

本資料は2001年 7 月 31 日付けで  
登録区分変更する。 [技術展開部技術協力課]

## 「常陽」照射装置組立検査施設

# 核燃料物質使用変更許可申請関連資料 のまとめ

1980年2月

動力炉・核燃料開発事業団

この資料は動燃事業団の開発業務を進めるため限られた関係者だけに配布するものです。したがってその取扱いには充分注意を払って下さい。なお、この資料の供覧、複製、転載引用等には事業団の承認が必要です

「常陽」照射装置組立検査施設  
核燃料物質使用変更許可申請関連資料のまとめ



大竹 俊英\* 小野 尚士\* 中島 裕治\*\*  
宮川 俊一\*

要 旨

「常陽」照射用炉心に装荷される種々の照射装置を組立てる「常陽」照射装置組立検査施設は、昭和54年11月15日をもって着工された。この建設に先立って、昭和54年5月から同年10月にわたって核燃料物質使用変更許可申請が行われた。

本資料は当申請作業において作成した関連資料を整理し、今後の備忘録とするものである。

参考資料として当局に説明した資料としては、施設の放射線管理を説明した障害対策書、臨界安全や想定事故解析等を説明した安全対策書がある。またこれらの内容を補足するために作成したが、当局への説明に致らず部内資料に留った資料も添付した。

なお、申請は昭和54年9月4日付54動燃(安)48をもって行われ、同年10月12日付54安(核規)第403号により許可された。

---

\* 大洗工学センター高速実験炉部技術課

\*\* 大洗安全管理部放射線管理課

# 目 次

I 概 要	1
II 参考資料	3
○ 障害対策書	5
○ 安全対策書	25
○ 最大想定事故での放射性雲からの外部被曝評価	59
III 部内準備資料	61
○ 燃料要素からの燃料粉末の飛散について	63
○ 最小臨界ピン本数について	65
○ 炭化物燃料について	67

# I 概 要

照射装置組立検査施設の建設に先立ち、昭和54年5月から同年10月の許可にわたって核燃料物質の使用変更許可申請が行われた。当施設では密封された高速炉燃料の組立を主として行うものであり、いわゆる17条施設（非密封プルトニウムを取扱かわず、官庁検査の実施、安全・障害対策書提出等の義務が免除される。）である。しかしながら、申請にあたっては、密封とはいえ多量のウランプルトニウム燃料を取扱う施設であることから、本施設の安全性を説明する資料として障害対策書および安全対策書を作成し、参考資料として提出説明した。

当報告書は、これらの提出参考資料と、申請にあたって作成準備した部内資料を整理し、本申請作業の備忘録とするものである。

なお、申請は昭和54年9月4日付54動燃（安）48をもって行われ、同年10月12日付54安（核規）第403号により許可された。

## II 参 考 資 料

本施設ではU使用量は1 ton 以下であり密封線源を取扱うため障害対策書と安全対策書は規制法上提出義務はないが、プルトニウムを取扱う施設であるので申請に当っては本資料を参考資料として提出した。内容は原子炉等規制法での規程に基づいている。

「最大想定事故での放射性雲からの外部被曝評価」は、プルトニウムによる内部被曝による評価が最も厳しいとしたことを説明するための資料で、安全対策書での内容を補足するものである。

( 参 考 資 料 )

# 障 害 对 策 書

( 照 射 装 置 組 立 檢 査 施 設 )

昭 和 54 年 8 月

動 力 炉 ・ 核 燃 料 開 発 事 業 団

# 障害対策書

## 目次

1. まえがき	7
2. 被ばくに対する対策	8
2-1 概要	8
2-2 管理の基準	8
2-3 作業者の被ばく線量評価	8
2-4 貯蔵室の遮へい能力	16
3. 廃棄物の管理	21
3-1 概要	21
3-2 気体廃棄物	21
3-3 液体廃棄物	21
3-4 固体廃棄物	21
4. 放射線管理	22
4-1 概要	22
4-2 管理区域	22
4-3 照射装置組立検査施設内外の放射線監視	22
4-4 放射線管理用機器の保守	23



# 障害対策書

## 1. ま え が き

この障害対策書は、照射装置組立検査施設における放射線遮へい、放射線管理に関して記述したものである。

本施設において管理の対象となるものは、密封された新燃料の組立、検査工程、貯蔵等に関連したガンマ線あるいは中性子線による外部被ばくのみであり、これらについては、規制法の許容被ばく線量に基づいた管理基準値に従った放射線管理を行うこと。また施設の放射線遮へい設計を設計基準値以下に保つことなどで安全が確保できる。

## 2. 被ばくに対する対策

### 2-1 概要

本施設における被ばく対策は、ひとつに通常の組立、検査工程において、新燃料の取扱い量、作業時間、作業位置等の条件を可能性のある範囲内で安全側の数値で仮定して外部被ばくを低減化する管理方式、防護方法を実施することである。

もう一方には、上記作業にかかわらず常時人の立入る可能性のある管理区域内の各所において線量率を2 mrem/h 以下に確保することであり、作業者の被ばくも低く規定することができる。

注-1) 2-2 管理の基準を参照

$$2 \text{ mrem/h} \times 48 \text{ h/week} = 100 \text{ mrem/week}$$

### 2-2 管理の基準

一定期間内における作業者に係る外部被ばく線量は1週間につき100ミリレム、3ヶ月につき3レムおよび1年につき5レムを越えないよう管理する。

なお、一定期間内における被ばく線量が上値を越える恐れのある場合には、作業時間の制限または適当な遮へいを講じることにより作業者の被ばく線量を上値以下に低減させる。

### 2-3 作業者の被ばく線量評価

新燃料を取扱う組立・検査工程に伴う外部被ばくは、燃料要素（燃料ピン）又は各種集合体より放出されるガンマ線及び中性子線によるものである。

燃料要素の線量率については、ガンマ線・中性子線とも一般的に使用されている式によって算出するが、各種集合体については、燃料要素を3本束ねたものとして、単純に燃料要素の3倍の線量率と概算する。

作業者の被ばく線量評価は、組立・検査工程に対して、算出した線量率を適用し、1人当りの年間被ばく線量を求める方法を用いる。

以下に、順を追って評価を行う。

#### (1) 燃料の諸元

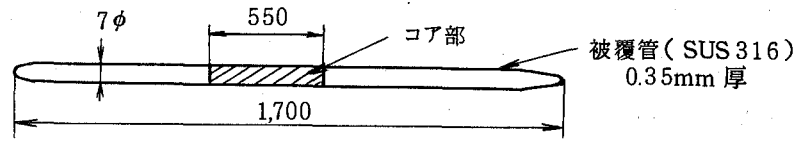
採用した値は、標準的な燃料要素についての値であるが、ペレット直径のみ最大値7 mm φ（標準4.6 mm φ）を用いている。

燃料要素の概略を第2.1図に示す。

ペレット直径 (d) : 7 mm φ  
スタック長 (L) : 55 cm

Pu 富化度 (C) : 30 w/o

Pu 組成比 :  $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu} = 0/70/25/5/0$  (w/o)



(単位 : mm)

第 2.1 図 燃料要素概略図

(2) 評価方法

i) 線量率評価式

a) 燃料要素

第 2.1 図に示した燃料要素のコア部中央表面から任意の距離 (Rcm) におけるガンマ線及び中性子線の線量率(Dr1, Dn1 mrem/h) を W. C. Roesch の式から与えられる下式によって算出する。

ガンマ線量率については

$$Dr1 = \left\{ 1.24 \times P_{238} + 0.012 \times P_{239} + 0.011 \times P_{240} + 0.018 \times P_{242} + 0.016 \times P_{241} \times t + 2.55 \times (1 - e^{-0.102 t}) \times P_{241} \right\} \times \frac{d}{R} \times \tan^{-1} \left( \frac{L}{R} \right) \times C \times K_1 \times 10^3 \dots \dots \dots (2.1) \text{ 式}$$

中性子線量率については

$$Dn1 = (0.193 \times P^{238} + 0.0005 \times P^{239} + 0.0132 \times P^{240} + 0.0188 \times P^{240}) \times \rho \frac{d}{R} \times \tan^{-1} \left( \frac{L}{R} \right) \times 10^3 \dots \dots \dots (2.2) \text{ 式}$$

ここで

- P<sub>238, 239, ..., 242</sub> : Pu の同位元素比率
- C : PuO<sub>2</sub> の混合比 (= 0.30) .....自己吸収効果
- K<sub>1</sub> : 遮へい物による減衰率 (= 0.70)  
(ここでは, 被覆管のみ考慮する)
- ρ : 線源中におけるPu 密度 (= 2.74g/cc)
- t : Pu の化学分離後の経過日数 (= 750days)
- L : スタック長 (= 55 cm), d : ペレット直径 (= 0.7cmφ)
- R : 燃料要素表面からの距離 (cm)

b) 集合体等

集合体のタイプとしては, A 型, B 型, C 型, 及び計測線付等の数種類あるがここでは構造, 配置, 燃料要素の本数等を考慮して集合体の線量率を評価する。また, 集合体に組み

込まれるまでの工程で、燃料要素を束ねた状態（「ピン束」という）あるいは、コンパートメントに収まった状態等についての線量率も同様に評価する。

実際に燃料要素を上記のいろいろの状態に組み込んだ場合、線量率に寄与するのは表面付近に配置された燃料要素によるものがほとんどであるが、安全側に考えて組み込まれている燃料要素全数から同量の寄与があるものとして、任意の距離（Rcm）における線量率（Dr, Dn mrem/h）を下式で概算する。

ガンマ線量率について

$$Dr = n \times Dr_1 \times K_2 \dots\dots\dots (2.3) \text{ 式}$$

中性子線量率について

$$Dn = n \times Dn_1 \dots\dots\dots (2.4) \text{ 式}$$

ここで

- n : 組み込み燃料要素本数
- Dr<sub>1</sub>, Dn<sub>1</sub> : 燃料要素 1 本当りについて線量率
- K<sub>2</sub> : 遮へい物によるガンマ線の減衰率
  - A 型の場合…………… 0.15 (ラップ管)
  - B 型の場合…………… 0.49 (コンパートメント) 0.15 (ラップ管)
  - C 型の場合…………… 0.02 (2重ラップ管)
  - 計測線付の場合………… 0.02 (2重ラップ管) 0.01 以下 (ピット内鉛)
  - 共通…………… 0.13 (運搬台車)

ii) 被ばく線量評価

各種集合体の組立、検査工程における作業者の被ばく線量を、作業位置における線量率（Dmrem/h）と作業時間（Thr）との積（E mrem）の加算（E<sub>1</sub> = Σ E mrem）により概算する。

なお、実際の組立途中の工程における作業者位置の線量率（D）は工程の進捗状況に応じて変化するが、ここでは一律に、組立完了時の燃料要素数量の半数（n / 2 本）を組み込んだ状態が組立に要する時間（Thr）だけ継続するものと考えて、下式で表現する。

組立工程については

$$E = \frac{n}{2} \times D_1 \times T \dots\dots\dots (2.5) \text{ 式}$$

その他の工程については

$$E = n \times D_1 \times T \dots\dots\dots (2.6) \text{ 式}$$

ここで

- n : 該当工程で取扱う燃料要素数量 (本)
- D<sub>1</sub> = Dr<sub>1</sub> × K<sub>2</sub> または Dn<sub>1</sub> (mrem/h)

また、評価の対象となる作業工程は概略第 2.1 表から第 2.4 表に示すとおりであり、年間

取扱予定量は以下の如くである。また、各種集合体の断面図を第 2.2 図に示す。

A 型特殊燃料集合体	燃料要素	115 本/体入り	3 体/年
B 型特殊燃料集合体	"	30 本/体入り	3 体/年
C 型特殊燃料集合体	"	61 本/体入り	4 体/年
計測線付燃料集合体	"	34 本/体入り	1 体/年

第 2.1 表 A 型特殊燃料集合体組立作業時間 (被ばく計算用)

工 程	内 容	作業距離	作業時間	備 考
燃 料 ピ ン 輸 送		40 <sup>cm</sup>	30 <sup>min</sup>	
ワ イ ヤ ー 巻 付	ワイヤー巻付。溶接固定。溶接部確認。 巻付ピッチ測定	60	15/本	× 7 本
試 料 ピ ン 束 組 立	試料部ダクト内にピン 7 本組込。ピンNo と位置確認	40	60/7本	
試 料 ピ ン 束 検 査	寸法検査。曲り測定。外観検査。	60	60/体	
試 料 部 取 付	エントランスノズルに取付	40	10/体	
試 料 部 検 査	寸法検査。目視検査。曲り測定。	60	15/体	
ド ラ イ バ ー ピ ン 組 込	エントランスノズルに取付	40	120/体	
ピ ン 束 検 査	寸法検査。曲り測定。外観検査	60	15/体	
ラ ッ パ 管 組 立	エントランスノズルに溶接する。	40	90/体	
集 合 体 検 査	寸法検査。曲り測定。外観検査。	100	120/体	

第 2.2 表 B 型特殊燃料集合体組立作業時間 (被ばく計算用)

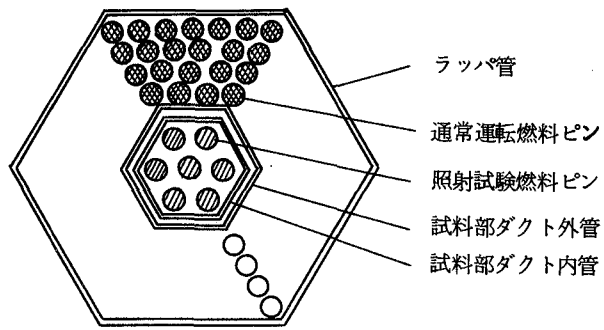
工 程	内 容	作業距離	作業時間	備 考
燃 料 ピ ン 輸 送		40 <sup>cm</sup>	30 <sup>min</sup>	
ワ イ ヤ ー 巻 付	ワイヤー巻付。溶接固定。溶接部 確認。巻付ピッチ測定	60	15/本	× 30 本
コ ン パ ー ト メ ン ト 組 立	コンパートメント内にピン 5 本組 込。ピンNo確認。位置確認。	40	90/6本	× 5 コンパートメント
コ ン パ ー ト メ ン ト 検 査	キャップ締付トルク測定。曲り寸 法測定。外観検査。	100	60/6本	× 5 コンパートメント
集 合 体 組 立	コンパートメント 6 本組込	40	60/体	
集 合 体 検 査	ハンドリングヘッド締付トルク測 定。曲り、寸法検査	100	120/体	

第2.3表 C型特殊燃料集合体組立作業時間 (被ばく計算用)

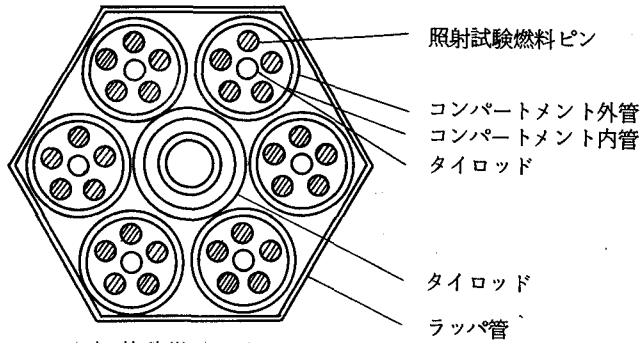
工 程	内 容	作業距離	作業時間	備 考
燃 料 ピ ン 輸 送		40 cm	30 min	
ワ イ ヤ ー 巻 付	ワイヤー巻付, 溶接固定, 溶接部確認, 巻付ピッチ測定	60	15/本	× 61 本
試 料 ピ ン 束 組 立	試料ピン束を形成するエントランスノズルに取付	40	120/体	
試 料 ピ ン 束 組 立	寸法検査, 曲り測定, 外観検査	60	60/体	
ラ ッ パ 管 組 立	エントランスノズルに溶接する	40	90/体	
集 合 体 検 査	寸法検査, 曲り検査, 外観検査	100	120/体	

第2.4表 計測線付燃料集合体組立作業時間 (被ばく計算用)

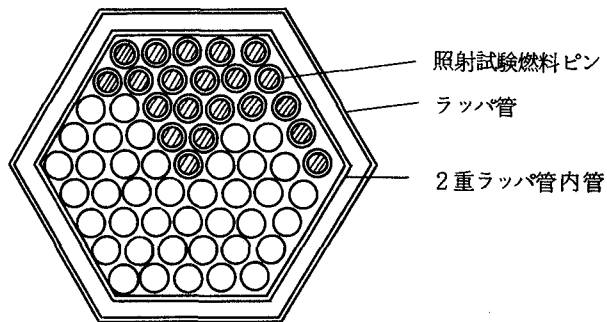
工 程	内 容	作業距離	作業時間	備 考
燃 料 ピ ン 輸 送		40 cm	30 min	
ワ イ ヤ ー 巻 付	ワイヤー巻付, 溶接固定, 溶接部確認, 巻付ピッチ測定	60	30/本	× 34 本
燃 料 ピ ン 束 組 立	エントランスノズルに取付け燃料ピン束を形成する。	40	120/体	
ラ ッ パ 管 組 立	エントランスノズルに溶接する	40	60/体	
試 料 部 検 査	寸法検査, 曲がり測定, 外観検査	100	60/体	
カッターガイド部ワイヤ処理	計測線ワイヤーの処理	100	60/体	
ハンドリングヘッド取付	ハンドリングヘッドを溶接する	100	60/体	
フィンガーカッター組立	フィンガーカッターを取付ける	100	30/体	
シール部ケーブル処理	シール部へ計測線ケーブルを通し組立てる	150	30/体	
シール部ロー付	高周波加熱ロー付	150	60/体	
シール部試験	ヘリウムリーク試験等によりシール部を検査する	150	60/体	
以後組立完了まで		100	300/体	



