

JAERI - M
88-012

核融合炉工学試験装置における
テストセクションの検討

1988年2月

佐川 尚司・中田 宏勝・河辺 隆也*・平山 省一**

JAERI-M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。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11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。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1988

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷機

核融合炉工学試験装置におけるテストセクションの検討

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部
佐川尚司・中田宏勝⁺・河辺隆也^{*}・平山省一^{**}

(1988年1月14日受理)

核融合炉研究開発は、最近プラズマ物理や超伝導マグネット、加熱技術開発等で急速な進展がみられ、臨界プラズマ試験装置の次の段階として、大型のDT燃焼の実験炉についても本格的な検討が始められている。

核融合技術を実用化するためには、プラズマ閉じ込めに関する技術の開発と並行して、DT燃焼に関連する炉工学技術の開発を行うことがとりわけ重要とされている。このため核融合炉工学試験装置と呼ばれるような概念の装置が、核融合炉の開発に効果的であるとして提案されている。

本報告書は、核融合炉工学試験装置におけるテストセクションの利用と中性子束分布について述べたものである。

大洗研究所：〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町字新堀3607

+ 企画室

* 筑波大学

** 幾徳工業大学

The Study of The Test Section on the Fusion Engineering Facility

Hisashi SAGAWA, Hirokatsu NAKATA⁺, Takaya KAWABE^{*}
and Syoichi HIRAYAMA^{**}

Department of JMTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received January 14, 1988)

The research and development of a nuclear fusion reactor are rapidly making progress in plasma physics, superconductive magnets, heating technology of plasma and so on. The detailed study of a large-scale fusion reactor which uses DT plasma has been started as a next stage of a critical nuclear fusion reactor (JT-60).

While the technology of plasma confinement is being developed, the study of reactor engineering technology is very important to put a nuclear fusion reactor to practical use. Therefore the conceptual facility called the fusion engineering facility (FEF) is proposed to be effective for a nuclear fusion reactor development.

This report describes the utilization of the test section on the FEF and the characteristics of neutron flux at the test section.

Keywords: 14MeV Neutron, Irradiation Test, Nuclear Fusion Reactor

+ Office of Planning

* Tsukuba University

** Ikuizoku Technical University

目 次

1. まえがき	1
2. 照射試験	1
2.1 核融合炉材料照射試験の現状	1
2.2 核融合中性子炉の利用	2
3. 核融合炉工学試験装置 (FEF)	2
3.1 概 要	2
3.2 経 緯	2
4. テストセクション	3
4.1 テストセクションの利用	3
4.2 試験装置	5
4.3 テストモジュール	6
4.4 設計上の必要事項	7
5. 中性子束分布の検討	8
5.1 概 要	8
5.2 計算条件	8
5.3 計算結果	8
6. ま と め	9
謝 辞	10
参考文献	11

Contents

1. Introduction	1
2. Irradiation Tests	1
2.1 Present State of Irradiation Tests on Nuclear Fusion Materials	1
2.2 Utilization of 14-MeV Neutron Source	2
3. Fusion Engineering Test Facility Based on Mirror Confinement (FEF)	2
3.1 Summary	2
3.2 Circumstance	2
4. Test Section	3
4.1 Utilization of Test Section	3
4.2 Irradiation Facilities	5
4.3 Test Module	6
4.4 Requirements on Design	7
5. Study of Neutron Flux Distribution in Test Section	8
5.1 Summary	8
5.2 Calculative Condition	8
5.3 Calculative Result	8
6. Conclusion	9
Acknowledgment	10
References	11

1. ま え が き

核融合炉研究開発は、プラズマ物理、超電導マグネット技術およびプラズマ加熱技術等の面で著しい進歩を遂げている。我国においても、D-T核融合反応を利用した臨界プラズマ試験装置JT-60において、有意義なデータが蓄積されている。

D-T核融合反応は次式で示される。



この式からわかるように、核融合エネルギーの約80%は高エネルギー中性子として放出され、また出力当たりの中性子の数という点でも核分裂炉の5倍程度ある。従って、核融合炉において中性子が構造材に与える影響は、核分裂炉とは大きく異なる。

このため、核融合技術を実用化するためには、プラズマ閉じ込めに関する技術の他に、核融合炉第1壁材やブランケットの研究といった炉工学技術の研究開発を行うことが必要となる。^{1),2)}

本報告書は、核融合炉の材料開発のための強力中性子源として提案されている核融合炉工学試験装置(以下FEFという)に取り付けられるテストセクションについて検討したものである。

2. 照 射 試 験

2.1 核融合炉材料照射試験の現状

核融合炉では、先に述べたように従来の核分裂炉に比べて高エネルギー中性子が大量に発生し、炉構造材を照射する。このため、炉構造材の重照射効果を調べるための照射試験が必要であり、種々の研究が行われている。³⁾

現在のところ、核融合中性子を大量に発生させる材料照射試験のための設備がないため、核分裂炉と加速器によって照射試験が行われている。

しかし、加速器を利用した照射試験(例えばRTNS-II)では、14MeV中性子照射が可能であるが、照射体積が極めて小さいため、十分な材料特性を評価することができない。一方、適当な大きさの試験片が照射可能な核分裂炉では、照射試料のdpaとHe生成量の比が核融合炉の場合とは大きく異なるため、14MeV中性子照射を十分模擬することができない。

プラズマを取りまき、エネルギー変換とトリチウム生産の役目をするブランケットのトリチウム増殖材については、Li₂OやLiAlO₂等のセラミック系増殖材の照射試験が行われている。照射試験は、増殖材内で発生するトリチウムの照射中放出挙動を調べるスイープ実験と、照射損傷を調べる速中性子照射試験に限られており、工学的規模での照射試験は検討されているものの実現には至っていない。

また、超伝導材の照射については、極低温照射装置が用いられている。この場合、極低温に保つ能力との関係で、あまり高中性子束下での試験は行われていない。

1. ま え が き

核融合炉研究開発は、プラズマ物理、超電導マグネット技術およびプラズマ加熱技術等の面で著しい進歩を遂げている。我国においても、D-T核融合反応を利用した臨界プラズマ試験装置JT-60において、有意義なデータが蓄積されている。

D-T核融合反応は次式で示される。



この式からわかるように、核融合エネルギーの約80%は高エネルギー中性子として放出され、また出力当たりの中性子の数という点でも核分裂炉の5倍程度ある。従って、核融合炉において中性子が構造材に与える影響は、核分裂炉とは大きく異なる。

このため、核融合技術を実用化するためには、プラズマ閉じ込めに関する技術の他に、核融合炉第1壁材やブランケットの研究といった炉工学技術の研究開発を行うことが必要となる。^{1),2)}

本報告書は、核融合炉の材料開発のための強力中性子源として提案されている核融合炉工学試験装置(以下FEFという)に取り付けられるテストセクションについて検討したものである。

2. 照 射 試 験

2.1 核融合炉材料照射試験の現状

核融合炉では、先に述べたように従来の核分裂炉に比べて高エネルギー中性子が大量に発生し、炉構造材を照射する。このため、炉構造材の重照射効果を調べるための照射試験が必要であり、種々の研究が行われている。³⁾

現在のところ、核融合中性子を大量に発生させる材料照射試験のための設備がないため、核分裂炉と加速器によって照射試験が行われている。

しかし、加速器を利用した照射試験(例えばRTNS-II)では、14MeV中性子照射が可能であるが、照射体積が極めて小さいため、十分な材料特性を評価することができない。一方、適当な大きさの試験片が照射可能な核分裂炉では、照射試料のdpaとHe生成量の比が核融合炉の場合とは大きく異なるため、14MeV中性子照射を十分模擬することができない。

プラズマを取りまき、エネルギー変換とトリチウム生産の役目をするブランケットのトリチウム増殖材については、Li₂OやLiAlO₂等のセラミック系増殖材の照射試験が行われている。照射試験は、増殖材内で発生するトリチウムの照射中放出挙動を調べるスイープ実験と、照射損傷を調べる速中性子照射試験に限られており、工学的規模での照射試験は検討されているものの実現には至っていない。

また、超伝導材の照射については、極低温照射装置が用いられている。この場合、極低温に保つ能力との関係で、あまり高中性子束下での試験は行われていない。

主要な照射装置の照射特性を Table 1 に、また、各照射装置から得られる材料試験データの評価レベルを Table 2 に示す。

2.2 核融合中性子炉の利用

核融合炉構造材の照射試験のために、14 MeV の中性子を大量に発生し、且つ広範囲の試験領域が確保できる核融合中性子炉を利用することができれば、核分裂炉照射より短期間で第1壁材等の照射損傷を調べることができるばかりでなく、14 MeV の中性子照射効果を模擬するための特別な技術を用いる必要がなくなる。また、ブランケット材についても、より実際に近い中性子スペクトルのもとで、トリチウム生成特性を調べることができるだけでなく核・熱の複合的特性を調べるための工学的試験も可能となる。

他の材料についても、より実際的条件下で照射試験が可能であり、さらに核分裂炉の場合に比べて、ガンマ線による発熱が小さいことが、核融合中性子炉での照射試験を容易にする。

現在設計研究の進められている核融合実験炉が稼動したとしても、中性子束が小さいこと、トリチウム消費量が非常に多いこと等の理由で材料照射試験は難かしく、他の中性子源が必要とされている。

3. 核融合炉工学試験装置 (FEF)

3.1 概要

D-T 核融合反応により 14 MeV のエネルギーを持つ中性子を壁負荷にして $1 \sim 4 \text{ MW/m}^2$ (中性子束にして、 $4.5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s} \sim 1.8 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$) 発生させるためには、高温 (30~40 keV) で高密度 (数 $\times 10^{14} / \text{cm}^3$) のプラズマを定常的に閉じ込め、保持する必要がある。また、核融合炉構造材やブランケット材の照射試験を含む炉工学試験のためには、構造的にみてシンプルなものの方が良く、しかも被照射体に対しては、中性子束の一様性があるものが理想的である⁵⁾。このため、FEF は直線磁場を生かしたミラー閉じ込め方式としている。ミラー閉じ込めの場合には、閉じ込めの相似則がかなり明らかで、安定性に対しても良く理解され、しかもオプションも多い⁴⁾。

FEF のプラズマパラメータを Table 3 に、概略図を Fig. 1 に示す。FEF は、本体の他に RF 加熱系、NBI 加熱系、マグネット系、真空系、燃料系および照射試験のためのテストセクション等より成る^{1),2)}。

3.2 経緯

FEF の概念は、名古屋大学プラズマ研究所企画情報センターの核融合炉評価の作業としてスタートし、RF を用いたタンデムミラー核融合炉の概念設計の研究がなされ、その一応用例とし

主要な照射装置の照射特性を Table 1 に、また、各照射装置から得られる材料試験データの評価レベルを Table 2 に示す。

2.2 核融合中性子炉の利用

核融合炉構造材の照射試験のために、14 MeV の中性子を大量に発生し、且つ広範囲の試験領域が確保できる核融合中性子炉を利用することができれば、核分裂炉照射より短期間で第1壁材等の照射損傷を調べることができるばかりでなく、14 MeV の中性子照射効果を模擬するための特別な技術を用いる必要がなくなる。また、ブランケット材についても、より実際に近い中性子スペクトルのもとで、トリチウム生成特性を調べることができるだけでなく核・熱の複合的特性を調べるための工学的試験も可能となる。

他の材料についても、より実際的条件下で照射試験が可能であり、さらに核分裂炉の場合に比べて、ガンマ線による発熱が小さいことが、核融合中性子炉での照射試験を容易にする。

現在設計研究の進められている核融合実験炉が稼動したとしても、中性子束が小さいこと、トリチウム消費量が非常に多いこと等の理由で材料照射試験は難かしく、他の中性子源が必要とされている。

3. 核融合炉工学試験装置 (FEF)

3.1 概要

D-T 核融合反応により 14 MeV のエネルギーを持つ中性子を壁負荷にして $1 \sim 4 \text{ MW/m}^2$ (中性子束にして、 $4.5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s} \sim 1.8 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$) 発生させるためには、高温 (30~40 keV) で高密度 (数 $\times 10^{14} / \text{cm}^3$) のプラズマを定常的に閉じ込め、保持する必要がある。また、核融合炉構造材やブランケット材の照射試験を含む炉工学試験のためには、構造的にみてシンプルなものが高く、しかも被照射体に対しては、中性子束の一様性があるものが理想的である⁵⁾。このため、FEF は直線磁場を生かしたミラー閉じ込め方式としている。ミラー閉じ込めの場合には、閉じ込めの相似則がかなり明らかで、安定性に対しても良く理解され、しかもオプションも多い⁴⁾。

FEF のプラズマパラメータを Table 3 に、概略図を Fig. 1 に示す。FEF は、本体の他に RF 加熱系、NBI 加熱系、マグネット系、真空系、燃料系および照射試験のためのテストセクション等より成る^{1),2)}。

3.2 経緯

FEF の概念は、名古屋大学プラズマ研究所企画情報センターの核融合炉評価の作業としてスタートし、RF を用いたタンデムミラー核融合炉の概念設計の研究がなされ、その一応用例とし

で強力14 MeV 中性子源が提案された。

この設計ではDT核燃焼プラズマはRFにより加熱され、MHD安定性はカプス磁場に閉込められたプラズマをRFプラギングすること、およびRFによるポンドロモーティブ力により得られるものとした。この方式による概念設計はFEF-Iと呼ばれている。⁷⁾

その後RFポンドロモーティブ力に関する研究が進み、カプス磁場を用いなくてもMHD安定性が確保出来る見通しが得られ、次の概念設計の物理モデルからはRFポンドロモーティブ力のみを取入れる事になった。この概念設計のシリーズはFEF-IIと呼ばれている。^{8),9)}そしてセントラルセルの真空容器の内径を24cmとして中性子フラックスを $2\text{MW}/\text{m}^2$ までとれる設計となっている。

さらに α 粒子の衝突をさけるためにセントラルセルの内径を40cmにし、第1壁における中性子フラックスを $1\text{MW}/\text{m}^2$ とした物理モデルに基づき工学的なフィージビリティの検討が行なわれた。これはFEF-II aと呼ばれている。

本報告書で述べられているFEFとは、上記で述べたFEF-Iのことである。

4. テストセクション

4.1 テストセクションの利用

FEFのセントラル部は、プラズマから放出される大量の14 MeV 中性子を利用して、核融合炉工学のための各種試験が実施される。照射領域は約 1m^2 である。試験は主として、核融合炉第1壁材やブランケット構造物材が14 MeV 中性子を受けることに伴う影響や効果を調べる中性子照射試験である。⁶⁾その他に、照射装置の前後に中性子反射体や中性子増倍材を取り付けることにより、数 MeV の中性子や熱中性子を利用することもできる。

FEFで実施されることが予想される照射試験は次のとおりである。^{1),2)}

核融合に関連した利用としては、

- 1) 材料照射試験
- 2) トリチウム生産試験
- 3) ブランケット工学試験
- 4) 核融合炉工学総合試験

核融合以外の利用としては、

- 5) アイソトープ生産試験
- 6) 核燃料生産試験
- 7) 廃棄物変換処理試験

(1) 材料照射試験

材料照射試験は、主として核融合炉第1壁材が大量の14 MeV 中性子の照射を受ける場合の影響を調査することが目的である。第1壁候補材としては、従来より最もデータベースが完備され

