

JAERI-M

4 5 6 6

In-Core Fission Chamberによる
炉内中性子束の測定
分布

1971年9月

東條隆夫・近藤 貞・白石忠男

伊東一義・橋本一志・織田 勇

東海林功・瀬崎勝二

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

In-core Fission Chamber による炉内中性子束分布の測定

日本原子力研究所原子炉研修所

東條隆夫, 近藤 真, 白石忠男,

伊東一義*, 橋本一志**, 織田 勇***

東海林功*, 濱崎勝二***

(1 9 7 1 年 9 月 受理)

要旨 炉内計測用核分裂電離箱 (WL-23284, Westinghouse) の特性と, これを使用した JRR-4 の実験孔 (S-パイプ) 内の垂直熱中性子束分布の測定が, Co と Rh をエミッターとする 2 種の自己出力型検出器を併用して行なわれた。

電離箱の特性測定においては, 電離箱出力電流が 500 W 以上の炉出力領域において, 炉出力と良好な直線的関係を保っていることや, 热中性子感度として $3.8 \times 10^{-18} \text{ A/nv}$ (仕様書値の 56%) を有している, などが明らかになった。

熱中性子束分布の測定からは, 制御板位置が実験孔内の熱中性子束分布の形状や積分熱中性子束の値におよぼす影響などが測定された。この結果, S-パイプ内の積分熱中性子束の値は微調整用制御板の位置によって約 7%, 変化するが, 通常の炉運転中に移動する程度の粗調整用制御板の位置の変化にはあまり影響されない, などの点が明らかになった。

一方, 約 15 kCi の ^{60}Co 線源を用いて電離箱を較正した結果, γ 線感度として $7.3 \times 10^{-16} \text{ A/R/hr}$ (仕様書値の 73%) が得られた。

その他付録として, Rh エミッター自己出力型検出器に付属したクロメル・アルメル熱電対を用いて測定した S-パイプ内の温度分布, などが示されている。

* 九州産業大学, ** 北海道電力, *** 運輸省

※ 北海道大学, *** 原研

(以上は, 原子炉研修所第 23 図一般課程研修生)

In-Core Neutron Flux Measurement with a Fission Chamber

Takao Tojo, Makoto Kondo, Tadao Shiraishi,
Kazuyoshi Itoh*, Kazuyuki Hashimoto**, Isamu Oda***,
Isao Shoji* and Katsuji Sezaki**

Nuclear Engineering School, JAERI

(Received Sept. 1971)

Abstract Thermal neutron flux distributions in a vertical experimental hole (S-pipe) of Japan Research Reactor No.4 (swimming-pool type) have been measured with a in-core fission chamber (WL-23284, Westinghouse).

Self-powered detectors of Rh and Co emitter, respectively were also used for comparisions in the measurements.

The thermal neutron flux distributions were measured for various patterns of the control rods in order to observe the effect of the pattern on the flux distribution.

The measurements in the S-pipe showed that there was relatively large dependence of the flux distribution on the position of a regulating rod, and the integrated flux varied about 7 percent at maximum, with the position of the control rod. On the other hand, the influence by the position of shim-rods on the distribution was not clearly observed.

Characteristics of the in-core chamber, such as linear relationship between detector output current and reactor power, and thermal neutron sensitivity, were also measured during the experiment. It was shown that the linearity of the chamber is maintained in the reactor power above 500W, and has the sensitivity of 3.8×10^{-18} A/nv (56% of the specified value).

Gamma-ray sensitivity 7.3×10^{-15} A/R/hr (73% of the specified value) for the chamber was obtained by measurements with a ^{60}Co source of about 15kCi.

The temperature distribution measured in the experimental hole is given in the Appendix. In the measurement, a chromel-alumel thermocouple attached to the self-powered detector of Rh emitter was used.

From * Kyushu Industry University, ** Hokkaido Electric Power Corp.,
*** Ministry of Transportation, *Hokkaido University, and
**JAERI (Students of 23rd General course of the school)

1. 序論	1
2. 実験方法	1
3. 実験	4
3.1 τ 線感度の測定	4
3.2 検出器出力電流の直線性の測定	4
3.3 JRR-4 垂直実験孔 (S-pipe) の熱中性子束分布と fission chamber の熱中性子感度の測定	8
3.4 热中性子束分布の制御板配置依存性の測定	11
3.5 炉停止時の fission chamber の応答	14
3.6 fission chamber による炉内 τ 線線量分布の測定	15
4. 結果および検討	20
付録 "JRR-4 垂直実験孔内の温度測定"	21
文 献	23

1. 序 論

経済性が強く要求される動力用原子炉については、炉心は大型化され、出力レベルは高密度化される必然的な傾向をもっている。

大型の原子炉において、安全性を確認しながらその経済性の向上を計るために炉心内のモニタリングが不可欠なものとなる。すなわち、炉心内モニタリングにより、中性子束分布や熱工学的データが得られ、これにより経時変化を示すポイズンの効果に対応した安全な炉運転を行なうために必要な基礎的データや炉心寿命の延長や燃料の燃焼効率の向上を計るために炉運転上必要なデータが得られる。さらに、炉内モニタリングによって通常の出力レベルを限界出力レベルにより接近させることも可能となる。一方、炉内モニタリングで得られた知識や経験は炉設計の面に帰還され、適当なマージンをもった経済性の高い安全な炉の設計に役立つとも考えられる。このように、炉内モニタリングの意義は非常に大きいと思われる。

炉内計測を中性子束測定に限って考えるならば、初期においてはこの目的のために Flux-wire method や Aeroball Flux-monitoring method¹⁾ のような中性子による誘導放射能を測定する放射化法が用いられていた。この測定法は炉内の γ 線の影響を受けない、中性子束の絶対測定が可能である、などの利点を有している。しかし、放射化法では、常時炉内をモニターできず、また結果を得るのに多くの労力と時間が必要なため、結果を直に炉運転面に帰還して制御面に役立てることが困難である。これらの放射化法の難点を解決するものとして、最近では炉内計測用核分裂電離箱 (in-core fission chamber) が一般的に用いられている。^{2,3,4)} 一方、自己出力型検出器^{5,6,7)} (self-powered detector) は中性子感度 γ 線の影響および応答時間、など検出器としての基本的特性に多くの改良が現在加えられつつあるので、今後重要な位置を占めるものと考えられる。

我々は従来より炉内モニタリングの基礎的な知識や技術的知見を得るために、in-core ¹⁰B chamber (WL-23192) や ⁵¹V, ¹⁰³Rh および ⁵⁹Co をエミッターとする自己出力型検出器を用いて実験を行なってきた^{8,9)}。この一連の実験の一部として in-core fission chamber の利用を検討していたところ、この種検出器を炉内で使用する許可が最近得られたので、検出器の特性測定をかねた原研 4 号炉 (JRR-4) の炉内垂直実験孔の中性子束分布などの測定を行なうことを意図した。

2. 実 験 方 法

実験に使用した検出器は Westinghouse 社製 in-core fission chamber であり、その仕様を第 1 表に示す。

この検出器以外に長さ 864mm の ⁵⁹Co と長さ 100mm の ¹⁰³Rh をエミッターとする 2 種の自己出力型検出器が併用された。これら 3 本の検出器は直径約 35mm の Al 製保持具の周囲に等間隔をおいて固定された。この検出器保持具に 3 本のステンレス製パイプよりなる保持具が連結され、その終端部は使用した実験孔専用の検出器駆動装置に固定された。検出器駆動装

1. 序 論

経済性が強く要求される動力用原子炉については、炉心は大型化され、出力レベルは高密度化される必然的な傾向をもっている。

大型の原子炉において、安全性を確認しながらその経済性の向上を計るために炉心内のモニタリングが不可欠なものとなる。すなわち、炉心内モニタリングにより、中性子束分布や熱工学的データが得られ、これにより経時変化を示すボイゾンの効果に対応した安全な炉運転を行なうために必要な基礎的データや炉心寿命の延長や燃料の燃焼効率の向上を計るために炉運転上必要なデータが得られる。さらに、炉内モニタリングによって通常の出力レベルを限界出力レベルにより接近させることも可能となる。一方、炉内モニタリングで得られた知識や経験は炉設計の面に帰還され、適当なマージンをもった経済性の高い安全な炉の設計に役立つとも考えられる。このように、炉内モニタリングの意義は非常に大きいと思われる。

炉内計測を中性子束測定に限って考えるならば、初期においてはこの目的のために Flux-wire method や Aeroball Flux-monitoring method¹⁾ のような中性子による誘導放射能を測定する放射化法が用いられていた。この測定法は炉内の γ 線の影響を受けない、中性子束の絶対測定が可能である、などの利点を有している。しかし、放射化法では、常時炉内をモニターできず、また結果を得るのに多くの労力と時間が必要をため、結果を直に炉運転面に帰還して制御面に役立てることが困難である。これらの放射化法の難点を解決するものとして、最近では炉内計測用核分裂電離箱 (in-core fission chamber) が一般的に用いられている。^{2,3,4)} 一方、自己出力型検出器^{5,6,7)} (self-powered detector) は中性子感度 γ 線の影響および応答時間、など検出器としての基本的特性に多くの改良が現在加えられつつあるので、今後重要な位置を占めるものと考えられる。

我々は従来より炉内モニタリングの基礎的な知識や技術的知見を得るために、in-core ¹⁰B chamber (WL-23192) や ⁵¹V, ¹⁰³Rh および ⁶⁹Co をエミッターとする自己出力型検出器を用いて実験を行なってきた^{8,9)}。この一連の実験の一部として in-core fission chamber の利用を検討していたところ、この種検出器を炉内で使用する許可が最近得られたので、検出器の特性測定をかねた原研 4 号炉 (JRR-4) の炉内垂直実験孔の中性子束分布などの測定を行なうことを意図した。

2. 実 験 方 法

実験に使用した検出器は Westinghouse 社製 in-core fission chamber であり、その仕様を第 1 表に示す。

この検出器以外に長さ 864mm の ⁵⁹Co と長さ 100mm の ¹⁰³Rh をエミッターとする 2 種の自己出力型検出器が併用された。これら 3 本の検出器は直径約 3.5mm の Al 製保持具の周囲に等間隔をおいて固定された。この検出器保持具に 3 本のステンレス製パイプよりなる保持具が連結され、その終端部は使用した実験孔専用の検出器駆動装置に固定された。検出器駆動装

