

JAERI-M
93-216

JT-60U重水素実験における
装置放射化評価

1993年11月

宮 直之

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、
お申しこみください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-
ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 ニッセイエプロ株式会社

JT-60U重水素実験における装置放射化評価

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

(1993年10月1日受理)

大型トカマク装置 JT-60 U における装置の核種分析とその近傍における線量当量評価を1次元円環モデルを用いて行った。計算には中性子、 γ 線輸送計算コード ANISN 及び誘導放射能計算コード CINAC を使用した。真空容器周辺構造物において線量当量に寄与する主力 γ 線源核種は高マンガン鋼製のトロイダル磁場コイルケース中の ^{56}Mn 、インコネル625製真空容器中の ^{58}Co 、ステンレス(SS316)製第一壁台座中の ^{60}Co である。定期点検期間に対応する実験停止後3日~3カ月においては、 ^{58}Co 、 ^{60}Co などの長半減期核種が残留放射線の蓄積をもたらしている。重水素実験開始後2年間の放射化についての計算評価は実測とよく一致した。1次元モデルの適応性を検討し、トロイダル磁場コイル構造のモデル化に伴う誤差30%以内での線量当量評価が可能であることを示した。これに基づき、定期点検時の作業安全の確保をはかることができる。

Activation Analysis for JT-60U Experiments
with Deuterium Gases

Naoyuki MIYA

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

(Received October 1, 1993)

Identification of radionuclides and evaluation of dose rate level have been made on the structural materials of the JT-60U tokamak device. A one-dimensional neutron and gamma-ray transport code ANISN and an induced activation calculation code CINAC are used in this work. Radionuclides of ^{56}Mn (High-Mn steel toroidal field coil case), ^{58}Co (Inconel-625 vessel) and ^{60}Co (SS-316 first wall supporting material) appeared on the structures, which contribute to the dose rate around a vacuum vessel. Cobalt-58 and ^{60}Co with long half-life time intensely make residual activation in the time of 3 days to 3 months corresponding to the maintenance time after shutdown. The calculated dose rate on the vessel agreed well with the measured data in the first 2 years D-D operations. The one-dimensional code provided a sufficient prediction for the dose rate, although an error due to the toroidal field coil modeling in the calculation is estimated within $\sim 30\%$.

Keywords: JT-60U, Deuterium Operation, Radionuclide, Radioactivity,
Dose Rate, One-dimensional Code, ANISN, CINAC.

目 次

1. はじめに	1
2. JT-60U 装置	3
3. 測 定	5
3.1 線量当量率	5
3.2 誘導放射能	5
3.3 中性子発生量	5
4. 放射化計算	9
4.1 計算コード	9
4.2 計算モデル	9
4.3 材料組成	9
4.4 線源条件	9
4.5 計算結果	11
5. 重水素実験の中性子発生量実績	48
5.1 週間毎中性子発生量	48
5.2 週毎の真空容器表面線量の変化	48
6. 測定結果	56
6.1 構造物表面の残留 γ 線量当量率測定	56
6.2 真空容器内線量当量分布	57
6.3 第一壁の誘導放射能	57
7. 1次元モデルの適応性	65
8. ま と め	69
謝 辞	70
参考文献	70

Contents

1. Introduction	1
2. JT-60U Device	3
3. Measurements	5
3.1 Dose Rate	5
3.2 Induced Activities	5
3.3 Neutron Production	5
4. Calculation	9
4.1 One-dimensional Code	9
4.2 Calculation Model	9
4.3 Chemical Compositions of Structural Materials	9
4.4 Input Data of Neutron Source	9
4.5 Results Calculated	11
5. Neutron Production in D-D Operations	48
5.1 Neutron Production in Each Operation Week	48
5.2 Time Evolution of Dose Rate on the Vacuum Vessel	48
6. Results Measured	56
6.1 Gamma-ray Dose Rate on the Surface of Each Structure	56
6.2 Dose Rate inside the Vacuum Vessel	57
6.3 Induced Activities on the First Wall Materials	57
7. Applicability of 1-D Code	69
8. Summary	
Acknowledgment	70
References	70

1. はじめに

トカマク装置における重水素放電では $D(d,n)^3\text{He}$ により2.4MeV中性子が発生する。また、 $D(d,p)T$ 反応で生じたトリチウムと $D(T,n)^4\text{He}$ 反応を起こして14MeVの高エネルギー中性子が発生する。こうした中性子は真空容器や装置周辺の構造物を放射化する。JT-60Uを含めたJETやTFTRなど世界の大型トカマク装置では、ここ数年の間に飛躍的に核融合積を増大し、JT-60Uの性能は核融合積 $1.1 \times 10^{21} \text{ m}^{-3} \cdot \text{s} \cdot \text{keV}$ 、中性子発生率 $5.6 \times 10^{16} \text{ n/s}$ の世界最高値を達成^{1,2)}するまでに進展した。一方プラズマの性能の向上に伴い、実験運転後の装置の修理やメンテナンス作業時の放射線安全性の確保が重要な課題となっている。

JETやTFTRにおいては近年DT実験へのアプローチが試みられている。このような状況にあって、特に装置の放射化に係る研究はトリチウムの取り扱い技術の開発と並んで核融合装置の安全確保の面で急速にクローズアップされるようになった。JETでは1991年秋に少量のトリチウムを使用したDT実験³⁾を実施した。さらに1998年以降は本格的なDT実験が予定されている。TFTRでもDT実験の準備を進めてきており、1993年9月より本格的DT実験を予定している段階にある。こうした世界の大型トカマク装置ではDT燃焼実験に備え、安全確保や安全規制に関する膨大な知識、経験を蓄積しつつある状況にある。重水素実験に関する放射化評価については、これまでにJET⁴⁾、TFTR⁵⁾の重水素実験で得られた研究報告がある。しかしながら装置を構成する構造材料が個々に相違しており、同じ中性子発生量が与えられても異なった放射化特性を示すので、こうした結果は他の装置に必ずしもあてはまらない。JT-60U装置にあわせた放射線による影響評価を精度良く行うことは、本施設での周辺環境や真空容器内等の作業安全を確保する上で重要な課題である。

放射化に関する研究は、現在進められているJT-60SU⁶⁾、ITER⁷⁾やDEMO炉^{8,9)}などの将来の次期トカマク核融合装置の安全設計においても重要な課題である。特にDT反応を目的とし、また高い中性子フルーエンスを伴う定常運転が前提となるような場合は、できるだけ低放射化を図るための構造材料の選択や遮蔽構造の決定、また放射性廃棄物の発生量を長期に渡ってできるだけ少なくするような工夫が装置の安全設計上極めて重要な要素となってくる。こうした観点から、JT-60Uにおいてもより正確な放射化評価の手法を確立し、今後の運転保守における安全確保のみならず、将来の安全設計にも有用なデータを蓄積して行く必要があると思われる。

本報告はJT-60Uの放射化計算評価と実測結果をまとめたものである。計算はできるだけ簡便な方法でより精度ある評価を試みるため、1次元モデルを使用した。JT-60Uでは1991年7月から重水素実験を開始し、1993年4月までに発生した総中性子量は 1.1×10^{19} 個であった。この間、実験を休止して4回の長期間の定期点検を行い、そのうち2回については大気ベントを伴う真空容器内作業を実施し、この定期点検期間を利用して真空容器表面の残留 γ 線量を測定した。また、点検作業により交換した使用済第一壁について放射化分析を行なった。これらの計算と測定結果について報告する。

第2章でJT-60U装置の構造について述べ、第3章で計算方法を示す。第4章では理想

的な条件として1放電当たり及び年間最大中性子発生量当たりの装置周辺構造物の放射化解析を行い、中性子量の増大に伴うJT-60U装置構造物に生ずる誘導放射能核種とその時間変化を明らかにする。第5章ではJT-60U重水素実験で得られた中性子発生量の実績を示したあと、第6章ではこの実績に基づいて実際の真空容器周辺構造物の放射化を検討する。また真空容器表面の線量当量率など、実測との比較を行う。第7章では本計算でを使用した1次元モデルの適用性について議論し、最終の第8章で本報告のまとめを述べる。

2. JT-60U装置¹⁰⁾

JT-60U装置のプラズマはシングルヌルダイバータ（下X点）配位を可能とし、D型のプラズマ断面を持つ。重水素実験はJT-60の大電流化改造（JT-60→JT-60U）終了後の1991年7月より開始した。これまでの水素放電から重水素化に対応するため、大電流化改造に合わせてJT-60実験棟の遮蔽補強工事を実施した。1年間運転した場合の最大中性子発生量は発生量は 3×10^{19} /年を仮定している。

JT-60U本体の断面図を図2.1に示す。主半径、小半径はそれぞれ3.4m、1.1mであり、最大15秒の放電時間を持つ。プラズマ電流は最大6MA（ダイバータ配位）である。装置の主要諸元を下表に示す。

項目	設計値
プラズマ電流 (MA)	
ダイバータ	6
リミター	6.5
プラズマ主半径 (m)	3.4
プラズマ副半径 (m)	横1.1/縦1.5
非円形度	1.8
トロイダル磁場 (T)	4.2 (プラズマ主半径3.4m)
プラズマ放電時間 (s)	15
中性粒子入射加熱入力 (MW)	40
高周波加熱入力 (MW)	ICRF 5, LHRF 10

Inconel-625製真空容器は2重薄板を溶接した構造であり、その実効的な厚さは2.3cmである。真空容器内面の第一壁は2cm厚さのグラファイトタイル約10,000枚で覆われており、これらのタイルはSUS(SS-316)製の台座で容器に固定されている。真空容器の外部には46ターンのトロイダル磁場コイルがあり、またこの両者を囲むように18個のトロイダル磁場コイルが配置されている。トロイダル磁場コイルは0.2%銀入り銅製の導体部と2cm厚さの高Mn鋼製のコイルケースから成る。

JT-60U装置の重水素使用後の実験運転は、原則的には2週間を1サイクルとして週4日（月～金）実施し、翌週の月曜日は定期点検日に当てている。また、このような週毎に実施する短期的な日常点検に加え、毎年5月及び11月には、およそ1-3カ月の期間を持つ長期的な定期点検期間を設けて、高圧ガス点検や真空容器内作業（大気ベントによる作業）を実施している。定期点検期間についても実験運転終了の翌週月曜日以降に作業を開始する。したがって、JT-60U装置の真空容器内外の場所で行なわれる点検作業は連続的な実験運転が終了してから3日後から始まり、最大3カ月の間に完了する。

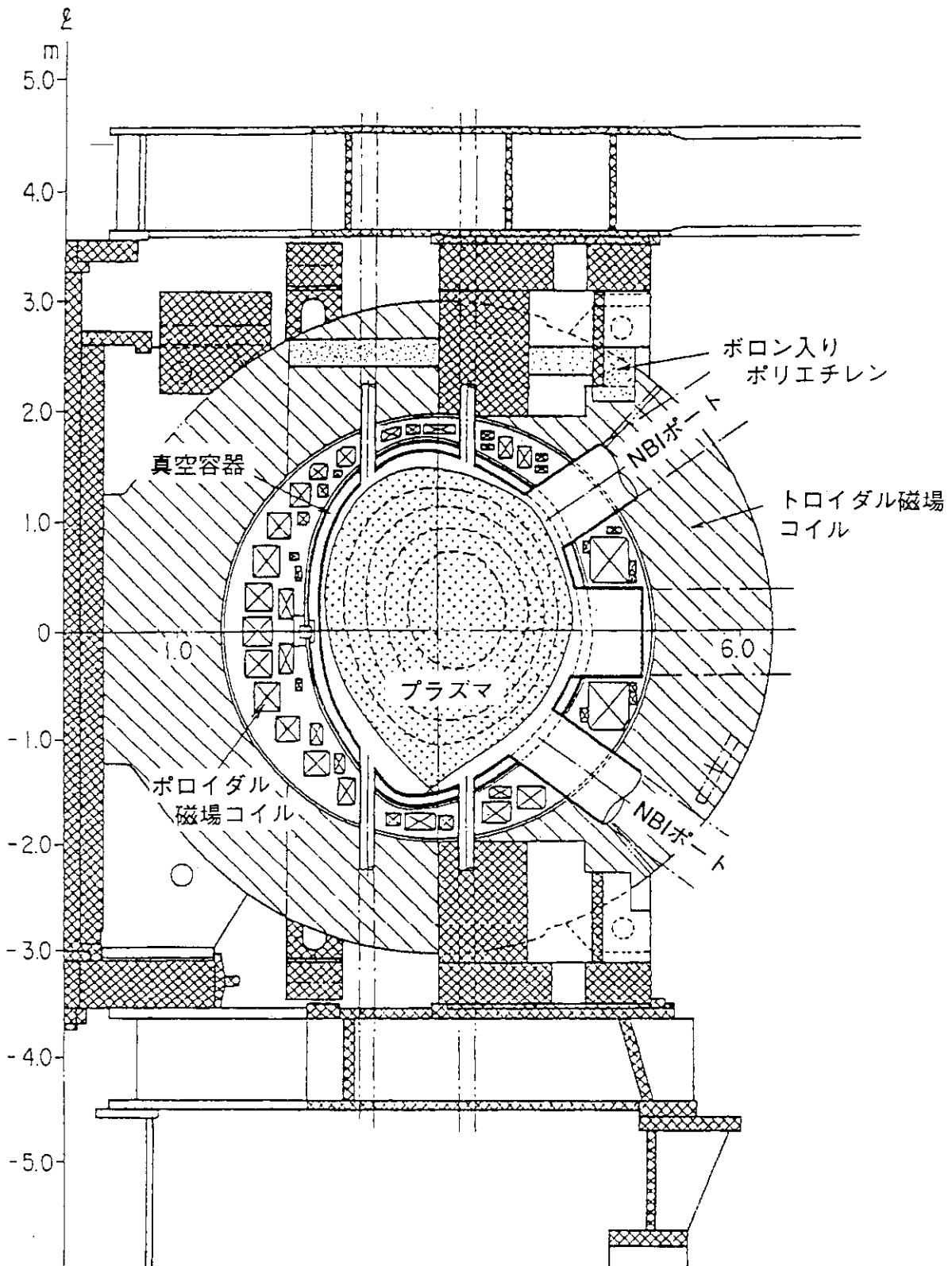


図 2.1 JT-60U 本体断面図

3. 測定

3.1 線量当量率

定期点検期間における装置周辺の残留 γ 線量当量率の時間変化をGM管式サーベイメータを使用して測定した。真空容器外側表面での測定場所は図3.1、図3.2に示す真空容器外周部のプラズマ水平面（P-3ポートセクション）とした。測定ポイントは下記の測定点①～⑤とした。

- ① 水平ポート上部の真空容器外表面
- ② TFコイル（TC2）プラズマ側表面
- ③ TFコイル（TC2）側面中央部
- ④ TFコイル（TC2）外側表面
- ⑤ P-3プラットフォーム部

真空容器内部については図3.2に示す以下の測定ポイントについてトロイダル方向に測定した。

- ⑥ 真空容器中心（G点）
- ⑦ 真空容器内アウトボード側表面
- ⑧ 真空容器内インボード側表面
- ⑨ 真空容器底部ダイバータ板表面

3.2 誘導放射能

定期点検作業において真空容器内から持ち出した交換済第一壁及びSS-316製台座サンプルについてGe検出器による誘導放射能測定を行なった。リミター部(13AC9)及びダイバータ部(1H10C)位置からそれぞれ採取した（図3.2）。サンプルは重水素実験開始後最初の定期点検（1991年11月以降）で交換したものであり、12週間の重水素実験停止後63日経過後に測定した。

3.3 中性子発生量

中性子発生量は、真空容器周辺プラズマ水平面3箇所(P-3,P-7,P-13)に設置した ^{235}U および ^{238}U フィッションチェンバーと2箇所(P-3,P-7)に設置した ^3He 比例係数管で測定した（図3.3）。これら測定器の較正は、真空容器内プラズマ中心位置に設置した ^{252}Cf をトロイダル方向に移動させて行った^{11,12)}。検出効率は全トロイダル角の分布から求められた。プラズマ中の中性子分布やD-Dプラズマにおける中性子エネルギーとの違いに基づく誤差は10%以内である。

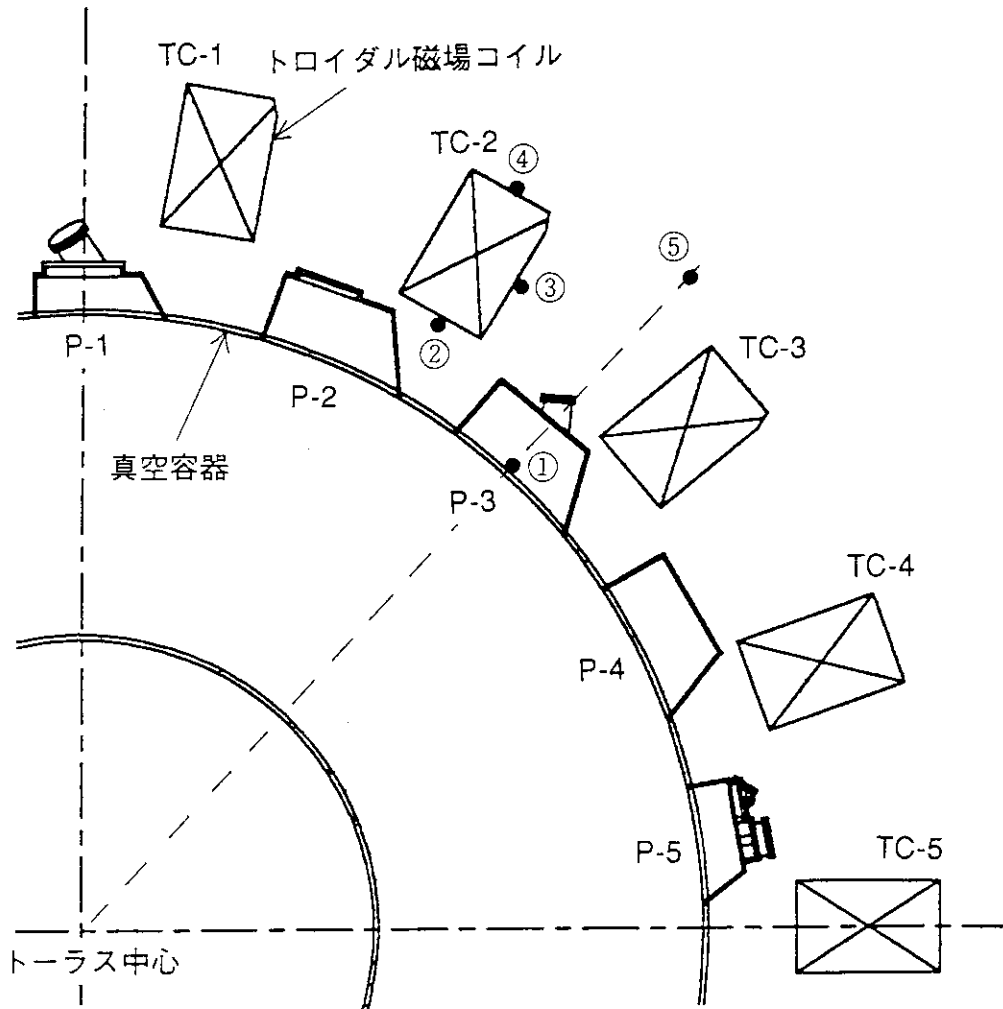


図 3.1 真空容器周辺の構造物表面線量当量率測定ポイント (P-3 セクション周辺部)

- ① 水平ポート上部の真空容器外表面
- ② TFコイル(TC2)プラズマ側表面
- ③ TFコイル(TC2)側面中央部
- ④ TFコイル(TC2)外側表面
- ⑤ P-3プラットフォーム部

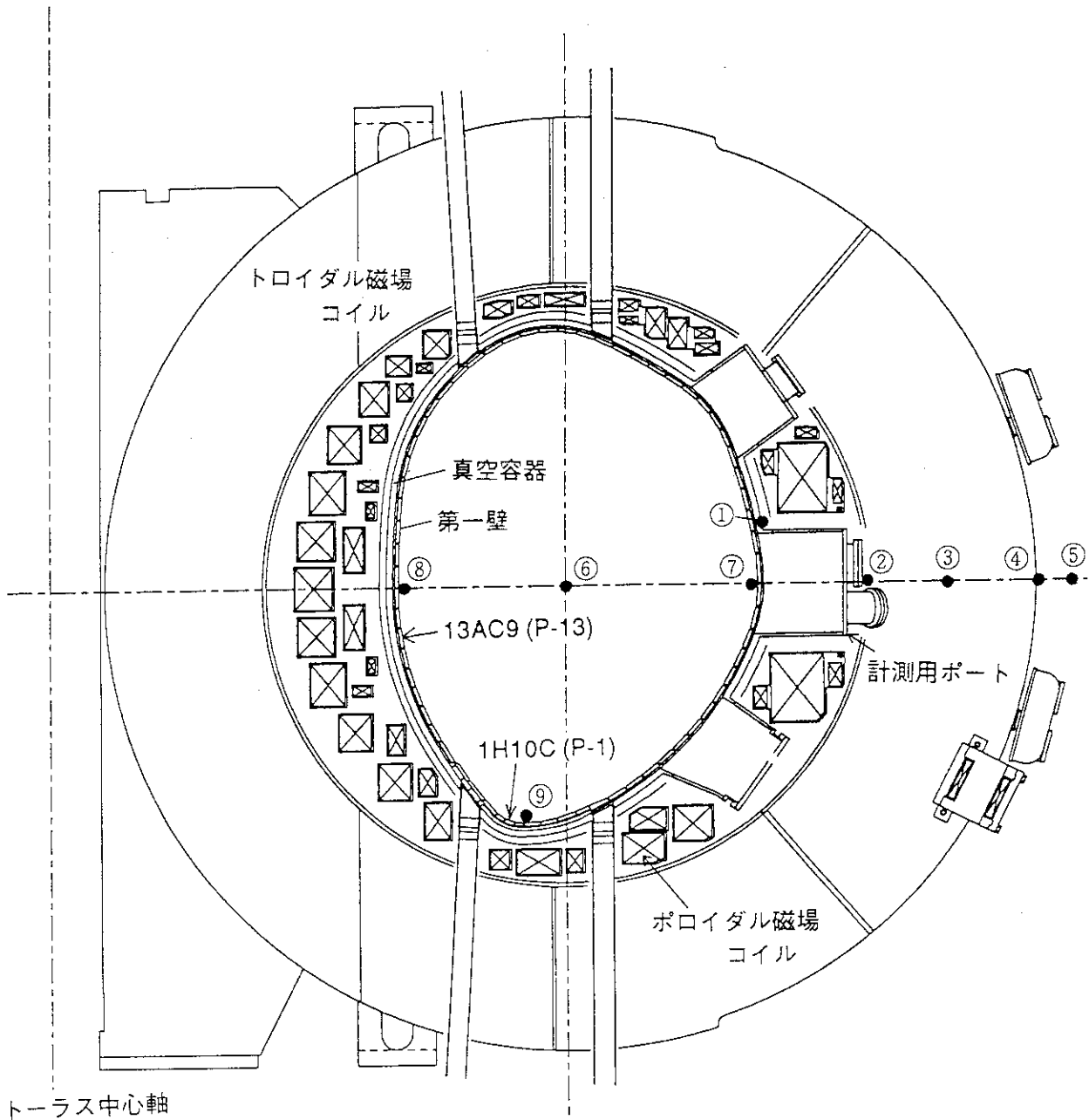


図 3.2 真空容器内部の測定ポイント (P-3 セクション部) と放射化分析に使用した第一壁 (13AC9, 1H10C) の真空容器内位置。測定はトロイダル方向に行った。

- ⑥ 真空容器中心
- ⑦ 真空容器内アウトボード側表面
- ⑧ 真空容器内インボード側表面
- ⑨ 真空容器底部ダイバータ板表面

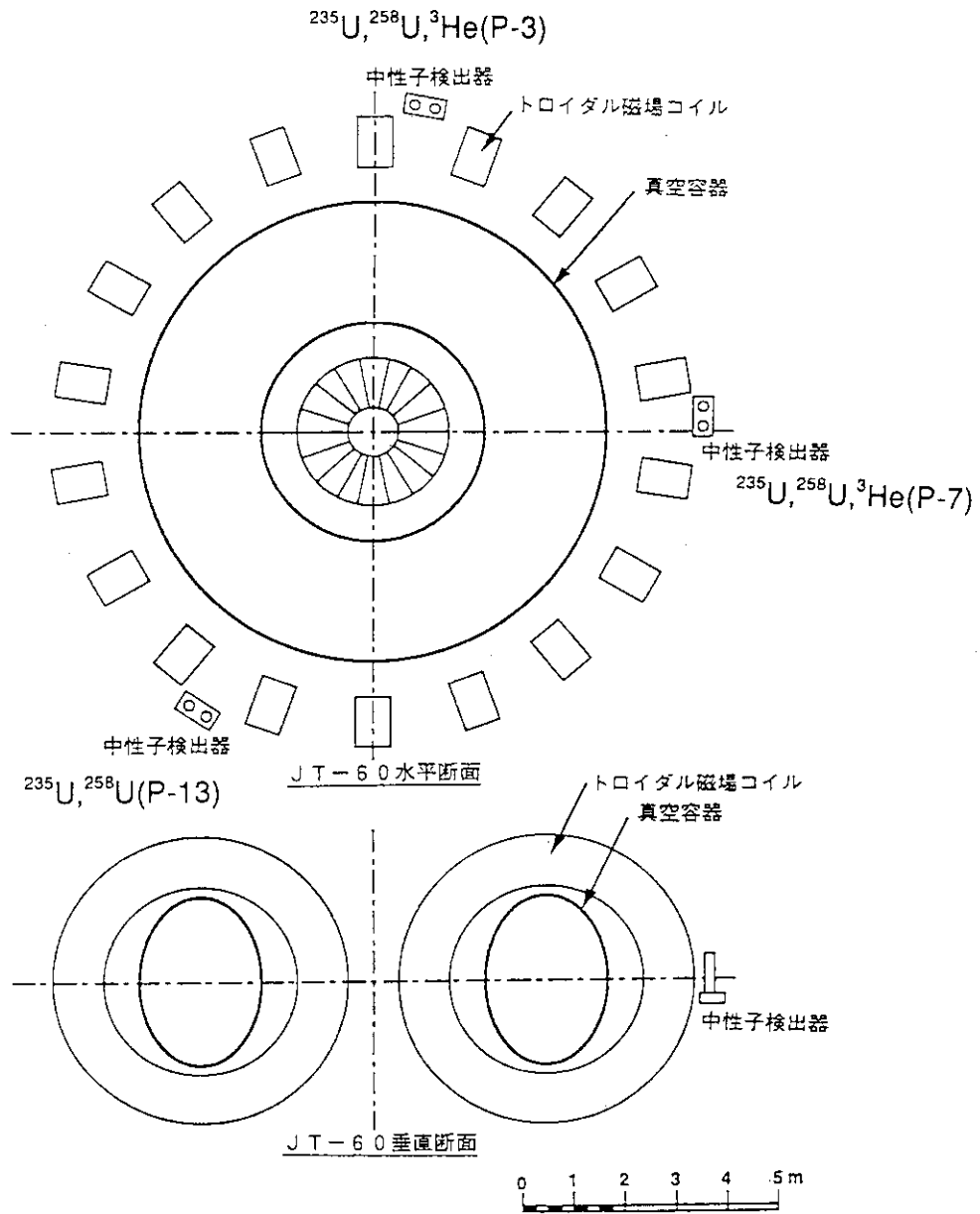


図 3.3 中性子検出器(Fission Chamber ^{235}U , ^{258}U および Proportional Counter ^3He)位置

4. 放射化計算

4.1 計算コード

本計算で使用した1次元中性子線、 γ 線輸送計算コード及び放射化計算コードを以下に示す。計算フローを図4.1に示す。

- ・計算コード：ANISN¹³⁾: 1次元n, γ 輸送計算コード
 CINAC-V4¹⁴⁾, THIDA-2¹⁵⁾: 核融合炉誘導放射能計算コード
 APPLE-3: 中性子、 γ 線束プロットイングコード
- ・群定数： FUSION-40ライブラリ¹⁶⁾ (中性子42群、 γ 21群)

