

動力炉・核燃料開発事業団
高速炉遮蔽解析システム

1990年3月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

この資料は、動燃事業団社内における検討及び周知を目的とする社内資料です。刊行物に引用する場合には、事業団の承認が必要です。



社 内 一 般
PNC N9410 90-030
1 9 9 0 年 3 月

動力炉・核燃料開発事業団 高速炉遮蔽解析システム

大谷暢夫*)

要旨

動力炉・核燃料開発事業団で整備され、高速炉の遮蔽特性および遮蔽実験の解析に使用されている高速炉遮蔽解析システムの概要がまとめられている。

高速炉遮蔽解析システムには、放射線と物質との相互作用を表わす核定数ファイルと、放射線分布を計算する計算コードとが含まれる。各々の定数ファイルと計算コードは、動燃事業団を含む国内および国外の関係機関で開発されたものであり、動燃事業団ではシステムを整備するとともに、本システムを高速炉の解析、設計および実験解析に適用し評価してきた。

本システムは、高速実験炉「常陽」の遮蔽測定データ解析を出発点として整備・開発され、各種の遮蔽ベンチマーク実験解析に適用されるとともに、高速増殖原型炉「もんじゅ」、高速実証炉、実用炉等の遮蔽設計解析に統一的に使用されている。

本編には高速炉遮蔽解析システムのシステム構成と適用経験および今後の開発項目が示されている。

*) 大洗工学センター技術開発部プラント工学室

Shielding Analysis System for
Fast Breeder Reactors

Nobuo OHTANI*

Shielding Analysis System for Fast Breeder Reactors, which has been developed in Power Reactor & Nuclear Fuel Development Corporation, is summarized. The system has been applied to the analyses of the shielding characteristics of fast breeder reactors, and also applied to the analyses of the experiments for the FBR shielding.

The system includes the nuclear data files, which describes the interactions between radiations and materials, and the computer codes, which handle the nuclear data and also calculate the radiation distributions. Each file or code has been developed in various laboratories in various countries. We have organized them into the system, and have made assessment by applying the system to the shielding designs and experiment analyses.

This system was first established in the activities of "JOYO" shielding data analysis. Since that, the system has been applied to the analyses of the Benchmark experiments, and also to the shielding design calculations of "MONJU" and future reactors.

This report summarizes the system constitutions, experiences of applications, and the items of future developments.

*) Plant Engineering Office, O-Arai Engineering Center, PNC

目 次

要旨	I
Abstract	II
目次	III
 1. 緒 言	1
 2. 高速炉遮蔽解析システム	2
2.1 高速炉遮蔽解析の対象	2
2.2 システム構成	3
(1)核データファイル	3
(2)群定数ライブラリー作成	3
(3)群定数ライブラリー	4
(4)群定数処理	4
(5)放射線分布計算	4
(6)遮蔽特性評価	5
2.3 解析手順	6
 3. 高速炉遮蔽解析システムによるデータ解析	8
3.1 「常陽」炉体まわり遮蔽解析	8
3.2 FFTF遮蔽解析	9
3.3 JASPER径方向透過実験解析	10
3.4 CRBR遮蔽実験解析	10
 4. 高速炉遮蔽解析システムの設計への適用	12
4.1 高速原型炉「もんじゅ」遮蔽設計解析	12
4.2 大型炉遮蔽解析	13
 5. 高速炉遮蔽解析システムの整備と改訂	14
5.1 群定数ライブラリー	14
5.2 群構造の検討	15
5.3 計算コード	15
 6. あとがき	17
 参考文献	18

1. 緒言

動力炉・核燃料開発事業団(以下「動燃事業団」)では、主として高速炉を対象とした放射線遮蔽解析システムを確立する為の研究開発を進めてきた。

高速炉の遮蔽設計および解析においては、原子炉炉心で発生する中性子およびガンマ線、更に、炉心で発生した中性子との反応によって構造材等から発生するガンマ線の、原子炉まわりの分布を求める事が主な課題である。得られた放射線分布から放射線被曝線量や機器構造材の放射線損傷が評価される。尚、対象とする基本的物理現象は、軽水炉等他の型式の原子炉または加速器や再処理施設等の放射線発生施設の遮蔽と同一であるが、主として取り扱う放射線のエネルギーが異なる為、例えば軽水炉で従来伝統的に用いられてきた遮蔽設計手法は高速炉には適用できない。

動燃事業団では、高速実験炉「常陽」における遮蔽測定とそのデータ解析、国際協力による遮蔽データの入手とその解析、国内関係機関(大学・原研・メーカー・ソフトウェア会社等)との協力による遮蔽計算手法の開発等によつて、高速炉の遮蔽解析法を確証してきた。

現在建設が進められている高速原型炉「もんじゅ」の遮蔽設計、および、大洗工学センターを中心として進められている大型炉合理化設計研究の遮蔽評価は本システムを用いて行われている。又、動力炉研究開発本部では遮蔽計算精度や遮蔽設計の信頼性の向上を含むシステムの改善を目的として、米国エネルギー省との契約に基づく日米共同大型炉遮蔽ベンチマーク実験(JASPER実験)等の各種研究開発を実施している。将来期待される急速な計算機ソフトウェアおよびハードウェアの発達と研究開発の成果によって、解析システムは今後とも発展させていく必要がある。

本書では、高速炉遮蔽解析システムについて、その評価対象、現状のシステム構成と使用されている計算コードおよびファイルの概要、解析手順について概説する。遮蔽解析システムをデータ解析に適用した例を紹介してシステムの精度を示し、更に、本システムを高速炉の遮蔽設計解析に適用した例として、高速原型炉「もんじゅ」およびループ型大型炉の遮蔽設計解析について述べる。

最後に本システムについて現在あるいは今後計画されている開発内容を概説する。

2. 高速炉遮蔽解析システム

現在、動燃事業団において使用されている高速炉遮蔽解析システムは、1977年から2年間にわたって実施された「常陽」炉体まわり遮蔽解析で採用された手法が発展したものである。この解析は国内の専門家で構成された高速炉・炉心設計(遮蔽計算)専門委員会が実施し、それまで高速炉の遮蔽計算に使用されてきた簡易評価法あるいは除去拡散法に代って2次元輸送計算法が採用された。解析当時の最高速計算機であったIBM-370を用いて2次元輸送計算だけで約30CPU時間を使し、世界的に見ても画期的な規模の計算解析であった。計算システムにはその後もデータファイルの更新、計算コードの改良、データ解析による解析技術の蓄積、精度把握等が加えられ今日に至っている。

2.1 高速炉遮蔽解析の対象

高速炉を含む原子炉の遮蔽解析の基本的な課題は、炉心およびその周辺で発生し漏洩して行く中性子およびガンマ線の原子炉まわりの分布を求める事である。遮蔽設計においては、得られた放射線分布から被曝線量率や機器構造材の放射線損傷を評価し、安全性や構造の健全性を確保する事になるが、その際必要となる放射線遮蔽の為の構造は原子炉システムの重量や大きさに直接影響し建設費に反映する。放射線被曝等の安全性と構造の健全性を合理的な建設費で実現する為には詳細で精度の高い遮蔽解析が要求される。

遮蔽解析では放射線が関係するすべての領域を対象とする。原子炉内の複雑な体系を正確に記述し厳密に放射線分布を求める事は現実的に不可能である為、計算の各過程で各種の近似を採用し、最終的には物理的・数学的に汎用なコードを用いて計算する。従って高速炉の遮蔽解析法は、使用する定数ファイルや計算コードへの入力データを選ぶ事によって他の施設における放射線分布計算にも適用できる。

高速炉の遮蔽解析において放射線分布を計算する過程は、通常次の2種類に分けて考えられる。第1は、鉄やコンクリートの様な構造媒質中の放射線透過計算であり、第2はストリーミング計算と称される狭い間隔(通常は空気等気体の領域)を放射線が選択的に漏洩していく現象の計算である。以下に記する解析システムでは、計算コードへの入力パラメータが異なるだけでこの2種類の計算を統一的に扱う。即ち、例えばストリーミング計算を行う為の特殊なコードというものは本解析システムには含まれない。

2.2 システム構成

高速炉の為の遮蔽解析計算は第1図の手順に従って進められる。以下に各項目について現状の概略を示す。

(1)核データファイル

核データファイルは、中性子およびガンマ線と物質との相互作用を記述する物理的な定数の膨大なデータファイルである。我国では、日本原子力研究所で全国の関係機関の専門家を集めて組織されているシグマ委員会が開発整備しており、JENDL-2ファイル¹⁾として公開されている。本ファイルは高速炉の遮蔽解析だけでなく、あるゆる原子炉および放射線施設の炉心・遮蔽計算の基礎データとして使用されている。又、1989年にはJENDLファイルの新しい版であるJENDL-3も公開されている。

米国には同様のファイルとしてENDF/Bファイルがあり、現在米国外にも公開されているENDF/B-IVファイル²⁾および米国外非公開のENDF/B-Vファイルが整備されている。ENDF/Bファイルの新しい版ENDF/B-VIも、1990年中には外国も含めて公開される予定である。欧州ではJEFファイルが整備され公開されている。

高速炉遮蔽解析システムでは、中性子輸送定数についてはJENDL-2ファイルを標準として採用しているが、各種検討用としてENDF/B-IVファイルのデータによる計算も可能である。尚、JENDL-2ファイルにはガンマ線に関するデータは含まれておらず、ガンマ線発生定数にはENDF/B-IVファイル、ガンマ線輸送定数には日本原子力研究所遮蔽研究室で後述の群定数処理コードの為に整備されたデータが用いられている。参考用としてガンマ線発生定数についてはPOPOPライブラリー³⁾、ガンマ線輸送定数については解析式による定数が使用可能である。

(2)群定数ライブラリー作成

上記核データファイルを処理して、汎用の群定数ファイル(微視的断面積ファイル)を作成する。作成された群定数は必ずしも高速炉の遮蔽計算にしか使用できないものではないが、高速炉の遮蔽計算が念頭に置かれている。

高速炉遮蔽解析システムで標準として採用されている群定数ファイル作成コードは、中性子輸送定数については米国ロスアラモス国立研究所(LANL)で開発されたMINXコード⁴⁾、ガンマ線発生定数については米国オークリッジ国立研究所(ORNL)で開発されたAMPXコード⁵⁾である。ガンマ線輸送定数は、システムの構成から本ステップを必要としない。群定数作成の為の計算は、核データファイルとエネルギー群構造等、群定数の仕様が決定されれば一度実行するだけであるが、核データおよびその処理に対する正確な理解と膨大なデータ処理を必要とする為、高速炉の遮蔽解析において最も困難なス

テップであると言える。動燃事業団においては上記標準コードの他、SUPERTOG、PROF-GROUCH等のコードが整備されており、参考用として使用可能である。

(3)群定数ライブラリー

高速炉遮蔽解析システムで標準として採用されている中性子輸送群定数ライブラリーは100群のエネルギー群構造を持ち、無限希釈断面積がJSDJ2、自己遮蔽因子がJFTJ2と称されている。前述の様にJSDJ2/JFTJ2はJENDL-2ファイルをMINXコードで処理して作成された。ガンマ線発生群定数ライブラリーはENDF/B-IVファイルのデータをAMPXコードで処理して作成されたNEW-POPOPライブラリーである。ガンマ線輸送定数は、日本原子力研究所で整備された群定数処理コードに含まれるデータが標準として採用されている。尚、標準ライブラリーのガンマ線エネルギー群数は20群である。

