

# 高速実験炉「常陽」における計測技術

1996年10月

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-machi, 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)1996

## 高速実験炉「常陽」における計測技術

青山 卓史\*<sup>1</sup>, 鈴木 惣十\*<sup>1</sup>

### 要 旨

本報告書は、高速実験炉「常陽」の核計装設備および放射線計測を中心とした計測技術の内容を紹介するものである。

核計装設備の紹介では、原子炉プラント設備としての核計装設備の機能と位置付け、使用している中性子検出器の仕様と特性、機器配置等について記述した。

各種照射試験やサーベイランス試験に対する中性子照射量を実測ベースで評価するための原子炉ドシメトリーでは、「常陽」で採用している多重放射化箔法とその測定解析評価法および現在開発中のHe蓄積法(HAFM法)について概説した。また、放射線計測がキーとなる破損燃料検出技術の開発では、「常陽」の燃料破損検出設備と各種実験装置の説明に加えて、現在までに実施した燃料破損模擬実験結果の一部を紹介した。

さらに、新放射線計測技術の応用として、プラスチック・シンチレーション光ファイバを用いた「常陽」1次冷却系における放射性腐食生成物(CP)の挙動測定について、測定原理、測定方法および主要な測定結果について記述した。

---

\*<sup>1</sup> 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター 実験炉部 技術課

本報告書は、平成8年7月31日～8月2日にかけて開催された第8回「放射線夏の学校」(主催:財団法人応用物理学会放射線分科会)のテキスト用に作成した内容を編集したものである。

# Nuclear Instrumentation and Radiation Measurement Technology in the Experimental Fast Reactor "JOYO"

Takafumi AOYAMA\*<sup>1</sup> and Soju SUZUKI\*<sup>1</sup>

## ABSTRACT

This report introduces the nuclear instrumentation system and the major radiation measurement techniques used in the Experimental Fast Reactor "JOYO".

In the introduction of the nuclear instrumentation system, system function and role as reactor plant equipment, specifications and characteristics of neutron detectors, and layout of the system are described.

Reactor dosimetry was used to evaluate neutron dose and their spectra for various irradiation tests and surveillance tests performed in JOYO. The multiple-foil activation method which is currently used and the Helium Accumulation Fluence Monitor (HAFM) under development are described.

The fuel failure detection (FFD) and the failed fuel detection and location (FFDL) systems in which radiation measurement plays a key role are introduced. It was shown some of the major experimental results obtained from a series of fuel failure simulation tests performed in JOYO.

Finally, as a new radiation measurement technique, the Plastic Scintillation Fiber (PSF) is described which is a position sensitive radiation detector that can detect the radiation dose rate at the relevant position in the fiber. The PSF is used to upgrade the gamma-ray distribution measurement to accurately evaluate the Corrosion Products (CPs) behavior in the JOYO primary coolant system.

---

\*<sup>1</sup> Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Oarai Engineering Center, PNC

## 目 次

### 要 旨

### 図表リスト

1.	「常陽」のプラント概要 .....	1
2.	核計装設備 .....	6
3.	原子炉ドシメトリーと中性子照射量の精度向上 .....	11
4.	燃料破損検出および破損燃料位置決め計装 .....	17
5.	放射性腐食生成物（CP）挙動測定への光ファイバの適用 .....	24
6.	参考文献 .....	29

## 表リスト

表 1	「常陽」用標準ドシメータセット
表 2	アジャストメント前後の反応率のC/E (炉心第1列: JENDL-3)
表 3	アジャストメントと拡散計算の比較 (炉心第1列)
表 4	HAFM法と放射化箔法の比較
表 5	「常陽」破損燃料検出設備の検出感度等

## 図リスト

図 1	高速実験炉「常陽」の炉心およびプラント概略図
図 2	100MW第29サイクル炉心構成図
図 3-1	「常陽」核計装における中性子計測範囲
図 3-2	「常陽」核計装のオーバーラップ特性
図 4-1	核分裂計数管構造図 (起動系、中間系)
図 4-2	$\gamma$ 線補償型電離箱構造図 (出力系)
図 5-1	核計装用中性子検出器配置図 (水平断面図)
図 5-2	核計装用中性子検出器配置図 (垂直断面図)
図 6	ドシメータ核種の90%感度領域
図 7	中性子スペクトル解析フロー
図 8	中性子照射量のC/E (7群拡散計算/アジャストメント)
図 9	中性子照射量の測定原理の比較
図 10	「常陽」の破損燃料検出設備
図 11	遅発中性子法検出設備および1次主冷却系配管の配置図
図 12	Aループ側遅発中性子法検出器および黒鉛遮蔽体配置図
図 13	プレシピテータ法検出設備および測定動作図
図 14	オンライン $\gamma$ 線モニタ概略図および測定手順
図 15	「常陽」における放射化タグガスの放出と検出結果
図 16	SHIPPING法FFDL装置の測定原理
図 17	ガスプレナム部模擬破損燃料を用いたFFDL装置の感度評価試験結果
図 18	PSFの測定原理
図 19	PSFによる $\gamma$ 線量率測定位置
図 20	配管 (HOT LEG) エルボ一部表面の $\gamma$ 線量率分布
図 21	中間熱交換器 (A) 表面の $\gamma$ 線量率分布
図 22	中間熱交換器室間の通路における $\gamma$ 線量率分布

## 1. 「常陽」のプラント概要

「常陽」の炉心内で発生する熱は、図1に示すようなループ型で構成されたナトリウム冷却系によって取り出される。冷却系は、2系統（2ループ）で構成されており、それぞれ1次、2次主冷却系を備えている。

1次系ナトリウムは、約370℃で原子炉容器下部の冷却材入口ノズルから流入し、炉心内で加熱された後、約500℃で原子炉容器胴上部の冷却材出口ノズルを経て高温側配管へ送られ、炉心内で発生した熱を主中間熱交換器を介して2次冷却系に伝達する。2次系ナトリウムは、約340℃から約470℃に加熱され、空冷式の主冷却器により除熱される。

1次主冷却系統は、すべて格納容器内の床下に配置され、床下雰囲気は、万一配管が破損し、放射性ナトリウムが漏洩しても火災を起こさないように窒素ガス雰囲気としている。また、1次主冷却系の配管及び機器は2重壁構造となっており、2重管アニュラス部は、窒素ガスによる予熱経路の構成及び漏洩ナトリウムの検知、保持を行う。1次主循環ポンプは、主モータがトリップ（停止）した場合、無停電電源駆動のポニーモータに引継がれ、炉心崩壊熱除去に必要な冷却材流量を確保する。

2次主冷却系の冷却材ナトリウムは、非放射性のため配管及び機器は1重壁構造であり、系統機器は原子炉付属建屋に隣接する主冷却機建物内に収納され、地下の配管路を通じて格納容器内の中間熱交換器と接続されている。

1次系ナトリウムは原子炉容器、中間熱交換器及び主循環ポンプにおいて、それぞれ自由液面を有し、液面上は酸素との反応を防ぐため、カバーガス（アルゴン）で覆う構造となっている。また、ナトリウム酸化物による構造材の腐食を防止するため、1次、2次主冷却系ともにコールドトラップを用いてナトリウムの純度管理を行っている。

主冷却系の他に、1次主冷却系は使用不能の場合に炉心崩壊熱を除去するための補助冷却系が設けられている。

原子炉本体は、原子炉容器及びその内部に配置した燃料集合体、制御棒、反射体等の炉心構成要素、炉心構造物、炉心上部機構及び原子炉容器上部に設置した回転プラグによって構成されている。ナトリウム液面上はアルゴンガス雰囲気にて保たれており、その圧力は、最大約100mmAqに制御されている。

炉心部は、炉心燃料集合体、特殊燃料集合体及び制御棒からなる炉心とその周囲の反

射体によって構成され、全体としてほぼ円形をなしている。

炉心燃料集合体は、プルトニウム・ウラン混合酸化物ペレット及びステンレス鋼の反射材をSUS316相当のステンレス鋼で被覆した燃料要素を断面六角形のラッパ管に127本配置したものである。特殊燃料集合体は、燃料・材料を照射し、その結果を将来の高速炉の設計に有効に活用するためのものである。

制御棒は、同一の構造と機能を有する6本が、炉心第3列に5本、炉心第5列に1本配置され、一定の速度で炉心に挿入・引抜きが行われるとともに、緊急時には急速に炉心内へ挿入できるよう自重及びスプリング力によりスクラム動作が行われる。

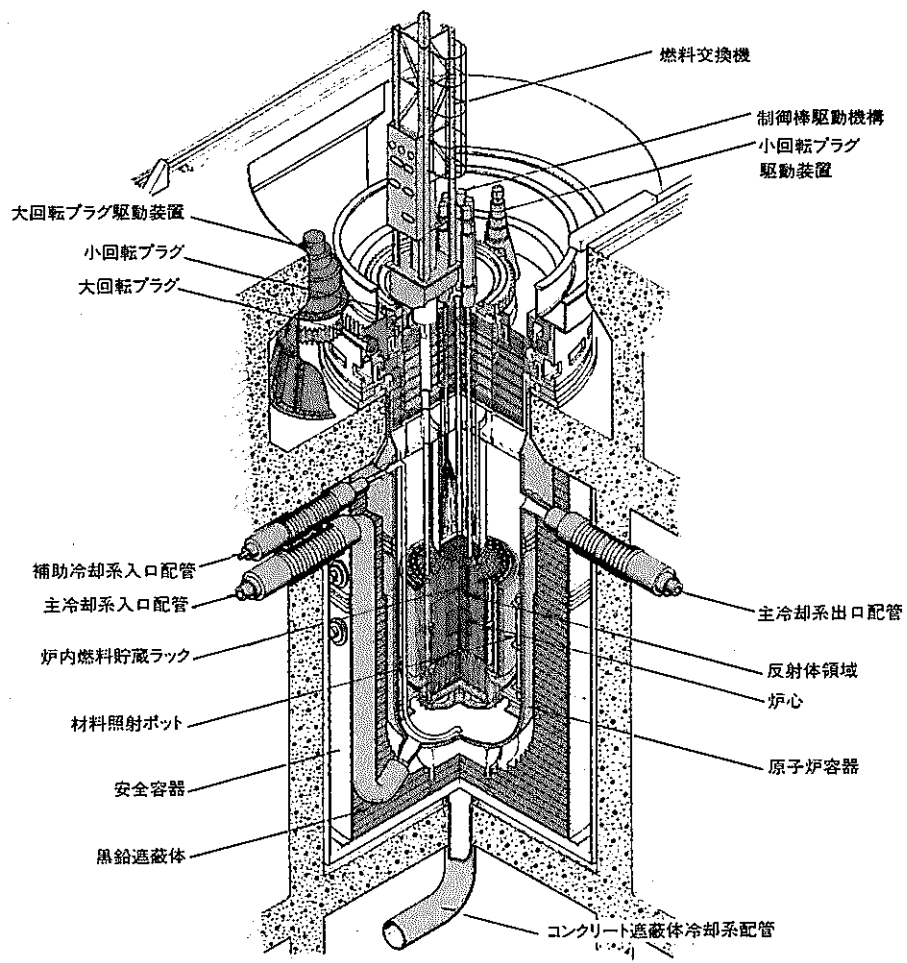
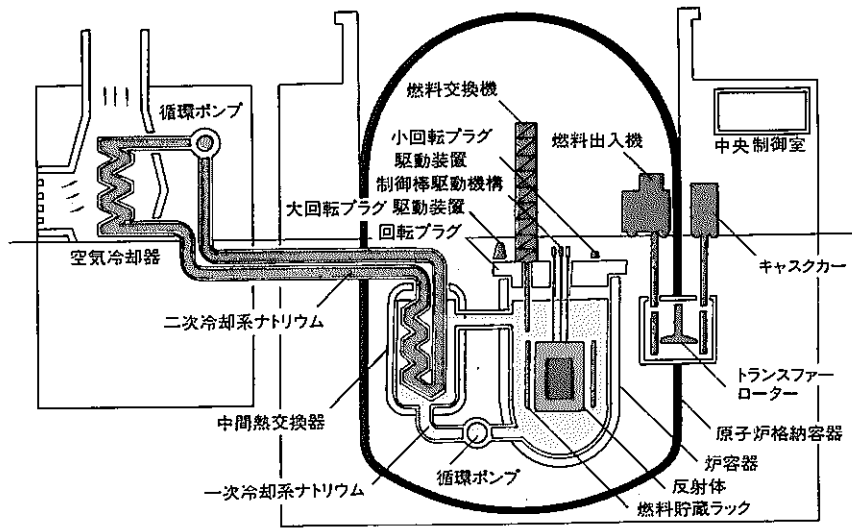
燃料交換は、炉内燃料交換作業と燃料出入作業によって行われる。炉内燃料交換作業では、炉心周辺の炉内燃料貯蔵ラックと炉心間の燃料交換が燃料交換機により行われる。炉内燃料貯蔵ラックの燃料集合体は、燃料出入機によりトランスファーロータへ移送され、さらにキャスクカーにより燃料洗浄設備に移送され、洗浄・缶詰された後、水冷却池に貯蔵される。一方、新燃料集合体等は新燃料貯蔵設備からキャスクカーによりトランスファーロータに移送され、その後は上記と逆の経路で炉内に装荷される。

