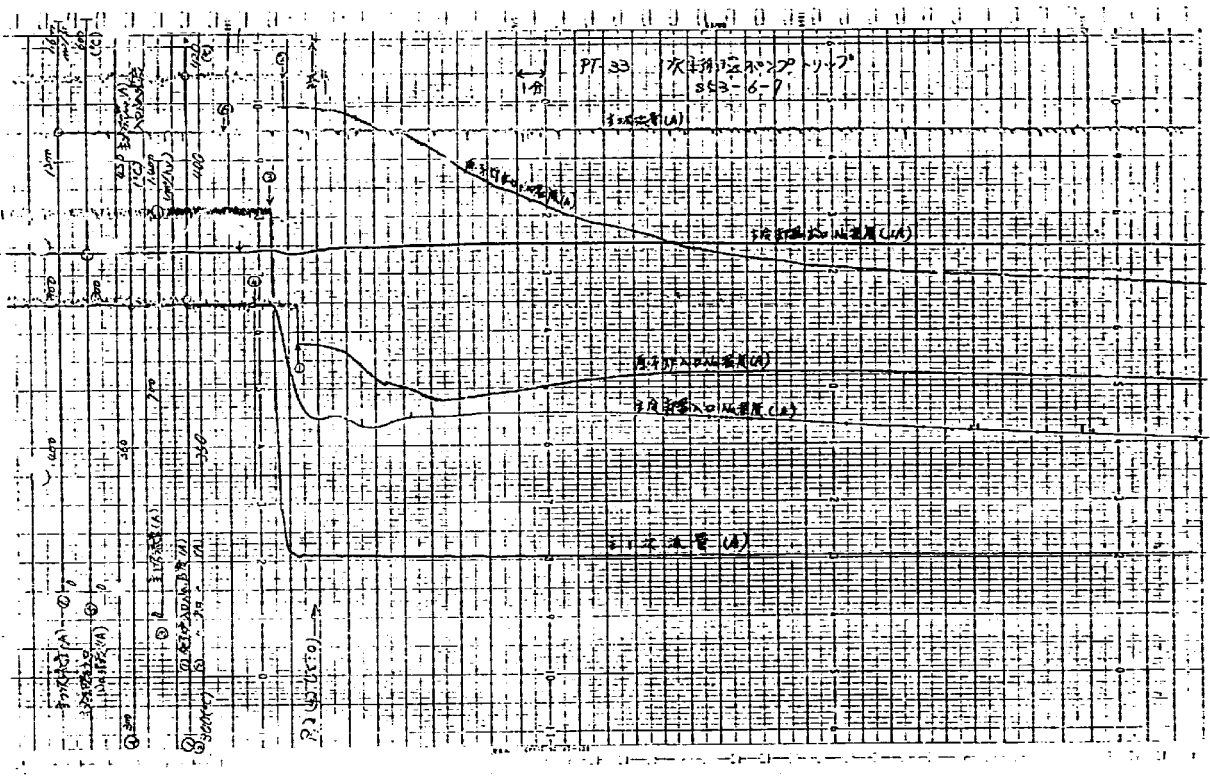
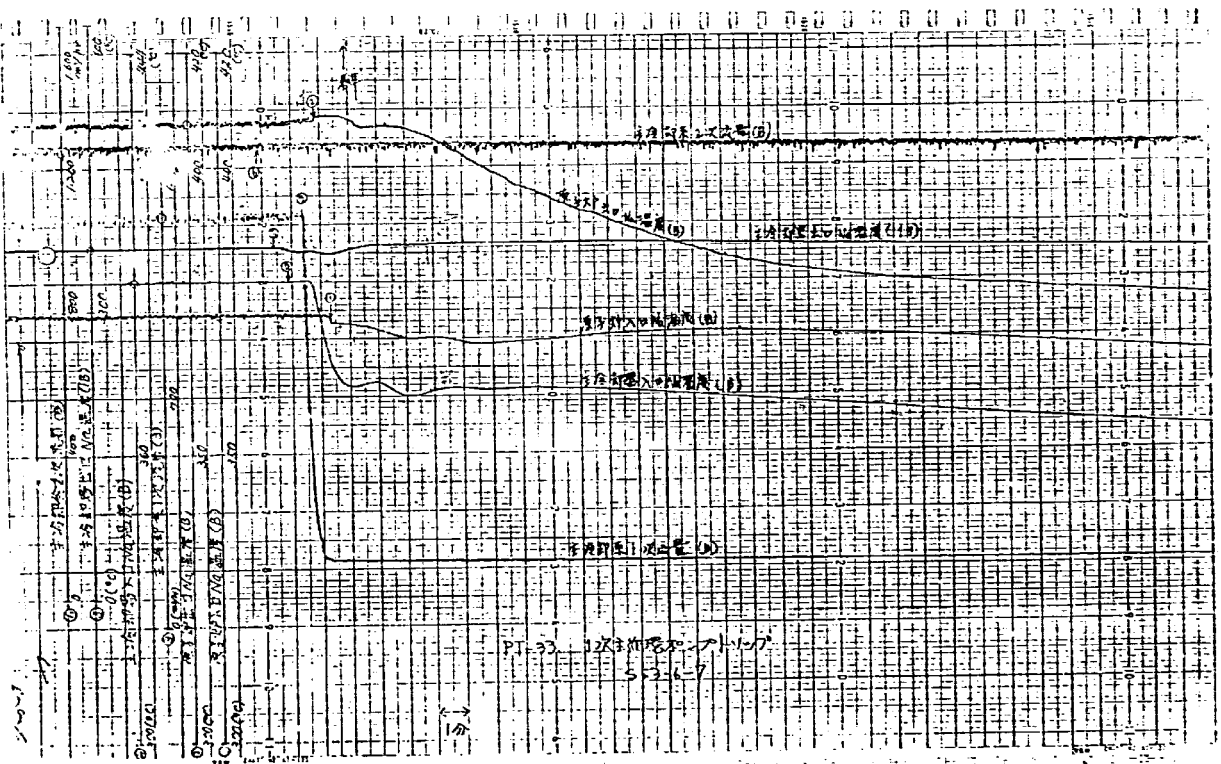
PNC TN941 78-143

158



PNC TN941 78-143

159



試験項目	2次主循環ポンプトリップ (PT-34)		
実施期間	日 53年6月10日	至 53年6月10日	
1. 目的	2次主循環ポンプが1台トリップした場合、プラントの安全保護系が正常に働け、プラント各部での熱通過条件が設計条件を越えないことを確認する。		
2. 試験方法	原子炉出力 25MW 1定常状態で、仮設スイッチにより2次循環ポンプ(B)をトリップさせ、安全保護系及びシンケンスインターロックの作動及びブランチ各部の温度流量等を測定する。この結果を元に50MW出力時の応答を推定する。		
3. 試験結果(要約)	(1) 安全保護系、シンケンスインターロックの作動 (i) 2次主ポンプ(B)トリップ→調整弁一斉挿入(0.07秒後) (ii) 2次主ポンプ(B)トリップ→(1B), (2B)主送風機トリップ(0.07秒後) (iii) 2次主ポンプ(B)トリップ→(1B), (2B)主送風機ブレーキ制動(0.03秒後) (2) 熱通過条件……25MW時試験結果より50MW時のものを推定		
	1次系ホットレグ	1次系コールドレグ	2次系コールドレグ
100MW設計値	503℃以下	470℃以下	496℃以下
推定値	435℃	422℃	418℃
4. 判定	(3) プラント応答 (i) 2次主ポンプ(B)のコーストダウン時定数は約8.5秒 (ii) 2次主ポンプ(B)トリップ後2次(B)ループに約6%の自然循環流量が流れる。 (25MW試験結果より推定)		
5. 特記事項	判定基準を満足している。		

トリップ内送風機の動作確認表

試験番号	試験名	試験条件	運転班	試験班
PT-34	2次主循環ポンプトリップ	CS110	島本	佐藤 寛平

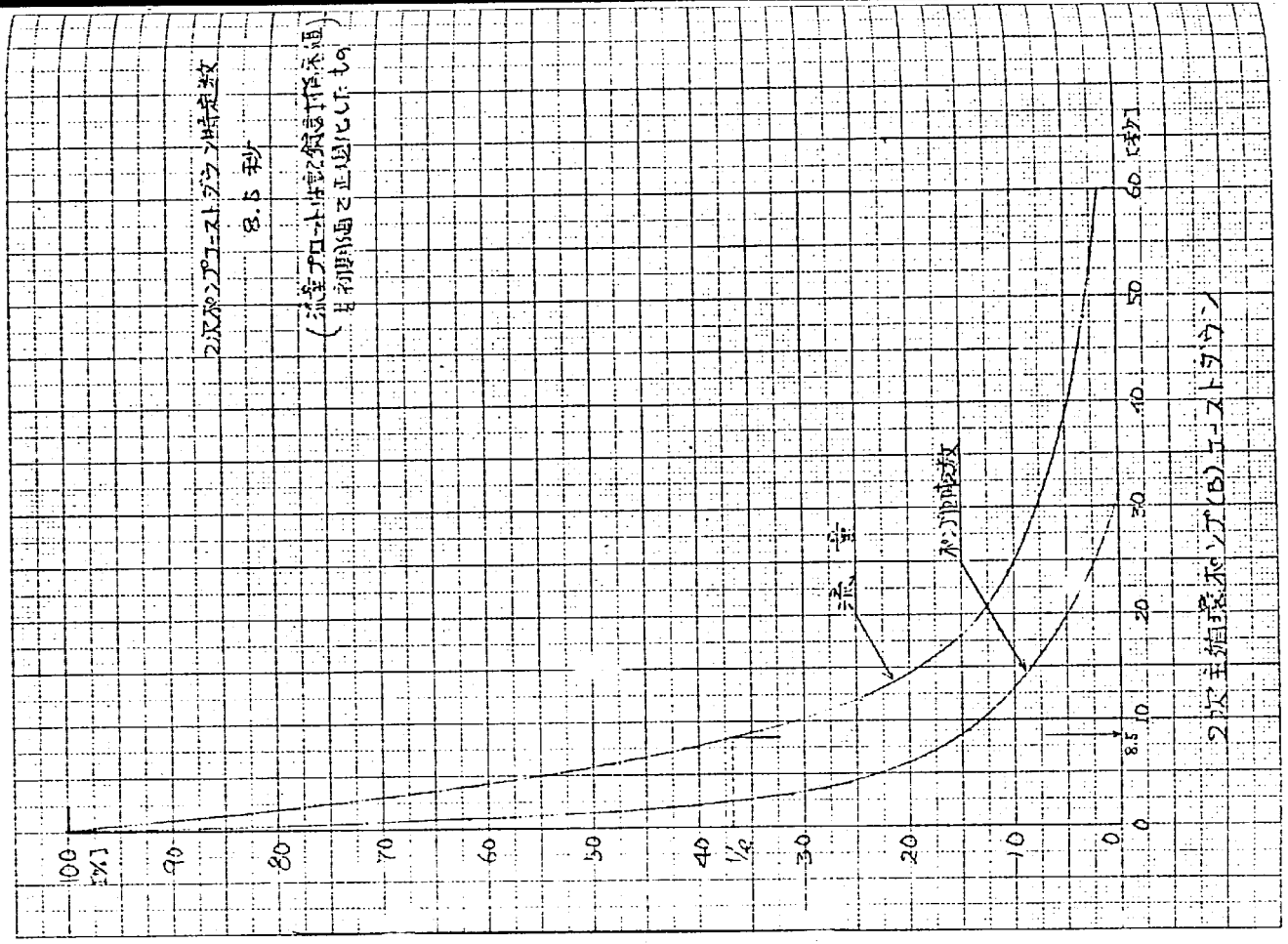
項目	項目	動作	盤割	盤位置	日時	判定
1	2次主ポンプ(B)トリップ	ANN点灯	(425)	小下	10:31	✓
2	2次主ポンプ(B)トリップ	ANN点灯	(425)	坪田	10:31	✓
3	B主送風機ブレーキ動作	ANN点灯	(425)	小下	10:31	✓
4	A主送風機ブレーキ動作	ANN点灯	(425)	坪田	10:31	✓
5	B主送風機ブレーキ動作	ANN点灯	(425)	小下	10:31	✓
6	調整弁一斉挿入	④点灯	(423)	小下	10:35	✓
7	調整弁一斉挿入	④点灯	(423)	小下	10:35	✓
8	調整弁一斉挿入	④点灯	(423)	小下	10:35	✓
9	調整弁一斉挿入	④点灯	(423)	小下	10:45	✓
時間測定						
	RR-1	④点灯→⑤点灯	(423)	時間	3'42"85	小下
	RR-2	"	"	"	3'39"95	"
	2次主ポンプ(B)トリップ	調整弁一斉挿入	[404]	0.07秒	確認済	小下
	2次主ポンプ(B)トリップ	調整弁一斉挿入	[669]	0.07秒	"	"
	2次主ポンプ(B)トリップ	調整弁一斉挿入	[680]	0.03秒	"	"

熱過渡特性データシート			
試験番号	試験題名	試験条件	試験実施日
PT-34	2次主循環ポンプストップ	25 MW	53.6.10

位置	計測点	検出端	規定値	20MW 程近値	初発 基準	判定
1 1次系 ポンプ	原子炉出口 NA温度	TE31.1-1A	402	435	503℃	V
		TE31.1-1B	403			
2 1次系 ポンプ	原子炉入口 NA温度	TE31.1-7A	372	422	470℃	V
		TE31.1-7B	393			
3 2次系 ポンプ	DHX 2次側/ NA 出口温度	TE31.2-5A	389	418	496℃	V
		TE31.2-5B	395			
	主冷却器入口 NA 温度	TE31.2-1A	389			
		TE31.2-1B	395			
4 2次系 ポンプ	DHX 2次側/ NA 入口温度	TE31.2-4A	367	371	447℃	V
		TE31.2-4B	365			
	主冷却器出口 NA 温度	TE31.2-2A-1	365			
		TE31.2-2A-2	366			
		TE31.2-2B-1	365			
		TE31.2-2B-2	365			

位置	計測点	測定値		備考
		温度変化率 %/sec	温度変化幅 ℃	
炉上部検測	燃料集合体出口温度	-1.31	-43.2	
原子炉出口ノズル(A)	原子炉出口温度(A)	-0.23	-30.0	
"(B)	"(B)	-0.23	-28.5	
原子炉入口ノズル(B)	原子炉入口温度(A)	-0.04	-2.2	
"(B)	"(B)	0.49	23.5	
DHX 2次出口ノズル(A)	DHX 2次出口温度(A)	-0.15	-12.0	
"(B)	"(B)	-0.06	-26.3	
DHX 2次入口ノズル(A)	DHX 2次入口温度(A)	0.11	7.6	
"(B)	"(B)	-0.06	-23.4	
主冷却器入口ノズル(A)	主冷却器入口温度(A)	-0.15	-12.6	
"(B)	"(B)	-0.04	-23.5	
主冷却器出口ノズル(A)	主冷却器出口温度(A)	0.21	8.8	
"(A)	"(A)	0.11	8.1	
"(B)	"(B)	-0.23	-24.9	
"(B)	"(B)	-0.23	-27.0	

試験項目	主送風機トリップ (PT-35)
実施期間	自 53年6月14日 至 53年6月14日
1. 目的	1 ループの主送風機(2台)のトリップにより2次主冷却系1ループの除熱能力が低下する。この時プラント各部での熱過渡条件が設計条件を越えないことを確認する。
2. 試験方法	原子炉出力25MW1時に(2B)主送風機を模擬信号によりトリップさせ安全保護系およびシーケンシンスインタロックの作動、プラント各部の温度等を測定する。
3. 試験結果(要約)	(1) 安全保護系及びシーケンシンスインタロック (i) 主送風機トリップ→原子炉入口温度高→調整棒一斉挿入……原子炉入口温度高に至らなかった。 (ii) (2B)主送風機トリップ→(1B)主送風機トリップ……0.1秒で作動 (2) 熱過渡条件 熱過渡現象は設計値を十分下回っていた。
4. 判定	判定基準を十分満足している。
5. 特記事項	25MW出力では、主送風機トリップ後自然通風による除熱が十分であったため、原子炉入口温度高は生じなかった。



動作確認チェックシート

53年6月4日

試験番号	試験名	試験条件
PT-35	主送風機トリップ	Hw 25

No.	項目	動作	確認計界	確認	
1	主送風機トリップ	ANN「B-送風機トリップ」 点灯	故障表示 423	OK	
		(1B)トリップ→(2B)トリップ		0.093秒	
2	調整棒	ANN「B-原子炉入口Na温度高」点灯	故障表示窓 423	温度「高」指示あり(※1)	
		挿入中 ④点灯	状態表示	OK 3分33秒	
		挿入中 ④消灯	ラン7°	OK 3-50-03	
		下端 ⑤点灯		OK	
3	安全棒	上端 ⑤消灯		OK	
		挿入中 ④点灯		OK	
		挿入中 ④消灯		OK	
		下端 ⑤点灯		OK	
	一斉挿入	挿入中 ④消灯	状態表示	423	OK
		挿入中 ④消灯	ラン7°		OK
		挿入中 ④消灯			OK
		挿入中 ④消灯			OK
4	出力の低下	出力指示計の指示の急速低下	Ch 6	OK	
			Ch 7	OK	
			Ch 8	OK	

(※1) 主送風機トリップにより入口温度高になるため、主送風機トリップから15分後には初期調整棒一斉挿入を行う。

熱過渡特性データシート

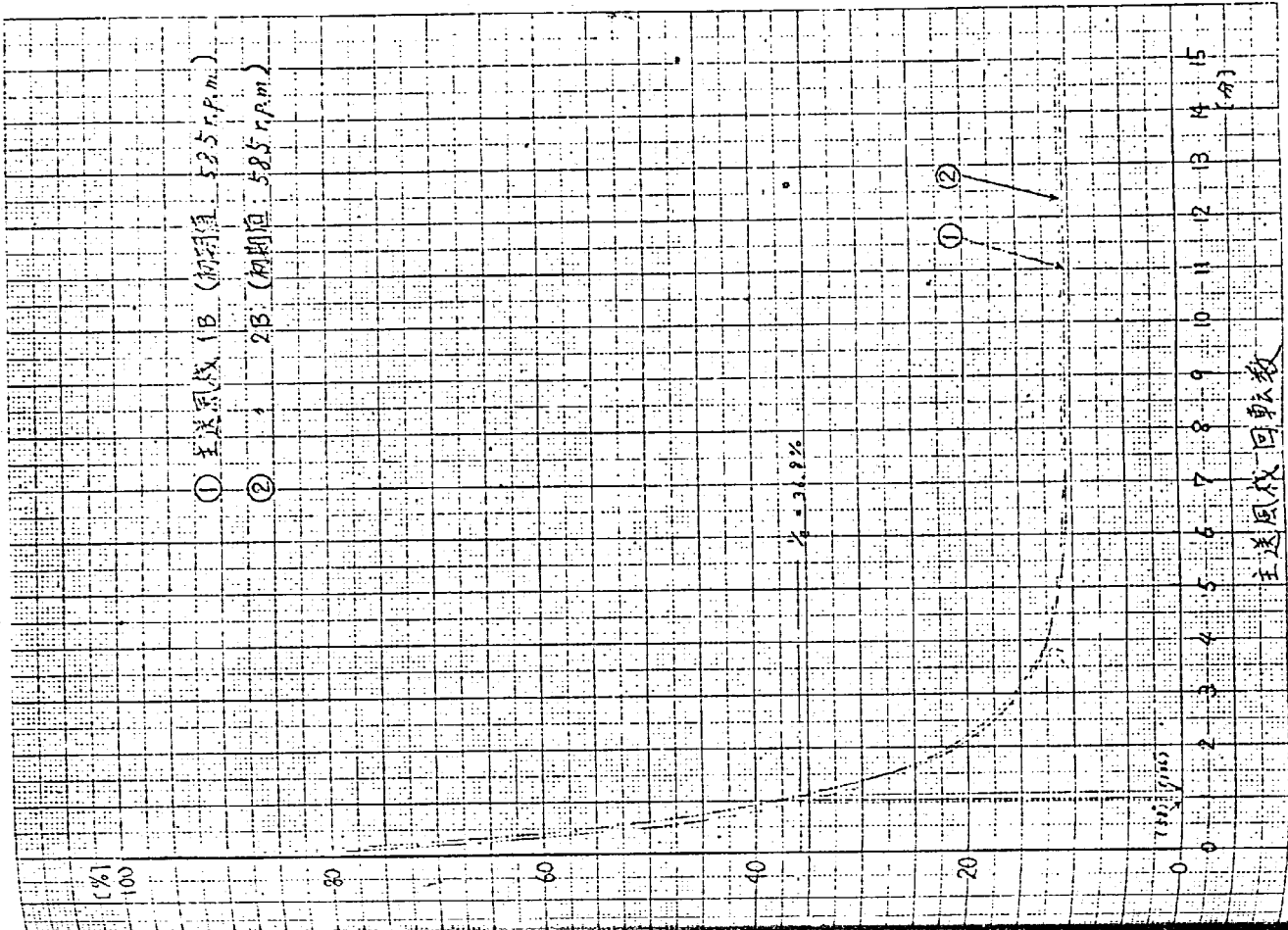
試験番号	試験名	試験条件	試験用日	作成者
PT-35	主送風機トリップ	Hw 25	553-6-14	小不登

No.	計測点名称	検出端	初期温度 °C	予測値 (25 Hw)	最高温度 °C
1	燃料集合体出口Na温度	TE14.1-F01	427	—	427
2	原子炉入口Na温度 (A)	TE31.1-7AX	371	371	371
3	同上 (B)	TE31.1-7BX	370	386	373
4	原子炉出口Na温度 (A)	TE31.1-1A	405	406	405
5	同上 (B)	TE31.1-1BX	404	406	405
6	IHX 2次側Na出口温度 (A)	TE31.2-5AX	390	399	390
7	同上 (B)	TE31.2-5BX	395	402	396
8	主冷却器ヘッダ入口Na温度 (A)	TE31.2-1A	390	399	390
9	同上 (B)	TE31.2-1B	395	402	397
10	主冷却器ヘッダ出口Na温度 (A)	TE31.2-2A-1	354	364	361
11	同上 (B)	TE31.2-2A-2	357	364	362
12	同上 (B)	TE31.2-2B-1	366	383	370
13	同上 (2B)	TE31.2-2B-2	366	383	372
14	IHX 2次側Na入口温度 (A)	TE31.2-4AX	354	364	357
15	同上 (B)	TE31.2-4BX	365	383	369

試験番号	試験名称	出力	試験実施日
PT-35	主送風機トリップ	25 MW	53-6-4

位置	計測点	測定値		備考
		温度変化率 °C/sec	温度変化幅 °C	
炉上部限碍	燃料集合体本口温度	-1.49	-56.3	
原子炉出口ズル(A)	原子炉出口温度(A)	-0.26	-37.5	
" (B)	" (B)	-0.25	-38.1	
原子炉入口ズル(A)	原子炉入口温度(A)	-0.05	-9.2	
" (B)	" (B)	-0.08	-8.75	
IHX2次出口ズル(A)	IHX2次出口温度(A)	-0.18	-27.3	
" (B)	" (B)	-0.19	-31.0	
IHX2次入口ズル(A)	IHX2次入口温度(A)	-0.15	-8.0	
" (B)	" (B)	-0.09	-6.5	
主送風機入口パイプ(A)	主送風機入口温度(A)	-0.17	-28.3	
" (B)	" (B)	-0.19	-31.0	
主送風機出口パイプ(A)	主送風機出口温度(A)	0.25	10.9	
" (2A)	" (2A)	0.19	9.3	
" (1B)	" (1B)	-0.12	-7.8	
" (2B)	" (2B)	-0.14	-9.2	

※上記測定結果は、主送風機トリップ発生時の5分間の平均値に調整済みであり、挿入による熱過渡である。

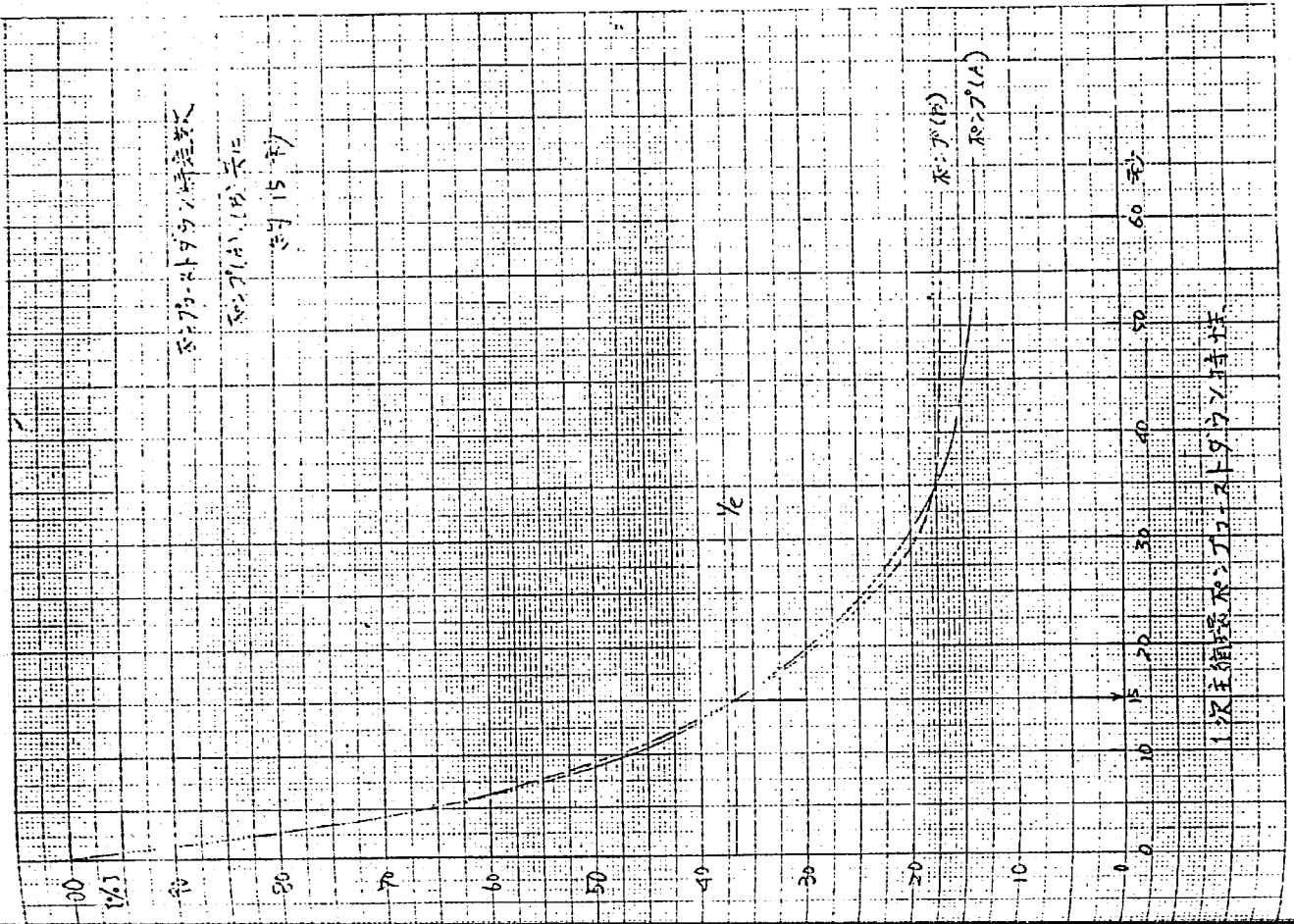


① 主送風機 (B (初期値: 53.5 r.p.m.))
 ② 主送風機 (A (初期値: 58.5 r.p.m.))

主送風機回転数

試験項目	外部電源喪失 (PT-36)
実施期間	日 53 年 4 月 27 日 至 53 年 6 月 19 日
1. 目的	外部電源が喪失した場合に、(1)プラント各部分での熱通過特性が設計条件を越えないこと。(2)非常電源が確立し、プラントが安全な状態に停止できることを確認する。
2. 試験方法	(1) 原子炉出力 9 および 25 MWi 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 25 MWi で外部電源喪失時の熱通過条件を測定した。
3. 試験結果 (要約)	(1) 安全保護系及びシケケンスインターロック (i) 安全棒落下時間 (基準 1 秒以内) ……安全棒 4 本すべて 0.7 秒以下 (ii) 主送風機ブレーキ作動 (" 2.5 秒 ") ……A 側 (1.26 秒) B 側 (2.03 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) D/G 系統併入時間 (基準 30 秒以内) ……A 号 D/G (11.0 秒), 母 D/G (11.9 秒) (iii) 最初の自動負荷投入 (" 30 秒 ") ……2 番目の自動投入負荷約 16.0 秒 (iv) " 手動 " (" 5 分 ") ……フレーション冷凍機投入 2 分 30 秒 (3) 熱通過条件
4. 判定	良好
5. 特記事項	

試験項目	試験条件	試験結果
PT-36	外部電源喪失	25 MW
原子炉冷却状態フェックアウト		
項目	確認	備考
		試験終了時間
1 原子炉が停止していること	✓	SR-1 SR-2 SR-3 SR-4 0.65 秒 0.628 0.660 0.665
2 1 次主循環ポンプが停止していること	✓	ALP、B ループ共に初期流量の 14% 以上の流量がポンプ停止に付流れしている
3 2 次主冷却系が自然対流状態にあること	✓	自然循環流量は約 3%
4 主冷却器が自然対流制御により冷却されていること	✓	自然対流流量は予り体超えていること確認できている
5 電源喪失による過熱現象が安定化し、冷却器で原子炉出口温度が初期値と上昇していないこと	✓	ALP、B ループは約 40°C 以下で落ち着いている



試験項目		試験名称		試験条件	
423 盤		424 盤		425 盤	
確認		確認		確認	
試験番号: PT-36 試験名称: 外部電源喪失 試験条件: 25 MW					
1) 炉心監視器確認 電源喪失1A母線ランプ	<input type="checkbox"/>	1) 1次主電源状態確認灯 Aポンプ ② → ④	<input type="checkbox"/>	1) 2次主電源状態確認灯 Aポンプ ② → ④	<input type="checkbox"/>
" 1B母線ランプ	<input type="checkbox"/>	Bポンプ ② → ④	<input type="checkbox"/>	Bポンプ ② → ④	<input type="checkbox"/>
スラック警報	<input type="checkbox"/>			2) 主送風機バック 1A ② → ④	<input type="checkbox"/>
2) 送電機バック SR1 ~ SR4 圧力点灯	<input type="checkbox"/>			2A ② → ④	<input type="checkbox"/>
3) 原子炉出力変動低下確認 ch3~ch5 (rrsch6~ch8)	<input type="checkbox"/>			1B ② → ④	<input type="checkbox"/>
4) 1次ポンプ(A)バック信号	<input type="checkbox"/>			2B ② → ④	<input type="checkbox"/>
5) " (B) "	<input type="checkbox"/>			3) 主送風機バック動作 A : ANN点灯	<input type="checkbox"/>
6) 2次ポンプ(A)バック信号	<input type="checkbox"/>			B : "	<input type="checkbox"/>
7) " (B) "	<input type="checkbox"/>				
8) 1次主電源停止警報信号	<input type="checkbox"/>				
9) 2次主電源停止警報信号	<input type="checkbox"/>				
				1) 352 P ₂ ④ランプ点灯 (一般系電源喪失)	<input type="checkbox"/>
				2) D.G. 2台同時起動確認 1号 D.G. 発動点灯	<input type="checkbox"/>
				2号 D.G. "	
				3) D.G. 電圧確認	<input type="checkbox"/>
				4) D.G. 系統併入確認 遮断器 152C ④ → ②	<input type="checkbox"/>
				" 152D ④ → ②	<input type="checkbox"/>

試験番号	試験名称	試験条件	運転班	試験
PT-36	外部電源喪失試験	25 MW		
ストロークテストの結果				
No	項目	測定値	備考	
①	電源喪失 [352P切] → 調整解除起動 [423]	RR-1 3,40.45 RR-2 3,43.69	462mm → 0 468.4mm → 0	
2	" → ボンベ-9 起動 [424] ④ → ⑤ 点灯	A11-7 ^o 30.63 B11-7 ^o 32.02		
3	" → DCS系統異常入警報 [427] ④ → ⑤	152C4 11.82 152D4 12.83 152D4 11.44	燃焼不シロ測定 152C4 5.57 11.04 152D4 5.57 11.44	
4	" → 揚水ポンプ起動 [413]	5cc 16.0		
5	" → 炉水冷却機起動 [413]		約2.5 30秒	

試験番号		試験名称		試験条件		運転班		試験	
PT-36	外部電源喪失	25 MW	燃焼5年6月19日	シキ部					
超臨界炉特性データ									
試験項目	試験値	試験値	試験値	試験値	試験値	試験値	試験値	試験値	試験値
炉水ポンプ	TEK-1-F01	420	-3.82	-4.8	-4.3	-21.1	36.1	12.8	16.5
"	TE31-1-7AX	370	0.10	0.26	0.26	12.8	36.1	16.5	16.5
"	TE31-1-7BX	371	0.06	0.06	0.06	16.5	36.1	16.5	16.5
"	TE31-1-14X	405	-0.05	-0.40	-20.0	114.4			
"	TE31-1-1BX	403	-0.06	-1.85	-114.4				
"	TE31-2-5AX								
"	TE31-2-5BX	396	-0.02	-0.30	-110.0				
"	TE31-2-1A	388	-0.03	-0.28	-110.0				
"	TE31-2-1B	396	-0.02	-0.28	-110.0				
"	TE31-2-2A-1	353	-0.26	-28.1	-41.5				
"	TE31-2-2A-2	354	-0.19	-21.6	-41.5				
"	TE31-2-2B-1	365	-0.24	-27.4	-41.5				
"	TE31-2-2B-2	365	-0.26	-29.6	-41.5				
"	TE31-2-4AX								
"	TE31-2-4BX	365	-0.06	-0.33	-41.5				

試験項目	主冷却系による熱除去 (PT-41)									
実施期間	自 53 年 8 月 16 日 至 53 年 8 月 16 日									
1. 目的	50 MWt 連続 100 時間運転後に原子炉を停止して、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	<p>(1) 原子炉出力 50 MWt で 100 時間以上連続して運転されていいることを確認する。</p> <p>(2) 通常の停止操作により原子炉を停止する。</p> <p>(3) 炉停止後、主冷却系統の降溫操作に移る。</p> <p>(4) 通常停止操作後から温態待機状態までデータを採取する。</p>									
3. 試験結果 (要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>試験</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>定格出力から炉停止まで。</td> <td>主系統冷却材の温度降下率は平均 $-32 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$ (最大 $-48 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$) であった。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉停止から温態待機状態まで。</td> <td>主系統冷却材を温度降下率 $-36 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以内で除熱出来た。</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、温度降下率の判定基準は $-50 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以内である。</p>	項目	試験	結果	定格出力から炉停止まで。	主系統冷却材の温度降下率は平均 $-32 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$ (最大 $-48 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$) であった。		炉停止から温態待機状態まで。	主系統冷却材を温度降下率 $-36 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以内で除熱出来た。	
項目	試験	結果								
定格出力から炉停止まで。	主系統冷却材の温度降下率は平均 $-32 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$ (最大 $-48 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$) であった。									
炉停止から温態待機状態まで。	主系統冷却材を温度降下率 $-36 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以内で除熱出来た。									
4. 判定	良好									
5. 特記事項										

