



JAEA-Technology

2007-018



JP0750189

研究用原子炉JRR-4を用いた運転実習及び 原子炉物理実験

Guidance of Operation Practice and Reactor Physics Experiments Using JRR-4

横尾 健司 堀口 洋徳 八木 理公 永富 英記
山本 和喜 笹島 文雄 大山 光樹 石黒 裕大
佐々木 勉 平根 伸彦 木村 和也 新井 信義

Kenji YOKOO, Hironori Horiguchi, Masahiro Yagi, Hideki Nagadomi
Kazuyoshi Yamamoto, Fumio Sasajima, Koji Ohyama, Yasuhiro Ishikuro
Tsutomu Sasaki, Nobuhiko Hirane, Kazuya Kimura and Nobuyoshi Arai

東海研究開発センター
原子力科学研究所
研究炉加速器管理部

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator
Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center

March 2007

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行つております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

* 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920

研究用原子炉 JRR-4 を用いた運転実習及び原子炉物理実験

日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター

原子力科学研究所 研究炉加速器管理部

横尾 健司・堀口 洋徳・八木 理公・永富 英記・山本 和喜・笛島 文雄

大山 光樹・石黒 裕大・佐々木 勉・平根 伸彦・木村 和也・新井 信義

(2007年1月19日受理)

JRR-4 (Japan Research Reactor No. 4) では、旧原子炉研修所における研修の一環として、1969年から原子炉運転実習を開始した。その後徐々に内容を拡充し、現在では原子炉の運転実習、制御棒校正実験、各種特性測定等を実施している。今日に至るまで延べ1700名を超える国内外の原子力技術者養成に貢献してきた。

JRR-4 はゼロ出力から定格出力である 3500kW まで多岐にわたる実験が可能であるため、臨界実験装置で行われる臨界近接、制御棒校正、反応度測定といったゼロ出力近傍での実験に限らず、キセノン効果、温度効果、熱量測定による出力校正といった高出力運転が必要な実験にも対応することができる。

本書は JRR-4において実習に用いている要領書を基本に、運転実習及び原子炉物理実験のテキストとしてとりまとめたものである。

Guidance of Operation Practice and Reactor Physics Experiments Using JRR-4

Kenji YOKOO, Hironori HORIGUCHI, Masahiro YAGI, Hideki NAGADOMI,
Kazuyoshi YAMAMOTO, Fumio SASAJIMA, Koji OHYAMA, Yasuhiro ISHIKURO,
Tsutomu SASAKI, Nobuhiko HIRANE, Kazuya KIMURA and Nobuyoshi ARAI

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator
Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 19, 2007)

Reactor operation training using JRR-4 (Japan Research Reactor No. 4) was started in FY1969, as one of the curriculums of Nuclear Technology and Education Center (NuTEC). Since then, the program was updated and carried out for reactor operation training, control rod calibration, and measurement of various kind of characteristics.

JRR-4 has been contributed for nuclear engineer training for over 1,700 trainees from both domestic and foreign countries.

JRR-4 can be used for experiment from zero power to 3,500kW, and the trainees can gain experience to operate the reactor from start up to shutdown, for not only zero-power experiments (critical approach, control rod calibration, reactivity measurement, etc.) but also other experiments under high power operation (xenon effect, temperature effects, reactor power calibration, etc.).

This report is prepared as a standard text for training operation and experiments for reactor physics, based on various kinds of guidance texts being used for training purpose.

Keywords : JRR-4, Reactor Operation, Critical Approach, Control Rod Calibration, Temperature Coefficient of Reactivity, Xenon Effect, Reactor Power Calibration, Activation Analysis

目 次

1. JRR-4 の概要	
1.1 概要	1
1.2 運転管理	2
1.3 運転訓練	5
2. 運転実習	
2.1 運転実習の目的	12
2.2 運転実習の実際	12
2.2.1 低出力運転実習の概要	12
2.2.2 運転上の注意事項	13
2.3 実習当日のスケジュール	14
2.4 炉室立入時の注意事項	14
2.5 その他	15
3. 臨界近接実験	
3.1 目的	17
3.2 理論	17
3.2.1 臨界の定義	17
3.2.2 臨界条件	18
3.2.3 臨界近接の考え方	18
3.3 実習手順	19
4. ^{136}Xe 効果の測定	
4.1 目的	23
4.2 理論	23
4.3 実習手順	24
4.4 検討課題	25
5. 温度効果の測定	
5.1 目的	32
5.2 理論	32
5.2.1 減速材温度効果	32
5.2.2 ドップラー効果	33
5.3 実習手順	33
5.3.1 減速材温度効果	33
5.3.2 ドップラー効果	35
5.4 検討課題	36
6. 制御棒校正実験	
6.1 目的	41
6.2 炉心	41
6.3 理論	42
6.4 実習手順	45
6.5 実験における注意事項	48

7. 热量測定法による出力校正	
7.1 目的	55
7.2 運転	55
7.3 热出力校正について	55
7.4 実習手順	56
7.5 検討課題	56
8. 金箔法による炉内熱中性子及び出力の測定	
8.1 実験の目的	57
8.2 原理	57
8.2.1 热平衡スペクトル	57
8.2.2 実効中性子温度モデル	59
8.2.3 箔放射化法を用いた熱中性子束測定	62
8.2.4 放射化量の測定方法	65
8.2.5 ^{197}Au の断面積	76
8.3 実験	84
8.3.1 炉心配置	84
8.3.2 金線及び金箔の炉心への装着と照射	84
8.3.3 金線・金箔の放射能測定	85
8.3.4 热中性子束の决定	85
8.3.5 炉心出力の評価	86
9. 中性子放射化分析	
9.1 概要	87
9.2 理論	87
9.2.1 比較法による分析	88
9.2.2 k_0 法による分析	88
9.3 実習手順	89
9.3.1 比較法による分析	89
9.3.2 k_0 法による分析	90
10. おわりに	94
謝辞	95
参考文献	95
参考資料	
(参考資料 1)	原子炉運転管理組織
(参考資料 2)	本体施設の運転上の制限値
(参考資料 3)	本体施設の安全保護回路の作動条件
(参考資料 4)	本体施設の警報装置の作動条件
(参考資料 5)	原子炉運転開始前に正常な状態であることを確認すべき設備
(参考資料 6)	原子炉運転停止後の本体施設等及び利用施設の巡視及び点検

Contents

1. Outline of JRR-4	
1.1 Outline	1
1.2 Operation Management	2
1.3 Reactor Operation Practice	5
2. Reactor Operation Practice	
2.1 Purpose of Operation Practice	12
2.2 Actual Operation Practice	12
2.2.1 The Outline of Low Power Operation	12
2.2.2 Instruction for Reactor Operation	13
2.3 Schedule of Training	14
2.4 Instruction in Reactor Room	14
2.5 The Others	15
3. Critical Approach Experiment	
3.1 Purpose	17
3.2 Method	17
3.2.1 The Definition of Critical State	17
3.2.2 Critical Condition	18
3.2.3 The Points of Critical Approach	18
3.3 Process of Experiment	19
4. ¹³⁵ Xe Poisoning Effect	
4.1 Purpose	23
4.2 Method	23
4.3 Process of Experiment	24
4.4 Examination	25
5. Temperature Effects for Reactivity	
5.1 Purpose	32
5.2 Method	32
5.2.1 Effects of Moderator Temperature	32
5.2.2 Doppler Effect	33
5.3 Process of Experiment	33
5.3.1 Effects of Moderator Temperature	33
5.3.2 Doppler Effect	35
5.4 Examination	36
6. Control Rod Calibration	
6.1 Purpose	41
6.2 Parameters of Reactor Core	41
6.3 Method	42
6.4 Process of Experiment	45
6.5 Clauses to Attention	48

7. Reactor Power Calibration	
7.1 Purpose	55
7.2 Operation of JRR-4	55
7.3 Thermal Power Calibration	55
7.4 Process of Experiment	56
7.5 Examination	56
8. In-Core Neutron Flux and Reactor Power Measurement Using Gold Foil Method	
8.1 Purpose of Experiment	57
8.2 The Principle of Measurement	57
8.2.1 Heat Balance Spectrum	57
8.2.2 Effective Neutron Temperature Model	59
8.2.3 Thermal Neutron Flux Measurement from Foil Activity	62
8.2.4 Activity Measurement Method	65
8.2.5 Cross Section of ^{197}Au	76
8.3 Experiment	84
8.3.1 Reactor Core Configuration	84
8.3.2 Setting and Irradiation of Gold Wire and Foil	84
8.3.3 Activity Measurement of Gold Wire and Foil	85
8.3.4 Determination of Thermal Neutron Flux	85
8.3.5 Reactor Power Estimation	86
9. Neutron Activation Analysis	
9.1 Purpose	87
9.2 Method	87
9.2.1 Comparison Method	88
9.2.2 k_0 Method	88
9.3 Process of Experiment	89
9.3.1 Comparison Method	89
9.3.2 k_0 Method	90
10. Conclusion	94
Appendix	95
Reference	95
Appendix	
(Appendix 1) Reactor Operation Management Tree	
(Appendix 2) Limitation of JRR-4 Operation	
(Appendix 3) Condition of JRR-4 Safety Protection Circuit	
(Appendix 4) Condition of JRR-4 Alarm Unit	
(Appendix 5) Confirmation of Normal Condition to the Facility before Startup	
(Appendix 6) Patrol and Check to the JRR-4 Facility	
Including Utilization Facility after Shutdown	

1. JRR-4 の概要

1.1 概要

JRR-4 は、日本原子力研究所（当時）に建設された 4 番目の研究用原子炉であり、昭和 40 年 1 月に初臨界となった。この原子炉の形式はスイミングプール型と呼ばれ、燃料には濃縮燃料を用い、冷却材と減速材に軽水を用いた熱出力 3,500kW の研究用原子炉である。主要諸元を Table 1.1 に示す。

当初の目的は原子力船「むつ」の遮へい実験であったが、その後原子炉技術者の運転実習や原子炉研修、共同利用として材料照射、ラジオアイソトープの製造、放射化分析やシリコン照射など多方面に利用されてきた。

その後、米国の核不拡散政策の強化により当初から使用してきた高濃縮ウラン（93%）の入手が困難となり手持ちの高濃縮ウラン燃料を使って平成 8 年 1 月まで運転を行ったが、さらに運転を続けるためには入手できる低濃縮ウラン燃料（20%）に変更する必要があった。

そこで、平成 8 年から 2 年かけて炉心を低濃縮ウラン燃料に変更するとともに、原子炉施設や利用施設の整備を図る改造工事を行い、平成 10 年 7 月に低濃縮ウラン燃料炉心により臨界を達成した。また、利用に関しては先に挙げたもののに加え、中性子ビーム設備における医療照射・生物照射などさらに広範囲な利用運転を行っている。原子炉施設の系統図及び実験利用設備の詳細を Fig. 1.1～Fig. 1.4 に示す。

運転形態は、原則として毎週火曜日から金曜日までのデイリー運転（約 7 時間運転）であり、年間約 40 週の原子炉運転を実施している。平成 18 年 9 月末までの積算運転時間は約 37,000 時間、積算出力は約 76,000MWh である。

1.2 運転管理

JRR-4 原子炉施設の安全を確保するため、運転管理について次のように「保安規定」や「運転手引」に定めている。

（1）運転管理の分担及び組織

運転手引：「1.2.1 運転管理の分担」

1.2.1 運転管理の分担

JRR-4 の運転管理は、JRR-4 管理課、JRR-3 管理課（技術管理係）、研究炉技術課（使用済燃料係、技術開発係）、研究炉利用課（計画調整係、JRR-4 利用係）及び放射線管理・第 1 課（研究炉管理係（以下「区域放射線管理係」という。））により行う。

JRR-4 の運転管理上重要な、修理及び改造の計画、運転手引、品質保証及び定期的な評価に関する事項等については部内安全審査会で審議を行う。また、JRR-4 の運転に関する保安の監督は原子炉主任技術者が行う。JRR-4 の「原子炉運転管理組織表」を別図第 1 に示す。

- (1) 本体施設等の運転、保守、整備、調整、燃料要素の製作、燃料要素の管理（使用済燃料要素を除く）及び計量管理、技術管理に関する業務は、JRR-4 管理課が行う。
- (2) JRR-4 の冷却水及びプール水の管理に関する業務は、JRR-3 管理課及び JRR-4 管理課が行う。
- (3) JRR-4 の使用済燃料要素の管理及び使用済燃料要素の運搬に関する業務は、研究炉技術課が行う。また、重水の管理は JRR-3 管理課が行う。
- (4) JRR-4 の利用施設の利用管理に関する業務は、研究炉利用課が行う。
- (5) JRR-4 の放射線管理に関する業務は、区域放射線管理係が行う。

別図第1 「原子炉運転管理組織表」（参考資料 1）

(2) 運転班長、運転員の配置と職務等

① 運転員の配置

- ・制御室に配置する運転要員は2名以上。
- ・2名の内、1名以上は班長または班長代理に指名されたものが配置される。

保安規定：第3条（運転要員及び要員の配置）

第3条 J R R - 4 管理課長、次の各号に掲げる場合は、本体施設等の運転等に従事する要員（以下この編において「運転要員」という。）を制御室等に配置しなければならない。

- (1) 第16条の定めにより制御棒吸収体を炉心から取り出すとき又は炉心に挿入するとき。
 - (2) 第35条第2項の定めにより J R R - 4 の燃料要素（以下この編において「燃料要素」という。）を炉心に挿入するとき又は炉心から取り出すとき。
 - (3) 第21条第1項及び第2項の定めにより運転開始前の措置を行うとき。
 - (4) 原子炉の運転を開始してから第25条第1項及び第2項に定める運転停止後の措置が終了するまで。
- 2 J R R - 4 管理課長は、前項第1号及び第2号に該当するときは1名以上、第3号及び第4号に該当するときは2名以上、運転要員を制御室に配置しなければならない。
- 3 (省略)

運転手引：「1.2.3 炉運転班の構成」

1.2.3 炉運転班の構成及び勤務体制

- (1) 炉運転班の構成は、次のとおりとし、4名以上の運転要員で構成する。

炉運転班長

炉運転班長代理

炉運転班員

- (2) 炉運転班の勤務体制

JRR-4 管理課長は、原子炉起動前点検の開始から原子炉停止後点検が終了するまでの間、制御室に2名以上の運転要員を配置しなければならない。また、以下に該当す

るときは、必要な計測機器の監視のため1名以上の運転要員を制御室に配置しなければならない。

- イ 制御棒吸収体を炉心から取り出すとき又は炉心に挿入するとき。
- ロ JRR-4 の燃料要素を炉心から取り出すとき、又は炉心に挿入するとき。

② 原子炉運転班の職務

運転手引：「1.2.4 炉運転班の職務」

1.2.4 炉運転班の職務

本体施設等の運転及び保守管理に携わる運転要員は、原子炉の安全を確保して運転及びその利用を効果的に行うために、JRR-4 設置変更許可申請書、原子炉施設保安規定並びに本体施設等の施設設備の構造、性能及びその取扱い等について十分理解しておくこと。

原子炉の運転に際しては原子炉施設の諸表示盤、計器類を監視するとともに、特定施設及び利用施設の状況を把握する。警報装置が作動したときはその原因及び状況を調査し、通常運転状態に復帰させるための措置を講じるとともに、必要に応じ JRR-4 管理課長へ報告する。その原因が利用施設にあるときは、研究炉利用課長に通報する。

(1) 炉運転班長及び炉運転班長代理の職務

炉運転班長は研究炉運転・管理計画、月間運転実施計画表及び運転連絡表に基づき、炉運転班員を指揮統率し原子炉の安全運転に努める。炉運転班長代理は炉運転班長の職務を補佐し、これに欠務あるときはその職務を代行する。

(2) 炉運転班員の職務

炉運転班員は炉運転班長又は炉運転班長代理の指示に従って次のことを行う。

- イ 運転制御卓、中性子計測盤、冷却系計測制御盤、冷却塔制御盤等及び特定施設の操作・監視・計測
- ロ 運転記録表等への記録
- ハ 炉室内及び2次冷却設備並びに特定施設の巡視点検及び記録
- ニ 計画的に行う点検及び保守

③ 炉運転班長の権限

運転手引：「2.4 原子炉運転等に係る一般事項」

2.4 原子炉運転等に係る一般事項

(2) 運転に係る保安上の指示

- イ JRR-4 管理課長は、原子炉の運転中、緊急の必要があると認めたときは、研究炉利用課長、研究炉技術課長、JRR-3 管理課長及び放射線管理第1課長に対し、保安上必要な措置を講ずるよう指示することができる。
- ロ 炉運転班長は、原子炉の運転中、緊急の必要があると認めたときは、研究炉利用課長、研究炉技術課長、JRR-3 管理課長及び放射線管理第1課長に対し、保安上必要な措置を講ずるよう指示することができる。

(3) 運転上の制限、条件と運転の措置

① 運転上の制限

保安規定：第14条（本体施設の運転上の制限）

第14条 JRR-4 管理課長は、原子炉を運転するときは、別表第3に掲げる運転上の制限値を超えないことを確認しなければならない。

別表第3 本体施設の運転上の制限値（参考資料2）

② 運転上の条件

保安規定：第17条（安全保護回路の作動条件）

第17条 JRR-4 管理課長は、本体施設について、別表第5に掲げるところにより安全保護回路が作動するように設定しなければならない。

別表第5 本体施設の安全保護回路の作動条件（参考資料3）

保安規定第18条（警報装置の作動条件）

第18条 JRR-4 管理課長は、本体施設について、別表第6に掲げるところにより警報装置が作動するように設定しなければならない。

別表第6 本体施設の警報装置の作動条件（参考資料4）

③ 運転開始前の措置、運転中の点検、停止後の措置

保安規定：第21条（運転開始前の措置）

第21条 原子炉の運転を開始しようとするときは、JRR-4 管理課長及び研究炉利用課長は、別表第9に掲げる設備について、それぞれ巡視及び点検を行い、正常な状態であることを確認しなければならない。（以下省略）

別表第6 原子炉運転開始前に正常な状態であることを確認すべき設備（参考資料5）

保安規定：第24条（原子炉運転中の巡視及び点検）

第24条 炉運転班長は、原子炉の運転中、次の各号に掲げる施設及び設備について、1日1回以上巡視し、点検しなければならない。

- (1) 炉内
- (2) 原子炉冷却系統施設
- (3) 制御材駆動設備
- (4) 受変電設備
- (5) 非常用電源設備
- (6) 通常排気設備
- (7) 液体廃棄設備

保安規定：第25条（運転停止後の措置）

第25条 JRR-4管理課長は、原子炉の運転を停止したときは、次の各号に掲げる事項を確認しなければならない。

- (1) 全制御棒が完全に挿入されていること。
- (2) 中性子出力が正常に低下していること。
- (3) 原子炉冷却系統施設が正常に運転されている。ただし、崩壊熱除去を必要としないときは、この限りでない。

2 前項の確認を行った後、JRR-4管理課長及び研究炉利用課長は、同一運転日において再起動を行わないときは、別表第10に掲げる設備の状態について、それぞれ巡視し、点検しなければならない。

（以下省略）

別表第10 原子炉運転停止後の本体施設等及び利用施設の巡視及び点検（参考資料6）

1.3 運転訓練

原子炉研修生の運転訓練について

保安規定：第13条（運転訓練）

第13条 JRR-4管理課長は、原子炉研修生の運転訓練にあたっては、運転要員の監督、指示のもとに訓練を受ける者に次に掲げる事項を遵守させなければならない。

- (1) 運転操作に関すること。

運転手引：「1.6 原子炉研修生の運転訓練」

1.6 原子炉研修生の運転訓練

JRR-4管理課長は、原子炉研修生（以下「研修生」という。）の運転訓練にあたっては、研修生が次に掲げる事項を遵守するよう、運転要員に監督、指示をさせなければならない。

- (1) 運転操作に関すること。

- ① 出力上昇中は、ペリオドが50秒より短くならないように制御棒を操作すること。
- ② 原子炉の運転記録は、JRR-4運転記録表により記録すること。
- ③ その他、運転実習テキストを遵守すること。

- (2) 非常時の行動

火災報知器が発報し職員等により火災の発生が確認された場合は、建家外へ迅速に避難する。

Table 1.1 JRR-4 の主要諸元 (1/2)

項目	内 容
炉型式	濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型 非均質型研究用熱中性子炉
最大熱出力	3500kW (強制循環冷却時) 200kW (自然循環冷却時)
炉心構成	燃料要素：20 体、制御棒：5 本、後備安全棒：2 体 反射体：36 体 炉心寸法：約 65cm(L) × 67cm(W) × 60cm(H)
制御棒	粗調整安全棒：4 本 材質：天然ボロン 1.6w%入りステンレス鋼 寸法：5mm × 235mm × 800mm 微調整棒：1 本 材質：天然ボロン 1.6w%入りステンレス鋼 寸法：5mm × 40mm × 1000mm
非常用制御設備	後備安全棒：2 本 材質：天然ボロン 1.6w%入りステンレス鋼 寸法：5mm × 140mm × 1000mm
中性子源	Am-Be 185GBq (5Ci)
燃料要素	材質：ウランシリコンアルミニウム分散型合金(U_3Si_2-Al) ウラン濃縮度：19.75% 燃料被覆材：アルミニウム合金 燃料要素寸法：80mm × 80mm × 約 1m 燃料板主要寸法：有効長 600mm、有効巾 65mm 有効厚 0.5mm、被覆有効厚 0.38mm
最大燃焼度	燃料要素の平均の最高値：50%
核計装	起動系(FC)：1 チャンネル 線形出力系(CIC)：1 チャンネル 対数出力&ペリオド系(CIC)：1 チャンネル 安全系(UIC)：2 チャンネル
炉心タンク	材質：アルミニウム合金 上部円筒外径：1.5m 下部角筒外径：83cm × 78cm 長さ：10m
プール	No.1 プール：巾 7m × 長さ 7m × 深さ 10.3m (水深：9.8m) No.2 プール：巾 7m × 長さ 9m × 深さ 10.3m (水深：9.8m)

Table 1.1 JRR-4 の主要諸元 (2/2)

項目	内 容
1次冷却系	主循環ポンプ：3基 流量：8m ³ /min 補助ポンプ：1基 流量：1.2m ³ /min 熱交換器：2基（向流型直管一折流2胴式）
精製系	1次冷却水精製系 プール水精製系
2次冷却系	循環ポンプ：2基 流量：8m ³ /min ファン：2基
給水系	形式：再生型混床式 能力：10m ³ /h
放射性廃液	廃液貯槽：20m ³ 2基
燃料破損検出装置	BF ₃ カウンター 5本（遅発中性子(DN)法）
非常用排気設備	非常用排風機：2基 容量：約3000m ³ /h/基 フィルタユニット：微粒子除去フィルタ、 よう素除去フィルタ（銀ゼオライト）内蔵型、 1基
非常用電源設備	ディーゼル発電機：2基 容量：約100KVA 無停電電源装置：1式 容量：約10KVA
利用設備	実験設備 プール実験設備 中性子ビーム設備 照射設備 簡易照射筒(S, D, N) 水力照射設備(T)、気送管照射設備(Pn)
核特性	最大熱中性子束：7×10 ¹⁷ / (m ² ·s) 減速材ボイド係数：約-5×10 ⁻¹ %Δk/k/ %void 減速材温度係数：約-3×10 ⁻² %Δk/k/°C ドップラー係数：約-1.5×10 ⁻³ %Δk/k/ °C
熱特性	平均熱出力密度：約44kW/l 1次冷却水炉心入口最高温度：40°C 1次冷却水炉心出口平均温度：約47°C

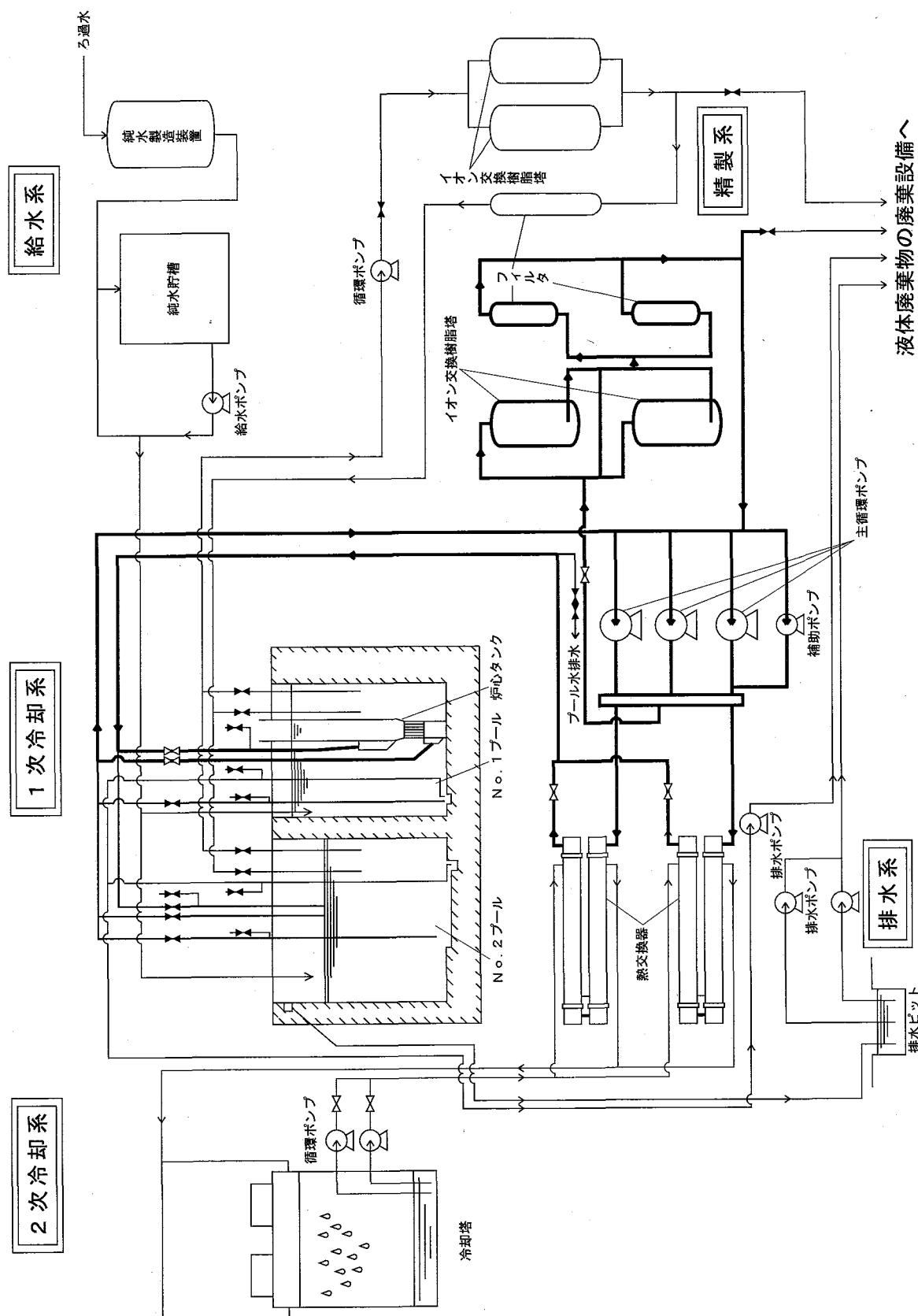


Fig. 1.1 原子炉冷却系統図

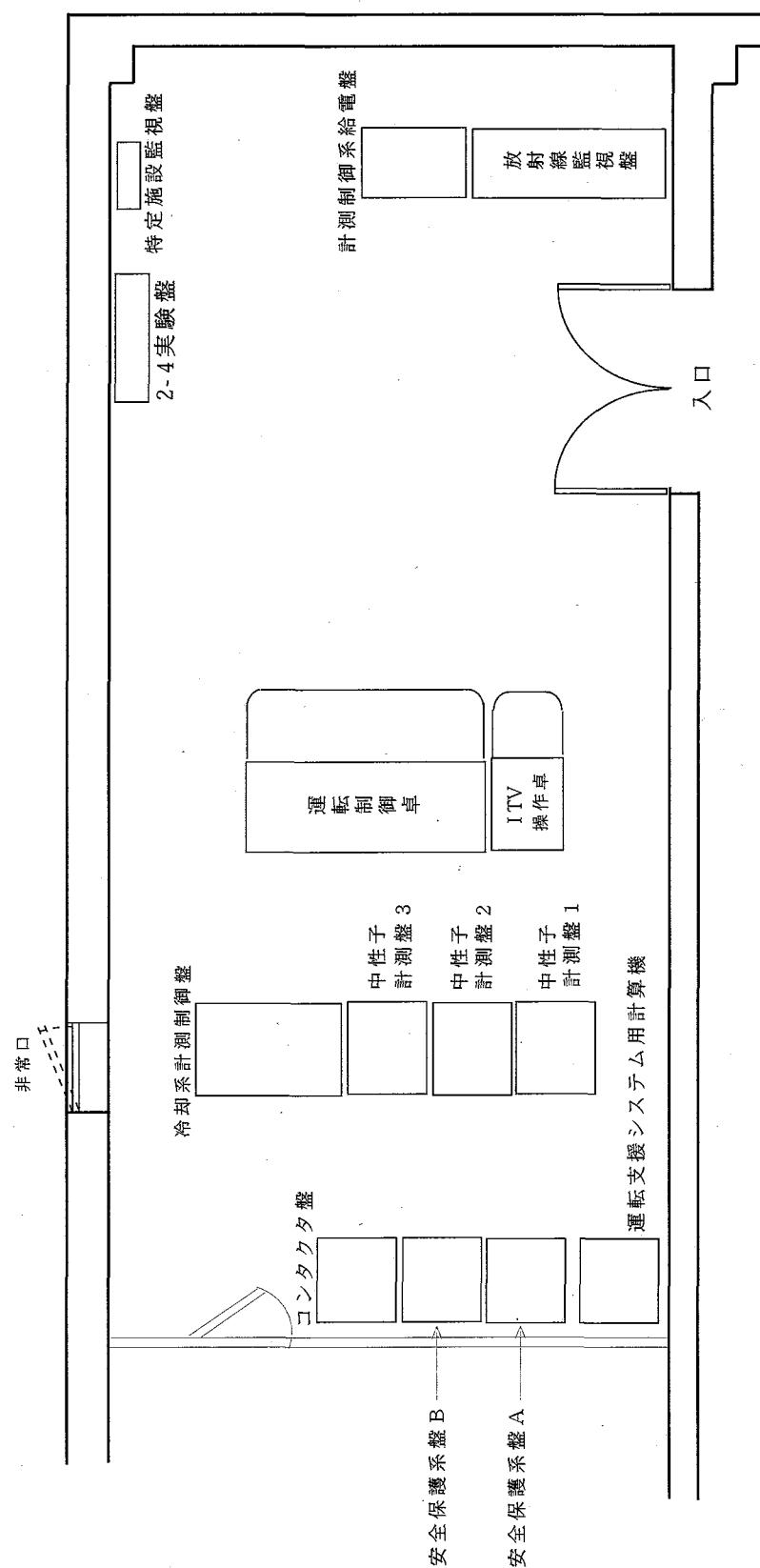


Fig. 1.2 制御室主要機器配置図

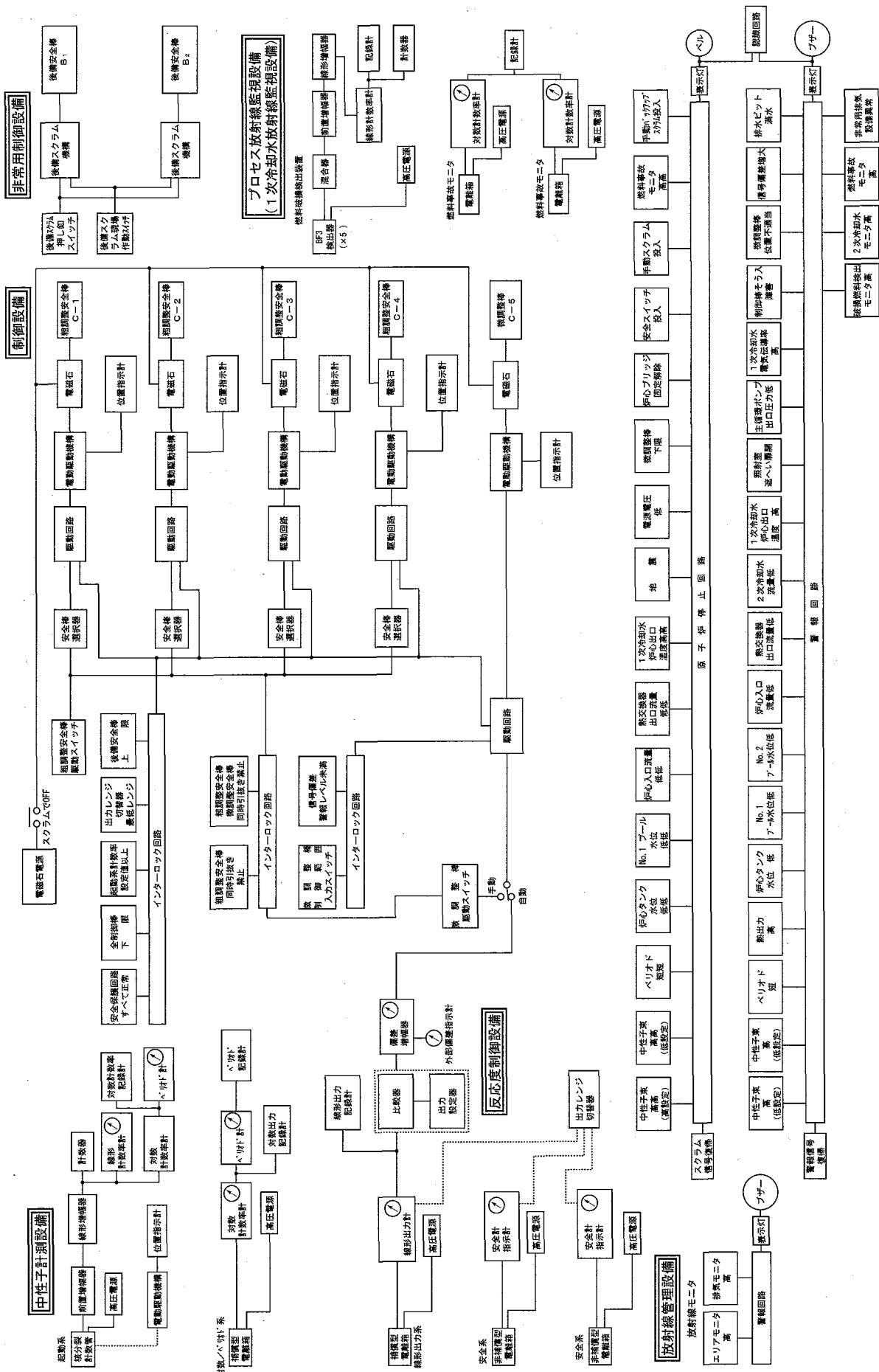


Fig. 1.3 計測制御系系統図

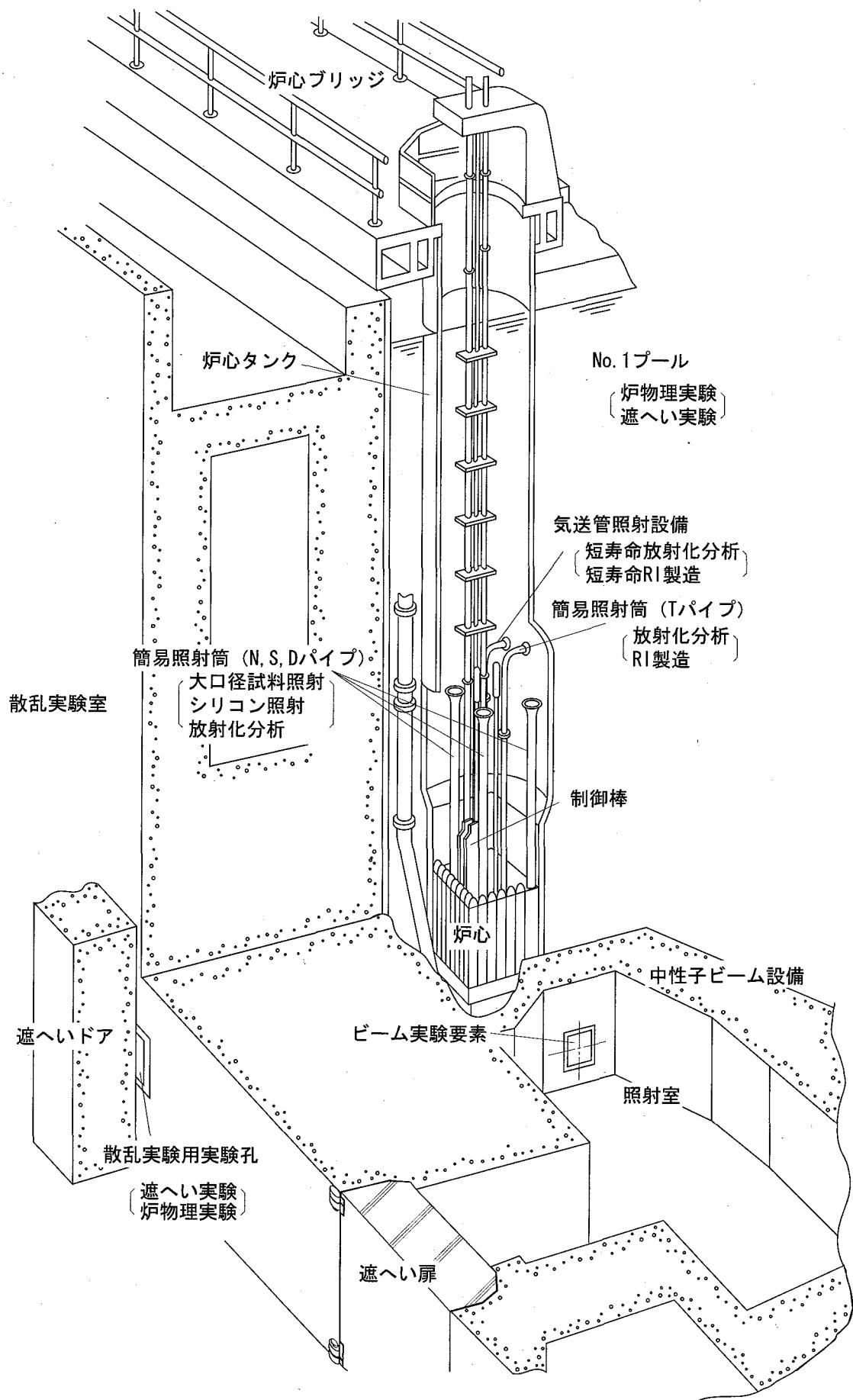


Fig. 1.4 実験利用設備

2. 運転実習

2.1 運転実習の目的

- ① 実際の原子炉における制御棒など運転操作の習熟、計測制御機器（中性子計装、冷却系機器、放射線管理モニター）の目的と役割を学ぶ。
- ② 原子炉物理や動特性などで学んだ中性子の振る舞い、制御棒の役割、フィードバック反応度などの理論を実際の原子炉で体験する。
- ③ 安全性を確保するためにどのような運転管理を行っているかを学ぶ。

