

JAERI-Tech
2002-037



JP0250157



核変換実験施設の概念検討
(3) 核変換物理実験施設の検討

2002年3月

大井川 宏之・前川 藤夫・明午 伸一郎・春日井 好己
辻本 和文・西原 健司・佐々 敏信・今野 力
甲斐 哲也・池田 裕二郎

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

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

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2002

編集兼発行 日本原子力研究所

核変換実験施設の概念検討
(3) 核変換物理実験施設の検討

日本原子力研究所東海研究所中性子科学研究センター
大井川 宏之・前川 藤夫・明午 伸一郎・春日井 好己・辻本 和文
西原 健司・佐々 敏信・今野 力・甲斐 哲也・池田 裕二郎

(2002年1月31日受理)

原研-KEK 大強度陽子加速器計画の一環として、加速器駆動未臨界システム(ADS)を用いた核変換技術の炉物理に関する研究開発を目的とした「核変換物理実験施設」の概念を検討した。施設は臨界実験施設として建設するが、未臨界状態で10Wまでの陽子ビームを入射できる構造とした。パルス状の陽子ビームを用いて、断面積等の測定もできるように施設の配置を検討した。加速器施設から10W陽子ビームを導入するためにYAGレーザーによる荷電変換を用いる方法を検討した。臨界集合体本体の仕様は既存の高速炉臨界実験装置FCAの設計に基づいて検討した。耐爆・気密性を有する炉室構造についてもFCAの仕様を満足できることを計算によって確認した。さらに、施設で発生する放射性廃棄物の量、高エネルギー中性子の遮蔽性能、及び安全性確保に関する検討を行い、特に大きな問題点はないことを示した。最後に、将来に計画しているマイナーアクチニド及び長寿命核分裂生成物を用いた実験について検討を行った。

Conceptual Study of Transmutation Experimental Facility
(3) Study on Transmutation Physics Experiment Facility

Hiroyuki OIGAWA, Fujio MAEKAWA, Shin-ichiro MEIGO, Yoshimi KASUGAI,
Kazufumi TSUJIMOTO, Kenji NISHIHARA, Toshinobu SASA,
Chikara KONNO, Tetsuya KAI, and Yujiro IKEDA

Center for Neutron Science
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 31, 2002)

Under a framework of JAERI-KEK joint project of high intensity proton accelerator, a concept of the Transmutation Physics Experiment Facility was studied to research and develop the reactor physics aspects of the nuclear transmutation technology using the accelerator driven subcritical system (ADS). Although the facility is to be constructed as a critical facility, a proton beam of 10W can be introduced at the subcritical state. The facility was arranged so that the cross section could be measured by using pulsed proton beam. To introduce 10W proton beam from the accelerator, a charge exchange technique using a YAG laser was investigated. The specification of the critical assembly was based on the existing fast critical facility FCA. The structural analysis of the reactor containment building was carried out to verify the good performance for the explosion- and pressure-resistant ability. No serious defect was found on the radioactive waste from the facility, shielding performance for high energy neutrons and safety aspects of the reactor. Possibility of future experiments with minor actinide and long-lived fission product was also discussed.

Keywords: High-intensity Proton Accelerator, Nuclear Transmutation, Critical Assembly, Accelerator Driven Subcritical System, Physics Experiment, Neutronics, Reactor Physics, Minor Actinide, Long-lived Fission Product, Laser Charge Exchange, Safety Analysis, Shielding Calculation, Radioactive Waste

目 次

1. 背景と目的	1
2. 実験項目とその意義	3
3. 臨界実験装置の仕様	17
4. 陽子ビーム導入機構	47
5. 施設の機器構成と配置	67
6. 核特性及び放射線安全に関する解析	99
7. 安全性解析	139
8. MA および LLFP を用いた実験の展望	182
9. まとめと今後の展開	198
謝 辞	200
付録 集合体部分の耐震予備計算	201

Contents

1. Background and Purpose of Study	1
2. Items and Significance of Experiments	3
3. Specification of Critical Assembly	17
4. Proton Beam Introduction Mechanism	47
5. Arrangement of Facility and Devices	67
6. Analysis for Nuclear Parameters and Radiation Safety	99
7. Safety Analysis	139
8. Perspective of Experiments Using MA and LLFP	182
9. Summary and Remaining Issues	198
Acknowledgements	200
Appendix Pre-analysis for Earthquake Resistance of Core Assembly	201

1. 背景と目的

原子力発電で発生する使用済み燃料を再処理した際に生じる高レベル放射性廃棄物には半減期が数千年を超えるマイナーアクチニド (MA) 及び核分裂生成物 (LLFP) が含まれており、地層処分する際に長期にわたって閉じ込め機能を確保しなければならない。これら MA 及び LLFP を高レベル廃棄物から分離し、核分裂反応、中性子捕獲反応等の核反応によって短半減期か安定な核種に核変換する技術が分離変換技術である。原研では、MA を主な燃料とした核変換システムで集中的に核変換を行う「階層型核燃料サイクル」を提言してきた⁽¹⁾。

MA を効率よく核変換するためには、MA を高速中性子による核分裂反応で変換し、さらにその際に発生する核分裂中性子も核変換に用いる方法が良い。従って、高速炉に MA を集中的に装荷したいいわゆる専焼炉が理想的であるが、実効遅発中性子割合が小さいこと等の理由から制御性及び安全性に関する開発要素が多いと考えられている。そこで、近年、体系を未臨界に保ったまま、強力な加速器中性子源で連鎖反応を維持する「加速器駆動未臨界システム (Accelerator Driven System : ADS)」が核変換システムの候補として注目されるようになってきており、各国で盛んに研究・開発が行われている。

一方、原研と高エネルギー加速器研究機構 (KEK) は、共同で大強度陽子加速器を建設し、物質・生命科学及び素粒子・核物理と共に核変換の実験を行う計画を進めている。この計画における核変換実験施設 (Transmutation Experimental Facility : TEF) では、線形加速器によって 600MeV に加速された 200kW の陽子ビームを用いて、ADS を用いた核変換技術の基礎的な実験を行う。

核変換実験施設は、核燃料と核破砕中性子源を用いて ADS 概念の成立性に係る炉物理及び運転・制御に関する研究・開発を目的とする「核変換物理実験施設」と、ADS 特有の構造であるターゲット及びビーム窓の材料、熱構造設計及びシステム技術の確立を目指した「ADS ターゲット試験施設」の二つの主要施設で構成される。

この内、核変換物理実験施設は、未臨界状態とした臨界実験装置に陽子ビームを導入し、高速中性子増倍体系を核破砕中性子源で駆動する施設である。未臨界度の測定精度や反応度に関する情報の精度を高めるために、臨界状態での実験も行う施設である。従って、原子力基本法第 3 条に定める「原子炉」の範疇に属する実験装置であり、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下、「原子炉等規制法」と呼ぶ。)の適用を受ける。

核変換物理実験施設に関するこれまでの検討では、実験の概要、施設構成の概要、陽子ビーム導入方法の原理、原子炉施設と加速器施設を連結する方法、安全性確保の考え方等について考察し、施設の意義及び成立性を示した⁽²⁾。

本報告書は、これまでの成果を踏まえ、核変換物理実験施設の具体的な検討を進めた結果をまとめたものである。

以下、第 2 章では実験項目とその意義について、第 3 章では実験装置の仕様について、第 4 章では陽子ビーム導入機構について、第 5 章では施設の配置と機器構成について、第 6 章では核特性、遮へい、放射性物質の生成量及びパルス運転時の核

計装検出器応答の計算結果について、第7章では安全性に関する予備解析について、第8章では MA を用いた実験の展望について、第9章では今後の検討の進め方について、それぞれ述べる。

第1章の参考文献

- (1) 原子力委員会・原子力バックエンド対策専門部会：「長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方」、平成12年3月31日(2000)。
- (2) 大井川宏之、他：「核変換実験施設の概念検討 (1)核変換物理実験施設の概要」, JAERI-Tech 2000-062 (2000)。

2. 実験項目とその意義

2.1 はじめに

未臨界/臨界炉心と 600MeV, 10W 陽子ビーム導入機構で構成される核変換物理実験施設では、加速器駆動核変換システム (ADS) 開発にとって必要な炉物理実験を行う。参考文献 (1) の第 2 章では、核変換物理実験施設において計画されている実験項目とその目的が述べられている。Table 2.1 は参考文献 (1) から転載したものであり、実験項目がまとめられている。実験項目は (1) 核破碎中性子源で駆動される高速未臨界体系の核特性予測精度評価、(2) 加速器駆動ハイブリッドシステムの運転・制御性検証、(3) MA 及び LLFP の核変換特性評価、の 3 つに大きく分類されており、それぞれはさらに細分化されている。

Table 2.1 では基本的な実験は網羅されているものの、抜け落ちている実験もいくつかあると考えられる。そこで Table 2.1 には含まれていないが、核変換物理実験施設を利用して行うことが適切であり、かつ今後の ADS 開発にとって欠かすことのできないと考えられる実験項目の検討を行った。特に、施設の仕様が固まってしまう以前に施設設計に反映させなければならない特殊設備を要する実験については、できる限り漏れのないようにした。本検討では、核変換物理実験施設そのものを用いて行う実験項目の洗い出しを主目的とした。これに加え、核変換物理実験施設の炉心を直接的には使用はしないが今後の ADS 開発にとって必要であり、かつ 600MeV, 10W の陽子ビームや周辺の付帯設備を利用して実施可能な実験項目まで含めた。ただし、ADS ターゲット試験施設で行う実験項目は別途検討することとした。

ADS 開発にとって必要な実験は、既存の高速臨界集合体 FCA と DT 中性子源の組み合わせ、あるいはフランスの高速臨界集合体 MASURCA 施設においてある程度実施可能である。そこで核変換物理実験施設では、これらの高速臨界集合体を基本とする従来の実験施設では不可能な実験を優先し、独自性を確保すべきである。従来施設との対比において、核変換物理実験施設の特徴は次の 2 点である。

- (1) 600MeV 陽子ビームが利用でき、炉心に打ち込める。
- (2) MA 取り扱い施設とし、MA を使用した実験を行うことができる。

2.2 前提条件

実験を考える上で、以下の条件を前提とした。

臨界実験と未臨界実験

臨界実験：	陽子ビームは用いない D-T 中性子源, Cf-252 中性子源等を使用可能
未臨界実験：	陽子ビーム使用可能 $k_{eff} < 0.98$

出力の制限値

最大熱出力：	500 [W]
年間積算熱出力：	50 [kWh]
最大ビーム出力：	10 [W] (k=0.95 の時、約 500W 熱出力に相当)

陽子ビーム

繰り返し：	25 [Hz]
エネルギー：	600 [MeV] (陽子 1 個あたり 10^{-10} [J])
短パルス運転時の 1 パルスあたりの最大陽子数：	$10 [W] / 25 [1/s] / 10^{-10} [J] = 4 \times 10^9$ [ppp]
パルス幅：	10 [ns] (低出力時には、1 [ns] 以下も可能)
パルスのピーク値：	4×10^9 [ppp] / 10 [ns] = 4×10^{17} [p/s]

2.3 提案された実験項目の概要

今回の検討で提案された実験項目の一覧を Table 2.2 に示す。また、それぞれの実験項目に関するより詳細な目的、内容等を Table 2.3 に示す。Table 2.2 では、全 14 項目の中 8 項目 (#1~#8) が核計算の基本となる断面積測定に関する実験、3 項目 (#9~#11) が核反応生成物に関する実験で、これらは Table 2.1 には含まれていない新しい実験項目である。残りの 3 項目 (#12~#14) は Table 2.1 に含まれているが、中身をより具体化したものである。以下、実験項目の概要を示す。

断面積測定実験 (項目#1~#8)

- 測定対象 #1~#7：MA を中心とするアクチノイド元素
#8： それ以外のターゲットや構造材として使われる元素
- 中性子源：10W の陽子ビームを様々なターゲットに入射して得られる白色中性子源が必要。飛行時間法を併用することにより、これまで測定例のない数百 MeV 以下の様々な断面積を入射中性子エネルギー依存で測定できる。
p-Li 等の準単色中性子源も利用できた方がよい。
- 陽子ビームの利用：
実機の ADS で想定される 1~1.5GeV の陽子入射への外挿性を考えて、最大エネルギーである 600MeV において陽子入射断面積測定を行う必要がある。また、強度は弱くなるが 600MeV 以下の 2 次陽子ビームが利用できればよい。
- 測定量：核分裂断面積、 ν 値、核分裂中性子スペクトル、遅発中性子、捕獲断面積、非弾性散乱断面積、(n,xn)反応断面積、荷電粒子生成断面積、他
- MA 試料：0.1 mg~10g 程度の試料が必要。
- 検出器：4 π 型中性子・ γ 線検出器、核分裂計数管、Moxson-Rae 検出器、格子付電離箱、等

核反応生成物に関する実験 (#9～#11)

- 測定対象： MA を中心とするアクチニド元素、ターゲット材、構造材
- 照射場： 炉心内の ADS 模擬中性子場
陽子ビームを入射した裸ターゲット周りの高エネルギー場
600MeV 陽子場
- 測定量： 核分裂収率、核破碎収率
誘導放射能 (γ 線)、崩壊熱
有害核種生成率 (Po 等)
- 検出器： HP-Ge、崩壊熱スペクトロメータ、オンライン同位体分離器
(ISOL)、他

その他の実験 (#12～#14)

- 外部中性子源特性 (#12, #13)
飛行時間 (TOF) ラインが必要
- パルス中性子による未臨界度測定 (#14)
早い時定数で動作させた電流モードの核分裂計数管

今回提案された実験の中には未臨界/臨界炉心を使用した炉物理実験はなく、Table 2.1 の実験項目は炉心を使用する炉物理実験をほぼ網羅していると考えられる。一方、今回提案された実験項目は炉物理実験の範疇には入らないが、今後の ADS 開発を進めていく上で必要不可欠であり、かつ核変換物理実験施設の実験の一部として行うのが適当と考えられるもので、その多くは微分実験に分類される。

なお、実験項目によっては定量的な実現可能性の評価に関する詳細な検討が十分に行われていないものも含まれており、今後検討を続けて行く必要がある。

2.4 追加すべき実験項目の意義

実効増倍率決定のために必要な核データ

ADS 炉心内の中性子スペクトルは高速炉スペクトルに類似しているため、実効増倍率 k_{eff} を予測するのに必要な U や Pu に対する核データは従来の高速炉開発で蓄積されたデータでほぼ十分であると考えられる。一方、MA については核データは十分ではなく、10MeV 以下のエネルギー領域を中心にして核分裂断面積、捕獲断面積、非弾性散乱断面積、(n,xn)反応断面積、 ν 値、核分裂中性子スペクトル等のデータが必要である。特に、しきい核分裂反応を主要な核変換反応とする ADS 炉心では、核分裂のしきいエネルギーを超える中性子の割合はわずかな核分裂中性子スペクトルの変化によって大きく変わるため、実効増倍率は核分裂中性子スペクトルに大きく依存する。このため、ADS 高速中性子場における MA の核分裂中性子スペクトルを実験的に把握することは非常に重要である。

実効外部中性子源強度決定のために必要な核データ

高エネルギー陽子加速器で駆動される ADS 炉心における実効外部中性子源強度を計算で求めるには、U, Pu, MA 等のアクチニド元素、さらにターゲットや構造材等で使われるその他の元素について、様々な断面積がおおよそ 1.5GeV までのエネルギー範囲で精度良く分かっている必要がある。U や Pu も含めたアクチニド元素について、核分裂断面積、 ν 値、核分裂中性子スペクトル等のデータが重要である。14MeV 以上のエネルギー領域では ν 値や核分裂中性子スペクトルに関する実験データは無いに等しい。NMTC/JAM コード⁽²⁾ 内では 20MeV 以上の高エネルギー核分裂はいくつかの物理モデルで記述されており、一方で JENDL 高エネルギーファイルの評価が現在進行中であるが、これらのモデルや評価値の精度を確認するための実験データは極めて不十分であるのが現状である。このため、炉心形状、陽子ビーム出力や実効増倍率が正確に与えられたとしても、炉出力がどの程度の精度で予測できるのかは現時点では議論できる段階ではない。このため、今後の ADS 開発にとって、実効外部中性子源強度決定のための高エネルギー領域における核データ取得は最も重要な実験項目の 1 つである。

動特性評価のために必要な核データ

動特性評価のためには MA 核種の核分裂に伴う遅発中性子や、U, Pu まで含めたアクチニド核種の高エネルギー核分裂に伴う遅発中性子に関する実験データが必要である。データとしては、遅発中性子割合 (β 値) と共に、遅発中性子スペクトルが重要であろう。MA を主成分とした ADS 炉心では、遅発中性子のエネルギー (U-235 で平均 0.4MeV) のわずかな増加が、核分裂のしきいエネルギーを上回る中性子数の有意な増加をもたらす、実効遅発中性子割合が大きく増加する。

核分裂収率

核分裂収率のデータは、燃焼計算、炉の動特性 (毒物効果)、崩壊熱、遅発中性子、誘導放射能等の数多くの工学パラメータの計算に必要な、重要なデータである。しかし、MA 核種の核分裂や高エネルギー中性子による核分裂に対する収率の実験データは無いに等しい。実験は照射した核分裂箔を HP-Ge 検出器で測定することによりある程度可能だが、オンライン同位体分離装置 (ISOL) で核種を分離した後に測定できればより望ましい。

核破碎生成物、崩壊熱

ターゲット材料である鉛・ビスマスや構造材として使われる元素について、核破碎反応で生成した不安定核種による誘導放射能及び崩壊熱を実験的に調べる必要がある。この他に、陽子ビームによる空気や水の放射化の実験データを取得しておけば、設計への寄与が大きい。

2.5 施設に必要な実験設備

追加提案された実験を行うにあたり、核変換物理実験施設は以下の実験設備を必要とする。

白色・準単色中性子源

高エネルギー中性子に対する様々な断面積測定を行うために、陽子ビームを鉛や炭素等のターゲットに入射して得られる白色中性子源が必要である。ターゲットで発生した中性子は 5~10m 程度の飛行管を経て試料に入射し、断面積測定を行う。中性子エネルギーは、飛行時間法により決定する。また、p-Li 反応等を利用した準単色中性子源も利用価値が高い。これらの中性子源を実現するために、核変換物理実験施設の炉室とは別に、600MeV, 10W の陽子ビームを小さなターゲットに入射する専用の陽子ビーム室、飛行管及び測定室が必要となる。

MA 取り扱い設備

核変換物理実験施設では MA が主要な研究対象であるため、自由度の高い MA 取り扱い設備が不可欠である。核分裂計数管を製作したり箔試料を準備するために非密封線源を取り扱えるグローブボックスが必要であり、また MA を多量に取り扱う場合には発熱を除去するための冷却装置が必要である。

TOF ライン

核変換物理実験施設の炉心位置に裸のターゲットを設置し、これに陽子ビームを打ち込んだときに発生する中性子の角度依存エネルギースペクトルを飛行時間 (TOF) 法により測定するため、TOF ラインが必要である。ターゲットを見込むように炉室の 1 次容器に直径 10cm 程度の孔を開け、1 次容器と 2 次容器の間の空間に検出器を設置する方法が考えられる。

炉室に設置する TOF ラインと前述の陽子ビーム室に設置する TOF ラインとでは、前者はターゲットで生成した中性子の角度分布を測定するために陽子ビーム軸に対して前方から後方まで幅広い角度範囲をカバーする必要があるのに対し、後者は白色中性子源からの中性子のエネルギー選別を目的とするために高エネルギー中性子がより多く含まれる前方角にのみあればよい。また、前者は 1 次容器に開けた孔の他は炉室の空間が飛行路になるのに対し、後者ではよりコリメートされた中性子ビームを取り出すためにターゲット近傍から試料位置近傍までの区間を遮蔽体で遮り、その遮蔽体を貫通するように設けられた孔が飛行路となる。

気送管設備

遅発中性子や短寿命核の測定に用いる。通常の気送管では、試料の輸送時間はおよそ 1 秒である。

第2章の参考文献

- (1) 大井川宏之、他：「核変換実験施設の概念検討 (1)核変換物理実験施設の概要」, JAERI-Tech 2000-062 (2000).
- (2) Niita K., Meigo S., Takada H. and Ikeda Y.: “High Energy Particle Transport Code NMTC/JAM” , JAERI-Data/Code 2001-007 (2001).

Table 2.1 核変換物理実験施設における研究・開発課題⁽¹⁾

研究・開発の目的	研究・開発課題
核破碎中性子源で駆動される高速未臨界体系の核特性予測精度評価	未臨界体系における出力分布
	未臨界度の決定
	中性子源の実効強度
	高エネルギー中性子の影響
	ターゲット、ビーム窓、ボイドの存在
	鉛-ビスマス冷却材の模擬
加速器駆動ハイブリッドシステムの運転・制御性検証	ビーム出力の調整によるフィードバック制御
	ビームトリップ時及び立ち上げ時の挙動
	温度係数の測定 (炉心、ターゲット)
	出力振動、炉心のデカップリング
	エネルギー増倍率の決定
MA 及び LLFP の核変換特性評価	MA の核変換率測定
	MA、LLFP のサンプル反応度値測定
	LLFP 用減速領域付き体系の核特性
	MA 窒化物燃料の模擬

Table 2.2 新たに提案された実験項目の一覧

実験番号	実験テーマ	炉心室		陽子ビーム室	
		炉心利用	陽子照射	白色中性子	陽子照射
#1	中性子によるMA核分裂断面積の測定			○	
#2	MAの核分裂スペクトルおよび ν の測定			○	
#3	600MeV陽子入射によるMAの ν およびフラグメントの測定		○		
#4	高エネルギー陽子・中性子による核分裂断面積測定		○	○	
#5	遅発中性子データの測定		○	○	
#6	MAの(n,xn)反応断面積測定			○	
#7	MAの中性子捕獲断面積測定			○	
#8	ターゲットおよび構造材の荷電粒子生成微分断面積および中性子輸送断面積の測定			○	
#9	ターゲット・構造材の誘導放射能・崩壊熱測定	○	○		○
#10	アクチニド燃料の核分裂収率・誘導放射能・崩壊熱測定	○	○		○
#11	ビスマスからのポロニウム生成実効断面積測定実験	○	○		○
#12	厚鉛ターゲットからの中性子及び陽子スペクトル測定		○		
#13	核破碎ターゲットの中性子源特性		○		
#14	パルス中性子を用いた未臨界度測定	○	○		

Table 2.3 新たに提案された実験項目の詳細 (1/7)

実験テーマ	#1 中性子による MA 核分裂断面積の測定
目的	しきい値以上の中性子に対する MA 核種の核分裂断面積の測定
内容	<p>白色中性子を用い、MA の核分裂断面積を測定する</p> <p>実験機器： MA 核分裂計数管, 10 W 運転 マシンタイム： 1 週間/1 試料 実現性： 比較的容易 MA の試料作成が問題であるが keV 領域と違い高い純度の試料はそれほど要求されない 開発課題および予想される困難： MA の取り扱い 低エネルギー中性子のバックグラウンド低減</p>
本施設で ある必要性	MA の取り扱い及び高エネルギー中性子源が利用可能であるため
その他	Np-237 は測定されつつあるが、その他の核種 (Am-241, Am-243 等) は実験データが不足している

実験テーマ	#2 MA の核分裂スペクトルおよび ν 値の測定
目的	ADS 炉心の k_{eff} 決定に不可欠な MA 核種の核分裂スペクトルおよび ν 値の測定
内容	<p>白色中性子を用い、MA の核分裂スペクトルおよび ν 値を測定する</p> <p>実験機器： MA 核分裂計数管, 4π型中性子検出器, 10 W 運転 マシンタイム： 3 週間 実現性： 核分裂スペクトル： 比較的容易 ν 値： 困難 開発課題および予想される困難： 4π型中性子検出器のレスポンス測定</p>
本施設で ある必要性	MA の取り扱い及び高エネルギー中性子源が利用可能であるため
その他	

Table 2.3 続き (2/7)

実験テーマ	#3 600MeV 陽子入射による MA の ν 値およびフラグメントの測定
目的	600MeV 陽子による MA の ν 値およびフラグメントの測定
内容	<p>600MeV 陽子を薄い (数 $100 \mu\text{g}/\text{cm}^2$) MA 試料に入射し、発生中性子の多重度 ($\nu$ 値) を 4π 型中性子検出器で測定する。MA はビームダンプ上流に設置し、透過したビームをダンプで止める。また、フラグメントを格子付き電離箱からなるフラグメント検出器で測定する。</p> <p>実験機器： MA サンプル, 4π 中性子減速型検出器, フラグメント検出器, 100 mW 運転 マシンタイム： 1 週間 実現性： ν 値測定は比較的容易だが、フラグメント測定は少々難しい MA の試料作成が問題 開発課題および予想される困難： フラグメント検出器の開発を行う必要がある バックグラウンド中性子の低減</p>
本施設で ある必要性	MA 及び 600MeV 陽子ビームが同時に利用可能であるため
その他	

実験テーマ	#4 高エネルギー陽子・中性子による核分裂断面積測定実験
目的	<p>ADS 炉心では高エネルギー陽子がターゲットに入射し、従来の高速炉とは異なる高エネルギー成分を持った中性子場になる。しかし 14MeV を越える高エネルギー中性子に対しては、核分裂断面積、ν 値、核分裂スペクトルに関する実験データが皆無に近いのが現状である。これらのデータは、実効中性子源強度を決定する上で不可欠である。つまり、これらのデータがないと陽子ビーム出力と未臨界度を決定しても、炉出力が定まらない。そこで、U, Pu や MA について、これらの実験データを取得する。高エネルギー核分裂の研究は、ADS 開発における核物理研究の最重要テーマである。</p>
内容	<p>10W の陽子ビームをターゲット材料に入射し、白色中性子を生成する 白色中性子をターゲットから約 10m の位置に設置した核分裂計数管に入射し、計数管を取り囲むようにして設置した多数の中性子検出器 (NE213) により、発生した核分裂中性子を同時測定する。</p> <p>入射中性子エネルギー： 陽子パルス-核分裂の TOF 決定 核分裂中性子エネルギー： 核分裂計数管-NE213 の TOF で決定 核分裂中性子の ν 値： NE213 の同時計数の多重度から推定する 入射中性子エネルギー (1~600MeV) 依存で、σ_f, ν, $\chi(E)$ が測定できる。 必要な試料重量： 10 mg マシンタイム： 1 試料 1 週間 専用の白色中性子ビームラインが必要</p>
本施設で ある必要性	MA、600MeV 陽子ビーム及び高エネルギー白色中性子源が同時に利用可能であるため
その他	

Table 2.3 続き (3/7)

実験テーマ	#5 遅発中性子データの測定
目的	ADS では MA を燃料として用いるが、現状の MA に関する核データは十分なものとはいえない。中でも ADS の動特性や未臨界度の測定等に用いられる遅発中性子に関するデータは、実験値も少なくほとんどの核種で評価値すら存在しない。
内容	<p>実験機器： 中性子検出器、サンプル移動設備（気送管）</p> <p>マシンタイム： 短時間</p> <p>実現性： パルスと同期させた高速のサンプル移動設備 又はサンプルを固定したままでの測定方法</p> <p>開発課題および予想される困難： 高純度 MA サンプルの準備</p>
本施設で ある必要性	パルス中性子源と MA が同時に利用可能であるため
その他	

実験テーマ	#6 MA 核種の(n,xn)反応断面積の測定
目的	MA 核種の(n,xn)反応断面積の測定
内容	<p>白色中性子を MA 試料に照射する。その際、試料から放出される即発ガンマ線を Ge 検出器で測定する。</p> <p>中性子のエネルギーは TOF 法により測定し、中性子パルスとガンマ線検出パルスを同時計数する事により、しきいエネルギーから数百 MeV までの励起関数を測定する。</p>
本施設で ある必要性	MA 及び高エネルギー白色中性子源が同時に利用可能であるため
その他	<p>生成核が偶偶核のときのみ第 1 励起状態からの 2+ のガンマ線放出断面積をほぼ全断面積とみなし(n,xn)反応断面積を測定することができる。U, Pu, Cm については、陽子数が偶数であるので、(n,xn)反応のいくつかは偶偶核になる。Np, Am については、陽子数が奇数なので、(n,xn)反応によって偶偶核は生成されない。偶偶核以外の核種生成については、ガンマ線放出から (n,xn)反応断面積を直接導き出すことは難しい。そのためには個々のガンマ線の励起状態から崩壊に関する詳細な測定と核反応の理論計算が必要になる。ただし、個々のガンマ線に対する放出断面積データは、核反応の理論計算の検証と精度の向上に役立つ貴重なデータになる。</p>

Table 2.3 続き (4/7)

実験テーマ	#7 MA の中性子捕獲断面積測定
目的	核変換システムにおける MA の生成、蓄積を評価する上で必要不可欠な断面積データの精度向上を図る。実験値は非常に少ないのが現状である。
内容	捕獲反応に伴う即発 γ 線を Moxson-Rae 検出器を使用して測定する 必要な機器： Moxson-Rae 検出器 (要開発) g 単位の MA 試料 減速材 マシントイム： 4 週間 開発課題および予想される困難： 他の反応に伴う即発 γ を差し引く必要がある 試料の入手 絶対値を求めるために、単色中性子場が必要
本施設で ある必要性	MA の取り扱い、及びパルス中性子源が利用可能であるため 共鳴エネルギー領域なので、京大炉-Linac のような電子線加速器による白色中性子源でも可能かも知れない
その他	

実験テーマ	#8 ターゲットおよび構造材の荷電粒子生成微分断面積および中性子輸送断面積の測定
目的	ターゲットおよび構造材の DPA 評価に必要な荷電粒子生成断面積を測定し、DPA 予測計算の精度を向上する。また、ターゲット内における中性子の輸送計算の精度を向上する。
内容	一次陽子および二次陽子を用いて荷電粒子生成断面積の測定を行う。また、白色中性子を用いて荷電粒子生成断面積の測定を行う。飛行時間法により入射中性子のエネルギーを測定する。さらに、ターゲットおよび構造材の中性子弾性散乱、弾性外散乱断面積の測定を行う。 実験機器： 中性子検出器, 10 W 運転 マシントイム： 3 週間 実現性： やや難しい 開発課題および予想される困難： 荷電粒子生成断面積測定 容易 中性子輸送断面積測定 中性子検出器の開発が必要で、難しい
本施設で ある必要性	陽子ビーム及び高エネルギー白色中性子源が利用可能であるため
その他	

Table 2.3 続き (5/7)

実験テーマ	#9 ターゲット・構造材の誘導放射能・崩壊熱測定実験
目的	ADS では高エネルギー陽子がターゲットに入射し、1次陽子や2次的に生成した粒子が周辺材料と核反応を起こし、様々な放射性核種を生成する。これらの放射性核種が放出する放射線とそのエネルギーは、事故時の炉心の熱除去、鉛-ビスマス流体の取り扱い、ポンプ等の機器の保守点検、放射性廃棄物の評価、等の観点から、その生成量の精度良い評価が求められる。しかし、現状では実験データは極めて少ないため、実験データの蓄積を図る。
内容	照射場：600 MeV 陽子、これを減速した場 未臨界炉心のターゲット近くの複数の場 測定：高純度 Ge 検出器 崩壊熱スペクトロメータ 短寿命核種には気送管を使用
本施設で ある必要性	600MeV の陽子ビームが利用可能で、かつ ADS 模擬炉心を構築できるため
その他	

実験テーマ	#10 アクチニド燃料の核分裂収率・誘導放射能・崩壊熱測定
目的	ADS では高エネルギー陽子がターゲットに入射し、従来の高速炉とは異なる高エネルギー成分を持った中性子場になる。しかし 14MeV を越える高エネルギー中性子に対しては、核分裂収率、誘導放射能、崩壊熱に関する実験データが皆無に近いのが現状である。しかしこれらのデータは、燃焼に伴う実効増倍率の変化や事故時の除熱評価にとって、極めて重要である。そこで、U, Pu や MA について、これらの実験データを取得する。
内容	照射場：未臨界炉心のターゲット近くの複数の場 600 MeV 陽子、これを減速した場 測定：高純度 Ge 検出器 崩壊熱スペクトロメータ 短寿命核種には気送管を使用
本施設で ある必要性	600MeV の陽子ビームが利用可能で、かつ ADS 模擬炉心を構築できるため
その他	

Table 2.3 続き (6/7)

実験テーマ	#11 ビスマスからのポロニウム生成実効断面積測定実験
目的	ADS 開発で特に問題となる、ビスマスからのポロニウム生成について、典型的な中性子/陽子場において実効断面積を測定する。
内容	ビスマス試料を典型的な中性子/陽子場において照射し、ポロニウム同位体生成量から実効断面積を導出する。
本施設で ある必要性	典型的な ADS 放射線場が必要であるため 特に、陽子入射によるポロニウム生成は FCA 等の施設では測定不可能
その他	

実験テーマ	#12 厚い鉛ターゲットからの中性子および陽子スペクトル測定
目的	核変換物理実験施設における線源項となる中性子・陽子スペクトルを測定する
内容	鉛ターゲットに 600MeV 陽子を入射し、生成する中性子のスペクトルを TOF 法により測定する。 また、生成陽子のスペクトルも TOF 法で測定する。 実験機器： 鉛ターゲット, 中性子検出器 (NE213), 荷電粒子検出器 数 μ W 運転 マシンタイム： 2週間 実現性： 容易 開発課題および予想される困難： 低エネルギー中性子のバックグラウンド低減
本施設で ある必要性	核変換物理実験施設の外部中性子源強度とスペクトルをその場で測定できるため
その他	中性子のみ測定ならばマシンタイムは1週間程度で十分と思われる。

Table 2.3 続き (7/7)

実験テーマ	#13 核破砕ターゲットの中性子源特性実験
目的	ADS 実験で使用する核破砕ターゲットの中性子源特性を調べる
内容	<p>(1) 放射化検出器による反応率分布測定 ターゲット周囲にいろいろなしきいエネルギーの反応を起こす放射化箔を設置し、中性子の空間分布、MeV 領域以上の中性子エネルギースペクトルの測定を行う。</p> <p>(2) 総中性子発生量の測定 ターゲット表面全体を適当なしきい反応及び(n, γ)反応を起こす放射化箔で被い、その放射化量から総中性子発生量を求める。</p> <p>(3) TOF による中性子スペクトル測定 中性子検出器 (NE213)を用い、飛行時間法により中性子スペクトルを測定する。</p>
本施設で ある必要性	核破砕ターゲットは未臨界体系実験の中性子源である。未臨界体系の出力は、(中性子源の実効強度) / (未臨界度) で表される。その中性子源の実効強度の決定には、中性子源の空間、方向、エネルギー分布などを考慮する必要がある。そのため、ソースタームとして、実験的な中性子源特性の情報が不可欠になる。
その他	ターゲット周囲に広い空間、遮蔽の強化が必要

実験テーマ	#14 パルス中性子を用いた未臨界度測定
目的	核変換物理実験施設の未臨界炉体系の未臨界度は、すべての未臨界実験において最も重要な実験パラメータである。パルス中性子源を利用できる核変換物理実験施設では、パルス中性子を利用する未臨界度測定手法が最も有望であると考えられるため、この手法を確立する。
内容	<p>第1段階 数多くのパルスを入射し、計数を積算して、中性子の減衰を測定する 中性子検出器：核分裂計数管 (BGの影響が無視でき、早い信号が取り出せる) 中性子の減衰時間 (α) と未臨界度の関係を調べる 特に困難はない</p> <p>第2段階 シングルパルスでの中性子の減衰測定を試みる 核分裂計数管の出力を電流モードで測定する 中性子の減衰時間が早いため、測定系の時定数を短くする工夫が必要 最終的には、個々の陽子パルスごとに未臨界度を記録するシステムを構築する</p>
本施設で ある必要性	パルス陽子ビーム及びADS 模擬炉心を同時に利用可能なため
その他	核変換物理実験施設の未臨界炉体系の未臨界度は、すべての未臨界実験において最も重要な実験パラメータである。パルス中性子を利用する本方法は、核変換物理実験施設において最も有望な未臨界度測定手法と考えられる。

3. 臨界実験装置の仕様

核変換物理実験装置の原子炉本体及び計測制御系系統施設並びにこれらの付帯設備を構成する機器について、既設FCAを参考に、Table 3.1 に示す仕様及び基本条件に基づき、機器の概要を検討する。なお、機器仕様について特に変更の必要がない場合は、実績のあるFCAの仕様を適用するものとする。

これらの仕様、条件に基づき検討した核変換物理実験装置の外形図を Fig.3.1 に示す。以下、各要素毎に検討の詳細を述べる。

3.1 格子管集合体

核変換物理実験装置は、FCAと同様に、外形寸法 55.2mm×55.2mm で厚さ 1mm の単格子管を 5 行×5 列に束ねた格子管集合体構造とする。FCAでは、格子管集合体の内の中心 3 行×3 列を引抜くことができる構造であるが、核変換物理実験施設では、これを拡張して、5 行×5 列を引抜くことのできる構造とする。

FCA格子管集合体は 5 行×5 列バンドル管を基本に構成しており、3 行×3 列中心格子管は 5 行×5 列バンドル管の中央部から格子管軸方向長さの約 1/3 の範囲が引抜ける構造となっている。これに対し、核変換物理実験装置では 5 行×5 列中心格子管の軸方向長さ全長にわたって引き抜ける構造とする。従って、基本構成をFCAと同様の 5 行×5 列バンドル管とした場合、集合体中心の 5 行×5 列バンドル管をそのまま引抜く構造とすると、上方にある格子管集合体の重量を支持できない。このため、核変換物理実験装置に適用する格子管集合体バンドル管の基本構成は 7 行×7 列バンドル管とした。7 行×7 列バンドル管構成の格子管集合体構造を Fig.3.2 に示す。

中心部が全長に渡り開口する外側 7 行×7 列格子管は、左右の 1 列×7 行で 7 列範囲内にある上方の格子管全荷重 (約 8.5ton) を支持する。また、上側の 1 行×7 列はその格子管内に装荷された燃料荷重 (約 380kg) を支持する。この荷重条件で中心 5 行×5 列開口時を想定して、外側 7 行×7 列格子管の坐屈強度とバンドル溶接部の強度を検討した。その結果、中心 5 行×5 列開口時において集合体に装荷された燃料荷重を強度的には支持することが可能であることが分かった。但し、この荷重状態では開口部に変形 (撓み) が出るため、中心 5 行×5 列格子管を開口部へ挿入・引抜きすることは困難であると想定される。従って、中心 5 行×5 列格子管の挿入・引抜きは、集合体上方の燃料が無装荷の状態で行う必要がある。

格子管集合体は、製作仕上り公差大きめのものと小さめのバンドル管を組合せながら積上げて、中心軸のずれを調整する。5×5バンドル管で構成されているFCAでは、5 行×5 列の無荷重での実測データ(中心 3×3 格子管を除く)より、両 1/2 集合体の密着時の炉心軸ずれは約 0.1mm になっている。また、水平中心軸位置のずれは最大約 0.4mm になっている。

上記FCAデータより、中心軸ずれについてはバンドル管自体の製作公差が 1.4 倍

に拡大した場合でも、0.2mm以内に抑えることが可能（但し、中心5×5格子管を除く）と推測される。しかし、水平中心軸位置のずれについては、バンドル管自体の製作公差が拡大した場合、0.5mm以内に抑えることが困難になると推測される。このことから、格子管集合体において上記の両組立精度を確保するには、7行×7列バンドル管は対辺寸法の製作公差について5行×5列バンドル管並み（±0.4mm以内）を目標とする必要がある。

以上のように、FCAを超える高精度バンドル管を製作することになるが、この製作方法としては、本装置の格子管集合体にフォトエッチング加工によって寸法調整を施した単格子管を用いることにより、下記精度を目標値としてバンドル管を製作することが可能と考える。

対辺寸法の公差=386.4±0.4mm

この場合、単格子管は製作段階で予めプラス公差（55.3±0.2mm程度）の引抜き角管を製作し、これをフォトエッチングによって寸法調整して必要精度を出す。フォトエッチングは単格子管を7行×7列のバンドル状態に一旦組み合わせて寸法確認を行い、必要加工量を定めるようにする。なお、フォトエッチングは最少単位10μm程度まで加工が可能である。

3.2 燃料

燃料はFCAが保有する濃縮ウラン金属板、プルトニウム金属板、天然ウラン金属板、劣化ウラン酸化物などを用いる計画である。金属ウラン燃料については、現在、プラスチック塗装が金属表面に直接施されているが、ニッケルによるメッキ処理を施すことによってウランの酸化による塗料の剥離を防止する措置を検討している。

その他、ピン形状の窒化物燃料等も順次用意し、最終的には、マイナーアクチニドを含む燃料を部分的に装荷し、核変換を目的とした体系の核特性評価に資する。

3.3 炉心物質装填用引き出し

FCAでは主に次の3種類の引出しを使用されている。

- | | |
|---------------------------|---------|
| A : ツバ有、ツメ穴有、切欠き有、13セル装填用 | (基準引出し) |
| B : ツバ無、フック有、13セル装填用 | (連結引出し) |
| C : ツバ有、ツメ穴有、切欠き無、16セル装填用 | (長尺引出し) |

基本的には、FCAの引き出しをそのまま使うか、同仕様のものを製作する。

一方、FCAにおいては手作業で行われている引出し装荷作業を、核変換物理実験装置では、作業時の被ばく低減化の観点から、引出し装荷装置により自動装荷を行う計画である。この場合、引出しは、引出し装荷装置で取扱えるようにするための部分

的な構造変更が必要となってくる。自動装荷に対応する引出し形状については、つかみ方、前後の引出しの連結方法、挿入ガイド方法の観点から、さらに詳細な検討が必要である。

3.4 引き出し装荷装置

核変換物理実験装置の格子管集合体は51行×51列で構成され、各格子管には燃料及び模擬物質を装填した燃料引出しが前後に2本ずつ、全部で約1万本が装荷される。この燃料引出しの装荷・装脱作業に伴う作業員の被ばく低減の観点から、燃料引出しを自動的に格子管集合体に装荷し、且つ、格子管集合体から装脱する装置を検討する。

装置の検討に当たっては、以下の条件を考慮した。

- ・装置の故障によって燃料及び格子管集合体に損傷をもたらす恐れのない設計とする。
- ・原子炉の運転に支障のない設計とする。
- ・燃料引出しの構造はFCA燃料引出しを基本とするが、自動化に必要な変更はある程度可能であるものとする。
- ・自動化の範囲は全自動を狙いとするが、工程途中で作業員が介在するような半自動化も許容されるものとする。
- ・装置故障時の対応等を考慮して、稼働時には生体遮へい体は集合体の前面にある状態、また、作業用プラットフォームは水平状態（作業アクセスが可能な状態）にあるものとする。

3.4.1 燃料引出しの形状

装置による自動装荷を可能にするための燃料引出しの形状について、前側引出し及び後側引出しに分けて検討した。

引出しの掴み方は、FCA引出し底面に設けられている半月穴を利用して、把持爪で引出しの外側上下を掴む方法が可能であると考えられる。引出し前端面に把持爪を引っ掛けることができる部位が極僅かしか無いため、現実性が課題となると思われ、今後、試作開発が必要である。

引出しの連結方法は、後側引出しの前面にL形金具または位置決めボタンを設け、前側引出しの後端部に設けるスリット溝またはダルマ穴へ差し込み連結する方法を採用する。FCAと同様にL形金具を用いる場合、格子管への引出し装荷時は、最初に後側引出しを格子管集合体密着面から飛び出た状態に挿入し、次に前側引出しの後端部を後側引出しの前端部の真上に位置づけて降ろし、スリット溝をL形金具に差し込んだ後、前側引出しを押し込んで、後側引出しも一緒に装荷することになる。

この方式は、前側引出しに設ける底面スリット溝とL形金具（或いは前面ダルマ穴とボタン）との位置合わせを、ガイド無しで行わねばならない。掴み機構部の試作開

発と合わせて、位置検出方法の確認試験が今後必要となるが、連結構造は簡素であり実用化は可能であると考えられる。

3.4.2 装荷ヘッド位置決め機構

装荷ヘッドは燃料引出しを直接格子管へ挿入、引き抜きする機能を有する。装荷ヘッドを格子管集合体に対して位置決めする機構について検討した。

装荷ヘッド位置決め機構の検討結果を Fig.3.3 に示す。装荷装置の装荷ヘッドは前側及び後側の2本の引出しを、1回のアクセスで取り扱えるように2連装とする。装荷ヘッドの配置は上下並べと水平並べの2通りが考えられる。装荷ヘッド2本を上下に配置した場合、最下段格子管へのアクセスに工夫を要するが、装置幅を小さくできることから、上下配置を採用する。

装荷ヘッドを固定側と移動側の全ての格子管へ位置決めする駆動機構は、水平(Y軸)、垂直(Z軸)、旋回(θ 軸)の3軸に、軸方向(X軸)駆動を加えた4軸構成の駆動機構となる。水平、垂直駆動は51行×51列へのアクセス、旋回駆動は固定側から移動側への反転(またはその逆動作)を行う。軸方向駆動は装荷時には集合体の前面に生体遮へい体が置かれるため、その手前から格子管端面までの距離を駆動するものである。

上記の各駆動機構を組み合わせた駆動部の基本構造は、耐震性を確保し易い門型フレーム吊下げ構造を候補とした。なお、門型フレーム自体は生体遮へい体支持架台との共用構造とし、格子管集合体から独立して炉室床上に設置する。

今後、引出し装荷装置は、位置決め機構及び装荷ヘッド機構の詳細構造、装荷ヘッドと格子管又は燃料引出しとの軸芯位置合わせ方法、装置の耐震性、生体遮へい体及び引出し供給設備側との取合い構造、等の検討とこれらの試作等による成立性の検証が必要である。

3.5 プラットフォーム及び生体遮へい体

集合体分離中における密着面での作業を行うためのプラットフォームは、両1/2集合体の中間位置に設置する。FCAと同様に、集合体脇に設置する架台によりプラットフォームを支持し、使用時は水平状態に置き、格納時は垂直上向き状態にして格子管集合体の外側へ格納する。基本構造自体はFCAと同様であるため、特に問題は生じないが、稼動時に引出し装荷装置及び生体遮へい体との干渉が生じるため、この両装置との取合いを主に検討した。

作業用プラットフォームの全体構造を Fig.3.4 に示す。

51行×51列格子管集合体の最下段格子管まで燃料引出しを装荷する引出し装荷装置はその構造上、引出しの挿入・引抜き機構部(装荷ヘッド)の下端面が集合体テーブル上面レベルより約60mm程低いレベルとなる。このため作業用プラットフォームは使用時の水平状態でのレベルを集合体テーブル上面から下げた位置に設定する必要がある。一方、プラットフォーム下には移動テーブルの駆動機構部があるため、

それとの干渉も回避しなければならない。このことから、作業用プラットフォームは使用時床レベルをテーブル上面下約 100 mm 位置に設定した。

作業用プラットフォームが使用される集合体分離時の密着面間の距離は 2000 mm であるので、プラットフォームの必要全幅はそれより若干狭い約 1950 mm とする。また、プラットフォームは生体遮へい体下端部の振れ止め（吊下げ構造の生体遮へい体を反密着面側から抑える）として利用する。このことから、作業用プラットフォームは幅約 200 mm 範囲を両側とも折りたたみ構造とし、生体遮へい体が格納されている時には幅 1950 mm で使用し、生体遮へい体が集合体密着面の前面にある場合は、生体遮へい体との干渉回避のために折りたたみ、更に集合体密着面と折りたたんだプラットフォーム補助翼との間で生体遮へい体下端部を振れ止め支持できる構造とした。

生体遮へい体は、FCA と同様に、運転時は格子管集合体の外側へ待機して、分離時には固定側、移動側の両 1/2 集合体の前面へ移動して密着面を遮へいする構造とする。

核変換物理実験装置で検討中であるの炉室寸法は、FCA の炉室に比べ幅が 2m 程小さく、炉室内での格子管集合体両側のスペースは左右各々約 1m ずつ狭くなる。生体遮へい体は運転時には集合体の外側へ格納するのでそのスペースが必要となるため、炉室幅縮小の影響を直接受けることになる。このため、現状での炉室（幅）の計画寸法において確保が可能な格納スペースの中で、上記基本構造仕様の生体遮へい体装置の成立性を検討した。なお、生体遮へい体の高さ寸法については特に制約されることがないので問題はない。

遮へい体（以下、遮へい扉）の大きさ、厚さは FCA と同寸法を確保するため、2500mm 幅×2500mm 高×約 120mm 厚とする。また、引き出し装荷作業時における遮へい扉の必要開口距離は当該格子管中心から最小 125mm を確保する。

分離時は集合体前面へ移動して密着面を遮へいし、運転時には格子管集合体の外側で格納することができる生体遮へい体装置を検討した。生体遮へい体の全体構造を Fig.3.5 に、実験装置の炉室内配置を Fig.3.6 に示す。

全格子管に引出しを装荷するのに必要となる遮へい扉の分割枚数と全体可動範囲を検討した結果、遮へい扉の枚数は 5 枚組、全体可動範囲は 3320 mm となった。この結果、遮へい扉を支持する支持枠寸法は 3500 mm 幅となり、これが生体遮へい体の全幅最小寸法である。一方、FCA の生体遮へい体は、遮へい扉 4 枚組、全幅 3650mm であり、全幅を 280mm 短縮している。

これにより、核変換物理実験装置の生体遮へい体は、格子管集合体側との最少間隙を約 100mm（FCA は約 600mm）、建屋壁との間は約 150mm（FCA は約 500mm）確保して、設置可能な見通しが得られた。但し、スペース上の余裕は殆ど無い状況であるので、今後の詳細化検討において実験装置の配置等見直しが必要となる可能性がある。

3.6 格子管冷却・加熱設備

核変換物理実験装置の冷却設備は炉心に装荷された燃料等の崩壊熱除去を行う設

備であり、FCAと同様の設備とする。一方、加熱設備は電気ヒータによって格子管集合体を暖め、温度係数を測定するための設備であり、FCAには無い設備である。以下、格子管集合体を加熱した場合に想定される問題点について考察する。

加熱設備の条件は下記の通りである。

- ・昇温は燃料の装荷されている炉心部の平均温度を室温から 80°Cにする。
- ・加熱方式は温風加熱とするが、引出しにヒータを組込む方式も可能とする。
- ・昇温範囲 (80°C) は炉心中心φ1000 mm範囲と仮定する。
- ・昇温時間は3時間を目標とする。降温時間は特に制限しないものとする。

格子管集合体の炉心部を加熱した場合に想定される最も大きな影響は格子管の熱膨張である。この熱膨張量と装置の構造、機能への影響を検討した。

加熱による格子管集合体の熱膨張量は以下の計算から導かれる。

$$\text{径方向膨張量} : \delta r = D \times (t_2 - t_1) \times \rho \doteq 1.6 \text{ mm}$$

$$\text{軸方向膨張量} : \delta l = L \times (t_2 - t_1) \times \rho \doteq 1.4 \text{ mm}$$

ここで、加熱範囲 : $D = \phi 1500 \text{ mm}$ と仮定

格子管長 : $L = 1324 \text{ mm}$

昇温温度 : $t_2 = 80^\circ \text{C}$ 炉室温度 : $t_1 = 20^\circ \text{C}$

熱膨張係数 : $\rho = 17.1 \times 10^{-6}$ (SUS304)

熱膨張による装置への影響の内、格子管集合体密着面の凹凸について考察する。加熱による1/2集合体の軸方向伸びは約1.4mmとなる。炉心部格子管が前後に自由に伸びることができれば降温時にはまた元に戻るが、両集合体が密着状態にあっては、引出し端面間の隙間は0.5mmであるので両側の集合体が押し合う形となり、密着面側へは約0.25mm、反密着面側へは約1.15mm周辺部格子管からせり出す。収縮側へは何ら拘束はなく、また、集合体内の各バンドル管同士の拘束状態及び摩擦抵抗にはバラツキがあると考えられるので、常温になった時に元の位置へは完全に戻らずバンドル管相互間でずれが出る。加熱の繰り返しによってずれは更に大きくなって、集合体密着面の平面度0.05mmは維持できなくなる問題が生ずる。

次に、制御安全棒ストローク位置のバラツキに関して考察する。制御安全棒駆動機構は集合体の外側にあつて、集合体内にある引出しと連結棒で繋がっている。炉心部の加熱によりこの連結棒も暖められて、軸方向の伸びは集合体後方から密着面側へ約1.3mm (連結棒長さ約1250mm $\times \Delta t \times \rho$) となる。一方、集合体は1)項で述べたように軸方向に反密着面側へ約1.14mm伸びるので、駆動機構ストローク位置は集合体との間で最大約2.5mmの相対変位が発生する恐れがある。炉心構成によって程度の差はあるが、反応度の補正が必要となる。

集合体内での水平・垂直中心軸のずれも考慮する必要がある。加熱による集合体の

径方向伸びは約 1.6mm である。FCA 集合体では、水平方向には片側を締付枠で止めて反対側から拘束機構で押し付けている。垂直方向にはテーブル面に格子管を積み上げて上から拘束機構で押し付けている。同様構造を採用した場合、径方向の伸びは水平、垂直方向とも拘束機構のある側へ逃がして吸収することになるが、炉心部格子管と周辺部格子管の間で温度差があるので中心軸に芯ずれが出る。このため、径方向からの中性子源或いは中性子カウンターの挿入が困難となる恐れがある。(各格子管貫通穴の直線性の喪失)。

さらに、格子管と制御安全棒駆動機構との芯ずれも発生すると考えられる。炉心加熱時には、制御安全棒が挿入される格子管と制御安全棒駆動機構取付け中心とは、集合体が径方向片側へ伸びると最大で約 1.6mm の径方向の芯ずれが出る。この場合、集合体内の引出しと繋がる連結棒には芯ずれの吸収機構を設けることが必要となる。FCA では 2 連引抜きの制御安全棒駆動機構において、径方向の芯ずれを吸収する連結機構が採用されている。従って、この課題に対しては FCA をベースに、より許容芯ずれ量の大きな連結機構の具体化は可能と考える。

以上をまとめると、FCA と同様の構造では、格子管加熱による格子管集合体の過度の変形を避けるのは、困難であると考えられる。但し、炉心全体の温度を均一に変化させるか、温度を変化させる領域を他の領域から断熱し、さらに熱膨張を一定方向に導くような構造を採用することで、炉心の昇温実験は可能であろう。

3.7 陽子ビーム導入管及び核破碎ターゲット

核変換物理実験装置は格子管集合体の中心格子管部に陽子ビーム導入管が装着される。陽子ビーム導入管は中心格子管部に陽子ビームを導入するために内部を真空にできる管であって、簡単に装着できるものにする。導入管の長さは可変にする。また、陽子ビームが当たる核破碎ターゲットは中心格子管部に装荷される。

構造検討にあたり、陽子ビーム導入管構造とターゲット及び格子管集合体との関連、陽子ビーム導入側との取合い点等について基本的な条件を設定した。

設定した検討条件を Table 3.2 に示す。

全体構造は、固定側格子管集合体内或いは移動側格子管集合体を貫通するものとする。全体図を Fig.3.7 に示す。全体構造の基本的な考え方は以下である。

- a) ビーム導入管は真空シール性を考慮し、継ぎ足し個所をできるだけ少なくする。但し、一本の最大長さは管自体の取扱性、設置作業時の周囲スペースとの干渉等を考慮して 2000mm とする。また、移動側格子管集合体を貫通して設置するビーム導入管は、反密着面側または中央作業用プラットホーム側のいずれの側からも設置できる継ぎ足し長さ (約 1700mm) とする。
- b) ビーム導入管伸縮部の可変ストロークは固定側ターゲット長さの最大変化幅に対応できるように 600mm とする。この伸縮部の設置位置は作業性を考慮して格子管集合体外の制御安全棒駆動機構の後方に置く。

- c) ビーム導入管は全長に渡って数カ所で径方向を支持する。特に継ぎ足し部は傾きによる真空洩れを防止するため近傍を支持する。

ビーム導入管構造に関しては、形状、接続及び伸縮方法について検討を行い、ビーム導入管構造を具体化する。

ビーム導入管の計画寸法は、外径 $\phi 50\text{mm}$ 、厚さ 0.5mm （管の平板を含む）、長さ約 2000mm /本である。この導入管の形状と素材となる薄肉鋼管の製作性及び仕様を調査検討した。なお、管の形状検討については「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」の第3種管を準用した。

外圧を受ける管の厚さと平板の厚さについて確認した結果、外径 $\phi 50\text{mm}$ 、外圧 1kg/cm^2 の場合における、管の計算上必要な厚さは約 0.3mm 以上となり計画寸法 0.5mm は強度上十分であるが、平板の計算上必要な厚さについては約 1mm 以上となり、計画寸法では強度が不足するため見直しが必要である。

薄肉鋼管の製作性について鋼管メーカーの調査結果から、継目無しの製造方法により 0.5mm 厚さの薄肉鋼管が製作可能である。継目無鋼管の概略仕様は以下である。

寸法： $\phi 40\sim\phi 50\times 0.5\text{t}$ （管外径は任意の寸法に製作可能である）

精度：外径 $\pm 1\%$ ，厚さ $\pm 0.2\text{mm}$

材質：SUS304

ビーム導入管は、格子管集合体中心部を通して多数本を継ぎ足し設置するため外形寸法が制約される。このため計画寸法の管外径 $\phi 50\text{mm}$ を目標に、格子管集合体中心部を通すことができる接続構造を検討した。なお、格子管集合体を貫通しない導入管の接続部は、特に外形が制約されないので一般的なフランジ接続構造とする。検討案の3案をFig.3.8に示す。各構造案とも接続部の真空シールは、接続・切り離しが容易で、構造寸法のコンパクト化が図れるゴムOリングシールとしている。

a) 角フランジ接続構造

接続部における真空シールの安定性の観点からは、Oリング平面シール構造となる本構造が最も信頼性が高いが、管径はフランジ径とOリング溝径に制約されて内径 $\phi 40\text{mm}$ の小径となり、目標径を大きく割り込む。

b) 二つ割フランジ接続構造

接続部において最大管径を確保する観点からは、Oリング円筒シール構造となる本構造が最も有効といえ、管径は内径 $\phi 46\text{mm}$ まで拡大できる。円筒シール構造は使用実績も多く、適切なつぶし率を確保すれば十分な信頼性が得られる。

c) バイヨネット接続構造

接続部の着脱性を考慮した場合には、上記案と同じ管内径 $\phi 46\text{mm}$ が確保できる本構造が優れるが、接続固定の確実性がフランジ接続より劣るため、外れ防止等の対策を付加する必要がある。

以上の検討の結果、必要な管径が大きくとれて、真空シール構造としての信頼性も確保できる二つ割フランジ接続構造が最も適当であると考えられる。

次に、管内の真空度を維持できる真空シール機能を有し軸方向に往復動できる伸縮機構として、ゴムOリングによるシール構造と溶接ベローズによるシール構造の2案について検討した。

a) ゴムOリング構造

導入管伸縮機構の構造簡素化が図れるが、微少洩れの発生と管内への空気混入によるビーム導入側の真空排気時間への影響を考慮する必要がある。また、耐久性（交換頻度）の観点からは耐ビーム性や機械的損傷等以下の懸念がある。

管内真空度 0.1Torr は中真空領域であり市販のゴムOリングが使用できる。洩れ量は $1 \times 10^{-2}\text{Torr l/sec} \cdot \text{個所}$ 程度と想定されるが、伸縮動作中は一時的にシール性が悪くなると考えられる。

Oリング材料は気体の透過が少なく、耐熱性が良いフッ素ゴムが最適であるが、耐ビーム性については導入されるビーム出力によっては影響の出る恐れがある。

導入管の伸縮に必要な操作力は、Oリングの摺動抵抗+格子管内での摺動抵抗である。Oリングの軸方向摺動抵抗は約 25kg (2本分) であるので、全体では約 30kg 程度になると想定され重たくなるため、位置決め時の微調整操作が容易な構造とする必要がある。

b) 溶接ベローズ構造

導入管伸縮機構に漏洩は無いが、溶接ベローズ自体のガス放出面積が大きくなるのでビーム導入側の真空排気時間への影響が気になる。また、必要伸縮量を確保するために溶接ベローズが長大となって装着構造や取扱が厄介になる等以下の問題がある。なお、導入管自体が炉室バウンダリとなった場合には、溶接ベローズは前述の技術基準の構造に適合しないため採用できなくなる。

導入管外径を約 $\phi 50\text{mm}$ 、必要伸縮量を約 600mm とした場合、装着する溶接ベローズは外/内径約 $\phi 80 / \phi 60\text{mm} \times$ 自由長約 230mm 程度のユニットを5組を継ぎ合わせた全長（自由長）約 1250mm の長大溶接ベローズとなる。このため各ユニット間にはガイドフランジを装着して、縮め時の坐屈を防

止する必要がある。また、溶接ベローズを円滑に伸縮させるためにガイド棒を付ける等構造上の対策が必要である。溶接ベローズのガス放出面積は約 $46,000\text{cm}^2$ 、伸縮寿命回数は約 1×10^4 回である。

導入管の伸縮に必要な操作力は、溶接ベローズのバネ力+格子管内での摺動抵抗である。ベローズの伸縮バネ力は約 3kg であるので、全体では約 8kg 程度になると想定され、位置決め操作には特に支障とならないが、その位置で動かない（戻らない）ようにするロック機構が必要である。

検討の結果、両案とも多少課題はあるが、第3種管規準に適合し、真空シール機能を確保できて、シール構造が簡素で取扱性に優れるゴムOリング構造を第1候補とする。

核破碎ターゲットは、格子管集合体内への装荷と位置決めの容易性を考慮して、専用の引出しに装填して取り扱うものとし、ターゲットの位置決め方法、ターゲットへ導入管端面を密着させる方法及びターゲット引出し構造について検討した。

検討結果であるターゲットの集合体内装荷方法を Fig.3.9 に示す。ターゲット引出しは、外形寸法（幅、高さ）を FCA ドップラー引出しと、厚さを FCA 炉心物質装填引出しと同寸法となる以下の寸法に仮定した。

$$\left[\begin{array}{c} 53.9\text{mm 幅} \times 53.5\text{mm 高} \times 0.8\text{mm 厚} \end{array} \right]$$

ターゲット引出しの格子管集合体への位置決めは、确实、容易であることから、炉心物質装填用引出しと同様に引出し前側端板を集合体密着面に押し当てて行うことにする。集合体中心の格子管のない所に挿入するターゲット引出しは、炉心物質装填用引出しのように両側面で格子管密着面に当てることができないので、下面に出張りを設けて当てることになる。

ターゲット自体は、ターゲット引出し前側端板の内法面に密着させて装填するものとし、引出し内でバネ等により前方へ押し付ける。

導入管の位置決めは、上記の方法で位置決めされるターゲット引出しの後側端面に導入管の挿入穴を設けて、導入管先端を引出し内へ挿入し、ターゲットへ導入管端面を密着させることで行う。

以上、核破碎ターゲットを格子管集合体内へ装荷する場合の位置決め方法について検討したが、格子管集合体外へ置く場合については、ターゲット引出しを置くための支持台設置方法、位置決めの方法等の検討が今後必要である。

3.8 制御・安全棒駆動機構

核変換物理実験装置の制御・安全棒駆動機構は FCA と同様に燃料を装填した制御・安全棒を駆動するもので、1/2 集合体当たり 4～6 台設置される。その構造仕様は FCA のものを適用する。この駆動機構の核変換物理実験装置への適用性を検討した。

制御・安全棒機構の概略を Fig.3.10 に示す。駆動方式は通常はモータ駆動、スクラム時の引抜きには圧縮空気を用いるエアシリンダ駆動である。主要精度、性能は次の通りとする。

- ・制御棒の位置決め精度：±0.05mm
- ・スクラム信号が入ってから動き出すまでの時間：35ms 以内
- ・スクラム時の引抜時間：200ms 以内
- ・駆動機構 1 体当たり 2 本までの制御・安全棒を割り当てることができること。

上記の精度、性能は、F C Aと同じものであり、この点からの問題はない。耐震設計条件については、核変換物理実験装置では水平方向地震荷重 0.75G と、F C Aの 0.6G より増加している。F C Aでは水平方向地震荷重 0.6G の条件で、支持台及び取付ボルトの発生応力は許容応力の 1/10 以下となっており、十分な余裕がある。よって、核変換物理実験装置での地震荷重のこの程度の増加には、従来構造でも特に問題はない。なお、垂直方向地震荷重 0.3G は変らない。

スクラム時の引抜きに用いる圧縮空気供給系については、空気圧縮機を固定側及び移動側の集合体に各々 1 台ずつ設け、系統分離を図る。

3.9 RI 中性子源

核変換物理実験装置の R I 中性子源は、各 1/2 集合体に 1 式ずつ付属し、中性子源、中性子源駆動装置、中性子源格納容器で構成される。構造仕様は F C Aのものを適用するものとする。この中性子源格納容器を含む中性子源駆動装置の核変換物理実験装置への適用性を検討した。

中性子源は格納容器の中心部に格納されている。使用時には格納容器の遮へい扉の中に扁心して設けられた通路を通してフレキシブルシャフトで格子管集合体へ押し出す。中性子源カプセルの寸法、線源条件、遮へい条件が F C Aと同じであれば、格納容器の構造寸法は変らない。中性子源の挿入位置は、F C Aでは 1 台につき 1/2 集合体の軸方向に 2 箇所、高さは中心格子管と同一水平面上である。核変換物理実験装置においてもこれと同様の構造とする。

炉心への中性子源の挿入性に関しては、格子管集合体の組立精度が F C Aと同等精度に確保できる見通しを得たので、特に問題を生じないと考えられる。

3.10 核計装及び放射線モニター

ここでは、連続運転系ならびにパルス運転系に適用する核計装の系統構成、機器構成、ならびに主要な仕様を検討する。特にパルス運転系の核計装については、検出器種類や測定回路の基本的な検討と開発の必要性検討を含める。さらに、屋内管理用ならびに屋外管理用の放射線モニタの系統構成、機器構成、ならびに主要な仕様を検討する。

3.10.1 核計装

連続運転系

連続運転系の核計装（安全保護系）は、F C Aの核計装を基本的に踏襲し、以下の点を加味するものとする。

- ・安全保護系の独立性…核計装2系統は独立した核計装盤2面に分離設置する。
- ・計測制御系との分離…核計装盤は自立盤として独立設置する。
- ・電源の多重・独立性…核計装2系統は独立した無停電電源から個別に供給する。

連続運転系の核系装系統設備は8チャンネルの中性子監視系で構成し、次の系統に分類する。

- ・起動系 2チャンネル
- ・運転系1 2チャンネル（炉周期付対数）
- ・運転系2 2チャンネル（線型）
- ・安全系 2チャンネル

連続運転系核計装系統設備の各チャンネルは、以下の機器で構成する。

- ・起動系 核分裂計数管、前置増幅器、対数計数率計、高圧電源（各1台）
- ・運転系1 非補償型電離箱、炉周期付対数出力計、高圧電源、記録計（各1台）
- ・運転系2 非補償型電離箱、線型出力計、高圧電源、記録計（各1台）
- ・安全系 非補償型電離箱、線型出力計、高圧電源（各1台）

パルス運転系

パルス運転系の核計装（計測制御系）は、パルス運転モード1、2における発生中性子を測定し、ピーク出力ならびに平均出力の監視と、中性子発生間隔内でのパルス毎のピーク出力高警報信号の発信が可能なものとする。

パルス運転系の核系装系統設備は3チャンネルの中性子監視系で構成し、次の系統に分類する。

- ・ピーク出力系1 1チャンネル（平均）
- ・ピーク出力系2 1チャンネル（単パルス）
- ・平均出力系 1チャンネル

パルス運転系核計装系統設備の各チャンネルは、以下の機器で構成する。

- ・ピーク出力系1 非補償型電離箱、線型出力計、高圧電源、記録計（各1台）
- ・ピーク出力系2 非補償型電離箱、線型出力計、高圧電源（各1台）
- ・平均出力系 非補償型電離箱、線型出力計、高圧電源、記録計（各1台）

3.10.2 放射線モニタ

屋内管理用放射線モニタ

屋内管理用放射線モニタは、施設内の主要な場所の線量率ならびに空气中ダスト濃度を監視するための、以下の系統で構成する。

- ・ γ 線エリアモニタ 2チャンネル (炉室、燃料取扱室)
- ・ n 線エリアモニタ 1チャンネル (炉室)
- ・ α 線ダストモニタ 3チャンネル (炉室、Pu 燃料貯蔵庫、Pu 燃料取扱フード)
- ・ β 線ダストモニタ 1チャンネル (炉室)
- ・ 臨界モニタ 2チャンネル (Pu 燃料貯蔵庫、燃料取扱室)

屋内管理用放射線モニタの各チャンネルは、以下の機器で構成する。

- ・ γ 線エリアモニタ 検出部 (GM 計数管等)、現場警報器、線量率計、警報装置 (各1台)
- ・ n 線エリアモニタ 検出部 (BF₃ 計数管等)、現場警報器、線量率計、警報装置 (各1台)
エリアモニタ記録計 (1台)
- ・ α 線ダストモニタ 検出部 (シンチレーション検出器等)、現場警報器、計数率計、警報装置 (各1台)
- ・ β 線ダストモニタ 検出部 (GM 計数管等)、現場警報器、計数率計、警報装置 (各1台)
ダストモニタ記録計 (1台)、ダストモニタポンプ (2台)
- ・ 臨界モニタ 検出部 (BF₃ 検出器等)、線量率計 (各3台)、臨界警報装置 (各1台)

屋外管理用放射線モニタ

屋外管理用放射線モニタは、排気系から放出する排気中のダスト濃度を監視するための、以下の系統で構成する。(欠測防止の観点から、2系統とする)

- ・ α 線ダストモニタ 2チャンネル
- ・ β 線ダストモニタ 2チャンネル

屋外管理用放射線モニタの各チャンネルは、以下の機器で構成する。

- ・ α 線ダストモニタ 検出部 (シンチレーション検出器等)、計数率計、警報装置 (各1台)
- ・ β 線ダストモニタ 検出部 (GM 計数管等)、計数率計、警報装置 (各1台)
排気モニタ記録計 (2台)、排気モニタポンプ (2台)

3.11 配置計画

装置を構成する主要機器の配置は F C A をベースとした。引出し装荷装置について

は、今回実施した概念検討の結果を配置計画に反映しているが、加熱設備については現状において設備構造の検討にまでは至っていないため含めていない。

実験装置の炉室内配置計画は Fig.3.6 で既に示した。装置の設置位置は、炉室の幅方向には中心に装置本体を置き、その片側へ生体遮へい体と作業用プラットフォーム、反対側へ引出し装荷装置を置いた。炉室の奥行方向には陽子ビームが導入される側へ固定側集合体を置き、炉室内の壁面から 1 m 位置を陽子ビーム室側との取合い点、6 m 位置を集合体密着面に設定した。

生体遮へい体と作業用プラットフォームは炉室出入口と反対側となる装置側面へ配置し、出入りのアクセス性を確保した。しかし、生体遮へい体は、格納時のスペースを何とか確保できているが、炉室側壁面ぎりぎりまで寄せ付けることになるため、炉室内で奥行方向への行き来が不可能となり 2 分される形になった。

引出し装荷装置は炉室出入口側へ設置し、燃料引出し供給側と取合えるようにした。引出し装荷装置についても、燃料引出しの受渡し用取合い機器の床上設置等を考慮すると生体遮へい体と同様に炉室をほぼ 2 分するようになると考えられるが、装荷装置の稼動時以外は人の行き来は可能である。

移動側集合体の後方に配置されるターゲットを建屋壁より約 4 m 位置に置く場合、ビーム導入管の支持台と移動テーブル駆動機構部の点検スペースとがオーバーラップすることになるため、この部分の取合い構造の検討が今後必要である。

格子管集合体の中心部に設置される陽子ビーム導入管へ作業員がアクセスし易くするため、炉室運転床のレベルを固定側架台及び移動側テーブルの上面と同レベル程度にすることを検討した。

実験装置の設置床面を基準とした、固定側架台及び移動側テーブル上面の高さは 1 2 4 0 mm、格子管集合体中心高さは 2647.6mm である。運転床を F C A と同様レベルの設置床面+240mm とした場合、ビーム導入管は運転床上約 2.4m の高さに設置されることになるので、実験時におけるビーム導入管やターゲット等の設置、組立等の作業性が悪い。

運転床をテーブル上面まで上げた場合、床面は格子管集合体最下段格子管の底面と同レベルとなるので、ビーム導入管は運転床上約 1.4m の高さになり、前述の作業性が改善される。しかし、引出し装荷装置を設備した場合、最下段格子管まで引出しを自動装荷する引出し装荷装置は、その構造上、引出し装荷ヘッドの下端がテーブル上面より下方約 60mm まで伸びてしまうので、床面との干渉が生ずる。このため運転床レベルは、テーブル上面から 100mm 下げた位置を床上げレベルの上限とした。

上記より、炉室運転床は、約 7000mm 幅×約 11800mm 長×1140mm 深 の範囲を掘下げて、固定側架台及び移動側テーブルの設置床を設けることになる。

3.12 耐震計算

3.12.1 はじめに

本検討は、実験装置の耐震性について、現行の耐震設計審査指針に基づき評価した

際に、FCA 相当の機器に対し構造等の大幅な変更の必要性の有無を確認することを目的とする。検討は、FCA の耐震評価⁽¹⁾を参考に概略評価する。また、適応する地震荷重条件は、本試験装置設置予定場所に近く、最近許認可を取得した NUCEF を参考とする。

3.12.2 評価方針

- ・基本構造、寸法は、FCA 相当とする。(なお、機器重量は余裕を考慮して 1.2 倍とする。)
- ・炉心重量は、移動側及び固定側それぞれ 100 t とする。
 - ①移動側重量： $62 \times 1.2 + 100 \Rightarrow 180 \text{ t}$
 - ②固定側重量： $46 \times 1.2 + 100 \Rightarrow 160 \text{ t}$
- ・評価対象となる機器は次の通りである。
 - 1) 移動テーブル
 - 2) 移動側ベッド
 - 3) 蛇行防止装置
 - 4) 転倒防止装置
 - 5) 固定側架台
 - 6) 格子管締付枠

本装置の本体関係は移動側架台、固定側架台及び格子管集合体等により構成されており、燃料最大装填時の移動側重量 180 t 及び固定側重量 160 t を移動側架台及び固定側架台が担当している。従って本架台の主要部分である上記 1)、1)に付属する 3) 及び 4)、1)が走行する 2)、更に 5)については、原子炉施設の安全性の見地から耐震構造にしておく必要がある。又 1)及び 5)の上面に組立られる燃料を堅固に保持しておくための 6)もやはり耐震構造が要求される。

- ・機種区分は、試験研究炉炉心支持構造物とし、耐震クラスは A として検討する。
- ・地震荷重条件は、NUCEF を準用する。

①STACY の設計用床応答スペクトルを Fig.3.11 に示す⁽²⁾。図より固有周期が 0.1sec 以上の場合に、共振の恐れがある事がわかる。

②STACY の 1 階における層せん断力係数 (Ci 値) は 0.208 であり、A クラスの水平方向静的地震荷重は、0.75 ($\doteq 0.208 \times 3.6$) となる。

③FCA は原則的に剛構造であり (FCA 格子管締付枠の固有周期は 0.06sec) 上述の通り建家特性を STACY 相当と仮定すると、概略耐震評価としては静的地震力が有意となる為、静的評価 (0.75) のみの条件にて検討を実施する。

④垂直方向地震荷重は、0.3 とする。

3.12.3 評価結果

各機器の発生応力及び許容応力をまとめたものを、Table 3.3 に示す。解析の詳細については、付録にまとめた。

表より、発生応力は許容応力に対して、概ね低くなっている。また、一部の機器（ボルト、溶接構造）については、発生応力が許容応力を上回っているものもあるが、ボルト径の増加、溶接強度の増加等により対応することのできる範囲である

第3章の参考文献

- (1)能沢正雄、他：「高速炉臨界実験装置に関する安全性解析」，私信（1966）。
- (2)日本原子力研究所：「日本原子力研究所東海研究所の原子炉施設〔STACY（定常臨界実験装置）施設〕の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（第1回申請）」，平成元年3月，（1989） 及び 日本原子力研究所：「日本原子力研究所東海研究所の原子炉施設〔STACY（定常臨界実験装置）施設〕の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（400φ円筒型炉心タンクの製作）」，平成11年12月，（1999）。