力一表
主冷却系への試験終了後ターボポンプ
[通常停止操作] 040 下降機開始 8 月 16 日

測定項目	単位	計器 No	値	10:08	14:26	14:41	14:56	15:11	15:26
制御棒位置	mm	# 423		停止前	停止時	15分後	30分後	45分後	同位置
原子炉出力	cps	ch 1		530.5	0.0	-0.4	同左	同左	同左
原子炉出口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR311-5A		100.3	1.1	0.8	"	"	"
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR311-5B		899.0	-0.3	-0.5	"	"	"
原子炉出口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR311-5A		899.7	0.3	0.2	"	"	"
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR311-5B		900.0	0.0	-0.2	"	"	"
主冷却器入口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-3A		7	4	4	4	4	4
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-3B		9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴
主冷却器出口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-2A		371	365	362	359	350	341
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-2B		369	360	358	352	343	334
主冷却器入口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR311-5A		430	361	359	354	347	338
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR311-5B		431	363	361	356	349	340
主冷却器出口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-3A		408	362	359	356	348	338
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-3B		420	363	360	358	350	341
主冷却器出口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-2A		346	360	358	351	342	337
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-2B		343	357	351	348	338	329
主冷却器入口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-3A		361	363	361	356	348	338
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-3B		363	364	361	359	349	339
主冷却器出口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR311-1A		1260	1260	1260	1260	1260	1260
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR311-1B		1250	1260	1260	1260	1260	1260
主冷却器入口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-1A		1260	1260	1260	1260	1260	1260
" (B)	$^{\circ}\text{C}$	TR312-1B		1260	1260	1260	1260	1260	1260
主冷却器出口温度(A)	$^{\circ}\text{C}$	TR311-5A		-	-8.6	-20.0	-20.0	-30.0	-36.0
" (B)	$^{\circ}\text{C}/\text{h}$	TR311-5B		-	-8.6	-20.0	-20.0	-30.0	-36.0

平均原子炉出口 Na 温度変化率 (A): $-31.9 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$
 (B): $-29.9 \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{h}$

この時の調整材料投入速度は $1 \text{ mm}/1 \text{ min}$ である。

表 2-1 ①

至冷灯系に点火點降着、試驗終了、8月16日

〔降溫操作〕

項目	単位	計器 No	10:08		14:26		14:54		15:11		15:26	
			停止時	停止時	停止時	停止時	停止時	停止時				
調整値	mm	調整値 1	515.0	530.5	0.0	-0.3	0.0	-0.3	0.0	0.0	0.0	0.0
		調整値 2	500.3 (上極)	500.0 (上極)	1.1	0.8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
		調整値 3	500.0 (上極)	500.0 (上極)	-0.3	-0.5	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
		調整値 4	500.0 (上極)	500.0 (上極)	0.3	0.2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
原子灯出力	cps	Ch 1	—	—	7	4	4	4	4	4	4	4
"	%	Ch 3	—	—	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴
"	%	Ch 6	100	100	—	—	—	—	—	—	—	—
原子灯加温温度(A)	°C	FR31-5/A	371	371	365	362	359	350	341	341	341	341
" (B)	°C	FR31-5/B	369	369	360	358	352	343	334	334	334	334
原子灯出射温度(A)	°C	FR31-5/A	430 (42.6)	430 (42.6)	361 (35.7)	359 (35.4)	354 (35.0)	347 (34.3)	338 (33.2)	338 (33.2)	338 (33.2)	338 (33.2)
" (B)	°C	FR31-5/B	431 (42.7)	431 (42.7)	363 (35.8)	361 (35.6)	356 (35.2)	349 (34.4)	340 (33.4)	340 (33.4)	340 (33.4)	340 (33.4)
原子灯管加温温度(A)	°C	FR31-5/A	408	408	362	359	356	348	338	338	338	338
" (B)	°C	FR31-5/B	420	420	363	360	358	350	341	341	341	341
原子灯管出射温度(A)	°C	FR31-2/A	346	346	360	358	351	342	337	337	337	337
" (B)	°C	FR31-2/B	343	343	357	351	348	338	329	329	329	329
原子灯管加温温度(A)	°C	FR31-2/A	361	361	363	360	356	348	338	338	338	338
" (B)	°C	FR31-2/B	363	363	364	361	359	349	339	339	339	339
原子灯管出射温度(A)	m/h	FR31-1/A	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260
" (B)	m/h	FR31-1/B	1250	1250	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260
原子灯管加温温度(A)	m/h	FR31-2/A	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260
" (B)	m/h	FR31-2/B	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260
原子灯管出射温度(A)	%	FR31-5/A	—	—	-8.6	-20.0	-30.0	-36.0	-36.0	-36.0	-36.0	-36.0
" (B)	%	FR31-5/B	—	—	-8.6	-20.0	-30.0	-36.0	-36.0	-36.0	-36.0	-36.0

表 2-2 ②

至冷灯系に点火點降着、試驗終了、8月16日

〔降溫操作〕

項目	単位	計器 No	15:56		16:26		16:56		17:26		17:56		18:26	
			停止時	停止時	停止時	停止時	停止時	停止時	停止時	停止時	停止時	停止時	停止時	停止時
調整値	mm	調整値 1	423	423	-0.4	-0.3	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
		調整値 2	423	423	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
		調整値 3	423	423	-0.5	-0.2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
		調整値 4	423	423	0.2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
原子灯出力	cps	Ch 1	3.5	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0
"	%	Ch 3	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴	9x10 ⁴
"	%	Ch 6	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子灯加温温度(A)	°C	FR31-5/A	424	424	323	309	294	284	272	261	256	256	256	256
" (B)	°C	FR31-5/B	424	424	316	302	290	279	268	259	259	259	259	259
原子灯出射温度(A)	°C	FR31-5/A	424	424	320 (31.5)	305 (30.0)	291 (28.5)	280 (27.5)	269 (26.9)	259 (25.9)	259 (25.9)	259 (25.9)	259 (25.9)	259 (25.9)
" (B)	°C	FR31-5/B	424	424	321 (31.6)	308 (30.3)	294 (28.9)	282 (27.7)	272 (27.2)	260 (26.0)	260 (26.0)	260 (26.0)	260 (26.0)	260 (26.0)
原子灯管加温温度(A)	°C	FR31-2/A	425	425	321	308	295	284	271	263	263	263	263	263
" (B)	°C	FR31-2/B	425	425	322	310	291	285	272	263	263	263	263	263
原子灯管出射温度(A)	°C	FR31-2/A	425	425	319	307	293	280	270	260	260	260	260	260
" (B)	°C	FR31-2/B	425	425	311	300	287	274	263	253	253	253	253	253
原子灯管加温温度(A)	°C	FR31-2/A	425	425	321	308	294	283	272	262	262	262	262	262
" (B)	°C	FR31-2/B	425	425	319	305	291	280	270	260	260	260	260	260
原子灯管出射温度(A)	m/h	FR31-1/A	424	424	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260
" (B)	m/h	FR31-1/B	424	424	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260
原子灯管加温温度(A)	m/h	FR31-2/A	425	425	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260
" (B)	m/h	FR31-2/B	425	425	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260	1260
原子灯管出射温度(A)	%	FR31-5/A	—	—	-33.8	-32.1	-28.0	-22.8	-21.3	-20.0	-20.0	-20.0	-20.0	-20.0
" (B)	%	FR31-5/B	—	—	-35.6	-27.9	-28.0	-24.0	-20.0	-24.0	-20.0	-24.0	-20.0	-24.0

試験項目	補助冷却系による熱除去 (PT-42)	
実施期間	自 53 年 5 月 11 日 至 53 年 5 月 12 日	
1. 目的	主冷却系を停止し、補助冷却系のみを起動した状態で炉端熱を除外できることを確認する。	
2. 試験方法	原子炉出力が 1 [MW] 及び 2 [MW] の定常状態に於いて補助冷却系各部の温度、流量等を測定する。この結果から、設計条件 (100 [MW] 出力運転) での補助冷却系の除熱能力を求めぬ。	
3. 試験結果 (要約)	(i) 試験時最大除熱量: 2.16 [MW] (ii) 除熱能力の推定値: 3.4 [MW] (iii) 判定基準: 2.6 [MW]	
4. 判定	判定基準を満足する。	
5. 特記事項		

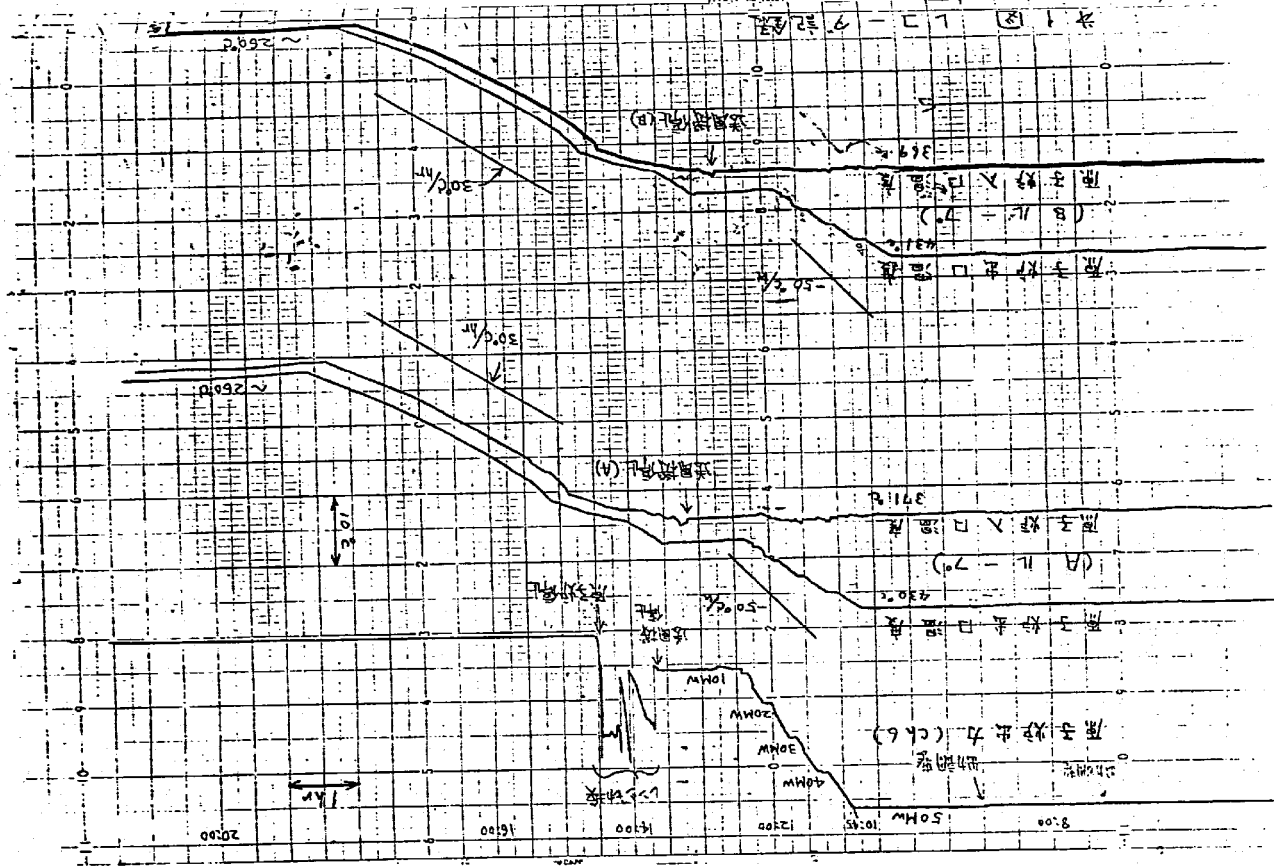


表1 試験結果

1. 設出条件		
補助冷却器入口Na温度	470 [°C]	
出口Na温度	340 [°C]	
入口空気温度	30 [°C]	
出口空気温度	180 [°C]	
除熱量	2.6 [MW]	

2. 試験結果

プラントが定常状態に於いて測定した結果を第1表に示す。

また出力上昇過程に於て測定した結果を第1図に示す。

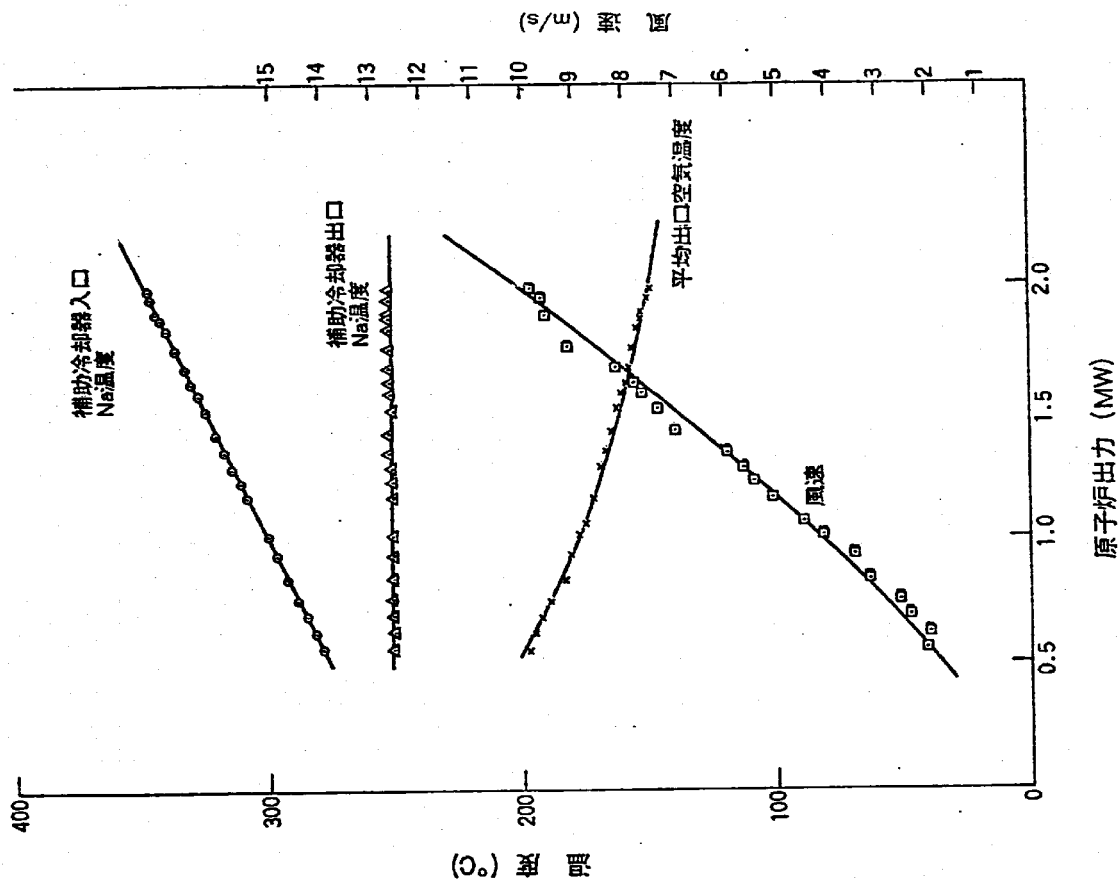
3. 設計温度条件での予想除熱能力

試験結果から求めた設計温度条件での予想性能を第2図に示す。

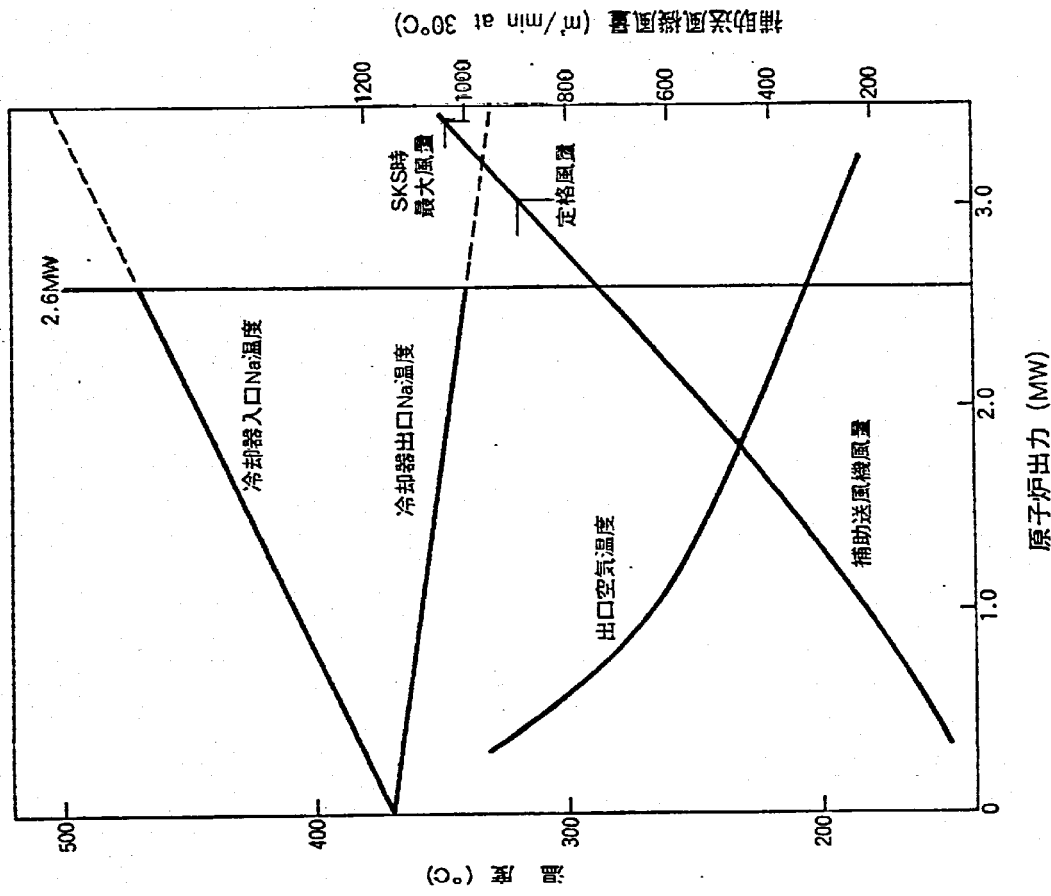
補助冷却器の設計除熱量2.6 [MW]において必要な風量は約740 [m³/min]であり、設計風量890 [m³/min]に比べて約83 [%]に相当する。

また、送風機の予想最大風量(約1040 [m³/min])では約3.4 [MW]の除熱量となる。

テ-ス	(1)	(2)
IHX1次側入口Na温度	316.0 °C	369.1 °C
IHX1次側出口Na温度	261.1 °C	267.1 °C
1次系Na流量	58.11 t/h	58.69 t/h
IHX1次側交換熱量	9.9682×10 ⁶ kcal/h	1.8582×10 ⁶ kcal/h
	1.16 MW	2.16 MW
IHX2次側入口Na温度	249.7 °C	249.8 °C
IHX2次側出口Na温度	302.2 °C	346.2 °C
2次系Na流量	56.99 t/h	56.94 t/h
IHX2次側交換熱量	9.3777×10 ⁶ kcal/h	1.7116×10 ⁶ kcal/h
	1.09 MW	1.97 MW
冷却器入口Na温度	303.4 °C	347.4 °C
冷却器出口Na温度	251.8 °C	251.8 °C
2次系Na流量	56.99 t/h	56.94 t/h
冷却器Na側除熱量	9.2136×10 ⁶ kcal/h	1.6968×10 ⁶ kcal/h
	1.07 MW	1.97 MW
冷却器入口空気温度	14.7 °C	19.0 °C
相対湿度	83 %	68 %
大気圧	753.5 mmHg	755 mmHg
冷却器出口空気温度	175.6 °C	149.2 °C
風量	364.9 m ³ /min	846.6 m ³ /min
入口ベーン角度	28 %	72 %
出口ベーン角度	57.5 %	全閉
冷却器空気側除熱量	1.039×10 ⁶ kcal/h	1.927×10 ⁶ kcal/h
	1.21 MW	2.24 MW



第1圖 補助冷却器測定結果

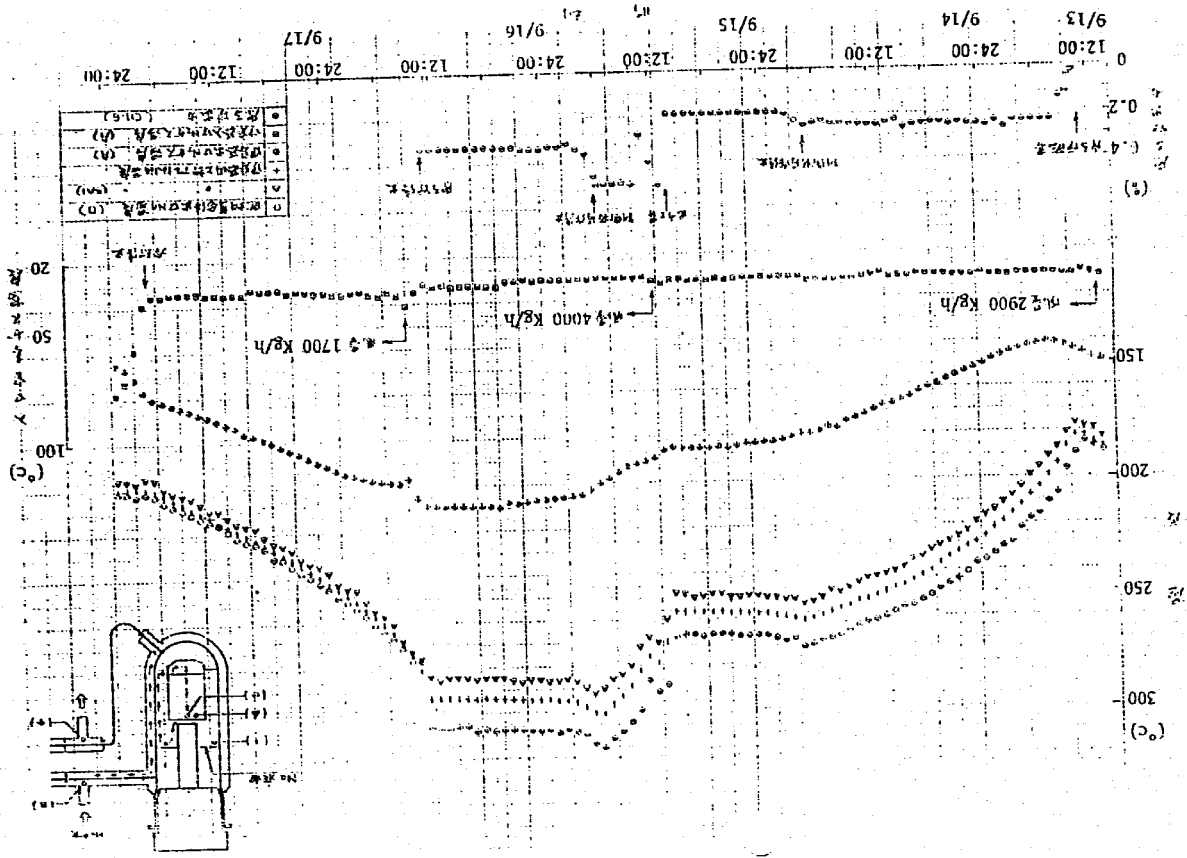


第2圖 補助冷却器予想性能

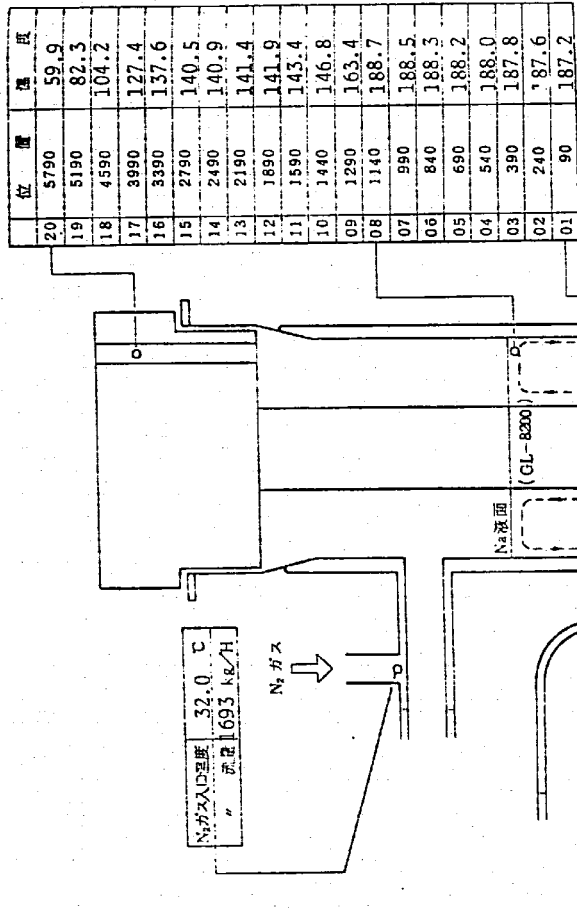
炉下マシナリ中間貯熱器給水減速試験結果

項目	炉心放熱量 (kW)	27	120	191
炉下貯水 (NA)	停止	95	167	
炉心出口水温 (°C)		191	269	306
炉心出口水温 (°C)		185	249	284
貯熱器上部マシナリ温度 (°C)		188.7	257.1	293.6
貯熱器入口水温 (°C)		32.0	30.8	32.5
貯熱器出口水温 (°C)		149.9	185.5	209.9
合計流量 (kg/h)		1693	2894	4037
貯熱器比給除熱量 (kW)		58 (計)	130	208

(注) 急冷給水状態ではなし。



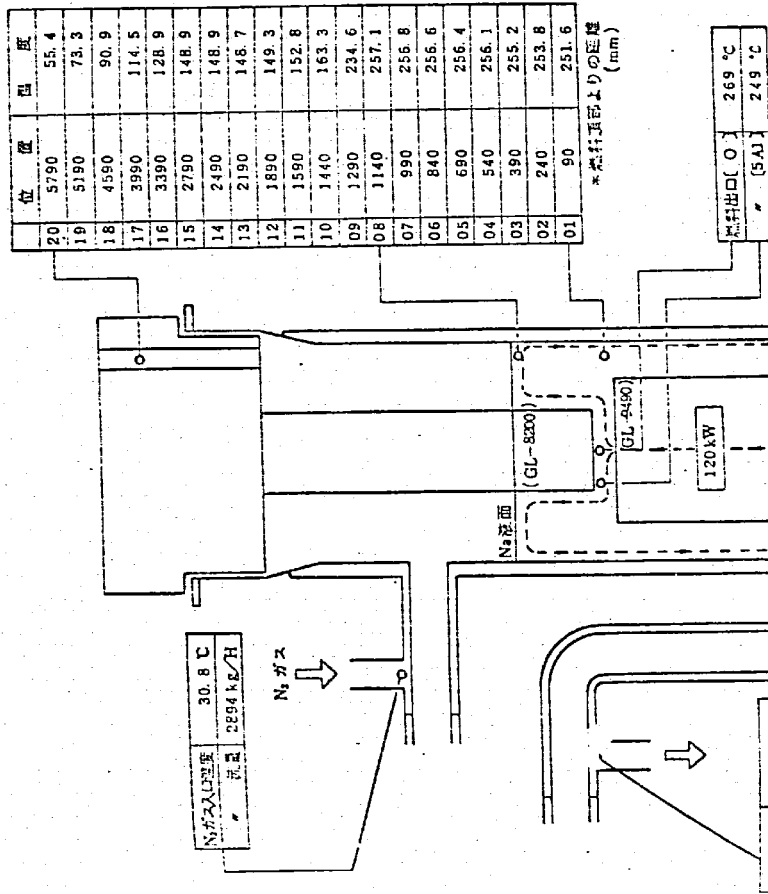
原子炉出力 STOP kW
炉心発熱量 27 kW



(注) -----: 自然循環路

炉容器内自然循環時の温度分布

原子炉出力 95 kW
炉心発熱量 120 kW

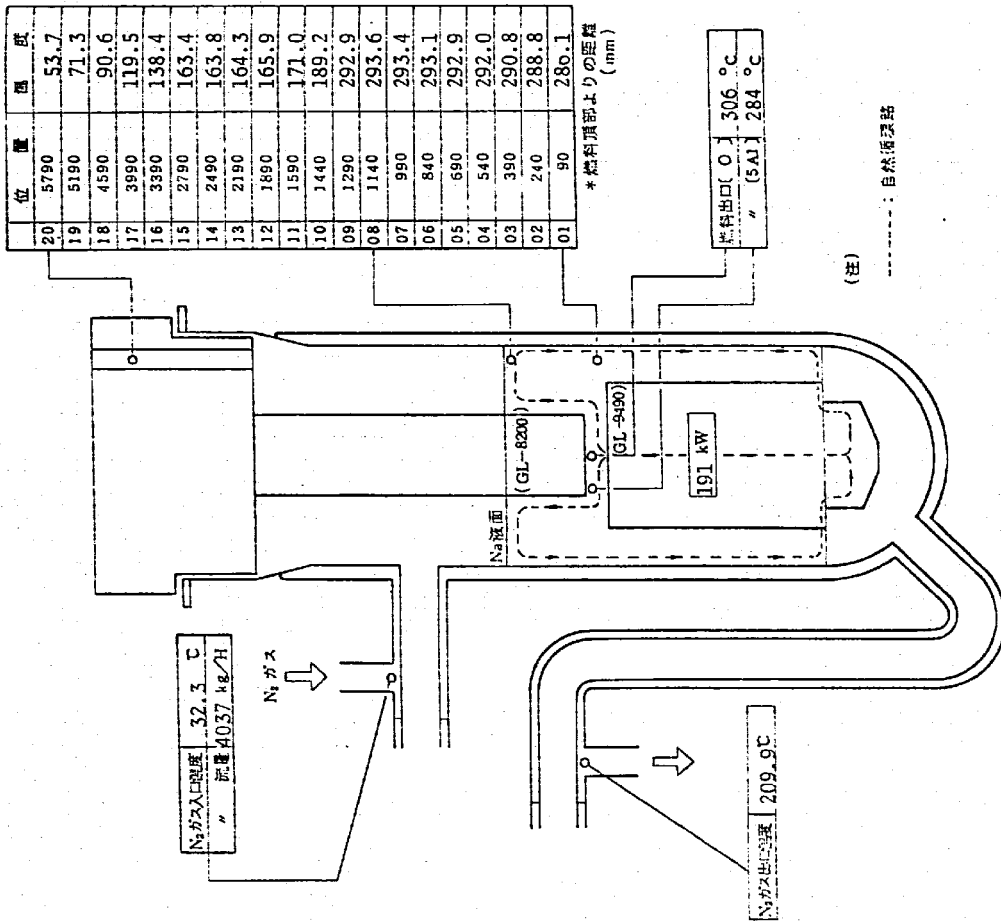


(注) -----: 自然循環路

炉容器内自然循環時の温度分布

原子炉出力 167 kW

炉心異常熱 191 kW



炉容器内自然循環時の温度分布

床下モニタリング時除熱能力試験データシート

測定項目

測定項目	測定時間	測定時刻	測定時刻
炉容器内A温度 (No.29)	4-20	0059.9	0052.5
"	4-12	0082.3	0069.4
"	4-18	0104.2	0087.5
"	4-17	0127.4	0111.1
"	4-16	0137.6	0121.9
"	4-15	0140.5	0134.8
"	4-14	0140.9	0134.8
"	4-13	0141.4	0134.6
"	4-12	0141.9	0134.6
"	4-11	0143.4	0136.5
炉容器内Na温度 (No.10)	4-10	0146.8	0140.5
"	4-07	0163.4	0156.2
"	4-08	0188.7	0201.0
"	4-05	0188.5	0200.8
"	4-06	0188.3	0200.8
"	4-04	0188.0	0200.7
"	4-03	0187.8	0200.5
"	4-02	0187.6	0200.3
"	4-01	0187.2	0200.0
炉容器内A温度 (No.19)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0114.5	0111.1
"	4-16	0128.5	0121.9
"	4-15	0148.9	0134.8
"	4-14	0148.9	0134.8
"	4-13	0148.8	0134.6
"	4-12	0149.4	0134.6
"	4-11	0152.8	0136.5
"	4-10	0163.4	0156.2
"	4-07	0234.6	0257.1
"	4-08	0256.9	0286.1
"	4-05	0256.6	0286.1
"	4-06	0256.6	0286.1
"	4-04	0256.1	0286.1
"	4-03	0254.9	0286.1
"	4-02	0253.7	0286.1
"	4-01	0251.4	0286.1
炉容器内A温度 (No.17)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0119.5	0111.1
"	4-16	0138.4	0121.9
"	4-15	0163.4	0134.8
"	4-14	0163.4	0134.8
"	4-13	0164.3	0134.6
"	4-12	0164.3	0134.6
"	4-11	0171.0	0136.5
"	4-10	0189.2	0156.2
"	4-07	0292.9	0319.5
"	4-08	0293.6	0319.5
"	4-05	0293.1	0319.5
"	4-06	0293.1	0319.5
"	4-04	0292.0	0319.5
"	4-03	0290.8	0319.5
"	4-02	0288.8	0319.5
"	4-01	0286.1	0319.5
炉容器内A温度 (No.15)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0119.5	0111.1
"	4-16	0138.4	0121.9
"	4-15	0163.4	0134.8
"	4-14	0163.4	0134.8
"	4-13	0164.3	0134.6
"	4-12	0164.3	0134.6
"	4-11	0171.0	0136.5
"	4-10	0189.2	0156.2
"	4-07	0292.9	0319.5
"	4-08	0293.6	0319.5
"	4-05	0293.1	0319.5
"	4-06	0293.1	0319.5
"	4-04	0292.0	0319.5
"	4-03	0290.8	0319.5
"	4-02	0288.8	0319.5
"	4-01	0286.1	0319.5
炉容器内A温度 (No.13)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0119.5	0111.1
"	4-16	0138.4	0121.9
"	4-15	0163.4	0134.8
"	4-14	0163.4	0134.8
"	4-13	0164.3	0134.6
"	4-12	0164.3	0134.6
"	4-11	0171.0	0136.5
"	4-10	0189.2	0156.2
"	4-07	0292.9	0319.5
"	4-08	0293.6	0319.5
"	4-05	0293.1	0319.5
"	4-06	0293.1	0319.5
"	4-04	0292.0	0319.5
"	4-03	0290.8	0319.5
"	4-02	0288.8	0319.5
"	4-01	0286.1	0319.5
炉容器内A温度 (No.11)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0119.5	0111.1
"	4-16	0138.4	0121.9
"	4-15	0163.4	0134.8
"	4-14	0163.4	0134.8
"	4-13	0164.3	0134.6
"	4-12	0164.3	0134.6
"	4-11	0171.0	0136.5
"	4-10	0189.2	0156.2
"	4-07	0292.9	0319.5
"	4-08	0293.6	0319.5
"	4-05	0293.1	0319.5
"	4-06	0293.1	0319.5
"	4-04	0292.0	0319.5
"	4-03	0290.8	0319.5
"	4-02	0288.8	0319.5
"	4-01	0286.1	0319.5
炉容器内A温度 (No.9)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0119.5	0111.1
"	4-16	0138.4	0121.9
"	4-15	0163.4	0134.8
"	4-14	0163.4	0134.8
"	4-13	0164.3	0134.6
"	4-12	0164.3	0134.6
"	4-11	0171.0	0136.5
"	4-10	0189.2	0156.2
"	4-07	0292.9	0319.5
"	4-08	0293.6	0319.5
"	4-05	0293.1	0319.5
"	4-06	0293.1	0319.5
"	4-04	0292.0	0319.5
"	4-03	0290.8	0319.5
"	4-02	0288.8	0319.5
"	4-01	0286.1	0319.5
炉容器内A温度 (No.7)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0119.5	0111.1
"	4-16	0138.4	0121.9
"	4-15	0163.4	0134.8
"	4-14	0163.4	0134.8
"	4-13	0164.3	0134.6
"	4-12	0164.3	0134.6
"	4-11	0171.0	0136.5
"	4-10	0189.2	0156.2
"	4-07	0292.9	0319.5
"	4-08	0293.6	0319.5
"	4-05	0293.1	0319.5
"	4-06	0293.1	0319.5
"	4-04	0292.0	0319.5
"	4-03	0290.8	0319.5
"	4-02	0288.8	0319.5
"	4-01	0286.1	0319.5
炉容器内A温度 (No.5)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0119.5	0111.1
"	4-16	0138.4	0121.9
"	4-15	0163.4	0134.8
"	4-14	0163.4	0134.8
"	4-13	0164.3	0134.6
"	4-12	0164.3	0134.6
"	4-11	0171.0	0136.5
"	4-10	0189.2	0156.2
"	4-07	0292.9	0319.5
"	4-08	0293.6	0319.5
"	4-05	0293.1	0319.5
"	4-06	0293.1	0319.5
"	4-04	0292.0	0319.5
"	4-03	0290.8	0319.5
"	4-02	0288.8	0319.5
"	4-01	0286.1	0319.5
炉容器内A温度 (No.3)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0119.5	0111.1
"	4-16	0138.4	0121.9
"	4-15	0163.4	0134.8
"	4-14	0163.4	0134.8
"	4-13	0164.3	0134.6
"	4-12	0164.3	0134.6
"	4-11	0171.0	0136.5
"	4-10	0189.2	0156.2
"	4-07	0292.9	0319.5
"	4-08	0293.6	0319.5
"	4-05	0293.1	0319.5
"	4-06	0293.1	0319.5
"	4-04	0292.0	0319.5
"	4-03	0290.8	0319.5
"	4-02	0288.8	0319.5
"	4-01	0286.1	0319.5
炉容器内A温度 (No.2)	4-20	0055.4	0052.5
"	4-12	0073.3	0069.4
"	4-18	0090.9	0087.5
"	4-17	0119.5	0111.1
"	4-16	0138.4	0121.9
"	4-15	0163.4	0134.8
"	4-14	0163.4	0134.8
"	4-13	0164.3	0134.6
"	4-12	0164.3	0134.6
"	4-11	0171.0	0136.5
"	4-10	0189.2	0156.2
"	4-07	0292.9	0319.5
"	4-08	0293.6	0319.5
"	4-05	0293.1	0319.5
"	4-06	0293.1	0319.5
"	4-04	0292.0	0319.5
"	4-03	0290.8	0319.5
"	4-02	0288.8	0319.5
"	4-01	0286.1	0319.5