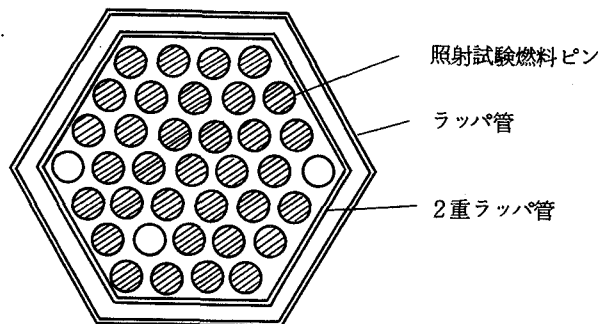
(a) 特殊燃料集合体A型



(b) 特殊燃料集合体B型



(c) 特殊燃料集合体C型



(d) 計測線付集合体

第2.2図 集合体断面図

(3) 評価結果

(2.1) 式, (2.2) 式に数値を代入して算出した燃料要素表面から任意の位置 (R) におけるガンマ線量率及び中性子線量率の値を第 2.5 表にまとめる。また, 同様の結果を第 2.3 図にも示す。

第 2.5 表 燃料要素についての線量率

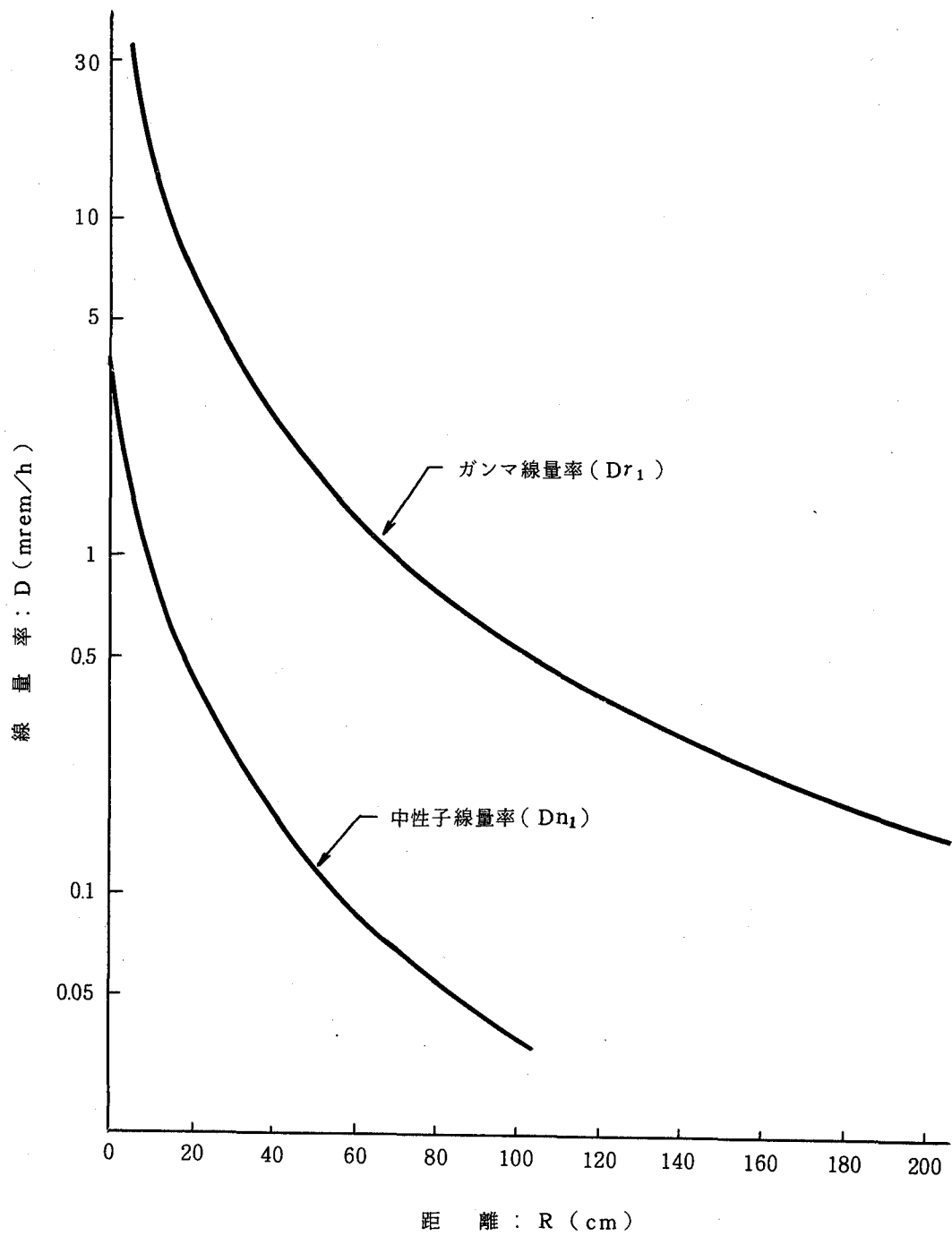
距離 (R) (cm)	ガンマ線量率 $D\gamma_1$ (mrem/h)	中性子線量率 $Dn_1$ (mrem/h)	$D\gamma_1 + Dn_1$ (mrem/h)
表面	156	3.65	160
10	15.2	0.97	16.2
20	6.65	0.43	7.1
30	3.89	0.25	4.1
40	2.56	0.16	2.7
50	1.81	0.12	1.9
60	1.34	0.09	1.4
70	1.04	0.07	1.1
80	0.82	0.05	0.9
90	0.67	0.04	0.7
100	0.55	0.04	0.6
150	0.25	0.02	0.3
200	0.15	0.01	0.2
300	0.07	< 0.01	0.1

次に第 2.1 表から第 2.4 表の各工程に, 第 2.5 表の値を適用して得られた作業者の被ばく線量の値を第 2.6 表にまとめる。

第 2.6 表 組立・検査工程による被ばく線量の評価 (年間)

	作業時間 (hr)		全工程被ばく線量 (mrem)		1人当り被ばく線量 (mrem/人)	
	1体当り	年間	1体当り	年間	1体当り	年間
A型特殊 燃料集合体	10.4	31.3	351	1052	35.1	105.2
B型特殊 燃料集合体	23.5	70.5	69	207	6.9	20.7
C型特殊 燃料集合体	22.3	89.0	242	970	24.2	97.0
計測線付 燃料集合体	31.5	31.5	144	144	14.4	14.4
総計	87.7	222.3	806	2373	80.6	237.3





第 2.3 図 燃料要素についての線量率

上表中の右欄に、全組立・検査工程を同一の10人の作業員で均等に作業を実施したと仮定した場合の、年間一人当たりの被ばく線量評価値約250 mrem/人・年を導出した。

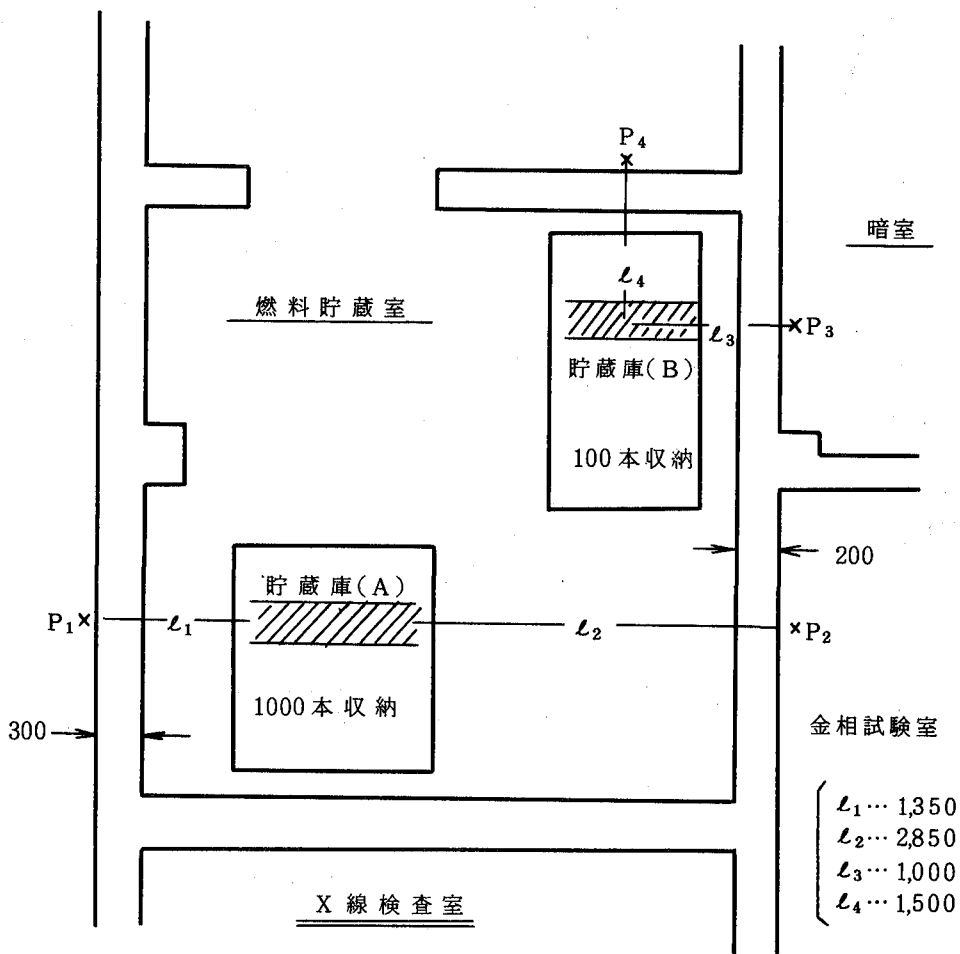
この値は、管理基準値3 rem/3ヶ月あるいは5 rem/年を十分に満足するものである。また、実際の作業においてはこれらの評価値を目安として短期間毎の被ばく管理を行うとともに、極力被ばくを避けて組立・検査工程を実施することにより被ばくの低減化をはかる。

#### 2-4 貯蔵室の遮へい能力

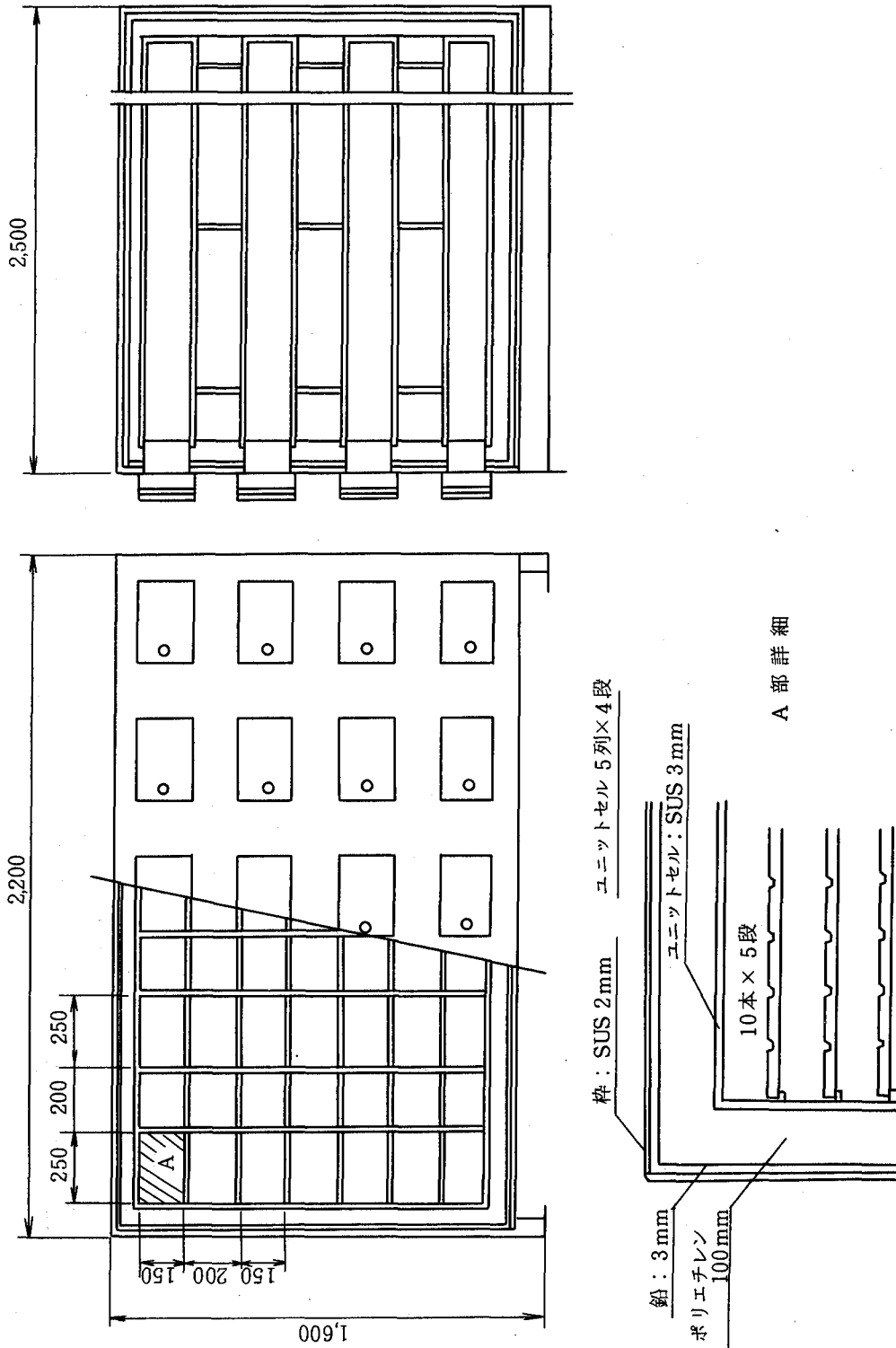
貯蔵室には第2.5図、第2.6図に示すような燃料要素貯蔵庫が設置されており、燃料要素を安全かつ確実に貯蔵・保管するようになっている。また、貯蔵庫には、ガンマ線及び中性子線に対する遮へいが施されており、外部に対する被ばく対策も考慮されている。

以下に、最大貯蔵量の燃料要素を貯蔵した場合の遮へい能力について評価する。

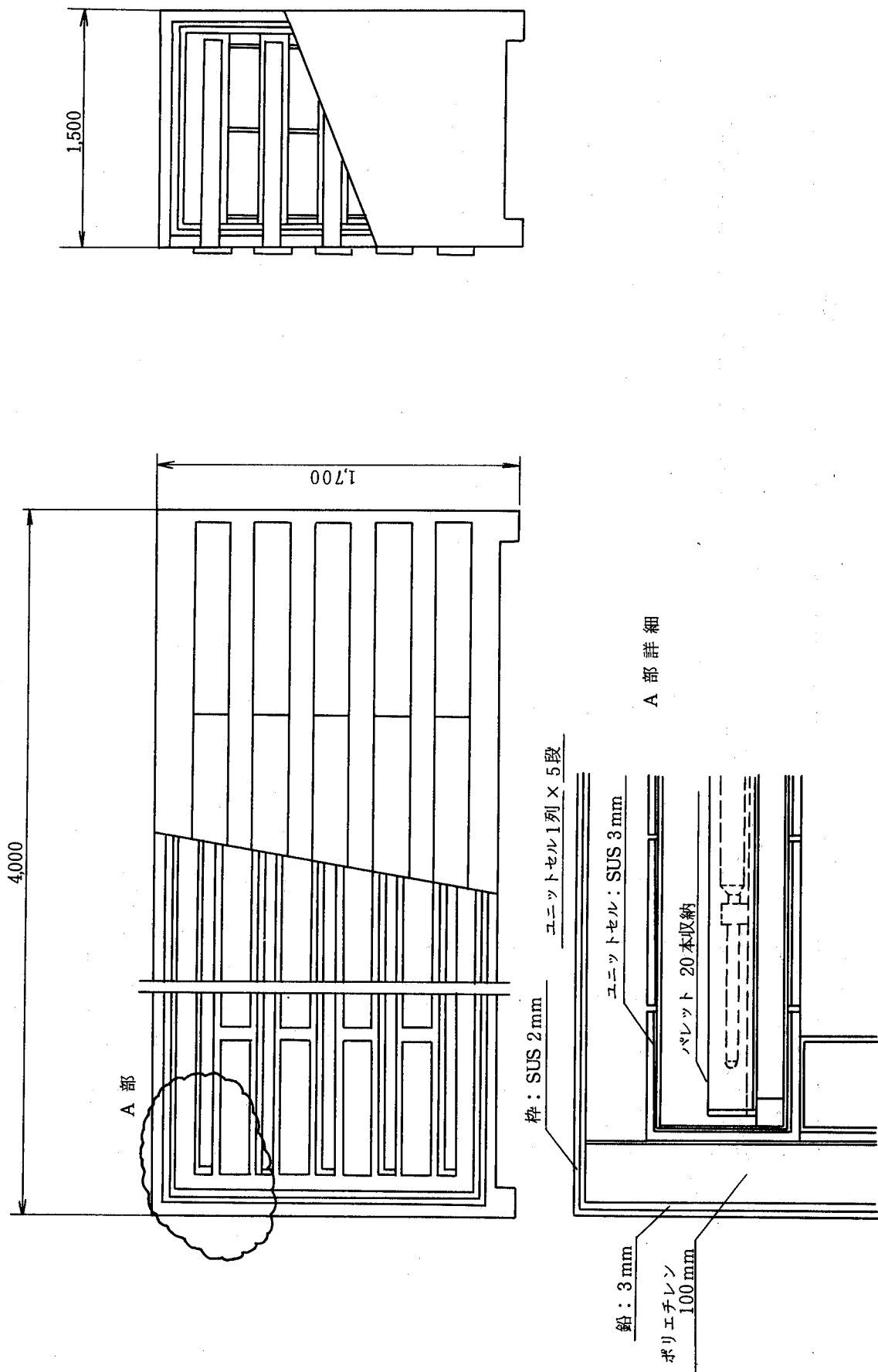
##### (1) 貯蔵庫の位置



第2.4図 貯蔵庫概略配置図 (単位: mm)