標準ライブラリーの他に、中性子輸送定数についてはENDF/B-IVファイルからSUPERTOGコード、PROF-GROUCHコードを用いて作成されたJSD100/JFT200⁶⁾、同じくENDF/B-IVからMINXコードを用いて作成されたJSD100Mが参考用として使用可能である。前述の様にガンマ線発生定数についてはPOPOPライブラリー、ガンマ線輸送定数については解析式による定数も使用できる。以上の群定数ライブラリーは、中性子100群、ガンマ線20群であるが、より詳細なエネルギー構造を持つ中性子171群ガンマ線36群のVITAMIN-Cライブラリーが使用可能である。VITAMIN-Cライブラリーは米国ORNLでENDF/B-IVファイルのデータを処理して作成されたものである。

(4)群定数処理

上述の群定数ライブラリーと、計算しようとする原子炉の体系データ(各領域の原子数密度)を入力として、体系に依存した巨視的断面積(群定数)を作成する。高速炉の遮蔽設計解析等の作業は通常本ステップから始められる。

高速炉遮蔽解析システムで標準的に使用されている群定数処理コードは、日本原子力研究所で開発されたRADHEAT-V3⁷⁾コードを改訂したコードである。標準処理コードの他に、VITAMIN-Cライブラリーを処理する為に米国ORNLのAMPXコードが整備されている。

(5)放射線分布計算

中性子およびガンマ線の分布を求める計算コードを放射線輸送計算コードと称する。上記(4)で得られた群定数と、解析しようとする原子炉体系の幾何形状データ、計算条件を輸送計算コードに入力し、原子炉体系中の放射線分

布を求める。輸送計算コードには幾何形状の近似によって1次元、2次元、3次元のコードがある。

高速炉遮蔽解析システムの標準1次元コードは、Sn法コードANISN⁸⁾のウェスチングハウス社版を動燃事業団で大幅に改訂したANISN-W(PNC)、2次元コードはSn法コードDOT3.5⁹⁾、3次元コードはモンテカルロ法によるMORSE¹⁰⁾コードにアルベドの機能を追加したMORSE-ALBコードである。尚、ANISN、DOT、MORSEはすべて米国ORNLで開発されたコードであり、高速炉遮蔽解析システムでは、各々計算機能追加等の改訂を行って使用している。

3次元モンテカルロコードは1次元または2次元で表現できない複雑な体系の計算に使用されるが、計算コードそのものの使用に高度の知識を必要とし、且つ現状の計算機の能力では、設計計算に使用するには費用がかかりすぎるというのが実情である。高速炉の遮蔽解析および実験解析では、主として1次元および2次元コードが使用されている。

(6)遮蔽特性評価

放射線分布計算コードによって中性子束およびガンマ線束の空間分布が得られる。中性子束およびガンマ線束はエネルギーについては多群表示されており、エネルギーの関数として表された係数を乗じて遮蔽特性評価量に変換される。代表的な評価量は生体線量率(単位はレム/時間)であり、生体線量率については国際機関であるICRPが係数の推奨値を発表している。我が国でもプラントの許認可等にはその値がそのまま採用されている。尚、生体線量率の係数については1989年にその単位とともに改訂される予定であり、プラントの設計に使用される数値もそれに伴って改訂されると思われる。生体線量率以外の評価量としては、構造材の放射線損傷、ナトリウムおよび構造材の放射化等が重要であるが、放射線損傷については明確な係数が確立されておらず、設計評価では、高速中性子束(0.1MeV以上)、全中性子束、熱中性子束等、中性子束の単純なエネルギー積分値が用いられている。放射化については、各々の媒質の放射化断面積が中性子束に乗すべき係数となる。

高速炉遮蔽解析システムには、遮蔽評価量への変換コードを含んで下記の様な各種補助計算コードが準備されている。

- ・放射線分布計算における接続計算の為のデータ処理
- ・放射線の空間分布計算(SPACETRAN、QAD)
- ・放射線分布から線量率等の評価量への変換
- ・作図

断面積

エネルギースペクトル

1次元分布

2次元等高線分布

2.3 解析手順

高速炉の遮蔽解析は、原子炉システム内外の各部位における放射線被曝評価のための空間線量率計算、或いは材料健全性に関わる累積中性子照射量等の評価を目的とする。高速炉設計の為の遮蔽解析では、炉心で発生する中性子およびガンマ線を線源とする放射線分布の他、放射化した冷却材ナトリウム、配管等に付着した放射性腐食生成物、破損燃料から冷却材やカバーガス中に漏洩した核分裂生成物等あるゆる線源を対象として放射線分布を評価するが、ここでは、最も大規模な計算となる炉心を線源領域とする遮蔽解析を、「常陽」、「もんじゅ」等のループ型高速炉を念頭において概説する。タンク型高速炉または遮蔽実験施設における遮蔽実験等の解析では、計算体系や評価対象が異なったものとなるが、基本的な手順は同一である。又、設計の為の計算と、原子炉で測定されたデータの解析の為の計算とでは、評価の考え方や評価すべき項目が異なる為、計算内容に若干の差がある。一部システム構成図と重複するが代表的な解析手順は第2図の通りである。

第2図の上端にある炉心計算は通常は拡散コードによる臨界計算であり、遮蔽解析システムには含まれていない。動燃事業団では炉心計算の為の解析システムが別に整備されている。

高速炉の遮蔽解析の1次元放射線分布計算では、炉心中心軸および中心面半径方向の領域を表す体系について計算を行い、得られた結果を群定数の縮約と遮蔽特性評価に使用する。1次元計算に採用されている標準的計算パラメーターは、

エネルギー群数 120群(中性子100群、ガンマ線20群)

角度分点数 S8

球面調和関数展開次数 P3

である。また、代表的媒質に対する空間メッシュ巾は、

鉄 1.5cm~2cm

コンクリート 5cm~10cm

ナトリウム 3cm~4cm

である。各種計算パラメーターおよび空間メッシュ巾については、その妥当性が計算対象に依存し、利用できる計算機時間や計算機容量によっても制限されるが、高速炉プラントの遮蔽解析計算では上記の値が一般的である。

高速炉の遮蔽計算の主要部分である2次元放射線分布計算の手順は、ループ型高速炉の設計解析について第3図の通りである。

2次元計算ではナトリウムやコンクリート等の媒質中の透過計算であるバルク計算と、体系中に放射線が選択的に漏洩していく様な空隙部を含むストリーミング計算とで標準的計算パラメーターが異なる。バルク計算では、

エネルギー群数 28群(中性子21群、ガンマ線7群)

角度分点数 S30(1次元計算のS6に対応)

球面調和関数展開次数 P3

であり、ストリーミング計算では、

エネルギー群数 28群(中性子21群、ガンマ線7群)

角度分点数 S90~S200

球面調和関数展開次数 P3

が標準的である。ストリーミング計算における角度分点数は、ストリーミング経路を直視する角度分点が含まれるという基準を満たす必要があり、計算体系に依存して選択される。また、空間メッシュについては、特に2次元計算では計算機時間等が制限となり、1次元計算の場合と比較して、より粗いメッシュで妥協せざるを得ない事が多い。尚、以上のパラメーターは、主として中性子を対象として選択されている。中性子とガンマ線を結合した計算では、ガンマ線の媒質中の平均自由行程が中性子と比べて短い為に、ガンマ線の分布は中性子の(n, γ)反応の分布で決定される事が多く上記パラメーターで問題はないが、ガンマ線単独の計算を行う場合には全く異なったパラメーターが必要になると思われる。図には示されていないが、必要に応じて2次元放射線分布の計算結果を接続して、3次元モンテカルロコードによる局所的な詳細放射線分布計算を行う。

第3図の炉心まわり放射線分布計算では、炉心を含む炉容器内の構造中の放射線分布を計算する。即ち、この領域には放射線のストリーミング現像が問題となる様な空隙部は含まれない。炉心から炉容器までの放射線分布が計算された後、得られた放射線分布を線源として接続し、遮蔽プラグや炉容器室壁まわりの各種空隙部のストリーミング計算を行う。前述の様に、炉心まわりの計算とストリーミング計算では、使用する計算コードや群定数は同じであり計算コードの使用条件のみが異なっている。ただし、ストリーミング計算を必要とする様な空隙を含む領域は非常に複雑な幾何形状をしており、通常大幅な近似を必要とする。2次元近似による評価が困難である場合は、一部限られた領域で3次元コードを使用する。

3. 高速炉遮蔽解析システムによるデータ解析

高速炉遮蔽解析システムは、純粹に物理的なデータである核データと、物理的な方程式を数値的に近似して解く放射線分布計算コードとで構成されている。従って本システムには高速炉体系の遮蔽に関する知見は含まれておらず、例えば本システムで得られた遮蔽設計の為の計算値がどの程度の信頼性を持つかという事は、別途、実験データ解析およびプラントの測定データ解析によって評価確認される必要がある。解析システムの評価には、実機プラントのデータ解析よりも単純な体系で構成される遮蔽実験のデータ解析の方が適しているが、我が国で高速炉の為の遮蔽実験が可能な施設は東京大学の高速中性子源炉「弥生」のみであり、本システムも初期の段階においては「常陽」の遮蔽測定データの解析によってその評価を開始した。「弥生」では「もんじゅ」の為の小規模な遮蔽実験が一部行われたが、世界的にも高速炉の為の遮蔽実験はほとんど公開されたものがなく、高速炉の遮蔽分野では極端に実験データが不足しているのが現状である。現在、動燃事業団では高速炉の為の遮蔽実験データを得る為に、米国ORNLのTSFを用いた大型高速炉の日米共同遮蔽実験(JASPER実験)を実施している。以下にJASPER実験解析を含む、高速炉遮蔽解析システムを用いたデータ解析の例を示す。本解析システムは、1977年春より始められた「常陽」遮蔽解析に初めて採用され、その後一貫して各種解析に使用されているが、同時にシステムそのものの改訂・拡張が重ねられ現在に至っている。

3.1 「常陽」炉体まわり遮蔽解析

高速実験炉「常陽」では、初臨界直後の低出力試験および出力上昇試験中に、炉体まりの中性子束、ガンマ線束、線量率等の各種遮蔽特性が測定された。遮蔽測定によって「常陽」が遮蔽的に問題なく運転できる事が確認されたが、それ以上に、得られたデータは我国唯一の高速炉で得られた遮蔽データとして貴重であり、当時として最新且つ最大規模の解析が実施された¹¹⁾。「常陽」では、更にMK. II炉心移行時にも遮蔽特性が測定され、得られたデータが同様に解析¹²⁾されている。

「常陽」の遮蔽測定データは、JSD100ライブラリーと2次元SnコードDOT3.5を主に用いて、2.3節に示された解析手順にしたがって解析された。計算結果の例として炉心を含む炉体まわり(第4図)の中性子線量率の等高線分布(第5図)を示す。

得られた計算値を測定値と比較した結果、例えば以下の様な値が得られた。

(測定値と計算値の比)

炉容器室内中性子反応率(主として熱中性子) factor 5

同上、モデル化に問題のある位置 factor 200

遮蔽プラグ上面中性子線量率	factor 25
炉心内および近傍ガンマ線束	factor 2
炉容器室内ガンマ線束	factor 10~100
遮蔽プラグ上面ガンマ線線量率	factor 15