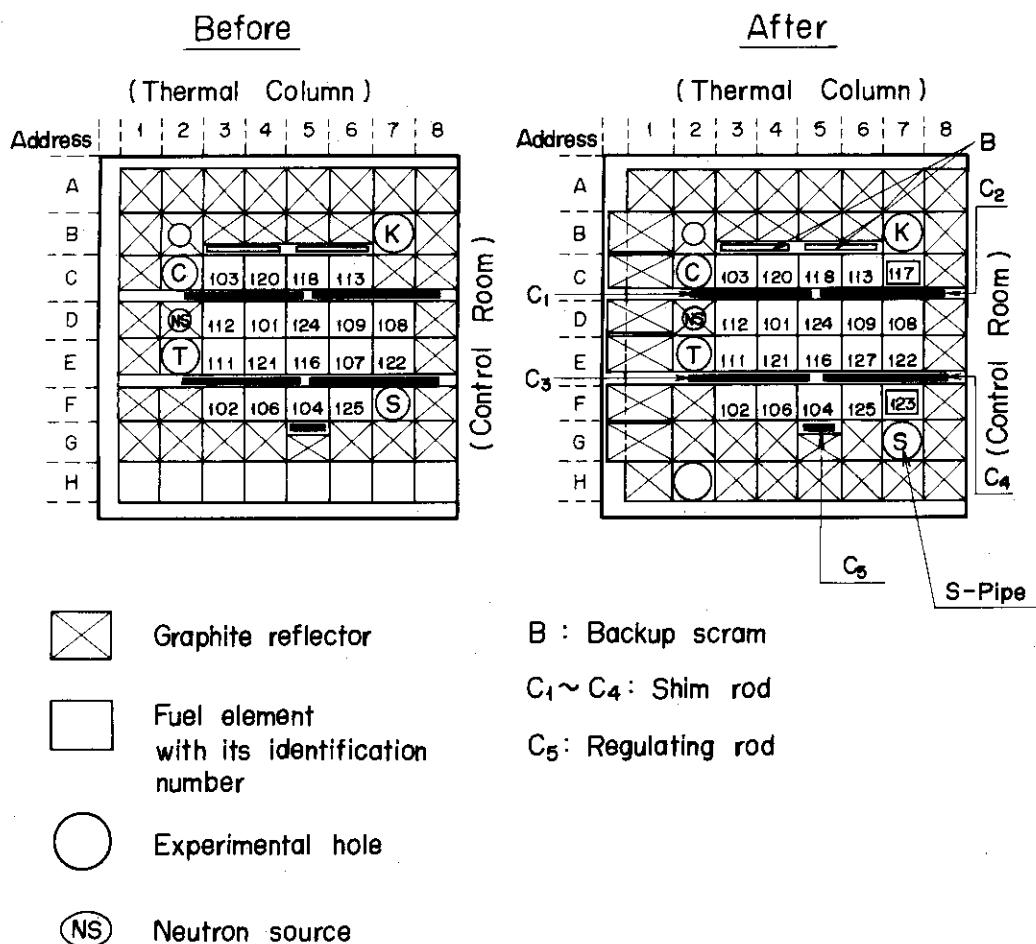
第1表 In-Core Fission Chamber の仕様
(WL-23284, S/N 710401, Westinghouse)

1. 寸 法
電離箱外径； 2.29 ± 0.025 mm
ケーブル外径； 1.57 mm
電離箱の長さ； 57.15 mm
電離箱の有感長さ； 25.4 mm
ケーブルの長さ； 9.14 m
2. 材 質
ケーブル被覆； 304ステンレス鋼
電離箱外筒； 304ステンレス鋼
電離箱中心電極； ステンレス鋼
絶縁物質(検出器およびケーブル)； Al_2O_3
中性子有感物質； ^{235}U (90%以上濃縮, U_3O_8), 約1.4mg
電離箱充填气体； He
3. インピーダンス
抵抗値； 最小 $10^{10} \Omega$ (21 °C), 最大 $10^8 \Omega$ (343 °C)
容量(検出器およびケーブルを含めた最大値)； 1500 pF
4. 最大使用定格
電極間電圧； 300V
使用温度； 343 °C
熱中性子束； $3 \times 10^{13} \text{n}/\text{v}$
γ線束； $1 \times 10^9 \text{R}/\text{hr}$
10% 感度損失； $2.8 \times 10^{20} \text{nvt}$ (343 °Cにおいて)
5. 動作特性
熱中性子感度； $6.8 \times 10^{-18} \text{A}/\text{nvt}$
γ線感度； $1 \times 10^{-14} \text{A}/\text{R}/\text{hr}$

置は 1.0 cm/9.7 sec の速度で垂直方向に検出器を固定した保持具を上下させる方式で、炉内の垂直方向のデータが測定できるように設計されている。

実験孔としてはスイミング・プール型原研4号炉(JRR-4)のS-pipeと呼ばれる垂直実験孔が使用された。同炉の炉心構成には最近多少の配置変更が加えられたが、ここでは変更後の炉心について実験が行なわれた。

第1図に変更前後の炉心配置図を示す。同図から明らかなように、実験孔S-pipeは微調整用制御板(レギュレーター)C₅および粗調整用制御板(シム・ロッド)C₄に接近して位置している。



第1図 変更前後のJRR-4炉心構成図

(□ で囲ったものは新しく装荷された燃料要素)

検出器駆動装置の垂直可動範囲は 1500mm であり、検出器保持具を最も深く炉心に挿入したとき、in-core fission chamber と Rh 自己出力型検出器の有感部の中心から炉心底面までの距離はそれぞれ、105mm, 75mm となる。

in-core fission chamber を用いた測定では、電流計として TR-8641 型ピコ・アンメーター（タケダ理研），高圧電源装置として John Fluke 社の 415 B 型が用いられた。2種の自己出力型検出器の出力電流測定には上記アンメーターの他 TR-84M 型振動容量型電位計も併用された。

記録計としては、B-241 型フローチャート式記録計（理化電機）と 3077-1 型 X (または t) - Y レコーダー（横川電機）の 2種が適時使用された。

3. 実験

3.1 γ 線感度の測定

中性子計測の際には常にその γ 線感度が問題になり、この感度が中性子測定の可能性の可否を決定したり、あるいは使用範囲を限定したりする。

炉心内は蓄積された核分裂生成物などによる非常に強い γ 線の場であり、低い炉出力レベルほど中性子の場に対して γ 線の場が相対的に優勢になる。したがって、中性子感度とあいまつて、 γ 線感度が中性子検出器の測定可能な炉出力レベルを決定することになる。

ここで行なった WL-23284 型 in-core fission chamber (以下単に fission chamber と記す) の γ 線感度の測定には約 15 kCi の ^{60}Co 線源 (最大約 $2 \times 10^6 \text{ R}/\text{hr}$) が用いられた。

第 2 図に種々な線量率に対する fission chamber の飽和電流特性を示す。同図から $1.7 \times 10^6 \text{ R}/\text{hr}$ の線量率においても 10 V 程度の印加電圧で飽和した電離電流が得られることがわかる。また、低線量率になる程印加電圧の増加とともに検出器出力電流が増加しているのは、電圧とともに増加する漏洩電流によるものと考えられる。

種々な線量率における電離電流の測定を行なった結果を第 3 図に示す。この測定結果から線量率と検出器出力電流との間には比較的良好な直線的な比例関係が存在することが明らかになった。第 3 図において、明瞭に直線からずれた測定点が得られた主たる原因として、高線量率側の測定点の場合については、検出器を線源筒に挿入した際の位置の不確定性、低線量率側のものについては漏洩電流、が考えられる。第 3 図において実線で示した比例性のよい領域の測定結果から、 ^{60}Co 線源で較正した場合の、用いた fission chamber の γ 線感度として、 $7.3 \times 10^{-15} \text{ A}/\text{R}/\text{hr}$ が得られた。この値は本器の仕様書における値、 $10 \times 10^{-15} \text{ A}/\text{R}/\text{hr}$ より約 30 % 低い値である。

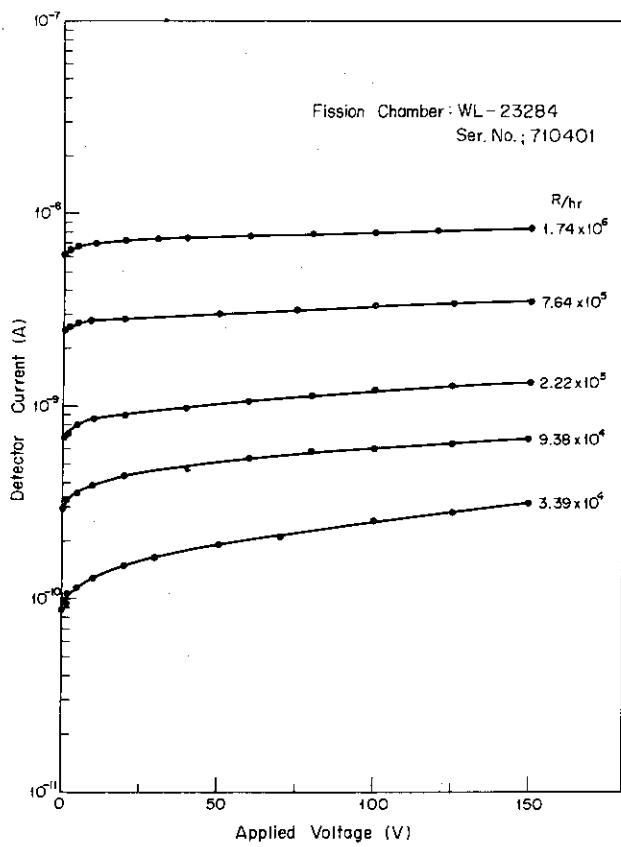
3.2 検出器出力電流の直線性の測定

検出器出力電流の炉出力に対する比例性はその検出器の使用可能な炉出力範囲を決定する基本的な特性である。この測定においては、炉出力を表わすものとして JRR-4 制御室の炉出力計 (Linear N) の指示値が用いられた。直線性の測定には、炉出力を階段状に変化させる方法と最大炉出力 2.5 MWまでの炉出力上昇中に炉出力と検出器出力電流を同時に読取る方法とが用いられた。連続的な炉出力上昇時の指示値の読み取りには、それを容易にするため、炉の運転は約 80 秒の炉周期で行なわれた。

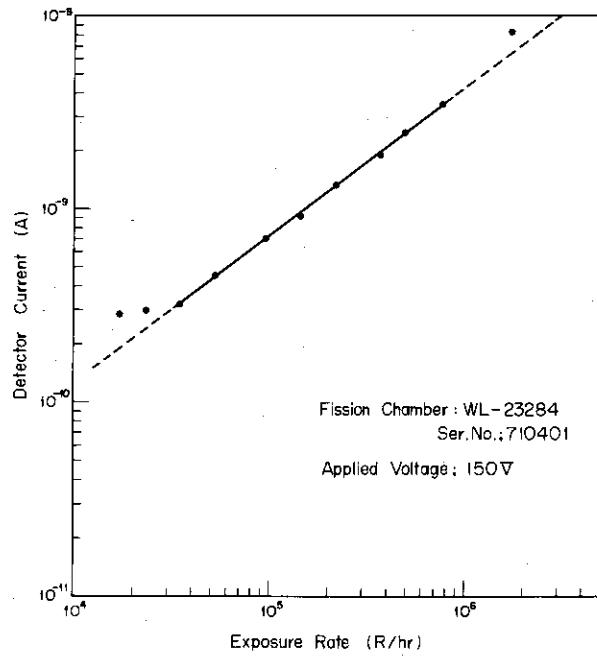
この直線性の測定には fission chamber のほか、Co エミッター自己出力型検出器 * , ** (WX-31533, Westinghouse) および Rh エミッター自己出力型検出器 ** (9RHI14/10 cm//2ABI20/1500 cm//2AB35/500 cm//MF3, Philips) も同時に用いら