第 2.5 図 燃料要素貯蔵庫 (A)



第2.6図 燃料要素貯蔵庫 (B)

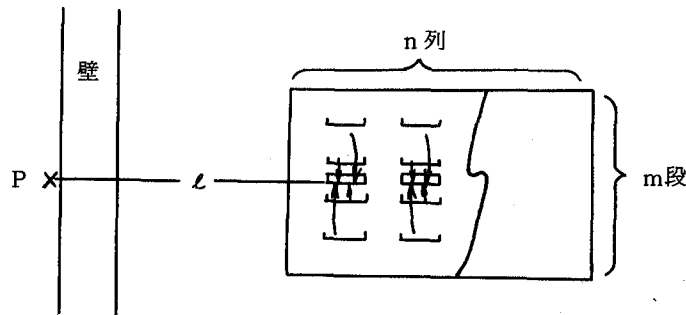
(2) 評価方法

燃料貯蔵室まわりで、貯蔵庫（A）または貯蔵庫（B）から放射線レベル的に至近距離にあるポイントP<sub>1</sub>、P<sub>2</sub>、P<sub>3</sub>、P<sub>4</sub>（第2.4図参照）について線量率を評価する。

評価する際には、線源となる貯蔵庫内の燃料要素をモデル化して簡易に計算する。

i) 評価モデル

線源のモデルは第2.7図に示すように、各セルに貯蔵されている燃料要素を各列毎に中心高さに仮想的に配置する。



第2.7図 評価モデル

この方法で貯蔵庫（A）、貯蔵庫（B）をモデル化した結果を第2.7表に示す。

第2.7表 線源モデル表

	貯 蔵 庫 の 構 成					線 源 モ デ ル	
	列数：n	段数：m	セル数	要素数 セル	要素全数	線源数：S	要素数q 線源
貯蔵庫 (A)	5	4	20	50	1,000	5	200
貯蔵庫 (B)	1	5	5	20	100	1	100

ii) 評価式

2-3-③の燃料要素についての線量率評価値（D<sub>r1</sub>、D<sub>n1</sub> mrem/h）をもとに評価点Pにおける線量率D<sub>r</sub>、D<sub>n</sub>（mrem/h）を下式で表現する。

ガンマ線量率について

$$D_r = \sum_{i=1}^S D_{r1}(i) \times q \times k_3 \dots \dots \dots (2.7) \text{式}$$

中性子線量率について

$$D_n = \sum_{i=1}^S D_{n1}(i) \times q \times k_4 \dots \dots \dots (2.8) \text{式}$$

ここで

$D\dot{\gamma}_1(i)$ ,  $Dn_1(i)$  : モデル化した線源位置に燃料要素 1 体を置いた場合の評価点における線量率

$q$  : モデル化した線源当りの燃料要素数量

$s$  : 評価点の線量率に寄与する線源数量

$K_3$  : 遮へい物によるガンマ線の減衰率

(  $P_1$  の場合..... 0.004 (壁: 30 cm)  
 $P_{234}$  の場合..... 0.05 (壁: 20 cm)  
 $P_{1,2,3,4}$  共通..... 0.07 (内枠: SUS), 0.01 (外枠: SUS + Pb)

$K_4$  : 遮へい物による中性子線の減衰率

(  $P_{1,2,3,4}$  共通..... 0.35 (枠: ポリエチレン)

### (3) 評価結果

(2.7) 式, (2.8) 式に数値を代入して算出した燃料貯蔵室まわりの評価点  $P_1$ ,  $P_2$ ,  $P_3$ ,  $P_4$  における中性子線量率及びガンマ線量率の値を第 2.8 表に示す。

なお, 遮へい効果としては壁の他に第 2.4 図, 第 2.5 図に示すステンレス, ポリエチレン, 鉛を考慮し, さらに管理区域境界に面している  $P_1$  については, 中性子線用の追加遮へいとして設置するポリエチレン (200mm) も考慮する。

第 2.8 表 燃料貯蔵室まわりの線量率

ポイント	遮へい効果含まず			遮へい効果含む		
	$\gamma$ (mrem/h)	n (mrem/h)	$\gamma + n$ (mrem/h)	$\gamma$ (mrem/h)	n (mrem/h)	$\gamma + n$ (mrem/h)
$P_1$	150	9.6	159.6	< 0.001	0.4	0.4
$P_2$	44	3.0	43.0	< 0.01	1.1	1.1
$P_3$	55	3.5	58.5	< 0.01	1.2	1.2
$P_4$	26	1.6	27.6	< 0.001	0.6	0.6

評価ポイントにおける線量率は第 2.8 表のとおりであり, 先に掲げた管理目標値の 0.625 mrem/h あるいは, 2 mrem/h を下まわっている。

## 3. 廃棄物の管理

### 3-1 概要

本施設では密封された核燃料物質を取扱うため、通常時には核燃料物質の廃棄は行われませんが、以下に掲げる気体、液体及び固体の各廃棄施設を設置する。

また、廃棄物の管理方法についても以下に記述する。

### 3-2 気体廃棄物

通常換気は排気系統図に示すように、排気ダクトを通して地階の排気機械室に集め、ここでプレフィルター・高性能フィルターによってろ過し、排気筒から大気へ放出する。

高性能フィルターは、耐湿、耐火性であり、その捕集効率は0.3 $\mu$ 粒子に対して99.97%以上である。

また、フィルター通過後の気体廃棄物は系統に設置してあるアルファ線用及びベータ（ガンマ）線用ダストモニタによって放射線量を連続監視している。

### 3-3 液体廃棄物

通常、管理区域から発生する排水は、排水処理系統図に示すように雑排水槽を経由して一般排水溝へ放出する。

なお、事故時用として貯留タンクを設置し、排水の貯留が可能な構造としている。貯留された液体廃棄物は、減衰後、タンクローリーで液体廃棄物処理設備に輸送し、処理する。

### 3-4 固体廃棄物

管理区域で生ずる固体廃棄物は専用の容器に収納し、廃棄物保管室に集荷保管する。通常、管理区域から搬出する際には、一般的な搬出手順を準用し、一般廃棄物として処理する。

## 4. 放射線管理

### 4-1 概要

本施設において放射線管理を行うときの基本方針は、この施設で働く職員およびその周辺の公衆が放射線被ばくから十分安全に防護されるよう対策を講じ、定められた管理基準に従い綿密に放射線管理を行うことである。

### 4-2 管理区域

平常時に放射線線量率が法令によって定められた値をこえる可能性のある区域をすべて管理区域とする。

しかし、実際は放射線管理や施設管理の便も考慮してこの区域を広範囲に設定する。

### 4-3 照射装置組立検査施設内外の放射線監視

照射装置組立検査施設内外の放射線監視は施設内外の放射線レベルを適時監視し、照射装置組立検査施設の作業環境およびその周辺環境の安全を確認する。

#### (1) 照射装置組立検査施設の放射線監視

##### i) サーベイメータによる監視

放射線監視のための機器として、各種サーベイメータを配備し、管理区域の立入頻度の多い箇所、燃料の貯蔵室あるいは燃料取扱い作業等について定期又は不定期に測定監視する。

##### ii) 被ばく線量の監視評価

管理区域に立入る者に対してはポケット線量計、フィルムバッヂなどを着用させ、外部被ばく線量を測定監視する。

##### iii) その他の放射線監視

放射線防護の観点から特に注意を要する作業、たとえば空間線量率が著しく高いか、あるいは一時的に高くなるおそれのある場所で作業が行われる場合には、作業前後および作業中に必要な放射線監視を行う。

#### (2) 敷地周辺地域の放射線監視

敷地内の境界付近に固定モニタを設け、空間線量率の測定監視を行い、周辺の公衆の被ばく線量が法令に定める許容値をこえないように常に監視する。

なお、照射装置組立検査施設は原研大洗研究所の施設に近隣しておかれているため、施設外周の放射線監視も定期的を実施する。



#### 4-4 放射線管理用機器の保守

照射装置組立検査施設内外の放射線監視のために利用される各種サーベイメータは、定期点検と較正を行ない、常に正常な状態を維持する。

( 参 考 資 料 )

# 安 全 对 策 書

( 照 射 装 置 組 立 檢 査 施 設 )

昭 和 54 年 8 月

動 力 炉 ・ 核 燃 料 開 発 事 業 団

# 安全対策書

## 目 次

1	概 要	27
2	火災対策	27
3	停電対策	27
4	地震対策	27
5	誤操作対策	28
6	臨界防止対策	28
6-1	燃料要素貯蔵庫の臨界安全対策	28
6-2	Cピットの臨界安全検討	29
7	最大想定事故における一般公衆への影響	31
7-1	事故の想定	32
7-2	放出量	32
7-3	一般公衆への被ばく線量	33

# 安全対策

## 1 概要

照射装置組立検査施設を設計するにあたり、安全上考慮する必要がある対策は次の通りである。

火災対策

停電対策

地震対策

誤操作対策

臨界防止対策

以下これらの対策について概要をのべる。

## 2 火災対策

本施設は鉄筋コンクリート構造で内部の各設備も耐火性の設備であり一般火災は殆んど考えられない。施設内は消防法で定められた屋内消火栓を設置し、自動警報装置を全館に設置してある。その他炭酸ガス消火器や粉末消火器を施設内に配置している。第 2.1～2.8 図に消火設備を示す。

## 3 停電対策

本施設は密封された核物質を扱う施設で、負圧維持を行っておらず、非常用照明以外は非常用電源の供給を必要とする程、緊急度の高い設備はない。しかしながら作業上の便を考慮して、商用電源喪失時には高速実験炉側のディーゼル発電機から給電を受けるようにする。

当該受電設備は管理区域、排気設備、屋内消火栓設備、非常用照明系統、警報系統、通信設備系統である。また、本施設内に無停電電源系統が設置され、警報設備と一般照明の一部に供給され停電時には必要な照明を確保できる。第 3.1 図に非常用電源系統図を示す。

## 4 地震対策

本施設は、密封した新燃料のみを取扱う核燃料物質の使用施設であるので、原子炉施設に関する耐震設計審査指針に則れば耐震クラスはC相当となるが、プルトニウムを取り扱うことを考慮して安全側に同指針にしたがったBクラスの耐震強度をもった施設として建設する。したがって設計水平震度は0.3 Gである。

なお、本施設内の機器等において、地震時の揺れの影響を受け易いと考えられるのは、長尺構造（全長 12 m）、計測線付集合体であるが、その保管は、Cピット内の専用の収納管内に適切な間隙をもって収めるので、地震時においても問題とはならない。また、計測線付集合体をクレ

ーンで移送する場合は、集合体下部をワイヤにより揺れを防止しつつ移送を行う事や、移送スペースを広くとるなどの対策を行う。

## 5 誤操作対策

施設の運転に当っては、運転作業要領の制定、運転マニュアルの作成、教育訓練の実施等を行い、また各機器はフェイルセーフ及びフルプールの考え方を十分考慮した設計を行う。

## 6 臨界防止対策

本施設における核燃料物質は、密封された燃料要素として扱われ、減速材の量は、無視できる乾燥系である。

集合体組立作業等で燃料要素を運搬し、組立てる場合は、必要本数のみを扱うようにし、最も多い場合でも最大直径の燃料で70本以下（Pu45kg以下、 $U^{235}$  9.4kg以下）で操作するので、如何なる取扱いをしても臨界になることはない。

また核燃料物質が最も多量に集まるのは、燃料要素の貯蔵庫であるが、最適減速体系としても十分な末臨界面度となるよう、以下に示す構造設計を行うので、貯蔵中の如何なる条件においても臨界になることはない。

以上の臨界防止対策を講ずるので、本施設において臨界事故が起る可能性はない。

### 6.1 燃料要素貯蔵庫の臨界安全検討

#### 6.1.1 概要

照射用集合体に組立てられる前の照射用燃料要素は、照射装置組立検査施設の燃料要素貯蔵庫に保管される。この貯蔵は、燃料要素を50本毎収納するユニットセルが縦横同一の面間距離をもって、ほぼ正方格子状に配列するよう設計される。この面間距離は、燃料要素を貯蔵した時に臨界を防止するようなユニットセル間距離になるように考慮する必要がある。以下にこの距離を決めるための検討を行う。

#### 6.1.2 計算条件

##### (1) 燃料仕様

貯蔵される燃料の仕様を第6.1表に示す。照射装置組立検査施設では、将来種々の仕様の照射燃料要素が搬入されることが予想されるため、当面確実に取扱う予定の低濃縮燃料および諸外国の設計例から厳しさの点で上限と予想される高濃縮燃料の二種類の仕様について計算する。

##### (2) 燃料貯蔵形態

個々の燃料要素は第6.1図に示す配列でユニットセル内に収納されるものとし、ユニットセル内およびユニットセル間の雰囲気は、空気雰囲気であるが安全例に完全水没条件とする。

またユニットセルの配列は、面間距離をパラメータとした無限配列とする。

### 6.1.3 計算手法

#### (1) 使用コード

格子計算、群定数作成にGTB-2を、またX-Y 2次元拡散計算による臨界計算にCITATIONを使用する。CITATIONは米国Oak Ridge研究所で作成され現在もっとも標準的な拡散計算コードとして知られている。また、GTB-2は、動燃事業団において、プルトニウム燃料の軽水炉への利用技術開発の一環として、独自に作成と検証が行われた計算プログラムである。

#### (2) 境界条件

軸方向への中性子の漏れはないとする。

#### (3) 計算形状

第6.2図に示す断面形状のユニットセルの無限配列で、構造材は周囲の3mm厚の鋼材のみを考慮する。

### 6.1.4 計算結果及び考察

第3図にユニットセル面間距離と中性子増倍率( $K_{\infty}$ )との関係を示す。実際の体系は有限体系でありここでの評価は安全側である。 $K_{\infty}$ はユニットセル面間距離が20cmのとき高濃縮燃料の場合でも0.884であり、またこの体系での臨界になる面間距離は7.39cmである。

一般に実効増倍率の計算値が0.9以下であれば臨界防止上の条件は満足されるので、第6.3図から面間距離を15cm以上にとれば十分この条件は満足できることがわかる。

よって貯蔵庫内のユニットセル面間距離を十分余裕をみて20cm以上となるよう設計する。

減速材密度の変化については、当計算においてユニットセル内外の雰囲気完全水没条件としたが、水分がミスト状になった場合(即ち、水密度が減少した場合)について検討した。

計算手法および条件のうち、燃料については第6.1表に示す高濃縮燃料を用いた、臨界計算にR-Z 2次元拡散計算としたこと、燃料有効長を1mとして軸方向への中性子の漏れを考慮したこと以外は、その使用コード、データとも前節の条件、手法と同じである。その計算結果を第6.4図に示す。

この計算から水の密度の減少と共に実効増倍率は単調に減少することがわかり、完全水没条件が安全側の仮定であることが確認できる。

## 6.2 Cピットの臨界安全検討

### 6.2.1 概要

照射装置組立検査施設において、組立が完了した各種燃料集合体は、組立室内のCピットの収納管に一時保管される。

この保管時の臨界安全保持のため、収納管正方配列ピッチを40cmに設定している。この配

列ピッチ設定のための検討を以下に示す。

#### 6.2.2 計算条件

##### (1) 燃料集合体仕様

Cピットに保管される可能性のある燃料集合体について、臨界安全上最も厳しい高濃縮燃料を考え、第6.5図に示す61本ピンハンドルの集合体で解析を行う。前出の第6.1表の仕様を用いる。

##### (2) 集合体保管形態

Cピットに集合体を保管する形態は、第6.6図に示すように、縦置正方配列された収納管の中に収納するものである。

この収納管の架台は鋼製であり空気雰囲気乾燥系である。また、最大貯蔵量は集合体9本である。

これに対して計算モデルとしては、安全側に完全水没かつ集合体の正方格子状無限配列とする。

#### 6.2.3 計算手法

##### (1) 使用コード

格子計算、群定数作成にGTB-2を、またX-Y 2次元拡散計算による臨界計算にCITATIONを使用する。

##### (2) 境界条件

軸方向への中性子の漏れはないとする。

#### 6.2.4 計算結果と検討

第6.7図に集合体配列ピッチと中性子増倍率の関係を示す。この結果から無限体系とした計算モデルにおいても十分な余裕をもって未臨界を保てることがわかる。

以上により、収納管ピッチを40 cmに設定した。

第 6.1 表 計算に用いられた燃料仕様

	高濃縮燃料	低濃縮燃料
燃料ペレット		
外 径 (mm)	7.0	6.0
密 度 (%T.D)	95	95
Pu 富化度 (w/o)	30	30
Pu 同位体比 *1 (w/o)		
Pu <sup>239</sup>	80	80
Pu <sup>240</sup>	10	10
Pu <sup>241</sup>	10	10
U 濃縮度 (w/o)	90	50
O/M比	2.0	2.0
燃料要素		
全 長 *2 (c m)	約 200	約 200
燃料有効長 *2 (c m)	約 55	約 55
被覆管外径 (mm)	8.6	6.8
被覆管内径 (mm)	7.0	6.0
被覆管材質	SUS 316	SUS 316

\* 1 臨界安全上実際の仕様より厳しい値とした。

\* 2 参考値

## 7. 最大想定事故における一般公衆への影響

本施設において取扱うプルトニウムを含む核燃料物質はすべて密封されているので、通常の組立、検査工程および、貯蔵中、運搬中での取扱いで、核燃料物質が外部へ放出されるようなことはない。すなわち、密封のバウンダリーである被覆管が破損しない限り、プルトニウム等の放射性物質が外部にもれ出ることはありえない。