プラントの主要目を下表に、原子炉本体と冷却系の概略図を図1に、また、炉心構成図の一例として第29運転サイクルの炉心マップを図2にそれぞれ示す。



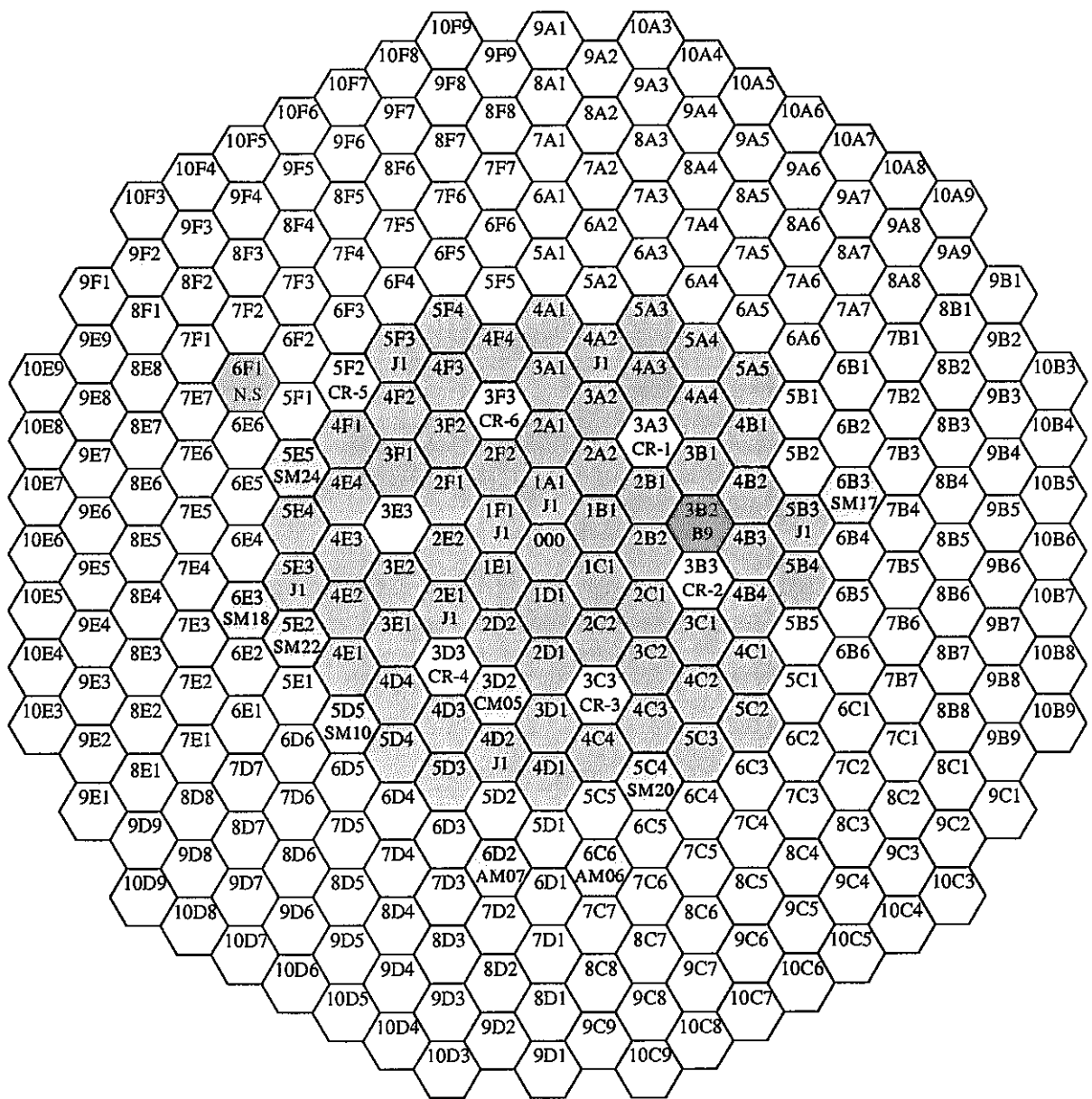
## 高速実験炉「常陽」の主要目








原子炉型式	ナトリウム冷却高速中性子型
熱出力	100 MW
ループ数	2
1次冷却材流量	約 2520 m <sup>3</sup> /h
原子炉入口冷却材温度	約 370℃
原子炉出口冷却材温度	約 500℃
炉心	均質1領域炉心
炉心高さ	55 cm
等価直径	約 72 cm
炉心燃料	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料
反射体装荷位置	内側 5～6列 外側(A) 6～9列 外側(B) 9～10列
全中性子束(最大)	$4.9 \times 10^{15}$ n/cm <sup>2</sup> ・s
高速中性子束(≥0.1 MeV、最大)	$3.6 \times 10^{15}$ n/cm <sup>2</sup> ・s
最大過剰反応度	5.5 %Δk/k以下
制御棒本数(要素型式)	6本(ベント型)
燃料交換方式	二重回転プラグ方式
運転サイクル(J2炉心)	約70日運転 約30日停止(燃料交換等)



原子炉本体断面

図1 高速実験炉「常陽」の炉心およびプラント概略図



-  炉心燃料集合体 (J1燃料 8体) 66体
-  B型試験用集合体 1体 注1
-  材料照射用反射体 9体 注2
-  制御棒 6体
-  中性子源 1体
-  反射体 229体
-  MARICO 1体

注1. B9(3B2)  
 注2. AMIR-6 (6C6), AMIR-7 (6D2)  
 SMIR-20(5C4), SMIR-10(5D5)  
 SMIR-22(5E2), SMIR-24(5E5)  
 SMIR-17(6B3), SMIR-18(6E3)  
 CMIR-5 (3D2)

図2 100MW 第29サイクル炉心構成図

## 2. 核計装設備 (1), (2)

核計装設備 (N I S : Nuclear Instrumentation System) は、核分裂によって生じる中性子を直接計測し、原子炉内の核反応の増減による中性子束の変化を指示し、記録する計測設備であり、全計測範囲が非常に広いことが特徴である。核計装は、極低出力からの測定が必要となる原子炉起動時の計装および安全保護計装にとってきわめて重要であり、異常な過渡変化が生じた場合には安全保護動作 (原子炉スクラム) のための信号を発する。

原子炉出力は、一般に熱出力をもって表しているが、プロセス計器による熱出力の直接測定は時間遅れが大きいこと、また低出力では精度が悪く測定が困難であること等の理由で、原子炉出力の尺度としては中性子束レベルを用いている。すなわち、炉出力レベルが中性子束レベルに比例することを利用して、定格出力付近で熱出力と比較校正した核計装の指示値を使用する。

「常陽」核計装設備の中性子計測範囲を図 3-1 に示すが、約 10 桁の計測範囲を起動系 (S R M : Source Range Monitor) 2 チャンネル、中間系 (I R M : Intermediate Range Monitor) 3 チャンネルおよび出力系 (P R M : Power Range Monitor) 3 チャンネルで、それぞれ約  $10^{-3} \sim 10^{-2} \%$  出力、約  $10^{-3} \sim 10 \%$  出力および約  $10^{-1} \sim 120 \%$  出力をカバーしており、各領域は互いにオーバーラップし (図 3-2 参照)、レンジ切替えをスムーズにしている。また、安全保護動作を行うための信号は、起動系では「1 out of 2」、中間系および出力系については「2 out of 3」方式を採用して多重性を持たせており、スクラム信号としては、「ペリオド短」、「中性子束 (出力) 高」がある。

起動系および中間系の検出器には核分裂計数管 (F C : Fission Chamber、図 4-1 参照) を用いており、金属製円筒に高濃縮  $^{235}\text{U}$  の酸化物 ( $\text{U}_3\text{O}_8$ ) を塗布した電極を配置し、管内に Ar ガスを封入して  $^{235}\text{U}$  の核分裂によって生じる核分裂片の電離作用によってパルス信号を得る。起動系では F C を計数管としてパルス計測に用いるが、中性子束レベルが高くなる中間系では電流出力が得られ、直流電流のゆらぎ成分の 2 乗が原子炉出力に比例する原理を利用したキャンベル法を用いている。

出力系の中性子検出器には電離電流を測定する電離箱が使用されるが、 $\gamma$  線レベルが高いため  $\gamma$  線補償型電離箱 (C I C :  $\gamma$ -Compensated Ionization Chamber、図 4-2 参照) が用いられる。C I C は、円筒形で一对の電離箱を有しており、片側の電極には

高濃縮<sup>10</sup>Bを塗布してあり、(n, α)反応で発生するα粒子による電離電流とγ線による電離電流が流れる。また、他方の電極には<sup>10</sup>Bを塗布せずγ線のみに感度を有するようになっているので、両者の出力の差をとることによりγ線のバックグラウンドレベルを約2桁低下させている。

高速炉は冷却材温度が高いこと、中性子の平均自由行程が長く、軽水炉に比べて炉心内での中性子束分布が比較的平坦であることから炉心内の中性子束計測は行わず、一般に炉心外に中性子検出器を設置している。「常陽」の核計装用中性子検出器の配置図を図5-1、5-2に示すが、起動系と中間系の検出器は、原子炉容器外側の黒鉛遮蔽体の中に設置され、出力系の検出器は、安全容器と遮蔽コンクリートの中に設置されている。また、起動系と中間系は、高出力運転時には、検出器寿命を考慮して上方に引き抜かれるが、出力系は常時炉中心と同じ高さに保持される。いずれの検出器も窒素ガスで冷却され、150℃以下に保たれる。