* エミッター長さ；864 mm, 仕様書上の熱中性子感度； $1.4 \times 10^{-21} \text{ A}/\text{n v}$, コレクタ-およびケーブル・シース材質；ステンレス・スチール

** Neutrocoax ; エミッター長さ；100 mm, 仕様書上の熱中性子感度 (直径 1 mm, 長さ 10 cm のエミッターに対する計算値)； $1.4 \times 10^{-19} \text{ A}/\text{n v}$, コレクタ-およびケーブル・シース材質；インコネル, 「Thermocoax(クロメル・アルメル熱電対)付属」



第2図 種々な照射線量率における電離電流の飽和特性
(線源 : ^{60}Co)



第3図 照射線量率と検出器出力電流の関係

れた。

fission chamber の直線性の測定に先立ち、種々な中性子束における電離電流の飽和特性が測定された。

この測定においては、fission chamber はその有感部の中心が炉心底面から 33 cm 上方に位置するように置かれ^{*}、種々な炉出力における飽和電流特性が求められた。その結果を第 4 図に示す。この図から明らかのように、測定した炉心内位置における最大の中性子束に対しても約 60 V の印加電圧で飽和電流が得られている。実験孔 S-pipe 内の最大中性子束は測定した位置より約 8 cm 下方において得られ、その値は測定した位置における値より 12 % 程度大きいことが従来の測定⁸⁾によって明らかになっている。この点を考慮しても、この実験孔を用いたどのような測定条件下においても 100 V 程度の印加電圧で十分飽和電流が得られるものと考えられる。一方、第 4 図にみられるように、高中性子束に対応する再結合領域の電流増加は円滑な傾向を示していない。このことは、電離箱内の電場が単純な同軸状の電極構造のそれに比べて著しく不整な状態にあることを意味している。fission chamber 有感部の正確な位置や長さを調べるための X 線写真から明らかになった電極構造の非対称性からも、このような不規則的な電流増加の傾向を説明できる。

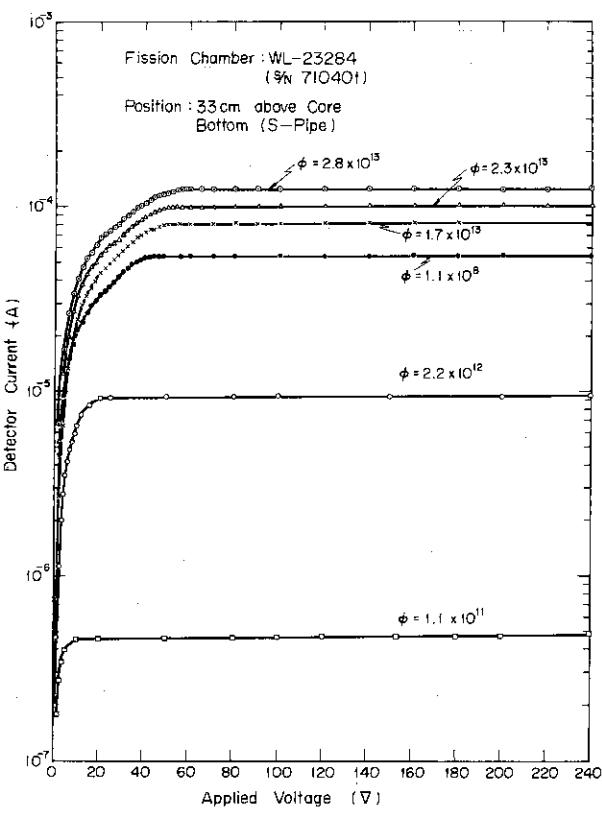
第 5 図に炉出力を階段状に変化させて求めた各検出器出力電流の炉出力に対する直線性の測定結果を示す。この測定において fission chamber と Rh エミッター 自己出力型検出器（以下、Rh SPD などと記す）の位置は第 4 図の場合と同じである。この場合、Co SPD はエミッターの先端部が炉心底面より 25 cm 上方に位置するようになっている。したがって、Co SPD の場合はエミッターが長いので炉心底面上 25 cm から上の垂直方向の積分中性子束を指示する形になる。第 5 図から、fission chamber, Rh SPD および Co SPD のそれぞれの出力電流が炉出力と直線的な関係を保ち得るのはそれぞれ、1 kW, 30 kW および 5 kW 以上の炉出力範囲であり、自己出力型検出器に比べて中性子感度の高い fission chamber が最も広い炉出力範囲に適用できることが明らかになっている。低炉出力領域における非直線性は核分裂生成物などによる γ 線の影響によるものである。この点を詳細に測定するため、連続的炉出力上昇時に炉出力と検出器出力を同時に読取る方法が用いられ、これによって得られた fission chamber と Co SPD の結果が第 6 図に示されている。

同図から fission chamber の直線性が得られる炉出力の下限は Co SPD の場合より更に 1 衡低い 500 W にまで伸びていることがわかる。

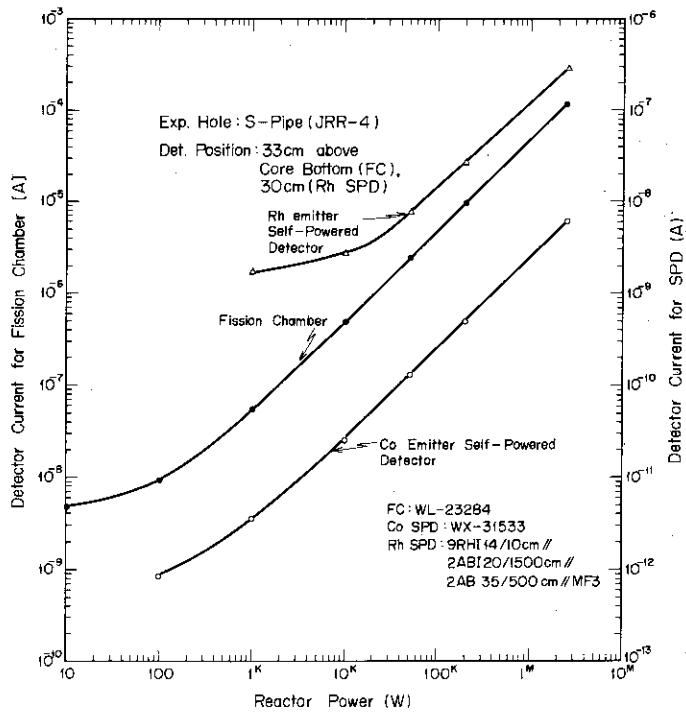
第 6 図で fission chamber の出力電流の直線部分を外挿して得られた点線で示された値が炉出力に対応した中性子による電流と考えられる。

実測した電流 (I_{ob}) と外挿値 (I_{ex}) の差 ($I_{ob} - I_{ex}$) は γ 線による電流と考えられ、それを求めた結果も第 6 図に示されている。差電流 ($I_{ob} - I_{ex}$) は炉出力の増加とともに減少す

* Rh エミッター 自己出力型検出器を従来の経験に基づき測定の基準とし、これを炉心の中間高さに位置させたとき、fission chamber の有感部中心はこれより 3 cm 上方に位置することになる。



第4図 種々な中性子束における電離電流の飽和特性

第5図 3種の炉内検出器出力電流の炉出力に対する直線性
(炉出力変化: 階段状)

る傾向にあり、たび重なる測定においても、さらに過去に行なった in-core ^{10}B chamber* を用いた炉心構成変更前の S-pipe における測定でも第 7 図に示すように第 6 図とほとんど同様な結果が得られている。第 6 および 7 図にみられる差電流 ($I_{\text{ob}} - I_{\text{ex}}$) の炉出力増加にともなう減少の原因としては、i) 炉出力計や測定系の非直線性、ii) in-core monitoring system による測定値と out-of-core monitoring system による炉出力計の指示値との必然的な不一致性、などが考えられるが、今後の解析をまたなければ、このような傾向を十分説明することはできない。

第 6 図と第 7 図の結果と炉心構成変更前後の中性子束の変化**などを考慮に入れると、fission chamber の中性子感度は ^{10}B chamber のそれの約 60% (仕様書上は 68%) と幾分低いが、直線性が得られる炉出力領域はほぼ同じであることが理解される。

第 6 図に示された低出力領域における非直線性は、炉起動前の検出器出力電流に相当する分を電流補償回路を用いて補償することによってかなり改良でき、その結果さらに低炉出力領域においても直線性を保つことが可能であると考えられる。この点について実験した結果を第 8 図に示す。この測定の場合、炉起動前の検出器出力電流、 $3.7 \times 10^{-9}\text{ A}$ を補償回路によって相殺した。

第 8 図から明らかなように、電流補償によって fission chamber が直線性を保ち得る炉出力範囲は補償しない場合に比べてさらに 1 桁低い領域にまで拡大された。第 8 図の炉出力 300 ~ 800 W の範囲における電流補償した測定値が直線より幾分小さくなっているが、これは差電流低下の傾向がこの領域において著しくなり、結果的に補償過多になってしまったことによると思われる。

3.3 JRR-4 垂直実験孔 (S-pipe) の熱中性子束分布と fission chamber の熱中性子感度の測定

炉出力 2.5 MW における S-pipe 内垂直中性子束分布の測定を fission chamber と Rh SPD を用いて行ない、その結果を第 9 図に示す。この測定では、エミッターが飽和放射能に達した際に得られる飽和出力電流を指示値とする関係上、検出器位置は 3 cm 間隔で階段状に変化させられた。