2.2 運転実習の実際

2.2.1 低出力運転実習の概要

JRR-4 での低出力運転実習は、臨界近接、低出力での出力上昇等の原子炉の挙動を実際に運転することにより体験する。最初に JRR-4 運転員による模範運転を見学する。原子炉の冷却は自然循環で行う（この間に運転員、記録者の順番を決めておく）。研修生の運転は、概略次のステップで行う。

- ① 未臨界状態にある原子炉を、炉周期（ペリオド）が 50 秒以下にならないように注意しながら、粗調整棒 C4 を引き抜いて 20W 臨界にする。

実習開始時の制御棒位置

C1 から C3 : 等高（約 390mm）

C5 : 約 200mm

- ② 20W 臨界は C4 を手動で調整しながら、7~10 分間維持する。臨界到達から 5 分後に運転データを記録する（運転員以外の研修生で運転データを記録する）。
- ③ 原子炉運転班長の指示に基づき、C5 を引き抜いて、ペリオドに注意しながら 500W まで出力を上昇させる。
- ④ 出力が 500W に接近したら出力の上昇が停止するまで C5 を連続挿入し、出力上昇が停止したら C5 の挿入を停止する。
- ⑤ 原子炉出力が 500W に到達したら C5 を断続的に挿入して 500W を維持する。
- ⑥ 原子炉出力が 500W で安定したら、C5 を自動運転に切り換える。
- ⑦ 500W 到達から 5 分後に運転データを記録した後、手動に切り換えて、C4 を着底位置まで連続的に挿入して未臨界状態にする。

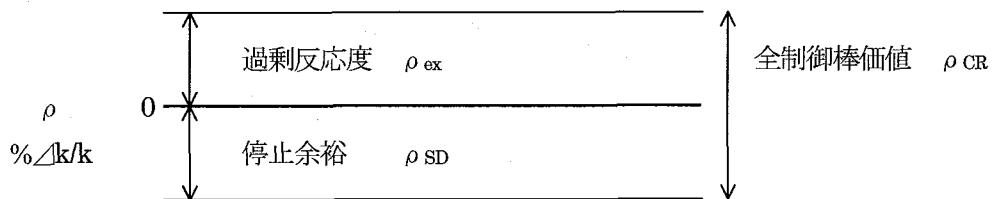
以上の訓練を繰り返し行うが、最後の研修生については原子炉出力を 50kW まで上昇させ（50kW までの出力上昇、制御棒挿入等の手順は 500W の操作に準じて行う）、原子炉燃料及び冷却水の温度上昇にともなう負のフィードバック反応度（具体的には、温度上昇とともにペリオドが大きくなっていくこと、50kW 時の臨界点の上昇）を体験する。

<資料> 「Fig. 2.1 JRR-4 運転実習詳細」参照

2.2.2 運転上の注意事項

(1) 臨界近接

- ① 炉心には、臨界量を超える量の燃料が装荷されている。原子炉の停止状態を保つために、制御棒を挿入して未臨界状態を維持している。
- 全制御棒を挿入して得られる未臨界状態の大きさを停止余裕という。
- また、仮に全制御棒を完全に引き抜いた時に得られる臨界超過状態の大きさを過剰反応度という。



JRR-4 では、 ρ_{ex} は最大 $12\% \Delta k/k$ を超えないように燃料が装荷されており、現在は $\rho_{\text{ex}} = 6\% \Delta k/k$ 程度である。また、 $\rho_{\text{CR}} = 16\% \Delta k/k$ 程度で、 $10\% \Delta k/k$ 程度の停止余裕を持っている。

- ② 起動のためにあらかじめ中性子源 ($\text{Am}-\text{Be}$ 、 $1.85 \times 10^{11} \text{Bq}$ (5Ci)) が炉心に挿入されている。また、燃焼した燃料からの中性子の発生もある。制御棒が全挿入の状態でも中性子は存在し、起動系 (FC) は数 s^{-1} の計数が得られるよう調整されている。この中性子源は常に炉心に装荷されているので一定出力状態においても厳密には臨界といえない。
- ③ 炉の起動とは制御棒を引き抜くことをいい、これにより、停止余裕が除々になくなり臨界に近づく。初期においては、起動系のみが感度領域にあり、線形出力系 (Lin-N) は感度外にあるので注意を要する。
- ④ 臨界となるべき制御棒位置は、原子炉の運転履歴、温度、照射試料の有無等などに依存するが、ある程度正確に予測できる。また起動系のレコーダーの指示などにより炉がどのような状態にあるかがわかる。
- ⑤ 初期の臨界点として $20W$ の出力レベルが選定されている。中性子レベルを中性子源レベルから上昇させ、一定の出力を到達するためには、一時的に炉を臨界超過の状態にしなければならない。危険なほどの臨界超過にならず、能率良く出力を上昇させる目安として約 $80\sim50$ 秒 (50 秒以下にしない) のペリオドが薦められている。ある出力で臨界 (中性子源込み) にするには、その出力に到達する少し前に臨界超過状態から臨界状態に戻すための操作をはじめなければならない。即ち、制御棒を適切に挿入する操作が要求される。

(2) 出力上昇

- ① $20W$ の臨界状態から制御棒を引き抜けば、すぐに「臨界超過」状態になるので注意を要する。微調整棒の駆動速度は早いので、1 本当たりの制御棒価値は小さくても、単位時間当たりの反応度印加率は最も大きいので注意する。
- ② 反応度 ρ_1 の状態で出力 n_1 のときステップ状に反応度 ρ_2 が印加されると出力は n_2 に急変する。これを即発跳躍と呼び

$$n_2 = n_1 \frac{\beta - \rho_1}{\beta - \rho_2}$$

で近似される。

急激な制御棒引き抜きは大きな即発跳躍を生ずるので制御棒の引き抜きは断続的に実施することが望ましい。

- ③ 出力上昇は安定ペリオド約 80~50 秒を目安に行う。Lin-N のレンジは出力上昇に応じて 65%で自動的に切り換わる。ペリオド及び安全系はスクラム回路につながっているので注意を要する。
- ④ 数十 kW オーダー以上では温度効果、MW オーダーではポイゾニングが無視できなくなり、出力上昇が鈍りはじめ、制御棒をさらに抜かないと初期の炉周期を維持できなくなる。

2.3 実習当日のスケジュール

1) 低出力運転実習

9 : 20	JRR-4 研修生控室に集合 運転実習内容の再確認（運転の順番を決める）
10 : 00	炉室に入る。炉室の出入り管理（「2.4 炉室立入時の注意事項」参照）
10 : 10	炉運転班長、運転員紹介 模範運転前の説明（炉運転班長） 運転記録の記録方法の説明（炉運転班長、運転員）
10 : 15	JRR-4 運転員による模範運転開始
12 : 00	JRR-4 運転班交代 研修生の昼休み（実習の進捗状況をみて班毎にとる。班長の指示に従う。）
14 : 30	JRR-4 運転班交代 50kW 出力上昇後原子炉停止 原子炉の停止後点検は JRR-4 運転班が行う

2.4 炉室立入時の注意事項

- (1) 炉室内では飲食、喫煙しない。
- (2) 必ずガラスバッヂを着用する。
- (3) 黄衣は、衣類掛けより、靴は棚から自分のサイズに合うものを選び着用する。
- (4) 炉室の出入管理
 - ① 警備室前においてある「管理区域出入管理記録」に氏名等を記入する。
 - ② 「臨時立入者証」を警備員より受け取り、着用する。
 - ③ 炉室出入管理装置によりガラスバッジの読み取りを行う。
 - ④ 炉室に立ち入る場合には、同行者である原子力機構職員立会いのもとに入室する。
- (5) 炉室内的エレベーターは原則として使用しない。
- (6) 炉室の機器にはさわらないこと。
- (7) 通路以外の場所には立ち入らないこと。
立ち入る場合は運転班長の許可を得ること。この場合でも炉心ブリッジやプール上部に立ち入るとときは胸ポケット等を点検し、落下するものがないよう十分注意すること。
- (8) 炉室から退出するときは、炉室出入管理装置によりガラスバッジの読み取りを行い、手を洗った後、ハンドフットクロスモニターにより検査を行って基準値以下であることを確認し、「臨時立入者証」を警備員に返却し「管理区域出入管理記録」に退出時刻を記入する。

- (9) 炉室等で異常を発見したときは、原子力機構職員に通報し、その後は職員の指示に従う。
- (10) 管理区域内での廃棄物は可燃（赤）、不燃（白）の分類をし、缶（中にカートンボックスが入っている）にいれること。
- (11) 次の事項を確認すること。
 - ① トイレの場所
 - ② 研修生控室の場所
 - ③ 非常口
 - ④ ページングの使用方法
- (12) 放送のあるときは注意して聞き、異常事態の時はその指示に従う。
- (13) 喫煙場所は居室北側入口 1ヶ所しかない。火の始末に十分気をつける。

2.5 その他

- ① 低出力運転実習のレポートは必要ない。
- ② JRR-4 運転実習中の行動は、すべて炉運転班長の指示に従うこと。食事以外で JRR-4 建家を離れるときも許可を得てから外出すること。

(1) 20W、500W 運転 (低出力運転実習)

実習開始時の制御棒位置

C1 から C3 : 等高(約 390mm)

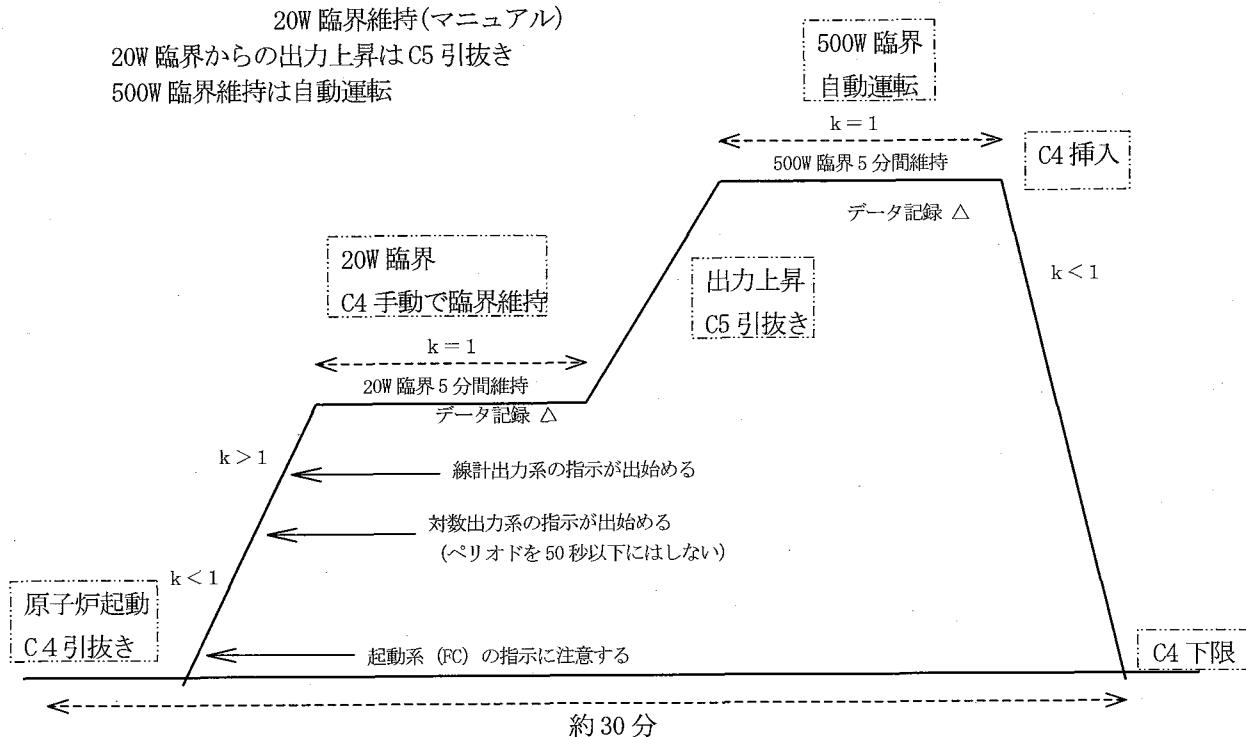
C5 : 約 200mm

C4 : 下限より引き抜き

20W 臨界維持(マニュアル)

20W 臨界からの出力上昇は C5 引き抜き

500W 臨界維持は自動運転



(2) 20W、50kW 運転

(最後の研修生の運転実習)

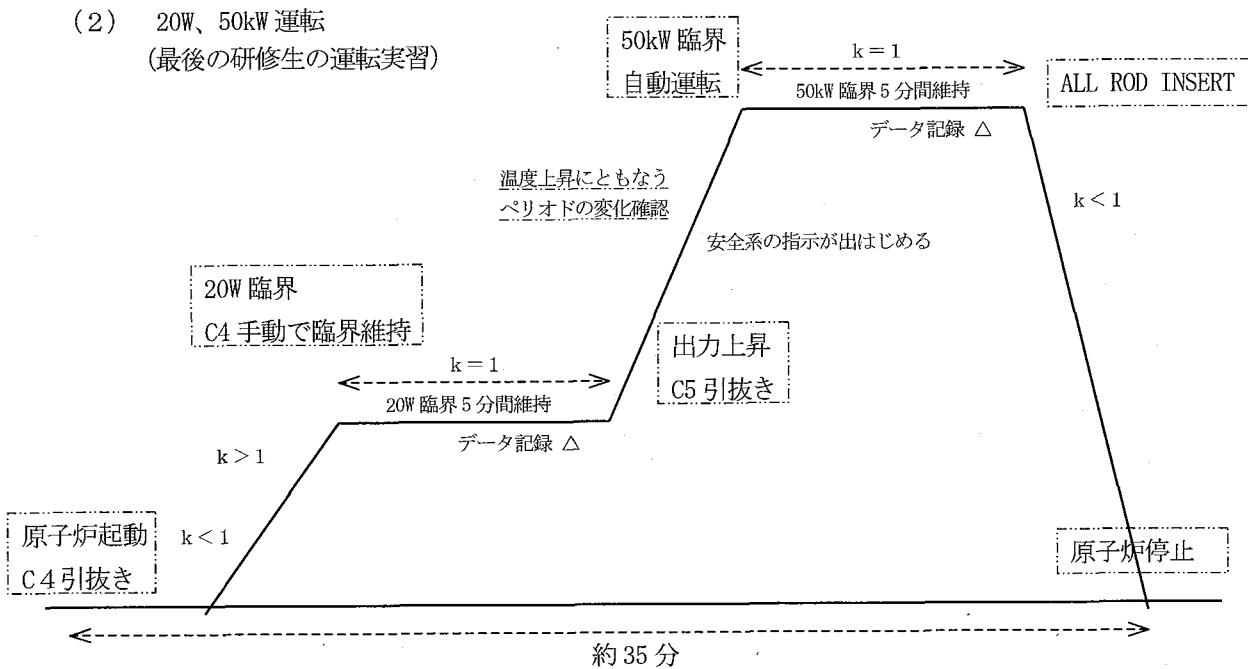


Fig. 2.1 JRR-4 運転実習詳細

3. 臨界近接実験

3.1 目的

原子炉ではその体系中における持続的連鎖反応の割合（単位時間当たりの核分裂数）を適切に制御し、核分裂に伴って発生する中性子などの放射線やエネルギーを利用する。そのため、(1) 体系がどのような条件の下で持続的連鎖反応を起こしうるか、即ち臨界となるか、またその状態へ安全に到達するにはどのような配慮が必要か、(2) 体系が臨界でない場合、臨界からのずれはどのくらいか、という「核分裂連鎖反応のサイクルが成立する条件」を求めることが重要となる。臨界近接実験を通じて、核分裂による中性子の増倍、炉心の大きさと中性子増倍率の関係及び中性子増倍率が1に近づく様子を観察し、核分裂連鎖反応のサイクルが成立する条件とそのときの原子炉の挙動を理解する。

3.2 理論

3.2.1 臨界の定義

原子炉の最も特徴的な性質は、中性子を媒体として、体系の外部から中性子の供給を必要とすることなく核分裂連鎖反応を持続的に起こし得ることである。いま、核分裂性物質とその他の構造材からなる体系において、外部からの中性子の供給はなく、かつ、その内部の中性子密度分布が体系固有の持続的分布に達しているものとする。

体系内における中性子数のバランスは、

$$\frac{dn}{dt} = S - A - L \quad (3.1)$$

$\frac{dn}{dt}$: 中性子数の平均的時間変化率

S : 単位時間当たりに核分裂により発生する平均的な中性子数

A : 単位時間当たりに吸収される平均的な中性子数

L : 単位時間当たりに体系外へ洩れる平均的な中性子数

で表される。

$$\frac{dn}{dt} = 0 \quad (3.2)$$

ならば体系は臨界である。

実効増倍係数 k_{eff} (effective multiplication factor) を次式で定義する。

$$k_{eff} = \frac{S}{A + L} = \frac{\text{単位時間当たりの平均中性子発生数}}{\text{単位時間当たりの平均中性子消滅数}}$$

k_{eff} の値と原子炉内の核的状態の関係は次のとおりとなる。

- | | |
|---------------|------------------------------|
| $k_{eff} < 1$ | 臨界未満状態(sub-critical state) |
| $k_{eff} = 1$ | 臨界状態(critical state) |
| $k_{eff} > 1$ | 臨界超過状態(super critical state) |

3.2.2 臨界条件

体系の外部から中性子の供給なしに連鎖反応を起こすための条件として、与えられる臨界方程式は以下のとおりとなる。

$$k_{eff} = \frac{k_\infty \cdot e^{-B^2\tau}}{1 + L^2 B^2} = 1 \quad (3.4)$$

ここで、 k_∞ ：無限増倍係数、 τ ：フェルミ年齢、 B^2 ：バッククリング、 L ：拡散距離である。この式の意味は、燃料と減速材からなる集合体を考えた場合に、その大きさに関する最低固有値 B_1 がこの臨界方程式を満たす値になると、体系は臨界に達しており外部中性子源なしに連鎖反応を維持することができるようになる。

(3.4)を満たす B^2 の値を材料バッククリング(Material Buckling) B_m^2 とする。この値は k_∞ 、 τ 、 L^2 にだけ関係し、この3つの量は媒質の材料とその組成によって決まる。一方、形状バッククリング(Geometrical Buckling) B_g^2 の定義は体系の外挿した境界上で中性子束 $\Phi = 0$ という境界条件のもとに以下のホルムヘルツ方程式を解くことによって決まる最低の固有値である。

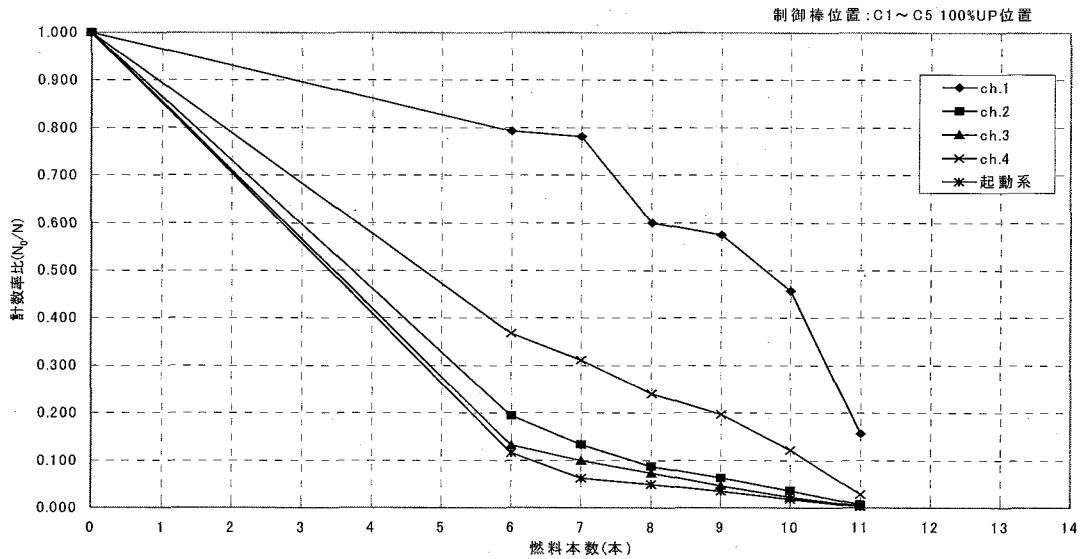
$$\nabla^2 \phi + B_g^2 = 0 \quad (3.5)$$

3.2.3 臨界近接の考え方

臨界近接の方法は多様であるが、最も一般的なのは、燃料要素を漸次追加して（炉心体積を増加させて）臨界に近づけていく方法である。初めの状態では体系の反応度は十分に低い。この状態で体系の内部あるいは外周に接して外部的な中性子源をそう入しておき、適当な数箇所を選んで核分裂計数管(FC)、BF₃計数管などを配置してそれらの計数率の変化を測定する。臨界に近づくに従って一般に計数は増加してゆく。燃料そう入前の計数率と比してそう入後の計数率が何倍になったかという割合を増倍度(multiplication)と呼ぶ。通常そう入燃料の量を増加させたとき、増倍度の逆数(逆増倍率)がどう変わるかをグラフにプロットし、このプロットが横軸を切る、すなわち計数率が十分大きくなつてその逆数値が0となる燃料の量をもつて、その体系は臨界に到達すると予測するのである。

臨界プロットは、臨界に近い範囲ではほぼ直線的に変化するので、臨界量は臨界到達以前に十分正確に予知することができる。JRR-4における臨界プロットの実際を Fig. 3.1 に示す。

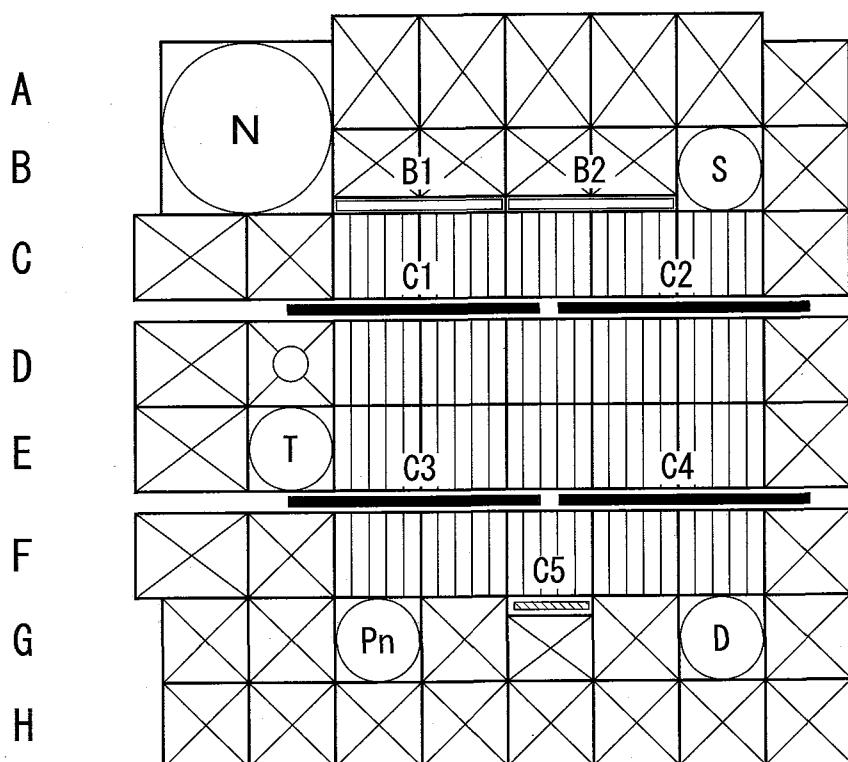
現在の JRR-4 では炉心構成が決まっているため、炉心体積を増加させる方法を用いることは不可能である。そのため制御棒を徐々に引き抜くことにより制御棒位置(臨界点)の予測を行う。

Fig. 3.1 100%引き抜き時の臨界近接曲線 ²⁾

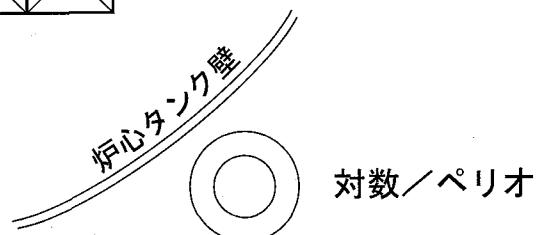
3.3 実習手順

JRR-4 の制御棒は Fig. 3.2 に示すとおり、粗調整安全棒(C1～C4)4 体、微調整棒(C5) 1 体の計 5 体から構成されている。制御棒を下限から徐々に引き抜きながら起動系の計数率を記録していく、逆増倍率を求めることで臨界点を予測する。グラフの作成例を Fig. 3.3 に示す。ここで X 軸は制御棒位置(引き抜き量)、Y 軸は逆増倍率($1/M$)である。Table3.1 にあるデータシートを用いて記録していく。

1 2 3 4 5 6 7 8



- 線形出力系 (Linear Power System)
- 起動系 (Startup System)
- 安全系-1 (Safety System-1)
- 安全系-2 (Safety System-2)
- 予備 (Reserve)



	燃料要素		核分裂計数管
	反射体要素		電離箱
	簡易照射筒		微調整棒 (C5)
	中性子源		後備安全棒 (B1, B2)
	気送管		粗調整安全棒 (C1~C4)

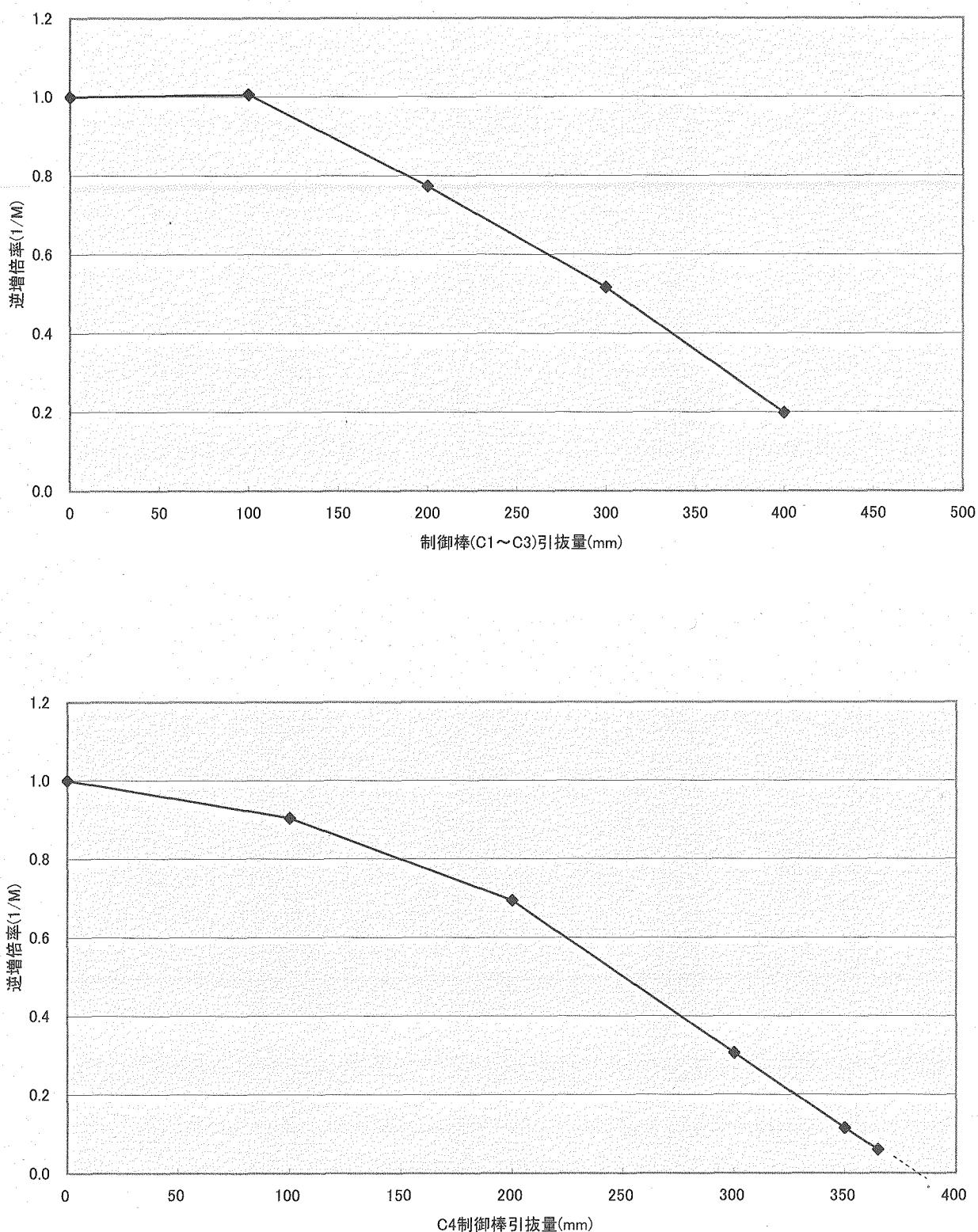


Fig. 3.3 JRR-4臨界近接実験グラフ作成例

Table 3.1 臨界近接実験データ記録シート

臨界近接実験記録シート

実験日：平成 年 月 日

測定結果（その1）

ステップ	制御棒位置(mm)					起動系	
	C1	C2	C3	C4	C5	計数率(s ⁻¹)	逆増倍率 $1/M=N_i/N_1$
1	0	0	0	0	0		
2	100	100	100	0	100		
3	200	200	200	0	200		
4	300	300	300	0	300		
5	400	400	400	0	300		

測定結果（その2）

ステップ	制御棒位置(mm)					起動系	
	C1	C2	C3	C4	C5	計数率(s ⁻¹)	逆増倍率 $1/M=N_i/N_1$
5	400	400	400	0	300		
6	400	400	400	100	300		
7	400	400	400	200	300		
8	400	400	400	300	300		
9	400	400	400		300		
10	400	400	400		300		
11	400	400	400		300		
12	400	400	400		300		

備考： 計測時間 s
起動系位置 mm

グラフ作成手順：X 軸(横軸)に制御棒の引き抜き量(制御棒位置)、Y 軸(縦軸)に $1/M=N_i/N_1$ をプロットして $1/M=0$ となる推定臨界制御棒位置を求める。

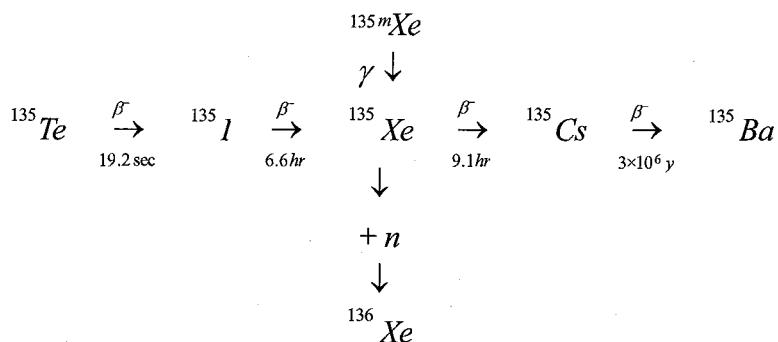
4. ^{135}Xe 効果の測定

4.1 目的

原子炉の運転中に生成、蓄積される核分裂生成物には、熱中性子に対する大きな吸収断面積を持つものがある。特に、 ^{135}Xe 、 ^{149}Sm は、大きな吸収断面積をもつため、原子炉の運転制御に大きな影響を与える。本実習では、JRR-4 の定常運転中及び運転停止後の ^{135}Xe による反応度効果を計算し、核分裂生成物の反応度への影響について検討を行う。

4.2 理論

^{135}Xe は、 ^{135}I の崩壊又は ^{235}U の核分裂によって生成する。 ^{135}I は、核分裂により生成した ^{135}Te の崩壊により現れる。その崩壊は、以下のように表すことができる。矢印上に崩壊形式、矢印の下に半減期を示す。



^{135}Te の崩壊が瞬間的であると近似して崩壊系列を簡略化し、 ^{135}I の中性子吸収を無視すると、原子炉の運転に伴う ^{135}I と ^{135}Xe の原子数密度の時間変化は次の微分方程式で表される。

$$\frac{dI}{dt} = \gamma_I \Sigma_{fF} \phi - \lambda_I I \quad (4.1)$$

$$\frac{dX}{dt} = \lambda_I I + \gamma_X \Sigma_{fF} \phi - \lambda_X X - \sigma_X X \phi \quad (4.2)$$