4.2 計算モデル

トーラス状真空容器が受ける中性子フラックスはトーラス効果により真空容器アウトボード側の方が高くなる¹⁷⁾。また真空容器のインボード側とアウトボード側の遮蔽構造が異なるような場合は円柱モデルでは表現しにくい。この報告書では真空容器周辺での線量について検討し、またアウトボード側TFコイルの有/無の影響を評価するので円環モデルを適用した。計算モデルは1次元無限円環モデルを使用し、JT-60U装置の断面(図2.1)を図4.2に示すような1次元ラジアルビルドに置き換えた。図中、真空容器アウトボード側について、以下の放射化計算の評価点(A~G)を合わせて示した。

- A点： アウトボード側真空容器内C第一壁のプラズマ側内表面
- B点： 真空容器内第一壁台座(SS-316)のプラズマ側内表面
- C点： 真空容器(Inconel-625)プラズマ側内表面
- D点： 真空容器(Inconel-625)反プラズマ側外表面
- E点： TFコイルケース部プラズマ側内表面(高Mn鋼構造材表面)
- F点： TFコイル導体部プラズマ側内表面(Cu導体表面)
- G点： 真空容器中心(プラズマ中心)

4.3 材料組成

構造物組成および各構造物材料の組成を表4.1に示す。1次元輸送計算及び放射化計算に使用した原子数密度を表4.2、また γ 線輸送計算の原子数密度を表4.3に示す。Agについては群定数、及び放射化ライブラリに無い為、無視して計算した。DT中性子についてはJT-60U実験データに基づき1%¹⁸⁾を仮定した。

4.4 線源条件

(1) 中性子発生率

中性子発生率は以下とした。

- ・中性子発生条件：DD(2.4MeV) $\cdots 1.0 \times 10^{17}$ n/s
 : DT(14MeV) $\cdots 1.0 \times 10^{15}$ n/s (2.4MeV中性子の1%)

(2) 運転パターン

放射化計算における運転パターンは以下の2ケースとした。

Case1: 1×10^{17} n/shotの1パルス (図4.3)

Case2: 1日につき1パルス 1×10^{17} n/shotが300日 (年間最大中性子発生量 3×10^{19} n/年を想定) 連続した場合 (図4.4)

Case1,2では中性子の発生率を1パルス 1×10^{17} n/shotの理想的な場合を仮定している。実際の中性子発生量はショット毎にバラツキが有るため、放射化計算において実験運転をモデル化する場合には、第5章で述べるように1週間の中性子発生量を時間平均した平均的発生率を使用する。

(3) 線量当量換算係数

中性子42群、 γ 21群のエネルギー群構造と線量当量換算係数を表4.4に示す。

(4) 線源の規格化

本章の計算で使用したプラズマ表面積、プラズマ表面の中性子束及び規格化した中性子発生率は以下とした。

- ・プラズマ表面積：170m²
- ・プラズマ表面の中性子束(DD+DT 1%)： $1.01 \times 10^{17} / 170 \times 10^4 = 5.94 \times 10^{10}$ (n/cm²s)
- ・1次元無限円環モデル計算上の単位長さ当たりプラズマ表面積： $2\pi(230+450)$ cm²
- ・規格化した中性子発生率(DD+DT 1%)：以下のとおり。

(中性子、 γ 線束計算)

$$f_N = 1.0 \times 10^{17} \times \frac{2\pi(230+450)}{170 \times 10^4} \times 1.01 = 2.40 \times 10^{14}$$

(放射化計算)

$$f_N = f_N \times \frac{2\pi(230+450)}{170 \times 10^4} \times 1.01$$

(ここで f_N は週毎の中性子発生率の平均値)

4.5 計算結果

(1) 運転時の中性子線束、 γ 線束分布、線量当量率分布

1パルス 1×10^{17} n/s (Case1, Case2)の中性子発生時の中性子線束、 γ 線束分布を図4.5に示す。横軸はトーラス中心からの距離、縦軸は中性子線束、 γ 線束を示す。真空容器表面での全中性子線束は $\sim 8 \times 10^{12}$ n/cm²sであり、全 γ 線束はこれより1桁低い。中性子線束についてはエネルギー成分毎に分けて示した。2.4MeVDD中性子が熱化してできる2.4-0.1MeVの領域での中性子線束が最も多く、2.4MeV以上の中性子線束より2桁程度上がっている。0.1MeV以上の領域での中性子線束は全中性子線束の約6割を占める。残り4割は0.1MeV以下の中性子線束となる。真空容器内部、すなわちプラズマ領域での全中性子線束が線源条件の規格化で与えたプラズマ表面での中性子束 5.94×10^{10} n/cm²sより高いのは、真空容器構造物での反射、散乱によって低エネルギー中性子線束が増大することによる。中性子線束及び γ 線束における真空容器透過後の減衰は殆ど無い。

評価点B,C,Dにおける中性子及び γ 線のエネルギースペクトルを図4.6(a),(b)に示す。

中性子42群、 γ 21群の計算エネルギー領域はそれぞれ15-0.215MeV, 14-0.1MeVである。評価点は以下とした。

- B点： 真空容器内第一壁台座 (SS-316)のプラズマ側内表面：R=458.1cm
- C点： 真空容器 (Inconel-625) プラズマ側内表面：R=458.8cm
- D点： 真空容器 (Inconel-625) 反プラズマ側外表面：R=462.9cm

先に述べたように、2.4-0.1MeVの領域での中性子線束が最も多くなっている。 γ 線では2-0.1MeVの領域が多い。中性子線及び γ 線ともに全体の大半を占める2-0.1MeVの領域では、真空容器の内側表面 (SS-316台座表面、B点) と外側表面 (インコネル、D点) でのエネルギースペクトルに大きな差はない。これはJT-60Uの構造物自身、すなわち真空容器Inconel (4cm) + SS-316台座(2cm)の厚さでは遮蔽効果が小さいためと考えられる。

1パルス当たり 1×10^{17} n/s (Case1)の線量当量率分布を図4.7に示す。全線量当量率は中性子束による寄与が主であり、真空容器の外側表面で 1.7×10^7 mrem/pulse (1.7×10^7 mrem/s)である。 γ 線については真空容器外側領域での線量当量率が真空容器内部より高い。これは中性子によりTFコイル表面ケースの高Mn鋼構造物が放射化し、その結果表面にできる短半減期核種⁵⁶Mnなどが主要な γ 線源となるので、真空容器外側表面ではその影響を受けて高くなることによる (図4.26、図4.27参照)。

中性子線束、 γ 線束分布、線量当量率分布についてはCase1とCase2は同様の結果となる。

(2) 運転停止後の誘導放射能

(a) Case1: 1×10^{17} n/sの1パルスの場合

評価点A,B,D,E,F点表面での誘導放射能の時間減衰を図4.8～図4.12に示す。但

し、図中示した核種のうち準安定核種については計算機図形出力の都合上、例えば ^{60m}Co を Co-160 のように示した。また半減期がおよそ1時間以下の短半減期核種についてはグラフ表示を省略したものがある。

- A点 (図4.8) : アウトボード側真空容器内C第一壁のプラズマ側内表面
- B点 (図4.9) : 真空容器内第一壁台座 (SS-316)のプラズマ側内表面
- D点 (図4.10) : 真空容器 (Inconel-625) 反プラズマ側外表面
- E点 (図4.11) : TFコイルケース部プラズマ側内表面 (高Mn鋼構造材表面)
- F点 (図4.12) : TFコイル導体部プラズマ側内表面 (Cu導体表面)

第一壁表面のA点では ^{11}C のみが主要核種となる。Cの放射化レベルは著しく低い。SS-316表面のB点ではパルス直後は ^{59}Co からの ^{60m}Co 、 ^{55}Mn からの ^{56}Mn などの短半減期核種が主要核種となるが、これらの短半減期核種の大半は1日経過後には低減する。その後は長半減期核種として ^{58m}Co 、 ^{51}Cr 、 ^{58}Co が残るがレベルは低い。 ^{58}Co (71d)は、 $^{59}\text{Co}(n,2n)^{58}\text{Co}$ 、 $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ などの中性子反応で生成されるが、 10^4sec 頃から増大している。これは $^{59}\text{Co}(n,2n)^{58m}\text{Co}$ 、 $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58m}\text{Co}$ などの中性子反応により一旦生成された ^{58m}Co (9.15h)がIT(核異性体転移)により ^{58}Co に変わることによる。よって運転停止以降であっても、この成分が加わるため、 ^{58m}Co の減衰し始める停止後 10^4sec 頃からまた増大する。図には現われていないが、 ^{60}Co も ^{60m}Co (10.5m)のITで停止後に増大する。真空容器 (Inconel-625) 外側表面D点では短半減期核種のうち、B点のSS-316表面で現われていた ^{56}Mn などMn,Feを多く含む核種が減少している。TFコイルケース (高Mn鋼) 表面E点ではMnの含有量が多くなるので主要核種はほとんど ^{56}Mn のみとなる。TFコイル導体部表面 (Cu表面) F点では ^{65}Cu からの短半減期核種 ^{66}Cu や、 ^{63}Cu からの ^{64}Cu の2核種が主要な核種となる。

(b) Case2: 1日1パルス $1 \times 10^{17}\text{n/s}$ が300日連続した場合

Case1と同様にして評価点A,B,D,F,E点での誘導放射能の時間減衰を図4.13~図4.17に示す。Case1と同様、図中半減期がおよそ1時間以下の短半減期核種についてはグラフ表示を省略したものがある。

300日の連続パルス運転を想定したCase2では、A,B,D,E,F点を通して1パルスのみとしたCase1では現われなかった長半減期核種が見られるようになる。A点(図4.13)では β 線源である ^{14}C (5730y)の蓄積が見られるが絶対量は極めて少ない。B点(図4.14)ではSS-316中のNi,Crに不純物として0.2%混入しているCoによる ^{60}Co の蓄積が顕著となる。また主要成分Feによる ^{55}Fe (2.7y)やFe,Crによる ^{54}Mn (312.5d)の蓄積が現われる。D点(図4.15)ではInconel-625中の主要成分Niによる ^{57}Co (271d)、 ^{58}Co (70.8d)の蓄積が生ずる。Inconel-625中のCo含有量は0.06%と低いため、 ^{60}Co の蓄積はその分SS-316より少なくなっている。E点(図4.16)では高Mn鋼中のMnによる ^{56}Mn (2.58h)が減衰する1日後以降、主要成分Feによる ^{55}Fe (2.7y)、 ^{54}Mn (312.5d)が残留する。F点(図4.17)では ^{64}Cu の減衰後、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni の長半減期核種が現われるがレベルは低い。

(3) 核種の生成反応と γ 線源データ

前項で述べたような、JT-60U装置の各構造体表面に生成される代表的核種とその主な生成反応を表4.5にまとめた。また、各構造体表面に生成される主要核種に関する γ 線源データを表4.6にまとめた。本表における記号は以下のとおりである。

Th: 半減期

E: 放出 γ 線のエネルギー(MeV)

I_γ : 放出率

F_i : フラックス1 $\text{photon}/\text{cm}^2\text{s}$ 当たりの γ 線1cm線量当量率($\text{mSv/h}/(\text{photon}/\text{cm}^2\text{s})$)

$F = \sum I_\gamma \cdot F_i$: 1Bq当たり γ 線1cm線量当量率 ($\text{mSv/h}/(\text{Bq}/\text{cm}^2)$)

真空容器 (Inconel-625の) 生成核種における1Bq当たり γ 線1cm線量当量率の高い核種は、短半減期核種では ^{193}Mo , ^{57}Ni , ^{56}Mn , また長半減期核種では ^{60}Co である。

(4) 構造体別 γ 線源強度比

Inconel-625真空容器の表面における核種別 γ 線量当量率強度比を図4.18 (Case1)、図4.19 (Case2)に示す。Case1の場合、長半減期の核種の寄与は少なく、1カ月以降に ^{58}Co が現われるが、線源強度比は 10^{-5} 以下と低い。これに対しCase2では ^{58}Co 、 ^{60}Co の明らかな蓄積が現われる。その他のSS-316第一壁台座、高Mn鋼コイルケース及びコイル導体Cuの3種類の構造体の表面における核種別 γ 線量当量率強度比はCase2の場合についてのみ図4.20-図4.22に示した。

各構造体が与える γ 線量当量率強度比をCase2の場合について図4.23に示す。その時間変化の内訳は以下ようになる。

- ・ 放電直後～10時間: TFコイルケース構造材である高Mn鋼に生成される ^{56}Mn (2.58h)が主力 γ 線源となる。
- ・ 10時間経過後～1日: TFコイル導体Cuからできる ^{64}Cu (12.7h)が比較的強い γ 線源に替わる。
- ・ 1日経過後～3カ月: 真空容器自身のInconel-625の ^{58}Co (70.8d)が主力核種となる。
- ・ 3カ月経過後～1年: ^{58}Co が減衰して、第一壁台座SS-316の ^{60}Co (5.3Y)が主力核種となって残留放射線を保持する。

(5) 線量当量率における ^{58}Co , ^{60}Co の割合

$3 \times 10^{19} \text{n/y}$ の実験運転後の定期点検期間中におけるJT-60U装置周辺構造物の放射化は、図4.23よりSS-316台座、真空容器の寄与が大きいことがわかる。これらの構造物における主要生成核種は図4.19、図4.20からわかるように $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$, $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ の2核種のみで決まると言ってよい。実験運転停止後1カ月後における真空容器周辺線量当量率における核種分担は、表4.7のようになる。

線量当量率においては、SS-316台座及び真空容器全体の70%を ^{58}Co が占め、残り30%が ^{60}Co の寄与となる。 ^{58}Co は ^{58}Ni を多く含むInconel-625真空容器で52%、また、

^{60}Co は ^{59}Co を0.2%含むSS-316台座で26%の寄与を示している。構造体別では、SS-316台座が44%、真空容器が56%を占める。

(6) 真空容器表面の線量当量率

放電直後から1年経過後までの真空容器外側表面(D点)での γ 線量当量率の時間減衰を、Case1,Case2の両方について図4.24に示す。Case1の真空容器表面 γ 線量当量率は放電後2日~3日経過後に1mrem/hr以下に減衰する。Case2では、最終ショット放電後、1カ月後まではほぼ定常値5-6mrem/hを保ち、3カ月以降、除々に下がり始めて1年後には1mrem/hr以下になる。すなわち、年間中性子発生量 3×10^{19} n/yとしたCase2でも、放電後2日~3日で真空容器表面線量は10mrem/hr以下にまで減衰する。また1カ月後の線量は、最大でも5-6mrem/hに留まると予想される。

真空容器表面D点での γ 線量当量率はInconel-625表面の核種のほかに、周辺放射化構造物からの成分(図4.23)の総和で与えられる。放電直後~10時間経過後はCase1と同様、短半減期核種 ^{56}Mn が強い γ 線源となる。この段階でCase1とCase2の差異はない。しかし10時間経過後以降はCase2が大きくなる。これは特に ^{58}Co 、 ^{60}Co などの長期半減期核種が γ 線源となって真空容器表面の残留放射線の蓄積をもたらすことによる。

(7) 装置周辺構造物表面の線量当量率

Case2におけるB,D,E点及びG点(真空容器中心)での γ 線量当量率の時間減衰を図4.25に示す。各評価点での線量当量率に大きな差は認められない。放電直後では真空容器外側表面(D点)の線量当量率は真空容器内側SS-316台座表面(B点)より高いが、1日後付近を境にして逆転し、1年後ではその開きは大きくなる。このことはCase1,2での γ 線量当量率分布を示した図4.26及び図4.27からも確認できる。

運転停止後1カ月後と1年後の両点での線量当量率を表4.8にまとめた。1カ月後の線量当量率に対する1年後の減衰率は、真空容器内側SS-316台座表面(B点)で26%、真空容器外側表面(D点)で15%である。これは放電直後から約1日後まではTFコイルケース表面の高Mn鋼にできる短半減期核種 ^{56}Mn などが主力な γ 線源となるので、真空容器外側表面での線量は高Mn鋼の影響を受けて高くなるのに対し、1年後では ^{56}Mn が著しく減衰するとともに真空容器内側に貼った第一壁台座のSS-316が作る ^{60}Co などが主要な γ 線源となるため、今度は真空容器外側線量が低下して内部線量が逆に高くなることによる。これは表4.7に示した割合とも一致する。B点での減衰率26%は表4.7における ^{60}Co 割合30%に対応し、すなわち1年後の真空容器内側では ^{60}Co のみが残留していることを現している。また、D点での減衰率15%については、鉄中を透過する1MeVの γ 線の減衰率が0.6程度であることを考え合わせると、真空容器内側B点での ^{60}Co による線量当量率が真空容器を透過して外側表面に寄与する割合に対応していると考えられることができる。

表 4.1 各構造体材料組成表

Material	First Wall	SUS316	Inco625	HighMn	TF Coil
Density					
(g/cc)	1.8	7.86	8.44	7.93	8.96
Wt %					
(%)					
C	100	0.08	0.02	0.5	
Mn		2	0.07	18	
Fe		65.145	4.32	74.4	
S		0.03	0.001		
Si		1	0.14	0.4	
Ni		12	60.78	2	
Cr		17	22.02	4.7	
Al			0.2		
Ti			0.23		
Co		0.2	0.06		
Mo		2.5	8.58		
P		0.045	0.006		
CB(+TA)			3.57		
Cu					99.8
Ag					0.2

表 4.2 原子個数密度一覽表

(atoms·barn/cm)

No.	Material	Element	Number Density
1	Plasma 241 ~ 246	² H 7 ~ 12	1.000×10^{-10}
2	SS316 247 ~ 252 (Co 0.2%用) 第一壁台座	C 55 ~ 60 Si 97 ~ 102 Mn 145 ~ 150 P 103 ~ 108 S 109 ~ 114 Ni 163 ~ 168 Cr 139 ~ 144 Mo 187 ~ 192 Fe 151 ~ 156 Co 157 ~ 162	3.168×10^{-4} 1.693×10^{-3} 1.731×10^{-3} 6.909×10^{-5} 4.450×10^{-5} 9.724×10^{-3} 1.555×10^{-2} 1.239×10^{-3} 5.548×10^{-2} 1.614×10^{-4}
3	Inconel625 253 ~ 258 (Co 0.06%用) 真空容器	C 55 ~ 60 Mn 145 ~ 150 Fe 151 ~ 156 S 109 ~ 114 Si 97 ~ 102 Ni 163 ~ 168 Cr 139 ~ 144 Al 91 ~ 96 Ti 127 ~ 132 Co 157 ~ 162 Mo 187 ~ 192 P 103 ~ 108 Nb 181 ~ 186	8.460×10^{-5} 6.474×10^{-5} 3.930×10^{-3} 1.585×10^{-6} 2.533×10^{-4} 5.262×10^{-2} 2.152×10^{-2} 3.766×10^{-4} 2.441×10^{-4} 5.173×10^{-5} 4.544×10^{-3} 9.842×10^{-6} 1.325×10^{-3}
4	高Mn鋼 259 ~ 264	C 55 ~ 60 Si 97 ~ 102 Ni 163 ~ 168 Cr 139 ~ 144 Fe 151 ~ 156 Mn 145 ~ 150	1.988×10^{-3} 6.802×10^{-4} 1.627×10^{-3} 4.317×10^{-3} 6.362×10^{-2} 1.565×10^{-2}
5	0.2%Ag入銅 265 ~ 270	Cu 169 ~ 174	8.464×10^{-2}
6	Graphite 271 ~ 276	C 55 ~ 60	9.026×10^{-2}

表 4.3 原子個数密度一覧表 (γ 線輸送計算用) (atoms·barn/cmf)

No.	Material	Element	Number Density
1	Plasma 241~246	^2H 67 ~ 72	1.000×10^{-10}
2	SS316* ¹⁾ 247~252 (Co 0.2%用) 第一壁台座	C 13 ~ 18	3.168×10^{-4}
		Si 229 ~ 234	1.807×10^{-3}
		Ni 49 ~ 54	9.724×10^{-3}
		Cr 43 ~ 48	1.555×10^{-2}
		Mo 37 ~ 42	1.239×10^{-3}
3	Inconel625* ²⁾ 253~258 (Co 0.06%用) 真空容器	Fe 55 ~ 60	5.737×10^{-2}
		C 13 ~ 18	8.460×10^{-5}
		Si 229 ~ 234	2.647×10^{-4}
		Ni 49 ~ 54	5.262×10^{-2}
		Cr 43 ~ 48	2.152×10^{-2}
		Al 97 ~ 102	3.766×10^{-4}
		Ti 235 ~ 240	2.441×10^{-4}
4	高Mn鋼* ³⁾ 259~264	Mo 37 ~ 42	4.544×10^{-3}
		Nb 31 ~ 36	1.325×10^{-3}
		C 13 ~ 18	1.988×10^{-3}
		Si 229 ~ 234	6.802×10^{-4}
		Ni 49 ~ 54	1.627×10^{-3}
5	0.2%Ag入銅 265~270	Cr 43 ~ 48	4.317×10^{-3}
		Fe 55 ~ 60	7.927×10^{-2}
		Cu 109 ~ 114	8.464×10^{-2}
6	Graphite 271~276	C 13 ~ 18	9.026×10^{-2}

* 1) SS316のP, SはSiに、Mn, CoはFeに含めた。

* 2) Inconel625のP, SはSiに、Mn, CoはFeに含めた。

* 3) 高Mn鋼のMnはFeに含めた。

表 4.4 (a) 42群中性子束の線量当量換算係数 ($\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}/\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)

	ENERGY (eV)		MID POINT (eV)	CONVERSION FACTOR
1	1.5000E+07	1.3720E+07	1.4360E+07	1.9109E-03*
2	1.3720E+07	1.2549E+07	1.3134E+07	1.8144E-03
3	1.2549E+07	1.1478E+07	1.2013E+07	1.7397E-03
4	1.1478E+07	1.0500E+07	1.0989E+07	1.6715E-03
5	1.0500E+07	9.3140E+06	9.9070E+06	1.6007E-03
6	9.3140E+06	8.2610E+06	8.7875E+06	1.5423E-03
7	8.2610E+06	7.3280E+06	7.7945E+06	1.4908E-03
8	7.3280E+06	6.5000E+06	6.9140E+06	1.4446E-03
9	6.5000E+06	5.7570E+06	6.1285E+06	1.3881E-03
10	5.7570E+06	5.0990E+06	5.4280E+06	1.3685E-03
11	5.0990E+06	4.5160E+06	4.8075E+06	1.3823E-03
12	4.5160E+06	4.0000E+06	4.2580E+06	1.4436E-03
13	4.0000E+06	3.1620E+06	3.5810E+06	1.4287E-03
14	3.1620E+06	2.5000E+06	2.8310E+06	1.3510E-03
15	2.5000E+06	1.8710E+06	2.1855E+06	1.2859E-03
16	1.8710E+06	1.4000E+06	1.6355E+06	1.2934E-03
17	1.4000E+06	1.0580E+06	1.2290E+06	1.2603E-03
18	1.0580E+06	8.0000E+05	9.2900E+05	1.1821E-03
19	8.0000E+05	5.6600E+05	6.8300E+05	1.0368E-03
20	5.6600E+05	4.0000E+05	4.8300E+05	9.0187E-04
21	4.0000E+05	2.8300E+05	3.4150E+05	6.7774E-04
22	2.8300E+05	2.0000E+05	2.4150E+05	5.1934E-04
23	2.0000E+05	1.4100E+05	1.7050E+05	3.9307E-04
24	1.4100E+05	1.0000E+05	1.2050E+05	2.9047E-04
25	1.0000E+05	4.6500E+04	7.3250E+04	1.8292E-04
26	4.6500E+04	2.1500E+04	3.4000E+04	8.6832E-05
27	2.1500E+04	1.0000E+04	1.5750E+04	4.3380E-05
28	1.0000E+04	4.6500E+03	7.3250E+03	2.8392E-05
29	4.6500E+03	2.1500E+03	3.4000E+03	2.4624E-05
30	2.1500E+03	1.0000E+03	1.5750E+03	2.2872E-05
31	1.0000E+03	4.6500E+02	7.3250E+02	2.3283E-05
32	4.6500E+02	2.1500E+02	3.4000E+02	2.4696E-05
33	2.1500E+02	1.0000E+02	1.5750E+02	2.5353E-05
34	1.0000E+02	4.6500E+01	7.3250E+01	2.7807E-05
35	4.6500E+01	2.1500E+01	3.4000E+01	3.1104E-05
36	2.1500E+01	1.0000E+01	1.5750E+01	3.2637E-05
37	1.0000E+01	4.6500E+00	7.3250E+00	3.5260E-05
38	4.6500E+00	2.1500E+00	3.4000E+00	3.8400E-05
39	2.1500E+00	1.0000E+00	1.5750E+00	3.9860E-05
40	1.0000E+00	4.6500E-01	7.3250E-01	3.9464E-05
41	4.6500E-01	2.1500E-01	3.4000E-01	3.8208E-05
42	2.1500E-01	1.0000E-03	1.0800E-01	3.7466E-05

* Read as 1.9109×10^{-3}

表 4.4 (b) 21 群 γ 線束の線量当量換算係数 ($\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1} / \text{photon} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

	ENERGY (eV)		MID POINT (eV)	CONVERSION FACTOR
1	1.40000E+07	1.20000E+07	1.30000E+07	9.0720E-05
2	1.20000E+07	1.00000E+07	1.10000E+07	9.0720E-05
3	1.00000E+07	8.00000E+06	9.00000E+06	8.3520E-05
4	8.00000E+06	7.50000E+06	7.75000E+06	7.4610E-05
5	7.50000E+06	7.00000E+06	7.25000E+06	7.1190E-05
6	7.00000E+06	6.50000E+06	6.75000E+06	6.7770E-05
7	6.50000E+06	6.00000E+06	6.25000E+06	6.4350E-05
8	6.00000E+06	5.50000E+06	5.75000E+06	6.0840E-05
9	5.50000E+06	5.00000E+06	5.25000E+06	5.7240E-05
10	5.00000E+06	4.50000E+06	4.75000E+06	5.3550E-05
11	4.50000E+06	4.00000E+06	4.25000E+06	4.9770E-05
12	4.00000E+06	3.50000E+06	3.75000E+06	4.5900E-05
13	3.50000E+06	3.00000E+06	3.25000E+06	4.1940E-05
14	3.00000E+06	2.50000E+06	2.75000E+06	3.7602E-05
15	2.50000E+06	2.00000E+06	2.25000E+06	3.2886E-05
16	2.00000E+06	1.50000E+06	1.75000E+06	2.7720E-05
17	1.50000E+06	1.00000E+06	1.25000E+06	2.1654E-05
18	1.00000E+06	4.00000E+05	7.00000E+05	1.3806E-05
19	4.00000E+05	2.00000E+05	3.00000E+05	6.5160E-06
20	2.00000E+05	1.00000E+05	1.50000E+05	3.2040E-06
21	1.00000E+05	1.00000E+04	5.50000E+04	1.8540E-06

表 4.5-1 代表的核種の主な生成反応

Species	Th (min)	Th (hour)	Th (Day)	Th (Year)	Reactions	σ (barn)	Eth (MeV)
101Mo	14.6				100Mn(n, γ)	0.1990	
					104Ru(n, α)	0.0026	14.70
60mCo	10.5				59Co(n, γ)	20.0000	thermal
					60Ni(n, p)	0.0090	14.80
					63Cu(n, α)	0.0230	14.70
101Tc	14.3				101Ru(n, p)	0.0360	14.70
58mCo		9.15			59Co(n, 2n)	0.4470	14.10
					58Ni(n, p)	0.0400	14.80
56Mn		2.58			55Mn(n, γ)	13.3000	
					56Fe(n, p)	0.1100	14.20
					56Fe(n, p)	0.0011	5.00
					59Co(n, α)	0.0300	14.50
65Ni		2.52			64Ni(n, γ)	1.4900	
					65Cu(n, p)	0.0200	14.50
					68Zn(n, α)	0.0105	14.50
99Mo			2.75		98Mo(n, γ)	0.1300	
					100Mo(n, 2n)	1.9100	14.80
					99Tc(n, p)	0.0151	14.70
					102Ru(n, α)	0.0034	14.10
93mMo		6.85			92Mo(n, γ)	<0.006	
91Mo	15.5				92Mo(n, 2n)	0.2110	14.80
58Co			70.8		59Co(n, 2n)	0.6600	14.60
					58Ni(n, p)	0.3490	14.70
					58Ni(n, p)	0.5100	5.00
51Cr			27.7		50Cr(n, γ)	15.9000	
57Ni			1.5		52Cr(n, 2n)	0.1430	14.60
97Nb		1.2			97Mo(n, p)	0.0680	14.60
57Co			271		58Ni(n, np)	0.5200	14.20
60Co				5.3	59Co(n, γ)	17.0000	thermal
					60Ni(n, p)	0.0510	14.00
					63Cu(n, α)	0.0500	14.60
55Fe				2.7	54Fe(n, γ)	2.2500	
					56Fe(n, 2n)	0.4400	14.00
					58Ni(n, α)	0.0950	14.60
59Fe			44.6		58Fe(n, γ)	1.1500	
					59Co(n, p)	0.0820	14.80
					62Ni(n, α)	0.0220	14.10
92mNb			10.2		93Nb(n, 2n)	0.4640	14.40
99mTc		6.02			99Tc(n, n' γ)	0.1070	14.70
					99Ru(n, p)	<0.016	14.70
63Ni				100	62Ni(n, γ)	14.2000	
					63Cu(n, p)	0.0270	14.70
54Mn			312.5		55Mn(n, 2n)	0.7850	14.60
					54Fe(n, p)	0.3460	14.60
					54Fe(n, p)	0.3860	4.90
32P			14.28		31P(n, γ)	0.1800	
					32S(n, p)	0.1840	14.80
					35Cl(n, α)	0.1080	14.60
					35Cl(n, α)	0.0067	4.10
					32S(n, p)	0.2480	5.30