第 9 図の 1 点鎖線で示されている分布は、fission chamber による分布のピーク値に対して Rh SPD による分布を規格化して得たものである。

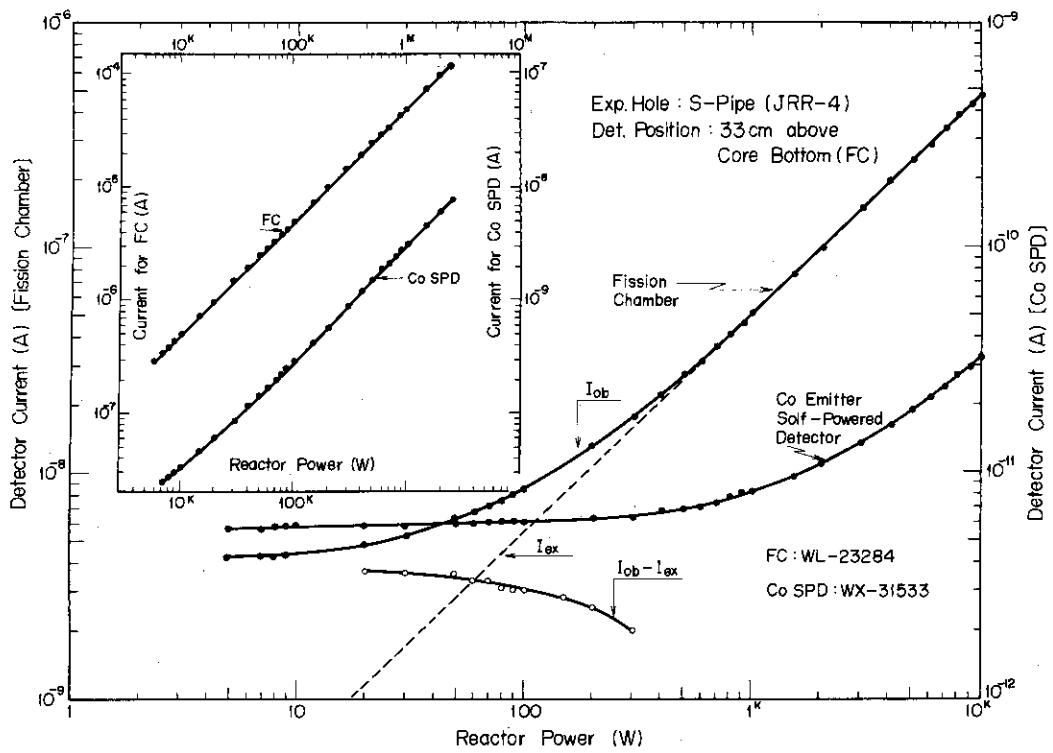
第 9 図に示されているように、両検出器による分布は大略一致し、多少の相異は検出器の空間分解能が大巾に異なることに原因があると考えられる。

一方、炉出力 2.5 MW における炉心構成変更前の S-pipe 内の最大熱中性子束は、制御板配

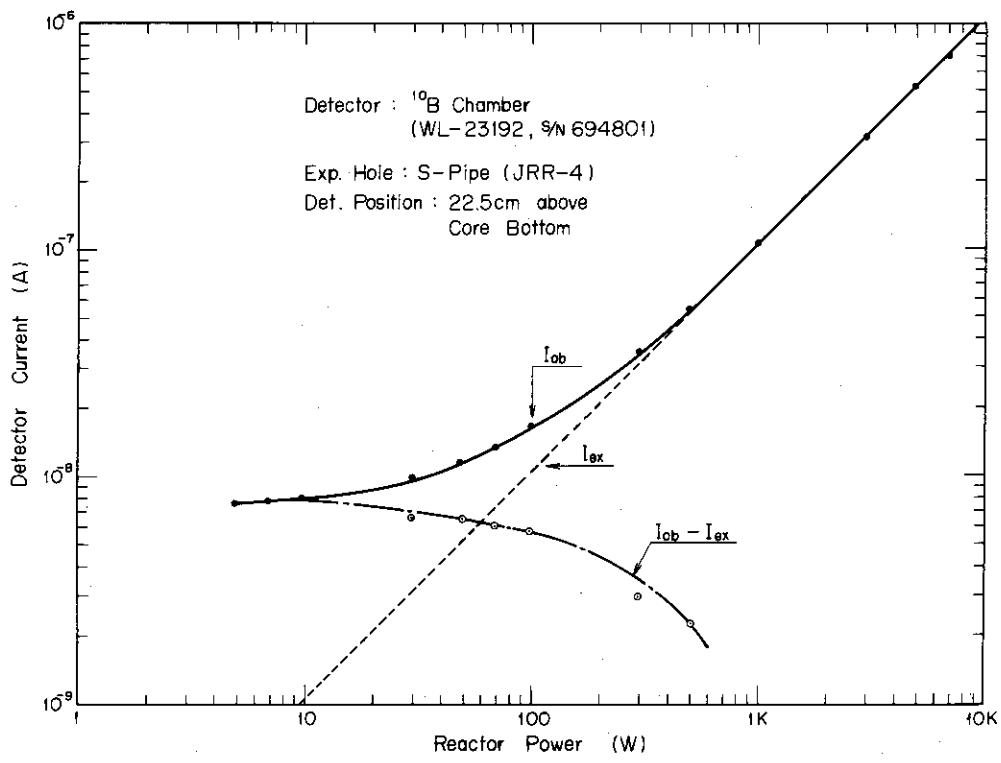
* WL-23192 (S/N 694801, Westinghouse)

検出器直径：48 mm, 有感長：127 mm, ^{10}B 96% 以上濃縮, 検出器外筒, ケーブル, シースおよび中心導線材質：チタニウム, 热中性子感度： $1 \times 10^{-17} \text{ A/nV}$, γ 線感度： $1 \times 10^{-14} \text{ A/R/hr}$

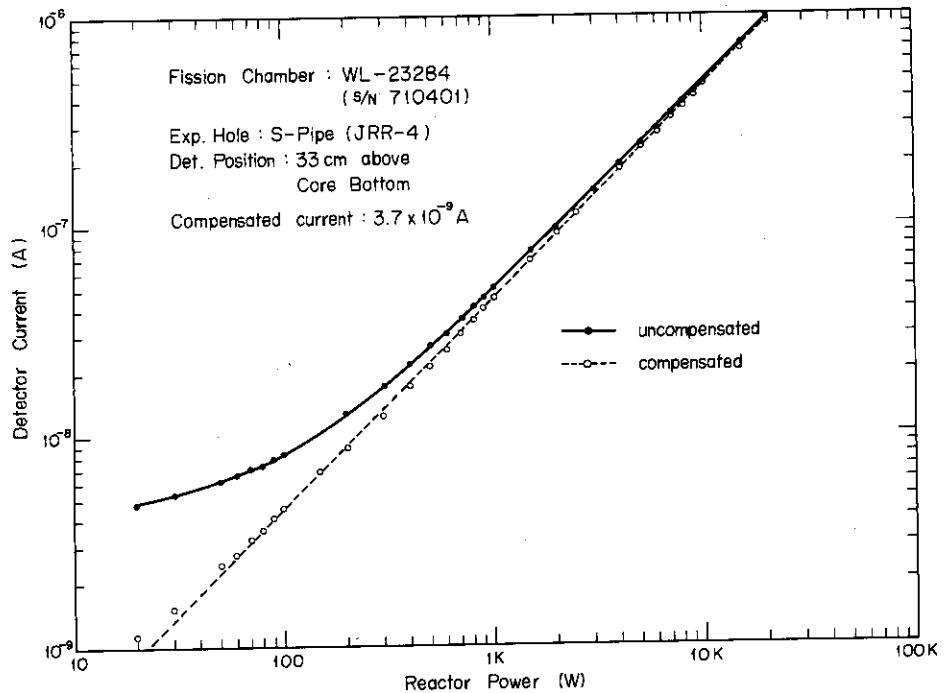
** Co SPD を用いて測定した結果によれば、炉心底面上 25 mm から上の S-pipe 内の炉心構成変更後の積分中性子束は、変更前の 83% になった。



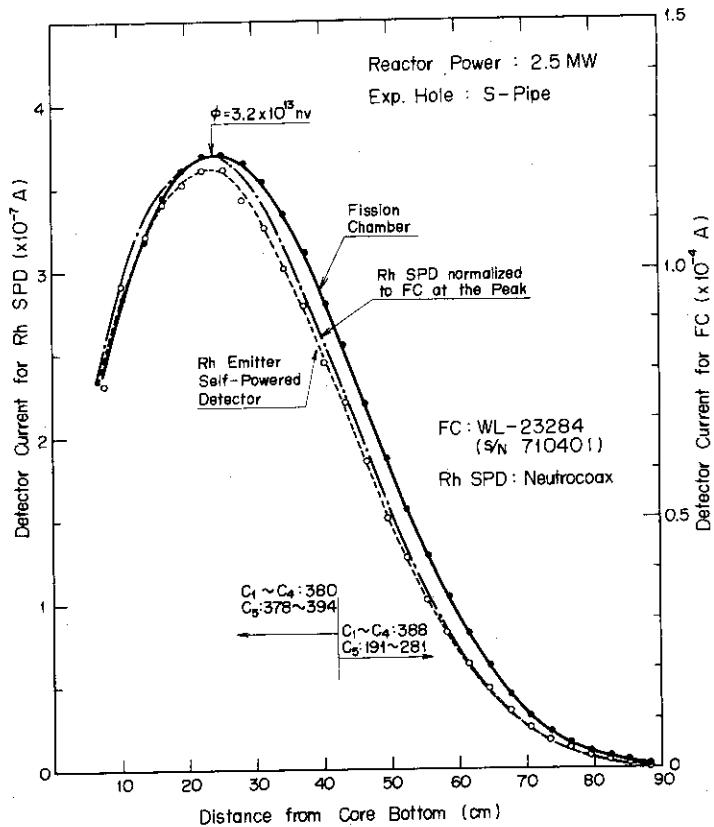
第6図 fission chamber および Co エミッター自己出力型検出器の出力電流の炉出力に対する直線性
(炉出力変化 : 連続的)



第7図 in-core ¹⁰B Chamber の出力電流の炉出力に対する直線性



第8図 炉起動前の検出器出力電流を補償した場合における
fission chamber の出力電流の炉出力に対する直線性



第9図 fission chamber および Rh エミッター自己出力型検出器を
用いて測定した S-pipe 内垂直熱中性子束分布
(検出器移動：階段状)

置によって多少異なるが、 $3.85 \times 10^{13} (\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})^*$ であり、炉心構成変更後は変更前の 83% の中性子束に減少した点を考慮すれば、第9図の分布のピークは $3.2 \times 10^{13} \text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ に相当する。

したがって、fission chamber の熱中性子感度としては、 $3.8 \times 10^{-18} \text{A}/\text{nv}$ (Rh SPD; $1.13 \times 10^{-20} \text{A}/\text{nv}$) が得られた。

これまでの結果から、fission chamber の熱中性子感度および γ 線感度は仕様書記載の感度に比べてそれぞれ、44% および 27% も低い値になっている。

第10図に示した fission chamber の即応答性を利用した熱中性子束分布の測定例は、検出器を炉心下方より上方に連続的に移動させ、各炉心位置に対応する出力電流を t-Y レコーダーに記録する連続マッピング法によって得たものである。同図に示された熱中性子束の値は、ここで実測した fission chamber の熱中性子感度を用いて求めた。

3.4 热中性子束分布の制御板配置依存性の測定

热中性子束分布は制御板配置によってその大きさや形状に影響を受ける。S-pipe のように制御板に接近して設置された実験孔においては特にこの影響が大きいと考えられる。このような中性子束分布の変化は、PWR に用いられているように、炉心を区分し、各区分に検出器を設置する out-of-core method^{11)~13)} でもかなりの程度検出可能と考えられるが、ここでは in-core-method を用いて、より明確に制御板配置に対する依存性を測定することが試みられた。