上記のfactorは、例えば“factor 5”は計算値と測定値の比(C/E)が1/5から5の範囲に入っている事を示す。一般に原子炉プラントの遮蔽測定は非常に困難であり、しかも、柱の陰などという微妙な位置の差によって測定値が大きく異なる為、これ以上の評価は現状の技術レベルでは現実的ではない。

尚、「常陽」では炉中心から遮蔽プラグ上面まで中性子線量率は約14倍減衰しており、プラントの解析値としては上記の値はほぼ妥当な結果であると考えている。

「常陽」では、ここに記した炉容器内、炉容器室内、遮蔽プラグ上面等における測定の他、1次配管まわりおよび中間熱交換器室内的放射線分布、1次系ナトリウムの放射化量等の遮蔽関連データも測定されており、測定されたデータについてはそのほとんどすべてが計算値と比較、解析されている。

高速炉実機は体系が複雑であり、実際の体系の正確な計算値を得る事は不可能である為、本解析で得られた計算精度を「もんじゅ」等の設計にそのまま外挿できるという性格のものではないが、「常陽」の解析によって大規模な放射線分布計算の経験が得られ、「もんじゅ」の詳細遮蔽設計手法として本システムが使用できるという事が確認された。

3.2 FFTF遮蔽解析

動燃事業団では、米国のFFTF炉の遮蔽測定データを、「常陽」で測定された遮蔽データおよびその解析と交換入手し、得られたデータを「常陽」と同様の手法で解析した。一部3次元モンテカルロ法による計算を含む計算値を測定値と比較した結果、次の様な値を得た。(第6図)

(測定値と計算値の比)

炉容器内中性子反応率(主として熱中性子)	factor 2
同上、核分裂反応率	factor 10
炉容器内燃料貯蔵ラック内部中性子反応率	factor 3
炉容器室内中性子反応率(主として熱中性子)	factor 5

FFTFでは「常陽」と比較して、炉内貯蔵燃料の炉上部ピット室線量率への影響が非常に強い事が特徴的であるが、その現象も解析によって確認された。

3.3 JASPER径方向透過実験解析

大型高速炉の為の遮蔽ベンチマーク実験であるJASPER(Japanese-American Shielding Program of Experimental Research)計画¹³⁾は、動燃事業団と米国エネルギー省の共同研究として米国ORNLのTSF装置(Tower Shielding Facility)を用いて実施されている。(第7図) JASPER実験で実施されている項目のうち、既に完了している炉心まわり半径方向遮蔽体透過実験については、高速炉遮蔽解析システムを用いた解析が行われ計算精度等が評価された。

半径方向遮蔽体透過実験は、高速実証炉の炉心まわりの典型的な半径方向遮蔽構成を対象としている。これまで高速炉の遮蔽体として使用経験の少ない黒鉛またはB₄Cを含む可動遮蔽体および固定遮蔽体のモックアップ実験体系と、単純な領域で構成されたベンチマーク体系において、中性子検出器の反応率が測定されている。(第8図)

半径方向遮蔽体透過実験を高速炉遮蔽解析システムに含まれる2次元Sn法輸送計算コードDOT3.5とJSD100またはJSDJ2ライブラリーを用いて解析を行った結果、各遮蔽材を透過した中性子束について以下の様なC/E値が得られた。

黒鉛(60cm厚)	: 1/1.47
B ₄ C(60cm厚)	: 1/1.85
ナトリウム(60cm厚)	: 1/1.15
ナトリウム(190 cm厚)	: 1/0.97
ステンレス鋼(60cm厚)	: 1/1.67

C/E値の逆数が設計におけるバイアスとして使用される。上記の値はJENDL-2ファイルによる核データを用いた計算による結果であるが、ENDF/B-IVファイルによる計算値と比較した結果、JENDL-2ファイルによって、より精度の高い計算値が得られる事も明らかになった。

3.4 CRBR遮蔽実験解析

米国ではナトリウム冷却高速炉FFTFおよびCRBRの設計に際して、遮蔽設計の信頼性向上と合理化を目的とする多数の遮蔽実験が、米国ORNLのTSFにおいて実施された。

動燃事業団では「常陽」の遮蔽データとの交換としてFFTFの為の遮蔽実験のデータの一部を、「もんじゅ」/CRBR情報交換の一部としてCRBRの為の遮蔽実験のデータの大部分を入手しそのデータを解析した。米国の高速炉の為の実験データを我国の高速炉の遮蔽設計に直接適用する事は困難であるが、実験施設における遮蔽実験は実機の遮蔽測定と異なり体系が単純である為、解析における不確定要素が少なく解析システムの評価には非常に有効である。

ここでは特徴的な実験として、CRBRの1次配管系の遮蔽評価の為のストリーミング実験とその解析例を示す。第9図は実験体系の例である。実験体系は2ヶ所の90°屈局部を持つコンクリート室であり、CRBRの1次系配管遮蔽室を模擬している。第9図に示された体系は模擬ナトリウム配管を含まないが、同一のコンクリート室の中に模擬配管を設置した体系でも、測定が実施されている。第10図は測定値と高速炉遮蔽解析システムによる計算結果を対比して示したものである。計算値は屈局部で2次元計算を接続する事によって求められているが、屈局部は2次元で表現する事が不可能である為、屈局部で計算値と測定値の間に大きな誤差が生じる。図に示されている様に、直管部における減衰は2次元計算で非常に良く再現できる。この体系では、検出器の計数率(熱中性子を除く全中性子束に相当する)は、入口から出口まで約6桁減衰し、第3脚後端の測定値に対するC/E値は約1.1、1桁の減衰あたりに換算すると約1.6%の誤差となる。C/E値にバラツキがある事を考慮して、模擬ナトリウム配管を含まない体系では、中性子束の1桁減衰あたり6%程度の誤差で評価できるという結論を得ている。尚、屈局部ではC/E値の最大値が6程度になる。模擬ナトリウム配管を囲む体系では計算値の再現性が悪くなり、例えば、第1脚にのみ配管を含む体系では、中性子束1桁減衰あたり誤差15%程度との評価となった。

4. 高速炉遮蔽解析システムの設計への適用

高速炉遮蔽解析システムは、高速実験炉「常陽」臨界後の遮蔽性能試験のデータ解析で原型が確立され、その後継続的にシステムの向上が図られている。一方、本システムは動燃事業団における高速炉の遮蔽設計解析に適用され詳細な遮蔽評価に用いられている。

「常陽」の遮蔽は、当時の大型計算機の計算速度や容量の限界もあって、現在の技術レベルから言えば簡易計算法と言える除去拡散法等によって設計されたが、原子力船「むつ」の放射線漏洩をきっかけとして、高速炉分野では遮蔽設計手法の抜本的見直しが行われ、現在に至っている。多数のプラントの建設実績をもとに、経験の積み重ねで設計される要素の多い軽水炉の場合と異なり建設経験の少ない高速炉では、本遮蔽解析システムの様な、物理的・数学的に明確なデータおよび手法の積み上げによる設計評価が必須である。

4.1 高速原型炉「もんじゅ」遮蔽設計解析

現在建設が進められている高速増殖原型炉「もんじゅ」の炉体まわり遮蔽構造は、高速炉遮蔽解析システムによる評価を用いて設計された。遮蔽設計は、炉心で発生する中性子やガンマ線のみを対象とするのではなく、膨大多様な線源計算を伴う細かい評価を含むが、ここでは遮蔽解析システムに係る炉体まわり遮蔽の一連の評価に限って例示する。第11図は「もんじゅ」の炉体まわりの構造である。

「もんじゅ」の設計解析では以下の様な2次元Sn計算が実施された。各々の計算では、炉心計算、または、より前の段階の計算の結果を線源項として使用し、当該個所の詳細な遮蔽評価を行った。前述の様にバルク計算とは、放射線のストリーミング経路を含まない媒質中の放射線透過計算である。

- (i) 原子炉容器上方向バルク計算
- (ii) 原子炉容器下方向バルク計算
- (iii) 原子炉容器室遮蔽体まわりバルク計算
- (iv) 遮蔽プラグ・バルク計算
- (v) 炉内中継機構遮蔽計算
- (vi) 固定プラグ・ペデスタルコンクリート間隙部ストリーミング計算
- (vii) ペデスタル部遮蔽計算
- (viii) 原子炉容器室遮蔽体RV/ISI案内管ストリーミング計算
- (ix) 原子炉容器室遮蔽体入口配管ISI案内管ストリーミング計算
- (x) 原子炉容器室遮蔽体出口配管ストリーミング計算
- (xi) 原子炉容器外側空洞部ストリーミング計算
- (xii) 原子炉容器室壁主冷却配管貫通孔ストリーミング計算
- (xiii) 配管遮蔽室壁主冷却配管貫通孔ストリーミング計算

上記の2次元計算のうちの主な遮蔽計算の流れを第12図に示す。図には各項目について計算の規模を示すメッシュ数等の計算パラメーターが記されている。

「もんじゅ」遮蔽設計解析に用いられた計算手法は、3.1に示した「常陽」炉体まわり遮蔽解析に用いられた手法と同等である。中性子定数はJSD100、JFT200ライブラリーを用いて作成され、標準的な手順によって28群のDOT3.5コードによる2次元Sn計算が実施された。ただし、(xii)と(xiii)については、中性子11群の群構造が採用されている。Sn分点は、バルク計算にはS30分点、その他のストリーミング計算にはS39~S164分点が用いられた。

4.2 大型炉遮蔽解析

動燃事業団における大型高速炉設計研究の一部として、1000MW実証炉級ループ型高速炉を対象とする遮蔽解析を実施した。前述の「もんじゅ」の設計と異なり概念設計段階の検討である為、解析は主としてプラントの遮蔽特性を把握する為のものであり、詳細設計で必要となる細かい評価はなされていない。すべての遮蔽解析に共通した定数作成や1次元計算による定数縮約の過程の後、次の様な4ステップの2次元Sn計算が実施された。

- (i) 炉体まわりバルク計算
- (ii) 炉容器・炉容器室壁間空隙部ストリーミング計算
- (iii) 遮蔽プラグバルク計算
- (iv) 1次系配管まわりストリーミング計算

(中間熱交換器内2次ナトリウム放射化計算)

計算の結果を用いて以下の諸量が評価された。

- (a) 炉内構造物の累積中性子照射量
- (b) 遮蔽プラグ上面における線量率
- (c) 一次ナトリウム放射化量
- (d) 燃料破損検出の為の中性子検出器のバックグラウンド計数率
- (e) 中間熱交換器内2次ナトリウム放射化量
- (f) ブランケット、 B_4C 遮蔽体発熱量
- (g) B_4C 遮蔽体内Heガス生成量
- (h) 炉内貯蔵燃料中性子増倍効果

本解析によって大型炉の遮蔽特性が明らかにされたとともに、燃料集合体の短尺化や径方向ブランケットの削減の遮蔽特性への影響が評価された。

5. 高速炉遮蔽解析システムの整備と改訂

高速炉遮蔽解析システムはその原型が確立された後、各種プラント計算や遮蔽実験解析に使用されてきたが、計算値と測定データの比較や各種計算値間の比較評価によってシステムの問題点も明らかにされ、ライブラリーや計算コードは必要に応じて改訂されてきた。遮蔽計算に用いられている核データは現在もシグマ委員会で継続的に改訂作業が進められており、計算コードについても、今後必要となる更に詳細な評価への対応と、計算手順の効率化の為に継続的な改訂を予定している。