この被覆管を破損し、一般公衆へ影響を与える可能性があると考えられるのは、火災、爆発事故、及び工程中の落下事故である。しかし、通常これらの事故は、防火装置、落下防止対策などの装置上からの安全対策や、十分な教育訓練の実施、安全作業要領の制定等、幾段階もの安全措置が講ぜられるので、その発生の可能性は全くないか、或いは極めて小さい。



しかしながらここでは、これらの事故のうち、放射性物質の放散が多いと考えられる落下破損事故が万一起った場合を想定し、その場合の一般公衆への影響について考察してみる。

## 7.1 事故の想定

照射装置組立検査施設の最大想定事故としては、計測線付集合体の落下事故を考え、以下の如き仮定を設けて、一般公衆への影響を評価する。

組立ピットで計測線付集合体の組立作業中、クレーンで吊り上げた半完成の計測線付集合体をピットの底に落とすという事故が発生し、最下段にあった燃料集合体が上部構造物によって軸方向に圧潰されるとする。この想定を行った理由は上部案内管装着前の半完成の計測線付集合体では、燃料要素が装填されている試料部の保護が完全に行なわれていないためである。この時の燃料集合体の37本すべての燃料要素の被覆管が切損し、その切口から内部の核燃料物質の破砕粉約250gが周囲に飛散するとする。そしてこれら破砕粉の一部が排気系を經由してフィルターに達し、フィルターで濾過されたものが排気筒から外気へ飛散されるものとする。

## 7.2 放出量

まず、燃料要素が破損したとき飛散する燃料破砕粉全重量及びそのうちエアロゾルとなりうるような粒径10 $\mu$ 以下の破砕粉の重量を求める。これに関連して、当事業団ではUO<sub>2</sub>燃料(直径14.7 $\phi$ )を充填した燃料要素や集合体を落下及び曲げ試験により切損させたデータを有しており、これによると、1本の燃料要素を切損した場合約15gの破砕粉の飛散があり、またそのうち10 $\mu$ 以下の粒径の破砕粉の割合は10<sup>-5</sup>(0.001w/o)である。また本施設で取扱う燃料最大直径は7 $\phi$ 以下である。したがってこれらデータの不確かさを考慮して安全側にデータの倍量の放散があるとし、かつ37本の全燃料要素が切損したとすると、放散する燃料破砕粉重量は次のとおりとなる。

$$15 \text{ g} \times 2 \times \left( \frac{7 \text{ mm}}{14.7 \text{ mm}} \right)^2 \times 37 \text{ 本} = 250 \text{ g}$$

またこのうち10 $\mu$ 以下の破砕粉重量は次のとおり。

$$250 \text{ g} \times 10^{-5} = 2.5 \times 10^{-3} \text{ g}$$

これらの破砕粉による被曝評価を以下に行うが、ここで扱う核燃料物質による外部被曝は無視でき、また、ウランの比放射能はプルトニウムの1万分の1以下でウランの寄与を無視しても問題とはならない。したがってここでは、破砕粉に含まれるプルトニウムによる内部被曝のみを考慮する。

一方これらの破砕粉に含まれるプルトニウム同位体の各核種毎の放射能は以下のとおりとなる。ここで燃料体の最大Pu富化度は30w/oとし、Pu同位体組成比及び比放射能については

第 7.1 表に示す値を用いる。

$$\text{Pu}^{239} : 2.5 \times 10^{-3} \text{ g} \times 0.3 \times 0.7 \times 0.0613 \text{ ci/g} = 3.2 \times 10^{-5} \text{ ci}$$

$$\text{Pu}^{240} : 2.5 \times 10^{-3} \text{ g} \times 0.3 \times 0.25 \times 0.226 \text{ ci/g} = 4.2 \times 10^{-5} \text{ ci}$$

$$\text{Pu}^{241} : 2.5 \times 10^{-3} \text{ g} \times 0.3 \times 0.05 \times 112 \text{ ci/g} = 4.2 \times 10^{-3} \text{ ci}$$

これら 10 μ以下のPu 粒子は、その全てが排気系統へ移行するとは考えられないが、ここでは安全側にすべての粒子が、排気系統へ移行し高性能フィルターを経由するものとする。またフィルターの補集効率（0.3 μ粒子に対する）は 99.97%であるがこれも安全側に 99.9%とする。

以上より排気筒から放出されるPu の全放出量は次のように計算される。

$$\text{Pu}^{239} : 3.2 \times 10^{-5} \text{ ci} \times (1 - 0.999) = 3.2 \times 10^{-8} \text{ ci}$$

$$\text{Pu}^{240} : 4.2 \times 10^{-5} \text{ ci} \times (1 - 0.999) = 4.2 \times 10^{-8} \text{ ci}$$

$$\text{Pu}^{241} : 4.2 \times 10^{-3} \text{ ci} \times (1 - 0.999) = 4.2 \times 10^{-6} \text{ ci}$$

### 7.3 一般公衆への被曝線量

一般公衆への被曝線量を求めるために、第一に最大濃度地点でのPu 各核種の吸入量を求める。このため、排気筒からの拡散を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に則り、また更に安全側の仮定を加えて次のとおり計算する。

実効放出継続時間：1 時間

大気安定度 : A 型

放出源の有効高さ：25 m

放出源での風速 : 0.5 m/sec

大気安定度については、第 7.1 ~ 7.2 図に示すように、A 型の出現頻度は最も少ないが、最大濃度地点での相対濃度 (X/Q) は、最大となるので安全側にこの型とする。放出源の有効高さについても吹き上げ高さを無視して安全側に排気筒の実高さとする。また風速についても最も厳しい静穏状態での値とした。拡散による相対濃度の計算は、上述の最悪条件が継続すると仮定して、指針記載の次式で行うことができる。

$$X/Q = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot u} \cdot \exp \left( \frac{-H^2}{2 \sigma_z^2} \right)$$

ここで

X/Q : 相対濃度 (sec / m<sup>3</sup>)

σ<sub>y</sub> : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ<sub>z</sub> : " z " (m)

u : 風速 (m/sec)

H : 放出源の有効高さ (m)

以上の相対濃度計算結果を第 7.3 図に示した。この結果から風下 130 m の地点で最大の相対濃度  $5.2 \times 10^{-4} \text{ sec} / \text{m}^3$  が出現することが読みとれる。

したがって最大濃度地点における Pu 各核種の吸入量  $A_{pu}(\text{ci})$  は、成人の呼吸率を ICRP による標準人の 1 日の呼吸量のうち作業時間の分を平均した値  $1.25 \text{ m}^3 / \text{h}$  とすれば、次のようにして求められる。

$$A_{pu}^{239} = 5.2 \times 10^{-4} (\text{sec} / \text{m}^3) \times \frac{3.2 \times 10^{-8}}{3600} (\text{ci} / \text{sec}) \times 1.25 (\text{m}^3) = 5.8 \times 10^{-15} (\text{ci})$$

$$A_{pu}^{240} = 5.2 \times 10^{-4} (\text{sec} / \text{m}^3) \times \frac{4.2 \times 10^{-8}}{3600} (\text{ci} / \text{sec}) \times 1.25 (\text{m}^3) = 7.6 \times 10^{-15} (\text{ci})$$

$$A_{pu}^{241} = 5.2 \times 10^{-4} (\text{sec} / \text{m}^3) \times \frac{4.2 \times 10^{-6}}{3600} (\text{ci} / \text{sec}) \times 1.25 (\text{m}^3) = 7.6 \times 10^{-13} (\text{ci})$$

次に吸入量と被ばく線量の関係は次式で与えられる。

$$D_T = \frac{854 \cdot f_a \cdot E \cdot (1 - e^{-\lambda_e T}) \cdot T_e}{m} \cdot A$$

$D_T$  : T 秒間に受ける関連臓器の線量 (rem)

A : 吸入された放射性物質の量 (ci)

$f_a$  : 吸入された放射性物質が関連臓器に達する割合

E : 崩壊あたりの有効エネルギー (Mev)

$T_e$  : 決定臓器の有効半減期 (秒)

$\lambda_e$  :  $0.693 / T_e$  (1/秒)

m : 関連臓器の質量 (g)

被ばく量の計算にあたり、 $T \gg T_e$  と仮定して行なう。そのときの被ばく線量を  $D_\infty(\text{rem})$  で表わす。各定数に ICRP の推奨値を用いて 1 ci の放射性物質を吸入したときの被曝線量 ( $D_\infty/A$ ) を計算し、その値を第 7.2 表に示す。

以上より各関連臓器の被ばく線量を求めると次のようになる。

(1) 全身

$$Pu^{239} : 5.8 \times 10^{-15} \text{ ci} \times 1.59 \times 10^8 \text{ rem/ci} = 9.2 \times 10^{-7} \text{ rem}$$

$$Pu^{240} : 7.6 \times 10^{-15} \text{ ci} \times 7.21 \times 10^8 \text{ rem/ci} = 5.5 \times 10^{-6} \text{ rem}$$

$$Pu^{241} : 7.6 \times 10^{-13} \text{ ci} \times 2.56 \times 10^7 \text{ rem/ci} = 1.9 \times 10^{-5} \text{ rem}$$

$$\text{合計} : 2.5 \times 10^{-5} \text{ rem}$$

(2) 骨

$$Pu^{239} : 5.8 \times 10^{-15} \text{ ci} \times 6.56 \times 10^9 \text{ rem/ci} = 3.8 \times 10^{-5} \text{ rem}$$

$$\text{Pu}^{240} : 7.6 \times 10^{-15} \text{ ci} \times 6.54 \times 10^9 \text{ rem/ci} = 5.0 \times 10^{-5} \text{ rem}$$

$$\text{Pu}^{241} : 7.6 \times 10^{-13} \text{ ci} \times 1.25 \times 10^8 \text{ rem/ci} = 9.5 \times 10^{-5} \text{ rem}$$

$$\text{合計} : 1.8 \times 10^{-4} \text{ rem}$$

これらのプルトニウムによる被曝線量を，動力炉安全審査専門部会のプルトニウムの目安線量の骨に対する値 6 rad に比べると，十分に小さい値となっている。

第 7.1 表 プルトニウムの同位体組成比，比放射能

核種	同位体比 <sup>*1</sup>	原子量	半減期 <sup>*2</sup>	比放射能ci/g <sup>*3</sup>
Pu <sup>239</sup>	70 w/o	239	2.44 × 10 <sup>4</sup> y	0.0613
Pu <sup>240</sup>	25 w/o	240	6.60 × 10 <sup>3</sup> y	0.226
Pu <sup>241</sup>	5 w/o	241	13.2y	112

\* 1 : 標準仕様で「常陽」照射用炉心燃料仕様でもある。

\* 2 : アイソトープ便覧（日本アイソトープ協会，昭和 52 年 12 月発行）による。

\* 3 : 次式により計算した。式はアイソトープ便覧による。

$$Q = 1.127 \times 10^{13} \cdot \frac{1}{A \cdot T_{1/2}}$$

ここでQは比放射能 (Ci/g)，Aは原子量，T<sub>1/2</sub>は半減期 (秒)

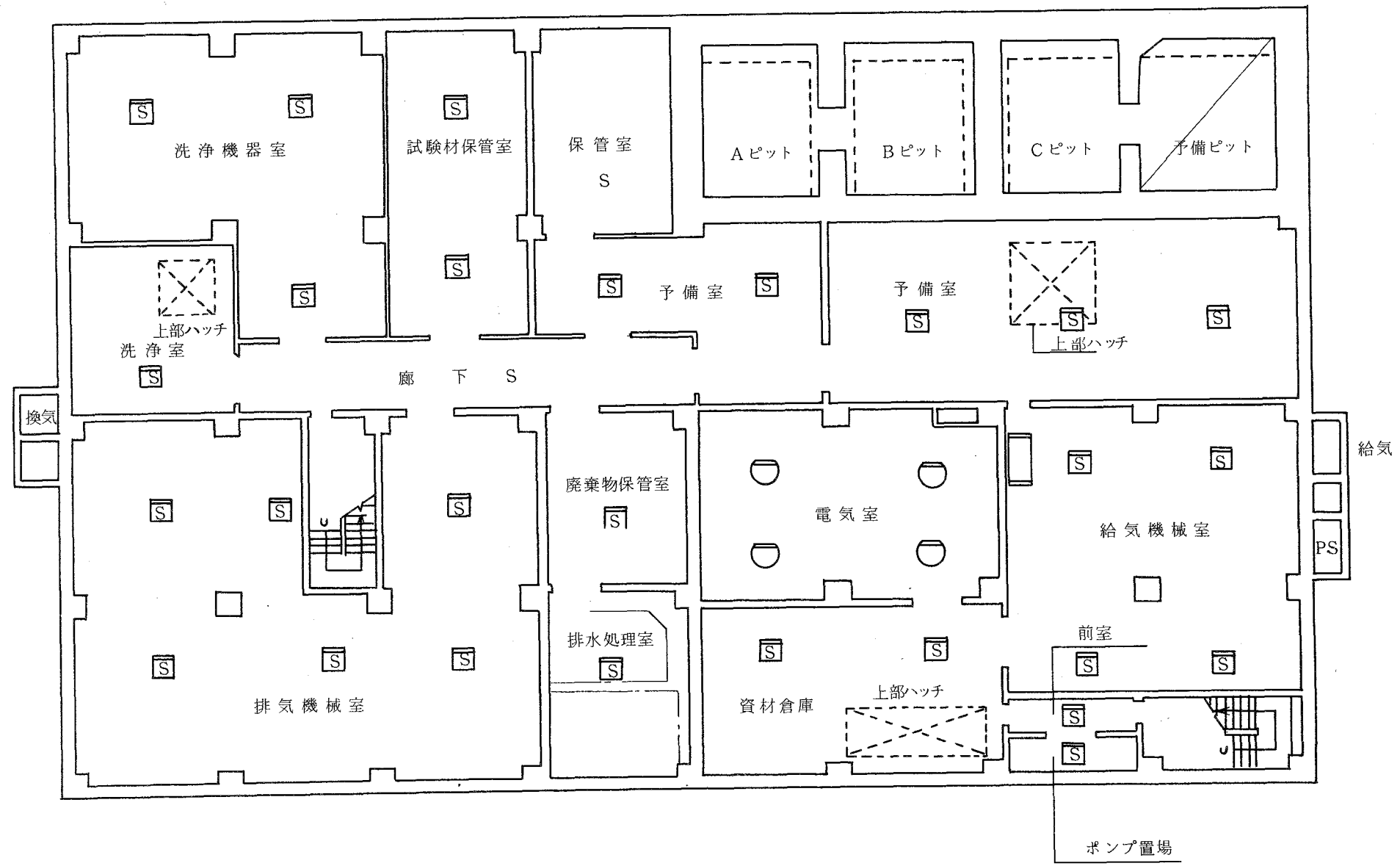
第 7.2 表 各核種 1 Ci 吸入時の関連臓器の被ばく線量 (rem)

部位	全身	骨
Pu <sup>239</sup>	1.59 × 10 <sup>8</sup>	6.56 × 10 <sup>9</sup>
Pu <sup>240</sup>	7.21 × 10 <sup>8</sup>	6.54 × 10 <sup>9</sup>
Pu <sup>241</sup>	2.56 × 10 <sup>7</sup>	1.25 × 10 <sup>8</sup>

\* 上記値はICRP Publication 2 (1959) から，50年線量として引用した。

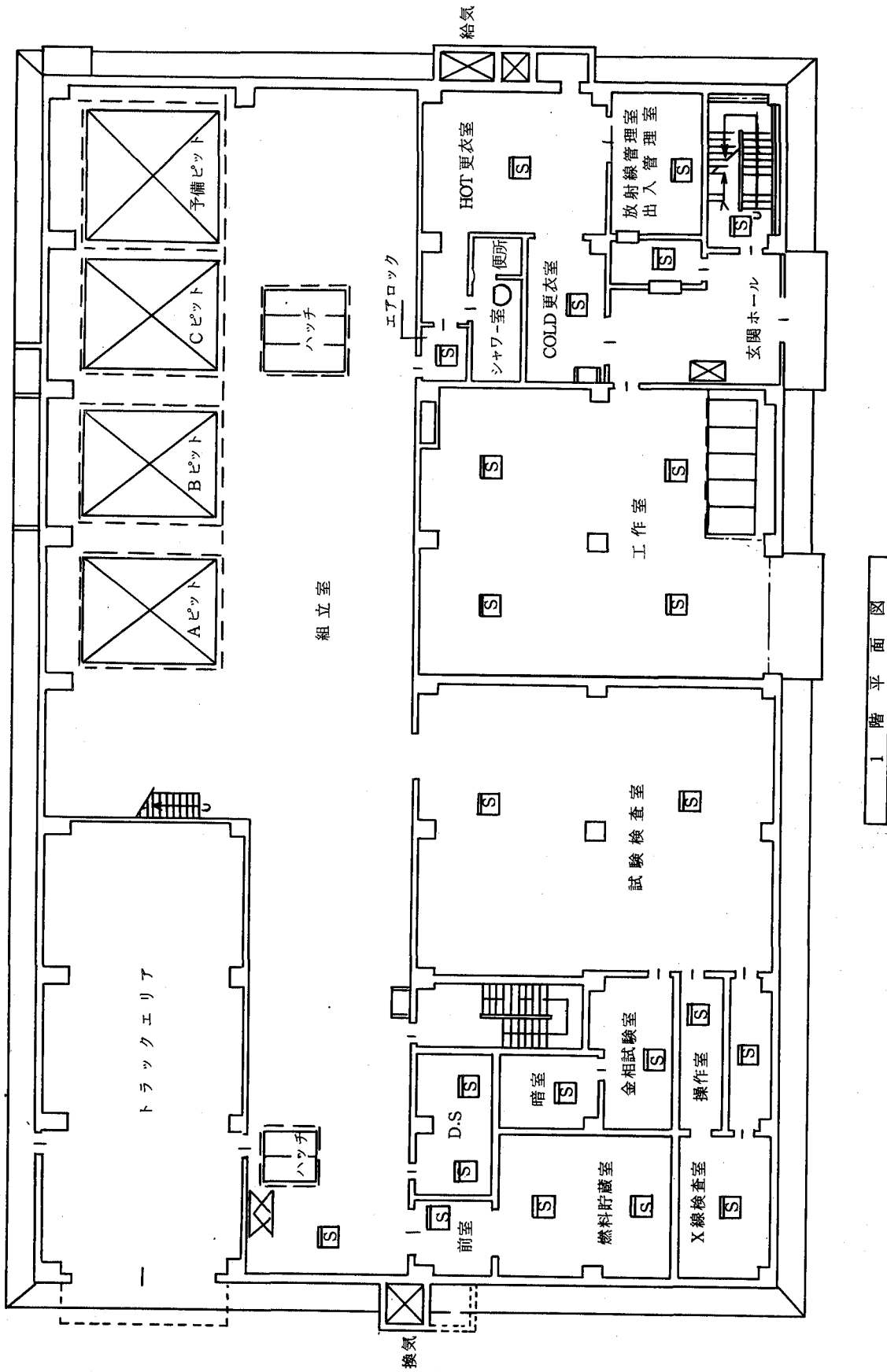
**This is a blank page.**

凡 例	
	火災報知受信機
	煙感知器(光電式)
	差動式感知器
	定温式感知器
	空 気 管
	分布式感知器
	総合盤(消火栓内蔵)