第11~12図に示したものは、炉出力 2.5 MW での炉運転中における制御板配置の変更前後に對応する検出器出力電流を記録したものである。この際、fission chamber の有感部の中心は 33 cm, Co SPD はその先端が 27 cm 炉心底面より上方に位置している。

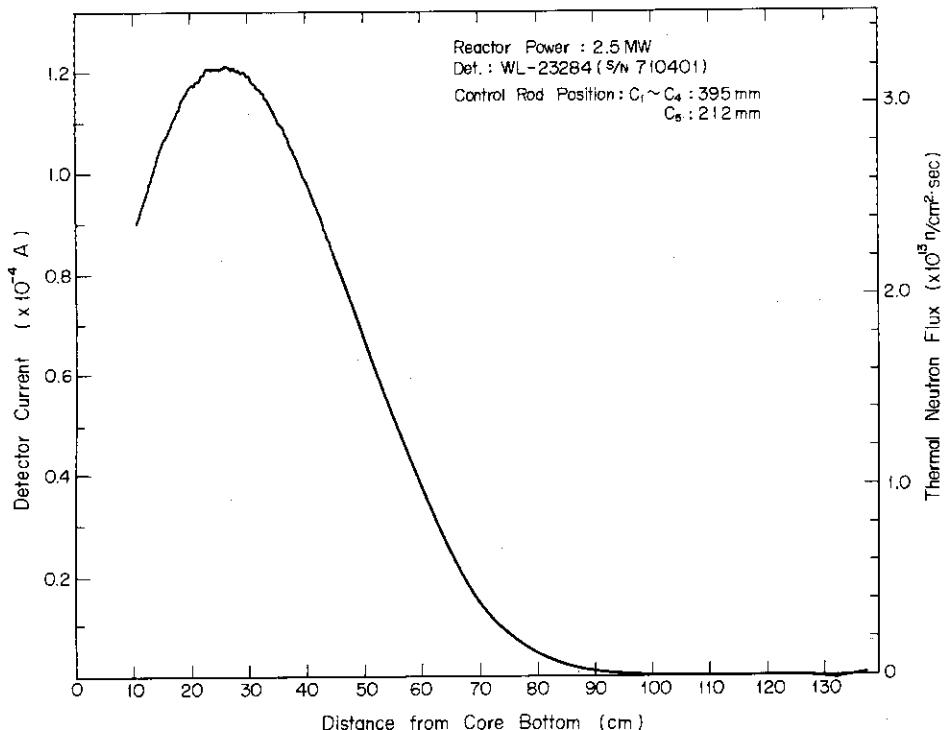
第11~12図の結果から明らかのように、制御板配置変更後の検出器出力は変更前にくらべて 5~8% 増加している。この現象は制御板、とくに炉心深く挿入されていた制御板 C₅ が第11図の場合で 237 mm, 第12図で 210 mm 引抜かれたことに主として起因していると考えられる。

第11~12図に Co SPD の出力電流が幾分経時変化を示しているのがみられるが、これは検出器構造物の放射能に基づく電流の影響によるものだと考えられる⁹⁾。

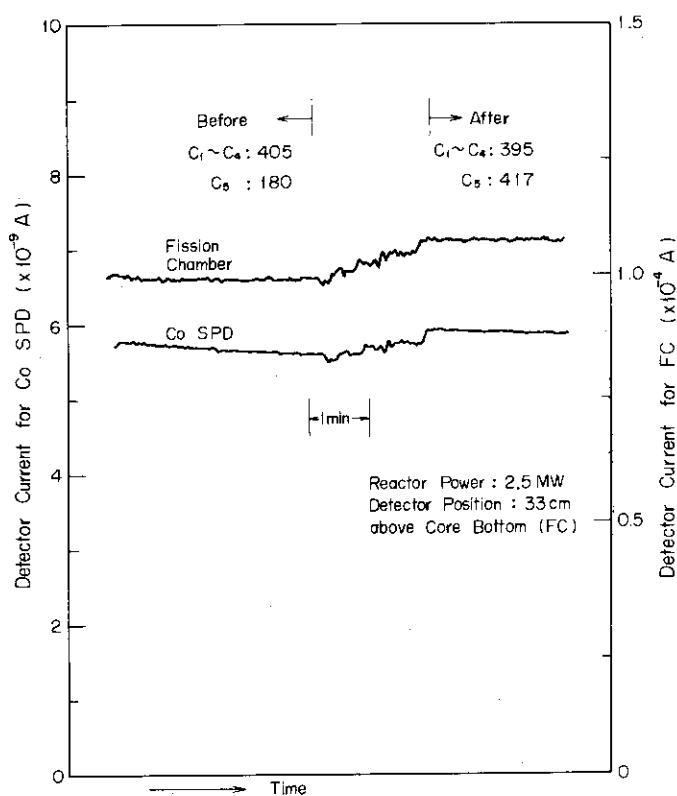
制御板配置が熱中性子束分布や積分熱中性子束に与える影響は、fission chamber による連続マッピング方式で熱中性子束分布を種々な制御板配置において求める方法で測定された。

第13図に示したものは、制御板 C₁~C₄ が一定のとき、レギュレーター C₅ の変化によって熱中性子束分布がどのような変化を示すか、という点について測定した代表例である。同図から熱中性子束分布は明らかに C₅ の影響を受け、C₅ が深く挿入される程熱中性子束の低下が著しくなることが理解される。積分熱中性子束の C₅ に対する依存性を求めるために、第13図に示した分布曲線下の面積が求められた。この結果によれば、第13図中にも示されているように、C₅ が 224 mm のときの積分中性子束は C₅ が 391 mm の場合のそれに対して相対値で 0.93 と

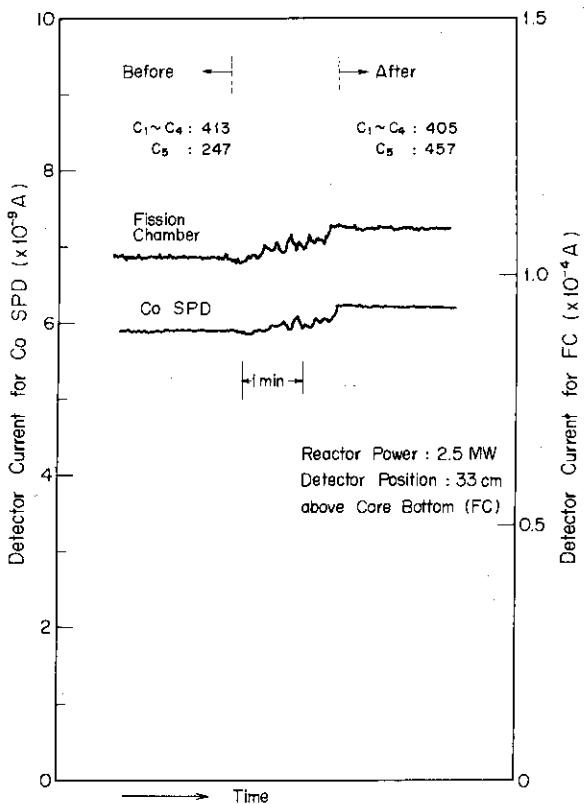
* 参考文献 10) によれば、 $4.0 \times 10^{13} \text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$



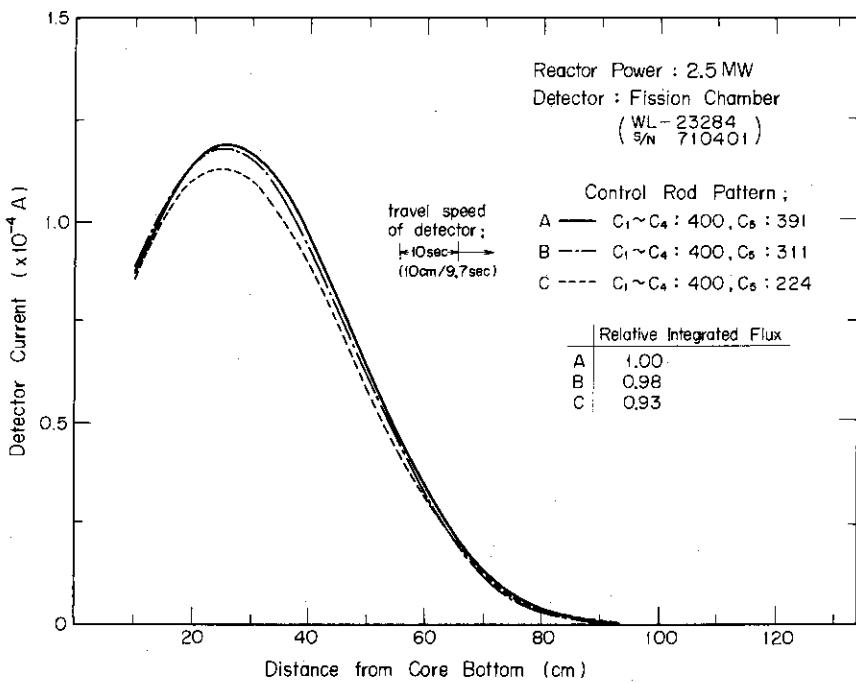
第10図 fission chamberによるS-pipe内垂直熱中性子束分布
(検出器移動;連続的)



第11図 制御板配置の変更にともなう検出器出力電流の変化
(制御板配置;変更前 $C_1 \sim C_4$: 405, C_5 : 180
変更後 $C_1 \sim C_4$: 395, C_5 : 417)



第12図 制御板配置の変更にともなう検出器出力電流の変化

制御板配置：変更前 $C_1 \sim C_4 : 413, C_5 : 247$ 変更後 $C_1 \sim C_4 : 405, C_5 : 457$ 第13図 制御板 C_5 の位置変化にともなう熱中性子束分布の変化($C_1 \sim C_4$ 制御板位置：一定)

7 % 小さい値になっている。一方、熱中性子束分布のピーク位置の変化は第 13 図に示された例においては明確には観測できない。

制御板 C_5 がほぼ同じ位置にあるとき、 $C_1 \sim C_4$ の位置が熱中性子束分布におよぼす影響も測定され、その代表例が第 14 図に示されている。同図から明らかのように、測定された $C_1 \sim C_4$ の移動範囲においては、それらの位置はほとんど熱中性子分布に影響を与えない。積分熱中性子束も示された 3 例においては互いに 0.6 % しか異っておらず、この程度の差異は測定誤差や C_5 位置の不揃によってもたらされると考えられる。したがって、通常の炉運転状態においては、制御板 $C_1 \sim C_4$ の位置はほとんど S-pipe 内の熱中性子束の値や分布の形状に影響を与えると考えても差つかえがないと思われる。