$t=0$ のとき、 $I=I_0$ 、 $X=X_0$ として微分方程式を解くと、原子炉運転開始後の ^{135}I 及び ^{135}Xe の原子密度は以下のようになる。

$$I = \frac{\gamma_I \Sigma_{fF} \phi}{\lambda_I} (1 - e^{-\lambda_I t}) + I_0 e^{-\lambda_I t} \quad (4.3)$$

$$X = \frac{(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_{fF} \phi}{\lambda_X + \sigma_X \phi} (1 - e^{-(\lambda_X + \sigma_X \phi)t}) + \frac{\gamma_I \Sigma_{fF} \phi}{\lambda_X - \lambda_I + \sigma_X \phi} (e^{-(\lambda_X + \sigma_X \phi)t} - e^{-\lambda_I t}) \\ + X_0 e^{-(\lambda_X + \sigma_X \phi)t} + \frac{\lambda_I I_0}{\lambda_X - \lambda_I + \sigma_X \phi} (e^{-\lambda_I t} - e^{-(\lambda_X + \sigma_X \phi)t}) \quad (4.4)$$

濃度 X のキセノンによる反応度 ρ_X は

$$\rho_X = -\frac{\Sigma_{aX}}{\Sigma_{aF}} f = -\frac{\sigma_X X}{\Sigma_{aF}} f \quad (4.5)$$

と表される。ここで、

γ_I	: ^{135}I の核分裂収率	6.10×10^{-2}
γ_X	: ^{135}Xe の核分裂収率	3.00×10^{-3}
λ_I	: ^{135}I の崩壊定数	(sec^{-1})
λ_X	: ^{135}Xe の崩壊定数	(sec^{-1})
σ_X	: ^{135}Xe のミクロ吸収断面積	(cm^2)
I	: ^{135}I の濃度	(n/cm^3)
X	: ^{135}Xe の濃度	(n/cm^3)
I_0	: $t=0$ のときの ^{135}I の濃度(初期値)	(n/cm^3)
X_0	: $t=0$ のときの ^{135}Xe の濃度(初期値)	(n/cm^3)
ϕ	: 燃料領域の中性子束(3,500kW 時)	$(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})$
Σ_{fF}	: 燃料領域のマクロ核分裂断面積	(cm^{-1})
Σ_{aF}	: 燃料領域のマクロ吸収断面積	(cm^{-1})
Σ_{aX}	: ^{135}Xe のマクロ吸収断面積	_____
f	: 中性子利用率	8.20×10^{-1}
t	: 時間	(sec)

である。

4.3 実習手順

(1) 概要及び運転

JRR-4 は、デイリー運転を火曜日から金曜日まで週 4 日行っている。原子炉の出力、運転時間又は運転パターンは、利用者の要望により異なるため、週初めから前日までの運転により炉内に蓄積している ^{135}I と ^{135}Xe の効果を考慮する必要がある。この実習を行うためには、高出力運転を 2 日

以上行った後であることが望ましい。

原子炉の運転操作は、以下の要領で運転員が行う。

- ① 原子炉を起動し、20Wで臨界とする。(5分間保持)
- ② 200kWに出力を上昇する。(10分間保持)
- ③ 出力を上昇させ、定格出力3,500kWで運転を行う。このとき、粗調整安全棒C1～C4は等高とし、微調整棒C5は自動制御とする。必要に応じ制御棒入れ替えを行う。
- ④ 利用終了後、原子炉を停止する。

(2) ^{135}Xe 効果の測定

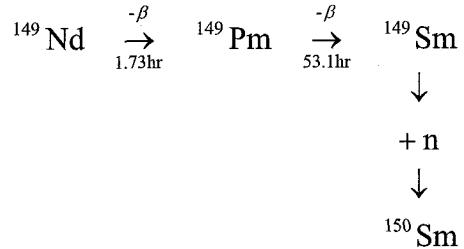
測定及び計算は、以下の要領で行う。

- ① 週初めから前日までの運転データ(起動時間、停止時間、出力、制御棒位置、炉心温度)を記録する。記録用紙をTable 4.1に示す。
- ② 反応度早見表を使用して、前日までの起動時及び停止時の制御棒位置からそれぞれの反応度(ρ_{rod})を求める。反応度早見表は、制御棒校正の結果をもとに、制御棒位置から炉心の反応度を直接求めることができるようとした表である。C1～C4は、等高位置で運転するため、反応度早見表はひとつにまとめてある。C1～C4制御棒位置から求まる反応度とC5制御棒位置から求まる反応度の合計($\rho_{C1\sim C4} + \rho_{C5}$)を ρ_{rod} とする。
- ③ 週初めの起動時の反応度を ρ_0 とし、その後の反応度(ρ_{rod})と ρ_0 との差($\rho_{rod} - \rho_0$)を ^{135}Xe の反応度 ρ_{Xe} とする。 ρ_0 を、原子炉の余剰反応度とする。
- ④ 原子炉の運転は、Fig. 4.1の実線に示すようなステップ状であると仮定し、式(4.3)～(4.5)を用いて起動時及び停止時の ^{135}I 、 ^{135}Xe の濃度、 ^{135}Xe 反応度を計算する。
- ⑤ 同様にして、当日の ^{135}I 、 ^{135}Xe の濃度及び ^{135}Xe 反応度を計算する。
- ⑥ 当日の運転データを記録し、 ^{135}Xe の反応度を求める。
- ⑦ ⑤の計算結果と⑥の運転データをグラフにプロットする。記録用紙をTable 4.2に示す。

温度効果を考慮した ^{135}Xe 効果の予測を行う場合、冷却材温度係数は、 $-0.0165\%/\Delta k/k/^\circ C$ を使用する。ここで、炉心温度 T ($^\circ C$)は、1次冷却水入口温度(TR-1-1)と1次冷却水出口温度(TR-1-2)の平均値とする。

4.4 検討課題

- (1) 運転による ^{135}Xe 濃度の変化のため、どのような運転操作が必要になるのか説明する。
- (2) 原子炉停止後、 ^{135}Xe の反応度効果は、どのような変化をするのか説明する。また、その効果が一番大きくなるのは、停止後何時間後であるか計算する。
- (3) 原子炉を長時間運転して平衡状態に達した場合について、 ^{135}Xe の原子密度、反応度を表す式を求める。
- (4) ^{149}Sm の効果について考察する。今回の計算では、無視できるのは何故かを説明する。 ^{149}Sm については、次頁を参考にすること。

<¹⁴⁹Smの生成>原子炉の運転に伴う¹⁴⁹Pm及び¹⁴⁹Smの原子密度の時間変化は次の微分方程式で表される。

$$\frac{dP}{dt} = \gamma_P \Sigma_{fF} \phi - \lambda_P P \quad (6)$$

$$\frac{dS}{dt} = \lambda_P P - \sigma_S \phi S \quad (7)$$

$t=0$ のとき、 $P=P_0$ 、 $S=S_0$ として微分方程式を解くと、原子炉運転開始後の¹⁴⁹Pm及び¹⁴⁹Smの原子密度は以下のようになる。

$$P = \frac{\gamma_P \Sigma_{fF} \phi}{\lambda_P} \left(1 - e^{-\lambda_P t} \right) + P_0 e^{-\lambda_P t} \quad (8)$$

$$\begin{aligned}
 S = & \frac{\gamma_P \Sigma_{fF}}{\sigma_S} \left(1 - e^{-\sigma_S \phi t} \right) + \frac{\gamma_P \Sigma_{fF} \phi}{\sigma_S \phi - \lambda_P} \left(e^{-\sigma_S \phi t} - e^{-\lambda_P t} \right) \\
 & + S_0 e^{-\sigma_S \phi t} + \frac{\lambda_P P_0}{\sigma_S \phi - \lambda_P} \left(e^{-\lambda_P t} - e^{-\sigma_S \phi t} \right)
 \end{aligned} \quad (9)$$

ここで、

γ_P	: ¹⁴⁹ Pmの核分裂収率	(1/fission)	0.013
λ_P	: ¹⁴⁹ Pmの崩壊定数	(sec ⁻¹)	3.56×10^{-6}
σ_S	: ¹⁴⁹ Smのミクロ吸収断面積	(cm ²)	5.80×10^{-20}
P	: ¹⁴⁹ Pmの濃度	(n/cm ³)	_____
S	: ¹⁴⁹ Smの濃度	(n/cm ³)	_____
P_0	: $t=0$ のときの ¹⁴⁹ Pmの濃度<初期値>	(n/cm ³)	_____
S_0	: $t=0$ のときの ¹⁴⁹ Smの濃度<初期値>	(n/cm ³)	_____

である。

Table 4.1 ^{135}Xe 効果記録用紙①

月日	時刻	運転データ										$\frac{\text{計算}}{\text{Xe濃度}}$
		出力 (kW)	C1-C4 (mm)	C5 (mm)	反応度 $\rho_{\text{c1-c4}}$ (% $\Delta k/k$)	反応度 ρ_{c5} (% $\Delta k/k$)	反応度 ρ_{rod} (% $\Delta k/k$)	TR-1-1 (°C)	TR-1-2 (°C)	炉心温度 (°C)	反応度 ρ_{tmp} (% $\Delta k/k$)	
	：	起動										
	：	停止										
	：	起動										
	：	停止										
当日	：	起動										
	：	30分後										
	：	60分後										
	：	90分後										
	：	120分後										
	：	150分後										
	：	180分後										
	：	210分後										
	：	240分後										
	：	270分後										
	：	300分後										

$$\text{余剰反応度 } \rho_{\text{res}} = \frac{(\% \Delta k/k)}{(\% \Delta k/k)}$$

$$\begin{aligned} \rho_{\text{rod}} &= \rho_{\text{c1-c4}} + \rho_{\text{c5}} \\ \text{炉心温度} &= (\text{TR-1-1} + \text{TRA-1-2}) / 2 \\ \rho_{\text{tmp}} &= (-1.17654 \times 10^{-4})T^2 + (-1.01924 \times 10^{-2})T + 0.360933 \\ \rho_{\text{xe}} &= \rho_0 - (\rho_{\text{rod}} + \rho_{\text{tmp}}) \end{aligned}$$

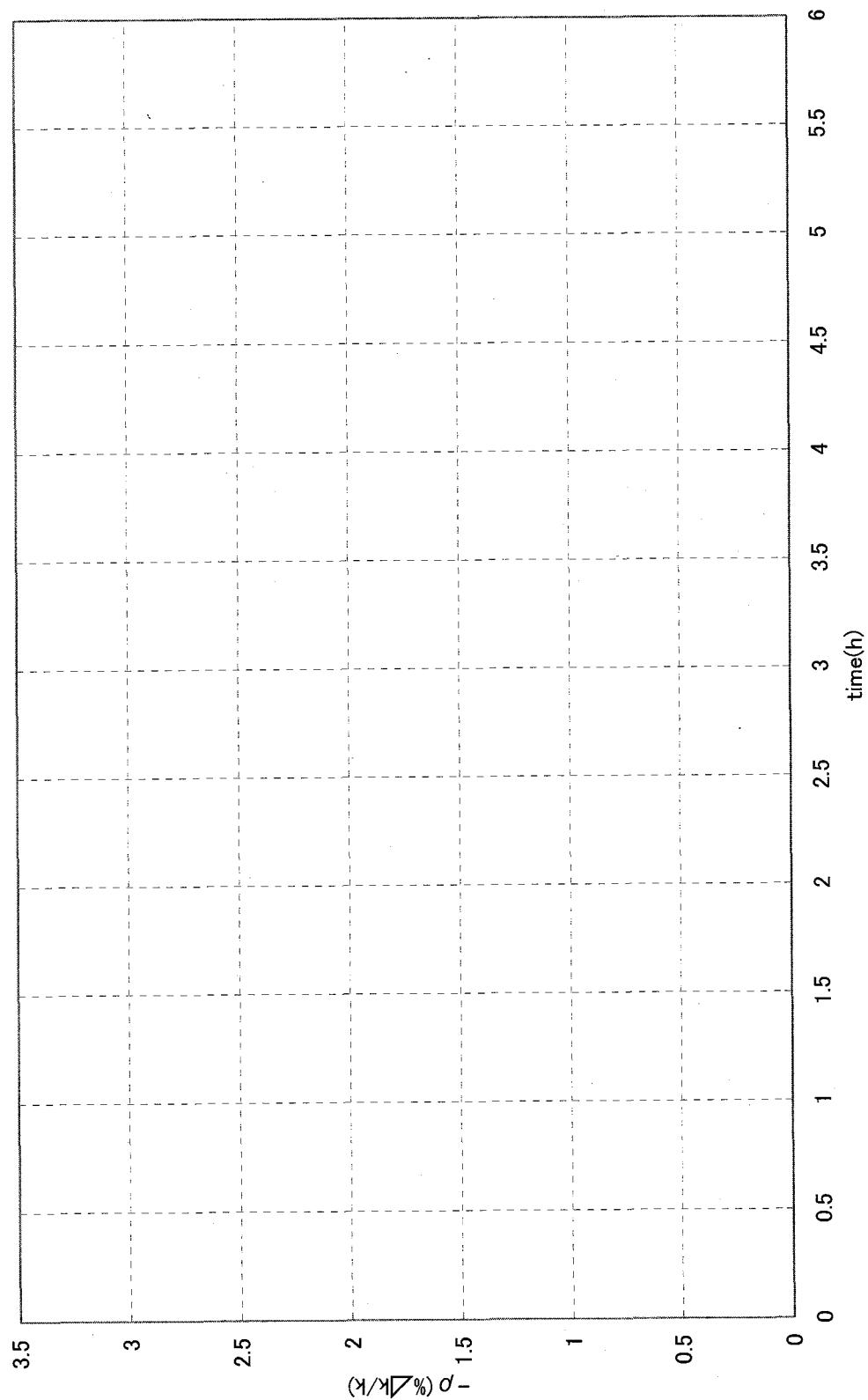
Table 4.2 ^{135}Xe 効果記録用紙②

Table 4.3 反応度早見表 (C1~C4)
平成18年11月

平成18年11月

Table 4.4 反応度早見表 (C5)

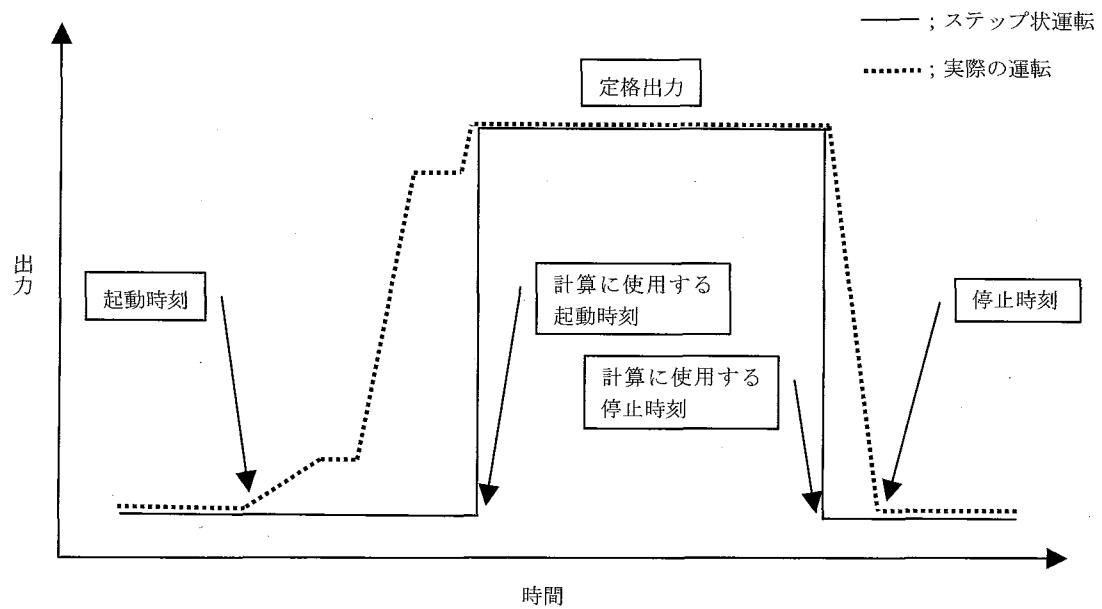


Fig. 4.1 ステップ状の運転

5. 温度効果の測定

5.1 目的

軽水炉型原子炉には原子炉核分裂の連鎖反応を制御する（抑える）原子炉固有の特性が備わっている。例えば、万一原子炉の出力が急上昇して制御棒による制御が遅れるような場合、これらの特性があるためにその急上昇に自動的な制御がかかり、これを原子炉の自己制御性（あるいは固有安全性）と呼ぶ。

ここでは、JRR-4における冷却材及び燃料の温度変化による反応度変化率（温度係数）を測定し、減速材温度効果及び燃料温度効果（ドップラー効果）による自己制御性の理解を深める。

5.2 理論

Fig. 5.1 は、冷却材の温度変化による自己制御性の考え方の概要を示したものである。

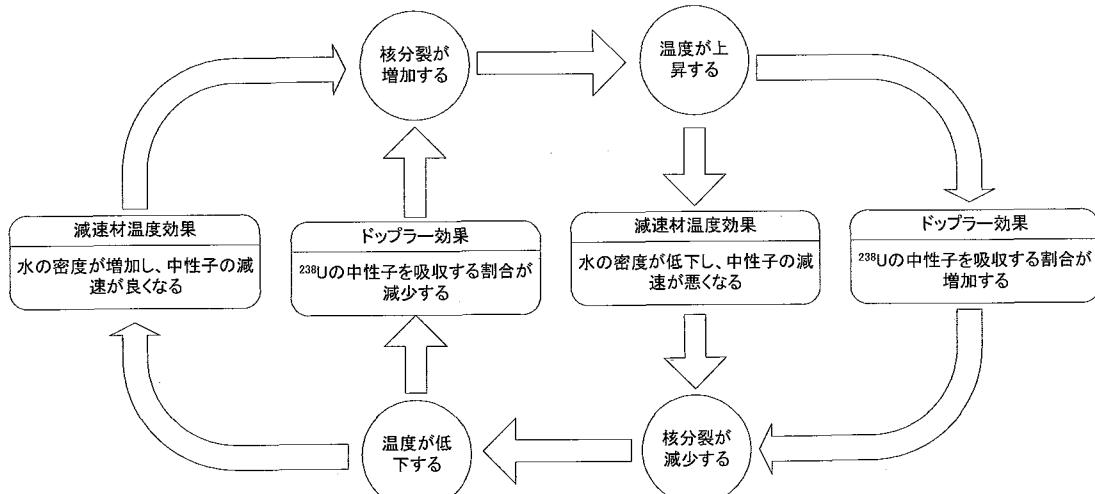


Fig. 5.1 自己制御性の概略

5.2.1 減速材温度効果

核分裂連鎖反応を継続させるためには、水などの減速材を通して速い中性子を減速させて遅い中性子とする必要である。原子炉の出力が上昇した場合、減速材（水）の温度上昇及び体積膨張が生じ、その密度が低下するため中性子は減速しにくくなり、核分裂の連鎖反応が抑制されることから、出力は上昇しにくくなる。これが減速材温度効果と称される自己制御特性である。

この減速材温度効果については、原子炉固有の値として減速材温度係数（減速材が単位温度上昇したときの原子炉の反応度変化）が測定されており、温度条件の統一化（規格化）を目的として原子炉運転管理に資されている。

なお、沸騰水型原子炉は、原子炉内で水を沸騰させるため気泡（ボイド）が定常的に発生している。原子炉の出力が上昇するとこのボイドの発生量も増え、上述の減速材の密度低下と同様、密度が低下するので中性子は減速しにくくなり、核分裂の連鎖反応が抑制され出力は上昇しにくくなる。これはボイド反応度効果と称される自己制御特性であるが、JRR-4 では沸騰によるボイドの発生が生じないことから、これを考慮する必要はない。

5.2.2 ドップラー効果

原子炉の出力が上昇して燃料の温度が上昇すると、ウラン原子の熱運動が激しくなる。核分裂に寄与せずまた量的にも全体の大部分を占めるウラン238の場合、この熱運動激化が中性子を吸収し易い性質に変化させる。これによって制御棒を入れて中性子を吸収する場合と同じように原子炉に負の反応度を与えることとなる。これがドップラー効果と称される自己制御特性である。

このドップラー効果については、原子炉の単位出力の増大による反応度変化を示す出力係数の一要素であり、減速材温度効果、炉心からの中性子漏れ増大、材料の熱膨張のための形状変化の影響等と共に一括して測定することが一般的である。ただし、本測定では減速材温度効果との差異を明確にし、両効果を定量的に測定するため、単位原子炉出力あたりの減速材温度効果を除いた反応度変化としてドップラー係数を測定する。

5.3 実習手順

5.3.1 減速材温度効果

原子炉が低出力で自動運転中において、2次冷却水ポンドに直接蒸気を注入することにより2次冷却水温度を上昇させ、最終的に熱交換器を介して1次冷却水温度を昇温する。この操作により、減速材温度効果が生じ自動制御に用いているC5制御棒の位置が変化する。このときのC5制御棒の位置変化をC5制御棒の反応度価値曲線を用いて反応度換算することにより、減速材温度係数を求める。

Fig. 5.2に温度係数測定における冷却系統図を示す。

以下に実習手順を示す。また、時系列の運転手順をTable 5.1に示す。なお、原子炉の運転操作は運転員が行う。

- ① バイパス弁(VSM-8)を全開にすることにより冷却塔雨降らし弁(VSM-6及びVSM-7は閉のまま)をバイパスし、1次冷却系主循環ポンプ(3台)及び2次冷却系循環ポンプ(2台)を運転する。なお、冬季の場合、冷却ファンを運転する必要はないが、測定開始時の炉心出口温度をできる限り低くするよう冷却系を運転すること。
- ② 原子炉を起動した後、原子炉出力を200Wとし、微調整棒C5を自動制御にして出力を一定に保つ。なお、C1～C4制御棒は等高位置とし、C5制御棒位置が約250mmになるように調整する。
- ③ 出力が安定(200W到達後10分後を目安)したときのC1～C5制御棒の位置、炉心直下温度(TRA2-2)及び炉心直上温度(TRA2-1B)をTable 5.2の記録用紙に記録する。
- ④ 冷却ファンを運転している場合は、冷却ファンを停止する。その後、2次冷却系ポンドに蒸気を注入し、熱交換器を介して1次冷却水の温度を少しづつ上昇させる。このとき、炉心出口温度(TR-1-2)を監視しながら、10分間隔で③で測定した各パラメータをTable 5.2の記録用紙に記録する。なお、蒸気注入による過度な温度上昇を防止するため、1次冷却系炉心入口温度(TR-1-1)、2次冷却系熱交換器入口温度(TR-12)及び熱交換器出口温度(TR-13)についても同時に測定し、監視すること。

注意：1次冷却材温度上昇率は最大15°C/hourとする。

- ⑤ 測定は1次冷却水温度(TR-1-2)が35°Cに到達、測定時間が1時間30分に到達、あるいはC5

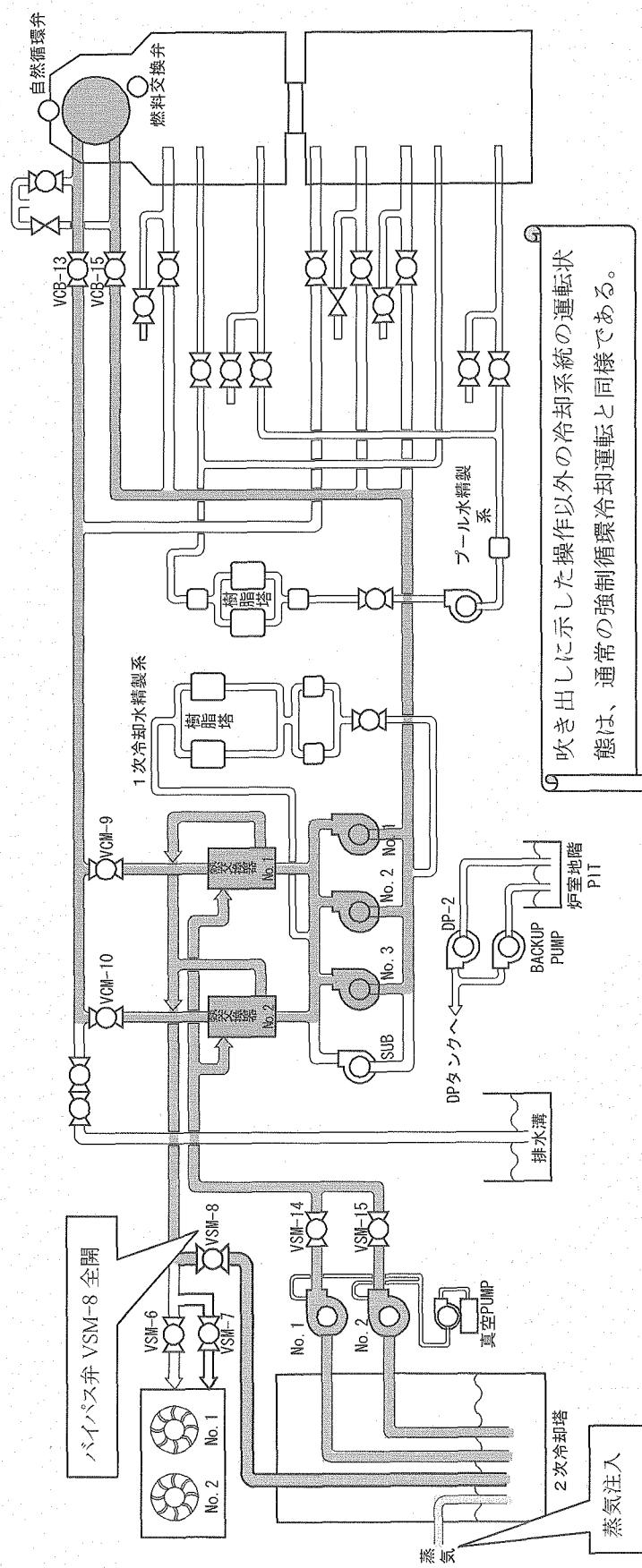


Fig. 5.2 減速材温度効果測定における JRR-4 冷却系統図

制御棒位置が 400mm に達するまでとする。

注意：当該試験実施時の 1 次冷却材最高温度は 35°C とする。

- ⑥ 次のドップラー係数の測定に備え、蒸気の注入を停止した後、冷却ファンを起動し、1 次冷却水の温度を定常状態に下げる。なお、急速な温度降下は、原子炉に正の反応度を与えることになるため、ペリオド及び偏差計の指示に注意すること。また、蒸気の注入を停止するまでに制御棒入れ替えを実施し、C5 制御棒位置を約 400mm とすること。

注意：冷却水温度低下中に偏差計の指示が $\pm 1\%$ を超える場合は冷却ファンを停止すること。

- ⑦ 1 次冷却水の温度が定常状態に移行した後、引き続き、ドップラー係数の測定を実施する。

全ての測定が終了した後、炉心冷却水平均温度の変化と炉心反応度の変化の関係をグラフ上にプロットし、これらの相関関係を求める。また、このグラフについて線形近似を行い、減速材が単位温度上昇したときの炉心反応度の変化（減速材温度係数）を求める。なお、炉心冷却水平均温度は炉心出口温度(TRA2-2) 及び炉心直上温度(TRA2-1B) から算出し、炉心反応度の変化は C5 制御棒の反応度曲線から算出するものとする。

5.3.2 ドップラー効果

出力が上昇するに従い、燃料温度が急激に上昇することから、減速材温度効果よりドップラー効果の影響が顕著に表れる。このときの原子炉核出力、減速材温度及び C5 制御棒位置を測定し、低出力時のパラメータと比較することにより、ドップラー係数を求める。

以下に実習手順を示す。

注意：冷却ファンその他設備の機能が正常であることを確認するため、以下の手順を実施する前に、「再起動点検表」に準じて設備の安全点検を実施すること。

- ① 原子炉出力が 200W であること及び減速材温度が安定していることを確認した後、制御棒入れ替え操作を実施し、C5 制御棒位置を約 200mm とする。
- ② 炉心直下温度(TRA2-2)、炉心直上温度(TRA2-1B)、C5 制御棒の位置及び原子炉核出力（線形出力系）を Table 5.3 の記録用紙に記録する。
- ③ ②の記録終了後、C5 制御棒を操作することにより、Fig. 5.3 に示す出力ステップまで原子炉出力を上昇させる。
- ④ 各ステップの出力に到達してから 10 分後 (200kW 以下は 5 分後) の C5 制御棒位置、炉心直下温度、炉心直上温度及び原子炉核出力を Table 5.3 の記録用紙に記録する。
- ⑤ 記録後、次のステップまで原子炉出力を上昇させ、③と④を繰り返す。
- ⑥ 原子炉出力が 3500kW に到達し記録が終了した後、原子炉を停止する。

全ての測定が終了した後、以下のとおりデータ整理を行う。

- a. C5 制御棒位置から、200W 出力と各ステップの原子炉出力の反応度変化を求め、200W 出力を基準にした各ステップの原子炉出力に対する反応度変化を算出する。
- b. 先に求めた減速材温度係数を用いて、a で求めた炉心反応度の変化を減速材温度 27°C に規格化する。

- c. 原子炉核出力と b で求めた炉心反応度変化の関係をプロットし、これらの相関関係を求める。また、線形近似を行い、減速材温度効果を除いた炉心反応度の変化（ドップラー係数）を求める。

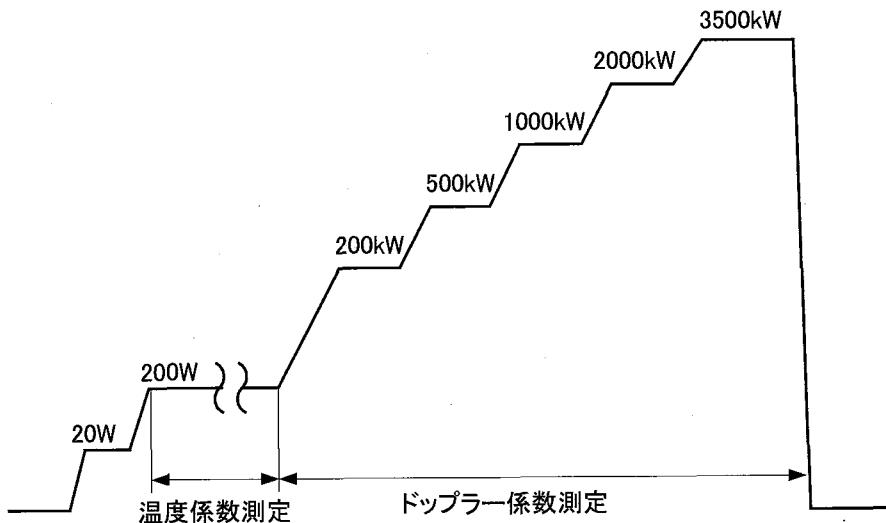


Fig. 5.3 実習における出力ステップ

5.4 検討課題

JRR-4 では、高出力運転を行った翌日の運転においては、核分裂生成物の ^{135}Xe が炉心に残留していることから、本測定に影響する可能性がある。第 5 章の ^{135}Xe 効果の測定を参考にして、 ^{135}Xe 効果及び減速材温度効果を除いた炉心反応度の変化（ドップラー係数）を求めよ。

Table 5.1 減速材温度効果測定における運転手順チェックシート (1/2)

予定時刻	制御室	冷却塔	チェック項目 (運転手引の範囲外に限る)
9:15	原子炉起動前点検開始	蒸気元弁の開操作を依頼する。	工務第2課ボイラ担当へ連絡
9:40	冷却系起動 (なお、起動前点検は通常通りの手順によるものとし、ファンの起動についても確認する。 確認後、ファンを停止すること。)	蒸気元弁の開操作を開始する。(工務第2課ボイラ担当へ依頼)	蒸気入口弁「全閉」
			蒸気元弁「開」
			冷却ファン「停止」
9:50	起動前点検終了	バイパス弁 (VSM-8) 「全開」 流調弁 (VSM-9) で流量調整を行う。	起動前点検終了
			バイパス弁の全開操作を開始する旨、制御室へ連絡
			バイパス弁が全開
			通常の流調弁開度をマーキング
			流量調整操作を開始する旨、制御室へ連絡
			2次冷却水熱交換機出口流量： 8m³/min
9:55	原子炉起動		原子炉起動
10:30	原子炉出力 20W 到達		原子炉出力 20W 到達
10:35	原子炉出力 200W へ上昇		原子炉出力 200W へ上昇
10:43	原子炉出力 200W 到達 (このとき、C5 制御棒位置を約 200mm とする。)		C5 制御棒位置：約 200mm
10:45	減速材温度係数測定開始	蒸気入口弁を開き、冷却塔ポンド漕へ蒸気を投入する。 (弁開度はマーキング(1回転+1/3開度)を目安に開け、制御室の指示により調節すること。)	蒸気入口弁の開操作を開始する旨、制御室へ連絡
			蒸気入口弁：約 1 回転 1/3 開
			1 時冷却材温度上昇率を確認：約 10°C/h (実測値 °C/h)
S	1 次冷却材温度が 35°C に到達又は測定時間が 1.5 時間に到達するまで測定を実施する。	必要に応じて弁開度を調節すること (約 10°C/h)	(制御室から指示があった場合) 蒸気入口弁の開度調整
			1 時冷却材温度上昇率を確認：約 10°C/h (実測値 °C/h)

Table 5.1 減速材温度効果測定における運転手順チェックシート (2/2)

予定時刻	制御室	冷却塔	チェック項目 (運転手引の範囲外に限る)
12:15	・減速材温度係数測定終了 ・制御棒入れ替えを実施し、C5 制御棒位置を約 400mm とする。		制御棒位置：約 400mm
12:20	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気入口弁を全閉にする。 ・次の手順で 2 次冷却系統を復旧する。 <ul style="list-style-type: none"> ①バイパス弁 (VSM-8) 「全閉」 ②流調弁 (VSM-9) で流量調整を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気入口弁を全閉にする。 ・次の手順で 2 次冷却系統を復旧する。 <ul style="list-style-type: none"> ①バイパス弁 (VSM-8) 「全閉」 ②流調弁 (VSM-9) で流量調整を行う。 	蒸気入口弁の全閉操作を開始する旨、制御室へ連絡。
			蒸気入口弁「全閉」
			流調弁を操作する旨、制御室へ連絡
			流調弁を通常位置（マーキング位置）まで戻す
			バイパス弁の全閉操作を開始する旨、制御室へ連絡
			バイパス弁「全閉」
			流量調整操作を開始する旨、制御室へ連絡
			2 次冷却水熱交換機出口流量： 8m ³ /min
12:25	冷却ファン起動 (但し、炉心出入口温度 TR-1-1 及び TRA-1-2 並びに C5 制御棒の変化等を監視し、原子炉の自動制御に問題がない場合に限る。)		冷却ファン起動
~	1hour	蒸気元弁の閉操作を依頼する。	工務第 2 課ボイラ担当へ連絡
13:25	<p>「再起動点検表」に準じて、出力上昇前の点検を行う。 (冷却ファンを起動していない場合は、冷却ファンを起動する。)</p>		再起動点検表に準じて点検
			冷却ファン起動 (冷却ファンが起動していない場合)
13:35	原子炉出力 200kW へ上昇(ドップラー反応度測定開始)		原子炉出力 200kW へ上昇

Table 5.2 減速材温度効果の測定記録用紙

Table 5.3 ドップラー効果の測定記録用紙

時刻 ：	原子炉核出力 (線形出力 系) (W)	炉心直下温度 TRA2-2 (°C)	炉心直上温度 TRA2-1B (°C)	C5 制御棒 位置 (mm)	炉心平均温度 (°C)	C5 制御棒 反応度 (% Δk/k)	初期状態から の反応度変化 (% Δk/k)	27°C 規格化 反応度変化 (% Δk/k)
：	200							
：	200k							
：	500k							
：	1000k							
：	2000k							
：	3500k							