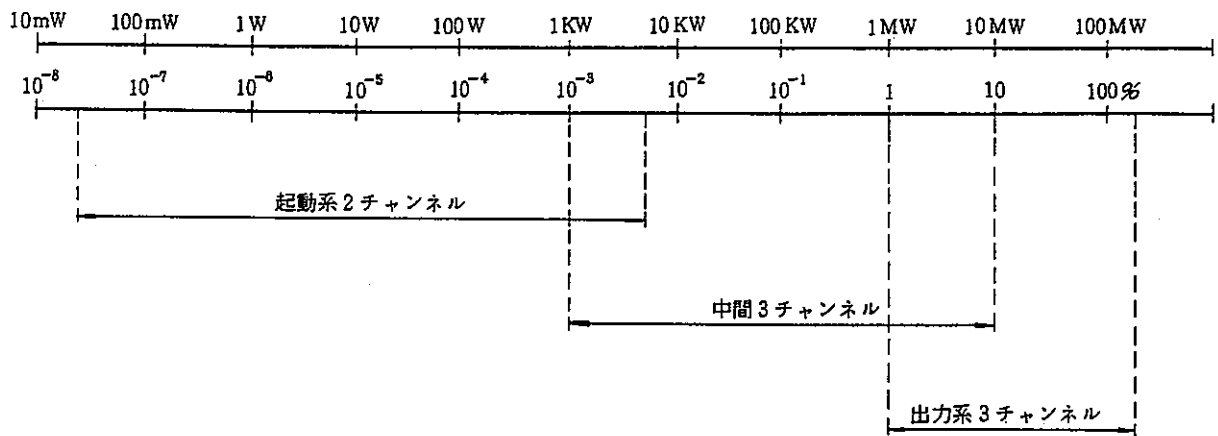


図 3 - 1 「常陽」核計装における中性子計測範囲

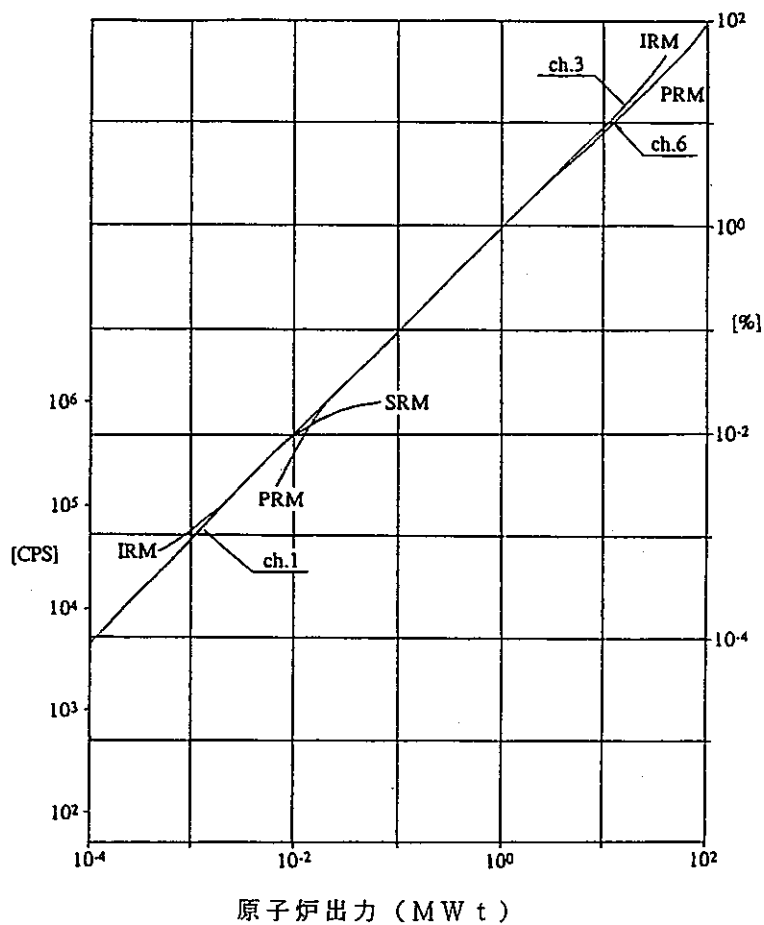


図 3 - 2 「常陽」核計装のオーバーラップ特性

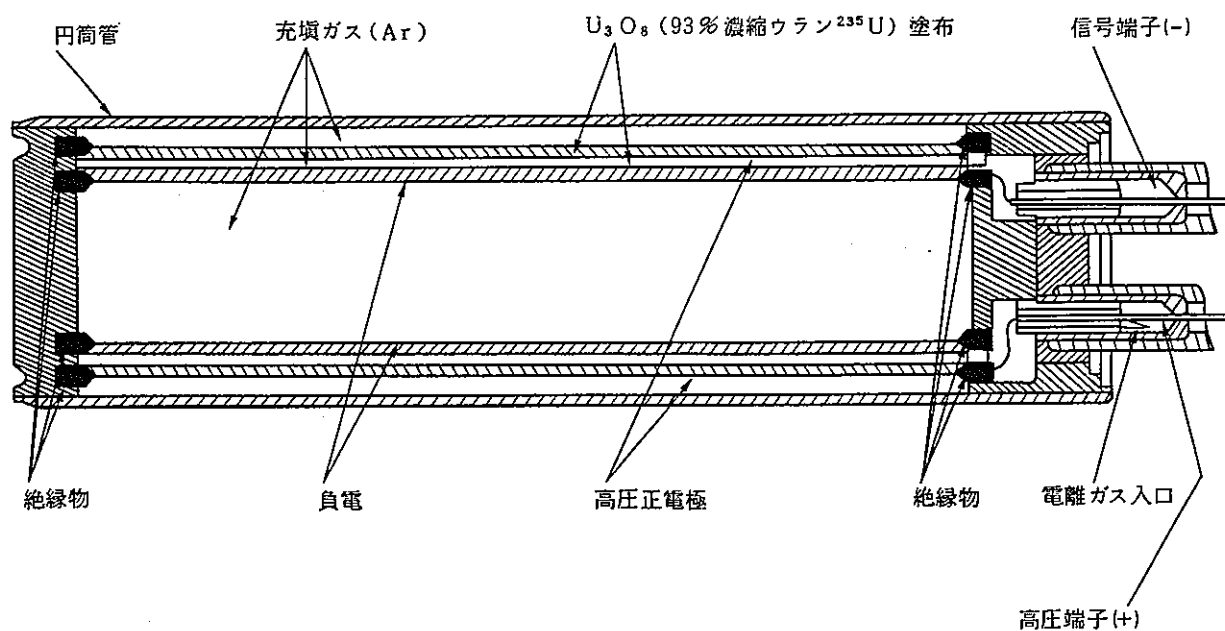


図 4 - 1 核分裂計数管構造図 (起動系、中間系)

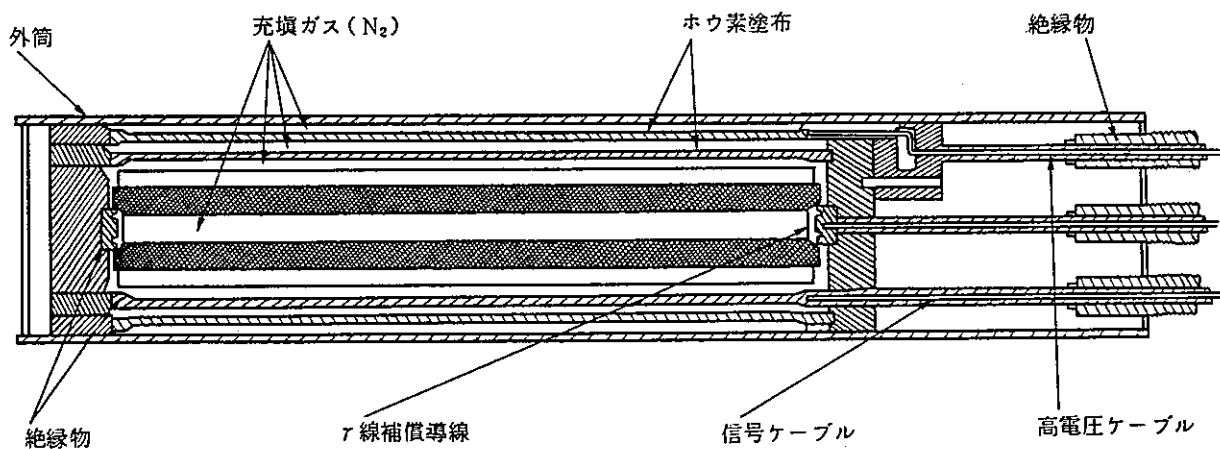


図 4 - 2 γ線補償型電離箱構造図 (出力系)

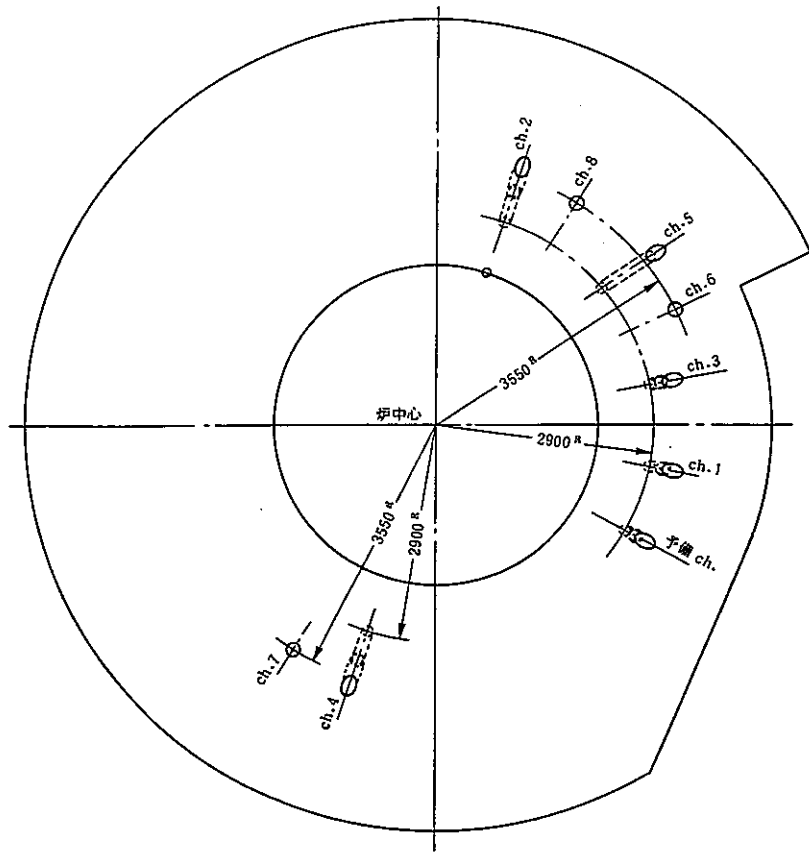
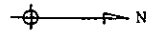


図 5 - 1 核計装用中性子検出器配置図 (水平断面図)

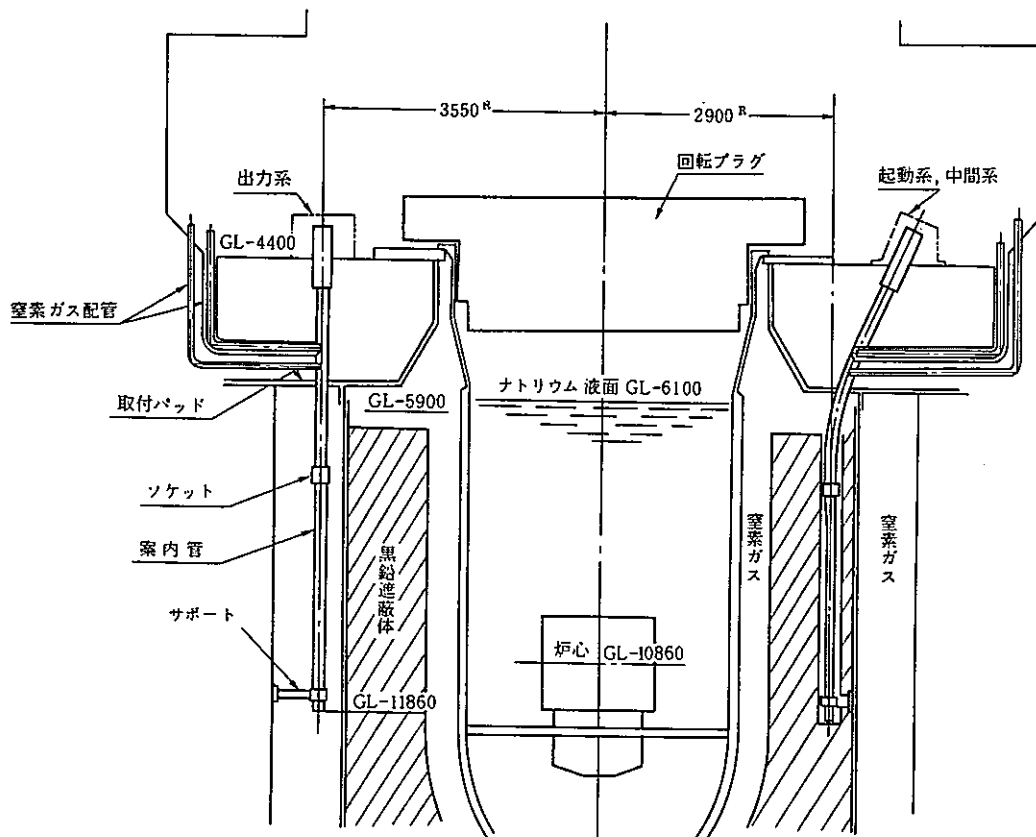


図 5 - 2 核計装用中性子検出器配置図 (垂直断面図)



### 3. 原子炉ドシメトリーと中性子照射量の精度向上 <sup>(2)</sup>・<sup>(3)</sup>

「常陽」照射用炉心では、高速炉用燃料・材料等の照射試験および原子炉構造材の供用期間中検査（サーベイランス試験）が行われており、これらの中性子照射量を測定・評価するために原子炉ドシメトリーを実施している。

従来は、多重放射化箔法を用いてきており、表1に示す形状・寸法の箔（ドシメータ）を図6に示す典型的な高速炉の中性子照射場において、約100 eV～20 MeVのエネルギー範囲に感度を有するように組み合わせた標準ドシメータセットを使用する。

放射化箔法による中性子照射量の評価方法を図7に示すが、照射試験用集合体に装荷されたドシメータを照射終了後に取り出し、表1に示す中性子反応によって放射化したドシメータから放出される $\gamma$ 線スペクトルを高純度Ge半導体検出器を用いて測定し、得られた放射能強度と照射時の原子炉運転履歴から反応率を求める。続いて、初期推定スペクトル、反応断面積およびそれらの不確定性（共分散）データを用いて確率論的推定法により中性子スペクトルのアジャストメント（またはアンフォールディング）を行い、中性子照射量やはじき出し損傷量およびHe生成量を求める。アジャストメントに用いる断面積と共分散データには、国内の評価済み断面積ライブラリーJENDL-3から作成された103群のドシメトリー用断面積ファイルを用いている。

反応率測定に用いられた $\gamma$ 線測定機器システムとそのデータ処理システムの精度は、東大弥生炉の標準中性子場を用いた国内の主要研究機関（東大弥生炉、京大炉、原研JMTR）のブラインドテストや、米国EBR-IIと「常陽」を用いた相互比較により、約2～4%（1 $\sigma$ ）であることが確認されている。

評価結果の一例として、表2にアジャストメント前後の反応率の計算値と測定値の比（C/E値）を示すが、アジャストメントによってC/Eの平均値は約1.46から0.96に改善されている。また、表3および図8には、中性子照射量（中性子束）について、アジャストメントと拡散計算の比較を示すが、燃料領域ではC/Eの平均は約1.05であるが、反射体領域では約1.1～1.5であり、核計算法の精度向上が必要である。

これまで放射化箔法で確立してきたドシメトリー技術は、燃料の溶融限界線出力試験（PTM: Power to Melt）における燃料ペレットの発熱密度評価やマイナーアクチニド元素の消滅量測定および燃焼特性の評価等にも応用している。

また、ドシメトリーの新測定法として、He蓄積型中性子モニタ（HAFM: Helium Accumulation Fluence Monitor）の開発を進めている。HAFM法は、図9に原理図を

示すが、 $(n, \alpha)$  反応で生成するHeの原子数を質量分析計で測定し、標的核種の反応率を求める手法であり、①Heが安定核種であるため、飽和および減衰の問題がない、②反応率の算出に崩壊定数や $\gamma$ 線放出率等の核データに起因する誤差の伝播がない等の長所を有する反面、③HAFM法ではHe数を計測するために検出素子を溶融させるため、繰り返し測定ができない等の短所もある(表4参照)。また、HAFM法は、高速炉用構造材であるステンレス鋼の熱中性子照射によるHe生成量を直接測定できる利点がある。現在、Heを内蔵した標準試料や弥生炉の高速炉標準スペクトル場での較正照射により測定精度を確認しつつ開発を行っており、今後はHAFM法による構造材中のHe生成量の高精度測定と中性子照射量評価の信頼性向上を図る予定である。(4)、(5)

