

JAERI-Review
2000-017



JP0050860



高温照射場の中性子線量計測法の検討

2000年10月

小佐古 敏莊*・杉浦 紳之*・工藤 和彦*・森 千鶴夫*
飯本 武志*・四竈 樹男*・片桐 政樹・林 君夫
相原 純・柴田 大受・荒井 長利

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

高温照射場の中性子線量計測法の検討

日本原子力研究所大洗研究所核熱利用研究部

小佐古 敏荘^{*1}・杉浦 紳之^{*1}・工藤 和彦^{*2}・森 千鶴夫^{*3}
飯本 武志^{*1}・四竈 樹男^{*4}・片桐 政樹⁺¹・林 君夫
相原 純・柴田 大受⁺²・荒井 長利⁺³

(2000年8月29日受理)

日本原子力研究所（原研）は、高温工学試験研究炉（HTTR）を用いる高温照射研究である「高温工学に関する先端的基礎研究」を平成6年度から実施している。平成9年度には、同研究の推進母体である HTTR 利用検討委員会に「高温放射線下での照射線量評価タスクグループ」が設置された。本報告書は、同タスクグループが、HTTR を用いる高温照射研究に資するため、高温高放射線場における中性子計測器についての開発の現状及び課題を調査検討した結果をまとめたものである。取り上げた検出器は、日本国内については、1) 小型核分裂計数管、2) 小型核分裂電離箱、3) 自己出力型検出器、4) 放射化検出器、及び 5) 光ファイバの5種類の炉内検出器であり、そのほかにロシアにおける開発状況についても調査した。本報告書の内容は、高温ガス炉の核計装としても役立つものである。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

+1 先端基礎研究センター

+2 高温工学試験研究炉開発部

+3 企画室

*1 東京大学

*2 九州大学

*3 愛知工業大学

*4 東北大学

An Investigation of Methods for Neutron Dose Measurement in High Temperature Irradiation Fields

Toshisou KOSAKO*¹, Nobuyuki SUGIURA*¹, Kazuhiko KUDO*²,
Chizuo MORI*³, Takeshi IIMOTO*¹, Tatsuo SHIKAMA*⁴,
Masaki KATAGIRI*¹, Kimio HAYASHI, Jun AIHARA,
Taiju SHIBATA*² and Taketoshi ARAI*³

Department of Advanced Nuclear Heat Technology
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received August 29, 2000)

The Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) has been conducting the innovative basic research on high temperature since 1994, which is a series of high temperature irradiation studies using the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR). "The Task Group for Evaluation of Irradiation Dose under High Temperature Radiation" was founded in the HTTR Utilization Research Committee, which is the promoting body of the innovative basic research. The present report is a summary of investigation which has been made by the Task Group on the present status and subjects of research and development of neutron detectors in high temperature irradiation fields, in view of contributing to high temperature irradiation research using the HTTR. Detectors investigated here in the domestic survey are the following five kinds of in-core detectors: 1) small fission counter, 2) small fission chamber, 3) self-powered detector, 4) activation detector, and 5) optical fiber. In addition, the research and development status in Russia has been investigated. The present report will also be useful as nuclear instrumentation of high temperature gas-cooled reactors.

Keywords: HTTR, High Temperature, Dose Measurement, Neutron Detector, Fission Chamber, Activation Detector, Optical Fiber, Semiconductor Detector

+1 Advanced Science Research Center
+2 Department of HTTR project
+3 Office of Planning

*1 The University of Tokyo
*2 Kyushu University
*3 Aichi Institute of Technology
*4 Tohoku University

目 次

| | |
|---|----|
| 1. はじめに | 1 |
| 2. 小型核分裂計数管 | 3 |
| 2.1 はじめに | 3 |
| 2.2 核分裂計数管の構造と作動方法 | 4 |
| 2.3 核分裂計数管の出力特性 | 5 |
| 2.4 キャンベル(Campbell)法 | 5 |
| 2.5 核分裂計数管・電離箱の仕様例 | 5 |
| 3. 小型核分裂電離箱 | 10 |
| 3.1 はじめに | 10 |
| 3.2 電離箱の原理 | 10 |
| 3.3 電離箱設計上の指針 | 12 |
| 3.4 核分裂電離箱の原理 | 13 |
| 3.5 炉内計装用小型核分裂電離箱 | 13 |
| 3.6 HTTR 用炉内核分裂電離箱の開発研究 | 14 |
| 4. 自己出力型検出器 | 19 |
| 4.1 はじめに(原理) | 19 |
| 4.2 種類・構造と作動方式 | 19 |
| 4.3 特性 | 21 |
| 4.4 実機の仕様と使用例 | 22 |
| 4.5 研究開発の現状 | 23 |
| 5. 放射化検出器 | 25 |
| 5.1 はじめに | 25 |
| 5.2 原理と構造 | 25 |
| 5.3 特徴 | 29 |
| 5.4 放射化検出器の実例とその応用例 | 29 |
| 6. 光ファイバ | 34 |
| 6.1 はじめに | 34 |
| 6.2 光ファイバを用いた計測 | 34 |
| 6.3 光ファイバの HTTR 炉心環境での共存性 | 36 |
| 6.4 まとめ | 39 |
| 7. 高温高放射線場で使用可能な計測技術の検討結果のまとめ(国内調査) | 43 |
| 7.1 はじめに | 43 |
| 7.2 小型核分裂計数管ならびに小型核分裂電離箱 | 43 |
| 7.3 自己出力型検出器 | 44 |
| 7.4 放射化検出器 | 45 |
| 7.5 光ファイバ | 45 |
| 8. まとめ | 47 |
| 謝辞 | 47 |
| 付録1 原子炉中の中性子場パラメータの測定法 | 49 |
| (ロシアにおける現状の調査の結果) | |

Contents

| | |
|--|----|
| 1. Introduction | 1 |
| 2. Small Fission Counter | 3 |
| 2.1 Introduction | 3 |
| 2.2 Structure and Function Method of Fission Counter | 4 |
| 2.3 Output Characteristics of Fission Counter | 5 |
| 2.4 Campbell Method | 5 |
| 2.5 Example of Specification of Fission Counter/Ionization Chamber | 5 |
| 3. Small Fission Chamber | 10 |
| 3.1 Introduction | 10 |
| 3.2 Principle of Ionization Chamber | 10 |
| 3.3 Guideline for Design of Ionization Chamber | 12 |
| 3.4 Principle of Fission Chamber | 13 |
| 3.5 Small Fission Chamber for In-reactor Instrumentation | 13 |
| 3.6 Research and Development of In-reactor Fission Chamber for HTTR | 14 |
| 4. Self Powered Detector | 19 |
| 4.1 Introduction (Principle) | 19 |
| 4.2 Type, Structure and Function Method | 19 |
| 4.3 Characteristics | 21 |
| 4.4 Specifications and Example of Applied Detectors | 22 |
| 4.5 Present Status of Research and Development | 23 |
| 5. Activation Detector | 25 |
| 5.1 Introduction | 25 |
| 5.2 Principle and Structure | 25 |
| 5.3 Features | 29 |
| 5.4 Examples of Activation Detectors and their Application | 29 |
| 6. Optical Fiber | 34 |
| 6.1 Introduction | 34 |
| 6.2 Measurement Using Optical Fiber | 34 |
| 6.3 Compatibility of Optical Fiber in In-core Environment of HTTR | 36 |
| 6.4 Summary | 39 |
| 7. Summary of Investigation Results on Measurement Techniques Available in High Temperature and Strong Radiation Environments (Domestic Survey) | 43 |
| 7.1 Introduction | 43 |
| 7.2 Small Fission Counter and Small Fission Chamber | 43 |
| 7.3 Self Powered Detector | 44 |
| 7.4 Activation Detector | 45 |
| 7.5 Optical Fiber | 45 |
| 8. Summary | 47 |
| Acknowledgements | 47 |
| Appendix 1 The Methods of Measuring Neutron Field Parameters in Nuclear Reactors | 49 |
| (Results of Investigation of Present Status in Russia) | |

1. はじめに

日本原子力研究所（原研）は、高温工学試験研究炉（HTTR）を用いる高温照射研究である「高温工学に関する先端的基礎研究」を平成6年度から行ってきた（¹⁻²）。平成9年度には、同研究の推進母体である HTTR 利用検討委員会（平成11年度からは HTTR 利用研究委員会に改称）の「高温照射技術・その他原子力関連専門部会」に、「高温放射線下での照射線量評価タスクグループ」が設置された。

本報告書は、同タスクグループが、HTTR を用いる高温照射研究に資するため、高温高放射線場における中性子計測器についての開発の現状及び開発課題を調査検討した結果をまとめたものである。

(1) HTTR 及び高温工学に関する先端的基礎研究の概要⁽¹⁻²⁾

HTTR は被覆粒子燃料、黒鉛減速、ヘリウムガス冷却型の試験研究用高温ガス炉であり⁽¹⁾、現在出力上昇試験中である。

HTTR は高温で広い照射空間が利用でき、中性子束及びエネルギースペクトルの均一性が高いという、他の炉にはない特徴を有している。高温工学に関する先端的基礎研究は、HTTR のこのような特徴を生かして、大型試料や多種類試料の高温照射等を通じて、先端的な高温照射研究を行うものである⁽²⁾。

(2) 高温ガス炉の核計装について⁽³⁾

高温ガス炉（HTGR）においては、従来経験のなかったきわめて高温の熱出力を安全裡にとり出すために、より充実した各種の計装によって原子炉プラント全系を充分監視し制御することが望ましい。しかし、炉内および主要プラント機器が高温状態にあるため、それを監視するための各種の計装センサーに対して従来例のなかった高温耐熱性が要求され、プラントの監視がより難しいものになっているところに HTGR 計装の研究開発の困難性と大きな課題がある。

HTGR における核計装の役割は他の形式の原子炉と特に異なるところはなく、原子炉の起動、出力運転、異常な核出力変化に対する安全保護等、中性子束密度を介して原子炉核出力そのものを監視対象としている関係上その重要性はきわめて高い。特に HTGR では炉心黒鉛の熱容量が大きいいため、出力領域においても出力の変動が温度の変化をもたらす時間的応答はきわめて遅く、温度的には出力の変動を短時間のうちにとらえにくい反面、核的な瞬時の炉出力変動に応答する核計装の信号によって安全保護系を作動させたり、制御信号の一部として利用すれば、炉内温度の上昇以前により速くより安全に原子炉を制御できる。

また、HTGR では炉心内温度が高く、750℃を超える炉心内で安定に長期にわたって作動する中性子検出器は現在のところ得られないので、原子炉制御および安全保護系等重要な機能を負う主要核計装の中性子検出器は、炉心周辺または原子炉容器外側に設置されるのが普通である。しかし、原子炉容器外側では、炉容器の照射健全性との兼ね合いもあり、原子炉の起動系および安全保護系を作動させるに十分な中性子束密度が得られない場合が多く、原子炉容器内に案内管を設けて中性子検出器を挿入し、中性子検出器を必要な中性子束位置まで近づけることが行われる。この場合、高温の炉容器内に入っている中性子検出器を強制冷却することは、建設コスト、冷却された案内管部分の内外

温度差による熱応力、冷却系故障時に中性子検出器自体も故障してしまい原子炉安全監視上も問題があることなどから、高温耐熱性の中性子検出器を開発し、それを原子炉内反射体領域またはその周辺に冷却系なしで設置する方法がとられている。

(3) 本報告書の構成および編集について

本報告書では、高温高放射線場で照射線量(中性子)を計測する計測器の開発に必要な課題を調査検討するため、検出器として①小型核分裂計数管、②小型核分裂電離箱、③自己出力型検出器、④放射化検出器、及び⑤光ファイバの炉内検出器の5つに着目し、日本国内の情報を中心として開発の現状及び開発課題について、それぞれ第2章～第6章に記述した。第7章には、これらの検出器の高温照射場での使用可能性と今後の開発課題についての検討結果をまとめた。合わせて、付録1にロシアにおける研究開発の現状についての調査結果(英文報告書の翻訳)を述べた。最後の第8章において、国内及びロシアの調査結果を簡単にまとめた。なお、図表及び参考文献は各章の最後に掲載した。

本報告書は、上記「タスクグループ」の調査報告書(平成9年度末作成、未公開)を、公開レポートとするために再編集したものである。再編集にあたっては、現状のHTTR設備等について必要な加筆を行いつつ、できるだけ原報告書を再現することを目指した。しかしながら、図表の転載許諾を得る手続きの調査に時間を要し、また外国文献については転載許諾手続きに時間がかかることが判明したため、図表の転載については相当部分を断念し本文に引用する形式に変更した。このため、幾分分りにくくなった箇所があるので、是非引用した原著を参照されたい。

参考文献

- (1) 日本原子力研究所, "高温工学試験研究の現状", 1998年.
- (2) 石野葉ほか, "セラミックス系新素材の高温照射計画に関する調査", JAERI-Review 99-019 (1999).
- (3) 若山直昭、江崎正弘、荒克之、山田邦貴、浮草寛、片桐政樹, "高温ガス炉計装用各種センサーの現状と開発研究課題", 日本原子力学会誌, vol.22 (1980) p.845.

2. 小型核分裂計数管

2.1 はじめに

^{233}U 、 ^{235}U および ^{239}Pu の核分裂断面積は低い中性子エネルギーに対してかなり大きく、核分裂反応は低速中性子を電離性の反応生成物に変換する 1 つの方法である。核分裂反応の大きな特徴は、 ^{10}B および ^6Li の (n, α) 反応や ^3He の (n, p) 反応に比べて、放出されるエネルギーが約 200 MeV と大きいことで、このうち約 160 MeV が核分裂生成物の運動エネルギーとなる。したがって、中性子による核分裂反応は、他の競合する反応やバックグラウンドあるいは計数管の汚染による事象と比べてはるかに大きなパルス波高となることが期待される。このような状況では極めて低いバックグラウンド計数率を実現することができ、非常に低い計数率での中性子の計数を実際に行なうことができる。

^{233}U 、 ^{235}U および ^{239}Pu の核分裂断面積は低い中性子エネルギーに対してかなり大きく、低速中性子検出器用として使用される。ほとんどすべての核分裂性核種はアルファ放射性であるので、これらの物質を用いた検出器は崩壊で出るアルファ粒子による自発出力信号も現われるのが普通である。しかしながら、崩壊で出るアルファ粒子のエネルギーは核分裂反応で与えられるエネルギーよりずっと小さいので、通常これらの事象もまたパルス波高によって容易に弁別できる。

ある種の検出器、例えばシンチレータがその極端な例であるが、出力パルスの大きさは励起粒子のエネルギーに必ずしも比例していない。こうした非直線性は核分裂片のように高い密度で電離を起こす粒子の場合、特に重要である。したがって、中性子によって起こる検出器のパルスの大きさは、単純にエネルギーに比例するとして計算された値より小さくなる。こうしたことから核分裂生成物のエネルギーは他の反応よりも相当大きいですが、その出力パルスは通常予想される大きさよりはかなり小さい。

核分裂計数管で予測されるパルス波高スペクトルは、主に核分裂性物質の被膜の厚さと核分裂片を収集する幾何学的条件に依存する。被膜が核分裂片の飛程に比べて非常に薄い場合、約 100 MeV と 70 MeV にそれぞれ軽い分裂片と重い分裂片の分布のピークを示す二つの山を持った核分裂片のエネルギースペクトルが観測される。検出効率を大きくするため被膜を厚くすると、その中での核分裂片のエネルギー損失が核分裂片の平均エネルギーを下げるるとともに測定される分布の形状を歪めてしまう。こうしたエネルギー損失効果があるので、被覆の実用的な厚さの限界は $(2\sim 3) \times 10^{-10} \text{ kg/m}^2$ [$2\sim 3 \text{ mg/cm}^2$] までとなる。この厚さの高濃縮ウラン層の 2π 計数配置による計数効率は熱中性子エネルギーで約 0.5%、0.5eV で約 0.1% である。通常の核分裂電離箱は被膜が 1 枚なので中性子検出効率はそれに対応する値に制限されるが、核分裂性被膜層を多数設けて層と層の間の各区内で核分裂片を検出することにより高い検出効率とした複雑な構造の核分裂電離箱が提案されている⁽¹⁾。

核分裂片の平均飛程は 5 MeV のアルファ粒子の飛程の約半分なので、計数管の寸法はアルファ粒子計数管と同程度でよい。さらに、核分裂片は 15 ないし 20 という非常に大きな正電荷を持って放出されるので、飛跡の始めの方でエネルギー損失が最大となり、核分裂片が減速して負電荷が付着してくるにつれてエネルギー損失率は連続的に減少する。ほとんどの軽い荷電粒子ではエネルギー損失率は飛跡の終わりの方でピークとなるの

で、核分裂片の場合とは逆となる。したがって、粒子が完全に停止しないような検出器の場合には、核分裂片は同じ飛程を持つアルファ粒子や陽子よりも全エネルギーに対する割合が大きなエネルギーを検出器に付与する。通常の計数管充填ガスでは平均飛程は数 cm なので、この寸法かこれより大きな寸法の電離箱は核分裂電離箱としてよく動作する。

低速中性子による核分裂では 2 個の核分裂片が常に反対方向を向くので、核分裂性物質の固体を被覆した検出器は、電離箱の有効体積の方向を向いた単一の核分裂片に対してのみ応答する。核分裂性物質被膜の下にあるバックリング物質を極端に薄くした核分裂計数管が製作されている。こうすれば両方の核分裂片が電離箱内の二つの領域に入ることができるので、両方を同時に検出することが可能である。この場合同時計数法を用いてアルファ粒子その他のバックグラウンド事象を弁別することができる。核分裂性物質被膜を支持するバックリングが非常に薄く壊れやすいので、この形式の核分裂電離箱は通常の中性子検出用としてはあまり用いられていない。

^{239}Pu のようにアルファ放射能が比較的高い核分裂性物質の場合、アルファ線パルスのパイルアップのため最低エネルギーの核分裂片のパルスに重なってくるのが問題となる。パルスのパイルアップから予想される最大波高は検出器の分解時間の逆数に比例するので、高速核分裂検出器を使用すればパイルアップは抑制できる。小型のメタン入り核分裂電離箱でパルスの幅を 10ns 程度まで短くできたという報告がある⁽²⁾。核分裂片をガスシンチレータで検出するか、あるいは核分裂性物質を高速の固体シンチレータ中に入れて極めて高速の核分裂検出器を作ることにもできる。

2.2 核分裂計数管の構造と作動方法⁽³⁾

図 2-1⁽³⁾に ^{235}U を用いた核分裂計数管の作動原理図と計測系の構成を示す。核分裂計数管電極の片面あるいは両面に濃縮ウラン酸化物 (U_3O_8 、 $^{235}\text{U}>90\%$) が塗布される。電離ガスとしては Ar に少量の N_2 を混合したガスが多く用いられる。Ar に N_2 を 1~2% 混合することにより、電子のドリフト速度が数倍~10 倍遠くなる。この結果、電荷収集時間を短く (100~300ns) でき、電流出力パルス波高を大きく (1.5~2.5 μA) することができる。その上、出力パルスの立上がり非常に速いので、短い時定数 (5~50ns) のパルス整形が可能となる。これらのことは核分裂計数管が中性子束及びガンマ線の高いレベルまで使用できることを意味する。

一般の核分裂計数管では、励起電圧は負荷抵抗と信号ケーブルを介して電極に印加される。励起用高圧と信号の 2 本のケーブルが設けられた特殊な設計のものもある。原子炉で使用される核分裂計数管は、通常、電流パルスで作動されるため、電流パルス増幅器が用いられる。電流パルス増幅器に入力するパルスは、核分裂計数管の電極間隔が 1 mm 前後と狭いため、パルス幅が 100~300ns のノコギリ波形となる。電流パルス増幅器で増幅された信号パルスは、信号対雑音比 (S/N) を上げるため、波形整形増幅器で微分 1 段、積分 3 段 (時定数 10~200 ns) の疑似ガウシヤンパルス整形が行われる。微分波高分布を測定する時は、波形整形増幅器出力のパルス幅をストレッチャーで広げてから波高分析器に入力する。インテグラルバイアスカーブ及び中性子パルス計数率を測定する場合は、波高弁別器を通して計数率計に接続する。波高弁別器は、中性子によるパルスと、 α 線・ガンマ線によるパルスとを弁別し、中性子によるパルスのみを出力する。

2.3 核分裂計数管の出力特性⁽⁴⁾

図 2-2 及び図 2-3 に核分裂計数管の電荷出力パルス波高分布と電流パルス波高分布の印荷電圧に対する依存性の測定結果を示す⁽⁴⁾。電流パルス波高分布では、電離された電子のドリフト速度が印荷電圧を上げるに従って大きくなるため、電流パルス波高も大幅に大きくなって行くことがわかる。図 2-4⁽⁴⁾に高ガンマ線バックグラウンドにおける中性子計測特性(インテグラルバイアスカーブ)の測定結果を示す。ガンマ線によるパルスのパイルアップが多い測定系では、ガンマ線パルスの波高が大きくなるため波高分布の急勾配部分(ノイズ)が高波高側にシフトする。この結果、中性子パルスとガンマ線パルスの弁別が困難になる。同図に示すように、5 ns の短いパルス整形では、 1.7×10^6 R/h ($0.12 \text{ Ckg}^{-1}\text{s}^{-1}$) の高ガンマ線下においても、ガンマ線によるパルスのパイルアップが極めて少なく、中性子束の低いレベルから良好な中性子検出特性が得られる。

2.4 キャンベル (Campbell) 法⁽⁴⁾

核分裂計数管のもう 1 つの作動方式に、キャンベル法(電離箱電流のゆらぎの 2 乗平均の平方根を用いることにより、 γ 線バックグラウンドの影響を取り除く方法)がある。キャンベル法を採用すると、パルス計数系よりも高い中性子束レベルで作動可能となり、核分裂計数管の測定範囲を大幅に広げることができる。パルス及びキャンベルモードの両方で作動させることが可能な核分裂計数管を区別して、核分裂計数管・電離箱と呼ぶことが多い。

2.5 核分裂計数管・電離箱の仕様例⁽⁵⁾

表 2-1⁽⁵⁾に市販されている核分裂計数管・電離箱の仕様の例を示す。FC^{*1} は中性子感度が $1.4 \times 10^{-5} \text{ cps}/(\text{n}/\text{m}^2\text{s})$ [すなわち $0.14 \text{ cps}/\text{nv}$]、中性子計測範囲が $\sim 10^{10} \text{ n}/\text{m}^2\text{s}$ [$\sim 10^6 \text{ nv}$] で、パルスモードで作動させる一般的な核分裂計数管である。FC^{*2} は、最高作動温度が 800 °C で、キャンベル法でも作動できる高温仕様の核分裂計数管・電離箱である。2 本の MI ケーブルが付属しておりプッシュプルモードでも作動可能で、低ノイズを達成した検出器である。FC^{*3} は直径が 2.3mm、中性子感度が $1 \times 10^{-9} \text{ cps}/(\text{n}/\text{m}^2\text{s})$ [$1 \times 10^{-5} \text{ cps}/\text{nv}$] と低い小型核分裂計数管で、炉心内中性子束分布測定用である。パルスモードで作動させ、 $10^9 \sim 10^{14} \text{ n}/\text{m}^2\text{s}$ [$10^5 \sim 10^{10} \text{ nv}$] のレベルの中性子束が測定できるものである。

日本で開発した中性子検出器^(6,7)

核分裂計数管・電離箱 (Fission Chamber, 以下 FC) では、450 °C を超える温度仕様で、かつ電荷集収時間が短く出力パルス電流が大きい、いわゆる耐熱性と作動性能とを両立させることは困難といわれていたが、日本で開発した FC ではこの問題が解決され、パルス出力性能と耐熱性とが両立した FC が得られているところに特徴がある。また、英国とわが国で開発された中性子検出器では、検出器自体が電氣的に 2 重遮蔽構造で外側容器が耐圧容器となっており、さらに、信号線に外部誘導雑音の影響が少ないトライアキシャルケーブルを用いているのが特徴的である。

文献(6,7)には、日本で開発された高温 FC (開発モデル FX-2) の JMTR における高温照射試験結果などが示されている。

HTTR で使用されている中性子検出器⁽⁸⁾

原研で出力上昇試験中の高温ガス炉である HTTR では、広領域中性束子検出器に FC を、出力領域中性束子検出器にガンマ線非補償型電離箱 (UIC) を用いている。中性子検出器の配置を図 2-5⁽⁹⁾に、各々の中性子検出器で測定する出力領域を図 2-6⁽⁹⁾に示す。

広領域中性束子検出器は原子炉定格出力の 30 %までを測定し、固定反射体ブロックに設置されている。設置位置では、定格運転時には温度約 450 °C、中性子束約 2×10^{16} n/m²s である。また異常状態時の温度は約 550 °C であり、検出器はこの温度で長期間安定して作動することが確認されている。

一方、出力領域中性束子検出器は原子炉出力 0.1 %から定格出力の 120 %までを測定するもので、原子炉圧力容器を取り囲む 1 次遮へい体内に設置されている。この位置での定格運転時における中性子束は約 10^{11} n/m²s である。

参考文献

- (1) Poenitz, W.P., "Experimental Determination of the Efficiency of the Grey Neutron Detector", Nucl. Instrum. Meth., vol.72 (1969) p.120.
- (2) Johnson, D.R., Thorngate, J.H., Perdue, P.T., "A Sensitive Spectrometer for Fast Neutrons Using ⁶LiI(Eu)", Nucl. Instrum. Meth., vol.75 (1969) p.61.
- (3) 日本原子力研究所東海研究所研究炉部, "研究炉利用ハンドブック", 1995 年 2 月, p.313.
- (4) 同上, p.314.
- (5) 同上, p.315.
- (6) 若山直昭、江崎正弘、荒克之、山田邦貴、浮草寛、片桐政樹, "高温ガス炉計装用各種センサーの現状と開発研究課題", 日本原子力学会誌, vol.22 (1980) p.845.
- (7) Wakayama, N., Yamagishi, H., Tomoda, T., Kawashima, K., "Development of fission chamber for high-temperature reactors", Proc. IAEA Symp. on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, vol. II (1978) p.243.
- (8) 日本原子力研究所, "高温工学試験研究の現状", 1998 年, p.39.
- (9) 日本原子力研究所, "日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書 [HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置]", 1989 年 2 月, p.8-9-42, 8-9-43.

表 2.1 核分裂計数管・電離箱の仕様例⁽⁵⁾

| | FC ^{*1} | FC ^{*2} | 炉心内FC ^{*3} |
|---------|--|---|--|
| 寸法 | | | |
| 外形寸法 | $\phi 25.4 \times L 203.2 \text{ mm}$ | $\phi 38.0 \times L 352 \text{ mm}$ | $\phi 2.3 \times L 66 \text{ mm}$ |
| 有感長 | 127.0 mm | 120 mm | 8.64 mm |
| 材料 | | | |
| 中性子有感物質 | ^{235}U (93%) | U_3O_8 (^{235}U >90%) | U_3O_8 (^{235}U >90%) |
| 電離ガス | Ar/N ₂ (760 mm Hg) | Ar+N ₂ +He | Ar+N ₂ |
| 外筒 | Al | インコネル | ステンレス鋼 |
| 電極 | — | インコネル | ステンレス鋼 |
| 絶縁物 | Al ₂ O ₃ | Al ₂ O ₃ | Al ₂ O ₃ |
| 最大定格 | | | |
| 温度 | 300 °C | 800 °C | 121 °C |
| 中性子束 | — | $2 \times 10^{15} \text{ n/m}^2\text{s}$ ($2 \times 10^{11} \text{ nv}$) | $10^{15} \text{ n/m}^2\text{s}$ (10^{11} nv) |
| 中性子照射量 | $2 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($2 \times 10^{20} \text{ nvt}$) | $2 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$ ($2 \times 10^{19} \text{ nvt}$) | — |
| 作動特性 | | | |
| 作動電圧 | 300 ~ 800V | 100 ~ 200V | 100 ~ 200V |
| 熱中性子感度 | $1.4 \times 10^{-5} \text{ cps}/(\text{n/m}^2\text{s})$ (0.14 cps/nv) | $1.4 \times 10^{-5} \text{ cps}/(\text{n/m}^2\text{s})$ (0.12 cps/nv) | $10^{-9} \text{ cps}/(\text{n/m}^2\text{s})$ (10^{-5} cps/nv) |
| 出力電流パルス | — | 1.6 μA | — |
| 出力電荷パルス | $3 \times 10^{-15} \text{ C}$ (クーロン) | $6.5 \times 10^{-14} \text{ C}$ (クーロン) | $3 \times 10^{-14} \text{ C}$ (クーロン) |
| 電荷収集時間 | 200 ns | 100 ns | 200 ns |
| 計測範囲 | | | |
| 下限 | — | $10^5 \text{ n/m}^2\text{s}$ (10nv) | $10^9 \text{ n/m}^2\text{s}$ (10^5 nv) |
| 上限 | $10^{10} \text{ n/m}^2\text{s}$ (10^6 nv) | $2.6 \times 10^{14} \text{ n/m}^2\text{s}$ ($2.6 \times 10^{10} \text{ nv}$) | $10^{14} \text{ n/m}^2\text{s}$ (10^{10} nv) |

* 1 : RS-P6-0805-134 (Reuter Stokes 社)

* 2 : ND-8661 (三菱電機)

* 3 : WL-23292 (Westinghouse 社)