6. 制御棒校正実験

6.1 目的

原子炉を運転すると、燃料の燃焼に伴い、制御棒の反応度値や炉心の余剰反応度が変化する。原子炉の運転管理において、制御棒の反応度値の把握及び過剰反応度等の炉心管理上の制限値を確認することは重要である。このため、運転管理においては、定期的に制御棒校正を実施する必要がある。また、燃料交換等で炉心の構成が変化した場合には、過剰反応度等の制限値の確認を行う必要がある。

本実習においては、制御棒校正で使用する代表的な反応度の測定方法について実習する。また、炉心管理において重要な過剰反応度等を算出し、制限値を満足していることを確認する。

6.2 炉心

(1) 炉心の構成

JRR-4の炉心は20体の燃料要素、6種類35体の反射体要素、中性子源、2種類5体の制御棒及び2体の後備安全棒から構成される。更に、利用設備として5本の照射筒が反射体領域に設置されている。JRR-4の炉心配置図をFig. 6.1に示す。

制御棒は粗調整安全棒 (C1-C4) と微調整棒 (C5) がある。それぞれの駆動範囲は0mm（下限）から650mm（上限）であり、原子炉運転時には下限位置より引き抜くことにより制御する。

(2) 反応度に関する制限値

反応度に関する制限値を表に示す。

項 目	制 限 値
粗調整安全棒反応度値（一本当たり）	6% $\Delta k/k$ 以下
粗調整安全棒反応度値（合計）	14% $\Delta k/k$ 以上
微調整棒反応度値	0.2% $\Delta k/k$ 以上
最大反応度付加率	1.5% $\Delta k/k/min$ 以下
過剰反応度	12% $\Delta k/k$ 以下
反応度停止余裕(ワンロッド・スタック・マージン)	1% $\Delta k/k$ 以上

6.3 理論

以下に、JRR-4において制御棒校正に用いる反応度の測定方法について述べる。

(1) 正ペリオド法

原子炉の動特性方程式は以下で与えることができる。

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (6.1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} N(t) - \lambda_i C_i(t) \quad i = 1, \dots, 6 \quad (6.2)$$

ここでは、中性子源の影響は無視できるものとする。

臨界状態にある原子炉にステップ状の正の反応度 $\Delta\rho$ を印加すると、原子炉出力は上昇する。このときの原子炉出力は、過渡状態を経過した後、印可した反応度に応じて一定の炉周期で指数的に上昇する。この指数的に上昇する領域で原子炉出力が e 倍になるまでの時間 T はペリオドとよばれる。ペリオド T と印加反応度 $\Delta\rho$ との関係は、逆時間方程式と呼ばれる次式で与えられる。

$$\Delta\rho = \frac{\Lambda}{T} + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T}$$

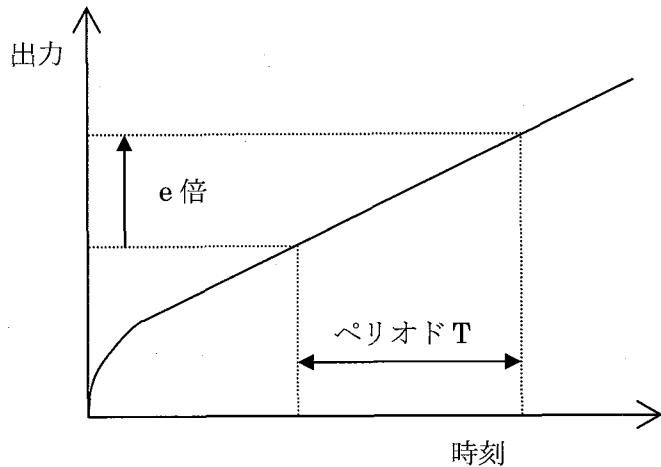
$$T = \frac{T_d}{\ln 2}$$

$\Delta\rho$: 印加反応度

Λ : 中性子世代時間
 $= 6.35 \times 10^{-5} (\text{s})^1$

T : ペリオド

T_d : 倍加時間



β_i : i 番目の遅発中性子群の発生割合 ⁴⁾	λ_i : i 番目の遅発中性子先行核の崩壊定数(s^{-1}) ³⁾
β_1 0.26×10^{-3}	λ_1 0.0127
β_2 1.45×10^{-3}	λ_2 0.0317
β_3 1.27×10^{-3}	λ_3 0.115
β_4 2.75×10^{-3}	λ_4 0.311
β_5 0.87×10^{-3}	λ_5 1.40
β_6 0.18×10^{-3}	λ_6 3.87

従って、ある反応度を加えたとき、出力上昇の倍加時間 T_d を測定することにより、その時

の印加反応度 $\Delta\rho$ を求めることができる。

(2) 比較法

校正された制御棒の操作により、臨界の原子炉に任意の反応度(正又は負)を印加した後、他の制御棒でこれを補償し、再び原子炉を臨界にする。このとき、印加反応度と補償反応度は等しく、補償に要した制御棒位置変化はこれら反応度に対応する。

逆に測定対象制御棒によりある反応度を印加し、校正された制御棒で補償する。このときの補償に用いた制御棒の位置変化から印加した反応度を求めることもできる。

このように、校正された制御棒を用いて制御棒校正を行う方法を比較法と呼んでいる。

JRR-4においては、制御棒位置変化に伴う反応度を、校正された制御棒より求める代わりに、前述の正ペリオド法で測定し、その反応度を他の制御棒で補償しつつ比較法を実施することにより制御棒校正の時間を短縮している。

(3) 逆動特性法(IK 法)

①式より、求める反応度は

$$\rho(t) = \beta - \frac{\Lambda}{N(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + \frac{\Lambda}{N(t)} \frac{dN(t)}{dt} \quad (6.3)$$

となる。③式より、反応度を求めるには、先行核濃度 $C_i(t)$ を求める必要がある。(その他は、計測できる値及び定数である。)

$t=0$ まで出力レベル P_0 で運転中の原子炉に、 $t=0$ で反応度が $\rho_0 (\neq 0)$ 加わるとする。

$t \leq 0$ においては、 $N = N_0 (= const)$ 、 $C_i = C_{i0} (= \frac{\beta_i}{\Lambda \lambda_i} N_0)$ 、 $\frac{dN(t)}{dt} = \frac{dC_i(t)}{dt} = 0$ である。

$\mu = \frac{1}{N(\tau)} \frac{dN(\tau)}{dt}$ と置き整理すると、

$$C_i(m\Delta t) = e^{-\lambda_i \Delta t} C_i((m-1)\Delta t) + \frac{\beta_i}{\Lambda} \frac{1}{\lambda_i + \mu} \left\{ N(m\Delta t) - N((m-1)\Delta t) e^{-\lambda_i \Delta t} \right\} \quad (6.4)$$

$$\begin{aligned} \rho(t) &= \beta - \frac{\Lambda}{N(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + \frac{\Lambda}{N(t)} \frac{dN(t)}{dt} \\ &= \beta - \frac{\Lambda}{N(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + \Lambda \mu \end{aligned} \quad (6.5)$$

となる。ここで $\mu = \frac{\ln(N(m\Delta t)/N((m-1)\Delta t))}{\Delta t}$ と表される。

6.5式より、反応度は出力の関数となり、制御棒の操作による反応度変化は、出力の変化により求めることができる。

JRR-4では、反応度計として、計算機を用いて逆動特性法で反応度を時々刻々計算することにより、リアルタイムに反応度を測定(監視)している。

(4) 落下法

6.1式、6.2式をラプラス変換して解くと、

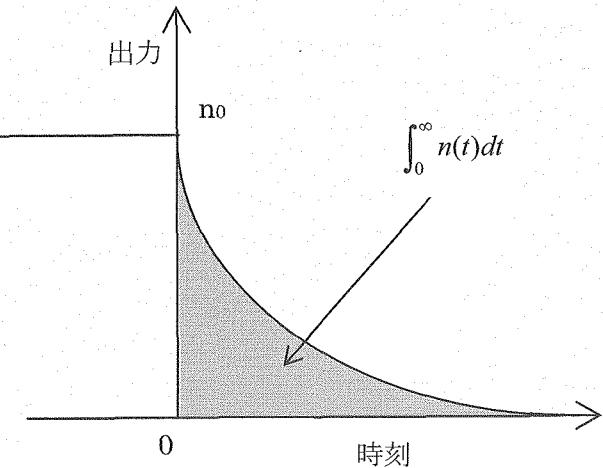
$$\bar{n}(s) = n_0 \frac{\Lambda + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i}}{s\Lambda + s \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i} - \rho} \quad (6.6)$$

ここで、

$$\lim_{s \rightarrow 0} \bar{n}(s) = \lim_{s \rightarrow 0} \int_0^\infty e^{-st} n(t) dt = \int_0^\infty n(t) dt の関$$

係がある。 $\int_0^\infty n(t) dt$ は図に示すように、制

御棒を落下させてから計数が無くなるまでの
計数の時間積分となる。



よって、6.6式で $s \rightarrow 0$ の極限をとると、次式で表すことができる。

$$n_0 \frac{\Lambda + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i}}{-\rho} = \int_0^\infty n(t) dt \quad (6.7)$$

さらに、 Λ は $\sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i}$ に比べて無視することができるので以下のようになる。

$$\rho = -\frac{n_0 \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i}}{\int_0^\infty n(t) dt}$$

落下法は、複雑な制御棒操作が必要なく、簡便にごく短時間で投入した反応度を測定できる測定法である。特に、反応度停止余裕の測定には有利である。しかし、後で述べる微分曲線や積分曲線を作成することが出来ず、制限値の確認等には落下法のみの測定では不十分である。

6.4 実習手順

以下に示す実習においては、原子炉の運転に係る全ての操作はJRR-4 運転員が行う。

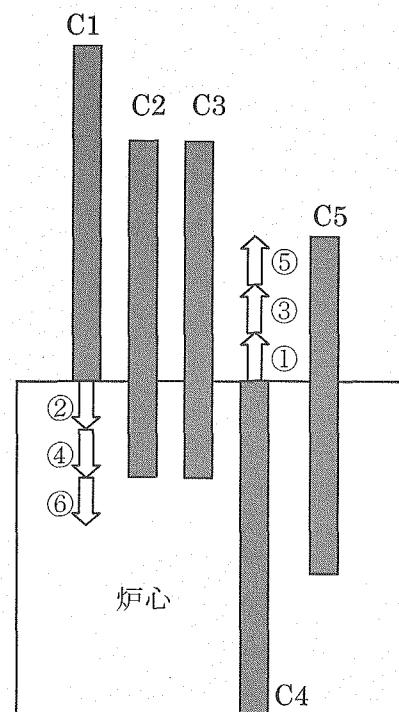
(1) 制御棒の組み合わせ

制御棒校正においては、制御棒の相互干渉を考慮して、引き抜きと挿入を以下の組み合わせで行い、実験開始時の制御棒パターンは以下のとおりとする。

制御棒の組み合わせ

引き抜き制御棒	C4	C3	C5
挿入制御棒	C1	C2	C1
開始時の位置	C1 等高 等高 下限 約 300mm	上限 上限 下限 等高	等高 等高 等高 等高

以下に示す、正ペリオド法・比較法又は IK 法では、引き抜き制御棒を C4、挿入制御棒を C1 とし、手順について記載する。



(2) 臨界時の制御棒位置の確認

- ① 原子炉起動前点検を行い補助ポンプを起動し、1 次冷却水流量を $1.0\text{m}^3/\text{min}$ に設定する。これは制御棒校正中の炉心温度の上昇を防ぐためである。
- ② 粗調整安全棒 C1~4 を等高、微調整棒 C5 を約 300mm で、20W で「臨界」にし、記録用紙に制御棒位置を記録する。

(3) 正ペリオド法・比較法

- ① 各制御棒を C4 下限、C1 上限、C2,C3 等高、C5 約 300mm で、20W で「臨界」にする。
- ② 制御棒位置確認後、自動から手動運転に切替え、出力レンジを 500W に切替える。
- ③ C4 を Table 6.1 の記録用紙に示された ΔH だけ引抜く。
- ④ $150\text{W} \rightarrow 300\text{W}$ までの倍加時間をストップウォッチで測定する。
- ⑤ 出力が 300W を超えたら速やかに出力レンジを 2kW にする。
- ⑥ $400\text{W} \rightarrow 800\text{W}$ までの倍加時間をストップウォッチで測定する。
- ⑦ $150\text{W} \rightarrow 300\text{W}$ 及び $400\text{W} \rightarrow 800\text{W}$ の倍加時間の計測値から、C4 を ΔH だけ引抜いた時の反応度及び微分反応度（1mm当たりの反応度）を求める。
- ⑧ 正ペリオド法による測定が終了したら比較法で測定する制御棒 C1 及び C5 を下げて出力を 20W まで降下させ、自動運転とし、最終的に C5 が約300 mmになるよう C1 の位置を調整し制御棒位置を確認する。なお、「臨界」の保持時間は原則として 5 分以

- 上とする。
- ⑨ C1 の挿入量を算出し、微分値を求める。なお、C1 の挿入量に対する反応度は、C4 を ΔH だけ引抜いた時の反応度と等価である。
 - ⑩ 手順②～⑨を全ストロークにわたり繰り返す。

(4) IK 法

- ① 各制御棒を C4 下限、C1 上限、C2,C3 等高、C5 約 300mm で、200W 「臨界」にする。
- ② 引抜側制御棒 C4 をあらかじめ決められた目標反応度（約 $+0.03\%\Delta k/k$ ～最大で約 $+0.10\%\Delta k/k$ ）に達するまで連続的に引抜き、この時の投入反応度を逆動特性法により測定する。（測定に使用する計算機及びプログラムは JRR-4 で用意する。）
- ③ 所定の出力（最大で 2kW）に到達したら挿入側制御棒 C1 を所定の目標反応度（約 $-0.03\%\Delta k/k$ ～最大で約 $-0.10\%\Delta k/k$ ）に達するまで連続的に挿入し、この時の投入反応度を逆動特性法により測定し、Table 6.2 の記録用紙に記録する。
- ④ 手順②及び③を全ストロークにわたり繰り返す。

(5) 動的制御棒価値測定法

動的制御棒価値測定法では、測定対象制御棒 C5 を全引抜状態から全挿入状態まで連続的に挿入する。この間の中性子出力の変化から、反応度を求め、制御棒価値を測定する。中性子出力から反応度を求めるには、IK 法を用いる。

- ① C5 を上限にし、原子炉を所定の出力（約 200W）で「臨界」にする。このとき、粗調整安全棒で手動制御する。
- ② 「臨界」の保持時間は 5 分以上とする。
- ③ 測定プログラムを開始し、時刻、制御棒位置、反応度を連続的に取り込む。
- ④ C5 を連続挿入する。
- ⑤ C5 が着底したら、測定終了。
- ⑥ データを解析し、微分曲線及び積分曲線を作成する。

(6) 落下法

落下法では、「臨界」状態にある原子炉に対し、測定対象制御棒を落下させ原子炉出力を低下させ、反応度を測定する。測定対象を全制御棒にした場合、測定した反応度が反応度停止余裕となる。

- ① 原子炉を所定の出力（約 20W）で「臨界」にする。このとき、制御棒位置は任意の位置でよい。
- ② 起動系の計数率が 10kcps 以下になるように、検出器位置を調整する。
- ③ 30 秒間計数し、 n_0 を測定する。
- ④ 測定対象制御棒をマグネット切り離しにより落下させる。（全制御棒が対象の場合、手動スクラムボタンにより落下させる。）
- ⑤ 落下と同時に、起動系のスケーラトリガをかける。このときの計数時間は 400 秒とす

る。

- ⑥ スケーラ値 $\int_0^\infty n(t)dt$ より、反応度 $\Delta\rho$ を求める。

(7) データ整理

- ① 積分曲線の作成

積分反応度 $\int \Delta\rho$ は、印可反応度 $\Delta\rho$ について、下限から高さ H まで積分し求めることができる。この積分反応度を、下限から上限まで積分し、Fig. 6. 2に示す積分曲線グラフにプロットし、積分曲線を作成する。下限から上限まで積分した値が、その制御棒の持つ全反応度価値 ρ_n ($n=1 \sim 5$) である。

- ② 微分曲線の作成

微分反応度 $\Delta\rho/\Delta H$ は、制御棒操作により加わった反応度（印加反応度） $\Delta\rho$ を制御棒操作量 ΔH で除して求めることができる。この微分反応度を、Fig. 6. 3に示す微分曲線グラフにプロットし、微分曲線を作成する。

- ③ 全制御棒の反応度価値

各制御棒の積分曲線の最大値が、その制御棒の全反応度価値 ρ_n である。全制御棒の反応度価値 ρ_{total} は、これらを全数について合計したものである。

$$\rho_{total} = \sum_{n=1}^5 \rho_n$$

- ④ 過剰反応度の算出

過剰反応度 ρ_{ex} は、臨界時の制御棒位置より求める。積分曲線より、臨界時の制御棒位置より上の部分の反応度価値 ρ_n を求める。この反応度価値を全ての制御棒に合計した値が、過剰反応度 ρ_{ex} となる。以下⑦までの結果をTable 6. 3に記録する。

$$\rho_{ex} = \sum_{n=1}^5 \rho_{ex_n}$$

- ⑤ 反応度停止余裕（ワンロッド・スタック・マージン）

全制御棒価値 ρ_{total} と過剰反応度 ρ_{ex} の差が、原子炉の反応度停止余裕 ρ_{SDM} である。

$$\rho_{SDM} = \rho_{total} - \rho_{ex}$$

さらに、制御棒のうち最も反応度価値の大きな制御棒が上限で固着（スタック）した場合などを考慮して、反応度停止余裕から当該制御棒の反応度価値 ρ_{max} を差し引いたものをワンロッド・スタック・マージン ρ_{OSM} という。

$$\rho_{OSM} = \rho_{SDM} - \rho_{max}$$

- ⑥ 最大反応度付加率の算出

微分曲線より微分反応度の極大値を求める。この極大値を持つ位置での操作が、瞬間に最も大きな反応度を与えることとなる。最大反応度付加率は、この微分反応度の極大値と制御棒駆動速度の積で求められる。

$$\frac{\text{(最大反応度付加率)}}{[\Delta k / k / \text{min}]} = \frac{\text{(微分反応度の極大値)}}{[\Delta k / k / \text{mm}]} \times \frac{\text{(制御棒駆動速度)}}{[\text{mm} / \text{min}]}$$

ここで、制御棒駆動速度は、粗調整安全棒：60[mm/min]、微調整棒：600[mm/min]（いずれも設計値）を用いる。

⑦ 溫度補正

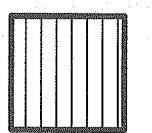
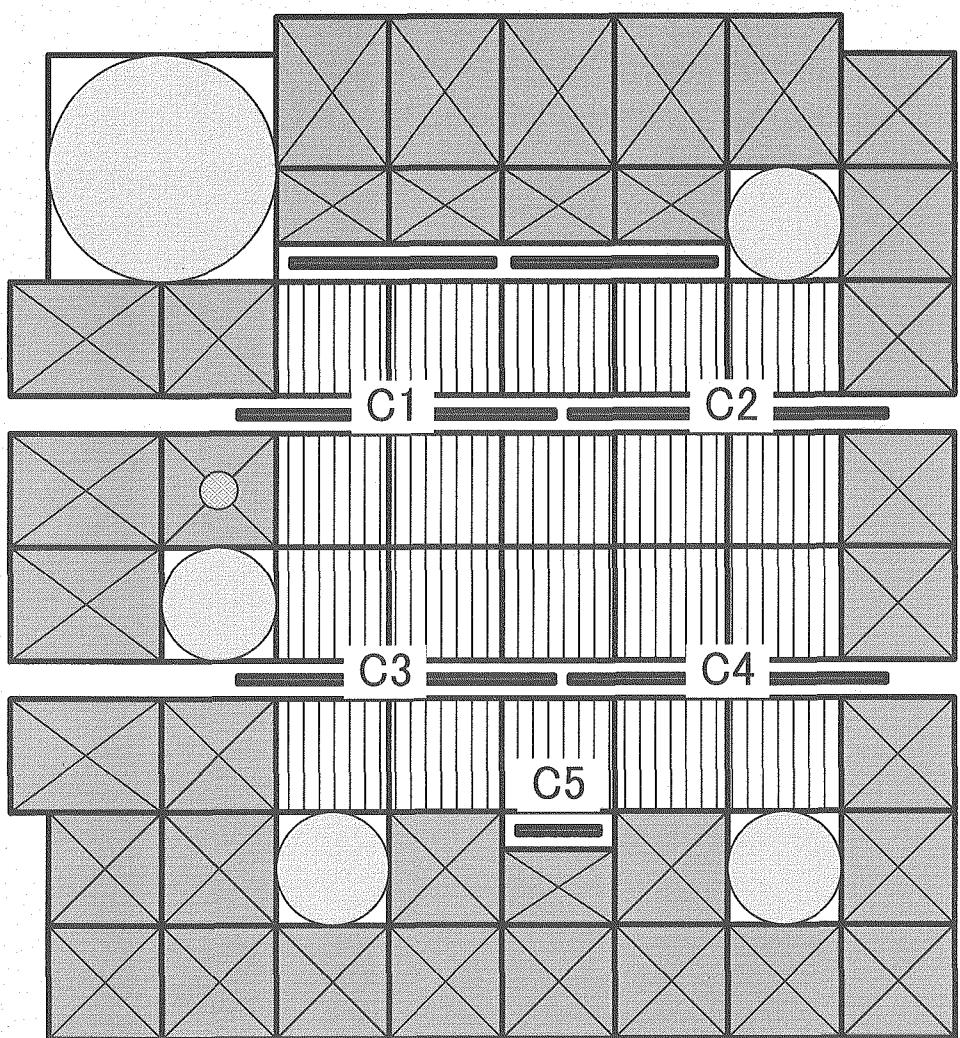
制御棒校正より得た結果を制限値と比較する場合、27°Cで規格化する。JRR-4 では、以下の実験式²を用いて温度効果を補正している。

$$\rho_{tmp} = (-1.17654 \times 10^{-4})T^2 + (-1.01924 \times 10^{-2})T + (0.360933)$$

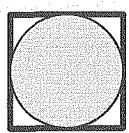
ここで、炉心温度 T (°C)は、1 次冷却水入口温度(TR-1-1)と 1 次冷却水出口温度(TRA-1-2)の平均とする。

6.5 実験における注意事項

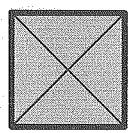
- (1) 制御棒校正実験は、キセノンの影響を排除するため、週の運転初日に実施することが望ましい。
- (2) 制御棒操作は慎重に行い、特に、正の反応度の印加については、反応度計を監視しながら行うこと。
- (3) 正ペリオド法・比較法で測定対象が残った場合は、比較法により、反応度を求める。
- (4) JRR-4 では炉内に中性子源があり、その影響によって「臨界」時の k_{eff} は 1 よりやや小さくなっている。従って、「臨界」時の出力レベルは中性子源の影響が測定結果に無視できる程度の誤差となるよう、10000以上の値であることが望ましい。
- (5) 正ペリオド法では、一回の測定に加える反応度量は、あまり大きすぎると出力の上昇が早すぎて時間測定の誤差が大きくなるうえ、運転操作上も危険が大きくなる。反対に極端に小さくすると最初の「臨界」状態を保っているときの $k_{\text{eff}}=1$ からのずれの影響がきてくるうえ、測定に時間がかかる。よって両者を勘案して、ペリオドにして大体 20 ~30 秒くらいの反応度量を目安にしている。
- (6) 測定する出力範囲は、出力上昇に伴う炉心燃料温度上昇を考慮して 2kW を上限としている。
- (7) 制御棒のパターンが変化すると炉心内の中性子束分布が変わるため、同一場所の同一物質であってもその反応度量は変化する。制御棒校正を行うときも測定している制御棒以外の制御棒位置が変わると測定値に差が出てくる。これはすべての原子炉に避けられないもので、実用的には運転に用いる制御棒パターンになるべく近づけて測定するのが適当と思われる。



燃料要素



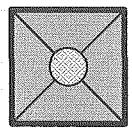
照射筒



反射体要素



制御棒



中性子源

Fig. 6.1 炉心配置図

Fig. 6.2 積分曲線用グラフ用紙

積分曲線(C-)

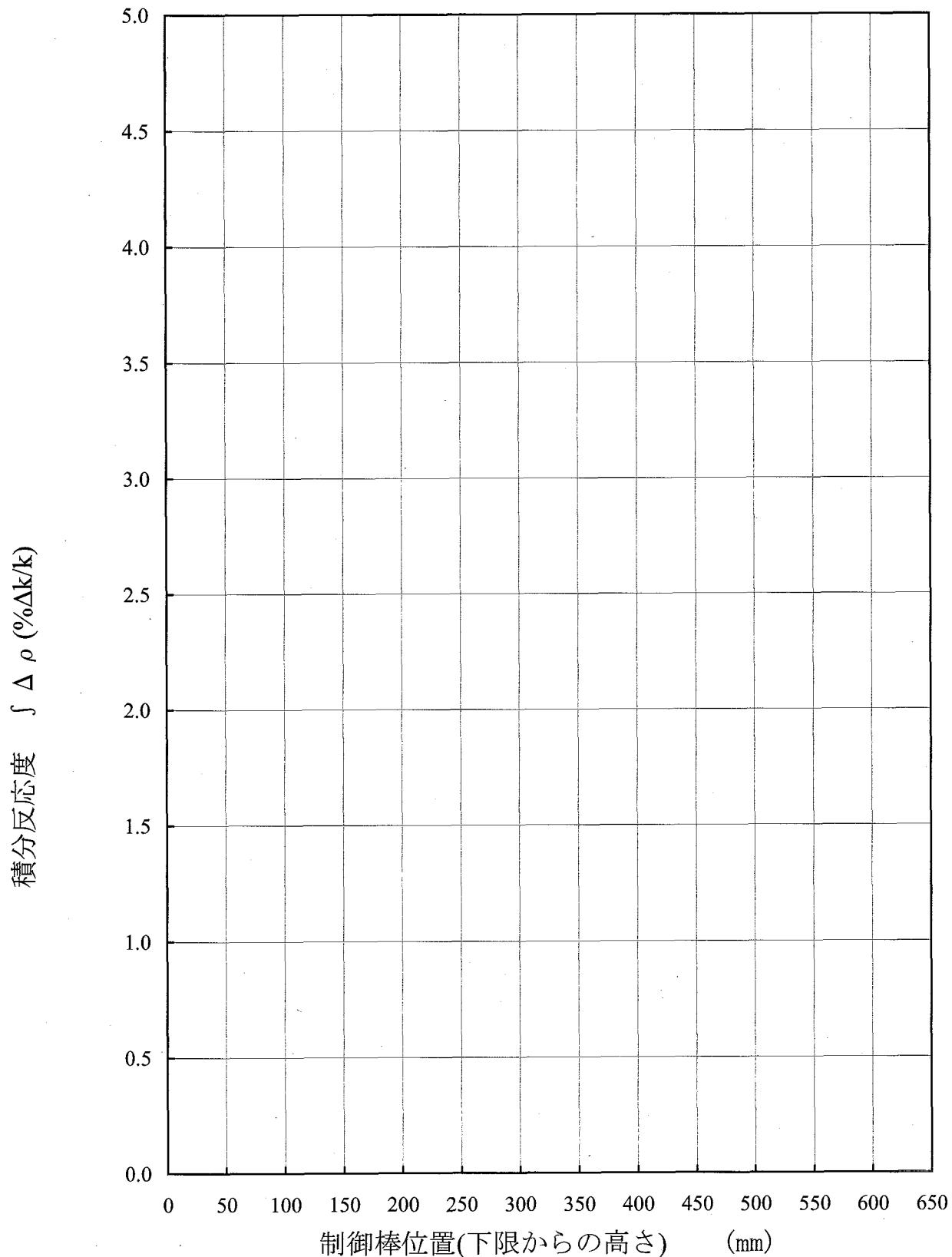


Fig. 6.3 微分曲線用グラフ用紙

微分曲線(C-)

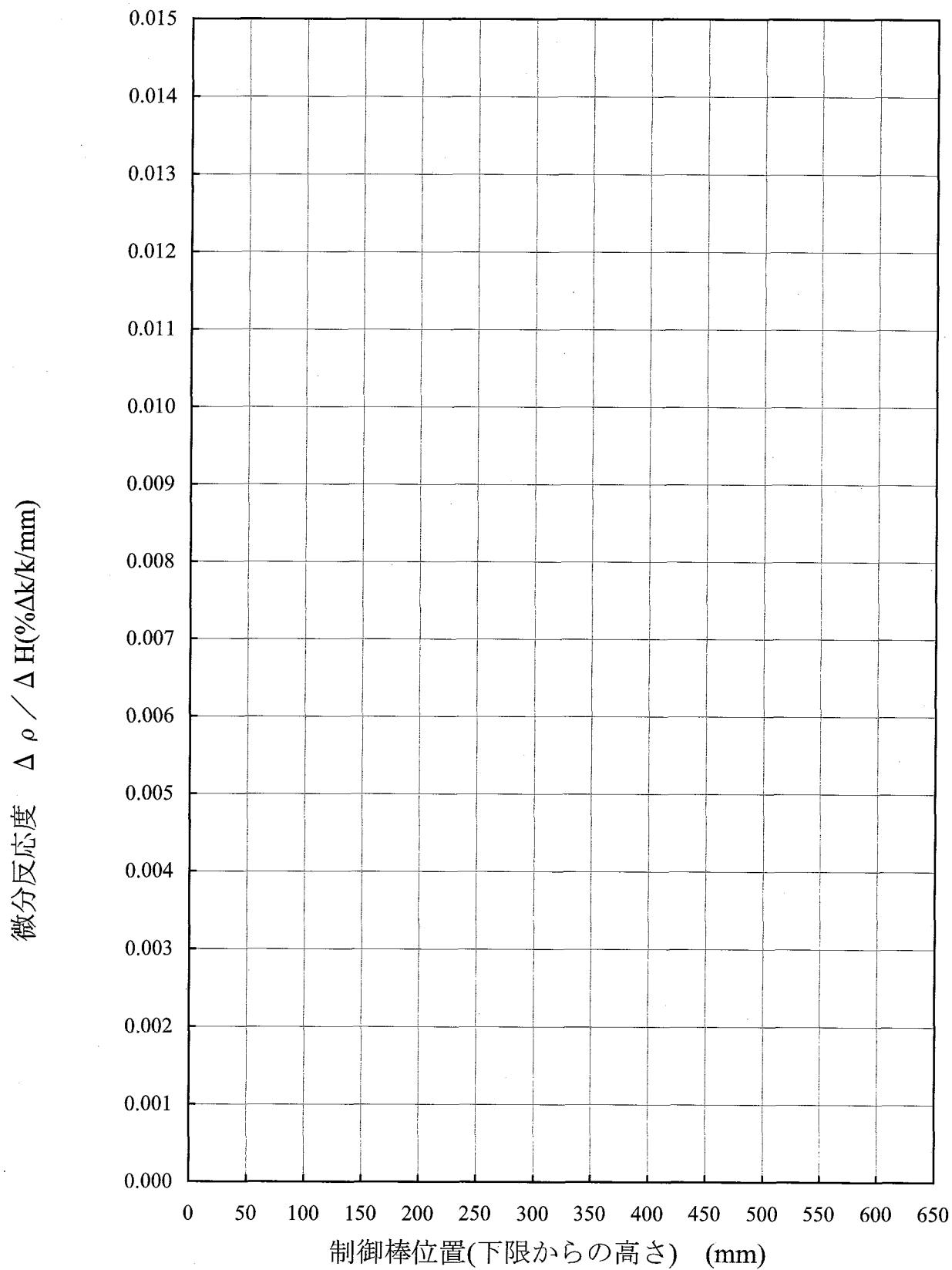


Table 6.1 制御棒校正実験用記録用紙（正ペリオド法・比較法）

制御棒校正実験(正ペリオド法、比較法)

実験日

測定者

測定者	初期出力										W		
	冷却材温度					冷却材流量					°C	m ³ /min	
	冷却材温度	冷却材流量	初期出力	冷却材温度	冷却材流量	初期出力	冷却材温度	冷却材流量	初期出力	冷却材温度	冷却材流量	初期出力	
補償制御棒 C -													
No.	指示値 H	制御棒位置 ΔH	引き抜き量 H	倍加時間 (sec)	印加反応度 Δ ρ (%Δk/k)	積分反応度 ∫ Δ ρ / ΔH (%Δk/k/mm)	指示値 H	制御棒位置 ΔH	積分反応度 ∫ Δ ρ / ΔH (%Δk/k)	指示値 H	制御棒位置 ΔH	積分反応度 ∫ Δ ρ / ΔH (%Δk/k)	
0				100→200W	300→600W	平均							
1							0						
2							1						
3							2						
4							3						
5							4						
6							5						
7							6						
8							7						
9							8						
10							9						
11							10						
12							11						
13							12						
14							13						
15							14						
16							15						
17							16						
18							17						
19							18						
20							19						
21							20						
22							21						
23							22						
24							23						
25							24						
26							25						
27							26						
28							27						
29							28						
30							29						

Table 6.2 制御棒校正実験用記録用紙 (IK法)

実験日		測定者		引き抜き制御棒 C -												插入制御棒 C -										
				制御棒位置 (mm)			反応度計指示			印加反応度			積分反応度			反応度計指示			印加反応度			積分反応度				
No.	指示値 H	引き抜き量 ΔH	中間位置 H'	ρ (% $\Delta k/k$)	$\Delta \rho$ (% $\Delta k/k$)	$\int \Delta \rho / \Delta H$	No.	指示値 H	ρ (% $\Delta k/k$)	$\Delta \rho$ (% $\Delta k/k$)	$\int \Delta \rho / \Delta H$	No.	指示値 H'	ρ (% $\Delta k/k$)	$\Delta \rho$ (% $\Delta k/k$)	$\int \Delta \rho / \Delta H$	No.	指示値 H	ρ (% $\Delta k/k$)	$\Delta \rho$ (% $\Delta k/k$)	$\int \Delta \rho / \Delta H$	No.	指示値 H	ρ (% $\Delta k/k$)	$\Delta \rho$ (% $\Delta k/k$)	$\int \Delta \rho / \Delta H$
0							0																			
1							1																			
2							2																			
3							3																			
4							4																			
5							5																			
6							6																			
7							7																			
8							8																			
9							9																			
10							10																			
11							11																			
12							12																			
13							13																			
14							14																			
15							15																			
16							16																			
17							17																			
18							18																			
19							19																			
20							20																			
21							21																			
22							22																			
23							23																			
24							24																			
25							25																			
26							26																			
27							27																			
28							28																			
29							29																			
30							30																			

Table 6.3 測定結果用記録用紙

項目	測定値	制限値
粗調整安全棒		
C1 反応度価値 ρ_1		6% $\Delta k/k$ 以下
C2 反応度価値 ρ_2		〃
C3 反応度価値 ρ_3		〃
C4 反応度価値 ρ_4		〃
粗調整安全棒反応度価値合計		14% $\Delta k/k$ 以上
微調整棒		
C5 反応度価値 ρ_5		0.2% $\Delta k/k$ 以上
最大反応度付加率		1.5% $\Delta k/k/min$ 以下
過剰反応度 ρ_{ex}		12% $\Delta k/k$ 以下
反応度停止余裕 ρ_{SDM}		
ワンロッド・スタック・マージン ρ_{OSM}		1% $\Delta k/k$ 以上