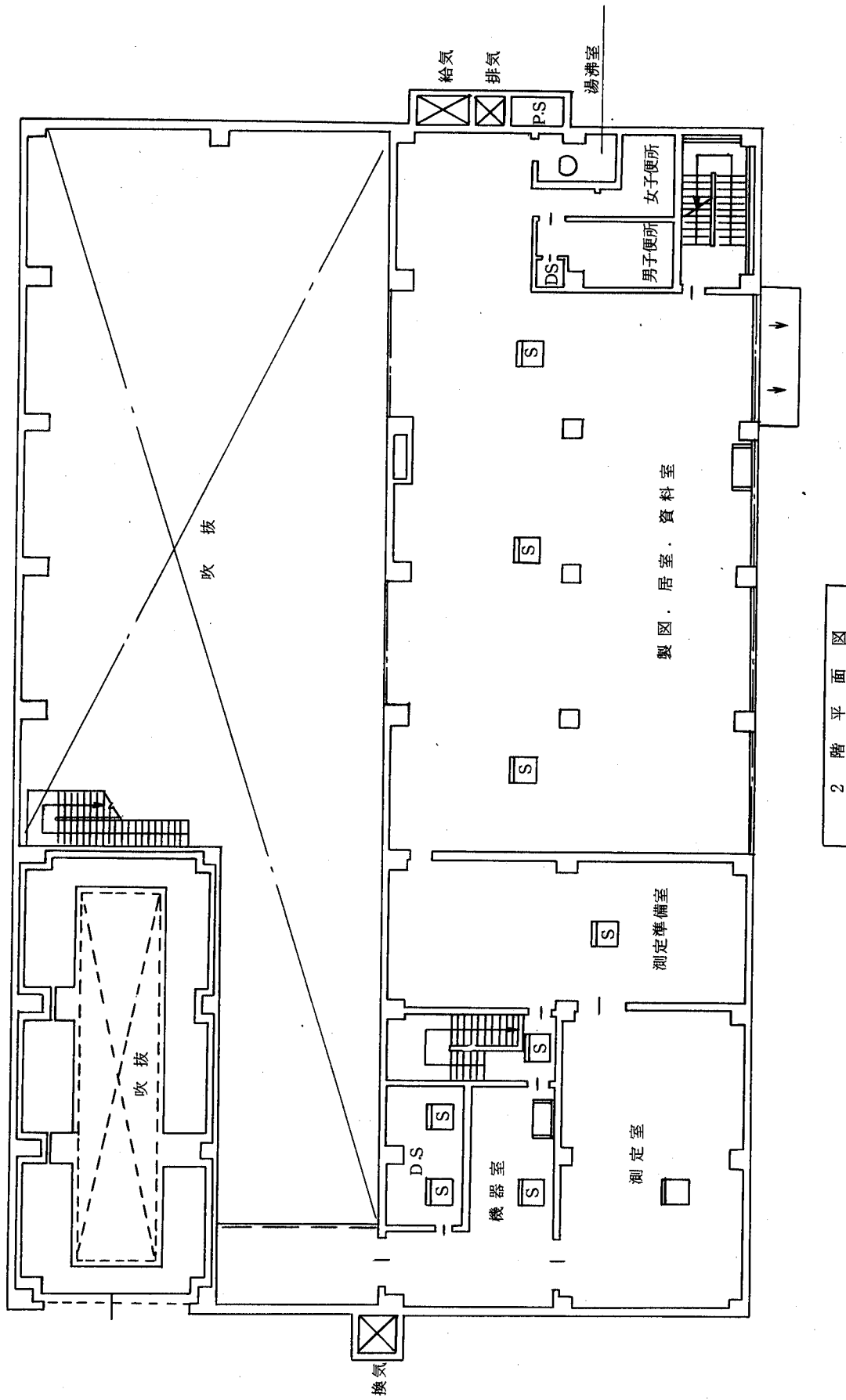


地下 1 階 平 面 図

第 2 - 1 図 自 動 火 災 報 知 設 備



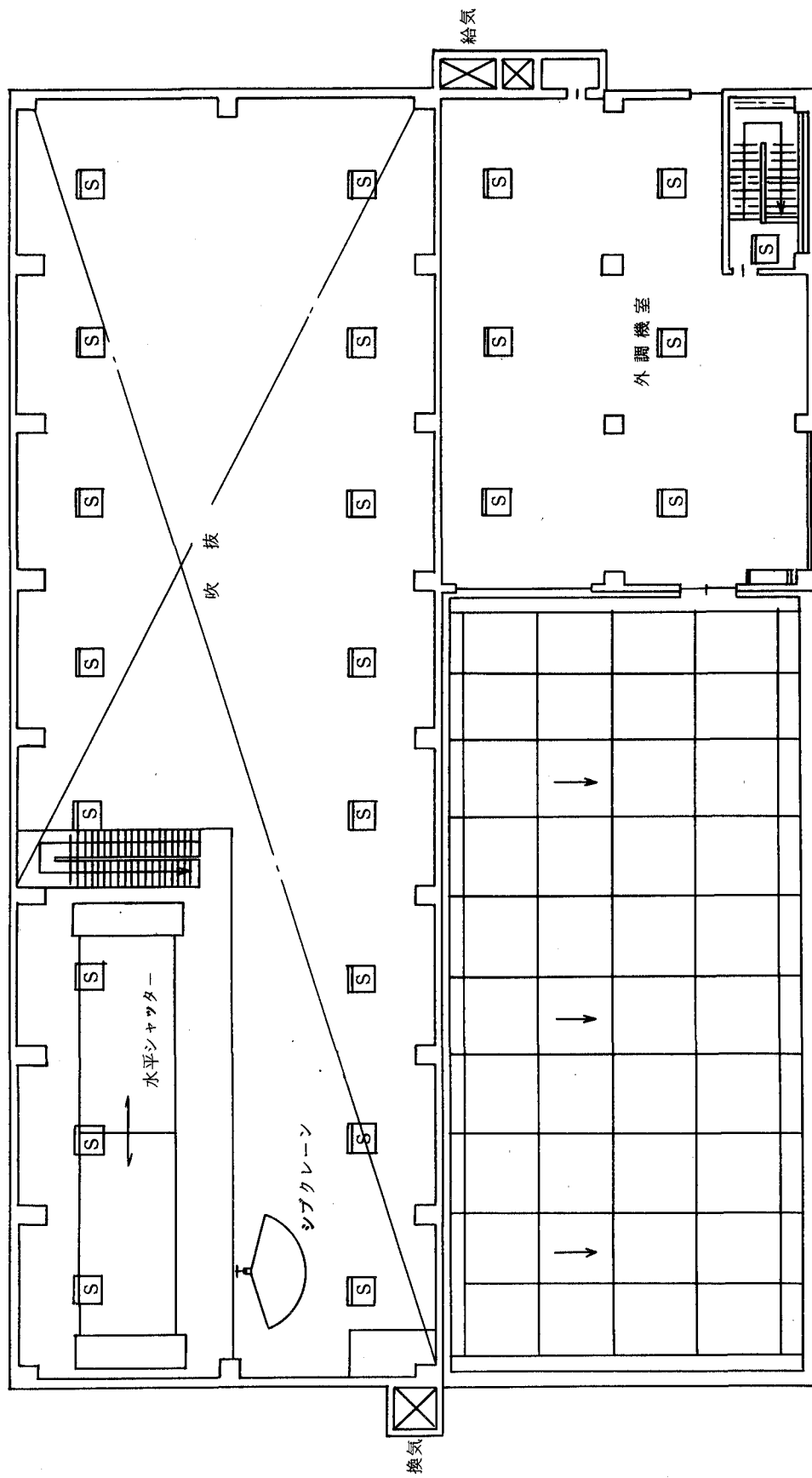
第2-2図 自動火災報知設備



2 階平面図

第 2 - 3 図 自動火災報知設備

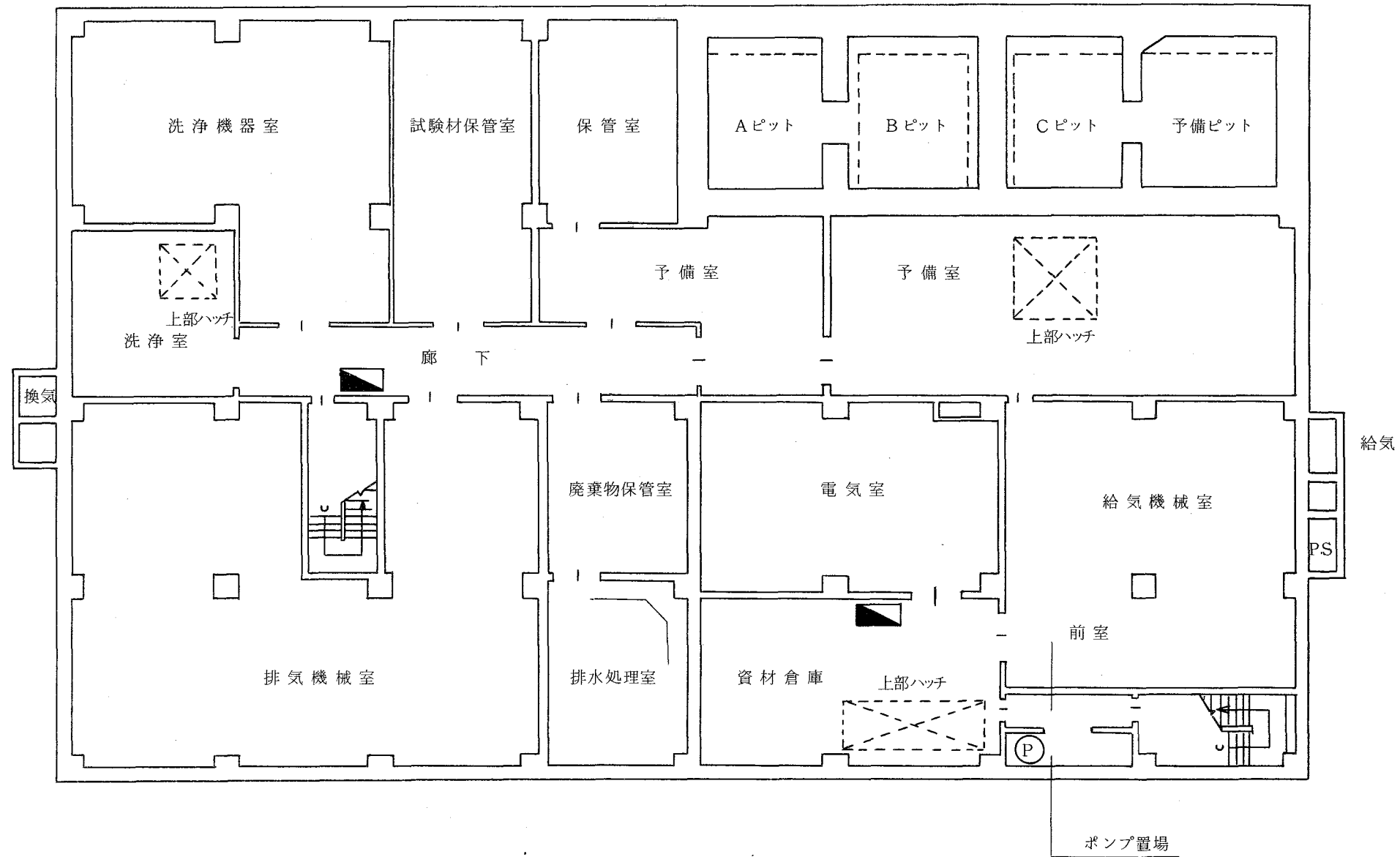




3 階 平 面 図

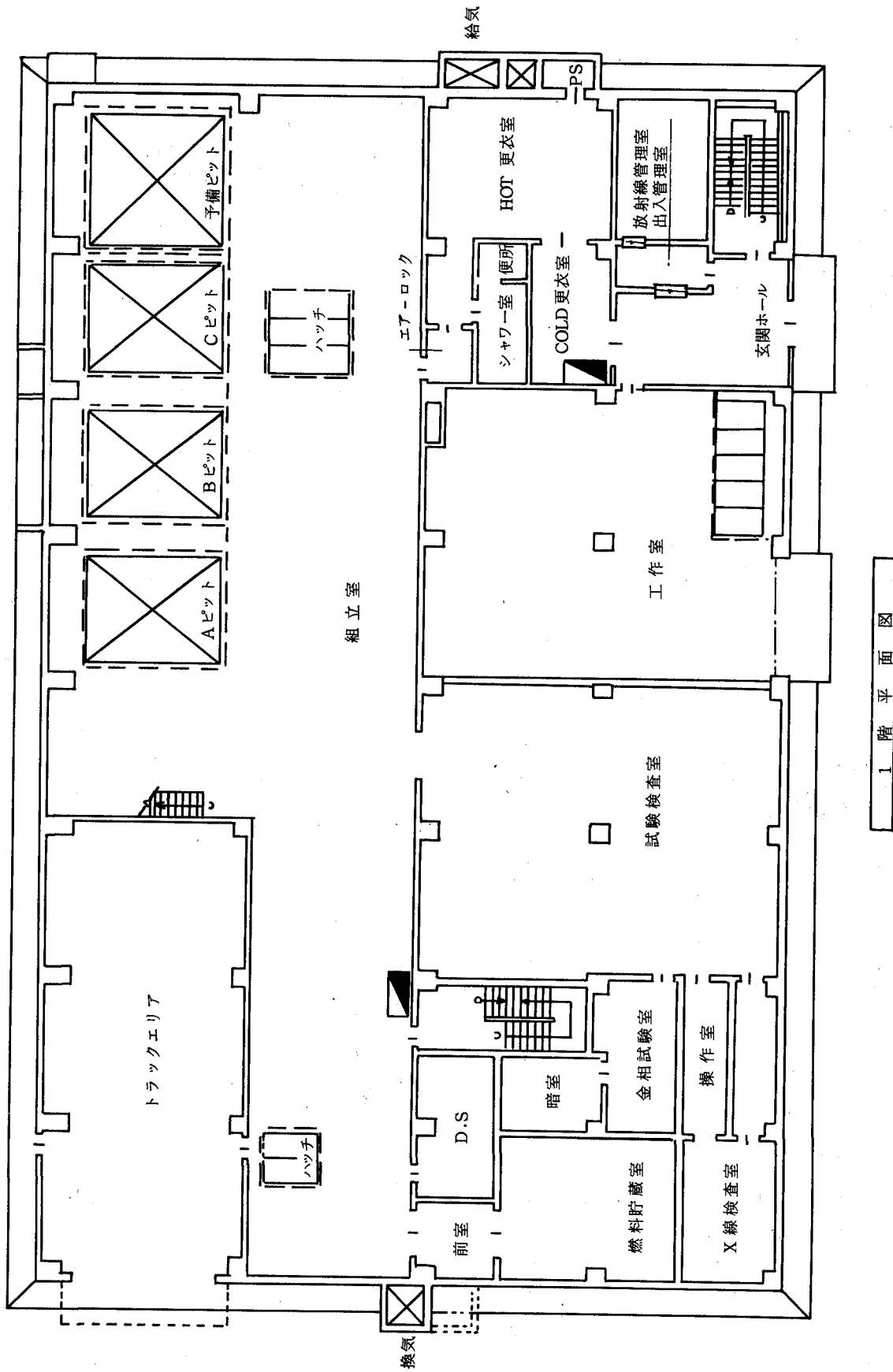
第 2 - 4 図 自 動 火 災 報 知 設 備

凡 例	
Ⓟ	消火栓ポンプ
▤	消火栓ボックス