測定時刻等			— 窒素ガス温度, 压力, 流速 —					
測定項目	月日	時刻	9/13	9/15	9/15	9/16	9/16	9/17
			10:00	9:00	10:00	10:00	11:00	14:00
貯蔵器出口N ₂ ガス温度(B)	3-08	°C	+0150.1	+0146.0	+0146.0	+0210.5	+0210.3	+0161.2
A-7貯蔵器入口N ₂ ガス温度(B)	3-07	°C	+0213.3	+0215.4	+0215.7	+0215.2	+0215.5	+0217.8
貯蔵器出口N ₂ ガス温度(A)	3-06	°C	+0150.1	+0151.9	+0151.9	+0151.9	+0151.9	+0152.9
貯蔵器入口N ₂ ガス温度(B)	3-05	°C	+0030.6	+0029.9	+0030.1	+0031.1	+0030.9	+0032.2
貯蔵器出口N ₂ ガス温度(A)	3-04	°C	+0149.6	+0185.1	+0185.1	+0209.2	+0208.7	+0160.5
A-7貯蔵器入口N ₂ ガス温度(A)	3-03	°C	+0214.1	+0216.6	+0216.9	+0216.4	+0216.4	+0216.5
貯蔵器出口N ₂ ガス温度(A)	3-02	°C	+0153.5	+0155.2	+0155.2	+0154.9	+0155.0	+0156.4
貯蔵器入口N ₂ ガス温度(A)	3-01	°C	+0032.7	+0031.1	+0031.5	+0033.4	+0032.0	+0035.1
S/A出口N ₂ 温度(D)	6-03	V	+02.363	+02.877	+02.886	+03.140	+03.143	+02.448
貯蔵器入口N ₂ ガス圧力(B)	6-02	V	+02.893	+03.084	+03.082	+02.884	+02.679	+02.942
貯蔵器入口N ₂ ガス圧力(A)	6-01	V	+02.880	+03.056	+03.061	+02.868	+02.863	+02.930
貯蔵器入口N ₂ ガス流速(B)	5-02	mV	+003.31	+005.79	+005.72	+007.94	+008.06	+003.52
貯蔵器入口N ₂ ガス流速(A)	5-01	mV	+003.18	+005.46	+005.25	+007.57	+007.34	+003.46
貯蔵器入口N ₂ ガス圧力(B)	—	mmH ₂ O	947	1042	1041	942	940	971
貯蔵器入口N ₂ ガス圧力(A)	—	mmH ₂ O	940	1028	1030	934	932	965
貯蔵器入口N ₂ ガス流速(B)	—	m/s	1.7	2.9	2.9	4.0	4.0	1.8
貯蔵器入口N ₂ ガス流速(A)	—	m/s	1.6	2.7	2.6	3.8	3.7	1.7
貯蔵器出口	CH ₄	°V	21	170	167	167	167	行停止
貯蔵器入口	°V	21	170	170	171	171	23	

測定年月日: 1978.9.13

原料出口: 停止

炉心発熱量: 27 KW

1005	FUEL OUTLET TEMP												
23					185	185	185	185					
22					185	185	185	185					
21					185	185	186	185	185				
20					185	185	185	185	185	185			
19				185	186	186	185	185	185	185	185		
18				000	185	186	186	186	185				
17				185	186	3F3	186	186	185	185			
16		185	185	185	186	188	188	3A3	185	185	185		
15		185	185	185	188	188	188	186	185	185			
14		185	185	187	189	190	187	185	185	185			
13		186	3E3	189	188	188	186	185	185				
12		185	185	188	191	187	187	186	185	185			
11		185	187	189	188	3B3	185	185	185				
10		185	185	188	189	188	188	185	185	185			
09		185	186	189	188	188	186	185	185				
08		185	185	3D3	187	187	185	185	185				
07		185	185	187	3C3	185	185	185					
06		185	185	185	186	185	185	185	185				
05		185	185	186	185	185	185	185	185				
04		185	185	185	185	185	185	185	185				
03		185	185	185	185	185	185	185					
02		185	185	185	185	185	185						
01		185	185	185	185								

01 02 03 04 05 06 07 08 09 10 11 12 13

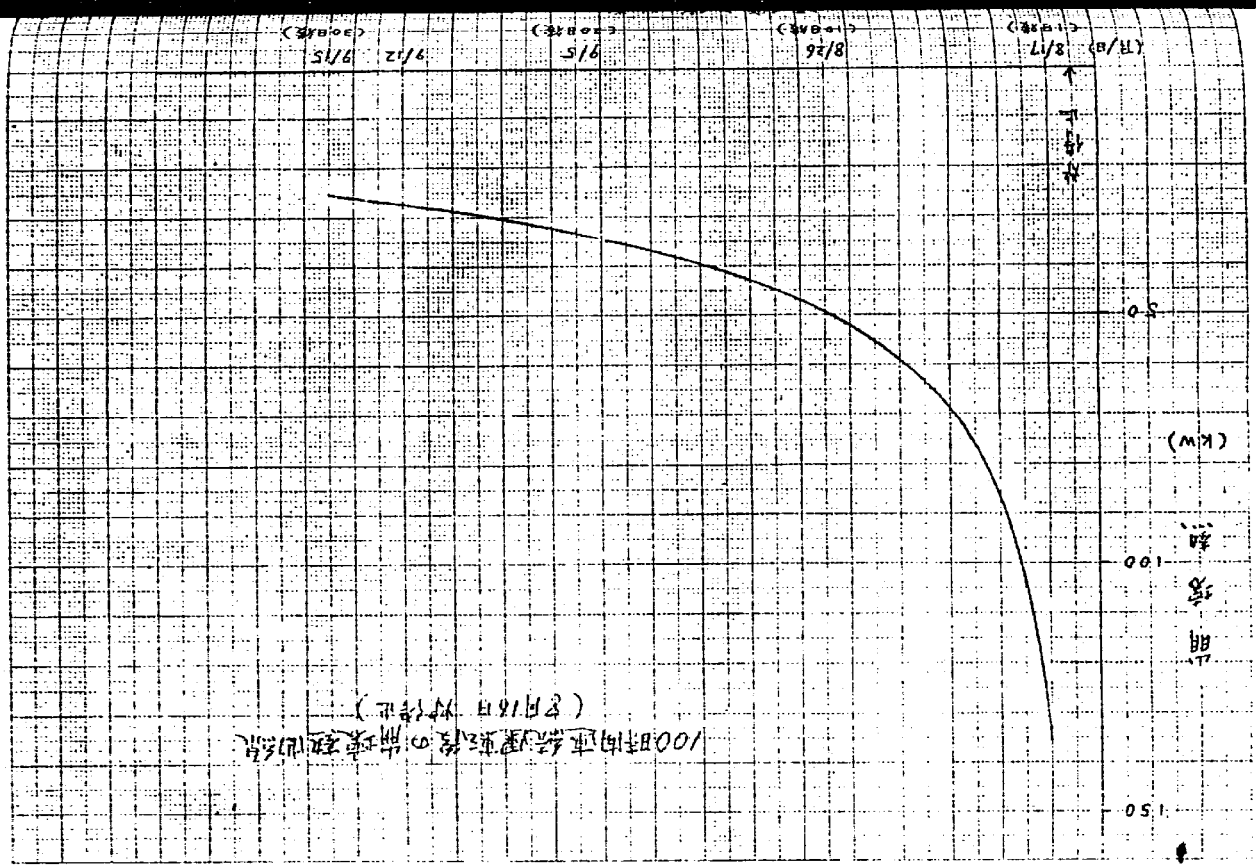
燃料出口温度分布

試験項目		運転温度 圧力 確認 (PTI-51)	
実施期間	自 53年4月15日 至 53年7月8日		
1. 目的	<p>原子炉の通常運転時に格納容器雰囲気調整系, 原子炉附属建築家調換気設備, 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。</p> <p>2. 試験方法</p> <p>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。</p> <p>3. 試験結果 (要約)</p>		
測定項目	結果(50MW時)	判定基準	
1 1次Arガス圧力 (MPa)	65	20~100mmH ₂ O (床下との差圧)	
2 2次Arガス圧力 (MPa)	0.26	0.2 ~ 0.3 kg/cm ² G	
3 安全容器呼吸系圧力 (MPa)	270	70~300mmH ₂ O (床下との差圧)	
4 格内床上圧力 (%)	12	0~+25mmH ₂ O	
5 格内床下圧力 (%)	6.5	0~+50mmH ₂ O	
6 格内床上排気温度 (°C)	36.8	60°C以下	
7 格内床下排気温度 (°C)	43.5	60°C以下	
8 原子炉附属建築家温度*1 (°C)	32.5	40°C以下	
9 主冷却機建築家温度*2 (°C)	39.0	40°C以下	
10 格内床下飽和湿度 (%)	3.3	4%以下	

*1 : A 305室, *2 : S 601室

4. 判定
判定基準を満足している。

5. 特記事項



PT-51 進程程序壓力確認試驗結果

測定項目	單位	計器No.	場所 TID 點No.	各出口配管の測定結果								測定基準 の 推移基準
				停止	7MW	12MW	18MW	25MW	40MW	50MW		
				約250°C	約324°C	約384°C	約394°C	約402°C	約423°C	約455°C		
1次配管 1次A-C系壓力	mH ₂ O	PIS36-1-7	#424	50	100	90	70	100	130	120		
2次配管 2次A-C系壓力	"	PIS36-1-9	"	65	66	55	38	64	65	65		20~100mmH ₂ O
3次配管 3次A-C系壓力	"	PICA36-2-3	#645	0.24	0.27	0.27	0.26	0.23	0.28	0.26		0.2~0.3kg/cm ² G
4次配管 4次A-C系壓力	"											
5次配管 5次A-C系壓力	"											
6次配管 6次A-C系壓力	"											
7次配管 7次A-C系壓力	"											
8次配管 8次A-C系壓力	"											
9次配管 9次A-C系壓力	"											
10次配管 10次A-C系壓力	"											
11次配管 11次A-C系壓力	"											
12次配管 12次A-C系壓力	"											
13次配管 13次A-C系壓力	"											
14次配管 14次A-C系壓力	"											
15次配管 15次A-C系壓力	"											
16次配管 16次A-C系壓力	"											
17次配管 17次A-C系壓力	"											
18次配管 18次A-C系壓力	"											
19次配管 19次A-C系壓力	"											
20次配管 20次A-C系壓力	"											
21次配管 21次A-C系壓力	"											
22次配管 22次A-C系壓力	"											
23次配管 23次A-C系壓力	"											
24次配管 24次A-C系壓力	"											
25次配管 25次A-C系壓力	"											
26次配管 26次A-C系壓力	"											
27次配管 27次A-C系壓力	"											
28次配管 28次A-C系壓力	"											
29次配管 29次A-C系壓力	"											
30次配管 30次A-C系壓力	"											
31次配管 31次A-C系壓力	"											
32次配管 32次A-C系壓力	"											
33次配管 33次A-C系壓力	"											
34次配管 34次A-C系壓力	"											
35次配管 35次A-C系壓力	"											
36次配管 36次A-C系壓力	"											
37次配管 37次A-C系壓力	"											
38次配管 38次A-C系壓力	"											
39次配管 39次A-C系壓力	"											
40次配管 40次A-C系壓力	"											
41次配管 41次A-C系壓力	"											
42次配管 42次A-C系壓力	"											
43次配管 43次A-C系壓力	"											
44次配管 44次A-C系壓力	"											
45次配管 45次A-C系壓力	"											
46次配管 46次A-C系壓力	"											
47次配管 47次A-C系壓力	"											
48次配管 48次A-C系壓力	"											
49次配管 49次A-C系壓力	"											
50次配管 50次A-C系壓力	"											
51次配管 51次A-C系壓力	"											
52次配管 52次A-C系壓力	"											
53次配管 53次A-C系壓力	"											
54次配管 54次A-C系壓力	"											
55次配管 55次A-C系壓力	"											
56次配管 56次A-C系壓力	"											
57次配管 57次A-C系壓力	"											
58次配管 58次A-C系壓力	"											
59次配管 59次A-C系壓力	"											
60次配管 60次A-C系壓力	"											
61次配管 61次A-C系壓力	"											
62次配管 62次A-C系壓力	"											
63次配管 63次A-C系壓力	"											
64次配管 64次A-C系壓力	"											
65次配管 65次A-C系壓力	"											
66次配管 66次A-C系壓力	"											
67次配管 67次A-C系壓力	"											
68次配管 68次A-C系壓力	"											
69次配管 69次A-C系壓力	"											
70次配管 70次A-C系壓力	"											
71次配管 71次A-C系壓力	"											
72次配管 72次A-C系壓力	"											
73次配管 73次A-C系壓力	"											
74次配管 74次A-C系壓力	"											
75次配管 75次A-C系壓力	"											
76次配管 76次A-C系壓力	"											
77次配管 77次A-C系壓力	"											
78次配管 78次A-C系壓力	"											
79次配管 79次A-C系壓力	"											
80次配管 80次A-C系壓力	"											
81次配管 81次A-C系壓力	"											
82次配管 82次A-C系壓力	"											
83次配管 83次A-C系壓力	"											
84次配管 84次A-C系壓力	"											
85次配管 85次A-C系壓力	"											
86次配管 86次A-C系壓力	"											
87次配管 87次A-C系壓力	"											
88次配管 88次A-C系壓力	"											
89次配管 89次A-C系壓力	"											
90次配管 90次A-C系壓力	"											
91次配管 91次A-C系壓力	"											
92次配管 92次A-C系壓力	"											
93次配管 93次A-C系壓力	"											
94次配管 94次A-C系壓力	"											
95次配管 95次A-C系壓力	"											
96次配管 96次A-C系壓力	"											
97次配管 97次A-C系壓力	"											
98次配管 98次A-C系壓力	"											
99次配管 99次A-C系壓力	"											
100次配管 100次A-C系壓力	"											

PT-51 進程程序壓力確認試驗結果

測定項目	單位	計器No.	場所 TID 點No.	各出口配管の測定結果								測定基準 の 推移基準
				停止	7MW	12MW	18MW	25MW	40MW	50MW		
				約250°C	約324°C	約384°C	約394°C	約402°C	約423°C	約455°C		
1次配管 1次A-C系壓力	°C	T142-1	#414	25.1	25.5	26.0	26.6	26.5	24.3	27.9		40°C以下
2次配管 2次A-C系壓力	"	-2	"	18.2	19.5	19.5	22.0	22.4	25.0	26.0		"
3次配管 3次A-C系壓力	"	-3	"	18.0	19.8	19.7	21.0	22.8	24.0	26.6		"
4次配管 4次A-C系壓力	"	-4	"	18.4	19.8	19.7	20.5	22.9	21.3	27.1		"
5次配管 5次A-C系壓力	"	-5	"	23.0	24.1	23.0	24.0	22.2	25.4	31.1		"
6次配管 6次A-C系壓力	"	-6	"	20.0	21.0	20.5	20.9	26.3	23.7	27.3		"
7次配管 7次A-C系壓力	"	-7	"	20.0	19.2	19.0	20.2	22.5	25.0	27.5		"
8次配管 8次A-C系壓力	"	-8	"	19.3	20.0	19.0	20.3	23.0	23.0	26.3		"
9次配管 9次A-C系壓力	"	-9	"	19.2	19.5	19.1	20.8	22.6	23.0	25.9		"
10次配管 10次A-C系壓力	"	-10X	A504	19.4	25.6	24.9	25.8	31.5	31.0	32.5		"
11次配管 11次A-C系壓力	°C	TR48X-1-1	S402	23.5	25.3	24.9	25.9	30.0	26.9	32.6		40°C以下
12次配管 12次A-C系壓力	"	-2	"	30.5	36.2	36.7	35.9	41.4	30.0	38.0		"
13次配管 13次A-C系壓力	"	-3	"	23.1	23.7	22.3	22.3	28.2	23.0	30.2		"
14次配管 14次A-C系壓力	"	-4	"	19.5	19.4	23.9	25.7	29.2	23.5	24.1		"
15次配管 15次A-C系壓力	"	-5	"	20.8	22.4	23.1	20.0	26.1	20.0	30.6		"
16次配管 16次A-C系壓力	"	-6	"	22.1	23.0	22.7	23.0	24.2	23.2	32.1		"
17次配管 17次A-C系壓力	"	-7	"	24.9	26.2	26.6	27.3	32.0	25.2	32.3		"
18次配管 18次A-C系壓力	"	-8	"	24.9	28.7	26.9	31.0	32.9	24.0	36.9		"
19次配管 19次A-C系壓力	"	-9	"	27.5	30.0	29.7	35.9	37.0	35.0	34.0		"

PT-51 運転温度左右確認試験結果

測定項目	単位	計器No.	場所 +1) 型No.	各出口の2.4.3測定結果							判定基準 +1) 相対基準	
				停止	7MW	12MW	18MW	25MW	40MW	50MW		
				約250℃	約394℃	約386℃	約394℃	約402℃	約423℃	約455℃		
格内 上 温度	冷却器出口	°C	TRIA94-101-1	#422	15.5	17.5	16.0	15.2	16.1	18.1	23.9	60°C以下
	操作室 (R501)	°	-2	°	20.3	22.5	22.5	23.2	23.4	27.5	31.0	°
	炉上部ピット (RPU)	°	-3	°	31.1	35.3	35.7	36.7	37.7	34.0	36.3	°
	主循環ポンプの上蓋室 (R412)	°	-4	°	22.8	25.3	25.3	25.9	26.4	27.2	32.3	°
	主循環ポンプの上蓋室 (R410)	°	-5	°	26.3	30.0	29.5	30.2	29.5	29.8	32.2	°
	重剛心CV操作室 (R303)	°	-6	°	27.4	28.8	29.0	29.0	28.0	35.0	36.8	°
	CV法FFD室 (R407)	°	-7	°	31.2	33.7	33.5	35.4	36.4	34.7	41.0	°
	炉下スラック (R403)	°	-8	°	23.7	27.0	28.0	29.4	30.1	37.7	33.8	°
	重剛心CV操作室 (R304)	°	-9	°	28.1	29.2	29.2	29.2	28.8	31.5	34.2	°
	機器ピット室 (R406)	°	-10	°	21.0	23.7	24.0	24.3	25.0	28.7	32.2	°
格内 下 温度	再循環ポンプ出口	°C	TRIA84-201-1	#422	14.2	14.7	14.2	21.0	20.6	20.2	20.4	60°C以下
	主中間熱交換器内室 (R204)	°	-2	°	34.8	36.1	36.8	34.3	40.2	40.6	41.2	°
	主中間熱交換器内室 (R201)	°	-3	°	34.7	36.5	37.1	40.0	40.9	41.3	41.8	°
	コールドドラッグ室 (R205)	°	-4	°	34.2	35.5	35.9	38.3	38.6	38.4	39.1	°
	ホールドラック室 (R105)	°	-5	°	33.9	36.3	36.5	39.8	39.2	40.0	41.0	°
	()	°	-6	°	23.9	31.7	33.0	36.2	36.2	37.7	38.1	°
	主中間熱交換器内室 (R204)	°	-7	°	34.9	36.4	36.8	40.1	40.5	40.5	41.3	°
	機器冷却ポンプ出口	°	-9	°	25.3	25.4	25.5	27.2	26.7	27.3	26.8	°
	二次冷却器内室 (R404)	°	-9	°	37.0	44.6	45.5	47.8	48.3	50.4	49.7	°
	() (R405)	°	-10	°	34.9	41.5	42.6	45.0	46.2	47.7	48.3	°

PT-51 運転温度左右確認試験結果

測定項目	単位	計器No.	場所 +1) 型No.	各出口の2.4.3測定結果							判定基準 +1) 相対基準	
				停止	7MW	12MW	18MW	25MW	40MW	50MW		
				約250℃	約394℃	約386℃	約394℃	約402℃	約423℃	約455℃		
格内 下 温度	同熱ドラッグ冷却器出口	°C	TRIA84-201-1	#422	31.0	15.7	17.0	15.0	15.5	18.5	20.5	60°C以下
	同熱ドラッグ出口	°	-12	°	32.3	30.3	32.0	32.3	34.6	33.0	36.4	°
	FFD室出口+同熱ドラッグ出口	°	-13	°	32.5	36.8	37.4	39.3	40.8	38.8	40.4	°
	炉下冷却器入口	°	-14	°	36.3	38.0	38.5	41.7	41.8	42.8	43.5	°
炉下排水温度	%	O,RIA84-201	#422	0.6	4	4	1.2	2.9	3	3.3	4%以下	
運 転 温 度	GL-13360 運転時 40°	°C	TR-1-1	R601	22.1	23.0	23.0	24.2	26.5	27.4	39.0	70°C以下
	GL-13170 " 180°	°	-6	°	30.0	31.0	29.8	34.4	35.8	34.9	35.0	°
	GL-13200 " 318°	°	-9	°	31.1	31.5	30.0	34.7	36.1	35.1	35.4	°
	GL-10720 " 90°	°	TR-2-1	°	24.0	26.2	26.5	29.2	30.5	32.5	35.0	°
	GL-10700 " 140°	°	-6	°	32.0	32.3	31.0	34.3	36.5	36.0	36.0	°
	GL-10710 " 318°	°	-9	°	31.6	31.9	30.0	35.0	36.2	34.5	35.5	°
	GL-7840 " 90°	°	TR-3-1	°	36.0	36.3	37.0	39.0	42.4	42.5	43.1	°
	GL-7850 " 202°	°	-6	°	33.5	34.3	32.5	38.9	40.2	38.4	39.9	°
	GL-7850 " 318°	°	-9	°	36.1	37.3	37.0	41.3	44.2	41.7	44.5	°
	GL-5400 " 90°	°	TR-2-12	°	48.0	53.2	54.5	60.0	62.1	57.5	60.0	°
" " 180°	°	TR-3-12	°	22.6	24.2	23.5	25.0	24.2	27.8	33.1	°	
" " 320°	°	TR-1-12	°	50.4	57.1	60.6	66.2	71.0	64.5	68.0	°	

試験項目	ナトリウム・カバ-ガスアルゴン分析試験 (P11-52)		
実施期間	自 53年 4月 10日至	53年 8月 31日	
1. 目的	運転条件毎の冷却材ナトリウムおよびカバ-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	<p>(1) 原子炉の各出力毎に、ナトリウムおよびカバ-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、定置分析を行なって不純物濃度を定置する。</p> <p>(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-ガスアルゴン中の放射性核種をγ線計測装置によって核種分析を行なう。</p>		
3. 試験結果 (要約)	<p>(1) ナトリウム</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(c) 1次系Na中の放射性核種は²⁴Na, ²²Naの他に、検出ではあるが, ⁵¹Cr, ⁵⁴Mn等が検出された。</p> <p>(d) プラギング温度は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。</p> <p>(2) カバ-ガスアルゴン</p> <p>(a) 1次系, 2次系共酸素, 炭素等の一般成分は管理目標値を満足していた。</p> <p>(b) 1次系Ar中の放射性核種は⁴¹Arの他²³Neが検出された。</p>		
4. 判定	判定基準値を十分満足している。		
5. 特記事項			

PT-51 運転条件毎の正確試験結果

測定項目	5位計器No	放射線計測結果						
		5位計器No	7MW	12MW	18MW	25MW	40MW	50MW
総和系	CH1	TR41-1-1 #423	58	70	87	100	99	102
中間系	CH2		57	70	80	93	96	100
カバ-系	CH3		57	70	80	93	98	100
カバ-系	CH4		57	70	80	93	98	104
カバ-系	CH5		57	70	80	93	98	101
カバ-系	CH6		29	34	32	32	30	33
カバ-系	CH7		29	34	32	42	40	44
カバ-系	CH8		32	34	32	42	43	43

注: 200°C以下

1次ナトリウム分析試験結果

(一般成分)

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			分析結果 (wt. ppm)								備考
	サンプリング 開始日時	サンプリング 終了日時	OP/T (°C)	C/T (°C)	PL (°C)	O	C	H	N	Cl	Fe	Ni	Cr	
						10	30	5	50	30	10	5	5	
出力上昇前	4/13 0:30	48.0	232	150	152	2.03	5.8	0.20	1.0	2.1	0.076	<0.02	<0.01	JNaI53-03
9MW出力時	5/9 10:46	71.7	359	144	156	—	—	—	—	—	—	—	—	JNaI53-05 (放射能検種分析)
12MW出力時	5/24 10:37	96.9	362	152	162	—	—	—	—	—	—	—	—	JNaI53-06 (シアノリジド法未試)
25MW出力時	6/18 16:15	72.3	381	150	160	1.3	5.3	0.07	0.3	2.5	0.12	<0.02	<0.01	JNaI53-08
40MW出力時	7/5 9:14	69.2	400	155	153	—	—	—	—	—	—	—	—	JNaI53-09 (放射能検種分析)
50MW出力時	7/21 5:54	20.9	402	150	156	2.0	5.0	0.15	0.2	2.9	0.04	<0.02	<0.01	JNaI53-10
50MW 100時間運転時	8/15 22:41	53.4	405	150	143	—	—	—	—	—	—	—	—	JNaI53-11 (放射能検種分析)

- 210 -

(放射能検種)

²²Na, ²³Na の他、微量ではあるが ⁵¹Cr, ⁵⁴Mn, ⁵⁸Co, ⁶⁰Co, ⁶⁵Zn, ^{110m}Ag 等が検出された。

2次ナトリウム分析試験結果

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			分析結果 (wt. ppm)									備考
	サンプリング 開始日時	サンプリング 終了日時	OP/T (°C)	C/T (°C)	PL (°C)	O	C	H	N	Cl	Fe	Ni	Cr	Mn	
						20	50	10	—	30	10	5	5	—	
出力上昇前	4/12 13:14	47.7	189	150	158	4.47	4.6	0.16	0.4	4.2	0.041	<0.015	0.007	<0.02	JNaII53-03
純化運転時	4/20 16:35	78.6	304	150	176	6.02	5.1	—	0.4	1.3	0.121	<0.015	0.004	<0.02	JNaII53-04
9MW出力時	5/9 11:10	75.8	322	148	173	4.23	10.7	0.18	0.51	1.8	0.03	<0.015	0.002	<0.02	JNaII53-05
15MW出力時	5/22 9:21	50.1	352	147	170	3.68	3.9	0.15	0.2	0.9	0.043	<0.015	0.005	<0.02	JNaII53-06
25MW出力時	6/2 20:30	34.8	338	149	170	3.8	3.9	0.18	0.3	1.7	0.25	<0.015	0.03	<0.02	JNaII53-07
40MW出力時	7/4 19:35	54.4	352	148	158	3.6	4.8	0.14	0.3	1.0	0.04	<0.02	<0.01	<0.02	JNaII53-08
50MW出力時	7/10 10:50	91.7	350	149	159	3.7	7.4	0.16	<0.2	1.8	0.15	<0.015	0.02	<0.02	JNaII53-09
50MW 100時間運転時	8/14 15:35	54.0	352	150	155	3.5	5.2	0.18	0.7	1.0	0.03	<0.02	<0.01	<0.02	JNaII53-15

* 参考値 (業有り)

- 211 -

1次カバーガスアルゴン分析試験結果

(一般取分)

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N ₂ 流量A/B (m ³ /hr)	分析結果 (vol. ppm)						備考 管理目標値	
	サンプリング 開始日時	サンプリング 終了日時	サ容器入口 (℃)	サ容器出口 (℃)		O ₂	H ₂	N ₂	CO	CO ₂	CH ₄		He
出力上昇前	4/11 16:50	5.5	249/249	249/249	211/219	41.4*	75.2	667	<1.1	<2.2	86	<0.3	JA,I53-02
ガスバーン前	4/22 9:33	16.6	245/245	245/245	1250/1259	6.6*	29	536	<1.1	<2.2	165	<0.3	JA,I53-03
ガスバーン直後	4/22 16:00	5.9	246/246	247/246	1238/1261	4.7*	20.6	78.2	<1.1	<2.2	15.5	<0.3	JA,I53-04
ガスバーン後	4/30 13:30	2.5	246/246	247/246	1242/1253	41*	16.9	393	<1.1	<2.2	69.2	<0.3	JA,I53-05
〃	4/30 16:00	2.0	246/246	247/246	1248/1260	2104*	17.4	5944	<1.1	<2.2	65.4	<0.3	JA,I53-06
9MW出力時	5/8 13:30	4.5	368/362	382/379	1266/1262	22*	54	615	<1.1	<2.2	94	<0.3	JA,I53-07
15MW出力時	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	サンプリング出来ず
25MW出力時	5/31 13:45	2.3	360/363	396/395	1252/1259	17.2*	44.6	687	<1.1	7	90	<0.3	JA,I53-08
25MW出力時 (仮運転)	6/7 9:27	49.1	366/367	402/400	1250/1254	<1	31.0	528	<1.1	<2.2	60.4	<0.3	JA,I53-09
40MW出力時	6/25 13:57	4.4	369/368	422/418	1247/1255	97*	40.3	496	<1.1	—	241	—	JA,I53-11
50MW出力時 (仮運転)	7/4 15:30	5.5	366/366	433/430	1247/1264	<1	37.4	281	<1.1	<2.2	33.3	<0.3	JA,I53-12
50MW出力時 (仮運転)	7/31 15:31	1.5	365/360	430/428	1245/1256	<1	28.0	312	<1.1	<2.2	13.5	<0.3	JA,I53-13
50MW 100時間運転時	8/16 2:20	2.8	370/370	430/428	1244/1263	5.8*	18.3	446	<1.1	<2.2	12.6	<0.3	JA,I53-14

* サンプリング時の air intake を 5% 以下に抑えている。

(放射能指標)

Ar の他、Ne を検出した。

2次カバーガスアルゴン(OE/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		輸送A/B 流量A/B (m ³ /hr)	分析結果 (vol. ppm)						備考 管理目標値	
	サンプリング 開始日時	サンプリング 終了日時		O ₂	H ₂	N ₂	CO	CO ₂	CH ₄		He
出力上昇前	4/11 15:33	2.0	0.25/0.25	1.8	2.6	4.8	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	JA,II53-01
9MW出力時	5/8 13:20	4.3	0.265/0.263	<1	1.8	11.2	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	JA,II53-02
15MW出力時	5/23 13:20	3.3	0.265/0.265	<1	2.8	4.1	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	JA,II53-03
25MW出力時	6/9 12:20	2.9	0.27/0.21	<1	2.1	<1	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	JA,II53-04
40MW出力時	6/28 14:00	4.7	0.25/0.25	2.3	2.8	4.9	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	JA,II53-05
50MW出力時	7/4 0:13	2.1	0.265/0.265	<1	2.0	6.1	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	JA,II53-06
50MW 100時間運転時	8/15 2:10	4.1	0.25/0.24	<1	13.2	8.5	<1.1	<2.2	<0.6	<0.3	JA,II53-07

試験項目	塵ガス濃度測定試験 (PT-53)		
実施期間	自 53年 4月 26日	至 53年 8月 28日	
1. 目的	出力上昇試験時に排出される塵ガスについて、適宜サンプリングを行い、その放射能濃度を測定して塵ガスに関する基礎的データを得る。		
2. 試験方法	原子炉運転時に排出された塵ガスを塵ガスサンプリングボックスに導入し、真空にしたガス捕集用電離箱内にサンプリングする。サンプリングした塵ガスの放射能濃度は、ガス捕集用電離箱を振動容量電位計に装着して、その電離電流を測定することによって算出する。		
3. 試験結果 (要約)	<p>各出力における塵ガス放射能濃度測定結果の1例を右図に示す。</p> <p>これにみられるとおり、塵ガス放射能濃度は、炉出力に比例して上昇する傾向にある。但し、含有する放射性核種は、N_2塵ガス系よりN_2塵ガス流入の有無によって異なり、Ar塵ガス系の場合は、3Hが支配的となり、N_2塵ガス系よりの流入があった場合には、^{41}Arが支配的となる傾向にあると考えられる。これは、それぞれの系統における3H生成量の相違および塵ガス系までのArの到達時間の相違によるものである。</p> <p>なお、本試験期間中に測定した塵ガス放射能濃度はいずれも判定基準値 ($0.03\mu Ci/cm^3$) 以下であった。</p>		
4. 判定	判定基準を満足している。		
5. 特記事項			

炉出力	月 日	塵ガス放射能濃度	支配的核種
15MW	5/23	$2.02 \times 10^{-6} \mu Ci/cm^3$	^{41}Ar
25 "	5/24	$1.05 \times 10^{-6} \mu Ci/cm^3$	"
40 "	6/26	$7.5 \times 10^{-6} \mu Ci/cm^3$	3H
50 "	7/10	$4.3 \times 10^{-4} \mu Ci/cm^3$	"

2次カバ-ガス分析(D/T)分析試験結果

試験時、 7.7.1.1.1 計測日 (時)	計測日 (時)	出力 (MW)	分析結果 (wt. ppm)			
			O_2	H_2	N_2	CO_2
4/15:33	4/15:33	出力上昇時	2.2	2.2	3.8	< 0.3
5/15:20	5/15:20	9MW出力時	< 1	1.9	9.5	< 0.3
5/13:20	5/13:20	15MW出力時	< 1	3.0	2.9	< 0.3
6/12:20	6/12:20	25MW出力時	< 1	2.2	< 1	< 0.3
6/14:00	6/14:00	40MW出力時	5.4	2.8	8.2	< 0.3
7/4:13	7/4:13	50MW出力時	< 1	2.2	5.3	< 0.3
8/2:10	8/2:10	50MW 100%到達時	9.51	6.6	7.5	< 0.3