項目	臨界位置	残余反応度
等高 臨界	C1 (mm)	(% $\Delta k/k$)
	C2 (mm)	(% $\Delta k/k$)
	C3 (mm)	(% $\Delta k/k$)
	C4 (mm)	(% $\Delta k/k$)
	C5 (mm)	(% $\Delta k/k$)
	合計	(% $\Delta k/k$)
温度補正量	炉心温度 (°C)	(% $\Delta k/k$)
過剰反応度		(% $\Delta k/k$)

7. 熱量測定法による出力校正

7.1 目的

JRR-4 のような試験研究炉においては、一般的に核出力と呼ばれる中性子検出器の指示値を用いて原子炉の出力制御を行う。一方で、原子炉の運転上の制限値には、熱出力がある。原子炉の運転において、運転パラメータである核出力と熱出力が校正されていることは重要であり、この校正を出力校正という。本実習では、熱量測定法による出力校正を行い、理解を深める。

7.2 運転

原子炉の運転における出力パラメータには、1 次冷却材の流量、温度差及び比熱から求められる出力（以下、熱出力という。）と中性子検出器の出力（以下、核出力という。）がある。熱出力は出力の変動に対する応答も遅く、定常に達するまで時間を要し、JRR-4 のような運転時間が短い原子炉において、出力の細かな監視・制御に用いるには適していない。核出力は出力の変動に対する応答性が良い。JRR-4 では、原子炉の出力制御は制御棒のみによって行われており、定常運転時には制御棒の一つを自動制御することで出力を一定に保っているため、応答性の良い核出力を使用して運転している。

また、JRR-4 の運転には、強制循環運転モードと自然循環運転モードがある。強制循環運転モードでは、1 次冷却材を約 $8\text{m}^3/\text{min}$ で循環させ、最大で 3500kW の出力で運転を行う。一方、自然循環運転モードでは、1 次冷却材は自然循環または約 $1\text{m}^3/\text{min}$ で、最大で 200kW の出力で運転を行う。この場合、熱出力を測定することは困難である。当然のことながら、熱出力の制限値を超えてはならない。JRR-4 では、自然循環においては、核出力で出力を担保しなければならない。

このような理由から、JRR-4 においては、通常核出力によって原子炉を運転制御しているが、この場合、核出力と熱出力は一致している必要がある。

7.3 热出力校正について

前述のとおり、核出力と熱出力は一致している必要がある。しかし、何らかの影響でそのバランスが崩れてしまうことがある。核出力一定で運転する JRR-4 の場合、そのバランスが「熱出力 > 核出力」となった場合、実際の出力が上がり過ぎ、熱的制限値を超える恐れがある。逆に、「熱出力 < 核出力」となった場合、実際の出力が不足し、安全側ではあるが利用者の要求に応えられない。以下に、運転上の制限値等を Table 7.1 に示す。

JRR-4 では、定格出力において熱出力 P_{th} を $P_{th} \geq 3200\text{kW}$ で管理することとしている。一方、アラーム等の発報などは望ましくないことから、 $P_{th} \leq 3500\text{kW}$ で管理することとしている。 $3200\text{kW} \leq P_{th} \leq 3500\text{kW}$ となる、 P_{th} を目標熱出力 P_{set} とすると、設定値は Table 7.2 に示すとおりである。

このような観点から、JRR-4 では原子炉定格運転時の熱出力を基に、中性子検出器の位置またはアンプゲインを調整することで、核出力 (P_{lin} 及び P_{log}) が定格の 3500kW において、熱出力が管理目標値の範囲内で運転できるように校正を行っている。

Table 7.1 運転上の制限値等

		管理目標値	プレアラーム	運転上の制限値	
熱出力	高設定			アラーム	スクラム
安全系 #1, #2	高設定	$\geq 3200\text{kW}$	3470kW	3500kW (3485kW)	—
	低設定	—	—	—	—
Log-N		$\leq 3500\text{kW}$	—	—	—
安全系 #1, #2	高設定	$\leq 3500\text{kW}$	—	3675kW (3630kW)	3850kW (3815kW)
	低設定	$\leq 200\text{kW}$	—	210kW (207kW)	220kW (217kW)

Table 7.2 設定一覧

		設定値
熱出力	P_{th}	
目標熱出力	P_{set}	$3200\text{kW} \leq P_{set} \leq 3500\text{kW}$
公称出力	P_{nom}	3500kW
Lin-N	P_{lin}	$= P_{th} \times P_{nom} / P_{set}$
Log-N	P_{log}	$= P_{lin}$
安全系#1, #2	P_{sf1}, P_{sf2}	$= P_{lin} \times P_{set} / P_{nom}$ ($= P_{th}$)

7.4 実習手順

熱出力校正は「JRR-4 熱出力校正作業要領書」に従い行う。ただし、原子炉の運転及び制御機器の操作は JRR-4 運転員が行う。

7.5 検討課題

以下について検討せよ。

- (1) JRR-4において、熱出力と核出力のバランスが崩れる要因を挙げよ。
- (2) 热出力校正を実施する上で考慮すべきことを挙げよ。
- (3) 热出力校正について問題点があれば挙げよ。

8. 金箔法による炉内熱中性子及び出力の測定

8.1 実験の目的

現在、わが国における原子力発電所は、熱中性子炉の代表である軽水炉が用いられている。熱中性子炉では熱中性子によって核分裂反応のほとんどが引き起こされるので、核分裂断面積 Σ_f が一定であれば、核分裂反応率の空間分布は熱中性子束の空間分布にほぼ比例する。一般に、原子炉を一定出力で運転しているとき、炉は臨界状態にあり、炉内の中性子束は原子炉の型式、構造、燃料の組成や形状、制御棒位置等に応じて一意的に決まる空間分布を形成している。したがって、熱中性子束の相対的な空間分布を測定し、かつ、適当な位置で熱中性子束の絶対値を測定すれば、両者を総合して炉内の絶対熱中性子束が定まり、 Σ_f を与えることにより原子炉出力の値を求めることが可能である。

ここで、炉心内の熱中性子束の測定が必要となり、その測定方法には、熱中性子に高い感度を持つ放射化検出器、電離箱や核分裂計数管等の検出器、あるいは自己出力型検出器などを用いる方法が考えられる。しかし、炉内における強い γ 線の影響を受けず、高い位置の精度と空間分解能を持って熱中性子束の空間分布を乱すことなく測定するには、放射化検出器が最適である。したがって、放射化検出器を用いた測定方法は熱中性子束の絶対値を知る上で欠かせない標準的な測定法となっている。いずれの測定対象となる物理量は中性子と検出器として用いられている物質との反応率である。測定された反応率から中性子束を求めるためには、検出器として用いられている物質の断面積など、種々の情報が必要であり、同時に、中性子場における物質と中性子との相互反応に関する炉物理的な考察を行う必要があることに留意しなければならない。このように、中性子束測定実験では、放射線計測と、原子炉物理の双方の知識が要求され、本章では炉物理理論と放射線測定技術に関する学習が基礎として必要となる。

本実験では、熱中性子に高い感度を持つ放射化検出器として金(Au)を用い、JRR-4炉心において、1)金線の放射化により炉内における金の反応率分布を測定する、2)金箔の放射化により炉内熱中性子束の絶対値を測定する、3)実験から得られた中性子束分布を用いて核出力を求める。これによって、放射化法に関連した基礎的な測定技術を実験的に習得するとともに、炉心構成材料(反射体、制御棒、燃料位置等)が炉内中性子束分布に及ぼす影響について考察するなど炉物理の理解を実験で習得することを目的とする。

8.2 原理

8.2.1 热平衡スペクトル

熱中性子散乱断面積は散乱体の温度や物理的構造に依存するため非常に複雑であるが、熱中性子スペクトルと結び付いた断面積に対する簡単な表現方法がいくつかある。時間と空間依存性を無視した無限媒質中に中性子源が一様に分布する場合を考える。中性子束のバランスの式は、簡単に

$$[\Sigma_a(E) + \Sigma_s(E)]\phi(E) = \int_0^\infty \Sigma_s(E' \rightarrow E)\phi(E')dE' + S(E) \quad (8.1)$$

となる。ここで、 Σ_a は吸収断面積、 Σ_s は散乱断面積、 $S(E)$ は中性子源強度、 $\phi(E)$ は中性子束であり、

$$\Sigma_s(E) = \int_0^\infty \Sigma_s(E \rightarrow E')dE' \quad (8.2)$$

と定義される。(8.1)式を全エネルギー範囲で積分し、(8.2)式の関係を用いると、中性子のつり合いの式

$$\int_0^\infty \Sigma_a(E) \phi(E) dE = \int_0^\infty S(E) dE \quad (8.3)$$

を得る。無限媒質中の定常中性子束 $\phi(E)$ に対して、中性子源からの中性子発生率は、漏れることが無いので、中性子の吸収率に等しい。中性子の熱化現象を考える際には、全ての中性子は核分裂で生まれ、熱エネルギー領域へ減速されるとする。さらに熱中性子の上限エネルギー (cut-off energy) E_c より高エネルギーでは上方散乱を無視すると(1)式は $0 \leq E \leq E_c$ の範囲で成立する。そこで、(8.3)式は

$$\left[\begin{array}{l} \text{熱中性子の} \\ \text{全吸収率/cm}^3 \end{array} \right] = \int_0^{E_c} \Sigma_a(E) \phi(E) dE = q(E_c) = \left[\begin{array}{l} \text{熱中性子領域への} \\ \text{減速時間率/cm}^3 \end{array} \right] \quad (8.4)$$

と書き換えられる。 $q(E_c)$ は減速密度と呼ばれている。

散乱断面積、すなわち散乱核 $\Sigma_s(E' \rightarrow E)$ は、次のもう一つの重要な性質を持つことが示される。

$$v' \Sigma_s(E' \rightarrow E) M(E') = v \Sigma_s(E \rightarrow E') M(E) \quad (8.5)$$

ここで、 $M(E)$ は次のマクスウェル・ボルツマン分布関数であり、温度 T の理想粒子エネルギー分布を示す。ここで v は中性子の速さであり、 k はボルツマン定数である。

$$M(E) \equiv \frac{2\pi}{(\pi kT)^{3/2}} \sqrt{E} \exp\left(-\frac{E}{kT}\right) \quad (8.6)$$

(8.5) 式は詳細つり合い原理 (principle of detailed balance) と知られている。この原理は温度 T で熱平衡状態にある原子核に対する任意の中性子散乱断面積について、原子核の結合状態や運動状態に関係なく成立する。この性質は散乱媒質に対する統計力学の法則から導かれる。これは、以下に述べるように、原子炉の中性子エネルギースペクトルに重要な影響を与える。

無限媒質の(8.1)式で、吸収と中性子源のない特別な場合を考える。

$$\Sigma_s(E) \phi(E) = \int_0^\infty \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(E') dE' \quad (8.7)$$

この方程式の解は散乱断面積の詳細な形に無関係に、散乱媒質と同じ温度 T で熱平衡にある中性子束そのものになる。

$$\phi(E) \rightarrow \phi_M(E) \equiv v n_0 M(E) = \frac{2\pi n_0}{(\pi kT)^{3/2}} \sqrt{\frac{2}{m}} E \exp\left(-\frac{E}{kT}\right) \quad (8.8)$$

n_0 は媒質中の中性子数密度、 m は中性子の質量である。この結果は詳細つり合いの原理の当然の帰結であって、(8.5)式を用いて次のように ϕ_M が実際に(8.7)式の解になることを示すことができる。

$$\begin{aligned} \Sigma_s(E) \phi_M(E) &= \int_0^\infty \Sigma_s(E' \rightarrow E) v n_0 M(E') dE' \\ &= \int_0^\infty \Sigma_s(E' \rightarrow E) v n_0 M(E) dE \\ &= \Sigma_s(E) \phi_M(E) \end{aligned} \quad (8.9)$$

従つて、詳細つり合いの原理は、吸収、中性子源、及び漏れがないという条件で、中性子の平衡分布が減速材温度 T で示される「マクスウェル分布」であることを示す。すなわち、中性子は最終的には減速材の原子核と熱平衡状態になる。この意味で、中性子は希薄気体のように振舞うと考えると理解しやすい。この気体は自分が拡散する系と次第に熱平衡になる、すなわち「熱化」する系が存在する。マクスウェル・ボルツマン分布関数の性質により、最確中性子エネルギー E_T とそれに対応する中性子の速さ v_T は次のように体系の温度 T で表される。

$$E_T = kT = 8.62 \times 10^{-5} T \text{ (eV)}$$

$$v_T = \sqrt{\frac{2kT}{m}} = 1.28 \times 10^4 \sqrt{T} \text{ (cm/s)} \quad (8.10)$$

例えば、 $T=293\text{K}$ とすると $E_T=0.025\text{eV}$ 及び $v_T=2.2 \times 10^5 \text{ cm/s}$ となる。典型的な原子炉の運転温度 $T=590\text{K}$ では、 $E_T=0.051$ 及び $v_T=3.1 \times 10^5 \text{ cm/s}$ である。

詳細つり合い原理は、非平衡を導く機構が存在しない時のみ、中性子が媒質と熱平衡になることを示す。もちろん、どの熱中性子炉でも、中性子分布は正確に熱平衡状態にはならない。それは、(a) 吸収の存在、(b) 中性子源の存在、(c) 中性子の漏れ、(d) 時間依存性などの理由による。

これらの効果のすべてが中性子分布を熱平衡からずらす。中性子の熱化は、中性子スペクトルを熱平衡にしようとする減速材原子と平衡分布からずらそうとする上述の効果との競合状態であると考えられる。

8.2.2 実効中性子温度モデル

吸収や漏れ、さらに減速中性子源が存在すると、熱中性子スペクトルがマクスウェル中性子束 $\phi_M(E)$ から(1)式の解 $\phi(E)$ に変わる。ここで、非平衡中性子スペクトルの定性的議論をしておくことは、有益である。

まず、(7)式に吸収項を付け加える。そうすると、熱中性子スペクトルが高エネルギー側に少しずれ、温度が吸収によって上がるよう見える。このスペクトルの吸収硬化 (absorption heating) は容易に理解できる。吸収断面積はほとんどが低エネルギーで $1/v$ 特性を持つので、スペクトル中の低エネルギー中性子が吸収によって減少し、高エネルギー側へのずれが起る。

中性子の漏れを考慮すると、逆の効果が現れる。これは(1)式の全断面積に $D(E)B_g^2$ の漏れの項を加えることによってモデル化できる。漏れの項が実効的な吸収と見なせることに注意したい。 $vD(E)=v\{3\Sigma_{tr}(E)\}^{-1}$ がエネルギーと共に大きくなるので、高エネルギー中性子ほど体系から漏れやすくなる。このことは、平衡スペクトルを低エネルギー側にずらす。すなわち、拡散冷却 (diffusion cooling) 効果を引き起こす。

(1)式で中性子源がスペクトルを変化させるのは当然である。例えば、高エネルギー側からの減速中性子に相当する中性子源を考えることが一般的であり、中性子スペクトルは数 eV 以上のエネルギーで $1/E$ のように振舞うため、マクスウェル分布との合成した分布となる。

熱中性子スペクトルを平衡状態からずらす効果は他にもある。 ^{135}Xe 、 ^{235}U 、 ^{239}Pu などの原子核は熱領域に共鳴を持つ。中性子はこの共鳴の近くで窪むことになる。共鳴の効果は低濃縮ウラン装荷炉の炉心寿命末期に特に重要となる、生成した ^{239}Pu 量が増すと、熱中性子スペクトルが強く歪むことが知られている。

マクスウェル・ボルツマン分布を変化させようとするとき、体系に吸収（もれ）を加えると、平衡

中性子スペクトルを高(低)エネルギー側へずらすことができる。この理由から、前節の中性子熱化の議論で中性子スペクトルを次のように実効温度 $T_n \neq T$ を持つマクスウェル分布で表す。

$$\phi(E) = \phi_M(E, T_n) = \phi_T \frac{E}{(kT_n)^2} \exp\left(-\frac{E}{kT_n}\right), \quad \phi_T \equiv n_0 \left(\frac{8kT_n}{\pi m}\right)^{1/2} \quad (8.11)$$

大型炉心では、吸収が最も大きな中性子の損失機構なので、実効中性子温度は T_n (effective neutron temperature) は次の相対吸収 Γ にのみ依存する。

$$T_n = T[1 + A\Gamma] \quad , \quad \Gamma \equiv \frac{\Sigma_a(kT)}{\xi\Sigma_s} \quad (8.12)$$

ここで、 T は減速材温度、 A は無次元の係数で、対象体系のスペクトル測定によって実験的に決められる。その値はおよそ 1.2~1.8 である。 Γ は減速比の逆数で、熱中性子スペクトルを決定する吸収と散乱の実効的な目安となる。

(11)式で与えた実効温度モデルは高エネルギーになると不正確である。減速中性子に起因する「 $1/E$ 」挙動を反映していないからである。このモデルに減速項を加えて、

$$\phi(E) = \phi_M(E, T_n) + \lambda \frac{\Delta(E/kT_n)}{E} \quad (8.13)$$

と補正する。ここで、 $\Delta(E/kT_n)$ はマクスウェル分布と減速スペクトルの遷移を示す「結合関数(joining function)」である。また、 λ は規格化因子で

$$\lambda = \phi_T \frac{\sqrt{\pi}}{2} \frac{\Gamma}{1 - \Gamma} \quad (8.14)$$

で与えられる。

実効中性子温度モデルは初期の原子炉解析で重要な役割を果たした。今でも熱中性子炉スペクトルの定性的な理解を得るのに有効である。中性子束が温度 T_n のマクスウェル分布 $\phi_M(E, T_n)$ で完全に記述できること、熱中性子群にある全中性子束は

$$\phi_T = \int_0^{\infty} \phi_M(E, T_n) dE \cong \int_0^{\infty} \phi_M(E, T_n) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} v_T n_o \quad (8.15)$$

と表せる。ここで、 $v_T = \sqrt{2kT_n/M}$ である。 ϕ_T は実効中性子温度 T_n に依存する。

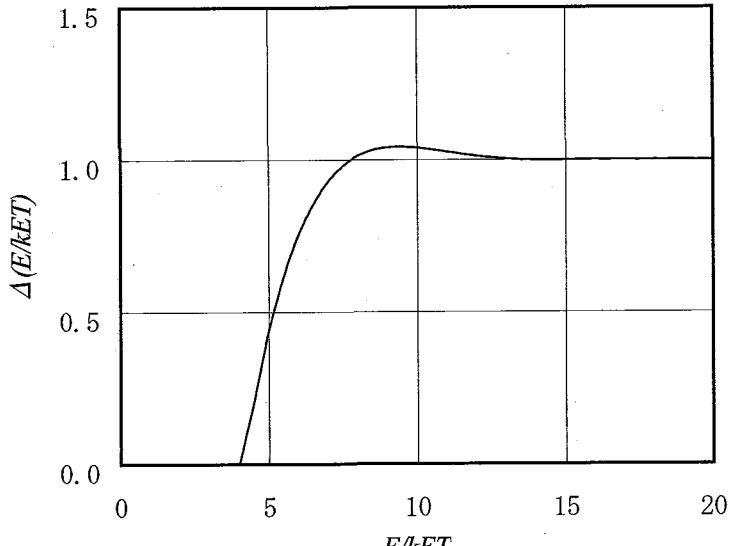


Fig. 8.1 結合関数 $\Delta(E/kT)$

熱中性子反応率の計算に応用するためには、実効断面積がある温度 T の原子核の速さの分布について平均されている必要がある。すなわち、実効反応率は炉心温度 T と中性子温度 T_n の両方に依存することとなる。

$$F = \int_{E_0}^E \Sigma(E, T) \phi_M(E, T_n) dE \quad (8.16)$$

ほとんどの吸収断面積は、熱中性子領域で $1/v$ の振舞いをする。 $1/v$ 吸収体では、原子核の速さの分布で平均すると実行吸収断面積は温度に無関係で、中性子の速さ v に依存する。

$$\Sigma_a(E, T) = \frac{\Sigma_a^0}{v} = \frac{\Sigma_a(E_0) v_0}{v} \quad (8.17)$$

ここで、 $\Sigma_a^0 = v_0 \Sigma_a(E_0)$ は参照速度 v_0 での吸収率である。したがって、熱中性子吸収率は

$$\begin{aligned} F &= \int_{E_0}^E v \Sigma_a(E, T) n_0 M(E, T_n) dE = \Sigma_a(E_0) v_0 n_0 \\ &= \Sigma_a(E_0) \phi_0 \end{aligned} \quad (8.18)$$

となる。ただし、 ϕ_0 はすべて中性子を参照速度 v_0 としたときの中性子束である。

多くの中性子断面積は周囲温度 $T=300\text{K}$ の物質中で測るので、対応する中性子の早さ $v_o = (T/m)^{1/2} = 2200\text{m/s}$ またはエネルギー $E_0 = kT = 0.025\text{eV}$ での熱中性子断面積で表すのが習慣である。幾つかの核種の $\sigma_a(E_0)$ を Table 8.1 に示す。参照中性子束 ϕ_0 は 2200m/s 中性子束と呼ばれている。これらの量を異なった温度 T_n の熱中性子束 ϕ_T と関係付けると、

$$\phi_T = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \left(\frac{T_0}{T_n} \right)^{1/2} \phi_0 \quad (8.19)$$

である。

同様にマクスウェル分布の中性子束に対して、 $1/v$ 吸収体の熱中性子群定数を $\Sigma_a(E_0)$ で表すと、

$$\Sigma_{a_*} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \left(\frac{T_0}{T_n} \right)^{1/2} \Sigma_a(E_0) \quad (8.20)$$

となる。 2200m/s 断面積 $\Sigma_a(E_0)$ とある周囲温度での熱平均断面積 $\Sigma_{a_*} = (\pi/4)^{1/2} \Sigma_a(E_0)$ とでは約 12% の差生じるので明確に区別しなければならない。

上の結果を修正して、マクスウェル分布で平均化した非 $1/v$ 吸収体の熱中性子群定数を計算できる。このとき、非 $1/v$ 因子 $g_a(T_n)$ を導入することにより (8.20) 式と同じ形式に書ける。

$$\Sigma_{a_*} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} g_a(T_n) \left(\frac{T_0}{T_n} \right)^{1/2} \Sigma_a(E_0) \quad (8.21)$$

熱中性子スペクトルの取扱いで実効温度モデルより、もっと複雑な方法があるが、測定手法を習得することを目的としているのでこれ以上のモデルについて取り上げない。しかし、実効温度モデルでは、(8.12) 式の吸収硬化係数 A や (8.13) 式の結合関数 $\Delta(E/kT)$ の決定に、経験的な推定が必要であり、第 2 に強い吸収 ($I \leq 0.1$) が存在したり、スペクトルが熱中性子領域での共鳴吸収に影響さ

れるなど、対応できないことを憶えておく必要があろう。LWR の寿命初期の組成で冷却材ボイド率がゼロの炉心では、 $\Gamma=0.2$ であり、高クオリティ蒸気状態で炉心寿命末期の組成では $\Gamma=0.6$ にもなる。このような原子炉では実効温度モデルが適切であるとはいえない。炉心寿命末期には熱中性子領域に ^{239}Pu のような共鳴吸収体がかなり増加して、このモデルの適用を難しくしている。

Table 8.1 共鳴領域における散乱断面積と ξ

		σ_a (barn) 0.0253eV	σ_s (barn) 共鳴域	ξ
減速材	H	332.0×10^{-3}	20.0	1.000
	O	189.9×10^{-6}	3.7	0.120
	D	550.0×10^{-6}	3.4	0.725
	Be	7.600×10^{-3}	6.0	0.209
	C	3.530×10^{-3}	4.7	0.158
構造材	Al	231.0×10^{-3}	1.4	0.0723
	Fe	2.562	11.4	0.0353
	Zr	194.3×10^{-3}	6.3	0.0218
燃料	^{232}Th	7.400	10	0.0086
	^{233}U	45.25	10	0.0086
	^{235}U	98.69	10	0.0085
	^{238}U	2.717	10	0.0084
	^{239}Pu	270.3	10	0.0083
	^{240}Pu	289.1	10	0.0083

8.2.3 箔放射化法を用いた熱中性子束測定

ここでは放射化検出器について一般的に説明する。放射化検出器は、通常、箔（フォイル）または細線（ワイヤー）の形で用いられるが、総称して放射化箔と呼ばれることが多い。中性子放射化箔は、中性子との相互作用によって箔物質中に誘導される放射能（生成する放射性同位元素）を利用して中性子を測定するものである。

密度 ρ (g/cm³) の物質が炉内に存在するものとする。この物質の組成比 $W(\%)$ が原子量 A の同位元素 I_a からなっているとき、アボガドロ数 N_A (個/mol) を用いると、物質中に含まれる I_a の単位体積当たりの原子数 N_{I_a} (個/cm³) は次式によって求めることができる。

$$N_{I_a} = \left(\frac{\rho W}{100 A} \right) N_A \quad (8.22)$$

この同位元素 I_a が炉内で中性子によって放射化され、放射性同位元素 I_b になる反応を利用し、 I_a を放射化箔として用いることを考える。

これまで取り扱ってきた巨視的（マクロ）断面積（macroscopic cross section） Σ に代わり、核種あたりの反応を議論する時には微視的（ミクロ）断面積（microscopic cross section） σ を用いる。微視的断面積は、原子核 1 個あたりの反応確率を示すもので微視的断面積とは次の関係があり、barn という単位を用いる。1 barn は $1 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$ と定義されているので、換算時には注意が必要である。した

がって、注目核 I_a の断面積のミクロとマクロの関係は、

$$\Sigma = \sigma N_{Ia} \quad (8.23)$$

である。

エネルギー $E \sim E + \Delta E$ の中性子について、 I_a の微視的放射化断面積を $\sigma_{Ia}(E)$ 、放射化箔が存在する場所における中性子束を $\phi(E) dE$ とし、放射化箔中で中性子束に歪みがないものとすると、単位時間あたりに I_a が I_b に放射化される反応の数、すなわち放射化反応率 $R dE$ は、

$$R(E) dE = V N_{Ia} \sigma_{Ia}(E) \phi(E) dE \quad (8.24)$$

と表すことができる。エネルギー $0 \sim E_{eff}$ の中性子を観察したいとき、放射化箔の全放射化反応率 R_{act} は

$$R_{act} = \int_0^{E_{eff}} R(E) dE = \int_0^{E_{eff}} N_{Ia} \sigma_{Ia}(E) \phi(E) V dE \quad (8.25)$$

と書くことができる。中性子スペクトルについて平均した実効的な微視的放射化断面積 σ_{act} は次のように定義される。

$$\sigma_{act} = \frac{\int_0^{E_{eff}} \sigma_{Ia}(E) \phi(E) dE}{\int_0^{E_{eff}} \phi(E) dE} \quad (8.26)$$

前節の説明から原子炉内の熱中性子が媒質の温度 T によって定まるマクスウェル分布で表されるスペクトルをもち、さらに放射化断面積が $1/v$ 法則に従うとすれば、マクスウェル分布中性子に対する平均放射化断面積 σ_{act} は、次式で表されることを簡単に導き出すことができる。

$$\sigma_{act} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot \sqrt{\frac{T_0}{T}} \sigma_{Ia}(v_0) \quad (8.27)$$

ここで T_0 は常温、 v_0 は常温で媒質と熱平衡にある熱中性子の最確中性子速度 (2200m/s) である。したがって、(8.25) 式は以下のように表すことができる。

$$R_{act} = N_{Ia} \sigma_{act} \Phi V, \quad \Phi = \int_0^{E_{eff}} \phi(E) dE \quad (8.28)$$

放射化箔による中性子束測定の原理は、中性子スペクトル $\phi(E)$ の絶対値はともかく、 $\phi(E)$ の形状がわかっていてれば、(8.28) 式中の N_{Ia} 及び σ_{act} は放射化箔に固有の値となるので、この反応率 R_{act} を同位元素 I_b の放射能(壊変率)を測定することによって定量し、中性子束 Φ を求めることができるというものである。

箔を照射した場合、生成核種 I_b は放射性の崩壊を起す。この崩壊率は単純に λN_{Ib} で与えられる。ここで λ は崩壊定数であり、 N_{Ib} は存在する放射性原子核の全数である。 N_{Ib} の変化率は生成率と崩壊率の差で与えられるので、

$$\frac{dN_{Ib}(t)}{dt} = R_{act}(t) - \lambda N_{Ib}(t) \quad (8.29)$$

と、簡単な微分方程式で表される。

ここで R_{act} 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する。(8.29)式の解は $t=0$ で $N_{Ib}(0)=0$ とすると次式が簡単に求まる。

$$N_{Ib}(t) = \frac{R_{act}}{\lambda} [1 - e^{-\lambda t}] \quad (8.30)$$

箔内の生成核種 I_b の放射能 $A(t)$ は λN_{Ib} によって与えられる。

$$A(t) = R_{act} [1 - e^{-\lambda t}] \quad (8.31)$$

したがって、この誘導放射能 (induced activity) は時間とともに立ち上がり、無限に長い時間照射すると、

$$A_\infty = R_{act} = N_{la} \sigma_{act} \Phi V \quad (8.32)$$

で与えられる漸近値、すなわち飽和放射能 (saturated activity) に接近する。誘導放射能の半減期の3~4倍の時間照射すると、箔の放射能は飽和値から6~12%以内に達する。しかし、測定時間を無駄に長くすることは得策ではなく、(8.31)式を用いた時間補正を行う。時間 t_0 の間照射を行い、そこで放射能 A_0 の箔を取り出したと仮定すると、

$$A_0 = A_\infty [1 - e^{-\lambda t_0}] \quad (8.33)$$

である。中性子で照射した後、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。この段階中でも、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なければならない。測定開始時刻 t_1 から測定終了時刻 t_2 の間、計数を行うと、計数値 S は、

$$\begin{aligned} S &= \varepsilon \int_{t_1}^{t_2} A_0 \exp[-\lambda(t-t_0)] dt + B \\ &= \varepsilon \frac{A_0}{\lambda} \exp(\lambda t_0) \{ \exp(-\lambda t_1) - \exp(-\lambda t_2) \} + B \end{aligned} \quad (8.34)$$

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。

(8.33) 式と (8.34) 式を組み合わせると飽和放射能 A_∞ は、

$$A_\infty = \frac{\lambda(S-B)}{\varepsilon [1 - \exp(-\lambda t_0)] \exp(\lambda t_0) \{ \exp(-\lambda t_1) - \exp(-\lambda t_2) \}} \quad (8.35)$$

となり、(32)式から中性子束の大きさが計算できる。

このように、放射化箔で中性子束あるいは全放射化反応率を測定するためには、中性子で照射された放射化箔の飽和放射能 A_∞ を求めればよく、また、飽和放射能 A_∞ は放射化箔の放射能の計数 S 及びバックグラウンド B を測定すれば (8.35) 式を用いて求めることができる事がわかった。なお、中性子束あるいは全放射化反応率の相対的な空間分布を求める場合は、 A_∞ の絶対値を求めなくてもよいので、 ε の値を知る必要はなく、また、通常は測定対象となる放射化箔に対して照射時間 t_0 は共通であるので、待ち時間と計測時間に関する補正のみを施せばよいという場合が多い。

8.2.4 放射化量の測定方法

炉物理実験では、金 (Au) が熱中性子束測定用の放射化箔として最も広く利用されており、本実験でも金の箔（フォイル）及び線（ワイヤー）を用いることとする。そこで、金の放射化箔について、誘導放射能の計数 S を測定する方法を以下に説明する。炉物理実験で熱中性子束測定用の放射化箔として金がよく用いられる理由は以下のとおりである。

- (i) 金は存在比 100 % の ^{197}Au からなり、しかも、中性子による放射化反応 $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$ の断面積のエネルギー変化は熱領域でほぼ $1/v$ 法則に従うことが知られている。
- (ii) ^{197}Au の放射化断面積は $v_0 = 2200 \text{ m/s}$ の中性子に対して $\sigma_{act} = 98.5 \pm 0.4 \text{ barn}$ であることがよく知られている。また、非 $1/v$ 補正因子 $g_a(T_n)$ も約 1 となっている。
- (iii) ^{197}Au の放射化によって生成する誘導核 ^{198}Au の壊変機構は Fig. 8.2 からわかるように比較的単純であり、その壊変率を決定しやすい。
- (iv) ^{198}Au の半減期は 2.698 日で、放射能測定に適した値である。

Fig. 8.2 に示したように、 ^{197}Au の放射化によって生成した誘導核 ^{198}Au は β 崩壊によって ^{198}Hg に変わる。このうち、約 99% は最大エネルギー $E_{\beta_{max}} = 0.961 \text{ MeV}$ の β 線を放出して崩壊し、 ^{198}Hg の第 1 励起状態を通って 411.8 keV の γ 線放出後に基底状態へ移行する。この第 1 励起状態の半減期は 22 ps と非常に短いので、 ^{198}Au から ^{198}Hg への転移に伴って β 線と γ 線が同時に放出されるものと見なすことができる。この β 線と γ 線の同時放出を利用した金箔の放射化量の絶対測定法として $\beta-\gamma$ 同時計数法がある。この方法は、測定対象核種が β 崩壊後、直ちに γ 線を放出する場合には、 β 線および γ 線検出器の検出効率が不明であっても、線源の壊変率を決定することができるという、標準測定法としての本質的特徴を持っている。

近年エネルギー分解能の優れた高純度ゲルマニウム半導体検出器（以後 HPGe 検出器と記す）が普及してきたことから、予め検出効率を校正した HPGe 検出器を用いて、 γ 線放出核の壊変率あるいは γ 線光子の放出率を求め、放射化量の絶対値とみなす標準的な方法が広く用いられるようになってきた。測定系の構成・調整などを含めて簡便であることから、その利用が広がっており、本実験では HPGe 検出器の特性を理解するために HPGe 検

出器の校正及び放射能測定を含める。また、検出器の調整がより簡便であるウェル型の NaI(Tl) シンチレーション検出器も用いてその特性についても調べる。HPGe 検出器と NaI(Tl) シンチレーション検出器とでは、測定系の構成・調整などの細部については異なることがあるが、基本的な測定原理は同じである。HPGe 検出器や NaI(Tl) シンチレーション検出器等を用いる γ 線スペクトロメトリー法では、具体的には多重波高分析器(MCA) を用いて波高分布を測定し、411.8 keV の γ 線に対する全エネルギー吸収ピークの計数値を求め、放射能強度を定量することが基本となる。

(1) $\beta-\gamma$ 同時計数法

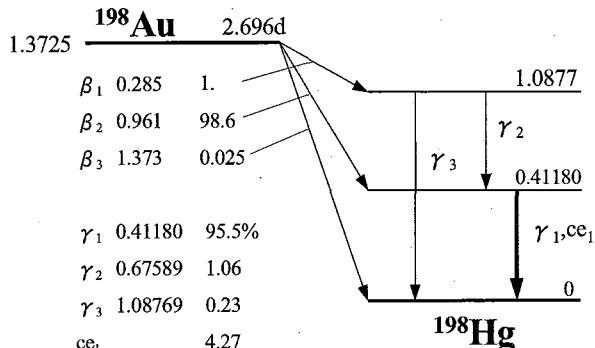


Fig. 8.2 ^{198}Au の崩壊図

β 線と γ 線を同時放出する核種の放射能の標準測定を行うには、検出効率を知らなくても測定できる $\beta - \gamma$ 同時計数法が有利である。 $\beta - \gamma$ 同時測定装置の原理は ^{198}Au が Fig. 8.2 に示すように β_3 の分岐比が小さく、 β_1 の放出により達するエネルギー準位からは、その大部分が 411.8keV のエネルギー準位に落ちるため、この壊変図は簡略化することができ、 $\beta - \gamma$ 同時計数に適応することができる。不感時間を無視して、分解時間のみを補正すると各係数は次式で表される。

$$r_\beta = N_\beta - N_{\beta BG} \quad (8.36)$$

$$r_\gamma = N_\gamma - N_{\gamma BG} \quad (8.37)$$

$$r_t = N_{\beta\gamma} - N_{\beta\gamma BG} - 2\tau N_\beta N_\gamma \quad (8.38)$$