表 4.5 - 2 代表的核種の主な生成反応

55Cr	3.56			54Cr(n, γ)	0.3600	
				55Mn(n,p)	0.0600	14.80
				58Fe(n, α)	0.0215	14.80
52V	3.75			51V(n, γ)	4.8800	
				52Cr(n,p)	0.1050	14.80
				53Cr(n,np)	0.0071	14.80
				55Mn(n, α)	0.0310	14.40
28Al	2.24			27Al(n, γ)	0.2300	
				28Si(n,p)	0.2620	14.60
				31P(n, α)	0.1180	14.20
				31P(n, α)	0.0022	5.00
57Mn	1.6			57Fe(n,p)	0.0550	14.70
				59Co(n,3He)	<0.0001	14.50
53V	1.61			53Cr(n,p)	0.0440	14.80
66Cu	5.1			65Cu(n, γ)	2.1700	
				66Zn(n,p)	0.0720	14.70
64Cu		12.7		63Cu(n, γ)	4.5000	
				65Cu(n,2n)	0.9530	14.70
				64Zn(n,p)	0.1780	14.50
				64Zn(n,p)	0.1890	5.13
62Cu	9.74			63Cu(n,2n)	0.5680	14.80
62Co	1.5			62Ni(n,p)	0.0220	14.10
				65Cu(n, α)	0.0140	14.70
62mCo	13.9			62Ni(n,p)	0.0340	14.10
				63Cu(n, α)	0.0019	14.70
61Co	99			61Ni(n,p)	0.1440	14.60
				62Ni(n,np)	0.0044	14.50

表 4.6 - 1 構造体生成核種の γ 線源データ

Species	Th (min)	Th (hour)	Th (Day)	Th (Year)	E (MeV)	Igam (%)	Fi ((mrem/h)/(photon/cm2s))	F ((mrem/h)/(Bq/cm2))	
101Mo	14.6				0.19192	18.80%	1.40E-04	1.31E-03	
					0.50594	11.80%	1.17E-03		
					0.59091	16.40%	1.17E-03		
					0.6956	7.20%	1.37E-03		
					0.93421	3.40%	1.77E-03		
					1.01248	12.80%	1.90E-03		
					1.161	3.97%	2.04E-03		
					1.2511	4.61%	2.17E-03		
					1.5325	5.96%	2.55E-03		
60mCo	10.5				2.03211	6.94%	3.10E-03		
					0.0586	2.03%	1.83E-04	9.23E-06	
					1.3325	0.24%	2.30E-03		
					0.12723	2.86%	2.70E-04	6.77E-04	
101Tc	14.3				0.18409	1.69%	3.90E-04		
					0.30683	88.00%	6.80E-04		
					0.54506	5.98%	1.08E-03		
58mCo		9.15			0.02489	0.04%	2.70E-04	9.45E-08	
56Mn	2.58				0.84676	98.90%	1.63E-03	2.89E-03	
					1.81072	27.20%	2.88E-03		
					2.11305	14.30%	3.24E-03		
65Ni	2.52				2.52288	0.99%	3.62E-03		
					0.36627	4.75%	8.16E-04	9.18E-04	
					1.11553	15.10%	2.04E-03		
99Mo			2.75		1.48184	23.50%	2.43E-03		
					0.04059	1.15%	9.00E-04	3.79E-04	
					0.18106	6.06%	3.90E-04		
93mMo	6.85				0.36642	11.90%	8.16E-04		
					0.7395	12.19%	1.50E-03		
					0.77792	4.32%	1.50E-03		
91Mo	15.5				0.26306	56.70%	5.60E-04	4.09E-03	
					0.68467	99.70%	1.37E-03		
					1.47711	99.10%	2.43E-03		
58Co					0.511	70.70%	1.08E-03	2.40E-03	
					0.6529	48.10%	1.27E-03		
					1.2081	18.70%	2.17E-03		
					1.508	24.20%	2.55E-03		
51Cr		70.8			0.511	30.00%	1.08E-03	1.97E-03	
					0.81076	99.40%	1.63E-03		
					0.86394	0.68%	1.63E-03		
					1.67468	0.52%	2.66E-03		
57Ni			27.7			0.32008	9.83%	6.80E-04	6.68E-05
97Nb	1.2				0.12719	12.90%	2.70E-04	3.32E-03	
					0.511	80.00%	1.08E-03		
					1.37759	77.60%	2.30E-03		
					1.75748	7.06%	2.77E-03		
					1.91943	14.70%	3.00E-03		
57Co					0.65798	98.34%	1.27E-03	1.27E-03	
					1.02453	1.08%	1.90E-03		
60Co			271		0.01441	9.50%	2.70E-04	2.73E-04	
					0.12206	85.60%	2.50E-04		
					0.13647	10.60%	2.90E-04		
					0.692	0.16%	1.37E-03		
55Fe				5.3	1.17324	99.90%	2.77E-03	5.07E-03	
					1.3325	99.98%	2.30E-03		
59Fe			2.7		0	0.00%	0.00E+00	0.00E+00	
59Fe	44.6				0.14265	1.03%	2.90E-04	2.03E-03	
					0.19234	3.11%	4.10E-04		
					0.33481	0.26%	7.44E-04		
					1.09922	56.50%	1.90E-03		
					1.29156	43.20%	2.17E-03		

表 4.6-2 構造体生成核種の γ 線源データ

92mNb		10.2	0.93446	99.15%	1.77E-03	1.78E-03
			1.8473	0.85%	2.88E-03	
99mTc	6.02		0.14051	89.60%	3.10E-04	2.78E-04
			0.14263	0.03%	3.10E-04	
63Ni		100	0	0.00%	0.00E+00	0.00E+00
54Mn		312.5	0.83483	99.98%	1.63E-03	1.63E-03
32P		14.28	0	0.00%	0.00E+00	0.00E+00
55Cr	3.56		1.5282	0.04%	2.55E-03	1.08E-06
			2.2518	0.00%	3.24E-03	
52V	3.75		1.33362	0.59%	2.30E-03	2.45E-03
			1.43406	100.00%	2.43E-03	
			1.53067	0.12%	2.55E-03	
28Al	2.24		1.7789	100.00%	2.77E-03	2.77E-03
57Mn	1.6		0.12206	87.70%	2.50E-04	2.56E-04
			0.13647	12.00%	2.90E-04	
			0.23025	0.00%	5.20E-04	
			0.3397	0.00%	7.44E-04	
			0.6921	0.15%	1.37E-03	
53V	1.61		0.2827	0.76%	6.18E-04	1.92E-03
			1.006	89.60%	1.90E-03	
			1.2891	10.00%	2.17E-03	
66Cu	5.1		0.8334	0.14%	1.63E-03	1.54E-04
			1.0392	8.00%	1.90E-03	
64Cu		12.7	0.511	35.80%	1.08E-03	3.98E-04
			1.3458	0.48%	2.30E-03	
62Cu	9.74		0.511	194.80%	1.08E-03	2.11E-03
			0.87571	0.15%	1.63E-03	
			1.17302	0.34%	2.04E-03	
62Co	1.5		1.1289	11.10%	2.04E-03	2.53E-03
			1.1729	83.80%	2.04E-03	
			1.9851	1.60%	3.00E-03	
			2.3018	14.70%	3.43E-03	
			2.3459	1.30%	3.43E-03	
62mCo	13.9		1.1635	68.10%	2.04E-03	4.36E-03
			1.1729	97.90%	2.04E-03	
			1.7186	6.80%	2.77E-03	
			2.0037	18.60%	3.10E-03	
			2.1046	6.50%	3.24E-03	
61Co	99		0.06742	86.00%	1.86E-04	1.60E-04

表 4.7 真空容器周辺線量当量率における核種分担

	SUS台座 (SS-316)	真空容器 (Inconel-625)	Total
58Co	18%	52%	70%
60Co	26%	4%	30%
合計	44%	56%	100%

表 4.8 真空容器内側 (B点) と外側 (D点) における線量当量率の時間経過

運転停止後 経過時間	真空容器内側 SUS台座表面 (B点) 線量率(mrem/h)	真空容器外側 表面 (D点) 線量率(mrem/h)
1 カ月後	8.86	7.58
1 年後	2.32	1.17
1 カ月後の値に 対する 1 年後の 減衰率	26%	15%

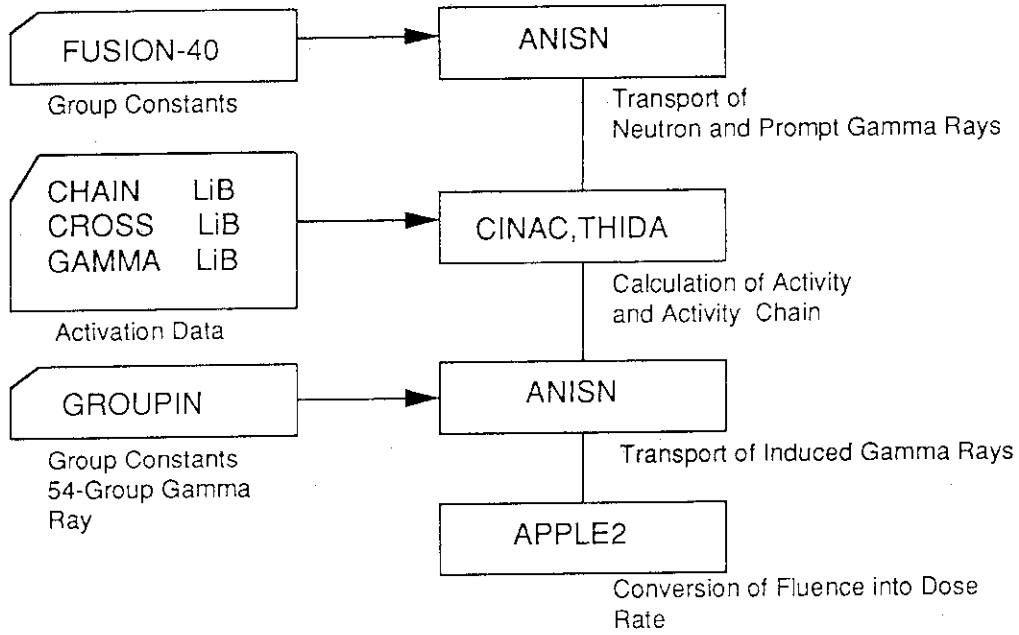


図 4.1 放射化計算フロー

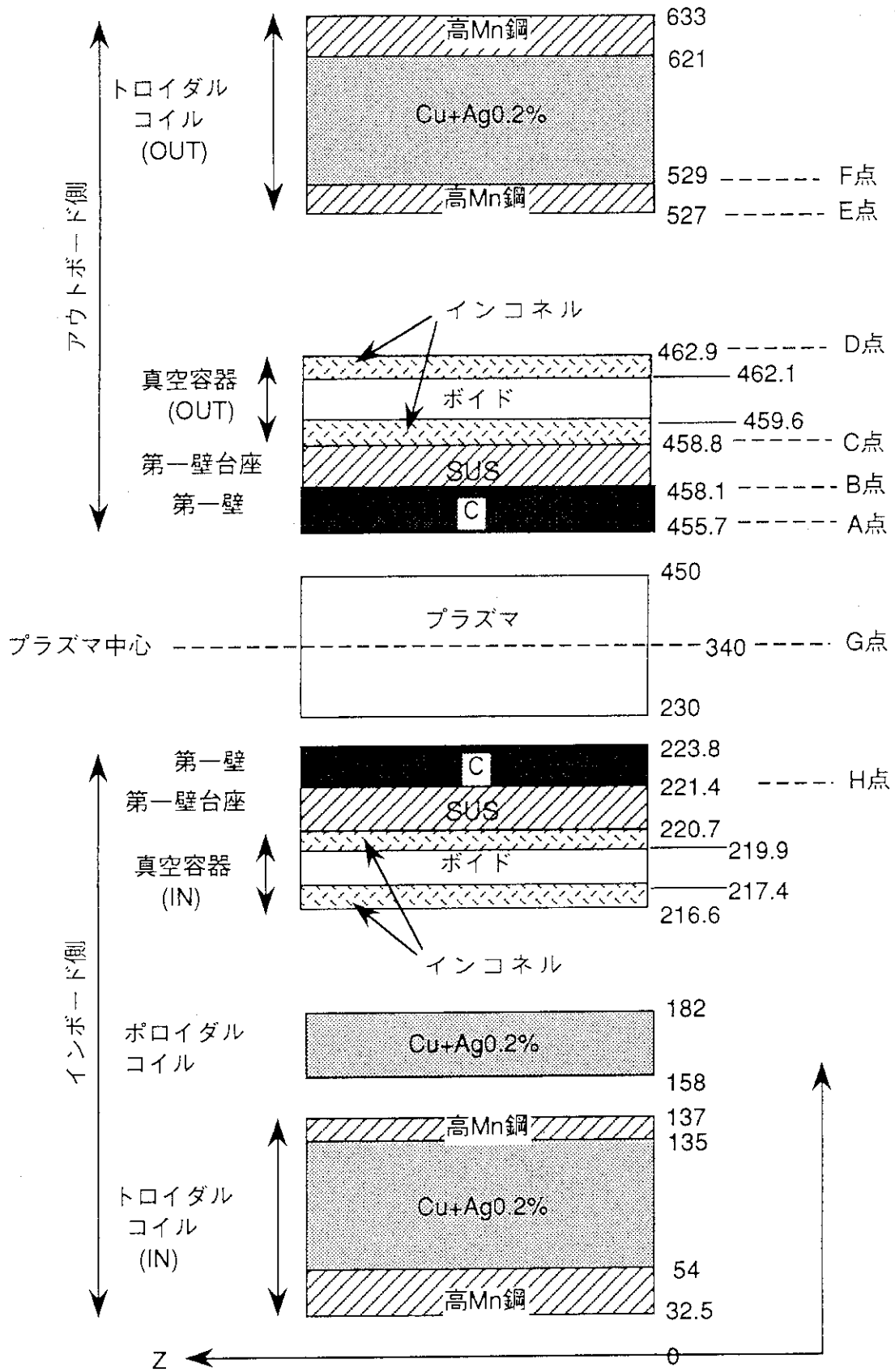


図 4.2 JT-60U装置構造寸法(トーラス水平面の断面、単位は cm)