Table 3.1 核変換物理実験装置の概略仕様及び基本条件

項目	概要	
原子炉本体の構成	格子管寸法：FCAと同様 集合体：格子管 51 行×51 列	
制限値	陽子ビーム：10W 核分裂出力：500W 陽子ビーム導入時の臨界未満度：2% $\Delta k/k$ 以上 週間積算出力量：4kW・h 年間積算出力量：50kW・h 燃料装荷量：濃縮ウラン（濃縮度 20%及び 93%）約 2000kg、その他 集合体最大装荷重量：片側 100 トン	
耐震	各機器をクラスに分けて設計	
加熱・冷却設備	電気ヒータ及び空気送風機で集合体温度を調整	
計測・制御設備	計装：中性子束検出器（核分裂計数管、UIC 等）、熱電対等、 制御：制御・安全棒、集合体駆動機構	
非常用制御設備	安全棒：2~3% $\Delta k/k$ 程度（空気圧駆動） 集合体分離：通常は外部電源、停電時はバッテリーを使用 安全保護回路：スクラムによる集合体分離と、制御安全棒引き抜き	
ビームライン構成と 建家配置	600MeV リニアックから陽子ビームを分岐し、200kW を ADS ターゲット試験施設（TEF-T）へ、10W を核変換物理実験施設（TEF-P）に導入する。 TEF-T は、ビームライン延長線の南側、TEF-P は北側とする。ビームライン延長線上に、ビームダンプを設置する。 TEF-P は原子炉施設となるため、加速器ビームライントンネル及び TEF-T、ダンプ等の施設とは、構造的に切り離す。最終的に、10W ビームラインにより、施設を結合する。	
入射ビームライン高さ	地下 1 階の床から 1.5m 上とする。この場合の床は、TEF-P、T で共通の高さとする。将来的にレベルが変わることはあり得るが、ビームライン高さは、荷電変換後の BT で調整する。 現状では、地表面から 10m 以上掘り下げることになるが、入射ビームを上げることに技術的及びコスト面で妥当な評価ができればそのようにする。	
構造等	炉室・面積・高さ	内法寸法 17m×12m×13.8m ^H
	入射ビーム高さ	床から 2.5m（集合体の中心高から決める）
	禁水	炉室及び燃料取扱室は禁水区域とする。
	脱出口	脱出口（一次容器→二次容器、二次容器→屋外、燃料取扱室→屋外）を設ける。
	TOF 用貫通孔	一次容器に TOF 測定用の貫通孔を設ける。
入射ビーム条件	ビーム出力	最大 10W
	エネルギー	600MeV
	ビームの広がり	最大 50mm ϕ （調整は導入部の電磁石とコリメータで行う）
	ビーム導入管	中心格子管に挿入できる円筒パイプ、端面は平面状で、ターゲットと接する。端面位置は可変で、固定側集合体の任意の位置に設定できる。 その他、集合体分離時に作業用プラットフォーム中央位置及び移動側集合体後方の裸のターゲット測定位置（壁より 4m）までビーム導入管を延長できる構造とする。
ターゲット	材料	固体（Pb、Pb-Bi、W 等）
	寸法	50mm×50mm×600mm ^L 、50mm ^L 、1.5mm ^L 等の寸法のターゲットを組み合わせ、ターゲット位置を可変にする。
	冷却	なし
核燃料取り扱い 装荷装置	遠隔操作により、作業員の被ばくを低減化を図る。	
中性子実験室の確保	TOF 測定用のスペースとして設置。	

Table 3.2 陽子ビーム導入管構造の検討条件条件

	項 目	条 件
陽子ビーム導入管	(1) 管内真空度	・ 導入管内の真空度は 0.1Torr 以下 とする
	(2) 外形寸法, 材質	・ 寸法: 外径 約 ϕ 50 mm, 肉厚 約 0.5mm, 管端面板の肉厚 約 0.5mm ・ 材質: SUS304
	(3) 構造	・ ターゲット長さに追従して可変とする。 ・ 導入管端面 (ビーム窓) はターゲットに密着させるものとし、管端面位置は以下とする。 ① 格子管集合体密着時は、密着面から固定側格子管集合体内 600mm 範囲まで 1.5mm ないしは 5mm 間隔で可変とする。 ② 格子管集合体分離時は、作業用プラットフォーム中央及び移動側集合体後方の建屋壁から 4m の位置に置かれたターゲットまで延長できるものとする。 ・ 導入管は継ぎ足し或いは伸縮可能な構造とする。(但し、継ぎ足し作業時間の目安は 3 時間とする。) ・ 中心格子管部への挿入は手動で行うものとする。
	(4) 取合い	・ 陽子ビーム発生側との取合い構造はフランジ接続とする。 ・ 取合い位置は固定側格子管集合体後方の建屋壁から 1m 位置とする。
核破砕ターゲット	(1) 外形寸法	・ 移動側ターゲット: 50×50×600mm ・ 固定側ターゲット: 50×50×1.5~600mm
	(2) 装荷方法及び位置	・ 格子管内へのターゲット装荷には引き出しを用いる ・ 移動側は密着面から 600mm×2 本 (但し、軸方向後側の 1 本は遮へい材) ・ 固定側は密着面から 1.5~600mm 範囲
格子管集合体	(1) 中心部格子管	・ 格子管集合体の中心格子管は既設 F C A と同様に無しとする

Table 3.3 耐震計算結果 (水平0.75G、鉛直0.3G)

構 器	状態	発生応力	許容応力(at100°C)	材質	備考 (対応方針)
移動テーブル	自重 地震	1.5 kg/mm2	Sm = 13.2 kg/mm2	SS400	
		1.9 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
移動ベット(内側)	自重 地震	1.3 kg/mm2	Sm = 13.2 kg/mm2	SS400	
		2.4 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		2.9 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		1.2 kg/mm2	fts = 14.8 kg/mm2	SS400	
基礎ボルト (M36)	せん断	2.7 kg/mm2	fsb = 11.4 kg/mm2	SS400	
		0.3 kg/mm2	Sm = 13.2 kg/mm2	SS400	
移動ベット(外側)	自重 地震	22.0 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		12.4 kg/mm2	Sy = 10.6 kg/mm2	SS400	上板(転倒防止): 板厚増加により対応可能
基礎ボルト (M30)	引張 せん断	6.3 kg/mm2	fsb = 11.4 kg/mm2	SS400	ボルト径増加により対応可能
		6.3 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
蛇行防止措置	地震	12.0 kg/mm2	fs = 34.8 kg/mm2	SCM435	材質変更により対応可能
		29.3 kg/mm2	fts = 45.3 kg/mm2	SCM435	
		10.2 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
転倒防止装置	地震	41.9 kg/mm2	fts = 45.3 kg/mm2	SCM435	ボルト径増加により対応可能
		1.3 kg/mm2	Sm = 13.2 kg/mm2	SS400	
固定側架台	自重 地震 鉛直 水平	1.7 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		3.0 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		18.6 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		0.1 kg/mm2	Sm = 13.2 kg/mm2	SS400	底板溶接部: 溶接強度増加により対応可能
		0.1 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		1.7 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		9.2 kg/mm2	fts = 2.8 kg/mm2	SS400	
		11.2 kg/mm2	fsb = 11.4 kg/mm2	SS400	ボルト径増加または材質変更により対応可能
格子管締付枠	側部締付枠 上部締付枠 接続ボルト(A) (M42) 接続ボルト(B) ピン	5.3 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		9.3 kg/mm2	Sy = 19.8 kg/mm2	SS400	
		11.3 kg/mm2	fts = 45.3 kg/mm2	SCM435	
		2.2 kg/mm2	fsb = 34.8 kg/mm2	SCM435	
		4.7 kg/mm2	fts = 45.3 kg/mm2	SCM435	
		21.1 kg/mm2	fs = 34.8 kg/mm2	SCM435	

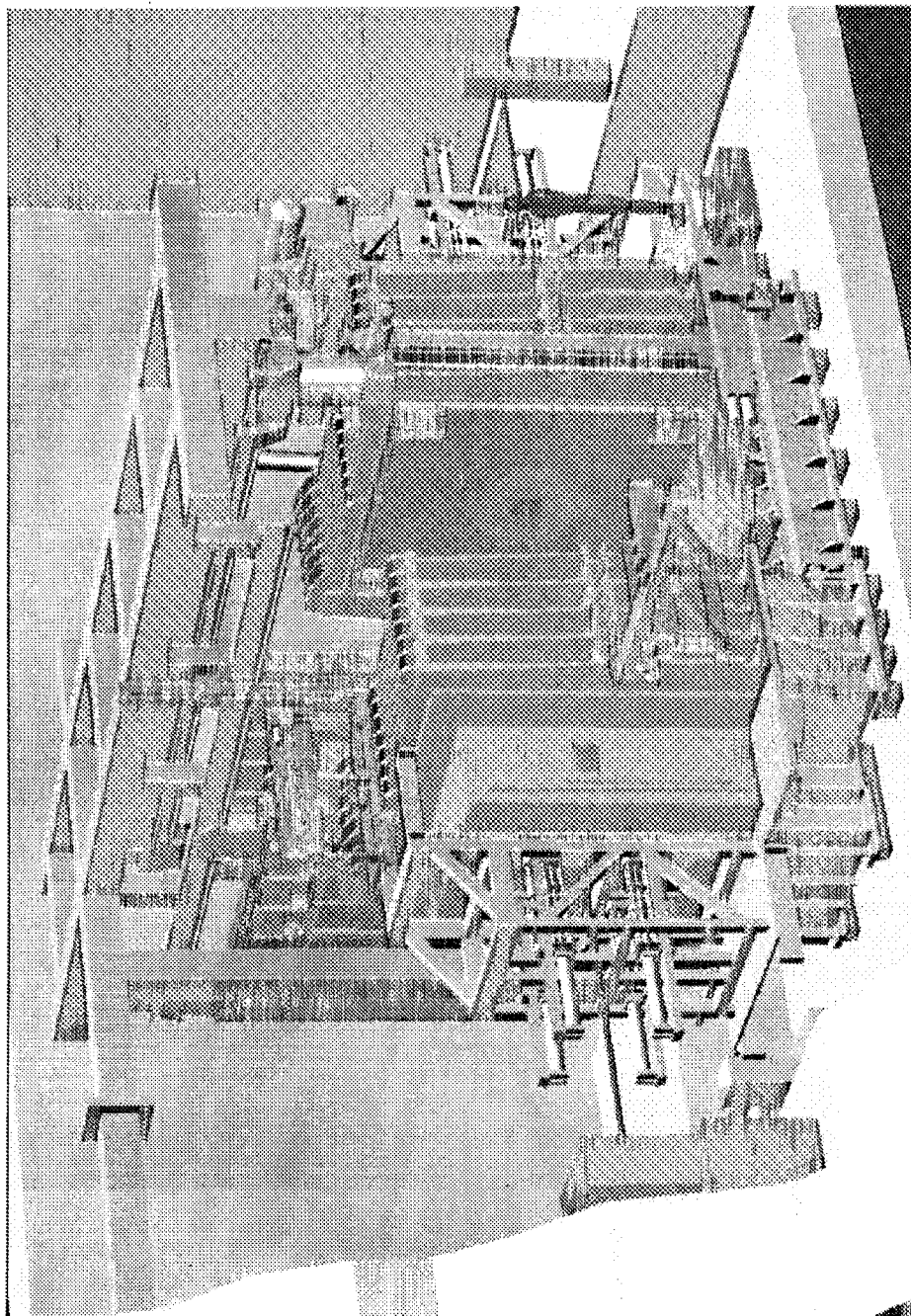


Fig.3.1 核変換物理実験施設の外形図

部	名	種数	材質
1	格子管集合体 (固定側)	1式	SUS304
2	格子管集合体 (移動側)	1式	SUS304
3	側部格子枠 (固定側)	1式	SS400
4	側部格子枠 (移動側)	1式	SS400
5	上部格子枠 (固定側)	1	SS400
6	上部格子枠 (移動側)	1	SS400

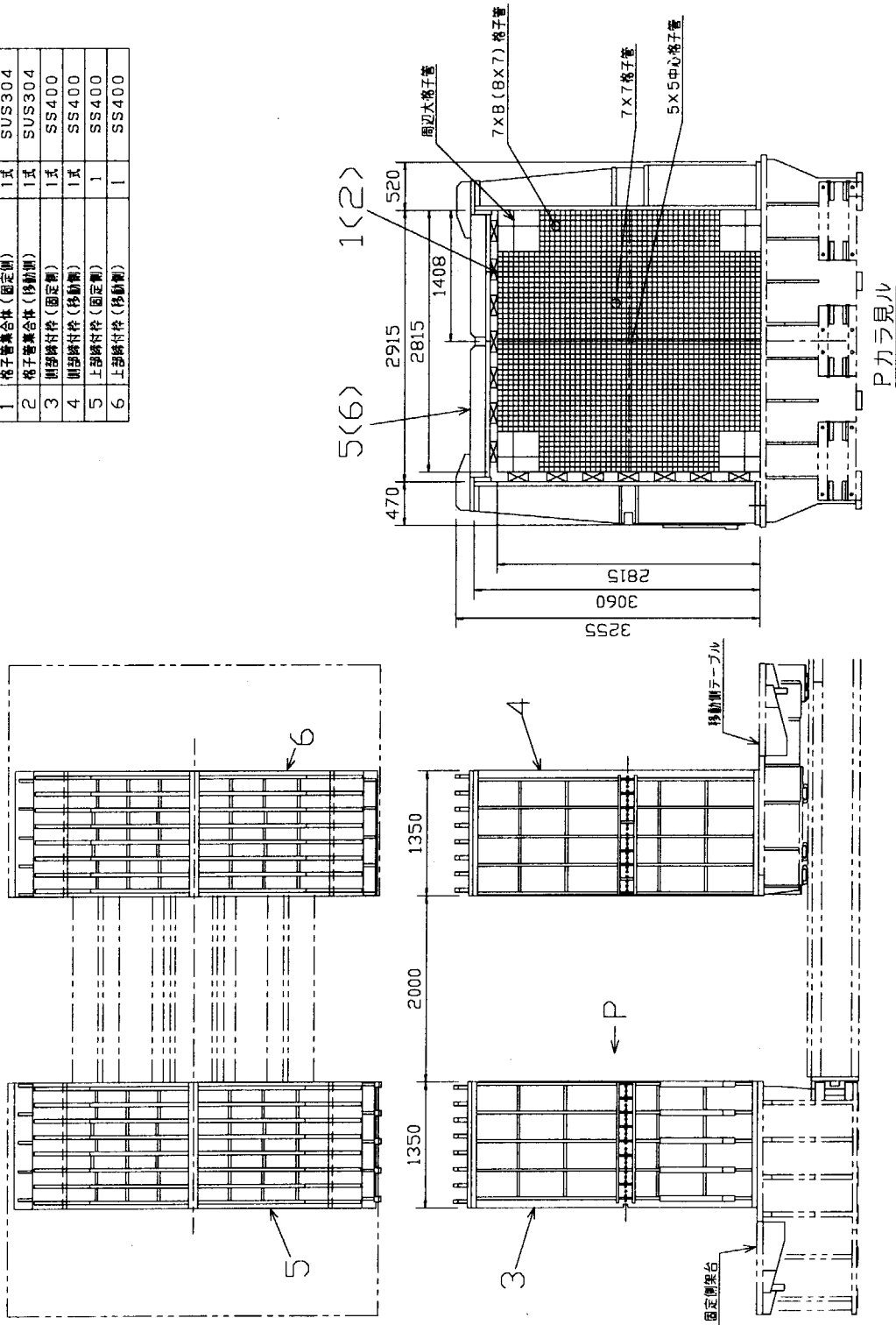
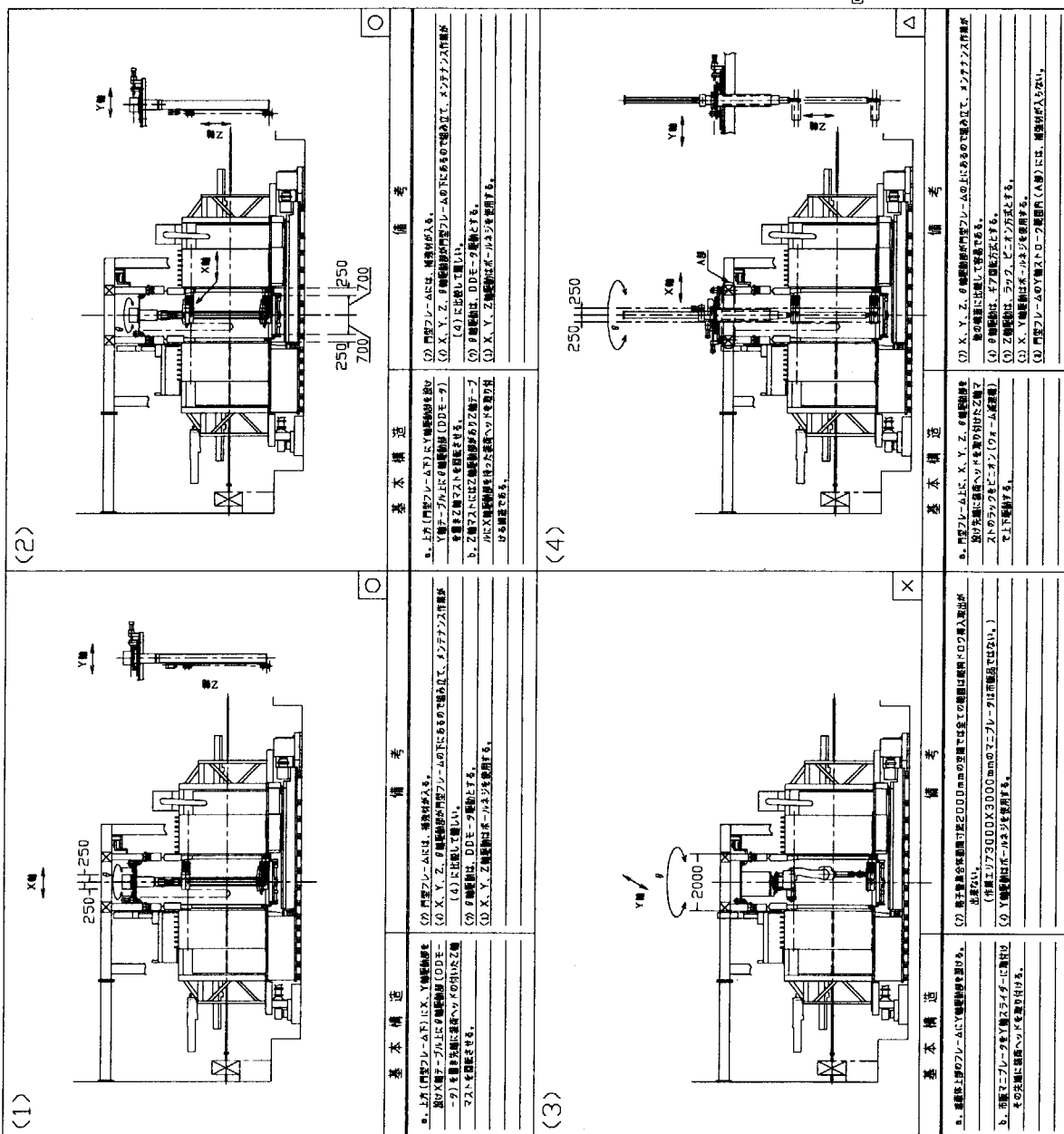


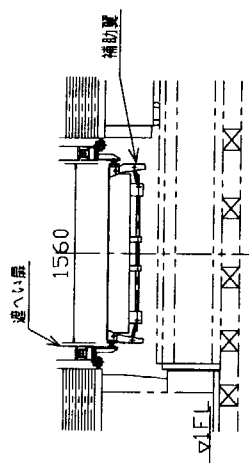
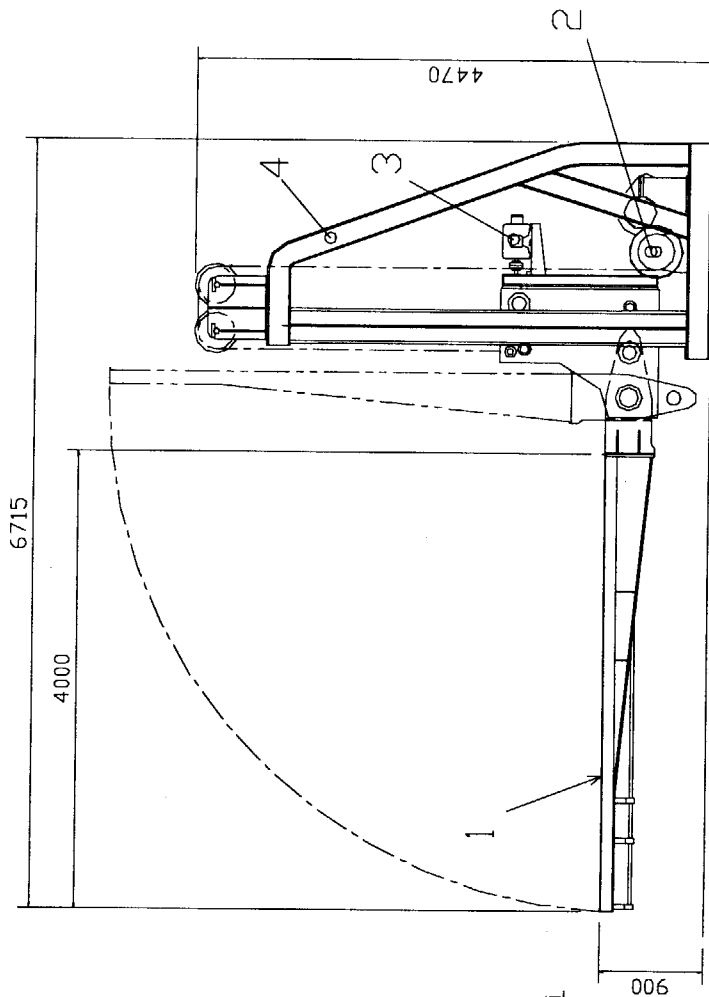
Fig.3.2 格子管集合体の構造

Fig.3.3 引き出し装置の位置決め機構に関する検討図



注 記
 1. 本図は標準ヘッドの構造、位置決め機構に関する検討図として、図面外の位置決め機構を示す。
 2. 図面外の位置決め機構を示す。

部	名	称	個数	備	考
1	プラットフォーム		1式		
2	上下駆動装置		1式		
3	開閉駆動装置		1式		
4	駆動装置取付台		1式		



補助翼折タタミ時

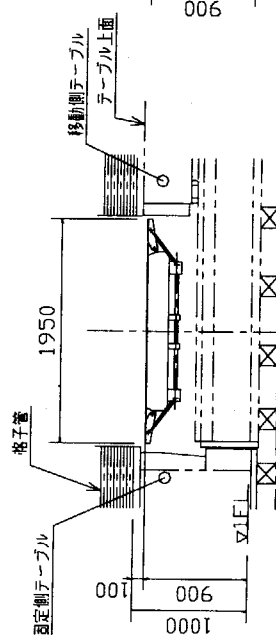


Fig.3.4 作業用プラットフォームの構造

部	名 称	個数	備 考
1	遮へい扉	5	
2	支持枠	1	
3	生体遮へい体格納駆動機構	1式	
4	遮へい扉開閉駆動機構	1式	
5	生体遮へい体架台	1	

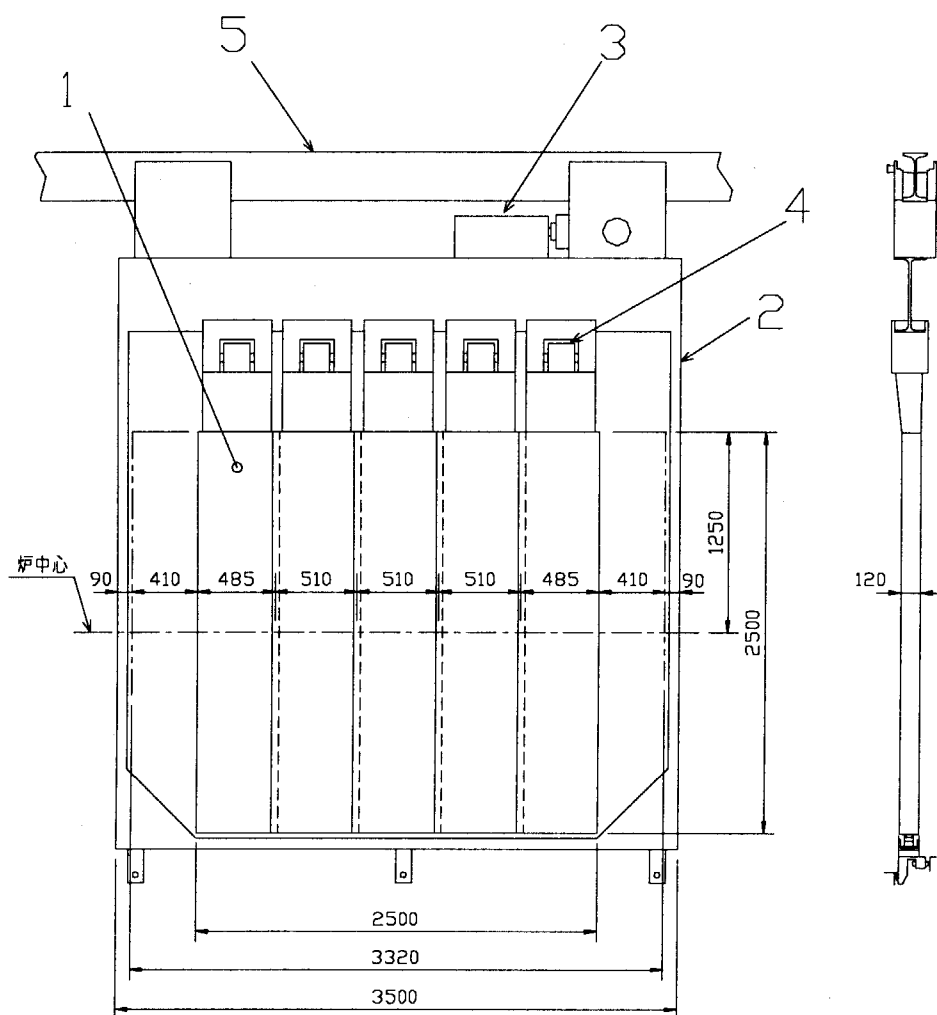
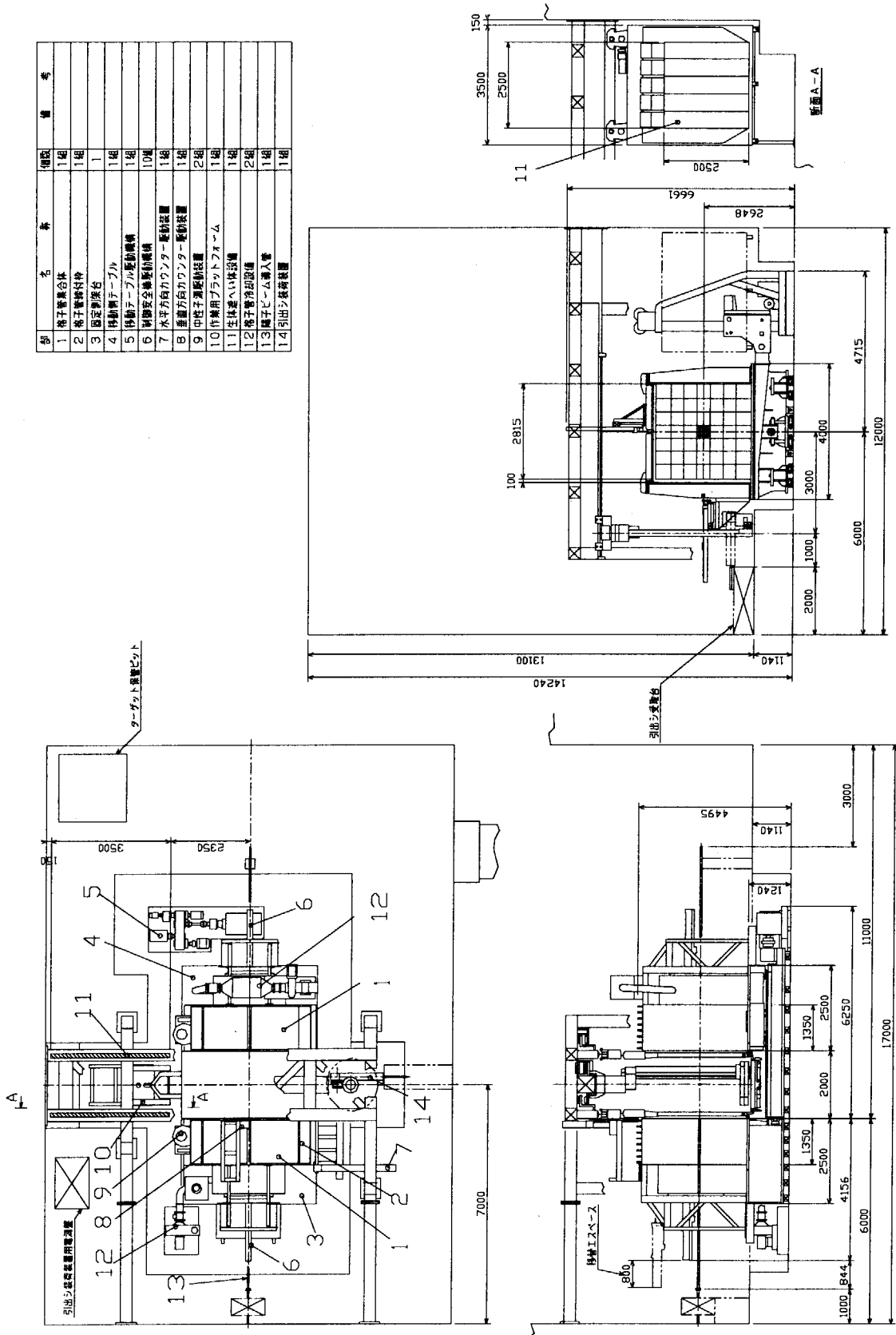


Fig.3.5 生体遮へい体の構造



部 号	名 称	個 数	備 考
1	格子管集合体	1組	
2	格子管支持枠	1組	
3	固定脚架台	1	
4	移動脚架台	1組	
5	移動テーブル駆動機構	1組	
6	移動安全機構駆動機構	1組	
7	水平方向カウンタ駆動装置	1組	
8	垂直方向カウンタ駆動装置	1組	
9	中性子源駆動装置	2組	
10	作業用フラットフォーム	1組	
11	生体差ハイクッション	1組	
12	格子管冷却設備	2組	
13	格子ビーム導入管	1組	
14	引出装置取付面	1組	

Fig.3.6 炉室内の概略配置

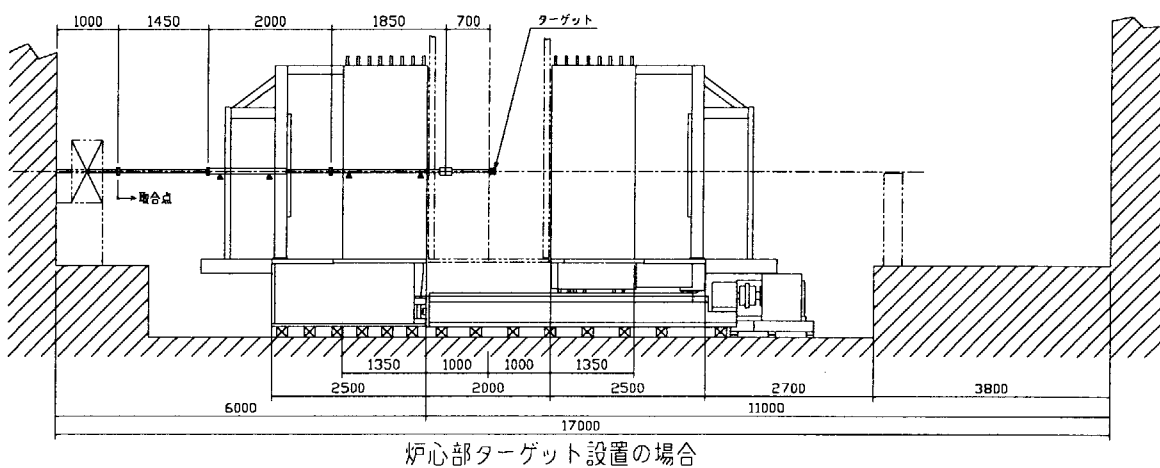
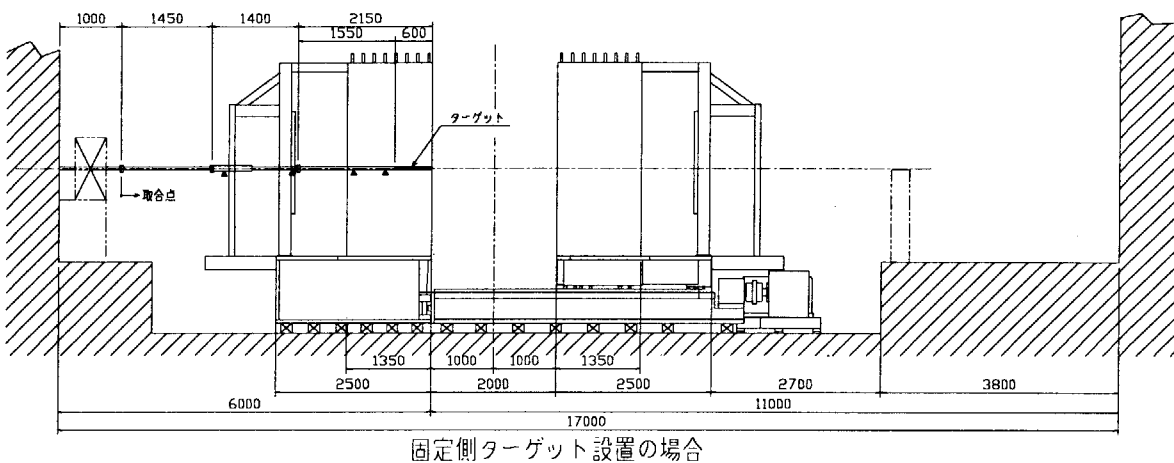
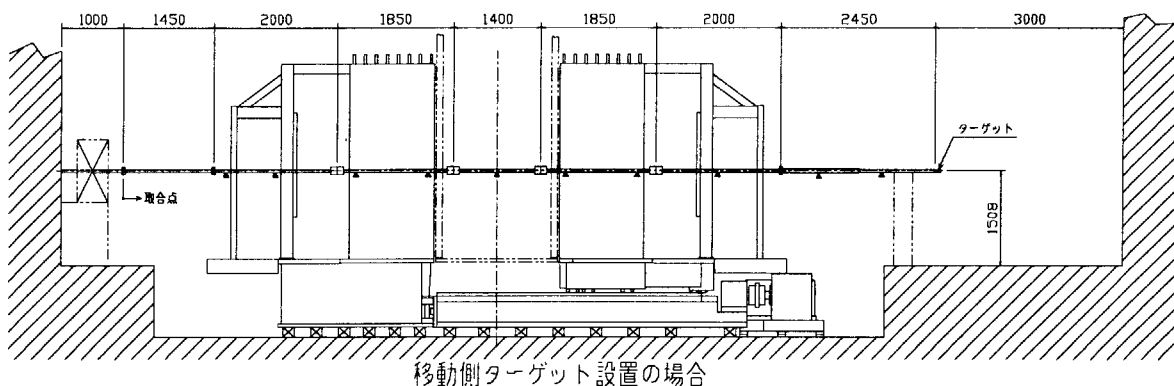


Fig.3.7 陽子ビーム導入管全体図

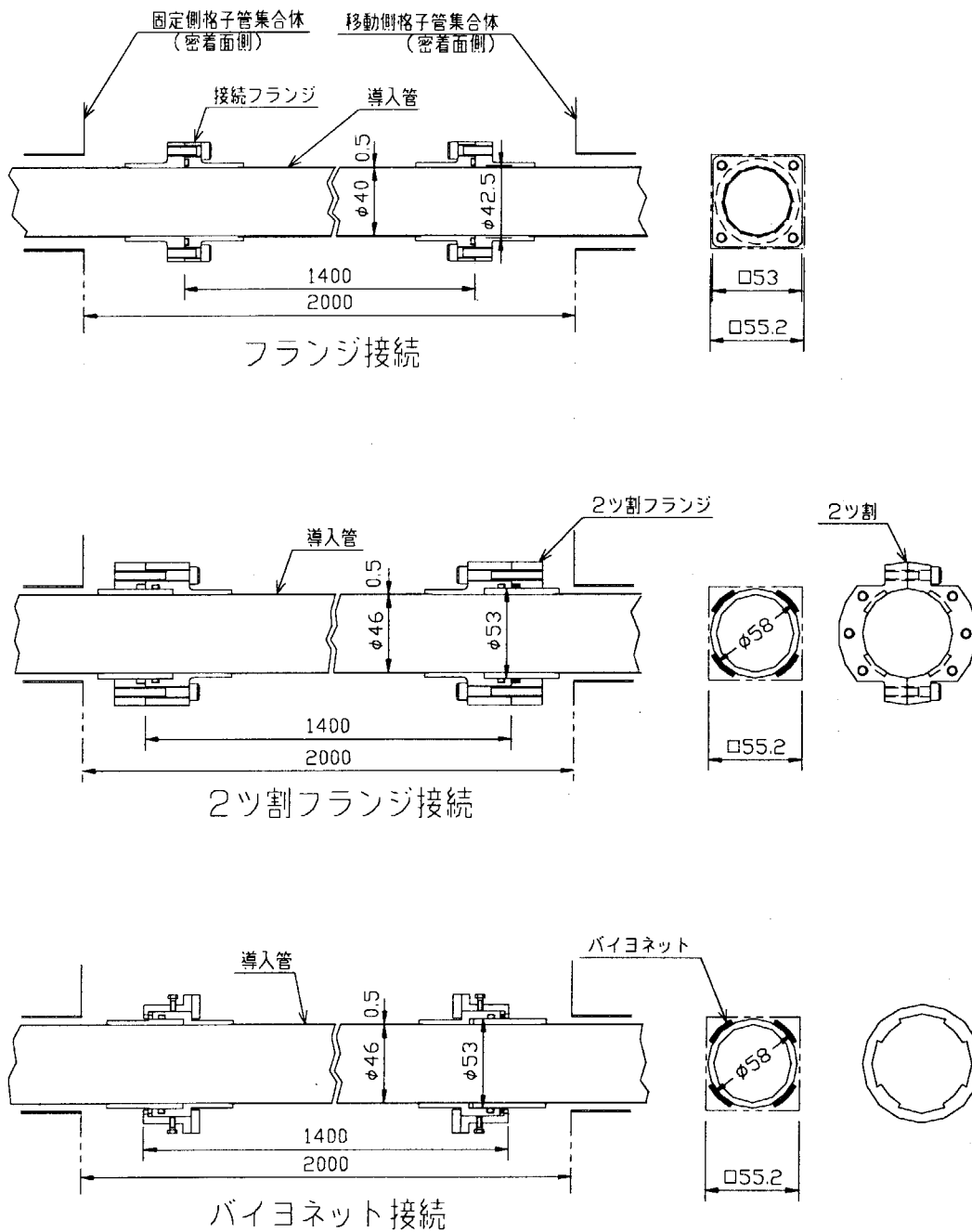


Fig.3.8 陽子ビーム導入管の接続方法

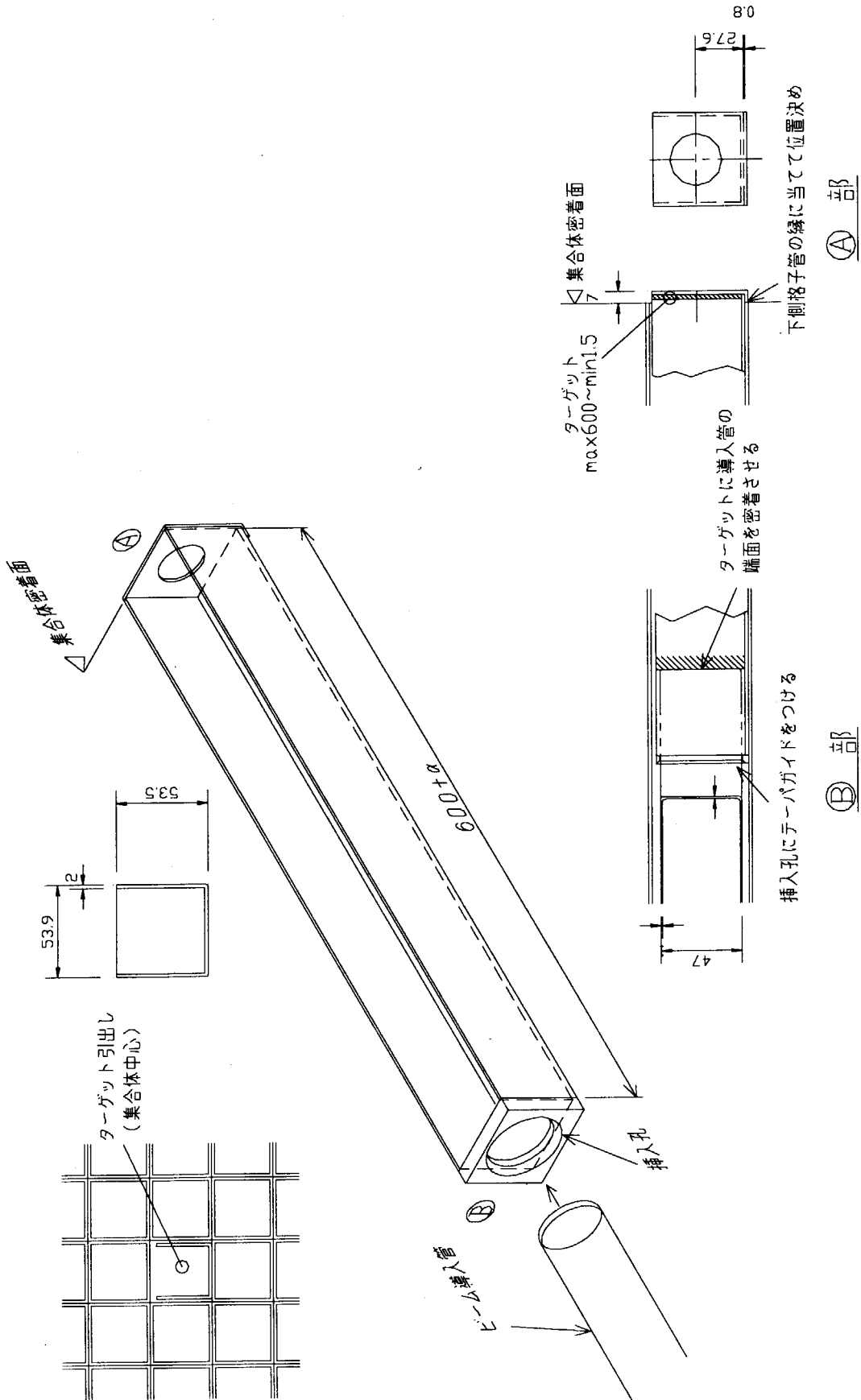


Fig.3.9 核破碎ターゲットの装荷方法

部	名	称	備	考
1	駆動装置		1式	
2	駆動棒		1式	
3	単連連結棒		1式	
4	2連連結棒		1式	
5	シリンダー		1	
6	電磁石		1式	
7	支持台		1式	

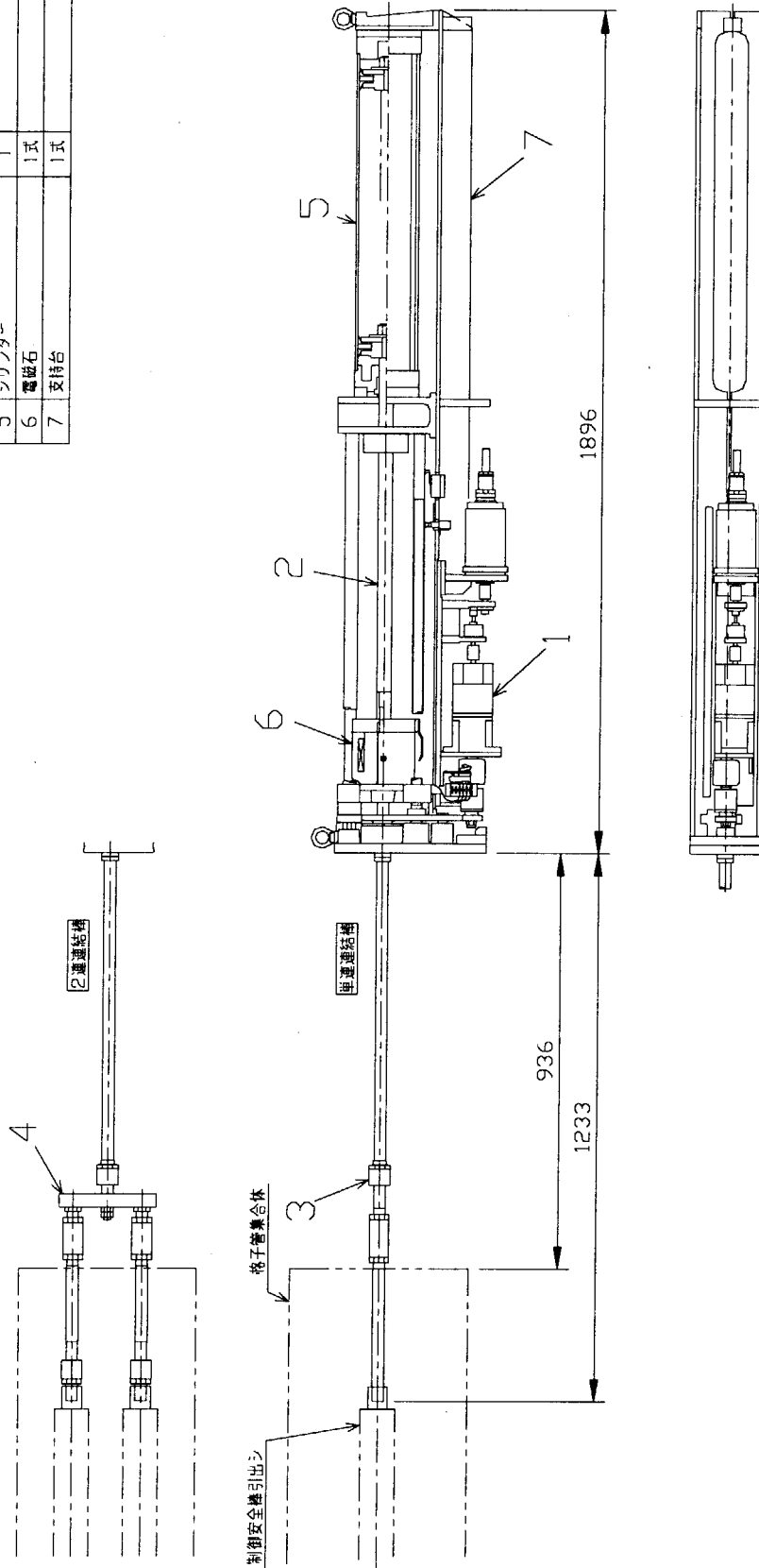


Fig.3.10 制御安全棒駆動機構

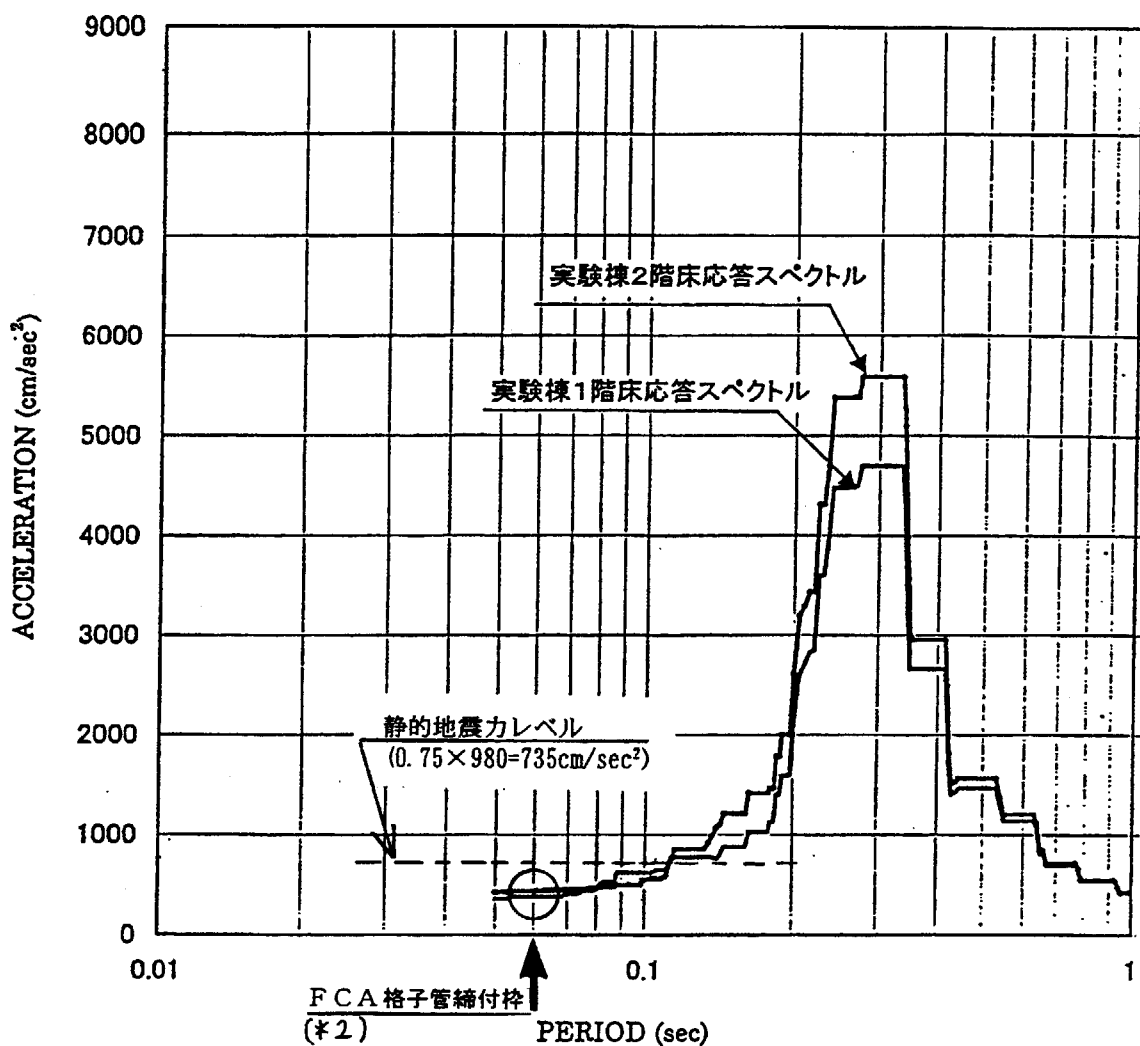


Fig.3.11 NUCEFの設計用床応答スペクトル図⁽²⁾
 (STACY円筒型炉心タンク (Aクラス) に用いられたものである)

4. 陽子ビーム導入機構

4.1 はじめに

核変換物理実験施設には 600 MeV の超伝導 LINAC で加速された H⁺ビームを導入する。超伝導 LINAC は、200kW (333 μ A) の H⁺ビームを出射し、これらのほとんどが ADS ターゲット試験施設 (TEF-T) に導入される。一方、核変換物理実験施設 (TEF-P) では最大核分裂出力を 500 W としているため、 $k_{eff}=0.95$ 程度の深い未臨界度であっても 10 W 程度のビーム出力で十分である。そこで、200 kW の一次陽子ビームから 10 W (17 nA) 以下のビームを導入する機構が必要となる。また、後述のようにこの取出し機構は陽子ビーム一次ラインに設置されるために「放射線障害防止法」の適用範囲である。一方、核変換物理実験施設は「原子炉等規制法」の適用を受けるために、核変換物理実験施設に独自にビーム電流を制御させる機構が必要となる。

本章では以上のビーム導入に必要な機構についての検討を行う。初めにビームオプティクスの検討を行い、必要なマグネット、真空系について検討を行う。また、10 W 以下のビームを導入する機構の検討も行う。さらに、核変換物理実験施設内でビーム電流を制御する機構の検討を行う。

4.2 ビームラインの配置

ビームラインおよび核変換実験施設の配置案を Fig.4.1 に示す。以前までの検討⁽¹⁾では、LINAC を出射した後に 60° 偏向していたが、核変換実験施設の配置が変わったために、LINAC を出射した後にビームを 90° 偏向する。LINAC と核変換実験施設へのビームの輸送を行う (ADS-BT) の間には隔壁を設ける。このために、L-ADS BT において独自に、電源・機械室および搬入口を設ける。これらの施設はビーム進行方向の向かって右側に配置する。またこの建屋にはレーザー荷電変換器のレーザー発振器も設置する予定である。

4.3 ビームラインの検討

初めにローレンツストリッピングによる損失を起さない最大磁場の検討を行い、基本ラティスの検討を行った。次にビームオプティクスの計算を行い、必要とする電磁石および真空系の検討を行った。

4.3.1 最大磁場の検討

H⁺イオンの電子は低い結合エネルギー (0.755 eV) で結合しているため、数 MV/cm の強い電磁場中に置かれると電子を引き剥がされ H⁰イオンとなる。H⁰イオンになると電磁場による制御ができないために損失を生じる。これをローレンツストリッピングによる損失と呼ぶ。磁場強度 B と等価な電界の強さ (V/m) の関係は

$$E = \beta \gamma cB, \quad (4-1)$$

ここで β は H⁺イオンの光速との比、 $\gamma=(1-\beta^2)^{-0.5}$ である。ローレンツストリッピングによる損失 f (1/m) と磁場強度 B の関係は (4-2) 式^(2,3)で定まる。

$$f = \frac{B}{A_1} \exp\left(-\frac{A_2}{\beta_{yc} B}\right), \quad (4-2)$$

ただし、 $A_1=2.47 \times 10^{-6}$ (Vs/m)、 $A_2=4.49 \times 10^9$ (V/m) である。H⁺ビームエネルギー 600MeV における (4-2) 式の関係を図 4.2 に示す。

L-ADS BT の偏向部では 1 W/m 程度のビーム損失が生じても十分な遮蔽設計とする。ミスアライメント及び空間電荷効果による影響を考慮して、ローレンツストリッピングによる損失は 0.01 W/m 以下にするのが望ましいと思われる。この条件 (10^{-8} /m 以下) を Fig.4.2 より、H⁺ イオンの受ける磁場強度 B を 0.37T 以下にする必要がある。

4.3.2 基本ラティスの検討

基本ラティスを Fig.4.3 に示す。ビーム輸送ラインの基本ラティスはダブレットで形成する。このラティスに使用する四極電磁石の仕様を Table 4.1 に示す。四極電磁石の磁場はローレンツストリッピングが起こるものよりも、さらに小さいものとなっている。

4.3.3 ビームエンベロープ

ビームエンベロープの計算には、PSI 版の TRANSPORT コード⁽⁴⁾ を用いた。計算には空間電荷効果によるビームの広がりを考慮した。Table 4.2 に示す条件を用いてビームエンベロープの計算を行った。Fig.4.4 に LINAC から ADS ターゲット試験施設までのビームエンベロープを示す。ビームラインはビームの進行方向において 110m の長さを持っており、50 台の四極電磁石と 8 台の偏向電磁石で成り立つ。電磁石の磁場はローレンツ力によるストリッピングが十分に低い、0.37 T 以下の弱い磁場となっている。ビームを 90° 偏向させる偏向部分 (アーク部) では、ビーム径が広がっているために、四極電磁石のボア径を 100 mm とする。これより下流の電磁石のボア径は 70 mm とした。

オプティクス計算結果、ADS ターゲット試験施設のターゲットにおいてビーム直径が 40mm となっている。なお ADS ターゲット試験施設では四極電磁石の磁場勾配を変化させることにより、ビーム直径を広げることが可能となっている。

Fig.4.5 に核変換物理実験施設へのビームエンベロープを示す。核変換物理実験施設ではターゲット上でのビーム直径が 20 mm 程度になるようにしている。核変換物理実験施設の炉室は禁水区域であるために、炉室の中には水冷の四極電磁石電磁石を配置せずに成立するようにしている。ただしビーム軌道を補正するために、空冷の補正電磁石を設置する。

4.4 電磁石の検討

オプティクスを満足する偏向電磁石、四極電磁石および補正電磁石の仕様について検討を行った。

4.4.1 偏向電磁石

偏向電磁石の仕様を **Table 4.3** に、概念図を **Figs.4.6~4.8** に示す。偏向電磁石には3つのタイプ (BA, BB, BC) を用いる。BA, BC はセクター型となっており、BB は矩形型となっている。BB は LINAC からレーザー荷電変換器までビームを偏向するために使用する。また、BA はレーザー荷電変換器の付近で使用する。BC は核変換物理実験施設へビームを導入するために使用する。BC は H⁺イオンを輸送するために、他の電磁石に比べ磁場強度が強くなっている。

4.4.2 四極電磁石

四極電磁石の仕様を **Table 4.4** に、概念図を **Figs.4.9, 4.10** に示す。四極電磁石はボア径が異なる二種類を設置する。LINAC のマッチング部 (**Fig.4.4** 中の QF03 ~ QD10) を含めて四極電磁石は 58 台必要となる。四極電磁石の重量は 0.5 t 以下であるので偏向電磁石に比べ軽い。

4.4.3 補正電磁石

補正電磁石の仕様を **Table 4.5** に示す。補正電磁石はビームラインの基本ラティス毎または約 10m に水平、垂直補正電磁石を、偏向電磁石の近傍に垂直補正電磁石をそれぞれ設置し、軌道補正を行うものである。このために、38 個の補正電磁石を設置する。補正電磁石には有効磁場長さが 150mm と小型な物を使用する予定である。

4.4.4 電磁石電源

以上の検討で用いられた電磁石電源の仕様について **Table 4.6** に示す。電源は全て空冷式で可能と思われるが、今後水冷式である電源についても検討を行う。

4.5 真空排気系の検討

簡易モデルを用いて真空排気系の検討を行う。目標真空度は 1×10^{-6} Pa とする。

4.5.1 検討に用いたモデル

基本ラティス毎 (5.35m) にイオンポンプを 1 台配置した場合と、基本ラティス 2 周期毎 (10.7m) にイオンポンプを 1 台配置した場合について、イオンポンプの排気速度 (270, 140, 60 l/s) をパラメータとして、ビーム輸送ライン内部の到達真空度について計算し、イオンポンプの配置及び排気速度を決定した。

計算に用いたビームラインの計算モデルを **Fig.4.11** に示す。左右から中心方向に排気されるモデルを考えた場合、ビーム輸送ラインを $(2n + 1)$ 個の要素に分割し、各要素内では真空度が一定と仮定すると、到達真空度は (4.3) 式の通りとなる。

ビーム輸送ラインの基本ラティスをモデル化したものを **Fig.4.12** に示す。排気条件の検討では、以下の仮定を行う。

$$\begin{aligned}
 P_0 &= \frac{Q_0 + Q_1 + Q_2 + \cdots + Q_{n-1} + Q_n + Q'_1 + Q'_2 + \cdots + Q'_{n-1} + Q'_n}{S_e} \\
 P_1 &= \frac{Q_1 + Q_2 + \cdots + Q_{n-1} + Q_n}{C_0} + P_0 \\
 P_2 &= \frac{Q_2 + \cdots + Q_{n-1} + Q_n}{C_1} + P_1 \\
 &\dots\dots\dots \\
 P_n &= \frac{Q_n}{C_n} + P_{n-1} \\
 P'_1 &= \frac{Q'_1 + Q'_2 + \cdots + Q'_{n-1} + Q'_n}{C'_0} + P_0 \\
 P'_2 &= \frac{Q'_2 + \cdots + Q'_{n-1} + Q'_n}{C'_1} + P'_1 \\
 &\dots\dots\dots \\
 P'_n &= \frac{Q'_n}{C'_n} + P'_{n-1}
 \end{aligned} \tag{4-3}$$

- (1) 輸送ラインは内径 59.5mm の直管とする。
- (2) 輸送ラインには同一排気速度のイオンポンプが等間隔で配置されているものとし、1 台のイオンポンプにより隣り合うのイオンポンプとの中間位置付近まで排気が可能なものとする。
- (3) 輸送ラインには真空排気する上で負荷となる分岐ポートや BPM など計測器類などが存在するがこれを無視する。
- (4) ビーム輸送ライン中のペローズは、コンダクタンスの観点からは直管で仮定する。一方、内部表面積として 30 山分の面積を付加し、放出ガスにおける負荷とする。(外径= 85 mm、内径= 60mm)

Table 4.7 にビーム輸送ラインに接続する排気系のパラメータを示す。検討する条件を以下の通りとする。

- (1) ビーム輸送ライン各部における到達真空度を、基本ラティス毎に 1 台イオンポンプを配置した場合では 100mm ごとの要素に分割し計算し、また基本ラティス 2 周期毎に 1 台イオンポンプを配置した場合では 200mm ごとの要素に分割して検討する。
- (2) ビーム輸送ライン内壁からの放出ガスは、ビーム輸送ラインが脱気されているものとして、単位面積当たり 1.0×10^{-8} (Pa·m³/sec·m²)⁽²⁾ とする。この値はステンレス鋼を 250℃ の状態で 5 時間ベーキングの後、5 時間放置した後のものである。

4.5.2 検討結果

式(4-3)と以上の仮定を用いた到達真空度 (Fig.4.12 に示すA点) の計算結果を Table 4.8 に示す。イオンポンプを設置間隔が 5.35 m となる基本ラティスごとに1台配置した場合、60 l/s 以上の排気速度を持つイオンポンプの場合に目標真空度である 1×10^{-6} Pa を満足する。なお、設置間隔が 10.7 m となる基本ラティス2周期ごとに1台イオンポンプを配置した場合には、イオンポンプから遠い部分の真空度は 1×10^{-6} Pa より高くなる。ビーム輸送ライン到達真空度の安全率を2倍以上(目標真空度を 5×10^{-7} Pa) とし、また経年劣化に伴う排気速度の低下に対する裕度を考慮した場合、270 l/s のイオンポンプが妥当だと考えられる。

4.6 ビームライン機器配置

以上で検討した機器の配置を Fig.4.13 に示す。各機器の配置については以下の指針に沿って配置している。

- (1) 補正電磁石により補正された軌道が判るよう基本ラティス毎にプロファイルモニター (BPM) を配置する。
- (2) 90° 偏向部の入口出口、レーザー荷電変換装置や荷電変換フォイル、コリメータの入口出口、ターゲットやビームダンプの入口にカレントトランスフォーマー (CT) を配置しビーム電流の計測を可能とする。
- (3) 基本ラティス毎に1台づつイオンポンプを配置し真空排気する。
- (4) 偏向部、レーザー荷電変換装置、荷電変換フォイル、コリメータ、ビームダンプ等をそれぞれ別々に真空排気可能なようにゲートバルブで仕切り、ターボ分子ポンプ (TMP) を配置する。また、同様に真空計も配置する。

4.7 レーザー荷電変換によるビーム取出し

陽子ビームを核変換物理実験施設に輸送するためには、ADS ターゲット試験施設に入射する 200kW のビームから 10W 程度のビームの取り出しが必要となる。僅かな電流のビーム取出しを行うためには、薄いフォイルをビームライン中に配置し、散乱で生じた二次粒子を輸送することにより可能となる。しかしながら、この方法ではフォイルによるビーム散乱が有るために、厚い遮蔽、空気の放射化、および NO_x ガス生成などの対応が必要となり望ましくない。そこでレーザーを H⁺ ビームに照射し、ビームの取出しを行う方法について検討を行った。ここでは簡単にレーザー荷電変換によりビーム取出しについて述べる。

4.7.1 概念

レーザー荷電変換器の概念を Fig.4.14 に示す。レーザーを H⁺ イオンに照射することにより H⁰ イオンに荷電変換する。H⁺ イオンの第2電子は 0.755 eV という低いエネルギーで結合しているために、赤外線から可視光程度の波長の光で容易に引き離すことができる。光子と相互作用で変換された H⁰ イオンは電磁石で収束することが不可能である。そこで、H⁰ イオンを薄いフォイルに透過させ、電子の剥ぎ取りによ

り H^0 イオンを H^+ イオンに変換する。現在のところ荷電変換フォイルには数 $100 \mu\text{g}/\text{cm}^2$ のポリエチレンフォイルを使用することを予定している。

4.7.2 レーザー発振器の検討

この取出し法ではレーザーの照射時間を制御することによりパルスビームの時間幅を可変にできる。核変換物理実験施設では飛行時間測定やパルスビームによる中性子挙動の測定のために短パルスビームの測定を行うことが望ましい。また、 $500 \mu\text{s}$ の長パルスを用いれば疑似連続ビームの実験も可能である。これら短パルスおよび長パルスの取出しに必要なレーザー発振器を **Figs.4.15, 16** に示す。

短パルスビームの取出しには Q スイッチを用いて行うことができる。**Fig.4.15** に示した発振器を使うことにより 6 W 程度の H^+ ビームの取出しが可能である。また、飛行時間測定では 1 ns 程度の時間幅が望ましいが、この場合にはモードロックレーザーを用いることによりビームの取出しが可能となる。ただしこの場合には 100 mW 程度のビームしか取出せないが、飛行時間法の測定では 100 mW 程度のビーム出力を用いることを予定しているため、必要条件を満足することができる。

長パルスの場合には、LINAC から出射されるビームのデューティー比が低いために CW レーザーを用いた場合には非常に高いレーザー出力が要求される。そこで、ビームが出射される場合に、ランプで発振器を励起する。ただし、発振器から出るレーザー光には多数のリングングが生じているために、光波形モニターとポッケルスセルによるフィードバック制御を行う。

4.8 ビーム電流制御

レーザー荷電変換の設備は「放射線障害防止法」の適用範囲であるために、「原子炉等規制法」の適用をうける核変換物理実験施設では、独自にビーム電流を制御させる機構が必要である。そこで、核変換物理実験施設の入口にコリメータを設置し、この上流の四極電磁石の磁場を変化させて、ビーム電流を制御する方法の検討を行った。

四極電磁石の磁場を変化させた場合にコリメータを通過する陽子電流について計算を行った。**Fig.4.17** に示した最下流の四極電磁石の磁場を変化させた場合に、コリメータ孔を通過する陽子の割合を計算した。コリメータ内に入射する陽子は、エネルギーを損失するために、偏向電磁石で大きく曲げられターゲット室に到達しない。なお、コリメータは有限の長さを持っているが、本検討ではコリメータ入口を通過する陽子をターゲットに到達するものとした。ビームを絞った場合には 100 % 通過させることができるのでコリメータの長さを無視しても問題ない。

4.9 まとめ

本章では核変換物理実験施設への陽子ビーム導入機構のビームオプティクス、機器、真空、レーザー荷電変換器およびビーム電流制御機構の検討を行った。今後の検討すべき課題としては以下のことが考えられる。

- (1) オプティクス
最適化がなされておらずマグネットの台数を減らす検討が必要と思われる。
また、本検討では運動量分散を無視したが今後は分散も考慮して検討する。
- (2) 真空系
簡単なモデルで評価を行ったので、今後は現実に近いもので評価する必要があると思われる。
- (3) レーザー荷電変換器
実験により、適用性を実証する必要性がある。近い将来原研の陽子 LINAC で行う予定である。

第4章の参考文献

- (1) 大井川宏之、他：「核変換実験施設の概念検討 (1)核変換物理実験施設の概要」, JAERI-Tech 2000-062 (2000).
- (2) Yamane I. and Yamaguchi H.: Nucl. Instrum. Meth., A 254, pp. 225-228 (1987).
- (3) Yamane I. and Yamaguchi H.: "Stripping Carbon Foils for H-Charge-Exchange Injection into the KEK-PS Booster", KEK P 86-15, March 1987; Proc. Particle Accelerator Conference, Washington DC, USA, 16-19 March 1987, IEEE, New York, pp. 1948-1950 (1987).
- (4) Brown K. L., et al.: "TRANSPORT, A Computer Program for Designing Charged Particle Beam Transport System", CERN 80-04 (1973), "590 MeV Proton Beam Lines", <http://www1.psi.ch/~rohrer/pkanal.htm>.