試験項目	コールドラップ性能確認 (PT-55)
実施期間	自 53年 4月 6日 至 53年 9月 20日
1. 目的	<p>(1) 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、コールドラップの性能評価を行う。</p> <p>(2) 「常働」の出力運転を通じて、1次コールドラップに集積する核分裂生成物 (D, P) および腐食生成物 (O, F) の核種、放射能を7線エネルギーレスベクトル法により定期的に測定し、F, PおよびC, Pの挙動、ならびにコールドラップの捕集特性に関する基礎的データを取得する。</p>
2. 試験方法	<p>(1) 各出力状態における系統ナトリウムの純度管理状態をブラギング温度の測定およびサンプリングナトリウムの分析により把握する。</p> <p>(2) 1次コールドラップの運転体に設けた計測孔 (上下方向および円筒方向に計20点有り) にピュージェルマニウム半導体検出器を設置し、コールドラップに捕集されている放射性物質のγ線を測定して放射性核種の同定およびコールドラップ内での捕集状況 (分析状況) を把握する。</p>
3. 試験結果 (要約)	<p>(1) 出力上昇に伴う系統昇温により、系統配管機器等表面から不純物の溶出が見られ、系統ナトリウムのブラギング温度が上昇したが、これら溶出不純物による純度低下現象も約2週間のコールドラップの運転により回復し、以後の出力上昇試験期間中、ナトリウムの純度管理は良好に行なわれた。系統昇温時のブラギング温度は、1次系は管理基準値 200℃ に対し 139 ~ 185℃、2次系は管理基準値 225℃ に対し 158 ~ 185℃ (第1ブラギング温度) であった。</p> <p>(2) コールドラップにおける放射性核種は、出力上昇試験前には²⁴Na以外の核種は見られなかったが、出力上昇試験後の計測では²⁴Naを中心に⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ⁶⁵Zn, ¹³⁸Sb等の核種が見られた。コールドラップ内での捕集状況 (分布状況) は、²⁴Na, ⁵⁴Mnおよび⁶⁰Coがメッシュ下部により多く沈着する傾向が見られた。コールドラップを加熱 (230℃) し、不純物を溶出した結果、²²Na, ⁶⁵Znおよび⁵⁴Sbについて溶出が認められ、⁶⁰Coについてはほとんど変化がなく、⁵⁴Mnについては逆に計数率が若干増加する傾向が見られた。</p>
4. 判定	良好
5. 特記事項	

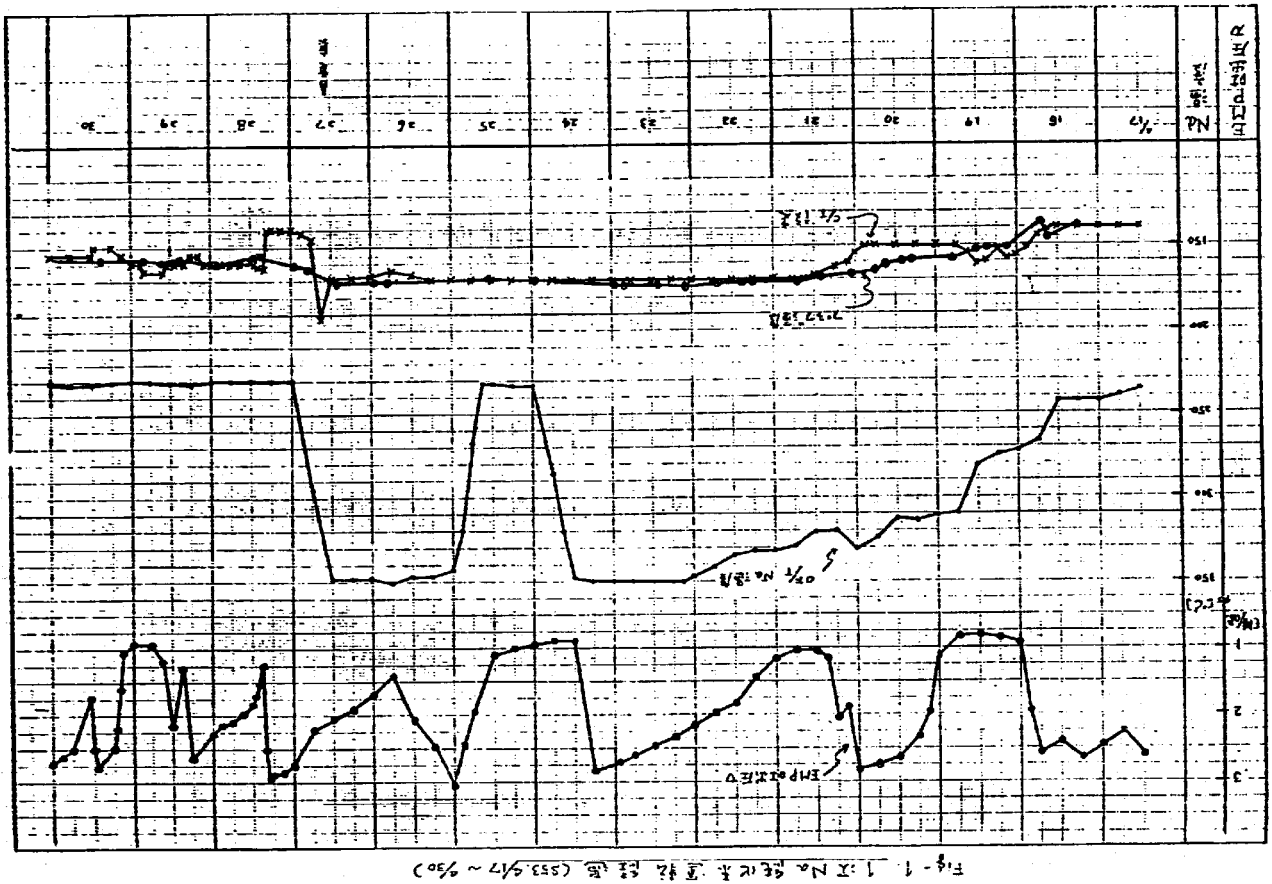


Fig. 1-1 1次コールドラップ内放射性核種 (53/9/17 ~ 9/30)

試験項目	出力係数 (NT-34)
実施期間	自 53 年 7 月 8 日 至 53 年 8 月 16 日
<p>1. 目的 出力上昇に伴う反応度変化量を測定する。</p> <p>2. 試験方法 (1)-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。 ② 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-炉熱出力曲線を作成する。 (2)-① 炉出力約 40MW で、一次冷却材流量 100% から約 80% に変化させ、反応度変化量を測定する。</p> <p>3. 試験結果 (要約) (1) 出力係数 15~50MW 平均 $-8.0 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/MW$ (6 回の出力変化の規格化値・データ点数 33) 注 1) 余剰反応度-炉熱出力曲線に、上に凸な単調減少のカープとなり、2 次多項式で非常によく fitting できる。 注 2) 設計値の出力係数 15~50MW 平均 $-7.7 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/MW$ (2) 流量変化による反応度変化量 炉熱出力 37.58MW 流量 100 → 77.82% 実測値 $-1.3 \times 10^{-2} \% \Delta k/k$ (予測値 $-2.4 \times 10^{-2} \% \Delta k/k$)</p> <p>4. 判定 測定値と設計値はよく一致している。</p> <p>5. 特記事項</p>	

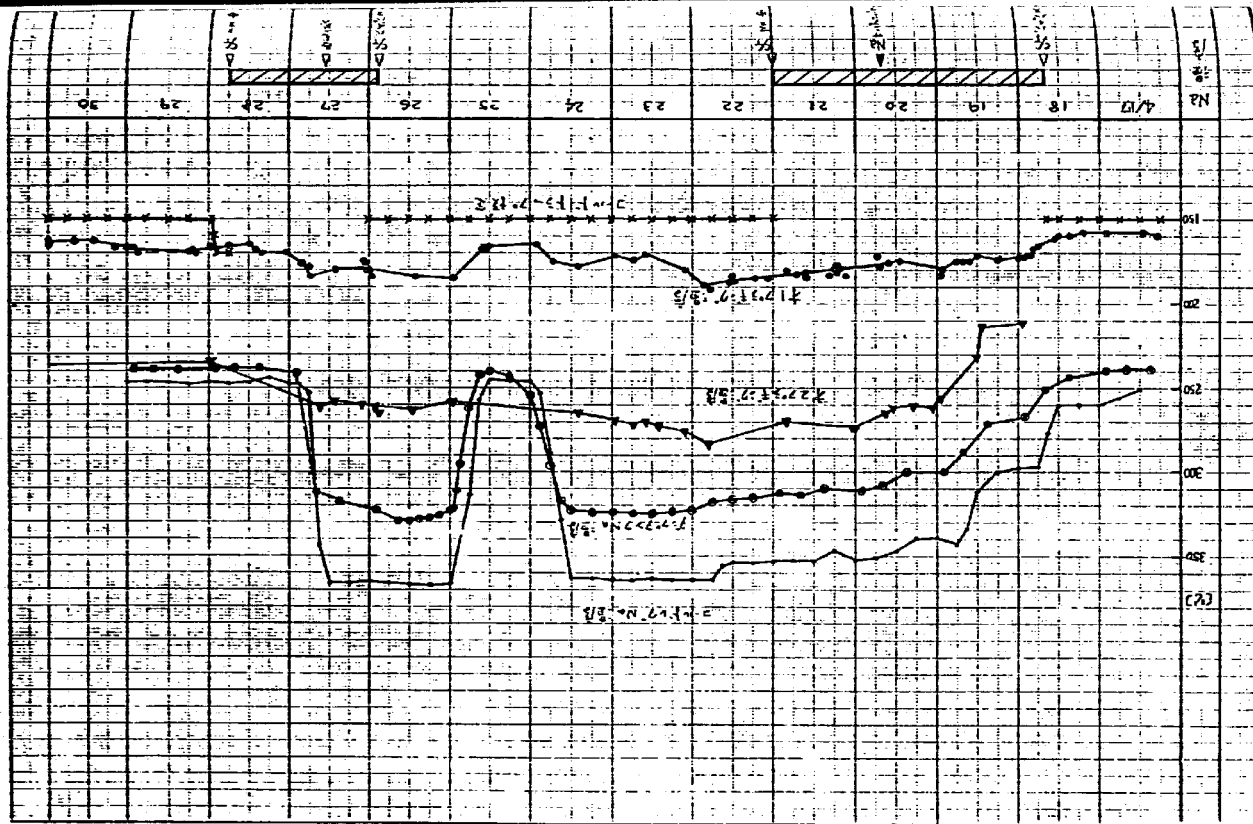
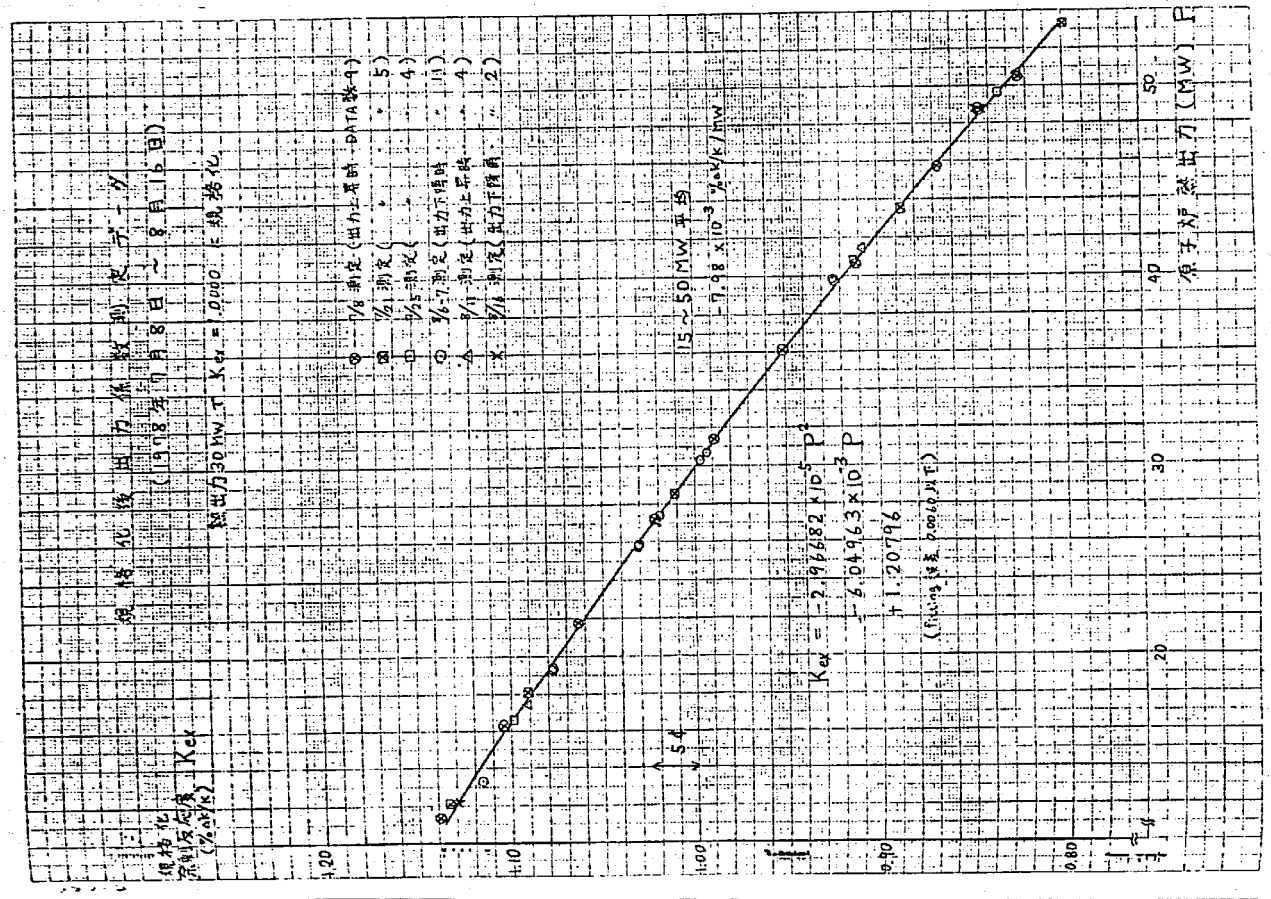
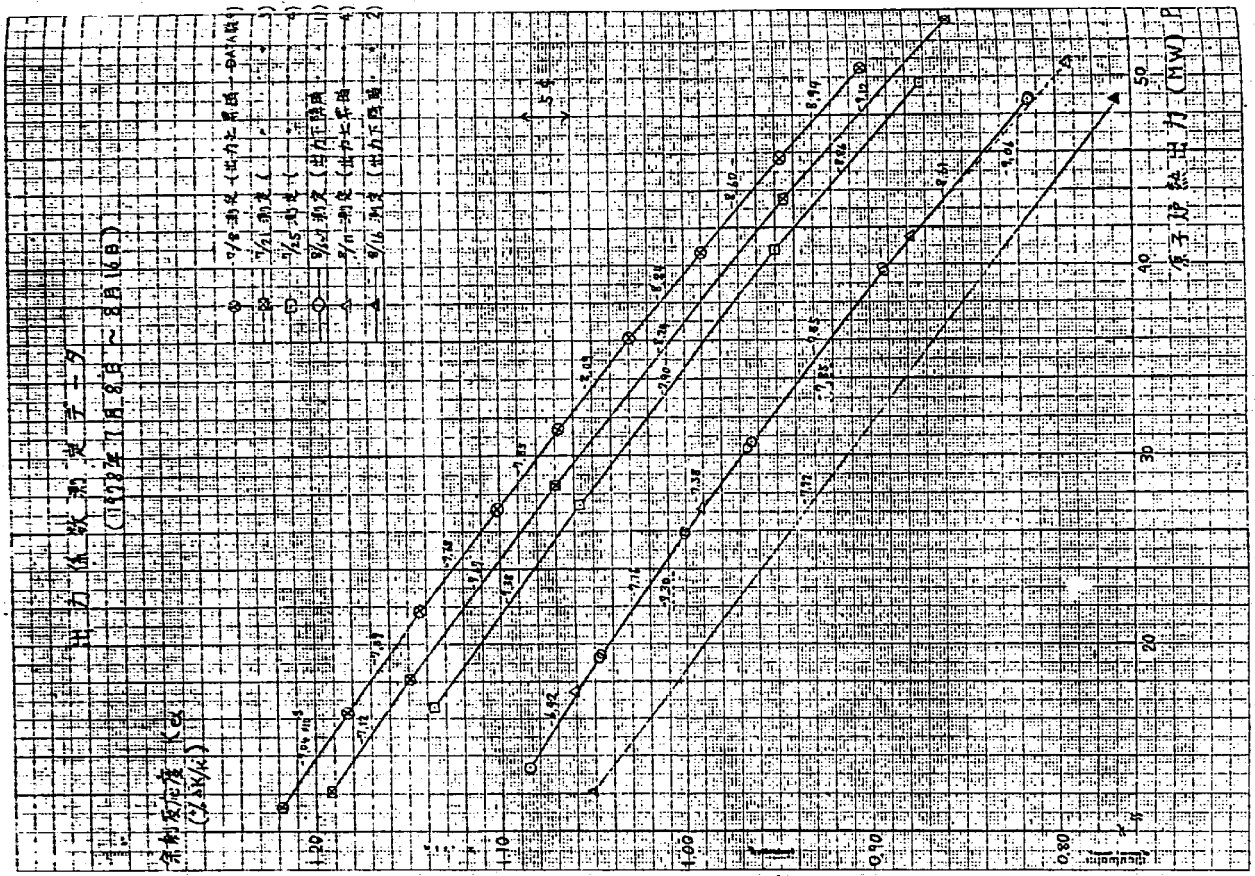


Fig-2 2次Na熱化炉反応度曲線 (SS3/7-50)



流量係數測定結果

(78年7月28日測定)

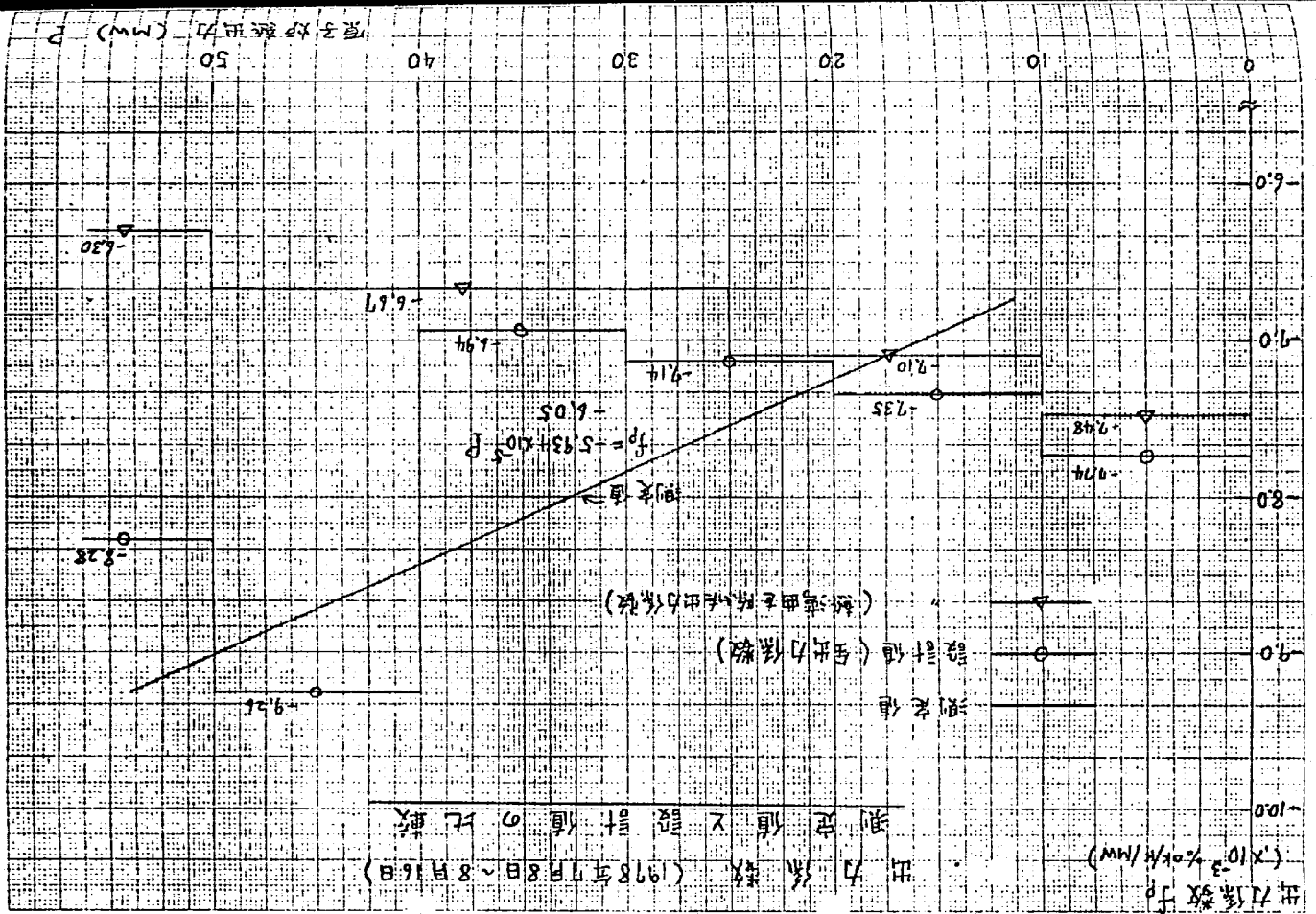
試験時原子炉熱出力 37.58 MW
 1次系Na流量変化 100 → 77.82 %
 反応度変化量 $-1.34 \times 10^{-2} \% \Delta K/K$
 (= 2.68 ϕ)

※設計値 (実験条件に内外挿した値)
 $-2.43 \times 10^{-2} \% \Delta K/K$
 (= 4.86 ϕ)

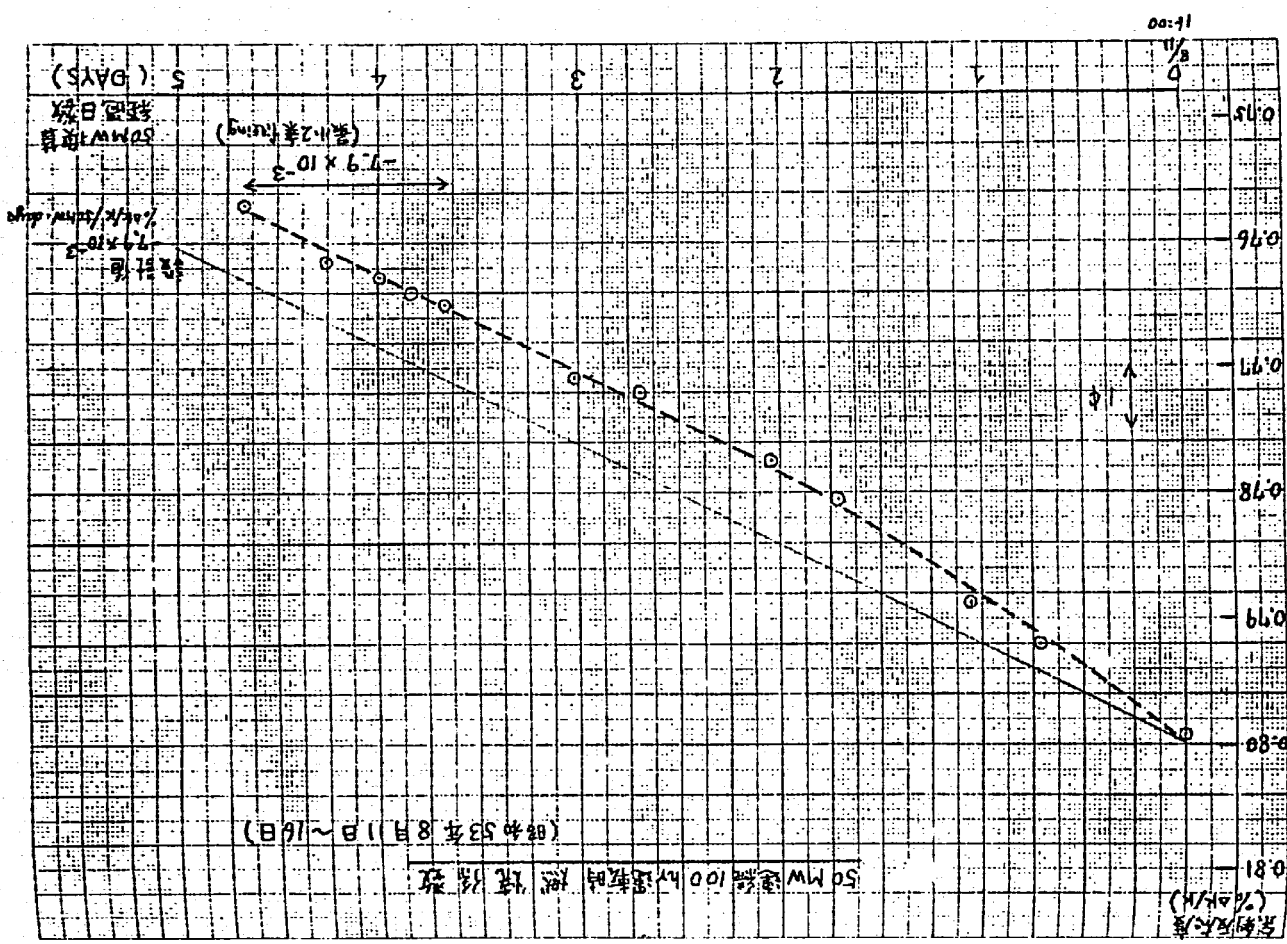
$$C/E = \frac{4.86}{2.68} = 1.81$$

(参考) 核設計(E)における設計値

流量係數	50 MW	100 MW	反応度変化 $\Delta K/K \times 10^{-5}$
150 %	32.2	61.2	61.2
120 %	16.0	31.1	31.1
110 %	9.3	16.1	16.1
100 %	0	0	0
90 %	-9.4	-19.2	-19.2
80 %	-25.6	-47.5	-47.5
50 %	-97.8	-179.7	-179.7



試験項目	燃焼係数	(NT-35)
実施期間	自 53年 4月 18日 至 53年 8月 20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	<p>A. 50MW100時間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。</p> <p>B. 出力上昇試験期間中の臨界データ（調整棒位置及びNa温度）から、反応度変化量を測定する。</p>	
3. 試験結果（要約）	<p>A 100時間連続運転時においては、Np^{239}の崩壊に起因するとみられる下に凸の反応度降下曲線が得られた。平衡状態に達してからの燃焼係数は、燃焼時間が短い程差は大きいが下記で得た値と良く一致した。</p> <p>B 臨界データをfittingした結果、以下の値が得られた。しかし、データのバラツキは最大5%あり、大きい。</p> <p style="margin-left: 2em;">$(\lambda/18 \sim 8/20) - 7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/day \cdot 50MW$</p> <p style="margin-left: 2em;">設計値 $- 7.9 \times 10^{-3} \%$</p> <p>第1期出力1サイクル（50MW45日）の反応度損失量は$0.35 \% \Delta k/k$と推定される。</p>	
4. 判定	設計とよく一致している。	
5. 特記事項		



試験項目		燃料集合体出口温度分析 (NT-52)	
実施期間	自 53年 4月 28日 至 53年 7月 12日		
1. 目的	炉内の各集合体の出口温度分布を測定する。		
2. 試験方法	50MWまでの各出力において、炉心上部の炉上部機構部に設置されている燃料集合体出口温度計により、出口温度を測定する。		
3. 試験結果(要約)	原子炉出力50MW1時の結果は以下の通り、 炉心燃料集合体出口温度(最盛): 473℃(1F1)		
4. 判定	判定基準を満足している。		
5. 特記事項			

オリフィス 集 域	集合体数	S/A出口温度(平均値)		(測定値) - (予測値)	半定基準
		測定値	予測値		
炉心 0.1列	7	469.2	465.6	3.6	
" 2列	12	463.3	458.9	4.4	
" 3列	12	458.4	453.9	4.5	488℃
" 4列	24	449.4	447.6	1.8	以下
" 5列	15	456.0	445.9	10.1	
プランケット内側1列	14	424.5	413.8	10.7	
" 2列	30	419.5	405.6	13.9	

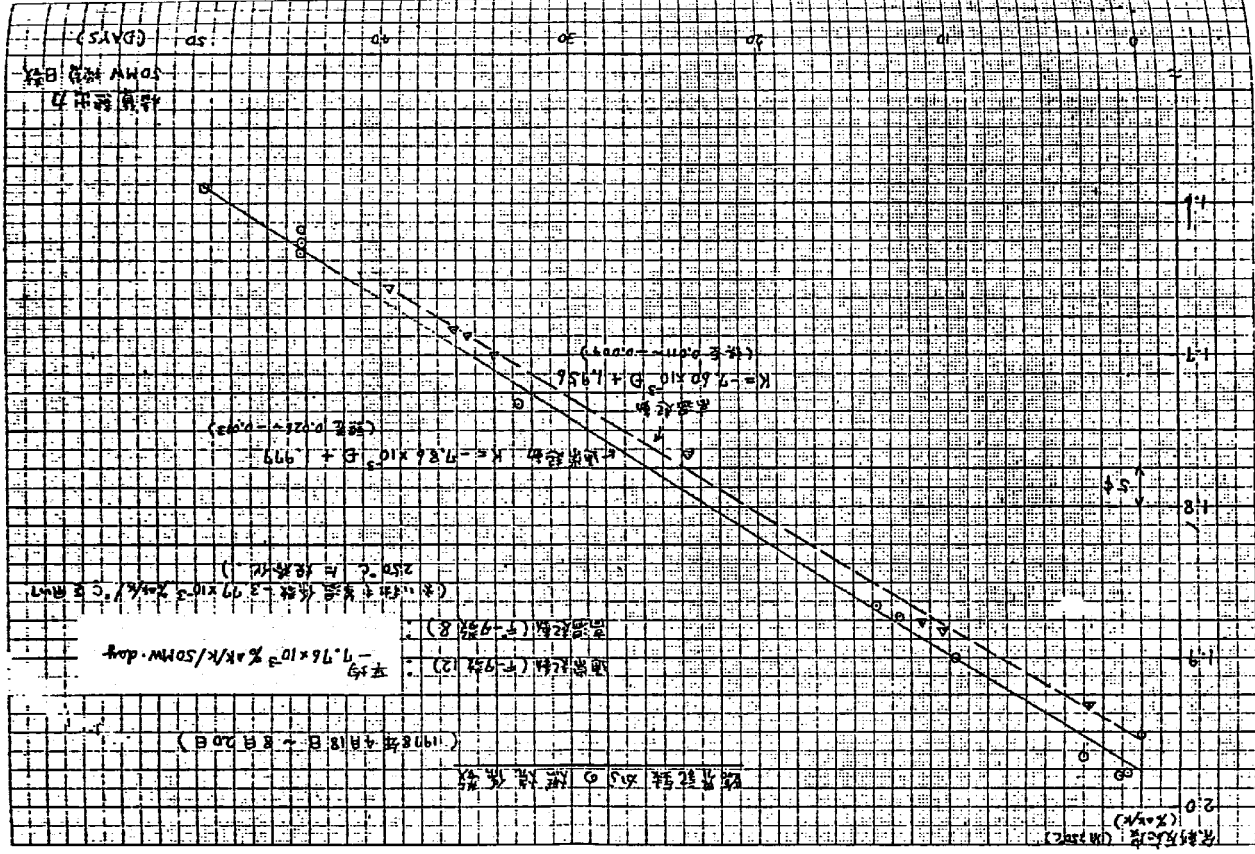
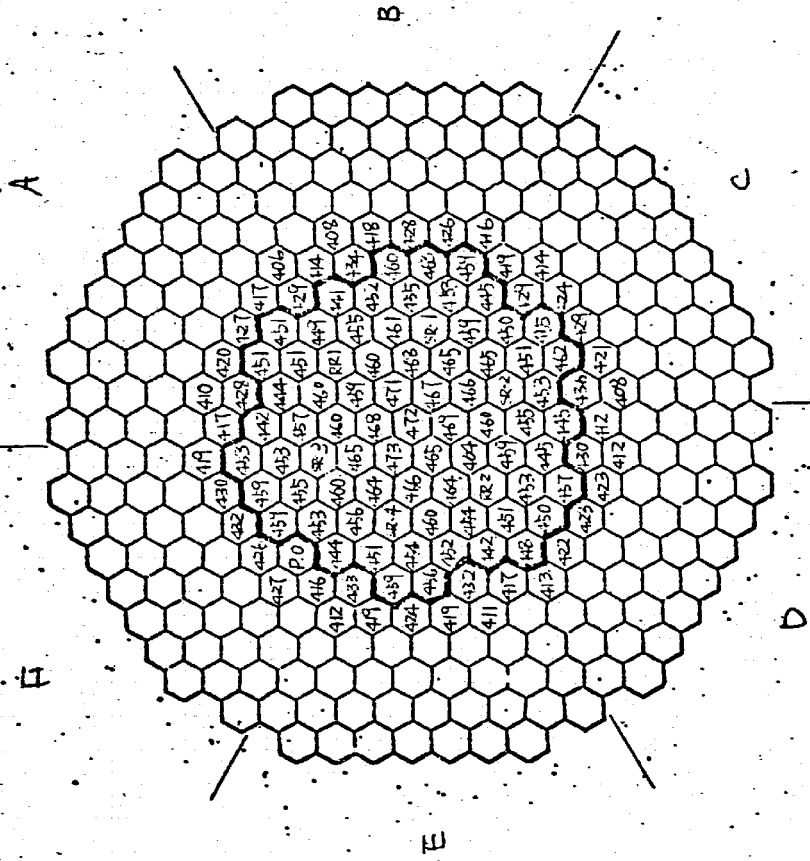


圖1. S/A出口溫度分布測定值 (50MWt)

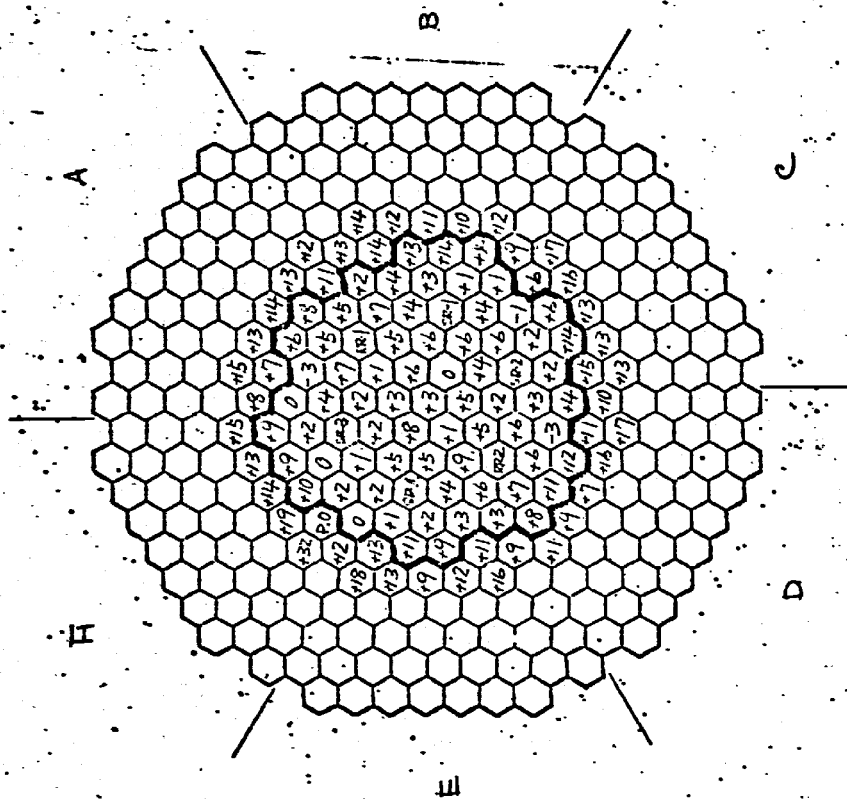
層數	層別	測定值平均 $^{\circ}\text{C}$	測定值平均溫度	測定值平均溫度
S/A出口溫度	0, 1列	469.2	99.2	95.6
	2列	463.3	93.3	88.9
	3列	458.4	88.4	83.9
	4列	449.4	79.4	77.6
	5列	456.0	86.0	75.9
	14	424.5	54.5	43.8
	30	419.5	49.5	35.6
層別	0, 1列			
	內側2列			