表1 「常陽」用標準ドシメータセット

ドシメータ 物質	形状	サイズ(mm)	反応形式	
			非しきい値反応	しきい値反応
Co	ワイヤ(Co-V, Co-Al)	$\phi$ 1.0	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	
Sc	Vキャプセル封入( $\text{Sc}_2\text{O}_3$ )	$\phi$ 1.5×L8.0	$^{45}\text{Sc}(n, \gamma)^{46}\text{Sc}$	
Ti	ワイヤ	$\phi$ 0.5		$^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$
Fe	ワイヤ	$\phi$ 0.75	$^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$
Ni	ワイヤ	$\phi$ 0.75		$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$
Cu	ワイヤ	$\phi$ 0.75		$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$
Ta	ワイヤ(Ta-V, Ta-Al)	$\phi$ 0.5	$^{181}\text{Ta}(n, \gamma)^{182}\text{Ta}$	
Nb	箔 (ワイヤ)	5.1 $\mu\text{m}$		$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}$
$^{237}\text{Np}$	Vキャプセル封入( $\text{NpO}_2$ )	$\phi$ 1.5×L8.0		$^{237}\text{Np}(n, f)\text{FP}$
$^{235}\text{U}$	Vキャプセル封入( $\text{UO}_2$ )	$\phi$ 1.5×L8.0	$^{235}\text{U}(n, f)\text{FP}$	
$^{238}\text{U}$	Vキャプセル封入( $\text{UO}_2$ )	$\phi$ 1.5×L8.0		$^{238}\text{U}(n, f)\text{FP}$
$^{232}\text{Th}$	Vキャプセル封入(Th)	$\phi$ 1.5×L8.0	$^{232}\text{Th}(n, \gamma)^{233}\text{Th}$	$^{232}\text{Th}(n, f)\text{FP}$

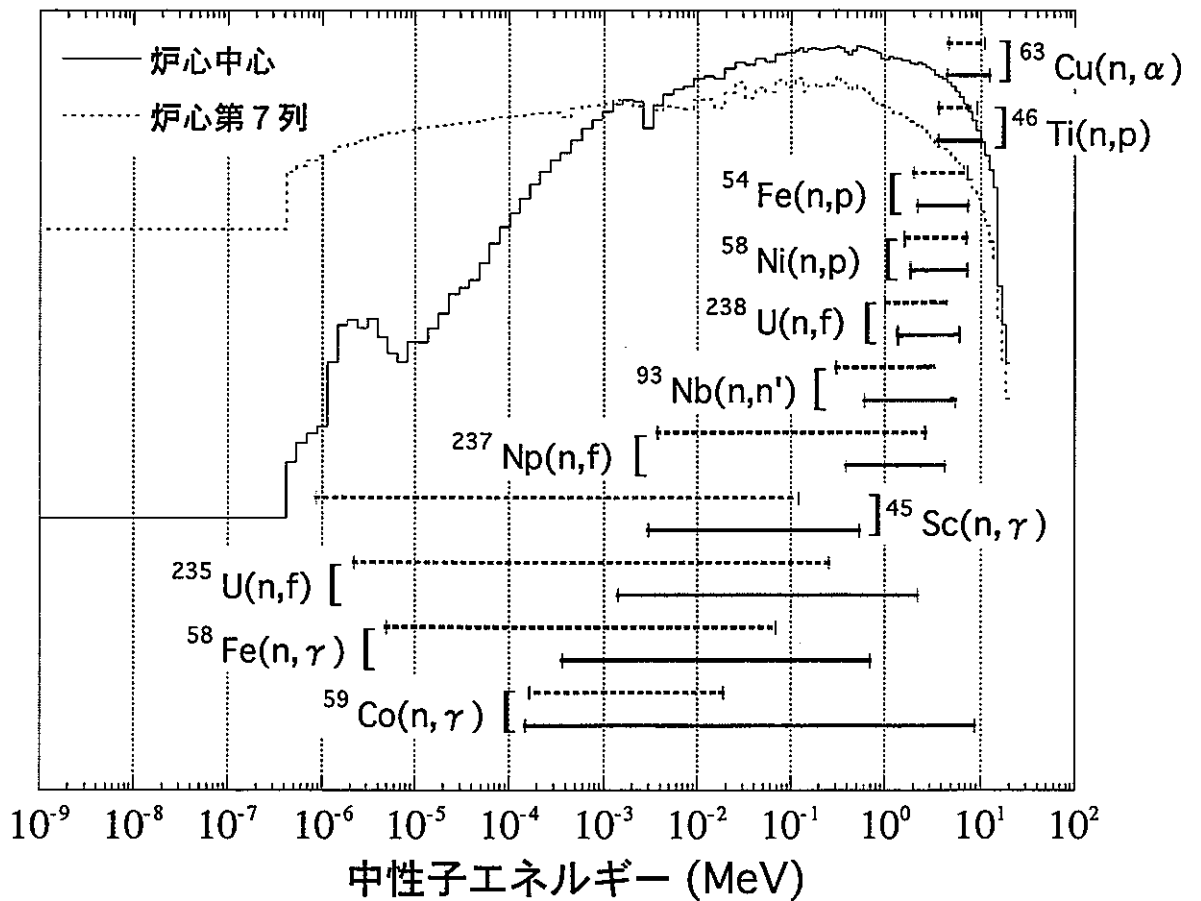


図6 ドシメータ核種の90%感度領域

γ線スペクトル測定

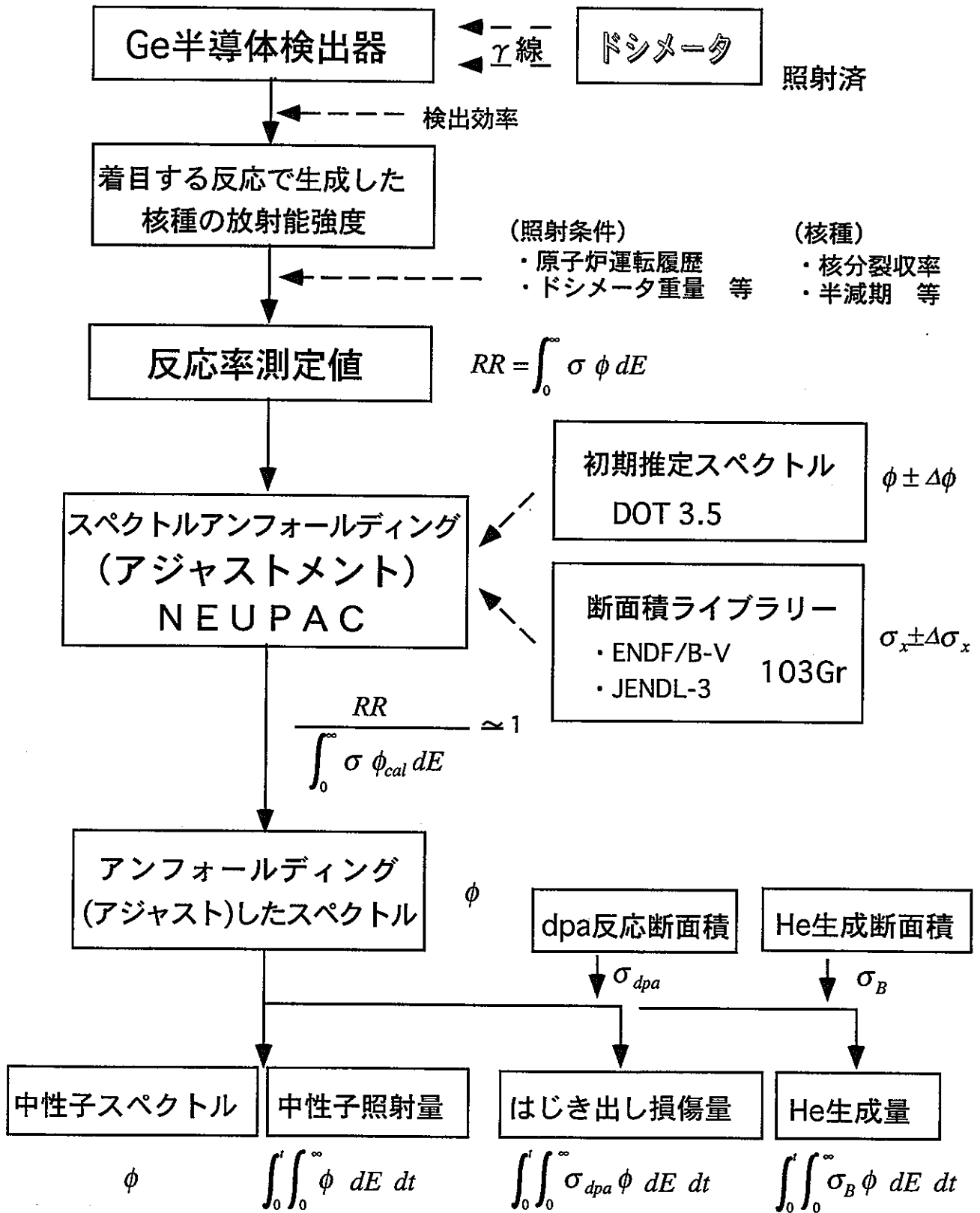


図7 中性子スペクトル解析フロー

表2 アジャストメント前後の反応率のC/E (炉心第1列:JENDL-3)

No.	核反応	アジャストメント前		アジャストメント後	
		C/E	C/E Error	C/E	C/E Error
1	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	0.932	0.13	0.980	0.06
2	$^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$	1.719	0.23	0.947	0.14
3	$^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	1.184	0.18	1.163	0.12
4	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	1.577	0.19	1.020	0.08
5	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	1.504	0.20	0.990	0.09
6	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	2.146	0.20	1.087	0.08
7	$^{237}\text{Np}(n, f)\text{FP}$	1.367	0.19	1.022	0.14
8	$^{235}\text{U}(n, f)\text{FP}$	1.179	0.12	1.050	0.06
9	$^{238}\text{U}(n, f)\text{FP}$	1.512	0.19	1.037	0.06
	平均	1.458		0.956	

表3 アジャストメントと拡散計算の比較 (炉心第1列)

中性子束 ( $\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ )	JENDL-3による アジャストメント	7群拡散計算値 (3次元Hex-Z体系)	7群拡散計算/ アジャストメント
(炉心領域)	(1 $\sigma$ 誤差)		
$\phi$ total	$3.97 \times 10^{15}$ (4.9%)	$4.18 \times 10^{15}$	1.05
$\phi > 1\text{MeV}$	$6.28 \times 10^{14}$ (7.4%)	$7.42 \times 10^{14}$	1.18
$\phi > 0.1\text{MeV}$	$2.63 \times 10^{15}$ (8.0%)	$2.83 \times 10^{15}$	1.08
Feに対する はじき出し損傷率 (dpa/s)	$1.28 \times 10^{-6}$ (5.1%)	—	—

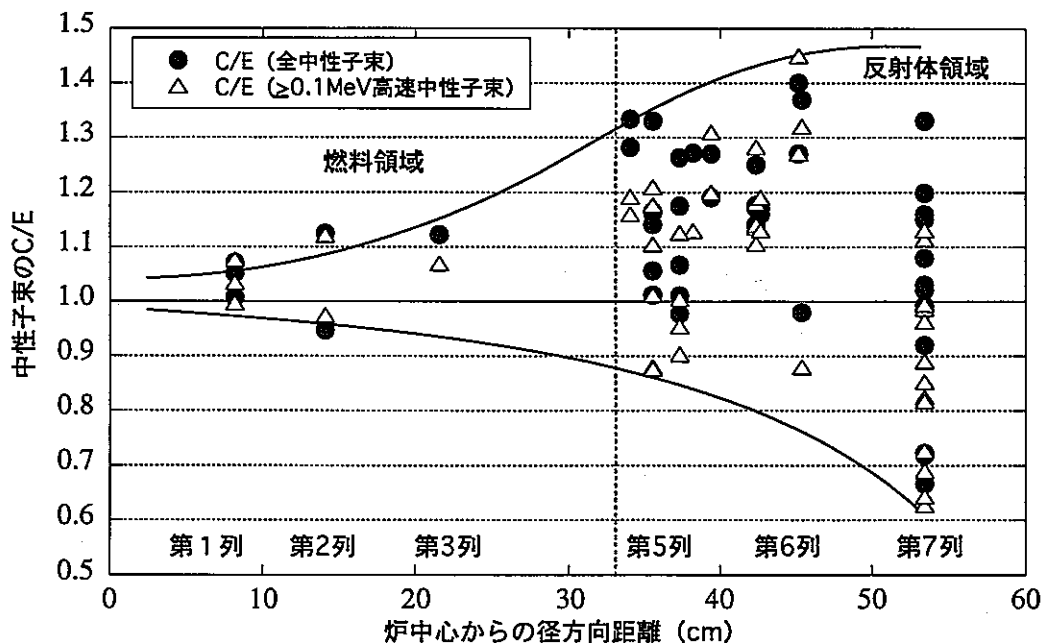


図8 中性子照射量のC/E (7群拡散計算/アジャストメント)

表4 HAFM法と放射化箔法の比較

比較項目	HAFM法	放射化箔法
中性子照射量 モニタ期間	・ 反応生成物の飽和および減衰に起因する制限なし	・ 中性子束レベルによらず反応生成物の半減期の2~3倍以内
測定量	・ He生成量	・ 反応生成物からのγ線
長所	・ 積分型であるため、飽和および減衰の問題がない ・ He生成量を直接測定する	・ 繰り返し測定可 (非破壊測定) ・ 箔の種類を選択肢が多い
短所	・ 再測定不可 (破壊測定) ・ 標的核種の燃焼に起因する飽和性がある	・ γ線の飽和および減衰 ・ 核データの誤差の伝播 (直接測定するのは放射化量)

