

高速実験炉「常陽」運転・保守経験報告書

核計装設備の運転・保守履歴



1988年2月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N 9410 88-023
<p>この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です</p> <p>動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室</p>	

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

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

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

高速実験炉「常陽」運転・保守経験報告書

核計装設備の運転・保守履歴

** 永井昌幸 ** 高須宏雄 * 佐藤 聡
* 飛田茂治 * 則次明広 * 川部浩康
* 寺門嗣夫 * 陣内政典 * 神田一郎
* 藤原昭和 * 小沢健二 * 山下芳興

要 旨

本報告書は、昭和52年の初臨界以来、順調に運転継続されている高速実験炉「常陽」における核計装設備の運転・保守履歴についてまとめたものであり、昭和61年までに得られた主な成果は下記のとおりである。

- (1) 中性子検出器の最大照射量は、核分裂計数管で 5.30×10^{17} nvt, ガンマ線補償型電離箱で 9.30×10^{16} nvt である。
- (2) 起動系及び中間系の核分裂計数管5体の内、4体は、動燃事業団も参画して開発された国産検出器に交換され運転中である。
- (3) 起動系、中間系、出力系の3系統で構成される核計装設備は、1デケイド以上のオーバーラップ特性を有し良好である。

* 大洗工学センター実験炉部原子炉第一課

** 大洗工学センター実験炉部原子炉第二課

Operation and Maintenance Experience Report
of Experimental Fast Reactor "Joyo"

Operation and Maintenance History of
Nuclear Instrumentation System

**M. Nagai, **H. Takasu, *S. Satoh,
*S. Tobita, *A. Noritsugi, *H. Kawabe,
*T. Terakado, *M. Jinnouchi, *I. Kanda,
*A. Fujiwara, *K. Ozawa and *Y. Yamashita

Abstract

JOYO has been operated smoothly since the initial criticality in 1977. This report describes the actual operation and maintenance experience of JOYO nuclear instrumentation system till 1986.

Major results obtained from operation and maintenance experience are as follows;

- (1) Maximum neutron fluence of neutron detector.
 - ⊙ 5.30×10^{17} nvt (fission counter)
 - ⊙ 9.30×10^{16} nvt (γ -ray compensated ionization chamber)
- (2) Imported four fission counters, using one source range monitor (SRM) and three intermediate range monitors (IRM), have been changed for home made ones. They have been kept in good operating conditions.
- (3) The overlaps in the monitoring ranges between SRM and IRM, IRM and power range monitor (PRM), were confirmed to be more than one decade.

* Operation Section, Experimental Fast Reactor Division,
Engineering Center, PNC.

** Maintenance Section, Experimental Fast Reactor Division, OEC, PNC.

目 次

1. 緒 言	1
2. 核計装設備の概要	2
3. 運転・保守履歴	3
4. 核計装系の校正実績	4
5. 核計装系のオーバーラップ特性	5
6. 中性子検出器の交換実績	7
7. 中性子検出器の照射量	9
8. 中性子計装設備のノイズ対策	13
9. 運転・保守経験より得られた成果	14
10. 核計装設備に関する報告書	15
11. 結 言	16
12. 参考文献	36

図 リ ス ト

図-1	中性子計装設備測定領域関係図	17
図-2	中性子検出器設置位置	18
図-3	起動系及び中間系の直線性	19
図-4	中間系及び出力系の直線性	20
図-5	出力系及び熱出力との相関性	21
図-6	原子炉起動時における黒鉛遮蔽体温度の推移	22
図-7	起動系, 中間系, 出力系のオーバーラップ特性	23

表 リ ス ト

表-1	高速実験炉「常陽」における運転保守実績	24
表-2	起動系及び中間系の直線性	25
表-3	中間系及び出力系の直線性	25
表-4	出力系及び熱出力の直線性	26
表-5	輸入核分裂計数管と国産核分裂計数管の比較	27
表-6	中性子検出器の使用実績	28
表-7	MK-I 及び MK-II における原子炉積算熱出力	29
表-8	中性子検出器の照射量一覧	30
表-9	中性子計装設備のノイズ調査一覧	31
表-10.1	運転経験より得られた成果	32
表-10.2	運転経験より得られた成果	33
表-10.3	運転経験より得られた成果	34
表-10.4	運転経験より得られた成果	35

1. 緒 言

本報告書は、高速実験炉「常陽」の昭和52年初臨界から昭和61年の照射用炉心（以下MK-II炉心という）第12サイクル終了までの核計装設備の運転・保守履歴をまとめたものである。

2. 核計装設備の概要

核計装設備は、中性子計装設備と中性子検出器保持駆動装置から構成されており、原子炉の起動から定格出力に至るまでの中性子を測定し、原子炉の中性子レベル及びペリオドを指示記録するとともに、異常を検知した場合は直ちに安全動作信号を発する。原子炉停止時の中性子源レベルから定格出力の中性子レベルまで約10デケイドであり、この全域をカバーするために起動系、中間系、出力系の3系統が設けられている。図-1に中性子計装設備測定領域関係図を示す。

中性子検出器は、すべて原子炉容器の外に設置され、起動系、中間系の検出器は、炉心中心から水平方向2.9mの黒鉛遮蔽体中に、出力系の検出器は、3.55mの安全容器外側窒素ガス雰囲気中に設置され、いずれも検出器の中心が、炉心の縦方向中心と同じレベルにある。図-2に、中性子検出器設置位置を示す。

中央制御室には、中性子計装盤が設けられ起動系、中間系、出力系の各モニタ、20V電源ユニット、補助リレーユニットが収められている。

運転監視に必要な記録計、指示計、出力系のレンジスイッチ及び中性子計装設備の異常を示すアラーム信号は、原子炉制御盤に取付けられている。

起動系は2系統、中間系、出力系はそれぞれ3系統から構成され多重性を確保している。また、前置増幅器盤、中性子計装盤、ケーブルペネトレーション及び電源系統も系統毎に分離されている。各系統で発せられるトリップ信号のうち、スクラム信号はロジック盤へ送られ、ここで起動系については1 out of 2、中間系、出力系については2 out of 3の論理処理が行われる。

アラーム信号については、原子炉制御盤へ送られて、故障表示窓に表示されるとともに、制御棒操作のインターロック条件に組み込まれている。

また、中性子検出器は起動系及び中間系が核分裂計数管、出力系がガンマ線補償型電離箱を使用し、定格出力運転中における起動系及び中間系の中性子検出器は無用な中性子照射を避けるため約2m上方へ引き上げることができる駆動装置と連結されている。

3. 運転・保守履歴

昭和52年の初臨界から昭和61年までの「常陽」における運転・保守実績を表-1に示す。昭和52年から臨界試験、低出力試験を経て、増殖炉心（以下MK-I炉心という）にて、50MW出力上昇試験及び50MW定格運転2サイクル、75MW出力上昇試験及び75MW定格運転6サイクルが昭和57年まで実施された。その後引続いて、MK-I炉心から照射炉心（以下MK-II炉心という）への移行作業が行われた。

昭和58年から100MWの性能試験を開始し、昭和61年12月まで、100MWにおける第12サイクル運転を終了した。

この間、中性子検出器を含む核計装設備は、低出力試験時、50MW、75MW出力上昇試験時及びMK-II性能試験時に熱出力による校正試験を行い、中性子源領域から定格出力領域まで、起動系、中間系及び出力系で構成される核計装設備で十分にカバーできることが確認された。

「常陽」の建設、設計段階において、高速炉用中性子検出器の開発実績がないため、「常陽」の中性子検出器は、当初外国製（起動系、中間系は英国製核分裂計数管、出力系は米国製ガンマ線補償型電離箱）を使用していた。

しかし、日本でも高速炉用の中性子検出器の開発に着手し、昭和54年5月から昭和55年3月初めまでの約1年「常陽」で、予備孔Ch.9に挿入し国産中性子検出器の照射耐久試験を実施した。その結果国産中性子検出器は、実機の外国製中性子検出器と同等以上の安定で良好な動作をすることが確認され、国産中性子検出器は実機として十分使用可能であることが確認された。国産品の実機採用は昭和57年12月（第3回定検時）に、起動系Ch.1、中間系Ch.4が国産品へ交換された。その後、昭和59年1月に、中間系Ch.3、Ch.5を国産品に交換した。また、昭和62年1月に起動系Ch.2の交換が予定されている。これで、起動系、中間系は全て国産の核分裂計数管となる。出力系に関しては、据付以来10年以上経過しているが性能そのものは変化なく現在も使用されている。

監視計器類については、老朽化に伴う計器誤差の増大、部品の劣化による誤動作等の防止及び補修性の向上の観点から、モニタ、電源ユニット、指示計、記録計、計装ケーブルの更新が昭和62年、第6回定検時に行われる予定である。

4. 核計装系の校正実績

原子炉の定格運転に先だって、原子炉出力をモニタする核計装系の校正が必要となってくる。

「常陽」においては、低出力試験時に原子炉出力が 50KW の範囲で核的方法による校正を、さらに 50MW, 75MW 出力上昇試験時及び 100MW 性能試験時に定格出力（50MW, 75MW 及び 100MW）までの熱出力範囲で熱的方法による中間系、出力系の校正を行った。

核的方法による校正は予め校正された核分裂計数管を炉心に挿入して中性子束を測定し、この結果と別に算出された中性子束分布とから原子炉出力を求め起動系、中間系の指示を調整するもので低出力試験期間中の昭和 52 年 6 月に実施された。

熱的方法による校正は、一次冷却材が中間熱交換器により二次冷却材へ伝達する熱として定義し一次冷却系の流量、出入口温度、Na の比重及びエンタルピーを用いて原子炉出力を算出し、その結果に基づいて中間系、出力系の指示を調整するもので、50MW 出力上昇試験期間中の昭和 53 年 4 月～8 月に、75MW 出力上昇試験期間中の昭和 54 年 7 月～8 月に実施され、また 100MW 出力上昇試験期間中の昭和 58 年 12 月に実施した。

また、これら校正試験とは別に中性子検出器交換に伴って、交換後の校正試験を実施し、起動系、中間系、出力系で十分に未臨界状態から定格出力までカバーしていることを確認している。

5. 核計装系のオーバーラップ特性

MK-II第10サイクル運転の出力上昇時に、起動系、中間系、出力系のオーバーラップ特性の確認を行った。

原子炉停止時の中性子源レベルから定格出力の中性子レベルまで約10デケイドを有する広範囲な中性子束変化に対して連続的に正確な測定を行うことは原子炉の安全運転を行う上で重要である。

今回実施したオーバーラップ特性の確認方法は、出力上昇時に核計装設備の各検出器指示計の値から、起動系、中間系、出力系の3系統の各々の相関関係を求める方法を用いた。

以下にその結果を示す。

(1) 起動系及び中間系との直線性

通常原子炉起動操作における起動系中性子検出器は、臨界点の 5×10^4 cpsに到達した後、中間系の指示値にて 1×10^{-3} %以上あることをもって検出器の引抜きを実施する。しかし、本確認試験のためフルスケールの 10^6 cpsまで挿入状態としてデータを採取した。そのデータ及びグラフを表-2、図-3に示す。

