

JAERI-Research
98-012



定常炉心試験装置の設計研究（第8編）
—遮蔽・安全設計—

1998年3月

宮直之・菊池満・牛草健吉・栗田源一・永島圭介・閨谷讓
飛田健次・豊島昇・正木圭・神永敦嗣・小栗滋・北井達也
栗山正明・山本巧・林巧・永見正幸

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。
入手の問合せは、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, 1998

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

定常炉心試験装置の設計研究（第8編）
— 遮蔽・安全設計 —

日本原子力研究所那珂研究所炉心プラズマ研究部
宮 直之⁺¹、菊池満、牛草健吉、栗田源一、永島圭介、閨谷 讓
飛田健次、豊島 昇、正木 圭⁺²、神永敦嗣⁺²、小栗 滋、北井達也
栗山正明⁺²、山本 巧⁺²、林 巧⁺³、永見正幸

(1998年2月5日受理)

定常炉心試験装置（JT-60SU）の遮蔽・安全設計を行った。本装置の設計に当たっては10年間のDD実験放電と2年間DT実験の実施（オプション）を想定した。安全評価上の指針として、現在JT-60施設が適用を受けている放射線障害防止法等に準拠した。予め定めた遮蔽設計の目標値を満たすように真空容器を始めとする装置全体の遮蔽構造の最適化案を検討し、現在のJT-60実験棟において安全に実験運転が可能なことを示した。

DT実験では年間100 gのトリチウムを使用する。トリチウムの拡散を防止する観点から、実験棟本体・組立室とトリチウム取扱設備室の建家を三次格納系とする多重格納系を採用した。万一、大量のトリチウムが三次格納系内に放出されたときを想定した緊急時トリチウム除去設備の検討を行い、約2週間程度の運転で格納系に常時人が立ち入れる濃度までの低減が現実的な設備規模において可能なことを示した。また、冷却材や本体室空気の放射化、放出トリチウムの影響評価など通常の運転時における安全評価を実施して本装置の安全設計をまとめた。

那珂研究所：〒311-0193 茨城県那珂郡那珂町向山801-1

- + 1 企画室
- + 2 核融合装置試験部
- + 3 核融合工学部

The Design Study of the JT-60SU Device (No.8)
— Nuclear Shielding and Safety Design —

Naoyuki MIYA⁺¹, Mitsuji KIKUCHI, Kenkichi USHIGUSA, Gen-ichi KURITA,
Keisuke NAGASHIMA, Yuzuru NEYATANI, Kenji TOBITA, Noboru TOYOSHIMA,
Kei MASAKI⁺², Atsushi KAMINAGA⁺², Shigeru OGURI, Tatsuya KITAI,
Masaaki KURIYAMA⁺², Takumi YAMAMOTO⁺², Takumi HAYASHI⁺³ and Masayuki NAGAMI

Department of Fusion Plasma Research
Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received February 5 , 1998)

Results of nuclear shielding design study and safety analysis for the steady-state tokamak device JT-60SU are described. D-T operation (option) for two years is adopted in addition to ten years operation using deuterium. Design work has been done in accordance with general laws for radioisotopes handling in Japan as a guideline of safety evaluation, which is applied to the operation of present JT-60U device. Optimization of the shielding design for the device structure including vacuum vessel has been presented to meet with allowable limits of biological shielding determined in advance. It is shown that JT-60SU can be operated safely in the present JT-60 experimental building.

It is planned to use 100g/year of tritium in D-T operation phase. A concept of multiple -barrier system is applied to the facility design to prevent propagation of tritium, in which the torus hall and the tritium removal room provide the tertiary confinement. From the design of atmosphere detritiation system for accidental tritium release, it is shown that tritium concentration level can be reduced to the allowable level after two weeks with reasonable compact size components. Safety assessment related to activation of coolant / air, and atmospheric tritium effluents are discussed.

Keywords : JT-60SU, Nuclear Shielding, Vacuum Vessel, SS-316, Ti Alloy,
Dose Rate Tritium, Tritium Clean up System, Multiple Confinement

+1 Office of Planning

+2 Department of Fusion Facility

+3 Department of Fusion Engineering Research

目 次

1. 概要	1
1.1 はじめに	1
1.2 JT-60SU施設の概要	1
1.3 周辺施設	2
1.4 建家の概要	2
2. 安全確保の基本的考え方	4
2.1 安全確保の原則	4
2.2 本施設における安全上の課題	7
2.3 環境影響評価法	11
3. 放射線遮蔽設計	12
3.1 遮蔽評価対象機器の構成	12
3.2 中性子発生量と遮蔽設計の目標値	16
3.3 解析評価手法	17
4. 真空容器遮蔽設計	32
4.1 真空容器の主要寸法と設計条件	32
4.2 真空容器の構造 (SUS+W方式)	32
4.3 真空容器の構造 (Ti合金方式)	33
4.4 簡易モデルによる2方式の遮蔽性能評価	38
4.5 ポロンによる中性子遮蔽	46
4.6 SUS+W方式による真空容器の遮蔽設計	49
4.7 高Mn鋼製真空容器の低放射化特性について	51
4.8 Ti合金の水素吸蔵、脱ガス	63
5. JT-60SU施設の遮蔽設計	65
5.1 施設の遮蔽設計の考え方	65
5.2 1次元遮蔽性能評価 (真空容器、クライオスタッフ、JT-60実験棟建家全体評価)	65
5.3 2次元遮蔽性能評価 (本体室内線量当量分布、床貫通口による地下1階へのストリーミング評価)	85
5.4 スカイシャイン評価	105
5.5 NBIポートの遮蔽評価	111
5.6 ECHポートの遮蔽評価	127
5.7 計測用水平ポートの遮蔽評価	142
5.8 真空容器周辺3次元遮蔽解析	151
6. 本体周辺機器安全設計	166
6.1 1次、2次格納系分類	166
6.2 計測装置安全対策	167
6.3 NBI安全対策	168
6.4 ECH安全対策	169

7. 運転保守時安全評価	174
7.1 冷却材の放射化	174
7.2 空気の放射化	175
7.3 腐食生成物の放射化	175
7.4 振発性物質の放射化	175
7.5 放出トリチウムの環境影響評価	176
7.6 まとめ	177
8. 緊急時トリチウム処理の安全評価	185
8.1 目的	185
8.2 トリチウム安全設備	185
8.3 緊急時トリチウム除去設備の概要	185
8.4 安全評価手法	186
8.5 計算結果	188
8.6 分離膜システムの適用条件	189
8.7 まとめ	189
9. JT-60U解体時の遮蔽評価	201
9.1 評価の目的	201
9.2 遮蔽の線量基準と目標値	201
9.3 線源	201
9.4 本体室内機器の放射化計算	202
9.5 再利用品収納建家内外における線量計算	203
9.6 まとめ	203
10. まとめ	211
謝辞	215
参考文献	216
付録1 設計用地震力	217
付録2 気体拡散に対する気象影響評価法	221

Contents

1.	Overview	1
1.1	Introduction	1
1.2	Outline of JT-60SU Facilities	1
1.3	Related Facilities	2
1.4	Outline of Buildings	2
2.	Considerations of Basic Safety Design	4
2.1	Principles	4
2.2	Safety Issues in Facility	7
2.3	Evaluation Method of Influence on Environment	11
3.	Radiation Shielding Design	12
3.1	Major Device and Structure	12
3.2	Neutron Production and Allowable Limits for Biological Shielding	16
3.3	Analysis and Evaluation Method	17
4.	Nuclear Shielding Design of Vacuum Vessel	32
4.1	Major Dimensions and Design Parameters	32
4.2	Vessel Structure (SUS+W Type)	32
4.3	Vessel Structure (Ti-alloy Type)	33
4.4	Comparison of Two Type Structure using Simple Calculation Model	38
4.5	Neutron Shielding by Boron	46
4.6	Shielding Design for SUS+W Type Vacuum Vessel	49
4.7	Low Activation characteristics of High-Mn steel Vessel	51
4.8	Hydrogen Absorption Characteristics of Ti alloy	63
5.	Nuclear Shielding Design for JT-60SU Facility	65
5.1	Safety Approach	65
5.2	One Dimensional Calculation (Vacuum Vessel, Cryostat and JT-60 Experimental Building)	65
5.3	Two Dimensional Calculation (Dose Rate Distribution in Building and Streaming to Basement Area)	85
5.4	Skyshine Assessment	105
5.5	NBI Port	111
5.6	ECH Port	127
5.7	Diagnostics Port	142
5.8	Three Dimensional Calculation for Vacuum Vessel and Periphery	151
6.	Safety Design for Peripheral Systems	166
6.1	Classification of the first and secondary confinement	166
6.2	Diagnostics	167
6.3	NBI	168
6.4	ECH	169

7 . Safety Assessment for Nomal Operation and Maintenance	174
7.1 Radioactivity of Coolant	174
7.2 Radioactivity of Air	175
7.3 Radioactivity of Corrosion Products	175
7.4 Radioactivity of Volatile Materials	175
7.5 Atmospheric Tritium Effluents	176
7.6 Summary	177
8 . Safety Assessment of Atmosphere Detritiation	185
8.1 Objectives	185
8.2 Tritium Clean-up System	185
8.3 Outline of Atmosphere Detritiation System	185
8.4 Assessment Method	186
8.5 Calculated Results	188
8.6 Applied Conditions for Gas Separation Membrane System	189
8.7 Summary	189
9 . Shielding Assessment for Decommissioning of JT-60U	201
9.1 Objectives	201
9.2 Allowable Limits for Biological Shielding	201
9.3 Radiation Sources	201
9.4 Activation Calculation for Devices inside Torus Hall	202
9.5 Dose Calculation for Building for Reusable Components	203
9.6 Summary	203
10 . Summary	211
Acknowledgment	215
Reference	216
Appendix 1 : Guideline for Safety Design of Earthquake-Proof	217
Appendix 2 : Guideline for Meteorological Influence Assessment of Diffusion of Gases	221

1. 概 要

1.1 はじめに

定常炉心試験装置 (JT-60SU) の遮蔽・安全設計を行った。本装置においてはJT-60実験棟をそのまま利用し、JT-60Uを撤去後に定常炉心試験装置に置き換える。本装置は10年間のDD実験放電に加え、2年間のDT実験の実施（オプション）を想定する。

先ず本装置の設計に当たり、安全確保の基本的考え方を第2章に示し、安全設計を進めるまでの境界条件を明らかにする。本装置の安全評価に当たっては、現在JT-60施設が適用を受けている放射線障害防止法等に準拠したので、こうした法律に基づく評価項目がここでまとめられる。

次に、第3章において、本装置の遮蔽・安全設計の具体的検討を進めるまでの遮蔽設計の目標値を定める。この目標の設定にあたっては、これまでのJT-60での重水素運転での経験と実績等も参考とした。

第4章以降で、この目標値を満たし得る遮蔽・安全設計結果について述べる。第4章ではDD実験終了後に真空容器内に人がアクセス可能な低放射化を実現する真空容器の構造材料として、Ti合金を使用する方式（Ti合金方式）と、ステンレスにタンクステンを組み合わせた方式（SUS+W方式）を比較検討し、結果的にSUS+W方式を本装置の主案としたことを述べる。

第5章では、オプションであるDT実験を考慮し、真空容器だけでなく、クライオスタットやJT-60実験棟建家も含めた遮蔽評価を行って得られた施設全体の遮蔽構造の最適化結果を中心に述べる。またNBI、ECH、計測装置といった本体周辺機器のポート周りの遮蔽評価結果について合わせて述べる。また、これに関連して、第6章では、DT実験で使用するトリチウム対策も含めた本体周辺機器の安全対策をまとめるとする。

第7章では冷却材や本体室空気の放射化、揮発性物質の放射化、放出トリチウムの環境影響など、通常の運転時における安全評価結果を述べる。

本装置のDT実験では年間100gのトリチウムを使用する。よって、トリチウム等の可動性放射性物質の拡散を防止する観点から、多重格納系の考え方を取り入れた。第8章では三次格納系となる実験棟本体・組立室建家、トリチウム取扱設備室建家内において、万一、大量のトリチウムが放出された場合を想定した緊急時トリチウム除去設備の安全評価結果について報告する。

最後の第9章では、JT-60SUの本体室内設置に当たって必要となる、現在のJT-60U装置の解体時の放射線安全評価とその対応について触れる。

以上、本報告書の概要について述べたが、本章の以下において、JT-60SU施設の概要も合わせて述べておくこととする。

1.2 JT-60SU施設の概要

定常炉心試験装置 (JT-60SU) の主要設備は基本的にJT-60用サイトエリアに設置する。（図1.1.1）定常炉心試験装置本体はJT-60実験棟本体室に設置する。ポロイダル磁場及びトロイダル磁場コイル用電源はJT-60整流器棟、JT-60トランスヤード及びJT-60加熱電源、同トランスヤードの一部に設置する予定である。He冷凍機設備はJT-60実験棟地下に設置する。加熱設備として、負イオン中性粒子ビーム入射（NBFI）用電源はJT-60実験棟本体室及び負イオンNBFI電源エリアに、また、高周波（RF）用電源はJT-60実験棟及び、JT-60加熱電源棟の一部に新設する。1次冷却系及び2次冷却系は各々、JT-60実験棟地下及びJT-60の1次冷却棟の一部、また、JT-60の2次冷却棟の一部に設置する予定である。前述の負イオンNBFI電源棟と共に新設するものとしては、JT-60装置の展示を含めた再利用品収納建家、及び、現地で製作されるポロイダル磁場コイル現地工場（大きくて道路輸送が困難であるため）等がある。

定常炉心試験装置本体は、トロイダル磁場コイル、ポロイダル磁場コイル、真空容器、断熱

真空容器（クライオスタッフ）、ダイバータ等から構成される。（図3.1.1参照）本体は放射線遮蔽と超伝導コイルへの入熱の低減のため直径約22m、高さ約17.5m、厚さ約50cmの断熱真空容器（クライオスタッフ）内に設置する。この断熱真空容器は、生体遮蔽の機能を持ち、本体内への立ち入りを容易にするとともに、実験棟天井からの中性子漏洩を防ぐ役割を持つ。

超伝導導体で構成されるトロイダル磁場コイルは、プラズマ中心で5～6T程度の磁場を発生する。トロイダル磁場コイルの数は、リップル損失を低く抑えるために18個で設計を進めている。また、輸送条件や、接線NBI入射を容易にするために1個当たりの重量は120t程度に軽量化した。同じく超伝導導体で構成されるポロイダル磁場コイルは、4組の中心ソレノイドコイルと6組の外部磁場コイルから成る。外部磁場コイルは寸法が大きく輸送が困難となるため、那珂研内で巻き線作業を行う現地巻きコイルとする。現地巻きコイルは、組み立て室の搬入口（一部改造する）から組み立て室に持ち込み、クレーンにて本体室に設置する。

真空容器は2層構造とし、その材料としてはタンクステンシールドされたSS316、あるいは、DD中性子による放射化が少ないTi合金の採用を予定している。最初はDD実験を行うが、その後オプションであるDT実験を行う場合には真空容器内内側に追加遮蔽体を設置する。この場合、断熱真空容器、上部ポロイダル磁場コイルと真空容器遮蔽プラグを取り除けば実験棟クレーンを用いて追加遮蔽体を容器内に設置可能な構造としている。中性子のストリーミングを防ぐために、ポート数は極力減らした設計とした。粒子排気を効率よく行うため真空容器下部に設置されたダイバータ部にも、低放射化材料の採用を予定している。

1.3 周辺施設

定常炉心試験装置の加熱・電流駆動装置は既存の加熱装置を有効利用する。これにより、高いプラズマ圧力、高い自発電流割合を実現し、原型炉における定常炉心プラズマの成立性を確認する。特に、750keV負イオンNBIと一部正イオンNBI入射装置は、長パルス化を図って引き続き使用する。高周波加熱装置としては、高効率予備電離のための電子サイクロトロン加熱装置が必要となる。また、実験開始当初のパルス幅の短い放電に関しては、真空容器の放射化レベルは低いので、真空容器内の保守作業は可能であるが、DT実験の可能性を考慮し、遠隔操作機器の開発を進める必要がある。

電源設備に関しては、長パルス運転に対応するために新設電源を準備し、既存の短時間定格電源、電動発電機と組み合わせて使用する。また、受電、操配、冷却水設備等は既存のJT-60用設備を活用する。

1.4 建家の概要

定常炉心試験装置は、JT-60既存建家の改造等で現状の施設を有効利用することを原則とし、装置本体はJT-60実験棟に設置する。しかしながら、その関連建家として、JT-60再利用品収納建家（仮称）、ポロイダル磁場コイル現地工場、加熱設備増設建家（負イオンNBI電源）の3つの建家の新設が必要となる。ポロイダル磁場コイル現地工場は、仮設とし、コイル製作後は更地に戻す。

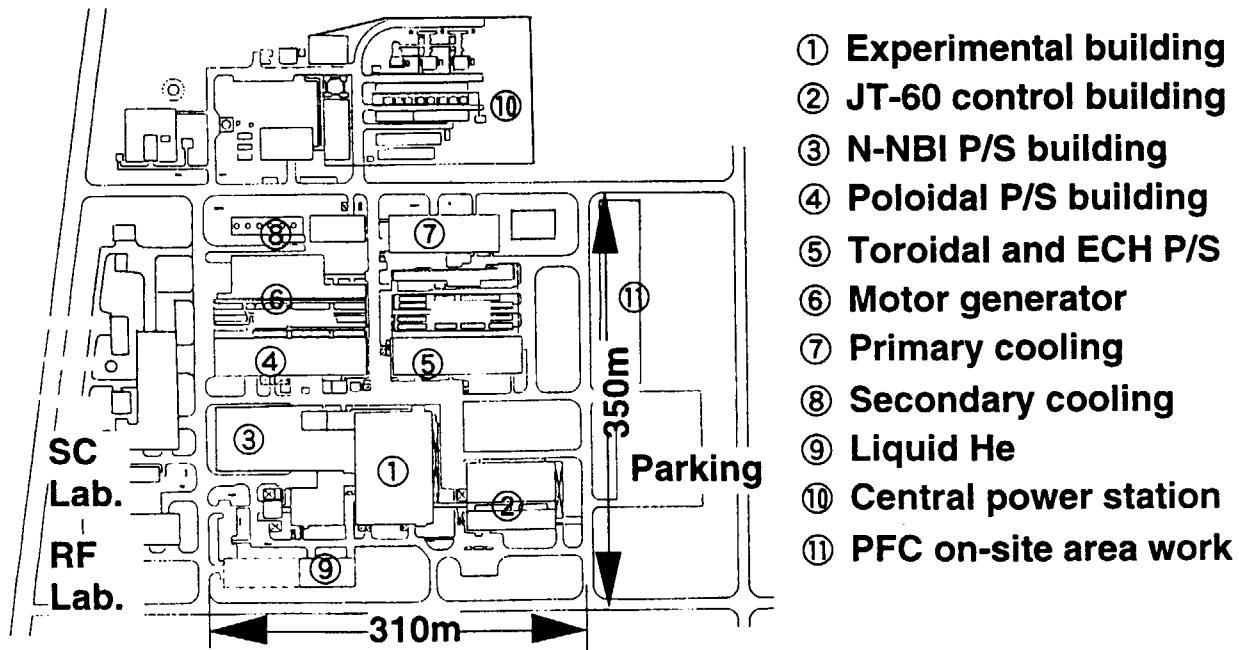


図1.1.1 定常炉心試験装置配置計画図

2. 安全確保の基本的考え方

原子力施設における公衆被ばく防護の考え方は、従来原子炉の安全工学の進展によって体系化され、放射線障害防止法〔2-1〕に盛り込まれている防護の考え方比べて進んでいる。大量のトリチウム実験施設である日本原子力研究所のトリチウムプロセス研究棟では、大量トリチウムの取扱いに関して放射線障害防止法の補足的な形でまとめられた専門家による検討結果（トリチウム大量取扱施設安全審査専門家検討会報告書〔2-2〕）を遵守している等の例がある。本章ではこれらの例を参考としながら、定常炉心試験装置がもつ固有の安全性・特性を考慮しつつ、本装置の安全設計を進める上での被ばく防護等の考え方を提案する。

2.1 安全確保の原則

放射線使用（放射線物質使用）施設である定常炉心試験装置における安全確保の原則とその方法については、以下の3項目が重要である。

- ① **ALARAの原則**：従事者および公衆に対する放射線被ばくを法令で定められた限度以内に抑制する。また、合理的に達成可能な限り放射線被ばくを低くすること（ALARAの原則）を守る。
- ② **深層防護の原則**：通常運転時における安全の確保に加えて、通常状態からの逸脱となる異常に対しては深層防護（Defense in Depth）の考え方を尊重し、異常の発生の抑制、異常の拡大の抑制、さらに異常の発生に伴う放射性物質の放出の抑制という防護の多層化を行う。
- ③ **パブリックアクセプタンス**：従事者及び一般公衆が被るリスクは公衆が受容し得る範囲内に抑えるとともに、改善のための不断の努力によってリスクの軽減に努める。また、安全対策や運転状況に関する情報公開を積極的に行い公衆の安全性に対する理解の促進に努める。

2.1.1 ALARAの原則

定常炉心試験装置の被ばく防護においては、ICRP（国際放射線防護委員会）の勧告〔2-3〕に従って、ALARA「As Low As Reasonably Achievable」の原則に基づく被ばくの低減を図る必要がある。このために、定常炉心試験装置においては最悪の場合においても公衆被ばく線量が5mSv以下となるように設備内の放射性物質の量を抑える必要がある。

一方、装置寿命中の発生頻度が1回を下回るような低頻度の異常に対しては、設計上適切な安全機能を設け異常発生時の公衆被ばく線量を1mSv以下に抑えることが妥当であろう〔2-4〕。

また、装置寿命中に1回程度以上発生する可能性がある異常で、機器の单一の故障または誤動作が原因となる運転時の異常に対しては、公衆の被ばく線量を以下の年間の被ばく線量の目標値が守れるような低い値に抑える。通常運転における年間の公衆被ばく線量の目標値は軽水炉の線量目標値と同じ程度以下が妥当と考える。さらに、作業従事者の被ばく線量についても法定の実効線量限度である50mSv/年〔2-4〕を上回らないことはもちろん、合理的に達成可能な範囲で低く抑える必要がある。

2.1.2 深層防護

深層防護（Defense in Depth）という言葉は、防備が最前線から後方まで及んでいることを意味している。この言葉は1970年代から原子力安全の分野で使われるようになった。分かりやすくいうと、できるだけ異常の原因をさかのぼって対策を講じようということである。

原子炉において採用されている深層防護の原則は「異常の発生の防止」、「異常の拡大の防止」、「放射性物質の放散の抑制」の3項目であるが、基本的に核融合装置においてもすでに一部採用されている考え方であり有用な概念と考えられる。

この深層防護を実現するために、以下の3つの対策を講じる。

- ① 設計、製作中の品質管理、正しい運転によって異常の発生を防止する。
具体的には、設計・製作・運転に対する基準（安全基準）を設ける。
- ② 異常の発生を早期に発見し速やかに対策を講じて異常の波及拡大を防ぐ。

具体的には、異常の検出系とその対策としての停止・保護設備（安全保護機能）を整備する。

③異常の発生に伴う放射性物質の放散を抑制する。

具体的には、多重隔壁格納とトリチウム除去設備（放射性物質の閉じ込め機能）を設置する。

① 異常の発生の防止に関する安全基準

異常の発生の防止のために設定する設計・製作・運転上の安全基準は、以下の事項等に配慮して定める。

- [1] 自然現象に対する配慮：洪水、台風、積雪、凍結等の自然災害によって施設の安全性が損なわれない設計とする。地震に対しては適切と考えられる設計用地震力に十分に耐えられる設計とする。
- [2] 外部人為事故に対する配慮：航空機飛来等の外部人為事故に対し適切と考えられる対策を行う。
- [3] 内部飛来物に対する配慮：高圧機器・高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等による飛来物の発生が起りにくく、安全機能を損なわないような配慮を行う。
- [4] 火災・爆発に対する配慮：火災・爆発の発生を未然に防止するために、装置および設備の材質については不燃・難燃材料を用いることを原則とし、使用不可避な可燃性物質の取り扱いについては適切と考えられる防火、防爆の措置を講じる。
- [5] 誤操作に対する配慮：運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計とする。運転操作の自動化による運転員操作の削減やJT-60で開発した①運転モード移行前検査、②運転モード逸脱検査、③放電条件に関する合理性検査、等を考慮する。
- [6] 停電に対する配慮：停電によって装置の異常が発生しないような配慮を行う。このため、無停電電源、非常用電源を設置する。外部電源系の機能喪失に対して設備は安全側となる機構をもつことが望ましい。また、機能確保に電源を必要とする機器においては、外部電源と無停電電源のいずれからも電力の供給が受けられるように配慮する。また、外部電源系は、JT-60と同様に2回線以上の送電線により電力系統に接続する。
- [7] 共有に対する配慮：安全対策上重要と考えられる設備等が複数の設備間で共用される場合、その安全機能が著しく低下しないように配慮する。
- [8] 適用法規、指針：当施設に対して適用される法規、指針との整合性をとる。具体的には、消防法及び那珂町火災予防条例、電気事業法、労働安全衛生法（ボイラ及び圧力容器安全規則、クレーン等安全規則、電離放射線障害防止規則）、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（障防法）、高圧ガス保安法、電波法、建築基準法、トリチウム大量取扱施設安全審査専門家検討会報告書（トリチウム大量取扱指針）、茨城県公害防止条例、電気設備技術基準等。

② 異常の波及拡大の抑制のための安全保護機能

異常の波及拡大の抑制のために設置する安全機能においては、以下の事項に配慮する。

- [1] プラント監視に関する事項：異常状態を早期に発見するために、プラントデータの収集、加工・処理、記録、検査、表示を自動的に行う運転制御計算機システムを設ける。これにより迅速な異常の同定（いつ、どこで、何が、どうなったか）を可能とする。
- [2] 保護動作に関する事項：トカマク装置及び周辺設備において、公衆の安全に影響し得る異常や、トカマク装置もしくは周辺設備に損傷が生じ得る異常が発生した場合、直ちに異常の拡大・波及を防ぐための保護動作（放電停止、電源停止、クエンチ保護、バルブ閉鎖等）を行う保護インターロック（I/L）システムを備える。また、保護動作に当っては公衆の安全を優先する。
- [3] 通・放電の停止に関する事項：通・放電中に保護動作が必要な異常が発生した場合、その緊急度に応じ通・放電の停止に対する複数の保護レベルを設定・運用する。
- [4] 保護動作の多重化：安全上特に重要な設備の保護動作に関しては、独立な多重保護系（ハードウェアードI/Lと制御I/L等）を設けることが望ましい。
- [5] 保護協調：設備単体の保護は設備内でI/Lを設置し、設備間で保護協調が必要な場合には設

備間 I / L を設ける。

- [6] トリチウムの計測： 1次、2次格納系からのトリチウムの透過・漏洩を検出し、汚染の拡大・被ばくを最小限におさえるためにトリチウム計測システムを設ける。
- [7] トリチウム汚染拡大に対する配慮： トリチウム汚染の拡大を防止するために、①格納系の給排気系は系統別に整理し汚染拡大を防止する。また、給排気ダクトには、緊急遮断弁を設けることが望ましい。②排水管には水封部を設け汚染拡大を防止する。等の処置を施す。

③ 放射性物質の放散の抑制のための多重隔壁格納と放射性物質除去設備

放射性物質の放散の抑制のために設置する多重隔壁格納と放射性物質除去設備においては、以下の事項に配慮する。

- [1] 多重隔壁格納の採用： トリチウム等の可動性放射性物質を大量に使用する場合には、作業環境及び周辺環境の汚染防止のために、多重隔壁格納の考え方を採用する。
- [2] 放射性物質除去設備の設置： 多重格納系のそれぞれに対して排気設備を設けるとともに、適切な性能をもった放射性物質除去設備を設ける。また、排水設備、固体廃棄物処理設備を設ける。
- [3] 一次格納隔壁の機能： 燃料系 - 真空容器等真空境界内設備 - 排ガス処理系等の隔壁から構成され、放射性物質に対する最初の隔壁である。通常運転時、異常時において隔壁に加わる荷重（圧力、温度、電磁力、設計地震力等）に対して所定の漏洩率を超えないように配慮する。定期点検時等において、一次格納系内に作業員の立ち入りが可能な程度に十分除染された場合には、適切な負圧管理の下に隔壁の部分開放と一次系内（特に真空容器内）への作業員の立ち入りを許容する。
- [4] 一次格納系の漏洩・透過防止： 一次格納隔壁からのトリチウム等の漏洩・透過防止に配慮する。具体的には、漏洩量を抑えるために原則として溶接構造を用いる。弁、高温部、回転部には適切な対策を行う。真空ポンプにはオイルフリーのものを用いる。構造材には可能な限り水素吸蔵・透過性の少ない金属材料を用いる。
- [5] 一次格納隔壁の貫通処理： 一次格納隔壁を貫通する配管、配線、計測部のように隔壁機能の保持に懸念が有る場合には、隔離弁の設置や貫通処理部の多重化によって隔壁機能の確保に配慮する。真空保持に影響がある部分については、差動排気が可能な構造とする。
- [6] 一次格納系用トリチウム除去設備： 一次格納系の排気系統には、トリチウム除去設備を設ける。正圧、高温等によるトリチウム透過に十分配慮する。定期点検時等に一次格納系内（真空容器内等）に作業員が立ち入る場合には、一次格納系内は作業員の立ち入りが可能なレベルまで除染することとし、作業員の立ち入り時には排気系により負圧管理し、排気ガスはトリチウム除去設備により除染する。
- [7] 二次格納隔壁の機能： 一次格納系を囲む形で設置され、三次格納系内に立ち入る作業員の被ばくに対する多重隔壁の役割を果たすものであり、グローブボックス、フード、クライオスタット等がその機能を果たす。二次格納系が通常時に真空状態でないものは、防爆の観点から窒素やアルゴン等の不活性ガスで充填することが望ましい。定期点検時等に一次／二次格納系内に作業員が立ち入る場合には、十分な除染後に部分的開放が有り得る。
- [8] 二次格納系用トリチウム除去設備： 二次格納系内の雰囲気ガスに漏洩・透過してきたトリチウムの除去設備であり触媒酸化・水分吸着法が有力な方式である。定期点検時に一次／二次格納系内に作業員が立ち入る場合には、二次格納系内は乾燥空気で換気する。
- [9] 三次格納隔壁の機能： 二次格納系を収容する隔壁として公衆被ばくを防止する最終的な隔壁として三次格納隔壁を設置する。具体的には作業室の壁、建家壁がその機能を果たす。扉、窓、各種配管の貫通部の気密性に留意する。三次系は周囲の部屋より負圧に保持することが望ましい。
- [10] 三次格納系の換気： 三次格納系は異常時に最終的な隔壁として機能する。従って、換気用排気ダクトには三次格納系に排気ガス処理を目的としたトリチウム除去設備を設けることが望ましい。
- [11] 回収・保管及び貯蔵に対する配慮： トリチウムの回収・保管および貯蔵を行う場合にはその

使用状況（化学形態、量、温度、圧力等）に応じて効率的でかつ安全な方法を用いる。

[12] 廃棄物処理に対する配慮：環境に放出する放射性物質（気体、液体）はできるだけ少なくするように努める。また、固体廃棄物の発生量はできるだけ少なくするように努め、区分・密封・保管する。

2.2 本施設における安全上の課題

本施設における環境安全と従事者安全に関わる主要な因子としては、以下の事項が考えられる。

- ① 少量のトリチウムの使用
- ② 高エネルギー中性子の発生
- ③ 放射化物の生成
- ④ 熱エネルギーの発生
- ⑤ 高電圧、高磁場、電磁波等の発生
- ⑥ 高圧ガスの使用

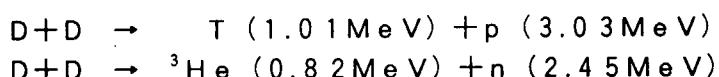
① トリチウムの使用

本装置の基本運転モードである重水素実験においては、DD反応に伴なってトリチウムが生成される。この生成トリチウムは年間 2000 Ci (7.4×10^{13} Bq) と予想され、5 年間で 1g (この量はトリチウム大量取扱い指針が対象とする量に相当する) に達する。また、オプションとして検討している小規模のDT実験においては、最悪の場合においても公衆被ばくを 5 mSv 以下 (2.1.1節) となるようトリチウム使用量を定める。その値は、条件にもよるが 100 g 程度以下と推定される。

② 高エネルギー中性子の発生

本装置においては、DD反応による 2.45 MeV 中性子と DT反応による 14.06 MeV 中性子が発生する。重水素実験においては主に DD反応による 2.45 MeV 中性子が発生し、DT反応による 14.06 MeV 中性子は DD反応によって生成されたトリチウムの燃焼が原因であり、全中性子発生量の約 3 % 程度にとどまると推定される。一方、小規模ではあるが、オプションとしてトリチウムを燃料に用いる場合には、主に 14.06 MeV 中性子が発生することになる。

DD反応：



DT反応：



②.1 重水素プラズマから発生する中性子

1) 計算式

プラズマ中のDD反応による中性子発生率は、熱化したプラズマ成分によるもの（熱核融合）と、NB1 加熱装置から入射される高速重水素ビームによるもの（ビーム核融合）の2種類から成る。本装置のパラメータ領域においては、極低密度を除いて主に熱核融合反応が起こる。この中性子発生率は、プラズマ断面内のプラズマ温度及びプラズマ密度の分布に依存し、以下のように評価できる。

$$F_{DD} = \int 0.5 n_d^2 (r) \langle \sigma_d V \rangle_{th} dV + \int n_b (r) n_d (r) \langle \sigma_d V \rangle_b dV$$

ここで、

F_{DD} : 中性子発生率 $\quad , \quad dV$: プラズマ体積要素

$n_d(r)$: 重水素イオンの密度分布、 $n_b(r)$: 重水素ビームイオンの密度分布
 $\langle \sigma_d V \rangle_{th}$: D (d, n) ^3He 热核反応率、 $\langle \sigma_d V \rangle_b$: D (d, n) ^3He ビーム核反応率

2) 計算条件

トロイダル磁場: 6 T 、 プラズマ電流: 10 MA 、 プラズマ主半径: 5 m
 プラズマ小半径: 1.5 m 、 楕円度: 1.8 、 三角度: 0.4
 プラズマ密度: $1.2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 、 実効電荷: 1.6 、 加熱パワー: 60 MW
 閉じ込め改善度: 3.25 、 密度ピーキング係数: 1.5

3) 中性子発生率

- 上記計算条件でのDD反応生成中性子発生率は、 1×10^{18} 個／秒である。
- DD反応によって生じるトリチウムはプラズマ内でDT反応を起し、14 MeV中性子を発生する。その場合のトリチウム濃度は、重水素密度の3/10000以下と見積もられた。従つて、DT反応率を考えると14 MeV中性子の発生率は、2.5 MeV中性子の約3%である。

②.2 重水素、三重水素プラズマから発生する中性子

1) 計算式

プラズマ中のDT反応による中性子発生率は、熱化したプラズマ成分によるもの（熱核融合）が主要な過程である。この中性子発生率は、プラズマ断面内のプラズマ温度及びプラズマ密度の分布に依存し、以下のように評価できる。

$$F_{DT} = \int n_d n_t(r) \langle \sigma_{dt} V \rangle_{th} dV$$

ここで、

F_{DT} : 中性子発生率 、 dV : プラズマ体積要素
 $n_d(r)$: 重水素イオンの密度分布 、 $n_t(r)$: 三重水素イオンの密度分布
 $\langle \sigma_{dt} V \rangle_{th}$: D (t, n) ^4He 热核反応率

2) 計算条件

トロイダル磁場: 5.77 T 、 プラズマ電流: 10 MA 、 プラズマ主半径: 5.2 m
 プラズマ小半径: 1.4 m 、 楕円度: 1.8 、 三角度: 0.4
 プラズマ密度: $1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 、 実効電荷: 2 、 加熱パワー: 60 MW
 閉じ込め改善度: 2.4 、 密度ピーキング係数: 1.5

3) 中性子発生率

- 上記計算条件でのDT反応生成中性子発生率は、 1.0×10^{20} 個／秒である。
- 同時に発生するDD反応生成中性子発生率は、 1.0×10^{18} 個／秒とした。

4) 中性子フルーエンス

- 年間の中性子発生量を 4×10^{23} とすると、2年間運転したとして第一壁の平均中性子フルーエンスは約 $1.1 \times 10^{-4} \text{ MWa/m}^2$ となる。

②.3 中性子発生計画

以上の評価と年間の運転計画から、放射化等の評価に必要となる年間、3ヶ月、瞬時等の期間別中性子発生計画を表2.2.1のように定めた。

表 2.2.1 期間別中性子発生計画

期間	DD 運転		DT 運転	
	DD 中性子	DT 中性子	DD 中性子	DT 中性子
瞬時(秒)	1×10^{18}	3×10^{16}	1×10^{18}	1×10^{20}
週間	2×10^{21}	6×10^{19}	3×10^{21}	3×10^{23}
三か月間	3×10^{22}	9×10^{20}	4×10^{21}	4×10^{23}
年間	4×10^{22}	1.2×10^{21}	4×10^{21}	4×10^{23}

③ 放射化物の生成

本装置の運転に伴い、第一壁、真空容器、トロイダル磁場コイル等の固体放射化物が発生する。また、一次冷却水等の液体放射化物やAr、N等の気体状放射化物も発生する。設計に当っては、可能な限り、熱中性子、高速中性子による放射化が少ない材料を選択することが望ましい。

③.1 固体放射化物

本装置において発生する固体放射化物には、高エネルギー中性子や誘導ガンマ線に晒されるトカマク本体とその周辺機器が最終的な放射化物として残り真空容器、超伝導コイル、クライオスタッフ、加熱装置ビームライン、計測器、遠隔保守機器等があげられる。また、運転期間中に発生する固体放射性廃棄物としては、第一壁やダイバータ等が上げられ、取り扱い量を特定する必要がある。

これら、固体放射化物を発生する機器の設計に当っては、長寿命核種が少ないように材料組成に留意する必要がある。

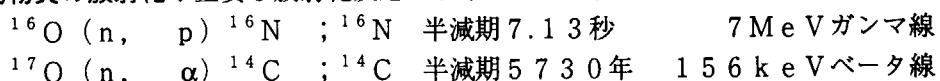
③.2 液体放射化物

本装置から発生する液体放射化物には、廃ガス処理システムから発生するトリチウム水や一次冷却水、遮蔽水等がある。一次冷却水や遮蔽水中の放射化物としては ^{13}N 、 ^{16}N 、 ^{14}C 等が上げられるが、一次冷却水中の腐食生成物についてはフィルター等において回収固定する必要がある。

一次冷却水：本装置の冷却には軽水が用いられる。この冷却水中に含まれる放射性物質としては、以下のものが考えられる。

- 1) 配管を透過したトリチウム
- 2) 水の構成物質の放射化
- 3) 放射化した配管構造物の腐食生成物

○水の構成物質の放射化：主要な放射化反応は以下のとおり。



${}^{16}\text{N}$ は半減期が短いことから、運転中の最大濃度とその安全評価が課題となる。 ${}^{14}\text{C}$ は半減期が極めて長いことから、炉寿命中の蓄積量の評価と安全評価が課題である。

○腐食生成物：第一壁、ダイバータ等の冷却配管と一次冷却水との相互作用により腐食が発生する。冷却配管としては、第一壁はSUS316、ダイバータはCuやAl合金が考えられる。SUSの場合304のデータを参考とすると、 ${}^{54}\text{Mn}$ 、 ${}^{58}\text{Co}$ 、 ${}^{60}\text{Co}$ 等の評価が必要である。Cuを高流速の冷却水条件で用いる場合には腐食速度が大きくなることが考えられ、 ${}^{64}\text{Cu}$ （半減期：12.7時間）等の放射化、腐食、再付着の評価に基づいて公衆に対する影響の有無、作業員の安全確保について検討する必要がある。

③.3 気体及びダスト放射化物

空気の放射化：本装置の重水素及び重水素・三重水素実験に伴って発生する中性子（熱中性子、高速中性子（2.5 MeVと14 MeV）と空気との核反応によって空気中のArとNが放射化される。放射性同位元素には、以下のものがある。

線質	核反応	放射化断面積	しきいエネルギー	半減期
高速中性子	^{12}C (n, 2n) ^{11}C	7 mbarn	2.03 MeV	2.04分
	^{14}N (n, 2n) ^{13}N	7.2 mbarn	11.4 MeV	9.96分
	^{16}O (n, 2n) ^{15}O	8 mbarn	16.7 MeV	2.03分
	^{16}O (n, p) ^{16}N	1.6 mbarn	10.2 MeV	7.3秒
熱中性子	^{15}N (n, γ) ^{16}N	0.024 mbarn	—	7.3秒
	^{18}O (n, γ) ^{19}O	0.21 mbarn	—	2.9秒
	^{36}Ar (n, γ) ^{37}Ar	6000 mbarn	—	35日
	^{40}Ar (n, γ) ^{41}Ar	610 mbarn	—	1.83時

放射性同位元素として評価する核種は、しきいエネルギーが14 MeV以下で半減期が比較的長い ^{41}Ar 、 ^{13}N が重要である（ ^{37}Ar はガンマ線の放出がない）。 ^{14}N から生成する ^{14}C やT等についても評価が必要である。

揮発性物質の放射化：真空容器内のガンマ遮蔽として検討しているW（タンゲステン）は酸化揮発性がある。Wの揮発はディスラプションによる熱負荷が最大要因であり、揮発量と安全評価が必要である。

その他の気体放射化物：NBIの高電圧絶縁ガス（SF₆もしくはCO₂）等が考えられるが、今後の設計の進展に応じて評価を行う必要がある。

放射化ダスト：真空容器第一壁にWやCを用いる場合には放射化ダストやトリチウム吸収ダストの発生量とその安全評価が必要となる。

④ 热エネルギーの発生

本装置における諸機器においては、プラズマディスラプションやダイバータプラズマの放射冷却率の低下等による高い熱流束の発生、または冷却材喪失による高温化によって放射性物質の隔壁が損傷する可能性がある。これらの異常な状態に対しては、異常時の安全解析を実施し必要な安全処置を講じる必要がある。

対象とする異常は以下の事項がある。

- 1) 真空容器冷却材喪失
- 2) ダイバータ冷却材喪失
- 3) プラズマ制御異常（ディスラプション、逃走電子、放射冷却率低下、位置制御異常）
- 4) 加熱ビーム熱負荷異常（対向面、電極、ビームダンプ、ミラー等）

⑤ 高電圧、高磁場、電磁波等の発生

本装置は、超電導コイルによる磁場発生、高周波加熱装置による電磁波発生、及び、高電圧機器による高電圧発生など、重電機器としてJT-60と同様の安全対策が必要となる。但し、放射線取り扱い安全に影響が有り得る場合には、従来以上の安全対策が必要と想定される。

⑥ 高圧ガスの使用

本装置においては、He液化冷凍設備、燃料供給設備、ペレット入射設備等において高圧ガスを使用する。このため、機器の設計にあたっては高圧ガス保安法（一般高圧ガス保安規則）に従うと

ともに、放射線取り扱い安全に影響が有り得る場合には、従来以上の安全対策が必要と想定される。

2.3 環境影響評価法

本設備に関する環境影響評価法として、以下の事項を記述する。

- ① 設計用地震力
- ② 気体放射性物質の拡散に対する気象影響
- ③ 直接放射線評価法
- ④ 環境モニタリング

① 設計用地震力

2.1.2節① [1] に述べたように、本設備は適切と考えられる設計用地震力に十分に耐えられる設計とする。設計用地震力としては、付録1に示すように発電用原子炉の耐震設計指針 [2-5] におけるBクラスを採用する。地震時の環境影響評価としては、Bクラス以上の地震が発生し建家等の格納機能、放射性物質除去設備が機能しなくなった場合を想定して評価を行う。この場合においても2.1.1に示す線量率以内に収まるように系内の放射性物質量を制限するとともに、必要な場合には、対象機器に免震装置と隔離弁を設ける。

② 気体放射性物質の拡散に対する気象影響

トリチウム、気体状放射化物の放出に伴う環境影響評価は付録2に示す拡散に対する気象影響の評価法 [2-6] を用いる。

③ 直接放射線評価法

核融合反応により発生する中性子線、 γ 線による施設周辺への直接放射線の評価においてはスカイシャインに配慮する必要がある。用いる核データは最新のFusion40を用いる。

④ 環境モニタリング

本施設の環境モニタリングは、中性子線、ガンマ線のモニタリングに加えてトリチウムに関するモニタリングを行う必要がある。

3. 放射線遮蔽設計

定常炉心試験装置の運転で発生する高エネルギー中性子に対する放射線遮蔽を検討するに当たり、本章では先ず、遮蔽評価の対象となる機器構成の概要について述べ、次に中性子発生量と遮蔽設計の目標値等、放射線遮蔽の安全設計条件を示す。また、遮蔽計算の解析手法を説明する。

3. 1 遮蔽評価対象機器の構成

定常炉心試験装置の遮蔽性能を決定する主要な構成機器を図3.1.1に示す。ここで図3.1.1の右側が重水素運転時、左側がDTオプション時の断面を示す。遮蔽計算の対象となる主要な構造物は、真空容器、トロイダル磁場コイル、高速位置制御コイル、エラー磁場補正コイル、クライオスタット及びこれに本装置全体を格納する実験棟建家（図3.1.2）となる。本節ではこうした遮蔽構造物の構成の概要について述べる。

ポロイダル磁場コイルはトロイダル磁場コイルに比べて装置を取り囲む空間占有率が低いこともあり、1次元、2次元計算での遮蔽効果は少ないと判断される。したがって3次元を除く遮蔽計算においては省略した。また、同様の理由から、高速位置制御コイル、エラー磁場補正コイルにおいては全ての遮蔽計算において省略した。

遮蔽計算の対象とした機器の構成、遮蔽評価を進める上での留意点は以下の通りとなる。

1) 真空容器

真空容器の基本概念は、遮蔽性能の向上と強度の確保を合せ持つ均一抵抗薄型二重壁水タンク型構造である。直接プラズマからの中性子を受ける部分であり、できるだけ高い遮蔽性能が要求される。本装置の真空容器の板厚は、内壁10mm、外壁30mm、リブ30mmである。プラズマより発生する中性子及びガンマ線を遮蔽するために、真空容器のインボード側30cm、アウトボード側80cmの厚さを持つ。DT実験オプション時には、真空容器上方に設けられた遮蔽プラグより厚さ40cmの追加遮蔽体を設置する。容器二重壁の間には、遮蔽用の水が充填される他、DTオプションへの対応を想定した遮蔽板を設置して、所要の遮蔽性能が確保できるような構造となっている。真空容器の構造材料として、Ti合金を用いた方式と、真空容器に低コバルトステンレス鋼を用い、真空容器内壁表面にタンゲステンの遮蔽板を設置する方式を検討しているが、現段階では、第4章で述べるように後者の方針を主案としている。

2) トロイダル磁場コイル

トロイダル磁場コイル導体は、SS製コイルキャン冷却部と超伝導材を含む超導体部から構成され、大きな遮蔽効果を持つ。トロイダル方向に18個のトロイダル磁場コイルが真空容器を取り囲む。しかしながら、その形状からアウトボード側と天井部において隙間が生ずるので、この部分からの漏洩が問題となる。この隙間部分には、トロイダル磁場コイルの支持固定を目的としたシアパネルがはめ込まれる。シアパネル全体はSS製の箱型パネル構造をしており、この中の空間に遮蔽の補強用としてポリエチレンが充填される。3次元計算の場合はそのままモデル化が可能であるが、1及び2次元計算ではこの部分の扱いによって遮蔽性能評価が変わってくるため、できるだけ安全側の結果が得られるようにモデル化した上で評価した。

3) クライオスタット

クライオスタットは、超伝導コイル系を断熱し、また生体遮蔽の機能をも兼ねた真空容器である。クライオスタットの遮蔽性能は本体室内設置機器の放射化レベル、本体室内空気の放射化、本体室周辺の線量当量やスカイシャインなどへの影響を及ぼす。こうした性能はコンクリート製クライオスタットの遮蔽厚さで決定される。外部への影響の内、最も厳しい条件は実験棟天井部を突き抜ける中性子のスカイシャインへの影響である。クライオスタットの厚みは、生体遮蔽の観点からは余裕がある限り厚くしておくべきであるが、逆に厚みの増加は本体室の荷重限界を越える。クライオスタットの荷重目標としては2000t程度を想定しているが、内側に張るSS製のライナーの重量も考慮するとおよそ40-50cm程度が限

界と考えられる。また、逆に真空力及び各種ポート等を支持するための強度の確保、クライオスタッフの製作性等の観点からは、ある程度の厚みは確保しておく必要がある。従って、ここではクライオスタッフのコンクリート厚さを40cm、SSライナー5cmとして設定して評価した。クライオスタッフの遮蔽性能は装置及び建家の遮蔽性能など他の遮蔽機器と合わせた全体的な遮蔽計算の中で評価した。

4) 各種ポート

定常炉心試験装置の真空容器は各種ポートを有する。ポートは主に、真空排気ポート、NBIポート、ECHポート、遠隔保守ポート、ガス注入ポート、ペレット入射ポート、ダイバータ冷却ポート及び計測ポートに分類される。これらのポートは10本の水平ポート、9本のダイバータポート及び6本の垂直ポートによって構成する。P-15セクションを除くと、真空容器18セクターに1個おきに設置される。

上記ポートのうち、大口径ポートであり、あらかじめ充分な遮蔽対策を検討しておく必要性の高いNBIポート、ECHポート、計測ポート等の水平ポート及び真空排気ポートについて遮蔽評価の対象とした。ポートは真空容器と異なり、ダクトストリーミング評価が中心となることから、計算は2次元モデルを用い、プラズマで発生したD-T中性子がストリーミングの過程で、近接するトロイダル磁場コイルに与える核発熱、あるいは周辺環境へ及ぼす影響を評価した。

5) 建家

図3.1.2に示す実験棟建家の側壁は厚さ2mのコンクリート製である。また、屋根は平成3年7月からのJT-60U装置の重水素実験の開始に伴い、元々あったコンクリート製天井壁50cmの上に遮蔽用ポリエチレン15cmの板を敷き詰め、その上をシンダーコンクリート15cmで覆った構成となっている。

こうした建家の遮蔽性能は、実験棟側壁を透過して到達する直達線線量率、ならびに実験棟天井部を透過した放射線が大気中で散乱後に到達するスカイシャイン線量率の計算を通して那珂研究所の敷地境界へ及ぼす影響を評価する。

6) その他

核融合反応によって発生する放射線により、装置周辺構造物は損傷を受ける。ストリーミングの結果、直接放射線の照射を受ける各種ポート内設置機器の照射損傷が問題となる。ポート内機器の影響評価としてNBIビームダンプ及びイオン源セラミックの照射損傷を評価する。

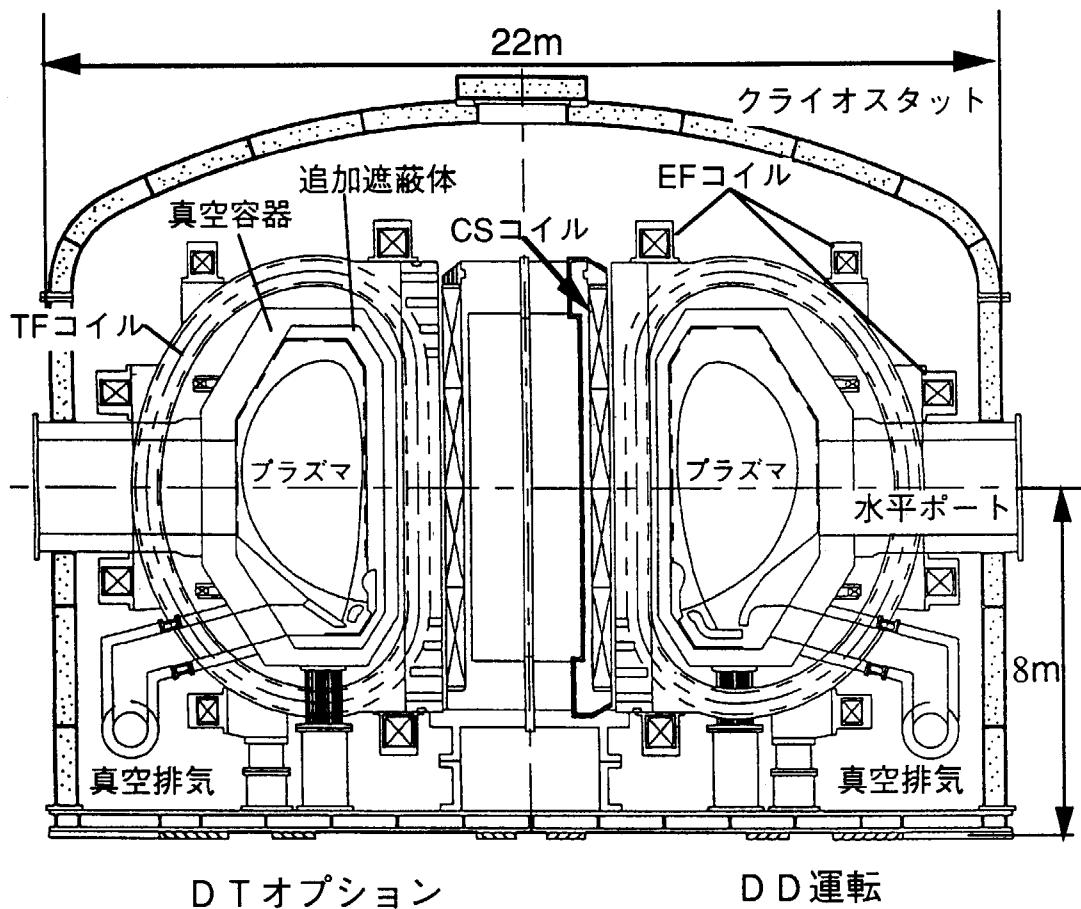


図3.1.1 定常炉心試験装置トカマク本体断面図（DD運転、DTオプション）

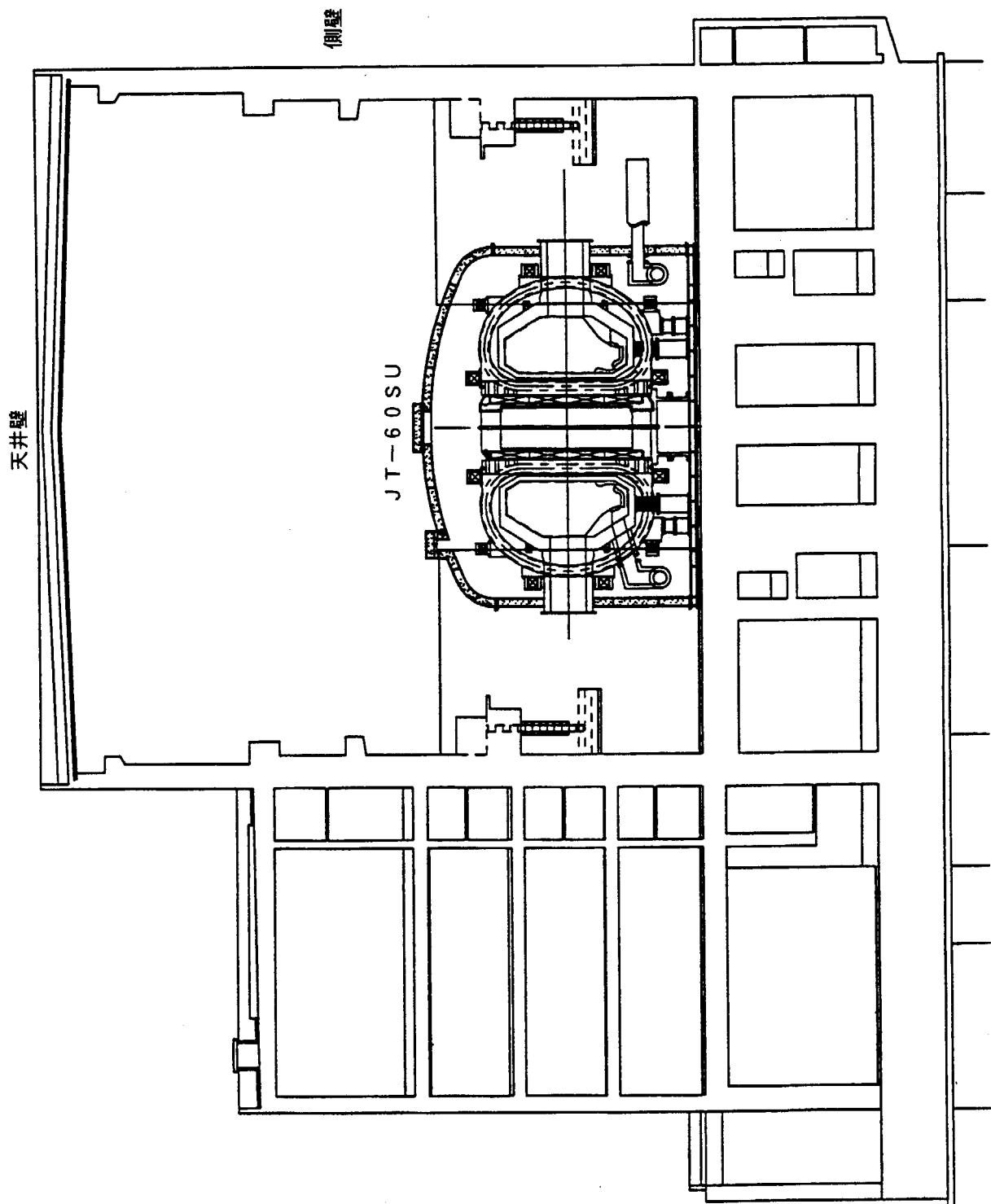


図3.1.2 JT-60実験棟断面図

3. 2 中性子発生量と遮蔽設計の目標値

3.2.1 中性子発生量

中性子の瞬時、週間、3カ月及び年間の中性子発生量は、表2.2.1に示す期間別中性子発生量に基づいて評価する。

① D-D中性子源

2.4 MeV	: $\sim 1 \times 10^{18}$ n/秒、 $\sim 5 \times 10^{20}$ n/日 $\sim 2 \times 10^{21}$ n/週、 $\sim 4 \times 10^{22}$ n/年
1.4 MeV	: 3×10^{16} n/秒 (2.4 MeVの3%に設定)

② D-T中性子源

1.4 MeV	: $\sim 1 \times 10^{20}$ n/秒、 $\sim 3 \times 10^{23}$ n/日 $\sim 3 \times 10^{23}$ n/週、 $\sim 4 \times 10^{23}$ n/年 (DTと同時に起こるDD反応については評価しない)
---------	---

3.2.2 遮蔽設計の目標値

(1) 運転中

- ① 超伝導材(SCM)表面核発熱率 : 0.2 mW/cc
- ② 建家周辺線量は以下に示す法的基準及び目標値を満たすものとする。

実験棟周辺管理区域内	: 1	mSv/週	未満
実験棟周辺管理区域境界	: 0.3	mSv/週	未満
敷地境界スカイシャイン+直達線許容値	: 5.3	$\mu\text{Sv}/\text{年}$	以下
敷地境界許容値	: 5.7	$\mu\text{Sv}/\text{年}$	以下

(2) 運転停止後

① 装置周辺線量

定常炉心試験装置周辺において、運転停止後下記に示す線量を満たすように設計する。

真空容器内 (D D放電)	: 運転停止 1 年後	1 0 0	$\mu\text{Sv}/\text{h}$	以下
クライオスタッフ内	: 運転停止 1 カ月後	2 0	$\mu\text{Sv}/\text{h}$	以下
本体室内	: 運転停止 1 日後	2 0	$\mu\text{Sv}/\text{h}$	以下

3.3 解析評価手法

3.3.1 使用計算コード

(1) 計算コード

- ・1次元輸送計算コード ANISN
- ・2次元輸送計算コード DOT3.5
- ・核融合炉核設計コードシステム THIDA-2 (THIDA-2の計算システムフローを図3.3.1に示す)
- ・核融合炉誘導放射能計算コード ACT-4
- ・中性子束、ガンマ線線束、スペクトル、反応率分布のプロッティングコード APPLE-3

(2) 群定数

- ・運転中の輸送計算用ライブラリー FUSION-40ライブラリー
- ・運転停止後の線輸送計算用ライブラリー FUS40G66ライブラリー
- ・核融合炉誘導放射能計算用ライブラリー(ACT-4)…1990年版ライブラリー
(放射化断面積、放射化連鎖断面積、ガンマ線放出データ)

(3) 収納核種

- ・FUSION-40ライブラリーに収納されている核種一覧を、表3.3.1に示す。
- ・FUS40G66ライブラリーに収納されている核種は、FUSION-40ライブラリーと同じ。
- ・1990年版放射化断面積ライブラリーに収納されている核種一覧を、表3.3.2に示す。

(4) エネルギー群構造

- ・FUSION-40ライブラリー（中性子42群、ガンマ線21群）のエネルギー群構造を、表3.3.3に示す。
- ・FUS40G66ライブラリー（ガンマ線66群）のエネルギー群構造を、表3.3.4に示す。

(5) 線量当量換算係数

- ・FUSION-40ライブラリーの線量当量換算係数を表3.3.5に示す。
- ・FUS40G66ライブラリーの線量当量換算係数を表3.3.6に示す。

(6) DOT3.5用ルジャンドル展開次数 P_3

(7) DOT3.5用角度分点数

- ・2次元 (R-Z) 体系の場合 ... S_{16} (160分点)
- ・2次元 (X-Y) 体系の場合 ... S_{100} 前方バイアス

3.3.2 線源の規格化条件

本検討で使用した1、2次元モデルと各モデルにおける線源となる規格化中性子フラックス f_N を以下にまとめた。DTオプション放電、DD放電における実際のプラズマ表面積はそれぞれ 386 m^2 、 418 cm^2 である。

(1) 1次元平板モデル

D-D及びD-T中性子源での輸送計算... $f_N = 1.0 \text{ n/sec}$

(2) 1次元球モデル

D-T中性子源での輸送計算のみ使用した。プラズマの半径は2次元 (R-Z) モデルのZ軸方向に合わせて300 cmとした。

- ・実際のプラズマ表面積: 418 m^2

・計算上のプラズマ表面積： $S = 4 \pi \times 300^2 = 1.1310 \times 10^6 \text{ cm}^2$

$$f_N = 1.0 \times 10^{20} \times (S / 418 \times 10^4) = 2.70575 \times 10^{19} \text{ n/sec}$$

(3) 1次元円環モデル

i) 輸送計算

①D-D中性子源

・実際のプラズマ表面積： 386 m^2

・計算上のプラズマ表面積： $S = 2 \pi (340 + 620) \text{ cm}^2$

$$f_N = 1.0 \times 10^{18} \times (S / 386 \times 10^4) \times 1.03 = 1.6095 \times 10^{15} \text{ n/sec}$$

②D-T中性子源

・実際のプラズマ表面積： 418 m^2

・計算上のプラズマ表面積： $S = 2 \pi (380 + 660) \text{ cm}^2$

$$f_N = 1.0 \times 10^{20} \times (S / 418 \times 10^4) = 1.5633 \times 10^{17} \text{ n/sec}$$

ii) 放射化計算

①DD中性子源

図3.3.2にD-D中性子源の運転スケジュールを示す。放射化計算の運転スケジュールは、2週間連続運転、3週間運転停止の組み合わせを年間10サイクル程度行い、10年後に運転を停止する運転パターンとする。1週間当たりのD-D放電は、50秒放電を2000ショットとし、発生するDD中性子量は 2.0×10^{21} 個を目安とするが、この最大発生量の下にパルス幅とショット数は適宜調整されるものとする。

したがって、 f_N は以下となる。

$$\begin{aligned} f_N &= 2.0 \times 10^{21} \times (S / 386 \times 10^4) \times (1 / 3600 \times 24 \times 7) \times 1.03 \\ &= 5.3225 \times 10^{12} \text{ n/sec} \end{aligned}$$

②D-T中性子源

図3.3.3にD-T中性子源の運転スケジュールを示す。運転スケジュールは、1週間連続運転、4週間運転停止の組み合わせを年間7サイクル程度行い、2年後に運転停止する運転パターンとする。1週間当たりのDTオプション放電で発生するDT中性子量は 1.0×10^{23} 個を目安とする。

したがって、 f_N は以下となる。

$$f_N = 5.0 \times 10^{22} \times (S / 418 \times 10^4) \times (1 / 3600 \times 24 \times 7) = 1.2924 \times 10^{14} \text{ n/sec}$$

(4) 2次元(R-Z)モデル … 輸送計算のみ

計算はプラズマ水平面で上下対称とするため、プラズマからの中性子線源を半分とする。

①D-D中性子源

$$f_N = 1.0 \times 10^{18} \times (1/2) \times 1.03 = 5.15 \times 10^{17} \text{ n/sec}$$

②D-T中性子源

$$f_N = 1.0 \times 10^{20} \times (1/2) = 5.0 \times 10^{19} \text{ n/sec}$$

(5) 2次元(X-Y)モデル

i) 輸送計算用

①D-D中性子源

疑似X-Y体系に近似するために、Z軸を中心に回転させる大半径を 10^5cm とする。

$$f_N = 1.0 \times 10^{18} \times (\text{計算上のプラズマの表面積} / \text{実際のプラズマの表面積})$$

$\times 1.03$ より、

・実際のプラズマ表面積： 386m^2

・計算上のプラズマ表面積：

$$S_1 = 340\pi (100000\pi + (2 \times 340)) = 3.3629 \times 10^8\text{cm}^2$$

$$S_2 = 620\pi (100000\pi + (2 \times 620)) = 6.1433 \times 10^8\text{cm}^2$$

$$S = S_1 + S_2 = 9.5062 \times 10^8\text{cm}^2$$

∴ 中性子源規格化係数 f_N は、

$$f_N = 1.0 \times 10^{18} \times (S / 386 \times 10^4\text{cm}^2) \times 1.03 = 2.5366 \times 10^{20}\text{n/sec}$$

② D-T中性子源

・実際のプラズマ表面積： 418m^2

・計算上のプラズマ表面積：

$$S_1 = 380\pi (100000\pi + (2 \times 380)) = 3.7595 \times 10^8\text{cm}^2$$

$$S_2 = 660\pi (100000\pi + (2 \times 660)) = 6.5413 \times 10^8\text{cm}^2$$

$$S = S_1 + S_2 = 1.0301 \times 10^8\text{cm}^2$$

∴ 中性子源規格化係数 f_N は、

$$f_N = 1.0 \times 10^{20} \times (S / 418 \times 10^4\text{cm}^2) = 2.4644 \times 10^{22}\text{n/sec}$$

ii) 放射化計算

①D-D中性子源

図3.3.2の運転スケジュールにより、中性子源規格化係数 f_N は、

$$f_N = 2.0 \times 10^{21} \times (S / 386 \times 10^4) \times (1 / 3600 \times 24 \times 7) \times 1.03 \\ = 8.3883 \times 10^{17}\text{n/sec}$$

となる。

②D-D中性子源

図3.3.3の運転スケジュールにより f_N は、

$$f_N = 5.0 \times 10^{22} \times (S / 418 \times 10^4) \times (1 / 3600 \times 24 \times 7) \\ = 2.0373 \times 10^{18}\text{n/sec}$$

となる。

表3.3.1 FUSION-40ライブラリー核種一覧表

No.	核種	P _o ~ P _s	No.	核種	P _o ~ P _s
1	¹ H	1 ~ 4	21	C a	81 ~ 84
2	² D	5 ~ 8	22	T i	85 ~ 88
3	³ He	9 ~ 12	23	⁵¹ V	89 ~ 92
4	⁴ He	13 ~ 16	24	C r	93 ~ 96
5	⁶ L i	17 ~ 20	25	⁵⁵ M n	97 ~ 100
6	⁷ L i	21 ~ 24	26	F e	101 ~ 104
7	⁹ B e	25 ~ 28	27	C o	105 ~ 108
8	¹⁰ B	29 ~ 32	28	N i	109 ~ 112
9	¹¹ B	33 ~ 36	29	C u	113 ~ 116
10	¹² C	37 ~ 40	30	Z r	117 ~ 120
11	¹⁴ N	41 ~ 44	31	⁹⁸ N b	121 ~ 124
12	¹⁶ O	45 ~ 48	32	M o	125 ~ 128
13	¹⁹ F	49 ~ 52	33	C d	129 ~ 132
14	²³ N a	53 ~ 56	34	W	133 ~ 136
15	M g	57 ~ 60	35	P b	137 ~ 140
16	²⁷ A l	61 ~ 64	36	²⁰⁹ B i	141 ~ 144
17	S i	65 ~ 68	37	²³² T h	145 ~ 148
18	³¹ P	69 ~ 72	38	²³⁵ U	149 ~ 152
19	S	73 ~ 76	39	²³⁸ U	153 ~ 156
20	K	77 ~ 80	40	²³⁹ P u	157 ~ 160

表3.3.2 THIDAライブラリー安定核種一覧表（1990年版）

元素	核種 No.	存在比	元素	核種 No.	存在比	元素	核種 No.	存在比
Li-6	3006	0.075	Ti-46	22046	0.082	Pd-102	46002	0.01
Li-7	3007	0.925	Ti-47	22047	0.074	Pd-104	46004	0.11
Be-9	4009	1.0	Ti-48	22048	0.737	Pd-105	46005	0.222
B-10	5010	0.198	Ti-49	22049	0.054	Pd-106	46006	0.273
B-11	5011	0.802	Ti-50	22050	0.052	Pd-108	46008	0.267
C-12	6012	0.9889	V-50	23050	0.0025	Pd-110	46010	0.118
C-13	6013	0.0111	V-51	23051	0.9975	Ag-107	47007	0.5183
N-14	7014	0.9963	Cr-50	24050	0.0435	Ag-109	47009	0.4817
N-15	7015	0.00366	Cr-52	24052	0.8379	Cd-106	48006	0.0125
O-16	8016	0.9976	Cr-53	24053	0.095	Cd-108	48008	0.0089
O-17	8017	0.00038	Cr-54	24054	0.0236	Cd-110	48010	0.125
F-19	9019	1.0	Mn-55	25055	1.0	Cd-111	48011	0.128
Na-23	11023	1.0	Fe-54	26054	0.058	Cd-112	48012	0.241
Mg-24	12024	0.7899	Fe-56	26056	0.918	Cd-113	48013	0.122
Mg-25	12025	0.1	Fe-57	26057	0.0215	Cd-114	48014	0.287
Mg-26	12026	0.1101	Fe-58	26058	0.0029	Cd-116	48016	0.075
Al-27	13027	1.0	Co-59	27059	1.0	In-113	49013	0.043
Si-28	14028	0.9223	Ni-58	28058	0.683	In-115	49015	0.957
Si-29	14029	0.0467	Ni-60	28060	0.261	Sn-112	50012	0.0101
Si-30	14030	0.031	Ni-61	28061	0.0113	Sn-114	50014	0.0067
P-31	15031	1.0	Ni-62	28062	0.0359	Sn-115	50015	0.0038
S-32	16032	0.9502	Ni-64	28064	0.0091	Sn-116	50016	0.148
S-33	16033	0.0075	Cu-63	29063	0.692	Sn-117	50017	0.0775
S-34	16034	0.0421	Cu-65	29065	0.308	Sn-118	50018	0.243
S-36	16036	0.00017	Zn-64	30064	0.486	Sn-119	50019	0.086
C-35	17035	0.7577	Zn-66	30066	0.279	Sn-120	50020	0.324
C-37	17037	0.2423	Zn-67	30067	0.041	Sn-122	50022	0.0456
Ar-40	18040	0.3996	Zn-68	30068	0.188	Sn-124	50024	0.0564
K-39	19039	0.9326	Zn-70	30070	0.028	Sb-121	51021	0.573
K-40	19040	0.000117	Zr-90	40090	0.515	Sb-123	51023	0.427
K-41	19041	0.0673	Zr-91	40091	0.112	I-127	53027	1.0
Ca-40	20040	0.9694	Zr-92	40092	0.171	Ba-130	56030	0.0011
Ca-42	20042	0.00647	Zr-94	40094	0.174	Ba-132	56032	0.0010
Ca-43	20043	0.00135	Zr-96	40096	0.028	Ba-134	56034	0.0242
Ca-44	20044	0.0209	Nb-93	41093	1.0	Ba-135	56035	0.0659
Ca-46	20046	0.000035	Mo-92	42092	0.148	Ba-136	56036	0.0785
Ca-48	20048	0.00187	Mo-94	42094	0.093	Ba-137	56037	0.112
Sc-45	21045	1.0	Mo-95	42095	0.159	Ba-138	56038	0.717
		-	Mo-96	42096	0.167	Eu-151	63051	0.479
		-	Mo-97	42097	0.096	Eu-153	63053	0.521
		-	Mo-98	42098	0.241	Hf-174	72074	0.0016
		-	Mo-100	42000	0.096	Hf-176	72076	0.052
		-				Hf-177	72077	0.186
		-				Hf-178	72078	0.271
		-				Hf-179	72079	0.137
		-				Hf-180	72080	0.352

表3.3.2 THIDAライブラリー安定核種一覧表（1990年版）(続き)

元素	核種 No.	存在比	元素	核種 No.	存在比	元素	核種 No.	存在比
Ta-181	73081	1.0	Pt-192	78092	0.0078	Hg-196	80096	0.0015
W-180	74080	0.0013	Pt-194	78094	0.329	Hg-198	80098	0.10
W-182	74082	0.263	Pt-195	78095	0.338	Hg-199	80099	0.168
W-183	74083	0.143	Pt-196	78096	0.253	Hg-200	80000	0.231
W-184	74084	0.307	Pt-198	78098	0.072	Hg-201	80001	0.132
W-186	74086	0.286	Au-197	79097	1.0	Hg-202	80002	0.298
Re-185	75085	0.374	-	-	-	Hg-204	80004	0.069
Re-187	75087	0.626	-	-	-	Pb-204	82004	0.0142
-	-	-	-	-	-	Pb-206	82006	0.241
-	-	-	-	-	-	Pb-207	82007	0.221
-	-	-	-	-	-	Pb-208	82008	0.523
						Bi-209	83009	1.0

表3.3.3 FUSION-40ライブラリーエネルギー群構造

中性子 42群				ガンマ線 21群	
群	エネルギー (eV)	群	エネルギー (eV)	群	エネルギー (eV)
1	1.5000×10^7	23	2.0000×10^5	1	1.4000×10^7
2	1.3720×10^7	24	1.4100×10^5	2	1.2000×10^7
3	1.2549×10^7	25	1.0000×10^5	3	1.0000×10^7
4	1.1478×10^7	26	4.6500×10^4	4	8.0000×10^6
5	1.0500×10^7	27	2.1500×10^4	5	7.5000×10^6
6	9.3140×10^6	28	1.0000×10^4	6	7.0000×10^6
7	8.2610×10^6	29	4.6500×10^3	7	6.5000×10^6
8	7.3280×10^6	30	2.1500×10^3	8	6.0000×10^6
9	6.5000×10^6	31	1.0000×10^3	9	5.5000×10^6
10	5.7570×10^6	32	4.6500×10^2	10	5.0000×10^6
11	5.0990×10^6	33	2.1500×10^2	11	4.5000×10^6
12	4.5160×10^6	34	1.0000×10^2	12	4.0000×10^6
13	4.0000×10^6	35	4.6500×10^1	13	3.5000×10^6
14	3.1620×10^6	36	2.1500×10^1	14	3.0000×10^6
15	2.5000×10^6	37	1.0000×10^1	15	2.5000×10^6
16	1.8710×10^6	38	4.6500×10^0	16	2.0000×10^6
17	1.4000×10^6	39	2.1500×10^0	17	1.5000×10^6
18	1.0580×10^6	40	1.0000×10^0	18	1.0000×10^6
19	8.0000×10^5	41	4.6500×10^{-1}	19	4.0000×10^5
20	5.6600×10^5	42	2.1500×10^{-1}	20	2.0000×10^5
21	4.0000×10^5	—	1.0000×10^{-3}	21	1.0000×10^5
22	2.8300×10^5	—	—	—	1.0000×10^4

表3.3.4 FUS40G66ライブラリーエネルギー群構造

群	エネルギー(eV)	群	エネルギー(eV)	群	エネルギー(eV)
1	1.0000×10^7	24	1.4000×10^6	47	1.8000×10^5
2	8.0000×10^6	25	1.3000×10^6	48	1.7000×10^5
3	7.0000×10^6	26	1.2000×10^6	49	1.6000×10^5
4	6.5000×10^6	27	1.1000×10^6	50	1.5000×10^5
5	6.0000×10^6	28	1.0000×10^6	51	1.4000×10^5
6	5.5000×10^6	29	9.0000×10^5	52	1.3000×10^5
7	5.0000×10^6	30	8.1000×10^5	53	1.2000×10^5
8	4.6000×10^6	31	7.3000×10^5	54	1.1000×10^5
9	4.3000×10^6	32	6.6000×10^5	55	1.0000×10^5
10	4.0000×10^6	33	6.0000×10^5	56	9.0000×10^4
11	3.6000×10^6	34	5.5000×10^5	57	8.1000×10^4
12	3.3000×10^6	35	5.0000×10^5	58	7.3000×10^4
13	3.0000×10^6	36	4.5000×10^5	59	6.6000×10^4
14	2.7000×10^6	37	4.0000×10^5	60	6.0000×10^4
15	2.5000×10^6	38	3.6000×10^5	61	5.5000×10^4
16	2.3000×10^6	39	3.3000×10^5	62	5.0000×10^4
17	2.1000×10^6	40	3.0000×10^5	63	4.5000×10^4
18	2.0000×10^6	41	2.7000×10^5	64	4.0000×10^4
19	1.9000×10^6	42	2.5000×10^5	65	3.6000×10^4
20	1.8000×10^6	43	2.3000×10^5	66	3.3000×10^4
21	1.7000×10^6	44	2.1000×10^5	—	3.0000×10^4
22	1.6000×10^6	45	2.0000×10^5	—	—
23	1.5000×10^6	46	1.9000×10^5	—	—

表3.3.5 FUSION-40ライブラリー線量当量換算係数

(mrem · h⁻¹/n · cm⁻² · s⁻¹)

中性子 42群		
群	エネルギー (eV)	線量当量換算係数
1	1. 5000×10 ⁷ ~ 1. 3720×10 ⁷	1. 911×10 ⁻¹
2	1. 3720×10 ⁷ ~ 1. 2549×10 ⁷	1. 814×10 ⁻¹
3	1. 2549×10 ⁷ ~ 1. 1478×10 ⁷	1. 740×10 ⁻¹
4	1. 1478×10 ⁷ ~ 1. 0500×10 ⁷	1. 671×10 ⁻¹
5	1. 0500×10 ⁷ ~ 9. 3140×10 ⁶	1. 601×10 ⁻¹
6	9. 3140×10 ⁶ ~ 8. 2610×10 ⁶	1. 542×10 ⁻¹
7	8. 2610×10 ⁶ ~ 7. 3280×10 ⁶	1. 491×10 ⁻¹
8	7. 3280×10 ⁶ ~ 6. 5000×10 ⁶	1. 445×10 ⁻¹
9	6. 5000×10 ⁶ ~ 5. 7570×10 ⁶	1. 388×10 ⁻¹
10	5. 7570×10 ⁶ ~ 5. 0990×10 ⁶	1. 369×10 ⁻¹
11	5. 0990×10 ⁶ ~ 4. 5160×10 ⁶	1. 382×10 ⁻¹
12	4. 5160×10 ⁶ ~ 4. 0000×10 ⁶	1. 444×10 ⁻¹
13	4. 0000×10 ⁶ ~ 3. 1620×10 ⁶	1. 429×10 ⁻¹
14	3. 1620×10 ⁶ ~ 2. 5000×10 ⁶	1. 351×10 ⁻¹
15	2. 5000×10 ⁶ ~ 1. 8710×10 ⁶	1. 286×10 ⁻¹
16	1. 8710×10 ⁶ ~ 1. 4000×10 ⁶	1. 293×10 ⁻¹
17	1. 4000×10 ⁶ ~ 1. 0580×10 ⁶	1. 260×10 ⁻¹
18	1. 0580×10 ⁶ ~ 8. 0000×10 ⁵	1. 182×10 ⁻¹
19	8. 0000×10 ⁵ ~ 5. 6600×10 ⁵	1. 037×10 ⁻¹
20	5. 6600×10 ⁵ ~ 4. 0000×10 ⁵	9. 019×10 ⁻²
21	4. 0000×10 ⁵ ~ 2. 8300×10 ⁵	6. 777×10 ⁻²
22	2. 8300×10 ⁵ ~ 2. 0000×10 ⁵	5. 193×10 ⁻²
23	2. 0000×10 ⁵ ~ 1. 4100×10 ⁵	3. 931×10 ⁻²
24	1. 4100×10 ⁵ ~ 1. 0000×10 ⁵	2. 905×10 ⁻²
25	1. 0000×10 ⁵ ~ 4. 6500×10 ⁴	1. 829×10 ⁻²
26	4. 6500×10 ⁴ ~ 2. 1500×10 ⁴	8. 683×10 ⁻³
27	2. 1500×10 ⁴ ~ 1. 0000×10 ⁴	4. 338×10 ⁻³
28	1. 0000×10 ⁴ ~ 4. 6500×10 ³	2. 839×10 ⁻³
29	4. 6500×10 ³ ~ 2. 1500×10 ³	2. 462×10 ⁻³
30	2. 1500×10 ³ ~ 1. 0000×10 ³	2. 287×10 ⁻³
31	1. 0000×10 ³ ~ 4. 6500×10 ²	2. 328×10 ⁻³
32	4. 6500×10 ² ~ 2. 1500×10 ²	2. 470×10 ⁻³
33	2. 1500×10 ² ~ 1. 0000×10 ²	2. 535×10 ⁻³
34	1. 0000×10 ² ~ 4. 6500×10 ¹	2. 781×10 ⁻³
35	4. 6500×10 ¹ ~ 2. 1500×10 ¹	3. 110×10 ⁻³
36	2. 1500×10 ¹ ~ 1. 0000×10 ¹	3. 264×10 ⁻³
37	1. 0000×10 ¹ ~ 4. 6500×10 ⁰	3. 526×10 ⁻³
38	4. 6500×10 ⁰ ~ 2. 1500×10 ⁰	3. 840×10 ⁻³
39	2. 1500×10 ⁰ ~ 1. 0000×10 ⁰	3. 986×10 ⁻³
40	1. 0000×10 ⁰ ~ 4. 6500×10 ⁻¹	3. 946×10 ⁻³
41	4. 6500×10 ⁻¹ ~ 2. 1500×10 ⁻¹	3. 821×10 ⁻³
42	2. 1500×10 ⁻¹ ~ 1. 0000×10 ⁻¹	3. 747×10 ⁻³

表3.3.5 FUSION-40ライブラリー線量当量換算係数(続き)

(mrem · h⁻¹/photon · cm⁻² · s⁻¹)

ガンマ線 21群		
群	エネルギー (eV)	線量当量換算係数
1	$1.4000 \times 10^7 \sim 1.2000 \times 10^7$	9.072×10^{-3}
2	$1.2000 \times 10^7 \sim 1.0000 \times 10^7$	9.072×10^{-3}
3	$1.0000 \times 10^7 \sim 8.0000 \times 10^6$	8.352×10^{-3}
4	$8.0000 \times 10^6 \sim 7.5000 \times 10^6$	7.461×10^{-3}
5	$7.5000 \times 10^6 \sim 7.0000 \times 10^6$	7.119×10^{-3}
6	$7.0000 \times 10^6 \sim 6.5000 \times 10^6$	6.777×10^{-3}
7	$6.5000 \times 10^6 \sim 6.0000 \times 10^6$	6.435×10^{-3}
8	$6.0000 \times 10^6 \sim 5.5000 \times 10^6$	6.084×10^{-3}
9	$5.5000 \times 10^6 \sim 5.0000 \times 10^6$	5.724×10^{-3}
10	$5.0000 \times 10^6 \sim 4.5000 \times 10^6$	5.356×10^{-3}
11	$4.5000 \times 10^6 \sim 4.0000 \times 10^6$	4.977×10^{-3}
12	$4.0000 \times 10^6 \sim 3.5000 \times 10^6$	4.590×10^{-3}
13	$3.5000 \times 10^6 \sim 3.0000 \times 10^6$	4.194×10^{-3}
14	$3.0000 \times 10^6 \sim 2.5000 \times 10^6$	3.760×10^{-3}
15	$2.5000 \times 10^6 \sim 2.0000 \times 10^6$	3.289×10^{-3}
16	$2.0000 \times 10^6 \sim 1.5000 \times 10^6$	2.772×10^{-3}
17	$1.5000 \times 10^6 \sim 1.0000 \times 10^6$	2.165×10^{-3}
18	$1.0000 \times 10^6 \sim 4.0000 \times 10^5$	1.381×10^{-3}
19	$4.0000 \times 10^5 \sim 2.0000 \times 10^5$	6.516×10^{-4}
20	$2.0000 \times 10^5 \sim 1.0000 \times 10^5$	3.204×10^{-4}
21	$1.0000 \times 10^5 \sim 1.0000 \times 10^4$	1.854×10^{-4}

表3.3.6 FUS40G66ライブラリー線量当量換算係数

(mrem · h⁻¹/photon · cm⁻² · s⁻¹)

群	エネルギー (eV)	線量当量換算係数
1	1. 0000 × 10 ⁷ ~ 8. 0000 × 10 ⁶	8. 352 × 10 ⁻³
2	8. 0000 × 10 ⁶ ~ 7. 0000 × 10 ⁶	7. 290 × 10 ⁻³
3	7. 0000 × 10 ⁶ ~ 6. 5000 × 10 ⁶	6. 777 × 10 ⁻³
4	6. 5000 × 10 ⁶ ~ 6. 0000 × 10 ⁶	6. 435 × 10 ⁻³
5	6. 0000 × 10 ⁶ ~ 5. 5000 × 10 ⁶	6. 084 × 10 ⁻³
6	5. 5000 × 10 ⁶ ~ 5. 0000 × 10 ⁶	5. 724 × 10 ⁻³
7	5. 0000 × 10 ⁶ ~ 4. 6000 × 10 ⁶	5. 393 × 10 ⁻³
8	4. 6000 × 10 ⁶ ~ 4. 3000 × 10 ⁶	5. 128 × 10 ⁻³
9	4. 3000 × 10 ⁶ ~ 4. 0000 × 10 ⁶	4. 901 × 10 ⁻³
10	4. 0000 × 10 ⁶ ~ 3. 6000 × 10 ⁶	4. 630 × 10 ⁻³
11	3. 6000 × 10 ⁶ ~ 3. 3000 × 10 ⁶	4. 352 × 10 ⁻³
12	3. 3000 × 10 ⁶ ~ 3. 0000 × 10 ⁶	4. 115 × 10 ⁻³
13	3. 0000 × 10 ⁶ ~ 2. 7000 × 10 ⁶	3. 855 × 10 ⁻³
14	2. 7000 × 10 ⁶ ~ 2. 5000 × 10 ⁶	3. 619 × 10 ⁻³
15	2. 5000 × 10 ⁶ ~ 2. 3000 × 10 ⁶	3. 430 × 10 ⁻³
16	2. 3000 × 10 ⁶ ~ 2. 1000 × 10 ⁶	3. 241 × 10 ⁻³
17	2. 1000 × 10 ⁶ ~ 2. 0000 × 10 ⁶	3. 100 × 10 ⁻³
18	2. 0000 × 10 ⁶ ~ 1. 9000 × 10 ⁶	2. 997 × 10 ⁻³
19	1. 9000 × 10 ⁶ ~ 1. 8000 × 10 ⁶	2. 884 × 10 ⁻³
20	1. 8000 × 10 ⁶ ~ 1. 7000 × 10 ⁶	2. 772 × 10 ⁻³
21	1. 7000 × 10 ⁶ ~ 1. 6000 × 10 ⁶	2. 660 × 10 ⁻³
22	1. 6000 × 10 ⁶ ~ 1. 5000 × 10 ⁶	2. 547 × 10 ⁻³
23	1. 5000 × 10 ⁶ ~ 1. 4000 × 10 ⁶	2. 426 × 10 ⁻³
24	1. 4000 × 10 ⁶ ~ 1. 3000 × 10 ⁶	2. 296 × 10 ⁻³
25	1. 3000 × 10 ⁶ ~ 1. 2000 × 10 ⁶	2. 165 × 10 ⁻³
26	1. 2000 × 10 ⁶ ~ 1. 1000 × 10 ⁶	2. 035 × 10 ⁻³
27	1. 1000 × 10 ⁶ ~ 1. 0000 × 10 ⁶	1. 905 × 10 ⁻³
28	1. 0000 × 10 ⁶ ~ 9. 0000 × 10 ⁵	1. 766 × 10 ⁻³
29	9. 0000 × 10 ⁵ ~ 8. 1000 × 10 ⁵	1. 626 × 10 ⁻³
30	8. 1000 × 10 ⁵ ~ 7. 3000 × 10 ⁵	1. 495 × 10 ⁻³
31	7. 3000 × 10 ⁵ ~ 6. 6000 × 10 ⁵	1. 372 × 10 ⁻³
32	6. 6000 × 10 ⁵ ~ 6. 0000 × 10 ⁵	1. 266 × 10 ⁻³
33	6. 0000 × 10 ⁵ ~ 5. 5000 × 10 ⁵	1. 173 × 10 ⁻³