Table 4.1 四極電磁石基本仕様

	QF	QD
磁場勾配 g_Q	6.47 T/m	-6.47 T/m
有効磁極長 L_Q	0.45 m	0.45 m
先端磁場 B_Q	0.227 T	-0.227 T
ボア半径 a	35 mm	35 mm

Table 4.2 ビームの初期条件

項 目	電流 : 0A	電流 : 180mA
ビームエネルギー T	600MeV	
エネルギー広がり ΔT	0.9411MeV	0.719MeV
位相広がり $\Delta\phi$	4.4°	5.8°
ビーム電流 I	0mA	180mA
エミッタンス ϵ_x	1.1 π mm/mrad	1.1 π mm/mrad
エミッタンス ϵ_y	1.1 π mm/mrad	1.1 π mm/mrad
エミッタンス ϵ_z	4127.33 π keVdeg	2127.33 π keVdeg
Twiss parameter α_x	1.3787	1.8661
Twiss parameter α_y	-1.2721	-1.7377
Twiss parameter α_z	-6.975×10^{-2}	11.266×10^{-2}
Twiss parameter β_x	8.142 m/rad	11.613 m/rad
Twiss parameter β_y	2.9672 m/rad	4.393m/rad
Twiss parameter β_z	$4.686 \times 10^{-3} \pi$ keVdeg	$8.093 \times 10^{-3} \pi$ keVdeg

Table 4.3 偏向電磁石 仕様

項目	仕様		
名称	BA	BB	BC
偏向電磁石型式	セクター型、H型	矩形型	セクター型、C型
偏向角	12°	15°	26°
ヨーク材質	電磁軟鉄(SUY)相当品		
磁場強度(T)	0.37	0.37	0.80
アンペアターン数 (A巻/極)	12,320	21,000	26,880
磁場均一度	0.1%以下		
均一範囲	ビーム軌道に直角方向 ±20mm 以内の範囲		
電磁石ギャップ(mm)	70	100	70
有効磁極長さ(mm)	2303	2366	2662
曲率半径(mm)	10,994	9,037	5082.6
重量(t) (架台は除く)	4.8	9.4	9.2
励磁電流(A)	220	250	280
端子電圧(V)	52	81	105
コイル巻数	56	84	96
コイル断面	□9 - Φ 6	□10 - □2	□10 - □2
水路数	8	12	12
冷却水量(l/min) (圧力損失 0.5 Mpa)	16	28	26
冷却方式	直接水冷		
台数(台)	2	6	3

Table 4.4 四極電磁石 仕様

項目	QA	QB
ヨーク材質	電磁軟鉄(SUY)相当品	
磁場勾配(T/m)	7.0	2.0
磁場均一度	0.1%以下	0.1%以下
均一範囲(mm)	φ35 以上	φ50 以上
ポア径 (mm)	φ70	φ100
磁極長(mm)	450	500
コイル巻数/極	142	100
水路数	2	2
励磁電流(A)	30	25
端子電圧(V)	45	28
重量 (kg) (架台は除く)	350	420
冷却水量(l/min) (圧力損失 0.29 Mpa)	4	4
冷却方式	直接水冷	
台数 (台)	46 台	12 台

Table 4.5 補正電磁石 仕様

項目	仕様
型式	鉄芯付ソレノイド型
ヨーク材質	電磁軟鉄(SUY)相当品
磁場強度(T)	0.028T (1,000 A・Turn /coil)
アンペアターン (A 巻/極)	1000
磁場均一度	0.1%以下
均一範囲	ビーム軌道に直角方向 ±20mm 以内の範囲
電磁石ギャップ(mm)	80
有効磁極長さ(mm)	150
励磁電流(A)	5
電圧(V)	10
冷却方式	自然空冷
台数 (台)	38 台

Table 4.6 電磁石励磁電源仕様

項目	仕様		
	偏向電磁石電源	四極電磁石電源	補正電磁石
型式	定電流直流電源	定電流直流電源	定電流直流電源
定格出力電流	220、250、280 A	25、30 A	5 A
電流リップル率	0.1%以下	0.1%以下	0.1%以下
電流安定度	0.1%以下(8時間当り)	0.1%以下(8時間当り)	0.1%以下(8時間当り)
電流変化速度	5A/sec程度	5A/sec程度	5A/sec程度
受電電圧	50Hz 3φ 200V 50Hz 1φ 100V	50Hz 3φ 200V 50Hz 1φ 100V	50Hz 1φ 100V
冷却方式	自然空冷(水冷化検討中)		自然空冷
ケース	ラックマウント	ラックマウント	ラックマウント
外部遠隔制御	絶縁型ボード付	絶縁型ボード付	絶縁型ボード付
台数	2+6+3台	46+12台	38台

Table 4.7 排気ポートパラメータ

イオンポンプ排気速度;	[l/sec]	270	140	60
イオンポンプ排気速度 S_{IP} ;	[l/sec]	55	55	150
排気ダクト直径 d_t ;	[mm]	146	146	98
排気ダクト全長 X ;	[mm]	500	500	500
排気ダクトコンダクタンス C_0 ;	[l/sec]	753.1	753.1	227.8
排気ポートの実効排気速度 S_e ;	[l/sec]	198.7	118.1	47.5

Table 4.8 ビーム輸送ライン到達真空度の比較

イオンポンプ 設置間隔 [m]	ビーム輸送ライン到達真空度 [Pa]		
	(排気速度 270[l/s])	(排気速度 140[l/s])	(排気速度 60[l/s])
5.35	3.7×10^{-7}	4.2×10^{-7}	5.9×10^{-7}
10.7	1.5×10^{-6}	1.6×10^{-6}	1.9×10^{-6}

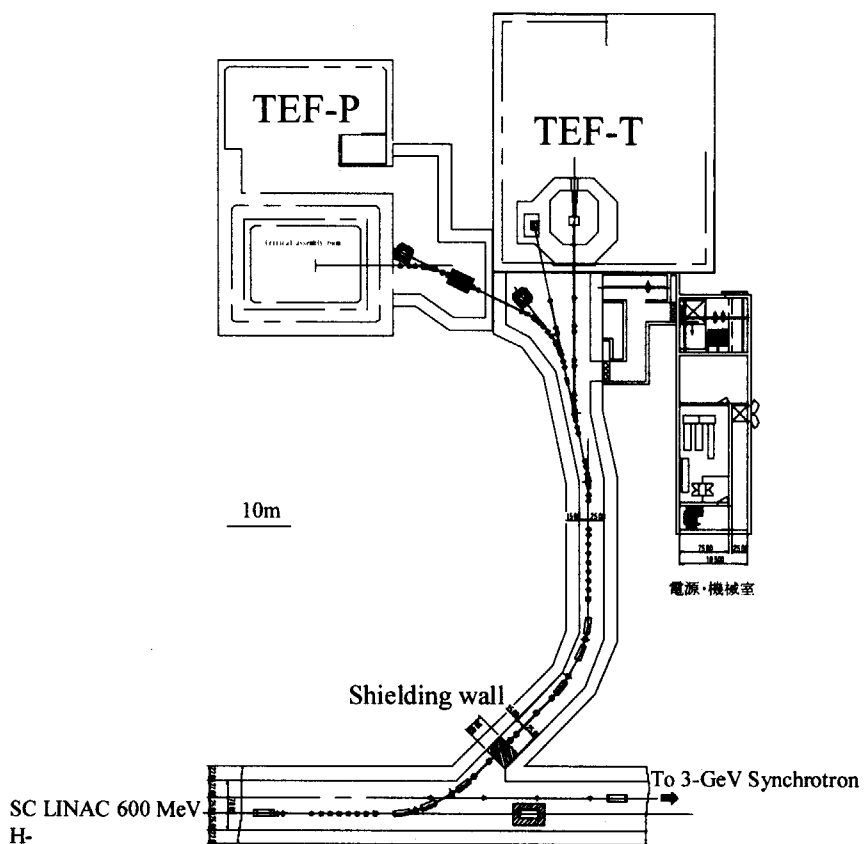


Fig. 4.1 ビームラインの配置案

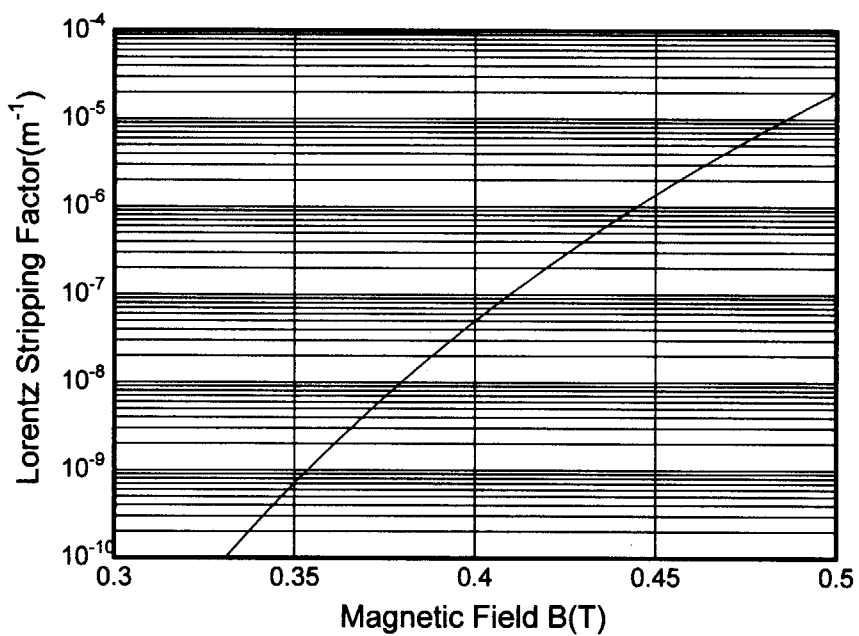


Fig. 4.2 ローレンツストリッピングによるビーム損失の磁場依存性

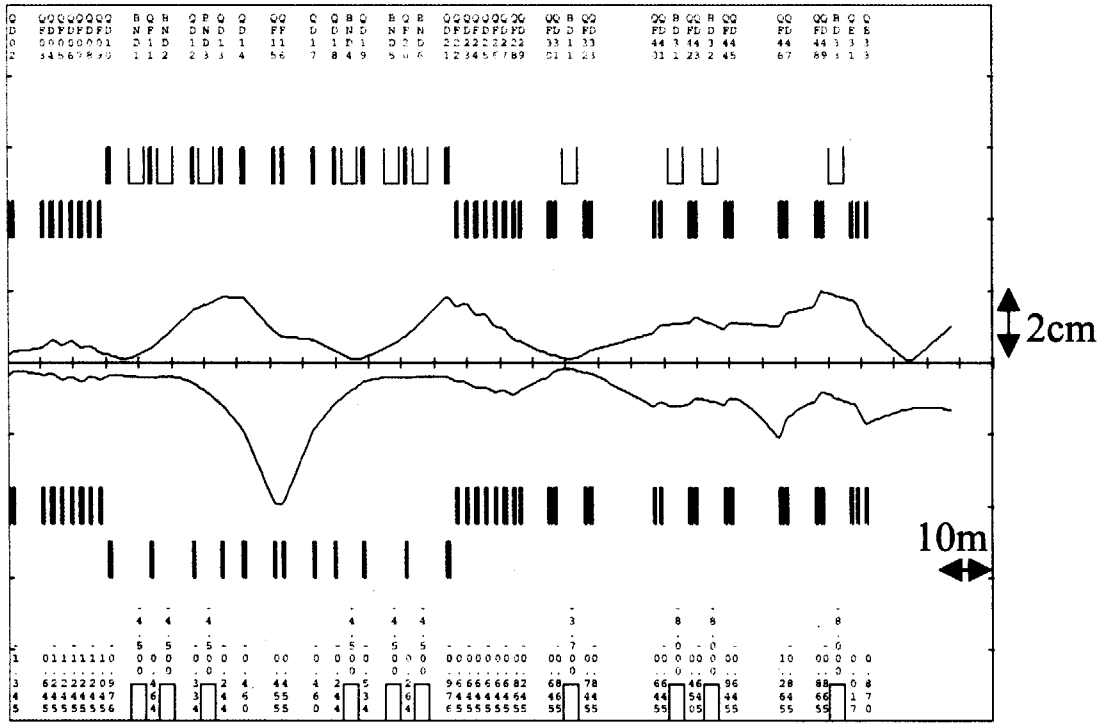


Fig.4.5 LINAC から核変換実験施設までのビームエンベロップ

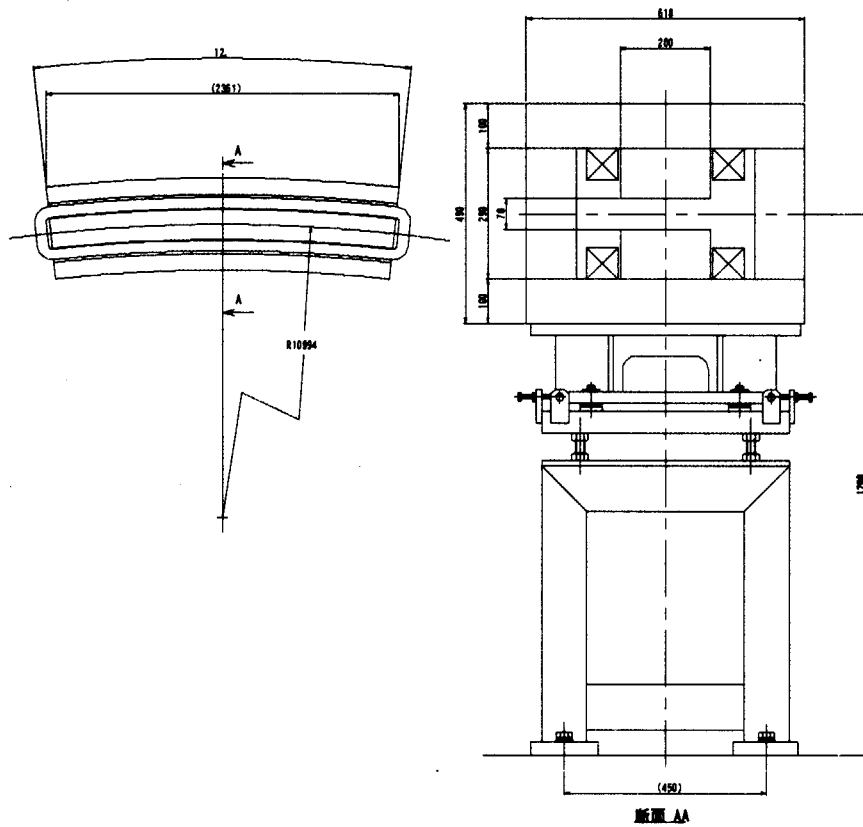


Fig.4.6 BA型偏向電磁石電磁石の概念

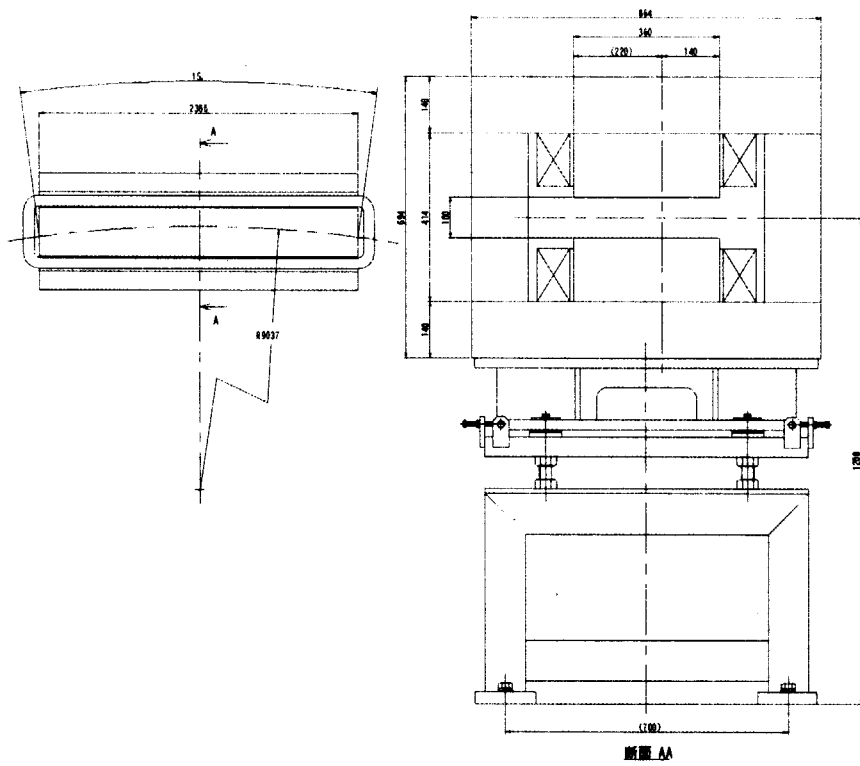


Fig.4.7 BB型偏向電磁石の概念

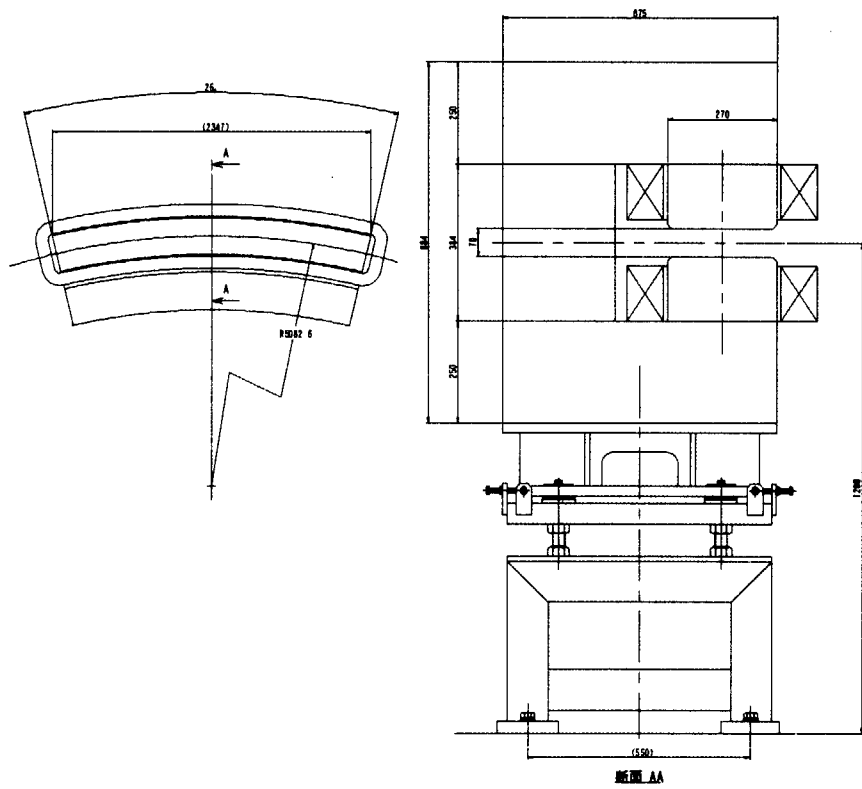


Fig.4.8 BC型偏向電磁石の概念

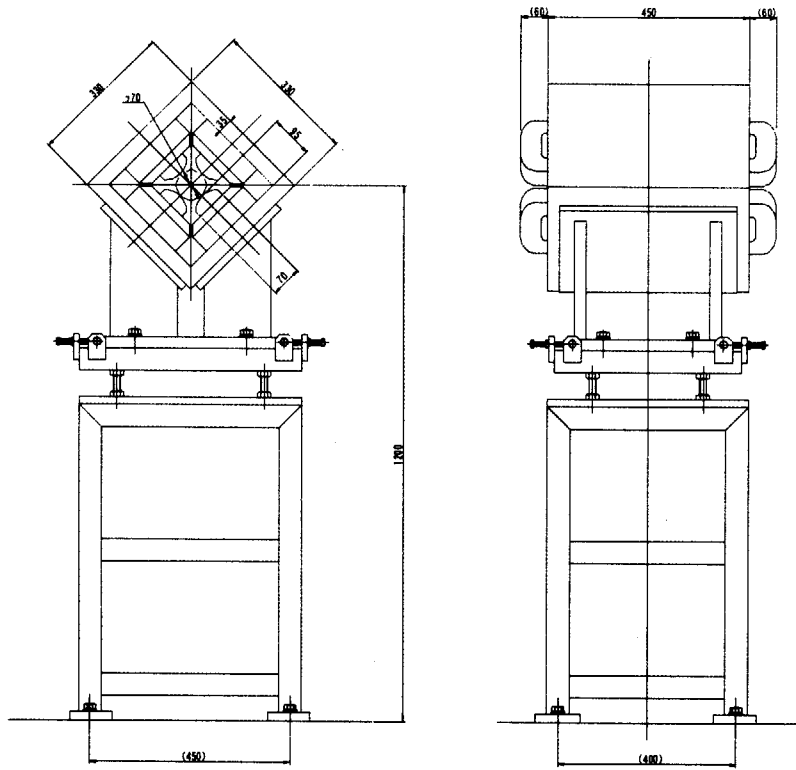


Fig.4.9 QA 型四極電磁石概念

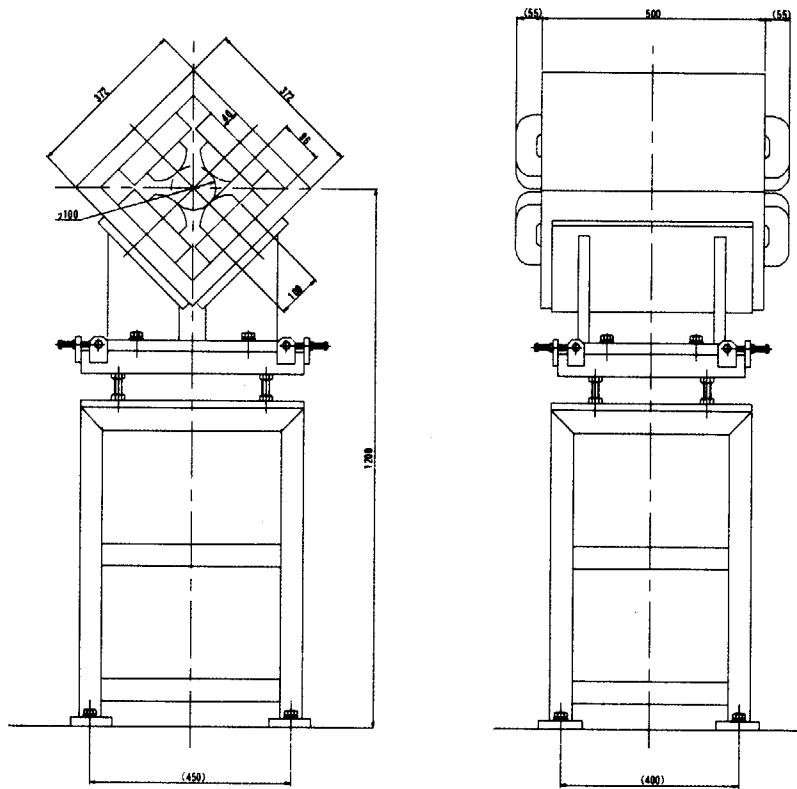


Fig.4.10 QB 型四極電磁石概念

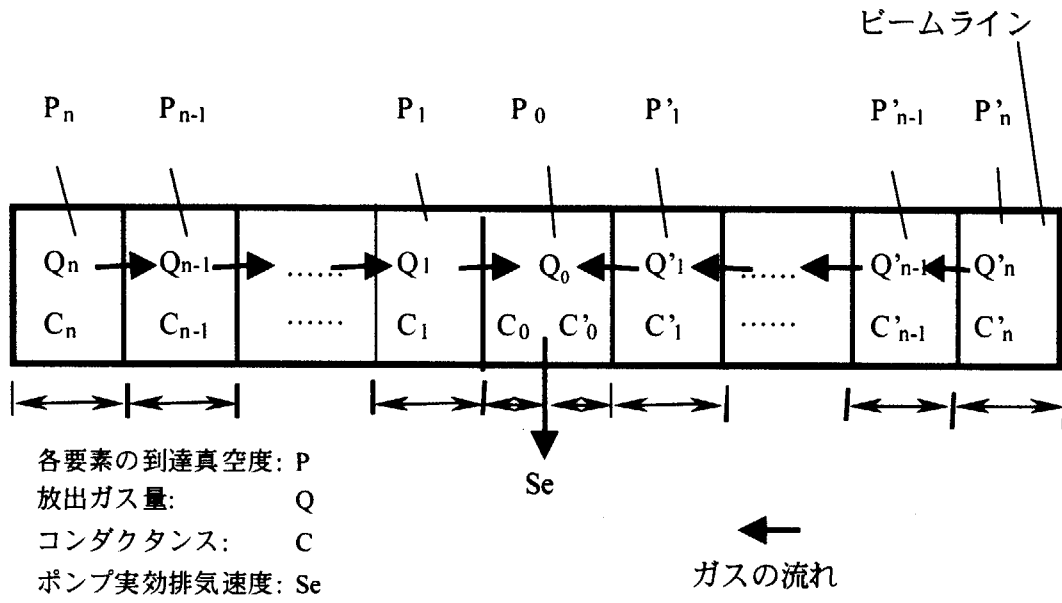


Fig.4.11 真空系解析モデル

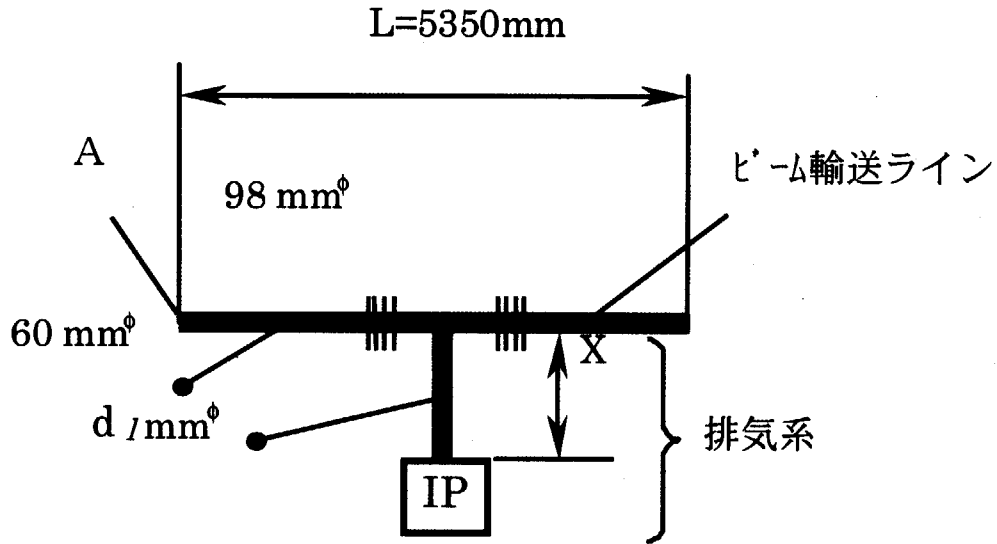


Fig.4.12 ビームラインのモデル (基本ラティス分)

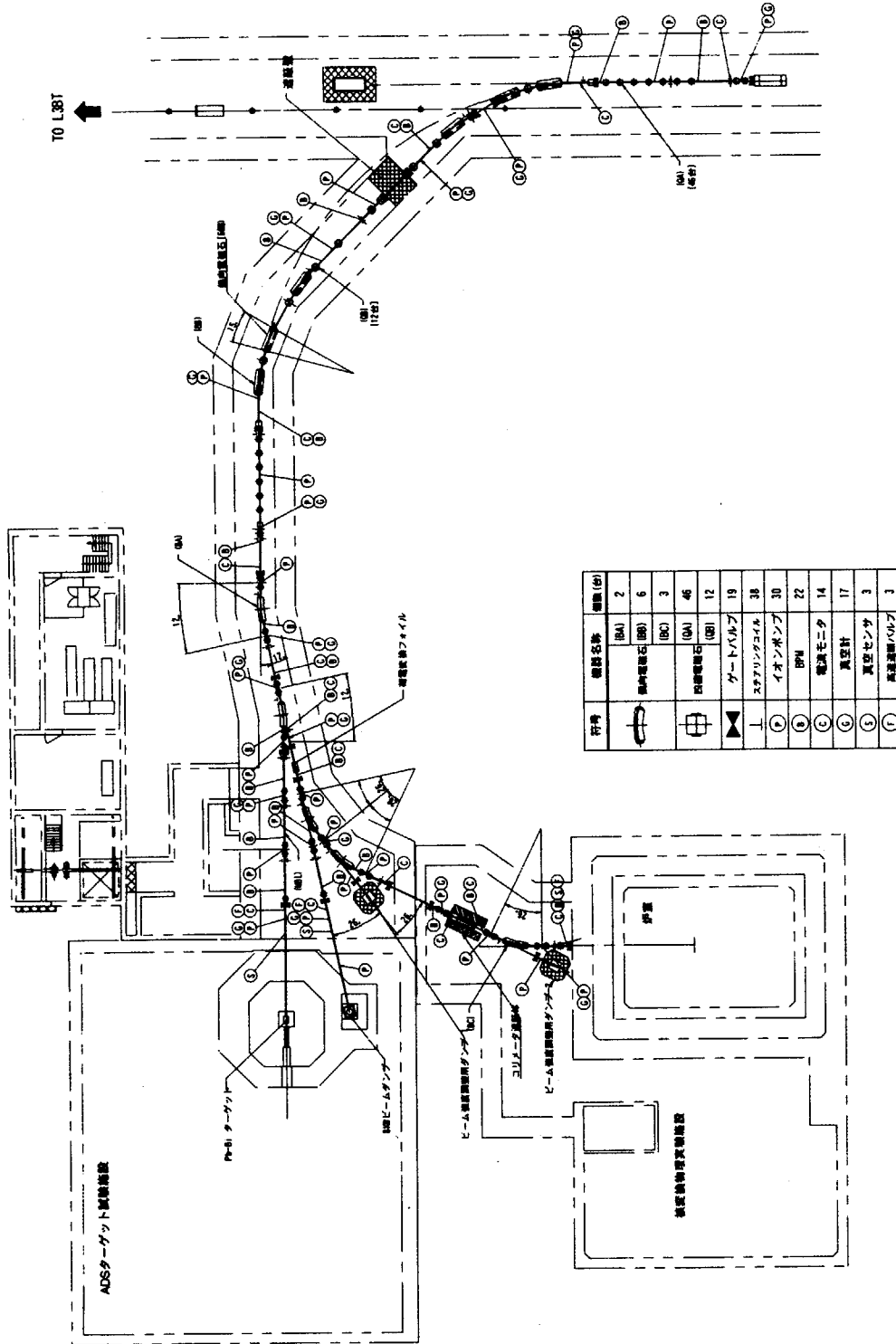


Fig. 4.13 ビーム機器の配置

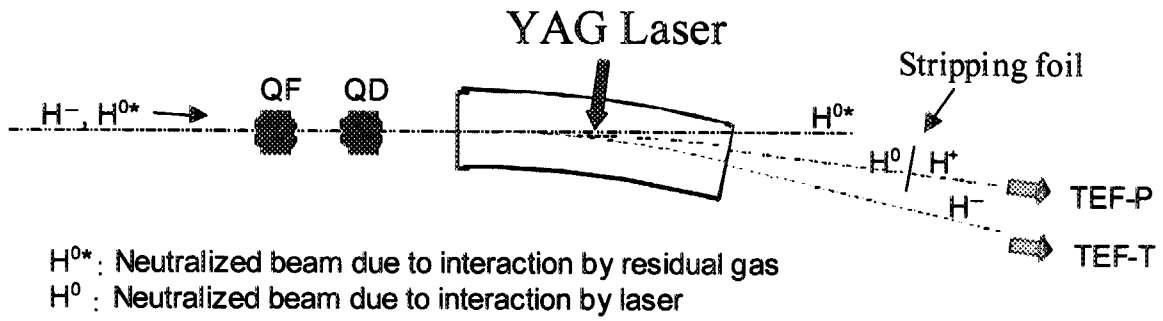


Fig.4.14 レーザーを用いたビーム取出しの概念

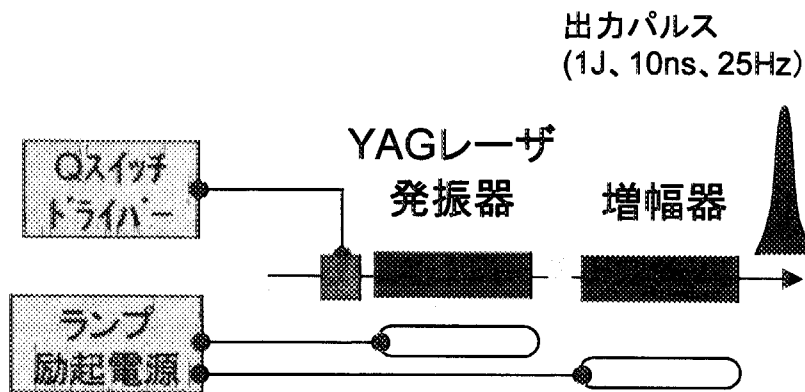


Fig.4.15 短パルスビーム取出しのレーザー発振器

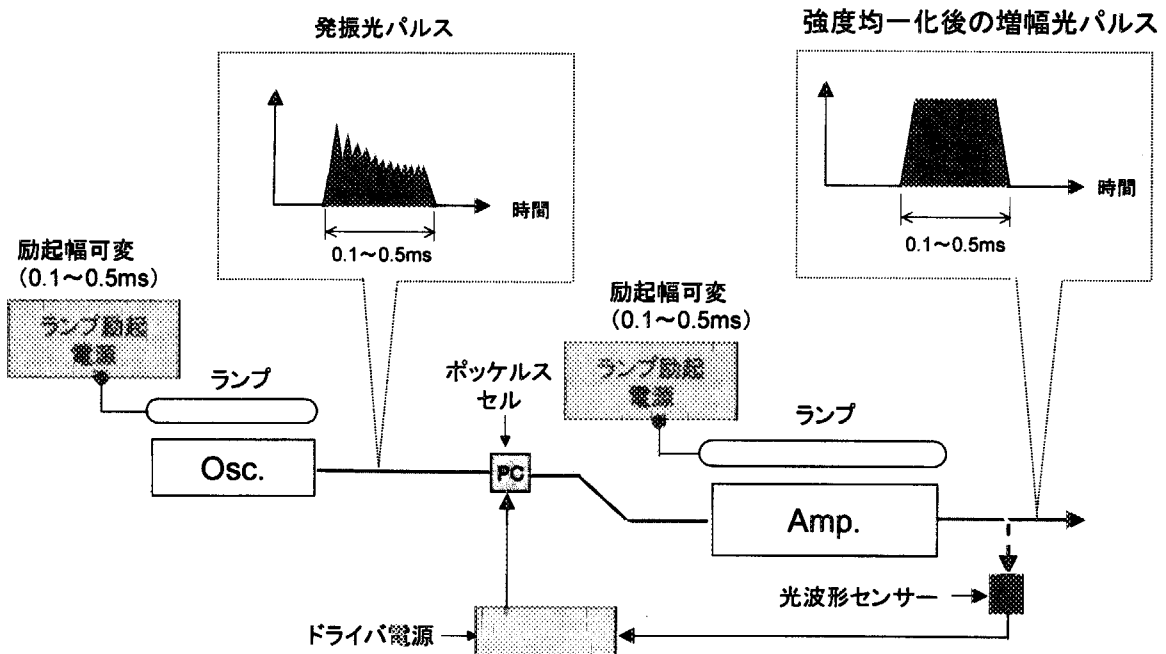


Fig.4.16 長パルスビーム取出しのレーザー発振器

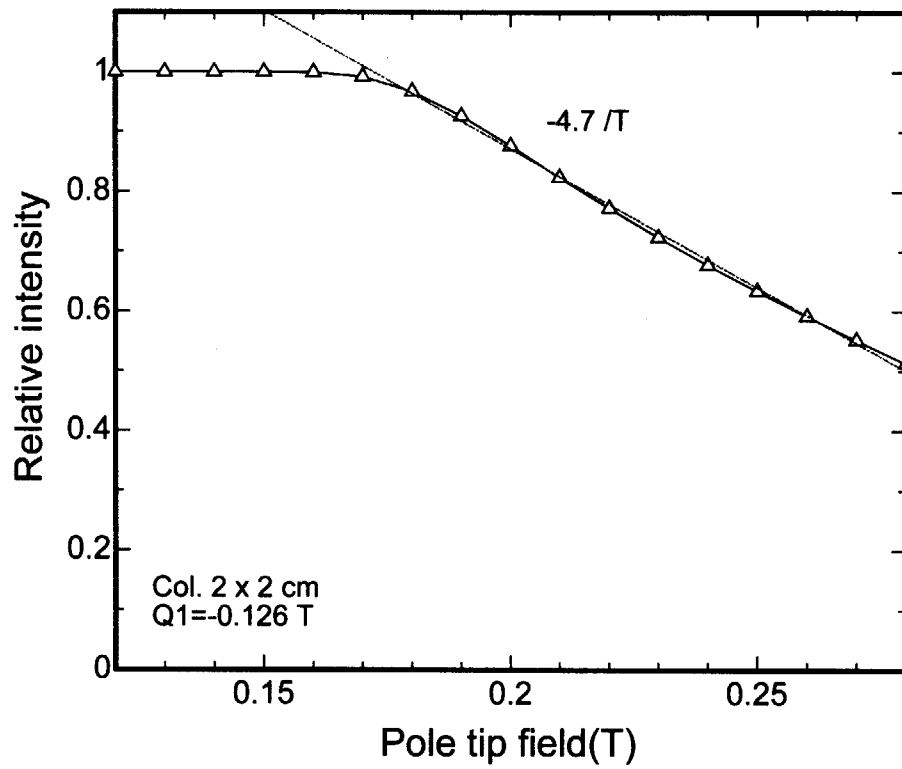


Fig.4.17 四極電磁石の磁場強度とコリメータを通過する陽子の強度。0.18T 以下の磁場では全部の陽子が通過するが、これ以上の磁場では一様な割合 (-4.7/T) で減少する。

5. 施設の機器構成と配置

5.1 格納容器

核変換物理実験施設が参照としているFCAでは、仮想事故として、燃料が溶融することによって発生する再臨界事故を解析している。FCAでは、この再臨界事故において放出される爆発エネルギーによる建家の破壊を防ぎ、放射性物質の閉じ込め機能を確保するために、炉室建家を以下の性能を持つ2重構造にしている。

- ① 一次容器（耐爆容器）は 100kg TNT 爆薬相当の衝撃に耐える。この時、亀裂は生じてよいが、崩壊飛散してはならない。炉心構造物などの内部発生飛来物（ミサイル）が一次容器を貫通して二次容器の閉じ込め機能を害することを防ぐ。実験スペースの確保の観点から内面寸法は 14m の立方体とする。
- ② 二次容器（気密容器）の設計温度は 130°Cとし、1.8kg/cm²G の静圧に耐える。これは、内容積が 7000m³（底面直径 24m、高さ 12m の円筒部に半径 12m の半球がかぶさる構造で内部構造の容積を差し引いた値）の時の条件である。
- ③ 二次容器の漏洩率は 1.6kg/cm²G に対して 2%/day 以下とする。漏洩率は定期検査において検査が可能であることとし、漏洩が発見されたときには補修できる構造である。
- ④ 耐震性は水平 0.6g
- ⑤ 放射線遮蔽の観点から、コンクリート厚さは 150cm とする。

核変換物理実験施設における仮想事故に同種の再臨界事故を想定するかどうかは、今後、慎重に検討を進めなければならないが、仮想事故の規模が FCA と変わらないとすると、核変換物理実験施設の原子炉格納容器は基本的に FCA と同等の条件を満たす必要がある。その場合、核変換物理実験施設では上記条件が次のように変更となる。

- ①' 一次容器の内面寸法は概ね FCA と一致させるが、立方体とすることは必須条件ではない。
- ②' 二次容器の内容積は概ね FCA と一致させるが、敷地の有効利用の面から、ドーム型ではなく、燃料取扱室と一体となった箱形構造が望ましい。
- ③' FCA と同様
- ④' 耐震 B クラスとするが、内部に A クラスを設置することを考慮した設計とする。
- ⑤' 高エネルギー中性子遮蔽の必要性から、コンクリート遮蔽は 3m 以上とする。

以下、上記の条件を満たす格納容器を達成できるかどうかについて検討する。

5.1.1 格納容器の耐震性

既存の地盤データから、NUCEF 施設の約 100m 西側に本施設建屋を配置すれば、第三紀層の砂質泥岩上に直接支持できることが分かっている。この地盤条件に対して設計用基準地震動 S1 について地盤部の地震応答解析を実施した。解析の結果、支持地盤の非線形性は小さいこと、及び、建屋周辺の砂質土の地震時液状化は生じにくいことが分かった。

次に、格納容器部分の地震応答解析を実施した。検討に用いた解析モデルと緒元を Fig.5.1 及び Fig.5.2 に示す。また、固有値解析結果を Fig.5.3 に示す。建屋の埋込無視の応答が埋込考慮の応答を若干上回るが、耐震壁の面内せん断応力度は高々 0.5N/mm^2 (5kgf/cm^2) (Fig.5.4) であり十分な耐震性を有することが分かった。

5.1.2 一次格納容器の衝撃圧検討

想定事故時の一次格納容器の内圧を TNT 換算 100kg の爆発にて評価した。この時の検討手順を Fig.5.5 に、衝撃荷重のモデル化概念を Fig.5.6 に示す。また、想定爆発時の最大衝撃荷重分布の解析例を Fig.5.7 に示す。ピーク圧力の継続時間は 2~10msec、最大圧力 16N/mm^2 が発生するが、圧力のピークは距離の対数に反比例して減少すること、ピーク発生後の準静圧は 0.186N/mm^2 (1.86kgf/cm^2) で開口部等からの漏洩により約 4 秒後には外部と圧力が均衡することが分かった。

5.1.3 一次格納容器の構造成立性

想定事故時の衝撃圧解析結果を入力条件として、FCA 格納容器厚と同様の躯体厚 1.1m の一次格納容器に対して、コンクリートのひび割れを考慮した時刻歴非線形解析を実施した。コンクリート部にひびわれは生じるものの鉄筋のひずみは引張りで約 $1600\mu\text{m}$ 、圧縮で約 $650\mu\text{m}$ と鉄筋の降伏に至らず躯体厚 1.1m で構造成立性があることが分かった。

5.1.4 二次格納容器の構造成立性

二次格納容器躯体の形状として 4 候補を選定し、各候補の躯体形状を Fig.5.8 に、概略評価結果を Table 5.1 に示す。二次格納容器の有望な構造形態である矩形格納容器構造とドーム型格納容器構造の 2 案について概略設計を行った。矩形格納容器の躯体厚は 2.0m、ドーム型格納容器の躯体厚は 0.9m で、適切な配筋となっており、両者とも構造成立性が高いことが分かった。

5.1.5 核変換物理施設格納容器の概略コスト

矩形格納容器及びドーム型格納容器について、躯体工事の主要 4 工種(コンクリート工事、鉄筋工事、型枠工事、支保工)について、標準的と考えられる単面に工事数量を乗ずる事により概略建設コストを評価し相互比較を行った。その結果、矩形格納容器はド

ーム型格納容器に比し建設費として約 10%のコストの増加が見込まれることが分かった。

5.1.6 核変換物理施設格納容器の建設工期

矩形格納容器及びドーム型格納容器について、概略工事工程を評価した。各工程の比較を Table 5.2 に示す。工事期間は、両者とも土工工事のみを評価すると約 12 ヶ月程度で大きな差は生じなかった。しかし、ライナー工事計画及び機器搬入計画による影響は比較的大きく、実機の評価に当たっては詳細な調整が必要と考えられる。

以上の検討の結果、一次格納容器の躯体厚は FCA 施設と同様な 1.1m で設計可能なこと、二次格納容器の形状は、矩形格納容器とドーム型格納容器とも構造成立性は高く、建設コスト・建設工期ともさほど差がないことが分かった。

今後、内部ミサイルの性状を評価して、一次容器の健全性を評価する必要がある。また、再臨界事故時の放出エネルギー、温度、圧力などの経過が計算できれば、それをインプットに一次容器の健全性を評価できる。

5.2 陽子ビーム室

陽子ビーム室内の主要構成機器は、核変換物理実験用の 10W 陽子ビームを ADS-BT の途中のレーザ荷電変換装置から核変換物理実験装置まで導く装置である。

陽子ビーム室建屋は地下に配置される。機器配置を Fig.5.9 に示す。陽子ビーム室内に設置する主な構成機器はビームを曲げる偏向電磁石、ビームを収束させる四極電磁石、ビームをロスなく輸送する真空部品等で構成される。概略仕様は次の通りである。

(1) 電磁石

- | | | |
|--------------|----------|-----------------|
| a. 偏向電磁石 | 台数 ; 1 台 | 磁場強度 ; 0.8T |
| b. 四極電磁石 | 台数 ; 7 台 | 磁場勾配 ; 7 T/m |
| c. ステアリングコイル | 台数 ; 5 台 | 中心磁場強度 ; 0.028T |

(2) 真空部品

- | | | |
|------------------------|----------|--------------------------------------|
| a. 真空排気装置 (イオンポンプ) | 台数 ; 1 台 | 排気速度 ; 270 ℓ/s |
| b. 真空計 | 台数 ; 2 個 | |
| c. 高速遮断バルブ | 台数 ; 1 式 | |
| | | バルブ閉止時間 ; $\sim 10ms$ (インターロック信号入力後) |
| d. ゲートバルブ、ベローズ、ビームダクト等 | | |

5.3 燃料取扱施設及び貯蔵施設

燃料取扱施設の燃料貯蔵庫から炉室内に配置される核変換物理実験装置間の燃料搬送に関し、それらの全体システム構成を示す。

燃料搬送システムは燃料取扱室建家内の設備と炉室内の設備で構成される。システムの概念図を Fig.5.10 に示す。搬送経路は高低差を生じないものとする。

a. 燃料取扱室建家内の設備構成

燃料貯蔵庫（燃料貯蔵室A～G）から燃料を引出しに装填又は装脱可能な燃料要素装填装置を設ける。また、燃料装填装置に隣接して燃料移送装置Aを配置し炉室内にベルトコンベア等により搬送が可能な設備構成とする。なお、搬送経路途上には炉室建家の気密が図れる仕切り弁を介在させて燃料搬送システムを形成する。

b. 炉室内の設備構成

炉室内に配置された核変換物理実験装置の燃料装荷位置近傍に燃料移送装置Bを設ける。燃料移送装置Bは燃料充填した引出しの重量物取扱作業を容易にするため昇降装置を配備した機器設備とする。これらの機器設備は燃料取扱室に設備構成した燃料搬送システムと一連の搬送経路構成を図るものとする。

5.4 非密封R I の取扱い設備

核分裂計数管の組立、照射サンプルの放射能分析、燃料板の塗装作業等を行うために必要な取扱機器設備及びその設備仕様を検討した。

(1) 設備構成

非密封R I の取扱機器設備として、燃料取扱フード、フード排気ユニット、グローブボックス、グローブボックス内雰囲気循環装置を設ける。

(2) 設備仕様

これらの取扱機器設備の使用目的に該当する設備仕様を **Table 5.3** に示す。

5.5 空調設備及び放射性廃棄物の廃棄設備

5.5.1 換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備

(1) 設計方針

換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備は、施設内各区域の機能により系統を分け、次の設計方針に基づき設計した。

- (a) 炉室は密閉構造とし、適宜換気を行う。ただし、核変換物理実験装置の運転中は給排気を行わず、隔離ダンパを閉鎖することにより気密に保たれる。炉室内は温度及び湿度を常時管理するとともに、循環系に備えたフィルターによって空気のろ過を行う。
- (b) 燃料取扱室は燃料を取り扱う場合には負圧を維持するが、その他の場合は特に気圧の調整を行わない。
- (c) 燃料取扱・装填用フードは燃料取扱室に設置し、0.5m/s 以上の面速を維持する。
- (d) 燃料貯蔵室は循環系により空気ろ過及び空調を常時行い、適宜換気を行う。
- (e) 燃料取扱室内のグローブボックスは常時負圧管理を行うが、汚染の広がる恐れのない時は、この限りではない。フードは作業中の面速確保を行う。
- (f) グローブボックスの排気系及び運転制御室の換気・空調系は非常用電源に接

続し、商用電源喪失時にも運転する。

- (g) 運転制御室は、温度及び湿度を管理するため、循環空調を行い、一部の空気を入れ換える。事故時には、原則として換気を停止し、循環空気の一部を高性能フィルタを通して循環する。

(2) 系統構成と仕様

換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備の系統構成を Fig.5.11 に示す。図中で、風量を「Q」で示した。各設備の概略仕様は以下の通りである。

a. 外気処理器

外気処理器は、施設内に取り入れる空気を浄化するための設備であり、プレフィルタ、塩害防止フィルタ及び高性能フィルタで構成する。

b. 格納容器換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備

格納容器換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備は、炉内(1次容器)及び炉外(2次容器)の換気、負圧維持、空調及び雰囲気浄化を行うための設備であり、炉内給気系、炉内再循環調和器、SPコントローラ、炉内排気系、炉外給気系及び炉外排気系で構成する。

(a) 炉内給気系

炉室(1次容器)内に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和器及び送風機を設ける。

(b) 炉内再循環調和器

1次容器内及び格納容器ペネトレーションエリア内の空調を行うために、空気調和器及び送風機を設け、炉内空気の再循環を行う。

(c) SPコントローラ

原子炉運転中に1次容器内が2次容器内に対して負圧となるように調整するために、炉内再循環系の空気の一部を2次容器内に供給する。

(d) 炉内排気系

炉内の空気の換気に用いる。排出された空気を浄化するために、排風機及び排気フィルタユニットを設ける。本排気系のフィルタユニット及び排風機は100%2台とし、1台は予備機とする。

(e) 炉外給気系

2次容器内に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和器及び送風機を設ける。

(f) 炉外排気系

2次容器内空気の換気に用いる。排出された空気を浄化するために、排風機及び排気フィルタユニットを設ける。本排気系の排風機は100%2台とし、1台は予備機とする。

c. 制御室換気空調設備

制御室換気空調設備は、制御室等の居室の換気、空調及び雰囲気浄化を行うため

の設備であり、制御室給気系、制御室排気系、制御室再循環系及び蓄電池室排気系で構成する。

(a) 制御室給気系

制御室等の居室内に温度制御された清浄空気を供給し、再循環するために、空気調和器及び送風機を設ける。

(b) 制御室排気系

制御室等の居室の空気を排出するための排風機を設ける。

(c) 制御室再循環系

事故時に外気を遮断して、制御室等の空気を循環浄化するために、フィルタユニット及び送風機を設ける。なお、事故時に外気を取り入れ、換気を行う場合も、本再循環系を通す。

(d) 蓄電池室排気系

蓄電池から放出される水素ガスの滞留防止のために、排風機を設ける。

d. 非管理区域換気空調設備

非管理区域換気空調設備は、放射性物質による汚染の恐れのない非管理区域の換気、空調及び雰囲気浄化を行うための設備であり、非管理区域給気系及び非管理区域排気系で構成する。

(a) 非管理区域給気系

非管理区域の部屋内に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和器及び送風機を設ける。

(b) 非管理区域排気系

非管理区域の部屋内の空気を排出するために、排風機を設ける。

e. 管理区域換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備

管理区域換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備は、燃料取扱室、燃料貯蔵室、放管室等の空調及び雰囲気浄化並びに燃料取扱・装填用フード及びグローブボックスの排気を行うための設備であり、管理区域給気系、燃料貯蔵室再循環調和器、管理区域排気系、燃料取扱・装填フード排気系及びグローブボックス排気系で構成する。

(a) 管理区域給気系

燃料取扱室等に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和器及び送風機を設ける。

(b) 燃料貯蔵室再循環調和器

燃料貯蔵室内の空調を行うために、空気調和器及び送風機を設け、燃料貯蔵室内空気の再循環を行う。

(c) 管理区域排気系

燃料取扱室等の空気を排出し、排出された空気を浄化するために、排風機及び排気フィルタユニットを設ける。

(d) 燃料取扱・装填フード排気系

燃料取扱・装填フード内の空気を排出し、排出された空気を浄化するために、排風機及び排気フィルタユニットを設ける。

(e) グローブボックス排気系

燃料取扱室内に設置されたグローブボックス内の空気を排出し、排出された空気を浄化するために、排風機及び排気フィルタユニットを設ける。

f. ホット実験室換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備

ホット実験室換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備は、ホット実験室等の換気、空調及び雰囲気浄化を行うための設備であり、ホット実験室給気系及びホット実験室排気系で構成する。

(a) ホット実験室給気系

ホット実験室等に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和器及び送風機を設ける。

(b) ホット実験室排気系

ホット実験室等の空気を排出し、排出された空気を浄化するために、排風機及び排気フィルタユニットを設ける。

g. ガスタービン発電機室換気系

ガスタービン発電機室換気系は、ガスタービン発電機室の換気を行うための設備であり、送風機を設ける。

5.5.2 液体廃棄物廃棄設備

(1) 概要

液体廃棄物廃棄設備は、核変換物理実験施設の管理区域で発生する排水を貯留・排出する設備である。発生した排水は放射性汚染排水として廃液タンクに一時貯蔵し、モニターのうえ、東海研究所の排水溝へ排出、又は東海研究所の放射性廃棄物処理施設へ搬出する。

(2) 設計方針

液体廃棄物廃棄設備は、次の設計方針に従い設計した。

- a. 液体廃棄物廃棄設備は液体廃棄物を適切に貯蔵し、排出できる設計とする。
- b. 液体廃棄物廃棄設備は放射線防護のため適切な遮蔽を有する設計とする。
- c. 廃液タンクは、核変換物理実験施設の運転に伴い発生する液体廃棄物を貯留することができる容量を有する設計とする。
- d. 廃液タンクは、漏えいを防止する適切な設計とし、かつ、耐食性を考慮した設計とする。
- e. 廃液タンクを設置する区域は、液体廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止できる設計とする。

(3) 系統説明及び主要設備

液体廃棄物廃棄設備の系統図を Fig.5.12 に示す。

管理区域で発生する手洗・床ドレン等の液体廃棄物は、D P タンクに一時貯留した後、放射性物質の濃度が基準値以下の液体廃棄物は東海研究所の排水溝へ排出し、基準値を上回る液体廃棄物は廃液輸送車(タンクローリ)で東海研究所の放射性廃棄物処理施設へ搬出する。D P タンクから排水溝への排出及びタンクローリへの充填は、D P タンク排水ポンプにて行う。

D P タンク室には、D P タンクの漏えい対策として、ピットを設け、漏えいがあった場合は、D P タンク室ピット排水ポンプにてくみ出す。

a. D P タンク

D P タンクは、容量 5 m³ のものを 2 基設ける。通常時使用する D P タンクは 1 基であり、その定格容量まで廃液が貯留されれば、もう一方の D P タンクにドレン先を切り替える。なお、F C A では、1 基の D P タンク (容量 4 m³) の水位が 0.9m になったら、タンクを切り替えている。

b. D P タンク排水ポンプ

D P タンク排水ポンプは、一般排水用 2 台、タンクローリ用 1 台を設ける。

c. ピット排水ポンプ

ピット排水ポンプは、1 台を設け、D P タンク室ピット排水を D P タンク又は一般排水溝に送る。

5.6 機械設備

(1) 概要

核変換物理実験施設の機械設備は、アルゴンガス消火設備、冷却水設備、冷水設備、冷凍機設備及び圧縮空気設備から構成する。

(2) 主な機械設備仕様

a. アルゴンガス消火設備

アルゴンガス消火設備は、炉心集合体の出力上昇事故時等に金属火災が発生した場合に、アルゴンガスを放出することにより窒息消火を行うための設備である。アルゴンガスボンベの容量は 2500 m³[normal] である。

b. 非常用 (制御室空調用) 冷却水設備

非常用冷却水設備は、商用電源喪失時にも運転する必要がある制御室空調用冷凍機及び空気圧縮機に冷却水を供給するための設備であり非常用冷却水設備は、大気開放式冷却塔及び冷却水ポンプから構成する。

c. 制御室空調用冷水装置

制御室空調用冷水装置は、制御室給気系空調器に冷水を供給するための装置であり制御室空調用冷水装置は、冷凍機、冷水ポンプ及び膨張タンクから構成する。

d. 常用冷却水設備

常用冷却水設備は、炉内再循環調和器用ターボ冷凍機及び常用空調用冷凍機に

冷却水を供給するための設備であり大気開放式冷却塔及び冷却水ポンプから構成する。

e. 炉内再循環調和器用ターボ冷凍機

炉内再循環調和器用ターボ冷凍機は、炉内再循環調和器に冷媒を供給するもので冷媒の圧縮機及び凝縮器から構成する。

f. 常用空調用冷水装置

常用空調用冷水装置は、炉外給気系空調機等に冷水を供給するための装置であり冷凍機、冷水ポンプ及び膨張タンクから構成する。

g. 制御用圧縮空気装置

制御用圧縮空気装置は、換気空調設備のダンパ開閉用等の制御用圧縮空気を供給するための装置であり、空気圧縮機、アフタークーラ、空気槽、除湿器等で構成する。

上記設備のうち、冷凍機容量は合計 1200 kW、冷却塔容量は合計 1300kW となる。

5.7 電気設備

(1) 概要

本施設の電源設備は、安全系の系統構成に合わせて安全系 100%2 系統と常用系 1 系統の構成とし、商用電力喪失時にも非常電源として設けられているガスタービン発電機が自動的に起動し、所内低圧母線を介して必要な機器への電力が確保されるものとした。

(2) 主要な機器

① 受電変圧器

定格容量：2500kVA

定格電圧：3相3線式、交流 6.6kV/415V

② 降圧変圧器

安全系(2台)、常用系(1台)

定格容量：安全系降圧変圧器 A、B(35kVA)、常用系降圧変圧器 C(110kVA)

定格電圧：3相3線式、交流 400V/210-105V

③ 所内低圧母線

母線容量：4-1A 母線(800A)、4-1B 母線(800A)、4-1C 母線(1200A)

定格電圧：3相3線式、交流 400V

④ コントロールセンタ

母線容量：A コントロールセンタ(400A)、B コントロールセンタ(400A)

C コントロールセンタ(800A)

定格電圧：3相3線式、交流 400V

⑤ ガスタービン発電機

出力:A系ガスタービン発電機(500kW)、B系ガスタービン発電機(500kW)
 (但し、今後、非常用負荷の見直しを行って、出力の低減化を図る。)
 発電機容量:A系(625kVA、力率0.8)、B系(625kVA、力率0.8)
 定格電圧:交流415V
 起動時間:約40秒

(3)ケーブルトレイルルート計画

物理実験施設のケーブルトレイは施設内の各機器へのケーブルを収納する配線設備であり、ポンプ、ファン、電動弁、電源盤等への給電を目的とする低圧動力トレイ、盤のスイッチ、空気作動弁、電動弁制御回路等のための制御トレイ、プロセス検出器、計装盤、計算機等の信号回路の計装トレイに分類され、各々、低圧動力ケーブル、制御ケーブル、計装ケーブルが布設される。これらのケーブルトレイは炉スクラム、格納施設隔離、放出放射能抑制設備、崩壊熱除去設備、冷却設備等への安全系設備ケーブルを布設する安全系ケーブルトレイとこれ以外の常用系ケーブルを布設する常用系ケーブルトレイに分類される。

更に安全系ケーブルトレイは設備の100%2系統構成に合わせて、A及びBの2トレン構成とすると共に、単一故障基準、火災防護基準、異なるトレン間の分離基準等を満足するものとした。

5.8 付帯設備

(1) 模擬物質保管設備

核変換物理実験施設における模擬物質には下記のようなものがある。

- ・冷却材を模擬するための種々の密度のアルミニウム及びナトリウム
- ・構造材を模擬するためのステンレス鋼及びジルコニウム
- ・酸化物燃料、炭化物燃料及び窒化物燃料を模擬するための含酸素化合物、黒鉛及び含窒素化合物
- ・減速材を模擬するためのポリエチレン及びポリスチレン
- ・核分裂性物質を模擬するためのルテニウム等の金属

これらの模擬物質は模擬物質保管室に保管し、必要に応じ取り出せるようにする。

(2) 核燃料物質の防護設備及び保障措置設備

核燃料物質の防護設備は、侵入監視システム、出入監視システム、通信・連絡システム、情報伝送システム、情報処理システム及びフィジカルバリアシステムから成る。これらの概要は次のとおりである。

- (a) 侵入監視システムは、施設境界線内部に対する外部からの脅威の早期発見を図ることを目的としている。その基本的機能は、物理的防護、侵入検知、警告・威嚇、確認・記録等であり、具体的には、TVカメラ、赤外線センサー、金属探知器、R I探知器等を設ける必要がある。

- (b) 通信連絡システムは、主として人的警備に対する連絡、指令に利用する通信手段であり、有線及び無線の2種類がある。
- (c) 情報伝送システムは、侵入監視システムからの通報に基づく位置確認と侵入状況、出入管理システムにおける照合及び検知状況の連絡、それらに基づく中央からの判断指令の伝達を行うシステムである。
- (d) 情報処理システムは、ネットワークで構成されたコンピュータ及びその周辺機器であり、各システムからの情報に基づく総合判断指令、表示、記録作成等を行うものである。
- (e) フィジカルバリアシステムは、上記の各システムの実効性を確実にするための防護柵、錠等の設備であり、フィジカルプロテクションの最後の砦となるものである。

燃料貯蔵庫の核燃料物質に関しては、バードケージの取り出し時の記帳等により、出し入れの管理を厳重に行う。燃料取り出し時にバーコードなどをセンサーで自動認識させる方法も考えられる。

また、燃料貯蔵庫の燃料の出し入れに対しては、保障措置上の監視設備を設けることが義務づけられる。センサーにより燃料の移動を自動認識できるような監視機能を設け、査察の頻度を低減する方法も考えられる。

(3) 消火設備

火災対策設備として、煙感知器、火災報知器、消火器を設置する。核変換物理実験施設の炉室内及び燃料取扱室内は禁水区域である。炉室には、万一の燃料要素の金属火災に対応する消火設備として、アルゴンガス消火設備を設置する。

(4) 汚染・被ばく防止上の出入管理設備

管理区域を設定し、出入りを管理する。出入管理は放管室にて行う。作業員を陽子ビームから防護するため、陽子ビーム室ドア開放によりビームを停止するインターロックを設ける。

5.9 核変換物理実験施設の配置

核変換物理実験施設の建家内機器配置と実験の作業性等を配慮しつつ、建設費低減の観点より極力コンパクトな建屋を計画した。検討に当たっては、5.1節の格納容器の設計を考慮した。本計画は、設備側の詳細化設計並びに建設計画等との関係により今後の見直しが必要である。

核変換物理実験施設の建家は地下1階、地上2階とし、その配置計画を Fig.5.13～5.18 に示す。建家全体寸法は、41.4m×25.6m×H23.1m である。この鳥瞰図を Fig.5.19 に示す。

各室の部屋番号の頭の英文字は、Rが格納施設内の部屋、Hが放射線管理区域内の部屋、Cが非管理区域内の部屋であることを示している。

以下に核変換物理実験施設建家各階の配置の概要を示す。

a. 地下1階 FL-6.9M

- (a) 1次・2次容器の建屋形状は、今年度の格納容器設計を反映したため建屋全体寸法が昨年度設計より若干増加した。
- (b) 1次容器の壁貫通部は、FCAのような地下貫通とせず、側壁に設けるものとして計画し、耐爆仕様のケーブル貫通部構造とする。
- (c) 中間階を含む地下1階は、全て放射線管理区域とした。
- (d) 貯蔵室の上には、空調設備等を設置し、極力スペースの有効活用を図ると共に将来の資材・部品類の置き場にも利用できるようにした。
- (e) 廃液タンクは、基礎マット内のピットに設置した。
- (f) 1次容器室内と燃料取扱いエリアの一部に天井走行クレーンを設置し作業性を良くした。

b. 1階 FL+0.2M

- (a) ここの階には出入り口（玄関ホール）、放射線管理室を設置した。この階から管理区域と非管理区域が混在する配置となっている。
- (b) アルゴンガスボンベ棟は、1次容器への貫通部を建屋内に設けるため、炉室から離れた位置に、建屋に隣接して配置した。今後、敷地周辺の道路計画等も考慮して、最適な配置を決める必要がある。
- (c) 機器搬入は管理区域内へはトラックスペースから、非管理区域へは玄関から搬入する。

c. 2階 FL+4.2M

- (a) 1次・2次容器室を除いて非管理区域とし、電気・制御室、換気空調室、ガスタービン発電機室を配置した。
- (b) 制御室が居室扱いとなるため2方向避難できるよう非常用出口を設置した。
- (c) 1次容器の天井部に炉内再循環調和器と SP コントローラを設置した。梯子によるアクセスとなる。

d. 屋上部

- (1) 常用及び非常用冷却水設備冷却塔を設置した。
- (2) 空調の給・排気ガラリを設置した。

Table 5.1 二次格納容器形状候補の概略評価結果

構造概念	2次格納容器	1次格納容器	概略評価
ドーム (FCA) タイプ (鉄筋コンクリート製) φ24m×23.4mH	予想躯体厚:0.55m 引張力で躯体決定のため 躯体厚は最も薄い	T=1.1m (FCA 施設と検討条件が同 じため、躯体厚も同じと仮 定)	○
ドームタイプ プレストレス(PS) φ24m×23.4mH	PS 導入には FCA 形状が有効。 但し、鉄筋コンクリート製で 成立性があるためテンドン 等の付帯工事のためコスト が高く、メリット無	同上	△
ABWR(円筒)タイプ (鉄筋コンクリート製) φ24m×20.4mH	予想躯体厚:1.4~1.5m 曲げ、せん断で躯体決定 付帯施設の配置上不利	同上	△
矩形タイプ (鉄筋コンクリート製)	予想躯体厚:1.8~1.9m 曲げ、せん断で躯体決定 付帯施設の配置上有利	同上	○
共通事項	二次容器には、ライナアンカ 代 150mm 含む	内部ミサイルの衝突条件 によっては 1 次容器のみ では漏洩防止が困難	-

Table 5.2 格納容器の建設工程案

項目	月																
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17
矩形格納容器	掘削・山留工事	■															
	2次容器 基礎スラブ	■															
	底部ライナー			■■■■■■■■													
	1次容器 基礎スラブ				■												
	1次容器 壁				■	■											
	1次容器 上スラブ				■	■											
	壁・上部ライナー									■■■■■■							
	2次容器 壁									■	■						
	2次容器 屋根スラブ									■	■						
	ドーム型格納容器	掘削・山留工事	■														
2次容器 基礎スラブ		■															
底部ライナー				■■■■■■■■													
1次容器 基礎スラブ					■												
1次容器 壁					■	■											
1次容器 上スラブ					■	■											
2次容器 壁										■	■						
2次容器 屋根スラブ										■	■						
壁・ドーム部ライナー															■■■■■■	■■■■■■	■■■■■■

注) ・機器側ライナー工程は、仮定(推定)。
 ・矩形格納容器におけるライナーは、壁躯体工事に先行して、大組先付するものと想定した。
 ・ドーム型格納容器におけるライナーは、躯体工事後、下地金物に溶接と想定した。

Table 5.3 非密封R I取扱にかかわる機器設備仕様

設備名称	数量	仕 様	備 考
燃料取扱フード	1台	寸法(mm) : 1800幅×2350高×1000奥行 重 量 : 500kg 開口風速 : 0.5m/s 排気風量 : 32m ³ /min 材 質 : ステンレス鋼板 (SUS304)	外装は耐薬品性焼付塗装
フード排気ユニット	1台	寸法(mm) : 1800幅×1800高×700奥行 重 量 : 400kg 排気風量 : 32m ³ /min 排 風 機 : 32m ³ /min×200mmAq×2.2kW フィルタユニット : プレフィルタ+HEPA フィルタ	付随機器: 操作盤 ダンパ他
グローブボックス	1台	寸法(mm) : 2400幅×840高×700奥行 ボックス容積 : 1.4m ³ ボックス内雰囲気 : 空気 重 量 : 400kg ドックチャージャー : φ350mm×1000mm	
グローブボックス内 雰囲気循環装置	1台	寸法(mm) : 1000幅×1800高×700奥行 重 量 : 300kg 内部運転圧力 : -10mmAq 換気風量 : 14m ³ /min フィルタユニット : プレフィルタ+HEPA フィルタ	

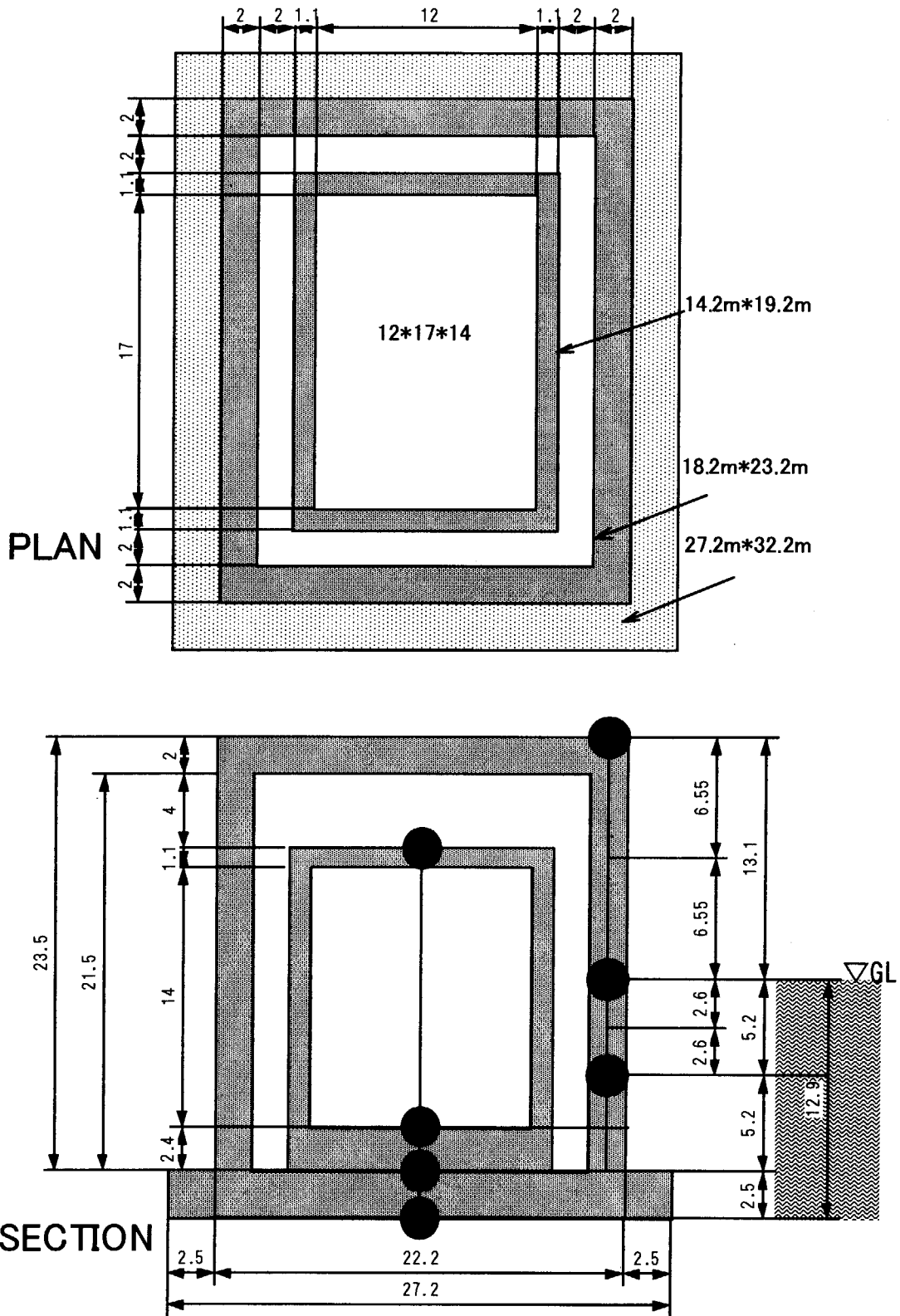
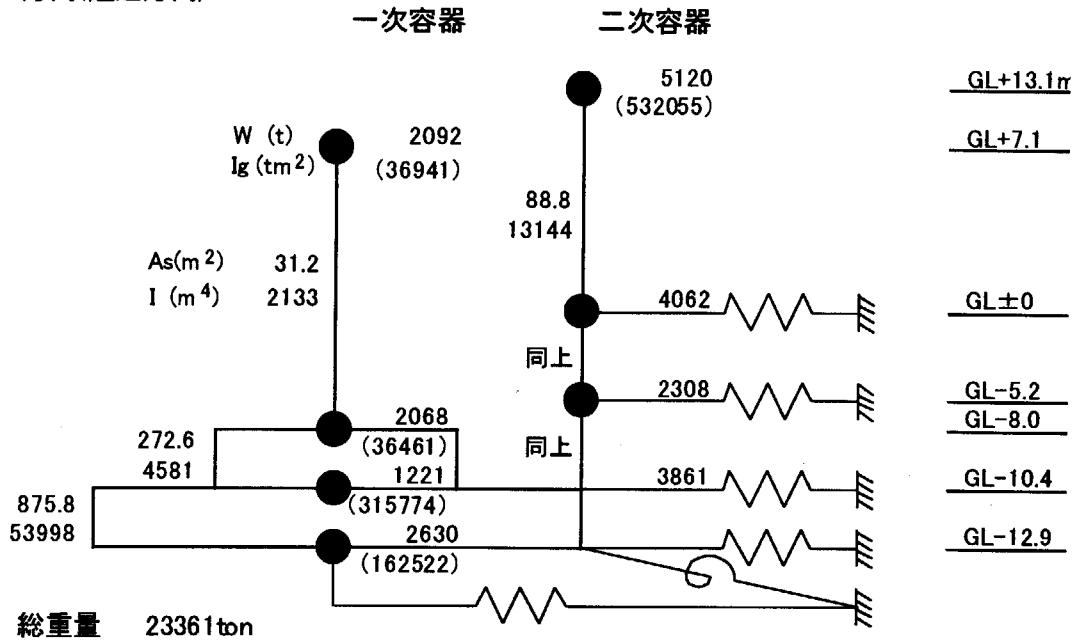


Fig.5.1 地震応答解析モデル概念図

EW方向(短辺方向)



NS方向(長辺方向)

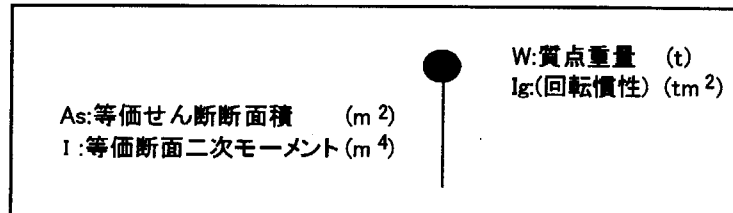
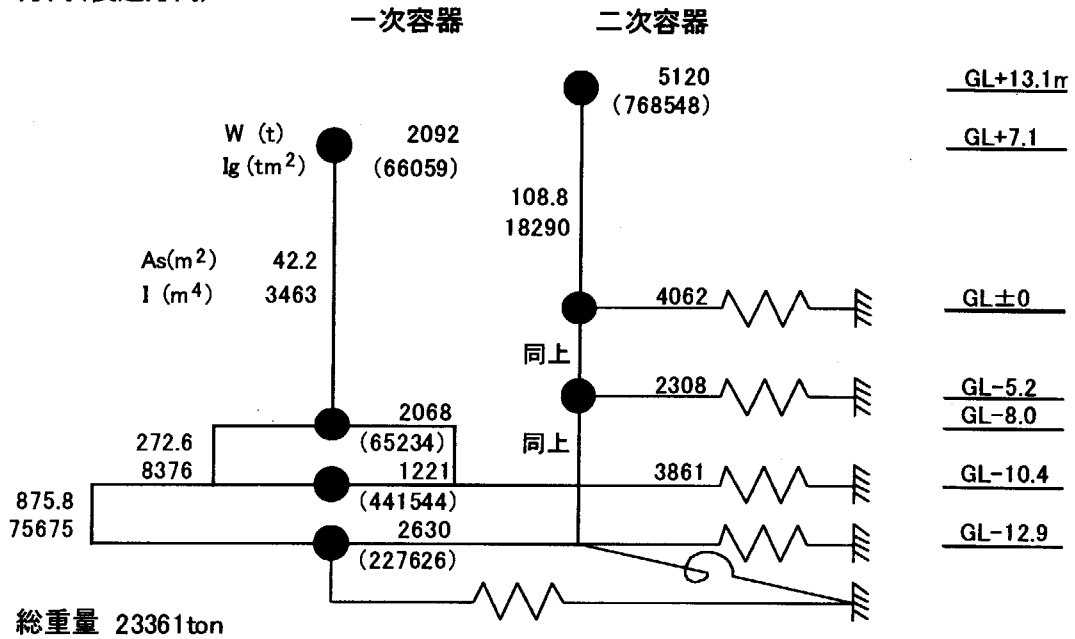
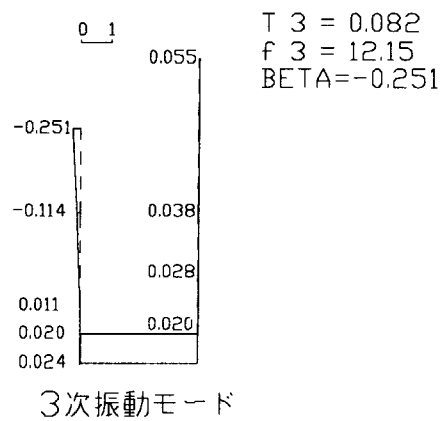
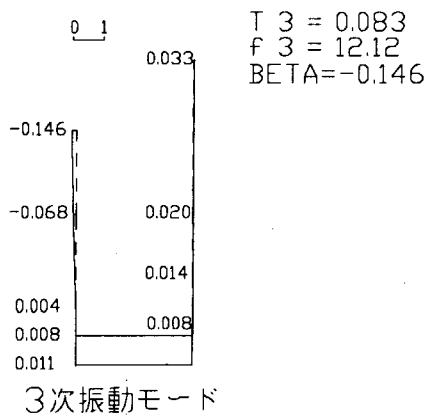
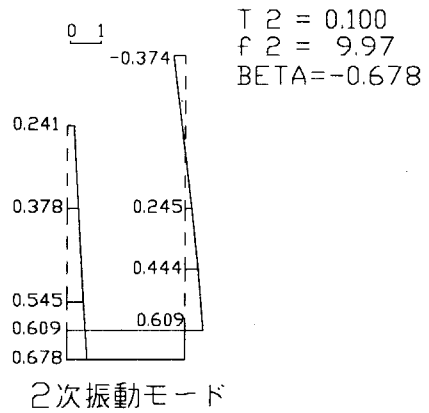
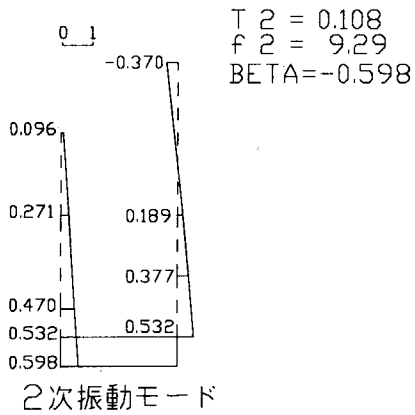
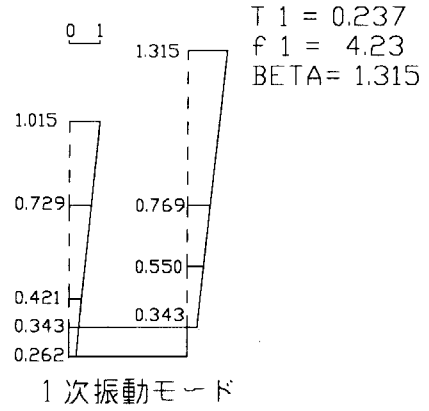
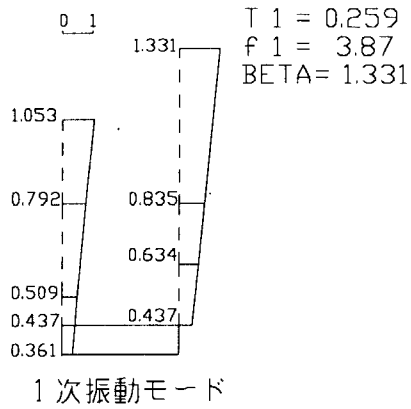


Fig.5.2 建物地震応答解析モデル諸元



(a) 埋込み無視

(b) 埋込み考慮

Fig.5.3 振動モード解析結果

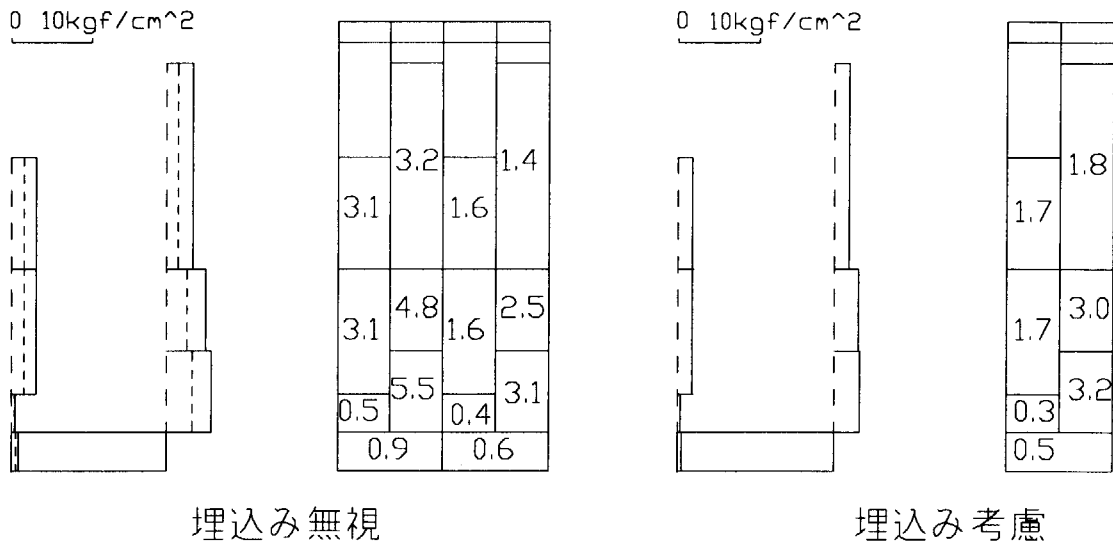


Fig.5.4 最大応答せん断応力度

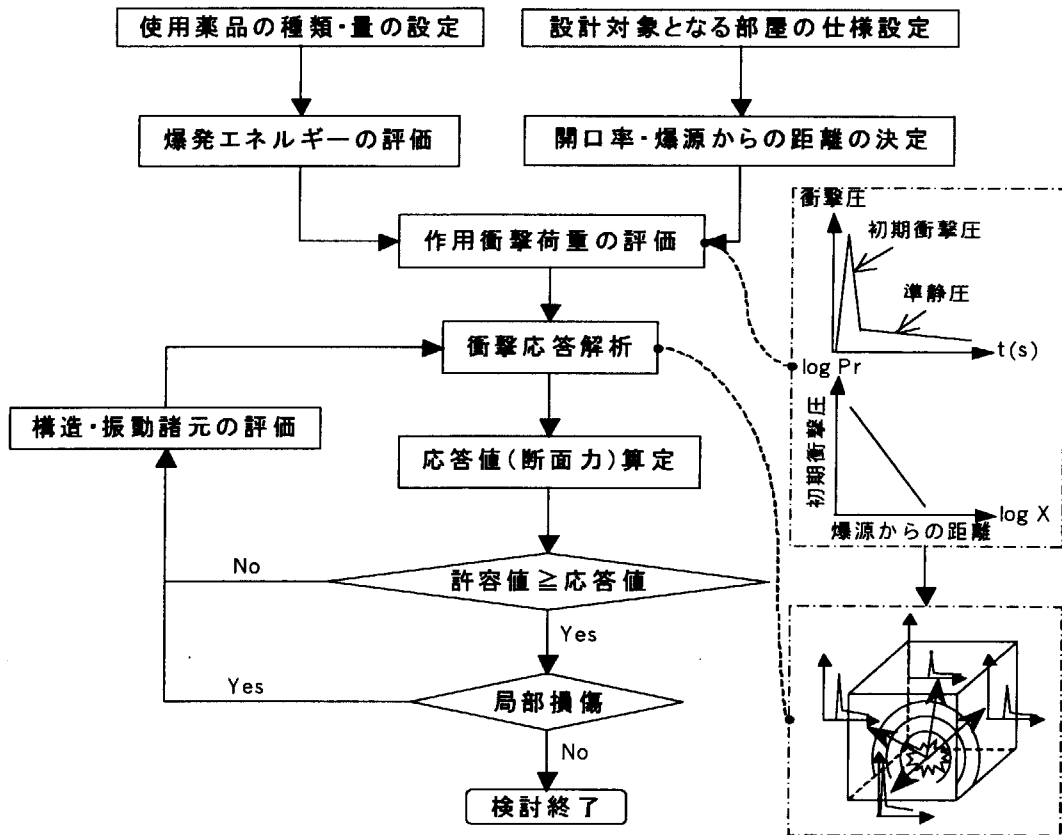


Fig.5.5 1次容器に対する耐爆検討の手順

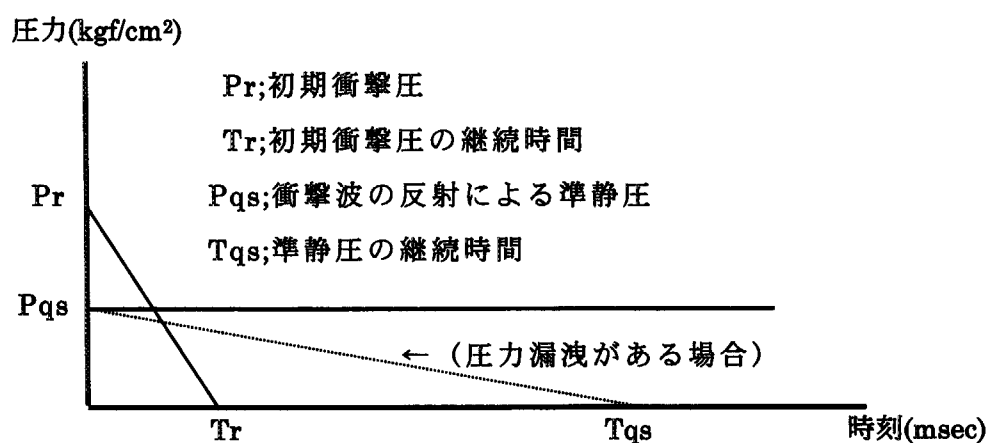


Fig. 5.6 衝撃荷重のモデル化

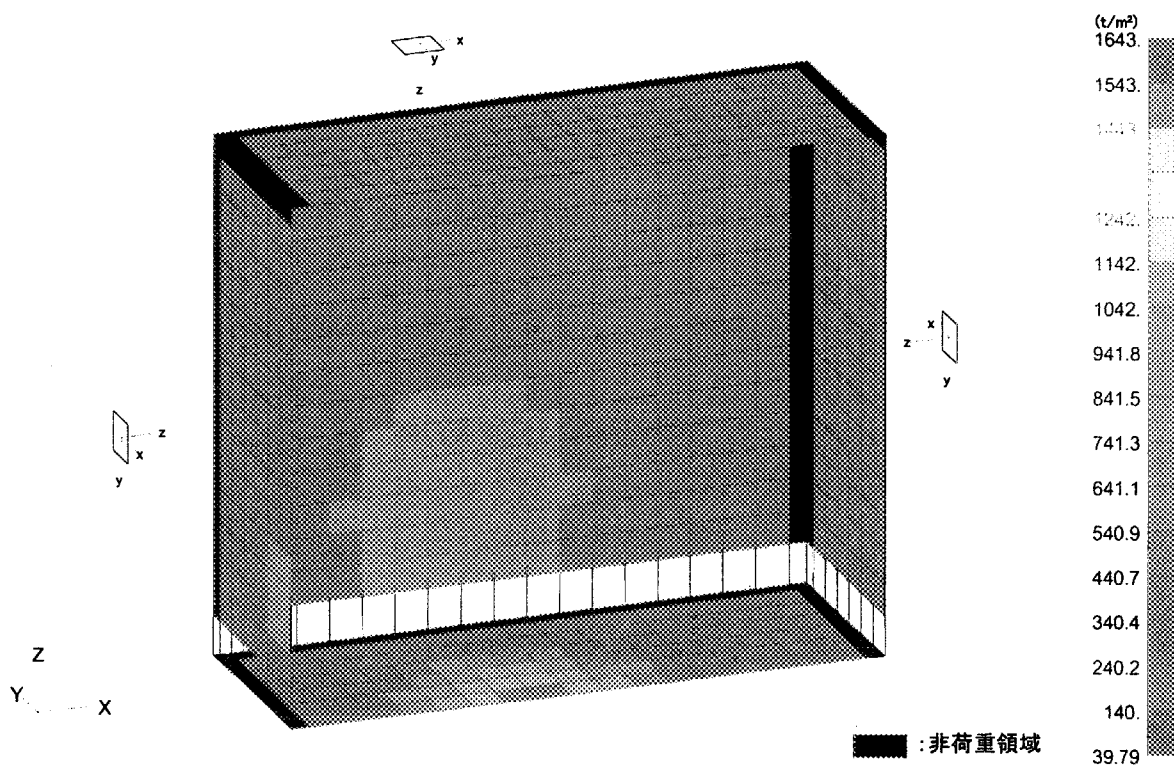
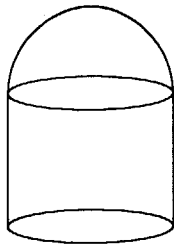
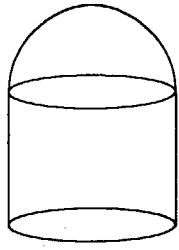