図から全体的な傾向として弓なりではあるが 4×10^4 cpsから 5×10^5 cps間に 45° の傾きをもった1デケイド以上の直線性を有することが認められた。更に、直線性から逸脱する約 5×10^5 cpsが起動系検出器の使用上限、逆に約 1×10^{-3} %が中間系検出器の使用下限であるといえる。

(2) 中間系及び出力系の直線性

通常、原子炉起動操作における中間系中性子検出器は、出力系指示値から15 MWに到達した時点で無用な中性子照射を避けるため、検出器の引抜きを実施するが、今回は非直線性を確認するため40.7 MWまで挿入状態としてデータを採取した。(表-3、図-4参照)

図-4から中間系及び出力系の直線性は比較的良好であり 1×10^{-2} %から10%までの約3デケイドの直線性を有することが確認できた。尚、直線性から逸脱する10%が中間系検出器の使用上限、逆に、 1×10^{-2} %が出力系検出器の使用下限であるといえる。

(3) 出力系及び熱出力の相関性

熱出力に対する出力系指示値のデータ及びグラフを表-4、図-5に示す。

図-5から検出器によって若干のばらつきがあるが、直線性はほぼ満足しえるものである。Ch. 6, Ch. 8は同様の傾向にあり、Ch. 7が他の直線からずれているが90 MWで一致した直線となっている。この理由は、熱出力校正を実施し、その後核出力系指示値を調整して1:1としたことによるものである。図-6は原子炉起動後定格出力に至るまでの黒鉛遮蔽体温度(TE83-5)の推移を示したグラフであるが、原子炉出力上昇過程において炉出力一定保持期間中(50 MW, 90 MW)も黒鉛温度は上昇し、100 MW到達約120時間後に 130°C で飽和する。

(4) オーバラップ特性

図-3～5で示した起動系，中間系，出力系の直線性から，原子炉熱出力に対する Ch.1, Ch.3, Ch.6 のオーバラップ特性を図-7に示す。核出力〔%〕に対する起動系〔cps〕の対応根拠は，図-3の Ch.1 及び Ch.3 の相関から，直線性が認められる線分を外挿し， 10^6 cps が 2×10^{-2} % となることにより決定した。起動系，中間系，出力系はそれぞれ1デケイド以上のオーバラップを有していることが確認された。

6. 中性子検出器の交換実績

当初、「常陽」に据付けられた中性子検出器は全て外国製であり、下記に示すメーカーの製品であった。

・核分裂計算管 (FC) : 起動系・中間系用

型式 : P 7 A

メーカー : 英国, 20 th Century 社

・ガンマ線補償型電離箱 (CIC) : 出力系用

型式 : SK-400-M1

メーカー : 米国, Reuter Stokes 社

この内、起動系、中間系の中性子検出器は逐次国産品に交換した。これまでに交換を実施した中性子検出器の交換経緯を下記に示す。

(1) 起動系 Ch.2 の交換

1) 交換時期及び交換中性子検出器の型式

昭和54年12月、予備品のP7A (英国製)

2) 交換理由

使用中パルス波高が小さくなったことによるもので、その原因は、コネクタボックス付近で信号ケーブルの絶縁不良等が発生したと推定されたため。

(2) 起動系 Ch.1 及び中間系 Ch.4 の交換

1) 交換時期及び交換中性子検出器の型式

昭和57年12月、KSA-51 (国産)

2) 交換理由

MK-II 炉心移行作業に伴い、臨界近接試験のため高感度の検出器を設置する必要が生じたため。

(3) 中間系 Ch.3 及び Ch.5 の交換

1) 交換時期及び交換中性子検出器の型式

昭和59年1月、KSA-51 (国産)

2) 交換理由

設工認に中性子検出器の寿命は約2年の記述があり、このため当初からの交換計画に従ったものである。

また、昭和62年1月には、起動系 Ch.2 を国産に交換する予定になっている。本交換作業で、起動系、中間系は全て国産品となる。

表-2に輸入核分裂計数管及び国産核分裂計数管の仕様比較を示す。輸入核分裂計数管と比較した国産核分裂計数管の仕様の主な相違点は、(1)長さが若干短くなっていること (2)電荷収集時間が約 $\frac{1}{3}$ であること (3)パルス波高が2.5倍大きくなっていることである。

7. 中性子検出器の照射量

表-6 に MK-I から MK-II 100 MW 定格第 12 サイクル運転までにおける中性子検出器の使用実績を示す。また、MK-I 及び MK-II 運転における原子炉積算熱出力を表-7 に示す。MK-I の積算熱出力は、27,886.8 MWD、MK-II (第 12 サイクル運転終了まで) の積算熱出力は、56,062.6 MWD である。この積算熱出力をもとに各検出器の使用期間中の照射量を算出した。

7.1 起動系 (Ch.1, 2) の照射量

(1) Ch.1 の照射量

1) P7A (英国製) の照射量 (照射期間 : S. 53. 4 ~ S. 56. 12)

MK-I における中性子数 N は、技術報告書 SN 941.79-112 から $N = 7.8 \times 10^3$ (cps/kw) である。又、検出器感度が 0.1 (cps/nv) により、炉出力 1 MW 当りの中性子束 ϕ_1 は

$$\begin{aligned}\phi_1 &= 7.8 \times 10^3 \times 10 \times 10^3 \\ &= 7.8 \times 10^7 \text{ (nv/MW)}\end{aligned}$$

更に MK-I の積算熱出力は表-7 から 27,886.8 MWD \div 6.693 $\times 10^5$ MWH であるから中性子照射量 F は

$$\begin{aligned}F &= 7.8 \times 10^7 \times 6.693 \times 10^5 \times 3,600 \\ &= 1.88 \times 10^{17} \text{ (nvt)}\end{aligned}$$

しかし、検出器の引抜きによって計数率は $\frac{*1}{3}$ に低下するので実質中性子照射量 F_{eff} は

$$\begin{aligned}F_{\text{eff}} &= 1.88 \times 10^{17} \times \frac{1}{3} \\ &= \underline{6.27 \times 10^{16} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots \textcircled{1}\end{aligned}$$

* 高速実験炉「常陽」核計装設備の運転特性及び保守経験より (SN 941 81-213)

2) KAS-51 (国産製) の照射量 (照射期間 : S. 58. 2 ~ S. 61. 12)

原子炉出力 100 MW 当りの中性子束 ϕ_2 は原 2-60-208 メモから 5×10^{10} (nv/100 MW) である。又、MK-II における積算熱出力は表-7 から 56,062.6 MWD であるから中性子照射量 F は、

$$\begin{aligned}F &= 5 \times 10^{10} \times 560.626 \times 24 \times 3,600 \text{ (nvt)} \\ &= \underline{2.422 \times 10^{18} \text{ (nvt)}}\end{aligned}$$

しかし、検出器の引抜きによって計数率は $\frac{*1}{5}$ に低下するので実質中性子照射量 F_{eff} は

$$\begin{aligned}F_{\text{eff}} &= 2.422 \times 10^{18} \times \frac{1}{5} \\ &= \underline{4.84 \times 10^{17} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots \textcircled{2}\end{aligned}$$

* 検出器引抜きによる計数率測定試験より (原 1 メモ, 原 1 (3)-239)

(2) Ch.2 の照射量

表-6で示す様にCh.2はMK-Iにおいて検出器の交換を昭和54年12月に実施したため61年までに2体の検出器を使用している。1体目をP7A-1, 2体目をP7A-2として照射量を求める。

1) P7A-1 (英国製) の照射量 (照射期間: S.53.4~S.54.8)

炉出力1MW当りの中性子束 ϕ_1 は 7.8×10^7 (nv/MW), また, P7A-1の使用期間における積算熱出力は表-7より8,881.7 MWDであるから中性子照射量Fは,

$$F = 7.8 \times 10^7 \times 8,881.7 \times 24 \times 3,600 \\ \doteq 5.99 \times 10^{16} \text{ (nvt)}$$

しかし, 検出器の引抜きによって計数率は $\frac{1}{3}$ に低下するので実質中性子照射量Feffは,

$$F_{\text{eff}} = 5.99 \times 10^{16} \times \frac{1}{3} \\ \doteq \underline{2.0 \times 10^{16} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots \textcircled{3}$$

2) P7A-2 (英国製) の照射量 (照射期間: S.55.1~S.61.2)

$\phi_1 = 7.8 \times 10^7$ (nv/MW), 積算熱出力は表-7から19,005.1 MWDであるから中性子照射量

$$F = 7.8 \times 10^7 \times 19,005.1 \times 24 \times 3,600 \\ \doteq 1.28 \times 10^{17} \text{ (nvt)}$$

しかし, 検出器の引抜きによって計数率は $\frac{1}{3}$ に低下するので実質中性子照射量Feffは,

$$F_{\text{eff}} = 1.28 \times 10^{17} \times \frac{1}{3} \\ \doteq \underline{4.27 \times 10^{16} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots \textcircled{1} \text{ (MK-Iでの照射量)}$$

$\phi_2 = 5 \times 10^{10}$ (nv/100MW), 積算熱出力は表-7から56,062.6 MWDにより

$$F = 5 \times 10^{10} \times 56,062.6 \times 24 \times 3,600 \\ \doteq 2.42 \times 10^{18} \text{ (nvt)}$$

しかし, 検出器の引抜きによって計数率は $\frac{1}{5}$ に低下するので実質中性子照射量Feffは,

$$F_{\text{eff}} = 2.42 \times 10^{18} \times \frac{1}{5} \\ \doteq \underline{4.84 \times 10^{17} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots \textcircled{2} \text{ (MK-IIでの照射量)}$$

従ってP7A-2の全照射量(1)+(2)は,

$$4.27 \times 10^{16} + 4.84 \times 10^{17} \doteq \underline{5.3 \times 10^{17} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots \textcircled{4}$$

7.2 中間系 (Ch.3~5) の照射量

(1) Ch.3の照射量

1) P7A (英国製) の照射量 (照射期間: S.53.4~S.58.12)

MK-Iにおける照射量は起動系Ch.1と同様の計算で, 6.27×10^{16} (nvt)……(1)

Ch.3は, 59年1月に交換したことによりMK-IIにおける積算熱出力は表-7から11,880 MWD, MK-IIにおける $\phi_2 = 5 \times 10^{10}$ (nv/100MW) より中性子照射量は,

$$F = 5 \times 10^{10} \times 118.8 \times 24 \times 3,600$$

$$\doteq 5.13 \times 10^{17} \text{ (nvt)}$$

しかし、検出器の引抜きによって計数率は $\frac{1}{5}$ に低下するので実質中性子照射量 F_{eff} は、

$$F_{\text{eff}} = 5.13 \times 10^{17} \times \frac{1}{5}$$

$$\doteq \underline{1.03 \times 10^{17} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots(2)$$

従って、P7Aの全照射量(1)+(2)は

$$6.27 \times 10^{16} + 1.03 \times 10^{17} \doteq 1.66 \times 10^{17} \text{ (nvt)} \dots\dots\dots \textcircled{5}$$

2) KSA-51 (国産製) の照射量 (照射期間 : S.59. 4 ~ S.61. 12)