表3.3.6 FUS40G66ライブラリー線量当量換算係数(続き)

(mrem · h⁻¹/photon · cm⁻² · s⁻¹)

群	エネルギー (eV)	線量当量換算係数
34	5. 5000 × 10 ⁵ ~ 5. 0000 × 10 ⁵	1. 084 × 10 ⁻³
35	5. 0000 × 10 ⁵ ~ 4. 5000 × 10 ⁵	9. 945 × 10 ⁻⁴
36	4. 5000 × 10 ⁵ ~ 4. 0000 × 10 ⁵	9. 027 × 10 ⁻⁴
37	4. 0000 × 10 ⁵ ~ 3. 6000 × 10 ⁵	8. 158 × 10 ⁻⁴
38	3. 6000 × 10 ⁵ ~ 3. 3000 × 10 ⁵	7. 439 × 10 ⁻⁴
39	3. 3000 × 10 ⁵ ~ 3. 0000 × 10 ⁵	6. 824 × 10 ⁻⁴
40	3. 0000 × 10 ⁵ ~ 2. 7000 × 10 ⁵	6. 176 × 10 ⁻⁴
41	2. 7000 × 10 ⁵ ~ 2. 5000 × 10 ⁵	5. 609 × 10 ⁻⁴
42	2. 5000 × 10 ⁵ ~ 2. 3000 × 10 ⁵	5. 155 × 10 ⁻⁴
43	2. 3000 × 10 ⁵ ~ 2. 1000 × 10 ⁵	4. 702 × 10 ⁻⁴
44	2. 1000 × 10 ⁵ ~ 2. 0000 × 10 ⁵	4. 361 × 10 ⁻⁴
45	2. 0000 × 10 ⁵ ~ 1. 9000 × 10 ⁵	4. 144 × 10 ⁻⁴
46	1. 9000 × 10 ⁵ ~ 1. 8000 × 10 ⁵	3. 935 × 10 ⁻⁴
47	1. 8000 × 10 ⁵ ~ 1. 7000 × 10 ⁵	3. 726 × 10 ⁻⁴
48	1. 7000 × 10 ⁵ ~ 1. 6000 × 10 ⁵	3. 517 × 10 ⁻⁴
49	1. 6000 × 10 ⁵ ~ 1. 5000 × 10 ⁵	3. 308 × 10 ⁻⁴
50	1. 5000 × 10 ⁵ ~ 1. 4000 × 10 ⁵	3. 104 × 10 ⁻⁴
51	1. 4000 × 10 ⁵ ~ 1. 3000 × 10 ⁵	2. 903 × 10 ⁻⁴
52	1. 3000 × 10 ⁵ ~ 1. 2000 × 10 ⁵	2. 702 × 10 ⁻⁴
53	1. 2000 × 10 ⁵ ~ 1. 1000 × 10 ⁵	2. 501 × 10 ⁻⁴
54	1. 1000 × 10 ⁵ ~ 1. 0000 × 10 ⁵	2. 300 × 10 ⁻⁴
55	1. 0000 × 10 ⁵ ~ 9. 0000 × 10 ⁴	2. 128 × 10 ⁻⁴
56	9. 0000 × 10 ⁴ ~ 8. 1000 × 10 ⁴	1. 993 × 10 ⁻⁴
57	8. 1000 × 10 ⁴ ~ 7. 3000 × 10 ⁴	1. 900 × 10 ⁻⁴
58	7. 3000 × 10 ⁴ ~ 6. 6000 × 10 ⁴	1. 862 × 10 ⁻⁴
59	6. 6000 × 10 ⁴ ~ 6. 0000 × 10 ⁴	1. 830 × 10 ⁻⁴
60	6. 0000 × 10 ⁴ ~ 5. 5000 × 10 ⁴	1. 834 × 10 ⁻⁴
61	5. 5000 × 10 ⁴ ~ 5. 0000 × 10 ⁴	1. 874 × 10 ⁻⁴
62	5. 0000 × 10 ⁴ ~ 4. 5000 × 10 ⁴	1. 973 × 10 ⁻⁴
63	4. 5000 × 10 ⁴ ~ 4. 0000 × 10 ⁴	2. 131 × 10 ⁻⁴
64	4. 0000 × 10 ⁴ ~ 3. 6000 × 10 ⁴	2. 334 × 10 ⁻⁴
65	3. 6000 × 10 ⁴ ~ 3. 3000 × 10 ⁴	2. 549 × 10 ⁻⁴
66	3. 3000 × 10 ⁴ ~ 3. 0000 × 10 ⁴	2. 734 × 10 ⁻⁴

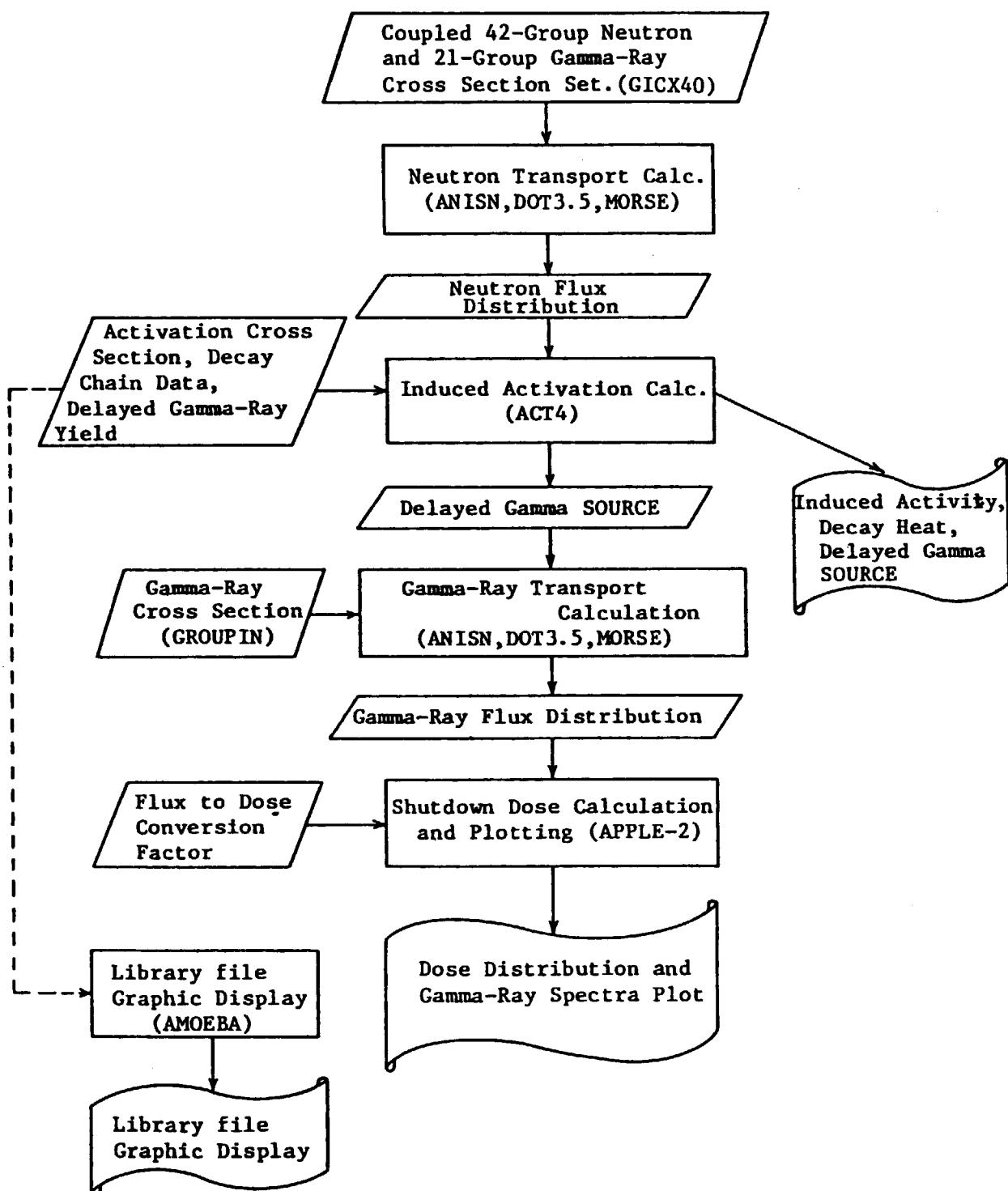
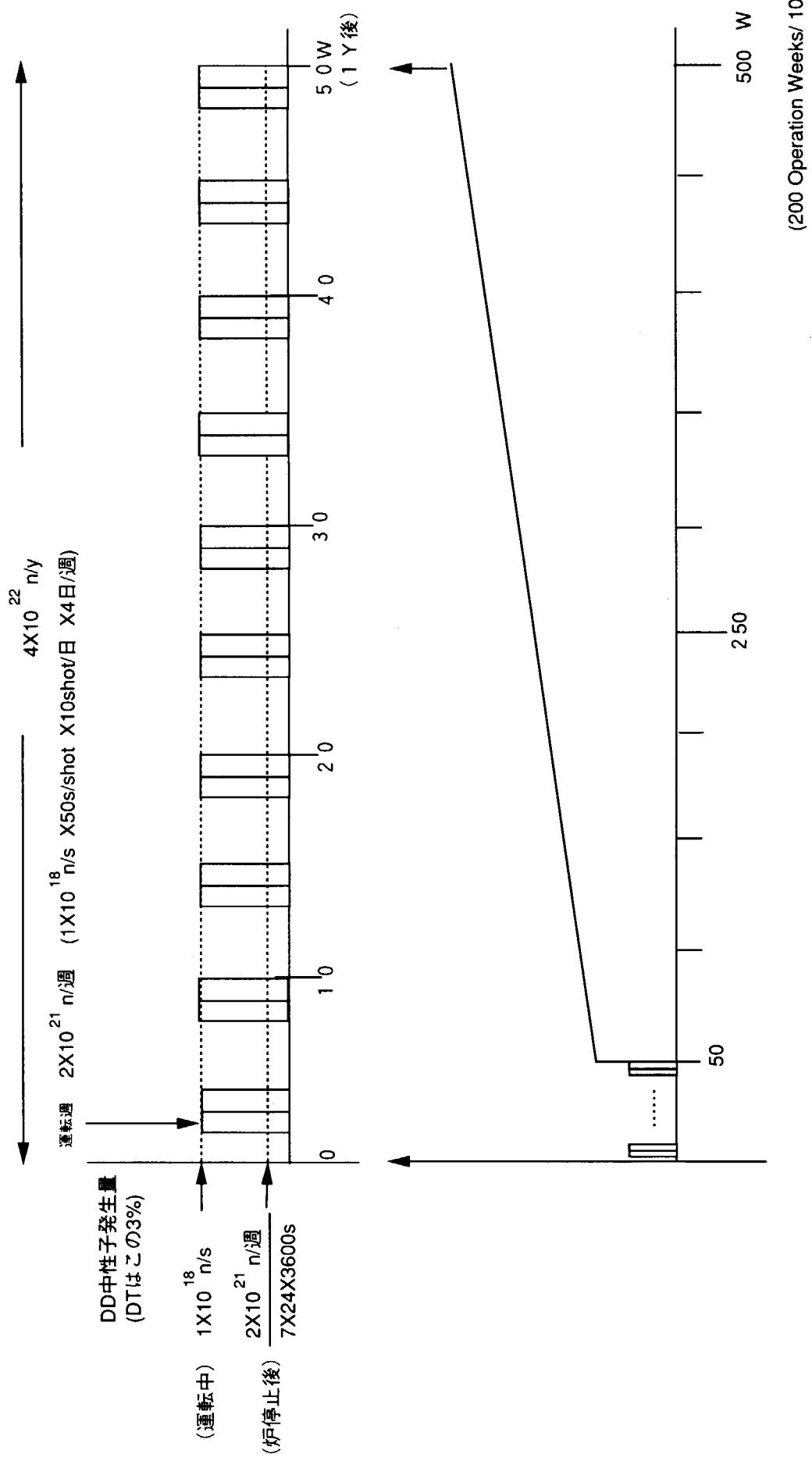


図3.3.1 THIDA-2計算システムの計算フロー

図3.3.2 DD運転スケジュール (10年間)
(200 Operation Weeks/ 10 years)

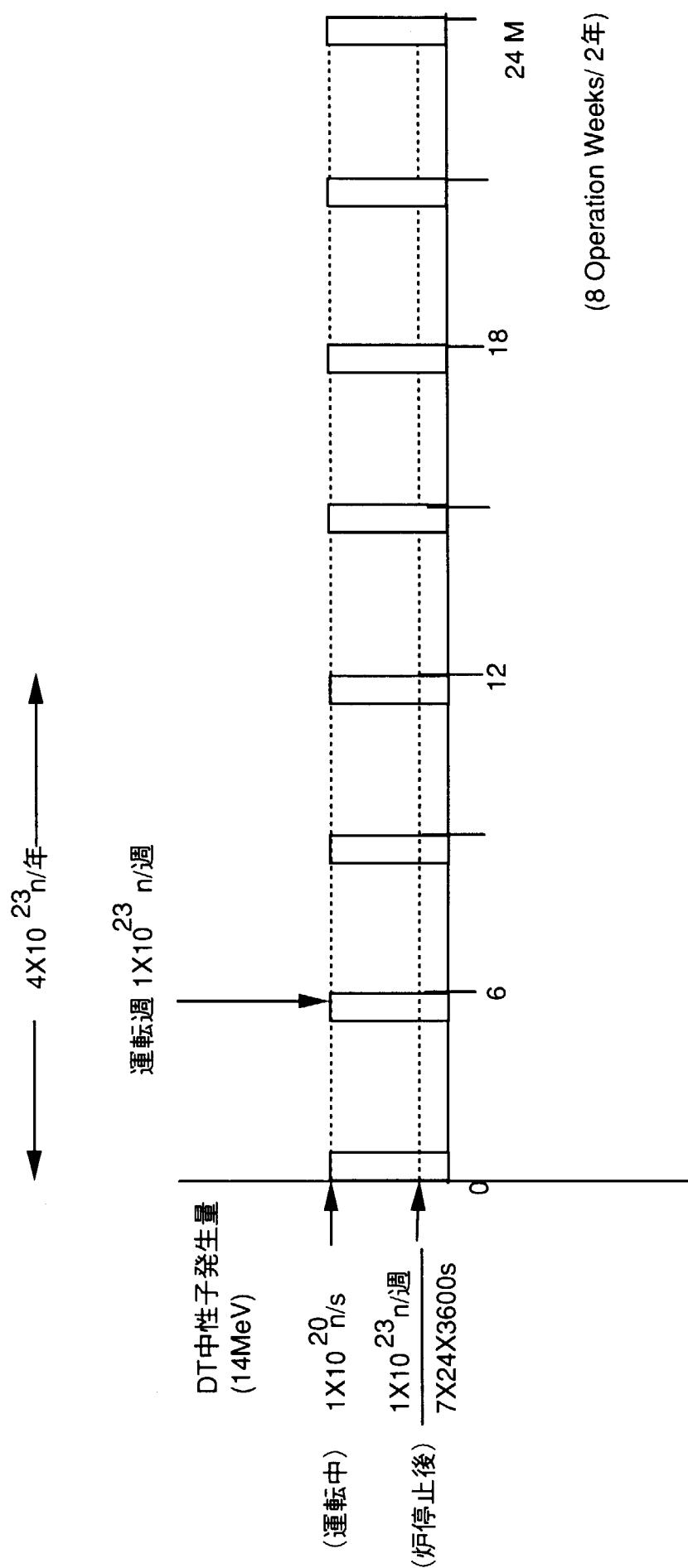


図3.3.3 DTオプション運転スケジュール (2年間)

4. 真空容器遮蔽設計

第3章において、本装置の遮蔽・安全設計の具体的検討を進める上での遮蔽設計の目標値と解析手法を述べた。本章ではこれを基に、真空容器の遮蔽設計を行う。DD実験終了後に真空容器内に人がアクセス可能な低放射化を実現する真空容器の構造材料として、Ti合金を使用する方式（Ti合金方式）と、ステンレスにタンクステンを組み合わせた方式（SUS+W方式）を比較検討した結果を述べる。また、この結果本装置の主案としたSUS+W方式の遮蔽構造の最適化結果を示す。

4. 1 真空容器の主要寸法と設計条件

定常炉心試験装置の真空容器の安全設計に基づく基本構造はトロイダル方向に連続した薄板二重構造とし、トロイダルおよびポロイダル方向にリブを設けて剛性を確保した構造となっている。真空容器のポロイダル断面の主要寸法を図4.1.1に示す。真空容器の寸法は、主として本装置で要求されるプラズマ電流及びプラズマの安全係数を満たすために必要なプラズマ体積とプラズマ主半径などのプラズマパラメータによって決定されるが、本章以降で述べる放射線遮蔽を含めた安全設計に基づく総合的評価で最終的に決定される。

本装置は、その研究目的からITERで必要とされるプラズマ制御技術の開発を機動的に実施する必要がある。このため、ダイバータ構造、第一壁構造などの真空容器内構造物を迅速に改造できることが望ましい。また、プラズマ状態を正確に把握するために、計測装置へのアクセスも充分に留意する必要がある。このため、真空容器の設計に当たっては、遠隔保守装置による被曝低減を図りつつも、実験終了後の真空容器内線量率をできるだけ低減し、容器内作業を可能とすることとした。

また真空容器内部は、DD実験時においては、DD反応の過程で高いエネルギーを持って発生するトリチウムに、また、DT実験時においては燃料として真空容器内に注入される大量のトリチウム燃料に曝される。こうしたトリチウムは真空容器内に残留して大きなトリチウムインベントリをもたらす。このためにもできるだけトリチウムを吸収し難い材質、構造にしておく必要がある。

真空容器の材質は溶接性や機械強度特性に優れたものであるとともに、低放射化であることが望ましい。DD実験に対する低放射化を実現するものとしてTi合金やAl合金などをこれまでに検討してきたが、Ti合金は水素吸収による脆性破壊の可能性があり、Al合金は耐熱性・一周抵抗の確保、真空フランジ製作等において大きな懸念がある。

真空容器材料に要求される安全評価上の設計条件は以下のようになる。

- ①トリチウムの吸収が少ないもの
- ②中性子照射による放射化が少ないもの
- ③強度が充分確保でき、溶接等の製作性が高いもの
- ④大量に生産でき、品質の維持が可能なもの
- ⑤一周抵抗が確保できること

このような条件を単体で満たし得る材料はない。よって、真空容器の設計に当たっては複数の材料を組み合わせることによりお互いの欠点を補い合う方式を採用した。その方式としてSUS+W方式とTi合金方式を提案し、真空容器の安全設計を進める上で、放射線遮蔽評価の観点から比較検討を行った。

4. 2 真空容器の構造（SUS+W方式）

この方式では構造材料として使用実績のあるステンレス鋼（SS316）を使用し、放射化低減のため、低コバルト（Co-0.05%以下）鋼とする。但し、そのままでは14MeV中性子による放射化が大きいので、真空境界面にタンクステン（W）板を設けてガンマ線遮蔽を行い、真空容器内部での放射化レベルを低減する。

真空容器を構成する各部のSUSの板厚は、内板：10mm、外板：30mm、リブ：30mmとする。この方式ではDTオプションに対応するため、予め真空容器2重壁内には数枚の遮蔽板を束ねた遮蔽ユニットを組み込んでおく。インボード及びアウトボード側の遮蔽ユニットの配置と真空容器構造を図4.2.1に示す。遮蔽ユニットの材質はNiやCoの含有量がSUS316よりも少なく、放射化の観点から有利な高Mn鋼（Co含有量0.03%以下）とした。二重壁間の遮蔽ユニットの間には水を充填する。真空容器の内側には

厚さ30mmのタンゲステンを張り、真空容器内部でのガンマ線量率の低減を図るとともに第一壁の台座としても使用する。本構造における真空容器の一一周抵抗は約 $18\mu\Omega$ となる。タンゲステンの代わりにJT-60でも使用実績のあるモリブデンもその候補と考えられるが、放射化レベルはタンゲステンと同様のレベルにあるものの、ガンマ線に対する遮蔽効果が弱いことから採用を見送った。

DTオプション時には図4.2.2に示すステンレス製（SUS:水 = 8 : 2）の追加遮蔽体を真空容器内部に設置して遮蔽性能の向上を図る。追加遮蔽体は真空容器インボード側に設置された固定用レールにボルトで固定される。

4.3 真空容器の構造（Ti合金方式）

この方式は構造材料として低放射化材料であるTi合金を使用する。真空容器を構成する各部の板厚は、内板：27mm、外板：22mm、リブ：30mmとする。真空容器の構造を図4.2.3に示す。Ti合金は、低放射化で強度も充分に高いが、水素同位体を吸収しやすい性質を持ち、吸蔵量がある程度以上になると、急速にその強度が低下する。したがって、Ti合金を直接に水素雰囲気に曝さないようにするために、真空容器内壁側の真空境界面をTi合金と熱膨張率が類似するSS430の1mm厚さの被膜で覆う方法を採用した。本構造における真空容器の一一周抵抗は約 $43\mu\Omega$ となる。

DD実験での低放射化を確保するため、本方式において、2重壁内にはSUS+W方式で行うような遮蔽ユニットの装填は行わない。したがって、真空容器二重壁の内部には水のみが充填される水タンク方式となる。ただし、熱中性子の低減効果を高めるために、水タンク内に1%のボロンを添加してボロン水を循環する方法を取り入れる。

DTオプション時には図4.2.2に示したステンレス製の追加遮蔽体をSUS+W方式と同様に真空容器内部に設置して遮蔽性能の向上を図るとともに、追加遮蔽体のみでは遮蔽能力が足りないため、真空容器の2重壁内にもSUS製のペブル状の遮蔽体を充填してDTオプションに対応する。

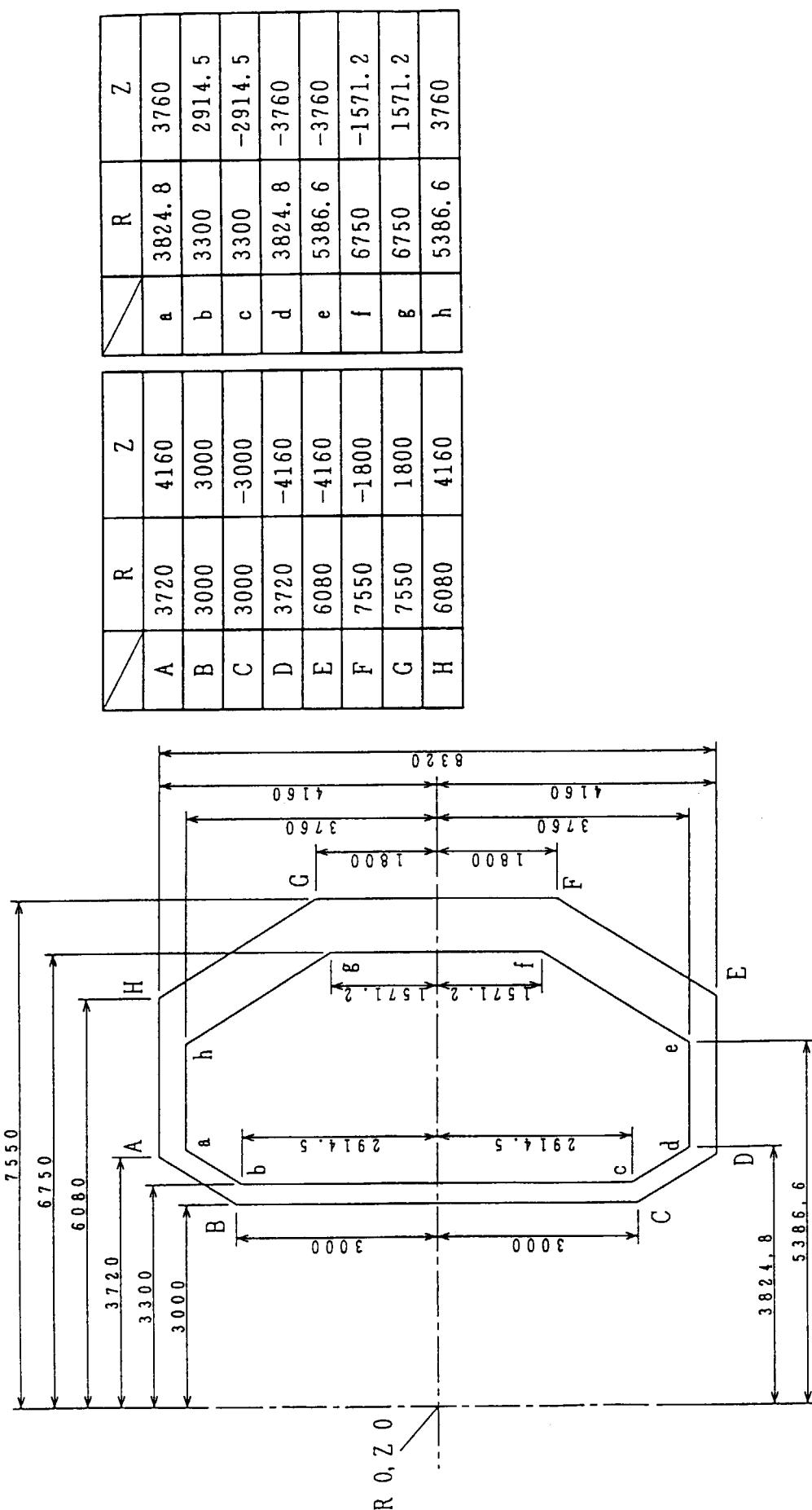


図4.1.1 真空容器のボロイダル断面の主要寸法

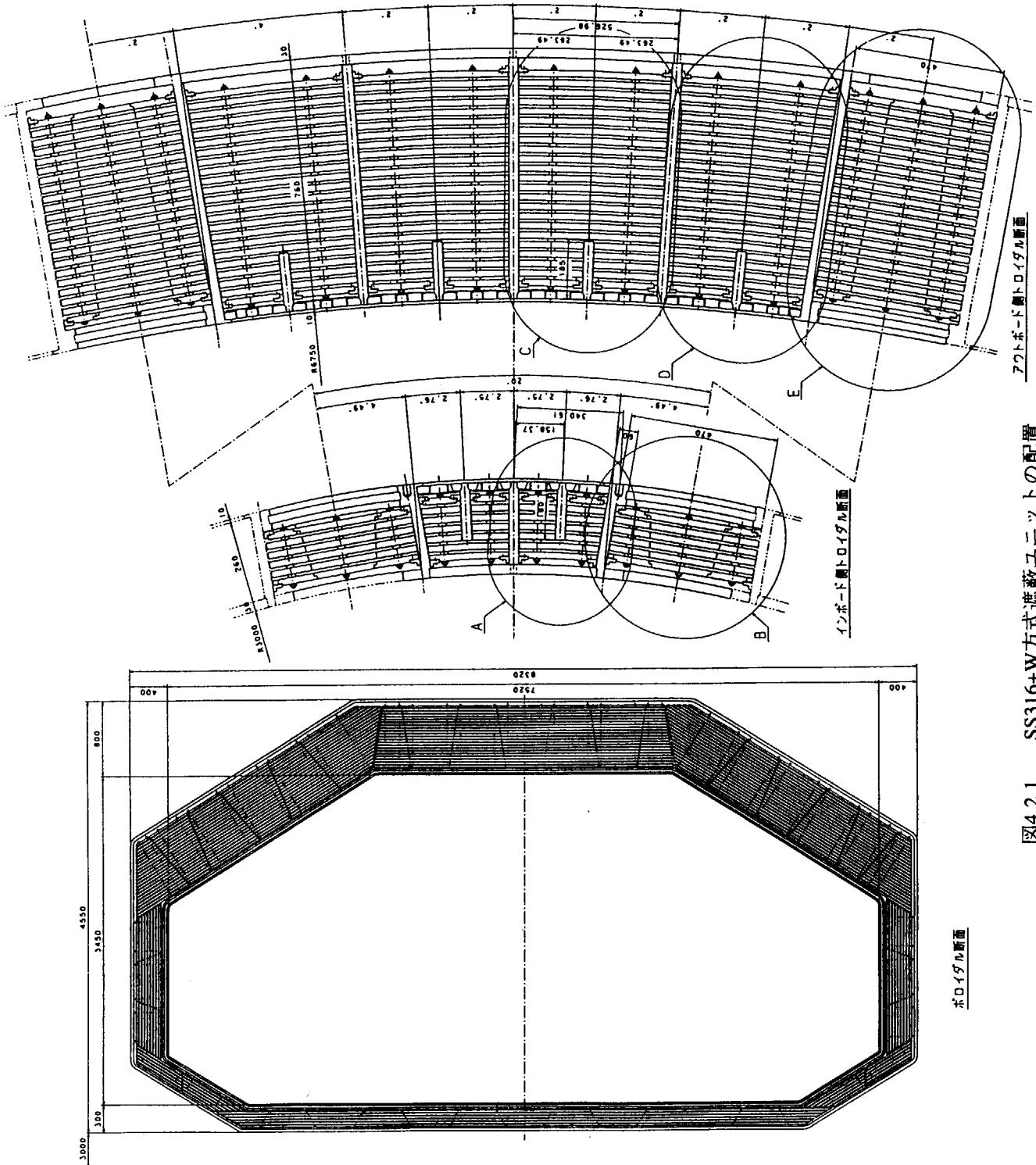


図4.2.1 SS316+W方式遮蔽ユニットの配置

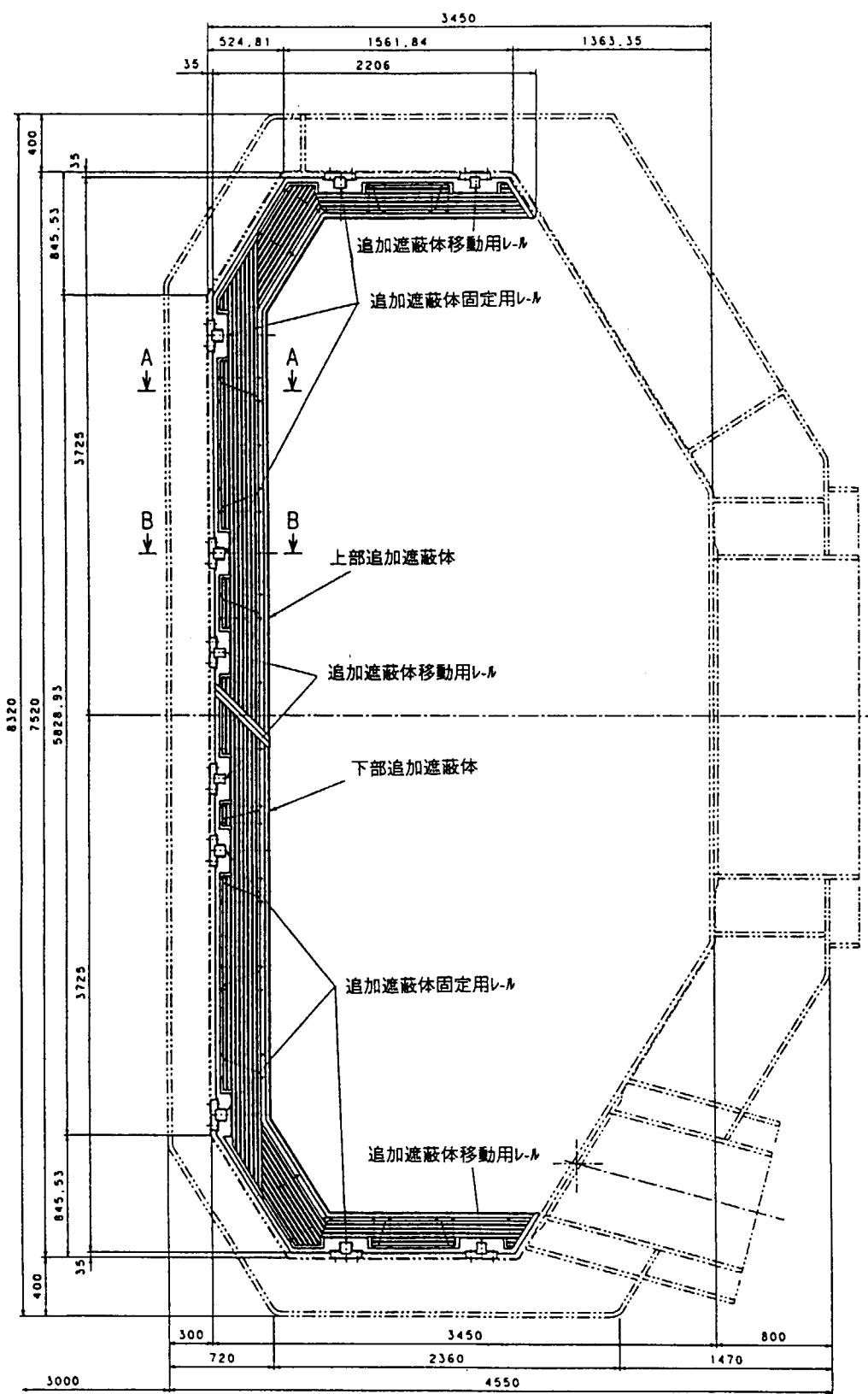


図4.2.2 真空容器内に設置する追加遮蔽体の構造

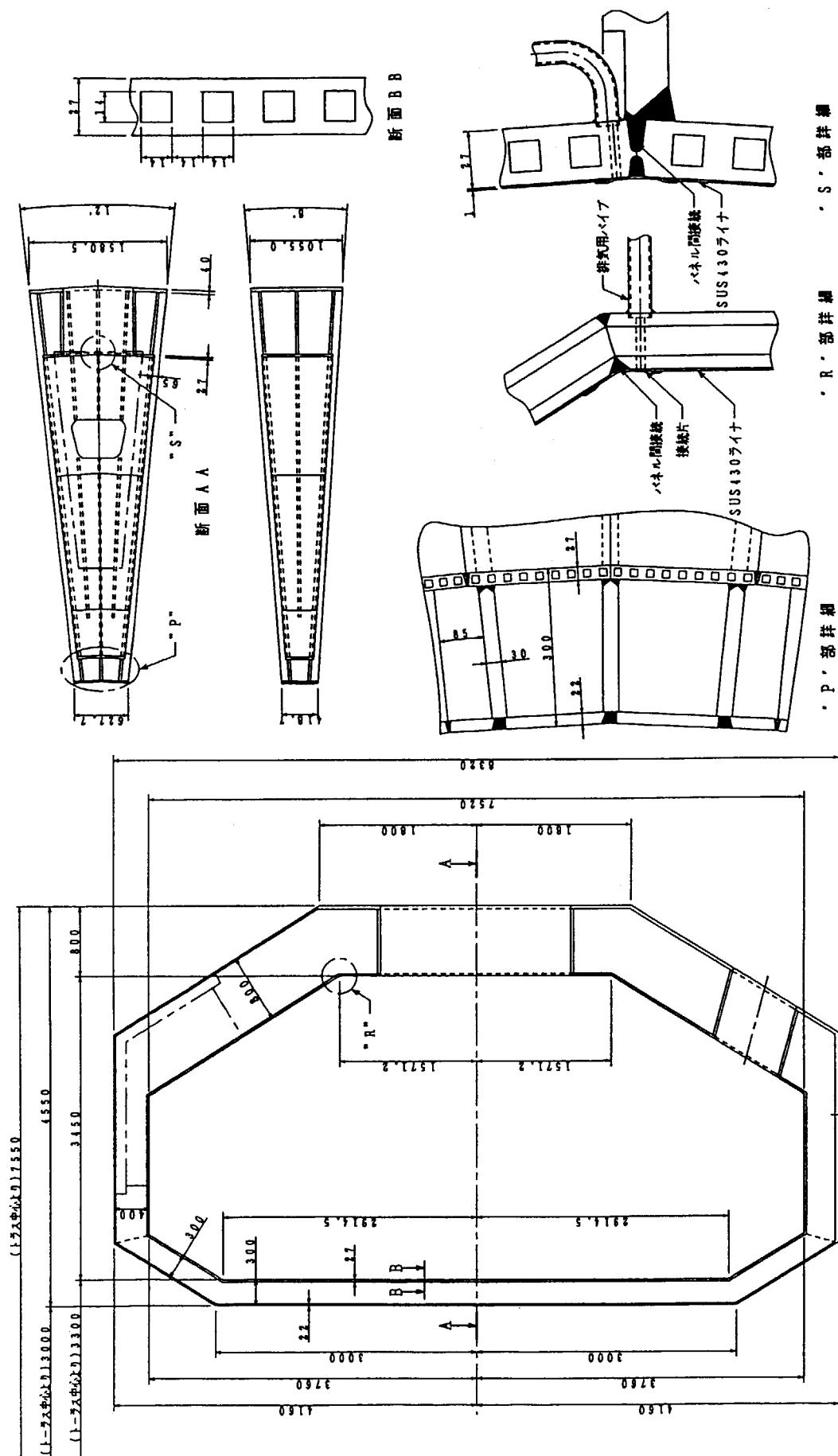


図4.2.3 Ti合金方式真空容器の構造

4. 4 簡易モデルによる2方式の遮蔽性能評価

定常炉心試験装置においては10年間のDD放電を実施する。その後2年間のDT実験の実施をオプションとして検討している。DD実験からDT実験への移行時には追加遮蔽体の設置を初めとする種々の真空容器内作業が想定される。このためにもできるだけ真空容器の放射化が低く、かつ超伝導コイルの核発熱を抑えるような真空容器材料の設定と構造設計が必要である。

ここでは、本装置の真空容器構造として4.2、4.3章で述べた（1）Ti合金方式、（2）SUS+W方式の2方式について、トロイダル磁場コイルインボード側の超伝導材料(SCM)の核発熱率と、真空容器内壁材料に生ずる主要放射化反応及び放射性核種を評価した[4-1]。なお、ここでは2方式を出来るだけ同一の条件で比較するため、構造を簡単化したモデルを用いた。

4. 4. 1 遮蔽構造の簡単化したモデル化と計算条件

計算には1次元円環モデルを使用し、Ti合金方式とSUS+W方式のそれぞれについてDD中性子照射による放射化レベルを評価した。放射化計算は、DD放電1年間運転した後の真空容器内表面線量当量率の時間減衰を調べた。また両方式の基本構造材料での比較を分かりやすくするために、真空容器を構成する板厚は、両方式共に内板：10mm、外板：40mmとした。Ti合金方式においては、水素同位体の吸収を防止するために真空容器内部に張る1mm厚さのSS430のライナーを省略した。また、SUS+W方式においては、DTオプションに対応するために、予めDD実験フェーズから二重壁内に設置しておく高Mn鋼の遮蔽ユニットは省略し、その代わりTi合金方式と同様、ボロン水のみを充填した。また、真空容器表面の第一壁は省略した。こうした計算条件を以下にまとめた。

（1）Ti合金方式

構造モデル：図4.4.1(a)

真空容器構造材料：Ti合金(Ti-6Al-4V)、1mm厚さのSS430のライナーは省略

真空容器を構成する板厚：内板10mm、外板40mm

二重壁内遮蔽体：ボロン水を充填

（2）SUS+W方式

構造モデル：図4.4.1(b)

真空容器構造材料：SS316、その内側にタンゲステン(W)ライナーを設置

真空容器を構成する板厚：内板10mm、外板40mm

タンゲステンライナー厚さ：2 cm

二重壁内遮蔽体：ボロン水を充填。高Mn鋼の遮蔽ユニットは省略

（3）計算条件

中性子の発生条件は、3.2章のDD中性子源と同じ

放射化計算はDD放電1年間運転後で評価した

4. 4. 2 計算結果 (Ti合金方式)

Ti合金を用いた場合の放射化性能結果を表4.4.1に示す。トロイダル磁場コイルインボード側SCMの核発熱率は0.1 mW/ccと3.2章で述べた遮蔽設計の目標値0.2 mW/ccを満たす。運転停止後の真空容器内線量当量（アウトボード側）の時間減衰グラフを図4.4.2(a)に示す。低放射化材料であるTi合金は1年経過後で約15 mrem/h(150 µSv/h)まで減衰し、3.2章の遮蔽設計の目標値10 mrem/h(100 µSv/h)を上回るもの、かなり近い値になる。Ti合金の場合、これまでの本装置の検討結果報告[4-2]にもあるように、線量当量率は半減期84日の⁴⁶Scだけが寄与するのが特徴である。これはTi合金が⁶⁰Coのような半減期の長い核種を持たないという大きな利点もある。Ti合金表面に発生する主要核種は⁴⁵Ca, ⁴⁶Sc及び⁵⁵Feである。これらの核種においては⁴⁶Ti(n, p)または⁴⁷Ti(n,np)反応によって生ずる⁴⁶Scだけが残留γ線による線量当量率へ寄与するただ一つの核種となる。

4. 4. 3 計算結果 (SUS+W方式)

SUS+W方式を用いた場合の放射化性能結果を表4.4.1に示す。トロイダル磁場コイルインボード側SCMの核発熱率は0.07 mW/ccとなり、この方式も遮蔽設計の目標値0.2 mW/ccを満たす。

本方式での放射化評価については、Wの効果を確認するため、SUSのみの場合とSS316の表面（真空容器内面、プラズマ側）にWを張った場合の2ケースに分けて比較評価した。

（1）SUSのみを考慮した場合の評価

SS316の標準的なCoの含有量は~0.2%であるが、工業的には生産段階にてこの率を0.01~0.05%程度に低減することが可能であるといわれている。真空容器をSUSのみとした場合の運転停止後の真空容器内線量当量（アウトボード側）の時間減衰グラフを図4.4.2(b), (c)に示す。図4.4.2(b)はCoが0.2%の場合を示し、図4.4.2(c)は低コバルト材としてCoが最低限度の0.01%の場合を示す。Coが0.2%の場合は1年経過後で~2000 mrem/h(20 mSv/h)であり、設計目標値の10 mrem/h(100 μSv/h)の200倍も高い。この場合 $^{59}\text{Co}(n,\gamma)$ 反応による ^{60}Co （半減期5.3年）が主要核種となるため、1年以上経過してもこの値は減衰が遅い。

一方、Coが0.01%の場合においても、1年経過後で~400 mrem/h(4 mSv/h)であり、設計目標値を超えることがわかる。Coの低減により、 $^{58}\text{Ni}(n,p)$ 反応による ^{58}Co が主核種となるため、Coが0.2%の場合に比べると減衰は早いが、やがては ^{60}Co が主核種に代わってしまうことから、100 mrem/h以下での減衰は遅くなる。

（2）SUSにWを組み合わせた場合

SUSの表面（真空容器内側、プラズマ側）に2 cmのWを張った場合を図4.4.2(d)に示す。この場合は1年経過後で~5 mrem/h(50 μSv/h)であり、設計目標値の10 mrem/h(100 μSv/h)を満たす。W表面に発生する放射性核種の誘導放射能の時間減衰グラフを図4.4.3に示す。DD中性子の照射によって、W表面に生ずる主要核種は ^{185}W (75.1d)および ^{181}W (121d)である。Wにおいては、この2つの γ 線源が主要核種となる。また、その半減期が比較的短かいので1年経過後以降も線量当量率の減衰が期待できる。WはW自身がDD中性子に対して低い放射化特性を持つので、真空容器内低放射化を実現する有力な候補材料と考えられる。

（3）Wの遮蔽効果

図4.4.2(c),(d)の比較から、2 cmのWを張ったことによって、SUS単独の場合に比べて~1/200に減衰する。W自身の放射化レベルはSS316に比べて2桁以上低いので、この減衰分は運転停止後、放射化したSS316が発生する γ 線に対するWの遮蔽効果によるものと考えられる。図4.4.4は、エネルギー0.4 MeV, 1.0 MeV, 1.5 MeV, 2.0 MeVの γ 線に対するタンゲステン材の遮蔽効果を示したものである。SUS表面に発生する主要 γ 線源は、

$$\begin{aligned} &^{60}\text{Co} \quad (1.173\text{MeV}, 1.332\text{MeV}) \\ &^{58}\text{Co} \quad (0.811\text{MeV}) \\ &^{54}\text{Mn} \quad (0.835\text{MeV}) \end{aligned}$$

であり、このなかでも ^{60}Co の出す2つの γ 線（1.173 MeV, 1.332 MeV）が放出率、線量当量への寄与ともに最も高い。スペクトルの平均として1.3 MeVと考えれば、W 2 cmでの減衰率は~1/200となる。したがって、Wを張ったことによる真空容器内表面線量率はWの γ 線に対する強い遮蔽効果により減衰する。

一方、参考にDD中性子に対するWの遮蔽効果を図4.4.5に示す。厚さ5 cmにおけるその減衰率は1/1.7であり、中性子に対してはほとんど減衰していないことがわかる。図中のガンマ線はW中で発生した2次ガンマを示しており、運転停止後の残留ガンマ線に比べてエネルギーが高いことから減衰は少ない。

4. 4. 4 まとめ

Ti合金の場合は、1年経過後で約15 mrem/h(150 μSv/h)であり、単独の材料で遮蔽設計の目標値10 mrem/h(100 μSv/h)に近い値にできることは、低放射化を実現する確実な選択と考えられる。しかしながら、Ti合金の水素脆化を防止するために内面に張る予定のSS340は、厚さが1mmと薄いので放射化による影響は少ないと考えられるものの、線量としてはさらに増加する要因であり、本方式ではこれ以上の線量の低減は難しい。

核発熱については両方式とも問題ない。しかし、Ti合金の場合、二重壁内遮蔽体として水だけ充填したのでは核発熱の遮蔽が成立できず、ボロン水を充填することが必要条件となることがこれまでの検討結果[4-2]から明らかとなっている。しかしながら、これを満たすためには1%程度までの添加が必要であるが、

4.5章で述べるようにプラントとしての成立性を考慮するとかなり技術的に難しいと言える。

一方、SUS+W方式では、真空容器の構造材料としてSS316の表面にタンゲステンを張ることによって、Ti合金以上の低放射化が実現すると共に、遮蔽設計の目標値をクリアする。こうした結果はWにおける主要な γ 線源核種が185W, 181Wの2つであり、それらの半減期が比較的短かく1年経過後以降も線量当量率の減衰が期待できること、W自身の放射化による γ 線の発生量が低く、かつSS316の発生する残留 γ 線の遮蔽効果が高いことなどの利点があることによる。しかしながら、DTオプションへの移行時にWを真空容器から剥がす必要がある場合には、構造材料であるSS316の放射化レベルに影響されて線量率が上昇することが予想され、真空容器内作業での現実的な課題は残される。

以上の結果を考慮すると、両者いずれも長所短所があるが、DTオプションも含めた長期的な装置の健全性、信頼度及び確実な選択を考慮して、本装置の真空容器構造としてSUS+W方式を主案として採用した。

表4.4.1 簡易モデルによる2方式の放射化性能評価結果

遮蔽構造	トロイダル磁場コイルSCM インボード側($R=277\text{cm}$) 核発熱率 mW/cc	真空容器内アウトボード側 ($R=675\text{cm}$)表面線量当量率 mrem/h ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)
Ti合金方式	0.1	~15 (~150)
SUS+W方式	0.07	~5 (~50)

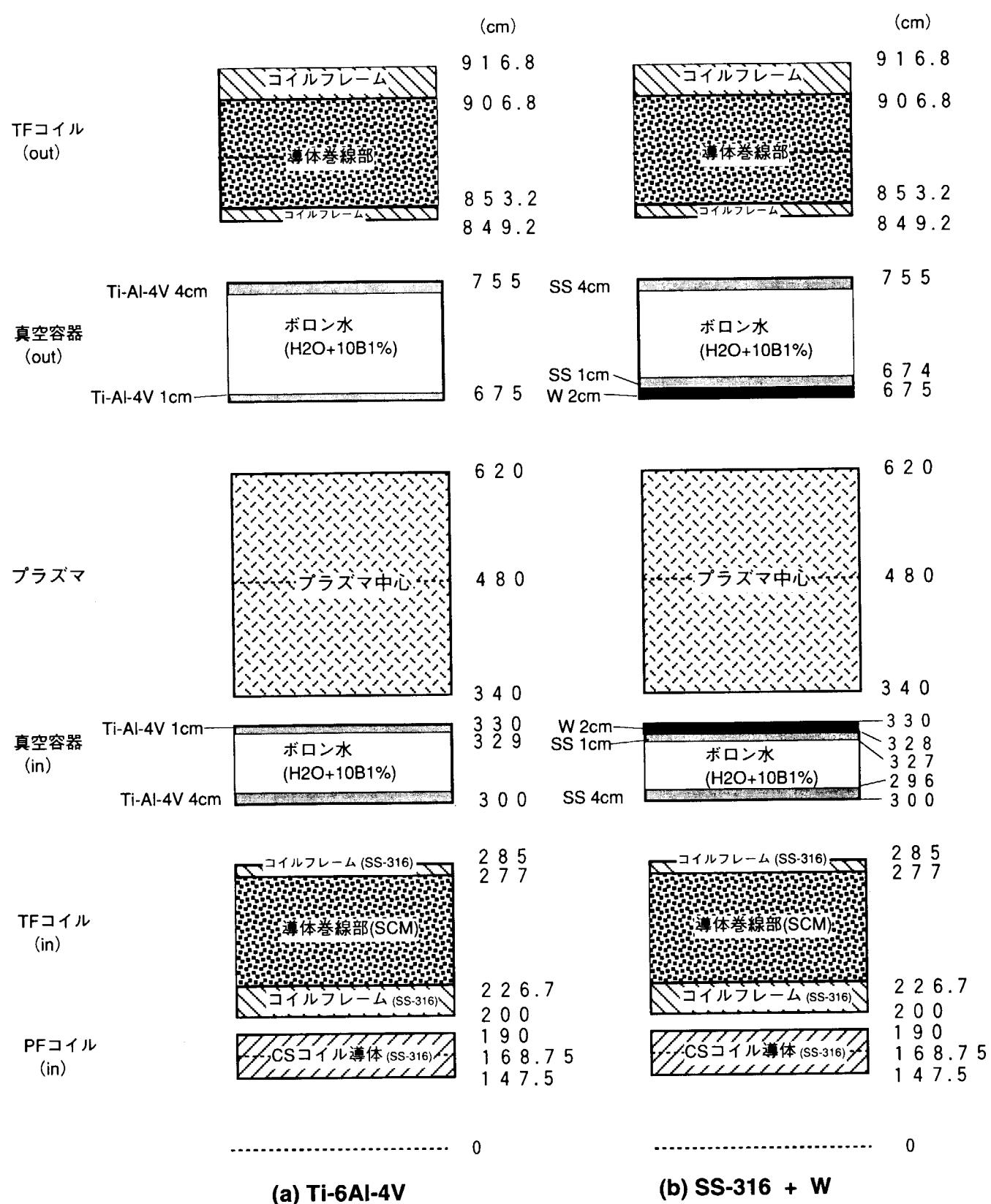
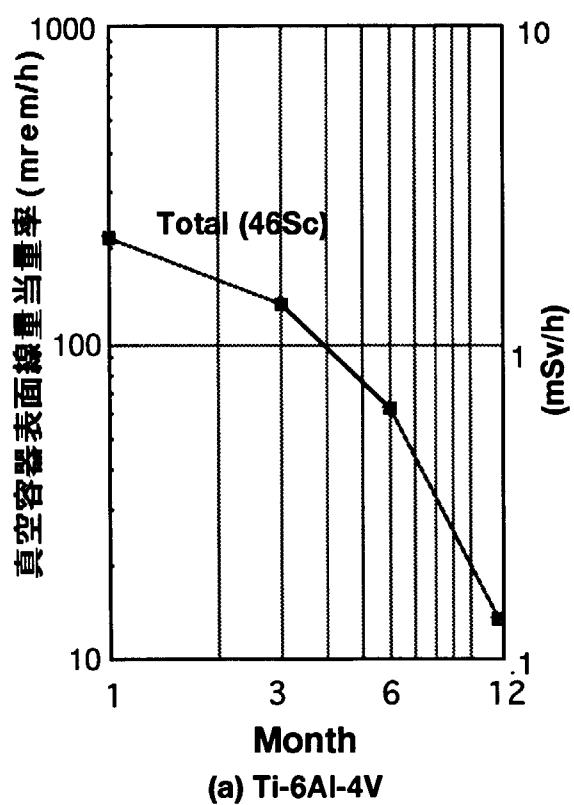
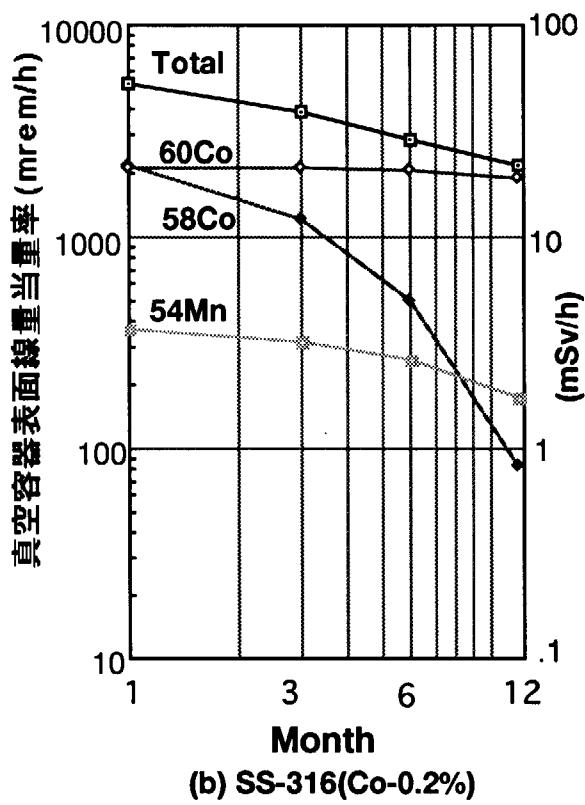


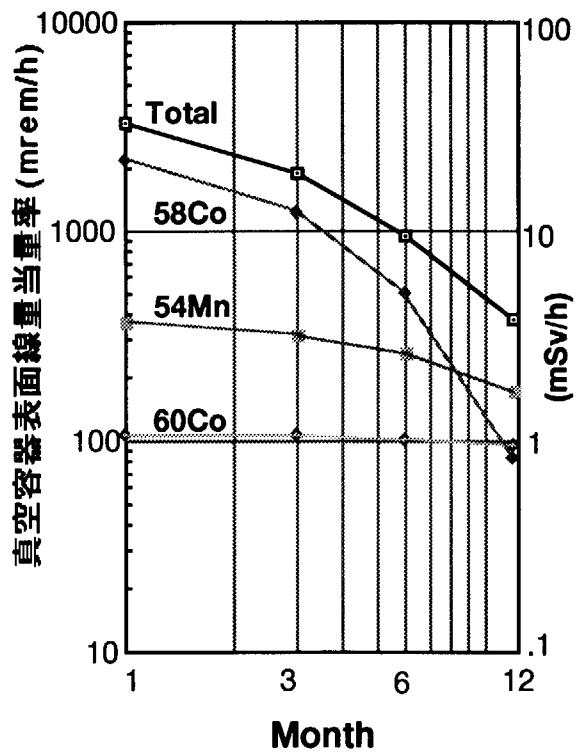
図4.4.1 真空容器構造2方式 (Ti合金、SS316+W) の一次元円環モデル



(a) Ti-6Al-4V



(b) SS-316(Co-0.2%)



(c) SS-316(Co-0.01%)

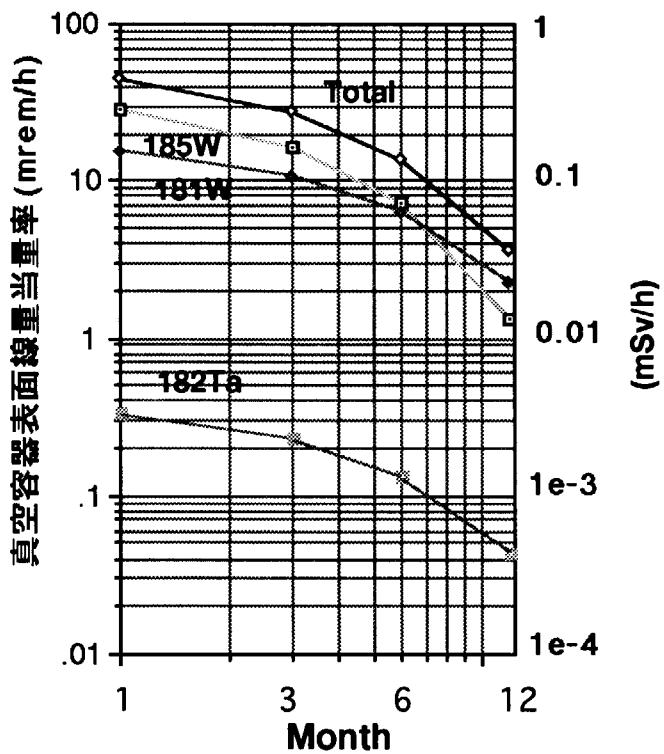
(d) SS-316 V/V+Tungsten
inner wall

図4.4.2 真空容器表面材料と線量当量率

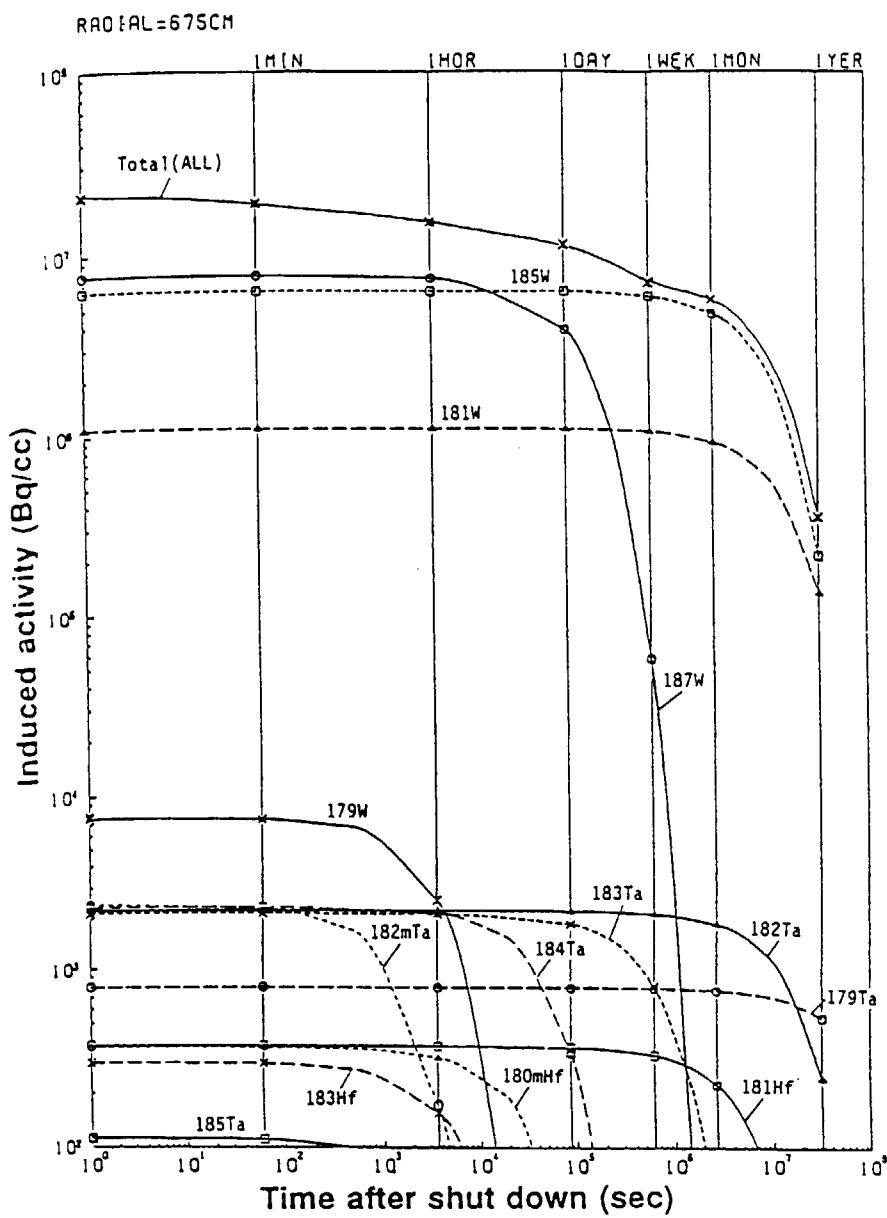


図4.4.3 タングステン表面(R-675cm)におけるDD運転停止後の誘導放射能の時間減衰図

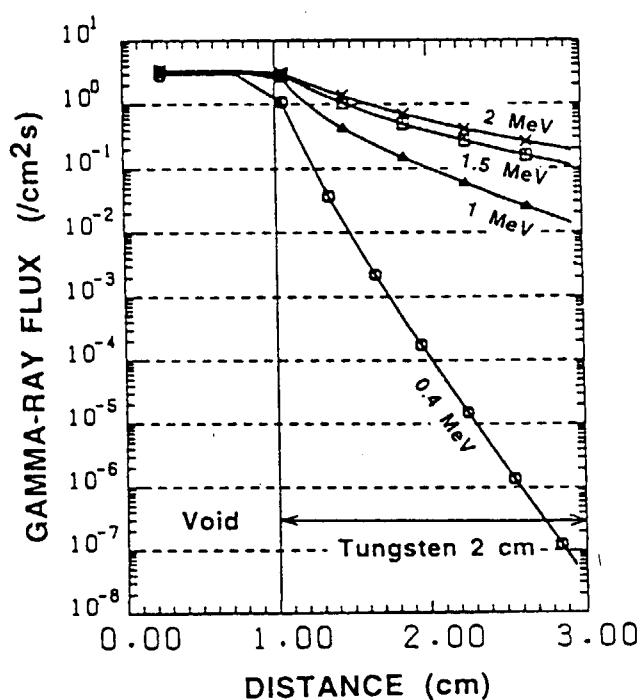


図4.4.4 2cm厚さのタンゲステンの γ 線遮蔽効果

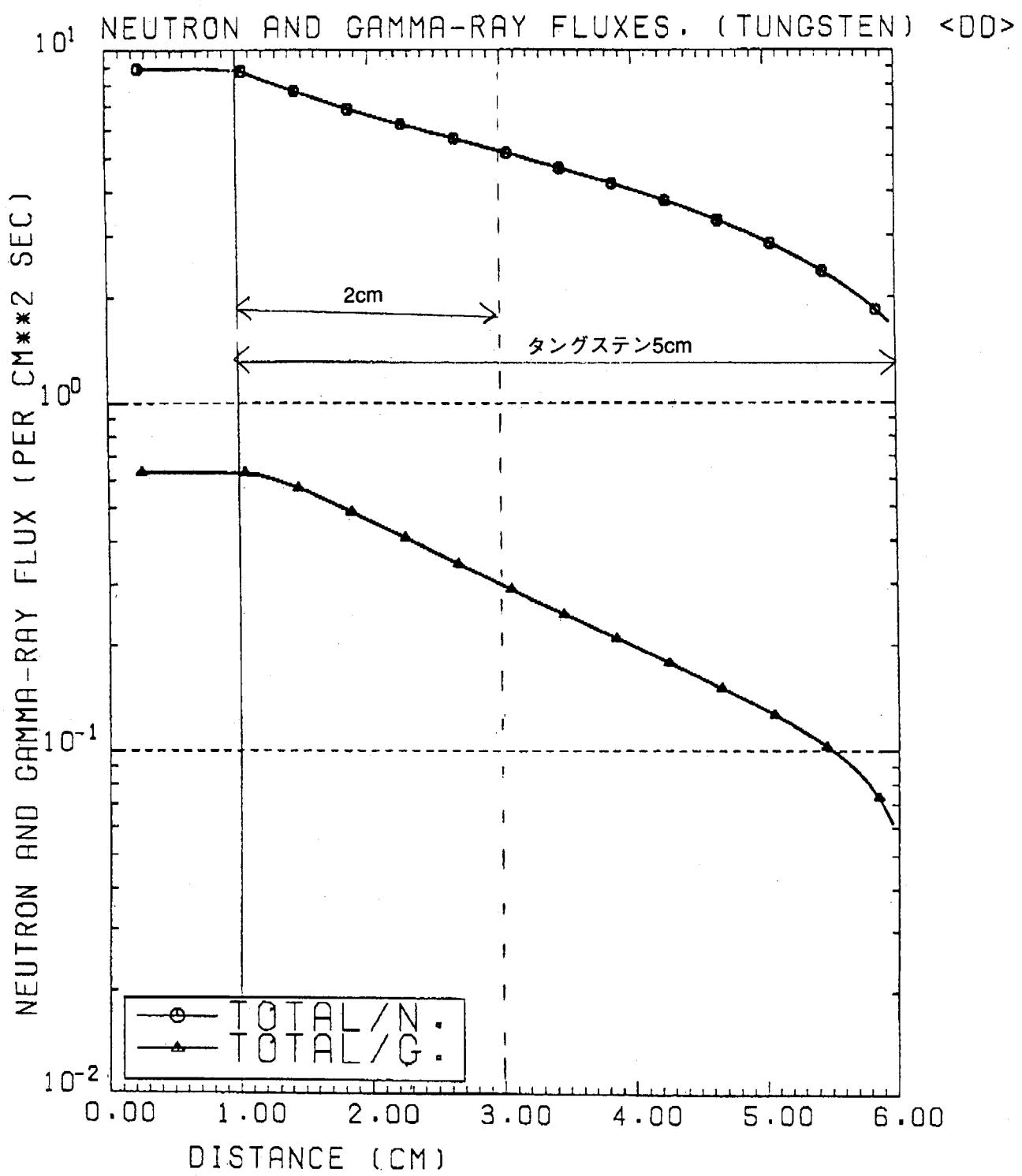


図4.4.5 タングステン表面(R-675cm)におけるDD運転停止後の誘導放射能の時間減衰図

4. 5 ボロンによる中性子遮蔽

ボロンは熱中性子の吸収効果があることから、Ti合金などのように低放射化材料であっても中性子遮蔽には効果が低い材料と併用して使用するには最適な遮蔽材料となる。定常炉心試験装置の真空容器にTi合金を使用する場合には、ボロンを使用することを前提にして設計を進めてきた。最も簡便なボロンの使い方としては、真空容器内部に充填する純水の中にボロンを溶解させた状態で循環使用する方法であるが、ここではその実際の使用に当つての技術的問題について検討する。

4. 5. 1 ホウ酸水濃度

(1) ホウ酸特性

ボロンは¹⁰Bと¹¹Bが天然に存在する。¹⁰Bは熱中性子遮蔽材であるが、¹¹Bは遮蔽効果を持たない。天然ホウ酸(H₃BO₃)における¹⁰Bの存在比は18%である。純水中における天然ホウ酸の溶解度曲線を図4.5.1に示す。この図から、例えば溶解度12wt%（この溶解度における¹⁰Bの重量比は0.38wt%）の場合、ホウ酸水の処理温度は55°Cとなる。一方、定常炉心試験装置の真空容器内のボロンの割合は原子個数密度比で1%として計算してきたが、この割合を重量比に換算すると2.46wt%となる。この¹⁰B濃度に対するホウ酸溶解度は80wt%になるため、定常炉心試験装置でボロン水を実際に使用とすると、処理温度はかなりの高温に達すると予想されるが、こうした高温での使用実績はこれまでに得られていない。

解決策として、天然ホウ酸の代わりに濃縮ホウ酸（90%¹⁰B）を使用することも考えられるが、その場合でも16wt%のホウ酸濃度が必要であり、処理温度～80°Cでの加熱維持が要求される。PWRでのホウ酸処理は～1wt%程度で使用されており、濃縮ホウ酸の使用はまだ検討段階である。

(2) PWRでのホウ酸処理システム

①原子炉一次冷却系のホウ酸水溶解度は

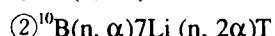
$$\begin{aligned} \text{運転直後: } & 0.9\text{wt\% as H}_3\text{BO}_3 && (\text{ボロン濃度 } 1600 \text{ ppm}) \\ \rightarrow \text{1年後: } & 0.03\text{wt\% as H}_3\text{BO}_3 && (\text{ボロン濃度 } 50 \text{ ppm}) \end{aligned}$$

であり、²³⁵U燃料の減少に伴つて濃度を変化させる。

②炉停止系でのホウ酸水溶解度は、12wt% as H₃BO₃ (ボロン濃度21000 ppm) または 4wt% as H₃BO₃ (ボロン濃度7000 ppm)

4. 5. 2 トリチウム生成

ボロン水を使用した場合、以下の反応により¹⁰Bからトリチウムが生成される。



①の反応では、DT 2年後のT生成量は、

$$\begin{aligned} T = & n(1 - e^{-\lambda t}) \sum \sigma_i \phi_i / \lambda \text{ (atoms/cc)} \\ = & 1.7 \times 10^{17} \text{ (atoms/cc)} \end{aligned}$$

ここで ϕ :中性子束、 σ :反応断面積は以下の値を使用した。

	$\sigma(\text{barn})$	$\phi \times 10^4 \text{n/cm}^2/\text{y}$
~1 eV	5000	30
1 eV ~ 100 eV	1000	340
100 eV ~ 10 ⁴ eV	100	740
10 ⁴ eV ~ 10 ⁶ eV	10	2070
~10 ⁶ eV	1	1220

水中¹⁰B原子数密度 1 % ; $n=6.02 \times 10^{23} \times 2.5 \times 0.01/10 = 1.5 \times 10^{21}$ 個/cc

半減期 ; $T_{1/2}=12.26$ 年

崩壊常数 ; $\lambda=0.693/T_{1/2}=0.0565$ (1/y)

真空容器内冷却水容積 ; $V \sim 100m^3$

従って、真空容器内冷却水全体に生ずるTは $1.7 \times 10^{25}n$ 、すなわち $85g(43g/y)$ 程度となり、T専用の除去処理設備が必要と予想される。

②の反応はLiの生成量が少なく、またT生成反応断面積も小さいので①に比べて無視できる。

4. 5. 3 ボロンの使用について

PWRプラントでの¹⁰B濃度は定常炉心試験装置で想定している使用濃度の1%～15%(0.9-12wt%)の範囲でしか実績がない。また、プラントにおける高濃度、高温での使用実績がないことを考え合わせると、濃縮ホウ酸の導入を難しくするものと考えられる。

ボロンと中性子との反応により蓄積するトリチウム、Li等の元素については冷却水の循環系にこれら不純物元素の除去処理設備が必要となる。こうした点を考えると、真空容器内にボロンの存在する領域が多くなるボロン水を使用するより、むしろボロンを含有した遮蔽材を使用してT等の生成領域を制限する方が扱い易いと考えられる。しかし、ボロンを添加した遮蔽材の使用は、ボロン水に比較して遮蔽材の溶接性の低下など製作性の問題や遮蔽効果の低下をまねく。

以上の理由により、定常炉心試験装置の遮蔽設計に当たり、真空容器にTi合金を使う方式においては、Ti合金材料の水素脆化の問題に加え、本装置の設計が要求するボロン水濃度に対するプラント実績が皆無であることから、プラントとしての技術的成立性が得られ難いものと判断される。一方、SUS+W方式については後の4.6章で述べるように、真空容器内遮蔽水にはボロン水の代わりに純水のみを使用しても、ボロンを添加した真空容器材料、遮蔽体（板）、あるいはB₄C板などを二重壁内に設置することで、全体の遮蔽性能が成立することが確かめられており、SUS+W方式の方が、技術的にもより無理のない選択と考えられる。

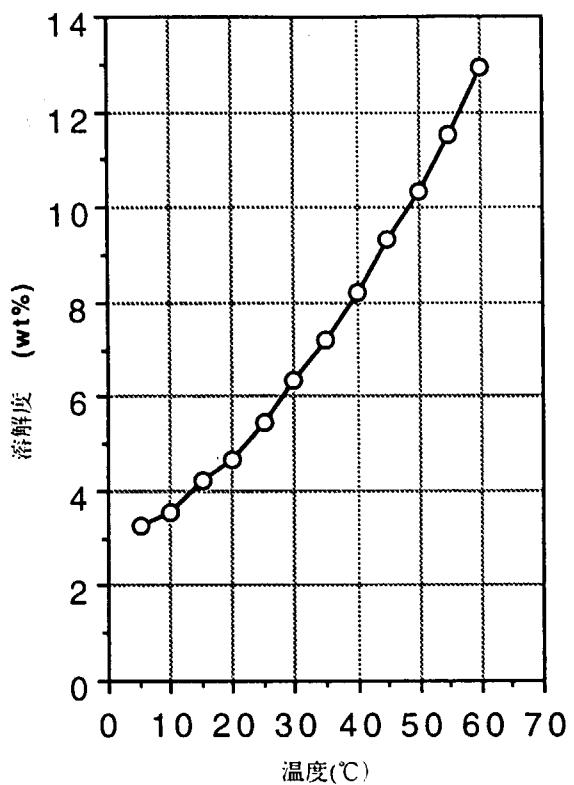


図4.5.1 天然ホウ酸(H_3BO_3)の溶解度曲線

4. 6 SUS+W方式による真空容器の遮蔽設計

第4.4章で行った、定常炉心試験装置の1次元遮蔽解析の結果、ステンレス製の真空容器であっても、真空容器内プラズマ側表面にタンクスチールを遮蔽体として貼りめぐらせた場合、D-D燃焼実験後においても約1年間の冷却期間後の真空容器内 γ 線線量率を100 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下に抑えられることが確認できた。これにより、本装置の基本設計に当たっては、SUS+W方式を主案とし、Ti合金方式を第2案とした。ここではこのSUS+W方式について、現状での具体的設計構造を決定するためにさらに行なった詳細な遮蔽性能評価結果を述べる。

遮蔽水の純水化とボロン添加した遮蔽材の応用、純タンクスチール以外のタンクスチール合金(WL10)の使用等、いくつかの具体的な構造設計案を考え、いくつかにケース分けした上で、それぞれについて遮蔽計算を行なった。真空容器二重壁間の遮蔽板については高Mn鋼を使用する。昨年度までの検討において、真空容器二重壁間の遮蔽板の材料もタンクスチールとした評価を行なったが、残留 γ 線が真空容器内表面に張ったW遮蔽板のみで充分減衰することが分かった。したがって、真空容器重量の軽量化、コスト低減等の観点から、二重壁内遮蔽板材料として高Mn鋼を遮蔽設計の基本案として採用した。また真空容器の構造材となる低放射化ステンレスのCo含有量を無理のない工業ベースを想定して0.05%とした。タンクスチールの厚さは30mmとした。

以下に解析条件と結果について述べる。

(1) 解析条件

解析コード	THIDA-2コードシステム	
群定数	中性子輸送計算：FUSION-40（中性子42群、ガンマ線21群）	
	ガンマ線輸送計算：GROUPIN	
原子数密度	表4.6.1参照	
境界条件	インボード側 → 全反射 アウトボード側 → 真空	
中性子発生率	第3.2.1章に同じ	
運転条件	DD運転	10年間運転
	DT運転	2年間運転
中性子源強度	DD運転：	核発熱計算用 $f_n = 1.61 \times 10^{15} (\text{n/sec})$ 放射化計算用 $f_n = 2.04 \times 10^{12} (\text{n/sec})$
	DT運転：	核発熱計算用 $f_n = 1.56 \times 10^{17} (\text{n/sec})$

(2) 解析モデル

一次元トーラスモデル

形状寸法	図4.6.1参照 (case-5の例)	
真空容器材質：	SS316 (内板1cm、外板3cm、Co-0.05%含有、(内/外板：10/30mm)	
真空容器厚さ (DD実験時) :	インボード側	33 cm
	アウトボード側	83cm
真空容器厚さ (DT実験時) :	インボード側	73 cm (追加遮蔽体40cm含む)
	アウトボード側	83cm
タンクスチールシールド	タンクスチール1%ランタン合金 (30mm)	
二重壁内遮蔽材：	高Mn鋼(20mm) (イン/アウト：7/14枚)と純水との多重構造 (高Mn鋼と純水との比率はイン2cm:1cm / アウト2cm:2cm)	
中性子吸収材：	$B_4C(^{10}B$ を40%に濃縮したもの)	
追加遮蔽体厚さ (DT実験時) :	インボード側	40 cm
追加遮蔽体材質：	SS316 (内板1cm、外板1cm、Co-0.05%含有) SS316と純水との多重構造(7:3)	

(3) 遮蔽水の純水化の検討

真空容器薄板二重壁間にボロン水を遮蔽水として使用することは、低エネルギー中性子の吸収に効果があり、簡単な構造物で遮蔽効果を高めるのみ有効な手法である。しかしこの濃度のボロン水を使用するに当たっては、ボロンの濃度が高いことによる析出を防ぐために、遮蔽水を80°C程度の高温に維持する必要がある。このために特別な処理系統が必要となったり、遮蔽水中のボロンが中性子と反応してトリチウムが発生する等の技術的課題も生じる。そこで、ボロン水を使用するかわりに遮蔽水として純水を使用し、ボロンを含有した真空容器や遮蔽材による遮蔽・低放射化性能を検討した。

解析ケースを表4.6.2に示す。case-1が遮蔽水にボロン水を使用した場合であり、case-2以降の表中には、case-1からの解析条件の変更点を記した。解析結果を表4.6.3に示す。核発熱はインボード側R=281cm、 γ 線量率については容器内がイン：R=333cm、アウト：R=672cm、容器外がイン：R=300cm、アウト：R=755cmの地点での値である。case-1が第4.4章で行った簡易計算モデルに最も近いものであり、ほぼ同様の結果となっている。

ボロン水を純水に置き換えた場合、case-2の結果に示される通り、TFCの核発熱量と γ 線量率の両者共に大きく増加する。真空容器材料（低Co-SUS）及び遮蔽板材料（高Mn鋼）に¹⁰Bをそれぞれ0.5%、1.0%添加した場合（case-3）では、濃縮ボロン水（¹⁰B濃度1.0%）を遮蔽水として使用したcase-1とほぼ同等の低放射化特性が得られ、遮蔽水に純水を使用できる見通しが得られた。

しかし、金属材料へのボロンの添加は溶接性の悪化等をもたらすため、トリチウムバウンダリとなる真空容器材料への適用は避けることが望ましい。またタンゲステンに¹⁰Bを添加することもタンゲステンの遮蔽性能を劣化させるので望ましくない。そこで、真空容器材への¹⁰Bの添加は行わず、遮蔽板への¹⁰B添加量を1%とし、B₄C板を真空容器内壁付近に設置する方法（case-4）を検討し、この結果設計目標にほぼ近い値を得ることができた。タンゲステンシールドと真空容器内壁間にB₄C板を挟むことは、第一壁の除熱性能を低下させるばかりでなく、B₄Cと中性子の反応で生じるトリチウムが真空容器内に残る等の課題が生じる。このような結果から判断して、遮蔽水を純水化し、真空容器二重壁内にB₄C板を挿入することとした。

(4) 純タンゲステン以外のタンゲステン合金の使用

これまでの放射化解析では、タンゲステン材に純タンゲステンを使用してきたが、製作性、加工性の観点から焼結体や合金系の使用が現実的である。そこで純タンゲステンに代わり、WL10（W-1%La：タンゲステン1%ランタン合金）を検討した。本材料の使用によりW成分が減少し、遮蔽効果の低下が見込まれるため、これを補うためにB₄C板は¹⁰B濃縮とした。また、真空容器の内壁に出来るだけ接近した位置にボロンを配置することが遮蔽上有効なことから、真空容器内壁に設けた冷却流路に近接してB₄C板を設置した（case-5）。

(5) まとめ

以上の検討により、遮蔽水に純水を使用したSUS-W真空容器構造に対する1次元遮蔽解析では、case-4及びcase-5において、

- ・ D-D運転10年後、1年間の冷却期間後で真空容器内放射化レベルは11~18 mrem/h (110~180 μ Sv/h、目標値100 μ Sv/h)
- ・ D-D運転10年後、1年間の冷却期間後で真空容器外放射化レベルは0.01 mrem/h (0.1 μ Sv/h、目標値20 μ Sv/h)
- ・ D-T運転時のTFC最大核発熱は0.3-0.4 mW/cc程度 (目標値 0.2 mW/cc)

の結果を得た。計算上はcase-4が最も良い結果を示したが、ほぼ設計目標を満たし得る見通しを得た。現実的なw材WL10の使用を前提とすれば選択はcase-5となる。さらに今後の最適化が必要であるが、case-5を本装置の現設計案の基本案として採用することとした。以上の検討は10年間のDD実験後の真空容器の低放射化を図ることを念頭に置いて行ったものであるが、さらにオプションである2年間のDT実験をも含めたJT-60施設全体の放射線安全設計の評価を別途検討する必要がある。これについては次の第5章

で検討した。

以下の各図にcase-5のD-D運転時の解析結果を示す。

運転中の中性子及び γ 線束空間分布図(case-5)	: 図4.6.2
運転中の中性子及び γ 線束空間分布図（アウトボード側拡大図：case-5）	: 図4.6.3
炉停止後の γ 線線量率空間分布図(case-5)	: 図4.6.4
炉停止後の γ 線線量率空間分布図（アウトボード側拡大図：case-5）	: 図4.6.5
運転中の核発熱率空間分布図(D-D運転時：case-5)	: 図4.6.6
運転中の核発熱率空間分布図(D-T運転時：case-5)	: 図4.6.7

4.7 高Mn鋼製真空容器の低放射化特性について

真空容器材料に高Mn鋼を使用した際の放射化解析では、D-D燃焼実験終了1年後で真空容器内線量率は、タンクステンシールドがない状態で約110mrem/h ($110\mu\text{Sv}/\text{h}$) となり、低放射化特性を示す結果は得られなかつた。これは ^{54}Mn （半減期313日）を多く生じるためである。しかしながら、高Mn鋼では廃棄物処理で問題となる長寿命核種を発生しないことから、廃炉等の将来的見地から適用性の検討を引き続き行う必要があると思われる。遮蔽板等適用箇所を絞った用途を考えれば、低Ni、低Coの高Mn鋼の特徴を生かした真空容器／遮蔽概念の確立が図れる可能性がある。

図4.7.1に真空容器材をそれぞれSS316 (Co含有量0.2%)、SS316 (Co含有量0.05%)、高Mn鋼とした場合の10年間のD-D燃焼実験後の真空容器材表面（タンクステンシールド表面ではない）での γ 線線量率の減衰カーブを示す。

表4.6.1(1) 1次元放射化解析用原子数密度(ANISN用原子個数密度一覧表)

(ANISN用 原子個数密度一覧表)

No.	マテリアル	成分	FUSION40 LIB	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
241	プラズマ	2H	7- 12	1.000E-10
247	ステンレス (SUS316)	Ni	163-168	9.724E-03
		Cr	139-144	1.555E-02
		Mo	187-192	1.239E-03
		Fe	151-156	5.587E-02
253	超電導コイル	Nb	181-186	3.884E-03
		Mo	187-192	7.530E-04
		Cr	139-144	9.450E-03
		Ni	163-168	5.909E-03
		Fe	151-156	3.545E-02
		Cu	169-174	2.370E-02
259	水 (H ₂ O)	H	1- 6	6.700E-02
		O	67- 72	3.350E-02
265	タンゲステン	W	199-204	6.190E-02
271	デンカボロン (B4C) [10B;40%含有]	10B	43- 48	4.605E-02
		11B	49- 54	6.398E-02
		C	55- 60	2.807E-02
		Fe	151-156	2.156E-04
		O	67- 72	1.947E-04
277	高マンガン鋼 [10B : 1%含有]	C	55- 60	3.564E-04
		Si	97-102	1.067E-03
		Mn	145-150	1.354E-02
		P	103-108	4.606E-05
		S	109-114	1.038E-05
		Ni	163-168	1.296E-04
		Cr	139-144	1.565E-02
		N	61- 66	1.450E-03
		Fe	151-156	5.525E-02
		Co	157-162	2.421E-05
		10B	43- 48	4.750E-03

表4.6.1(2) 1次元放射化解析用原子数密度(ACT-4用原子個数密度一覧表)

(ACT-4用 原子個数密度一覧表)

No.	マテリアル	成分	Library No.	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
101	ステンレス (SUS316) [Co : 0.05%含有]	C Mn Fe S Si Ni Cr Co Mo P	6 25 26 16 14 28 24 27 42 15	3.168E-04 1.731E-03 5.587E-02 4.450E-05 1.693E-03 9.724E-03 1.555E-02 4.086E-05 1.239E-03 6.909E-05
102	水 (H ₂ O)	O	8	3.350E-02
103	銅	Cu	29	8.493E-02
104	タンクスチン [La;1.0%含有] * Laは、データライブ ラリーにないためWの Wt%を1%減らした。	C Mo Co Fe P W	6 42 27 26 15 74	2.872E-05 3.595E-05 5.854E-06 1.029E-05 1.865E-05 6.190E-02
105	ニオブ三錫	Nb Sn	41 50	3.180E-02 1.060E-02
106	デンカボロン (B ₄ C)	10B 11B C Fe O	5010 5011 6 26 8	4.605E-02 6.398E-02 2.807E-02 2.156E-04 1.947E-04
107	高マンガン鋼 [Co : 0.03%含有] [10B : 1%含有]	C Si Mn P S Ni Cr N Fe Co 10B	6 14 25 15 16 28 24 7 26 27 5010	3.564E-04 1.067E-03 1.354E-02 4.606E-05 1.038E-05 1.296E-04 1.565E-02 1.450E-03 5.525E-02 2.421E-05 4.750E-03

(組成割合表)

No.	マテリアル	成分	構成比
108	超電導コイル	ステンレス (101) 銅 (103) ニオブ三錫 (105)	6.000E-01 2.800E-01 7.000E-02

表4.6.2 1次元遮蔽解析ケース一覧

解析ケース	解 析 条 件
case-1	遮蔽水 : ボロン水 (^{10}B 濃度 1%) 遮蔽板 : 高 Mn 鋼 真空容器 : 低 Co-SUS、内板 10mm 厚 W 板 : 純タンクステン B_4C 板 : なし
case-2	遮蔽水 : 純水
case-3	遮蔽水 : 純水 遮蔽板 : 高 Mn 鋼 (^{10}B 濃度 1% 添加) 真空容器 : 低 Co-SUS (^{10}B 濃度 0.5% 添加)
case-4	遮蔽水 : 純水 遮蔽板 : 高 Mn 鋼 (^{10}B 濃度 1% 添加) B_4C 板 : タングステンと真空容器内壁間に 5mm 厚
case-5	遮蔽水 : 純水 遮蔽板 : 高 Mn 鋼 (^{10}B 濃度 1% 添加) W 遮蔽 : WL10 B_4C 板 : 冷却流路に近接して 10mm 厚、 ^{10}B 濃縮度 40%

表4.6.3 解析結果のまとめ

解析ケース	核発熱(mW/cc)		γ 線線量率 (mrem/h) ; D-D					
	D-D	D-T	容器内			容器外		
			1月後	1年後	2年後	1月後	1年後	2年後
case-1	0.09	0.33	15.7	9.79	8.06	11.9	8.53	7.25
			0.0003	0.39	12.6	7.14	5.76	0.02
case-2	0.27	0.61	42.2	32.3	27.8	26.3	20.6	17.9
			0.002	0.99	30.7	22.6	19.4	0.03
case-3	0.05	0.30	14.0	8.28	6.74	5.20	2.84	2.27
			0.0002	0.37	11.5	6.16	4.89	0.02
case-4	0.09	0.34	16.8	11.0	9.15	15.1	11.4	9.77
			0.0003	0.41	13.2	7.87	6.43	0.02
case-5	0.09	0.42	25.9	18.4	15.6	14.9	11.1	9.56
			0.0003	0.43	19.8	13.3	11.2	0.02