5.1 群定数ライブラリー

現在使用されている中性子定数は、JENDL-2 ファイルによる JSDJ2/JFTJ2 ライブラリーと ENDF/B-IV ファイルによる JSD100/JFT200 ライブラリーの 2 系統があるが、標準として採用されている JSDJ2/JFTJ2 ライブラリーについても、「常陽」および「もんじゅ」の遮蔽解析に広く用いられた JSD100/JFT200 ライブラリーについても、各々問題のある事が明らかになっている。

JENDL-2 ファイルに含まれているナトリウムデータは ENDF/B-IV ファイルのデータよりも評価が古く、JSDJ2/JFTJ2 ライブラリーによるナトリウム領域の中性子透過計算では、JSD100/JFT200 ライブラリーを用いた計算より実験データの再現性が悪い。即ち、透過後の中性子束を過大評価する。また、JSD100/JFT200 ライブラリーでは、JFT200 ライブラリーに含まれる U238 等の断面積の非分離共鳴領域の自己遮蔽因子が、データ処理に問題があって正しく評価されておらず、燃料およびプランケット領域の透過中性子束を過大評価する。

ENDF/B-IV ファイルによる JSD100/JFT200 ライブラリーについては、新しい核データ処理コードによる改訂されたライブラリー (JSQM) が既に作成されており、評価作業が進行中である。又、我国の核データファイル JENDL は JENDL-2 ファイルの改訂版である JENDL-3 ファイルが今年度中に公開予定であり、現在テスト版 (JENDL-3T) による高速炉体系の積分評価が進んでいる。尚、ガンマ線発生定数、ガンマ線輸送定数については、現状のライブラリーデータの改訂は予定されていないが、中性子の定数と比較して評価経験が少なく信頼性が確立していない為、今後の実験解析が必要である。

解析システムにおいて断面積ライブラリーを変更する事は、すべての評価を変える事になり慎重を要するが、上記評価が完了した後、問題のあるデータを改訂する。

5.2 群構造の検討

現状の高速炉遮蔽解析システムでは、核データファイルから作成された中性子100群、ガンマ線20群の定数を用いて1次元計算を実施し、得られた結果を用いて縮約された中性子21群、ガンマ線7群の定数で2次元計算を行うが、この手法は我国の高速炉の遮蔽解析に個有のものであり世界的な標準がある訳ではない。例えば、米国ORNLで高速炉の遮蔽解析に使用されているシステムでは、核データファイルから作成された中性子約170群の詳細群定数ファイルを、プラントに依存しない標準的なスペクトルを用いて50群程度に縮約し、直接2次元計算に使用している。即ち、この方法では1次元計算による縮約過程は含まれず、代りに2次元計算の群数が我国のシステムにおける群数(21群)の倍以上になっている。

遮蔽解析システムにおいてどの様な手順を標準とするかは、定常的に実施される計算の規模、計算機の費用、計算作業の為の人件費、必要とされる計算精度等から総合的に判断されるべきであるが、少くとも現状の中性子100群の構造から出発する手法では、高速炉遮蔽解析の主要な媒質であるナトリウムや鉄の計算で、充分な精度が得られない事も明らかになりつつあり、今後の検討が必要である。動燃事業団では前述のJASPER実験解析において、感度解析の手法等を用いて新しいエネルギー群構造を含む、より優れた高速炉遮蔽解析手順を検討している。

5.3 計算コード

高速炉の遮蔽解析に使用される計算コードで、現在検討の対象となっているものは次の通りである。

・定数処理コード

原研シグマ委員会におけるJENDLファイルの更改、または、前述の群構造の検討等、定数に関わる検討に対応する事を目的として、群定数ライブラリ作成コードを含む定数処理コードの整備が進められている。現状のシステムに含まれているコードは、今年度中に公開が予定されているJENDL-3に対応できず、JENDL-3に対応できる様に原研で開発された新しいコードはガンマ線定数が処理できない。少なくともシステムの機能を保持して、新しいデータに対応できる事が必要と考えている。

・2次元輸送計算コード

遮蔽解析システムに含まれている2次元輸送計算コードはSn法によるDOT3.5コードであるが、DOTコードを開発した米国ORNLでは既に新しい版であるDOT4シリーズが計算に使用されている。DOT4シリーズは米国内で公開された後も最近まで国外には非公開であったが、最近DORTコードと

名称をかえて公開されている。動燃事業団ではDOT4/DORTの最新の版入手し整備を進めている。

DORTコードでは、DOT3.5コードで不可能であった可変空間メッシュや可変角度メッシュが使用可能であり、計算手順の効率化が期待できる。但し、入出力ファイルの構造が異なる為、計算結果の作図プログラム等、周辺コードの改訂が必要である。

・3次元輸送計算コード

遮蔽設計または実験解析において、3次元形状を正確に表現して放射線分布を求める為の3次元輸送計算コードは、主として計算費用がかかり過ぎる為に、一般的に広く使用されるという状態にはなっていない。高速炉遮蔽解析システムには3次元輸送計算コードとしてアルベドモンテカルロ法コードMORSE-ALBが含まれており、必要に応じて使用されているが、その他に連続エネルギーモンテカルロコードMCNPの整備が始まられている。

MCNPコードは米国ロスアラモス国立研究所で開発され公開されている3次元モンテカルロ法コードで、MORSEコードやSn法コードが核断面積を多群近似で扱うのと異なり、より正確な表現である連続関数で近似する。MCNPコードはMORSE-ALBコードと較べて、中性子とガンマ線が同時に処理できない事、随伴方程式が解けない事、詳細なアルベドデータが適用できない事等、機能が限られているが、動燃事業団ではMCNPコードを、連続断面積データを用いた基準計算に使用することを当面の目標として、整備中である。

3次元Sn法コードについては、最近(90年1月)米国ORNLからTORTコードが公開された。動燃事業団では、前述のJASPER計画のORNL駐在員を通じてTORTコードを実験解析に試用し、既に計算経験を蓄積しており、公開後はコードを入手して現在調査中である。但し、ORNLのCRAY計算機による計算経験でも、3次元Sn法コードの適用には、計算時間が膨大になる等の制限から生ずる問題が多く残されている事が明かになっており、今後の開発整備と適用経験の蓄積が必要である。又、TORTコードはCRAY計算機版のみが開発されており、我が国の計算機で使用できる様に整備することを計画している。

3次元形状の計算ができる計算コードとしては、モンテカルロ法コード、Sn法コードの他に、積分型輸送方程式を解くPALLASコード等があるが、非公開であったり、一般的に使用するには使用説明書等の文献が不十分であったりする為、高速炉遮蔽の分野で広く使われるには至っていない。

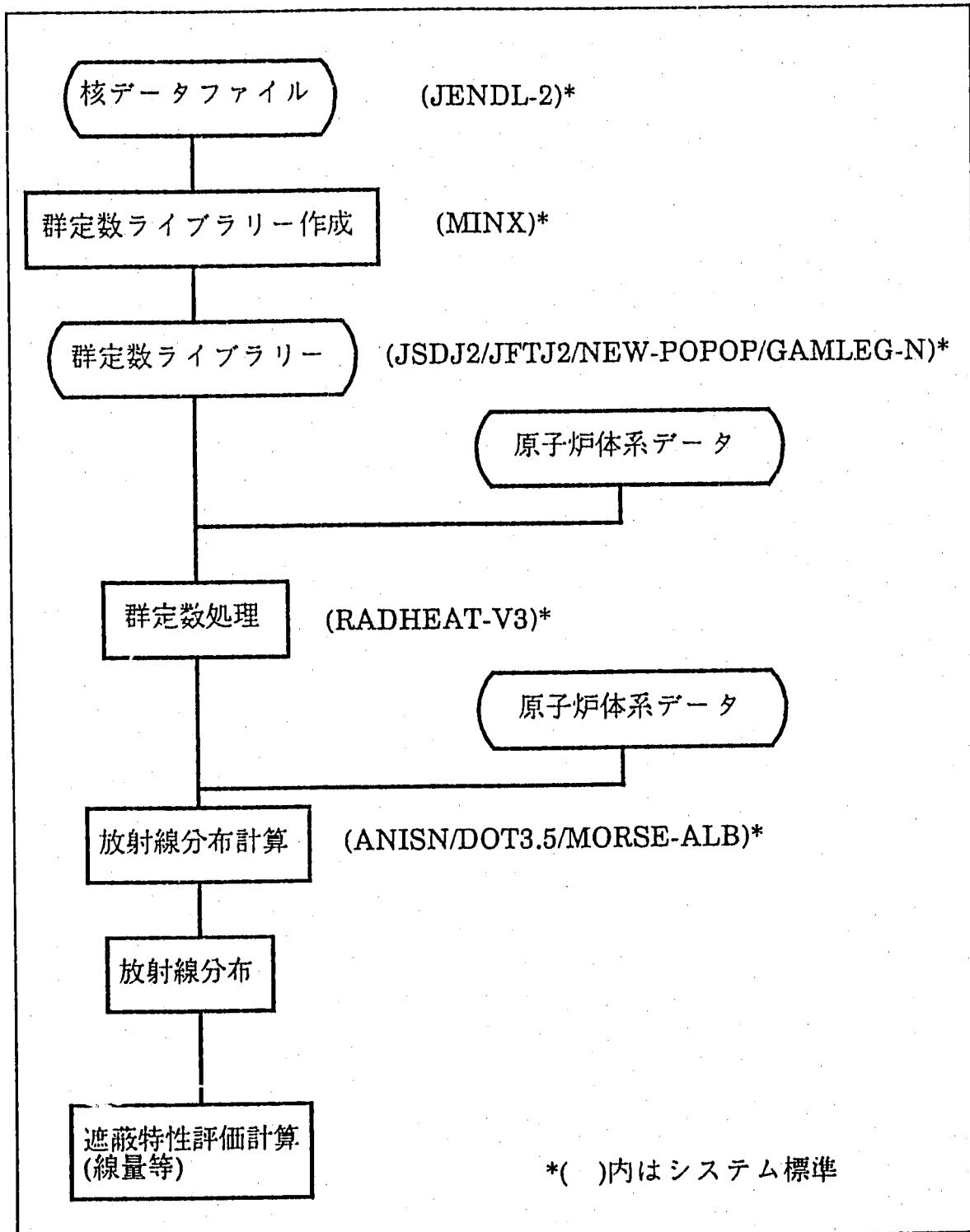
6.あとがき

動燃事業団動力炉研究開発本部で整備され、高速炉プラントおよび高速炉の為の遮蔽実験解析に使用されている高速炉遮蔽解析システムについて、その現状と今後の課題をまとめた。名の示す様に、本システムは高速炉の為に整備されたものであるが、他の型式の原子炉を含むほとんどすべての放射線取扱い施設の遮蔽解析、放射線分布解析に適用可能である。動燃事業団では、本システムがより広範な放射線分布解析に適用可能となる様、整備改訂を進めるとともに、解析の信頼性の向上を目的として、臨界後の「もんじゅ」遮蔽測定データの解析を含む各種解析を実施する予定である。