MK-IIにおける積算熱出力は表-7より44,182.6 MWD

MK-IIにおける $\phi_2 = 5 \times 10^{10} \text{ (nv/100 MW)}$ より、中性子照射量 F は、

$$F = 5 \times 10^{10} \times 441.826 \times 24 \times 3,600$$

$$\doteq 1.91 \times 10^{18} \text{ (nvt)}$$

しかし、検出器の引抜きによって計数率は $\frac{1}{5}$ に低下するので実質中性子照射量 F_{eff} は、

$$F_{\text{eff}} = 1.91 \times 10^{18} \times \frac{1}{5}$$

$$\doteq \underline{3.82 \times 10^{17} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots \textcircled{6}$$

(2) Ch.4 の照射量

Ch.4 は、Ch.1 と同時期に検出器の交換を実施したことにより

P7A (英国製) の照射量 (照射期間 : S.53. 4 ~ S.56. 12) : $6.27 \times 10^{16} \text{ (nvt)}$ ⑦

KSA-51 (国産製) の照射量 (照射期間 : S.59. 4 ~ S.61. 12) : $4.84 \times 10^{17} \text{ (nvt)}$ ⑧

(3) Ch.5 の照射量

Ch.5 は、Ch.3 と同時期に検出器の交換を実施したことにより

P7A (英国製) の照射量 (照射期間 : S.53. 4 ~ S.58. 12) : $1.66 \times 10^{17} \text{ (nvt)}$ ⑨

KSA-51 (国産製) の照射量 (照射期間 : S.59. 4 ~ S.61. 12) : $3.82 \times 10^{17} \text{ (nvt)}$ ⑩

7.3 出力系 (Ch.6 ~ 8) の照射量

(1) Ch.6 ~ 8 の照射量 (照射期間 : S.53. 4 ~ S.61. 12)

MK-I での中性子束 ϕ は、

$$\text{中性子束 } \phi = \frac{I_b}{n_s} \text{ で表わされる。}$$

n_s : 熱中性子感度 $2.0 \times 10^{-14} \text{ (A/nv)}$ 設工認記載値

I_b : モニタ出力電流 $1.28 \times 10^{-5} \text{ (A)}/75 \text{ (MW)}$ *

* モニタ出力電流値は、2課-61-63メモより引用

$$\phi = \frac{1.28 \times 10^{-5}}{2.0 \times 10^{-14}}$$

$$\doteq 6.4 \times 10^8 \text{ (nv/75 MW)}$$

MK-Iにおける積算熱出力は 27,886.8 MWD より, 中性子照射量 F は,

$$F = 6.4 \times 10^8 \times 27,886.8 \times \frac{1}{75} \times 24 \times 3,600$$

$$\doteq \underline{2.06 \times 10^{16} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots(1)$$

MK-IIでの中性子束 ϕ は,

$$\text{中性子 } \phi = \frac{I_D}{n_s}$$

$$n_s = 2.0 \times 10^{-14} \text{ (A/nv)}$$

$$I_D = 2.99 \times 10^{-5} \text{ (A/100 MW)*}$$

* モニタ出力電流値は, 2課-61-63メモより引用

$$\phi = \frac{2.99 \times 10^{-5}}{2.0 \times 10^{-14}}$$

$$\doteq 1.49 \times 10^9 \text{ (nv/100 MW)}$$

MK-IIにおける積算熱出力は 56,062.6 MWD より, 中性子照射量 F は,

$$F = 1.49 \times 10^9 \times 56,062.6 \times \frac{1}{100} \times 24 \times 3,600$$

$$\doteq \underline{7.24 \times 10^{16} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots(2)$$

従って, 全照射量 F(1)+(2)は

$$F = 2.06 \times 10^{16} + 7.24 \times 10^{16}$$

$$\doteq \underline{9.30 \times 10^{16} \text{ (nvt)}} \dots\dots\dots(11), (12), (13)$$

上記にて算出された中性子照射量の一覧を表-8に示す。表中の照射率は検出器の設計照射寿命より求めた値であり, 核分裂計数管及びガンマ線補償型電離箱の照射寿命は, それぞれ 3×10^{18} nvt, 1×10^{19} nvt である。

8. 中性子計装設備のノイズ対策

(1) ノイズの発生経緯

MK-II第1サイクル運転時から出力系モニタの中性子束高警報が発報するようになり発報回数は、運転サイクル毎に増加する傾向を示した。中性子束高の警報は3台設置している出力系モニタのいずれかが警報設定値の103%以上に達した場合発報されるが、発報後は直ちに同警報がリセット可能なところから、ノイズは短時間であると考えられる。そこで発報している出力系モニタを同定するため、モニタ出力を電磁オシログラフに接続し観測した結果、Ch.8であることが判明した。

(2) ノイズ発生の原因調査と対策

中性子束高警報の発生原因であるノイズの発生源を究明するため、表-9に記した調査及び試験を実施した。

(3) 調査結果

発生するノイズに対して上記の調査及び対策を実施し発生源についての同定を試みたが、根本的な解決策を見出すまでには至らなかった。しかし、対策実施後の第8～12サイクル原子炉運転中における中性子束高警報は数回にまで減少し、講じられた対策によりある程度の効果をもたらしたことも事実である。

核計装設備は、原子炉保護系に係わる重要な設備であるだけに、ノイズ対策については今後更に検討し解決していかなければならない問題と考える。

9. 運転・保守経験より得られた成果

昭和61年までの運転経験により得られた成果を「常陽」プラント運転・保守成果報告書から核計装設備について抜粋してまとめたものを表-10.1～10.4に示す。

設備の運転上、重大なトラブルの発生はなかったが、起動系及び中間系中性子検出器引抜の際の荷重超過警報の発生及び起動系ペリオド短の警報が頻発したためそれぞれ、シーケンスの改造、ペリオド増幅器のコンデンサーの交換を実施した。更に、出力系指示値に黒鉛遮蔽体温度依存性が有ることが確認され、定格熱出力到達後、黒鉛遮蔽体温度が安定するまでの期間、熱出力校正を頻度多く実施することにより問題解決を図った。

10. 核計装設備に関する報告書

総合機能試験から昭和61年までに発行された核計装設備に関する各課メモ，SNレポートの一覧を参考文献として示す。

尚，SNレポートの執筆者名については筆頭執筆者とした。

11. 結 言

核計装設備に関し、原子炉運転に支障をきたす重大なトラブルの発生もなく、概ね順調に運転された。

この間、中性子検出器の国産品導入が逐次実施された。これは、輸入中性子検出器よりも性能が良く、かつ信頼性の高い中性子検出器が動燃事業団とメーカーとの共同研究によって開発されたことによるものである。

国産品に交換した中性子検出器は8チャンネル中、起動系1体、及び中間系3体の計4体であり現在良好に運転中である。

運転実績における中性子検出器の最大照射量は、昭和61年までにCh. 2核分裂計数管の 5.30×10^{17} nvt、ガンマ線補償型電離箱の 9.30×10^{16} nvtで、照射寿命に対する照射率は各々17.6%、0.930%であった。