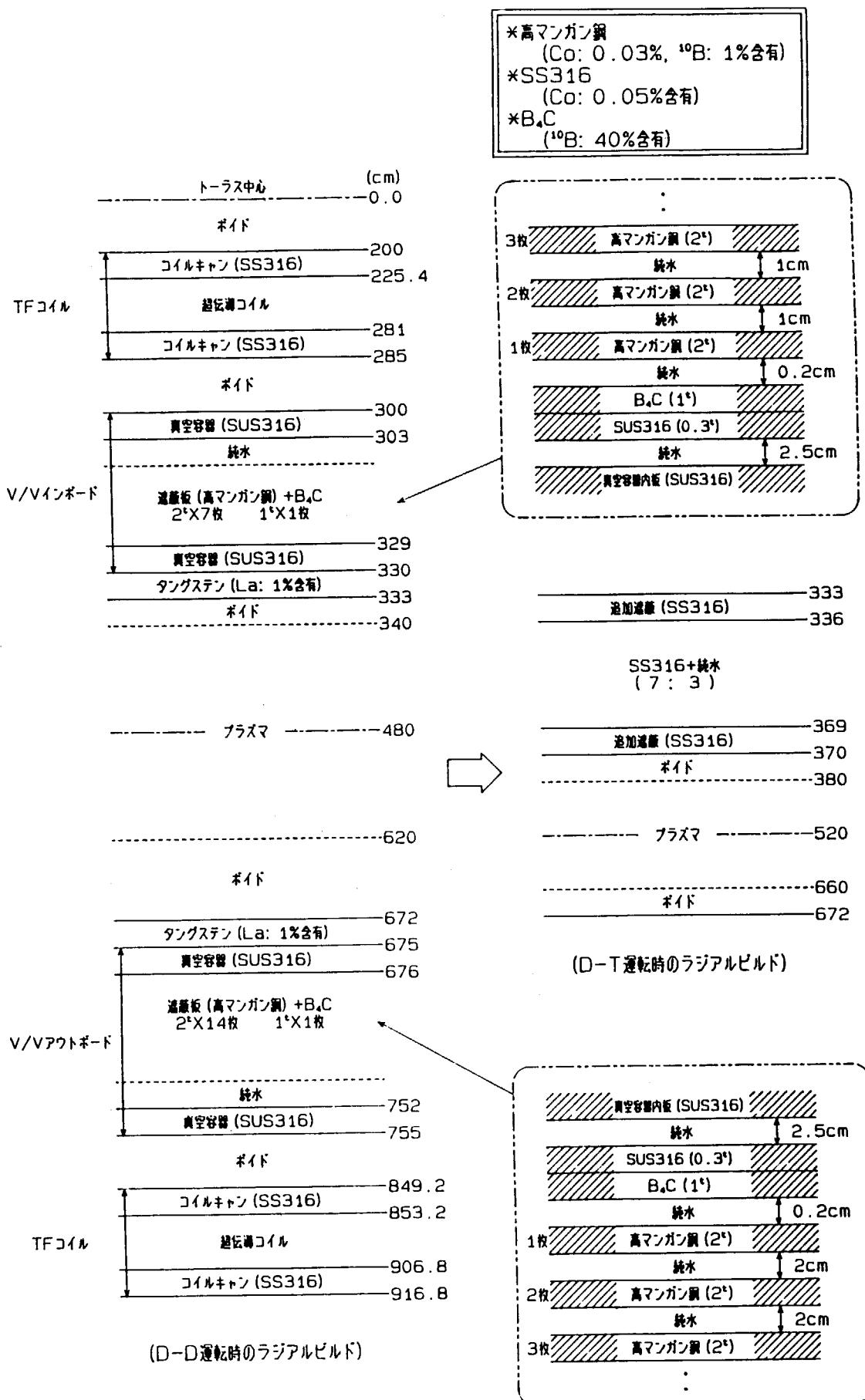
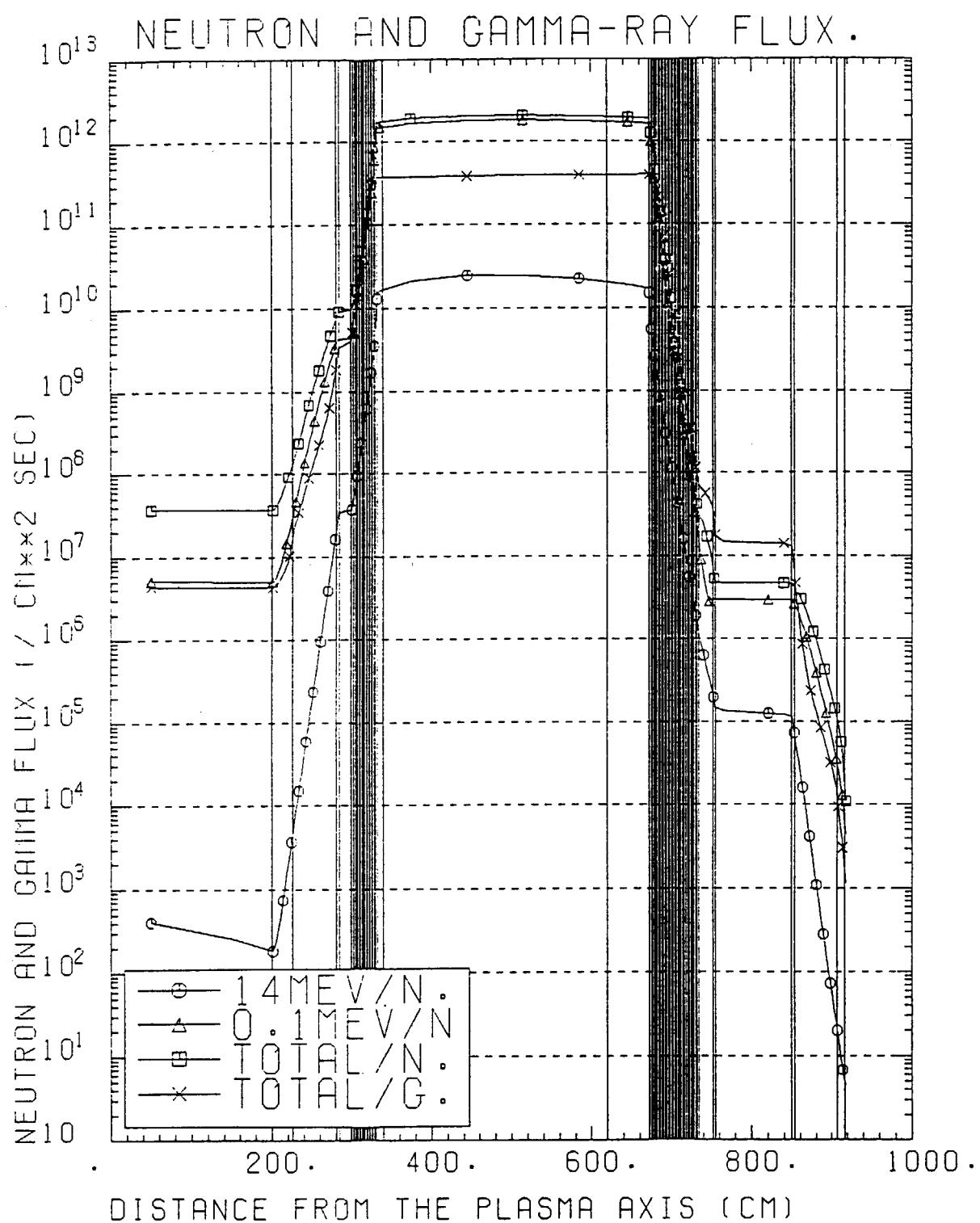
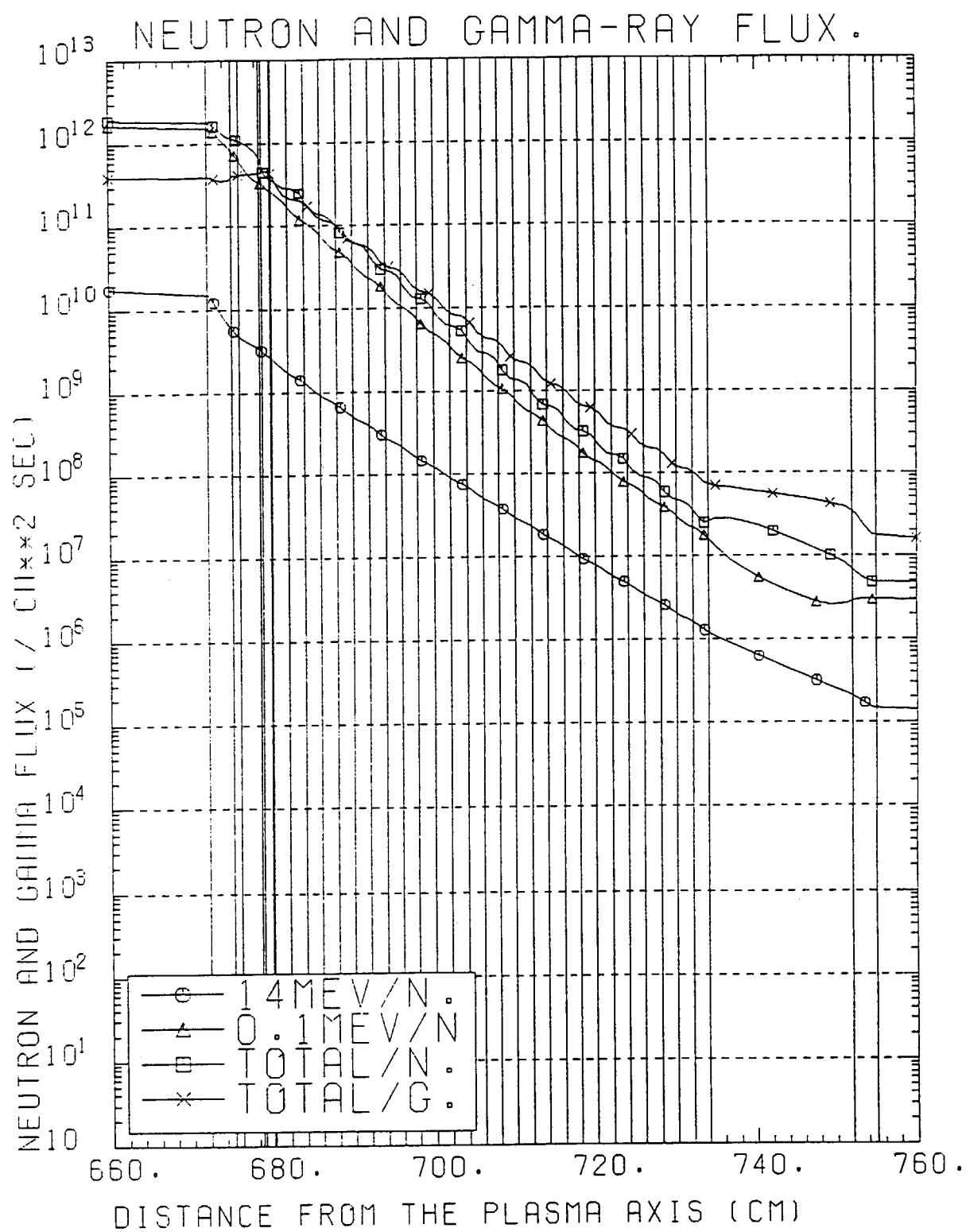
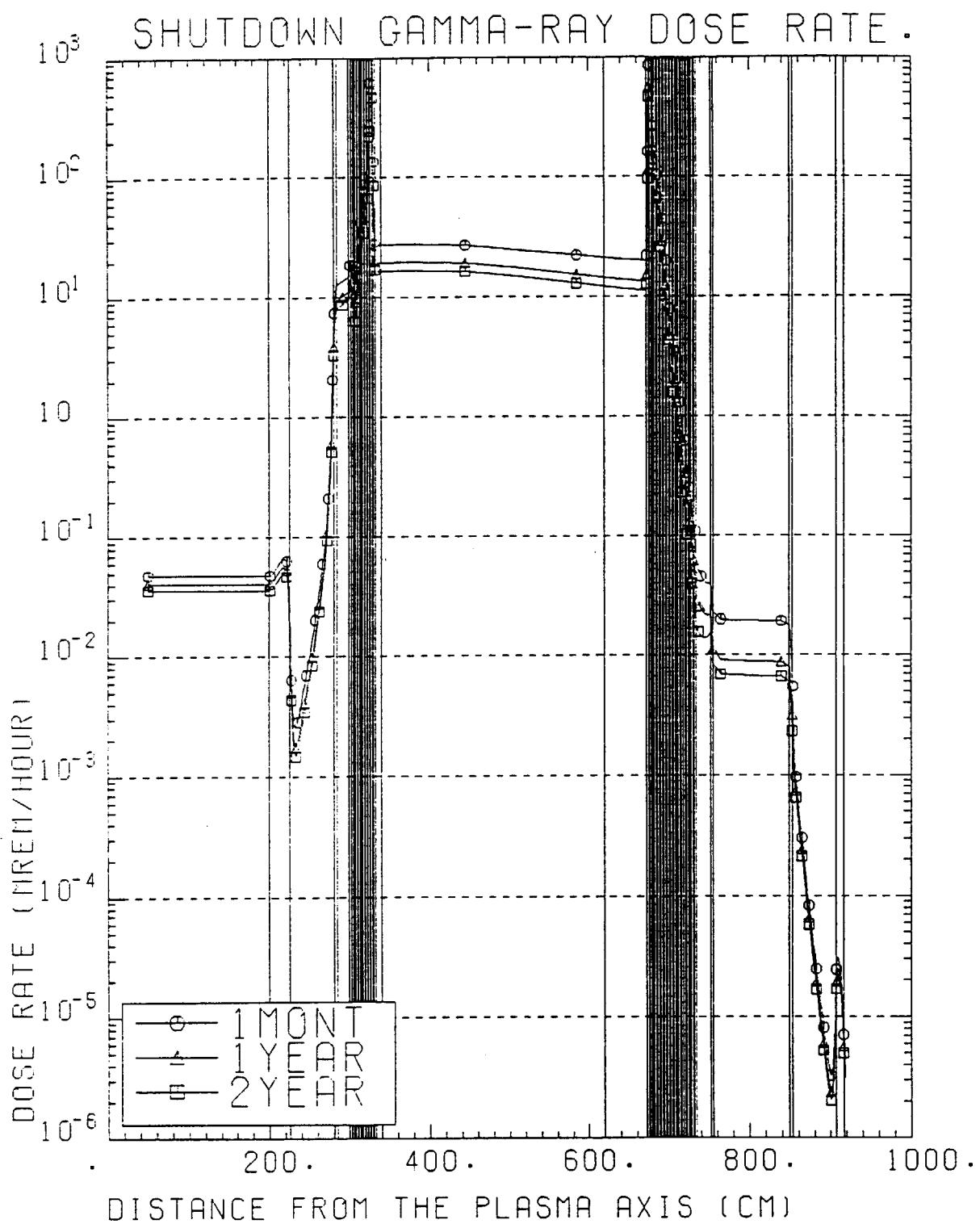
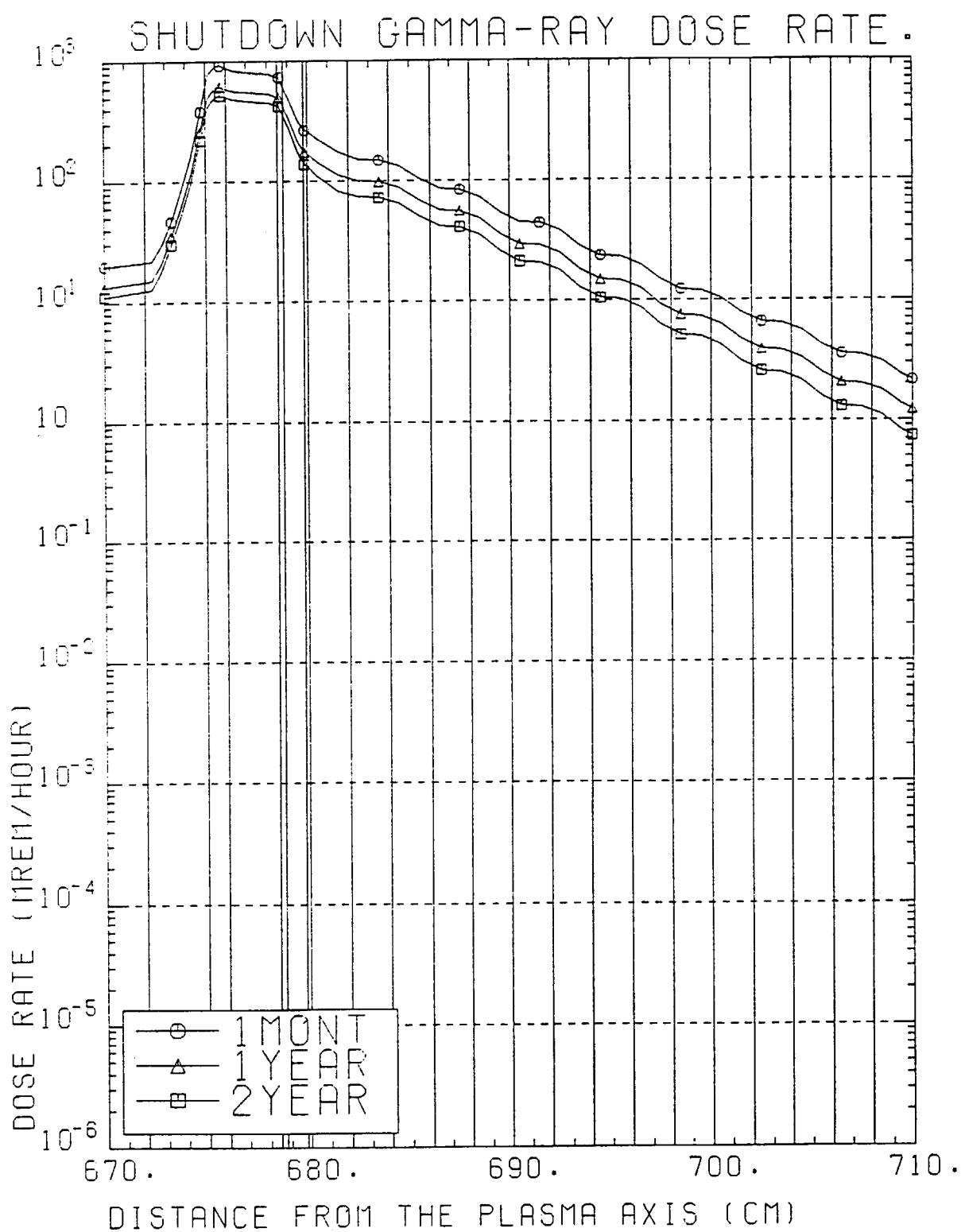


図4.6.1 1次元放射化解析モデル図 (Case5)

図4.6.2 運転中の中性子及び γ 線束空間分布図 (Case5)

図4.6.3 運転中の中性子及び γ 線束空間分布図(アウトボード側拡大図: Case5)

図4.6.4 運転停止後の γ 線線量率空間分布図 (Case5)

図4.6.5 運転停止後の γ 線線量率空間分布図(アウトボード側拡大図: Case5)

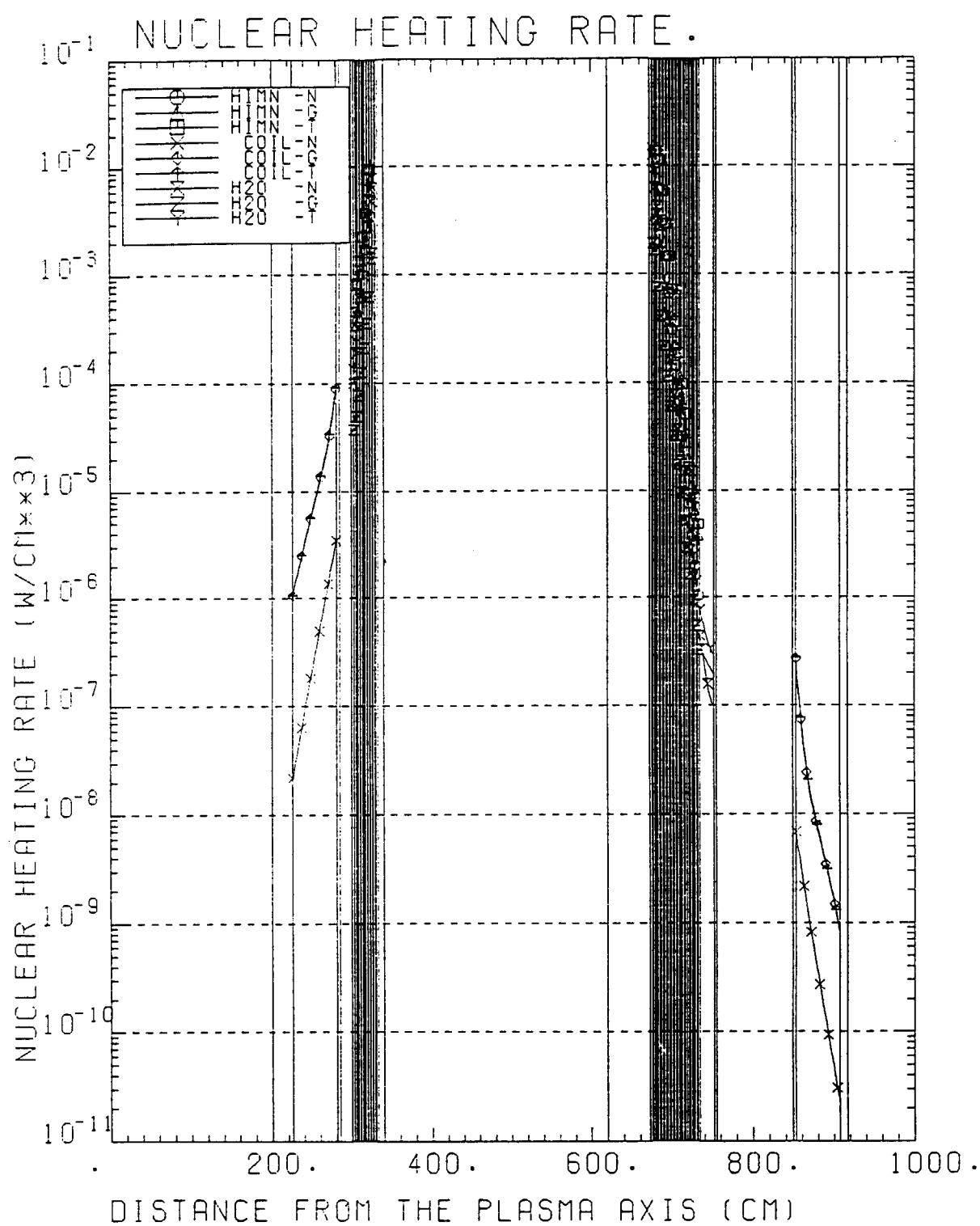


図4.6.6 運転中の核発熱率空間分布図(DD運転時 : Case5)

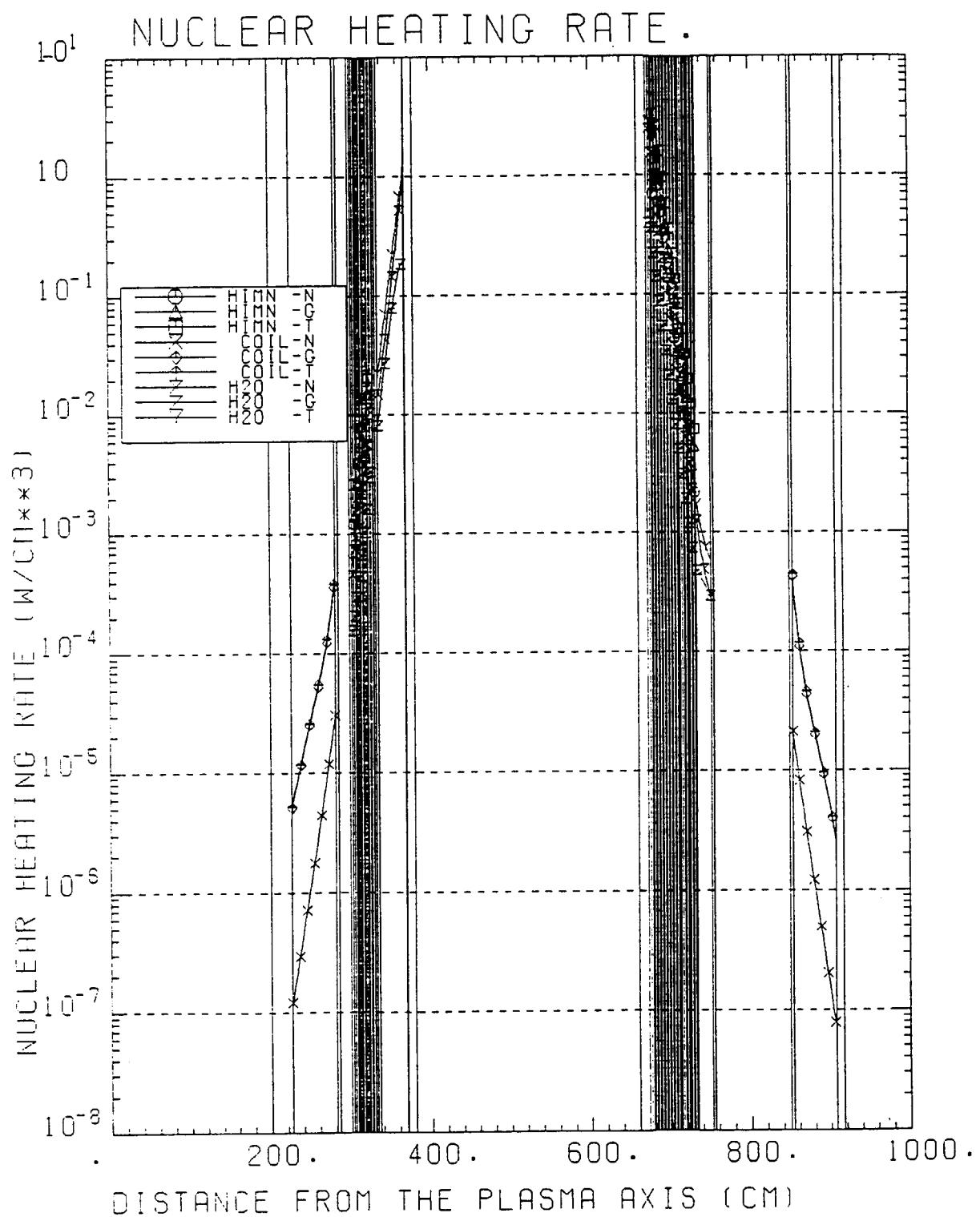


図4.6.7 運転中の核発熱率空間分布図(DT運転時：Case5)

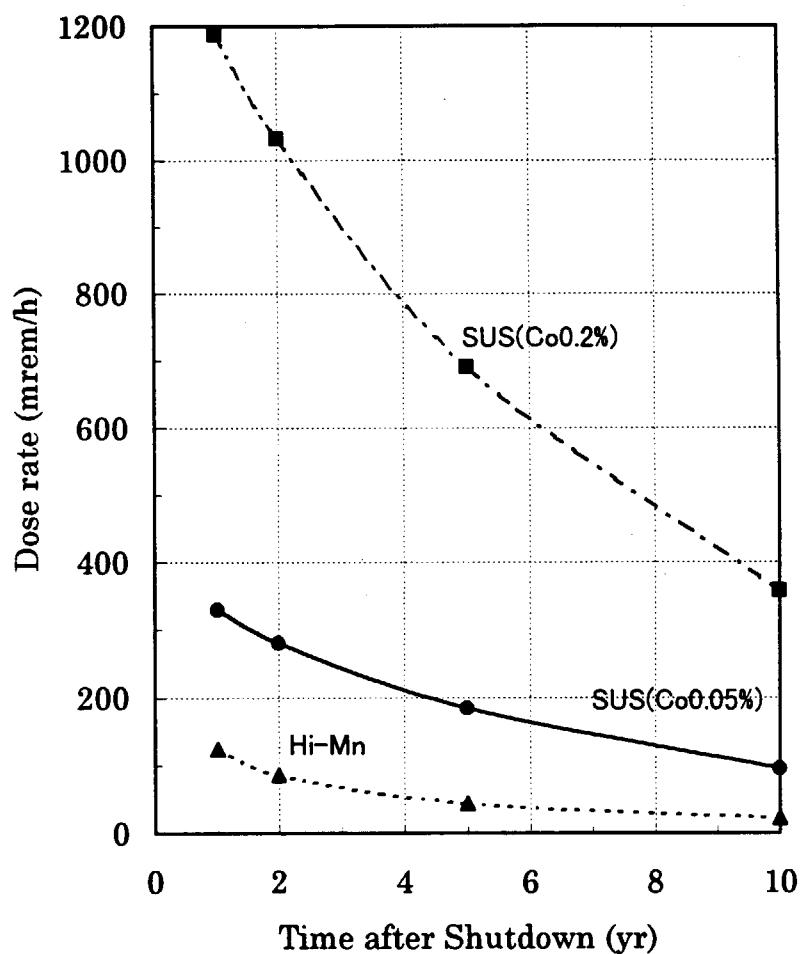


図4.7.1 真空容器材の γ 線線量率の減衰曲線

4.8 Ti合金の水素吸蔵、脱ガス

真空容器候補材としてTi-6Al-4V合金を候補材料のひとつにあげたが、水素吸蔵特性についての課題が有るため、1) 高温におけるTi合金の水素吸蔵による材料強度特性、2) 高温Ti合金の重水素イオンの透過特性試験等を実施した。また、併せて、3) Ti合金の放射化分析を実施した。以下に主な結果を示す。詳細は参考文献[4-3]にある。

4.8.1 Ti-6AL-4V合金の水素吸蔵と材料強度特性について[4-4]

高温水素雰囲気中でマイクロ天秤を用いて水素吸蔵量測定(500°C, 10~50TorrH₂)し、その後、材料強度試験を実施した。

水素吸蔵が0.084wt%までは、引っ張り強度は低下しなかった。0.02wt%までは、引っ張り強度はむしろ改善され、強度が増した。0.2%耐力は0.05wt%を超えると次第に低下し始める。その後、最大引張強さ、0.2%耐力共に急激に低下する。0.095~0.17wt%まで吸蔵すると自己破損(0.095wt%では一部破損、0.17wt%では全数完全破損)に至る。硬さ試験では0.05wt%までの平均的な硬さは増加する傾向にあり、0.05wt%付近から次第に低下し始め、0.17wt%では急激に劣下する。伸びは、0.06wt%において母材の1/2になる。したがって、材料としては~0.05wt%までは使用可能と考えられる。また、溶接片の試験では、溶接無し試験片と材料強度特性に大きな違いは無いが、引っ張り試験の破断ヶ所はほとんど溶接部に集中していた。また、同じ吸蔵温度で比較して、溶接試験片が約2倍程度吸蔵速度が早かった。水素吸蔵速度は300°Cと400°Cで大きな変曲点があり、さらに高温の400°Cと500°Cでは、少し小さめであるが、変曲点が生じている。したがって、真空容器に使用するためには使用温度は300°C前後より低めで運転することが望まれる。

また、試験を通じて以下の事が解った。比較的高温(~400°C)領域では、吸蔵速度は緩慢であるが、~600°C程度でフラッシング(真空中、~10分)した後、400~500°Cで水素吸蔵するとフラッシング無しと比較して、一段と吸蔵速度が高くなる。これは表面酸化膜等の破壊により、表面が活性化したためと考えられる。高温状態(~500°C)において、一旦水素吸蔵を開始すると飽和すること無しに自己破損するまで吸蔵する(最終的には自己発熱し、吸蔵反応助長する)。ただし、温度を下げるとその過程で、ある程度吸蔵(重量増加)するが、ある程度温度が下がった状態での吸蔵は停止する。常温では、吸蔵状態を保持している様に見受けられる。脱ガスのために高温(500~600°C)にすると、表面酸化、窒化膜等が破壊され、Ti合金が活性化する可能性が有り、比較的低温(200~300°C)であれば有る程度脱ガスの効果が期待できる。

4.8.2 Ti-6Al-4V合金中の重水素イオン透過について[4-5]

600K以下では、入射された重水素イオンは、ほぼ膜中に残留する。透過実験条件下(0.5KeV, 6.4×10¹⁸D⁺ions/m²·s; ~760K)では水素化物の形成は見られなかった。0.1mm tの試料膜の重水素透過は500K以上で3時間以内で観察できた。透過/入射フランクス比は、633Kで3.3×10⁻³、753Kで4.8×10⁻³であった。透過の律速は合金中の透過側への拡散であり、透過の活性化エネルギーは600K以上の領域で0.12eVである。また、重水素の合金内の拡散係数は498K~673Kの温度領域ではD=2.0¹⁰(m²s⁻¹)exp(-0.32(eV)/kt)の関係で表わされることがわかった。

いま、Ti-6Al-4Vの真空容器としての適用性を考慮すると、壁厚10mm、温度773K、照射フランクスD、Tで10¹⁶m⁻²s⁻¹とした場合、定常状態で透過フランクスは5×10¹³m⁻²s⁻¹となり、壁を拡散透過するのに約140日かかると推定できる。

真空容器の運転温度ではトリチウム透過は問題ではないと思われる。しかし長時間運転及び高フルエンス下ではトリチウムインベントリーが生じ得る可能性がある。この対策としては酸化膜など何らかの透過バリアを持った材料の使用が重要と思われる。

4.8.3 Ti-6Al-4V合金の放射化分析について[4-6]

Ti合金(Ti-6Al-4V)について、製造メーカ2社の試料で放射化分析を行った。その結果、Al,V,Feについては以下のように、ミルシートに記載の値より高めの数値が得られた。

- ・ Al:5.5～6.75wt% →7.1～7.3wt%
- ・ V:3.5～4.5wt% →5.2～5.6wt%
- ・ Fe:0.3、0.03wt% →<0.3、<0.15wt%

また、ミルシートに記載されていないが、以下の不純物が含まれていた。

- ・ Ni:0.008～0.011wt%
- ・ Co:<0.001wt%
- ・ Mn:0.03～0.06wt%

これらの不純物は、実際に材料を使用するに当たって、あまり問題となるような量ではないと思われるが、念のため放射化分析で不純物量を把握の上、安全解析をすべきである。

放射化分析時の γ スペクトルで、注意を要する核種は、 ^{46}Ti (n,p) $^{46\text{m}}\text{Sc}$, $\sigma=0.210\text{barn}$ at 14.7MeVの ^{46}Sc (83.8d, 0.889, 1.120MeV)である。

以上の試験結果等から、比較的低温(200～300°C)で使用(運転)可能であれば、Ti合金は低放射化の候補としての魅力が有る材料である。ただし、今後、1)活性化温度領域の存在の有無の確認、2)溶接面への水素吸蔵遍析の有無について、引き続き明かにして行く必要がある。

5. JT-60SU施設の遮蔽設計

5.1 施設の遮蔽設計の考え方

第4章では真空容器の方式としてSUS+W方式を主案とし、10年間のDD実験終了後、DT実験へ移行する時点での真空容器の低放射化の観点からSUS+W方式真空容器における遮蔽構造の最適化を議論したが、JT-60SU施設全体の遮蔽設計を行うためには、オプションとしている2年間のDT実験を含めた総合的な遮蔽評価が必要である。また定常炉心試験装置の運転に当たっては、DT実験へ移行する場合の遮蔽対策の実施は余計な経費と時間を無駄にする可能性があるため、DD実験の開始時点から予め対応を検討して置く必要があると考えられる。本装置の遮蔽性能を決定する主要な構成機器は、真空容器、トロイダル磁場コイル、クライオスタート、実験棟建家であり、本章ではこうした遮蔽構造物のDT実験を含めた遮蔽性能について評価する。

5.2 1次元遮蔽性能評価（真空容器、クライオスタート、JT-60実験棟建家全体評価）

5.2.1 遮蔽性能評価の手順

本体室内装置構造物について1次元コードを用いた評価により基本的遮蔽構造の最適化を行った。実験棟周辺では遮蔽性能が一番弱い天井部分が管理区域周辺線量及びスカイシャインに与える影響においてもつとも問題となる。実験棟屋上までの遮蔽性能評価に当たっては、装置から天井までの空間減衰を考慮に入れた1次元球モデルを適用した。先ず1次元径方向モデルで装置本体の真空容器外周部までの遮蔽性能評価を行い、次に1次元球モデルを用いて真空容器よりさらに離れた位置にあるトロイダル磁場コイル、クライオスタート及び実験棟建家屋上部までの遮蔽構造の最適化を実施した。遮蔽構造の最適化に当たっては、トロイダル磁場コイルは超伝導部分とコイル間のシェアパネルの部分とで構成されるが1次元モデルではこれらを一度に計算できないため、それぞれの構造に分けて評価した。

1次元コードを用いた遮蔽の最適化計算手順を、DD実験を含めて図5.2.1に示す。図中①に示すDD実験時における真空容器の遮蔽構造の最適化については、第4.6章で行い、すでに結果が得られている。ここではDD実験の結果を基にしてスタートし、さらにDT実験に対して図中②、③に示すようなフローにおいて、一次遮蔽体及び追加遮蔽体の構造の最適化を行い最終的な遮蔽構造を決定する。

5.2.2 計算条件

(1) 計算モデル

①径方向1次元モデル化

図5.2.2に定常炉心試験装置のプラズマ中心軸上での1次元ラジアルビルドを示す。図5.2.2(1)の左側がDD実験時、右側がDT実験時の遮蔽構造を示す。図5.2.2に対応したDD実験、DT実験時の各モデル寸法をそれぞれ表5.2.1、表5.2.2に示す。1次遮蔽体である真空容器の径方向の遮蔽構造は図に示すように、SUS316、W、高Mn鋼、純水及びB₄C板の複合構造である。径方向において2重壁内の遮蔽材として使用する高Mn鋼と純水との比を、イン2cm:1cm、アウト2cm:2cmの現設計案として計算を開始した。また、追加遮蔽体の径方向の構造はSS316と純水との多重構造であり、その比7:3を現設計案として計算を開始した。これらをまとめると以下の通りである。

真空容器材質：	SS316 (内板1cm、外板3cm、Co-0.05%含有)	
真空容器厚さ (DD実験時) :	インボード側	33 cm
	アウトボード側	83cm
真空容器厚さ (DT実験時) :	インボード側	73 cm (追加遮蔽体40cm含む)
	アウトボード側	83cm
2重壁内遮蔽材：	高Mn鋼と純水との多重構造 (現設計はイン2cm:1cm、アウト2cm:2cm、本計算で最適化)	
中性子吸収材：	B ₄ C(¹⁰ Bを40%に濃縮したもの)	

タンゲステン板：	タンゲステンランタン合金WL-10 (3cm)
追加遮蔽体厚さ (DT実験時) :	インボード側 40 cm
追加遮蔽体材質：	SS316 (内板1cm、外板1cm、Co-0.05%含有)
	SS316と純水との多重構造(現設計は7:3、本計算で最適化)

真空容器の遮蔽厚さは基本的には変更せずに、真空容器内の高Mn鋼と水の多重構造の厚さ割合や追加遮蔽体のSS316と水の比率などをサーベイして最適な遮蔽構造を得る。DT実験時には真空容器インボード側に追加遮蔽体を設置する。このためDT実験でのプラズマは全体に外側へ40cm移動した位置で運転される。表5.2.3に計算に使用する構造材の原子個数密度を示す。

①天井方向 1次元モデル化

図5.2.3に定常炉心試験装置及びJT-60実験棟建家屋上までのプラズマ中心から天井方向への1次元ラジアルビルドを示す。DT実験時について評価するため、追加遮蔽体を含めてある。図5.2.3に対応したDT実験時の各モデル寸法を表5.2.4に示す。

天井方向において2重壁内の遮蔽材として使用する高Mn鋼と純水との比を2cm:1cmを現設計案として計算を開始した。また、追加遮蔽体の径方向の構造はSS316と純水との多重構造であり、その比7:3を現設計案として計算を開始した。これらをまとめると以下の通りである。

真空容器材質：	SS316 (内板1cm、外板3cm、Co-0.05%含有)
真空容器厚さ (DD実験時) :	天井方向 43 cm
真空容器厚さ (DT実験時) :	天井方向 73 cm (追加遮蔽体30cm含む)
2重壁内遮蔽材：	高Mn鋼と純水との多重構造 (現設計は天井側2cm:1cm、本計算で最適化)
中性子吸収材：	B ₄ C(¹⁰ Bを40%に濃縮したもの)
タンゲステン板：	WL-10 (3cm)
追加遮蔽体厚さ (DT実験時) :	天井方向30 cm
追加遮蔽体材質：	SS316 (内板1cm、外板1cm、Co-0.05%含有) SS316と純水との多重構造(現設計は7:3、本計算で最適化)
トロイダル磁場コイル：	TFCモデル (SSコイルフレーム内側4cm、外側10cm、SCM部53.6cm) シアバネルモデル (SSケース内側4cm、外側10cm、ポリエチレン部53.6cm)
クライオスタッフ：	厚さ45cm (SSライナー5cm、コンクリート部40cm)

最適化する遮蔽構造体は真空容器、追加遮蔽体、クライオスタッフ及びシェアパネルに限定し、他の構造物は変更しないものとした。

(2) 計算条件、計算コード

中性子の発生条件は第3.2章の条件とした。また、計算コード、ライブラリは以下を使用した。

中性子輸送計算	: ANISN
群定数	: FUSION-40 (中性子42群、ガンマ線21群)
放射化計算	: THIDA-2コードシステム
ガンマ線輸送計算	: GROUPIN

5.2.3 計算結果

前節で1次元モデル化した条件に基づいて、第3.2章に示した遮蔽設計の目標値以下となるように遮蔽

体の遮蔽構造(厚さと組成)を最適化した。表5.2.5に最適化後の計算結果を示す。また図5.2.4に各評価地点、遮蔽設計の目標値及び計算評価値をまとめて示した。括弧内が計算評価値であり、単位は目標値と同じとした。図5.2.5～図5.2.8に線量当量率の空間分布図を示す。

運転停止後線量当量率分布（径方向）	: 図5.2.5
運転停止後線量当量率分布（径方向、真空容器アウトボード拡大図）	: 図5.2.6
運転中)線量当量率分布図（天井方向）	: 図5.2.7
運転停止後線量当量率分布（天井方向、真空容器天井部拡大図）	: 図5.2.8

(1) 核発熱率

計算結果から、TFCの核発熱率はインボード側で0.24 mW/ccとなって、目標値0.20 mW/ccを若干オーバーしたもの、追加遮蔽体のSUSと水の割合を現設計案の7：3から8：2としたことで、おおむね目標値を満たす結果となった。天井側については、追加遮蔽体のSUSと水の割合を7：3から8：2としただけでは目標値を達成できなかったので、真空容器2重壁構造内の高Mn鋼と水との多重層の比率をさらに現設計案の2cm:1cmから3cm:1cmへと変更して0.19 mW/ccにまで低減できた。TFCアウトボード側の核発熱率については、次の放射化の検討において述べるように、アウトボード側での真空容器の2重壁構造内の高Mn鋼と水との多重層の比率を天井側と同様に3cm:1cmへと変更したため、0.05 mW/ccと極めて低い値にとどまっており、遮蔽性能としては全く問題ない。

(2) 放射化による装置周辺での線量当量率

真空容器外表面での運転停止後1カ月後の線量当量率は、アウトボード側での真空容器の2重壁構造内の高Mn鋼と水との多重層の比率を天井側と同様に3cm:1cmへの設計変更案を採用した結果、17.5 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、かろうじて目標値を達成した。しかしながら、天井（床）方向についてはこの設計変更案でも79 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ となり、目標値1カ月後で20 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ を大きくオーバー（～4倍）した。ただし、真空容器を取り囲むTFCの外側では0.06 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ （シアパネルの外側でもほぼ同一値）と充分低くなっているため、装置のメンテナンスなどで作業が真空容器天井側のどの領域までを想定するかで線量率の許容値が変わることになる。

運転停止1日後のクライオスタット外表面での線量当量率は、0.01 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、目標値1日後で20 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ を充分に下回っている。停止1日後あたりでは中性子スペクトルによっては放射化したコンクリートの41Caの影響が強くでることがあるが、本設計においてはこうした影響は出でていない。

参考としてDT実験後の真空容器内表面線量当量率を計算した。インボード側SS316の追加遮蔽体の表面は停止後1年後であっても $2 \times 10^5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ と目標値の1万倍の値であり、DT実験後の解体作業は当然のことながら遠隔操作が前提となる。また、参考に変更後の設計案に基づくDD実験10年後の真空容器内表面線量当量率を計算したが、第4.6章での計算結果から大きな変更はない。

(3) 運転中管理区域境界での線量当量率

DT実験での週間当たり最大中性子発生量は $3 \times 10^{23} \text{n}/\text{w}$ であるから、管理区域境界である天井外壁での線量当量率46.5 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ を週間当たり線量当量率に換算すると、 $46.5 (\mu\text{Sv})/3600(\text{s})/1 \times 10^{20}(\text{n}/\text{s}) \times 3 \times 10^{23}(\text{n}/\text{w}) = 3.9 \times 10^{-2} \text{ mSv}/\text{w}$ である。これは目標値の0.3 mSv/wよりおよそ1桁低い値であり、JT-60施設の現在の天井構造をそのまま使用するためには、現設計案であるクライオスタット構造（SSライナー5cm、コンクリート40cm）で概略対応できる見通が得られた。

5.2.4 まとめ

JT-60SU施設全体としての遮蔽性能からDT実験を含めた最適化検討を行った結果、現状の設計案について今後さらに以下の対応が必要であることがわかった。

- ・追加遮蔽体についてはインボード側、天井側共に、遮蔽体内部のSUSと水の割合を7：3から8：2とする。

- ・ 真空容器の2重壁構造内の高Mn鋼と水との多重層の比率については
 - インボード側： 現設計案の2cm:1cmのままする
 - 天井側： 現設計案の2cm:1cmから3cm:1cmへと変更する
 - アウトボード側： 現設計案の2cm:2cmから3cm:1cmへと変更する
- ・ トロイダル磁場コイルのシアパネルの構造については、現設計ではTFCと同様の結果を与えており、充分に遮蔽性能があることから現状の設計案のままとした。
- ・ クライオスタッフは現設計案のままとした。

TFCの核発熱率はインボード側で0.24 mW/ccとなって、目標値0.20 mW/ccを若干オーバーしているが、真空容器の遮蔽設計が厳しいため、これ以上インボード側の厚さを増加することは難しい状況にある。また追加遮蔽体内部のSUSの水に対する割合を8:2からさらに高めることは遮蔽体の冷却を考えると現実的でない。したがって、今後インボード側の二重壁構造内の高Mn鋼と水との多重層の比率を調整することでさらに最適化を進める必要がある。また、この際には真空容器内多重層や追加遮蔽体のSUS／水の比率変更に伴う真空容器全体重量の増加をも考慮する必要がある。

DD実験10年後の真空容器内表面線量当量率が設計目標の $100\mu\text{Sv}/\text{h}$ の2倍となっている点については、4.6章で行ったような、ボロン添加した高Mn鋼とB₄C板等遮蔽板の構造、配置調整も合わせてさらに最適化の必要がある。

真空容器外表面での天井（床）方向についての運転停止後1カ月後の線量当量率は、真空容器を取り囲むTFCの外側では充分低いものの、上部真空容器表面では $79\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、目標値の4倍となっている。インボード側と同様、天井側の真空容器厚さについてもプラズマ位置との関係から現設計案以上の増加は難しいと考えられるので、装置のメンテナンスなどで真空容器上部にどの程度の時間人が立ち入る必要があるかなどの観点から調整が必要である。また一方、真空容器天井部分での線量率があまりにも大きすぎると、天井部分からアウトボード側へのストリーミングの影響も生じる可能性があり、今後こうした点を含めた最適化を図っていく必要があろう。

表5.2.1 ラジアルビルド1次元円環モデル条件(DD計算用)

名称	ゾーン	構造材名	混合比	寸法(cm)	厚さ(cm)
インポート TFコイル	1	真空		0.0~147.5	147.5
	2	P Fコイル	S C M	147.5~190.0	42.5
	3	真空		190.0~200.0	10.0
インポート 真空容器	4	コイルフレーム		200.0~225.5	22.5
	5	巻線部	S C M	225.5~281.0	55.5
	6	コイルフレーム		281.0~285.0	4.0
	7	真空		285.0~300.0	15.0
	8	S S 3 1 6		300.0~303.0	3.0
	9	高Mn+水	高Mn 2cmと水 1cmの多重層	303.0~325.0	22.0
	10	水		325.0~325.2	0.2
プラズマ	11	B 4 C		325.2~326.2	1.0
	12	S S 3 1 6		326.2~326.5	0.3
	13	水		326.5~329.0	2.5
	14	S S 3 1 6		329.0~330.0	1.0
	15	タンクステン		330.0~333.0	3.0
	19	スクレーブオフ	真空	333.0~340.0	7.0
	20	プラズマ	真空	340.0~620.0	280.0
アウトポート 真空容器	21	スクレーブオフ	真空	620.0~672.0	52.0
	22	タンクステン		672.0~675.0	3.0
	23	S S 3 1 6		675.0~676.0	1.0
	24	水		676.0~678.5	2.5
	25	S S 3 1 6		678.5~678.8	0.3
	26	B 4 C		678.8~679.8	1.0
	27	水		679.8~680.0	0.2
アウトポート TFコイル	28	高Mn+水	高Mn 3cmと水 1cmの多重層	680.0~752.0	72.0
	29	S S 3 1 6		752.0~755.0	3.0
	30	真空		755.0~849.2	94.2
	31	コイルフレーム		849.2~853.2	4.0
	32	巻線部	S C M	853.2~906.8	53.6
	33	コイルフレーム		906.8~916.8	10.0
	34	空気		916.8~917.8	1.0
	35				
	36				
	37				
	38				
	39				
	40				
	41				
	42				
	43				
	44				
	45				
	46				
	47				

表5.2.2 ラジアルビルド1次元円環モデル条件(DT計算用)

名称	ゾーン	構造材名	混合比	寸法(cm)	厚さ(cm)
インボート TFコイル	1	真空		0.0~147.5	147.5
	2	P Fコイル	S C M	147.5~190.0	42.5
	3	真空		190.0~200.0	10.0
	4	コイルフレーム		200.0~225.5	22.5
	5	巻線部	S C M	225.5~281.0	55.5
	6	コイルフレーム		281.0~285.0	4.0
	7	真空		285.0~300.0	15.0
インボート 真空容器	8	S S 3 1 6		300.0~303.0	3.0
	9	高Mn+水	高Mn 2cmと水 1cmの多重層	303.0~325.0	22.0
	10	水		325.0~325.2	0.2
	11	B 4 C		325.2~326.2	1.0
	12	S S 3 1 6		326.2~326.5	0.3
	13	水		326.5~329.0	2.5
	14	S S 3 1 6		329.0~330.0	1.0
	15	タンクステン		330.0~333.0	3.0
	16	S S 3 1 6		333.0~334.0	1.0
	17	ss316+水	SS316:水=8:2の混合物	334.0~372.0	38.0
	18	S S 3 1 6		372.0~373.0	1.0
	19	スクレーブオフ	真空	373.0~380.0	7.0
	20	プラズマ	真空	380.0~660.0	280.0
	21	スクレーブオフ	真空	660.0~672.0	12.0
アウトボート 真空容器	22	タンクステン		672.0~675.0	3.0
	23	S S 3 1 6		675.0~676.0	1.0
	24	水		676.0~678.5	2.5
	25	S S 3 1 6		678.5~678.8	0.3
	26	B 4 C		678.8~679.8	1.0
	27	水		679.8~680.0	0.2
	28	高Mn+水	高Mn 3cmと水 1cmの多重層	680.0~752.0	72.0
	29	S S 3 1 6		752.0~755.0	3.0
	30	真空		755.0~849.2	94.2
	31	コイルフレーム		849.2~853.2	4.0
アウトボート TFコイル	32	巻線部	S C M	853.2~906.8	53.6
	33	コイルフレーム		906.8~916.8	10.0
	34	空気		916.8~917.8	1.0
	35				
	36				
	37				
	38				
	39				
	40				
	41				
	42				
	43				
	44				
	45				
	46				
	47				

表5.2.3 構造材の原子個数密度一覧表 (1)

表5.2.3 構造材の原子個数密度一覧表 (2)

構造材 元素	F 8 2 H		コンクリート		空気		ポリエチレン		地表面 (SiO ₂)		二オブミ錫		銅 放射化
	輸送計算	放射化	輸送計算	放射化	輸送計算	放射化	輸送計算	放射化	輸送計算	放射化	輸送計算	放射化	
H-1		6.364E-03					7.700E-02						
H-2													
B _e													
B-1 0													
B-1 1													
C	3.923E-04	3.923E-04	3.004E-04	3.004E-04			3.850E-02	3.850E-02					
N					4.220E-05								
O			4.123E-02	4.123E-02	1.170E-05								
N a			6.935E-04	6.935E-04					9.338E-03	9.338E-03			
M g													
A 1													
S i	3.356E-04	3.356E-04	1.680E-02	1.680E-02			8.162E-03	8.162E-03					
P													
S													
K			2.734E-04	2.734E-04									
C a			3.301E-03	3.301E-03									
T i													
V	1.850E-04	1.850E-04											
C r	7.250E-03	7.250E-03											
M n	4.289E-04	4.289E-04	6.082E-05	6.082E-05									
F e	7.507E-02	7.507E-02	6.079E-04	6.079E-04									
C o													
N i													
C u													
N b											3.180E-02	3.180E-02	
M o											1.060E-02	1.060E-02	
S n													
T a			1.042E-05										
W	5.126E-04	5.126E-04											
備考			Talは省略										

表5.2.4 アキシャルビルド（天井方向）1次元球モデル条件（DT計算用）

名称	ゾーン	構造材名	混合比	寸法 (cm)	厚さ (cm)
プラスマ	1	プラスマ	真空	0.0~300.0	300.0
	2	スクリープオフ	真空	300.0~337.0	37.0
追加遮蔽体	3	S S 3 1 6		337.0~338.0	1.0
	4	ss316+水	SS316:水=8:2の混合物	338.0~366.0	28.0
	5	S S 3 1 6		366.0~367.0	1.0
天井方向 真空容器	6	タンクステン		367.0~370.0	3.0
	7	S S 3 1 6		370.0~371.0	1.0
	8	水		371.0~373.5	2.5
	9	S S 3 1 6		373.5~373.8	0.3
	10	B 4 C		373.8~374.8	1.0
	11	水		374.8~375.0	0.2
	12	高Mn+水	高Mn 3cmと水 1cmの多重層	375.0~407.0	32.0
	13	S S 3 1 6		407.0~410.0	3.0
	14	真空		410.0~460.0	50.0
天井方向 T Fコイル	15	コイルフレーム		460.0~464.0	4.0
	16	巻線部	S C M	464.0~517.6	53.6
	17	コイルフレーム		517.6~527.6	10.0
	18	空気		527.6~845.0	317.4
クライオスタット	19	S S 3 1 6		845.0~850.0	5.0
	20	コンクリート		850.0~890.0	40.0
	21	空気		890.0~3050.0	2160.0
天井板	22	コンクリート		3050.0~3100.0	50.0
	23	ポリエチレン		3100.0~3115.0	15.0
	24	コンクリート		3115.0~3130.0	15.0
	25	空気		3130.0~3131.0	1.0
	26				
	27				
	28				
	29				
	30				
	31				
	32				
	33				
	34				
	35				
	36				
	37				
	38				
	39				
	40				
	41				
	42				
	43				
	44				
	45				
	46				
	47				

表5.2.5 1次元最適化計算結果(換算値の単位のみmSv/hr)

運転出力	運転	方向	評価点	真空容器構造	中性子	ガソマ線	合計	換算値	目標設定値	備考
核発熱率 (W/cc)	運転中	インボート アウトボート	SCMP表面	高Mn:水=2:1, SUS:水=8:2	1.65E-05	2.229E-04	2.395E-04	0.2mW/cc	0.2mW/cc	
		天井	SCMP表面	高Mn:水=3:1	3.101E-06	4.175E-05	4.485E-05	0.2mW/cc	0.2mW/cc	
		アウトボート	SCMP表面	高Mn:水=3:1, SUS:水=8:2	1.397E-05	1.808E-04	1.948E-04	0.2mW/cc	0.2mW/cc	
線量率 (μ Sv/hr)	1ヶ月後	天井	真空容器外表面	高Mn:水=3:1	-	1.748E+01	1.748E+01	20 μ Sv/hr	20 μ Sv/hr	目標値オーバー
		(TFC)	TFC外表面	高Mn:水=3:1, SUS:水=8:2	-	6.219E-03	6.219E-03	20 μ Sv/hr	20 μ Sv/hr	
		(シェアボット)	シェアボット外表面	高Mn:水=3:1	-	7.882E+01	7.882E+01	20 μ Sv/hr	20 μ Sv/hr	
	1日後	(TFC)	クライメ外表面	高Mn:水=2:1, SUS:水=8:2	-	6.110E-02	6.110E-02	20 μ Sv/hr	20 μ Sv/hr	
		(シェアボット)	クライメ外表面	高Mn:水=3:1	-	6.511E-02	6.511E-02	20 μ Sv/hr	20 μ Sv/hr	
		アウトボート	クライメ外表面	高Mn:水=3:1	-	1.271E-02	1.271E-02	20 μ Sv/hr	20 μ Sv/hr	
		インボート	真空容器内表面	高Mn:水=2:1, SUS:水=8:2	-	1.415E-02	1.415E-02	20 μ Sv/hr	20 μ Sv/hr	
1年後	天井	アウトボート	真空容器内表面	高Mn:水=3:1	-	2.188E+05	2.188E+05	2.188E+05	2.188E+05	
		インボート	真空容器内表面	高Mn:水=2:1	-	9.595E+04	9.595E+04	9.595E+04	9.595E+04	
		アウトボート	真空容器内表面	高Mn:水=3:1	-	2.329E+02	2.329E+02	2.329E+02	2.329E+02	
運転中	天井	天井外表面	高Mn:水=3:1, SUS:水=8:2	1.536E+07	2.692E+05	1.838E+02	1.838E+02	100 μ Sv/hr	100 μ Sv/hr	D-D中性子源
		(TFC)	天井外表面	高Mn:水=3:1	3.640E-01	4.611E+01	4.647E+01	3.876E-02	0.3mSv/W	線束
		天井	シェアボット外表面	高Mn:水=2:1, SUS:水=8:2	6.499E+06	9.936E+05	7.493E+06	6.499E+06	9.936E+05	管理区境界
		(シェアボット)	シェアボット外表面	高Mn:水=3:1	6.012E+00	2.427E+01	3.029E+01	2.526E-02	0.3mSv/W	管理区境界

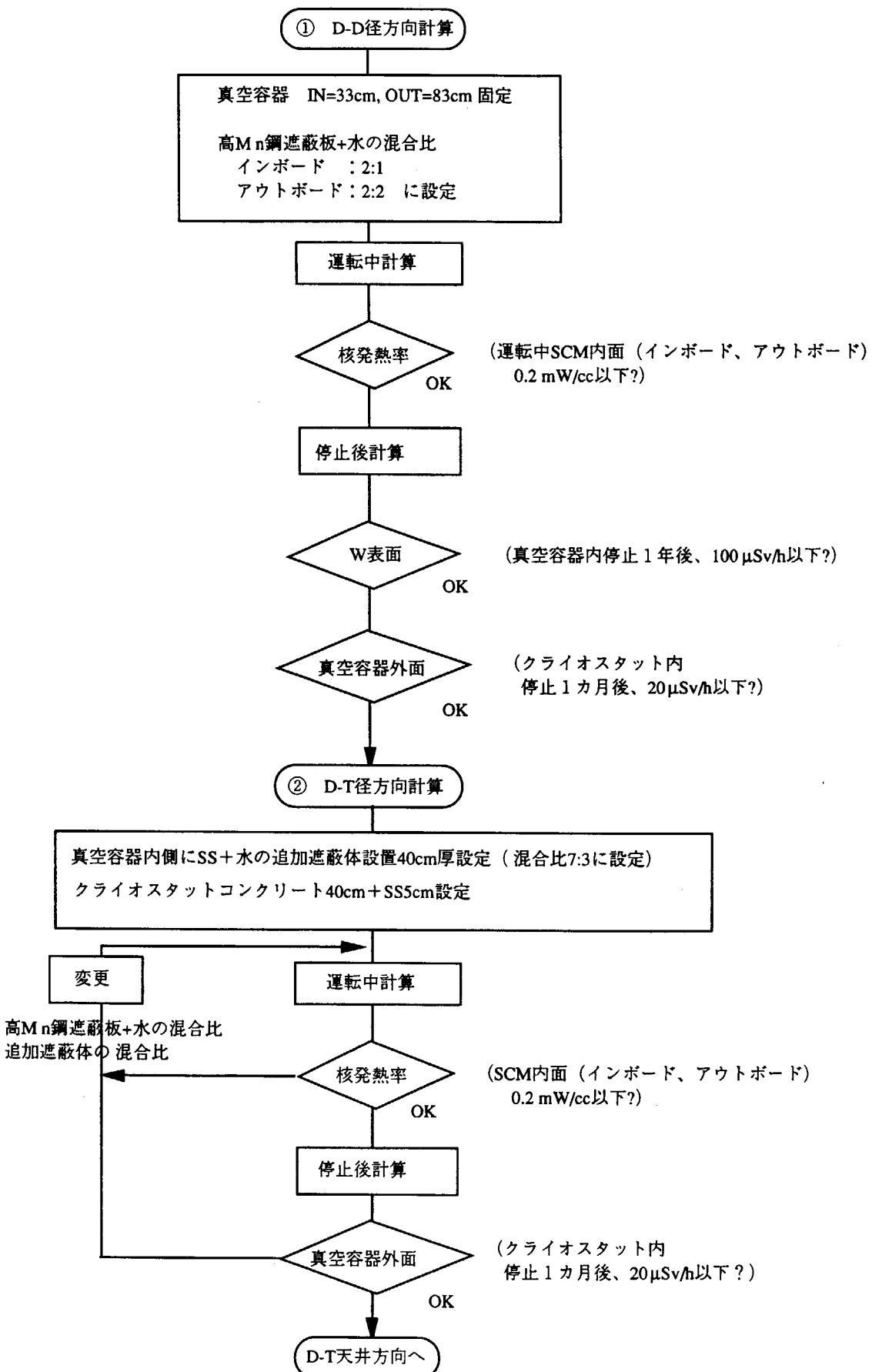


図5.2.1(1) 遮蔽計算の最適化フロー（1次元計算）

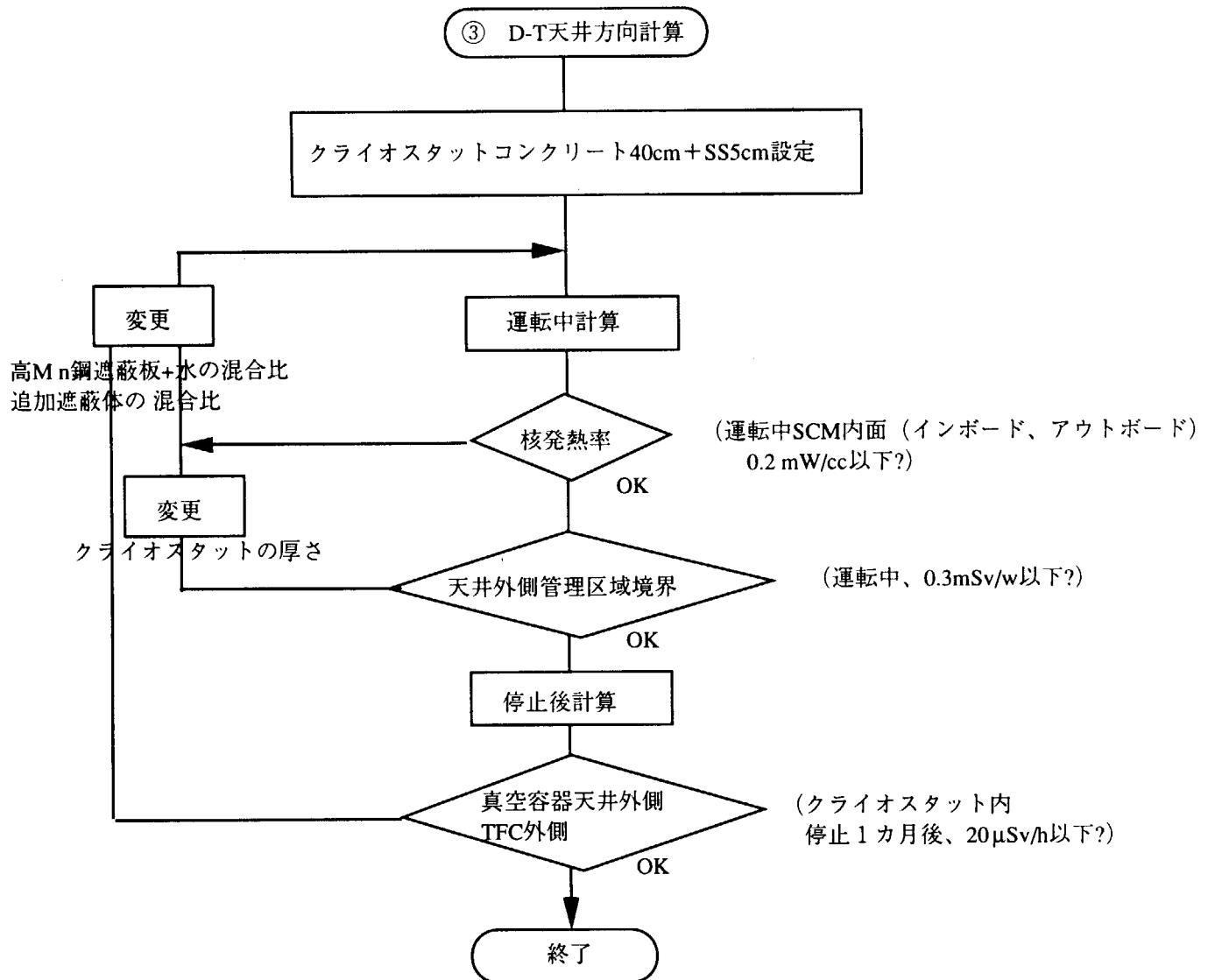


図5.2.1(2) 遮蔽計算の最適化フロー（1次元計算）

DD実験標準運転

DT実験標準運転

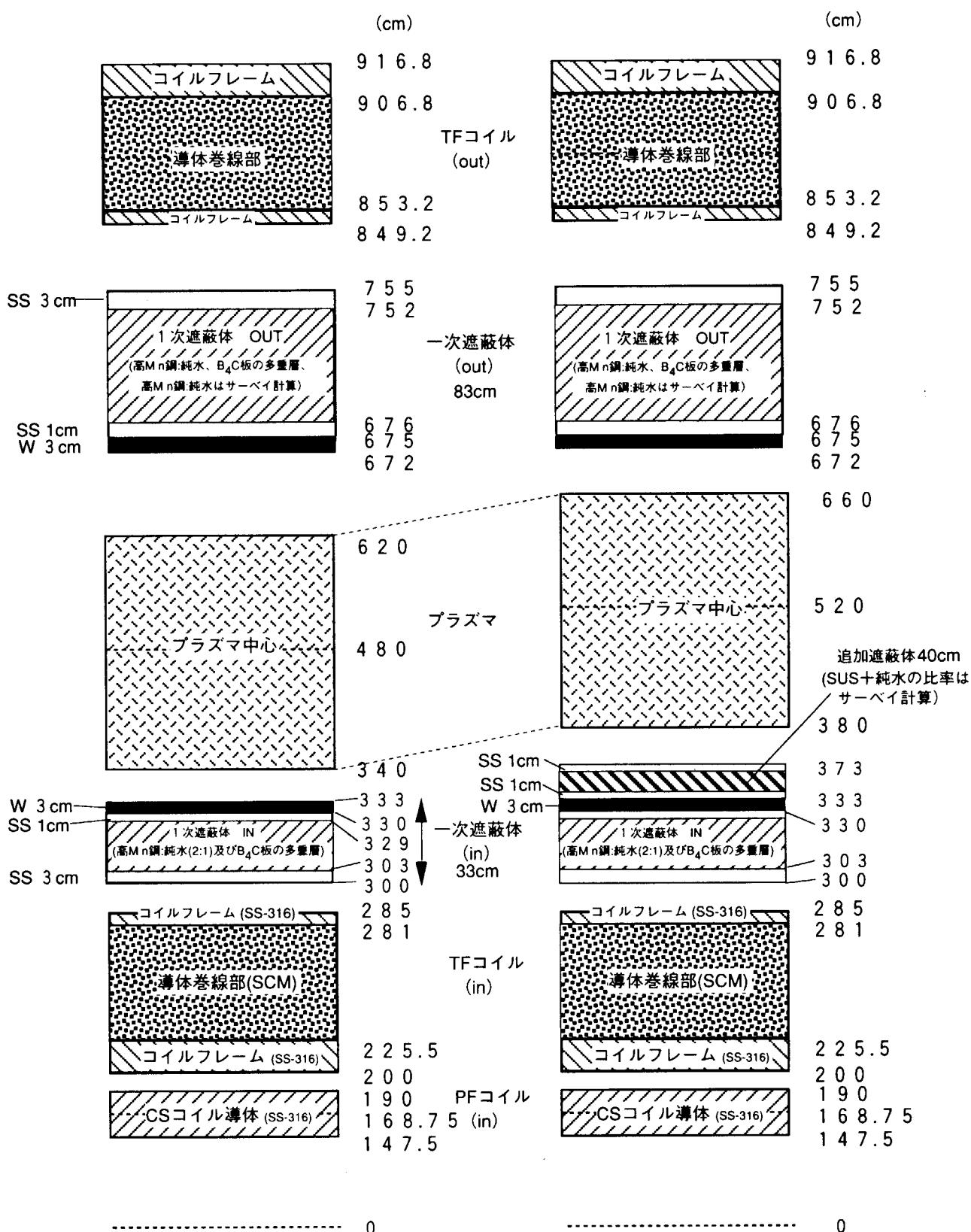


図5.2.2(1) 1次元円環モデルラジアルビルド (SUS+W方式)

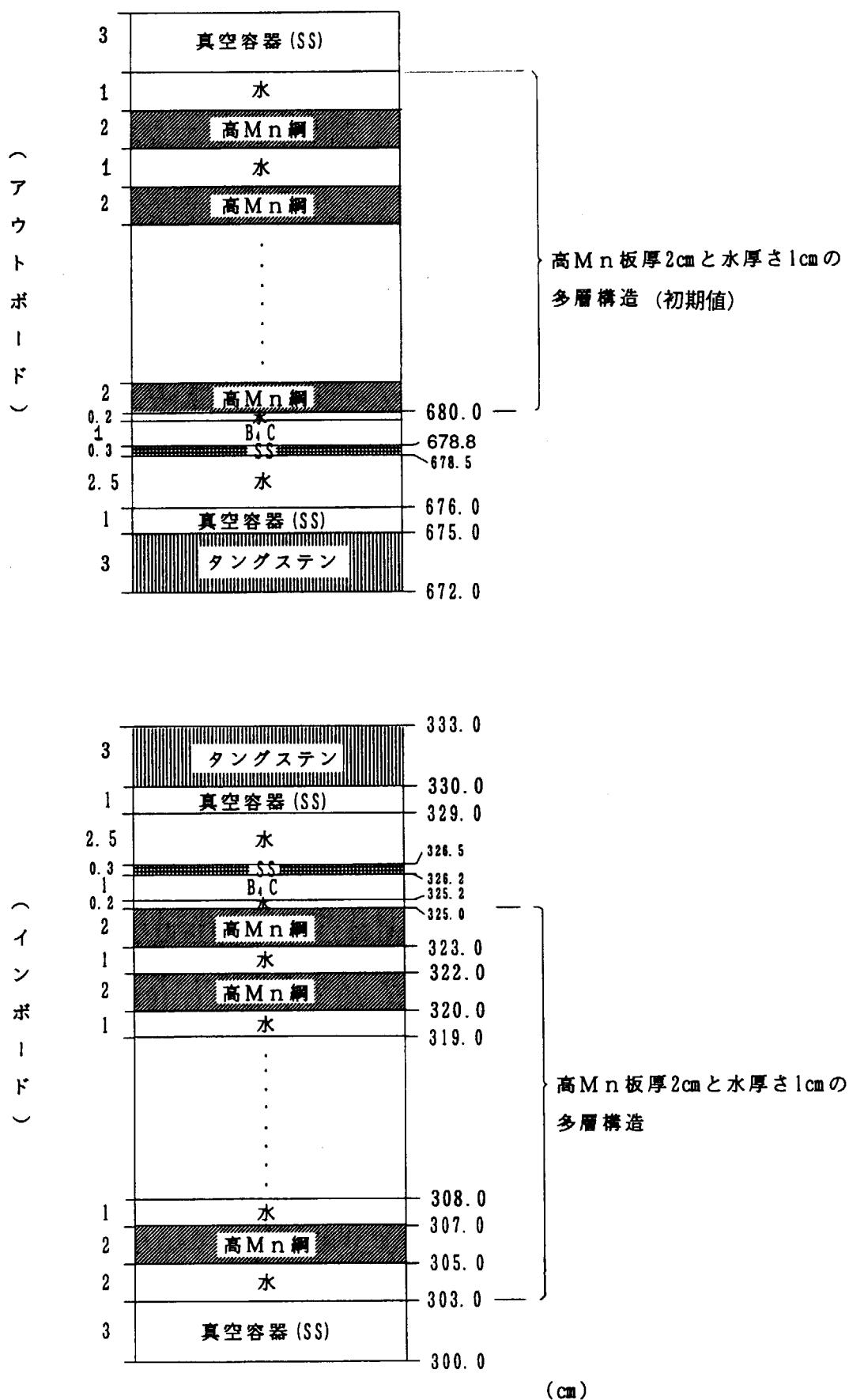


図5.2.2(2) 真空容器部ラジアルビルド拡大図 (DT実験運転、追加遮蔽体を除く)

< D - T 運転 >

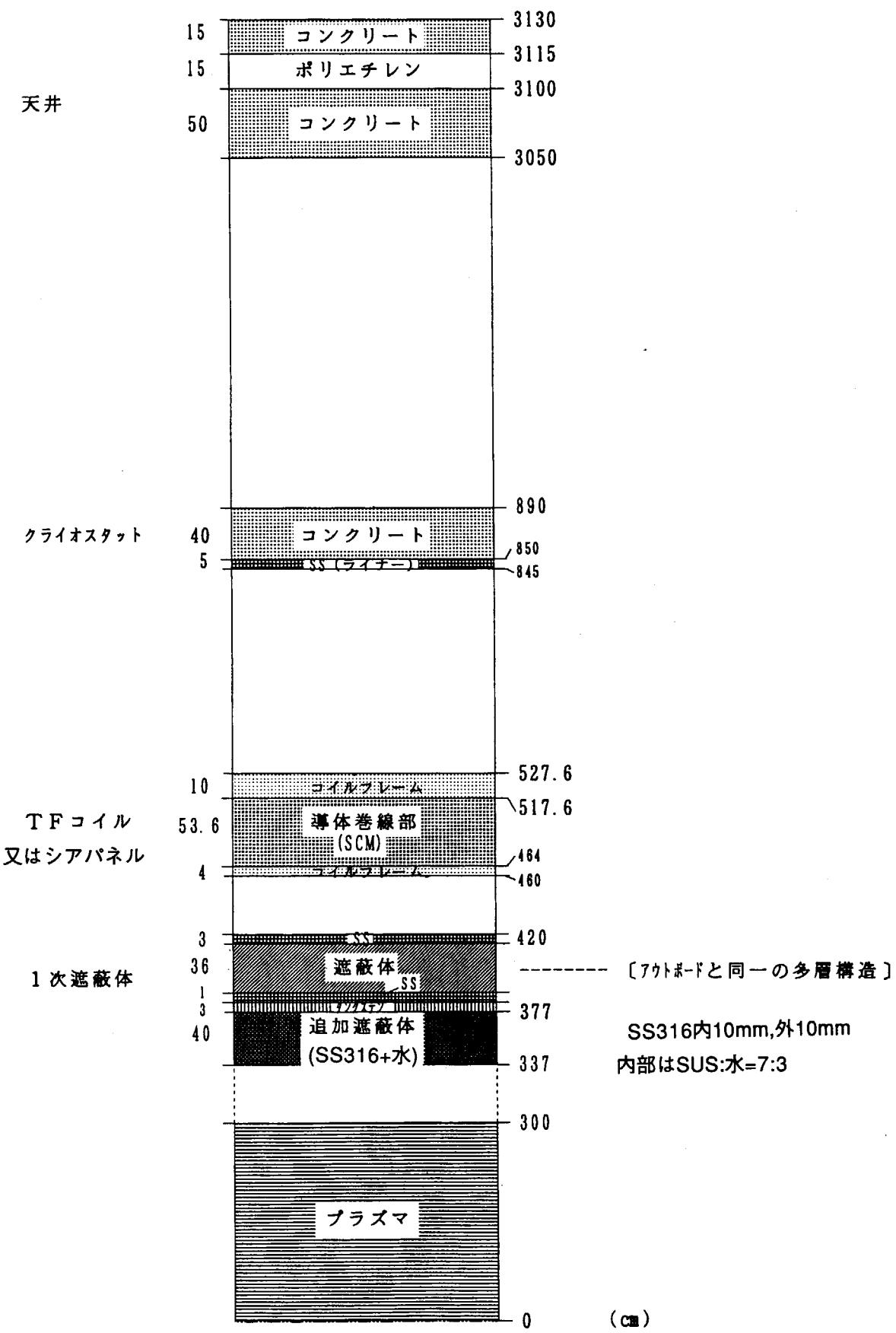


図5.2.3 天井方向1次元球モデル (DT計算用)

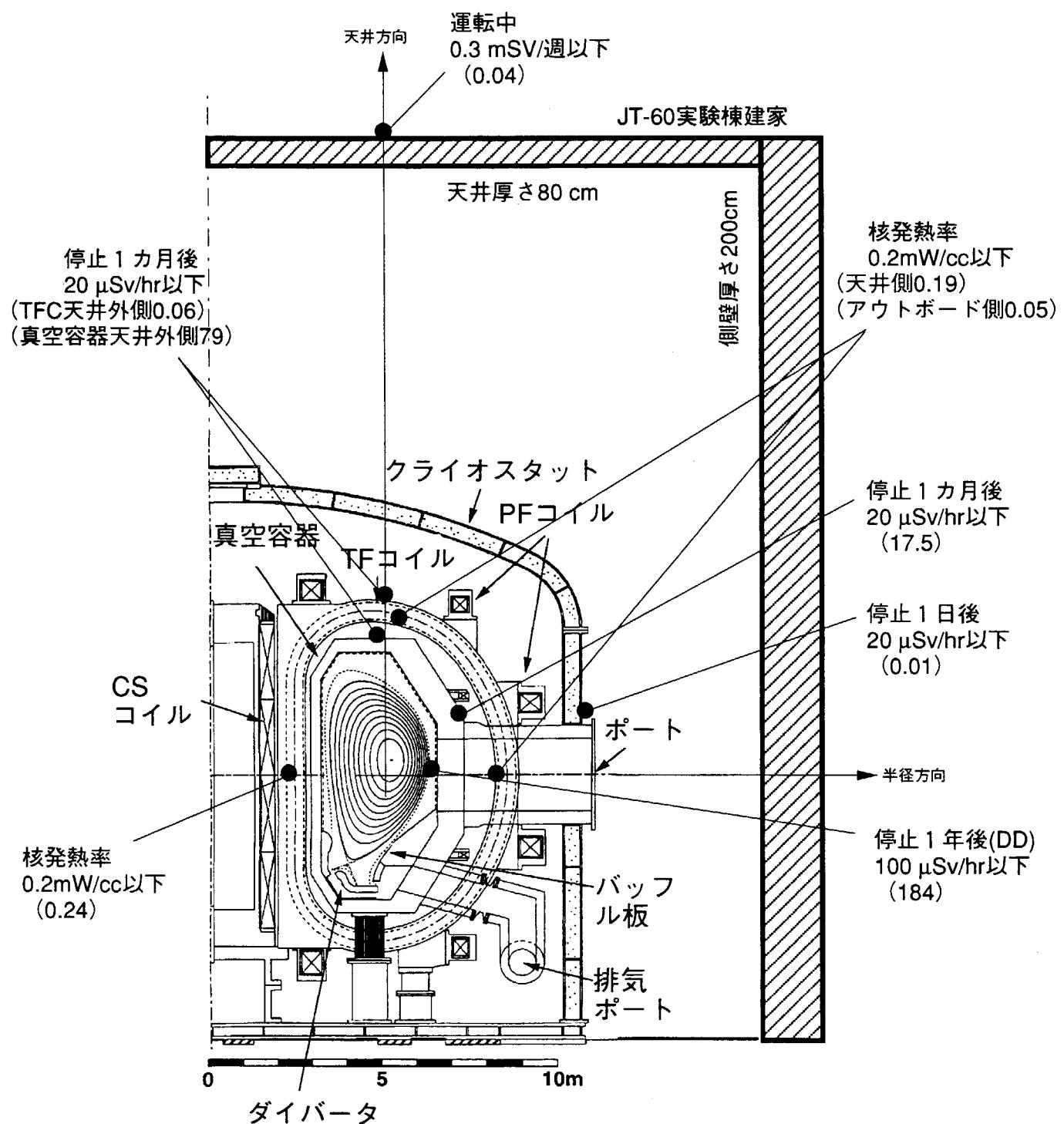


図5.2.4 1次元計算による各評価地点の遮蔽設計目標値と計算評価結果
(括弧内が計算評価値、単位は目標値に同じ)

