

JAERI-M

88-055

改良船用炉の試設計の評価（7）  
—— 遮蔽性能（I）；遮蔽設計の妥当性 ——

1988年3月

伊勢 武治・成田 秀雄\*・伊藤 泰義

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、  
お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター(〒319-11 茨城県那珂郡  
東海村日本原子力研究所内) で複写による実費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, 1988

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 日青工業株式会社

改良船用炉の試設計の評価 (7)  
— 遮蔽性能(I); 遮蔽設計の妥当性 —

日本原子力研究所原子力船研究開発室  
伊勢武治<sup>+</sup>・成田秀雄<sup>\*</sup>・伊藤泰義

( 1988 年 2 月 3 日 受 理 )

改良船用炉試設計の3炉型(半一体型炉, 一体型炉, 自己加圧一体型炉)の遮蔽設計に対し, 通常運転時および仮想事故時における解析評価を実施した。解析評価に際しては, 3炉型に対して共通した標準的な解析計算法及び材料データを用い, 統一的な評価ができるように留意した。

---

日本原子力研究所: 〒105 東京都虎ノ門一丁目15-16

本研究は, 原子炉工学部遮蔽研究室の協力を得て行ったものである。

+ 東海研究所原子炉工学部

\* センチュリー・リサーチ・センター(株)

Evaluation of Trial Design Studies for an Advanced Marine Reactor (7)

- Shielding (I); Evaluation of Shielding Design -

Takeharu ISE<sup>+</sup>, Hideo NARITA<sup>\*</sup> and Yasuyoshi ITOH

Office of Nuclear Ship Research and Development

Japan Atomic Energy Research Institute

Toranomon, Minato-ku, Tokyo

(Received February 3, 1988)

We have performed the numerical evaluation of shielding design for three advanced marine reactors (semi-integral PWR, integral PWR and self-pressurized PWR) under operational condition and hypothetical accident. Common calculational procedure and shielding material ingredient over the three reactors have been adopted for fair evaluation.

Keywords: Marine Reactor, Shielding, Streaming

---

This work was performed by cooperation of Shielding Laboratory of Department of Reactor Engineering, Tokai Research Establishment.

+ Department of Reactor Engineering, Tokai Research Establishment

\* Century Research Center Corp.

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 解析評価計算法 .....	2
2.1 計算における基本的考え方 .....	2
2.2 計算対象 .....	3
2.3 計算手法の妥当性検討 .....	3
3. 解析評価結果 .....	13
3.1 半一体型炉 .....	13
3.1.1 通常運転時の遮蔽 .....	13
3.1.2 仮想事故時の遮蔽 .....	14
3.1.3 評 価 .....	15
3.2 一体型炉 .....	15
3.2.1 通常運転時の遮蔽 .....	15
3.2.2 仮想事故時の遮蔽 .....	16
3.2.3 評 価 .....	16
3.3 自己加圧一体型炉 .....	16
3.3.1 通常運転時の遮蔽 .....	17
3.3.2 仮想事故時の遮蔽 .....	17
3.3.3 評 価 .....	18
4. 結 び .....	46
謝 辞 .....	47
参考文献 .....	48

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Numerical evaluation procedure .....	2
2.1 Common consideration of three reactors for evaluation .....	2
2.2 Reactor Description .....	3
2.3 Discussion of numerical evaluations .....	3
3. Numerical evaluations .....	13
3.1 Semi-integral PWR .....	13
3.1.1 Shielding for operational condition .....	13
3.1.2 Shielding for hypothetical accident .....	14
3.1.3 Evaluation .....	15
3.2 Integral PWR .....	15
3.2.1 Shielding for operational condition .....	15
3.2.2 Shielding for hypothetical accident .....	16
3.2.3 Evaluation .....	16
3.3 Self-pressurized integral PWR .....	16
3.3.1 Shielding for operational condition .....	17
3.3.2 Shielding for hypothetical accident .....	17
3.3.3 Evaluation .....	18
4. Conclusions .....	46
Acknowledgments .....	47
References .....	48

## 1. はじめに

原子力船研究開発室は、昭和58年度から昭和60年度にわたり、改良船用炉に関する試設計研究を実施した。これは小型・軽量で安全性、信頼性、経済性に優れた船用炉（改良船用炉）としての適性を有する炉型式を明らかにすることを狙いとし、現状技術に基づく複数の船用炉型式について、同一仕様にもとづき設計研究を行い、それらの特徴、性能を明らかにしたものである。

設計の対象とした炉型式は、半一体型（加圧水）炉、一体型（加圧水）炉、および自己加圧一体型（加圧水）炉の3炉型で、それぞれ我固有の技術およびフランス、西ドイツの掲携技術を基盤としている。

昭和61年度には、試設計研究の成果を踏まえて、改良船用炉の研究開発を進めるに当り、将来の船用炉として最も優れた炉型を選択し、合わせて必要な研究開発課題を明らかにすることを目的として、3つの試設計炉につき、以下の項目からなる比較、検討、評価を行った。

- (1) 試設計炉
- (2) 燃料特性（丸棒燃料）  
燃料特性（キャラメル燃料）
- (3) 炉心特性
- (4) 蒸気発生器特性
- (5) 格納特性
- (6) 動特性
- (7) 遮蔽性能
  - (I) 遮蔽設計の妥当性
  - (II) 遮蔽の最適化に関する調査
- (8) 経済性

さらに、船用炉用途に関する調査を実施し、船用炉用途を踏えた試設計の総合評価を行って、用途に適合する炉型を明らかにするとともに、次のステップで実施する設計研究等の目標性能、研究開発の進め方等を明らかにする予定である。

本報告書は、これら一連の設計評価研究(7)の遮蔽性能のうち(I)遮蔽設計の妥当性についての評価結果である。本研究では改良船用炉の3炉型の遮蔽設計に対し通常運転時および仮想事故時における解析評価を実施した。解析評価に際しては、3炉型に対して共通した標準的な解析計算法および核データを用い、統一的な評価ができるように留意した。

評価の結果、3炉型のバルクな遮蔽設計は設計目標値を概ね満足している。半体型炉は炉型の特徴から、ストリーミング量が大きい事が明らかになった。これらは今後の設計段階で充分対応出来る問題であると考えられるが、遮蔽設計の観点からは、放射線ストリーミングの少ない一体型炉が望ましい炉型である。

評価の数値的結果は、半一体型炉については表3.2（通常運転時）及び表3.3（仮想事故時）；一体型炉については表3.5（通常運転時）及び表3.6（仮想事故時）；並びに自己加圧一体炉に

については表 3.8 (通常運転時)及び表 3.9 (仮想事故時)に示した。各炉型毎の評価のまとめは、第 3.13 章(半一体型炉)、第 3.23 章(一体型炉)及び第 3.33 章(自己加圧一体型炉)に、総合的評価及び課題については第 4 章に示した。

## 2. 解析評価計算法

### 2.1 計算における基本的考え方

(イ) 試設計においては、表 2.1 に示すように、3 炉型毎に設計計算の方法が異なっているが、<sup>1)</sup> 評価の観点から共通の計算方法を用いるのが妥当と思われるので、統一的且つ標準的な遮蔽解析計算法を用いることとした。

すなわち、通常運転時遮蔽計算においては、図 2.1 に示すように、炉心を放射線の線源とした場合は、VITAMIN-C (核データ・ライブラリー)<sup>2)</sup>、AMPX-II (核データ・ライブラリーから放射線輸送計算コード用のデータを作るための橋渡し)<sup>3)</sup>、ANISN (中性子及びガンマ線の一次元輸送  $S_N$  計算コード; こゝでは主に DOT 3.5 計算用の群定数作成に用いた)<sup>4)</sup> 及び DOT 3.5 (二次元輸送  $S_N$  計算コード; 中性子及びガンマ線の線量率分布計算)<sup>5)</sup> を用いた。DOT 3.5 計算用のエネルギー群構造を表 2.2<sup>6)</sup> に示す。DOT 3.5 計算の際、バルク遮蔽計算においては  $P_5 - S_{48}$ 、放射線ストリーミング計算においては  $P_5 - S_{100}$  の計算条件を用いた。一次冷却水中の線源 ( $^{16}\text{N}$ ) によるガンマ線線量率計算には、QAD-CG コード<sup>7)</sup> を用いた。

仮想事故時(一次冷却機喪失事故)の遮蔽計算においては、図 2.2 に示すように、放射線の線源計算に対しては ORIGIN-2<sup>8)</sup>、遮蔽体に対する線量率計算に対しては QAD-CG を用いた。

(ロ) 遮蔽体材料についても同様な観点から、3 炉型共通に用いられている材料(304SS, コンクリート, 水等)については、同一組成からなる材料データを用いた。炉心に対しては各炉型の材料データを用いた。

(ハ) 解析評価に際しては、基本的には試設計報告書<sup>1)</sup> に示されている遮蔽体系及び評価条件にしたがって行うこととした。また、この報告書の中で付加遮蔽を追加するとしてある場合には、基本的には付加遮蔽があるとして評価することとした。

(ニ) 通常運転時は、各炉型とも炉出力 100% として評価した。但し船底外表面に対する評価の際は炉出力 10% とした。一次冷却水に因る評価の際には  $^{16}\text{N}$  のガンマ線が線源になるとした。

仮想事故時は、各炉型とも炉出力 100% 運転のとき一次冷却水喪失事故が起きたとした。その際炉心から原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合は、希ガス 100%, ハロゲン 50%, その他 1% とした。但し自己加圧一体型炉(設計方式 A) に対しては、燃料破損率(1%)及び破損燃料棒からの放出率 10% を考慮して、希ガス 0.1%, ハロゲン 0.05%, その他 0.001% とした。積算線量に対する評価期間は、各炉型とも 5 日間とした。



については表 3.8 (通常運転時)及び表 3.9 (仮想事故時)に示した。各炉型毎の評価のまとめは、第 3.13 章(半一体型炉)、第 3.23 章(一体型炉)及び第 3.33 章(自己加圧一体型炉)に、総合的評価及び課題については第 4 章に示した。

## 2. 解析評価計算法

### 2.1 計算における基本的考え方

(イ) 試設計においては、表 2.1 に示すように、3 炉型毎に設計計算の方法が異なっているが、<sup>1)</sup> 評価の観点から共通の計算方法を用いるのが妥当と思われるので、統一的且つ標準的な遮蔽解析計算法を用いることとした。

すなわち、通常運転時遮蔽計算においては、図 2.1 に示すように、炉心を放射線の線源とした場合は、VITAMIN-C (核データ・ライブラリー)<sup>2)</sup>、AMPX-II (核データ・ライブラリーから放射線輸送計算コード用のデータを作るための橋渡し)<sup>3)</sup>、ANISN (中性子及びガンマ線の一次元輸送  $S_N$  計算コード；こゝでは主に DOT 3.5 計算用の群定数作成に用いた)<sup>4)</sup> 及び DOT 3.5 (二次元輸送  $S_N$  計算コード；中性子及びガンマ線の線量率分布計算)<sup>5)</sup> を用いた。DOT 3.5 計算用のエネルギー群構造を表 2.2<sup>6)</sup> に示す。DOT 3.5 計算の際、バルク遮蔽計算においては  $P_5-S_{48}$ 、放射線ストリーミング計算においては  $P_5-S_{100}$  の計算条件を用いた。一次冷却水中の線源 ( $^{16}\text{N}$ ) によるガンマ線線量率計算には、QAD-CG コード<sup>7)</sup>を用いた。

仮想事故時(一次冷却機喪失事故)の遮蔽計算においては、図 2.2 に示すように、放射線の線源計算に対しては ORIGIN-2<sup>8)</sup>、遮蔽体に対する線量率計算に対しては QAD-CG を用いた。

(ロ) 遮蔽体材料についても同様な観点から、3 炉型共通に用いられている材料(304SS, コンクリート, 水等)については、同一組成からなる材料データを用いた。炉心に対しては各炉型の材料データを用いた。

(ハ) 解析評価に際しては、基本的には試設計報告書<sup>1)</sup>に示されている遮蔽体系及び評価条件にしたがって行うこととした。また、この報告書の中で付加遮蔽を追加するとしてある場合には、基本的には付加遮蔽があるとして評価することとした。

(ニ) 通常運転時は、各炉型とも炉出力 100% として評価した。但し船底外表面に対する評価の際は炉出力 10% とした。一次冷却水に因る評価の際には  $^{16}\text{N}$  のガンマ線が線源になるとした。

仮想事故時は、各炉型とも炉出力 100% 運転のとき一次冷却水喪失事故が起きたとした。その際炉心から原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合は、希ガス 100%, ハロゲン 50%, その他 1% とした。但し自己加圧一体型炉(設計方式 A)に対しては、燃料破損率(1%)及び破損燃料棒からの放出率 10% を考慮して、希ガス 0.1%, ハロゲン 0.05%, その他 0.001% とした。積算線量に対する評価期間は、各炉型とも 5 日間とした。

## 2.2 計算対象<sup>1)</sup>

(イ) 半一体型炉の遮蔽全体配置及び一次遮蔽構造を図 2.3, 二次遮蔽構造, 機器遮蔽構造及び原子炉構造及び原子炉下部(船底を含む)構造を図 2.4 に, これら遮蔽の構成及び材料を表 2.3 の(a)に示す。

(ロ) 一体型炉の一次遮蔽配置を図 2.5 に, 二次遮蔽配置を図 2.6 に, これら遮蔽の構成及び材料を表 2.3 の(b)に示す。

(ハ) 自己加圧一体型炉(設計方式 A)の遮蔽配置を図 2.7 に, 遮蔽の構成及び材料を表 2.3 の(c)に示す。

## 2.3 計算手法の妥当性検討

ここで用いた計算手法は遮蔽解析の分野で標準的な方法ではあるが, 試設計の際用いられた方法とは異なるので, 両者の方法を比較検討することとした。計算対象としては半一体型炉を選んだ。

### (イ) 通常運転時における一次遮蔽側表面線量率

評価計算も試設計もどちらも ANISN コードによる解析であり, 一次元輸送計算であるのでピーキング係数を用いての補正をしてある。比較結果を表 2.4 に示す。大変良い一致と見做すことができる。

### (ロ) 仮想事故時における二次遮蔽側表面線量率

線源計算においては, 評価計算では ORIGEN-2 コードで, 試設計では解析的方法(発電炉で用いている式)で計算している。線量率計算においては, 評価計算では QAD-CD コードで, 試設計では SPAN コードで計算しているが, どちらのコードも点滅衰核積分法に基づいている。

線源計算の比較結果を表 2.5 に, 事故後 5 日間の積算線量の比較結果を表 2.6 に示す。良い一致と見做すことができる。尚, 評価計算については第 3.1.2 章でも記述する。

表 2.1 試設計の遮蔽設計の際に用いられた計算方法

計算対象	改良船用試設計炉での方法 <sup>1)</sup>			評価計算
	半一体型炉	一体型炉	自己加圧一体型炉	
通常運転時 一次遮蔽	— ANISN DOT (炉心周囲)	— SPAN	RADHEAT-3 ANISN DOT (炉心周囲)	VITAMIN-C AMPX-II ANISN
二次遮蔽	Ray Tracing (ストリーミング) SPAN	SABINE (除去拡散)	ANISN	DOT 3.5 DOT 3.5
仮想事故時 線源 二次遮蔽	解 析 的 SPAN	ORIGEN QAD	ORIGEN QAD	ORIGEN-2 QAD-CG

表 2.2 DOT 3.5 計算の際に用いたエネルギー群構造

	エネルギー群	VITAMIN-C群番号	上限エネルギー (eV)
中性子	1	1 - 21	$1.7333 \times 10^7$
	2	22 - 46	$7.0469 \times 10^6$
	3	47 - 71	$2.1225 \times 10^6$
	4	72 - 107	$5.7844 \times 10^5$
	5	108 - 129	$7.2000 \times 10^4$
	6	130 - 151	$3.7074 \times 10^3$
	7	152 - 169	$4.7851 \times 10^1$
	8	170 - 171	$4.1400 \times 10^{-1} (*)$
ガンマ線	1	1 - 13	14.0
	2	14 - 22	3.5
	3	23 - 24	0.70
	4	25 - 36	0.512 (**)

(\*) 下限エネルギー:  $1.0 \times 10^{-5}$  (eV)

(\*\*) 下限エネルギー: 0.010 (MeV)

(注) バルク遮蔽計算ではP<sub>5</sub>-S 48, ストリーミング計算ではP<sub>5</sub>-S 100で、円筒形状体系で計算。

表 2.3 半一体型炉, 一体型炉及び自己加圧一体型炉の遮蔽構成

## (a) 半一体型炉

	構 成	材 料	厚 さ (cm)
一 次 遮 蔽	側 部 遮 蔽	蛇紋岩コンクリート・鋼の多重層+鉛	140 + 4
	上 部 遮 蔽	蛇紋岩コンクリート・鉛	50
	機 器 遮 蔽	鉛	6
二 次 遮 蔽	側 部	重コンクリート	76
	上 部	重コンクリート	76
格納容器外下部	下 部 遮 蔽	ポリエチレン・鋼の多重層, 鉛	120
	船 底 遮 蔽	ポリエチレン, 鋼	10
	遮 蔽 水 タ ン ク	水	76

## (b) 一体型炉

	構 成	材 料	厚 さ (cm)
一 次 遮 蔽	側 部 , 下 部	鋼・水の多重層	110
	上 部	鋼	{ 10 15 20
二 次 遮 蔽	側 部	重コンクリート	80
	上 部	重コンクリート	80

表 2.3 (続き)

(c) 自己加圧一体型炉 (設計方式 A)

	構 成	材 料	厚 さ (cm)
一 次 遮 蔽	側 部 ( 上 部 )	鉄, 蛇紋岩コンクリート, 鉄	33, 115, 20
	側 部 ( 中 央 )	鉄, ウェットウエル水	50, 334
	上 部 , 下 部	鉄	28, 30
二 次 遮 蔽	下 部 二 重 層 内	水, 鉛	90, 5
	ドライウエル外壁	鉄	3
	ウェットウエル外壁	鉄	2.5

表 2.4 通常運転時一次遮蔽側表面

線量率: 評価計算と試設計の比較

( mrem / h )

		評 価 計 算	試 設 計 <sup>1)</sup>
計 算 法		VITAMIN-C, AMPX-II, ANISN	— ANISN
線 量 率	中 性 子	$1.01 \times 10$	$1.15 \times 10$
	ガンマ線	$4.53 \times 10^2$	$4.61 \times 10^2$

表 2.5 仮想事故時事故後 5 日間の積算線源

強度: 評価計算と試設計の比較

( MeV )

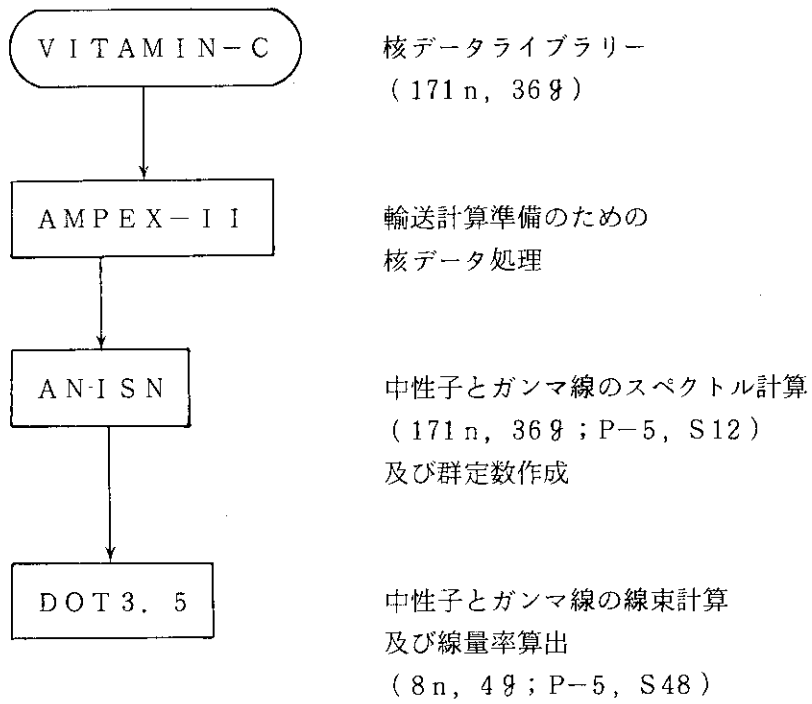
平均エネルギー ( MeV )	評 価 計 算	試 設 計 <sup>1)</sup>
		ORIGEN-2
0.4	$7.9 \times 10^{21}$	$1.2 \times 10^{22}$
0.8	$2.3 \times 10^{22}$	$1.5 \times 10^{22}$
1.3	$4.5 \times 10^{21}$	$5.2 \times 10^{21}$
1.7	$2.3 \times 10^{21}$	$3.3 \times 10^{21}$
2.5	$2.0 \times 10^{21}$	$4.2 \times 10^{21}$