また、MK-II第10サイクルにおいて採取されたデータから、3系統で構成される中性子検出器のオーバーラップ特性は良好であることが確認された。

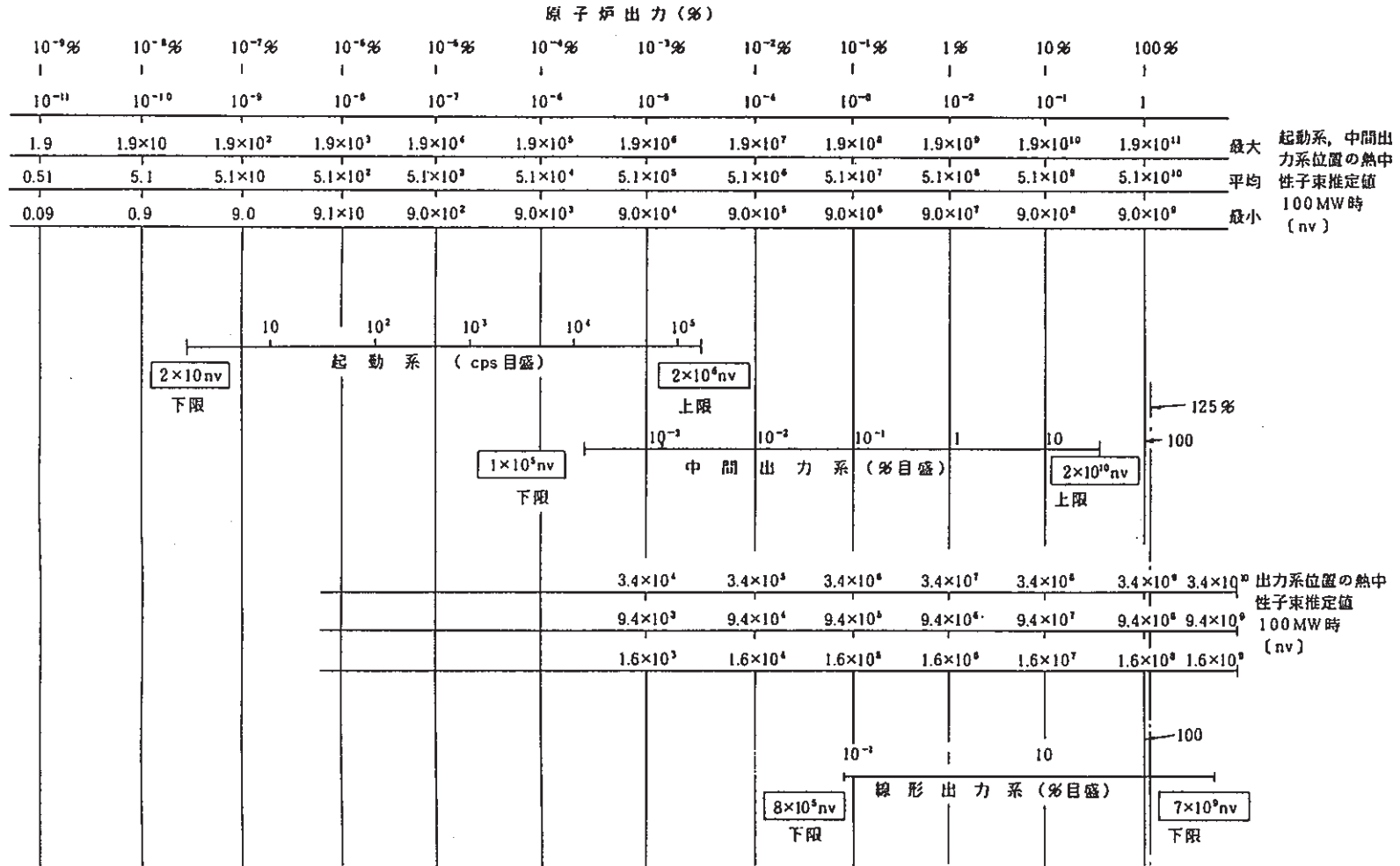


図-1 中性子計装設備測定領域関係図

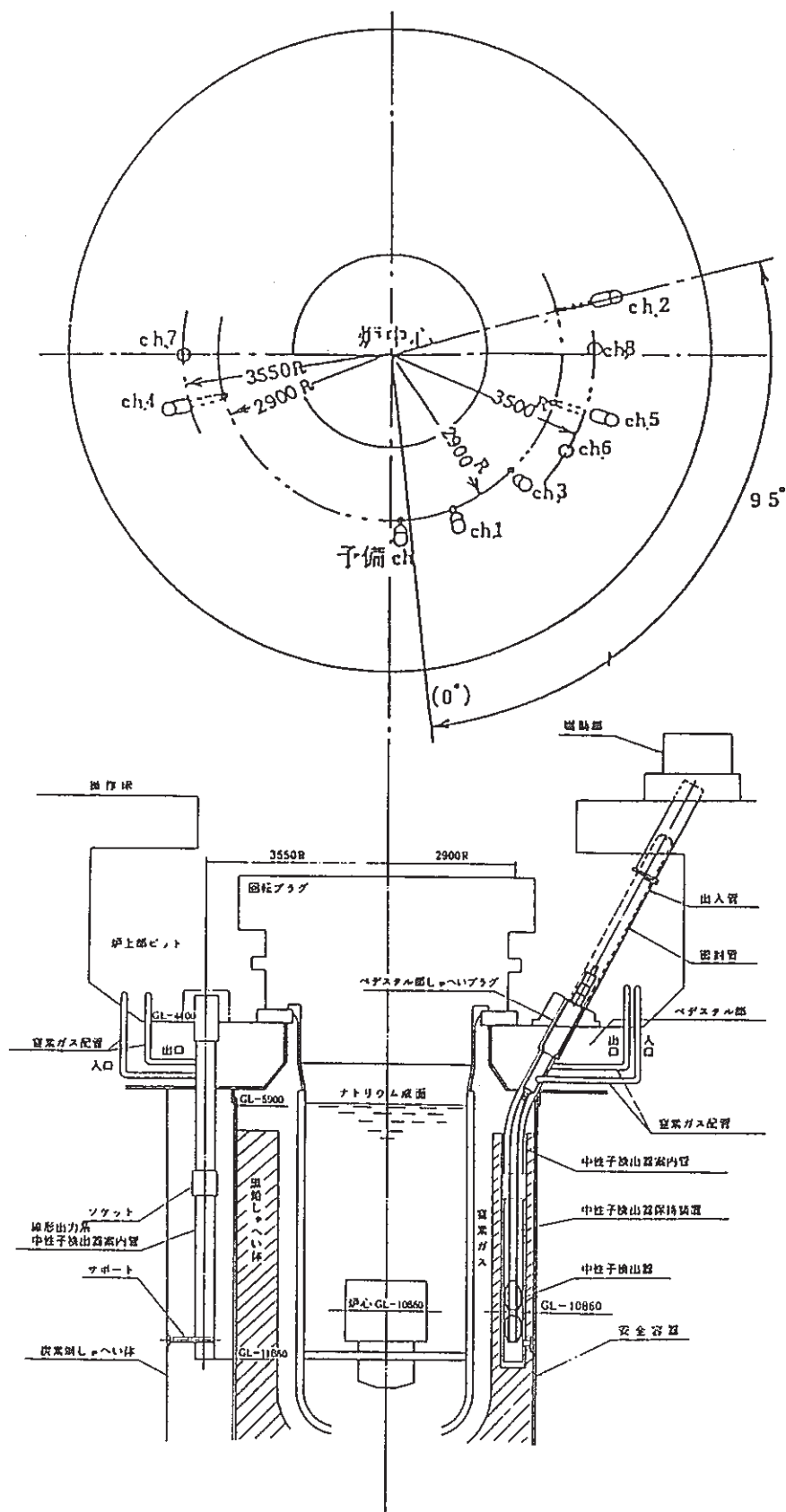


図-2 中性子検出器設置位置

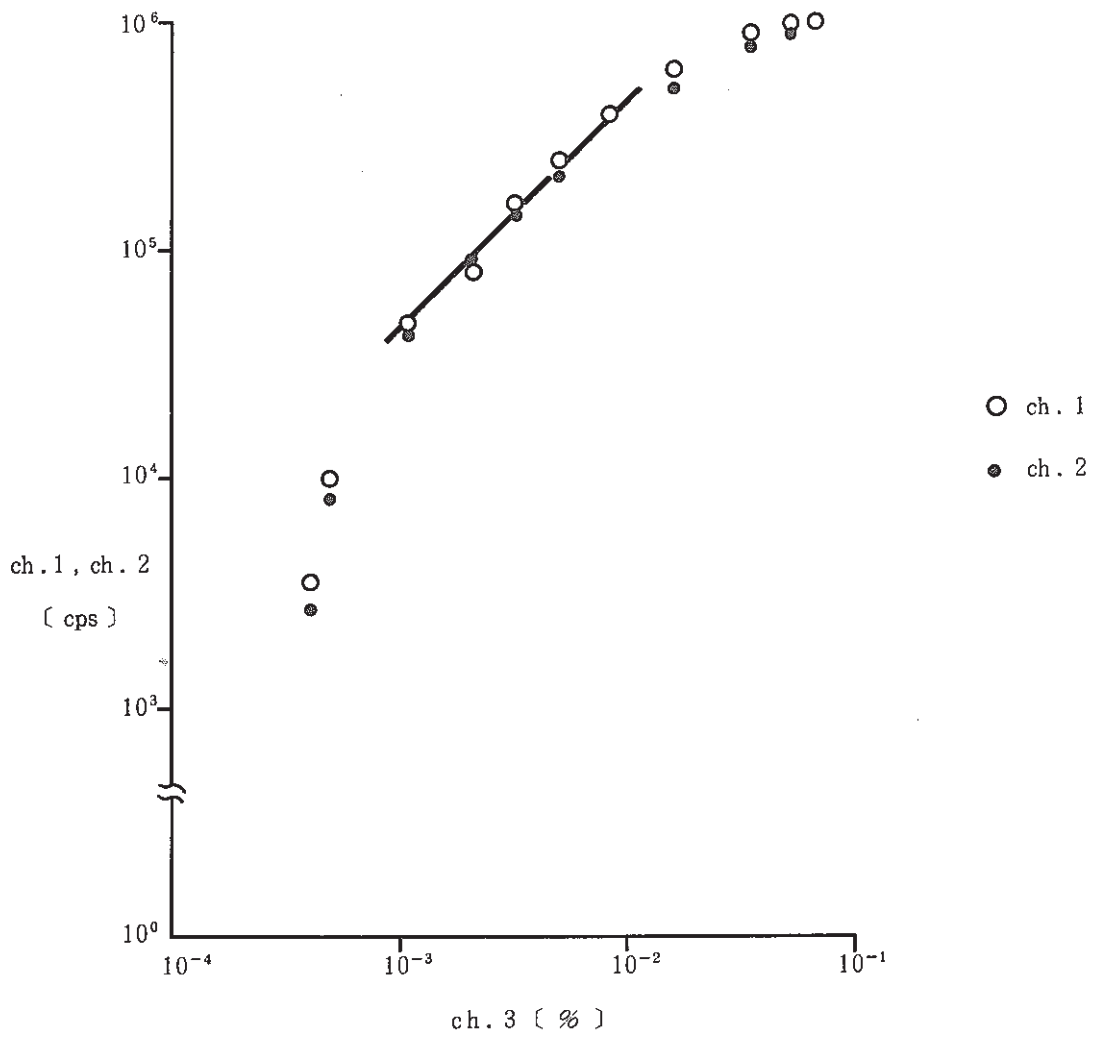


図-3 起動系及び中間系の直線性