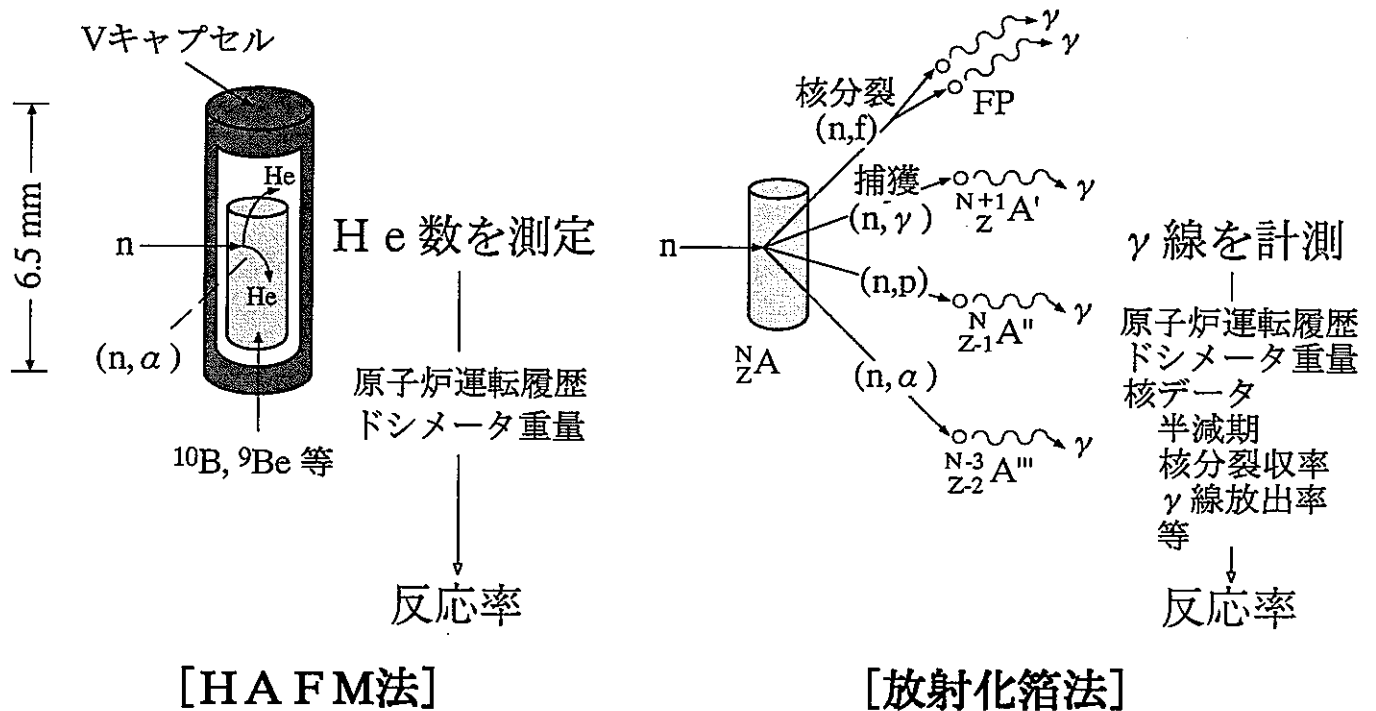


図9 中性子照射量の測定原理の比較

#### 4. 燃料破損検出および破損燃料位置決め計装 (1), (2)

原子炉運転中に燃料が破損した場合、破損の伝播を防止し、汚染の拡がりを抑止するため、速やかに破損を検知するとともに、どの燃料集合体に破損が生じたかを同定（位置決め）することは、稼働率向上、運転員の被ばく低減等の観点から重要である。このため、高速炉プラントには、炉心全体を監視して、できる限り迅速に、かつ高感度で破損を検出する燃料破損検出(F F D : Fuel Failure Detection、バルク検出)系と、破損した燃料の位置を同定するための破損燃料位置検出 ( F F D L : Failed Fuel Detection and Location、ロケーション) 系が備わっている。

##### 4.1 燃料破損検出

「常陽」における燃料破損検出設備を図10に示す。

###### (1) 遅発中性子法

遅発中性子 ( D N : Delayed Neutron)法は、燃料の破損によって冷却材中に放出された核分裂生成物 ( F P : Fission Product)からの遅発中性子を検出する方法であり、検出対象となる主要な遅発中性子先行核とその半減期は、 $^{87}\text{Br}$ (55s),  $^{89}\text{Br}$ (4.5s),  $^{137}\text{I}$ (21.7s)である。「常陽」では図11に示すように、計測設備がA、B各ループに1基ずつ1次主冷却配管に近接して設置されており、この位置では炉心部を通過したナトリウムの輸送遅れ時間により、遅発中性子が約20~40秒で中性子検出器に到達し、炉心で発生した即発中性子の影響を受けずに遅発中性子を計測できる。

Aループ側のDN検出設備を図12に示す。中性子検出器にはBF<sub>3</sub>計数管と $^{10}\text{B}$ 計数管を用い、検出効率を上げるため、高速中性子を熱中性子化する減速材として黒鉛ブロックが用いられている。また、冷却材ナトリウムの放射化による $^{24}\text{Na}$ (15h)、 $^{22}\text{Na}$ (2.6y) および $^{23}\text{Na}(n, p)$ 反応で生成する $^{23}\text{Ne}$ (38s)からの $\gamma$ 線を遮蔽するため、配管と検出器の間に鉛遮蔽体を設置し、さらにその外側をバックグラウンドの熱中性子を遮蔽するためのボラールとポリエチレンの熱中性子遮蔽体で囲んでいる。

DN法は、燃料ピンのガスプレナム部での破損に対しては検出が期待できないことと後述のカバーガス法に比べて感度が劣るが、応答性に優れる長所を有する。

## (2) カバーガス法

カバーガス (CG : Cover Gas)法は、燃料破損時にカバーガス中に移行した希ガス FP (Kr、Xe) を検出する方法であり、プレシピテータ法と  $\gamma$ 線スペクトロメトリー法がある。

プレシピテータ法は、 $^{88}\text{Kr}$ (2.8h)や $^{138}\text{Xe}$ (15m)の $\beta^-$ 崩壊によって生じる $^{88}\text{Rb}$ や $^{138}\text{Cs}$ が正の電荷を持っているので、これを負に帯電した金属ワイヤに吸着(precipitation)させ、ワイヤを $\gamma$ 線遮蔽したチャンバ内に駆動して、そこで $^{88}\text{Rb}$ や $^{138}\text{Cs}$ が $\beta^-$ 崩壊する際に放出する $\beta$ 線または $\gamma$ 線を検出する方法である。「常陽」のプレシピテータ法設備の概略図を図13に示すが、カバーガスの一部をコンプレッサにより吸引し、ベーパートラップでカバーガス中に含まれるナトリウムを除去した後プレシピテータチェンバに導き、シンチレーションカウンタにより $\beta$ 線または $\gamma$ 線を検出する。炉容器からプレシピテータまでのカバーガスの到達時間は約2分である。

一方、 $\gamma$ 線スペクトロメトリー法は、カバーガス中の放射性核種から放出される $\gamma$ 線を、高分解能の $\gamma$ 線検出器によりスペクトル分析する方法である。「常陽」には、図14に示す高純度Ge半導体検出器を用いたオンライン $\gamma$ 線モニタを設置しており、活性炭吸着床にカバーガスを通気してXe等を選択的に吸着させ、清浄アルゴンガスによるパージや時間減衰によって $^{41}\text{Ar}$ および $^{23}\text{Ne}$ の放射能レベルを低減させることにより、高感度で $\gamma$ 線を検出できる。測定手順を図14に示すが、カバーガスの通気、フラッシング、 $\gamma$ 線測定、ガスパージの一連の操作を行い、30分間隔で測定する。

カバーガス法は、検出感度が高い長所を有する反面、応答性においてDN法に劣る。

「常陽」では、これまでにU-Ni合金を用いたFPソース試験集合体等を用いた燃料破損模擬試験を行い、上記のFFD設備について検出器の感度や応答を評価しており、表5に示すようにDN法やプレシピテータ法は燃料破損時のバルク検出系として十分な検出性能を有していることを確認している。<sup>(6)</sup>

## 4.2 破損燃料位置決め

高速炉の一般的なFFDL法には、運転中に行うセレクトバルブ(Selector Valve)法、中性子束傾斜(Flux Tilting)法、原子炉停止後に行うシッピング(Sipping)法、運転中および停止後を通して行うタグging(Tagging)法等があり、「常陽」ではシッピング法を採用している。



SHIPPING法は、原子炉停止後に炉心上部機構を移動し、その後に図16に示すようなカップリング治具（SHIPPINGポート）を燃料集合体頂部に密着させ、燃料集合体内の圧力を変えることによりFPガスを含んだ冷却材ナトリウムを上方に吸引し、これにアルゴンガスを吹き込んで、中に含まれるFPガスをアルゴンガス中に移行させ、NaIシンチレーションカウンタで検出（対象核種は $^{133}\text{Xe}$ ）するものである。

図17は、燃料ピンのガスプレナム部に人工欠陥を施した試験燃料を装填した模擬破損集合体を用いて、SHIPPING法FFDL装置の感度を評価した試験結果を表したものであるが、図中△で示した試験用集合体の計数値は他の健全（非破損）集合体の約1000倍であり、十分な検出感度を有していることを確認した。

これに対して、「もんじゅ」で採用されているタギング法は、燃料集合体ごとに組成比の異なるKr、Xe同位体（いずれもFPガスとは異なる安定同位体）の混合ガス（タグガス）を燃料ピンの中にあらかじめ封入しておき、燃料破損時にカバーガス中に移行したタグガスを濃縮分離することにより、破損燃料の同定を行う方法であり、これまでに「常陽」で実証試験を行い、タギング法の有効性を確認している。さらに、オンラインγ線モニタでは、図15に示すようにカバーガス中に放出され、1ppb以下のオーダーまで希釈された極微量の放射化タグガスを検出でき、これらから燃焼計算によって元の安定同位体の組成比が求めれば、バルク検出系の機能のみならず、原子炉運転中におけるFFDL法として利用できる可能性があり、これら複数の方式を組み合わせた破損燃料同定法の多様化を図っている。<sup>(7)・(8)</sup>

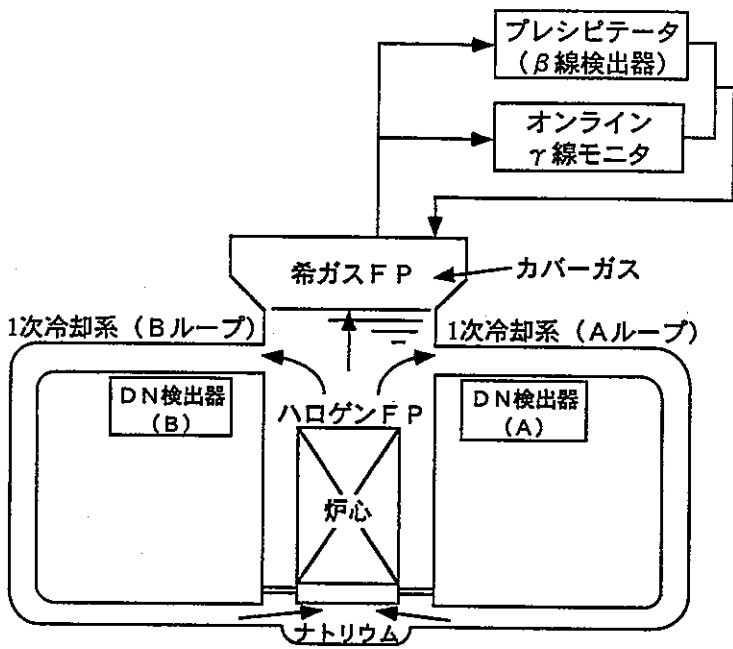


表5 「常陽」破損燃料検出設備の感度等

遅発中性子法	破損検知面積	開孔部0.1cm <sup>2</sup> 以上
	時間遅れ	約20~40秒
プレシピテータ法	検出感度	燃料ピン1本破損した場合バックグラウンド計数率の約90倍以上
	時間遅れ	約2分