表 2.6 仮想事故時事故後 5 日間の積算

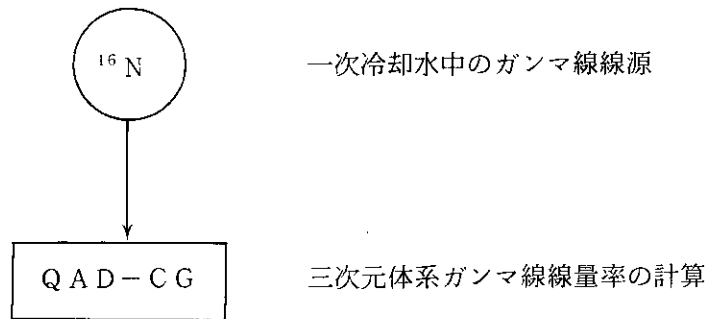
線量: 評価計算と試設計の比較

( mrem )

	評 価 計 算	試 設 計 <sup>1)</sup>
計 算 法	QAD-CG	SPAN
積 算 線 量	$6.0 \times 10^3$	$5.0 \times 10^3$



(a) 原子炉体系の線量率分布計算フロー



(b) <sup>16</sup>Nガンマ線に因る線量率計算

図 2.1 通常運転時遮蔽設計評価のための計算フロー

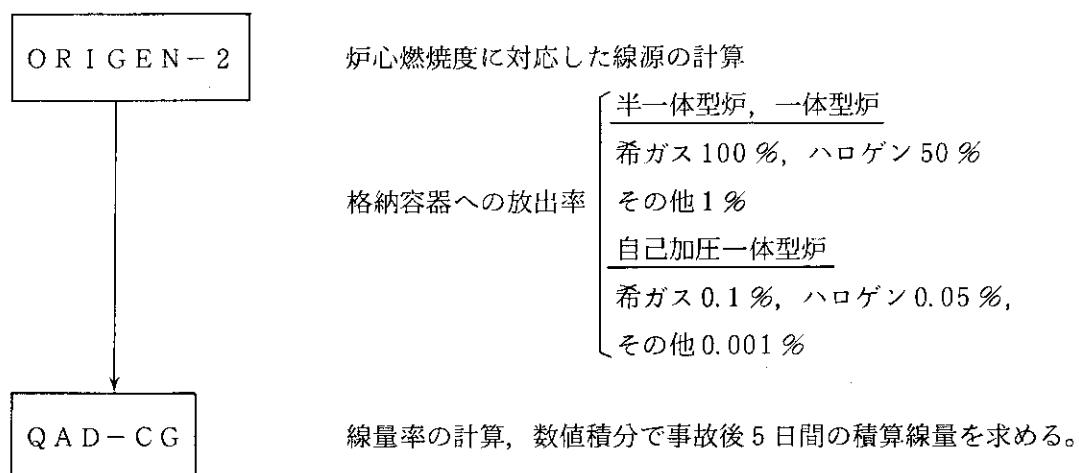
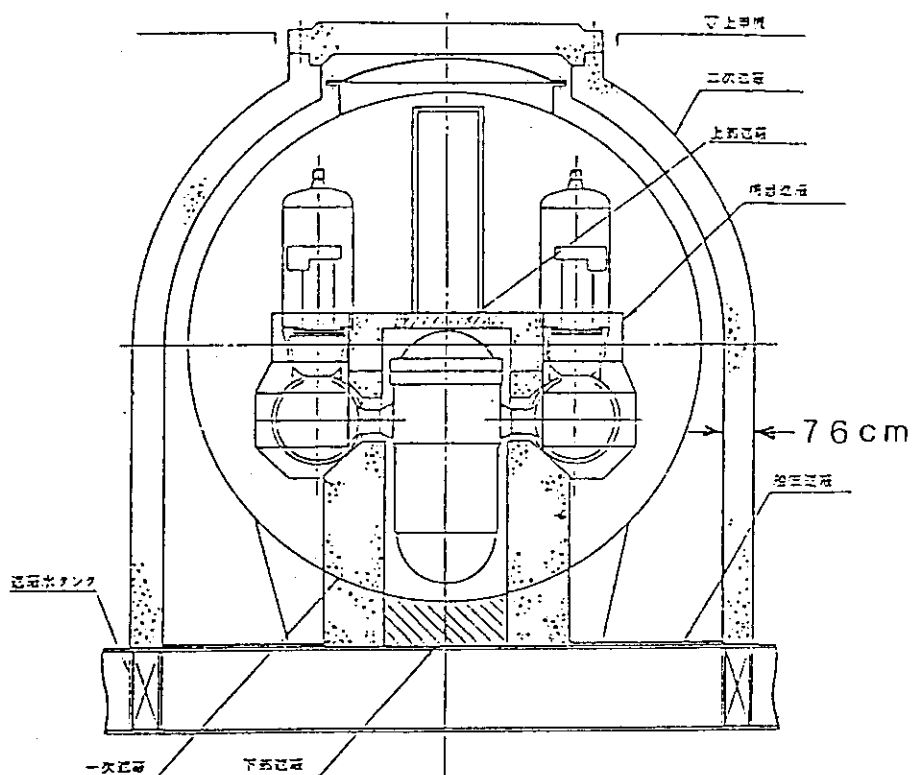
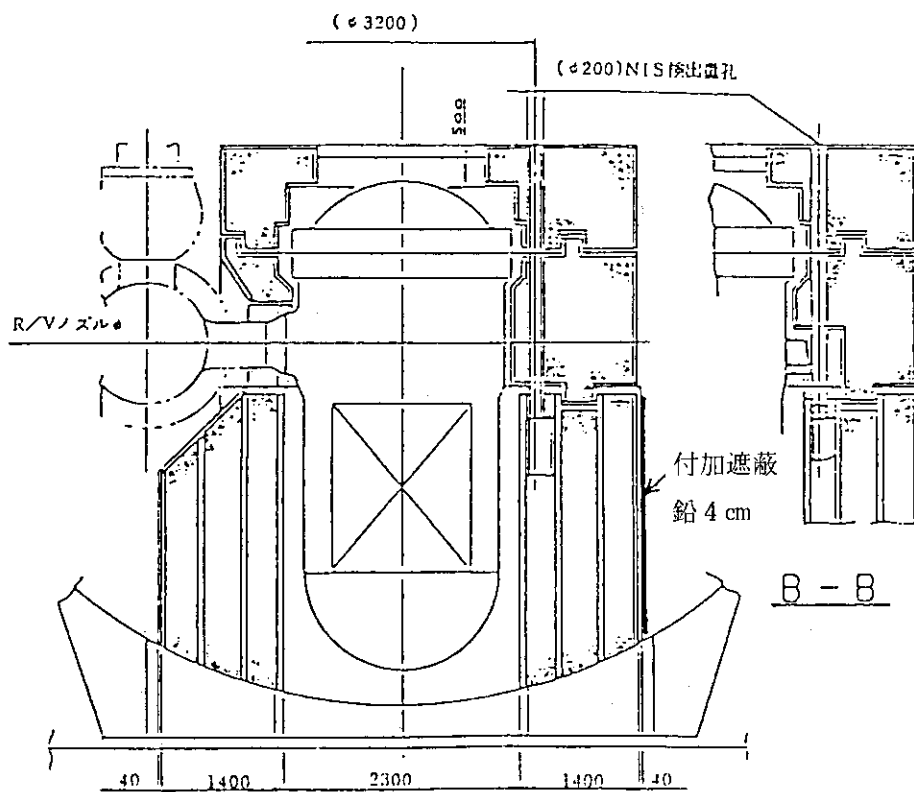


図 2.2 仮想事故時遮蔽設計評価のための計算フロー

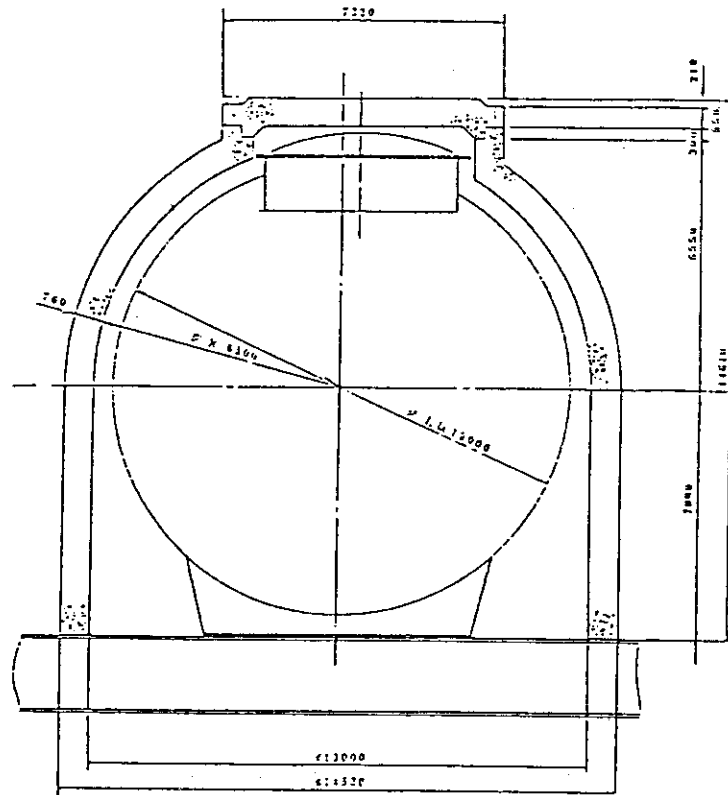


遮蔽配置図

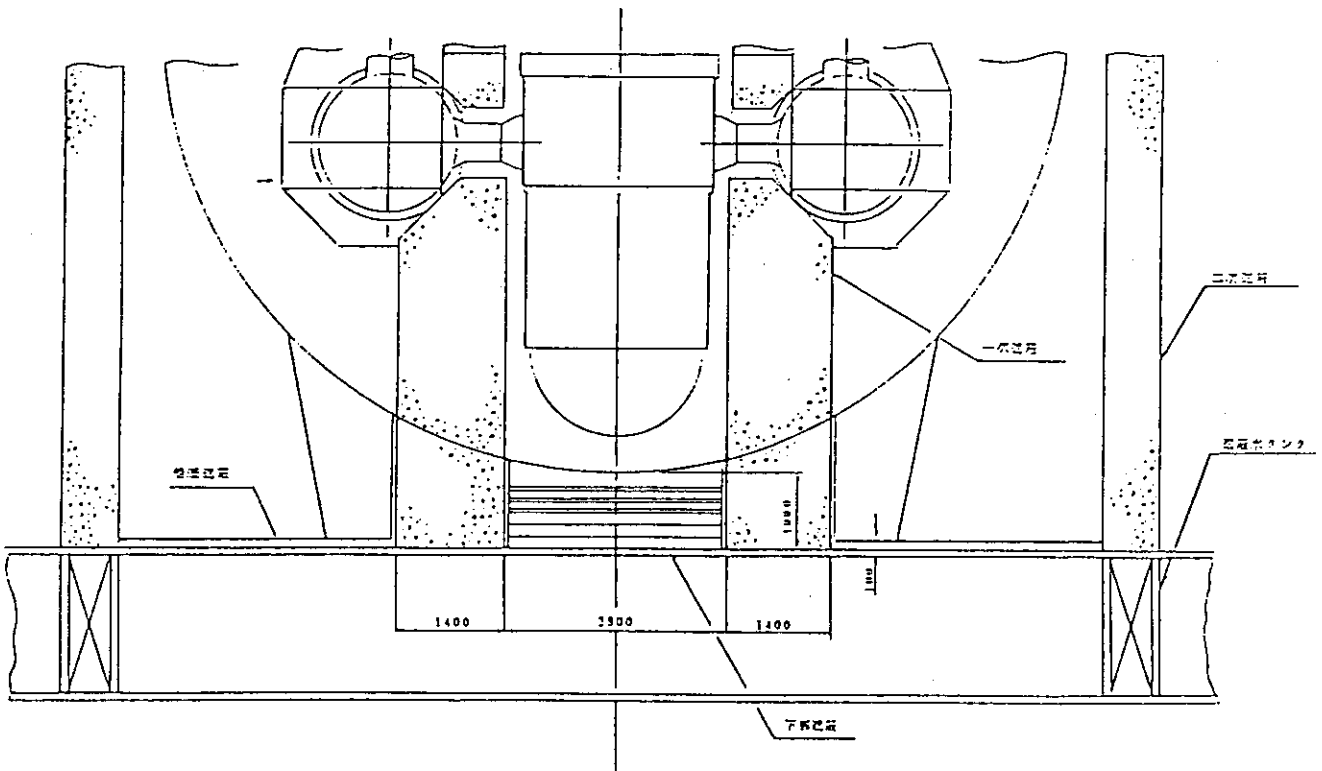


一次遮蔽構造図

図 2.3 半一体型炉の遮蔽配置と一次遮蔽構造



二次遮蔽構造図



原子炉下部遮蔽構造図

図 2.4 半一体型炉の二次遮蔽及び下部遮蔽



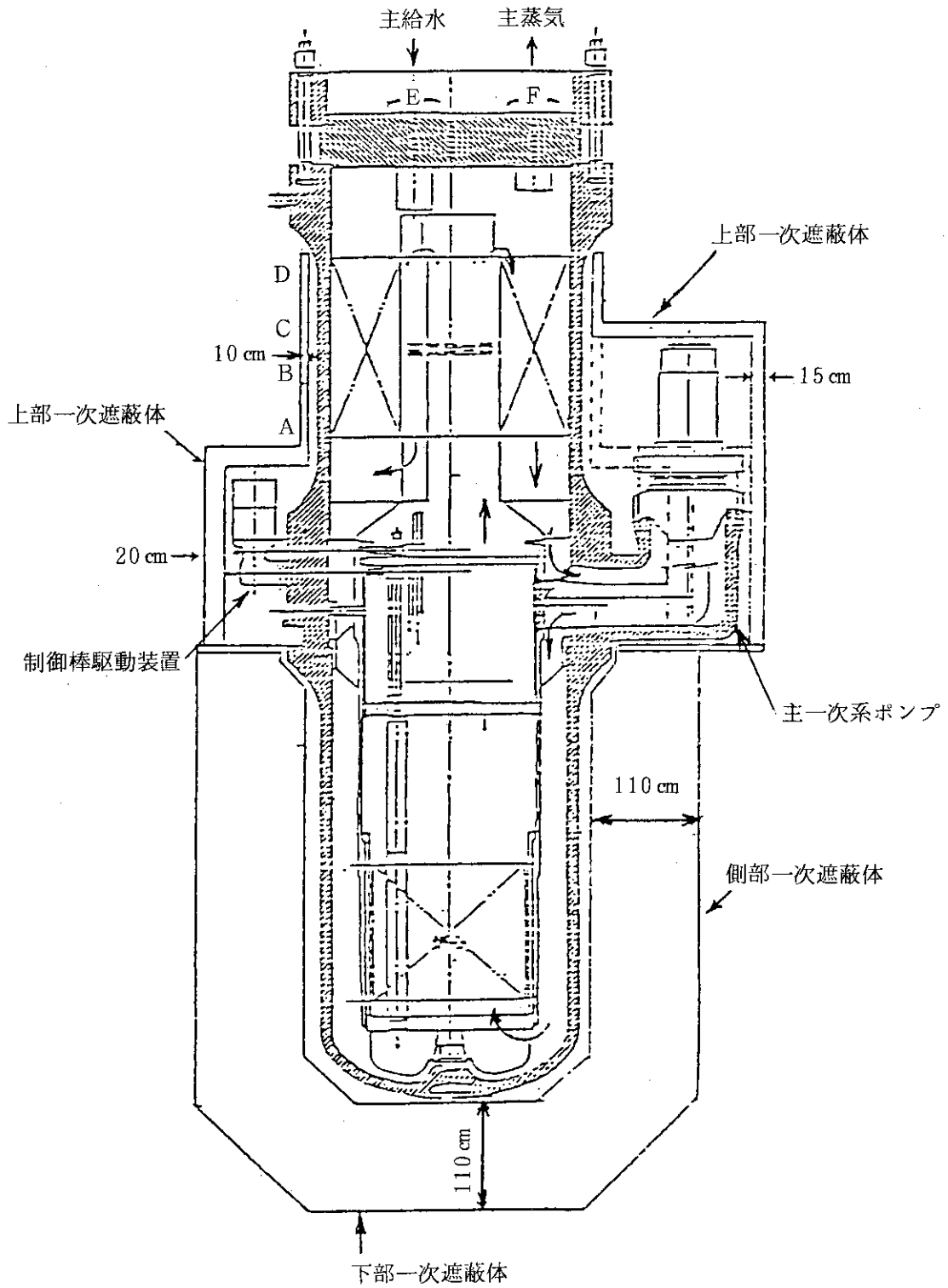


図 2.5 一体型炉の一次遮蔽

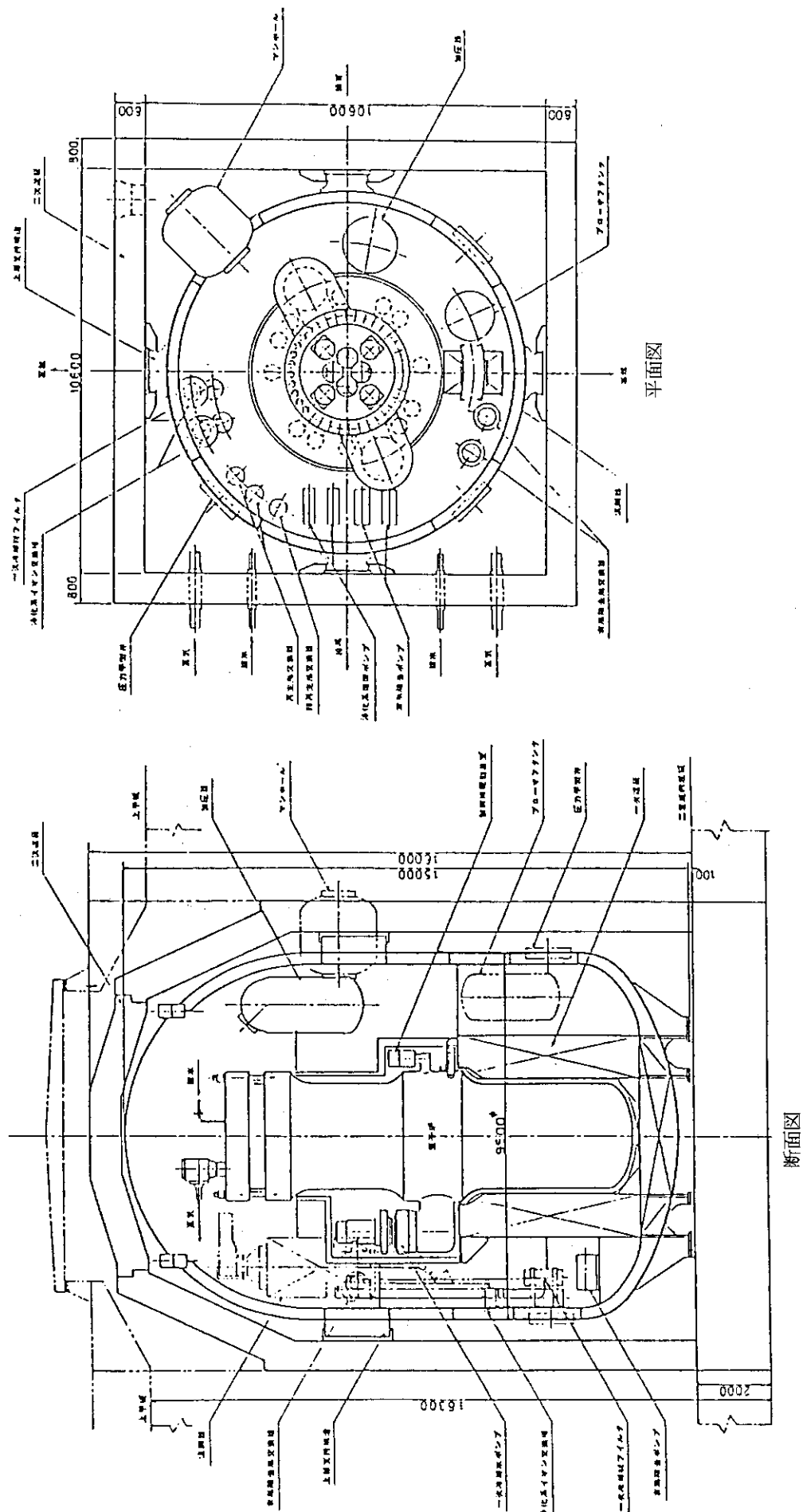
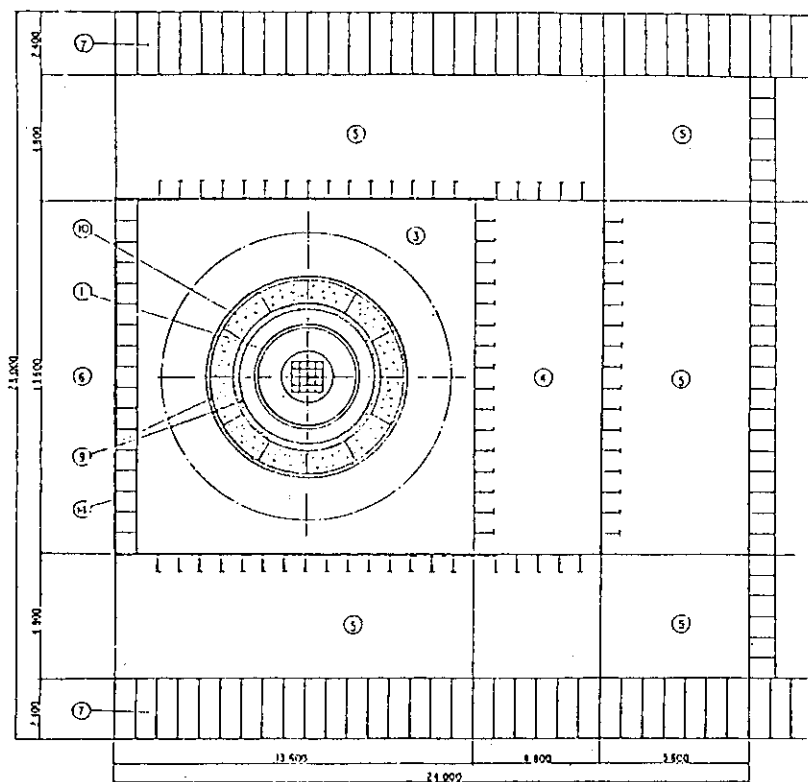