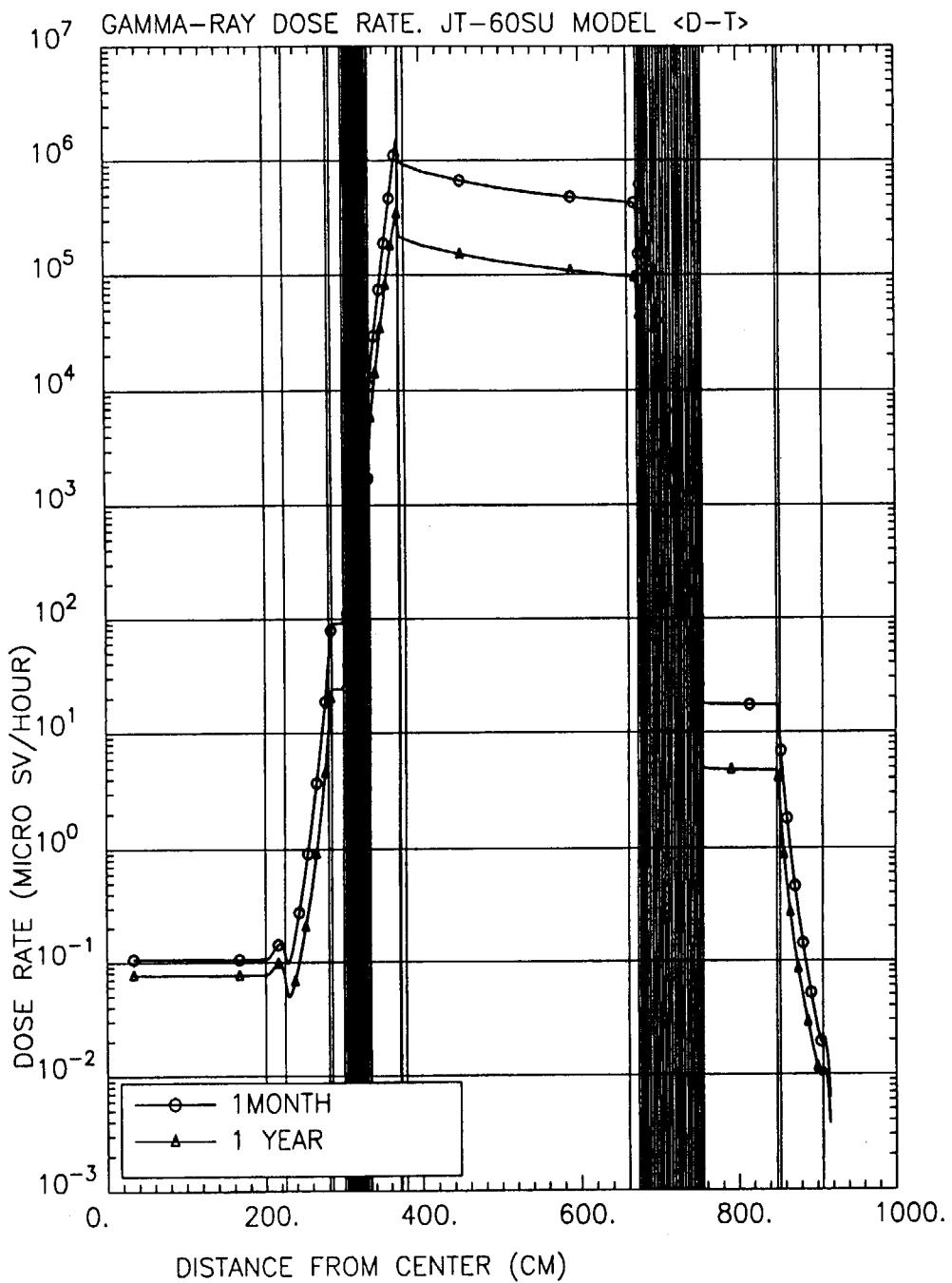


図5.2.5 運転停止後線量当量率分布（径方向）

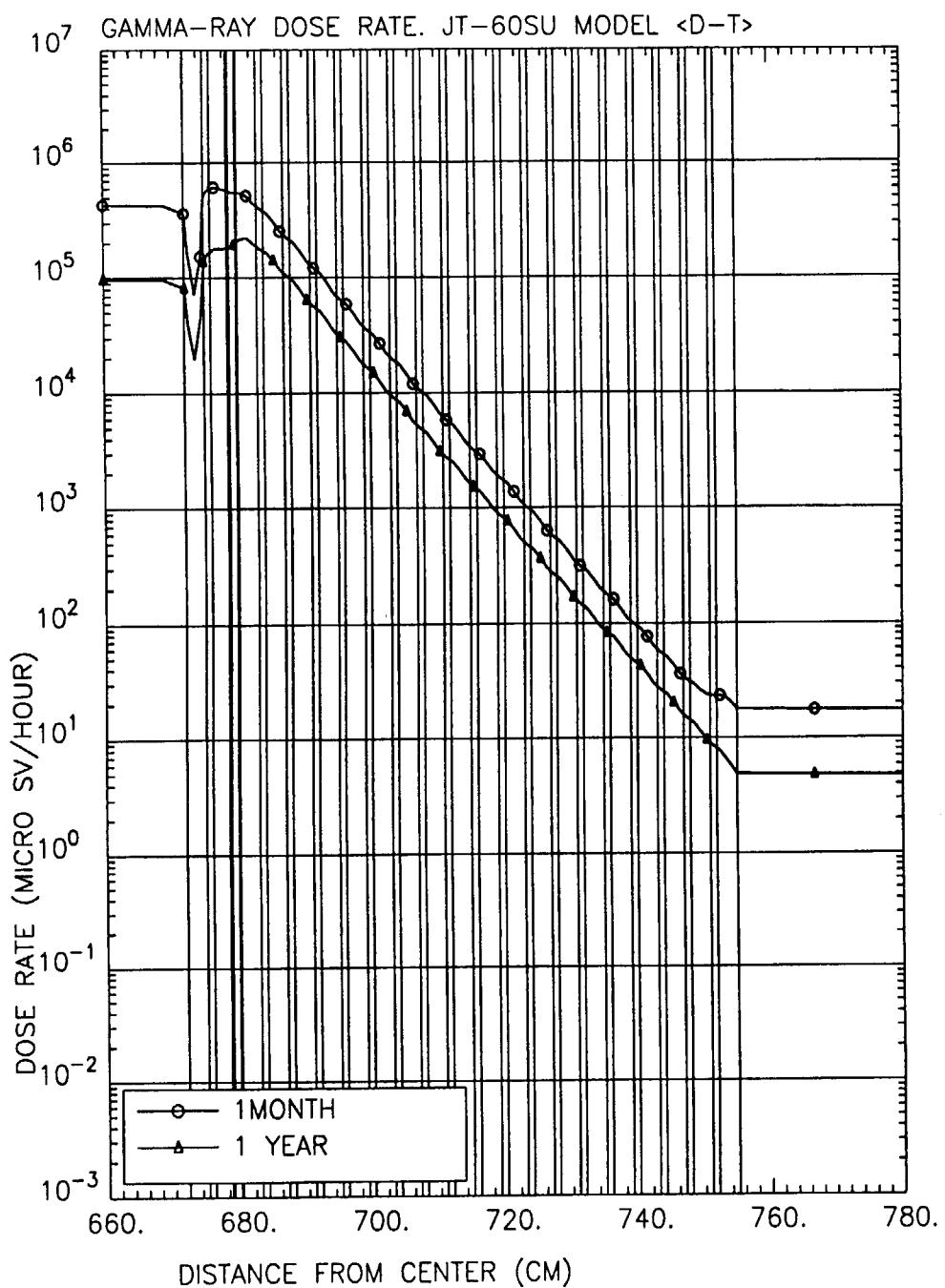


図5.2.6 運転停止後線量当量率分布（径方向、真空容器アウトボード拡大図）

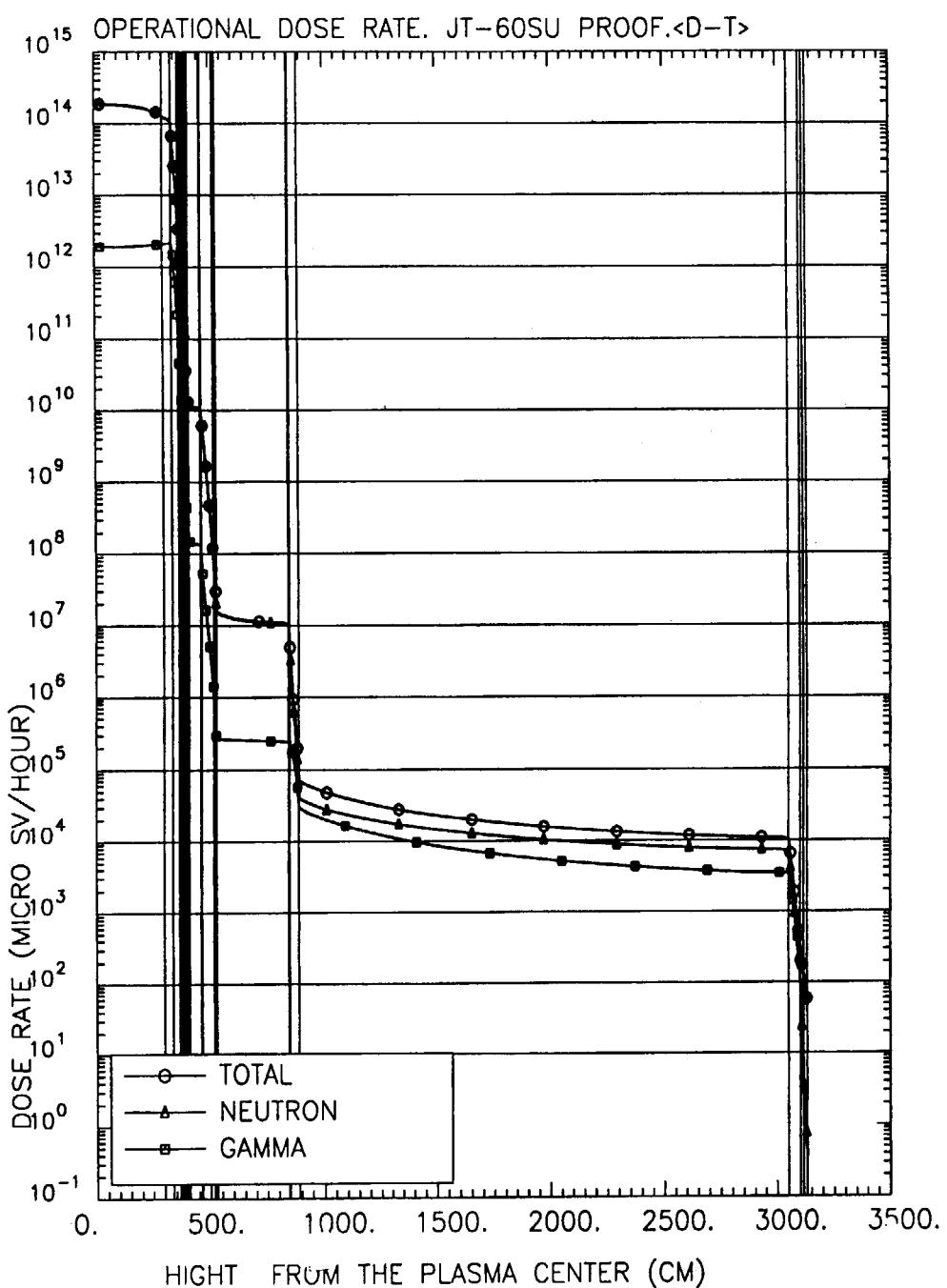


図5.2.7 運転中線量当量率分布図（天井方向）

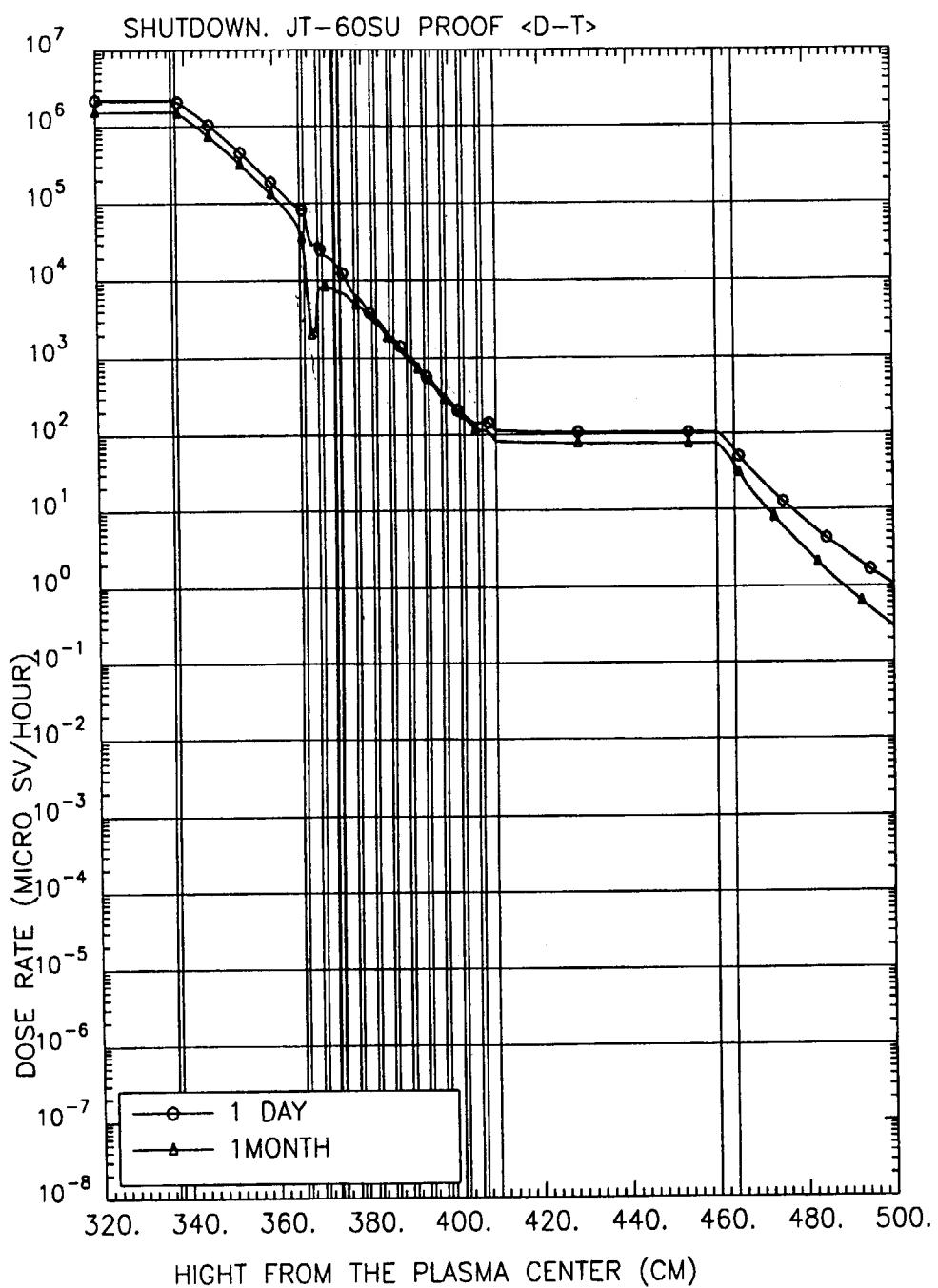


図5.2.8 運転停止後線量当量率分布（天井方向、真空容器天井部拡大図）

5.3 2次元遮蔽性能評価

(本体室内線量当量分布、床貫通口による地下1階へのストリーミング評価)

5.3.1 本体室内線量当量分布

ここでは前節までの1次元計算で最適化された遮蔽構造に基づいて、2次元円筒モデルによる本体室内の運転中線量当量率の空間分布を計算し、1次元計算では得られない実験棟の2次元形状効果を含めた建家周辺管理区域境界でのより具体的な線量当量率評価を行う。また、第5.4章のスカイシャイン評価に必要となる実験棟内外での2次元線量当量率分布計算を行うとともに、スカイシャインに与える影響の概略評価を実施する。特に実験棟本体室の側壁は厚さ2mのコンクリートで遮蔽されているが、天井部は側壁部より遮蔽能力が低く、平成3年からのJT-60の重水素化工事で遮蔽補強されたものの、スカイシャインへの影響が問題である。天井部は荷重の観点からこれ以上の増強が不可能な状況にあり、もし不足があれば装置側でさらに遮蔽補強対策をしておく必要がある。

(1) 計算モデル

図5.3.1にクライオスタッフ及び本体室建家の2次元円筒モデル(R, Z)を示す。側壁は厚さ2mのコンクリートであるが、天井部下部側壁部では天井の大梁の格納部分が存在することから、図に示すようにこの部分だけ厚さ1mと薄くなっている。こうした場所からのストリーミングはスカイシャインに影響する可能性があるので評価しておく必要がある。

図5.3.2に定常炉心装置本体のモデル化を示す。トロイダル磁場コイルは超伝導コイル部とシアパネル部との合体構造であるが、円筒モデルによりトロイダル磁場コイルを表す場合にはコイル領域を4つの領域(A~D)に分けてモデル化した。すなわち、図5.3.3にトーラス中心軸上から見下ろした時の実際のコイルの構造を示すように、装置のトーラス中心軸上から径方向に進むにつれて超伝導部とポリエチレンを含んだシアパネル部の占める割合は変化する。これらの組成変化ができるだけ精度よくモデル化するため、この領域をSS316、SCM及びポリエチレンをそれぞれ混合した構造材として扱った。その混合比は体積比とし、各領域の比率は表5.3.1に示す値を使用した。

真空容器は、2次元計算モデル上あまり細かいメッシュがとれないため、2重壁間の多重構造そのままのモデル化はせず、図5.3.4に示すように大きな領域に分けた上で、体積比での混合モデルとした。また、径方向においては図5.3.2に示すように、インボード(高Mn鋼:純水=2:1)、アウトボード及び上下部(高Mn鋼:純水=3:1)の4層に分けた。

ポロイダル磁場コイルの中心ソレノイドコイル(CSコイル)は、図5.3.4に示すように形状を簡略化した。CSコイルのモデル化にあたり、実際にあるTFコイルとCSコイルとの間隙(10cm)は無視し、CSコイルをTFコイル側に付けた形状とした。

(2) 計算条件、計算コード

中性子の発生条件は第3.2章の条件とした。また、ライブラリ、計算コードは以下を使用した。

中性子輸送計算： DOT3.5

群定数： FUSION-40 (中性子42群、ガンマ線21群)

放射化計算： THIDA-2コードシステム

ガンマ線輸送計算： GROUPIN

(3) 計算結果

①本体室内線量当量率の空間分布

図5.3.6に本体室内線量当量率の出力ラインと評価値地点位置を示し、この評価地点における線量当量率の計算評価値を表5.3.2にまとめた。また、図5.3.7～図5.3.12に運転中の線量当量率の空間分布図を示す。

本体室内全線量当量率($n + \gamma$) 空間分布図 : 図5.3.7

プラズマ水平面R軸上($Z=0\text{cm}$)線量当量率分布図 : 図5.3.8

- プラズマ中心Z軸上(R=520cm)線量当量率分布図 : 図5.3.9
 JT-60実験棟側壁外壁面上(R=2460cm)線量当量率分布図 : 図5.3.10
 JT-60実験棟側屋上外壁面上(Z=3130cm)線量当量率分布図 : 図5.3.11

- ・2 mの厚さをもつ実験棟側壁外表面上(図5.3.6、G点)での線量当量率は $4.7 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}/\text{h}$ であるに対し、遮蔽の薄い天井外表面(D点)での線量当量率は $1.37 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、G点よりおよそ3000倍高い。
- ・しかしながら、天井外表面(D点)での線量当量率 $1.37 \mu\text{Sv}/\text{h}$ を週間当たり線量当量率に換算しても $1.14 \times 10^{-3} \text{ mSv/w}$ であり、目標値である 0.3 mSv/w を充分に下まわった。
- ・天井下側の側壁部には天井の大梁の格納部分(H点)があり、径方向プラズマ中心軸上(G点)に比べて2桁ほど高い値を示している。しかしながら、天井外壁(D点)に比べ $1/30$ と低く、欠損部分の側壁の面積を考慮しても、この欠損部分からの周辺への影響は、天井外壁からのスカイシャイン線と比べて無視し得る量であることがわかった。
- ・床面からの天井方向への反射の影響を考慮して装置全体をモデル化したが、図5.3.7のように、プラズマ中心軸上(Z=0cm)での分布はほぼ上下対称分布をしており、床下からの反射の影響をほとんど受けていない。
- ・CSコイルからの天井及び床方向へのストリーミングは計算モデルに厚さ15cmの支柱が入ったことにより発生しておらず(図5.3.7)、この部分は充分に遮蔽されている。

②スカイシャインへの影響の概略評価

現在のJT-60実験棟は、JT-60UのDD実験において、本体室内天井部(図5.3.6、C点)での運転中線量当量は $\sim 2 \times 10^5 \mu\text{Sv}/\text{s}$ (最大中性子発生率 $2 \times 10^{17} \text{ n/s}$ のとき)である。JT-60Uでの許容年間最大中性子発生量は $3 \times 10^{19} \text{ n/y}$ であるから、天井部C点での年間線量当量は、 $2 \times 10^5 \mu\text{Sv}/\text{s} / 2 \times 10^{17} (\text{n/s}) \times 3 \times 10^{19} (\text{n/y}) = 3 \times 10^7 \mu\text{Sv}/\text{y}$ となる。したがって、JT-60SUへの改造後においても、DD実験またはDT実験のときのC点の年間線量当量がJT-60Uでの値を超えないように設定しておけば、天井部をストリーミングする放射線のスカイシャインへの対策として天井部の遮蔽補強を新たに行うことなく、現在の実験棟がそのまま利用できることになる。

JT-60SUのDT実験での年間最大中性子発生量は $4 \times 10^{23} \text{ n/y}$ である。本節で得られた結果から、C点での線量当量率 $638 \mu\text{Sv}/\text{h}$ を年間当たり線量当量に換算すると、 $638 (\mu\text{Sv}) / 3600 (\text{s}) / 1 \times 10^{20} (\text{n/s}) \times 4 \times 10^{23} (\text{n/y}) = 7.1 \times 10^2 \mu\text{Sv}/\text{y}$ となり、この値はJT-60Uでの値より5桁程度低いところにあることがわかる。

DD実験に対しての計算は今回行っていないが、DD実験では中性子発生率がDT実験より2桁低く、エネルギーも低いので、運転中線量当量率はDT実験の場合より低くなるものと予想される。しかしながら、DD実験では真空容器内部の追加遮蔽体がないので、その分真空容器での遮蔽効果が弱くなる点を考慮し、例え、C点の値がDT実験と同等であると仮定しても、その年間線量当量は $638 (\mu\text{Sv}) / 3600 (\text{s}) / 1 \times 10^{18} (\text{n/s}) \times 4 \times 10^{22} (\text{n/y}) = 7.1 \times 10^3 \mu\text{Sv}/\text{y}$ であり、DT実験の場合と同様、充分低いレベルにある。

したがって、詳細なスカイシャイン評価は第5.4章で行うが、以上の評価から、前節までに検討した遮蔽構造にて、天井部の遮蔽補強を新たに行うことなく、現在の実験棟がそのまま利用できるとの概略の見通しを得た。

③1次元モデル計算との比較

2次元計算では真空容器やTFCなど、遮蔽構造のモデル化が困難な部分については、図5.3.4で示したように構成材料の各組成の混合を行い、単一の構造体として扱った。この結果を評価するため、1次元計算との比較を天井方向について行った。表5.3.2に1次元球モデルを用いた計算との比較結果を示す。比較は真空容器外側表面、TFC表面、天井外表面の3評価地点を行った。1次元モデルは真空容器を高Mn鋼等の遮蔽体による多重層とし、TFC領域をSCMでモデル化した第5.2章、図5.2.3での計算と、これに加えてTFC領域のみSCMとシアパネルの混合モデル(単一構造で組成を混合したモデル)とした2ケースに分けて計算した。

真空容器外側表面については、同じ1次元モデルでも、TFC領域を混合モデル化とした場合には遮蔽高

効果が向上する。2次元計算では、さらに真空容器部分も混合としたために線量当量率は1次元計算に対して遮蔽効果が2.3倍向上する結果となった。こうした傾向はプラズマから遠ざかるほどその開きが増加し、TFC表面、天井外表面の線量当量率では、それぞれ2.6倍、3.4倍に向上した。これは2次元計算においては、混合モデルとした他に、空間減衰の効果も加わったためと考えられる。よって複雑な構造をモデル化した2次元計算では遮蔽効果が高めになる傾向があるので、設計の安全側評価を行う場合には1次元計算値を使う方が確実である。こうした観点での安全側評価として1次元モデルでの天井外表面の最大値で評価しても、第5.2章で求めたように、その値は $46.5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ （週間当たり線量当量率換算値 $0.04 \text{ mSv}/\text{w}$ ）に留まっており、目標値 $0.3 \text{ mSv}/\text{w}$ を充分下まわる設計となっている。

(4) まとめ

- ・コンクリート2mの厚さの実験棟側壁外表面上(G点)での線量当量率 $4.7 \times 10^4 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であるに対し、遮蔽の薄い天井外表面(D点)での線量当量率は $1.37 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、およそ3000倍高い。
- ・天井下側の側壁部には天井の大梁の格納部分(厚さ1m)は、厚さ2mの側壁部に比べて2桁ほど高い値を示しているが、天井外壁の1/30と低く問題とならない。
- ・天井外表面の線量当量率は週間当たり線量当量率換算値 $1.14 \times 10^{-3} \text{ mSv}/\text{w}$ であり、目標値である $0.3 \text{ mSv}/\text{w}$ を充分に下まわっている。
- ・スカイシャインへの影響を、本体室内天井部での線量当量についてJT-60Uでの評価と比較した結果、天井部の遮蔽補強を新たに行うことなく、現在の実験棟がそのまま利用できるとの概略の見通しを得た。
- ・第5.4章で行うスカイシャイン計算のための線源条件となる、2次元線量当量率分布データを得た。

表5.3.1 各領域毎の構造材と混合比

ゾーン	構造材名	混合比	備考
1	プラスチック	真空	
2	スクリーブ・オフ	真空	
3	追加遮蔽体	SUS:水=0.8:0.2	
4	真空容器	タンク、ステンレス	厚さ3cm
5	ライニング、コイルフレーム、主柱	SUS316	
6	真空容器	SUS:水:B4C=0.26:0.54:0.2	厚さ5cm
7	真空容器(外壁部)	SUS316	
8	PFCコイル(CSコイル)	SCM	
9	PFCコイル	SCM	
10	TFC(A)	sus:scm:ポリエチレン=0.138:0.671:0.191	図5.3.2 参照
11	TFC(B)	sus:scm:ポリエチレン=0.086:0.419:0.495	
12	TFC(C)	sus:scm:ポリエチレン=0.057:0.278:0.6648	
13	TFC(D)	sus:scm:ポリエチレン=0.0455:0.221:0.734	
14	TFC内側空間	真空	
15	ライナースタット、天井	コンクリート	
16	天井(中央部)	ポリエチレン	厚さ15cm
17	真空容器(イボード)	高Mn:水=2:1	
18	真空容器(上、下)	高Mn:水=3:1	
19	真空容器(アウトボード)	高Mn:水=3:1	
20	本体室内	空気	

表5.3.2 本体室の線量当量率計算結果

評価点	場所	中性子	ガンマ線	(μSv/hr)		備考
				合計		
A	床上	3.169E+05	1.097E+04	3.279E+05		
B	天井方向ライナースタット外表面	3.739E+03	4.649E+02	4.204E+03		
C	天井内表面	5.720E+02	6.585E+01	6.379E+02		
D	天井外表面	4.129E-01	9.591E-01	1.372E+00		
E	径方向ライナースタット外表面	2.089E+03	2.714E+02	2.360E+03		
F	側壁内表面	5.245E+02	5.988E+01	5.844E+02		
G	側壁外表面	1.406E-04	3.291E-04	4.697E-04		
H	天井下側壁外表面	3.274E-02	1.153E-02	4.427E-02		

表5.3.3 計算モデルによる比較(天井方向の線量当量率)

評価点	モデル	真空容器	TFC領域	(μSv/hr)		
				中性子	ガンマ線	合計
真空容器外表面	1次元	多重層	SCM	1.136E+10	1.482E+08	1.151E+10
	1次元	多重層	混合	8.777E+09	1.632E+08	8.940E+09
	2次元	混合	混合	4.984E+09	7.346E+07	5.057E+09
TFC外表面	1次元	多重層	SCM	1.536E+07	2.692E+05	1.563E+07
	1次元	多重層	混合	1.422E+06	3.315E+04	1.455E+06
	2次元	混合	混合	5.877E+05	1.762E+04	6.054E+05
天井外表面	1次元	多重層	SCM	3.640E-01	4.611E+01	4.647E+01
	1次元	多重層	混合	1.081E+00	2.755E+00	3.836E+00
	2次元	混合	混合	4.129E-01	9.591E-01	1.372E+00

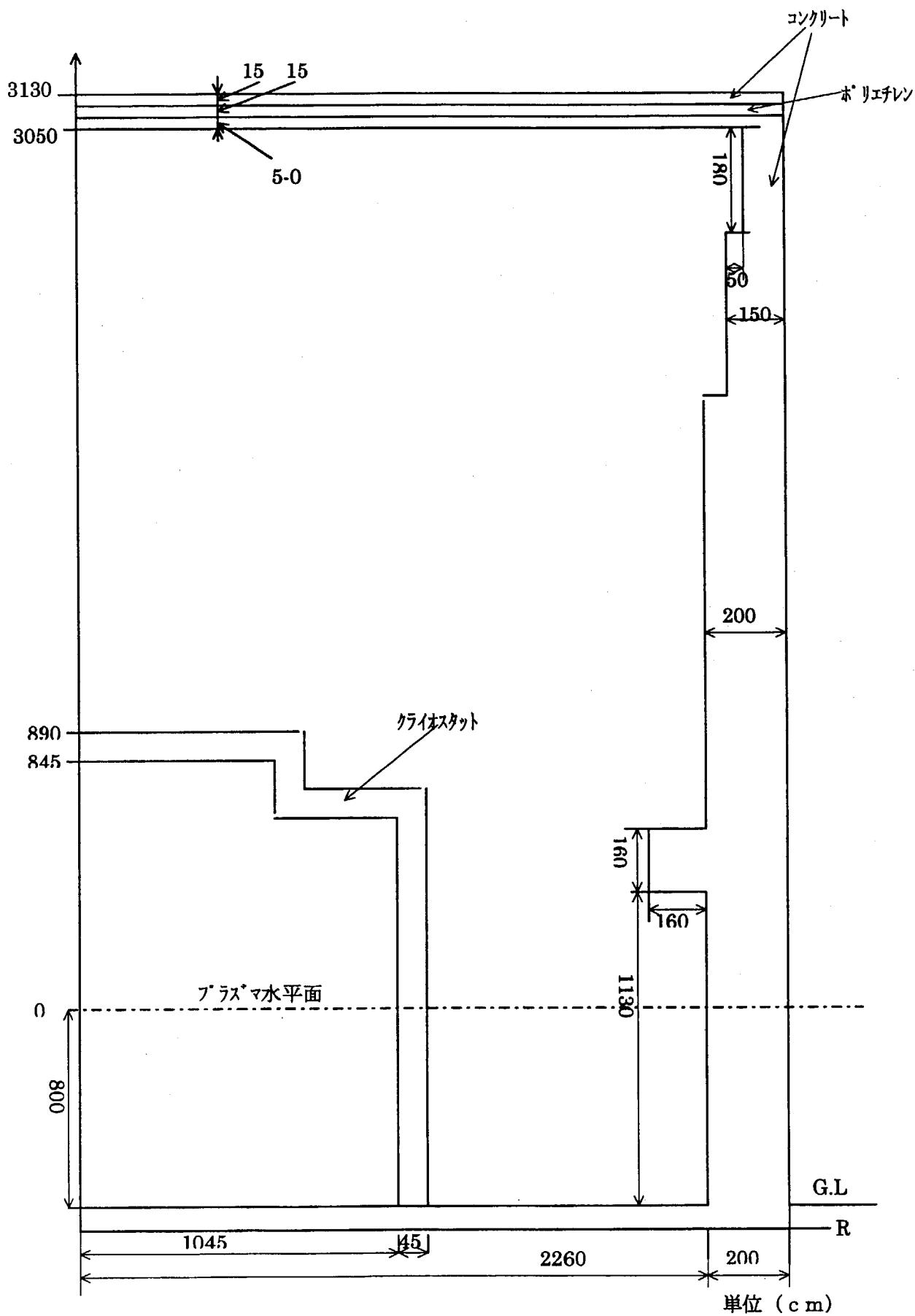


図5.3.1 JT-60実験棟建家の2次元計算モデル

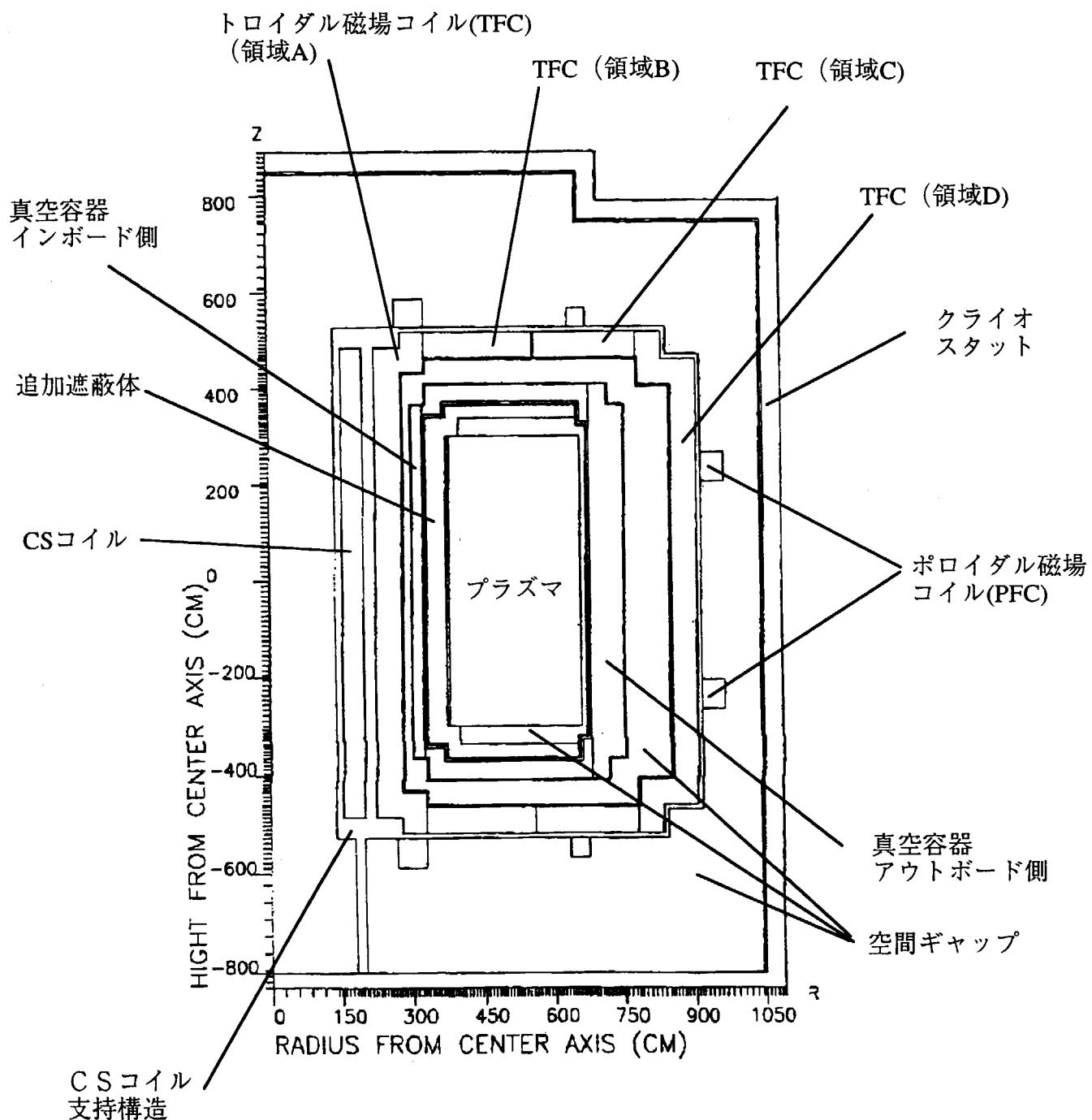


図5.3.2 本体室2次元計算モデル（装置拡大部）

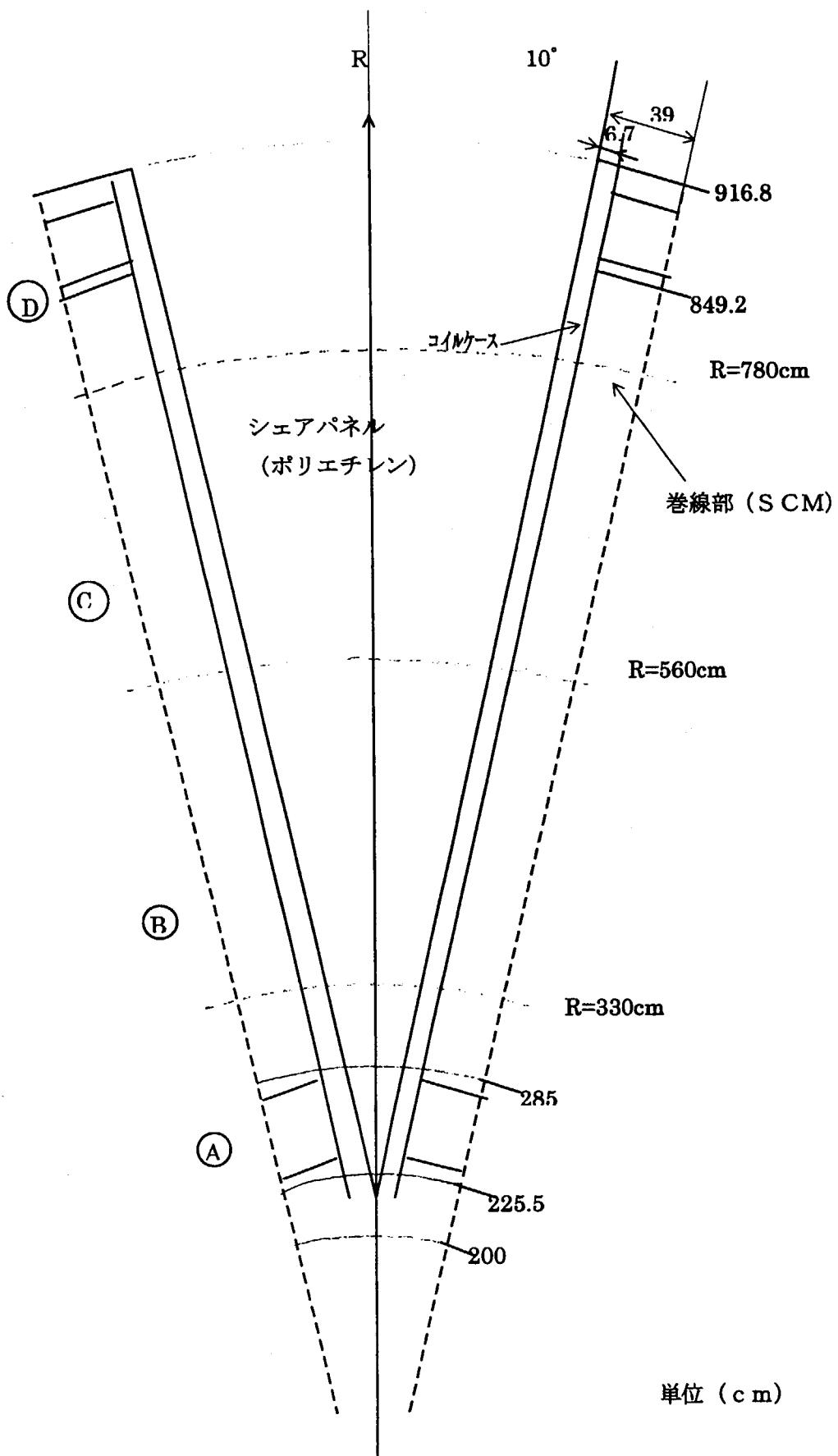


図5.3.3 トロイダル磁場コイル (TFC)平面図

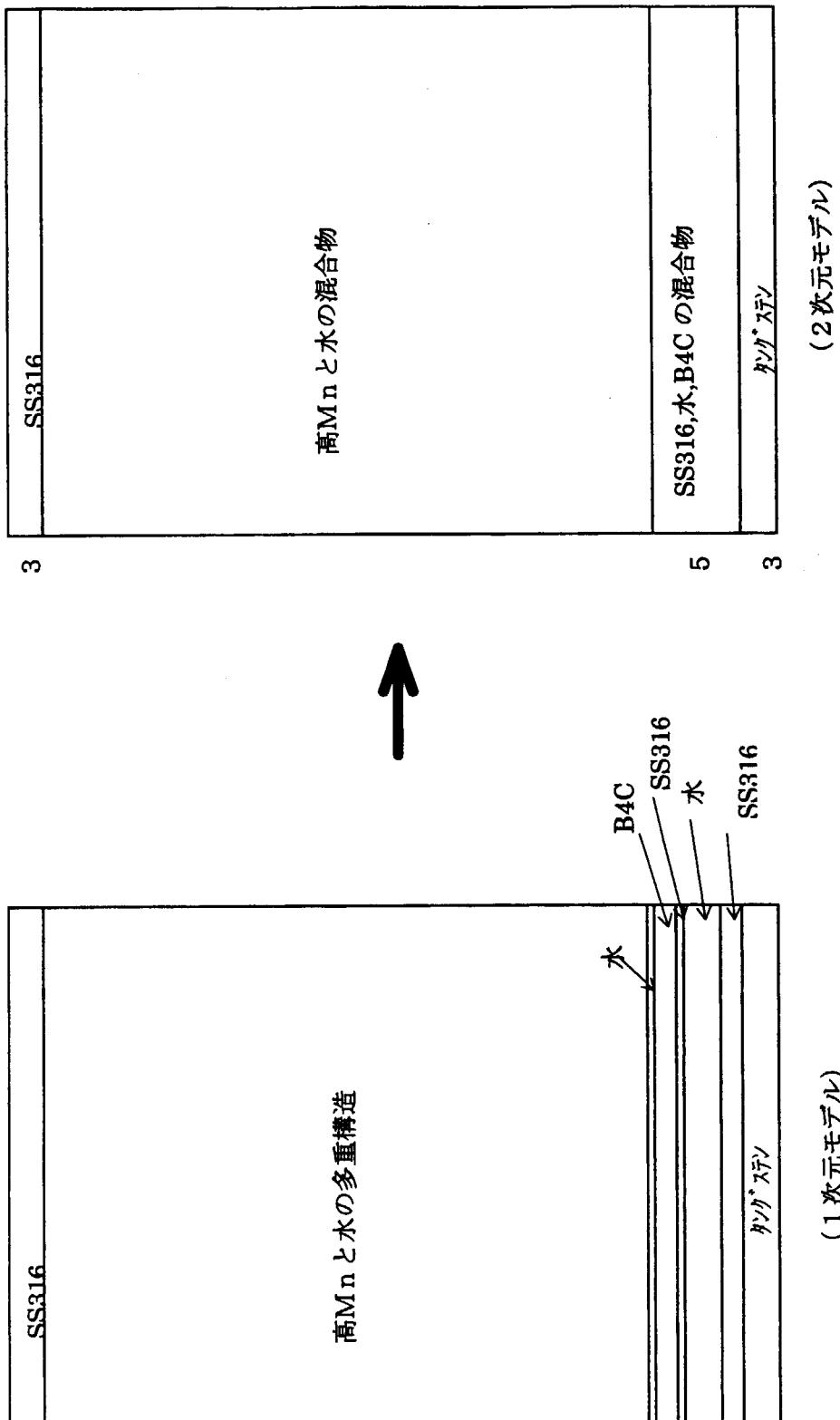
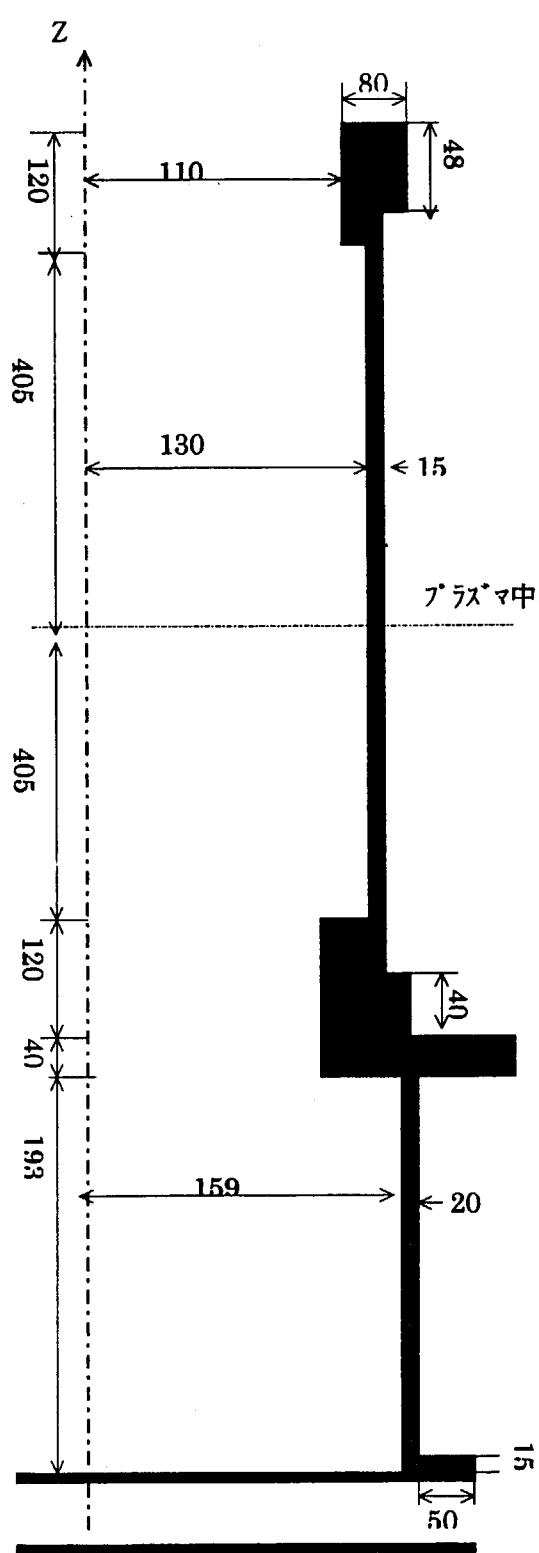
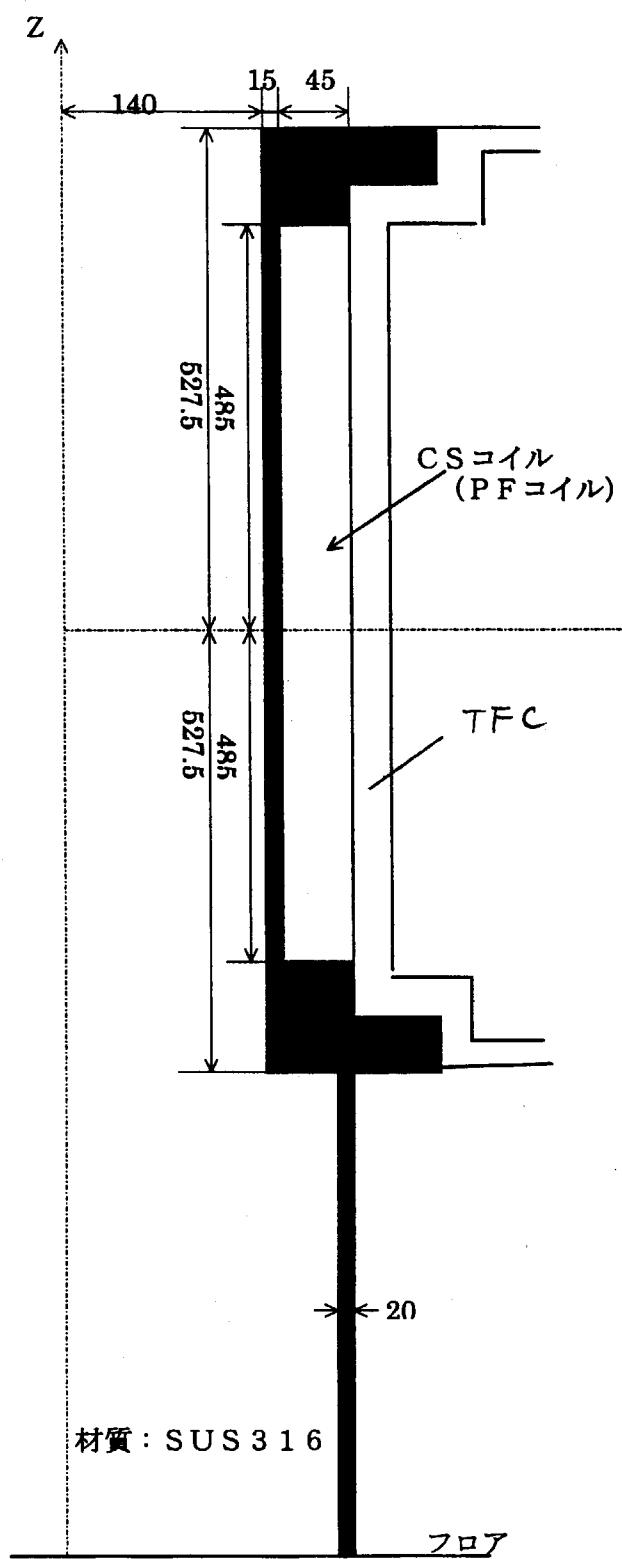


図5.3.4 2次元形状による真空容器部、多重構造体のモデル化



(基本構造図)



(計算モデル図)

単位 (cm)

図5.3.5 CSコイル支持構造寸法図

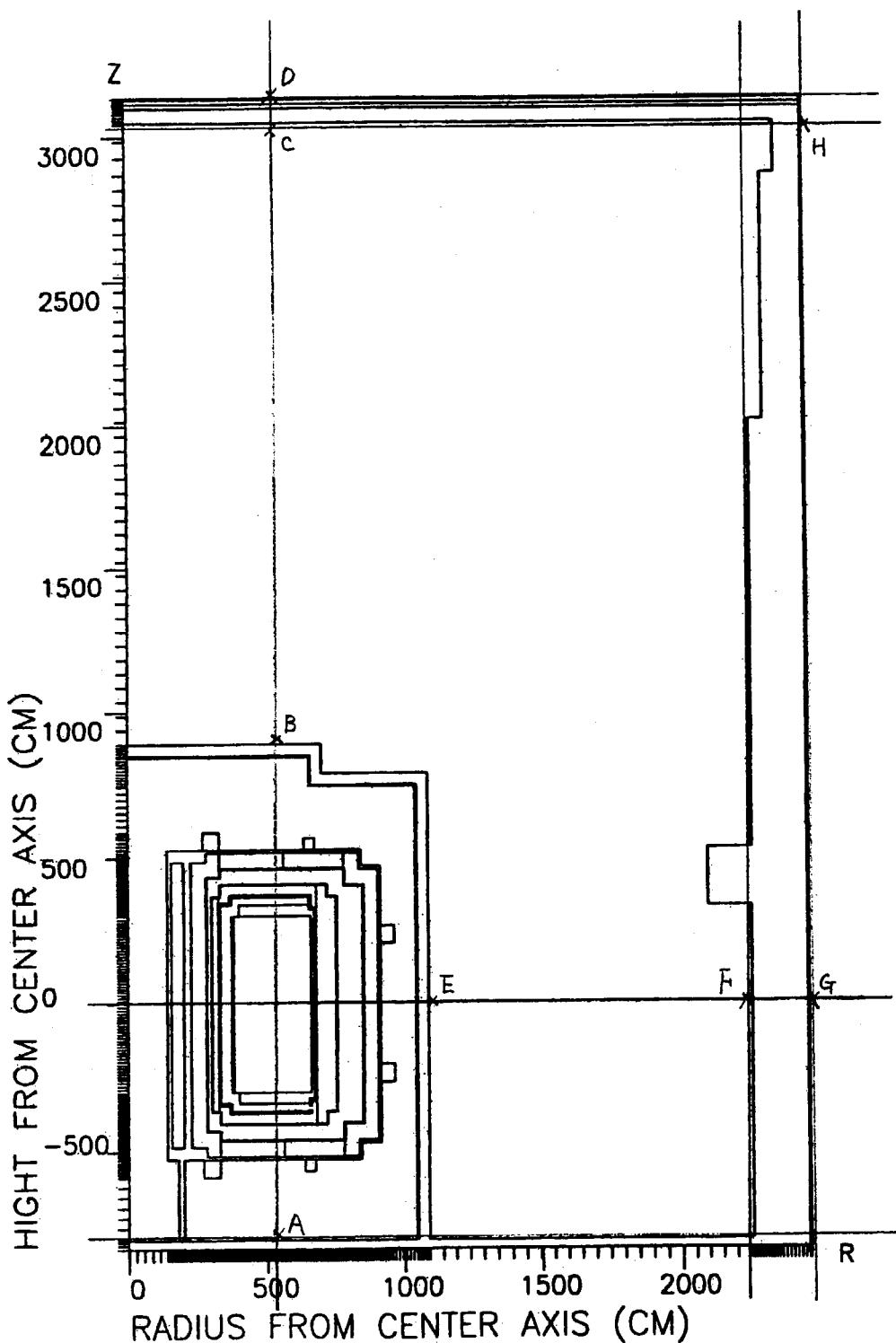


図5.3.6 本体室線量当量率出力ラインと評価点位置

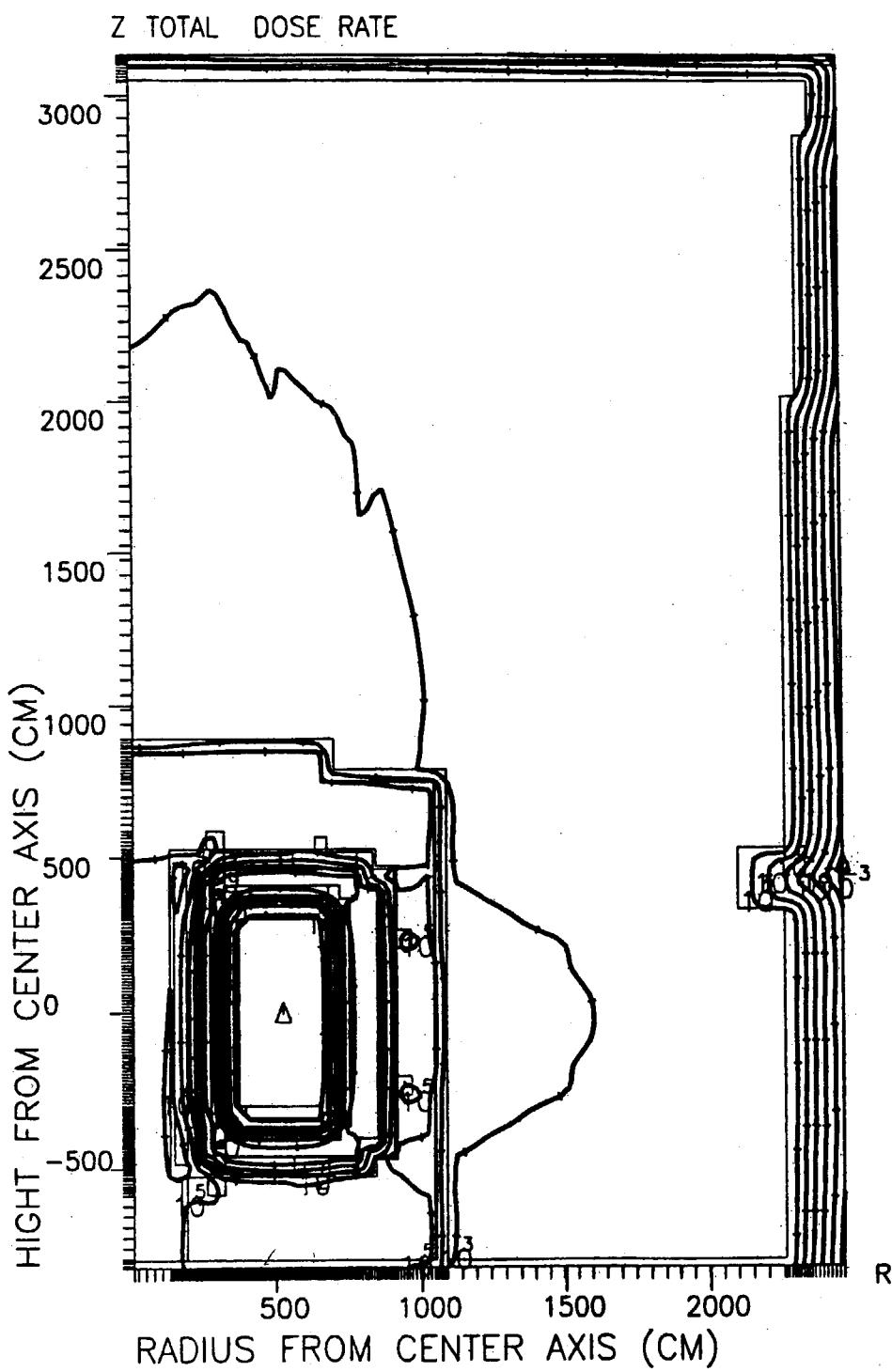
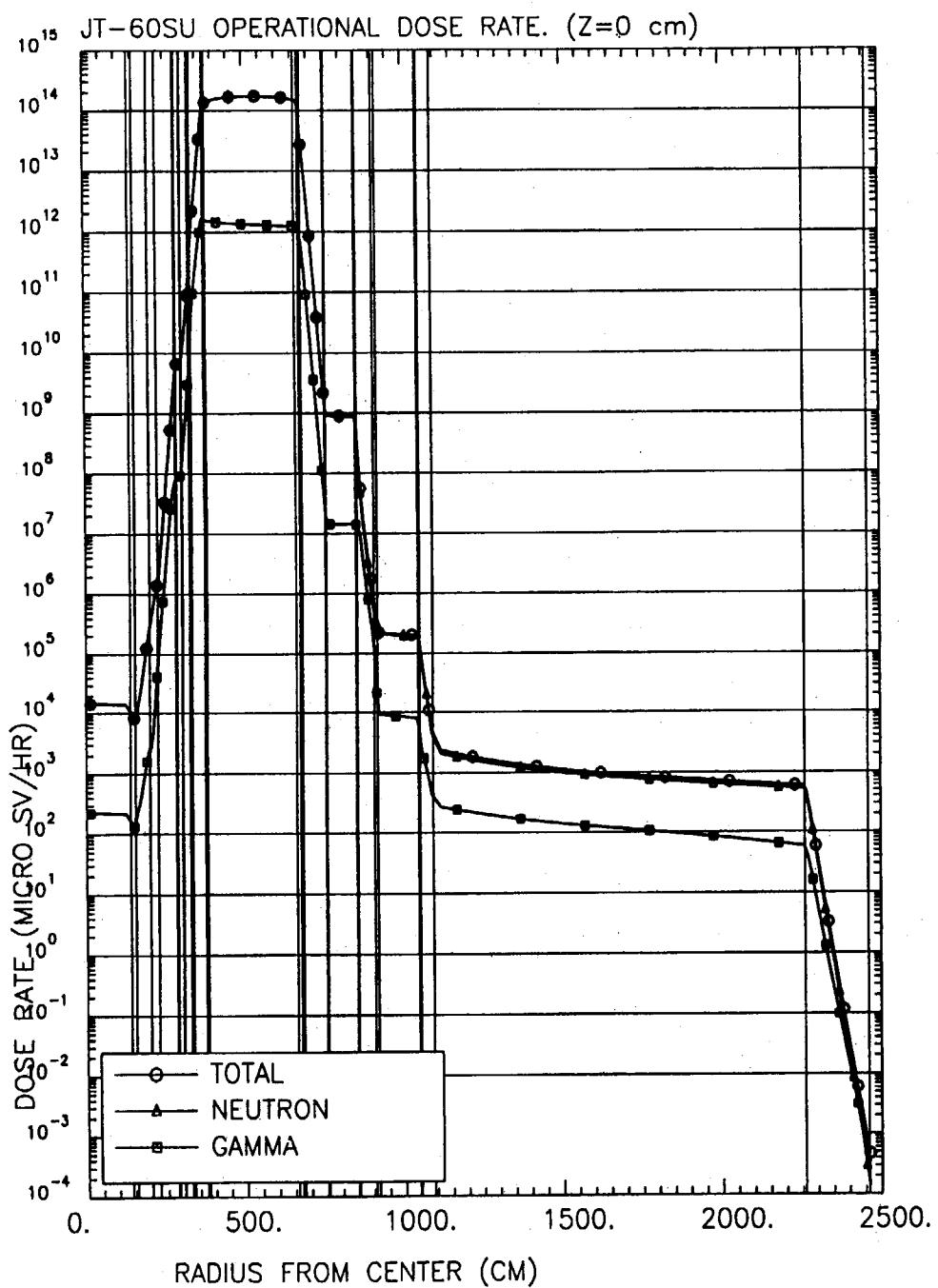
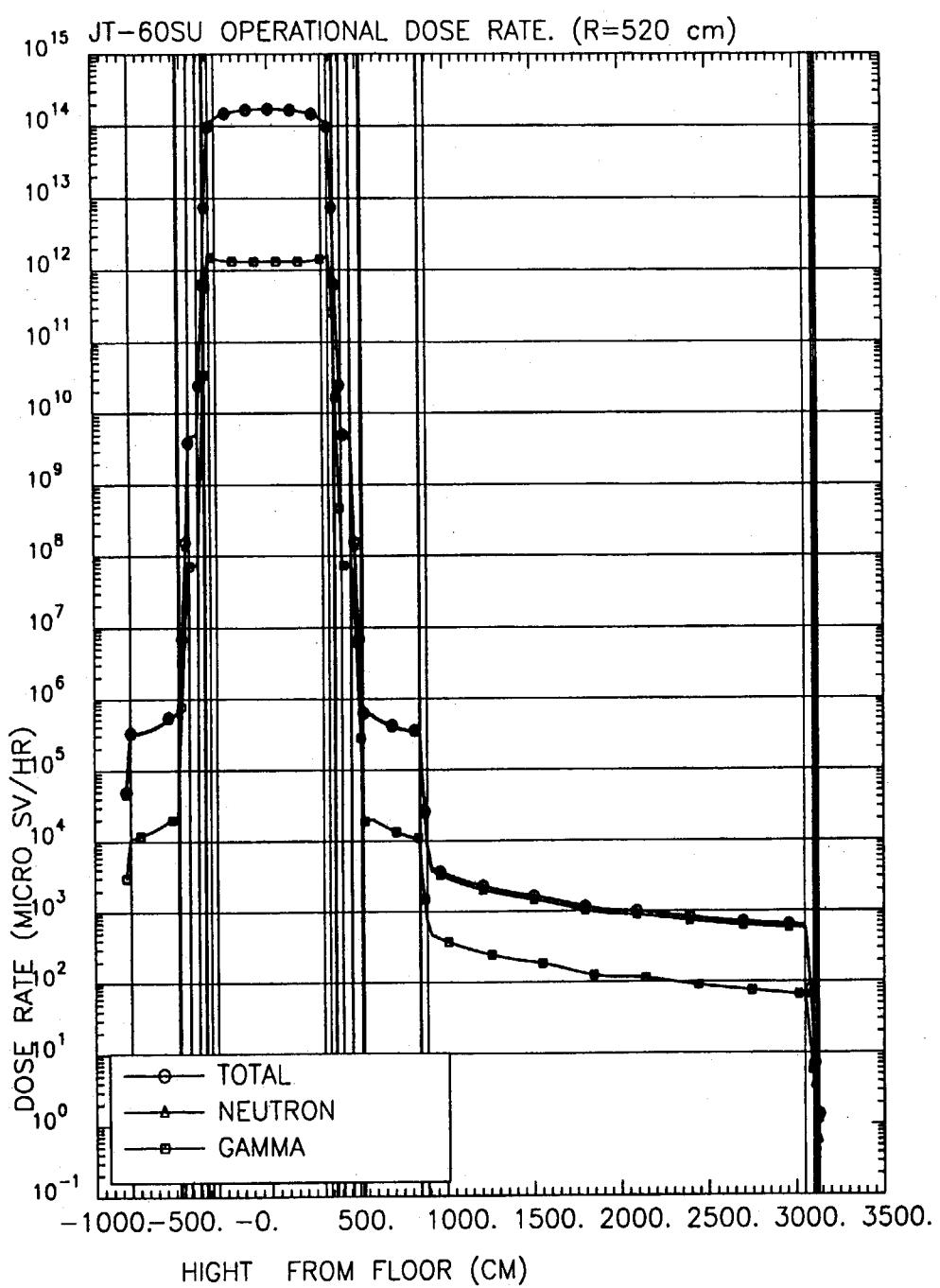
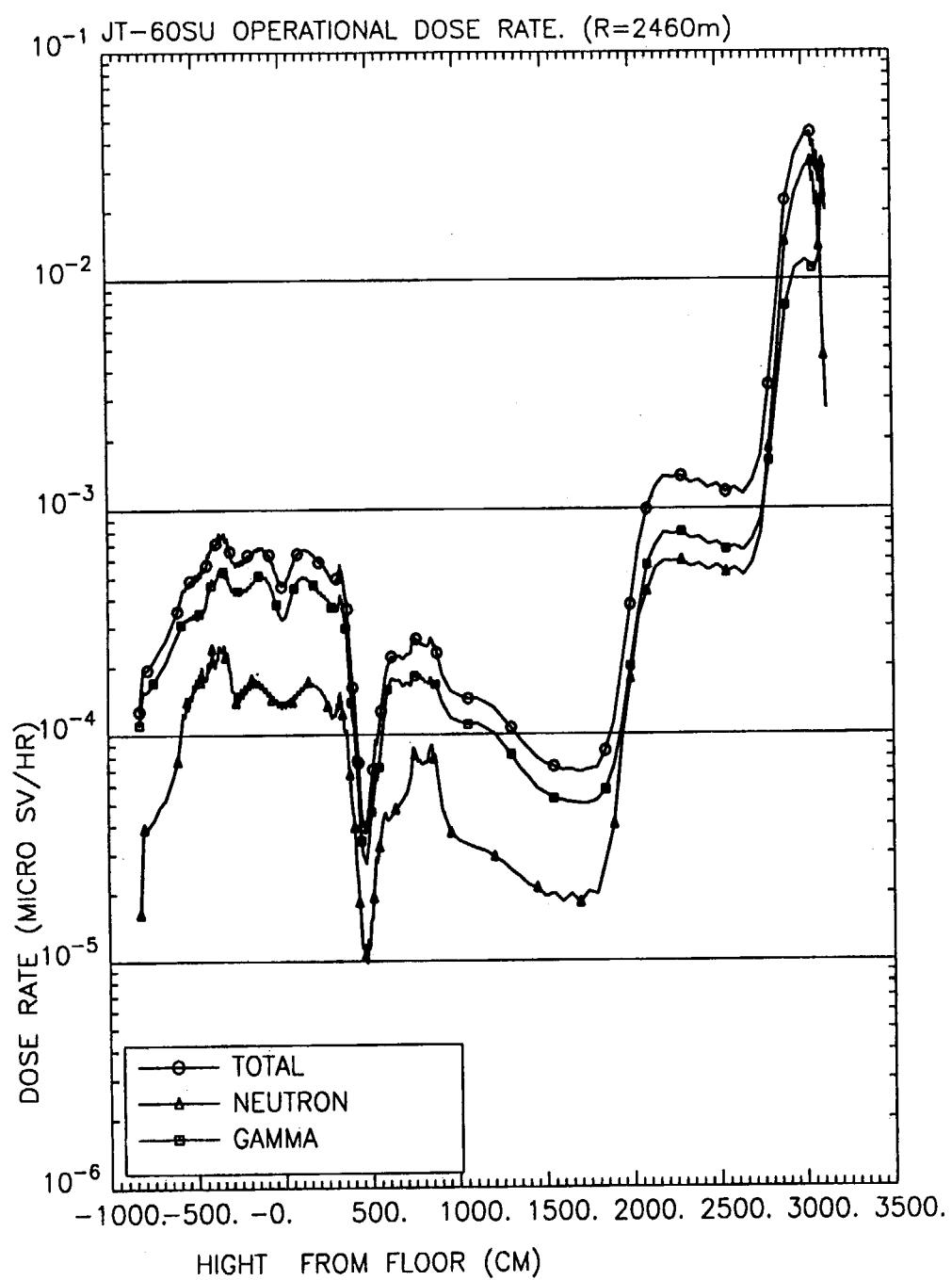
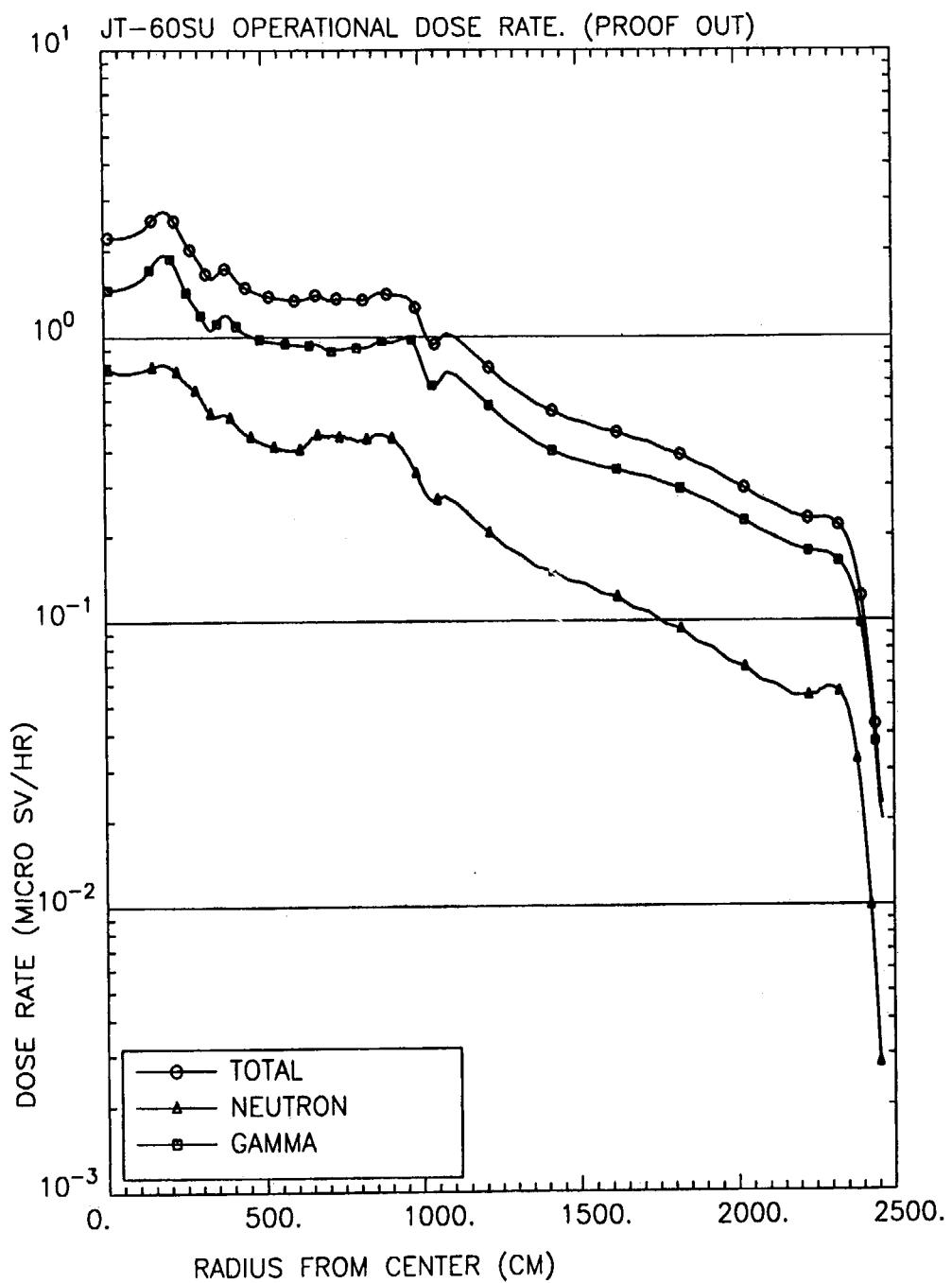


図5.3.7 本体室内全線量当量率($n+\gamma$) 空間分布図 (単位: $\mu\text{Sv/hr}$)

図5.3.8 プラズマ水平面R軸上($Z=0$ cm)線量当量率分布図（単位： $\mu\text{Sv}/\text{hr}$ ）

図5.3.9 プラズマ中心Z軸上($R=520$ cm)線量当量率分布図（単位： $\mu\text{Sv}/\text{hr}$ ）

図5.3.10 JT-60実験棟側壁外壁面上(R=2460cm)線量当量率分布図（単位： $\mu\text{Sv}/\text{hr}$ ）

図5.3.11 JT-60実験棟側屋上外壁面上($Z=3130\text{cm}$)線量当量率分布図（単位： $\mu\text{Sv/hr}$ ）

5.3.2 床貫通口による地下室へのストリーミング評価

本体室床面には、地下室との間を行き交う配管等が抜ける多くの貫通口が開いている。本節では、DT実験運転中における地下室への放射線のストリーミング影響を評価した。

(1) 計算モデル、計算方法、計算コード

図5.3.12に床貫通口の断面図を示す。定常炉心試験装置を囲むクライオスタッフの位置を斜線で示した。中心部分の円形状のものはC(型)リングと呼ばれ、C型の断面をもつ厚さ2mのコンクリート製の基礎架台の支柱である。実験棟本体室の地下、JT-60装置のトーラス中心軸の直下に位置する。Cリングは片側に入口開口部をもった中空円筒構造であり、地下室の天井から底面まで連続した構造となっている。

Cリングに囲まれた面積範囲内に位置する貫通口を通って本体室から入ってきた放射線は、Cリングの入り口開口部を通して地下室へ拡散するが、この範囲内にある貫通口については現段階でその位置、大きさが確定していないことから計算範囲から除外した。また、クライオスタッフより外側に位置する貫通口を抜ける放射線については、本体室内線量分布計算結果から、クライオスタッフ内側部分に比べて2桁以上低いことから、地下室へ及ぼす影響も少ないと判断して計算から除外した。従って、この計算では図に示したすべての開口部の内、このCリングとクライオスタッフまでの床面上に存在する貫通口のみを対象とした。

計算方法は、貫通口を等価面積の円に近似し、2次元円筒状にモデル化（トーラス中心がZ軸）してDOT3.5コードにより計算した。中性子の発生条件は第3.2章の条件とし、DT実験での運転中を評価した。図5.3.13にJT-60本体室の地下室の断面と計算した1つの貫通口位置及び評価地点(A,B)位置を示した。線源は第5.3.1章の本体室内線量当量計算から得られた貫通口部分に当たる床面の角度束分布を面線源として与えた。図5.3.13に示す貫通口位置での線源条件を用い、貫通口の開口部からのストリーミングを計算するためのモデル（貫通口中心がZ軸）を図5.3.14に示した。図5.3.12示す貫通口の内、A2貫通口は一部クライオスタッフにかかるため、図5.3.14で評価する貫通口の口径は最も大きいA1貫通口(120cm x 240 cm)と等価な半径95.7 cmとした。

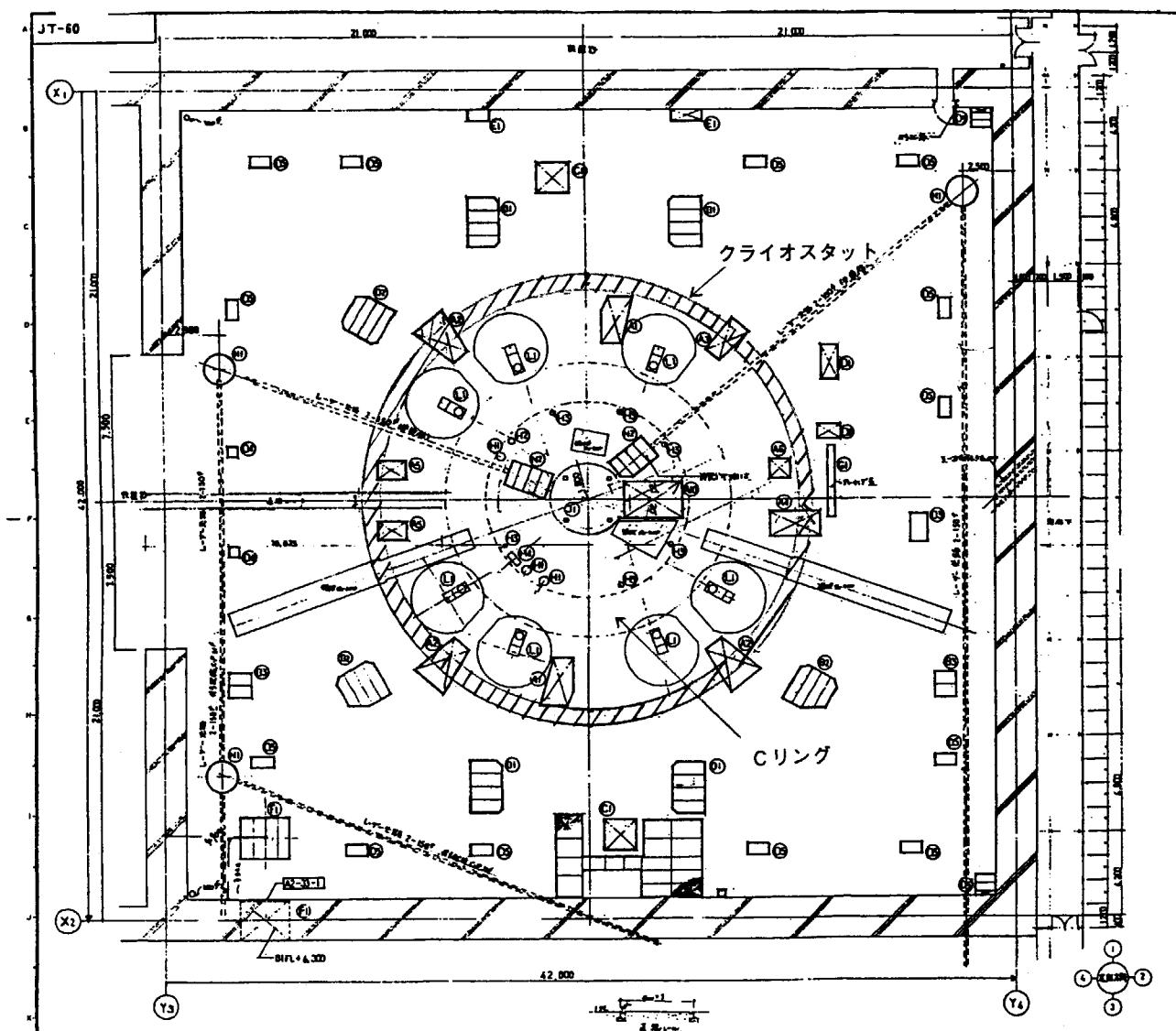
(3) 計算結果

表5.3.4に評価地点A,Bでの運転中の線量当量率を示す。図5.3.15に地下室の運転中線量当量率分布を示す。側壁部評価点Aでの線量当量率は、~7000 μ Sv/hと高い。側壁部評価点Bでの線量当量率は~20 μ Sv/hとなった。Cリングとクライオスタッフの間にはA1貫通口部と大体同じ大きさの穴がおよそ8カ所円周方向に存在する。よって、側壁部のトータルでの線量当量率は単純に8倍して160 μ Sv/hとなり、これを管理区域内の週間当たり線量当量率に換算すると、 $160(\mu\text{Sv})/3600(\text{s})/1\times10^{20}(\text{n/s})\times3\times10^{23}(\text{n/w})=0.13\text{ mSv/w}$ となり、管理区域内目標値1mSv/w以下に留まる。しかしながら、実際には他の7カ所からのストリーミングには距離の減衰効果があること、さらに反対側にある貫通口からはCリングによる遮蔽効果が効くので、このトータル値は過大評価である。

A地点では46.7 mSv/wとなり、運転中は管理区域内の目標値1mSv/Wを大きく超えた値となるが、地下室はJT-60装置の重水素運転中においてもインターロックドアにより入室禁止となっており、この領域に人が立ち入ることはないので問題とはならない。

表5.3.4 地下室の線量当量率計算結果（1貫通口当たり）

評価点	$(\mu\text{Sv}/\text{hr})$		
	中性子	ガンマ線	合計
床面	6.949E+04	3.024E+03	7.251E+04
点 A	6.846E+03	2.492E+02	7.095E+03
点 B	1.692E+01	1.543E+00	1.847E+01



記号	貫通孔寸法	口 打	筋 方	記号	貫通孔寸法	口 打	筋 方
(A)	1,800 × 2,800	1	穴電配管	(+3)	200	6	穴電配管
(A)	(1,200~900) × 2,400	2	-	(+4)	300 × 700	1	-
(A)	(1,800~900) × 2,400	3	-	(+5)	A-2045 開窓	7	穴セメント
(A)	(1,100~900) × 2,000	1	-	(G)	300 × 3,550	1	穴電配管
(A)	1,200 × 2,400	1	-				
(A)	900 × 1,400	2	-	(H)	1,500	3	L-V-900 開窓
(D)	1,500 × 2,500	4	-	(N)	1,250 × 2,000	2	-
(D)	2,000 × 2,000	3	-				
(E)	1,500 × 1,500	2	穴電配管	(F)			
(F)	900 × 1,000	13	穴電配管				
(H)	400	3	穴電配管	(J)			
(I)	300	1	穴電配管				

図5.3.12 JT-60実験棟本体室床貫通りの位置とサイズ

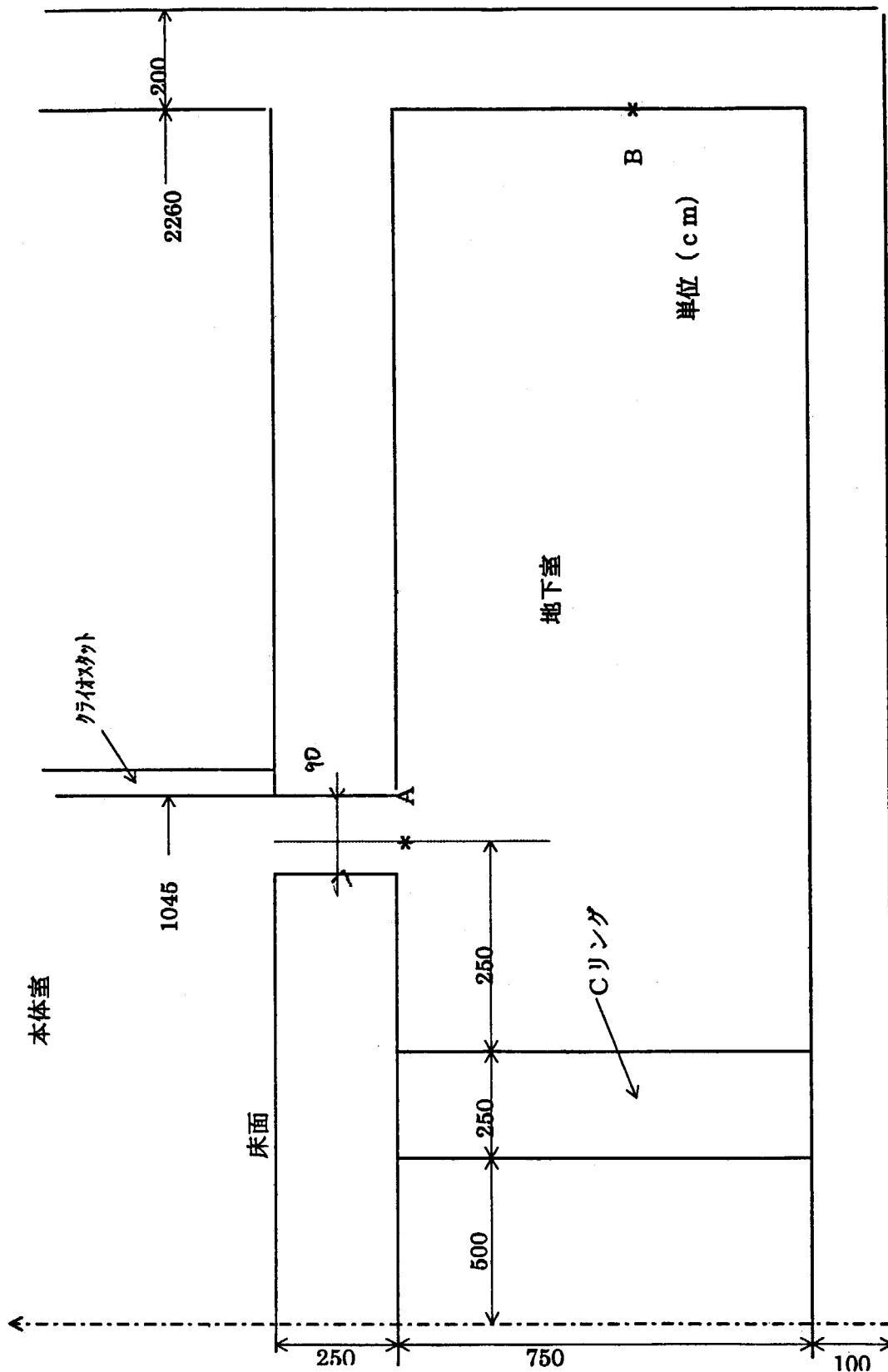


図5.3.13 地下室の断面と貫通口及び評価点位置

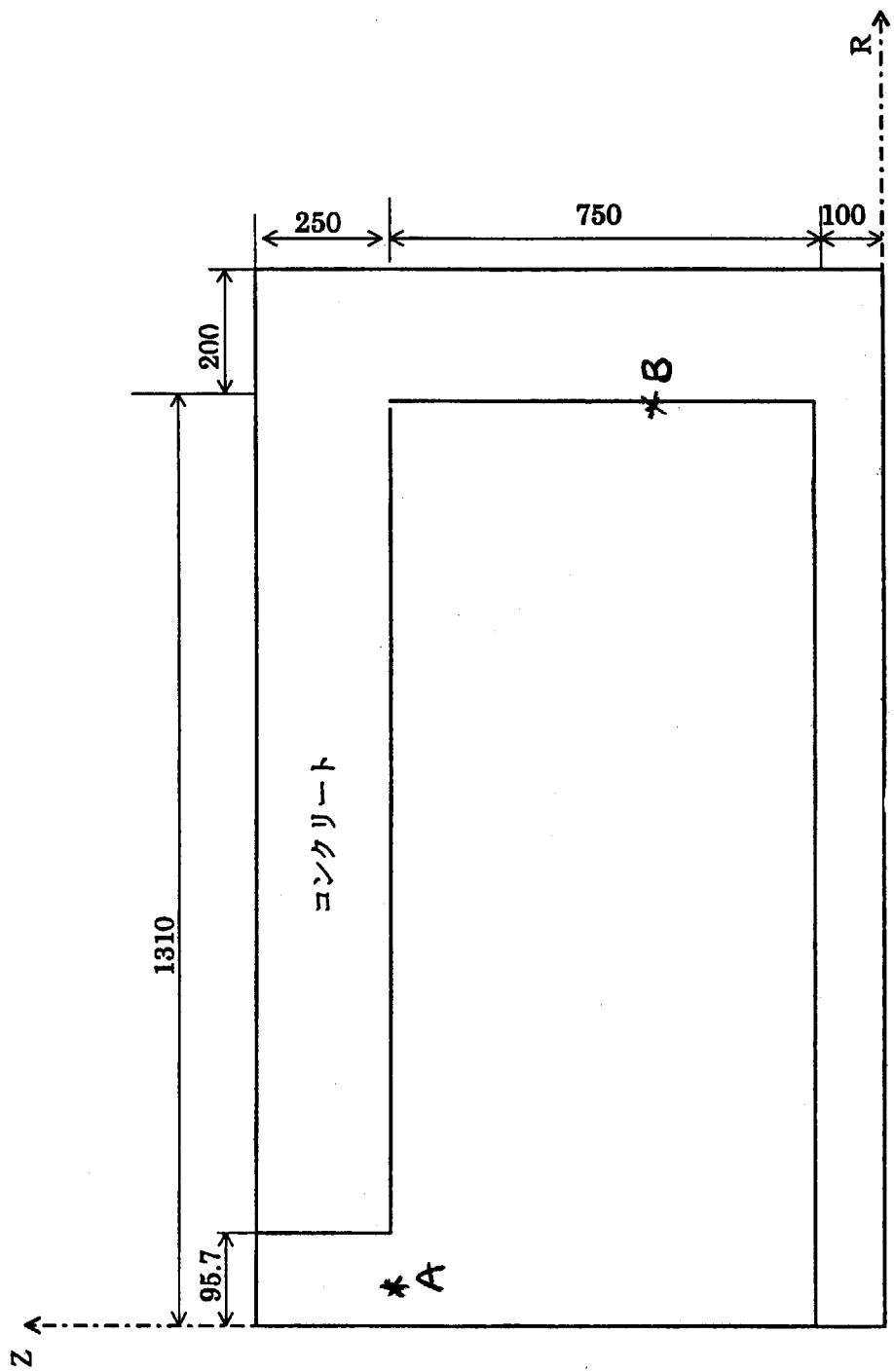
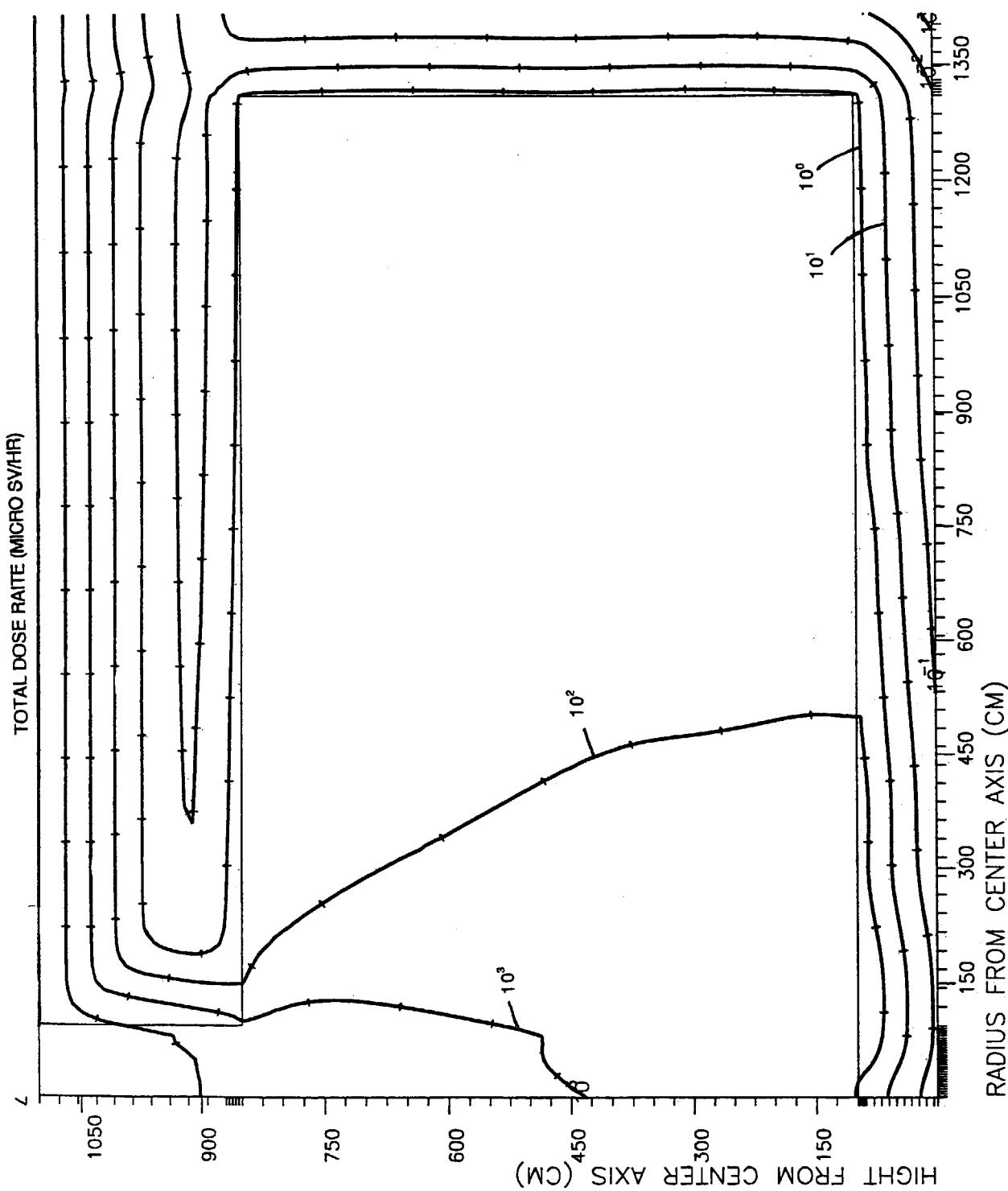


図5.3.14 床貫通口から地下室へのストリームミング計算のための2次元計算モデル

図5.3.15 地下室の運転中線量当量率分布（単位： $\mu\text{Sv}/\text{hr}$ ）

5.4 スカイシャイン評価

第5.3.1章では、JT-60実験棟建家の2次元解析により建家周辺での線量当量率分布を求めた。ここではその結果得られた実験棟側壁、及び天井から漏洩する中性子と γ 線をエネルギーと角度別に保存して、これを線源としてD-T運転中におけるJT-60施設敷地境界でのスカイシャインの影響を評価する。

5.4.1 実験棟のモデル化と線源条件

本体室と組立室の間は、床面から1.6mの高さまでコンクリート壁（厚さ2m）やポリエチレンブロックの遮蔽体（厚さ3.5cm）で仕切られているが、その上部天井までの高さ22.5mは開口部となっている。本体室から発生した中性子は、この開口部を通って組立室に流れ込む。したがって、スカイシャイン計算では図5.4.1に示すように、本体室と組立室とを合計した床面積が同じ半径30.3mの円筒状の実験棟建家の計算モデルに近似して、建家天井面全体の角度束分布を積分した。