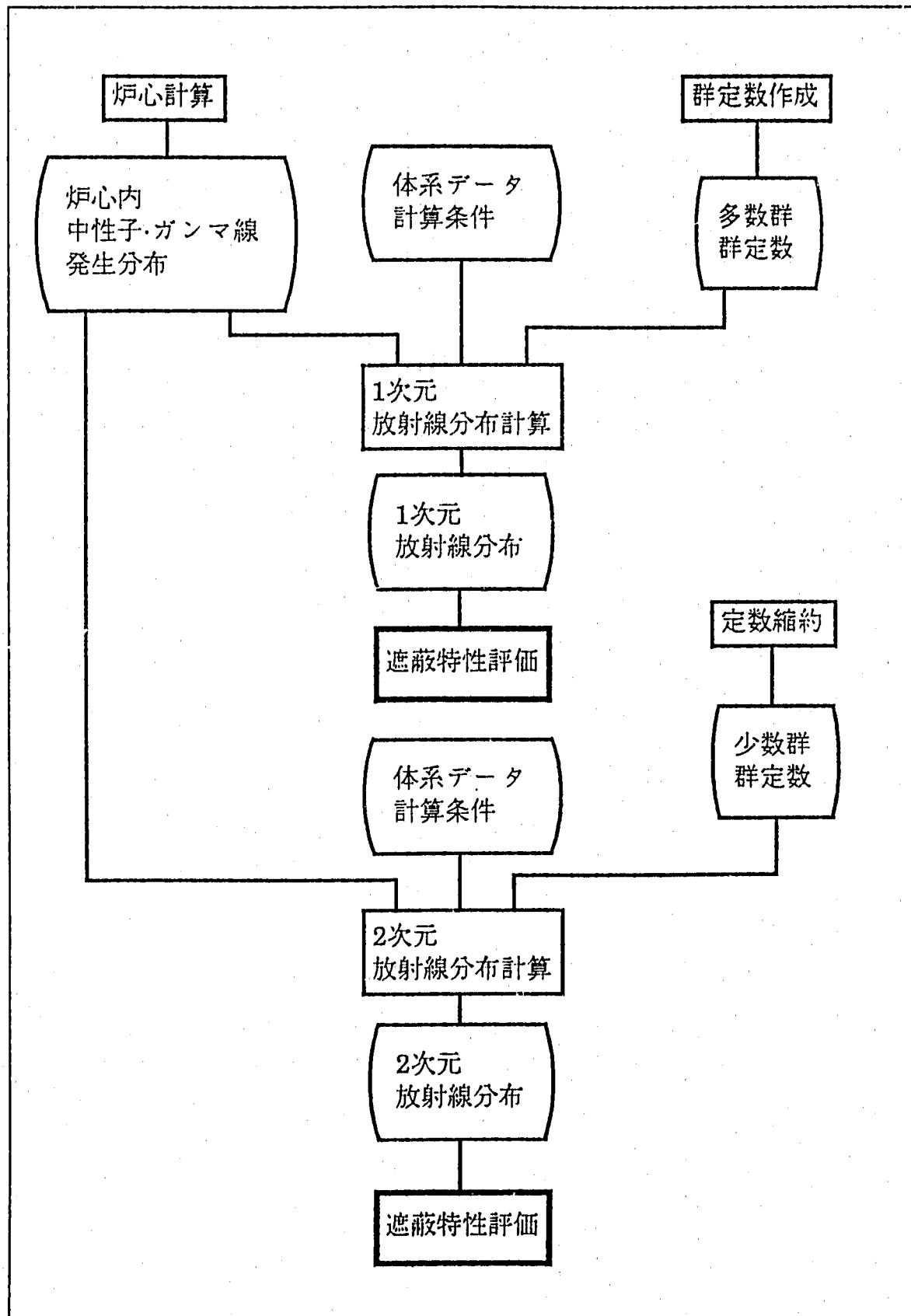
本報告書の作成にあたっては、株式会社三菱総合研究所の角田弘和氏の多大な協力を得た。(角田氏が作成した素案を著者が大幅に改定した。) 謝意を表する。

参考文献

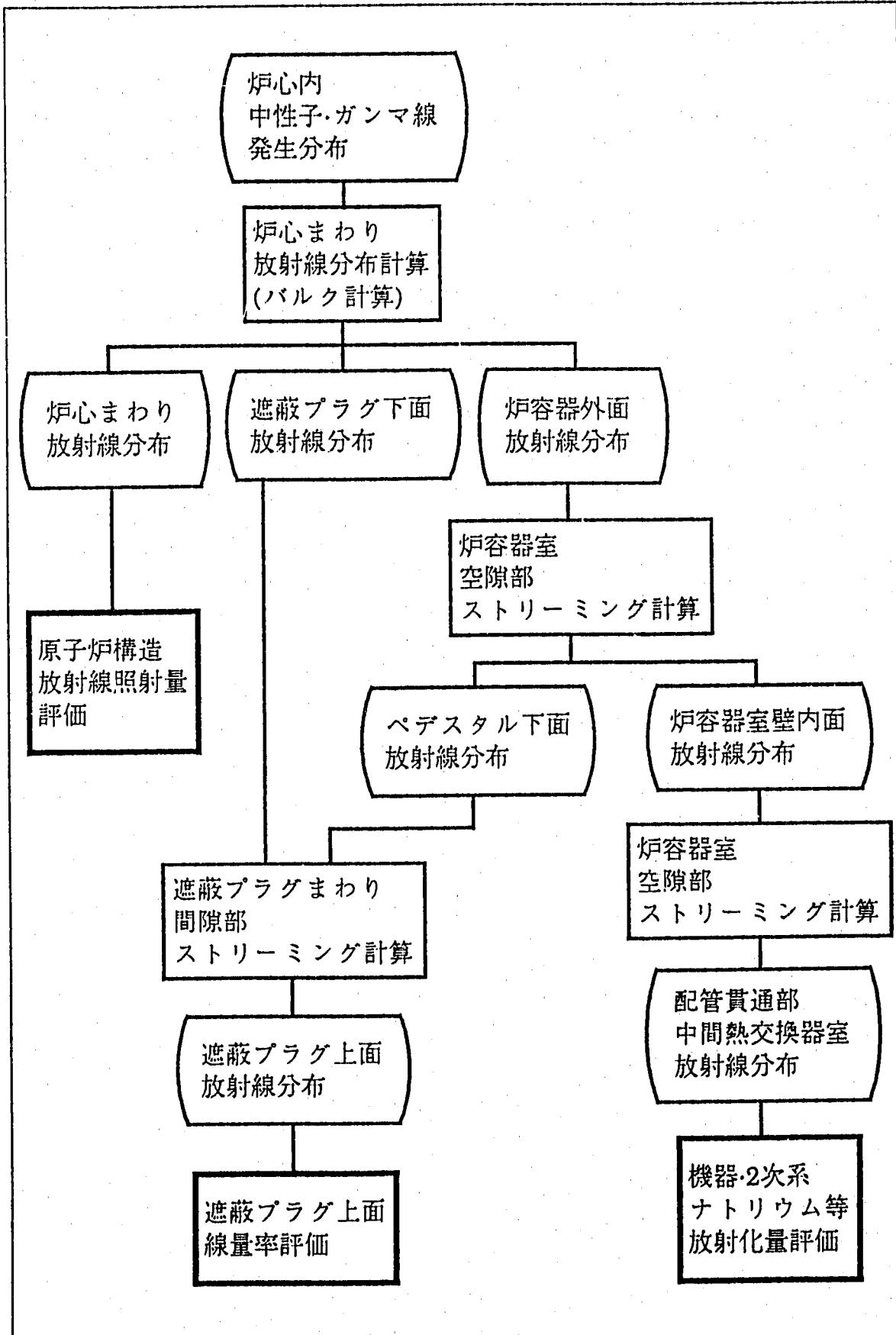
- 1) Nakagawa, T.(ed.) : "Summary of JENDL-2 General Purpose File", JAERI-M 84-103(1984).
- 2) Garber, D.(ed.) : "ENDF/B Summary Documentation", BNL-NCS-17541 (ENDF-201), 2nd ed., (ENDF/B-IV) (1975).
- 3) Ford III, W. E., et al. : "POPOP4, A Code for Converting Gamma-Ray Spectra to Secondary Gamma-Ray Production Cross Sections", CTC-12(1969).
- 4) Weisbin, C. R., et al. : "MINX, A Multi Group Interpretation of Nuclear Cross Sections from ENDF/B", LA-6486-MS(ENDF-237) (1976).
- 5) Greene, N. M., et al. : AMPX; A Modular Code System for Generating Coupled Multi Group Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B", ORNL-TM3706(1976).
- 6) 小山謹二、他：“遮蔽材料の群定数”, JAERI-M6928(1977).
- 7) Koyama, K., et al. : "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport", JAERI-M 7155(1977).
- 8) Engle W. A. Jr. : "A User's Manual for ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", K-1693, ORNL(1967).
- 9) Mynatt, F. R., et al. : "The DOT III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," ORNL/TM-4280(1973).
- 10)Straker, E. A., et al. : "The MORSE-Code with Combinatory Geometry", DNA-2860T(1972).
- 11)大谷暢夫、他：“高速実験炉「常陽」における遮蔽測定とその解析”, 原子力誌25[7], 520(1983).
- 12)Kosako, T., et al. : "Measurements and Evaluations of Neutron Dose and Spectra at the Reactor Top of LMFBR Type Reactor, JOYO", Nuclear Technology, 77(1987).
- 13)Ingersoll, D. T., : "JASPER : A Joint U.S.-Japan Program of Experimental Shielding Research", Proc. ANS Top. Mtg. Health Physics and Shielding, Knoxville, Conf-870405, 346(1987).