図10 「常陽」の破損燃料検出設備

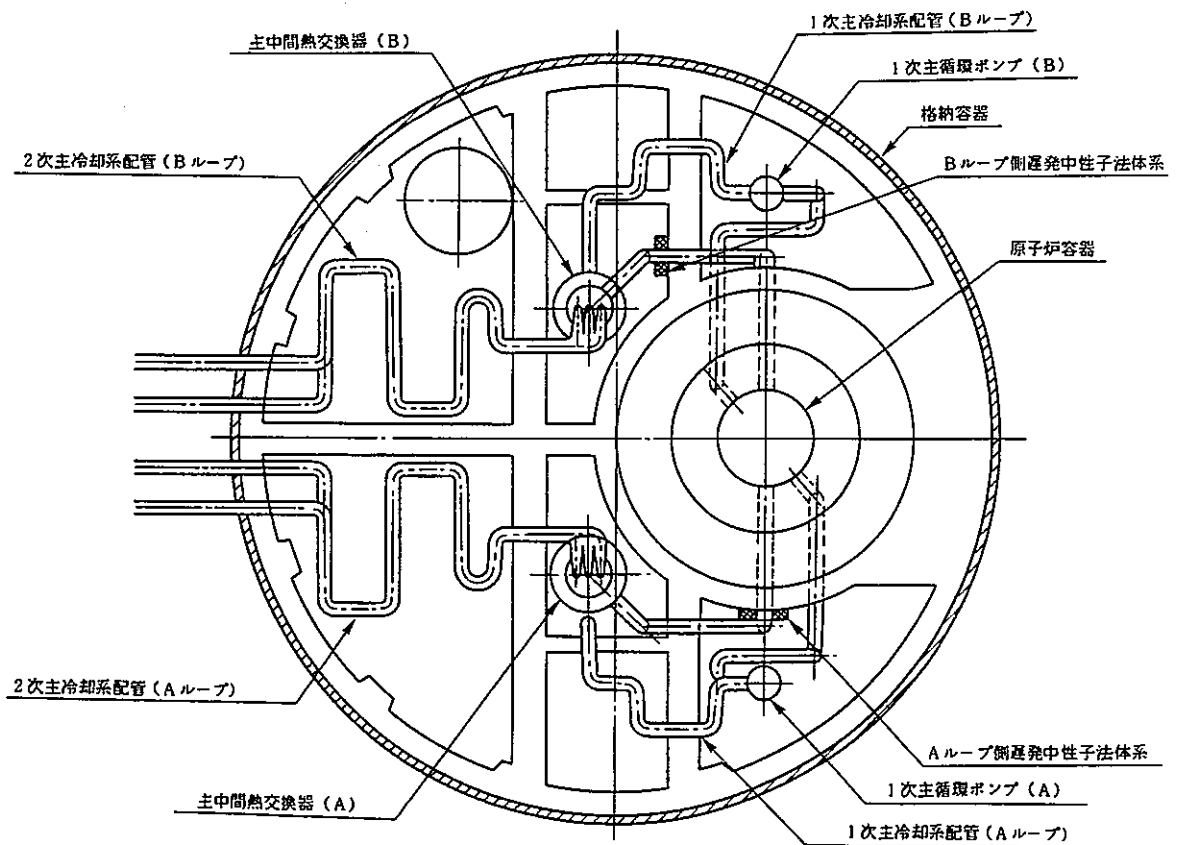


図11 遅発中性子法検出設備及び1次主冷却系配管の配置図

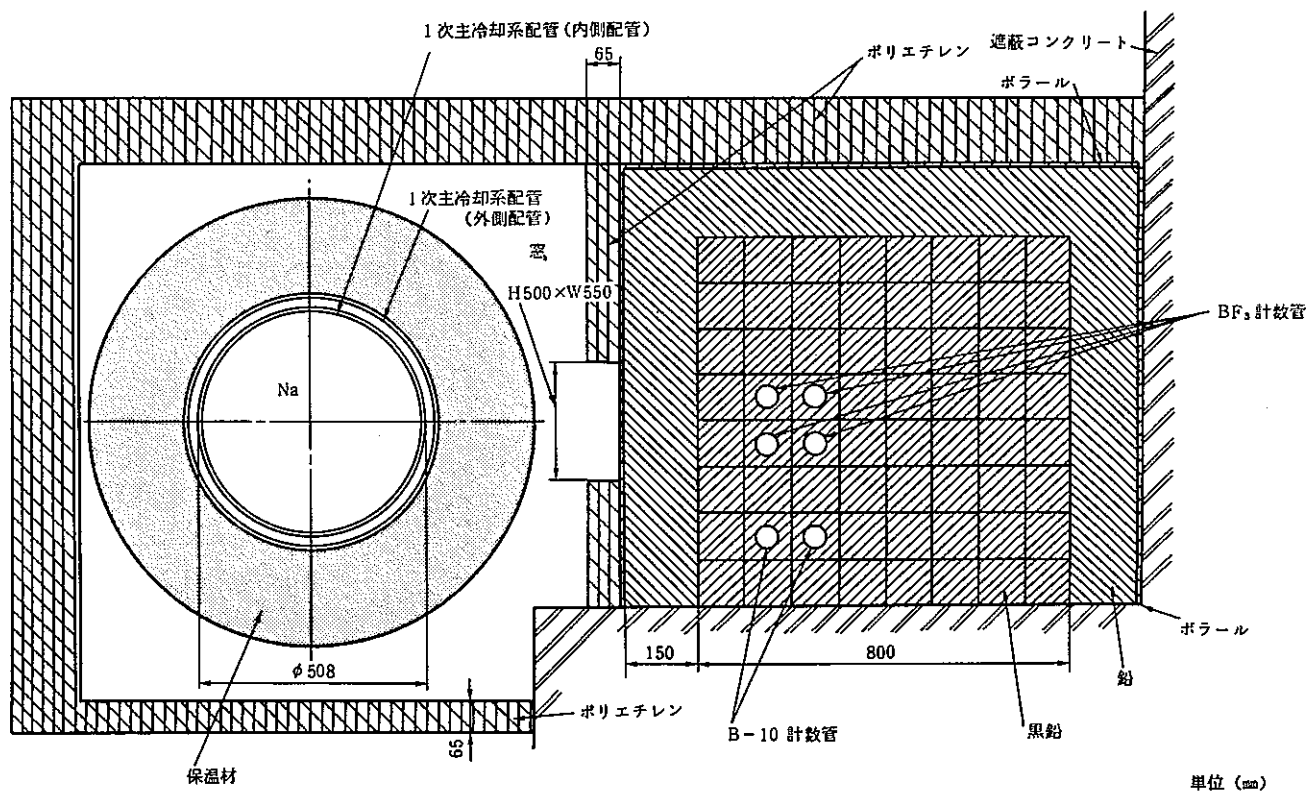


図 1 2 A ループ側遅発中性子法検出器および黒鉛遮蔽体配置図

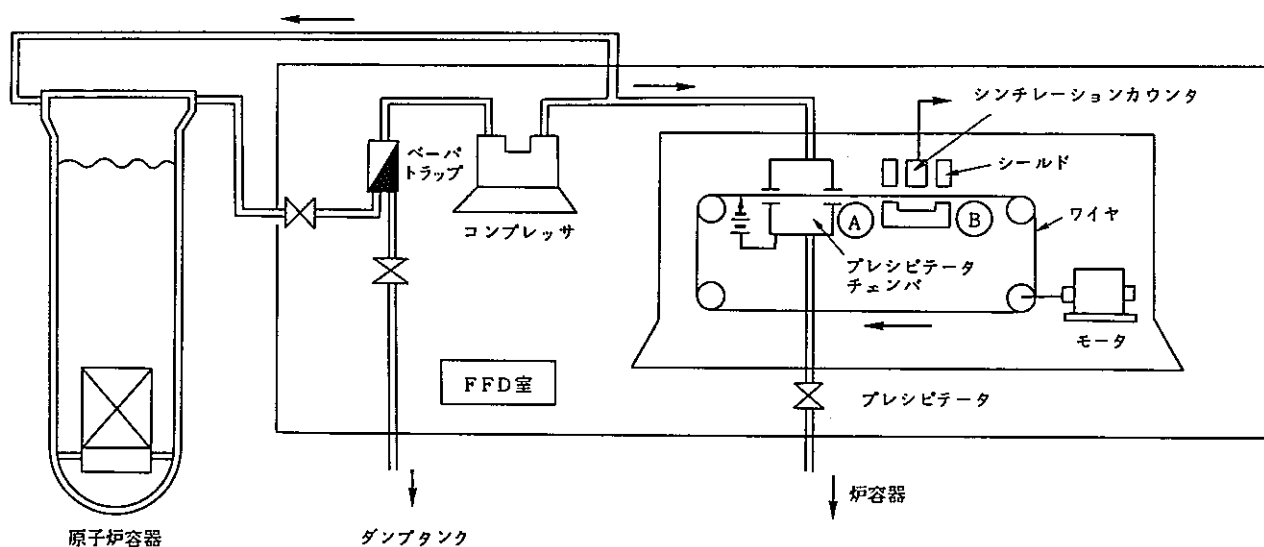
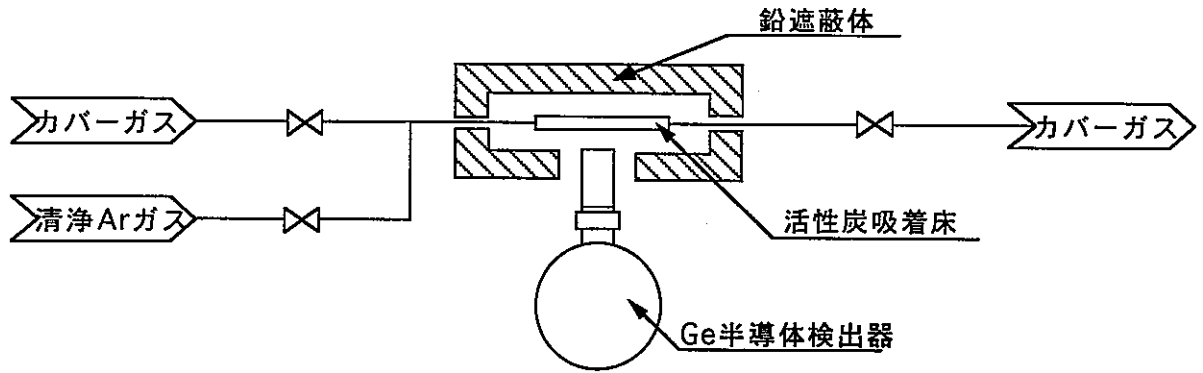


図 1 3 プレシピテータ法検出設備および測定動作図



測定手順

1. 吸着床へのカバーガス通気 6分
2. 吸着床のフラッシング 20秒
3.  $\gamma$ 線スペクトル測定 11分40秒
4. 吸着床のガスパーズ 12分