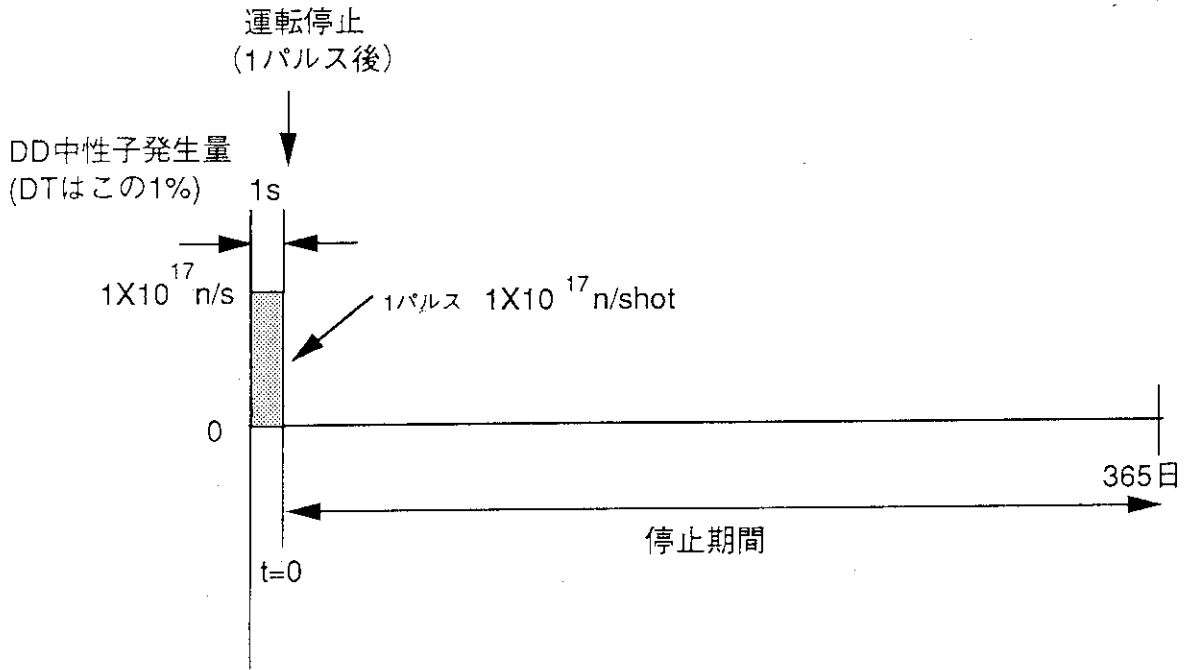


図 4.3 Case 1 の運転パターン

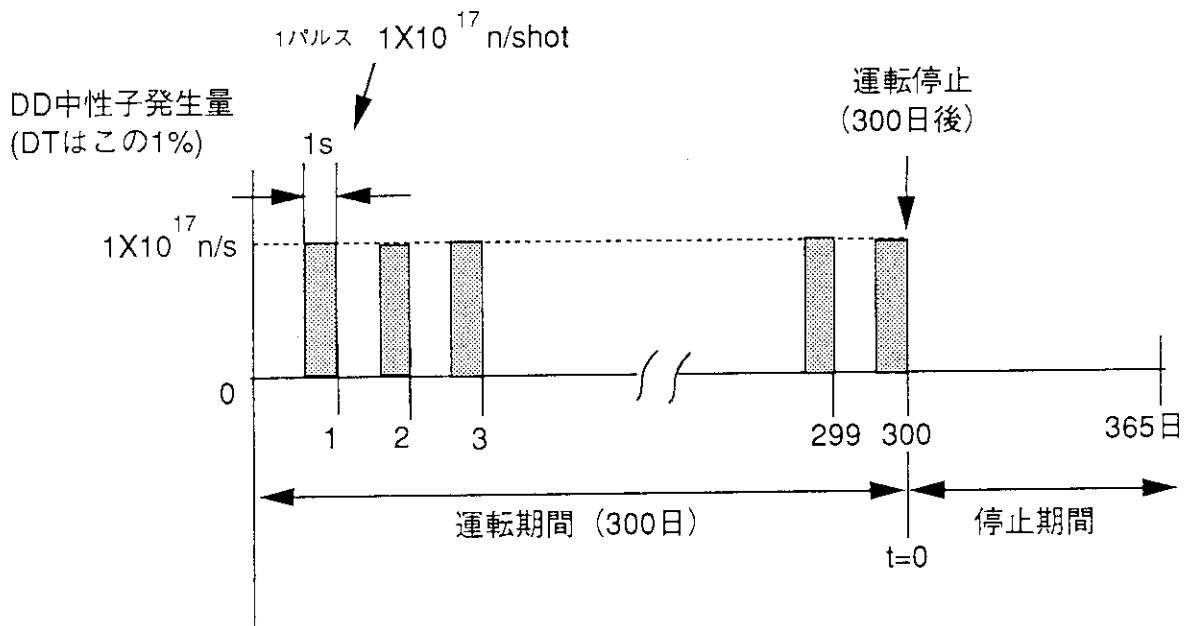


図 4.4 Case 2 の運転パターン

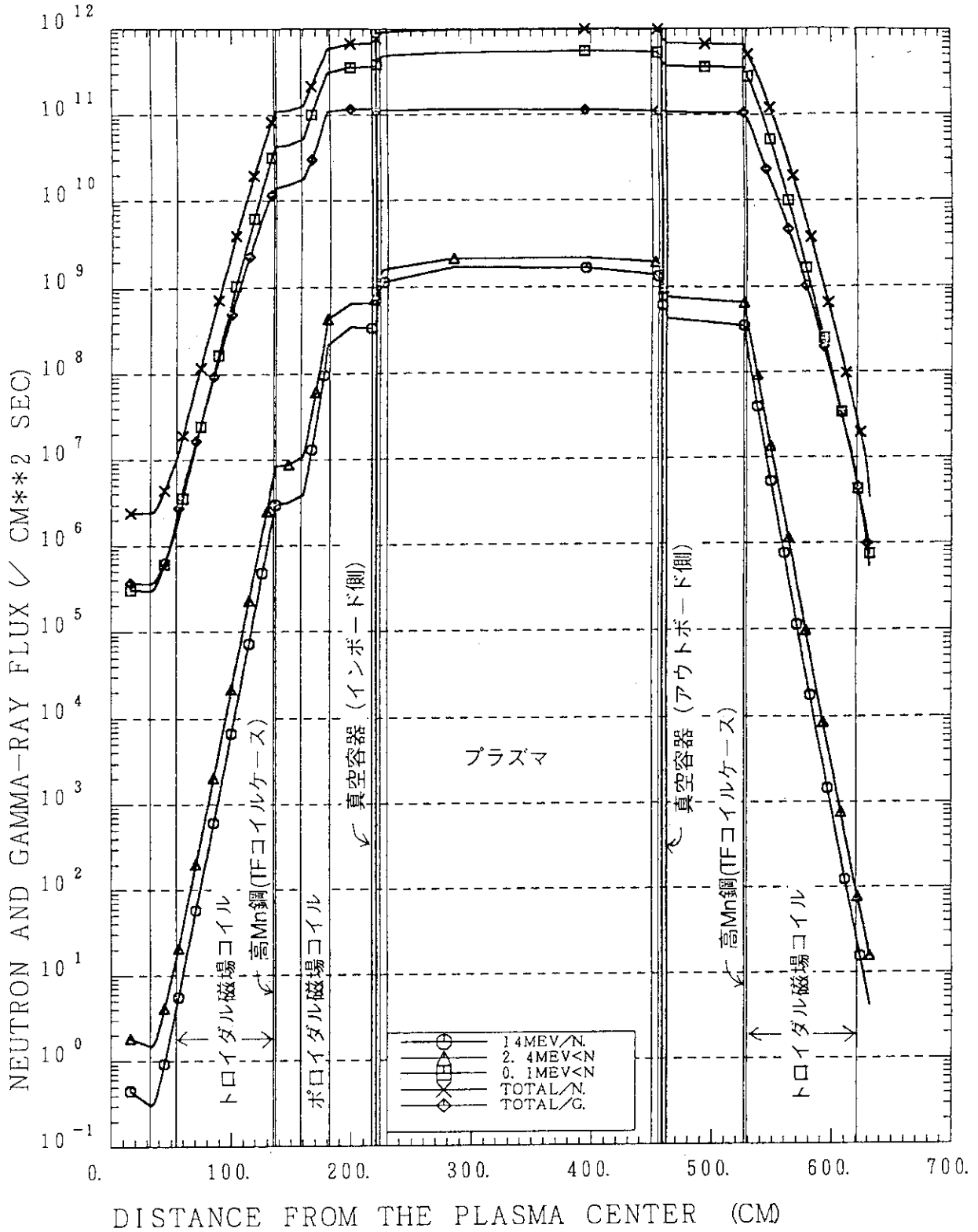


図 4.5 運転中の中性子、 γ 線束分布

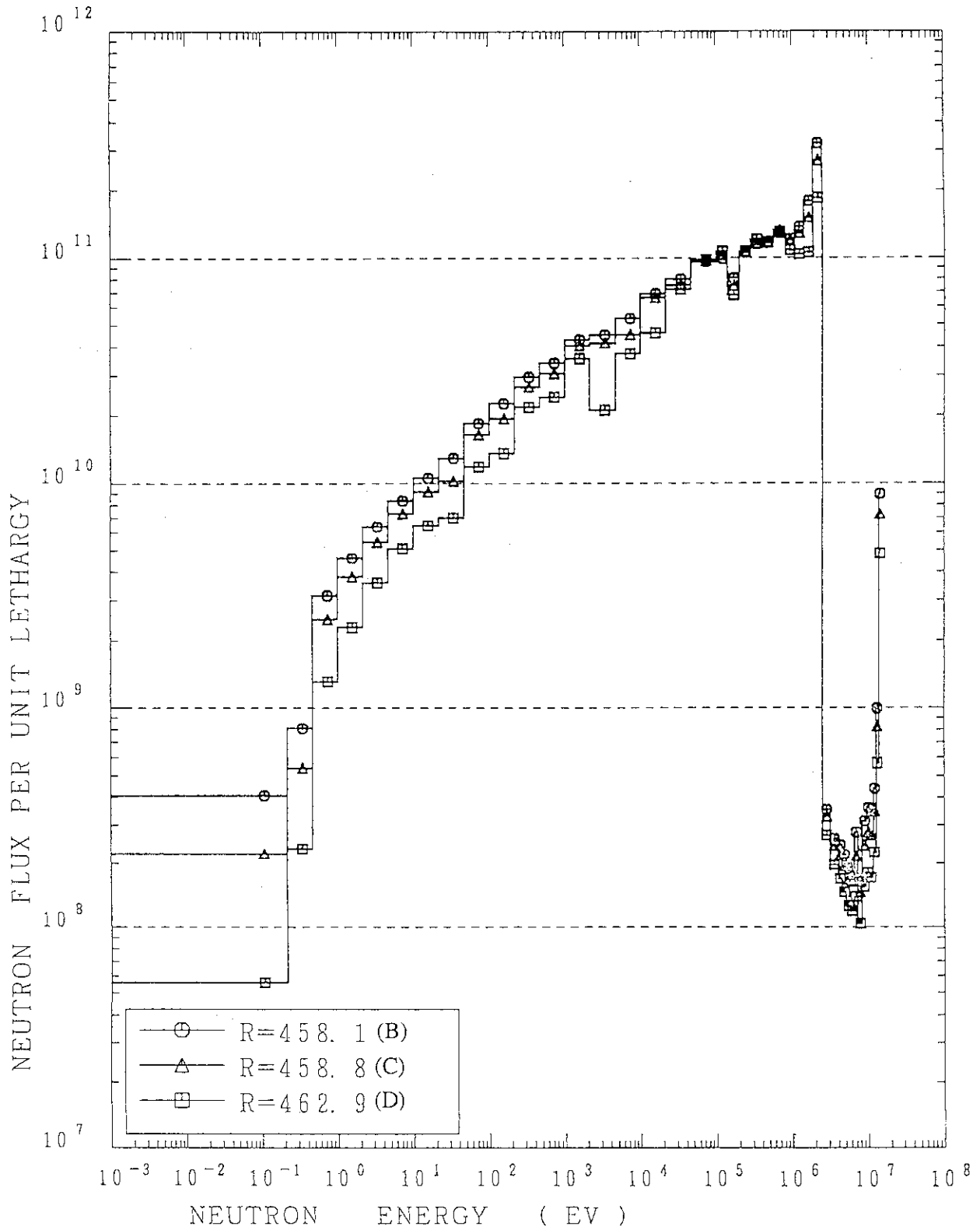


図 4.6 (a) 中性子エネルギースペクトル分布

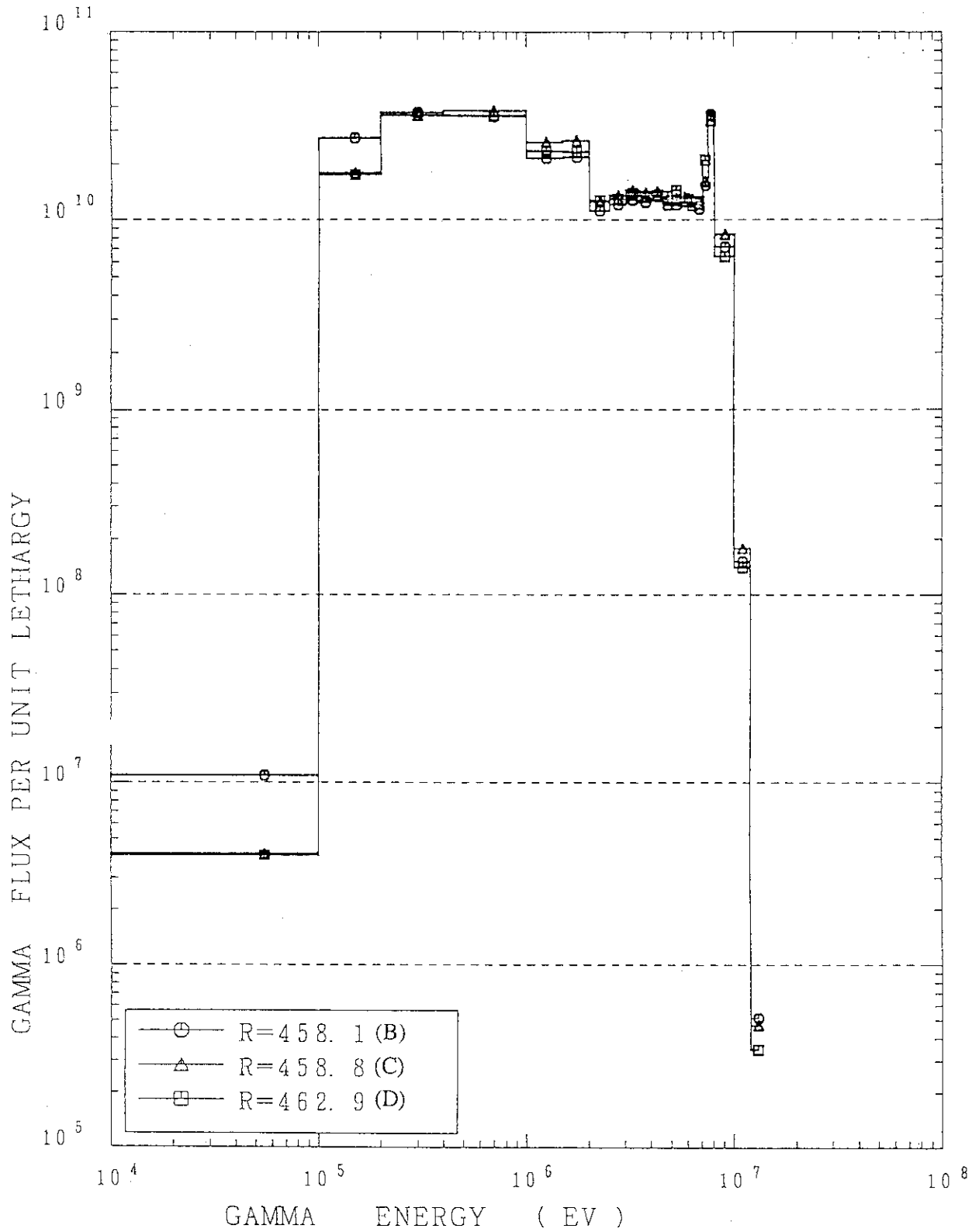


図 4.6 (b) γ 線エネルギースペクトル分布

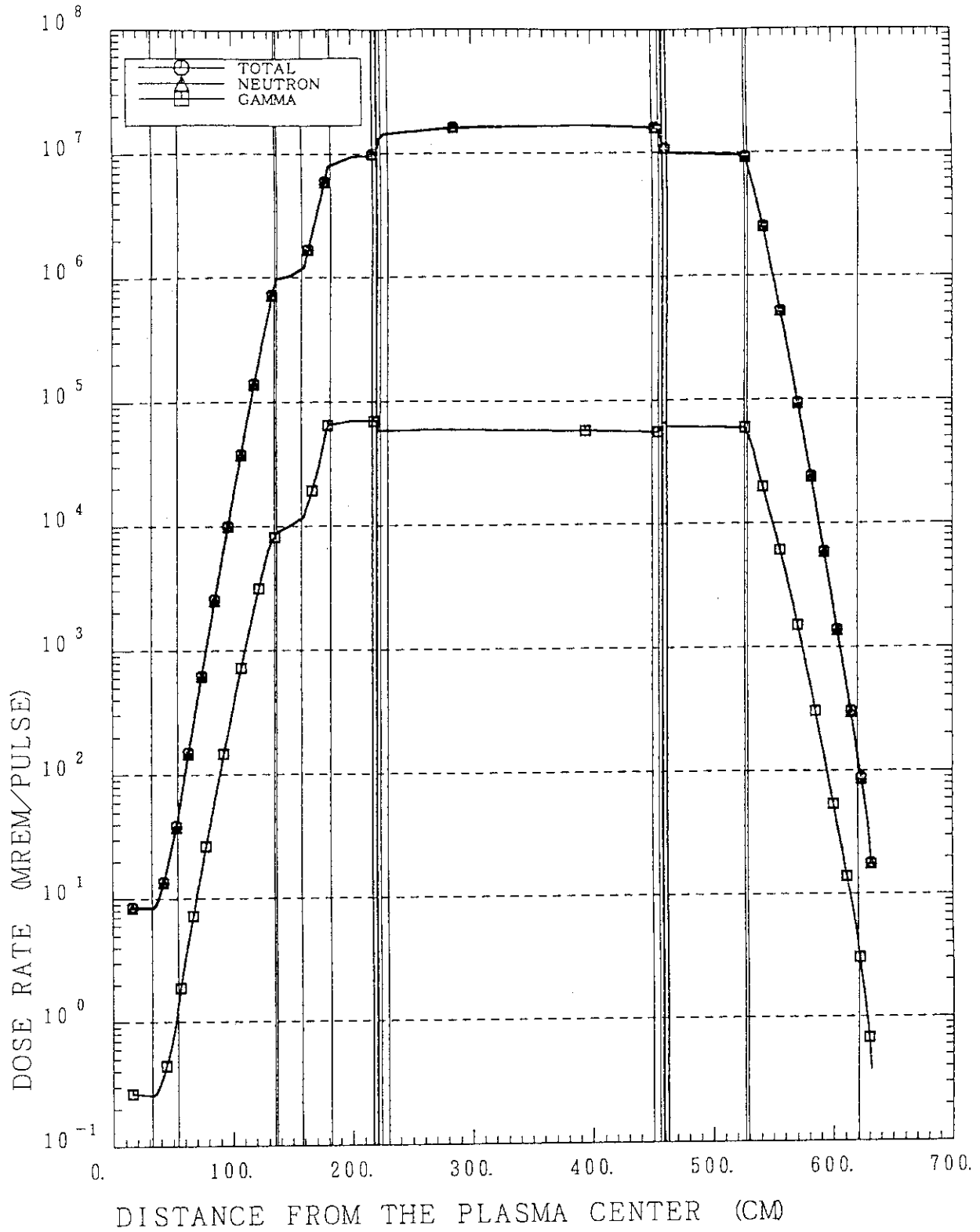


図 4.7 運転中の線量当量率分布

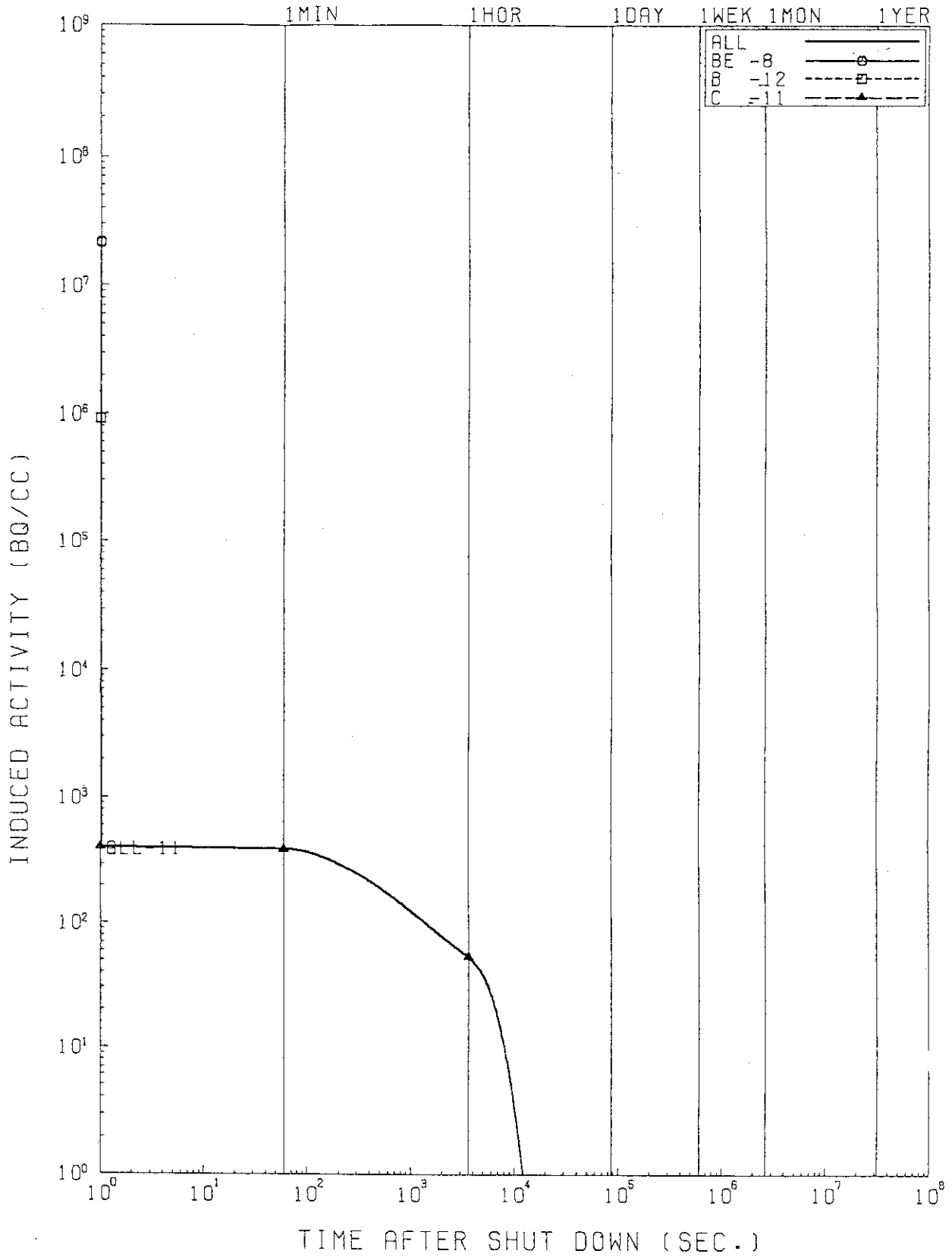


図 4.8 C第一壁表面(A点)における誘導放射能時間減衰(Case1)

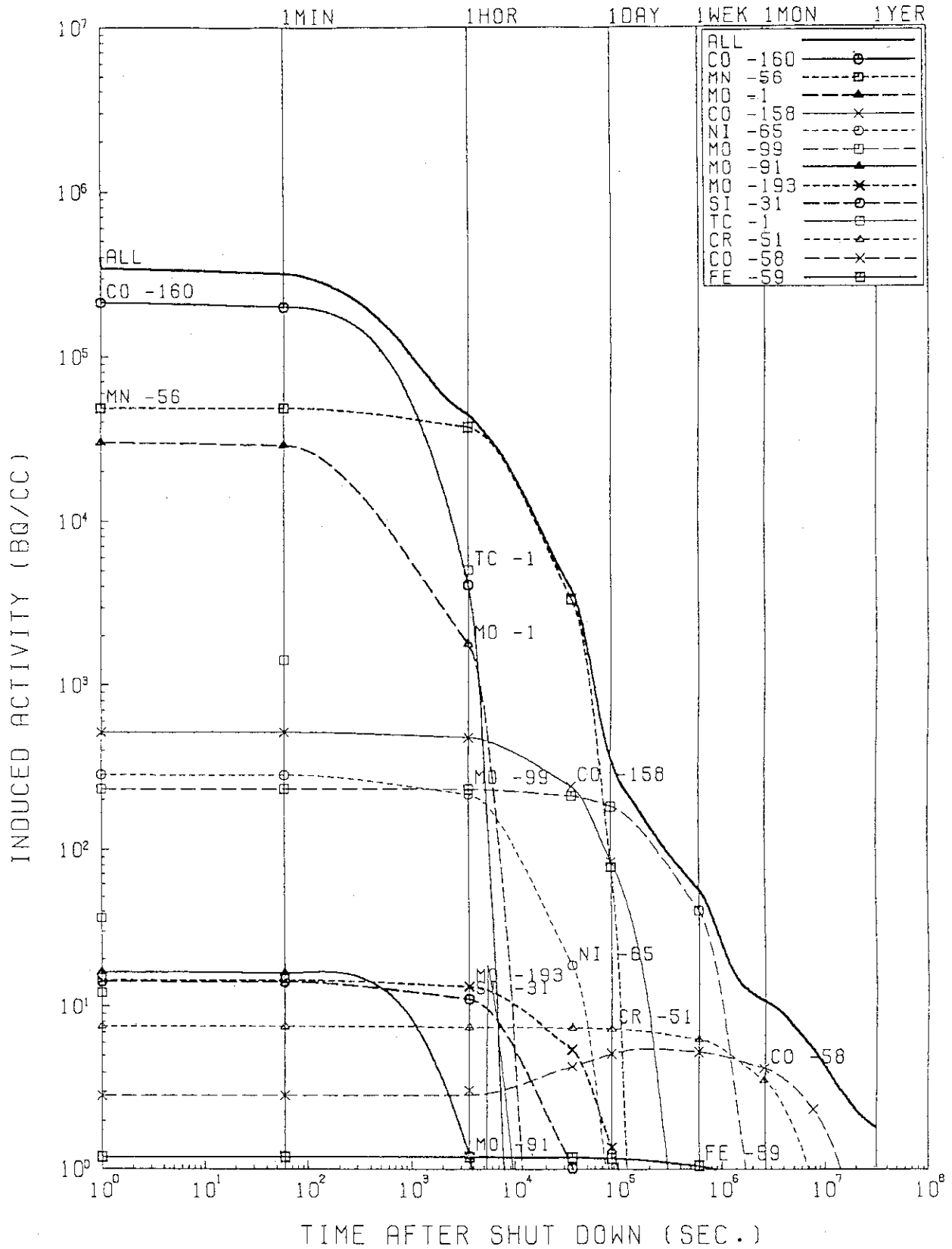


図 4.9 SS-316 台座表面(B点)における誘導放射能時間減衰 (Case 1)

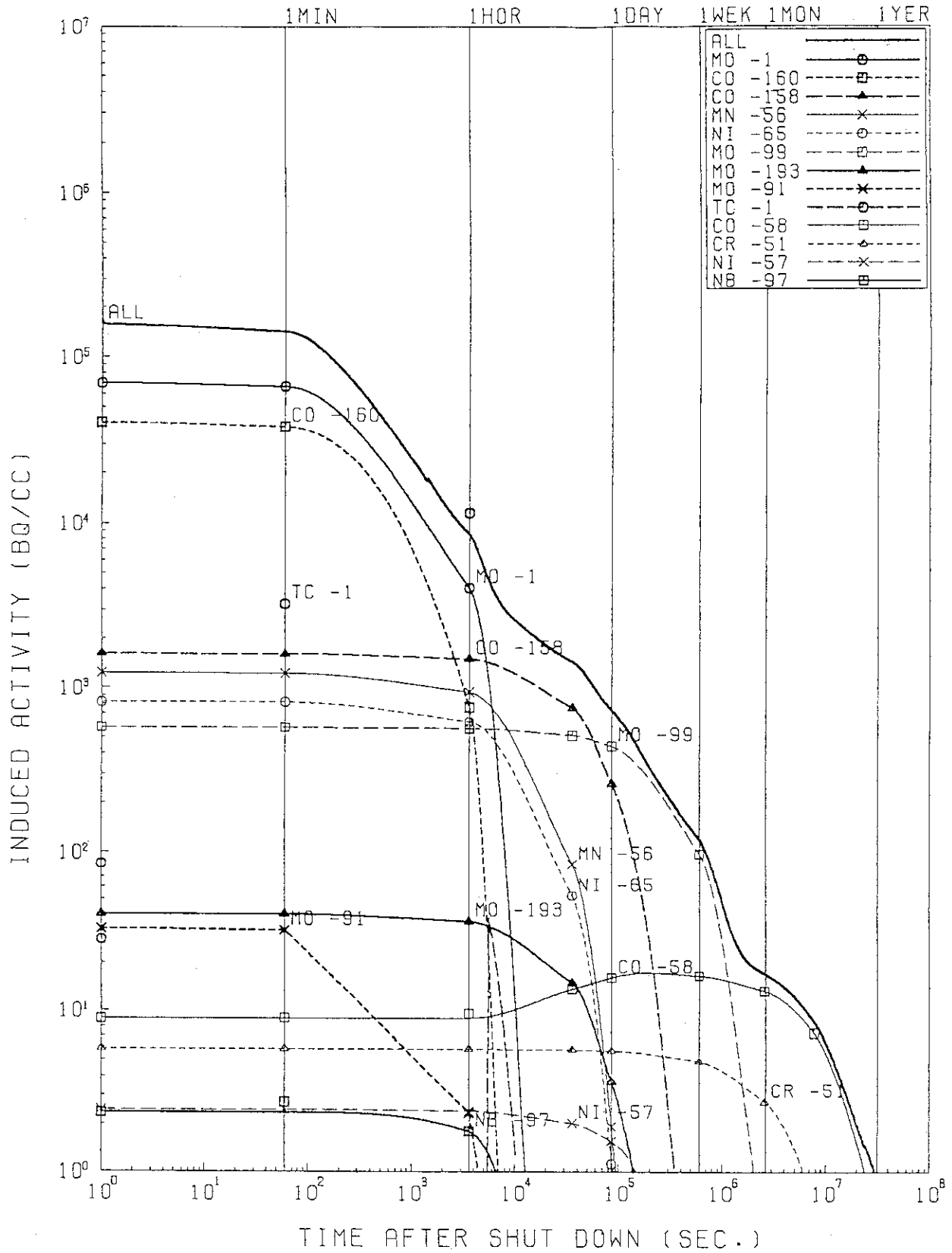


図 4.10 V/V 表面(D点)における誘導放射能時間減衰 (Case 1)

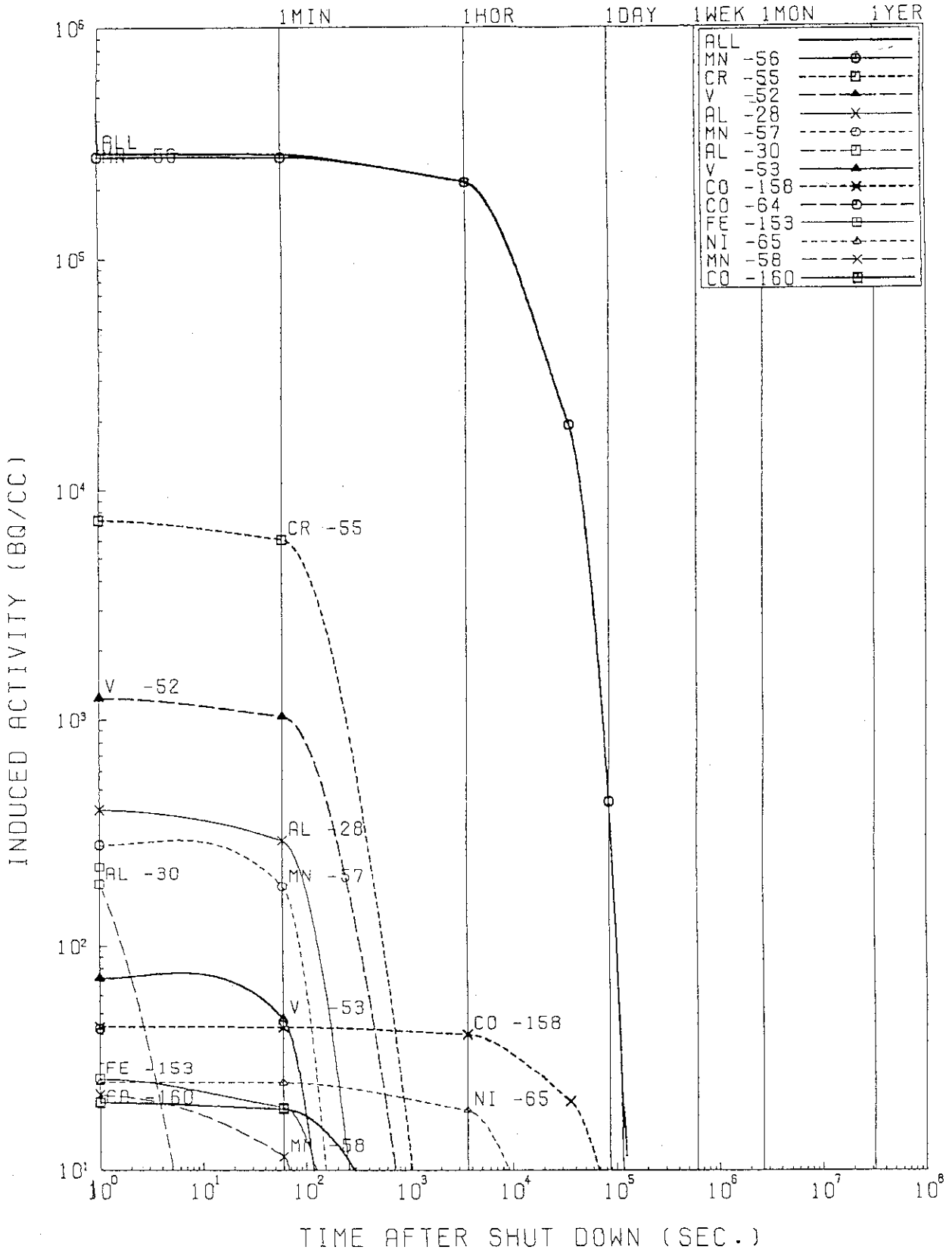


図 4.11 TFコイル表面(E点)における誘導放射能時間減衰(Case 1)

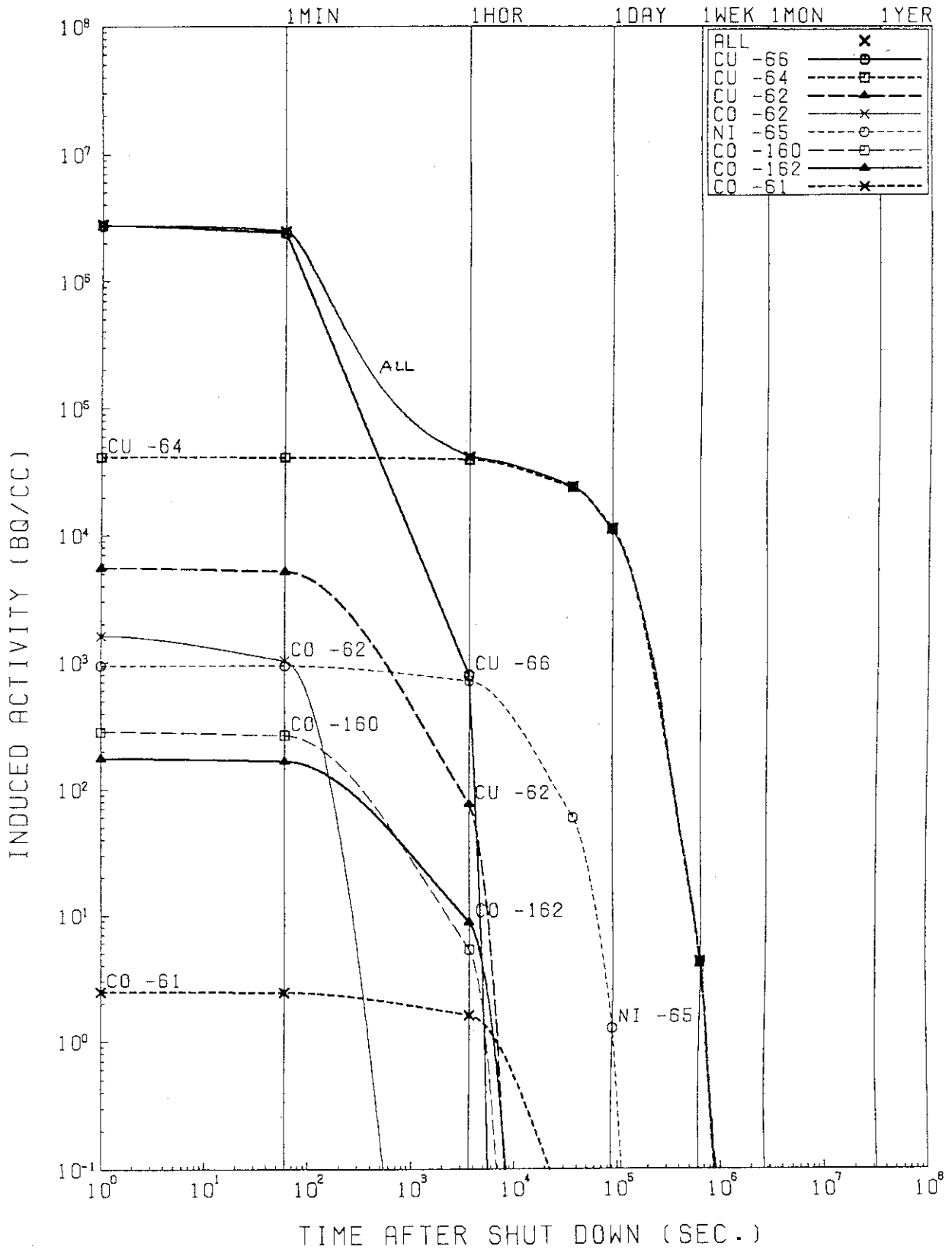


図 4.12 TF コイル 導体部 (Cu+0.2%Ag) 表面 (F 点) における誘導放射能時間減衰 (Case 1)