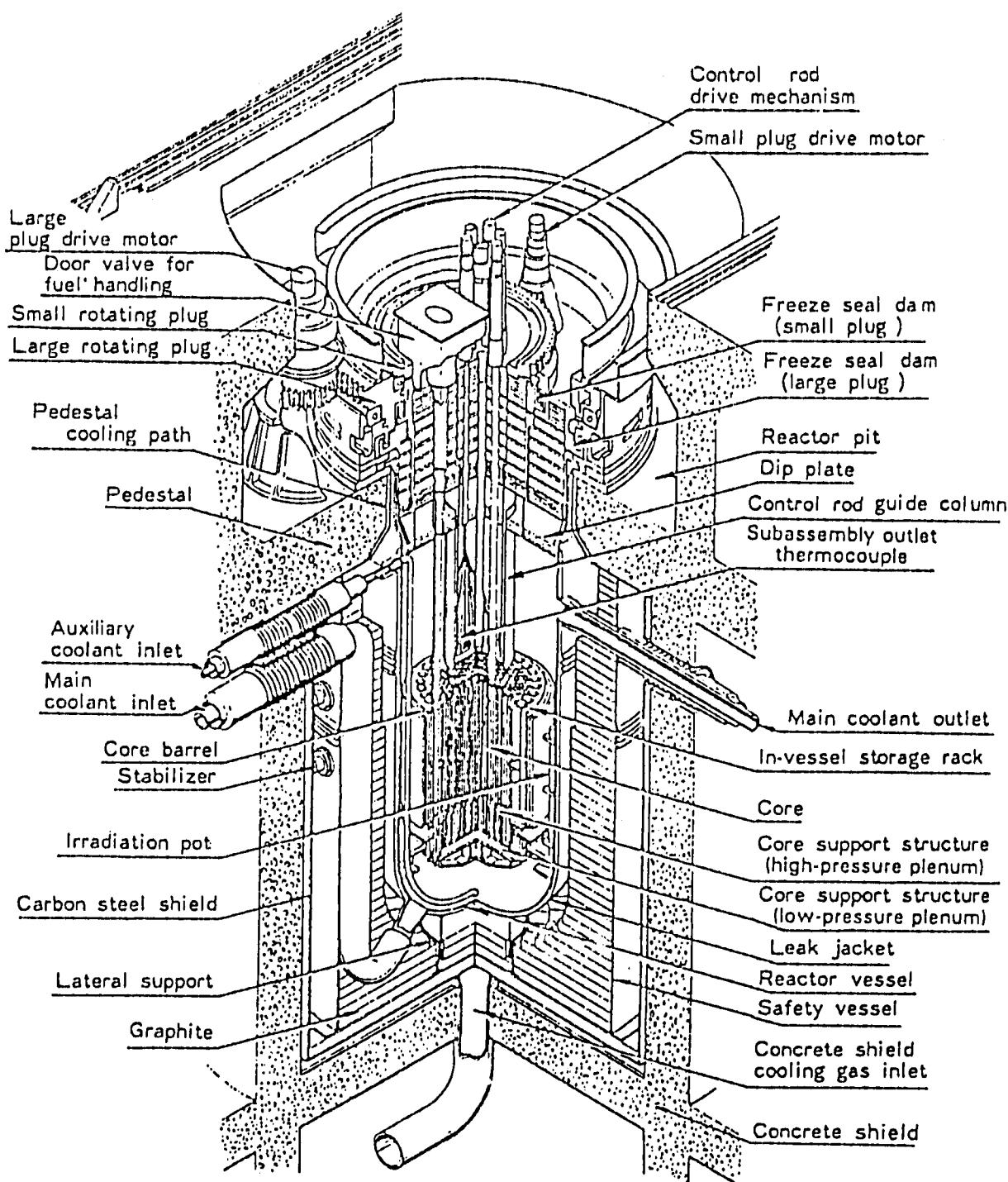
第1図 遮蔽解析システムによる計算の手順



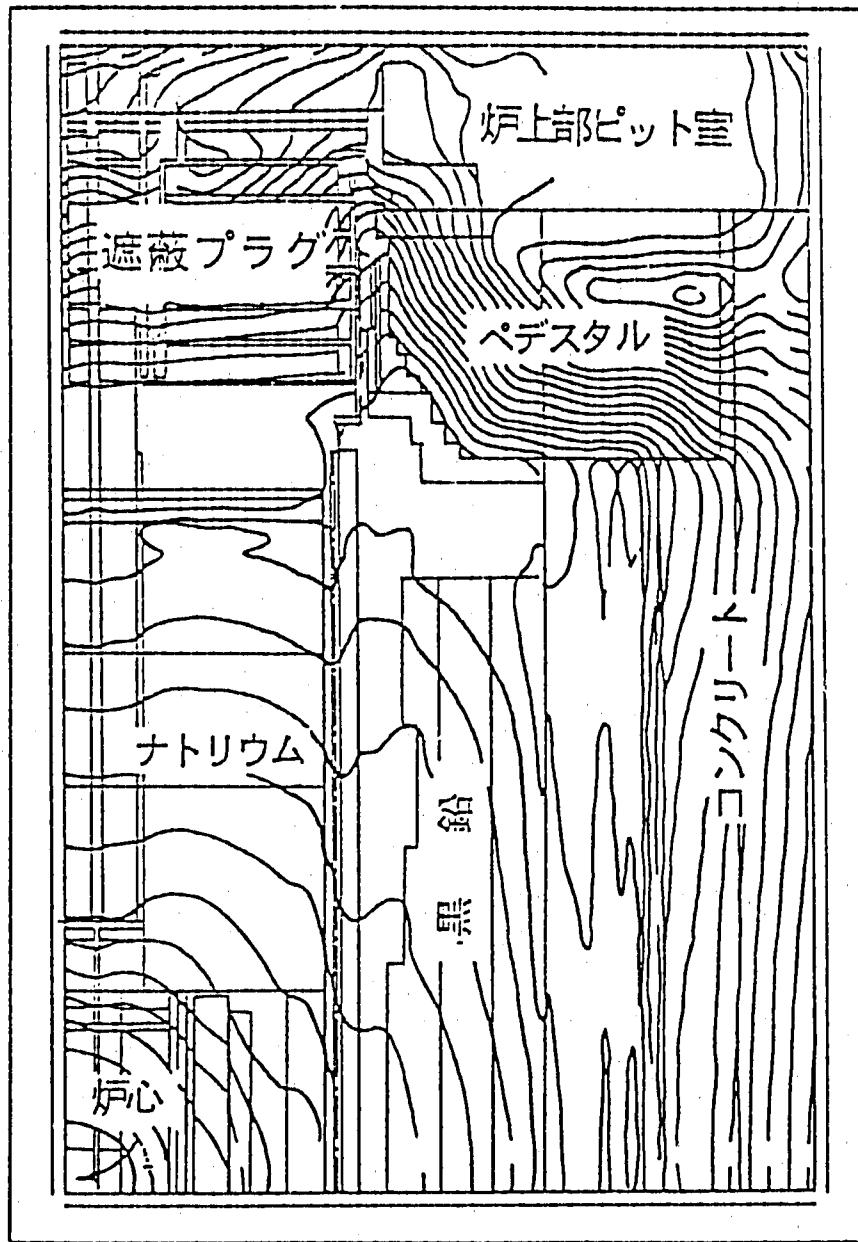
第2図 遮蔽解析手順



第3図 2次元放射線分布計算(ループ型高速炉)

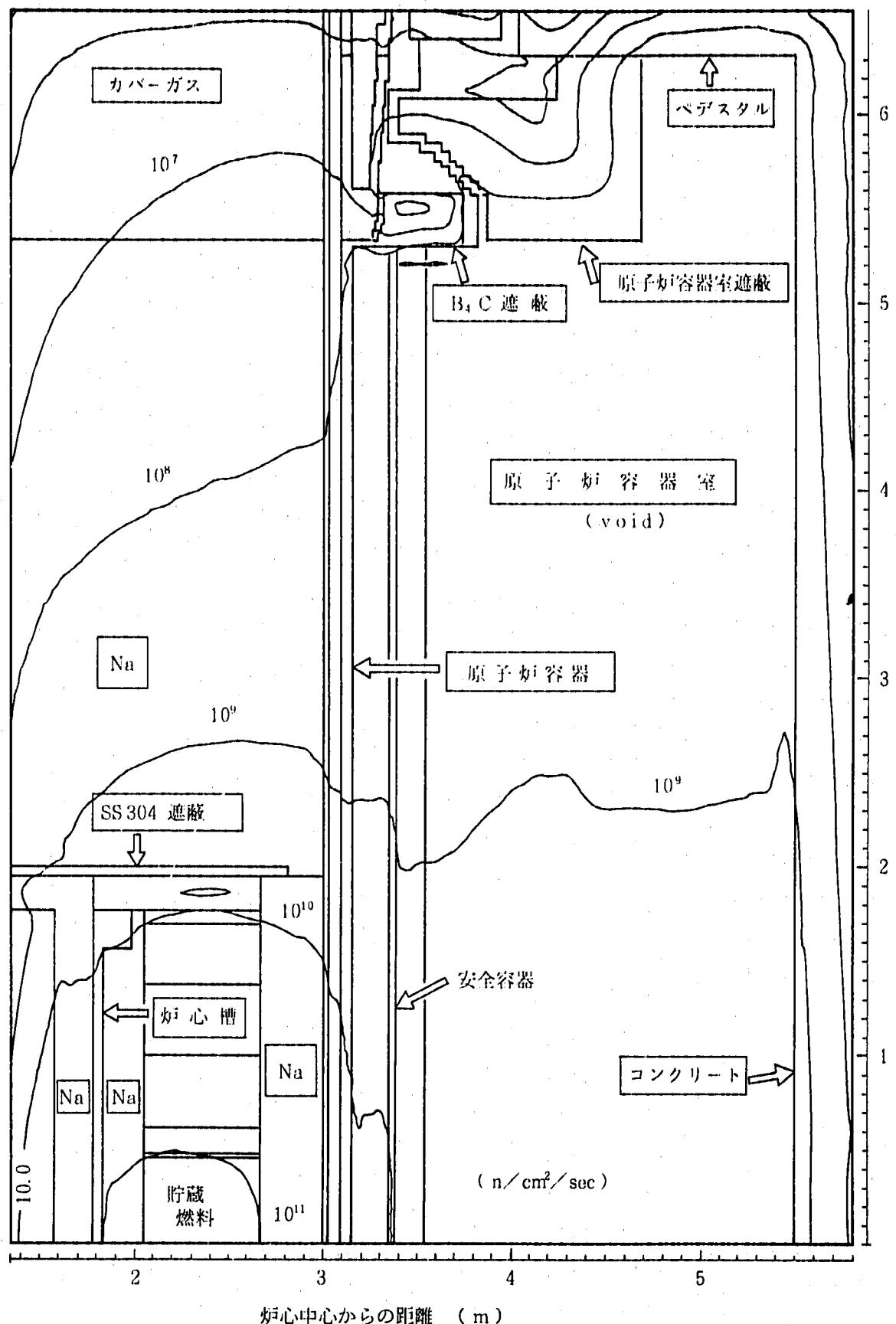


第4図 高速実験炉「常陽」



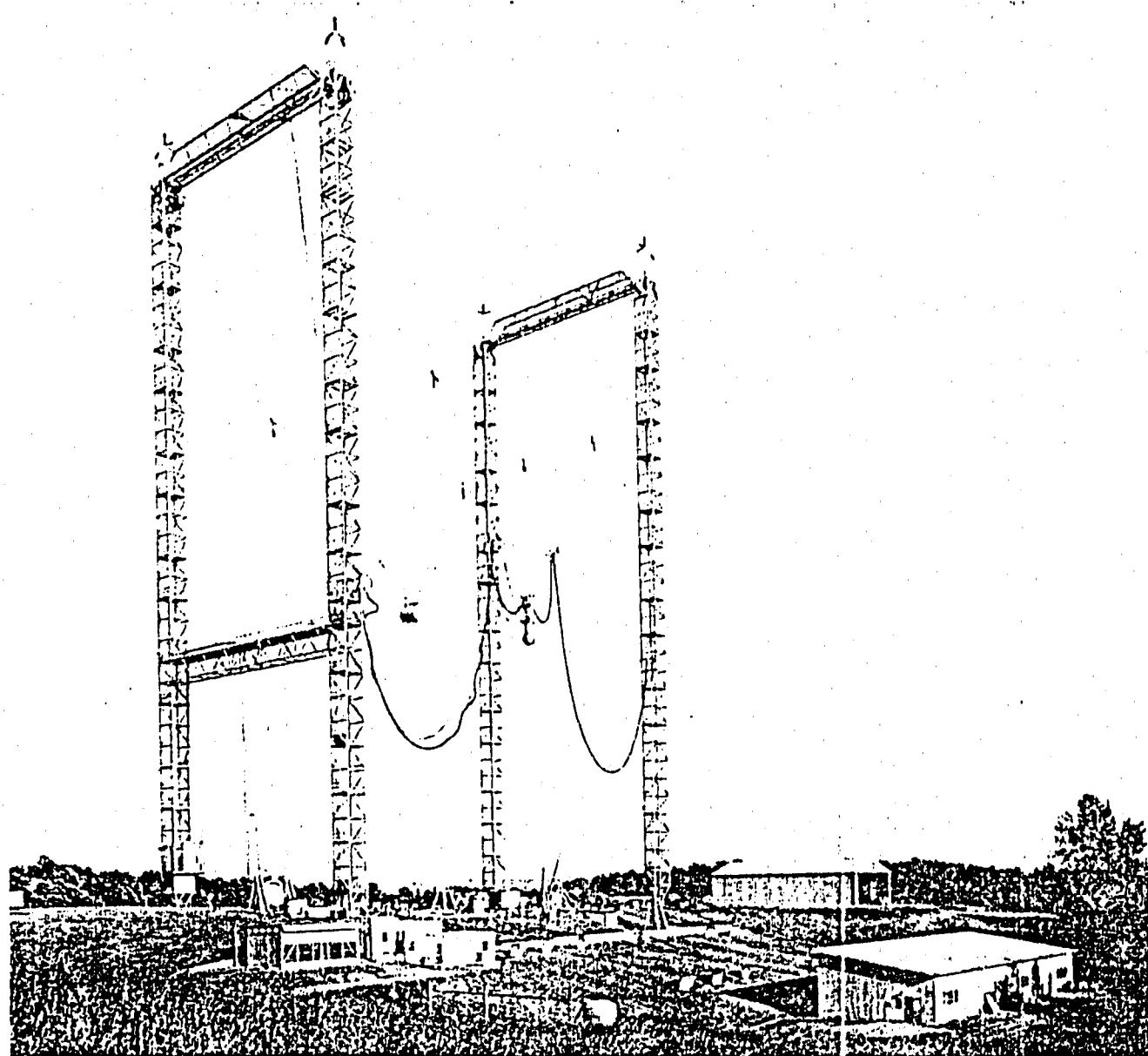
炉心で発生する中性子による中性子線量率分布を等高線で示したもの。
原子炉容器(R/V)外側の空隙部、および、遮蔽プラグとペデスタル間の
空隙部を中性子がストリーミングして漏洩している様子がわかる。