表1 S/A出口溫度分布測定結果 (50MWt)



50 MWt
 (原料棒入口=溫度370 $^{\circ}\text{C}$)
 下部燃料流量 579.868 t/h

图2. 燃料集合体出口Na温度差 (平均温度差) (50MWt)



温度差 = 平均值 - 平均温度
50MWt

平均温度 599.8 K

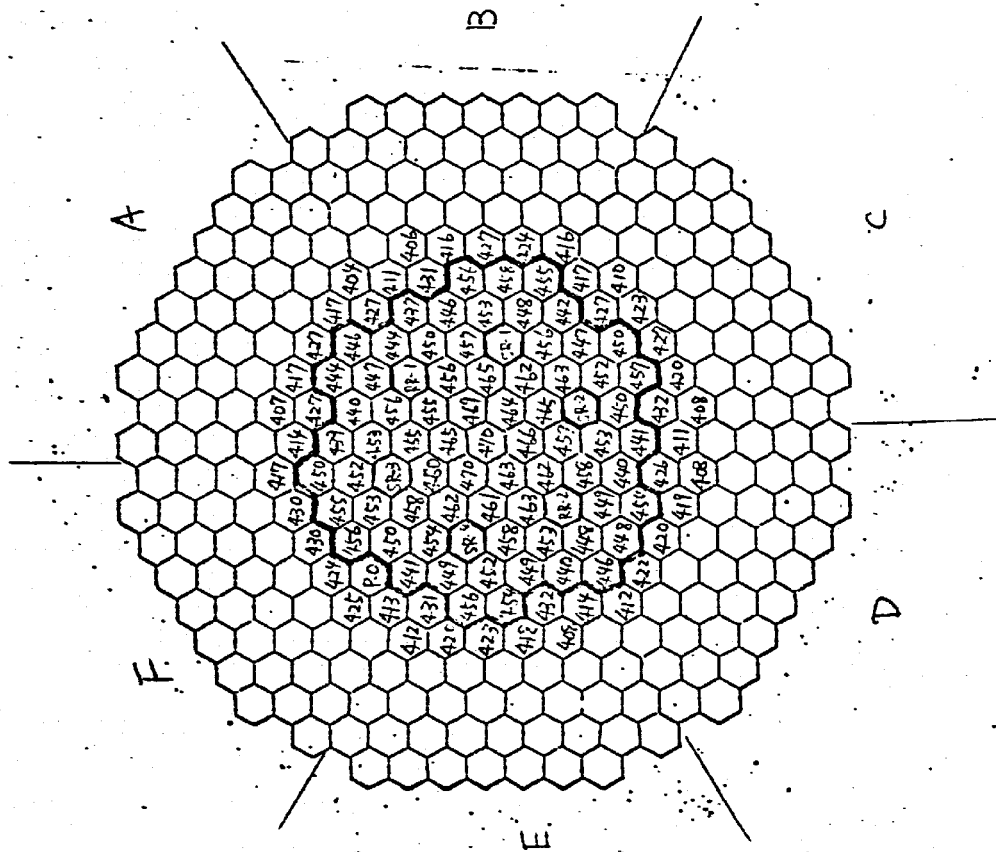


图3 燃料集合体出口温度分布
38MWt 80%流量时 实际值
(原子炉入口温度 370°C)

(平均值 - 1.5°C - 366.5) + 370°

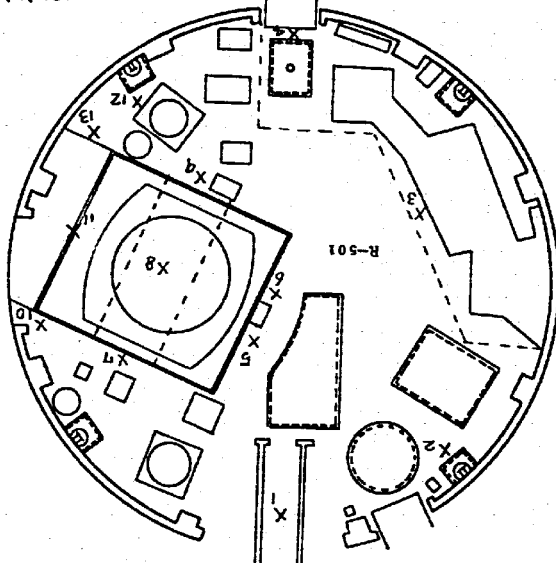
試験項目	空間線量率分布測定 (ST-11)
実施期間	自 53年 4月 日 至 53年 8月 日
目的	原子炉出力50MWt時の管理区域、保全区域、周辺監視区域の空間線量率が各線量率区分値を満足していることを確認する。
試験方法	原子炉出力50MWt運転時に各位置で空間線量率分布を測定した。検出器は γ 線量率については、GM管サーベイメータ、電離箱サーベイメータ、シンチレーション式NaIサーベイメータで、 n 線量率については、レムカウンタで測定した。
試験結果(要約)	<p>1-⑤原子炉付属建屋IM1F(2μrem/hr以下) 測定値γ: 0.03mR/hr以下</p> <p>1-⑥原子炉付属建屋B1F(2μrem/hr以下) 測定値γ: 0.03mR/hr以下</p> <p>1-⑦原子炉付属建屋IM2F(2μrem/hr以下) 測定値γ: 0.03mR/hr以下</p> <p>1-⑧原子炉付属建屋B2F(2μrem/hr以下) 測定値γ: 0.03mR/hr以下</p> <p>2. 保全区域 (0.625mrem/hr以下) 測定値γ: 0.006~0.0085mR/hr</p> <p>3. 周辺監視区域 (0.625mrem/hr以下) 測定値γ: 0.005~0.0095mR/hr (注)アングラーラインは線量率区分</p>
判定	判定基準を満足した。
特記事項	

13	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
12	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
11	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
10	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
9	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
8	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
7	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
6	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
5	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
4	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
3	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
2	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1
1	R	<0.03	<0.03	<0.03	<0.1

検出器
R: mR/h
n: mrem/h

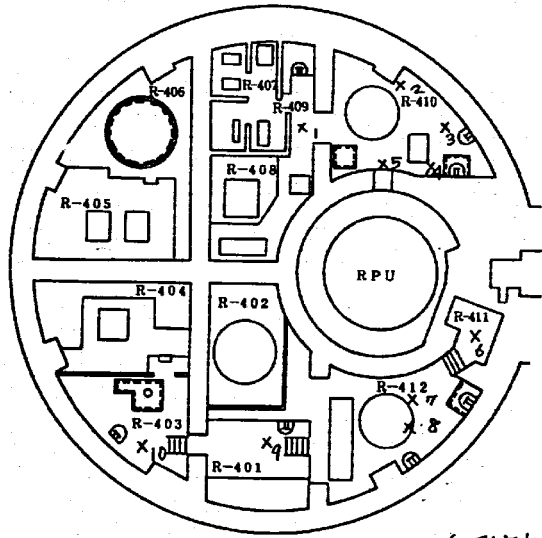
検出器
R: GM管サーベイメータ
n: Lk7-7A

X印測定点



格内1Fの空間線量率測定(1)

格内 B1F の空間線量率測定 (2)



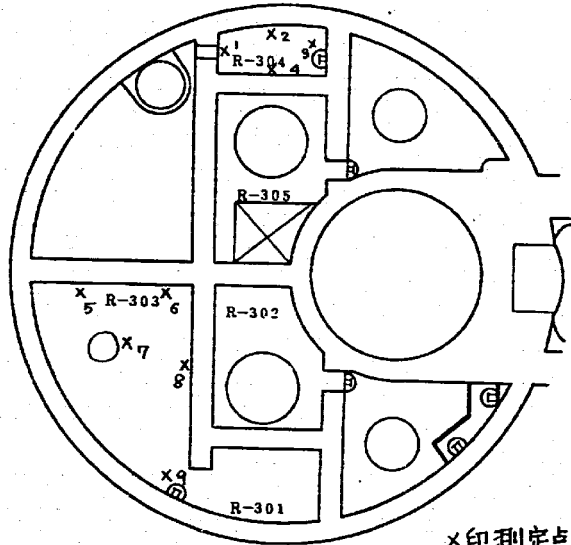
X印測定点

階層	出力	15 MW	25 MW	40 MW	50 MW
		1	r < 0.03 mR/h n < 0.1 mrem/h	< 0.03 < 0.1	< 0.03 < 0.1
2	r 1.2 n < 0.1	2.0 < 0.1	2.0 < 0.1	2.0 0.15	
3	r < 0.03 n < 0.1	— < 0.1	0.04 < 0.1	0.1 0.15	
4	r < 0.03 n < 0.1	— < 0.1	0.04 < 0.1	0.1 0.15	
5	r 0.2 n < 0.1	0.5 1.5	0.5 3.0	0.6 4.0	
6	r 0.1 n < 0.1	0.9 < 0.1	2.0 < 0.1	3.0 < 0.1	
7	r 0.2 n < 0.1	0.5 < 0.1	— < 0.1	0.7 < 0.1	
8	r 3.0 n < 0.1	— < 0.1	20 < 0.1	30 < 0.1	
9	r < 0.03 n < 0.1	< 0.03 < 0.1	— < 0.1	0.04 < 0.1	
10	r < 0.03 n < 0.1	< 0.03 < 0.1	< 0.03 < 0.1	0.03 < 0.1	

単位
r: mR/h

使用測定器 r: GM#-バイト9
n: LLカウナ9

格内 B1F の空間線量率測定 (3)



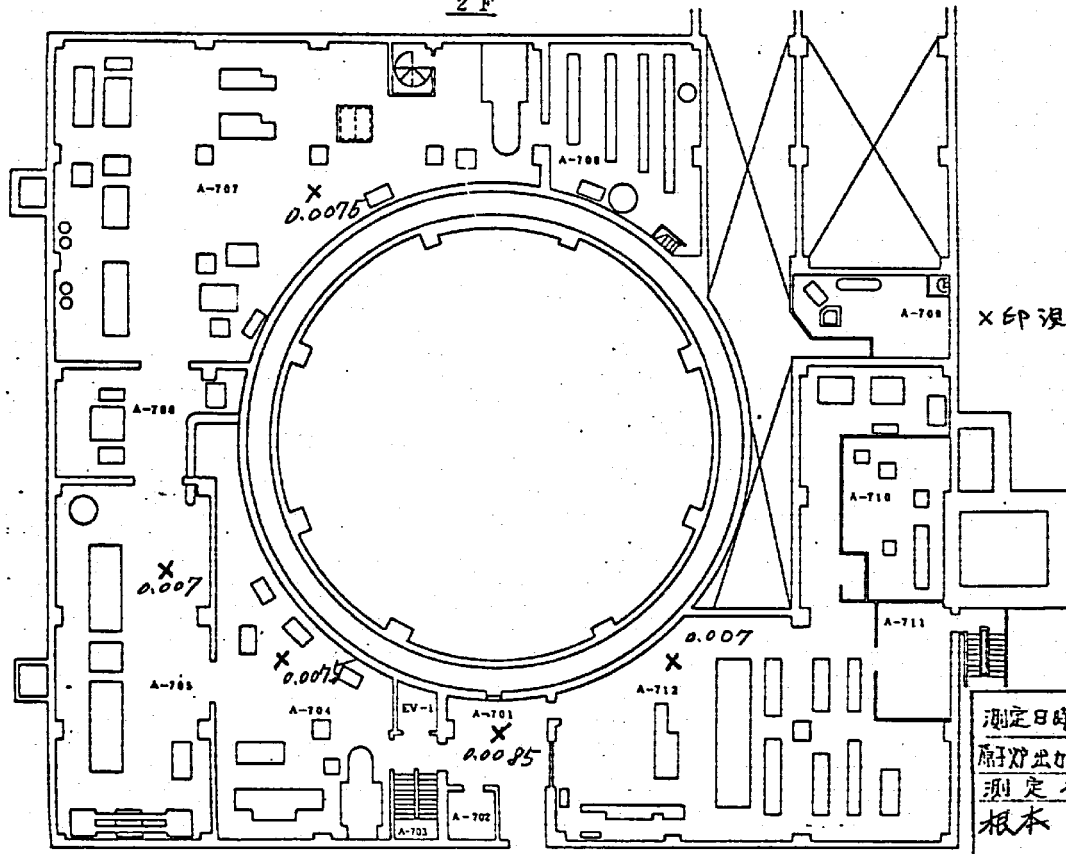
X印測定点

階層	出力	15 MW	25 MW	40 MW	50 MW
		1	r < 0.03 mR/h n < 0.1 mrem/h	< 0.03 < 0.1	0.05 < 0.1
2	r < 0.03 n < 0.1	< 0.03 < 0.1	0.04 < 0.1	0.05 < 0.1	
3	r < 0.03 n < 0.1	< 0.03 < 0.1	0.03 < 0.1	0.04 < 0.1	
4	r < 0.03 n < 0.1	< 0.03 < 0.1	0.05 < 0.1	0.07 < 0.1	
5	r 0.04 n < 0.1	0.2 < 0.1	0.2 < 0.1	0.3 < 0.1	
6	r < 0.03 n < 0.1	0.2 < 0.1	0.2 < 0.1	0.3 < 0.1	
7	r < 0.03 n < 0.1	— < 0.1	0.1 < 0.1	0.1 < 0.1	
8	r < 0.03 n < 0.1	0.2 < 0.1	0.4 < 0.1	0.6 < 0.1	
9	r < 0.03 n < 0.1	0.03 < 0.1	0.04 < 0.1	0.04 < 0.1	

単位
r: mR/h
n: mrem/h

使用測定器 r: GM#-バイト9
n: LLカウナ9

2 F



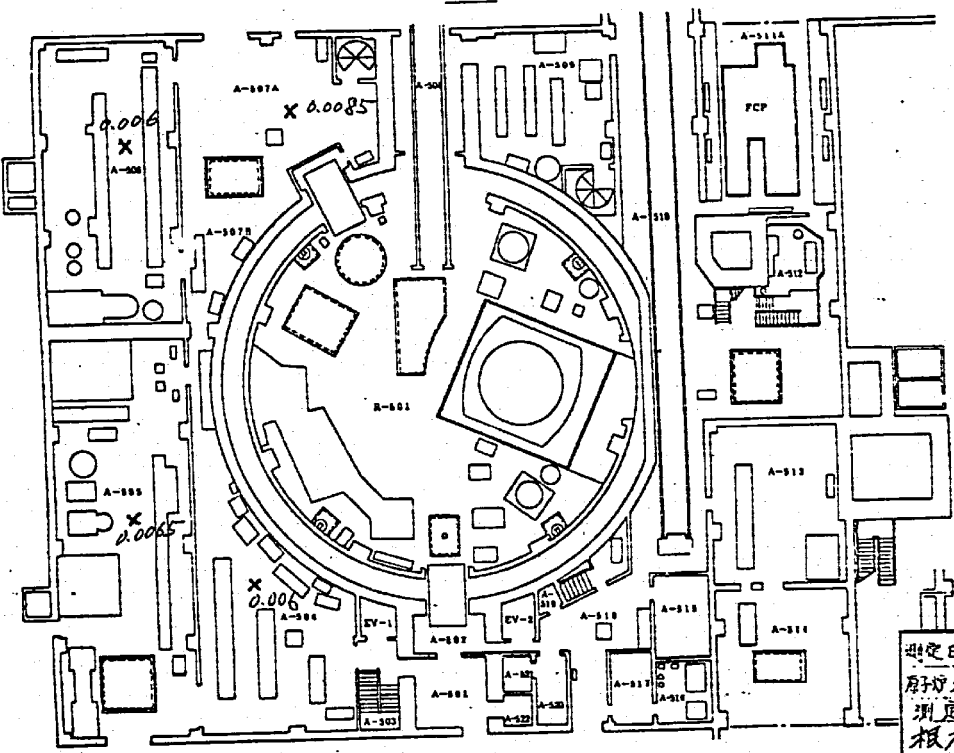
(保全区域)

X印測定点

測定日時	53年7月7日 : ~ :		
原子炉出力	50 MW		
測定者	測定器	単位	
根本	NAI		
	SS-4	mR/h	
測定点:	X印		

- 236 -

1 F



(保全区域)

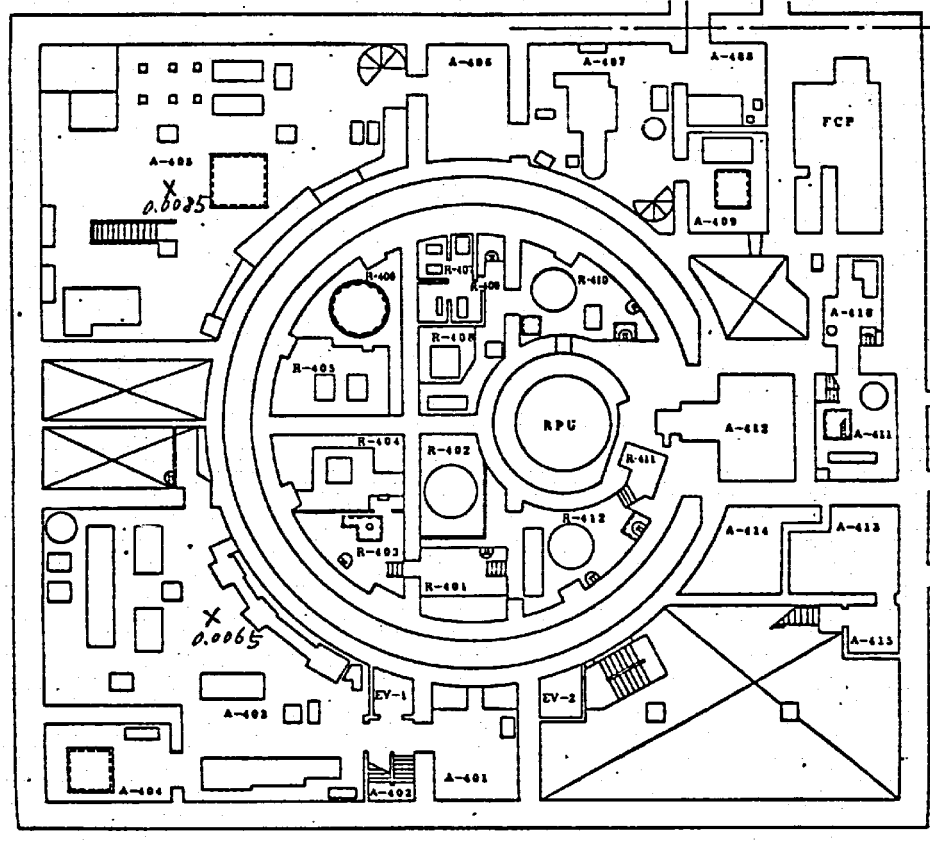
X印測定点

測定日時	53年7月7日 : ~ :		
原子炉出力	50 MW		
測定者	測定器	単位	
根本	NAI		
	SS-4	mR/h	
測定点:	X印		

- 237 -

BM1F

(保存区域)

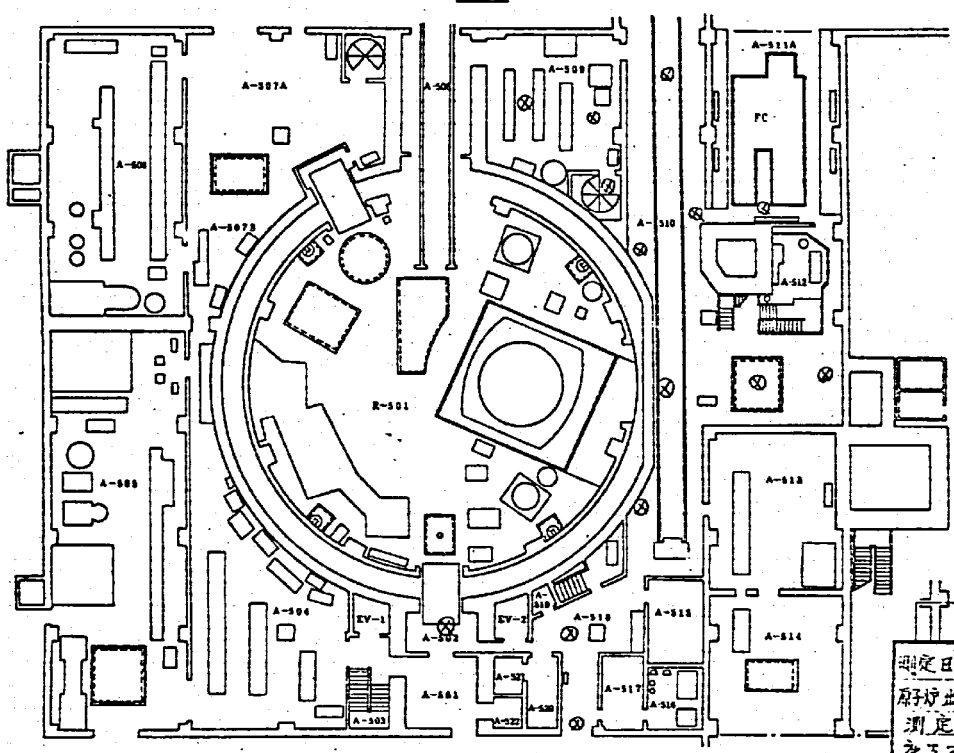


X印測定点

測定日時	53年7月7日		~	:
原子炉出力	50 Mw			
測定者	測定器	単位		
根本	NaI	mR/h		
	SS-4			
測定点	X印			

1F

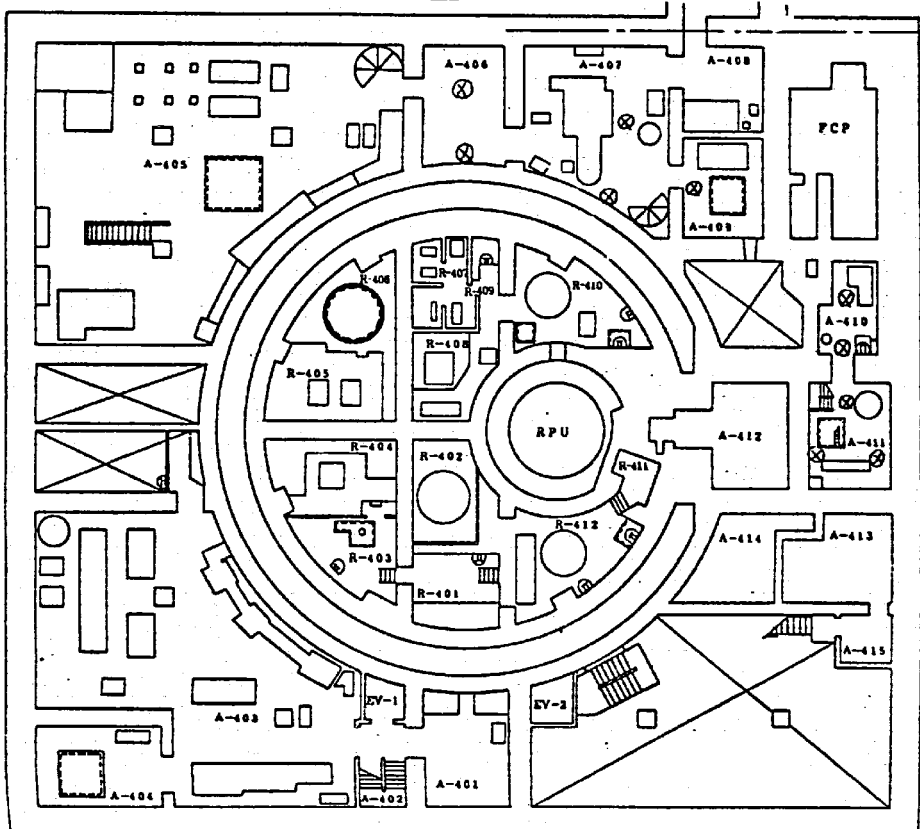
(管理区域)



O印：測定点
測定値記入付之 O印は
0.03 mR/h 以下。

測定日時	53年7月7日		9:00	~	12:00
原子炉出力	50 Mw				
測定者	測定器	単位			
松本	GM-13	mR/h			
鈴木					
測定点	X印				

BM1F



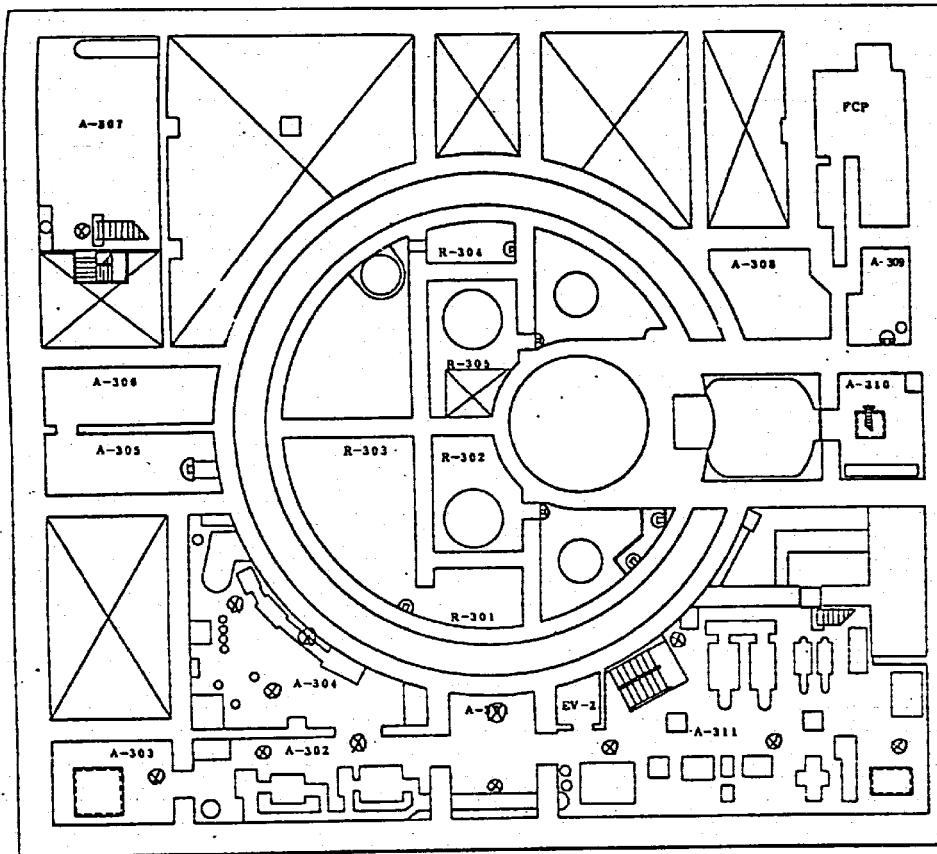
(管理区域)

⊗印：測定実
測定値記入付⊗印は
0.03 mR/h 以下。

測定日時	53年7月7日 9:00~12:00	
原炉出力	50 MW	
測定者	測定器	単位
鹿高村	GM-13	mR/h
鈴木		
測定器	X印	

- 240 -

B1F



(管理区域)

⊗印：測定実
測定値記入付⊗印は
0.03 mR/h 以下。

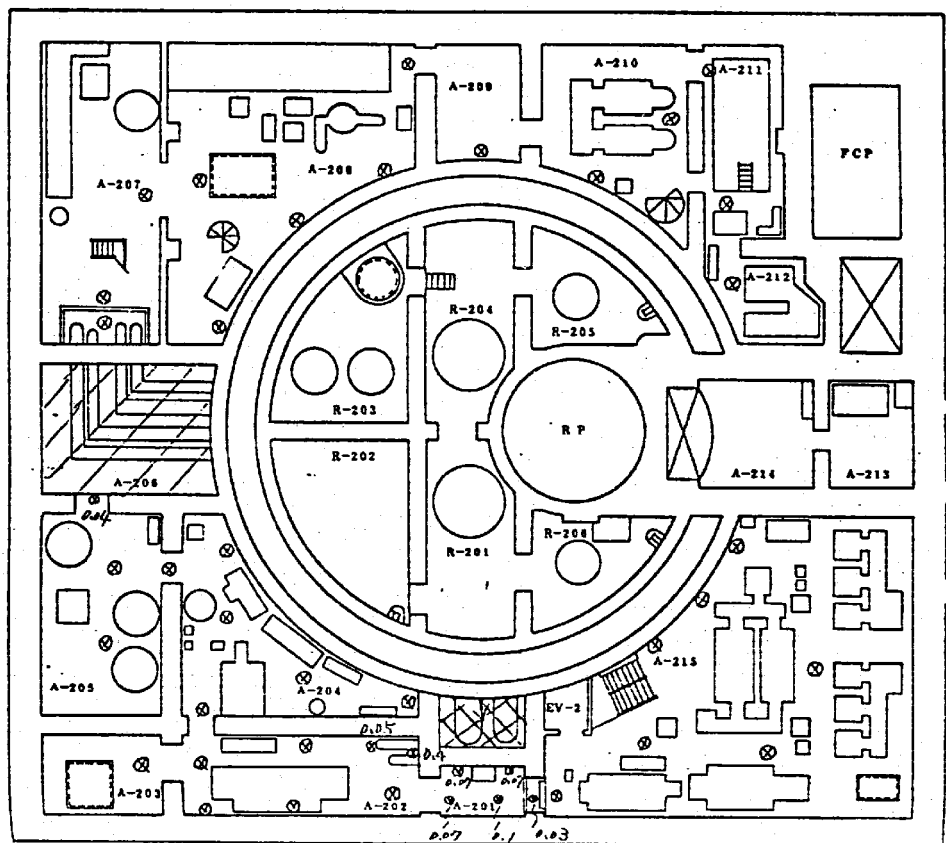
測定日時	53年7月7日 9:00~12:00	
原炉出力	50 MW	
測定者	測定器	単位
鹿高村	GM-13	mR/h
鈴木		
測定器	X印	

- 241 -

BM2F

(管理区域)

⊗印：測定実
測定値記入付主 ⊗印は
0.03 mR/h 以下。

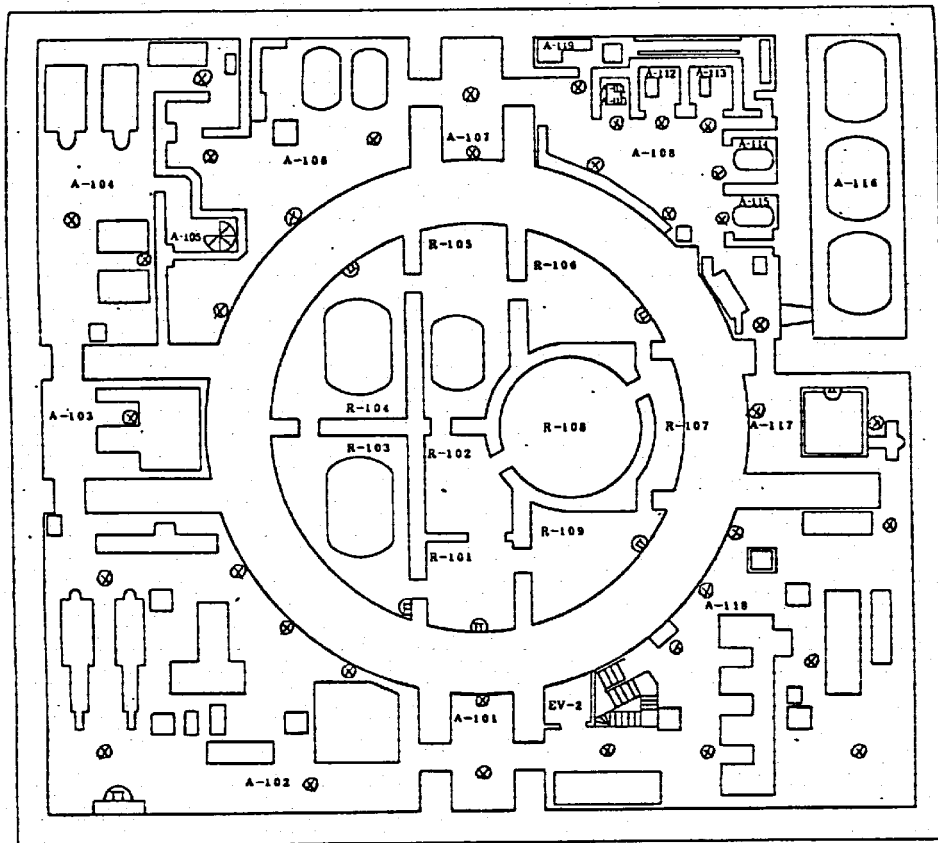


測定日時	53年7月7日 9:00-12:00	
原子炉出力	50	MW
測定者	測定器	単位
飯島村	GM-13	mR/h
鈴木		
測定実	: x印	

B2F

(管理区域)

⊗印：測定実
測定値記入付主 ⊗印は
0.03 mR/h 以下。



測定日時	53年7月7日 9:00-12:00	
原子炉出力	50	MW
測定者	測定器	単位
飯島村	GM-13	mR/h
鈴木		
測定実	: x印	

常陽周辺の空間線量率測定結果(1/2)