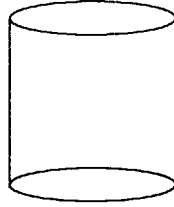
Fig. 5.7 最大衝撃荷重分布



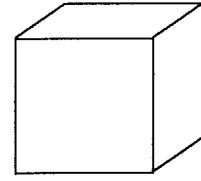
ドーム型 (FCA 型)



同 (PS*型)



円筒型 (ABWR 型)



矩形型

(*PS:プレストレスト・コンクリート)

Fig.5.8 二次容器躯体形状の候補

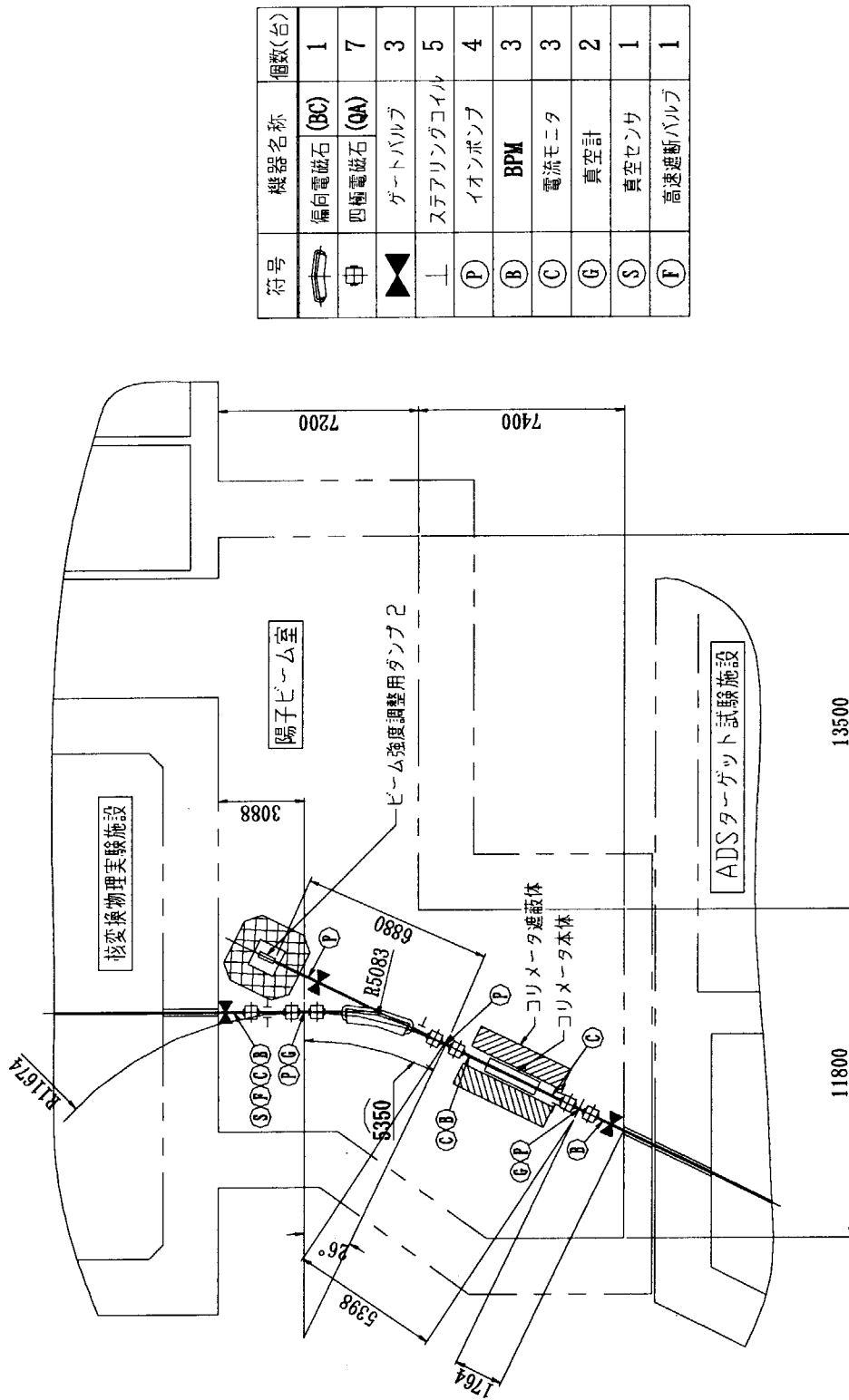
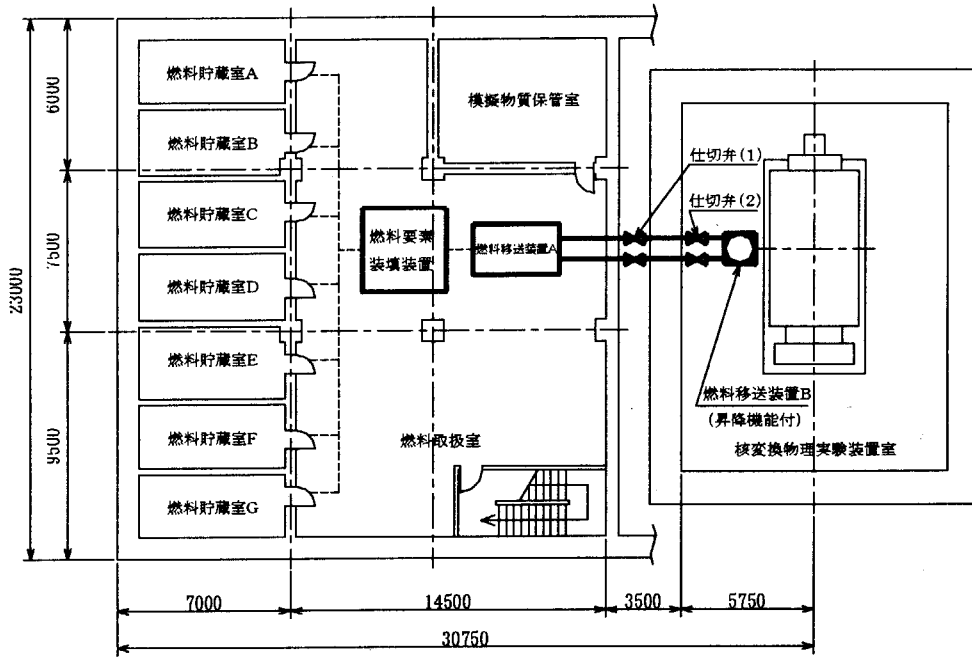
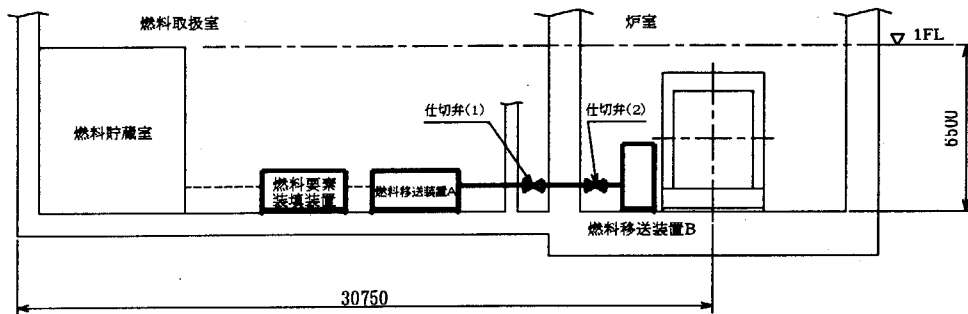


Fig.5.9 陽子ビーム室計画図



平面図



立面図

Fig.5.10 燃料搬送システムの配置概念

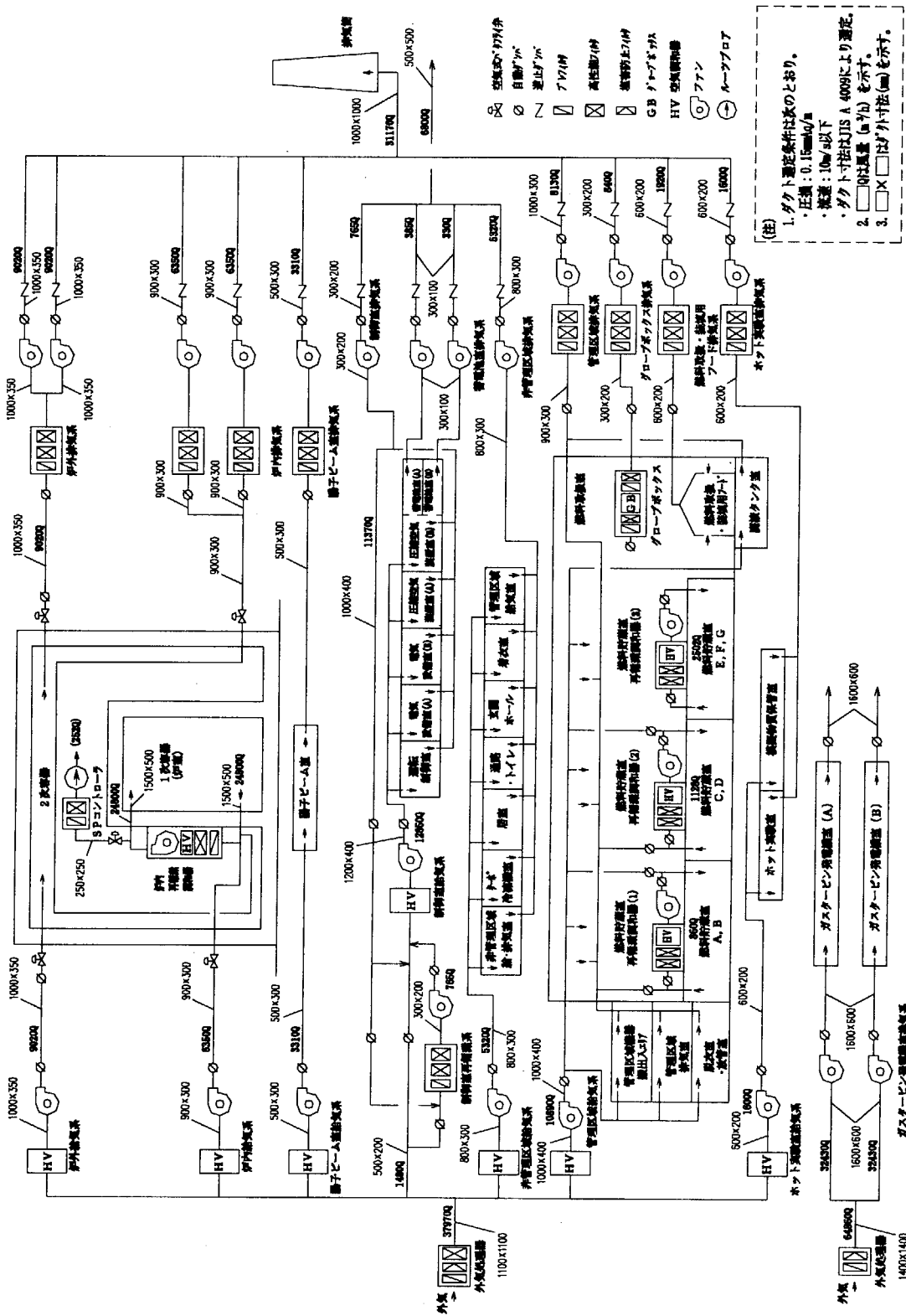


Fig. 5.11 換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備の系統概念

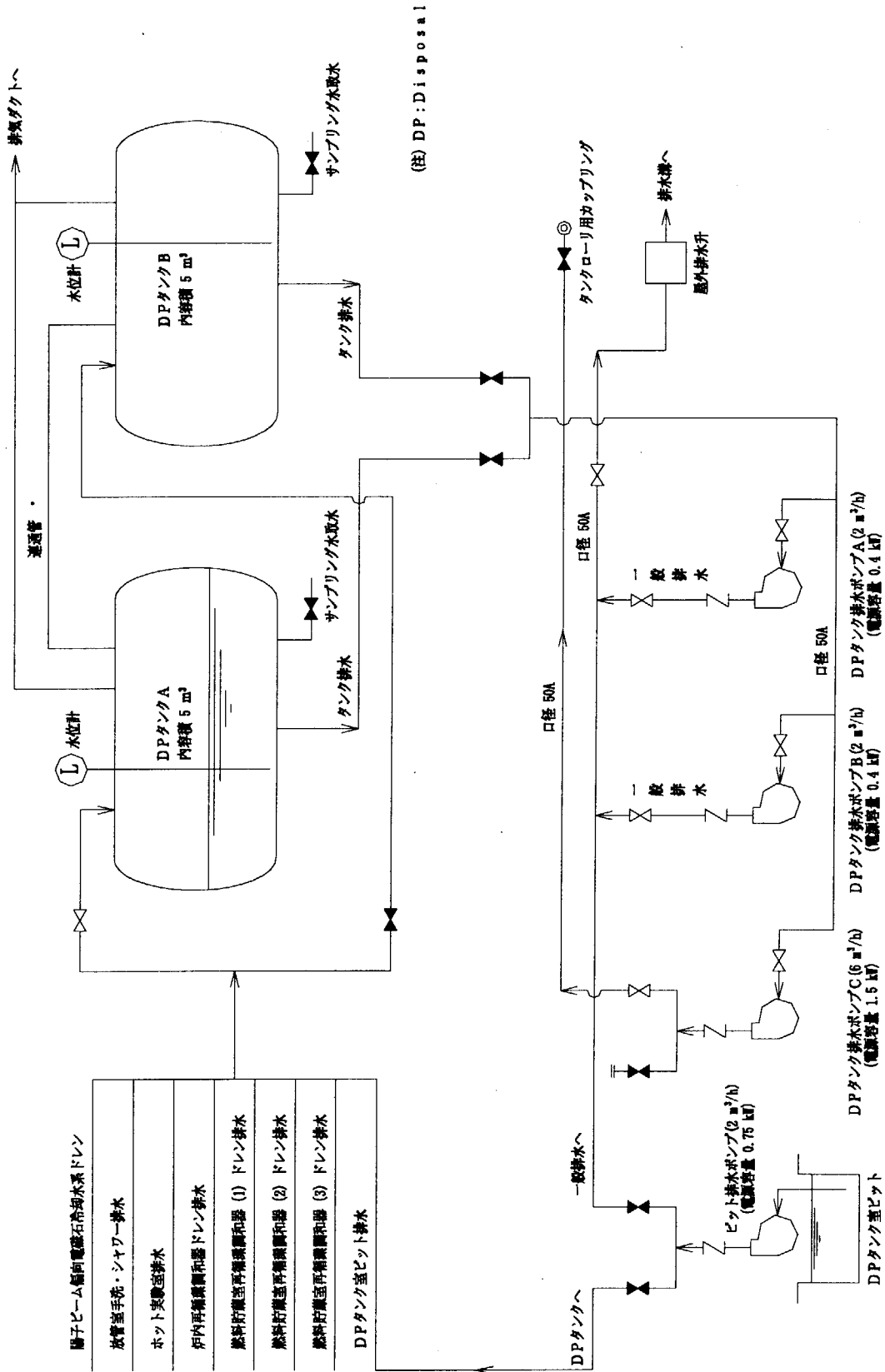


Fig.5.12 液体廃棄物廃棄設備の系統概念

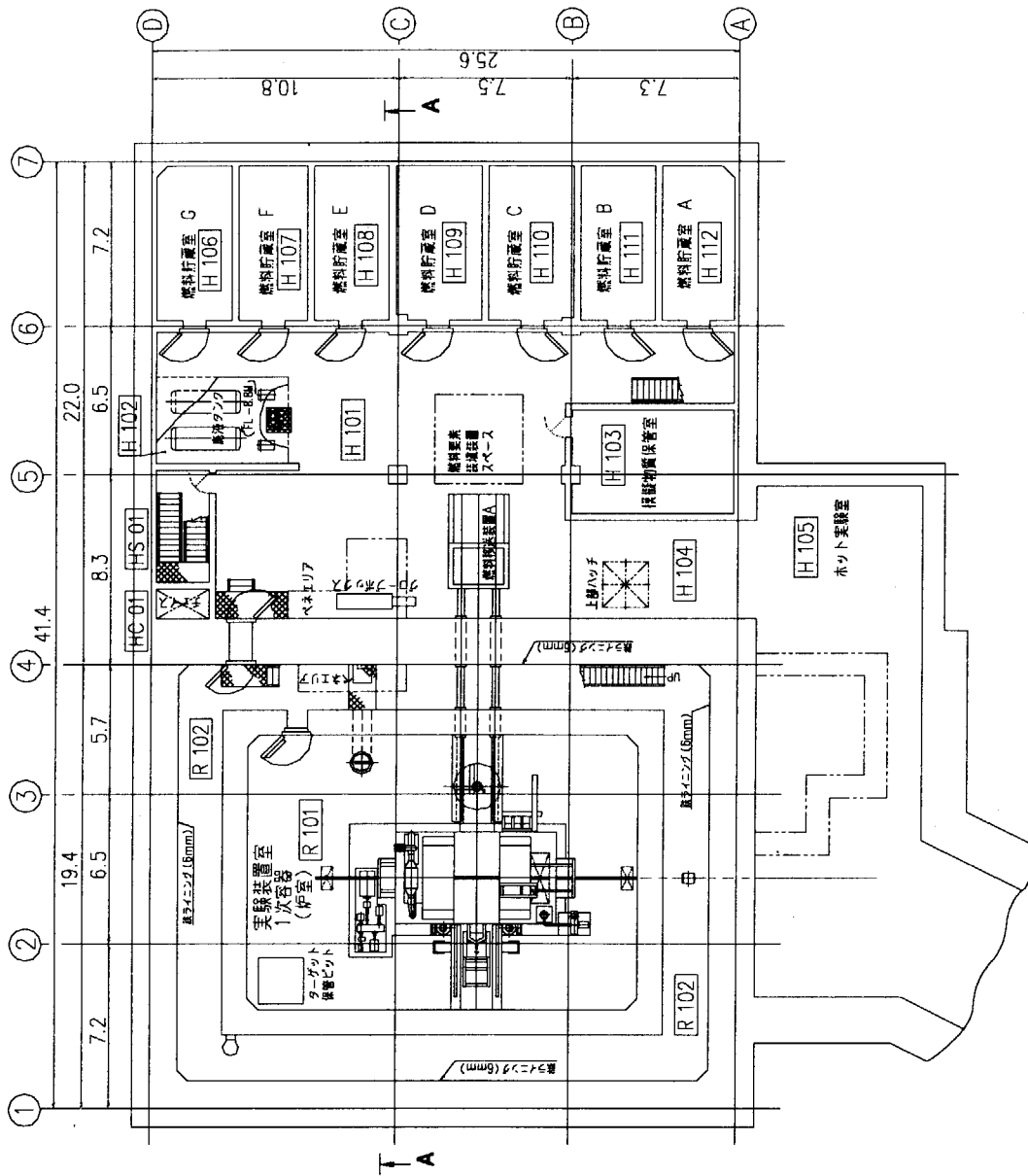


Fig.5.13 建家内配置計画 (地下1階平面図)

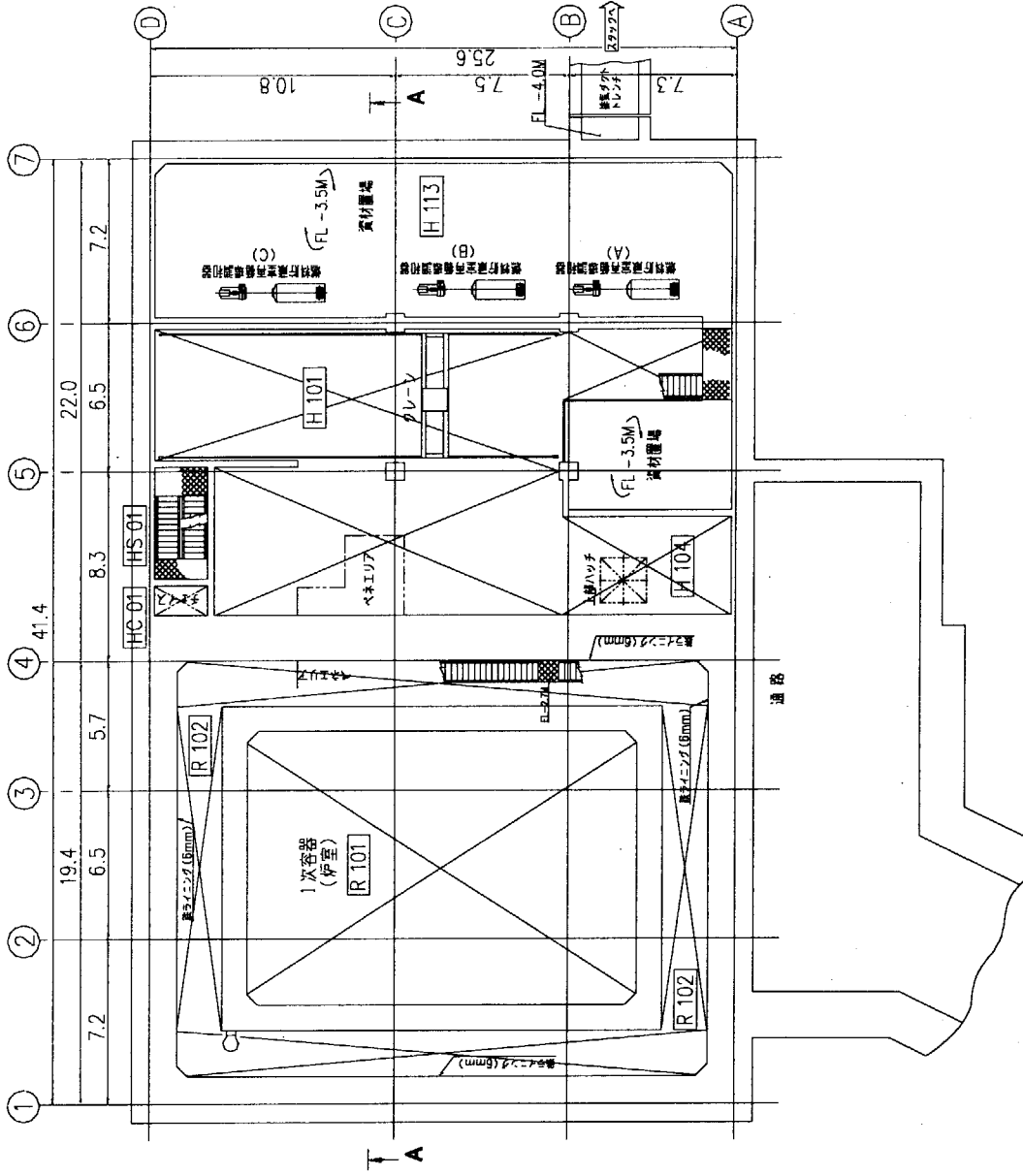


Fig.5.14 建家内配置計画 (地下1階中間階平面図)

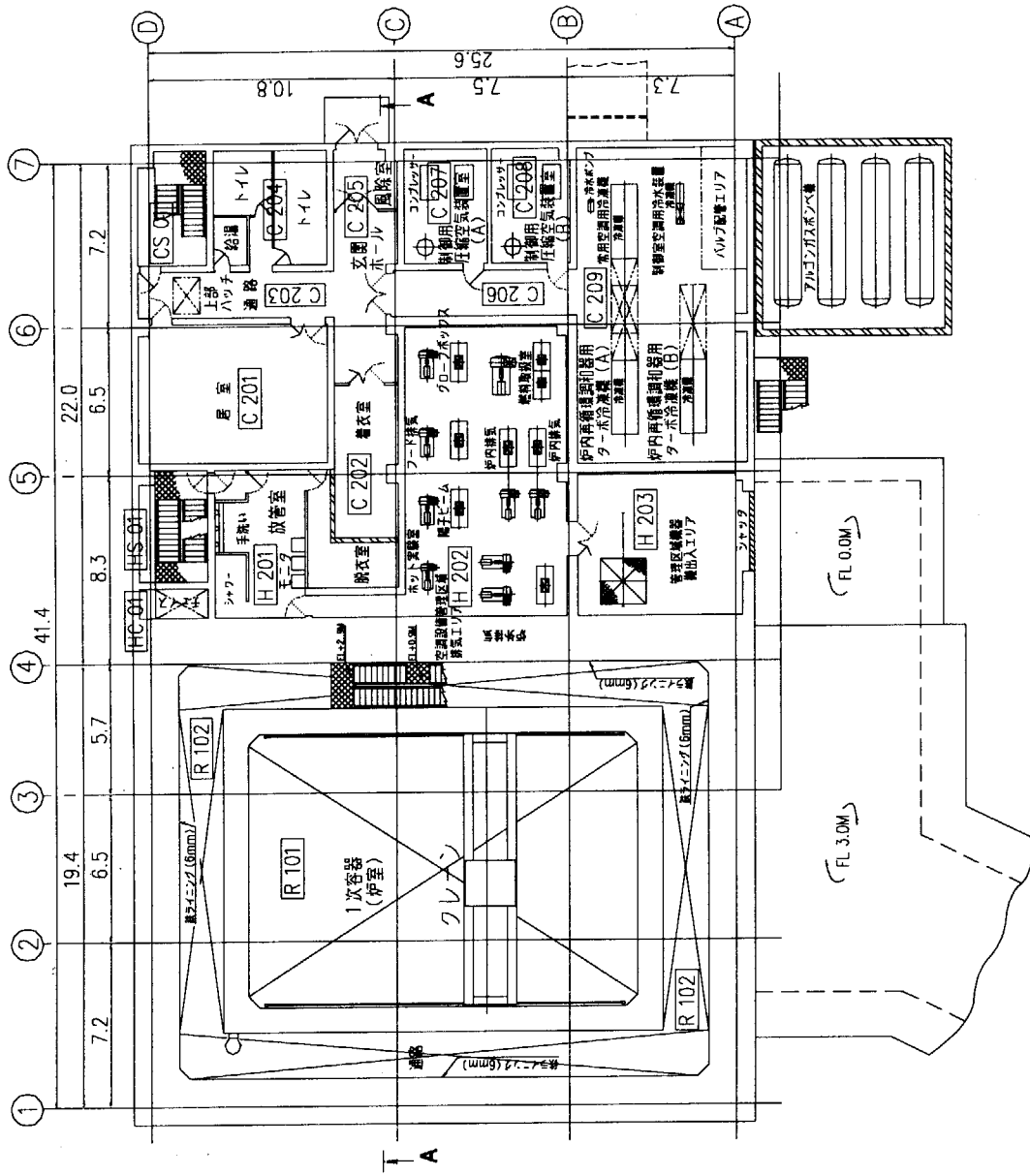


Fig.5.15 建家内配置計画 (地上1階平面図)

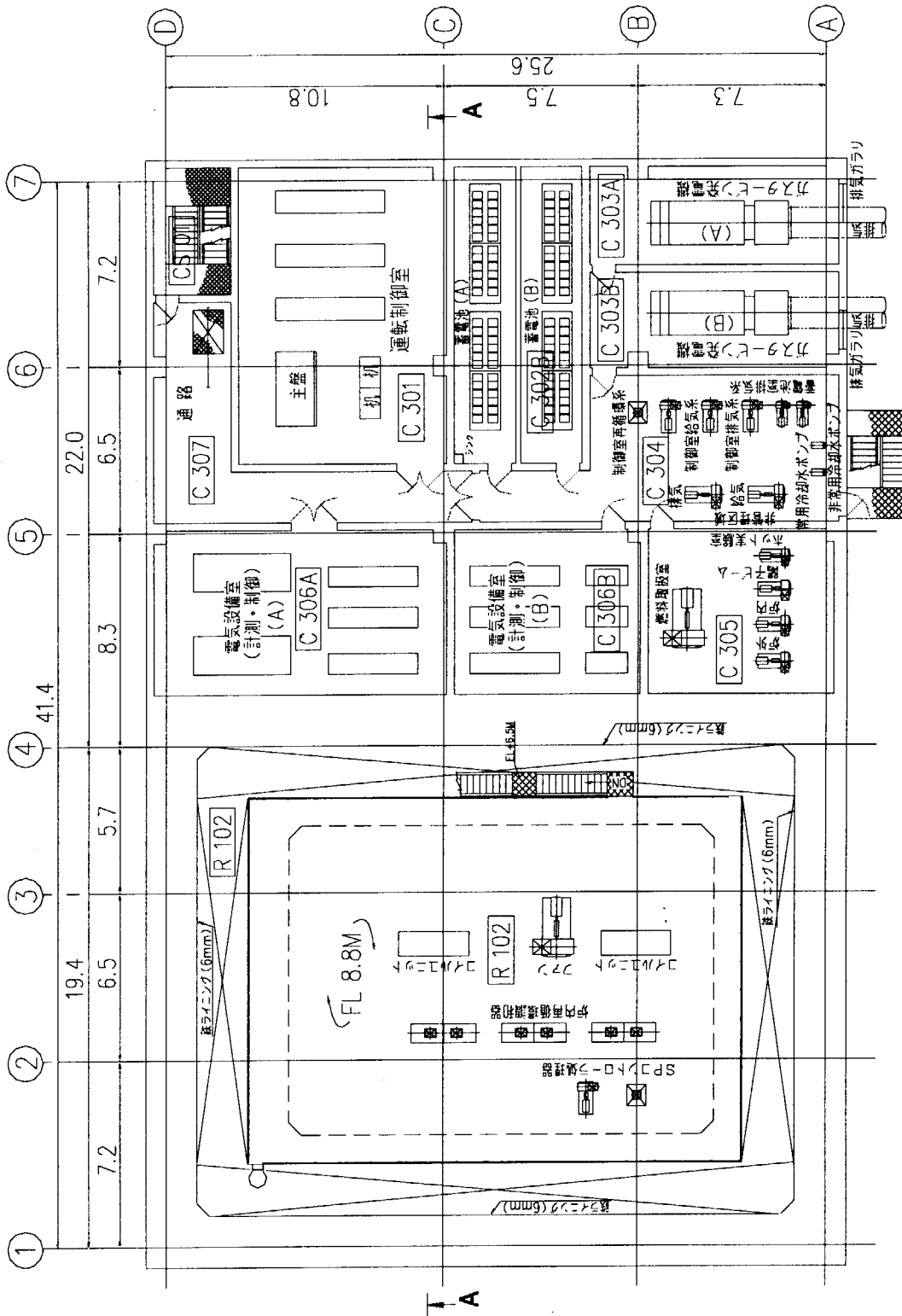


Fig.5.16 建家内配置計画 (地上2階平面図)

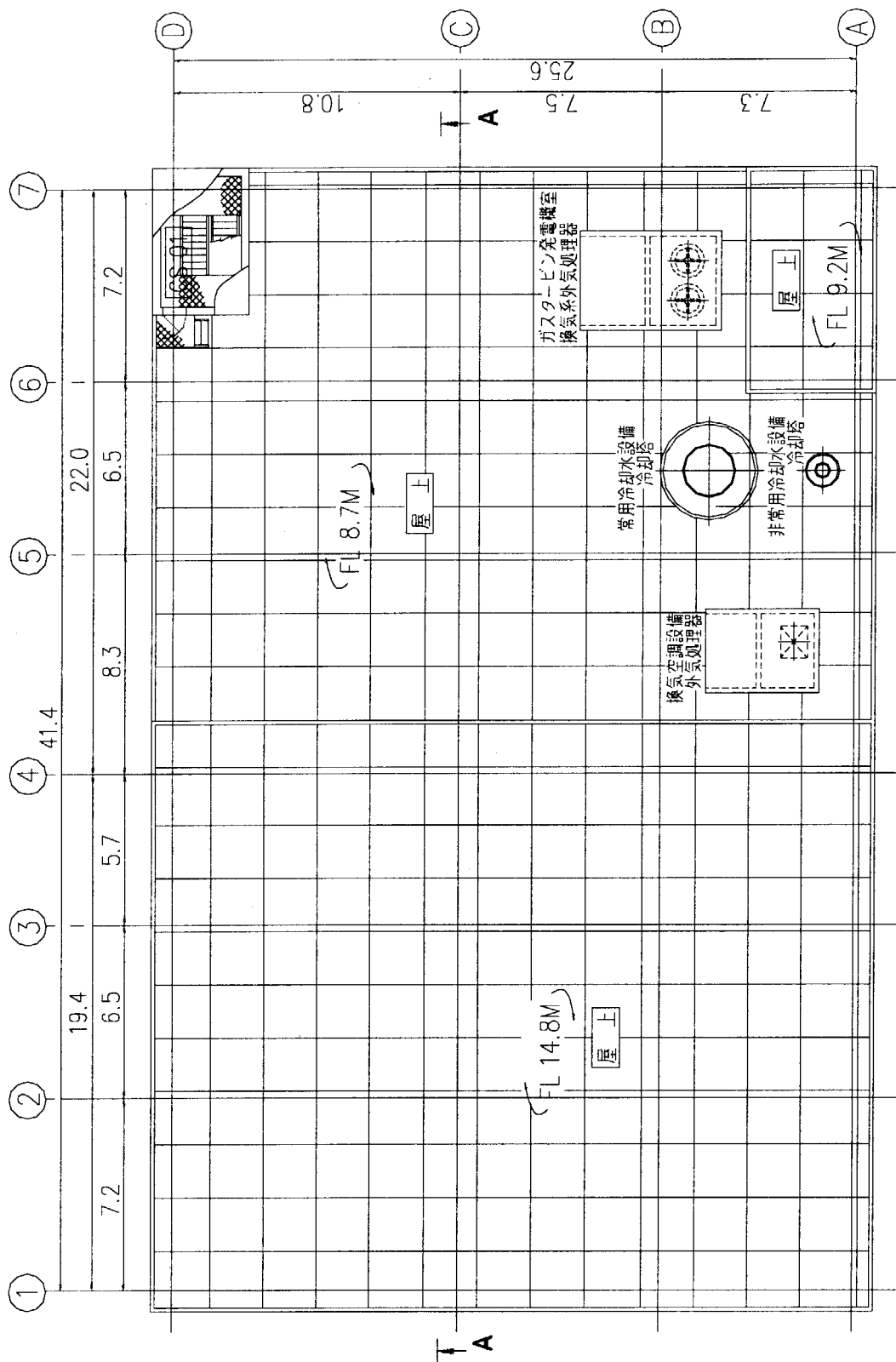


Fig.5.17 建家内配置計画 (屋上平面図)

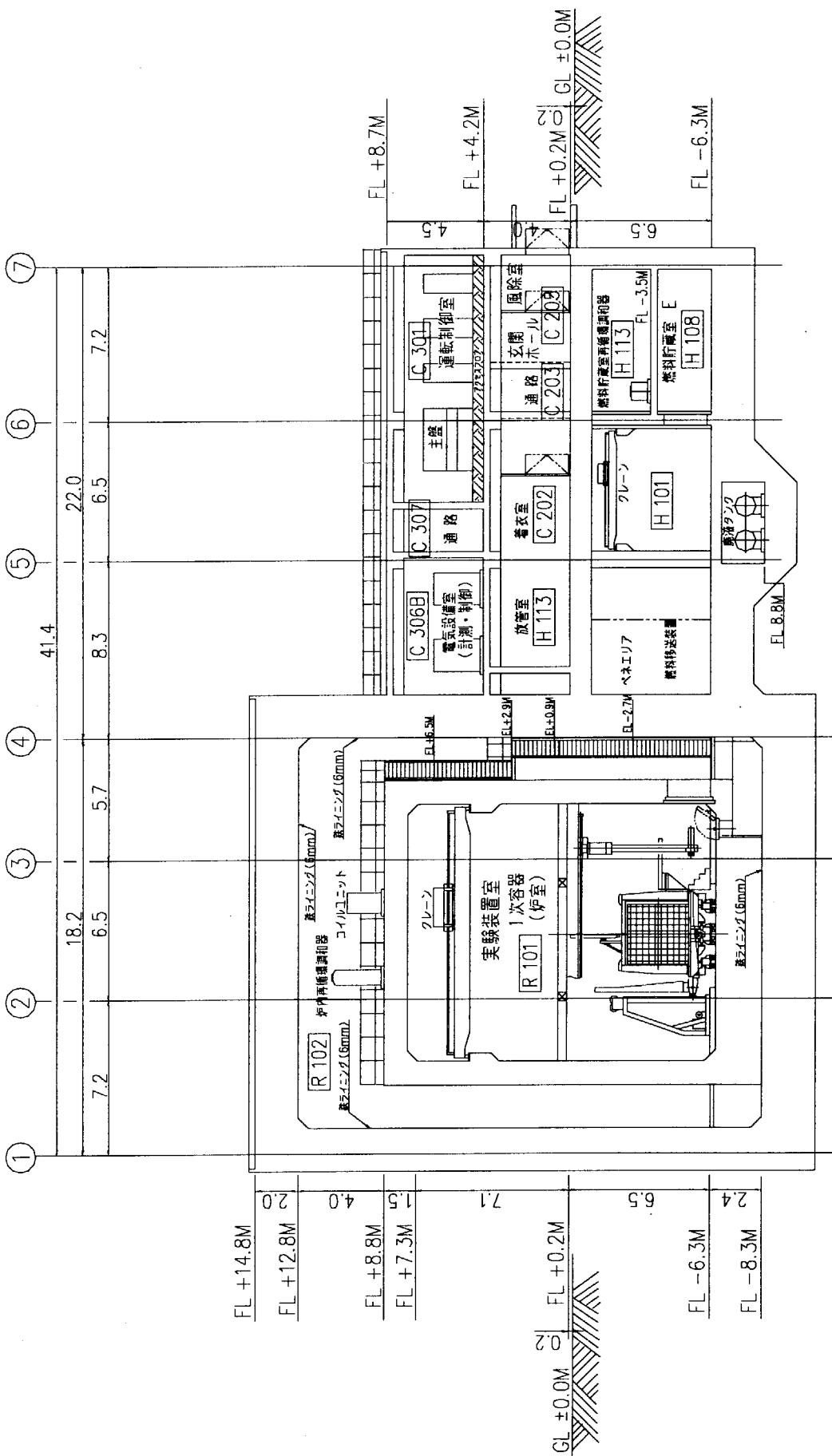


Fig.5.18 建家内配置計画 (立面図)

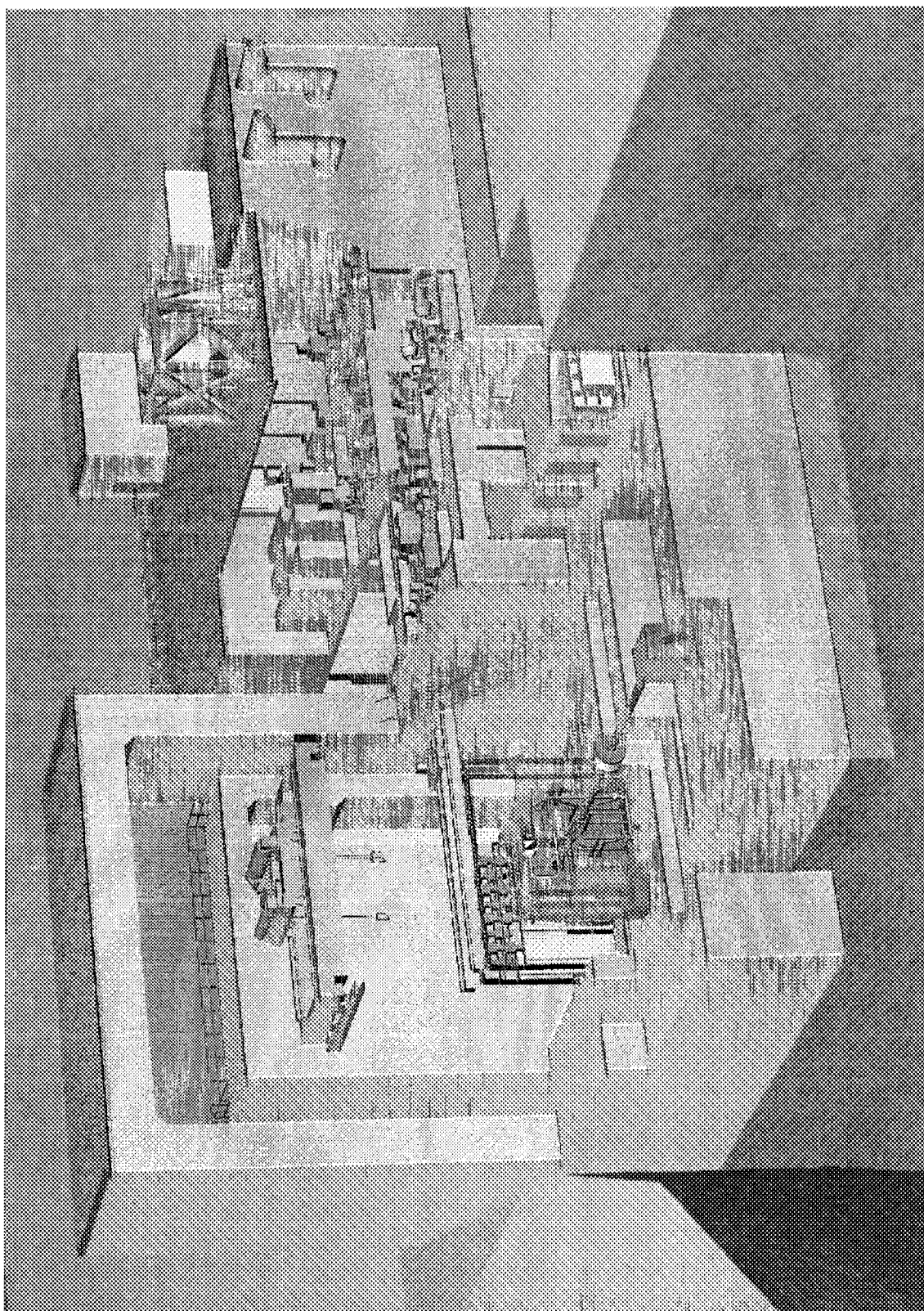


Fig.5.19 核変換物理実験施設の鳥瞰図

6. 核特性及び放射線安全に関する解析

ここでは、核変換物理実験装置に関連する核計算を行い、実験装置の安全性等に関する特性を明らかにする。

6.1 基礎核特性計算

6.1.1 はじめに

核変換物理実験施設で構築される代表的な炉心の基礎核特性計算を行った。安全解析の観点から、構成し得る最小炉心と最大炉心の2ケースについて核計算を行った。また、燃料として20%濃縮ウランのみを用いた第一炉心についても核計算を行った。

6.1.2 核計算を行った炉心体系

核計算を行った炉心は以下のとおりである。

(1) 最小炉心

プルトニウム燃料のみを用いて構成される最小の金属炉心である。臨界質量は74 kg ($^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}$) で、臨界半径は19 cmである。この炉心はFCAと同様の重大事故を想定した場合、最も大きな反応度挿入率を有する。

(2) 第一炉心

核変換物理実験施設で行う実験の基準となる炉心である。炉心は20%濃縮ウラン燃料のみで構成され、炉心中心には陽子ビームターゲットである鉛を置いた。

(3) 最大炉心

混合窒化物燃料を模擬した大型炉心組成を中心に、その周りに濃縮ウラン燃料を配置した炉心である。FCAと同様の仮想事故については、炉心が大きくなればなるほどその規模は大きくなることが予想されるので、現段階で想定し得る最大の炉心(FCA-XX-2相当)を想定した。

各体系の中心断面図、RZモデル、燃料板の引き出し装填図をそれぞれFigs.6.1.1、6.1.2及び6.1.3に示す。

6.1.3 行った核計算の種類と結果

次の各項目について核計算を行った。それぞれの計算結果をTable 6.1.1にまとめた。

(1) 臨界計算

断面積データとして評価済み核データファイルJENDL-3.2⁽¹⁾を処理した70群の群定数セットを用いた。炉心やブランケットを構成する実効断面積は、衝突確率法に基づくセル計算コードSLAROM⁽²⁾を使って求めた。体系計算にはTWO-DANT

を用い、2次元 RZ 70 群輸送計算を行った。輸送計算の次数は S_8-P_0 である。

(2) 即発中性子寿命及び遅発中性子割合

CITATION-FBR を使った 2次元 RZ 70 群拡散計算を行い、更に摂動理論に基づく動特性パラメータ計算コード PERKY を使って求めた。計算に使用した実効断面積及び拡散係数はセル計算コード SLAROM を使って求めた。遅発中性子データとしては、Tomlinson⁽³⁾ 及び Tuttle の評価データを使った。

(3) 反応度効果

a. 制御安全棒等価反応度

体系から制御安全棒を引き抜くことにより炉心に角柱状のポイドができる。これを模擬するため、制御安全棒を格子管物質に置き換えて k_{eff} を計算し、制御棒引き抜き前の k_{eff} との差から等価反応度を求めた。

b. 1/2 集合体間隙効果

本装置の各 1/2 集合体が発離して中心面に間隙ができるときの負の反応度効果を 1/2 集合体間隙効果と呼び、水平分割型に特有な効果である。5, 10, 15, 20 mm の間隙がある体系についてそれぞれ臨界計算を行い、反応度効果を調べた。Fig.6.1.4 にそれぞれの体系の $\Delta k/k$ 値を間隙の関数として示す。Table 6.1.1 には、間隙 1 mm あたりの反応度効果に加え、15 mm/min (低速領域) で集合体が密着するときの反応度挿入率を示した。

c. 肥満者効果

1/2 集合体が開いているときに実験者がその間に入って作業を行うと、人間の身体が減速材の役割を果たすため反応度が増加する。この効果を肥満者効果という。この効果を見積るため、1/2 集合体が無限に離れ相互作用がないとして一方の 1/2 集合体の k_{eff} を計算した。更に、1/2 集合体の全面に 20 cm 厚の水が付着したとして k_{eff} を計算し、反応度の増加分 Δk_{eff} を肥満者効果とした。この計算には、MCNP によるモンテカルロ計算を用いた。核データとしては JENDL-3.2 を使った。

d. ドップラー効果

炉心部の Pu 板および濃縮ウラン板のドップラー効果を考慮した実効断面積を SLAROM により計算し、それを用いて臨界計算を行い、100°C、500°C、800°C の各温度での k_{eff} を計算した。それらと、20°C (室温) における k_{eff} の差からドップラー反応度を算出した。

e. 燃料板軸方向膨張効果

プルトニウム燃料および濃縮ウラン燃料のみが温度上昇し燃料板が膨張し、それにより燃料の原子数密度が減少したとして k_{eff} を求め、温度上昇前の k_{eff}

との差から膨張効果を求めた。温度上昇は 20℃（室温）から 100℃とし、ウラン板の線膨張係数として 14.2×10^{-6} (/K) を用いた。また、プルトニウム板についても同じ値を用いた。

第 6.1 節の参考文献

- (1) Nakagawa T., *et al.*: J. Nucl. Sci. Technol., 32, 1259 (1995).
- (2) Nakagawa M., *et al.*: “SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation for Fast Reactor” , JAERI 1294 (1984).
- (3) Tomlinson L.: “Delayed Neutron from Fission” , AERE-R 6993 (1972).

Table 6.1.1.1 基礎核特性計算結果

体系	炉心構成			即発中性子 寿命 ⁽²⁾ l(sec)	遅発中性子 割合 ⁽²⁾ β_{eff}	制安棒 等価反応度 % $\Delta k/k$	反応度				
	半径 高さ (cm)	容積 (l)	燃料重量 ⁽¹⁾				間隙効果 % $\Delta k/k/mm$ (% $\Delta k/k/s$) ⁽⁴⁾	肥満者 効果 ⁽³⁾ δk_{eff}	膨張効果 $\Delta k/k/^\circ C$ ($\rightarrow 100^\circ C$)	ドップラー効果 $\Delta k/k/^\circ C$	
			種類								重量 (kg)
最小 炉心	18.94 40.64	45.8	Pu(92%) 74	1.725×10^{-7}	2.538×10^{-3}	-4.97	-0.23 (0.0575) ⁽⁴⁾	0.19	-8.20×10^{-6}	-3.99×10^{-7} ($\rightarrow 100^\circ C$) -2.64×10^{-7} ($\rightarrow 500^\circ C$) -2.00×10^{-7} ($\rightarrow 800^\circ C$)	
第一 炉心	26.61 60.8	135.2	EU(19%) 1142	3.644×10^{-7}	7.392×10^{-3}	-3.11	-0.10 (0.0250) ⁽⁴⁾	0.14	-6.40×10^{-6}	-6.48×10^{-6} ($\rightarrow 100^\circ C$) -4.63×10^{-6} ($\rightarrow 500^\circ C$) -3.76×10^{-6} ($\rightarrow 800^\circ C$)	
最大 炉心	54.74 91.44	860.4	Pu(92%) EU(93%) EU(19%) 222 164 660	3.751×10^{-7}	5.007×10^{-3}	-2.97	-0.05 (0.0125) ⁽⁴⁾	0.12	-6.25×10^{-6}	-3.42×10^{-6} ($\rightarrow 100^\circ C$) -2.55×10^{-6} ($\rightarrow 500^\circ C$) -2.11×10^{-6} ($\rightarrow 800^\circ C$)	

(1) 制安棒を除く

(2) CITATION-FBR+PERKY による計算値

(3) MCNP による計算値

(4) テーブルが 15 mm/min の移動速度 (低速領域) で近付いたときの反応度付加率

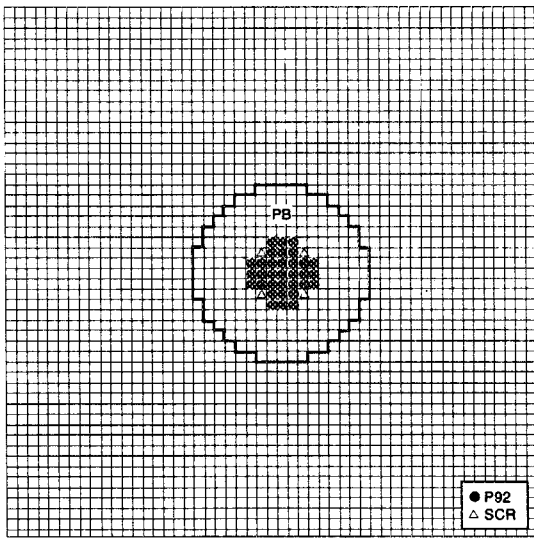


Fig.6.1.1-1 最小炉心平面図

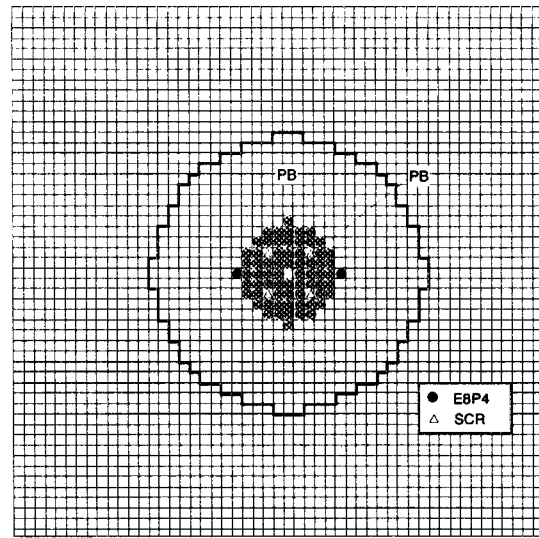


Fig.6.1.1-2 第一炉心平面図

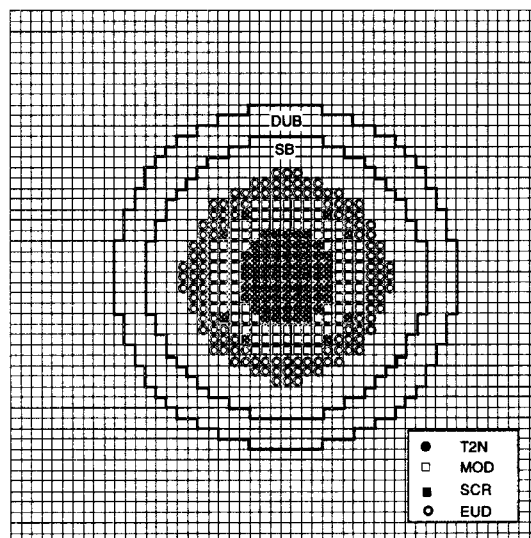


Fig.6.1.1-3 最大炉心平面図

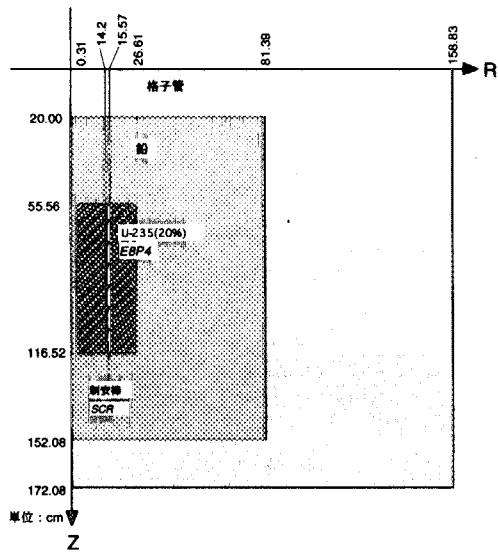


Fig. 6.1.2-1 最小炉心 RZ 図

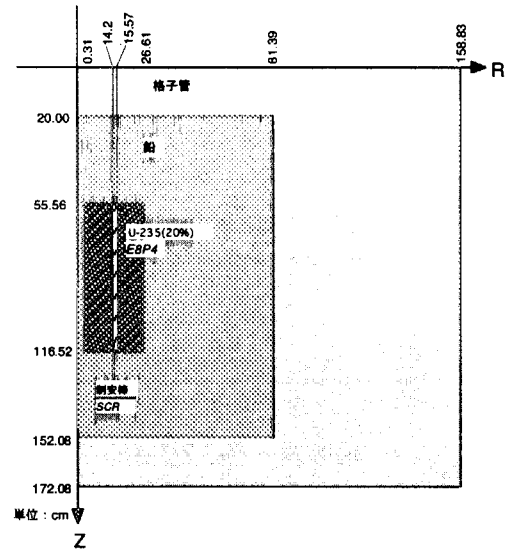


Fig. 6.1.2-2 第一炉心 RZ 図

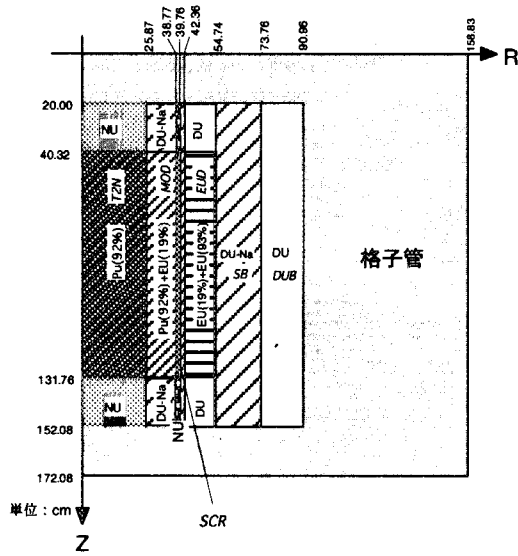


Fig. 6.1.2-3 最大炉心 RZ 図

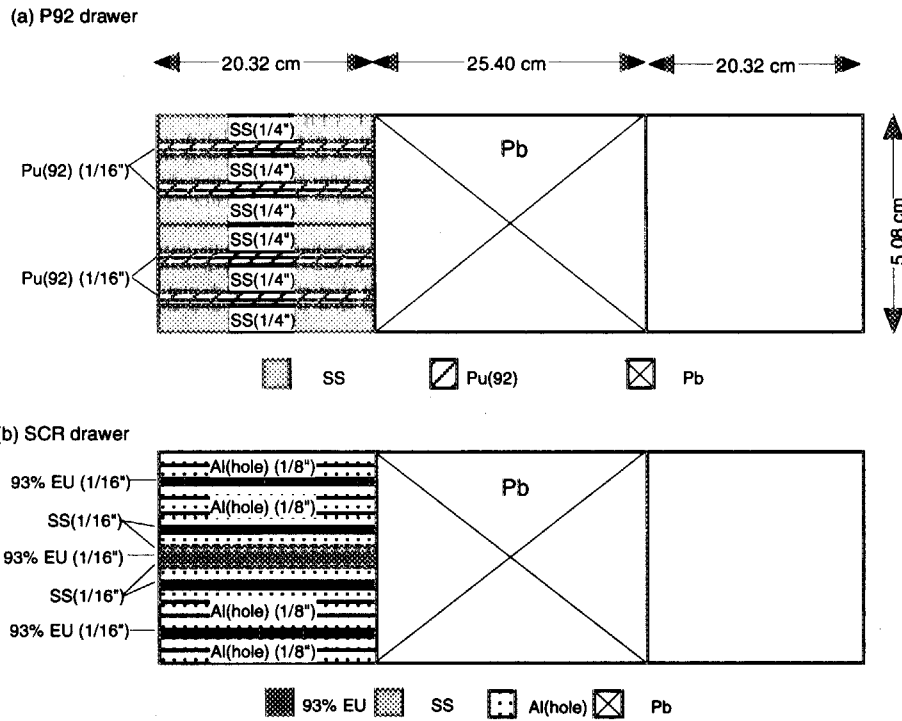


Fig.6.1.3-1 最小炉心燃料板引き出し装填図.

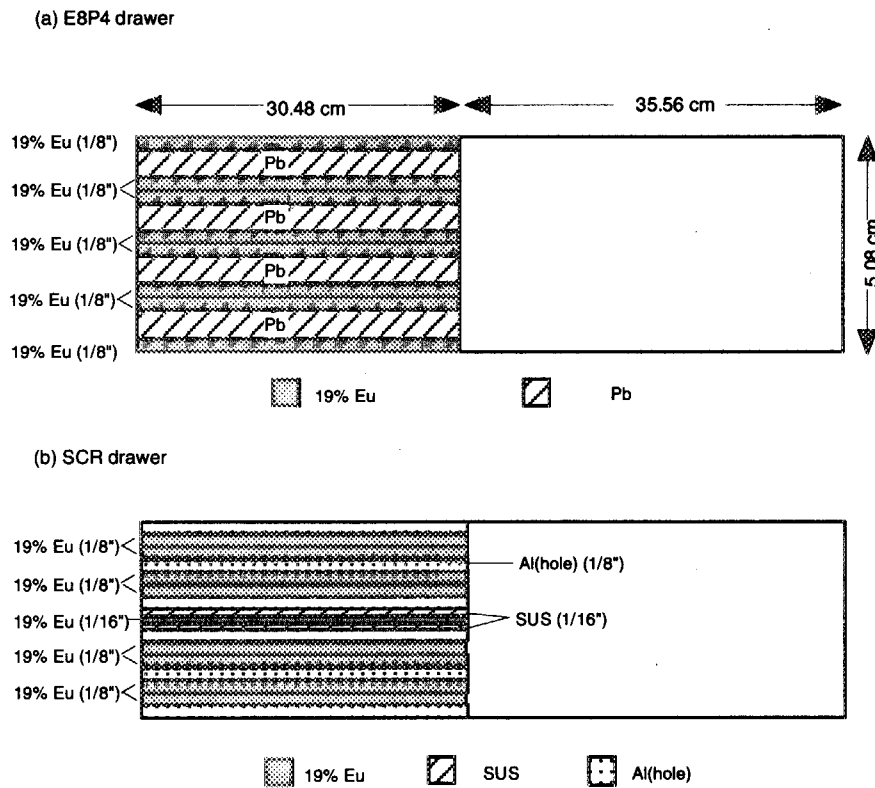


Fig.6.1.3-2 第一炉心燃料板引き出し装填図

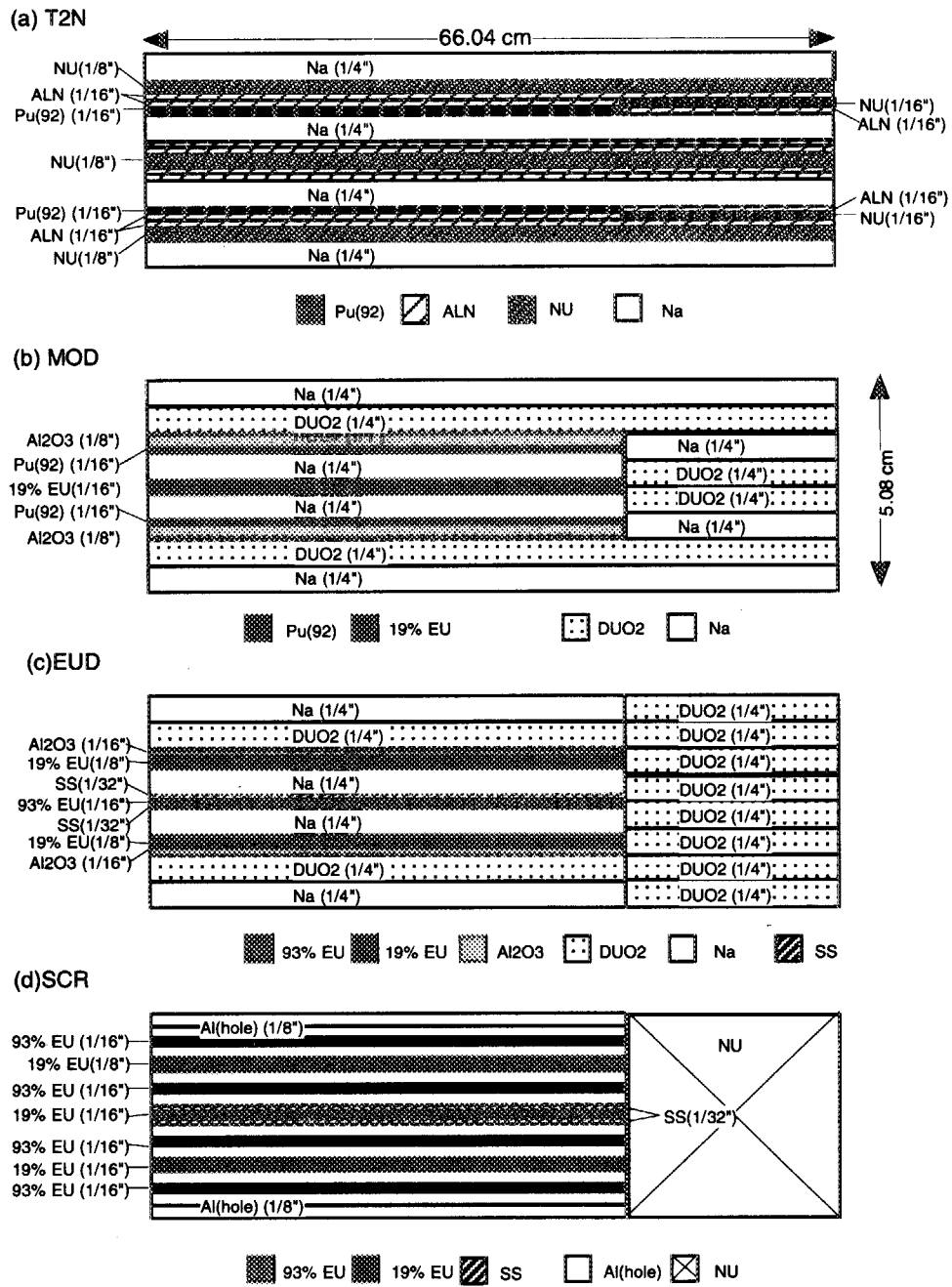
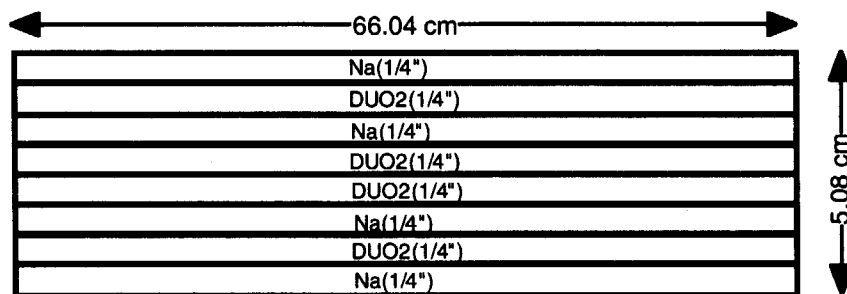


Fig.6.1.3-3 最大炉心燃料板引き出し装填図

(e) SB



(f) DUB

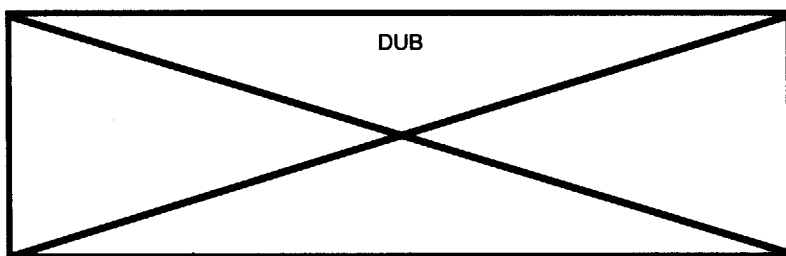


Fig.6.1.3-3 最大炉心燃料板引き出し装填図 (続き)

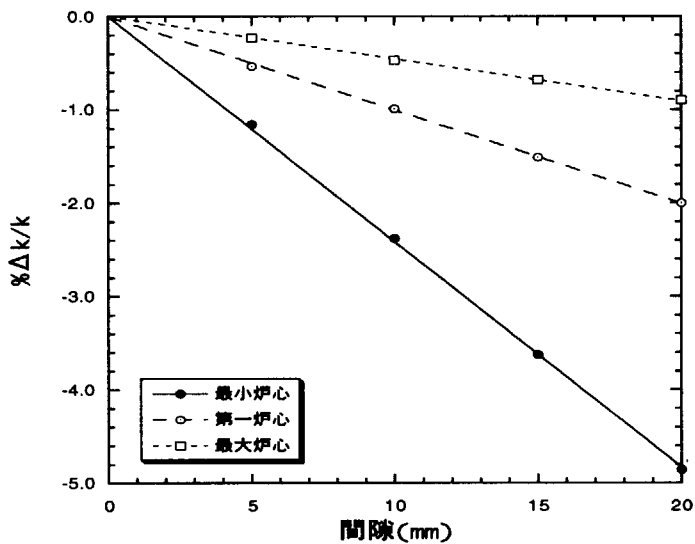


Fig.6.1.4 1/2 集合体間隙効果

6.2 遮蔽計算

FCA では最大熱出力が 2kW であり、コンクリート壁の遮蔽厚は 1 次容器と 2 次容器を合わせて 1.5m である。FCA とほぼ同じ炉心を有する核変換物理実験施設の最大熱出力 0.5kW は FCA の値の 1/4 であるが、600MeV 陽子ビームの導入により核分裂中性子よりも格段に透過力の強い高エネルギー中性子が発生するため、これに対応した遮蔽を考える必要がある。以下、核変換物理実験施設で想定される炉心と厚さ 3m の遮蔽体の組み合わせで遮蔽計算を行った結果について述べる。

6.2.1 計算手法とモデル

輸送計算には、MCNPX-2.1.5 コード⁽¹⁾ 及び LA-150 断面積ライブラリ⁽²⁾を用いた。計算は、炉心から漏洩する中性子を求める線源項計算と、コンクリート壁に対する遮蔽計算の 2 段階に分けて行った。

線源項計算では、コンクリート壁を除いた炉心、あるいは炉心のない裸の鉛ターゲットのみを考慮し、十分に離れた球面（実際には炉心中心から 1000m）における漏洩中性子束のエネルギースペクトルを求めた。陽子ビーム入射軸に対する中性子束強度の角度依存性を考慮するために 30 度ごとに球面を分割し、合計 6 つの角度依存中性子束スペクトルを求めた。Table 6.2.1 に計算の対象とした 4 炉心及び鉛ターゲットの緒元を示す。鉛反射体の遮蔽効果を調べるため、核変換物理実験施設の基準となる第 1 炉心に加え、鉛反射体を薄くした小炉心と、逆に厚くした大炉心・最大炉心を計算の対象とした。また、炉心のない裸の鉛ターゲットで実験を行うことを考え、鉛ターゲットのみの場合も対象とした。炉心に対する鉛反射体厚さの増減は、中性子実効増倍率を変化させる。そこで炉心の燃料部分の半径を変化させ、実効増倍率を 0.95 の一定値に保った。

線源項計算ではさらに、2 つの現象を分離して計算を行った。一方は陽子ビームを導入しないで実効増倍率を求める臨界計算（固有値問題）であり、1 核分裂反応あたりの炉心からの漏洩中性子束を計算した。他方は陽子ビームを導入した時の計算（固定線源問題）であり、この場合は核分裂中性子は発生しないオプションを選択して、1 入射陽子あたりの炉心からの漏洩中性子束を求めた。Table 6.2.2 に、全立体角、全エネルギーで積分した漏洩中性子数の一覧を示す。炉心が大きくなるに従って漏洩中性子数は減少し、また 500W 核分裂出力時の漏洩中性子数は 10W 陽子ビーム出力時の漏洩中性子数の約 6 倍であることが分かる。

第 2 段階のコンクリート壁に対する遮蔽計算では、線源項計算で求めた角度依存中性子源を炉心中心、あるいは鉛ターゲット位置の点線源に置き換えた。厚さ 3m のコンクリート壁を R-Z 2 次元円柱形状に近似した計算モデルを Fig.6.2.1 に示す。タリーには厚さ 20cm ごとに設置した面検出器を使用した。角度依存性を見るために、Fig.6.2.1 に示した

ようにタリーを後方、側面-1、側面-2、側面-3、前方の5つに区分けして線量を求めた。高エネルギー中性子に対する遮蔽を強化するため、3mのコンクリート壁の内側0.4mあるいは0.8mを鉄に置き換えた計算も行い、その効果を調べた。なお、コンクリート及び鉄の密度はそれぞれ 2.1 g/cm^3 , 7.8 g/cm^3 とした。

遮蔽計算は、臨界計算によって求めた線源と、陽子ビーム導入計算による線源の両者について行った。陽子ビームを用いない場合には、臨界計算線源による結果をそのまま適用する事ができる。陽子ビームを用いる場合、臨界計算線源と陽子ビーム導入計算線源の結果を、それぞれ核分裂出力と陽子ビーム出力を考慮して足し合わせる必要がある。

6.2.2 計算結果

臨界計算線源に対する結果

Fig.6.2.2 に、500W 核分裂出力時の4炉心に対する厚さ3mのコンクリート壁中における線量率分布を示す。これらの図には線量率の達成目標の1つとして $0.2 \mu\text{Sv/h}$ の位置に横線を記入してある。ただしこれはあくまでも目安であり、実際の線量率の限度は運転シナリオにより変化するため、必ず満たさなければならない条件ではない。**Fig.6.2.2** から、3mのコンクリート壁はどの炉心に対しても核分裂中性子に対して十分な遮蔽性能を有し、壁の外側表面における線量率は $0.2 \mu\text{Sv/h}$ をはるかに下回ることが分かる。

陽子ビーム導入計算線源に対する結果

Figs.6.2.3~6.2.5 に、10W 陽子ビーム導入時の4炉心に対する遮蔽壁中の線量率分布を示す。また、**Fig.6.2.6** には10W 陽子ビーム導入時の鉛ターゲットに対する遮蔽壁中の線量率分布を示す。なお、これらの結果には核分裂中性子の寄与は加えていない。

Fig.6.2.3 のコンクリート壁中では、はじめの1mを過ぎれば線量率の減衰傾向は非常に緩慢になり、コンクリート厚さ1mあたりで線量率は1桁弱しか減衰しなくなる。**Fig.6.2.7** にはコンクリート遮蔽体中における中性子及び光子の典型的なスペクトルを示す。コンクリート壁のはじめの部分で入射してきた10MeV以下の低エネルギー中性子束は十分に減衰し、その後は減弱距離の長い高エネルギー中性子が線量に支配的に寄与することで、線量率の減衰傾向の変化を説明できる。このように高エネルギー中性子はコンクリート壁中を良く透過するため、第1炉心の場合の遮蔽壁外側の線量率は、前方向で $20 \mu\text{Sv/h}$ 、横方向でも $10 \mu\text{Sv/h}$ に達する。鉛反射体の厚い最大炉心の場合でようやく $0.2 \mu\text{Sv/h}$ を下回るようになる。**Fig.6.2.4** あるいは **Fig.6.2.5** のように、コンクリート遮蔽の一部を鉄で置き換えれば線量の減衰は早くなり、鉄を

0.8m にした場合の第1炉心の遮蔽壁外側の線量率は、前方でも $0.2 \mu\text{Sv/h}$ を下回るようになる。

裸の鉛ターゲットに 10W の陽子ビームを入射した場合 (Fig.6.2.6)、コンクリート遮蔽 3m の前方方向で $100 \mu\text{Sv/h}$ を超え、また鉄 0.8m + コンクリート 2.2m 遮蔽の場合でも前方方向で $10 \mu\text{Sv/h}$ に達する。

粒子別の線量率に対する寄与

Figs.6.2.8, 6.2.9 にそれぞれ臨界計算線源、陽子ビーム導入計算線源に対応する遮蔽計算で求めた線量率に対する粒子別の寄与を示す。Fig.6.2.8 では、コンクリートは核分裂中性子に対する優れた遮蔽材であるために中性子による線量率は遮蔽厚の増加と共に急速に減衰し、遮蔽体外側に近い部分では2次 γ 線が線量率に主に寄与していることが分かる。一方、陽子ビーム導入計算線源の場合には、遮蔽体深部において高エネルギー中性子が線量率に大きく寄与している。遮蔽厚が 1.5m よりも大きいところでは光子及び陽子による線量の減衰曲線は中性子による線量の減衰曲線とほぼ平行であり、遮蔽体深部における光子及び陽子束は遮蔽体深部にまで透過してきた高エネルギー中性子によって生成したものであることを示している。

6.2.3 まとめ

核変換物理実験施設に対する遮蔽計算を行った。その結果、コンクリート遮蔽中では 600MeV の陽子ビーム導入によって発生する高エネルギー中性子の減衰が非常に緩慢であり、3m の遮蔽厚をとった場合でも $0.2 \mu\text{Sv/h}$ の目標線量率にまで低減できないことが分かった。このため、目標線量率を超過する運転を行う場合には、運転時間を制限して3ヶ月間の積算線量が法令で定められた値を超えないようにする等の運転シナリオの工夫により、積算線量を基準値以下にする必要がある。

第 6.2 節の参考文献

- (1) Waters L. S. (Ed.): "MCNPXTM User's Manual", TPO-E83-G-UG-X-00001, Los Alamos National Laboratory (1999).
- (2) Chadwick M. B., Young P. G., Chiba S., Frankle S. C., Hale G. M., Hughes H. G., Koning A. J., Little R. C., MacFarlane R. E., Prael R. E., and Waters L. S.: "Cross Section Evaluations to 150 MeV for Accelerator-Driven Systems and Implementation in MCNPX", *Nucl. Sci. Eng.*, **131**, 293 (1999).