第5.3.1章の2次元計算評価結果で述べたように、遮蔽の薄い天井外表面での線量当量率（1.37 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ ）に比べ、コンクリート2mの厚さの実験棟側壁外表面上での線量当量率（ $4.7 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}/\text{h}$ ）はおよそ1/3000である。天井下側の側壁部には天井の大梁の格納部分（深さ1m、側壁の厚さ1m）がある。この部分の線量当量率は同じ側壁の厚さ2mの部分に比べて2桁ほど高い値を示しているが、天井外壁の結果と比較するとその1/30と低い値となっている。従って、大梁の格納部分からの施設周辺への影響は天井部に比べて充分無視できることから、本評価において建家側壁面からの直達線量は省略することとした。

線源条件は第5.3.1章の2次元計算結果を使用した。図5.4.2に建家外のスカイシャイン計算モデルを示す。評価地点は、サイト南側境界S地点（205m）とした。

5.4.2 計算方法[5-1]

先ず、2次元Sn法輸送計算コードDOT3.5を用いて建家屋上の中性子と γ 線の角度束を求める。次に点線源作成コードDOTLEAK[5-1]を用いて建家屋上の角度束を天井全体の面積で積分し、非等方角度分布を有する点線源に置き換える。この点線源が屋上の中心にあるものとする。

1回衝突線源計算コードGRTUNCLにより非等方角度分布を有する点線源から中性子と γ 線を発生させて、図5.4.2の計算モデルの全空間メッシュにおける1回衝突線源を求めて次のDOT3.5で読める形でファイルに出力する。再びDOT3.5に1回衝突線源を用いて、各メッシュ点における中性子と γ 線におけるスカラー束を計算する。メッシュ数は、210x191とした。

核融合炉用群定数セット：	FUSION-40（中性子42群、 γ 線21群）
本体室、組立室内計算：	2次元（R-Z）モデル
2次元輸送計算コード：	DOT3.5
点線源作成コード：	DOTLEAK
1回衝突線源コード：	GRTUNCL
建家周辺スカイシャイン計算：	DOTLEAK-GRTUNCL-DOT3.5
領域数	29
メッシュ数	210x191=40110メッシュ
非等方散乱次数	P5
Sn分点	S160
境界条件	左側：反射、下部：反射、右側：真空、上部：真空
収束条件	1%
計算モード	weighted difference

5.4.3 スカイシャイン計算結果

表5.4.1に地上1mでのスカイシャイン線量の結果を示す。サイト南側境界S地点（205m）位置で受けるスカイシャインの線量当量率は $6.5 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}/\text{hr}$ ($1.81 \times 10^{-7} \mu\text{Sv}/\text{s}$)である。年間線量当量に換算（D-T年間中性子発生量 $4 \times 10^{23} \text{nDT}/1 \times 10^{20} \text{nDT}$ ）して $7.2 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}/\text{y}$ となる。この値はJT-60Uの現行の敷地境界での最

大予測線量評価値0.57mrem/y (5.7 $\mu\text{Sv}/y$ 、うちスカイシャインは4.4 $\mu\text{Sv}/y$)に比べておよそ4桁低いレベルにあり、まだ充分な余裕がある。こうした結果は、第5.3.1章で行った2次元計算で行った、スカイシャイン影響への概略見積り結果とも一致する。本計算は装置の形状を理想的なモデルで計算したが、実際の装置及びクライオスタッフには多数の開口部が存在する。またNB I、ECH、計測ポート等のクライオスタッフ貫通部では漏洩線量が増大する。その他にもシアパネルの僅かな空隙部等からの漏洩や各種配管ケーブル等貫通部からの漏洩等があると考えられる。今後こうした漏洩による寄与分を見込んだ上での評価がさらに必要であるが、概略スカイシャインに対しても遮蔽性能を充分満たす見通しを得た。

計算出力グラフを以下に示す。

地上 1 mにおけるスカイシャイン線量当量率分布 : 図5.4.3
スカイシャイン線量当量率等高線図 : 図5.4.4

表5.4.1 地上 1 m位置でのスカイシャイン線量当量率計算結果（単位： $\mu\text{Sv}/\text{hr}$ 、年間線量のみ $\mu\text{Sv}/y$ ）

中心からの距離	中性子	ガンマ線	合計	年間線量*	($\mu\text{Sv}/\text{hr}$)
					備考
100 m	1.605E-03	3.156E-04	1.920E-03	2.133E-03	
205 m	5.522E-04	9.852E-05	6.507E-04	7.230E-04	敷地境界点
300 m	2.529E-04	4.091E-05	2.938E-04	3.264E-04	
400 m	1.096E-04	1.576E-05	1.254E-04	1.393E-04	

*) 年間 4 0 0 0 ショットとして換算

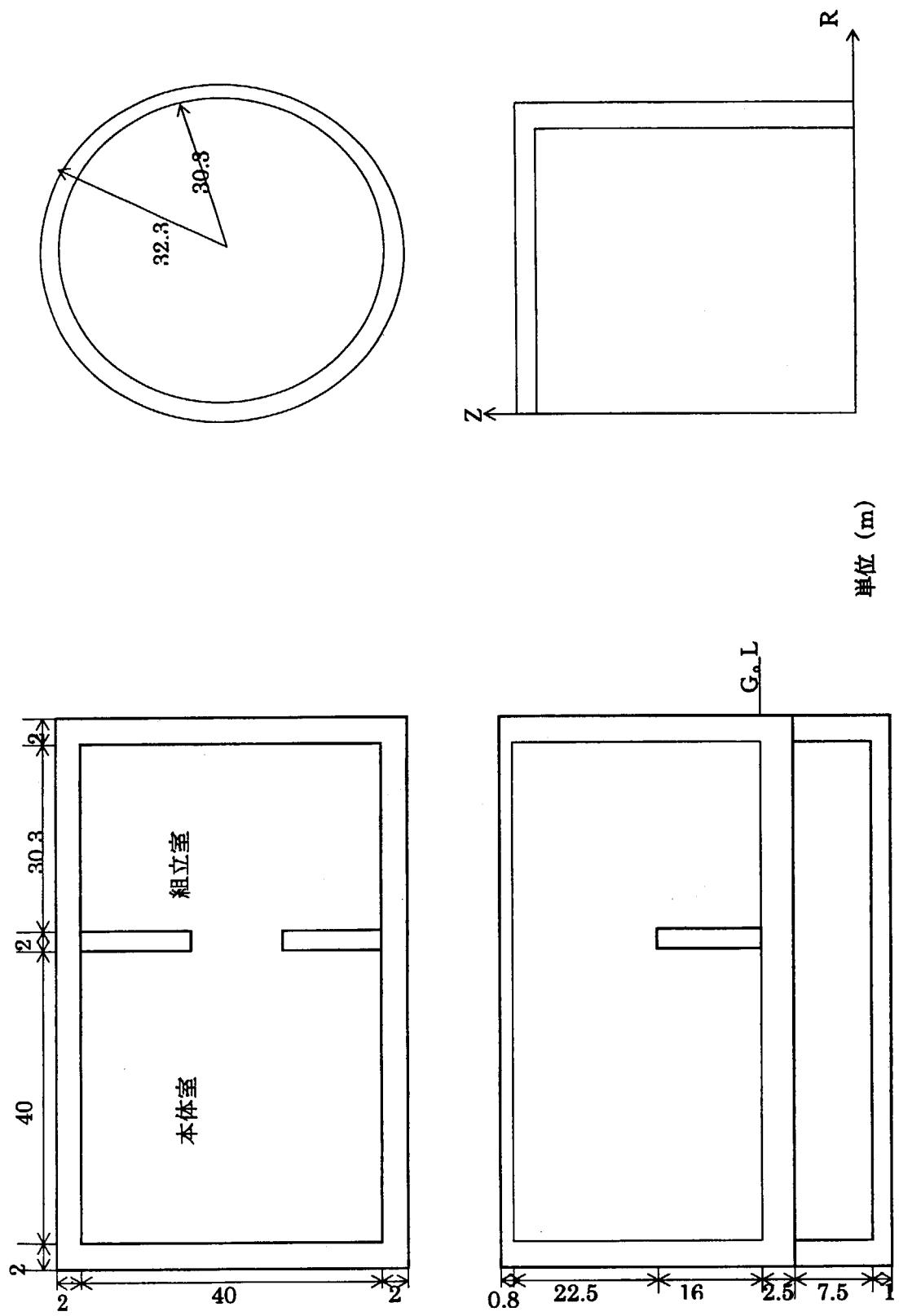


図5.4.1 JT-60実験棟建家の断面(左)とスカイシャイン計算のためのモデル図(単位:m)

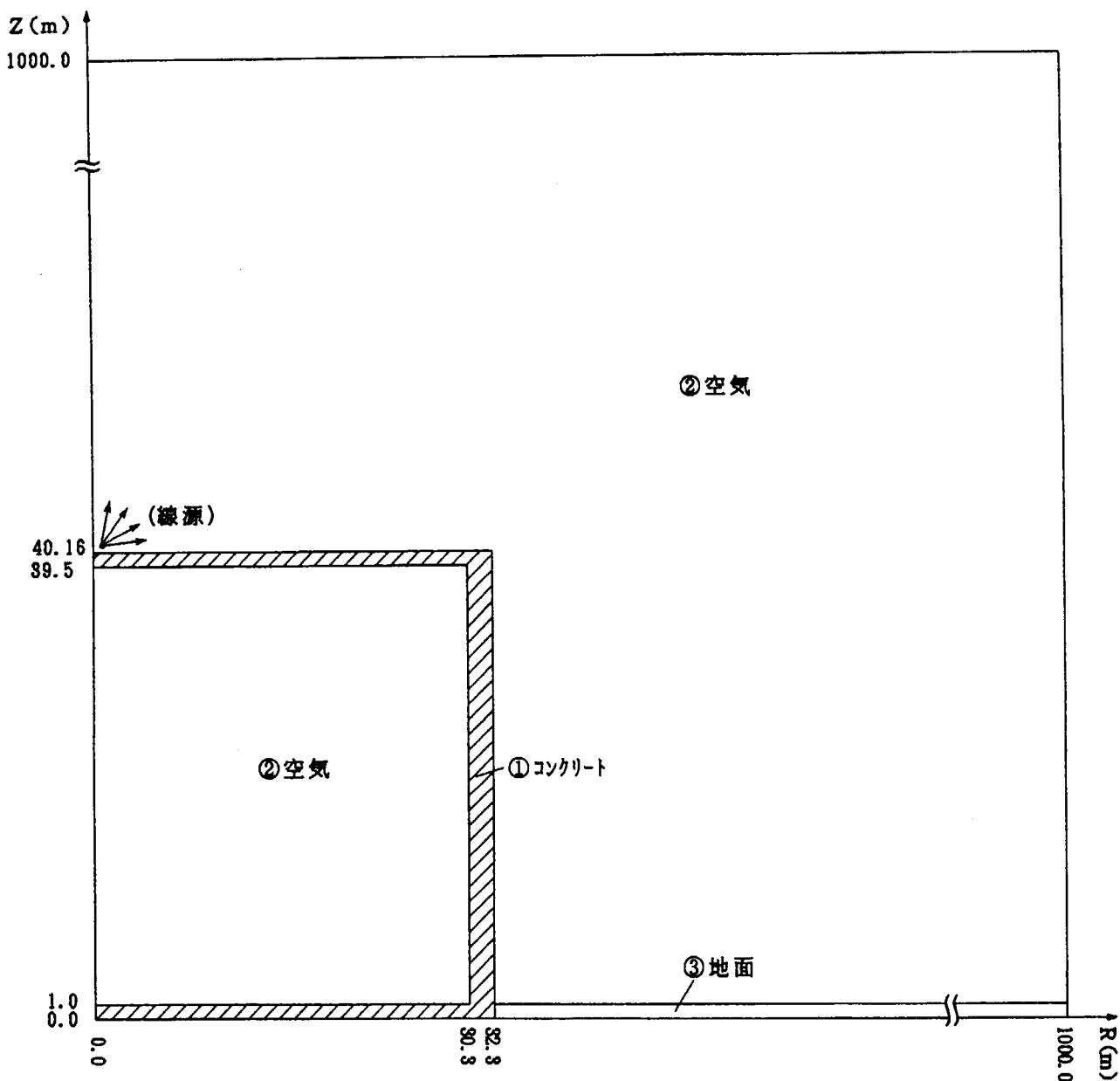
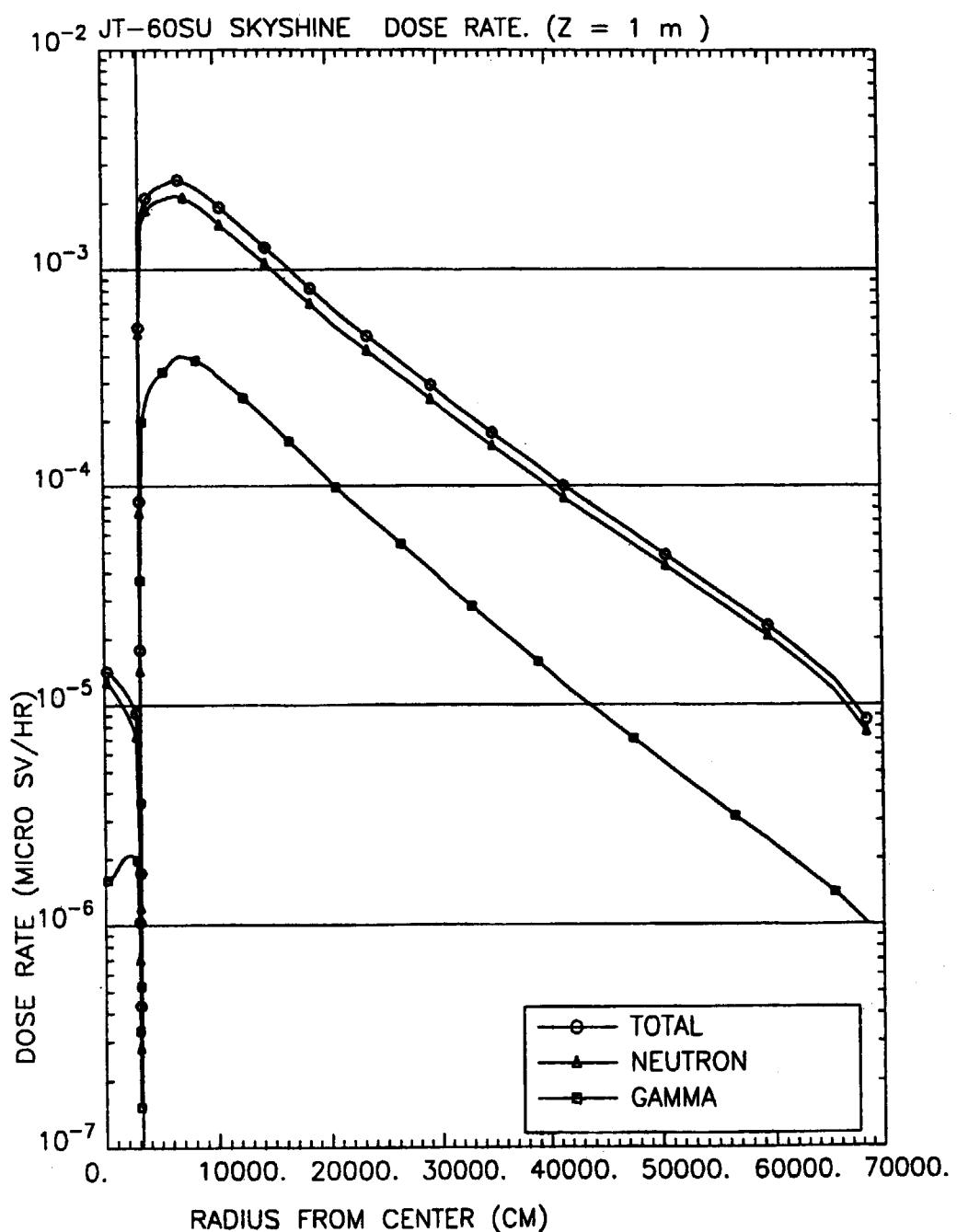


図5.4.2 JT-60実験棟建家外のスカイシャイン計算モデル

図5.4.3 地上 1 m におけるスカイシャイン線量当量率分布 (単位 : $\mu\text{Sv}/\text{hr}$)

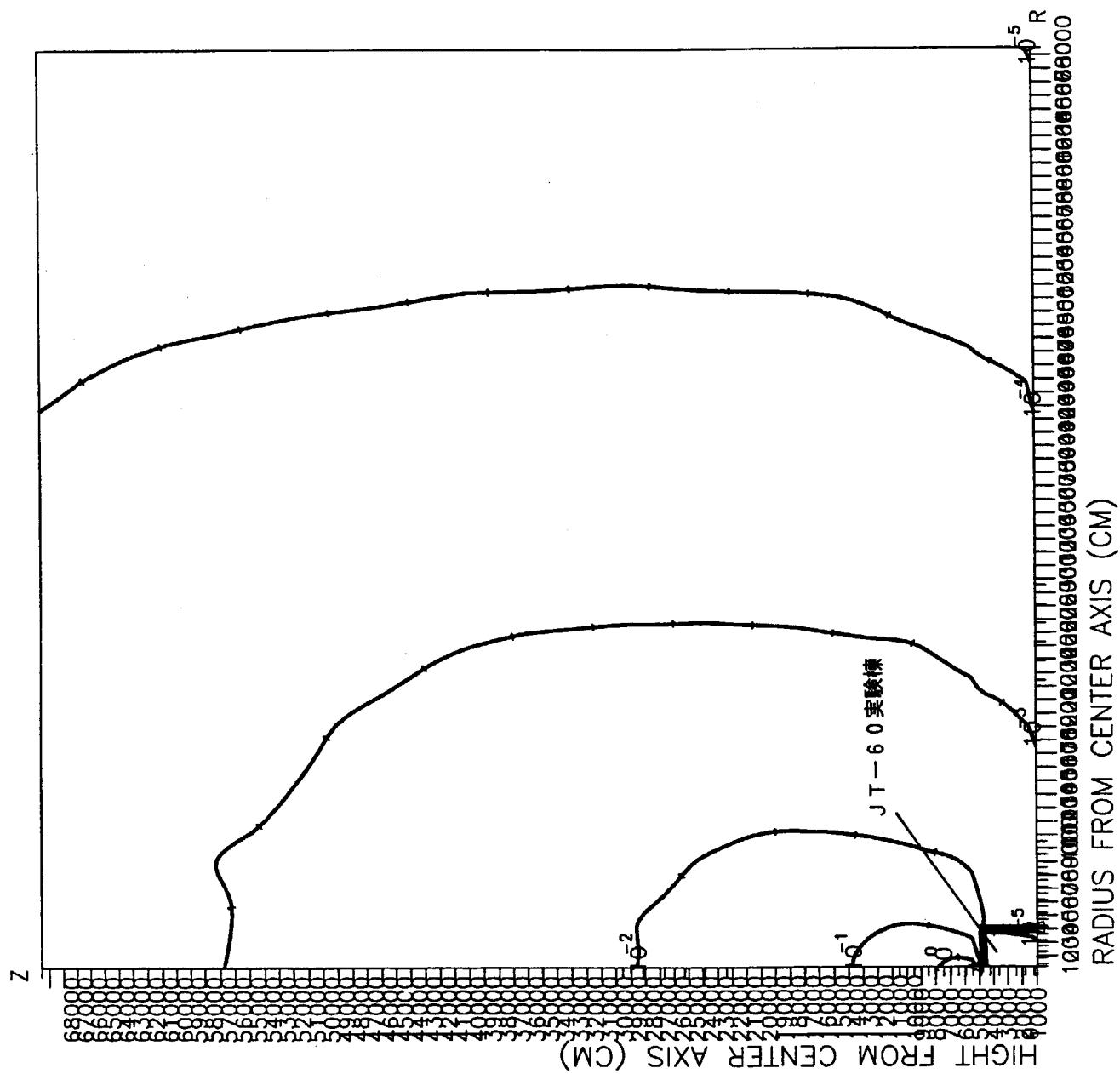


図5.4.4 スカイシャイン線量当量率等高線図（単位： $\mu\text{Sv}/\text{hr}$ ）

5.5 NB I ポートの遮蔽評価

5.5.1 DT実験時の評価

定常炉心試験装置の真空容器は加熱・電流駆動用のNB I ポートを有する。このポートはクライオスタットを貫通する。クライオスタット内部では、このポートに隣接してトロイダル磁場コイル（TFC）が並ぶ。このような体系においてオプションのDT実験によって発生したD-T中性子がコイルに与える核発熱を2次元計算により評価する。また、クライオスタット内外の領域における作業者への線量当量の影響を評価する。本評価において真空容器の構造はSUS+W方式とした。

(1) NB I 近傍 2次元 (X-Y) モデル体系

- ① 計算には2次元 (X-Y) モデルを用いる。図5.5.1にD-T放電時のNB I ポートのDOT3.5計算モデルを示す。計算体系は、NB I ポート部をスリット状に近似する無限平板体系とし、計算に当たっては中心軸から径方向に距離を延長して回転させる円筒形状とした。真空容器、TFC、NB I ポート、クライオスタット等の遮蔽構造は第5.2章で決定した結果を用いる。NB I ポートとこれに隣接する左側TFCの間隙部分に位置するポートの遮蔽厚みは設計上取りうる最大ギャップ間隔として32cmとした。ポートの左右の厚みt, t'は本計算でサーベイの対象となる部分であり、後述するようくケース1～3に分けて厚さを変化させた。図中、各領域に付けた番号は表5.5.1に表示した構造材のゾーン番号である。その構造材の原子個数密度を表5.5.2にまとめた。
- ② 真空容器はSUS+W方式の構造とした。ラジアルビルドは基本的に図5.2.2で示した1次元モデルに従うが、2次元モデルの場合、真空容器の構造はメッシュを細かく取れないので、アウトボード側真空容器においては、プラズマ側表面から5cmの範囲（表5.5.1のゾーン番号5）にあるSS316、純水、B₄C板については、これら構造材の組成を混合した単一構造体（混合モデル）とした。また、真空容器内二重壁部（ゾーン番号6）については高Mn鋼と純水3：1での混合モデルとした。本計算評価の対象はNB I ポート周辺であるため、ここから離れた位置にあるインボード側真空容器については、全て高Mn鋼と純水からなる単一構造の混合モデルとして扱った。インボード側に設置する追加遮蔽体（40cm厚さ）の組成はSS80%+純水20%とした。ポートに近接する右側TFCのシェアパネル構造物（ゾーン番号9）の材質はSS316とした。
- ③ NB I ポートはトーラスプラズマに対し接線方向に設置される。実際には幅50cm、高さ210cmであるため、スリット形状で近似したX-Y平板モデルの適用が妥当である。中性子によるストリーミングやポート自身の放射化を防ぐため、クライオスタット内部のNB I ポートについては追加遮蔽体と同様、SS80%+純水20%の遮蔽構造とした。TFCに近接する接線ポートにおいてはポート右側へ向かうストリーミングが左側より大きいので、ポート右側の付け根の遮蔽厚みを80cmに増した設計とした（左側側付け根の部分は70cmの厚さ）。クライオスタットの外側領域にあるNB I ポートの組成はSUS100%とした。
- ④ クライオスタット内TFCは、D-T運転時において核発熱を一定値以下とする必要がある。設計目標は0.2mW/cc以下であるが、局所的には1mW/ccまで許容するものとした。TFCあるいはシェアパネルとポートとの間には本体の熱伸び等を吸収するための空間ギャップとして最低10cmの間隙を設けた。

(2) 計算結果

2次元解析モデルにおける出力メッシュを図5.5.2に示す。Z方向の1次元分布の出力ラインをa-a', b-b'で図中に示した。核発熱の最大発生地点は計算ケースにより変化するため、評価地点を固定せず、超伝導表面部での最大値をとることとした。

ポートの左右の厚みは本計算でサーベイの対象となる部分であり、計算は遮蔽厚みにより以下のケース1～3に分けて行った。

ケース	ポート左遮蔽厚み t(cm)	ポート右遮蔽厚み t'(cm)
ケース 1	3 2	3 8 . 5
ケース 2	4 1 . 5	3 8 . 5
ケース 3	5 5 . 8	5 4 . 1

D-T放電中の左右TFC、SCM部における最大核発熱率およびクライオスタット内外における線量当量率を表5.5.3に示す。以下に出力グラフとともにそれぞれの評価結果を述べる。

①放電中n, γ 線束分布、核発熱

D-T放電中の中性子線及び γ 線束の空間分布の等高線を以下に示す。

運転中中性子線束の空間分布の等高線 : 図5.5.3

運転中 γ 線束の空間分布の等高線 : 図5.5.4

放電中核発熱は、ポート右側38.5 cmと最も厚みの薄いケース1において0.15 mW/ccとなり、目標値の0.2 mW/ccをクリアした。一方、ポート左側についてはケース1で0.5 mW/ccとなった。ポートの厚さはTFCとの配置の関係から、間隙の厚みのとれない左側の方が厳しい設計であり、この左側の値はケース2、3とポートの厚みを増やしてもほとんど減衰せず、目標値の2.5倍の値のままとなった。ケース3でも減衰していないのはTFCとポート間のギャップ10 cmからのストリーミングによるものと考えられる。この値はTFCのポロイダル方向の内、NBIポートと接近する外側水平面上のみと考えれば、局所的には1mW/cc程度まで許容してもコイル全体の冷却性能に大きな影響を及ぼすことにはならないと判断される。しかしながら、設計的にも難しい左側ギャップ部分の遮蔽対策は今後の課題である。

②放電後残留 γ 線線量当量率

(1カ月後)

DT実験運転停止後1カ月後の γ 線線量当量率の等高線、及び図5.5.2に示したNBIポート左側(a-a'), NBIポート右側(b-b')ライン上でのZ軸方向分布を以下のように示す。

運転停止後1カ月後の残留 γ 線線量当量率の等高線 : 図5.5.5

NBIポート左側(a-a')ライン上での γ 線線量当量率分布 : 図5.5.6

NBIポート右側(b-b')ライン上での γ 線線量当量率分布 : 図5.5.7

クライオスタット内側ポート周辺における1カ月後の線量当量率はケース2ではポートの左右ともに100 μ Sv/hr以上となっており、設計目標20 μ Sv/hrを大きく超える。次にケース3では、ポート右側で13.9 μ Sv/hrであり、設計目標を下まわったが、ポート左側(図5.5.6, A点)では41.3 μ Sv/hrと目標値の2倍までしか下がらなかった。しかしながら、ここはポートとTFCのギャップの近傍であり、クライオスタット内部の大半の領域では目標値以下となっているので、今後核発熱の対応と合わせたポート遮蔽厚さの増強により充分最適化されるものと考えている。

従って、クライオスタット内側ポート周辺における1カ月後の線量当量率結果から、ポートの厚みとしては少なくともケース3以上が要求されることになる。

(1日後)

DT実験運転停止後1日後の γ 線線量当量率の等高線、及び図5.5.2に示したNBIポート左側(a-a'), NBIポート右側(b-b')ライン上でのZ軸方向分布を以下のように示す。

運転停止後1日後の γ 線線量当量率の等高線 : 図5.5.8

- N B I ポート左側(a-a')ライン上での γ 線線量当量率分布 : 図5.5.9
 N B I ポート右側(b-b')ライン上での γ 線線量当量率分布 : 図5.5.10

クライオスタッフ外側ポート周辺における1日後の線量当量率は、1カ月後での評価結果を踏まえ、ケース3についてのみ実施した。その結果はポート右側（図5.5.10, B点）で最大1.9 $\mu\text{Sv}/\text{hr}$ であり、ポートの左右ともに目標値20 $\mu\text{Sv}/\text{hr}$ の1/10以下と問題ないレベルにある。

5.5.2 DD実験時の評価

DT実験で得られたケース3の遮蔽設計条件に対し、確認のためにDD実験での健全性を計算した。DD実験放電中の左右TFC、SCM部における最大核発熱率およびクライオスタッフ内外における線量当量率を表5.5.4に示す。いづれの結果も目標値を下まわっており、DT実験用に最適化された遮蔽構造で問題のないことを確認した。

表5.5.1 N B I ポート 2次元計算、各領域毎の構造材と混合比

ゾーン	構造材名	混合比	備考
1	プラスマ	真空	
2	スクリーブオフ	真空	
3	追加遮蔽体	SUS:水=0.8:0.2	
4	真空容器	タンクステン	厚さ3cm
5	真空容器	SUS:水:B4C=0.26:0.54:0.2	厚さ5cm
6	真空容器	高Mn:水=3:1	
7	真空容器（外壁部）	SUS316	
8	TFC内側空間	真空	
9	ライニング、コイルケース	SUS316	
10	TFC巻線部	SCM	
11	シェアパネル	ポリエチレン	ダクト接続部はSUS316
12	クライオスタッフ内	空気	
13	クライオスタッフ	コンクリート	
14	本体室内	空気	
15	ポート支柱	SUS:水=0.8:0.2	

表5.5.2(1) 構造材の原子個数密度一覧表(1)

表5.5.2(2) 構造材の原子個数密度一覧表(2)

構造材 元素	F 8 2 H 輸送計算	F 8 2 H 放射化	コンクリート 輸送計算	コンクリート 放射化	空気 輸送計算	空気 放射化	ポリエチレン 輸送計算	ポリエチレン 放射化	地面 (SiO ₂) 輸送計算	地面 (SiO ₂) 放射化	二オブミ錫 輸送計算	二オブミ錫 放射化	銅 輸送計算	銅 放射化
H - 1														
H - 2														
B.e														
B - 1 0														
B - 1 1														
C	3.923E-04	3.923E-04	3.004E-04	3.004E-04			3.850E-02	3.850E-02						
N														
O														
N a														
Mg														
A l														
S i	3.356E-04	3.356E-04	1.680E-02	1.680E-02			8.162E-03	8.162E-03						
P														
S														
K														
C a														
T i														
V														
C r														
M n														
F e														
C o														
N i														
C u														
N b														
M o														
S n														
T a														
W	5.126E-04	5.126E-04												
備考	Taは省略													

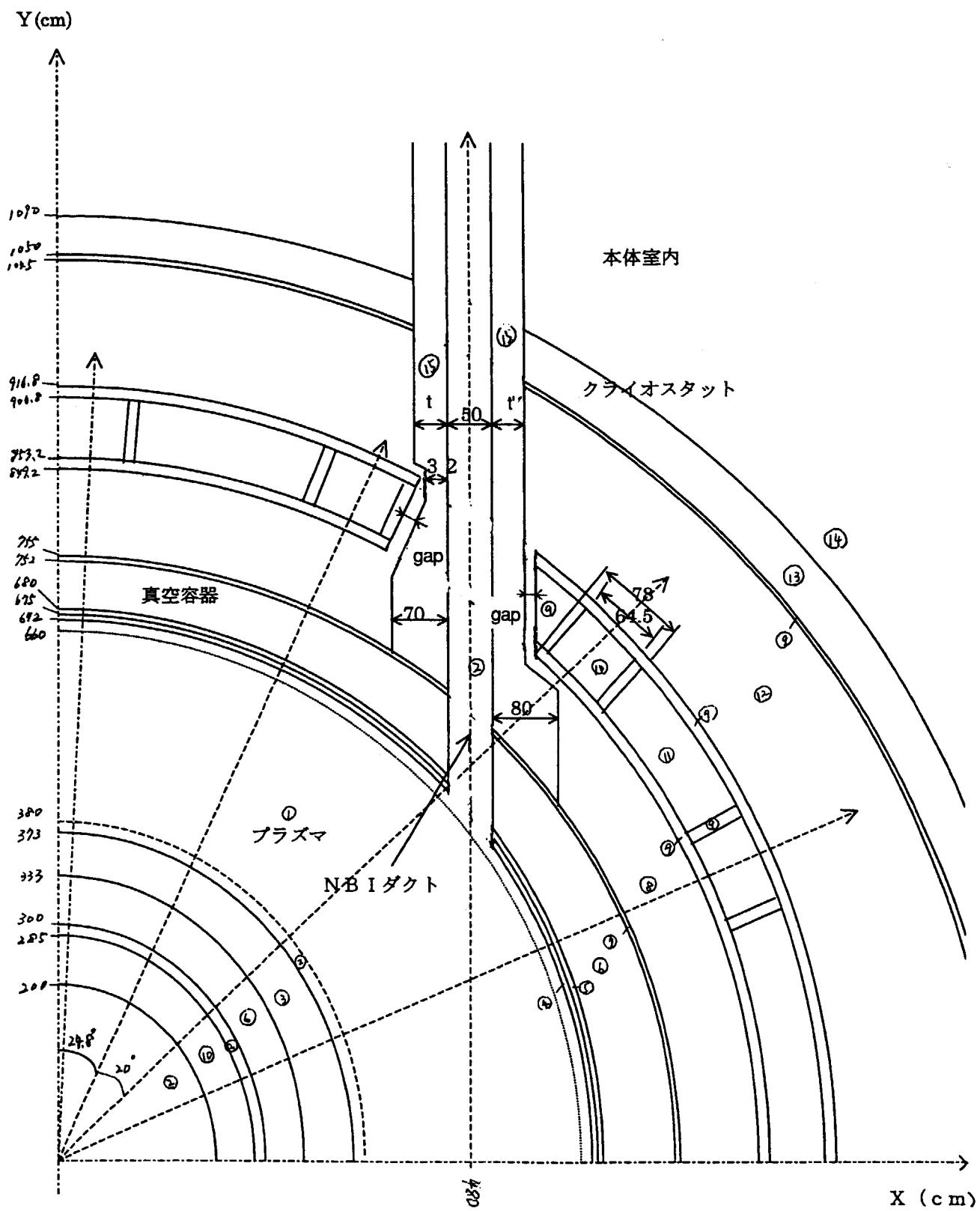
表5.3 NB I ポート2次元計算結果 (DT中性子源)

(D-T中性子源)

ケース	ダクト (左／右)	ダクト厚さ (cm)	SCM最大核発熱率(watt/c.c.)			線量当量率($\mu\text{Sv}/\text{hr}$) 本体室内(1日後)
			中性子	ガンマ線	合計	
1	左	32.0	1.40E-05	4.90E-04	5.10E-04	—
	右	38.5	3.30E-06	1.50E-04	1.50E-04	—
2	左	41.5	1.40E-05	4.90E-04	5.10E-04	—
	右	38.5	3.30E-06	1.50E-04	1.50E-04	—
3	左	55.8	1.407E-05	4.950E-04	5.090E-04	4.134E+01 (A)
	右	54.1	2.097E-06	8.729E-05	8.938E-05	1.386E+01

表5.4 NB I ポート2次元計算結果 (DD中性子源)

ケース	ダクト (左／右)	ダクト厚さ (cm)	SCM最大核発熱率(watt/c.c.)			線量当量率($\mu\text{Sv}/\text{hr}$) 本体室内(1日後)
			中性子	ガンマ線	合計	
	左	55.8	5.224E-08	3.549E-06	3.601E-06	4.943E+00
	右	54.1	3.312E-09	3.177E-07	3.210E-07	1.302E+00



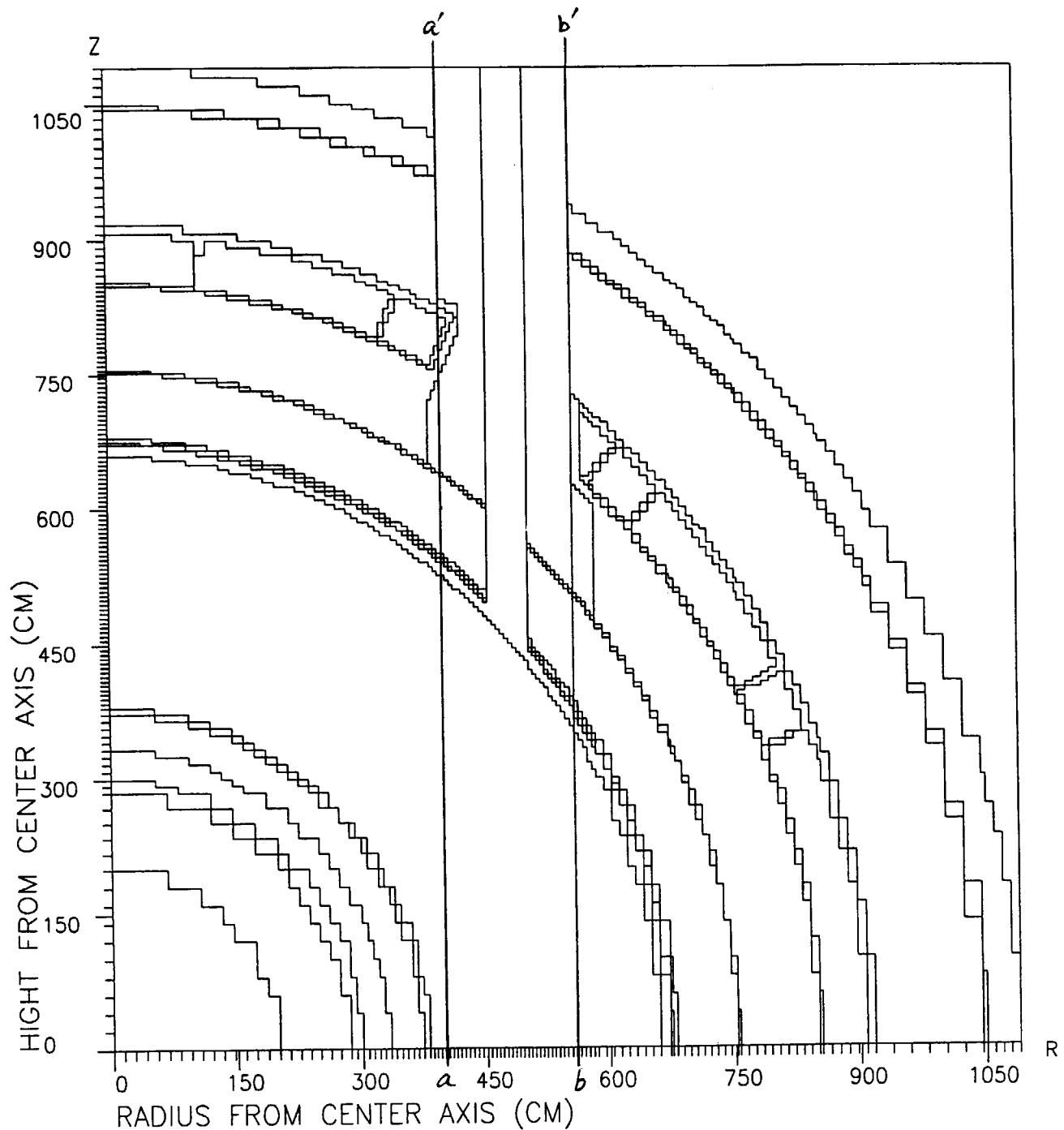


図5.5.2 NBIポートDOT3.5用メッシュ（ケース3の例）

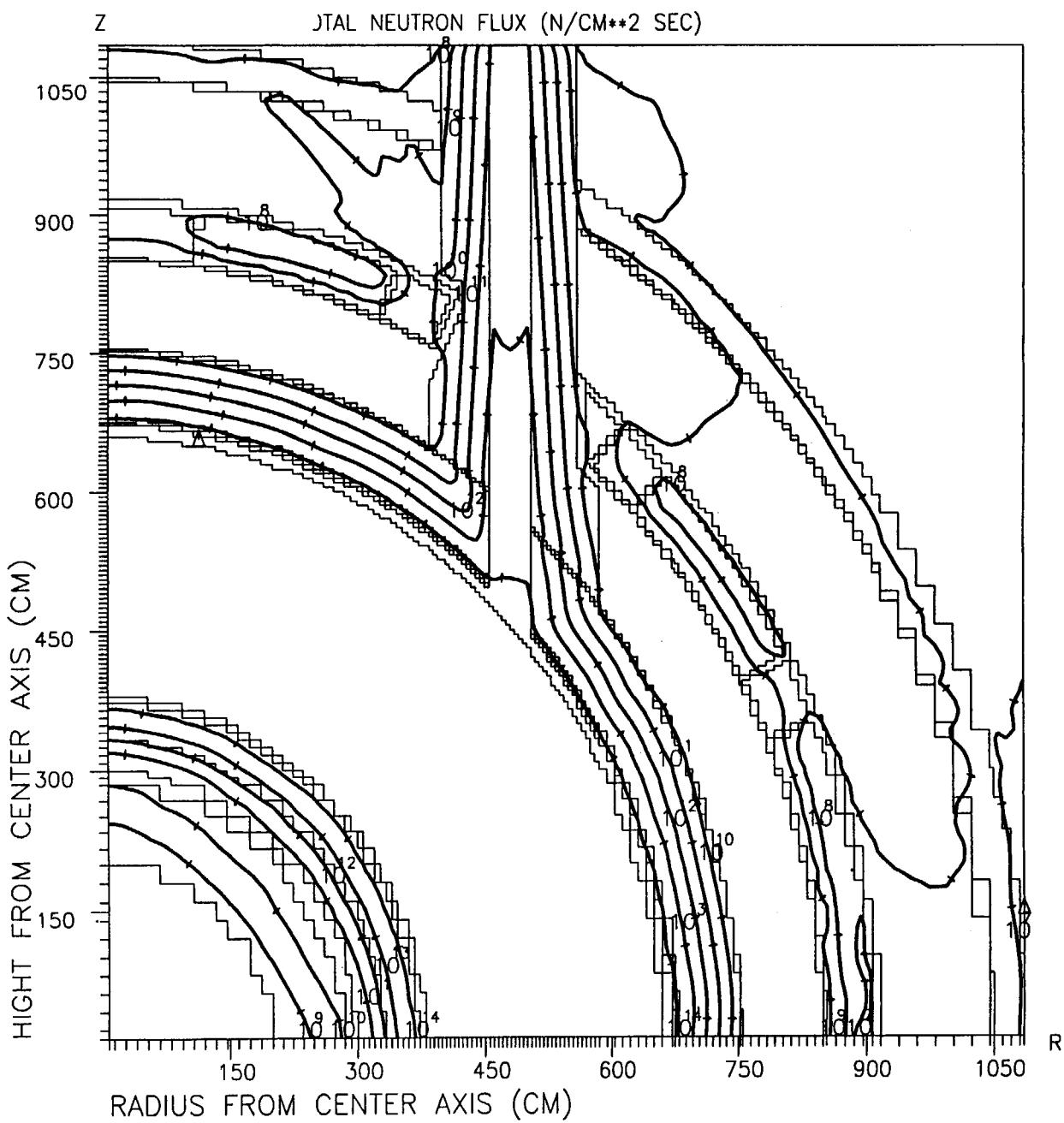
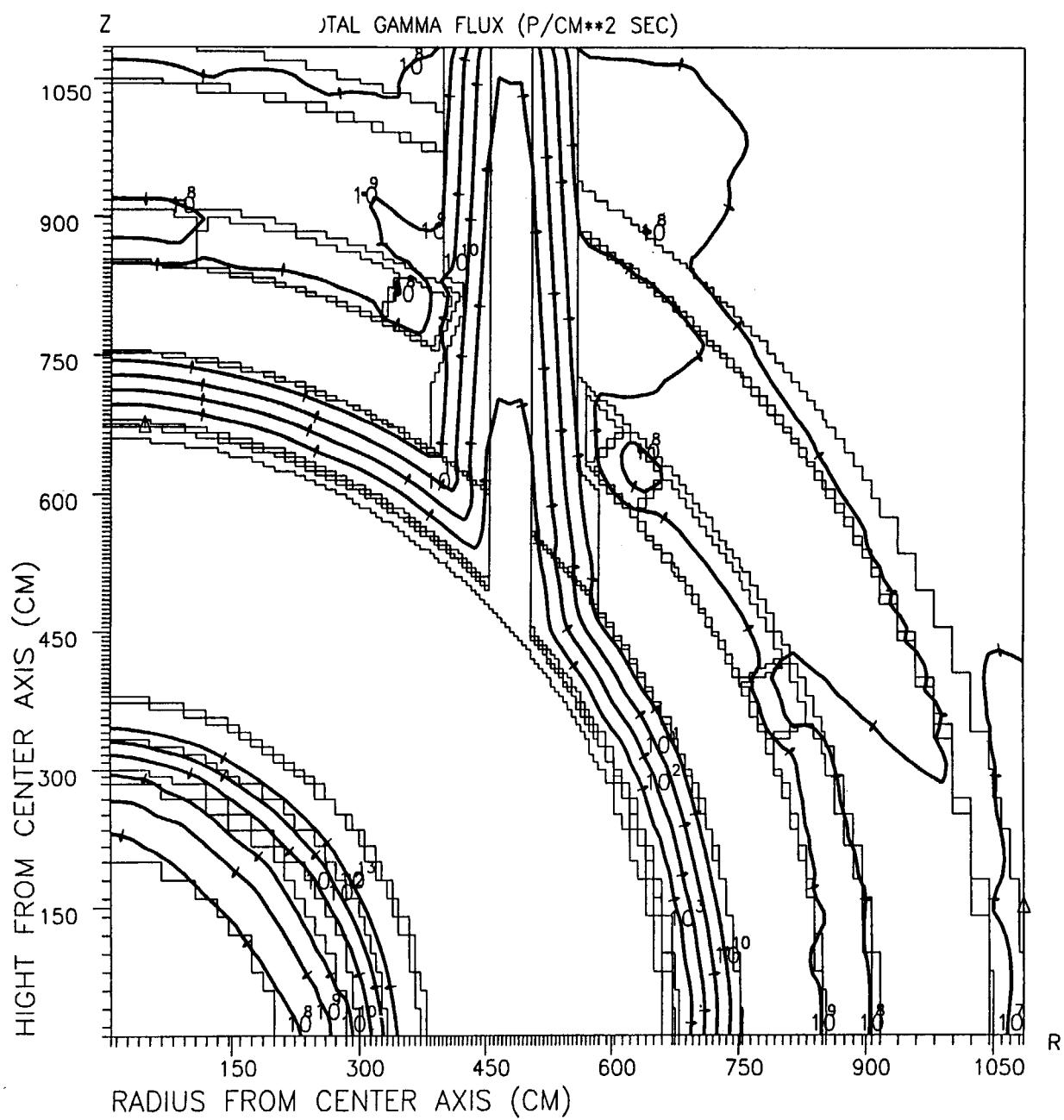
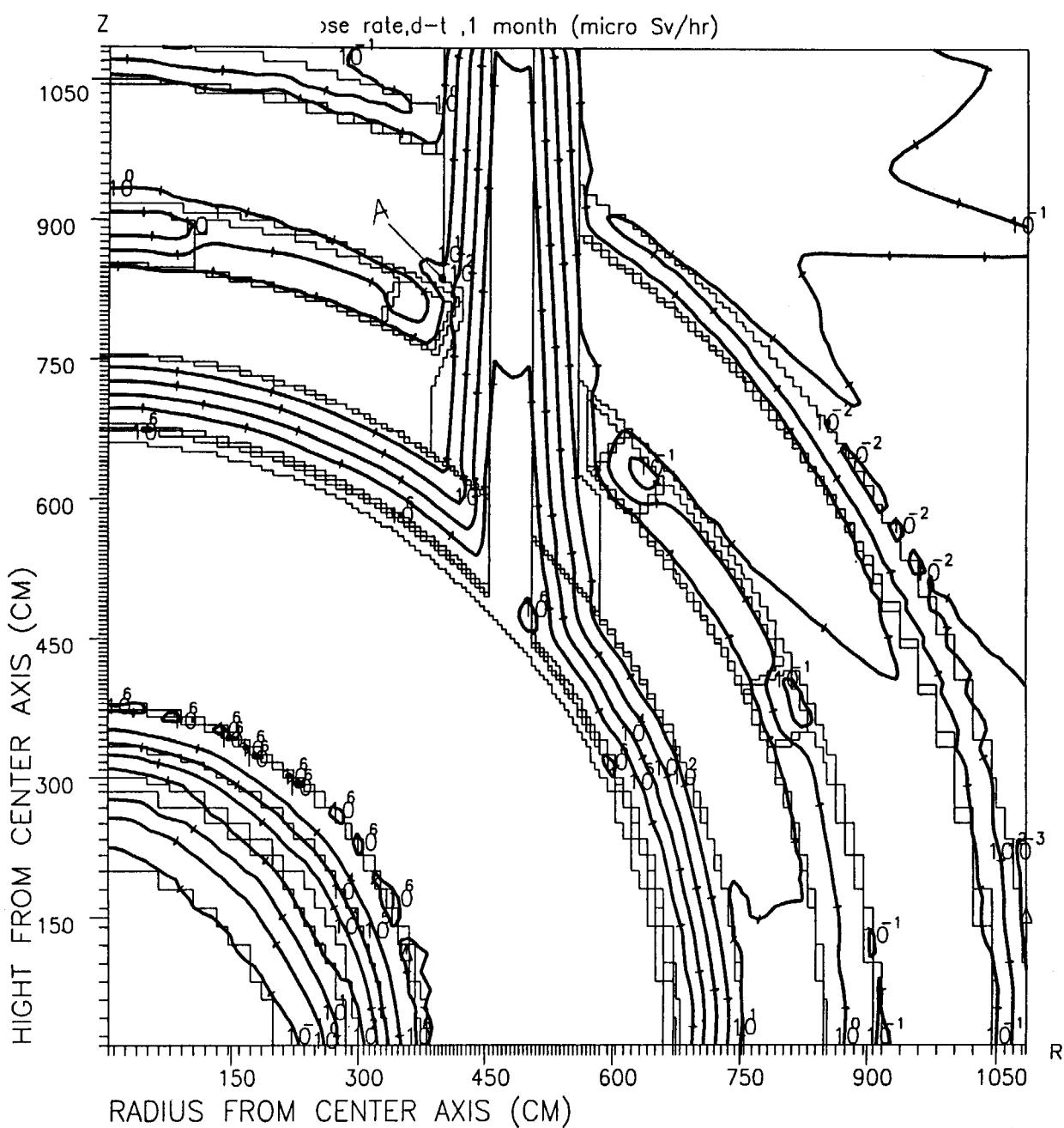
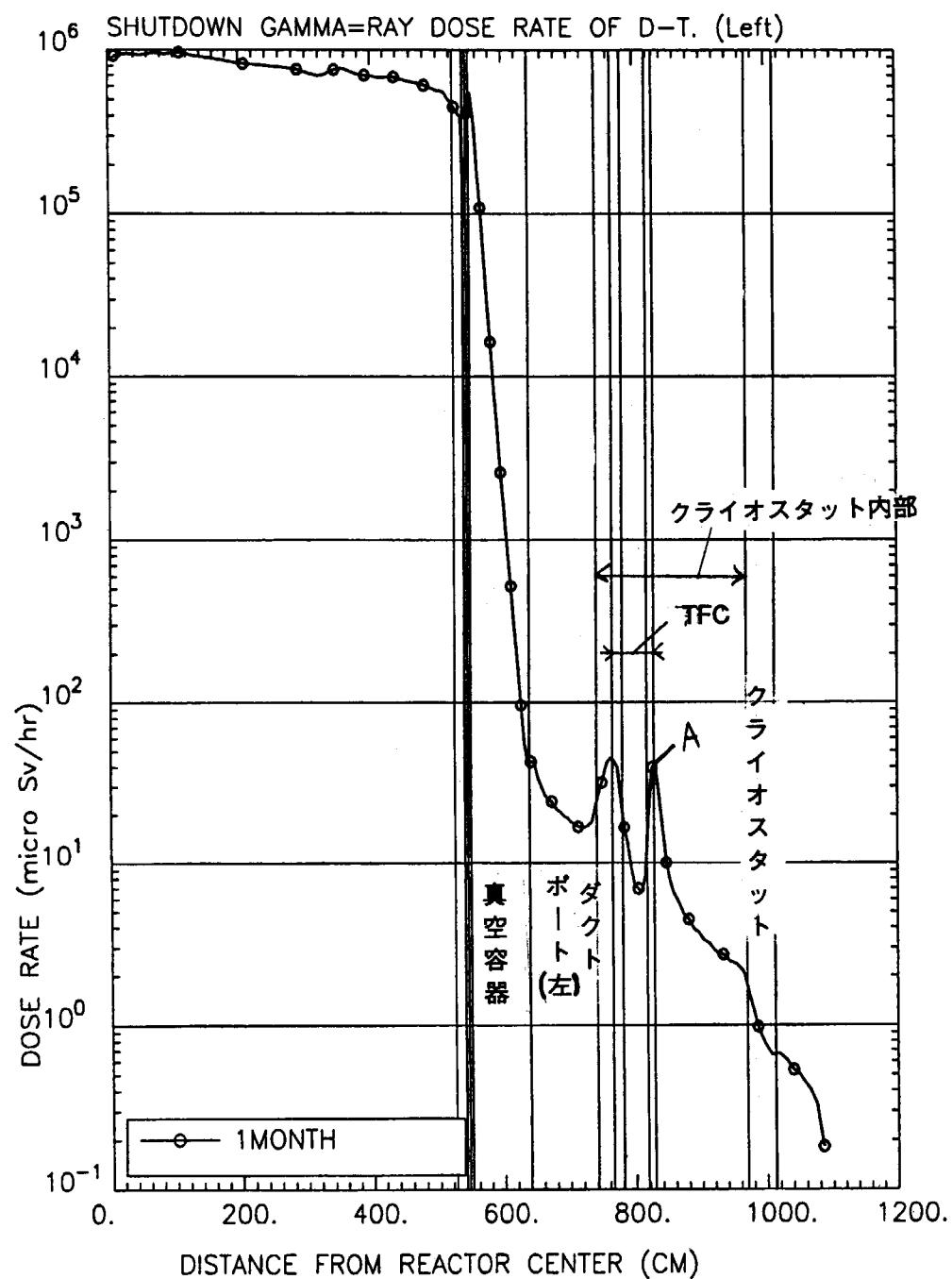
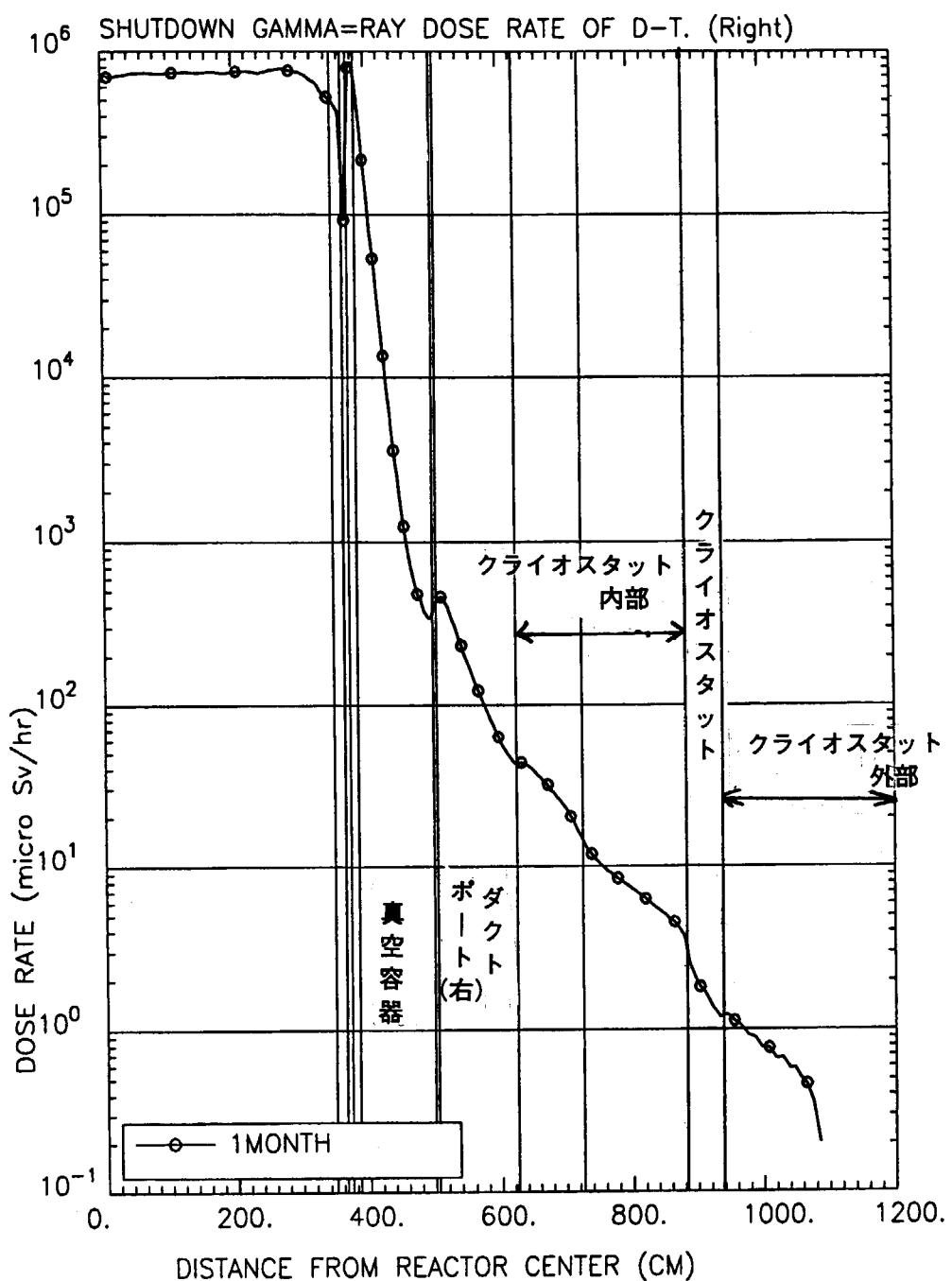


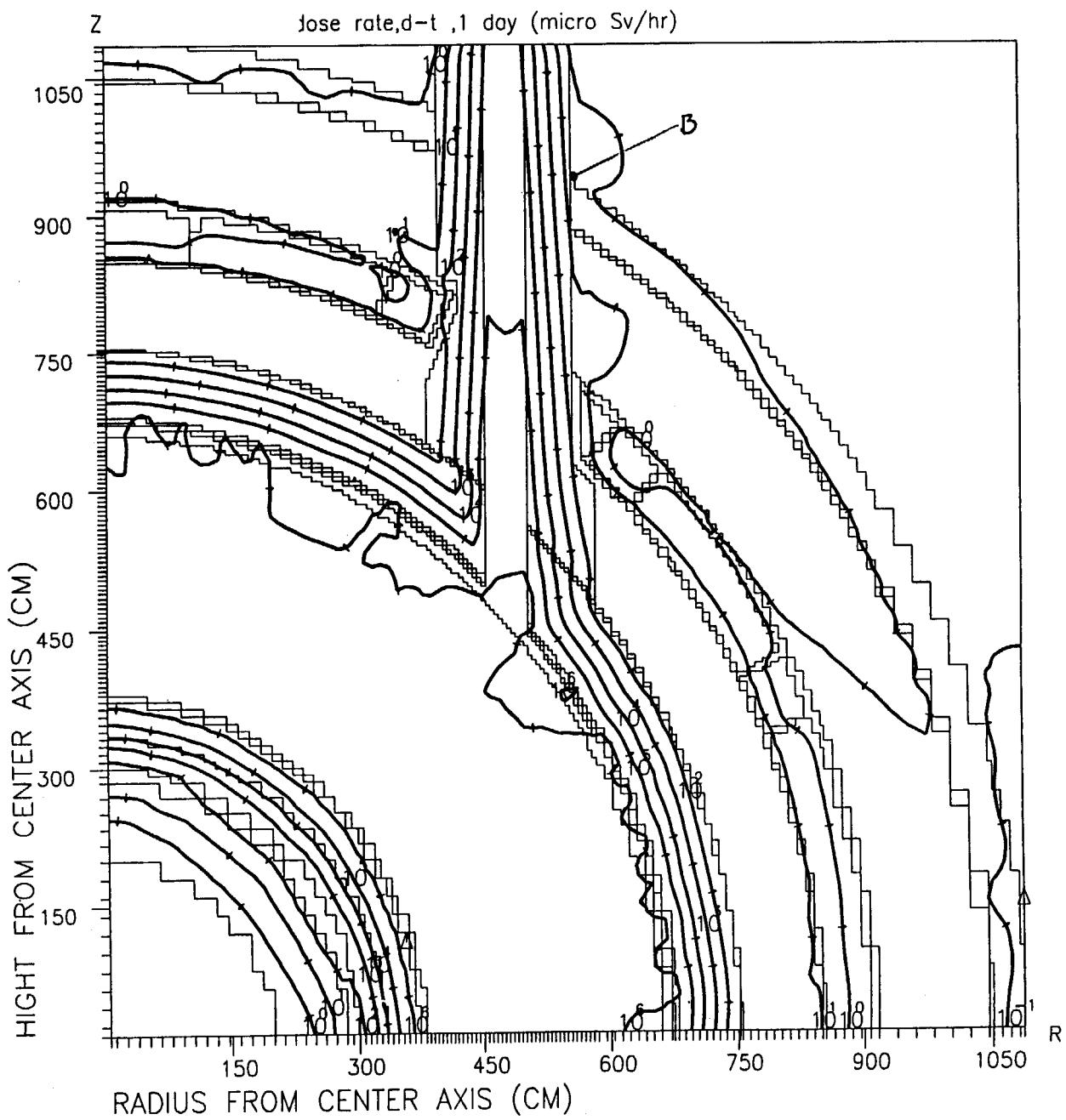
図5.5.3 運転中中性子線束の空間分布の等高線

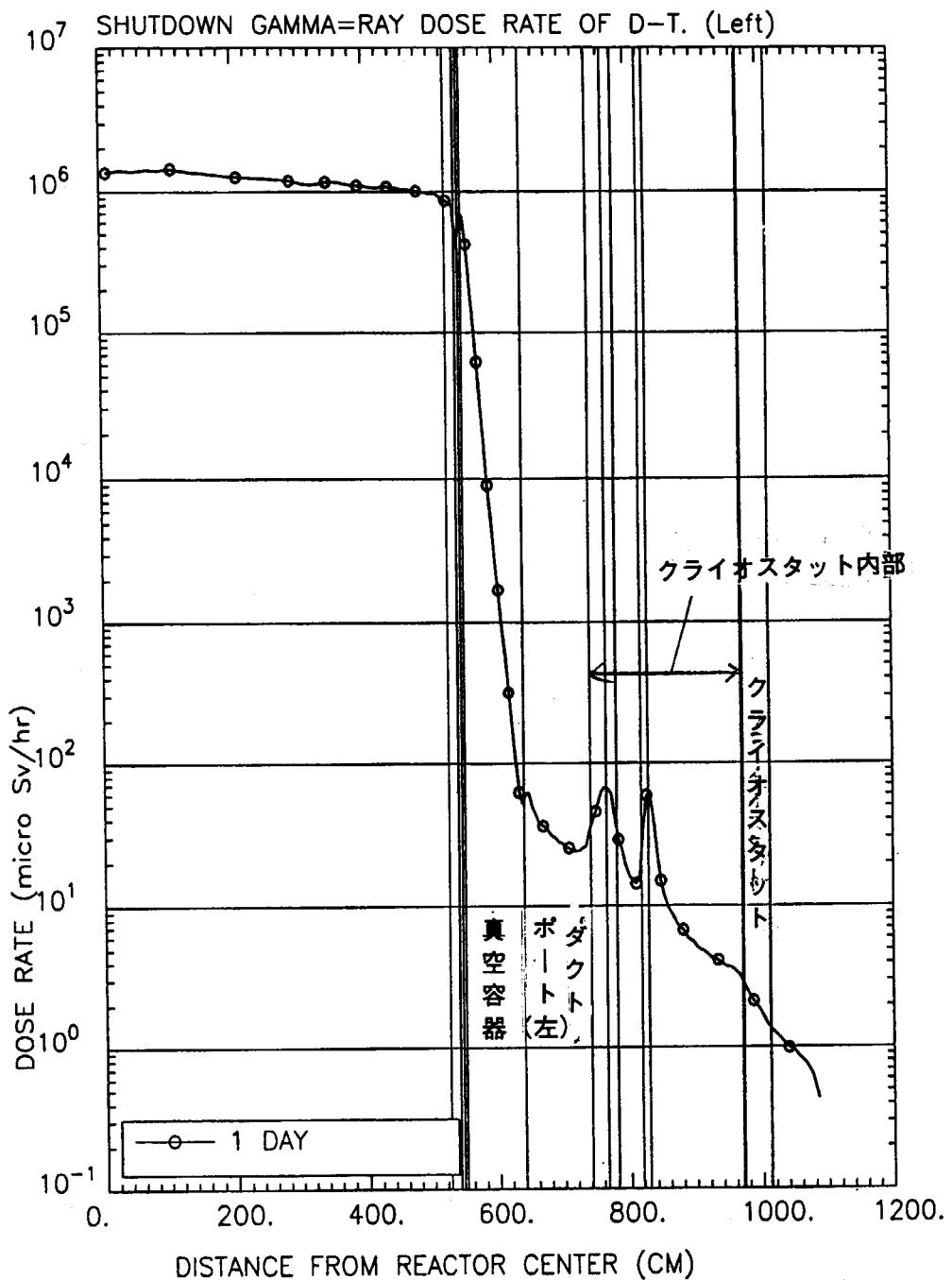
図5.5.4 運転中 γ 線束の空間分布の等高線

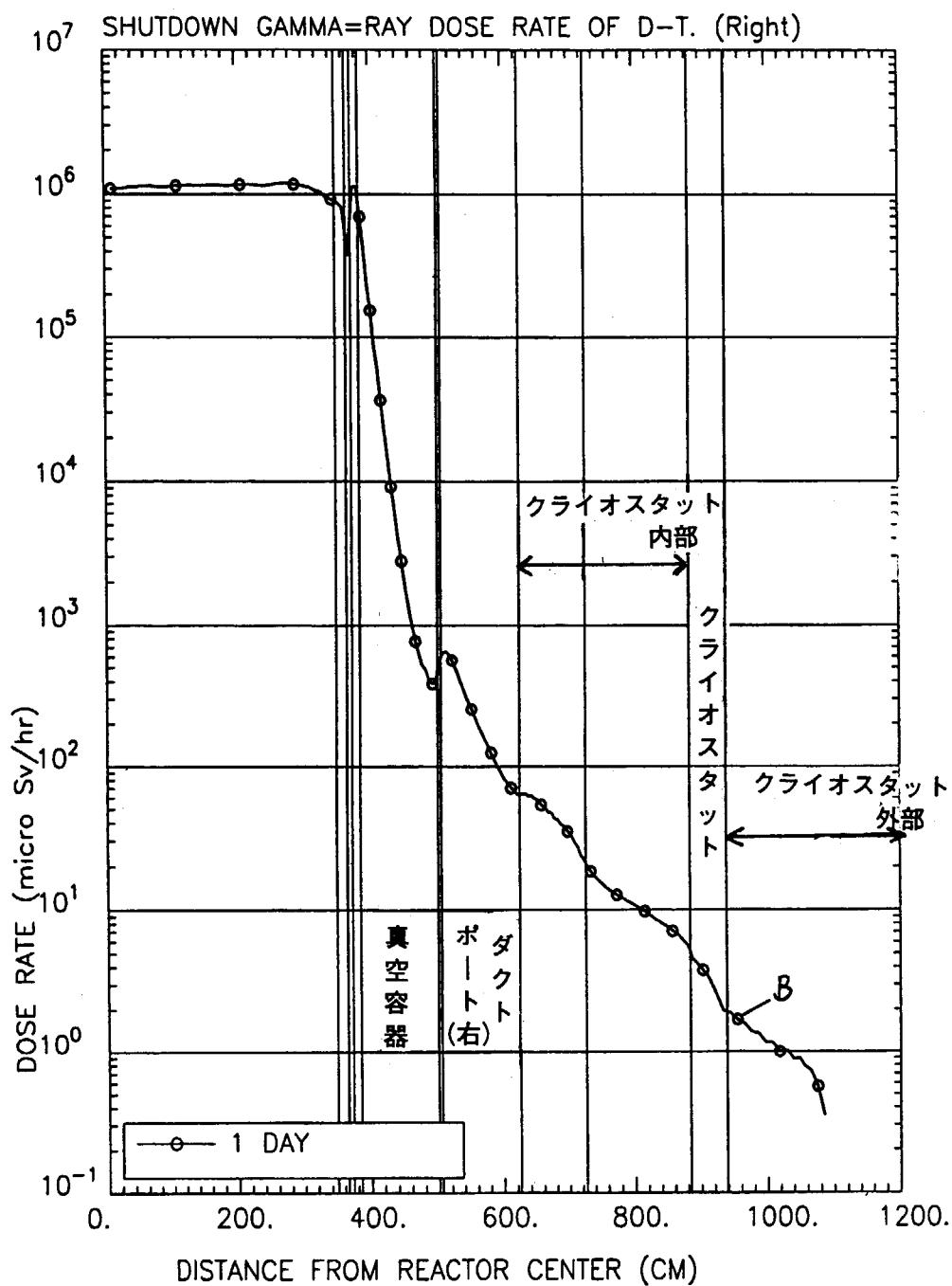
図5.5.5 運転停止後1カ月後の γ 線線量当量率の等高線

図5.5.6 NBIポート左側(a-a')線上での γ 線線量当量率分布（運転停止1カ月後）

図5.5.7 N B I ポート右側(b-b')ライン上での γ 線線量当量率分布（運転停止1ヶ月後）

図5.5.8 運転停止後1日後の γ 線線量当量率の等高線 (単位： $\mu\text{Sv}/\text{hr}$)

図5.5.9 NBIポート左側(a-a')ライン上での γ 線線量当量率分布（運転停止1日後）

図5.5.10 NBIポート右側(b-b')線上での γ 線線量当量率分布（運転停止1日後）

5.6 ECHポートの遮蔽評価

(1) 目的

定常炉心試験装置の真空容器は高周波加熱・電流駆動用の大口径ポート（ECHポート）を有する。このポートはクライオスタッフを貫通し、ECH気密室へ至る。クライオスタッフ内部においてはこのポートと隣接して真空容器を囲むトロイダル磁場（TF）コイルが並ぶ。このような体系において、真空容器内で発生したD-T中性子がコイルに与える核発熱を求める。また、ポート出口に設置する加熱・電流駆動装置機器への影響として核発熱、放射化を評価する。さらにクライオスタッフ内外における作業者への線量当量の影響を評価する。なお、本検討においては真空容器をTi合金方式とし、DT放電時用に真空容器二重壁内にSUSと水が7:3の比で充填されている状態で評価した。

(2) 計算モデル

2次元（X-Y）モデルを用いる。真空容器、TFコイル、ECH（RF加熱）ポート、クライオスタッフおよびアンテナ機器を含むZ軸方向無限平板モデルとする。ECHポートのZ軸方向の高さは210cmであるため、スリット形状で近似したX-Y平板モデルの適用は妥当である。

本検討においては真空容器をTi合金方式として評価したが、DT放電時には真空容器二重壁内にSUSと水が7:3の比で充填されているので、この評価は、真空容器をSUS+W方式とした場合に比べて大きな差はないと考えている。

(3) 配置

①ECHポート、ECH機器およびECHポート出口を取り囲む気密室の配置のモデル化を図5.6.1に示す。

図の上部、クライオスタッフから突き出た部分がECH気密室となり、この中に第6.4.3図に示すECHシステムが配置される。図中の番号は右上に表示してある構造材の番号である。

②ECHポートは幅75cm、その外側に厚さ35cmのポート遮蔽体を設ける。ポート遮蔽体の内側は厚さ4cmのチタン合金でコーティングされている。

③ポート遮蔽体の真空容器付け根部は、TFコイルに対する遮蔽を強化するために厚さ70cmとする。ポートとクライオスタッフの接続部はベローズ構造のため、遮蔽体の厚さを20cmとする。

④ECHポートの出口は、ECH機器の中性子ストリーミングによる外部の放射化を防ぐため、厚さ1cmのSUSライナーを張った45cmのコンクリートの遮蔽体（ECH気密室）で囲むとともに、プラズマを直視する線上には厚さ30cm、長さ111.2cmの遮蔽ブロックを設置する。

(4) 本体遮蔽構造

真空容器の背後にあるTFコイルは、D-T運転時にも導体における核発熱を一定値以下になるよう遮蔽が必要である。設計目標は超伝導線の熱的安定性の観点から核発熱がコイルのプラズマ側で 0.2mW/cm^3 、局所的に 1mW/cm^3 まで許容するものとする。ECHポートは以下の点で新しい課題がある。

①斜めポートであるためTFコイルに接近する部分がある。

②ポートとクライオスタッフとの干渉を緩和するためにベローズを設けたことにより、ポートの遮蔽厚さが20cmと減少した。

(5) D-T放電の計算結果

(イ) 中性子束分布

D-T運転時の中性子束およびガンマ線束分布は以下のようになった。

全中性子分布の等高線図 ··· 図5.6.3

全ガンマ線分布の等高線図 ··· 図5.6.4

ポート付け根部の中性子束分布は、ポート側面に平行している。しかしふローズ部では遮蔽の厚みが少ないためにクライオスタッフ内への漏洩がある。

(口) 超伝導線の核発熱

計算の評価地点を図5.6.2に示す。ここでは図5.6.2に示すように、F,G点を通り、プラズマからECH気密室の方向へポートと平行な直線（Z軸）上、R=170cmでの核発熱の結果を図5.6.5に表した。各評価地点での数値結果は表5.6.1にまとめた。TFコイルの真空容器側導体部F点で核発熱は合計約0.16mW/cm³であり、目標設計値の0.2mW/cm³を満たす。

一方、クライオスタット側G点ではペローズからの回り込みにより、プラズマから距離が離れているのに、逆に1.7mW/cm³と高くなつた。しかし、この値は保守的にペローズ厚さのみ考慮した場合の結果であり、今後さらにペローズ間の遮蔽追加を考慮すれば、目標値を満たせるものと考えている。

(ハ) ポート出口（ECH気密室）の遮蔽

①アンテナ機器配置

ECHポート出口においては、加熱・電流駆動用高周波を準光学的に入射するためのミラー、その駆動機器、導波管束、二重の真空境界となるウィンドウ・ブロックが遮蔽体内部に配置されている。図5.6.2のA,B,C,Dがミラー位置を示す。その具体的な形状を図5.6.6に示すが、計算モデルではミラーの材質を面積1mx1m、厚さ5cmのSS316とした。ミラーAとDの間には厚さ30cm、長さ112.5cmの遮蔽ブロック（コンクリート製、点K）を置き、E'にあるウィンドウ・ブロックへ到達する中性子を減少させる役割を果す。

②核発熱と放射化

図5.6.1に示すA,D,E,E'に沿ったR=308.5cmの計算線上での核発熱分布を図5.6.7に、B,Cに沿ったR=218.5cmでの核発熱分布を図5.6.8に示す。ミラーAの発熱は82mW/cm³となり、第一壁の~5W/cm³に比べ十分低い値である。ミラーCの発熱32mW/cm³がBの24mW/cm³よりも僅かながら大きいのは、図5.6.3の中性子束分布に見られるように、フックスは遮蔽ブロックKにより、ミラーAの真横よりもC側の斜め前方に流れるためである。これらミラーの核発熱は表5.6.1にまとめられている。図5.6.2に示すE',H,I,J点の線量当量率を表5.6.2にまとめた。

また、D-T放電停止後のガンマ線線量当量率分布図（ 2×10^{23} n/yearの結果）を以下に示した。

1日後・・・図5.6.10

1カ月後・・・図5.6.11

図5.6.2に示す主なポイントでの結果を以下に述べる。年間中性子発生量 4×10^{23} n/yearで評価する場合には以下の計算結果の内線量当量率を2倍した値に置き換えるものとする。

ウィンドウ・ボックスはE'に設置するが、損傷した場合の交換を考慮する必要がある。その放射化レベルは、D-T放電停止後1日で64mrem/hr (640μSv/hr)であり、1日後で2 mrem/hr (20μSv/hr)の目標値を大きく超えた。今後さらにウィンドウ・ボックスの位置、遮蔽構造の最適化が必要である。ECHポートの場合、ポートの口径が大きく、また気密室までの距離が短いことから、気密室内の線量当量は1カ月後でも 10^3 - 10^4 mrem/hr (10^4 - 10^5 μSv/hr)と非常に高い。気密室内に設置したミラーなどの調整のため1カ月以内に気密室内へアクセスする場合には、遠隔保守機器が必要となり、今後の最適化検討が必要である。

(二) 周辺の安全性

①ポート出口気密室周辺

ECHポート出口は、ミラーとその駆動機器が厚さ45cmのコンクリート遮蔽体で囲まれており、気密室として本体室から隔離されている。計算モデルでは、この気密室は図5.6.1に示すように、厚さ1cmのSS316ライナーと44cmのコンクリートで構成される。ミラーAの真横の位置、気密室外側のH点ではD-T放電停止後1日で820mrem/hr (8.2×10^3 μSv/hr)、1カ月後でようやく0.8mrem/hr (8 μSv/hr)の線量当量率となった。この値は1日後の設計目標である2mrem/hr (20μSv/hr)を大きく超えている。この計算では厚さ45cmの遮蔽体でポート出口周辺を囲んだが、これではまだポートの遮蔽構造が充分でないことを示している。1日後の線量当量を低減するには、SUSライナーの厚さを増すなどの遮蔽改善がさらに必要である。

線量当量を低減するためにコンクリートの遮蔽厚みをやたらに増すことは全体の重量を急激に増大させ

るので好ましくない。図5.6.9にコンクリート部のガンマ線源スペクトルを示す。2.75MeVおよび1.37MeVのガンマ線を放出する ^{24}Na の寄与が大きいことがわかる。この放射性同位元素は半減期が15hrであることから、4日後には充分線量が下がるものと考えられるので、むしろNa成分の少ないコンクリートの検討も合わせて行う必要がある。

② クライオスタッフ外周部

クライオスタッフ外部は運転停止1日後で2mrem/hr ($20\mu\text{Sv}/\text{hr}$)を設計目標としている。クライオスタッフは放射化した炉本体からのガンマ線を遮蔽する。運転停止後、あまり時間を置かずに作業者が炉本体室に入室できることが必要である。クライオスタッフの計算モデルは5cmのSS316ライナーと40cmのコンクリートとした。ECHポート出口付近、クライオスタッフ外周部I点ではD-T放電停止後1日で108mrem/hr($1.08\times10^3\mu\text{Sv}/\text{hr}$)となった。この値も設計目標を満たさず、1日後の接近は不可能である。図5.6.10ではH点から漏洩した線量がI点まで回り込んでいるためにI点の線量が高くなっている。気密室周辺と同様に、ポートの遮蔽構造が充分でないことを示している。

③ クライオスタッフ内側

クライオスタッフ内部は運転停止1カ月後で2mrem/hr ($20\mu\text{Sv}/\text{hr}$)を設計目標としている。図5.6.11よりクライオスタッフ内部、ポート周辺部の線量当量率は10-100mrem/hr ($10^2\text{-}10^3\mu\text{Sv}/\text{hr}$)であり、目標よりもかなり高い。特にベローズからの漏洩の寄与が大きいことがわかる。ベローズの遮蔽構造についてもさらに対策が必要である。

(6) まとめ

- ① D-T放電で発生した中性子がECHポートおよびコンクリート製気密室周辺に与える影響を2次元輸送計算で評価した。
- ② ポートを経由してTFコイルに到達する中性子が、超伝導コイル導体に与える核発熱は真空容器側 0.16 mW/cm^3 と目標を満たすが、遮蔽厚みが少ないベローズからの回り込みが大きく、ベローズに近接した部分において局所的に目標値を上回り、 1.7 mW/cm^3 となった。今後ベローズ部の遮蔽の増強が課題である。
- ③ ポート出口気密室内に設置する加熱・電流駆動用ミラーの核発熱は特に問題ない。気密室1カ月後の線量当量率はほぼ目標レベルにある。
- ④ ウィンドウ・ボックスの放射化レベルは、放電停止後1日で $640\mu\text{Sv}/\text{hr}$ と高い。ウィンドウ・ボックスの位置、遮蔽構造の最適化が必要である。
- ⑤ ECHポートの場合、ポートの口径が大きく、また気密室までの距離が短いことから、気密室内の線量当量は1カ月後でも $10^4\text{-}10^5\mu\text{Sv}/\text{hr}$ と非常に高い。気密室内に設置したミラーなどの調整のため1カ月以内にアクセスする場合には、遠隔保守機器が必要となる。
- ⑥ ポート出口気密室コンクリート遮蔽体周辺の線量当量は1カ月で $8.2\times10^3\mu\text{Sv}/\text{hr}$ と高い。またクライオスタッフの内外での放電停止後の線量当量率は、それぞれ1カ月後 $10^2\text{-}10^3\mu\text{Sv}/\text{hr}$ 、1日後 $1.08\times10^3\mu\text{Sv}/\text{hr}$ と設計線量目標レベルを大きく上回っており、気密室自身の遮蔽構造の補強がさらに必要である。
- ⑦ 線量当量の主要 γ 線核種はコンクリート中の半減期の短い ^{24}Na であり、数日程度で充分に減衰する。
- ⑧ 放射化については、 $2\times10^{23}\text{ n/year}$ とした最大定格の半分の計算においても、大幅に目標値を超えており、ポートの口径が大きく、気密室までの距離が短いという特徴を持つECHポートの今後の最適化が必要である。

表5.6.1 DT放電中の核発熱率

(Watt/cm³)

評価点	中性子	ガンマ線	合計	構造材
A	8.557E-3	7.388E-2	8.243E-2	S U S 3 1 6
B	6.069E-4	2.327E-2	2.388E-2	
C	2.493E-3	3.036E-2	3.285E-2	
D	2.973E-4	1.661E-2	1.691E-2	
E	2.465E-5	4.074E-3	4.098E-3	
F	6.016E-6	1.519E-4	1.579E-4	C u p p e r
G	5.585E-5	1.727E-3	1.783E-3	

表5.6.2 DT放電停止後の γ 線線量当量率

(mrem/hour)

評価点 停止時間	E'	H	I	J
1日後	6.36E+1	8.24E+2	1.08E+2	6.32E+2
1ヶ月後	1.45E+0	8.25E-1	1.62E-1	2.95E+0
1年後	1.93E-1	6.48E-2	1.51E-2	2.92E-1