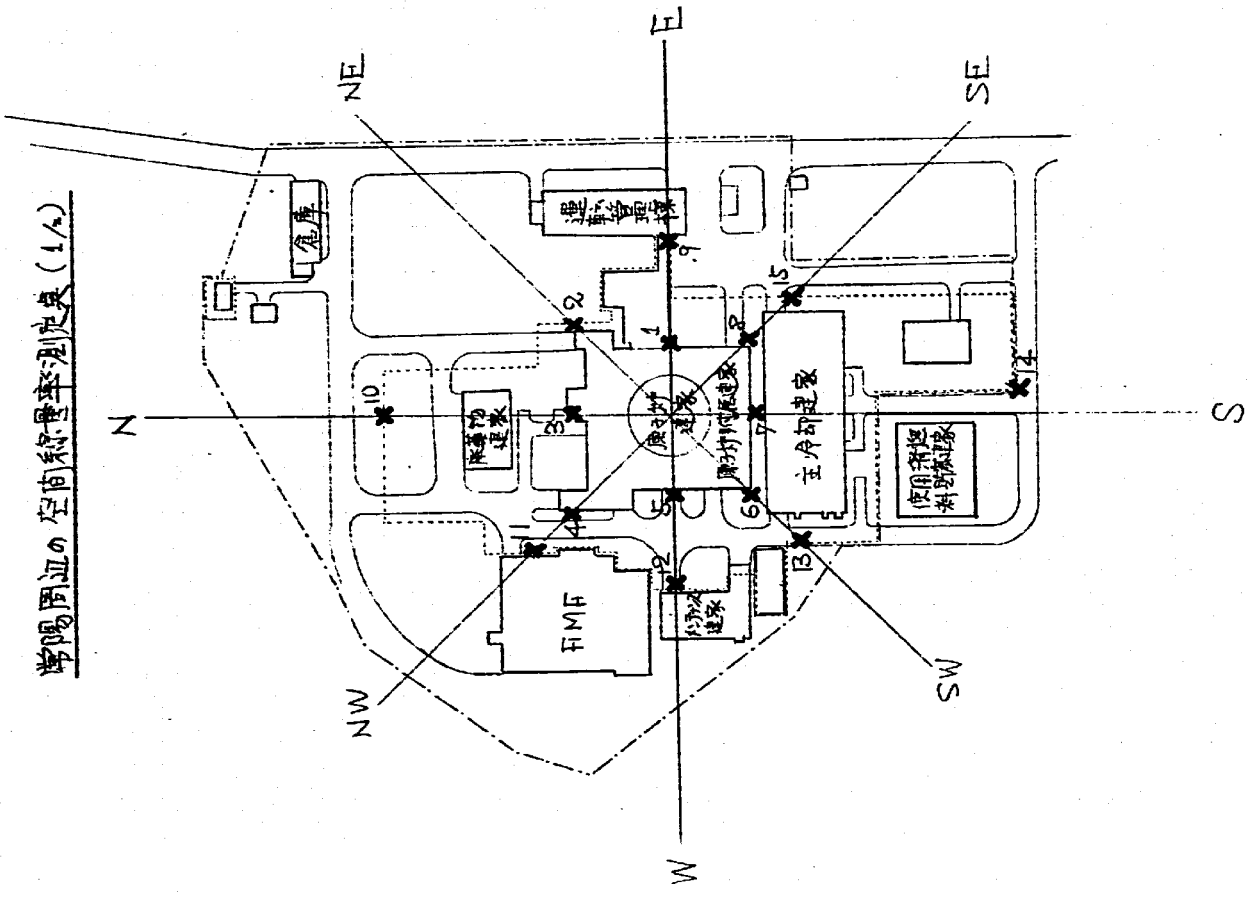
常陽周辺の空間線量率測定記録

測定者: 藤本 隆
測定日時: 1985-12-10

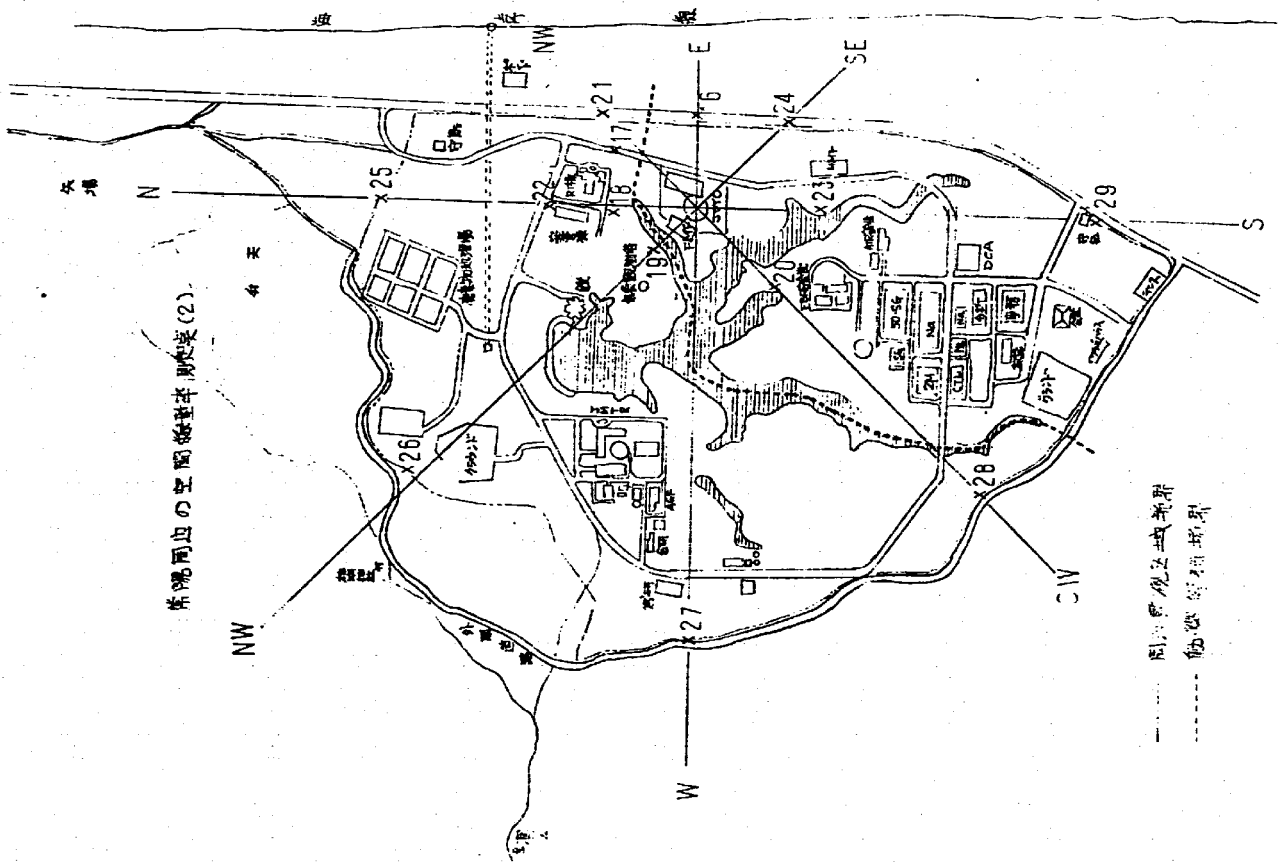
測定点	測定値 (μm Rem/hr)		備考
1	0.006	0.006	0.0080
2	0.006	0.007	0.0055
3	0.008	0.008	0.009
4	0.007	0.007	0.008
5	0.008	0.007	0.0065
6	0.009	0.007	0.006
7	0.009	0.008	0.0090
8	0.007	0.007	0.0075
9	0.009	0.006	0.0075
10	0.006	0.006	0.007
11	0.007	0.006	0.007
12	0.005	0.006	0.0055
13	0.008	0.007	0.0065
14	0.004	0.006	0.0035
15	0.008	0.006	0.008
16	0.0040	0.004	0.005
17	0.0070	0.006	0.0075
18	0.0050	0.005	0.0035
19	0.0055	0.0045	0.0045
20	0.0060	0.005	0.0055
21	0.0040	0.004	0.005
22	0.0045	0.0045	0.0045
23	0.0075	0.006	0.0055
24	0.0045	0.004	0.0045
25	0.0080	0.009	0.008
26	0.0045	0.0055	0.007
27	0.0075	0.005	0.005
28	0.0045	0.005	0.0055
29	0.0080	0.0055	0.005
測定年月日	83.4.26	83.5.22	83.5.29
原研出力	9MW	15MW	25MW
			50MW

(注) 上記測定は、JMTの運転中。

--- 内は保安区域
 --- PP用エース
 X : 測定点



試験項目	放射線管理 (MT-11)
実施期間	自 53年 4月 日 至 53年 8月 日
1. 目的	性能試験期間中に放射線管理用モニターの指示値を監視して、炉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)	一般作業雰囲気 (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、炉出力に応じた変化は全く認められなかった。但し、炉上部ピット室、カバーガスF/D室およびHX室設置のγ線エリアモニタは、各運転出力に応じた指示値の上昇が観察された。また、隣ガス系モニタの指示は、安全容器呼吸系、N ₂ 予熱系からの ²²² Rn吐出状況に対応した指示値変化を示し、隣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。 なお、50MWt運転時も含めて、それぞれの場所において遮へい設計基準を上回る指示値は観察されていない。
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		値		値	
	1	2	15 MW	25 MW	40 MW	50 MW
操作室	H:100 L:10	H:100 L:10	5/9 8:50	6/1 8:50	7/1 8:50	8/5 8:50
水冷却池至	<1	<1	<1	<1	<1	<1
新燃料貯蔵庫	0.013	0.014	0.014	0.014	0.015	0.016
コントロールセンター	0.012	0.013	0.012	0.012	0.011	0.014
エプロック付近	0.014	0.014	0.014	0.014	0.015	0.015
炉上部ピット	0.017	0.016	0.016	0.016	0.016	0.017
カバ-ガスFFD	<1	<1	<1	<1	1.6	2.0
主循環ポンプ	1.4	<1	<1	3.5	8.5	10.0
ポンプ上蓋	<1	<1	<1	<1	<1	<1
手動バルブ	0.027	0.026	0.035	0.035	0.040	0.045
交換機	0.035	0.035	0.035	0.035	0.044	0.055
主中間機器	2.1x10 ⁵	2.6x10 ⁵	5.0x10 ⁵	9.5x10 ⁵	1.2x10 ⁶	1.5x10 ⁶
中央制御室	4.0x10 ⁵	3.5x10 ⁵	7.0x10 ⁵	9.5x10 ⁵	1.1x10 ⁶	1.5x10 ⁶
管理区域出入口	0.020	0.018	0.019	0.019	0.019	0.019
キヤスクカ-移動エリア	0.019	0.017	0.018	0.018	0.018	0.017
キヤスクカ-点検室	0.017	0.016	0.016	0.016	0.015	0.015
燃料汚染機器室	<1	<1	<1	<1	<1	<1
水冷却池機器室	<1	<1	<1	<1	<1	<1
送風機室	0.035	0.035	0.035	0.035	0.040	0.045
1次カ-ガスポンプ室	0.012	0.015	0.014	0.014	0.014	0.014
原燃タンク室	0.017	0.020	0.020	0.020	0.020	0.020
原燃ガス処理室	0.016	0.017	0.017	0.017	0.017	0.017
配管(コ-ールド)	0.011	0.011	0.012	0.012	0.014	0.015
マンナガス検査	0.015	0.017	0.020	0.020	0.022	0.028
燃料出入機付近	0.018	0.013	0.012	0.012	0.014	0.013
燃料貯蔵庫	0.015	0.016	0.015	0.015	0.016	0.016
燃料貯蔵庫	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
燃料貯蔵庫	20 cps	100	100	100	95	95
燃料貯蔵庫	200	100	100	100	95	95

放射線監視盤指示記録 (II)

モ:ニタ名	警報		値		値	
	1	2	15 MW	25 MW	40 MW	50 MW
操作室	H:100 L:10	H:100 L:10	5/9 8:50	6/1 8:50	7/1 8:50	8/5 8:50
水冷却池至	<1	<1	<1	<1	<1	<1
新燃料貯蔵庫	0.013	0.014	0.014	0.014	0.015	0.016
コントロールセンター	0.012	0.013	0.012	0.012	0.011	0.014
エプロック付近	0.014	0.014	0.014	0.014	0.015	0.015
炉上部ピット	0.017	0.016	0.016	0.016	0.016	0.017
カバ-ガスFFD	<1	<1	<1	<1	1.6	2.0
主循環ポンプ	1.4	<1	<1	3.5	8.5	10.0
ポンプ上蓋	<1	<1	<1	<1	<1	<1
手動バルブ	0.027	0.026	0.035	0.035	0.040	0.045
交換機	0.035	0.035	0.035	0.035	0.044	0.055
主中間機器	2.1x10 ⁵	2.6x10 ⁵	5.0x10 ⁵	9.5x10 ⁵	1.2x10 ⁶	1.5x10 ⁶
中央制御室	4.0x10 ⁵	3.5x10 ⁵	7.0x10 ⁵	9.5x10 ⁵	1.1x10 ⁶	1.5x10 ⁶
管理区域出入口	0.020	0.018	0.019	0.019	0.019	0.019
キヤスクカ-移動エリア	0.019	0.017	0.018	0.018	0.018	0.017
キヤスクカ-点検室	0.017	0.016	0.016	0.016	0.015	0.015
燃料汚染機器室	<1	<1	<1	<1	<1	<1
水冷却池機器室	<1	<1	<1	<1	<1	<1
送風機室	0.035	0.035	0.035	0.035	0.040	0.045
1次カ-ガスポンプ室	0.012	0.015	0.014	0.014	0.014	0.014
原燃タンク室	0.017	0.020	0.020	0.020	0.020	0.020
原燃ガス処理室	0.016	0.017	0.017	0.017	0.017	0.017
配管(コ-ールド)	0.011	0.011	0.012	0.012	0.014	0.015
マンナガス検査	0.015	0.017	0.020	0.020	0.022	0.028
燃料出入機付近	0.018	0.013	0.012	0.012	0.014	0.013
燃料貯蔵庫	0.015	0.016	0.015	0.015	0.016	0.016
燃料貯蔵庫	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
燃料貯蔵庫	20 cps	100	100	100	95	95
燃料貯蔵庫	200	100	100	100	95	95

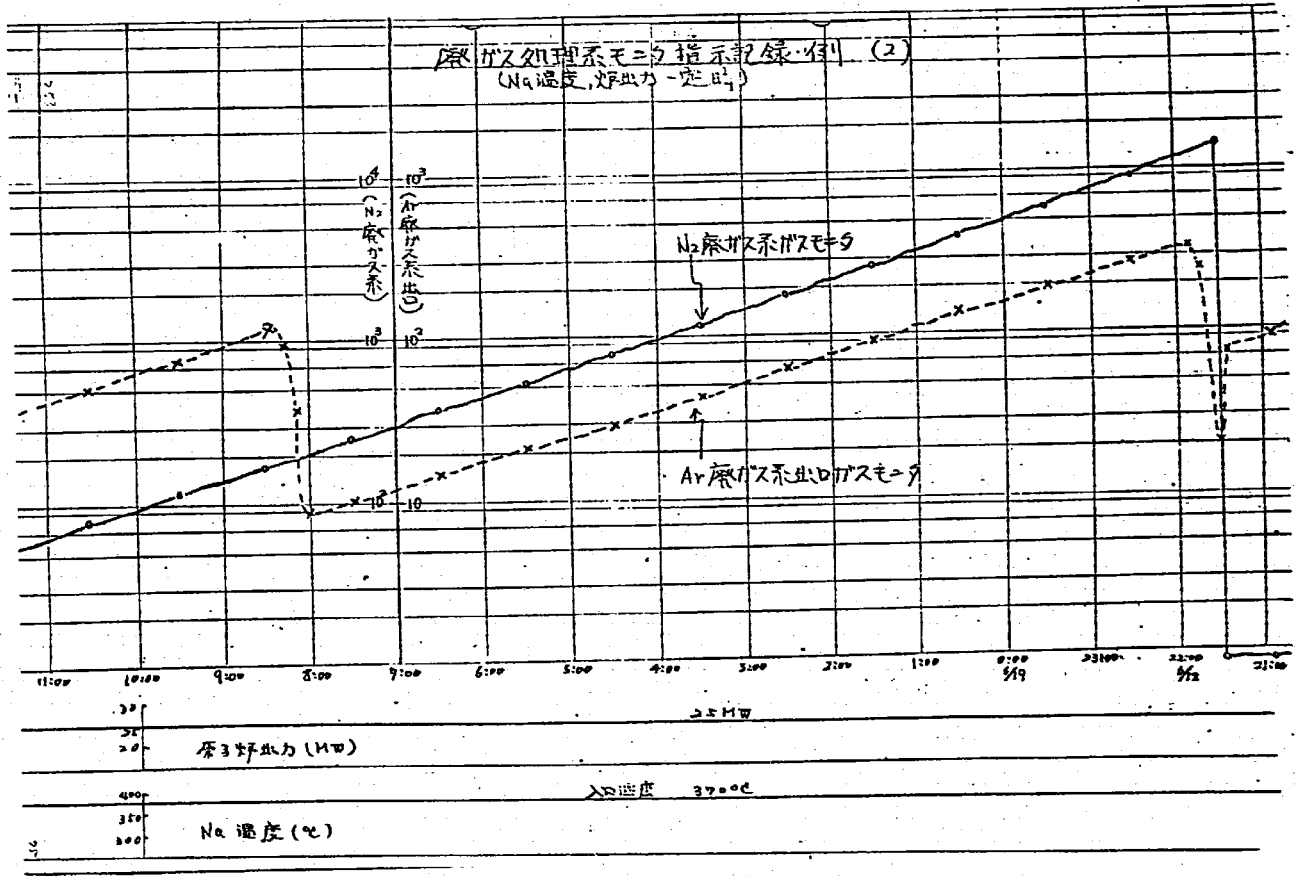
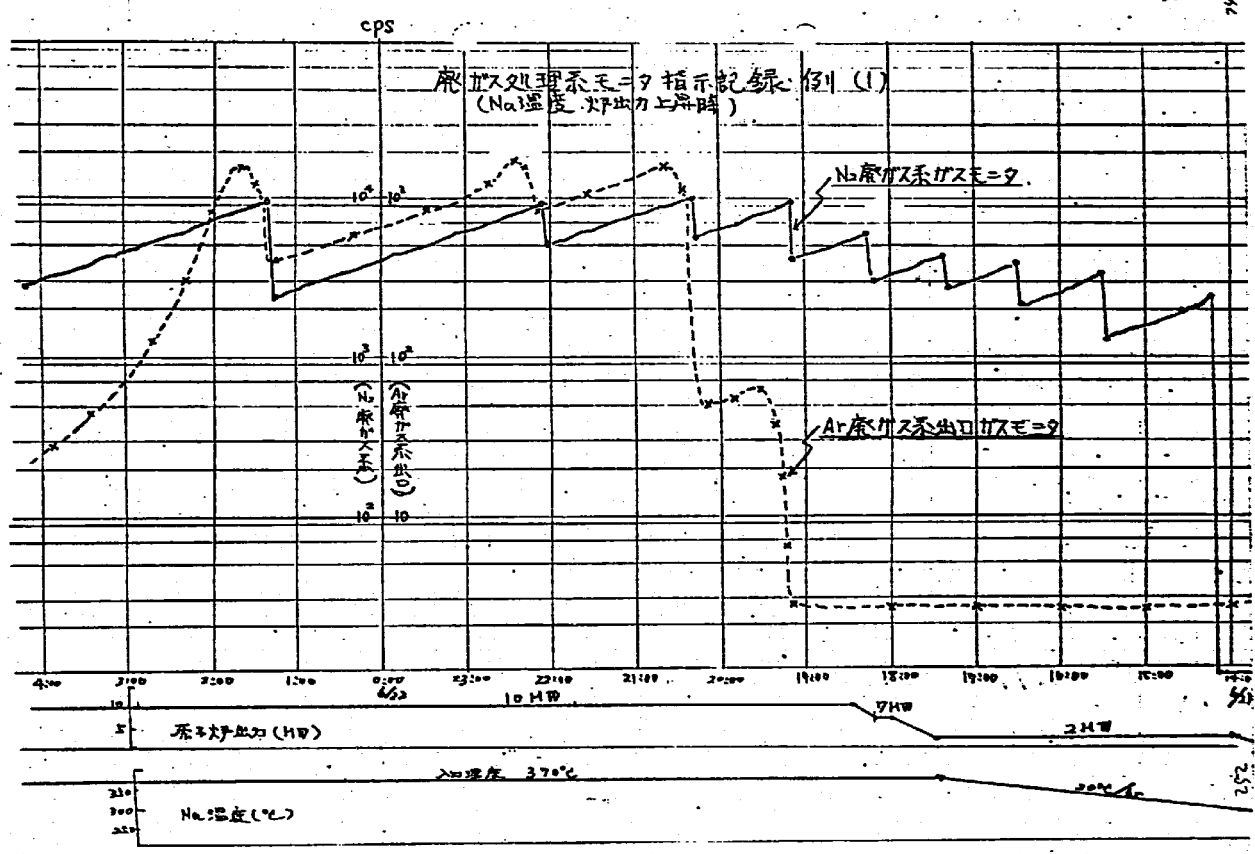
放射線監視盤指示記録 (I)

モノネタ名	警報		指示		値	
	発生率	B.G.値	MIP	MIP	MIP	MIP
機作室	M:100 L:10	40.850	<1	<1	<1	<1
1	M:100 L:10					
2	M:100 L:10					
3	M:100 L:10					
水冷却池室	2	0.013				
新燃料貯蔵室	10	0.011				
コントロールセンター	2	0.014				
エアロック付近	2	0.017				
炉上部ピット	50	<1				
カバーガスFFD		<1				
主循環ポンプ	A 10 B 10	<1				
西側ポンプ	10	0.020				
東側ポンプ	10	0.025				
主中央熱交換器	A B	<10 ³ <10 ³				
中央制御室	0.2	0.025				
管理区域出入口	2	0.018				
キャスク移動エリア	2	0.017				
キャスクカー点検室	2	<1				
燃料洗浄機器室	10	<1				
水冷却池機器室	2	<1				
遠隔コントロール室	50	0.030				
1次カーボンフィルタ室	50	0.012				
脱酸タンク室	1	0.017				
脱ガス処理室	1	0.016				
配管路 (コールド)	A	0.010				
	B	0.013				
マンナンス建築	1	0.013				
	2	0.015				
燃料出入機付近	20 cps	<0.1 cps				
及燃料貯蔵室	200	90				

放射線監視盤指示記録 (II)

モノネタ名	警報		指示		値	
	発生率	B.G.値	MIP	MIP	MIP	MIP
炉室1 F	BG+80 cps	40.850				
炉室床下	BG+80	4.5 cps				
缶詰室・燃料洗浄室	BG+75	3.0				
脱酸・脱ガスシステム	BG+75	4.5				
マンナンス建築	BG+70	4.0				
燃料貯蔵室	BG+75	3.5				
燃料貯蔵室	BG+75	3.5				
炉室1 F	BG+10	2.5				
燃料貯蔵室	BG+10	3.0				
燃料貯蔵室	BG+7	0.50				
燃料貯蔵室	BG+400	0.35				
燃料貯蔵室	BG+10000	0.22				
燃料貯蔵室	BG+10000	1.7				
燃料貯蔵室	BG+80	2.4				
燃料貯蔵室	BG+1	<0.1				
燃料貯蔵室	BG+15	0.45				
燃料貯蔵室	BG+25	4.5				
燃料貯蔵室	BG+7	1.2				
燃料貯蔵室	BG+70 cps	1.6 cps				
燃料貯蔵室	BG+70 cps	1.6 cps				
燃料貯蔵室	BG+200 cps	0.03 cps				
燃料貯蔵室	BG+1400	0.16				
燃料貯蔵室	BG+70 cps	0.020 cps				
燃料貯蔵室	BG+70 cps	1.6 cps				

燃料貯蔵室



試験項目	運転監視 (その2) 燃料破損検出系 (MT-21)													
実施期間	自 53年 5月 8日 至 53年 7月 10日													
1. 目的	燃料破損検出設備を監視し、原子炉出力が零から各出力レベルに於ける正常時の基礎の基礎データを得る。													
2. 試験方法	<p>選流中性子法 (DN法) 設備とプレシピタ法 (CG法) 設備について</p> <p>(1) 各出力レベルにおけるバックグラウンドを測定し、出力レベルとバックグラウンドの関係を求めた。</p> <p>(2) 計測系について必要な調整を行ない、最終的にアラームレベルを設定した。</p>													
3. 試験結果 (要約)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備名</th> <th>計数率 [cps]*</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DN法 (BF₃)</td> <td>1.5 X 10³</td> <td>検出系が正常に作動し、バックグラウンドが異常に高くないこと</td> </tr> <tr> <td>" (Br₀)</td> <td>5</td> <td></td> </tr> <tr> <td>CG法</td> <td>40</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>* 50MW時の測定値</p> <p>アラームレベル設定値 DN法 (BF₃) 4 X 10³ CPS DN法 (Br₀) 15 CPS CG法 150 CPS</p>		設備名	計数率 [cps]*	判定基準	DN法 (BF ₃)	1.5 X 10 ³	検出系が正常に作動し、バックグラウンドが異常に高くないこと	" (Br ₀)	5		CG法	40	
設備名	計数率 [cps]*	判定基準												
DN法 (BF ₃)	1.5 X 10 ³	検出系が正常に作動し、バックグラウンドが異常に高くないこと												
" (Br ₀)	5													
CG法	40													
4. 判定	判定基準を満足している。													
5. 特記事項														

MT-21

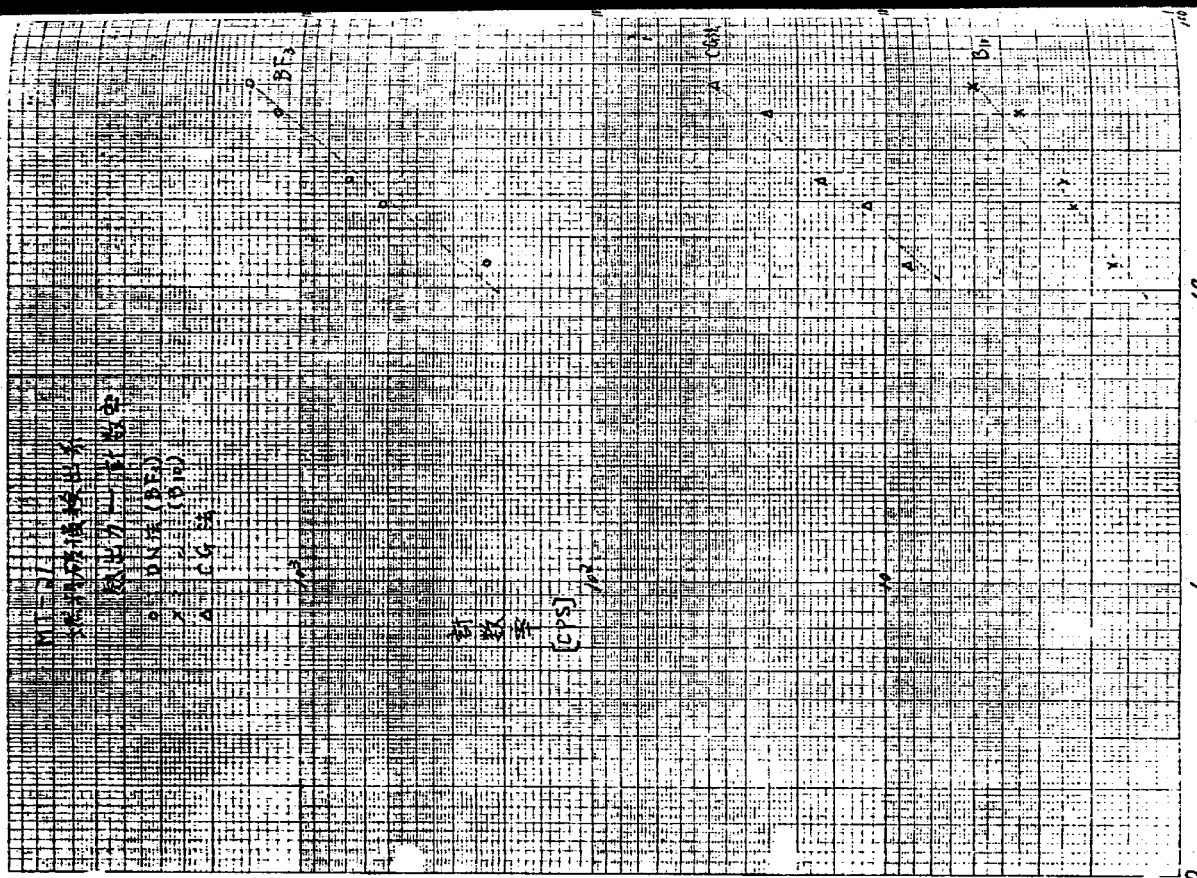
燃料破損検出系

運転監視 (その2)

DN法とCG法の各出力時における計数率データを記す。

原子炉出力 [MW]	計数率 [cps]		備考
	DN法 (BF ₃)	DN法 (Br ₀)	
12.1	2.3 X 10 ²	1.7	* 計数率は記録中の読み
19.3	5.2 X 10 ²	2.3	
23.4	6.8 X 10 ²	2.5	
40.3	1.2 X 10 ³	3.5	
50.0	1.5 X 10 ³	5.0	

参 考 试 験



熱出力 [MW]

IV 参考試験の結果

NT-61 パイルオシレレータ試験

NT-62 炉雑音特性

NT-31 音響法異常監視

試験項目	バイロシレンータ試験 (NT-61)
実施期間	自 53年 4月 20日 至 53年 8月 20日
1. 目的	バイロシレンータ法により、原子炉の警出力時の伝達関数および高出力時の伝達関数を測定する。
2. 試験方法	原子炉熱出力約 20kW~約 48MWにおいて、オシレーターを約 0.001~約 3Hz の周波数範囲で回転させ、原子炉出力、1次系冷却材温度等の変化を測定することにより伝達関数を求めた。
3. 試験結果(要約)	オシレーター回転位相に対する ch9 中性子束、原子炉出口 Na 温度、炉心中心燃料集合体出口温度、流量・温度ブランク温度信号の伝達関数が求められた。そして原子炉に不安定現象が認められないことが確認された。
4. 判定	判定基準を満足している。
5. 特記事項	

1. 試験結果

バイロシレンータ試験は、原子炉熱出力約 20kW、約 900kW、約 12MW、約 18MW、約 25MW、約 30MW、約 38MW および約 48MW において実施した。

各原子炉熱出力における、バイロシレンータ回転吸収体回転位相に対する ch. 9 中性子束の信号の伝達関数、すなわち「原子炉の伝達関数」の結果をボード線図に表わしたものが図 1、2 である。

また、原子炉熱出力約 48MW における、中性子束に対する〔0.00〕流量計温度信号〔0.00〕S/A 出口 Na 温度、原子炉出口温度の伝達関数の結果をボード線図に表わしたものが図 3、4、5 である。

図 6 は、30MW、48MW 時のフィードバック伝達関数である。

この場合、警出力伝達関数は計算値を使用した。

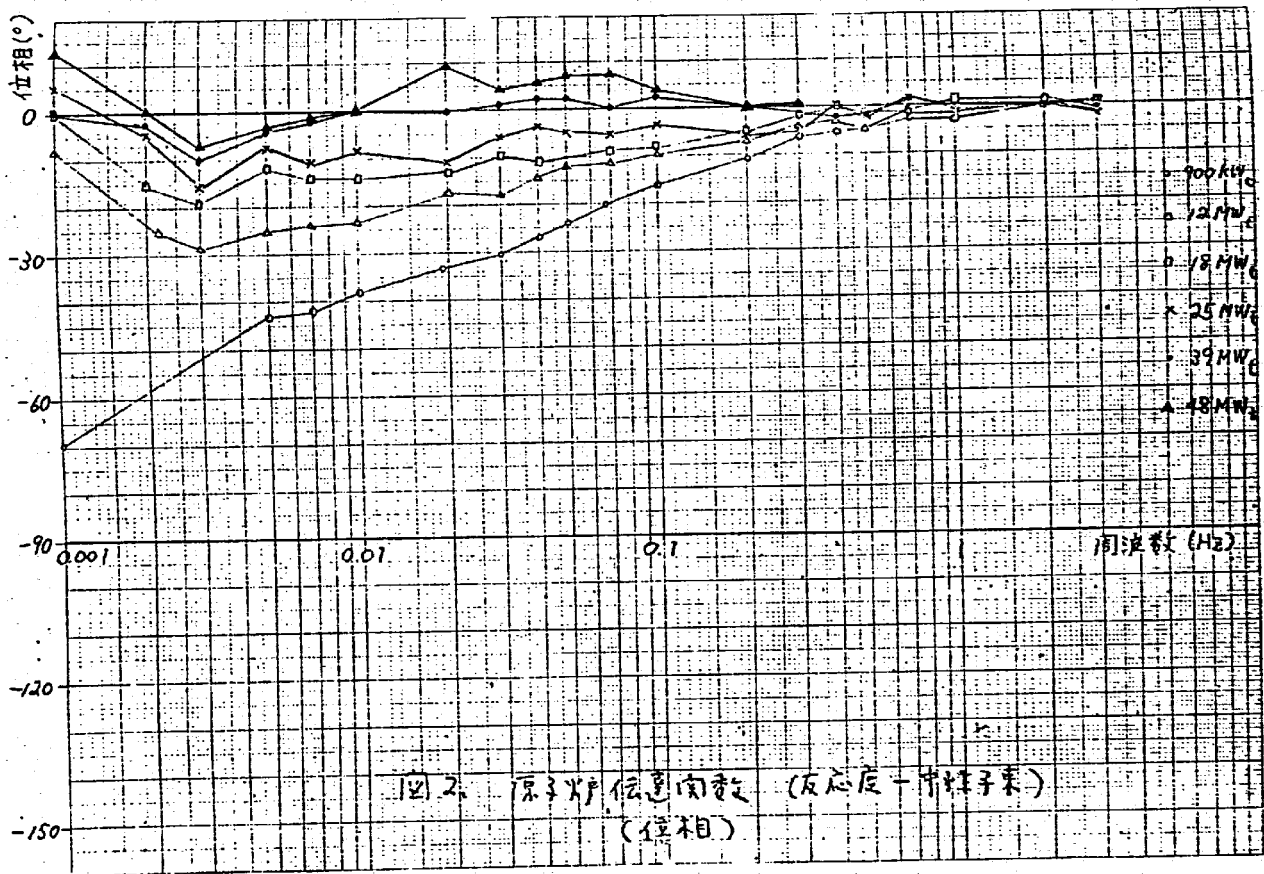
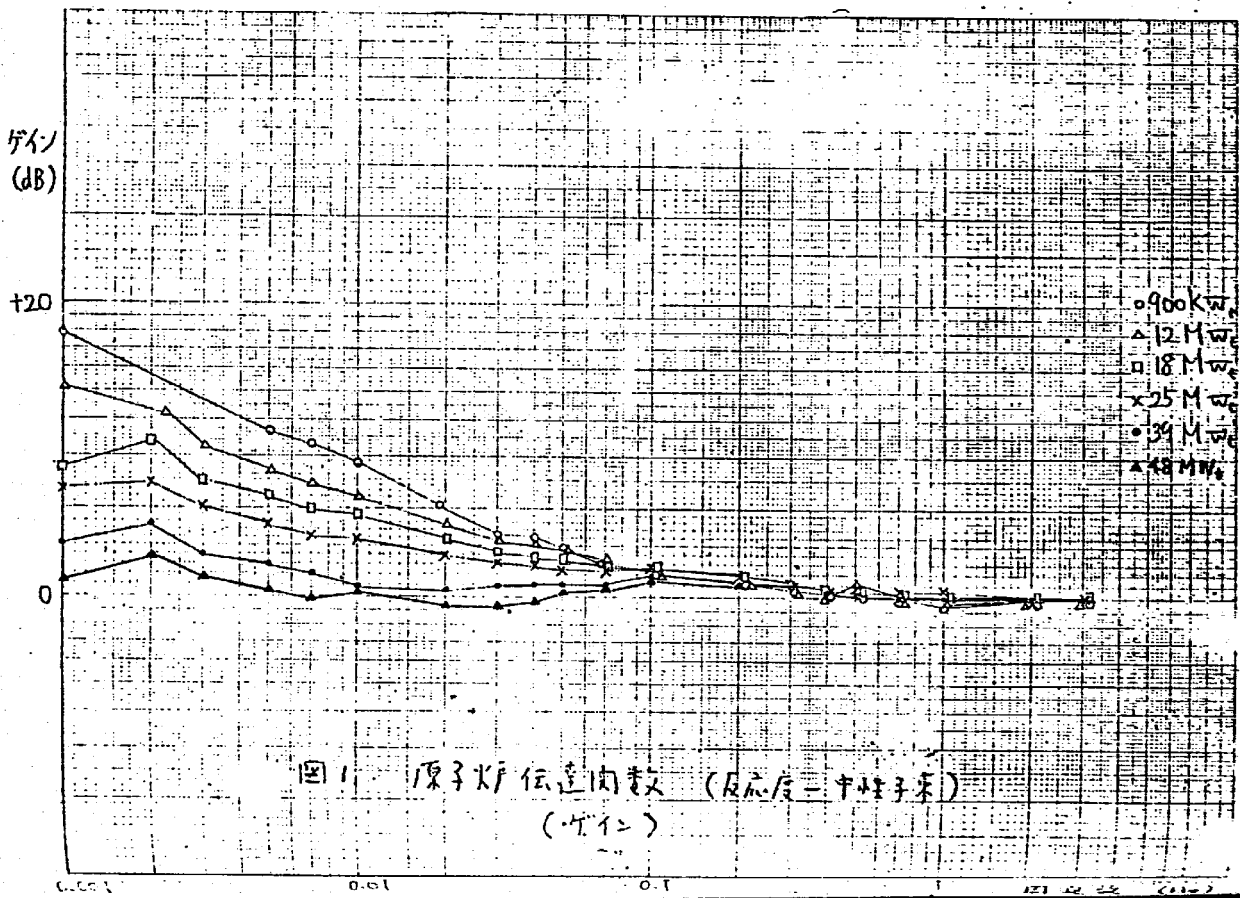
2. 検討