第 13 図および第 14 図に示されているそれぞれの制御板位置の影響を積分熱中性子束の観点からまとめた結果を第 15 図に示す。同図は一定に保たれた 3 種の $C_1 \sim C_4$ 位置のそれについて、 C_5 の位置の積分熱中性子束におよぼす効果を表わしたものである。図中の実線は $C_1 \sim C_4$ が 405 mm のデータに対するものである。また、相対的積分値は実線で示されたデータ中の C_5 が 300 mm のときに得られた値を 1.0 として求めたものである。

第 15 図からは、 $C_1 \sim C_4$ のおよぼす影響はかなり小さく、そのため $C_1 \sim C_4$ の位置の効果は系統的には現われていないとみうけられる。一方、 C_5 の効果は比較的顕著であるため、かなり測定点のばらつきはあるが、大略実線で示されたような傾向が各 $C_1 \sim C_4$ 位置について現われていると考えられる。実線で現わされた結果について考えれば、 $C_1 \sim C_4$ が一定であっても、 C_5 が 400 mm の場合と 200 mm の場合とでは約 5 % 積分中性子束が異なり、炉心中心から C_5 が ± 100 mm 変化すると、それにともない積分中性子束は ± 2 ~ 3 % 変化することがわかる。

第 15 図に示された各点の測定中において、 C_5 の位置が最大約 10 mm 変化したものもあり、測定誤差にはこの点も関係している。しかし、この C_5 の移動は炉心温度やポイゾンの変化とともに反応度変化に対応したものと考えられる。炉心の反応度が安定した状態における反応度試験においては、検出器挿入と C_5 の移動との間の明瞭な因果関係を見出すことはできなかった。

以上の結果から明らかのように、ここで行なった測定は温度やポイゾンの反応度におよぼす効果に追従した制御板位置の変化に対応した測定であるので、得られた結果は当然これらの効果をも含んだものとなる。

3.5 炉停止時の fission chamber の応答

fission chamber の炉停止時の応答を Rh SPD を併用して測定した。第 16 図に示した結果は炉出力 2.5 MW で 6 時間運転を行なった後、マニュアル・スクラムにより炉を停止した際に測定したものである。第 16 図から、fission chamber の即応答性と Rh SPD の遅応答性がよく理解される。

同図において、炉停止直前の検出器出力が幾分減少の傾向を示しているのがみられる。この検出器出力電流低下は、炉停止直前に counter region 用の fission chamber を炉内に挿入したため、それに隣接した制御用の CIC に見かけ上の正の反応度を与え、これを受けた炉

出力を低下させるように制御系が動作したことによる炉出力の低下に対応したものと考えられる。

第17図に fission chamber の炉停止時の応答のより詳細な測定例を参考のために示す。同図には遅発中性子による電流が第16図より顕著に現われていると思われ、この点を検討するため、第17図に示した炉停止後0.1~0.9分の範囲の出力電流をサンプリングし、これを経過時間に対してプロットし、その結果は第18図に示す。

同図から明らかのように、出力電流は2種の減衰定数をもって減衰しているように見受けられる。

しかし、この結果から遅発中性子に起因する電流成分を評価することは困難であると考えられる。また、第17図の経過時間0.1分附近の検出器出力電流は遅発中性子に起因すると考えるには幾分大き過ぎることから、第18図に示した電流には τ 線がかなり大きく寄与しているのではないかと推定される。

3.6 fission chamber による炉内 τ 線線量分布の測定

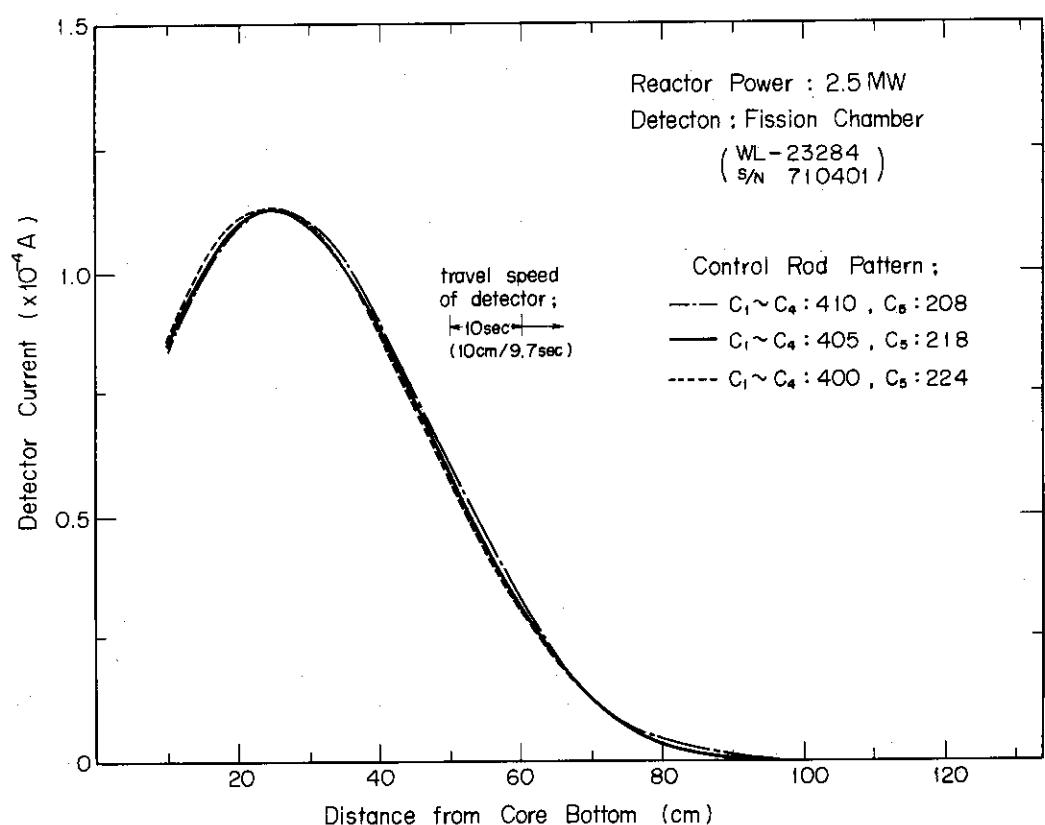
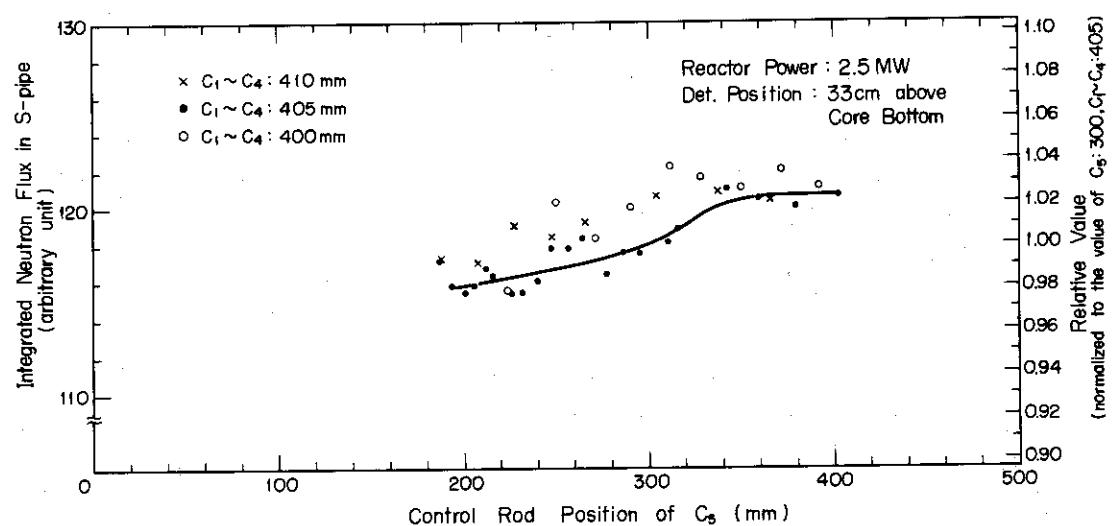
原子炉停止後のS-pipe内の τ 線の線量分布を遅発中性子の寄与が無視できるようになる時間が経過した後、fission chamber を用いて測定した。

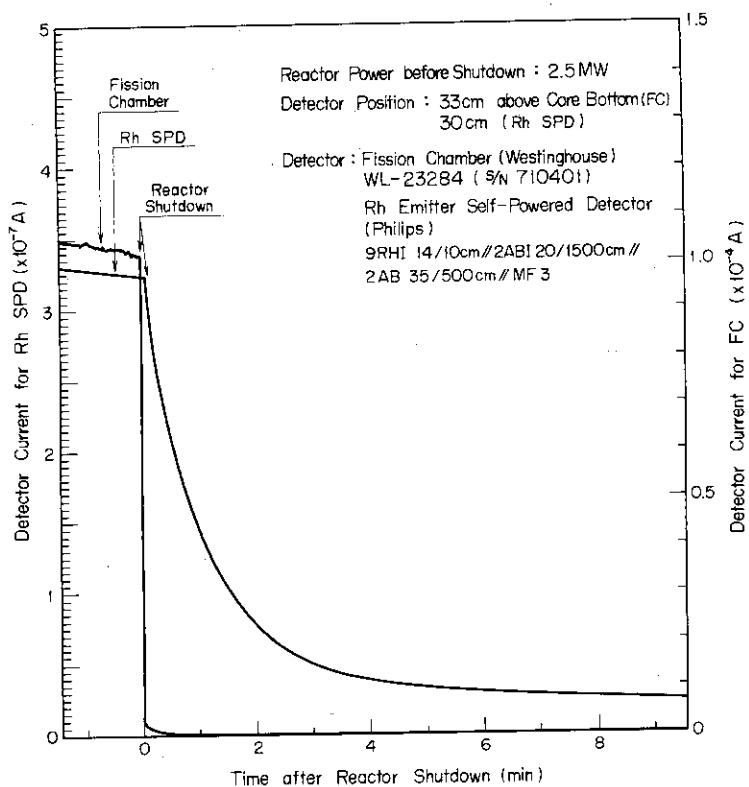
第19図に示した結果は炉出力2.5MWで6時間運転した炉を停止した後11分の時間をおいて、連続マッピング方式で測定したものである。同図には、 τ 線量率の分布のピーク値に対して規格化して求めた熱中性子束分布（第9図に示したもの）が参考のため点線で示されている。 τ 線量率の値は ^{60}Co 線源を使用して測定した fission chamber の τ 線感度、 $7.3 \times 10^{-15} \text{ A/R/hr}$ を用いて求めた。

第19図から τ 線量率のピーク値は炉心底面より24cm上方で得られ、その値は $1.4 \times 10^7 \text{ R/hr}$ であることがわかる。一方、減速材その他の物質の τ 線と中性子に対する吸収係数の相異などによる多少の不一致はあるが、 τ 線量の分布は中性子束分布を反映していると考え得る結果を第19図は示しているものと思われる。