で強力14 MeV 中性子源が提案された。

この設計ではDT核燃焼プラズマはRFにより加熱され、MHD安定性はカプス磁場に閉込められたプラズマをRFプラギングすること、およびRFによるポンドロモーティブ力により得られるものとした。この方式による概念設計はFEF-Iと呼ばれている。⁷⁾

その後RFポンドロモーティブ力に関する研究が進み、カプス磁場を用いなくてもMHD安定性が確保出来る見通しが得られ、次の概念設計の物理モデルからはRFポンドロモーティブ力のみを取入れる事になった。この概念設計のシリーズはFEF-IIと呼ばれている。^{8),9)}そしてセントラルセルの真空容器の内径を24cmとして中性子フラックスを $2\text{MW}/\text{m}^2$ までとれる設計となっている。

さらに α 粒子の衝突をさけるためにセントラルセルの内径を40cmにし、第1壁における中性子フラックスを $1\text{MW}/\text{m}^2$ とした物理モデルに基づき工学的なフィージビリティの検討が行なわれた。これはFEF-II aと呼ばれている。

本報告書で述べられているFEFとは、上記で述べたFEF-Iのことである。

4. テストセクション

4.1 テストセクションの利用

FEFのセントラル部は、プラズマから放出される大量の14 MeV 中性子を利用して、核融合炉工学のための各種試験が実施される。照射領域は約 1m^2 である。試験は主として、核融合炉第1壁材やブランケット構造物が14 MeV 中性子を受けることに伴う影響や効果を調べる中性子照射試験である。⁶⁾その他に、照射装置の前後に中性子反射体や中性子増倍材を取り付けることにより、数 MeV の中性子や熱中性子を利用することもできる。

FEFで実施されることが予想される照射試験は次のとおりである。^{1),2)}

核融合に関連した利用としては、

- 1) 材料照射試験
- 2) トリチウム生産試験
- 3) ブランケット工学試験
- 4) 核融合炉工学総合試験

核融合以外の利用としては、

- 5) アイソトープ生産試験
- 6) 核燃料生産試験
- 7) 廃棄物変換処理試験

(1) 材料照射試験

材料照射試験は、主として核融合炉第1壁材が大量の14 MeV 中性子の照射を受ける場合の影響を調査することが目的である。第1壁候補材としては、従来より最もデータベースが完備され

ている 316 ステンレス鋼およびその改良鋼の他に、Fe - Ni - Cr 合金・フェライト系鋼・高融点金属 (V, Mo 等)・新素材 (複合材料, 規則合金等) があげられる。

また、上記照射効果における主要な問題点は、以下のように大別される。³⁾

- 1) 組織および化学組成変化
- 2) 表面損傷
- 3) 強度特性変化
 - (a) 照射硬化・延性劣化
 - (b) 照射下クリープ
 - (c) 照射下疲労
 - (d) 照射下熱疲労
 - (e) 照射下破壊靱性
 - (f) 照射下 DBTT 上昇
 - (g) 照射下ヘリウム・水素脆化
- 4) 物性値変化
- 5) 放射化および核発熱

その他、ブランケット構成材等の中性子照射効果も調べられる。照射後試験は、照射試験片に目標とする照射量を与えたのち、ホットラボラトリーにおいて諸特性を測定し、照射前の値と比較する。

(2) トリチウム生産試験

トリチウム生産試験では、少量のトリチウム増殖材の中性子照射効果を調べる基礎的な試験から、ある程度の規模のブランケット試験体を実際のブランケットと同様な温度・圧力条件のもとで照射し、トリチウム生成率や回収率を調べる工学試験など様々な試験を行う。

(3) 核燃料生産試験

核燃料生産試験は、核融合中性子を利用した核分裂性物質の生成に関する試験である。本試験も、少量の親物質の照射による核反応率や照射効果を調べる基礎的な試験から、大量の親物質を核融合炉で照射されるのと同様な条件のもとで照射し、親物質の性状の変化を調べる工学的試験等を行う。

(4) 廃棄物変換処理試験

核分裂動力炉の運転に伴い発生する高レベル廃棄物の処分については、現在ガラス固化して貯蔵し、放射能を減衰させる方法が有力なものとして研究開発が進められている。しかしこの場合、⁹⁰Sr や ¹³⁷Cs のような核分裂生成物については数百年、Pu や Am 等のアクチノイド重元素については数十万年の貯蔵期間を必要とする。

このため、これらの放射性核種を種々の核反応によって、短寿命ないし安全な核種に変換することが提案されており、これは消滅処理と呼ばれている。今までの検討結果では、⁹⁰Sr や ¹³⁷Cs の消滅処理についてはかなり困難であるが、アクチノイド系元素については有効とされている。

消滅処理のためには高速かつ高速の中性子が有望とされており、実用化には今後長期にわたる多面的な技術開発が必要である。核融合中性子によるアクチノイド系元素の核的特性の研究は、この一環として行われるべき基礎研究として重要である。

(5) アイソトープ生産試験

RI 製造に通常利用される原子炉は熱中性子炉であり、 ^{14}C 、 ^{32}P 、 ^{35}S などの軽い核種では (n, p) 反応で生成するものもあるが (n, γ) 反応が圧倒的に起こりやすい。ややエネルギーの大きい中性子を利用するには燃料の近傍で照射を行うことはあるが、いずれにしても 14 MeV よりエネルギーの低い中性子を利用している。

高エネルギー中性子では熱中性子よりも (n, p) 、 (n, α) 、 $(n, 2n)$ 反応が起こりやすいので、生成核種を化学的に分離しやすくなる。これらの核反応の断面積を核種ごとに調べ、その中から利用できそうな RI を探す必要がある。14 MeV 中性子が利用できそうな診断用 RI を Table 4 に示す。

核融合中性子炉は、大量の 14 MeV 中性子が利用できるので、これによる RI の製造にはかなりの将来性が期待できる。しかしながら、短寿命核種の商業生産には現在原子炉による RI 生産で経験している多くの問題があるので、はじめから商業生産を考えるのではなく、基本的な問題についての基礎研究から着手すべきである。

(6) ブランケット工学試験

ブランケット工学試験は、核融合炉ブランケットの設計および運転条件を模擬したブランケット試験体を照射し、下記に示す工学データを取得することにより、実機ブランケットの設計に反映させることを目的とする。

- 1) 増殖材領域温度の制御特性
- 2) 増殖材核特性
- 3) トリチウム生成・回収特性
- 4) 増殖材の照射効果
- 5) 冷却材へのトリチウム漏洩特性

4.2 試験装置

中性子照射試験を実施するには、照射試料を所定の場所に保持し、温度などの照射条件を与えるため特別に設計された試験装置が必要となる。試験装置としては、核分裂照射炉を参考にすると、キャプセルとループがある。また、FEF に特別なものとしてブランケット試験体がある。

キャプセルは、照射試料を装荷した小型の容器であり、試験片の長時間照射に用いられる。キャプセルは、多数の試験片を装荷することができるばかりでなく、電気ヒータ等により照射試料を任意の温度にすることができる。キャプセル内部には、一般に不活性ガス (He) が充填されるが、試料の温度を均一に保つ目的でナトリウムのような液体金属が充填されることも必要である。また、試料は多くの場合、無荷重状態で照射されるが、照射中におけるクリープ挙動などを調べるような場合には、特別な工夫により荷重が印加されると同時に変位量を計測できる。さらに、トリチウム増殖材や核燃料物質のように照射によって何らかのガスを発生するものについては、ガスの放出特性を調べる目的で、スイープガスを流すことも必要である。

FEF では、キャプセルは主として第 1 壁材を中心とした各種材料の照射試験に用いるほか、ラジオアイソトープやトリチウム等の各種生産試験や変換処理試験で基礎データを得る場合に用

いる。アイソトープ生産試験は、キャプセルによってのみ行う。

キャプセルは、外径5 cmで長さ約60 cmの円筒形とし、材質はSUS316とする。設計・製作および照射後試験に便利のように、キャプセルは全ての照射試料に対し同一形状とし、かつ高い中性子照射量を与えるため、キャプセルの中心軸とFEF セントラルセルのプラズマ軸とが平行になるようにして、可能な限りプラズマに接近して配置する。

ループは、キャプセルより大型の試料、一般には実際の炉と同一の構造であるが縮小サイズか単一セルに相当するものを照射し、特に熱的特性を中心とした実炉照射下における諸特性を調べるために使用する。試料には、熱的特性の主要変数である温度を測定するための熱電対をはじめ、中性子束を測定するためのSPND、変形を測定するためのトランスジューサ、発生ガス量を評価するためのスイープガス管などが取り付けることを考慮する必要がある。また、ループは、材料と冷却材との両立性を調べるためにも使用する。

ループはこの他、トリチウム生産試験をブランケット規模で行う前段階として、大量のトリチウム増殖材を照射し、核・熱的特性やトリチウム生成・放出特性を調べるためや、核燃料生産試験においてその照射試料の核・熱的ふるまいを調べたり、長期健全性を試験するためにも使用する。ループは単一あるいは複数チャンネルを模擬して冷却材を流すため、外径10 cm程度の試料収納スペースとし、プラズマと平行に、試験目的に応じた試料発熱量、あるいは照射量が得られる位置に取り付ける。

ブランケット試験体は、第1壁、トリチウム増殖材、冷却材などから成るブランケット構造物の最小単位であり、ブランケット工学試験を行うために使用する。試験体は、核的にも熱的にも実際のブランケットの特性が十分確認できる程度の大きさが必要である。

4.3 テストモジュール

キャプセル、ループおよびブランケット試験体などの照射試験装置は、テストモジュールに組込まれ、FEFのセントラルセルに取り付ける。キャプセルとループを組込んだテストモジュールの構造例をFig. 2に示す。この例では、第1壁を取りまく様に多数のキャプセルと数本のループが組込まれており、必要に応じて中性子増倍材や反射体を取り付けることが可能な構造となっている。Fig. 2に示したループでは、バンドル状の試料（核燃料）を照射することを想定した。また、Fig. 3に示したキャプセルの構造例では、引張試験片などの機械的強度試験片を照射することができる。キャプセルとループの設計例をTable 5に示す。

ブランケット試験体の場合は、そのままブランケットモジュールとしてFEFに組込む構造である。試験体は、試験するブランケットの設計により、種々の構造や構成材料が考えられる。トカマク炉やミラー炉で想定されている構造型式や使用材料をTable 6に示す。代表例として、ヘリウム冷却固体増殖材ブランケットモジュールの構造をFig. 4およびFig. 5に示す。トリチウム増殖材である Li_2O は被覆され、肺葉型の容器に収納され、プラズマの周囲に配置する。冷却材であるヘリウムガスは、リング状の入口ヘッダから肺葉のプレナムに供給され、第1壁を除熱したのち増殖材の間を流れ、出口プレナムから出口ヘッダに集める構造である。図の例では、肺葉は全部で48個に分かれている。 Li_2O 内で生成されたトリチウムは、別のパーズラインによって

回収する。

一方、FEFでは放射線遮蔽材として水が使用され、セントラル部はプール内に設置されることから、テストモジュールも水中に設置され、その取扱いも水中で行う。

テストモジュールおよびブランケットモジュールのFEFへの設置状況を各々Fig. 6 およびFig. 7に示す。いずれのモジュールについても冷却や計測制御、ガスパーズなどのための配管や配線を接続する。これらのサービスラインの接続や取りはずしなどを含むモジュールの据付・撤去に係る作業は、プール水位を下げて、作業員がプール内に設けた作業架台に降りて行うことになるため、作業員の被曝評価が必要である。新しいモジュールは、水位を下げた状態でクレーンで下り下げ、据付けることが可能であるが、照射済のモジュールは水位を上げたのち、ハンドリングロボットで取扱う。

照射済のモジュールは、プールに接続したカナル内を通してFEF付設のホットラボに移送され、キャプセルやループ試料の交換、ブランケットの解体等を行う。照射試験済のキャプセル、ループ試料、ブランケット構造物等は、そのままホットラボで照射後試験に供されるが、一部は他の施設へ搬出される。

4.4 設計上の必要事項

(1) 試料の再装荷

FEFのセントラル部の14 MeV中性子束は約 10^{14} n/cm²・sであるが、この中性子束では短時間のうちに高照射量を得る加速試験は困難である。しかし、中性子照射量と材料特性との関係を知ることは最も重要な目的の1つである。そのため、キャプセル内に装荷された試料の一部を取り出し、照射後試験に供すると共に残りを再びキャプセルに組込み再照射する必要がある。従って、キャプセルに試料を再装荷できる構造とすることも検討する必要がある。

(2) 核・熱的特性

FEFは数MeVの高速中性子や熱中性子を利用する核分裂炉とは核特性が大きく異なるため、中性子束分布や γ 発熱等の核・熱的特性を十分に把握し、キャプセルやループの設計に反映させる必要がある。

(3) 計測機器

14 MeVの中性子束測定や、その様な中性子場においても温度測定可能な小型で信頼性・耐久性の高い計測機器を開発する必要がある。

(4) 計算コードの整備

キャプセルやループを設計する上で重要となる、熱計算および核計算のための計算コードを整備する必要がある。

(5) ユーティリティ

各モジュールの計測制御系および冷却系、さらにはトリチウム回収系等の設計において必要とされる、各種ユーティリティを明確にしておく必要がある。

(6) 照射試験計画

照射試験は、数日で終了するもの、数年を要するもの、簡単なもの、複雑なものなど極めて多

種多様なものが想定される。照射試験を効率良く進め、高稼働率を保つには、綿密な照射試験計画を立案し、計画的にキャプセルやループの設計・製作・据付を行うようにする必要がある。

5. 中性子束分布の検討

5.1 概要

FEF に取付けられるテストモジュール部における中性子束分布を検討するための概略計算を行った。また、テストモジュールに取付けられる、反射体や中性子増倍材の影響についても検討した。検討した反射体と中性子増倍材の組合せを Table 7 に示す。反射体は、核分裂試験炉で用いられているアルミニウムまたはベリリウムとし、中性子増倍材については、 $(n, 2n)$ 反応断面積の大きいベリリウムおよび鉛とした。

本検討で使用した計算コードは、1次元輸送計算コード ANISN である¹⁰⁾。また、断面積ライブラリとしては、核融合分野における使用実績が高い GICX-40 を用いた。^{11),12)} 計算は、円筒モデルでの $P_5 S_8$ 近似を採用した。