図 2.6 一体型炉の二次遮蔽



水平断面 ウェットウェルでの断面

No.	名 称
1	原子炉圧力容器
2	ドライウェル
3	ウェットウェル
4	膨 張 室
5	原子炉補機室
6	タービン区画
7	耐 衝 突 構 造
8	遮蔽水タンク
9	鉄 遮 蔽
10	蛇紋コンクリート遮蔽
11	下部鉄遮蔽
12	ベント管
13	二重底内鉛遮蔽
14	ウェットウェル鉛遮蔽
15	膨張室鉛遮蔽

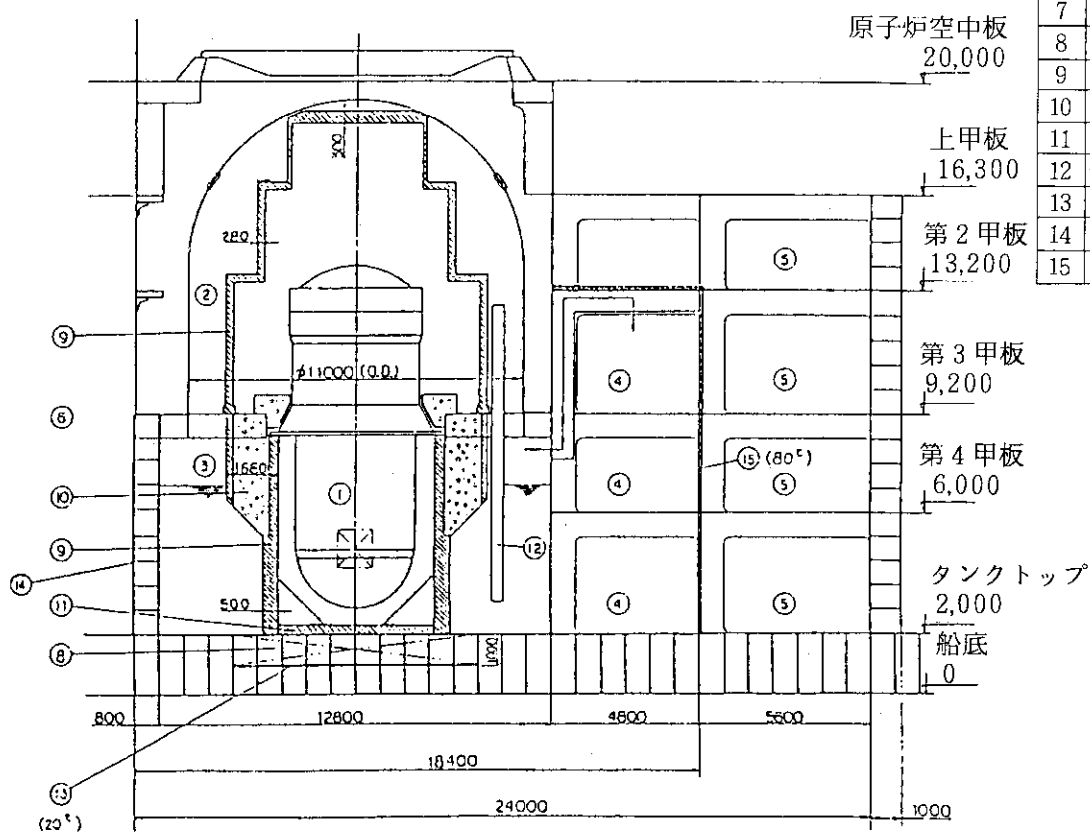


図 2.7 自己加圧一体型炉（設計方式 A）の遮蔽配置

### 3. 解析評価結果

以下解析結果の中で線量率分布を示す等高線図は、すべて原子炉出力100%としたものである。

#### 3.1 半一体型炉

##### 3.1.1 通常運転時の遮蔽

###### (イ) バルク遮蔽計算

一次遮蔽、二次遮蔽を含む原子炉体系全体を円筒形状に近似し、上半分と下半分に分けてDOT 3.5計算（P<sub>5</sub>-S 48）で線量率分布を求めた。一次遮蔽径方向側表面には厚さ4cmの鉛の付加遮蔽があるとし、二次遮蔽径方向の厚さは76cmとした。

原子炉上半分の中性子線量率分布を図3.1に、ガンマ線線量率分布を図3.2に示す。双方の図には原子炉压力容器周囲の円環ギャップ及び原子炉压力容器上部ギャップによるストリーミング現象が示されている。ガンマ線に対する鉛4cmの付加遮蔽は高さ方向にもっと拡張する必要がある。

原子炉下半分の中性子線量率分布を図3.3に、ガンマ線線量率分布を図3.4に示す。<sup>\*</sup> 船底部遮蔽に対し原子炉压力容器周囲円環ギャップストリーミングのため放射線の廻り込みがあり、このため特にガンマ線線量率が減衰しない。船底部遮蔽鉄ポリエチレン多重層を一次遮蔽下部まで拡張する必要がある。

###### (ロ) <sup>16</sup>N ガンマ線の線源に因る二次遮蔽の評価

半一体型炉では、ループ型と同じように、容積が大きい蒸気発生器が格納容器内に張り出されている。蒸気発生器内には一次冷却水が通っているので、一次冷却水中の<sup>16</sup>Nガンマ線（6.13 MeV（69%）、7.11 MeV（5%）とガンマ線エネルギーが高い）を線源とする遮蔽を評価する必要がある。

蒸気発生器内には一様に濃度40 μCi/cm<sup>3</sup>の<sup>16</sup>Nが存在するとし、図3.5の計算体系で二次遮蔽を評価した。この計算体系では二次遮蔽は重コンクリート（3.5 g/cm<sup>3</sup>）厚さ110cmとした。

<sup>16</sup>N線源による結果を表3.1に示す。二次遮蔽厚さ110cmのときは二次遮蔽外側表面線量は $9 \times 10^{-3}$  mrem/hとなる。試設計では重コンクリート厚さ76cmに減らし、減らした分鉛厚さ4cmの機器遮蔽を追加したいとしているので、<sup>\*\*</sup> この場合は $1.5 \times 10^{-2}$  mrem/hとなる。

###### (ハ) 一次系主配管ダクトストリーミング

図2.3に示したように、一次遮蔽側部には原子炉压力容器から蒸気発生器へ繋がっている一次系主配管（主配管外径50cm）があるので、この一次系主配管存在による遮蔽欠損からのダクトストリーミングが考えられる。試設計の段階ではこの一次系主配管ダクトストリーミングに対す

\*）炉出力100%時の結果であるので船底部遮蔽の評価に際しては炉出力10%時の線量率に換算する必要がある。

\*\*）鉛厚さ6cm追加に対する補正は、鉛厚さ5cmでガンマ線減衰率 $1/10^{91}$ として行った。

る遮蔽対策は次の遮蔽設計の機会に譲っている。ここでは参考のために評価を行った。

計算は(イ)のバルク遮蔽計算の際求めた放射線線束を原子压力容器内一次系主配管入口に線源としておき、一次系主配管ダクトストリーミング計算はDOT 3.5による円筒体系計算( $P_5 - S_{100}$ )によって行った。

中性子線量率分布を図3.6, ガンマ線線量率分布を図3.7に示す。一次系主配管の周囲には断熱材としてのクリソタイル及び遮蔽体冷却のためのギャップが存在するので、これらの影響に因る中性子ストリーミング, 更に一次系主配管内を含めた影響に因るガンマ線ストリーミングが見られる。原子炉压力容器周囲のギャップに因るストリーミングも見られる。一次系主配管ダクト出口付近で、中性子線量率が $10^5$  mrem/h程度, ガンマ線線量率も $10^5$  mrem/h程度ある。これらストリーミングに対する対策が必要であろう。尚蒸気発生器の機器遮蔽鉛6cm厚は、鉛5cmで1/10減衰率(ガンマ線)であるのでストリーミング対策とはならない。

#### (ニ) ま と め

通常運転時の遮蔽設計評価の結果をまとめて表3.2に示す。一次遮蔽は、(イ)に述べた一次系主配管ダクトストリーミングを除いては、中性子線量率及びガンマ線線量率双方設計目標を満足している。二次遮蔽側部は、試設計では蒸気発生器中の $^{16}\text{N}$ 線源に対する遮蔽しか考慮していないが、評価計算の結果では炉心線源のガンマ線に因る線量率の方が $^{16}\text{N}$ ガンマ線の線量率より大きく且つ設計目標に若干達してない。これに対する対策としては、一次遮蔽に対する鉛の付加遮蔽を上方向にも拡張すれば済むであろう。 $^{16}\text{N}$ 線源に対する機器遮蔽は充分である。

二次遮蔽頂方向は設計目標に若干不足している。原子压力容器周囲円環ギャップからの中性子ストリーミングに重きをおいて若干の遮蔽が必要であろう。ガンマ線の方も配慮した遮蔽材(水素を含む物質と重い物質との組合せ)が良いであろう。

船底遮蔽も設計目標に若干不足気味である。原子炉压力容器下のボイドからのストリーミングが原因なので、鉄・ポリエチレン多重層からなる原子炉下部遮蔽を一次遮蔽の処まで拡張すれば済むであろう。

半一体型炉(ループ型でもそうであるが)の特徴である一次系主配管ダクトの存在に因る一次遮蔽欠損は、中性子及びガンマ線双方とも $10^5$  mrem/h オーダーの線量率と大変大きい。この主配管の中は略 $300^\circ\text{C}$ の高温水が流れているので、主配管周囲は断熱材のクリソタイル(遮蔽効果は少ない)及びコンクリートを冷却するためのギャップが必要である。主配管の位置を変更するか、或いは主配管を無くしてしまうか、いずれにせよ設計上かなりの工夫が望まれる。

### 3.1.2 仮想事故時の遮蔽

一次冷却水喪失事故の仮想事故を想定している。事故と同時に燃料は全破損を想定しているので、燃料中の核分裂生成物の希ガス100%, ハロゲン50%, その他(固体及びアクチノイド)1%が瞬時に格納容器に放出されるとした。

計算体系を図3.8に示す。放射線の線源計算はORIGEN-2コードを用いて行い、二次遮蔽評価の線量率計算はQAD-CGコードを用いて行った。このようにして求めた線量率を事故発生から5日間まで安全側に数値積分し5日間の積算線量とした。

評価結果を表3.3に示す。二次遮蔽の重コンクリートが76cm厚で、設計目標に達している。試設計の値も略同様な値である。

### 3.1.3 評 価

この炉型では一次系主配管にダクトストリーミングが遮蔽評価上支配的であった。このストリーミング対策がまず第一であろう。原子炉圧力容器周囲の円環ギャップもストリーミング対策が必要で、これは現在の一次遮蔽側部付加速蔽（鉛 4 cm厚）及び船定部下部遮蔽（鋼とポリエチレンの多重層+鉛）を拡張すれば足りるであろう。

## 3.2 一体型炉

### 3.2.1 通常運転時の遮蔽

#### (イ) バルク遮蔽計算

一次遮蔽、二次遮蔽を含む原子炉体系全体を円筒形状に近似し、上半分と下半分とに分けて DOT 3.5 計算 (P<sub>5</sub>-S 48) で線量率分布を求めた。

原子炉上半分の中性子線量率分布を図 3.9 に、ガンマ線線量率分布を図 3.10 に示す。双方の図で炉心斜め上方向の線量率が異常に高いのは、計算モデルの都合で一次系主ポンプ空間を円環ギャップにしたためであり、現実的でない。この原因を除けば炉心周囲円環ギャップも比較的小さいので、中性子遮蔽とガンマ線遮蔽とのバランスも良く、原子炉側方向の遮蔽も原子炉頂方向の遮蔽もバランス良く設計されている。

原子炉下半分の中性子線量率分布を図 3.11 に、ガンマ線線量率分布を図 3.12 に示す。原子炉圧力容器近傍に大きなギャップがないので、原子炉上半分のときと同様バランス良く遮蔽されており、更に船底部遮蔽も充分余裕のある設計となっている。

#### (ロ) <sup>16</sup>N ガンマ線の線源による上部一次遮蔽の評価

この原子炉では一次冷却水は炉心通過の後ライザー部を昇って、ライザー部を囲んでいる蒸気発生器へ上部から入る。したがって線源強度としては蒸気発生器入口の値の  $0.9 \times 10^6$  photons/cm<sup>2</sup>・sec とし、蒸気発生器内のみを線源とした。評価点については図 2.5 を参照されたい。

評価結果を表 3.4 に示す。試設計では一次冷却水のライザー部における線源（こちらの方が線源強度が高い）も考慮しているので、大き目の数値が示されている。

#### (ハ) 主蒸気管ダクトストリーミング

蒸気発生器の真上には主蒸気管がありその中はボイドと考えられるので、ストリーミングの評価を行った。主蒸気管のこのまゝの位置では計算が行い難いので、主蒸気管をボイドダクトとして取扱いそのまま中央部に平行移動して、原子炉体系全体を同筒形状に近似して DOT 3.5 (P<sub>5</sub>-S 100) 計算を行った。

計算結果の中性子線量率分布を図 3.13 に、ガンマ線線量率分布を図 3.14 に示す。主蒸気管はダクト内径 30 cm あるが、場所が炉心より充分離れ且つ直視してないことを考えると線量率分布に殆んど影響を与えていない。他の大きなボイドストリーミングに因る影響の方が大きい。全般的にバルク遮蔽計算の結果より高目になったのは、S<sub>N</sub> の N を多くとったためであり (S 48 → S 100)、ストリーミング計算の方がベターと考えている。

## (二) ま と め

通常運転時の遮蔽設計評価の結果をまとめて表 3.5 に示す。一次系主ポンプに係わるギャップ形状を非現実的に大きくとり過ぎてしまったので、このことを配慮すれば評価計算では二次遮蔽に対して略設計目標に達していると思う。計算注意としてストリーミング体系では $S_N$ の $N$ を大きくとる必要がある。試設計では除去拡散法で解いているが、ボイドを含む複雑な体系における放射線輸送問題を解くには無理がある。一次系主ポンプの他に現実には制御棒駆動装置(図 3.5 参照)に因るギャップも存在するが、いずれのギャップでも、評価計算の結果から見て局所的な機器遮蔽で間に合うであろう。船底部の遮蔽に対してはストリーミング計算を実施しなかったが、大きなギャップが炉心周囲にないのと、評価計算から判断して設計目標には達していよう。

$^{16}\text{N}$ 線源に対する遮蔽では、線源が炉心から離れているのと $^{16}\text{N}$ 線源の存在のため大きなギャップが無いことから(ループ型や半一体型炉では $^{16}\text{N}$ 線源である蒸気発生器が一次遮蔽の外にあるため、一次遮蔽に大きな遮蔽欠損となっている。第 3.1 章参照)、支配的要因ではなく、他の大きなボイドストリーミングによる要因の方が支配的である。このボイドストリーミングを小さくさせるには局所的な機器遮蔽を考えれば充分であろう。尚、この $^{16}\text{N}$ 線源に因る計算では線源分布モデルのとり方が大切である。

### 3.2.2 仮想事故時の遮蔽

一次冷却水喪失事故を想定しているが、一体型炉では大口徑配管が無いので、非常用注水によって炉心冠水が維持でき $^{13}$ 燃料破損の可能性も少ない。しかしながら、ここでは事故と同時に全燃料破損を想定し、燃料中の核分裂生成物の希ガス 100%、ハロゲン 50%、その他 1%が瞬時に格納容器に放出されるとした。

計算体系を図 3.15 に示す。線源計算はORIGEN-2を用い、線量率計算はQAD-CGを用いた。この線量率を事故発生後の 5 日間に亘って数値積分し、積算線量とした。

評価結果を表 3.6 に示す。評価計算の結果では、二次遮蔽は充分設計目標に達している。

### 3.2.3 評 価

この炉型では原子炉圧力容器内に蒸気発生器が内装されている。このための遮蔽効果でバルク遮蔽としては設計目標を達していよう。一次系主ポンプ及び制御駆動装置は機器遮蔽をきちんとすれば目標は達せられよう。

ここでの評価では原子炉圧力容器周囲の円環ギャップストリーミング程度でも $S_N$ 法の $N$ を多く採った。すなわちストリーミング計算が必要であることがわかったためである。

原子炉圧力容器内上部にある主蒸気管存在による遮蔽欠損は、主蒸気管が炉心より充分離れ且つ炉心を直視してないので遮蔽対策は特に問題ないであろう。

## 3.3 自己加圧一体型炉

第 3.2 章で述べた一体型炉では仮想事故時において炉心冠水が維持されているのにも拘らず、この特徴を特に利用しなかった。ここでは、この一体型炉の特徴を生かして合理的安全基準に基づいて設計されている設計方式 A の方の炉型について評価を行った。

### 3.3.1 通常運転時の遮蔽

#### (イ) 炉心線源に因る遮蔽計算

一次遮蔽を含む原子炉体系全体を円筒形状で近似し、上半分と下半分とに分けてDOT 3.5計算 (P<sub>5</sub>-S 48) で線量率分布を求めた。原子炉压力容器内機器配置を図 3.16 に、原子炉压力容器周囲遮蔽配置を図 3.17 に示す。

原子炉上半分の中性子線量率分布を図 3.18 に、ガンマ線線量率分布を図 3.19 に示す。径方向の遮蔽においては、中性子は一次遮蔽の蛇紋岩コンクリート及びウェットウェル水に因り、これだけで十分に遮蔽されている。またガンマ線も、一次遮蔽の鉄及び蛇紋岩コンクリート、更にウェットウェル水により十分に遮蔽されている。上部方向の遮蔽においては、中性子は一体型炉の特徴である原子炉压力容器内の豊富な水により十分に遮蔽されている。またガンマ線もドライウエル鉄遮蔽に因り充分遮蔽されている。

原子炉下半分の中性子線量率分布を図 3.20 に、ガンマ線線量率分布を図 3.21 に示す。船底部遮蔽においても原子炉下部二重底内の水に因り充分遮蔽され、ガンマ線は一次遮蔽の下部遮蔽 (鉄) 及び原子炉下部二重底の鉛によって遮蔽されているが裕度は少ない。

#### (ロ) <sup>16</sup>Nガンマ線の線源に因る遮蔽の評価

この原子炉では、図 3.16 に示したように、一次冷却水は炉心通過の後、原子炉压力容器内外筒部にある蒸気発生器へ下側から入って行き上から出てすぐ一次冷却水循環ポンプに入り、蒸気発生器と原子炉压力容器の間のアニュラス部を通して炉心に戻ってくる。図 3.17 に示したように蒸気発生器は一次遮蔽及びウェットウェルによって充分遮蔽されているので、これらの遮蔽を持たない一次冷水循環ポンプを線源 (線源強度:  $1.77 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) とした。

評価点を図 3.22, 評価結果を表 3.7 に示す。側部方向の遮蔽においても上部方向の遮蔽においても、ドライウエル鉄遮蔽 (側部 28 cm, 上部 30 cm) によって十分に遮蔽されている。

#### (ハ) ま と め

通常運転時の遮蔽設計評価の結果をまとめて表 3.8 に示す。いずれの遮蔽も設計目標を満足しており、船底遮蔽を除いては、充分余裕のある設計となっている。また評価計算と試設計との値が比較的良い一致を示しているのは、評価計算と試設計計算はどちらも基本的には放射線輸送計算をしているからであろう。差は、評価計算では全体系を二次元輸送計算 (P<sub>5</sub>-S 48) で行っているのに対し、試設計では炉心周囲のみ二次元輸送計算 (P<sub>1</sub>-S 48) を行い、それより外側は一次元輸送計算 (P<sub>3</sub>-S 8) を行っているためであろう。