第5図 「常陽」炉体まわり中性子線量率分布



炉内貯蔵燃料で発生した中性子による中性子束の等高線分布を示す。
FFTFの炉内燃料貯蔵槽は炉容器に近い位置にあり、貯蔵燃料によって
ペデスタル上面の線量率が大きく増大する。

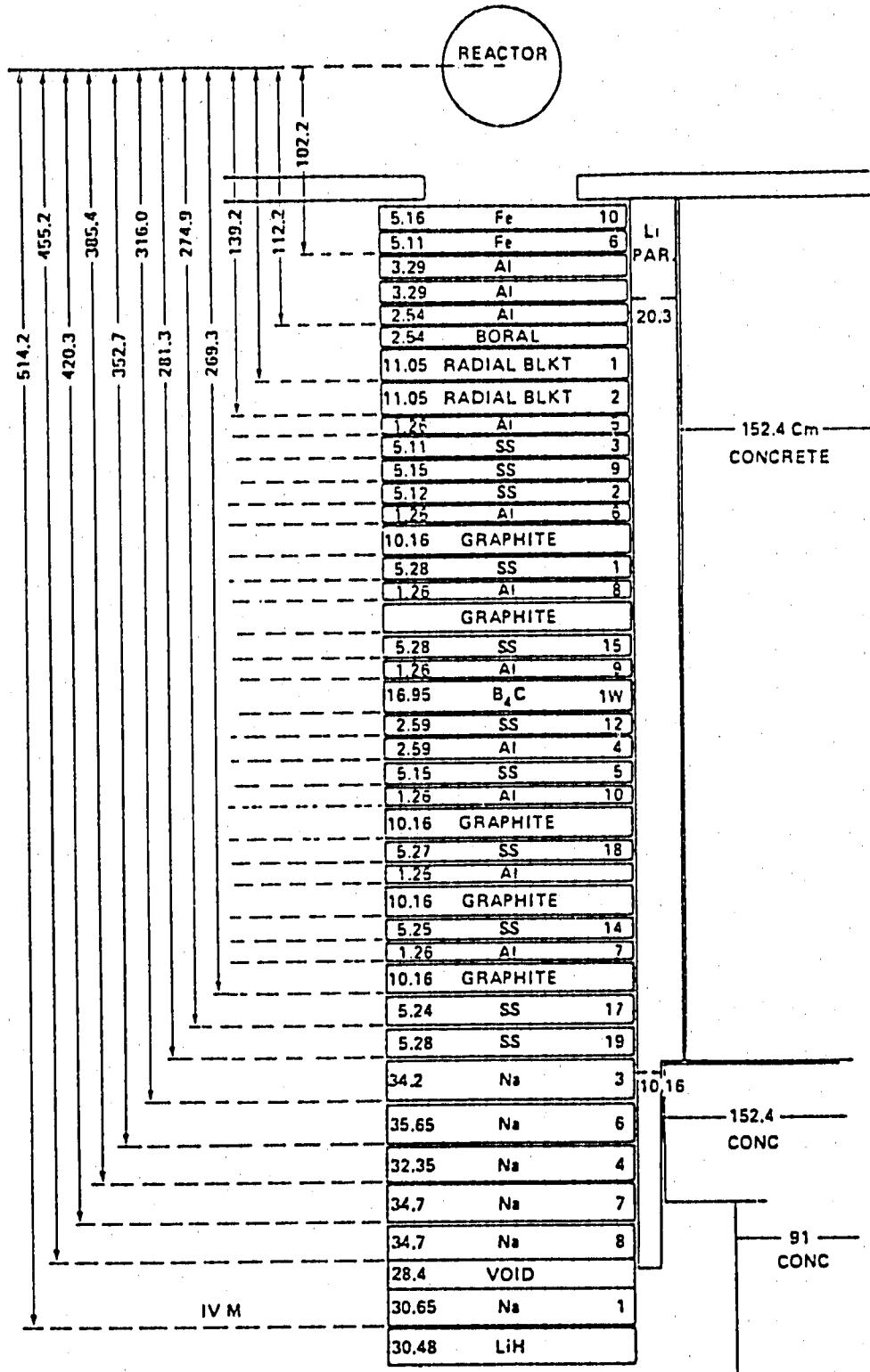
第6図 FFTF炉内貯蔵燃料による中性子束



TSF(ORNL)

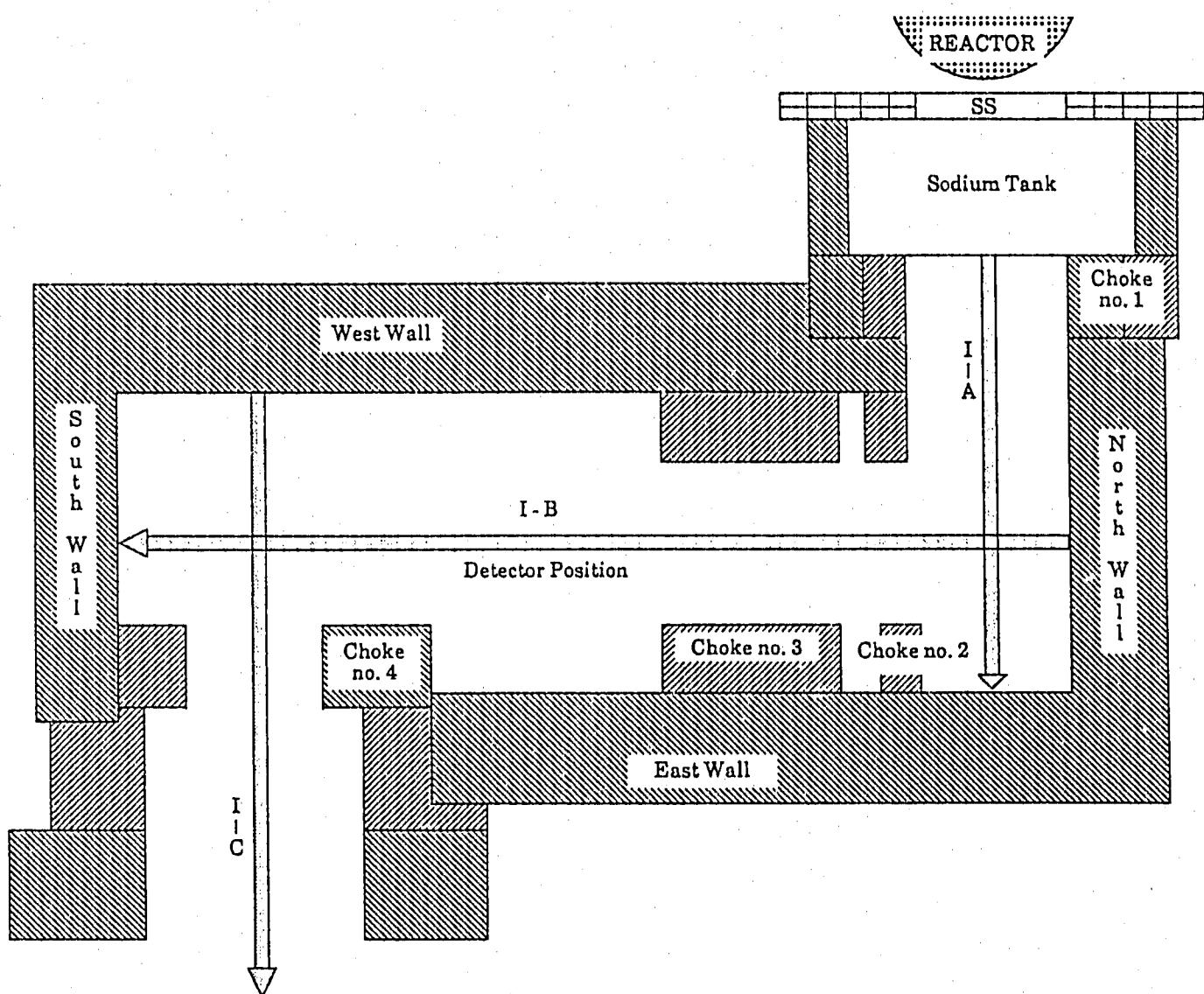
米国オークリッジ国立研究所にある遮蔽実験施設。以前は写真に見える4本の鉄柱の間に原子炉を吊り下げて遮蔽実験を行っていた。現在は原子炉は地上に置かれているが、ほとんど裸の状態であり、屋外で大規模な遮蔽実験が可能である。