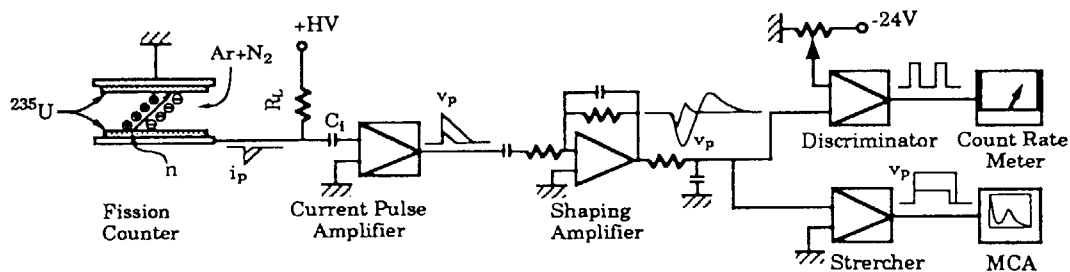


図2-1 核分裂計数管の作動原理と計測回路⁽³⁾

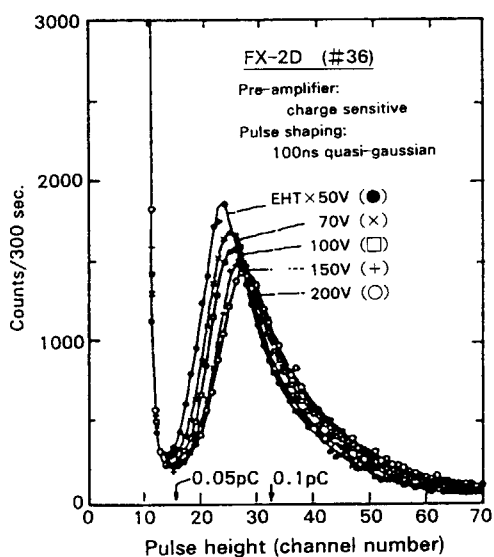


図2-2 核分裂計数管の出力電荷パルス波高分布⁽⁴⁾

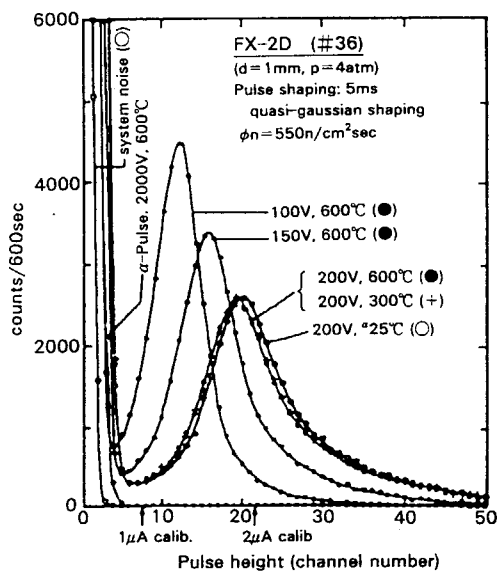


図2-3 核分裂計数管の出力電流パルス波高分布⁽⁴⁾

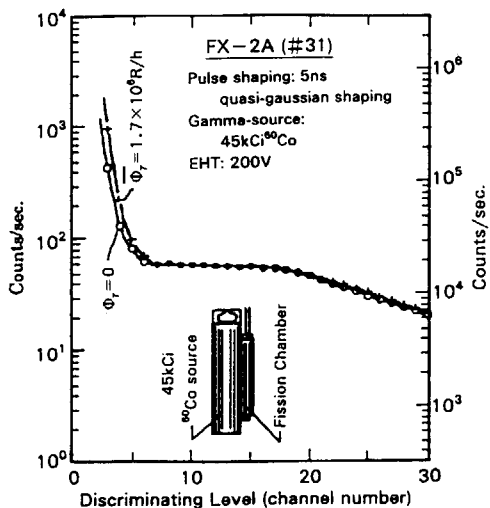


図2-4 核分裂計数管の高ガンマ線下における中性子計測特性⁽⁴⁾

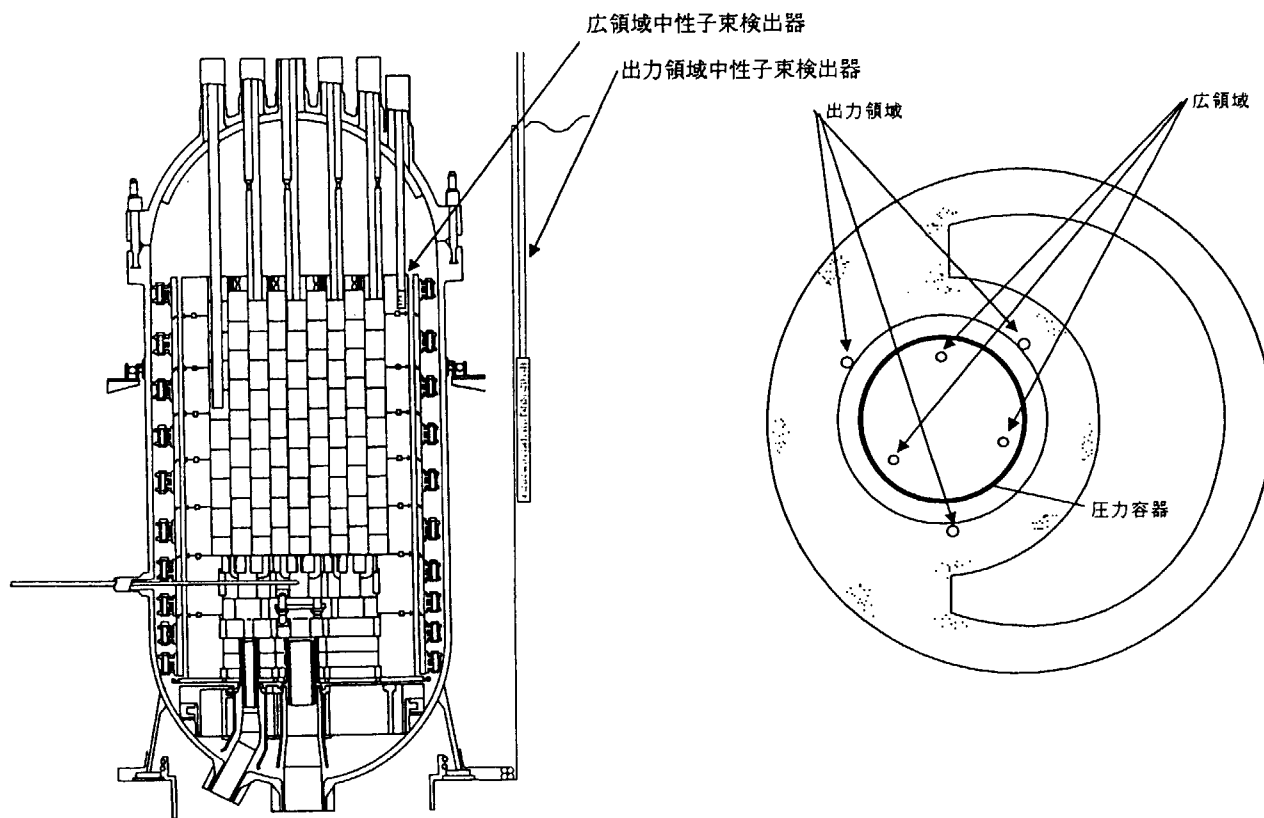


図2-5 中性子束検出器の配置⁽⁹⁾

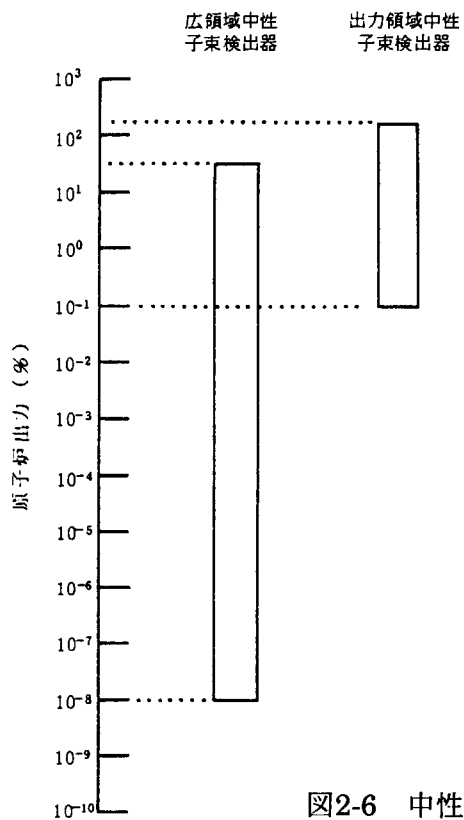


図2-6 中性子計装測定領域⁽⁹⁾

3. 小型核分裂電離箱

3.1 はじめに

第2章に述べた核分裂計数管と、本章に述べる核分裂電離箱は、いずれも検出部に核分裂性物質を用いて、そこに入射する中性子による核分裂反応を利用したものであり、前者はその信号をパルスモードで用い、後者は電流モードで用いるものである。

パルスモードでは、波高弁別によりガンマ線を除去できるという長所がある反面、計数率は一般に $10^5 \sim 10^7$ 個/秒程度に制限される。電離箱構造の最適化とイオンの移動度が大きいガスを選択することにより、測定可能な最高中性子束を引き上げることができると。

本章では、初めに電離箱の原理、電離箱設計上の指針、核分裂電離箱の原理を述べ、その後、炉内計装用小型核分裂電離箱、HTTR 用炉内核分裂電離箱の開発研究について述べる。

3.2 電離箱の原理

放射線が入射すると電離によって気体内に正負電荷が生じる。電場を与えてこの電荷を集めることにより放射線を検出するのが電離箱である。

充填ガスとしては、電離箱の動作原理が単純であるため比例計数管やGM計数管など他のガス計数管のように厳しい制約はない。電離箱をパルスモードで動作させる場合には、ガスの電子親和力が問題となる場合がある。電子付着定数 h は、電子と中性分子の1回の衝突あたりの付着の確率として定義される。付着係数の値は気体の種類により広範囲に変わり、さらに電子エネルギーによっても著しく変わる。ハロゲン気体はすぐ負イオンになりやすく $h = 10^{-3}$ 程度である。酸素や水蒸気も電子親和力は大きく、 $h = 10^{-4}$ 程度である。一方、アルゴン、水素、窒素、炭酸ガス、メタンガスなどのように $h = 10^{-6}$ またはそれ以下の電子付着係数を持つガスも多い。

直流モードで使用する場合、自由電子であっても陰イオンであっても負電荷として収集できる。したがって電子付着率の高いガスも含めてほぼ全ての種類のガスを使用することができる。陰イオンが作られた場合、再結合が顕著になるが、拡散による損失はほぼ無視できるようになる。充填ガスとしては、大気圧の空気が最も一般的に用いられる。空気は陰イオンが容易に形成されるガスの一つである。感度を増すため圧力を高くして使用する場合もある。

気体中で電子とイオンが動けば、電荷は正味として移動することになる。この正味の移動は次式の電流密度 j で表すことができる。

$$j = j_+ + j_- \quad (3-1)$$

ここで、 j_+ と j_- はそれぞれ正負電荷による電流密度である。

電場を加えない場合でさえ、不均一な電荷分布のために電流が生じることもありうる。この電流の正負の成分 j_{D+} と j_{D-} は、拡散係数 D_+ 、 D_- と電荷密度 n_+ 、 n_- の勾配により次の様に表すことができる。

$$j_{D+} = -eD_+ \text{grad}n_+ \quad (3-2)$$

$$j_{D-} = - eD- \text{grad}n- \quad (3-3)$$

正負イオンの平均移動速度 w は移動度 μ 、圧力 p を用いて

$$w = \mu E/p \quad (3-4)$$

で表される。正負イオンとも、拡散係数は移動度を用いて

$$D \text{ (cm}^2/\text{s)} = 3.3 \times 10^{-5} \mu \quad (3-5)$$

のように近似できる。電場を与えた場合、荷電粒子は正味として電場に平行な方向に移動する。これに伴って流れる電流 j_{E+} と j_{E-} は

$$j_{E+} = n+ ew+ \quad (3-6)$$

$$j_{E-} = n- ew- \quad (3-7)$$

となる。以上より、拡散方程式が次の様に与えられる。

$$j = e (n+w+ + n- w- - D+ \text{grad}n+ + D- \text{grad}n-) \quad (3-8)$$

図 3-1⁽¹⁾ は平行板型電離箱を電流測定回路につないだ略図である。一方の電極は高電圧電極と呼ばれ、電池によりアースに対して電位 V に保たれる。もう一方の電極は集電極と呼ばれ、その電位は電離箱を流れる電流とともに変わる。集電極は、保護電極または保護環と呼ばれるもう一つの電極とともに、絶縁体でケースから離して支持される。保護電極は集電極の電位と近い電位に保たれる。保護環の一つの働きは、集電極の端の近くの電場をととのえて、電離電荷を集めてくる体積を正確に決めることである。この体積は有効体積と呼ばれ、有効体積へ出入りする電荷の再結合と拡散の影響を無視すれば集電極の平衡電流 I_s は、

$$I_s = e \int_{V_a} N_0(x, y, z) dx dy dz \quad (3-9)$$

と書かれ、 $N_0(x, y, z)$ は点 (x, y, z) における単位体積、単位時間当たりのイオン対の発生数であり、積分は有効体積 V_a についておこなう。電離の割合 N_0 は時間的に一定と考えている。この式は、有効体積内で電離が生ずると同じ割合で、電極に電荷が集められることを記述している。この電流 I_s を飽和電流という。

拡散のため、電荷は電場に平行でない方向にも動く。拡散による正味の流れは、イオン密度こう配の方に向かうので、こういうこう配がある場合には、電流はこう配の正負に応じて、有効体積の内または外へ流れようとする。またさらに、電離の起る割合がどこでも一様である場合でさえ、流れによって電荷のこう配が生じる。すなわち、イオンが集電極の方へ動くと正電極では正イオンの密度が最小に、負電極では最大になり、負電荷の場合にはこの逆になる。イオンこう配のために拡散電流は、電場によるのとは反対方向に流れようとする。この拡散現象による飽和電流の損失の割合は平行平板型電離箱に対して理論的に

$$- (\delta I_s / I_s)_{df} = \epsilon kT/eV \quad (3-8)$$

で与えられる。ただし、 ϵ は電場があるときと無い時のイオンの平均エネルギーの比、 k はボルツマン定数、 T 絶対温度、 V 電極間電圧である。また、室温では、

$$- (\delta I_s / I_s)_{df} = \epsilon 2.5 \times 10^{-2} / V(\text{V}) \quad (3-9)$$

となり、 ϵ は電子では数百のオーダーであり拡散による飽和電流の損失が大きくなるが、

負イオンでは約1であるので、拡散損失は電子による電流の割合が大きい気体についてのみ重要であることがわかる。電圧Vを高くすることにより ϵ は一定の飽和値に達するので、高電圧を印加して電離箱を動作させることによってこの損失を最小にすることができる。

3.3 電離箱設計上の指針

電離箱は動作原理が簡単なため、非常に用途の多い測定器であって、いろいろな大きさや形のものをご設計することができるし、1次あるいは2次電離を生ずるすべての種類の放射線を測るのに使われる。また、パルスモード、電流（平均値）モードのどちらでも用いることができる。電離箱の電流電圧特性は、電離箱の構造、充填ガス、照射放射線の強度と種類で変わる。

電離箱を設計する上で、絶縁体は重要な問題である。絶縁体に要求される第一の条件は、非常に高いもれ抵抗を持つことである。図3-2⁽¹⁾において外部回路を流れる電流は、電離箱内の電離電流 I_c と絶縁体中の漏れ電流 I_L の和である。絶縁体に十分な注意を払わないと、全体に対して後者の割合が大きくなってくる。100Vの印加電圧に対してこの漏れによる成分を 10^{-12} Aの電離電流の1%以下になるようにするには 10^{16} Ω 以上の高抵抗が絶縁物に要求される。

大部分の絶縁体の体積抵抗は十分高いが、表面漏れはおもに絶縁体が水蒸気を吸収する能力で決まる。絶縁体は乾燥剤や密封容器を用いて乾燥を保たなければならない。さらに絶縁体の漏れ面に汚れや傷があるとこの部分が水分を吸収するので、漏れ面は清潔で傷などの表面の不完全さが無いことが重要である。

比較的低い放射線場で使用する場合には、絶縁物には通常高抵抗の合成プラスチックを用いる。高い放射線場の測定にこれらの絶縁物を使用すると、その絶縁特性は放射線損傷のため短時間で劣化する。放射線損傷に高い耐性を持つセラミックスなどの無機物質が適している。

保護環は、電離箱の有効体積を正確に決める役割を果たしたり、イオンが絶縁体上に集まって電離箱の有効体積の電場を乱すのを防ぐ効果を持つ他、保護環の使用によって信号に加わる漏れ電流の成分を大きく減らすことができる。

電離電流の変化に対する電離箱の効果を調べるのは、電離箱の容量と抵抗と電位計入力を考慮しなければならない。この回路を図3-3⁽¹⁾に示す。等価回路は図3-4⁽¹⁾であるが、抵抗と容量は合成して $C=C_L+C_c$ および $R=R_L R_c / (R_L + R_c)$ としてある。電離箱電流 I と電位計入力電圧 v の関係はキルヒホッフの法則により

$$RC \frac{dv}{dt} + v = RI \quad (3-10)$$

電離箱電流が急激に I_1 から I_2 へ変わったときの時間的变化は

$$v(t) = RI_2 + R(I_2 - I_1) \exp(-t/RC) \quad (3-11)$$

と表すことができ、その変化は指数的であることが分かる。

3.4 核分裂電離箱の原理

中性子を検出するには核反応を利用して中性子を荷電粒子へ変換する必要がある。核分裂反応は中性子が原子核に捕獲されて起るが、その結果生じる核分裂片は電荷 15 ~ 20 で平均運動エネルギーは 50 ~ 160 MeV と非常に大きい。したがってガス中でも飛程は短く、また比電離が大きくガス増幅をあまり必要としないので通常の電離箱で容易に検出することができる。最も一般的な核分裂電離箱は、核分裂性物質で内面を被覆したものである。核分裂性ガスを用いると電離箱の感度向上が期待されるが、その化学的・物理的性質が適当でないため実現が難しい。

核分裂が起ると核分裂片の一方は電離箱の中心に向かって放出され、他方の核分裂片は核分裂性物質皮膜または電離箱の内壁中で止まる。核分裂電離箱からのパルス波高スペクトルは、主に核分裂性物質皮膜の厚さと核分裂片を収集する幾何学的条件に依存する。皮膜の厚さが核分裂片の飛程に比べて十分薄い場合、観測されるエネルギースペクトルは 70 MeV と 100 MeV 付近に二つのピークを示す。皮膜を厚くすると検出効率は向上するが、被膜内における核分裂片のエネルギー損失が増大するためエネルギースペクトルの形状を大きく歪めてしまう。相対測定の場合、皮膜の厚さは核分裂片の飛程より薄くなければならないことを除くとそれほど重要ではない。しかし絶対測定では各核分裂毎に必ず一個のパルスを計数しなければならない。このためには皮膜の厚さを制限してバックグラウンドより大きな波高を常に得ることができるようにおかねばならない。UO₂ 皮膜の場合、実用的な厚さの限界は $(2\sim 3) \times 10^{-10} \text{ kg/m}^2$ [$2\sim 3 \text{ mg/cm}^2$] 程度である。

核分裂性物質のほとんどはアルファ放射性であるため核分裂電離箱では α 線バックグラウンドが常に存在するが、平均的 α 線のエネルギーは約 5 MeV であり核分裂片のそれと比較すると 10 分の 1 以下なので α 線バックグラウンドの除去は波高弁別により容易に出来る。

3.5 炉内計装用小型核分裂電離箱

炉心内中性子束の空間分布を調べるために炉心内部に挿入して使用されるので、小型核分裂電離箱の設計では小型化に重点が置かれる。このため付属ケーブルは通常一本であり、検出器高圧は信号ケーブルに印加する方式がとられる。典型的な電離箱の例を図 3-5⁽²⁾に示す。一般的な使用条件は最高出力で

| | |
|--------|--|
| 中性子束 | : $5 \times 10^{17} \text{ n/m}^2\text{s}$ |
| ガンマ線量率 | : $2.5 \times 10^2 \text{ Gy/sec}$ |
| 使用温度 | : 300 °C程度以下 |

となっている。このような条件の下で動作する典型的な小型核分裂電離箱は、下のような構造および動作環境となっている。

| | |
|--------|---------------------------------------|
| 構造金属材料 | : ステンレス鋼 |
| 絶縁物 | : アルミナセラミックス |
| 使用電圧 | : 25 ~ 300 V |
| 充填ガス | : Ar, ⁴ He, N ₂ |

また、ガスの圧力は核分裂片の飛程が小型検出器の寸法を超えないように数気圧に加圧してある。

核分裂電離箱もちろん、パルスモードと電流モードの両方で使用可能である。パルスモードでは、波高弁別によりガンマ線を除去できるという長所がある反面、計数率は一般に 10^5 個/sec 程度に制限される。ただし、高速ガスの使用や電離箱の設計、パルス処理回路の工夫により 10^7 個/sec まで上げることも可能である。中性子束が高くなり、もはやパルス計数が困難になると電流モードで測定することになる。中性子束が高くなると多数のイオンが計数管中に存在するようになり電界が弱められ、その結果イオンと電子の再結合による非線型効果が著しくなってくる。電離箱構造の最適化とイオンの移動度が大きいガスを選択することにより、測定可能な最高中性子束を引き上げることができる。

3.6 HTTR 用炉内核分裂電離箱の開発研究⁽³⁾

HTTR 原子炉内での核分裂電離箱の使用条件は、

| | |
|--------|---|
| 熱中性子束 | : 7×10^{17} n/m ² s |
| 高速中性子束 | : 2×10^{17} n/m ² s |
| ガンマ線量率 | : 1×10^2 Gy/sec |
| 使用温度 | : 400 °C から 1100 °C |

となっている。3.5 節で述べた通常の原子炉内での使用条件と比べて、ガンマ線強度は同程度であるが、中性子束と使用温度に関する条件が厳しいことが分かる。特に、使用温度は一般には 300 °C 以下であるのに対し、HTTR の温度環境はそれを上回るものであり非常に厳しい条件と言える。

これを克服するには、様々な面からの研究がなされるべきである。ところが、このような極端な条件下での小型核分裂電離箱の特性に着目した研究論文等の情報は、欧米各国の研究成果が公表されていないこともあり極めて少ない。一方、パルスモードで動作する核分裂計数管・電離箱の研究成果はいくつか見ることができ、こちらに研究の重心が置かれて来たとも考えられる。上で述べたように、電離箱はパルスモード、電流モードのどちらでも作動させることが可能である。よって、良好な作動を保証する上で制約が多く、技術的に困難であると考えられるパルスモードでの作動に成功したなら、その技術と知識をそのまま電流モード電離箱へ転用すればよいと考えるのは自然である。実際、原研の若山ら⁽³⁾は高温用核分裂計数管・電離箱の開発研究の中で原子炉出力測定試験を行い、1本の検出器の出力信号に対しパルスモード用およびキャンベル（電流モード）系電子回路を組み合わせ、10桁以上にわたる原子炉出力の変化を正しく監視できることを確認している。ここでは他の報告と多少重複するが、高温炉用に研究開発された核分裂計数管・電離箱の概要を簡単に述べ、さらに核分裂電離箱への応用について考察する。

欧米各国では、構造面では高温耐熱のメタルセラミック封着技術、高温下で可能な限り狭い電極間隔を維持する技術、高温における構造物の熱膨張や熱応力を吸収することが可能な構造等の研究が精力的に行われたが、これらの情報はほとんど公開されていない。検出器は小型でなければならぬため十分な絶縁抵抗を得ることは非常に難しいうえ、高温下では絶縁特性が悪くなり、絶縁技術には様々な工夫が要求される。若山ら⁽³⁾は、600 °C 以上の高温耐熱性と速くかつ大きなパルス出力特性が両立する核分裂計数管

・電離箱の開発研究をすすめ、

- (1) 構造金属材料： 高ニッケル含有率のニッケル、クロム、鉄の合金
- (2) 充填ガス： アルゴン(94%) + 窒素(5%) + ヘリウム(1%)
- (3) 高温膨張差吸収構造など構造上の工夫

等の採用により、大きな進展をみた。この他、高温下での電離箱の使用には break down pulse noise (絶縁破壊時において回路に生じるパルス) の発生を防ぐため、印加電圧をできる限り低く抑える必要があることが知られているが、このような観点からガスの特性に関して精力的な研究を行った。彼らは、通常アルゴン-窒素混合ガスの場合、使用温度 800 °C での最適動作条件は 200 ~ 400 V、18 ~ 37 bars となり、その高い圧力のためかなり厚い外部容器が要求されることを指摘した。これを踏まえて使用条件を 800 °C にまで引き上げ、充填ガスに関して精力的な研究を行った。そしてその一連の研究の中で、優れた特性を有する新しい混合ガスを発見した。二種類の混合ガス

- (A) キセノン(95%) + 窒素(5%)
- (B) アルゴン(95%) + 窒素(5%)

の性能比較を行うため、それぞれ同じ形状の電離箱に封入し同じ動作条件で性能比較を行った。電離箱の使用条件は、

電極間隔： 1 mm
 圧力： 2 bars
 電圧： 100 V

であった。比較の結果、キセノン-窒素混合ガスはより大きな出力パルスと短い電子収集時間を有しており、高温下で使用する小型核分裂計数管・電離箱に最も適したガスであると結論された。この研究で製作された電離箱の構造は、外径 10 mm、電極間隔 1 mm、有感長 80 mm である⁽³⁾。単一シールド構造になっているため、電磁波ノイズの除去に注意が払われている。ここでは、ノイズに対して強い M I (Mineral Insulated) ケーブルを使用している。同軸 M I ケーブルの外皮および絶縁物は、それぞれインコネルと高純度マグネシアであり、その外径は 5 mm である。温度 800 °C の下で良好なプラトー特性が得られており、また 800 °C において、熱中性子束密度が 2×10^6 から 2.3×10^{14} n/m²s で良好な出力線形性が示された⁽³⁾。

彼らはこの電離箱のダイナミックレンジを広げるため、低中性子照射場ではパルスモードを、高中性子照射場では電流モードの一種であるキャンベル法を使用しており、小型核分裂電離箱としても良好に動作することを証明した。しかし、小型核分裂電離箱としてさらに最適化を図る場合、ガスに関しては小型核分裂計数管・電離箱の最適ガスと異なるガスが選択される可能性もある。上で述べたように、電流モードで使用する際は、パルスモードで重要な出力パルス波高とか、電子のドリフト速度などは大きな問題ではない。電流モードの作動限界は、陽イオンが有感領域に蓄積された結果再結合による非線型性により決まるため、陽イオンの移動度が重要なポイントになる。電子の移動度とイオンの移動度は違うので単純に比較できないが、一般に似た傾向を示すことが知られている。アルゴン-窒素混合とキセノン-窒素混合では電子収集時間にほとんど差はみられなかった。そのため、陽イオンの移動度にも大きな違いはないと予想できる。高価なキセノンよりも、安価で多くの使用実績があるアルゴンの方が適するかもしれない。表 3-1 にイオンの移動度⁽⁴⁾を示す。電離箱の最適構造については、両モード間での違い

はないと考えてよい。

参考文献

- (1) W.J.Price 著, 関口晃訳, 放射線計測, コロナ社 (1982).
- (2) 日本原子力研究所東海研究所研究炉部, "研究炉利用ハンドブック", 1995年2月, p.326.
- (3) K.Sakasai, N.Wakayama, H.Yamagishi, H.Itoh, M.Tamura, S.Fukakusa, H.Ieki, IEEE Trans. on Nuclear Science, vol.37, No.3 (1990) p.1405.
- (4) F. Sauli, CERN Report, 77-09 (1977).

表 3-1 種々のガス (標準状態) 中での各種イオンの移動度⁽⁴⁾

| ガス | イオン | 移動度 ($10^{-4}\text{m}^2 \text{V}^{-1}\text{s}^{-1}$) |
|------------------------------------|---|---|
| Ar | $(\text{OCH}_3)_2\text{CH}_2^+$ | 1.51 |
| Iso C ₄ H ₁₀ | $(\text{OCH}_3)_2\text{CH}_2^+$ | 0.55 |
| $(\text{OCH}_3)_2\text{CH}_2$ | $(\text{OCH}_3)_2\text{CH}_2^+$ | 0.26 |
| Ar | Iso C ₄ H ₁₀ ⁺ | 1.56 |
| Iso C ₄ H ₁₀ | Iso C ₄ H ₁₀ ⁺ | 0.61 |
| Ar | CH ₄ ⁺ | 1.87 |
| CH ₄ | CH ₄ ⁺ | 2.26 |
| Ar | CO ₂ ⁺ | 1.72 |
| CO ₂ | CO ₂ ⁺ | 1.09 |

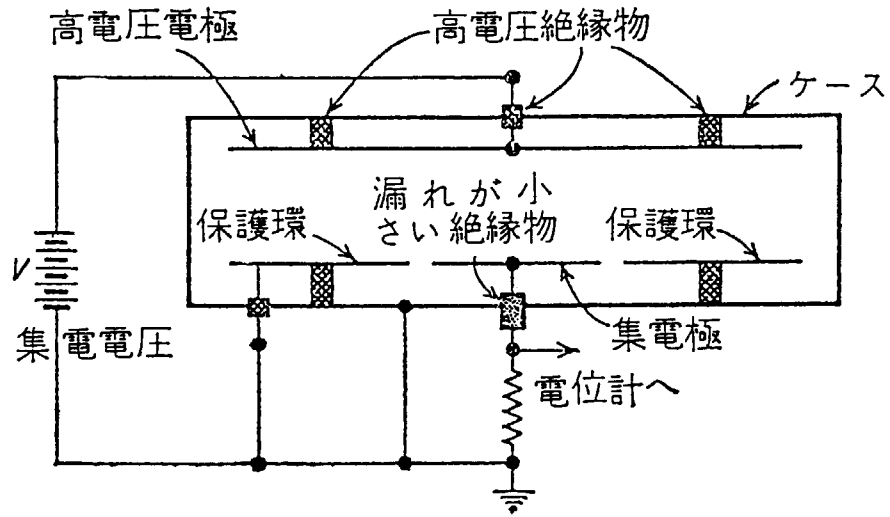


図3-1 平行平板電離箱の概略図⁽¹⁾

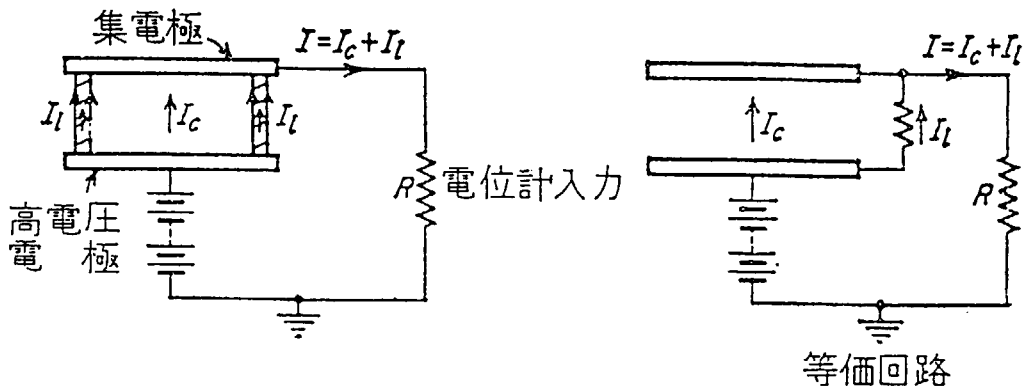


図3-2 電離箱絶縁物の漏れ電流⁽¹⁾

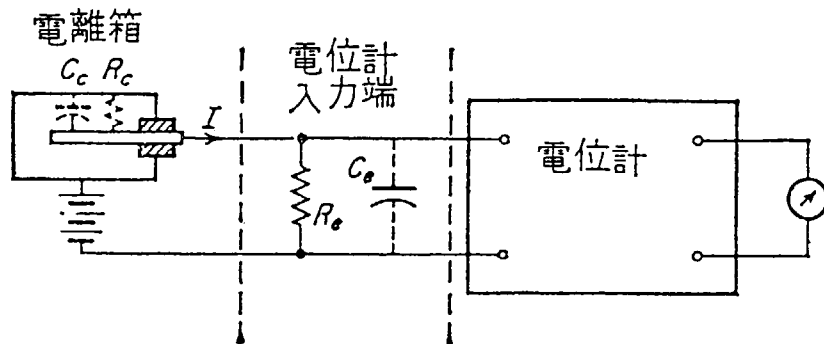


図3-3 電位計回路⁽¹⁾

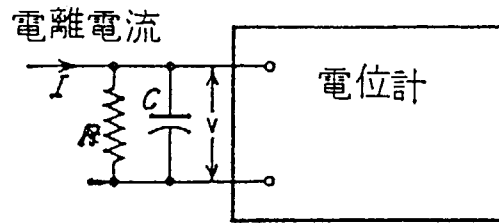


図3-4 電位計入力端の等価回路⁽¹⁾

$$R = R_e R_c / (R_e + R_c) \text{、 } C = C_e + C_c$$

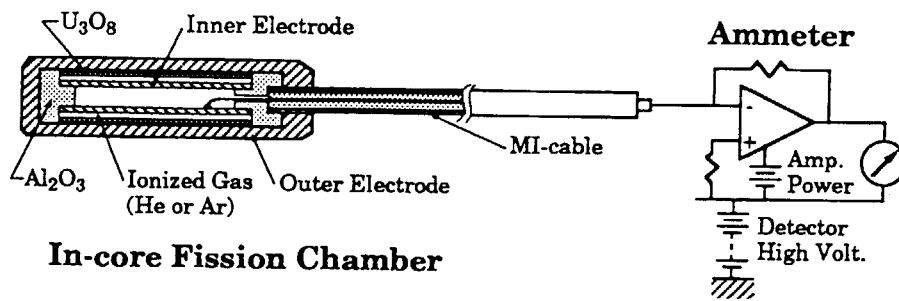


図3-5 小型核分裂電離箱の構造と計測回路⁽²⁾

4. 自己出力型検出器

4.1 はじめに (原理)