カバーガス濃縮率

- Xe: 約100倍  
 Kr: 約10倍  
 検出下限  
 約0.01~0.1Bq/cc

図14 オンライン $\gamma$ 線モニタ概略図および測定手順

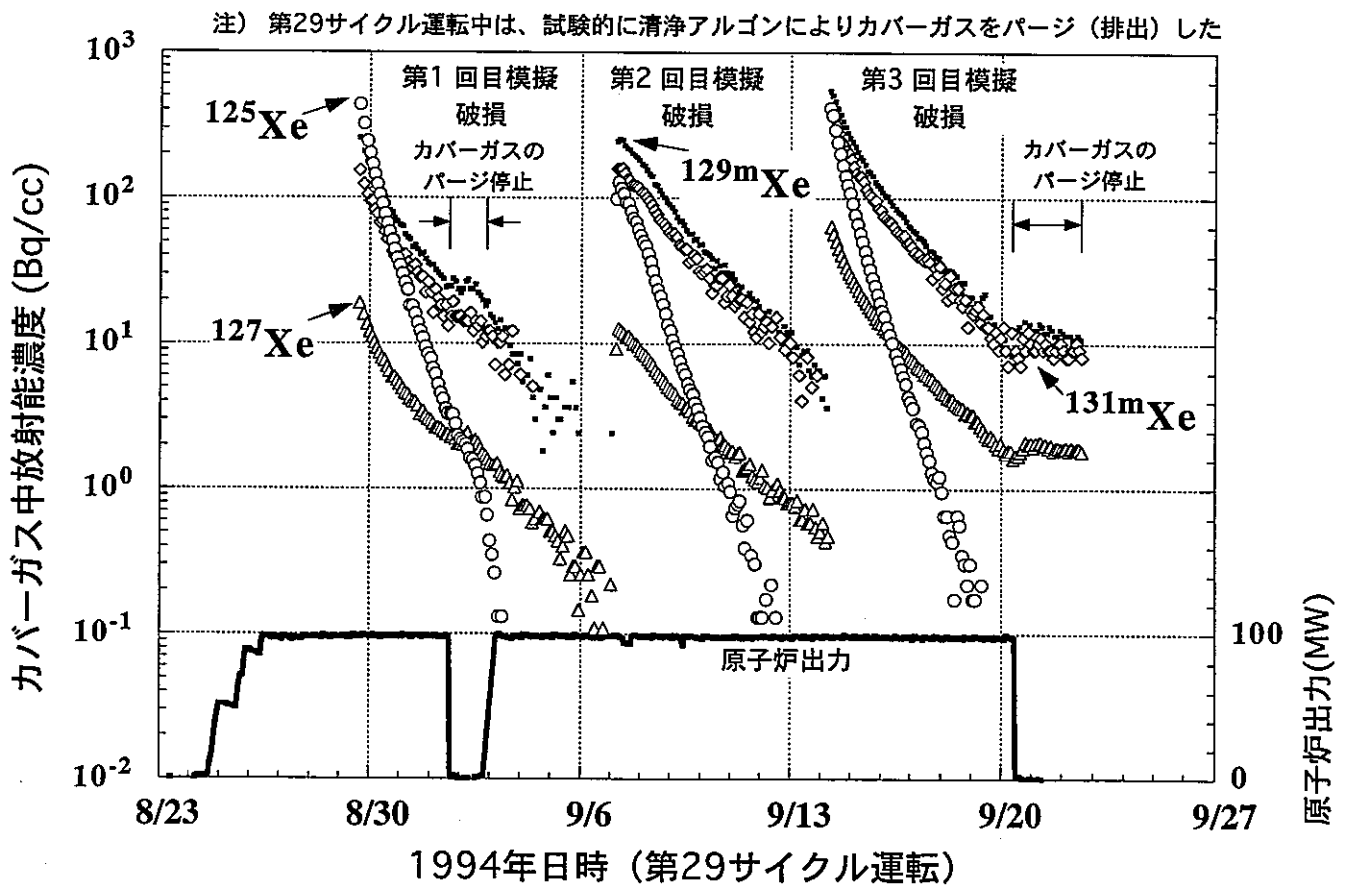


図15 「常陽」における放射化タグガスの放出と検出結果

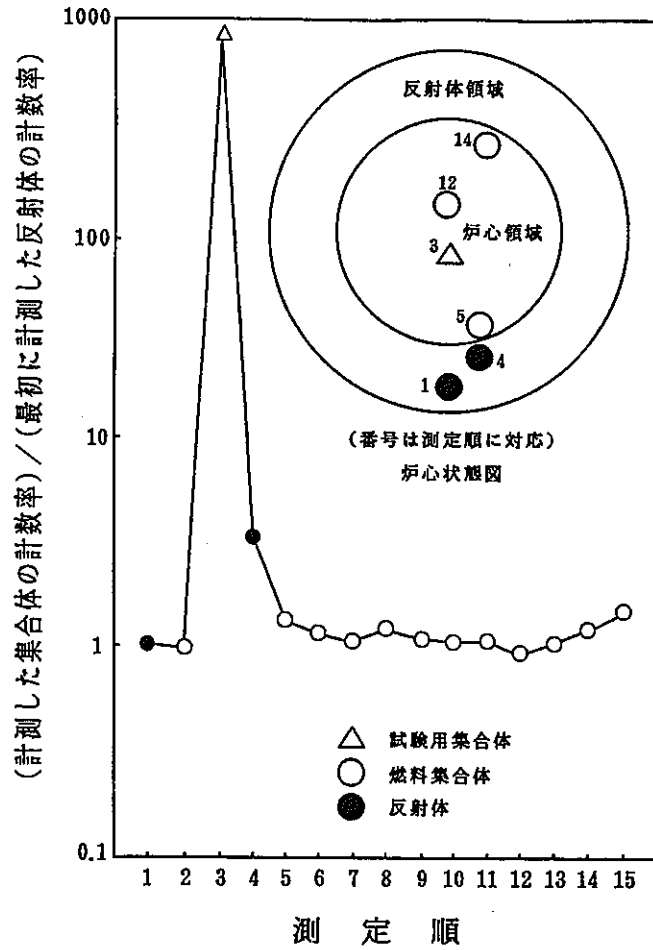


図 17 ガスプレナム部模擬破損燃料を用いた FFDL 装置の感度評価試験結果

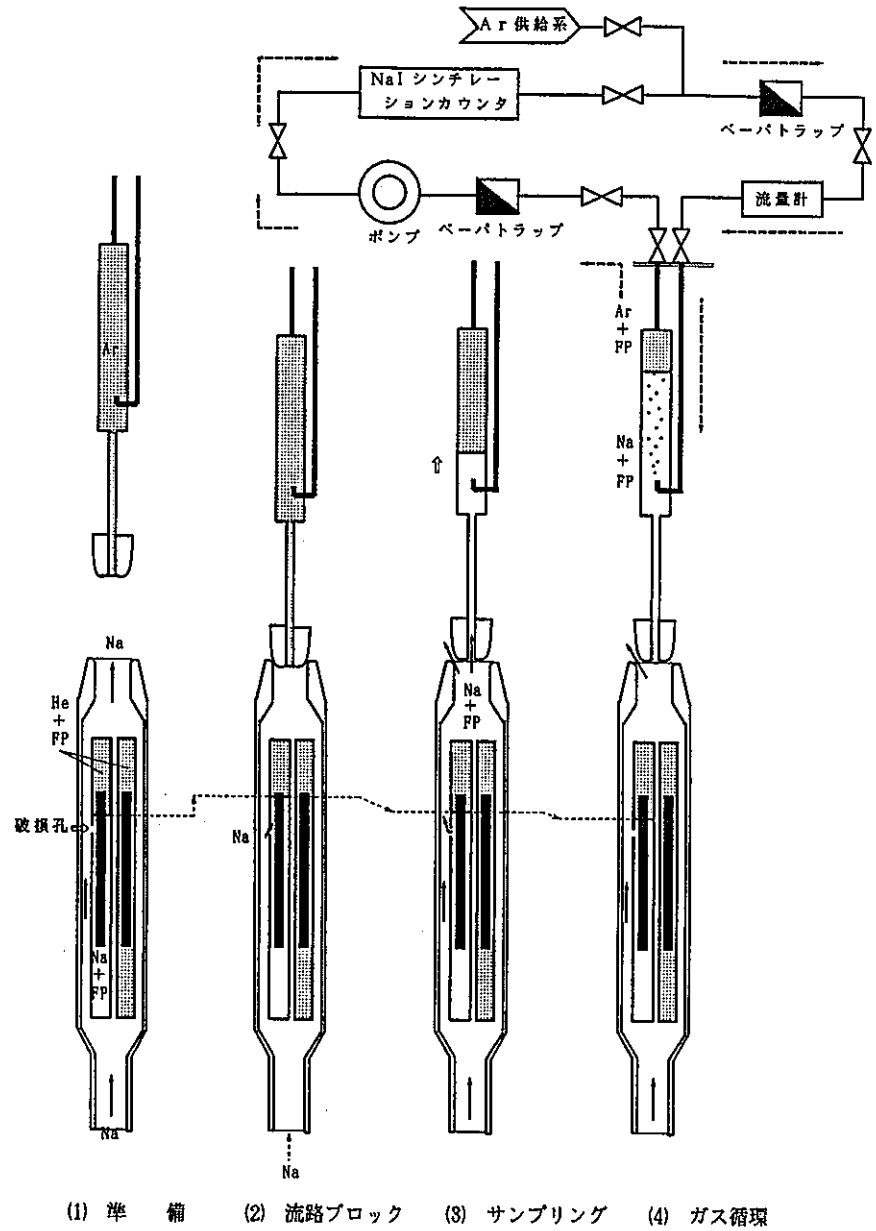


図 16 シッピング法 FFDL 装置の測定原理

## 5. 放射性腐食生成物（CP）挙動測定への 光ファイバの適用<sup>(9), (10)</sup>

ここでは、「常陽」における新放射線計測技術の応用例として、高速炉プラントの保守・点検時の主要な被ばく源となる放射性腐食生成物（CP：Corrosion Product）の移行挙動を評価するために実施している1次冷却系の $\gamma$ 線量率分布測定に、近年その実用化が進んでいるシンチレーション光ファイバ（PSF：Plastic Scintillation Fiber）を適用した結果を紹介する。

PSFは、放射線によって発光するポリスチレン等のプラスチックファイバを検出素子に用い、ファイバ内で生成した発光がファイバの両端に到達する時間差を計測することにより、放射線の入射位置を検出すると同時に、その強度を計測する位置検出型の測定器である（図18参照）。<sup>(11), (12)</sup>

プラスチックファイバは、長尺・短径にできて可撓性（曲げやすい性質）に優れ、かつ、位置分解能が高いことから、放射線の空間分布を連続的に測定できるため、高速炉プラント特有の複雑な配管引き廻しや機器配置にも柔軟に対応できる。この特長を活かして、図19に示す「常陽」の格納容器床下にある1次冷却系の配管や中間熱交換器等の主要機器の周方向および軸方向に沿ってファイバを巻き付けることにより表面線量率を測定した。

まず、原子炉出口ノズルから出たところにある1次冷却系ホットレグ（高温部）配管の軸方向に沿って測定した $\gamma$ 線量率分布を図20に示す。従来、 $\gamma$ 線量率分布測定に用いてきた熱蛍光線量計（TLD：Thermoluminescence Dosimeter）を、同位置で約1mおきに配置して比較したが、PSFにより $\gamma$ 線量率の微細な連続分布が測定できるようになった。

図21に示すのは、Aループ側中間熱交換器の $\gamma$ 線量率の軸方向分布を測定し、TLDと比較したものである。中間熱交換器は、その内部構造に起因して水平管板部にCPが沈着しやすいため、図21に示すように軸方向の2ヶ所にピークのある $\gamma$ 線量率分布を形成しているが、PSFの測定では検出器固有の位置分解能（約60cm）よりも急激に $\gamma$ 線量率に変化することとPSF自身の感度の不均質性のため、PSFの直接の出力結果では、空間分布が鈍っている（図21中「アンフォールディング前」で図示）が、コリメートされた標準線源であらかじめ応答関数を求めておき、測定結果から逐次近似

法により入射 $\gamma$ 線分布を再現するアンフォールディング法を採用することにより、ピークを精度よく求めることができた（図2-1中「アンフォールディング後」で図示）。

また、格納容器床下の通路等の保守作業エリアについては、複数の1次冷却系機器や配管内に付着しているCPからの $\gamma$ 線の混成場となっており、その一例として、2基の中間熱交換器の間の通路上約1mでの測定結果を図2-2に示す。ここでは、両中間熱交換器が主要な線源となっていることに加えて、1次補助冷却配管内の放射化ナトリウム( $^{22}\text{Na}$ :2.6y)によりBループ側に線量当量率のピークが生じている。

PSFでは、測定開始から結果を得るまでの所要時間が約5分程度であり、短時間で作業エリアの線量当量率を把握できる。従来の測定では、過去に測定を行い、データを蓄積してきた知見から、代表点を押さえるようにTLD素子を最大2000点配置して約1ヶ月かけて測定していたが、今後は、測定に多くの手間と時間を要するTLDでの測定点を減らし、空間分布は基本的にPSFによる連続分布で行うよう、CP挙動測定を合理化する予定である。