ここで、

- N_β : 測定された β 線の計数率
- N_γ : 測定された γ 線の計数率
- $N_{\beta\gamma}$: 測定された β 線と γ 線の同時計数率
- $N_{\beta BG}$: β 線のバックグラウンド計数率
- $N_{\gamma BG}$: γ 線のバックグラウンド計数率
- $N_{\beta\gamma BG}$: β 線と γ 線の偶然同時係数率
- τ : 計数装置の分解時間 (4.1×10^{-7} sec)
- r_β : β 線検出器の β 線に対する計数率
- r_γ : γ 線検出器の γ 線に対する計数率
- r_t : 真の同時計数率

放射化された金線の真の崩壊率を A とする。絶対測定を行う上で内部転換電子の影響及び β 線計数管の γ 線感度の補正を行う必要から、 A と補正された r_γ 、 r_β 、 r_t の関係は次式で表される。 γ 線の放出割合が内部転換により電子放出にて減少すること、ならびに内部転換電子の検出効率が β 線と異なることを考慮すると、それぞれの検出器の計数率は β 線の内部転換割合を α としてまとめることができる。

$$r_\beta = \varepsilon_\beta A + \frac{(1 - \varepsilon_\beta)(\alpha\varepsilon_{\beta c} + \varepsilon_{\beta\gamma})}{1 + \alpha} A \quad (8.39)$$

$$r_\gamma = \varepsilon_\gamma \frac{1}{1 + \alpha} A \quad (8.40)$$

$$r_t = \varepsilon_\beta \varepsilon_\gamma \frac{1}{1 + \alpha} A \quad (8.41)$$

ここで、

- A : 線源の壊変率(dps)
- ε_β : β 線検出器の β 線に対する絶対検出効率(-)
- ε_γ : γ 線検出器の γ 線に対する絶対検出効率(-)
- $\varepsilon_{\beta c}$: β 線検出器の内部転換電子に対する検出効率(-)
- $\varepsilon_{\beta\gamma}$: β 線検出器の γ 線に対する検出効率(-)
- α : 放出 γ 線転移に対する内部転換係数(-)

(8.39)、(8.40)、(8.41)式より、真の崩壊率は

$$A = \frac{r_\beta r_\gamma}{r_t} \left/ \left[1 + \frac{(\alpha \varepsilon_{\beta c} + \varepsilon_{\beta \gamma})(1 - \varepsilon_\beta)}{\varepsilon_\beta (1 + \alpha)} \right] \right. \quad (8.42)$$

となる。さらに、(8.40)及び(8.41)式から

$$\varepsilon_\beta = \frac{r_t}{r_\gamma} \quad (8.43)$$

の関係があり、測定された計数より求めることができる。

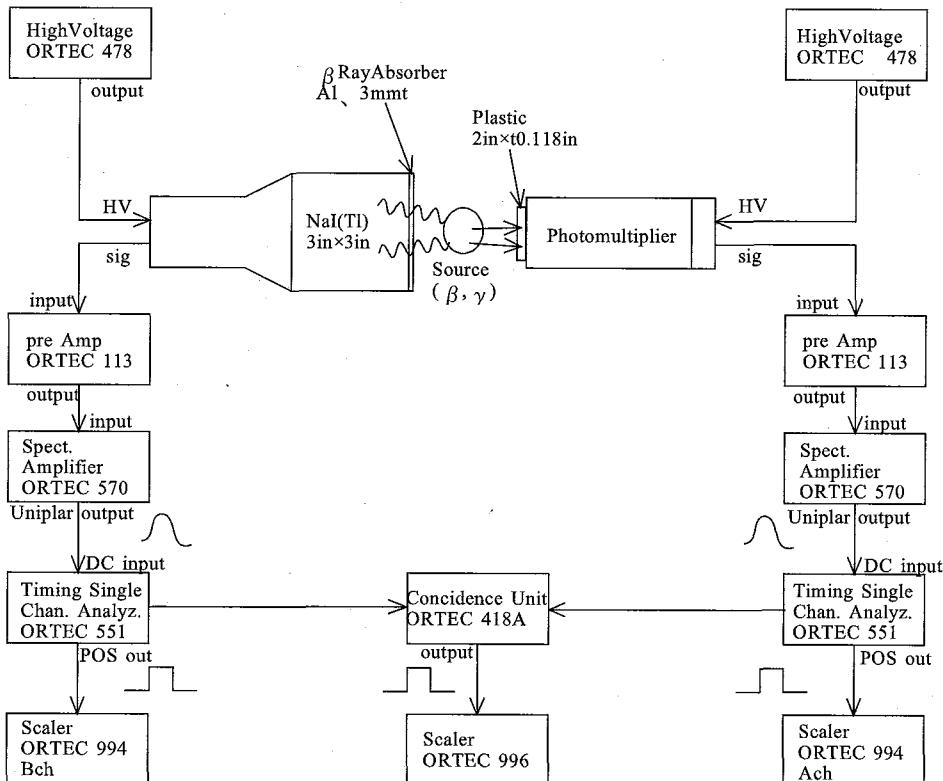


Fig. 8.3 β - γ 同時計数法に用いる装置のブロックダイアグラム

$\varepsilon_{\beta \gamma}$ の SCA を通過することにより、ノイズレベルの γ 線の影響を排除できる。しかし、当然、 β 線の効率 ε_β は悪くなる。よって(8.7)式は、次式のとおりになる。

$$A = \frac{r_\beta r_\gamma}{r_t} \left/ \left[1 + \frac{\alpha \varepsilon_{\beta c} (1 - \varepsilon_\beta)}{\varepsilon_\beta (1 + \alpha)} \right] \right. \quad (8.44)$$

金の内部で転換電子として放出されるが内部転換効率 ε_{ec} を持ち、 β 線検出器は本来の β 線効率 ε_β で検出されるため、内部転換電子に対する検出効率 $\varepsilon_{\beta c}$ は $\varepsilon_{ec} \cdot \varepsilon_\beta$ となる。この内部転換効率 ε_{ec} は金箔の厚さによって変化するが、ここでは 0.918 として測定を行った。また、放出 γ 線転移に対する内部転換係数 α の値は ^{198}Au の 411keV の γ 線に対して決まっており 0.044 を用いた。

(2) 光電ピーク面積法

γ 線の光電ピーク面積法に用いられるスペクトロメータは主として、NaI (Tl) シンチレーション検

出器とゲルマニウム (Ge) 半導体検出器である。NaI (Tl) シンチレーション検出器は、 γ 線線測定においては相互作用によって生じた高速電子のエネルギーを光の強さ (光子数) に変換する NaI シンチレーターと光を電気信号 (パルス信号) に変換する光電子増倍管 (Photo-Multiplier Tube : PMT、略してホトマルと呼ばれることもある) 及び前置増幅器よりなる。このほか、PMT において電子増幅を行わせるために加える直流高圧電源、パルス信号を増幅したり波形成形する主増幅器 (リニアアンプ) 及びパルス信号の波高を分析するマルチチャンネル波高分析装置 (Multi-Channel Analyzer : MCA) を組み合わせて、Fig. 8.4 のように γ 線スペクトロメータシステムが構成されている。

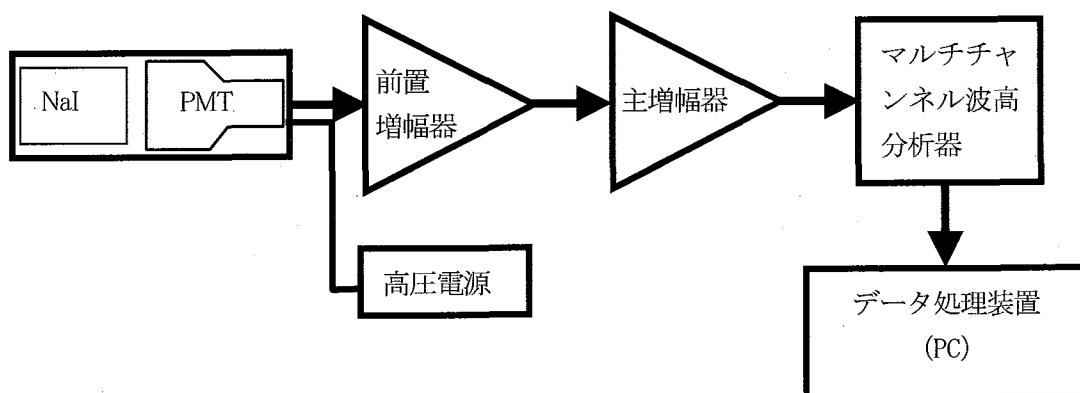
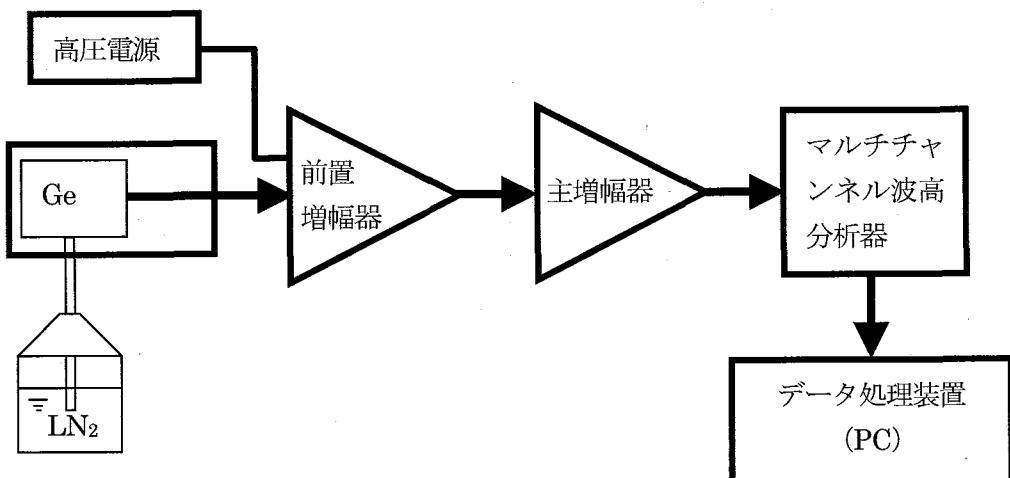


Fig. 8.4 NaI(Tl) シンチレーションスペクトロメータの構成

ゲルマニウム半導体検出器はゲルマニウム結晶、冷却のためのクライオスタットとデュワ瓶及び前置増幅器よりなる、このほか、検出器遮へい体、直流高圧電源、主増幅器、マルチチャンネル波高分析装置及びデータ処理装置などを組み合わせて、Fig. 8.5 のように γ 線スペクトロメータシステムが構成されている。測定原理は電離箱に類似していることから、固体電離箱と呼ばれることもある。NaI シンチレーターと異なるのは、PMT で 2 次的に信号を取り出すのではなく、結晶自体に高圧を掛け、半導体内に生じた電荷担体を直接電極に取り出し信号を作成するところにある。

Fig. 8.5 ゲルマニウム γ 線スペクトロメータの構成図

マルチチャンネル波高分析装置(MCA)から得られるスペクトルの横軸(チャンネル数)は、主増幅器からの出力信号の波高を区分けしたもので、各相互作用で生じた電子のエネルギーに比例した量を示し、縦軸は、それぞれチャンネルあたりの波高の頻度、すなわちあるエネルギー区間の電子が何個測定されたかを示している。一定のエネルギーの γ 線によって生じた光電ピークは一本線ではなく、ある幅をもっている。このことは、入射 γ 線のエネルギーと光電ピークのエネルギーは1:1の対応関係が成立しているにも関わらず、実際の測定から得られる量は、增幅系における確率的変動、外乱などが含まれるからである。一般にNaI(Tl)シンチレーション検出器やゲルマニウム検出器で得られた光電ピークの分布はガウス分布(正規分布)をもつと言われている。このピーク幅が大きいことは、 γ 線のエネルギー測定において欠点となり、多元素分析を行う場合、NaIシンチレーション検出器は分解能が良いゲルマニウム半導体検出器より明らかに不利である。

注目光電ピークより0.511MeVと1.022MeVだけ低いところに小さなピークが観察される。これは高エネルギー γ 線により生じた電子対生成に由来するものである。すなわち、陽電子消滅の過程で表れる2本の0.511MeV γ 線の内、一方が光電効果を起し、他方が検出器外に逃れれば0.511MeVだけ低いところにピークが生じることになり、これをシングル・エスクープ・ピーク(SE)と呼んでいる。また、同様に2本とも検出器外に逃れれば、さらに0.511MeV低いところにピークが生じ、これをダブル・エスクープ・ピーク(DE)と呼んでいる。もちろん2本とも検出器内で光電効果を起せば光電ピークと一致することとなる。このように高エネルギー γ 線のスペクトル測定では、常にSE及びDEが関係し、これらに関する十分な知識がないと、 γ 線が実在するように誤解する可能性があるので注意しなければならない。高エネルギー側に小さなピークが生じることがある。これは分解時間内に他の γ 線が同時に光電効果を起した場合に生じるもので、サムピークと呼ばれているものである。

^{198}Au から放出される0.4118MeV γ 線の絶対数 N_γ は光電ピーク面積 S (ピーク部分の全計数値)と光電ピーク効率 ε_p とから、次式で求めることができる。

$$N_\gamma = \frac{S}{\varepsilon_p} \quad (8.45)$$

次に線源の崩壊率は必ずしも N_γ に等しくなく、 N_γ に対して一崩壊に対する γ 線の放出割合を考慮しなければならない。すなわち、 β 線の分岐率及び内部転換比について考える必要があり、それぞれ、 I_β 、 I_α で表すと、崩壊率 N_γ (Bq)は、次式から求められる。

$$N_\gamma = \frac{S}{\varepsilon_p I_\beta I_\alpha} \quad (8.46)$$

ただし、 S の単位はcpsとする。

次に光電ピーク面積 S の解析方法、光電ピーク効率 ε_p について順に述べる。

a) 光電ピーク面積の解析方法

光電ピーク面積の解析方法には幾つかの方法がある。ここでは、その中でも比較的簡単な計算から求められる、Zimmermannの方法とCovellの方法をまず紹介し、コンピュータで解析することが多いことから非線形最小二乗法についても述べる。

a-1) Zimmermannの方法

一般には γ 線スペクトルの光電ピークの分布は、前述のように検出機構が確率的であることからガウス分布に従うとされており、次式で表される。

$$f(x) = \frac{S}{\sqrt{2\pi} \cdot \sigma} \exp\left\{-\frac{(x-x_0)^2}{2\sigma^2}\right\} \quad (8.47)$$

S は(8.47)式において、 $x=x_0$ 、 $f(x_0)=H$ と置くことにより、次式を得る。

$$S = \sqrt{2\pi} \cdot H \cdot \sigma \quad (8.48)$$

そこで、 H と σ を決定できれば、 S は簡単に求めることができる。

H の求め方であるが、Fig. 8.6 のように $x=x_0 + \sigma$ の点での分布曲線に対する接線と x_0 に立てた垂線との交点の高さを H' とすると、 H と H' との関係は次式で表される。

$$H' = \frac{2 \cdot H}{\sqrt{e}} \quad (8.49)$$

ここで、この接線が x 軸と交わる点の座標は、 $(x_0 + 2\sigma, 0)$ となる。したがって、接線は x 軸上のこの点と、 $x_0 + \sigma$ での分布曲線上の点を結べば良いこととなる。このようにして H' を求まると、光電ピーク面積は次式から求められる。

$$S = 2\sigma \cdot H' \cdot (\pi \cdot e / 8)^{1/2} = 2.066 \cdot \sigma \cdot H' \quad (8.50)$$

次に S を求めるためには必要な x_0 及び σ は、次の方法から求められる。ガウス分布の性質から次の $Q(x)$ を考える。

$$Q(x) \equiv \frac{f(x-1)}{f(x+1)} = \exp\left\{\frac{2(x-x_0)}{\sigma^2}\right\} \quad (8.51)$$

自然対数をとると、

$$\ln[Q(x)] = \frac{2}{\sigma^2}(x - x_0) \quad (8.52)$$

となる。(8.51)式より、Fig. 8.7 のように x と $\ln[Q(x)]$ をプロットすると、直線部分の勾配が $2/\sigma^2$ を与える。 $\ln[Q(x)] = 0$ となる x が x_0 を与える。したがって、この勾配の値から σ の値が求められる。

上記の方法で標準偏差 σ が求まるので、(8.50)式を用いて、ピークの半価幅($FWHM$)についても計算することができる。

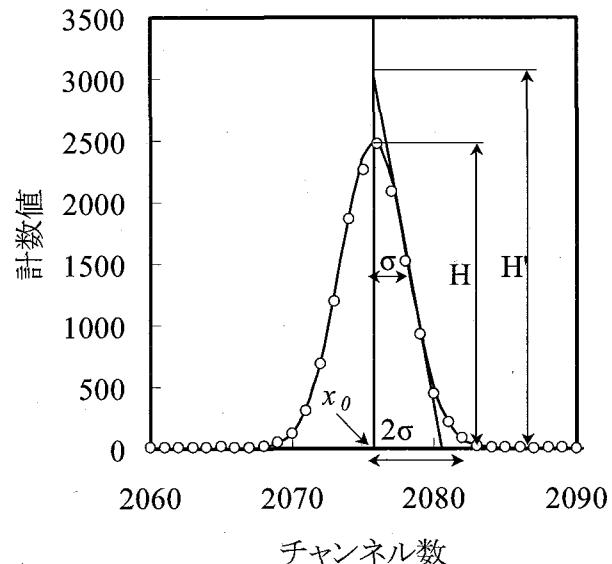


Fig. 8.6 正規分布の求積法の説明図

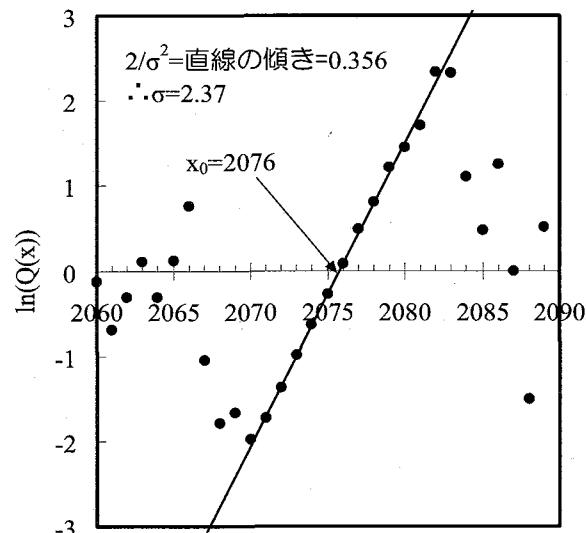


Fig. 8.7 $\ln[Q(x)]$ とチャンネル数の関係

$$FWHM = 2\sigma \sqrt{2 \ln(2)} = 2.355\sigma \quad (8.53)$$

a-2) 部分面積法 (Cove11 の方法)

これは $FWHM$ に変化が無いことを前提とし、統計変動の少ないピークの解析に用いられるものである。ある決められたピークの幅より上部の面積を求める方法で標準ピークとの比較測定などに用いられる。境界とするピークの幅取り方によってはベースラインの形状にあまり影響されず、また、計算が容易なことが特徴である。

ピーク部分面積 S はピーク中心チャンネル $x_0(\text{ch})$ を挟んで、 $x_1(\text{ch})$ から $x_2(\text{ch})$ まで次の計算を行う。

$$T = \sum_{x=x_1}^{x_2} f(x) \text{ 及び } B = \frac{1}{2}(x_2 - x_1 + 1)[f(x_1 - 1) + f(x_2 + 1)] \quad (8.54)$$

$$S = T - B$$

S に対する誤差 (標準偏差) ΔS は次のように表される。

$$\Delta S = \left[T + \frac{1}{2}(x_2 - x_1 + 1)B \right]^{1/2} \quad (8.55)$$

B は $f(x_1 - 1)$ と $f(x_2 + 1)$ の 2 点のみで求めるため、統計変動の影響をうけて誤差が大きくなりやすい。積分範囲の決め方は、統計変動やベースラインの不明瞭さにもよるが、ピーク中心チャンネルを挟んで $x_1 = x_0 - m$ から $x_2 = x_0 + m$ までとする。 m はピークの半値幅 ($FWHM$) を基準として決められるが、一般的には $FWHM$ の精度にあまり影響されないよう大きく選ぶ方が良い。Table 8.2 に部分面積の求め方と $2m/FWHM$ 及び補正定数を示した。

Table 8.2 の(a) は前記の部分面積計算において、ピークを中心に同一チャンネル (m) より上部の面積計数値を S_a とする。すなわち、(8.47) 式及び(8.48) 式は次のように表される。

$$T = \sum_{x_0-m}^{x_0+m} f(x) \text{ 及び } B = (m + \frac{1}{2})[f(x_0 - m - 1) + f(x_0 + m + 1)]$$

$$S_a = T - B \quad (8.56)$$

S_a に対する誤差 (標準偏差) ΔS_a は次のように表される。

$$\Delta S_a = \left[T + \left(m + \frac{1}{2} \right) B \right]^{1/2} \quad (8.57)$$

したがって、ピーク面積 S_p は、 C_a を用いて次のように表される。

$$S_p = \frac{N_a}{C_a} \quad (8.58)$$

Table 8.2 の(b) はピーク前後のベースラインを直線で近似し、 $x_1 = p - m$ と $x_2 = p + m$ で囲まれた面積の計数値を N_b とする。

$$T = \sum_{p-m}^{p+m} f(x) \text{ 及び } B = (2m + 1)b_p \quad (8.59)$$

ただし、 b_p は直線ベースラインの p チャンネルにおける値とすると、

Table 8.2 ガウス形ピークにおけるピーク面積の補正定数

$2m/FWHM$	C_a	C_b
1.0	0.2913	0.7610
1.1	0.3581	0.8048
1.2	0.4268	0.8423
1.3	0.4957	0.8742
1.4	0.5627	0.9007
1.5	0.6264	0.9226
1.6	0.6856	0.9404
1.7	0.7393	0.9547
1.8	0.7871	0.9660
1.9	0.8286	0.9747
2.0	0.8641	0.9815
2.1	0.8938	0.9866
2.2	0.9183	0.9904
2.3	0.9380	0.9932
2.4	0.9537	0.9953
2.6	0.9753	0.9978
2.8	0.9875	0.9990
3.0	0.9941	0.9996

$$S_b = T - B$$

$$\Delta S_b = [T + (2m+1)B/n]^{1/2} \quad (8.60)$$

ここで、nはベースラインの平均値を求めるに際して用いたチャンネルの数である。したがって、ピーク面積 S_p は表の補正定数 C_b を用いて次のように表される。

$$S_p = \frac{N_b}{C_b} \quad (8.61)$$

a-3) 非線形最小二乗法

γ 線スペクトル関数 $f(x)$ にはピーク中心チャンネルや $FWHM$ など未知のパラメータが非線形に含まれている場合、非線形最小二乗法を用いて各パラメータを求めることができる。ここでは記述を簡単にするために、バックグランドを 1 次関数のベースラインとして見積もることとし、スペクトルは次式のように表現できるものとした。

$$\phi(x) = c_0 + c_2(x - c_5) + c_3 \exp\{-c_4(x - c_5)^2\} \quad (8.62)$$

この未知パラメータを含んだスペクトル関数を測定値 y_i に対して、非線形最小二乗法を行う。非線形最小二乗法では以下のマトリックス (6×6) を解き δc_k を求め、 $|\delta c_k|$ が十分小さくなるまで繰り返し計算を行い、 c_k を最終的に求める。

$$\begin{bmatrix} \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_0} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_0} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_0} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_0} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} & \dots & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_0} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} \\ \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_0} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} \\ \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_0} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} \\ \vdots & & \ddots & \vdots \\ \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_0} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} & \dots & \sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \delta c_0 \\ \delta c_1 \\ \delta c_2 \\ \vdots \\ \delta c_5 \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} -\sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_0} R_i \\ -\sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} R_i \\ -\sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} R_i \\ \vdots \\ -\sum_i \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} R_i \end{bmatrix} \quad (8.63)$$

ここで、各要素に用いられる偏微分式は、

$$\left. \begin{array}{l} \frac{\partial \phi_i}{\partial c_1} = 1 \\ \frac{\partial \phi_i}{\partial c_2} = x_i - c_5 \\ \frac{\partial \phi_i}{\partial c_3} = \exp\{-c_4(x_i - c_5)^2\} \\ \frac{\partial \phi_i}{\partial c_4} = -c_3(x_i - c_5) \exp\{-c_4(x_i - c_5)^2\} \\ \frac{\partial \phi_i}{\partial c_5} = 2c_3c_4(x_i - c_5) \exp\{-c_4(x_i - c_5)^2\} - c_2 \\ R_i = c_1 + c_2(x_i - c_5) + c_3 \exp\{-c_4(x_i - c_5)^2\} - y_i \end{array} \right\} \quad (8.64)$$

となる。収束した c_k を用いて、次のようにピーク情報を計算することができる。

$$FWHM = \frac{\sqrt{4 \ln(2)}}{c_4} \quad (8.65)$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{1}{2c_4}} \quad (8.66)$$

$$S_p = \sqrt{2\pi} \cdot \sigma \cdot c_3 = \sqrt{\frac{\pi}{c_4}} c_3 \quad (8.67)$$

また、各パラメータに対する分散は、

$$var(c_k) = \frac{F_{kk}^{-1}}{n-5} \left\{ \sum_i (\phi_i - y_i)^2 \right\} \quad (8.68)$$

ここで、 n はデータ数、 F_{kk}^{-1} は(8.63)式のマトリックスの逆行列の対角要素である。これを用いて、ピーク面積の標準誤差は

$$\sigma_s = S_p \left\{ \frac{\text{var}(c_3)}{c_3^2} + \frac{\text{var}(c_4)}{4c_3^2} \right\}^{1/2} \quad (8.69)$$

となる。

b) 光電ピーク効率

定量的解析の方法としては、標準線源を用いる比較測定法と一般的なピーク効率関数を用いる方法がある。前者の方法に用いる標準線源は、測定する試料と同一の核種を含み、かつ幾何学的条件も同一であるものでなければならない。このような条件を満足する標準線源の放射能量 N_{std} そのピーク計数率を n_{std} とすると、 n_x の計数率である未知試料の放射能量は $N_x = N_{std}(n_x/n_{std})$ として求められる。しかし、このような標準線源を入手することは一般的に困難である場合が多く、より汎用性のあるピーク効率関数を用いる方法について説明する。

ピーク効率関数は、 γ 線のエネルギー (E)、幾何学的条件 (G) および容積線源のときは媒体の吸収係数 (μ)などを変数またはパラメータとして含むもの、すなわち、 $\varepsilon(E, G, \mu)$ で表されなければならない。しかし、このようなピーク効率関数を要素ごとに分別して求めることはほとんど不可能に近く、ある限定された条件のもとに適用できるもの、あるいは補間や近似などを併用して用いるのが一般的な方法である。

b-1) 点線源に対する効率

形状が明確に定まった NaI 結晶の効率を例に説明する。Fig. 8.8 に示すように、中心軸上に置かれた点線源から NaI 結晶（半径 r_0 、厚さ t_0 の円柱状）までの距離を h_0 とすると、点線源に対する全効率 $\varepsilon_T(E)$ は γ 線が NaI 結晶を通過する距離 x を用いて次のように表される。

$$\varepsilon_T(E) = \frac{1}{4\pi} \int \{1 - \exp[-\mu \cdot x(\theta, r_0, t_0, h_0)]\} d\Omega \quad (8.70)$$

θ から $\theta + d\theta$ における微小立体角は、 $d\Omega = 2\pi \sin \theta d\theta$ で表されるので、 θ が 0 から $\tan^{-1}[r_0/(h_0+t_0)]$ までの空間領域と残りの空間領域とに分けて次のように表される。

$$\varepsilon_T(E) = \frac{1}{2} \left\{ \int_{\tan^{-1}\left(\frac{r_0}{h_0+t_0}\right)}^{\tan^{-1}\left(\frac{r_0}{h_0}\right)} \left[1 - \exp\left(-\mu(E) \frac{t_0}{\cos \theta}\right) \right] \sin \theta d\theta + \int_{\tan^{-1}\left(\frac{r_0}{h_0+t_0}\right)}^{\tan^{-1}\left(\frac{r_0}{h_0}\right)} \left[1 - \exp\left(\mu(E) \left(\frac{r_0}{\sin \theta} - \frac{h_0}{\cos \theta} \right) \right) \right] \sin \theta d\theta \right\} \quad (8.71)$$

このように計算された幾何効率は実際に単色線源から得られた効率 $\varepsilon_p(E)$ と異なる。ピーク面積 N_p と全スペクトル面積 N_{total} の比（ピーク・トータル比） P を用いて、次のように決めることができる。

$$\varepsilon_p(E) = P \varepsilon_T(E) \quad (8.72)$$

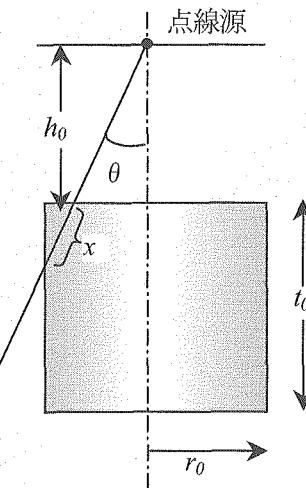


Fig. 8.8 NaI 結晶の検出効率計算体系

単色線源を用いてピーク・トータル比を実験的に決定していかなければ良いが、適当な単色線源がないこと、特性X線や後方散乱の影響を差し引かなければならないことなど、実際には困難である。ゲルマニウム検出器では個々の検出器の有感部の形状や容積が異なることから、共通性のあるピーク効率を求めるることはできない。そのため、個々の検出器について標準 γ 線源を用いてまったく実験的に求めることなく、したがって結果の良否は標準線源によって決まるといつても過言ではない。

b-1) ピーク効率曲線

ゲルマニウム検出器を例にピーク効率曲線について説明する。ある特定の幾何学的条件の下で測定されたピーク効率と γ 線エネルギーとの関係をピーク効率曲線とよび、 $\varepsilon_g(E)$ で表すこととする。ある基準のエネルギー E_s において規格化したものを相対ピーク効率曲線とよび $f(E)$ で表することにする。第一次近似として $f(E)$ は幾何学的条件に依存しない関数と考えることができる。しかし、厳密には、 γ 線の入射角が異なれば検出器の実効中心が移動して $f(E)$ が幾何学的条件によって異なる結果となる。また、検出器入射窓やゲルマニウム結晶の不感層での吸収が γ 線の入射角によって変わる事もその原因の1つである。

$\varepsilon_p(E)$ あるいは $f(E)$ は低いエネルギー（およそ200keV以下）において大きく変化するが、200keVを超えると、 $\ln[\varepsilon_g(E)]$ はほぼ直線に近い形で減少していく。それゆえ、ごく大まかに aE^{-n} という形で、 n は1に近い値を示しゲルマニウム結晶が大きくなるほど n は小さくなる傾向を示す。実際にはおよそ0.6MeV付近に谷があり、およそ1.8MeV付近に山のある緩やかなS字曲線を描いている。

実用的なフィッティング関数として次式が用いられることが多い。

$$\ln[\varepsilon(E)] = c_1 + c_2 \ln E + c_3 (\ln E)^2 + \dots \quad (8.73)$$

$$\varepsilon(E) = c_1 E^{-c_1} + c_3 \exp\{-c_4 E\} + c_5 \exp\{-c_6 E\} + \dots \quad (8.74)$$

(8.73)式は線形の最小二乗法を用いてパラメータを決めることができるが、数個のエネルギー領域を分けて評価式を用いて表現するのが一般的である。(8.74)式は非線形最小二乗法またはグラフ解法を用いなければパラメータ決定ができない。使用範囲を限定して使用すれば(8.73)式の2次の項まで計算すれば十分である。

c) 一崩壊に対する γ 線の放出割合と内部転換

^{198}Au の測定では0.4118MeVの γ 線の光電ピークを測定対象とする。0.4118MeVの γ 線は一崩壊あたりに99.6%放出されるように見えるが、 γ 線放出を行わず、このエネルギーを軌道電子に写し、電子が原子より放出される内部転換が起る。したがって、一崩壊に対する γ 線の放出割合は γ 線の分岐率のみでは不十分であり、内部転換を考慮する必要がある。すなわち、準位間の全転移数に対する γ 線放出転移数の比 I_α が必要であり、この値は次式から求めることができる。

$$I_\alpha = \frac{N_\gamma}{N_\gamma + N_e} = \frac{1}{1 + \frac{N_e}{N_\gamma}} \quad (8.75)$$

$$N_e = N_{eK} + N_{eL} + N_{eM} + \dots \quad (8.76)$$

ここで、

N_γ : 単位時間に放出される γ 線の数

N_e : 単位時間に放出される転移電子の総数

N_{ei} : i 軌道からそれぞれ単位時間に放出される電子の数 ($i=K, L, M, \dots$)

(8.76)式中の N_e/N_γ は、内部転換係数（一般に α で表す）と呼ばれ、次式から求められる。

$$\alpha \equiv \frac{N_e}{N_\gamma} = \frac{N_{eK} + N_{eL} + N_{eM} + \dots}{N_\gamma} = \frac{N_{eK}}{N_\gamma} \left\{ 1 + \frac{N_{eL} + N_{eM} + \dots}{N_{eK}} \right\} \quad (8.77)$$

Fig. 8.2 中の c_{el} を N_{ei} に、 γ_1 を N_γ にそれぞれ (8.77) 式へ代入すると、内部転換係数 α が 0.0433 と求まり、全転移数に対する γ 線放出転移数の比 I_α が 0.9572 と求まる。

8.2.5 ^{197}Au の断面積

JENDL 等の評価済核データライブラリーは、ENDF フォーマットで編集されている。これは、米国の評価済核データライブラリー ENDF/B (Evaluated Nuclear Data File Version B) を編集するために整備されているフォーマットであるが、今では世界の標準フォーマットになっている。これまでに ENDF フォーマットは何度も改訂されているおり、現在では、最新の評価済核データは全て ENDF-6 フォーマットで編集されている。このフォーマットの説明は、

<http://www.nndc.bnl.gov/nndcscr/documents/endf/endf102/>

で公開されており、上記 URL から自由にダウンロードできる。 $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$ の吸収断面積データを ENDF データより作成したものを Fig. 8.9 に示す。

熱中性子による放射化反応率 R から全熱中性子束 ϕ_{th} を求めるために、 σ_{act} の値を知る必要がある。放射化断面積のエネルギー変化が $1/v$ 法則に従う箔物質では、 $v_0 = 2200 \text{ m/s}$ の速さに対応する放射化断面積 σ_a を中性子温度 T_n を持つマクスウェル分布の平均エネルギーに対して補正すれば σ_{act} を求めることができる。しかし、 $1/v$ 法則に従わない一般の箔物質では、この補正だけでは不十分で、さらに非 $1/v$ 補正因子 $g_a(T_n)$ を用いて補正して求める必要があることは既に述べた。

$$\sigma_{act} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} g(T_n) \left(\frac{T_0}{T_n} \right)^{1/2} \sigma_a(T_0) \quad (8.78)$$

^{197}Au について、非 $1/v$ 補正因子 $g_a(T_n)$ を T_n の関数として、Table 8.3 に示す。

Table 8.3 ^{197}Au に対する非 $1/v$ 補正因子 $g_a(T_n)$ の中性子温度 T_n による変化

温度 T_n (°C)	$g_a(T_n)$ 因子
20	1.0053
40	1.0064
60	1.0075
80	1.0086
100	1.0097

(1) 热中性子束に関する情報の抽出：カドミウム(Cd)差引法の原理

热中性子炉の中性子スペクトルは、すでに述べたように、マクスウェル分布の热領域と $1/E$ 分布（過渡領域も含む）の热外領域とから成り立つ。热領域と热外領域の境界エネルギーを热スペクトルの切断