自己出力型検出器 (Self-Powered Detector, SPD) は検出器に外部から電圧を印加しないで出力が得られる検出器である⁽¹⁻⁵⁾。電離箱のように、放射線によって気体中にイオン対を作り、外部から電圧を印加して正負の電荷を振り分けて測定する検出器の場合には、1個の放射線によって多くのイオン対 (信号電荷担体) ができるため、大きな出力信号が得られる。しかし作られたイオン対は運動エネルギーをほとんど有していないため、電圧を印加しなければ再結合してしまう。また、温度が高くなると指数関数的に増加して発生する熱電子が、印加された電圧によって流れはじめ、放射線によって作られた信号電流との区別ができなくなる。すなわち、高温では信号対雑音比 (S/N 比) が悪くなる。

一方、SPD は耐高温の薄い絶縁層を通して突き抜けてくる放射線そのものを信号電荷担体として利用するものである。放射線が持つ運動エネルギーそのものを利用するため、電荷担体を集めるための印加電圧を必要としない。また絶縁層における価電子帯と伝導電子帯間のエネルギー幅が大きいため、電極板表面で発生した熱電子が絶縁層を通り抜けることは少ない。このような理由から、SPD は基本的に耐高温性に優れているとすることができる。しかし、電離箱のように1個の放射線によって数十倍、数百倍の電荷担体が作られるようなことはなく、1個の放射線は一般には1価の電荷として検出される。したがって SPD の放射線強度に対する感度は、電離箱などの感度に比べて数桁小さい。

以上の SPD の基本的な性質からこの検出器は必然的に、耐高温性に優れていること、放射線強度がかなり強い場所でなければ使用できないことが分かる。例えば 1 nA の電流を得るには、約 10^{10} 個/秒の電荷担体を発生させる放射線強度を必要とする。したがって炉心の中性子や γ 線強度の測定に適しており、現在この目的に用いられている。しかし従来の SPD は HTTR のように 1000 °C に達する雰囲気中での使用は想定されていないため、このための特性試験や材料を含めた開発研究が必要である。

4.2 種類・構造と作動方式

自己出力型検出器としては、中性子強度を測定する自己出力型中性子検出器 (Self-Powered Neutron Detector, SPND) と、 γ 線強度を測定する自己出力型 γ 線検出器 (SPGD) がある。

4.2.1 自己出力型中性子検出器 (SPND)

SPND は β 線型、 γ 線型及びサーモメータ型に大別される。 β 線型、 γ 線型は基本的には細い円筒状をしており、図 4-1⁽¹⁾に示すように、エミッタと呼ばれる β 線ないし電子を放出する線状の中心電極をアルミナ等の絶縁物を介してコレクタ (クラッドとも呼ばれる) で取り囲んだ構造をしている。通常、外径は 2 ~ 3mm、長さは 5 ~ 10cm である。

β 線型は中性子照射によって半減期の短いラジオアイソトープ (RI) (^{104}Rh : 半減期 42s, ^{52}V : 3.7m など) になる安定同位体 (^{103}Rh , ^{51}V) をエミッタとして用い、放出される β

線が絶縁物を透過して流れる電流を測定する。γ線型は、中性子を直接測定する検出器として、エミッタにおける中性子捕獲に伴うγ線による光電効果やコンプトン効果によってエミッタから放出される電子を測定する型のものと、検出器の外部に存在するγ線が入射することによって、原子番号の高いエミッタにおける光電効果やコンプトン効果に伴う電子を測定するものがある。後者の場合において、原子炉が定常運転を行なっている場合には、γ線の強度は主として核分裂によるので、結果として中性子強度を表すことになる。β線型は検出電流が半減期に伴う時間遅れがあるが、γ線型は即応型である。

これらの検出器のうち代表的なものを、中性子束 10^{18} n/m²s、γ線束 1.2×10^6 Gy/h (1.2×10^8 rad/h) の場に置いた場合の特性⁽⁶⁾について述べる。β線型の代表例はロジウムをエミッタとしたものである。信号電流のうち 95%はβ線によるものであり、約 5%は中性子捕獲に伴うγ線による光電効果やコンプトン効果の電子電流である。ロジウムエミッタの直径 0.51 mm、酸化マグネシウムの絶縁層の厚さ 0.25 mm、コレクタがインコネルの場合には、感度は長さ 1 cm 当たり約 1.2×10^{-25} A/(n/m²s) である。上記の中性子束の場合での 1 年間当りの消耗率は 32% でかなり大きい。バナジウムをエミッタとする検出器もβ線型であるが、半減期は 3.7 分あり、時間遅れが大きい。感度はロジウムに比べて 10% 以下であるが、消耗率は 1 年間当たり 1.6% である。

コバルトをエミッタとする場合には、中性子捕獲γ線による電子電流がほとんどである。ロジウムβ線型に比べて感度は 1.5% と低い。消耗率は 11% である。ジルコニウムをエミッタとする場合にはほとんどが外部から入射するγ線による電子電流である。感度はロジウム型に比べて 0.1% と極めて低い。しかし、それだけに消耗率は 0.001% と非常に小さい。外部からのγ線に対応する型にはこの他に、白金、タンタル、セリウム、オスミウムなどをエミッタとする検出器がある。いずれも外部γ線による電子電流への寄与の割合は 60~90% である。消耗率はエミッタにもよるが 2% 以下である。中性子強度の強い場で使用する場合には、感度は検出器選択の決定的な要因では必ずしもない。その意味ではロジウムは感度は高いが消耗率がやや高いと言える。したがって常時使用ではなく、必要に応じて検出器を炉心に挿入して使用する場合には感度が高いだけに使用しやすい。

中性子用のサーモメータ型 SPND は、熱電対の先端にウラン・アルミニウム合金のボタンを被せた構造をしており、中性子による核分裂エネルギーに伴う発熱を熱電対で測定する方法である⁽⁴⁾。この方法は高温に耐える材料を適切に選び核分裂物質の有無による温度補償を行えば、簡単で耐高温用として期待できる検出器であると思われる。

4.2.2 自己出力型γ線検出器 (SPGD)

γ線の場の強さを測定する検出器で、原理は前述の SPND のγ線型で中性子捕獲γ線によらない外部からのγ線に対応する型と同じである。γ線場の強さが主として核分裂によるγ線を反映する場合には、この検出器は中性子強度をγ線を通じて測定していることになりγ線型 SPND である。この場合にはエミッタが中性子捕獲γ線を放出してもよい。しかしγ線の強度のみを測定したい場合には中性子捕獲に伴うγ線を多量に放出するエミッタを選ぶことはできない。一方、例えば、原子炉のシャットダウン後のγ線強度の測定を含めて中性子がほとんど無いγ線場の測定の場合にはエミッタの材料の選択の幅は広がる。

外筒にインコネルを用いた場合の出力電流としては、インコネルの原子番号よりもエミッタのそれが高い場合には正の電流が流れ、低い場合には負の電流が流れる。

サーモメータ型 SPGD⁽⁴⁾ として、鉄片の一端を熱シンクに接続し、両端の温度差を熱電対で測定するものがある。

4.3 特性

4.3.1 時間応答性

β 線型 SPND は、エミッタに生じた β 核種の半減期によって時間応答性が決まる。時間応答性 $S(t)$ は、原子炉中に置かれた β 線型 SPND において、中性子束が単位中性子束 ($1 \text{ n/m}^2\text{s}$) だけ急激に変化した場合の検出器の単位長さ当たりの出力電流の変化であり、次式で示される⁽³⁾。

$$S(t) = ksq \sigma_e \rho \pi D^2 N_A (4A)^{-1} (1 - s \sigma_a \phi t) \exp(-s \sigma_a \phi t) \quad (\text{A/m}) (\text{n/m}^2\text{s})^{-1} \quad (4-1)$$

k : エミッタ中での β 線の自己吸収および絶縁体中での損失を表す係数(無次元)

s : 中性子の自己遮蔽係数(無次元)

q : 素電荷 ($1.602 \times 10^{-19}\text{C}$)

σ_e : エミッタの吸収断面積のうち信号に寄与する反応の断面積 (m^2)

ρ : 密度 (kg/m^3)

D : エミッタの直径 (m)

N_A : アボガドロ数 ($6.02 \times 10^{23} / \text{mol}$)

A : 原子量 (10^{-3} kg/mol)

σ_a : エミッタの中性子吸収断面積 (m^2)

ϕ : 中性子束 ($\text{n/m}^2\text{s}$)

t : 時間 (s)

銀の SPND の応答時間遅れ (約 10 分) を補正するために、約 1 秒毎に検出器出力電流をサンプリングしたデータを用いた動的補償法⁽⁷⁾ で、時間遅れを数秒に短縮でき、定常出力の推定値も 1%以内の不確かさで行うことができる。ロジウム SPND の場合に、動的補償法として、主要極 Tustin 法、直接転換法、Kalman フィルタ法を試み、Kalman 法が 90%到達時間として 6.5 秒を示し、良い精度を与えた⁽⁸⁾。即応型のハフニウム SPND と遅延応答型のロジウム検出器を対に用いて、即応型の校正に遅延型を用いている⁽⁹⁾。長時間の使用において、直流感度は低下しないが応答速度が低下するという現象の原因として、検出器およびケーブルの絶縁抵抗の低下により実効静電容量が低下したことによることを指摘している⁽¹⁰⁾。ケーブルに関しては、遅延応答が現れる原因として、ケーブルの絶縁体中に現れる捕獲中心を電子が満たして行くためであることを指摘している⁽¹¹⁾。

4.3.2 感度、長時間特性

SPND としてのロジウム検出器に比べて、バナジウム検出器の感度は約 1 桁小さく、 γ 線型の SPGD の感度は原子炉中における中性子強度に伴う γ 線に反応するとして約 2 桁小さい。しかし、 $1.11 \times 10^{14} \text{ Bq}$ (3 kCi) 程度の小さな γ 線照射装置においても線源のすぐ

そばでは γ 線検出器として十分に使用できる感度がある。

SPND における出力電流に及ぼす γ 線の影響を小さくするために、中性子吸収断面積の小さい材料でクラッドし γ 線による成分を著しく低減した⁽¹²⁾。SPGD の感度計算を電子エネルギー、絶縁体中の空間電荷効果などを考慮して計算している⁽¹³⁾。コバルト即応型 SPND における熱およびエピサーマル中性子感度の計算法を示している⁽¹⁴⁾。Er、Hf、Gd、Rh、Ag および Co の SPND において、熱、エピサーマル中性子、および γ 線に対する感度、遅延特性を実験的に求めている⁽¹⁵⁾。白金の SPND を 250 ~ 400 °C で 3 サイクル使用し、エミッタの直径が 1.0 mm よりも 0.5 mm のほうが温度上昇に対して安定であることが分かった⁽¹⁶⁾。 γ 線 SPND が熱中性子束にどのように追従しているかを計算によって求め、炉心の境界や頭部、底部において 10 ~ 30% の差があることを示している⁽¹⁷⁾。

エミッタとして 93%濃縮ウランを用い、電荷担体として多価にイオン化した核分裂片を利用する場合には、中性子感度は市販のコバルト検出器の百倍に達するとの報告がある⁽¹⁸⁾。

長時間特性では、消耗率 (Burn-up rate) として、前述したように一般に感度が大きいほど長期的な出力の減衰は大きい。例えばロジウム SPND は $10^{18}n/m^2s$ の中性子場において 1 年間運転した後では 32% 減衰する。ロジウム SPND の 7.5% の感度しかないバナジウム SPND は 1.6% しか減衰しない。サーモメータ型 SPND においては、再生型中性子電離箱のような考え方を取り入れることが出来ると思われる。

4.4 実機の仕様と使用例

図 4-1⁽¹⁾ に示すような構造をしており、コレクタは通常外径 1.5 ~ 3 mm 程度で細く、これに信号伝送用の MI (Mineral Insulated) ケーブル (外径 1 ~ 2 mm 程度) を融着したものである。小型であるため炉心や照射キャプセル内の狭いギャップに挿入出来、高い中性子束のモニターとして用いられている。応答特性が他の検出器に比べてやや遅い。研究としては多くの材質が検討されてきた。しかし実用に供されている SPD としては比較的限られている。表 4-1⁽¹⁾ に実機の仕様の例を示す。

β 線型 SPND としては、 ^{103}Rh と ^{51}V をエミッタとするものがほとんどである。外径 1.57 mm、エミッタ長さ 75 mm の Rh-SPND の熱中性子感度は約 $1 \times 10^{-24} A/(n/m^2s)$ [$1 \times 10^{-20} A/nv$] であり、同一仕様の V-SPND は $6 \times 10^{-26} A/(n/m^2s)$ [$6 \times 10^{-22} A/nv$] である。ステップ入力に対する 90%出力応答時間は Rh が 180 秒、V が 750 秒である。中性子エネルギー依存性に関しては、Rh-SPND の場合、1.1 eV の比較的低いエネルギーに非常に大きな共鳴ピークが存在するため、感度はエネルギーに比較的敏感であると言える。MI ケーブルが比較的高い γ 線の照射を受ける場合が多く、ケーブルにおいて発生する電流を補正するために、MI ケーブルに 2 本の心線を設け 1 本には検出器を接続せず、2 本の出力電流の差をとって γ 線補償を行うこともある。

γ 線型 SPND には Co と Pt がエミッタとして用いられる。Co の場合、中性子捕獲即発 γ 線による電子放出を利用しているので、即応答特性を有している。 β 線型に比べて感度が低いので長いエミッタ長さを持つものが多い。MI ケーブルにおける γ 線補償は β 線型と同様である。

4.5 研究開発の現状

SPND は Hilborn が 1964 年代に精力的に研究開発をしたため、ヒルボーン検出器とも呼ばれることがあるが、その後、1980 年代まで前述のように種々の開発研究がなされてきた。β線型 SPND の応答時間遅れの改善が 1990 年代に入っても盛んに行われた。しかし現在は基本的な特性研究は少ないようである。γ線型 SPND における材料の放射化に伴って現れる応答遅れ特性を改善する研究などがある⁽¹⁹⁾。

SPD の高温における特性に関しては、データが公表されていないようであるが、絶縁材料としてのアルミナの電気伝導度⁽²⁰⁾の測定結果によれば、1000℃において約 $10^6 \Omega \text{ m}$ [$10^8 \Omega \text{ cm}$]なので、エミッタの直径 0.51 mm、外筒（クラッド）の内径 1 mm、長さ 7 cm の検出器における抵抗は $1.5 \times 10^6 \Omega$ になる。ただしこの値は放射線照射下での値ではなく、照射中にはより低下すると思われる。しかし低温における照射下の抵抗値の低下は著しいものの、高温においては温度効果のほうが大きく、照射効果は支配的ではないことが 500℃までの実験結果から予想される。エミッタ、クラッド、および絶縁体に関して、重照射下での特性の試験が望まれる。

参考文献

- (1) 日本原子力研究所東海研究所研究炉部, "研究炉利用ハンドブック", 1995年2月, pp.318-320.
- (2) 若山直昭、江崎正弘、荒 克之、山田邦貴、浮草 寛、片桐政樹、日本原子力学会誌, vol.22, No.12 (1980) p.846.
- (3) ニコラス・ツルファニデイス、阪井英次訳, "放射線計測の理論と演習", (現代工学社、下巻、1986) p.577.
- (4) 関口 晃、「放射線計測概論」(東京大学出版会, 1979) p.162.
- (5) G. F. Knoll, "Radiation Detection and Measurement", 2nd Ed., (Wiley, 1989) p.505.
- (6) R.B. Shields, IEEE Trans. NS, vol.20, No.1 (1973) p.603.
- (7) D.J. Moulin, ASTTA ASTM Spec. Tech. Publ. (Am. Soc. Test. Mater.) No.1228 (1994) p.255.
- (8) G.S. Auh, Nucl. Sci. Eng., vol.118, No.3 (1994) p.186.
- (9) H.D. Warren et al., Nucl. Sci. Eng., vol.88, No.4 (1984) p.486.
- (10) N.H. Drewell, AECL (Atomic Energy Canadian Ltd.)-8265 (1984) p.20.
- (11) C.J. Allan et al., AECL-7154 (1990) p.63.
- (12) M.N. Agu et al., Meas. Sci. Technol., vol.1, No.10 (1990) p.1047.
- (13) A.K. Mahant et al., Nucl. Instr. Meth. A, vol.346, No.1 (1994) p.279.
- (14) A.J. Molina et al., ASTM Spec. Tech. Publ. (Am. Soc. Test. Mater.) No.1001 (1989) p.726.
- (15) M.N. Agu et al., *ibid.*, p.720.
- (16) A.A. Kendoush et al., Atomkernenerg. Kerntech., vol.42, No.3 (1983) p.174.
- (17) N.P. Goldstein et al., IEEE NS, vol.28, No.1 (1981) p.752.
- (18) H. Boeck, Nucl. Sci. Eng., vol.80, No.4 (1982) p.720.
- (19) C. Blandin, 9th Intn. Symp. on Reactor Dosimetry (Prague, Sept.2-6, 1996) E129.
- (20) 四竈樹男、まてりあ, vol.33, No.11 (1994) p.1363.

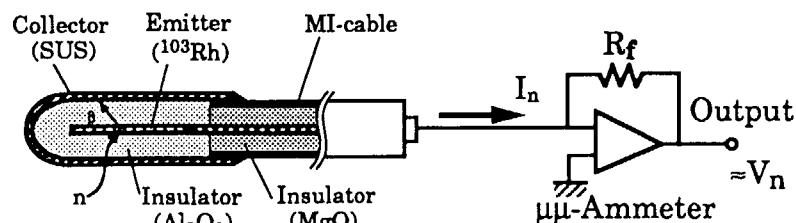
表 4.1 自己出力中性子検出器 (SPND) の仕様例⁽¹⁾

| | β - type SPND ^{*1} | γ - type SPND ^{*2} | γ - type SPND ^{*3} |
|---------|---|---|--|
| 寸法 | | | |
| 検出器外径 | ϕ 1.57 mm | ϕ 1.57 mm | ϕ 1.57 mm |
| ケーブル外径 | ϕ 1.57 mm | ϕ 1.57 mm | ϕ 1.57 mm |
| エミッタ長 | 76.2 mm | 863.6 mm | 406.4 mm |
| 材料 | | | |
| 検出器ケース | ステンレス鋼 | ステンレス鋼 | インコネル- 600 |
| エミッタ線 | ロジウム | コバルト | |
| 検出器絶縁物 | Al ₂ O ₃ | MgO | 白金 |
| ケーブルシース | ステンレス鋼 | ステンレス鋼 | Al ₂ O ₃ |
| ケーブル絶縁物 | MgO | MgO | ステンレス鋼 Al ₂ O ₃ |
| 最大定格 | | | |
| 温度 | 400 °C | 400 °C | 400 °C |
| 圧力 | 13.79 MPa (140.6kgf/cm ²) | 13.79 MPa (140.6kgf/cm ²) | 27.6 MPa (281kgf/cm ²) |
| 中性子束 | 10 ²⁰ n/m ² s (10 ¹⁶ nv) | 10 ²⁰ n/m ² s (10 ¹⁶ nv) | 10 ²⁰ n/m ² s (10 ¹⁶ nv) |
| 作動特性 | | | |
| 熱中性子感度 | 1.0x10 ⁻²⁴ A/(n/m ² s) (1.0x10 ⁻²⁰ A/nv) | 1.4x10 ⁻²⁵ A/(n/m ² s) (1.4x10 ⁻²¹ A/nv) | 1.9x10 ⁻²⁶ A/(n/m ² s) (1.9x10 ⁻²² A/nv) |
| ガンマ線感度 | — | — | 1.5x10 ⁻¹⁹ A/(C/kg/h) (5.8x10 ⁻¹⁶ A/R/h) |
| 応答時間 | 60s | 10 ⁻¹⁰ s | 瞬時 (中性子, γ) |
| 計測範囲 | 10 ¹¹ ~ 10 ²⁰ n/m ² (10 ⁷ ~ 10 ¹⁶ nv) | 10 ¹² ~ 10 ²⁰ n/m ² (10 ⁸ ~ 10 ¹⁶ nv) | > 5x10 ¹⁵ n/m ² (> 5x10 ¹¹ nv) |

* 1 : WL-23215 (Westinghouse 社)

* 2 : WL-23283 (Westinghouse 社)

* 3 : WL-23960 (Westinghouse 社)



Self-powered Neutron Detector(SPND)

図4-1 自己出力型中性子検出器の作動原理と計測回路⁽¹⁾

5. 放射化検出器

5.1 はじめに

一般に用いられる中性子検出器は、中性子を検出するごとに即発的に出力パルスを生ずるしくみになっている。一方、中性子の相互作用によって物質中に生成される放射能を介して間接的に中性子を測定することも可能で、そのような物質の試料を一定時間中性子束で照射してから取り出し、後に一般的な計測方法を用いて誘導放射能を計数する方法もある。こうして測定された放射線から、もとの場所における中性子の数やエネルギー分布に関する情報を導き出すことができる。このように用いられる物質が放射化検出器 (activation detector) と呼ばれている。その原理、応用方法は、たとえば Beckurts と Wirtz の著書等⁽¹⁻³⁾で詳しく議論されている。

中性子反応の断面積は低エネルギー領域で最大になるので、放射化検出器は低速中性子の測定にもっとも広く用いられている。より高い感度を得るためには、中性子反応断面積のより大きな物質を選んで、放射能の測定を容易にすることが必要である。断面積の大きな物質中における中性子の平均自由行程は非常に小さいので、測定対象である中性子束が乱されるのを避けるために、物質の厚さを薄くする必要がある。そこで通常は、放射化検出器の幾何学的形状は箔または細い直径のワイヤとなる。これらは一般に、放射化箔 (activation foil) および放射化ワイヤ (activation wire) とよばれている。他に、粉状物質を押し固めたペレット状のもの、粉をプラスチックフィルムで固めたもの、支持物質に平板状につけたもの、あるいは液状のものなどもある。

このような低エネルギー中性子 (熱中性子・熱外中性子) 検出器には、通常 (n, γ) 反応が利用される。それより高いエネルギーでは、たとえば MeV 領域の高速中性子検出には、 (n, p) 、 (n, α) 、 (n, n') 、 $(n, 2n)$ などのしきい核反応が利用される。さらに、数 10MeV 以上の高エネルギー中性子の検出には、核破砕反応 (spallation reaction) が利用される。ここでは、利用頻度をもっとも高く、標準的な放射化検出器と考えられる、熱中性子検出器に関して述べる。

5.2 原理と構造

5.2.1 放射化と崩壊

もっとも簡単な放射化の方法は、薄い箔や細いワイヤのように、中性子の相互作用の確率が 1 よりはるかに小さい場合である。この場合、中性子束は乱されず、箔の中で放射化の相互作用が起こる時間率 R は次式で与えられる。

$$R = \phi \Sigma \text{act} V \quad (5-1)$$

ここで、

- ϕ : 箔の表面にわたって平均化された中性子束
- Σact : 中性子スペクトルについて平均した放射化断面積
- V : 箔の体積

したがって上式により単位質量当りの放射化率は、中性子束の大きさを直接示すものになる。

箔を照射した場合、生成された誘導放射性核種は放射性崩壊を起こす。この崩壊率は単純に λ で与えられる。ここで λ は崩壊定数であり、 N は存在する放射性原子核の全数を表している。 N の変化率は生成率と崩壊率の差で以下のように与えられる。

$$dN/dt = R - \lambda N \quad (5-2)$$

ここで R は一定と仮定する。これは中性子束が照射期間中変化せず、また標的核の数が測定中に燃焼して減少することが無視できることを意味している。式(5-2)の解を、 $Z=0$ で $N=0$ とすると次式が得られる。

$$N(t) = R/\lambda \times \{1 - \exp(-\lambda t)\} \quad (5-3)$$

箔の放射能 A は λN によって与えられる。すなわち、

$$A(t) = R \times \{1 - \exp(-\lambda t)\} \quad (5-4)$$

したがって、この誘導放射能(induced activity)は図 5-1 のように時間とともに立ち上がり、無限に長い時間照射すると

$$A_{\infty} = R = \phi \Sigma_{act} V \quad (5-5)$$

となる。つまり誘導放射能は式(5-5)で与えられる漸近値、すなわち飽和放射能(saturated activity)に接近していく。具体的には誘導放射能の半減期の3～4倍の時間照射すれば、箔の放射能は飽和値から6～12%以内に達することが計算できる。

時間 t_0 の間照射を行ない、そこで放射能 A_0 の箔を取り去ると仮定すると、

$$A_0 = A_{\infty} \{1 - \exp(-\lambda t_0)\} \quad (5-6)$$

である。中性子束で照射した後、箔はその放射能を測定するために適当な放射線計数装置に移される。この段階でも、放射能は連続的に崩壊しているので、それぞれの時間について十分な注意を払わねばならない。 t_1 から t_2 の間、計数を行なうと、計数値は図 5-1 に示すように、

$$C = \epsilon \int A_0 \exp(-\lambda t) dt + B \quad (5-7)$$

$$C = \epsilon A_0/\lambda \{ \exp(-\lambda t_1) - \exp(-\lambda t_2) \} dt + B \quad (5-7')$$

となる。ここで ϵ は自己吸収効果を含む総合的な計数効率であり、 B は (t_2-t_1) の間に予想されるバックグラウンドの計数値である。

式(5-6)と式(5-7)を組み合わせると飽和放射能は、

$$A_{\infty} = \lambda (C-B) / [\epsilon \{1 - \exp(-\lambda t_0)\} \{ \exp(-\lambda t_1) - \exp(-\lambda t_2) \}] \quad (5-8)$$

となり、式(5-5)から中性子束が評価された。

5.2.2 放射化検出器として用いられる物質

放射化検出器用の物質を選定するに際しては、下記のような数々の核的性質と物理的性質について考慮する必要がある。

(1) 中性子断面積のエネルギー依存性

断面積が大きくなるエネルギーの中性子に対して、検出器は選択的に応答する。中性子捕獲すなわち(n, γ)反応は、通常熱中性子またはその近傍で断面積が最大となるので、この反応が主であるような物質が低速中性子検出器用に選ばれる。他の反応、例えば(n, p), (n, α)または(n, 2n)のような反応が起こるためには、最小エネルギー、すなわちしきいエネルギーが必要である。したがってこうした反応が主である物質は低速中性子には感じない高速中性子検出器の候補になりうる。

(2) 中性子断面積の大きさ

式(5-5)で示されているように、飽和放射能は放射化反応の平均断面積に比例している。したがって、最大の感度は最大の放射化断面積を持つ物質を選ぶことによって得られる。しかし、この特徴は、実際の測定においては中性子束を乱さないように可能な限り中性子吸収確率を小さくする必要があるので、幾分相殺されてしまう。

(3) 誘導放射能の崩壊定数

誘導放射能の半減期は短過ぎてもいけないし、また長過ぎてもいけない。多くの場合数時間程度が適当である。長い半減期の場合は、飽和放射能に接近するのに長い照射時間を要するし、また半減期が増すにつれて比放射能が小さくなる。逆に非常に短い半減期の場合、余分な時間遅れなしに箔を計数装置に移すことの困難さを伴う。また比放射能が高くなるため、計数装置内の不感時間効果の問題をひき起こす可能性もある。

(4) 純度および妨害放射能

不純物による中性子反応の妨害効果を避けるために、しばしば非常に高純度の物質を必要とすることがある。不純物の放射能の半減期が、対象とするものの半減期と十分異なっていれば、この問題は実際上考慮の対象とはならない。短い半減期の妨害放射能(interfering activity)は、計数開始前に少し時間待ちする(冷却時間を長めにとる)ことによって簡単に除去できる。一方、照射時間が比較的短ければ、長半減期の核種は顕著なレベルまでには蓄積しない。

(5) 誘導放射能の性質

放射化反応で生成された核の崩壊は、通常 β 線または γ 線の放出を伴う。 γ 線はその透過性が大きいので、試料中の自己吸収効果を最小にでき、測定に適していることが多い。さらに γ 線のエネルギースペクトル測定は、ベータ線よりもはるかに容易であるので、妨害になる放射能やバックグラウンドを容易に弁別できる。典型的な γ 線計数は効率が高く、計数配置の再現性がよい点からウエル形の NaI(Tl) シンチレータで行なわれることが多い。

しかしながら、場合によっては β 放射能しか生成しない核種が対象となるため、何らかの方法で β 線計数を行なわざるをえない場合がある。この場合には、 2π または 4π 配置の連続ガスフロー比例計数管がよく用いられているようである。

(6) 物理的性質

放射化物質によっては、それが照射される物理的環境を決定する上で、明らかに1つの制約を与えることがある。気体または液体の物質は、放射能の測定妨害となり、取り扱いの不便なキャプセルに封入しない限り、非常に使用が困難である。したがってほとんどすべての放射化検出器は、前述の通り必要な大きさに切断できる金属箔またはワイヤを使用している。

表 5-1⁽⁴⁾に低速中性子検出器としてよく用いられている物質を示す。いずれの場合も誘導放射能は (n, γ) 反応によって生成される。熱中性子領域では、これらの物質はほぼ $1/v$ に従って変化する放射化断面積をもっている。ここで v は中性子の速度である。多くのものは中性子エネルギー範囲 $1 \sim 1000\text{eV}$ で断面積に顕著な共鳴を示す。したがって観測される放射能は、熱中性子によって生成される放射化成分と共鳴領域のエネルギーの中性子による追加成分が混合したものになる。

熱中性子と共鳴中性子の寄与はカドミウム差法(cadmium difference method)として知られている方法を用いて分離できる。カドミウムはその放射化断面積が非常に都合のよい中性子エネルギー依存性を示す金属である。この断面積は約 0.4eV 以下の中性子エネルギーで非常に大きく、このエネルギーで突然低下し、これより上のエネルギーではずっと低い値にとどまっている。したがって厚さ 0.5mm 程度のカドミウムは 0.4eV 以下のエネルギーの中性子を停止し、これ以上のエネルギーの中性子はほとんど減衰なしに通過させる選択性フィルタとして働く。いま表 5-1にある材料の一つから2枚の同形の箔を作り、その一方をカドミウムで覆った場合、裸の箔は熱中性子および共鳴中性子に反応するが、カドミウムで覆った箔は共鳴中性子の寄与のみを示す。両者の放射化量の差をとることにより熱中性子の寄与が決定できる。この方法はカドミウムフィルタが理想的でないための若干の補正を要する。すなわち 0.4eV 以下の中性子をすべて完全に停止するに足る十分な厚さのカドミウムは、より高いエネルギーの中性子に対しても測定にかかる程度の効果をもたらさう。しかしながら、ほとんどの放射化物質に対して共鳴中性子の減衰の補正は数%より小さい。裸の箔の放射能をカドミウムで覆った箔の放射能で割ったものはカドミウム比(cadmium ratio)といわれ、与えられた中性子場の熱化の程度を示すものとしてしばしば用いられている。