5.2 計算条件

計算ケース 1 およびケース 2 における計算モデルを Fig. 8 に、ケース 3～ケース 6 に対する計算モデルを Fig. 9 に示す。プラズマと第 1 壁内径は、Table 3 に示した値とし、第 1 壁内の真空度は 10^{-7} Torr とした。テストモジュールに取付けられる試験装置はキャプセルのみとし、計算を簡単にするため、第 1 壁の周囲に一層配置されているとした。また、キャプセル内に装荷される試料については、第 1 壁材だけを考えてもオーステナイト鋼 (304, 316, 347 等)、フェライト鋼、Ni 基合金 (インコネル, インコロイ等)、高融点金属 (V 合金, Mo 合金等) および複合材料等が考えられる。ここでは、簡単のため装荷させる試料を SUS316 とし、装荷スペースやモジュール内のキャプセル配置スペースを考慮して、キャプセル部の原子個数密度を SUS316 の半分とした。さらに、キャプセル前後の空間は、中性子束をできるだけ落とさないように、真空 (10^{-3} Torr) とした。

中性子源については、プラズマ領域から 14 MeV の中性子が、 $4.5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^3 \cdot \text{s}$ 放出されていると仮定した。この値は、第 1 壁内面の 14 MeV 中性子束が $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ に相当する値である。

5.3 計算結果

14 MeV 中性子束分布の計算結果を Fig. 10～Fig. 15 に示す。これらの図から、14 MeV 中性子が中性子増倍材との核反応により減少していることがわかる。減少の割合は、鉛よりベリリウムの方が大きい。

種多様なものが想定される。照射試験を効率良く進め、高稼働率を保つには、綿密な照射試験計画を立案し、計画的にキャプセルやループの設計・製作・据付を行うようにする必要がある。

5. 中性子束分布の検討

5.1 概要

FEF に取付けられるテストモジュール部における中性子束分布を検討するための概略計算を行った。また、テストモジュールに取付けられる、反射体や中性子増倍材の影響についても検討した。検討した反射体と中性子増倍材の組合せを Table 7 に示す。反射体は、核分裂試験炉で用いられているアルミニウムまたはベリリウムとし、中性子増倍材については、 $(n, 2n)$ 反応断面積の大きいベリリウムおよび鉛とした。

本検討で使用した計算コードは、1次元輸送計算コード ANISN¹⁰⁾である。また、断面積ライブラリとしては、核融合分野における使用実績が高い GICX-40^{11),12)}を用いた。計算は、円筒モデルでの $P_5 S_8$ 近似を採用した。

5.2 計算条件

計算ケース 1 およびケース 2 における計算モデルを Fig. 8 に、ケース 3～ケース 6 に対する計算モデルを Fig. 9 に示す。プラズマと第 1 壁内径は、Table 3 に示した値とし、第 1 壁内の真空度は 10^{-7} Torr とした。テストモジュールに取付けられる試験装置はキャプセルのみとし、計算を簡単にするため、第 1 壁の周囲に一層配置されているとした。また、キャプセル内に装荷される試料については、第 1 壁材だけを考えてもオーステナイト鋼 (304, 316, 347 等)、フェライト鋼、Ni 基合金 (インコネル, インコロイ等)、高融点金属 (V 合金, Mo 合金等) および複合材料等が考えられる。ここでは、簡単のため装荷させる試料を SUS316 とし、装荷スペースやモジュール内のキャプセル配置スペースを考慮して、キャプセル部の原子個数密度を SUS316 の半分とした。さらに、キャプセル前後の空間は、中性子束をできるだけ落とさないように、真空 (10^{-3} Torr) とした。

中性子源については、プラズマ領域から 14 MeV の中性子が、 $4.5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 放出されていると仮定した。この値は、第 1 壁内面の 14 MeV 中性子束が $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ に相当する値である。

5.3 計算結果

14 MeV 中性子束分布の計算結果を Fig. 10～Fig. 15 に示す。これらの図から、14 MeV 中性子が中性子増倍材との核反応により減少していることがわかる。減少の割合は、鉛よりベリリウムの方が大きい。

また、Fig. 8 および Fig. 9 に示したキャプセル部に照射される中性子エネルギーと中性子束の関係を Fig. 16～Fig. 21 に示す。FEF のテストセクションにおいて、どのような反射体と中性子増倍材を組合わせたモジュールが最適かは、照射対象物や照射目的の違いにより、一概に言えない。しかし、14 MeV 中性子のみ注目すれば、ケース 1 (反射体 Al) とケース 2 (反射体 Be) が約 $6.5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ で他のケースより高くなっている。また、低エネルギーの中性子を少なくして誘導放射能を少なくする、反射体の製作や保守を簡便にするという観点に立てば、ケース 1 が最適であると思われる。

他の中性子エネルギーについて見ると、2 MeV～13 MeV の範囲では、ケース 4 が良い。100 keV～2 MeV では、ケース 5 が良く、100 eV～100 keV でもケース 5 が良いと思われる。100 eV 以下では、ケース 2、ケース 4 およびケース 6 が最適と思われる。

以上のように、反射体や中性子増倍材の組合せにより中性子スペクトル分布が変わってくるため、照射目的に合ったモジュールを製作し、テストセクションに取り付けることにより、様々な照射試験が可能となる。

6. ま と め

予想される照射試験を実施するためのテストモジュールの検討を行い、この様な中性子源が稼動状態になれば、様々な照射試験ができる見通しが得られた。今後は、キャプセルやループ試料の装荷や取出しのようなハンドリング性を考えた、キャプセルやループ等の構造の詳細検討が必要であろう。特にループはプラズマに平行に取付けられるため、冷却材の流動特性の検討や循環系等の設計検討も必要となる。さらに、実験者側からの希望照射条件（照射温度、照射量等）を調査し、テストモジュールの設計に反映させる必要がある。

中性子束については、テストモジュールのキャプセル部におけるおおまかな中性子束分布が把握できた。計算ケース 1 によれば、キャプセル部に照射される 14 MeV 中性子は、FEF 第 1 壁の約 40% であるが、中性子束分布計算は軸方向の効果を考慮していないため、実際はもう少し小さくなると考えられる。従って、テストモジュールの両端に反射体を取付ける必要がある。中島他によれば¹³⁾、テストモジュールの端部に反射体を設けた方が dpa (displacement per atom) は増加すると報告されている。さらに、14 MeV 中性子の照射量を増やすために、照射試験片を第 1 壁に組込んだり、第 1 壁内側で照射させたりする可能性についても検討する必要がある。

今回の検討は、中性子束分布について行ったが、照射温度も重要な照射パラメータの 1 つであるため、核反応や γ 発熱による照射温度の評価が必要である。場合によっては、キャプセルの冷却系を設ける必要性が生ずることも考えられる。さらには、作業時の被曝評価のための誘導放射エネルギーの検討、中性子照射量や中性子エネルギーを高精度で効率良く測定するための検出器の検討等も今後の課題である。

また、Fig. 8 および Fig. 9 に示したキャプセル部に照射される中性子エネルギーと中性子束の関係を Fig. 16～ Fig. 21 に示す。FEF のテストセクションにおいて、どのような反射体と中性子増倍材を組合わせたモジュールが最適かは、照射対象物や照射目的の違いにより、一概に言えない。しかし、14 MeV 中性子のみ注目すれば、ケース 1 (反射体 Al) とケース 2 (反射体 Be) が約 $6.5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ で他のケースより高くなっている。また、低エネルギーの中性子を少なくして誘導放射能を少なくする、反射体の製作や保守を簡便にするという観点に立てば、ケース 1 が最適であると思われる。

他の中性子エネルギーについて見ると、2 MeV～13 MeV の範囲では、ケース 4 が良い。100 keV～2 MeV では、ケース 5 が良く、100 eV～100 keV でもケース 5 が良いと思われる。100 eV 以下では、ケース 2、ケース 4 およびケース 6 が最適と思われる。

以上のように、反射体や中性子増倍材の組合せにより中性子スペクトル分布が変わってくるため、照射目的に合ったモジュールを製作し、テストセクションに取り付けることにより、様々な照射試験が可能となる。

6. ま と め

予想される照射試験を実施するためのテストモジュールの検討を行い、この様な中性子源が稼動状態になれば、様々な照射試験ができる見通しが得られた。今後は、キャプセルやループ試料の装荷や取出しのようなハンドリング性を考えた、キャプセルやループ等の構造の詳細検討が必要であろう。特にループはプラズマに平行に取付けられるため、冷却材の流動特性の検討や循環系等の設計検討も必要となる。さらに、実験者側からの希望照射条件(照射温度、照射量等)を調査し、テストモジュールの設計に反映させる必要がある。

中性子束については、テストモジュールのキャプセル部におけるおおまかな中性子束分布が把握できた。計算ケース 1 によれば、キャプセル部に照射される 14 MeV 中性子は、FEF 第 1 壁の約 40% であるが、中性子束分布計算は軸方向の効果を考慮していないため、実際はもう少し小さくなると考えられる。従って、テストモジュールの両端に反射体を取付ける必要がある。中島他によれば¹³⁾、テストモジュールの端部に反射体を設けた方が dpa (displacement per atom) は増加すると報告されている。さらに、14 MeV 中性子の照射量を増やすために、照射試験片を第 1 壁に組込んだり、第 1 壁内側で照射させたりする可能性についても検討する必要がある。

今回の検討は、中性子束分布について行ったが、照射温度も重要な照射パラメータの一つであるため、核反応や γ 発熱による照射温度の評価が必要である。場合によっては、キャプセルの冷却系を設ける必要性が生ずることも考えられる。さらには、作業時の被曝評価のための誘導放射エネルギーの検討、中性子照射量や中性子エネルギーを高精度で効率良く測定するための検出器の検討等も今後の課題である。

謝 辞

本報告書の作成にあたっては、技術的内容について、未来工学研究所・神前康次氏より多くの貴重な御助言をいただいた。また、中性子束分布計算に際して、那珂研究所炉設計研究室主任研究員・関 泰氏、センチュリ・リサーチ・センター・山田光文氏の御協力をいただいた。さらにこの仕事を進めるに当って、照射第2課長・伊丹宏治氏、同課照射第2係長・飯村勝道氏の理解ある御協力をいただいた。

参 考 文 献

- 1) 核融合電気技術調査専門委員会資料
- 2) 核融合中性子炉研究会資料
- 3) 香山 晃 (私信) FFTF/MOTAにおける重照射研究
- 4) G.L. KULCINSKI, P. KOMAREK, Fusion Engineering Test Facilities
Based upon Mirror Plasma Confinement, Nuclear Engineering and Design
(1985)
- 5) プラズマ・核融合学会誌 VOL. 57/No.4 (1987)
- 6) 井形直弘他 核融合炉材料 培風館
- 7) H. Hojo, et al., "R.F. Tandem Mirror Reactor and Application to
Neutron Source (FEF)", Proceeding of U.S. Japan Fusion Cooperation,
Seminar/Workshop Meeting (A-19) on Open System Studies, March (1982)
- 8) T. Kawabe and H. Nariai, "Reactor Studies in Open System", J. Fusion
Energy, vol.3, 109 (1983)
- 9) T. Kawabe, et al., "The Physical and Engineering Aspects of Fusion
Engineering Test Facility Based on Mirror Confinement (FEF)",
FUSION TECHNOLOGY Nov./Dec. vol.10, part 2B, pp.1102-1110 (1986)
- 10) R.G. Soltesz, R.K. Disney, REVISED WANL ANISN PROGRAM USER'S MANUAL,
Westinghouse Astronuclear Laboratory (1969)
- 11) Y. SEKI, H. IIDA, Coupled 42-Group Neutron and 21-Group Gamma Ray
Cross Section Sets for Fusion Reactor Calculation, JAERI-M 8818
(1980)
- 12) H. KAWASAKI, Y. SEKI, APPLE-2: An Improved Version of APPLE Code
for Plotting Neutron and Gamma Ray Spectra and Reaction Rates,
JAERI-M 82-091 (1982)
- 13) H. IDA, H. NAKASHIMA, et al., Material Testing Capability of The
Fusion Engineering Facility, FEF Journal of Nuclear Materials
133&134 (1985) 887-891
- 14) TASKA-Team Institut für Technische Physik TASKA Tandem Spiegelmaschine
Karlsruhe A Tandem Mirror Fusion Engineering Test Facility Volume 1,
UWFDM-500 Jun. 1982
- 15) G.L. Kulcinski, et al., TASKA, A Fusion Engineering Test Facility
for the 1990's, UWFDM-427 Aug. 1981
- 16) W. HEINZ and W. MAURER, STUDIES FOR A FUSION TECHNOLOGY DEVICE,
Nuclear Engineering and Design 73 (1982) 171-178

- 17) E. BOJARSKY, et al., EXPERIMENTAL POSSIBILITIES FOR FUSION MATERIAL TEST IN TASKA, Nuclear Engineering and Design 73 (1982) 179-186
- 18) TASKA-Team Projekt Kernfusion, TASKA-M A Low Cost, Near Term Tandem Mirror Device for Fusion Technology Testing, UWFDM-600 Apr. 1984
- 19) J.N. Doggett, THE TECHNOLOGY DEVELOPMENT FACILITY (TDF), CONF-820948-3 Sep. 1982
- 20) A TANDEM MIRROR TECHNOLOGY DEMONSTRATION FACILITY, UCID-19328 Oct. 1983
- 21) K. Kleefeldt, FUSION BLANKET TESTING IN MFTF- α +T, UCID-20373 Jan. 1985
- 22) Vishnu C. Srivastava, D-T AXICELL MAGNET SYSTEM FOR MFTF- α +T, CONF-831203-176

Table 1 各試験装置の照射特性のまとめ

	中性子の種類	照射量	He/dpa*	材料試験	核融合炉条件での工学試験	特徴	問題点
高速実験炉	高速中性子	大きい	小さすぎる	照射後試験一部照射不可能	不可能	高照射量	中性子エネルギーHe量は小さすぎる
高速熱中性子炉	熱中性子	大きい	大きすぎる	照射後試験に限る	同上	He効果	中性子エネルギーHe量は大きすぎる
材料試験炉	熱中性子	小さい	調整可能	照射下試験が可能	同上	He / dpa	50 dpaが限度
FMIT	核融合近似中性子	大きい	ほとんど等しい	微小試験等による基礎実験	同上	高照射量14 MeV 中性子	微小試験片
RTNS	核融合中性子	極めて小さい	等しい	同上	同上	14 MeV 中性子	微小試験片
INTOR	核融合中性子	小さい	等しい	照射下試験が可能	可能	14 MeV 中性子	照射量
FEF	核融合中性子	大きい	等しい	同上	可能	14 MeV 中性子	ない

* 核融合炉条件との比較による評価

** 高照射量は期待できない。

Table 2 各装置から得られる材料試験データ

	高速実験炉	H F I R	材料試験炉	F M I T	R T N S - II	I N T O R	F E F
組織変化	5~6	5	4	9	1~3	5~7	10
材料的性質	3~6	5	4~6	1~2	0~1	3~5	10

* DEMO 炉の設計データが得られるレベルを10とする

出典(核融合研究開発の国際協力に関する研究, 科学技術庁委託研究(財)未来工学研究所 昭和58年10月)