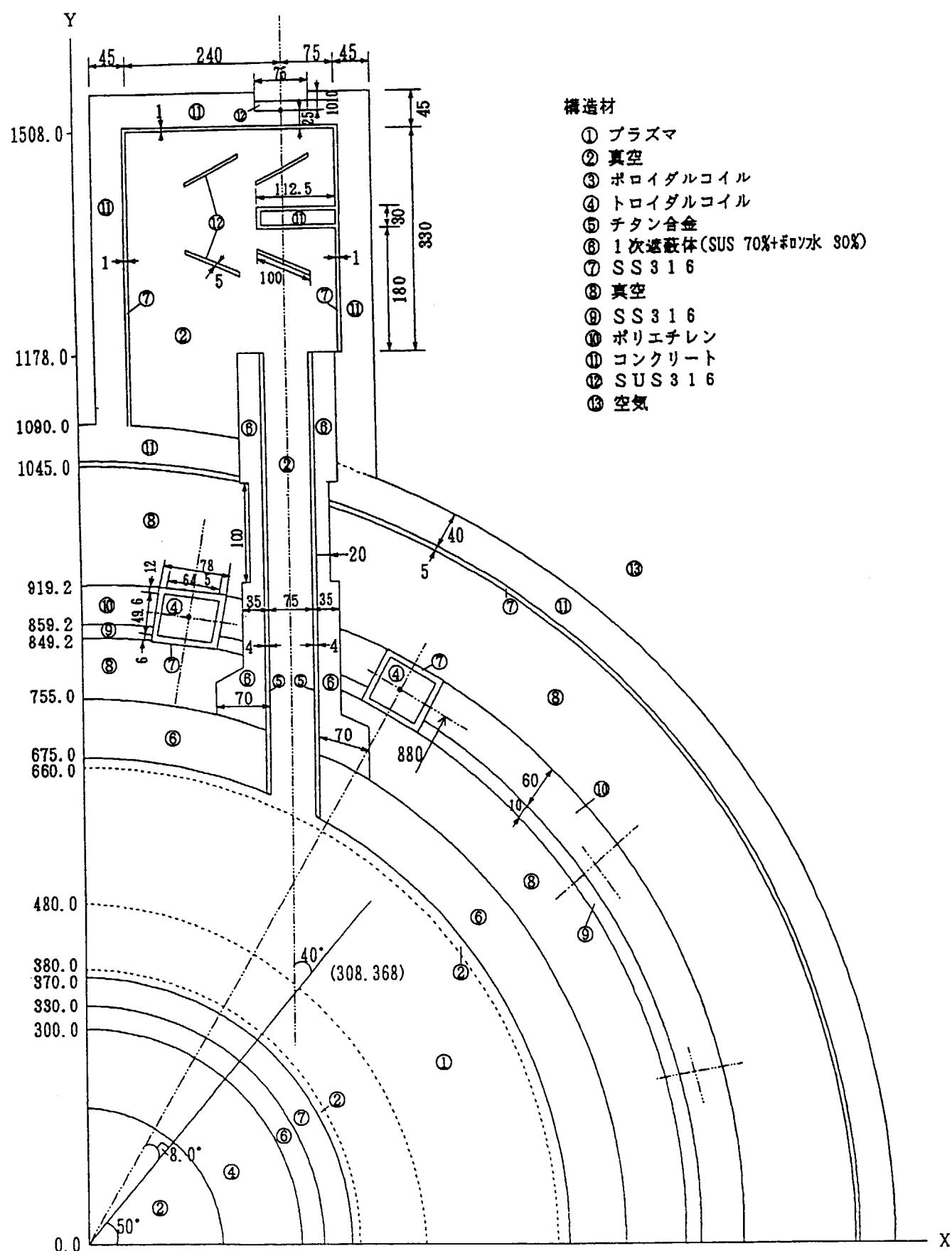


図5.6.1 ECHポート、2次元(X-Y)モデル図

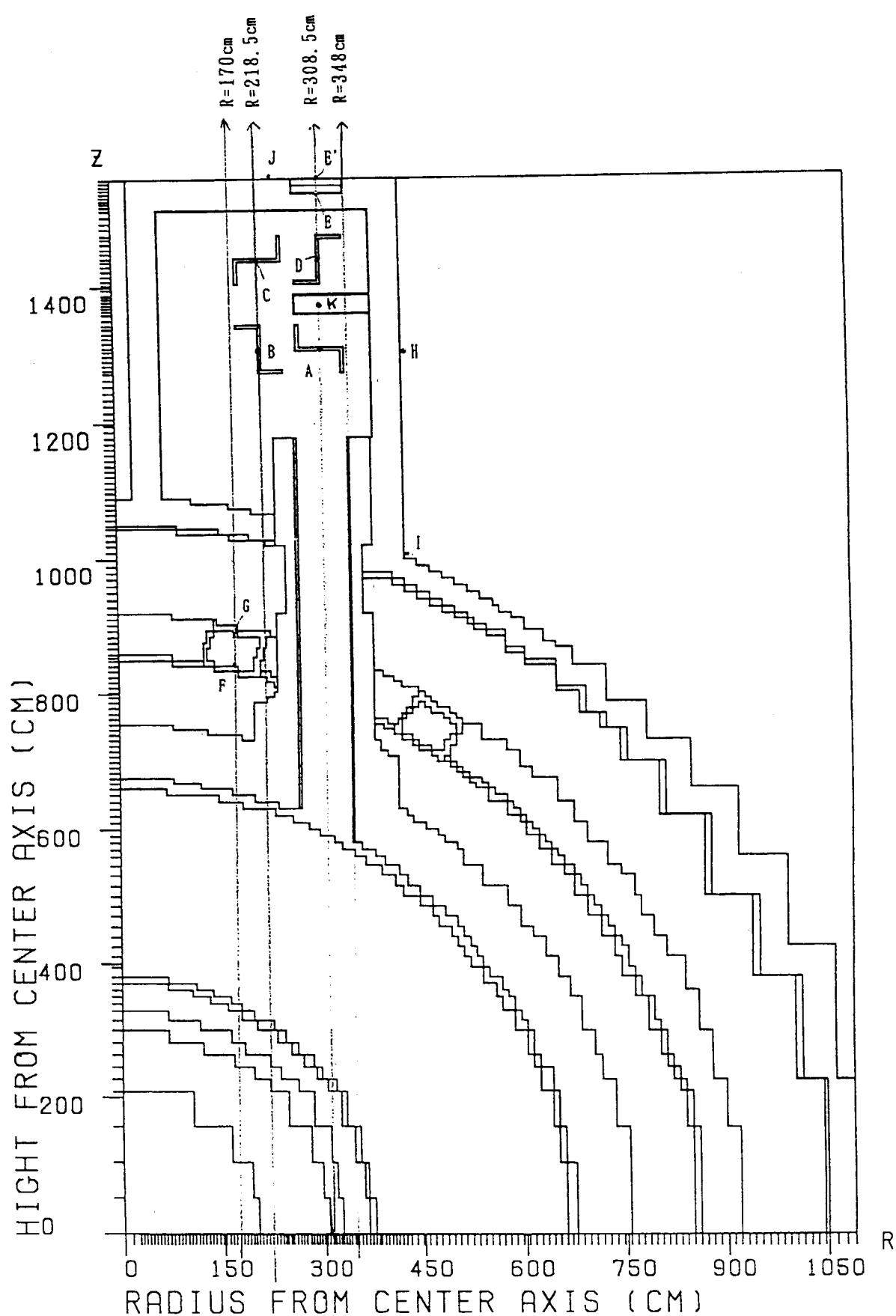


図5.6.2 出力ラインと評価点位置

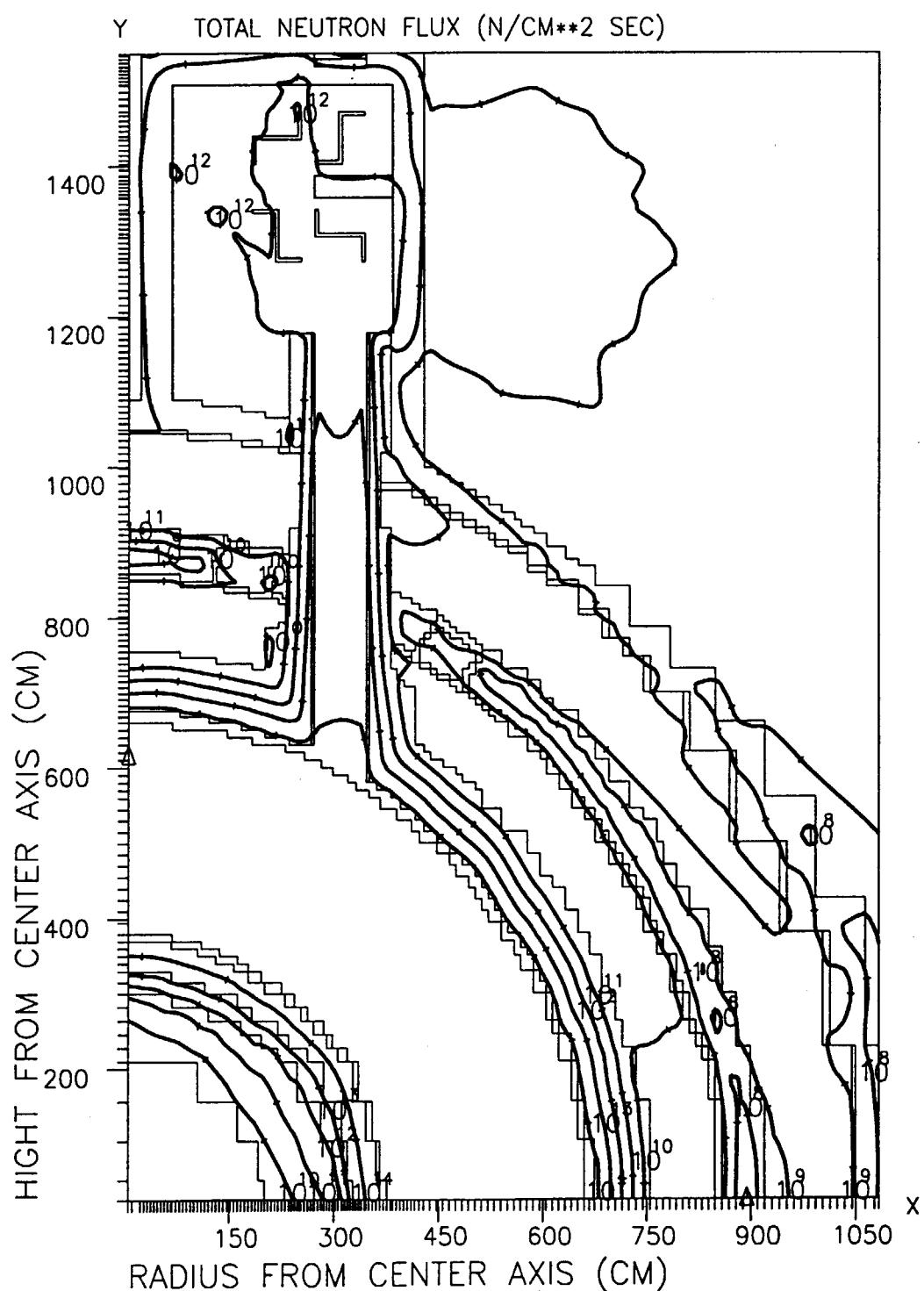
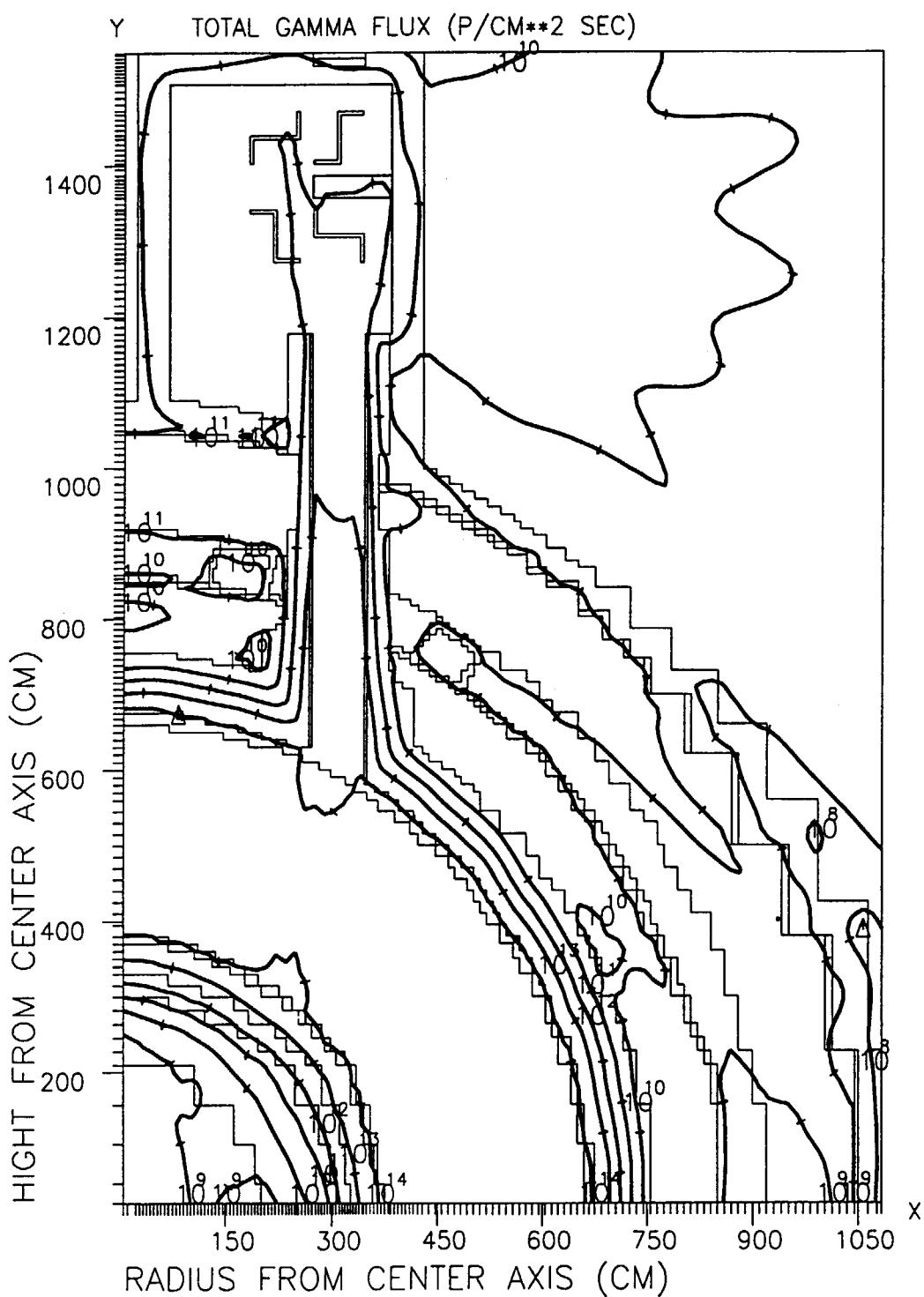


図5.6.3 全中性子分布の等高線図

図5.6.4 全 γ 線分布の等高線図

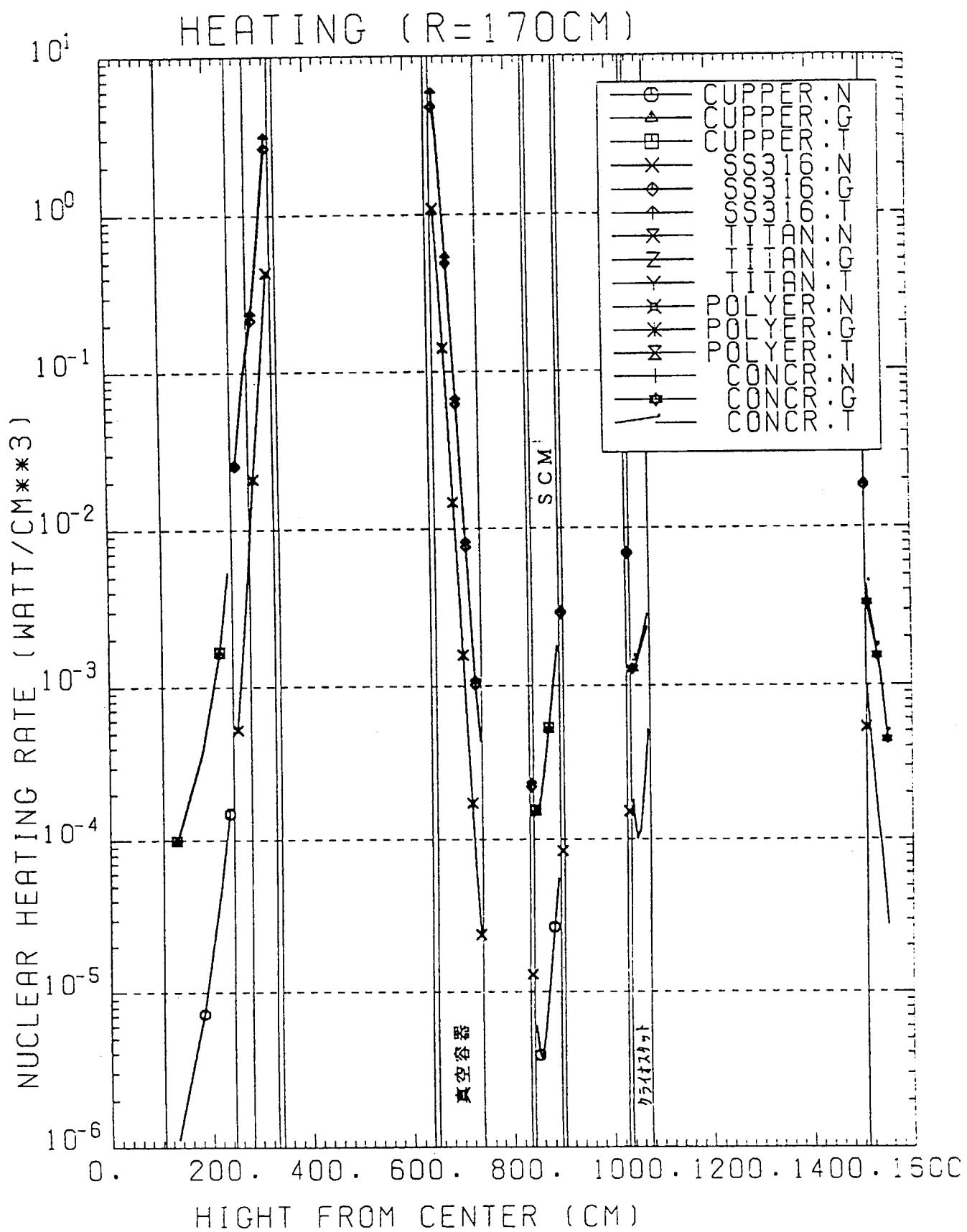


図5.6.5 DT放電中核発熱率、R=170cm位置、z軸線上分布

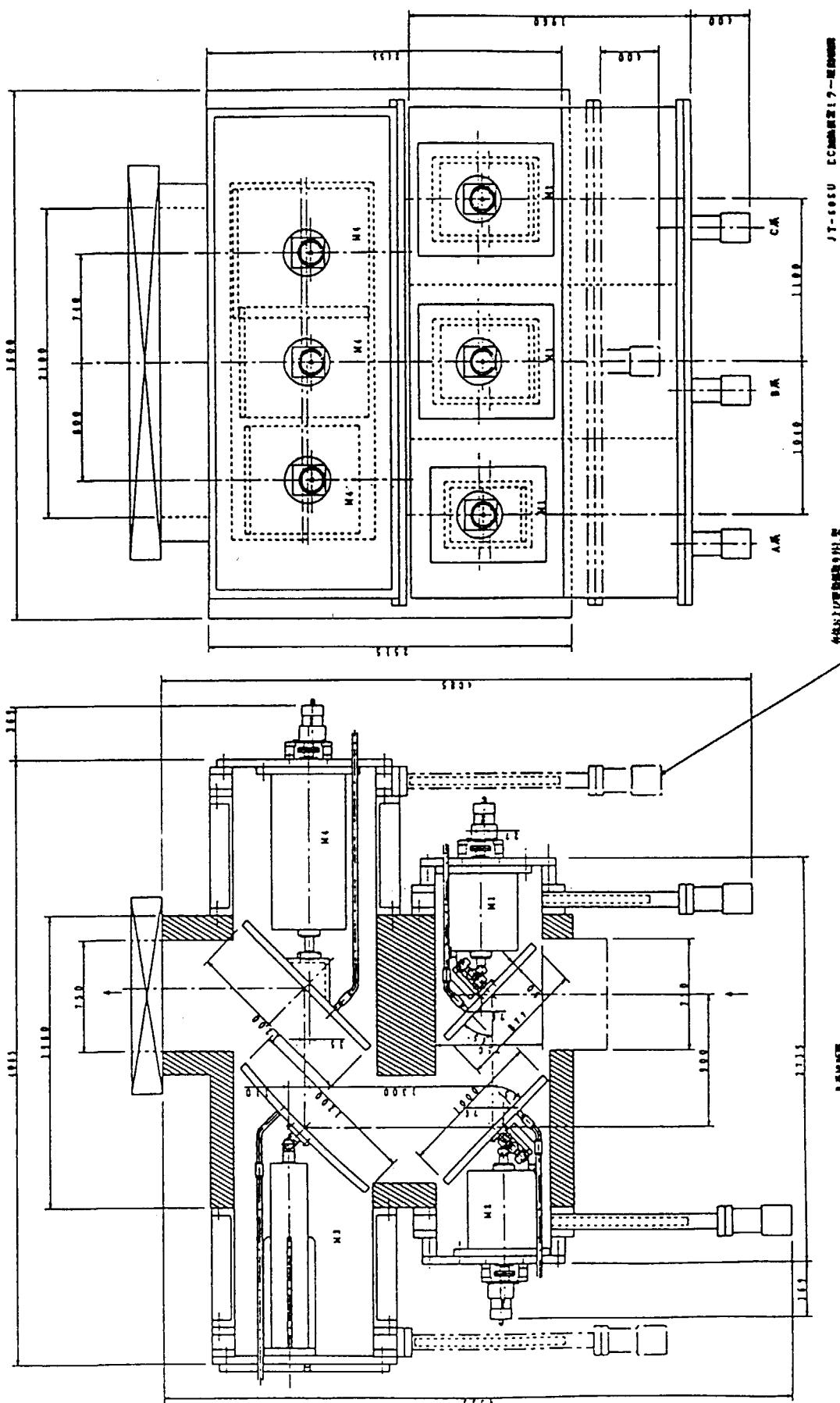


図5.6.6 ECHポート出入口のミラー配置図

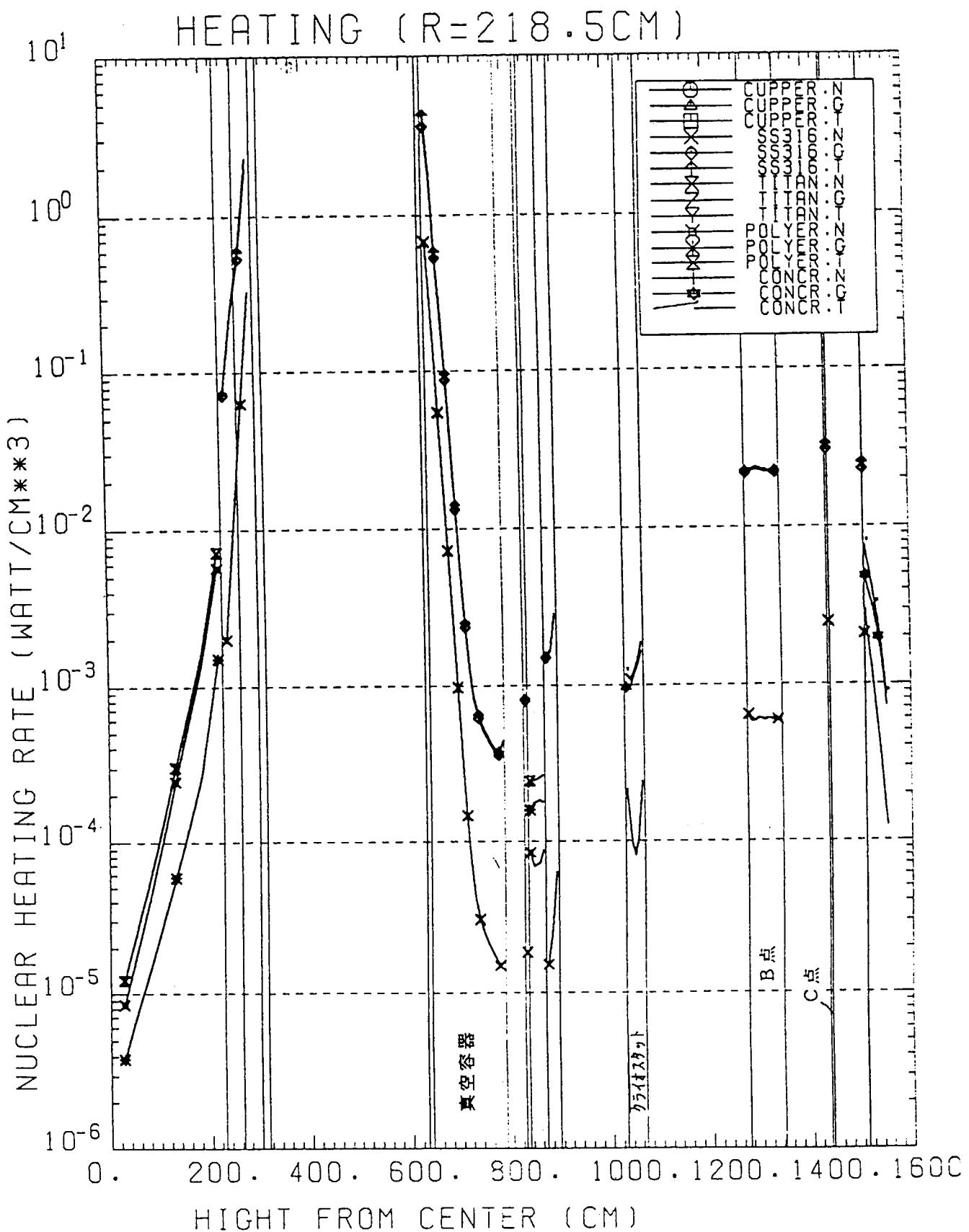
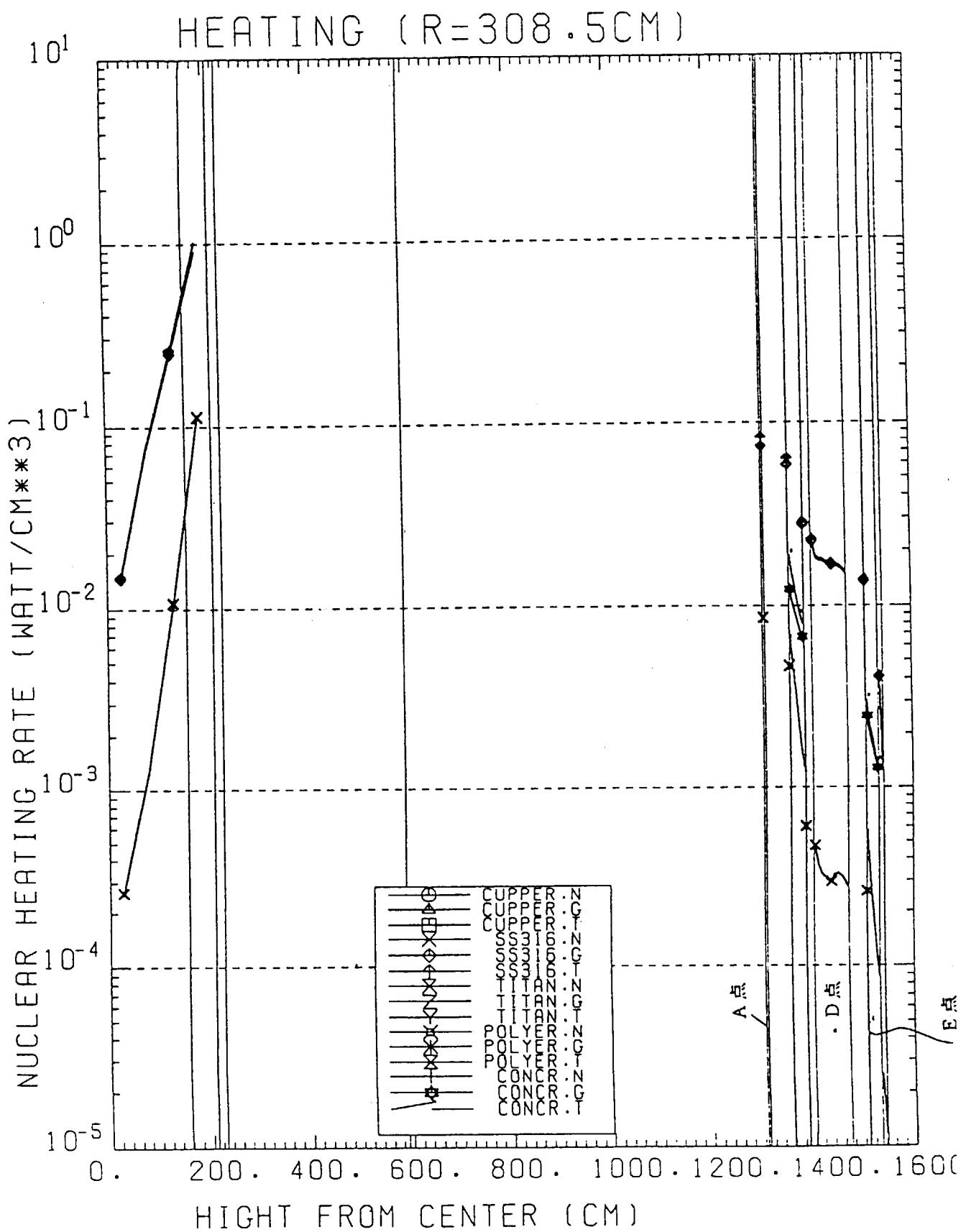
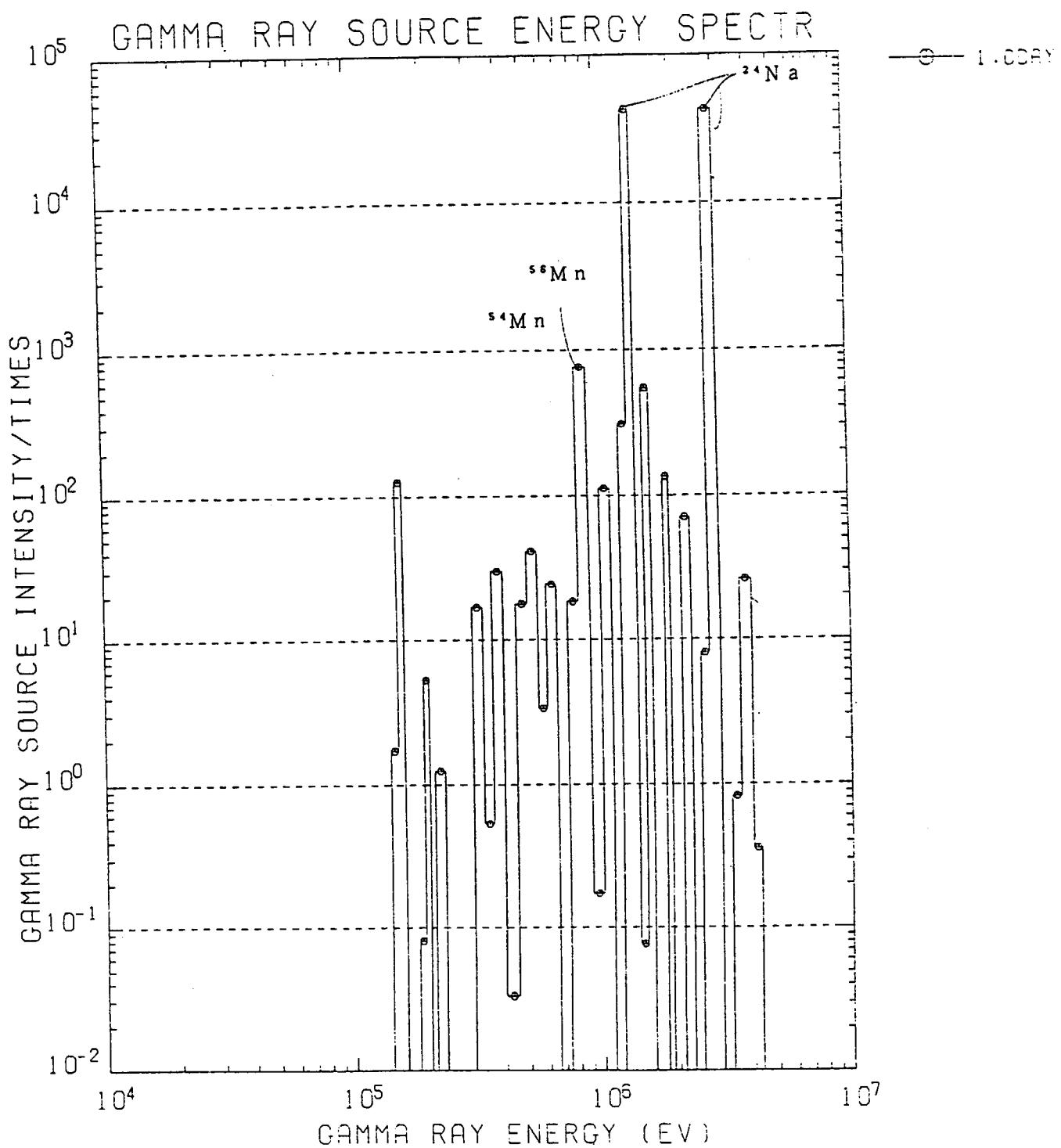


図5.6.7 DT放電中核発熱率、R=218.5cm位置、z軸線上分布

図5.6.8 DT放電中核発熱率、 $R=308.5\text{cm}$ 位置、 z 軸線上分布

図5.6.9 炉停止1日後の γ 線源スペクトル（コンクリート部点K）

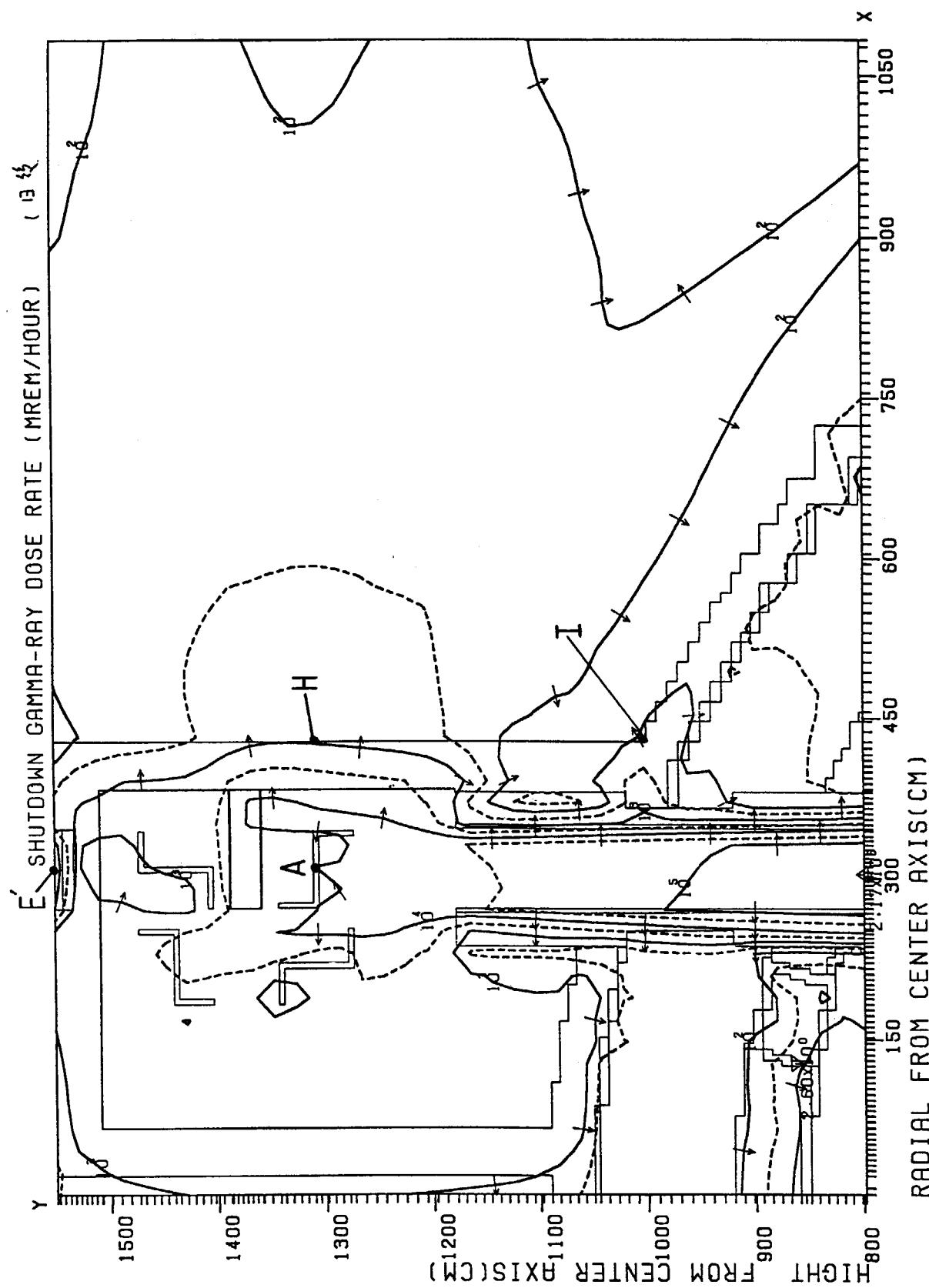
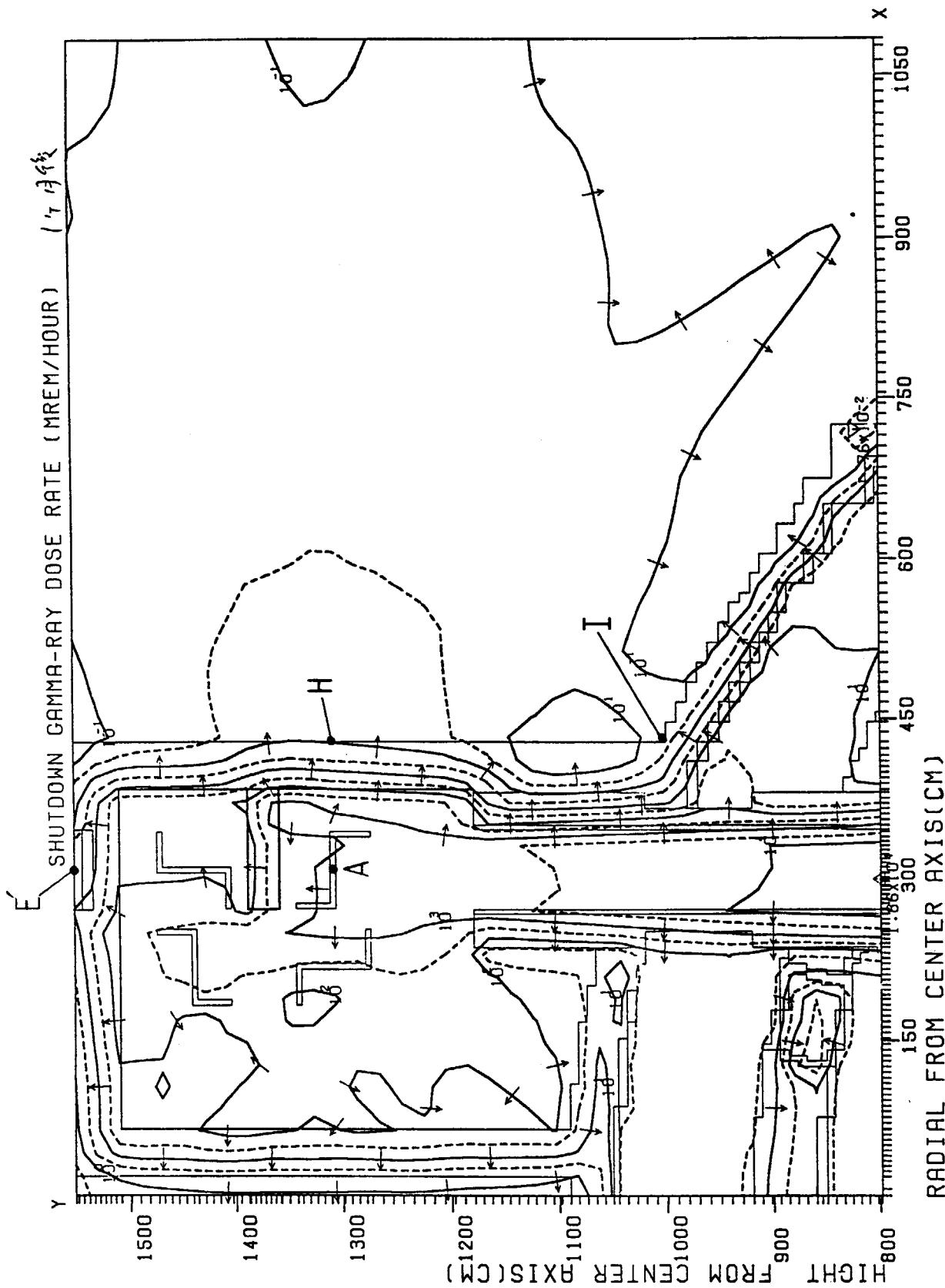


図5.6.10 炉停止1日後のγ線分布の等高線図

図5.6.11 炉停止1カ月後の γ 線分布の等高線図

5.7 計測用水平ポートの遮蔽評価

(1) 目的

定常炉心試験装置の真空容器は各種（NBI、ECH、遠隔操作、計測用）大口径水平ポートを有する。クライオスタッフ内部においてはこのポートと隣接して真空容器を囲むトロイダル磁場コイル（TFC）が並ぶ。固有の構造を持つNBI及びECHについては別途遮蔽性能を行っているので、ここでは一般的な計測用水平ポートを例にとり、ポートの中心軸を回転軸とした2次元（R-Z）モデルを用いて真空容器内で発生したD-T中性子がコイルに与える核発熱について評価を行い、最適な遮蔽構造を評価する。なお、本検討においては真空容器をTi合金方式とし、DT放電時用に真空容器二重壁内にSUSと水が7:3の比で充填されている状態で評価した。

(2) 2次元（R-Z）モデル体系

- ①2次元（R-Z）モデルを用いて評価する。図5.7.1にD-T放電時の水平ポートの2次元（R-Z）体系のDOT3.5計算モデルを示す。Z軸は水平ポートの中心軸である。図中の番号は右上に表示してある構造材の番号を示す。
- ②真空容器および水平ポートはボロン水を入れた薄板Ti合金構造とし、その中にD-T放電用としてSUSを70%充填したモデルとした。ポート内側及び真空容器内側の厚さ1cmのTi合金の影響は小さいので省略し、外側5cmのTi合金のみを入れたモデルとした。ポートの遮蔽厚さは計40cmである。
- ③ポートの口径は実際の矩形断面（220cm x 100cmに相当）と等価な面積を持つ半径83.68cmを与えた。
- ④水平ポート入り口で角度束データを角度方向に90度回転させて面線源として与えた。
- ⑤本検討においては真空容器をTi合金方式として評価したが、DT放電時には真空容器二重壁内にSUSと水が7:3の比で充填されているので、この評価は、真空容器をSUS+W方式とした場合に比べて大きな差はないと考えている。

(3) 評価点位置

図5.7.1に水平ポートモデルの出力ラインと評価点位置を示す。

- ①f点：トーラス中心から850cmのTFCのケース
- ②g点：トーラス中心から856cmのTFCの超伝導導体部（SCM）
- ③h点：トーラス中心から900cmのTFCの超伝導導体部（SCM）

(4) 計算ケース

図5.7.1に示すモデルをケース1とし、さらにポートやTFC周辺に追加遮蔽を設置した別の2ケース（図5.7.2）を加えた以下の合計3ケースについて計算した。

- ①ケース1：図5.7.1
- ②ケース2：ケース1に加えてTFCケース外周に鉛2cmを追加（図5.7.2、⑩）
- ③ケース3：ケース2に加えてポート内側全域にSUS計13cmを追加（図5.7.2、⑨）

(5) D-T計算結果

D-T放電における水平ポートのケース1～3に対するTFC核発熱率計算結果を表5.7.1に示す。ケース1のストリーミング結果として中性子束、 γ 線線束、TFCの核発熱率分布等の結果を以下に示す。

全中性子束分布の等高線図

図5.7.3

全 γ 線束分布の等高線図

図5.7.4

g点を含むライン上の核発熱率分布（Z=856cmライン）

図5.7.5

ケース1におけるSCM部の核発熱率は約0.91mW/cm³であり、目標の0.2mW/cm³を大きく上回った。ケース2としてTFCケース外周に鉛2cmを追加した場合、SCM部g点の核発熱率はまだ約0.90

mW/cm^3 であり、鉛による遮蔽の低減効果はあまり得られていない。ケース2に加えて、ポート内側全域にもSUSの内張り計13cmを追加したケース3ではg点で 0.16 mW/cm^3 となり、目標を下回った。

ここでは解析モデルを単純化するために、同じポート遮蔽厚さを保ったまま真空容器から突き出すような単純構造の水平ポートを考えた。このように開口部が大きく単純な遮蔽構造を持つ水平ポート周辺でのTFCの核発熱を抑えるには、ポート遮蔽のみでは不充分であり、ポート内側にSUS板などさらに遮蔽効果の高い追加遮蔽材の併用を必要とすることが明らかとなった。

しかしながら、この方式は追加したSUS自身が放射化するという問題が別途生ずる。NBIや遠隔操作ポートあるいはECHポートなどでは頻繁にポート内部に人がアクセスする可能性は比較的少ない。一方、計測ポートでは計測器の調整など、メンテナンスや機器の調整のために内部に入れる頻度が多いことを前提にしているので、こうしたポート内にSUSを追加する方法は適当でない。今後放射化も含めた最適化が必要である。

今回の検討には入れていないが、計測ポート内へのストリーミングをさらに低減できる方法がある。計測ポート内は、設置した計測器のメンテナンスができるように、ポート内に気密点検歩廊が設けられる（図5.7.6、観測窓～遮蔽扉までのポート内空間）。メンテナンス時のポート内は大気圧に保つ必要があることから（実験中は真空）、真空容器第一壁と同一面に気密確保のための隔壁（真空境界、観測窓もこれに含まれる）が設けられる。現在この隔壁は真空とトリチウムバウンダリとしての機能を持つが、計測器の充分な視野が確保できていれば良いという観点から最低限の遮蔽厚さが想定されているので、隔壁自身の遮蔽効果はあまり期待できないことから、本検討でのモデル化は省略した。しかしながら、視野が確保される分だけの開口部を与え、また真空容器の荷重負担への影響が少ない範囲で隔壁の遮蔽厚さを増加することが許容されれば、効率の高い遮蔽補強構造になると思われる。従って、今後この隔壁構造の最適化も考慮に入れた検討が必要である。それでもまだ遮蔽効果が充分でないような場合には、NBI、ECHポートなどで検討したように、真空容器とのポート付け根部分の遮蔽厚さを増加する、あるいはポート自身の遮蔽厚さをさらに増すなどの方法を取り入れていくことになろう。

（5）まとめ

- ①DT放電における水平ポート遮蔽性能を2次元計算で評価した。
- ②Ti合金製水平ポートのみではポート近傍のTFC核発熱率は目標値 0.2 mW/cm^3 を超える。
- ③ポートの内側にSUS 13cmの追加遮蔽体を設置した場合、TFC核発熱率は目標値以下となる。
- ④計測ポートの特殊性（計測器のメンテナンスができるように、ポート内に気密点検歩廊が設けられる）を考慮して、今後さらに低放射化の検討が必要である。この対策案として、ポート内トリチウムバウンダリ用隔壁の遮蔽効果も考慮にいれた検討が必要である。

表5.7.1 水平ポート近傍TFC核発熱率

ケース	評価点	中性子線	γ 線	合計
1	f (He can)	1.783E-4	1.718E-3	1.897E-3
	g (SCM)	6.271E-5	8.438E-4	9.065E-4
2	f (He can)	2.020E-4	1.102E-3	1.304E-3
	g (SCM)	6.791E-5	8.223E-4	8.902E-4
	h (SCM)	2.020E-5	3.256E-4	3.458E-4
3	f (He can)	2.926E-5	1.626E-4	1.919E-4
	g (SCM)	1.288E-5	1.483E-4	1.612E-4
	h (SCM)	1.598E-6	3.006E-5	3.165E-5

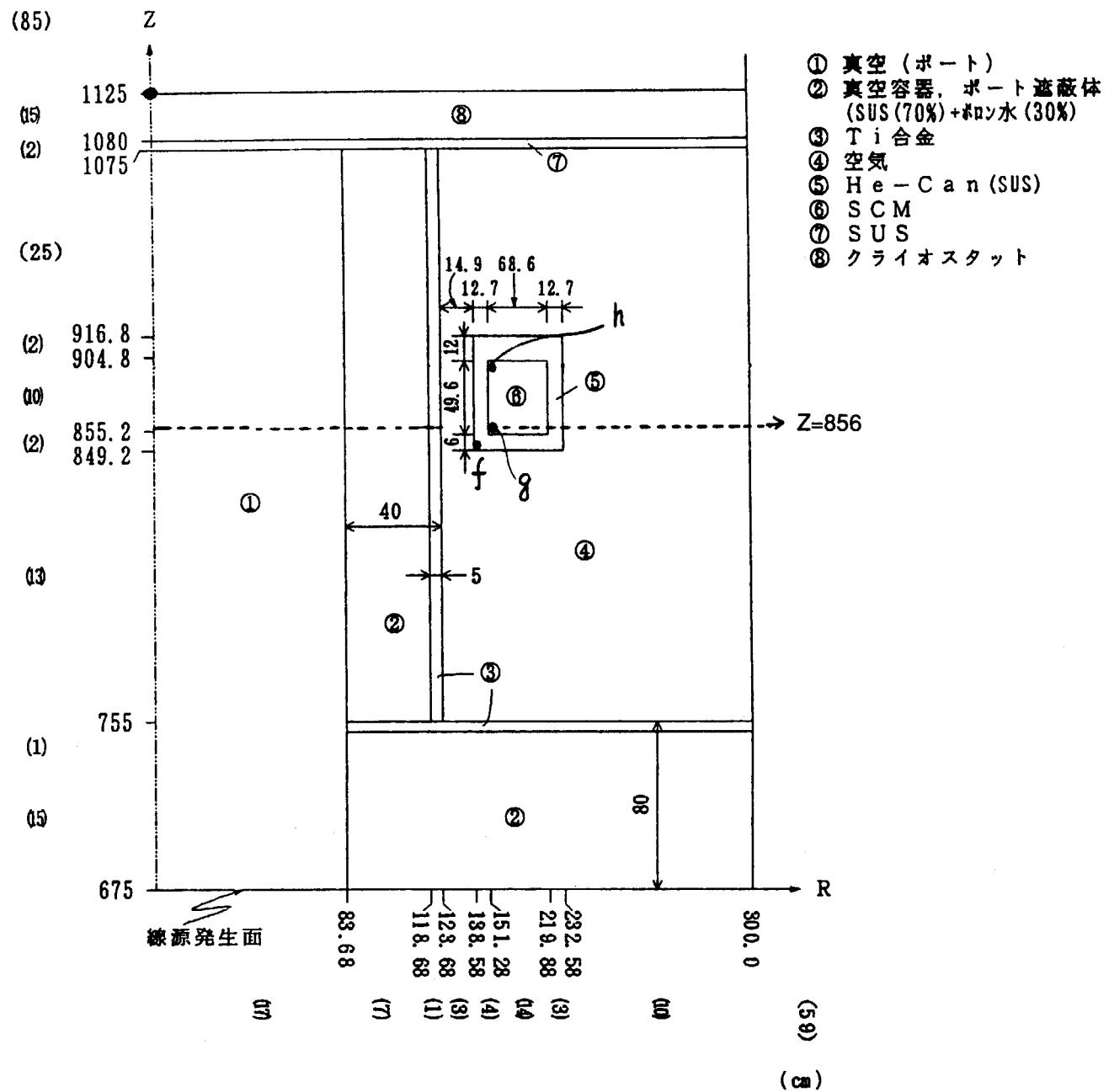


図5.7.1 水平ポート部、2次元モデル図

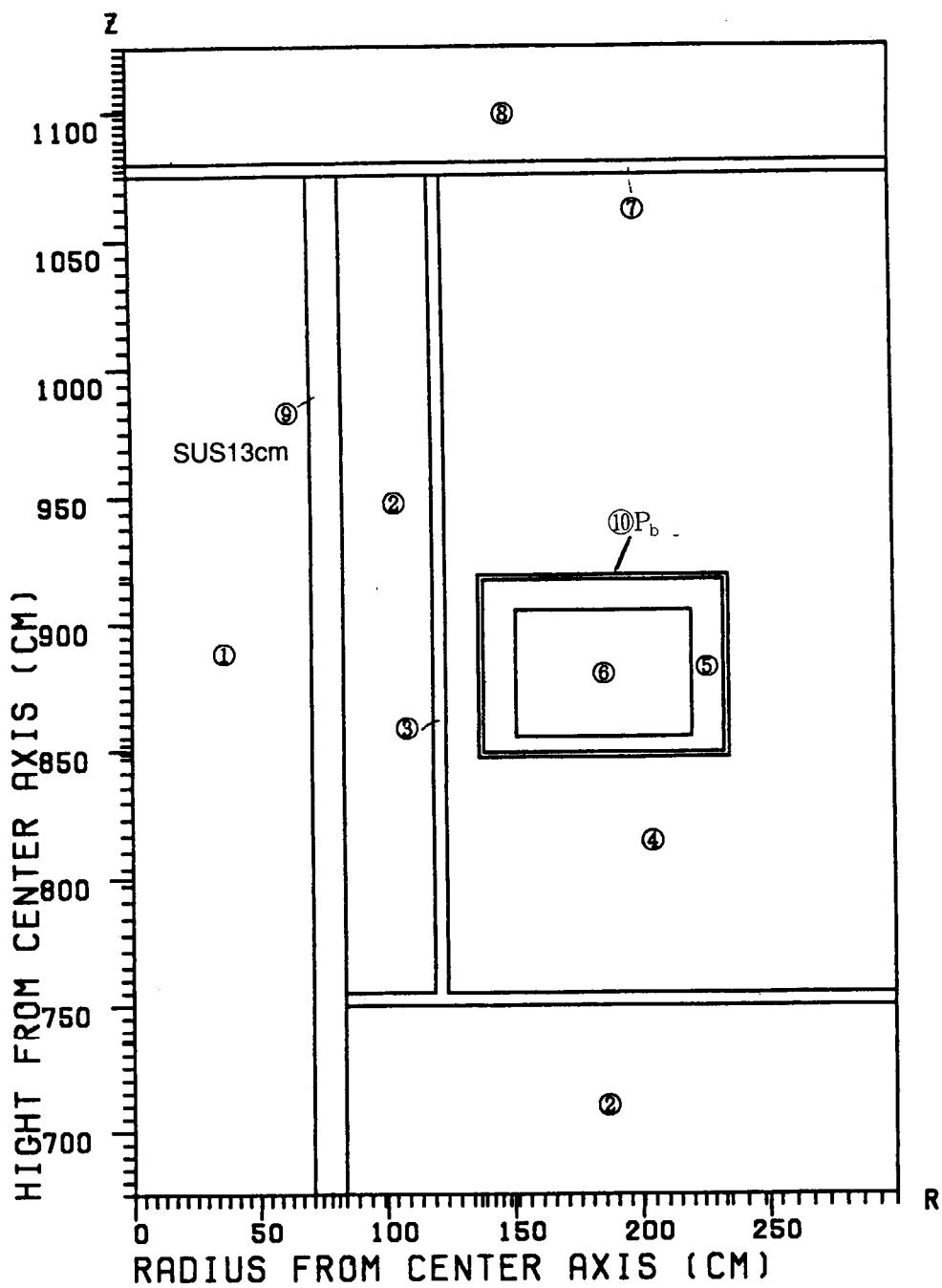


図5.7.2 追加遮蔽変更後の計算モデル

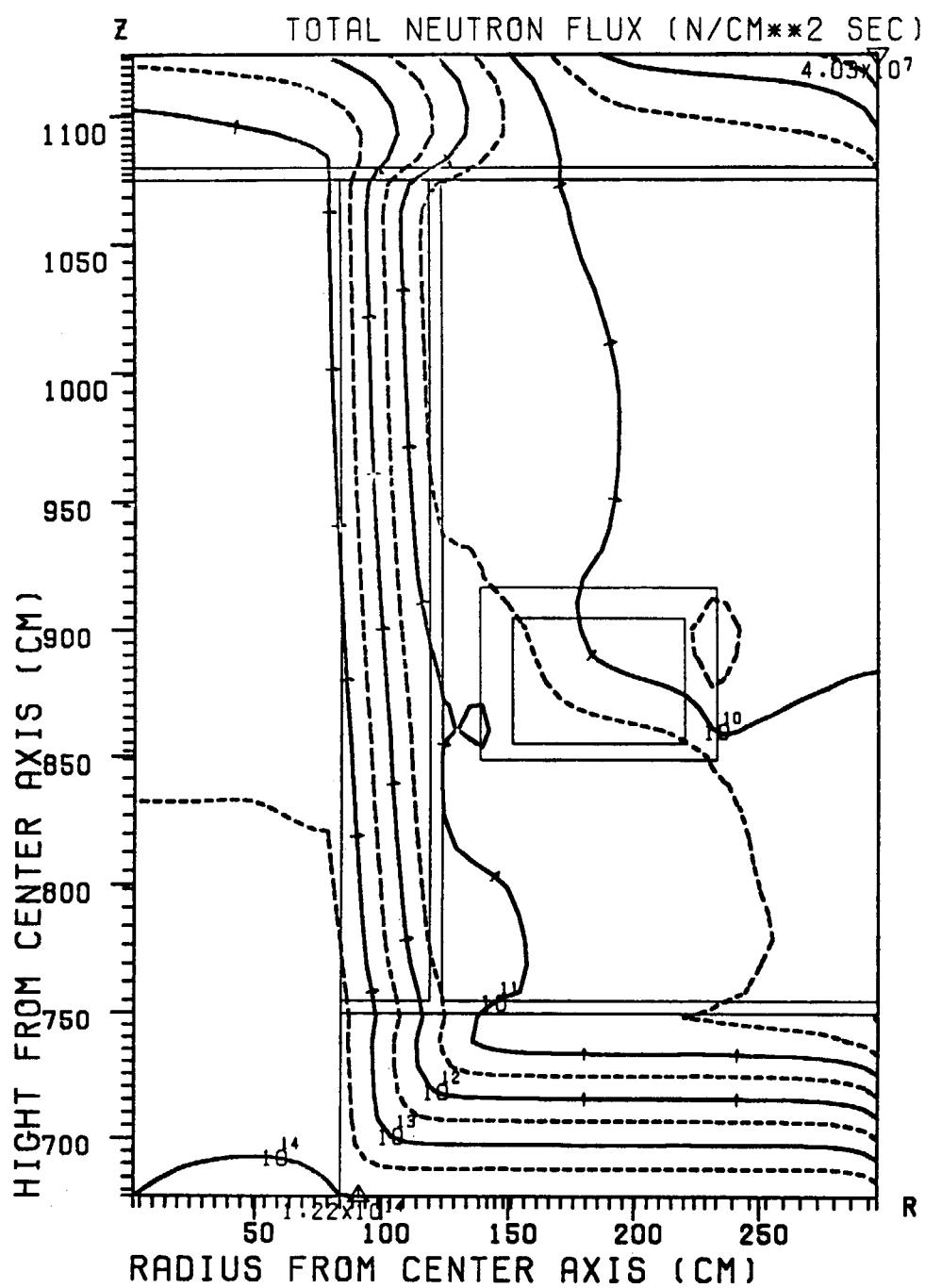


図5.7.3 全中性子束分布の等高線図

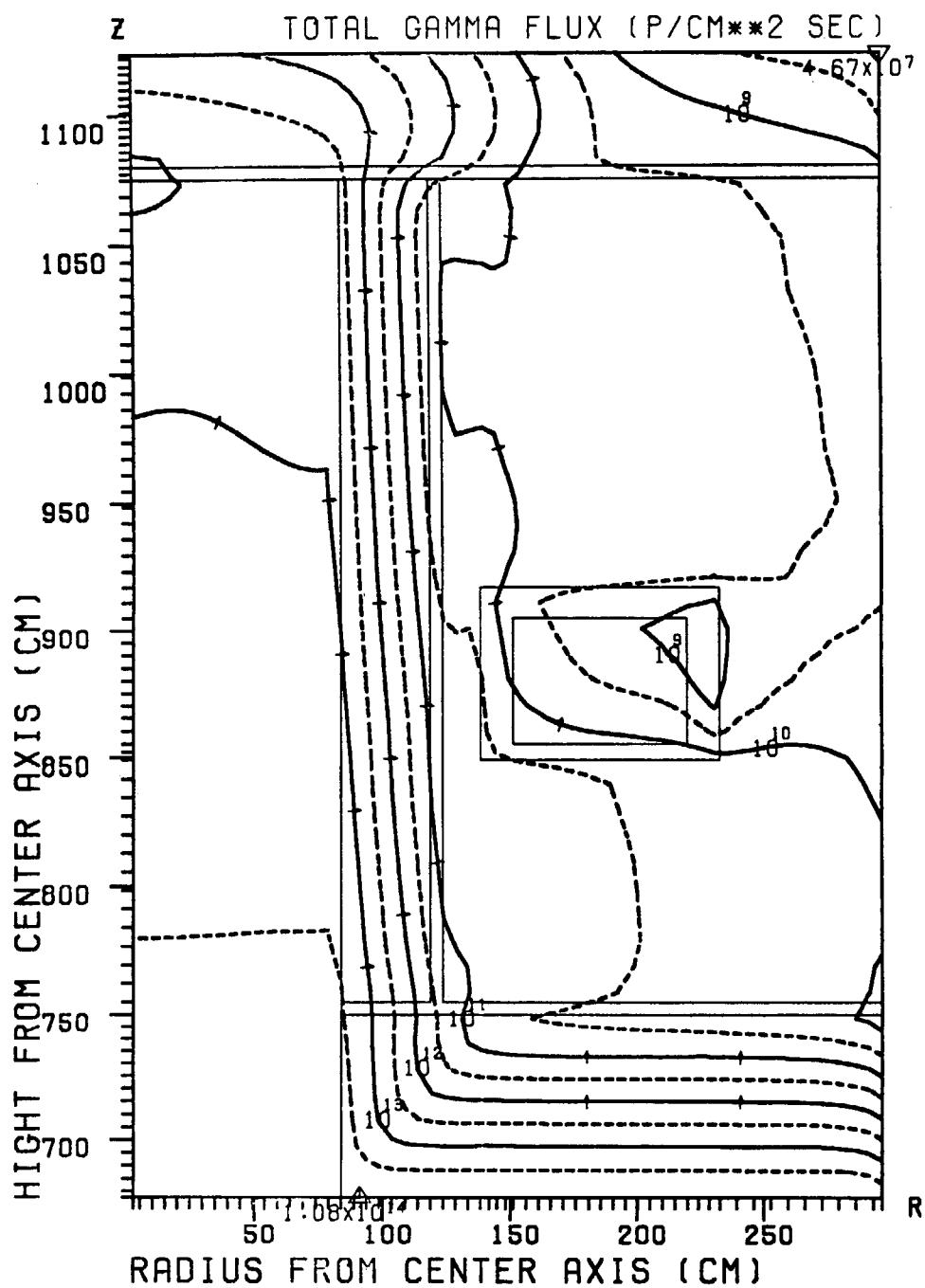


図5.7.4 全 γ 線束分布の等高線図

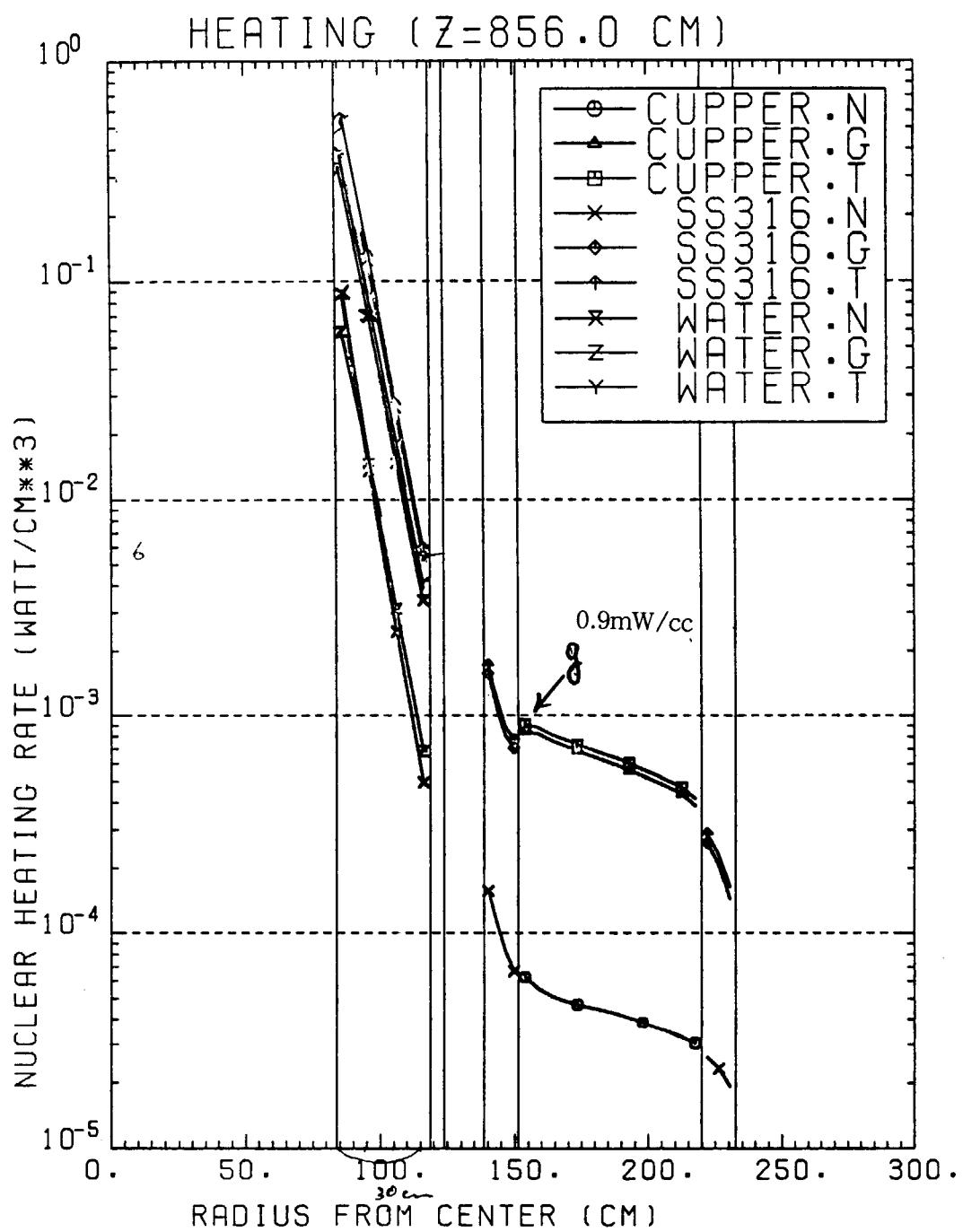


図5.7.5 g点を含むライン上の核発熱率分布 (Z=856 cm ライン)

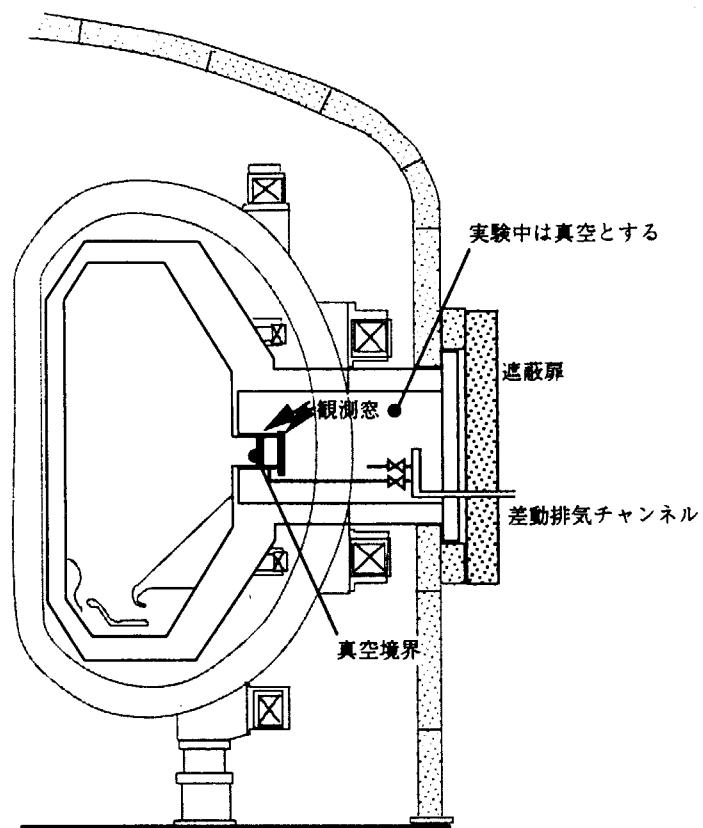


図5.7.6 計測用水平ポート断面図

5.8 真空容器周辺3次元遮蔽解析

(1) 目的

定常炉心試験装置のD-T放電における遮蔽特性を3次元解析モデルで評価する。この計算により、真空容器周辺においてより実際に近い形状での遮蔽性能を求め、2次元解析の結果と比較する。3次元計算においては以下に示す評価を行う。

- ①ポート部の遮蔽性能評価： 水平ポート、接線NB Iポート及び排気ポートダクト部を3次元モデル化し、その遮蔽性能を評価して超伝導コイル部の核発熱率を求める。
 - ②NB Iイオン源近傍の遮蔽性能評価： 接線NB Iポート内の中性子ストリーミングを3次元モデルで評価し、NB Iイオン源近傍の中性子束、ガンマ線束及び放射線損傷率(DPA)を評価する。
- なお、本検討においては真空容器をTi合金方式とし、DT放電時用に真空容器二重壁内にSUSと水が7:3の比で充填されている状態で評価した。

(2) 解析方法

解析方法は、3次元連続エネルギーモンテカルロ計算コードMCNP-4を用いた。MCNP-4に与える模擬形状データは、構造材を構成する形状を2次曲面方程式(トーラスは4次元)で表し、領域をセルの単位で指定することにより、3次元形状をより正確に模擬した。また、MCNP-4は核定数を連続エネルギーで取り扱うため、従来のDiscrete法に比べ、より詳細な解析が可能である。なお、NB Iイオン源近傍の評価においては、NB Iポート入口部(真空容器内表面)での角度束を線源として発生させた。角度束データは、DOT3.5円筒モデルで解析したデータを使用した。

本検討においては真空容器をTi合金方式として評価したが、DT放電時には真空容器二重壁内にSUSと水が7:3の比で充填されているので、この評価は、真空容器をSUS+W方式とした場合に比べて大きな差はないと考えている。

(3) 解析条件

①解析モデル

トロイダルコイル(TFC)はトロイダル方向に20°間隔毎に18体設置され、その間隙部に水平ポート及び排気ポートが6体、NB Iポートがプラズマ中心軸接線方向に3体挿入される。各ポートのダクト径はかなり大きく、そこからの超伝導コイルへのストリーミングによる核発熱が問題となる。また、NB Iポート奥のビームダンプ室イオン源室のストリーミングも評価上重要な因子である。解析は以下の3つの項目に分けて評価し、それぞれに対応したモデル化を行った。

モデル化1：水平ポート及び排気ダクトからの超伝導コイルへの核発熱率評価

モデル化2：NB Iポートからの超伝導コイルへの核発熱率評価

モデル化3：NB Iポートイオン源室の遮蔽性能評価

②水平ポート及び排気ポートのモデル化1

図5.8.1に水平ポート部の平面図を示す。体系は1/4体系の形状とし、境界面を反射境界とした。図5.8.2にトロイダルコイル部の断面図を示す。SCM部は厚さ49.6cm、幅64.3cmとした。SCMの外側には厚さ1cmのインシュレータがあり、その外側はHe-Can(SUS材)で覆われた形状を成している。なお、インシュレータ部はモデル上省略した。図5.8.3に真空容器水平ポート、排気ポート及びポロイダルコイル(PFC)部の立面図を示す。真空容器はTi合金方式とし、DT実験用にボロン水30%にSUS70%を充填させた材質とした。また、上下及び内側にはさらに厚さ30cm(内)及び40cm(上下)の追加遮蔽材を付け加えた。表5.8.1に、図5.8.3に示される交差する点での各座標を示す。

PFCは14体設置されている。表5.8.2にPFCの中心座標とその大きさを示す。表中のa、bの長さはHe-Canまでの長さであり、He-Canの厚さは表5.8.2の右下に示すとおり10cmとした。なお、NO.2～NO.12は、モデル上省略した。

図5.8.4にプラズマ水平面外側より見た水平ポート、排気ポート開口部のモデル図を示す。水平ポートの

開口部は、幅1m、高さ2.2mであり、プラズマに対して水平に挿入される。排気ポート開口部は、幅62.355cm、高さ80cmとし、プラズマに対して73°の角度で挿入されている。水平ポート、ダイバータ排気ポート共に、ポート遮蔽は両サイドに厚さ4cmのTi合金を張った形状を成し、厚さは40cmで真空容器と同一材質として、ボロン水30%にSUS70%を充填させた材質とした。なお、TFCを支える支柱部は、モデル上省略した。

②NBIポート(TFC近傍)のモデル化2

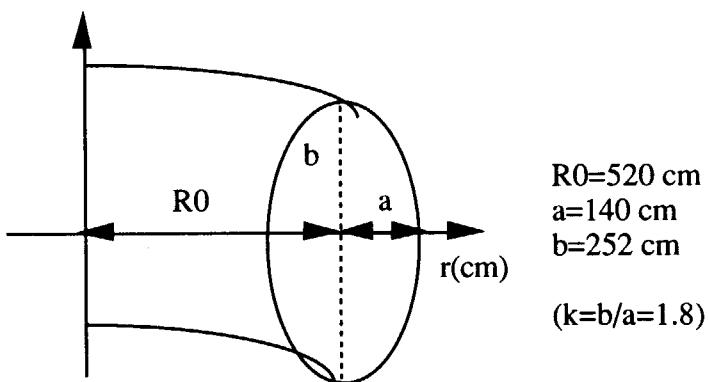
図5.8.5にNBIポート(TFC近傍)部のモデルを示す。プラズマ真空容器、TFC、PFC等の形状は、①水平ポートのモデル化と同一である。NBIポート開口部は、幅50cm、高さ210cmであり、プラズマに対し、接線方向に挿入されている。また、ポート遮蔽厚さは右側が33.5cm、左側及び上下方向が27cmで真空容器と同一材質とし、両サイドに厚さ4cmのTi合金を張った形状となっている。ポート遮蔽は真空容器と同一材質とし、ボロン水30%にSUS70%を充填させた材質とした。TFCとの間隙は図5.8.5のように、右側が27cm、左側が15cmとした。

③NBIポート(イオン源近傍)のモデル化3

図5.8.6にNBIポート(イオン源近傍)のモデルを示す。NBIポートのダクト径は幅50cm、高さ234cmとし、ポートを囲む遮蔽体はビームダンプ手前までを②と同様の遮蔽材とし、ビームダンプ以降イオン源室までは厚さ20cmのSUS材とした。ビームダンプ室は、150×234×厚さ1cmの銅板が2枚設置され、両サイドにクライオポンプ(厚さ2cmのSUS材)が置かれているものとした。イオン源は、円筒形の形状を図のようにモデル化した。なお、この計算においてはNBIポート入口部より線源を発生させ、NBIポート内部のビームダンプ、イオン源の遮蔽性能評価を行うことが目的であるので、線源より後方の真空容器、クライオスタッフ、プラズマ等は省略した。

(3) 線源条件

- ・エネルギー … 14.1MeV D-T中性子源
- ・中性子発生数 … 1×10^{20} (n/sec)
- ・空間分布 … 楕円形状の分布(下図)とした



$$\text{プラズマ表面積} = 2\pi R \cdot 2\pi a \sqrt{\frac{1+k^2}{2}} = 418 \text{ m}^2$$

$$\text{プラズマ体積} = 2\pi R \cdot \pi ab = 362 \text{ m}^3$$

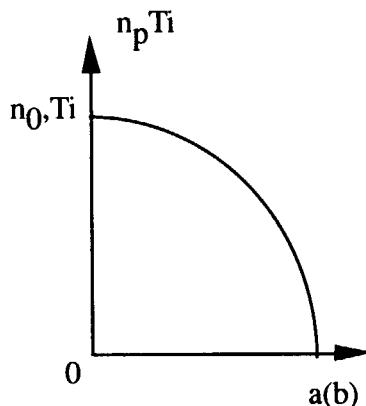
プラズマの密度、温度の断面分布を以下とした。

$$np(r) = n_0 \left(1 - \left(\frac{r}{a}\right)^2\right)^{\alpha n}$$

$$Ti(r) = T_0 \left(1 - \left(\frac{r}{a}\right)^2\right)^{\alpha n}$$

よって、中性子発生率分布は、以下とした。

$$\begin{aligned} Su(r) &\sim n^2 T^2 \\ &= n_0^2 T_0^2 \left(1 - \left(\frac{(R-R_0)^2}{a^2} + \frac{(Z-Z_0)^2}{b^2}\right)\right)^{2\alpha n + 2\alpha r} \\ &= S_0 \left(1 - \left(\frac{(R-R_0)^2}{a^2} + \frac{(Z-Z_0)^2}{b^2}\right)\right)^3 \end{aligned}$$



(4) 評価点位置と出力諸量

評価点位置とその点における出力諸量を表5.8.3に示した。また、評価地点を図5.8.1、図5.8.3～図5.8.6に示した。

(5) 解析結果

①水平ポート、排気ポート部の近傍のTFC部の核発熱率（モデル化1結果）

水平ポート、排気ポート部の近傍のTFC（SCM部、銅）の核発熱率を表5.8.4に示す。TFCポート側部右側（P1点）の場所で約0.5 mW/cm³であり、2次元計算で得られた計測用水平ポートに最も近いg評価点の値（表5.7.1）0.91 mW/cm³のおよそ半分となった。水平ポート下側PFC（P3点）での核発熱率は0.33 mW/cm³であり、設計の目標にはほぼ近い値となっている。ダイバータ排気ポートは直接プラズマ中心を見込まないので核発熱も設計の目標を大きく下回る結果となっており、ダイバータ排気ポート側部TFC（P4点）での核発熱率は0.019 mW/cm³であった。この結果から、現在厚さ40cmとしているポート遮蔽厚さはさらに薄くできる可能性がある。

表中のカッコ内の数値は標準偏差を示し、24～62%の範囲にある。この計算に要したCPU時間はFACOM M-780で約350分、ヒストリーは約10万であった。

②NBIポート近傍のTFCの核発熱率（モデル化2結果）

NBIポート近傍のTFC（SCM部、銅）の核発熱率を表5.8.5に示す。計算時間は約5時間、ヒストリーは約15万である。表よりTFCコイル右側（P1点）については、約0.64 mW/cm³、一方、左側コイル（P2点）については0.082 mW/cm³であり、ポート左側でより小さくなる点で2次元結果と異なる結果となった。

標準偏差は、22～67%の範囲にある。この計算に要したCPU時間は約300分、ヒストリーは約15万であった。

③N B I ポート（イオン源近傍）のDPAおよび線束値（モデル化3結果）

N B I ポート部のビームダンプ（Cu, P 5点）及びイオン源室セラミック部（P 6点）の放射線損傷率（DPA）を表5.8.6に示す。それぞれ、 2.02×10^{-11} dpa/atom、 8.61×10^{-14} dpa/atomであり、超伝導材中のCuのDpa基準値である 5×10^{-4} dpa/atomと比較しても充分に低いレベルにあり問題ない。

標準偏差はP 5で3%、P 6で5.5%であった。計算時間は55分、ヒストリーは約14万である。

（6）3次元と2次元計算の比較について

①計算精度について

本計算時間の範囲ではヒストリー数がまだ少なく、標準偏差も大きい。標準偏差としては5%程度以下になるのが望ましいので、標準偏差の高い評価点について、2次元との結果に開きが大きい場合は、計算精度がまだ充分に取れていない可能性がある。N B I ポート脇P 1、P 2については、標準偏差が22～67%とまだ高く、充分な精度が取れていないことによると考えられる。

②ストリーミング減衰の差

ポートを抜けるフラックスについては、一般的に3次元のほうが2次元より低めの結果を与える傾向にある。これは体系の計算モデルの相違が関係する。2次元（X-Y）計算の場合、N B I ポートが軸方向に無限であるため、ポートからのストリーミングを過大に評価することになる。表5.8.7はN B I ポート中心軸上でのストリーミングの減衰影響を調べたものであり、3次元コード(MCNP-4)、2次元コード(DOT3.5)による中性子束、 γ 線束及びその比M/D(MCNP-4/DOT3.5)を示す。ポート左右にあるT F Cのコイル位置は、プラズマ中心から接線方向に向かってそれぞれ約6m、8mの地点にあり、これらの点でのM/D比は約0.4である。よって、核発熱における3次元結果は2次元のおよそ40%程度になることが予想される。

本計算結果においても水平ポート脇P 1で54%と、全体的に3次元の結果が2次元より低くなる傾向が見られた。

（7）まとめ

①D-T放電における真空容器周辺の遮蔽性能を3次元解析で評価した。

②T F C核発熱率は水平ポート脇T F CのS C M部で 0.5 mW/cm^3 、水平ポート下部P F Cで 0.3 mW/cm^3 、ダイバータ排気ポート脇T F Cで 0.02 mW/cm^3 、N B I ポート脇左右のT F Cでそれぞれ 0.08 mW/cm^3 、 0.6 mW/cm^3 であった。

③N B I ポート中心軸上での3次元コード(MCNP-4)、2次元コード(DOT3.5)によるフラックスのストリーミング比較では、ポート脇T F C位置での3次元結果は2次元のおよそ40%程度であった。T F C核発熱計算での比較においても、全体的に3次元の結果が2次元より低くなる傾向が見られた。

④N B I ポート部のビームダンプ（Cu）及びイオン源室セラミック部の放射線損傷率（DPA）はそれぞれ、 2.02×10^{-11} dpa/atom、 8.61×10^{-14} dpa/atomであり、Dpa基準値である 5×10^{-4} dpa/atomと比較して充分に低いレベルにある。

⑤本計算時間の範囲ではヒストリー数がまだ少なく、標準偏差も大きく計算精度がまだ充分に取れていない可能性があるが、実際の形に則したモデルでの遮蔽性能評価により、今後の遮蔽検討のデータベースとすることができた。

表5.8.1 真空容器の座標 (単位:mm)

(mm)

記号	R	Z	記号	R	Z	記号	R	Z
A	3000.00	3000.00	A'	3300.00	2914.46	A''	3700.00	2800.41
B	3720.00	4160.00	B'	3824.82	3760.00	B''	4109.40	3460.00
C	6080.00	4160.00	C'	5386.65	3760.00	C''	5573.51	3460.00
D	7550.00	1800.00	D'	6750.00	1571.22			
E	-7550.00	-1800.00	E'	6750.00	-1571.22			
F	6080.00	-4160.00	F'	5386.65	-3760.00	F''	5573.51	-3460.00
G	3720.00	-4160.00	G'	3824.82	-3760.00	G''	4109.40	-3460.00
H	3000.00	-3000.00	H'	3300.00	-2914.46	H''	3700.00	-2800.41
I	5794.12	-3105.83						

表5.8.2 ポロイダル磁場コイルの座標

コイル番号	R (m)	Z (m)	a (m)	b (m)	ターン数
1	9.4000	2.3400	0.500	0.580	168
2	6.5000	5.6500	0.420	0.420	100
3	3.0200	5.6700	0.580	0.580	196
4	1.6875	4.0845	0.425	1.167	252
5	1.6875	2.9175	0.425	1.167	252
6	1.6875	1.7505	0.425	1.167	252
7	1.6875	0.5835	0.425	1.167	252
8	1.6875	-0.5835	0.425	1.167	252
9	1.6875	-1.7505	0.425	1.167	252
10	1.6875	-2.9175	0.425	1.167	252
11	1.6875	-4.0845	0.425	1.167	252
12	3.0200	-5.6700	0.580	0.660	224
13	7.4500	-5.2100	0.420	0.50	120
14	9.4000	-2.2000	0.580	0.58	196

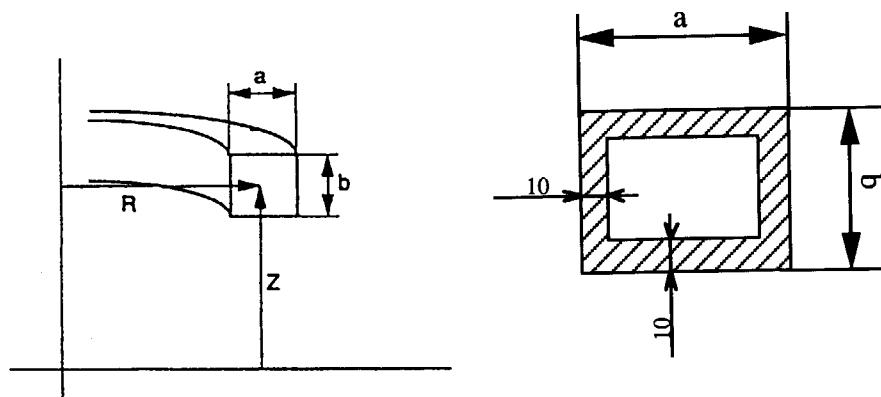


表5.8.3 評価点位置座標

記号	場 所	座標 (X, Y, Z) (cm)	出力諸量	備 考
P1	T F C ポート右側	574.168, 634.619, 0.0	核発熱率 (Cu)	水平ポート, NBIポート
P2	T F C ポート左側	380.867, 766.377, 0.0	核発熱率 (Cu)	N B I ポート
P3	P F C ポート中央下側	519.008, 760.837, -201	核発熱率 (Cu)	水平ポート
P4	T F C 排気ポート右側	492.951, 544.145, -351.828	核発熱率 (Cu)	排気ポート
P5	ビームダンプ	505, 1097.98, 0.0	D P A (Cu)	N B I ポート
P6	イオン源室	480.0, 1791.58, 120.1	D P A (セラミック)	N B I ポート

表5.8.4 水平ポート、排気ダクト部核発熱率

< 3次元解析結果 >

(W/cm²)

位 置	中性子線	ガンマ線	合 計
TFC 水平ポート側部 P1	9.679×10^{-5} (23.79%)	3.939×10^{-4} (22.11%)	4.907×10^{-4}
PFC 水平ポート下部 P3	1.022×10^{-4} (61.96%)	2.243×10^{-4} (52.14%)	3.265×10^{-4}
TFC 排気ダクト側部 P4	2.963×10^{-6} (30.50%)	1.624×10^{-5} (28.76%)	1.920×10^{-5}

(CPU 346分, 10万ヒストリー)

表5.8.5 NBIポート部核発熱率

< 3次元解析結果 >

(W/cm²)

位 置	中性子線	ガンマ線	合 計
TFC (右側) P1	8.196×10^{-5} (42.5%)	5.581×10^{-4} (22.65%)	6.401×10^{-4}
TFC (左側) P2	1.316×10^{-5} (66.59%)	6.874×10^{-5} (45.28%)	8.190×10^{-5}

(CPU 300分, 15万ヒストリー)

() は標準偏差

表5.8.6 NBIポート部放射線損傷率(DPA)

< 3次元解析結果 >

(dpa/atom)

位 置	座標 (X, Y, Z) (cm)	D P A
ビームダンプ P5	505, 1097.98, 0	2.018×10^{-11} (2.87%)
イオン源室 P6	480, 1791.58, 120.1	8.608×10^{-14} (55.13%)

(CPU 55分, 14万ヒストリー)

() は標準偏差値

表5.8.7 NBIポート中心軸上線束値

(/cm²·sec)

評価点 ^{*)}	コード	全中性子束	2次τ線束	1次τ線束	全τ線束
475cm	MCNP-4	1.374E+14 (4.13%)	2.516E+13 (2.11%)	4.030E+13 (7.42%)	6.546E+13
	DOT3.5	1.673E+14	—	—	9.668E+13
	M/D	0.821	—	—	0.677
575cm	MCNP-4	2.682E+13 (1.63%)	1.430E+13 (2.95%)	4.756E+12 (4.18%)	1.906E+13
	DOT3.5	5.756E+13	—	—	3.167E+13
	M/D	0.466	—	—	0.602
675cm	MCNP-4	1.002E+13 (2.45%)	4.814E+12 (3.82%)	1.550E+12 (5.02%)	6.364E+12
	DOT3.5	2.493E+13	—	—	1.396E+13
	M/D	0.402	—	—	0.456
875cm	MCNP-4	2.117E+12 (4.29%)	9.271E+11 (7.08%)	3.384E+11 (8.48%)	1.266E+12
	DOT3.5	5.944E+12	—	—	3.199E+12
	M/D	0.356	—	—	0.396