表 5-1 の中段に示されているような物質を用いることによって、より高いエネルギーの中性子の測定にも放射化法が使用可能である。このグループで有用なのはしきい反応であり、この反応を起こすためにはある最小値以上のエネルギーの中性子が必要である。異なったしきい値を持つ物質はそれぞれ少しずつ異なった領域のエネルギーの中性子に応答する。与えられた中性子場でこれらのしきい放射化箔の組み合わせを照射することにより、断面積の形状の違いから中性子エネルギー分布を算出することが可能である。このアンフォールディングを遂行するための計算コードが何種類も開発され、かなりの成功をおさめるようになっている^(5,6)。放射化法を用いて精密な中性子束の絶対測定を行なうためにはこの他にも多数の補正が必要である。これらの補正には測定されている中性子に関する箔自体の影響が含まれる。加えて、表 5-1 下段では、更に高エネルギー中性子を対象とした核破碎検出器に使用される物質が紹介されている。

中性子が媒質中で拡散している場合、箔を通過する中性子はその行程からいくらか除去されるために、箔のすぐ近くに中性子束のへこみ(flux depression)が生じる。さらに箔中の減衰すなわち自己遮蔽(self-shielding)によって箔の中心の実効的中性子束が表面

の値より幾分小さくなる。これらの効果は箔を非常に薄くすることによって軽減できるが、そうすると誘導放射能が弱くなって測定上の困難さを生ずることになる。放射化箔による中性子束のへこみと自己遮蔽を説明するのに必要な解析と議論は前出の Beckurts と Wirtz の著書⁽¹⁾に述べられている。

5.3 特徴

中性子放射化検出器にはつぎのような多くの利点がある。

(1) 自由に感度を調節できること

さまざまな断面積の物質を選ぶことによって低中性子束(10^4 個/ m^2s 以下)から原子炉で得られるような高速中性子束までの測定が可能である。

(2) 小型・軽量・安価であること

検出器は薄い箔あるいは小さなペレットであって、測定体系内に空洞をつくらずにもちこむことができる。そして中性子吸収による中性子束の乱れも、箔を適当に選べば無視できる程度に小さいか、少しの計算により補正できる。また安価なため、多くの検出器を用意することによって、多くの測定点での同時照射が可能である。

(3) 放射能測定が照射と別に行なえること

まず照射が行なわれ、その後放射能測定が行なわれるので、測定装置をもち込むことが非常に困難か、あるいは不可能な場所での測定が可能になる。

(4) 適当なエネルギー特性のものが選べること

放射能を生じるさせる反応断面積は、中性子のエネルギーによって変化するが、その形は、核種が異なるごとに異なる。したがって、種々の中性子エネルギー範囲にわたって、それに適した物質をいくつか選ぶことができる。たとえば、前述の通り、あるエネルギー以上の中性子が放射能を生じさせる物質を用いた検出器はしきい検出器と呼ばれ、共鳴ピークをもち、その付近のせまいエネルギー範囲に感度をもつ検出器は共鳴検出器と呼ばれている。

(5) 照射環境を選ばないこと

他の検出器が使用できないような、高温、高圧、高線量等の極端な環境における照射が可能である。また外界への電氣的な接続も不要なので、原子炉の炉心内の定常的な中性子束をマッピングするための測定器として非常に適している。

一方、以下のような欠点もあることに注意が必要である。

(1) 積分測定であること

誘導放射能による中性子束の測定が2つの段階、すなわち照射と誘導放射能測定の段階を経ざるをえないため、刻々変化する時間依存中性子束の測定には使えない。この測定のためには、中性子束を刻々計数する電離箱のような検出器が使われる。

5.4 放射化検出器の実例とその応用例

ここでは、放射化検出器に関連した国内における最近の報告のいくつかを紹介する。これらはいずれも、京都大学原子炉実験所の共同利用研究(平成3年度)において実施

されたものである。

1 つめ⁽⁷⁾は、炉心中央に設けられた小空洞内で種々の箔を放射化する際の箔の固定方法に関する研究である。これは、小空洞内での局所的な中性子スペクトルの変動を極力抑え、平均的なスペクトルを得ることを目的としている。従来は、炉心の半径方向平行な方向（水平）に箔を固定していたが、炉心の縦方向に平行（垂直）とした場合との比較を行っている。本研究では、放射化の箔として Dy（ディスプロシウム）と In（インジウム）を用いている。炉心中央の燃料体から中心の 4 セル分を取り除き、ここにアルミニウム製のホルダーを置いて小空洞を設け、裸およびカドミウム（Cd）カバー付の Dy 箔および In 箔を順次装着して照射した。また中性子束モニター用に Au 箔を空洞に近接する燃料体に装荷して同時に照射した。照射時の炉心出力は、Dy、In とともに中性子吸収断面積が比較的大きいので 2～30 mR/hr 程度におさえ、照射時間も半減期の短い核種であるため 30 分と設定した。照射後の箔の測定はウエル型 HPGe 検出器により、Dy 箔については ¹⁶⁵Dy からの 3 本のピーク（94.7, 279.8, 361.7 keV）、In 箔は ^{116m}In からの 3 本（416.9, 818.7, 1097.3 keV）、さらにモニター用の Au 箔は ¹⁹⁵Au からのピーク（411.8 keV）をそれぞれ計数した。また、Au 箔の重量は化学天秤（メトラ）で実測し、その他の箔については付属のデータシートの値を用いた。本試験で得られた Dy および In の Cd 比は、ともに 3 本の γ ピークから得られた Cd 比を平均した値として評価された。両者核種とも、水平ホルダーを垂直ホルダーの間によい値の一致が示されたため、箔ホルダーを 90 度回転させたことによる放射化率への影響はほぼ無視できると考えられた。

2 つめの研究⁽⁸⁾も、前と同様に小空洞内の微細な中性子束の分布を調査するものである。この種の研究は、DU（劣化ウラン）箔についての Cd 比が、1 枚の箔を炉心で照射したときに 1.16 となり、従来の測定の結果よりも著しく大きな値がえられたことがきっかけになっている。また 3 枚の DU 箔を重ねてサンドイッチ箔としたときに、放射化率および Cd 比が上下対称とならなかったことの説明のためにも、この種の研究が必要である。本研究では、以下の 3 つのケースについて検討している。

- (1) 箔が隣接する燃料セル中のポリエチレン板の中央位置にくる場合
- (2) 箔が隣接する燃料セル中の燃料板の中央の NU（天然ウラン）箔の位置にくる場合
- (3) 箔を 90 度回転させて、隣接する燃料セルの模擬物質に対して垂直となるように置いた場合

上記の(1),(2),(3)の測定のために、それぞれ特別の箔ホルダーを準備し、そのホルダーに取り付けたアルミ板の中空部分に裸および Cd ケース入りの DU 箔を置いて順次照射した。このとき小空洞に隣接する燃料体にモニター用の金箔を置いて同時に照射した。照射位置附近の箔と単位セルの関係を図 5-2⁽⁸⁾に示す。適当な時間冷却した後 ²³⁹Np の γ 線（209.1, 228.2, 277.6, 315.9, 334.3 keV）をウエル型 Ge 検出器で測定して、これより Cd 比を導出した。その結果、ポリエチレンの近くと燃料板の近くでは Cd 比に約 4% の差があり、また箔を垂直に立てた場合は両者の間となった。従来の測定値の多くは燃料板のものよりやや小さかったが、1.16 という大きな Cd 比は現れなかった。

以上 2 件の研究によれば、ホルダーの向きによる放射化率の変動は無視できる程度であると結論できそうであるが、炉内の中性子束の分布をまずきちんと押さえることがこの種の研究の最も基本的なデータとなるため、それを最初に取り組むべきであろうと思われる。

3 つめ⁽⁹⁾は、サンドイッチ箔法を用いたカドミウム比の測定例である。DU 箔を 5 枚

重ねて裸および Cd カバー付で中性子を照射して、熱中性子による感度を上げる工夫をした測定である。また W (タングステン) についてのデータも得るために、W 箔 1 枚および 3 枚重ねのものについて Cd 比を測定した。この測定の方法は、基本的に最初に紹介した Dy と In の方法と同様である。照射時の炉心出力は DU 箔については 30W レンジで約 60%、W 箔では 10 W レンジで約 70% のレベルで、30 分と設定した。照射後の測定は、ウエル型の HPGe である。DU 箔については、 ^{239}Np からの 6 本のピーク (209.8, 228.2, 277.6, 285.4, 315.9, 334.3 keV)、W 箔は ^{187}Re からの 3 本のピーク (479.5, 551.6, 685.8 keV) を計数した。その結果、モニターの箔で規格化した単位質量あたりの飽和放射能は、中心の箔に対してほぼ左右対称の分布が得られ、箔の自己遮蔽の影響をかなり正確に求めることができた。一方、Cd 比については、W 箔については中心箔で最大となり、予想通りの結果となったが、DU 箔については表面から 2 枚目が最大となった。その原因の究明が急務であろう。

4 つめ⁽¹⁰⁾は、サンドイッチ箔法による、In (インジウム 3 枚)、Mn (マンガン 3 枚) と EU (濃縮ウラン) の Cd 比の測定例である。本試験でも、中性子束の微少な変化を考慮して、いわゆる垂直照射による放射化を実施している。炉心中心の燃料体の中央 4 セル分の模擬物質を取り除き、生じたボイドの中央に放射化箔が来るようにアルミ製の円筒を置いた。また、Cd 比を取るための Cd カバーは、厚さ 1 mm のものを用いた。照射時間は、In、Mn については 30 分、EU については 60 分とした。照射後の測定はウエル型の HPGe によった。Mn の場合は、 ^{56}Mn の 846.75 keV、EU の場合は ^{143}Pr の 293.26 keV、In の場合は ^{115}In の 416.89, 1097.05, 1293.400 keV の γ 線を計測し、飽和放射能を求めた。その結果実験によるそれぞれの Cd 比が求められた。この値と、計算によって得られる値を比較検討することが、この研究の次なる課題であろう。

以上が最近の研究の紹介である。放射化検出器の使用については技術的には現在までにほぼ確立されているので、最近では、上記の通りもっぱら箔の形状をわずかに変化させたときのカドミウム比を測定したり、あるいは炉内の中性子スペクトルから推定される計算値との比較を行ったりすることが多いようである。放射化検出器は、物質の選定さえ誤らなければ、非常に扱いやすい検出器であるため、原子炉内等の特殊環境における中性子束測定 (特に低いエネルギー領域のもの) には、効果的な検出器の 1 つであると考えられる。

参考文献

- (1) K.H.Beckurts and K.Wirtz, "Neutron Physics", Springer-Verlag, New York, 1964.
- (2) Glenn F.Knoll, "Radiation Detection and Measurement", 2nd. Ed., 1988.
- (3) W.J.Price, "Nuclear Radiation Detection", McGraw-Hill Book Company Inc., 1958.
- (4) 中村尚司, "放射線物理と加速器安全の工学", 地人書館, 1995.
- (5) L.Kuijpers, R.Herzing et al., Nucl. Inst. Meth., vol.144 (1977) p.215.
- (6) W.N.McElroy et al., AFWL-TR-76-41, 1, 2, 4 (1967).
- (7) 工藤和彦他, "京都大学原子炉実験所共同利用研究報告", 平成 3 年度 (1992) p.287.
- (8) 平川直弘他, "京都大学原子炉実験所共同利用研究報告", 平成 3 年度 (1992) p.285.
- (9) 工藤和彦他, "京都大学原子炉実験所共同利用研究報告", 平成 3 年度 (1992) p.283.
- (10) 平川直弘他, "京都大学原子炉実験所共同利用研究報告", 平成 3 年度 (1992) p.293.

表5-1 放射化検出器の種類とその特性⁽⁴⁾

(a) 熱および熱外中性子検出器^{*1}

| 元素 | 検出器物質 | | | 放射性生成物質 | | |
|----|--|-----------------------------------|-------------------------------------|--------------------------------|-------------------|------------------------------------|
| | 熱中性子 放射化断 面積 ^{*2} (barn) | 共鳴エネ ルギー ^{*3} (eV) | 共鳴放射 化積分 ^{*4} (barn) | 核種 | 半減期 ^{*6} | 主なγ線エネルギー (MeV) ^{*6} |
| In | 145 | 1.45 | 2640 | ¹¹⁶ In | 54.1分 | 0.417(29%) 1.097(56%) 1.294(84%) 他 |
| Au | 96 | 4.9 | 1555 ^{*7} | ¹⁹⁸ Au | 2.7日 | 0.412(96%) 他 |
| I | 5.5 | 20 - 200 | 140 | ¹²⁸ I | 24.99分 | 0.443(17%) 他 |
| Dy | 2600 | 54 | | ¹⁶⁵ Dy | 2.33時間 | 0.0947(3.6%) 他 |
| Co | 36.0 | 135 | 49.3 | ⁶⁰ Co ^{*5} | 5.28年 | 1.173(100%) 1.333(100%) |
| Mn | 13.4 | 330 | 11.8 | ⁵⁶ Mn | 2.58時間 | 0.847(99%) 1.811(2.7%) 2.113(14%) |
| Na | 0.56 | 3000 | 0.24 | ²⁴ Na | 15.0時間 | 1.369(100%) 2.754(100%) |
| V | 4.5 | 4200, 13000 | 2.2 | ⁵² V | 3.76分 | 1.434(100%) |
| Cl | 0.56 | 26000 | | ³⁸ Cl | 37.5分 | 1.642(33%) 2.168(44%) |

(b) しきい検出器^{*1}

| 反応 | 実効しきい エネルギー (MeV) | σ_c ^{*8} (mbarn) | 反応生成物 質の半減 期 ^{*6} | 主なγ線エネルギー (MeV) ^{*6} |
|--|-------------------------|-------------------------------------|----------------------------------|----------------------------------|
| ⁵⁸ Ni(n, p) ⁵⁸ Co | 2.9 ^{*8} | 420 | 71日 | 0.811(99%) 他 |
| ³² S(n, p) ³² P | 3.0 ^{*8} | 310 | 14.3日 | no γ, β線 1.71(100%) |
| ⁶⁴ Zn(n, p) ⁶⁴ Cu | 4.0 ^{*8} | 320 | 12.7時間 | 1.346(0.5%) 0.511β ⁺ |
| ⁵⁴ Fe(n, p) ⁵⁴ Mn | 4.2 ^{*8} | 610 | 312日 | 0.835(100%) |
| ²⁴ Mg(n, p) ²⁴ Na | 6.3 ^{*8} | 60 | 15.0時間 | 1.369(100%) 2.754(100%) |
| ⁵⁶ Fe(n, p) ⁵⁶ Mn | 7.5 ^{*8} | 110 | 2.6時間 | 0.847(99%) 1.811(27%) 2.113(14%) |
| ²⁷ Al(n, α) ²⁴ Na | 8.1 ^{*8} | 130 | 15時間 | 同上 |
| ¹² C(n, 2n) ¹¹ C | 20 ^{*9} | 20 | 20.4分 | 0.511β ⁺ (200%) |
| ¹²⁷ I(n, 2n) ¹²⁶ I | 10 ^{*9} | | 13日 | 0.666(33%) 0.389(34%) |

(c) 核破砕検出器^{*10}

| 反応 | 実効しきい エネルギー (MeV) | σ_c (mbarn) | 反応生成物 質の半減 期 ^{*6} | 主なγ線エネルギー (MeV) ^{*6} |
|--|-------------------------|-----------------------|----------------------------------|--|
| ¹² C(n, spal) ⁷ Be | 30 | 10 | 53.3日 | 0.478(100%) |
| ²⁰⁹ Bi(n, f) | 50 | 150 | — | — |
| Hg(n, spal) ¹⁴⁹ Tb | 600 | 1 | 4.15時間 | 0.165(27.8%) 0.352(33%) 0.388(20.4%) 他 |

*1 W. J. Price (西野浩、関口晃訳) : 「放射線計測」、コロナ社 (1968)

*2 0.025eV に対する値 [Hughes, J. and Harvey, J.A : "Neutron Cross Sections", B.N.L.-325]

*3 最大ピークの位置 [同上]

*4 Macklin, R.L. and Pomerance, H.S. : "Proceedings of the International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy," Vol. 5, p.96

*5 半減期 10.7 分で減衰する ⁶⁰Co はその結果半減期 5.28 年の ⁶⁰Co になる

*6 "アイソトープ手帳 改訂 8 版" 日本アイソトープ協会 (1990)

*7 Kelber, C.N. : *Nucleonics*, 20, 162 (August, 1962)

*8 Moteff, J. : *Nucleonics*, 20, 56 (December, 1962)

*9 Cohen, B.L. : *Nucleonics*, 8, 29 (February, 1951); *Phys. Rev.*, 81, 184 (1951)

*10 Patterson, H.W. and Thomas, R.H. : "Accelerator Health Physics", Academic Press (1973)

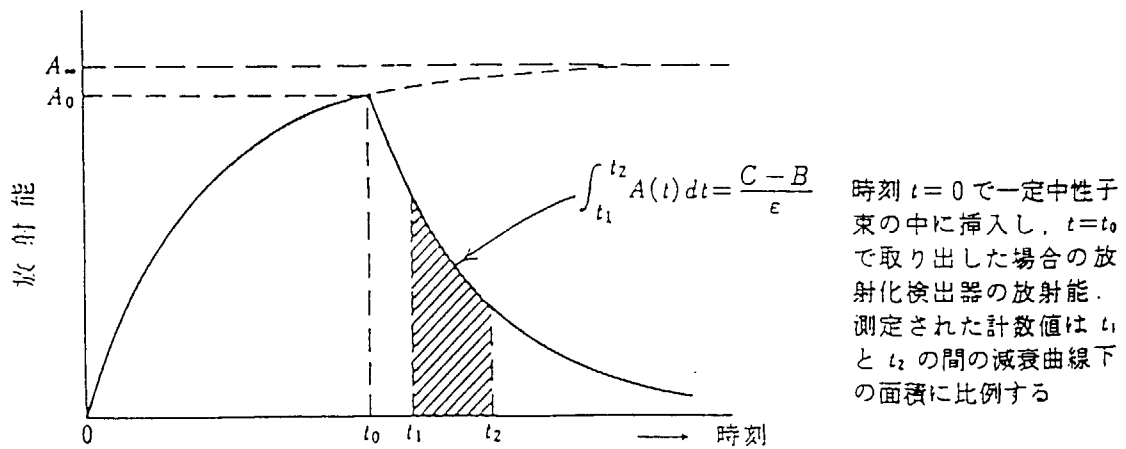


図5-1 放射化検出器の誘導放射能の時間変化

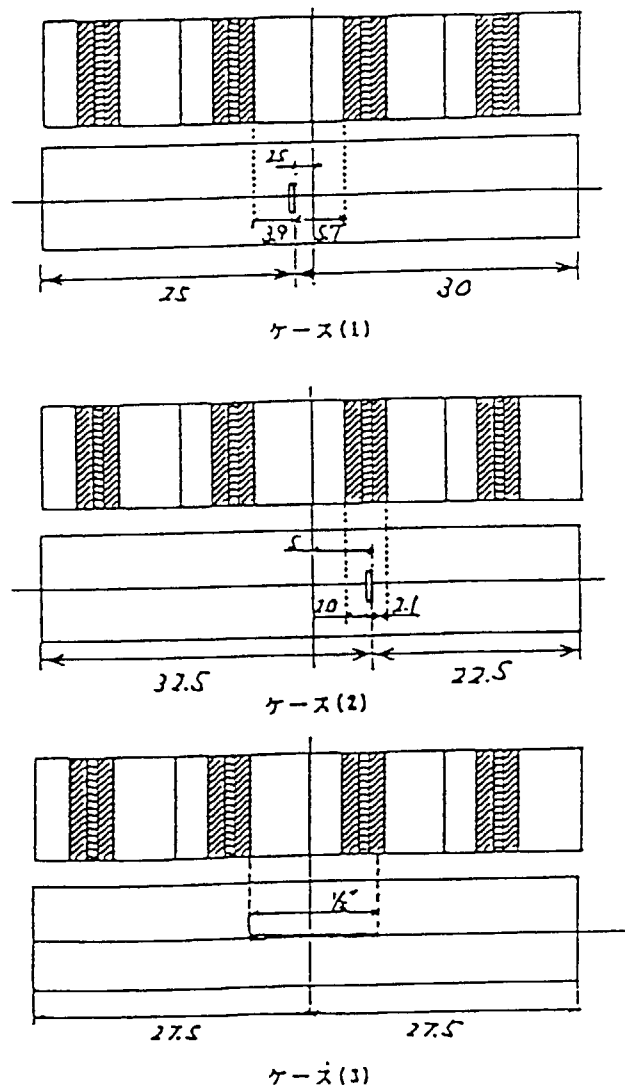


図5-2 放射化箱と隣接する集合体セルの位置関係⁽⁸⁾

6. 光ファイバ

6.1 はじめに

一般に半導体等の機能性材料は放射線に対して極めて脆弱であり、機能性材料・機能素子を用いた原子炉炉心における計装は極めて困難と考えられてきた。HTTR 炉心での計測で見通しの得られているものは熱電対を用いた温度計測などの極めて限られたものであるのが現状である⁽¹⁾。しかし、原子炉の高度化に対応して炉心計装の重要性は強く認識されるようになってきている。特に光学的計装は重要な課題となってきている。光学的計装としてはペリスコープなどの大型設備を用いた試み⁽²⁾がなされてきているが、これらはいずれも高価で汎用性に乏しい。また、HTTR のような高温下での実用は極めて困難である。ここでは汎用性に優れる光ファイバを用いた HTTR における光学的観測の可能性を議論する。

光ファイバには様々な素材のものがあるが、ここでは HTTR 炉心で使用できる可能性が高い熔融シリカを素材とする光ファイバを検討する。以後、特に断らない限り、“光ファイバ”という言葉は熔融シリカ光ファイバを指す。最近の研究から光ファイバは耐熱性に優れ、特定の波長領域では耐照射特性にも優れることが解ってきている。本論ではまず光ファイバを用いてどのような計測が HTTR で可能であるかを示し、その後 HTTR 炉心環境で問題となる熱劣化、照射損傷についての現在の知見を述べる。

6.2 光ファイバを用いた計測

6.2.1 ファイバスコープによる目視装置

第1に考えられるのはファイバスコープを用いた光学イメージ観察である。炉心の光学イメージ観察の重要性は議論するまでもなく、広く認識されている。特に黒鉛を減速材とするガス炉においては炉停止時においてすら炉心の可視性は極めて低く、コールダーホール炉における火災事故においてその必要性が痛感されたことは有名である⁽³⁾。

ファイバスコープは形状がコンパクトで可塑性に優れ、曲折する限られた空間を通じたイメージ観察が可能である。また、その構造上ペリスコープ等の光学機器に共通する要請、つまり光軸を正確に保持することを必要としない。このことはアクセスがほとんど不可能な高温炉心においては極めて重要な特性である。

HTTR でのファイバスコープの実用化にあたっては、

- ①耐熱耐放射線特性に優れる光ファイバ素線の開発
- ②高温高圧ガス環境と両立するファイバースコープ構造の開発

が必要である。耐熱耐放射線特性に優れる光ファイバ素線の開発は後述するように現在進められている。高温高圧ガス環境と両立する構造開発については検討が始められた段階である。参考例として過去に開発された使用済み燃料の目視装置の例を図 6-1⁽⁴⁾に示す。ここでは温度は室温付近であり、常圧の水環境下で照射線量率も 1 Gy/s 以下程度の電子励起のみである。

ファイバスコープによる目視化が可能になると、

- ①保守点検時の目視観察
- ②異常時の炉心目視検査

③炉心内燃料・材料の照射挙動オンライン観察

などが可能となり、HTTRの保守、安全性の向上に多大の貢献をするのみならず、HTTRにおいて計画されている各種研究、開発計画に大きく役立つものと期待される。

6.2.2 光ファイバを用いた放射線計測

1000 Kを越える高温環境においては通常のセラミック系耐熱絶縁材料の電気伝導度は 10^{-5} S/m程度まで増大する。また、高電圧付加により絶縁破壊が容易に生ずるようになる。このため照射効果を考慮するまでもなく、高電圧を用いた放射線計測機器は使えないか、使えても非常にその寿命が短くなる。

照射誘起伝導⁽⁵⁾、照射誘起起電力⁽⁶⁾等の物理現象を利用した機器では高電圧付加は必要なく、HTTRでの電離放射線強度測定に実用できると考えられるが、高温での電極の劣化、MIケーブル末端の劣化、フィードスルーの劣化は深刻な問題である。

一方、光ファイバはその構造が単純であり、基本的に耐熱構造を有している。耐放射線特性に問題がなければ、それを用いた放射線計測はHTTRにおいて有望である。放射線計測の物理的基礎を与える、光ファイバに誘起された照射誘起発光の例は、文献(7)(Fig.5)に示されている。いわゆるチェレンコフ光と考えられる発光が600-1800nmの波長領域で観測されており、また1260nmに今のところ不明の発光ピークが観測されている。

これらチェレンコフ光と1260nm発光は、電離放射線強度と線形の相関を持つことが解っている。また、多くの照射誘起発光は強い温度依存性を持つのに対し、これらの発光はこれまで温度依存性は認められていない。このことはガンマ線強度を温度の影響を受けずに測定できることを示している。炉心のように炉出力、ガンマ線強度と温度が連動し変動する場ではこのことは重要である。つまりこれらの発光の強度を測定することにより、温度に影響されることなく原子炉内でのガンマ線強度測定をすることが可能である。また、炉運転時には局所的なガンマ線強度は局所的な炉出力に連動しており、炉出力のモニタとして利用することも可能である。

これらの他に熔融シリカは450nmに大きな照射誘起発光ピークを持つ。この発光の原因は未だ明らかではないが、特定の構造欠陥が関与していると考えられ、積算はじき出し線量に比例して発光強度が増大する。また、この発光の温度依存性はあまり大きくないとする実験結果が得られている。これらのことは、このピークの発光強度測定により高速中性子フルエンスのモニタが可能であることを示している。

一方、600-650nm付近には照射により誘起された強い光吸収ピーク(複数)が認められる[文献(7)のFig.2]。この吸収の成長は極めて早く、後述するようにHTTR炉心中心部においては短期間で飽和してしまう。また、この吸収は上述の450nmでの発光を例とする可視領域での光測定を阻害する。この吸収帯の成長が極めて遅い光ファイバの開発は重要な課題である。一方で、この吸収の測定によりオンラインでのフルエンスモニターが可能である。

サファイア中の不純物原子クロムからの発光ピークは、690nm付近に明瞭に観察される⁽⁸⁾。このように特定の不純物は特定の波長の発光を出すことは良く知られている。適切な核変換を選択すること、核変換により生ずる不純物からの発光を測定することにより、特定のエネルギー領域の中性子フルエンスを測定できる可能性がある。

6.2.3 光ファイバによる温度測定、ガス測定

HTTR 炉心において、現在見通しの立てられている唯一の測定は熱電対を用いた温度計測である。しかし、高温不純ヘリウム環境下、しかも照射環境下で長時間健全性を保つ金属材料は現在のところ知られていない⁽⁹⁾。現在の熱電対のシース材は HTTR 炉心環境では強い腐食を受けるものと考えられる。また、長時間の使用に際しては、異種金属接合面での相互拡散、核変換等による起電力の劣化は避けられない。

1100 K 付近の原子炉 (JMTR : Japan Materials Testing Reactor) 照射においてサファイアの温度計測をした時の試料等の配置は、文献(8,10)に示されている。サファイアにクロメル・アルメルの熱電対、及び光ファイバが挿入されている。挿入された光ファイバで測定された発光においては、上述したように熔融シリカからの 450nm の発光、600-1800nm でのチェレンコフ発光、及び 1200nm 以上で顕著な黒体輻射が認められる^(8,10)。この黒体輻射強度から計算により求めた温度と熱電対からの温度との間には、図 6-2 に示すように、非常に良い一致が認められた。また、一致は高フルエンスまで持続し、光ファイバによる温度測定が照射下で劣化しないことが実証された。以上の結果は、光ファイバによる HTTR 炉心での温度計測、及びサーモメータとしての炉出力計測が現実的であることを示している。

また、ガス原子は放射線下で特有の波長の発光・吸光を行う。この発光・吸光を光ファイバで測定することにより、HTTR の冷却ガスであるヘリウムの圧力変化、特定の不純物濃度のモニタリングを行える可能性がある。

6.3 光ファイバの HTTR 炉心環境での共存性

光ファイバを上述のような目的に使用するためには、光ファイバの特性が HTTR 炉心環境で長期間安定に保持される必要がある。光ファイバの HTTR 炉心環境での特性劣化の要因としては大きく次の二つが考えられる。

- ①熱的劣化
- ②照射損傷

6.3.1 熱的劣化

熱的劣化については著者らの研究⁽¹¹⁾において、光ファイバの優れた耐熱特性が観察された。すなわち、1070K の大気中における 850nm での光伝送特性の時間依存性において劣化は認められなかった。また、水素添加の効果も認められておらず、大気中での劣化がないことと併せて、酸化、還元雰囲気の効果も小さいものと推定される。最終的には HTTR 炉心環境である高温不純ヘリウム効果を実証する必要が残されている。

6.3.2 照射損傷

HTTR 炉心環境のような重照射環境での照射損傷については、近年研究が緒についたばかりである。現時点での理解を以下に述べる。

6.3.3 シリカの特性及び照射効果

(1) 熔融シリカ・コア光ファイバの光伝送特性

光ファイバはコア及びクラッドより構成され、コア/クラッド界面での全反射を利用して光を伝送する。本調査のような使用環境では通常、コア/クラッドとも熔融シリカ

が用いられ、添加元素によりそれぞれの屈折率を変化させ、界面の反射率を制御する。

熔融シリカは約 200-4000nm の波長範囲にわたって優れた光伝送特性を示すことが知られている⁽¹²⁾。伝送ロスはこの波長範囲で $1-10^3$ dB/km 程度であり、重照射下で使用される長さ 1m 程度を考えた場合、伝送損失は 10^{-3} dB と非常に小さい。つまり、近紫外から遠赤外の範囲で優れた伝送特性を示す。

今検討対象となる波長領域、300-2000 nm (紫外から赤外) 付近での、透明絶縁系セラミックスにおける光吸収はこの波長に対応するエネルギー準位を持つ電子により生ずると考えられる。理想的な透明石英、サファイアなどの光学結晶ではこれら準位は不純物、構造欠陥と関連してのみ現れる。熔融シリカは長い工学的歴史を持ち現在製造されているものは非常に純度が高く、通常含まれる不純物は OH ラディカル(水酸基)である。この OH ラディカルは、近赤外から赤外で大きな吸収を示す⁽¹²⁾。また、サファイアにおいて知られているように、酸素空孔等の格子欠陥が紫外領域での吸収に寄与することが考えられる。非化学量論組成範囲が殆ど存在せず、熱平衡では極微量の酸素空孔しか許容しないサファイアと比較して、シリカが酸素欠乏側に大きな許容組成を持つことは良く知られている。

(2) シリカの構造と照射効果(一般)

共有結合性が強いセラミックスであるシリカは基本的には珪素で構成される四面体を酸素が 3 次元的に結合させた構造であり、陰イオンである酸素が稠密構造を取ることで近似的に理解されるイオン結合性の強い結晶構造(例えばアルミナにおけるコランダム構造、マグネシアにおける岩塩構造)とは大きく異なる。つまり、多数の派生構造を持ち、充填密度が小さい。シリカの中で高温形石英が最も密な構造を有し、その密度は 2.65 Mg/m^3 とアルミナ、マグネシアの 3.96 、 3.95 Mg/m^3 と比較して小さいが、光ファイバに用いられる熔融シリカはさらに小さな密度を持つ。