### 3.3.2 仮想事故時の遮蔽

この原子炉でも一次冷却水喪失事故を想定しているが、一体型炉の特徴を生かして、他の2つの炉型のように全燃料の破損は考えない。すなわち、一体型炉では蒸気発生器を原子炉压力容器の中に内装しているため、事故時に破断の対象となる配管は小口径配管に限られる。したがって事故が発生しても、非常用注水等適切な対策をとれば、最大級の一次冷却水喪失を考えても、炉心の冠水状態は維持されるので燃料破損になる可能性は大変少ない。

自己加圧一体型炉設計のA方式では、この考えに基づいて一次冷却水喪失事故時には、核分裂生成物が燃料から格納容器に放出される割合は、希ガスで0.1%、ハロゲンで0.05%、その他(固



体及びアクチノイド)で0.001%とした(これは、燃料破損率が1%で、破損燃料からの放出率が希ガスで10%、ハロゲンで5%、その他で0.1%としたことに因る)。

計算体系を図3.23に示す。線源計算はORIGEN-2を用いて行い、線量率計算にはQAD-CGを用い、この結果を事故発生から5日間に亘って数値線分し、事故後5日間の積分線量とした。

評価結果を表3.9に示す。評価計算の結果ではいずれの評価点でも設計目標に対して充分余裕ある設計となっている。比較的遮蔽が薄い格納容器頂表面(評価点1)が他の評価点より高い積算線量となっているが、それでも未だ1桁余裕がある。この充分なる余裕は遮蔽設計の方にあるのではなく、先に述べたように、小さい線源強度を仮定したことに因る。

### 3.3.3 評 価

この炉型では、一体型炉の特徴を生かした遮蔽となっているので、通常運転時での遮蔽はバランスが良くとれていて特に問題はない。仮想事故時では、他の炉型の場合と異なり、ソースターム(規納容器に放出された核分裂生成物)がずっと小さいので、この効果のため充分余裕のある遮蔽設計に見かけ上なっている。このソースタームの考え方は我が国では国として未だ検討されてないので今後の参考程度であろう。

表3.1  $^{16}\text{N}$ ガンマ線に対する半一体型炉

遮蔽設計評価結果

(mrem/h)

二次遮蔽の厚さ	二次遮蔽外側面線量率	設計目標
重コンクリート 76 cm	$2.4 \times 10^{-1}$	} ( $< 0.1$ ) <sup>*</sup>
重コンクリート 76 cm + 鉛 4 cm <sup>**</sup> )	$1.5 \times 10^{-2}$	
重コンクリート 110 cm	$8.9 \times 10^{-3}$	

\* ) 炉心線源と合わせて0.1 mrem/h 以下である。表3.2参照。

\*\* ) 鉛4 cmは試設計の結果と追加された付加遮蔽である。

表 3.2 通常運転時・半一体型炉遮蔽設計評価結果

( mrem / h )

評価点	放射線の種類 <sup>*</sup>	評価計算	試設計値 <sup>1)</sup>	設計目標
一次遮蔽 外側表面	n	3.2	$1.5 \times 10$	$< 4 \times 10$ ( $^{17}\text{N}$ 線源)
	$\gamma$	$1.1 \times 10^2$	$6 \times 10^2$	$< 1 \times 10^3$ ( $^{16}\text{N}$ 線源)
	$n + \gamma$	$1.1 \times 10^2$		
二次遮蔽 外側表面 ; $^{16}\text{N}$ 線源	n	$2.9 \times 10^{-4}$	—	
	$\gamma$	$2.2 \times 10^{-1}$	—	
	$\gamma$	$1.5 \times 10^{-2}$	$2 \times 10^{-2}$	
	$n + \gamma$	$2.4 \times 10^{-1}$	$\sim 1 \times 10^{-1}$	$< 0.1$
二次遮蔽 頂表面	n	$1.6 \times 10^{-1}$	$5.4 \times 10^{-3}$	
	$\gamma$	$8.1 \times 10^{-2}$	$4.9 \times 10^{-3}$	
	$n + \gamma$	$2.4 \times 10^{-1}$	$1.1 \times 10^{-2}$	$< 0.1$
船底 外表面 (炉出力10%)	n	$1.9 \times 10^{-2}$	$4 \times 10^{-1}$	
	$\gamma$	$8.7 \times 10^{-1}$	$3.8 \times 10^{-1}$	
	$n + \gamma$	$8.9 \times 10^{-1}$	$8 \times 10^{-1}$	$< 0.75$ (10%出力時)

\*) n : 中性子,  $\gamma$  : ガンマ線。(注) この表には一次系主配管ダクトストリーミングの結果は示していない。これについては本文中を見ら  
たい。

表 3.3 仮想事故時・半一体型炉遮蔽設計評価結果

( rem )

評価点	評価計算	試設計値 <sup>1)</sup>	設計目標
二次遮蔽外表面	6.0	5.0	$< 12$

表 3.4  $^{16}\text{N}$ ガンマ線に対する一体型炉  
遮蔽設計評価結果

(mrem/h)

評 価 点 <sup>*)</sup>		評 価 計 算	試 設 計 <sup>1)</sup>	
蒸 気 発 生 器 外 側 の 上 部 一 次 遮 蔽 外 表 面	A	$3.1 \times 10$	$1.5 \times 10^2$	
	B	$4.4 \times 10$	$1.4 \times 10^2$	
	C	$7.9 \times 10$	$1.5 \times 10^2$	
	D	$7.7 \times 10$	$1.8 \times 10^2$	
原 子 炉 圧 力 容 器 頂 主 給 水 入 口		E	$4.9 \times 10$	$1.2 \times 10^2$
原 子 炉 圧 力 容 器 頂 主 蒸 気 出 口		F	$7.3 \times 10$	$1.3 \times 10^2$

\*) 評価点については図 2.5 参照。

表 3.5 通常運転時・一体型炉遮蔽設計評価結果

(mrem/h)

評 価 点	放射線 の 種 類	評 価 計 算 <sup>*)</sup>		試 設 計 <sup>1)</sup>	設 計 目 標
		バルク計算	ストリーミング 計 算		
一 次 遮 蔽 外 側 表 面	n	$4.8 \times 10^2$	$2.3 \times 10^3$	$1 \times 10^1$	
	$\gamma$	$5.9 \times 10$	$7.5 \times 10$	$9 \times 10^1$	
	n + $\gamma$	$5.4 \times 10^2$	$2.3 \times 10^3$	$\sim 1 \times 10^2$	
二 次 遮 蔽 外 面 表 面	n	$2.6 \times 10^{-2}$	$2.3 \times 10^{-1}$	$2.1 \times 10^{-3}$	
	$\gamma$	$1.8 \times 10^{-2}$	$1.1 \times 10^{-1}$	$3 \times 10^{-3}$	
	n + $\gamma$	$4.4 \times 10^{-2}$	$3.4 \times 10^{-1}$	$\sim 1 \times 10^{-2}$	< 0.1
二 次 遮 蔽 頂 表 面	n	$9.2 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-2}$		
	$\gamma$	$2.9 \times 10^{-2}$	$9.1 \times 10^{-2}$		
	n + $\gamma$	$3.9 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^{-1}$	—	< 0.1
船 底 外 表 面 ( 炉 出 力 10% )	n	$7.1 \times 10^{-3}$	—	$1 \times 10^{-2}$	
	$\gamma$	$1.2 \times 10^{-3}$	—	$2 \times 10^{-1}$	
	n + $\gamma$	$8.4 \times 10^{-3}$	—	$\sim 2 \times 10^{-1}$	< 0.75
$^{16}\text{N}$ 上 部 一 次 遮 蔽 外 側 表 面 原 子 炉 圧 力 容 器 頂 主 蒸 気 出 口	$\gamma$	$8. \times 10$	—	$\sim 2 \times 10^2$	
	$\gamma$	$8. \times 10$	—	$\sim 2 \times 10^2$	

\*) バルク計算ではP<sub>5</sub>-S<sub>48</sub>, ストリーミング計算ではP<sub>5</sub>-S<sub>100</sub>。

表 3.6 仮想事故時・一体型炉遮蔽設計評価結果

(rem)

評価点	評価計算	試設計	設計目標
二次遮蔽外側表面	3.8	9	< 12
二次遮蔽頂表面	3.4	—	< 12

表 3.7  $^{16}\text{N}$ ガンマ線に対する自己加圧一体型炉遮蔽設計評価結果

(mrem/h)

評価点 <sup>*)</sup>	評価計算	試設計	設計目標
①	$3.4 \times 10^{-1}$	$3 \times 10^{-1}$	( < 0.1 )
②	$1.6 \times 10^{-1}$	$1 \times 10^{-1}$	
③	$5.3 \times 10^{-2}$	$5 \times 10^{-2}$	
④	$2.2 \times 10^2$		
⑤	$6.4 \times 10^{-2}$	$8 \times 10^{-3}$	
⑥	$3.3 \times 10^{-3}$	$4 \times 10^{-2}$	

\*) 評価点については図 3.22 参照。

表 3.8 通常運転時・自己加圧一体型炉  
遮蔽設計評価結果

(mrem/h)

評価点	放射線の種類	評価計算	試設計	設計目標
一次遮蔽 外側表面	n	$3.2 \times 10^4$	—	
	$\gamma$	$1.2 \times 10^3$	—	
	n + $\gamma$	$3.5 \times 10^4$	—	
二次遮蔽 外側表面 <sup>16</sup> N	n	$1.1 \times 10^{-3}$	—	< 0.1
	$\gamma$	$7.1 \times 10^{-3}$	$5.2 \times 10^{-3}$	
	$\gamma$	$5.3 \times 10^{-2}$	$5 \times 10^{-2}$	
	n + $\gamma$	$6.2 \times 10^{-2}$	$6 \times 10^{-2}$	
二次遮蔽 頂表面 <sup>16</sup> N	n	$4.9 \times 10^{-2}$	—	< 0.1
	$\gamma$	$2.7 \times 10^{-4}$	—	
	$\gamma$	$3.3 \times 10^{-3}$	$4 \times 10^{-2}$	
	n + $\gamma$	$6.5 \times 10^{-3}$	$4 \times 10^{-2}$	
船底 外表面 (炉出力 10%)	n	$9.8 \times 10^{-4}$	$3 \times 10^{-3}$	< 0.75
	$\gamma$	$3.2 \times 10^{-1}$	$7 \times 10^{-1}$	
	n + $\gamma$	$3.2 \times 10^{-1}$	$7 \times 10^{-1}$	

表 3.9 仮想事故時・自己加圧一体型炉  
遮蔽設計評価結果

(rem)

評価点 <sup>*)</sup>	評価計算	試設計	設計目標
①	1.1	1.9	} < 12
②	$1.6 \times 10^{-1}$	$5.7 \times 10^{-1}$	
③	$5.7 \times 10^{-1}$	1.3	
④	$5.2 \times 10^{-1}$	2.3	
⑤	1.2	5.3	
⑥	4.4	7.7	
⑦	$1.4 \times 10$ (5.6)**)	$2.4 \times 10$ (9.4)**)	

\*) 評価点については図 3.23 参照。

\*\*\*) 試設計の際、計算の結果設計目標を満足させるため鉛 2 cm を付加遮蔽することとした。  
(鉛の減衰率は、5 cm 当り 1 桁減衰するとした)