*) プラズマ中心位置からNBIポート方向への距離

カッコ内は標準偏差値

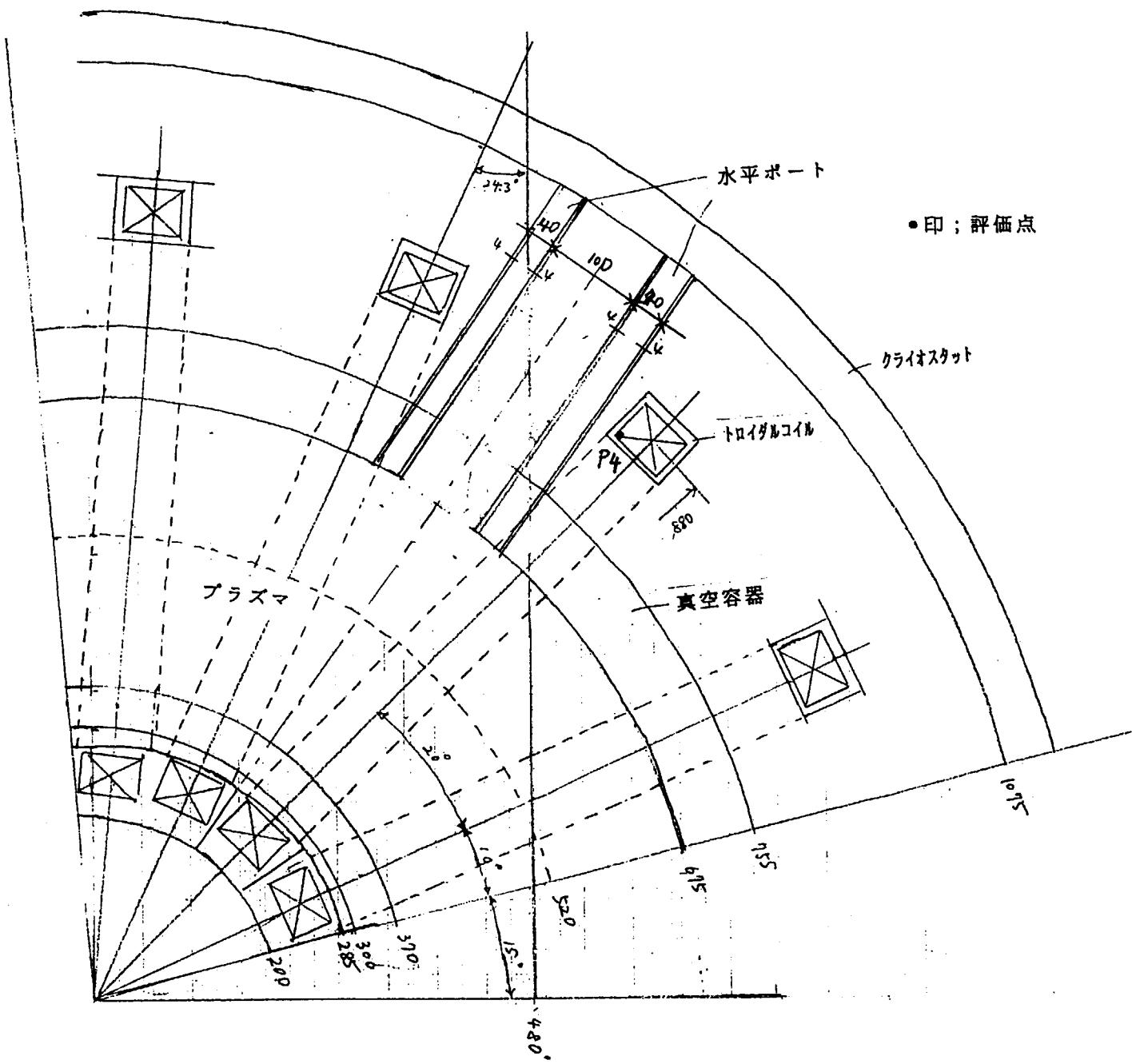


図5.8.1 水平ポート部の水平断面図

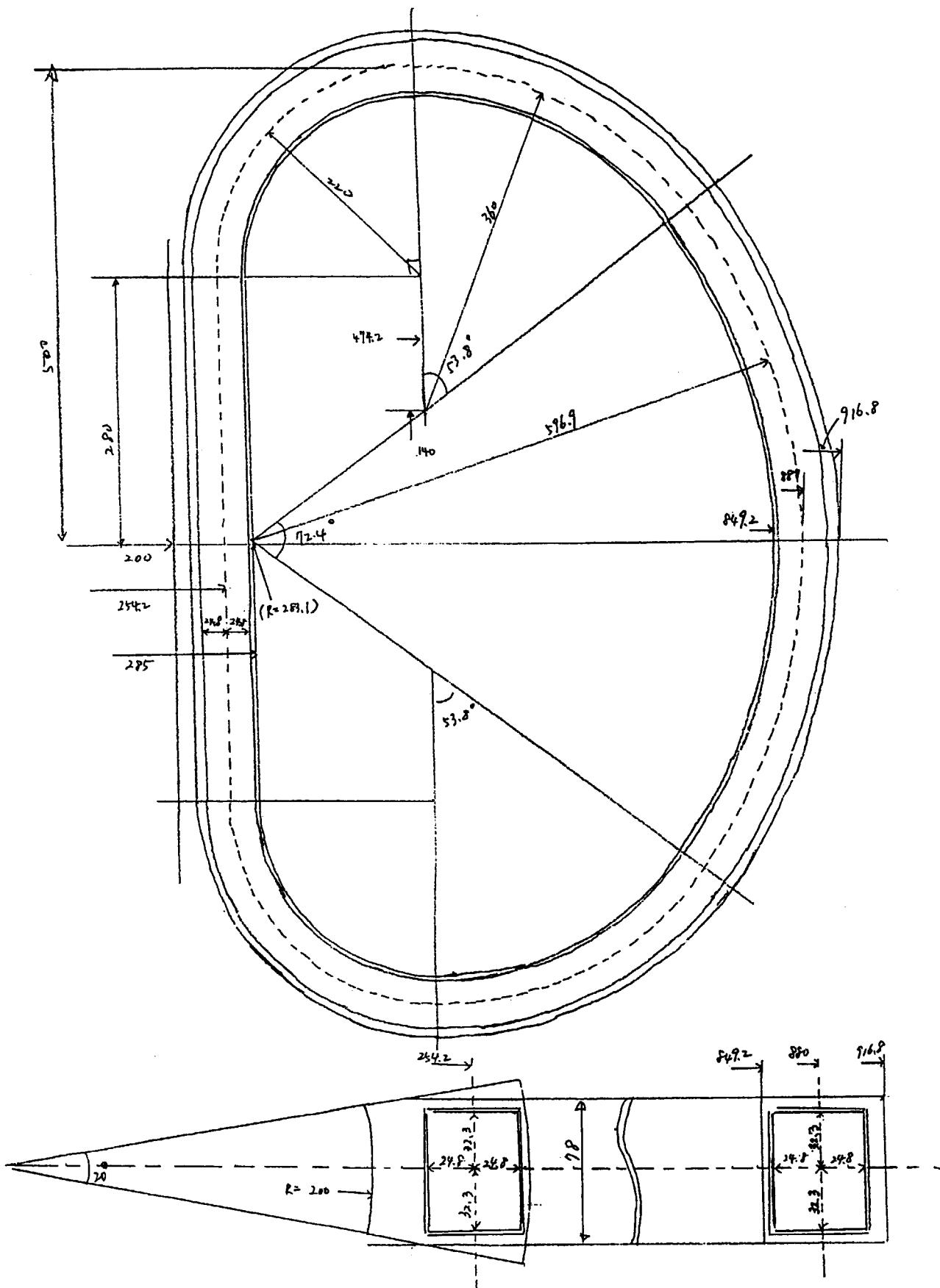


図5.8.2 トロイダル磁場コイル部の断面図

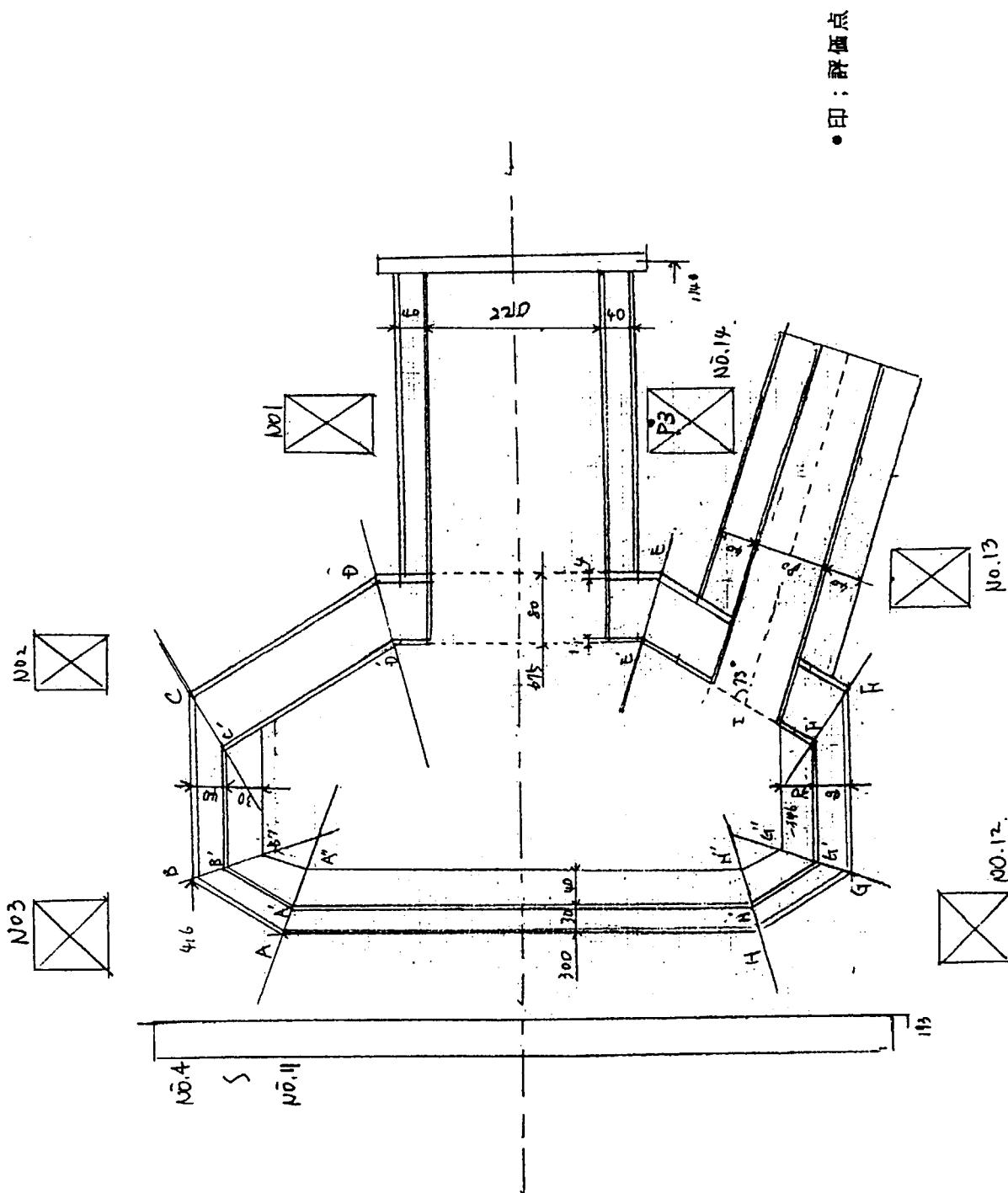


図5.8.3 真空容器と水平ポート、排気ポート部の立面図

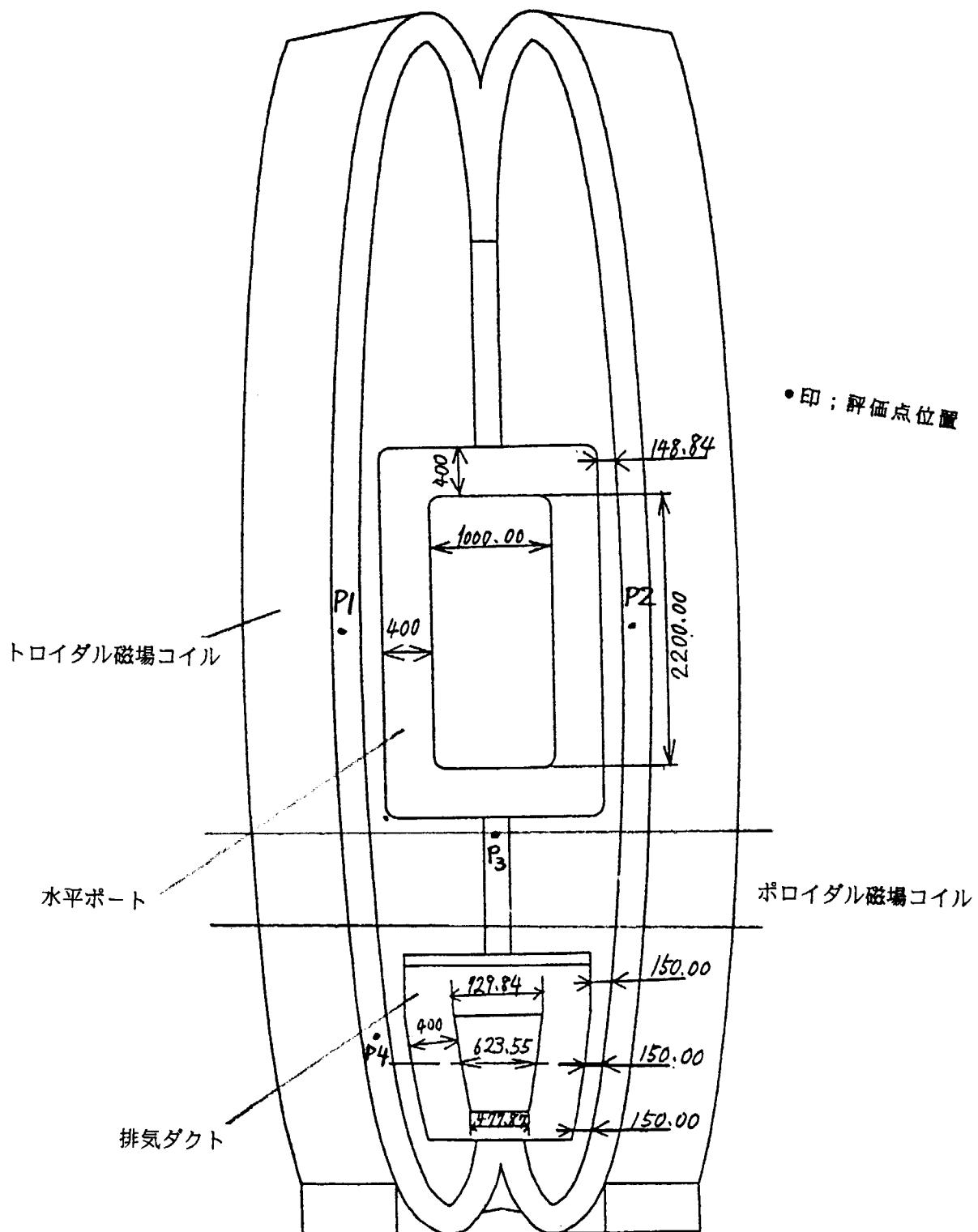


図5.8.4 水平ポート、排気ポート開口部のモデル図（評価点：P1,P2,P4）

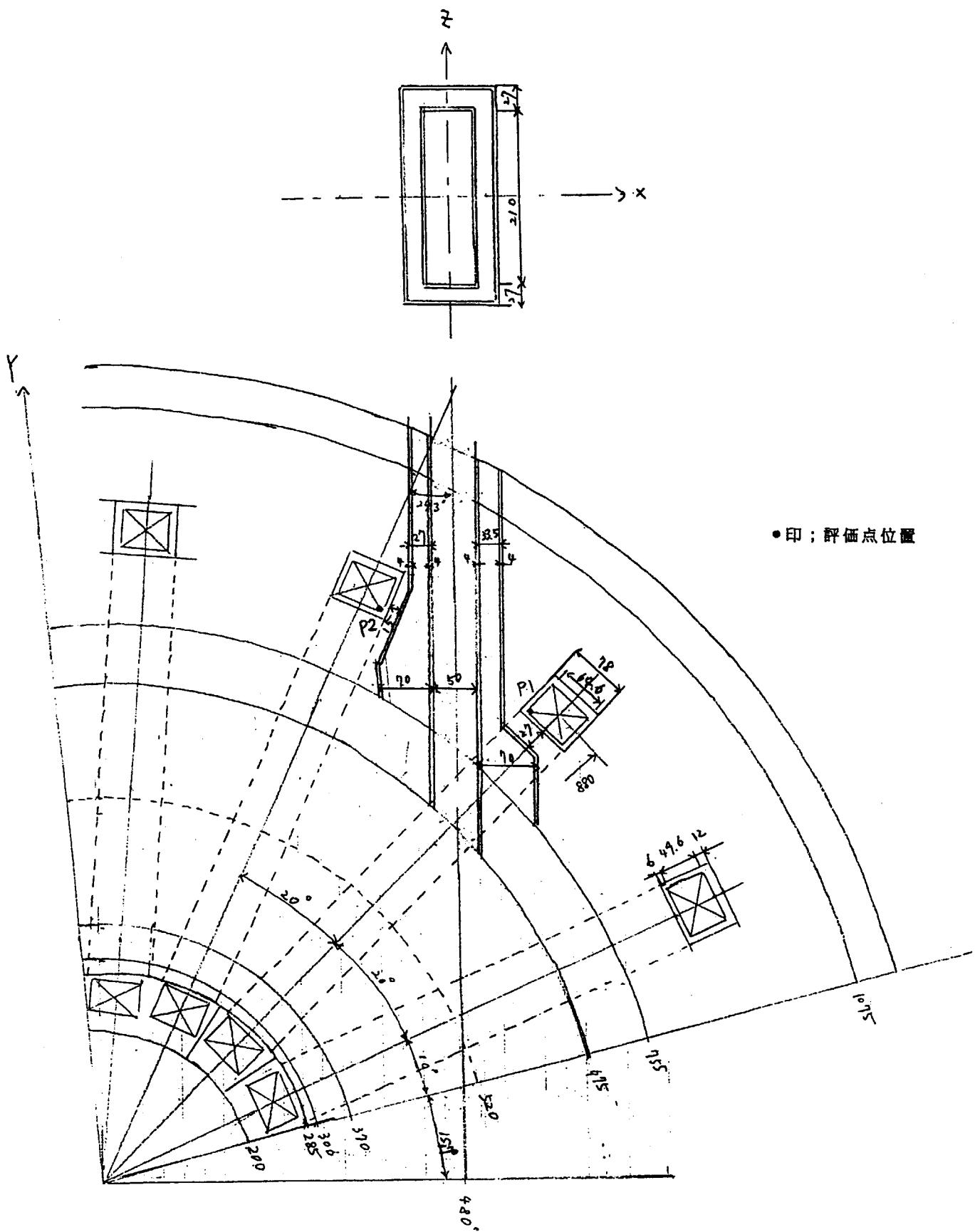


図5.8.5 N B I ポート部 (TFC近傍) のモデル図

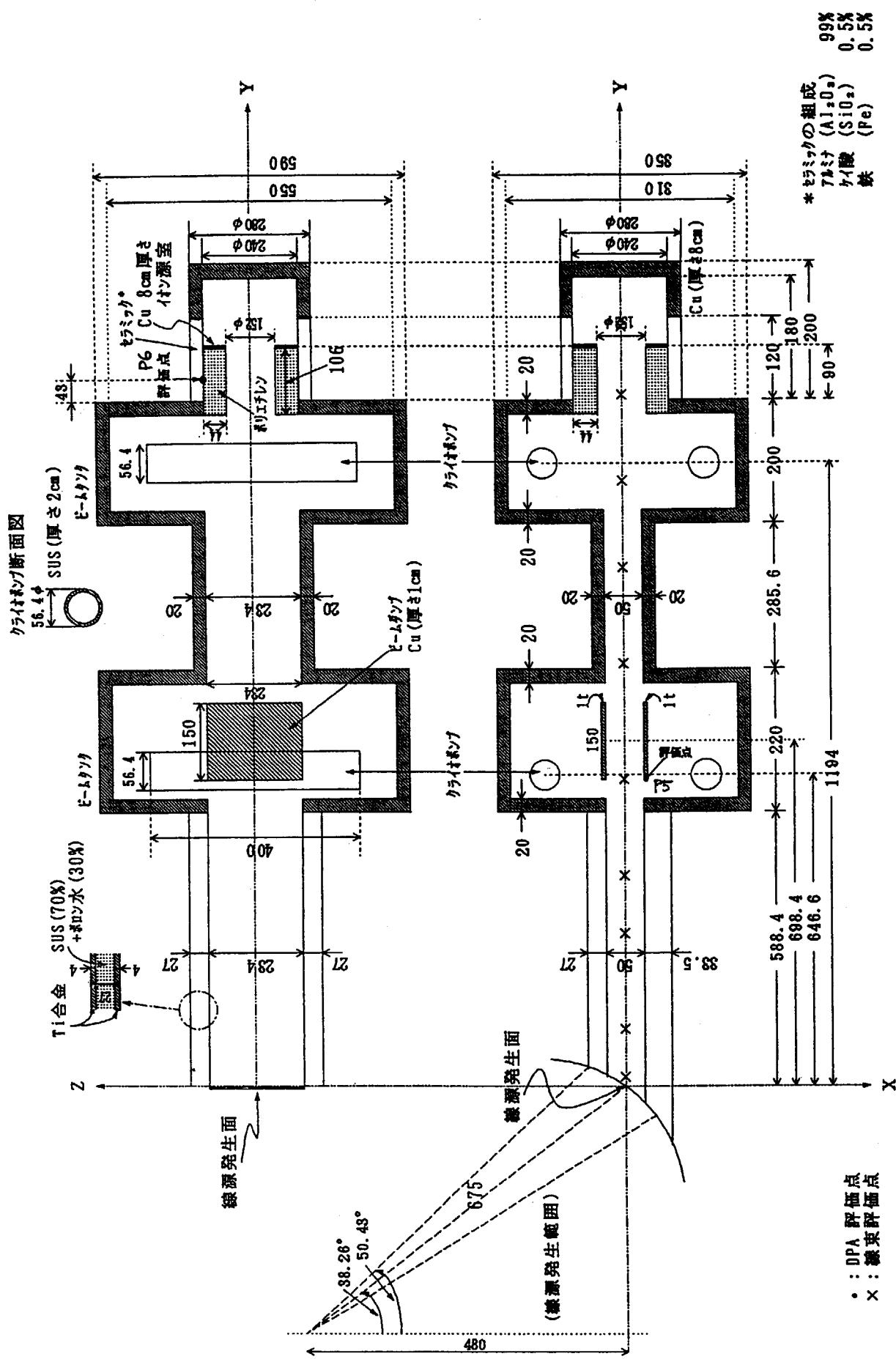


図5.8.6 NBIポート、ビームダンプ、イオン源室のモデル図（評価点：P5,P6）

6. 本体周辺機器安全設計

本体周辺機器として真空排気系、NBI、ECH、遠隔保守機器、ガス注入装置、ペレット入射装置、計測機器、トリチウム取り扱い設備がある。このうち、NBI、ECH、計測などの主要機器に係る放射線遮蔽については、5章にて議論した。ここでは放射線遮蔽の他に主にトリチウム対応など各機器の運転上注意を必要とする問題に枠を広げ、その安全対策を述べる。

6. 1 一次、二次格納系分類

本体周辺機器はトリチウムの漏洩を防止する観点から一次及び二次格納系で構成される。このような各機器に対し、トリチウム安全系の処理対象となる格納系の境界条件を表6.1.1に示す。この表は本体室を三次格納とした場合を示し、真空容器系を加えて示した。

各機器において一次格納系境界は、例えば真空排気系の真空ポンプと一次配管、NBI系ではイオン源やビームラインといった機器装置本体そのものに対応する。また、二次格納系境界は、真空ポンプを格納する部屋や二次配管、NBI系の場合にはNBI装置を格納する気密室がこれに相当する。真空容器においては、一次格納系境界は容器本体であり、二次格納系境界はクライオスタットが相当する。

表6.1.1 定常炉心試験装置におけるトリチウムの一次・二次・三次格納境界

	一次格納系境界	二次格納系境界	三次格納系境界
真空容器本体	真空容器	クライオスタット 4000m^3	実験棟本体・組立室 112000m^3
真空排気系	真空ポンプ・一次配管	排気系室 100m^3	実験棟本体・組立室
N B I 系	イオン源、ビームライン 各排気系	N B I 室 1200m^3 および配管ダクト	実験棟本体・組立室
E C H 系	第1真空容器、第1真空窓	E C H 室 320m^3	実験棟本体・組立室
遠隔保守機器	機器本体	遠隔保守機器室 140m^3	実験棟本体・組立室
ガス注入装置	装置本体・貯蔵設備からのガスライン	ガス注入装置室 100m^3 および2重配管	実験棟本体・組立室
ペレット入射装置	装置本体	計測ポート内 60m^3	実験棟本体・組立室
計測ポート(1-4)	貯蔵設備からのガスライン 真空容器の計測窓	計測ポート室 $60\text{m}^3 \times 4$	実験棟本体・組立室
トリチウム取扱設備	設備本体 (FCU,ISS,TSS,)等 ガスタンク、一次配管等	G B、クライオスタット、 フード、2重配管等	トリチウム取扱設備室 4000m^3

6.2 計測装置安全対策

6.2.1 計測システムにおける放射線遮蔽と安全評価

(1) コバール材使用の可能性

計測ポート観測窓用構造材にコバールを使用した場合のCoによる放射化量を評価し、真空容器周辺でのメンテナンス時の被ばく線量評価を行った。

検討条件

- 1) メンテナンスはDD実験初期のみ行うと仮定し、年間DD中性子発生量を $4 \times 10^{22} n$ とする。
- 2) 放射化反応 $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$ (半減期5.271y)
- 3) コバール使用量 (コバール中のCo含有量を17wt%とした)

ポート位置	P-6 斜下	P-8 水平	P-12 水平	P-14 斜下	P-18 水平	合計
コバール重量	5 kg	18 kg	0.7 kg	2.7 kg	16 kg	42.4 kg
Co重量	0.85 kg	3.06 kg	0.12 kg	0.46 kg	2.73 kg	7.21 kg

- 4) 放射化強度の計算において、プラズマからの中性子線源を点線源とみなす。
- 5) 線量の評価においては、放射化物を点線源とみなし、そこから1m離れた位置を評価地点とする。

計算結果

運転停止1カ月後及び6カ月後における放射化強度と線量当量は以下の通り。

ポート位置	水平位置	垂直位置	点線源からの距離	放射化(直後)	放射化(1カ月後)	放射化(6カ月後)	線量当量(1カ月後)	線量当量(6カ月後)
P-6 斜下	0.94 m	3.11 m	3.25 m	$1.47E+9 \text{ Bq}$	$1.46E+9 \text{ Bq}$	$1.38E+9 \text{ Bq}$	0.58 mSv/h	0.55 mSv/h
P-8 水平	2.75 m	0 m	2.75 m	$7.40E+9 \text{ Bq}$	$7.32E+9 \text{ Bq}$	$6.93E+9 \text{ Bq}$	2.92 mSv/h	2.75 mSv/h
P-12 水平	2.75 m	0 m	2.75 m	$2.90E+8 \text{ Bq}$	$2.87E+8 \text{ Bq}$	$2.71E+8 \text{ Bq}$	0.11 mSv/h	0.10 mSv/h
P-14 斜下	0.94 m	3.11 m	3.25 m	$7.96E+8 \text{ Bq}$	$7.87E+8 \text{ Bq}$	$7.45E+8 \text{ Bq}$	0.31 mSv/h	0.29 mSv/h
P-18 水平	2.75 m	0 m	2.75 m	$6.59E+9 \text{ Bq}$	$6.52E+9 \text{ Bq}$	$6.18E+9 \text{ Bq}$	2.60 mSv/h	2.46 mSv/h

P-8水平及びP-18水平ポート付近の線量当量率は、コバールから1mの地点で3mSv/h弱となる。JT-60Uでの経験から、その目安として最大個人被ばく量～2mSv（40時間作業）程度の作業被ばくに抑えるためには、使用するコバール材の低減、コバールの γ 線遮蔽が課題になる。

(2) 多重格納の考え方

観測窓の必要な計測装置は、2重の真空窓を設ける。第一真空窓は本体真空容器の内壁に相当し、第二真空窓は真空容器外壁とみなす。第一、第二真空窓とも、破損等による漏洩を検知する機能を設ける。この系統を利用して、漏洩トリチウムの回収を行えるようにする。

計測用の真空窓はポート内に設置されるため、第一、第二真空窓が同時破損しても、トリチウムはポート内壁、ポート外壁、クライオスタット、最終的にはJT-60実験棟建家で防護されることになり、発生事象の拡大はない。

6.2.2 今後の検討課題

計測装置安全対策として今後以下の検討が必要である。

- (1) 2重の真空窓の基本構造及び漏洩検知法の具体案
- (2) コバール使用量の合理化

6.3 NBI安全対策

6.3.1 トリチウム遮蔽

(1) 一次格納境界

NBIに関するトリチウムの一次格納境界として、イオン源、ビームラインの真空境界がある。この境界における真空シールは基本的に2重シールとし、シールの多段化を図る。仮に内側シールでのリークが発生した場合には、内シールと外シール間の真空度の変化から直ちにリークを検知し、その後の運転では内外間の真空層を積極的に真空排気し、内部のトリチウムの一次境界外への漏洩を防止する。また配管が真空境界を貫通する箇所は、その熱収縮を吸収するためのペローズ構造を採用する。このペローズを固定するためのフランジは、上で述べたように2重の真空シール方式をとる。

イオン源加速管の絶縁管とフランジ管の真空シールは、セラミックにコバルトをメタライズし、これを使ってリップ溶接して真空境界とし、真空シールの高信頼性化を図る。

(2) 2次格納境界

NBIの2次格納境界としてNBI室がある。この境界壁を貫通しているものとして、冷却水配管、液体ヘリウム等の冷媒循環系配管、ガス導入系配管の配管類、及びイオン源用電源高電圧ケーブル或いは計測ケーブル等がある。

このうち、配管の貫通部は、ペローズ等を使用した貫通部構造により熱延び等による変形を吸収できる方法を採用し、気密性を確保できるものとする。イオン源用電源の高電圧送電に使用されるケーブル等は、ガス絶縁ダクトを通して2次格納境界を通過する。このガス絶縁ダクトの格納境界貫通部には、SF6ガスダクト内側に絶縁ガスを隔離するための絶縁板を挿入し、2次格納境界内ガスが系外に排出されるのを防止する。

(3) トリチウム遮蔽の今後の検討課題

NBI装置におけるトリチウム遮蔽の今後の検討課題として、以下に示す項目が挙げられる。

- イ) セラミックとコバルトメタライズの放射線環境下での安定性、及び信頼性の確認
- ロ) 絶縁ガス (SF₆、N₂など) の放射線による絶縁性能劣化の確認試験及びその対策

6.3.2 冷却水の漏水対策

ビームライン及びイオン源での水漏れとしては、真空内部では、ビーム受熱部の熱疲労破壊、銀口ウ付け部のクラックによるもの、ビーム軸が大きくずれたことによる異常熱負荷の発生、或いはビームが磁場等で異常に収束して異常に熱負荷が大きくなつた場合に機器を溶融させて、その結果漏水が発生すると想定される。この対策として、設計上、熱応力が集中しないような構造体とし、また除熱量も限界値に対して大きな裕度をもった構造とする。仮にこのような事象が起りそうな場合には、ビーム分布計測、あるいはビーム受熱機器の温度上昇測定より機器の溶融等を事前に防止する対策を施す。また、最悪、真空内部での水リークが発生した場合には、残留ガス分析計を常時モニターすることにより検知し、リーク量を最低限に押さえる対策をとることを考えている。なお、ビームライン各機器はパッケージ方式となっており、漏水を起こした機器は、その機器全体をワンタッチで取り外して新規のものと交換できるようにしている。

また真空境界の外部では、絶縁用配管の接続部及び配管フランジ接続部から漏水が想定される。この対策としては、配管シール部の2重化などによりリーク発生の可能性を低減する。また最悪、ビームラインなどの真空境界外で冷却水のリークが発生した場合には、タンク周辺に設けた水分検知器により検知し、直ちに冷却水の流量を1/10程度に下げる対策をとることで漏洩量を最低限にできるようにする。

6.4 ECH 安全対策

6.4.1 アンテナシステムにおける放射線遮蔽と安全評価

(1) ECHポートの遮蔽

第5.6章では、D-T放電で発生した中性子が図6.4.1に示した真空容器、TFコイル、ECHポート、クライオスタット、アンテナミラー、真空窓及びコンクリート製気密室周辺に与える影響を2次元輸送計算で評価した。ここではその結果を踏まえ、問題点とポイントをまとめる。

(2) 問題点及び今後の検討事項

問題点として、

- ① ポートとクライオスタットとの干渉を緩和するためのペローズ部からの中性子漏洩による超伝導線の核発熱が許容値以上である。
- ② 図6.4.1のE点に設置される真空窓は1日後の放射化レベルが目標値より30倍程度大きい。
- ③ アンテナシステム内の線量当量が1ヶ月後においても非常に高い。
- ④ アンテナシステムのECH気密室の外側（図6.4.1、H点）の1日後の線量当量率の設計目標値を大きく超えている。

上記の問題点を解決するために、以下のことを検討する必要がある。

- ① ECHポートにおける中性子のストリーミングを軽減するために、高周波ビームの光学設計を考慮して、図6.4.1に示す様に、部分的に、ポート断面を小さくする。
- ② 真空窓の放射化を目標レベルまで低減するために、真空窓は、図6.4.2に示す様に、遮蔽と2個のベンド及び導波管により、本体の真空容器から離れた位置に置く。但し、次項に述べるトリチウム境界を考慮する必要がある。
- ③ アンテナシステムのミラーでは、遠隔保守が可能な構造とする。
- ④ クライオスタットの内外の線量当量率を設計目標レベル以下にするために、アンテナシステム外壁の遮蔽を増強する。

6.4.2 トリチウム遮蔽と安全評価

(1) 多重格納

トリチウム遮蔽と安全性を評価するために、表6.4.1に示すECH装置とのトリチウム境界について検討した。本表は実験棟本体・組立室を第三次格納系とした案を示している。参考として、真空容器本体及び本体排気系のトリチウム境界を表に加えた。図6.4.3にECH装置の概念構成図を示す。

表6.4.1 ECH装置及び他設備のトリチウム境界

	第一次格納	第二次格納	第三次格納
ECH装置	第一真空容器、第二真空容器 第一真空窓、第二真空窓	ECH気密室、 フード	実験棟本体・組立室
真空容器本体	V/V内外壁	クライオスタット	実験棟本体・組立室
真空排気系	真空ポンプ 一次配管	排気系室	実験棟本体・組立室

(2) 検討内容

安全確保のためのトリチウムの格納の考え方を以下に示す。

- ① JT-60SUの現設計案では表6.4.1に示す格納系を主案としているが、ECHシステムでは、第一次格納系の信頼性を高めて二重構造とし、ECH気密室を第三次格納系として機能することが可能によ

うに設計した。すなわちECHは第二真空容器と第二真空窓を第二次格納とし、ECH気密室を第三次格納とする案にも対応できるようになっている。

- ② 各境界において、トリチウムの閉じ込め機能を有し、ECH気密室より外には漏れないように設計／運転管理ができる構造である。ECH気密室以前の境界内では、気密が保たれ、漏洩を検知する機能がある。全ての境界内は必要に応じて漏洩トリチウムを回収する機能がある。
- ③ 上記の①を満足する境界を確保できる機器構成で設計検討をする。及び各境界内のトリチウムインベントリを把握する必要がある。ただし、第一次格納系の二重構造については他の周辺機器のシステムと合わせて今後検討していく。
- ④ トリチウム境界の健全性は構造の健全性によって保証される。

(3) 検討結果

- ① 第一真空容器、第二真空容器及びECH気密室の構成により、本体室内においてECH気密室内までで3重の防護機能が保証できる。但し、各格納内のトリチウム濃度のモニタリングシステム及びトリチウム回収機能を検討する必要がある。
- ② 本体室内で、ECH気密室を第三次境界として閉じるためには、アンテナシステム又は伝送システムに第三真空窓を検討する必要がある。
- ③ 第一真空容器、第二真空容器が同時に破損／亀裂が生じる可能性は小さい。第一真空容器に亀裂が生じても、トリチウム漏洩監視によって、ゲート弁を閉にし、拡散防止を行い、発生事象の拡大はない。
- ④ 本体真空容器内の異常事象（ITERでは、真空容器内が5気圧に上昇する）に伴う真空窓の構造の健全性については、真空窓の強度、第一、第二ゲートの閉操作の速度、及び真空窓における圧力上昇を検討する必要がある。

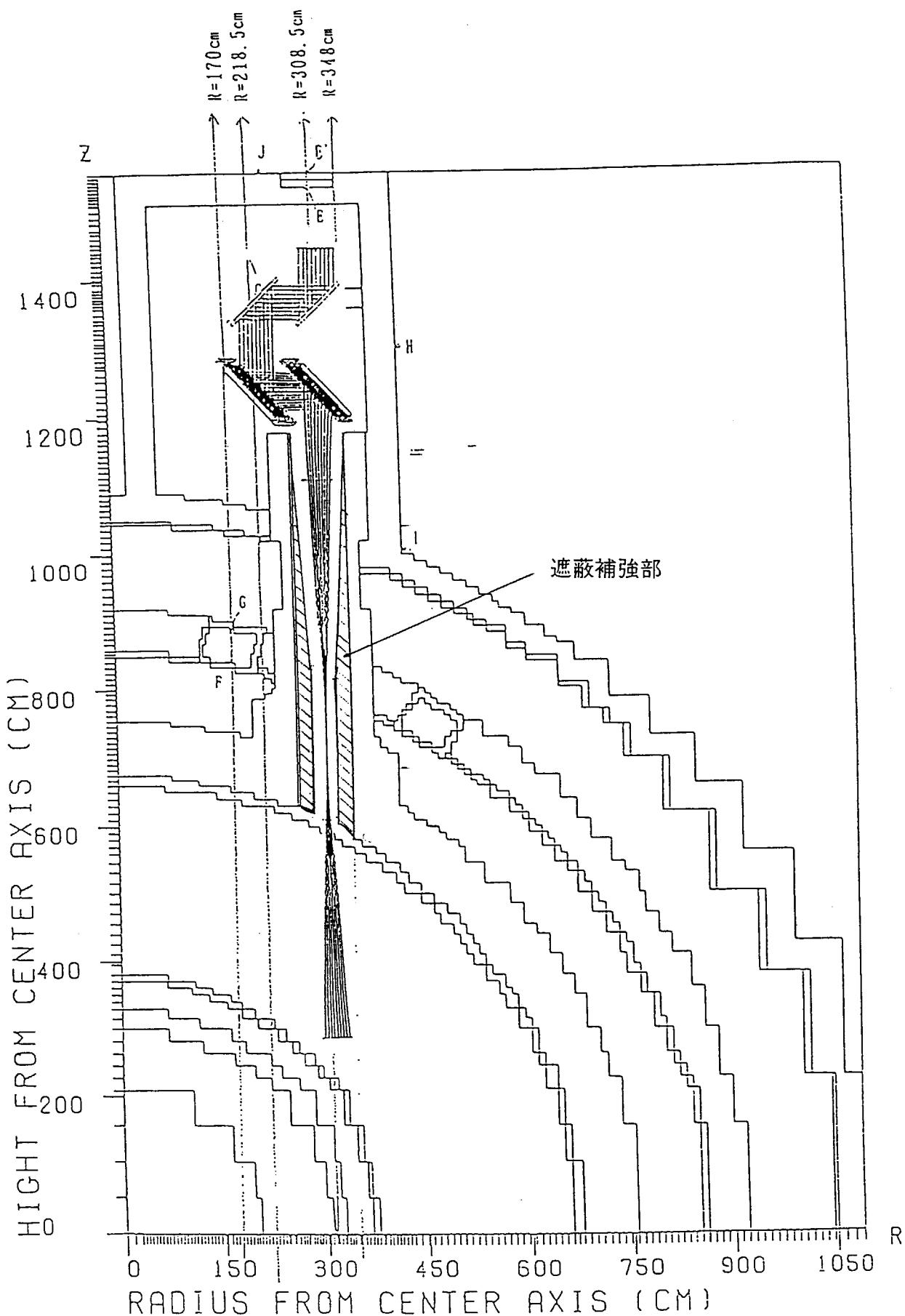
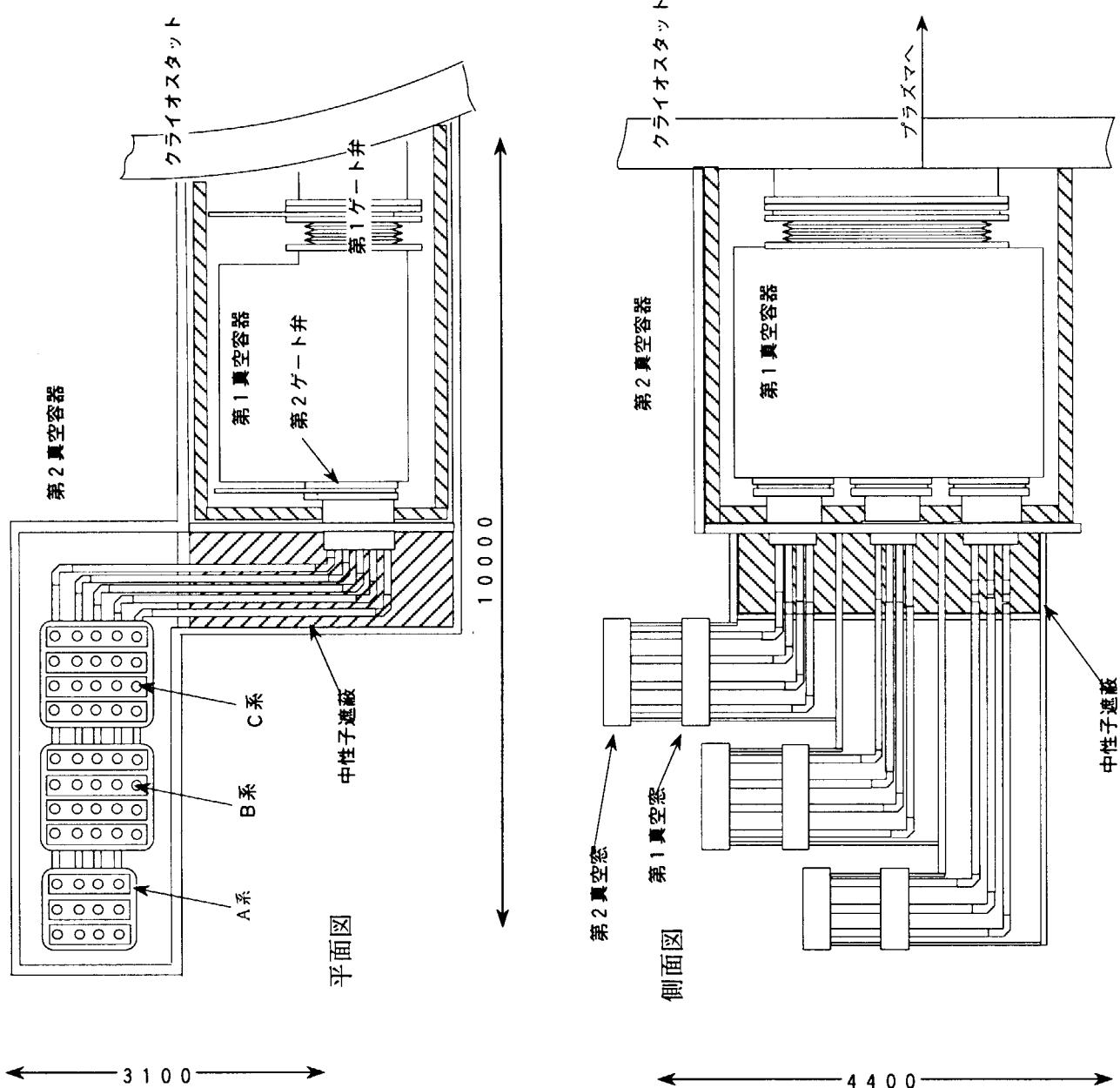


図6.4.1 ECHポート部の遮蔽補強

図6.4.2
アンテナシステム概念図



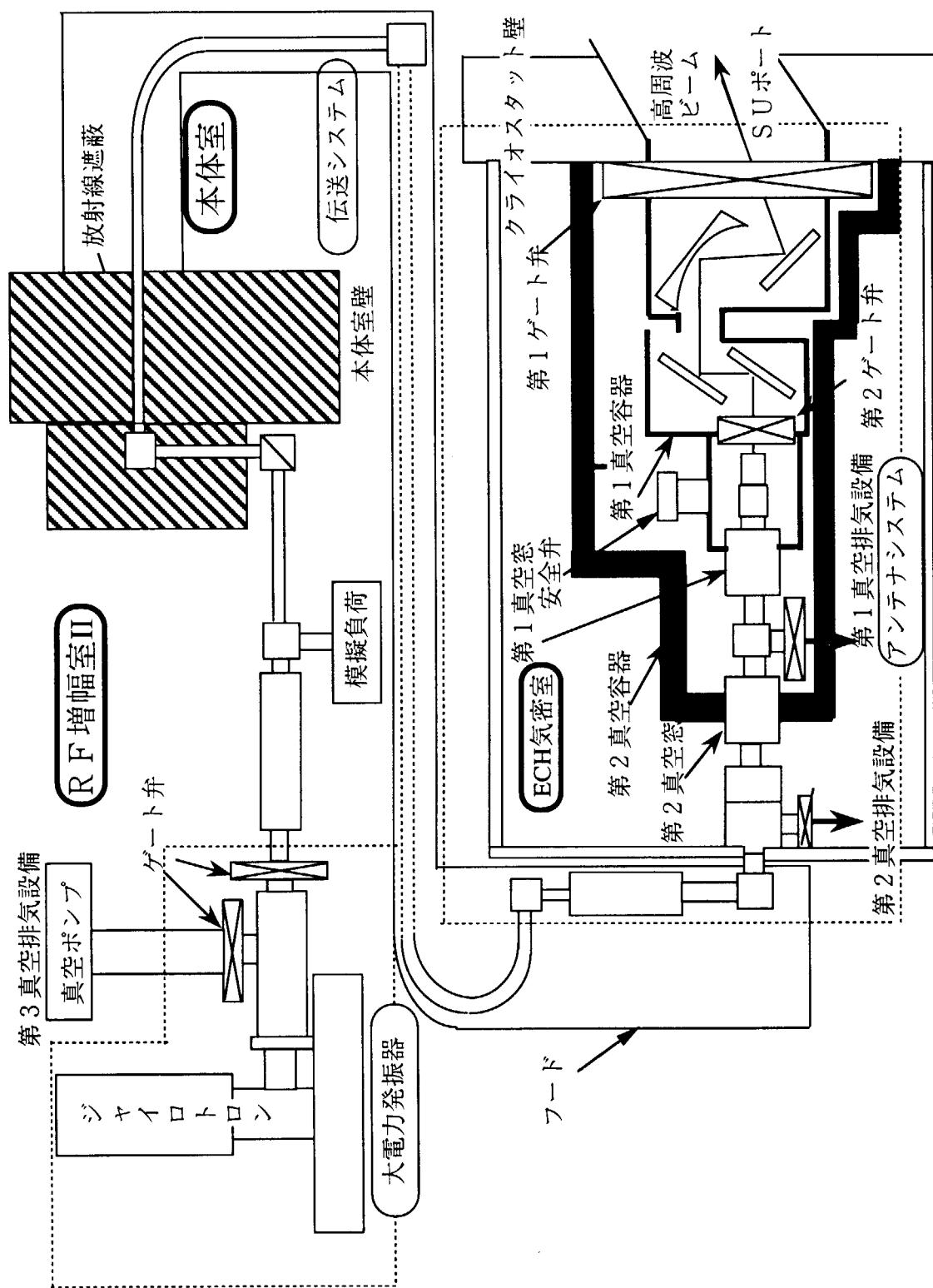


図6.4.3 ECHシステムのトリチウム多重防護

7. 運転保守時安全評価

定常炉心試験装置JT-60SUでは、オプションとしてD-T運転を想定している。D-T運転を行えば、JT-60Uに比べて、発生する中性子の量が多く、かつ取り扱う放射性物質の量が多くなり、その分潜在的災害要因が増大する。現在使用しているJT-60施設においてDT実験を行うのであれば、運転保守時における安全確保はJT-60SUの実現性を左右する重要な因子の一つとなる。

JT-60SUに異常事象が発生した場合、エネルギー発生源であるプラズマを止め、電磁エネルギーを制御して炉心を冷却し、トリチウムを閉じ込めることが重要である。そこで、JT-60SUにおいて、まず通常の運転時においてどのような災害因子があるか明確にしておく必要がある。

しかしながら、JT-60SUの設計研究においては細部に渡り必ずしも設計概念が煮詰まっていない部分も多いので、このような段階での詳細な安全評価は難しい。こうしたDT実験時の異常事象の解析、事象シーケンスの把握等の安全評価は、国際熱核融合実験炉ITERやFERの設計活動においてこれまでに検討がされてきている。したがって、ここではこうしたこれまでの検討結果をベースとして、これをJT-60SUに当てはめる方法により、概略の評価を行うに留めるものとした。JT-60SUの真空容器の構造材料の方式はSUS+W方式の採用を前提とした。

JT-60Uとの違いは、JT-60SUのプラズマ全体がJT-60Uに比べて1.5倍程度大きくなること、運放電時間がJT-60Uの数秒から~1000秒とするために、コイルを超伝導化すること、D-T燃焼運転を行うことである。よって、安全上の違いは中性子の増大と定常運転による中性子フルエンスの増大となる。中性子フルエンスの増大により、炉構造材等の放射化、運転中の放射線線量率、炉構造材等の崩壊熱、スカイシャイン等を考慮する必要が生まれる。また、DT実験を行うためにトリチウムを使用するので、その環境への影響評価が必要になる。JT-60SUの安全評価項目を表7.1に示す。放射線線量率分布、スカイシャインは第5章で検討した。ここでは、それ以外の項目について以下に検討する。

7. 1 冷却材の放射化

JT-60SUの炉構造材の冷却には、軽水が用いられるが、強く放射化することが予想されるので、放射化量を評価しておく必要がある。冷却材中に含まれる放射性物質としては、以下のものが考えられる。

- (1) 配管より浸透したトリチウム
- (2) 水の構成物質の放射化
- (3) 放射化した配管構造材の腐食生成物

ここでは(2)について述べる。

水の構成物質は水素と酸素であり、問題となる可能性のある放射化反応は、 $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$, $^{17}\text{O}(\text{n},\alpha)^{14}\text{C}$ である。 ^{16}N の半減期は7.13秒で、最大7MeVの γ 線を放出する。 ^{14}C の半減期は5730年で、156.1keVの β 線を放出する。

FERでの解析[7-4]を基に、JT-60SUの炉停止1日後の冷却材中の濃度を求める。FERの解析では、一次元輸送計算コードANISNを用い、平均中性子壁負荷 0.68 MW/m^2 で連続4カ月運転を仮定し、炉停止1日後の冷却材中の濃度を求めた。JT-60SUの平均中性子壁負荷は $3.6 \times 10^{-4} \text{ MWa/m}^2$ であるから、炉停止1日後の冷却材中の濃度はこれまでの解析値に上記の比率 1.6×10^{-3} を掛けて求めることができる。JT-60SUの炉停止1日後の冷却材中の濃度を表7.2に示す。ここで、ダイバータの照射時生成率は第一壁と同じと仮定した。 ^{16}N の比放射能は第一壁またはダイバータ通過直後の比放射能を示す。 ^{14}C に関する評価では、表7.3に示す冷却系データを用いた。

冷却材中の放射化量は、 ^{16}N 生成率が $5.6 \times 10^3 \text{ Ci/m}^3\text{s}$, ^{14}C 生成が $4.8 \times 10^{-12} \text{ Ci/m}^3\text{s}$ である。照射時間が非照射時間に比べ、十分短いことから、半減期の短い ^{16}N は非照射時間中に減衰する。 ^{14}C は半減期が長いために、照射時間に比例して放射能は蓄積される。装置の積分運転時間を4カ月とすると、第一壁、ダイバータの冷却水中の濃度は、 $8.3 \times 10^7 \text{ Ci/m}^3$, $1.6 \times 10^7 \text{ Ci/m}^3$ で、最大許容濃度 $8 \times 10^3 \text{ Ci/m}^3$ より十分小さい。この結果に従うと、JT-60SUでは冷却材中の放射化量に対する新たな安全対応処理施設は特に必要ない可能性が高い。

7.2 空気の放射化

炉建屋内空気は1日0.144回換気され、炉建屋体積が $2.5 \times 10^5 \text{ m}^3$ の場合という条件の下で、遮蔽が最も薄いトーラス上側クライオスタッフ上部の空気の放射化量を計算したFERの結果 [7-5] に、比率 1.6×10^{-3} を掛けてJT-60SUを評価した結果を表7.4に示す。

比放射能を作業者に対する最大許容濃度と比較すると、¹⁴Cや³Tは十分低い値となっている。⁴¹Arは半減期が1.83hなので炉停止1日後には $5.1 \times 10^{-13} \text{ Ci / m}^3$ となり、最大許容濃度を十分下回る。この結果に従うと、JT-60SUでは空気の放射化量に関する安全対応処理施設として上記の換気能力で十分であることとなる。現在のJT-60実験棟の換気回数は1回/hrであり、またJT-60SUへの対応もこの値から大きく変わることはないと仮定すると、現状の設備能力で充分排気系出口濃度を許容値以下にできる可能性がある。

7.3 腐食生成物の放射化

腐食生成物放射化量を評価するに当たり、外側第一壁、内側第一壁、ダイバータの各系統別に、総中性子束、材質等の違いを考慮した解析結果 [7-4] に、比率 1.6×10^{-3} を掛けて求めた。外側第一壁と内側第一壁の冷却配管はSS316で、ダイバータの冷却配管は銅である。現時点においてSS316に関する腐食生成のデータはなく、SS304のBWR給水条件下での腐食放出速度を参考にした。

表7.5に、連続4ヶ月運転し、炉停止1日後の一次冷却水中の濃度と機器表面の付着放射能密度を示す。⁵⁴Mn、⁵⁸Co、⁶⁰Co等の放射能ビルドアップがわかる。⁶⁴Cuの濃度が 4.4 pCi / cm^3 で、配管機器への付着密度が $6.5 \times 10^1 \text{ pCi / cm}^3$ と高いが、⁶⁴Cuの半減期は12.7hなので、6日程度の減衰をければ、ほとんど無視できるオーダになる。また、⁶³Cu(n, α)⁶⁰Co反応から生成される⁶⁰Co濃度は $5.2 \times 10^{-3} \text{ pCi / cm}^3$ とBWRより数桁低く、配管機器への付着密度は $1.0 \times 10^1 \text{ pCi / cm}^3$ となる。上記の $5.2 \times 10^{-3} \text{ pCi / cm}^3$ は $1.9 \times 10^{-4} \text{ Bq / cm}^3$ に相当し、基準値の 60 Bq / cm^3 より十分小さい。この結果に従うと、JT-60SUでは腐食生成物の放射化量に対する新たな安全対応処理施設は特に必要ない可能性が高い。

次に、冷却配管まわりの空間線量率について述べる。一次冷却系では、腐食生成物の移動により、非照射場であっても放射能が存在する。その放射能による冷却配管まわりの空間線量率を、連続4ヶ月運転し炉停止1日後について、ANISNにより計算した結果を図7.1に示す。計算は、一次冷却系の腐食生成物が最も多い外側第一壁について行った。冷却配管の寸法は、外側半径が0.05m、管の肉厚は4mmである。冷却配管内壁に付着した放射能による線量率に比べ、冷却水中の放射能による線量率は約2桁小さい。付着した放射能による線量率は冷却配管の外側表面で、約 $0.019 \mu\text{Sv / h}$ で、作業員の被曝に対する設計基準値の $20 \mu\text{Sv / h}$ （本体室内停止後1日）より十分小さいレベルである。

7.4 撥発性物質の放射化

JT-60SUにおける放射化物質の中で、炉構造材、冷却材、空気等以外の特徴的な物質として、真空容器の遮蔽板として使用するタンゲステンW及び高圧ケーブル配管などに使用するSF6等がある。SF6はプラズマ加熱系等の絶縁破壊防止用に使用されるが、元々使用される量が少ないので、ここではWの放射化に注目して検討する。

Wは酸化揮発性がある。このために、炉構造材、冷却材とは別に、トリチウム同様、移動性を含めた検討を行う必要がある。また、放射性の影響が高いのは、短半減期の物質であり、¹⁸⁷W（半減期23.9hr）と¹⁸⁶Re（90.6hr）である。¹⁸⁷Wと¹⁸⁶Reは¹⁸⁶W（存在比28.6%）から作られる。同位体比の調整をすれば放射能を低減できる可能性があるが、ここでは考慮しない。以下では、文献 [7-2] を参考にしながら、JT-60SUを検討する。

¹⁸⁷Wは¹⁸⁶Wから生成されるので、¹⁸⁷Wの生成量をNとすると、

$$\frac{dN}{dt} = N_{186} \sigma f - N \lambda, \quad (1)$$

$$\frac{dN_{186}}{dt} = - N_{186} \sigma f, \quad (2)$$

となる。ここで、 N_{186} 、 σ 、 f 、 λ は以下に示すとおりである。

N	: 187Wの生成量	(個)	σ	: 186W (n,γ)187W断面積	(cm ²)
N_{186}	: 186Wの原子数密度	(cm ⁻³)	f	: 中性子フラックス	(個 / cm ² s)
λ	: 崩壊定数	(s ⁻¹)			

186Wの存在比は28.6%であるから、その原子数密度は $N_{186} = 1.8 \times 10^{22} / \text{cm}^3$ となる。186W (n,γ)187W断面積 σ は、 $\sigma = 10^{-24} \text{ cm}^2$ [7-6] である。中性子フラックス f は、 $f_{ITER} = 4 \times 10^{13} / \text{cm}^2 \text{ s}$ 、 $f_{SU} = 1.44 \times 10^{10} / \text{cm}^2 \text{ s}$ である。また、 $\lambda = 8 \times 10^{-6} / \text{s}$ である。

(1) (2) 式の解は、

$$N = (N_{186} \sigma f / (\lambda - \sigma f)) (\exp(-\sigma f t) - \exp(-\lambda t)), \quad (3)$$

となる。 $\sigma f \ll \lambda$ より、(3) 式は $N = (N_{186} \sigma f / \lambda) (1 - \exp(-\lambda t))$ となる。

図7.2に、187Wの飽和レベルを示す。ITERの中性子フルエンスは 3 MWa/m^2 、JT-60SUは $3.6 \times 10^4 \text{ MWa/m}^2$ である。また、JT-60SUのDTの運転時間は、1年間で $4 \times 10^3 \text{ s}$ であるから、図7.2より、JT-60SUにおける187Wの生成量は、ITERに比べて、 1.1×10^{-5} 倍小さいことがわかる。

ITERの崩壊熱による温度上昇率は $600\text{度}/0.6\text{day} = 42\text{度}/\text{h}$ [7-2] となる。JT-60SUでの187Wの生成量は、ITERに比べて、 1.1×10^{-5} 倍小さいことから、JT-60SUの崩壊熱による温度上昇率は $4.6 \times 10^{-4}\text{度}/\text{h}$ 、すなわち、 $4.0\text{度}/\text{y}$ となる。これは、充分に無視できる位に小さく、Wが揮発する温度には到達しない可能性が大きい。

次に、仮にWが揮発する温度に到達したとして、1km先での線量等量を評価する。ITERでは、揮発したWの1km先での線量等量を、 89 mSv/kg-W (600度で1週間持続) と評価している [7-2]。JT-60SUは 205 t ($537 \text{ m}^2 \times 0.02 \text{ m}$) のWが使用される予定となるので、揮発したWの1km先での線量等量は

$$205 \text{ t} \times (89 \text{ mSv/kg-W}) \times (1.1 \times 10^{-5}) = 183 \text{ mSv} \quad (4)$$

となる。実験棟建て屋の閉じ込め性を1.7%と (ITER: 1%) すると、 3.1 mSv となる。つまり、Wの全量が揮発するような異常時を仮定しても、事故時の目安線量等量 5 mSv よりも小さいことになる。但し、崩壊熱によるW揮発はないにしても、逃走電子によりヒートスポットができる可能性があるので、その対策は必要かと思われる。

7.5 放出トリチウムの環境影響評価

定常炉心試験装置内を循環するトリチウムは各種除去装置により高効率で除去回収するよう計画される。しかしながら、トリチウムは透過性が高いことなどから、通常運転時に少量のトリチウムが環境へ放出されると考えられる。

ここでは、通常運転時及び事故発生等を対象に、環境へのトリチウム放出時のサイト境界での線量当量率をINTOR設計での解析結果[7-8]を参考にして評価する。

(1) 検討条件

1) 通常時

- ・スタック放出率 : 1.5 Ci/y (目標は 1 Ci/y)
 $(4.1 \times 10^{-3} \text{ Ci/d} = 1.7 \times 10^{-4} \text{ Ci/h})$

2) 事故発生時

- ・スタック放出 : 100 g/事故 (DT時)
 0.2 g/事故 (DD時)
- 3) サイト境界 : 205 m (施設より最も近い敷地境界までの距離)
- 4) スタック高さ : パラメータ
- 5) 安全管理基準 : 排気口トリチウム濃度 $5 \times 10^{-4} \text{ Bq/cc}$ (0.1(DAC)p)以下
被ばく線量当量 $5.7 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 以下、事故時 5 mSv 以下

(2) 通常運転時

図7.3にスタック高さをパラメータとした敷地境界での最大トリチウム濃度分布図を示す。トリチウム放出量を $3.7 \times 10^{10} \text{ Bq/day}$ (1 Ci/day)、パスカルの気象条件(大気安定度、風向、風向頻度等)は1978年度の原研東海地区の実績を用いて解析した結果である。本図に示すように、40mのスタックより $3.7 \times 10^{10} \text{ Bq/day}$ (1 Ci/day) の割合で放出した場合、最大濃度は風下400m地点に発生し、その濃度は $10 \mu\text{Bq/cc}$ ($3.7 \times 10^{-10} \mu\text{Ci/cc}$) となる。

JT-60SUでのトリチウム放出割合は、(1)より通常時では $1.5 \times 10^8 \text{ Bq/day}$ ($4.1 \times 10^{-3} \text{ Ci/day}$) となる。図7.4に示すように、 $1.5 \times 10^8 \text{ Bq/day}$ ($4.1 \times 10^{-3} \text{ Ci/day}$) の割合でトリチウムを放出した場合、最大濃度地点(風下約200m)での内部被曝線量は高さ20mスタックのとき $0.03 \mu\text{Sv}/\text{y}$ ($3 \mu\text{rem}/\text{y}$) となる。JT-60施設のスタック高さは43mであるのでこれよりさらに低減し、安全管理基準 $5.7 \mu\text{Sv}/\text{y}$ に比べても充分低いと想定される。

(3) 事故発生時

同様にスタック高さをパラメータとした事故発生時の内部被曝線量予測を図7.5に示す。DD実験において年間に発生するトリチウムが仮に一度に放出した場合(0.2 g)を想定すると、20m程度のスタックのとき 0.2 mSv ($2 \times 10^2 \text{ rem}$) の内部被曝線量になる。

DT実験時にトリチウム取扱設備室での最大取り扱い量の全てが放出された場合(100 g)、高さ20mスタックのとき、 100 mSv (10 rem)、高さ60mスタックのとき、 10 mSv (1 rem)の内部被曝線量になる。

JT-60実験棟のスタックは43mの高さがあることから、その値を図から $20 \text{ mSv} \sim 50 \text{ mSv}$ ($2 \text{ rem} \sim 5 \text{ rem}$) の範囲と想定すれば、最大被ばく線量当量を 5 mSv 以下にするためには1事故当たりのトリチウム放出量を 10 g 以下程度に抑えるような安全設計が施設側で必要になると考えられる。地上放出の場合はさらにトリチウムの放出量の低減を図る必要があり、トリチウムを扱う施設においては、トリチウムの拡散防止対策の他に、予め設備毎のトリチウムインベントリを極力下げておくような機器側での対応が重要となる。

7.6 まとめ

現段階のJT-60SUの設計を基に安全評価項目を設定した。今回本章において検討した主な安全評価項目としては、第5章で検討した放射線線量率分布、スカイシャインを除いて、冷却材、空気、腐食生成物、揮発性物質の放射化、放出トリチウムの環境影響評価等である。

冷却材、空気、腐食生成物の放射化レベルは、ITER、FERでの評価結果を基にしてその概略評価を行った結果、特に新たな安全対応処理施設は必要としない見通しを得た。崩壊熱除去系については、7.4章で述べたように、崩壊熱除による温度上昇が $4.0^\circ\text{C}/\text{y}$ と緩やかであるので不要の可能性がある。また、崩壊熱除による放射化Wの揮発の可能性もほとんどない。定常炉心試験装置ではベリリウム等の第一壁への

の応用は現段階で考慮していないので有毒物質の漏洩については問題ない。トリチウムの透過漏洩については、今後冷却系の具体的な設計が固まった段階で評価することとする。ただし、事故時の漏洩トリチウムの処理については第8章で検討した。

通常運転時及び事故発生等を対象に、環境へのトリチウム放出時のサイト境界での線量当量率を評価した。通常運転時の放出トリチウムによる影響は充分に低い。事故時についてはトリチウム放出量を10 g以下に抑えるような安全設計が施設側で必要である。

安全性評価では、今後もJT-60SUの設計の進展に合わせて体系的に安全確保に必要な項目を抽出し、それを評価していく必要がある。

表7.1 定常炉心試験装置安全評価項目

放射線線量当量率分布（運転中）
放射線線量当量率分布（停止後放射化）
スカイシャイン評価
崩壊熱
冷却水の放射化
空気の放射化
腐食性生物の放射化
揮発性物質の放射化
有毒物質漏洩量評価
トリチウム漏洩量評価
漏洩トリチウム環境線量当量率評価

表7.2 冷却材の放射化量

核種	系統	照射時生成率 (Ci/m ³ /s)	比放射能 (Ci/m ³)	総放射能 (Ci)
¹⁶ N (半減期7.1秒)	第一壁	5.6x10 ⁺³	—	循環中に減衰
	ダイバータ	5.6x10 ⁺³	—	循環中に減衰
¹⁴ C (半減期5730年)	第一壁	4.8x10 ⁻¹²	8.3x10 ⁻⁷	2.1x10 ⁻⁴
	ダイバータ	4.8x10 ⁻¹²	1.6x10 ⁻⁷	2.7x10 ⁻⁵

表7.3 第一壁及びダイバータの冷却系データ

項目	第一壁	ダイバータ
冷却材循環時間 (秒)	300	300
中性子照射時間 (秒)	4	1
総水量 (m ³)	248	166

表7.4 空気の放射化量

核種	反応	MPC (Ci/m ³)	寿命	炉室の濃度 (Ci/m ³)		1日間の放出量 (Ci)
				炉停止直後	1日後	
⁴¹ Ar	⁴⁰ Ar(n,g) ⁴¹ Ar	4x10 ⁻⁷	1.83h	4.4x10 ⁻⁹	5.1x10 ⁻¹³	1.6x10 ⁻⁴
¹⁶ N	¹⁶ O(n,g) ¹⁶ N	—	7.13s	2.4x10 ⁻¹¹	0	8.7x10 ⁻⁷
¹³ N	¹⁴ N(n,2n) ¹³ N	—	9.96m	1.1x10 ⁻¹¹	0	4.0x10 ⁻⁷
¹⁴ C	¹⁴ N(n,p) ¹⁴ C	1x10 ⁻⁶	5730y	3.3x10 ⁻¹²	2.9x10 ⁻¹²	1.1x10 ⁻⁷
³ T	¹⁴ N(n,T) ¹³ C	2x10 ⁻⁶	12.6y	8.3x10 ⁻¹⁴	7.4x10 ⁻¹⁴	3.0x10 ⁻⁹

表7.5 一次冷却材放射能濃度と非照射場付着放射能濃度

核種	外側第一壁		内側第一壁		ダイバーラ	
	濃度 pCi/ml	付着密度 pCi/cm ²	濃度 pCi/ml	付着密度 pCi/cm ²	濃度 pCi/ml	付着密度 pCi/cm ²
⁴⁵ Ti	8.7x10 ⁻⁷	1.1x10 ⁻⁵	2.9x10 ⁻⁴	2.5x10 ⁻⁶	2.4x10 ⁻⁹	2.5x10 ⁻¹
⁴⁶ Sc	2.9x10 ⁻⁵	1.7x10 ⁻³	1.2x10 ⁻⁴	1.3x10 ⁻⁵	4.9x10 ⁻⁹	6.4x10 ⁻⁶
⁴⁷ Sc	3.2x10 ⁻⁴	1.3x10 ⁻²	5.9x10 ⁻⁵	1.7x10 ⁻⁵	7.5x10 ⁻⁸	8.7x10 ⁻⁶
⁴⁸ Sc	4.0x10 ⁻⁴	4.8x10 ⁻³	7.8x10 ⁻⁶	6.7x10 ⁻⁵	3.3x10 ⁻⁷	3.5x10 ⁻⁵
⁴⁹ Ca	2.5x10 ⁻⁶	3.5x10 ⁻⁴	8.9x10 ⁻⁵	3.7x10 ⁻⁷	1.6x10 ⁻⁹	2.2x10 ⁻⁸
⁵¹ Si	5.6x10 ⁻⁵	—	4.8x10 ⁻⁷	—	2.5x10 ⁻⁷	—
⁵¹ Cr	1.9x10 ⁻³	1.6x10 ⁻¹	2.2x10 ⁻²	1.3x10 ⁻⁶	1.9x10 ⁻⁴	1.6x10 ⁻²
⁵² Mn	1.3x10 ⁻¹	2.7x10 ⁻²	5.9x10 ⁻⁴	1.4x10 ⁻⁴	1.2x10 ⁻⁷	1.5x10 ⁻³
⁵⁴ Mn	2.2x10 ⁻³	1.1x10 ⁻¹	2.9x10 ⁻³	2.9x10 ⁻¹	9.4x10 ⁻⁶	1.5x10 ⁻³
⁵⁶ Mn	3.8x10 ⁻²	4.9x10 ⁻⁶	1.0x10 ⁻³	2.1x10 ⁻²	6.0x10 ⁻⁵	4.1x10 ⁻³
⁵⁵ Fe	9.2x10 ⁻²	7.1x10 ⁻¹	6.2x10 ⁻³	4.6x10 ⁻⁶	2.1x10 ⁻⁵	2.5x10 ⁻²
⁵⁹ Fe	2.7x10 ⁻³	1.4x10 ⁻⁶	7.0x10 ⁻⁶	5.1x10 ⁻⁵	5.6x10 ⁻⁷	4.8x10 ⁻⁴
⁵⁷ Co	7.5x10 ⁻³	4.9x10 ⁻⁶	1.7x10 ⁻⁴	6.2x10 ⁻⁵	1.2x10 ⁻⁵	4.1x10 ⁻³
^{58m} Co	9.1x10 ⁻³	3.1x10 ⁻¹	1.1x10 ⁻⁴	1.6x10 ⁻¹	5.4x10 ⁻⁵	7.9x10 ⁻²
⁵⁸ Co	1.6x10 ⁻²	9.2x10 ⁻⁶	6.7x10 ⁻⁵	1.6x10 ⁻²	3.2x10 ⁻⁵	7.3x10 ⁻³
⁶⁰ Co	7.3x10 ⁻⁴	2.9x10 ⁻¹	3.2x10 ⁻⁴	8.4x10 ⁻²	5.2x10 ⁻⁵	1.0x10 ⁻¹
⁶¹ Co	1.1x10 ⁻⁶	1.4x10 ⁻⁴	2.4x10 ⁻⁵	7.5x10 ⁻⁷	2.2x10 ⁻⁶	3.3x10 ⁻⁵
⁵⁹ Ni	8.9x10 ⁻⁴	7.0x10 ⁻⁶	4.4x10 ⁻¹⁰	3.3x10 ⁻⁷	7.9x10 ⁻⁵	1.9x10 ⁻¹¹
⁵⁹ Ni	1.1x10 ⁻²	3.2x10 ⁻¹	2.5x10 ⁻³	6.5x10 ⁻²	4.1x10 ⁻⁴	9.1x10 ⁻²
⁶⁰ Ni	9.4x10 ⁻⁸	2.1x10 ⁻⁶	6.7x10 ⁻⁸	1.1x10 ⁻⁶	2.2x10 ⁻⁵	6.2x10 ⁻²
⁶³ Cu	1.1x10 ⁻⁴	1.6x10 ⁻³	3.3x10 ⁻⁵	4.8x10 ⁻⁶	4.4x10 ⁻⁹	6.5x10 ⁻¹
⁶⁷ Cu	—	—	—	—	4.9x10 ⁻⁷	7.5x10 ⁻⁶
⁶⁵ Zn	—	—	—	—	1.6x10 ⁻⁵	1.3x10 ⁻³
⁸⁹ Zr	3.0x10 ⁻⁶	6.4x10 ⁻³	3.0x10 ⁻⁵	1.2x10 ⁻³	1.7x10 ⁻⁶	3.0x10 ⁻³
⁹⁵ Zr-95Nb	7.9x10 ⁻⁸	1.4x10 ⁻²	7.5x10 ⁻⁸	2.5x10 ⁻³	4.8x10 ⁻⁸	6.0x10 ⁻⁶
⁹⁷ Zr-97Nb	1.7x10 ⁻⁶	7.1x10 ⁻⁴	1.6x10 ⁻⁶	1.4x10 ⁻⁴	1.0x10 ⁻⁶	1.5x10 ⁻³
^{92m} Nb	2.4x10 ⁻⁶	1.5x10 ⁻¹	1.9x10 ⁻⁶	2.2x10 ⁻²	1.4x10 ⁻⁶	4.1x10 ⁻⁵
⁹³ Nb	2.1x10 ⁻¹⁰	8.7x10 ⁻³	2.1x10 ⁻¹⁰	1.5x10 ⁻¹	1.3x10 ⁻¹⁰	3.0x10 ⁻⁸
⁹⁴ Nb	3.0x10 ⁻¹¹	1.2x10 ⁻³	2.7x10 ⁻¹¹	2.1x10 ⁻⁷	1.7x10 ⁻¹¹	4.3x10 ⁻¹⁰
^{115m} Cd	—	—	—	—	3.0x10 ⁻⁸	—
¹¹⁵ Cd	—	—	—	—	2.5x10 ⁻⁸	—
¹¹³ Sn	—	—	—	—	1.5x10 ⁻²	—
¹²⁵ Sn	—	—	—	—	1.9x10 ⁻¹⁰	—
⁷⁶ As	—	—	—	—	3.2x10 ⁻³	—
^{108m} Ag	—	—	—	—	1.9x10 ⁻³	—
^{110m} Ag	—	—	—	—	2.1x10 ⁻³	—
¹⁰⁵ Rh	—	—	—	—	5.7x10 ⁻⁹	—
¹⁰⁹ Pd	—	—	—	—	7.3x10 ⁻⁹	—
¹⁹⁸ Au	—	—	—	—	5.9x10 ⁻⁴	—

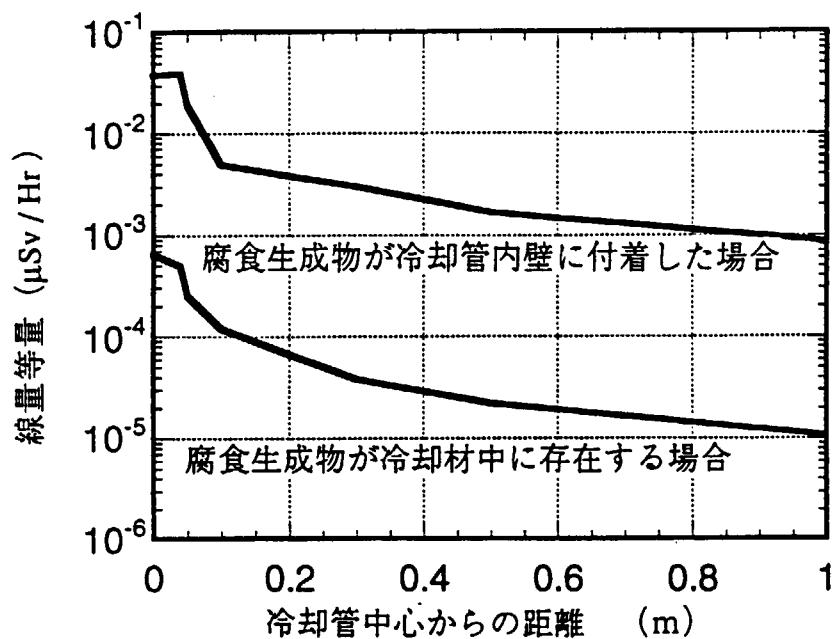
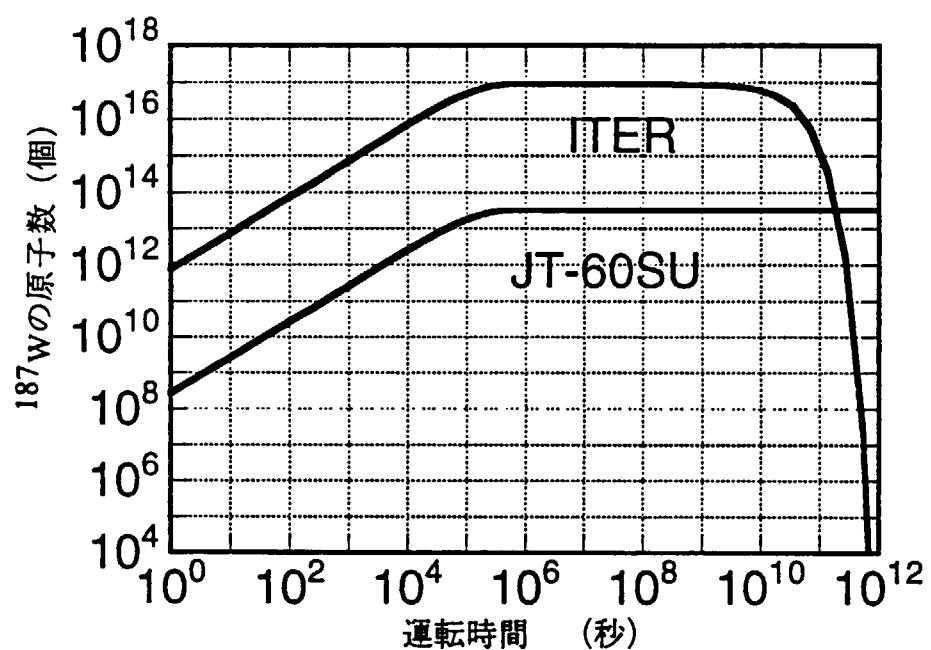


図7.1 腐食生成物による冷却管まわりの空間線量当量率

図7.2 ^{187}W の飽和レベル

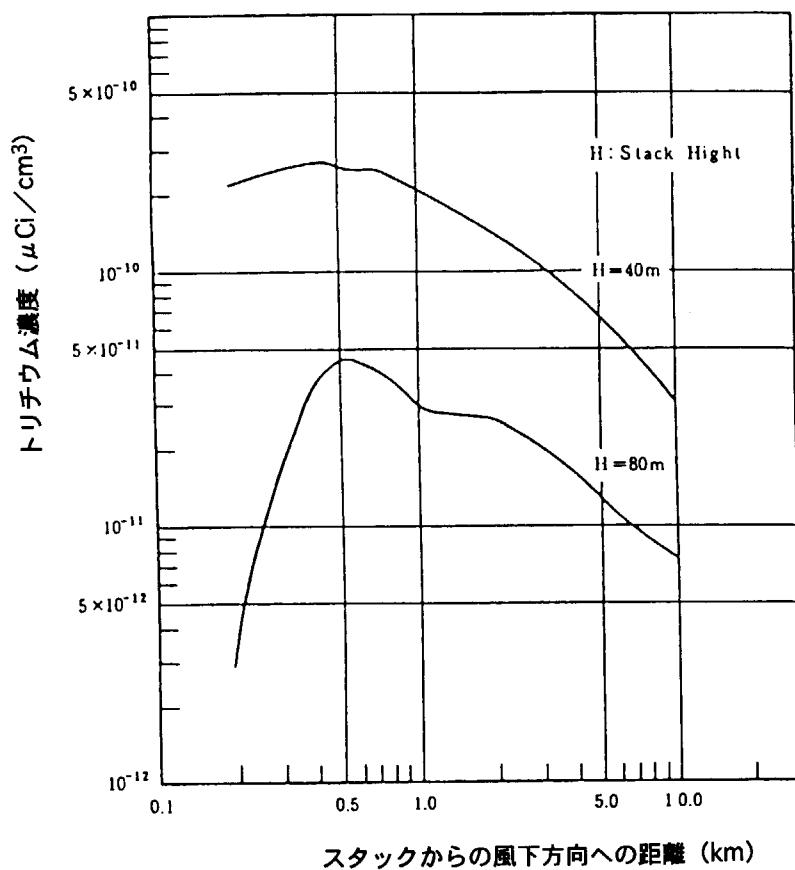


図7.3 トリチウム放出時 (1 Ci/d) の風下における濃度分布

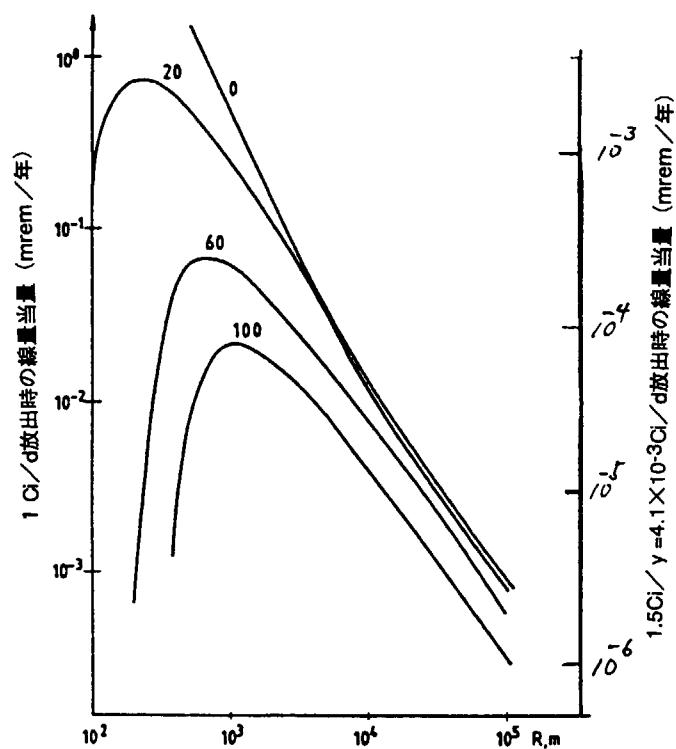


図7.4 スタック高さに対するトリチウム濃度分布（グラフ内の数値はスタック高さ、単位m）

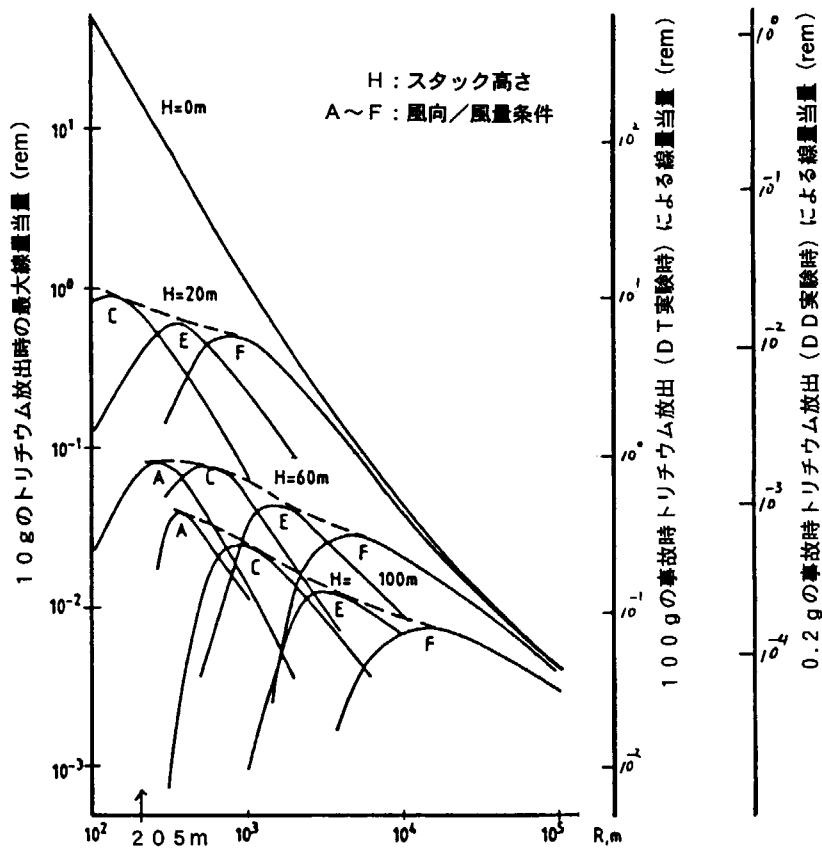


図7.5 10 g / 100 g / 0.2 g のトリチウム放出時の最大線量当量

8. 緊急時トリチウム処理の安全評価

事故時の解析評価にはLOCA, LOFA, LOVA、ディスラプション、放射化ダスト（タングステン、カーボン）等の項目があるが、こうした項目については今後、定常炉心試験装置の具体的な構造設計が固まつた段階で評価する必要がある。一方、本装置では、現在のJT-60実験棟をそのまま三次格納系として使用する予定であること、また、DT実験において使用するトリチウムの使用量が明らかであることから、三次格納系に大量のトリチウムが一度に漏洩するような事故時のトリチウム除去については、装置本体の設計と分けて検討することが可能である。本章では、緊急時のトリチウム処理の安全評価について行った結果をまとめた。

8.1 目的

定常炉心試験装置でのオプションとして計画しているDT実験においては、年間最大100 gまでのトリチウムを使用する。従って、大量のトリチウムが三次格納系に放出されたような最大想定事故を考え、このような緊急時の場合の安全評価方法について述べる。

8.2 トリチウム安全設備

トリチウムに係る安全管理基準を表8.1に示す。トリチウム安全設備はこの表に示した基準を満たす安全の確保を目的とする。トリチウム安全設備は主に、建家換気設備、一次格納系及び排出ガス処理設備、二次格納系と不活性ガス処理設備、三次格納系と緊急時トリチウム除去設備等から構成される。定常炉心試験装置においては、DT実験のみならず、重水素運転においても~0.2 g/yのトリチウムがプラズマ中に生成することを考慮し、作業員と公衆の安全確保の観点からトリチウム等の可動性放射性物質の拡散を防止するための多重格納系を適用する。各格納系にはそれぞれトリチウム除去設備が設けられる。図8.1及び表6.1.1に示すように、定常炉心試験装置においては一次格納境界を真空容器、二次格納境界をクライオスタッフ、三次格納境界はJT-60実験棟・組立室とする方式を主案として採用した。また、トリチウム取扱設備室（排ガス処理設備室、トリチウム安全処理設備室）では、一次格納境界を精製捕集設備、同位体分離総理、貯蔵設備等の高濃度トリチウムを扱う機器の格納系とし、二次格納境界をグローブボックス等、三次格納境界はトリチウム取扱設備室建家とした。

三次格納系となるJT-60実験棟、トリチウム取扱設備室は、十分な気密度を保持するとともに、最大想定事故に対しては緊急時トリチウム除去設備によって室内に放出したトリチウムの除染が最終的に可能な構成となっている必要がある。

8.3 緊急時トリチウム除去設備の概要

緊急時トリチウム除去設備は、空気を雰囲気とする実験棟本体・組立て室とトリチウム取扱設備室で構成される三次格納系へのトリチウム放出事故時に緊急に起動し、三次格納系に漏洩したトリチウムを除去し、安全にして確実な事故時のトリチウム回収を行うものである。本設備の主要構成機器は、気体分離膜モジュールと触媒吸着除去システムで構成される。その概念図を図8.2に示す。本設備は、三次格納系内へ漏洩したトリチウムを、一旦気体分離膜モジュールにて濃縮減容し、最終的には小型の触媒酸化・水分吸着法により除去する。

本設備は、実験棟本体・組立て室において50 g、トリチウム取扱設備室において100 gのトリチウムが漏洩する事故が発生した場合、約1週間~2週間の運転で、格納系に常時人が立ち入れる濃度まで下げるよう計画する。かつ、スタッフ濃度は1/10 DACp以下（三ヶ月平均、水換算）、上記事故は年1回以下の頻度として1事故の総放出トリチウム量1.0 Ci以下とする。なお、トリチウム除去時の三次格納系の負圧は、最低でも約-5 mmAqが維持されるように計画する。

本設備は緊急時のみならず、保守・点検等による二次格納系解放時を含めて、三次格納系内の各設備から漏洩するトリチウムを除去し、実験上の安全確保および作業環境へのトリチウム漏洩を防ぐ目的のためにも使用される。

8.4 安全評価手法

(1) 評価計算モデルと計算条件

最大想定事故時のトリチウム安全性を評価するための計算モデルを図8.3に示す。トリチウム放出事故が発生した三次格納系の室内（事故発生室内）空気は、分離膜モジュールを用いた緊急時トリチウム除去設備によりトリチウム除去され、室内に再循環される。緊急時トリチウム除去設備では、事故発生室の負圧を維持するため、室内漏入空気と同量の空気を排出ガス処理設備に移送する。排出ガス処理設備においてトリチウム除去処理された空気はスタックを経て環境に放出される。トリチウムの分離に使用する分離膜モジュールの概念を図8.4に示す。

実験棟本体・組立室及びトリチウム取扱設備室において、最大想定事故が発生したと仮定したときの基本計算条件を表8.2に示す。前節で述べたように、実験棟本体・組立室において50 g、トリチウム取扱設備室において100 g のトリチウム漏洩に対し、約1週間～2週間の運転で、格納系に常時立ち入れる濃度まで下げるものとする。実験棟本体・組立室の気密度（インリーク量）は現状設備値は3000m³/hr (~1 vol/%/h at ~(-5) mmAq) であるが、定常炉心試験装置の運転時においては三次格納に対応するため、気密をより向上させ、この値を現状の1/10の300m³/hr (~0.3 vol/%/h at -5 mmAq) とすることを計画している。よって、現時点での計算は計画値300m³/hrを中心に評価を進めることとし、また、現状の3000m³/hrとした場合の結果も参考として評価しておくこととした。

(2) モデル化の仮定

- ① 事故時にトリチウムはT2ガスとして瞬間に均一に室内に放出される。
- ② 事故発生室では気体は完全に混合するものとし、換気流れの偏流、滞留等による放出室内の濃度分布は無いものとする。
- ③ トリチウム化学形態の影響は無いものとし、トリチウムガスのトリチウム水への酸化及び交換反応は考慮しない。また、許容基準はトリチウムガスに比べより厳しいトリチウム水として評価する。
- ④ 霧囲気トリチウムと室内の床、壁、天井及び機器類の表面との吸着、溶解等の相互作用は考慮しない。
- ⑤ 事故発生室は負圧維持されており、室内から環境へのトリチウム逆拡散はないものとする。
- ⑥ 事故発生時においてもスタック風量は通常時と同量確保されているものとする。

(3) 計算式 [8-1]

(a) 室内トリチウム濃度

霧囲気トリチウム濃度の時間変化は次式で表される。

$$V \frac{dC_R}{dt} = \left(\frac{1}{DF_1} - 1 \right) F_R C \quad (1)$$

ここで室内トリチウム濃度初期値C_{R0}は次式で与えられる。

$$C_{R0} = \frac{Q}{V}$$

また分離膜モジュールを透過する空気量は室内漏入量(L)に等しいことから、分離膜モジュールの供給量(F_R)、室内漏入量(L)とCUT(θ)の関係は次式で与えられる。

$$F_R = \frac{L}{\theta}$$

これから室内トリチウム濃度C_Rの過渡変化は次式で与えられる。

$$C_R = \frac{Q}{V} e^{-\alpha t} \quad (2)$$

ここで

$$\alpha = \left(1 - \frac{1}{DF_1}\right) \frac{L}{\theta V}$$

(2)式より、トリチウム放出事故後、時間 τ_{DAC} 以内に室内トリチウム濃度を常時人が立入れる濃度 C_{DAC} まで低下させるのに必要な条件は次式で求められる。

$$\alpha \geq \frac{1}{\tau_{DAC}} \ln \frac{C_{R0}}{C_{DAC}} \quad (3)$$

(b) トリチウム放出量

分離膜モジュールを透過するトリチウム量 q_R は、室内空气中から分離回収されるトリチウム量に等しく、次式で与えられる。

$$q_R = \left(1 - \frac{1}{DF_1}\right) F_R C_R = \left(1 - \frac{1}{DF_1}\right) \frac{L}{\theta} C_R \quad (4)$$