エネルギー E_{et} と呼ぶ。一般に Fig. 8.9 のように E_{et} は 0.1eV 近傍の値である。さて、放射化箔を熱中性子炉中で照射すると、放射化反応率は必然的に熱中性子ばかりでなく、熱外中性子の影響を受けることになるので、熱中性子に関する情報のみを抽出するためには、熱外中性子の影響を除去することが必要となる。このための手法として、カドミウム(Cd)差引法と呼ばれる方法がある。Cd 差引法は、Cd の吸収断面積がもつ独特のエネルギー依存性をうまく利用する方法で、熱中性子炉では広く使われている手法であり、本実験においても Cd 差引法を採用することとする。

Cd は低いエネルギーの中性子に対して大きな吸収断面積を持ち、Fig. 8.9 に示すように、0.18eV 附近に大きな共鳴吸収を持つ。この共鳴エネルギーは、熱領域と熱外領域の境界エネルギー、すなわち熱スペクトルの切断エネルギー $E_{et} \approx 0.1\text{eV}$ に比較的近いことと、マクスウェル分布に対応するエネルギー領域での吸収断面積が非常に大きいことに注意されたい。このことを利用して、適当な厚さを持つ Cd 薄板(以下、Cd カバーという)で放射化箔を包むことにより、あるエネルギー E_{cd} (「実効 Cd 切断エネルギー」と呼ぶ)以下の中性子をすべて吸収し、 E_{cd} 以下の中性子による放射化を防ぐことができると見なすことができる。つまり、 E_{cd} 以上のエネルギーの中性子だけを透過させ、 E_{cd} 以上の中性子による放射化だけが起こると見なすのである。

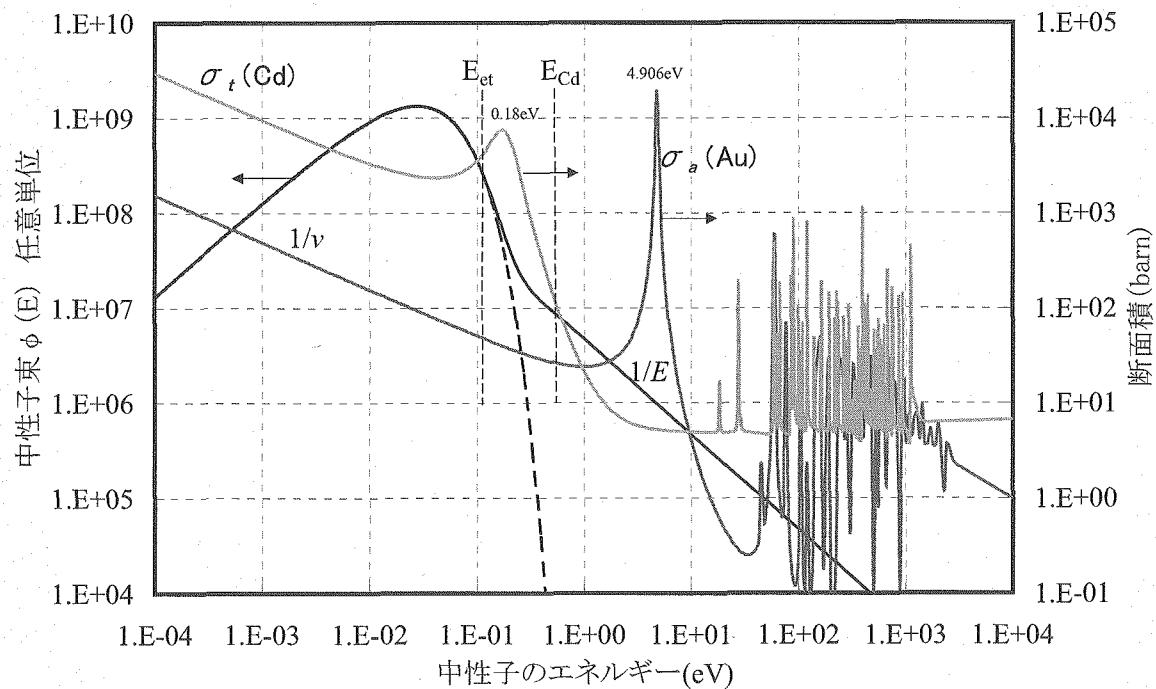


Fig. 8.9 軽水炉の中性子スペクトルとカドミウムの全断面積
及び金の吸収断面積のエネルギー依存性

Cd カバーをつけない(このことを「裸」と呼ぶ)放射化箔では、全てのエネルギーの中性子による放射化が起こるので、裸の放射化箔の放射化反応率から、Cd カバー付きの放射化箔の放射化反応率を差し引くと、 E_{cd} 以下のエネルギーの中性子だけによる放射化反応率が求められることになる。さらに、後述するように、 E_{cd} と熱スペクトル切断エネルギー E_{et} との差に起因する補正や、Cd カバーを透過していく熱中性子の寄与に対する補正などを加えることにより、熱中性子のみによる放射化反応率を求めることができる。すなわち、裸及び Cd カバー付き放射化箔の放射化反応率の差を求め、適切な補正を施すことにより熱中性子のみによる放射化反応率を求めるのが Cd 差引法の原理である。

Cd 差引法では、実効 Cd 切断エネルギー E_{cd} を境とした放射化反応率の差をもとに、熱中性子による放射化反応率を求める。この実効 Cd 切断エネルギー E_{cd} は次のように定義される。Fig. 8.9 に示すような Cd の吸収断面積 $\sigma_a(E)$ を $E \leq E_{cd}$ で ∞ 、 $E > E_{cd}$ でゼロとして、 $E = E_{cd}$ でステップ近似を仮定する。そして、領域 $E_{cd} < E < \infty$ で完全な $1/E$ 型分布をなす中性子スペクトルによる放射化反応率を、(8.13) 式の結合関数付 $1/E$ 型分布の中性子スペクトルによる全エネルギー領域 $0 \leq E < \infty$ における放射化反応率に等しいとおいて、 E_{cd} を定めている。非常に薄い $1/v$ 型放射化箔に対する E_{cd} の Cd カバー厚さとの関係を Fig. 8.10 に示す。

今、放射化箔を Cd カバーに包んで照射すると、放射化反応はほぼエネルギー E ($> E_{cd}$) の熱外中性子によって起こるものと考えられる。ここで、Cd カバーで包んだ金箔の放射化反応率 R_{cd} に対する裸の金箔の放射化反応率 R_{bare} の比、すなわち次式で定義される Cd 比 $(RR)_{cd}$ を導入する。

$$(RR)_{cd} = \frac{R_{bare}}{R_{cd}} \quad (8.79)$$

この Cd 比 $(RR)_{cd}$ を使うと、裸の金箔の放射化反応率のうち、 $E > E_{cd}$ の（熱外）中性子による放射化量は $R_{bare}/(RR)_{cd}$ と表すことができ、これを R_{bare} から差し引くことによって、 $E < E_{cd}$ の中性子による放射化反応率 R_{th} を求めることができる。

$$R_{th} = R_{bare} \left\{ 1 - \frac{1}{RR_{cd}} \right\} \quad (8.80)$$

さて、式(79)の R_{th} は E_{cd} 以下のエネルギーを持つ低速中性子による放射化反応率であり、 $E_{cd} > E_{et}$ ので、 E_{et} 以下の熱中性子による寄与分を得るために $E_{et} < E < E_{cd}$ のエネルギーを持つ中性子による寄与について R_{th} を補正しなければならない。

熱領域と熱外領域の境界エネルギーである熱スペクトル切断エネルギーは $E_{et} \approx 0.1 \text{ eV} (< E_{cd})$ であるが、この E_{et} も完全に定義されたものではない。これを求めるときも、Fig. 8.1 において結合関数 $\Delta(E/kT)$ のエネルギー変化をステップ状に近似し、 $E \leq E_{et}$ で $\Delta(E/kT) = 0$ 、 $E > E_{et}$ で $\Delta(E/kT) = 1$ と仮定する。次に、 E_{cd} の場合と同様に、 $E_{et} < E < \infty$ で完全な $1/E$ 型分布の中性子スペクトルによる放射化反応率を、 $0 \leq E < \infty$ で結合関数付き $1/E$ 型分布の中性子スペクトルによる放射化反応率に等しいとして E_{et} を定めている。非常に薄い $1/v$ 型放射化箔では $E_{et} = \mu kT_n$ であり、媒質が軽水の場合、Fig. 8.1 から μ は約 5 であることが判る。その他の媒質として、重水のときには $\mu = 3.6 \pm 0.4$ 、グラフファイトでは $\mu = 3.4 \pm 0.3$ であり、 $kT_n = 0.0253 \text{ eV}$ とすると、重水では $E_{et} = 0.09 \text{ eV}$ 、グラフファイトでは $E_{et} = 0.086 \text{ eV}$ と、どちらも 0.1 eV に極めて近い。

この目的のために F_{cd} という補正因子を導入する。これは、 $1/E$ スペクトルを持つ中性子束 ($\phi(E) \propto 1/E$) により、金箔中に熱外中性子 ($E \geq E_{et}$) で生ずる放射化反応率 R_{epi} と、実効 Cd 切断エネルギー E_{cd} 以上のエネルギーを持つ中性子 ($E \geq E_{cd}$) で生ずる放射化反応率 $R_{cd, epi}$ の比として定義される量であり、次式で表される。

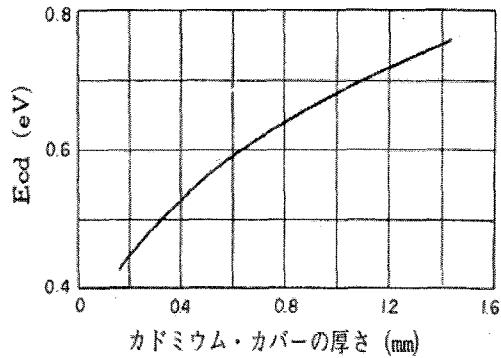


Fig. 8.10 $1/v$ 吸收体に対する実効 Cd 切断エネルギー E_{cd} の Cd カバー厚さによる変化

$$F_{cd} = \frac{R_{epi}}{R_{Cd,epi}} = \frac{\int_{E_{et}}^{\infty} \sigma_{act}(E) \cdot 1/EdE}{\int_{E_{cd}}^{\infty} \sigma_{act}(E) \cdot 1/EdE} = 1 + \frac{\int_{E_{et}}^{E_{cd}} \sigma_{act}(E) \cdot 1/EdE}{\int_{E_{cd}}^{\infty} \sigma_{act}(E) \cdot 1/EdE} \quad (8.81)$$

定義より、明らかに $F_{cd} > 1$ である。なお、非常に薄い $1/v$ 型放射化箔に対する F_{cd} は、

$$F_{cd} = \frac{E_{cd}}{E_{epi}} \quad (8.82)$$

となる。例えば、厚さ 1mm の Cd カバーは $T_n = 293.6\text{K}$ で、 $F_{cd} \approx 2.75$ である。しかし、金の放射化断面積には、Fig. 8.9 に示したように、 E_{cd} より高いエネルギー位置の 4.906 [eV] に強い共鳴ピークがあるため、 F_{cd} は Fig. 8.11 に示すように金箔とカドミウムカバーの厚さの両方に依存して低目の値をとる。

Cd カバーは熱中性子が放射化箔に吸収されるのを防止するために使用される。しかし、Fig. 8.12 に示すように、熱中性子が Cd カバーを透過する割合、すなわち透過率 $(TR)_{cd}$ が僅かながらも存在し、Cd カバーが薄い場合は無視できない。裸の金箔の放射化反応率 R_{bare} に対して、以上に述べた Cd 比 $(RR)_{cd}$ 、 F_{cd} 、透過率 $(TR)_{cd}$ を考慮すると、

$$R_{th} = \frac{R_{bare} \left(1 - \frac{F_{cd}}{(RR)_{cd}} \right)}{1 - F_{cd} (TR)_{cd}} \quad (8.83)$$

となる。

以上のように、裸の金箔の放射化反応率 R_{bare} に対して、Cd 比 $(RR)_{cd}$ 、 F_{cd} 、透過率 $(TR)_{cd}$ を組み合わせることにより、金箔内での熱中性子による放射化反応率を求めることができる。この熱中性子による放射化反応率と、体系の熱中性子束との関係について考察することとする。

一般に、放射化箔を熱中性子束 ϕ_{th} の位置に置いた場合、Fig. 8.13 のように箔の内部と周辺で熱中性子束分布は乱されて低下する。これを摂動と呼ぶ。これは箔周辺の熱中性子束低下分（歪み、depression）と箔内部における箔表面中性子束値からの低下分（自己遮蔽、self-shielding）の両方からなる。摂動効果を表すのに、放射化箔内部の平均熱中性子束 $\bar{\phi}_{th}$ と、乱される前の熱中性子束 ϕ_{th} の比を用いる。この比を摂動因子（perturbation factor）と呼び、 f で表す。

$$f = \frac{\bar{\phi}_{th}}{\phi_{th}} \quad (8.84)$$

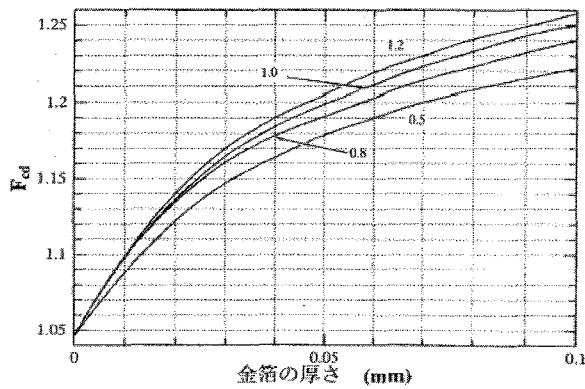


Fig. 8.11 F_{cd} 値の金箔の厚さ依存性
(各曲線の数字は Cd カバーの厚さ:mm)

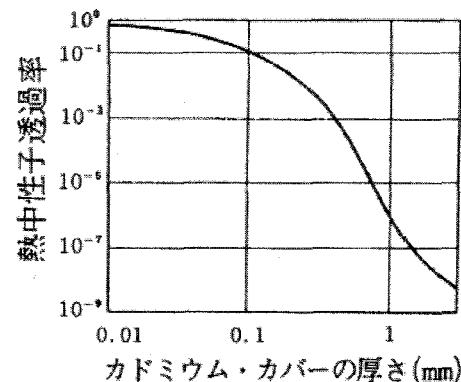


Fig. 8.12 热中性子透過率(TR)の
Cd カバー厚さ依存性

さらに、箔を入れたときの箔表面における熱中性子束を ϕ_s とし、式(8.33)の摂動因子 f を歪み因子 $f_f \phi_s / \phi_{th}$ 、自己遮蔽因子 $f_2 = \bar{\phi}_{th} / \phi_s$ に分けて、

$$f = f_1 \cdot f_2 \quad (8.85)$$

と書くことができる。Fig. 8.13 より判るように、これらの因子は全て 1 以下となる。

さて、(8.83)式の R_{th} は放射化箔内部の平均熱中性子 $\bar{\phi}_{th}$ によって引き起こされ、また本当の R_{th} は乱れのない本来の熱中性子束 ϕ_{th} によって引き起こされるとしているので、両者の関係は

$$R_{th} = R_{th} \left(\frac{\phi_{th}}{\bar{\phi}_{th}} \right) = \frac{R_{th}}{f} \quad (8.86)$$

となる。すなわち、測定で求められる R_{th} を摂動因子 f で補正することにより、目的とする R_{th} が得られる。軽水減速される炉心では、通常、金の放射化法を用いた中性子束測定のとき、炉内では歪み因子 f_1 を $f_1 \approx 1$ と見なすことができる。そこで、(8.85)式は $f \approx f_2$ としてよい。また、自己遮蔽因子 f_2 は、厚さ t (cm)の放射化箔の巨視的熱中性子吸収断面積を Σ_a (cm⁻¹)とし、吸収平均自由行程 λ_a (cm)の単位で表した厚さを $\Sigma_a t$ (= $\lambda_a t$)とすると

$$f \approx f_2 = \frac{1 - 2E_3(\Sigma_a t)}{2\Sigma_a t} \quad (8.87)$$

である。ここで、 E_3 は第 3 次指数積分であり、 f_2 の計算例を Fig. 8.14 に示す。

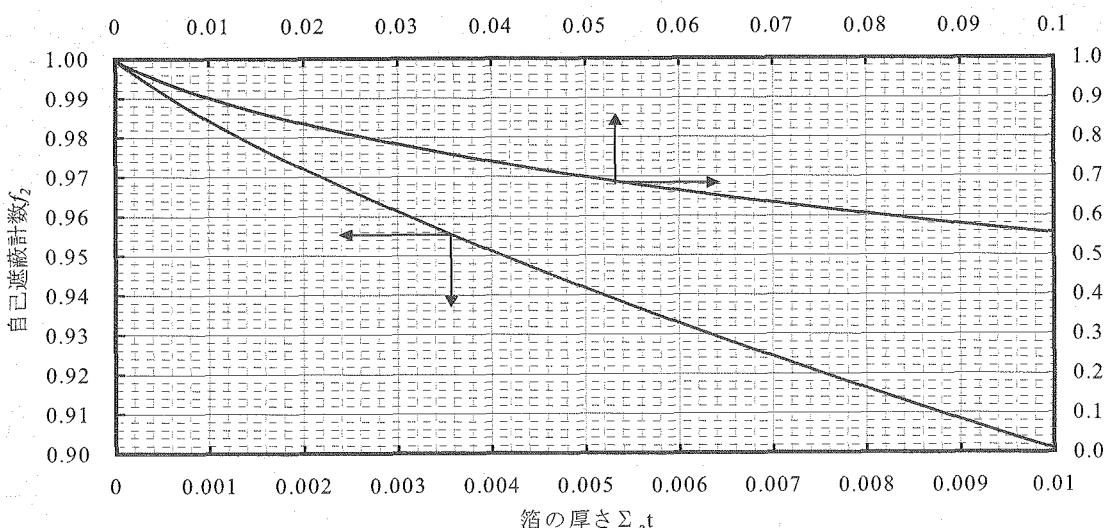


Fig. 8.14 無限平板箔に熱中性子が等方入射するときの自己遮蔽因子 f_2

以上の結果より、熱中性子束は、

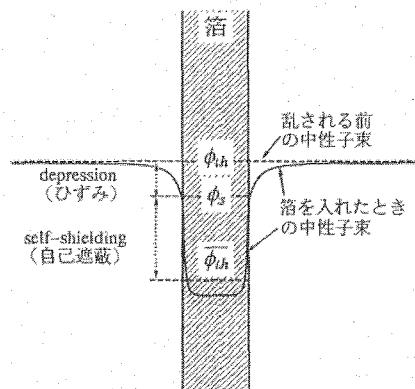


Fig. 8.13 热中性子の摂動効果

$$\phi_{th} = \frac{R_{th}}{N\sigma_{act}} = \frac{R_{bare} \left(1 - \frac{F_{Cd}}{(RR)_{Cd}}\right)}{N\sigma_{act} f(1 - F_{Cd}(TR)_{Cd})} \quad (8.88)$$

として求まることになる。

(2) 热外中性子束の導出

本実験の主目的は热中性子束分布の測定であるが、金箔（又は金線）によってカドミウム比も同時に測定されるので、热外中性子の情報も得られる。真のカドミウム比（金箔の厚さゼロに対応する摂動値）が測定されたわけではないので、厳密な手法とはいえないが、つぎのように理論的補正を施すことによって、热外中性子束 ϕ_{epi} の近似値を推定することができる。カドミウム比 R_{Cd} は非常に薄い金箔を用いるとして、

$$R_{Cd} - F_{Cd} = \frac{\phi_{th}}{\phi_{epi}} \cdot \frac{\frac{\sqrt{\pi}}{2} g_a(T_n) \sqrt{\frac{T_0}{T_n}} \sigma_a(E_0)}{\int_{E_{cd}}^{\infty} \frac{\sigma_a(E)}{E} dE} \quad (8.89)$$

と表現される。ここで分母は E_{cd} 以上の共鳴領域における無限希釈共鳴積分 I_∞ に相当する。 $I_\infty = 1477.7$ (barn) を採用し、左辺について実験的に、異なる金箔の厚さでカドミウム比が測定されていれば、厚さゼロに外挿することによって $R_{Cd} - F_{Cd}$ 値を決定し、(8.89) 式を用いて ϕ_{epi}/ϕ_{th} を求めることができる。しかし、有限厚さの金箔では成立しないことに注意しなければならない。有限厚さの場合、強い自己遮へい効果を受けるため、 I_∞ を使うことができない。厚さ t に対する実効共鳴積分 I (4.9eV) が計算されているので Table 8.4 に掲げる値を使用して ϕ_{epi} を計算する。

$$\phi_{epi} = \frac{\phi_{th}}{R_{Cd} - F_{Cd}} \cdot \frac{\frac{\sqrt{\pi}}{2} g_a(T_n) \sqrt{\frac{T_0}{T_n}} \sigma_a(E_0)}{I} \quad (8.90)$$

(3) 出力

核分裂から発生するエネルギーについて議論する。



上記の典型的な核反応においては、様々な反応生成物が生じる。その中には多量の γ 線、 β 線、中性微子（ニュートリノ）と共に、核分裂した後の核すなわち核分裂生成物（fission products）や数個の中性子が含まれる。この反応でかなり多量のエネルギーが放出される。

この過程で放出される全エネルギーと、原子炉内で回収できて熱源として使用できるエネルギーとを区別して考えなければならない。後者、すなわち回収可能なエネルギーは、全エネルギーより小さくなる。 ${}_{92}^{235} U$ 核分裂エネルギーは核分裂片の運動エネルギーとして約 168MeV を消費する。核分裂片は分裂した核の軌道電子の殻を通り抜け、多量の電荷を保有した粒子線となって周囲の物質へ飛び込む。荷電粒子は 10^{-3} cm 内に停止し、その運動エネルギーすべて放出する。したがって、運動エネルギーは原子炉の燃料内にすべて放出されると考えて良い。つぎに、核分裂片の崩壊にともない約 8MeV が β 線として、約 7MeV が γ 線として、12MeV がニュートリノとして放出される。 β 線は電

子であるから、原子炉の中でわずかな距離だけしか進めず、そのエネルギーはすべて回収可能である。原子炉では比較的僅かな γ 線しか漏れないように設計されているから、 γ 線のエネルギーも回収可能と考えて良い。ニュートリノは非常に大きな原子炉でも相互作用は起らずに通り抜け、そのエネルギーを原子炉内で回収することは不可能である。核分裂と同時に放出される即発 γ 線の全エネルギーは約7MeVである。これもまた回収可能と考えて良い。即発核分裂中性子について、全エネルギーは5MeVであり、 γ 線と同様に原子炉では漏れないように設計されているので、回収可能と考えて良い。ところが減速されるまでに中性子は体系内の核種に捕獲され γ 線を放出する。運転を続けるためには1分裂あたり放出される ν 個の中性子のうち、1個は核分裂性の核によって吸収されて、次の核分裂を引き起こすので、(ν -1)は寄生的に核分裂以外の吸収反応によって消費される。 γ 線のエネルギーは複合核における中性子結合エネルギーによって決定される。もちろん、この捕獲 γ 線によるエネルギーも回収可能である。

^{235}U から放出される全エネルギーと回収可能なエネルギーについてその内訳をTable 8.5に示す。

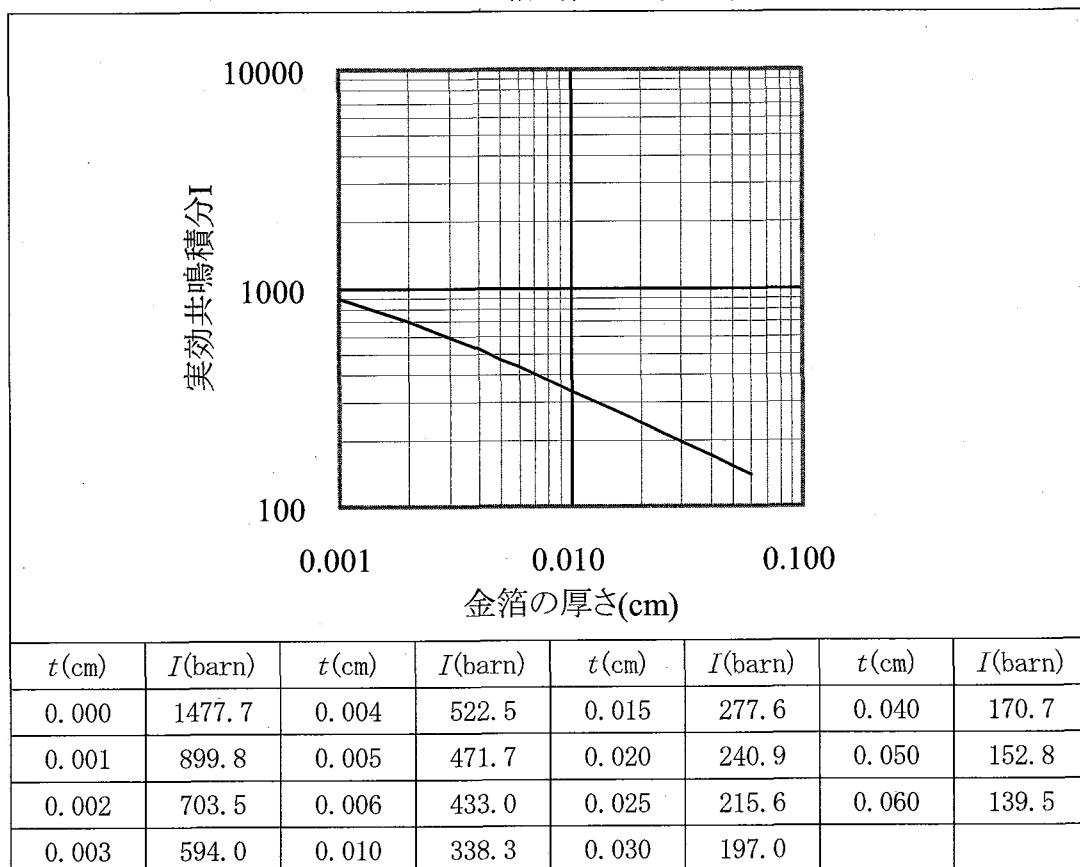
Table 8.4 金箔の第1共鳴の実効共鳴積分 I 

Table 8.5 ^{235}U から放出される全エネルギーと回収可能なエネルギー内訳

形態	放出されるエネルギー (MeV)	回収可能なエネルギー (MeV)
核分裂片の運動エネルギー	168	168
核分裂生成物の崩壊		
β 線	8	8
γ 線	7	7
ニュートリノ	12	
即発 γ 線	7	7
即発核分裂中性子の運動エネルギー	5	5
捕獲 γ 線		3-12
合計	207	198-207

簡単にするために、原子炉内の燃料装荷領域には核分裂性物質が一様に分布していると仮定する。そうすると、巨視的断面積は位置に関係ないので、原子炉全体での毎秒の核分裂数は、

$$n_{fission} = \int \int_{E=0}^{\infty} \Sigma_f(E) \phi(r, E) dE dV \quad (8.92)$$

である。

ここで V は燃料装荷領域の体積を表す。1 核分裂あたり回収可能なエネルギーが E_R (MeV) とすると、運転している原子炉の出力 P (MW) は、

$$P = j \cdot E_R \cdot n_{fission} = j E_R \int \int_{E=0}^{\infty} \Sigma_f(E) \phi(r, E) dE dV \quad (8.93)$$

となる。ここで、 j はエネルギーの換算係数で $j = 1.60 \times 10^{-19}$ (joule/eV) である。原子量 A の核分裂性物質の原子密度を N_f は、原子炉内の核分裂性物質の全質量を M_f で表すと、

$$N_f = \frac{M_f N_A}{AV} \quad (8.94)$$

となるので、

$$P = \frac{j E_R M_f N_A}{AV} \int \int_{E=0}^{\infty} \sigma_f(E) \phi(r, E) dE dV \quad (8.95)$$

となる。燃料装荷領域における中性子束の平均値を

$$\bar{\phi}(E) = \frac{1}{V} \int \phi(r, E) dV \quad (8.96)$$

で定義すると、

$$P = \frac{j E_R M_f N_A}{A} \int_{E=0}^{\infty} \sigma_f(E) \bar{\phi}(E) dE \quad (8.97)$$

(8.97)式はどのような炉型に対しても有効な、非常に一般的な結果である。そして、すべての核分裂

が熱中性子によって引き起こされると仮定でき、しかも $\phi(E)$ がマクスウェル分布によって表されると仮定できるならば、次式で簡単に計算できる。

$$P = \left(\frac{jE_R M_f N_A}{A} \right) \frac{\sqrt{\pi}}{2} g_f(T_n) \sqrt{\frac{T_0}{T_n}} \sigma_f(E_0) \bar{\phi} t h \quad (8.98)$$

ここで、 $g_f(T)$ は核分裂断面積の非 $1/v$ 因子であり、 $\sigma_f(E_0)$ は $T_0=300\text{ (K)}$ での核分裂断面積である。

Table 8.6 ^{235}U に対する非 $1/v$ 補正因子 $g_a(T_n)$ 及び $g_f(T_n)$ の中性子温度 T_n による変化

温度 $T_n(\text{°C})$	$g_a(T_n)$ 因子	$g_f(T_n)$ 因子
20	0.9780	0.9759
100	0.9610	0.9581
200	0.9457	0.9411
400	0.9294	0.9208
600	0.9229	0.9108
800	0.9182	0.9036
1000	0.9118	0.8956

8.3 実験

実験では、放射化反応率の相対的な空間分布を測定するために裸および Cd カバー付金線と、熱中性子束の絶対値を求めるために、裸および Cd カバー付金箔を用いる。炉心内の分布と絶対値を測定するためには燃料要素に装着して照射することが望ましいが、本実験では任意の簡易照射筒を用いて照射筒における分布と絶対値を求める。照射後の放射能測定には NaI 検出器、Ge 検出器、 β γ 同時計数装置を用いて測定する。得られた放射能から照射筒における平均熱中性子束を計算する。

8.3.1 炉心配置

実験に先立って、炉心配置（燃料、制御棒）、金線・金箔の照射位置を十分に確認しておくこと。

8.3.2 金線及び金箔の炉心への装着と照射

(1) 照射用金線・金箔の準備

金線の準備：放射化反応率の相対的な空間分布を測定するために裸および Cd カバー付金線を任意の簡易照射筒に装着して照射する。照射に先立って、直径 0.25mm の裸の金線をアルミニウム (Al) のフレイドで包んだものと、同様の金線を直径 2mm × 厚さ 0.5mm の Cd チューブに挿入したものを用意し、それぞれアクリルホルダーに取り付ける。Cd チューブの両端はラジオペンチなどを用いて確実に塞ぎ、照射中にチューブ内に水が入らないようにすること。

熱中性子束の絶対値を求めるために、裸および Cd カバー付金箔を任意の簡易照射筒に装着して照射する。照射に先立って、5 × 5mm、厚さ 0.01mm の裸の金箔をポリ袋で密封したものと、同様の金箔を厚さ約 0.5mm の Cd カバーに封入したものを用意し、それら燃料板あるいはアクリルホルダーに取り付ける。Cd カバーは本体とふたの 2 つの部分から構成されており、金箔をカバー本体に入れた後、照射中に Cd カバー内に水が入らないようにポリ袋に密封する。Cd を多用すると中性子束分布が歪むため、極力使用量を制限しなければならないので注意すること。

(2) 金線・金箔の炉心への装着

炉心で垂直方向の中性子束の空間分布を測定する場合は、裸および Cd カバー付金線及び金箔を取り付けた照射ホルダーを照射筒の適切な位置に装荷する。なお、照射筒への装荷作業は原子力機構職員が行うので、金線・金箔の装着位置、方向、向き等を確実に把握し、記録しておくこと。

(3) 金線・金箔の中性子照射

炉出力を線形出力計Lin-Nの指示値を20W相当の一定値に保ち、約30分程度の中性子照射を行う。このとき、照射開始時刻、照射終了時刻、照射時の線形出力計の指示値、FC検出器の指示値、制御棒位置、炉心水位、炉心温度などを記録しておくこと。Lin-Nは高出力運転時に熱出力で校正されているので、あらかじめ取り扱う線量を知るために、照射される20W×30分で生成される放射化金の線量計算を行つておくこと。

(4) 金線・金箔の取り出し

照射後、照射筒から照射した金線・金箔を取り付けたホルダーを回収する。水から上げるときは線量を確認の上上げる。1次冷却水は放射性核種を含んでいるものとし、汚染が広がらないような措置を講じた上で作業すること。金線・金箔を測定室へ運搬する際も、ビニール袋に入れるなど措置を講じた上で運ぶこと。

8.3.3 金線・金箔の放射能測定

(1) 金線の切断

照射した裸およびCdカバー付金線をフード内で長さ約1 cmごとに切断する。切断した金線をそれぞれ試料ビンに入れ、金線の位置や順番を間違えないようにビンの蓋に試料番号を付ける。このとき、金線の切断時に試料の金線が飛散しないよう、また、裸の金線とCdカバー付金線を混同しないよう、十分に注意すること。

(2) 重量測定

電子天秤を用いて切断された各試料の重量を測定し、記録する。

(3) 放射能測定

次に、重量測定を終えた試料を $\beta - \gamma$ 同時測定装置用の測定皿に直接貼り付けて、計測する。 $\beta - \gamma$ 同時測定装置はあらかじめ ^{198}Au を測定できるように調整されているので、その機器構成及び設定値について確認しておく。また、バックグラウンドも必要となるので、忘れずに測定しておくこと。 $\beta - \gamma$ 同時測定装置で測定が終了した資料はポリ袋に密封し、Ge検出器用の測定板に取り付ける。取り付け位置などによって検出効率が変わるので、十分配慮して固定すること。HPGe検出器中に挿入して γ 線検出系で試料である ^{198}Au に基づく γ 線 (411.8 keV) を計数する。この計数は、マルチチャンネルアナライザ (MCA) を用いて、 γ 線スペクトルを分析して行う。取得したスペクトルデータを保存し、後ほどファイル変換ソフトでテキストデータに変換する。必要なデータである計測開始時間、計測時間、計数値はテキストデータから読み取れる。Ge検出器の測定を終えた試料を井戸型NaI(Tl)シンチレーション検出器中に挿入して、Ge同様に計測する。HPGe検出器及び井戸型NaI(Tl)シンチレーション検出器は校正されていないものとし、あらかじめ備え付けの標準線源を用いて校正を行うこと。ピーク面積を計算には原理で説明した3つの方法を用いて計算を行い比較すること。

8.3.4 熱中性子束の決定

熱中性子束の決定については原理で説明したとおり、これにそって測定点ごと処理を行う。その際、

Cd比については均一であるものと仮定して処理を行うか、内外挿して処理を行うこと。最大点における熱外中性子束 (4.9eV) を求め、炉心内の中性子スペクトルをマクスウェル分布及び結合関数を用いて図示すること。

8.3.5 炉心出力の評価

測定されるのは照射筒の鉛直方向のみのデータしか取得していない。まず、得られたデータから炉心部にあたる部分の平均熱中性子束を求める。初期炉心における燃料要素ごとのピーキングファクター(F_r , F_z) 及び5列目を平均した局所ピーキングファンクター F_l がTable 8.7に計算されているので、これを用いて炉心内平均熱中性子束を求め、出力の計算を行う。得られた出力とLin-N出力計、熱出力の指示値を比較して考察すること。

Table 8.7 初期炉心における核燃料要素のピーキングファクター F_r , F_z , F_l
(海側)