Table 3 FEFのプラズマパラメータ

		Central Cell	Plug
Electron Density	(cm^{-3})	4×10^{14}	6×10^{14}
Temperature	(keV)	4	4
Hot Ion Density	(cm^{-3})	—	6×10^{14}
Temperature	(keV)	—	74
Warm Ion Density	(cm^{-3})	4×10^{14}	—
Temperature	(keV)	40	—
Cold Ion Density	(cm^{-3})	4×10^{13}	—
Temperature	(keV)	6	—
Plasma Radius	(cm)	7.5	6.2
Length	(cm)	350	50
Magnetic Field	(T)	4.3	6.3
Mirror Ratio		3.7	2.5
NBI Heating	(MW)	—	6
ICR Heating	(MW)	35	—
Beta Value		0.4	0.4
Wall Radius	(cm)	12.6	10.4
Neutron Wall Loading	(MW/m^2)	1.5	3 - 4
Plasma Q Value		0.11	0.11

Table 4 核融合中性子が利用できそうな診断用 RI

核 種	製 造 法	備 考
^{43}K	$^{43}\text{Ca} (n, p)$	$^{40}\text{Ar} (\alpha, p)$
^{45}Ca	$^{48}\text{Ti} (n, \alpha)$ $^{45}\text{Sc} (n, p)$	$^{44}\text{Ca} (n, r)$
^{47}Ca	$^{50}\text{Ti} (n, \alpha)$	$^{46}\text{Ca} (n, r)$
^{51}Cr	$^{54}\text{Fe} (n, \alpha)$	$^{50}\text{Cr} (n, r)$
^{57}Co	$^{58}\text{Ni} (n, 2n) \xrightarrow{\text{EC}, \beta^+} ^{57}\text{Ni}$	$^{56}\text{Fe} (d, n)$ $^{60}\text{Ni} (p, \alpha)$
^{58}Co	$^{58}\text{Ni} (n, p)$	
^{55}Fe	$^{58}\text{Ni} (n, \alpha)$	$^{54}\text{Fe} (n, r)$
^{99}Mo	$^{100}\text{Mo} (n, 2n)$	$^{98}\text{Mo} (n, r)$ $\text{U} (n, f)$
^{113}Sn ($^{113\text{m}}\text{In}$)	$^{114}\text{Sn} (n, 2n)$	
^{125}I	$^{126}\text{Xe} (n, 2n) \xrightarrow{\text{EC}} ^{125}\text{Xe}$	$^{123}\text{Sb} (\alpha, 2n)$
^{133}Xe	$^{133}\text{Cs} (n, p)$	$^{132}\text{Xe} (n, r)$ $\text{U} (n, f)$

Table 5 試験装置（キャプセルおよびループ）の設計例

キ ャ プ セ ル	外形寸法	50 mm ϕ \times \sim 600 mm
	構造材	ステンレス
	制御方式	真空，ヒータ制御
	制御温度	150°C \sim 1000°C
	試験片	引張試験片；12.5 mm ϕ \times 120 mm 14.0 mm ϕ \times 120 mm 3 mm \times 20 mm \times 120 mm シャルピー試験片；5 mm \times 10 mm \times 55 mm 破壊じん性試験片；30 mm \times 32 mm \times 13 mm 21 mm \times 22 mm \times 5 mm
ル ー プ	外形寸法	100 mm ϕ \times \sim 800 mm
	構造材	ステンレス，ジルカロイ
	冷却材	軽水，He
	試料	核物質； UO_2 ， PuO_2 ， ThO_2 被覆管材質；ステンレス，ジルカロイ 被覆管寸法；6 \sim 14 mm ϕ \times \sim 600 mm

Table 6 ブランケットの構成，構造および材料

構成	構造材，増殖材，冷却材，中性子増倍材 しゃへい材
構造	多層配管型，肺葉型，ユニット型
材料	構造材；ステンレス鋼，鉄基合金，バナジウム 増殖材；液体金属，固体 冷却材；液体金属，ヘリウム，水，熔融塩 中性子増倍材；ベリリウム しゃへい材；鉛

Table 7 中性子束分布検討ケース

ケース	反射体	中性子増倍材
1	アルミニウム	————
2	ベリリウム	————
3	アルミニウム	ベリリウム
4	ベリリウム	ベリリウム
5	アルミニウム	鉛
6	ベリリウム	鉛