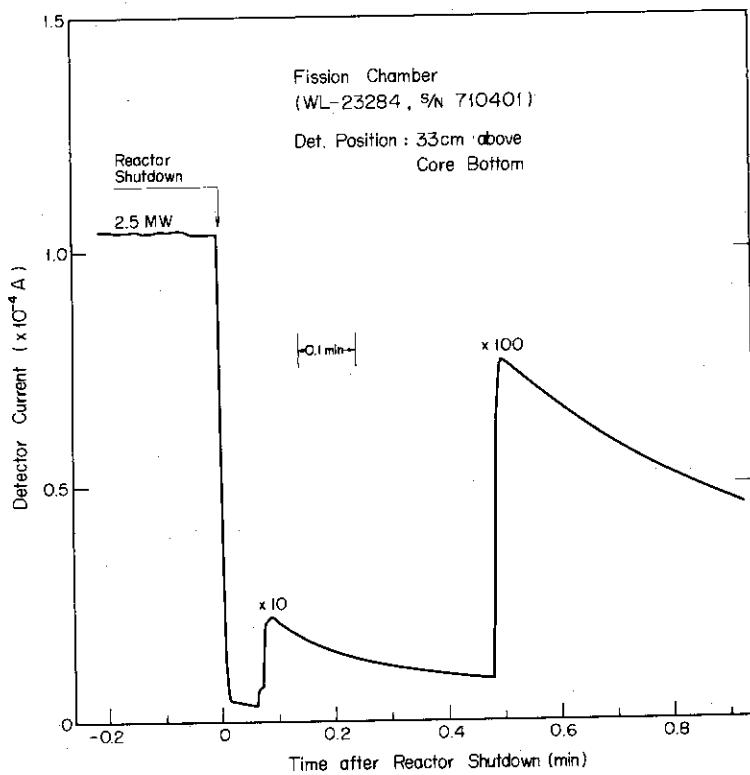
第20図に炉停止後の時間の関数として求めた τ 線強度の測定結果を示す。同図には Co SPD による結果と Wigner-Way の式^{*14)}によって計算した τ 線強度の時間的変化が参考のために示されている。 τ 線強度の計算値は fission chamber による炉停止後10分経過した際の測定値に対して規格化して示されている。また、Co SPD の出力電流は中性子によるものとは逆で、 τ 線によると考えられる負の極性をもっている。⁹⁾

両検出器による出力電流の経時変化は同様な傾向をもっていることが第20図より理解される。さらに、遅発中性子による寄与が無視できるような時間領域では、fission chamber による測定結果と Wigner-Way の式による計算結果とでは良好な一致をみている。

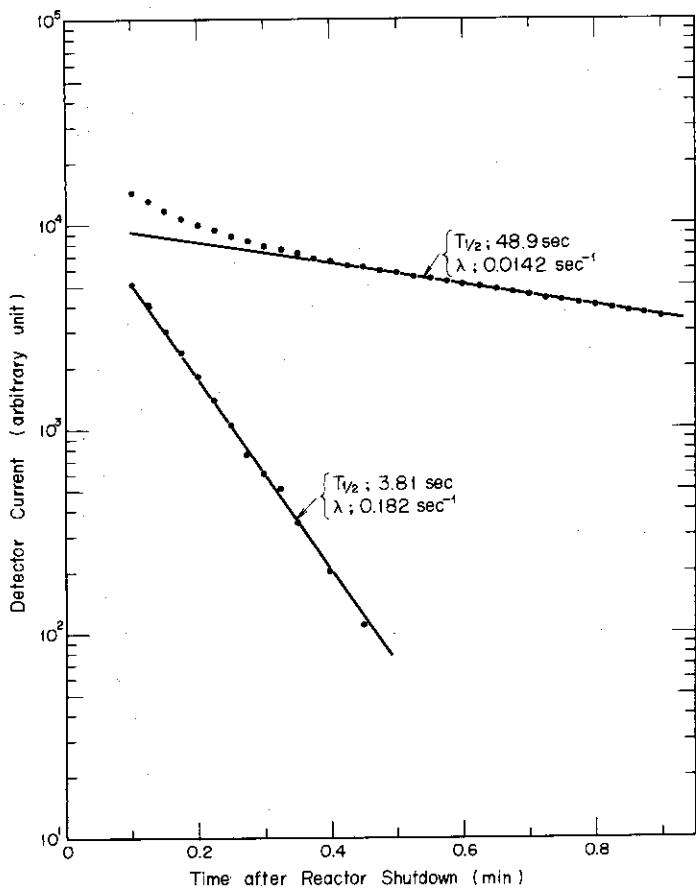
第14図 制御板 $C_1 \sim C_4$ 位置変化にともなう熱中性子束分布の変化第15図 種々な $C_1 \sim C_4$ 制御板位置のそれぞれに対する C_5 制御板位置の積分熱中性子束におよぼす効果



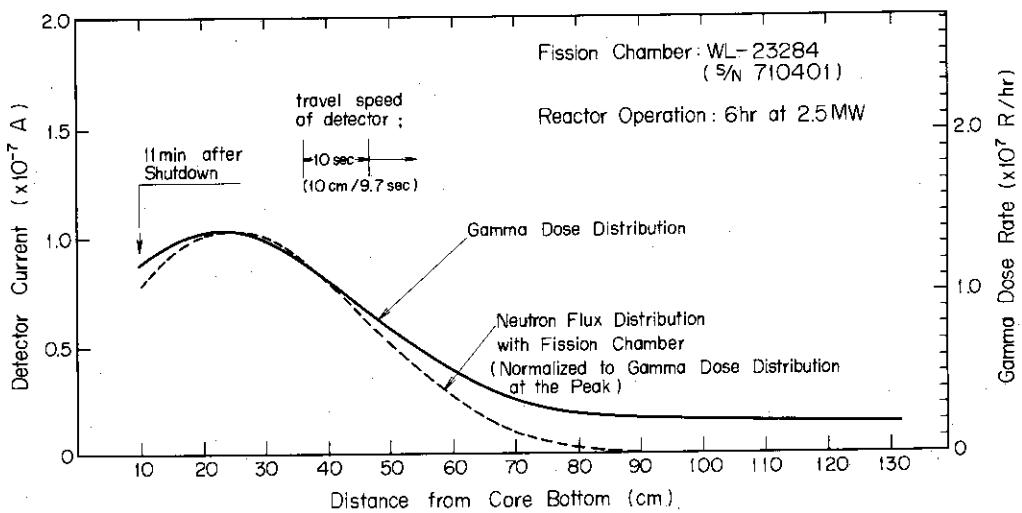
第16図 fission chamber と Rh エミッター自己出力型検出器の炉停止時における応答

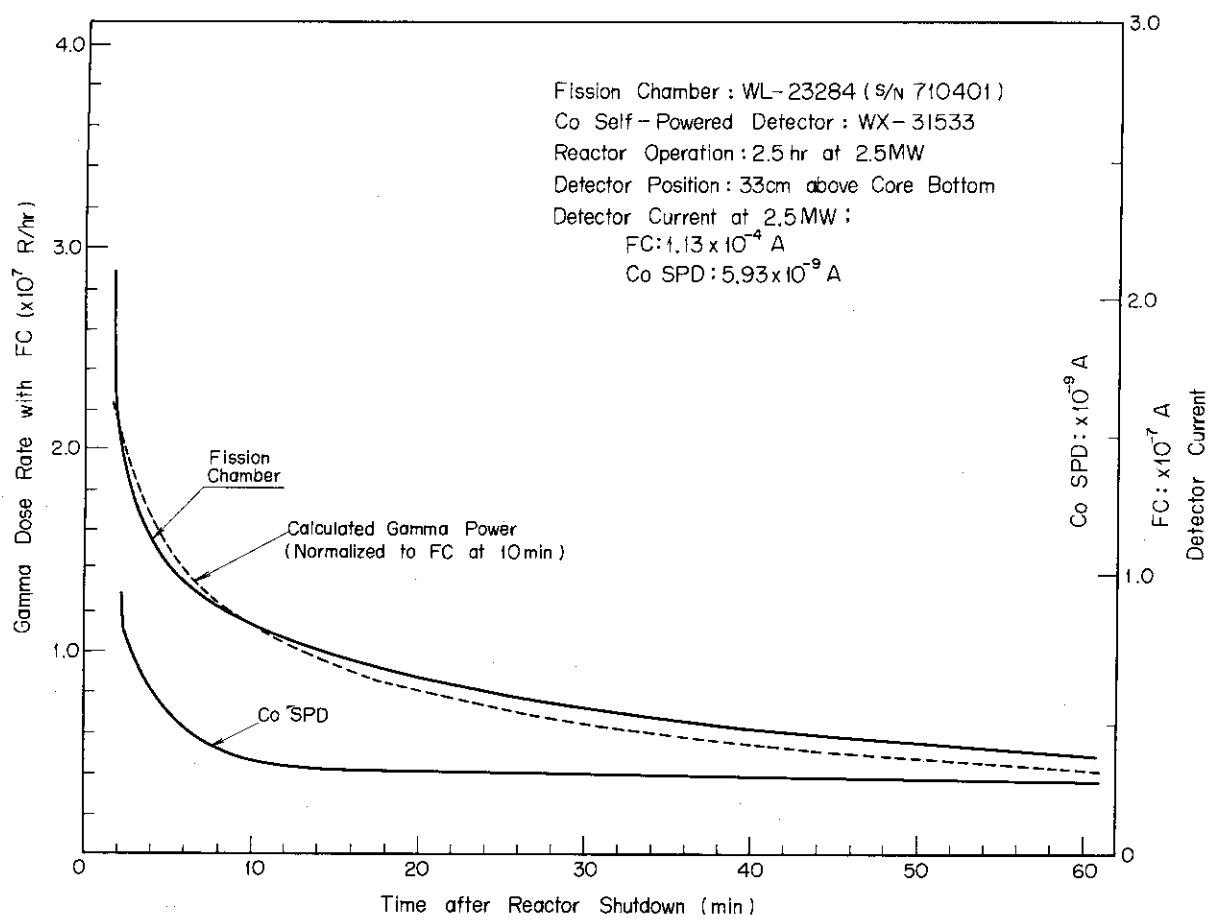


第17図 fission chamber の炉停止時における応答



第18図 炉停止後における fission chamber の出力電流の減衰

第19図 fission chamber による炉停止後 11 分経過した際の
S-pipe 内垂直 γ 線線量分布（検出器移動：連続的）



第20図 廉停止後の γ 線線量の経時変化の測定結果とWigner-Wayの式による γ 線強度の経時変化の比較

4. 結果および検討

実験孔内の熱中性子束分布の測定をかねた WL-23284 型 in-core fission chamber の特性測定の結果、熱中性子感度として、 $3.8 \times 10^{-18} \text{ A/nv}$ が得られ、別に行なった ^{60}Co 線源を用いた測定から γ 線感度として、 $7.3 \times 10^{-15} \text{ A/R/hr}$ が得られた。これらの値は仕様書上の熱中性子および γ 線感度に対してそれぞれ、56% および 73% に相当する値であるが、この種の検出器についてはこの程度の相異はやむを得ないと考えられる。このように、仕様書上の値より γ 線感度に対する中性子感度の比は小さくなつたが、中性子感度が高いため、 γ 線が優勢な低炉出力領域においても良好な直線性が得られた。この検出器を S-pipe 内で使用した際に直線性が得られる領域は炉出力で 500W 以上であると考えられる。

fission chamber の時間応答性は即応答性であるため、 ^{61}V や ^{108}Rh をエミッターとした遅応答性の自己出力型検出器にくらべて著しく利用範囲が広く能率的であることが一連の測定を通して実感として理解できた。