熔融シリカはガラス構造であると言われるが基本的には上記四面体の結合構造である。空隙の大きな構造であり、重照射により体積を減少させるのが特徴である(通常稠密構造に近いアルミナ等ではスウェリングにより膨張する)。アルミナ、マグネシア等のイオン結合性結晶においては、照射により電子的欠陥及び空孔、侵入型原子等の構造欠陥、及びそれらの複合体が生成される。このモデルは複雑であることと、電子的欠陥が存在することを除けば基本的に金属における照射欠陥と同様である。一方、共有結合性のシリカにおいてはこのようなモデルは必ずしも適切に照射効果を表してはおらず、むしろ、有機化合物における結合の切断、架橋等のモデルが使われる場合が多い。

これまで同定されている欠陥のリストとその構造の例は、文献(13)に示されている。通常、金属系材料、イオン結合性材料において使われる、

空孔 (Vacancy)

侵入型原子 (Interstitial)

ホール (Hole)

捕獲電子 (Trapped electron)

に対してシリカでは

架橋酸素 (Bridging Oxygen) : 2 個の Si と結合した酸素 Si-O-Si

非架橋酸素 (Non Bridging Oxygen) : 1 個の Si とのみ結合し、1 つのダングリング
ボンドを持つ酸素 Si-O-

非架橋酸素ホールセンタ (Non Bridging Oxygen Hole Center, NBOHC) : 上記のもの

でダングリングボンドにホールを持つもの Si-O^0

ペロキシ結合(Peroxy bond) : 酸素-酸素の直接結合 O-O

ペロキシ架橋(Peroxy bridging) : ペロキシ結合を介した四面体結合 Si-O-O-Si

ペロキシラディカル(Peroxy Radical or Superoxide Radical) : 珪素に関して見かけ上

5個の酸素が結合したもの Si-O-O^0

などの用語が使われる。

照射効果は通常電子的なものと構造的なものに分けて議論するが、特に金属においては放射線の電子的な効果 (Electronic excitation, Ionization) は原子的な効果 (Atomistic Displacement) へは通常は転化しない。しかしながら、セラミックス材料、絶縁物の中には電子的欠陥が構造欠陥へと転化するものがある。これをラディオリシス (Radiolysis) と呼ぶ。熔融シリカにおいてはラディオリシスが生ずることが報告されており、純電離放射線 (原子のはじき出しを伴わない放射線、物質の電子系にのみエネルギーを付与する) による照射でも構造欠陥が生成される。熔融シリカに内在する構造欠陥、OH 等の不純物がこのラディオリシスを助けるとの結果が報告されている。

これらのことから、一般にシリカの照射効果は極めて複雑であり、物性物理の領域での照射欠陥の同定がなされているのみで、重照射における欠陥構造、そのエボリューション等についてはほとんど理解されていないのが現状である。

(3) 材料試験炉による照射結果

原研の材料試験炉 (JMTR) は、HTTR と同等ないしはそれを上回る高フラックスの核分裂中性子炉である。

JMTR 起動時における可視領域での光吸収の成長の様子は、文献(7)に示されている。大きな光吸収が照射初期より生成する。ここでの照射長さは約 1 m であり、原研の JMTR (Japan Materials Testing Reactor) の 50MW 到達時での可視領域の吸収強度は、ほぼ 10^5 dB/km を上回る。高速中性子フルエンスにして 10^{24} n/m² 程度、電離放射線線量として 10^9 Gy 程度まで照射した光ファイバでは可視領域における透光性がほとんど逸失している。

一方、可視領域での光吸収の成長を検討すると、吸収は主に 630nm 付近にピークを持つ吸収帯によること、また、300nm より短波長側にピークを持つ吸収帯が存在することがわかる。これらはこれまでに報告されている E' センタ及び NBOHC による吸収に該当すると考えられる。純電離放射線であるガンマ線照射の場合には、1000nm 付近までに広がる吸収の成長が認められるが、原子炉照射では吸収は 700nm より短波長側に限定される。また、E' センタより NBOHC の寄与が相対的に大きいのが特徴である。基本的には原子炉照射では、可視領域の吸収は NBOHC と呼ばれる吸収に支配されていると考えられる。

NBOHC による吸収強度はほぼ線量率に比例することが実験から推定される。14MeV 中性子による照射結果と合わせると、NBOHC による可視領域の吸収は初期には線量に比例して増大し、最終的には線量率に比例する吸収強度で飽和すると推定される。飽和吸収強度は高速中性子束 10^{17} n/m²s、電離放射線線量率 10^3 Gy/s において 10^5 dB/km 程度であり、 10^{16} n/m²s、 100 Gy/s、では 10^4 dB/km (10 dB/m) 程度と見積もられる。また、NBOHC と考えられる吸収の成長は、ファイバの応力状態に依存する可能性がある。

上述のように原子炉照射では大きな吸収の成長は 700nm 以下に限定される。これははじき出し損傷により 700-900nm 付近の吸収に寄与する欠陥がブリーチ (bleach) されるためと考えられる。このため重照射下においても 700nm 以上での良好な光伝送特性は維持

される。850nm における吸収は光ファイバを信号伝送に用いる場合の伝送特性評価として広く調べられている。純電離放射線であるガンマ線照射では 850nm での吸収は照射量の増大と共に飽和する傾向を示すが、原子炉照射ではほぼ線形に依存し、飽和挙動は示さない。しかしながら、光ファイバの種類によっては 850nm での伝送特性の劣化は非常に小さく、 10^{24}n/m^2 までの高速中性子照射に対してほぼ無視出来る。概略として照射により誘起される光吸収は $1\text{-}5\times 10^3$ dB/km 程度である。この内、2 dB 程度は動的照射効果であり、照射下でのみ観測される。ここでは高い OH 濃度を持つファイバの特性劣化が顕著である。

劣化に対する温度依存性に関するデータは少ない。前述の核融合装置 TFTR の結果では室温より 200 °C 程度の高温でのほうが光ファイバの劣化が少なかったとの報告がある。JMTR での上述の結果は主として 90-150 °C で照射された結果である。照射後焼鈍試験では 300-800 °C にかけての焼鈍で光伝送特性が特に可視部で回復することが報告されている。光ファイバは基本的に耐熱特性に優れる構造となっており、これらの結果は光ファイバを高温で使うメリットを示唆している。

(4) これまでの照射結果のまとめ

熔融シリカ・コア光ファイバは放射線照射下で 1000nm 以下の波長領域に光吸収帯を成長させる。高速中性子を伴う照射ではこの吸収は主に 700nm 以下に限定される。高速中性子を伴う照射において可視領域での吸収は主として 600-650nm に中心を持つ NBOHC によるものと 180nm に中心を持つ E' センタによるものとで構成される。この内可視領域での吸収は高速中性子を伴う照射では NBOHC の寄与が大きい。NBOHC による吸収は初期には線量に比例して増大するが、ある一定値で飽和する傾向がある。現在の最も良好なファイバではこの飽和値はほぼ $0.5\text{-}1\times 10^4$ dB/km / ($10^{16}\text{n/m}^2\text{s}$) 程度と考えられる。700nm より長波長側では照射に伴う劣化は小さく、線量に比例しほぼ、 $1\text{-}5\times 10^3$ dB/km / (10^{24}n/m^2) 程度と見積もられる。光ファイバの照射下での光伝送特性の劣化には内部応力が関係している可能性があり、なるべく応力が負荷されない状態で使うことが望ましい。

光ファイバの照射による劣化は温度依存性があることが考えられる。室温より高温のほうが劣化は少ないと考えられる。

6.4 まとめ

光ファイバは耐熱性に優れ、また高温においては耐照射特性にも十分優れると考えられる。今後の耐熱・耐照射特性の改善と相まって、光ファイバを用いて多様な計測が HTTR 炉心では可能である。

参考文献

- (1) 若山直昭他、日本原子力学会誌, vol.22 (1980) p.845.
- (2) 斎藤伸三、流れの可視化, vol.2 (1982) p.38.
- (3) M.Gowing, "Independence and Deterrence", Britain and Atomic Energy 1945-1952, Macmillan, London, 1974.
- (4) 黒岩孝雄他、大日本電線時報, No.71 (1986).
- (5) T. Shikama et al., ASTM STP-1125, 776 (1992).

- (6) T. Shikama et al., Nucl. Instr. Meth. B, vol.122 (1997) p.650.
- (7) T. Shikama et al., J. Nucl. Mater., vol.212-215 (1994) p.421.
- (8) T. Shikama et al., ASTM STP-1325 (1997) 1079.
- (9) 科学技術庁金属材料技術研究所, "高温還元ガス利用による直接製鉄技術の研究開発", [超耐熱合金の研究開発] -最終成果報告書- (1981).
- (10) F. Jensen, T. Kakuta, T. Shikama, T. Segawa, M. Narui and M. Nakazawa, Fusion Eng. Design, vol.42C (1998) p.449.
- (11) 四竈樹男、未公開文献.
- (12) D. Griscom, Radiation Effects in Materials for Fusion Diagnostic Systems, Princeton (1991) p.19.
- (13) F. Agullo-Lopez, C.R.A. Catlow, P.D. Townsend, "Point Defects in Materials", Academic Press, London, 1988, pp.149-178.

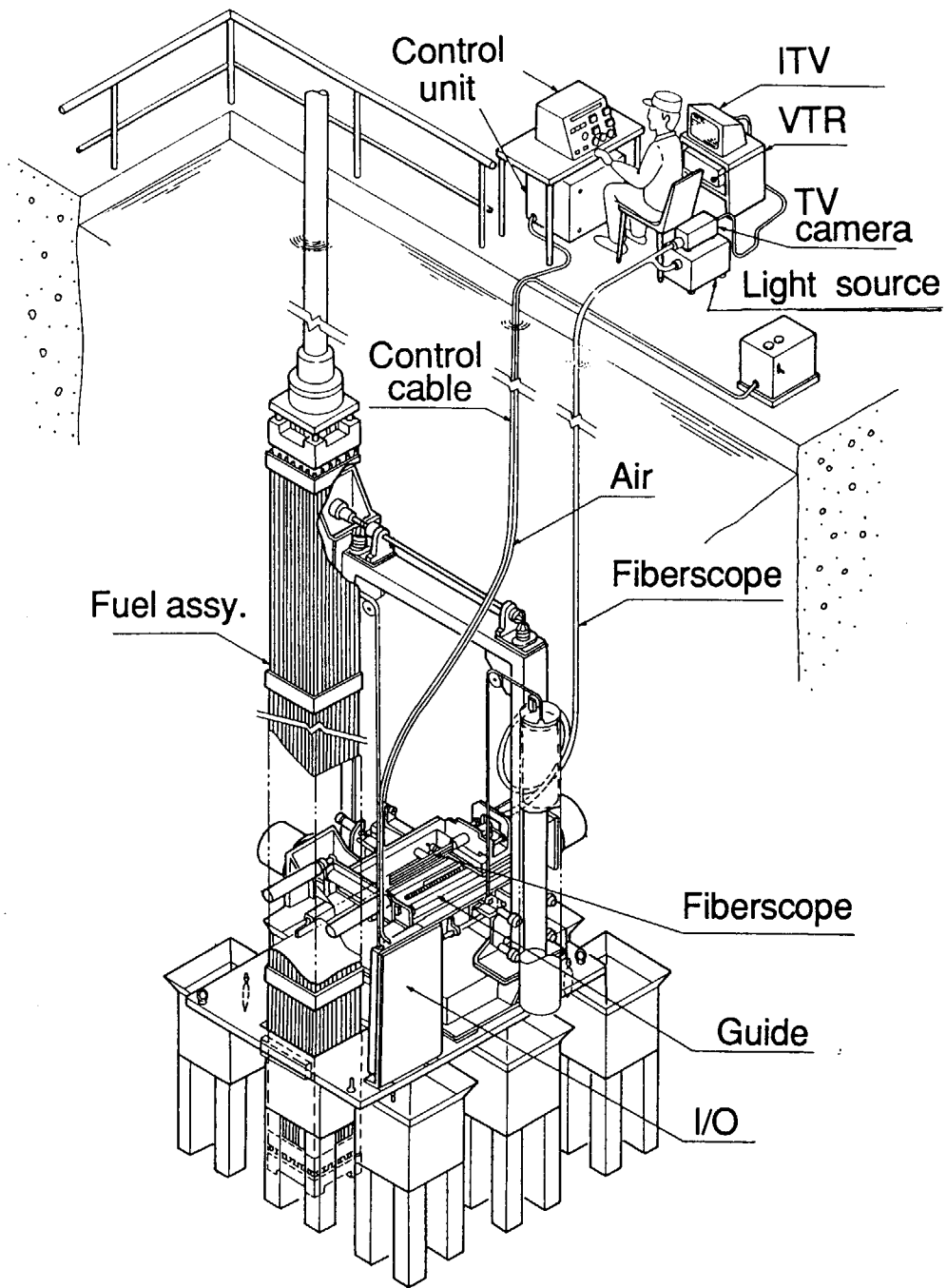


図6-1 光ファイバを用いた照射後燃料集合体検査装置の例⁽⁴⁾

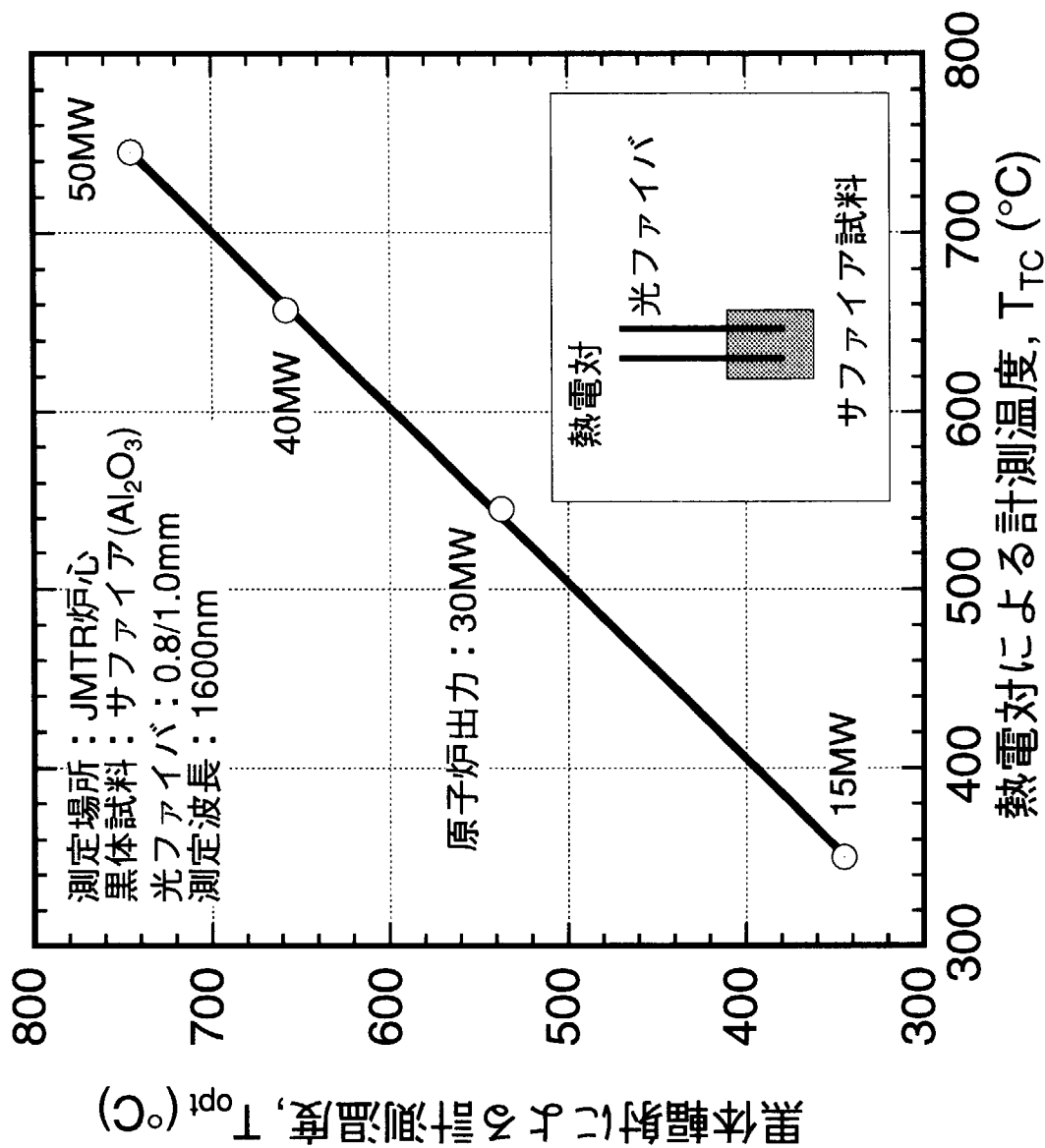


図6-2 サファイア試料からの黒体輻射と熱電対による温度計測の比較

7. 高温高放射線場で使用可能な計測技術の検討結果のまとめ (国内調査)

7.1 はじめに

本章は、第2章から第6章の検討結果をまとめたものである。

第2章から第6章に述べたとおり、「高温照射試料の線量計測の検討」として、高温高放射線場で照射線量(中性子)を計測する計測器を開発するために必要な課題を、①小型核分裂計数管、②小型核分裂電離箱、③自己出力型検出器、④放射化検出器および⑤光ファイバの炉内検出器の5つについて、日本国内の情報を中心に調査検討した。その調査結果を踏まえ、各検出器の特徴、限界および利用の可能性について検討したので、検討結果の概要を以下の各節にまとめる。

なお、高温高放射線場での照射線量(中性子)計測について、ロシアにおける種々の検出器についての開発状況に関しても調査を行ったので、その結果を付録1に述べる。

全体的な結論は、第8章にまとめる。

7.2 小型核分裂計数管ならびに小型核分裂電離箱

第3章にも述べた通り、核分裂計数管および核分裂電離箱は、いずれも検出部に核分裂性物質を用いて、そこに入射する中性子による核分裂反応を利用したものであり、その信号をパルスモードで用いるか、電流モードで用いるかによって分類される。

パルスモードでは、波高弁別によりガンマ線を除去できるという長所がある反面、計数率は一般に 10^5 個/秒に制限される。ただし、高速ガスの使用や電離箱の設計、パルス処理回路の工夫により 10^7 個/秒まであげることも可能である。中性子束が高くなりパルス計測が困難になると、電流モードで測定することになる。電離箱構造の最適化とイオンの移動度が大きいガスを選択することにより、測定可能な最高中性子束を引き上げることができる。

HTTR 原子炉内での放射線検出器の使用条件は、

熱中性子束 : 7×10^{17} n/m²s

高速中性子束 : 2×10^{17} n/m²s

γ線線量率 : 1×10^2 Gy/s

使用温度 : 400 ~ 1100 °C (当面の目標としても、600 ~ 700 °C)

となっており、特に使用温度の点で厳しい条件のものとなっている。

若山(原研)ら⁽¹⁻²⁾は、600 °C以上の高温耐熱性と、速くかつ大きなパルス特性が両立する核分裂計数管・電離箱の開発研究を進め、構造金属材料(高ニッケルの含有率のニッケル、クロム、鉄の合金)、充填ガス[アルゴン(94%)、窒素(5%)、ヘリウム(1%)]、構造上の工夫(高温膨張差吸収構造)などにより大きな進展を見ている。

しかしながら、炉内計装を考えれば小型であることが要求され、例えば照射キャプセル内での in situ の測定を行うとすれば外径 2 mm φ、長さ 70 mm といった超小型のものが一例として考えられている。小型化を図った場合、電極間隔が狭くなり十分な絶縁抵抗を得ることが難しく、高温下ではさらに絶縁抵抗が悪くなる。前述の若山らによって製作された核分裂計数管電離箱は外径 10 mm、有感長 80 mm であり、市販のものを見る

と、若山らによるものよりも大きいものがほとんどであり、ウエスチングハウス社に外径 2.3mm、長さ 66mm といったものが見られるが、これは耐久温度が 121 °C とかなり低く、使用目的に合致しない。

HTTR の炉内計装への実用という視点から考えた場合、この小型化という点においてさらなる研究開発の必要性があり、核分裂計数管・電離箱は、自己出力型検出器をはじめとした他の検出器に一步譲らざるを得ないと言えよう。

7.3 自己出力型検出器

HTTR 原子炉内での検出器の使用条件の内、最も厳しい条件は使用温度が高温(400 ~ 1000 °C 程度)であることである。自己出力型検出器 (SPD) に関して耐高温の観点から検討した。結果を以下に述べる。

- 1) SPD の有利な点： 基本的には高温、高放射線場における使用に向いている。
 1. 外部から電圧を印加しないため、高温における熱励起電子電流の影響は少ない。
 2. 絶縁物が電極間に存在し、絶縁物のバンドギャップが 5~7 eV あるため、~1000 °C、あるいはそれ以上での高温においても絶縁物における励起電子はほとんどなく無視し得ると思われる。
 3. 検出器は高温に耐える材料で構成し得る。ただし、絶縁物に関しては SPD の絶縁物として良く用いられるアルミナの電気抵抗に関する実験結果からは、放射線照射下においても 1000 °C 近くにおいて $10^6 \Omega \text{ m}$ ($10^8 \Omega \text{ cm}$) 程度の固有抵抗である。従って、1 $\mu \text{ m}$ の厚さにおいても約 $10 \text{ k } \Omega / \text{m}^2$ の抵抗を有し、十分使用に耐えると思われる。他の電極材料についても 1000 °C 程度に耐える材料はある。
- 2) SPD の不利な点： 一般的に感度が低い。
 1. 中性子に対しては、 β 放射化法と捕獲 γ 線法があるが、前者は生成核種の半減期相当の応答時間遅れがある。初期の電流変化から飽和値を計算機によってすばやく予測して応答時間遅れを実質的に無くする方法があるが、基本的には即応答型ではない。後者の捕獲 γ 線法は即応答型であるが、核分裂片からの γ 線の影響がある。サーモメータ法も熱容量相当の時間遅れがある。
 2. γ 線測定用に光電効果やコンプトン効果による電子を測定する方法があるが、吸収線量の単位で γ 線強度を測定することはやや困難である。
 3. 一般的に感度は低く、そのために構成材料の放射化の影響を受けやすい。補償導線の方法が採られている。
- 3) 検討して行くべき点： 1000 °C 程度に耐える検出器を開発することが出来るかどうかに関して、次のような検討をして行く必要があると思われる。
 1. 市販の SPD は耐高温を意識して作られていない。耐高温用の SPD を作製して耐高温性を検討すべきである。
 - ・絶縁物の厚さを大きくする。電極間の絶縁物とリード線の絶縁物の厚さの検討
 - ・絶縁物の材料として酸化マグネシウムか酸化アルミニウムのどちらがよいか
 - ・絶縁材料やリード線の材料は何がよいか。SS316 か Inconel-600 か。一般にニッケル系がよい。
 2. 常時使用すれば寿命は短いですが、必要なときに使用すれば長く使用できるような検出器は価値があるか。Gd の捕獲 γ 線や B の励起 γ 線などの使用。

3. 核分裂片、 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ などの荷電粒子の直接的な利用の可能性の検討
4. 交流熱雑音の発生の可能性とフィルタリングの可能性

以上のいくつかの点について、耐高温の観点から設計、試作し性能を検討すべきである。SPDは耐高温性からは有望な検出器である。見通しとしては1000℃近い高温で使用できるSPDを作成することが可能であると思われる。

また、エネルギー弁別の可能性も検討すべきである。中性子に対してはしきい値反応物質の利用、 γ 線に対しては吸収係数の相違の利用などが考えられる。

7.4 放射化検出器

放射化検出器では、通常カドミウム差法 (cadmium difference method) によって熱中性子と共鳴中性子を分離する。カドミウムの断面積は約0.4eV以下の中性子に対して非常に大きく、それを超えるエネルギーでは無視できる程度に小さくなる。したがって放射化検出器では、カドミウムは一種のエネルギー選択性のフィルターとして利用される。HTTRでの線量計測では、この手法をうまく利用して、放射化箔をカドミウムで覆った素子を用いれば、目標とするエネルギーの中性子線量を積分測定できる可能性がある。放射化検出器は他に比して小型で感度の調整も比較的容易な検出器なので、炉内部等の高線量環境での測定には有効であると考えられる。

しかし、HTTRの内部温度は、最高時には1000℃程度になることが推定されている。他の検出器でもこのような超高温場での測定では何らかの問題が生ずると考えられるが、放射化検出器もその例外ではない。この方法では自己遮蔽の影響を小さくしかつ放射線場を乱さないために、素子の厚さを1mm以下にするのが一般的である。したがって、このような素子が超高温環境下での安定した測定に耐えることは非常に困難と考えられる。

例えばカドミウムの融点は321℃、沸点は764℃である⁽³⁾。したがって、素子に特別な工夫をしない限り、HTTRでの線量計測においてカドミウムの単体を利用することは不可能である。

HTTRでの線量計測において放射化検出器を応用するためのひとつの可能性は、カドミウムの化合物の使用にあると考えられる。融点が高く、安定した化合物があれば、それを適切に用いることによって、厳しい高温環境での計測が可能になるかもしれない。カドミウムの化合物のうち、融点が800℃以上の物質⁽⁴⁾を、表7-1にまとめて示す。

以上に挙げた融点の非常に高いカドミニウム化合物の中で、水溶性の強い硫酸カドミニウムは非常に扱い難いと考えられるが、それ以外の化合物にはHTTRでの線量計測での利用の可能性もあるかもしれない。今後の研究に期待したい。

7.5 光ファイバ

光ファイバの素線の特性として、①耐熱性が良好であること、②耐放射線に優れていることがあげられる。耐熱性は良好であるが、被覆には耐熱性がないことに注意が必要である。また、耐放射線性は、赤外領域では良好であるが、可視領域では劣化する。

システムとしての特性についても、①耐熱性が良好であること、②耐放射線に優れていることが挙げられるが、その構造を検討する必要がある、そのためには比較的大規模な開発が必要とされよう。

期待される用途としては、

- ・ファイバースコープを用いた可視観察、赤外観察
- ・温度計測
- ・ガンマ線束計測

が挙げられる。

参考文献

- (1) 若山直昭、江崎正弘、荒克之、山田邦貴、浮草寛、片桐政樹, "高温ガス炉計装用各種センサーの現状と開発研究課題", 日本原子力学会誌, vol.22 (1980) p.845.
- (2) Wakayama, N., Yamagishi, H., Tomoda, T., Kawashima, K., "Development of fission chamber for high-temperature reactors", Proc. IAEA Symp. on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, vol. II (1978) p.243.
- (3) 国立天文台編, "理科年表", 机上版, 丸善 (1998) p.467.
- (4) 日本化学会編, "化学便覧 基礎編 I", 改訂4版, 丸善 (1993) p. I -134, I -135.

表 7-1 カドミウム化合物の性質 [融点が 800 °C 以上のもの、文献(4)より抜粋]

| 化学式 | 化合物名 | 式量 | 色 | 結晶系 | 融点(°C) | 水溶性,備考 |
|---|-----------|-------|----|-------|----------------|--------|
| CdF ₂ | フッ化カドミウム | 150.4 | 無 | 立方 | 1049 | 溶、毒性 |
| CdO | 酸化カドミウム | 128.4 | 褐 | 立方 | >1500 1559* | 不 |
| CdS | 硫化カドミウム | 144.5 | 黄橙 | 六方;立方 | 980* | 不 |
| CdSO ₄ | 硫酸カドミウム | 208.5 | 無 | 斜方 | 1000 | 易 |
| CdSe | セレン化カドミウム | 191.4 | 暗赤 | 六方;立方 | 1260 | 不 |
| CdTe | テルル化カドミウム | 240.0 | 黒 | 立方 | 1041 | 不 |
| Cd ₃ (PO ₄) ₂ | リン酸カドミウム | 527.1 | 無 | | 1500 | 不 |

* : 昇華の顕著になる温度

8. まとめ

本報告書では、高温ガス炉の核計装としての高温高放射線場における中性子計測器について、開発に必要な課題を調査検討した。

取り上げた検出器は、①小型核分裂計数管、②小型核分裂電離箱、③自己出力型検出器、④放射化検出器および⑤光ファイバ等の炉内検出器の5つであり、日本国内の情報を中心として現状をまとめた。検討の結果、以下の結論を得た。

1. 高温高放射線場における線量計測では、その過酷な使用条件から、検出器応答特性のみならず、絶縁特性の劣化や高電圧の印加などにも配慮した検出器の選択が必要となる。また、炉内計装という観点からは、検出器の大きさにもかなりの制約があり、小さなサイズのものが要求される。

以上の観点を総合的に判断すると、自己出力型検出器が最も有利な検出器であると考えられ、さらに高温での使用に耐えるような研究開発を進めるとともに、光ファイバの特性を活かした検出系の研究開発も合わせて行っていくのが望ましいと考えられる。

2. ロシアに関して行った海外調査の結果（付録1参照）からは国内調査におけるものとほぼ同様な結果が得られたが、炭化ケイ素を用いた半導体検出器に可能性が期待できるものとの情報が得られた。

謝辞

本報告書に述べた調査の実施にあたっては、「高温放射線下での照射線量評価タスクグループ」の菊地孝行氏（原研高温工学試験研究炉開発部 HTTR 技術開発室）及び石原正博氏（核熱利用研究部高温照射研究室）に協力を頂いた。また、石野葉委員長をはじめとする HTTR 利用研究委員会の委員の方々、並びに林喬雄前部会長、中澤正治部会長をはじめとする「高温照射技術・その他原子力関連専門部会」の専門委員の方々に助言を頂いた。（株）国際広報企画（担当：副島忠邦氏）には、原研からの委託による報告書作成の編集作業を担当して頂いた。

本報告書に掲載した図表および本文の一部については、日本原子力学会、（株）地人書館、及び原研研究炉部（堀口洋二研究炉利用課長）から転載許可を得た。また、本報告書の公開化のための再編集に当たっては、原研東海研究所エネルギーシステム研究部の角田恒巳氏に本報告書を読読のうえ貴重な助言を頂いた。また、高温照射研究室の小泉真知子氏には再編集作業上の協力を頂いた。

以上に加えて、原研核熱利用研究部の宮本喜晟研究主幹、塩沢周策部長、小川益郎次長、馬場治高温工学試験研究炉開発部長、田中利幸大洗研究所長、企画室の数土幸夫室長、野田健治次長、杉本純調査役、飛岡利明理事を初めとする方々には激励を頂いた。

以上の方々に深甚なる謝意を表するとともに、本報告書が高温照射場での計測技術の理解と今後の研究開発のために役立つことを期待する。

This is a blank page.