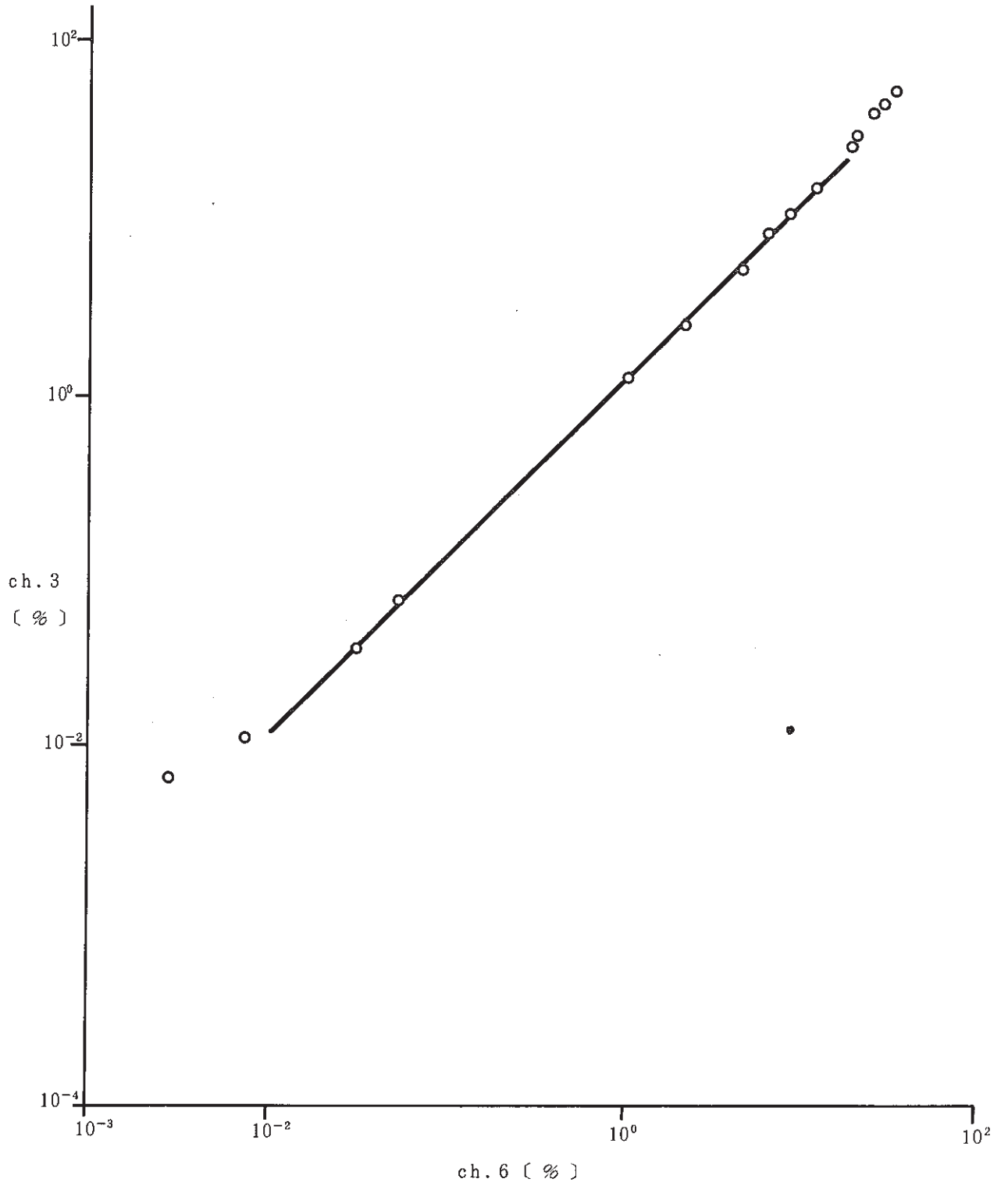


図-4 中間系及び出力系の直線性

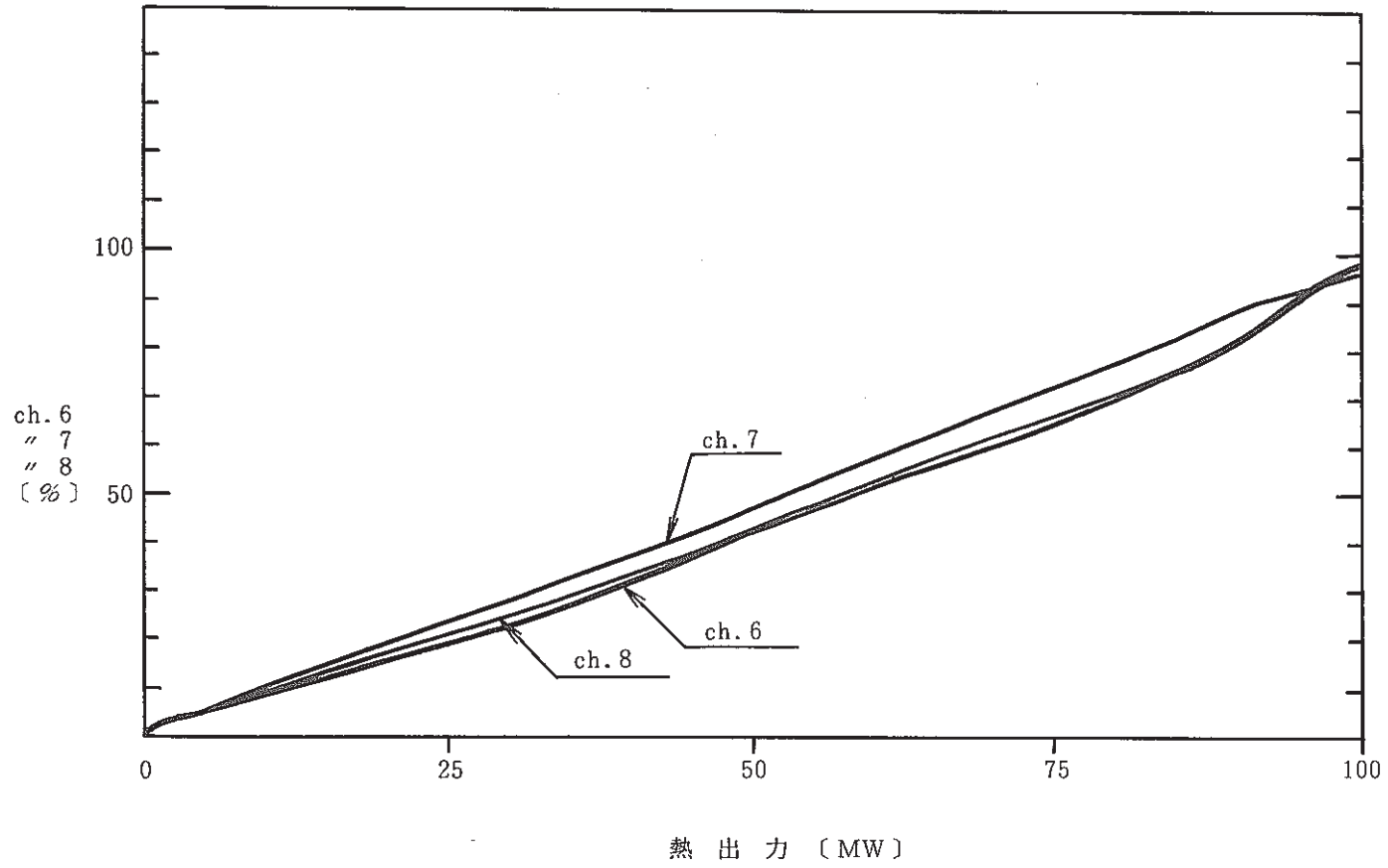


図-5 出力系及び熱出力との相関性

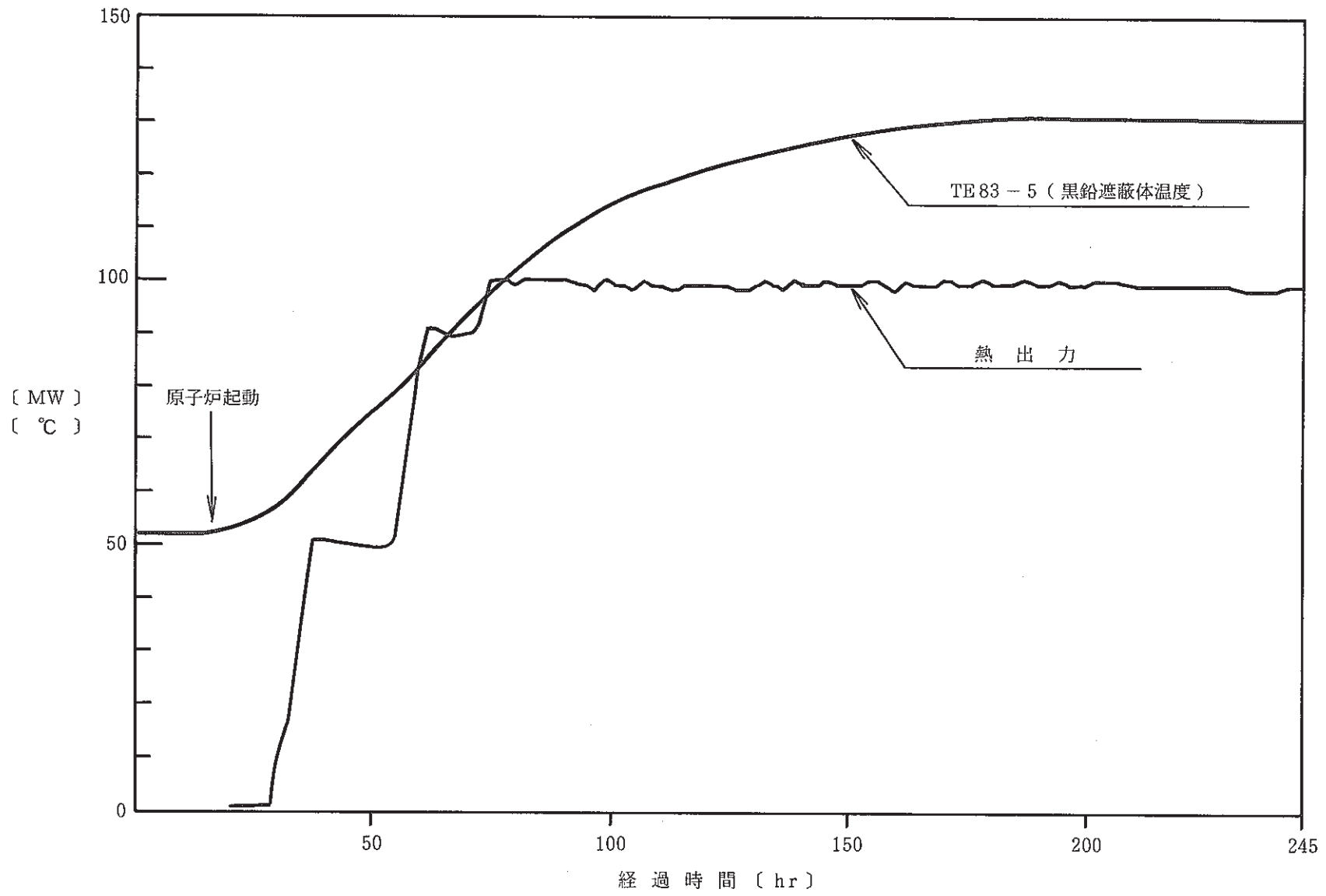


図-6 原子炉起動時における黒鉛遮蔽体温度の推移

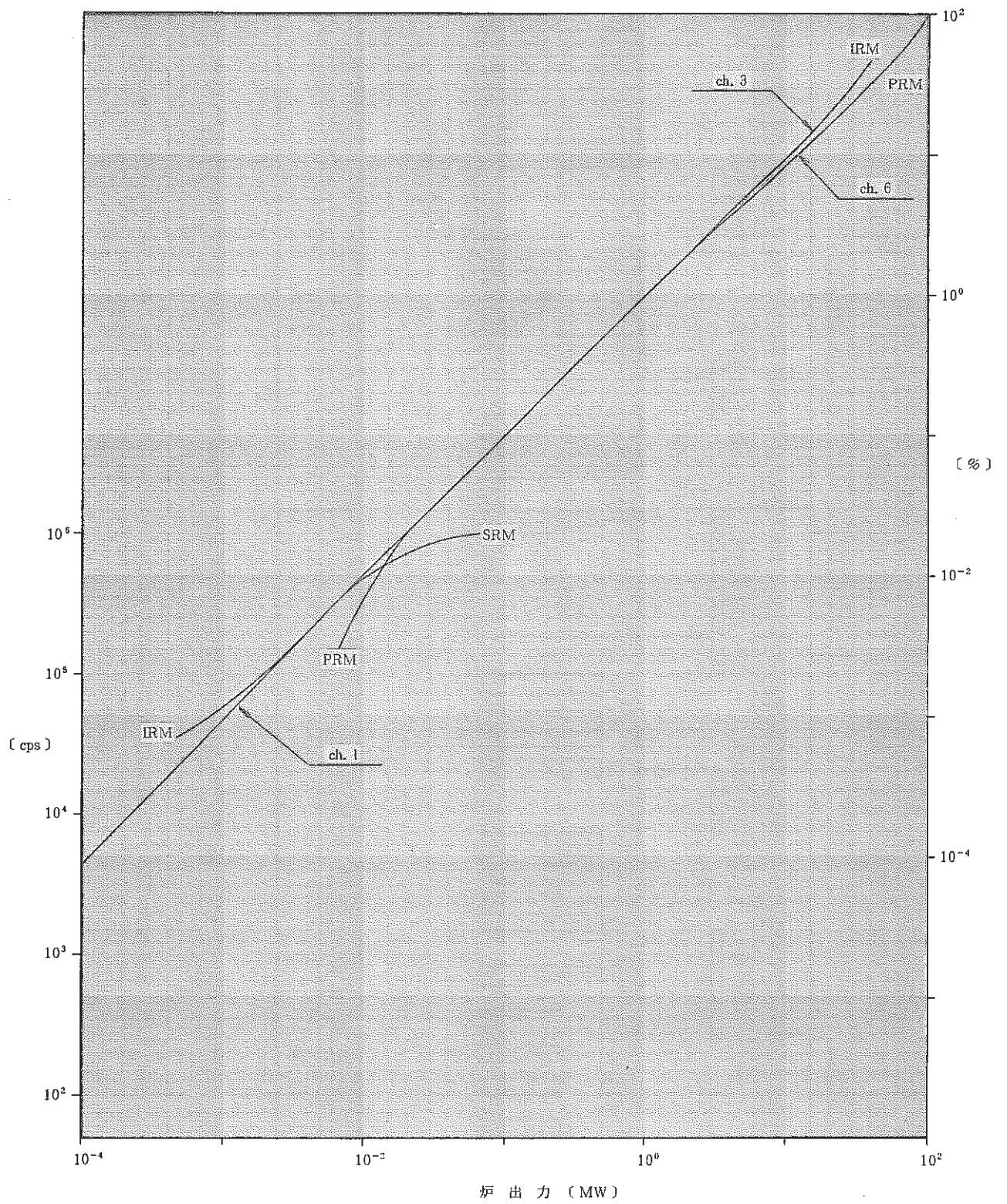
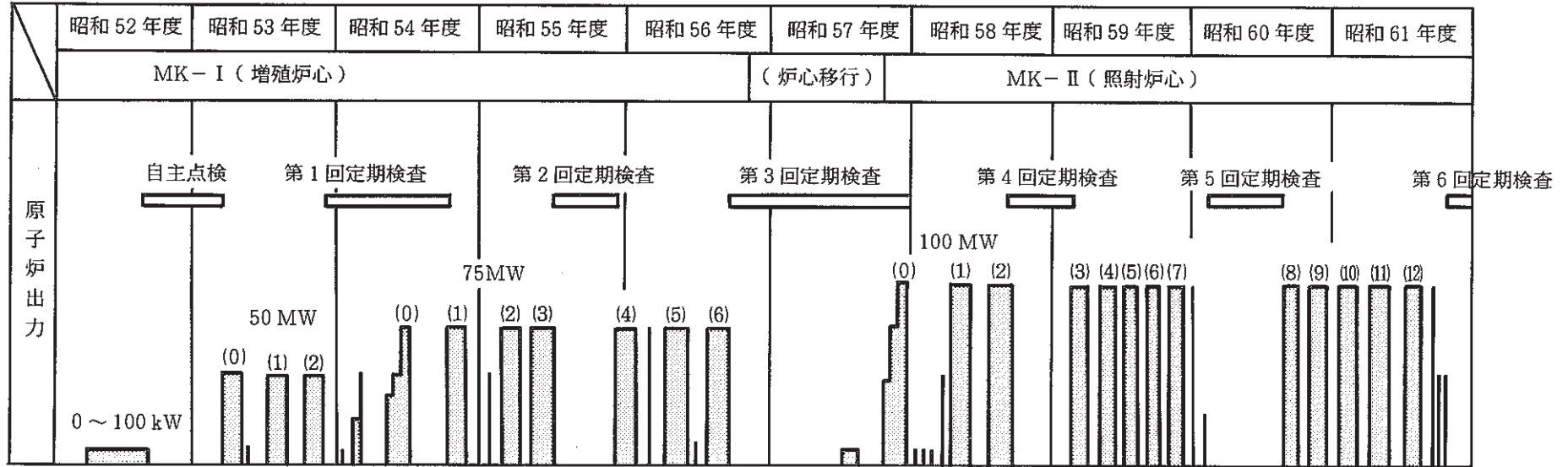