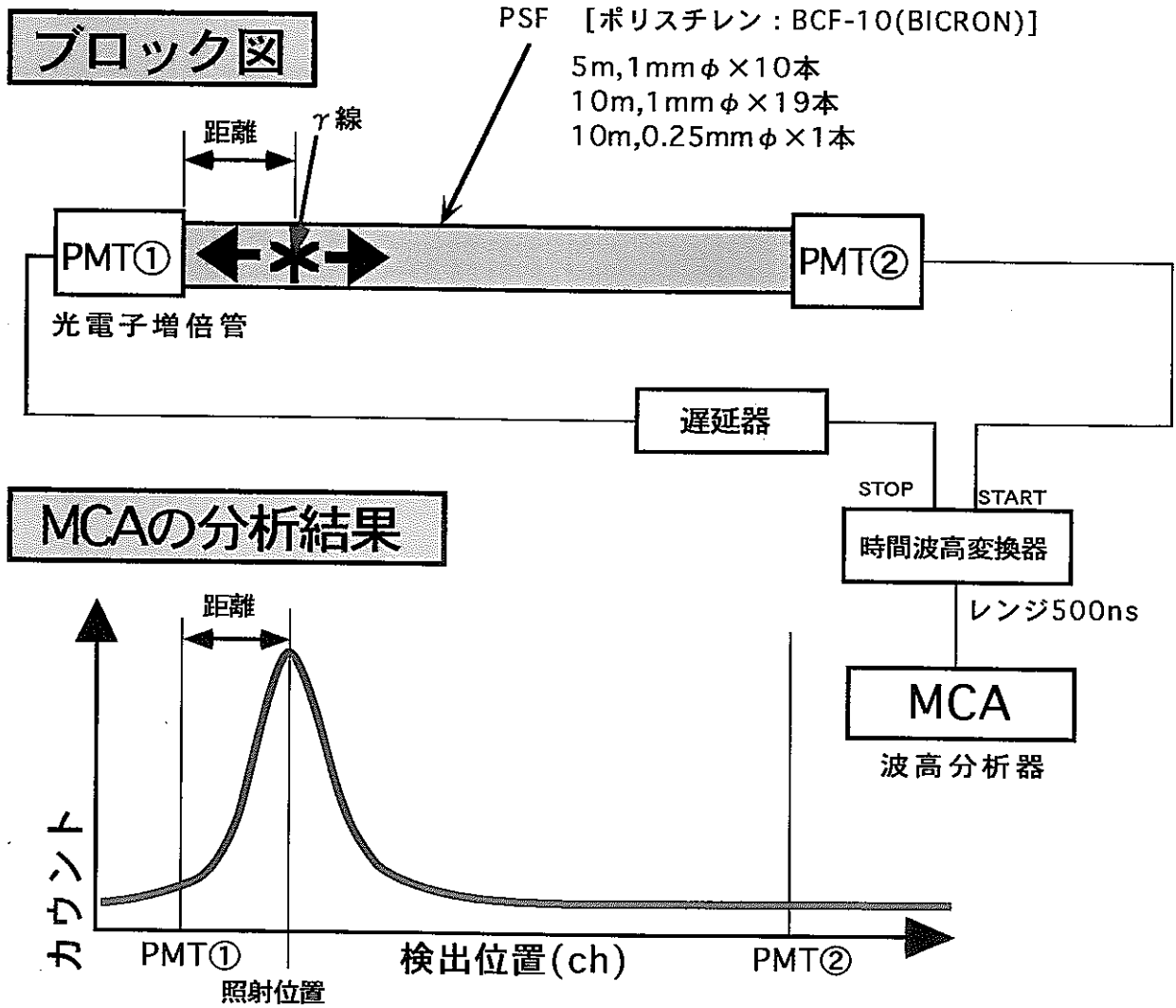


図18 PSFの測定原理



「常陽」1次冷却系  
機器・配管配置図

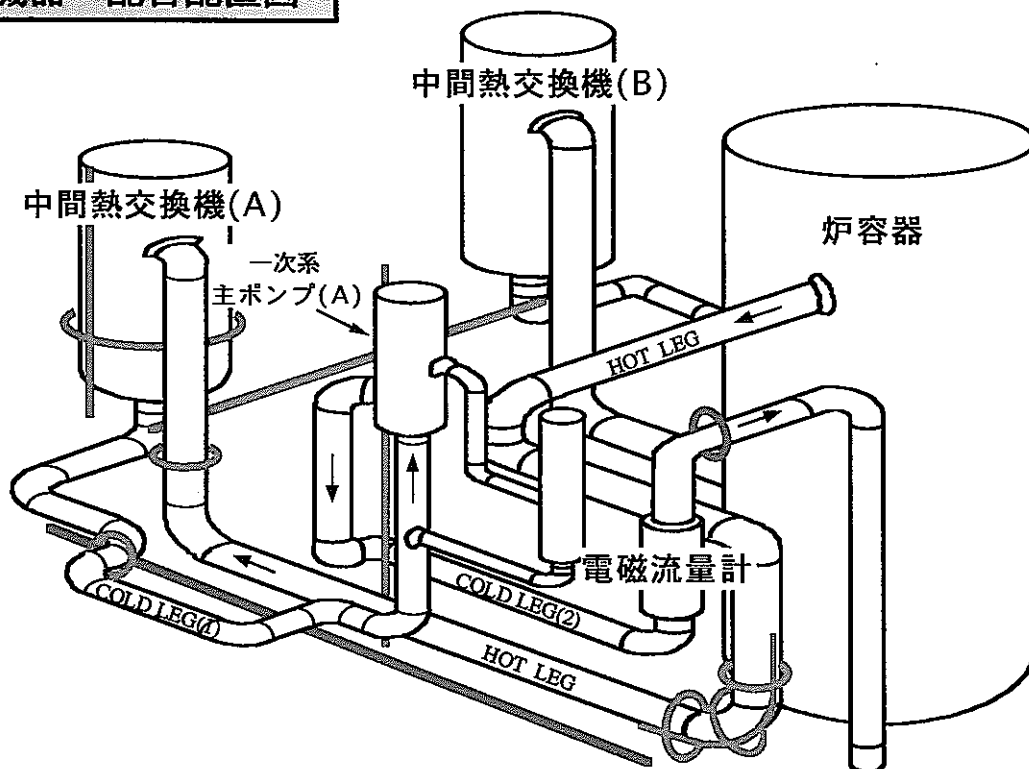


図19 PSFによる $\gamma$ 線量率測定位置

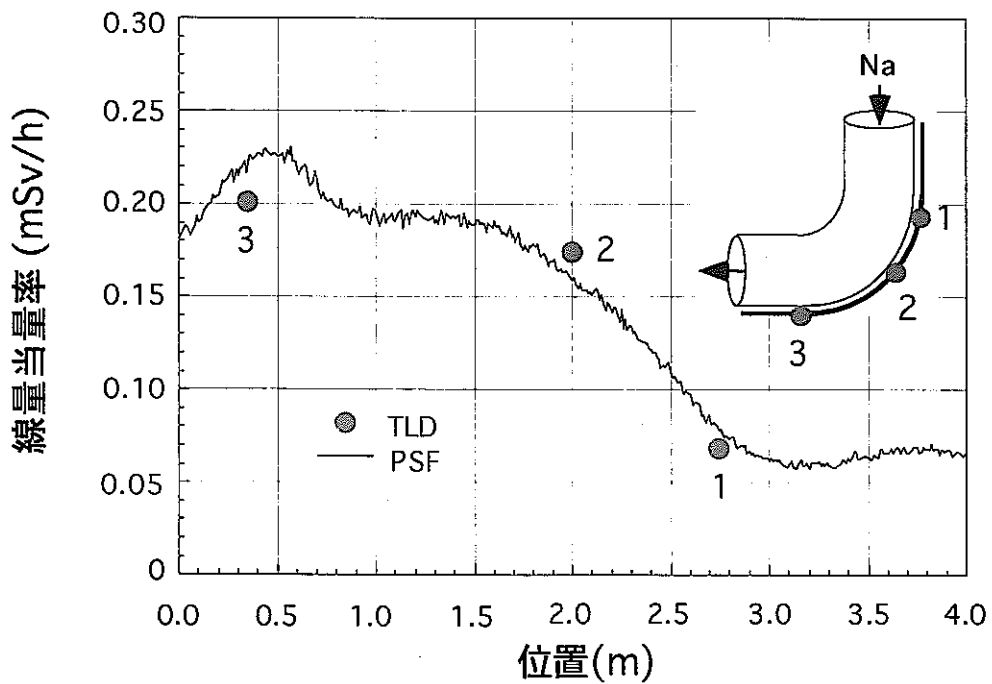


図20 配管(HOT LEG)エルボ一部表面の $\gamma$ 線量率分布

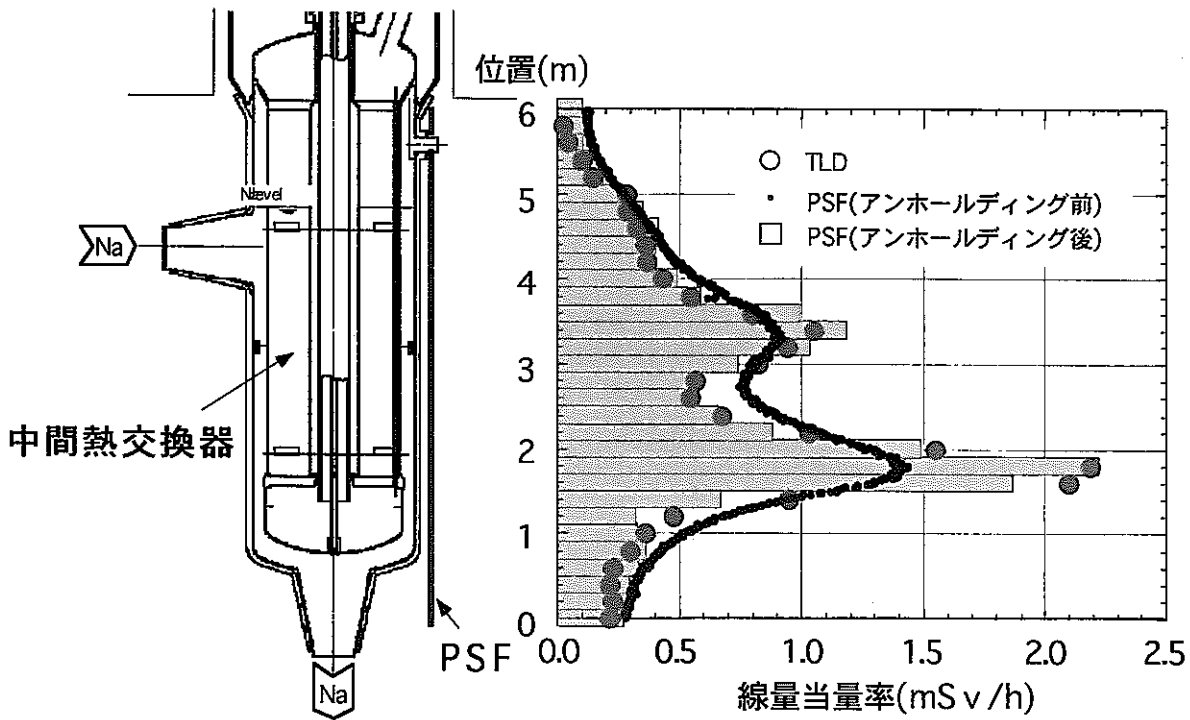


図21 中間熱交換器(A)表面の $\gamma$ 線量率分布

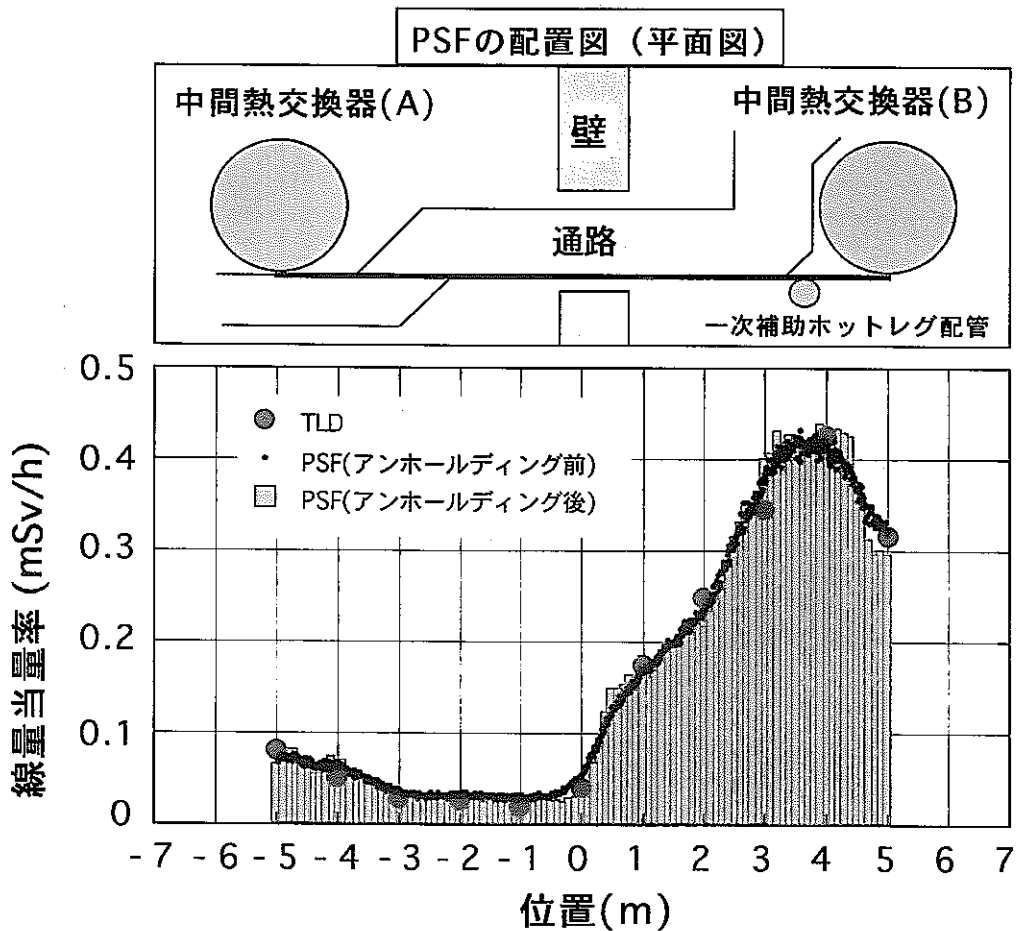


図22 中間熱交換器室間の通路における $\gamma$ 線量率分布

## 6. 参考文献

- (1) 堀 雅夫監修、「基礎高速炉工学」、日刊工業新聞社 1993
- (2) Toshihiro ODO and Soju SUZUKI, "INTRODUCTION of NUCLEAR INSTRUMENTATIONS and RADIATION MEASUREMENTS in EXPERIMENTAL FAST REACTOR "JOYO",", PNC TN9420 92-005 1992
- (3) 住野公造他、「『常陽』における照射技術(6)中性子照射量の測定技術」、日本原子力学会「1994年秋の大会」予稿集第2分冊、P6, p. 333 1994
- (4) 伊藤主税他、「高速炉ドシメトリーにおけるHe蓄積型フルエンスモニタの開発」日本原子力学会「1996年春の年会」予稿集、G31, p. 355 1996
- (5) 伊藤主税他、「He蓄積法による中性子照射量の評価精度 —標準試料を用いた測定装置の相互較正と精度向上策—」、PNC TN9410 96-115 1996
- (6) 大戸敏弘他、「『常陽』における燃料破損検出技術の開発と実証試験」、動燃技報 No. 68, p. 45-51, PNC TN1340 88-004 1988
- (7) 片岡 一他、「『常陽』制御型材料照射装置の温度制御特性」、日本原子力学会「1995年秋の大会」予稿集、F19, p. 407 1995
- (8) 青山卓史他、「『常陽』における放射化タグガスによるFFDLの開発」、日本原子力学会「1996年秋の大会」予稿集第II分冊、B58, p. 273 1996
- (9) 住野公造他、「高速炉プラントのCP挙動測定へのシンチレーション光ファイバの適用」、日本原子力学会「1996年春の年会」予稿集、F9, p. 281 1996
- (10) 住野公造他、「光ファイバ検出器を用いた放射性腐食生成物挙動の高精度測定法の開発」、PNC TN9410 96-233 1996
- (11) 森千鶴夫他、「放射線計測における光ファイバーの応用」、日本原子力学会誌、Vol. 38, No. 1, p. 33-38 1996
- (12) 江本武彦他、「シンチレーション光ファイバーによる放射線空間分布測定」放射線 Vol. 21, No. 3, p. 49-58, 1995