Table 6.2.1 計算の対象とした鉛ターゲット及び4炉心の諸元

名称	半径 [cm]	高さ [cm]	燃料半径 [cm]	実効増倍率	重量 [ton]
鉛ターゲット	3.1	30.0			0.01
小炉心	50.0	70.0	31.0	0.9489	6
第1炉心	81.4	132.1	23.5	0.9494	29
大炉心	110.0	190.0	22.5	0.9488	75
最大炉心	140.0	250.0	22.5	0.9508	160

Table 6.2.2 線源項計算による鉛ターゲット及び4炉心からの漏洩中性子数

名称	臨界計算での漏洩中性子数		ビーム導入計算での漏洩中性子数	
	1核分裂反応 あたり [n]	500W 核分裂 出力時 [n/s]	入射陽子1個 あたり [n]	10W ビーム 出力時 [n/s]
鉛ターゲット			8.0	1.3×10^{12}
小炉心	0.41	7.1×10^{12}	6.5	1.1×10^{12}
第1炉心	0.34	5.8×10^{12}	5.7	0.93×10^{12}
大炉心	0.22	3.8×10^{12}	3.8	0.63×10^{12}
最大炉心	0.11	1.9×10^{12}	2.0	0.32×10^{12}

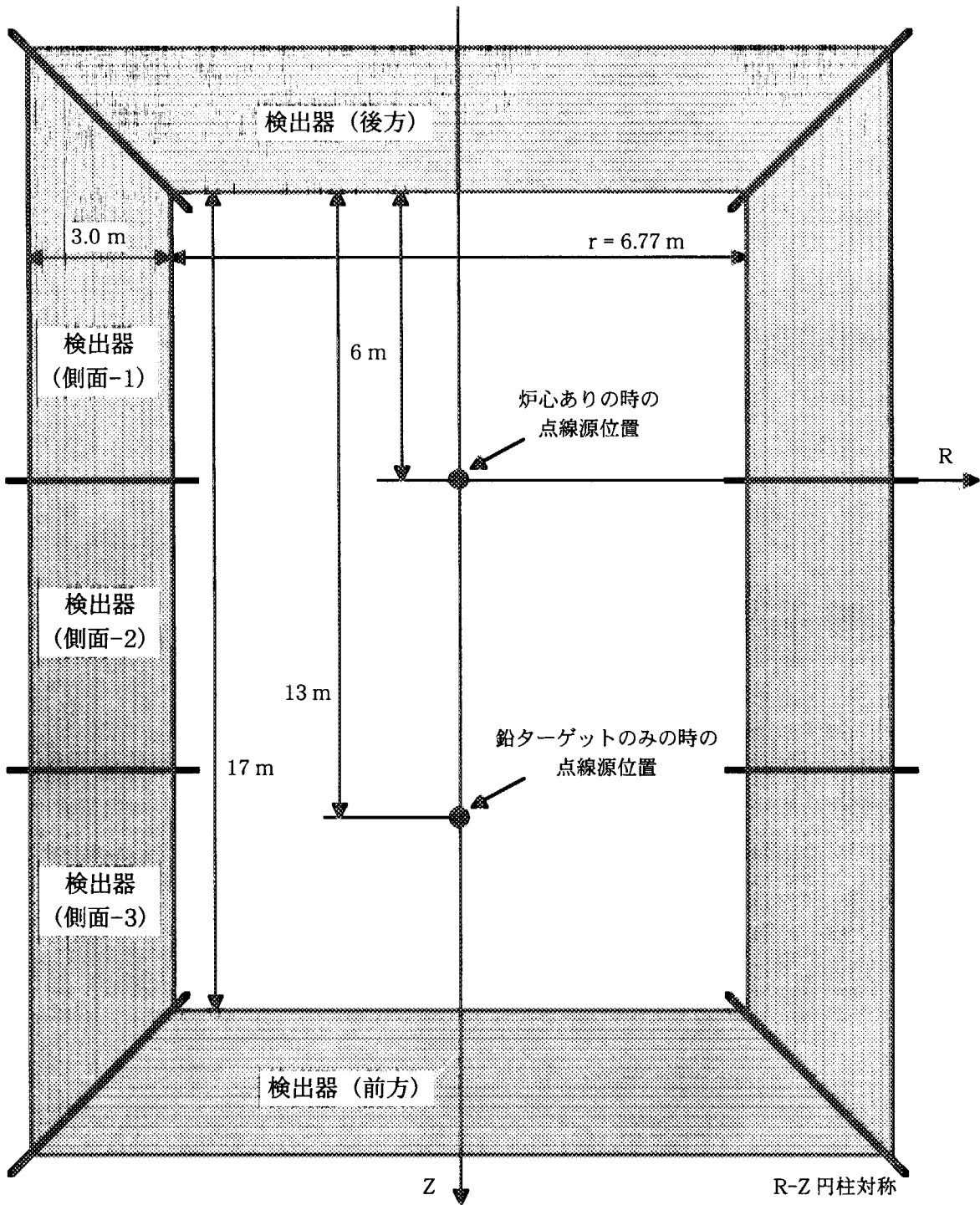
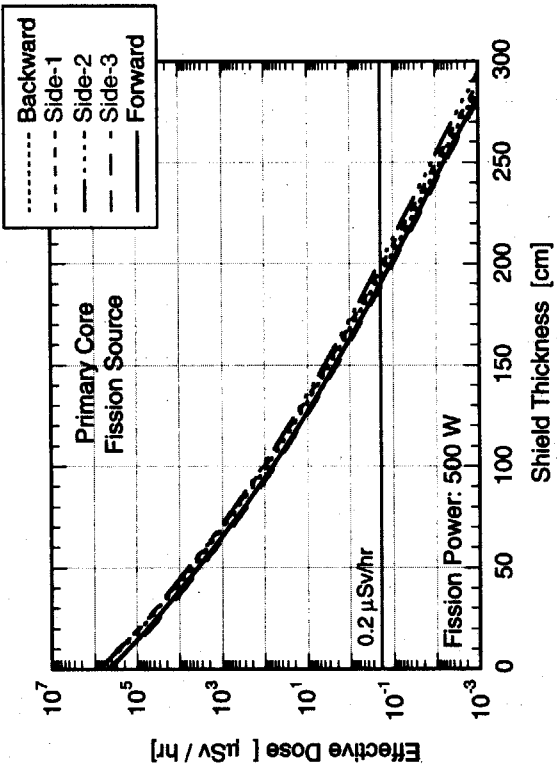
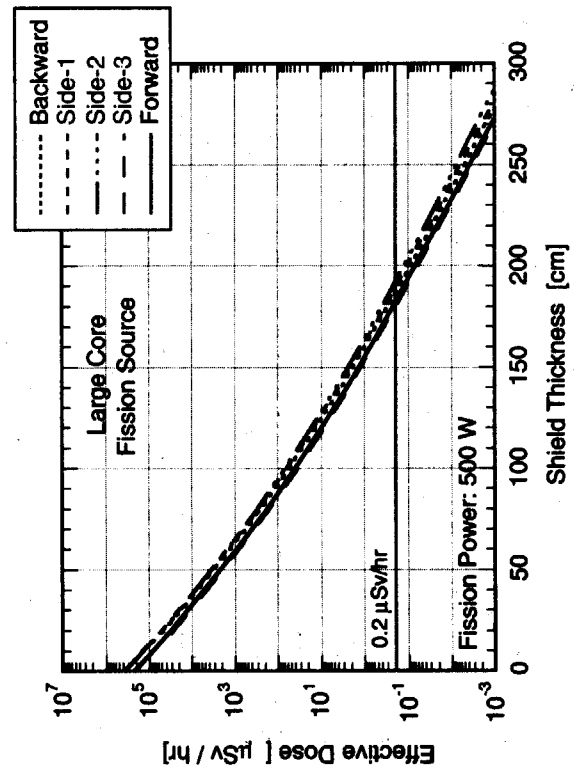


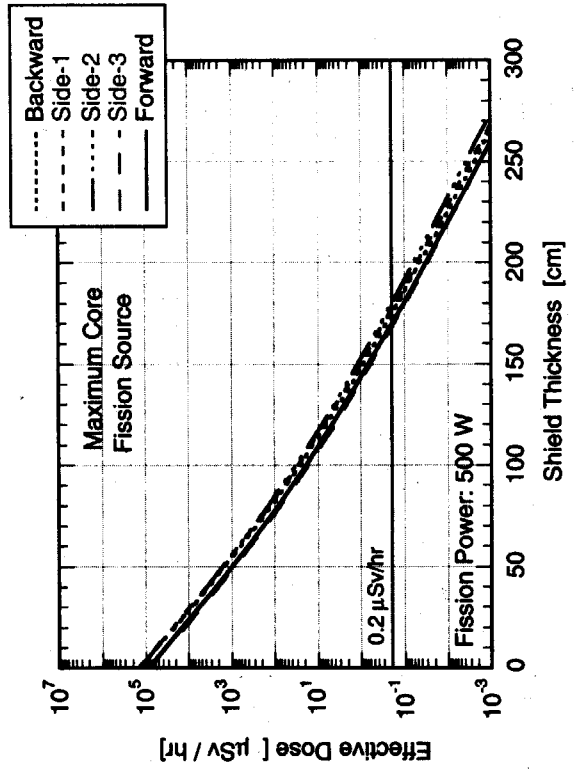
Fig.6.2.1 コンクリート壁に対する遮蔽計算モデル



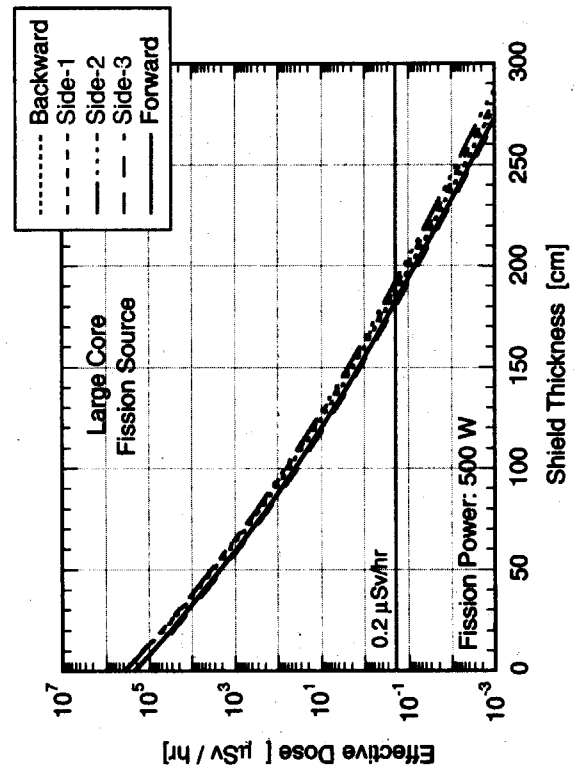
(a)



(b)



(c)



(d)

Fig.6.2.2 500W 核分裂出力時の4炉心に対するコンクリート(3.0m) 遮蔽壁中における線量率分布

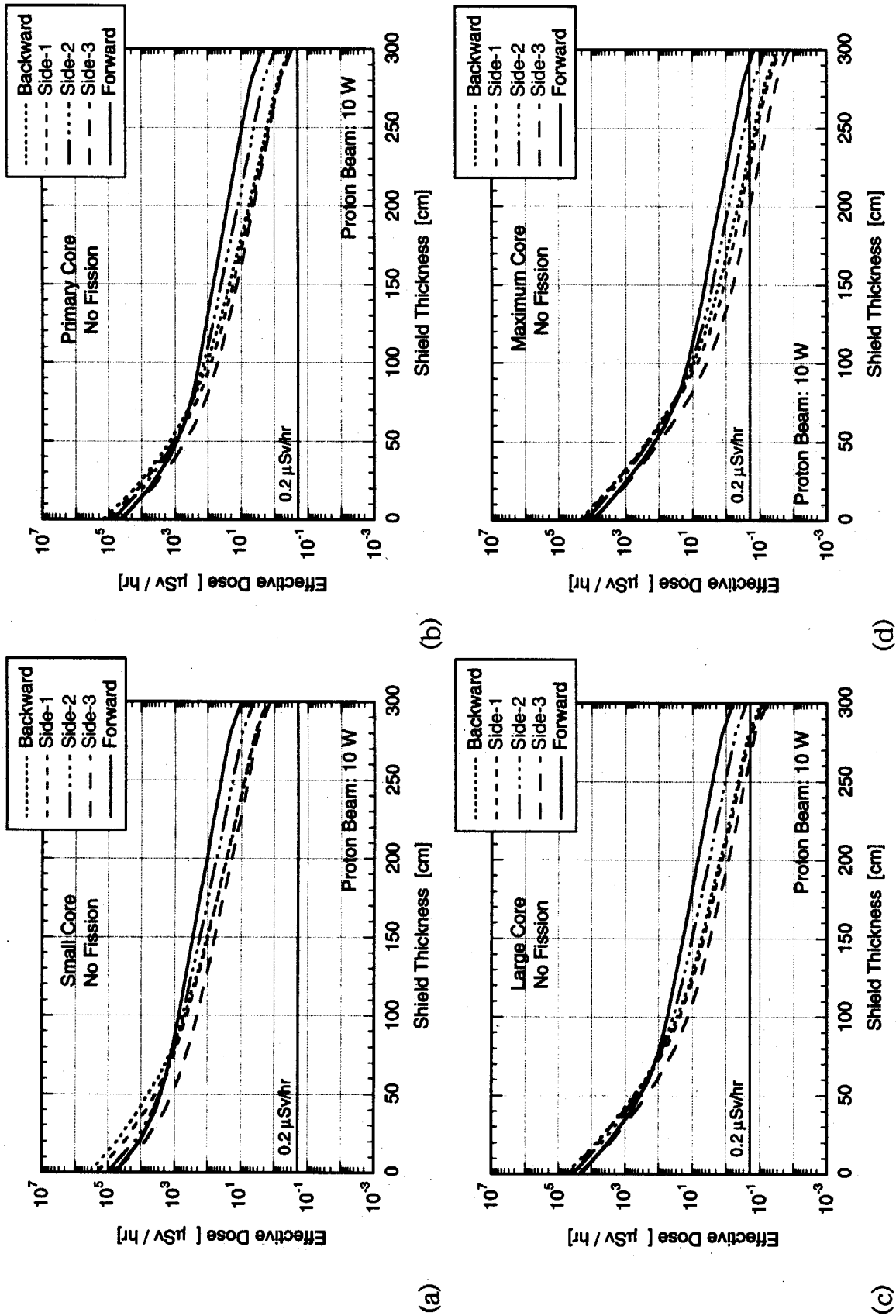


Fig. 6.2.3 10W 陽子ビーム入射時の4炉心に対するコンクリート(3.0m)遮蔽壁中における線量率分布

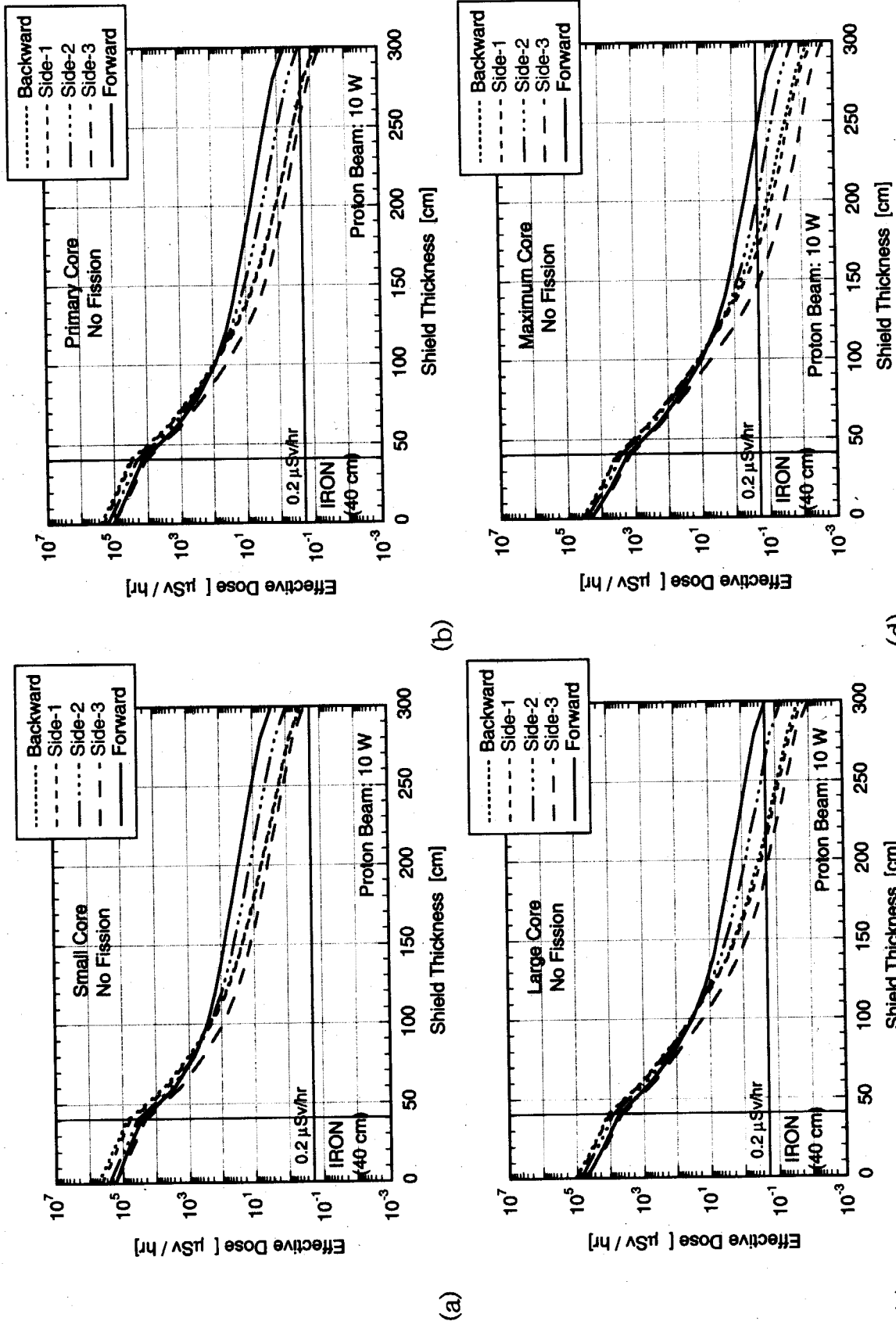
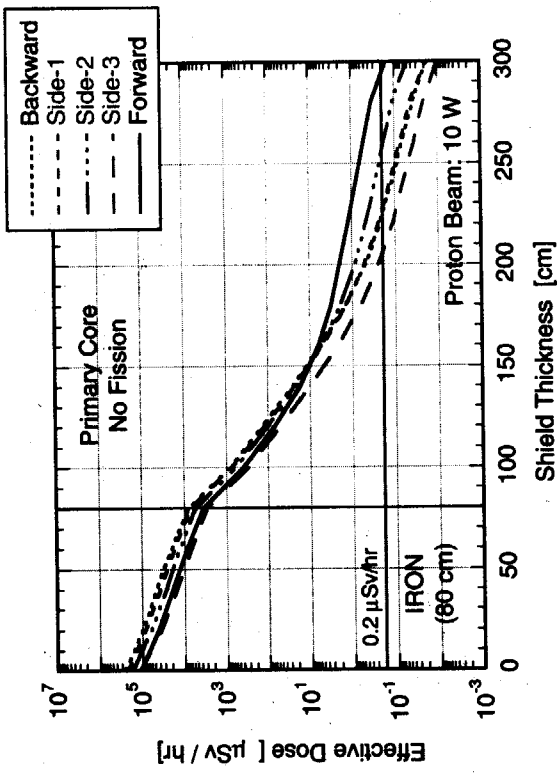
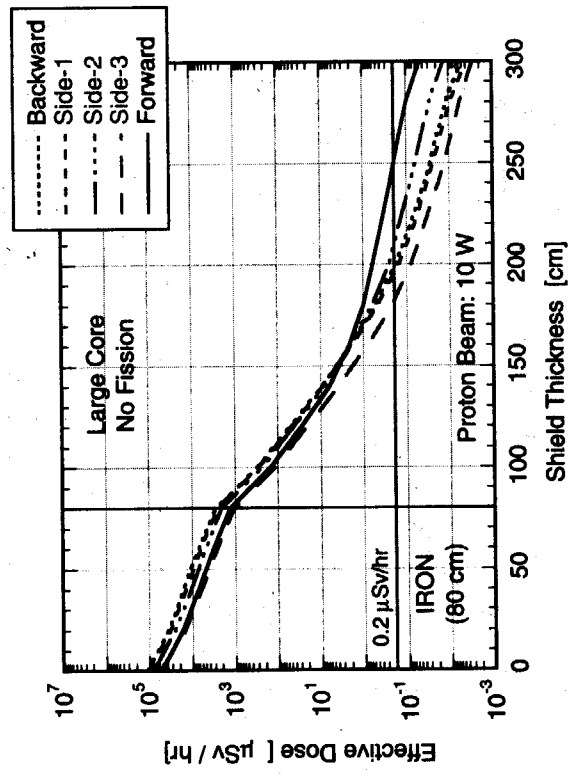


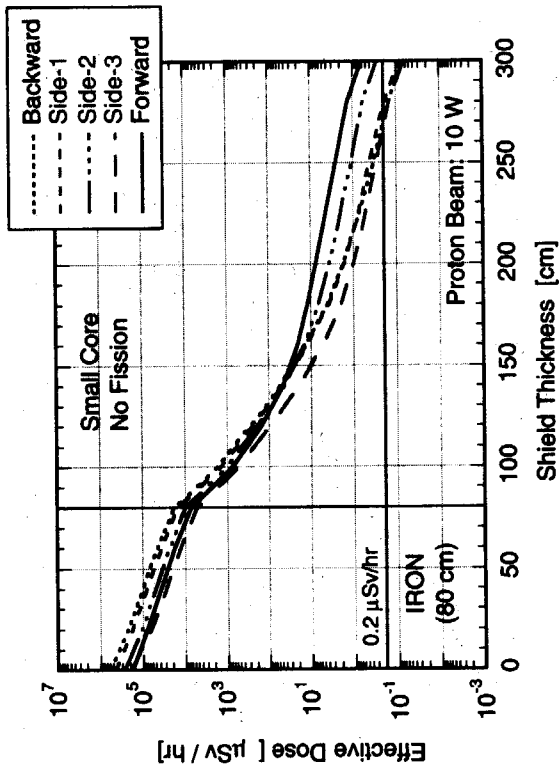
Fig.6.2.4 10W 陽子ビーム入射時の4炉心に対する鉄(0.4m) + コンクリート(2.6m) 遮蔽壁中における線量率分布



(a)



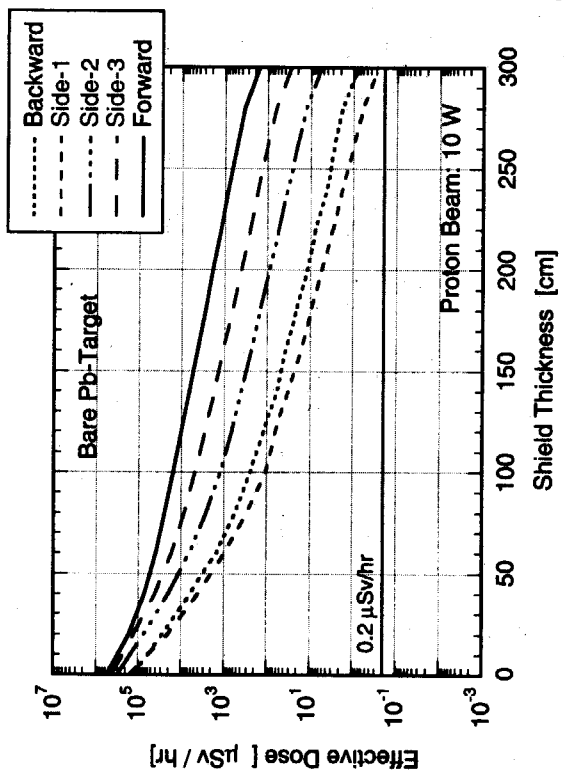
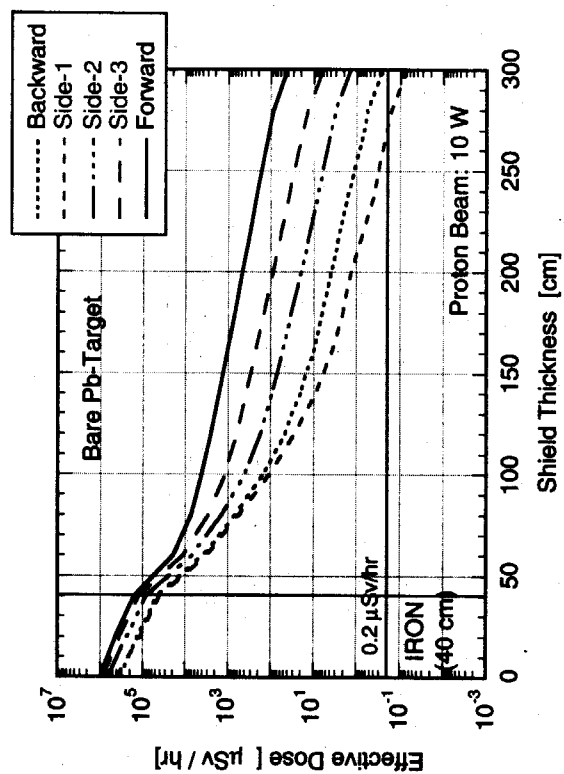
(b)



(c)

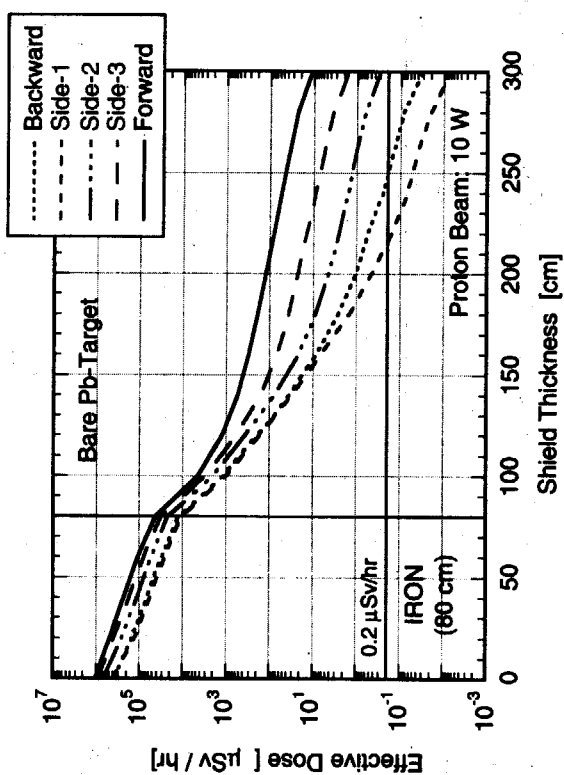
(d)

Fig.6.2.5 10W 陽子ビーム入射時の4炉心に対する鉄(0.8m) + コンクリート(2.2m) 遮蔽壁中における線量率分布



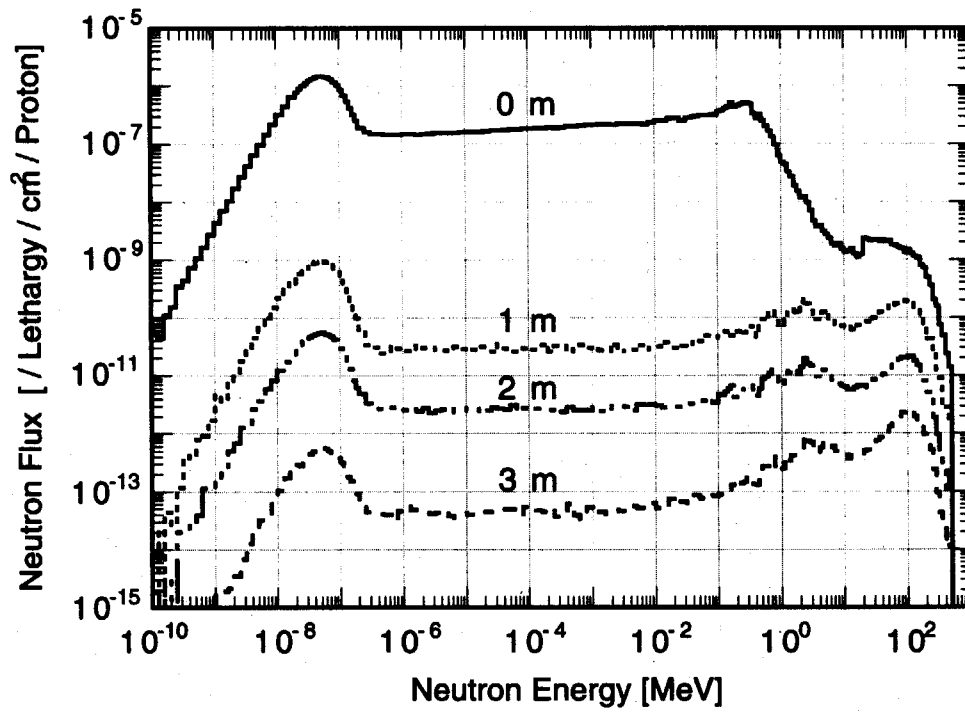
(a)

(b)

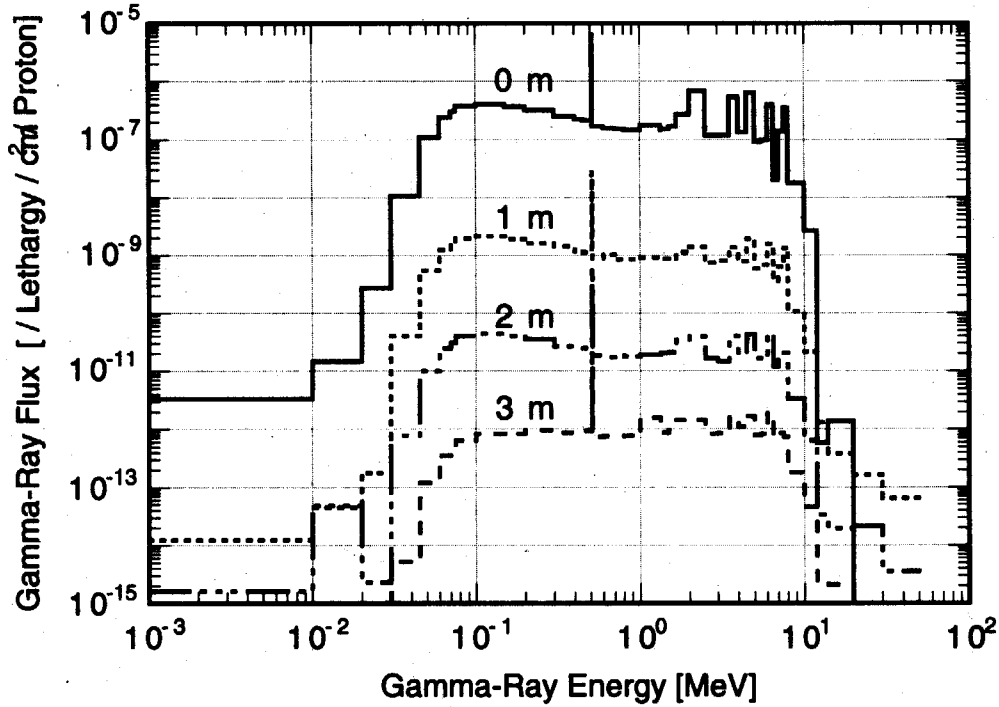


(c)

Fig.6.2.6 10W 陽子ビーム入射した鉛ターゲットに対する3種の遮蔽壁中における線量率分布



(a)



(b)

Fig.6.2.7 遮蔽体中における中性子及び光子スペクトルの1例 (10W 陽子ビームを入射した第1炉心+3mのコンクリート遮蔽、90度方向)

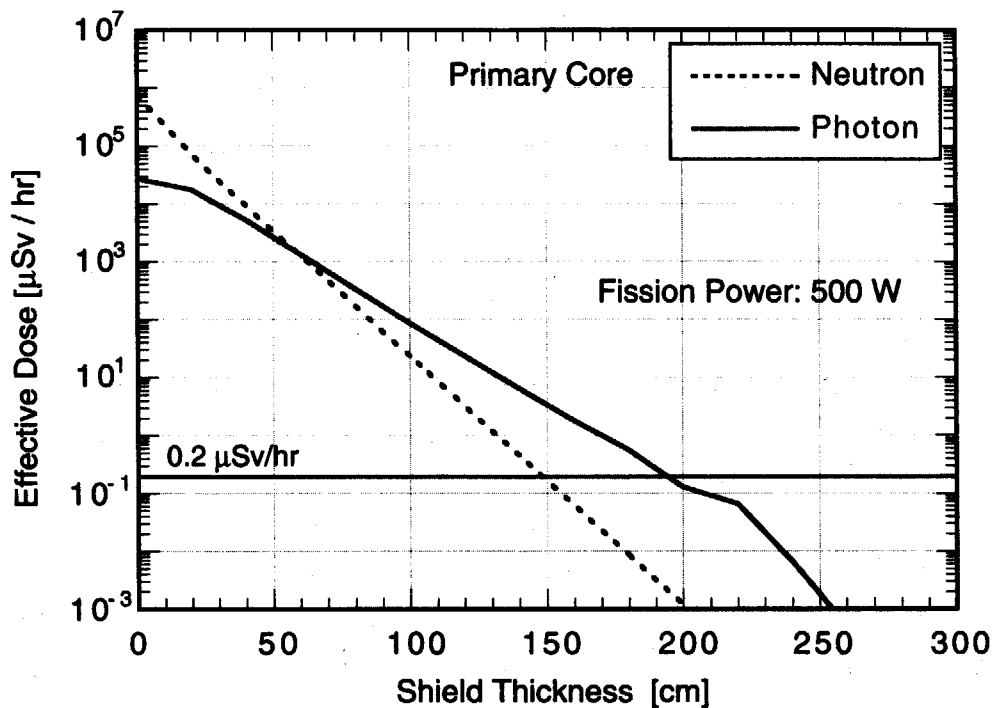


Fig.6.2.8 500W 核分裂出力時の第1炉心+3m のコンクリート遮蔽、90 度方向の場合における中性子、光子別の線量

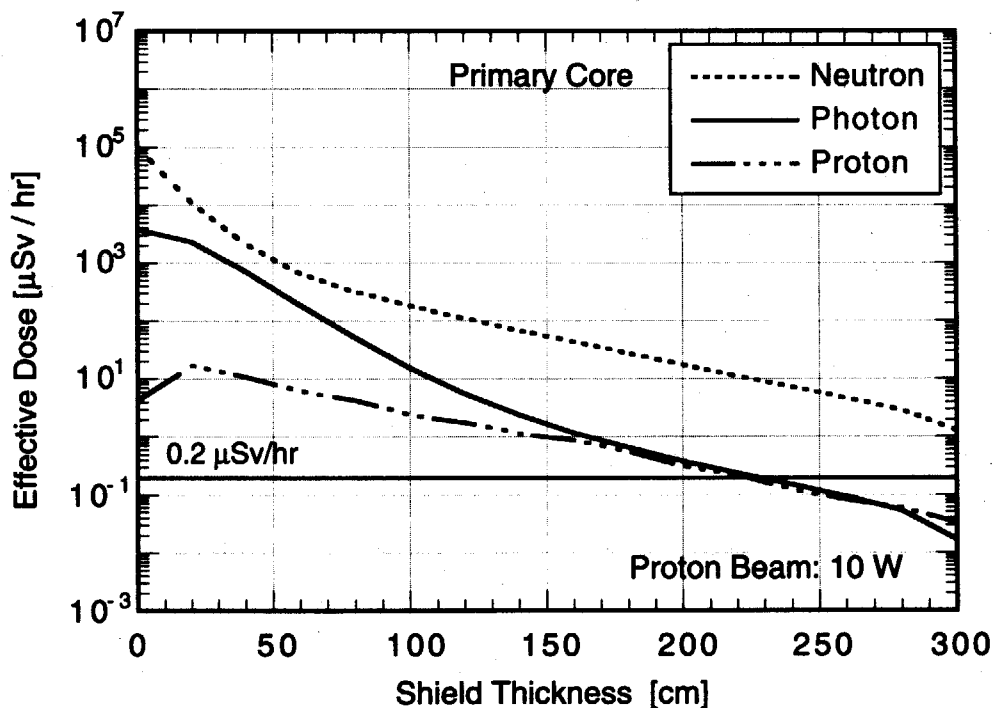


Fig.6.2.9 10W 陽子ビームを入射した第1炉心+3m のコンクリート遮蔽、90 度方向の場合における中性子、光子、陽子別の線量

6.3 放射能生成及び放射性廃棄物評価

6.3.1 はじめに

ここでは、核変換物理実験施設の通常運転時における放射性物質の生成量及び施設から外部に放出される放射エネルギーを気体、液体及び固体について、それぞれ評価する。

6.3.2 気体廃棄物

6.3.2.1 評価条件

核変換物理実験施設では運転中の排気は行わず、給排気系の入口及び出口にあるバタフライバルブを閉鎖することにより気密に保たれる。以下の議論では、最高熱出力 500W で 8 時間の連続運転（週間積算出力の上限値である 4kW・h に相当）を行った直後に生じる放射性気体の量を評価し、それを排気した場合について考察する。年間の排気量としては、積算出力の上限が 50kW・h であるので、運転直後の値を 12.5 倍すれば良い。但し、核破砕中性子源の運転には積算出力の上限を設けないため、ビーム出力 10W で 40h/週、1600h/年を想定する。炉心構成としては、20%濃縮ウラン約 1t を用いて直径約 50cm、高さ約 60cm の円筒型炉心（第 1 炉心）を対象とする。炉心の周りは 30~50cm の反射体で囲まれている。

6.3.2.2 解析に用いた計算コード

臨界時の炉心の核分裂生成物および炉室内空気の放射化による放射能評価には、DCHAIN-SP⁽¹⁾ を用いた。その際、入力として MCNP の臨界計算により求めた中性子スペクトルを用いた。陽子ビームによる核破砕生成物および空気中の H-3 生成の評価には、NMTC/JAM⁽²⁾ によって核種生成量を計算し、それを入力として DCHAIN-SP を使って放射エネルギーを評価した。

6.3.2.3 結果

(1) 主な放射性核種の生成量

a. Ar-41 及び C-14 の生成量

Ar-41（半減期：1.83h）は遮へい壁のコンクリートで減速された中性子を空気中の Ar-40 が捕獲して生成する。C-14（半減期：5730y）は空気中の N-14 の (n,p) 反応によって生成する。MCNP で計算した結果、運転直後で Ar-41 は 1.1GBq、C-14 は 77kBq 生成することが分かった。Ar-41 の生成量は FCA での評価値⁽³⁾ の 17 倍であるが、熱中性子束の計算方法の違いに起因すると考えられる。Table 6.3.1 に Ar-41 及び C-14 の生成量をまとめる。

b. 核分裂性希ガス及びヨウ素の生成量

核分裂生成物の一部が燃料板内から飛び出してくる。実効飛程（経験式より 5.7 μ m と評価）と燃料板の厚さ（3.10mm と 1.56mm を使用するが、

厳しい評価となる 1.56mm を使用) を考慮して、生成した核分裂性物質の内の 0.37% ($=5.7 \times 2 / 1560 / 2$) が飛び出すとする。Table 6.3.2 に核分裂性希ガス及びヨウ素の生成量をまとめる。

c. ターゲット中の核破砕生成物の生成量

600MeV、10W の陽子ビームを鉛のターゲットに当てた場合の核破砕生成物は、8h の照射後冷却時間を 1h として約 100GBq である。この内、代表的な気体状核種では H-3 が 710kBq、Ar-41 が 10MBq、Kr-83m が 15MBq、I-121 が 11MBq、I-123 が 11MBq、Xe-123 が 7.6MBq、Xe-125 が 8.0MBq 等の生成量である。しかしながら、ターゲットは固体であり、かつ、ステンレス鋼で被覆されているため、被覆表面で生成するわずかな量を除いて廃棄物として処理されることはない。従って、気体状の核破砕生成物は考慮しないこととする。

d. 空気中を通過する陽子ビームによる H-3 の生成量

核変換物理実験施設に入射した陽子ビームはビーム窓とターゲットの間 (最大間隔 1m) では空気中を通過することになる。この時、ビーム出力 10W で 8h 運転後には 770Bq の H-3 が生成する。計算結果を Table 6.3.3 にまとめる。

(2) 炉室内空気中の濃度

炉室の一次容器は 17m×12m×13.8m の矩形であり、内容積は 2815m³ である。前述の放射性気体はこの内容積に一様に分布するとして一次容器内空気の放射性物質濃度を評価した。結果を Table 6.3.4 に示す。

(3) 排気中の濃度

核変換物理実験施設の排気系統概念図は Fig.5.12 に既に示してある。スタックからの総排気量は 31170m³/h であり、一次容器からの排気 (6350m³/h) は 0.204 倍 ($=6350 / 31170$) に薄められる。従って、排気中の放射性物質濃度の最高値は Table 6.3.4 の値の 0.204 倍である。また、炉室の換気を一週間に一度、8 時間行うとすると総排気量は 2.49×10^5 m³ であり、排気 of 平均濃度は Table 6.3.4 の値の 0.011 倍 ($=2815 / (2.49 \times 10^5)$) となる。排気中の放射性気体の濃度評価の結果を Table 6.3.5 に示す。

(4) 年間総放出量

年間積算出力量の制限 50kW・h より、500W×8h の運転は 12.5 回行うことができる。従って、年間放出量の最大値は Table 6.3.1 及び 6.3.2 の値を 12.5 倍したものとなる。また、核破砕中性子源の運転には積算出力の上限を設けないため、ビーム出力 10W で 40h/週、1600h/年の運転を想定する。この場合、H-3 の生成量は Table 6.3.3 の値の 200 倍となる。結果を Table 6.3.6 に

示す。

6.3.3 液体廃棄物

管理区域よりの排水は放射性汚染排水系として廃液タンクに貯蔵し、モニターの上、廃棄物処理場で処理するか、雑排水系に放流するかの何れかにする。発生する排水の量は FCA の平成 11 年度の実績から $10\text{m}^3/\text{年}$ と推定される。通常は、希釈して一般排水として放流する。Table 6.3.7 に評価結果を示す。

6.3.4 固体廃棄物

管理区域よりの固体廃棄物は廃棄物容器に封入し、廃棄物処理場に運搬する。FCA の平成 11 年度の実績から推定すると、可燃物（赤カートン）が 700 個／年、不燃物（白カートン）が 100 個／年程度である。排気系のフィルターは、平成 7 年度～11 年度の実績から、Pre フィルターが平均 9 個／年、HEPA フィルターが 6 個／年程度である。但し、年度によるばらつきが大きい。Table 6.3.8 に評価結果を示す。

第 6.3 節の参考文献

- (1) Takada H., et al.: “Development of the DVHAIN-SP Code for Analyzing Decay and Build-Up Characteristic of Spallation Products”, JAERI-Data/Code 99-008 (1999).
- (2) Niita K., Meigo S., Takada H. and Ikeda Y.: “High Energy Particle Transport Code NMTC/JAM”, JAERI-Data/Code 2001-007 (2001).
- (3) 日本原子力研究所: 「原子炉設置許可申請書、別冊 5 (FCA)」.

Table 6.3.1 核変換物理実験施設における Ar-41 の生成量

運転条件	500W×8h		
燃料	20%濃縮ウラン約 1t		
体系寸法	50cm ^φ ×60cm ^H		
計算手法	MCNP による臨界計算		
結果	核種	生成量 (時刻) ^{a)}	半減期
	Ar-41	1.1GBq (運転直後)	1.83h
	C-14	76kBq (運転直後)	5730y

a) 運転停止後、当該核種の放射能が最大となる時刻と最大値を示した。

Table 6.3.2 核変換物理実験施設における核分裂性希ガス及びヨウ素の生成量

運転条件	500W×8h		
計算手法	DCHAIN-SP による生成・崩壊計算		
ガス放出率	0.37%		
結果	核種	生成量 (時刻) ^{a)}	半減期
	Kr-87	920MBq (運転直後)	1.26h
	Kr-88	1.6GBq (運転直後)	2.84h
	Kr-89	2.5GBq (運転直後)	3.17m
	Xe-133	81MBq (2d 後)	5.25d
	Xe-135	160MBq (運転直後)	9.09h
	Xe-135m	230MBq (運転直後)	15.7m
	I-131	55MBq (3h 後)	8.04d
	I-132	180MBq (1.5h 後)	2.30h
	I-133	580MBq (運転直後)	20.8h

a) 運転停止後、当該核種の放射能が最大となる時刻と最大値を示した。

Table 6.3.3 核変換物理実験施設における運転直後の空气中を通過する陽子ビームによる H-3 の生成量

運転条件	10W (ビーム) ×8h		
空气中通過距離	1m		
トリチウム生成断面積	30×10 ⁻²⁷ cm ²		
結果	核種	生成量 (時刻) ^{a)}	半減期
	H-3	770Bq (運転直後)	12.3y

a) 運転停止後、当該核種の放射能が最大となる時刻と最大値を示した。

Table 6.3.4 核変換物理実験施設における1次容器内の放射性気体濃度

核種	半減期	時刻	濃度 (Bq/cm ³)	管理区域濃度限度 ^{a)} (Bq/cm ³)
Ar-41	1.83h	運転直後	0.39	0.1
C-14	5730y	運転直後	2.7×10^{-6}	3 (CO ₂)
Kr-87	1.26h	運転直後	0.33	0.1
Kr-88	2.84h	運転直後	0.57	0.05
Kr-89	3.17m	運転直後	0.89	(3×10^{-7}) ^{b)}
Xe-133	5.25d	2d 後	0.029	3
Xe-135	9.09h	運転直後	0.057	0.4
Xe-135m	15.7m	運転直後	0.082	0.3
I-131	8.04d	3h 後	0.020	6×10^{-4}
I-132	2.30h	1.5h 後	0.064	0.1
I-133	20.8h	運転直後	0.21	3×10^{-3}
H-3	12.3y	運転直後	2.7×10^{-7}	0.7 (トリチウム水)

a) 3ヶ月の平均濃度

b) 告示の別表中に掲げられていないもの

Table 6.3.5 核変換物理実験施設における排気中の放射性気体濃度

核種	半減期	最高濃度 (Bq/cm ³)	平均濃度 (Bq/cm ³)	周辺監視区域外 濃度限度 ^{a)} (Bq/cm ³)
Ar-41	1.83h	(0.080) ^{c)}	(4.3×10^{-3}) ^{c)}	5×10^{-4}
C-14	5730y	5.5×10^{-7}	3.0×10^{-8}	2×10^{-2} (CO ₂)
Kr-87	1.26h	(0.067) ^{c)}	(3.6×10^{-3}) ^{c)}	8×10^{-4}
Kr-88	2.84h	(0.12) ^{c)}	(6.3×10^{-3}) ^{c)}	3×10^{-4}
Kr-89	3.17m	(0.18) ^{c)}	(9.8×10^{-3}) ^{c)}	(4×10^{-9}) ^{b)}
Xe-133	5.25d	5.9×10^{-3}	3.2×10^{-4}	0.02
Xe-135	9.09h	0.012	6.3×10^{-4}	2×10^{-3}
Xe-135m	15.7m	(0.017) ^{c)}	(9.0×10^{-4}) ^{c)}	2×10^{-3}
I-131	8.04d	4.1×10^{-3}	2.2×10^{-4}	1×10^{-5}
I-132	2.30h	(0.013) ^{c)}	(7.0×10^{-4}) ^{c)}	1×10^{-3}
I-133	20.8h	0.042	2.3×10^{-3}	8×10^{-5}
H-3	12.3y	5.5×10^{-8}	3.0×10^{-9}	5×10^{-3} (トリチウム水)

a) 3ヶ月の平均濃度

b) 告示の別表中に掲げられていないもの

c) 実際には高出力運転直後に排気することは無いため、半減期を考慮すると著しい過大評価になっている

Table 6.3.6 核変換物理実験施設における気体廃棄物の年間放出量

核種	半減期	年間放出量 (Bq/y)
Ar-41	1.83h	$(1.4 \times 10^{10})^a$
C-14	5730y	9.5×10^5
Kr-87	1.26h	$(1.2 \times 10^{10})^a$
Kr-88	2.84h	$(2.0 \times 10^{10})^a$
Kr-89	3.17m	$(3.1 \times 10^{10})^a$
Xe-133	5.25d	1.0×10^9
Xe-135	9.09h	2.0×10^9
Xe-135m	15.7m	$(2.9 \times 10^9)^a$
I-131	8.04d	6.9×10^8
I-132	2.30h	$(2.3 \times 10^9)^a$
I-133	20.8h	7.3×10^9
H-3	12.3y	1.5×10^5

a) 実際には高出力運転直後に排気することは無いため、半減期を考慮すると著しい過大評価になっている

Table 6.3.7 核変換物理実験施設における液体廃棄物の年間放出量
(FCAの実績より推定)

年間放出量	$10\text{m}^3/\text{y}$
区分	一般排水

Table 6.3.8 核変換物理実験施設における固体廃棄物の年間放出量
(FCAの実績より推定)

可燃性 (赤カートン)		$700 \text{個}/\text{y}$
不燃性 (白カートン)		$100 \text{個}/\text{y}$
フィルター	Pre	$9 \text{個}/\text{y}$
	HEPA	$6 \text{個}/\text{y}$

6.4 パルス運転時の核計装検出器応答

核変換物理実験施設では、パルス状陽子ビームを未臨界炉心に導入し、パルス運転による炉物理実験を行うことが計画されている。陽子ビームを導入しない運転の時と比較して、パルス運転時には核分裂出力がごく短時間のうちに激しく変化するため、従来の核計装検出器をそのままでは適用できないと考えられる。以下、パルス運転時の核計装検出器の応答及びパルス運転に対応できる安全系の核計装について検討した結果について述べる。

6.4.1 計算の方法及び条件

時間依存の事象を詳細に追跡するため、以下のモンテカルロ法輸送計算コード及び核データを使用した。

- ① 高エネルギー粒子輸送計算コード NMTC/JAM 1.00¹⁾
 追跡粒子： 陽子・20MeV 以上の中性子・中間子
 物理モデル： 核内カスケードモデル
 核子-核子散乱断面積、全断面積、弾性散乱断面積等：
 コード内蔵のもの
- ② 連続エネルギー中性子・光子輸送計算コード MCNP-4C²⁾
 追跡粒子： 20MeV 以下の中性子・光子・電子
 中性子用断面積： JENDL-3.2³⁾、JENDL 核融合ファイル⁴⁾
 光子・電子用断面積： MCNP 付属のもの (mcplib02, ell)

解析の対象としたのは Table 6.4.1 及び Fig.6.4.1 に示した3つの炉心である。炉心はすべて円柱対称である。1つ目の炉心は 20%濃縮ウラン炉心（通称、第1炉心）であり、鉛反射体が厚く燃料領域を取り囲んでいる。第1炉心では、鉛反射体の影響で核分裂出力の減衰曲線が鈍り、また鉛反射体は炉心で発生する中性子及び γ 線を遮蔽して炉心外に設置した検出器に到達する漏洩成分を減少させる。そこで、反射体厚さの影響を評価するために、2つ目の炉心では鉛反射体を大幅に縮小し（小炉心）、3つ目の炉心では鉛を完全に排除した（裸炉心）。鉛反射体寸法の変更は中性子の実効増倍率を変化させる。そこで、燃料領域の寸法を変化させて実効増倍率を一定値（0.95）に保った。

Fig.6.4.1 では、炉心中心から半径 2m の位置に厚さ 10cm の2層のポリエチレンに挟まれた厚さ 2cm の円筒状ボイド領域を定義してある。これは、一辺の長さが 2.8 m の FCA の格子管集合体の四隅（炉心中心から約 2m）に設置された核計装用検出器を模擬したものである。ただし、統計精度向上のために炉心まわり 360 度方向すべてを取り囲むように設置してある。検出器の周りをポリエチレンで覆ったのは、低エネルギー中性子に対して

感度の大きい ^{10}B や ^{235}U を含んだ検出器に対する感度を増加させるためである。なお、ポリエチレンを排除した計算も行い、高速中性子による検出器応答に対する考察も行った。

Table 6.4.2 に、MCNP コードによる臨界計算の結果を示す。中性子実効増倍率は 0.95 に保たれており、またポリエチレンの有無は実効増倍率にはほとんど影響しないことが分かる。

陽子ビームの条件は、以下のとおりである。

エネルギー：	600 MeV
出力：	10 W
繰り返し周期：	25 Hz
ビーム半径：	2.5 cm
パルス幅：	12 ns (矩形、短パルス運転を模擬)
1 パルスあたりの陽子数：	4.16×10^9
	$[=10/(600 \times 10^6 \times 1.602 \times 10^{-19} \times 25)]$

また、計算コードの制約等から、以下に示す①～③の仮定を行った。ただし、どの仮定も計算結果に大きな変化をもたらすものではなく、以下の議論を行うにあたり支障はない。

- ① NMTC/JAM による 20MeV 以上の中性子の計算では、定常状態での炉心平均の中性子束を計算し、核分裂反応は陽子ビーム入射と全く同時刻に起こったと仮定した。つまり、陽子や中性子の輸送に要する時間を 0 とした。50MeV の中性子の速度が約 10 cm/ns で燃料領域の半径が 30cm 程度であるので、この仮定はほぼ妥当である。
- ② 20MeV 以上の中性子に対する核分裂断面積を ^{235}U , ^{238}U 共に一律に 1.5 [b] とした。
- ③ 20MeV 以上の中性子に対する $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応断面積を 0 とした。

6.4.2 炉心内の核分裂出力の時間変化

Fig.6.4.2 に陽子パルス打ち込み後の炉心内の核分裂出力応答を示す。**Fig.6.4.2(a)**では、12 ns 幅の陽子パルス打ち込み直後から 200 ns までの出力変化を示している。参考のため、1点炉近似で計算した出力変化も示してある。12 ns までは陽子ビーム入射に伴う核破碎中性子が外部中性子源となるために出力は単調に増加し、12 ns 以降、数 10 ns までの間に出力は急速に低下する。このように数 10 ns までの間で出力のピークが形成されるのは、核破碎中性子の平均エネルギーが核分裂中性子の平均エネルギーよりも高く、中性子スペクトルで重み付けした平均核分裂断面積が大きいためである。あるいは、核破碎中性子は核分裂中性子よりも大きなインポートランスを持つことに相当する。1点炉近似では中性子エネルギーを

考慮していないため、出力のピークは現れない。核破碎中性子が誘起する核分裂反応は数 10 ns 後にはほぼ終息し、その後は核分裂中性子が誘起する核分裂の連鎖反応へと移行する。

Fig.6.4.2(b)、Fig.6.4.2(c)はそれぞれ 10 μ s 後、100 μ s 後までの出力変化を示したものである。第 1 炉心、小炉心、裸炉心で出力の絶対値が異なるのは、炉心大きさの違いによって実効外部中性子源強度が異なるためである。この絶対値の違いを除けば、1 点炉近似は小炉心及び裸炉心の出力変化を良く記述している。しかし、鉛反射体が厚い第 1 炉心では、吸収の少ない鉛反射体中で長生きする中性子が遅い時間に少しずつ炉心へと流入するため、数 μ s 以降でかなり緩やかな減衰曲線を描いている。

Fig.6.4.2(c)では、実効遅発中性子割合を 0.4 %とした時の遅発中性子による出力レベルを同時に示してあるが、パルス状出力のピークと比較して非常に小さく、パルスの観測に対して遅発中性子が障害となることはない。

以上の核分裂出力の時間変化をまとめると、まず、パルス打ち込み直後に幅約 10 ns、出力 10 MW 以上のピークを生じる。その後は未臨界度に応じて出力は減衰するが、数 μ s オーダーの時間内にほとんどの核分裂事象が集中する。このように、高速炉体系に陽子ビームを導入した場合、極めて短時間の間に現象が推移し、核計装を考えるにあたってはこの点に最も注意を払う必要がある。

6.4.3 核計装検出器応答の時間変化

炉心中心から 2 m の位置に設置した核計装検出器位置における全中性子束及び全光子束の時間変化を Fig. 6.4.3 に示す。ここでは、過大な中性子束や光子束による検出器の飽和の可能性について考える。

軽水炉の核計装で用いられる電流型電離箱が許容できる最大熱中性子束は 10¹¹ n/cm²/s 程度である。ポリエチレンが無い場合、3 炉心共に 1 μ s 近傍で中性子束は 10¹¹ n/cm²/s を少し上回るが、ポリエチレンの付加により 10¹¹ n/cm²/s を下回るようになる。さらに、この時間領域では中性子エネルギーは減速領域にあり、このエネルギー領域においては ¹⁰B(n, α)⁷Li, ²³⁵U(n, fission) の 2 つの中性子検出反応断面積は熱中性子に対する反応断面積よりも小さいため、さらに影響は緩和される。以上から、高中性子束により検出器が飽和する可能性はない。

ポリエチレンがある場合、10 μ s 以降では中性子はほぼ熱化していると考えられる。炉心の形式に多少依存するが、10 μ s から数 100 μ s の広い時間範囲において熱中性子束は高すぎず低すぎない 1 \times 10⁹~3 \times 10⁹ の範囲にあり、電流型電離箱の動作に好都合であることが分かる。

一方全光子束であるが、どの炉心、時間においても高々全中性子束と同程度かそれ以下であり、高光子束、いわゆる γ -フラッシュにより検出器が飽和する可能性はない。これは、アクチニド燃料と鉛の重元素で構成され

た炉心が、光子に対する非常に優れた遮蔽材として機能していることによる。

Fig.6.4.4 に、3 炉心に対する $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 、 $^{235}\text{U}(n, \text{fission})$ 、 $^{238}\text{U}(n, \text{fission})$ 反応率の時間変化を示す。これらの反応は ^{10}B 塗布型電離箱や ^{235}U 、 ^{238}U による核分裂電離箱を想定したものであり、図の左側縦軸には反応率、右側縦軸には計数率を示した。反応率を計数率に変換する際に必要な検出器あたりの有効原子数は、 ^{10}B は 1×10^{22} 個、 ^{235}U と ^{238}U は 3×10^{20} 個とした。これは、直径 5 cm × 長さ 10 cm の円筒面に 1 mg/cm^2 の厚さで検出反応物質を塗布した場合に相当している。

まず、高速中性子による ^{238}U の核分裂反応を利用する場合について考える。**Fig. 6.4.4(c)** の ^{238}U 核分裂率の曲線はすべて $10 \mu\text{s}$ 以内で終息しており、特に鉛反射体層の厚い第 1 炉心ではポリエチレンの無い場合ではほぼ $0.1 \mu\text{s}$ 以内で反応が終わっている。このように極めて短時間しか中性子を検知しないため、時間積分した ^{238}U 核分裂数は非常に少ない。**Table 6.4.3** はこれらの電離箱の 1 陽子パルスあたりの中性子検出反応数を示すが、第 1 炉心の場合、ポリエチレン無しの ^{238}U 核分裂電離箱では 1 陽子パルスあたり平均で 1 回しか反応を起こさない。このため、高速中性子による ^{238}U の核分裂反応を利用する検出器は成立しない。

次に、ポリエチレン減速材で覆った ^{10}B 塗布型電離箱と ^{235}U 核分裂電離箱の場合について考える。**Fig.6.4.4(a)**、**(b)** より、ポリエチレン減速材の付加により約 1 ms までの長い時間にわたって中性子の検出が続いており、検出感度が大幅に増加していることが分かる。**Table 6.4.3** から、この感度の増加は 2 ~ 3 桁に及んでいる。 ^{10}B と ^{235}U の場合の中性子検出反応数はそれぞれ約 2×10^7 、 1×10^5 であり、十分である。

ここで注目すべきは、 ^{10}B 、 ^{235}U どちらの場合も、炉心構成によって中性子検出反応数が大きく変化しない点である。今回検討した 3 炉心では、検出反応数の最も多い裸炉心の場合でも、最も少ない第 1 炉心の約 2 倍の検出反応数にとどまっている。

さらに、**Fig.6.4.4(a)**、**(b)** より、炉心構成によらずに反応率の時間変化がほぼ同じであることが分かる。未臨界度による核分裂出力の減衰時定数は、未臨界度の浅い $k_{\text{eff}}=0.98$ の場合でも $10 \mu\text{s}$ 程度である。また、鉛反射体が厚く鉛中で中性子が長生きする場合でも、中性子束の減衰時定数は **Fig.6.4.2(c)** から数 $10 \mu\text{s}$ 程度である。これに対し、ポリエチレン付き検出器ではポリエチレン中における漏洩や吸収による熱中性子束の減衰が時定数を支配しており、数 $100 \mu\text{s}$ 程度と長い。このように、炉心構成によらずに中性子検出反応率の時間変化がほぼ一定であることは、後段の電子回路の時定数を決定するにあたり有利である。

6.4.4 安全系の核計装

核変換物理実験施設でパルス運転を行うとき、短炉周期スクラムはバイ

パスされており、安全系核計装では中性子束高を検出する。最大核分裂出力 500 W に対して、その 2 倍の 1 kW で中性子束高信号を発生し、炉心のスクラム及び陽子ビーム遮断を行う場合について検討する。

Fig.6.4.5 に、ポリエチレン減速材で覆った ^{10}B 塗布電離箱及び ^{235}U 核分裂電離箱から供給される電流の時間変化を示す。これは Fig.6.4.4(a)、(b)の計数率に 1 検出反応によって生成する電荷 (^{10}B : 1×10^{-15} C, ^{235}U : 5×10^{-14} C) を乗じ、さらに log-log スケールを lin-lin スケールに変換したものである。この計算は核分裂出力 500 W で行っているから、1 kW 出力時にはこの 2 倍の電流値が得られる。最大電流は ^{10}B 電離箱で 0.1 mA、 ^{235}U 電離箱で 0.03 mA となり、飽和には至らず、かつ十分に大きい値である。

Fig.6.4.6 に、安全系核計装の系統図を示す。電離箱からは十分に大きな電流信号が得られるため、直接に直流増幅器へとつなぐ。直流増幅器では、積分時定数を十分に短く、かつパルスの減衰時定数を 5 ms に選べば、Fig.6.4.7(a)に示すような電圧出力信号が得られる。これをトリップ回路への入力とし、あらかじめ設定したレベルを超えた場合に炉心スクラム信号及び陽子ビーム遮断信号を発生する。Fig.6.4.7(a)から、どの炉心構成の場合でも出力信号は 1 ms よりも前に最大値に達するため、陽子ビームパルス打ち込み後遅くとも 1 ms 後には中性子束高によるトリップ信号を発生することができる。これは、スクラム信号が入ってから安全棒引き抜き動作が開始するまでの時間（切れ時間）の 50ms に比べて十分に短い時間である。陽子ビーム遮断は陽子ビーム室のベンディングマグネットの電源遮断で行うが、これは機械的動作を伴わないため、40 ms 後にやってくる次の陽子ビームを止めることが可能である。

また、減衰時定数が 5 ms の時、40 ms 後には出力は約 1/3000 に減衰しているため、次の陽子パルスに対する計測を行うことができる。

なお、これまでの検討はすべて陽子ビームの短パルス運転（12 ns 幅）を前提としていた。ここで、パルス幅 500 μs の長パルス運転時の応答について考える。500 μs のパルス幅は、体系が未臨界であることによる核分裂出力の減衰時定数等と比べて十分に長いため、核分裂出力は陽子ビームパルスとほぼ同じ 500 μs 幅の矩形となる。従って、電離箱から供給される電流信号は、500 μs 幅の矩形パルスを Fig.6.4.5 のパルス信号形状で畳み込んだものに相当するため、結局 500 μs 幅の矩形が多少ぼやけたパルス形状となる。しかし、依然としてパルス幅は直流増幅器の時定数 5 ms よりも十分に短い。Fig.6.4.7(b)は長パルス運転時の直流増幅器からの出力を示す。短パルス運転の時の出力（Fig.6.4.7(a)）と比較して出力のピークがわずかに遅れて現れるが、それでも 1 ms 後にはピーク値に達する。このため、短パルス運転の時と同様に切れ時間に比べて十分に短い時間でスクラム信号を発生することができる。

6.4.5 まとめ

6.4 節ではモンテカルロ輸送計算に基づき、核変換物理実験施設におけるパルス運転時の核計装検出器の応答に関する検討を行った。以下、要点を示す。

- ① 短パルス運転の場合、炉心内の核分裂出力の主要部分は $1\mu\text{s}$ 程度の極めて短い時間内で発生するため、これに追従する核計装系を構築するのは困難である。
- ② 約 10 cm 厚さのポリエチレン減速材で取り囲んだ ^{10}B 塗布型電離箱を格子管集合体の角に設置した場合、炉心構成にほとんど依存せず、数 $100\mu\text{s}$ 程度の時定数で減衰する電流信号を取り出すことが出来る。 γ -フラッシュ等で検出器が飽和する心配はない。核分裂出力 500 W、短パルス運転の場合、ピーク電流は約 0.05 mA と十分な大きさである。
- ③ 安全系核計装では、電離箱をパルスの減衰時定数 5 ms の直流増幅器を接続することにより、短パルス運転、長パルス運転の場合共に陽子パルス打ち込み開始から約 1 ms 後に中性子束高のトリップ信号を出すことができる。これは、安全棒切れ時間 (50ms) 及びパルス間隔 (40ms) に比べて十分に短い時間である。

第 6.4 節の参考文献

- (1) Niita K., Meigo S., Takada H. and Ikeda Y.: "High Energy Particle Transport Code NMTC/JAM", JAERI-Data/Code 2001-007 (2001).
- (2) Briesmeister J. F. (Ed.): "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C", LA-13709-M (2000).
- (3) Nakagawa T., et al.: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3 Revision-2: JENDL-3.2", J. Nucl. Sci. Technol., 32, pp. 1259-1271 (1995).
- (4) Chiba S., Fukahori T., Yu B. and Kosako K: "Evaluation of the Double-Differential Cross Sections of Medium-Heavy Nuclei for JENDL Fusion File", JAERI-Conf 96-005, pp. 45-54 (1996).

Table 6.4.1 解析の対象とした3炉心の諸元

	燃料領域			鉛反射体領域		
	半径 [cm]	高さ [cm]	重量 [kg]	半径 [cm]	高さ [cm]	重量 [kg]
第1炉心	23.5	60.8	1285	81.4	122.1	27397
小炉心	31.0	60.8	2267	50.0	70.0	3795
裸炉心	37.5	73.8	4049	---	---	0

Table 6.4.2 中性子の実効増倍率の計算結果

	ポリエチレン	中性子の実効増倍率
第1炉心	あり	0.94903 ± 0.00060
	なし	0.95090 ± 0.00052
小炉心	あり	0.95081 ± 0.00054
	なし	0.94890 ± 0.00061
裸炉心	あり	0.95060 ± 0.00065
	なし	0.94969 ± 0.00055

Table 6.4.3 1陽子パルスあたりの中性子検出反応数

	ポリエチレン無し			ポリエチレン有り		
	$^{10}\text{B}(n, \alpha)$	$^{235}\text{U}(n, f)$	$^{238}\text{U}(n, f)$	$^{10}\text{B}(n, \alpha)$	$^{235}\text{U}(n, f)$	$^{238}\text{U}(n, f)$
第1炉心	7.2×10^4	9.4×10^2	0.9	1.5×10^7	6.8×10^4	0.14
小炉心	1.0×10^4	3.3×10^2	9.0	2.0×10^7	8.8×10^4	1.5
裸炉心	1.0×10^4	3.8×10^2	24	2.8×10^7	13×10^4	5.9

注) 網掛け欄は、中性子の検出には利用しないことを示す。

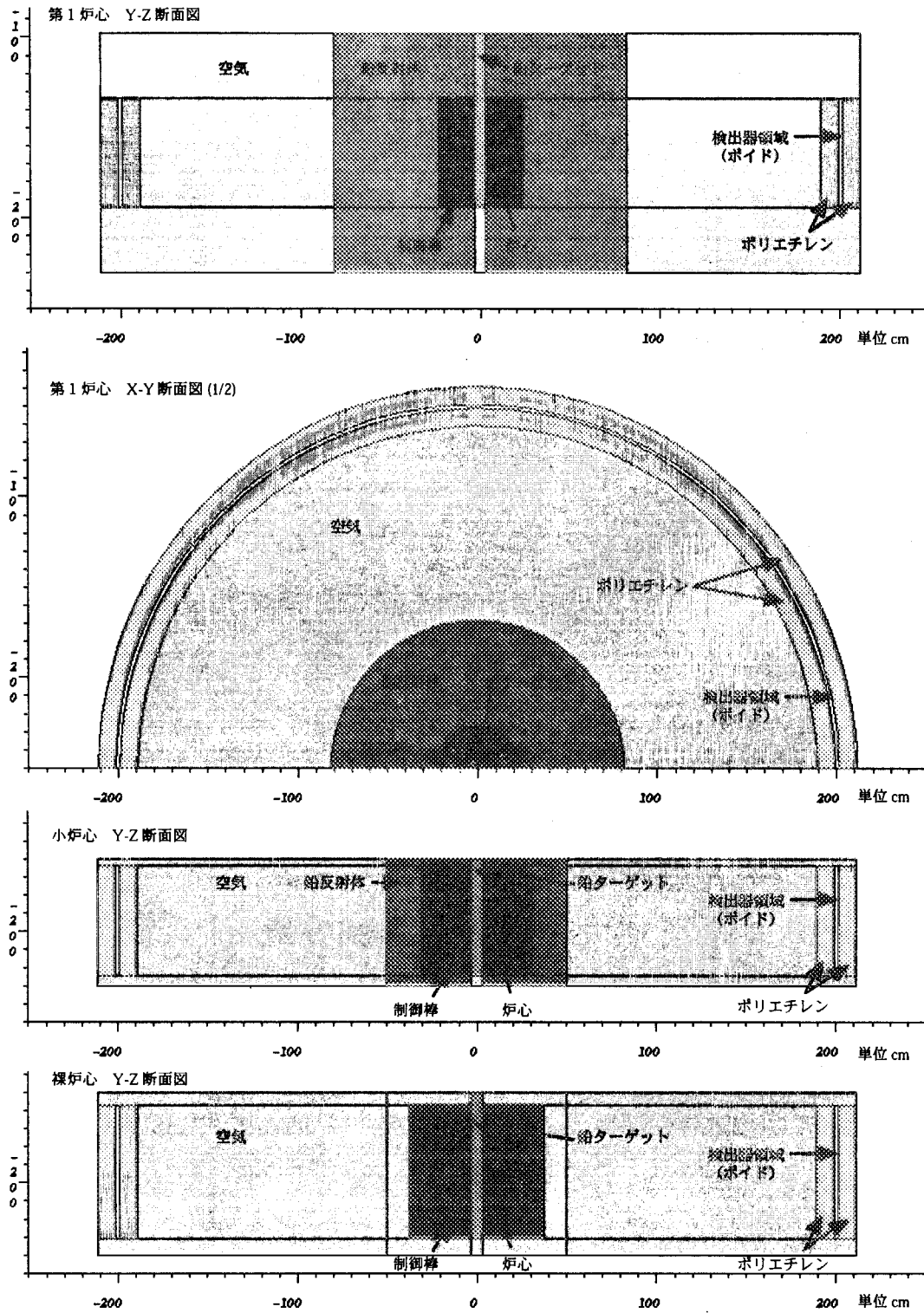


Fig.6.4.1 解析の対象とした3炉心

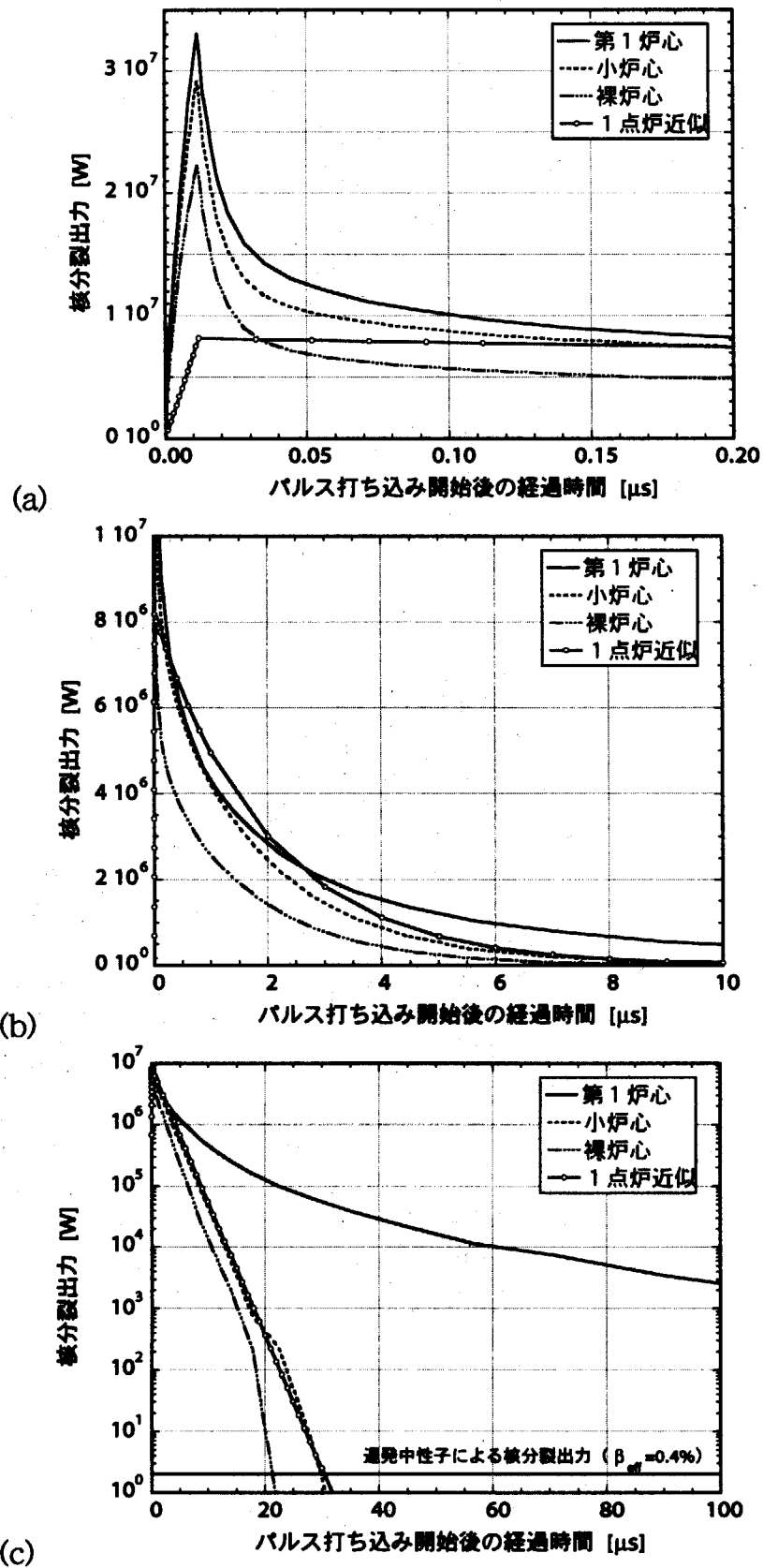


Fig.6.4.2 炉心内の核分裂出力の時間変化 (3つの異なる時間スケールで表示)