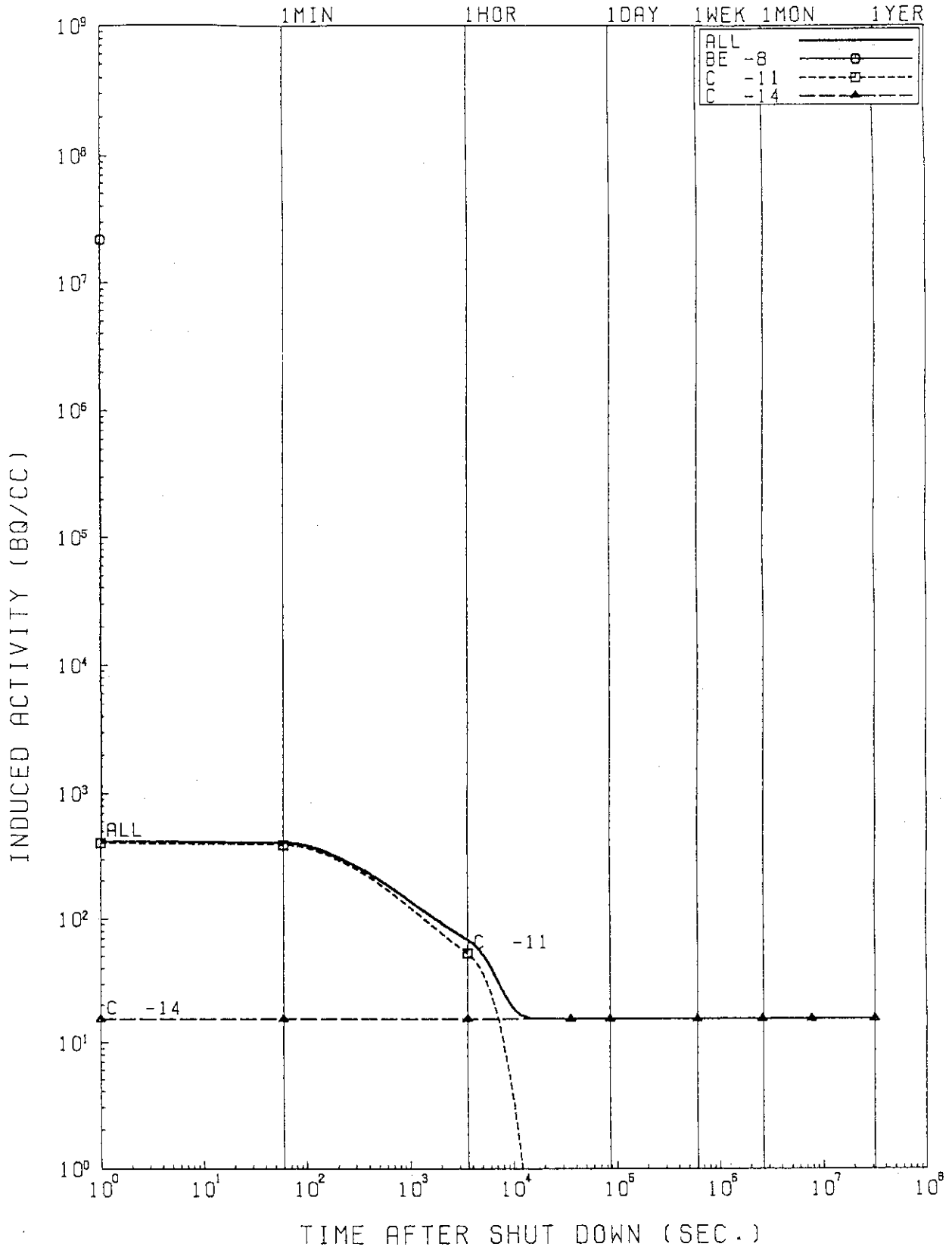


図 4.13 C第一壁表面(A点)における誘導放射能時間減衰 (Case 2)

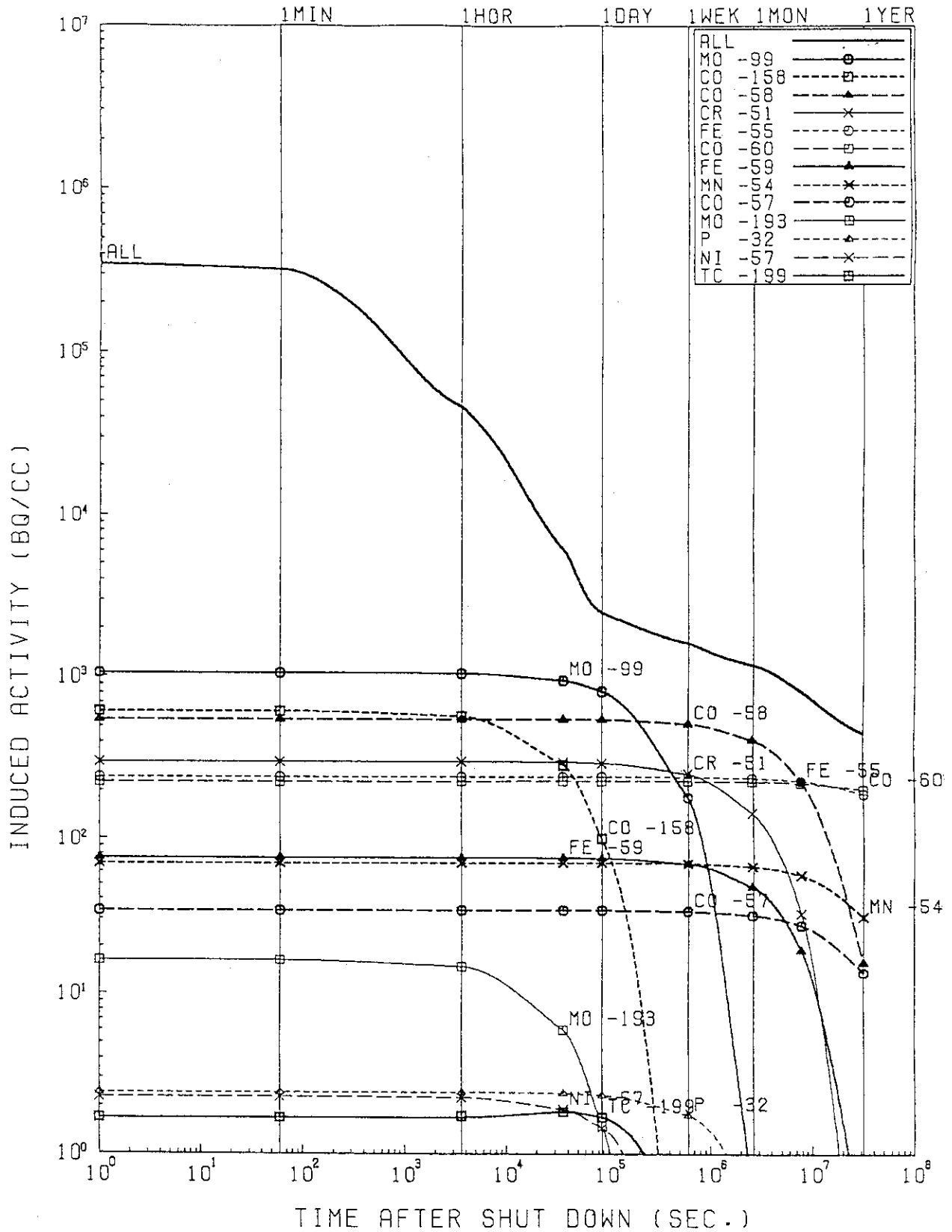


図 4.14 SS-316 台座表面(B点)における誘導放射能時間減衰 (Case 2)

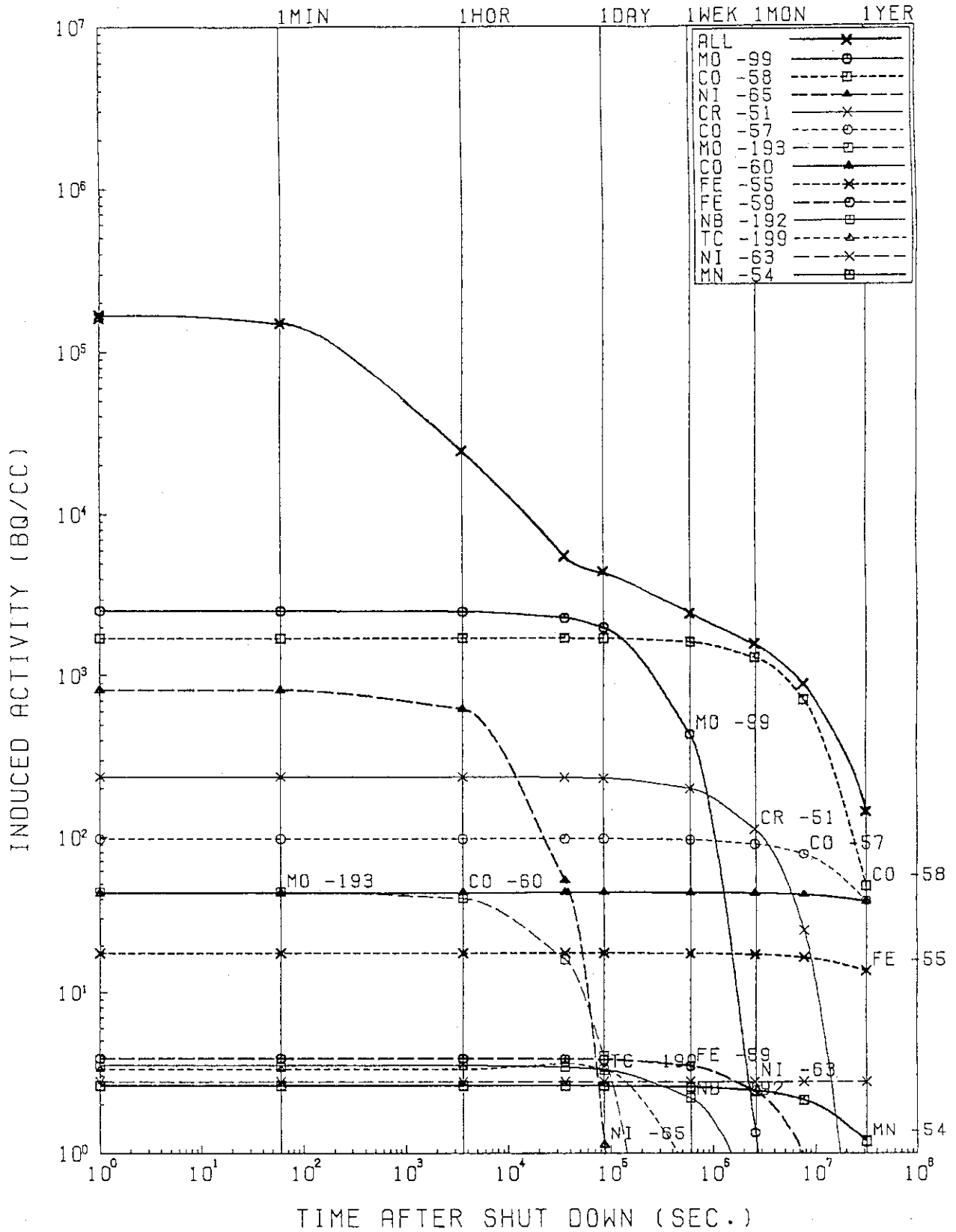


図 4.15 V/V 表面 (D点) における誘導放射能時間減衰 (Case 2)

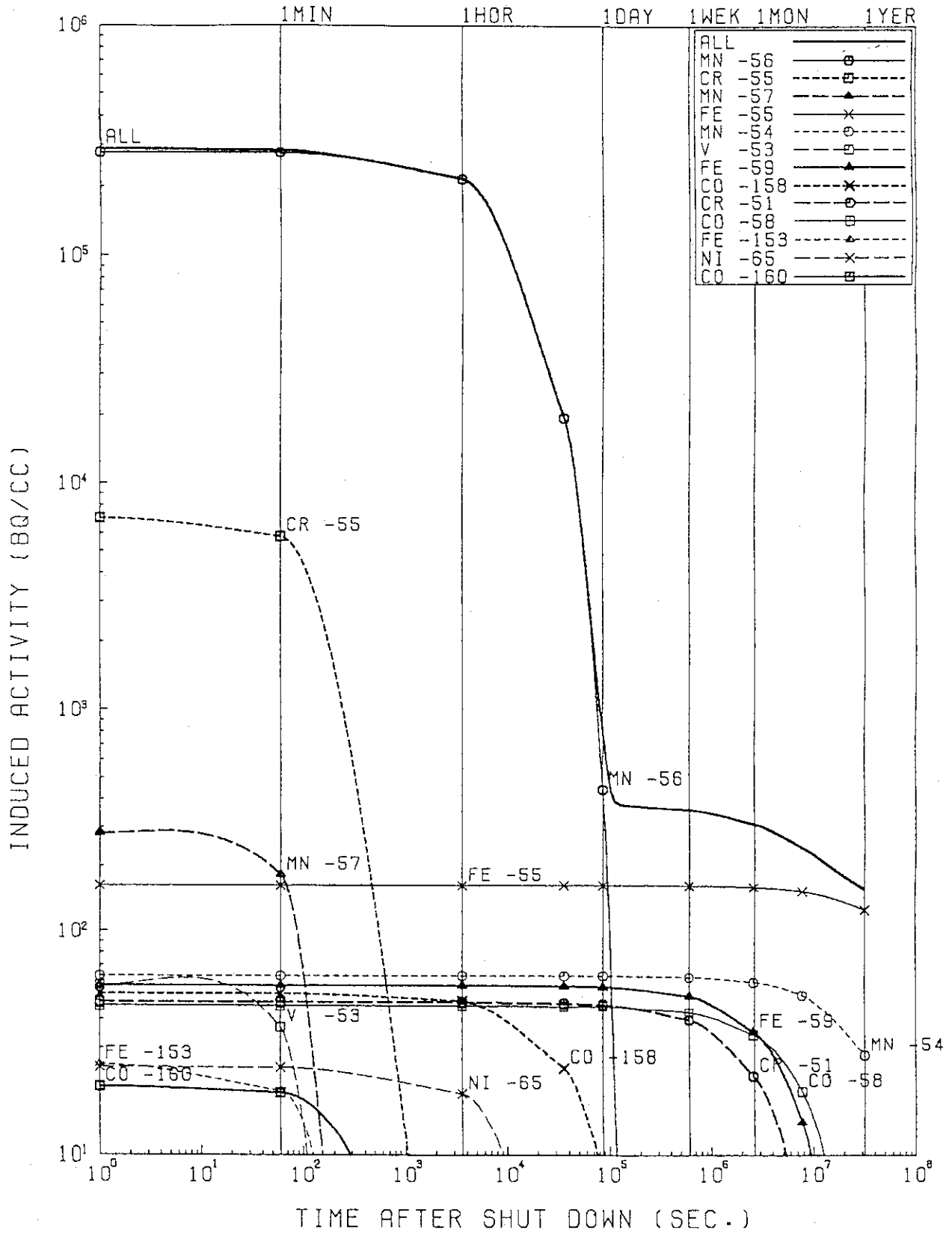


図 4.16 TFコイル表面 (E点) における誘導放射能時間減衰 (Case 2)

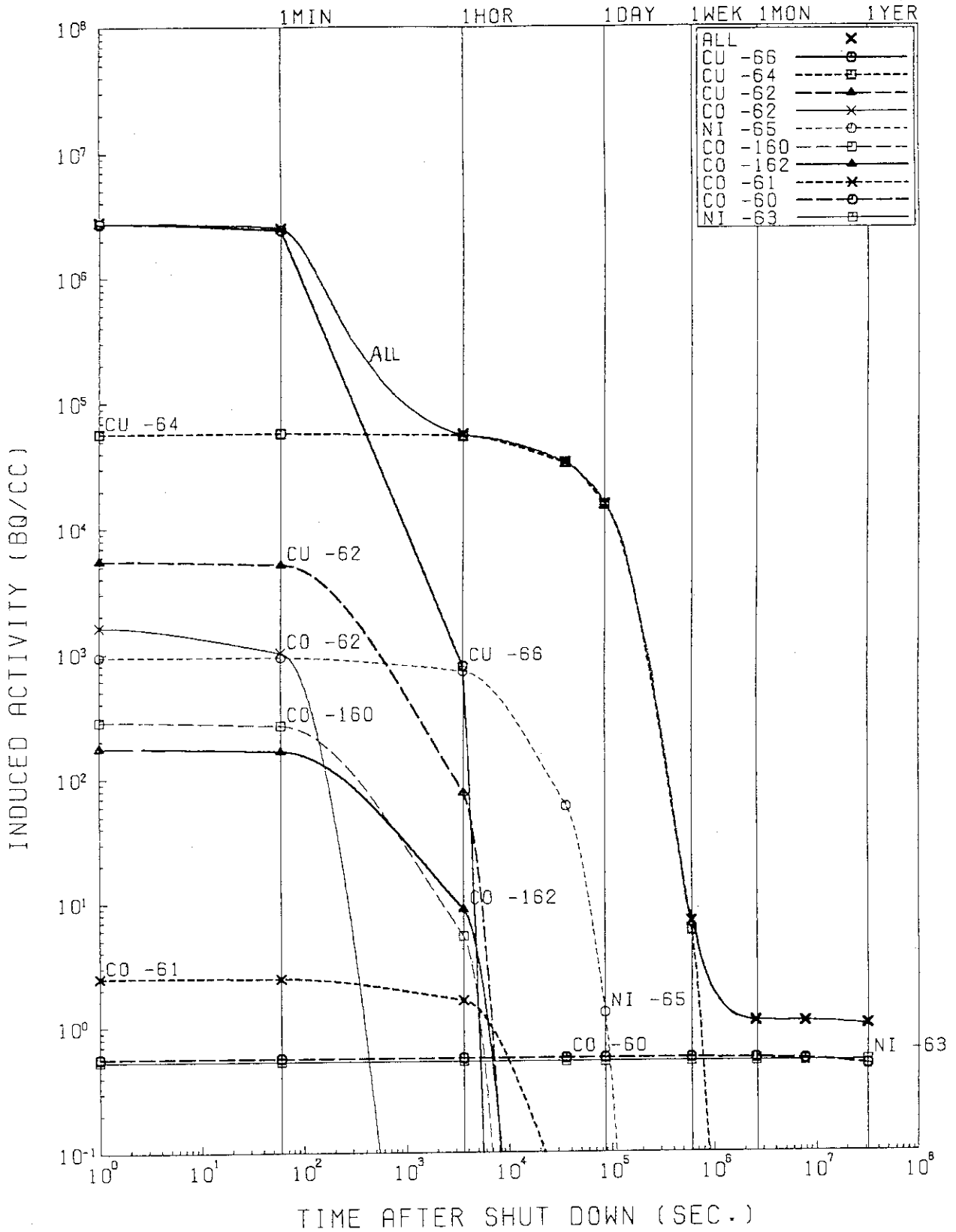


図 4.17 TFコイル導体部 (Cu+0.2%Ag) 表面 (F点) における誘導放射能時間減衰 (Case 2)

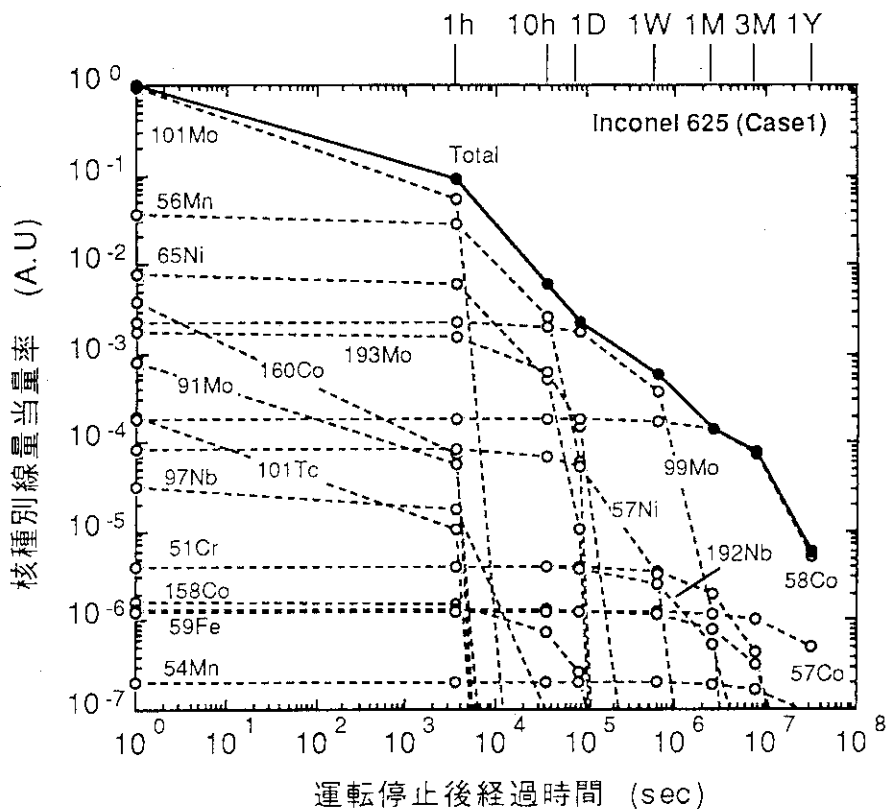


図 4.18 真空容器 Inconel-625 表面 (D点) の核種別 γ 線量当量率強度比 (Case 1)

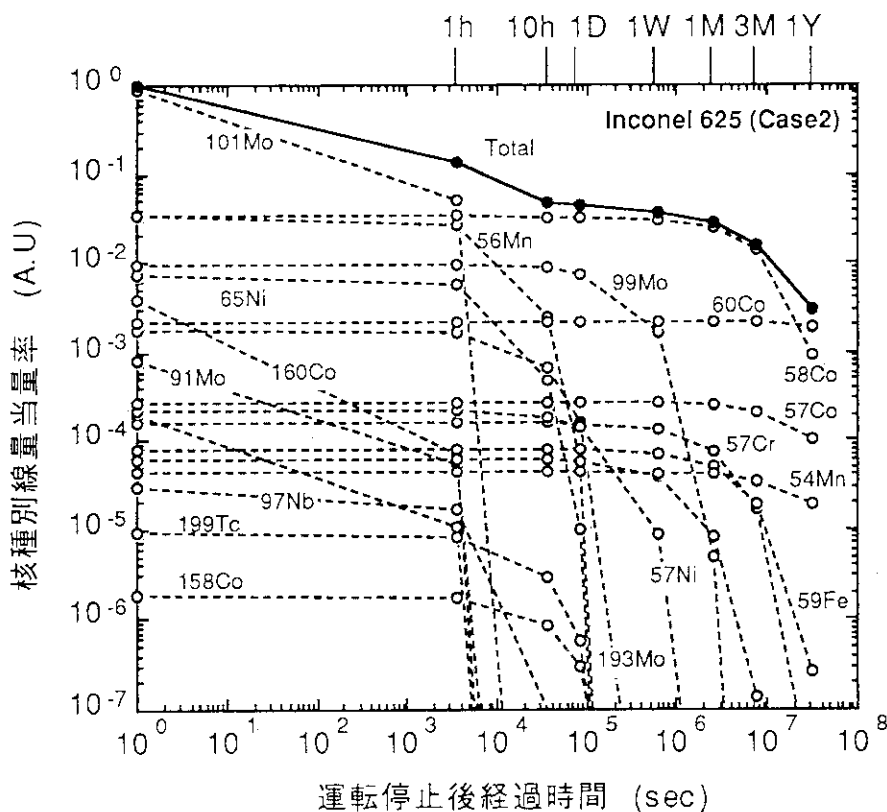


図 4.19 真空容器 Inconel-625 表面 (D点) の核種別 γ 線量当量率強度比 (Case 2)

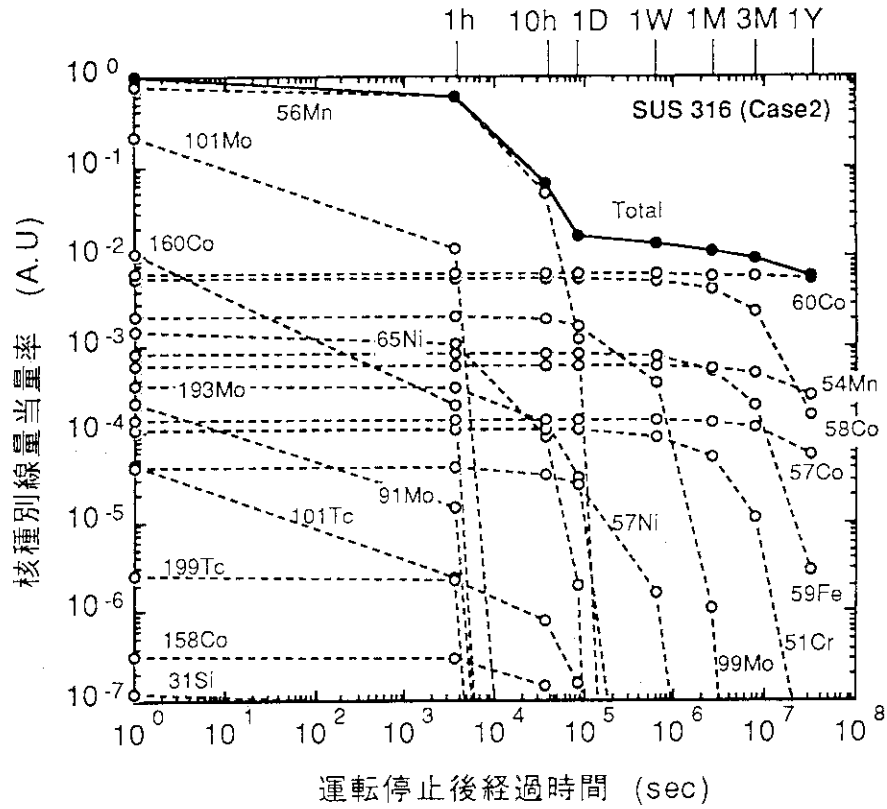


図 4.20 第一壁台座SS-316 表面(B点)の核種別 γ 線量当量率強度比 (Case 2)

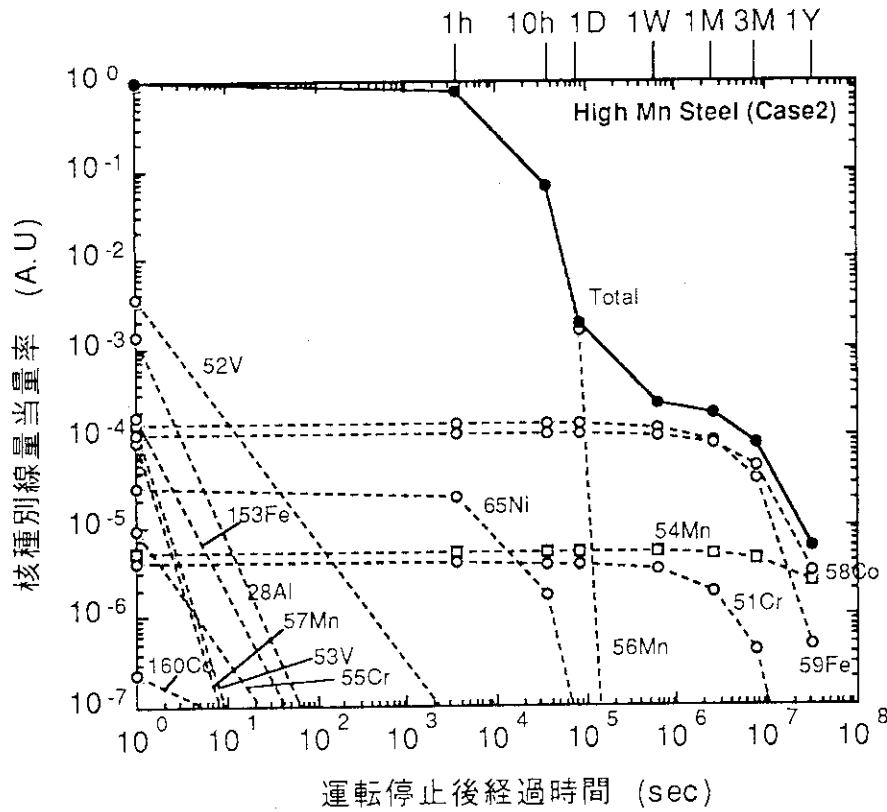


図 4.21 TF コイル高Mn 鋼構造材表面(E点)の核種別 γ 線量当量率強度比 (Case 2)

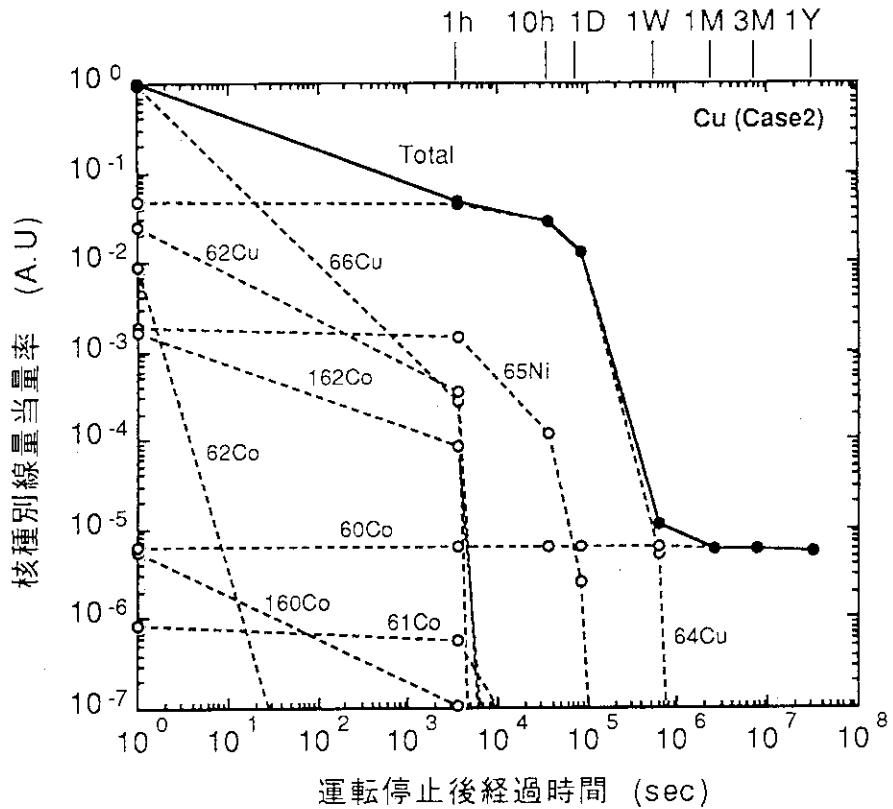


図 4.22 TF コイル導体 Cu 表面 (F 点) の核種別 γ 線量当量率強度比 (Case 2)

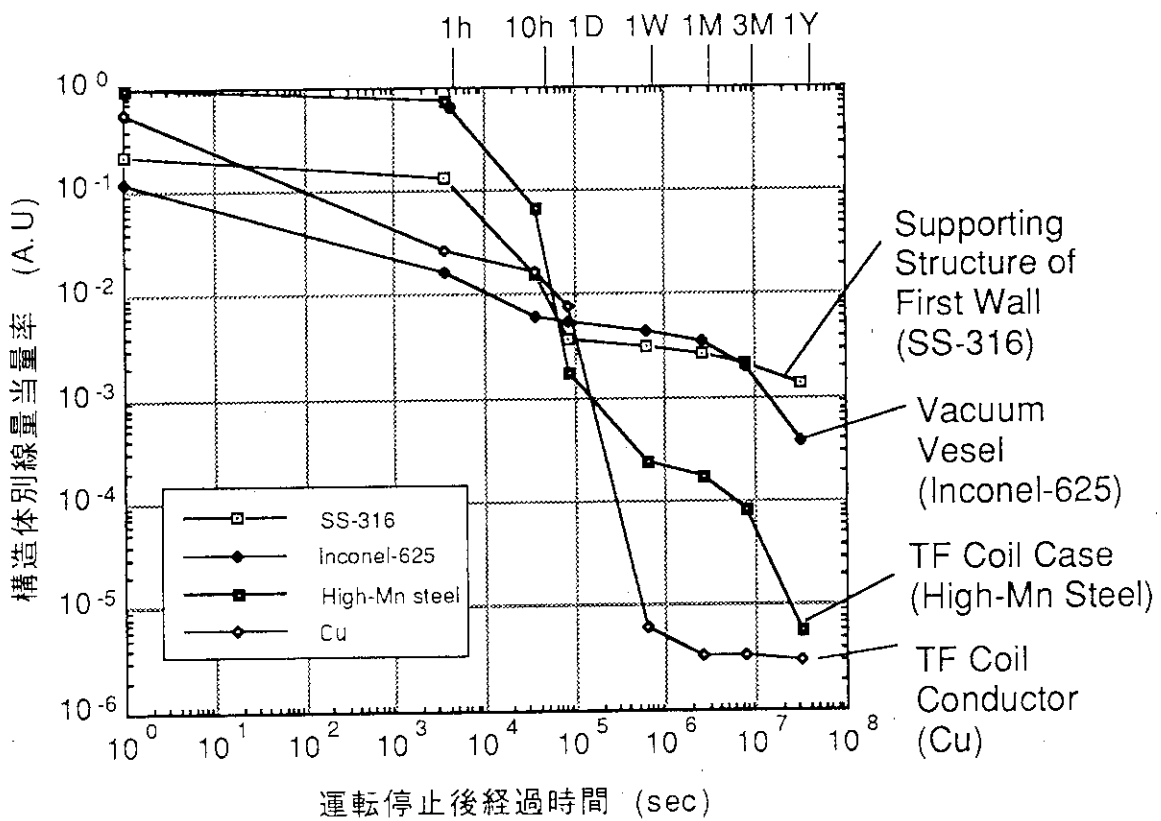


図 4.23 装置周辺構造体表面 (B ~ F 点) の残留 γ 線量当量率強度比 (Case 2)

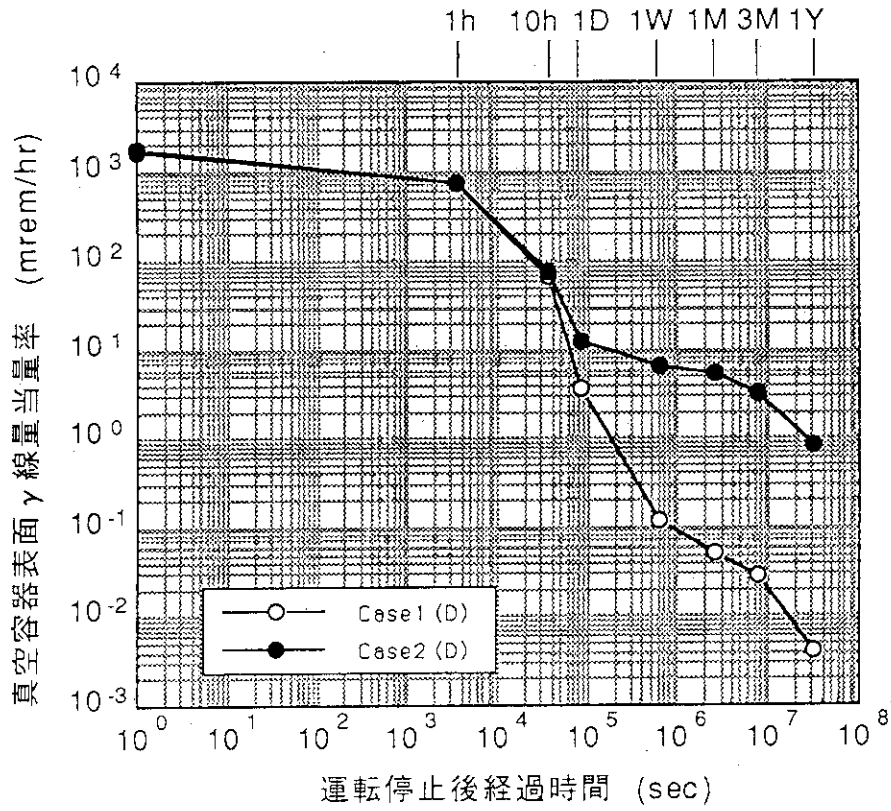


図4.24 真空容器表面(D点)の残留γ線量当量率(Case 1, 2)

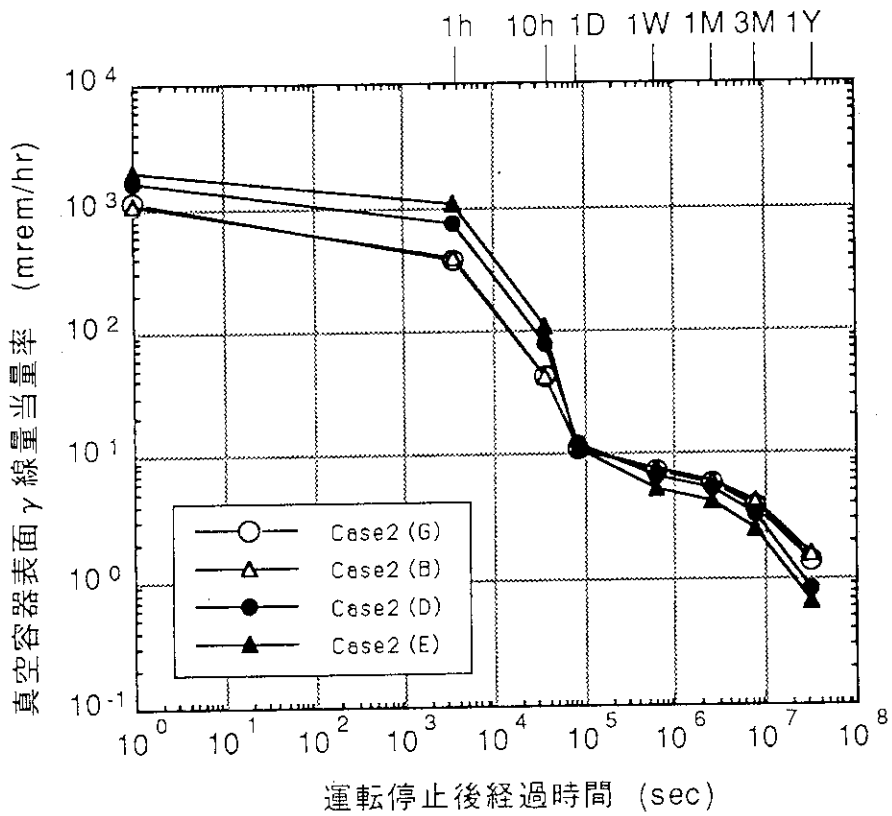


図4.25 装置周辺評価点(G,B,D,E点)の残留γ線量当量率(Case 2)

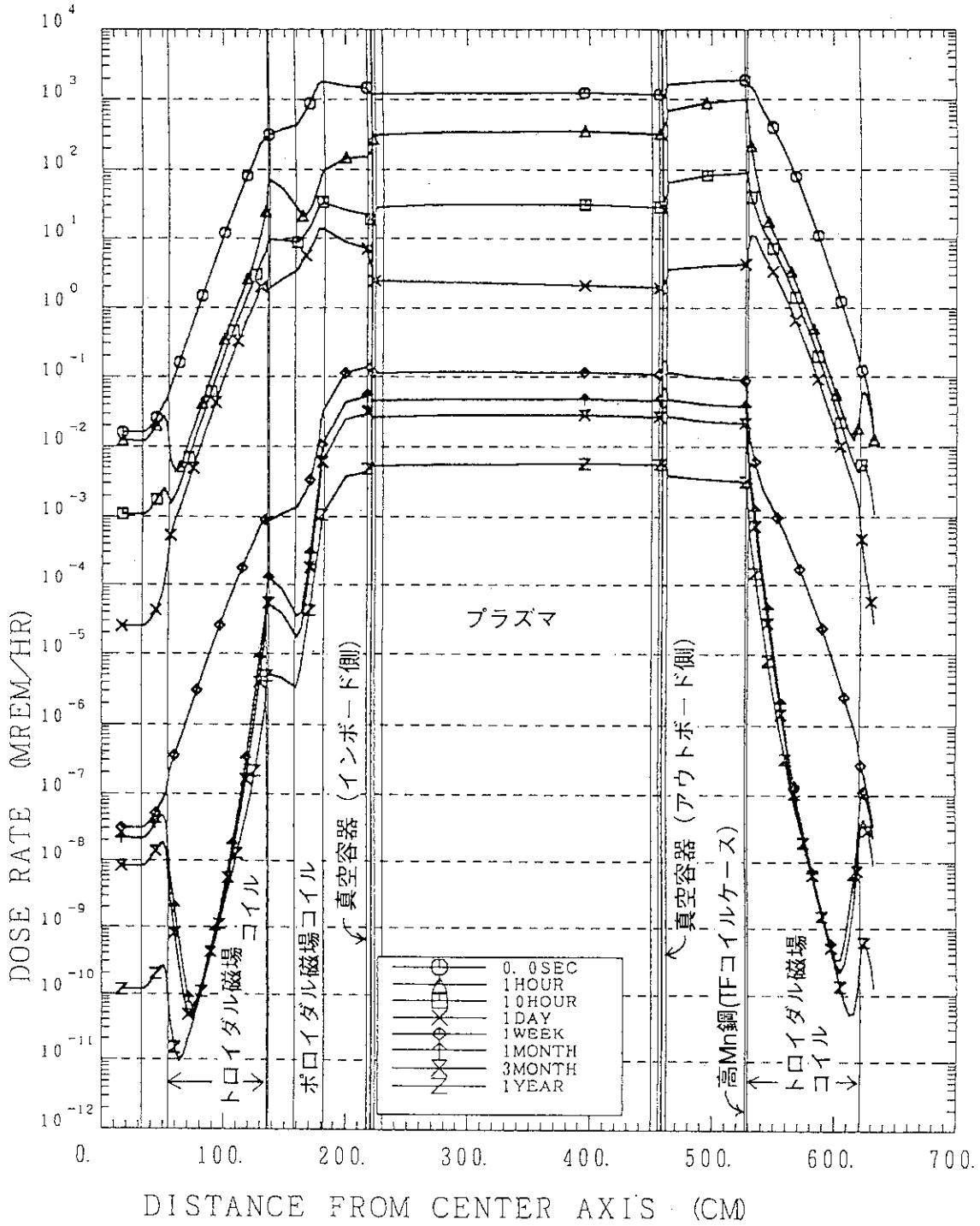


図 4.26 運転停止後の経過時間毎 γ 線量当量率分布 (Case 1)

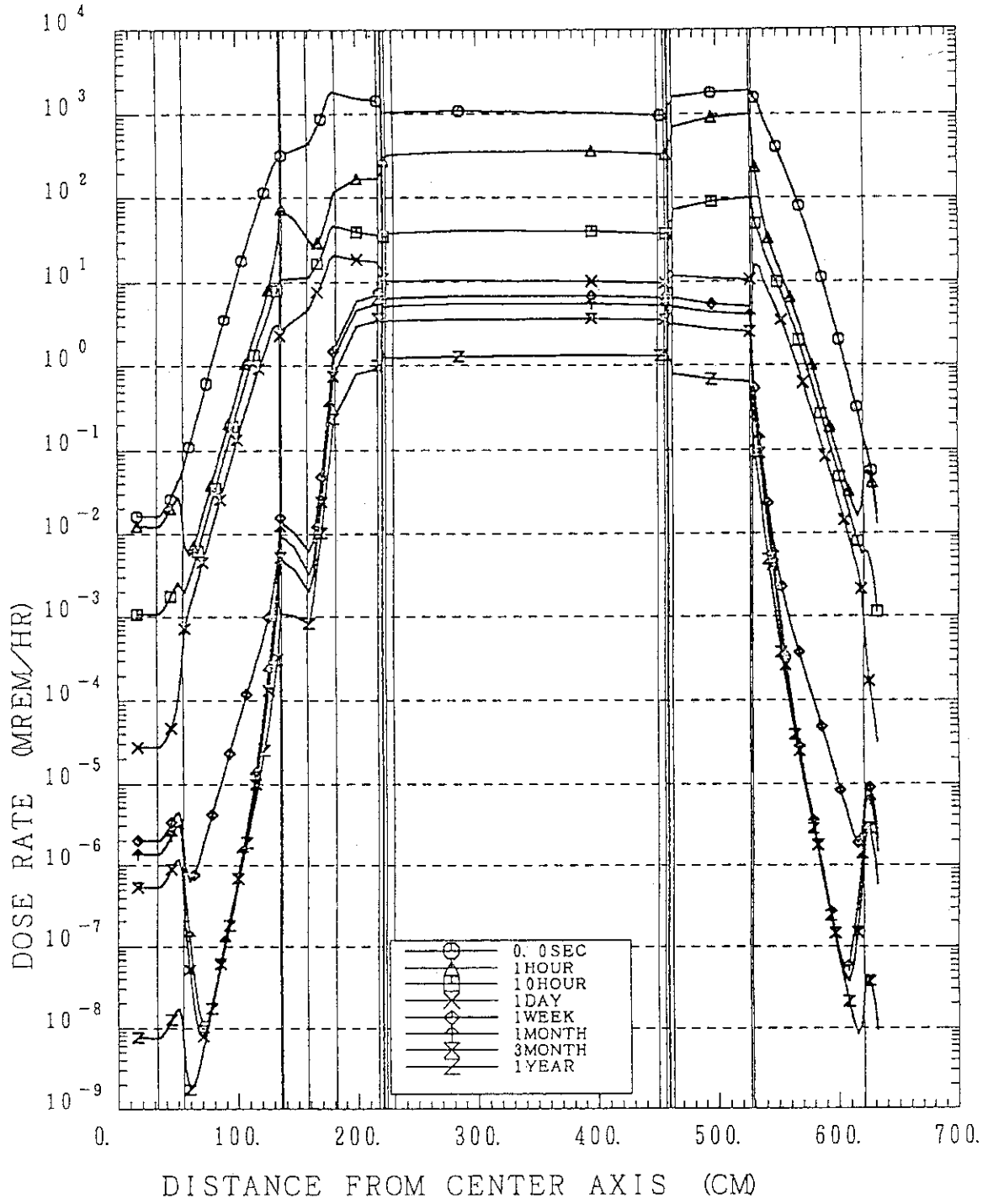


図 4.27 運転停止後の経過時間毎 γ 線量当量率分布 (Case 2)

5. 重水素実験の中性子発生量実績

5.1 週間毎中性子発生量

重水素実験開始後約2年間(1991年7月～1993年7月)全104週における週間毎中性子発生量の実績を表5.1及び図5.1に示す。この期間中以下に示す計4回の定期点検を実施し、重水素実験を休止した。

定期点検期間(Case3)	1991/10-1992/1	(第13～27週の15週間)
定期点検期間(Case4)	1992/4-5	(第42～45週の4週間)
定期点検期間(Case5)	1992/10-1993/1	(第67～79週の13週間)
定期点検期間(Case6)	1992/4-5	(第90～98週の9週間)

従って、重水素運転は、以下の4期間に分けられる。

実験運転期間 (Case3)	(第1週～12週)
実験運転期間 (Case4)	(第1週～41週)
実験運転期間 (Case5)	(第1週～66週)
実験運転期間 (Case6)	(第1週～89週)

運転期間 (Case3) ～ (Case4) で発生した中性子量は下表となる。重水素運転2年間における総中性子発生量は $1.2 \times 10^{19}n$ であった。

実験運転期間名	運転週数	中性子発生量
Case3	12週間	$7.9 \times 10^{17}n$
Case4	41週間	$1.9 \times 10^{18}n$
Case5	66週間	$6.2 \times 10^{18}n$
Case6	89週間	$1.1 \times 10^{19}n$

5.2 週毎の真空容器表面線量の変化

週間毎中性子発生量は図5.1に示したように、発生量の高い週は集中する傾向にある。これは中性子発生量の高い放電が特定の放電モードに関係することによる。比較的体積の小さいプラズマに高加熱パワーのNBI加熱を行う高 βp プラズマ放電はその典型である。図5.2にプラズマの表面積 $120m^2$ を持つ高 βp プラズマ放電の例(プラズマ主半径3.04m,副半径0.72m \times 1.2m)を示す。中性子発生量の高い放電はほとんどこのモードで得られていることから、線源の規格化にはプラズマの表面積を $120m^2$ を使用した。週間毎中性子発生量にはバラツキがあるため、放射化計算における規格化中性子発生率には表5.2のような平均値を使用した。その他の計算条件については第4章のCase1,2と同様とした。

重水素実験運転2年間（104週）における中性子の累積発生量と週間毎の真空容器表面線量当量率の変化を図5.3に示す。本図は第4章の解析から、真空容器周辺における主力核種である ^{60}Co と ^{58}Co の2つの核種に限って計算したものであり、他の核種は含めていない。表面線量は ^{60}Co の寄与と $^{60}\text{Co}+^{58}\text{Co}$ の寄与とに分けて示した。実験運転中の線量は ^{58}Co の影響を強く受ける。週間当たりの中性子発生量（図5.1）に対応して急峻なピークを示すが、 ^{58}Co の半減期70.8 dに従って減衰する。定期点検期間Case6までに発生した中性子の累積は $1.1 \times 10^{19} \text{ n}$ となり、中性子の増加に伴って長半減期核種 ^{60}Co の及ぼす線量も増大する。 ^{60}Co の半減期は5.2 yと長いことから、実験運転の積み重ねにより線量のベース分を除々に上昇させてゆくことがわかる。

表 5.1-1 JT-60 U 重水素実験における各週毎中性子発生量

週No	期間	週間積算 (n/w)	週No	期間	週間積算 (n/w)
1	'91/7/15-19	1.55e+14	35	3/9-13	0
2	7/22-26	1.44e+14	36	3/16-20	0
3	7/29-8/2	1.4e+15	37	3/23-27	0
4	8/5-9	1.8e+16	38	3/30-4/3	1.34e+15
5	8/12-16	0	39	4/6-10	1.95e+17
6	8/19-23	0	40	4/13-17	4.98e+17
7	8/26-30	7.3e+16	41	4/20-24	7.75e+14
8	9/2-6	2e+17	42	4/27-5/1	0
9	9/9-13	1.4e+17	43	5/4-8	0
10	9/16-20	0	44	5/11-15	0
11	9/23-27	1.2e+17	45	5/18-22	0
12	9/30-10/4	1.4e+17	46	5/25-29	1.43e
13	10/7-11	0	47	6/1-5	1.72e+17
14	10/14-18	0	48	6/8-12	7.44e+16
15	10/21-25	0	49	6/15-19	0
16	10/28-11/1	0	50	6/22-26	1.77e+15
17	11/4-8	0	51	6/30-7/3	2.88e+17
18	11/11-15	0	52	7/6-10	2.36e+17
19	11/18-22	0	53	7/13-17	0
20	11/25-29	0	54	7/20-24	0
21	12/2-6	0	55	7/27-31	2.45e+14
22	12/9-13	0	56	8/3-7	3.44e+17
23	12/16-20	0	57	8/10-14	0
24	11/23-27	0	58	8/17-21	0
25	12/30-'92/1/3	0	59	8/24-28	6.33e+17
26	'92/1/6-10	0	60	8/31-9/4	5.38e+17
27	1/13-17	0	61	9/7-11	8.71e+17
28	1/20-24	0	62	9/14-18	0
29	1/27-31	1.31e+15	63	9/21-25	7.30e+17
30	2/3-7	7.54e+16	64	9/28-10/2	1.55e+17
31	2/10-14	0	65	10/5-9	0
32	2/17-21	7.32e+14	66	10/12-16	2.85e+17
33	2/24-28	1.55e+17	67	10/19-23	0
34	3/2-6	1.39e+17	68	10/26-30	0

表 5.1-2 JT-60U 重水素実験における各週毎中性子発生量

週No	期間	週間積算 (n/w)	週No	期間	週間積算 (n/w)
69	11/2-6	0	103	6/29-7/2	0
70	11/9-13	0	104	7/6-9	1.21e+18
71	11/16-20	0			
72	11/23-27	0			
73	11/30-12/4	0			
74	12/7-11	0			
75	12/14-18	0			
76	12/21-25	0			
77	12/28-'93/1/1	0			
78	'93/1/4-8	0			
79	1/11-15	0			
80	1/18-22	0			
81	1/26-29	6.70e+16			
82	2/2-5	1.97e+17			
83	2/8-12	0			
84	2/15-16	1.44e+14			
85	2/23-26	1.00e+18			
86	3/2-5	1.91e+18			
87	3/8-12	0			
88	3/15-19	1.08e+18			
89	3/23-26	4.65e+17			
90	3/29-4/2	0			
91	4/5-9	0			
92	4/13-16	0			
93	4/20-23	0			
94	4/26-30	0			
95	5/3-7	0			
96	5/10-14	0			
97	5/17-21	0			
98	5/24-28	0			
99	5/31-6/4	1.90e+17			
100	6/8-11	1.55e+17			
101	6/14-18	0			
102	6/21-25	4.73e+17			

表 5.2 週間毎の規格化中性子量 (放射化計算)

週	規格化中性子発生率 (n/s)		週	規格化中性子発生率 (n/s)		
	毎週値	平均値		毎週値	平均値	
1	2.56×10^8	8.15×10^9	35	0.0	0.0	
2	2.38×10^8		36	0.0		
3	2.31×10^9		37	0.0		
4	2.98×10^{10}		38	2.22×10^9		2.22×10^9
5	0.0	0.0	39	3.22×10^{11}	3.22×10^{11}	
6	0.0		40	8.23×10^{11}	8.23×10^{11}	
7	1.21×10^{11}	2.28×10^{11}	41	1.28×10^9	1.28×10^9	
8	3.31×10^{11}		42	0.0	0.0	
9	2.31×10^{11}		43	0.0		
10	0.0	44	0.0			
11	1.98×10^{11}	2.15×10^{11}	45	0.0	1.37×10^{11}	
12	2.31×10^{11}		46	2.36×10^9		
13	0.0	0.0	47	2.84×10^{11}	0.0	
14	0.0		48	1.23×10^{11}		
15	0.0		49	0.0		
16	0.0		50	2.93×10^9		2.90×10^{11}
17	0.0		51	4.76×10^{11}		
18	0.0		52	3.90×10^{11}		
19	0.0		53	0.0		0.0
20	0.0	54	0.0	2.85×10^{11}		
21	0.0	55	4.05×10^8			
22	0.0	56	5.69×10^{11}			
23	0.0	0.0	57	0.0	0.0	
24	0.0		58	0.0		
25	0.0	6.34×10^{10}	59	1.05×10^{12}	1.13×10^{12}	
26	0.0		60	8.90×10^{11}	0.0	
27	0.0		61	1.44×10^{12}		
28	0.0	0.0	62	0.0	0.0	
29	2.17×10^9		63	1.21×10^{12}	1.21×10^{12}	
30	1.25×10^{11}	0.0	64	2.56×10^{11}	2.56×10^{11}	
31	0.0		65	0.0	0.0	
32	1.21×10^9	1.62×10^{11}	66	4.71×10^{11}	4.71×10^{11}	
33	2.56×10^{11}		—			
34	2.30×10^{11}		—			

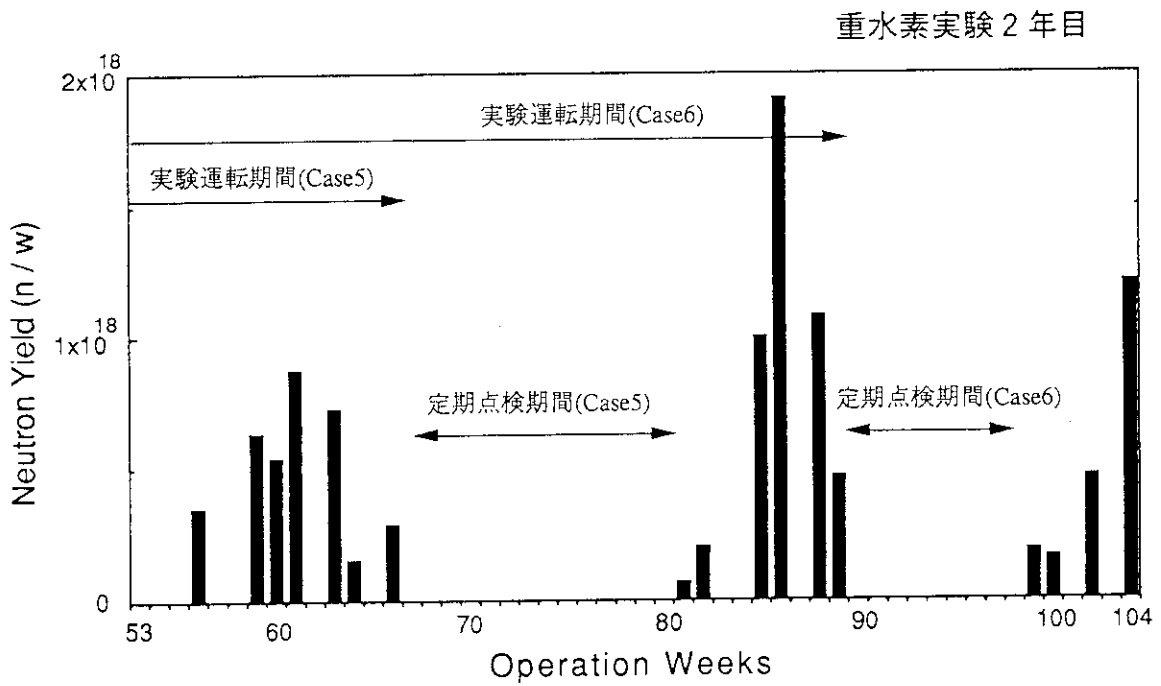
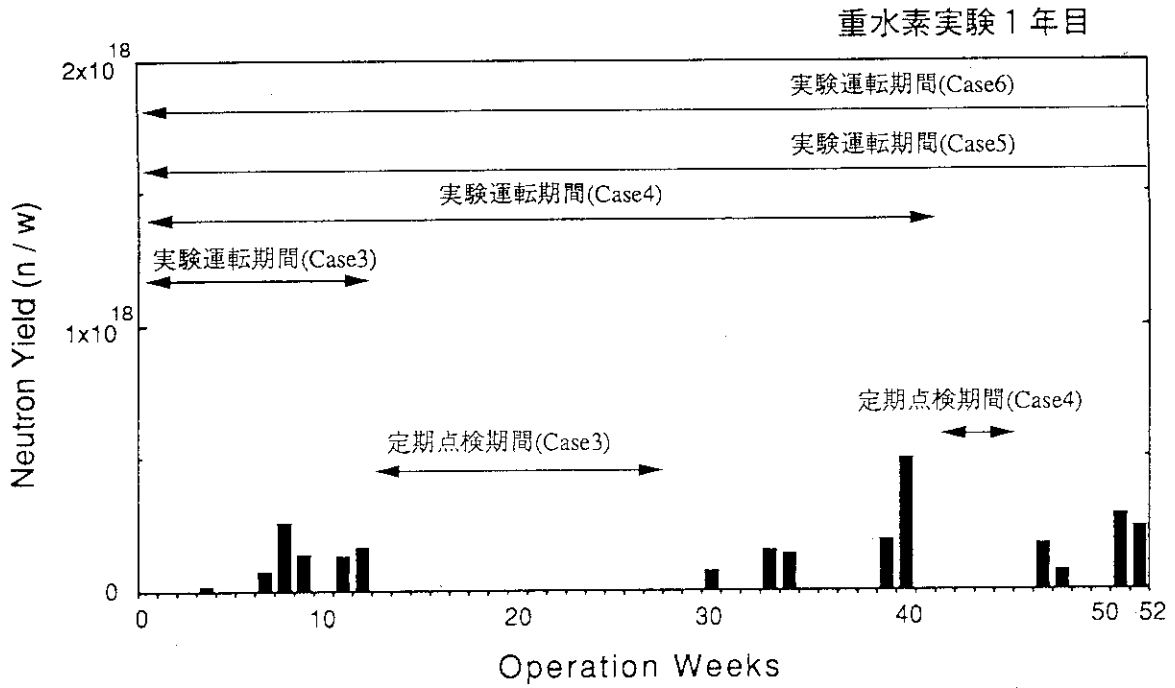


図 5.1 JT-60U 重水素実験の週間中性子発生量実績

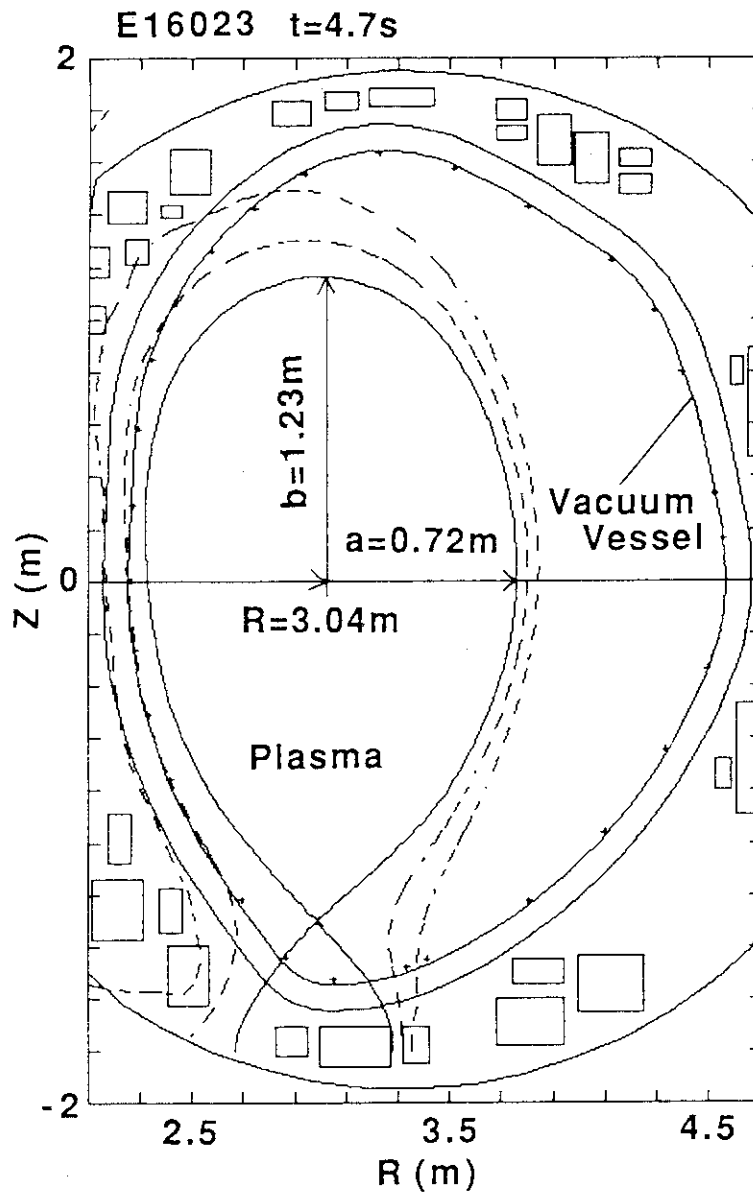


図 5.2 JT-60Uにおける典型的な高 β_p プラズマの平衡配位

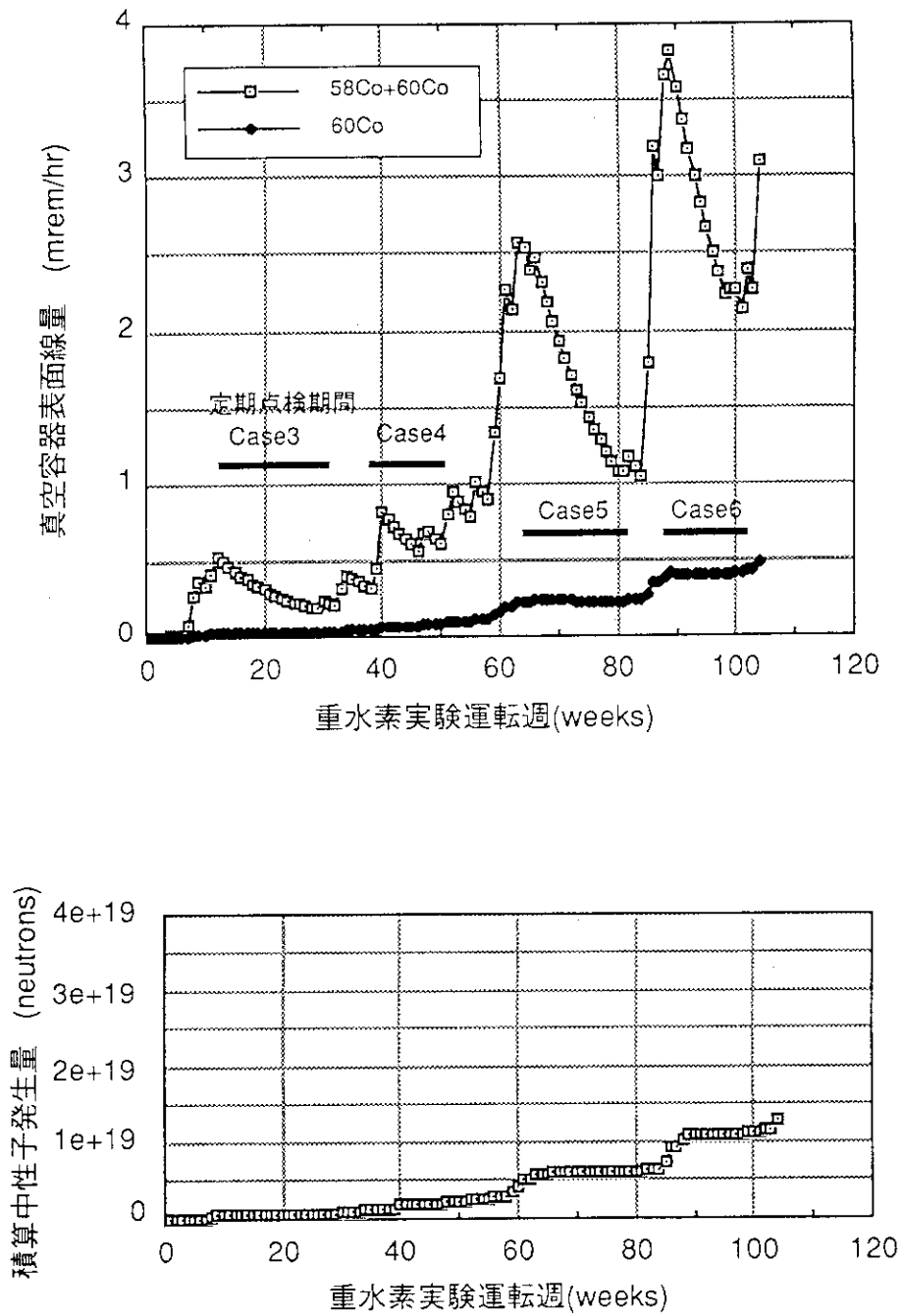


図 5.3 重水素実験運転 104 週における累積中性子発生量(下)と真空容器表面線量当量率の推移(上)

6. 測定結果

6.1 構造物表面の残留 γ 線量当量率測定

定期点検期間(case3~Case6)にて真空容器アウトボード側周辺での残留 γ 線の測定を実施した。測定位置は真空容器ポートセクションP-3の水平ポート付近に限定し、あらかじめ測定ポイントを設定して定期点検期間毎の時間減衰を測定した。測定ポイントは図3.1及び図3.2に示したように下記の測定点①~⑤とした。このうち①、②については、それぞれ図4.2の評価点DおよびE点に対応する。

- ① 水平ポート上部の真空容器外表面 (D点、トーラス中心から約4.6m)
- ② TFコイル (TC2) プラズマ側表面 (E点、トーラス中心から約5.3m)
- ③ TFコイル (TC2)側面中央部 (トーラス中心から約5.8m)
- ④ TFコイル (TC2)外側表面 (トーラス中心から約6.3m)
- ⑤ P-3プラットフォーム部 (トーラス中心から約6.5m)

測定点①~⑤における γ 線の線量当量率の測定結果を、定期点検期間Case3とCase6を例に表6.1にまとめた。0.3 μ Sv/h未満をバックグラウンド(BG)とした。測定値は計測器の示す誤差を考慮し、平均値とした。またCase6については誤差範囲を%で示した。計測器の測定レンジの誤差の平均は以下であった。

レンジ(μ Sv)	誤差
x1	$\pm 22\%$
x10	$\pm 13\%$
x100	$\pm 7\%$

①の真空容器外表面 (D点) からプラズマ大半径方向外側⑤にかけて、真空容器から距離が離れる程、また同一の場所については時間の経過とともに線量は減少する。Case3では660時間経過後の①の値が4 μ Sv/hであるのに対し、Case6では1507時間経過後の値でも21 μ Sv/hとなっており、長半減期核種が蓄積していることを示している。

定期点検期間Case3~Case6における真空容器表面 (D点) 線量の実測値 (表6.1 ①) と計算値との比較を図6.1に示す。計算の対象期間は図5.3における定期点検期間Case3~Case6の線量の減衰部分に相当している。JT-60Uの実験運転における実際の中性子発生量はショット毎にバラツキがあるため、第5章でふれたように計算では1週間ごとの積算値を時間平均している。従って停止直後は短半減期核種の線量が低めとなることから、計算結果との比較は、運転停止後およそ1週間経過以降に対して有効となる。真空容器表面の実測線量は中性子線量の増大に伴って増加し、計算値とほぼ一致した結果を示した。

6.2 真空容器内線量当量分布

定期点検期間Case3 (1991.12.25) にて真空容器内の線量当量を測定した。真空容器内部測定点については図3.2に示したように、以下の測定ポイントとした。このうち⑥、⑦、⑧については、それぞれ図4.2の評価点G,B,H点に対応する。

- ⑥ 真空容器中心 (G点、トーラス中心から3.4m)
- ⑦ 真空容器内アウトボード側表面 (B点、トーラス中心から4.6m)
- ⑧ 真空容器内インボード側表面 (H点、トーラス中心から2.2m)
- ⑨ 真空容器底部ダイバータ板表面 (トーラス中心から約3m)

真空容器内部でのトロイダル方向の線量当量率分布をポートセクション番号毎に図6.2に示した。真空容器内線量はトロイダル及びポロイダル方向にほぼ一様に分布している。GM管式サーベイメータの使用レンジはx1のときの誤差 $\pm 13\%$ を図中に示したが、データは概略誤差範囲内にあり、真空容器内の位置による差はほとんどないと言える。底部ダイバータ板表面では他に比べてやや少ない結果となっている。これは1次元モデルでは表せないが、中性子の発生量が実際にはポロイダル方向分布を持つ（一般に水平面方向が一番強い）ことと、底部ではプラズマ中心からの距離が長い分フラックスが減って、誘導放射能が低くなったためと考えられる。

定期点検期間Case3での真空容器内計算結果を図6.3に示す。線量分布測定をした時刻では計算結果においても各測定点での値に差はなく、測定結果と整合した結果を示した。

定期点検期間Case3における真空容器表面 (D点) とTFコイル内側表面 (E点) の計算結果と実測結果 (表6.1①、②) を図6.4に示す。D点の比較はほぼ一致した結果を示すが、E点の比較では1日以降の実測値が計算値より低めとなった。すなわち、TFコイル (TC2) ケース表面での減衰は真空容器表面より早いことを示した。これは高Mn鋼の主要核種 ^{56}Mn が1日後には急速に減衰すること、実際にはTFコイルにはギャップが存在するため、TFコイルケース表面付近では1次元円環モデルが成立しないことによると考えられる。一方、真空容器についてはモデル化に無理がないため、実測値とよい一致を示している。

6.3 第一壁の誘導放射能

定期点検期間Case3で第一壁タイルの交換作業を実施した。取り外した第一壁タイルのうち、Cリミタタイル用SS-316台座 (13AC9)及びCFCダイバータタイル用SS-316台座 (1H10C)計2枚について放射化測定を行なった。測定は実験運転終了63日後 ($5.44 \times 10^6 \text{sec}$ 後)に実施した。また、同時刻におけるC第一壁表面及びSS-316台座表面の誘導放射能の計算を行った。これらの結果を表6.2に示す。また測定された核種毎の誘導放射能(Bq/g)と計算結果との比較を図6.5に示した。Cタイル表面(A点)及びSS-316台座表面(B点)の誘導放射能の時間変化の計算結果は図6.6、図6.7のとおりである。

図 6.5 の実測結果では ^{58}Co , ^{51}Cr , ^{60}Co , ^{54}Fe , ^{59}Mn 及び ^{57}Co が観測された。 ^{58}Co , ^{51}Cr , ^{60}Co , ^{59}Fe は (n, γ) 反応核種であり、熱中性子の影響を示す結果となっている。これは P-3 セクションで行った放射化箱を用いた実験結果¹⁹⁾と同様である。リミタ部（水平面近傍）に比べダイバータ部（真空容器底部）の放射化レベルが僅かながら低い傾向にあることは、真空容器内線量の結果と同様の理由によると考えられる。実測値と計算値とは定性的に概略一致した結果を与えているが、この測定では台座そのものの形状で核種分析しているため、絶対較正はしていない。なお、 ^{55}Fe については β 線源核種であり測定していない。核種のうち、相対的に ^{60}Co の計算値が実測値より高い。これについてはトカマク装置に対する 1 次元モデルの適応性とも関連するので次章であらためて述べる。

C リミタタイル及び CFC ダイバータタイルについては合計 111 枚について同様の測定を行なったが、 ^{11}C は検出されず、 ^7Be のみが検出された。 ^7Be は主に制動 X 線による $(\gamma, \alpha n)$ 反応により生成されると考えられる核種である。 ^{14}C は β 線核種であり測定していない。

表 6.1 真空容器アウトボード側周辺の残留 γ 線量測定結果

測定日時		経過 時間 (h)	測定点 (μ Sv/h)				
Date	Time		①D点	②E点	③	④	⑤
定期点検期間Case3 (1991 10/5-11/2)							
10/5	10:30	13	40	30	7	4	BG
10/7	9:30	36	6	1	0.5	0.3	BG
10/11	9:45	132	4	0.5	0.4	0.3	BG
10/18	18:10	310	4	0.6	0.4	BG	BG
11/2	8:00	660	4	0.4	0.3	BG	BG
定期点検期間Case6 (1993 3/29-5/28)							
3/29	66:00	66	45				
4/16	22:00	504	29($\pm 3\%$)				
4/19	10:40	576	30($\pm 7\%$)	2.25($\pm 11\%$)	2.0($\pm 10\%$)	0.6($\pm 17\%$)	BG
5/10	11:45	1071	2.55($\pm 10\%$)	2.0($\pm 10\%$)	1.75($\pm 26\%$)	0.55($\pm 27\%$)	BG
5/19	14:20	1290	21.5($\pm 7\%$)	2.0($\pm 10\%$)	1.65($\pm 9\%$)	0.45($\pm 33\%$)	0.4
5/28	16:15	1507	21($\pm 10\%$)	1.75($\pm 20\%$)	1.6($\pm 6\%$)	0.6($\pm 17\%$)	0.45

表 6.2 実験運転期間停止—63日後(定期点検期間 Case 3)における第一壁サンプルの誘導放射能

	核種	定期点検期間Case3		測定結果	
		計算結果(63日後)		第一壁台座	ダイバータ板台座
		(Bq/cc)	(Bq/g)	13AC9 (Bq/g)	1H10C (Bq/g)
SUS316 台座	58Co	16.8	2.12	1.52	0.9
	55Fe	5.88	0.748	—	—
	60Co	5.40	0.687	0.15	0.10
	51Cr	6.39	0.813	0.52	0.41
	54Mn	1.78	0.226	0.25	0.15
	59Fe	2.18	0.277	4.6X10 ⁻²	3.0X10 ⁻²
	57Co	0.89	0.113	2.1X10 ⁻²	2.6X10 ⁻²
C 第一壁	7Be	—	—	2.6x10 ⁻²	0.13
	14C	—	9.1x10 ⁻⁷	—	—

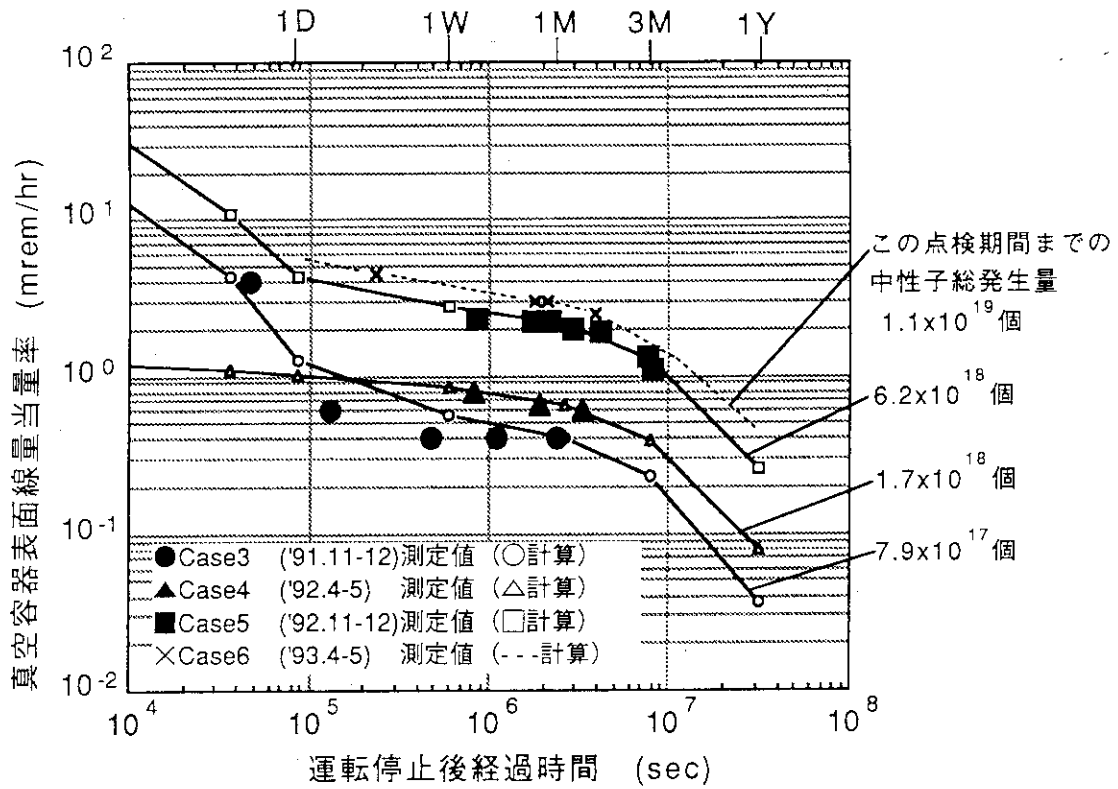


図 6.1 定期点検期間 (Case 3 ~ Case 6) における真空容器表面 (D点) 線量当量率の減衰 (測定値及び計算値)

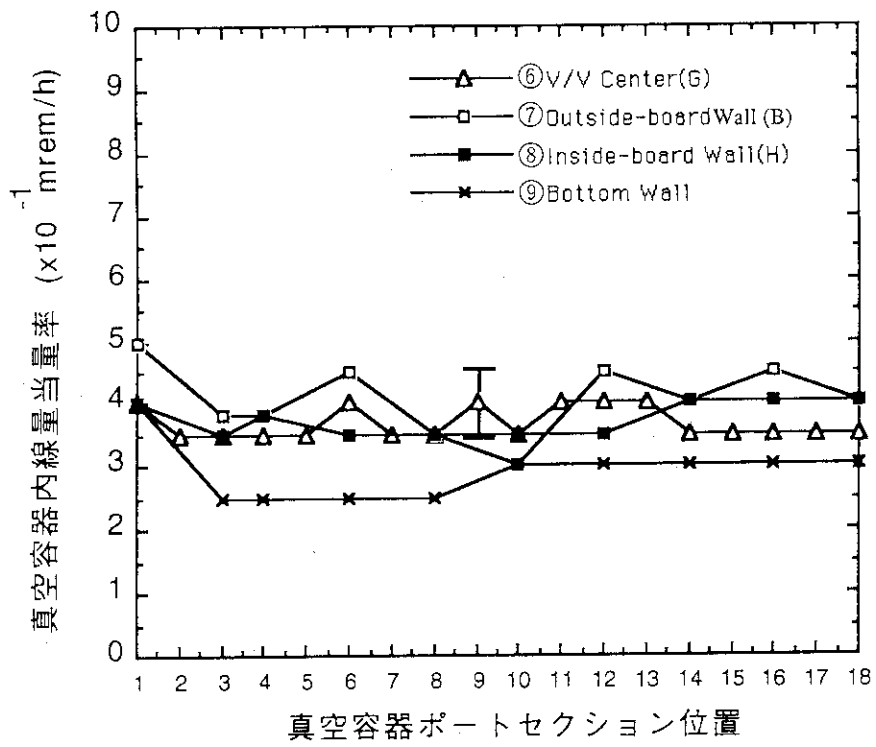


図 6.2 真空容器内線量当量分布 (トロイダル方向分布)

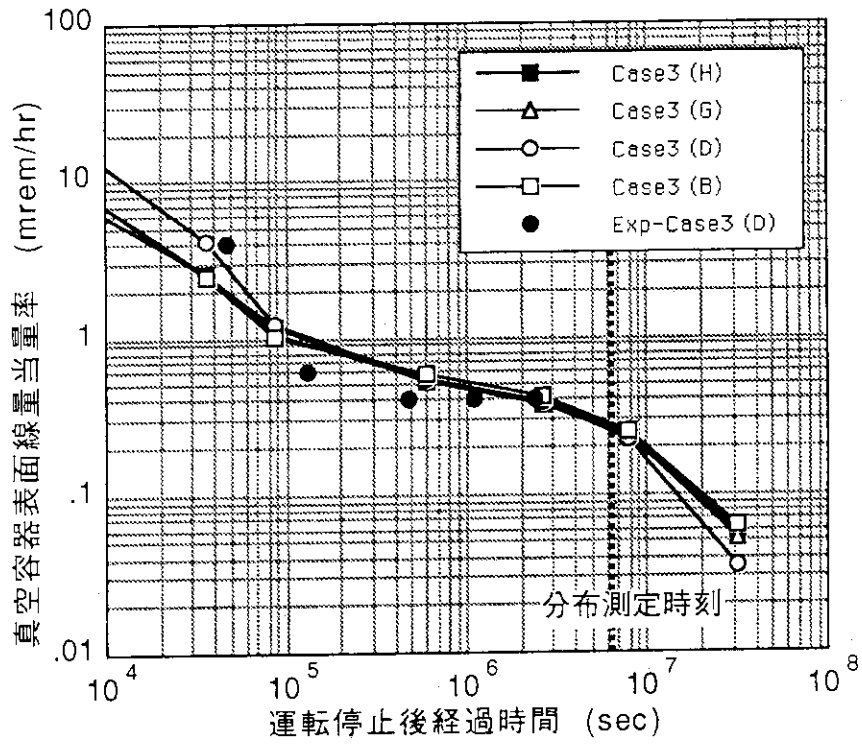


図 6.3 定期点検期間 Case 3 における真空容器内線量当量計算値(H,G,D,B点)と実測値(D点)

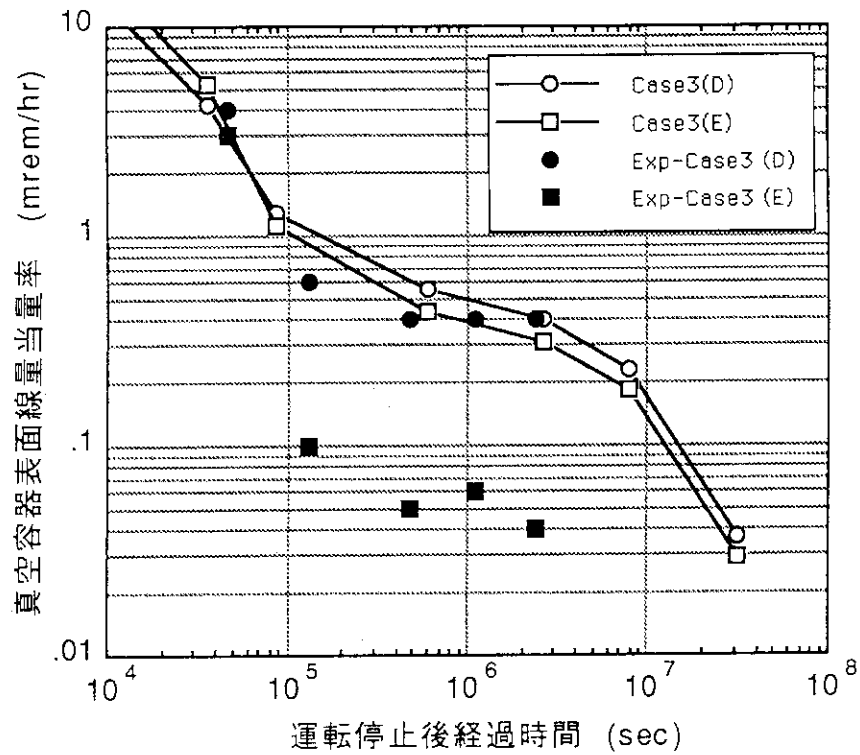


図 6.4 定期点検期間 Case 3 における真空容器表面(D点)およびTF コイルケース表面 (E点) の計算値 (Case 3) と測定値 (Exp-Case 3)

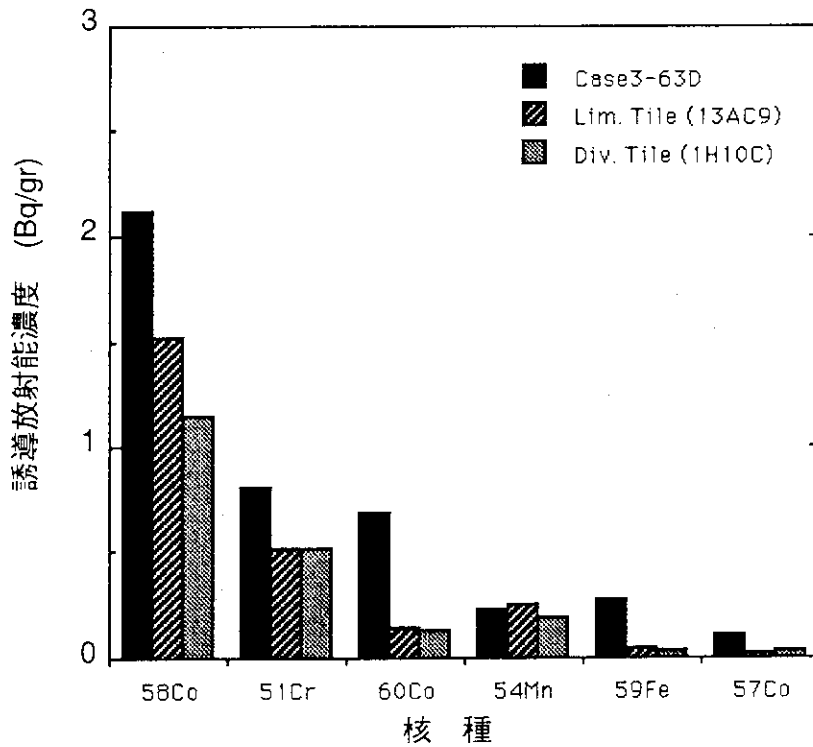


図 6.5 定期点検期間 Case 3 における第一壁台座 SS-316 表面における誘導放射能濃度計算 (63日後, Case 3-63D) と実測値 (Limiter Tile-13AC9, Divertor Tile-1H10C)

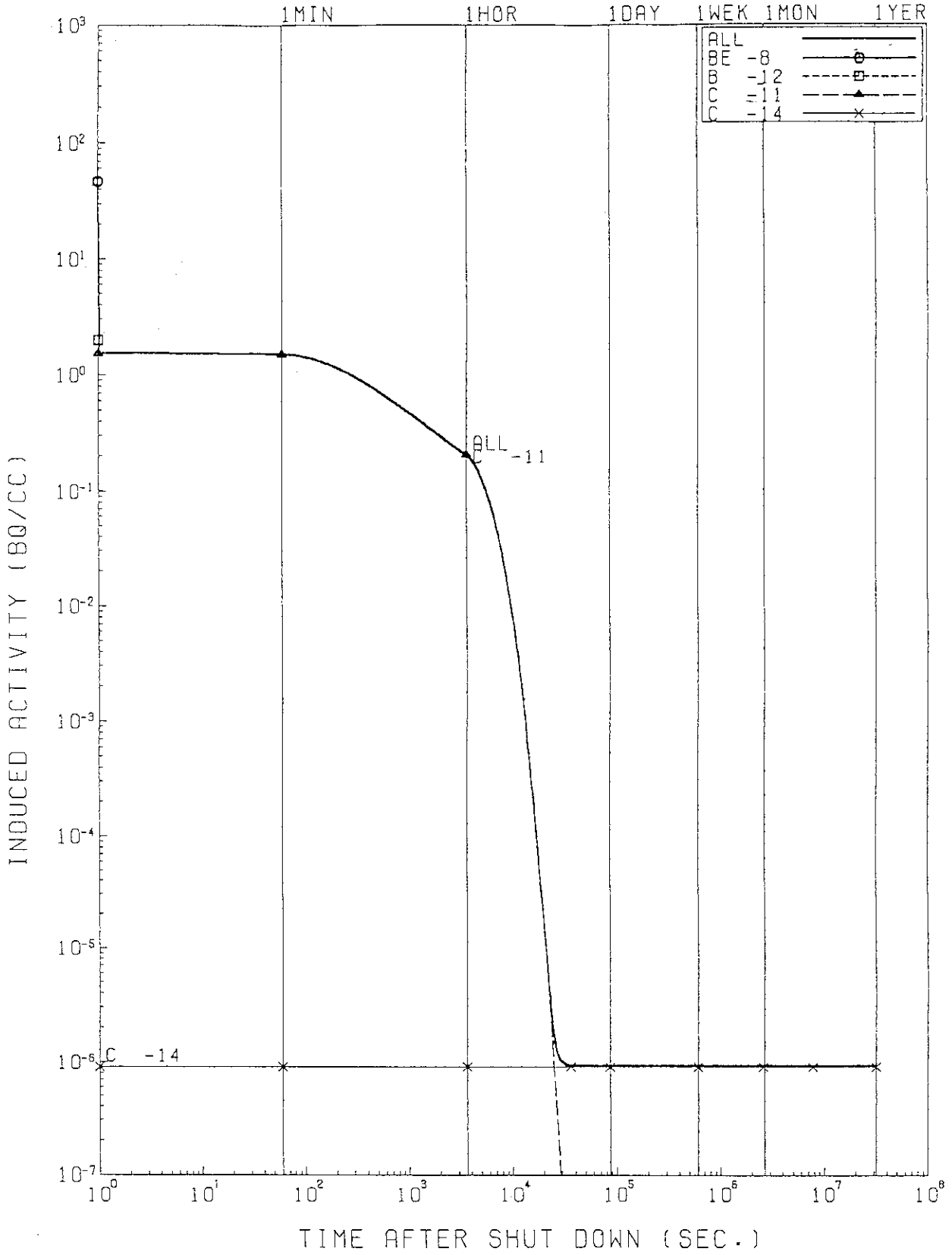


図 6.6 C第一壁表面 (A点) における誘導放射能時間減衰 (Case 3)

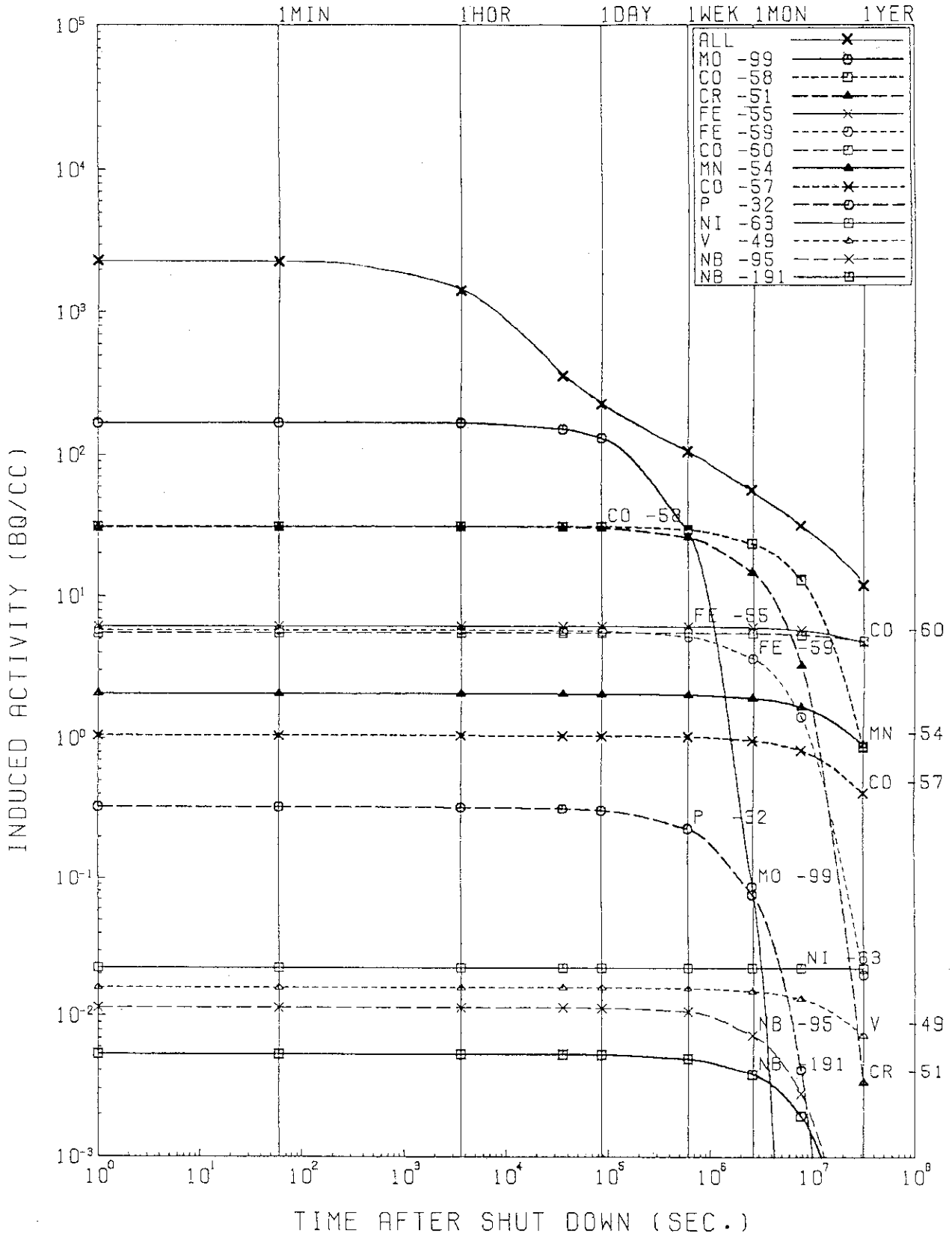


図 6.7 SS-316 台座表面 (B点) における誘導放射能時間減衰 (Case 3)

7. 1次元モデルの適応性

図6.5に示した核種のうち、相対的に $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ の計算値が実測値より高くなっている。SS-316のCo含有量については、JT-60U台座用材料の分析値データから0.2%としており、SS-316における通常のCo含有量(0.1-0.2%)の範囲にある。計算値が高くなる理由として、他に以下の理由が考えられる。

- (1) 1次元無限円環モデルの適応性
- (2) DT成分の仮定
- (3) Fusion-40の熱群及び共鳴ピークの取り扱い
- (4) 中性子の自己遮蔽効果
- (5) 水素の密度の評価、周辺の水素含有物の取り扱い

ここでは原因として最も可能性の高いと考えられる(1)、(2)について検討する。本検討に使用した1次元環状モデルは、真空容器外側のトロイダル磁場コイル(TFコイル)が真空容器を同軸状に完全に取り囲むような分布形状を仮定している。しかしながら、トカマク装置においては真空容器の内側で隣接するコイルは互いに密着しているものの、真空容器外側で隣接するコイル間には隙間ギャップが存在する。TFコイル18個で構成されているJT-60Uでは、外側コイル間のギャップのトロイダル方向長さが、コイルの占める長さに対する割合は65%に達している。したがって、本モデルでは外側TFコイルから内側の領域に生成される熱化中性子が外側コイルで反射することから、実際より増大することになり、 (n,γ) 反応核種の生成量を過大評価することになると考えられる。DT反応成分の割合は本計算では1%を仮定してきたが、この量についても熱化の仮定で熱中性子の割合に影響を与えられると思われる。さらに ^{60}Co は $^{60}\text{Ni}(n,p)$ 反応により14MeVにも感度を持つことから、DT成分は直接 ^{60}Co の生成に影響することも考えられる。こうした1次元モデルにおけるトロイダル磁場コイルのモデル化やDT成分の及ぼす誤差評価について検討する。

1次元計算モデルにおける外側TFコイルを考慮した場合(コイル有)と省略した場合の第一壁台座の誘導放射能計算結果を図7.1(a),(b)に示す。DT反応成分(0.5%、1%)の比較も合わせて示した。また、図6.5のリミタイル(13Ac9)の誘導放射能実測結果をも示した。図の核種のうち、 ^{58}Co 、 ^{54}Mn 及び ^{57}Co はそれぞれ中性子の反応エネルギーにしい値を持った反応 $^{58}\text{Ni}(n,p)$ 、 $^{55}\text{Mn}(n,2n)$ 及び $(^{58}\text{Ni}(n,np)+^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni} \rightarrow ^{57}\text{Co})$ によるものであり、その他の核種は (n,γ) 反応によるものである。TFコイルの(a)有、(b)無の比較では、反応しい値を持つ核種の誘導放射能には変化がないものの、 (n,γ) 反応核種である ^{51}Cr 、 ^{60}Co 及び ^{59}Fe において明確な減少を示した。特に ^{60}Co については、TFコイル無(b)は有(a)の1/10程度に減少している。この差はモデル化の違いによる熱中性子量の割合の差によると考えられる。一方、DT反応成分についてはほとんど差は現われていない。

図7.2は真空容器の表面線量について、TFコイルの有無とDT反応成分(0.5%、1%)

の計算結果を比較したものである。モデル化の比較では(n, γ)反応による核種 ^{56}Mn , ^{60}Co が主力となる時間帯では表面線量当量率に大きな違いが現われたものの、反応エネルギーにしきい値を持つ ^{58}Co が大きな割合を占める実験運転停止後1週間から3カ月間において変化は少ない。TFコイル無し(b)の場合はTFコイル有(a)の場合のおよそ70%に減少しているが、モデル化の影響の現われかたが比較的少ないことを示している。

表4.7で示したように、実験運転停止後1カ月付近での ^{58}Co の線量当量の寄与分は全体の線量当量の70%に相当し、残り30%は ^{60}Co である。図7.1では ^{60}Co の放射能強度はTFコイル無の場合有の場合の1/10程度に減少し、充分 ^{60}Co の寄与が無視できる結果であったことから考えると、図7.2(b)のTFコイル無しの結果70%は ^{58}Co の寄与のみと考えることができる。すなわち1次元計算におけるTFコイルモデル化の違いによる誤差は30%以内となる。

以上のことから、1次元コードを用いたトカマク装置の放射化解析は、JT-60UのInconel-625の場合のように中性子反応エネルギーにしきい値があるような材料が主要な構造物となっている場合には、充分運転保守時の放射化の評価が可能なことを示している。

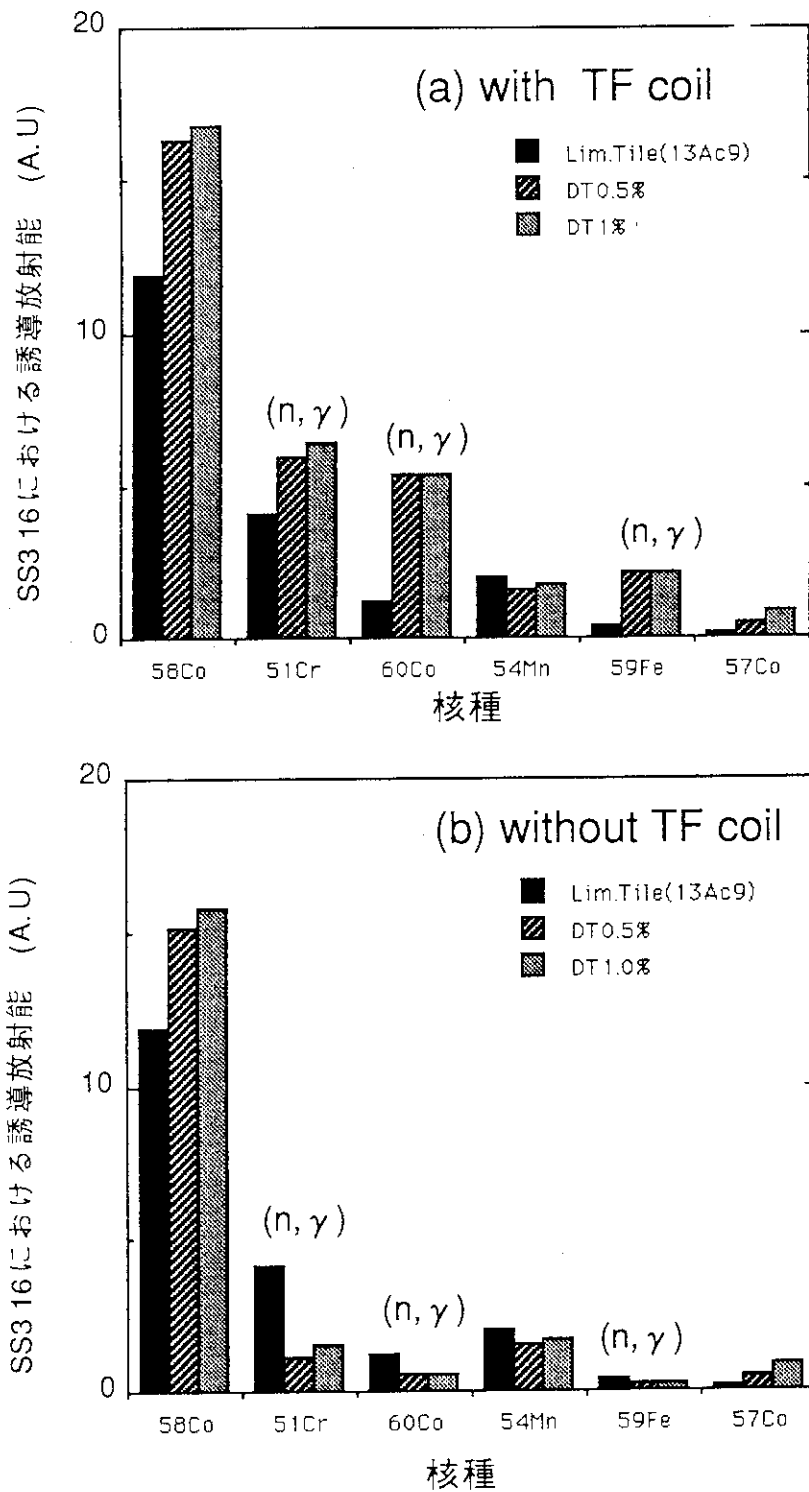


図 7.1 SS-316 台座の誘導放射能における計算(定期点検期間 Case 3, 実験運転停止後 63 日、DT fraction 0.5, 1%) と実測値(Limiter Tile-13AC9) の比較、
(a) TF コイル有、(b) TF コイル無

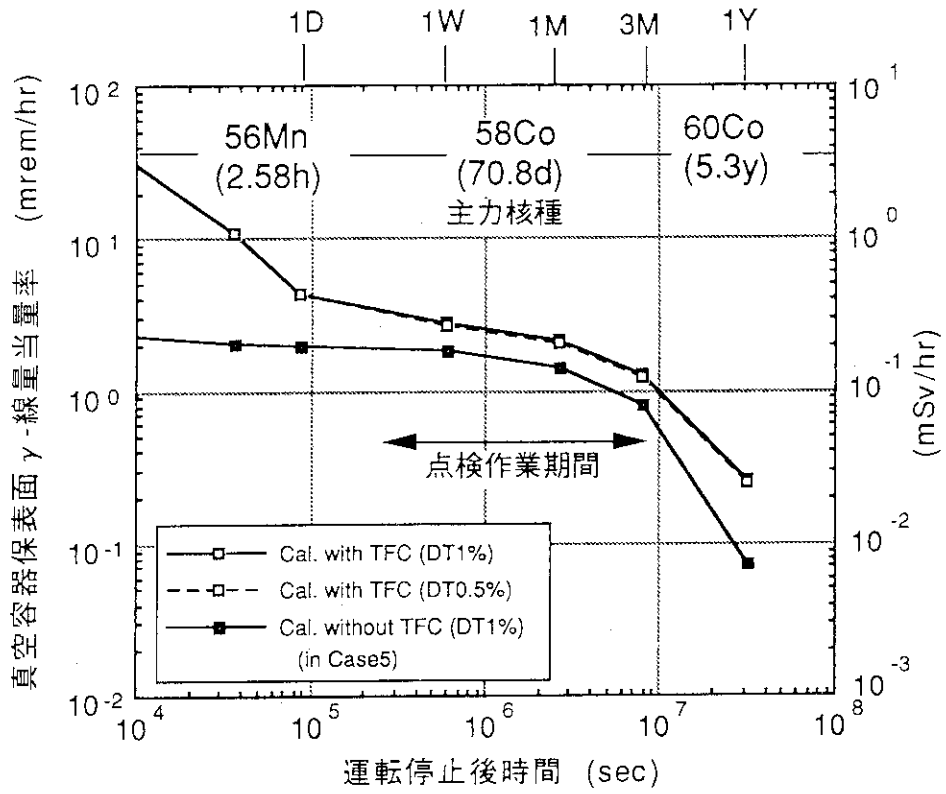


図 7.2 定期点検期間 Case 5 における真空容器表面 (D点) 線量当量率計算値 (TF コイル有、無、DT fraction 0.5, 1%) と実測値の比較

8. まとめ

中性子及び γ 線の1次元輸送計算コードANISNと誘導放射能計算コードCINAC-V4を使用してJT-60U装置の重水素実験後の放射化評価を行なった。装置の構造物に生成する放射化核種の分析とこれによる γ 線量当量を計算した。この結果から真空容器表面の残留 γ 線量及び第一壁の放射化に関する計算と実測の比較結果を行なった。また、1次元モデルにおける真空容器外側に位置するトロイダル磁場コイルのモデル化に係る誤差影響とトカマク装置への適応性について評価した。主な結果を以下にまとめた。

- 1) 重水素運転停止後は、 ^{56}Mn (トロイダル磁場コイルケースの高Mn鋼中に生ずる誘導放射能核種、半減期2.58h), ^{58}Co (真空容器のインコネル625中の核種、半減期70.8d), ^{60}Co (第一壁台座のSS-316中の核種、半減期5.3y) などの長半減期核種が順次、主力 γ 線源となって現われる。
- 2) JT-60Uの定期点検中の作業期間に対応する実験放電後3日～3カ月においては、長半減期核種 ^{58}Co 及び ^{60}Co の2核種が真空容器表面の残留放射能(γ 線)の蓄積に主に寄与する。年間最大中性子発生量(3×10^{19} n/年)の場合、2核種の寄与はそれぞれ70%及び30%であり、 ^{58}Co の寄与が最も大きい。
- 3) 定期点検期間中の真空容器内部の線量当量は真空容器表面とほぼ同じ値を示した。また、放電停止後1年以上経過した後では、真空容器内SS-316製第一壁台座表面の方が ^{60}Co の蓄積により約2倍高くなる。
- 4) 1次元モデルにおいては真空容器の外側に位置したトロイダル磁場コイルがトロイダル方向に一様連続分布したモデルとなるので、外側トロイダル磁場コイルから内側領域部分での熱中性子が増大し、その結果(n, γ)反応に基づく核種である ^{56}Mn や ^{60}Co による真空容器表面の放射化レベルに誤差が生ずる。
 こうした誤差評価を計算と真空容器から取り出した台座サンプルの誘導放射能の実測結果から評価した結果、インコネル625製真空容器を持つJT-60Uでは、中性子反応エネルギーにしきい値をもつ ^{58}Co が主力核種となるため、その誤差は30%以内に留まることを示した。
- 5) 重水素実験開始後2年間(計104週)の真空容器表面線量の計算と実測はよく一致した結果を示した。これにより、JT-60Uのように中性子エネルギーに対し反応しきい値を持つ材料が主たる構造物である装置においては、1次元モデルが十分適用可能であることを示した。

以上の結果から、JT-60U装置において、定期点検期間中の真空容器周辺作業には、 ^{58}Co , ^{60}Co の2核種の影響が大きいことが判明した。またこれにより、定期点検時の線量予測が十分に可能となることを示した。さらに1次元モデルによる評価法を確立したことで簡便な手法で将来トカマク型装置の遮蔽設計の精度の向上を図ることが可能となる。

謝 辞

本検討を進めるにあたり、放射化計算について関泰核融合炉システム研究室長、(株)日立の真木氏に御教示を頂きました。また、FNS研究室池田氏とITER開発室関省吾主任研究員には有益な議論をして頂きましたことに感謝致します。第一壁SUS台座サンプルの放射線計測に当たっては、安全管理室新野氏、第2試験室児玉氏及び計画室豊島氏に御協力頂きましたことに深謝致します。

参考文献

- 1) "Steady State Plasma Performance on JT-60U", O.Naito et al., 20th EPS Conference on Controlled Fusion and Plasma Physics, TL-11, Lisboa, July 1993..
- 2) Shimada, M. and JT-60 Team, in Plasma phys. Contr. Nucl. Fusion Research (Proc. 14th Int. Conf. Wurzburg, 1992), IAEA-CN-56/A-1-3.
- 3) JET Team, Nucl. Fusion, 32,2(1992)187.
- 4) "Activation of the JET Vacuum Vessel; a comparison of calculated with measured gamma-radiation fluxes and dose-rates", Jarvis, O.N., Sadler, G., Avery, A., Verschuur, K.A. JET-R(88)05, 1988.
- 5) Ku, L.P., Kolibal, J.G., Liew, S.L., PPPL-2244(1985).
- 6) Nagami, M., Miya, N., Nakajima, S. et al., Proc. 17th SOFT, Rome, Sept. 14, 1992, Topic I, V:07.
- 7) ITER Documentation Series; IAEA, Vienna, 1991.
- 8) Oikawa, A., Kikuchi, M. et al., Proc. IEEE 14th Symposium on Fusion Engineering, Sept. 30-Oct. 3, San Diego, 1991, p670.
- 9) Conn, R.W., Najmabadi, F., Proc. 13th IAEA-CN-53, Washington(1990).
- 10) Ninomiya, H., Ando, T., Horie, T., et al., Plasma Devices and Operations, 1(1990)43.
- 11) Nishitani, T., Takeuchi, H., et al., Rv. Sci. Instrum., 63, 11(1992).
- 12) Nishitani, T., JAERI M 89-138(1989), JAERI M 92-140(1992)242.
- 13) Engle, Jr., W.W., K-1693(1967)
- 14) Hukamoto, H., J. Nucl. Sci. Technol. 23[2]97(1986).
- 15) Seki, Y., Iida, H., Kawasaki, H. et al., JAERI 1301(1986).
- 16) Maki, K., Kosako, K., Seki, Y. et al., JAERI-M 91-072(1991).
- 17) ITER Documentation Series No.29; IAEA, Vienna, 1991.
- 18) JT-60 Team, JAERI M 92-140(1992)242.
- 19) JT-60 Team, JAERI-M 92-073(1992), pp253-259 ("Activation of JT-60U Machine", Y.Ikeda, et al.).

謝 辞

本検討を進めるにあたり、放射化計算について関泰核融合炉システム研究室長、(株)日立の真木氏に御教示を頂きました。また、FNS研究室池田氏とITER開発室関省吾主任研究員には有益な議論をして頂きましたことに感謝致します。第一壁SUS台座サンプルの放射線計測に当たっては、安全管理室新野氏、第2試験室児玉氏及び計画室豊島氏に御協力頂きましたことに深謝致します。

参考文献

- 1) "Steady State Plasma Performance on JT-60U", O.Naito et al., 20th EPS Conference on Controlled Fusion and Plasma Physics, TL-11, Lisboa, July 1993..
- 2) Shimada, M. and JT-60 Team, in Plasma phys. Contr. Nucl. Fusion Research (Proc. 14th Int. Conf. Wurzburg, 1992), IAEA-CN-56/A-1-3.
- 3) JET Team, Nucl. Fusion, 32,2(1992)187.
- 4) "Activation of the JET Vacuum Vessel; a comparison of calculated with measured gamma-radiation fluxes and dose-rates", Jarvis, O.N., Sadler, G., Avery, A., Verschuur, K.A. JET-R(88)05, 1988.
- 5) Ku, L.P., Kolibal, J.G., Liew, S.L., PPPL-2244(1985).
- 6) Nagami, M., Miya, N., Nakajima, S. et al., Proc. 17th SOFT, Rome, Sept. 14, 1992, Topic I, V:07.
- 7) ITER Documentation Series; IAEA, Vienna, 1991.
- 8) Oikawa, A., Kikuchi, M. et al., Proc. IEEE 14th Symposium on Fusion Engineering, Sept. 30-Oct. 3, San Diego, 1991, p670.
- 9) Conn, R.W., Najmabadi, F., Proc. 13th IAEA-CN-53, Washington(1990).
- 10) Ninomiya, H., Ando, T., Horie, T., et al., Plasma Devices and Operations, 1(1990)43.
- 11) Nishitani, T., Takeuchi, H., et al., Rv. Sci. Instrum., 63, 11(1992).
- 12) Nishitani, T., JAERI M 89-138(1989), JAERI M 92-140(1992)242.
- 13) Engle, Jr., W.W., K-1693(1967)
- 14) Hukamoto, H., J. Nucl. Sci. Technol. 23[2]97(1986).
- 15) Seki, Y., Iida, H., Kawasaki, H. et al., JAERI 1301(1986).
- 16) Maki, K., Kosako, K., Seki, Y. et al., JAERI-M 91-072(1991).
- 17) ITER Documentation Series No.29; IAEA, Vienna, 1991.
- 18) JT-60 Team, JAERI M 92-140(1992)242.
- 19) JT-60 Team, JAERI-M 92-073(1992), pp253-259 ("Activation of JT-60U Machine", Y.Ikeda, et al.).