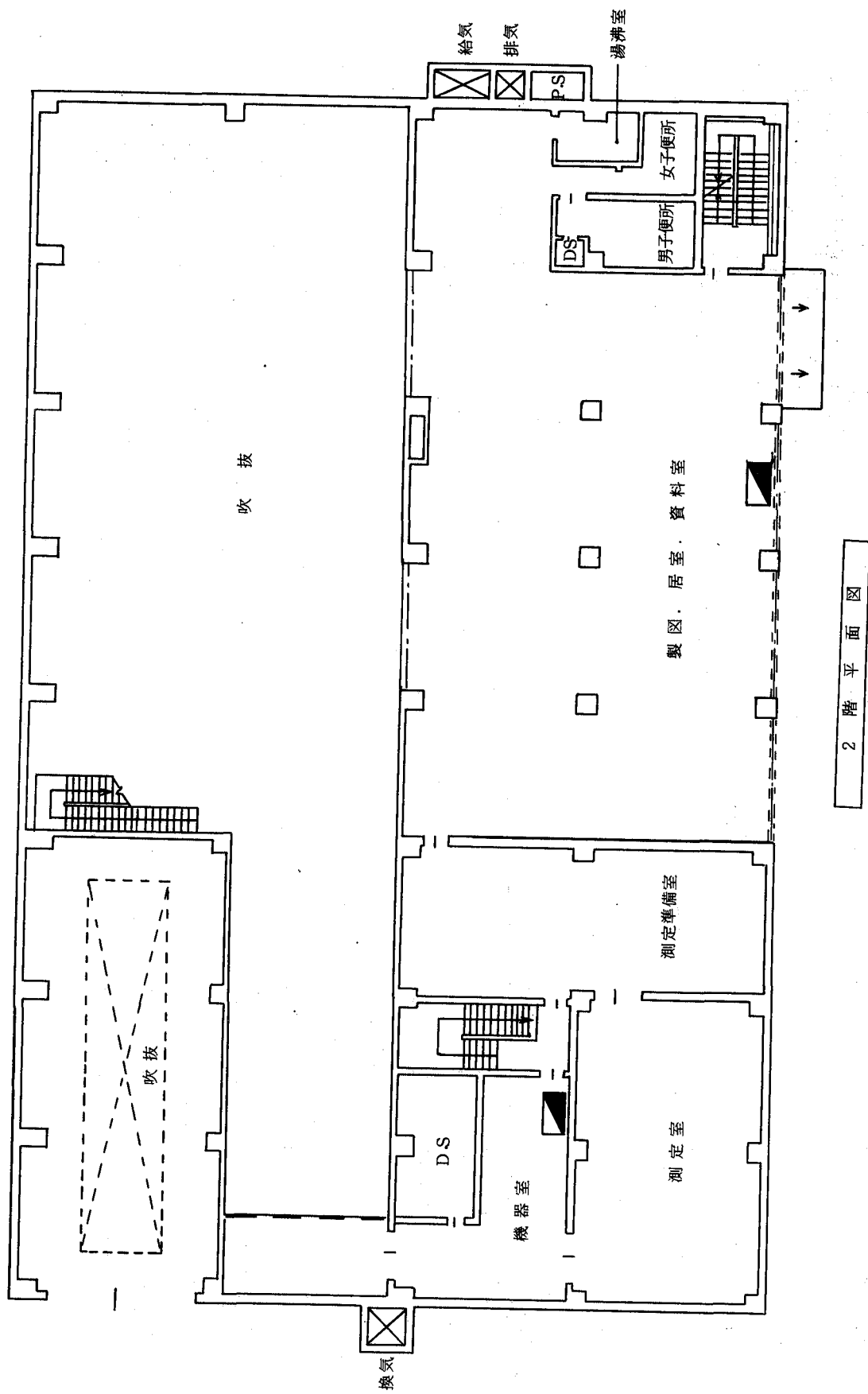
地下1階平面図

第2.5図 消火設備配置図

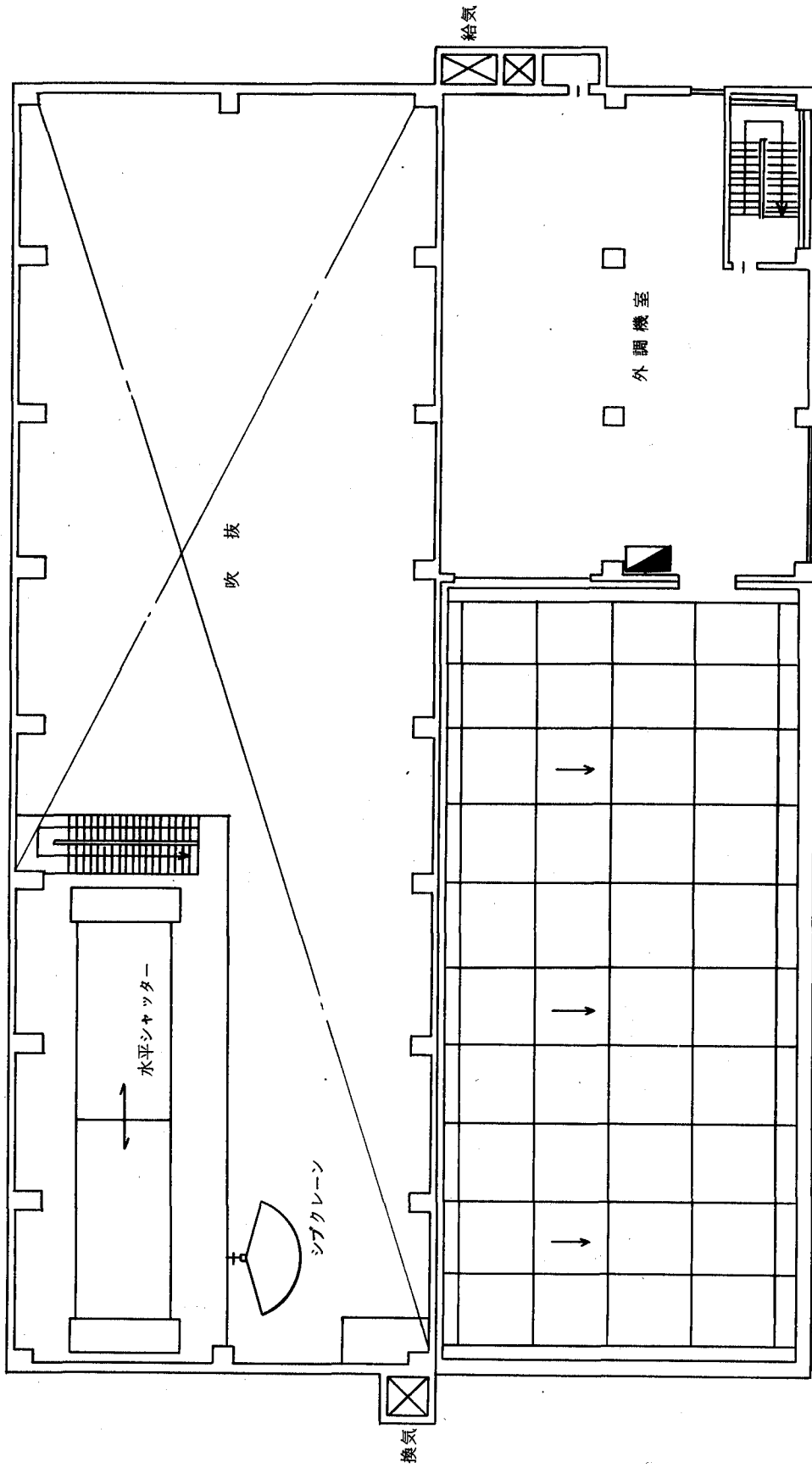


1 階 平面 図

第 2.6 図 消 火 設 備 配 置 図

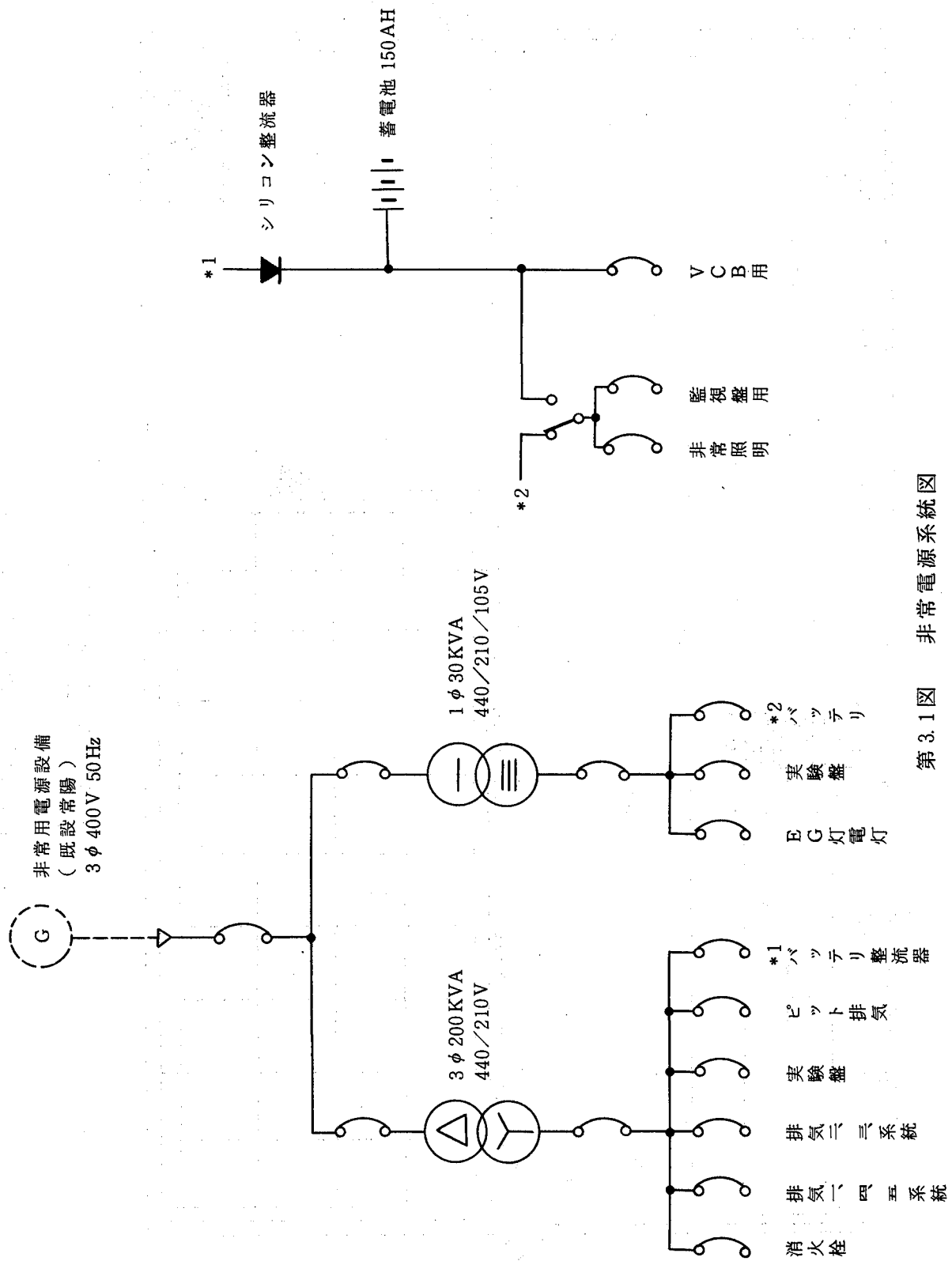


第 2.7 図 消火設備配置図

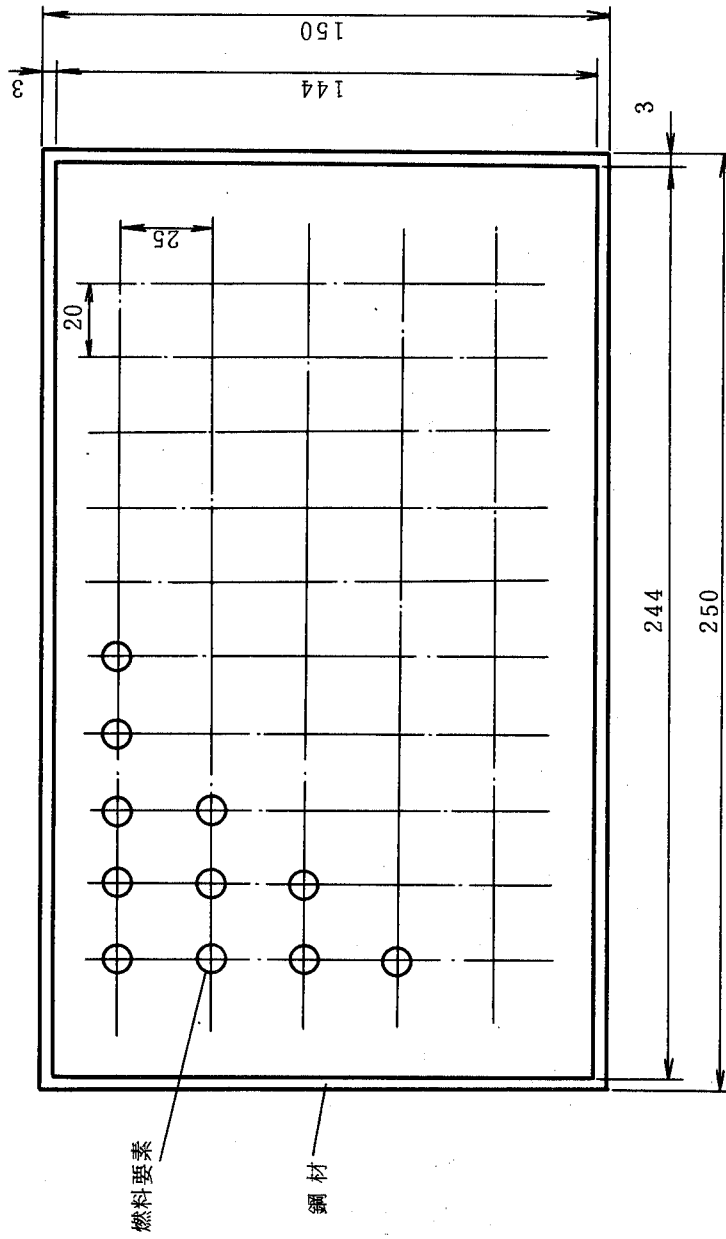


3 階 平 面 図

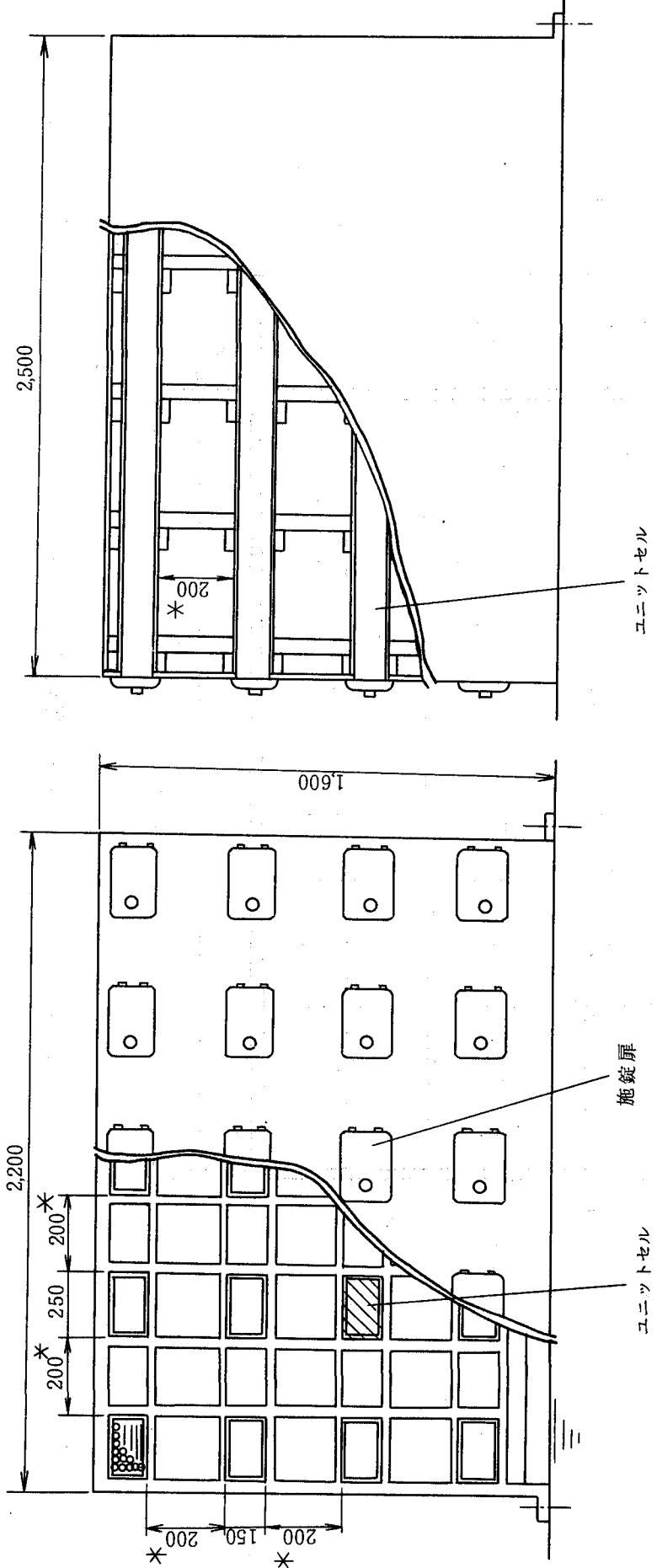
第 2.8 図 消 火 設 備 配 置 図



第 3.1 図 非常電源系統図



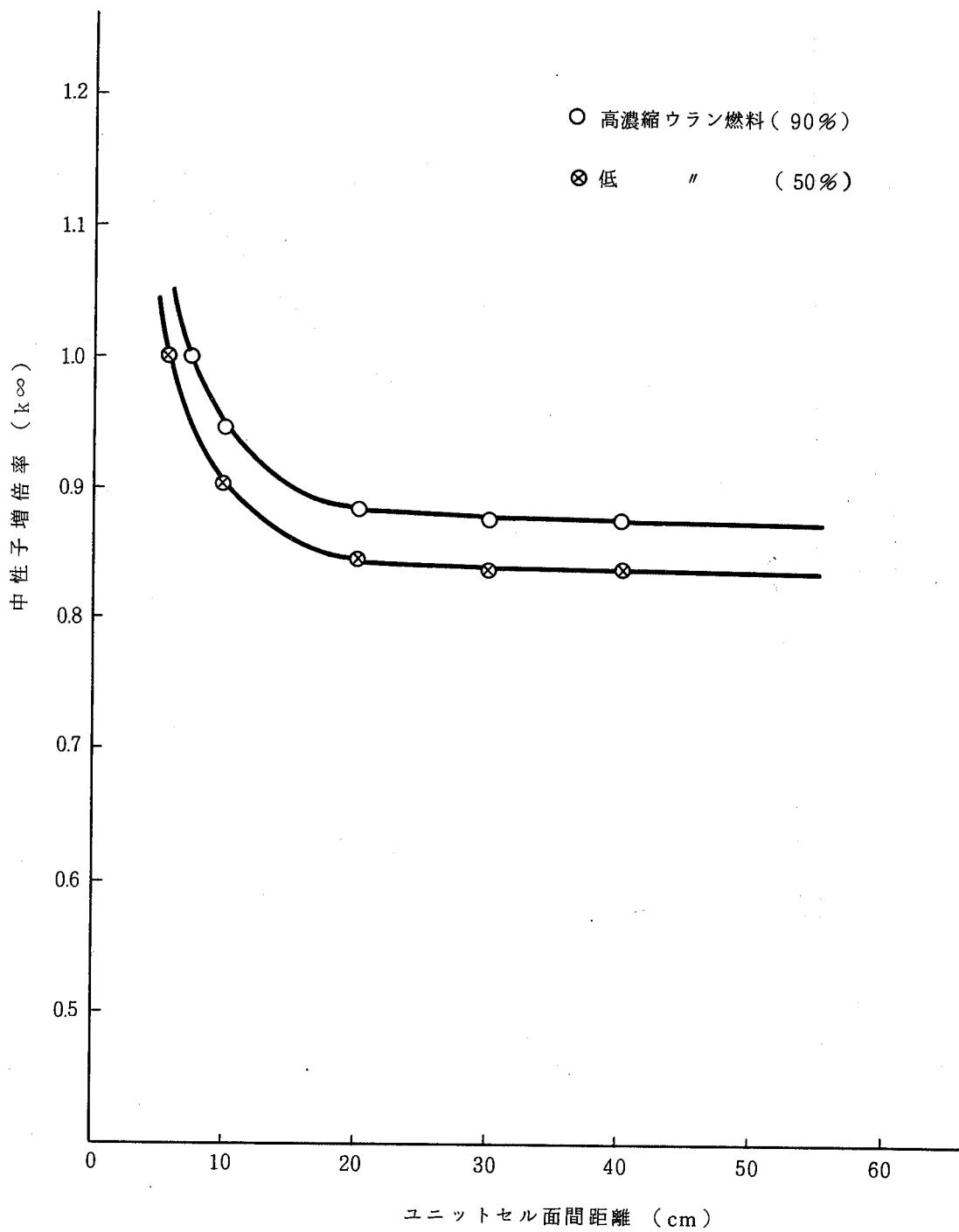
第 6.1 図 ユニットセル計算形状 (参考用)



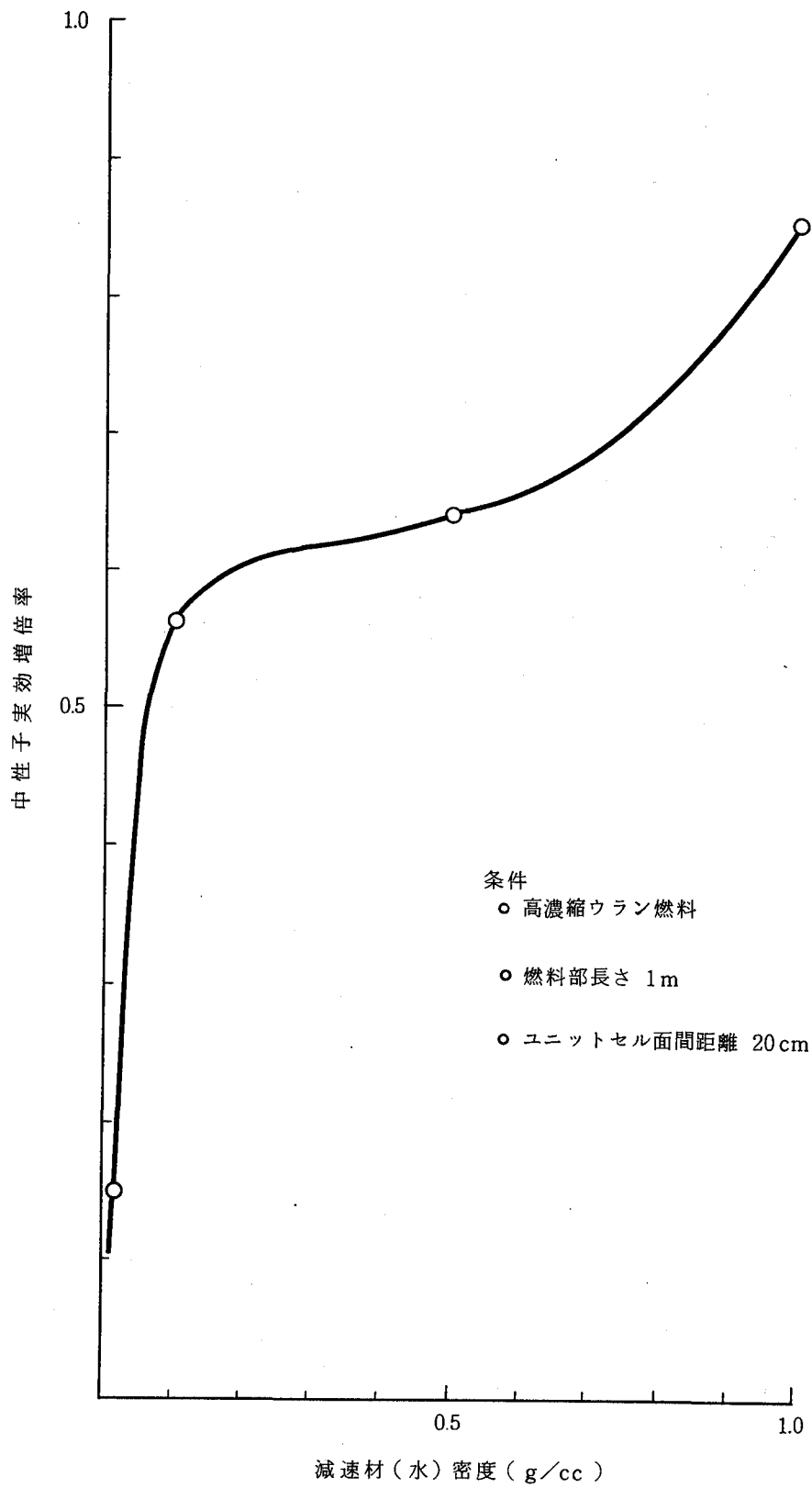
第 6.2 図 燃料要素貯蔵庫概要図 (参考用)

\* ユニットセル面間距離

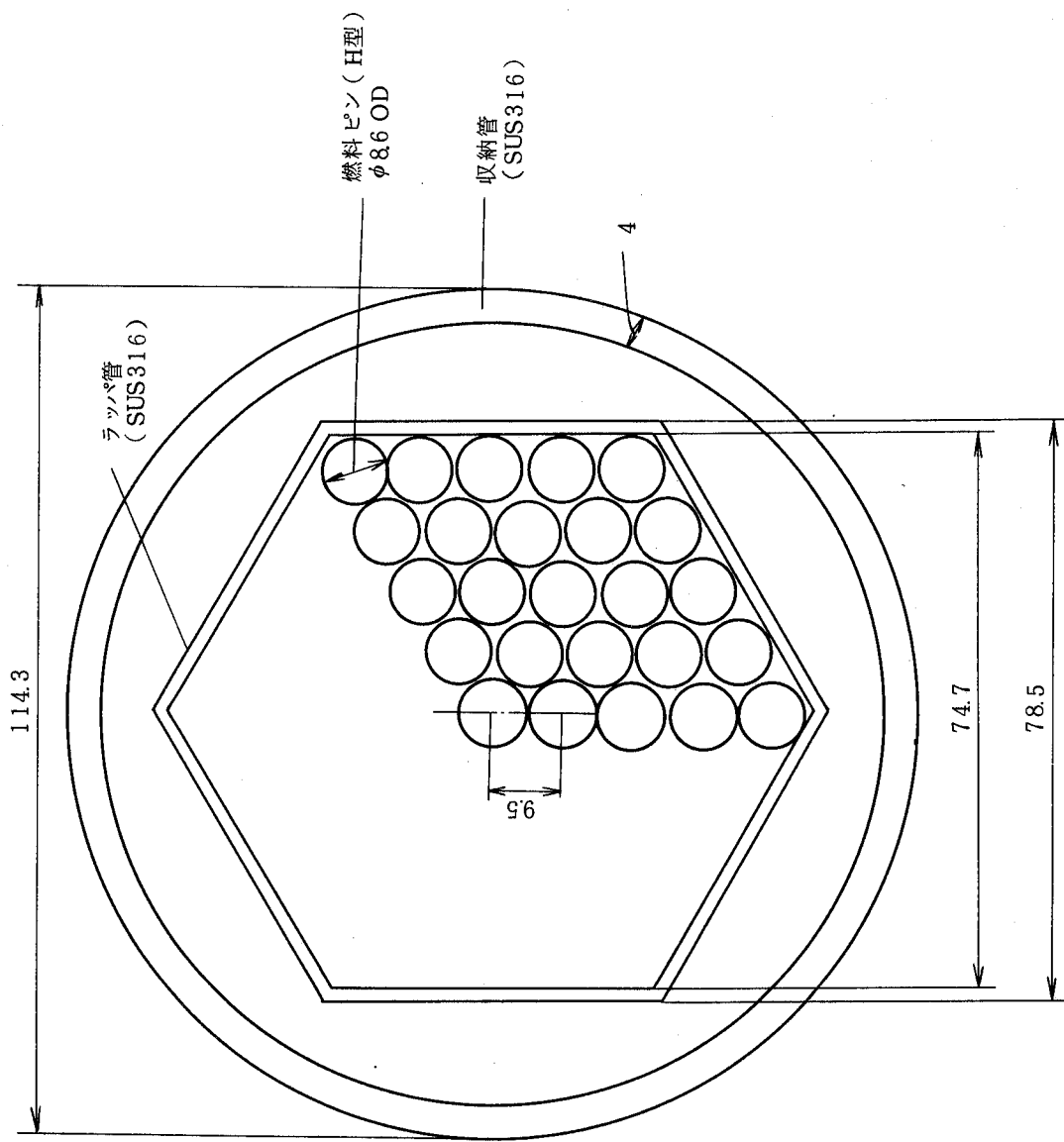




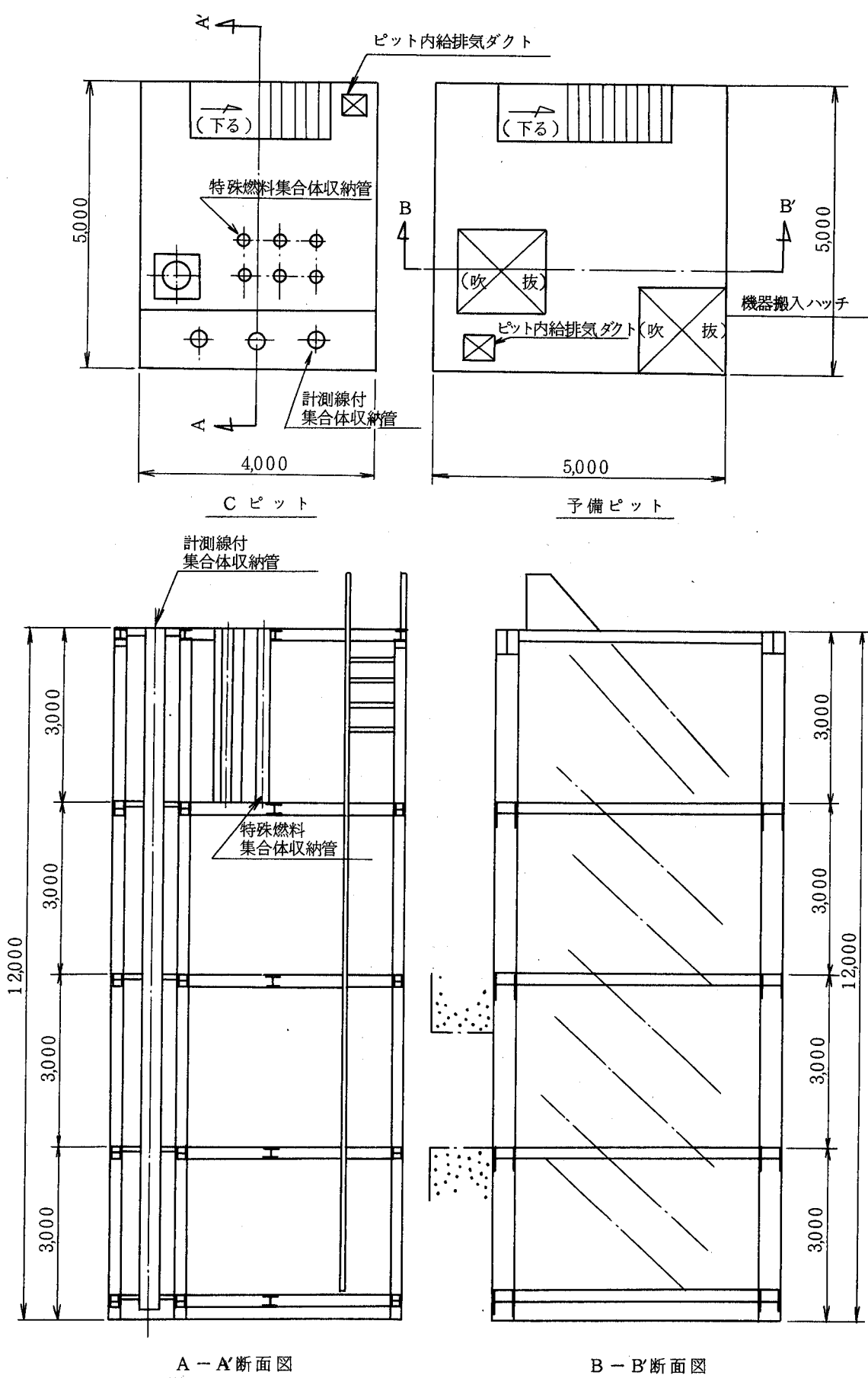
第 6.3 図 ユニットセル面間距離と中性子増倍率の関係



第 6.4 図 減速材密度の変化による影響



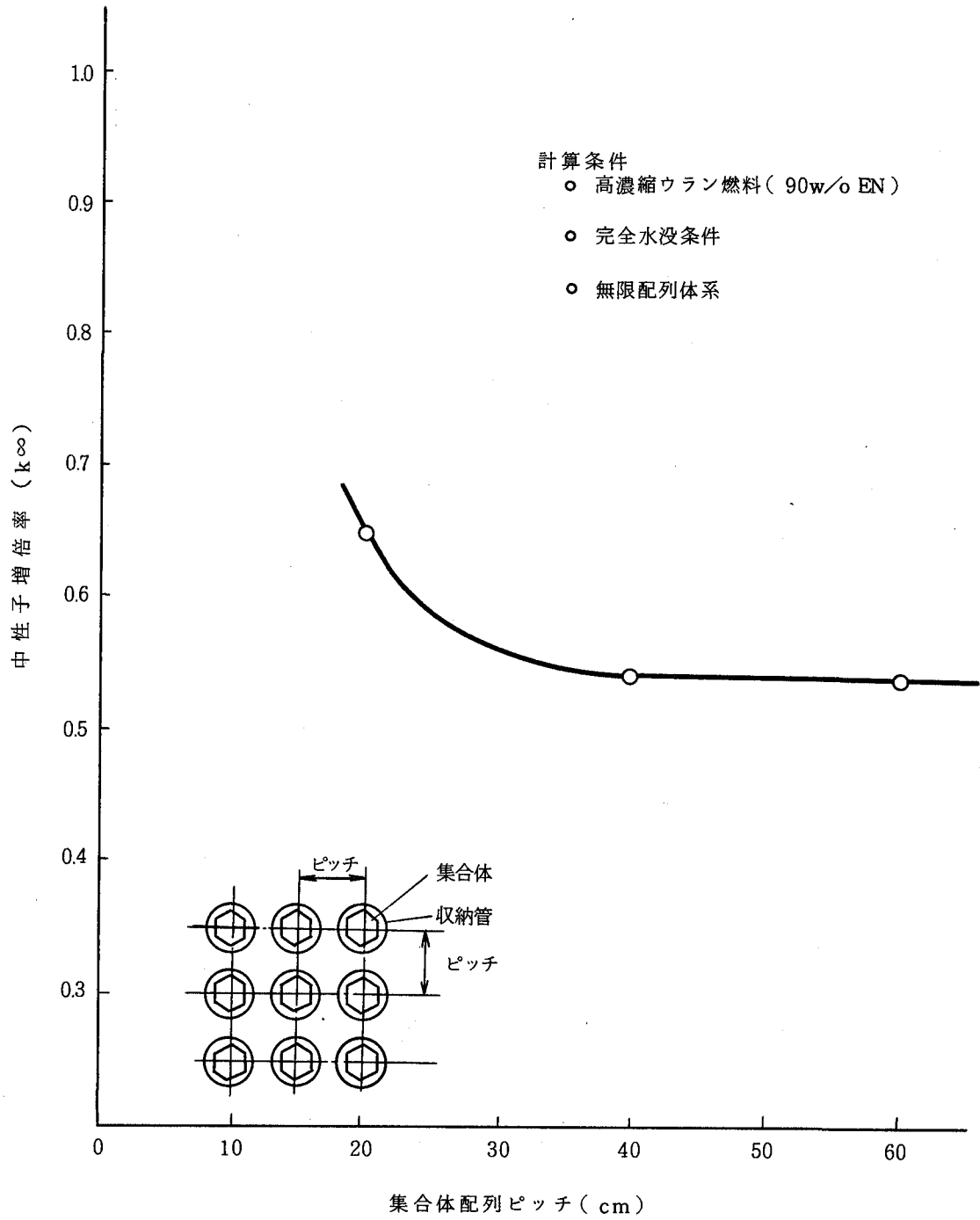
第 6.5 図 集 合 体 系 (単位 : mm)