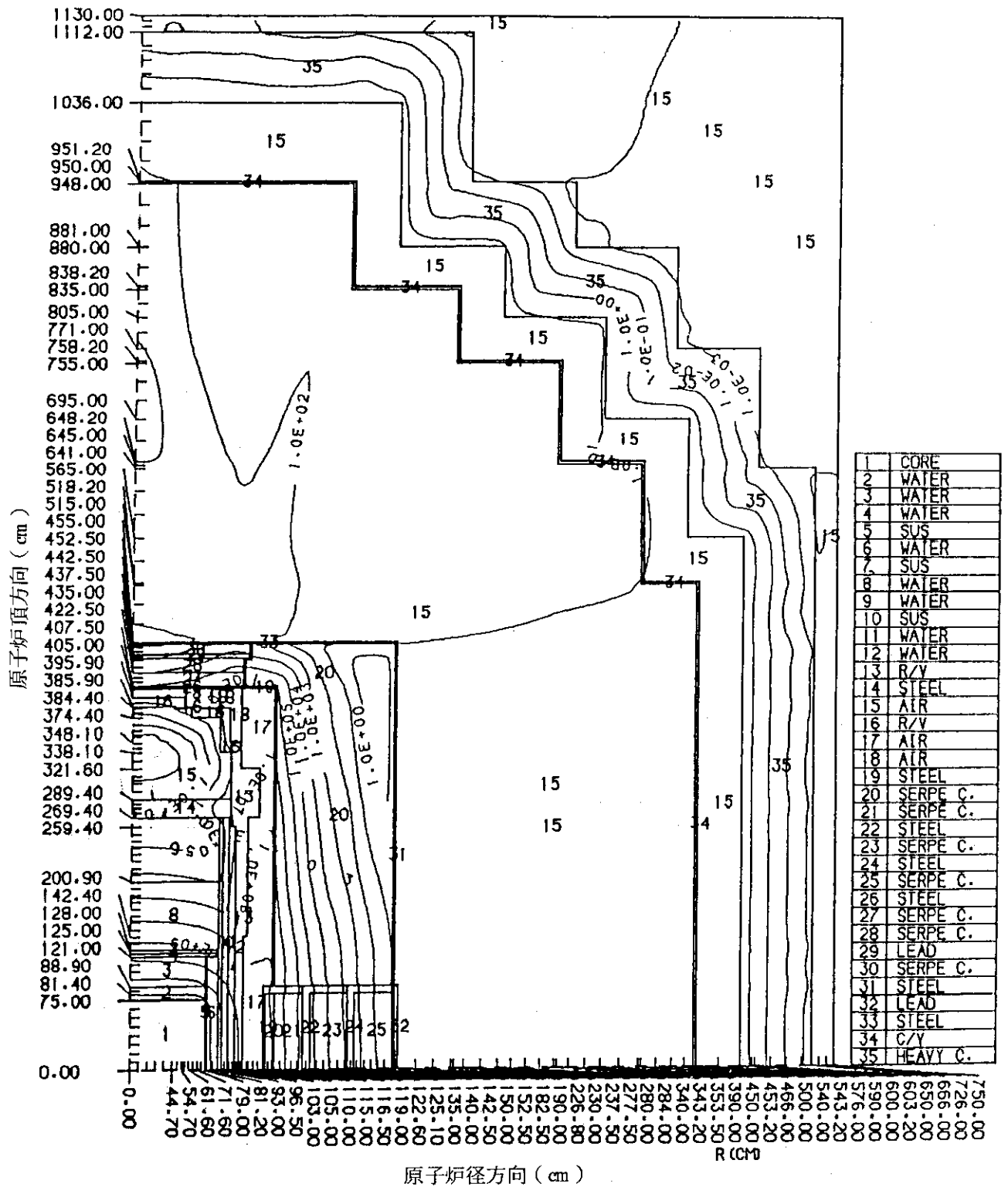


図 3.1 半一体型炉上半分における中性子線量率分布

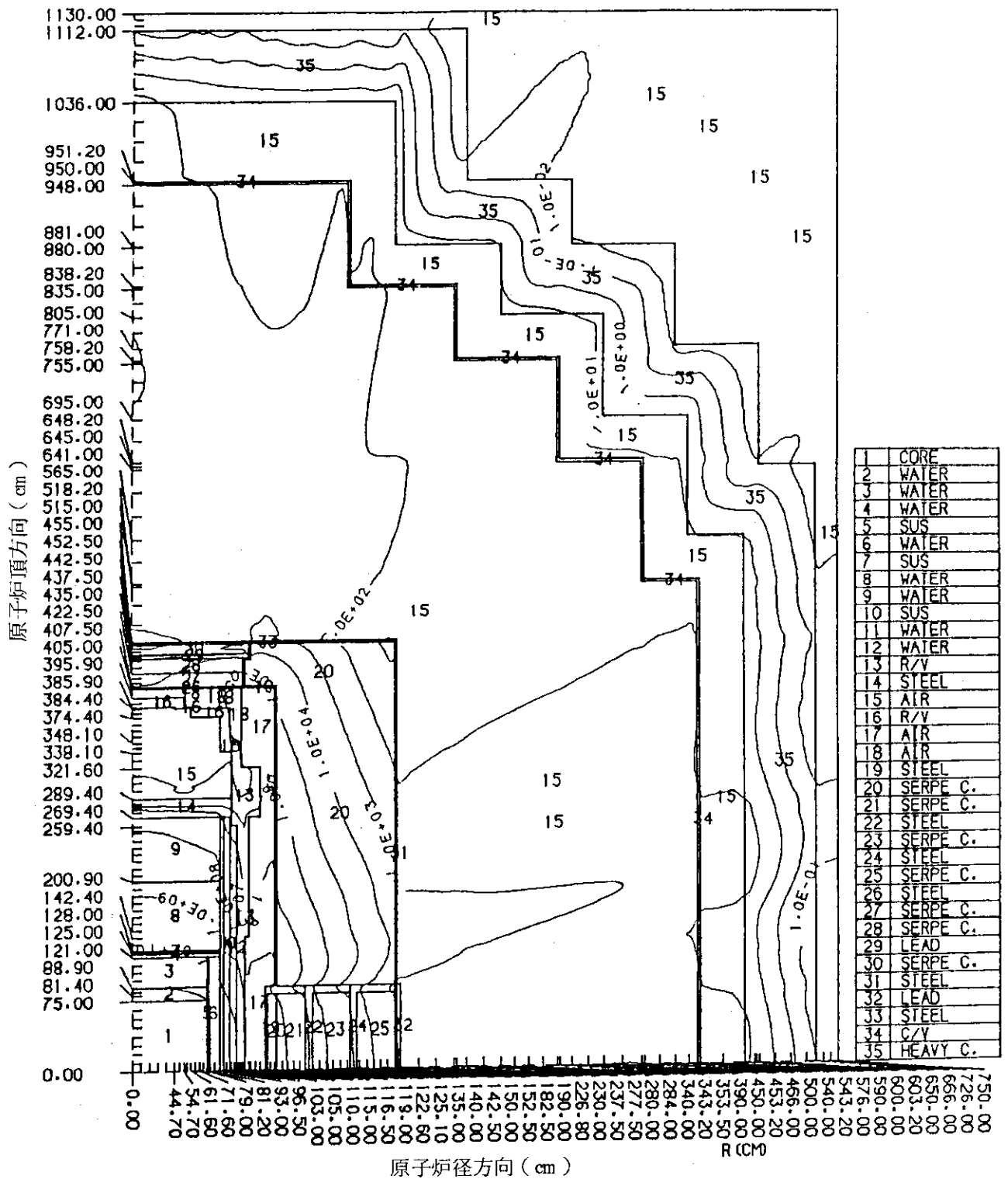


図 3.2 半一体型炉上半分におけるガンマ線線量率分布

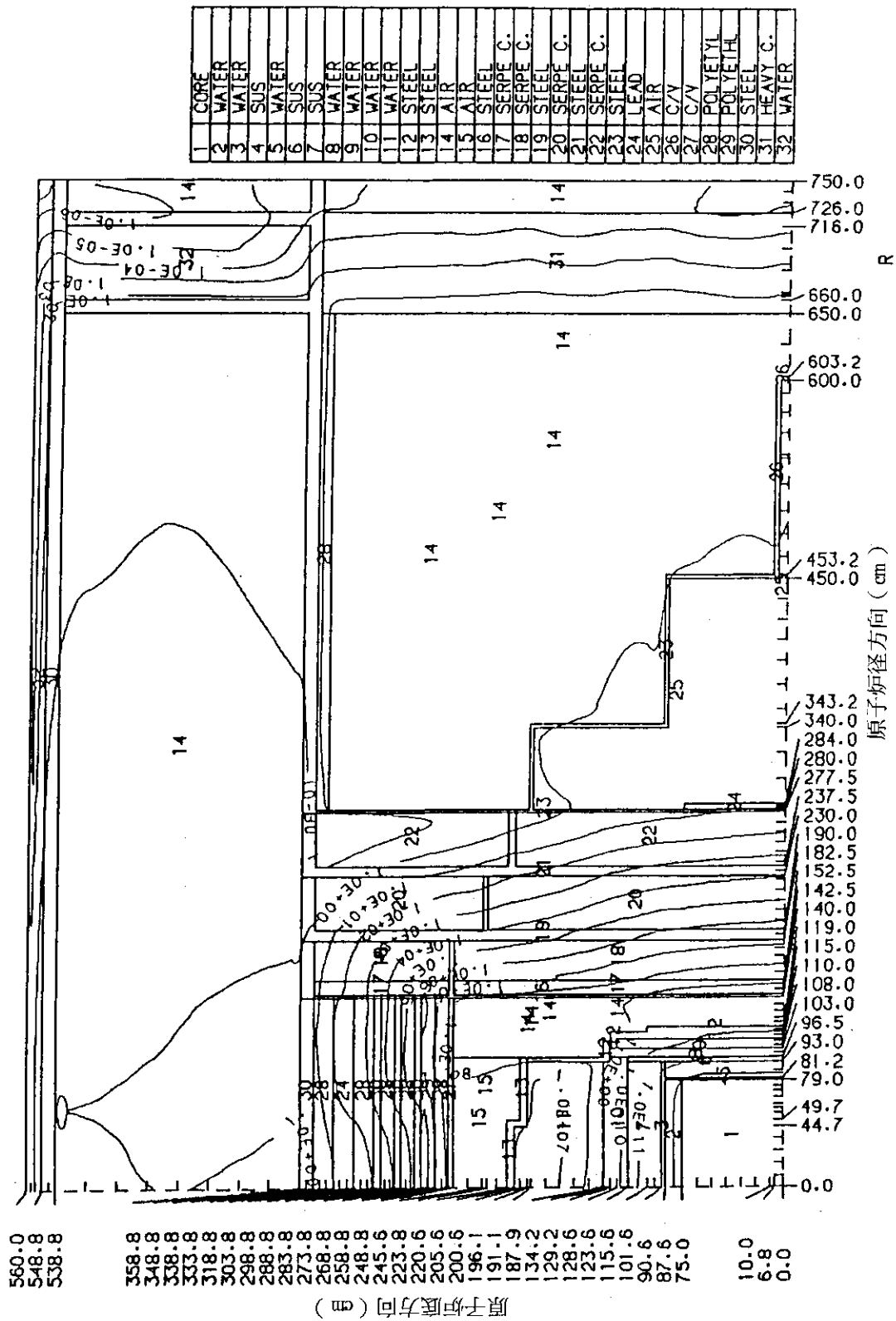


図 3.3 半一体型炉下半分における中性子線量率分布



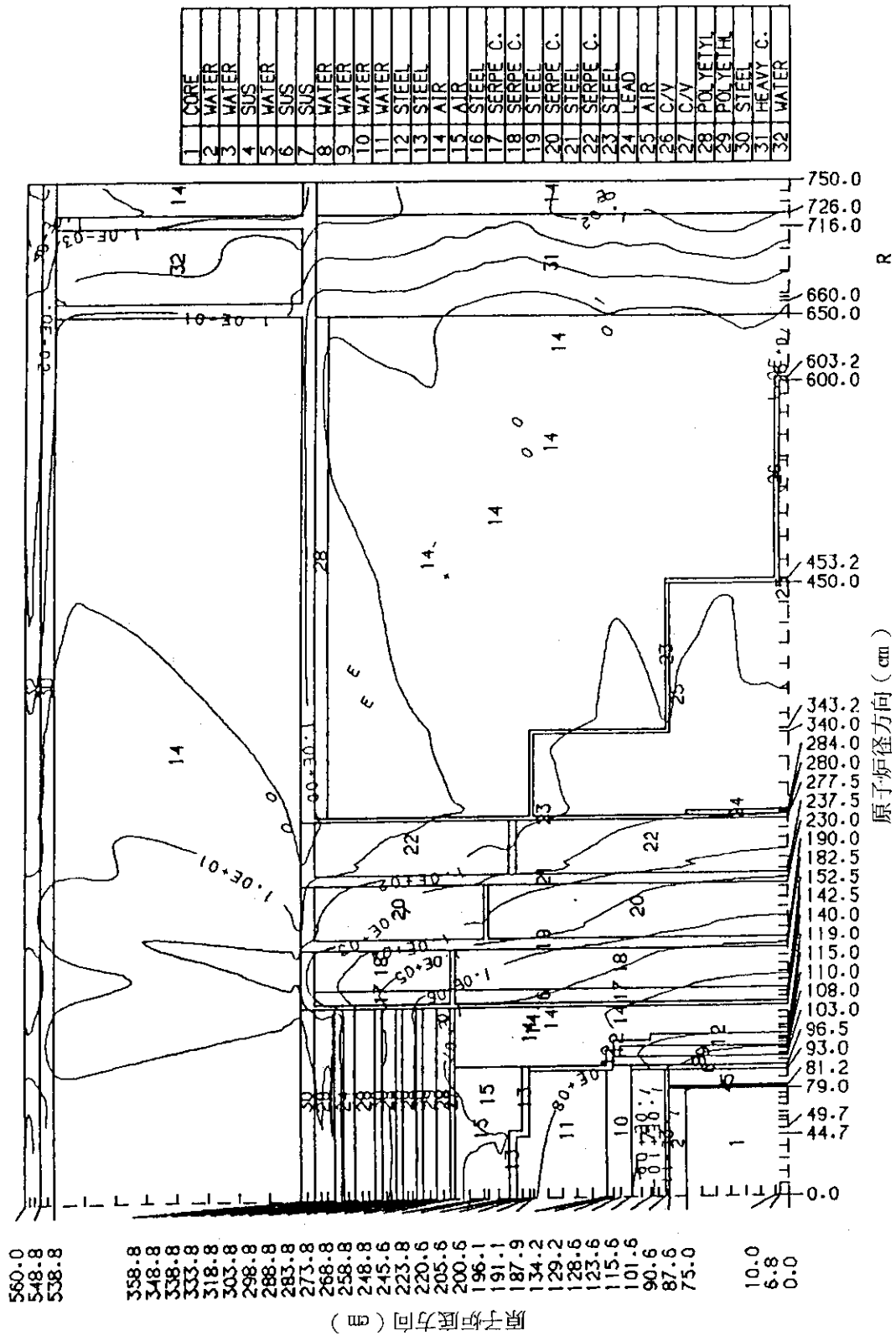


図 3.4 半一体型炉下半分におけるガンマ線量率分布

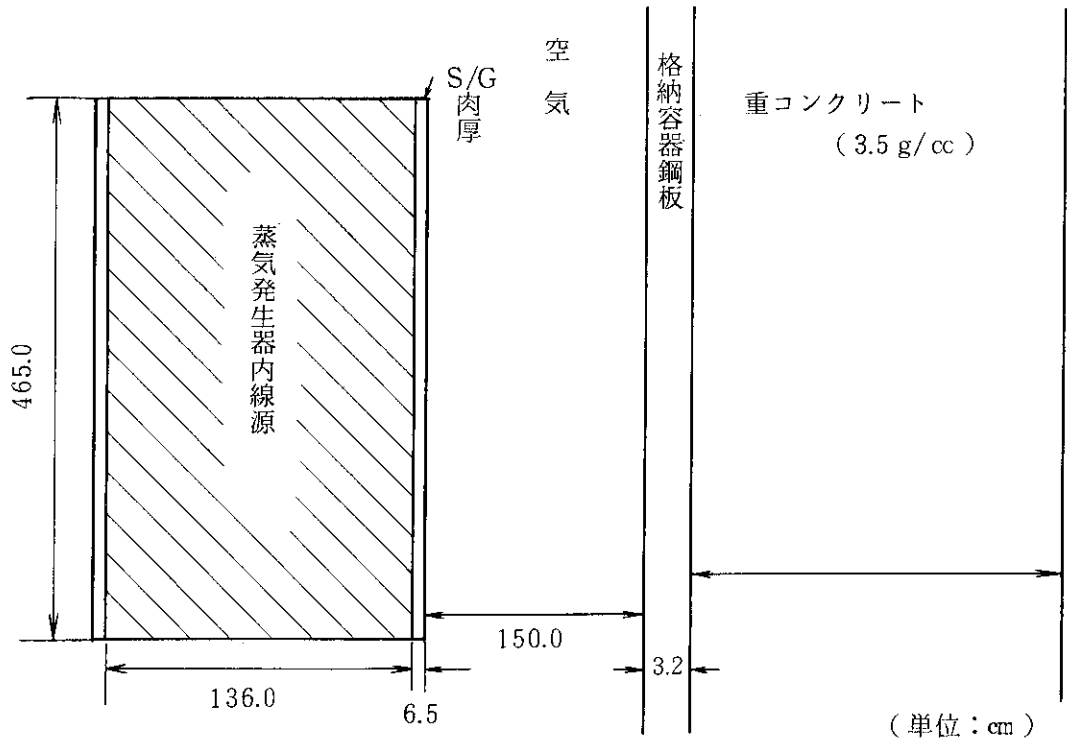


図 3.5 半一体型炉における  $^{16}\text{N}$  ガンマ線線量率計算モデル

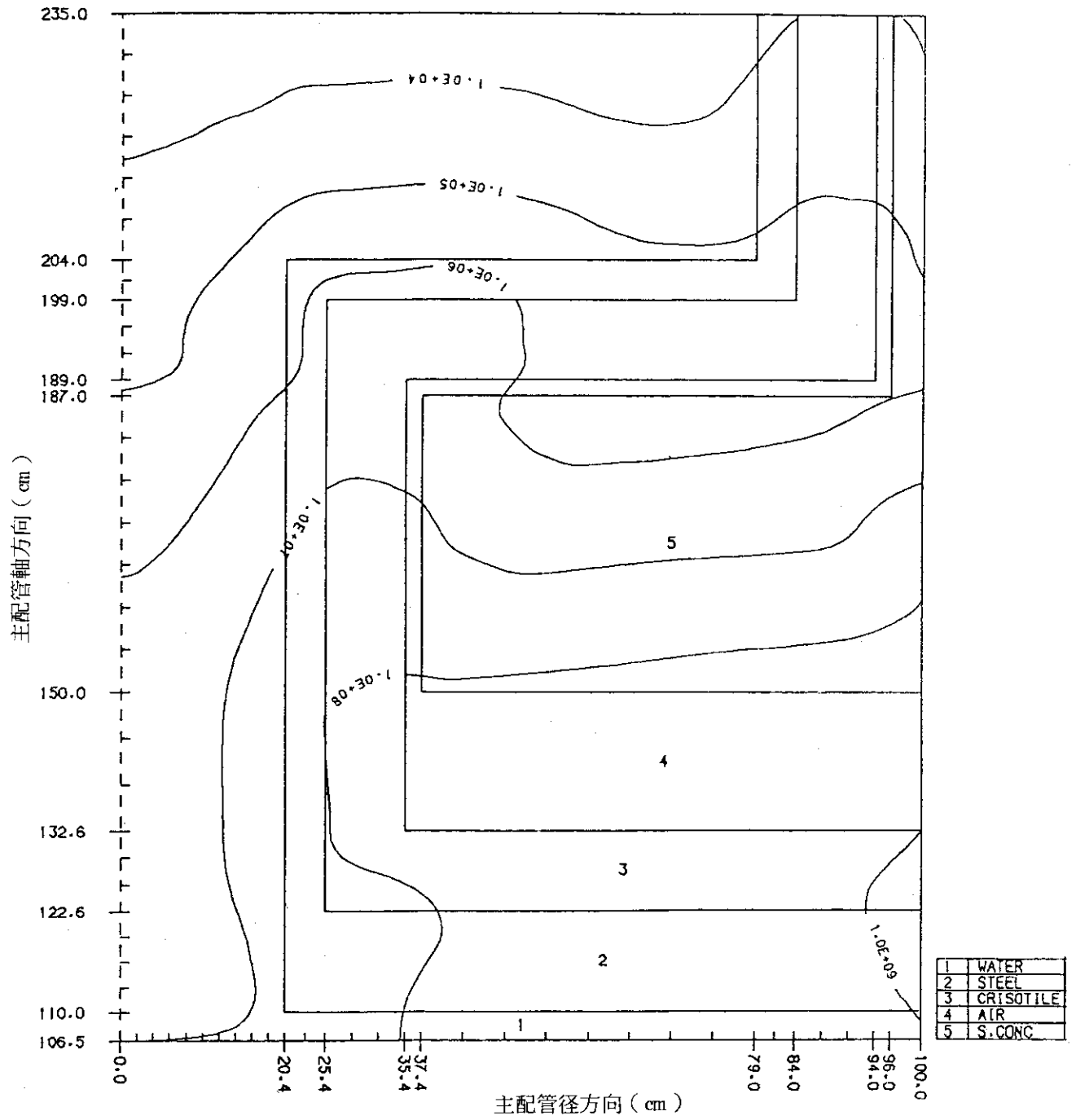


図3.6 一次系主配管ダクトストリミングに因る中性子線量率分布

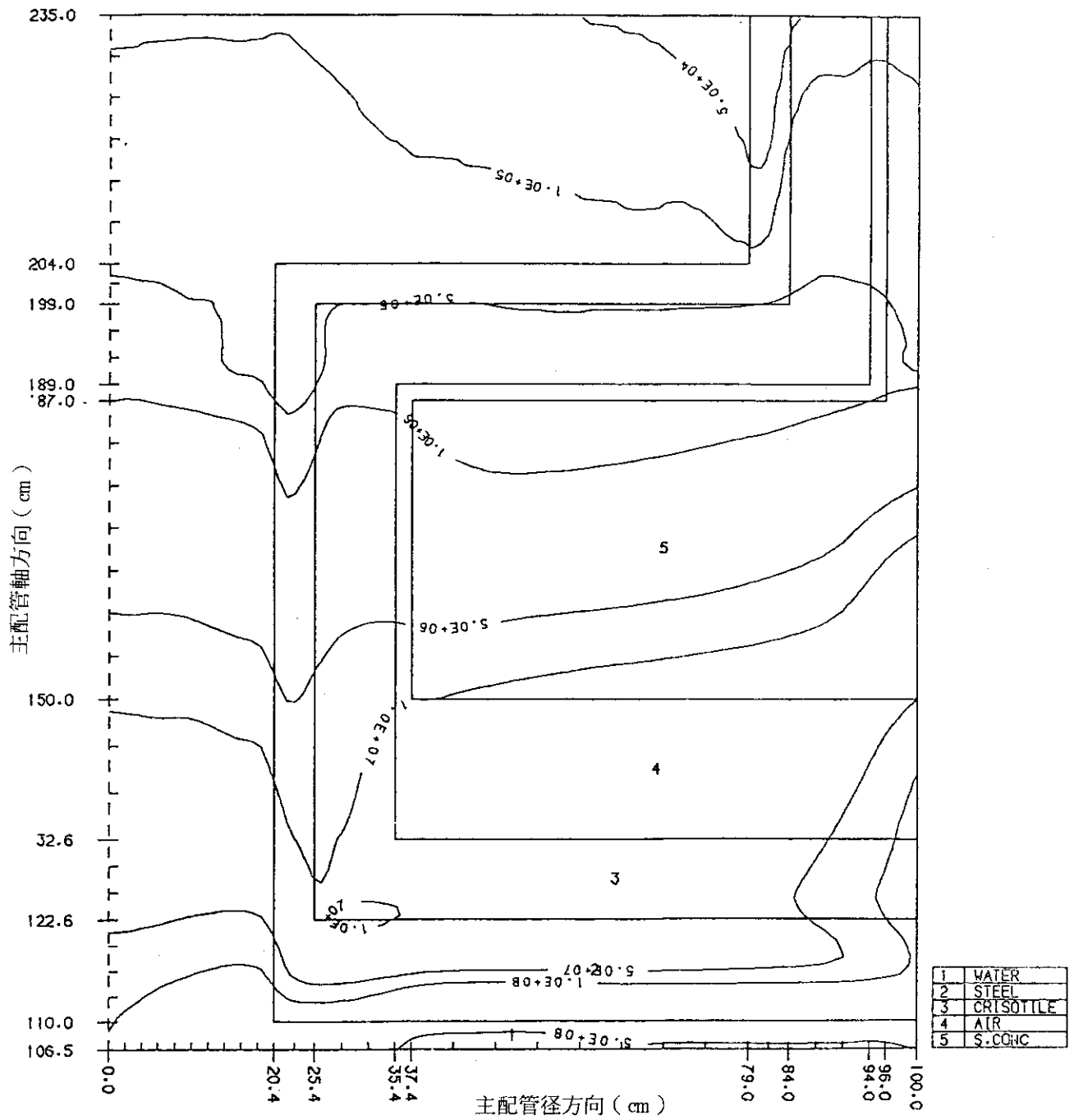


図 3.7 一次系主配管ダクトストリーミングに因るガンマ線線量率分布