自己出力型検出器でも Co エミッターの場合は即応答性であるが、中性子感度の低さの故に検出器自身の放射化による経時変化を示す妨害電流の影響を無視できない。しかし、ここでの fission chamber による測定では、検出器自身の放射化がおよぼす効果は、中性子感度が高く、照射時間が短いこともある、確認されなかつた。

一方、 ^{235}U , ^{10}B , Rh および Co を用いた中性子検出器に対して 10% の感度損失をもたらす積算熱中性子束はそれぞれ、 $2.8 \times 10^{20} \text{ nvt}$, $4.1 \times 10^{19} \text{ nvt}$, $7.8 \times 10^{20} \text{ nvt}$ および $2.8 \times 10^{20} \text{ nvt}$ であるので、検出器寿命の点から考えても、fission chamber は高感度中性子検出器として優れたものであることは明らかである。

また熱中性子束分布の測定においては、S-pipe 内の熱中性子束分布は制御板位置の影響を明らかに受けることが認められた。通常の炉運転において予想される制御板の位置移動範囲内では、制御板位置の S-pipe 内の積分中性子束に与える影響は微調整用制御板のみで約 7 % 变化するが、粗調整用制御板位置の変化の効果はほとんど観測されなかつた。

今後ここで用いた fission chamber は定常的な業務に使用し続ける予定であるので、長時間にわたる特性の測定を続け、短期間の実験では得られないデータを蓄積することが今後の課題であると考えられる。

謝 辞

実験に際して終始積極的な御協力を賜った JRR-4 管理課の諸氏ならびに炉利用課渡辺智美氏に深く感謝の意を表わします。

$$* \text{ Gamma Power} = 0.0315P [t^{-0.8} - (t+T)^{-0.8}]$$

ただし、P : 炉出力、T : 炉運転時間(秒)

t : 炉停止後の経過時間(秒)

付録 “JRR-4垂直実験孔内の温度測定”

Rh エミッター自己出力型検出器 (Neutrocoax) に附属したクロメル・アルメル熱電対 (Thermocoax) を用いて、一連の測定の過程で得られた炉内温度測定の結果を参考のため以下に示す。

I. 炉出力上昇にともなう実験孔 (S-pipe) 内の温度変化の測定

第Ⅰ図に示したものは測温点が炉心の高さの中間より 5 cm 上方に位置している場合の炉出力上昇にともなう温度変化である。図中 0.2MW 以下の炉出力領域における温度が示されていないのは、炉出力上昇の過程では、炉出力と温度との間に一定の関係を求めがたい、などの理由によるものである。

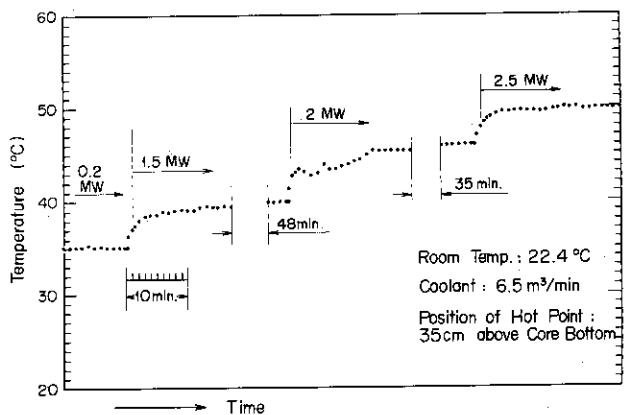
第Ⅰ図の結果から、最大出力 2.5MWにおいては 0.2MW 時より約 15°C の温度上昇が認められ、出力上昇にともなう平衡した温度を記録するまでには約 5 分の時間が必要であることがわかる。

II. 実験孔内の垂直温度分布の測定

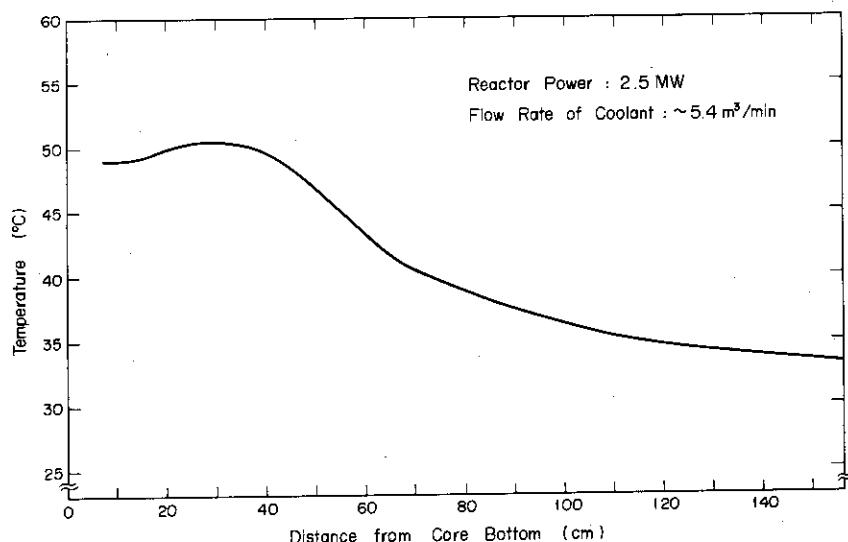
炉出力 2.5MWにおいて、S-pipe 内の垂直温度分布を連続マッピング方式で測定し、その結果を第Ⅱ図に示す。第Ⅱ図の結果から、温度分布のピークは、熱中性子束分布のピークより約 5 cm 上方の炉心の高さの中間の位置において得られていることがわかる。この温度と熱中性子束のピーク位置の不一致は測温点の位置を階段状に変化させた場合でも同様な結果が得られたので、熱電対の時間応答などが関係して得られたものとは考えられない。したがって、ピークの不一致は熱中性子束分布が、実験孔に接近して位置している制御板によって大きく影響されること、などが考えられるが、冷却水の流量も関係しているので明確な解析は困難である。

III. 炉停止後の温度の経時変化の測定

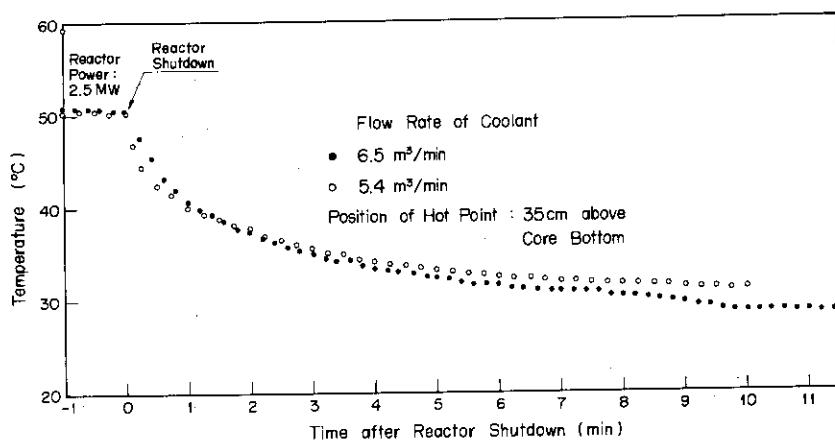
異った冷却水流量における炉停止後の S-pipe 内温度の経時変化を測定し、その結果を第Ⅲ図に示す。この測定からは、流量の相異による系統的な実験孔内の温度の変化は、炉運転中および炉停止後を通じて測定されなかった。



第Ⅰ図 炉出力上昇にともなう S-pipe 内の温度変化
(測定点位置; 炉心底面より 35 cm 上方)



第Ⅱ図 炉出力 2.5 MW の際の S-pipe 内の垂直温度分布
(検出器移動; 連続的)



第Ⅲ図 冷却水流量が異なった場合における炉停止後の温度
の経時変化(測定点位置; 炉心底面より 35 cm 上方)

文 献

1. W.D.Leggett III, In-Core Instrumentation for the San Onofre Nuclear Generating Station, USAEC Report WCAP-3269-46, Westinghouse Electric Corp., Atomic Power Division, March 1965
2. J.M.Harrer, "Nuclear Reactor Control", p.179, D. Van Nostrand Company, Inc., Princeton, N.J., 1963
3. Southern California Edison Company, Final Safety Analysis Report-San Onofre, Amendment №16, AEC Docket 50-206, Aug.30, 1968
4. Philadelphia Electric Company, Preliminary Safety Analysis Report-Peach Bottom, AEC Docket 50-277, 1967
5. J.W.Hilborn, "Self-Powered Neutron Detectors for Reactor Flux Monitoring", Nucleonics, Vol.22, №2, 69 (1964)
6. J.A.Sovka, "Response of Cobalt Neutron Flux Detectors", AECL-3368 (June, 1969)
7. W.L.Bunch and M.R.Wood, "Boron-11 Neutron Flux Monitors", BNWL-64 (April, 1965) (interim Report)
8. 東条隆夫, 中島雅, 近藤真ら, "Self-Powered Neutron Detector による中性子束の測定", JAERI-M 3612 (1969)
9. 東条隆夫, 近藤真, 白石忠男ら, "コバルト・エミッター自己出力型検出器の特性測定", JAERI-M 4363 (1971)
10. 一柳勝悟, 大西信秋, 服部洋司良, "JRR-4炉心内の照射装置の構造と特性, ならびに取扱い上の注意事項", JAERI-M 3459 (1969)
11. Sacramento Municipal Utility District, Preliminary Safety Analysis Report-Roncho Seco, AEC Docket 50-312, 1967
12. Consumers Power Company, Final Safety Analysis Report-Palisades, AEC Docket 50-255
13. Wisconsin Public Service Corporation, Preliminary Safety Analysis Report-Kawaunee, AEC Docket 50-305, 1967
14. Theodore Rockwell III ed., "Reacter Shielding Design Manual", P 38, McGraw-Hill Book Company, 1956
炉心内計測について総括的にまとめられたすぐれた文献として下記のものがあり, 上に引用した文献にはこれらを通して引用したものが多い。
15. L.E.Phillips, "In-Core Instrumentation for Power Reactors", Reactor and Fuel-Processing Technology, Vol. 12, №2, 195 (1969)
16. 関口晃, "炉心内核計装の最近の進歩", 原子力工業, 第16巻, 第11号, 33 (1970)