分離膜モジュール透過ガスのトリチウム濃度 C_M は、分離膜モジュールを透過するガス量が室内への漏入量(L)に等しいことから、次式で与えられる。

$$C_M = \frac{q_R}{L} = \left(1 - \frac{1}{DF_1}\right) \frac{C_R}{\theta} \quad (5)$$

また分離膜モジュール透過ガスを処理する酸化反応器+水分吸着搭の除染係数 DF_2 から、スタックを経由して環境に放出されるトリチウム量 q_S 、及び時刻 τ までに放出されるトリチウム量 Q_S は次式で与えられる。

$$q_S = \frac{1}{DF_2} q_R = \frac{1}{DF_2} \left(1 - \frac{1}{DF_1}\right) \frac{L}{\theta} C_R \quad (6)$$

$$Q_S = \int_0^\tau q_S dt = \frac{1}{DF_2} \left(1 - \frac{1}{DF_1}\right) \frac{L}{\theta} \int_0^\tau C_R dt = \frac{Q}{DF_2} (1 - e^{-\alpha\tau}) \quad (7)$$

一方、事故発生室のトリチウムインベントリ(残留トリチウム量) Q_R は次式で与えられる。

$$Q_R = VC_R = Q e^{-\alpha\tau} \quad (8)$$

緊急時トリチウム除去設備による事故処理が終了したならば、事故発生室は空調換気系によりワンススルー換気され、室内残留トリチウムはスタックから放出される。したがって緊急時トリチウム除去設備による事故処理において放出されるトリチウム量 Q は次式で与えられる。

$$Q' = Q_R + Q_S = \left\{ \frac{1}{DF_2} + \left(1 - \frac{1}{DF_2}\right) e^{-\alpha\tau} \right\} Q \quad (9)$$

したがって1回の事故時に放出が許容されるトリチウム量を Q_C とすると、トリチウム放出量を許容値以下にするためには

$$\frac{1}{DF_2} + \left(1 - \frac{1}{DF_2}\right) e^{-\alpha\tau} \leq \frac{Q_C}{Q} \quad (10)$$

にしなければならない。

(c) スタック排気トリチウム濃度

スタックトリチウム濃度 C_s はスタック風量を F_s とすると次式で与えられる。

$$C_s = \frac{q_s}{F_s} = \frac{1}{DF_2} \left(1 - \frac{1}{DF_1}\right) \frac{L}{QF_s} C_R \quad (11)$$

したがって事故発生後 τ_{DAC} のスタックトリチウム濃度は、 $C_R = C_{DAC}$ から、

$$C_{s,DAC} = \frac{1}{DF_2} \left(1 - \frac{1}{DF_1}\right) \frac{L}{\theta F_s} C_{DAC}$$

となり、事故発生後 τ_{DAC} におけるスタックトリチウム濃度を $C_{SP} = \frac{1}{10}(DAC)_p$ にするためには、

$$\frac{1}{DF_2} \left(1 - \frac{1}{DF_1}\right) \frac{L}{\theta F_s} \leq \frac{C_{SP}}{C_{DAC}} \quad (12)$$

にする必要がある。

8.5 計算結果（実験棟本体・組立室）

(1) 分離膜システムに必要な回収率の検討

実験棟本体・組立室の気密度（インリーグ量）を $300\text{m}^3/\text{hr}$ にする場合は、 $3000\text{m}^3/\text{hr}$ の場合に比べて膜モジュールの本数及びシステムのコンパクト化が期待できるが、逆に膜システムの供給／透過圧力比、CUT、DF等の運転条件の設定が難しくなる。

分離膜トリチウム放出事故時後の処理時間をパラメータ（1～4週間）として、膜システムの透過流量が $300\text{Nm}^3/\text{hr}$ のときのCUTと膜システムの必要回収率との関係を図8.5に示す。例えばCUTが0.1（ $F = 3000\text{Nm}^3/\text{hr}$ ）のとき、事故発生後3週間で事故発生室に入るためには、膜システムの回収率90%以上（ $D/F > 10$ ）が必要となる。事故発生後1週間で処理するには、CUT 0.02（ $F = 15,000\text{Nm}^3/\text{hr}$ ）のとき回収率55%以上、CUT 0.03（ $F = 10,000\text{Nm}^3/\text{hr}$ ）のとき回収率83%以上が必要となる。

(2) 膜システム分離性能の検討

膜システムのCUTと回収率の関係は、分離膜のガス分離性能、膜システムの運転方法に依存する。窒素ガスに対する空気成分中の各ガス膜透過係数比を、酸素5%、水素100としたとき、空気成分（窒素81%、酸素19%）からの水素回収に与えるCUTと圧力比との影響を調べた結果を図8.6に示す。CUTが0.1において圧力比が0.1のときには回収率は約60%であるが、圧力比が0.01以下であれば、回収率は95%以上が期待できることが示される。

(3) 膜システム運転条件の検討

膜システムの運転条件を設定するために、上記検討に基づき、処理時間を1週間と、2週間にしたときのCUTと回収率との関係、合わせて圧力比を0.1及び0.01とした時のCUTと回収率との関係を図8.7に示す。

これから、処理時間を1週間とするためには圧力比0.1では解がないこと、圧力比0.01でCUT 0.015以下にする必要のあることが分かる。

以上の検討から、気密度 $300\text{m}^3/\text{hr}$ のとき、1週間でトリチウムを処理するためには、気密度 $3000\text{m}^3/\text{hr}$ の場合に比べて、①CUTを小さくする（循環流量を大きくする）、②圧力比を小さくする、③高い分離性能の膜を使用する等の条件が必要となり、結果的には設備規模の肥大化、経済性の低下が避けられない。よって、気密度 $300\text{m}^3/\text{hr}$ を想定した場合の合理的な設備規模を見込んだ条件としては処理時間を2週間とした検討が適当と考えられる。

(4) 最大想定事故時の除去性能の評価結果

最大想定事故である大量のトリチウムが三次格納系に放出された場合の安全性評価条件を表8.3に示し、評価結果を表8.4にまとめた。計算条件としては気密度 $300\text{m}^3/\text{hr}$ を想定し、上記の検討から放出トリチウムの処理時間を2週間と設定した。また分離膜のCUTは0.1以下、DFを10程度とし、触媒反応器及び水分吸着塔DFを500,000とした。

(a) 室内トリチウム濃度

想定事故における事故発生室内トリチウム濃度を2週間にて格納系に常時立入れる濃度(1DAC)まで低下させるのに必要な緊急時トリチウム除去設備の容量は、

膜システムのDF:6.7(圧力比 $\gamma=0.01$,回収率R=0.85)

のとき、モジュール給気量(F_R)

$6,000\text{m}^3/\text{h}$

が必要になる。

(b) 環境放出トリチウム量

想定事故における2週間の緊急時トリチウム除去設備の処理中に、スタックから環境に放出されるトリチウム量を1Ci以下にするためには、酸化反応器+水分吸着塔のDFが500,000の場合、事故発生室内の濃度を0.02DACにまで下げる必要がある。この処理を2週間以内で行うためには、

膜システムのDF: 4.5 (CUT: 0.04, 回収率R=0.78)

となる。またモジュール給気量(F_R)は

$7,500\text{m}^3/\text{h}$

となり、処理流量の低減による設備の縮小化にそれほどの効果が得られなくなり、またトリチウム取扱設備室からの放出量も1Ciを超える。

したがって、1事故時の総放出トリチウム量を1Ci以下にするためには、表8.4に示すようにトリチウム除去設備のうち、酸化反応器+水分吸着塔のDF₂を 10^6 以上にする必要がある。この場合、トリチウム除去設備は事故発生室の濃度を0.25DAC以下程度まで下げる運転となる。

(c) 環境放出トリチウム濃度

想定事故におけるトリチウム除去処理におけるスタック出口におけるトリチウム濃度の過渡変化を図8.8に示す。

8.6 分離膜システムの適用条件

以上の評価結果から得られた、気密度 $300\text{m}^3/\text{hr}$ 、放出トリチウムの処理時間を2週間と設定した時の分離膜システムの適用条件を表8.5にまとめた。この場合の分離膜モジュール本数は高透過型を使用した場合3本となる。

また、参考として気密度を現状の $3,000\text{m}^3/\text{hr}$ ($\sim 1\text{ vol}/\%\text{/h}$ at -5 mmAq) のままとした時の分離膜システムの適用条件を表8.6にまとめた。この場合、設備規模は大きくなるものの、放出トリチウムの処理時間を1週間と設定することが可能である。この場合の分離膜モジュール本数(高透過型)は9本が必要となる。

なお、トリチウム除去後、実際に三次格納系は入室できるのは換気系への切り替え直後ではなく、トリチウムと一緒に少しづつ除去される酸素の濃度が換気系により回復した時点である。この時間は換気率1回/ hr として、6-7時間かかると思われる。

8.7 まとめ

現時点では、三次格納系を実験棟本体・組立室及びトリチウム取扱室とし、各室の気密度は $1\text{ vol}/\%\text{/h}$ at -5 mmAqで設計しているが、実験棟本体・組立室については $300\text{m}^3/\text{hr}$ ($\sim 0.3\text{ vol}/\%\text{/h}$ at -5 mmAq) に低

減することを検討中である。緊急時トリチウム除去設備の設計に当たっては、その気密度の実態、異常時の負圧確保の在り方、大規模点検・保守の計画の具体化等により、今後最適化をはかる必要があるが、本章での評価において気密度 $300\text{m}^3/\text{hr}$ に対しても、分離膜システムを用いた現実的な設備規模において2週間で入室可能なトリチウム濃度まで低減できる見通しを得ることが出来た。

なお、本検討では実験棟本体・組立室を対象とした結果を述べ、トリチウム取扱室での事故に対する評価は省略したが、三次格納系の処理容積がはるかに小さいトリチウム取扱室については実験棟本体・組立室に対する処理能力の範囲内にあり、本システムをそのまま使用できるものと考えている。

表8.1 トリチウム安全管理基準

項目	数値 単位	備考
トリチウム使用量		
DD運転時(発生量)	2,000 Ci/y (7.4×10^{13} Bq/y)	
DT運転時 1日最大使用量	100 g (3.7×10^{16} Bq)	
DT運転時トリチウム貯蔵量	100 g (3.7×10^{16} Bq)	
排気(スタック)中トリチウム		
排気風量	120,000 m ³ /h	
元素状トリチウム濃度(3ヶ月平均)	9 Bq/cc (2.4×10^{-4} μ Ci/cc)	0.1 (DAC) p
トリチウム水濃度(3ヶ月平均)	5×10 ⁻⁴ Bq/cc (1.4×10^{-8} μ Ci/cc)	0.1 (DAC) p
年間放出量	1 Ci/y (3.7×10^{10} Bq/y)	
敷地境界'線量	5.7 μ Sv/y	県安全協定による '評価点:S点(南側境界)
排水中トリチウム		
トリチウム濃度(3ヶ月平均)	6 Bq/cc (1.6×10^{-4} μ Ci/cc)	0.1 (DWC) p
年間放出量	2 mCi/y (7.4×10^7 Bq/y)	
作業環境トリチウム濃度		
元素状トリチウム	2×10 ⁴ Bq/cc (5.4×10^{-1} μ Ci/cc)	(DAC) 8時間平均
トリチウム水	7×10 ⁻¹ Bq/cc (1.9×10^{-5} μ Ci/cc)	(DAC) 8時間平均

表8.2 三次格納系及び緊急時トリチウム除去設備基本計算条件

No.	項 目	条 件
1	目 的	①三次格納系へのトリチウム放出事故のトリチウム除去 ②点検保守時の風向制御及び通常換気レベルまでの除染
2	機 能	実験棟本体・組立室において 50g、トリチウム取扱い設備において 100g のトリチウムが漏洩する事故が発生した場合、トリチウム濃度を <u>1 - 2 週間</u> の運転で、格納系に常時立ち入れる濃度である 1DAC にまで下げる。
3	処理ガス	トリチウム含有空気
4	設備構成	膜システムと小型の酸化反応器及び水分吸着塔から構成される。
5	トリチウム除去方式	中空糸分離膜による減容及び触媒酸化水分吸着法による回収
6	三次格納系負圧維持	最低 約-5 mmAq
7	処理対象三次格納系	①実験棟本体・組立室 : 112,000 m ³ 漏入空気 300 m ³ /h ②トリチウム取扱設備室 : 4,000 m ³ 漏入空気 40 m ³ /h

表8.3 三次格納系及び緊急時トリチウム除去設備安全性検討条件

項 目	条 件	備 考
1)事故発生室内 トリチウム濃度	0.7 Bq/cc	1 DAC ·
2)排気（スタック）中 トリチウム	環境放出量（1事故総放出トリチウム量） 1 Ci 以下 (3.7 × 10 ¹⁰ Bq)	事故頻度： 年間 1 回以下
3)所定処理時間	1 ~ 2 週間 (168 ~ 336 hr)	

表8.4 最大想定事故時のトリチウム濃度検討 (DF=10⁶)

項目	記号	単位	実験棟本体・組立室	トリチウム取扱設備室	備考
計算条件	部屋容積	V	m ³	112,000	4,000
	事故時トリチウム放出量	Q	g	50	100
	室内濃度初期値	B _q	(Ci)	1.77E+16 (4.8E+5)	3.55E+16 (9.6E+5)
	目標室内濃度 (τ DAC後) (CRO/CDAC)	C _{0,DAC}	Bq/cm ³ (Ci/m ³)	1.58E+05 (4.3E+0)	8.87E+6 (2.4E+2)
	室内漏入量	C _{DAC}	Bq/cm ³ (Ci/m ³)	0.175 (4.7E-6)	0.7 (1.9E-5) 実験棟本体・組立室 トリチウム取扱設備室 0.25DAC 1 DAC
	処理時間	L	m ³ /h	300	40,0
	分離膜モジュールCUT	τ_{DAC}	h	336	336 *今回設定値 圧力比=0.01 回収率 R= 0.85
	分離膜モジュール給気量 (処理流量)	F _r	m ³ /h	6,000	800 FR=L/ θ
	分離膜モジュールDF	DF ₁		6.7	6.7 *今回設定値
	触媒反応器+水分吸着塔DF	DF ₂		1,000,000	1,000,000 *今回設定値
計算結果	スタック排気風量	F _s	m ³ /h	120,000	120,000
	排氣中トリチウム許容濃度	C _{sp}	Bq/cm ³ (Ci/m ³)	5.0E-4 (1.4E-8)	5.0E-4 (1.4E-8) 1/10 (DAC)p
	室内濃度変化時定数	α	1/h	0.046	0.170 F _r 及びDF ₁ のとき
	処理所要時間		h	301	96
	必要処理時間	τ_{DAC}	h	336	336 2週間
	τ DAC後にC _{DAC} を得るに必要な α	$\alpha_{DAC,min}$	1/h	0.041	0.049
	必要分離膜モジュール給気量 (処理流量)	F _{r,min}		5,379	229
	必要分離膜モジュールCUT	F _{r,min}		0.056	0.175
	事故発生室残留トリチウム量 (事故発生室残留濃度)	Q _r	Bq (Ci)	1.96E+10 (5.3E-1)	2.80E+09 (7.6E-2) τ DAC (2週間) 後の室内残留量
	事故処理中環境放出トリチウム	Q _s	Bq (Ci)	1.77E+10 (4.8E-1)	3.55E+10 (9.6E-1)
	総環境放出トリチウム量	Q'	Bq (Ci)	3.73E+10 (1.0E+0)	3.83E+10 (1.0E+0) 1 Ci 以下

表8.5 三次格納系及び緊急時トリチウム除去設備分離膜システム適用条件

No.	項目	条件
1	モジュール給気量 F_R	6,000 Nm ³ /hr
2	透過ガス流量 P	300 Nm ³ /hr
3	カット θ	0.05
4	供給ガス圧力 P_H	7,400 Torr
5	透過ガス圧力 P_L	74 Torr
6	圧力比 γ	0.01
7	回収率 R	0.85
8	除染係数 D_F	6.7
9	分離膜モジュール寸法	Φ 500mm × 4,000mm ^L
10	分離膜モジュール本数	高透過型： 3本

表8.6 分離膜システム適用条件

No.	項目	条件
1	供給ガス流量 F	11,200 Nm ³ /hr
2	透過ガス流量 P	1,120 Nm ³ /hr
3	カット θ	0.1
4	供給ガス圧力 P_H	7,400 Torr
5	透過ガス圧力 P_L	74 Torr
6	圧力比 γ	0.01
7	回収率 R	0.9
8	除染係数 D_F	10.0
9	分離膜モジュール寸法	Φ 500mm × 4,000mm ^L
10	分離膜モジュール本数	高透過型： 9本 高分離型： 42本

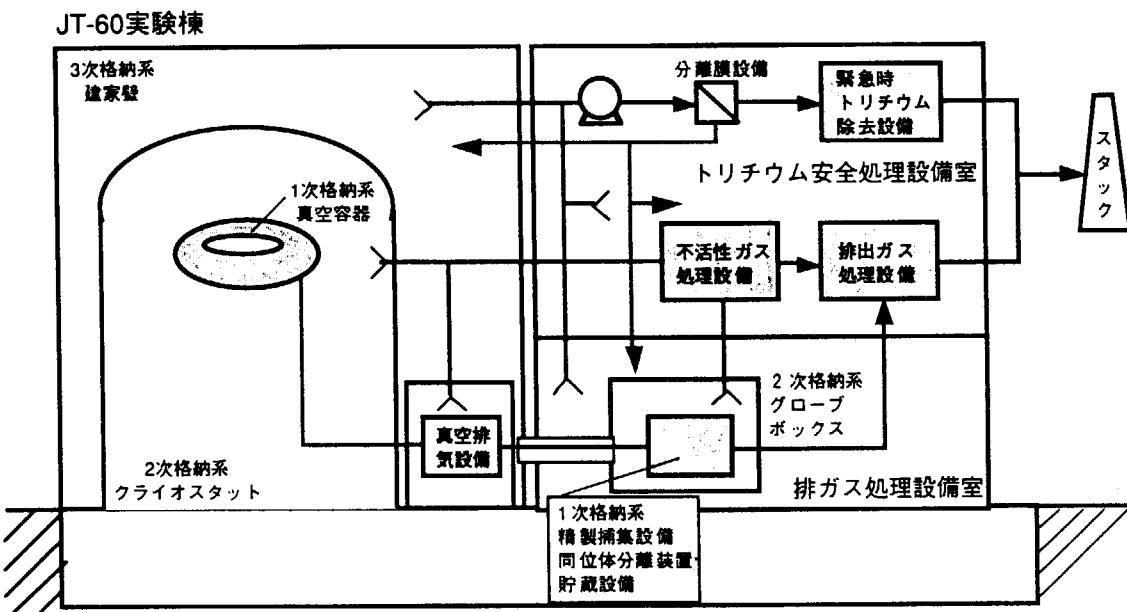


図8.1 定常炉心試験装置における多重格納とトリチウム除去設備構成

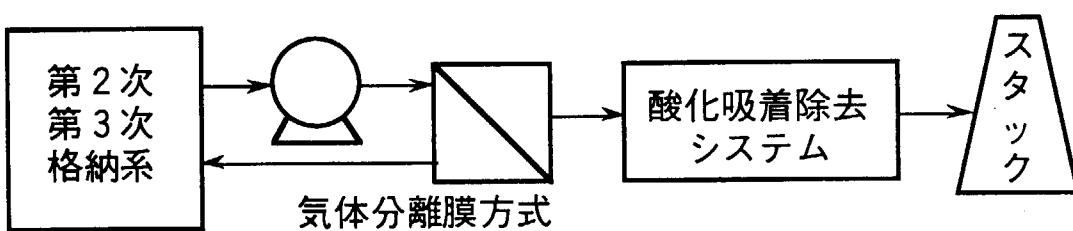


図8.2 气体分離膜方式による緊急時トリチウム除去設備概念図

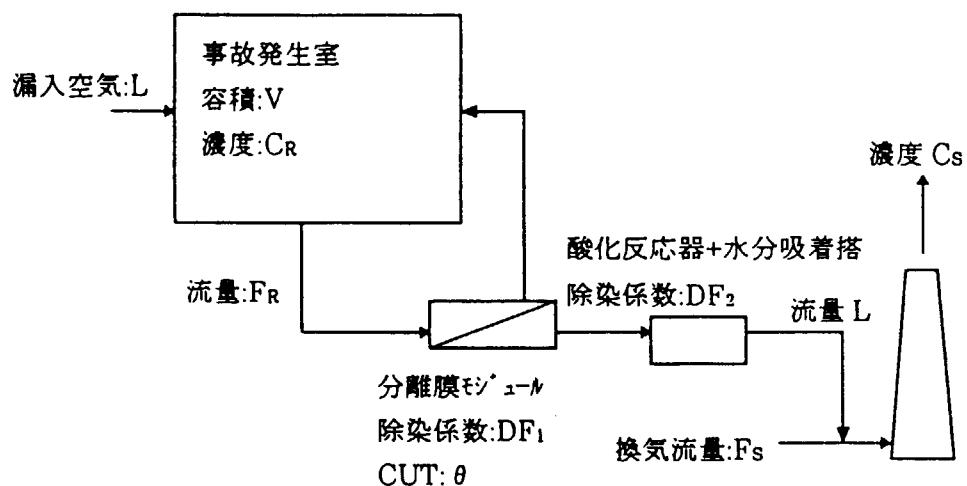
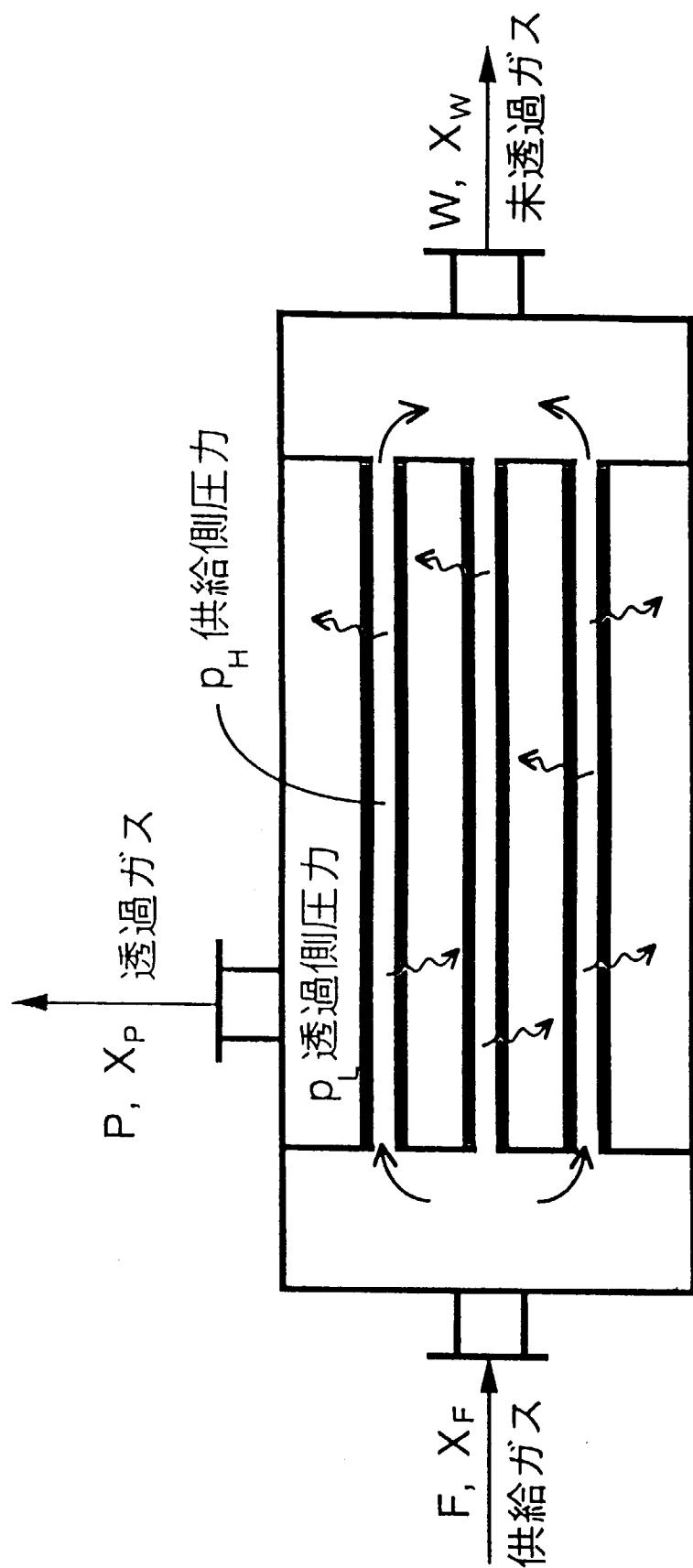


図8.3 最大想定事故時安全評価モデル



圧力比 カット	$\gamma = p_L / p_H$
回収率	$\theta = P / F$
除染係数	$R = (P \cdot X_P) / (F \cdot X_F)$
	$DF = (F \cdot X_F) / (W \cdot X_W) = 1 / (1 - R)$

図8.4 中空糸分離膜モジュールの概念

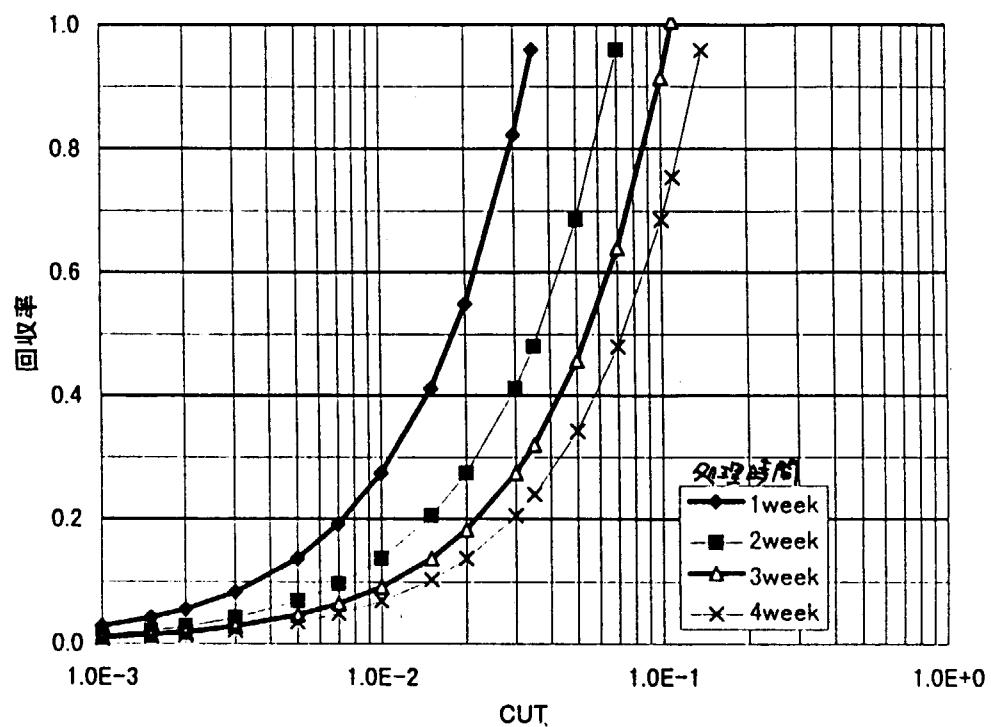


図8.5 膜モジュールCUTと必要回収率の比較

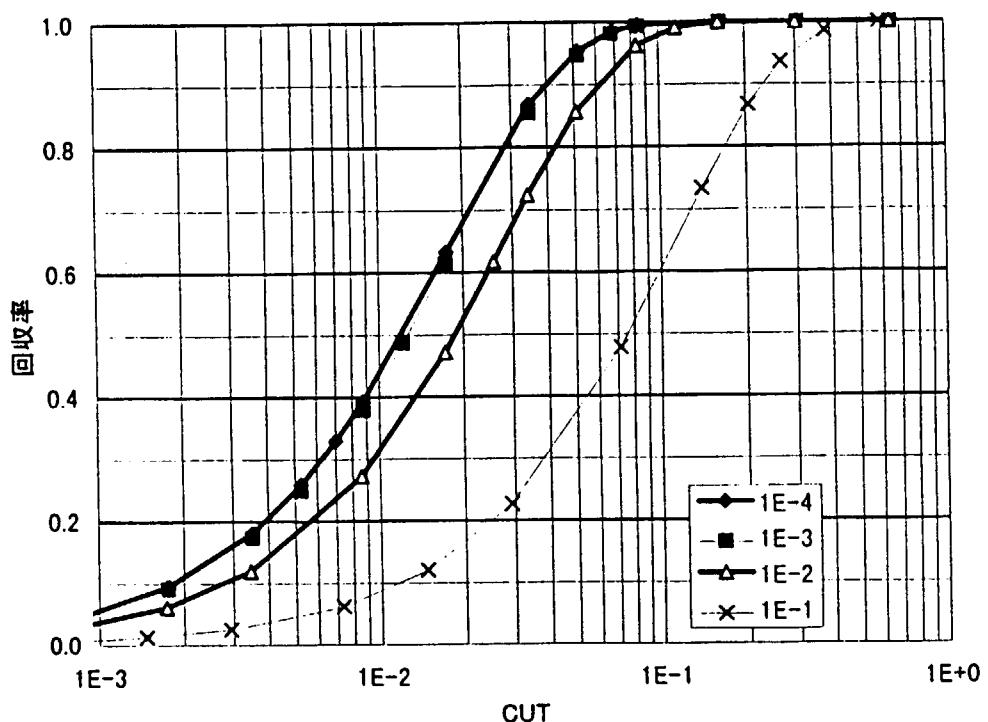


図8.6 膜分離特性

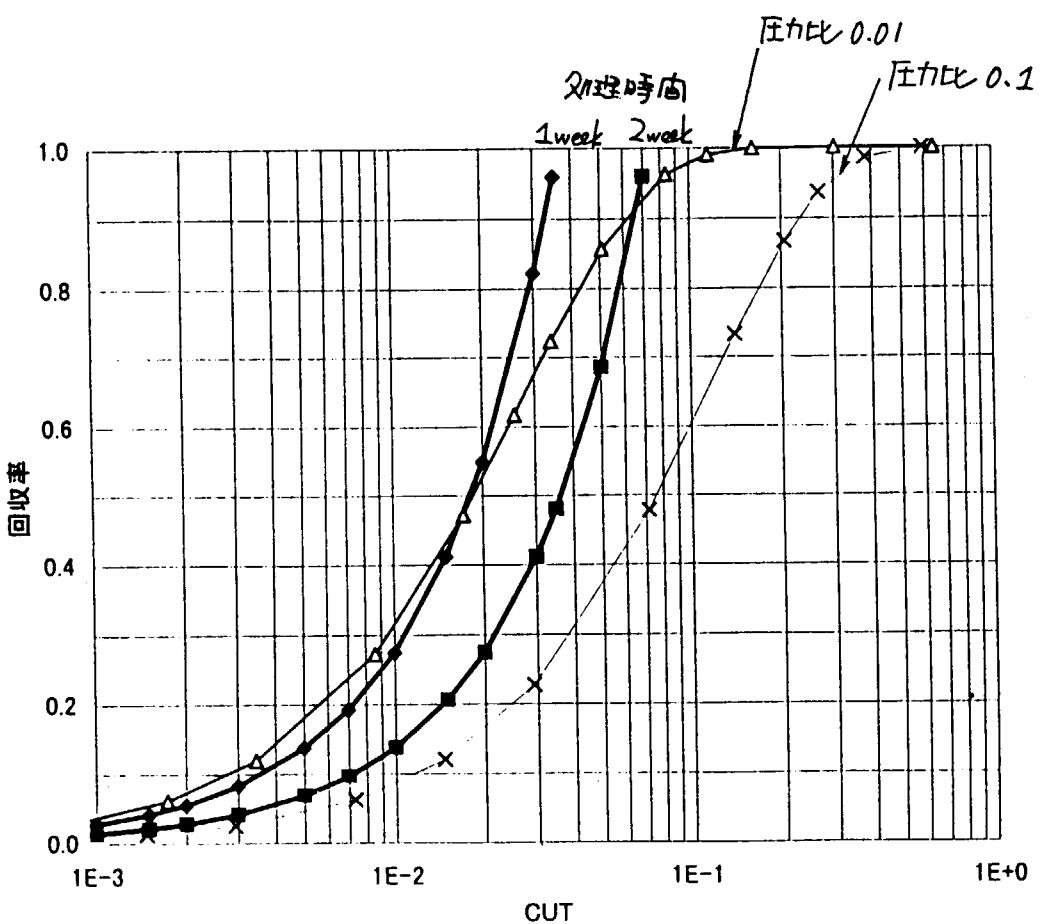


図8.7 膜システム運転条件

記号	数値	単位
V	112,000	m ³
Q	50	g
C _{R0}	1.77E+16	Bq
C _{DAC}	1.58E+05	Bq/cm ³
C _{DAC}	0.175	Bq/cm ³
L	300	m ³ /h
θ	0.050	
F _R	6,000	m ³ /h
DF ₁	6.7	
DF ₂	1,000,000	
F _S	120,000	m ³ /h
C _P	5.00E-04	Bq/cm ³
α	0.046	l/h
τ _{DAC}	301	h

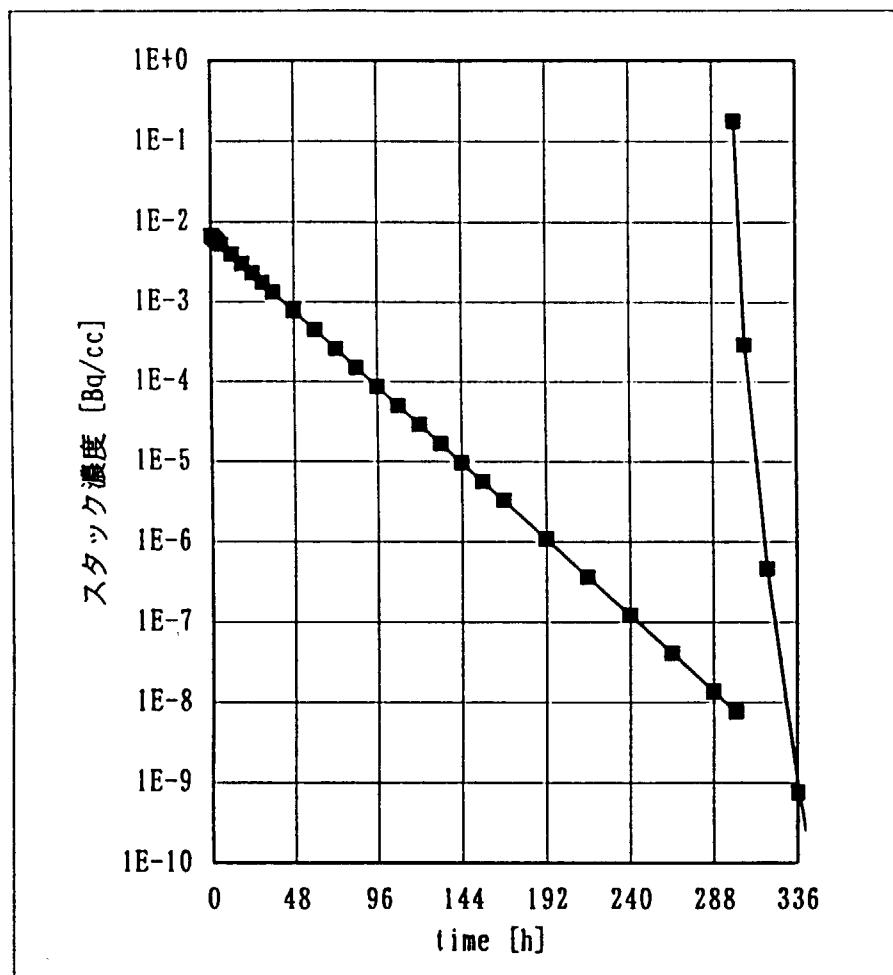


図8.8 スタックトリチウム濃度変化

9. JT-60U解体時の遮蔽評価

9.1 評価の目的

JT-60SUの建設に当たっては、まず現行のJT-60U装置の解体から着手することになるので、この時点における装置の放射化影響評価を行った。JT-60Uの解体に当たっては、その主要部分について那珂サイト内において再利用品収納建家（仮称）を設置してこの中に収納することを想定する。JT-60Uの運転停止後より解体作業に着手し、その後6カ月後より再利用品としての保管を開始する。また、その一部をさらに4年経過後より一般見学者用に展示公開することを想定する。

よって、本章においては、JT-60実験棟本体室内にある各設備機器の運転停止後の放射化量評価、及び再利用品収納建家に収納した後の被ばく線量評価を行なって、解体時に係る対応策を検討する。

9.2 遮蔽の線量基準と目標値

(1) 建家作業者

①管理区域内	線量限度1mSv/w	(20μSv/h × 48 h 未満)
②管理区域外	線量限度0.3mSv/w	(6μSv/h × 48 h 未満)

(2) 事業所境界及び一般見学者

③事業所境界	線量限度250μSv/3カ月	(0.114μSv/h × 2184 h 未満)
（県安全協定上、那珂研における敷地境界の最大線量値は、南側S地点において5.7μSv/y）		

④一般見学者

展示室に入る一般見学者については50μSv/y (5mrem/y) を目標とする。

線量当量評価に当たっては作業者の被ばくはJT-60Uの解体の終了する運転停止後6カ月後で評価する。また一般見学者については十分な線量の減衰を考慮して、展示室を一般公開する運転停止後4年後で評価する。再利用品収納建家を図9.1に示す。中央が再利用品（JT-60U）展示室、その左が再利用品保管室となる。サイト内再利用品収納建家の設置位置はまだ未定であるが、安全側評価として線源の中心から施設境界に最も近い距離を70mと想定して評価する。



9.3 線源

(1) JT-60Uからの中性子発生量

JT-60UのDD実験開始から平成6年までの実験でプラズマから発生した中性子の発生実績は以下となる。

平成3年	$7.87 \times 10^{17} n$
平成4年	$5.39 \times 10^{18} n$
平成5年	$1.14 \times 10^{19} n$
平成6年	$1.48 \times 10^{19} n$
平成7年	$8.77 \times 10^{18} n$
合計	$4.1 \times 10^{19} n$

従って安全側に評価して平成6年の最大値を使い、今後毎年 $\sim 1.5 \times 10^{19}$ nのペースで発生すると仮定する。ここでは運転停止までを仮に8年後現在とし、その間に発生する中性子を 9×10^{19} nとして評価する。

(2) 構造物の生成核種

JT-60Uで使用されている構造材としては、SUS, Inconel, High Mn, Cu, Al等がある。

構造物中に生成する主要な放射化核種の内、3カ月以上の半減期を持ち、また放射化レベルの高い核種としては、Ni, Fe, Coなどの材料中に生ずる58Co, 57Co, 54Mn, 60Coがある（表9.1）。本計算においてはこれらの核種の内、各材料を代表する58Co, 54Mn, 60Coについて評価した。構造材料中の主要放射化物質の存在割合（重量比）を表9.2に示す。

(3) 放射化物の線源リスト

本体室内にある、装置本体、NBI、RF、計測の各設備機器の全項目リストと再利用品収納建家内への収納リストを表9.3に示す（本体室内に残してJT-60SUに利用する予定の負イオン源及び接線NBIは除く）。

再利用品収納建家内への収納に当たっては、以下の2ケースを検討した。

Case 1：保管、展示に最小限必要な機器を収納する場合

Case 2：展示室に可能な限り全ての機器を収納する場合

9.4 本体室内機器の放射化計算

計算に当たっては以下を前提条件とした。

計算はプラズマ線源を点線源に置き換え、本体室内各機器の評価地点にある被照射対象物の放射化強度Aは次式で求めた。

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

$$Nt = W \cdot a \cdot \frac{6.02 \times 10^{23}}{M}$$

$$f = \frac{Sn}{4\pi L^2}$$

Nt : ターゲット原子(58Ni, 54Fe, 59Co)の数

W : ターゲット物質(Fe, Ni, Co)の重量(g)

a : ターゲット原子の存在率

M : ターゲット物質の原子量

f : 評価地点での中性子束(n/cm²/s)

Sn : プラズマの中性子発生率(時間平均)

L : 線源から評価地点までの距離(cm)

σ : 反応断面積(cm²)

λ : 崩壊定数

t_i : 照射時間

- ・ プラズマの中性子発生率は8年間の運転期間における時間平均(9×10^{19} n/ 2.5×10^8 sec= 3.6×10^{11} n/s)とした。

- ・ SS41, SS304はSS316で代表した。

- ・ TF, PFコイル導体等容量の大きい構造物以外に含まれるCu, およびAlは短半減期、低放射化であるので評価に含めない。

- ・ フェライト鋼はFe(Wt% = 90%)として評価した。

- ・ JT-60U装置周辺部においては構造物間の反射により熱中性子束が多くなる。こうした熱中性子による

放射化反応(SUS,Inconel中の $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ など)を正確に評価するため、プラズマに近い領域にある以下の構造物についてはTHIDAコードにより計算した。

TM-2,16	上Uポート,下側Uポート(Inc)
TM-5,17	上架台,下架台(高Mn)
TM-6,14	上側スペーサ,下側スペーサ(高Mn)
TM-7,8,9	斜上,水平,斜下ポート(Inc)
TM-10	真空容器(Inc)
TM-11A,B	Pコイル導体(Cu),メガネ(高Mn)
TM-12A,B	Tコイル導体(Cu),ケース(高Mn)
TM-13	中心支柱(高Mn)
RF-1	ICランチャ(SUS)
RF-12,15	LHランチャp11,P18(SUS)

- ・1方向の寸法が1mを超えるものについては、その構造物自身の遮蔽効果があるので、その有効な放射化領域は厚さ方向2cm程度までである(THIDAコード計算による)ことから、一律係数2%をかけた値で評価した(配管ポートなど厚みの薄いものを除く)。
- ・広域に渡る配管類については評価に含めない。

9.5 再利用品収納建家内外における線量計算

線量当量率の計算に当たっては以下を前提条件とした。

- ・線源を点線源に置き換え、評価地点における線量当量率Dは次式で求めた。

$$D = \frac{S}{4\pi L^2} \cdot \epsilon \cdot f \cdot A(\mu x)$$

D	: 評価点での線量当量率(mSv/h)
S	: 線源強度(Bq)
ϵ	: γ 線の放出率
f	: γ 線の1cm線量当量換算係数
L	: 線源から評価地点までの距離(cm)
$A(\mu x)$: コンクリートに対する線量減衰率
x	: コンクリート厚さ(cm)
μ	: γ 線に対するコンクリートの線吸収係数

- ・各構造物の放射化核種を群別に分け、その群毎に最も線量当量率の大きい核種で代表して計算した。

9.6 まとめ

運転停止後6カ月後及び4年後における再利用保管室、JT-60U展示室、事業所境界地点での線量当量率を表9.4、表9.5にまとめた。

- ・放射化のほとんどは真空容器、ポート、装置周辺構造物によって決まっており、結果としてCase 1とCase 2ではそれほど大きな差はない。
- ・各評価地点における最大線量当量率は以下の通り。

①再利用品保管室

再利用保管室内収納品の多いCase 1の場合が最大となる。JT-60Uの運転停止後6カ月後における再

利用保管室内での線量当量率は 1.2×10^{-3} mSv/hであり、1週間の作業時間を48時間としても0.06 mSv/wである。

②再利用品 (JT-60U) 展示室

JT-60U展示室内収納品の多いCase 2の場合が最大となる。JT-60Uの運転停止後6カ月後におけるJT-60U展示室内での線量当量率は 4.2×10^{-3} mSv/hであり、1週間の作業時間を48時間としても0.20 mSv/wである。

また、JT-60Uの運転停止後4年後における線量当量率は 1.0×10^{-3} mSv/hであり、過大評価ではあるが、この時点での見学者の立ち入りを仮に8時間/日×365日とすると2900 μSv/yとなる。

③事業所境界

再利用品収納建家内収納品の多いCase 2の場合が最大となる。JT-60Uの運転停止後6カ月後における再利用品収納建家に近接する事業所境界(再利用品収納建家から70mの距離にある近接地点を想定)での線量当量率は 3.6×10^{-7} mSv/hであり、3カ月間の線量当量は0.79 μSv/3カ月 (3.2 μSv/y)、すなわち線量当量限度250 μSv/3カ月を超えない。

- ・展示に供する場合には見学者の受ける線量当量がまだ目標値の50 μSv/yを大きく超えているので、今後鉛ガラスなどによる遮蔽や入室時間の設定など、線量当量の低減化の検討が必要である。
- ・概略の評価ではあるが、以上に述べた放射化影響評価により、解体撤去後のJT-60U装置の保管対策の一つの試案とすることができます。

表9.1 主な放射化反応

放射化物質	原子量	放射化反応	存在率 (%)	半減期	断面積(mb)	
					2.4MeV	14.1MeV
Ni	58.69	58Ni(n,p)58Co	68.3	70.8d	59.2	328
		58Ni(n,np)57Co	68.3	271d	----	596
Fe	55.847	54Fe(n,p)54Mn	5.8	312d	36	336
Co	58.9932	59Co(n, γ)60Co	100.	5.271y	1380	----

表9.2 構造材料中の放射化物質の重量比 (%)

	SS316	Inconel625	High-Mn	YEP-C
Ni	12	61	2	79
Fe	65	4.3	74	16
Co	0.2	0.06	0	0

表9.3 建家内収納設備

構造物	品名	材質	総重量 (ton)	保管場所・重量(ton)			
				Case 1		Case 2	
				展示室	保管室	展示室	保管室
(本体)							
TM-1	UポートGV	SS	0.8			0.8	
TM-2	上Uポート	Inco	2.5			2.5	
TM-3	星型トラスビーム	高Mn	136.0			136.0	
TM-4	星型トラススタンド	SS	64.0			64.0	
TM-5	上架台	高Mn	290.0			290.0	
TM-6	上側スペーサ	高Mn	270.0			270.0	
TM-7	斜上ポート	Inco	4.5			4.5	
TM-8	水平ポート	Inco	5.0			5.0	
TM-9	斜下ポート	Inco	4.0			4.0	
TM-10	真空容器	Inco	70.0	62.2	7.8	62.2	7.8
TM-11A	Pコイル導体	Cu	150.0	133.3		133.3	16.7
TM-11B	Pコイルメガネ	高Mn	300.0	266.7		266.7	33.3
TM-12A	Tコイル導体	Cu	1080.0	960.0	120	960.0	120
TM-12B	Tコイルケース	高Mn	720.0	640.0	80	640.0	80
TM-13	中心支柱	高Mn	15.0	15.0		15.0	
TM-14	下側スペーサ	高Mn	270.0	270.0		270.0	
TM-15	中心支柱受台	高Mn	21.0			21.0	
TM-16	下側Uポート	Inco	2.5			2.5	
TM-17	下架台	高Mn	220.0	220.0		220.0	
TM-18	中心架台	高Mn	9.0			9.0	
TM-19	基礎架台	高Mn	170.0			170.0	
TM-20	回転継手	高Mn	6.0			6.0	
TM-21	支柱スタンド	高Mn	140.0			140.0	
TM-22	支持柱	高Mn	192.0			192.0	
TM-23	支持架台	高Mn	25.0			25.0	
TM-25	1次冷母管	SS	6.0			6.0	
TM-27	真空排気設備	SS	70.0		70.0	70.0	
TM-28	ペレット入射装置	SS	13.5			13.5	
TM-30	構造点検装置	SS	2.5			2.5	
TM-31	管理出入口	SS	6.0			6.0	
TM-32	GV圧空電磁盤	SS	1.6			1.6	
TM-33	ガス注入装置	SS	2.0			2.0	
TM-34	その場ボロン	SS	2.0			2.0	
TM-35	残留ガスマニタ	SS	1.0			1.0	
(NBI)							
NB-1A	磁気シールド上1	SS	10.0			10.0	
NB-1B	磁気シールド上2	μ	2.5			2.5	
NB-2	シリンダー	SS	0.5			0.5	
NB-3	NBI用GV	SS	0.5		0.5	0.5	
NB-4	高速シャッター	SS	2.5			2.5	
NB-5A	イオン源	SS	3.0			3.0	
NB-6	接続ベローズ	SS	0.8			0.8	
NB-8	角度調整GV	SS	2.0			2.0	
NB-9	サーボブロッカ	Fe	15.0			15.0	
NB-10	HVT	SS	0.4			0.4	

表9.3 建家内収納設備

NB-11B	SF6ヘッド	SS	3.0			3.0	
NB-12	イオン源ヘッダ	SS	2.5			2.5	
NB-13	ビームラインヘッダ	SS	2.5			2.5	
NB-14A	NBIタンク上	SS	225.0			225.0	
NB-15A	NBIタンク下	SS	225.0	225.0		225.0	
NB-16A	NBIヤグラ	SS	65.0			65.0	
NB-16B	NBIヤグラ	SS	65.0			65.0	
NB-17	データ収集盤	SS	2.1			2.1	
NB-18	GV用盤	SS	1.6			1.6	
NB-19	変換器盤	SS	0.2			0.2	
NB-20	冷却盤	SS	0.7			0.7	
NB-21	電気盤	SS	0.5			0.5	
NB-22	現場盤	SS	1.0			1.0	
NB-23	モニタ盤	SS	1.0			1.0	
NB-24	ガス導入盤	SS	0.8			0.8	
NB-25	分析盤	SS	0.3			0.3	
NB-26	電送器盤	SS	0.8			0.8	
NB-27	モニタ盤	SS	0.5			0.5	
NB-28	電気盤	SS	0.5			0.5	
NB-29	計装器盤	SS	0.3			0.3	
NB-30	排気装置	SS	5.0			5.0	
(RF)							
RF-1	ICランチャ	SS	1.5		1.5	1.5	
RF-2	ベローズ	SS	0.2		0.2	0.2	
RF-3	ランチャ架台上	SS	4.5			4.5	
RF-4	ランチャ架台下	SS	5.3			5.3	
RF-5	架台内配管	SS	0.5			0.5	
RF-7	排気配管	SS	3.0		3.0	3.0	
RF-8	結合系架台	SS	50.0			50.0	
RF-10	伝送架台	SS	23.0			23.0	
RF-11	制御盤類	SS	0.2			0.2	
RF-12	LHランチャP11	SS	2.0		2.0	2.0	
RF-13	マニホールド	SS	7.0		7.0	7.0	
RF-14	駆動装置	SS	10.0			10.0	
RF-15	LHランチャP18	SS	4.0		4.0	4.0	
RF-16	導波管	SS	1.0		1.0	1.0	
RF-17	駆動装置	SS	24.0			24.0	
RF-19	伝送系架台	SS	20.0			20.0	
RF-20	制御盤類	SS	0.2			0.2	
(計測)							
EX-1	P7共通架台	SS	1.0			1.0	
EX-2	P8共通架台	SS	1.2			1.2	
EX-3	P9共通架台	SS	1.3			1.3	
EX-4	P13共通架台	SS	1.3			1.3	
EX-5	P14共通架台	SS	1.0			1.0	
EX-6	P5干渉計架台先端部	SS	0.3			0.3	
EX-7	p2IN2ヤグラ先端部	SS	0.3			0.3	
EX-10	赤外TV	SS	0.5			0.5	
EX-11	リップルロスIRTV	SS	0.2			0.2	

表9.3 建家内収納設備

EX-12	トムソン散乱	SS	1.0			1.0	
EX-13	炭酸ガスレーザ	SS	0.2			0.2	
EX-14	ECE	SS	0.2			0.2	
EX-15	電磁波散乱	SS	0.2			0.2	
EX-16	レーザ照射不純物	SS	0.2			0.2	
EX-19	P7CXヤグラ	SS	6.0			6.0	
EX-20	P9CXヤグラ	SS	8.0			8.0	
EX-21	p5干渉計架台	SS	20.0			20.0	
EX-22	p2CAMACヤグラ	SS	6.0			6.0	
EX-23	p8CAMACヤグラ	SS	9.0			9.0	
EX-24	p2CAMACヤグラ	SS	5.5			5.5	
EX-25	p2IN2ヤグラ	SS	30.0			30.0	
EX-26	p8IN2ヤグラ	高Mn	45.0			45.0	
EX-27	計測架台	高Mn	195.0			195.0	
EX32-36	基礎架台電源盤	SS	0.5			0.5	
EX37-44	P2分電盤	SS	6.2			6.2	
EX45-64	P8分電盤	SS	19.6			19.6	
EX65-71	P8電源端子盤	SS	0.7			0.7	
EX72-77	真空CAMAC	SS	3.0			3.0	
EX78-81	AEQ1-4	SS	1.2			1.2	
EX-82	基礎架台照明盤	SS	0.1			0.1	
EX83-84	照明盤	SS	0.2			0.2	
EX85-89	接地端子箱	SS	0.5			0.5	
EX90-93	端子盤	SS	0.4			0.4	
EX-94	P2分電盤4	SS	0.2			0.2	
EX95-98	計測架台分電盤	SS	4.1			4.1	
EX99-105	電源端子盤	SS	0.7			0.7	
EX-106	電源端子盤	SS	0.1			0.1	
EX107-117	CAMAC	SS	6.4			6.4	
EX-118	電磁弁	SS	0.5			0.5	
EX-119	端子盤	SS	0.1			0.1	
EX120-122	中継端子盤	SS	0.8			0.8	
EX123-126	CAMAC	SS	2.0			2.0	
EX127-139	CAMAC	SS	6.5			6.5	
EX140-151	CAMAC	SS	6.0			6.0	

表9.4 再利用品収納建家内（仮称）及びその周辺における線量当量率(Case1)

評価地点	目標値 (最大値)	線量当量率	
		6カ月後	4年後（展示開始）
再利用品保管室	管理区域内 1 mSv/週 管理区域外 0.3 mSv/週	1.2×10^{-3} mSv/h → 0.06 mSv/週	
JT-60U展示室	管理区域内 1 mSv/週 管理区域外 0.3 mSv/週 見学者 50 μSv/年	3.0×10^{-3} mSv/h → 0.14 mSv/週	7.1×10^{-4} mSv/h → 0.03 mSv/週 → ~2100 μSv/年 (8h/日 x 365日/年)
事業所境界	250 μSv/3カ月 (5.7 μSv/年)	3.5×10^{-7} mSv/h → 0.76 μSv/3カ月 → 3.1 μSv/年	

表9.5 再利用品収納建家内（仮称）及びその周辺における線量当量率(Case2)

評価地点	目標値 (最大値)	線量当量率	
		6カ月後	4年後
再利用品保管室	管理区域内 1 mSv/週 管理区域境界 0.3 mSv/週	1.1×10^{-3} mSv/h → 0.05 mSv/週	
JT-60U展示室	管理区域内 1 mSv/週 管理区域境界 0.3 mSv/週 見学者 50 μSv/年	4.2×10^{-3} mSv/h → 0.20 mSv/週	1.0×10^{-3} mSv/h → 0.05 mSv/週 → ~2900 μSv/年 (8h/日 x 365日/年)
事業所境界	250 μSv/3カ月 (5.7 μSv/年)	3.6×10^{-7} mSv/h → 0.79 μSv/3カ月 → 3.2 μSv/年	

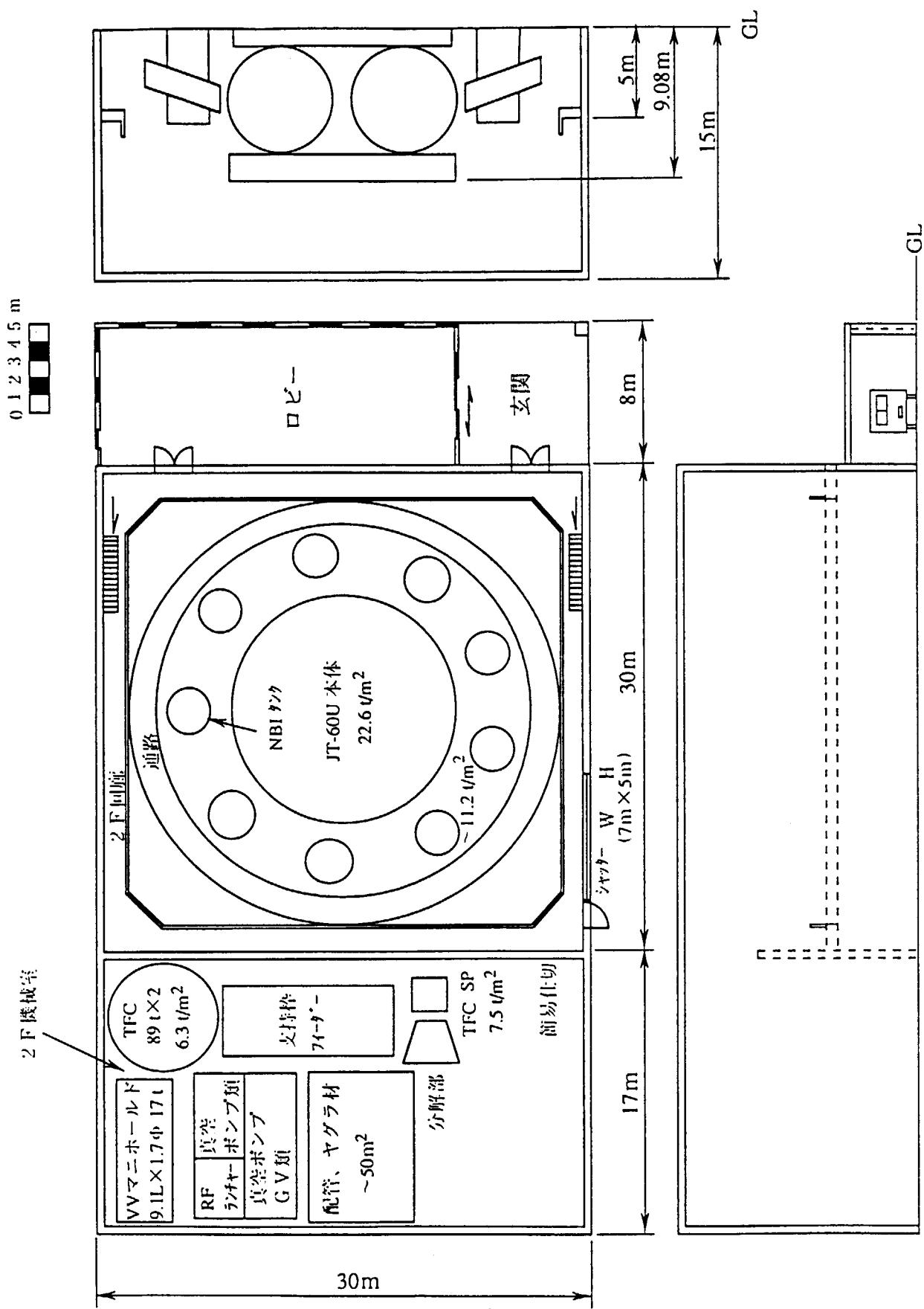


図9.1 再利用品収納建家（中央がJT-60U展示室、その左が再利用品保管室）

10. まとめ

定常炉心試験装置（JT-60SU）の遮蔽・安全設計を行った。JT-60実験棟をそのまま利用し、JT-60Uを撤去後に定常炉心試験装置に置き換える。本装置は10年間のDD実験放電に加え、2年間DT実験の実施（オプション）を想定する。本装置の安全評価に当たっては、現在JT-60施設が適用を受けている放射線障害防止法等に準拠した。先ず安全設計の基本的考え方を示し、遮蔽設計の目標値を定めた上でこの目標値を満たし得る遮蔽・安全設計結果について述べた。DT実験を含めた真空容器及びJT-60実験棟の遮蔽構造の検討結果には若干まだ最適化を必要とする部分があるものの、現在のJT-60施設において安全に実験運転が可能なことを示した。

本装置のDT実験では年間100 gのトリチウムを使用する。トリチウム等の可動性放射性物質の拡散を防止する観点から、多重格納系の考え方を取り入れた。三次格納系となる実験棟本体・組立室建家、トリチウム取扱設備室建家内において、万一、大量のトリチウムが放出された場合を想定した緊急時トリチウム除去設備の安全評価を行い、現実的な設備規模の範囲で約2週間の運転で格納系に人が立ち入れる濃度への低減が可能などを示した。また、冷却材や本体室空気の放射化、揮発性物質の放射化、放出トリチウムの環境影響など、通常の運転時における安全評価を実施して本装置の安全設計に見通しを得た。以下に本報告における主な結果をまとめる。

10.1 真空容器の遮蔽構造

DD実験期間中の低放射化を図る観点から、真空容器の構造材料としてTi合金を使用する方式とステンレスにタンゲステンを組み合わせた方式（SUS+W方式）を検討した。Ti合金は低放射化を実現する確実な材料であるが、水素脆化という材料特性に係る本質的な課題がある。薄いSS340膜を表面に張る方法が考えられるものの、こうした方法は信頼性を確保するに至る十分な検討結果が得られていない。また、Ti合金の場合、二重壁内遮蔽体として1%程度の添加ボロン水の充填が必要であるが、その高温のホウ酸水処理において技術的難しさがある。SUS+W方式では、真空容器の構造材料としてSS316を用いる。SS316は強く放射化するが、その表面にタンゲステンを張ることによってTi合金以上の低放射化が実現する。これはW自身が放射化しにくいこと、またSS316の残留 γ 線に対する強い遮蔽効果を持つ特性を利用したものである。しかしながら、当然真空容器表面からWを剥がす場合には、SS316の放射化レベルへの急激な上昇を伴うといった現実的な課題が残る。

両者いずれも長所短所があるが、DTオプションも含めた長期的な装置の健全性、信頼度及び確実な選択を考慮して、SUS+W方式を主案として採用した。この方式による現在の設計案では、DD放電停止後1年後の真空容器内部表面の線量当量率は180 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、設計目標値である1年後100 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ を満たすにはさらに最適化が必要である。

10.2 装置及びJT-60施設の遮蔽構造の検討

DT実験期間を対象として、真空容器構造の主案として採用したSUS+W方式をベースに、JT-60実験棟も含めた遮蔽構造全体の最適化を実施した。

(1) 1次元計算結果（半径方向及び天井方向）

- ・インボード側トロイダル磁場コイル（TFC）での核発熱率が0.24mW/cc、天井側TFCでの核発熱率が0.19mW/ccとなった。目標値0.2mW/ccを若干オーバーする部分はあるが、ほぼ設計目標を達成した。
- ・真空容器外表面での運転停止後1カ月後の線量当量率は17.5 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ 、天井（床）方向については79 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ となり、後者において目標値1カ月後20 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ を大きくオーバー（～4倍）した。天井方向TFCの外側では0.06 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ （シアパネルの外側でもほぼ同一値）と充分低い。
- ・運転停止1日後のクライオスタッフ外表面での線量当量率は、0.01 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、目標値1日後20 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ を充分に下回った。
- ・管理区域境界となる天井外壁での線量当量率は週間当たり線量当量率換算で $3.9 \times 10^{-2} \text{ mSv/w}$ と、目標値の0.3 mSv/w より充分に低い。
- ・JT-60施設の現在の天井構造をそのまま使用するためには、現設計案であるクライオスタッフ構造

(SSライナー 5 cm、コンクリート 40 cm) で概略対応できる見通を得た。

インボード側TFCでの核発熱率の低減をさらに図る必要があり、現在2cm:1cmとしているインボード側真空容器二重壁構造内の高Mn鋼と水との多重層の比率を調整する等の最適化が必要である。

真空容器天井(床)方向の外表面での運転停止後1カ月後の線量当量率は、天井側での真空容器二重壁構造内の高Mn鋼と水との多重層の比率を3cm:1cmとしたにもかかわらず、目標値 $20 \mu\text{Sv}/\text{h}$ の4倍となった。天井側の真空容器厚さの増加は、プラズマ設計上難しい状況にある。装置のメンテナンスで真空容器上部にどれだけ人が立ち入る必要があるかどうか、その時間と頻度などの検討及び真空容器全体重量から最適化の必要がある。

(2) 2次元計算結果

- ・天井外表面の線量当量率は週間当たり線量当量率換算値で $1.14 \times 10^{-3} \text{ mSv/w}$ となり、1次元計算より低めの結果となった。これらの違いは2次元計算では構造物を混合モデルとしていることと、空間減衰の効果による。
- ・遮蔽の薄いJT-60実験棟天井外側表面での線量当量率は、側壁外表面(コンクリート2mの厚さ)の線量当量率に比較しておよそ3000倍高い。
- ・JT-60実験棟内天井内側の側壁部には一部他よりも薄い(厚さ1m)天井の大梁の格納部分があり、この部分での線量当量率は、厚さ2mの側壁部に比べて2桁ほど高い値を示す。しかしながら、天井外側表面と比べれば、その1/30と低く問題とならない。
- ・本体室床面貫通口からの地下室への放射線のストリーミングによる影響は、地下室側壁部での週間当たり線量当量率換算値は 0.13 mSv/w となり、管理区域内の目標値 1 mSv/w 以下となった。

(3) スカイシャイン結果

2次元計算から得られた中性子と γ 線の2次元分布結果を線源として、JT-60施設敷地境界でのスカイシャインの影響を評価した。

- ・サイト南側境界S地点(205m)位置で受けるスカイシャインの線量当量率は年間線量当量に換算して $7.2 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}/\text{y}$ であり、この値はJT-60Uの現行の敷地境界での最大予測線量評価値 $05.7 \mu\text{Sv}/\text{y}$ に比べておよそ4桁も低い。
- ・今後は実際の装置及びクライオスタット貫通部からの漏洩線量による寄与分等を見込んだ評価がさらに必要であるが、本評価によりJT-60施設の現在の天井構造をそのまま使用できる見通しを得た。

10.3 装置周辺の遮蔽構造の検討と安全対策

DT実験に対する遮蔽計算から、真空容器の各種ポート周りの遮蔽構造の最適化を実施した。

(1) NB I ポート

- ・ポートの厚さは、TFCとの配置の関係から現在取り得る最大限の厚さとして左側55.8cm,右側54.1cmとした。
- ・放電中核発熱はポート右側は 0.15 mW/cc 、ポート左側については 0.5 mW/cc となり、左側で目標値を超えた。ポートの厚さはTFCとの配置の関係から、隙間の厚みのとれない左側が厳しい状況(現在のギャップ間隔10cm)であり、ギャップ部分の遮蔽対策が今後の課題である。
- ・クライオスタット内側における運転停止後1カ月後の線量当量率は、ポート右側で設計目標を下まわったものの、左側では $41.3 \mu\text{Sv}/\text{hr}$ と目標値 $20 \mu\text{Sv}/\text{hr}$ の2倍となった。ここはポートとTFCのギャップの近傍であるが、クライオスタット内部の大半の領域では目標値以下となっているので、今後充分最適化されるものと考える。
- ・クライオスタット外側における運転停止後1日後の線量当量率は、ポート右側で最大 $1.9 \mu\text{Sv}/\text{hr}$ であり、ポート左右で目標値 $20 \mu\text{Sv}/\text{hr}$ に比べて問題ないレベルにある。

(2) ECHポート

- ・超伝導コイル導体に与える核発熱は真空容器側 0.16 mW/cm^3 と目標を満たすが、遮蔽厚みが少ないベ

- ローズからの回り込みが大きく、 1.7mW/cm^3 となった。今後ベローズ部の遮蔽の増強が課題である。
- ・ポート出口気密室内に設置する加熱・電流駆動用ミラーの核発熱は特に問題ない。気密室1カ月後の線量当量率はほぼ目標レベルにある。
 - ・ウインドウ・ボックスの放射化レベルは、放電停止後1日で $640\mu\text{Sv/hr}$ と高い。ウインドウ・ボックスの位置、遮蔽構造の最適化が必要である。
 - ・気密室内の線量当量は1カ月後で $10^4\text{-}10^5\mu\text{Sv/hr}$ と非常に高い。気密室内に設置したミラーなどの調整のため1カ月以内にアクセスする場合には、現設計では遠隔保守機器が必要となる。
 - ・ポート出口気密室コンクリート遮蔽体周辺の線量当量は1カ月後で $8.2\times10^3\mu\text{Sv/hr}$ と高い。またクライオスタットの内外での放電停止後の線量当量率は、それぞれ1カ月後 $10^2\text{-}10^3\mu\text{Sv/hr}$ 、1日後 $1.08\times10^3\mu\text{Sv/hr}$ と設計線量目標レベルを大きく上回っている。こうした結果は、ECHポートの口径が大きく、また気密室までの距離が短いことなどECHポート特有の構造が原因であり、気密室自身の遮蔽構造の最適化または基本的見直しが今後必要である。
 - ・線量当量の主要 γ 線核種はコンクリート中の半減期の短い ^{24}Na であり、数日程度で充分に減衰する。
 - ・第一真空容器、第二真空容器及びECH気密室の構成により、ECH気密室内で三重の防護機能が保証できる。但し、各格納内のトリチウム濃度のモニターリングシステム及びトリチウム回収機能を検討する必要がある。
 - ・ECH気密室内で第三次境界として閉じるためには、アンテナシステム又は伝送システムに第三真空窓を検討する必要があるが、第三次境界を気密室とするか、JT-60実験棟本体室・組立室とするかは今後の検討による。

(3) 計測ポート

- ・水平ポートのみではポート近傍のTFC核発熱率は目標値 0.2 mW/cm^3 を超えるが、TFC表面に鉛を張ること、ポートの内側にSUS 13cmの追加遮蔽板を設置することにより、TFC核発熱率を目標値以下とすることができた。
- ・計測装置の安全対策として、2重の真空窓の基本構造、漏洩検知法の具体案、コバール使用量の合理化が必要である。

(4) 3次元モンテカルロ解析結果

- ・TFC核発熱率は水平ポート脇TFCのSCM部で 0.5 mW/cm^3 、水平ポート下部PFCで 0.3 mW/cm^3 、ダイバータ排気ポート脇TFCで 0.02 mW/cm^3 、NBIポート脇左右のTFCでそれぞれ 0.08 mW/cm^3 、 0.6 mW/cm^3 となり、一部で目標値を超えた。
- ・NBIポート中心軸上での3次元コード(MCNP-4)、2次元コード(DOT3.5)による中性子、 γ 線フラックスのストリーミング比較では、フラックス強度において、3次元結果は2次元のおよそ40%程度であった。TFC核発熱計算での比較においても、全体的に3次元の結果が2次元より低くなる傾向が見られた。
- ・NBIポート部のビームダンプ(Cu)及びイオン源室セラミック部の放射線損傷率(DPA)はそれぞれ、 $2.02 \times 10^{-11}\text{ dpa/atom}$ 、 $8.61 \times 10^{-14}\text{ dpa/atom}$ であり、Dpa基準値 $5 \times 10^{-4}\text{ dpa/atom}$ と比較して充分に低いレベルにある。
- ・本計算時間の範囲ではヒストリー数がまだ少なく、標準偏差も大きく計算精度がまだ充分に取れていない可能性がある点が今後の検討課題である。

10.4 運転保守時の安全評価

現段階のJT-60SUの設計を基に、冷却材、空気、腐食生成物、揮発性物質の放射化、放出トリチウムの環境影響等の安全評価項目について評価した。

- ・冷却材、空気、腐食生成物の放射化レベルは、許容値より十分低く、安全設備を設置する必要性は低いと思われる。
- ・崩壊熱除による温度上昇が4.0度/yと緩やかであるので、崩壊熱除去系は不要となる可能性がある。

また、崩壊熱除による放射化Wの揮発の可能性もほとんどない。

- ・現時点の評価では、特に新たな安全対応処理施設は必要としない見通しを得た。
- ・通常運転時の環境への放出トリチウムによる影響は充分に低い。事故時についてはトリチウム放出量を10 g以下に抑えるような安全設計が施設側で必要である。

10.5 緊急時トリチウム処理の安全評価

三次格納系を実験棟本体・組立室及びトリチウム取扱室とし、実験棟本体・組立室については $300\text{m}^3/\text{hr}$ に低減することを検討中である。 $300\text{m}^3/\text{hr}$ に対し、分離膜システムを利用した緊急時トリチウム除去設備の評価の結果、現実的な設備規模において、約2週間で入室可能なトリチウム濃度まで低減できる見通しを得ることが出来た。

10.6 JT-60解体時の遮蔽安全評価

定常炉心試験装置のJT-60本体室への設置に当たり、JT-60Uの運転停止後の解体時の放射線安全評価を行った。JT-60Uの解体後は構造物を再利用品として、運転停止後6カ月後に再利用品収納建家（仮称）に収納する。また、4年後にはその一部を一般見学者用に展示することを想定し、建家内の再利用保管室、JT-60U展示室、事業所境界地における線量当量率を評価した。

- ・放射化のほとんどは真空容器、ポート、装置周辺構造物が主である。
- ・6カ月後の再利用品保管室、JT-60U展示室の線量当量率は、作業者の線量当量目標値（管理区域内 線量限度 1mSv/w 、管理区域外 線量限度 0.3mSv/w ）を超えない。
- ・6カ月後における再利用品収納建家に近接する事業所境界（再利用品収納建家から70mの距離にある近接地点を想定）での線量当量率は $3.6 \times 10^{-7}\text{ mSv/h}$ （3カ月間の線量当量は $0.79\text{ }\mu\text{Sv}/3\text{ カ月}$ ）であり、線量当量限度 $250\text{ }\mu\text{Sv}/3\text{ カ月}$ を超ないと想定される。
- ・展示に供する場合には、見学者の受けける線量当量が目標値の $50\text{ }\mu\text{Sv/y}$ を大きく超えている。今後鉛ガラスなどによる遮蔽や展示時間の設定など、線量当量の低減化の検討が必要である。
- ・概略の評価ではあるが、以上に述べた放射化影響評価により、解体撤去後のJT-60U装置の保管対策の一つの試案とすることことができた。

謝辞

定常炉心試験装置の設計研究を進めるに当たって、終始適切なご助言とご助力を頂きました那珂研究所岸本浩所長、炉心プラズマ研究部安積部長、核融合装置試験部の船橋部長始め、関係各室の方々に感謝いたします。また、本設計研究に以下の方々設計協力を頂きましたことを付記して感謝の意を表します。

設計協力者：三菱電機（株）； 中島國彦
(株) 東芝； 中川敏
(株) 日立製作所； 大塚道夫
川崎重工（株）； 鈴木達志
三菱重工（株）； 内藤大靖

参考文献

- [2-1] 放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（昭和32年6月10日、法律第167号）
- [2-2] トリチウム大量取扱施設安全審査専門家検討会報告書（昭和60年8月、科学技術庁原子力安全局）
- [2-3] ICRP（国際放射線防護委員会）勧告（1977年1月19日採択）：ICRP 26
- [2-4] 試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件（昭和63年7月26日、科学技術庁告示第二十号）
- [2-5] 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（原子力安全委員会安全審査指針集）
- [2-6] 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会安全審査指針集）
- [4-1] N. Miya et al., Design study of nuclear shielding and fuel cycle for steady-state tokamak device JT-60SU, Fusion Engineering and Design 36(1997)309-324.
- [4-2] N. Miya et al., Conceptual design study of nuclear shielding for the steady state tokamak device JT-60SU, Fusion Engineering and Design 23(1993)351-358.
- [4-3] 炉心プラズマ計画室：Ti合金（Ti-6Al-4Vの材料特性）：JAERI-Research 97-012（1997）。
- [4-4] 炉心工学研究室－炉心プラズマ計画室、東芝及び東京大学委託研究（阿部、豊島、内田、宮、助川）、私信。
- [4-5] トリチウム工学研究室（有田、林、奥野）、私信。
- [4-6] 核融合中性子工学研究室（春日井、池田）、私信。
- [5-1] 山田光文、関 泰：核融合炉のスカイシャイン計算法の評価と核融合炉（FER）への適用、JAERI-M 87-069(1987).
- [7-1] 関泰 他18名：核融合実験炉の概念設計：日本原子力研究所レポート，JAERI-M91-126（1991）。
- [7-2] Raeder J. et al. : ITER Safety Analysis: ITER Doc.Series No.36 (1990).
- [7-3] 岡崎隆司 他3名：核融合実験炉施設の安全確保の一方法：日本原子力研究所レポート，JAERI-M 93-112(1993).
- [7-4] 臨界プラズマ研究部：核融合実験炉（FER）概念設計：日本原子力研究所レポート，JAERI-M 86-134（1986）。
- [7-5] 臨界プラズマ研究部：準定常核融合実験炉（FER-Q）概念設計（その2）：日本原子力研究所レポート，JAERI-M 85-178（1985）。
- [7-6] Seki Y. et al. : Revised Graphs of Activation Data for Fusion Reactor Applications: 日本原子力研究所レポート，JAERI-M 91-109(1991).
- [7-7] Okazaki T. et al. : Plasma Shutdown System for Fusion Experimental Reactors : Fusion Technology in press.
- [7-8] Y.Naruse, et al., "Japanese Contribution to IAEA INTOR Workshop. PhaseIIA, ChapterVIII :Tritium and Blanket", JAERI-M 82-175(1982).
- [8-1] 真空ハンドブック、オーム社、1992。

付録1：設計用地震力

1. 基本方針

定常炉心試験装置は、現行建築基準法に比べて適度な耐震上の裕度を持っていることが望ましい。しかしながら、系内のインベントリー等から考えて地震により発生する可能性のある放射性による環境への影響が比較的小さいもの（原子炉の重要度分類でBクラス相当）と考えることができることから、設計用地震力としては最大でも「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラスを適用するものとする。

2. 耐震設計上の重要度分類

本施設の耐震設計上の施設別重要度を、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から、次のように分類する。

(1) 機能上の分類

Bクラス……自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれらの事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響、効果が比較的小さいもの
Cクラス……Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの

(2) クラス別施設

上記耐震性の重要度分類によるクラス別施設を以下に示す。

① Bクラスの施設……・トカマク装置本体

- ・加熱設備入射系
- ・燃料供給、排ガス処理設備
- ・多重格納隔壁
- ・超伝導コイル保護回路
- ・トリチウム安全設備

② Cクラスの施設…… 上記Bクラスに属さない施設

3. 耐震設計評価法

(1) 方針

- ① Bクラスの各施設は、以下に示す静的地震力に耐えること。また共振のおそれのある施設については、その影響の検討をも行うこと。
- ② Cクラスの各施設は、以下に示す静的地震力に耐えること。
- ③ 上記各号において、上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じないこと。

(2) 地震力の算定法

3. (1)で述べた設計用静的地震力の算定は以下に示す方法による。

水平地震力は、施設の重要度分類に応じて以下に述べる層せん断力係数に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Bクラス 層せん断力係数 1.5C₁

Cクラス 層せん断力係数 1.0C₁

ここに、層せん断力係数のC₁は、標準せん断力係数を0.2とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

4. 荷重の組合せと許容限界

耐震安全性の設計方針の妥当性を評価するに際して検討すべき耐震設計に関する荷重の組合せと許容限界の基本的考え方は以下による。

① B、Cクラスの建物・構築物

常時作用にいる荷重及び運転時に施設に作用する荷重と、静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、安全上適切と認められる基準による許容応力度を許容限界とする。

② B、Cクラスの機器・配管

常時作用している荷重及び運転時に施設に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、降伏応力またはこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。

5. 静的地震力について

静的地震力の算定は以下による。

(1) 水平地震力

1) 水平地震力については、建物・構築物の各部分の高さに応じ、当該部分に作用する全体の地震力として算定するものとし、次の式による。

$$Q_1 = n \cdot Z \cdot C_1 \cdot W_1$$

$$C_1 = R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

この式において

Q_1 : 水平地震力

n : 重要度に応じた係数 (Bクラス1.5、Cクラス1.0)

Z : 地震地域係数 (1.0とする。)

C_1 : せん断力係数

W_1 : 当該部分が支える重量

R_t : 振動特性係数で、次の表によって算出するものとする。

$T < T_c$ の場合	$R_t = 1$
$T_c \leq T < 2T_c$ の場合	$R_t = 1 - 0.2 \left(\frac{T}{T_c} - 1 \right)^2$
$2T_c \leq T$ の場合	$R_t = \frac{1.6 T_c}{T}$

この表において、 T 及び T_c はそれぞれ次の数値を表するものとする。

T : 次式により計算した建物・構築物の設計用1次固有周期 (単位 秒)

$$T = h (0.02 + 0.01 \alpha)$$

この式において、

h : 建物・構築物の高さ (単位 メートル)

α : 当該建物・構築物のうち柱及びはりの大部分が鉄骨構造である層の高さの合計の h に対する比

T_c : 建物・構築物の基礎の底部 (鋼強な支持くいを使用する場合にあっては、当該支持くいの先端) の直下の地盤の種別に応じて次の表に掲げる数値 (単位 秒)

	地盤の種別	Tc
第1種	岩盤、硬質砂れき層、その他主として第三紀以前の地層によって構成されているもの又は地盤周期等についての調査若くは研究の結果に基づき、これと同程度の地盤周期を有するとみとめられるもの	0.4
第2種	第1種及び第3種以外のもの	0.6
第3種	腐植土、泥土その他これらに類するもので大部分が構成されている沖積層（盛土がある場においてはこれを含む。）で、その深さがおおむね30メートル以上のもの、沼沢、泥海等を埋め立てた地盤の深さがおおむね3メートル以上であり、かつ、これらで埋め立てられてからおおむね30年経過していないもの、又は地盤周期等について調査若しくは研究の結果に基づき、これらと同程度の地盤周期を有すると認められるもの	0.8

Ai :せん断力係数の高さ方向の分布係数で、次式によって算出する。
ただし、建物・構築物の振動特性について特別な調査又は研究の結果に基づいて算出する場合においては、当該算出によることができる。

$$A_i = 1 + \left(\frac{1}{\sqrt{\alpha_i}} - \alpha_i \right) \frac{2T}{1+3T}$$

この式において、

α_i : 建物・構築物のAiを計算しようとする高さの部分が支える部分の固定荷重と積載荷重との和を当該建物・構築物の固定荷重と積載荷重との和で除した数値
T : 建物・構築物の設計用1次固有周期（単位 秒）

Co : 標準せん断力係数で0.2とする。

2) 建物・構築物の地下部分に作用する地震力は、当該部分の固定荷重と積載荷重との和に、次式による水平地震を乗じて算定することができる。

ただし、建物・構築物の当該部分の外周側面の一部が、地盤と接していない場合にあっては、特別な調査又は研究に基づいて、当該地下部分の地震力算定の規定を適用できることの妥当性を示さなければならない。

$$K \geq 0.1 \cdot n \cdot (1 - H/40) \cdot Z$$

この式において、

K : 水平震度

n : 重要度に応じた係数 (Bクラス1.5、Cクラス1.0)

H : 地下部分の各部分の地盤面からの深さ (20を超えるときは20とする。)

(単位 メートル)

Z: 地震地域係数 (1.0とする。)

なお、地震時における建物・構築物の性状を適切に評価して計算することができる場合には、当該計算によつてもよい。

(2) なお、建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して重要度に応じた妥当な安全余裕を有していることを確認するものとする。

必要保有耐力を計算する場合には次の式による。

$$Q_{un} = D_s \cdot F_{es} \cdot Q_{ud}$$

この式において

Q_{un} : 各層の必要保有水平耐力 (単位 トン)

D_s : 各層の構造特性係数

F_{es} : 各層の形状特性係数

Q_{ud} : 地震力によって各層に生ずる水平力 (単位 トン) で、5. (1) 水平地震力の算定方法による。ただし、この場合、重要度に応じた係数及び標準せん断力係数は1.0とする。

ここでは、 D_s は当該建物・構築物の振動に関する減衰性及び当該層の韌性を適切に評価して算出する値とする。また、 F_{es} は、当該層の剛性及び偏心率と形状特性との関係を適切に評価して算出する値とする。

付録2：気体拡散に対する気象影響評価法

1. 基本方針

定常炉心試験装置の安全性検討においては、施設から放出される放射性物質による施設周辺の線量当量の評価が必要である。このための施設周辺の大気拡散状態の評価法について述べる。基本的には、平常運転時及び異常時における放射性物質の空気中濃度は、風速及び大気安定度を考慮したPasquillの式（英國気象局式）を用いて評価する。

2. 平常運転時の大気拡散の解析方法

大気中に放出された気体状あるいは微粒子状物質は、風とともに移動すると考えられる。大気は、一般に乱流状態にあるので、放出された物質は、移動しながら比較的速く拡散され希釈される。

拡散の評価においては、放出時に建家の風下方向に巻き込まれる事を考慮する必要がある。平常運転時の線量当量計算に用いる空気中濃度は、地上高Hから連続的に放出される場合を考え、次式により評価する。

$$\chi(x,y,z) = \frac{Q}{\pi \cdot \Sigma_y \cdot \Sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_z^2}\right) \dots\dots\dots(1)$$

$\chi(x,y,z)$: 点 (x,y,z) における放射性物質の濃度 (Bq/m^3)

Q : 放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_z : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

H : 放出源の有効高さ (m)

Σ_y : $(\sigma_y^2 + cA/\pi)^{0.5}$

Σ_z : $(\sigma_z^2 + cA/\pi)^{0.5}$

A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m^2)

c : 形状係数 ($=1/2$)

ここで、座標軸は、放出源直下の地表面を原点に、風下方向をX軸、垂直方向をZ軸とする直交座標である。 σ_y 及び σ_z は建家等の影響がない場合の濃度分布の拡がりのパラメータである。このパラメータは風下距離と大気安定度の関数として英國気象局の研究者によって求められており [1] 、第1図及び第2図に示す。放出源の高さと建屋等の高さとの差が小さい場合、排気筒から放出されるガスが建屋等の風下方向に巻き込まれる現象はよく知られている。この式では、放出源が拡がりをもっているものと仮定されている。すなわち、排出ガスは、通常の大気拡散によって拡がる前に巻込み現象による拡散が行なわれたと考える。この拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中の濃度分布は正規分布であると仮定している。いま、巻込み現象による初期拡散のパラメータを σ_{y0} , σ_{z0} とし、また、風下方向での通常の大気拡散による拡がりのパラメータを σ_y , σ_z とすると、総合的な拡散パラメータは、

$$\begin{aligned}\Sigma_y^2 &= \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \\ \Sigma_z^2 &= \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2\end{aligned}$$

ここで、 $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ と考える。

3. 異常時の大気拡散の解析方法

異常時の線量当量計算に用いる放射性物質の地表空气中濃度は、単位放出率当たりの風下濃度（相対濃度と定義する）に異常期間中の放射性物質の放出率を乗じて算出する。

相対濃度 (χ/Q) は、次式により計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T_1} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \dots \dots \dots \quad (2)$$

(χ/Q) : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m^3)

この場合 (χ/Q) は、次式により計算する。

① 短時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sum y_i \cdot \sum z_i \cdot U_i} \cdot \exp \left\{ -\frac{H^2}{2 \sum z_i^2} \right\} \dots \dots \dots \quad (3)$$

$$\Sigma_{yi} = (\sigma_{yi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} = (\sigma_{zi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m^2)

c : 形状係数

② 長時間放出の場合

$$(\chi/Q) := \frac{2.032}{\sum_{i,j} U_j \cdot x_i} \cdot \exp \left\{ -\frac{H^2}{2 \sum_{i,j} x_i^2} \right\} \dots \quad (4)$$

X : 放出点から着目地点までの距離 (m)

地震の場合の放出源高さは $H = 0$ とするが、建家による巻き込み効果は考慮する。

[1] F. Pasquill ; The Estimation of the Dispersion of Windborne Material, Meteorol. Mag. 90, pp33~49 (1961).

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
功率、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	フアラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	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
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

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す場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC開発理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換 算 表

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

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(N\cdot\text{s}/\text{m}^2)=10 \text{ P(ポアズ)(g/(cm\cdot s))}$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s}=10^4 \text{ St(ストークス)(cm}^2/\text{s)}$$

压	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
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 cal= 4.18605J (計量法)	
								= 4.184J (熱化学)	= 4.1855J (15°C)
	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 ⁻³²	1.18171×10 ¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270×10 ⁻¹⁰		1	100
	3.7×10 ¹⁰	1	0.01	1	

照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876		1	100
	2.58×10 ⁻¹	1			

(86年12月26日現在)