図-7 起動系, 中間系, 出力系のオーバーラップ特性

表-1 高速実験炉「常陽」における運転保守実績



積算原子炉起動回数 (臨界試験含む)	404 回
積算運転時間	28,424 hr

表-2 起動系及び中間系の直線性

採取時刻 検出器	4/26 10:01	10:30	11:10	11:17	11:19	11:20
Ch.1 [cps]	3.5×10^3	1×10^4	4.7×10^4	8×10^4	1.6×10^5	2.5×10^5
Ch.2 [cps]	2.7×10^3	8.2×10^3	4.2×10^4	9.2×10^4	1.4×10^5	2.16×10^5
Ch.3 [%]	4.0×10^{-4}	4.8×10^{-4}	1.07×10^{-3}	2.09×10^{-3}	3.2×10^{-3}	5×10^{-3}

採取時刻 検出器	11:22	11:23	11:25	11:26	11:27
Ch.1 [cps]	4×10^5	6.3×10^5	8.9×10^5	9.7×10^5	1×10^6
Ch.2 [cps]	4.1×10^5	5.1×10^5	7.8×10^5	9×10^5	9.8×10^5
Ch.3 [%]	8.2×10^{-3}	1.6×10^{-2}	3.5×10^{-2}	5.2×10^{-2}	6.7×10^{-2}

表-3 中間系及び出力系の直線性

採取時刻 No.	4/26 11:21	11:22	11:25	11:27	11:35	11:48
Ch.3 [%]	6.6×10^{-3}	1.1×10^{-2}	3.5×10^{-2}	6.7×10^{-2}	1.14	2.35
Ch.6 [%]	2.89×10^{-3}	7.49×10^{-3}	3.08×10^{-2}	5.36×10^{-2}	1.047	2.14

採取時刻 No.	13:38	13:49	14:00	16:09	17:25	18:05
Ch.3 [%]	4.78	7.69	9.97	13.7	23.0	26.66
Ch.6 [%]	4.56	6.35	8.33	11.55	18.15	18.87

採取時刻 No.	18:52	19:12	20:00
Ch.3 [%]	36	39.99	48.41
Ch.6 [%]	24.76	27.18	32.02

表-4 出力系及び熱出力の直線性

採取時刻 検出器	4/26 11:48	13:38	14:00	16:14	17:02	17:45	18:27
Ch. 6	2.14	4.56	8.33	11.60	16.43	18.71	22.26
Ch. 7	2.69	5.22	10.23	13.69	18.72	23.69	27.48
Ch. 8	2.34	4.71	9.07	12.32	17.08	20.89	24.35
熱出力	1.0	5.3	9.7	14.4	20.5	25.6	29.5

採取時刻 検出器	19:12	20:00	20:51	4/27 14:00	15:59	17:01	18:01
Ch. 6	27.18	32.02	36.86	42.67	47.30	54.93	61.23
Ch. 7	32.54	37.60	42.42	47.88	53.39	61.24	68.8
Ch. 8	29.07	33.94	38.19	43.61	48.13	55.64	62.93
熱出力	35.2	40.70	45.6	50.2	55.6	63.3	70.8

採取時刻 検出器	18:49	19:30	20:01	4/28 8:00	10:07	12:56
Ch. 6	66.39	70.51	75.27	81.64	91.32	96.89
Ch. 7	73.17	77.60	82.42	89.38	92.46	97.83
Ch. 8	66.80	70.89	75.29	81.50	90.62	96.12
熱出力	75.8	80.3	84.4	89.6	94.8	99.9

表-5 輸入核分裂計数管と国産核分裂計数管の比較

項 目	輸入核分裂計数管	国産核分裂計数管
1. 外形寸法		
1) 検出部	約 $\phi 38 \times 547$ mm	約 $\phi 38 \times 515$ mm
2) 有感長	約 224 mm	約 214 mm
2. 材 質		
1) 容 器	ステンレス鋼	ステンレス鋼
2) 絶縁材	人工サファイヤ	アルミナ
3) 核分裂物質	U_3O_8 (93%濃縮 U^{235})	UO_2 (89.89%濃縮 U^{235})
4) 塗布密度, 面積	1 mg/cm^2 (ウラン量), 132 cm^2	2.8 mg/cm^2 (ウラン量), 132 cm^2
5) 充填ガス	アルゴンガス	アルゴン+窒素混合ガス
3. MI ケーブル		
1) 形 状	無機絶縁ケーブル	2重シールド同軸ケーブル
2) 外形寸法	約 5.0×7320 mm	約 5.0×7000 mm
4. 中性子束範囲	$5 \times 10^{10} \text{ nv}$	$5 \times 10^{10} \text{ nv}$
5. 中性子感度	$0.1 \text{ cps/nv} \pm 25\%$ (パルスモード) 約 $2 \times 10^{-14} \text{ A/nv}$ (電流モード)	$0.1 \text{ cps/nv} \pm 25\%$ (パルスモード) 約 $2 \times 10^{-14} \text{ A/nv}$ (電流モード)
6. 寿 命	$3 \times 10^{18} \text{ nvt}$ (0.2%燃焼度)	$3 \times 10^{18} \text{ nvt}$ (0.2%燃焼度)
7. ガンマ線束範囲	$5 \times 10^5 \text{ R/h}$	$5 \times 10^5 \text{ R/h}$
8. 出力パルス	$0.4 \mu\text{A}$ /パルス以上 8×10^{-14} クーロン以上 (90%のパルスについて)	$1.0 \mu\text{A}$ /パルス以上 8×10^{-14} クーロン以上 (90%のパルスについて)
	収集時間 $250 \text{ ns} \pm 50 \text{ ns}$ (200 V印加時)	収集時間 $80 \text{ ns} \pm 20 \text{ ns}$ (200 V印加時)
9. 絶縁抵抗	芯線-内被間 $10^{10} \Omega$ 以上 (常温) 芯線-外被間 $10^{10} \Omega$ 以上 (常温)	芯線-内被間 $10^{10} \Omega$ 以上 (常温) 芯線-外被間 $10^{10} \Omega$ 以上 (常温)
10. 動作電圧	200 ~ 400 V	200 ~ 400 V
11. 最大電圧	1000 V (20°C) 600 V (400°C)	500 V 以上 (20°C) 400 V 以上 (400°C)