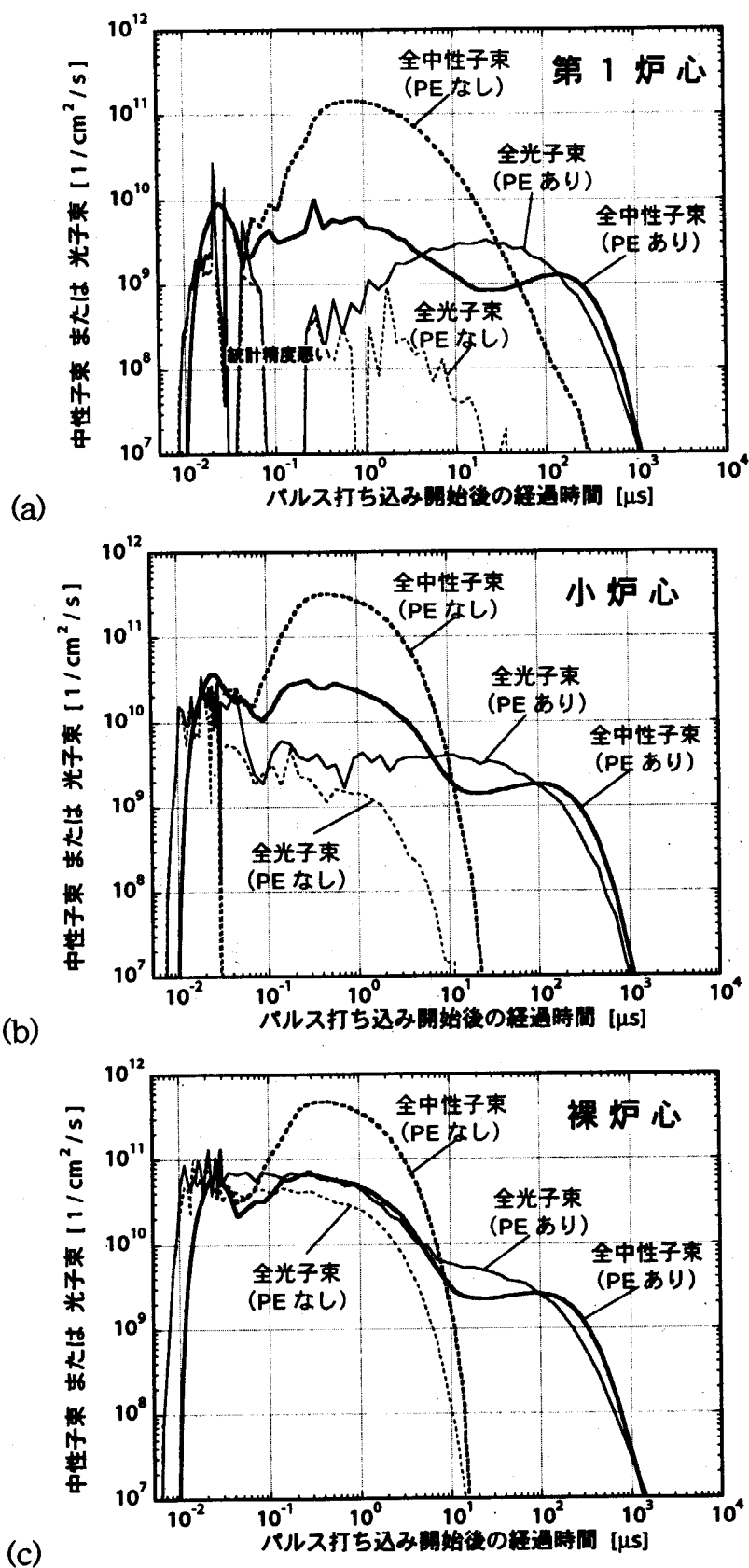


Fig.6.4.3 3炉心に対する核計装検出器位置における全中性子束と全光子束の時間変化

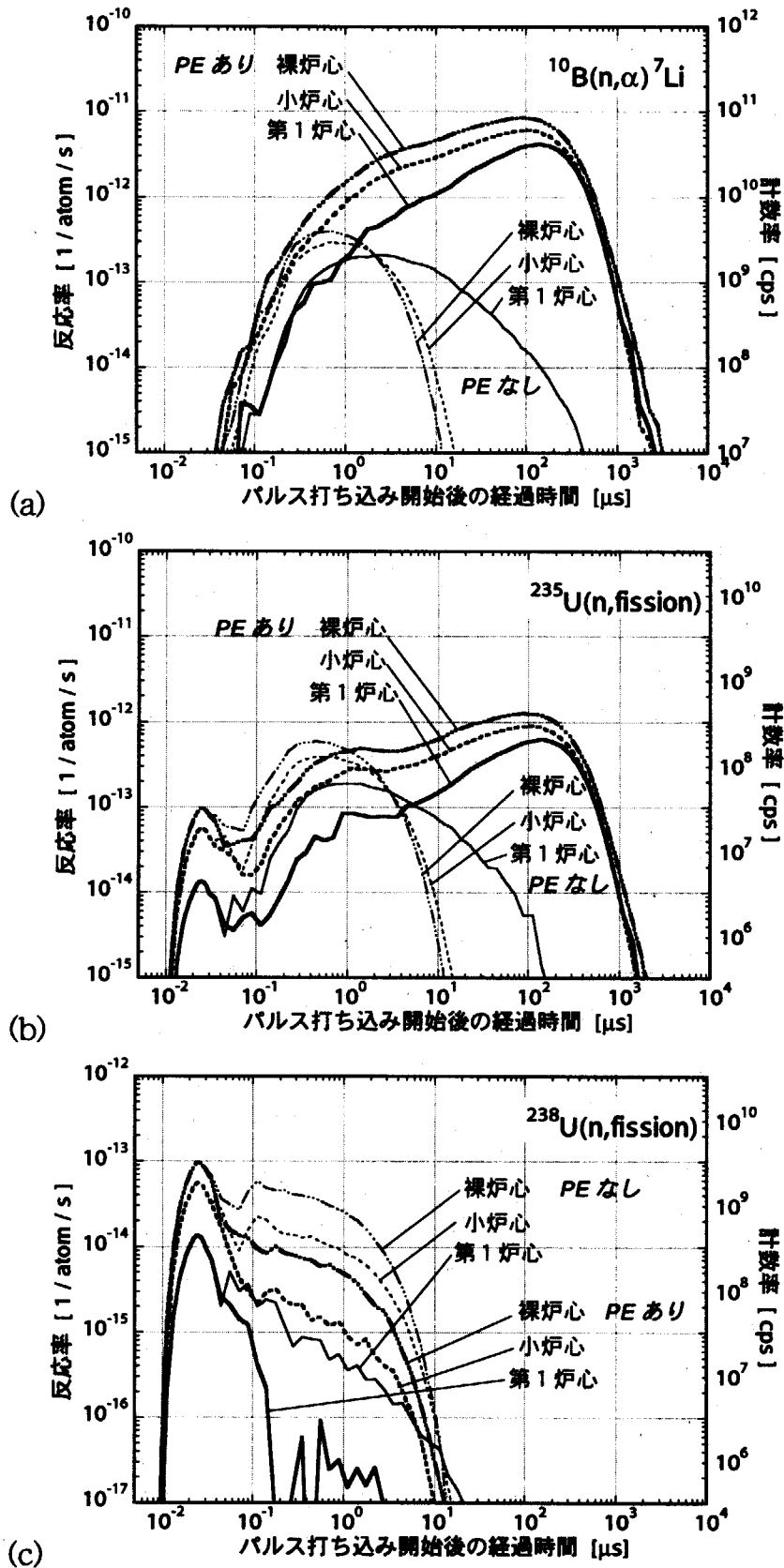
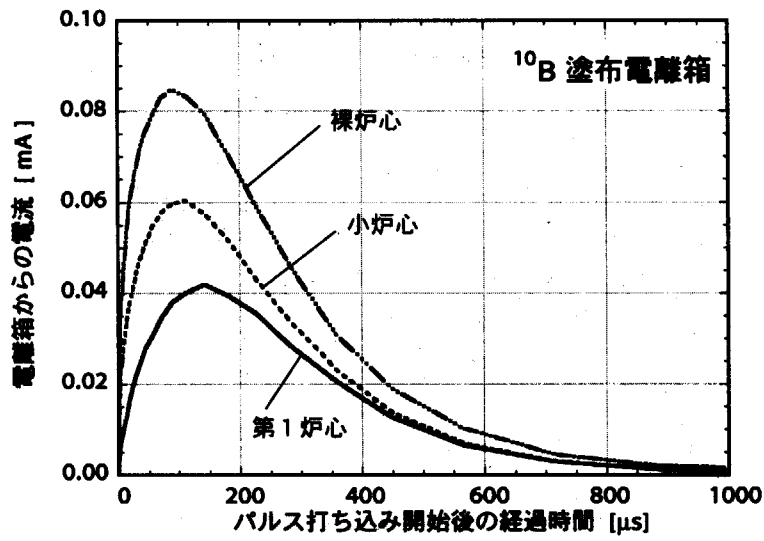
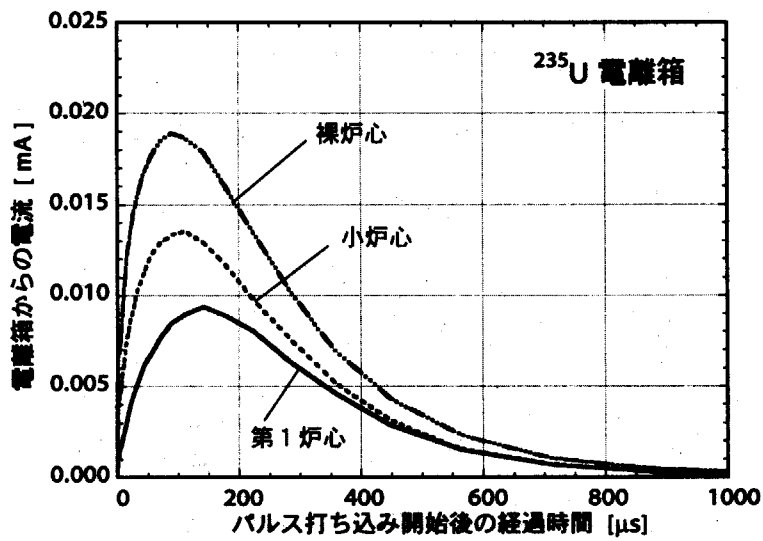


Fig.6.4.4 3炉心に対する核計装検出器位置における反応率の時間変化



(a)



(b)

Fig.6.4.5 ^{10}B 塗布電離箱及び ^{235}U 核分裂電離箱から供給される電流の時間変化

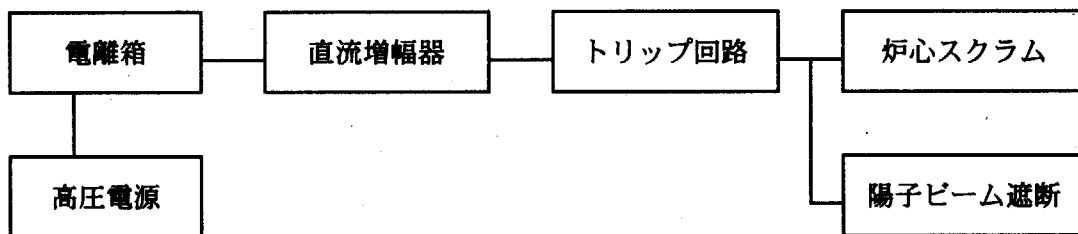


Fig.6.4.6 安全系核計装 (2系統)

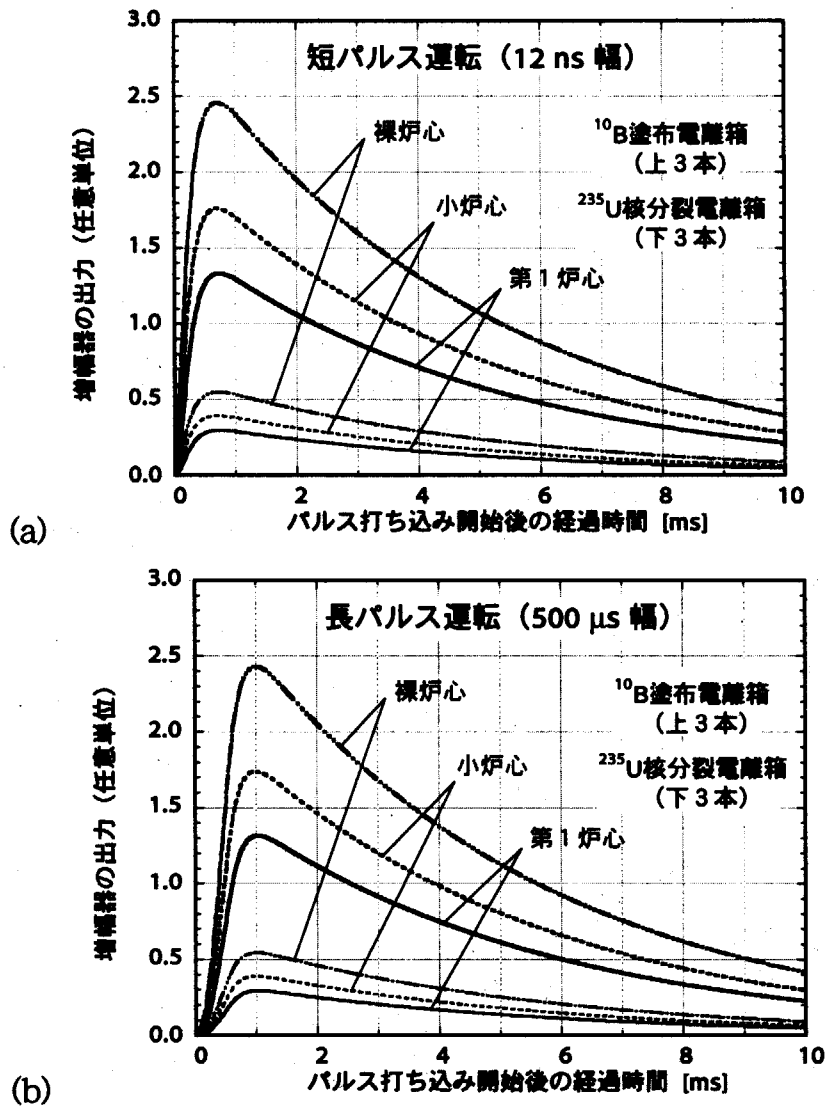


Fig.6.4.7 短パルス運転及び長パルス運転時の直流増幅器からの出力信号

7. 安全性解析

7.1 安全評価に関する基本方針

7.1.1 序

設置許可申請書の添付書類十（添十）は、核変換実験施設の安全性について評価し、同施設が安全確保のために設計した設備により安全に運転できること、及び万一重大な事故が発生したとしても、放射性物質が東海研究所の敷地外へ多量に放出されるのを防止できることを説明するものである。以下、添十における安全評価のための判断基準及び主要な解析条件についての案をまとめると共に、予備的な解析の結果を示す。

7.1.2 判断基準

(1) 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

想定される事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えないこと、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される必要がある。

燃料の許容設計限界は、プルトニウム金属燃料の場合は被覆材に含まれる鉄との共晶反応によって一部で溶融が始まる 410℃と考えられる。ウラン金属燃料の場合はニッケル・コーティングとの共晶反応によって一部で溶融が始まる 740℃と考えられる。

一方、様々な模擬物質を使用できる核変換物理実験施設の特性を考慮すると、燃料のみではなく模擬物質の健全性も考慮しなくてはならない。減速材を模擬するために用いるポリエチレンやポリスチレンは一般に 50～80℃が連続最高使用温度とされ、120℃で一部に溶融が始まる。これらの模擬物質は熱で変形したとしても容易に交換できるが、燃料板への影響を考慮すると、大規模な溶融は避けるべきである。実験は通常 20℃程度の室温で行うため、100℃以内の温度上昇であれば問題を生じないと考えられる。熱的制限値である 40℃で運転を行っていたとしても、断熱条件で計算する燃料の最高温度上昇が 100℃程度であれば、模擬物質の一部に変形が生じたとしても、容易に通常運転に復帰できる範囲であると考えられる。

以上の考察より、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準は以下のとおりとする。

- a. 燃料温度の上昇は最高でも 100℃を超えないこと。

(2) 事故時の判断基準

想定される事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることが確認されなければならない。このために

- ① 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギーを発生しないこと
 - ② 炉心は著しい損傷に至ることがないこと
 - ③ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと
- を判断の基準とする。

1次冷却系の存在しない核変換物理実験施設においては、燃料溶融に至らないことが上記判断基準の①及び②に適合するための条件となる。従って、プルトニウム金属燃料の場合は被覆材に含まれる鉄との共晶反応によって一部で溶融が始まる410℃を、ウラン金属燃料の場合はニッケル・コーティングとの共晶反応によって一部で溶融が始まる740℃を判断基準とする。

判断基準③については、研究炉安全評価指針の解説に述べられている5mSvを判断基準とする。

以上の考察より、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準は以下のとおりとする。

- a. プルトニウム金属燃料の最高温度が410℃を超えないこと。
- b. ウラン金属燃料の最高温度が740℃を超えないこと。
- c. 周辺公衆の実効線量当量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えないこと。

(3) 重大事故時の判断基準

「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」⁽¹⁾及び「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」⁽²⁾に従い、東海研敷地境界外における公衆の最大線量が以下の値を超えないこととする。

- | | | |
|----|-------------------|---------|
| a. | 甲状腺（小児）に対して | 1.5 Sv |
| b. | 全身に対して | 0.25 Sv |
| c. | プルトニウムによる骨被ばくに対して | 2.4 Sv |
| d. | プルトニウムによる肺被ばくに対して | 3 Sv |
| e. | プルトニウムによる肝被ばくに対して | 5 Sv |

(4) 仮想事故時の判断基準

「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」及び「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」に従い、東海研敷地境界外における公衆の最大線量が以下の値を超えないこととする。

- | | | |
|----|-------------------|---------|
| a. | 甲状腺（成人）に対して | 3 Sv |
| b. | 全身に対して | 0.25 Sv |
| c. | プルトニウムによる骨被ばくに対して | 2.4 Sv |

- d. プルトニウムによる肺被ばくに対して 3 Sv
- e. プルトニウムによる肝被ばくに対して 5 Sv

また、集団線量が以下の値を超えないこととする。

- f. 2万人 Sv

7.1.3 主要な解析条件

7.1.3.1 解析に当たって考慮する範囲

運転時の異常な過渡変化及び事故の解析に当たっては、核変換物理実験施設の通常運転範囲全域について考慮することとする。すなわち、臨界近接、運転、停止などの核変換物理実験施設の運転中予想される異なった運転モードを考慮して解析するものとする。

解析すべき事象についてはその事象が発生してから収束されるまでの間の計測制御系、安全保護系等の作動状況及び運転員の操作の態様を十分に検討した上で、解析するものとする。

7.1.3.2 安全機能に対する仮定

- (1) 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、原則として重要度分類において定める MS-1 及び MS-2^(注) に属するものによる機能としている。ただし、MS-3 に属するものであっても、その機能を期待できることの妥当性が示された場合においては、これを含めることができる。

以上の観点から、核変換物理実験施設の安全機能のうち解析に当たって考慮できるものは、制御・安全棒スクラム機構及び集合体後退スクラム機構並びに原子炉建屋（1次容器及び2次容器）とする。

- (2) 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「事故」に対処するために必要な系統及び機器について、原子炉停止及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行うものとする。この場合、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機能については、原則として故障を仮定しなくてもよい。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含

(注) 核変換物理実験施設では原子炉停止の機能を有する機器として制御・安全棒スクラム機構及び集合体後退スクラム機構を MS-2 に分類する。放射性物質の閉じ込め機能を有する機器としては原子炉建屋（1次容器及び2次容器）を MS-2 に分類する。

む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障がない期間内に除去若しくは修復ができる場合、又はその故障の発生確率が十分低い場合において、故障を仮定しなくてもよい。

以上の観点から、「事故」の解析においては、制御・安全棒スクラム機構（2系統のうちのどちらか一方）又は集合体後退スクラム機構の不作動を仮定するものとする。放射能閉じ込め機能を有する原子炉建屋は原子炉運転時には常時密閉構造となっており、動的機器を用いずに機能を確保する。また、原子炉建屋の密閉構造が破壊される確率は十分低いと考えられるため、単一故障の仮定から除外する。

- (3) 事象の影響を緩和するのに必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮するものとする。
- (4) 事象の影響を緩和するのに必要な動的機器の動作については、商用電源の喪失を考慮するものとする。
- (5) 原子炉のスクラムの効果を期待する場合においては、スクラムを生じさせる信号を明確にした上、適切なスクラム遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒1本（複数の制御棒が一つの駆動機構に接続される場合にあつては、その制御棒全数）が、最も反応度の高い位置にあるものとして停止効果を考慮しなければならない。

以上の観点から、核変換物理実験施設では移動側集合体及び固定側集合体それぞれで3組以上（合計6組以上）ある安全棒のうち1組が引き抜き不能であると仮定し、安全棒価値の制限値 $2\% \Delta k/k$ の $5/6$ である $1.6\% \Delta k/k$ を停止効果とする。制御・安全棒スクラム機構の単一故障時においては、片側集合体の全数が引き抜き不能とした上で、さらに、反対側集合体に3組以上ある安全棒のうち1組が引き抜き不能であると仮定し、安全棒価値の制限値 $2\% \Delta k/k$ の $2/6$ である $0.66\% \Delta k/k$ を停止効果とする。

7.1.3.3 解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは評価の結果が厳しくなるように選定する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いることとする。

(1) 初期運転条件

核変換物理実験施設は臨界実験装置であることから、FPの蓄積は極めて少量であるが、年間積算出力を $50\text{kW}\cdot\text{h}$ 以下に、週間積算出力を $4\text{kW}\cdot\text{h}$ 以下に制限することを考慮して、FP蓄積の最も厳しくなる条件を考える。

(2) 原子炉保護設備及びスクラムの特性

核変換物理実験施設において重要なスクラム動作を行うための安全保護系は核計装のスクラム回路である。核計装スクラム回路は、線型出力計中性子束高、安全系中性子束高及び短ペリオドの3種類であり、それぞれが2系統用意されている。安全系中性子束高のスクラム回路は特に早く作動するような回路となっており、検出器から基準を超える電流が投入されてから50ms以内にスクラム動作が始まるように設計されている。線型出力計及びペリオド計は回路にリレーなどを含むため遅いスクラムとなっている。ここでは暫定的にスクラム開始までに200msを要すると仮定する。

スクラム動作は制御・安全棒の空気圧による引き抜き及びモータによる集合体の後退である。制御・安全棒の引き抜きは信号投入後200msで80%のストロークが引き抜かれる設計である。制御・安全棒は最も反応度価値の高い炉心中心位置から引き抜かれ始めるため、反応度投入率を安全棒反応度価値 $\times 0.8 / 0.2$ 秒と仮定すれば保守的な値となる。

集合体の後退はスクラム信号から200msで開始すると仮定する。反応度投入率は、間隙反応度価値と集合体駆動速度から各場合毎に計算する。

(3) 反応度係数

反応度係数は燃料板の炉心軸方向膨張を考慮するが、燃料板の拘束条件などに不確実性があるため、計算値に対して安全係数0.5及び0.25を乗じた値での解析も行う。

燃料温度の解析に際しては、燃料と模擬物質等の間は断熱条件とし、発生エネルギーの全てが燃料のみの温度上昇に費やされるとする。

(4) 解析体系

解析体系は、20%濃縮ウラン炉心、小型プルトニウム炉心及び大型窒化物模擬炉心の3つである。これらの体系に関する諸元をTable 7.1に示す。

7.1.4 解析に用いる計算コード

過渡変化の解析は、1点炉動特性計算コードEXCURSによって行う。

7.2 「運転時の異常な過渡変化」の想定と予備解析

7.2.1 序

本節では、核変換物理実験施設において想定される運転時の異常な過渡変化の解析に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過及び結果を評価し、核変換物理実験施設の安全性がいかに確保されるかを説明する。

核変換物理実験施設が制御されずに放置され、燃料温度の上昇をもたらす可能性のある事象を想定し、これらの事象が発生した場合における安全保護系、

原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するという観点から次の事象を選定する。

- (1) 炉心に加えられる反応度の異常な変化
 - 1) 制御棒の誤挿入
 - 2) サンプル交換装置の誤作動
- (2) 陽子ビームによる中性子源強度の異常な変化
 - 1) 陽子ビームの誤導入

ただし、類似の異常な過渡変化が二つ以上ある場合は、最も厳しい事象で代表させるものとする。

7.2.2 炉心に加えられる反応度の異常な変化

7.2.2.1 制御棒の誤挿入

(1) 原因及び説明

この過渡変化は、運転員の誤操作によって制御棒の連続的な挿入が生じ、炉心に異常な反応度が添加され、原子炉の出力が上昇する現象として考える。

この場合、原子炉の出力が上昇し、中性子束高でスクラムするか、炉周期計の警報（20s）により運転員が異常を検知して必要な操作を行うか、又は、短炉周期（5s）でスクラムするかにより、事象は安全に終止する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、燃料の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 制御棒駆動インターロック回路により、2組ある制御棒は一時に1組のみが挿入可能であるようにする。
- b. 制御棒の最大挿入速度は1mm/sに制限する。
- c. 制御棒の挿入による反応度附加率は0.01% $\Delta k/k/s$ 以下に制限する。
- d. 制御棒位置表示装置により各制御棒の位置を制御室に表示し、監視する。
- e. 上記の対策にもかかわらず、制御棒の挿入が継続した場合は、原子炉の出力は異常に上昇する。炉心の構成及び反応度挿入率によって事象の推移は異なるが、警報（短炉周期 20s）により運転員が異常を察知して必要な操作を行うか、又はスクラム回路（線型出力計中性子束高、安全系中性子束高、短炉周期 5s）により原子炉は自動停止にいたる。

(3) 解析

1) 解析条件

- a. 3つの代表炉心について解析を行う。
- b. 反応度挿入率は、最も低い反応度挿入率である $5 \times 10^{-6} \Delta k/k/s$ （最小制御棒反応度 $0.5\% \Delta k/k$ を通常の炉心高さ 1000mm で除し、制御棒駆動速度 1mm/s で乗じた値）、一般的用いる値である $1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ 、制限値である $1 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ の3つの場合について解析を行う。

- c. 上記の計 9 通りの解析は一般的な反応度価値測定等で用いる 1W を異常発生時の初期状態の原子炉出力として解析する。
- d. 上記解析結果のうち最も厳しい燃料温度上昇を与える場合については、未臨界状態に近い 0.01W 及び箔照射等で用いる 100W を初期出力とした場合についても解析する。
- e. スクラムは短炉周期 (5s) と安全系中性子束高 (1kW) を有効とする。実際は線型出力計中性子束高 (各レンジの 100%) が安全系よりも先に作動すると考えられるが、レンジ切り替えの誤操作を仮定する。
- f. 6 組中の 5 組の安全棒による負の反応挿入率は、 $6.66 \times 10^{-2} \Delta k/k/s$ とし、0.25s で全引き抜きとなるとした。

2) 解析結果

解析結果を Table 7.2 にまとめる。

- a. Fig.7.1 に示したように、反応度挿入率が $1 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ と大きな場合は各炉心とも数十秒以内に短炉周期 (5s) によりスクラムする。この場合、燃料の温度上昇は 0.1°C 以下であり、燃料及び模擬物質の健全性に影響を与えることはない。
- b. 反応度挿入率が小さくなると、短炉周期 (5s) よりも先に安全系中性子束高 (1kW) でスクラムが作動する。反応度挿入率が小さい場合の方が高出力での持続時間が長いため、 $1 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ の挿入率の場合よりも出力量が大きくなる。Fig.7.2 に示したように、出力量が最も大きくなる炉心は、遅発中性子割合が大きいため事象の進展が緩やかな 20% 濃縮ウラン炉心であるが、燃料温度上昇が大きいのには燃料装荷量の少ない小型プルトニウム炉心である。この小型プルトニウム炉心について初期出力を 0.01W 及び 100W に設定すると、初期出力が高いほど燃料温度上昇が大きくなる。これは、Fig.7.3 に示したように反応度挿入率が小さくかつ初期出力が高い場合には出力上昇に時間を要するため、初期出力近辺の緩やかな出力上昇での発生エネルギーが大きいためである。このような場合でも、燃料温度の上昇は最高 10°C 程度であり、燃料及び模擬物質の健全性に影響を与えることはない。
- c. 燃料の平均温度上昇は 5°C 以下であるため、温度係数に依存した事象の変化はほとんどない。
- d. 燃料温度上昇が 1°C 以上となるには 100 秒以上の時間を要するため、運転員が異常に気づいて制御棒の停止操作を行う余裕は十分にある。特に、安全系中性子束高スクラムに至る前に短炉周期警報 (20s) が吹鳴する場合には運転員の安全操作が期待できる。
- e. 燃料温度上昇が 1°C 以上となるには 100 秒以上の時間を要するため、燃料のみの断熱条件での計算は非常に保守側の評価となっている。格子管の数力所には熱電対が据え付けてあるため、炉心の温度制限値である 40°C を超えると警報が吹鳴する。

(4)結論

(2)に示した防止対策により、制御棒の誤挿入が生じたとしても、燃料及び模擬物質に熱的影響が及ぶ前にスクラムにより原子炉は停止する。

7.2.2.2 サンプル交換装置の誤作動

(1)原因及び説明

この過渡変化は、運転員の誤操作又は機器の故障によって反応度値測定用サンプルが急速に炉心に挿入されるか、又は炉心から引き抜かれ、ステップ状の反応度が添加され、原子炉の出力が上昇する現象として考える。

この場合、原子炉の出力が上昇し、短炉周期（5s）でスクラムすることにより、事象は安全に終止する。

(2)防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、燃料の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 反応度測定用サンプルは0.6ドル以下の反応度値に制限する。
- b. 反応度測定用サンプルの操作は運転員の監視の下で行う。
- c. 上記の対策にもかかわらず、サンプルが急速に挿入又は引き抜かれ、反応度が添加された場合には、原子炉の出力は異常に上昇する。短炉周期（5s）又は中性子束高でスクラムし、事象は終止する。

(3)解析

1) 解析条件

- a. 3つの代表炉心について解析を行う。
- b. 反応度は、最も大きな0.6ドルを想定する。
- c. 初期出力は一般的に反応度値測定の場合に用いる1W程度とする。
- d. スクラムは短炉周期（5s）と安全系中性子束高（1kW）を有効とする。実際は線型出力計中性子束高（各レンジの100%）が安全系よりも先に作動すると考えられるが、レンジ切り替えの誤操作を仮定する。

2) 解析結果

解析結果をTable 7.3にまとめる。

- a. Fig.7.4に示したように、ステップ反応度の挿入と同時に即発跳躍によって出力は約2.5倍になる。測定系、炉周期計を経てスクラム信号が制御・安全棒の電磁石釈放回路に達するまでは約0.2秒を要すると仮定し、さらに、制御・安全棒が動き出すまでに0.05sを見込んだ。従って、スクラムによって出力が下がり始めるのは反応度挿入から0.25s以降である。
- b. 制御・安全棒の引き抜きにより出力は急激に低下し、最も出力量が

きくなる 20%濃縮ウラン炉心の場合でも燃料板の温度上昇は 0.1℃以下である。

(4)結論

サンプル交換装置の誤作動が生じたとしても、スクラムにより原子炉は停止するため、燃料及び模擬物質に熱的影響が及ぶことはない。

7.2.3 陽子ビームによる中性子源強度の異常な変化

7.2.3.1 陽子ビームの誤導入

(1)原因及び説明

この過渡変化は、陽子ビームを用いた未臨界実験中に、運転員の誤操作又は陽子ビーム調整装置の故障によって最大出力 10W の陽子ビームが炉心に導入され、原子炉の出力が上昇する現象である。

この場合、原子炉の出力がステップ状に上昇し、中性子束高でスクラムするか高炉心温度警報により異常を察知した運転員の手動停止により事象は安全に終止する。

(2)防止対策

- a. 陽子ビームを用いた未臨界実験は実効増倍係数 0.98 以下の未臨界状態で行う。
- b. 陽子ビームを用いた未臨界実験中は制御棒の挿入ができないようにインターロックを設ける。
- c. 上記の対策にもかかわらず、10W の陽子ビームが誤って導入された場合には、原子炉の出力は上昇する。炉心の未臨界度によって異なるが、中性子束高でスクラムすることにより、事象は終止する。
- d. 中性子束がスクラム設定値以下で持続する場合でも、高炉心温度の警報によって運転員が異常を察知できるため、手動でビームを停止するか原子炉を停止することができる。

(3)解析

1) 解析条件

- a. 導入される陽子ビームは 600MeV、10W (平均)、25Hz とする。この場合、時間平均の中性子源強度は 1.6×10^{12} 個/s である。
- b. 実効増倍係数は制限値の 0.98 から未臨界度決定の精度 $0.5\% \Delta k$ を見込んで保守側の 0.985 とする。
- c. 安全系中性子束高 (1kW) を有効とする。実際は線型出力計中性子束高 (各レンジの 100%) が安全系よりも先に作動すると考えられるが、レンジ切り替えの誤操作を仮定する。なお、短炉周期スクラムはバイパスされているものとする。

2) 解析結果

- a. 10W 陽子ビームの導入によって出力はステップ状に 1.4kW に上昇する。スクラムまでに 200ms の時間遅れ、50ms の切れ時間、200ms の引き抜き時間を考慮しても、出力量は $1\text{kW}\cdot\text{s}$ 以下である。従って、Table 7.2 より全ての炉心において燃料温度上昇は 1°C 以下である。
- b. 上記の想定よりも未臨界度が深い場合で出力がスクラム設定値未満の場合は、運転員がビームを停止するか原子炉を停止するまでその出力が持続することになる。出力量当たりの燃料温度上昇が最も厳しい小型 Pu 炉心の場合、断熱条件で最高燃料温度の上昇が 100°C になるには約 $720\text{kW}\cdot\text{s}$ の出力量が必要であるため、陽子ビーム導入より約 12 分以上の余裕がある。従って、高炉心温度の警報によって運転員が異常を察知し、ビームを停止するまでの時間的余裕は十分ある。

(4) 結論

未臨界実験中に最大陽子ビームが導入されたとしても、燃料及び模擬物質に熱的影響が及ぶ前にスクラムまたは手動停止により原子炉は停止する。

7.3 「事故」の想定と予備解析

7.3.1 序

本節では、核変換物理実験施設において想定される事故に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過及び結果を評価し、核変換物理実験施設の安全性がいかにか確保されるかを説明する。

炉心の溶融あるいは著しい損傷の可能性のある事象及び核変換物理実験施設からの放射線による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象を想定し、これらの事象が発生した場合における設計の妥当性を確認するという観点から次の事象を選定する。

(1) 反応度事故

- 1) 制御棒の誤挿入
- 2) サンプル交換装置の誤作動
- 3) 燃料誤装荷による密着中の臨界

(2) 臨界体系への陽子ビーム導入

(3) 燃料引出し落下事故

ただし、類似の異常な過渡変化が二つ以上ある場合は、最も厳しい事象で代表させるものとする。

7.3.2 反応度事故

7.3.2.1 制御棒の誤挿入

(1) 原因及び説明

この事故では運転時の異常な過渡変化時には作動した短炉周期 (5s) が作

動せず、さらに、安全系中性子束高スクラムが誤って 10kW に設定されている事象を想定する。さらに、制御・安全棒スクラム機構が単一故障により固定側及び移動側の計 2 系統の内的一方が引き抜き不能となる事態を重ね合わせる。

(2)防止対策

この事故の発生及び拡大を防止するために「7.2.2.1(2)防止対策」と同様の防止対策の他に次のような対策を講じる。

- a. 制御・安全棒のスクラム時の引き抜きは空気圧によって行い、固定側集合体及び移動側集合体の各 1/2 集合体それぞれに独立な系統を設置する。
- b. 各制御・安全棒の空気シリンダーは各々が十分な容量を持つサージタンクにつながれており、万一圧縮空気の漏洩が生じて、スクラムが不能になることは無い。圧縮空気の圧力低下はスクラム項目となっている。また、圧縮空気が急激に漏洩して 1 組の制御・安全棒が引き抜き不能になったとしても、他のサージタンク及び空気シリンダーからは圧縮空気が逆流しないように逆止弁が設けられている。

(3)解析

1) 解析条件

「7.2.2.1(3) 1) 解析条件」に以下の条件を加える。

- a. 短炉周期スクラムが作動不能とする。
- b. 安全系中性子束高スクラムが誤って 10kW に設定されているものとする。
- c. スクラム時に安全棒によって加えられる負の反応度は、1 系統の不作動及び作動する系統の内の一組の引き抜き不能（スタックロッドマージン）を仮定して $0.66\% \Delta k/k$ とする。

2) 解析結果

解析結果を Table 7.4 にまとめる。

- a. 反応度挿入率が $1 \times 10^{-4} \Delta k/k$ と大きな場合は各炉心とも数十秒で安全系中性子束高（10kW）によりスクラムする。この場合、燃料の温度上昇は 3°C 以下であり、燃料の健全性に影響を与えることはない。
- b. 反応度挿入率が小さい場合は安全系中性子束高（10kW）でスクラムするまでに最大 400 秒程度を要する。
- c. 燃料温度の観点から最も厳しい小型 Pu 炉心について、初期出力を 0.01W から 100W に変化させた解析を行った。Table 7.2 と同様に、初期出力が低いほどスクラムまでには時間を要するが、温度変化は小さくなる。
- d. 温度上昇が最も大きな小型 Pu 炉心の初期出力 100W、反応度挿入率 $5 \times 10^{-6} \Delta k/k/s$ の場合について、温度係数を計算値の 0.5 倍及び 0.25

倍とした場合についても解析を行った。結果を Fig.7.5 に示す。温度係数が大きい方がスクラムに至るまでに時間を要するため、燃料温度上昇が大きくなる。最も厳しい場合でも燃料最高温度は 80℃ 程度である。

(4)結論

以上の解析結果より、制御棒の誤挿入が生じて、スクラム回路の一部不動作及び制御・安全棒の 1 系統不動作が重なったとしても、燃料が共晶温度に達すること無くスクラムにより原子炉は停止することが示された。従って、炉心が著しい損傷に至ることはなく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

7.3.2.2 サンプル交換装置の誤作動

(1)原因及び説明

この事故では、運転時の異常な過渡変化における「7.2.2.2 サンプル交換装置の誤作動」では考慮した短炉周期 (5s) でのスクラムが作動せず、誤設定された安全系中性子束高 (10kW) でのスクラムで原子炉が停止する事象を想定する。さらに、制御・安全棒スクラム機構が単一故障によって固定側及び移動側の計 2 系統の内的一方が引き抜き不能となる事態を想定する。

(2)防止対策

この事故の発生及び拡大を防止するために「7.2.2.2(2)防止対策」と同様の防止対策の他に次のような対策を講じる。

- a. 制御・安全棒のスクラム時の引き抜きは空気圧によって行い、固定側集合体及び移動側集合体の各 1/2 集合体それぞれに独立な系統を設置する。
- b. 各制御・安全棒の空気シリンダーは各々が十分な容量を持つサージタンクにつながれており、万一圧縮空気の漏洩が生じて、スクラムが不能になることは無い。圧縮空気の圧力低下はスクラム項目となっている、また、圧縮空気が急激に漏洩して 1 組の制御・安全棒が引き抜き不能になったとしても、他のサージタンク及び空気シリンダーからは圧縮空気が逆流しないように逆止弁が設けられている。

(3)解析

1) 解析条件

「7.2.2.2(3) 1) 解析条件」に以下の条件を加える。

- a. 短炉周期スクラムが作動不能とする。
- b. 安全系中性子束高スクラムが誤って 10kW に設定されている。
- c. スクラム時に安全棒によって加えられる負の反応度は、1 系統の不動作及び作動する系統の内の一組の引き抜き不能 (スタックロッドマージン) を仮定して $0.66\% \Delta k/k$ とする。

2) 解析結果

解析結果を Table 7.5 にまとめる。

- a. ステップ反応度の挿入と同時に即発跳躍によって出力は約 2.5 倍になる。安全系中性子束高 (10kW) が作動するまでに 20~30 秒を要する。
- b. 制御・安全棒の引き抜きにより出力は急激に低下し、最も厳しい Pu 小型炉心の場合でも燃料板の温度上昇は 10℃以下である。

(4)結論

以上の解析より、サンプル交換装置の誤作動にスクラム回路の一部不作動及び制御・安全棒の 1 系統不作動が重なったとしても、燃料が共晶温度に達すること無くスクラムにより原子炉は停止することが示された。従って、炉心が著しい損傷に至ることはなく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

7.3.2.3 燃料誤装荷による密着中の臨界

(1)原因及び説明

この事故では、燃料の誤装荷により集合体を前進中に臨界状態となり、さらに短炉周期 (20s) によるテーブル停止インターロック及び短炉周期 (5s) によるスクラムが両方とも作動しないことを想定する。加えて、安全系中性子束高スクラムが誤って 10kW に設定されており、かつ、制御・安全棒スクラム機構が単一故障によって固定側及び移動側の計 2 系統の内的一方が引き抜き不能となる事態を想定し、事故の影響を評価する。

(2)防止対策

この事故の発生及び拡大を防止するために次のような対策を講じる。

- a. 燃料の装荷は厳重な管理の下に行い、密着時の未臨界度 (安全棒全挿入で、かつ、制御棒全引き抜きの状態) は $0.5\% \Delta k/k$ 以上に制限される。さらに、制御棒が全挿入された状態の体系の反応度、すなわち過剰反応度は 0.8 ドル以下に抑制される。
- b. 未知炉心の臨界近接は十分に深い未臨界状態から厳格な管理の下に手順に従って慎重に進める。
- c. 集合体の密着は 3 段階の速度に切り替えて行い、それぞれの速度区間では他の速度で駆動しない構造となっている。(ホットレール方式)
- d. 3 種の速度区間のうち最も密着に近い低速区間では、駆動のためには運転員がボタンを押し続けなければならない構造となっており、ボタンから手を離すと移動テーブルは停止する。
- e. 集合体密着中に炉周期が小さくなった場合には短炉周期 (20s) 警報が吹鳴し、テーブル停止インターロックが作動する。
- f. 炉周期がさらに短くなると短炉周期 (5s) によりスクラムが作動する。これにより、安全棒が空気圧によって引き抜かれると共に、テーブルは

後退する。安全棒のスクラム時の引き抜きは空気圧によって行い、固定側集合体及び移動側集合体の各 1/2 集合体それぞれに独立な系統を設置する。

(3)解析

1) 解析条件

- a. 3つの代表炉心について、初期出力 0.01W の臨界状態から集合体間隙反応度価値の計算値とテーブル駆動速度（低速区間：15mm/min）から算出した反応度挿入率で正の反応度がランプ状に印加される事象を想定する。
- b. 温度係数は計算値を用いるが、最も厳しい結果となる小型プルトニウム炉心については計算値を 1/2 及び 1/4 にした場合についても解析を行う。
- c. 安全系中性子束高（10kW）でスクラムが作動するものとする。この時、安全棒が動き始めるまでには 50ms を要するものとする。
- e. 安全棒による負の反応度は、安全保護系の単一故障を仮定した場合は $0.6\% \Delta k/k$ とし、0.25ms の間でランプ状に反応度が投入されるものとする。通常の $1.6\% \Delta k/k$ の場合も一部で解析して比較を行う。
- f. テーブル後退による負の反応度挿入は考慮しないが、集合体はスクラム後 10s で 10cm 以上分離されることから、スクラム後 10s までの出力量で燃料温度を評価する。

2) 解析結果

解析結果を Table 7.6 にまとめる。

- a. 20%濃縮ウラン炉心及び大型窒化物模擬炉心では、燃料温度上昇は 1°C 以下であり、燃料への影響等はない。
- b. 小型プルトニウム炉心の場合は、初期出力を 100W とした場合を除いて即発臨界となっている。
- c. Fig.7.6 に示したように、小型プルトニウム炉心の場合の温度係数の効果は大きく、温度係数が 1/4 になると平均燃料温度の上昇は約 4 倍になる。
- d. 安全棒の単一故障が無い場合には、平均燃料温度の上昇は 29.6°C から 22.4°C に緩和される。
- e. 最も厳しい場合でも、燃料最高温度は 200°C 程度である。

(4)結論

以上の解析により、燃料誤装荷による密着中の臨界が生じて、スクラム回路の一部不作動及び制御・安全棒の 1 系統不作動が重なったとしても、燃料が共晶温度に達することなくスクラムにより原子炉は停止することが示された。従って、炉心が著しい損傷に至ることはなく、周辺の公衆に対し著しい放射線被

ばくのリスクを与えることはない。

7.3.3 臨界体系への陽子ビーム導入

(1)原因及び説明

この事象は、臨界または臨界に近い状態で陽子ビームが炉心に導入され、出力が上昇する事故である。

この場合、原子炉の出力はランプ状に上昇し、中性子束高でスクラムし事象は終止する。

(2)防止対策

- a. 陽子ビームを用いた未臨界実験は厳格な手続きを経て、実効増倍係数 0.98 以下の未臨界状態で行われる。
- b. 陽子ビームを炉心に導入するためには、ビームシャッター及び隔離弁の開放並びに偏向電磁石の作動が必要である。
- c. ビームシャッター及び隔離弁の開放はスクラム項目であり、これをバイパスするには制御棒及び安全棒が全挿入されている必要がある。さらに、陽子ビーム導入中は制御棒の挿入動作はインターロックで防止する構造となっている。従って、陽子ビーム導入中は未臨界であることが担保される。
- d. 上記の対策にもかかわらず、臨界状態で 10W の陽子ビームが誤って導入された場合には、原子炉の出力は上昇する。中性子束高でスクラムすることにより、事象は終止する。
- e. 原子炉がスクラムするとインターロック回路により陽子ビームは停止する。

(3)解析

1) 解析条件

- a. 導入される陽子ビームは 600MeV、10W (平均)、25Hz とする。この場合、時間平均の中性子源強度は 1.6×10^{12} 個/s である。
- b. 実効増倍係数は最も厳しい場合として 1.00 とする。
- c. 遅発中性子割合が小さく、かつ、燃料インベントリが小さいために単位出力量当たりの燃料温度上昇が大きい小型プルトニウム炉心を解析の対象とする。
- d. 安全系中性子束高が誤って 10kW に設定されていることを仮定する。実際は線型出力計中性子束高 (各レンジの 100%) が安全系よりも先に作動すると考えられるが、レンジ切り替えの誤操作を仮定する。
- e. スクラムでは制御・安全棒の 1 系統が不作動であるとし、集合体後退も考慮しない。
- f. スクラムにより陽子ビームは停止する。

2) 解析結果

- a. 解析結果を Fig.7.7 及び Fig.7.8 に示す。陽子ビーム導入により瞬時に 7.5kW 程度の出力となり、その後は時間に比例して出力は増大する。ビーム導入後 1.6 秒でスクラムし、安全棒が引き抜かれると共に陽子ビームが停止し、出力は低下する。燃料温度上昇は 10℃ 以下である。
- b. 参考のため、スクラムに失敗した場合について解析を行った。結果を Fig.7.7 及び Fig.7.8 に示す。陽子ビーム導入後約 20s で出力は最大値 15kW に達するが、その後は温度フィードバックにより出力は徐々に低下する。燃料の平均温度は 200s 後で 350℃ に達し、一部の燃料が共晶温度を超える。

(4) 結論

以上の解析により、臨界状態で最大陽子ビームが導入され、スクラム設定の誤り及び制御・安全棒の 1 系統不作動が重なったとしても、燃料が共晶温度に達することなくスクラムにより原子炉は停止することが示された。従って、炉心が著しい損傷に至ることはなく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

7.3.4 燃料引出し落下事故

(1) 原因及び説明

この事故は、プルトニウム燃料を含んだ引出しを取り扱っている際に、それを落下させ、燃料の被覆が破損してプルトニウムが環境に放出されるものである。

(2) 防止対策

- a. 燃料引出しの取扱いは、慎重に少量ずつ行うため、多数本の燃料が同時に落下するような事象は起こらない。
- b. プルトニウム燃料の引き出しへの装填及び取り出しは、燃料取扱いフードで行うため、万一プルトニウムの漏洩が生じて空気が汚染されたとしても、フィルターを通してスタックから排気される。スタック排気はダストモニターにより監視する。
- c. プルトニウム燃料を炉心に装荷する場合には、格子管冷却風を格子管と引き出しの間隙に流す。格子管冷却風はフィルターを通してから炉室内に排気され、炉室内空気は炉室再循環空調系でフィルターに通す。格子管冷却風の汚染の有無はダストモニターによって常時監視されている。従って、格子管内でプルトニウム燃料の破損が生じても、速やかに検知できると共に、環境への放出は抑制される。

(3) 解析

1) 解析条件

- a. 小型プルトニウム炉心の燃料引き出し 3 本に含まれるプルトニウム 3.4kg の被覆が破損し、その 10%が酸化するものとする。
- b. 酸化したプルトニウムの中の 0.05% (ZPPR の安全解析において用いている値)⁽²⁾、すなわち 0.17g が炉室雰囲気を浮遊するものとする。
- c. 炉室を浮遊するプルトニウムの内 10%は建屋から地上放出され、残りは除染係数 10^4 の高性能フィルターを通して排気筒より放出するものとする。地上放出の場合は建屋による除染係数 10 を考慮するものとする。
- d. 線量評価の方法及びプルトニウムの同位体組成比は「7.4.1 重大事故」(後述)のものと同様である。

2) 解析結果

- a. 周辺監視区域境界において、骨に対して 0.41mSv、肺に対して 0.15mSv、肝に対して 0.07mSv の被ばく線量となり、判定基準である 5mSv を下回っている。

(4) 結論

引き出しが落下してプルトニウム燃料が漏洩したとしても周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

7.4 「重大事故及び仮想事故」の想定と予備解析

核変換物理実験施設はこれまで述べてきたように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても安全性は十分確保し得るものと考えられる。この節においては、核変換物理実験施設の各種の安全防護設備及び立地条件との関連において、重大事故及び仮想事故を想定して安全評価を行い、重大事故の場合は、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと、及び仮想事故の場合は、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないことを示す。

7.4.1 重大事故

7.4.1.1 事故の規模と想定

設計評価用事象として選定された反応度事故、臨界実験中の陽子ビーム導入事故、及び燃料引出し落下事故の中から、放射性物質の放出の拡大の可能性のある反応度事故(燃料誤装荷による密着中の臨界)を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定する。

- (1) 週間最大積算出力 4 kW・h/週で 25 週の運転(年間最大出力量 50kW・h/年の 2 倍に相当)直後で、500W×4 時間の運転を終えようとする時に小型プルトニウム炉心で発生する反応度事故(燃料誤装荷による密着中の臨界)を考える。
- (2) 「7.3.2.3 燃料誤装荷による密着中の臨界」では考慮した安全棒が作動せず、集合体の後退によって原子炉が停止するものとする。

- (3) 安全系中性子束高スクラムの設定は誤って 10kW に設定されているものとする。
- (4) 出力が 10kW に達してから 0.2s でテーブルは停止し、さらに 0.2s 後に後退を開始するものとする。テーブルが後退するときの反応度投入率は、間隙反応度 ($2.3 \times 10^{-3} \Delta k/k/mm$) と集合体駆動速度 (13mm/s) より、 $2.99 \times 10^{-2} \Delta k/k/s$ とする。
- (5) 温度係数は計算値に安全係数 0.25 を乗じた値、 $2.05 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ を用いる。
- (6) 解析結果を Table 7.7 並びに Fig.7.9 及び Fig.7.10 に示す。事故による出力量は $3.47MJ = 1.08 \times 10^{17}$ fission である。プルトニウム燃料の平均温度は $321^\circ C$ 、最高温度は $498^\circ C$ に達し、一部の燃料がステンレス鋼被覆に含まれる鉄との共晶温度 ($410^\circ C$) を超える。
- (7) 出力分布の計算値から、共晶温度を超えるプルトニウム燃料の重量は 11.8kg と見積もる。
- (8) 事故による放出エネルギー $3.47 \times 10^3 kJ$ が全て炉室 (容積 $5760m^3$) の空気 (密度: $1.18kg/m^3$ 、定積比熱 $0.72kJ/kg/K$) を暖めるのに消費されたとしても、温度上昇は高々 $0.7^\circ C$ である。従って、加熱による炉室内の温度上昇は無視でき、圧力の異常な上昇も無い。よって、格納容器の健全性は確保されるものとする。

7.4.1.2 線量評価の種類

敷地境界外での一般公衆の被ばく線量は、次のものについて計算する。

- (1) 核変換実験施設から大気中に放出された希ガス及びハロゲンからの γ 線による外部全身被ばく線量
- (2) 大気中に放出されたヨウ素の吸入による甲状腺被ばく線量。
- (3) 大気中に放出されたプルトニウムの吸入による骨、肺及び肝の被ばく線量。

7.4.1.3 大気中に放出された放射性物質による被ばく線量

(1) 放射性物質の大気中への放出量

1) 評価条件

a. 前提条件

- ① 「7.4.1.1 事故の規模と想定」で共晶温度を超えた 11.8kg のプルトニウム燃料から希ガス及びハロゲンが炉室内に放出されるものと仮定する。これは炉内蓄積量の 18% に相当する FP である。
- ② プルトニウムは 11.8kg が酸化し、そのうちの 0.05% (ZPPR の安全解析において用いている値) である 5.9g が炉室空气中を浮遊するものとする。

b. 希ガス及びハロゲンの放出

- ① 共晶温度を超えたプルトニウム燃料から希ガス及びハロゲンが共に100%の移行率で炉室雰囲気中に放出されるものとする。
- ② 炉室2次容器は設計温度130℃、設計圧力0.18MPa（ゲージ圧）の気密容器であり、内圧0.16MPa（ゲージ圧）で漏洩率を2%/24時間以下に抑制する機能を有する。事故の発生後、事故の終止確認までは炉室空気は2次容器によって閉じ込められ、その後に気体廃棄設備によりフィルターを通して排気筒より排気が行われる。ここでは、事故発生後24時間は2%/24時間の漏洩率とし、この間は地上放出とする。事故発生から24時間後に残った希ガス及びハロゲンの全量が瞬時に排気筒から放出されるものとする。
- ③ 事故発生後24時間までの漏洩では時間減衰を考慮する。

c. プルトニウムの放出

- ① 空気中を浮遊する5.9gの酸化プルトニウムが、事故発生24時間は2%/24時間の漏洩率で地上放出され、その後、気体廃棄設備によりフィルターを通して排気筒より放出されるものとする。
- ② 漏洩中の地上放出では、建家の除染係数を10とする。
- ③ 炉内空調再循環系の高性能フィルターによるろ過の効果は考慮しない。
- ④ 排気筒よりの放出では、高性能フィルターの除染係数を 10^4 とする。

重大事故時における放射性物質の放出経路を Fig.7.11 に示す。

2) 放出量評価方法

a. 希ガス、ハロゲンの放出

①希ガス、ハロゲンの保有量

漏えい事故発生時、及び事故発生後の希ガス、ハロゲンの量については、ORIGENにより計算値した。

②希ガス、ハロゲンの大気中への放出量

希ガス、ハロゲンの地上放出により放出される量は、次式で表すことができる。

$$Q_i^g = LK_i \beta \int_0^T Q_i(t) e^{-\lambda t} dt \quad (1)$$

Q_i^g : 漏えいした希ガス、ハロゲンの地上放出量[Bq]

L : 漏えいする割合 (0.18)

K_i : 核種 i の炉室気相への移行率

ハロゲン : 1.0 (100%移行)

希ガス : 1.0 (100%移行)

β : 炉室の漏えい率 (2%/d)

$Q_i(t)$: 事故発生後の t 秒後の核種 i の保有量 [Bq]

T : 漏えい事故後、希ガス、ハロゲンが地上放出される時間
(24 h = 8.64×10^4 s)

生成核種の親核およびアイソマーからの崩壊の寄与がないか又は無視できるときは、

$$Q_i(t) = Q_i^0 e^{-\lambda_i t} \quad (2)$$

Q_i^0 : 漏えい事故発生時の希ガス、ハロゲンの量 [Bq]

λ_i : 核種 i の崩壊定数 [1/s]

と表すことができる。(2)を(1)に代入して積分を行うと

$$Q_i^s = LK_i Q_i^0 \frac{\beta}{\beta + \lambda_i} (1 - e^{-(\beta + \lambda_i)T}) \quad (3)$$

となる。

評価では、 Q_i^0 の値としては、ORIGEN による計算値の事故直後（冷却時間 0 秒）における値を用いた。また、親核及びアイソマーの崩壊のため、その保有量 $Q_i(t)$ が事故発生直後からある時間まで増加する核種については、事故発生後の放射エネルギーの最大値を Q_i^0 として、計算を行った。

また、排気筒から放出される量 Q_i^s [Bq]は、次の式により表される。

$$Q_i^s = LK_i Q_i(T) e^{-\beta T} \quad (4)$$

$Q_i(T)$ は事故発生から $T=24$ h の核種 i の保有量であり、ORIGEN による計算値を使った。

b. プルトニウムの放出

漏えいしたプルトニウムの地上放出される量は、次式により表せる。計算は、プルトニウム燃料に含まれる各々の核種 ($^{239\sim 242}\text{Pu}$ 、 ^{241}Am)について行った。

$$Q_{gp} = Q_{op} \cdot (1 - e^{-\beta T}) / D_1 \quad (5)$$

ここで、 $Q_{op} = M \cdot K$

Q_{gp} : 漏えいしたプルトニウムの地上放出量 [g]

Q_{op} : 漏えいしたプルトニウムの炉室雰囲気内への移行量 [g]

M : 破損したプルトニウム燃料の量 (11.8 kg)

K : プルトニウムの気相への移行率 (5×10^{-4})

β : 炉室の漏えい率 (2%/d)

t : 漏えい事故後プルトニウムが地上放出される時間 (24 h)

D_1 : 建屋の除染係数 (10)

また、プルトニウムの排気筒による放出量 $Q_{sp}[\text{Bq}]$ は、次式により計算した。

$$Q_{sp} = Q_{op}/D_2 \quad (6)$$

D_2 : 高性能フィルターによる除染係数 (10^4)

3) 放出量

以上の仮定のもとに求めた希ガス及びハロゲンの大気中への放出量を **Table 7.8** に示す。プルトニウムの放出量は、地上放出が約 $1.2 \times 10^{-2} \text{g Pu}$ 、排気筒からの放出が約 $5.8 \times 10^{-4} \text{g Pu}$ である。プルトニウムの同位体組成を **Table 7.9** に示す。

(2) 被ばく線量評価

1) 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

日本原子力研究所、原子炉設置許可申請書 [STACY (定常臨界実験装置) 施設及び TRACY (過度臨界実験装置) 施設の設置]、添付書類六「2.5 安全解析に使用する気象条件」、「2.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件」⁽⁴⁾ に記載されている値を用いる。

値は、敷地における 1981 年 1 月～1985 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、以下の方法で求めたものである。

- (1) 毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- (2) 着目地点において、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さいほうから累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる値とする。
- (3) 上記(2)で求めた値のうち陸側方位で最大の値を使用する。

2) 被ばく線量の解析方法

a. 希ガス及びハロゲンからの γ 線による外部全身被ばく線量

希ガス及びハロゲンからの γ 線による外部被ばく線量は、次式により求めた。

$$D_\gamma = (D/Q) \cdot Q_\gamma \quad (7)$$

D_γ : γ 線による外部被ばく線量[Sv]

Q_γ : 希ガス及びハロゲンの γ 線換算放出量[MeV·Bq]

(D/Q) : 相対線量、 $3.24 \times 10^{-12} [\mu \text{Sv}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})]$ (地上放出)

$7.58 \times 10^{-12} [\mu \text{Sv}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})]$ (排気筒放出)

$$\text{ここで、 } Q_\gamma = Q_i^s \cdot E_\gamma^f \quad (8)$$

Q_i^s : 漏えいした希ガス、ハロゲンの放出量[Bq]

E_γ^f : 1 崩壊当たりの γ 線実効エネルギー[MeV]

である。核種ごとの γ 線実効エネルギー $E_{\gamma}^{f(5)}$ をTable 7.10に示す。

b. 甲状腺被ばく線量

よう素吸入による甲状腺被ばく線量は、次式により求めた。

$$D_i = \sum_i f_i^T \cdot K_i^T \cdot M \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \quad (9)$$

D_i : よう素による甲状腺被ばく線量 [Sv]

f_i^T : 核種 i の呼吸摂取における単位摂取量あたりの成人の甲状腺に対しての線量から小児の甲状腺に対しての線量への補正係数

K_i^T : 核種 i の呼吸摂取による成人の甲状腺に対しての線量への変換係数

M : 呼吸率、1.2 [m³/h] (成人活動時)

Q_i : 核種 i の放出量

(χ/Q) : 相対濃度 7.3×10^{-8} [h/m³] (地上放出)
 4.2×10^{-9} [h/m³] (排気筒放出)

Table 7.11 に使用した f_i^T 及び K_i^T の値を示す⁽⁶⁾。

c. プルトニウムの吸入による臓器被ばく線量

プルトニウムの吸入による臓器被ばく線量は次式により求めた。

$$D_j = R \cdot (\chi/Q) \cdot \sum (DF)_{i,j} \cdot Q_i \quad (10)$$

D_j : 臓器 j の被ばく線量 [Sv]

R : 呼吸率 [m³/h]。成人の呼吸率を用いる。プルトニウムの放出が短時間なので、昼間活動時の呼吸率 1.2 m³/h (←ICRP, Publ. 30) を用いる。

(χ/Q) : 相対濃度 7.3×10^{-8} [h/m³] (地上放出)
 4.2×10^{-9} [h/m³] (排気筒放出)

$(DF)_{i,j}$: 1 Bq のプルトニウム i を吸入したときの預託線量当量 [Sv/Bq]。ICRP, Publ. 30 の線量評価法および Pub. 48 の代謝データに従って算出した。

Q_i : プルトニウム i の放出量 [Bq]

Table 7.12 に使用した $(DF)_{i,j}$ の値を示す。⁽⁷⁾

(3) 被ばく線量

建屋から放出された希ガス及びハロゲンによる敷地境界外における最大被ばく線量の評価値を、「原子炉立地指針」に示されるところのめやす線量とともにTable 7.13に示す。

プルトニウムによる被ばく評価線量値については、その「めやす線量」と

ともに Table 7.14 に示す。

7.4.1.4 結論

これらの被ばく線量評価値は、「原子炉立地指針」に示されるところのめやす線量に比べて小さい。

7.4.2 仮想事故

7.4.2.1 事故の規模及び想定

重大事故として取り上げられた事故についてより多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。

重大事故では共晶温度を超えるプルトニウム燃料は 11.8kg であったが、これを約 3 倍の 35kg と想定し、炉内蓄積量の 50% に相当する FP がこの燃料に含まれているものとする。

7.4.2.2 線量評価の種類

仮想事故を想定した場合の被ばく線量は、重大事故の場合と同様に計算する。さらに、離隔のめやすのために、大気中に放出された希ガス及びハロゲンからの γ 線及びよう素の吸入による全身被ばく線量の人口積算値の評価も行う。

7.4.2.3 大気に放出された放射性物質による被ばく線量

(1) 放射性物質の大気中への放出量

1) 評価条件

a. 前提条件

- ① 35kg のプルトニウム燃料が共晶温度を超え、希ガス及びハロゲンが炉室内に放出されるものと仮定する。炉内蓄積量の 50% に相当する FP がこの燃料に含まれているものとする。
- ② プルトニウムは 35kg が酸化し、そのうちの 0.1% (ZPPR の安全解析において用いている値の 2 倍) である 35g が炉室空气中を浮遊するものとする。

b. 希ガス及びハロゲンの放出

- ① 共晶温度を超えたプルトニウム燃料から希ガス及びハロゲンが 100% の移行率で炉室雰囲気中に放出されるものとする。
- ② 事故発生後 24 時間は 2%/24 時間の漏洩率とし、この間は地上放出とする。事故発生から 24 時間後に残った希ガス及びハロゲンの全量が瞬時に排気筒から放出されるものとする。
- ③ 事故発生後 24 時間までの漏洩では時間減衰を考慮する。

c. プルトニウムの放出

- ① 空气中を浮遊する 35g の酸化プルトニウムが、事故発生後 24 時間

は 2%/24 時間の漏洩率で地上放出され、その後、気体廃棄設備によりフィルターを通して排気筒より放出されるものとする。

- ② 漏洩中の地上放出では、建家の除染係数を 10 とする。
- ③ 炉内空調再循環系の高性能フィルターによるろ過の効果は考慮しない。
- ④ 排気筒よりの放出では、高性能フィルターの除染係数を 10^4 とする。

仮想事故時における放射性物質の放出経路を Fig.7.12 に示す。

2) 放出量評価方法

a. 希ガス、ハロゲンの放出

①希ガス、ハロゲンの保有量

「5.4.1.3(1) 2)a. ①希ガスハロゲンの保有量」と同量の保有量である。

②希ガス、ハロゲンの大気中への放出量

希ガス、ハロゲンの地上放出及び排気筒から放出される量は、重大事故と同様それぞれ次式により計算した。

$$Q_i^s = LK_i Q_i^0 \frac{\beta}{\beta + \lambda_i} (1 - e^{-(\beta + \lambda_i)T}) \quad (11)$$

$$Q_i^s = LK_i Q_i(T_i) e^{-\beta T} \quad (12)$$

Q_i^s : 漏えいした希ガス、ハロゲンの地上放出量 [Bq]

Q_i^s : 漏えいした希ガス、ハロゲンの排気筒からの放出量 [Bq]

Q_i^0 : 漏えい事故発生時の希ガス、ハロゲンの量 [Bq]

$Q_i(t)$: 事故発生後の t 秒後の核種 i の保有量 [Bq]

L : 漏えいする割合 (0.50)

K_i : 核種 i の炉室気相への移行率

ハロゲン: 1.0 (100%移行)

希ガス: 1.0 (100%移行)

β : 炉室の漏えい率 (2%/d)

T : 漏えい事故後、希ガス、ハロゲンが地上放出される時間(24 h)

λ_i : 核種 i の崩壊定数

b. プルトニウムの放出

漏えいしたプルトニウムの地上放出される量は及び排気筒からの放出量は、重大事故と同様、次式により計算した。

$$Q_{gp} = Q_{op} \cdot (1 - e^{-\beta T}) / D_1 \quad (13)$$

$$Q_{sp} = Q_{op} / D_2 \quad (14)$$

ここで、 $Q_{op} = M \cdot K$

Q_{gp} : 漏えいしたプルトニウムの地上放出量 [Bq]

Q_{sp} : 漏えいしたプルトニウムの排気筒からの放出量 [Bq]

Q_{op} : 漏えいしたプルトニウムの炉室雰囲気内への移行量 [g]

M : 破損したプルトニウム燃料の量 (35 kg)

K : プルトニウムの気相への移行率 (1×10^{-3})

β : 炉室の漏えい率 (2%/d)

t : 漏えい事故後プルトニウムが地上放出される時間 (24 h)

D_1 : 建屋の除染係数 (10)

D_2 : 高性能フィルターによる除染係数 (10^4)

3) 放出量

以上の仮定のもとに求めた希ガス及びハロゲンの大気中への放出量を **Table 7.15** に示す。プルトニウムの放出量は、地上放出が約 7×10^{-2} gPu、排気筒からの放出が約 3.5×10^{-3} gPu である。プルトニウムの同位体組成は **Table 5.9** と同様である。

(2) 被ばく線量評価

1) γ 線による外部全身被ばく線量及び吸入による被ばく線量

大気中に放出された希ガス及びハロゲンからの γ 線による外部全身被ばく線量並びにヨウ素及びプルトニウムの吸入による被ばく線量の計算は、重大事故時と同様の計算条件及び計算式によって行う。

2) 全身被ばく線量の人口積算値

- a. 人口密集地帯からの離隔のめやすを得るために、日本原子力研究所、原子炉設置許可申請書[STACY(定常臨界実験装置)施設及び TRACY(過度臨界実験装置)施設の設置]、添付書類十「4.2 仮想事故」に記載されている、1985年および2035年(推定値)における全身被ばく線量の人口積算値を参考に、仮想事故時に放出される放射性雲中の希ガス及びハロゲンからの γ 線並びにヨウ素の吸入による全身被ばく線量の人口積算値の概算する。

(3) 被ばく線量

建屋から地上放出された希ガス及びハロゲンによる敷地境界外における最大被ばく線量の評価値を、「原子炉立地指針」に示されるところのめやす線量とともに **Table 7.16** に示す。プルトニウムによる被ばく評価線量値については、その「めやす線量」とともに **Table 7.17** に示す。

また、1985年人口データおよび2035年の人口推定値より求めた全身被ば

く線量の人口積算値は、多くとも数 10 人・Sv 程度である。

7.4.2.4 結論

これらの被ばく線量は、「原子炉立地審査指針」に示されるところのめやす線量を超えないまた、人口積算値は人口密集地帯からの隔離のめやすとして「原子炉立地審査指針」に示されるところの参考値 2 万人 Sv に比べて十分下回る。

第 7 章の参考文献

- (1) 原子力委員会：「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」、昭和 39 年 5 月 27 日。
- (2) 原子力委員会：「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」、昭和 56 年 7 月 20 日。
- (3) Lawroski, H., et al.: "Final Safety Analysis Report on the Zero Power Plutonium Reactor (ZPPR) Facility", ANL-7471 (1972).
- (4) 日本原子力研究所：「日本原子力研究所東海研究所原子炉設置変更許可申請書[STACY (定常臨界実験装置施設) 及び TRACY (過度臨界実験施設装置) の申請]」、昭和 62 年 8 月。
- (5) 原子力安全委員会：「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」、平成元年 3 月 27 日。
- (6) 原子力安全委員会：「発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針」、付録Ⅱ、平成 2 年 8 月 30 日。
- (7) 原子力安全委員会：「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」、昭和 56 年 7 月 20 日。

Table 7.1 解析体系の諸元.

体系	直径×高さ	容積 (10 ⁻³ m ³)	燃料重量		即発中性子 寿命(s)	実効遅発 中性子割合	燃料膨張反応度 ^{b)} (Δk/k/°C)	間隙効果 (Δk/k/mm)	出力ピーキ ング係数
			種類 ^{a)}	重量(kg)					
20%濃縮ウラン 炉心 (第一炉心)	53.2cm ^φ × 60.8cm ^H	135.2	EU(20%)	1142	3.64×10 ⁻⁷	7.39×10 ⁻³	-6.40×10 ⁻⁶	-1.0×10 ⁻³	1.48
小型プルトニウム 炉心 (最小炉心)	37.9cm ^φ × 40.6 ^H	45.8	Pu(92%)	74	1.72×10 ⁻⁷	2.54×10 ⁻³	-8.20×10 ⁻⁶	-2.3×10 ⁻³	1.59
大型窒化物模擬 炉心 (最大炉心)	109.5cm ^φ × 91.44cm ^H	860.4	Pu(92%) EU(93%) EU(20%)	222 164 660	3.75×10 ⁻⁷	5.01×10 ⁻³	-6.25×10 ⁻⁶	-5.0×10 ⁻³	1.33 ^{c)}

a) EU(20%) : 20%濃縮ウラン金属, EU(93%) : 93%濃縮ウラン金属, Pu(92%) : 核分裂性同位体の割合が92%のプルトニウム金属。

b) 20°Cから100°Cに上昇したときの反応度から換算。

c) 出力持ち分19.9%の中心テスト領域(プルトニウム燃料を使用)に関して、領域平均出力密度に対するピーク出力密度の比を示した。

Table 7.2 制御棒誤挿入事象 (運転時の異常な過渡変化)

炉心	初期出力 (W)	反応度挿入率 ($\Delta k/k/s$)	スクラム		スクラム 時炉周期 (s)	最高出力 (W)	出力量 (W·s)	燃料温度上昇(°C)	
			種類	時刻(s)				平均 ^{a)}	最高
20%濃縮U炉心	1W	1×10^{-4}	短炉周期 (5s)	33.0	5.0	15.8	198	<0.1	<0.1
	1W	1×10^{-5}	安全系中性子束高(1kW)	227	13.0	1.02×10^3	2.52×10^4	0.2	0.3
	1W	5×10^{-6}	安全系中性子束高(1kW)	353	21.1	1.02×10^3	3.92×10^4	0.3	0.4
小型Pu炉心	1W	1×10^{-4}	短炉周期 (5s)	10.8	4.9	3.07	29.1	<0.1	<0.1
	1W	1×10^{-5}	安全系中性子束高(1kW)	124	6.3	1.03×10^3	1.23×10^4	1.1	1.7
	1W	5×10^{-6}	安全系中性子束高(1kW)	199	11.1	1.02×10^3	2.05×10^4	1.8	2.8
	0.01W	5×10^{-6}	安全系中性子束高(1kW)	239	7.2	1.03×10^3	1.27×10^4	1.1	1.8
	100W	5×10^{-6}	安全系中性子束高(1kW)	130	28.6	1.02×10^3	5.65×10^4	4.9	7.8
大型窒化物 模擬炉心	1W	1×10^{-4}	短炉周期 (5s)	21.5	4.9	6.9	84.1	<0.1	<0.1
	1W	1×10^{-5}	安全系中性子束高(1kW)	178	10.1	1.03×10^3	1.90×10^4	0.3	0.4
	1W	5×10^{-6}	安全系中性子束高(1kW)	278	16.2	1.02×10^3	3.02×10^4	0.5	0.6

a) 大型窒化物模擬炉心では炉心中心のテスト領域の平均燃料温度と最高温度を示した。

Table 7.3 サンプル交換装置の誤作動（運転時の異常な過渡変化）

炉心	初期出力 (W)	ステップ 反応度 ($\Delta k/k$)	スクラム		スクラム 時炉周期 (s)	最高出力 (W)	出力量 (W·s)	燃料温度上昇(°C)	
			種類	時刻(s)				平均	最高
20%濃縮U炉心	1W	1.5×10^{-3} (0.6\$)	短炉周期 (5s)	0.25 ^{a)}	1.6	2.8	6.3	<0.1	<0.1
小型Pu炉心	1W	4.4×10^{-3} (0.6\$)	短炉周期 (5s)	0.25 ^{a)}	2.6	2.7	3.5	<0.1	<0.1
大型窒化物 模擬炉心	1W	3.0×10^{-3} (0.6\$)	短炉周期 (5s)	0.25 ^{a)}	1.6	2.8	4.8	<0.1	<0.1

a) スクラム回路が働くまでの時間遅れ0.2sと電磁石の切れ時間0.05sの和。

Table 7.4 制御棒誤挿入事象 (事故) .

炉心	初期出力 (W)	反応度挿入率 ($\Delta k/k/s$)	温度係数 10^{-6} $\Delta k/k/^\circ C$	スクラム		スクラム時 炉周期(s)	最高出力 (W)	出力量 (W·s)	燃料温度上昇($^\circ C$)	
				種類	時刻(s)				平均	最高
20%濃縮 U 炉心	1W	1×10^{-4}	6.40	安全系中 性子束高 (10kW)	50.2	1.5	1.13×10^4	6.55×10^4	0.5	0.7
	1W	1×10^{-5}	6.40		254	10.5	1.02×10^4	2.23×10^4	1.7	2.5
	1W	5×10^{-6}	6.40		397	17.4	1.02×10^4	3.39×10^4	2.5	3.7
	1W	1×10^{-4}	8.20		22.4	0.4	1.42×10^4	1.95×10^4	1.7	2.7
	1W	1×10^{-5}	8.20		137	5.7	1.04×10^4	1.06×10^5	9.2	14.7
	1W	5×10^{-6}	8.20		224	11.8	1.02×10^4	1.89×10^5	16.4	26.0
小型 Pu 炉心	0.01W	5×10^{-6}	8.20	安全系中 性子束高 (10kW)	255	7.5	1.04×10^4	1.27×10^5	11.0	17.5
	100W	5×10^{-6}	8.20		186	31.0	1.02×10^4	4.23×10^5	36.7	58.3
	100W	5×10^{-6}	4.10		177	19.7	1.02×10^4	3.53×10^5	30.7	48.7
	100W	5×10^{-6}	2.05		173	16.9	1.02×10^4	3.30×10^5	28.7	45.5
	1W	1×10^{-4}	6.25		37.2	10.0	1.21×10^4	4.09×10^4	0.6	0.9
	1W	1×10^{-5}	6.25		198	8.0	1.04×10^4	1.66×10^5	2.6	3.5
大型窒化物 模擬炉心	1W	5×10^{-6}	6.25	安全系中 性子束高 (10kW)	312	13.5	1.02×10^3	2.59×10^5	4.1	5.4

Table 7.5 サンプル交換装置の誤作動 (事故)

炉心	初期出力 (W)	ステップ 反応度 ($\Delta k/k$)	スクラム		スクラム 時炉周期 (s)	最高出力 (W)	出力量 (W·s)	燃料温度上昇(°C)	
			種類	時刻(s)				平均	最高
20%濃縮U炉心	1W	1.5×10^{-3} (0.6\$)	安全系中性子束高 (10kW)	20.9	2.6	1.11×10^4	7.84×10^4	0.6	0.9
小型Pu炉心	1W	4.4×10^{-3} (0.6\$)	安全系中性子束高 (10kW)	28.8	4.0	1.07×10^4	7.20×10^4	6.3	9.9
大型窒化物 模擬炉心	1W	3.0×10^{-3} (0.6\$)	安全系中性子束高 (10kW)	21.0	2.6	1.10×10^3	6.50×10^3	1.0	1.4

Table 7.6 燃料誤装荷による密着中の臨界事象（事故）

炉心	初期出力 (W)	温度係数 $10^{-6} \Delta$ k/k/°C	安全棒価値 $10^{-2} \Delta$ k/k	スクラム		最高出力 (W)	出力量 ^{d)} (W·s)	燃料温度上昇(°C)	
				種類	時刻(s)			平均	最高
20%濃縮U炉心 ^{a)}	0.01W	6.40	0.66	安全系中 性子束高 (10kW)	26.1	1.41×10^4	3.04×10^4	0.2	0.3
	0.01W	8.20	0.66		4.4	4.01×10^6	3.41×10^5	29.6	47.0
	1W	8.20	0.66		4.4	9.21×10^5	9.03×10^4	7.8	12.4
	100W	8.20	0.66		4.1	1.81×10^4	1.01×10^4	0.9	1.4
	0.01W	4.10	0.66		4.4	8.69×10^6	6.71×10^5	58.3	92.5
	0.01W	2.05	0.66		4.4	1.88×10^7	1.32×10^6	114.9	182.2
大型窒化物 模擬炉心 ^{c)}	0.01W	8.20	1.66		4.4	4.01×10^6	2.58×10^5	22.4	35.6
	0.01W	6.25	0.66		33.9	1.13×10^4	2.15×10^4	0.3	0.5

a) 反応度挿入率: $2.50 \times 10^{-4} \Delta$ k/k/s (3.4ϕ /s)。

b) 反応度挿入率: $5.75 \times 10^{-4} \Delta$ k/k/s (22.7ϕ /s)。

c) 反応度挿入率: $1.25 \times 10^{-4} \Delta$ k/k/s (2.5ϕ /s)。

d) スクラム後10sまで。

Table 7.7 燃料誤装荷による密着中の臨界事象（重大事故）

炉心	初期出力 (W)	温度係数 10^{-6} Δ k/k/°C	スクラム ^{b)}		最高出力 (W)	出力量 ^{c)} (W·s)	燃料温度上昇(°C)		共晶温度410°Cを超える炉心の範囲 6500cm ³ (炉心の14.2%に相当) Pu: 11.8kg
			種類	時刻(s)			平均	最高	
小型Pu炉心 ^{a)}	0.01W	2.05	安全系中 性子束高 (10kW)	4.4	1.89×10^7	3.47×10^6	301.3	478.1	

a) 反応度挿入率: $5.75 \times 10^{-4} \Delta$ k/k/s (22.7ϕ /s)。

b) 安全棒の不作動を想定。

Table 7.8 重大事故時の希ガス及びハロゲンの放出量.

核種	半減期	放出量[Bq]	
		地上放出量	排気筒放出
Br- 83	2.39 h	4.78×10^7	6.98×10^8
Br- 84	31.8 m	5.42×10^7	1.82×10^4
Br- 84M	6.0 m	4.75×10^6	0.00
Br- 85	2.87 m	5.15×10^7	0.00
Br- 86	59 s	2.92×10^7	0.00
Br- 87	55.7 s	5.98×10^7	0.00
I-129	1.57×10^7 y	7.96×10^{-1}	3.74×10^1
I-131	8.06 d	1.51×10^8	7.70×10^8
I-132	2.28 h	4.68×10^7	1.62×10^{10}
I-133	20.8 h	7.37×10^8	4.21×10^{10}
I-134	52.6 m	5.34×10^8	2.51×10^8
I-134M	3.7 m	1.32×10^8	0.00
I-135	6.61h	1.18×10^9	4.59×10^{10}
I-136	83 s	2.20×10^8	0.00
I-136M	46 s	2.14×10^8	0.00
Xe-131M	11.9 d	1.07×10^6	4.90×10^7
Xe-133	5.29 d	2.39×10^8	1.12×10^{10}
Xe-133M	2.25 d	1.13×10^7	5.87×10^8
Xe-135	9.083 h	5.92×10^8	6.33×10^{10}
Xe-135M	15.65 m	7.24×10^7	7.34×10^9
Xe-137	3.83 m	5.75×10^8	0.00
Xe-138	14.17 m	5.68×10^8	1.04×10^{-3}
Xe-139	39.5 s	4.58×10^8	0.00
Kr- 83M	1.83 h	1.65×10^7	1.97×10^9
Kr- 85	10.73 y	1.07×10^5	5.26×10^6
Kr- 85M	4.48 h	1.07×10^8	3.37×10^9
Kr- 87	76.3 m	1.39×10^8	1.41×10^8
Kr- 88	2.80 h	2.27×10^8	3.63×10^9
Kr- 89	3.18 m	1.50×10^8	0.00
Kr- 90	32.32 s	1.45×10^8	0.00
γ 線放出量[MeV·Bq]		8.69×10^9	1.80×10^{11}
I-131 等価放出量[Bq]		3.10×10^8	1.63×10^{10}

Table 7.9 プルトニウム同位体の同位体組成.