第7図 Tower Shielding Facility



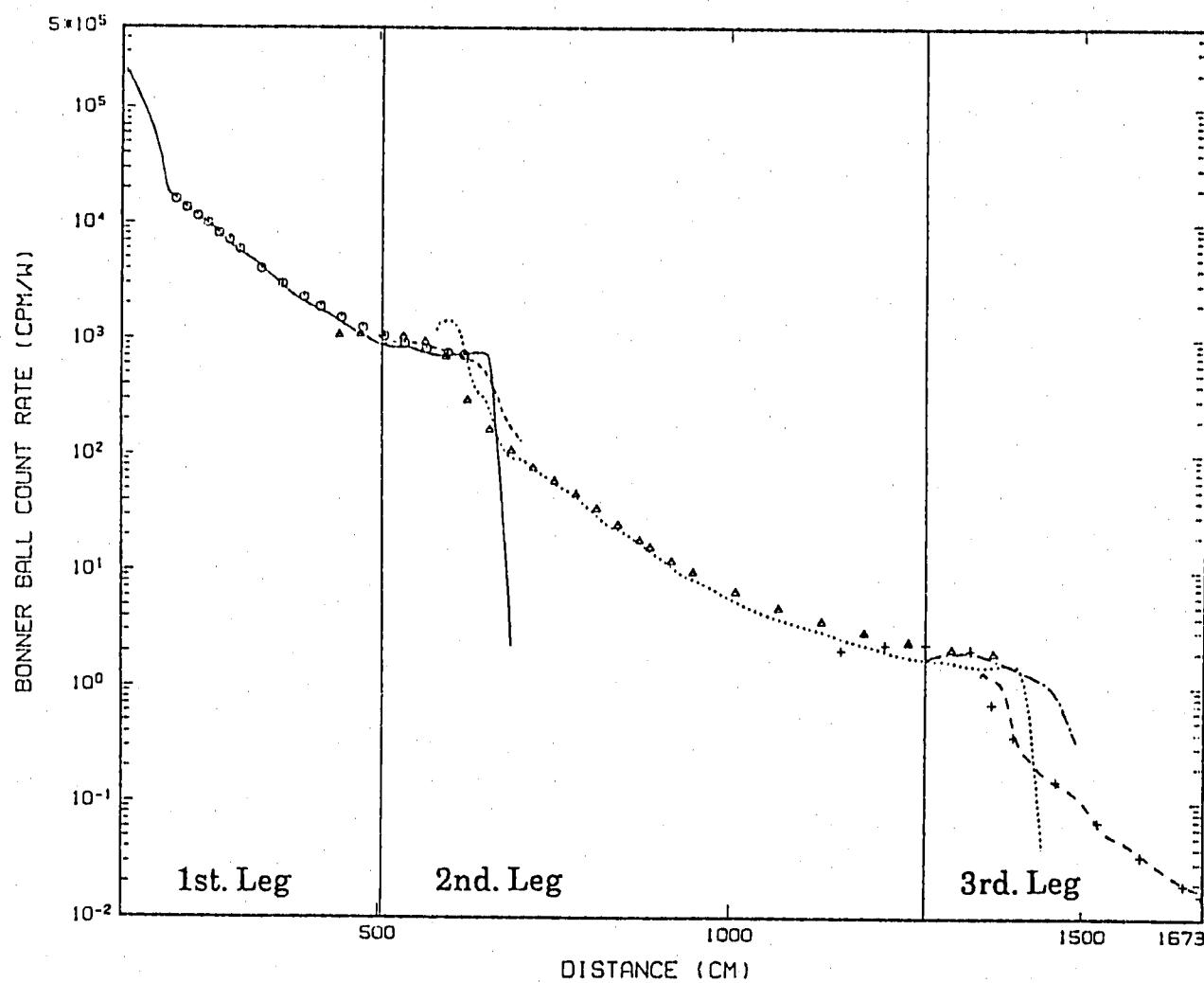
タンク型実証炉の炉心まわりの遮蔽体を模擬した実験体系。
1.5m×1.5mの積層板で構成され、原子炉から出る中性子束の減衰が測定された。

第8図 炉心まわり遮蔽体透過実験体系(JASPER実験)



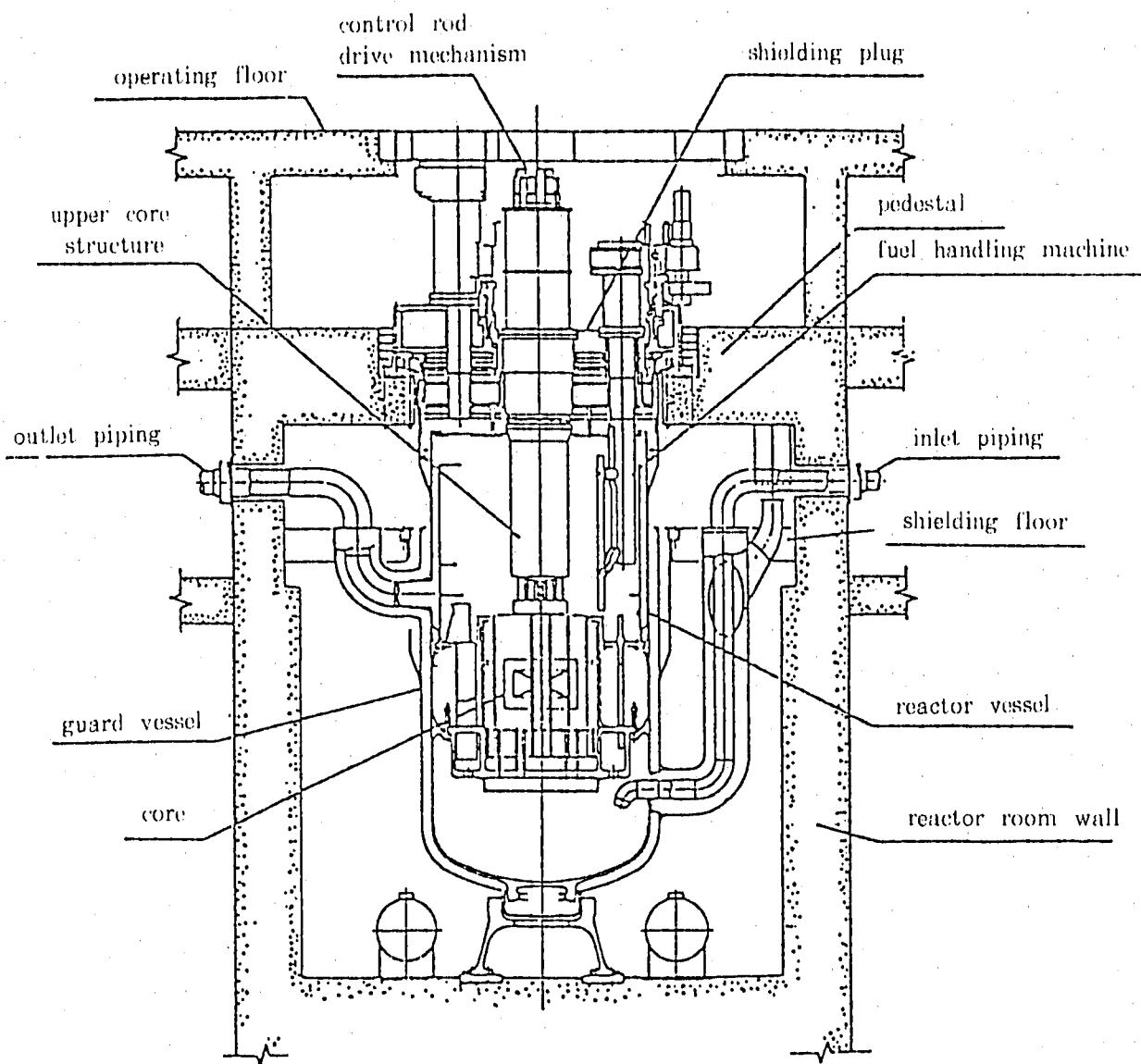
米国で建設が計画されていたCRBR炉の1次主冷却配管に沿う中性子ストリーミングを評価する為の大規模な実験である。図は、配管を含まないコンクリート壁に囲まれた空洞部を構成する体系であるが、コンクリート室中に Na_2Co_3 を代替材としたナトリウム配管を含む体系の実験も実施されている。

第9図 1次主冷却配管まわりストリーミング実験体系



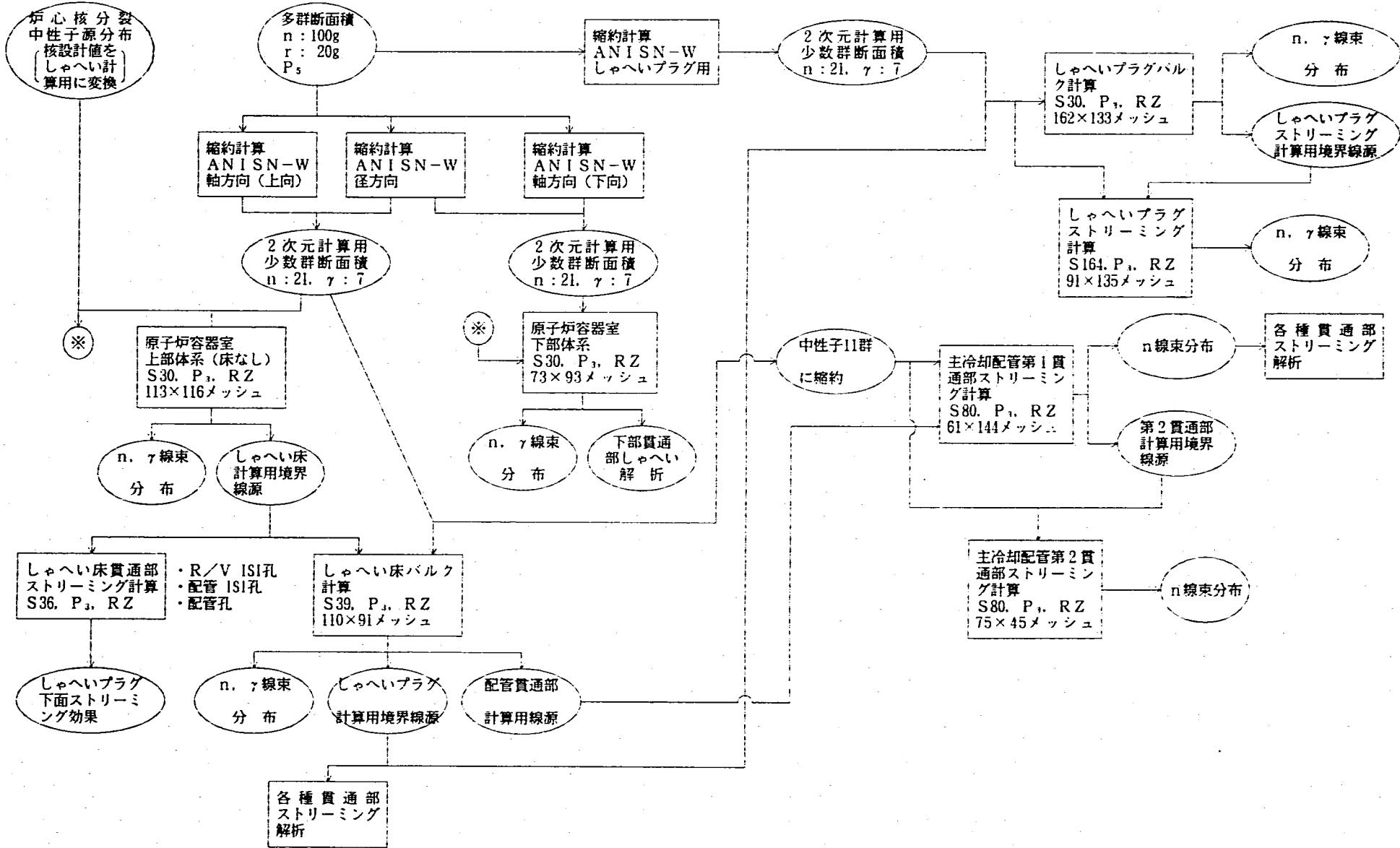
第9図に示された実験体系における測定値と計算値の比較である。
点で示されているのが測定値であり、実線、破線および1点鎖線で
示されているのが計算値である。屈曲部の間の直管部では、中性子
の減衰が計算によって正しく表現されている事がわかる。

第10図 測定値と計算値の比較：6"ボナーボール検出器の応答



「もんじゅ」の炉体まわりの構造では、図にshielding floorと記されている炉容器室内の床(中間床、遮蔽床等と称している。)が特徴的である。炉心で発生し水平方向に漏洩してきた中性子が、炉容器室を上方向にストリーミングするのを遮蔽し、過大な中性子が遮蔽プラグ上面や中間熱交換器室に流入するのを遮っている。

第11図 高速増殖原型炉「もんじゅ」の炉体まわり構造



第12図 「もんじゅ」原子炉まわり遮蔽計算