表-6 中性子検出器の使用実績

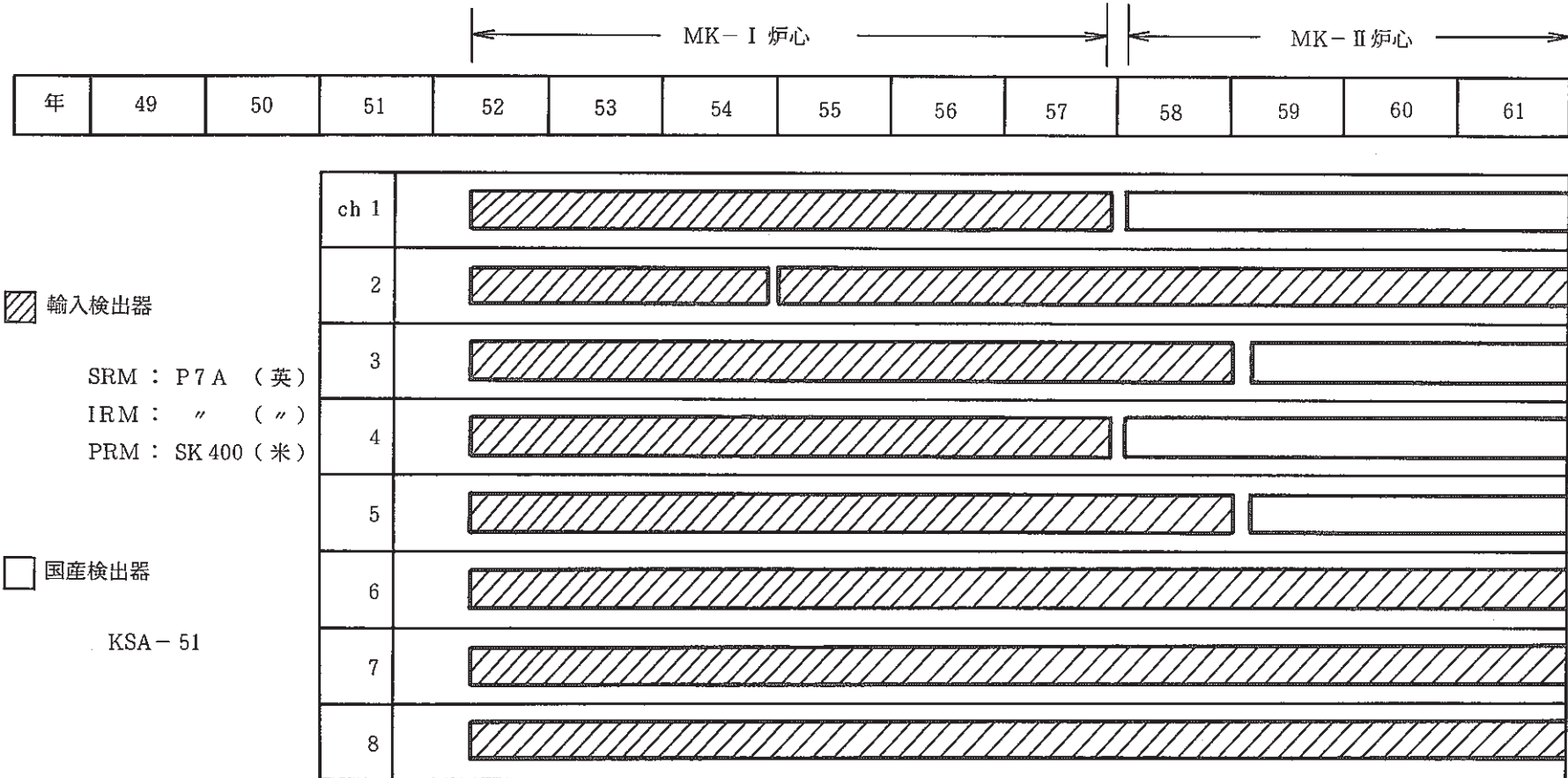


表-7 MK-I及びMK-IIにおける原子炉積算熱出力

「記録計算」 通算 No	サイクル名	「記録計算」で対象 とした運転期間	積算熱出力 [MWD]	
			サイクル毎	通算
①	50 MW 出力上昇試験 (1)	53. 4. 18 ~ 5. 17	146.7	146.7
②	" (2)	5. 17 ~ 7. 20	1456.0	1602.7
③	" (3)	7. 20 ~ 8. 31	833.6	2436.3
④	50 MW 第1サイクル	10. 27 ~ 12. 11	2123.2	4559.5
⑤	50 MW 第2サイクル	54. 1. 12 ~ 2. 26	2141.2	6700.7
⑥	50 MW 保安監査	4. 11 ~ 5. 28	164.1	6864.8
⑦	75 MW 性能試験	7. 3 ~ 8. 23	2016.9	8881.7
⑧	75 MW 第1サイクル	55. 1. 16 ~ 3. 9	2910.5	11792.2
⑨	55 MW 特殊運転	4. 14 ~ 4. 15	13.9	11806.1
⑩	75 MW 第2サイクル	5. 8 ~ 6. 24	3040.0	14846.1
⑪	75 MW 第3サイクル	7. 14 ~ 9. 4	2989.5	17835.6
⑫	75 MW 第4サイクル	56. 3. 12 ~ 5. 11	3385.1	21220.6
⑬	75 MW 特殊運転	5. 22 ~ 5. 29	255.0	21475.6
⑭	75 MW 第5サイクル	6. 11 ~ 8. 9	3299.0	24774.6
⑮	75 MW 第6サイクル	11. 2 ~ 12. 27	3112.2	27886.8
0	100 MW 第0サイクル	58. 2. 8 ~ 7. 6	3064	3064
1	" 1 "	8. 10 ~ 9. 30	4306	7370
2	" 2 "	10. 12 ~ 12. 1	4510	11880
3	" 3 "	59. 4. 23 ~ 6. 11	4380	16260
4	" 4 "	6. 25 ~ 8. 12	4259	20519
5	" 5 "	9. 1 ~ 10. 22	4483	25002
6	" 6 "	11. 25 ~ 1. 13	4464	29466
7	" 7 "	60. 2. 12 ~ 3. 31	4375	33841
7-1	特殊運転	4. 16 ~ 4. 19	210	34051
7-2	"	4. 25 ~ 4. 27	34.2	34085.2
8	100 MW 第8サイクル	12. 1 ~ 1. 21	4415	38500.2
9	" 9 "	61. 2. 13 ~ 4. 1	4242	42742.2
10	" 10 "	4. 26 ~ 6. 11	4450	47192.2
11	" 11 "	7. 3 ~ 8. 22	4440	51632.2
12	" 12 "	9. 13 ~ 10. 30	4280	55912.2
12-1	特殊運転	11. 13 ~ 11. 15	38	55950.2
12-2	"	11. 24 ~ 11. 27	54.6	56004.8
12-3	"	12. 3 ~ 12. 6	57.8	56062.6

表-8 中性子検出器の照射量一覧

Ch	検出器	照射期間	積算熱出力(MWH)	照射量(nvt)	設計寿命に対する照射率 [%]
1	P7A	53.4~56.12	6.693×10^5	6.27×10^{16} ①	2.09
	KSA-51	58.2~61.12	1.346×10^6	4.84×10^{17} ②	16.13
2	P7A①	53.4~54.8	2.132×10^5	2.00×10^{16} ③	0.67
	” ②	55.1~61.12	1.802×10^6	5.30×10^{17} ④	17.6
3	P7A	53.4~58.12	9.544×10^5	1.66×10^{17} ⑤	5.53
	KSA-51	59.4~61.12	1.060×10^6	3.82×10^{17} ⑥	12.73
4	P7A	53.4~56.12	6.693×10^5	6.27×10^{16} ⑦	2.09
	KSA-51	58.2~61.12	1.346×10^6	4.84×10^{17} ⑧	16.13
5	P7A	54.4~58.12	9.544×10^5	1.66×10^{17} ⑨	5.53
	KSA-51	59.4~61.12	1.060×10^6	3.82×10^{17} ⑩	12.73
6	SK-400	53.4~61.12	2.015×10^6	9.30×10^{16} ⑪	0.930
7	↓	↓	↓	↓ ⑫	↓
8	↓	↓	↓	↓ ⑬	↓

表-9 中性子計装設備のノイズ調査一覧

	調査及び試験	結果
1	ノイズの波形調査	立上りは急で、立下りは一定の遅れがある。
2	模擬入力によるノイズの波形調査	5 m Sec～10 μ Secの矩形波のパルスモニタに入力した時、警報発生時のモニタ出力波形と同様の波形が観測され、入力パルス幅が10 μ Sec以下ではモニタアンプは反応しない。
3	模擬入力によるモニタの高圧電源ケーブル漏電、信号ケーブルのノイズチェック	特に異常と認められる現象は確認されなかった。
4	DC電源のリップル調査	規格値300 mVp-p以下を満足していた。
5	高圧ケーブルの絶縁、耐力試験	規格値 10^{11} Ω を満足。1kv/min、2kv/minの印加電圧に対し、漏洩電流は0mAであった。
6	回路部品の交換	高圧電源ユニット内コンデンサの交換、DC15V回路内コンデンサの交換、アラーム、トリップ信号用リレーの交換、モニタ及び電源ユニットの電解コンデンサの交換を行った。
7	大電流回路のON-OFF試験	1次予熱ヒータ、2次補助予熱ヒータのON-OFFによるノイズ発生は確認されない。
8	モニタ供給電源の確認	電源ラインにACラインコンディショナを取付け調査を行った結果、AC100V回路からの影響はなかった。
9	ケーブル貫通部のケーブル状態確認	異常なし
10	電源電圧の調査	チャンネル8のモニタ電源の電圧変動は、規格値 $100V \pm 10V$ 以内であることを確認した。
11	検出器の補償高圧電源とノイズとの相関	ノイズ発生時における補償高圧電圧の変動はなく、両者の相関は認められない。
12	中性子計装設備のアース回路の改造	アース回路が強電用と弱電用とに分離されていなかったため、信号系アースの新設を行った。

表-10.1 運転経験より得られた成果

1. 題目 起動系，中間系検出器引抜の際の荷重超過警報の発生	期 間	S. 59年7月
<p>2. 問題点の経緯</p> <p>起動系，中間系の中性子検出器は原子炉出力がそれぞれ「起動」モードから「低出力」モードに切替った時と15 MWに到達した時，無駄な照射をさけるために，駆動機構により約2 m程度引抜かれる。駆動機構にはロードセルが取付けられており，検出器を保護するインターロックとして，引抜きの際に過度の荷重が検出器にかかった場合，引抜きが阻止される。</p> <p>起動系，中間系ともに引抜き時，たびたびこのインターロックが作動し，「荷重超過」警報及び，引抜き阻止が発生した。</p>		
<p>3. 対策</p> <p>上記，要因は，駆動装置コネクタボックス摺動部ゴムリングの摩擦力（始動抵抗）によるものであることが明らかとなった。この対策として駆動装置の停止時間に増加した摩擦力は数 mm 動かすことにより解消することが出来るため，挿入操作開始時自動的に2秒間引抜き，その後，挿入されるようにシーケンスを改造した。</p>		
<p>4. 得られた成果</p> <p>検出器挿入時に2秒間引抜き動作を行うことにより，挿入時荷重低インターロックが作動し上限位置から挿入出来なくなる不具合は発生しなくなった。</p>		
<p>5. 関連図書</p> <p>2課メモ 原2-59-119，原2-58-87</p>		

表-10.2 運転経験より得られた成果

1. 題目 起動系ペリオド短警報の頻発	期間	
<p>2. 問題点の経緯</p> <p>臨界試験時に起動系モニタの「ペリオド短」警報が頻繁に発報し、そのたびにインターロックにより制御棒引抜きが阻止され、操作に支障をきたした。</p>		
<p>3. 対策</p> <p>ペリオド増幅器のフィードバック積分コンデンサの容量を 4700 PF から 15000 PF に増大させて積分時定数を 1.3 秒から 3.8 秒にし、パルス数の少ない低レンジに於いて「ペリオド短」の頻発をおさえた。</p>		
<p>4. 得られた成果</p> <p>ペリオド計は微分特性を持つため、雑音等に対して敏感に応答してしまう。特に計数率の低い領域ではゆらぎも大きいため上記の問題を起し易い。</p> <p>対策として雑音低減化と積分定数変更を行うことになるが、後者はペリオド計の応答を遅らせることになり、安全上要求される応答性を確保出来る範囲にしなければならない。</p>		
<p>5. 関連図書</p>		

表-10.3 運転経験より得られた成果

1. 題目 核計装の低出力領域に於ける指示低下に関する検討	期 間	
<p>2. 問題点の経緯</p> <p>「常陽」の核計装設備のうち中間系はキャンベルの定理に基づいた対数化キャンベル系を使用しているが、この方法は検出器出力信号のゆらぎの振巾分布が十分正規分布に近いことが必要である。しかし原子炉低出力領域では、検出器の出力パルスレートの低いため、ゆらぎ成分が正規分布から外れ実際の炉出力より計測値が低い値を示す。</p>		
<p>3. 対策</p> <p>想定されるいくつかの波形に対してゆらぎの半波整流平均値の表式を導きこれに基づいて積をパラメーターとして指示低下量の数値計算を実施した。この数値計算結果と、核出力校正時に観測された指示低下量とを比較した。</p>		
<p>4. 得られた成果</p> <p>統計的変動法に於いて重要な役割を演ずるのはパルスレートそのものよりパルスレートとパルス中の積(νa)であることがわかった。数値計算の結果からパルス波形の如何に係らず指示低下率が2~4%である$\nu a = 1$の点が補正なしで測定出来る下限の目安であることがわかった。</p> <p>検出器のα-ノイズ等の影響はあったものの数値計数結果と測定データは比較的よく一致し12.6kwの時、数値計算結果4.5%に対し実測低下量は、2.4~5.1%であり、計算法は有意義であることが実証出来た。</p>		
<p>5. 関連図書</p> <p>SN 941 79-23</p>		