核種	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
組成[wt%]	0	91.17	8.00	0.20	0.07	0.56

Table 7.10 評価に使用した核種ごとの半減期 $T_{1/2}$ と γ 線実効エネルギー E_{γ}^f .

核種	$T_{1/2}^{*1}$	E_{γ}^f [MeV]	核種	$T_{1/2}$	E_{γ}^f [MeV]	核種	$T_{1/2}$	E_{γ}^f [MeV]
Br- 83	2.39 h	0.0075	I-129	1.57e7 y	0.024	Xe-131m	11.9 d	0.143
Br- 84	31.8 m	1.742	I-131	8.06 d	0.381	Xe-133	5.29 d	0.135
Br- 84m	6.0 m	2.769	I-132	2.28 h	2.253	Xe-133m	2.25 d	0.19
Br- 85	2.87 m	0.065	I-133	20.8 h	0.608	Xe-135	9.083 h	0.316
Br- 86	59 s	3.379	I-134	52.6 m	2.75	Xe-135m	15.65 m	0.095
Br- 87	55.7 s	1.528	I-134m	3.7 m	0.228	Xe-137	3.83 m	1.766
			I-135	6.61h	1.645	Xe-138	14.17 m	0.611
Kr- 83m	1.83 h	0.0025	I-136	83 s	2.168	Xe-139	39.5 s	1.75
Kr- 85	10.73 y	0.0022	I-136m	46 s	1.901			
Kr- 85m	4.48 h	0.159						
Kr- 87	76.3 m	0.793						
Kr- 88	2.80 h	1.950						
Kr- 89	3.18 m	2.067						
Kr- 90	32.32 s	1.325						

Table 7.11 ヨウ素の各同位体による実効線量当量の評価に使用するパラメータ及び換算係数.

パラメータ等	記号	単位	数値
核種 i の呼吸摂取における単位摂取における単位摂取量あたりの成人の実効線量当量から小児の実効線量当量への補正係数	f_i^T	-	I-131: 4.4 I-132: 4.7 I-133: 5.0 I-134: 4.6 I-135: 4.7
核種 i の呼吸摂取による成人の実効線量当量への換算係数	K_i^T	mSv/Bq	I-131: 2.9×10^{-7} I-132: 1.7×10^{-9} I-133: 4.9×10^{-8} I-134: 2.9×10^{-10} I-135: 8.5×10^{-9}

Table 7.12 1 Bq の 1 回呼吸摂取に対する預託線量当量 (DF)_{ij}.

核種	組織 (単位 Sv/Bq)		
	骨表面	肺	肝
²³⁸ Pu	7.2×10 ⁻⁴	3.2×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴
²³⁹ Pu	8.2×10 ⁻⁴	3.2×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁴
²⁴⁰ Pu	8.2×10 ⁻⁴	3.2×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁴
²⁴¹ Pu	1.8×10 ⁻⁵	3.2×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶
²⁴² Pu	7.8×10 ⁻⁴	3.1×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴
²⁴¹ Am	2.2×10 ⁻³	1.8×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁴

Table 7.13 希ガス及びハロゲンによる敷地境界外における最大被ばく線量の評価値とめやす線量.
(重大事故)

項目	最大被ばく評価線量	めやす線量
γ線による外部全身被ばく線量	0.16 μSv	0.25 Sv
小児甲状腺被ばく線量	150 μSv	1.5 Sv

Table 7.14 プルトニウムによる被ばく評価線量と「めやす線量」.
(重大事故)

組織	評価線量	めやす線量
骨 (骨表面近くの細胞の線量)	4.2 mSv	2.4 Sv
肺	1.0 mSv	3 Sv
肝	0.8 mSv	5 Sv

Table 7.15 仮想事故時の希ガス及びハロゲンの放出量

核種	半減期	放出量[Bq]	
		地上放出	排気筒放出
Br- 83	2.39 h	1.33×10^8	1.98×10^9
Br- 84	31.8 m	1.50×10^8	5.16×10^4
Br- 84M	6.0 m	1.32×10^7	0.00
Br- 85	2.87 m	1.43×10^8	0.00
Br- 86	59 s	8.11×10^7	0.00
Br- 87	55.7 s	1.66×10^8	0.00
I-129	1.57×10^7 y	2.21×10^0	1.06×10^2
I-131	8.06 d	4.19×10^8	2.18×10^{10}
I-132	2.28 h	1.30×10^8	4.60×10^{10}
I-133	20.8 h	2.05×10^9	1.19×10^{11}
I-134	52.6 m	1.48×10^9	7.12×10^8
I-134M	3.7 m	3.67×10^8	0.00
I-135	6.61h	3.26×10^9	1.30×10^{11}
I-136	83 s	6.11×10^8	0.00
I-136M	46 s	5.95×10^8	0.00
Xe-131M	11.9 d	2.98×10^6	1.39×10^8
Xe-133	5.29 d	6.65×10^8	3.16×10^{10}
Xe-133M	2.25 d	3.13×10^7	1.66×10^9
Xe-135	9.083 h	1.64×10^9	1.79×10^{11}
Xe-135M	15.65 m	2.01×10^8	2.08×10^{10}
Xe-137	3.83 m	1.60×10^9	0.00
Xe-138	14.17 m	1.58×10^9	2.95×10^{-3}
Xe-139	39.5 s	1.27×10^9	0.00
Kr- 83M	1.83 h	4.59×10^7	5.58×10^9
Kr- 85	10.73 y	2.97×10^5	1.49×10^7
Kr- 85M	4.48 h	2.96×10^8	9.56×10^9
Kr- 87	76.3 m	3.87×10^8	4.01×10^8
Kr- 88	2.80 h	6.31×10^8	1.03×10^{10}
Kr- 89	3.18 m	4.16×10^8	0.00
Kr- 90	32.32 s	4.02×10^8	0.00
γ 線放出量[MeV·Bq]		2.41×10^{10}	5.10×10^{11}
I-131 等価放出量[Bq]		8.63×10^8	4.52×10^{10}

Table 7.16 希ガス及びハロゲンによる敷地境界外における最大被ばく線量の評価値とめやす線量 (仮想事故)

項目	最大被ばく評価線量	めやす線量
γ 線による外部全身被ばく線量	0.44 μ Sv	0.25 Sv
成人甲状腺被ばく線量	89 μ Sv	3 Sv

Table 7.17 プルトニウムによる被ばく評価線量と「めやす線量」

組織	評価線量	めやす線量
骨 (骨表面近くの細胞の線量)	25 mSv	2.4 Sv
肺	6 mSv	3 Sv
肝	4 mSv	5 Sv

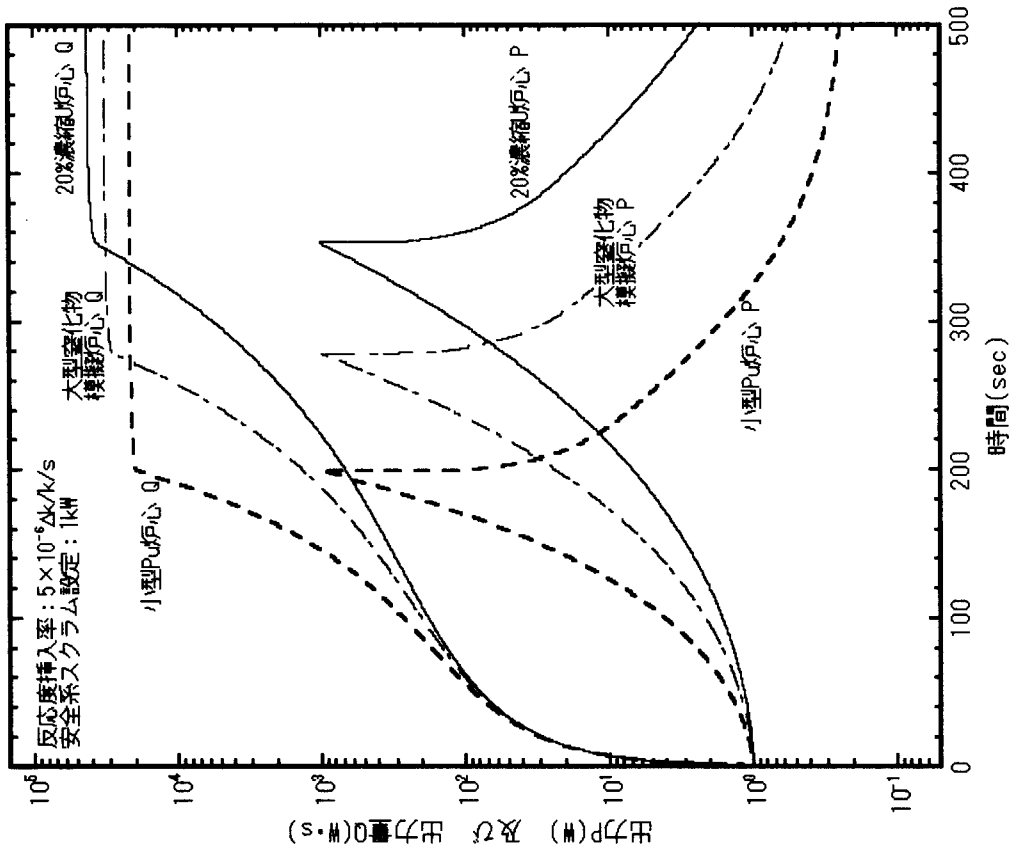


Fig.7.2 制御棒の誤挿入の解析結果.

(運転時の異常な過渡変化 反応度挿入率 $5 \times 10^{-6} \Delta k/k/s$)

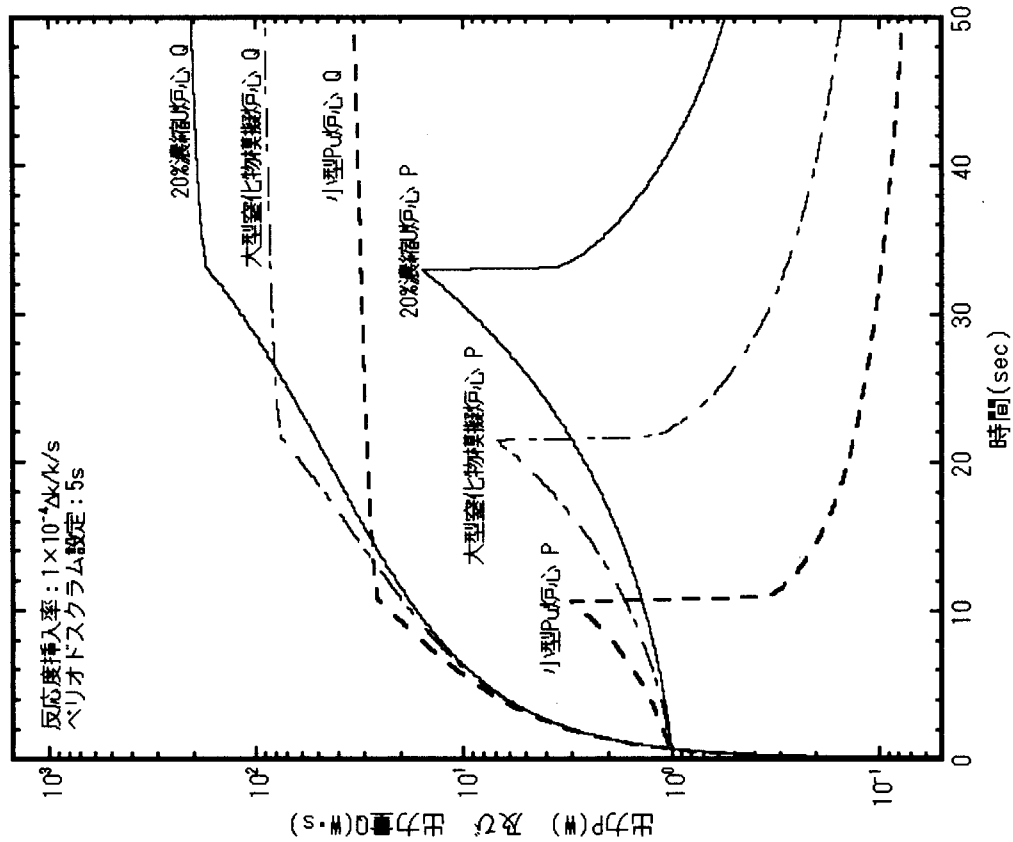


Fig.7.1 制御棒の誤挿入の解析結果.

(運転時の異常な過渡変化 反応度挿入率 $1 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$)

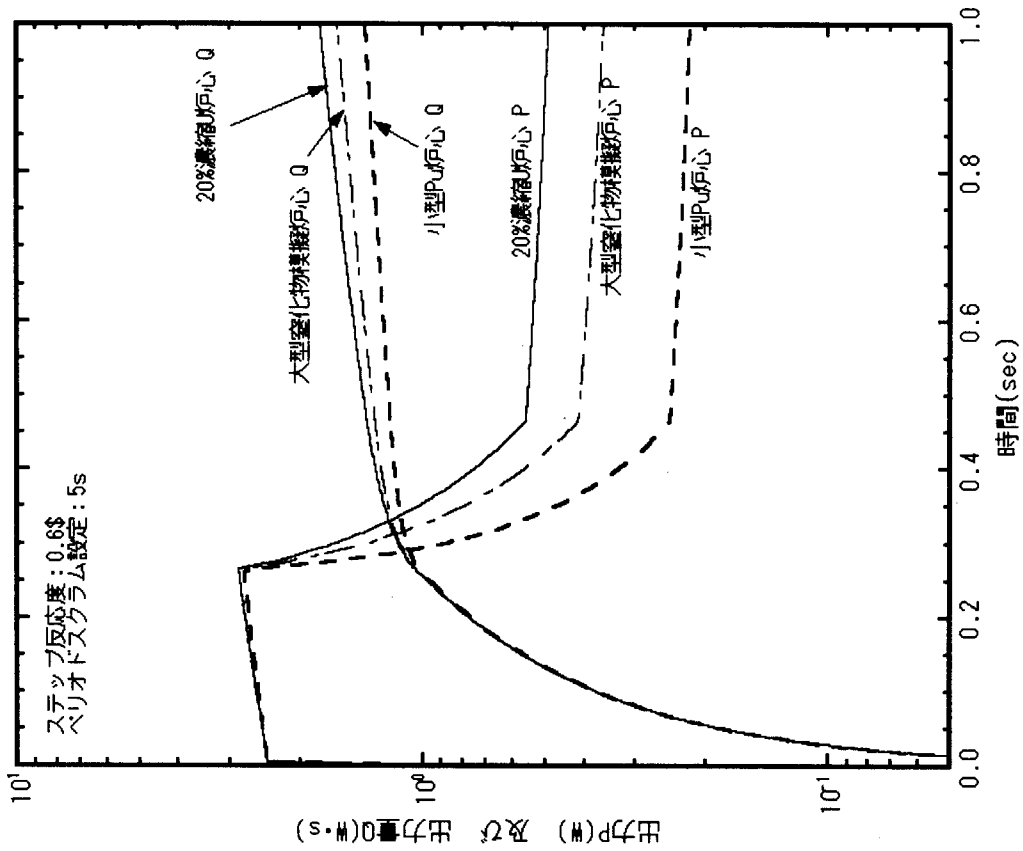


Fig.7.4 サンプル交換装置の誤作動の解析結果。
(運転時の異常な過渡変化 ステップ反応度: 0.6\$)

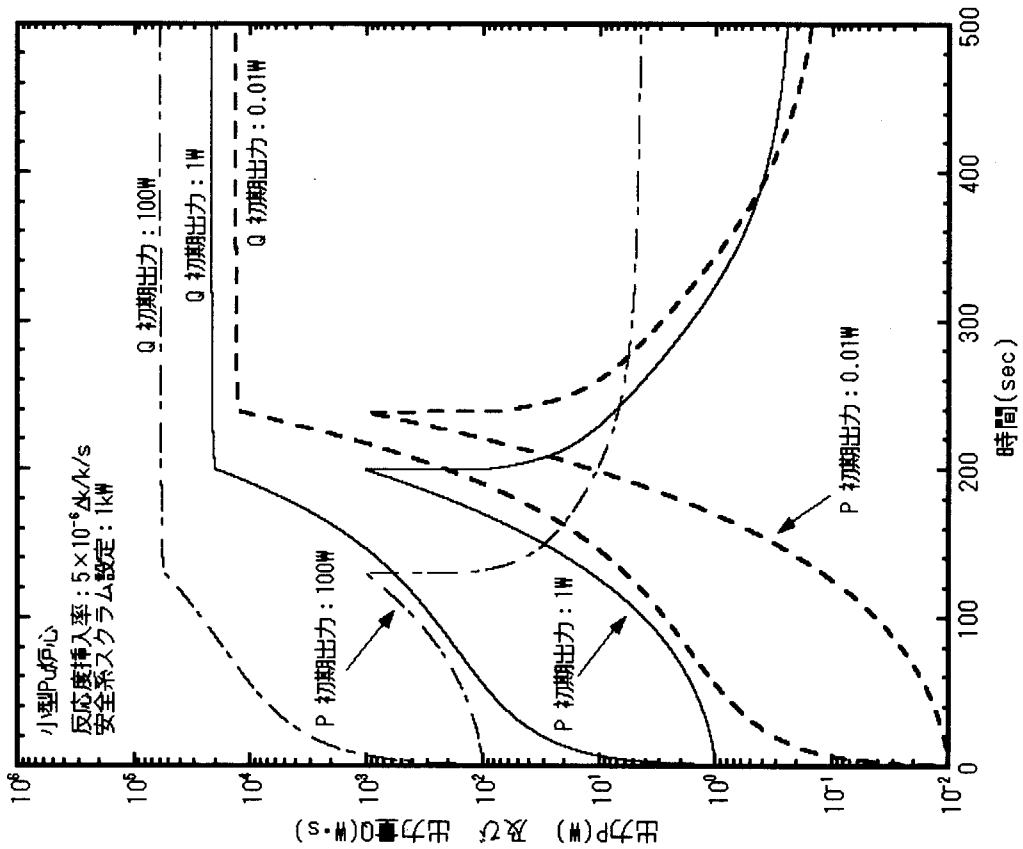


Fig.7.3 制御棒の誤挿入における初期出力の影響。
(運転時の異常な過渡変化 反応度挿入率 $5 \times 10^{-6} \Delta k/k/s$)

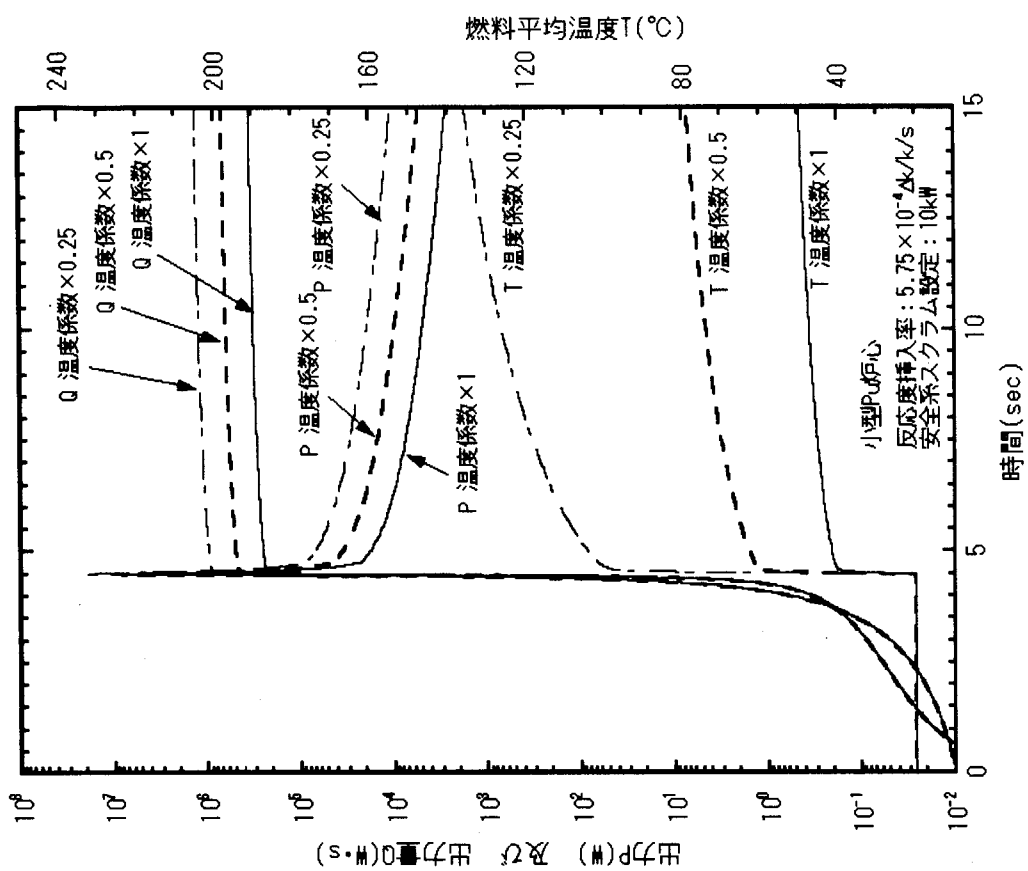


Fig.7.6 燃料誤装荷による密着中の臨界事故の温度係数依存性.

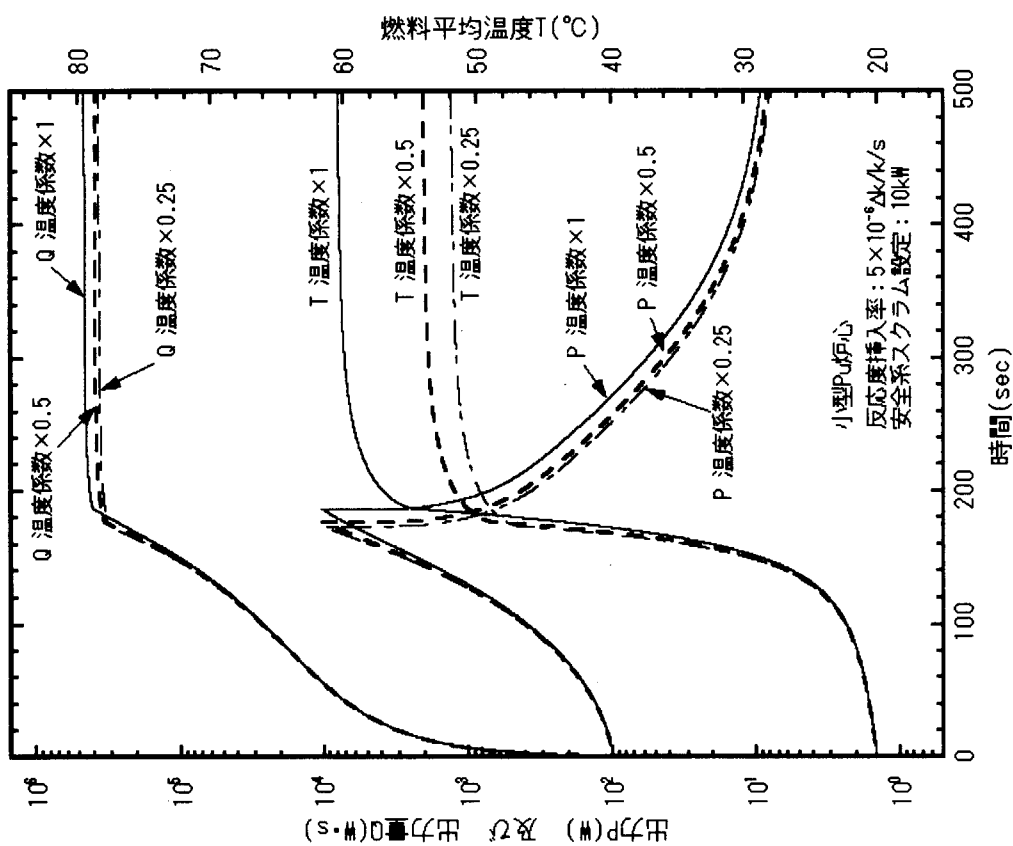


Fig.7.5 制御棒誤挿入事故の温度係数依存性.

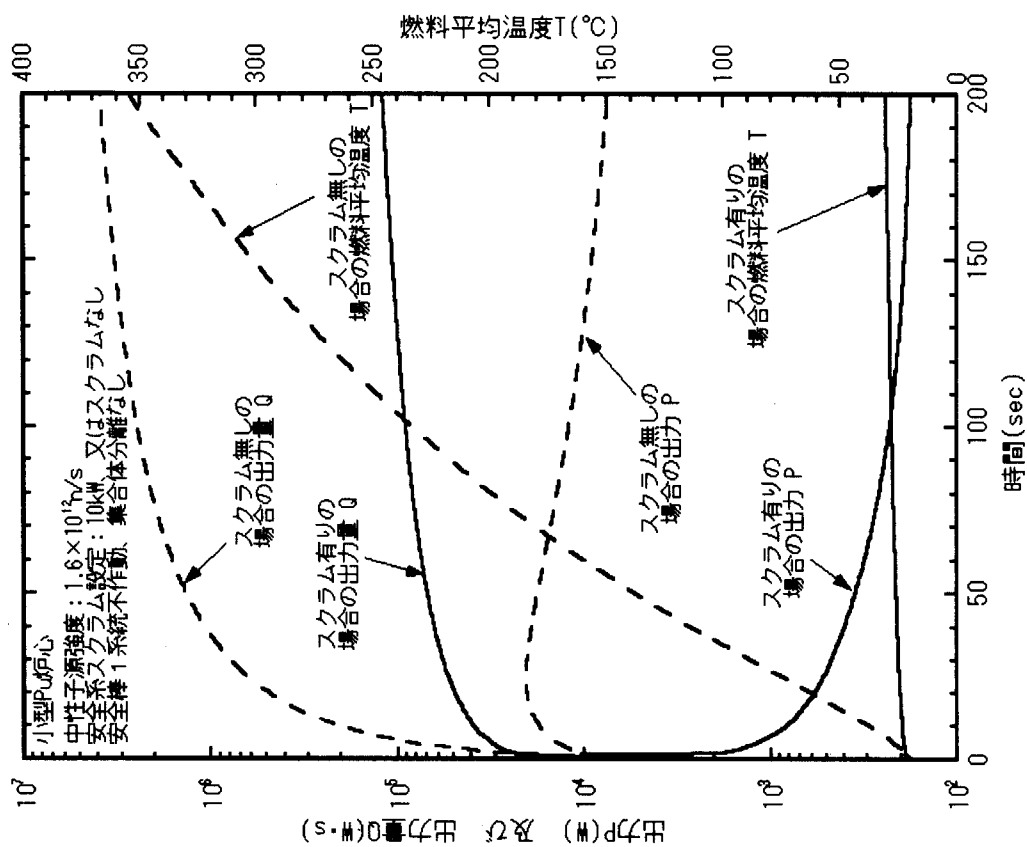


Fig.7.8 臨界時における最大陽子ビーム導入事故の解析結果。
(事象発生後 200s まで)

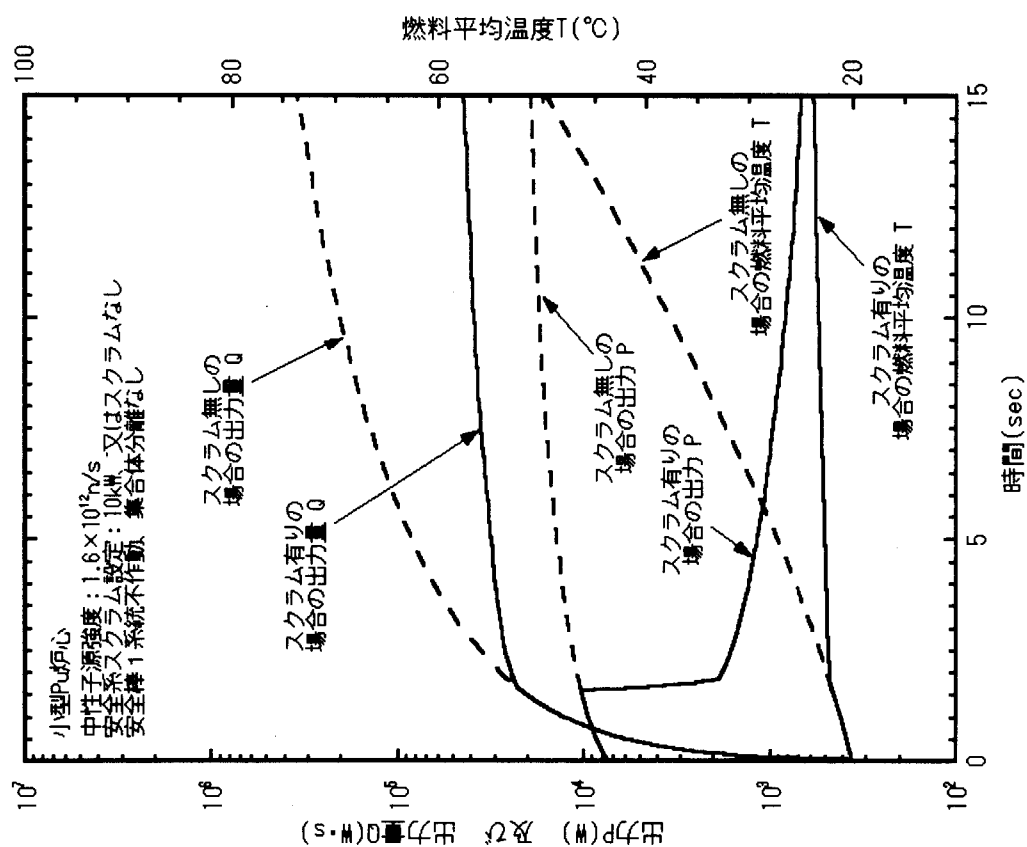


Fig.7.7 臨界時における最大陽子ビーム導入事故の解析結果。
(事象発生後 15s まで)

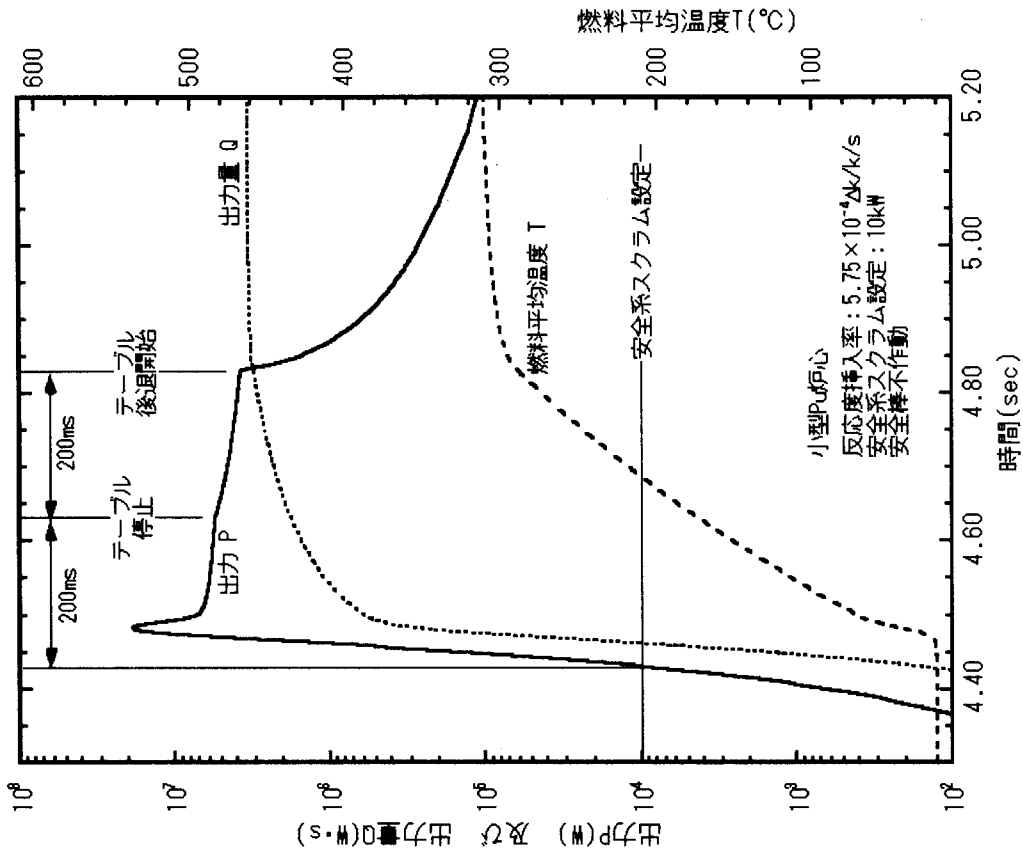


Fig.7.9 重大事故の解析結果 (全体)

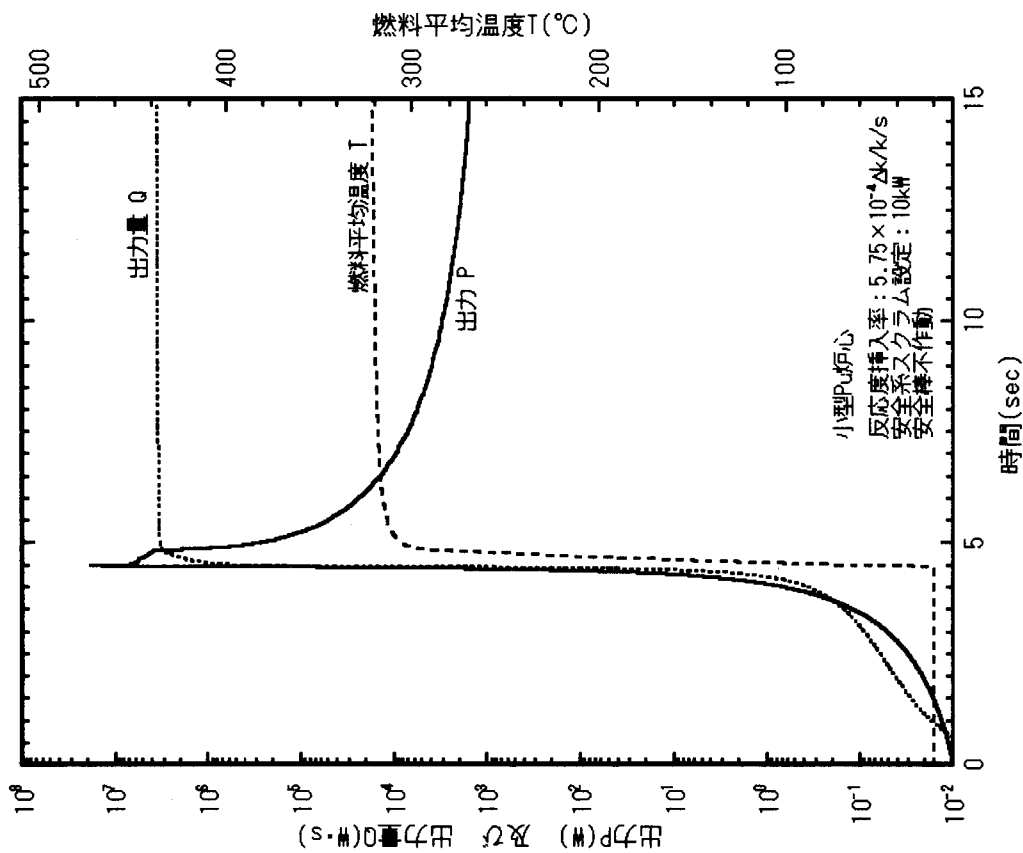


Fig.7.10 重大事故の解析結果 (スクラム部分の詳細)

ステンレス鋼被覆プルトニウム金属燃料板	
炉心内核分裂生成物保有量 4kW・h週の運転を25週継続の後、 500Wで4時間運転の直後 3.47×10 ⁶ W・sの臨界事故	炉心内プルトニウム装荷量 74kgPu

ステンレス鋼被覆プルトニウム金属燃料板	
炉心内核分裂生成物保有量 4kW・h週の運転を25週継続の後、 500Wで4時間運転の直後 3.47×10 ⁶ W・sの臨界事故	炉心内プルトニウム装荷量 74kgPu

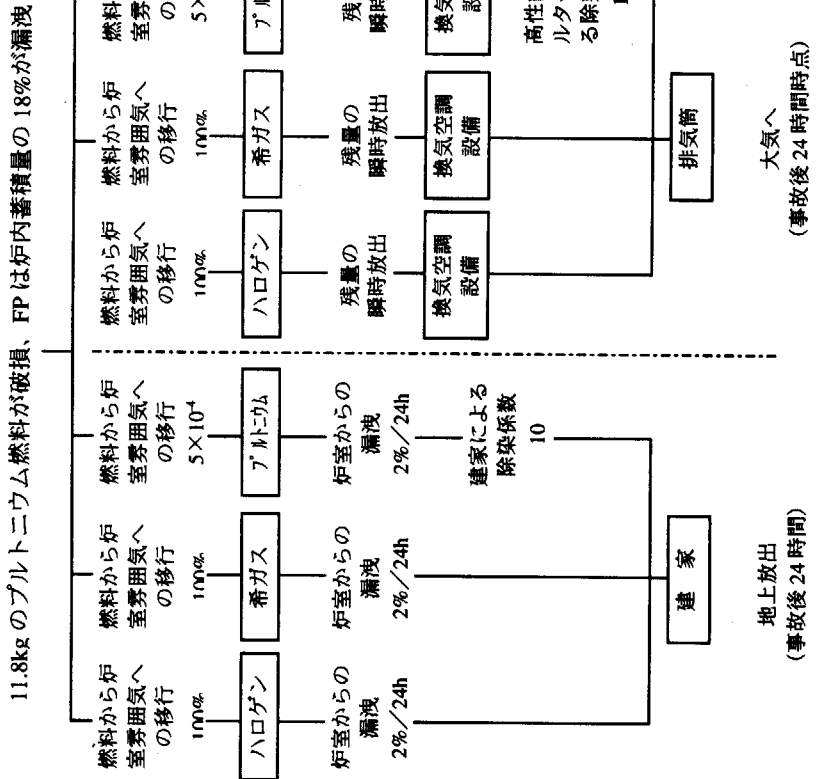
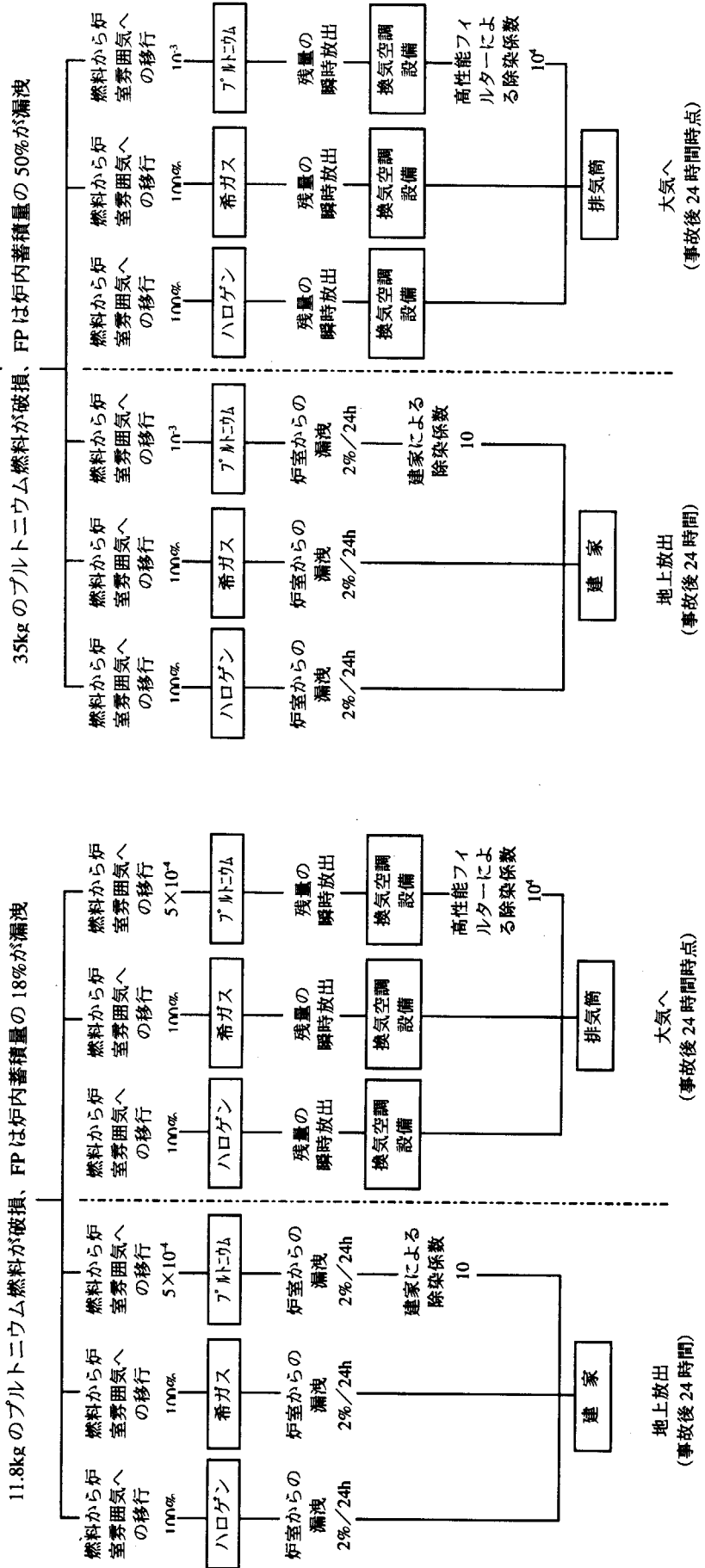


Fig.7.12 仮想事故時の放出経路.

Fig.7.11 重大事故時の放出経路.

8. MA および LLFP を用いた実験の展望

本章では、マイナーアクチニド (MA) と長寿命核分裂生成物 (LLFP) を用いた実験について過去の実験をレビューし、核変換物理実験施設において考えられる実験に対応する線源量を評価する。

8.1 MA を用いた実験

8.1.1 過去の実験のレビュー

過去に行われた、MA を装荷した臨界実験装置による積分実験を調査した。国内においては、原研 FCA をはじめ、京大 KUCA や東大 YAYOI 炉において核分裂反応率比などの測定が行われている。海外では、ロシアの高速炉臨界集合体である BFS で大掛かりな実験が行われている。これらの実験をまとめて Table 8.1 に示す。

FCA と BFS では多くの核種について核分裂断面積測定が行われており、また 10g 程度の密封サンプルを用いて反応度値も調べられている。さらに BFS では、10kg 程度の Np-237 を用いて部分模擬炉心を構成した実験が行われている。KUCA では減速されたスペクトル場での断面積測定が現在も進行中であり、YAYOI では平均エネルギーが 1MeV 付近の中性子場で実験が行われている。

(a) FCA

1980 年から、スペクトルを系統的に変化させた 7 種類の炉心からなる FCA-IX が構成され、アクチニド核種に関する積分実験⁽¹⁻³⁾が行われた。FCA-IX は Table 8.2 に示した組成からなり、Fig.8.1 に示したスペクトル場を持つ。核分裂比及び反応度値 (Fig.8.2) を測定し、その結果から群定数を修正して Fig.8.3 に示すように C/E 値の精度向上を見た。

この実験で使用した核分裂計数管は全て原研で製作された。また、反応度値実験に用いた 20g 程度の反応度サンプルは、Am-243 を除いて FCA に現存している。

(b) KUCA

減速材体積比率 (V_m/V_f) を 0.65~5.91 の範囲で変化させることで、スペクトルインデックス (1eV 以下の中性子束割合) を 0.06 から 0.94 まで変化させ、系統的な測定が行われた。炉心構成の例を Fig.8.4 に、スペクトルを Fig.8.5 に示す。測定結果として Np-237 の実効核分裂反応断面積の C/E 値⁽⁴⁾を Fig.8.6 に示す。Np-237 の捕獲反応については、JENDL-3.2 による計算値による C/E 値が 0.97~1.02 となり、実験値との良好な一致を示した。⁽⁵⁾ 実験は現在も継続中である。

(c) YAYOI

平均エネルギー 1.44MeV, 1.30MeV, 0.824MeV の 3ヶ所の測定位置で Am-241 及び Am-243 の U-235 に対する核分裂反応比の測定が行われた⁽⁶⁾。スペクトルを Fig.8.7 に示す。Am-241 と Am-243 の U-235 に対する核分裂比の C/E 値を Fig.8.8 に示す。

(d) BFS

SUPERPHENIX の内部炉心を模擬した BFS-67 (Pu: 19%) 炉心の中心部の UO_2 を NpO_2 に置換して、BFS-67-2 (Np-237: 13.7%), -3 (Np-237: 6.5%), -3B (Np-237: 6.5%, -3 の 2 倍の体積を置換) の 3 炉心を構成した。以下の実験データが得られた。⁽⁷⁾

- i. 臨界質量
- ii. 炉心中心での核分裂、捕獲反応率比 (Table 8.3)
- iii. 炉心中心での反応度価値 (Table 8.4)
- iv. Na ボイド反応度
- v. ボロン制御棒反応度価値

結論として、Np 領域の導入は Na ボイド反応度を著しく上昇させると共に制御棒価値を 15%程度減少させ、この傾向は計算で再現できた、とされている。

BFS-67 に続いて、CAPRA 型炉を模擬した BFS-69 (BFS-67 の UO_2 の半数を Na に変更, Pu: 37%) や、Pu と MA の専焼炉を模擬した BFS-71 (BFS-69 の UO_2 の更に半分を Al_2O_3 セラミックに変更, Pu: 55%) においても Np を加えた炉心を構築し、同様の実験が行われた。⁽⁸⁾ これらの実験を解析し、「Np 反応度価値の計算においては、JENDL-3.2 が他に比べて優れているが、柔らかいスペクトルでは反応度が 10%程度小さく、keV 領域での実験が望まれる。」という結論が得られている。⁽⁹⁾

Np-237 以外の MA 核種では、中性子捕獲反応によって生成する核種が測定しやすいガンマ線を放出しないために捕獲断面積を箔放射化法では測定することができないが、反応度価値実験では捕獲反応断面積の妥当性を評価することができる (Fig.8.9)。Np-237 捕獲断面積については、放射化法と反応度法を比較して±4%の一致をみている。⁽¹⁰⁾

8.1.2 MA サンプルの量による区分

過去の実験では、大別して以下の 4 つの重量オーダーの MA を炉心に持ち込んでいる。

- | | | |
|------|------------------------|------------------------------|
| i. | 10~100 μg : | 核分裂計数管内の電着膜、多数核種 |
| ii. | 10~100mg : | 放射化箔、多数核種 |
| iii. | 10g : | 反応度サンプル、Np-237、Am-241、Am-243 |
| iv. | 10kg : | 場模擬、Np-237 |

Table 8.5 に i.~iii. の試料から発生する発熱量、核分裂中性子数、 γ 線数を示す。網掛けを施した量の核種を長時間取り扱うには、冷却装置や遮蔽を備えたホットセル相当の設備が必要と考えられる。東海研内に存在するセルとしては、WASTEF の鉛セル (Am-N の調整に使用) と NUCEF に設置中の鉄セルがある。それぞれのセルの使用上限値 (Table 8.6 と Table 8.7) から、100mg オーダーまでの MA は概ね取り扱うことができるが、10g オーダーについてはこのようなセルでも取り扱えないことが分かる。なお、大洗研の燃料研究棟に存在するグローブボックスでは 1 日

最大 11.2g の Np-237 を取り扱えることから類推されるように、Np-237 に対する制限はかなり緩くできると考えられる。

8.1.3 MA 領域の部分的な模擬

集合体の中に MA を 10kg オーダーで含む領域を設け、スペクトル場を模擬する実験を考える。これは、BFS で行われた 20kg の Np-237 を含む高速炉模擬実験に相当する。Fig.8.10 に示したような MA を含む模擬集合体を製作できたと仮定し、実験装置での除熱と遮蔽について検討した。

模擬対象としては、高速炉で MA を核変換する場合を想定して、MA を 5% 含む MOX 燃料を考える。具体的にはサイクル機構で提案されている 1600MWt の MOX-FBR⁽¹¹⁾ に MA を 5% 加えた炉心を集合体の一部で模擬する。UO₂ :PuO₂ :MAO₂ = 79 : 16 : 5 であり、MA としては、Np-237、Am-241 もしくは Am-243 を考える（実際はこれら 3 核種の混合物となる）。この場合のアクチニド核種の密度、総重量、発熱及び発生放射線数を Table 8.8 に示す。これらをソースタームとして除熱と遮蔽を検討した。この検討では、冷却空気の温度差を 50℃ と設定した。また、燃料集合体のバンドル部にも燃料ピンが詰まっているとし、燃料集合体は 900 本の燃料ピンからなるとして計算を行った。

詳細を以下に示すが、結果として、空冷可能な形状の模擬体が見された。また、遮蔽に関しては Pu-240 からの中性子線量が支配的であることが分かった。

(a) 除熱

Table 8.8 に示したように、集合体からの発熱は Am-241 の場合が最も大きいので、この場合の空気による冷却を考える。冷却流路の確保はピン毎に行うとし、Fig.8.11 のように案内管をもつ構造（模擬集合体 ①）と Fig.8.12 のように冷却孔をもつ構造（模擬集合体 ②）を想定し、それぞれの場合にブローに要求される能力を計算した。その結果、冷却孔の場合は十分可能であるが、案内管では圧力差が大きすぎる事が分かった。また、燃料と冷却空気の温度差はそれぞれ 0.8 度と 4 度程度となった。

模擬集合体 ①（案内管）：

・必要な流量・流速

全出力 = 1455 [W], 集合体中の全流路 = 4.72×10^{-3} [m²],
 温度差 = 50 [K], 管の全長(l) = 0.608 [m], 平均空気温度 = 50 [°C],
 空気比熱 (Cp) = 1007 [J/kg·K], 空気密度 (ρ) = 1.09 [kg/m³]
 これらより、

$$\begin{aligned} \text{全流量 [m}^3/\text{s]} &= (\text{全出力})/(\text{空気比熱})/(\text{温度差})/(\text{空気密度}) \\ &= 1455/1007/50/1.09 = 2.66 \times 10^{-2} \end{aligned}$$

$$\text{流速 [m/s]} = (\text{全流量})/(\text{全流路}) = (2.66 \times 10^{-2})/(4.72 \times 10^{-3}) = 5.6$$

・圧力損失

$$\text{相当直径} = 4 \times (\text{流路断面積})/(\text{濡れぶち長さ}) = 4.0 \times 10^{-4} [\text{m}]$$

$$\text{動粘度 } (\nu) = 1.82 \times 10^{-5} \text{ [m}^2\text{/s]}$$

$$\text{Re} = (\text{流速}) \times (\text{相当直径}) / (\text{動粘性}) = (5.6 \times 4.0 \times 10^{-4}) / (1.82 \times 10^{-5}) \\ = 123.6,$$

$$\text{管摩擦係数 } (f) = 64 / \text{Re} = 64 / 123.6 = 0.52$$

$$\text{圧力損失} = f \times l \times (\text{密度}) \times (\text{流速})^2 / (\text{相当直径}) / 2 = 3.8 \times 10^4 \text{ [Pa]}$$

- 必要スペック

$$\text{流量 } 0.0266 \text{ m}^3\text{/s } (= 1.6 \text{ m}^3\text{/min}),$$

$$\text{圧力差 } 0.038 \text{ MPa } (= 3800 \text{ mmAq})$$

- 燃料温度

$$\text{熱伝導率 } (\lambda) = 0.028 \text{ [W/m/K]}$$

$$\text{相当直径 } (d) = (\text{流路断面積}) / (\text{伝熱部濡れぶち長さ}) = 8.2 \times 10^{-4} \text{ [m]}$$

$$\text{プラントル数 } (\text{Pr}) = \nu / \lambda \times \rho \times C_p = 0.71$$

$$\text{層流ヌセルト数 } (\text{Num}) =$$

$$3.65 + 0.068 \times d / l \times \text{Re} \times \text{Pr} / (1 + 0.04 \times (d / l \times \text{Re} \times \text{Pr})^{2/3}) = 3.67$$

$$\text{熱伝達率} = \text{Num} \times \lambda / d = 126 \text{ [W/m}^2\text{/K]}$$

$$\text{冷却材と燃料の平均温度差} =$$

$$(\text{ピン毎の発熱}) / (\text{伝熱部面積}) / (\text{熱伝達率}) = 0.826 \text{ [K]}$$

模擬集合体 ② (冷却孔) :

- 必要な流量・流速

$$\text{全出力} = 1455 \text{ [W]}, \text{ 集合体中の全流路} = 3.18 \times 10^{-3} \text{ [m}^2\text{]},$$

$$\text{温度差} = 50 \text{ [K]}, \text{ 管の全長 } (l) = 0.608 \text{ [m]}, \text{ 平均空気温度} = 50 \text{ [}^\circ\text{C]}, \text{ 空気比}$$

$$\text{熱 } (C_p) = 1007 \text{ [J/kg}\cdot\text{K]}, \text{ 空気密度} = 1.09 \text{ [kg/m}^3\text{]}$$

これらより、

$$\text{全流量 [m}^3\text{/s]} = (\text{全出力}) / (\text{空気比熱}) / (\text{温度差}) / (\text{空気密度}) \\ = 1455 / 1007 / 50 / 1.09 = 2.66 \times 10^{-2}$$

$$\text{流速 [m/s]} = (\text{全流量}) / (\text{全流路}) = 2.66 \times 10^{-2} / (3.18 \times 10^{-3}) = 8.3$$

- 圧力損失

$$\text{流路直径} = 1.5 \times 10^{-3} \text{ [m]}$$

$$\text{動粘度 } (\nu) = 1.82 \times 10^{-5} \text{ [m}^2\text{/s]}$$

$$\text{Re} = 8.3 \times 1.5 \times 10^{-3} / 1.82 \times 10^{-5} = 687,$$

$$\text{管摩擦係数 } (f) = 64 / 687 = 0.093$$

$$\text{圧力損失} = f \times (\text{管の全長}) \times (\text{密度}) \times (\text{流速})^2 / (\text{直径}) / 2 \\ = 4.1 \times 10^3 \text{ [Pa]}$$

- 必要スペック

$$\text{流量 } 0.0266 \text{ m}^3\text{/s } (= 1.6 \text{ m}^3\text{/min}),$$

$$\text{圧力差 } 0.0041 \text{ MPa } (= 410 \text{ mmAq})$$

- 燃料温度

$$\text{熱伝導率 } (\lambda) = 0.028 \text{ [W/m/K]}$$

$$\text{相当直径 } (d) = (\text{流路断面積}) / (\text{伝熱部濡れぶち長さ}) = 1.50 \times 10^{-3} \text{ [m]}$$

$$\text{プラントル数 (Pr)} = \nu / \lambda \times \rho \times C_p = 0.71$$

$$\text{層流ヌセルト数 (Num)} =$$

$$3.65 + 0.068 \times d/l \times \text{Re} \times \text{Pr} / (1 + 0.04 \times (d/l \times \text{Re} \times \text{Pr})^{2/3}) = 3.73$$

$$\text{熱伝達率} = \text{Num} \times \lambda / d = 69.9 \text{ [W/m}^2\text{/K]}$$

$$\text{冷却材と燃料の平均温度差} =$$

$$(\text{冷却孔毎の発熱}) / (\text{伝熱部面積}) / (\text{熱伝達率}) = 4.04 \text{ [K]}$$

(b) 模擬集合体からの線量

Table 8.8 に示すように、発生 γ 線数はAm-241の場合が最大である。また、自発核分裂による中性子については、Pu-240からの寄与が殆ど全てを占める。そこで、Am-241からの γ 線量とPu-241からの中性子線量を模擬集合体表面及び1m点において計算した。集合体は厚さ4mmのラッパ管で覆われているが、この厚さをパラメータとして変化させた。計算にはMCNPを用いた。その結果をFig.8.13に示す。ガンマ線はラッパ管と合わせて10mm程度の鉄遮蔽で十分に低くなるが、Pu-240からの中性子は遮蔽されない。従って、ハンドリングの際にPu-240からの中性子の遮蔽が問題となる。

8.2 LLFPを用いた実験

LLFPを用いた最近の実験としてはサイクル機構が行った捕獲断面積測定があげられる。ただし、これは熱スペクトル場を持つ研究炉で照射を行ったものであり、核変換物理実験施設では中性子束の不足から同様の実験が出来ない可能性がある。サイクル機構では、Sr-90、Tc-99、I-129、Cs-134、Cs-135、Cs-137の捕獲断面積測定を行っている。これらの中で、原子炉で核変換しやすいI-129⁽¹²⁾とTc-99⁽¹³⁾についての実験結果をTable 8.9に示した。

放射化法による断面積測定以外の実験としては、数10kgのLLFPのブランケット模擬体を作成して炉心周辺部に配置し、そこでの反応率を測定する実験が考えられる。現在、加速器駆動炉の周辺部にLLFPのブランケットを装荷することが検討されているが、このようなブランケットを5×5の格子管領域で模擬した場合に、模擬ブランケット体に含まれるであろうLLFPを、Tc-99とI-129の場合についてTable 8.10に示した。 γ 線放出率は低く、密封さえされていれば問題にならないと考えられる。

第8章の参考文献

- (1) 弘田実弥: “FCAにおける高速炉臨界実験とその解析”, JAERI-1289 (1984).
- (2) Mukaiyama T., *et al.*: “Actinide Integral Measurement of FCA for Evaluating and Improving their Cross Section Data”, NEACRP-A-684.
- (3) Okajima S., *et al.*: “Evaluation and Adjustment of Actinide Cross Sections Using Integral Data Measured at FCA”, Proc. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Mito, Japan, May 30 - June 3, 1988, p. 983 (1988).
- (4) Shiroya S., *et al.*: “Measurements of $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$ Fission Ratio in Cores with Various Moderator-to-Fuel Ratios at the Kyoto University Critical Assembly”, Proc. International Conference on Future Nuclear Systems (Global 97), Yokohama, Japan, Oct. 5-10, 1997, p. 1307 (1997).
- (5) 宇根崎博信, 他: “京都大学原子炉実験所臨界集合体 (KUCA) を用いた Np237 及び Am241 の核分裂と捕獲反応率の測定と解析”, 核データニュース No. 66, 日本原子力研究所 核データセンター, pp. 20-32 (2000).
- (6) Ohkawachi Y., *et al.*: “Measurements of MA fission Cross Sections at YAYOI”, Proc. 1997 Symposium on Nuclear Data, Tokai, JAERI, Nov. 27-28, 1997, JAERI-Conf 98-003, p. 242 (1998).
- (7) Belov S. P., *et al.*: “Investigation of MA Transmutation Problem in Benchmark Experiments at BFS Facility with Neptunium in Fuel Composition”, Proc. International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR 96), Mito, Japan, Sep. 16-20, 1996, p. M/82 (1996).
- (8) Belov S. P., *et al.*: “The Summary Experimental Results for BFS-67, BFS-69 and BFS-71 Cores with the Neptunium in Fuel”, Proc. International Conference on Future Nuclear Systems (Global 97), Yokohama, Japan, Oct. 5-10 1997, p. 344 (1997).
- (9) Bednyakov S. M., *et al.*: “Verification of MA Neutron data on the Fast Critical Assembly Experiments”, Proc. International Conference on Future Nuclear Systems (Global 97), Yokohama, Japan, Oct. 5-10 1997, p. 800 (1997).
- (10) Mikhailova I. V., *et al.*: “Experimental Determination of Np-237 and Am-241 Capture Cross Section by Using the Reactivity Method”, Proc. International Conference on Future Nuclear Systems (Global 99),

Wyoming, US, Aug. 29 – Sep. 3, 1999, distributed in a CD-ROM (1999).

- (11) 永田敬, 他: “大型高速増殖炉の設計研究”, 動燃技術報告 82-1 (1991).
- (12) Nakamura S., *et al.*: “Measurement of Thermal Neutron Capture Cross Section and Resonance Integral of $^{129}\text{I}(n, \gamma)^{130}\text{I}$ Reaction”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **33**, 283 (1996).
- (13) Harada H, *et al.*: “Measurement of Thermal Neutron Capture Cross Section and Resonance Integral of $^{99}\text{Tc}(n, \gamma)^{100}\text{Tc}$ Reaction”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **32**, 395 (1995).

Table 8.1 臨界実験装置を用いた MA 実験

	核分裂計数管	箔	反応度値	年代	場の概要
FCA-IX	Np-237, Pu-238, Pu-242, Am-241, Am-243, Cm-244		Np-237, Pu-238, Pu-240, Am-241, Am-243	1980	93%U-C or 93%U-SUS
YAYOI	Am-241, Am-243		-	近年	Adv. 0.82-1.44MeV
KUCA	Np-237, Am-241	Np-237	-	近年	Spec. Index: 0.06-0.94
BFS-67, 69,71	Np-237, Pu-238, Pu-240, Pu-242, Am-241, Am-243, Cm-244	Np-237	Np-237, Am-241	1993-	Pu-Sodium, +Np 部分炉心

Table 8.2 FCA IX-1~7 の集合体構成 (体積比)⁽³⁾

Assembly No.	1	2	3	4	5	6	7
93% EU	5.3	10.6	15.9	10.6	15.9	15.9	
20% EU							84.7
C	79.4	74.1	68.8				
SUS	10.8	10.8	10.8	84.9	79.6	27.9	10.8
Void	4.5	4.5	4.5	4.5	4.5	56.2	4.5

Table 8.3 核分裂率比と放射化率比の C/E 値 (BFS, JEF2)⁽³⁾

Assemblies	BFS-67-1	BFS-67-3B	BFS-67-2
F28/F25*	0.984 - 0.025	1.035 - 0.025	1.027 - 0.025
F49/F25	0.986 - 0.015	0.995 - 0.015	1.003 - 0.015
F37/F49	0.936 - 0.030	0.980 - 0.030	0.979 - 0.030
F48/F49	1.032 - 0.035	1.042 - 0.035	1.046 - 0.035
F40/F49	1.032 - 0.030	1.061 - 0.030	1.067 - 0.030
F41/F49	1.022 - 0.015	1.017 - 0.015	1.008 - 0.015
F42/F49	1.011 - 0.020	1.046 - 0.020	1.053 - 0.020
F51/F49	0.926 - 0.030	0.962 - 0.030	0.964 - 0.030
F53/F49	0.955 - 0.040	1.026 - 0.040	1.007 - 0.040
F64/F49	1.127 - 0.030	1.115 - 0.030	1.110 - 0.030
C28/F25	1.074 - 0.025	1.035 - 0.025	1.004 - 0.025
C97/F25	0.968 - 0.045	-	0.890 - 0.045
C37/C28	0.960 - 0.050	0.913 - 0.035	0.960 - 0.050
C37/F25	1.017 - 0.035	-	0.980 - 0.035

*F=fission, C=capture, 97=Pu-197, 25=U-235, 28=U-238, 37=Np237, 48=Pu-238, 49=Pu-239, 40=Pu-240, 41=Pu-241, 42=Pu-242, 51=Am-241, 53=Am-243, 64=Cm-244

Table 8.4 炉心中心での反応度値比 R_i/R_{U235} [$\times 10^3$]

Isotope (i)	BFS-67-1	BFS-67-3B	BFS-67-2
U-238	-67-2	-54-2	-46-1
Li-6	-406-4	-	-
B-10	-966-15	-784-15	-716-10
C-12	-4.4-0.2	-9.7-0.2	-12.5-0.3
H	45-2	-66.0-1.3	-
Pu-239	1330-20	1370-20	1380-20
Np-237	-250-10	-112-4	-52-10
Am-241	-238-10	-80-20	-28-15
Na	-4.7-0.4	-9.1-0.3	-13.1-0.5

Table 8.5 核種毎の崩壊熱、中性子、ガンマ線

	発熱量 (Watt)			核分裂中性子 / 秒 ($\nu=3.0$)			γ 線 / 秒		
	100 μ g	100 mg	10 g	100 μ g	100 mg	10 g	100 μ g	100 mg	10 g
U-234	1.8E-8	1.8E-5	1.8E-3	1.2E-6	1.2E-3	1.2E-1	3.5E+1	3.5E+4	3.5E+6
U-235	6.0E-12	6.0E-9	6.0E-7	1.7E-9	1.7E-6	1.7E-4	5.9E+0	5.9E+3	5.9E+5
U-238	8.5E-13	8.5E-10	8.5E-8	1.9E-6	1.9E-3	1.9E-1	8.7E-4	8.7E-1	8.7E+1
Np-237	2.1E-9	2.1E-6	2.1E-4	1.6E-8	1.6E-5	1.6E-3	7.3E+2	7.3E+5	7.3E+7
Pu-238	5.7E-5	5.7E-2	5.7E+0	3.6E-1	3.6E+2	3.6E+4	3.0E+4	3.0E+7	3.0E+9
Pu-239	1.9E-7	1.9E-4	1.9E-2	2.1E-6	2.1E-3	2.1E-1	1.1E+2	1.1E+5	1.1E+7
Pu-240	7.1E-7	7.1E-4	7.1E-2	1.4E-1	1.4E+2	1.4E+4	3.9E+2	3.9E+5	3.9E+7
Pu-241	1.3E-6	1.3E-3	1.3E-1	2.3E-7	2.3E-4	2.3E-2	1.2E+3	1.2E+6	1.2E+8
Pu-242	1.2E-8	1.2E-5	1.2E-3	2.4E-1	2.4E+2	2.4E+4	7.1E+0	7.1E+3	7.1E+5
Am-241	1.1E-5	1.1E-2	1.1E+0	1.5E-4	1.5E-1	1.5E+1	4.9E+6	4.9E+9	4.9E+11
Am-242m	4.6E-7	4.6E-4	4.6E-2	1.7E-2	1.7E+1	1.7E+3	3.9E+7	3.9E+10	3.9E+12
Am-243	6.4E-7	6.4E-4	6.4E-2	8.2E-5	8.2E-2	8.2E+0	5.5E+5	5.5E+8	5.5E+10
Cm-242	1.2E-2	1.2E+1	1.2E+3	2.3E+3	2.3E+6	2.3E+8	4.2E+6	4.2E+9	4.2E+11
Cm-243	1.8E-4	1.8E-1	1.8E+1	3.0E-2	3.0E+1	3.0E+3	5.2E+7	5.2E+10	5.2E+12
Cm-244	2.8E-4	2.8E-1	2.8E+1	1.2E+3	1.2E+6	1.2E+8	6.9E+4	6.9E+7	6.9E+9
Cm-245	5.7E-7	5.7E-4	5.7E-2	1.2E-2	1.2E+1	1.2E+3	8.0E+4	8.0E+7	8.0E+9
Cm-246	1.0E-6	1.0E-3	1.0E-1	1.0E+3	1.0E+6	1.0E+8	2.0E+5	2.0E+8	2.0E+10

*網掛け部分は 発熱量 > 1 kW、核分裂中性子 > 毎秒 10^4 個 もしくは γ 線 > 毎秒 10^7 個。

Table 8.6 WASTEF 施設の鉛セルにおける MA 使用量の上限 [g]

	1日	1年
Am-241	2.9	5.8
Cm-242	0.003	0.006
Cm-244	0.12	0.24

Table 8.7 NUCEF 施設の鉄セルにおける MA 使用量の上限 [g]

	1日	3ヶ月*	1年
Np-237	10	30	120
Am-241	5	15	60
Am-243	0.1	0.3	1.2
Cm-244	0.1	0.3	1.2

* 鉄セルは3ヶ月分に対して遮蔽できるように設計されている。

Table 8.8 模擬体中のアクチニドの量

	Density (g/cc)	Weight (g)	Decay heat (watt)	Fission neutron /sec ($\nu=3.0$)	γ /sec
U-235	0.011	528	0.0	3.0E-3	3.1E+7
U-238	3.818	175,543	0.0	1.1E+3	1.5E+6
U Total	3.829	176,072	0.0	1.1E+3	3.2E+7
Pu-238	0.000	0	0.0	0.0E+0	0.0E+0
Pu-239	0.750	34,469	66.5	2.4E+2	3.6E+10
Pu-240	0.066	3,024	21.4	1.4E+6	1.2E+10
Pu-241	0.006	288	3.7	2.2E-1	3.5E+9
Pu-242	0.001	27	0.0	2.2E+4	1.9E+6
Pu Total	0.822	37,808	91.5	1.5E+6	5.2E+10
Np-237	0.246	11,296	0.2	5.9E-1	8.2E+10
Am-241	0.259	11,890	1363.6	6.0E+3	5.8E+14
Am-243	0.259	11,892	76.5	3.2E+3	6.5E+13

Pu は FCA で用いられているものの組成

Table 8.9 サイクル機構の断面積測定実験^(12,13)

	I-129		Tc-99	
	Thermal	Epi-thermal	Thermal	Epi-thermal
照射場	TRIGA MARKII		TRIGA MARKII	
形態	Solution		Ammonium hydroxide	
カプセル形状	φ11mm L40mm		φ10mm L45mm	
検出器	Ge		Ge	
入手元	Amersham Co.			
中性子束 (n/cm ² /sec)	4.6E+11	1.8E+11	4.6E+11	1.7E+11
サンプル重量 (g)	3.9E-5	3.9E-4	5.8E-4	5.8E-4
サンプル放射能 (Bq)	2.6E+2	2.6E+3	3.7E+5	3.7E+5
サンプル原子数 (n)	1.9E+17	1.9E+18	3.6E+18	3.6E+18
断面積 (b)	30.3	33.8	22.9	398
照射時間 (sec)	600	600	120	120
反応数 (n)	1.6E+9	6.8E+9	4.5E+9	2.9E+10

Table 8.10 模擬集合体内の I-129 と Tc-99

	Density (g/cc)	Weight (g)	Bq	β線 /sec	(γ線+X線) /sec
I-129	0.69	52,392	3.42E+11	3.42E+11	2.92E+11
Tc-99	3.13	236,862	1.15E+14	1.15E+14	6.90E+08

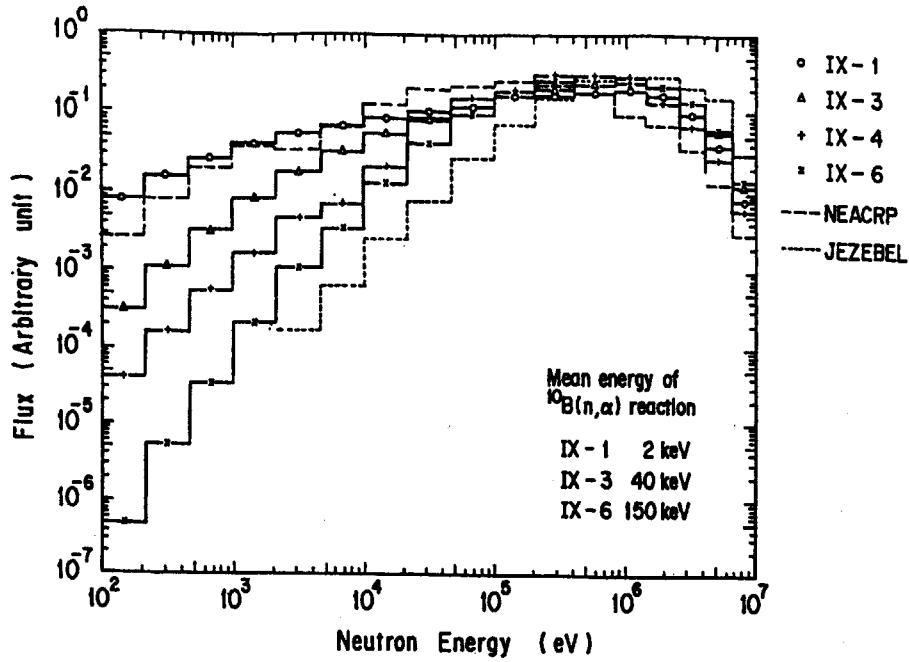


Fig 8.1 FCA-IX のスペクトル(3)

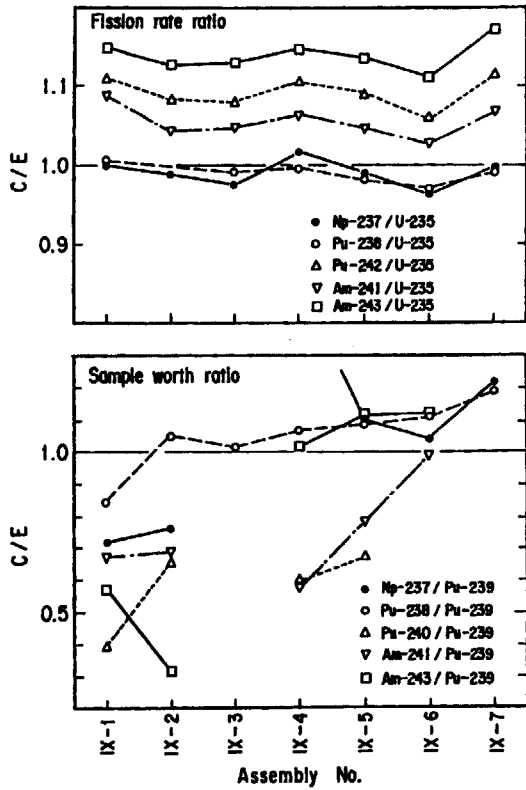


Fig 8.2 核分裂反応比と反応度の実験結果(FCA) (3)

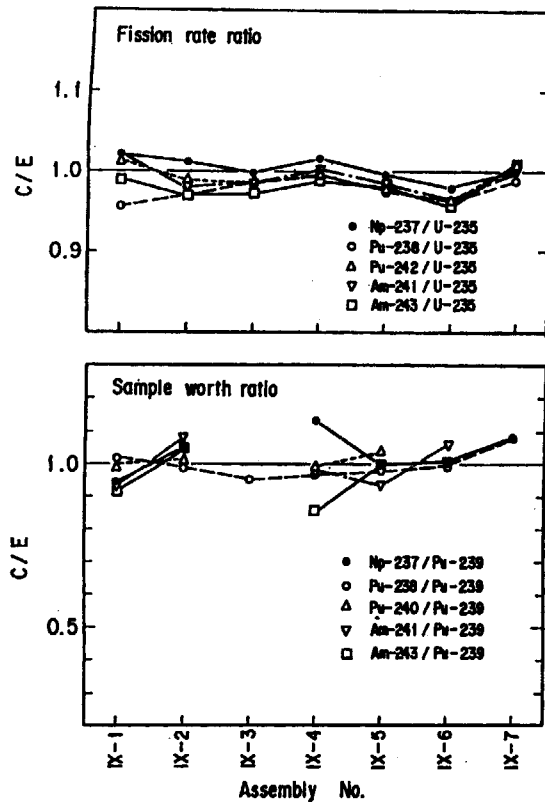


Fig 8.3 修正群定数による計算結果(FCA) (3)

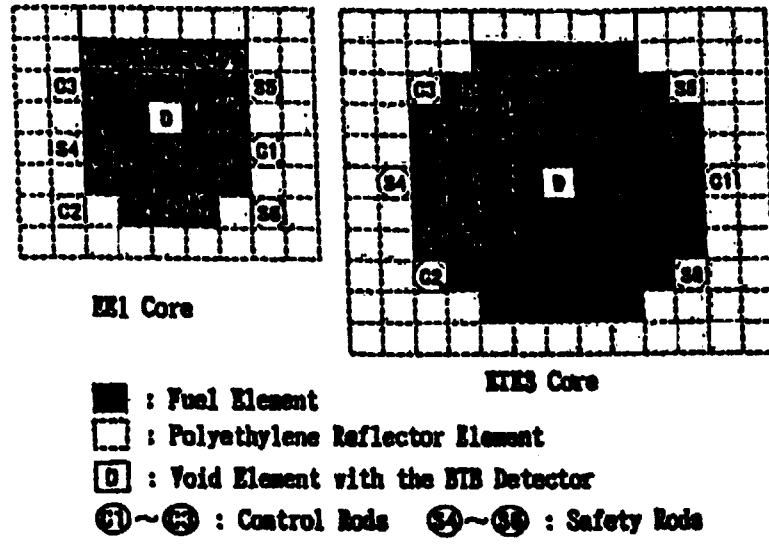


Fig 8.4 KUCA 炉心の構成例(4)

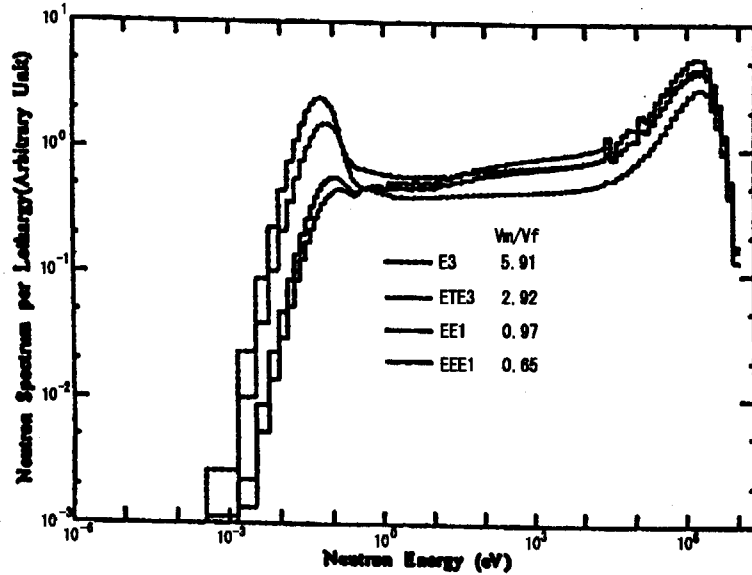


Fig 8.5 KUCA 炉心のスペクトル(4)