付録 1

原子炉中の中性子場パラメータの測定法 (ロシアにおける現状の調査の結果)

目 次

1. 電離箱及び比例計数管
2. 自己出力型検出器
3. 熱的効果に基づく検出器
4. 半導体検出器
 - 4.1 SiC 半導体検出器
 - 4.2 "Long tube"検出器
5. 物質の物理的性質の変化に基づく検出器
6. 放射化検出器
7. 中性子束密度検出器の比較
8. 放射化検出器を用いる中性子スペクトル分析法
9. 結論

原子炉内の中性子場パラメータを測定するため、様々な道具や方法が開発されてきた。それらの検出器は、測定原理の観点から以下の6種類に区分される。

- 1) 電離箱及び比例計数管
- 2) 自己出力型検出器
- 3) 熱的効果に基づく検出器
- 4) 半導体検出器
- 5) 放射化検出器
- 6) 中性子による物質の物理的、化学的性質の変化の測定に基づく検出器

本レビューは、炉内測定に適用される放射線検出器の使用に基づく方法及びその他の方法について述べるものである。

1. 電離箱及び比例計数管

中性子場の特性を研究し連続的な原子炉出力制御を実施するため、中性子センサ元素 (neutron-sensitive elements) を用いるパルス型及び電流型の電離箱が広く使われている。中性子センサ元素としては、ホウ素、ヘリウムまたは核分裂性元素 (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{237}Np 及びこれらの同位体) 等がある。

中性子場の歪みを最小にし、検出器を炉心セグメント (active zone segments) 中の狭いチャンネル内に配置するため、電離箱はできるだけ小さいサイズで作られる。炉内測定用電離箱の典型的なサイズは、直径 1-10 mm、長さ 10-30 mm である⁽¹⁻⁵⁾。

ホウ素電離箱は、 10^{14} n/m²s 以下の比較的低い中性子束密度を測定するために使用される。というのは、核分裂電離箱 (fission chamber) よりもγ線に敏感だからである [γ線バックグラウンドの限界値は 10Gy/h (10³ R/h) である]。論文(6)は、最大中性子束密度 10^{18} n/m²s の炉内の中性子束分布の測定を目的とした小型の電流型ホウ素電離箱について述べている。この設計と材料選択により、上記中性子束について1年の使用が保証されている。しかしながら、そのホウ素電離箱の感度は、 10^{23} n/m² の中性子フルエンスに対してホウ素の燃焼によって4%ほど変化する。一方、ウラン電離箱では感度の変化は0.7%である。

中性子センサ元素の燃焼を補償するため、熱中性子測定用電離箱は中性子センサ元素と同じ物質で作られたスクリーン中に置かれる。この場合、電離箱の作動媒体 (中性子センサ元素) の燃焼は、外部コーティングの透明度 (中性子透過度) の増加によって補償されるため、電離箱の効率は一定のままである。

中性子センサ元素として、特別に選択された核分裂性物質の混合物を用いる場合には、燃焼は減少する。この場合には、1つの混合成分の燃焼は、(n, γ) 反応の結果として他の成分が生成することによって補償される。最適の混合組成は、中性子スペクトル (neutron band) によって決定され、計算にもとづいて選択される。例えば、論文(7)は、水減速一水

冷却炉の炉心 (active zone) 内の測定のために、 ^{235}U と ^{238}U を 16:1 の比で混合したものを使う場合について検討している。この混合物は、 $4 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ の積算中性子束で 4% ほど燃焼する。そのほか、 ^{235}U と ^{234}U 及び ^{232}Th の混合物⁽⁷⁻¹²⁾ が用いられる。

中性子束密度は、核分裂断面積と中性子エネルギーのあいだに種々の関係を持つような放射体を持つ核分裂電離箱を用いて、様々な中性子スペクトルにおいて評価される。熱中性子に対する感度を最小化するために、そのような電離箱はカドミウム、ガドリニウム、またはホウ素の容器に囲まれる。

10^{12} - $10^{18} \text{ n/m}^2\text{s}$ の中性子束密度は、電流型核分裂電離箱を用いて測定される^(6-8, 13-18)。

論文(18)は、 ^{235}U を用いる核分裂電離箱、及び Novo-Voronezhskaya 原子力発電所で行われた中性子束測定結果について述べている。電離箱の設計を図 A-1 に示す。

電極システムは、直径 2 mm 及び 4 mm の 2 つの円筒で作られている。第 2 の円筒は、チェンバ本体 (chamber body) としても働く。90%濃縮の ^{235}U コーティングが、 1.0 mg/cm^2 の密度で電極法によって行われる。収集電極 (collecting electrode) は、高純度アルミナで作られた基板絶縁体 (base insulator) に固定される。チェンバは、直径 3 mm で長さ 22 mm の耐熱・耐放射線ケーブルにハーメチックシールによって (hermetically)、接続される。チェンバの本体 (volume) は、高アルミナ含有量のセラミックで作られた金属-セラミック絶縁体によって、ケーブルからは分離されている。この物質 (セラミック絶縁体) は、下部フランジ中へ溶接されている直径 2 mm のポンプアウト用パイプを通して、ポンプアウトされたり供給されたりする。外筒 (shell) 及び電流輸送用導電ケーブルだけでなく、全ての電離箱部品はステンレス鋼で作られる。

気密性は、アルゴンアーク溶接によって保証される。電離箱のセンサ部分 (sensitive chamber part) の長さは 50 mm である。電離箱には、2 気圧の Ar+2%N₂ 混合ガスが充填されている。この設計により、300°C での信頼性のある運転が保証される。

熱中性子束分布の測定が、直径 6 mm の炉内測定用チャンネル中で実施された。電離箱の電流は、レコーダーに接続されたマイクロアンペアメータで測定された。電源としては、高圧電池が使われた。

図 A-2 は、異なった ^{235}U 濃度を持つカセットの中心においた測定用チャンネルに沿った熱中性子束の分布を示す。スペーサー格子がある位置において、中性子束が"食われて"いることが明瞭に分かる。

この測定過程では、チャンネルを通して電離箱を引き上げ、それぞれ 5 cm または 10 cm ずつで止めることによって、与えられた位置に対応する電流値を達成した。

電離箱の電流値の感度や直線性は、熱中性子束の絶対値を測定するために用いられた照射された金箔やコバルト箔の放射能から決定された。電離箱の感度は、運転初期の間、 $0.8 \times 10^{-20} \text{ A/(n/m}^2\text{s)}$ であった。

電離箱の電圧-電流特性によると、約 1-5 mA の飽和電流領域は 400-500 V の運転電圧に対応する。中性子束に対応させた電離箱電流の測定の結果、電離箱電流は実効領域において中性子束に比例することが分かった。これにより、この核分裂電離箱は、短期間測定については信頼しうる簡便な熱中性子指示器となりうることが実証された。これは、時間遅れがなく (lag-free)、高感度である。

連続測定のためには、事実上燃焼が生じないような放射性同位元素の混合物を用いる核

分裂電離箱を用いることができる。そのような電流型核分裂電離箱は、VVER 炉（ロシア型加圧水型軽水炉）内の熱中性子束モニタリングシステム内の熱中性子検出器として使うことができる。

この方法を実施する際に実用的に難しいことは、 γ 線に対して同じ感度を持つ2つの電離箱を作る必要があることである。

主電離箱の及び副電離箱の感度を等しくすることは、それらの高圧電源を調整するか、または電極を動かし電離箱の変位（displacement）を変化させることによって達成される。第2のセンサ本体（sensitive volume）を導入すると、電離箱寸法が大きくなり、設計及び計装がより複雑になる。加えて、これら2つの本体は、照射場の勾配が非常に大きいようなコンパクトな炉心では、異なった照射条件に置かれる可能性がある。この場合に適切な方法は、電離箱を取り囲む吸収材の厚さを変えることによって、電離箱の効率を調整する（modulate）ことである。最大及び最小の吸収材厚さを知れば、中性子が占める割合を決定するために、電離箱内の交流強度（振幅）を用いる事ができる。そのほかに、回転型吸収スクリーンを用いたり、中性子センサ元素を電離箱の回転電極の部品として用いる方法もある。

γ 線のバックグラウンドの効果は、電離箱電流のゆらぎ（fluctuation）の2乗平均の平方根（root-mean-square）の測定に基づく Campbell 法を用いて、読み取り値を処理するような核分裂電離箱を用いる場合には除外できる⁽¹⁹⁻²³⁾。中性子束密度の範囲は、 10^{12} - 5×10^{16} n/m²s である。

中性子束密度の測定範囲を拡張するためには、多電極型核分裂電離箱が用いられる^(24,25)。

電離箱の主な長所は、比較的小さい寸法で、広い測定範囲（ 10^7 から 10^{18} n/m²s）が得られることである。通常、電離箱は 550°C までの温度環境において用いられる⁽¹³⁾。電離箱の動作限界は 10^{24} n/m² である。

電離箱の短所：

1. センサ元素の燃焼が大きい。燃焼しない混合物を用いることにより、この効果は 1/5 から 1/7 に減少させることができる。しかしながら、燃焼特性の中性子スペクトルへの依存性があるので、様々な応用条件に適するチェンバーを作ることができない。このため、定期的に感度をチェックする必要がある。
2. 商業的に作ったチェンバーでは、5% から 10-20% の感度の幅がある。
3. 絶縁体の耐熱・耐放射線性の要求が厳しい。
4. 設計が比較的複雑である。

¹⁰B を濃縮した 3 フッ化ホウ素 (BF₃) を充填した比例計数管は、熱中性子に敏感である。これらの BF₃ 検出器は、1 レントゲン/秒までの γ 線バックグラウンドに対して、中性子を測定することができるので、放射線防護のための線量測定に問題なく用いることができる。しかしながら、炉内の γ 線線量は、数千レントゲン/秒に達しうる。また、高温では BF₃ の化学的活性が高くなり絶縁材やケーブルの耐放射線性が低くなる（これは測定器の特性に影響する）ため、BF₃ 比例計数管は信頼しうる炉内測定装置として用いることはできない。

2. 自己出力型検出器

自己出力型中性子検出器が炉内中性子場パラメータの測定に用いられるようになったのは比較的最近であるが⁽²⁶⁾、それらは既に広く使われている。自己出力型検出器は、核エネルギーの電流への直接変換という原理に基づくものである。

- a) 自己出力型検出器では、電流は中性子の照射下でエミッタ中に生成される放射性同位元素の β 放射線によって直接生じる。
- b) コンプトン型中性子検出器では、電流は中性子がエミッタ物質に捕獲される時に放出される γ 線の照射によって放出される2次電子によって生じる。

固定したエミッタ中では、エミッタ中に生じる放射性同位元素の半減期 (semi-integration) の5倍を越える期間後には、検出器の電流は中性子束に比例する。自己出力型検出器の時間遅れを減少させるために、エミッタは照射された時に短半減期のベータ放射能を持つRIを発生するような元素 (例えば、Rh, Ag) で作る。同じ目的は、核反応の結果として及び内部転換電子の即発放出において放出される荷電粒子 (α 粒子、 β 粒子) を使用することによって達成される。

自己出力型検出器の寸法は、動作条件、すなわち中性子束密度、要求される感度、環境の温度に依存する。ワイヤの形をしたエミッタを持つ検出器の典型的な寸法は、直径 1.2-5 mm、長さ数 cm ~ 数mである^(27,28)。この場合、直径 0.5 mm、長さ 31 mm (重量 0.075 g) のロジウム製のエミッタワイヤを持つ自己出力型検出器の感度は、 3.8×10^{-25} A/(n/m²s) である⁽²⁹⁾。また、直径 2mm、長さ 210mm のバナジウム製のエミッタを持つ自己出力型検出器の感度は 8.1×10^{-25} A/(n/m²s) である。また、コレクタの電子収集効率は 10-25% である。自己出力型検出器の感度は、エミッタの寸法を大きくすることによって増加させることができる。(この場合、この実効的な厚さは、 β 放射線の自己吸収と中性子の自己遮蔽によって選択される。) または、自己出力型検出器の感度は、より薄い絶縁材を用いることにより、 β 粒子収集の効率を上げることによって達成される。(例えば、文献(27)は、アルゴンガスで満たされた、エミッタとコレクタの間の空間が絶縁体であるような自己出力型検出器について述べている。) 検出器の電流は、エミッタからの2次電子放出によって増加させることができる⁽³⁰⁾。

炉内 γ 放射線、及び検出器材料の放射化及び中性子環境によって生じる自己出力型検出器内のバックグラウンド電流は、熱中性子によって生じる電流の 2-10% を占める。このバックグラウンドを補償するため、センサ元素を入れない検出器を用いる。

種々のエネルギーを持ち、中性子に対して選択的な感度を持つ物質 (Rh, Ag, V, B, Co, 核分裂性物質)、またはエミッタに対して適切に選んだスクリーン (Cd, Gd, Rh 製など) を用いることにより、あるエネルギー範囲 (neutron band segment) の中性子束を測るために、粒子放出性元素 (radiation elements) を使うことができる^(27,31)。しかしながら、これらの可能性は、明らかに低いエネルギー領域 (<10eV) に限られる。というのは、自己出力型検出器の高エネルギー中性子に対する感度が低いからである。

現在、自己出力型検出器が炉心内で長期間に渡って使用できる最高温度が、最終的に決

定されたと考えることはできない。温度限界は、検出器及びケーブル中の"寄生"電流 (parasitic current) の発生に関連している。自己出力型検出器の使用限界は、絶縁の耐放射線性に依存しており 10^{25} - 10^{26} n/m² である^(27,28)。

自己出力型検出器の感度を評価するのは極めて難しい。従って、感度は通常、既知のパラメータを持つ中性子場中で校正される。自己出力型検出器の基本的な利点は、以下のとおりである。

- ・設計が単純である
- ・外部出力源が不要である
- ・寸法が小さい

自己出力型検出器の欠点は、以下のとおりである。

- ・燃焼が比較的大きい (10^{25} n/m² の中性子フルエンスで 5-13%)
- ・エミッタとして使用できる元素の選択が限られる
- ・時間遅れがある

自己出力型検出器とは異なって、コンプトン型中性子検出器は時間遅れがない。自己出力型検出器とコンプトン型中性子検出器の感度を比較すると、後者の感度は同じサイズの前者の感度のおよそ 1/2 から 1/5 低い値である。中性子束密度が 10^{16} n/m²s を越えると、中性子センサ元素はすぐに燃焼してしまうので、その読み値の中性子照射量に対する非直線性が現れる⁽³²⁾。同論文は、コンプトン型中性子検出器が原子炉 γ 線に対して高感度であることを指摘している。 γ 線に対する感度を減少させるためには、コンプトン型中性子検出器内のエミッタとコレクタを同じ材料で作る必要がある。

コンプトン型中性子検出器の典型的な仕様は、以下のとおりである。

- ・直径 20-40 mm
- ・長さ 40-70 mm
- ・感度 $(1-4) \times 10^{-23}$ A/(n/m²s)
- ・照射量限界 約 10^{25} n/m²

このように、自己出力型検出器と比べた場合のコンプトン型中性子検出器の基本的な利点は、時間遅れがないことである。しかしながら、コンプトン型中性子検出器は比較的サイズが大きく、またそれが置かれた場所での中性子場の攪乱効果が大きいので、自己出力型検出器の代わりに使用されることはあまりない。

3. 熱的効果に基づく検出器

放射線サーモパイル (thermopile) 及び熱量計 (calorimeter) について考える。放射線サーモパイルというのは一種の熱電対であり、その接続部に中性子センサ元素をもつ放射体がついたものである。中性子によって生じる荷電粒子が放射体中で減速されると、放射体中で生じた熱のために接続部が加熱される⁽³³⁻³⁶⁾。この場合、熱電対中に生じる熱起電力は、中性子束密度に比例する⁽³⁷⁾。炉内の γ 線及び環境中の温度変化に対する放射線サーモパイ

ルの感度を下げると、対応するように接続した幾つかの熱電対を使用する。放射体は、それらの半分だけに適用される ("hot" junctions) ⁽³⁸⁾。多くの検出器では、熱電対の残りの半分 ("cold" junctions) は、初めの半分と"外部"熱に対して同じ感度を持つ物質を用いて取り扱われる。例えば、もし放射体が B または ^{235}U を含んでいるならば、 ^{11}B を濃縮した B または鉛を "cold" junctions へのコーティングに用いる ⁽³⁹⁾。

サーモパイルの時間遅れは、検出器の設計及び放射体の特性に依存する。時間遅れは、数分から1秒以下まで変わりうる ⁽⁴⁰⁾。それは、"cold" 及び "hot" junctions を分割する放射体を通る熱流束を測定することによって、数十ミリ秒まで減少させることができる ⁽⁴¹⁾。しかしながら、起電力とそのような放射線サーモパイル中の中性子束密度との関係は直線的ではない。というのは、検出器要素が加熱されると、検出器要素の熱伝導率が変化するからである。この効果を減少させるために、特殊組成の鉄鋼材料を用いる ⁽⁴²⁾。

放射線サーモパイルは、 $10^{18} \text{ n/m}^2\text{s}$ までの中性子束密度について、高温 (1000°C まで) での中性子フルエンスを測定するために用いられる ⁽⁴³⁾。分離された Fe、Zn、Ni、Cu などの同位体が放射体として用いられる。中性子センサ元素が燃焼すると、放射体の化学組成が変化する。起電力は中性子フルエンスに比例する。

放射線サーモパイルの利点は以下のものである。

- ・測定回路が単純で信頼できる。このため、絶縁体の耐熱・耐放射線性への要求が、より緩やかになる。
- ・電源が不要であり、中性子に対する感度が高い

放射線サーモパイルの欠点としては、以下のものが挙げられる。

- ・中性子束密度が $10^{17} \text{ n/m}^2\text{s}$ を越えると、読み値の非直線性が現れる。このように大きな中性子束密度の場合、放射線サーモパイルの部品が非常に加熱されるため、検出器要素の熱伝導度と温度の関係が鋭く増加する。
- ・放射体材料の選択の余地が少ない。このため、放射線サーモパイルの適用領域は、熱中性子束密度の測定に限られる。
- ・商業的に作られた検出器では、感度のバラツキ及び時間遅れが大きい
(放射線サーモパイルは絶対測定方法を用いて校正する必要がある)

熱的効果を採用する方法としては、そのほかに熱量計 (calorimeter) がある。しかしながら、熱量計の測定には特有の特異性が多いため、この方法は最近では炉内の物質中の放射線及び吸収エネルギー (またはエネルギー放出) の分布を測定するためにしか使われなくなっている。

4. 半導体検出器

B、Li 及び核分裂性物質で作った放射体を持つ半導体中性子検出器は、原子炉が低出力で運転されている時のみ、炉内計測に用いられる⁽⁴⁴⁻⁴⁹⁾。これは、シリコン半導体検出器の照射量限界 (10^{17} n/m²) が低いからである。炭化ケイ素 (SiC) で作られた半導体検出器を使用すると、特に高温 (500°Cまで) では、約2桁ほど照射量限界が伸びる⁽⁵⁰⁻⁵²⁾。

4.1 SiC 半導体検出器

検出器の主要材料は、寸法 2x2 mm、厚さ 0.5 mm の単結晶 SiC である。この単結晶は、工業レベルの SiC を昇華によって高純度化したものである。この結晶は、ホウ素が 10^{17} donor/cm³まで注入されており、ドナー添加物 (admixture) の活性化エネルギーは 0.07 eV である。検出器の比抵抗は約 1 Ωcm である。検出器は、結晶表面に金をスプレーすることによって製作された。スプレーされる金の層の厚さは、0.2-0.3 μm であった。接合 (junction) は、基板材料中で作られた。接合位置 (junction location) の厚さは、角度 lapping 法及び断続的結晶表面研磨法によって決定された。結晶表面は 0.3-0.6 μm であり結晶の比抵抗に依存する。

SiC は、高温で作動し、高放射線量に耐え、燃焼後効果的に特性が回復するような半導体材料のなかで、最も興味あるものである。SiC は禁制帯が広いいため、高温でも検出器のかなり高い内部抵抗が保証される。SiC ダイオードは、700°Cの高温まで整流特性を維持する。そして、照射損傷に対する抵抗性は、燃焼因子に関して、シリコン製ダイオードに比べて2桁ほど高い。SiC 半導体を高エネルギー中性子及び核分裂生成物のような重粒子で照射した時、最も生じうる欠陥は Frenkel 対である。これは、空格子と荷電粒子によってはじき出された格子間原子の対である。これらの欠陥は、再結合中心として、またはドナーまたはアクセプタ型のキャリアを形成するトラップとして働く。

さらに、中性子は SiC 中の ³⁰Si 核に吸収され、生じた ³¹Si はβ崩壊する。その結果、³¹Si は安定元素 ³¹P となり、これがドナーとして働くようになる。半導体中に照射欠陥ができると、物質の比抵抗が増える。というのは、短寿命の基本的でない (non-basic) キャリアだけでなく、電流キャリアの濃度及び易動度 (mobility) が減少するからである。

照射によって生じた再結合中心を持つ電流キャリアの捕獲断面積 (trapping section) は、半導体によって異なる。シリコンに比べて高い放射線抵抗性を持つ SiC の再結合中心は、かなり小さな捕獲断面積を持つと仮定されている。

さらに、検出器をある線量の高速中性子 (quick neutrons) で照射した後の電子の濃度は、半導体によって違った速度で減少するということが分かった。SiC 検出器の放射線抵抗をチェックし、中性子束の連続測定を実施するため、半導体検出器と核分裂性物質でできたターゲットが同じケースに収められているような検出ユニットが設計された。半導体検出器とターゲットの間の距離は 2 mm であった。その距離は、検出器とターゲットの間のダイアフラム (隔膜) の厚さに依存した。このダイアフラムがあることにより、ターゲット表面に対して 90 度以外の角度で飛んでくる核分裂片が、半導体検出器に入ってくることを

防ぐことができた。シリコンの表面障壁型検出器及び SiC 検出器が、核分裂片検出器として使われた。パルスは、400 cm の接続ケーブルを通してプリアンプにやって来た。弁別 (discrimination) しきい値は、ターゲット中で使われる ^{239}Pu の α 粒子からのパルスのカウントを除外するように選択された。この検出ユニットの作動は、F-1 炉及び VTs-6 臨界集合体で試験された。SiC 半導体を用いる場合には、F-1 炉の垂直チャンネル中に置かれた検出器の読みは、20 kWth までの炉出力及び 3000 Wth までの臨界集合体出力まで、出力変化に比例して変化した。検出器の照射後には、核分裂片の計数率は、 10^{18} n/m^2 という低い高速中性子フルエンス (20kW の出力を持つ F-1 炉で約 10 時間の運転) で減少し始めた。シリコン表面障壁型検出器が使われた検出ユニットの計数率は、そのような条件での照射後、0.8 時間で半分に減少した。

高い放射線量に耐えられる能力のほかに、SiC に基づく半導体の抵抗は、与えられた条件に対して適切であると考えられるような温度では、焼鈍 (burn-off)、すなわち、照射損傷の除去にも依存する。

SiC 検出器の典型的な特性は、検出器を加熱した時にパルス強度が増加することである。この場合のパルス強度増加は、non-basic charge carriers の寿命が、対応して増加していることと関連している。

これらの結論をグラフに示す。図 A-3 は、温度範囲 20-750°C について、 ^{242}Cf の α 粒子の信号強度 (A_α)、ノイズ信号の強度 (A_{UI})、及びパルスの計数率 (N_{imp}) の温度依存性を示したものである。そして、図 A-4 は、種々の junction profile を持つ試料について、信号の強度及び α 粒子 (A_α) の温度依存性を示す。全ての試料は、温度が上昇するにつれて A_α が増加することを示している。しかし、検出器が異なると、最大強度に到達する温度は異なっている。

SiC 半導体への放射線の効果は、SiC の結晶構造に影響を及ぼすことだけには限られないことに注意する必要がある。明らかに、検出器中の p-n 接合の特性を劣化させる別の理由は、 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ の反応という意味でのホウ素の燃焼である。

この点においては、アルミニウムの拡散によって形成された p-n 接合はもっと有望である。というのは、Al の中性子吸収断面積はホウ素のそれよりもかなり低いからである。

アルミ接合の放射線抵抗性は、ホウ素の放射線抵抗性より 2 桁高い。Al 接合は、特性を変えずに 10^{20} n/m^2 の積分中性子束まで耐えられ、ホウ素接合は 10^{18} n/m^2 まで耐えられる。SiC 中の拡散種としての Al の欠点は拡散速度が遅いことであり、拡散係数は 1900°C で $5 \times 10^{-16} \text{ m}^2/\text{s}$ である。これは、SiC 格子が稠密であり、結合エネルギーが大きいことに関連している。Al の拡散には、高温 (2300°C) が必要であり長時間が必要になるため、プロセスが複雑になる。

最も簡便なアクセプタはベリリウムである。ベリリウムの SiC 中の拡散速度は、かなり速い。このため、接合プロファイルを制御するのは容易である。新しい半導体検出器中の最も良い強度分解能実績値は、 ^{242}Cf の α 粒子に対して 10-15% である。SiC 検出器の分解能がこのように低いのは、SiC 結晶構造の欠陥 (flaws) による電荷損失の変動だけでなく、non-basic carriers が短寿命であるため再結合損失が高いことの結果である。

ソース物質の更なる改良 (不純物の除去、転位の減少) は、その結果として基礎的な半導体特性の改良をもたらす。SiC 検出器の能力の拡大への道を開くであろう。500-700°C での焼鈍 (burning-off) によってそれらの特性を回復させる能力を考慮すると、それらの効率は、照射と同時に加熱する場合に最も効率が良くなると言える。

上に述べた欠点にも拘わらず、得られた結果から、SiC 検出器は高温での荷電粒子の測定に十分使用可能であると結論することができる。

感度を向上させるために、中性子センサ元素を検出器表面に直接配置するか、動作体積中に導入する。半導体中性子検出器は、事前の校正なしに、種々のエネルギーをもつ中性子束密度の絶対測定のために用いることができる。この場合、それらの半導体中性子検出器の感度は、放射体の厚さ、幾何学的因子、ターゲットの中性子センサ元素と中性子の間の相互作用断面積を用いて評価することができる。

計数特性を改良するために、半導体検出器と放射体の間にコリメータが導入される。 α 放射性の核分裂性元素の幾何学的因子は、 α 粒子計数によって求められる⁽⁵³⁾。

4. 2 "Long Tube" 検出器

半導体検出器を持つ原子炉炉心の中性子場パラメータを測定するために、"Long Tube (長管型) 検出器"が用いられる。ターゲットは、原子炉チャンネル内に置かれた真空パイプの一端に設置される。中性子は、ターゲット中に核分裂生成物または荷電粒子を生じる。検出器は、所定の期間、照射損傷なしで運転できるように、炉心からある距離だけ離れて、チューブ(真空パイプ)の他端に置かれる。

このような検出器が、論文(54-56)では、原子炉出力を 1kW から 10MWまで変えている間に、(²³⁵U、B 及び Li ターゲットを使用しないで)、中性子束の分布を測定するために使用された。"Long Tube"法は、全出力で運転している原子炉内の中性子束を測定する直接的かつ連続的な方法の 1 つである。

この方法の利点は、測定及び試験データの処理が単純で信頼性が高いこと、ならびに測定範囲が広いことである [10^{13} - 10^{19} n/m²s]。逆に、この方法の欠点は、測定器の寸法が大きいことである。半導体検出器のエネルギー分解能が高いため、軽元素ターゲット (Li, B, O⁽⁵⁶⁾) または、ある範囲の核分裂性同位体ターゲット (²³⁵U, ²³⁹Pu, ²³⁷Np, ²³²Th, ²³⁸U 等) を用いて、中性子エネルギースペクトルの測定を行うことができる。

図 A-5 は、"Long Tube"型の検出器を図示したものである。アルミ合金製のケース 1 は、原子炉の垂直チャンネル内に挿入される。チューブ 2 は、ケース 1 中に挿入される。チューブ 2 は上方向及び下に下方向に動かすことができる。ポンプアウト系及びポンプアウト分岐パイプ 3 を用いることによって、ケース 1 及びチューブ 2 の内部体積は一定に保たれる。ターゲットユニット 4 は、チューブ 2 の下端部に装荷される。このユニット 4 は、4 面を持つプリズムの形をしている。中性子センサ元素を持つターゲット 5 は、その 4 つの面のそれぞれに取り付けられる。全てのターゲット 5 は、²³⁵U, ²³⁹Pu, ²³⁷Np 等及び ⁶Li 及び ¹⁰B のような異なった物質からなる中性子センサ元素を持っている。Maltese cross の形をしたメカニズム 6 は、チューブ 2 の同じ部分に取り付けられている。半導体検出器 8 を持つ検出ユニット 7 は、チューブ 2 の上の部分に (原子炉の炉心領域外) 取り付けられている。ターゲットユニット 4 は、ケーブル 10 を通して、手動ドライブ 9 によって制御される。メカニズム 11 は、チューブ 2 を上方向または下方向に動かす。チューブ 2 内で、検出器 8 とターゲットユニット 4 の間に、何個かのコリメータ 12 を取り付けられる。また、半導体検出器 8 の作動をテストするための直接荷電粒子ビームの遮断器 (interrupter) 13 が、検出要素 8 の前に直接置かれている。

中性子束分布を測定するために、ターゲットは原子炉チャンネルに沿って動く必要がある。これは、メカニズム 11 を用いてチューブ 2 が動くようにすることで達成される。チューブ 2 内に設置されたターゲットユニット 4 は、チューブ 2 とともに動く。

ユニット 4 の全てのターゲット 5 は、中性子束によって生じる 2 次放射線を放出する。しかしながら、作動表面が検出器 8 に面するターゲットからの放射線だけが検出器に到達し、検出ユニット 7 によって記録される。

残りの 3 つのターゲットによって放出される放射線は、検出器 8 には到達しない。ターゲットユニットは、Maltese cross の形をしたメカニズム 6 に固定される。ターゲット 5 の位置を制御するために、手動ドライブ 9 は、バックアップの Maltese cross (図中には示していない) を持っている。これは、ドライブ 9 が回転するのを防ぐストッパーとしても働く。中性子のエネルギースペクトルを測定するため、手動ドライブ 9 及び制御装置 6 及び 10 を用いてユニット 4 を回転することによって、ターゲット 5 がシフトする。

"Long Tube"型の検出器は、1 MW の出力を持つ VVR-Ts 炉の垂直チャンネル内で測定するために使われる。この検出器は、28 mm 以上の直径と 4000 mm までの長さを持つ垂直チャンネル内において、異なったエネルギー間隔で中性子束を測定することを目的とするものである。

25 mm の直径と 1 mm の壁厚を持ち、耐放射線性合金で作られた 4000 mm 長さの Long Tube 内において、下端部から 60 mm の位置において、ターゲットをシフトするための indexing mechanism がある。この indexing mechanism は、mounting tube 中に置かれた取り外し可能な 2 つのコリメータから成るコリメータ系に対して、ブラケット (bracket) を用いて固定される。取り外し可能なコリメータとチューブは、bayonet に取り付けられる。このコリメータは、チューブ内で散乱した核分裂片および荷電粒子が、半導体検出器に飛び込むのを防ぐ目的を持っている。ターゲットは、箱型の外筒 (shell) に置かれた薄いチタン製の板でできているターゲットブロック中において、90 度の角度でおかれる。このターゲット配置により、側面及び底面のターゲットから飛び出した粒子が、半導体検出器に飛び込むのを防ぐことができる。

コリメータユニット及び半導体検出器を持つターゲットは、原子炉チャンネル高さ全体に渡って、中性子束分布の測定を行うため、1000 mm の距離に渡ってチューブの内部を動くことができる。

荷電粒子及び核分裂片は、シリコンの表面障壁型検出器 (60°C までの温度) 及び SiC に基づく検出器によって検出される。

5. 物質の物理的性質の変化に基づく検出器

高中性子束の放射線は、多くの物質の物理的及び化学的性質の変化をもたらす。これらの変化は、一時的で中性子の効果が終了すると消滅する場合もあり、また不可逆的である場合もある。第 1 の場合には、変化は中性子束密度に比例する。第 2 の場合には、変化は中性子フルエンスに比例する。変化は、中性子場パラメータを特徴づけるようなユニット中で校正をし、その後測定に用いる必要がある。様々なエネルギーを持つ中性子の効果に対する、そのような物質の選択的感度は、あるエネルギーを持つ中性子との大きな相互作用