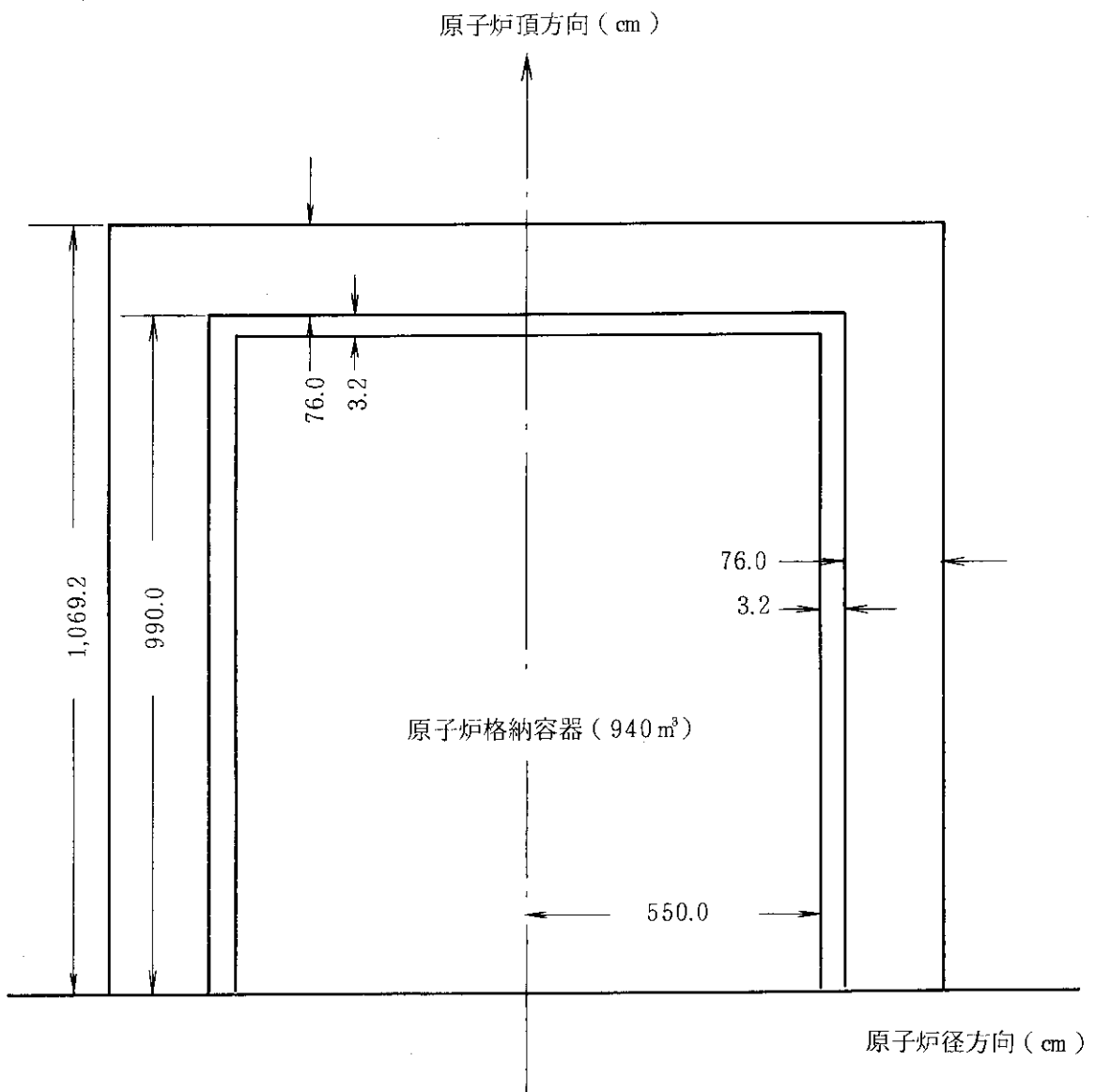


図 3.8 半一体型炉における仮想事故時遮蔽計算モデル

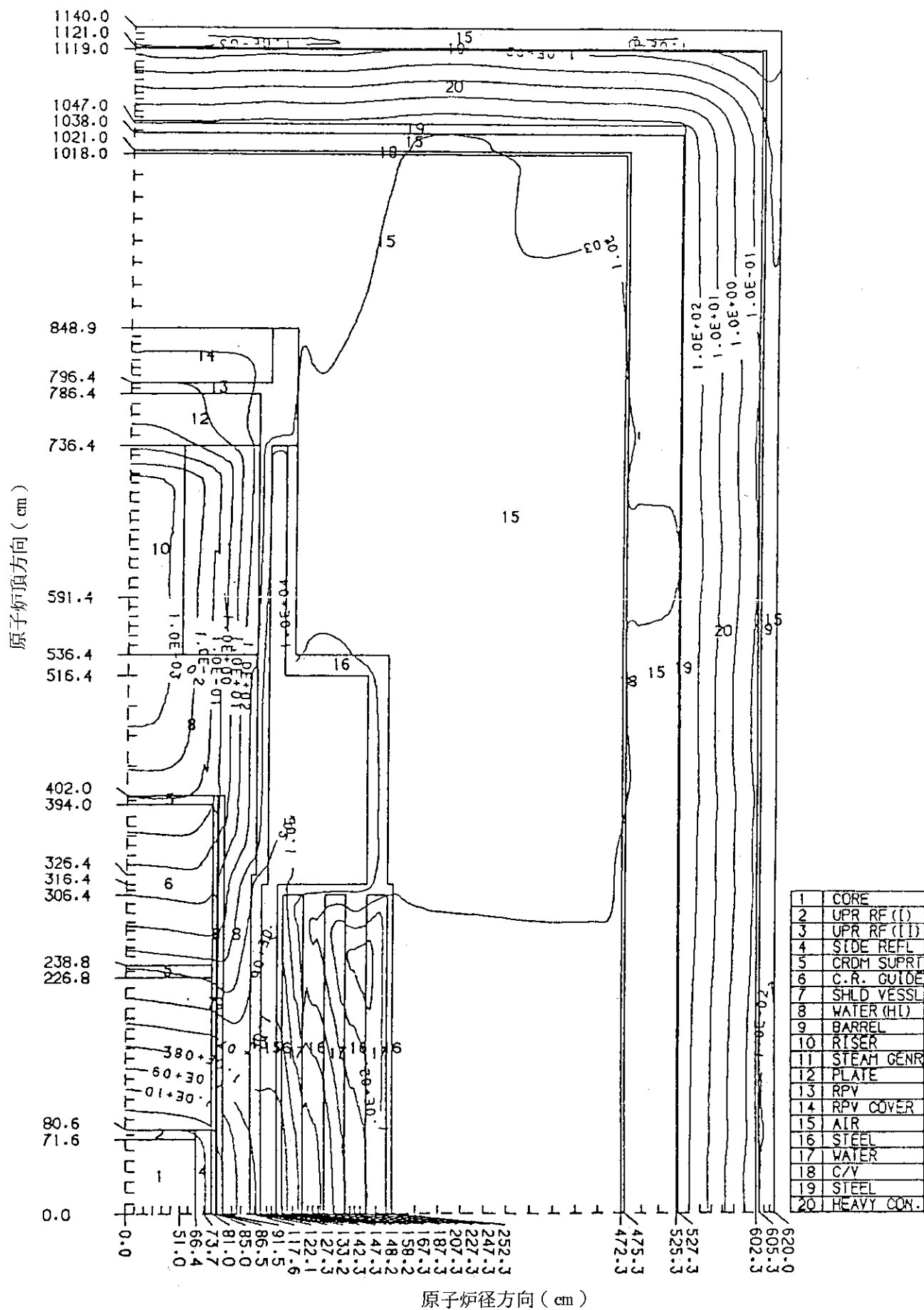


図 3.9 一体型炉上半分における中性子線量率分布

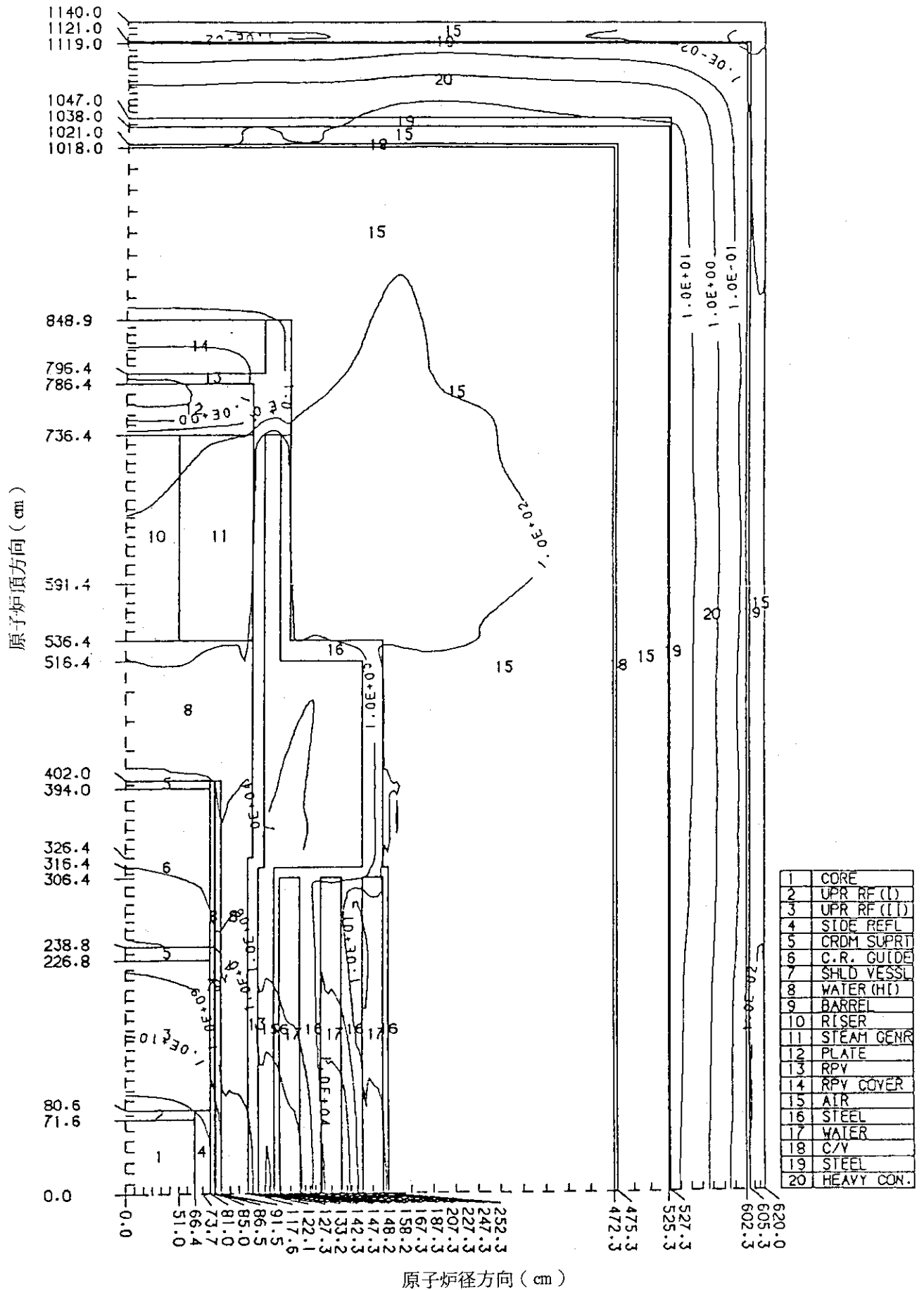


図 3.10 一体型炉上半分におけるガンマ線線量率分布

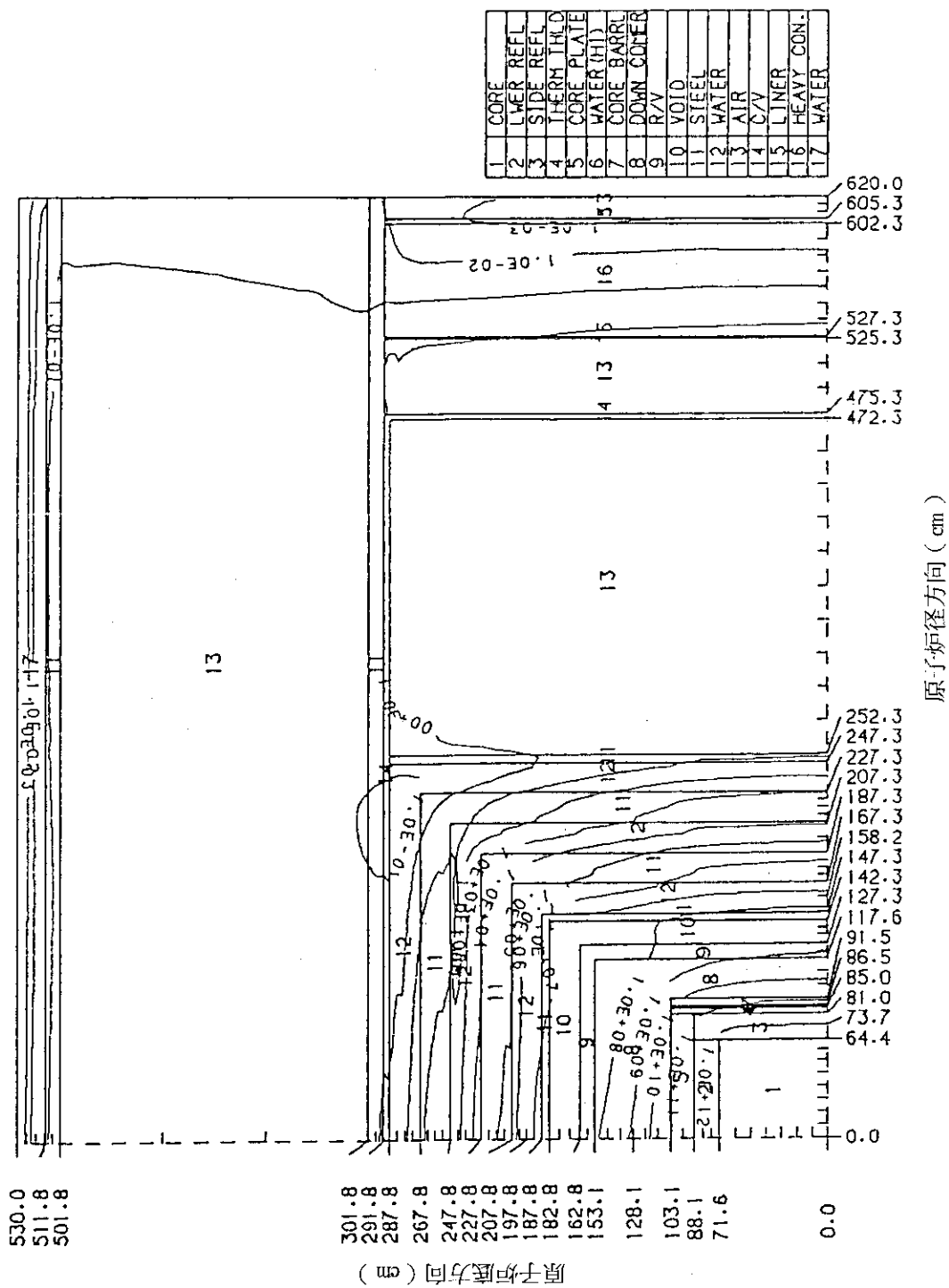


図 3.11 一体型炉下半分における中性子線量率分布



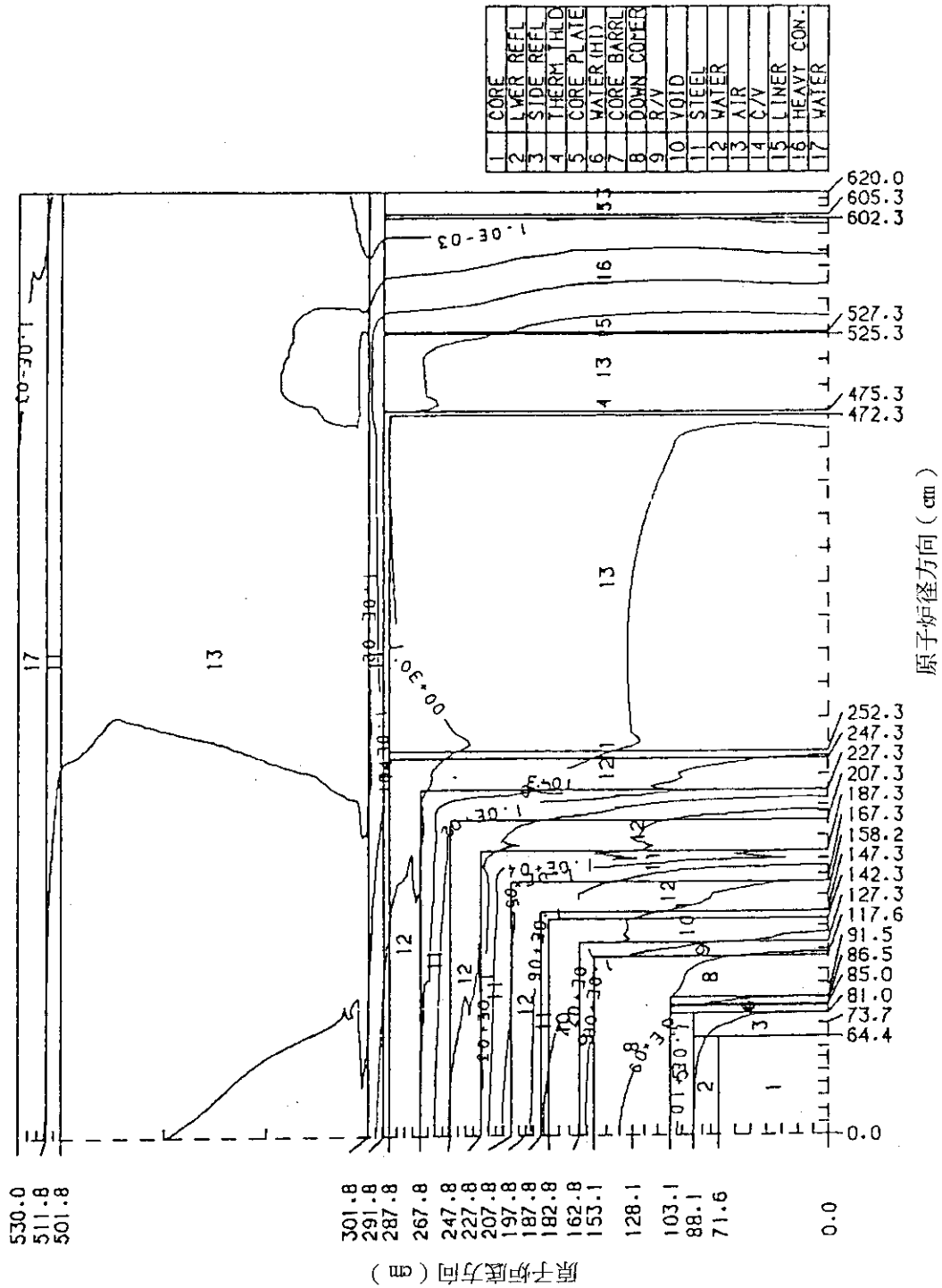


図 3.12 一体型炉下半分におけるガンマ線線量率分布

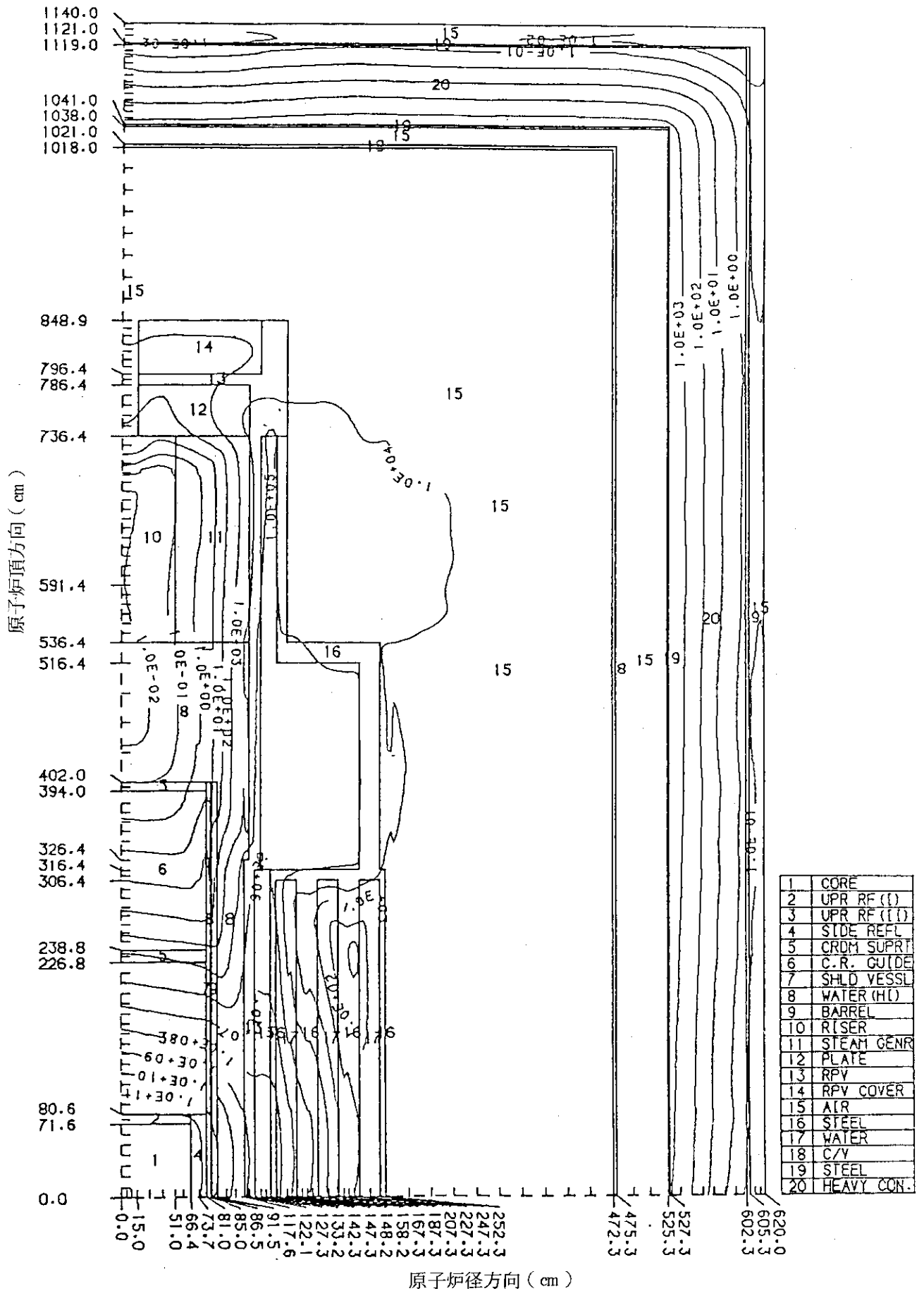


図 3.13 一体型炉上半分における中性子線量率分布 (ストリーミング解析)

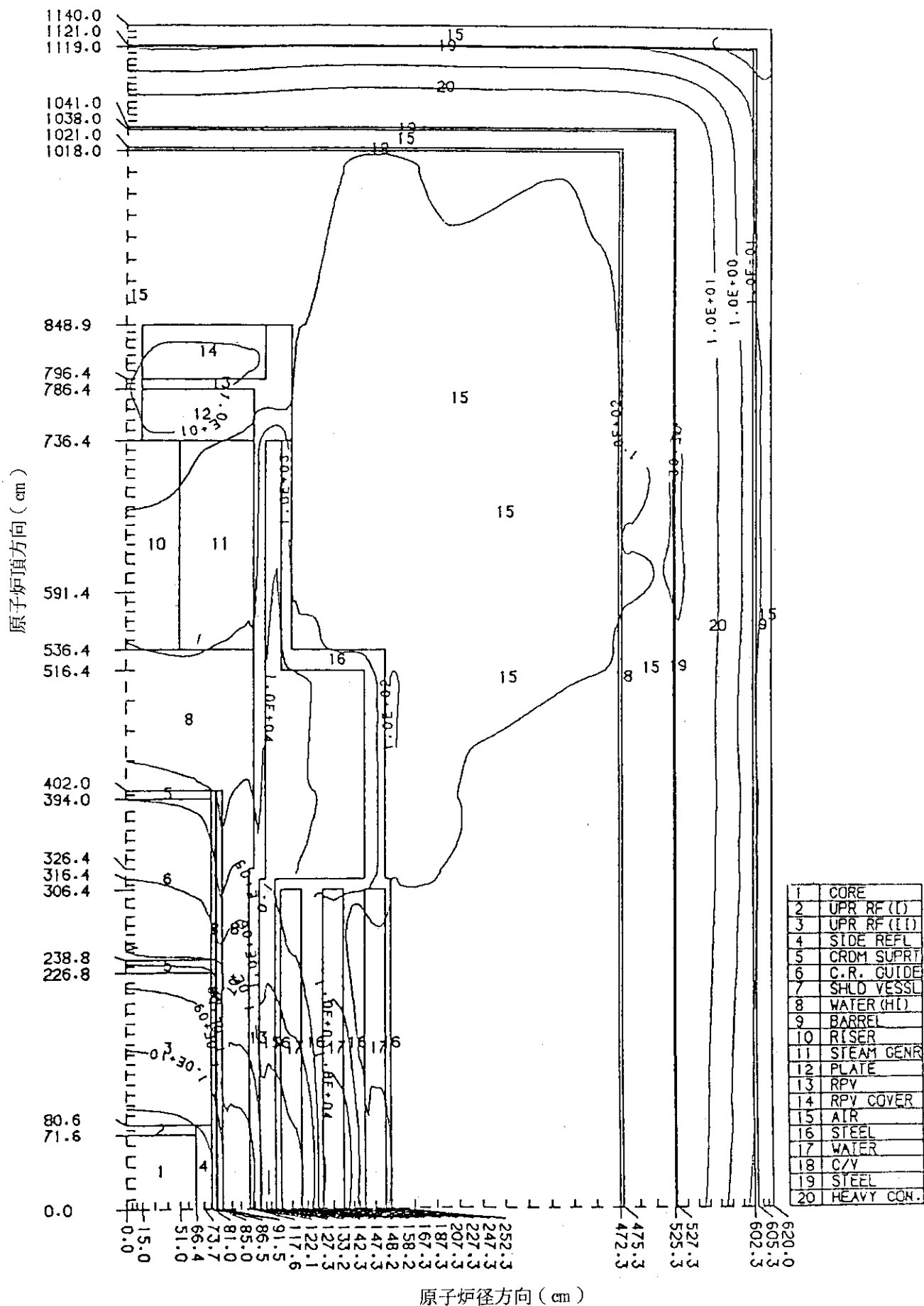


図 3.14 一体型炉上半分におけるガンマ線線量率分布 (ストリーミング解析)