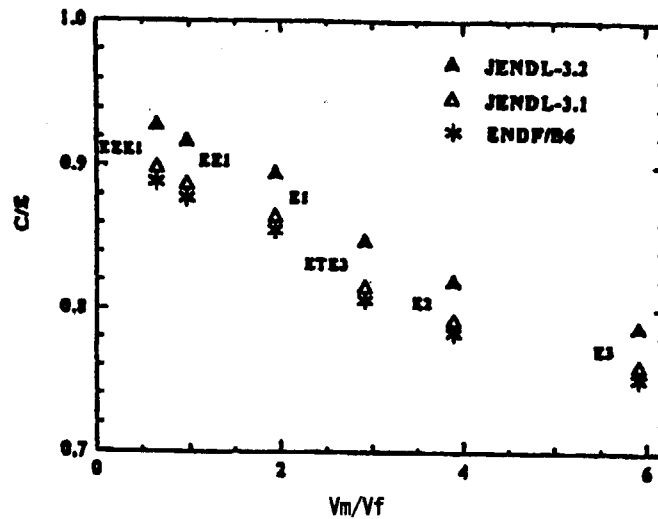


Fig 8.6 Np-237 核分裂断面積の C/E 値(4)

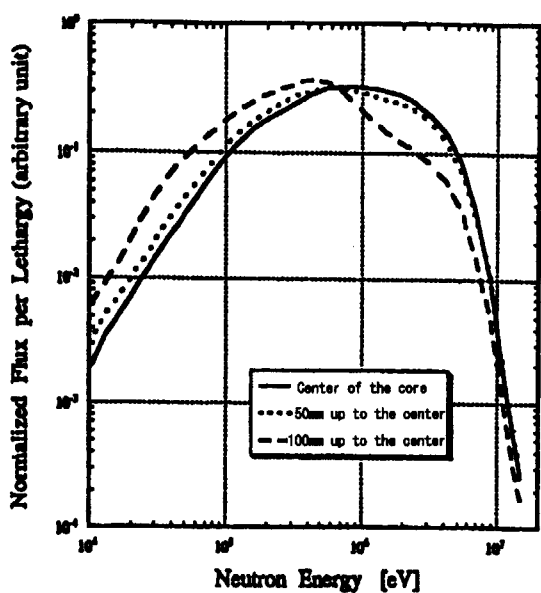


Fig 8.7 3測定点の MVP によるスペクトル計算結果(YAYOI) (6)

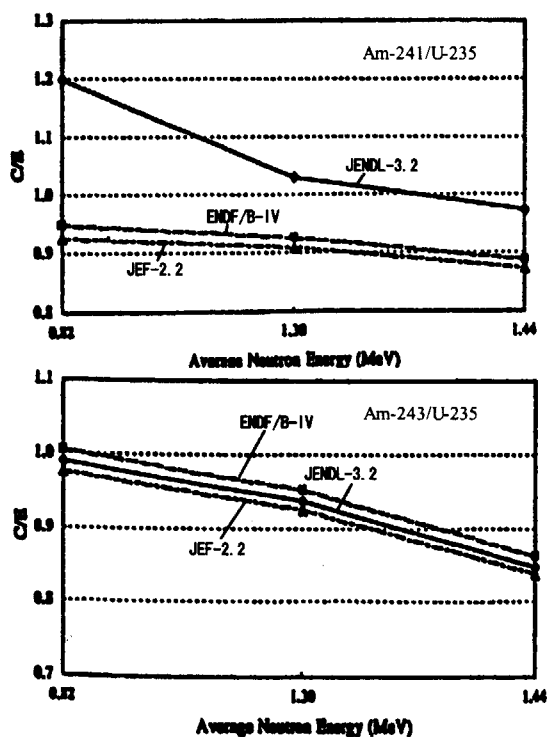


Fig 8.8 核分裂比の C/E 値 (YAYOI) (6)

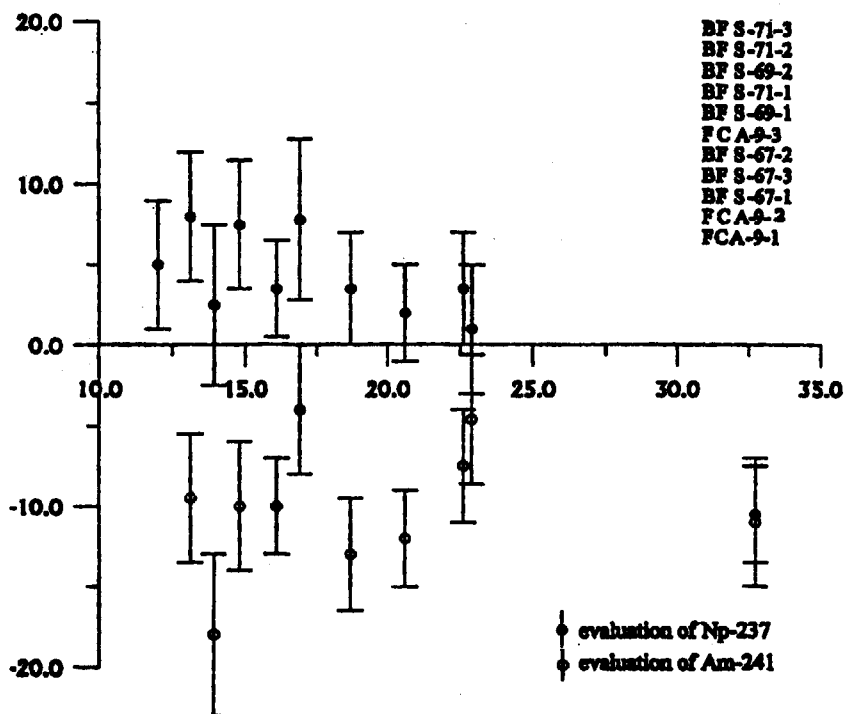


Fig 8.9 反応度法を用いた捕獲断面積評価。(X軸: 46keV 以下の中性子割合[%]。右上の炉心番号はその中性子割合が小さい方から並んでいる。Y軸: 断面積の C/E 値[%]) (BFS) (10)

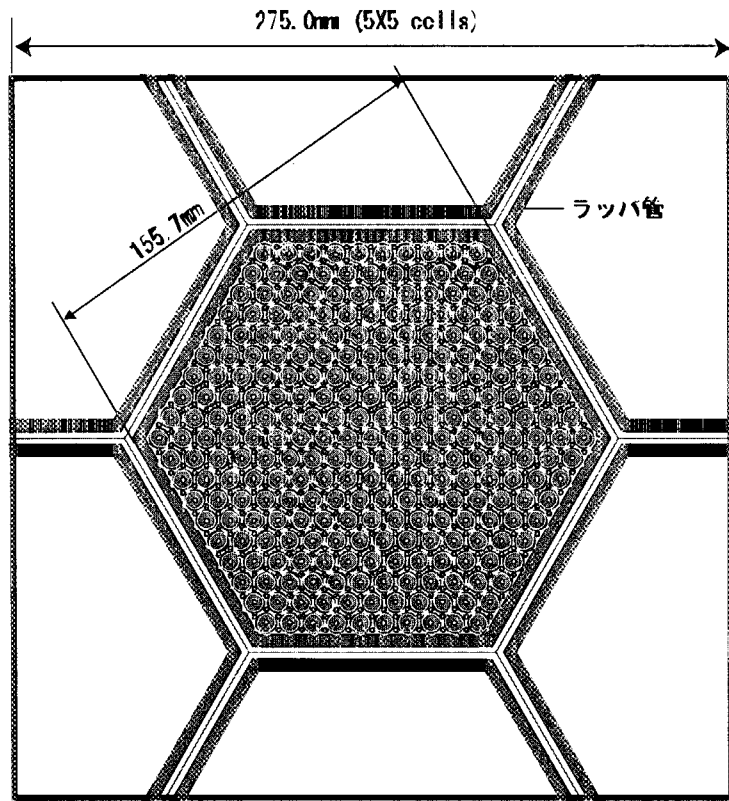


Fig 8.10 MOX+5%MA の模擬集合体

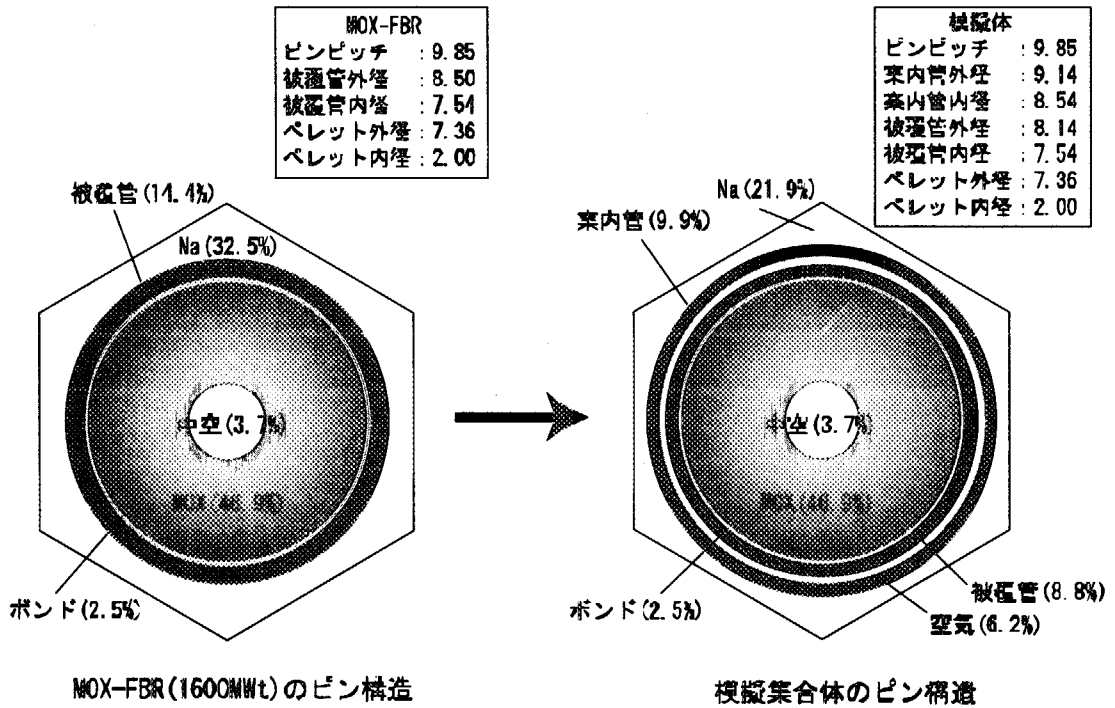


Fig 8.11 案内管を持つ模擬体①のピン構造

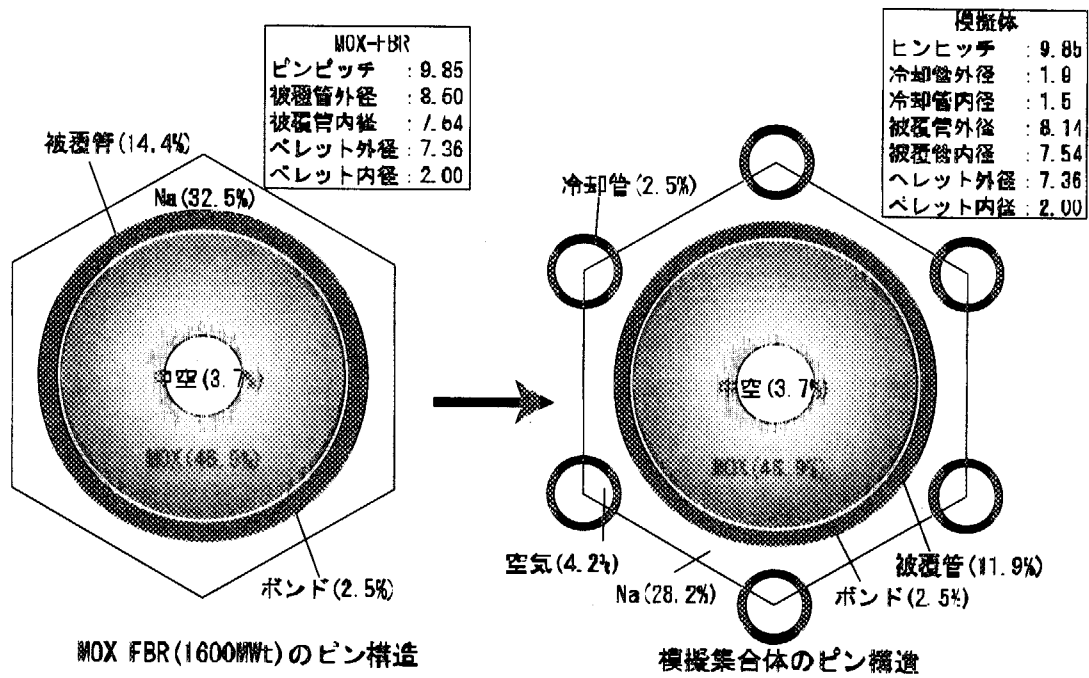


Fig 8.12 冷却孔を持つ模擬体②のピン構造

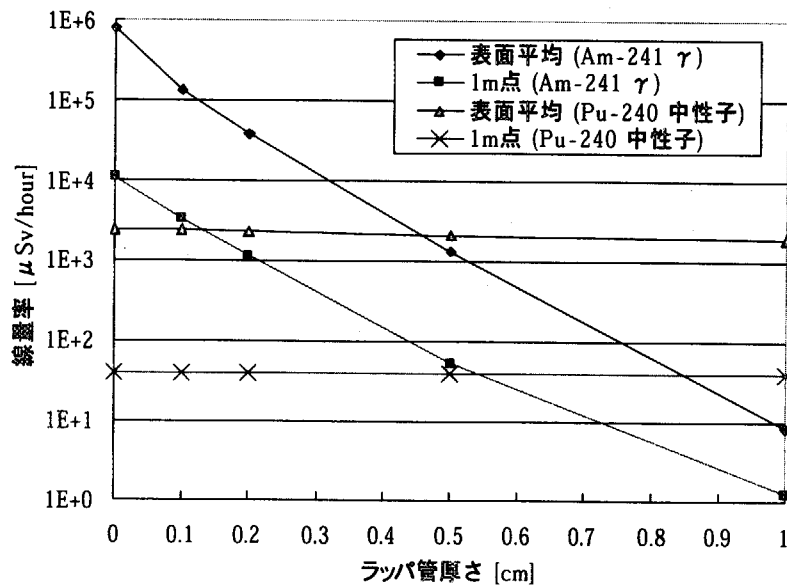


Fig 8.13 模擬集合体からの線量

9. まとめと今後の展開

本報告書では、大強度陽子加速器計画の一部である「核変換物理実験施設」について、施設概念の具体的な検討を進めた結果をまとめたものである。以下、各章毎に、得られた成果と今後の課題をまとめる。

第2章では、施設で実施すべき実験項目について、以前の検討では詳しく触れられていない断面積測定を中心に、意義、実験手法等を考察した。ナノ秒幅の陽子パルスとマイナーアクチニド核種を組み合わせた実験が本施設の特徴となることを示した。今後、必要な実験機器と予め施設に備えておくべき機能について検討を進める必要がある。

第3章では、実験施設の中心となる臨界実験装置の仕様について検討を実施した。基本的にはFCAと同様の格子管集合体構造とするが、中心5×5格子管領域を集合体軸方向の全長にわたって引き抜ける構造とする。その他、被ばく低減化を目的とした燃料装荷装置の概要、陽子ビーム導入用の案内管及び核破碎ターゲットの設置方法等に関して検討を加えた。また、炉室内におけるこれらの装置・機器の配置計画を作成し、17m×12mの矩形の炉室床が確保できれば、各種の実験が可能であることが示された。但し、作業性や将来の拡張性等を考慮すれば、今後、炉室面積の拡大を念頭においた見直しが必要であろう。最後に、臨界集合体に関する予備的な耐震計算を実施した。燃料及び模擬物質の装荷重量がFCAの約2倍の200t（片側集合体で各々100t）とし、かつ、現行の耐震基準を適用しても、ボルト径の軽微な増加や溶接強度の増加等により対応できることが明らかとなった。

第4章では、LINAC施設から600MeV陽子を導入する機構について技術検討を行った。電磁石の節約、ビームロスの抑制等の観点から、Hビームに対する最大磁場と基本ラティス仕様を設定した。これに基づき、偏向電磁石、四極電磁石、補正電磁石及び電磁石電源の仕様を求めた。さらに、簡易モデルを用いて、真空排気系の仕様を検討した。また、ADSターゲット試験施設に向かう200kW陽子ビームから、核変換物理実験施設に導入する10W程度のビームを取り出すために、レーザー荷電変換を利用する方法を検討した。レーザー荷電変換は、ビーム診断等で既に使用されている技術であるが、未臨界システムの中性子源として安定なビームを供給できるかどうかを検証するための実験が必要である。最後に、核変換物理実験施設内で陽子ビームの電流を制御するための機構を検討し、成立性を示した。

第5章では、施設全体の機器構成と施設内配置について検討した。格納容器に関しては、耐震性検討に加えて、仮想事故時の閉じ込め条件をFCAと同様に設定した場合の対衝撃性及び耐圧性について検討し、構造成立性に問題のないことを示した。気密性を持たせる外側格納容器（2次容器）を矩形とした場合にはドーム型にした場合に比べてコストが10%程度増加する見込みである。その他、燃料取扱施設、放射性廃棄物の廃棄施設、電気・機械設備等の検討を行い、地下1階、地上2階の施

設概念と機器の配置案を作成した。

第6章では、施設の安全性に関わる事項として、代表的な炉心の核特性、施設の放射線遮蔽性能及び生成する放射性物質の量の評価を行い、さらに、パルス運転時の核計装に関する考察を行った。強い透過力を持つ高速中性子の遮蔽に関しては、3mの炉室コンクリート壁によっても線量率を十分に下げることができない。従って、陽子ビーム導入の時間を制限するか、立ち入り制限区域を設ける等の措置が必要になると思われる。パルス運転時の核計装として、厚さ10cm程度のポリエチレン減速材で取り囲む¹⁰B塗布型の電離箱を使用すれば、良好な応答を得ることができ、安全系としてパルス毎の積算出力の監視が可能であることを示した。

第7章では、設置許可申請時に添付する安全評価結果を念頭に、施設で発生すると想定される異常な過渡変化、事故、重大事故及び仮想事故について検討した。安全評価に先だって、判断基準と解析条件を設定した。異常な過渡変化の想定では、制御棒の誤挿入や陽子ビームの誤導入等について予備解析を実施し、原子炉を通常運転状態に復帰できる状態で事象が収束されることを示した。事故の想定では、燃料誤装荷による密着中の臨界や臨界体系への陽子ビーム導入等の事象について予備解析を実施し、炉心の著しい損傷や周辺公衆への著しい影響が回避できることを示した。重大事故や仮想事故の想定では、燃料誤装荷による密着中の臨界事象において制御棒の全数不作動を想定し、金属燃料の熔融に伴う放射性物質の放出量と、それによる被ばく線量を試算した。何れの場合も、原子炉立地審査指針に示される「めやす線量」を下回っていることが示された。

第8章では、マイナーアクチニド及び長寿命核分裂生成物を用いた実験について、過去に各国で行われた実験例を調査し、核変換実験施設で実施できる測定の種類について考察した。マイナーアクチニドによる発熱、 γ 線及び中性子線について評価を行い、10kg程度のマイナーアクチニドを用いることが可能であるが、遠隔操作や除熱性能確保に係る設備が必要であることが分かった。今後、必要な設備・機器の詳細な検討が必要である。

本報告書に述べた検討結果により、核変換物理実験施設の成立性が概ね示されたと考えられる。今後、レーザー荷電変換の技術習得、設備・機器に関する安全設計の考え方の整理、事故解析の詳細化、施設内配置の詳細化等を、設置許可申請を念頭に置きながら進めていく必要があると考えられる。

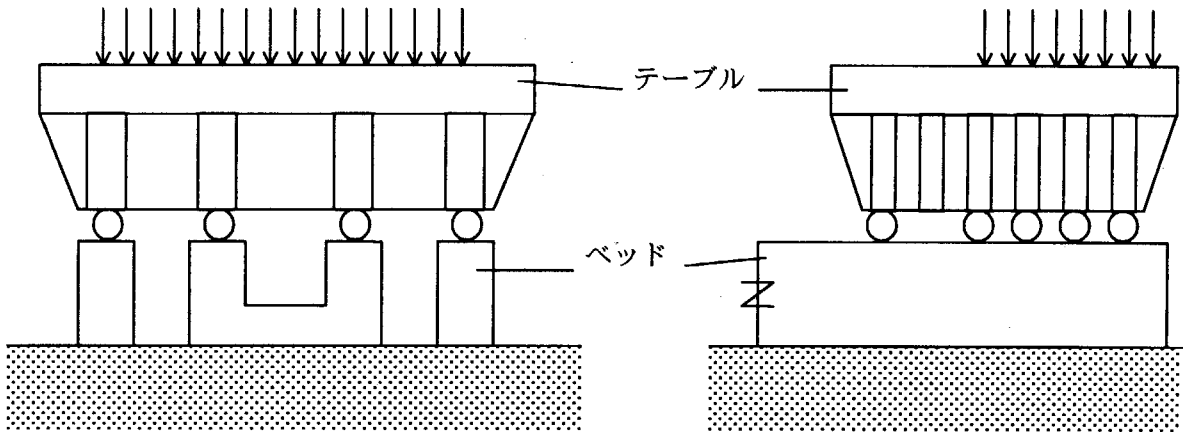
謝 辞

本報告書作成にあたり、内容を詳細に吟味して戴くと共に貴重なコメントをいただいた、高野秀機 研究主幹に感謝いたします。核変換物理実験施設の検討に際し幅広い支援を戴いた、横溝英明 中性子科学研究センター長に感謝いたします。また、三菱重工業（株）の梅野誠氏（現在、原研業務協力員）、富士電機（株）の見上寿氏、鹿島建設（株）の福島泰明氏をはじめとする多くの方々に御協力を戴きました。ここに感謝の意を表します。

付録 集合体部分の耐震予備計算

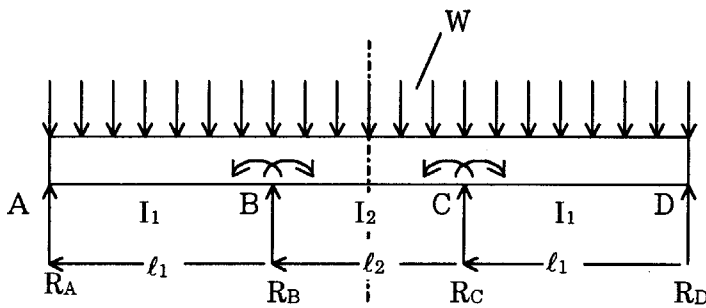
1) 移動テーブルの強度

a) テーブル横方向 (第1図)



(第1図)

(第2図)



(第3図)

$$l_1 = 1000 \text{ mm}$$

$$l_2 = 580 \text{ mm}$$

$$W = 180 \times 10^3 \text{ kg}$$

荷重の範囲を $2l_1 + l_2 =$
2580mm とする。

i) B、C点におけるモーメント M_B 、 M_C (第3図)

$$\frac{l_1}{EI_1} M_A + 2 \left(\frac{l_1}{EI_1} + \frac{l_2}{EI_2} \right) M_B + \frac{l_2}{EI_2} M_C + \frac{w \frac{l_1^2}{2} \left\{ 4 \left(l_1^2 - \frac{1}{4} l_1^2 \right) - l_1^2 \right\}}{4 EI_1 l_1} + \frac{w \frac{l_2^2}{2} \left\{ 4 \left(l_2^2 - \frac{1}{4} l_2^2 \right) - l_2^2 \right\}}{4 EI_2 l_2} = 0 \quad (1)$$

$$I_1 = I_2 \quad M_B = M_C \quad M_A = 0 \quad \text{より}$$

$$M_B = M_C = - \frac{w(l_1^3 + l_2^3)}{4(2l_1 + 3l_2)} = -5.6 \times 10^6 \text{ kg} \cdot \text{mm} \quad (2)$$

ii) 反力 R_A 、 R_B 、 R_C 、 R_D (第3図)

$$R_A = \frac{M_B - M_A}{\ell_1} + \frac{(\ell_1 - \bar{x}'_1) A'_1}{\ell_1} \quad (3)$$

$$\bar{x}'_1 = \frac{\ell_1}{2}$$

$$A'_1 = w \cdot \ell_1$$

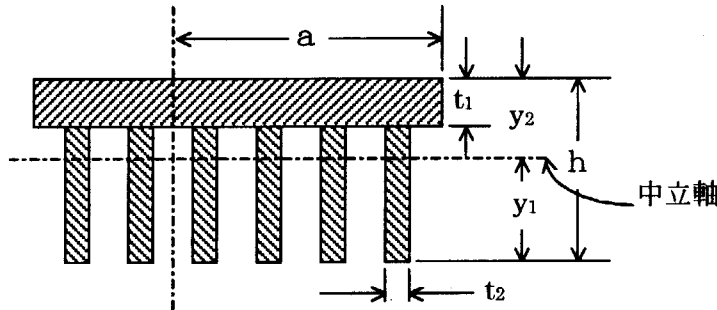
$$\therefore R_A = 30 \text{ t}$$

$$R_A = R_D, R_B = R_C \text{ より}$$

$$R_A = R_D = 30 \times 10^3 \text{ kg}$$

$$R_B = R_C = 60 \times 10^3 \text{ kg}$$

iii) 剛性 (第4図)



$$a = 1500 \text{ mm}$$

$$h = 440 \text{ mm}$$

$$t_1 = 60 \text{ mm}$$

$$t_2 = 28 \text{ mm}$$

(第4図)

・中立軸の位置

$$y_1 = \frac{at_1 \left(h - \frac{t_2}{2} \right) + 4t_2(h-t_1) \left(\frac{h-t_1}{2} \right)}{at_1 + 4t_2(h-t_1)} \quad (4)$$

$$\therefore y_1 = 340 \text{ mm}$$

$$\therefore y_2 = 100 \text{ mm}$$

・断面2次モーメント I

$$I = \int_{h-t_1-y_1}^{h-y_1} ay^2 \cdot dy + \int_0^{h-t_1-y_1} 4t_2 \cdot y^2 \cdot dy + \int_0^{y_1} 4t_2 y^2 dy \quad (5)$$

$$\therefore I = 1.93 \times 10^9 \text{ mm}^4$$

断面係数 Z_1 、 Z_2

$$Z_1 = \frac{I}{y_1} = 5.65 \times 10^6 \text{ mm}^3$$

$$Z_2 = \frac{I}{y_2} = 1.93 \times 10^7 \text{ mm}^3$$

iv) 応力

- ・ A-B間の最大応力 σ_{AB}

$$M_{AB} = \frac{1}{8} W_{AB} \cdot \ell_1 + M_B \qquad W_{AB} = \frac{W \ell_1}{2 \ell_1 + \ell_2} = 69.8 \times 10^3 \text{kg}$$

$$= 3.15 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\therefore \sigma_{AB} = \frac{M_{AB}}{Z_1} = 0.6 \text{ kg/mm}^2$$

- ・ B-C間の最大応力 σ_{BC}

$$M_{BC} = \frac{1}{8} W_{BC} \ell_2 + (M_B + M_C) \qquad W_{BC} = 40.5 \times 10^3 \text{kg}$$

$$= -8.21 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\therefore \sigma_{BC} = 1.5 \text{ kg/mm}^2$$

- ・ B点、C点の最大応力 σ_B 、 σ_C

$$\sigma_B = \sigma_C = \frac{M_B \text{ or } M_C}{Z} = 1.0 \text{ kg/mm}^2$$

使用材料：機械構造用炭素鋼 SS400 at 100°C

降伏点; $s_y = 19.8 \text{ kg/mm}^2$ 、引張強さ; $s_u = 38 \text{ kg/mm}^2$

従って $s_y < s_u \times 0.7$ であるので s_y を用いて許容応力を評価する。

$$\therefore \text{許容応力(自重)} \quad S_m = \frac{19.8}{1.5} = 13.2 \text{ kg/mm}^2$$

0.3 g の垂直方向加速度の地震時においては上記各応力の値は1.3倍になる。地震時の最大応力は $\sigma_{BC} = 1.9 \text{ kg/mm}^2$ で、地震時の許容応力は $S_y = 19.8 \text{ kg/mm}^2$ である。

したがって十分な強度をもつことが分る。

又、溶接部は継手効率が約70%になるように設計するので、溶接部の最大応力は

$$\sigma = \frac{8.21 \times 10^6}{1.93 \times 10^9 / (100 - 60)} \times \frac{1}{0.7} = 0.25 \text{ kg/mm}^2$$

となり十分な強度をもつことが分る。

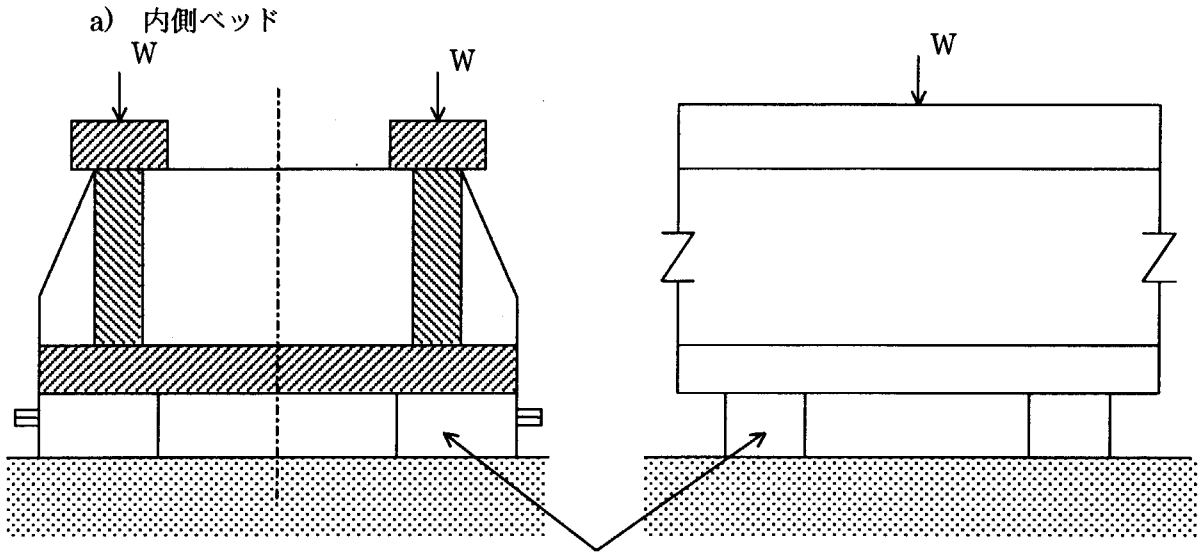
b) テーブル長手方向 (第2図)

$$I = 5 \times 10^9 \text{ mm}^4$$

$$\text{スパン } \ell = 1000 \text{ mm}$$

であるので、テーブル横方向最大応力以上の応力は生じない。従って強度上充分である。

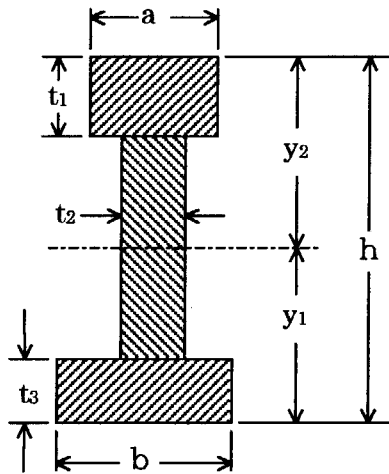
2) 移動側ベッドの強度



(第5図)

(第6図)

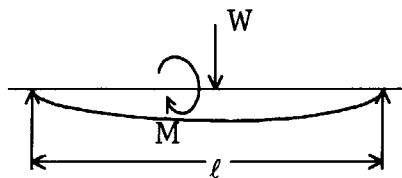
i) 内側ベッドの片側を考えて式(4)、(5)より



(第7図)

- $y_1 = y_2 = 250\text{mm}$
- $I = 1.78 \times 10^9 \text{mm}^4$
- $a = 180\text{mm}$
- $b = 240\text{mm}$
- $h = 500\text{mm}$
- $t_1 = 100\text{mm}$
- $t_2 = 80\text{mm}$
- $t_3 = 75\text{mm}$

これより $Z_1 = Z_2 = 7.1 \times 10^6 \text{mm}^3$



(第8図)

$$M = \frac{1}{4} W \ell \quad (6)$$

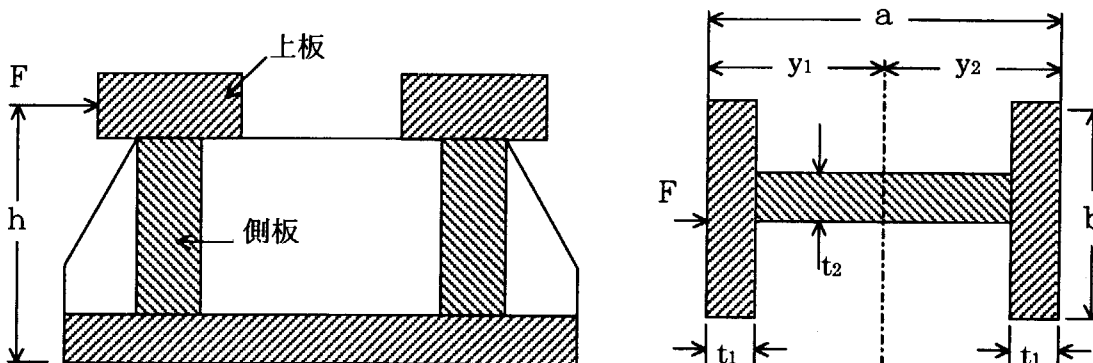
$$W = R_B \text{ or } R_C = 60t$$

$$\ell = 600\text{mm}$$

$$M = 9 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\therefore \sigma = 1.3 \text{kg/mm}^2$$

ii) 水平方向地震力がかかった時の側板の強度 (第3項参照)



(第9図)

$$F = 67.5 \text{ t}$$

$$t_1 = 80 \text{ mm}$$

$$h = 450 \text{ mm}$$

$$a = 640 \text{ mm}$$

$$t_2 = 75 \text{ mm}$$

$$b = 300 \text{ mm}$$

$$F = \frac{180 \times 0.75}{2} = 67.5 \times 10^3 \text{ kg}$$

式(4)、(5)より

$$y_1 = y_2 = 320 \text{ mm}$$

$$I = 41.5 \times 10^9 \text{ mm}^4$$

$$\therefore Z_1 = Z_2 = 1.3 \times 10^7 \text{ mm}^3$$

又地震力により生ずるモーメントMは

$$M = 67.5 \times 10^3 \times 450 = 30.4 \times 10^8 \text{ kg} \cdot \text{mm}$$

従って最大応力は

$$\sigma = 2.4 \text{ kg/mm}^2$$

iii) 上板と側板間の剪断応力 τ は

$$\tau = \frac{F}{A} = 2.9 \text{ kg/mm}^2$$

溶接部は継手効率が約70%になるように設計するので最大応力 τ においても応力は 4.2 kg/mm^2 となる。

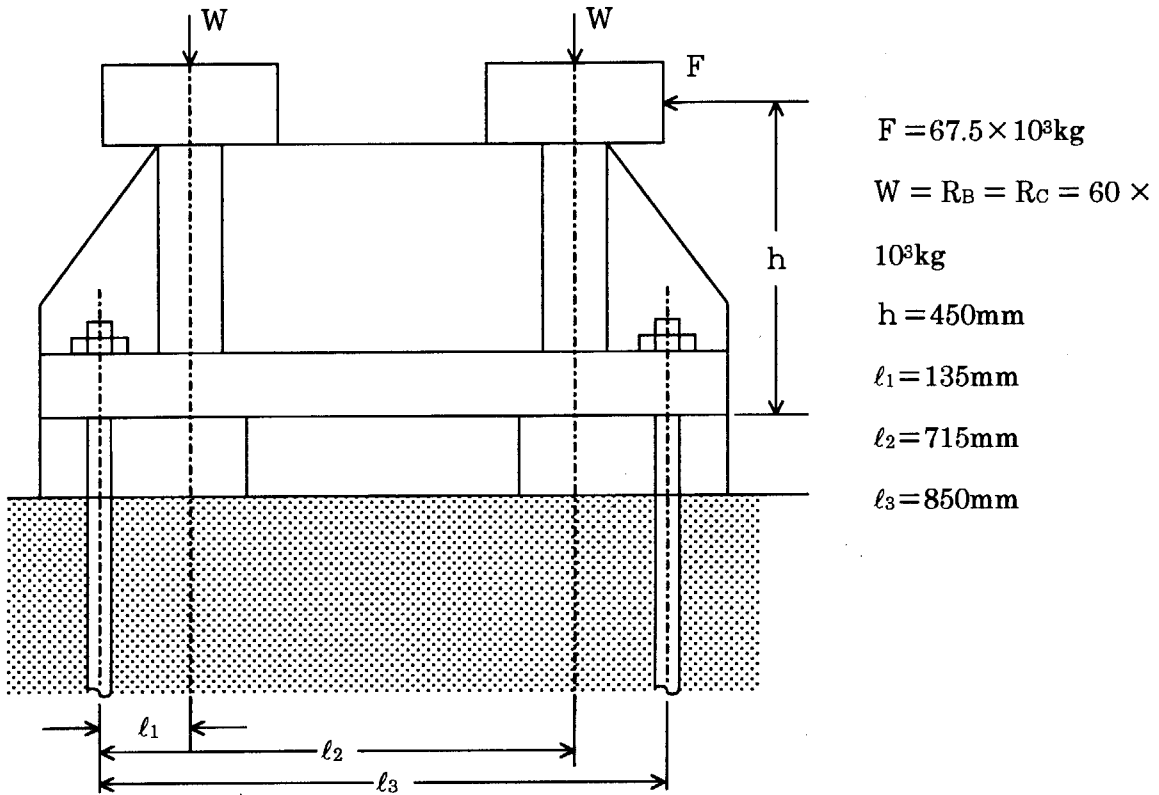
使用材料：機械構造用炭素鋼 SS400 at 100°C

$$\therefore \text{許容応力(自重)} \quad S_m = \frac{19.8}{1.5} = 13.2 \text{ kg/mm}^2$$

$$\therefore \text{許容応力(地震時)} \quad S_y = 19.8 \text{ kg/mm}^2$$

したがって強度上充分である。

iv) 基礎ボルトの強度



(第10図)

ボルトにかかる引張力 F_1

$$F_1 = \left\{ F \cdot h - \frac{R_B}{2} \cdot (1-0.3) \cdot l_1 - \frac{R_C}{2} \cdot (1-0.3) \cdot l_2 \right\} / l_3$$

$$= 14.7 \times 10^3 \text{kg}$$

ボルト (M36、 $A=788\text{mm}^2$) 16本で引張力 F_1 を受けるのでボルト1本あたりに作用

する引張応力 σ 、せん断応力 τ は

$$\sigma = \frac{F_1}{A \cdot n} = \frac{14.7 \times 10^3}{788 \cdot 16} = 1.2 \text{kg/mm}^2$$

$$\tau = \frac{F_1}{2 \cdot A \cdot n} = \frac{67.5 \times 10^3}{2 \cdot 788 \cdot 16} = 2.7 \text{kg/mm}^2$$

ボルト材料 SS400 at 100°C

$$f_{to} = \frac{19.8}{2} \times 1.5 = 14.8 \text{kg/mm}^2, f_{ts} = 1.4f_{to} - 1.6\tau = 16.5 \text{kg/mm}^2$$

$f_{to} < f_{ts}$ であるので f_{to} を用いて許容引張り応力を評価する。

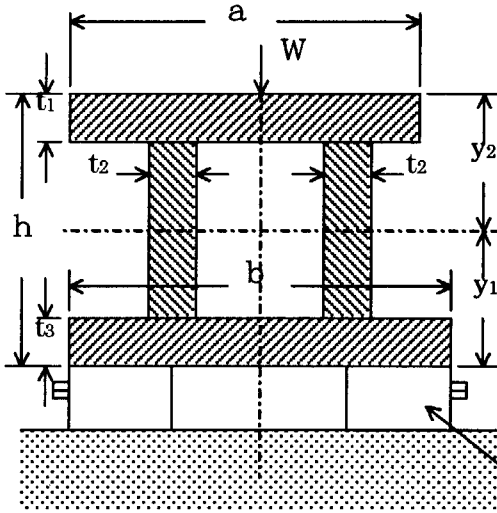
$$\therefore \text{許容引張り応力 } f_{to} = 14.8 \text{kg/mm}^2$$

$$\therefore \text{許容せん断応力 } f_{sb} = \frac{19.8}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 11.4 \text{kg/mm}^2$$

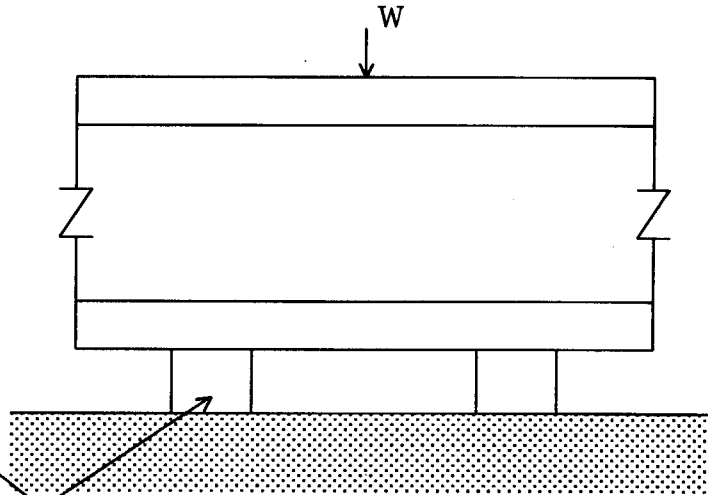
従ってボルトは十分な強度を持っている。

b) 外側ベット

i) 荷重による強度



(第 11 図)



(第 12 図)

レベリングブロック

$a = 500\text{mm}$	$t_1 = 70\text{mm}$
$b = 600\text{mm}$	$t_2 = 45\text{mm}$
$h = 500\text{mm}$	$t_3 = 55\text{mm}$

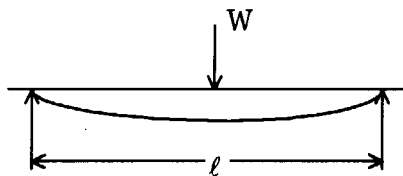
・断面 2 次モーメント I 断面係数 Z は

$$y_1 = y_2 = 250\text{mm}$$

式(4)、(5)より

$$I = 2 \times 10^9 \text{mm}^4 \quad \therefore Z_1 = Z_2 = 8 \times 10^6 \text{mm}^3$$

・最大曲げモーメント M は



(第 13 図)

式(6)において

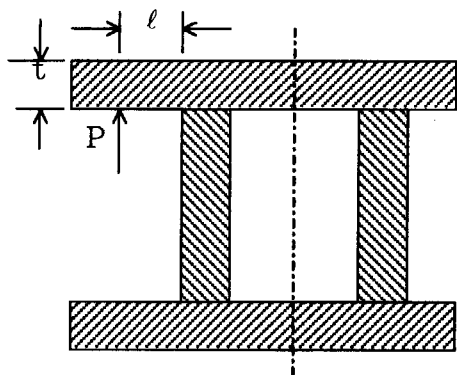
$$W = \frac{R_A}{2} \text{ or } \frac{R_D}{2} = 15 \times 10^3 \text{kg}$$

$$l = 500\text{mm}$$

$$M = 1.88 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\sigma = 0.3 \text{kg/mm}^2$$

ii) テーブルの転倒防止に対する上板の強度



(第14図)

$P = 66.9 \times 10^3 \text{kg}$ (第4項参照)

$l = 80 \text{mm}$

$t = 70 \text{mm}$

$a = 300 \text{mm}$ (Pの受ける範囲)

$M = P \cdot l = 5.35 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$

$Z = \frac{1}{6} a t^2 = 24.4 \times 10^4 \text{mm}^3$

$\therefore \sigma = 22 \text{kg/mm}^2$

溶接部は継手効率が約70%になるように設計するので、 $\sigma = 31.4 \text{kg/mm}^2$ となる。

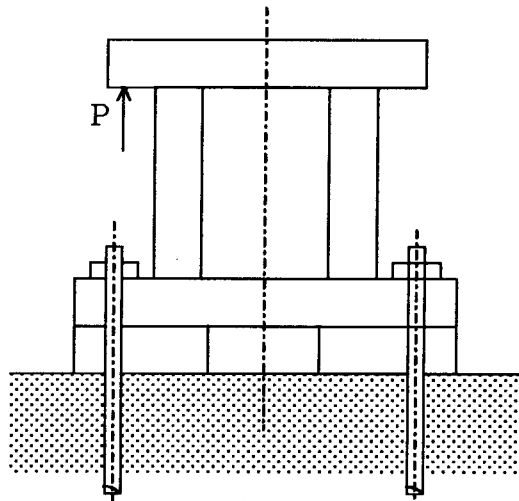
使用材料：機械構造用炭素鋼 SS400 at 100°C

\therefore 許容応力(自重) $S_m = \frac{19.8}{1.5} = 13.2 \text{kg/mm}^2$

\therefore 許容応力(地震時) $S_y = 19.8 \text{kg/mm}^2$

したがって転倒防止に対する上板の板厚を増加することで対応させる必要がある。

iii) 基礎ボルト



(15図)

Pの力を受ける範囲のボルトの本数を10本とする。

1本のボルトに作用する引張力 P_1 は

$P_1 = \frac{P}{10}$

$P = 66.9 \times 10^3 \text{kg}$ (第4項参照) であるので

$P_1 = 6.69 \times 10^3 \text{kg}$

ボルト径 M30 ($A = 540 \text{mm}^2$)

したがって、ボルトの応力 σ は

$\sigma = \frac{P_1}{A} = 12.4 \text{kg/mm}^2$

$\tau = F / (2 \times A \times n) = 6.3 \text{kg/mm}^2$

ボルト材料 SS400 at 100°C

$f_{t0} = \frac{19.8}{2} \times 1.5 = 14.8 \text{kg/mm}^2$, $f_{ts} = 1.4 f_{t0} \cdot 1.6 \tau = 10.6 \text{kg/mm}^2$

$f_{t0} > f_{ts}$ であるので f_{ts} を用いて許容引張り応力を評価する。

\therefore 許容引張り応力 $f_{ts} = 10.6 \text{kg/mm}^2$

\therefore 許容せん断応力 $f_{sb} = \frac{19.8}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 11.4 \text{kg/mm}^2$

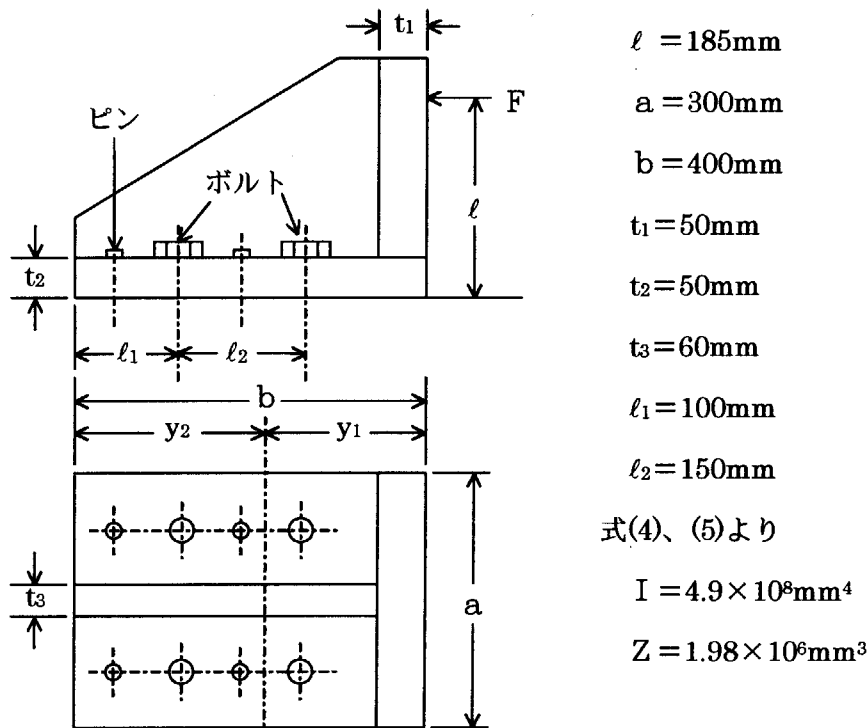
従ってボルト径の増加により対応させる必要がある。

又、コンクリートに埋め込まれるボルトの長さは約600mmであり、更に先端を曲げているので7tの引張力に耐える。従ってコンクリート強度は充分である。

3) 蛇行防止装置

蛇行防止装置は2項の移動側内側ベッドのローラーガイドに対して外力（水平方向地震力）との平衡を維持する装置で左右の水平地震力を各3個の装置で担当する。

a) 部材強度



(第16図)

蛇行防止装置3個のうち2個で地震力を担当するとして

$$F = 67.5 \times 10^3 \text{kg}$$

従って、地震時に生ずるモーメントMは

$$M = F \cdot \ell = 12.5 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\therefore \sigma = 6.3 \text{kg/mm}^2$$

溶接部は継手効率が約70%になるよう設計するので $\sigma = 9.0 \text{kg/mm}^2$ となる。

使用材料：機械構造用炭素鋼 SS400 at 100°C

$$\therefore \text{許容応力(地震時)} S_y = 19.8 \text{kg/mm}^2$$

したがって強度上充分である。

b) ピンの強度

蛇行防止装置が担当する水平方向地震力を4個のピンで受けるとしてピン1本あたりのせん断応力 τ は

$$\tau = \frac{1}{2} \times \frac{F}{4 \times \frac{\pi}{4} d^2} = 12.0 \text{ kg/mm}^2 \quad \text{ピン径 } d = 30 \text{ mm}$$

使用材料：SCM435 at 100°C

降伏点; $s_y = 69.9 \text{ kg/mm}^2$ 、引張強さ; $s_u = 86.4 \text{ kg/mm}^2$

従って $s_y > s_u \times 0.7$ であるので $s_u \times 0.7$ を用いて許容応力を評価する。

$$\therefore \text{許容せん断応力 } f_{sb} = \frac{60.4}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 34.8 \text{ kg/mm}^2$$

従って十分な強度をもっている。

c) ボルトの強度

ボルトの断面係数 $Z = 42.5 \times 10^4 \text{ mm}^3$

最大モーメント $M = 12.4 \times 10^6 \text{ kg} \cdot \text{mm}$

従ってボルトの受ける引張応力 σ は

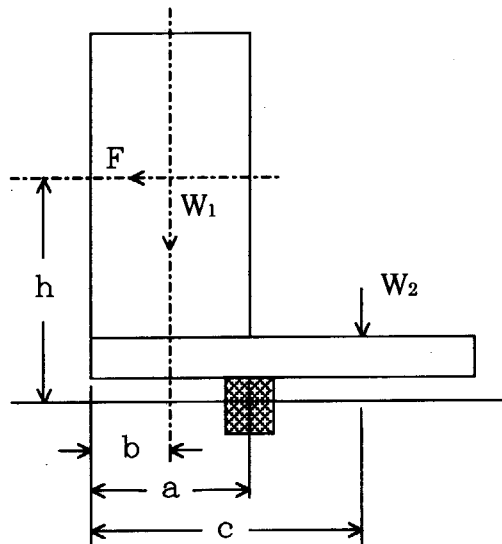
$$\sigma = 29.3 \text{ kg/mm}^2$$

使用材料はSCM435 (at 100°C) であり許容応力は 45.3 kg/mm^2 となる。

従って十分な強度をもっている。

4) 転倒防止装置

最大想定地震時、水平方向加速度 $0.75g$ を受けた際の転倒モーメント M_t は(3.7)式で求められる。



(第17図)

$$M_t = Fh - \{W_1(1-0.3)b + W_2(1-0.3)c\} \quad (7)$$

転倒防止装置に生ずる引張力 P_0 は

$$P_0 = \frac{M_t}{a} \quad (8)$$

$$W_1 = 165 \times 10^3 \text{ kg}$$

$$W_2 = 15 \times 10^3 \text{ kg}$$

$$F = 135 \times 10^3 \text{ kg}$$

$$a = 1300 \text{ mm}$$

$$b = 650 \text{ mm}$$

$$c = 2000 \text{ mm}$$

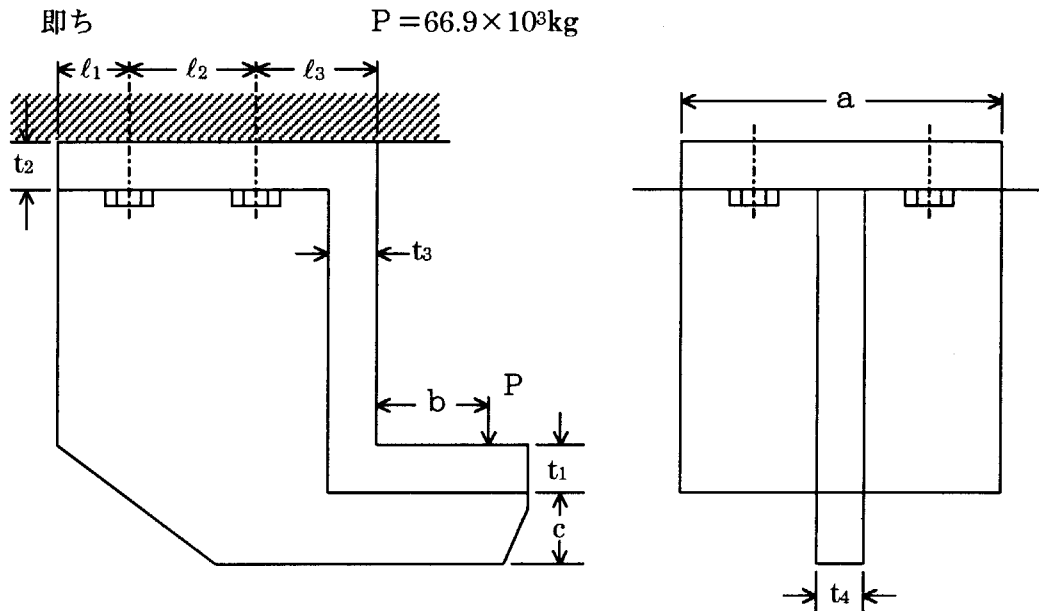
$$h = 2000 \text{ mm}$$

したがって、

$$M_t = 174.0 \times 10^6 \text{ kg} \cdot \text{mm}$$

$$P_0 = 133.8 \times 10^3 \text{ kg}$$

この装置は架台両端に取付られているので片側は $P_0/2$ となる。



(第18図)

第18図において

$a = 300 \text{ mm}$	$t_1 = t_3 = t_4 = 60 \text{ mm}$	$l_1 = 35 \text{ mm}$
$b = 90 \text{ mm}$	$t_2 = 50 \text{ mm}$	$l_2 = 135 \text{ mm}$
$c = 50 \text{ mm}$		$l_3 = 50 \text{ mm}$

a) 部材強度

第18図の P によるモーメント M は

$$M = 37.5 \times 10^6 \text{ kg} \cdot \text{mm}$$

又、モーメントを受ける部分の断面係数 Z は

$$Z = 37.0 \times 10^4 \text{ mm}^3$$

従って応力 σ は

$$\sigma = 10.2 \text{ kg/mm}^2$$

溶接部は継手効率が約70%になるよう設計するので $\sigma = 14.6 \text{ kg/mm}^2$ となる。

使用材料：機械構造用炭素鋼 SS400 at 100°C

$$\therefore \text{許容応力(地震時)} \quad S_y = 19.8 \text{ kg/mm}^2$$

従って十分な強度をもっている。

b) ボルト強度

ボルトの断面係数 $Z = 29.5 \times 10^4 \text{mm}^3$

最大モーメント $M = 12.35 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$

したがってボルトの受ける応力 σ は

$$\sigma = 41.9 \text{kg/mm}^2$$

ボルト材料 SCM435 at 100°C

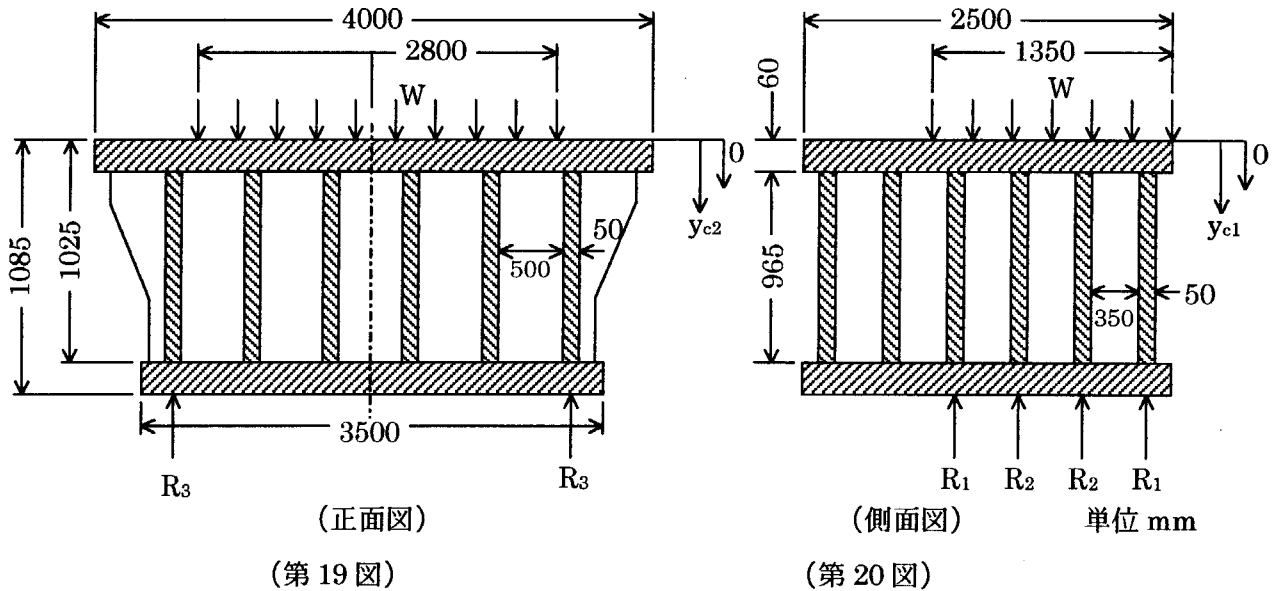
∴許容応力 45.3kg/mm²

従ってボルト径の増加により対応させる必要がある。

5) 固定側架台の強度

固定側架台は図面からわかるようにベッドおよびテーブルを一体とした溶接構造体で架台は、燃料100tを主とする総装荷荷重約160tを担当する。

耐震強度計算のための本架台概略を第19図、第20図に示す。



a) 横方向の強度

・剛性

$$y_{c1} = \frac{\sum A_i y_{ci}}{\sum A_i} = \frac{2500 \times 60 \times 30 + 4 \times 50 \times 965 \times 542.5}{2500 \times 60 + 965 \times 50 \times 4} = 318 \text{mm}$$

$$I = 1350 \int_{y_{c1}-60}^{y_{c1}} y^2 dy + 4 \times 50 \int_{-(1025-y_{c1})}^{y_{c1}-60} y^2 dy = 3.12 \times 10^{10} \text{mm}^4$$

・応力

$$\sigma = M / (I / y)$$

ここで M …… モーメント (kg・mm)

y …… y_{c1}あるいは1025-y_{c1} (mm)

i) 自重による発生応力

$$M = -\frac{W\ell}{8} = -\frac{160 \times 10^3 \times 1.3 \times 2800}{8} = -5.6 \times 10^7 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\therefore \sigma_{\max} = -5.6 \times 10^7 / \left(\frac{3.12 \times 10^{10}}{1025 - 318} \right) \div 1.3 \text{kg/mm}^2$$

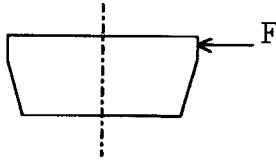
ii) 垂直方向地震力

$$1.3W = 160 \times 1.3 = 208 \times 10^3 \text{kg} \quad \therefore R_3 = \frac{1.3W}{2} = \frac{1.3 \times 160}{2} = 104 \times 10^3 \text{kg}$$

$$M = -\frac{W\ell}{8} = -\frac{160 \times 10^3 \times 1.3 \times 2800}{8} = -7.3 \times 10^7 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\therefore \sigma_{\max} = -7.3 \times 10^7 / \left(\frac{3.12 \times 10^{10}}{1025 - 318} \right) \div 1.7 \text{kg/mm}^2$$

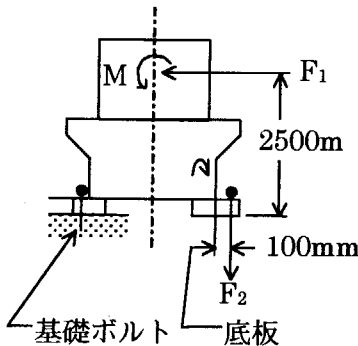
iii) 水平方向地震力



$$M = F \times 1085 = 160 \times 10^3 \times 0.75 \times 1085 = 1.3 \times 10^8 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\therefore \sigma = 1.3 \times 10^8 / \left(\frac{3.12 \times 10^{10}}{1025 - 318} \right) = 3.0 \text{kg/mm}^2$$

iv) 水平地震力による底板の溶接強度 (第21図)



(第21図)

$$M = F_1 \times 2500 - W \times (1 - 0.3) \times \frac{3500}{2}$$

$$= 160 \times 10^3 \times 0.75 \times 2500 - 160 \times 10^3 \times (1 - 0.3) \times \frac{3500}{2}$$

$$= 1.04 \times 10^8 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

故に底板にかかる引張力は

$$F_2 = \frac{M}{10} = 104.0 \times 10^3 \text{kg}$$

溶接部は脚長20mm、溶接部全長4000mmのスミ肉溶接とし継手効率を70%として

$$1040 \times 10^3 / (20 \times 4000 \times 0.70) = 18.6 \text{kg/mm}^2$$

b) 長手方向の強度

・ 剛性

$$y_{c2} = \sum A_1 y_{c1} / \sum A_1 = \frac{4000 \times 60 \times 30 + 6 \times 50 \times 965 \times 542.5}{4000 \times 60 + 6 \times 965 \times 50} = 310 \text{mm}$$

$$I = 4000 \int_{y_{c1}-60}^{y_{c1}} y^2 dy + 6 \times 50 \int_{-(1025-y_{c1})}^{y_{c1}-60} y^2 dy = 5.64 \times 10^{10} \text{mm}^3$$

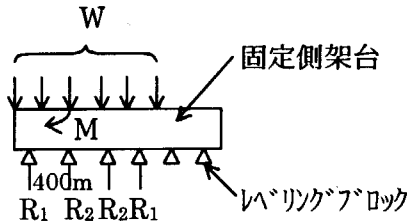
・ 応力

$$\sigma = M / (I / y)$$

ここで M …… モーメント (kg・mm)

y …… y_{c2}あるいは1025-y_{c2} (mm)

i) 自重による発生応力



最大モーメント

$$M = -0.080 (W / 1350) \times 400^2 = 1.6 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

(第 22 図)

$$\therefore \sigma_{\max} = \frac{1.6 \times 10^6}{(5.64 \times 10^{10} / 715)} = 2.0 \times 10^{-2} \text{kg/mm}^2$$

ii) 垂直方向地震力

$$\text{最大モーメント } M = -0.080 (1.3W / 1350) \times 400^2 = 2.0 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\text{反力 } R_1 = 0.4 (1.3W / 1350) \times 400 = 25 \times 10^3 \text{kg}$$

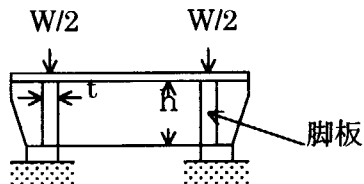
$$R_2 = 1.1 (1.3W / 1350) \times 400 = 69 \times 10^3 \text{kg}$$

$$\therefore \sigma_{\max} = \frac{2.0 \times 10^6}{(5.64 \times 10^{10} / 715)} = 2.6 \times 10^{-2} \text{kg/mm}^2$$

iii) 水平方向地震力

これについては5)-a)-iii)にある結果を参考にする。

c) 座屈荷重および圧縮応力



(第 23 図)

座屈荷重

$$P_K = n\pi^2 EI / h^2$$

ここで

$$n = 0.25$$

$$h = 965 \text{mm}$$

$$E = 2.1 \times 10^7 \text{kg/mm}^2$$

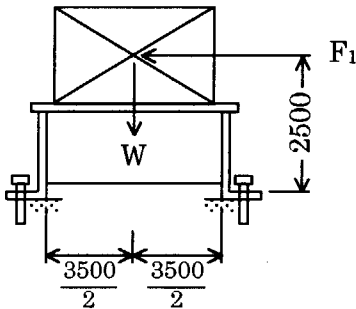
$$I = \frac{1}{12} t^3 h = \frac{1}{12} \times 50^3 \times 965 = 10.05 \times 10^6 \text{mm}^4$$

$$\therefore P_k = 7.8 \times 10^5 \text{ (kg)}$$

実際の荷重は $1.3W / 2 = 1.3 \times 80 \times 10^3 = 104 \times 10^3 \text{kg}$

圧縮応力 $\sigma = \frac{80 \times 10^3}{50 \times 965} = 1.7 \text{kg/mm}^2$

d) 基礎ボルトの強度



(第 24 図)

ボルトに加わる力 F_2

$$F_2 = \left\{ F_1 \times 2500 - W \times (1-0.3) \times \frac{3500}{2} \right\} / 3500$$

$$= \left\{ 160 \times 10^3 \times 0.75 \times 2500 - 160 \times 10^3 \times \frac{3500}{2} \right.$$

$$\left. \times (1-0.3) \right\} / 3500 = 29.7 \times 10^3 \text{kg}$$

ボルト1本あたりに作用する引張応力 σ 、せん断応

力 τ は

$$\sigma = \frac{F_2}{A \cdot n} = \frac{29.7 \times 10^3}{540 \cdot 6} = 9.2 \text{kg/mm}^2$$

$$\tau = \frac{F_2}{2 \cdot A \cdot n_1} = \frac{29.7 \times 10^3}{540 \cdot 20} = 11.2 \text{kg/mm}^2$$

e) 結論

固定側架台の耐震上の強度計算は以上のとおりになる。許容応力は

自重及び地震時の許容応力：機械構造用炭素鋼 SS400 at 100°C

$$\therefore \text{許容応力(自重)} \quad S_m = \frac{19.8}{1.5} = 13.2 \text{kg/mm}^2$$

$$\therefore \text{許容応力(地震時)} \quad S_y = 19.8 \text{kg/mm}^2$$

基礎ボルトの許容応力：ボルト材料 SS400 at 100°C

$$f_{t0} = \frac{19.8}{2} \times 1.5 = 14.8 \text{kg/mm}^2 \quad f_{ts} = 1.4f_{t0} - 1.6\tau = 2.8 \text{kg/mm}^2$$

$f_{t0} > f_{ts}$ であるので f_{ts} を用いて許容引張り応力を評価する。

$$\therefore \text{許容引張り応力} \quad f_{ts} = 2.8 \text{kg/mm}^2$$

$$\therefore \text{許容せん断応力} \quad f_{sb} = \frac{19.8}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 11.4 \text{kg/mm}^2$$

したがって、地震時の許容応力 19.8kg/mm^2 に対し底板溶接部における最大応力が 18.6kg/mm^2 であるので溶接強度を増加させることにより対応する必要がある。

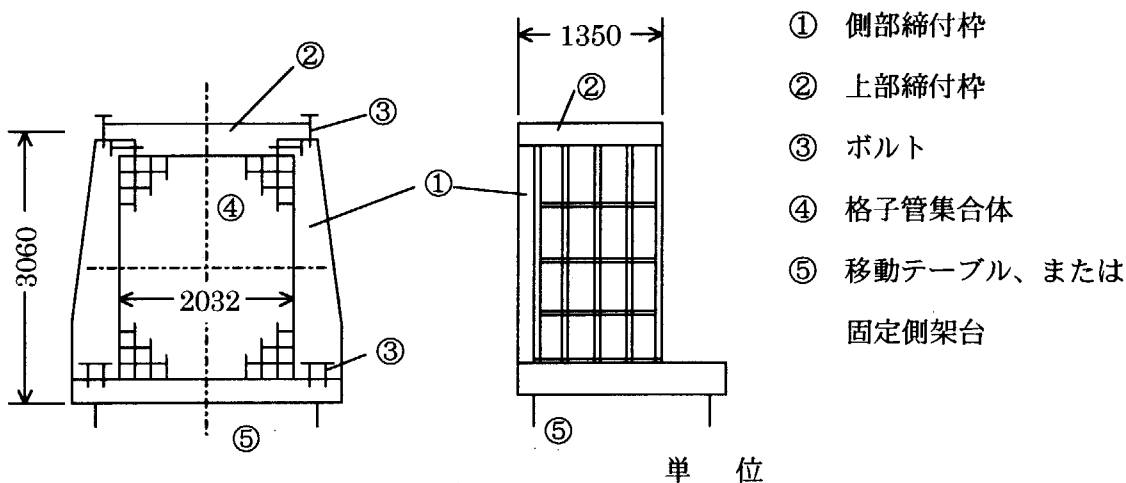
また、架台の基礎ボルトについてもボルト径増加により対応する必要がある。

6) 格子管締付枠の強度

格子管締付枠は格子管集合体を強固に固定させ本装置の安全性を確保するものである。

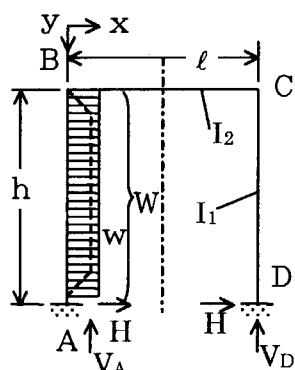
したがって、格子管締付枠についても耐震計算が要求される。

なお、計算は51行51列の場合を対象として行っている。



(第25図)

a) 水平方向地震力



(第26図)

ラーメンによる材端モーメントの計算を行う。

この門型を形成する締付枠は、炉心構成材は約100tあり、締付枠側部にかかる荷重分布は第3.3-26図の点線のようになるが、計算上は実線のように仮定して行っている。

・水平地震力

$$W = (100 + 20 \times 1.2) \times 10^3 \times 0.75 = 93 \times 10^3 \text{ kg}$$

・各部のモーメントおよび水平、垂直力の計算

$$V_A = V_D = \frac{k}{(6k + 1)} wh \quad (9)$$

$$H_D = \frac{(6k + 3)}{8(k + 2)} wh \quad (10)$$

$$H_A = \frac{(2k + 3)}{8(k + 2)} wh \quad (11)$$

AB支柱の曲げモーメント

$$M_y = -\frac{(30k^2 + 73k + 15)}{24(k+2)(6k+1)} wh^2 + \frac{6k+13}{8(k+2)} why - \frac{w}{2} y^2 \quad (12)$$

CD支柱の曲げモーメント

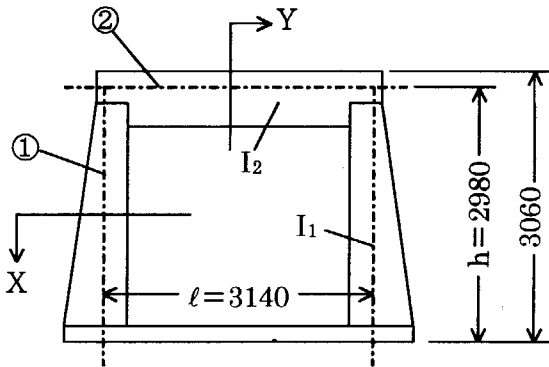
$$M_y = \frac{(18k^2 + 35k + 9)}{24(k+2)(6k+1)} wh^2 - \frac{2k+3}{8(k+2)} why \quad (13)$$

BC桁の曲げモーメント

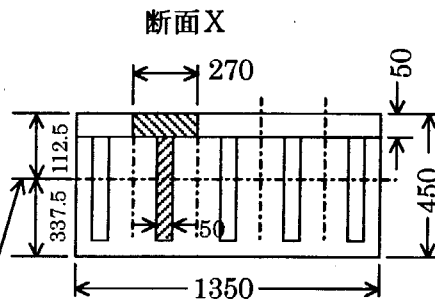
$$M_x = \frac{k(6k+23)}{24(k+2)(6k+1)} wh^2 - \frac{k}{(6k+1)\ell} whx \quad (14)$$

各部の曲げモーメントの式(12)~(14)より最大モーメントは各材端にあることが判っている。

ここで、kは剛さ比で $k = I_2 h / I_1 \ell = \frac{1.06 \times 10^8 \times 2980}{4.63 \times 10^8 \times 3140} = 0.218$



(第27図)



中立軸 (第28図)



(第29図)

単位

荷重分布を均等に5分して、斜線部に着目して

$$\text{式 (9) より} \quad V_A = V_D = 8.8 \times 10^3 \text{kg}$$

$$\text{式 (10) より} \quad H_D = 22.6 \times 10^3 \text{kg}$$

$$\text{式 (11) より} \quad H_A = 18.0 \times 10^3 \text{kg}$$

$$\text{式 (12) より} \quad M_A = -7.29 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$M_B = 1.30 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$\text{式 (13) より} \quad M_C = -1.43 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

$$M_D = 3.88 \times 10^6 \text{kg} \cdot \text{mm}$$

・最大応力の計算

i) 側部締付栓

$$\sigma = M_A / (I_1 / 337.5) = 5.3 \text{kg/mm}^2$$

ii) 上部締付栓

$$\sigma = M_A / (I_2 / 135.5) = 9.3 \text{kg/mm}^2$$

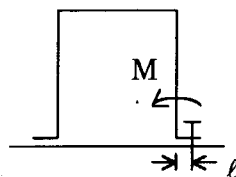
使用材料：機械構造用炭素鋼 SS400 at 100°C

∴許容応力(地震時) $S_y = 19.8 \text{kg/mm}^2$

従って十分な強度をもっている。

b) 接合部ボルトの強度

i) A部 (第26図中)



ボルトの引張力

$$F = \frac{M_A}{l} = \frac{7.29 \times 10^6}{150} = 48.7 \times 10^3 \text{kg}$$

ボルトの大きさ (M42、 $A=1083 \text{mm}^2$)

ボルトの本数 20本 (斜線部4本、5箇所)

$$\text{ボルトの応力} \quad \sigma = F / \left\{ \frac{\pi}{4} (37)^2 \times 4 \right\} = 11.3 \text{kg/mm}^2$$

$$\tau = W / \left\{ \frac{\pi}{4} (37)^2 \times 20 \times 2 \right\} = 2.2 \text{kg/mm}^2$$

ii) B部 (第26図中)

ボルトの大きさ (M42、 $A=1083 \text{mm}^2$)

ボルトの本数 21本 (斜線部3本強)

ボルトの応力 引張力 $F = \frac{M_c}{100} = 15 \times 10^3 \text{kg}$

$$\therefore \sigma = \frac{15 \times 10^3}{\frac{\pi}{4} \times (37)^2 \times 3} = 4.7 \text{kg/mm}^2$$

ボルト材料 SCM435 at 100°C

$$f_{t0} = \frac{60.4}{2} \times 1.5 = 45.3 \text{kg/mm}^2, f_{ts} = 1.4f_{t0} - 1.6\tau = 59.9 \text{kg/mm}^2$$

$f_{t0} < f_{ts}$ であるので f_{t0} を用いて許容引張り応力を評価する。

$$\therefore \text{許容引張り応力 } f_{t0} = 45.3 \text{kg/mm}^2$$

$$\therefore \text{許容せん断応力 } f_{sb} = \frac{60.4}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 34.8 \text{kg/mm}^2$$

従って十分な強度をもっている。

c) 剪断力を担当するテーパーピン

格子管締付枠を含めて160tが水平地震力を受けた場合の推力は $124 \times 0.75 = 93 \text{t}$ である。

ピンの大きさ 20φ

ピンの本数 8本

$$\text{ピンの剪断応力 } \tau = \frac{(93-40) \times 10^3}{\frac{\pi}{4} \times 20^2 \times 8} = 21.1 \text{kg/mm}^2$$

(注 ボルトの総締付力を40トンとしている。ボルト数40本)

ボルト材料 SCM435 at 100°C

$$\therefore \text{許容せん断応力 } f_{sb} = \frac{60.4}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 34.8 \text{kg/mm}^2$$

従って十分な強度をもっている。

固有振動数

格子管集合体組立時に水平方向の地震力を受けた場合の固有振動数は

$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{g}{\delta}} \quad (\text{Hz})$$

で与えられる。

ここで、 δ は格子管締付枠の地震時における撓みで1mmと仮定する。

$$\therefore f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{9800}{1}} \doteq 15.8 \text{Hz}$$

$$\therefore \text{周期 } T = 1 / f = \frac{63}{1000} \approx \frac{6}{100} \text{ sec}$$

危険周期は0.2sec前後とみてよいから本装置が共振域に入ることはない。

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

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

1 eV=1.60218×10⁻¹⁹J

1 u=1.66054×10⁻²⁷kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

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

1 Å=0.1nm=10⁻¹⁰m

1 b=100fm=10⁻²⁸m²

1 bar=0.1MPa=10⁵Pa

1 Gal=1cm/s²=10⁻²m/s²

1 Ci=3.7×10¹⁰Bq

1 R=2.58×10⁻⁴C/kg

1 rad=1cGy=10⁻²Gy

1 rem=1cSv=10⁻²Sv

表5 SI接頭語

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

(注)

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

換算表

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

粘度 1Pa·s(N·s/m²)=10P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1m²/s=10⁴St(ストークス)(cm²/s)

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

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

1 cal= 4.18605J (計量法)
 = 4.184J (熱化学)
 = 4.1855J (15°C)
 = 4.1868J (国際蒸気表)
 仕事率 1 PS(仏馬力)
 = 75 kgf·m/s
 = 735.499W

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

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

校交機運設備の検査検討

(3) 校交機物運運設備の検討



古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています