

JAERI-Tech
2000-020



JP0050341



高温工学試験研究炉(HTTR)の1次上部 遮へい体遮へい性能の温度効果

2000年3月

高田英治・角田淳弥・沢 和弘・多田恵子*

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）で複写による実費領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, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

高温工学試験研究炉（HTTR）の1次上部遮へい体遮へい性能の温度効果

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部
高田 英治・角田 淳弥・沢 和弘・多田 恵子*

(2000年2月4日受理)

高温工学試験研究炉（High Temperature Engineering Test Reactor : HTTR）の原子炉容器上部には原子炉から燃料取扱フロアへの放射線を遮へいするための1次上部遮へい体が設けられている。原子炉運転中は遮へい体温度が上昇し、解析により定格出力時の1次上部遮へい体温度は75°Cになると予測されている。そこで、遮へい体の温度に対するコンクリート中の含水量の変化、及び含水量の変化に対する燃料取扱フロアの線量当量率を評価し、さらに必要となる追加遮へい体の厚さを検討した。その結果、1次上部遮へい体温度が110°C以下であれば遮へい設計に用いた含水量（78kg/m³以上）が満足されること、また燃料取扱フロアの線量当量率は含水量が設計に用いた値の半分程度になるまでは著しく上昇しないことが分かった。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀3607

* 新型炉技術開発株式会社

Temperature Effect on Radiation Shielding for HTTR Primary Upper Shield

Eiji TAKADA, Junya SUMITA, Kazuhiro SAWA and Keiko TADA *

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

(Received February 4, 2000)

A primary upper shield, which is composed of concrete (grout) and carbon steel, is installed in the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR). The function of the primary upper shield is to attenuate neutrons and gamma rays generated in the core to satisfy dose rate criterion for the operating floor. According to the analytical simulation, the maximum temperature inside of the primary upper shield was estimated to be about 75°C. Since water content in the primary upper shield concrete depends on its temperature, shielding performance of the primary upper shield was investigated. The result showed that a water content of 78 kg/cm³, which was used in the shielding design, was satisfied about 110°C. A remarkable increase in the dose rate does not occur down to half of the design water content.

Keywords : HTTR, Primary Upper Shield, Shielding Design, Concrete, Water Content

* ARTECH, Ltd.

目 次

1.はじめに	1
2.遮へい設計	4
2.1 遮へい設計の基本方針	4
2.2 解析方法及び解析条件	4
2.3 解析結果	6
3.検討	27
3.1 1次上部遮へい体材料の水分量確認試験	27
3.2 含水量と線量当量率	27
3.3 線量当量率の確認方法	28
4.まとめ	42
謝 辞	43
参考文献	43
付録A モンテカルロ計算によるスタンドパイプ廻りストリーミング解析	44
付録B コンクリート組成の影響評価	50
付録C 追加遮へい対策の検討	54

Contents

1. Introduction	1
2. Shielding Design	4
2.1 Principal of Shielding Design	4
2.2 Method and Conditions of Shielding Analysis	4
2.3 Results	6
3. Discussions	27
3.1 Measurement Test of Water Content of Primary Upper Shield	27
3.2 Relation of Water Content and Dose Rate	27
3.3 Plan of Dose Rate Measurement Test	28
4. Conclusions	42
Acknowledgements	43
References	43
Appendix A Radiation Streaming Analysis Around the Standpipes by Monte Carlo Code	44
Appendix B Evaluation of Shielding Performance by Concrete Composition	50
Appendix C Study on Additional Shield	54

1. はじめに

高温工学試験研究炉 (High Temperature Engineering Test Reactor : HTTR) は、原子炉出力 30MW、原子炉出口ヘリウムガス温度 950°C (最高) の高温ガス炉であり、高温ガス炉の技術基盤の確立、高度化、先端的基礎研究のための試験研究に供される。Fig.1.1 に HTTR の原子炉建家の構造図を示す。HTTR は、平成 10 年 11 月に初臨界を迎え、臨界特性試験を経て出力上昇試験を開始している。

Fig.1.2 に示すように、HTTR の原子炉容器上部には、燃料交換や制御棒の出し入れ等を目的としたスタンドパイプが林立し、このスタンドパイプは厚さ約 120cm の炭素鋼およびコンクリートで製造された 1 次上部遮へい体を貫通している。このため、原子炉上方向の遮へい性能評価においては、このような 1 次上部遮へい体の間隙部に対して炉心からの中性子ストリーミングを考慮する必要がある。また、1 次上部遮へい体は原子炉容器からの高温の熱にさらされる⁽¹⁾ことから、遮へい性能に影響を与えるコンクリート中の含水量についても注意しなければならない。

本報では、1 次上部遮へい体の遮へい設計およびコンクリート中の含水量に関する影響評価について述べるとともに、出力上昇試験時の遮へい性能確認方法についてまとめる。

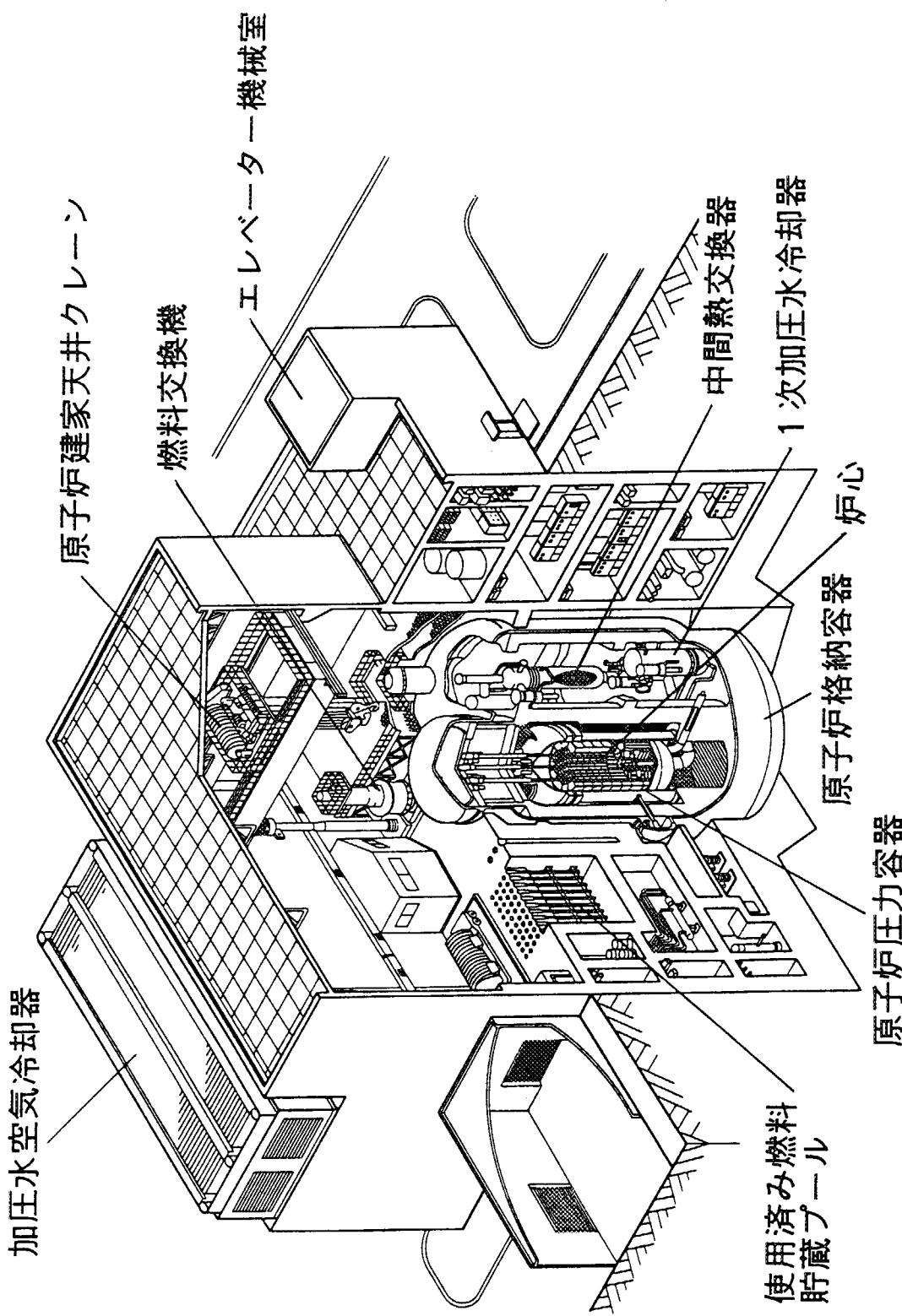


Fig.1.1 HTTR 原子炉建家の構造図

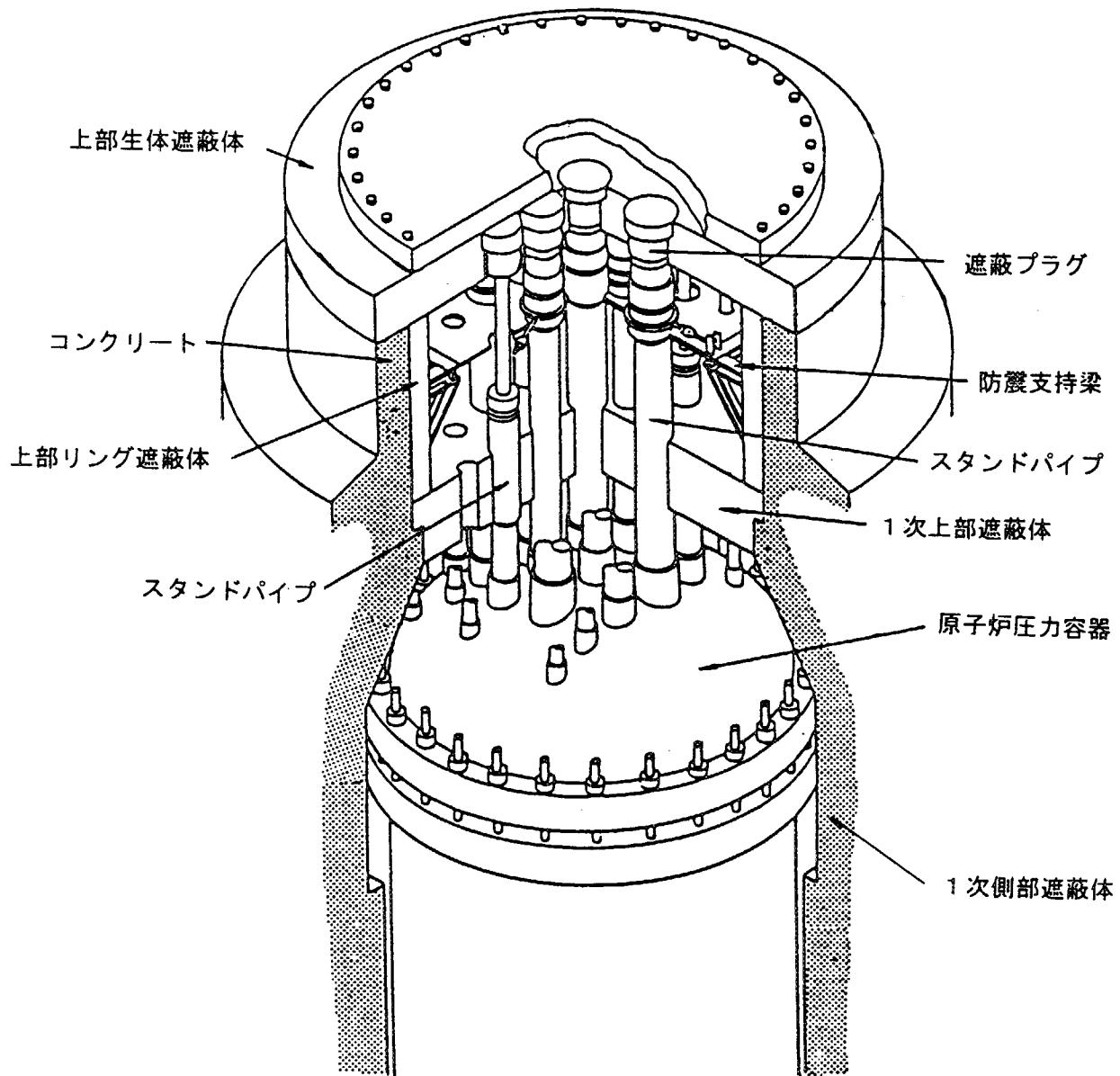


Fig.1.2 原子炉圧力容器上部の構造図

2. 遮へい設計

2.1 遮へい設計の基本方針

HTTR の遮へい設計は、原則として「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き、線量当量限度を定める件」(昭和 63 年 7 月、科学技術庁告示第 20 号) の規定に従って行った。

遮へい設計においては、原子炉建家内を立ち入り頻度に応じた区画に分割し、各々の区画に対して目安となる基準線量当量（遮へい設計の基準線量当量率）の区分を定め、線源となる機器に対する遮へいがその基準線量当量率を下回るように遮へい厚さを決定した。具体的には、放射線業務従事者等が立ち入る場所において放射線被ばくを十分安全に管理できるように、各々の部屋（エリア）の線量当量率が以下に示す各基準線量当量率を下回るよう設計を行った⁽²⁾。

区分	立入り時間	基準線量当量率 ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)
A	週 48 時間以内の立入り	6
B	週 10 時間以内の立入り	60
C	ごく短時間しか立入らない	500
D	通常立入不要	—

HTTR の遮へいは、原子炉からの中性子線及びガンマ線に対する遮へい、1 次冷却系内の核分裂生成物からのガンマ線に対する遮へい、その他使用済燃料等からの中性子線及びガンマ線に対する遮へいに大別できる。本報で示す 1 次上部遮へい体周り遮へい設計における主要な線源は、炉心燃料体内で核分裂によって発生する中性子線とガンマ線（中性子を捕獲する反応に伴って生成するガンマ線を含む）である。

1 次上部遮へい体は、燃料取扱フロアでの線量当量率を基準線量当量率である $6 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下（燃料交換ハッチ及びメンテナンスハッチ上部を除く）とするため、炉心からの放射線を遮へいする目的で設けられている。遮へい設計においては、貫通部のストリーミング対策としてスタンドパイプ内の空洞部に周囲のコンクリート厚と同等の遮へい性能を有する黒鉛等を設置するとともに、スタンドパイプ周囲の環状間隙部においては、補償遮へい体を設けることにより放射線の漏洩を最小限に抑えている。また、1 次上部遮へい体のコンクリート中の含水量に関しては、 78kg/m^3 を遮へい設計評価条件と定めるとともに、この含水量を満足させるため、コンクリート温度 88°C 以下を設計条件としている。

2.2 解析方法及び解析条件

原子炉運転中の遮へい解析は、炉心を線源とし、原子炉圧力容器室を中心とした原子炉周りの遮へい解析から始まる。原子炉周りの遮へい解析の結果は、原子炉圧力容器のさらに外側の区域の遮へい解析の境界条件として用いられる。1 次上部遮へい体まわりの遮へい解析も、原子炉周

り遮へい解析の結果として得られた 1 次上部遮へい体下面における中性子束を線源条件とし、スタンドパイプ室を中心とした解析モデルにより、2 次元 Sn 輸送計算コード DOT3.5 を用いて行った。

1 次上部遮へい体まわりの遮へい評価では、スタンドパイプ貫通部の効果を一度にモデル化することは困難である。このため、貫通部が存在しないと仮定した場合の「バルク成分評価」と、1 本のスタンドパイプをモデル化した「ストリーミング成分評価」を行い、これらの評価結果を用いて最終的な線量当量率評価を行った。解析モデル及び主要な解析条件について以下に示す。

(1)バルク成分評価用の解析条件

1 次上部遮へい体のバルク成分評価に使用した解析モデルの範囲は、Fig.2.1 に「スタンドパイプ室まわり計算モデルの範囲」として示す部分で、径方向は原子炉圧力容器中心線から 1 次側部遮へい体の後方 45cm、軸方向は 1 次上部遮へい体下面から格納容器の上方約 20cm の範囲である。バルク成分評価用の解析モデルを Fig.2.2 に、主要な解析条件を Table 2.1 に示す。

(2)ストリーミング成分評価用の解析条件

ストリーミング成分評価用に使用した解析モデルの範囲は、バルク成分評価用モデルの範囲と同様である。ストリーミング成分評価では、ストリーミング体系用にスタンドパイプをモデル化した計算とストリーミング効果を算出するためのバルク計算を行った。

①ストリーミング体系計算

Fig.2.3 にスタンドパイプ室の横断面図を示す。31 本のスタンドパイプは構造上 10 種類に分類されるが、このうち代表的な 4 種類についてストリーミング計算を実施した。その他の 6 種類は、構造が類似したスタンドパイプの計算結果を用いて評価した。各スタンドパイプと計算ケースの関係を Table 2.2 に示す。

ストリーミング計算は 2 次元 RZ 体系で、対象としているスタンドパイプが中心にあることとしてモデル化した。Fig.2.4～Fig.2.7 にスタンドパイプ N1, N2, N17, N27 のモデル図を示す。1 次上部遮へい体内のスタンドパイプ貫通部構造がストリーミング評価へ大きく影響するので、実際の形状をできるだけ忠実にモデル化している。また、スタンドパイプが中心にあることを仮定した影響は、計算結果に Table 2.3 に示す係数を乗じて補正した。この補正係数は、1 次上部遮へい体下面の高速中性子束の径方向分布により求めたものである。ストリーミング体系計算の計算条件を Table 2.4 にまとめて示す。

②バルク体系計算

(1)のバルク成分評価用の計算と同一の計算体系で、ストリーミング体系計算用の 164 角度分点セットで計算した。解析条件を Table 2.4 に示す。

(3)スタンドパイプ室回り線量当量率の評価

バルク成分、ストリーミング成分を分けて計算したスタンドパイプ室周りの線量当量率の評価は以下の式を用いて評価した。

$$\phi^{SP} = \frac{BULK1 + \sum_{i=1}^{31} BF_i \times (S/PNi - BULK164)}{\text{バルク成分} + \text{ストリーミング成分}}$$

ここで、

- ϕ^{SP} : スタンドパイプ室内の線量当量率
- BULK1 : バルク成分評価スタンドパイプ室周り計算で得られた値
- BF_i : スタンドパイプが中心に位置するとして計算したことに対する補正係数 (Table 2.3)
- S/P Ni : ストリーミング成分評価スタンドパイプ計算で得られた値
- BULK164 : ストリーミング評価用スタンドパイプ室周りバルク (Sn 分点 : 164 分点) 計算で得られた値

2.3 解析結果

(1)バルク成分解析結果

Fig.2.2 のモデル図に基づくバルク成分の解析結果（線量当量率の等高線図）を Fig.2.8 に示す。1 次上部遮へい体により線量当量率は約 4 枝減衰し、スタンドパイプ室内では $10^2 \sim 10^4 \mu \text{Sv/h}$ のオーダーになっている。

(2)ストリーミング成分解析結果

Fig.2.4～Fig.2.7 に示す 4 種類のスタンドパイプ (N1, N2, N17, N27) に対するストリーミング成分解析結果（線量当量率の等高線図）を Fig.2.9～Fig.2.12 に示す。N1, N2 スタンドパイプの結果で、スタンドパイプ中心部にピークが出ていのるは、ケーブル等の貫通孔を通るストリーミング成分である。また、Fig.2.11 に示すように、N17 スタンドパイプではスタンドパイプ外側の円環ギャップによる影響が表れている。これは、N17 スタンドパイプの外側には追加遮へい体がなく、他のスタンドパイプのようなオフセット構造がとられていないためである。

また、ストリーミング体系用に行ったスタンドパイプ室周りのバルク計算 (164 分点) の線量当量率の等高線図を Fig.2.13 に示す。

(3)スタンドパイプ室周りの線量当量率

Fig.2.14 に示すスタンドパイプ室内及び周囲の主要な評価位置における線量当量率について、2.2(3)項に示す評価式を用いて求めた結果を Table 2.5～Table 2.7 に示す。全体的にバルク成分よりもストリーミング成分による寄与が大きく、1 次上部遮へい体上面の評価位置 1 ではストリーミング成分はバルク成分の約 100 倍となっている。中性子線とガンマ線とで比べた場合、評価位置 5, 8, 9 を除く場所では中性子成分の方が大きくなっている。これは、ストリーミング

グ成分による寄与が比較的大きな評価位置では炉心からの中性子の影響をそのまま受けているのに対し、評価位置 5 で 1 次上部遮へい体コンクリート、評価位置 8、9 では上部生体遮へい体のポリエチレン遮へい体で発生する 2 次ガンマ線の影響を受けているためであると考えられる。

(4) スタンドパイプの林立効果

ここに示した 1 次上部遮へい体周りの遮へい設計解析は DOT3.5 コードを用いた 2 次元輸送解析によるもので、スタンドパイプを 1 本づつ個別にモデル化した解析結果を合計したものである。ストリーミング成分評価用モデルにおいて各スタンドパイプがスタンドパイプ室の中心に位置すると仮定したことによる影響、近接するスタンドパイプ間の相互の遮へい効果等について、この設計解析が妥当な評価であることを確認するため、モンテカルロコード MCNP を用いた 3 次元解析を実施し、結果の比較を行った⁽³⁾。詳細な内容については付録 A に示す。2 つのコードによる解析結果を比較した結果、DOT3.5 を用いた遮へい設計解析はストリーミング成分による効果について保守的な評価となっており、妥当なものであることが確認された。

Table 2.1 「バルク成分評価用」スタンドパイプ室廻り解析条件

項目	内 容
使用計算コード	DOT3.5
計算体系	Fig.2.2
メッシュ数	R:92, Z:134
線源	下面境界線源
エネルギー群数	中性子 21G、ガンマ線 7G
収束判定	1×10^{-2}
P1 次数	P3
Sn 分点	48 分点
境界条件	下；固定線源 上；真空 左；反射 右；真空

Table 2.2 ストリーミング評価時の各スタンドパイプ（S/P）適用計算ケース

S/P 番号	名 称	計算ケース
N1	燃料交換、CRDM、照射試験用 S/P	S/P N1
N2～N7	燃料交換、CRDM 用 S/P	S/P N2
N8～N13	CRDM 用 S/P	S/P N2
N14～N16	CRDM 用 S/P	S/P N2
N17～N19	照射試験用 S/P	S/P N17
N20～N22	広域中性子検出器用 S/P	S/P N17
N23, N25	照射試験用 S/P	S/P N27
N24, N26	炉体計装用 S/P	S/P N27
N27～N29	圧力容器サーベイランス用 S/P	S/P N27
N30, N31	点検用 S/P	S/P N27

Table 2.3 スタンドパイプを中心位置でモデル化したことに対する補正

S/P No.	補正係数*
1	1.3
2~7	0.79
8~13	1.3
14~16	0.69
17~19	0.69
20~22	0.68
24, 26	0.68
23, 25	0.68
27~29	0.66
30, 31	0.72

* 1 次上部遮へい体下面に入射する高速中性子束の比

$$= (\text{対象 S/P の中心位置での中性子束}) / (\text{1 次上部遮へい体中心の中性子束})$$

但し、1 次上部遮へい体下面の中性子束は $R=111\text{cm}$ の位置で最大となっている。このため、 $R=111\text{cm}$ よりも内側を貫通している S/P No.1 及び 8~13 については、 $R=111\text{cm}$ での中性子束に対する比を用いた。

Table 2.4 「ストリーミング成分評価用」スタンダパイプ室廻り計算条件

項 目	内 容			
	S/P N1	S/P N2	S/P N17	S/P N27
使用計算コード	DOT3.5			
計算体系	fig.2.4	fig.2.5	fig.2.6	fig.2.7
メッシュ数	R;104, Z;141	R;104, Z;141	R;100, Z;138	R;109, Z;136 R;92, Z;134
線源	下面境界条件			
エネルギー群数	中性子 21G、ガンマ線 7G			
収束判定	1E-2			
P1 次数	P3			
Sn 分点	164 分点			
境界条件	下；固定線源 上；真空 左；反射 右；真空			

Table2.5 スタンドパイプ室廻り中性子線量当量率

単位 : $\mu \text{Sv/h}$

評価位置*	バルク成分 (BULK26)	ストリーミング成分 (S/P No.1~31)	合 計
1	6.06E3	7.85E5	7.91E5
2	3.87E3	4.47E4	4.86E4
3	5.06E2	3.01E3	3.52E3
4	1.88	1.29E1	1.48E1
5	9.38E4	—	9.38E4
6	2.96E3	1.46E4	1.76E4
7	4.37E-2	1.12E-1	1.56E-1
8	8.43E-2	2.66	2.74
9	1.37E-2	1.39E-1	1.53E-1

* 評価位置 No.は Fig.2.14 に示す評価位置に対応する。

Table2.6 スタンドパイプ室廻りガンマ線線量当量率

単位 : $\mu \text{Sv/h}$

評価位置	バルク成分 (BULK26)	ストリーミング成分 (S/P No.1~31)	合 計
1	5.12E2	4.89E4	4.94E4
2	1.18E2	1.35E4	1.36E4
3	8.35	5.75E1	6.59E1
4	7.98	~0	8
5	1.88E5	—	1.88E5
6	7.39E1	2.34E2	3.08E2
7	4.15E-2	2.88E-2	7.03E-2
8	2.64	5.74E1	6.00E1
9	5.16E-1	1.16E1	1.21E1

Table2.7 スタンドパイプ室廻り全線量当量率

単位: $\mu \text{Sv/h}$

評価位置	中性子線	ガンマ線	合 計
1	7.91E5	4.94E4	8.41E5
2	4.86E4	1.36E4	6.22E4
3	3.52E3	6.59E1	3.59E3
4	1.48E1	8	2.28E1
5	9.38E4	1.88E5	2.82E5
6	1.76E4	3.08E2	1.79E4
7	1.56E-1	7.03E-2	2.27E-1
8	2.74	6.00E1	6.28E1
9	1.53E-1	1.21E1	1.23E1

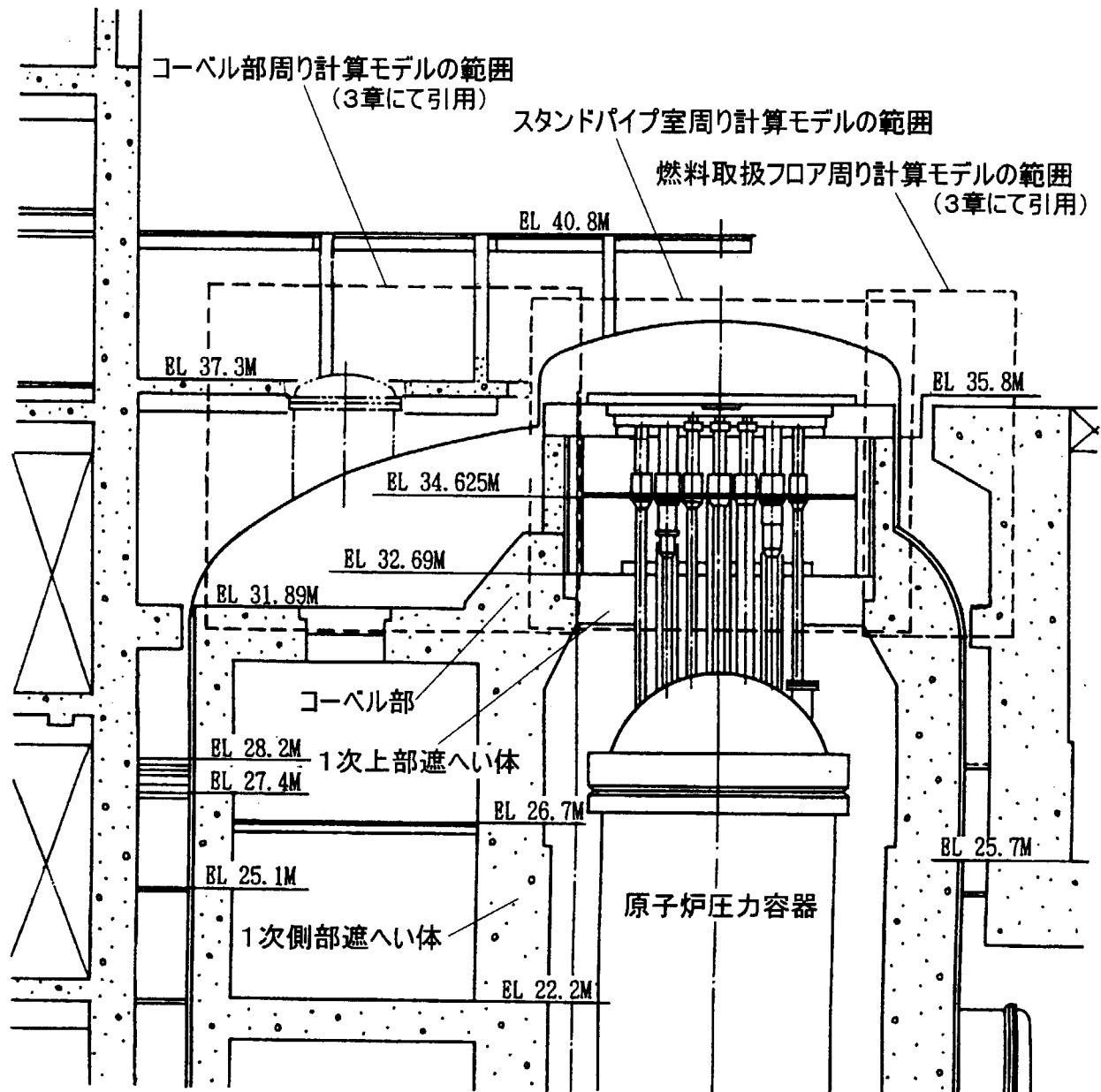


Fig.2.1 スタンドパイプ室遮へい評価対象範囲

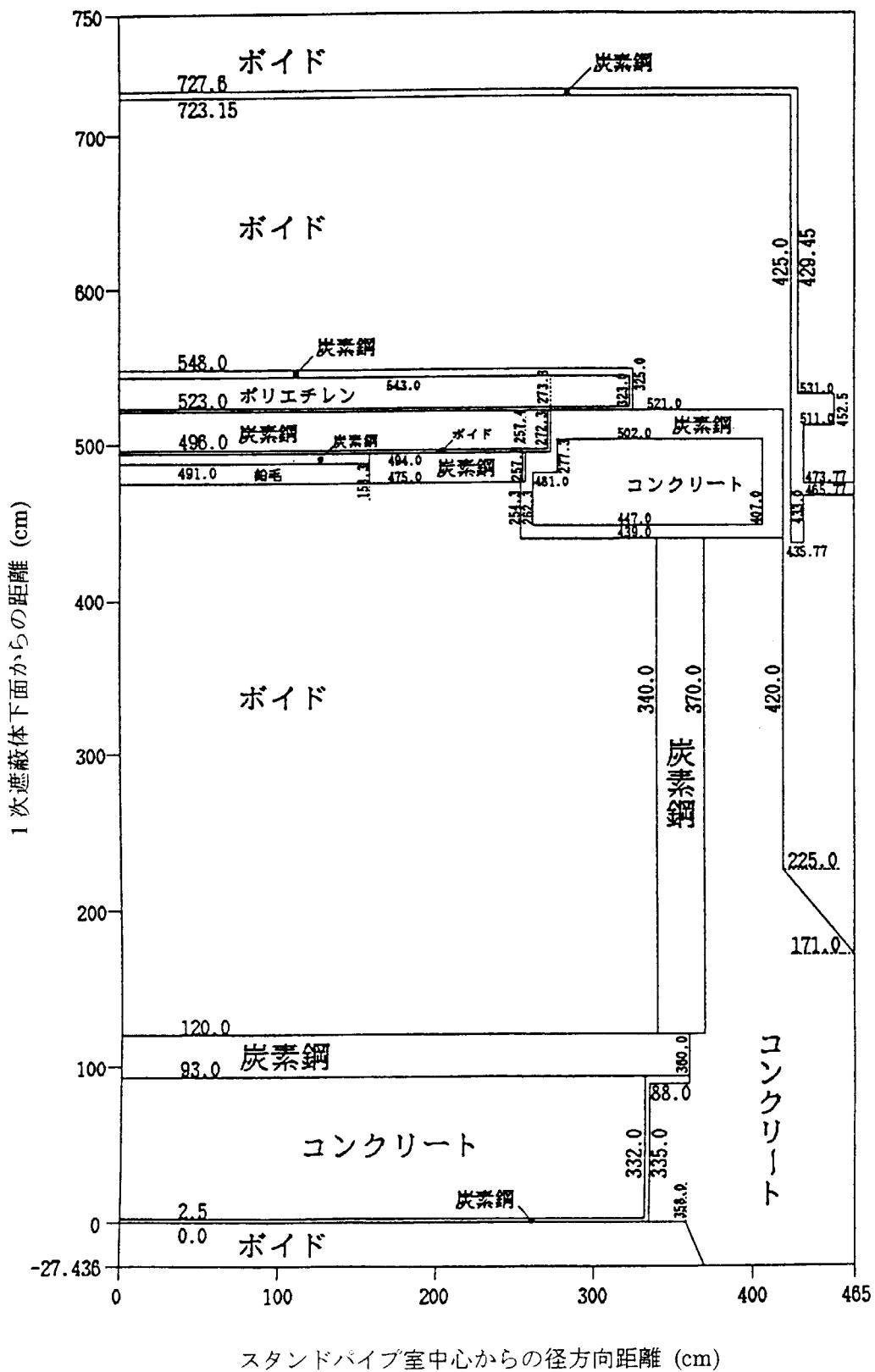
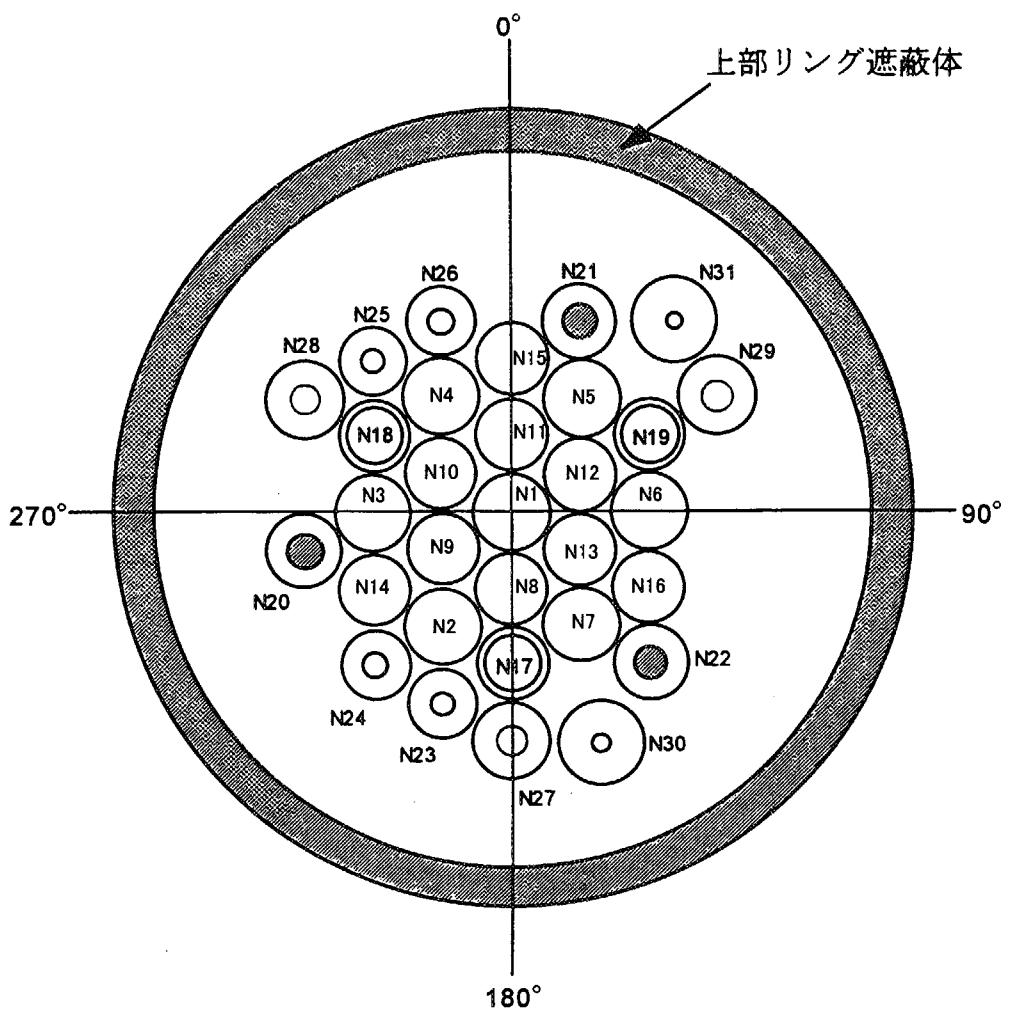


Fig.2.2 「バルク成分評価」体系-スタンドパイプ室周り計算体系図



番号	名称	員数
N1~N16	制御棒用スタンドパイプ	16
N17~N19	照射試験用スタンドパイプ	3
N20~N22	広域中性子検出用スタンドパイプ	3
N23,N25	照射試験用スタンドパイプ	2
N24,N26	炉体計装用スタンドパイプ	2
N27~N29	圧力容器サベランス用スタンドパイプ	3
N30,N31	点検用スタンドパイプ	2

Fig.2.3 スタンドパイプ室横断面図

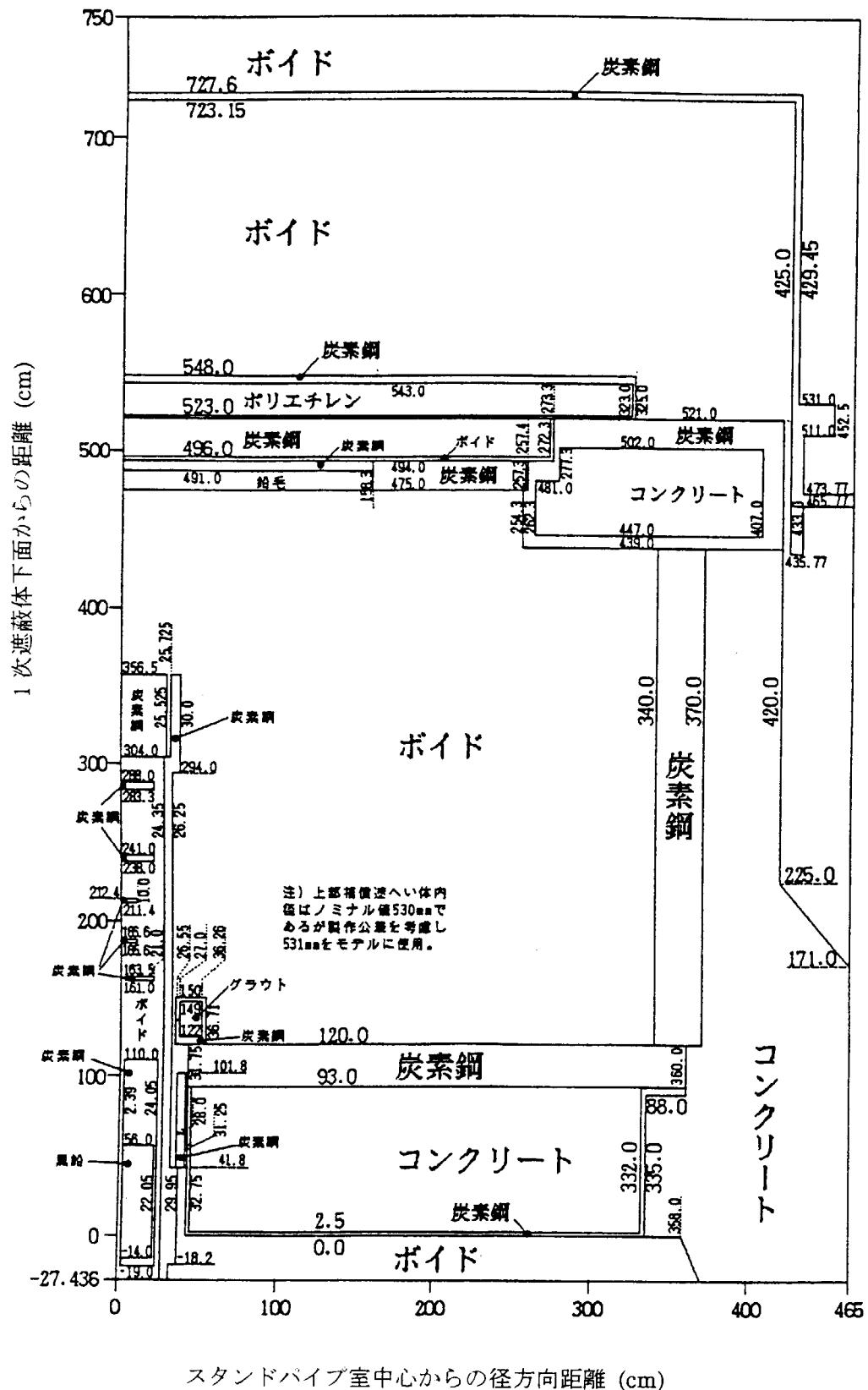


Fig.2.4 「ストリーミング成分評価」体系－スタンドパイプ N1 計算体系図

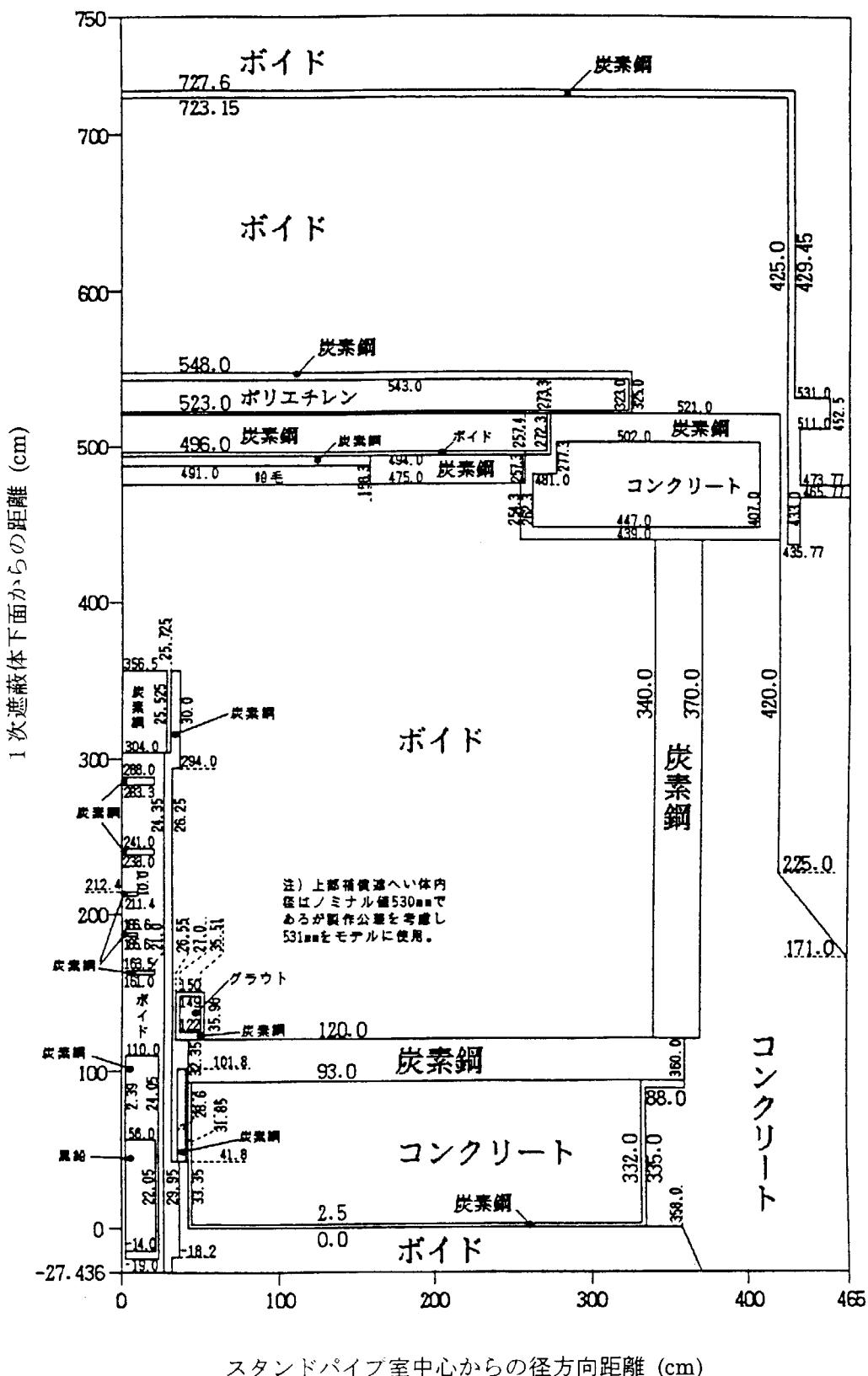


Fig.2.5 「ストリーミング成分評価」体系—スタンドパイプ N₂計算体系図

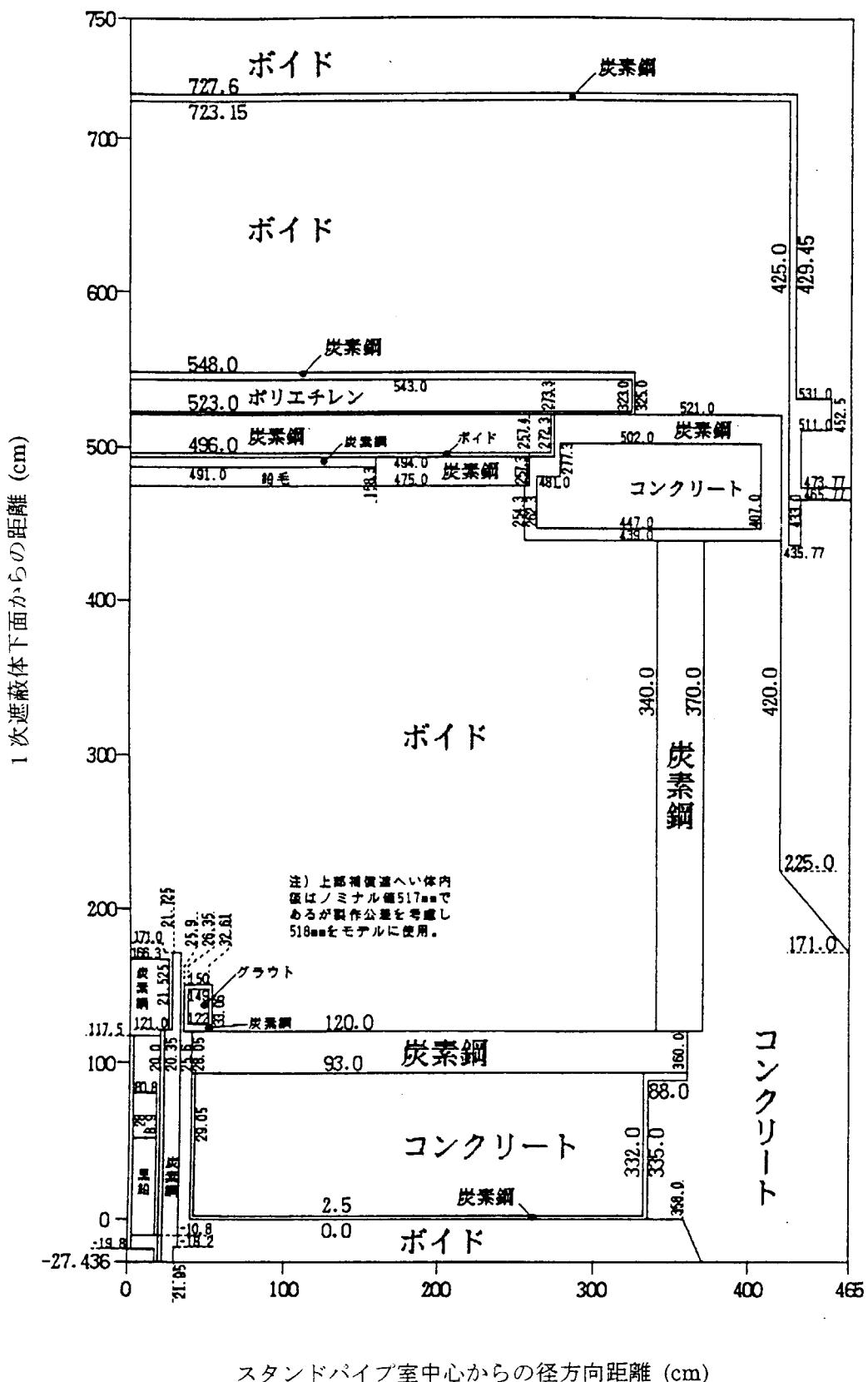
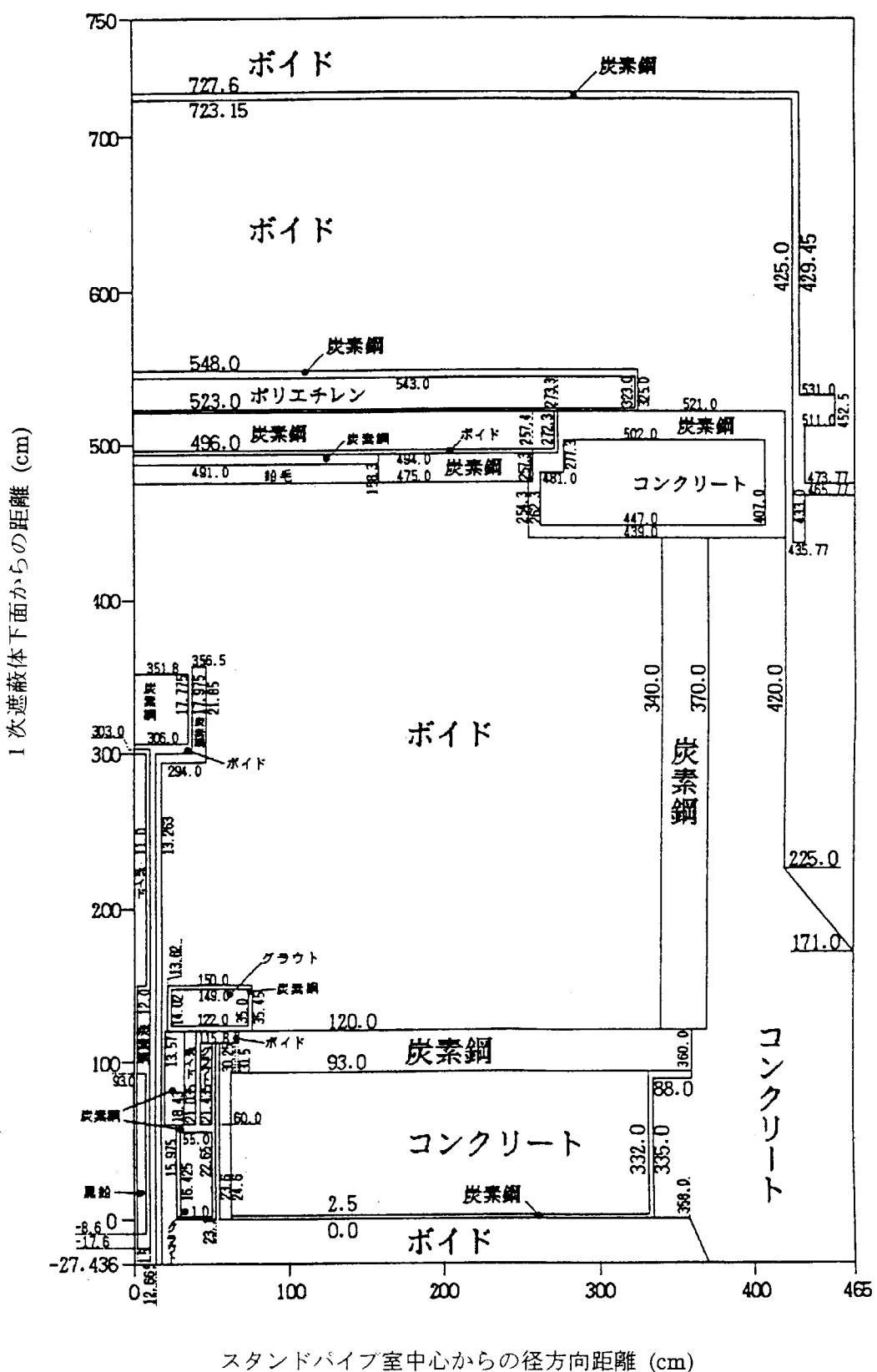


Fig.2.6 「ストリーミング成分評価」体系-スタンドパイプN17計算体系図



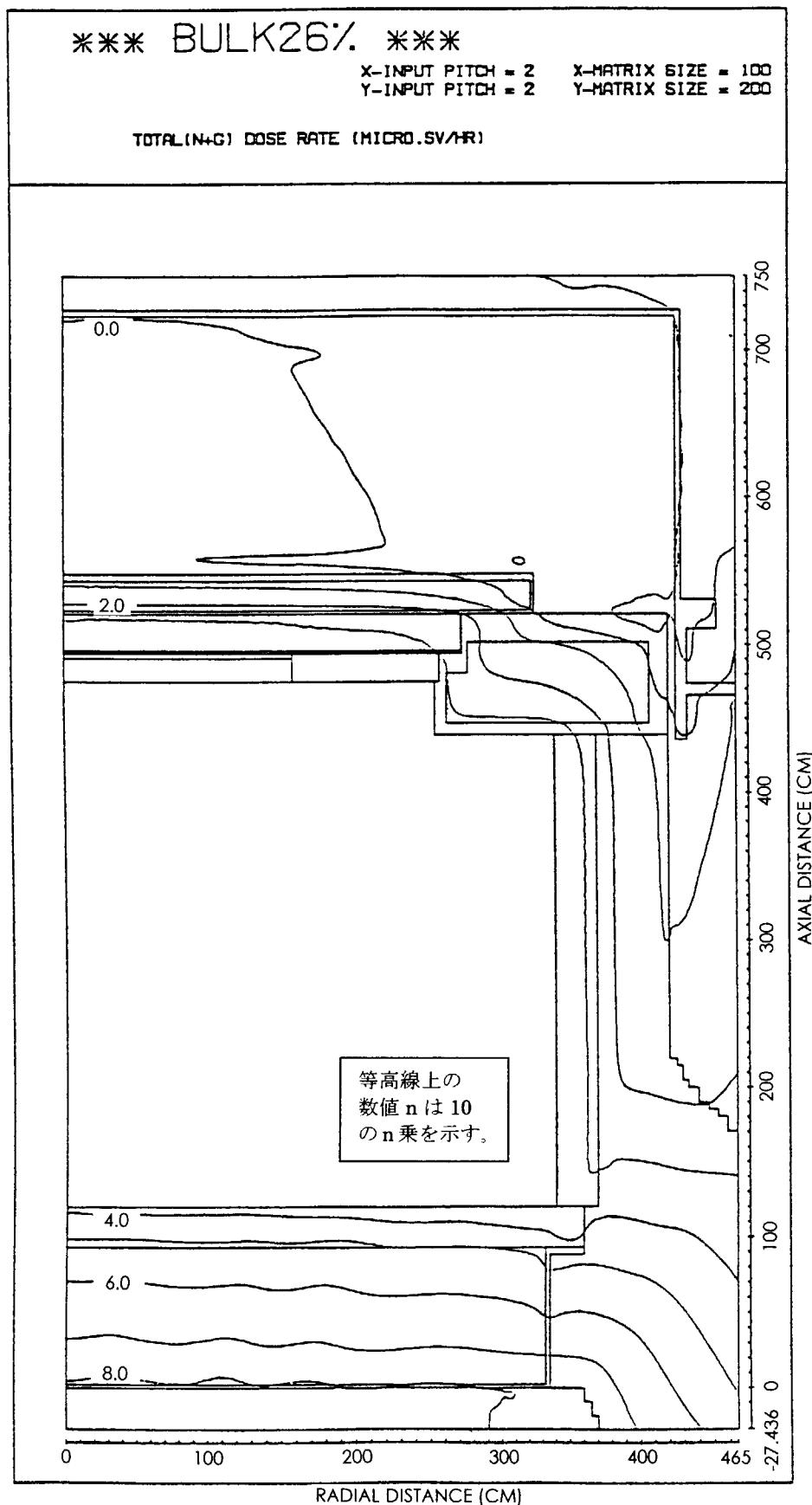


Fig.2.8 バルク体系スタンドパイプ室周り計算全線量当量率等高線図

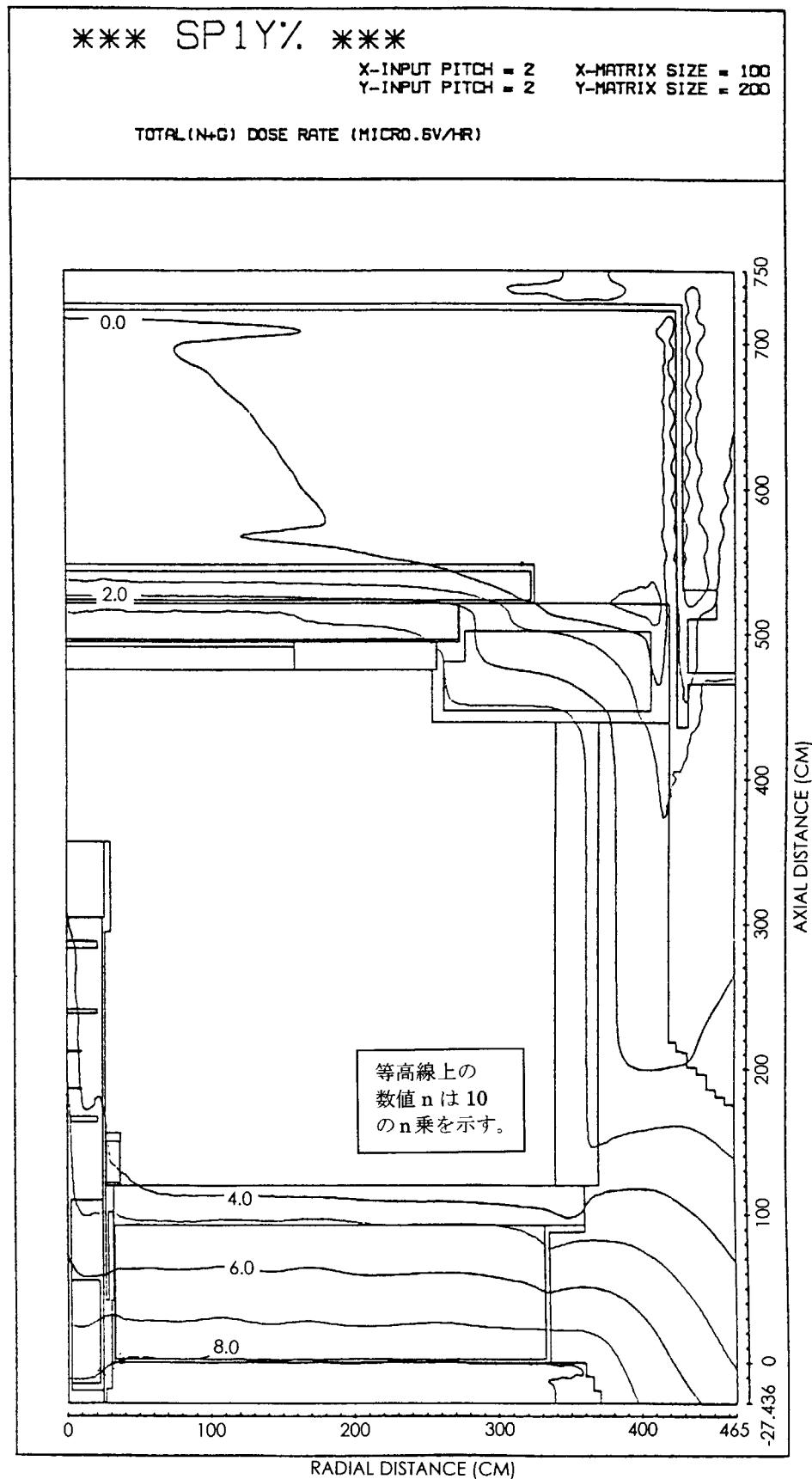


Fig.2.9 ストリーミング体系スタンドパイプ N1 計算の全線量当量率等高線図

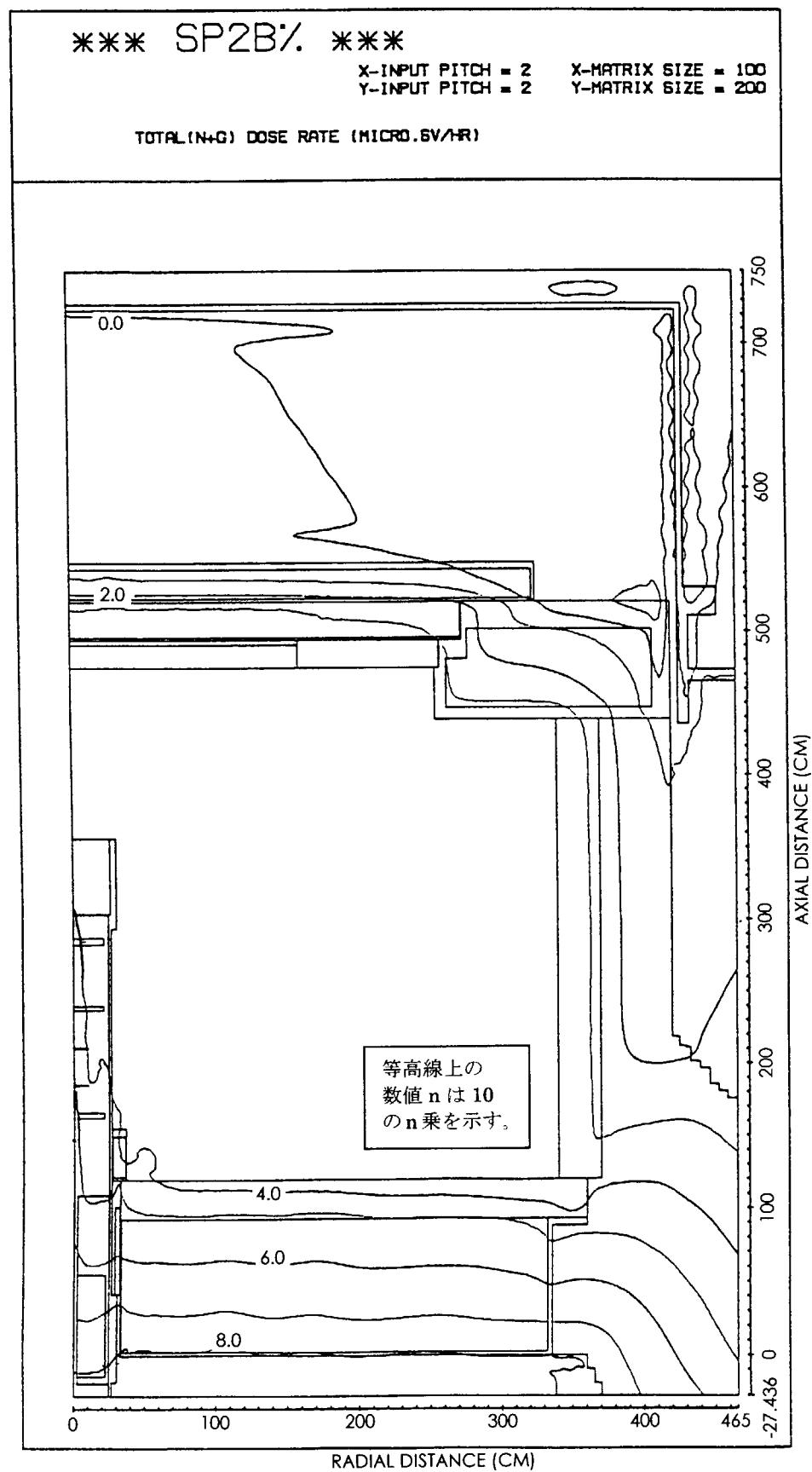


Fig.2.10 ストリーミング体系スタンドパイプ N2 計算の全線量当量率等高線図

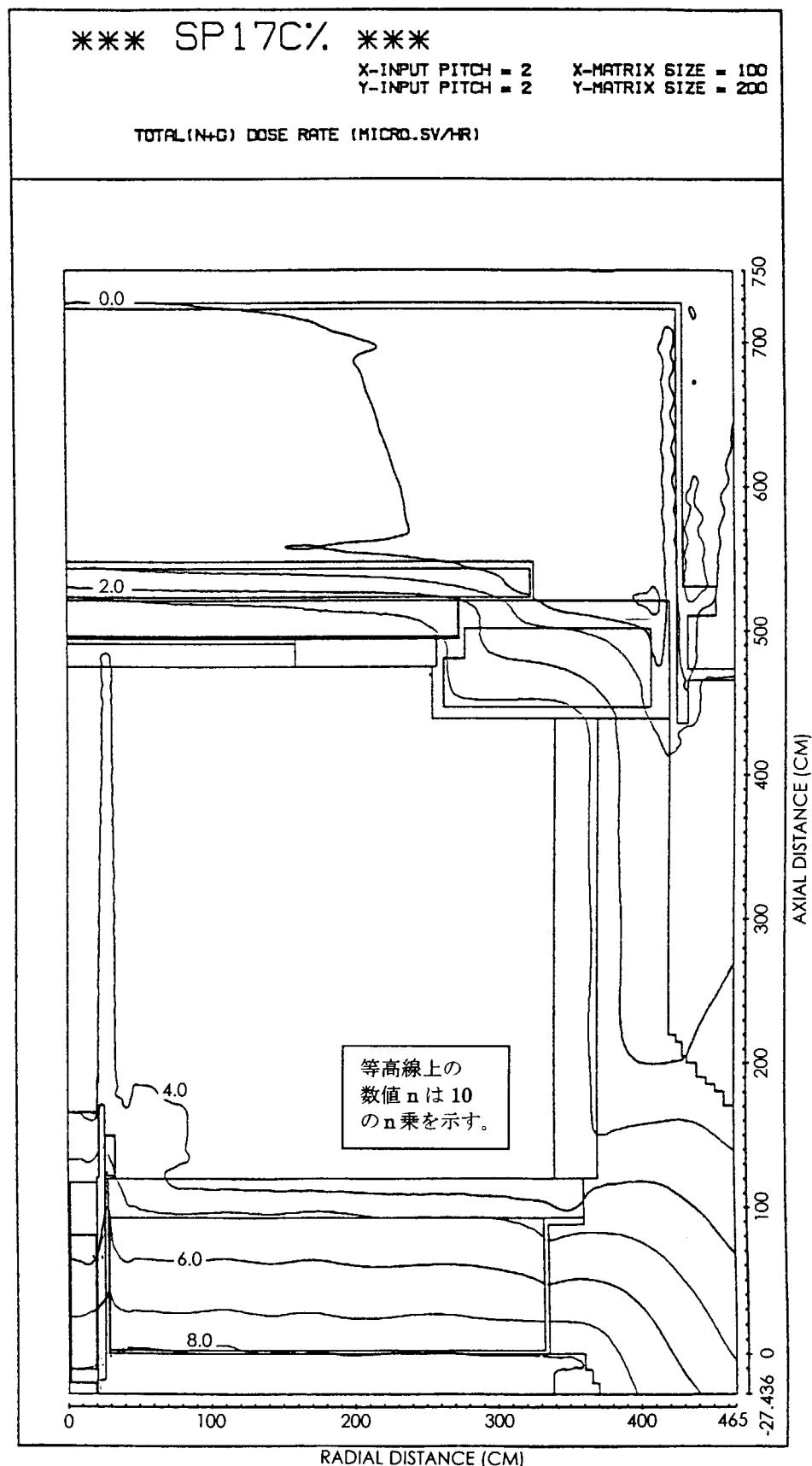


Fig.2.11 ストリーミング体系スタンドパイプ N 1 7 計算の全線量当量率等高線図

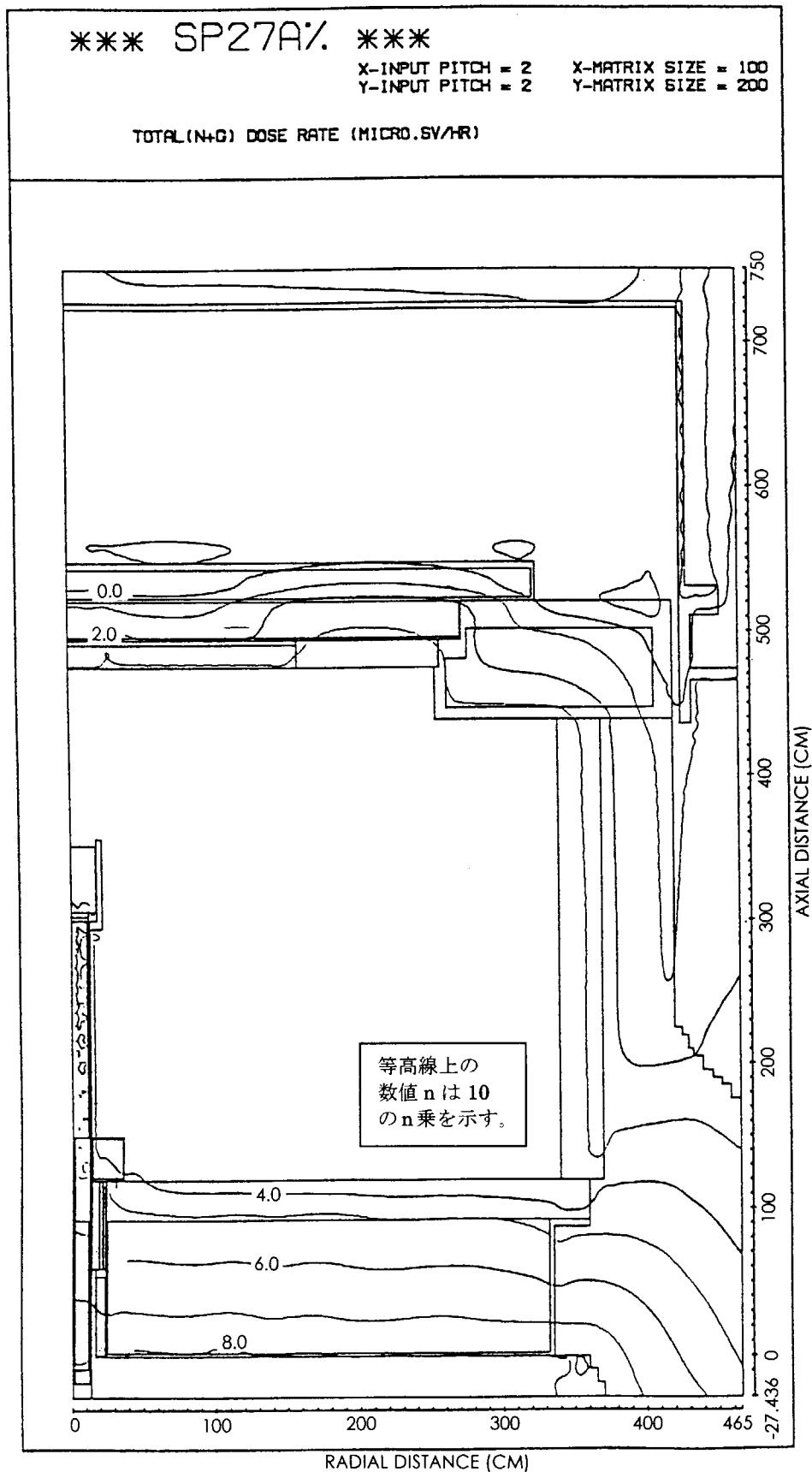


Fig.2.12 ストリーミング体系スタンドパイプ N27 計算の全線量当量率等高線図

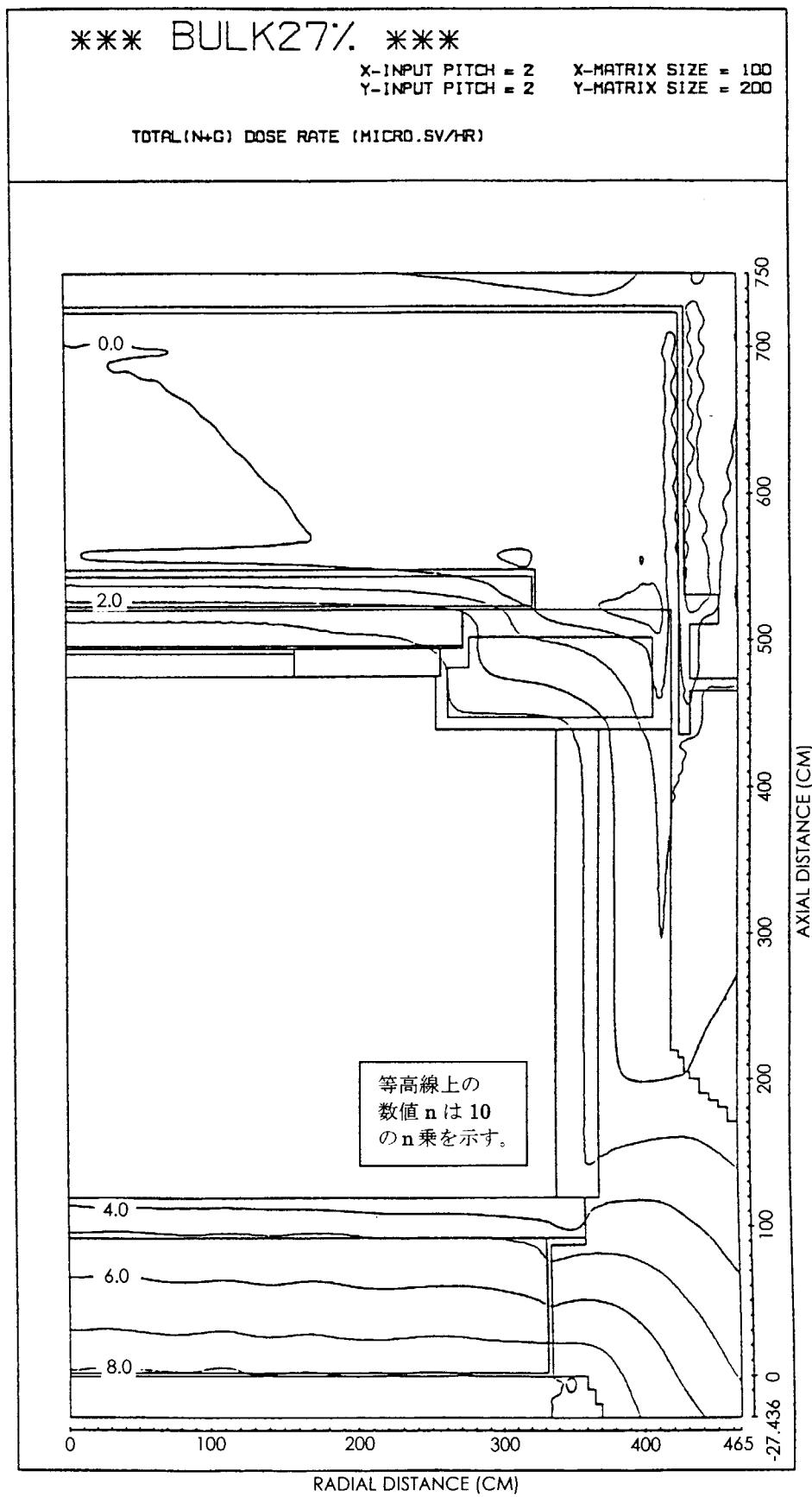


Fig.2.13 ストリーミング体系スタンドパイプ室周りバルク計算の全線量当量率等高線図

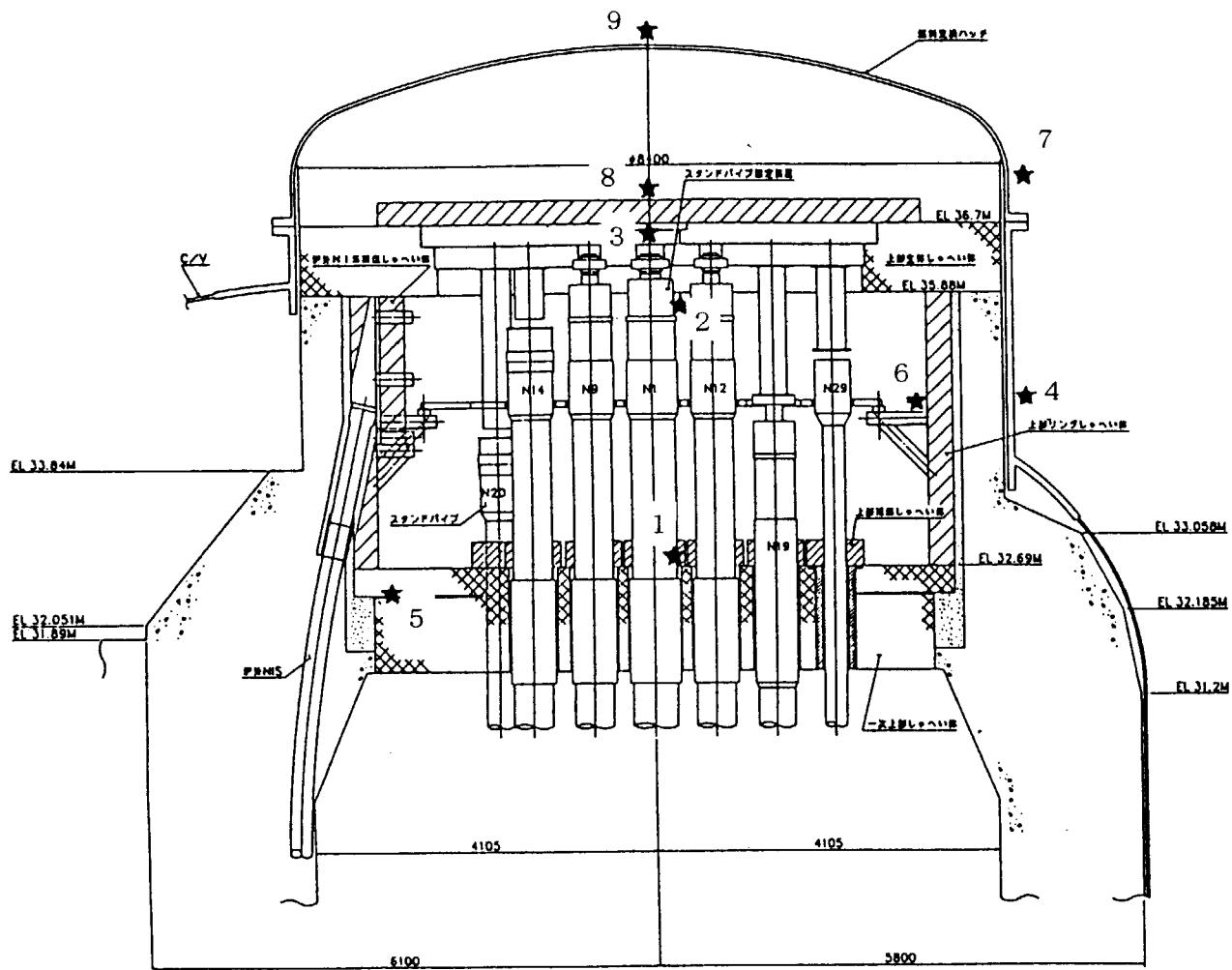


Fig.2.14 スタンドパイプ室周りの中性子束及び線量当量率評価位置

3. 検討

3.1 1次上部遮へい体材料の水分量確認試験

1次上部遮へい体の主な機能は、燃料取扱フロアの基準線量当量率およびスタンドパイプ室の原子炉停止時の立入条件が満足されるように、炉心からの中性子およびガンマ線を遮へいすることである。1次上部遮へい体の温度が上昇した場合に特に重要なのは、中性子の遮へいに大きな影響を与えるコンクリート(グラウト材)中の含水量であり、含水量は温度に依存することが知られている⁽⁴⁾。また、HTTRでは、グラウトで製造される1次上部遮へい体の遮へい評価において、密度 2.1g/cm^3 、含水率 3.71wt\% (含水量として 78kg/m^3) のコンクリートの組成が使用されている。そこで1次上部遮へい体が高温で使用された場合でも、グラウト中の含水量が遮へい評価で用いた値を満足し、十分な遮へい性能を有することを確認するための試験を、同じ材質のグラウトを用いて実施した⁽⁵⁾。その結果、乾燥温度 110°C 以下であれば遮へい評価で用いられた含水量 78kg/m^3 以上は維持されることがわかった。

なお、コンクリートとグラウト材の組成の違いによる遮へい性能への影響については、付録 B に示すとおり影響のないことを確認している。

3.2 含水量と線量当量率

1次上部遮へい体中の含水率を 6.0 、 1.85 および 0.0wt\% とした場合の燃料取扱フロア上面における線量当量率を解析により求め、設計条件である $3.7\text{wt\%}(=78\text{kg/m}^3)$ の値と比較した。計算は2次元 RZ 体系で行い、スタンドパイプ室周りと燃料取扱フロア周りの接続法を採用した。1次上部遮へい体を経由して燃料取扱フロアの線量当量率に寄与する成分は、遮へい評価上、スタンドパイプ貫通部をストリーミングする成分と、コンクリートを透過するバルク成分に分けて評価している。ストリーミング成分は主に、スタンドパイプ貫通部の空隙部の構造に依存するのに対し、バルク成分はコンクリート中の含水率に依存すると考えられる。したがって含水率の線量率に対する影響の検討はバルク成分にのみ着目した。

3.2.1 計算方法

1次上部遮へい体中の水分含有率をパラメーターにした2次元 RZ 形状のスタンドパイプ室周り計算を行い、スタンドパイプ室周り計算の境界角度束を線源とした燃料取扱フロア周り計算およびコーベル部周り計算を行った (Fig.2.1 に各計算の対象範囲を示す)。計算による検討フローを Fig.3.1 にまとめた。計算対象領域は、 270° 方向の領域とし、スタンドパイプ室周りの計算モデルを Fig.2.2 に、燃料取扱フロアおよびコーベル部周りの計算モデルをそれぞれ Fig.3.2 および Fig.3.3 に示す。また計算パラメーターおよび物質組成データを Table 3.1、Table 3.2 および Table 3.3 に示す。

3.2.2 計算結果

1次上部遮へい体上面と燃料取扱フロア上面において、放射線束と線量当量率および含水量

3.7wt%のケースに対する増加率を Table 3.4、Table 3.5、Fig.3.4 および Fig.3.5 にまとめた。1 次上部遮へい体上面では 3.7wt%を基準とすると、含水率が 1/2 の 1.85wt%では高速中性子束が約 3 倍、中速および熱群中性子束が 7~10 倍、含水率が 0wt%ではそれぞれ~100 倍および~350 倍に増加している。含水率の変化の影響が高速で小さく、中速および熱群で大きくなる理由として、水素の弾性散乱断面積が挙げられる。水素は弾性散乱断面積が $E < 0.5 \text{ MeV}$ のエネルギー範囲で大きいため、水素含有率増減の影響が高速中性子に比較して中速や熱群の中性子に大きく現れたと考えられる。一方、ガンマ線は含水率 0wt%でも 10 倍程度であり、大きな影響はない。

また燃料取扱フロア上面では、含水率 3.7wt%を基準として 1.85wt%で高速中性子束は 2.3 倍、中速および熱群中性子束は~4 倍、ガンマ線束は~4 倍の増加になった。水分含水率が 0wt%の時は、高速中性子束は 22 倍、中速および熱群の中性子束~140 倍、ガンマ線束は~140 倍になった。

以上より燃料取扱フロアの中性子はスタンドパイプ室の高速中性子に依存し、スタンドパイプ室の中速および熱群中性子束は、燃料取扱フロアに達する前に吸収されなくなったと考えられる。ガンマ線については、燃料取扱フロアの増加率が、スタンドパイプ室内の高速中性子束の増加率と一致していること、スタンドパイプ室内のガンマ線はスタンドパイプ室周りの遮へい体で遮へいされて小さくなることから、上部リング遮へい体後方のコンクリート内で生成された 2 次ガンマ線であると考えられる。1 次上部遮へい体を経由する成分による燃料取扱フロアの線量当量率を Table 3.6 および Fig.3.6 に示す。これより線量当量率は含水率に依存し、特に 1wt%以下では急激に線量当量率が大きくなることがわかる。特にバルク成分に着目すると、含水率が 1.85wt%以上では線量当量率に大きな変化はない。しかし 1.85wt%以下になると線量当量率は著しく増加する。これは、バルク成分の線量当量率がストリーミング成分のそれより大きくなり、全体の線量当量率に対して支配的になるためである。

3.1 項に示した試験結果から、コンクリート温度が約 110°C 以下であればグラウト中の含水量 78kg/m³ は確保され、燃料取扱フロア上の線量当量率上限値 ($6 \mu \text{Sv/h}$) を満足することができる。110°C という温度は、HTTR のしゃへい設計条件である 88°C 以下に対して十分な余裕があるが、万一、コンクリート中の含水量が 78kg/cm³ 以下に減少してしまった場合を想定して、追加遮へい体を設ける場合の検討を付録 C にて行った。その結果、含水量が 0kg/m³ (0.0wt%) になった場合は、1 次上部遮へい体の上面に厚さ 11cm のニュートロンストップを設置することで、遮へい設計条件である含水量 78kg/cm³ の場合と同等の遮へい性能が確保されることが確認された。

3.3 線量当量率の確認方法

(1) 考え方

HTTR の遮へい性能に関しては、設計通りの性能が確保され、法令で定められた制限値が満足されることを確認する目的で、臨界特性試験および出力上昇試験時に「遮へい性能検査」を実施していく計画である。遮へい性能検査は、万一の異常を早期発見し対策を講じができるよう、零出力の段階から各出力毎に実施する。遮へい性能検査では、以下に示す試験が計画されている。

①運転前遮へい試験

臨界特性試験時に、仮設中性子源を用いてスタンドパイプ貫通部からのストリーミングがないことを確認する。

②低出力遮へい試験

極低出力時（0.025%、1%出力）に原子炉容器周りの線量当量率測定を行い、原子炉から格納容器外部への中性子ストリーミングがないことを確認する。

③中間出力遮へい試験

中間出力時（30～50%出力）に原子炉周りと管理区域内の各部屋の線量当量率測定を行い、全出力時（100%出力）に制限値を超えないことを確認する。

④高出力遮へい試験

100%出力時に原子炉周りと周辺の各部屋の線量当量率が制限値を満足していることを確認する。

⑤停止後遮へい試験

運転後（出力上昇試験終了後）にFPまたは放射化が線源となる機器について γ 線エネルギーを測定し、線源核種を推定するとともに、線量当量率を測定する。

(2) 現在までの試験結果

現時点での線量当量率確認結果を以下にまとめる。今後、引き続き実施する出力上昇試験のなかで、原子炉周りと周辺部屋の遮へい性能チェックを隨時行うこととしている。

- ・運転前遮へい試験

本試験については事前解析による線量当量率の予測と、実際の線量当量率測定が終了している。事前解析では $1.0 \times 10^7 \text{n/s}$ の線源強度をもつ $^{241}\text{Am}\cdot\text{Be}$ を炉心上面まで吊り上げた状態でのスタンドパイプ室内の線量当量率を評価した結果、中性子および2次 γ 線の合計で約 $0.06 \mu \text{Sv/h}$ という結果を得た。これに対し、実際の測定では $0.01 \mu \text{Sv/h}$ まで測定できる測定器によって中性子線量当量率を測定した結果、 $0 \mu \text{Sv/h}$ であった。解析と測定の相違は、スタンドパイプ内に存在する仮設中性子源の保持装置による遮へい効果を、解析側では保守的に無視していたことが原因であると考えられる。

- ・低出力しゃへい試験

原子炉出力約 0.025%の状態において、スタンドパイプ室内と1次主冷却機器室の線量当量率を測定した結果、中性子線量当量率、ガンマ線線量当量率ともにバックグラウンド相当であり、異常は確認されなかった。

なお、原子炉運転時の1次上部遮へい体温度については、確認試験の測定結果及び有限要素法を用いた解析により定格出力時に 75°C になる⁽⁶⁾と予測されることから、コンクリート中の含水量は設計条件である 78kg/m^3 以上を満足する見通しである。

Table 3.1 計算パラメータ

項目	S／P室まわり	燃料取扱フロアまわり	コーベル部
(1) 使用計算コード	DOT3.5		
(2) 計算体系	Fig.2.2	Fig.3.8	Fig.3.9
(3) メッシュ数	R=92, Z=134	R=127, Z=131	R=127, Z=135
(4) 線源	下面境界線源	左端境界線源 (Z>120cm)	左端境界線源 (120cm>Z>30cm)
(5) エネルギー群数	中性子 21G, ガンマ 7G		
(6) 収束判定	1E-02		
(7) P1 次数	P3		
(8) Sn 分点	48 分点		
(9) 境界条件	下；固定線源 上；真空 左；反射 右；真空	下；真空 上；真空 左；固定線源 右；真空	
(10) 内部境界角度束の出力位置	燃料取扱フロアまわり 計算用の角度束出力メッシュ No.=69		—————

Table 3.2 原子数密度

		Atomic Number Density (10^{24} atoms/cm 3)					
Nuclide (Atomic Weight)	Material	普通コングリート	炭素鋼	エバーコ880ブリケット	ポリエチレン	鉛毛	黒鉛
		$\rho = 2.1\text{g/cc}$	$\rho = 7.8\text{g/cc}$	$\rho = 2.26\text{g/cc}$	$\rho = 0.955\text{g/cc}$	$\rho = 4.0\text{g/cc}$	$\rho = 1.6\text{g/cc}$
H 1.01	5.219E-3			2.159E-2	8.20E-2		2.389E-2
C 12.01				4.986E-6	4.10E-2		8.023E-2
O 16.00	4.011E-2			3.914E-2			8.270E-3
Na 22.99				5.032E-6			4.139E-3
Mg 24.32	5.984E-5			2.214E-4			
Al 26.98	2.090E-4			6.529E-4			
Si 28.09	1.738E-2			7.502E-3			
K 39.10				2.583E-5			
Ca 40.08	2.167E-3			5.897E-3			
Fe 55.85	6.201E-4	8.412E-2		3.936E-3			
Pb 207.21					1.163E-2		1.304E-2

Table 3.3 水分含有率毎のコンクリートの原子数密度

(1/barn · cm)

元素(原子量)	水分含有率 (w/o)				
	3.7	1.8	1.0	0.0	6.0
H 1.01	5.219E-3	2.545E-3	1.364E-3	0.000E+0	8.620E-3
O 16	4.011E-2	3.877E-2	3.818E-2	3.750E-2	4.182E-2
Mg 24.32	5.984E-5	5.984E-5	5.984E-5	5.984E-5	5.984E-5
Al 26.98	2.090E-4	2.090E-4	2.090E-4	2.090E-4	2.090E-4
Si 28.09	1.738E-2	1.738E-2	1.738E-2	1.738E-2	1.738E-2
Ca 40.08	2.167E-3	2.167E-3	2.167E-3	2.167E-3	2.167E-3
Fe 55.85	6.201E-4	6.201E-4	6.201E-4	6.201E-4	6.201E-4
比重 (g/cc)	2.10	2.06	2.04	2.02	2.15

Table 3.4 水分含有率の変化に伴う 1 次上部遮へい体上面の計算結果のまとめ

各水分含有率における中性子束と線量当量率の計算結果

水分含有率 (w/o)	FLUX (n/cm ² /s)				DOSE (μ Sv/h)			
	(FAST)	(INTERMEDIUM)	(THERMAL)	TOTAL·NEUTRON	TOTAL·GAMMA	NEUTRON	GAMMA	NEUTRON+GAMMA
0	6.87E+04	3.38E+05	7.57E+02	4.08E+05	3.07E+04	1.05E+05	1.32E+03	1.06E+05
1	7.02E+03	3.19E+04	8.83E+01	3.90E+04	9.41E+03	1.11E+04	3.57E+02	1.14E+04
1.85	2.59E+03	7.82E+03	2.15E+01	1.04E+04	5.96E+03	3.96E+03	2.19E+02	4.18E+03
3.7	8.15E+02	1.12E+03	2.18E+00	1.94E+03	3.80E+03	1.21E+03	1.34E+02	1.34E+03
6	3.21E+02	3.40E+02	4.72E-01	6.62E+02	2.97E+03	4.79E+02	1.04E+02	5.83E+02

水分含有率 3.7w/o に対する相対値

水分含有率 (w/o)	FLUX (-)				DOSE (-)			
	(FAST)	(INTERMEDIUM)	(THERMAL)	TOTAL·NEUTRON	TOTAL·GAMMA	NEUTRON	GAMMA	NEUTRON+GAMMA
0	84.27	301.60	348.10	210.31	8.07	86.81	9.85	79.13
1	8.62	28.41	40.57	20.10	2.47	9.17	2.66	8.52
1.85	3.18	6.97	9.89	5.38	1.57	3.28	1.63	3.11
3.7	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
6	0.39	0.30	0.22	0.34	0.78	0.40	0.78	0.43

Table 3.5 水分含有率の変化に伴う燃料取扱フロア上面の計算結果のまとめ
 (燃料交換ハッチ開口端床上 R=514.69cm、Z=534.0cm)

各水分含有率における中性子束と線量当量率の計算結果

	水分含有率 (w/o)	FLUX (n/cm ² /s)				DOSE (μSv/h)			
		(FAST)	(INTERMEDIUM)	(THERMAL)	TOTAL·NEUTRON	TOTAL·GAMMA	NEUTRON	GAMMA	NEUTRON+GAMMA
燃料取扱 フロア まわり 計算	0	2.13E-02	1.65E+00	2.90E+00	4.57E+00	1.52E+01	3.01E-01	5.92E-01	8.93E-01
	1	3.94E-03	1.59E-01	2.66E-01	4.29E-01	1.38E+00	3.07E-02	5.38E-02	8.44E-02
	1.85	2.23E-03	5.58E-02	8.38E-02	1.42E-01	4.34E-01	1.13E-02	1.68E-02	2.82E-02
	3.7	9.73E-04	1.62E-02	2.10E-02	3.82E-02	1.08E-01	3.53E-03	4.16E-03	7.69E-03
	6	4.21E-04	6.34E-03	8.00E-03	1.48E-02	4.08E-02	1.42E-03	1.58E-03	3.00E-03
	-	-	-	-	-	-	-	-	-
コベール部 まわり 計算	0	1.41E-05	3.06E-05	6.83E-04	7.28E-04	2.31E-01	6.82E-05	9.51E-03	9.58E-03
	1.85	1.12E-05	1.51E-05	1.09E-04	1.35E-04	1.26E-01	2.90E-05	5.20E-03	5.23E-03
	3.7	9.07E-06	1.20E-05	6.45E-05	8.55E-05	1.05E-01	2.22E-05	4.32E-03	4.35E-03

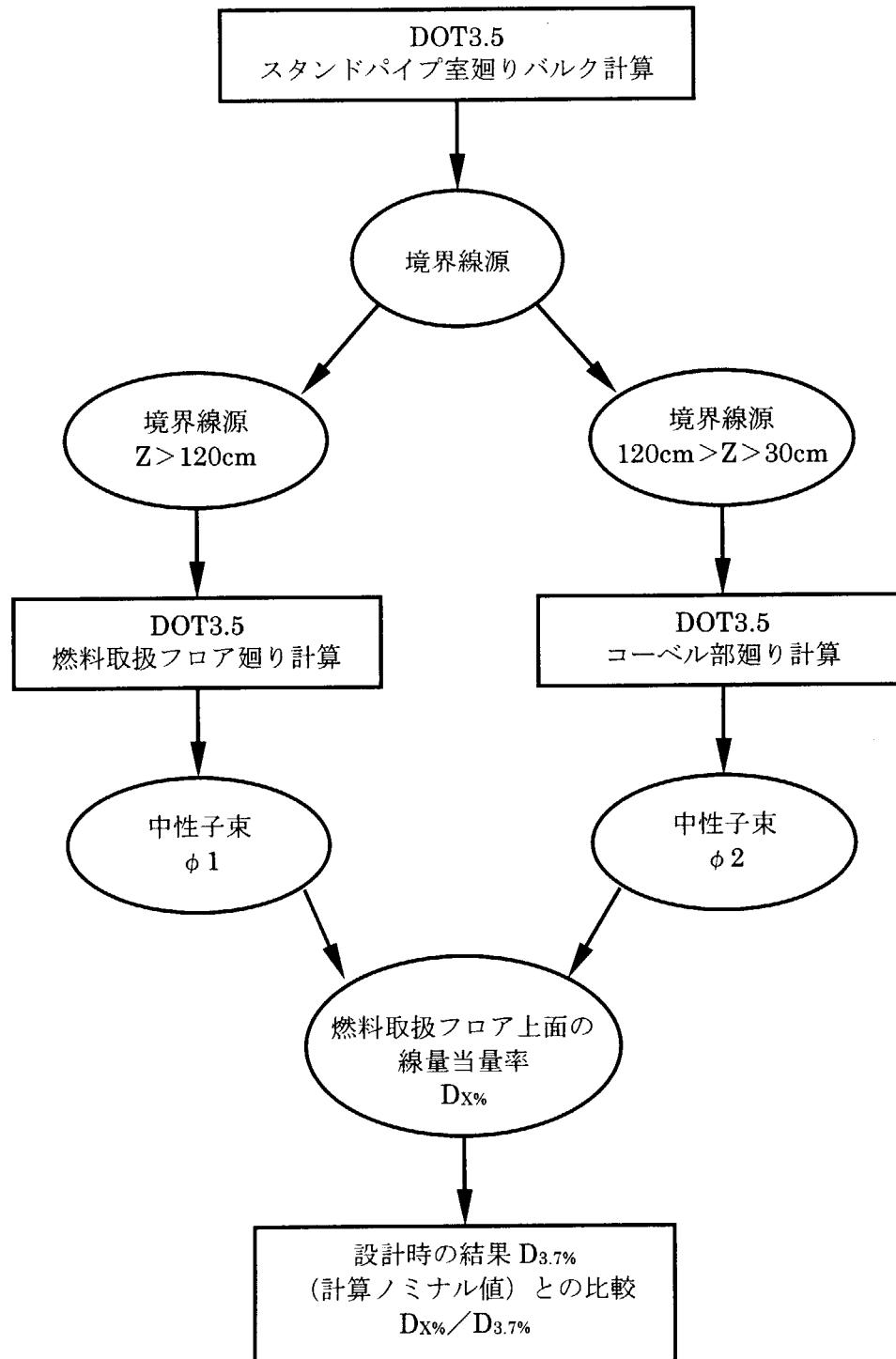
水分含有率 3.7w/o に対する相対値

	水分含有率 (w/o)	FLUX (-)				DOSE (-)			
		(FAST)	(INTERMEDIUM)	(THERMAL)	TOTAL·NEUTRON	TOTAL·GAMMA	NEUTRON	GAMMA	NEUTRON+GAMMA
燃料取扱 フロア まわり 計算	0	21.9	101.8	137.9	119.7	141.8	85.3	142.1	116.1
	1	4.0	9.9	12.6	11.2	12.9	8.694	12.912	10.977
	1.85	2.3	3.5	4.0	3.7	4.0	3.211	4.041	3.660
	3.7	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.000	1.000	1.000
	6	0.4	0.4	0.4	0.4	0.4	0.403	0.379	0.390
	-	-	-	-	-	-	-	-	-
コベール部 まわり 計算	0	1.6	2.6	10.6	8.5	2.2	3.069	2.199	2.203
	1.85	1.2	1.3	1.7	1.6	1.2	1.307	1.202	1.203
	3.7	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.000	1.000	1.000

Table 3.6 燃料取扱フロア上の線量当量率の評価結果
 (1次上部遮へい体を経由する成分)

(単位 : $\mu \text{Sv/h}$)

	水分含有率 (w/o)				
	3.7 (設計値)	6.00	1.85	1.00	0.00
バルク成分	1.13E-01	6.28E-02	4.39E-01	1.14E+00	9.04E+00
ストリーミング成分	4.35E-01	4.35E-01	4.35E-01	4.35E-01	4.35E-01
コーベル部成分	6.32E-02	6.32E-02	7.45E-02	1.02E-01	1.28E-01
合 計	6.11E-01	5.61E-01	9.49E-01	1.68E+00	9.61E+00



$D_n\%$: 水分含有率が $n\%$ のときの線量当量率計算値

Fig.3.1 1次上部遮へい体中の水分含有率の検討フロー

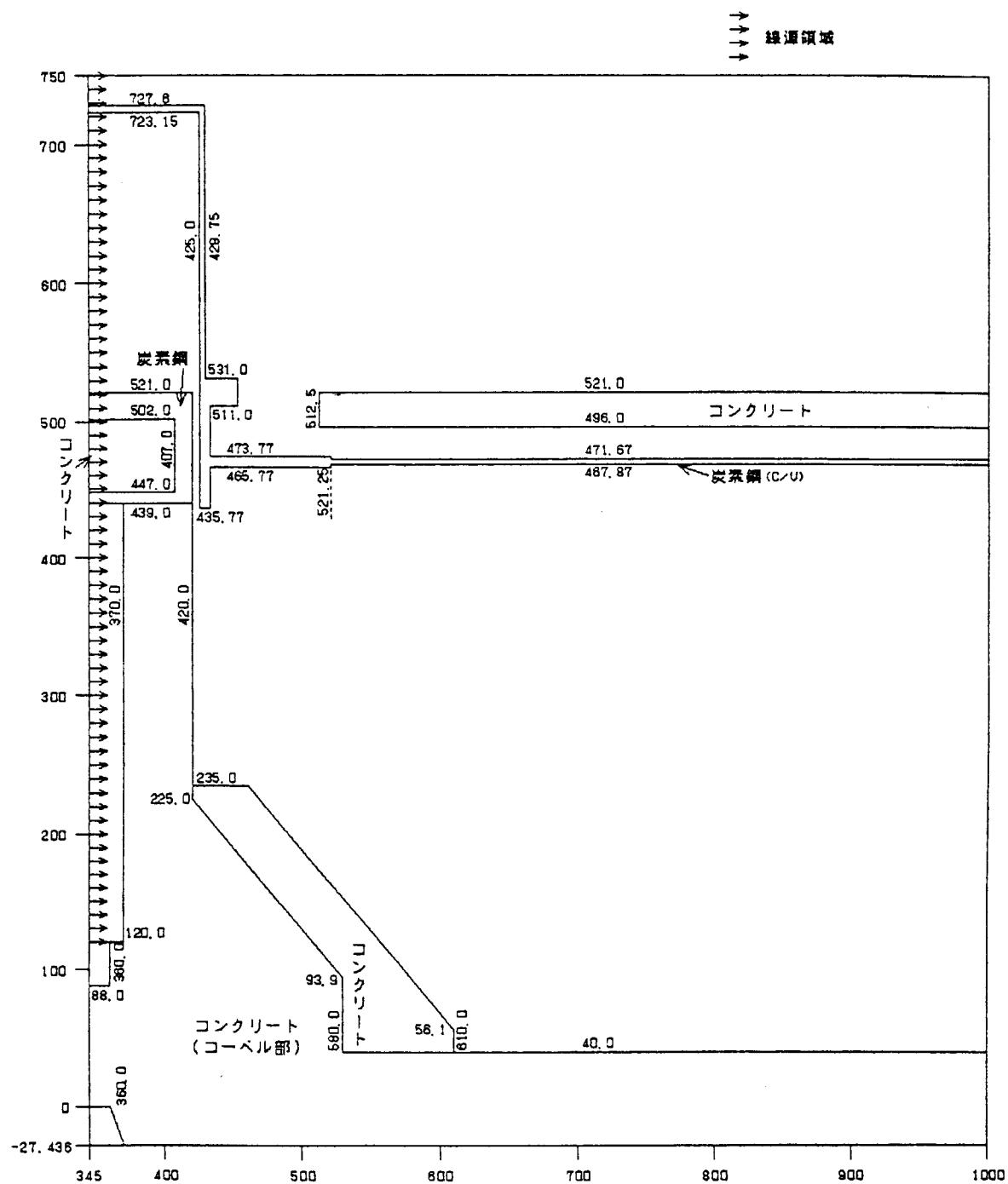


Fig.3.2 燃料取扱フロア周り（270°方向）計算体系図

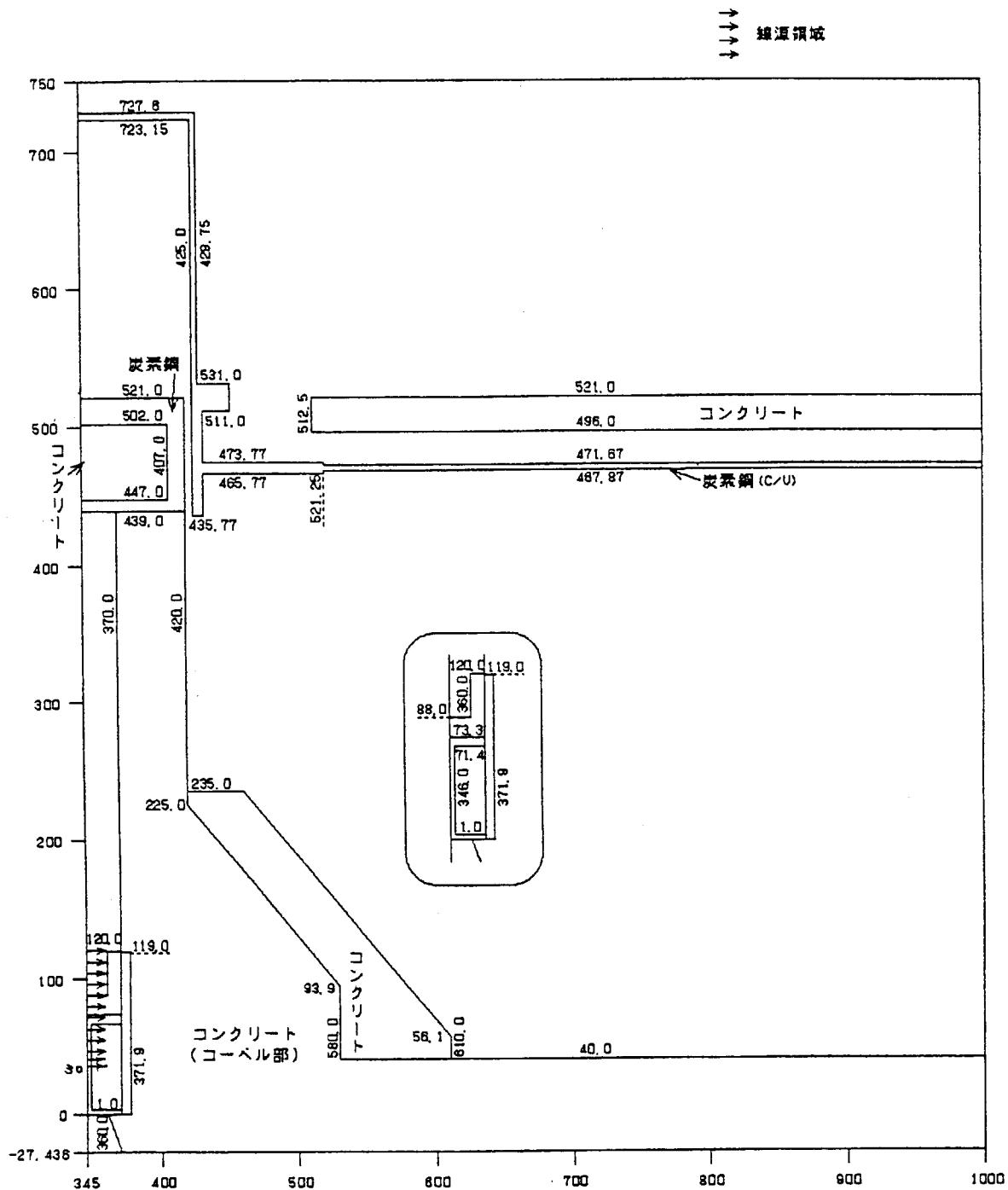
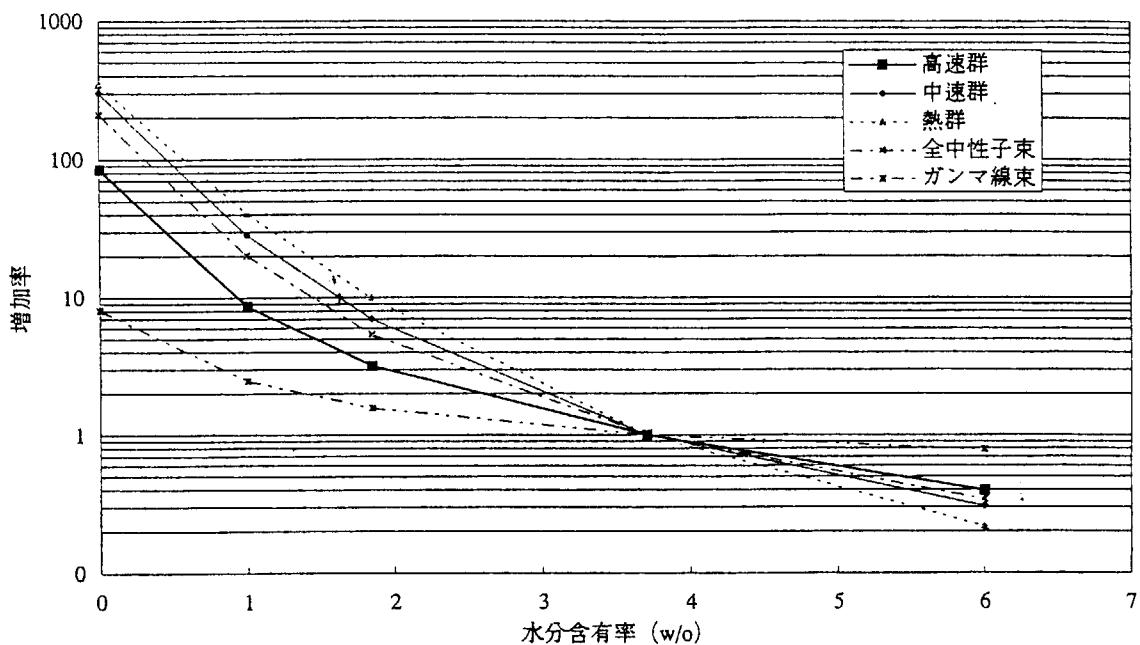
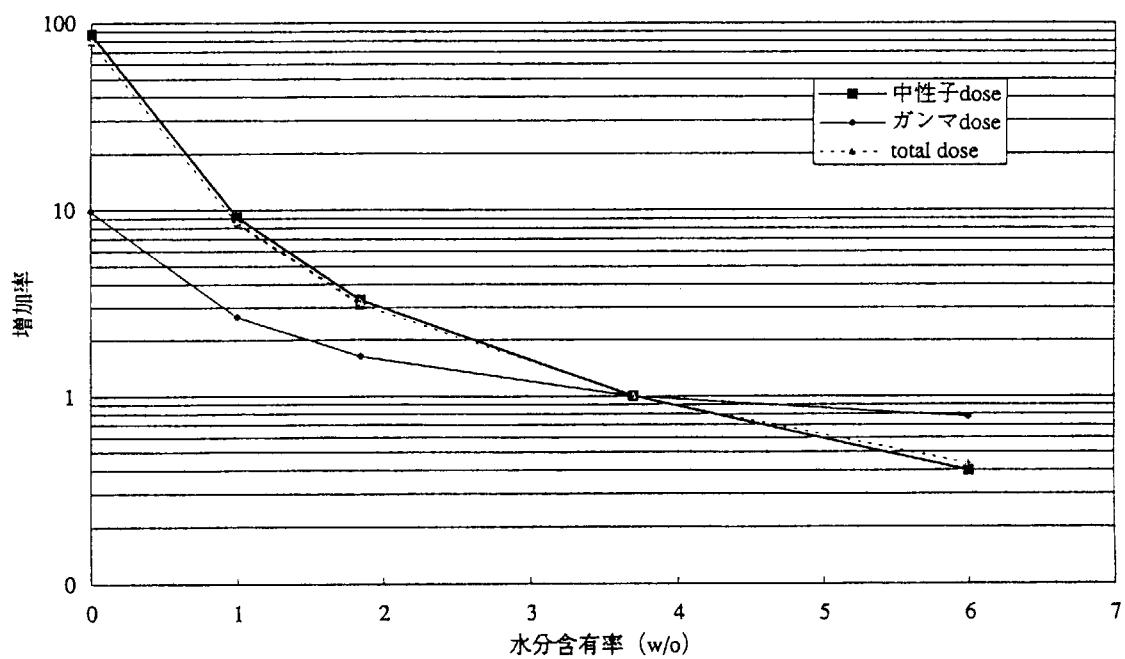


Fig.3.3 コーベル部周り計算体系図



水分含有率 3.7w/o を 1 とした時の放射線束の変化



水分含有率 3.7w/o を 1 とした時の線量当量率の変化

Fig.3.4 水分含有率の変化に伴う
1次上部遮へい体上面の放射線束と線量当量率の増加率

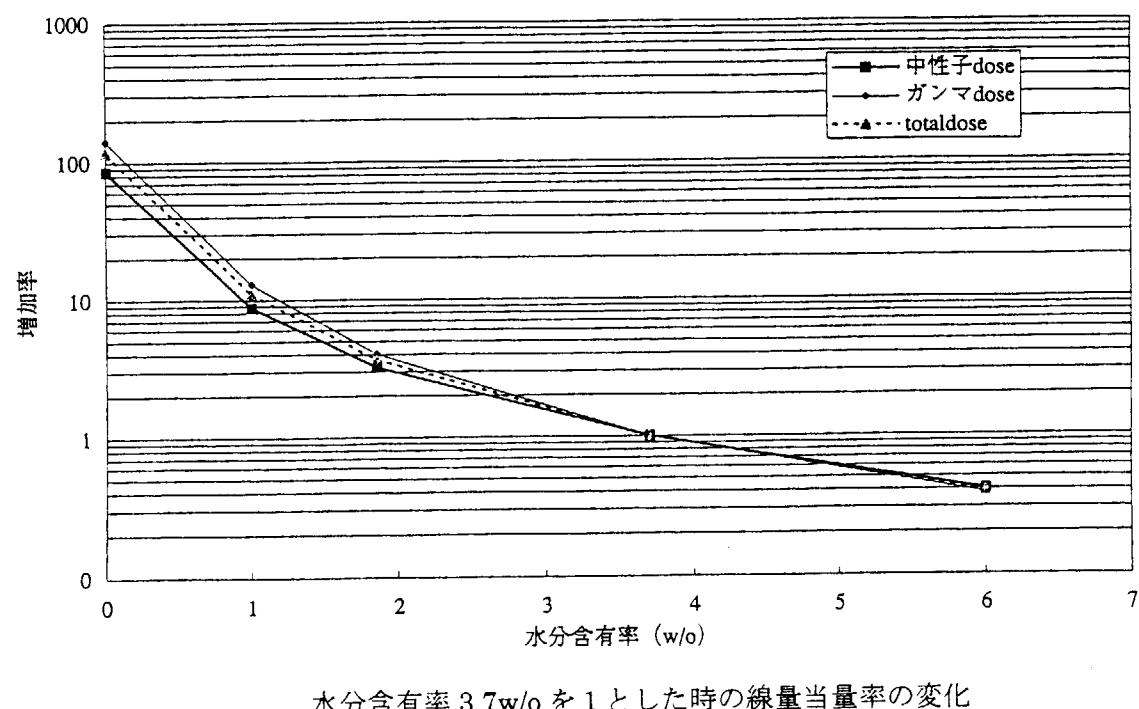
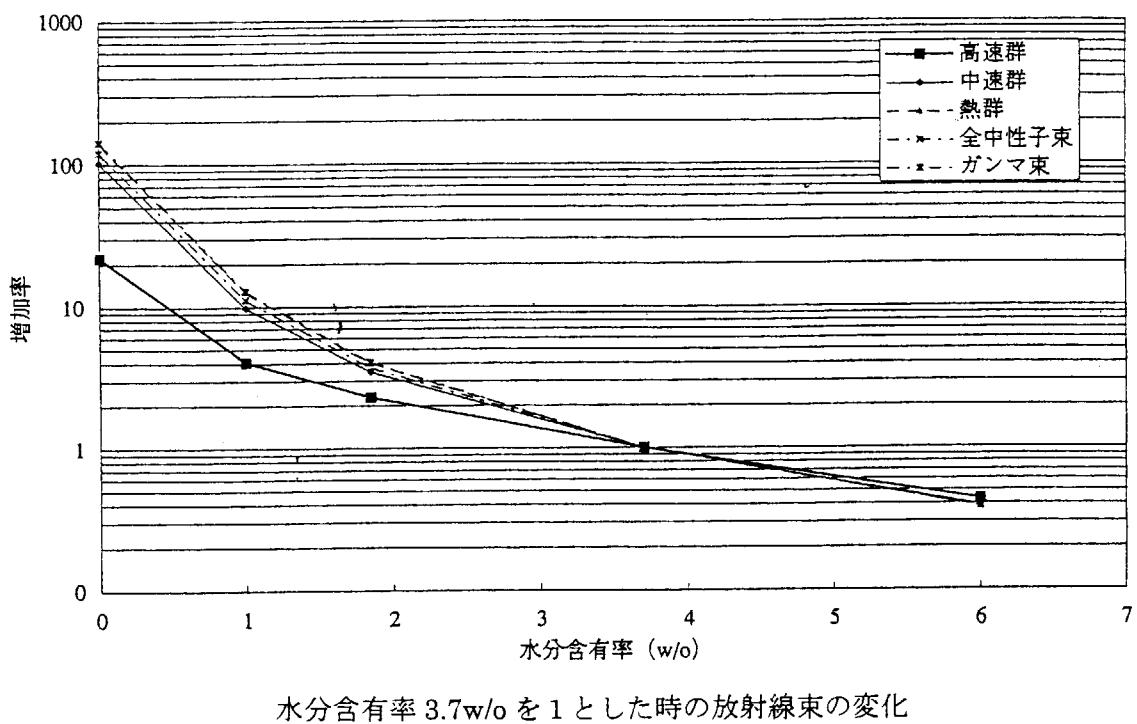


Fig.3.5 水分含有率の変化に伴う燃料取扱フロア上面の放射線束と線量当量率の増加率

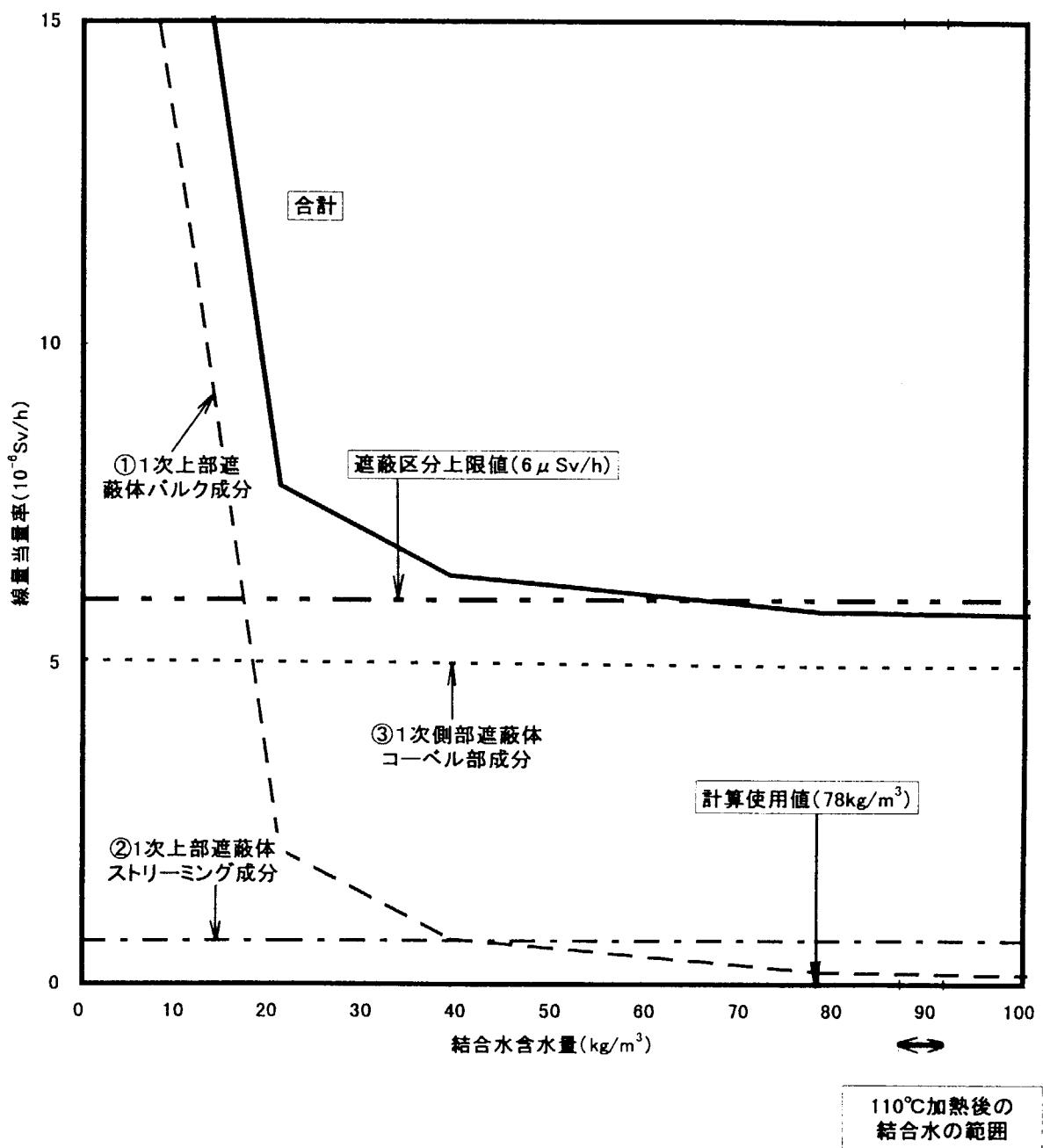


Fig.3.6 燃料取扱フロア上の線量当量率の評価結果
(1次上部遮へい体を経由する成分)

4. まとめ

HTTR では、法律で定められた線量当量限度に基づき、領域毎に基準線量当量率と立入り時間を設けて被ばく管理を行っている。燃料取扱フロア上は原子炉運転中でも作業員が立入ることができる区域となっているため、原子炉上方向への放射線を遮へいする 1 次上部遮へい体は重要な構造物となっている。2 章では、スタンドパイプが貫通する 1 次上部遮へい体の遮へい設計の概要とその妥当性について示した。

1 次上部遮へい体は原子炉の上部に位置していることから、比較的高温に曝される。このため、使用温度に対してコンクリート（グラウト材）中の水分量がどのように変化するか、また水分量が変化した場合に燃料取扱フロア上面の線量当量率にどう影響を与えるか、さらに線量当量率が増加した場合の対策として、追加遮へい体の厚さと設置場所について 3 章で検討した。その結果として、以下のことを確認した。

- (1) 1 次上部遮へい体は 110°C 以下の温度であれば HTTR の遮へい設計条件であるコンクリート中の含水量 (78kg/m^3 以上) は確保される。定格運転時の 1 次上部遮へい体温度は 75°C になると予測されており、含水量は確保される。
- (2) 燃料取扱フロアの線量当量率は含水量が設計に用いた値の半分程度 (40kg/m^3 以下) になるまでは著しく上昇しないことが分かった。

なお、仮に 1 次上部遮へい体の含水量が 0kg/m^3 になった場合、追加遮へい体として 1 次上部遮へい体の上面に厚さ 11cm のニュートロンストップを設置する必要があることが分かった。

HTTR では臨界特性試験、出力上昇試験を通じて遮へい性能評価を実施していく計画とし、今後、出力を 1 % から上昇させていく各過程において、原子炉まわりを含む放射線管理区域の線量当量率測定を行い、線量当量率及び遮へい欠損の有無等を確認していく。

謝 辞

本報をまとめるにあたり貴重な助言と協力を頂いた田中利幸大洗研究所長、およびHTTR技術開発室國富一彦室長、野尻直喜氏をはじめとする高温工学試験研究炉開発部の関連の方々に深く感謝いたします。

参考文献

- (1) 橘幸男,他 "高温工学試験研究炉の1次上部遮へい体の昇温防止対策－追加昇温防止対策及び確認試験結果について－",JAERI-Tech 98-027.(1998)
- (2) S.Saito, et.al. " Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) ", JAERI-1332, (1994)
- (3) I.Murata, et.al :"Reactor Shielding Design of the High Temperature Engineering Test Reactor – Application of Radiation Streaming through the Standpipes by Monte Carlo Code MCNP – ", This conference – 8th International Conference on Radiation Shielding, Arlington, Texas, April 24-28, 1994, American Nuclear Society.
- (4) A.M.Neville, "Properties of Concrete" 後藤幸正, 尾坂芳夫監訳, 技報堂出版 (1979)
- (5) 角田淳弥,他 "高温工学試験研究炉における1次上部遮へい体用材料中の水分量検討", JAERI-Research 99-054,(1999)
- (6) 橘幸男,他 "高温工学試験研究炉の1次上部遮へい体の昇温防止対策－実機炉心における確認試験結果について－", (to be published)

付録A

モンテカルロ計算によるスタンドパイプ廻りストリーミング解析 (3)

(I.Murata, et.al "Reactor Shielding Design of the High Temperature Engineering Test Reactor – Application of Radiation Streaming through the Standpipes by Monte Carlo Code MCNP – “の抄訳）

1. はじめに

HTTR での主要な遮へい体は黒鉛反射体、炉心を構成するボロン入り黒鉛やステンレス鋼、原子炉圧力容器 (RPV)、及び普通コンクリートである。Fig. A.1 に示すように、運転フロア上での線量当量率に影響を与える主要な 2 つの放射線透過パスが存在する。1 つは RPV 内から斜め上方に向にコンクリート遮へい体を透過するパスであり、もう 1 つは RPV 上部の 1 次上部遮へい体を透過し、スタンドパイプ室を経由するパスである。前者のパスでは、放射線はコンクリート遮へい体により充分減衰する。一方、後者のパスでは 1 次上部遮へい体にストリーミングパスが存在する。1 次上部遮へい体にはスタンドパイプと呼ばれるガイド管が貫通している。中性子ストリーミング対策としてスタンドパイプの内部と外側に補助遮へい体を設けているが、若干のギャップが残り、ここからの放射線漏洩が増大すると予測される。スタンドパイプ室や燃料取扱フロア上の線量当量率が増加するものと懸念されることから、スタンドパイプ室を経由する放射線の量を低減して RPV 上部の斜めのパスと同程度とするために、様々な対策が行われた。

HTTR の遮へい設計では、ストリーミング対策の効果を把握するため、2 次元輸送コード DOT3.5 を用いた RPV 上部の遮へい解析を実施した。これに対し、モンテカルロコード MCNP を用いた詳細なモデルによる解析を実施することで、DOT3.5 を用いた遮へい設計の妥当性を実証した。

2. 構造説明

HTTR 原子炉容器室の上部領域の配置を Fig. A.1 に示す。スタンドパイプ室の周囲には、1 次上部遮へい体、上部生体遮へい体、側部リング遮へい体の 3 つの主要な遮へい体が存在する。1 次上部遮へい体は厚さ 90cm の普通コンクリートと厚さ 30cm の炭素鋼から成る。上部生体遮へい体は、厚さ 25cm の炭素鋼とポリエチレンにより構成されている。側部リング遮へい体は、厚さ 30cm の炭素鋼とその外側を囲む厚さ 50cm のコンクリートにより構成される。1 次上部遮へい体には、直径約 30~60cm のスタンドパイプが合計 31 本貫通している。スタンドパイプには制御棒駆動装置や照射試験機器などが収納されている。スタンドパイプの内部には炭素製の遮へい体が設けられているものの、中心部には制御棒などを吊るためのワイヤーが貫通する孔が空いており、またスタンドパイプとその外側の炭素鋼製遮へい体との間には環状のギャップが存在する。スタンドパイプの外側は、中性子ストリーミング対策としてグラウト製遮へい体（補償遮へい体）と炭素鋼遮へい体とによりオフセット構造がとられているが、僅かなギャップが存在する。Fig. A.2 はスタンドパイプ No.1 が 1 次上部遮へい体を貫通している部分の構造を示している。

3. モンテカルロ解析

複雑な構造を正確に評価するのに適している3次元モンテカルロコードMCNPを用いて、詳細な解析を実施した。

ストリーミングファクター*を評価するため、スタンドパイプ室まわりのバルク成分およびストリーミング成分評価用計算の2ケースを実施した。評価モデルをFig. A.3、Fig. A.4にそれぞれ示す。バルク成分評価用MCNP計算モデルは2次元計算のものと同じである。3次元のストリーミング成分評価用MCNP計算モデルには、全てのスタンドパイプとその内外の遮へい体がモデル化されている。このように、ストリーミング成分評価用モデルには、全てのスタンドパイプによる散乱や吸収などの効果が考慮される。どちらのモデルもMCNP内でのセル数を節約するため、モデルの境界を反射条件とした30度の扇形モデルを採用した。実際のスタンドパイプ配置は完全な角度対称にはなっていないので、ストリーミング計算を保守的に行うためにスタンドパイプの数が一番多い領域をモデル化した。バルクおよびストリーミング成分評価用MCNP計算では、1次上部遮へい体下表面の入射線源を線源条件とした。MCNPによる計算結果をFig. A.5～Fig. A.8に示す。

*ストリーミングファクター：ある評価点における全線量当量率とバルク成分のみの線量当量率の比(全線量当量率=バルク成分による線量当量率×ストリーミングファクター)

2次元設計計算(DOT3.5)と3次元モンテカルロ計算(MCNP)について、各々の計算結果から求められたストリーミングファクターの比較をFig. A.9に示す。スタンドパイプ室の天井や側部内面の全ての評価点において、2次元計算のストリーミングファクターは3次元計算のものに対して3～4倍大きくなっている。これは、2次元設計計算のスタンドパイプ評価用モデルがスタンドパイプ1本だけを中心に配置したモデルであるのに対し、3次元モンテカルロ計算では、一度に複数のスタンドパイプをモデル化することにより、スタンドパイプ相互の遮へい効果が考慮されているためである。スタンドパイプ室の外側の線量当量率に対してもほぼ同程度の遮へい効果があるものと考えられる。

4. 結論

DOT3.5の計算によって得られたスタンドパイプ室の天井と側部内面におけるストリーミングファクターは、MCNPによるものと比べて約3～4倍大きくなつた。遮へい計算という観点から見た場合、この結果は保守的なものとして受け入れることができ、燃料取扱フロア上の線量当量率評価を目的としたスタンドパイプ貫通部の遮へい設計解析方法は妥当であることを示している。

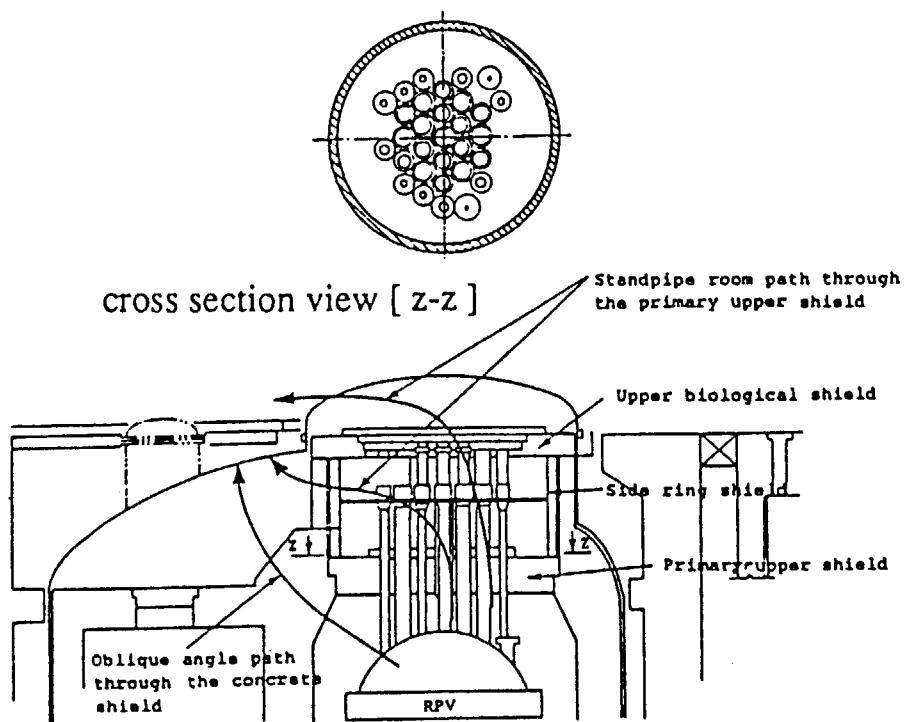


Fig.A.1 原子炉容器室上部領域の器機配置

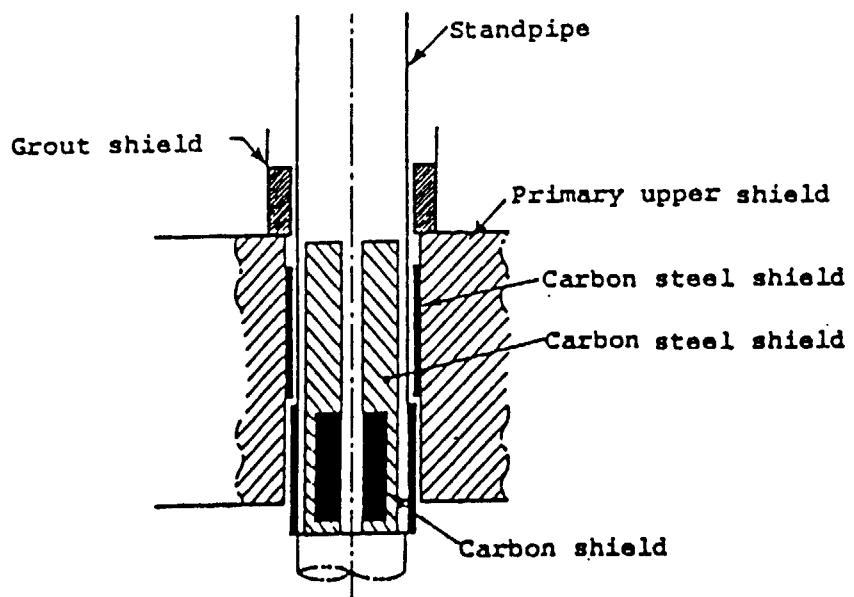


Fig.A.2 スタンドパイプN 1周りの貫通部構造

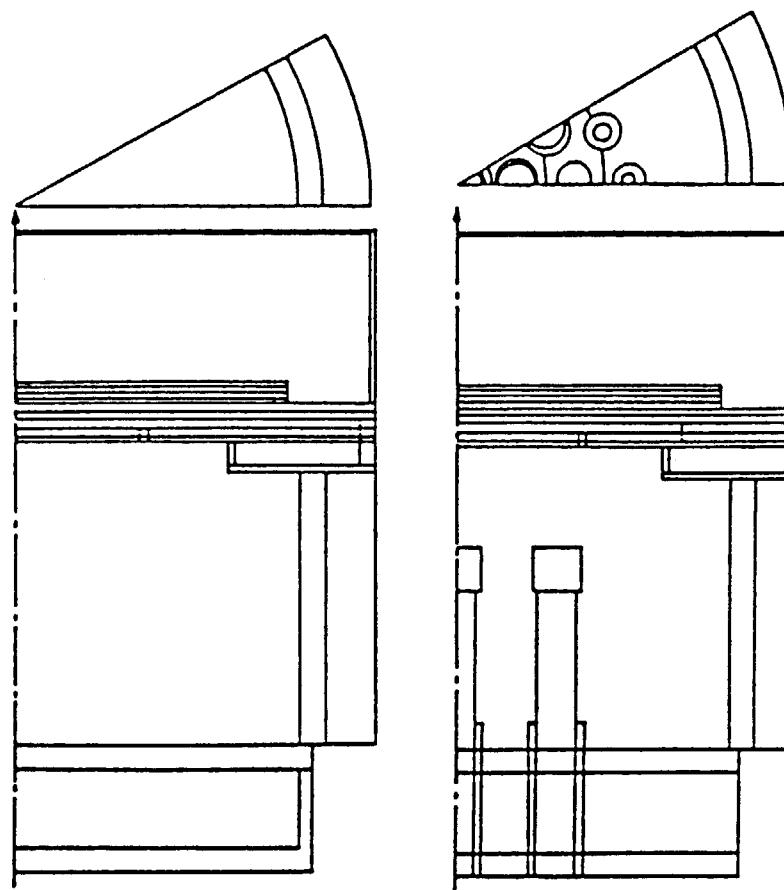


Fig.A.3 3次元MCNP計算の
バルク成分評価モデル

Fig.A.4 3次元MCNP計算の
ストリーミング成分評価モデル

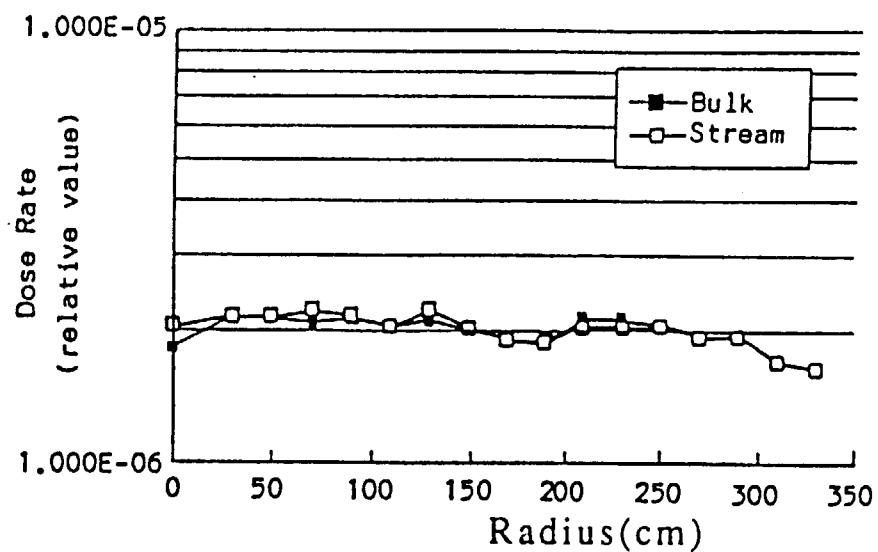


Fig.A.5 3次元MCNP計算による1次上部遮へい体底面での線量当量率

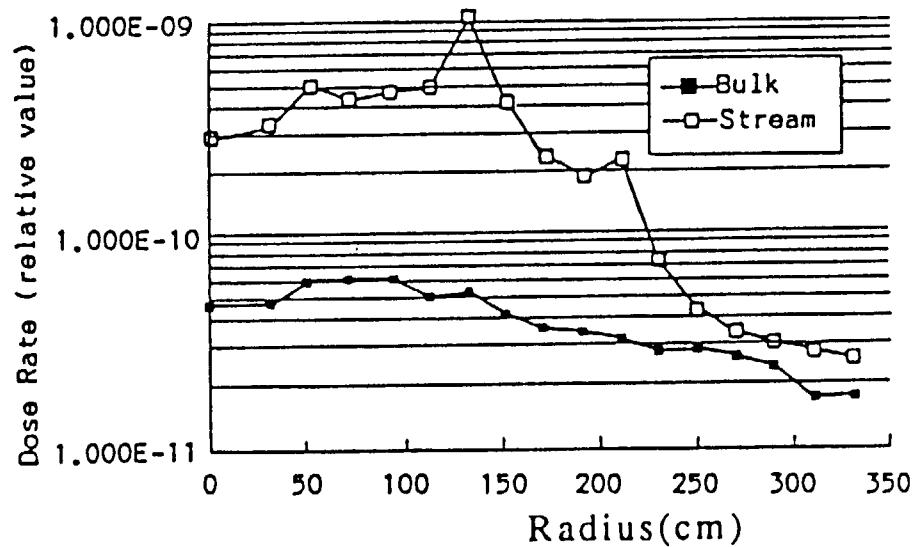


Fig.A.6 3次元MCNP計算による1次上部遮へい体上面での線量当量率

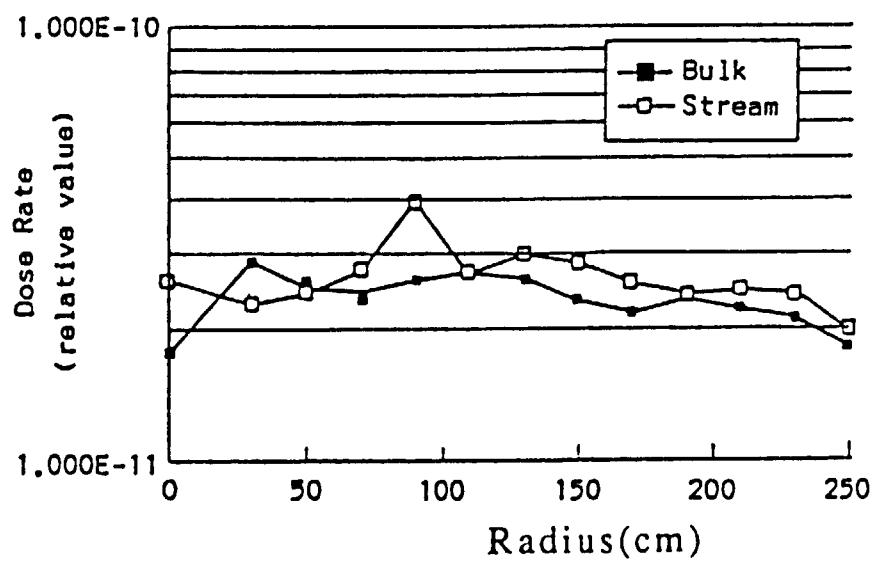


Fig.A.7 3次元MCNP計算による上部生体遮へい体底面での線量当量率

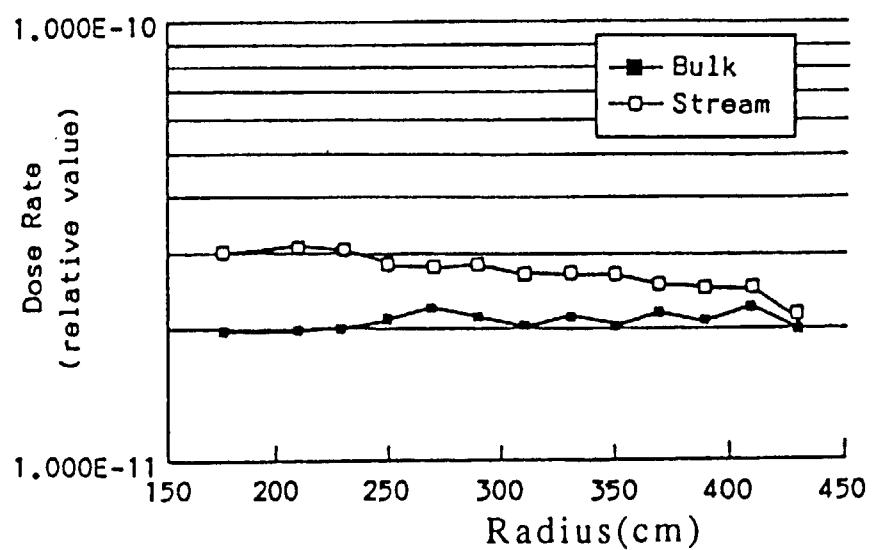


Fig.A.8 3次元MCNP計算による側部リング遮へい体内面での線量当量率

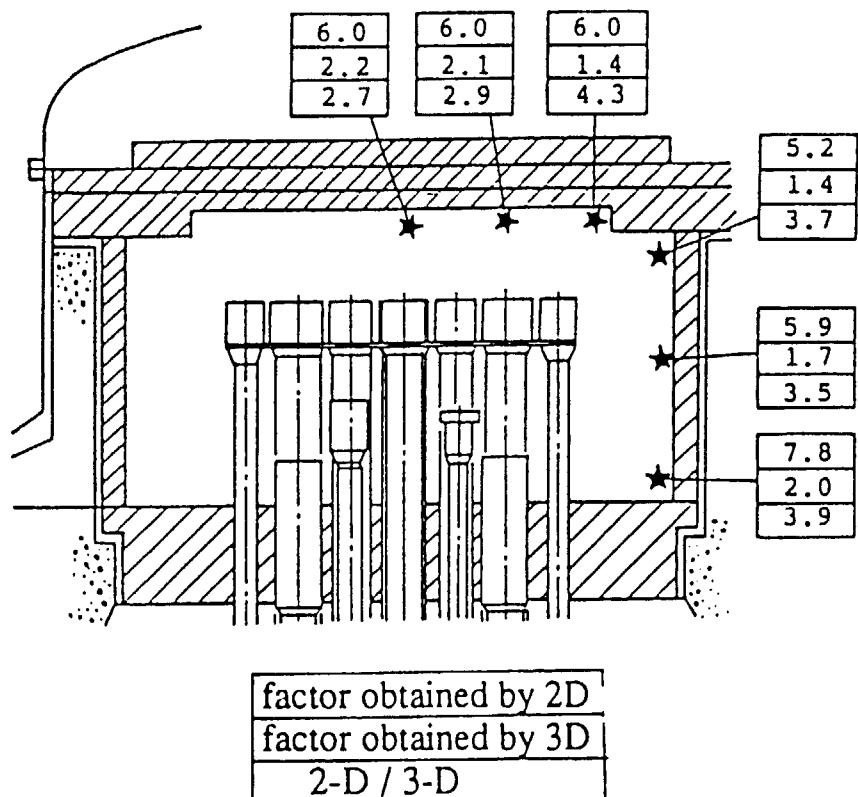


Fig.A.9 ストリーミングファクターの比較

付録 B

コンクリート組成の影響評価

HTTR の 1 次上部遮へい体は、鉄枠中に遮へい体であるグラウト材(主にセメントと水を混練した材料)を封入したものである。グラウトの組成データを TableB.1 に示す。また、コンクリートの組成データは Table3.2 に示した。コンクリートに比べるとグラウトは Fe が多く含まれており、Fe 中での 2 次ガンマ線の発生によりガンマ線束およびガンマ線線量当量率が大きくなることが懸念された。3.2 章で行った線量当量率の評価は、対象を普通コンクリートとしたものであるので、ここではコンクリートの組成を、1 次上部遮へい体と同じグラウト材にした場合の線量当量率を評価した。なお計算体系には本文中の Fig.2.2 を用いた。

Fig.B.1、Fig.B.2 および Fig.B.3 に、1 次上部遮へい体上面における含水量と Flux および線量当量率の関係を示した。また、TableB.2 に 1 次上部遮へい体上面の Flux および線量当量率の値をまとめた。コンクリートの組成をグラウト材とした場合の Flux および線量当量率は、組成が普通のコンクリートにした場合より低めに評価された。これは、グラウト材の密度が 2.35g/cm^3 と普通のコンクリートより高いため、含水量が低めになったためである。しかし、コンクリートの組成がグラウト材であっても普通のコンクリートであっても、本質的な遮へい性能には差がないことが分かった。また Fig.B.2 および Fig.B.3 より、ガンマ線束およびガンマ線線量当量率の大きな増加は認められない。したがって、コンクリートの組成をグラウト材にした場合の 2 次ガンマの発生による影響はない判断できる。

Table B.1 グラウト材の組成データ

元素	原子数密度 (1/barn/cm)
H	5.950E-03
O	3.845E-02
Mg	4.596E-05
Al	1.605E-04
Si	1.335E-02
Ca	1.664E-03
Fe	6.201E-03

Table B.2 組成がグラウト材の場合のデータのまとめ

項目	単位	1次上部遮へい体上面の値
高速中性子束	(n/cm ² /sec)	5.21E+02
中速中性子束		6.91E+02
熱中性子束		1.17E+00
全中性子束		1.21E+03
ガンマ線束	(γ /cm ² /sec)	1.71E+03
中性子線量当量率	(μ Sv/h)	7.86E+02
ガンマ線線量当量率		6.01E+01
全線量当量率		8.31E+02

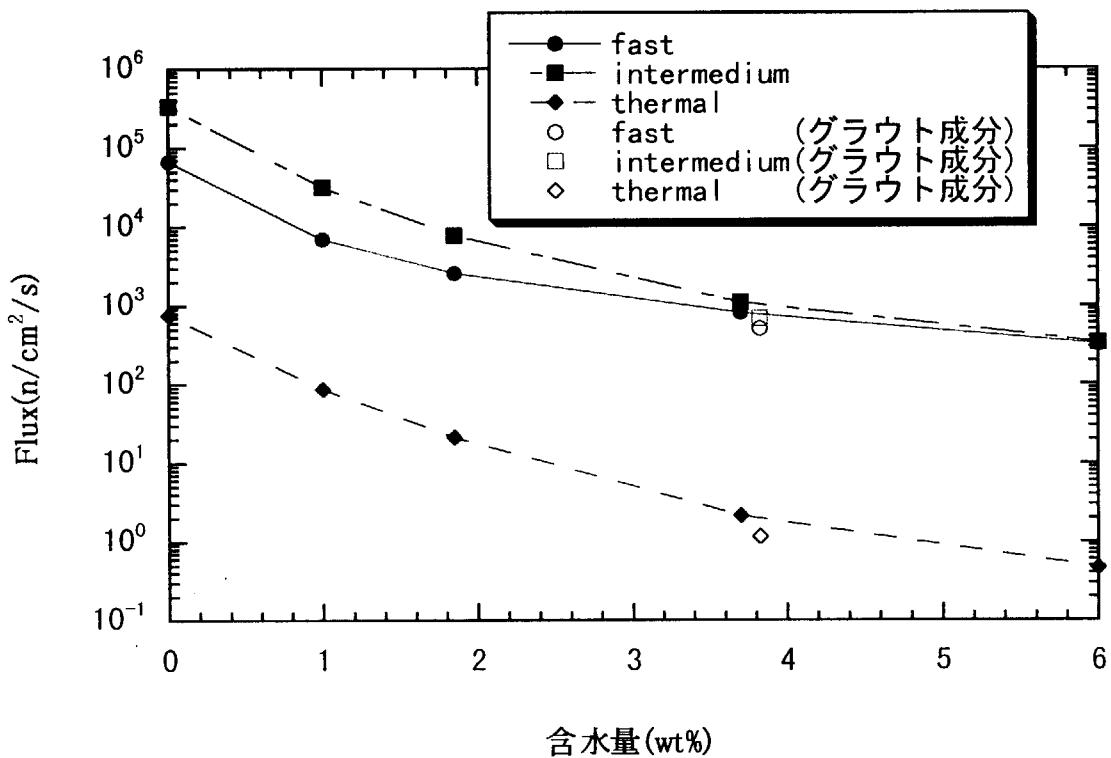


Fig.B.1 含水量と neutron flux の関係

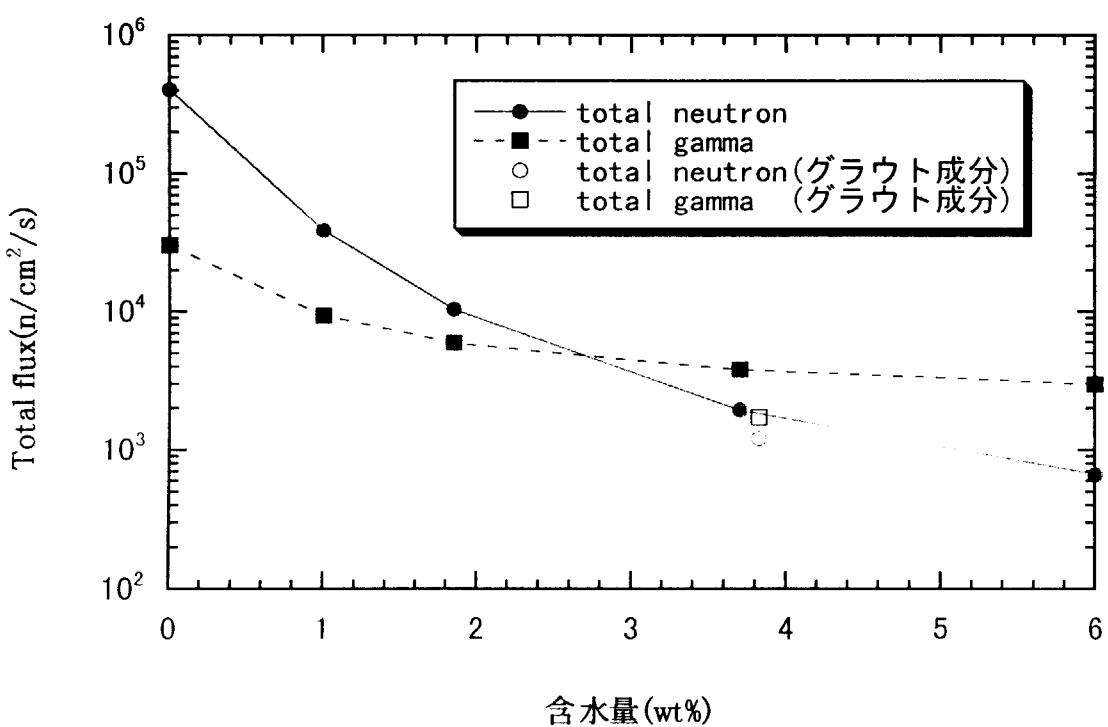


Fig.B.2 含水量と Total flux の関係

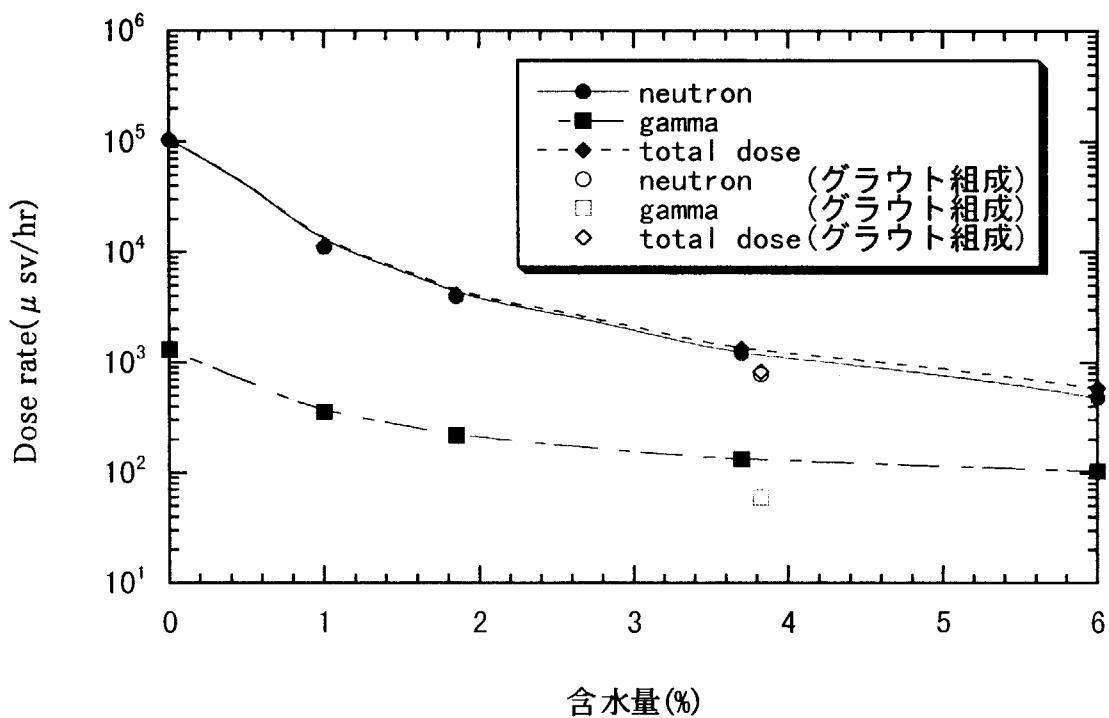


Fig.B.3 含水量と線量当量率の関係

付録 C

追加遮へい対策の検討

含水率の低下に伴い悪化する遮へい性能を補償するために、追加遮へい体(ニュートロンストップおよびガンマストップ)を1次上部遮へい体上面に設置する場合、スタンドパイプ室側面に設置する場合および燃料取扱フロア上面に設置する場合について、スタンドパイプ室周りと燃料取扱フロアまわりの接続計算を行い、燃料取扱フロアまわりの線量当量率が、含水率3.7wt%の線量当量率(遮へい設計条件)と同一となる遮へい体厚さを含水率0.0および1.85wt%について検討した。TableC.1にニュートロンストップおよびガンマストップの組成データを示す。

1. 1次上部遮へい体上面に設置する場合

Fig.C.1に検討モデルを示す。1次上部遮へい体上方では中性子の増加が大きく、ガンマ線の増加が少ないこと、ガンマ線の増加は上部リング遮へい体によって燃料取扱フロアへの影響を小さくできることから、遮へい体はニュートロンストップのみとした。

含水率1.85wt%の時、ニュートロンストップ厚が2.5cmおよび5.0cmのパラメーター計算を実施し、燃料取扱フロア上面の線量当量率をFig.C.2に示した。また、含水率0.0wt%の時、ニュートロンストップ厚を10cmとしてパラメーター計算を実施し、燃料取扱フロア上面の線量当量率をFig.C.3に示した。スタンドパイプ室の上限値は、3.2章、Table3.6の値を用いて以下の用に設定した。

含水率1.85wt%の上限値

$$=(1.13 \times 10^{-1} + 6.32 \times 10^{-2}) \cdot 7.45 \times 10^{-2} = 0.10 \mu \text{Sv/h}$$

含水率0.0wt%の上限値

$$=(1.13 \times 10^{-1} + 6.32 \times 10^{-2}) \cdot 1.28 \times 10^{-1} = 4.82 \times 10^{-2} \mu \text{Sv/h}$$

上限値を満足するニュートロンストップの厚さは、1.85wt%で3cm、0.0wt%で11cmである。

2. スタンドパイプ室側面に設置する場合

この場合の検討モデルをFig.C.4に示す。含水率が減少した場合スタンドパイプ室側部の放射線は、中性子、ガンマ線のどちらも増加することから、遮へい体の材質はニュートロンストップおよびガンマストップを組み合わせた。含水率1.85wt%についての計算結果をTableC.2およびFig.C.5～Fig.C.7にまとめた。また、含水率0.0wt%の時の計算結果をTableC.3およびFig.C.8にまとめた。含水率1.85wt%の時は、ニュートロンストップ12cm、ニュートロンストップ2.5cm+ガンマストップ4.5cmおよびニュートロンストップ5cm+ガンマストップ3cmであれば、上限線量率を満足する。含水率0.0wt%の時は、ニュートロンストップ厚を増加しても中性子線量当量率は変化せず、上限線量当量率0.048μSv/hを上回るので、スタンドパイプ室側部に遮へい

体を設置しても、設計時の線量当量率を満足できない。

3. 燃料取扱フロア上面に設置する場合

前項と同様の検討を行った。含水率 1.85wt%、0.00wt%の時の計算結果をそれぞれ TableC.4、TableC.5、FigC.9 および FigC.10 にまとめた。1.85wt%の時は、ニュートロンストップの厚さを増加させても、線量当量率にほとんど変化がない。この理由として、燃交ハッチまわりの開口部から燃取フロアへ流れ込む成分が支配的であると考えられる。したがって、燃料取扱フロア上面に遮へい体を設置する事は効果的でなく、設計時の線量当量率を確保できない。また、含水率 0.0wt%の時も線量当量率に大きな変化はなく、スタンドパイプ室側部に設置する場合と同様にこの対策だけでは、設計時の線量当量率を満足できないと考えられる。

以上をまとめると、下記のことが言える。

- ① 1 次上部遮へい体上面に設置する場合、上限値を満足するニュートロンストップの厚さは、1.85wt%で 3cm、0.0wt%で 11cm。
- ② スタンドパイプ室側面に設置する場合、含水率 1.85wt%の時、上限値を満足する遮へい体の厚さは、ニュートロンストップ 12cm、ニュートロンストップ 2.5cm+ガンマストップ 4.5cm およびニュートロンストップ 5cm+ガンマストップ 3cm。含水率 0.0wt%の時は、ニュートロンストップ厚を増加しても、設計時の線量当量率を確保できない。

したがって、追加遮へい体を設置する場合は 1 次上部遮へい体上面に設置し、ニュートロンストップの厚さを 11cm 以上にすれば含水率 3.7wt% (遮へい設計条件) と同等の遮へい性能が確保される。

Table C.1 遮へい体の組成データ

種類	商品名	化学組成 (w%)	密度 (g/cc)
シリコーンゴム系	ニュートロンストップ (SM)	H : 4.9 O : 13.0 B : 31.3 Si : 22.7 C : 28.1	1.3
	ガンマストップ (SA) (PB入り)	H : 0.8 Si : 3.7 C : 3.2 Pb : 90.2 O : 2.1	5

Table C.2 コンクリート中の水分含有率が 1.85w/o 時の補償遮へい体厚の検討
(補償遮へい体をスタンドパイプ室側部に設置した場合)

ケース	遮へい体の厚さ (cm)		燃料取扱フロアの線量当量率* ($\mu\text{Sv/h}$)			目標値 ($\mu\text{Sv/h}$)
	ニュートロンストップ	ガンマストップ	中性子線	ガンマ線	全線量当量率	
遮へい体無	0	0	1.63E-01	1.95E-01	3.58E-01	—
1	2.5	0	6.99E-02	8.01E-02	1.50E-01	1.00E-01
2	5	0	6.16E-02	7.16E-02	1.33E-01	
3	2.5	4	6.21E-02	3.95E-02	1.02E-01	
4	5	2	5.99E-02	4.89E-02	1.09E-01	

* 燃料交換ハッチ開口端床上 ($R=514.69\text{cm}$ 、 $Z=534.0\text{cm}$) の値Table C.3 コンクリート中の水分含有率が 0.0w/o 時の補償遮へい体厚の検討
(補償遮へい体をスタンドパイプ室側部に設置した場合)

ケース	遮へい体の厚さ (cm)		燃料取扱フロアの線量当量率* ($\mu\text{Sv/h}$)			目標値 ($\mu\text{Sv/h}$)
	ニュートロンストップ	ガンマストップ	中性子線	ガンマ線	全線量当量率	
遮へい体無	0	0	2.97E+00	4.58E+00	7.55E+00	4.80E-02
1	10	0	6.13E-01	1.30E+00	1.91E+00	
2	15	0	6.13E-01	1.10E+00	1.71E+00	

* 燃料交換ハッチ開口端床上 ($R=514.69\text{cm}$ 、 $Z=534.0\text{cm}$) の値

Table C.4 コンクリート中の水分含有率が 1.85w/o 時の補償遮へい体厚の検討
(補償遮へい体を燃料取扱フロア上面に設置した場合)

ケース	遮へい体の厚さ (cm)		燃料取扱フロアの線量当量率* ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)			目標値 ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)
	ニュートロンストップ [*]	ガンマストップ [*]	中性子線	ガンマ線	全線量当量率	
遮へい体無	0	0	1.63E-01	1.95E-01	3.58E-01	—
1	2.5	0	1.52E-01	1.85E-01	3.37E-01	1.00E-01
2	5.0	0	1.49E-01	1.78E-01	3.27E-01	
3	10	0	1.47E-01	1.67E-01	3.14E-01	
4	20	0	1.46E-01	1.54E-01	3.00E-01	

* 燃料交換ハッチ開口端床上 ($R=514.69\text{cm}$ 、 $Z=534.0\text{cm}$) の値

Table C.5 コンクリート中の水分含有率が 0.0w/o 時の補償遮へい体厚の検討
(補償遮へい体を燃料取扱フロア上面に設置した場合)

ケース	遮へい体の厚さ (cm)		燃料取扱フロアの線量当量率* ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)			目標値 ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)
	ニュートロンストップ [*]	ガンマストップ [*]	中性子線	ガンマ線	全線量当量率	
遮へい体無	0.0	0	2.97E+00	4.58E+00	7.55E+00	—
1	10.0	0	2.31E+00	3.71E+00	6.02E+00	4.80E-02
2	15.0	0	2.27E+00	3.47E+00	5.74E+00	