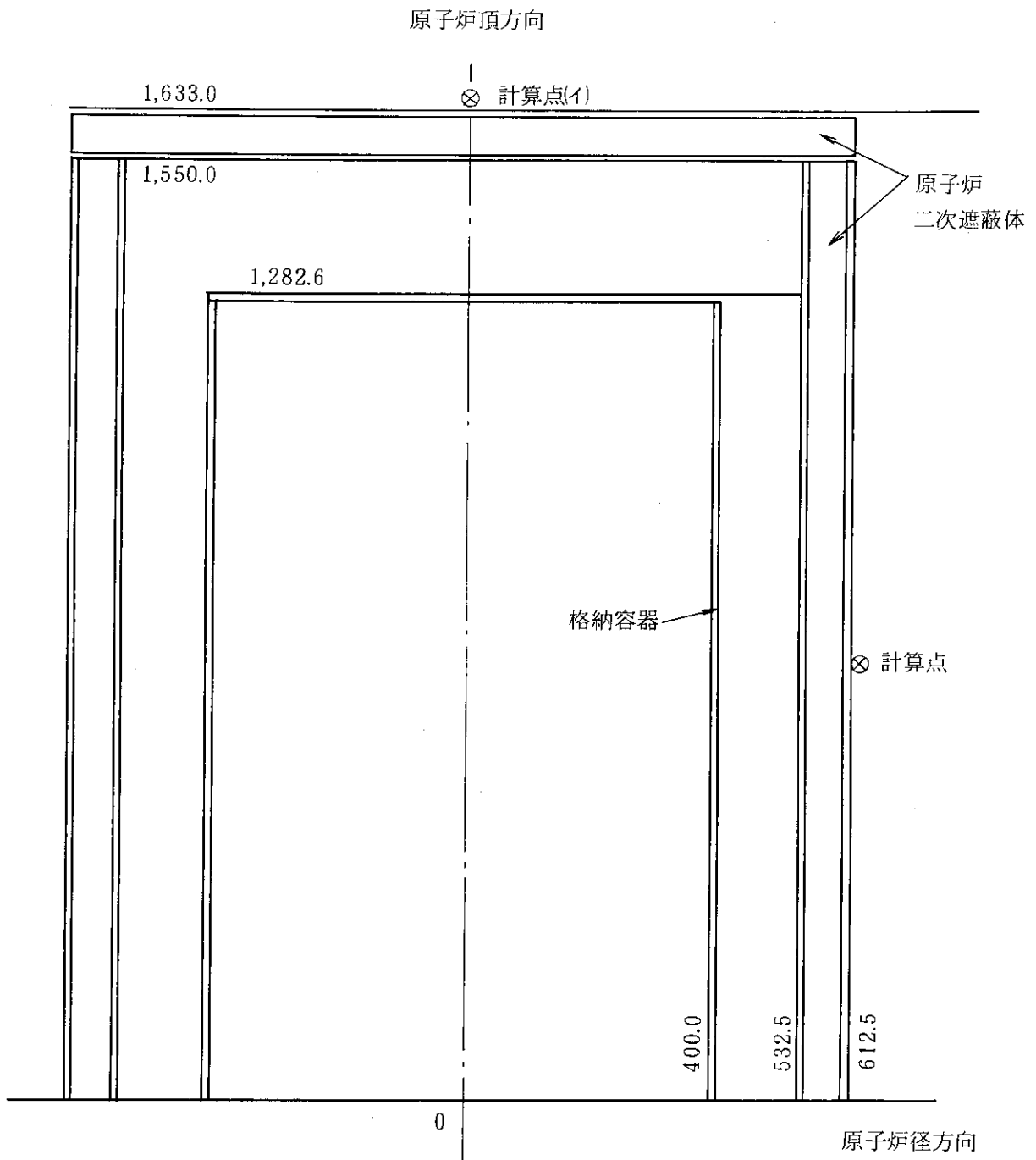


図 3.15 一体型炉における仮想事故時遮蔽評価の評価点

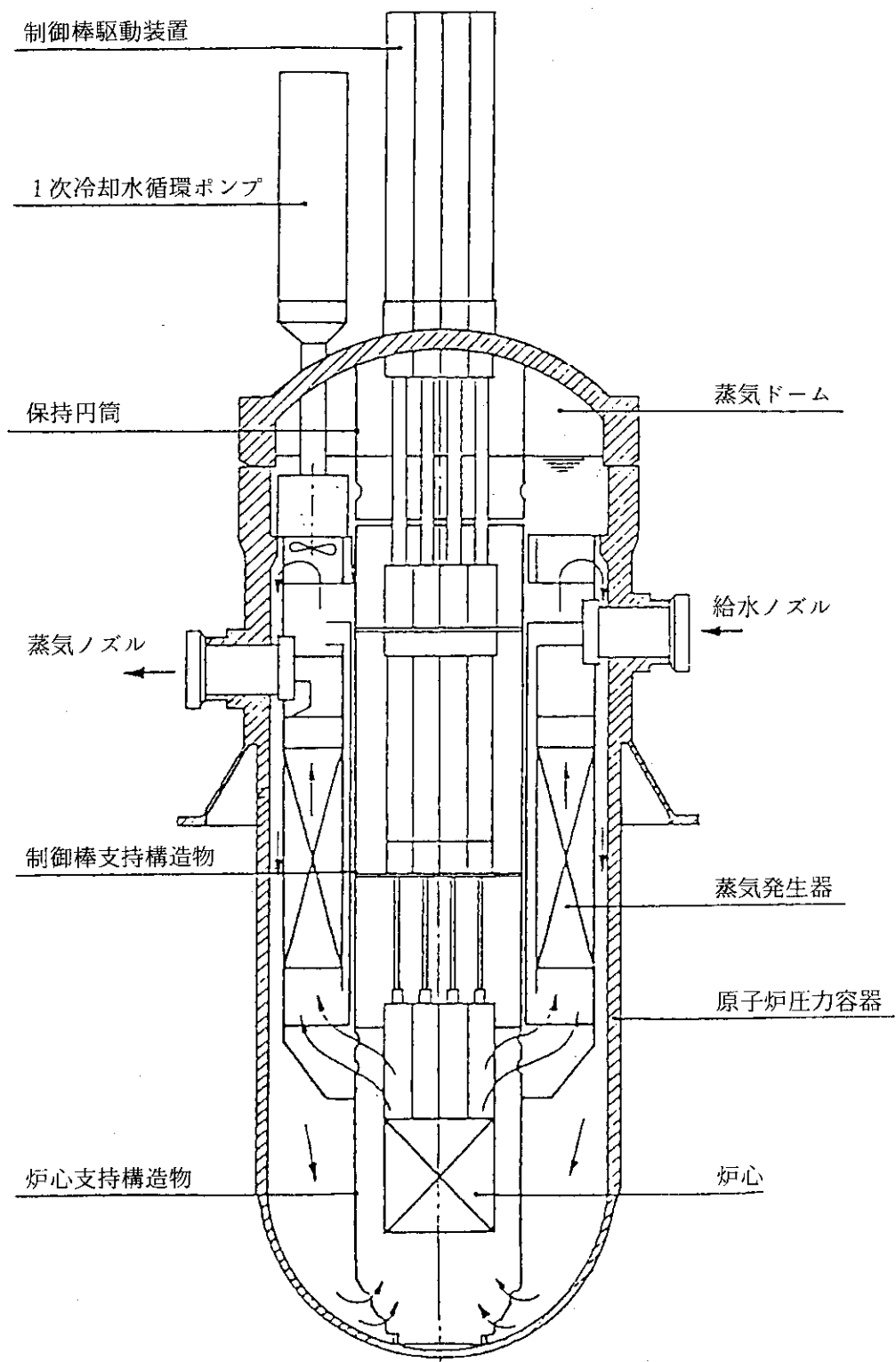


図 3.16 自己加圧一体型炉の原子炉圧力容器

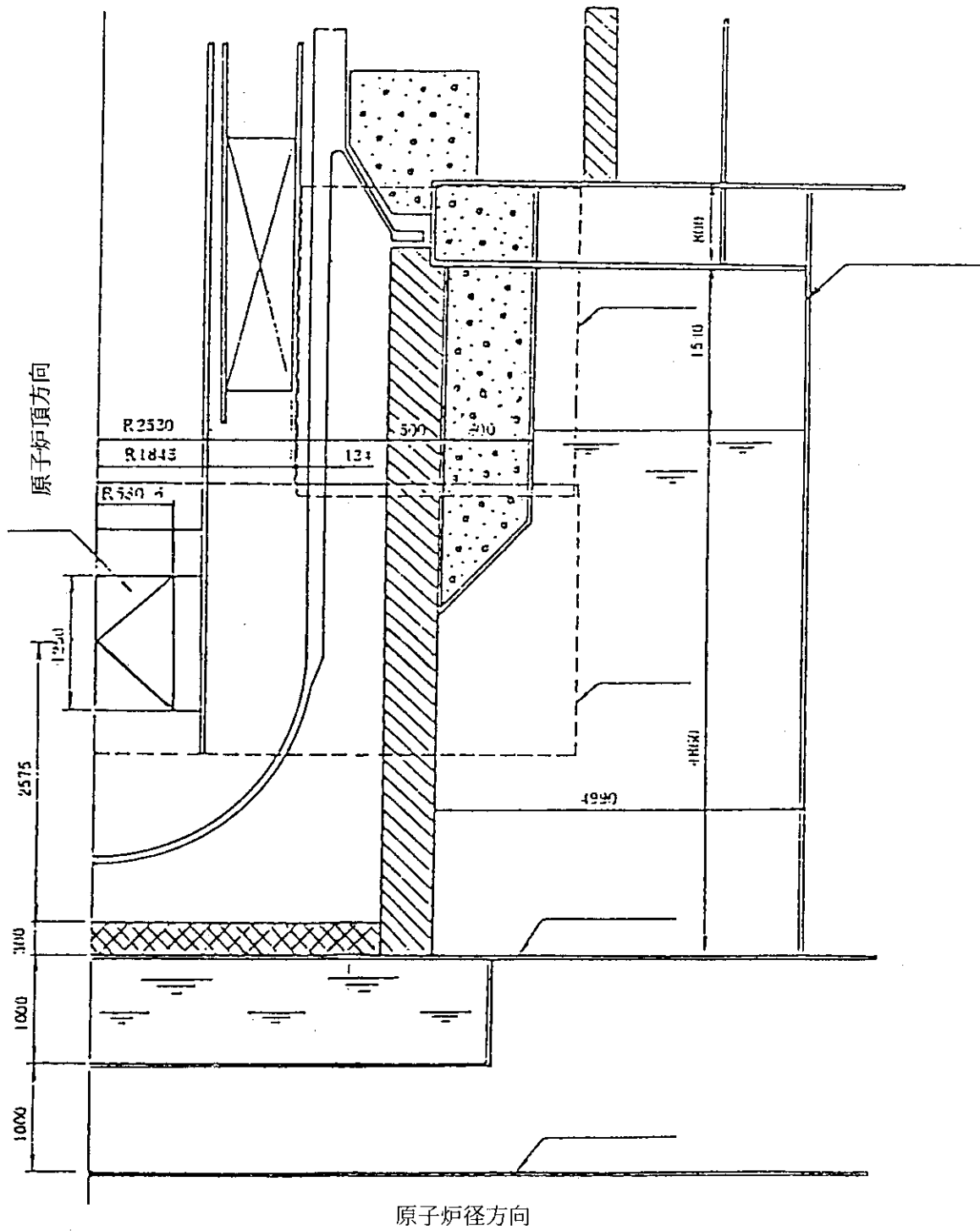
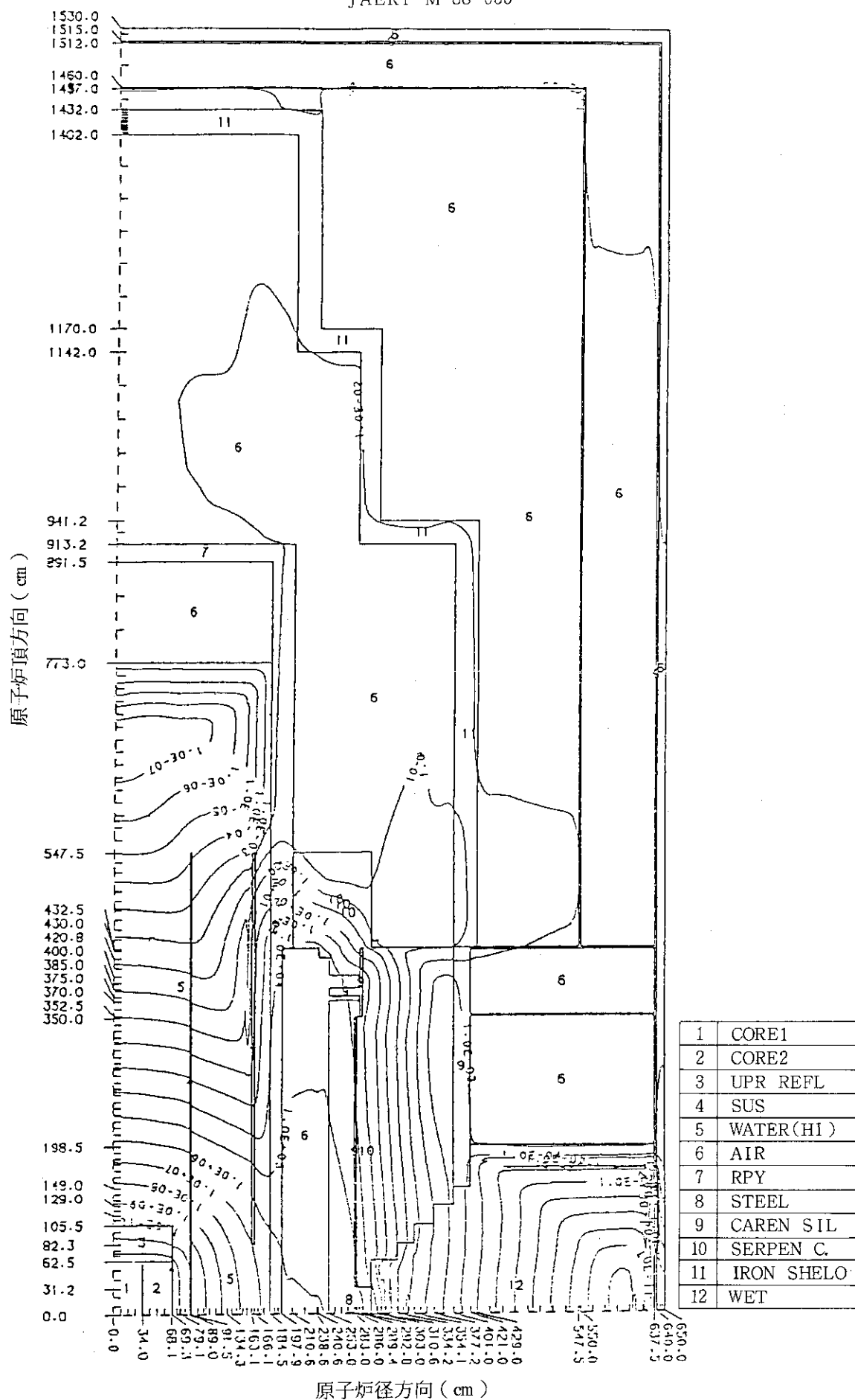