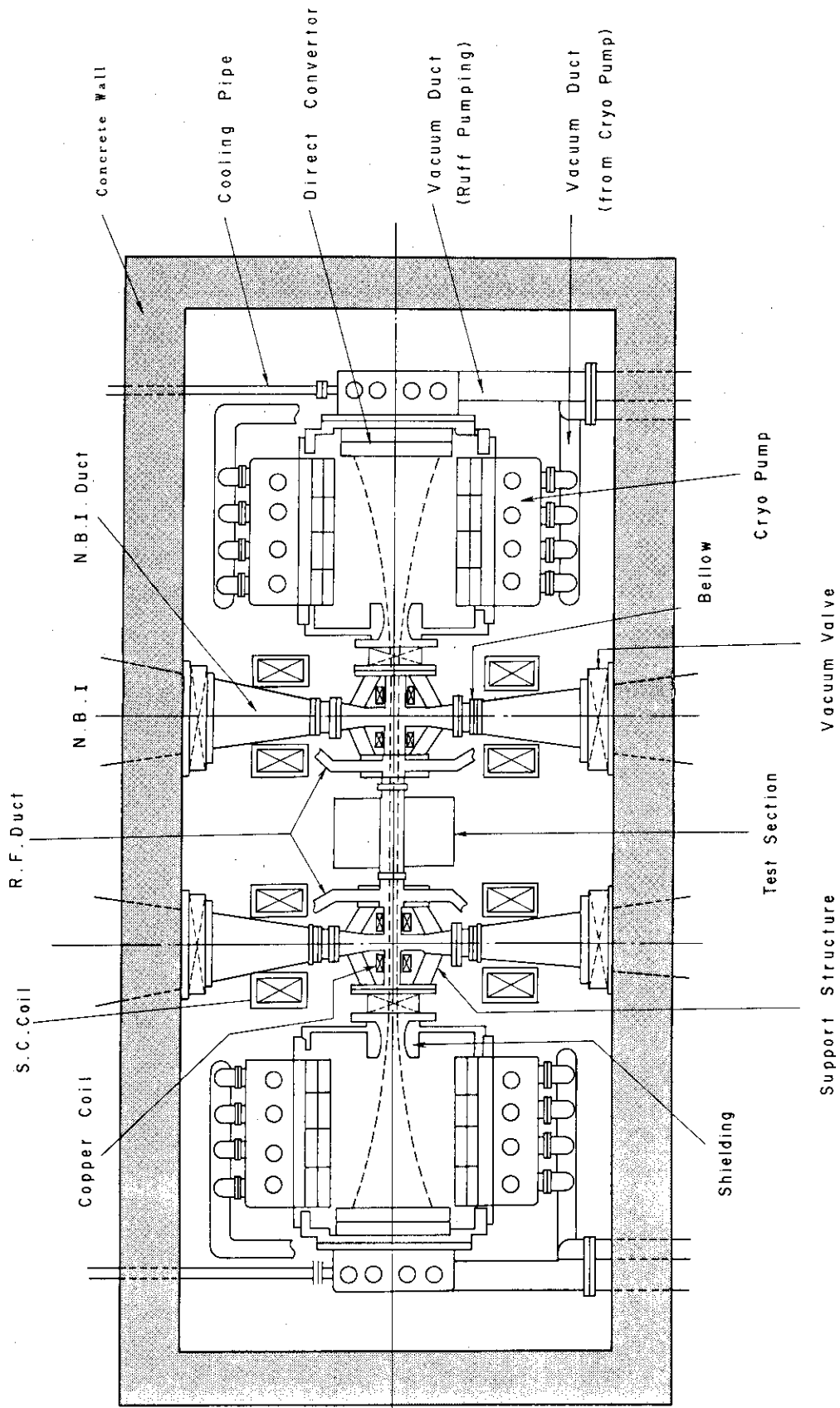


Fig. 1 核融合炉工学試験装置概略図

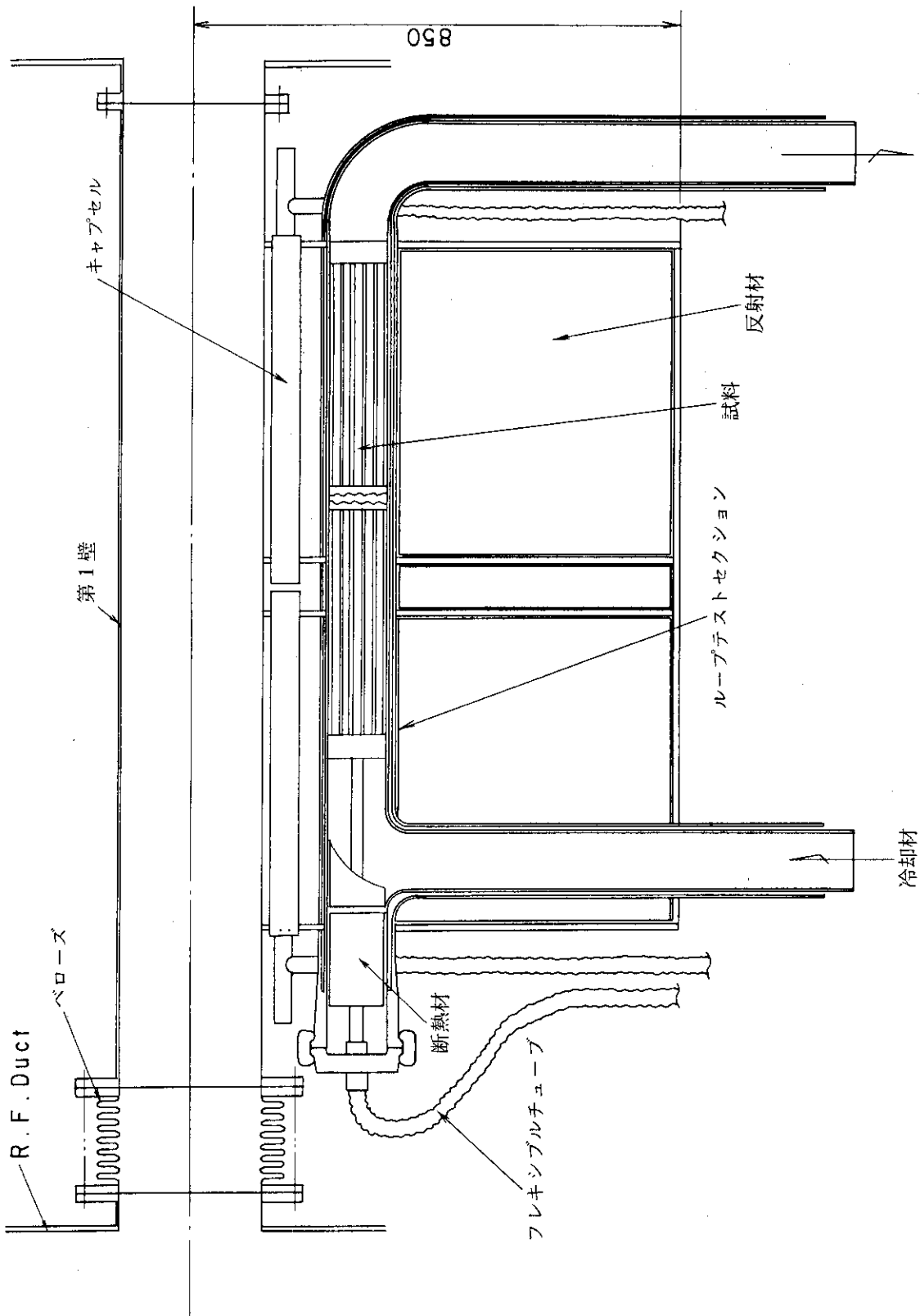


Fig. 2 テストモジュール概念図

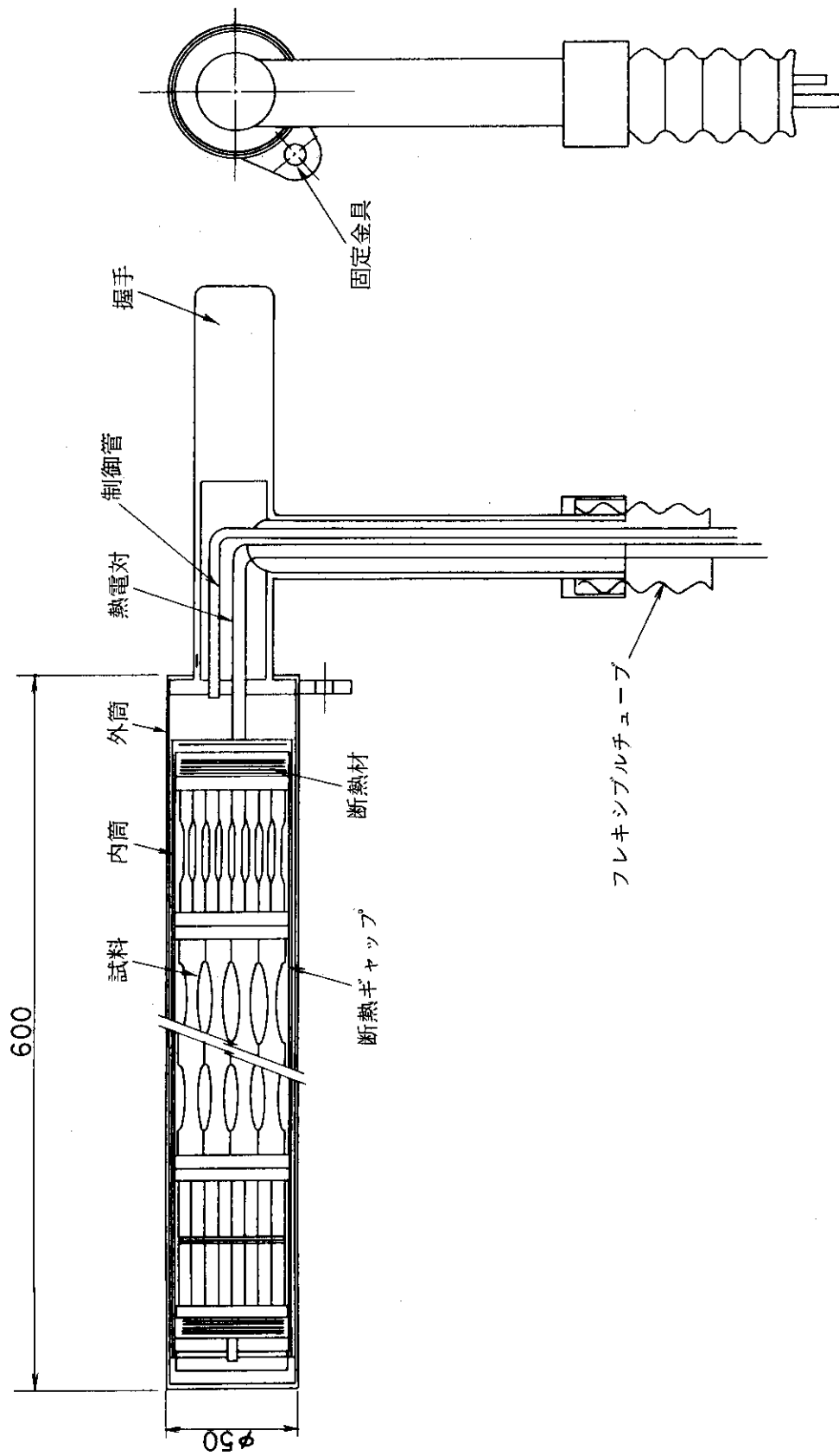


Fig. 3 キャプセル概念図

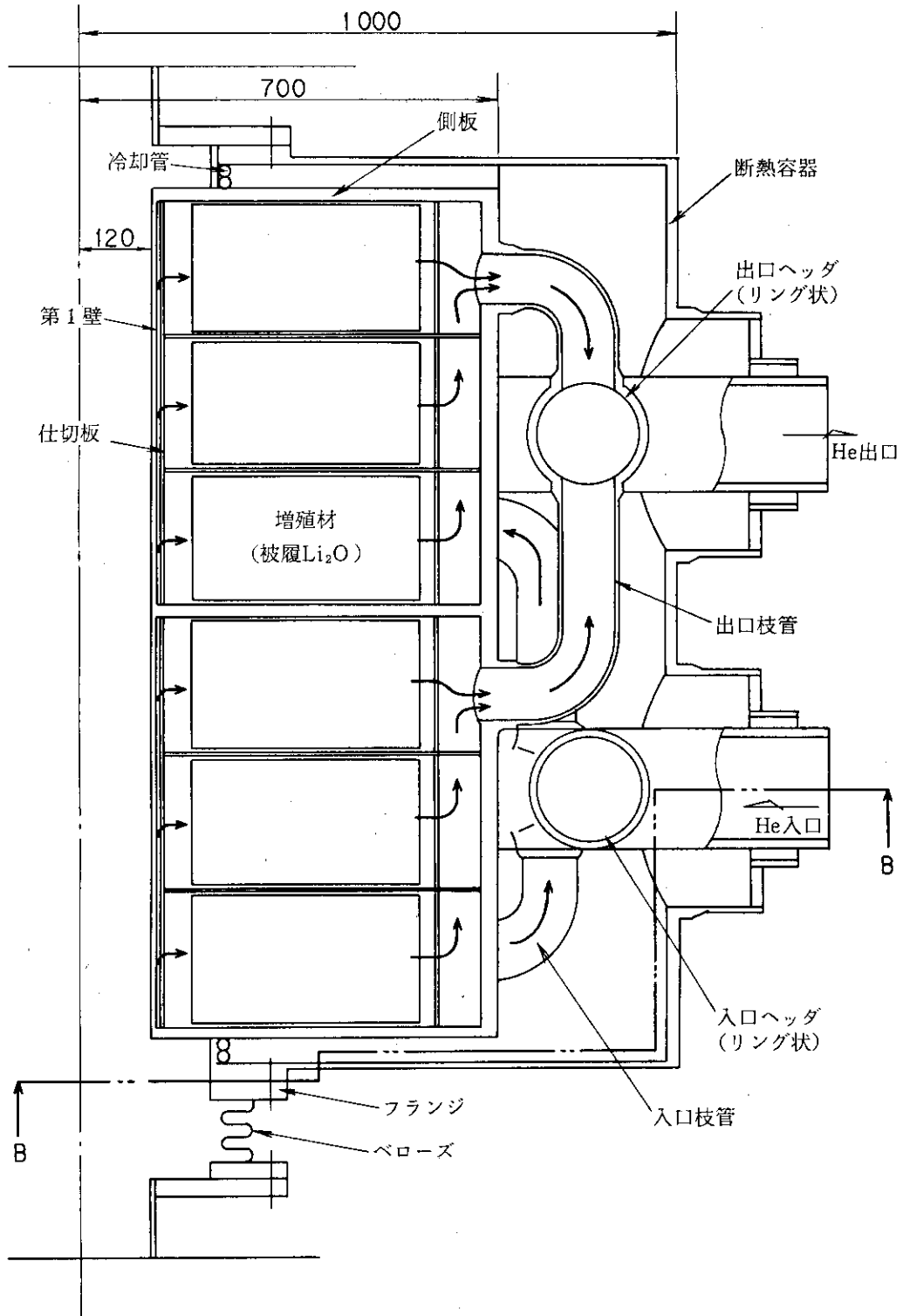


Fig. 4 ブランケットモジュール横断面図 (断面A-A)

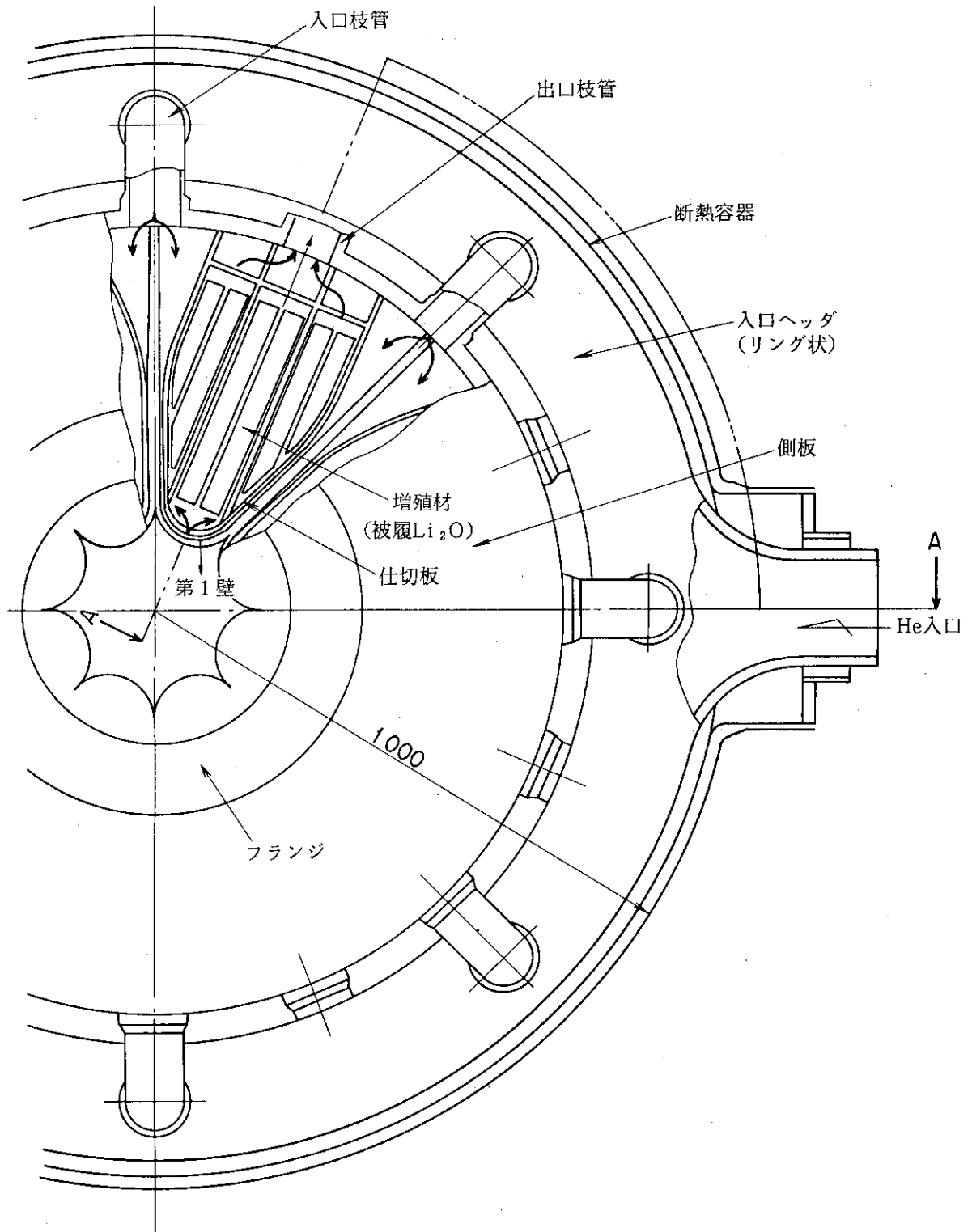


Fig. 5 ブランケットモジュール側断面図 (断面B-B)