用断面積を持つ元素の存在によって保証される。

(1) 論文(57-60)は、原子炉内で照射される物質の共鳴特性の変化によって、中性子束を測定する装置について説明している。ある周波数の超音波振動は、炉内で照射された中性子センサ元素としての気体、または固体（ガラス、石英）を持つ検出器を通過する。結晶構造の不規則性、または化学組成の変化は、振動強度（振幅）及び周波数の変化をもたらす。この変化は、炉外におかれた装置によって記録される。そのような装置は、輸送用原子炉での測定に対して便利である。これらの装置は、炉内で検出器を動かす必要がなく、相当迅速である。

(2) 論文(61)は、炉内の中性子束を測定するためのサーミスタについて述べている。中性子センサ元素、例えば結晶化した、または非晶質のホウ素を含むサーミスタは、例えば熱電対より、はるかに高い感度を持っている。この検出器の欠点は、"外部"熱に対して非線形の性能及び感度を持つことである。

論文(62)では、パルス炉中の中性子束密度（最大値 10^{20} n/m²s）を測定するために白金温度計が用いられる。この温度計は、真空中に置かれた 95%白金と 5%のウラン合金で作られたワイヤである。このワイヤの端部は、抵抗測定回路を通じてオシログラフに接続されている。このタイプの検出器は、中性子束データからは離れるが、パルス幅 7 ミリ秒の中性子パルスのスナップショットを得るために十分なほど迅速に動作する。

論文(63)は、ある閉じこめた体積中の、中性子検出器のセンサ元素としての気体の使用について考察している。この気体は、この閉じこめた体積中に置かれた中性子センサ用のラジエータを用いて加熱される。気体の圧力は、ラジエータを通る中性子のフルエンスに比例して増加する。

(3) 導電体（例えば、薄いタングステンワイヤの形をした導電体）の電気抵抗の増加は、2 keV を越えるエネルギーを持つ中性子を伴う放射線の場合には、迅速な中性子ラジオメータ（radiometer）の開発のために使用することができる。

(4) 論文(64-68)は、 10^{18} - 10^{22} n/m² の範囲の熱中性子フルエンスを測定する装置について述べている。そのような装置内の検出器は、2枚のガラス⁽⁶⁴⁻⁶⁶⁾または金属板^(67,68)であり、それらの面は互いに接触している。2つの板は、中性子で照射すると違った膨張率を示す。これは、2枚の板のうち一方に B, Li, U のような物質を導入することによって達成される。照射すると、板はゆがむ。この時、そのゆがみは中性子フルエンスに比例する。中性子場のエネルギーを回転運動に変換して、中性子フルエンスを記録する装置⁽⁶⁹⁾は、同様な原理に基づいている。

6. 放射化検出器

この方法は、原子炉内の中性子束及び中性子フルエンスを測定するために、最も普通に使われている。この方法は、全出力で運転中の原子炉において、広いエネルギー範囲（熱エネルギーから 15 MeV）に渡って中性子スペクトルを測定することが可能な、實際上、唯一の方法である。

放射化検出器は、フォイル、ワイヤまたはタブレットの形で製作される。そのサイズは、試験条件に依存する。検出器を照射した後、中性子によって誘導された放射能は、 $4\pi\beta$ カウンター、 $\gamma-\gamma$ または $\beta-\gamma$ 同時カウンターなどのうちのどれかの方法で測定される。

炉心の垂直方向の中性子束密度の分布を測定するためには、対応する材料（Co, Mn 等）で作られ、放射線容器に収められたワイヤまたはワイヤの束が通常用いられる。照射後、ワイヤは取り出されて、その長さ全体にわたる放射能分布が測定される⁽⁷⁰⁻⁷²⁾。種々のワイヤ引きメカニズムが論文⁽⁷³⁻⁷⁴⁾に与えられている。この方法の重大な問題点は、炉内に繰り返して装荷する場合におけるワイヤの位置の再現性である。このことは、特に、原子炉から取り出した時のワイヤの汚染及び摩擦の点だけでなく、炉心が小さな炉にあてはまる。

中性子センサ要素の輸送のために、Novo-Voronezhskaya 発電炉では、遠隔操作装置が用いられる。そして、センサ要素を校正チャンネルに迅速に装荷し、照射中に炉内に保持し、検出ユニットのコリメータの近くで一定の速度で動かすことができる。図 A-6 は、そのユニットの写真を示す。搭載台 (vehicle) が、サポート上に置かれた中性子センサ要素、水平式の保護容器及び検出ユニットの、引張メカニズム及び巻き上げドラムの形で作られている。

ワイヤの代わりに、種々のエネルギーの中性子センサ物質を含む sealed volumes の柔軟な"ネックレス"を使用することもできる。この装置は、ワイヤの輸送に関する設計上の問題を克服できる^(75,76)。

中性子場パラメータの空間分布の連続測定及び時間測定に通常使用される別の方法は、炉心内を連続的に引かれるワイヤを用いるものである⁽⁷⁷⁾。この場合には、比較的短寿命の RI (例えば、Ag, Mg) が放射化によって生じる。このため、同じ検出器セグメントを何回も測定に用いることができるようになる。ワイヤの長さにわたる放射能分布は、通常の方法で炉外から測定される。厚さが一様なそのようなデバイスや、ワイヤの機械的特性については厳しい仕様が求められる。炉心内のワイヤの位置を正確に決定するために、ワイヤが通過する何カ所かに中性子吸収材を配置する。これにより、放射能が少ないセグメントが作られ、標識として使われる。

目的の点から、放射化検出器は以下の 3 つのグループに分類される。

1. 中性子場の熱的成分のパラメータを測定するための熱中性子検出器

この領域の放射化断面積は、ほとんどの元素について速度に逆比例して変化する ($1/v$ 則)。この領域で断面積が共鳴を持つような元素は、特別のパラメータ、すなわち熱中性子温度、または、いわゆる"スペクトル・インデックス"の測定のために使用される。

2. 中間的 (intermediate) エネルギーの中性子の中性子束及びスペクトルを測定するための共鳴検出器

この中性子エネルギー領域は、中性子捕獲断面積中の強い共鳴の存在によって特徴づけられる。検出器の放射化全体のうち相当な部分は、共鳴に対応するエネルギーの中性子によって生じる。種々のエネルギーについての共鳴領域を持つ検出器を使用することによって、0.5 eV から数 eV までのエネルギー範囲内の中性子スペクトル及び中性子束密度を決定することができる。

3. 高速中性子束及びスペクトルを測定するためのしきい値検出器

これらの検出器は、高速中性子によって生じる(n,f), (n,p), (n,α), (n,n')型の反応を採用する。これらの反応の断面積は、ほとんどの元素について1バーン以下である。このため、高純度の物質だけしか、しきい値検出器の製造のためには使用できない。というのは、熱中性子または共鳴中性子による放射化断面積が大きい元素の不純物が少しでも混入していると測定が難しくなるからである。

検出器の形と設計は、測定条件（環境中の温度等）に依存する。最も普通に使用される検出器は、高純度の金属箔またはワイヤで作ったものである。その例としては、圧延または電気分解によって作った箔の形をしたもの（0.1 mm 厚さのコバルト、0.025-0.1 mm 厚さの金、0.1-0.2 mm 厚さのジスプロシウム、0.1-0.5 mm 厚さのニッケル、0.1-0.5 mm 厚さのインジウム、0.1-0.5 mm 厚さのアルミ、0.1-1.0 mm 厚さの銅、0.1-1.0 mm 厚さのチタンなど）がある。より厚い箔は、電解法(electrolysis)によって製造される。高純度金属箔の形をした上述の検出器のほかに、タングステン、バナジウム、白金、モリブデン、鉄、マグネシウム、ジルコニウム、亜鉛なども使われる。そのような検出器の利点は、不純物を最少限にできる可能性があること、(適度の厚さにすると)機械的強度が大きいこと、これらのうちの多くについては高温で使用できる可能性があることである。しかしながら、中性子場の擾乱や自己遮蔽効果がないようにするには、熱中性子及び特に中間的(熱外)中性子のスペクトルを測定する場合には、多くの検出器について極めて薄い箔を使用する必要がある。例えば、金製の検出器について自己遮蔽補正因子を得るためには、検出器の厚さは0.025 μm (50 mg/cm²) とする必要がある。さらに、高純度金属の形の幾つかの物質は、種々の環境、特に高温での使用には適さない。このことは、まず初めに希土類元素(ルテチウム、ユーロピウム、サマリウム、ランタン、ジスプロシウム、エルビウム等)に、そしてマンガン、ナトリウム、リン、インジウム、イオウ等の測定に便利な元素にあてはまる。

放射化検出器を製作する1つの方法は、中性子によってあまり放射化されないような元素(例えば、アルミナ、ポリエチレンなど)で作った基板の上に、中性子センサ物質を真空スプレーすることである。この方法は、金、マンガンインジウム、サマリウム、ランタン、タングステン製の非常に薄い検出器を製造するために使用される。この方法の利点は、厚さの点で検出器が一様であること、および極めて薄い層を得ることができる可能性があることである。しかしながら、このような検出器は、注意深い取り扱いを必要とする。検出器の厚さを高精度でモニターし再現することは困難である。従って、一般に、スプレーした検出器は、例えば自己遮蔽効果の研究のような極めて薄い検出器を使用するのに必要な場合にしか用いられない。

薄い検出器はマイクロ検出器と呼ばれることもあるが、正確に既知の濃度にした基板の塩の溶液の形で中性子センサ元素を用いることによって製造することができる。検出器の厚さは、広い範囲で変えることができる。この方法は極めて単純であり、便利である。そして、大量の検出器を製造するように溶液を用いることができる。そのような検出器の一例

は、コバルト及び金の硝酸水溶液をポリエチレン基板に含有させ、その後互いに溶け込ませた基板の間に乾燥した塩の層を閉じこめて作ったマイクロ検出器である。検出器中のコバルトの量は 10^4 - 10^1 mg である。このような検出器は、高温での測定では塩の層が砕けるので適さない。

このような効果を取り除くために、中性子センサ物質（しばしば酸化物または非常に薄い粉末の形をしている）がマトリックス中に導入される。これは、基板物質と同様な要求を満たさなければならない。このマトリックスは、酢酸コバルトを測定条件に依存する所定の量だけ含有させたフェノール・ホルムアルデヒド樹脂から作られている。箔中のコバルト量を $\pm 2.5\%$ 以内で再現する技術ができています。そのほかの場合として、20 から 60% のジスプロシウム、ルテチウム、マンガン、ユーロピウム、セリウム等の酸化物を導入したペーストから成るものもある。混合物の均一化は、混合によって保証される。強度を増すためにバインダーが使用され、これは真空中で加熱したり乾燥したりすることによって除去される。検出器の厚さは、試験条件及び検出器の機械的特性に応じて選択されるが、 $(1-10) \times 10^{-10}$ kg/m² [$1-10$ mg/cm²] の中性子センサ要素の厚さに対して、0.3-1.0 mm である。

アルミナまたはマグネシウム酸化物を分散させた検出器。このようなマトリックスにより、環境が高温である場合に使用できる放射化検出器を作ることができる。

高温検出器の範囲は、セラミック分散の使用によって大きく拡大した。高温検出器は、ロシアでは、0.2-1 mm の厚さで 2.5-15 mm の直径を持つセラミックスのディスクの形で製造された。中性子センサ元素であるマンガン、ルテチウム、ユーロピウム、ジスプロシウム、エルビウム等の酸化物は、完全に研磨され、仮焼したアルミナと混合された。製造された混合物は、約 50MPa (500 kg/cm²) の圧力で、対応する寸法を持つディスクの形にプレスされた。それから、ディスクは、1600-1800°C の温度で 1.5-2 時間、真空中においてタンタル基板上で焼結された。焼結した試料の 1 次元方向の収縮率は約 20% であった。このことは、正確に与えられた寸法を持つ検出器を製造する際には考慮される。

この方法で作った検出器は、真空中及び空気中では少なくとも 1600°C までの温度において、幾何学的形状及び化学組成が変化しなかった。またこの検出器は、約 20MPa (200 kg/cm²) の圧力において壊れなかった。沸騰した蒸留水中に検出器を 3 日間浸漬し、その後中性子センサ元素の存在を確認する試験において、センサ元素は水に溶け出さない (pass to water) ことが示された。

この検出器の重要な特徴は混合物の相の組成である。これは、添加物の粒径、及び検出器の全体に渡る分布の一様性を決めるものである。相の組成は、完成した検出器、例えばルテチウム酸化物で作られた検出器が 2 相系 (1 つの相は Al₂O₃、もう 1 つは Lu₃Al₅O₁₂) であるという結果から、決定された。例えば、ユーロピウムやマンガンを含有する検出器など、多くの検出器の X 線写真は、これらの元素に対応する線を示さないけれども、他の検出器の相組成も同様な特性を持っている。このことは、中性子センサ元素の粒径が 1 μ m 以下であることを示している。

しきい値検出器を製作する場合には、アルミナをマトリックスとして用いるのは便利でない。というのは、 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ 及び $^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Si}$ の反応で放射性同位元素が生成し、その放射能のために中性子センサ元素との反応で生成する同位体の放射能を測定することが難しいからである。この場合、より適切なマトリックスは炭化ケイ素 (SiC) である。というのは、Si と中性子の相互作用の場合には、短寿命の放射性同位元素しか生成しないからである。この方法は、インジウム及びマンガンから検出器を製造する方法に使用されてい

る。これらの元素のケイ化物は、熱的安定性が良く、水に対する溶解度が低い。インジウム及びマンガンの酸化物を焼結する温度は、例えば 1000°C であった。インジウム及びマンガンは、蒸留水中で長期に渡って沸騰させた場合には検出器から浸出しなかった。

検出器全体に渡る中性子センサ元素の分布の均一性をチェックするために、検出器は幾つかの部分に切断された。そして添加物の含有量が、各部分について測定された。検出器中の種々の添加物の含有量の最大広がり（公差）は、3%（1.5%の誤差を持つ重量測定法で求めた）であった。

特定の検出器の中性子自己遮蔽比は、異なった厚さを持つ検出器を使用する試験によって確立された。

セラミックスを微細に分散した検出器は、Novo-Voronezhskaya 原子力発電プラントの F-1 炉内の中性子場パラメータを測定するために使用された。多数の測定により、セラミックスを分散した検出器は、環境の温度が 1000°C 以下であれば十分に使用できることが示された。

分散型検出器の別の利点は、いわゆる擾乱を生じさせない検出器を製造できる可能性だけでなく、1つの検出器に2つ以上の中性子センサ元素を組み合わせられる可能性があることである。そのような検出器を製造するために、測定を行う環境中の中性子減速比と等しい中性子減速比を持つような物質が用いられる。これらの特性は、中性子センサ元素及びマトリックスの濃度を所定の値に選択することによって確認される。

分散型検出器の欠点は、以下のようなものである。

- ・ 幾つかの試料では、中性子センサ元素の量のバラツキが比較的大きい。
- ・ 粒径を制御できない
- ・ 厚さが比較的大きい。このため、幾つかの検出器を同時に使用することが難しい。

合金で作った検出器にはこれらの欠点がない。インジウム-鉛合金、ニッケル-マンガン-アルミ-ジスプロシウム合金、コバルト合金、金合金及びインジウム合金が、原子炉測定のために比較的長い間使用されてきた。最近、合金検出器の範囲は、アルミ、銀及び多くの希土類元素の間の合金を用いることによって拡大した。

アルミは、放射線抵抗性が強く、高純度の素材が得られる可能性が高く、また中性子吸収及び散乱断面積が小さいため、合金のベース材料として選ばれる。アルミ中の中性子捕獲反応生成物である ^{28}Al は、實際上、中性子センサ添加元素の放射能測定の障害とはならない。アルミは、中性子を記録するために使われる元素の殆どと、それらの濃度が低い場合のみ、純粋な合金を作る。しかしながら、中性子センサ物質を極めて低い濃度まで薄めることは望ましくない。というのは、アルミの純度に対する要求が厳しくなり、合金中の添加物含有量が不均一である部分を生じさせることにつながるからである。加えて、 $10^{11} \text{ n/m}^2\text{s}$ 以下の中性子束を持つ中性子場を測定するためには、十分高い表面密度を持つ検出器が必要とされる。この場合、合金検出器を用いる可能性は、分布の均一性と、過飽和した合金中で最大濃度をもつ粒径によって決定される。

Mn (0.5-10wt%の濃度)、Co (1%まで)、Au (0.5-6%)、Ag (0.5-2%)、W (0.2-1%)、In (0.5-2%) などが製造された。放射化検出器のために、直径 0.5 mm のワイヤまたは厚さ 0.1 mm の bend がインゴットから製造された。それらのサイズ及び形は、試験条件に依存した。

試料中の中性子センサ元素の分布の均一性は、中性子放射化法及び化学分析法によって

決定された。添加物濃度が 0.5-15%の検出器では、10-20 mg の重量を持つ検出器の添加物濃度の広がり、統計誤差が 0.5%において 1.0-1.5%であった。合金中の添加物の濃度は、与えられた濃度と 2%以上違っていた。さらに、空気中で 500°Cまで加熱したり、水中で 150-200°Cで加熱しても、實際上どの合金もパラメータが変化しなかったことが、試験によって確立された。

幾つかの材料 (Eu 合金) は、水中で加熱すると膨張するが、添加物の量は測定誤差範囲において変化しなかった。希土類元素 (Dy, Lu, Sm, La) との合金を用いる検出器材料の開発に関する研究は、Yb 及び Wf 合金の添加により検出器の範囲を拡大できる可能性を実証した。そして、Al-W 合金の製造は、他の融解しにくい金属、例えばイリジウムとの合金を作ることができる可能性を示唆した。

多くの検出器は、既知のパラメータを持つ中性子場中における校正を必要とする。したがって、例えば 0.5-1%の誤差を持つ化学分析による合金中の添加物濃度の決定は、かなり満足すべき水準であるとみなすことができる。しかしながら、Al-Au, Al-Co のような合金についての、濃度の絶対値の誤差は、0.2-0.5%よりは悪くなってはならない。というのは、これらの元素は中性子束の測定のために通常使用されているからである。この場合、中性子放射化による合金試験法が使用され、Au の含有量は純物質のモデル試料の重量と比較される。この方法により、指定された精度で、検出器中の核種の数を決することができる。

種々のタイプの放射化検出器に関する情報の簡潔な要約を、表 A-1 に与える。

7. 中性子束密度検出器の比較

以上述べた中性子束検出器のうちの幾つかについて比較したものを、表 A-2 に示す。

最も多能な方法は放射化法であるが、通常の実施方法 (試料の照射、誘導放射能の測定、試験データ処理) はかなりの時間を必要とする。一方、この方法に対する改良 (アルゴンループ、連続的ワイヤ引き抜き等) は、さらに相当難しくなる。しかしながら、この方法は、他の検出器を校正するためや、種々の炉内領域内の詳細な中性子場研究を行うためや、また試料の照射をモニターする場合には不可欠の方法である。その中性子場測定範囲は 12 桁 (10^7 - 10^{19} n/m²s) に渡る。

自己出力型検出器、電離箱及び計数器は、 10^{13} - 10^{17} n/m²s の中性子束を測るためには便利である。そして、自己出力型検出器は、もっと高い中性子束を測定するためにも十分使用できる。

自己出力型検出器の本質的な欠点は、時間遅れ及び設置される場所における明瞭な中性子場の擾乱である。第 1 の欠点は Compton 中性子検出器では除去される。しかしながら、これらの検出器が今までサイズが大きかったため、多くの場合、自己出力型検出器に置き換わることはできなかった。

電離箱および核分裂電離箱の欠点は、照射量限界が比較的低いことである。そして、照射 thermopile の欠点は、 5×10^{17} n/m²s を越える中性子束を測定する場合、読み値の非線形性が現れることである。

シリコン及び炭化ケイ素 (SiC) で作られた半導体は、低い照射量限界を持っている。しかしながら、それらは設計が単純であること及び絶対測定を行える可能性があることによ

り、低い出力で運転している原子炉内の中性子束分布を測定するために便利である。高い中性子束 (10^{19} n/m²s) を測るために "Long Tube"法が用いられた。

8. 放射化検出器を用いる中性子スペクトル分析法

感度が中性子エネルギーに依存するような一連の放射化検出器は、熱中性子から 10 keV および 0.6-15 MeV のエネルギー範囲における中性子スペクトル測定について広く使用されている。検出器の範囲は非常に広く、100 以上の同位体を含んでいる。このため、極めて詳細な中性子スペクトル研究を行うことができる。放射化スペクトル分析法の基本的な利点は、ラジオメトリーと同じである。すなわち、種々の条件における動作が可能であること (例えば、1000°C以上の温度)、γ線バックグラウンドに影響されないこと、空間分解能が高いことなどである。放射化スペクトル分析法の欠点は、熱及び高速中性子検出器の場合には、エネルギー分解能が低いこと、20 keV-0.6 MeV のエネルギー範囲の中性子用の検出器が存在しないこと、及び試験データからスペクトルを再構成するためには複雑なプロセスが必要になることである。

原子炉及び臨界集合体で用いられる種々の中性子スペクトル分析法の比較を表 A-3 に示す。

9. 結論

公表されたデータから、以下の結論が得られた。

1. 原子炉及び臨界集合体中の中性子束及び中性子スペクトルを測定するために、多数の検出器が開発されてきた。しかしながら、どのような狭いスペクトル幅または中性子束範囲においても、どの方法も完全であるとは考えられない。というのは、炉内の使用を目的とした検出器は、耐放射線性であること、他のタイプの放射線に対して敏感でないこと、効率が高いこと、寸法が小さいこと、焼損 (burn-out) が起こらないこと、高温での動作が可能であること、環境中の温度変化に敏感でないことなど、場合によっては矛盾するような要求を満たす必要があるからである。
2. 上で考慮した種々の方法のなかで、放射化法だけが、高温での原子炉運転中の中性子スペクトル測定の測定に用いることができるであろう。
3. ゼロ出力で運転中の原子炉の中性子場パラメータを測定するために便利な装置は、半導体検出器である。半導体検出器を用いるラジオメーター及びスペクトル分析器は、寸法が小さい。その設計は単純であり、そのため、比較的高いγ線バックグラウンドでの運転が可能である。炭化ケイ素 (SiC) 半導体検出器は、高温での測定のために使用することができる。

参考文献

- [1] Barnes D. et al., AEEW R-26, 1960.
- [2] Campan P. et al., *Bul. Inform. Sci. Tech*, vol.82 (1964) p.81.
- [3] Alexeev V. I., Egorov O. K., Konstantinov L. V., "*Atomnaya Energiya*", vol.20 (1966) p.3.
- [4] Dmitriev A. B., Vorob'ev M. G., Konstantinov L. G., "*Pribori i tekhnika eksperiments*", vol.3 (1959) p.59.
- [5] Millet N., Report MC 217, AECZ — U2, 1954.
- [6] Patent FRG 1 160 116.
- [7] Loosenmore W. R., Dennis I. A., *J. Brit. Nucl. Energy Soc.*, vol.1, No.2 (1962) p.109.
- [8] Emel'yanov L. Ya. et al., "*Atomnaya Energiya*", vol.29, No.5 (1970) p.327.
- [9] Dmitriev A. B. et al., "*Atomnaya Energiya*", vol.22 (1967) p.4.
- [10] Malishev E. K., "*Pribori i tekhnika eksperimenta*", vol.5 (1968) p.61.
- [11] Dmitriev A. B., Malishev E. K., Reformatskaya I. I., "*Pribori tekhnika eksperiments*", vol.4 (1968) p.55.
- [12] Malishev E. K., Dmitriev A. B., "*Atomnaya Energiya*", vol.27 (1967) p.347.
- [13] Goodings A., *Nuclear Engineering International*, July/August, vol.15, No.170 (1970) p.599.
- [14] Schollop B., *ibid.*, p.604.
- [15] Patent USA 2 950 393.
- [16] Loosemore W. R., Henderson R. P., Knill G., *Proc. of a Symposium on Neutron Dosimetry*, vol.1, Vienna, IAEA, 1963, p.89.
- [17] Forsten I., *Nucleonics*, vol.20 (1962) p.50; vol.2, p.54.
- [18] Lomakin S. S., Malishev E. K. et al., "*Atomnaya Energiya*", vol.31 (1971) p.56.
- [19] Roux D. R., *Nuclear Safety*, vol.7, No.2 (1965-66) p.179.
- [20] Forsten J., *IEEE Trans.*, No.5 (1965) p.6, 8.
- [21] Du Bridge R. A., *Trans. Am. Nucl. Soc.*, vol.8, No.1 (1965) p.105.
- [22] Weiss H., *Nuclear Electronics*, Vienna IAEA, 1966, p.461.
- [23] Weiss H., *Atomkern-Energie*, vol.14, No.6 (1969) p.375.
- [24] Emel'yanov I. Ya., Konstantinov L. V., Postnikov V. V., "*Atomnaya Energiya*", vol.30 (1971) p.275.
- [25] Patent FRG 1 201 922.
- [26] Mitelman M. G., Rosenblum N. D., Erofeev R. S., "*Atomnaya Energiya*", vol.10 (1961) p.72.
- [27] Anderson G., Soderiond B., *AE Repts*, No.359 (1963).
- [28] Hilborn J. W., *Nucleonics*, vol.22 (1961) p.69.
- [29] Mas P., *Scienc. Rapp. CEA*, R2650, 1964.
- [30] Patent England 950 896.

- [31] Apton I. W., Trans. Am. Nucl. Soc., 13 (1970) p.14.
- [32] Hasemann H. F., Warrinkoff R., Proc. of a Simpsium on Neutron Dosimetry, vol.1, Vienna IAEA, 1963, p.411.
- [33] Howkings R. C., CRI-85, June, AECL-2033, 1964.
- [34] Lapsley A. S., Nucleonics, vol. II, No.5 (1953) p.62.
- [35] Dubrovsky B. G., Kitaev V. Ya., In book: "Fisika i teplotekhnika reaktorov. Application to journal "Atomnaya Energiya", Moscow, Atomizdat, 1958, p.128.
- [36] Lapsley A. S., Nucleonics, vol.16, No.2 (1958) p.106.
- [37] Patent USA 2259138.
- [38] Guskov Yu. K., Zvonarev A. V., "Pribori i tekhnika eksperimenta", 1959, 5.
- [39] Patent USA 2 177 772.
- [40] Gee L. J., Rept. AIL-A-124, 3/October, 1962.
- [41] Patent USA 3 028 494.
- [42] Du Bridge R. A., Proc. of a Simposium on Neutron Dosimetry, vol.1, Vienna, IAEA, 1963, p.623.
- [43] Patent USA 2 926 261.
- [44] Corerdan I., Mitaine I., Nucl. Applic., vol.3, September (1967) p.560.
- [45] Patents USA 2 753 462, 3 227 876.
- [46] Patent France 1085820, 1 192652, 1 426306.
- [47] Muller A., Atomkern-Energie, vol.13 (1968) p.327.
- [48] Paroth H. D., Atompraxis, vol.15, No.I (1969) p.51.
- [49] Silk I. G., J. Nucl. Energy, vol.22 (1968) p.163.
- [50] Robers F. H., Nucl, Sci. Eng., vol.34 (1968) p.13.
- [51] Semiconductor radiation counters. Transl. from English, Moscow, Gosatomizdat, 1962.
- [52] Babkok G. et al., Proc. of a Simposium on Neutron Dosimetry, vol.1, Vienna, IAEA, 1963, p.613.
- [53] Ferber R. R., Hamilton G. N., WCAP-542, 1964.
- [54] Ajacic V. et al., Nucleonics, vol.20, No.2 (1962) p.31,
- [55] Ajacic V. et al., Nucleonics, vol.21, No.1 (1962) p.60.
- [56] Ajacic V. et al., Report # 858 (Ugoslavia), presented at Third International Conference on Peaceful Use of Atomic Energy (1964).
- [57] Patent USA 3 201 589.
- [58] Patent USA 2 926 261.
- [59] Patent USA 3 130 307.
- [60] Patent England 912 644.
- [61] Patent USA 3 226 547.
- [62] Patent USA 3 163 759.
- [63] Patent USA 2 824 971.
- [64] Patent USA 3 065 345.
- [65] Patent France 1 90 049.

- [66] Patent FRG 1 101 633.
- [67] Patent England 831 861.
- [68] Patent USA 2 271 668.
- [69] Patent USA 2 951 942.
- [70] Patent England 866 514.
- [71] Patent England 925 702.
- [72] Patent USA 3 073 959.
- [73] Patent England 892 603.
- [74] Patent France 1 211 588.
- [75] Patent England 968 048.
- [76] Patent France 1 370938.
- [77] Patent USA 2 751 505.