図 3.17 自己加圧一体型炉の原子炉加圧力容器周囲の遮蔽



1	CORE1
2	CORE2
3	UPR REFL
4	SUS
5	WATER(HI)
6	AIR
7	RPY
8	STEEL
9	CAREN SIL
10	SERPEN C.
11	IRON SHELO
12	WET

図 3.18 自己加圧一体型炉上半分における中性子線量率分布

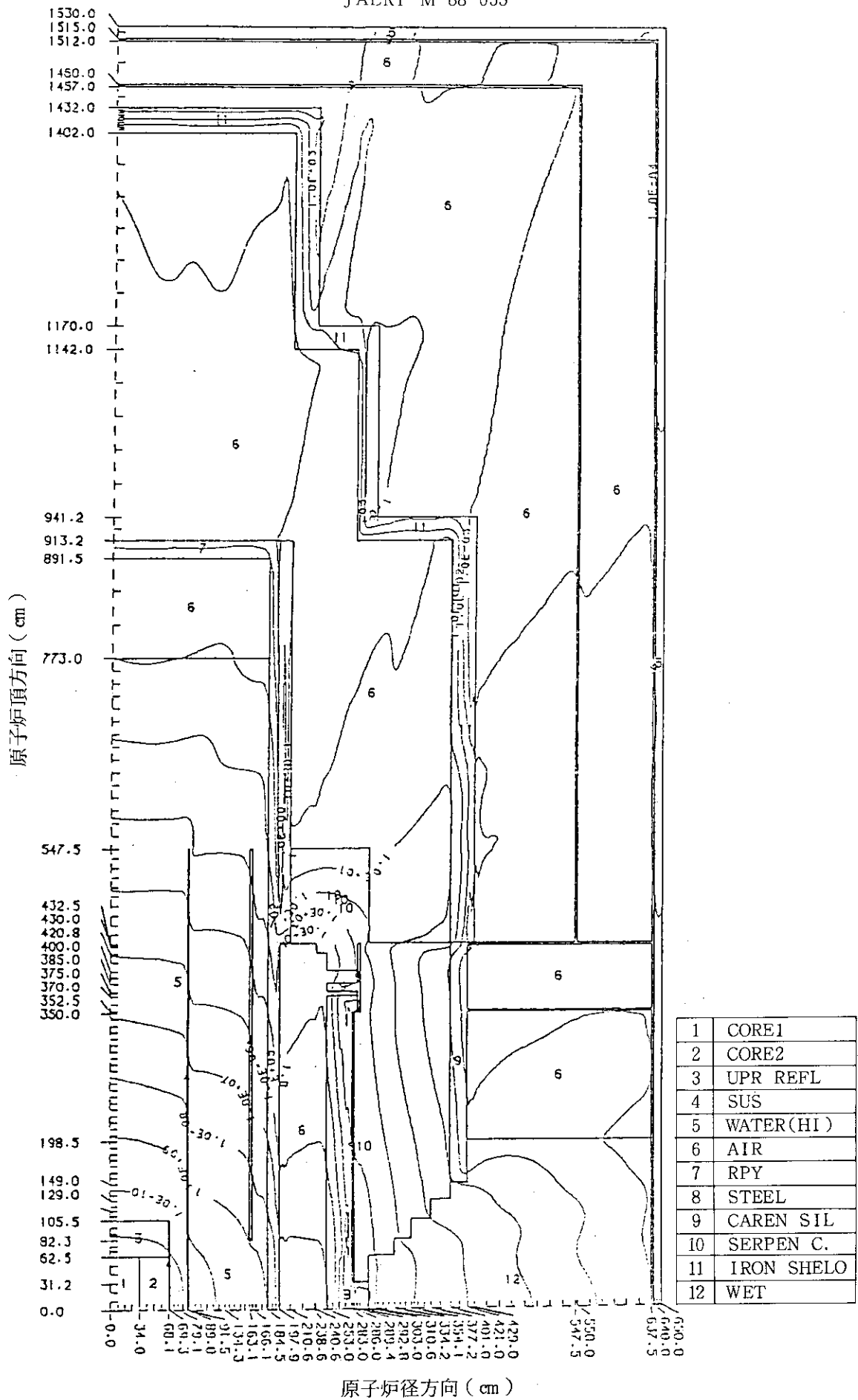


図 3.19 自己加圧一体型炉上半分におけるガンマ線線量率分布



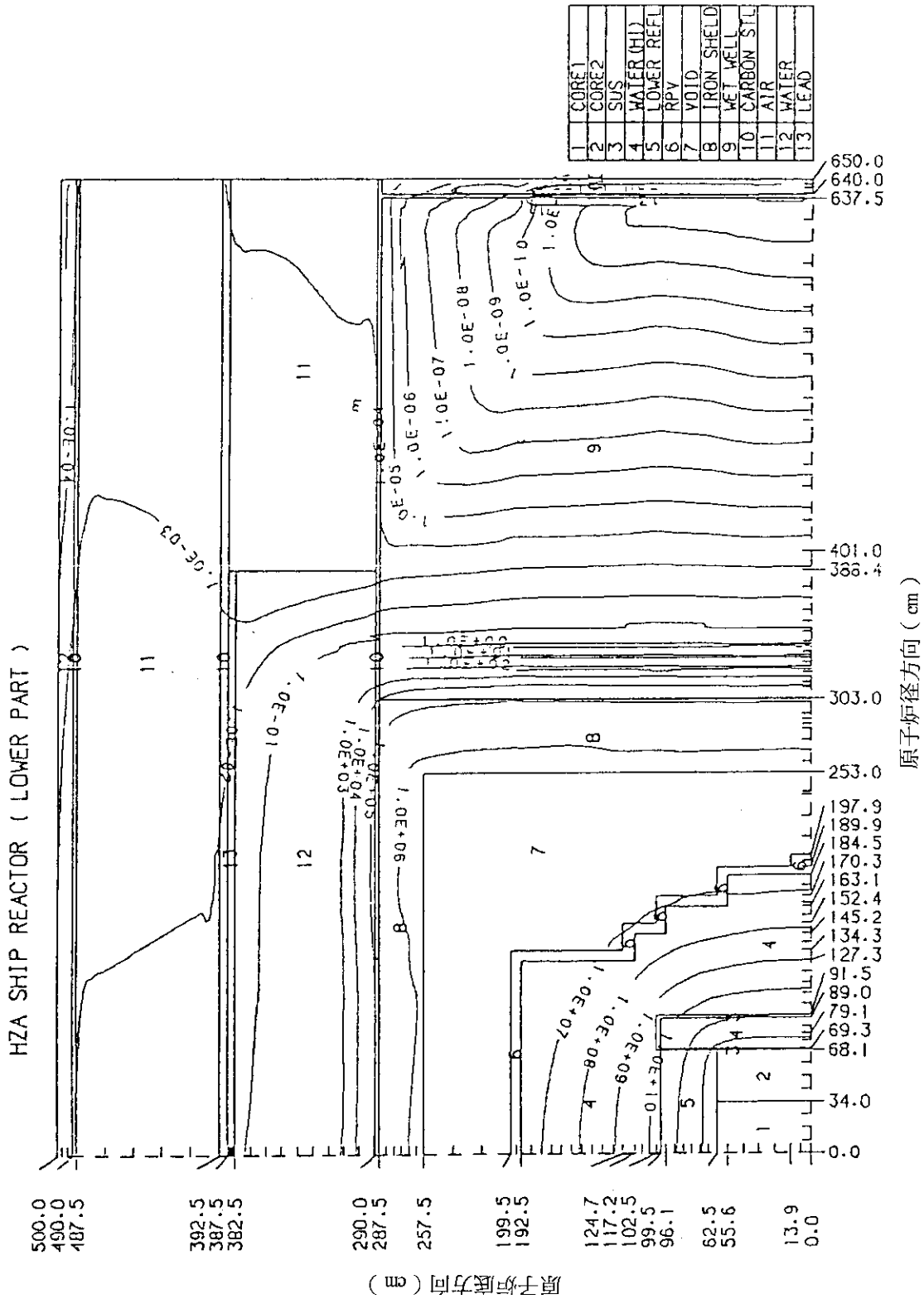


図 3.20 自己加圧一体型炉下半分における中性子線量率分布

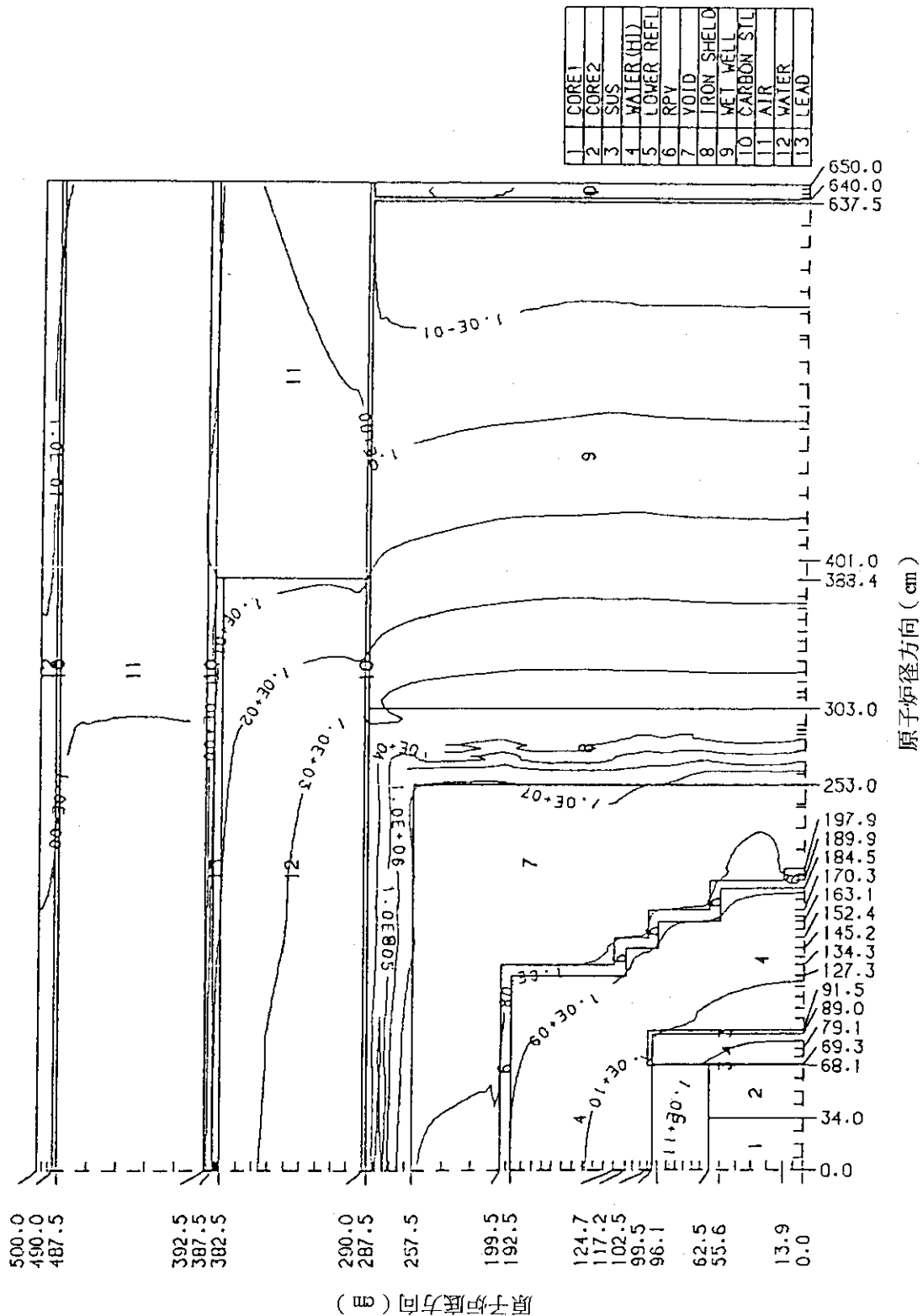


図 3.21 自己加圧一体型炉下半分におけるガンマ線線量率分布

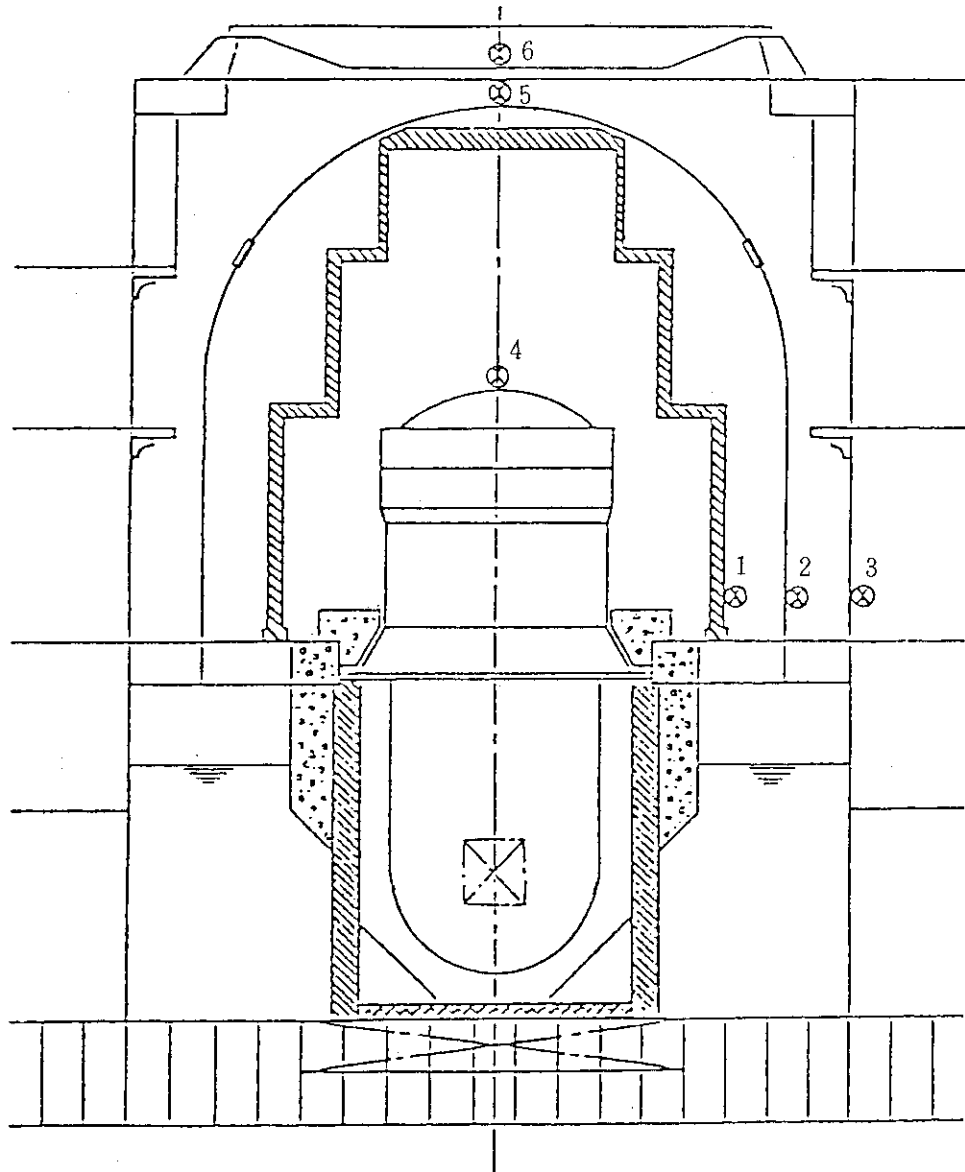


図 3.22 自己加圧一体型炉における  $^{16}\text{N}$  ガンマ線線量率評価の評価点

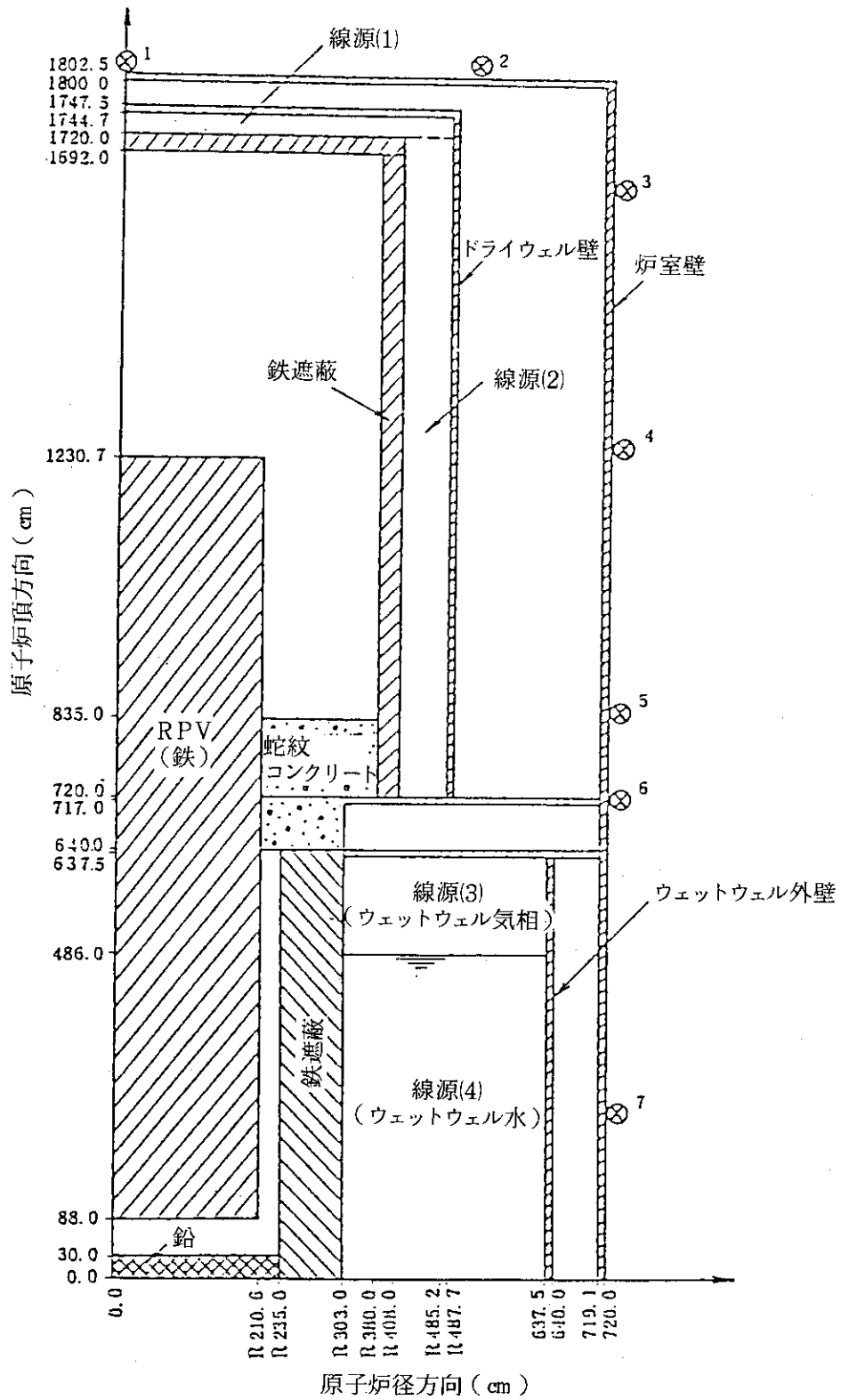


図 3.23 自己加圧一体型炉における仮想事故時遮蔽評価の評価点

## 4. 結 び

### 〔全般的評価〕

(イ) 解析評価上は、通常運転時の遮蔽が若干不足している。

(ロ) (イ)の原因は以下の通りである。

いずれの炉型でも原子炉压力容器の周囲には比較的大きなギャップをもつ複雑な体系である。このような体系に対する遮蔽解析では、放射線輸送理論に基づく高精度の計算が望ましい。

すなわち、試設計算では、二次元輸送計算は炉心囲りのみでその外側は点減衰核積分法計算か一次元輸送計算、或いは体系全体を点減衰核積分法計算と除去拡散法計算との組合せである。これらの方法では放射線ストリーミングを伴う複雑な体系を精度良く解くのは一般に無理であり、計算結果から設計値を決めるには、かなり工夫を要する。

一方、評価計算では、全体系一括して二次元輸送計算を行ったので、試設計より高精度計算であり、その結果、試設計算では計算され難い処が表現されるようになった。この特徴は、特にストリーミング計算において著しい。

(ウ) 解析評価上は、仮想事故時の遮蔽は設計目標に致達している。

(エ) (ウ)の原因は以下の通りである。

いずれの炉型で採用している計算法及び体系モデルも、試設計と評価計算とでは略同じであるからであろう。

### 〔炉型評価〕

(イ) 遮蔽上の要点は、線量率増加の支配的要因となる放射線ストリーミングをできるだけ抑えることである。半一体型炉（ループ型もそうであるが）では一次系主配管ダクトストリーミングが大きく、これが遮蔽設計上の難点である。船用炉ではスペース的制限があるので大きな変更は無理であろう。

その点一体型炉ではこの種の大きなストリーミング要因が無いので遮蔽設計上有利であろう。但し、蒸気発生器二次側の放射化を低く抑えるよう設計上の工夫（蒸気発生器を炉心の近くに置かない等）が必要であろう。二次側はエンジンルームに繋がっているので乗組員の点検時被曝低減に大切である。

(ウ) 国際的にも認められるのであれば、西独のような安全対策上の考え<sup>10)</sup>、すなわち、仮想事故時格納容器への核分裂生成物放出率を現実的近く低くするのは遮蔽設計上も重量低減上も有利である。この考え方で設計されたのが自己加圧一体型炉である。この炉の遮蔽設計は、格納容器が圧力抑制型を採用していることで、ウエットウエル水が遮蔽に用いられる。この炉では蒸気発生器内の水（一体型であるので）及び格納容器内ウエットウエル水双方が遮蔽も兼ねる二重目的の設備であり重量の点でも<sup>1)</sup>有利な設計となっている。

### 〔今後の検討課題〕

(ロ) 設計上の課題としては、二次遮蔽への負担をできるだけ少なくするため（二次遮蔽は重量的にも支配的であるため）、一次遮蔽以内にできるだけギャップを少なくする工夫が望まれる。

(f) 遮蔽材にも検討の余地がある。中性子線量率を低減するため、質の良い中性子吸収材（捕獲ガンマ線の少い材質）を適所に用いるべきであろう。

(g) 今回の評価では原子炉停止時の遮蔽，すなわち材料の放射化，冷却水中の腐食生成物等に因るものは含まれていない。これらは日頃の運転管理面ばかりでなく定検時の作業効率にも影響する。一体型炉ではこの点から二次系にも注意を払う必要がある。

(x) 解析計算上は現状の手法ではできるだけ多次元 $S_N$ コード（DOT等）を高精度（ $S_N$ の $N$ を多く， $P_l$ の $l$ を多く）で用いるべきであろう。原子炉圧力容器周囲を含め，ボイド空間がもつ複雑な体系が対象であるので，ここでの評価計算の経験では，バルク遮蔽評価でも $P_5-S100$ （ $P_l$ の $l$ より $S_N$ の $N$ の方が支配的）で計算した方がベターであった。

## 謝 辞

関普（当時原子力船研究開発室，現在環境安全研究部）及び田中俊一（原子炉工学部遮蔽研究室）の諸氏には，本研究業務の手続きで御協力いただきました。

ここに謝意を表します。

(イ) 遮蔽材にも検討の余地がある。中性子線量率を低減するため、質の良い中性子吸収材（捕獲ガンマ線の少ない材質）を適所に用いるべきであろう。

(ロ) 今回の評価では原子炉停止時の遮蔽，すなわち材料の放射化，冷却水中の腐食生成物等に因るものは含まれていない。これらは日頃の運転管理面ばかりでなく定検時の作業効率にも影響する。一体型炉ではこの点から二次系にも注意を払う必要がある。

(ハ) 解析計算上は現状の手法ではできるだけ多次元  $S_N$  コード（DOT等）を高精度（ $S_N$ の  $N$  を多く， $P_l$ の  $l$  を多く）で用いるべきであろう。原子炉圧力容器周囲を含め，ボイド空間がもつ複雑な体系が対象であるので，ここでの評価計算の経験では，バルク遮蔽評価でも  $P_5-S100$ （ $P_l$ の  $l$  より  $S_N$ の  $N$ の方が支配的）で計算した方がベターであった。

## 謝 辞

関普（当時原子力船研究開発室，現在環境安全研究部）及び田中俊一（原子炉工学部遮蔽研究室）の諸氏には，本研究業務の手続きで御協力いただきました。

ここに謝意を表します。

## 参 考 文 献

- 1) ———— ; “改良船用炉試設計報告書・昭和59年度”, 日本原子力研究所原子力船研究開発室(昭和60年8月)。
- 2) Roussin, R.W. et al. : “VITAMIN-C : CTR Processed Multigroup Cross Section Library for Neutron's Studies, “ORNL/RSIC-37(ENDF-36)。
- 3) Gree, N.M. et al. : “AMPX-II, Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma-Ray Cross-Section Libraries from Data in ENDF Format, “PSR-63 (1978, RSIC)
- 4) Engle, W.W. Tr. : “A Users Manual for ANISN a One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering, “K-1693 (1693)。
- 5) Rhodes, W.A. : “DOT 3.5, Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code,“ RSIC CCC-276 (1975)。
- 6) 山路昭雄, 他 : “原子力船「むつ」遮蔽改修のための詳細遮蔽解析, “JNS-T-report 1034 (1981)。
- 7) Cain, V.R. : “QAD-CG a Combinatorial Geometry Version of QAD-P5A, a Point Kernel Code for Neutron and Gamma-Ray Shielding Calculations, “RSIC CCC-307 (1977)。
- 8) Croffe, A.G. : “ORIGEN-2A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code, “ORNL-5621 (1980)。
- 9) 伊勢武治, 他 : “JRR-3 改造炉の遮蔽解析手法の評価, “JAERI-M 86-153 (1986)。
- 10) 西独, 原子炉安全委員会及び放射線防護委員会 : “加圧水型原子力発電所の設計評価のための連邦内務大臣(BMI)指針に対する事故解析基準, “(日立造船株 私信)。