F_r	3	4	5	6	7
C	0.7132	0.9353	1.0356	0.9321	0.7072
D	0.9130	1.2394	1.3847	1.2440	0.9077
E	0.9397	1.2399	1.3875	1.2485	0.9117
F	0.7076	0.9141	0.9958	0.9223	0.7198

F_z	3	4	5	6	7
C	1.5208	1.5258	1.535	1.5279	1.5244
D	1.5177	1.533	1.5202	1.5123	1.5092
E	1.5117	1.5142	1.5221	1.5139	1.5103
F	1.5336	1.5437	1.5886	1.5423	1.5278

燃料板の番号	F_l	燃料板の番号	F_l
1	0.5853	9	1.0525
2	1.0815	10	1.0645
3	1.0668	11	1.0548
4	1.0605	12	1.0598
5	1.0538	13	1.0803
6	1.0640	14	1.0945
7	1.0520	15	0.5855
8	1.0440		

9. 中性子放射化分析

9.1 概要

中性子放射化分析法は、高感度で多元素を同時に分析できる方法で、微量元素の分析に適している。また、化学処理等の前処理を要せずに非破壊で行えることも特徴のひとつである。

今回の実習においては、JRR-4 の照射設備を利用して分析試料の中性子照射を行い、照射済み試料の開封後、ゲルマニウム検出器を用いてガンマ線スペクトルを測定する。その後、ガンマ線スペクトルから放射性核種を同定し、その光電ピークの面積から含有元素の濃度を算出する。

9.2 理論

中性子放射化分析は、原子炉から発生する中性子を分析試料の原子核に当て（以下、「照射」と言う。）、原子核が中性子を捕獲する際の (n, γ) 反応による放出ガンマ線のエネルギー及び強度を測定することで分析試料中の含有元素を分析する方法である。

分析試料の原子核は、中性子を当て励起させることによってエネルギーの高い複合核となり、ただちに（約 10^{-14} 秒以内）捕獲ガンマ線又は即発ガンマ線と呼ばれるガンマ線が放出される。その後、原子核は不安定な放射性核種から安定核種に移行するために壊変ガンマ線を放出する。

放射化分析において前者のガンマ線を測定して含有元素の分析を行う方法を中性子即発ガンマ線分析 (PGA: Prompt Gamma-ray Analysis) という。また、後者のガンマ線を測定して含有元素の分析を行う方法を中性子放射化分析 (NAA: Neutron Activation Analysis) という。

中性子放射化分析が対象とする壊変ガンマ線は、放射性核種に応じた半減期や放送出するガンマ線のエネルギー、放出率などの固有の情報を利用して放射性核種の同定を行うことで、分析試料の含有元素を特定することができる。

また、分析試料の含有元素量 w は、 (n, γ) 反応で生成された放射性核種の壊変ガンマ線の強度（計数値）を求め、分析試料の情報、照射及び測定の条件並びに必要な核データを用いて次式により算出することが原理的に可能である。

分析試料の含有元素重量 W

$$w_a = \frac{M_a}{N_A \cdot \theta_a \cdot \gamma_a} \cdot \frac{\left(\frac{N_p}{t_m} \right) / \left(1 - e^{-\lambda t_i} \right) \cdot \left(1 - e^{-\lambda t_m} \right) \cdot e^{-\lambda t_d}}{\left[G_{th,a} \cdot \phi_s \cdot \sigma_{0,a} + G_{e,a} \cdot \phi_e \cdot I_{0,a} \right] \cdot \epsilon_{p,a}}$$

ここで、

M : 質量数 (g)

λ : 壊変定数 (sec^{-1})

N_A : アボガドロ数

G_{th} : 热中性子の自己しゃへい係数

θ : 存在比

G_e : 热外中性子の自己しゃへい係数

γ : ガンマ線放出率

ϕ_s : 热中性子束 ($\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$)

N_p : 光電ピーク計数値 (counts)

ϕ_e : 热外中性子束 ($\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$)

t_m : 計測時間(sec) σ_0 : 2200m.s^{-1} における放射化断面積、(n, γ)断面積 (barn)
 t_i : 照射時間(sec) I_0 : 熱外中性子における共鳴積分 (barn)
 t_d : 冷却時間(sec) 添え字 a : 分析対象元素

とする。

この方法で算出する方法は絶対法と呼ばれ、正確な分析を行うためには正確な核データ、原子炉の中性子スペクトル及びゲルマニウム検出器の計数効率などに関するデータの正確さについて充分な理解した上で利用することが重要である。このため、一般的に中性子放射化分析は、次項に述べる比較法が多く研究者によって用いられている。また、最近は k_0 法という絶対法の不確定な要因を是正し、また、比較法のように元素毎の比較標準試料を準備しないで簡便に分析が行える方法がヨーロッパを中心に盛んに利用されている。

なお、中性子放射化分析の原理等についての詳細は参考文献 8), 13), 15), 16)などを参考とされたい。

9.2.1 比較法による分析

中性子放射化分析の手法としては、分析試料と標準試料を同一条件で照射を行い、かつ同一条件下における放射線能計測での放射能強度を比較することで定量する比較法が一般的に利用されている。比較法による元素重量は次式より求められる。

分析対象元素 a の重量 W_a は、

$$W_a = W_{std} \times \left(A_a / A_{std} \right)$$

ここで、

W_{std} : 標準試料 (定量元素) の重量

A_a : 分析対象元素の放射能

A_{std} : 標準試料 (定量元素) の放射能

とする。

中性子放射化分析は多元素の同時分析が行える方法であるが、比較法で分析しようとした場合はあらかじめ元素毎の最適な照射条件、測定条件を考慮した標準試料の調製を行う必要がある。

9.2.2 k_0 法による分析

k_0 (KAYZERO) 法は内部標準法による定量法とも呼ばれ、比較法のように分析対象元素毎の標準試料を用いないで、数種類の元素のみで多元素の同時分析を行える方法で、De Corte、Simonits らにより開発されたものである。 k_0 法による元素重量の計算は次式により計算することができるが、原子炉パラメータ (α, f)、共鳴積分と熱中性子断面積の比 Q_0 、 k_0 係数などのデータを準備する必要があることから、一般的に k_0 法に基づく市販ソフトウェアを使用して解析する。 k_0 法についての詳細は、参考文献 9) を参照されたい。

k_0 法による元素重量 w_a の算出

$$w_a = \frac{\left(N_p / t_m SDC \right)_a}{\left(N_p / t_m SDC w \right)_c} \cdot \frac{1}{k_{0,c}(a)} \cdot \frac{[G_{th}f + G_e Q_0(\alpha)]_c}{[G_{th}f + G_e Q_0(\alpha)]_a} \cdot \frac{\varepsilon_{p,c}}{\varepsilon_{p,a}}$$

ここで、

- N_p : 光電ピーク計数値 (counts)
- t_m : 測定時間 (sec)
- S : 飽和係数 $S = 1 - \exp(-\lambda t_i)$
- D : 壊変係数 $D = \exp(-\lambda t_d)$
- C : 測定係数 $C = (1 - \exp(-\lambda t_m)) / \lambda t_m$
- w : 元素重量 (g)
- $k_0(a)$: 分析対象元素 a に対する k_0 係数
- G_{th} : 熱中性子の自己遮へい係数
- G_e : 熱外中性子の自己遮へい係数
- f : 熱中性子と熱外中性子の比 $f = \phi_{th} / \phi_e$
- Q_0 : 共鳴積分と熱中性子断面積の比 $Q_0 = I_0 / \sigma_0$
- α : 热外中性子の $1/E$ 分布からのずれを表す係数
- ε_p : ガンマ線の検出効率

とする。

9.3 実習手順

本実習においては、比較法又は k_0 法による分析のいずれかで実施するものとする。

9.3.1 比較法による分析

(1) 試料の準備

- ① 分析試料及び標準試料を準備し、それぞれの試料重量を秤量する。
- ② それぞれの試料をポリエチレン袋に二重封入し、表面に試料名称を記入する。
- ③ 照射キャップセルに分析試料及び標準試料をいれる。
- ④ 照射に先立ち、試料の生成放射能量を評価し、照射条件及び測定条件を決定する。試料の放射能評価を行うために Table 9.1 に示すデータシート 1 を利用して計算を行う。

(2) 試料の照射及び開封

- ① JRR-4 照射設備を用いて照射試料を原子炉内に挿入し、設定した時間の中性子照射を行う。
- ② 照射終了後の生成放射能による被ばく及び汚染に十分注意し、照射キャップセル内の分析試料及び標準試料の開封を行う。
- ③ 開封した分析試料及び標準試料は、内部の一重目の袋ごと新しいポリ袋に詰め替えポリエチレンシーラで密封する。

(3) 試料の放射線計測

- ① 放射線計測装置（Ge 検出器）を用いて試料の放射能強度に応じた適当な位置で、対象エネルギーのピークカウントが約 10,000 になるようにガンマ線スペクトルを測定する。なお、比較法の場合は、分析試料と標準試料の測定位置（Ge 検出器との距離）は原則として同じ位置とする。ただし、放射能強度の違いから同じ測定位置で測定できない場合は、それぞれの測定位置における計数効率を評価して補正を行う必要がある。
- ② 得られたガンマ線スペクトルを保存した上で、ピーク検索及びピーク面積の計算を行う。
- ③ ピーク検索及びピーク面積の結果をプリンタに出力する。

(4) 放射性核種の同定

- ① 標準試料の着目すべき放射性核種のガンマ線エネルギーを放射線データーブック等により調査する。
- ② 着目したガンマ線エネルギーにおいて他の核種による妨害が無いこと、適度なカウント数が得られていることなどを確認する。
- ③ 分析試料のガンマ線エネルギーについても同様に調査する。

(5) ピーク面積の評価

- ① (4)で着目した標準試料(std)及び分析試料(a)のガンマ線エネルギーのピーク面積を計数率 A_{std} , A_a として Table 9.2 に示すデータシート 2 に記録する。
- ② 標準試料の元素重量をデータシート 2 の核種毎に含有量 W_{std} として単位に注意して記録する。

(6) 分析試料の元素重量計算

照射条件、測定条件が同一であれば、9.2.1 で説明した計算式に基づき計算することができる。ただし、照射条件（照射時間）、測定条件（冷却時間、計測位置、計測時間）が異なる場合は、照射時間、冷却時間、計数効率等について必要な補正計算を行わなければならない。

9.2.1 項の計算式に基づき分析試料の元素重量 W_a を計算し、データシート 1 に記載する。

(7) 分析結果の評価

得られた元素濃度について評価する。

9.3.2 k_0 法による分析

本研修における k_0 法による分析は、市販 k_0 ソフトウェア KAYZERO/SOLCOI を用いて元素の同定及び定量を実施する。また、ガンマ線スペクトル解析については、市販ソフトウェア SAMPO-90 を使用する。

(1) ゲルマニウム検出器の校正

k_0 法による元素濃度の分析に先立ち、使用するゲルマニウム検出器の校正として次の項目について測定を実施する。

- ① 標準線源を用いて検出器と試料の距離が 20cm を超える測定位置における計数効率を測定

する。

- ② 測定しようとする各測定位置（例えば、3cm, 5cm, 10cm, 20cm, 30cm）におけるピーク対トータル比の測定をコインシデンスの無い標準線源を用いて測定する。
- ③ 試料形状毎の各測定位置における計数効率を SOLCOI ソフトウェアにより計算する。

(2) 使用する照射孔における原子炉パラメータ (α 、 f) を測定する。

- ① 使用する照射孔においてジルコニウム(Zr)及び金(Au)を照射し、Zr-95, Nb-97m 及び Au-198 のそれぞれの核種のガンマ線スペクトルを測定する。
- ② 原子炉パラメータ (α 、 f) を KAYZERO ソフトウェアにより計算する。

(3) 分析試料、環境標準試料及び k_0 用モニタ (Zr 及び Au) を同一条件で照射する。

原則として、試料の照射毎に k_0 用モニタ (Zr, Au) を封入し、同時照射すべきであるが、生成放射能や半減期等の都合により同時照射が困難な場合は、同一条件と言える状態で(2)に行う原子炉パラメータの測定を別途実施する。このため、(2)で計算した原子炉パラメータが利用できる場合は、試料と Au のみの照射を行い、コンパレータ係数による補正を行う。

分析試料、環境標準試料及び k_0 用モニタ (Au, Zr) を同時照射する。ただし、原子炉パラメータが測定され、使用できる場合は、分析試料と Au のみを一緒に封入し、同時照射する。

(4) 分析試料、環境標準試料及び k_0 用モニタのガンマ線スペクトルを測定する。

分析試料、環境標準試料及び k_0 用モニタについて、(1)で校正済みの放射線計測装置（ゲルマニウム検出器）を用いて核種の半減期等を考慮し、適切な時期にガンマ線スペクトルの測定を必要に応じた頻度で実施する。

(5) 分析試料、環境標準試料及び k_0 用モニタのガンマ線スペクトル解析を行う。

分析試料、環境標準試料及び k_0 用モニタのガンマ線スペクトルを SAMPO-90 ソフトウェアを用いてピーク解析（ピークの検索及び面積計算）を行う。

(6) KAYZERO ソフトウェアによる元素濃度の計算

分析試料、環境標準試料及び k_0 用モニタについての試料情報、照射情報及び測定情報等の必要なデータを KAYZERO ソフトウェアに入力し、分析試料及び環境標準試料の元素濃度を計算する。

(7) 分析結果の取り纏め

- ① 分析試料及び環境標準試料について、測定毎に得られた元素の濃度、標準偏差及び検出限界を一覧表に取り纏める。
- ② 環境標準試料の元素毎の認証値と今回の分析で得られた元素濃度を比較し、その正確さを確認する。
- ③ ②における分析の正確さを確認した上で、分析試料の元素濃度を評価する。

Table 9.1 比較法分析用記録用紙(1/2)

データシート 1

照射試料の照射後における放射能評価

1. 照射条件

原 子 炉 : _____

照射設備名 : _____

試料重量 : _____

照射時間 : _____

2. 照射試料の照射後における放射能計算

$$A = N \cdot \sigma \cdot f \cdot (1 - \exp(-\lambda \cdot t_i)) \cdot \exp(-\lambda \cdot t_c)$$

ここで、

A : 放射能量 (Bq) ()

 λ : 崩壊定数 ()

N : 原子数 ()

ti : 照射時間 ()

 σ : 放射化断面積 (barn) ()

Tc : 冷却時間 ()

f : 熱中性子束 ($n/cm^2 \cdot s$) ()

とする。

放射能量 A =

Table 9.2 比較法分析用記録用紙(2/2)

データシート 2

照射済試料の放射化分析（比較法による元素分析：定量）

分析対象元素の重量 W_a は、

$$W_a = W_{std} \times (A_a / A_{std})$$

により算出する。

ここで、 W_{std} : 標準試料（定量元素）の重量 A_a : 分析対象元素の放射能 A_{std} : 標準試料（定量元素）の放射能

試 料 名		標準試料 ()		分析試料 ()	
照射開始時間		年	月	日	時 分
照射時間（開始～終了時刻）		分 (:	~ :	分 (:	~ :
測定開始時間		年	月	日	時 分
計測時間（秒）		秒		秒	
計測位置 (cm 又は段目)		cm・段目		cm・段目	
No.	核種名 (エネルギー) (放出率)	計数率(cps) A_{std}	含有量(単位) W_{std}	計数率(cps) A_a	含有量(単位) W_a
1	()keV ()%				
2	()keV ()%				
3	()keV ()%				
4	()keV ()%				
5	()keV ()%				
6	()keV ()%				
7	()keV ()%				
8	()keV ()%				
9	()keV ()%				
10	()keV ()%				
11	()keV ()%				
12	()keV ()%				
13	()keV ()%				
14	()keV ()%				
15	()keV ()%				
16	()keV ()%				
17	()keV ()%				
18	()keV ()%				
19	()keV ()%				
20	()keV ()%				
21	()keV ()%				
22	()keV ()%				
23	()keV ()%				
24	()keV ()%				
25	()keV ()%				

10. おわりに

JRR-4 では、原子炉の運転実習、制御棒校正実験、各種特性測定等を実施している。

研究用原子炉の特色を活かした多岐にわたる実験が可能であるため、臨界実験装置で行われる臨界近接、制御棒校正、反応度測定といったゼロ出力近傍での実験に限らず、キセノン効果、温度効果、熱量測定による出力校正といった高出力運転が必要な実験にも対応することができる。

本書は、JRR-4 において実習を行う際の指標となるよう運転実習及び原子炉物理実験のテキストとしてとりまとめた。参考としていただければ幸いである。

今後も実習内容の見直しに合わせて逐次更新していく予定である。

謝辞

本報告書をまとめるにあたり、桜井文雄前研究炉加速器管理部長、山下清信研究炉加速器管理部長には多大なご指導、ご鞭撻をいただき、須崎武則原子力研修センター講師には貴重なご教示をいただきました。また、研究炉利用課、研究炉技術課の皆様並びに加島洋一 JRR-4 管理課長及び根本工 JRR-4 管理課長代理にも、多くのご助力をいただきました。ここに、深く感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 日本原子力学会臨界実験専門委員会編：“原子炉物理実験”，コロナ社，p. 1-3 (1964).
- 2) 平根伸彦他，“JRR-4 低濃縮ウランシリサイド燃料炉心の特性試験”，
JAEA-TECHNOLOGY-2006-028 (2006).
- 3) John R. Lamarsh. (武田充司訳)：“原子炉の初等理論”，吉岡書店，
p. 143, 355, 697-705 (1976).
- 4) 中野佳洋：“ウラン密度 3.8g/cm の低濃縮ウラン・シリコン分散型燃料を用いた JRR-4
炉心の核特性解析”，JAERI-TECH 95-002 (1995).
- 5) K. H. Beckurts and K. Wirtz, "Neutron Physics", Springer-Verlag,
p. 206, 235, 273, 276-277, 425 (1964).
- 6) D. Jakeman (住田健二訳)：“原子炉の物理”，同文書院，p. 117 (1971)
- 7) F. H. Helm, Nucl. Sci. Eng., 16, p. 235 (1963)
- 8) 伊藤泰男・松尾基之, 放射化分析研究会執筆：“放射化分析ハンドブック”，
日本アイソトープ協会(2005).
- 9) 米沢仲四郎・松江秀明：“ k_0 法による中性子放射化分析”，ぶんせき No. 2,
日本分析化学会(2004).
- 10) 米沢仲四郎 他：“実用 ガンマ線測定ハンドブック”，日刊工業新聞社(2002).
- 11) F. De Corte and A. Simonits, "VADE MECUM for k_0 -USERS", DSM Research, (1994).
- 12) F. De Corte, "The k_0 Standardization Method", Rijksuniversiteit Gent, (1987).
- 13) 橋本芳一・大歳恒彦：“放射化分析法・PIXE 分析法”，共立出版(1986).
- 14) 野口正安：“ γ 線スペクトロメトリー”，日刊工業新聞(1980).
- 15) 日本アイソトープ協会：“放射化分析による環境調査” (1979)
- 16) 橋本芳一：“放射化分析の実際”，講談社(1978).

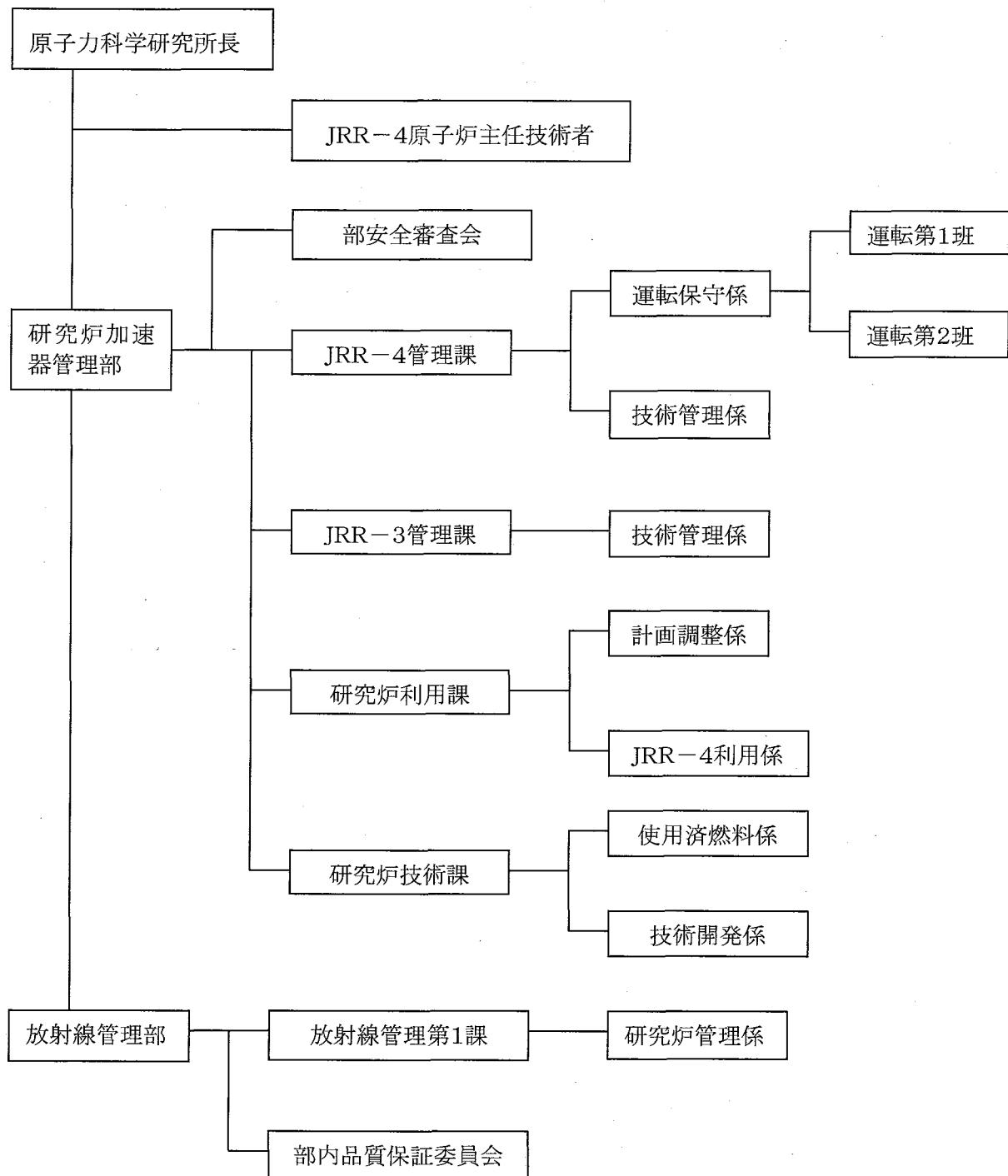
This is a blank page.

参 考 資 料

- (参考資料 1) 原子炉運転管理組織
- (参考資料 2) 本体施設の運転上の制限値
- (参考資料 3) 本体施設の安全保護回路の作動条件
- (参考資料 4) 本体施設の警報装置の作動条件
- (参考資料 5) 原子炉運転開始前に正常な状態であることを確認すべき設備
原子炉運転停止後の本体施設等及び利用施設の巡視及び点検
- (参考資料 6)

This is a blank page.

別図第1 原子炉運転管理組織



別表第3 本体施設の運転上の制限値（第14条関係）

施 設	制限事項	制限値
本体施設	(1) 連続最大熱出力 強制循環冷却時 自然循環冷却時 (2) 最大過剰反応度 (3) 反応度停止余裕（最大反応度効果を有する制御棒1本完全引抜時） (4) 1次冷却水炉心出口平均温度最大値 (5) 燃料要素平均の最高燃焼度	3,500kW 200kW 12% Δk/k 1% Δk/k 以上 60°C 50%

別表第5 本体施設の安全保護回路の作動条件（第17条関係）

項目	作動条件
原子炉停止回路	中性子束高高（高設定） 強制循環冷却運転時に中性子束が 3,850kW 以上になったとき。
	中性子束高高（低設定） 自然循環冷却運転時に中性子束が 220kW 以上になったとき。
	ペリオド短短 ペリオドが 5 秒以下になったとき。
	炉心タンク水位低低 炉心タンクの水位が規定水位 9.8mから 50 cm以上低下したとき。
	No.1 プール水位低低 No.1 プールの水位が規定水位 9.8mから 50 cm以上低下したとき。
	炉心入口流量低低 強制循環冷却運転時に炉心流量が 5 m ³ /min 以下になったとき。
	熱交換器出口流量低低 強制循環冷却運転時に熱交換器流量が 2.5m ³ /min 以下になったとき。
	1 次冷却水炉心出口温度高高 1 次冷却水の炉心出口温度が 60°C 以上になったとき。
	地震（水平、鉛直） 0.25m / s ² (25Gal) 以上の地震が発生したとき。
	電源電圧低 電源電圧が零になったとき。
	微調整棒下限 自動運転中に微調整棒がスクラム下限に達したとき。
	炉心ブリッジ固定解除 炉心ブリッジのレールクランプが解除されたとき。
	安全スイッチ投入 安全スイッチを投入したとき。
	手動スクラム投入 手動スクラムを投入したとき。
その他の主要な安全保護回路	燃料事故モニタ高高 燃料事故モニタの指示値が BG の 10 倍以上になったとき。
	手動バックアップスクラム投入 手動バックアップスクラムを投入したとき。
その他の主要な安全保護回路	燃料事故モニタ高高高 燃料事故モニタの指示値が BG の 50 倍以上になったとき。

別表第6 本体施設の警報装置の作動条件（第18条関係）

項目	作動条件
中性子束高（高設定）	強制循環冷却運転時に中性子束が 3,675kW以上になったとき。
中性子束高（低設定）	自然循環冷却運転時に中性子束が 210kW以上になったとき。
ペリオド短	ペリオドが 10 秒以下になったとき。
熱出力高	原子炉の熱出力が 3,500kWを超えたとき。
炉心タンク水位低	炉心タンクの水位が規定水位 9.8mから 30 cm以上低下したとき。
No. 1 プール水位低	No. 1 プールの水位が規定水位 9.8mから 30 cm以上低下したとき。
No. 2 プール水位低	No. 2 プールの水位が 5.9m以下に低下したとき。
炉心入口流量低	強制循環冷却運転時に炉心流量が 7.2m ³ /min 以下になったとき。
熱交換器出口流量低	強制循環冷却運転時に熱交換器流量が 3.6m ³ /min 以下になったとき。
2 次冷却水流量低	強制循環冷却運転時に 2 次冷却水流量が 7.2m ³ /min 以下になったとき。
1 次冷却水炉心出口温度高	1 次冷却水の炉心出口温度が 47°C以上になったとき。
照射室遮へい扉開	照射室（B N C T 用）の遮へい扉が開のとき。
主循環ポンプ出口圧力低	強制循環運転時に出口圧力が 0.3MPa (3kgf/cm ²) 以下になったとき。
1 次冷却水電気伝導率高	1 次冷却水の電気伝導率が 10 μS/cm以上になったとき。
制御棒そう入障害	制御棒のそう入に障害が生じたとき。
微調整棒位置不適当	自動制御によって運転する場合において、微調整棒の位置が下限から 65mm以上 535mm以下の範囲を超えたとき。
信号偏差増大	自動制御によって運転する場合において、信号偏差によって表示された出力の偏差が ± 4 %以上になったとき。
排水ピット満水	排水ピットが満水になったとき。
破損燃料検出モニタ高	破損燃料検出モニタの指示値が 500min ⁻¹ (500cpm)以上になったとき。
燃料事故モニタ高	燃料事故モニタの指示値が BG の 3 倍以上になったとき。
2 次冷却水モニタ高	2 次冷却水モニタの指示値が BG の 3 倍以上になったとき。
非常用排気設備異常	非常用排気設備に異常が生じたとき。

別表第9 原子炉運転開始前に正常な状態であることを確認すべき設備（第21条関係）

施設区分		設備
本体施設	原子炉本体	炉心
		炉心タンク
		プール
	原子炉冷却系統施設	1次冷却設備
		2次冷却設備 注1)
	計測制御系統施設	中性子計測設備
		冷却系計測制御設備
		安全保護回路
		制御設備
		非常用制御設備
		警報設備
		インターロック回路
	放射性廃棄物の廃棄施設	非常用排気設備
特定施設	附属施設	受変電設備
		非常用電源設備
	放射性廃棄物の廃棄施設	通常排気設備
		液体廃棄設備
利用施設 注2)	附属施設	簡易照射筒
		気送管照射設備
		プール（実験設備）
		中性子ビーム設備
		散乱実験設備

注1) 自然循環冷却運転時は対象外とする。

注2) 利用があるものについて点検する。

別表第10 原子炉運転停止後の本体施設等及び利用施設の巡視及び点検（第25条関係）

施設区分	設備等	設備の状態等巡視点検項目
本体施設	1次冷却設備	(1) ポンプ停止 (2) 電動弁全閉 (3) サイフォンブレーク弁開 (4) 排水ピット水位低 (5) 排水ピットポンプ自動
	2次冷却設備	(1) ポンプ停止 (2) ファン停止
	計測制御系給電盤	(1) 電源の遮断
特定施設	受変電設備	(1) 商用電源の電圧
	通常排気設備	(1) 排風機の作動状態
	液体廃棄設備	(1) 貯槽の水位
利用施設 注1)	簡易照射筒	(1) そう入物の有無 (2) キャプセル等の保管状況
	気送管照射設備	(1) カドミ吸收体のそう入状況 (2) キャプセル等の保管状況
	プール（実験設備）	(1) 実験装置の外観
	中性子ビーム設備	(1) 簡易遮へい体の状態 (2) カドミシャッタの状態
	散乱実験設備	(1) 遮へい体の状態

注1) 利用があったものについて点検する。

国際単位系 (SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	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
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
質量体積 (比体積)	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電気密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(物質量の)濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率	(数の) 1	1

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^6	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{-18}	アトト	a
10^2	ヘクト	h	10^{-21}	ゼット	z
10^1	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表 3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad	$m \cdot m^{-1} = 1^{(b)}$
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)	$m^2 \cdot m^{-2} = 1^{(b)}$
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}
压力	ニュートン	N	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
圧力, 応力	パスカル	Pa	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
エネルギー, 仕事, 熱量	ジユール	J	$N \cdot m$
功率, 放射束	ワット	W	J/s
電荷, 電気量	クーロン	C	$s \cdot A$
電位差(電圧), 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	フアラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	シーメンス	S	A/V
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2
磁感应度	テスラ	T	$kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリイ	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C	K
光度	ルーメン	lm	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot cd = cd$
(放射性核種の)放射能吸収線量, 質量エネルギー	ベクレル	Bq	lm/m^2
ギガ分与, カーマ	ギガレイ	Gy	J/kg
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	シーベルト	Sv	$m^2 \cdot s^{-2}$

(a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なる性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの用例は表 4 に示されている。

(b) 実際には、使用する時には記号 rad 及び sr が用いられるが、習慣として組立単位としての記号 “1” は明示されない。

(c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号 sr を単位の表し方の中にそのまま維持している。

(d) この単位は、例としてミリセルシウス度 $m^{\circ}\text{C}$ のように SI 接頭語を伴って用いても良い。

表 4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	$\text{Pa} \cdot s$	$N \cdot m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-1}$
の分子張	ニュートンメートル	N · m	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
表面張	ニュートン每メートル	N/m	$kg \cdot s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m^{-1} \cdot s^{-1} = s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	$m^{-1} \cdot s^{-2} = s^{-2}$
熱流密度, 放射照度	ワット每平方メートル	W/m^2	$kg \cdot s^{-3}$
熱容量, エントロピー	ジュール每ケルビン	J/K	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量熱容量(比熱容量), 質量エンントロピー	ジュール每キログラム	J/(kg · K)	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量エネルギー(比エネルギー)	ジュール每キログラム	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
熱伝導率	ワット每メートル毎ケルビン	$W/(m \cdot K)$	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール每立方メートル	J/m ³	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
電界の強さ	ボルト每メートル	V/m	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
体積電荷	クーロン每立方メートル	C/m ³	$m^{-3} \cdot s \cdot A$
電気変位	クーロン每平方メートル	C/m ²	$m^{-2} \cdot s \cdot A$
誘電率	ファラード每メートル	F/m	$m^{-3} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
透磁率	ヘンリー每メートル	H/m	$m \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール每モル	J/mol	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot mol^{-1}$
モルエンントロピー	ジュール每モル每ケルビン	J/(mol · K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mol^{-1}$
モル熱容量	クーロン每キログラム	C/kg	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン每キログラム	Gy/s	$m^2 \cdot s^{-3}$
吸収線量	ワット每ステラジアン	W/sr	$m^4 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
放射強度	ワット每平方メートル	W/(m ² · sr)	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$
放射輝度	ワット每平方メートル每ステラジアン	W/(m ² · sr)	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$

表 6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	$1^\circ = (\pi/180) \text{ rad}$
分	'	$1' = (1/60)^\circ = (\pi/10800) \text{ rad}$
秒	"	$1'' = (1/60)' = (\pi/648000) \text{ rad}$
リットル	L	$1L = 1 dm^3 = 10^{-3} m^3$
トン	t	$1t = 10^3 \text{ kg}$
ネーバ	Np	$1Np = 1$
ベル	B	$1B = (1/2) \ln 10 (Np)$

表 7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位で SI 単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	$1eV = 1.60217733(49) \times 10^{-19} J$
統一原子質量単位	u	$1u = 1.6605402(10) \times 10^{-27} \text{ kg}$
天文単位	ua	$1ua = 1.49597870691(30) \times 10^{11} \text{ m}$

表 8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	里	1 海里=1852m
ノット	ト	1ノット=1 海里每時=(1852/3600)m/s
アーチル	a	$1a = 1 dam^2 = 10^4 m^2$
ヘクタール	ha	$1ha = 1 hm^2 = 10^4 m^2$
バール	bar	$1 bar = 0.1 MPa = 100 kPa = 1000 hPa = 10^5 Pa$
オングストローム	Å	$1 Å = 0.1 nm = 10^{-10} m$
バーン	b	$1 b = 100 fm^2 = 10^{-28} m^2$

表 9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	$1 erg = 10^{-7} J$
ダイナ	dyn	$1 dyn = 10^{-5} N$
ポア	ズ	$1 P = 1 dyn \cdot s/cm^2 = 0.1 Pa \cdot s$
ストークス	St	$1 St = 1 cm^2/s = 10^{-4} m^2/s$
ガウス	G	$1 G = 10^{-4} T$
エルステッド	Oe	$1 Oe = (1000/4\pi) A/m$
マクスウェル	Mx	$1 Mx = 10^{-8} Wb$
スチル	sb	$1 sb = 1 cd/cm^2 = 10^4 cd/m^2$
ホル	ph	$1 ph = 10^4 lx$
ガル	Gal	$1 Gal = 1 cm/s^2 = 10^{-2} m/s^2$

表 10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリ	Ci	$1 Ci = 3.7 \times 10^{10} Bq$
レントゲン	R	$1 R = 2.58 \times 10^{-4} C/kg$
ラド	rad	$1 rad = 1 Gy = 10^{-2} Gy$
レム	rem	$1 rem = 1 cSv = 10^{-2} Sv$
X線単位	X unit	$1 X unit = 1.002 \times 10^{-4} nm$
ガンマ	γ	$1 \gamma = 1 nT = 10^{-9} T$
ジャンスキ	Jy	$1 Jy = 10^{-26} W \cdot m^{-2} \cdot Hz^{-1}$
フェルミ	fm	$1 fermi = 1 fm = 10^{-15} m$
メートル系カラット	Torr	$1 metric carat = 200 mg = 2 \times 10^{-4} kg$
トルル	Torr	$1 Torr = (101325/760) Pa$
標準大気圧	atm	$1 atm = 101325 Pa$
カリ	cal	
ミクロ	μ	$1 \mu = 1 \mu m = 10^{-6} m$