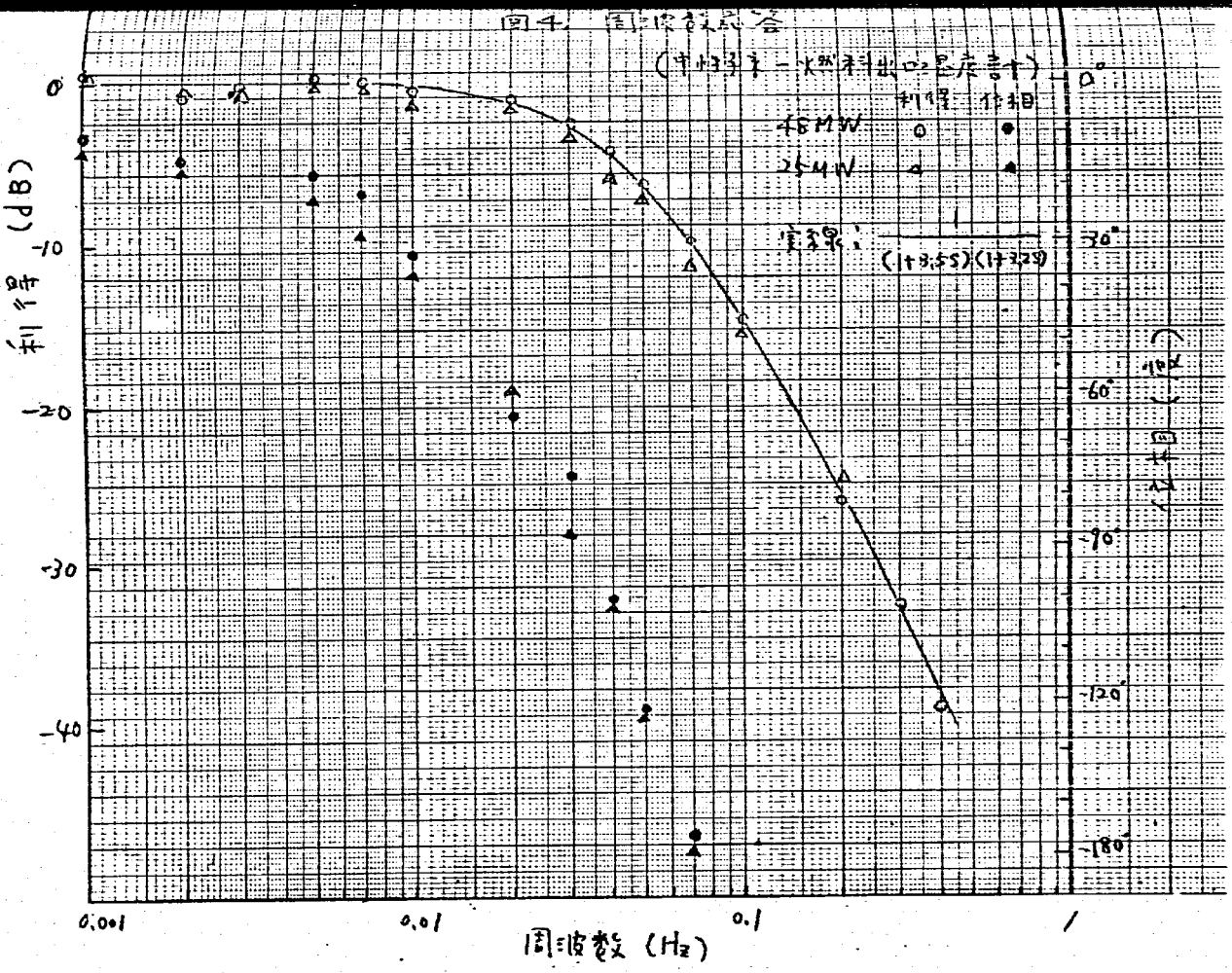
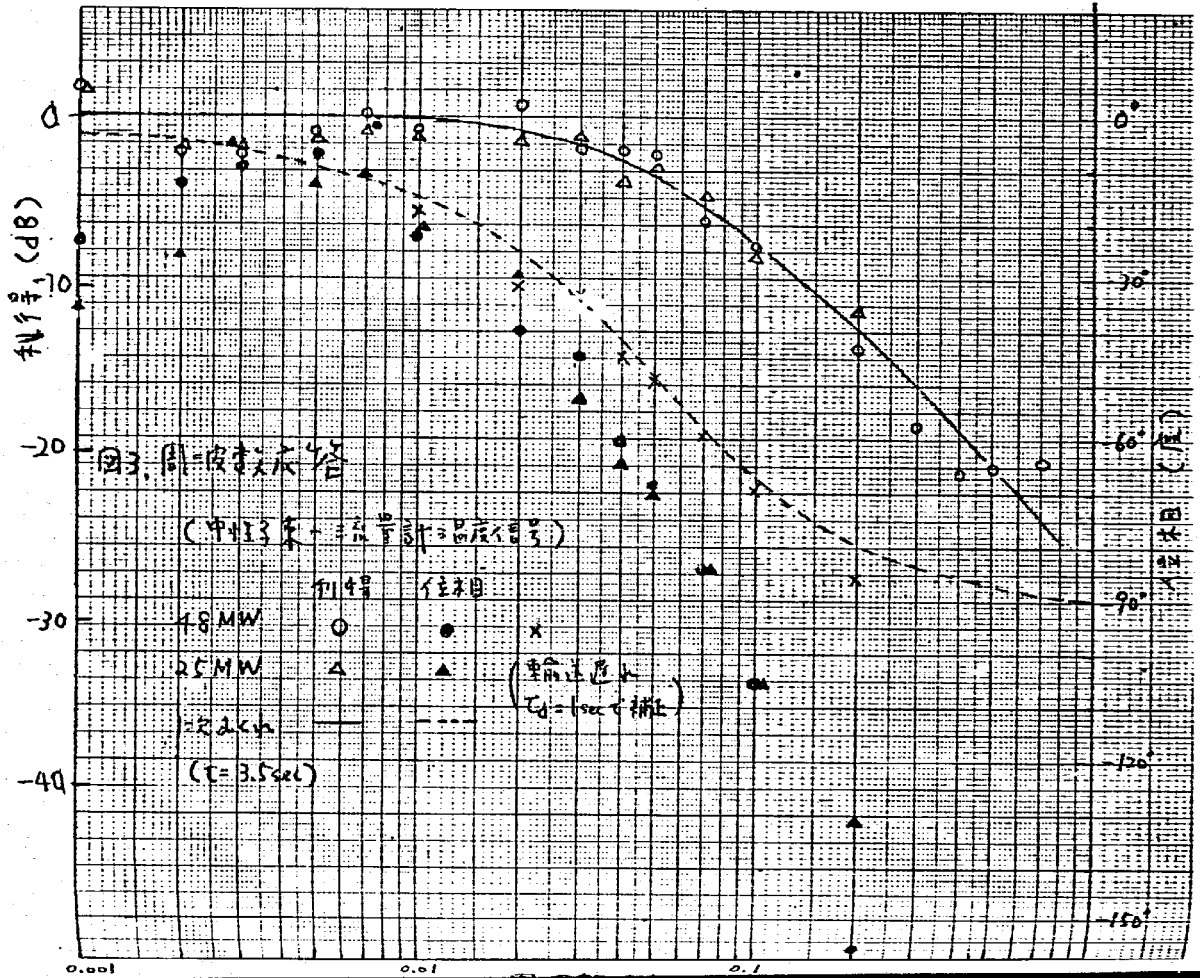
図 1. 2 から高出力になるほど負のフィードバックが強くなるのが判る。また、伝達関数のゲインは平たんピークもなく原子炉は安定である。

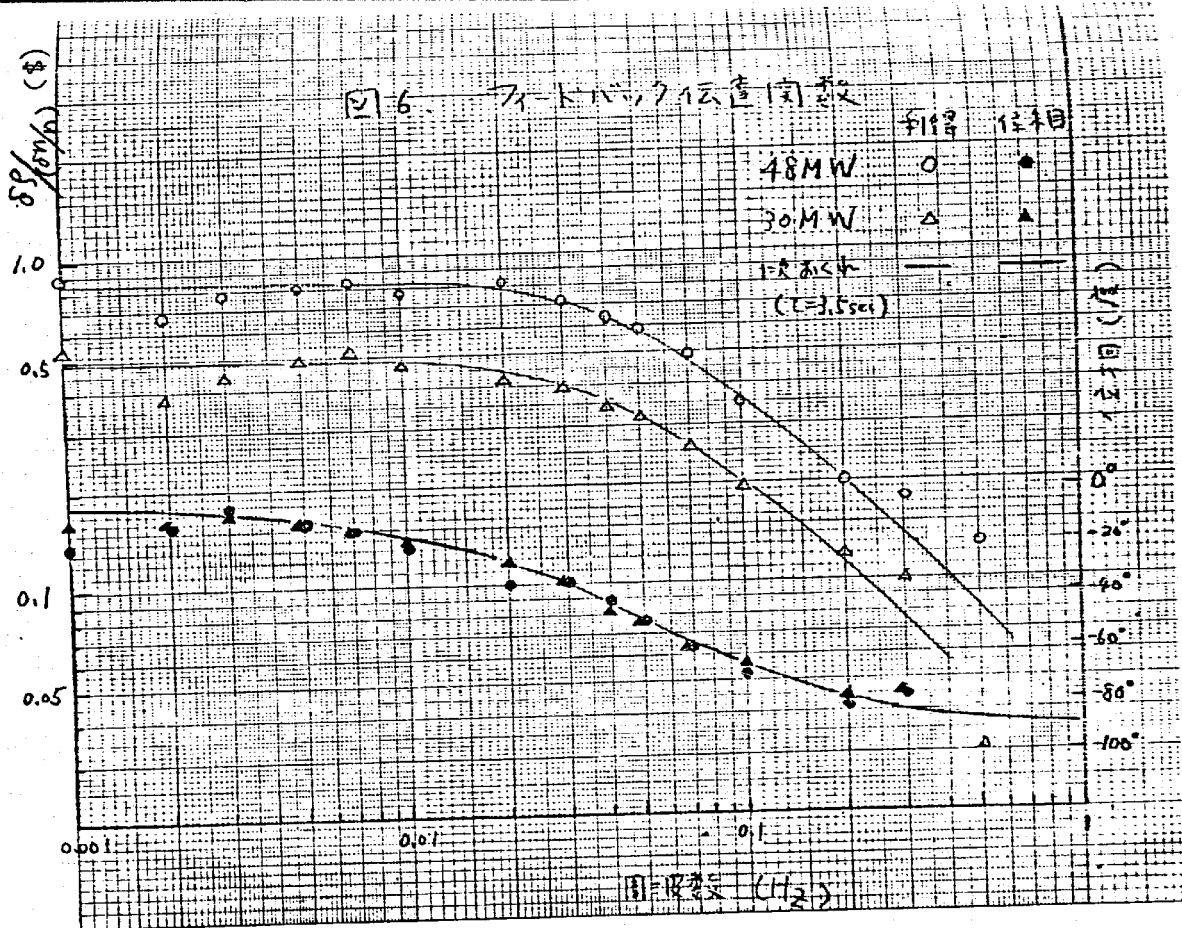
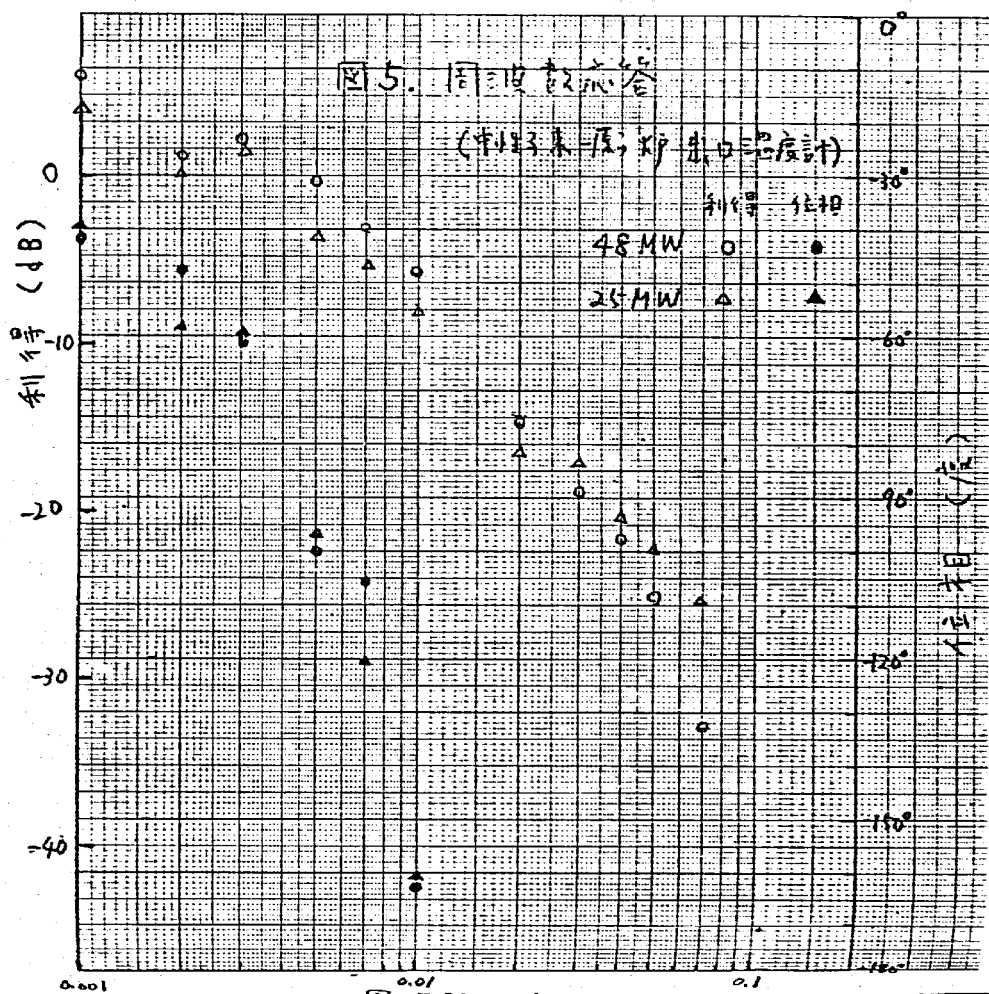
図 3 は中性子束一流量計温度信号の伝達関数であり、ゲイン特性は、時定数約 3.5 sec の 1 次遅れで近似できる。

図 4 は、中性子束〔0.00〕S/A 出口 Na 温度の伝達関数であり、ゲインは熱電対の時定数 3.2 sec と仮定すると、測定値とよく一致する。

図 6 は、フィードバック伝達関数であり、48MW 時、30MW 時共に時定数約 3.5 sec の 1 次遅れで近似でき、図 3 で求めた時定数と一致する。これは、フィードバック効果のうち燃料温度の変化による寄与が大きな割合をしめているためである。







I 高出力炉雑音測定

試験項目	炉雑音特性 (NT-62)
実施期間	自 52年 5月 19日 至 53年 8月 10日
1. 目的	高出力炉雑音測定及び制御棒振動効果測定により、原子炉の安定性を確認する。
2. 試験方法	<p>(1) 出力上昇時の各出力で中性子束、冷却材温度、流量信号を解析し、パワースペクトル密度を求めて、原子炉伝達関数を求める。</p> <p>(2) 1次冷却材流量の変化させ、制御棒の振動によって生じる中性子束への影響を調べる。また、各原子炉出力で、制御棒振動による反応度変化も測定する。</p>
3. 試験結果 (要約)	<p>(1) 中性子束及び反応度ゆらぎに密着する制御棒振動の割合は大きい。</p> <p>(2) ゆらぎの周波数は、1.8 Hz付近の成分が大きい。</p> <p>(3) 反応度の定常変動はRMS値で約0.09% (50MW)である。</p> <p>(4) パワースペクトルにおいて、中性子束に見られる約1.8 Hzのピークは、冷却材温度、流量には見られない。</p>
4. 判定	判定基準を満足している。
5. 特記事項	

出力上昇試験時の各出力において、原子炉出力、冷却材温度および流量信号を測定し、それを解析してパワースペクトル密度を求め、原子炉の伝達関数を求め、原子炉の安定性を確認する。

測定時は、各信号をテーブ速度 $1\frac{7}{8}$ ips でデータレコーダに記録した。温度信号はローパス・フィルターを通して記録した。解析時は、低周波領域を調べるために、テーブ速度60ipsでデータを再生して周波数解析を行った。

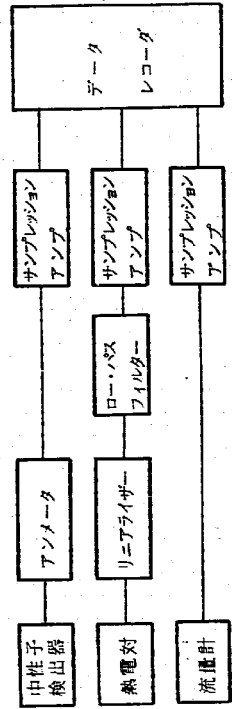


図1 測定系ブロック図

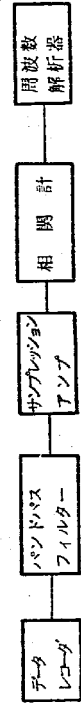
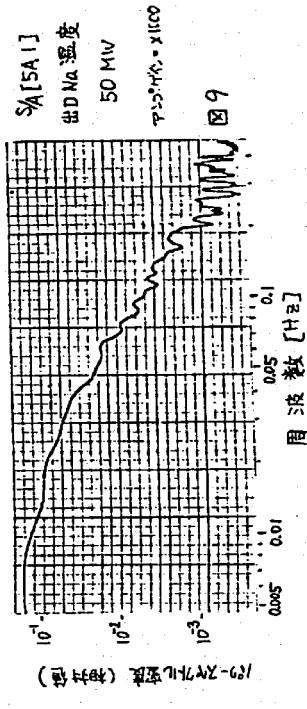
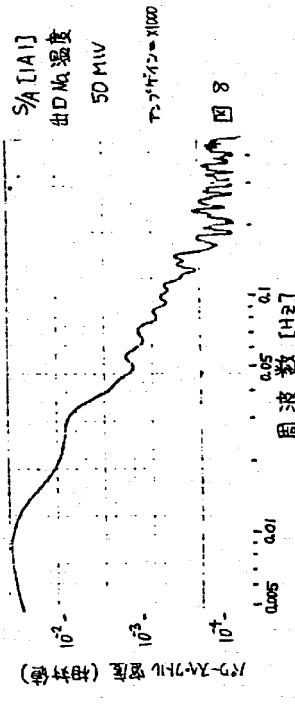
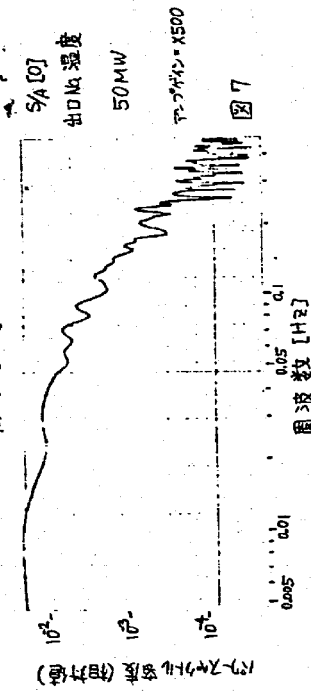
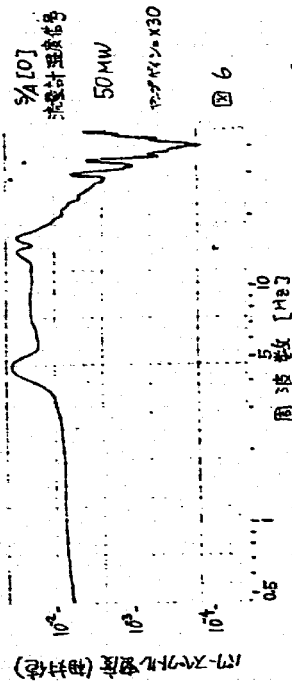
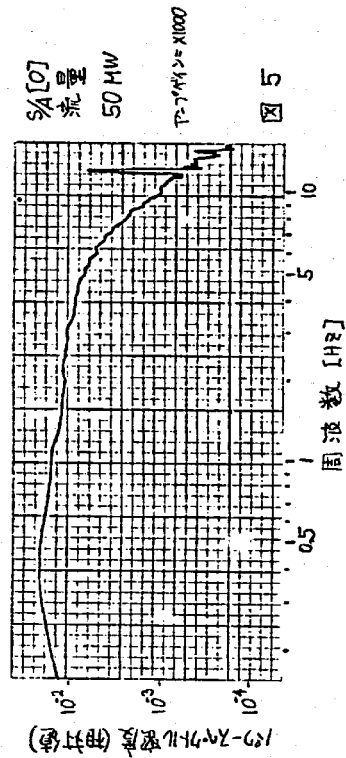
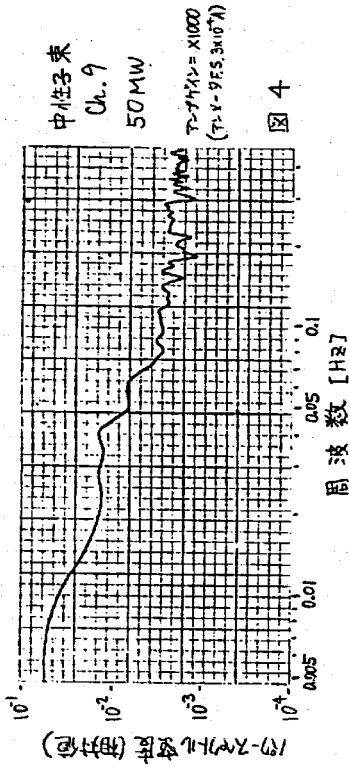
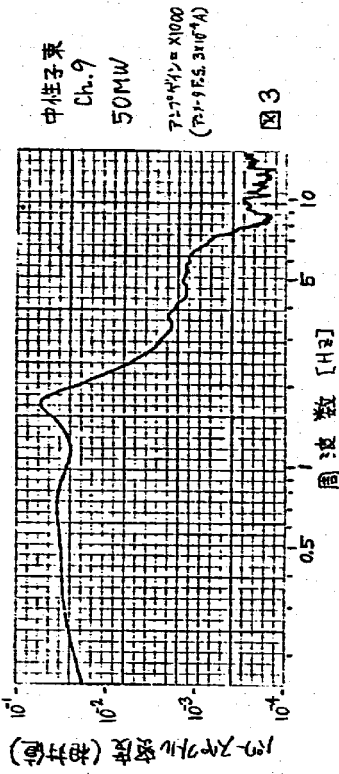


図2 解析系ブロック図

原子炉出力50 MWでのパワースペクトルを図3～9に示す。図3、4は、中性子束であり、約1.8 Hzにピークが存在する。これは、制御棒振動の影響が大である。図5は、S/A[0]出口にある渦電流型流量計の流量信号である。図6は、同流量計より得られる温度信号であり時間遅れは、ほとんどなしに温度変化を検出しているものと考えられる。図7～9は、S/A出口の熱電対の信号であり、かなり大きな時定数を持っている。



II-1 制御棒振動効果

低出力時に、1次冷却材流量を20%から100%まで変化させ、制御棒振動の中性子束への影響を調べるために、測定、解析を行なった。測定時は、中性子束と制御棒ハウジング音響をデータレコーダに記録し、それを再生して周波数解析を行なった。制御棒ハウジング音響はRMS変換器を通して、音響信号の包絡線に対応する信号を解析に使用した。

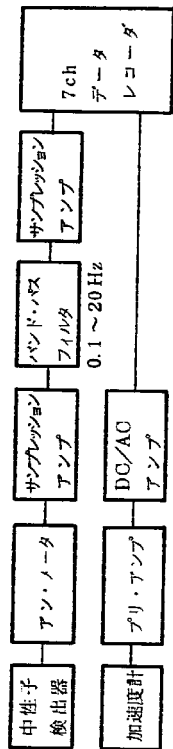


図10 測定系ブロック図

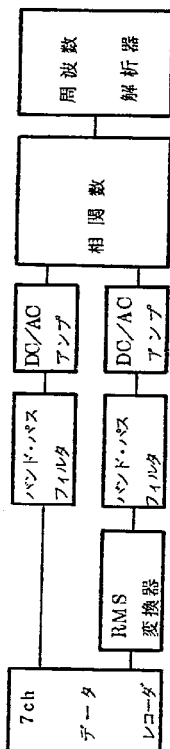


図11 解析系ブロック図

制御棒振動によると思われる影響が顕著に出た解析結果の1つを図12~16に示す。図12, 13は、それぞれ中性子束 (^3He) と制御棒音響のパワースペクトルであり、図14は、それらの相互スペクトルである。図16はその時の中性子束 (^3He) の振幅分布であり、図15は、その時の別の中性子束 (CIC) 信号のパワースペクトルである。共に1.8 Hz付近に顕著なピークが観測される。このケースは、流量100%、RR1=627.7 mm, RR2=40.0 mm, 起動系ch1=1X10⁴ cps (±1.3 kW) であった。制御棒位置で流量を変化させた時の、各信号のパワー (0.1 ~ 5 Hz) とコヒーレンス等を図17~22に示した。

約1.8 Hzの中性子束ゆらぎは、制御棒振動の影響が大きいと考えられる。

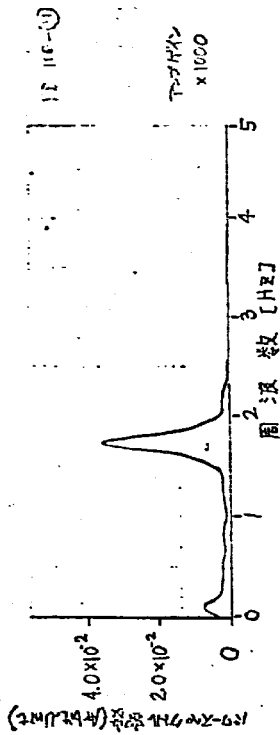


図12 He電流 パワースペクトル

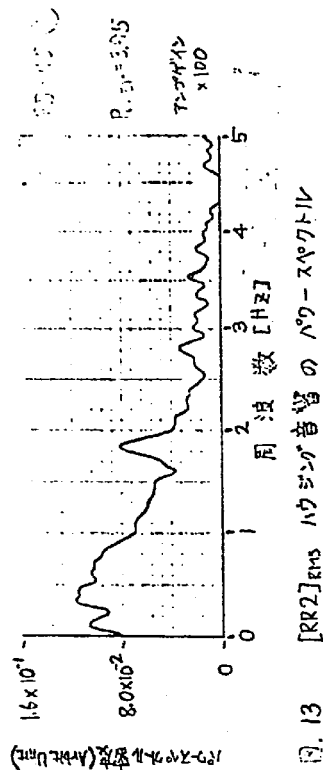


図13 [RR2]rms ハウジング音響のパワースペクトル

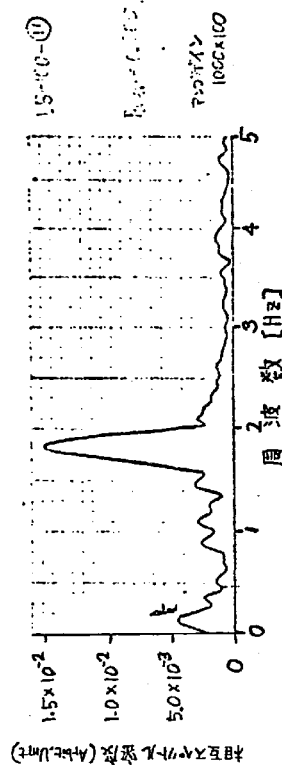


図14 He電流と [RR2]rms ハウジング音響の相互スペクトル

流量 100%
RR1 627.7 mm
RR2 40.0 mm
中性子束 (CIC) 10⁴ cps

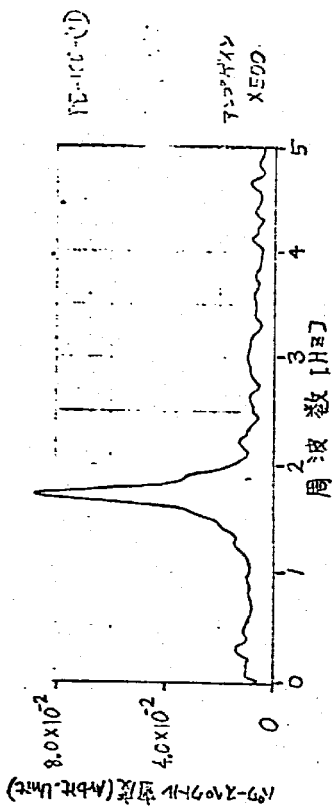


図. 15 CIC 電流パワー・スペクトル

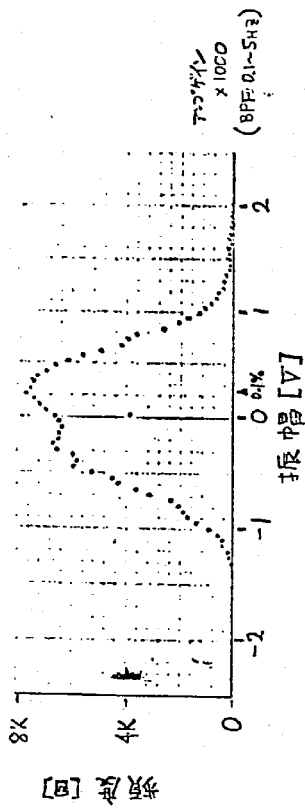


図. 16 ³He 電流の 振幅分布 (確率密度)

流量 100%
RR1 62Ω_{rms}
RR2 40.0_{rms}
中性子束 (0.1) 10⁴ cps

A: DC 成分 0.1%

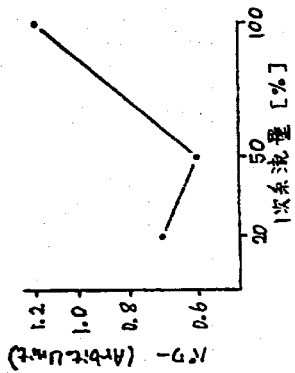


図. 17 CIC 電流のパワー

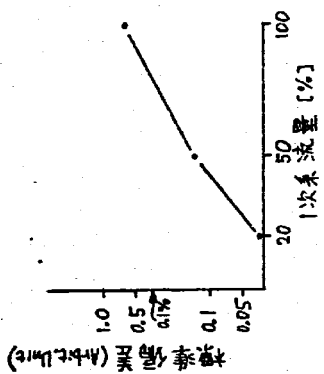


図. 18 ³He 電流ゆがみの標準偏差

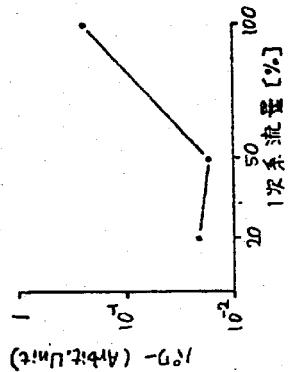


図. 19 ³He 電流のパワー

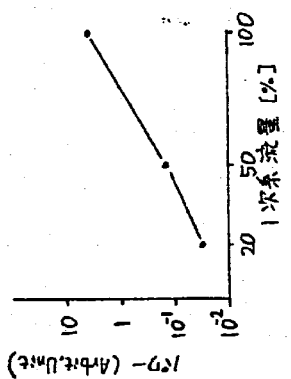


図. 20 [RR2]_{rms} 振幅のパワー

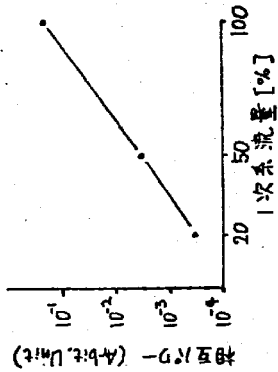


図. 21 ³He 電流と [RR2]_{rms} 振幅の相互パワー

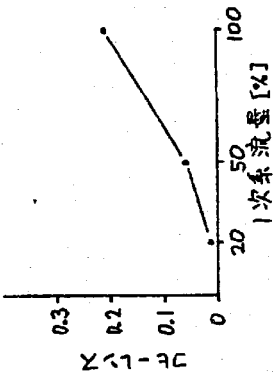


図. 22 ³He 電流と [RR2]_{rms} 振幅の P/P- コヒ・レンス

II-2 反応度計による制御棒振動効果の測定(高出力)

高出力時(1/18~7/21)に原子炉反応度計(NAIG計)を用いて反応度の定常変動を判定し、反応度の定常変動のスペクトルを観測することにより、この定常変動が制御棒振動効果であることを確認する。

また、反応度の定常変動のRMS値を測定し、このRMS値と調整棒位置の関係を求めることによって制御棒振動効果の反応度定常変動に寄与する割合を把握する。

(1) 測定方法

図23図は、反応度の測定系ブロック図であり、図24、図25は反応度の定常変動のスペクトル測定系、RMS値測定系のブロック図である。

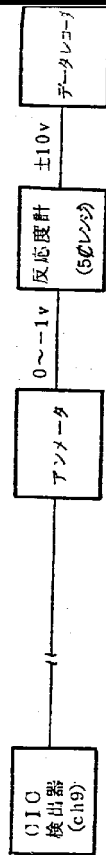


図23 反応度測定系



図24 スペクトル測定系

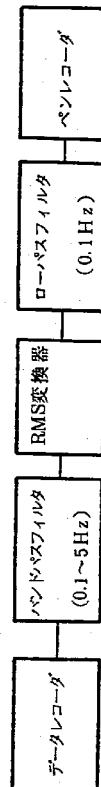


図25 RMS値測定系

(2) 反応度定常変動スペクトル

図26、27は、10.1MW時および25.7MW時の反応度定常変動のスペクトルであり、どちらも1.7Hz~2.1Hzにピークを持つ。また図28、29は図11で示した方法を用いて11.3MW時および27.2MW時の調整棒2 (RR2)の音響スペクトルを測定した結果であり、1.8Hz~2.1Hzにピークを持つ。このことから、反応度定常変動における1.7Hz~2.1Hzの周波数の変動は制御棒の振動によるものと推察できる。