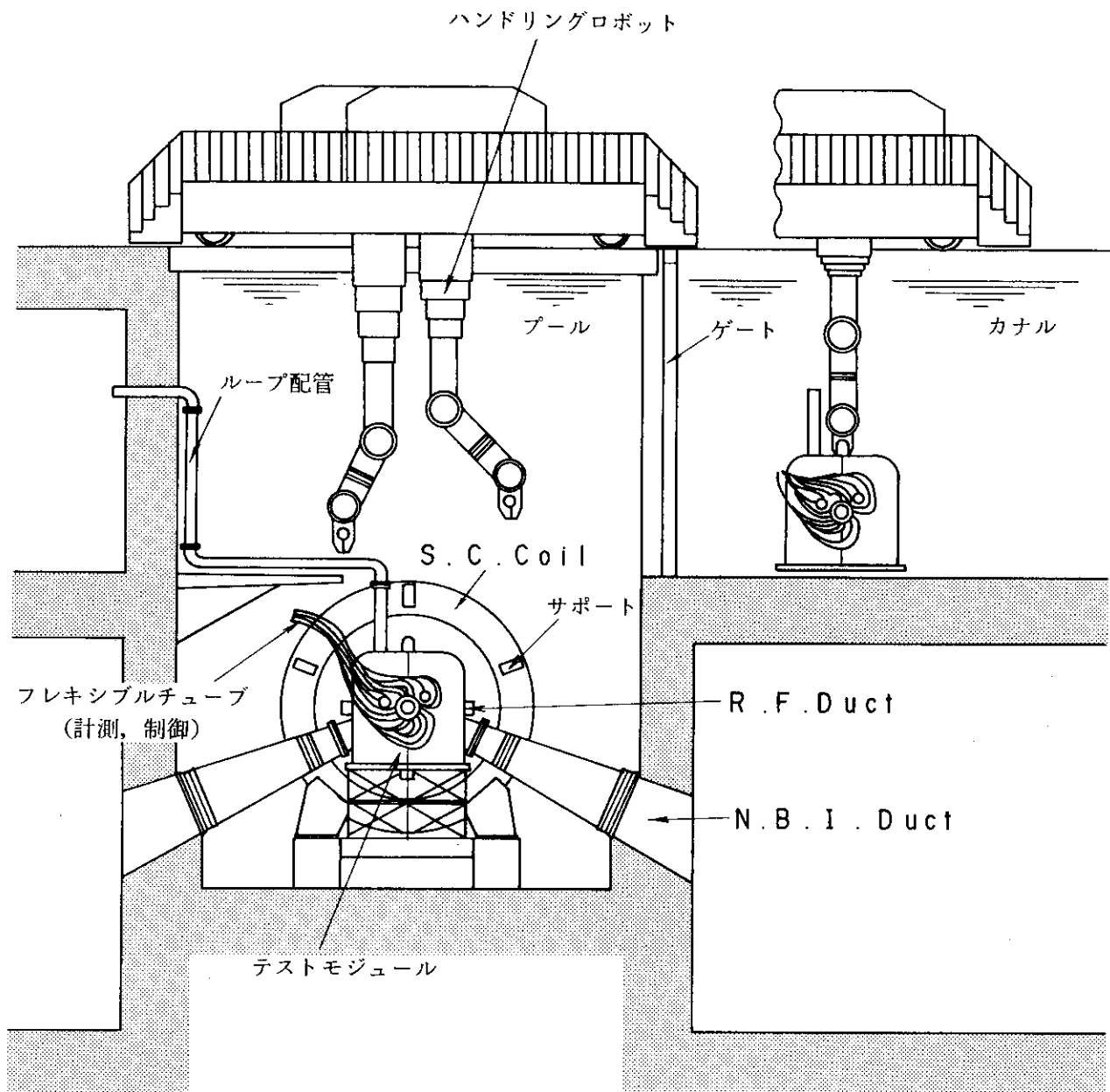


Fig. 6 テストモジュールハンドリング概念図

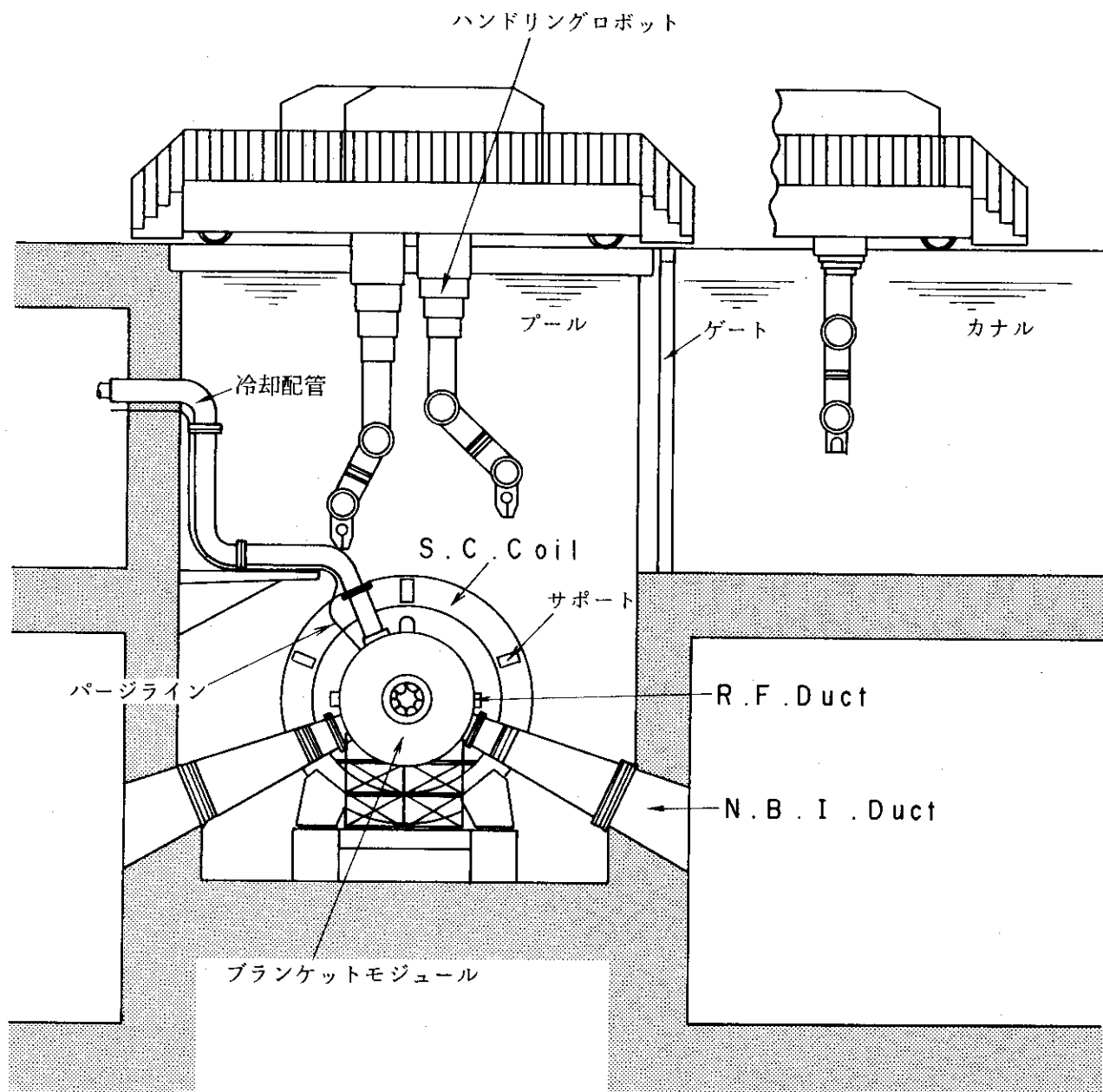


Fig. 7 ブランケットモジュール据付概念図

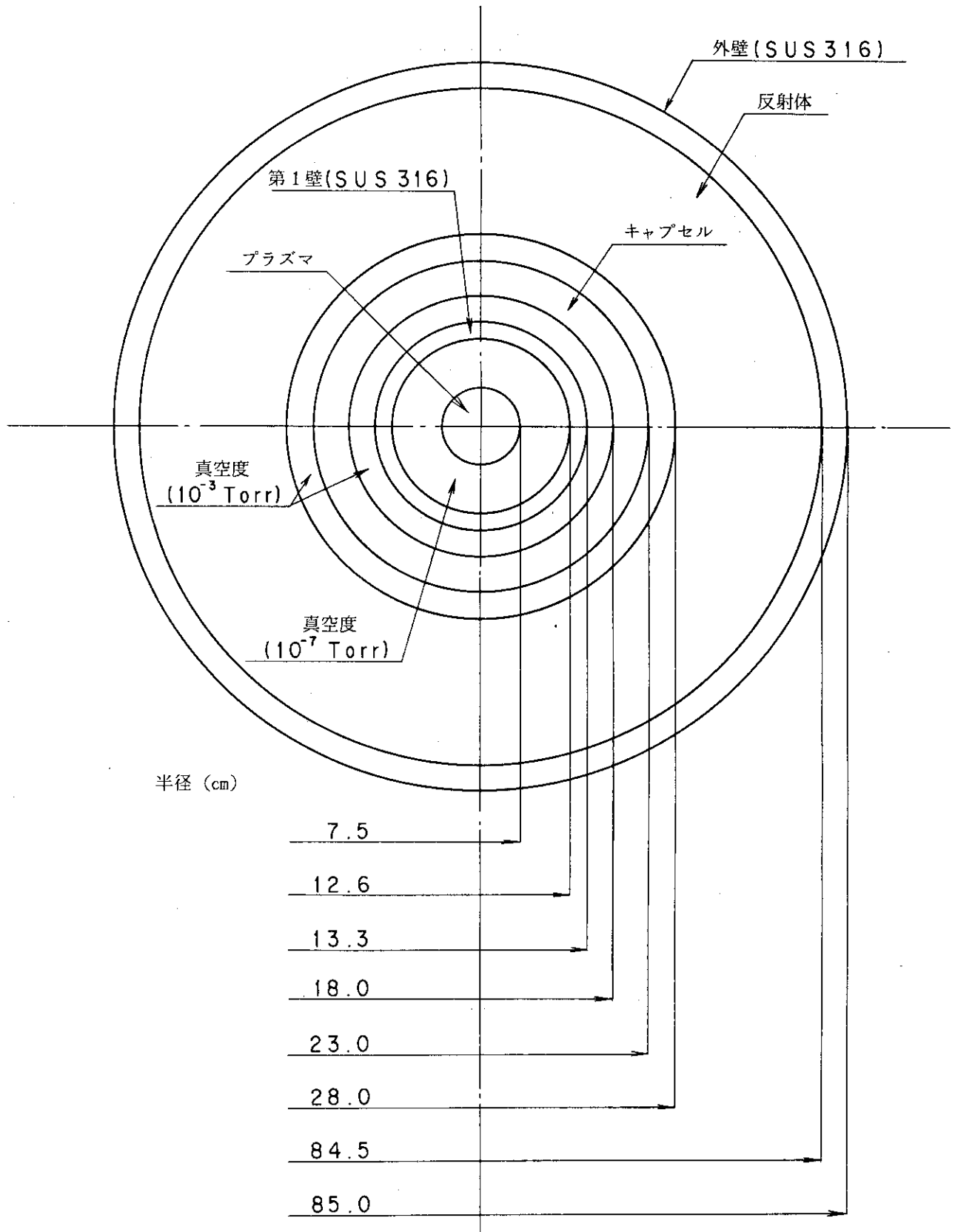


Fig. 8 中性子束分布計算モデル (ケース1, ケース2)

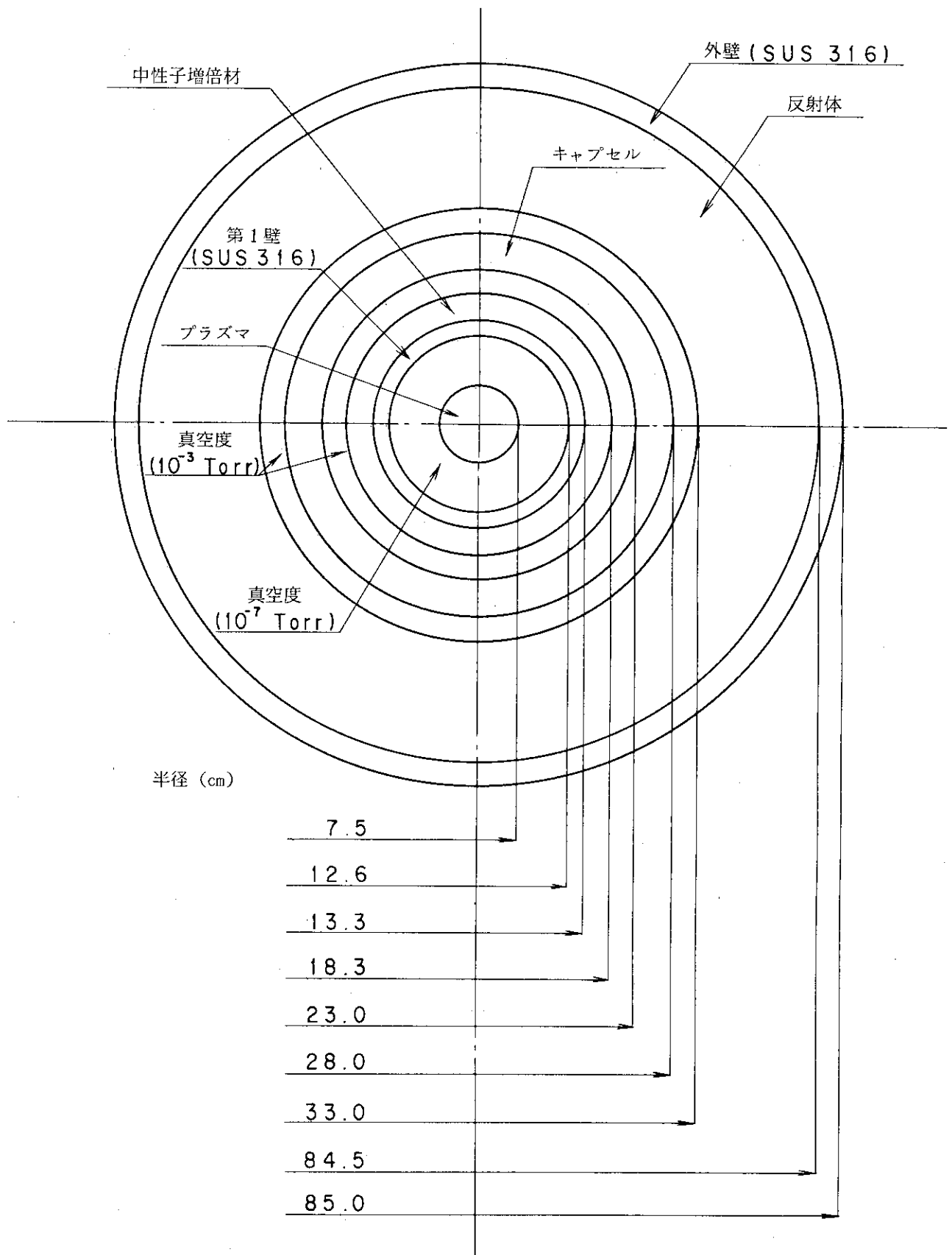


Fig. 9 中性子束分布計算モデル (ケース3~ケース6)

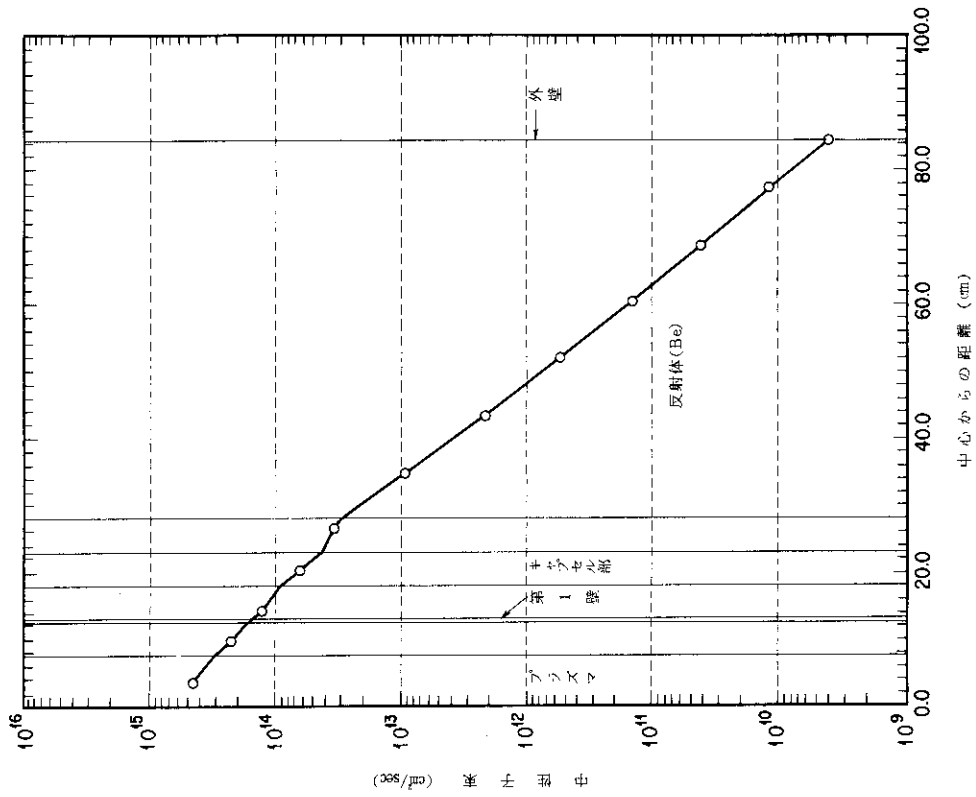


Fig.11 14 MeV 中性子束分布計算結果(ケース2)

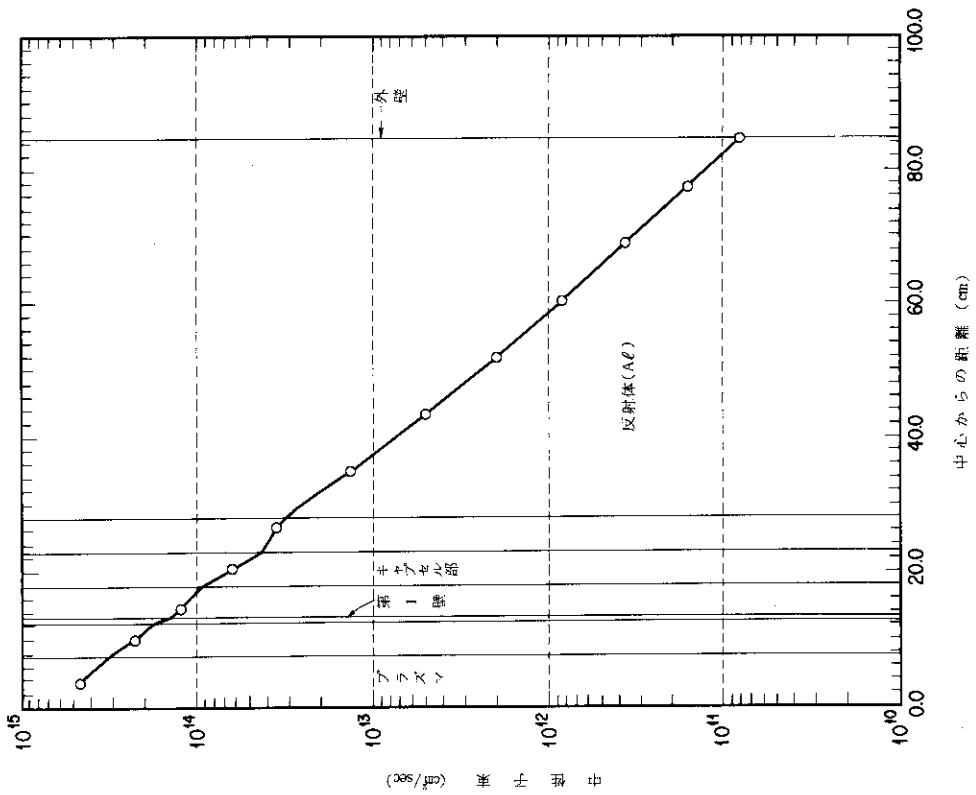


Fig.10 14 MeV 中性子束分布計算結果(ケース1)

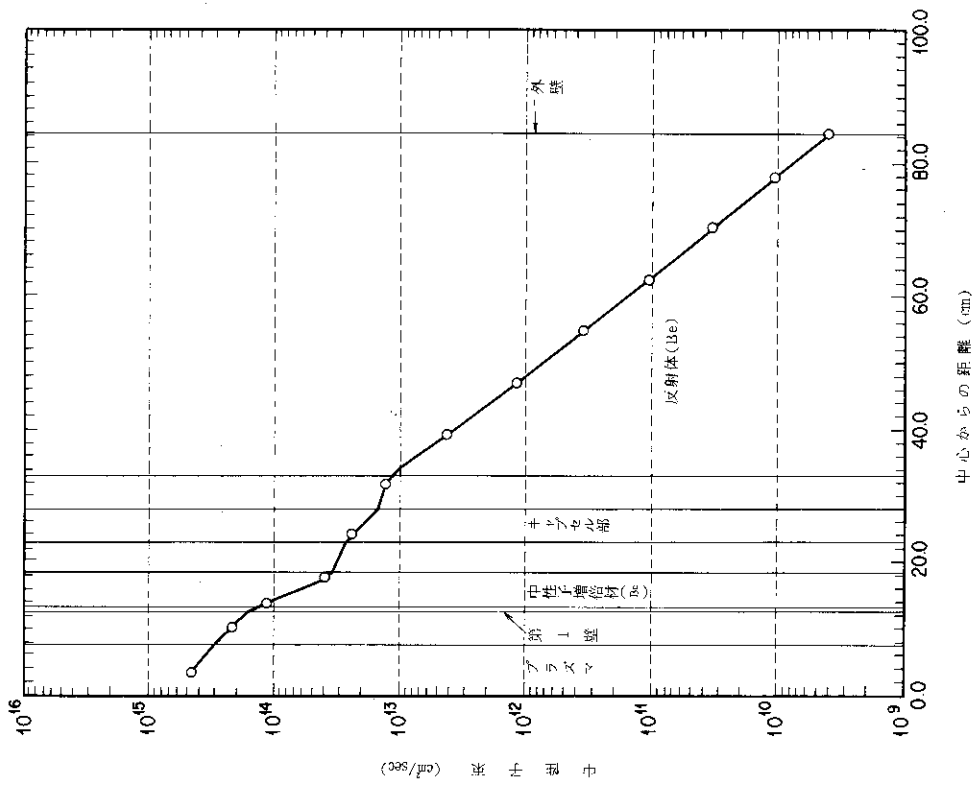


Fig.13 14 MeV 中性子束分布計算結果 (ケース4)