表A-1 各種放射化検出器のまとめ

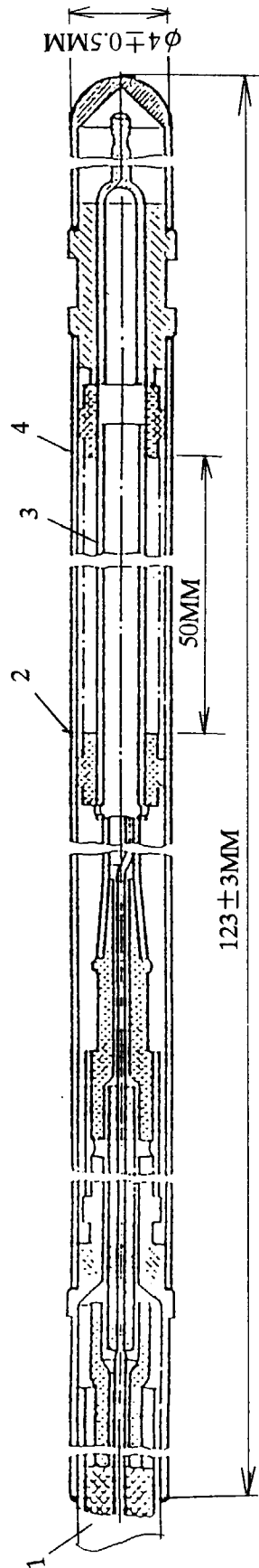
| Element (reaction) | Detector material | Operation temperature | Utilized field, Neutron energy range | Thickness, mg/cm ² | Neutron flux, n/(M ² *c) | Method of activity detection |
|----------------------|---|-----------------------|--------------------------------------|-------------------------------|-------------------------------------|------------------------------|
| Dy (n, γ) | Ceramics, Aluminum alloy, Polyethylene | 1000 350 90 | Thermal, Resonance | 0,3-4 | 10 ⁵ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, β - counter |
| Au | Foils (rolled), alloy | 600 350 | Thermal, Resonance | 0,05-60 | 10 ⁵ - 10 ¹² | γ - spectrum, 4πβ - counter |
| Co | Foils (electrolyze), alloy, Polyethylene | 600 350 90 | Thermal, Resonance (132 eV) | 0,05-70 | 10 ⁹ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, γ-γ' reaction |
| Lu | Ceramics, alloy, Polyethylene | 1000 350 90 | Thermal | 0,13-80 | 10 ⁵ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, β - counter |
| Eu | Ceramics, alloy, Polyethylene | 1000 350 90 | Thermal | 0,03-80 | 10 ⁵ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, β - counter |
| Mn | Ceramics, alloy, Polyethylene | 1000 350 90 | Thermal, Resonance (337 eV) | 0,3-100 | 10 ⁵ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, β - counter |
| In | Foil, alloy | 1000 350 | Thermal, Resonance (1.44eV) | 0,05-1 | 10 ³ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, β - counter |
| Ag | Alloy | 350 | Resonance (5.2 eV) | 0,05-1 | 10 ⁸ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum |
| Sm | Ceramics, alloy, Polyethylene | 1000 350 90 | Resonance (8 eV) | 0,1-2 | 10 ⁶ - 10 ¹⁴ | γ-спектр, β-счетчик |
| W | Ceramics (electrolyze, rolled), alloy, Polyethylene | 1000 350 90 | Resonance (18.8 eV) | 0,05-40 | 10 ⁶ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, β - counter |
| La | Ceramics, alloy, Polyethylene | 1000 350 90 | Resonance (73.5 eV) | 0,5-20 | 10 ⁶ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, β - counter |
| Cu | Foil | 500 | Resonance (580 eV) | 5-30 | 10 ⁵ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, β - counter |
| ^{64, 68} Zn | Foil (electrolyze) | 500 | Resonance (2.75 eV) | 1-5 | 10 ⁵ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum |
| Cr | Foil | 500 | Resonance (1/v) | 1-40 | 10 ⁸ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum |
| Rh (n, n') | Foil | 1000 | Fast >0,8 MeV | 0,01-1 | 10 ⁷ | 4πβ |
| V | Foil | 1000 | Resonance (1/v) | 50 | 10 ⁵ - 10 ¹⁰ | 4πβ |
| Na | Pellet (pressurized) | 700 | Resonance (2.95 eV) | 15-200 | 10 ⁵ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum, β - counter |
| Cr | Foil | 500 | Resonance (1/v) | 1-40 | 10 ⁸ - 10 ¹⁴ | γ - spectrum |

表A-2 幾つかの中性子検出器の比較

| Characteristics | | Ionization chamber | Divided chamber | self- powered detectors | Semi conductor in "long tube" method | Radiation heating element | Activation detector |
|---|------------------|--|---|---|--|---|---|
| Sensitivity | fast neutrons | — | $10^{-2} - 10^{-3}$ <i>imp/(n/(M²*c))</i> | 10^{-16} A/(n/m ² *c) | $6 \cdot 10^{-6}$ <i>imp/(n/m² *c)</i> | $3 \cdot 10^{-14}$ <i>A/(n/m² *c)</i> | $3 \cdot 10^{-12}$ <i>mkCi/(n/m²)</i> |
| | thermal neutrons | $10^{-6} - 10^{-11}$ <i>pulse/(n/(M²*c))</i> | $10^1 - 10^{-2}$ <i>imp/(n/(M²*c))</i> | 10^{-19} A/(n/m ² *c) | - | 10^{-18} A/(n/m ² *c) | $3 \cdot 10^{-12}$ <i>mkCi/(n/m²)</i> |
| Detector size | diameter | 3—15 <i>mm</i> | 3—7 <i>mm</i> | 2-15 <i>cm</i> | Big | 2—10 <i>mm</i> | 2—10 <i>mm</i> |
| | length | several <i>cm</i> | several <i>cm</i> | several <i>cm</i> | Big | 1 <i>cm</i> | 0,01—1 <i>mm</i> |
| Condition temperature, °C | | up to 250 | up to 1000 | up to 900 | - | up to 450 | up to 1400 |
| Range of neutron flux measurements (n/m ² *c) | | $10^{10} - 10^{14}$ | $10^8 - 10^{17}$ | $10^{12} - 10^{18}$ | $10^8 - 10^{18}$ | $10^{13} - 10^{18}$ | $10^7 - 10^{19}$ |
| Necessity of γ - ray compensation | | yes | - | yes | No | yes | No |
| Duration of neutron flux measurement point | | seconds | seconds | Self-powered detectors - 3-10 min, Neutron Compton detector - several seconds | 10 c | up to 40 s | several hours |
| Accuracy of absolute measurements of neutron flux | | Graduation in defined field is required | Graduation in defined field is required | Graduation in defined field is required | 3% | Graduation in defined field is required | 1-10% |
| Disturbance of neutron field | | Exist | Exist | Exist | Small | Small | Small |
| Characteristics | | Ionization chamber | Divided chamber | self- powered detectors | Semiconductor in "long tube" method | Radiation heating element | Activation detector |
| Normal operation in pulse reactors | | No | No | No | No | No | Yes |
| Requirements to the materials | | Serious requirements to isolators | Serious requirements to isolators | Serious requirements to isolators | No | Radiation stable cables is needed | - |
| Hardness of realization | | Absence of radiation and mechanical stable cables | Absence of radiation and mechanical stable cables and isolators | Absence of radiation and mechanical stable cables and isolators | Big size | Absence of radiation and mechanical stable cables | - |
| Radiation stability up to integral flux, n/m ² | | 10^{23} | 10^{24} | 10^{23} | 10^{24} | 10^{24} | 10^{27} |

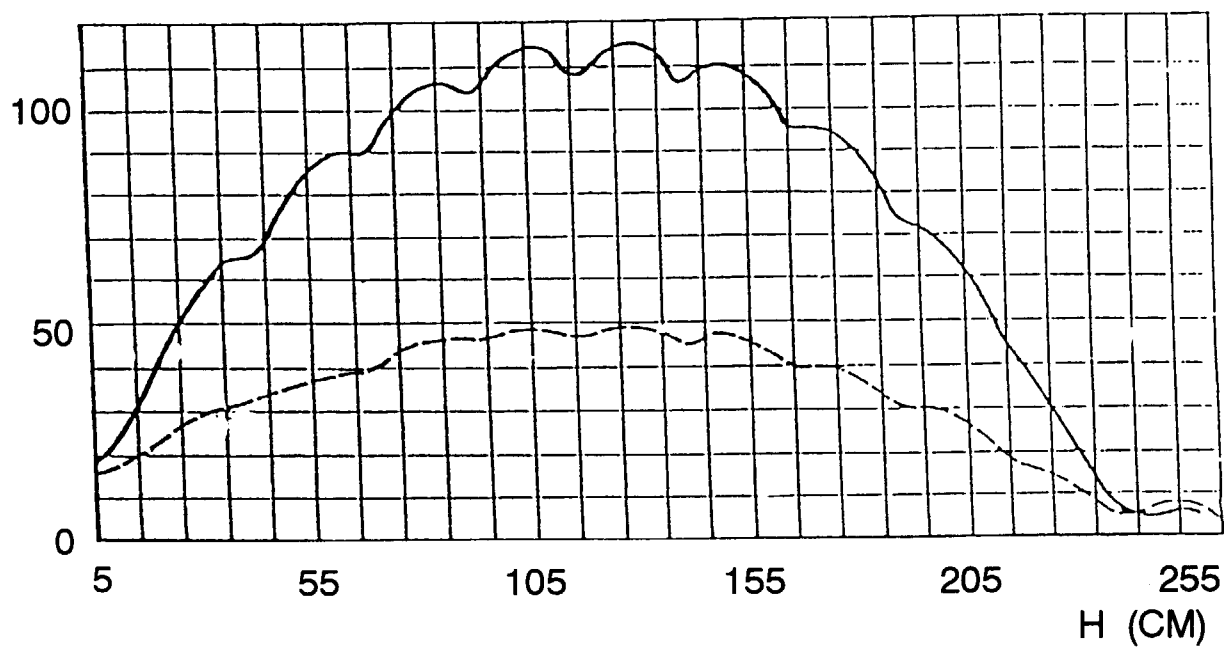
表A-3 各種中性子スペクトル分析法の比較

| Characteristics | Nuclear photo films | Ionization detector | Scintillation counter | Semi conductor detector | Activation detector |
|--|---|--|--|--|--|
| Utilized field, E_n | >0,3 MeV | 1 keV-10 MeV | 0,6-15 MeV | 40 keV-10MeV or 1—100 keV | Thermal - 20 keV; 0,6—15 MeV |
| Efficiency, pulse/[(n/m ² *c)] | 10 ⁻⁷ -10 ⁻⁹ | 10 ⁻⁶ -10 ⁻⁷ | 10 ⁻⁶ -10 ⁻⁷ | 10 ⁻⁷ -10 ⁻¹⁰ | 10 ⁻⁵ -10 ⁻¹⁰ |
| Range of neutron flux measurement, n/(m ² *c) | 10 ⁷ -10 ¹¹ | up to 10 ⁹ | up to 10 ⁹ | 10 ¹¹ -10 ¹³ | 10 ⁴ -10 ¹⁹ |
| Energy resolution | Hundred keV | 15 keV | Hundred keV | up to 40 keV | — |
| Advances | Small size | High resolution ; high efficiency | Simple design; high efficiency | Relative low sensitivity to γ -radiation; simple design; small size | Simple design; high efficiency; wide neutron flux measurement range; Strong radiation and temperature stability; high space resolution |
| Limitations | Hardness of treatment; High sensitivity for γ -radiation | High sensitivity for γ -radiation | High sensitivity for γ -radiation | Limited radiation resource | Low energy resolution; break of utilized area (from 20 keV); great uncertain at data treatment; low accuracy of nuclear data |
| Maximal γ - background, rem/h | 1 | 10 ⁻⁴ | 10 ⁻⁴ | 10 ⁶ | Small sensitivity |
| Detector size | Several centimeters | 15—30 mm; 100—200 mm | 30—60 mm | 15—30 mm; 30—50 mm | Diameter 1 - 10 mm; thickness - 1 mm |
| Requirements for surrounding conditions | T<200 °C | T<100 °C | T<60 °C | O<60 °C; T<500 °C | T<1500 °C |



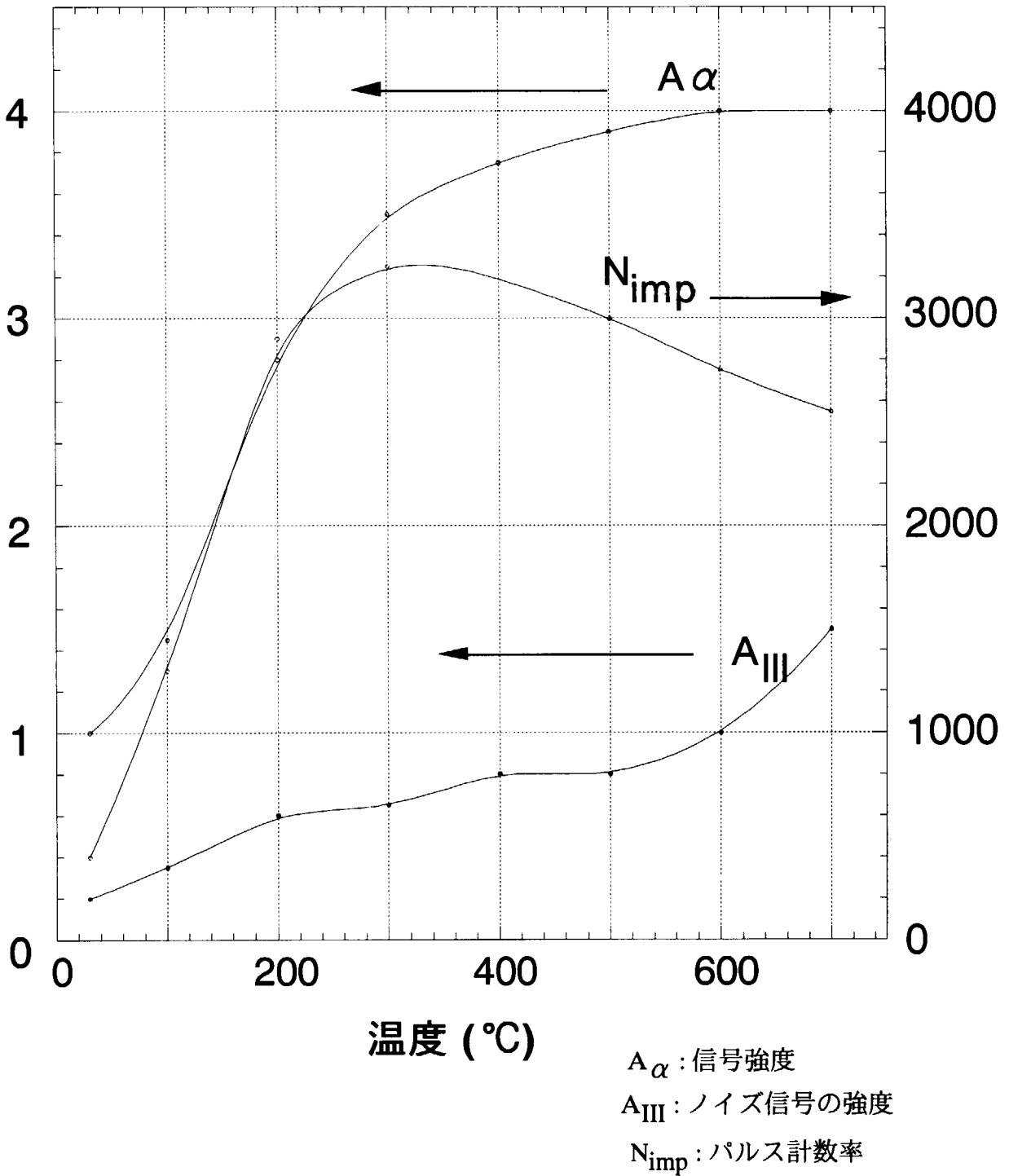
図A-1 小型の電流型核分裂電離箱

- 1: 電離箱 (直径3mm)
- 2: ケース (直径4mm)
- 3: 電極
- 4: 放射体(radiator) (有効長50mm)



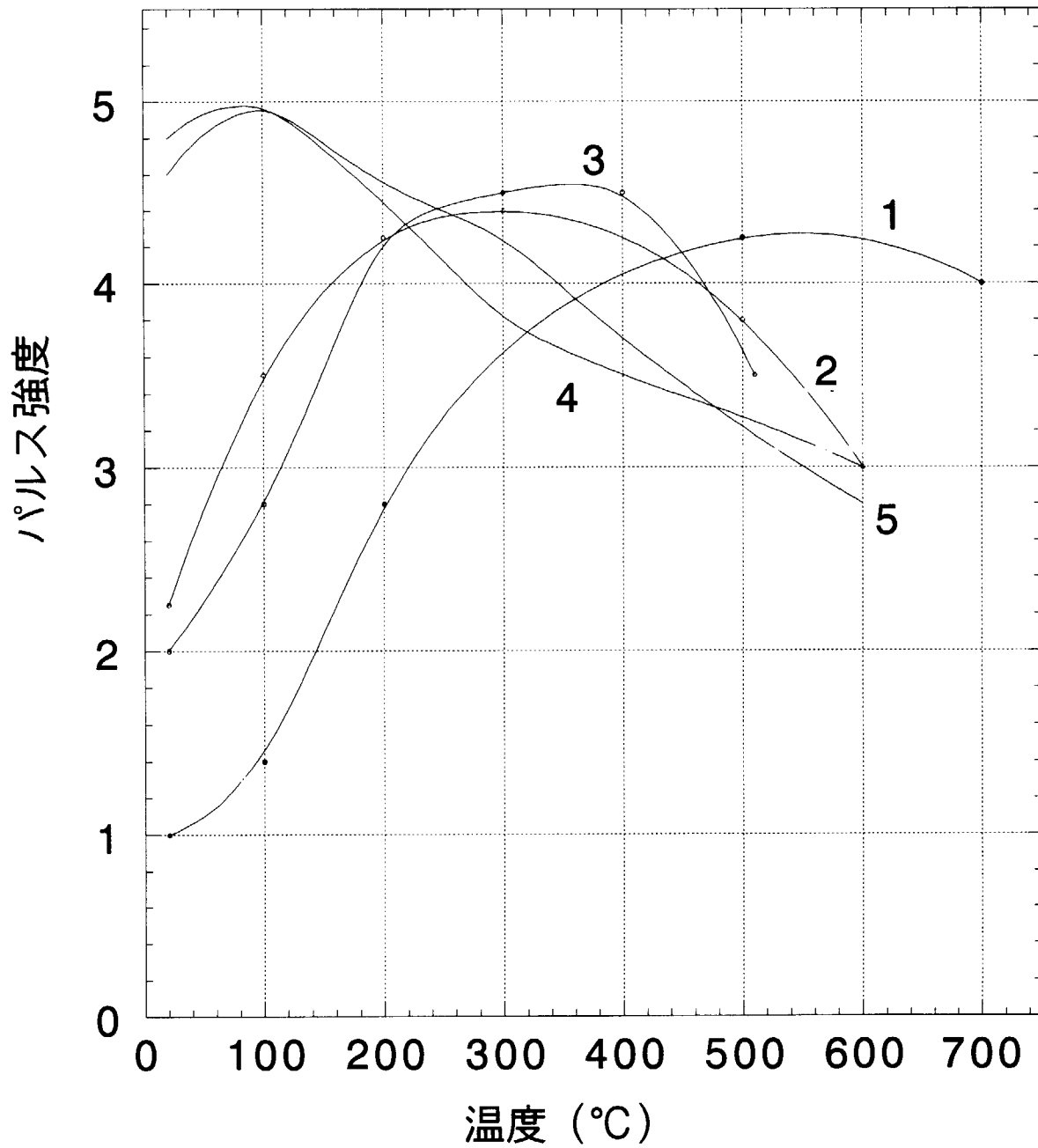
図A-2

^{235}U 濃縮度が異なる核燃料ペレット中に置かれた
 試験用チャンネル中の熱中性子束" $F(\phi)$ "の分布の比較
 Hは炉心下部からの距離

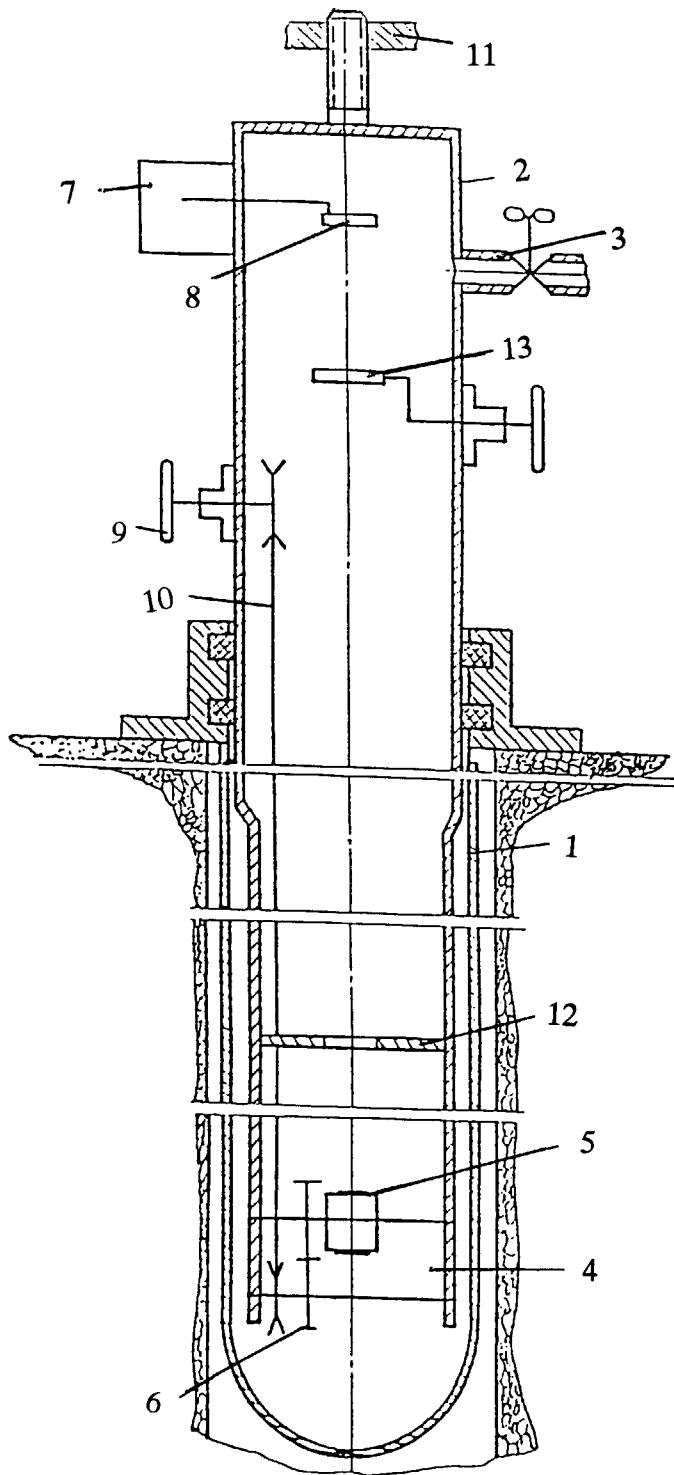


図A-3

^{242}Cf の α 粒子によるパルス強度と計数率、及びSiC検出器のノイズ信号レベルの温度依存性

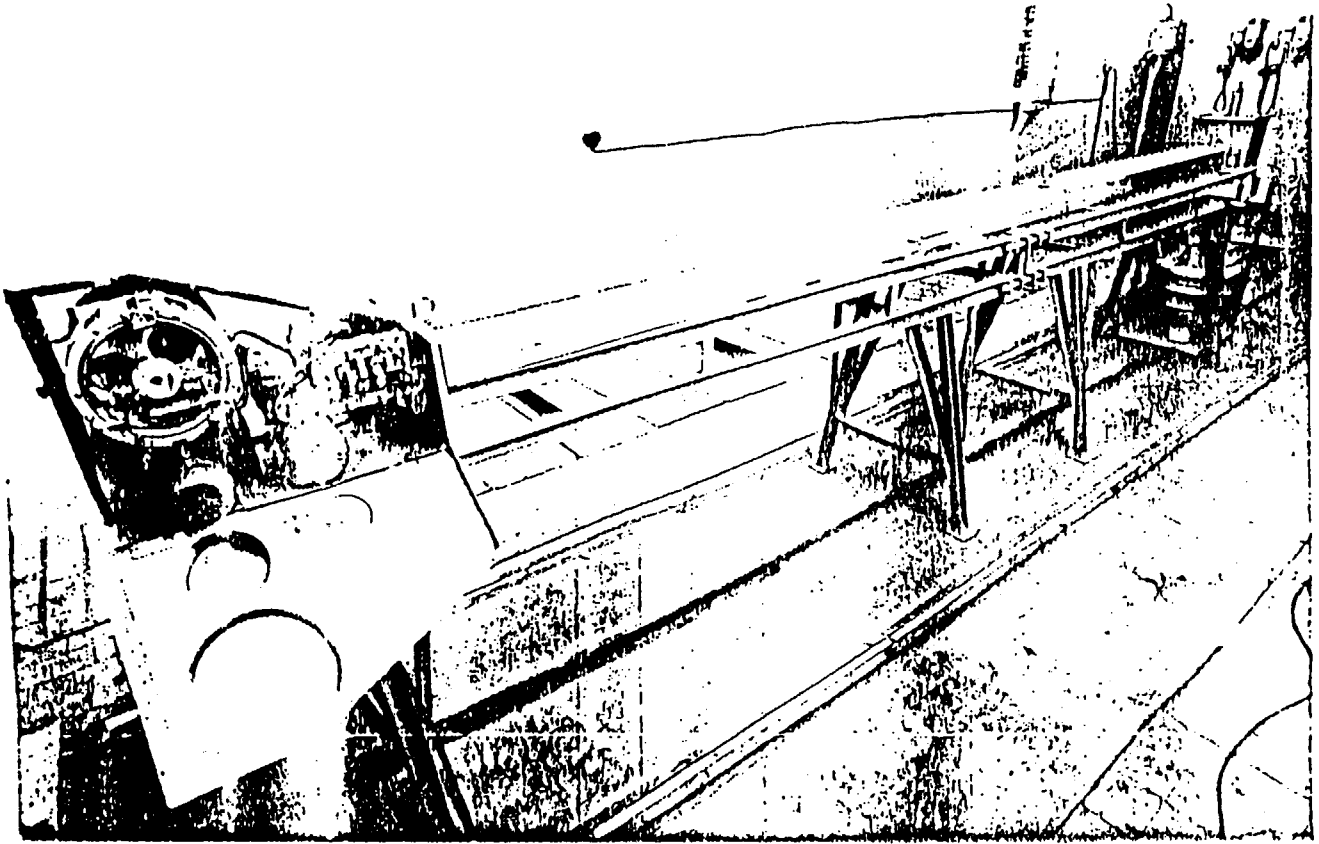


図A-4 異なったSiC検出器により得られた²⁴²Cfのα粒子のパルス強度と計数率の温度依存性



- 1 : ケース
- 2 : チューブ
- 3 : 分岐パイプ
- 4 : ターゲットユニット
- 5 : ターゲット
- 6 : ターゲット回転の
メカニズム
- 7 : 検出ユニット
- 8 : 半導体検出器
- 9 : 手動ドライブ
- 10 : ケーブル
- 11 : 上下動メカニズム
- 12 : コリメータ
- 13 : 遮断機

図A-5 "Long-tube" 検出器



図A-6 ワイヤ状の中性子測定要素の輸送セット

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

| 量 | 名称 | 記号 |
|-------|--------|-----|
| 長さ | メートル | m |
| 質量 | キログラム | kg |
| 時間 | 秒 | s |
| 電流 | アンペア | A |
| 熱力学温度 | ケルビン | K |
| 物質質量 | モル | mol |
| 光度 | カンデラ | cd |
| 平面角 | ラジアン | rad |
| 立体角 | ステラジアン | sr |

表3 固有の名称をもつSI組立単位

| 量 | 名称 | 記号 | 他のSI単位による表現 |
|---------------|--------|----|---------------------|
| 周波数 | ヘルツ | Hz | s ⁻¹ |
| 力 | ニュートン | N | m·kg/s ² |
| 圧力, 応力 | パスカル | Pa | N/m ² |
| エネルギー, 仕事, 熱量 | ジュール | J | N·m |
| 工率, 放射束 | ワット | W | J/s |
| 電気量, 電荷 | クーロン | C | A·s |
| 電位, 電圧, 起電力 | ボルト | V | W/A |
| 静電容量 | ファラド | F | C/V |
| 電気抵抗 | オーム | Ω | V/A |
| コンダクタンス | ジーメンス | S | A/V |
| 磁束 | ウェーバ | Wb | V·s |
| 磁束密度 | テスラ | T | Wb/m ² |
| インダクタンス | ヘンリー | H | Wb/A |
| セルシウス温度 | セルシウス度 | °C | |
| 光束 | ルーメン | lm | cd·sr |
| 照射度 | ルクス | lx | lm/m ² |
| 放射能 | ベクレル | Bq | s ⁻¹ |
| 吸収線量 | グレイ | Gy | J/kg |
| 線量当量 | シーベルト | Sv | J/kg |

表2 SIと併用される単位

| 名称 | 記号 |
|---------|-----------|
| 分, 時, 日 | min, h, d |
| 度, 分, 秒 | °, ', " |
| リットル | l, L |
| トン | t |
| 電子ボルト | eV |
| 原子質量単位 | u |

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J

1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

| 名称 | 記号 |
|----------|-----|
| オングストローム | Å |
| バ | b |
| バル | bar |
| ガリ | Gal |
| キュリ | Ci |
| レントゲン | R |
| ラド | rad |
| レム | rem |

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m

1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²

1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa

1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²

1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq

1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg

1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy

1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

| 倍数 | 接頭語 | 記号 |
|-------------------|------|----|
| 10 ¹⁸ | エクサ | E |
| 10 ¹⁵ | ペタ | P |
| 10 ¹² | テラ | T |
| 10 ⁹ | ギガ | G |
| 10 ⁶ | メガ | M |
| 10 ³ | キロ | k |
| 10 ² | ヘクト | h |
| 10 ¹ | デカ | da |
| 10 ⁻¹ | デシ | d |
| 10 ⁻² | センチ | c |
| 10 ⁻³ | ミリ | m |
| 10 ⁻⁶ | マイクロ | μ |
| 10 ⁻⁹ | ナノ | n |
| 10 ⁻¹² | ピコ | p |
| 10 ⁻¹⁵ | フェムト | f |
| 10 ⁻¹⁸ | アト | a |

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1 eVおよび1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

| 力 | N (=10 ⁵ dyn) | kgf | lbf |
|---|--------------------------|----------|----------|
| | 1 | 0.101972 | 0.224809 |
| | 9.80665 | 1 | 2.20462 |
| | 4.44822 | 0.453592 | 1 |

粘 度 1 Pa·s(N·s/m²) = 10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁶ St(ストークス)(cm²/s)

| 圧 | MPa (=10 bar) | kgf/cm ² | atm | mmHg(Torr) | lbf/in ² (psi) |
|---|----------------------------|----------------------------|----------------------------|---------------------------|----------------------------|
| | 1 | 10.1972 | 9.86923 | 7.50062 × 10 ³ | 145.038 |
| 力 | 0.0980665 | 1 | 0.967841 | 735.559 | 14.2233 |
| | 0.101325 | 1.03323 | 1 | 760 | 14.6959 |
| | 1.33322 × 10 ⁻⁴ | 1.35951 × 10 ⁻³ | 1.31579 × 10 ⁻³ | 1 | 1.93368 × 10 ⁻² |
| | 6.89476 × 10 ⁻³ | 7.03070 × 10 ⁻² | 6.80460 × 10 ⁻² | 51.7149 | 1 |

| エネルギー | J (=10 ⁷ erg) | kgf·m | kW·h | cal(計量法) | Btu | ft·lbf | eV |
|-------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|----------------------------|
| | 1 | 0.101972 | 2.77778 × 10 ⁻⁷ | 0.238889 | 9.47813 × 10 ⁻⁴ | 0.737562 | 6.24150 × 10 ¹⁸ |
| | 9.80665 | 1 | 2.72407 × 10 ⁻⁶ | 2.34270 | 9.29487 × 10 ⁻³ | 7.23301 | 6.12082 × 10 ¹⁹ |
| | 3.6 × 10 ⁶ | 3.67098 × 10 ⁵ | 1 | 8.59999 × 10 ⁵ | 3412.13 | 2.65522 × 10 ⁶ | 2.24694 × 10 ²⁵ |
| | 4.18605 | 0.426858 | 1.16279 × 10 ⁻⁶ | 1 | 3.96759 × 10 ⁻³ | 3.08747 | 2.61272 × 10 ¹⁹ |
| | 1055.06 | 107.586 | 2.93072 × 10 ⁻⁴ | 252.042 | 1 | 778.172 | 6.58515 × 10 ²¹ |
| | 1.35582 | 0.138255 | 3.76616 × 10 ⁻⁷ | 0.323890 | 1.28506 × 10 ⁻³ | 1 | 8.46233 × 10 ¹⁸ |
| | 1.60218 × 10 ⁻¹⁹ | 1.63377 × 10 ⁻²⁰ | 4.45050 × 10 ⁻²⁶ | 3.82743 × 10 ⁻²⁰ | 1.51857 × 10 ⁻²² | 1.18171 × 10 ⁻¹⁹ | 1 |

1 cal = 4.18605 J(計量法)

= 4.184 J(熱化学)

= 4.1855 J(15 °C)

= 4.1868 J(国際蒸気表)

仕事率 1 PS(仏馬力)

= 75 kgf·m/s

= 735.499 W

| 放射能 | Bq | Ci |
|-----|------------------------|-----------------------------|
| | 1 | 2.70270 × 10 ⁻¹¹ |
| | 3.7 × 10 ¹⁰ | 1 |

| 吸収線量 | Gy | rad |
|------|------|-----|
| | 1 | 100 |
| | 0.01 | 1 |

| 照射線量 | C/kg | R |
|------|-------------------------|------|
| | 1 | 3876 |
| | 2.58 × 10 ⁻⁴ | 1 |

| 線量当量 | Sv | rem |
|------|------|-----|
| | 1 | 100 |
| | 0.01 | 1 |

高温照射場の中性子線量計測法の検討