* 燃料交換ハッチ開口端床上 ($R=514.69\text{cm}$ 、 $Z=534.0\text{cm}$) の値

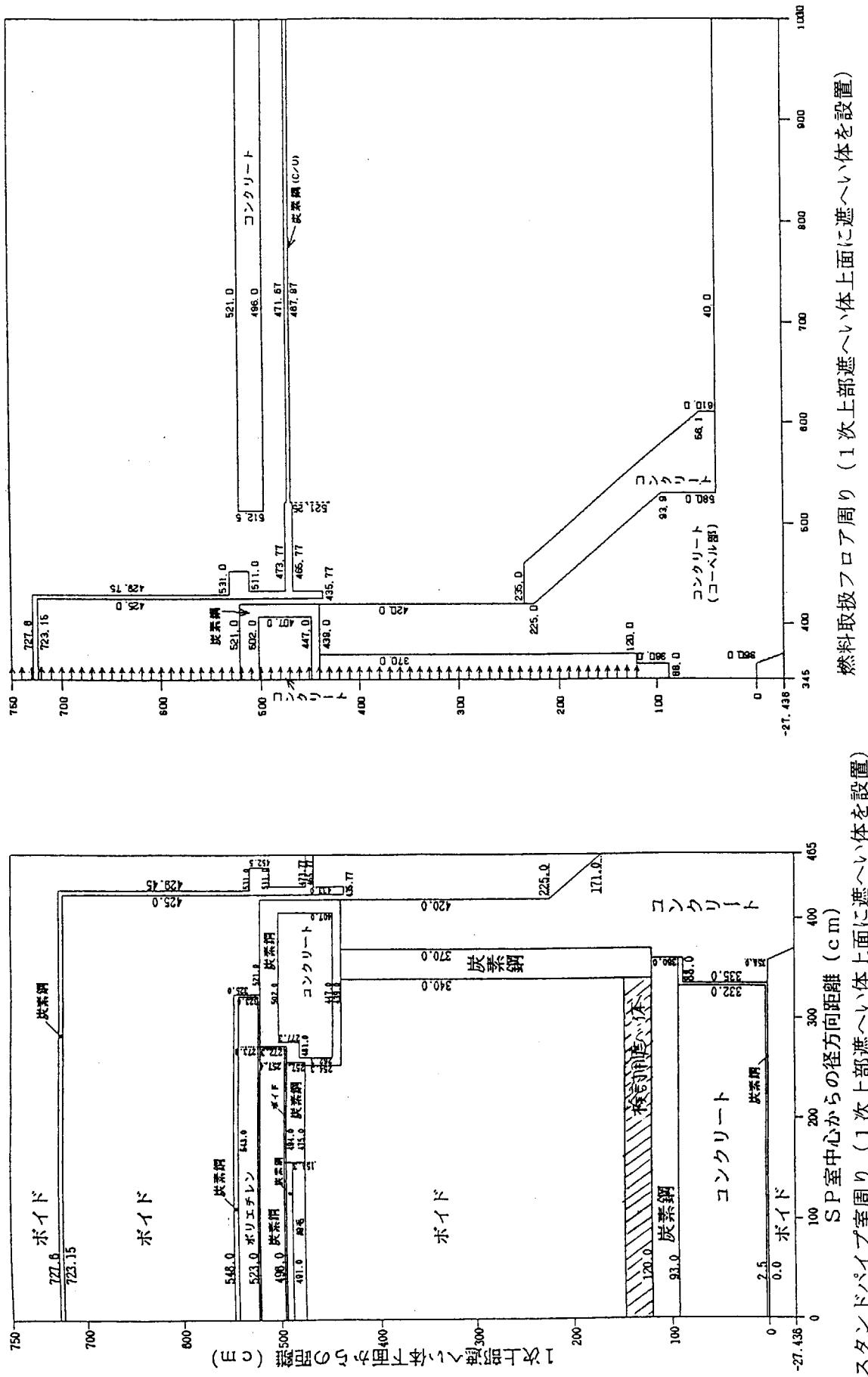


Fig.C.1 追加遮へい対策検討用モデル

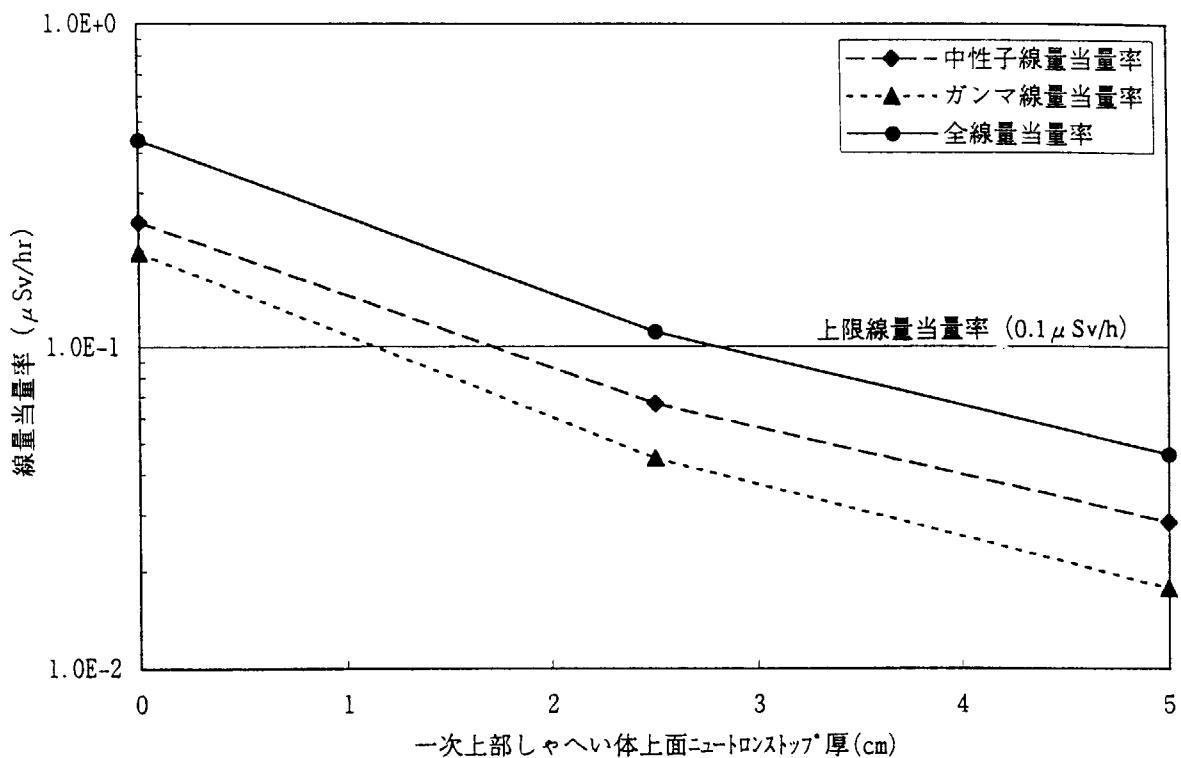


Fig.C.2 燃料取扱フロア上面の線量当量率（水分含有率 1.85w/o のケース）

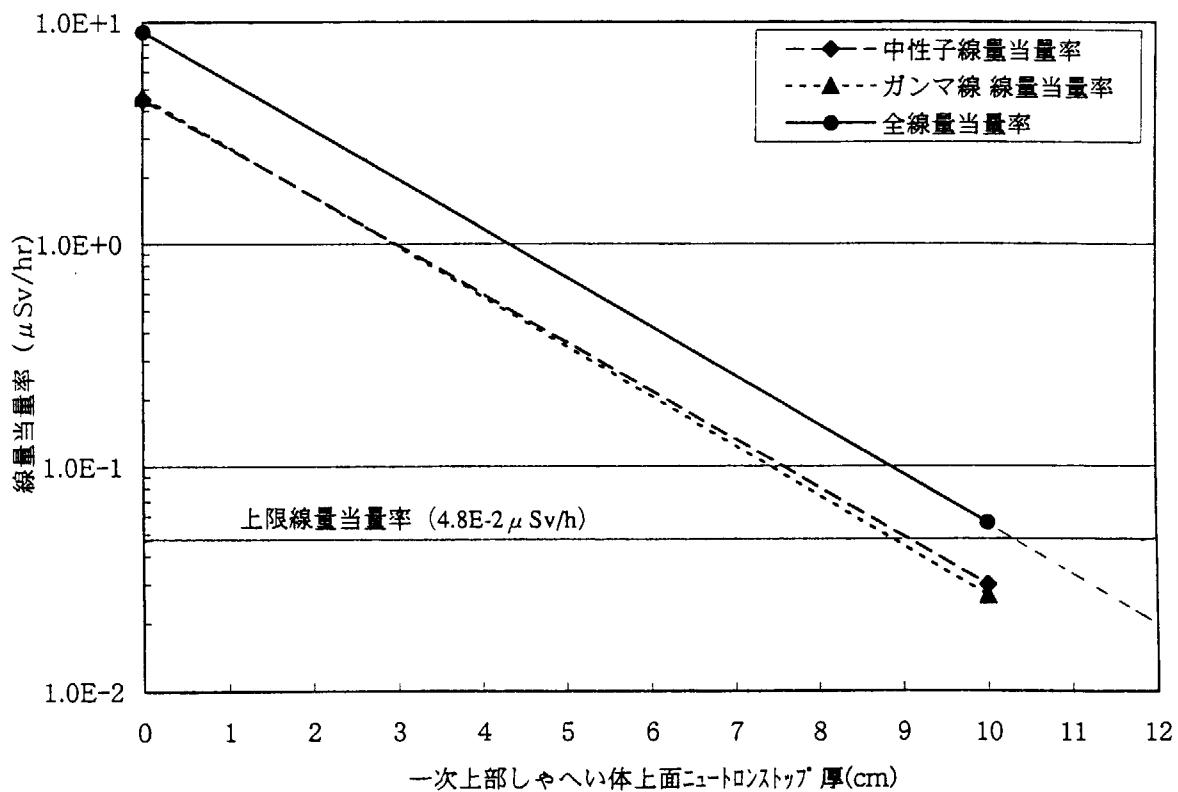


Fig.C.3 燃料取扱フロア上面の線量当量率（水分含有率 0.0w/o のケース）

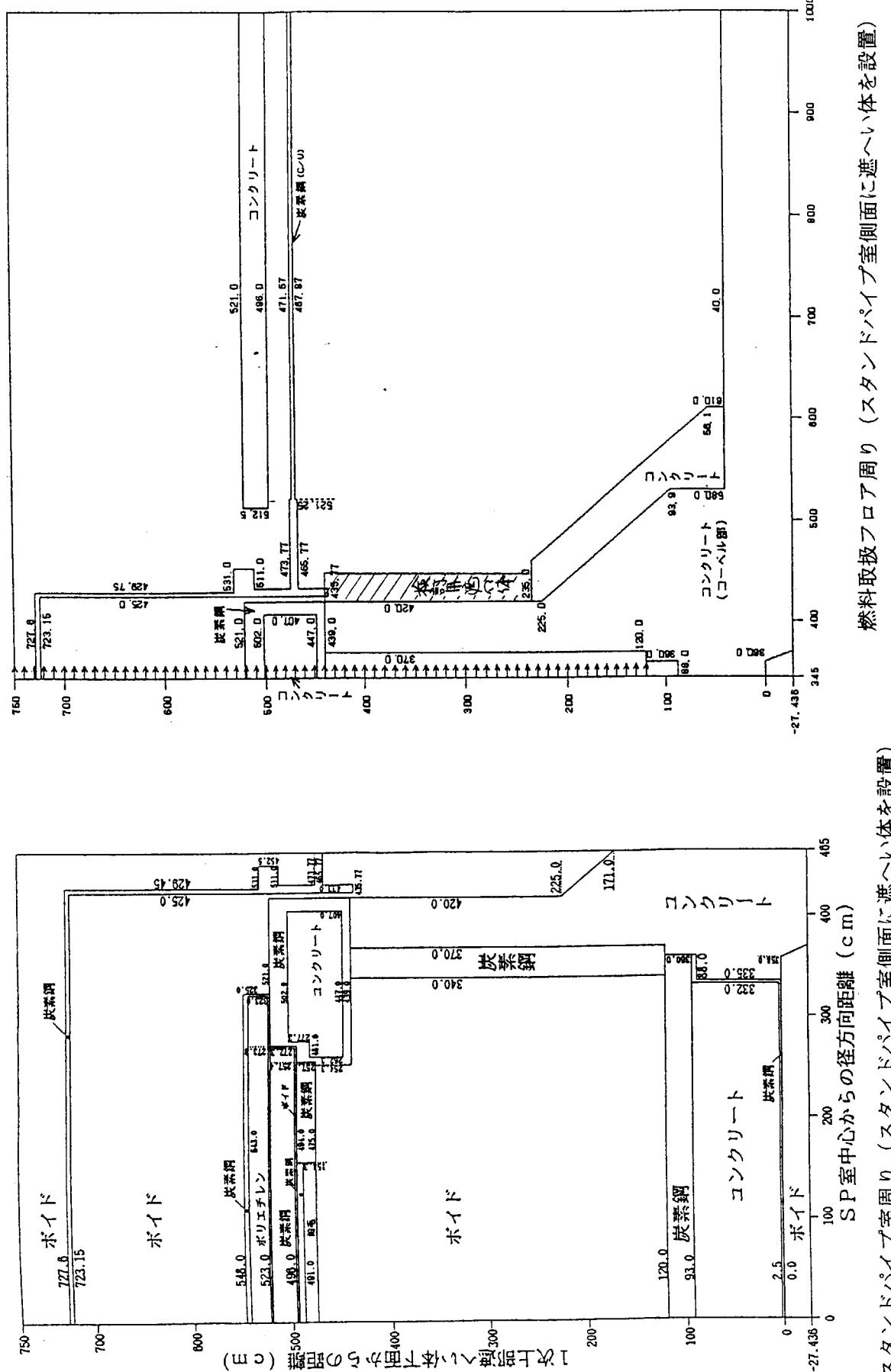


Fig.C.4 追加遮へい対策検討用モデル

スタンダードパイプ室周り（スタンダードパイプ室側面に遮へい体を設置）

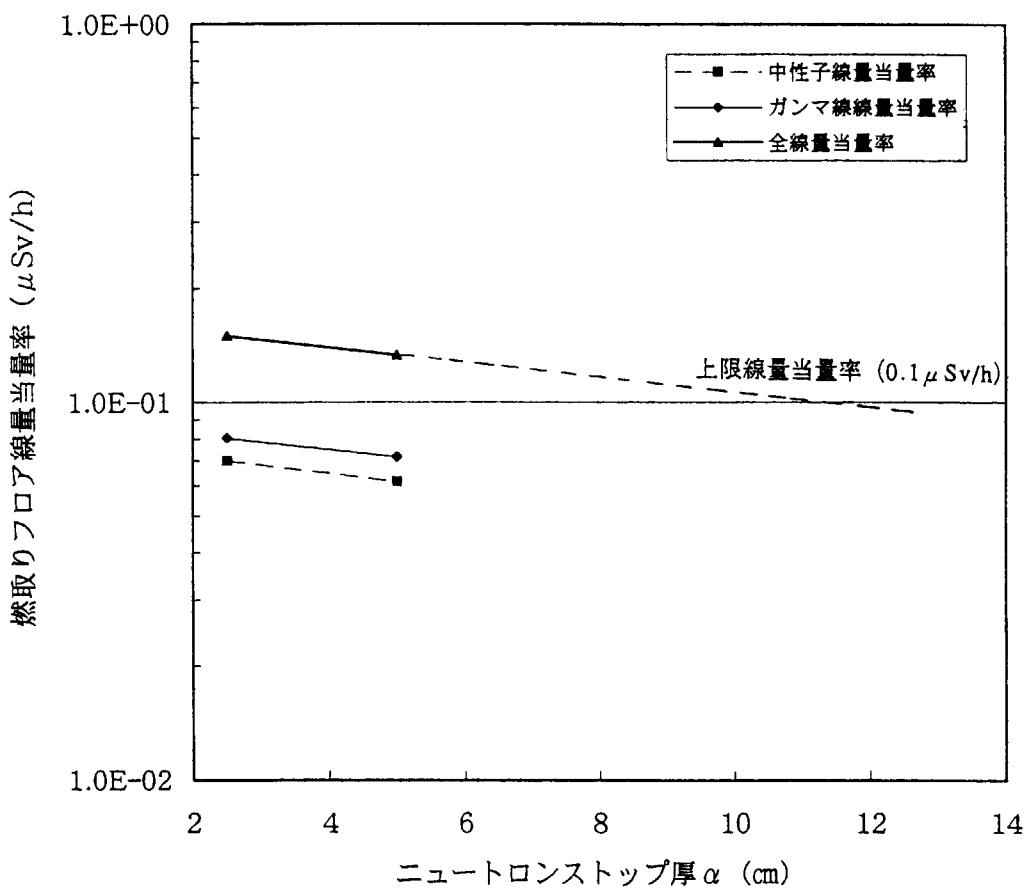


Fig.C.5 追加遮へい体厚の評価結果：水分含有率 1.85w/o
—スタンドパイプ室側面にニュートロンストップで遮へいする場合—

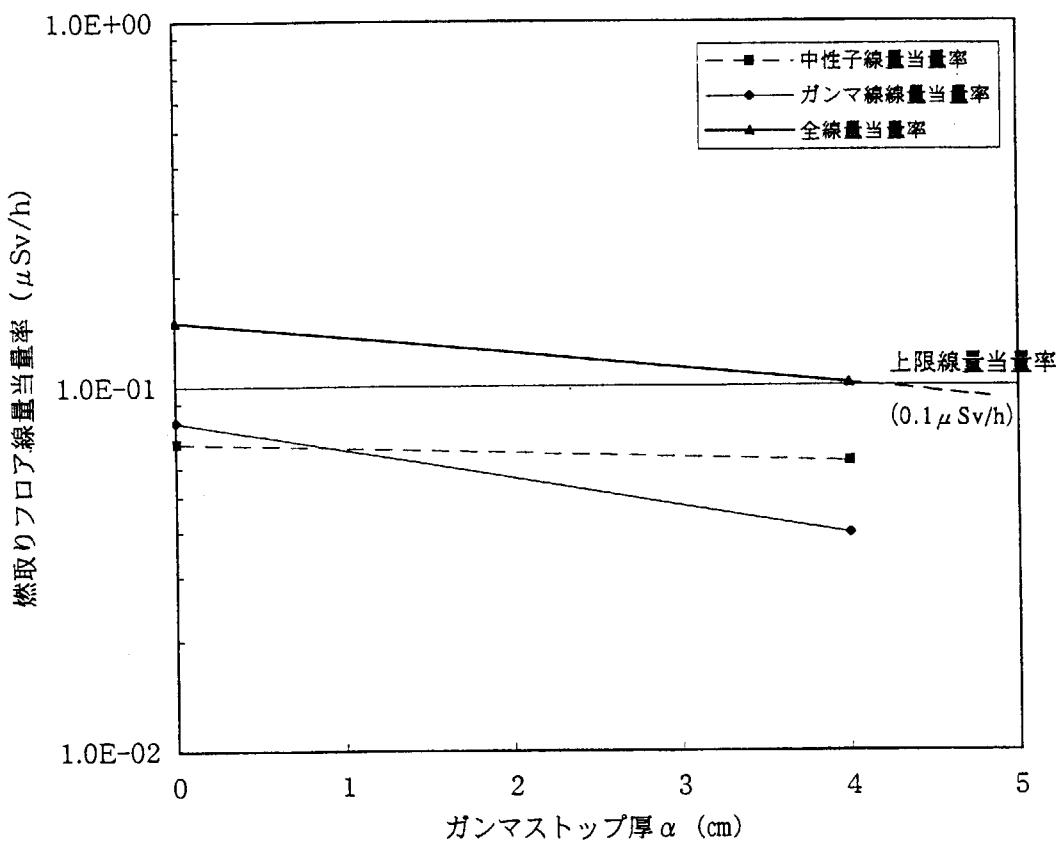


Fig.C.6 追加遮へい体厚の評価結果：水分含有率 1.85w/o
—スタンドパイプ室側面にニュートロンストップ 2.5cm とガンマストップで遮へいする場合—

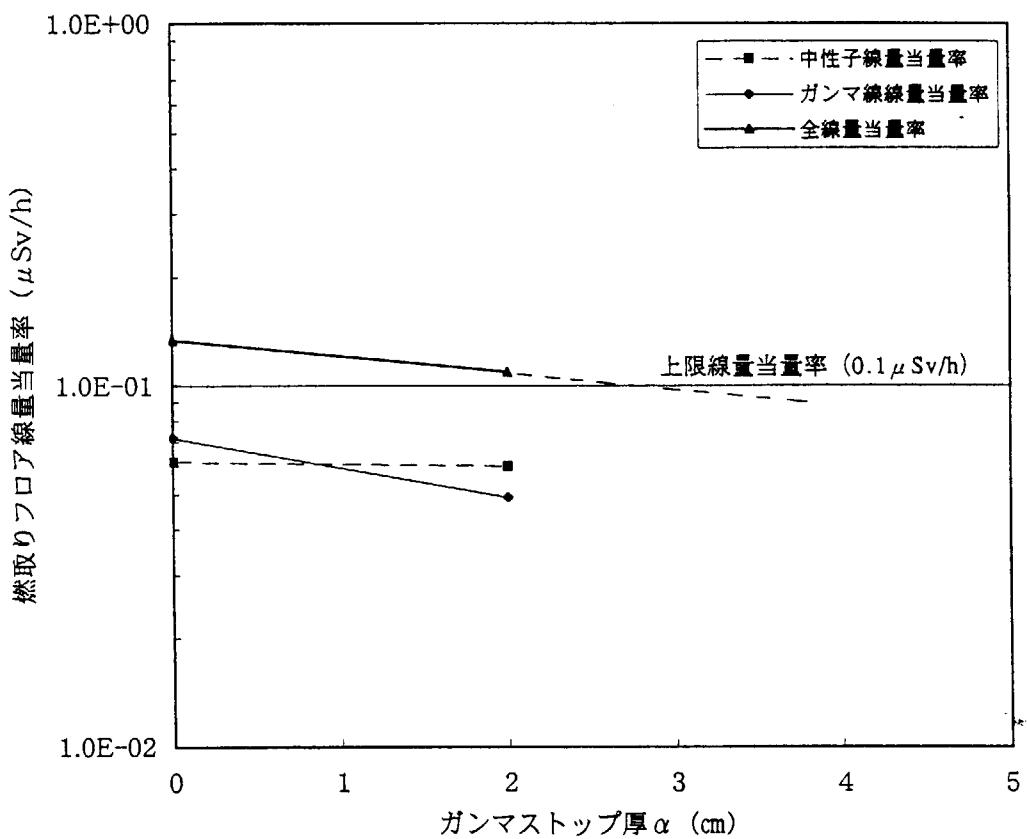


Fig.C.7 追加遮へい体厚の評価結果：水分含有率 1.85w/o
—スタンドパイプ室側面にニュートロンストップ[®] 5.0cm とガンマストップ[®] で遮へいする場合—

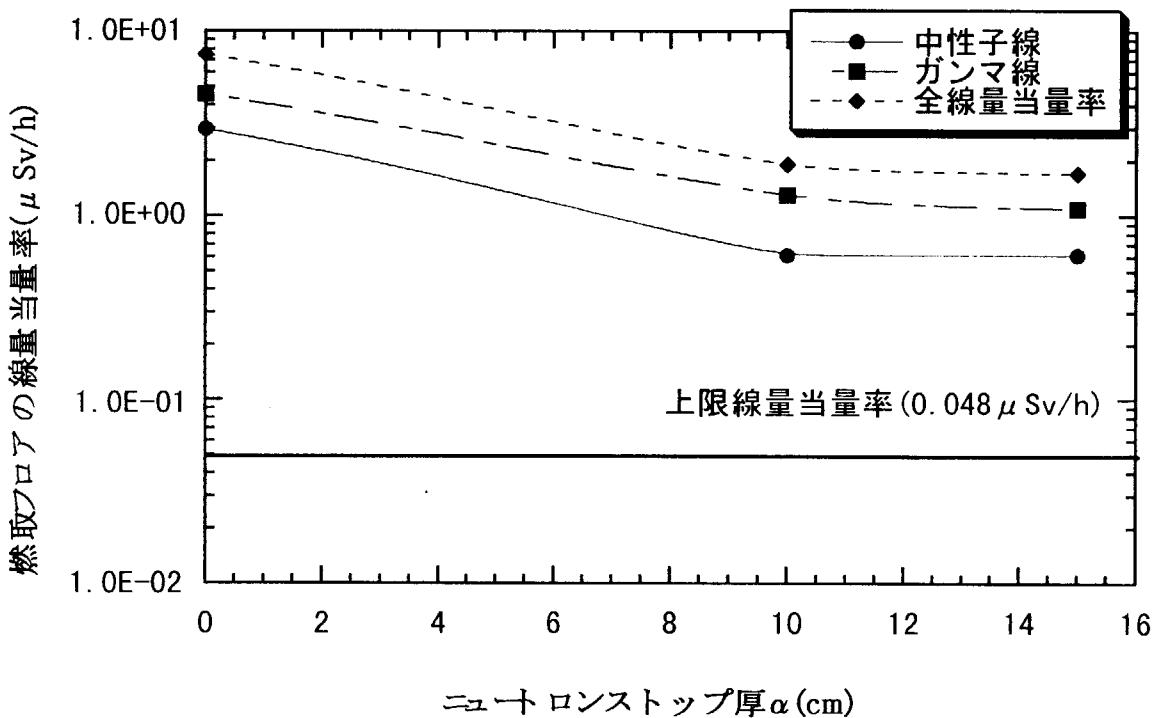


Fig.C.8 追加遮へい体厚の評価結果：水分含有率 0.0w/o
－スタンドパイプ室側面にニュートロンストップで遮へいする場合－

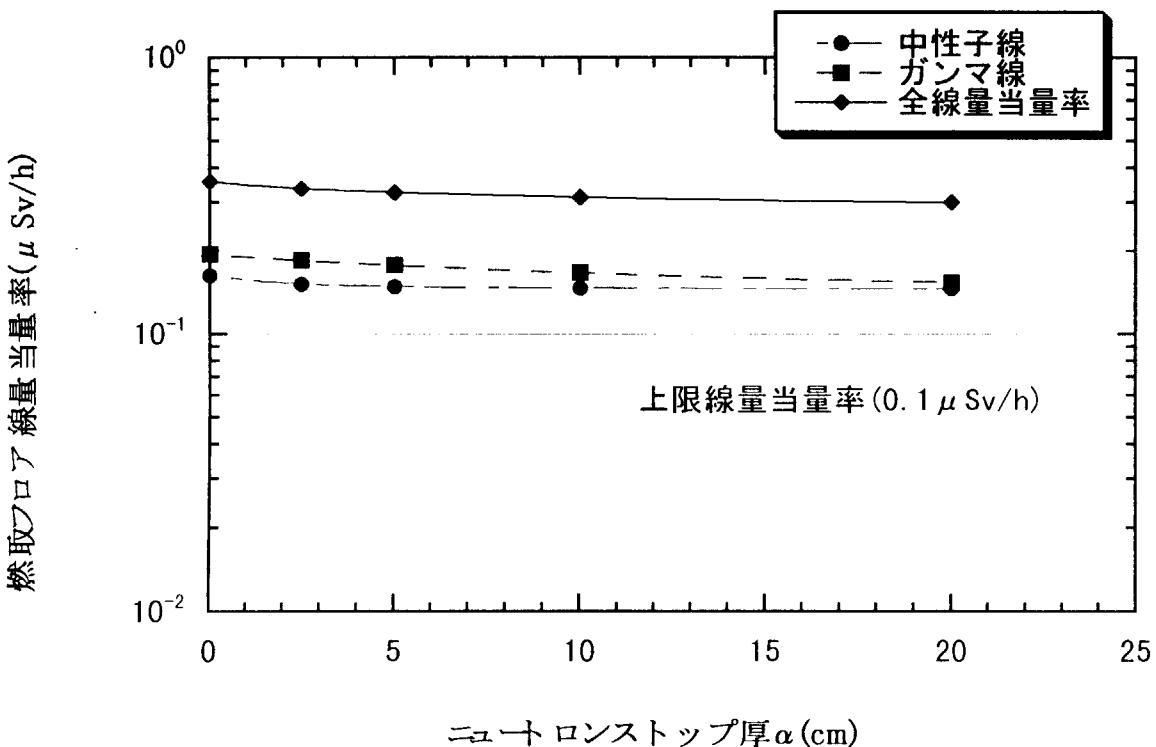


Fig.C.9 追加遮へい体厚の評価結果：水分含有率 1.85w/o
－燃料取扱フロア上面にニュートロンストップで遮へいする場合－

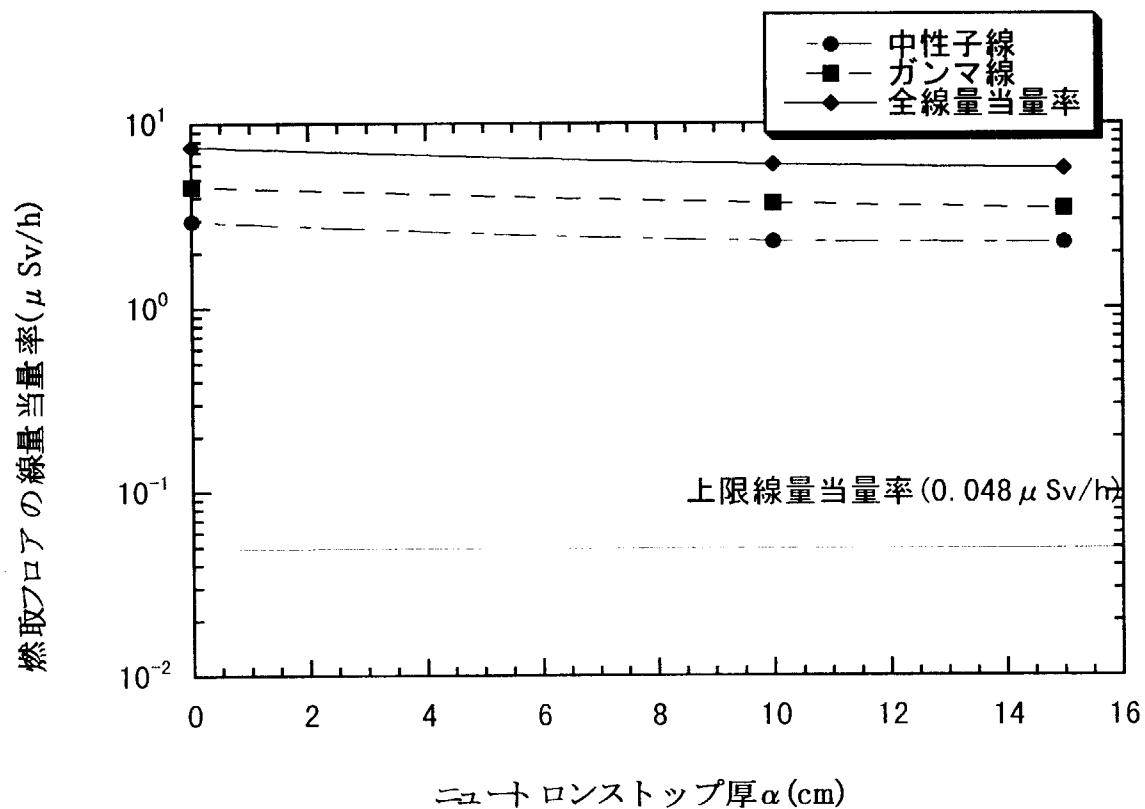


Fig.C.10 追加遮へい体厚の評価結果：水分含有率 0.0w/o
—燃料取扱フロア上面にニュートロンストップで遮へいする場合—

This is a blank page.

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
上率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジemens	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	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
吸線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名 称	記 号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

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

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

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名 称	記 号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

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)

1. 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。

2. 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。

3. barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。

4. EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

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	

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

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

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	= 4.184 J(熱化学)
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	= 4.1855 J(15 °C)
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵	= 4.1868 J(国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹	仕事率 1 PS(仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸	= 735.499 W
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1	

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹		1	0.01		1	2.58 × 10 ⁻⁴		1	100
	3.7 × 10 ¹⁰	1								0.01	1

(86年12月26日現在)