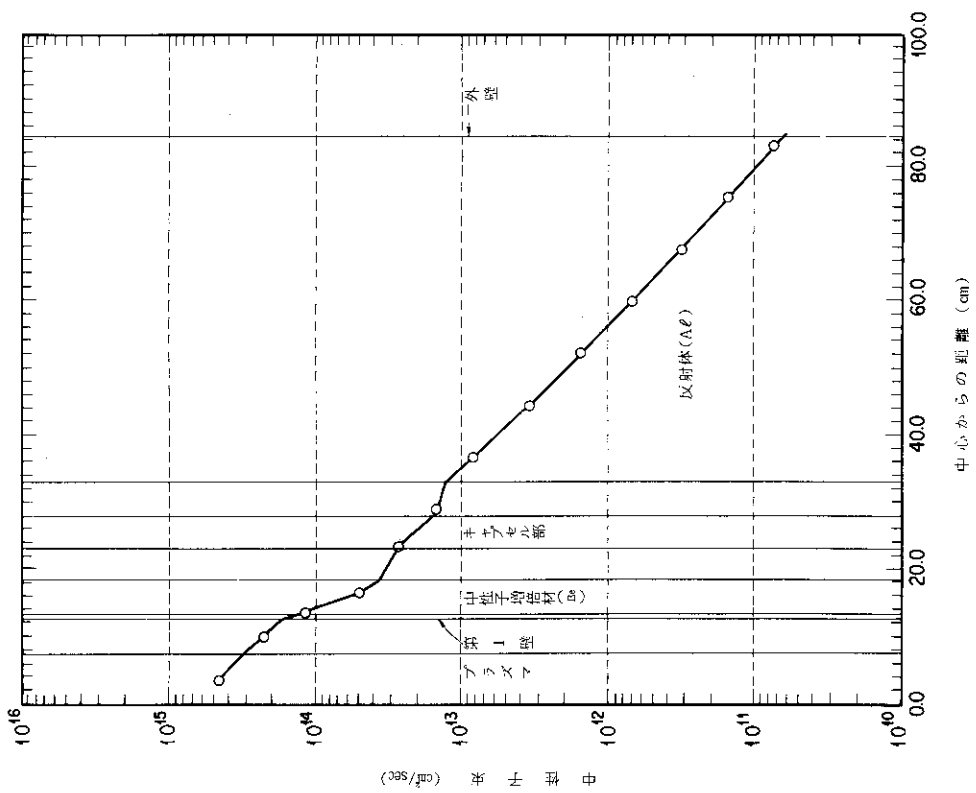


Fig.12 14 MeV 中性子束分布計算結果 (ケース3)

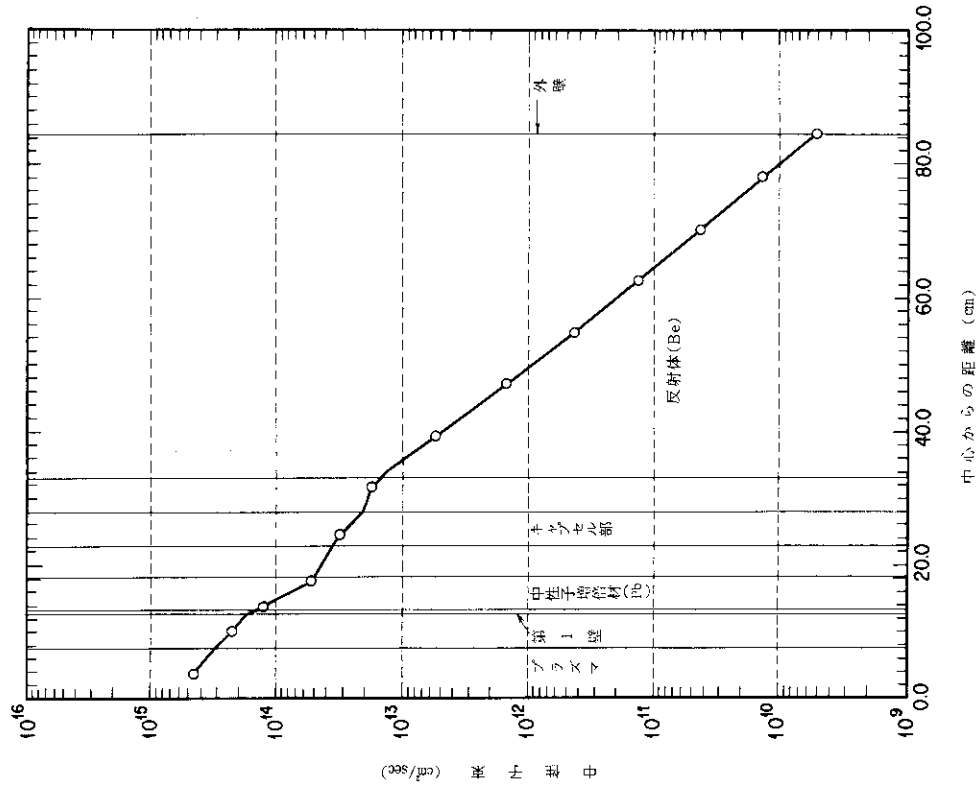


Fig.15 14 MeV 中性子束分布計算結果(ケース6)

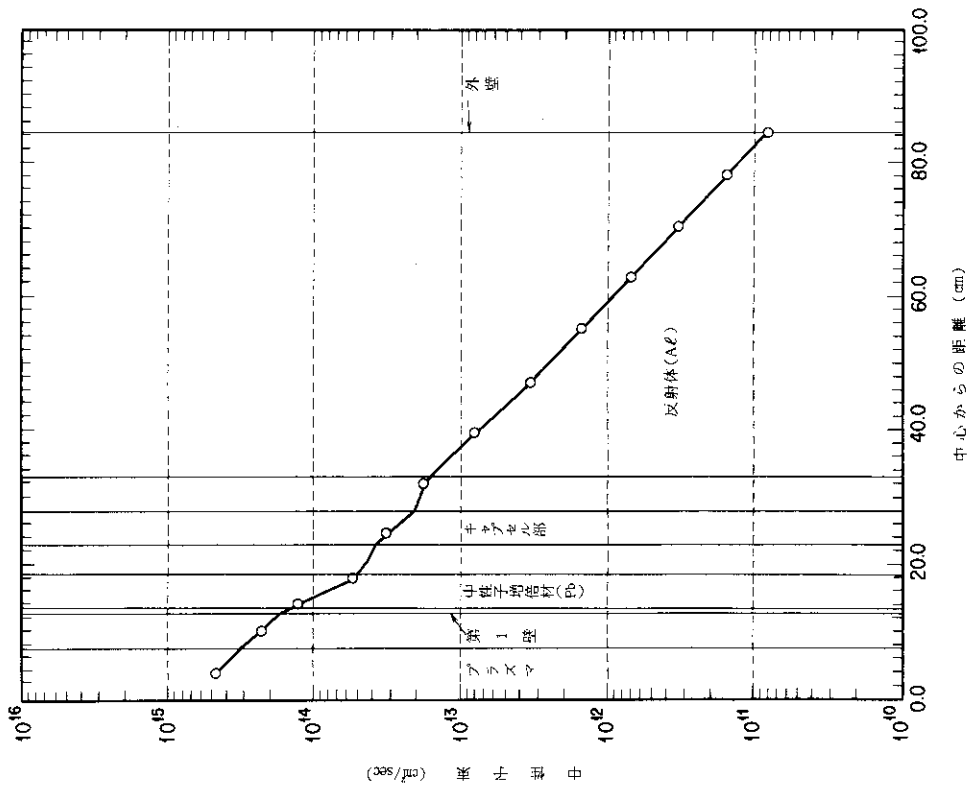


Fig.14 14 MeV 中性子束分布計算結果(ケース5)

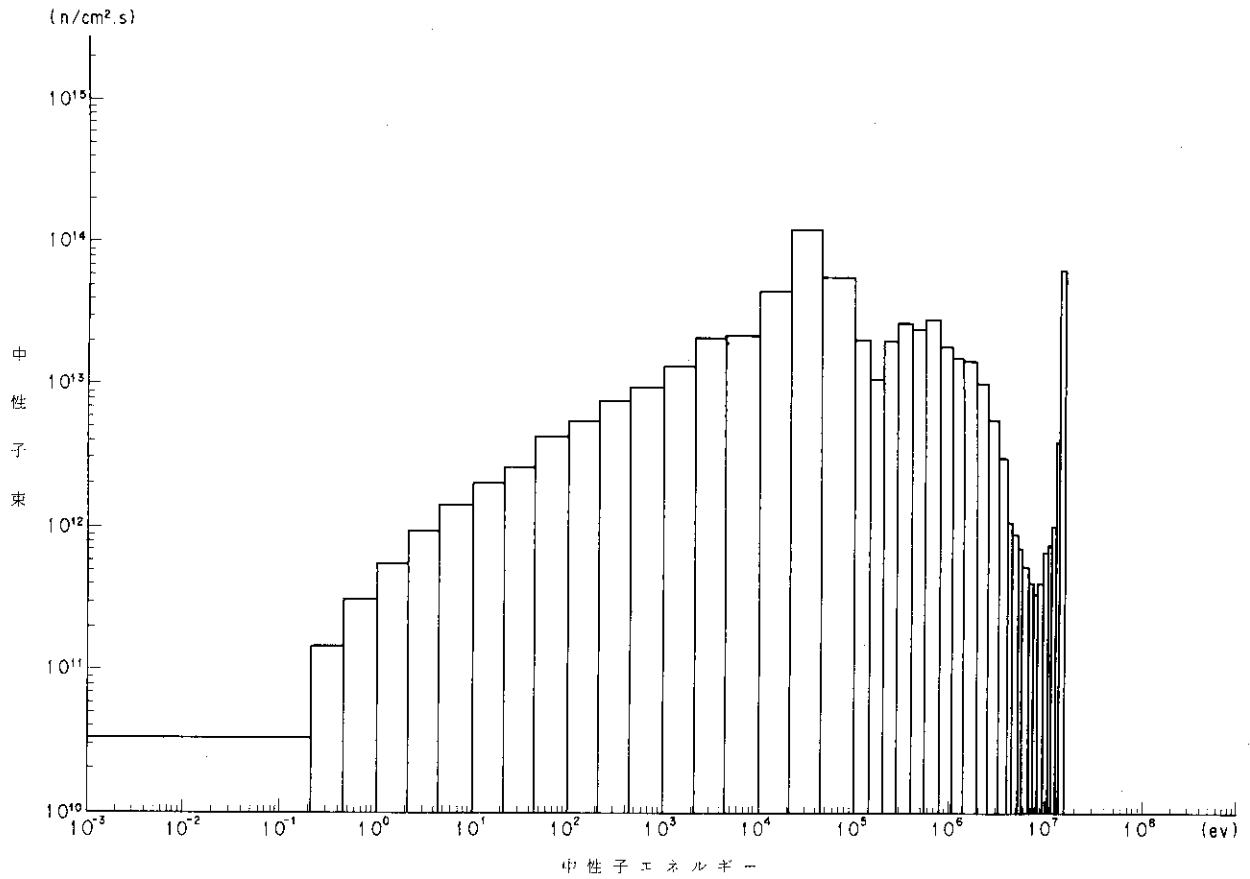


Fig. 16 キャプセル部中性子スペクトル (ケース 1)

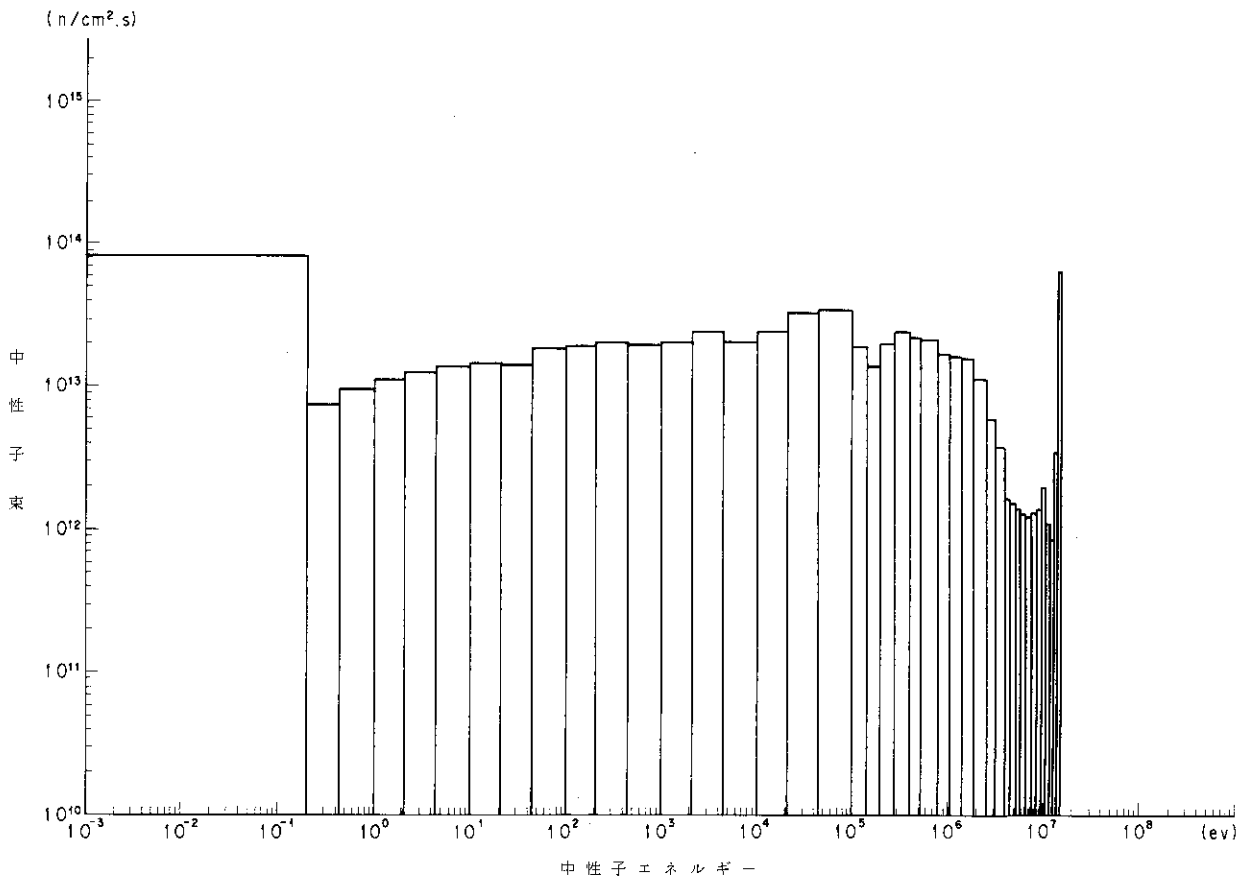


Fig. 17 キャプセル部中性子スペクトル (ケース 2)