表- 10. 4 運転経験より得られた成果

1. 題目 出力系指示値の黒鉛遮蔽体温度依存性	期 間
<p>2. 問題点の経緯</p> <p>定格出力運転の最初の約1週間に渡り核出力と熱出力との差が大きくなる現象が高出力運転を開始して以来生じている。これは熱出力（炉心のエンタルピの上昇より算出）一定運転にもかかわらず核出力（中性子検出器出力）は徐々に上昇し一週間後には約10%ずれて飽和する。従って、熱出力ベースで運転を続行すると原子炉は106%でスクラムに至る。</p> <p>調査と検討の結果、中性子検出器の設置されている黒鉛遮蔽体は、炉容器冷却材の温度上昇に伴い上昇するが平衡に達するまでに約1週間かかる。このため黒鉛遮蔽体を透過する中性子束が増加するため核出力指示値が高くなることが明らかになった。</p>	
<p>3. 対策</p> <p>定格出力に達してから黒鉛遮蔽体温度が安定に達するまでの約1週間、適宜、核計装指示値を熱出力に合わせる調整を実施している。この方法は多くても日に2回の調整であり、その間核出力は上昇し続けるため熱出力より低く調整している。従って、相対的にスクラム設定点を高くしていることになり、この対策はまだ問題を残している。</p> <p>核計装指示値を黒鉛遮蔽体温度の関数として補正する方法が検討されているが、まだ具体化していない。</p>	
<p>4. 得られた成果</p> <p>中性子検出器の設置位置が運転制御上、必ずしも適切ではない。検出器は例えば炉容器下部等の原子炉出力による温度変化の少ない場所、または炉容器に近い場所もしくは炉容器内等の温度の応答の良い場所に設置することが望ましい。</p>	
<p>5. 関連図書</p> <p>SN 941 79-179</p>	

12. 参考文献

レポートの種類	レポ ー ト 名	レポ ー ト No.	発行年月日	執筆者名
1 課 メ モ	核計装設備のノイズ対策の件	原1-3067	S 51. 11. 5	原
1 課 メ モ	原子炉の運転に関するペリオド計の利用状況と使用経験の調査	原1-3101	S 52. 6. 25	原
1 課 メ モ	常陽の中性子計装について	原1-3141	S 53. 3. 31	鶴野
1 課 メ モ	SRM pile up 現象	原1-3145	S 53. 4. 13	柳橋
1 課 メ モ	SRM pile up 現象調査報告	原1-3147	S 53. 5. 8	花木
1 課 メ モ	SRM, IRM 検出器引抜による指示変化	原1-3150	S 53. 5. 26	笹川
1 課 メ モ	中性子検出器荷重特性について	原1-3196	S 55. 2. 22	浅井
1 課 メ モ	核計装設備起動系モニタ機能確認要領	原1-3208	S 56. 6. 1	宇佐美
1 課 メ モ	起動系及び中間系中性子検出器の挿入引抜きによる計数率の変化量の測定	原1-3239	S 59. 12. 16	永井
1 課 メ モ	原子炉停止中における中性子検出器の指示値の変動について	原1-61-3274	S 61. 12. 23	永井
1 課 メ モ	中性子検出器におけるオーバーラップ特性の確認	原1-61-3282	S 62. 3. 18	永井

レポートの種類	レポ ー ト 名	レポ ー ト No.	発行年月日	執筆者名
2 課 メ モ	第 1 回熱出力校正のデータにもとづく核計装系の仮校正データ	原 2 - 53 - 14	S 53. 5. 15	小沢
2 課 メ モ	核計装中間系核分裂計数管最大使用範囲の検討	原 2 - 53 - 23	S 53. 5. 27	小沢
2 課 メ モ	核計装起動系 ch - 2 指示低下に関する調査報告	原 2 - 53 - 089	S 54. 1. 19	小沢
2 課 メ モ	核計装設備中性子検出器の交換計画について	原 2 - 54 - 23	S 54. 6. 27	平田
2 課 メ モ	核計装モニタの改造計画について (検討用)	原 2 - 54 - 22	S 54. 6. 27	平田
2 課 メ モ	国産高温用核分裂計数管に関する共同研究の目的とその意義	原 2 - 54 - 40	S 54. 9. 3	小沢
2 課 メ モ	「常陽」核計装起動系性能試験報告書	原 2 - 54 - 48	S 54. 10. 12	小沢
2 課 メ モ	中性子検出器保持駆動装置の改造についての検討	原 2 - 56 - 04	S 56. 4. 16	金沢
2 課 メ モ	核計装設備不具合調査及び処置計画	原 2 - 56 - 11	S 56. 5. 18	金沢
2 課 メ モ	核計装起動系 ch 1 及び中間系 ch 3 ~ ch 4 不具合調査報告	原 2 - 56 - 15	S 56. 5. 26	金沢
2 課 メ モ	核計装熱出力校正 (75 MW. 第 5 サイクル) 報告	原 2 - 56 - 59	S 56. 7. 20	金沢
2 課 メ モ	核計装設備中性子検出器の放射化量評価及び使用済検出器	原 2 - 56 - 60	S 56. 7. 20	金沢
2 課 メ モ	核計装配管布設状態調査計画書	原 2 - 56 - 40	S 56. 6. 23	金沢
2 課 メ モ	中性子検出器不具合に係る件	原 2 - 56 - 12	S 56. 10. 29	川田
2 課 メ モ	広域中性子計装系の開発試験の実施について	原 2 - 57 - 009	S 57. 4. 28	川田
2 課 メ モ	中性子検出器駆動装置のロードセル引抜荷重上限設定値の変更について	原 2 - 58 - 87	S 58. 11. 9	高須

レポートの種類	レポ ー ト 名	レポ ー ト No.	発行年月日	執筆者名
2 課 メ モ	核計装設備の定期点検	原 2 - 59 - 33	S 59. 5. 18	高須
2 課 メ モ	中性子検出器駆動回路シーケンス改造結果について	原 2 - 59 - 119	S 59. 7. 10	高須
2 課 メ モ	中性子計装設備のノイズ対策について	原 2 - 59 - 192	S 59. 10. 18	高須
2 課 メ モ	中性子計装設備ノイズ対策とその結果について	原 2 - 59 - 243	S 60. 1. 14	高須
2 課 メ モ	中性子計装設備用アース設置工事報告書	原 2 - 59 - 177	S 60. 1. 27	高須
2 課 メ モ	核計装設備専用アース電極の埋設場所について	原 2 - 60 - 23	S 60. 5. 23	高須
2 課 メ モ	中性子の検出ゆらぎを用いる核計装系の異常診断について	原 2 - 60 - 101	S 60. 10. 18	遠藤
2 課 メ モ	中性子計装設備の定期点検結果報告	原 2 - 60 - 163	S 60. 12. 18	高須
2 課 メ モ	CRD からの中性子検出器系へのノイズ対策結果報告	原 2 - 60 - 193	S 61. 2. 14	長井
2 課 メ モ	広域中性子計装設備の予備試験結果について (その 1)	原 2 - 60 - 208	S 61. 2. 26	高須
2 課 メ モ	広域中性子計装設備の予備試験結果について (その 2)	原 2 - 61 - 24	S 61. 6. 18	高須
2 課 メ モ	出力系中性子計装モニタの利得推移調査結果について	原 2 - 61 - 66	S 61. 10. 6	高須
2 課 メ モ	中性子検出器の交換結果報告	原 2 - 61 - 124	S 62. 3. 24	高須

レポートの種類	レポ ー ト 名	レポ ー ト No.	発行年月日	執筆者名
技術課メモ	第3回中性子源装荷について	技-53-49	S53. 2. 17	三田
技術課メモ	第3回中性子源装荷起動系計数率の変化	技-53-97	S53. 3. 31	三田
技術課メモ	熱出力計用併用原子炉運転の検討 (グラファイト温度の中性子計装への影響)	技-54-257	S54. 11. 8	巽
技術課メモ	「常陽」起動系計数率の基準及び運用について	技-55-242	S56. 2. 5	山下
技術課メモ	起動系計数率の調査結果と75MW第4サイクル起動時の計数率予測について	技-55-258	S56. 3. 9	石川
技術課メモ	75MW定格第4サイクル起動時の起動系計数率	技-56-82	S56. 7. 3	佐野
技術課メモ	MK-I核熱出力校正試験結果	技-56-313	S57. 3. 8	鈴木
技術課メモ	MK-I炉心とMK-II炉心の核計装指示値の差	技-57-45	S57. 6. 11	池上
技術課メモ	制御棒パターンと中性子計装の指示値の変化について	技-57-192	S57. 12. 27	田村
技術課メモ	核計装予備孔内の中性子分布測定	技-58-293	S59. 3. 16	根本
技術課メモ	第2サイクル終了後の起動系計数率変化	技-59-34	S59. 5. 9	池上
技術課メモ	MK-II第0サイクル炉心における炉内詳細中性子束分布の計算	技-59-232	S59. 11. 19	徳安
技術課メモ	第7サイクルにおける炉内詳細中性子束分布の計算	技-60-112	S60. 7. 3	徳安
技術課メモ	MK-II炉心中性子源交換計画に係る資料	技-60-223	S60. 12. 11	池上
技術課メモ	出力系中性子計装の温度補正 (その2、第9サイクル)	技-61-55	S61. 6. 9	玉山
技術課メモ	出力系核計装への補正回路の導入について	技-61-266	S62. 1. 6	島田

レポートの種類	レポ ー ト 名	レポ ー ト No.	発行年月日	執筆者名
技術課メモ	出力系核計装補正回路の各係数の再評価について	技-61-287	S62. 1. 29	島田
技術課メモ	出力系核計装補正回路の各係数の再評価について(その2)	技-61-298	S62. 2. 10	島田
技術課メモ	グラファイト温度補償中性子計装システム設置に係る416盤の改造について	技-61-299	S62. 2. 10	小倉
技術課メモ	出力領域核計装補正式の誤差評価について	技-61-308	S62. 2. 14	島田

レポートの種類	レポ ー ト 名	レポ ー ト No.	発行年月日	執筆者名
SN	「常陽」核計装起動系ペリオド計の時定数設定に関する検討	941-77-158	S52.11.18	小沢
SN	「常陽」核計装系の校正（その1）	941-78-73	S53.8.15	小沢
SN	統計的変動法を用いた核計装の低出力領域における指示の低下に関する検討	941-78-54	S53.9.4	遠藤
SN	国産核分裂計数管の実用化共同研究	941-78-132	S54.1.25	小沢
SN	統計的変動法を用いた核計装の低出力領域における指示の低下に関する検討(II)	941-79-23	S54.7.18	遠藤
SN	高速実験炉「常陽」性能試験報告書 核出力校正, 出力分布（その1）	941-79-112	S54.9.18	山本
SN	「常陽」核計装系の校正（その2）	941-81-29	S56.5.1	佐久間
SN	高速実験炉「常陽」核計装設備の運転特性及び保守経験	941-81-213	S57.4.14	佐久間
SN	高速実験炉「常陽」機器メンテナンスの 実際	941-81-47	S56.2.14	小沢