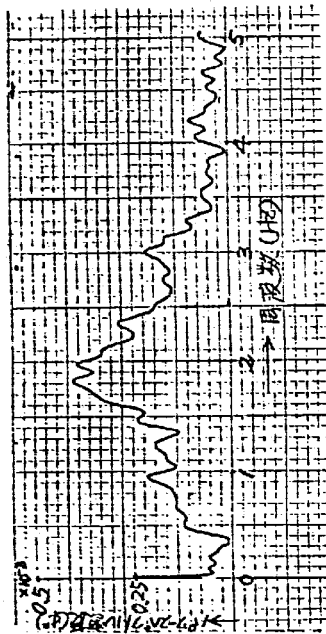


図26 10.1MW時の反応度定常変動スペクトル

調整棒位置 RR1 444mm
RR2 450mm

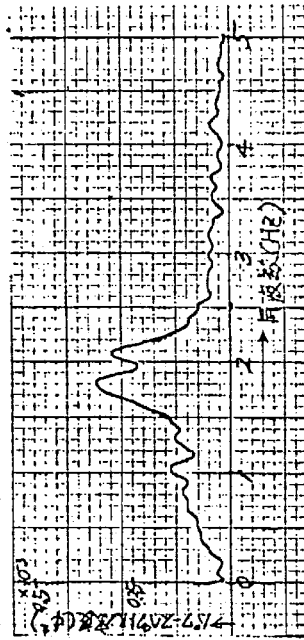


図27 25.7MW時の反応度定常変動スペクトル

調整棒位置 RR1 444mm
RR2 480mm

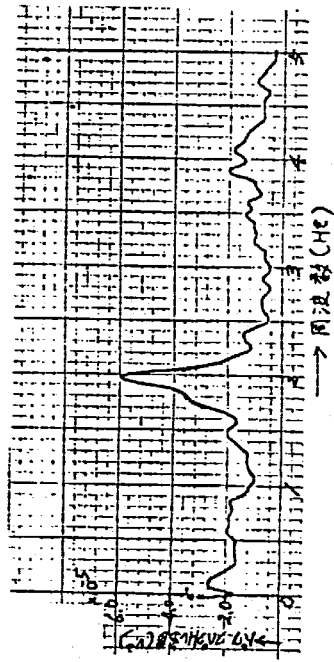


図 28 11.3MW時RR2の音響スペクトル
調整棒位置 RR1 470mm
RR2 460mm

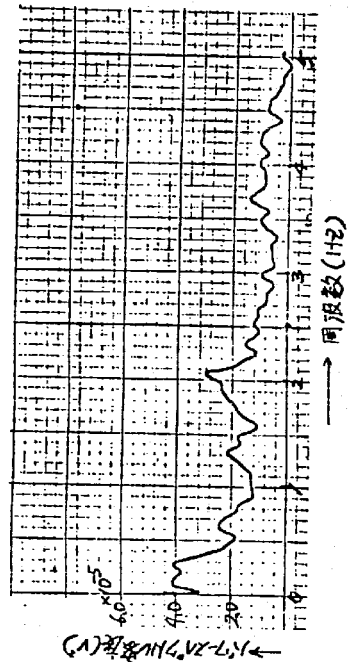


図 29 27.2MW時RR2の音響スペクトル
調整棒位置 RR1 470 mm
RR2 488.2 mm

(3) 反応度定常変動のRMS値

図 30 は各出力時に測定した反応度定常変動のRMS値をRR1の位置をパラメータとしてR2の位置とRMS値の関係を示したものである。RR1の位置をパラメータとしたのは、一連の出力上昇時にはRR1の位置を固定しRR2を引抜くといった運転方法を用いるからである。図 30 より、RR2を引抜くことにより反応度定常変動のRMS値は小さくなる傾向を示しており、反応度定常変動における制御棒振動の寄与する割合は大きい。

なお、50MW時の反応度定常変動のRMS値は約0.09である。

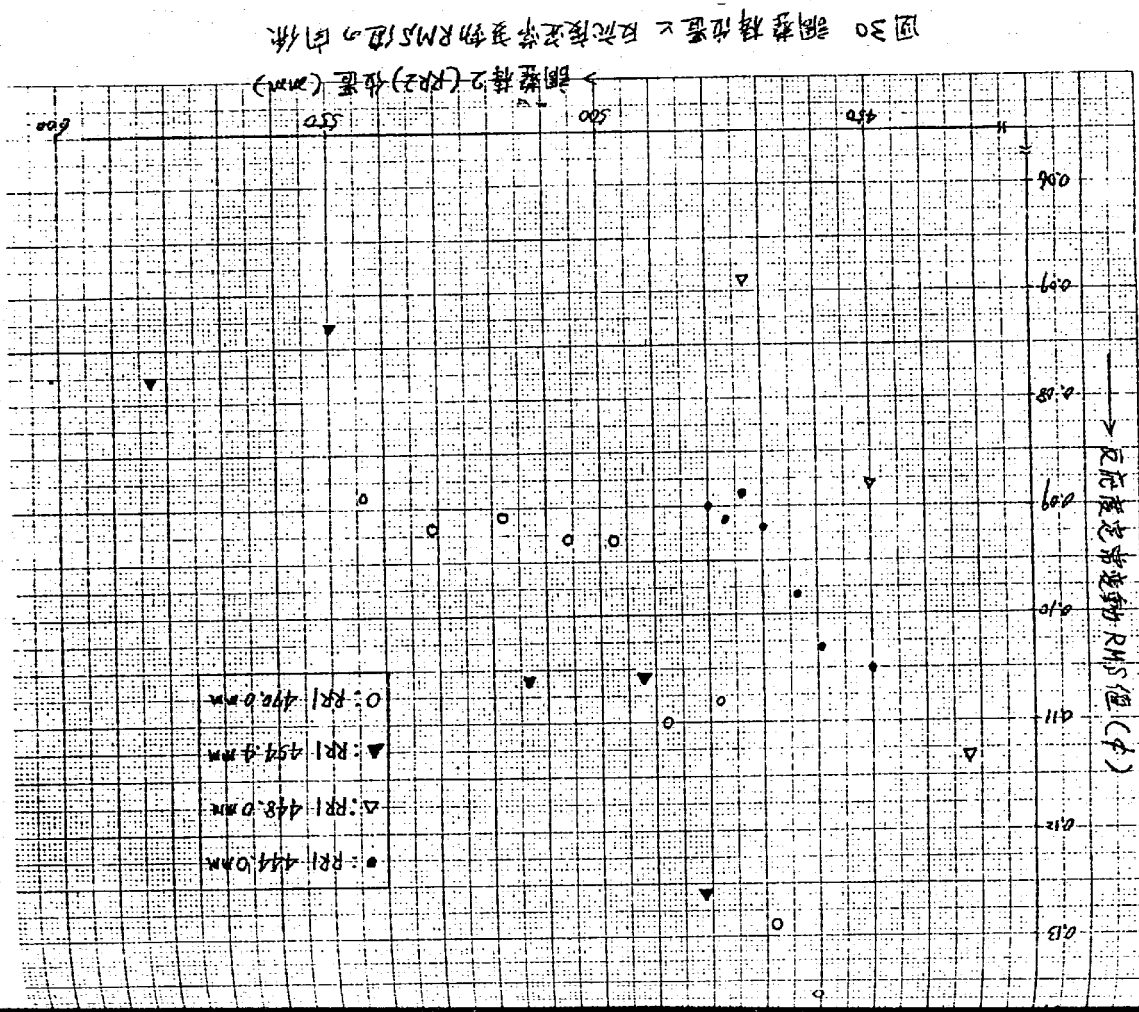


図 30 調整棒位置と反応度定常変動RMS値の関係

試験項目	音響法 異 是 監 視 (MT-31)
実施期間	自 52年 7月 24日 至 53年 8月 14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し、正常動作時の基礎データを得る。
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、1次主循環ポンプに関しては次教比分析も併せて実施した。
3. 試験結果 (要約)	(イ) 炉内音響監視 各出力でパワースペクトルを求めたが、大きな変化はみられなかった。原子炉運転中は、回転プラグ冷却用ブラスター・ファンの音の寄与が大きい。 (ロ) 主要機器振動監視 主要機器 15チャンネルにつき、S, 53.7, 13とS, 53.8, 14 (50MW時) に周波数分析をし、そのスペクトルを比較した結果、ほとんどのスペクトルには大きな変化はなく、平均で±2dB、最大で±5dBの変化があった。1次主循環ポンプに関しては、周波数スペクトルに顕著な変化はなく次教比分析の結果、急激なピークは、14次、21次、28次に発生している。
4. 判定	判定基準を満足している。
5. 特記事項	

I 炉内雑音監視

炉心アドレス〔5A2〕と〔502〕の炉心上部に設置された音響検出器により、燃料、制御棒および冷却材の流れ等により発生する炉内音響を監視し、早期に炉内の異常を発見するために正常時のデータを収集した。

種々のプラント状態で、炉内音響信号を周波数解析し、パワースペクトルを求めた。また、炉内音響と中性子束等と同時にデータレコーダに記録し、相互スペクトルも求めた。炉内音響のRMS値は、多ペンレコーダで連続監視した。

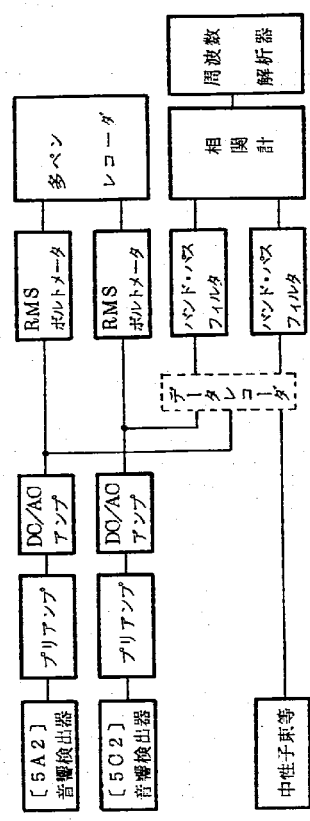


図1 炉内音響測定解析系ブロック図

図2, 3に、50MWでの〔5A2〕と〔502〕のパワースペクトルを示す。しかし、原子炉運転中は回転プラグ冷却用のブラスター・ファンを動かしているため、その音響も信号中に含まれている。ブラスター・ファン停止時のパワースペクトルを図4, 5に示す。〔502〕には、このファンの音が大量に含まれている。図6, 7に原子炉出力を変化させた時のパワースペクトルを示す。〔5A2〕は40MWを越すとRMS値が約半分になる。これは、高温中での検出器の絶縁抵抗の低下が、原因の1つとして考えられる。図8, 9, 10に中性子束と〔5A2〕rmsのパワースペクトルを示す。制御棒振動に対応すると思われる～1.8 Hzのピークは、〔5A2〕では観測されていない。

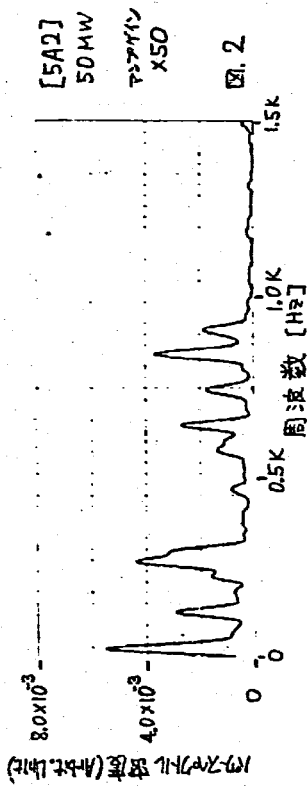


図. 2

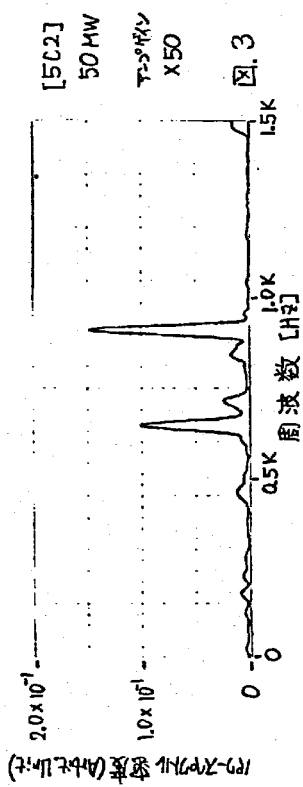


図. 3

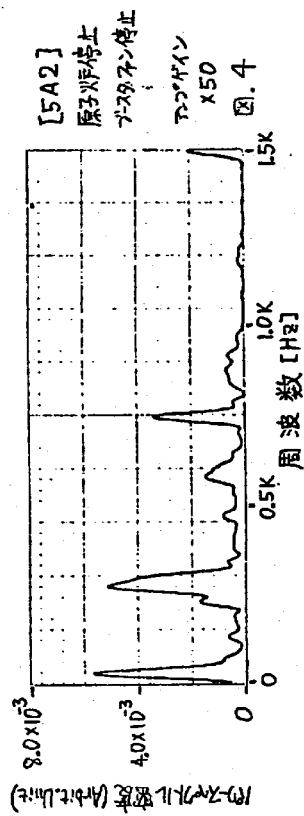


図. 4

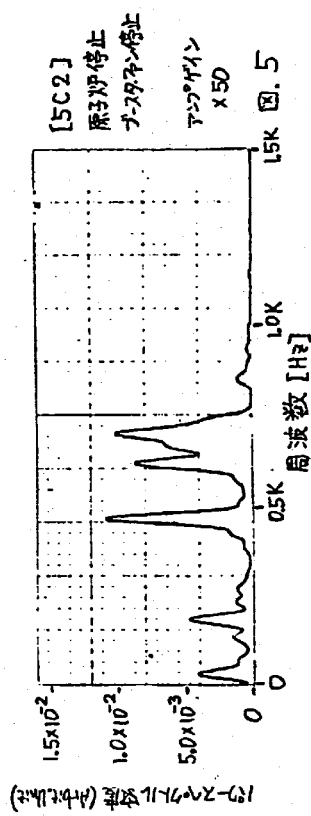


図. 5

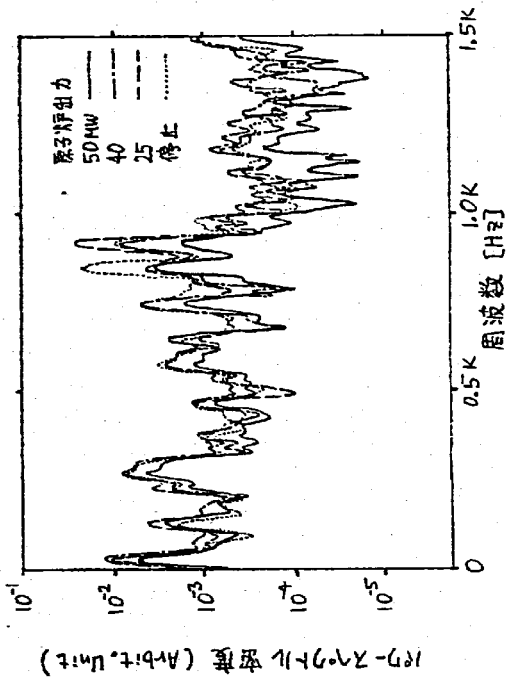


図 6 [5A2] 炉内音響パワースペクトル

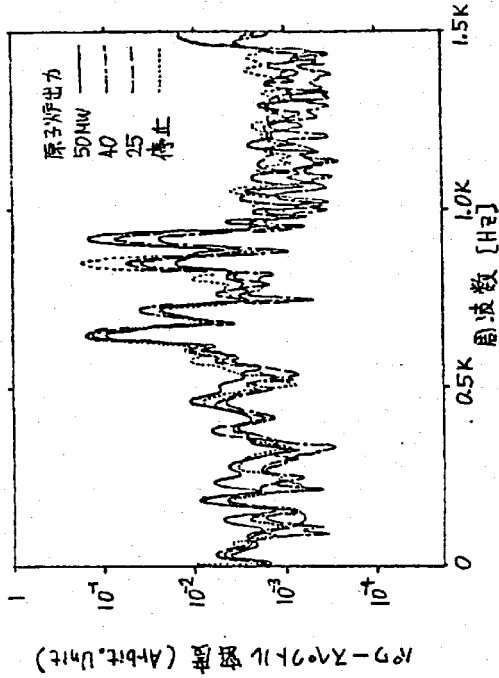


図 7 [5C2] 炉内音響パワースペクトル

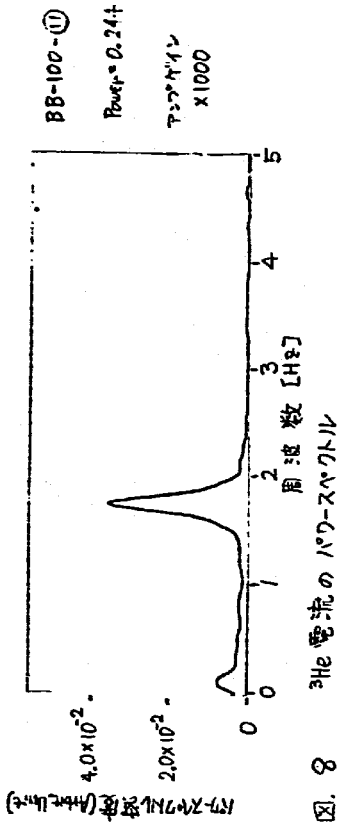


図 8 ³He 電流のパワースペクトル

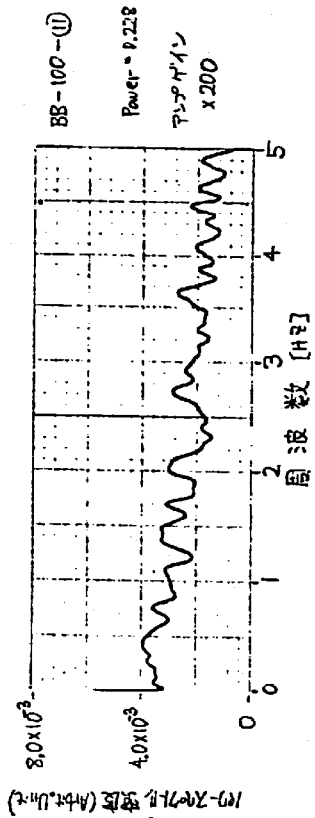


図 9 [5A2] 内部雑音 RMS のパワースペクトル

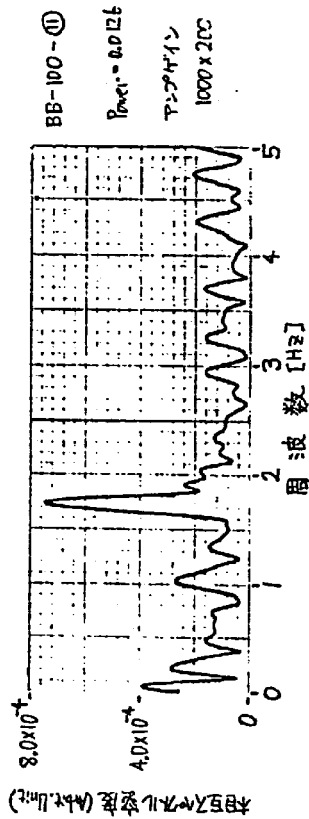


図 10 ³He 電流と [5A2] 内部雑音 RMS の相互アドミタンス

流量 100 %
 RR1 627.7_{min}
 RR2 40.0_{min}
 中性子束 10⁶ cps

II 主要機器振動監視

主要機器 15 チャンネル (1 次主循環ポンプ, 主熱交換器, 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・ブロウ) につき, 昭和 53 年 7 月 13 日および 8 月 14 日の両日, 原子炉出力 50MW 定格運転時に周波数解析を実施した。解析の結果, 各チャンネルの周波数スペクトルの変化量は平均で ±2dB, 最大で ±5dB の変化であった。ただし, 8 月 14 日の測定では, 2 次主循環ポンプ B に関して周波数 3k~16 kHz の範囲でスペクトル 5~10dB 減少し, 主中間熱交換器 B に関して, 周波数レンジ 500Hz 内で最大 15dB スペクトルが減少している。

表 1 に, 7/13 のスペクトルを基礎とした主要なスペクトル変化量を示す。特に顕著に変化しているスペクトルについては, その周波数と変化量 (dB) を, また, 周波数レンジ 500Hz, 10kHz の範囲内でスペクトルの増減の平均値 (目測) を示した。

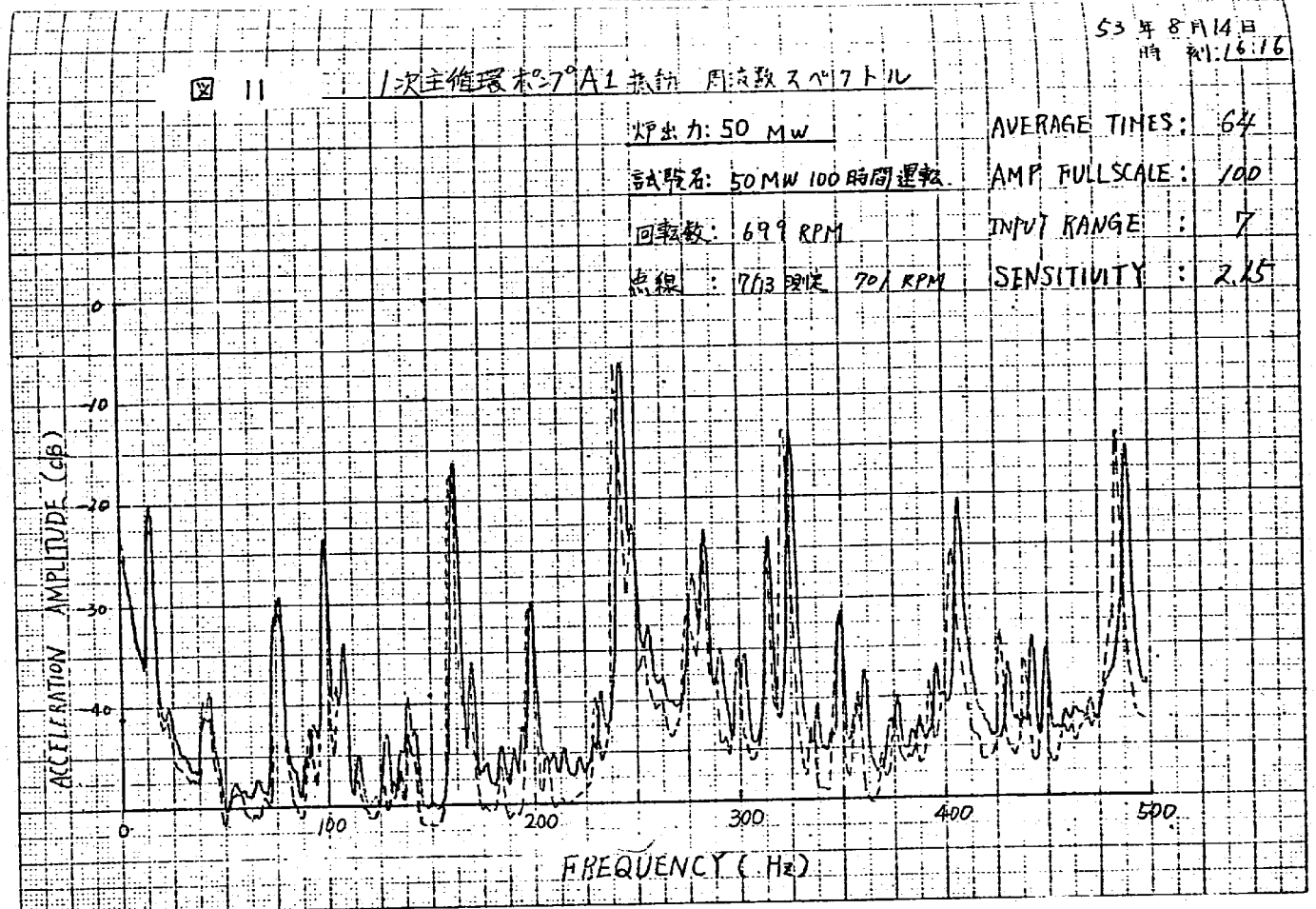
図 11, 12, 13, 14 に解析例を示す。図中の実線は 8 月 14 日, 点線は 7 月 13 日の結果を示す。横軸は周波数, 縦軸はインプラットレンジに対する信号強度で dB 単位である。

1 次主循環ポンプ振動解析では, 次級解析も実施した。その結果も変化量は 1~2dB で, 21 次の次数に最大のスペクトルが観察される。

図 15 にポンプ A-1 の解析結果を示す。

なお, 異常判定に使用する標準データは, 昭和 53 年 6 月 30 日~7 月 6 日の期間内でミニコンに取込み, 紙テープの形で保管した。オンラインの異常監視は, ソフトウェアが不完全のため, 現在のところ実施していない。

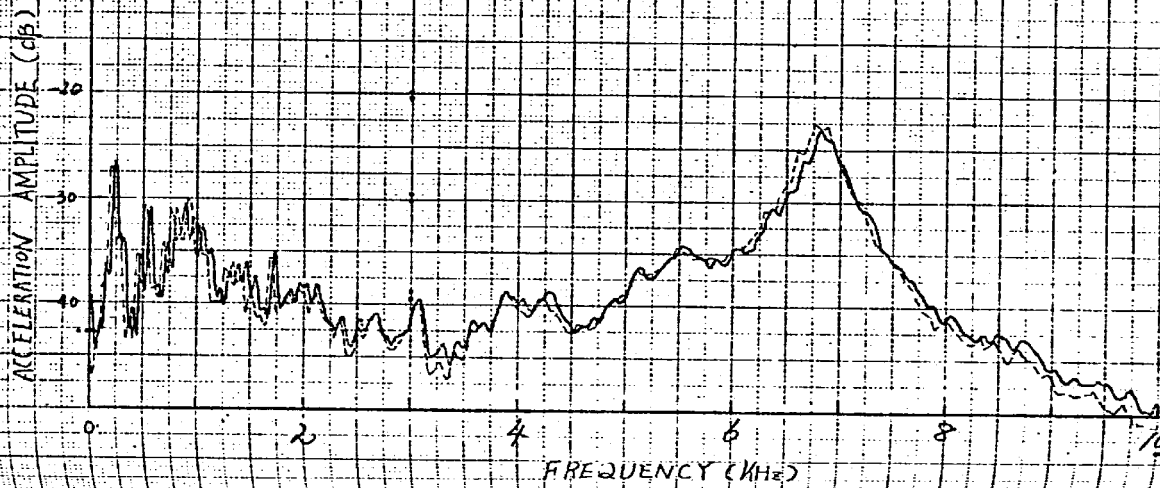
No	信号名	500 Hz				有記事項	10 kHz				
		観測値(相対変化率)	前日観測値(相対変化率)	前々日観測値(相対変化率)	前々々日観測値(相対変化率)		観測値(相対変化率)	前日観測値(相対変化率)	前々日観測値(相対変化率)	前々々日観測値(相対変化率)	
1	1MPA-1 1次主循環ポンプA-1	405	+5	-1	200	240 Hz 0.0-7 K	-	-	0	0	6.0 kHz 0.0-7
2	1MPB-1 1次主循環ポンプB-1	400	-5	-1	0	同上	-	-	+2	0	5.6 kHz 0.0
3	1MPB-2 1次主循環ポンプB-2	-	-	0	0	400 Hz 0.0-7 K	-	-	0	50	同上
4	1HX A 主熱交換器 A	350	-5	+2	0	-	-	-	0	0	1.7 kHz 0.0-7
5	1HX B 主熱交換器 B	240	+5	-15	0	鍋内の強度減衰	1.7 K	-15	-	0	1.7 kHz 0.0-7 減衰
6	MSVA 主停止弁 A	242	-5	-1	0	-	200	-3	0	0	4.5 kHz 0.0-7 1.7 kHz 0.0-9
7	MSVB 主停止弁 B	-	-	-2	1-2	-	-	-	+2	0	3.7 kHz 0.0-7 2.7 kHz 0.0-7
8	DR EMP 1-N 70-空圧配管	-	-	+1	0	-	-	-	0	0	1.7 kHz, 0.2 kHz 1.0-7
9	2MPA 2次主循環ポンプA	95	-13	0	0	一部ポンプ減衰	-	-	0	0	12-13 kHz 0.0-7 7 kHz
10	2MPB 2次主循環ポンプB	460	+5	+2	2	-	7 K	-10	-10	0	0 全体的に減衰
11	MCDA-1 主冷却器 971 A-1	-	-	+1	0	400 Hz 付近 0.0-7	-	-	+1	0	2.5 kHz 0.0-7
12	MCDA-2 主冷却器 971 A-2	-	-	+1	0	420 Hz 0.0	-	-	0	50	2.7 kHz 0.0-7
13	MCDB-1 主冷却器 971 B-1	110	-2.5	+2	0	-	-	-	0	0	3.0 kHz 0.0-7
14	MCDB-2 主冷却器 971 B-2	-	-	+2	0	430 Hz 付近 0.0-7	-	-	0	0	2.7 kHz 0.0-7
15	SCCB 1B 計測器 9B	-	-	-	1-2	-	550	-5	-	50	-



53年8月18日
時刻: 16:10

図 12 1次主循環ポンプA1 振動 周波数スペクトル

炉出力: 50 MW AVERAGE TIMES: 1924
 試験名: 50MW 100時間運転 AMP FULLSCALE: 100
 点検: 7/13 測検 INPUT RANGE: 27
 SENSITIVITY: 2.15
 TAIWA: 466
 B: 460

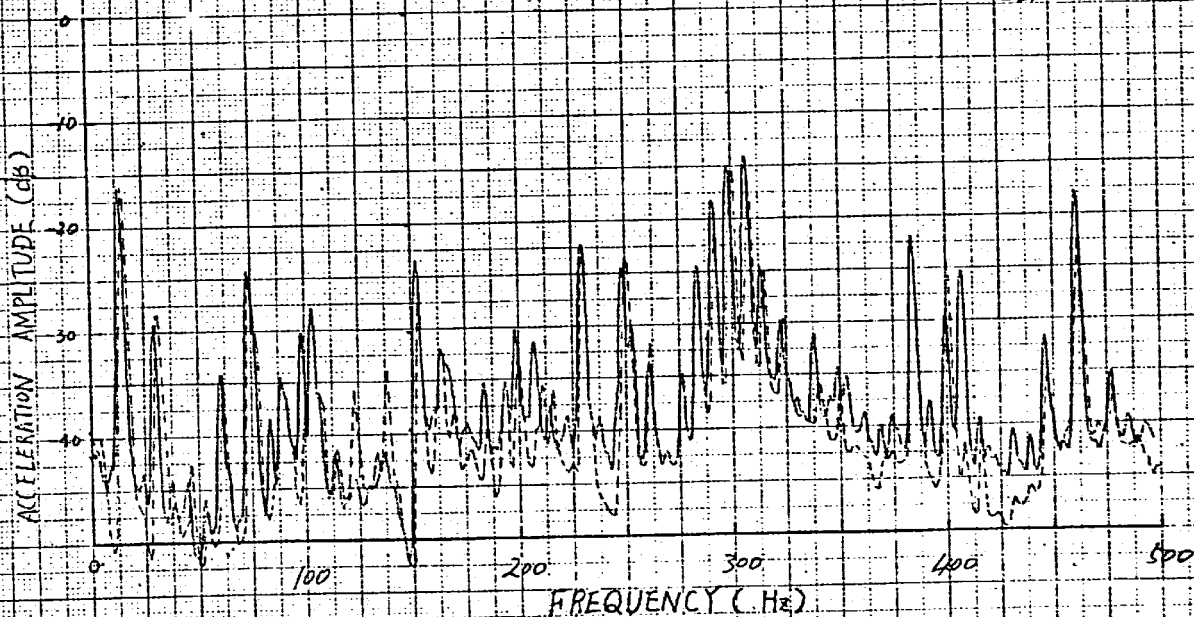


- 286 -

53年8月19日
時刻: 17:20

図 13 2次主循環ポンプB 振動 周波数スペクトル

炉出力: 50 MW AVERAGE TIMES: 24
 試験名: 50MW 100時間運転 AMP FULLSCALE: 30
 点検: 7/13 測検 INPUT RANGE: 5
 SENSITIVITY: 8.4



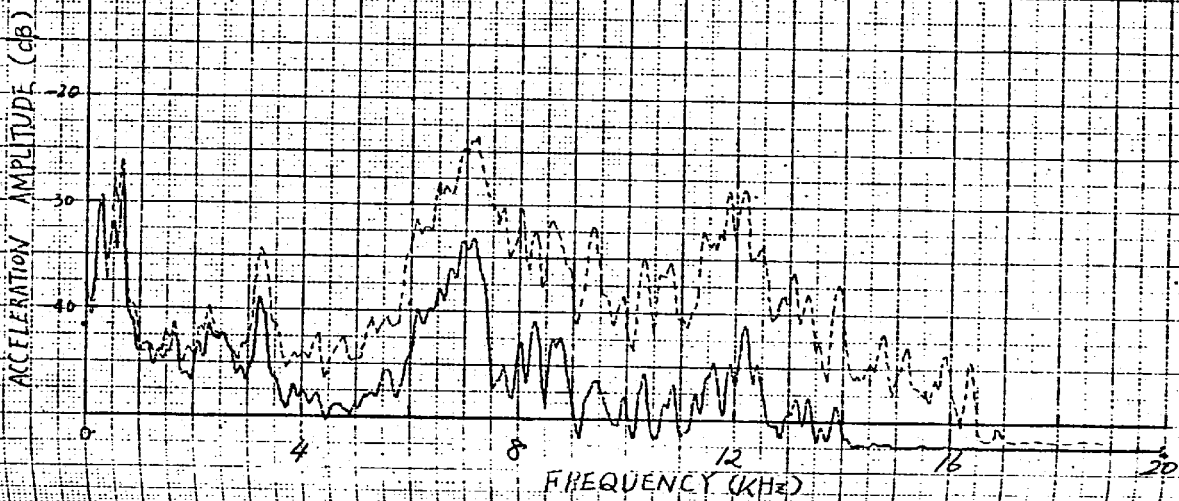
- 287 -

53年8月14日
時刻: 11:25

図 14 2次主循環ポンプ抵抗 周波数スペクトル

炉出力: 50 MW
 試験名: 50MW 100時間運転
 点検: 7/13 測定

AVERAGE TIMES: 2048
 AMP. FULLSCALE: 30
 INPUT RANGE: 23
 SENSITIVITY: 8.40



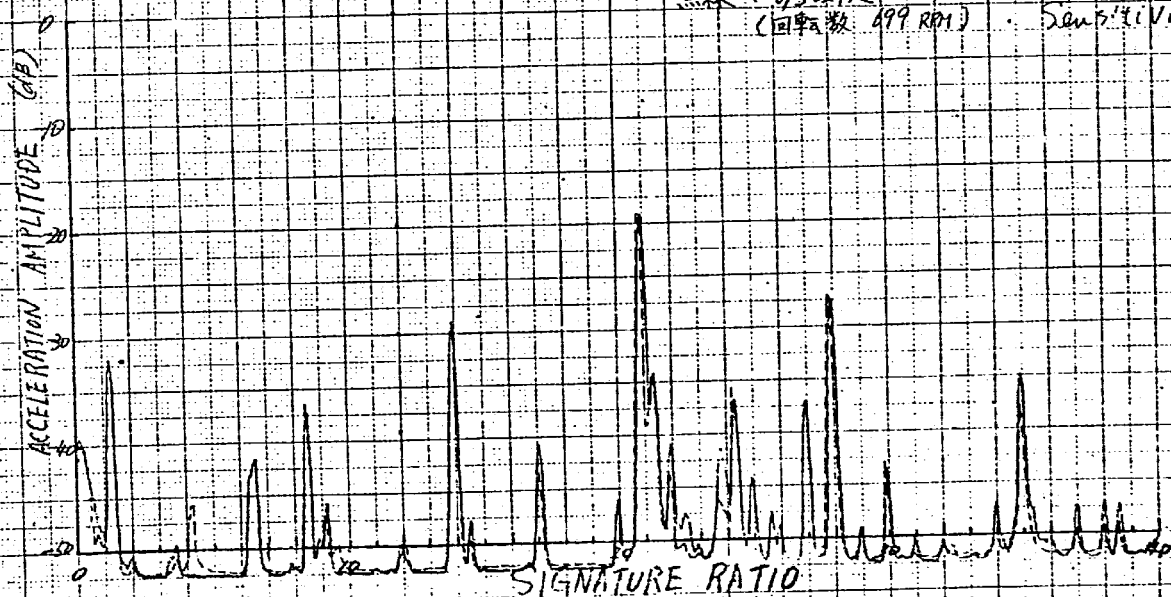
- 288 -

53年8月14日
時刻: 18:28

図 15 1次主循環ポンプ(A-1) 回転次数比分析

炉出力: 50 MW
 試験名: 50MW 100時間運転
 回転数: 699 RPM
 点検: 8/3 測定
 (回転数 699 RPM)

AVERAGE TIMES: 16 回
 AMP. FULLSCALE: 100
 INPUT RANGE: 20 dB
 SENSITIVITY: 2.15



- 289 -

謝

辭

本性能試験は試験計画の立案に当り、「常勝」性能試験専門委員会の委員の方々に有意義な助言をいただき、さらに試験の計画から遂行に当っては関係メーカーの方々、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の方々に絶大な御協力をいただきました。

また、高速実験炉炉内に於いては、試験のみならず特に試験時の原子炉の運転及び保守に関して、それぞれ原子炉1課、原子炉2課の方々に御協力いただきました。

本試験完遂に当り、御協力いただいた方々に深く感謝致します。