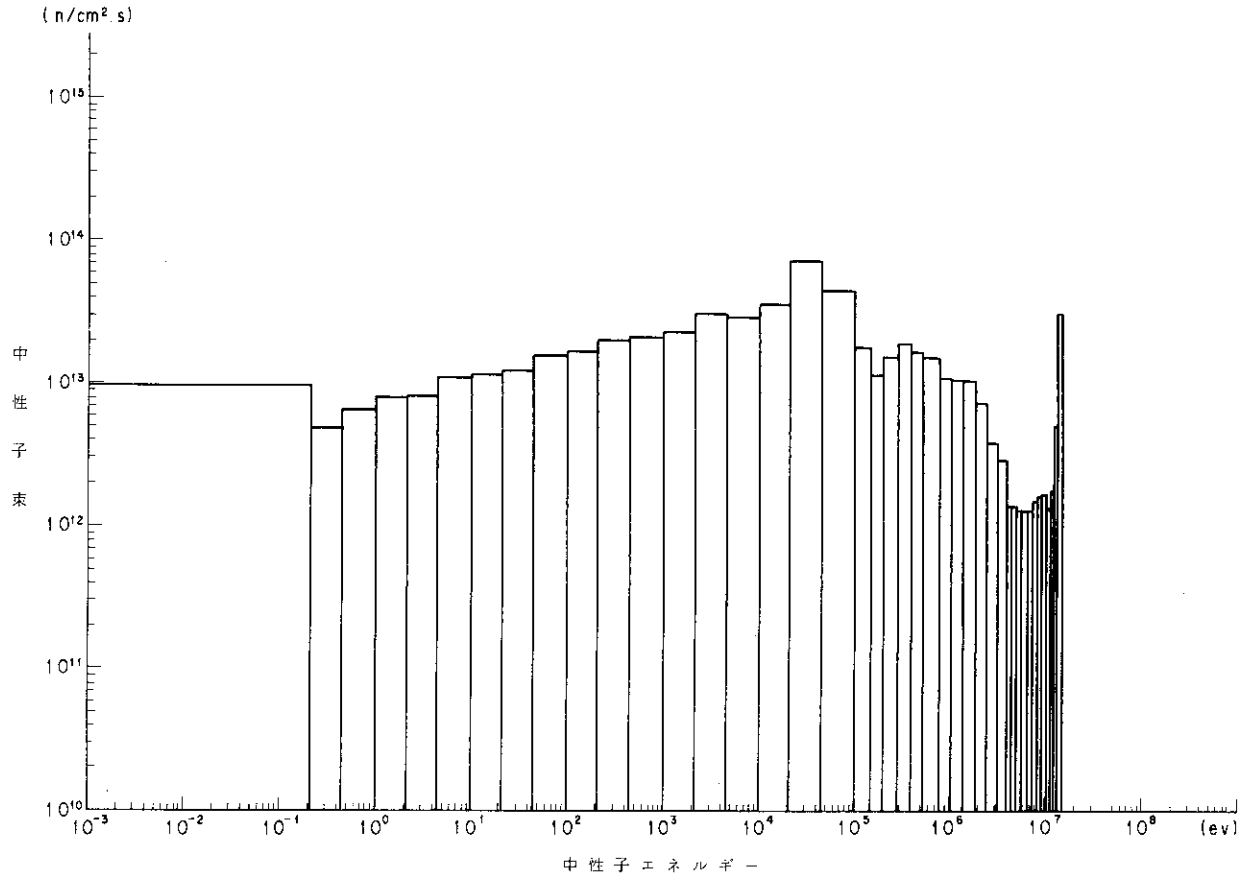


Fig.18 キャプセル部中性子スペクトル (ケース3)

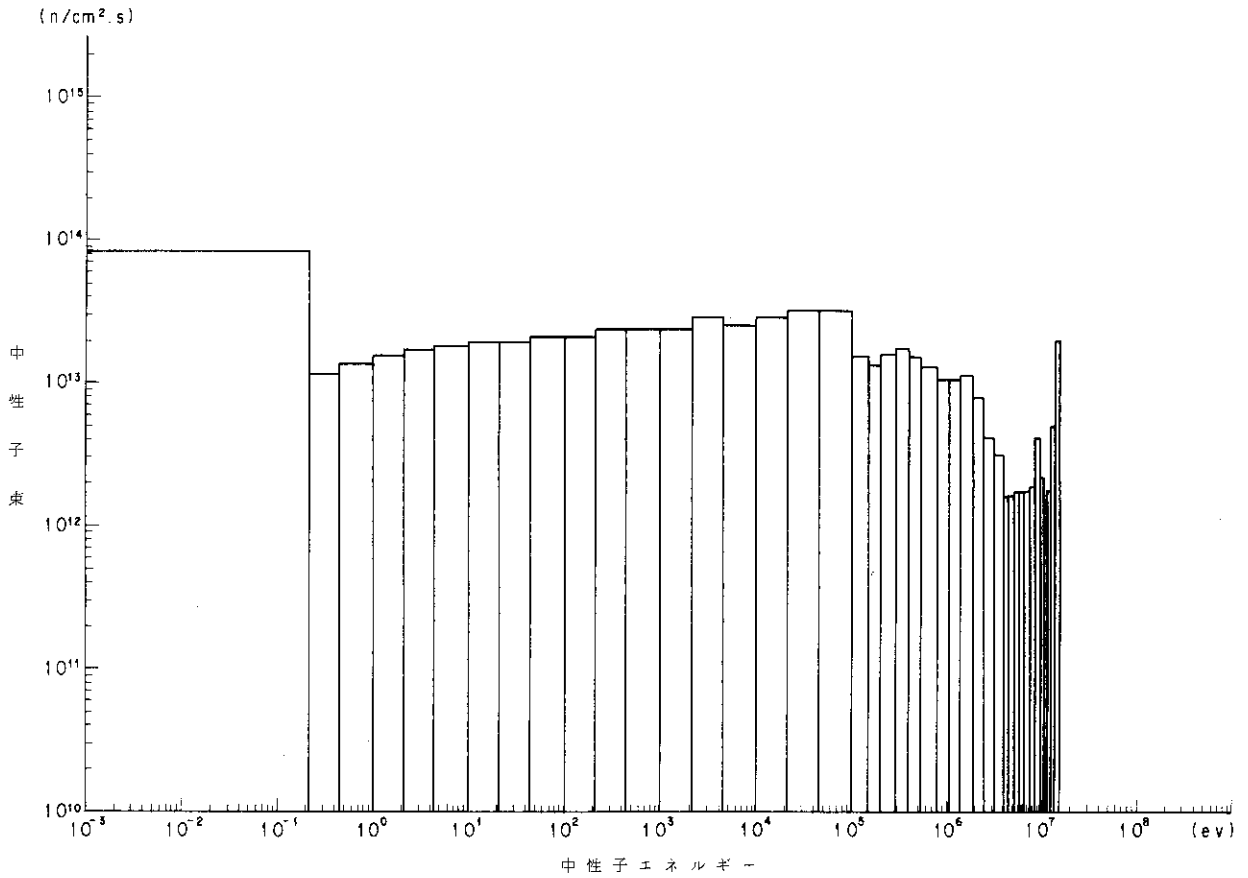


Fig.19 キャプセル部中性子スペクトル (ケース4)

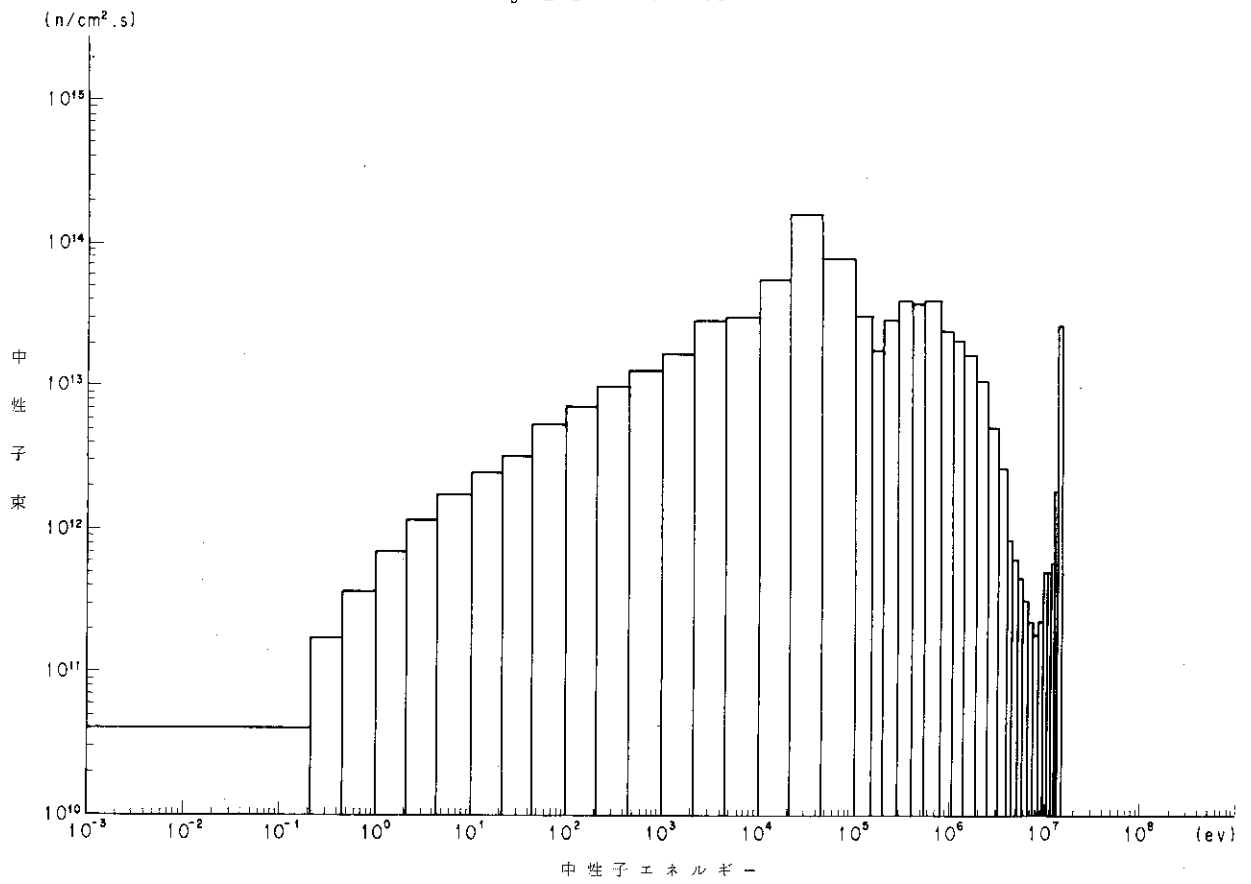


Fig.20 キャプセル部中性子スペクトル (ケース5)

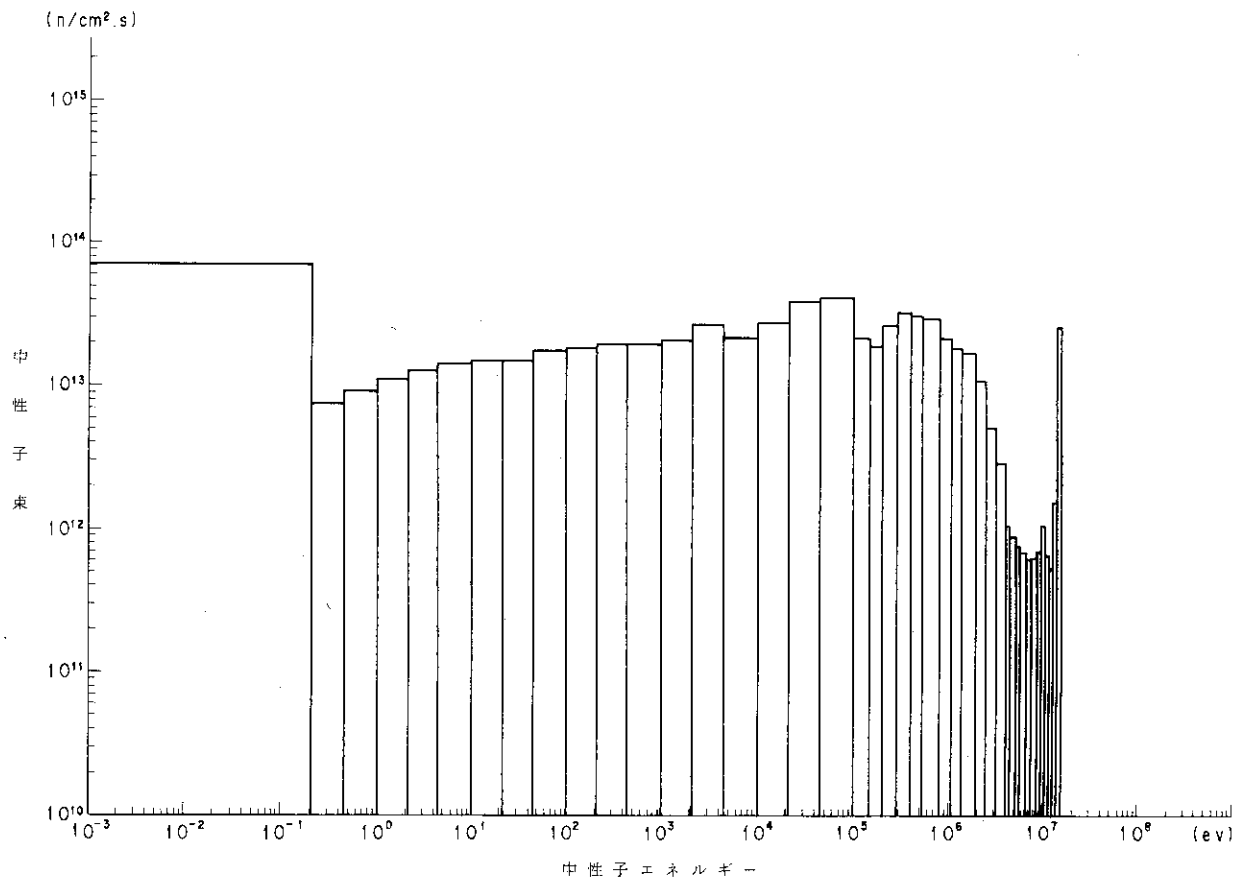


Fig.21 キャプセル部中性子スペクトル (ケース6)