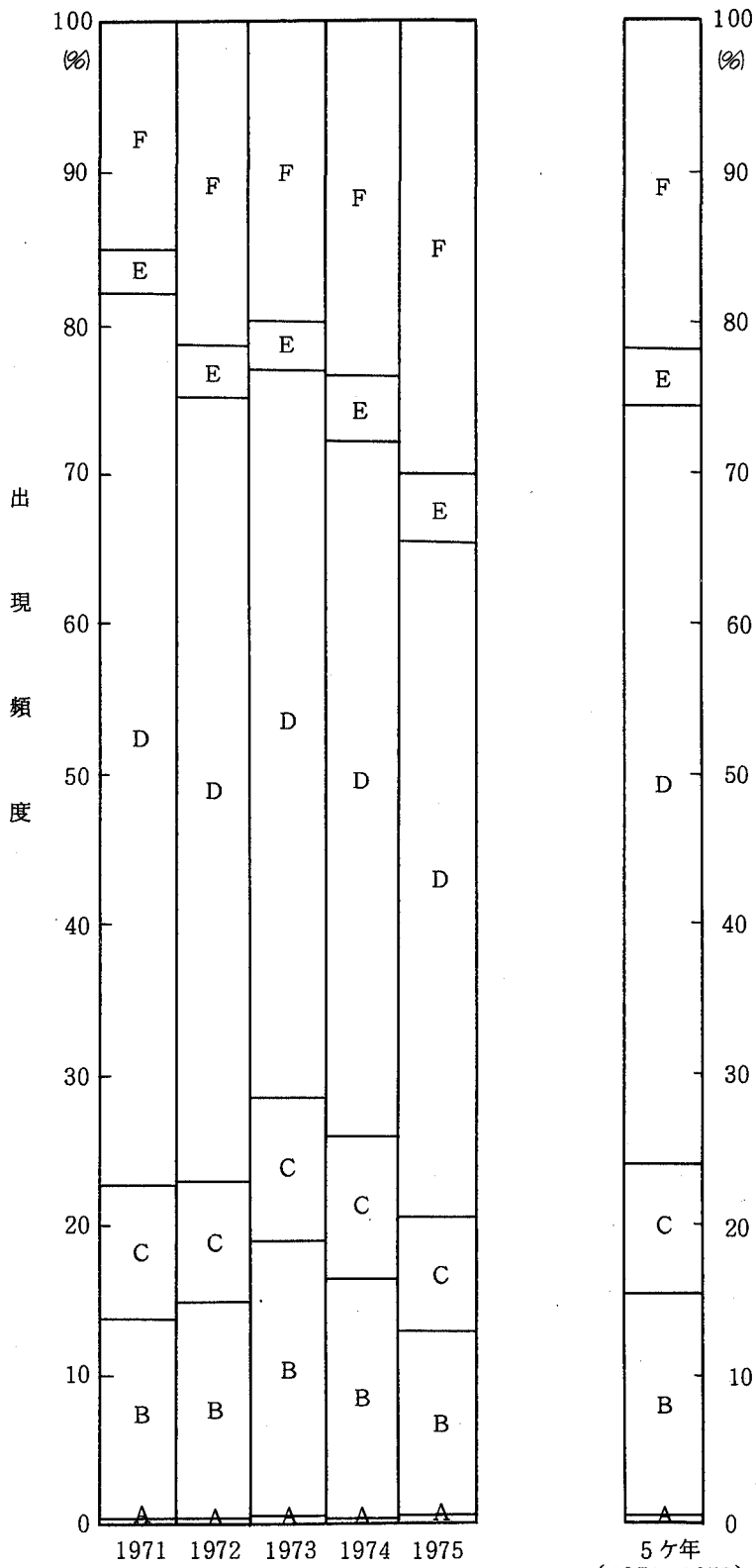
A - A' 断面図

B - B' 断面図

第 6.6 図 C ピット 及 予備ピット 配置図



第 6.7 図 集合体配列ピッチと中性子増倍率



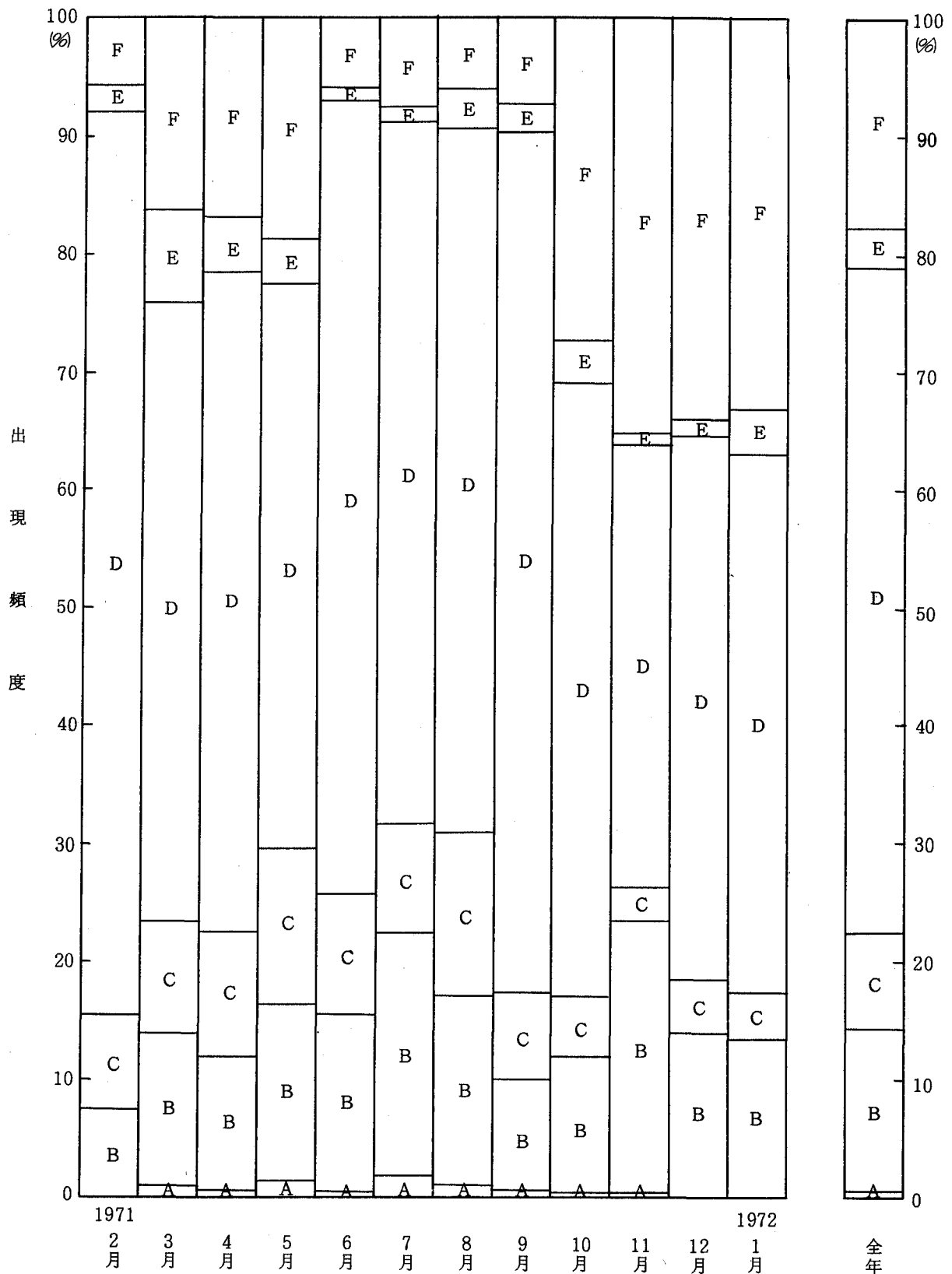
統計方法：大気安定度A-B, B-C及びC-D型はそれぞれB, C, 及びD型と安定側に計上し, G型はF型に含め統計処理を行った。

大洗工学センター

統計期間

1971~1975

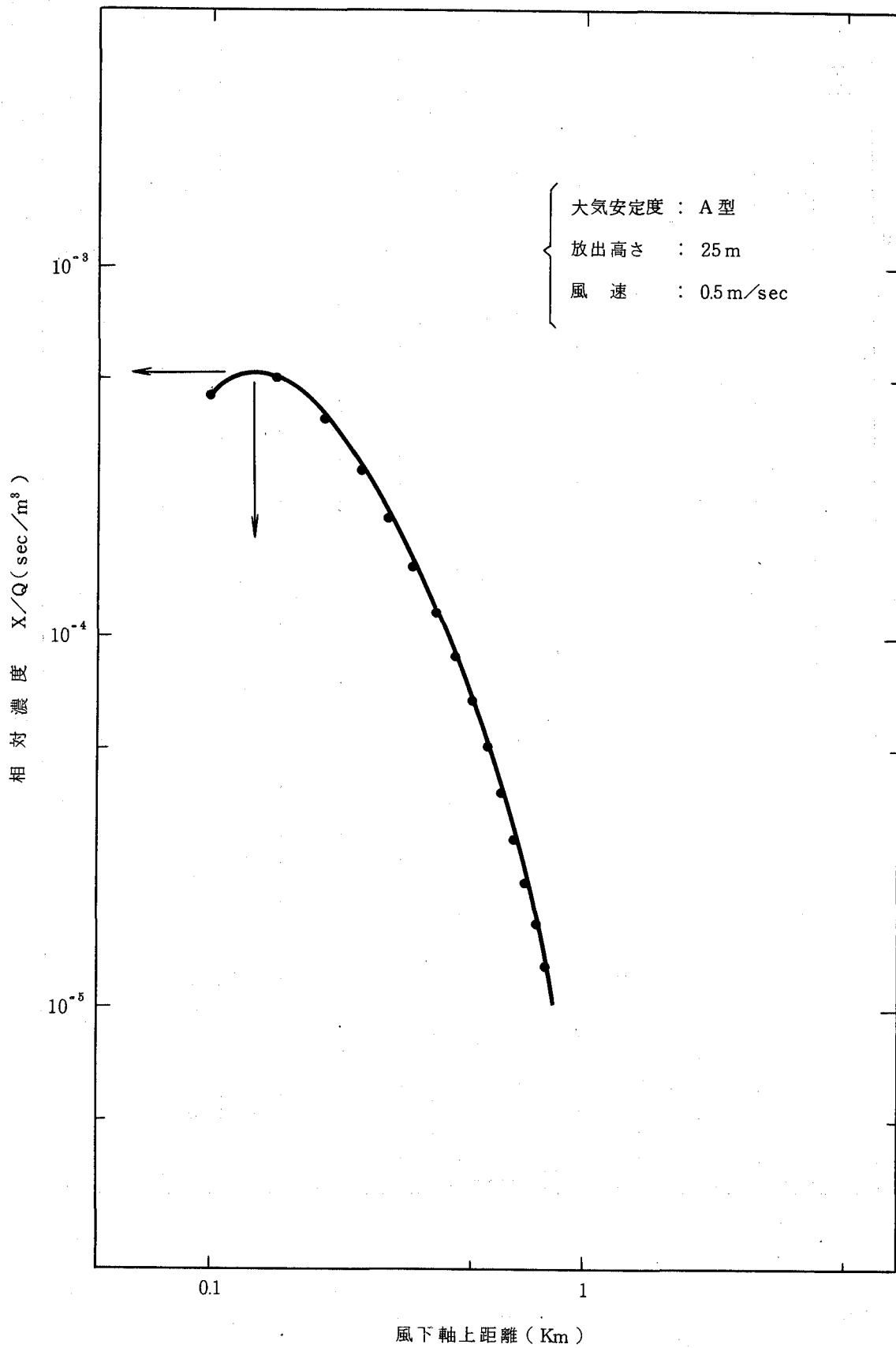
第 7.1 図 年平均の大気安定度出現頻度



統計方法：大気安定度A-B, B-C, 及びC-D型はそれぞれB, C, 及びD型と安定側に計上し, G型はF型に含め統計処理を行った。

大洗工学センター  
統計期間 1年  
(1971.2~1972.1)

第7.2図 月別の大気安定度出現頻度



第 7.3 図 風下地表での相対濃度



( 参 考 資 料 )

# 最大想定事故での放射性雲 からの外部被曝評価

昭和54年 8 月

動力炉・核燃料開発事業団

(1) まえがき

安全対策書での最大想定事故における一般公衆への影響の評価において、排気筒から放出される放射性雲からの外部被曝についてはその寄与は非常に小さいとして無視した。ここでは、簡単なモデルにより被曝量を計算し、無視した根拠を示す。

(2) 計算

計算モデルとしては、次の2種類を用いて確認する。

① サブマージョンモデルによる評価

このモデルでは、安全対策書で計算した最大濃度地点での線源濃度が全空間に拡がったとした場合の地表の $\gamma$ 線線量を求める。

この計算は次式で行うことができる。

$$D\gamma = 1.0 \times 10^6 \cdot E \cdot x$$

ここで

$D\gamma$  : 線量率 (mrad/hr)

$E$  : 注目する $\gamma$ 線の初期エネルギー (Mev/dis)

$x$  : 線源濃度 (ci/m<sup>3</sup>)

Pu-U混合酸化物燃料の $\gamma$ 線放出エネルギーは20~900keVで100keV以下が大半であるので $E = 0.1$  Mev/dis とする。

また $x$ については安全対策書での最大濃度地点での相対濃度 ( $x/Q$ )  $5.4 \times 10^{-4}$  sec/m<sup>3</sup>と、放出率 ( $Q$ ) から次の様にして求める。

$$x = \left(\frac{x}{Q}\right) \times Q = 5.4 \times 10^{-4} \text{ (sec/m}^3\text{)} \times \frac{(3.2+4.2) \times 10^{-8} + 4.2 \times 10^{-6}}{3600} \text{ (ci/sec)}$$
$$= 6.41 \times 10^{-13} \text{ (ci/m}^3\text{)}$$

したがって放出時間が1時間であれば外部被曝線量は次のとおりとなる。

$$D\gamma = 1.0 \times 10^6 \times 0.1 \times 6.41 \times 10^{-13} = 6.41 \times 10^{-8} \text{ (mrad)}$$

② 放出したエアロゾルを一点に集中させたモデル

このモデルでは、排気筒から放出された線源をすべて一点に集中させ、その近辺に人間が居た場合の被曝量を求める。この評価値は考えうる最悪の被曝となることは自明である。

まず中性子線々量を $W$ 、 $C$ 、 $Roesch$ の式から次のように求める。

$$Dn = (0.193 \times P_{238} + 0.0005 \times P_{239} + 0.0132 \times P_{240} + 0.0188 \times P_{240}) \times \frac{m}{R^2} \times 10^3$$

ここで

$Dn$  : 中性子線々量率 (mrem/hr)

$P_i$  : Pu同位体組成比 (ここでは、 $Pu^{238} : Pu^{239} : Pu^{240} : Pu^{241} = 0 : 70 : 25 : 5$ )

m : Pu 重量 (ここでは放出全量  $7.5 \times 10^{-7}$  g)

R : 線源からの距離 (安全側に 1 cm とする)

以上より, 放出時間を 1 時間とすると

$$Dn = \underline{2.7 \times 10^{-6} \text{ mrem}}$$

次に  $r$  線々量を同じく W. C. Roesch の式から以下のとおり求める。

$$Dr = \frac{A}{2\pi R^2} (7.8 \times P_{238} + 0.075 \times P_{239} + 0.069 \times P_{240} + 0.1 \times P_{242} + 0.1 \times P_{241} + 16 \\ \times P_{241} \times [1 - e^{-0.102t}])$$

ここで

$Dr$  :  $r$  線々量率 (rad/hr)

$P_i$  : Pu 同位体組成比

A : 0.1 mm 厚平板線源としたときの線源面積 (cm)

R : 線源からの距離 (1 cm)

t : Pu の化学分離後の経過日数 (750 日とする)

いま, Pu の密度を 19 g/cc とすると A の値は, 全放出量  $7.5 \times 10^{-7}$  g が Pu 金属とすると

$$A = 7.5 \times 10^{-7} (\text{g}) / 19 (\text{g/cc}) \times 1 / 0.01 (\text{cm}) = 3.95 \times 10^{-6} (\text{cm}^2)$$

したがって放出時間を 1 時間とすると

$$Dr = 5.5 \times 10^{-7} \text{ rad} = \underline{5.5 \times 10^{-4} \text{ mrem}}$$

### (3) 検 討

以上の 2 種類の計算によって排気筒から放出される核燃料物質からの外部被曝は過大評価しても  $1 \mu \text{ rem}$  以下であり問題となる量ではない。

# 燃料要素からの燃料粉末の飛散について

動力炉・核燃料開発事業団

高速実験炉部

### Ⅲ 部内準備資料

ここに示した資料は申請にあたって予期される質問事項について調査検討した資料で、最終的に未提出におわったものである。三件とも安全対策書に関連したもので最大想定事故解析と臨界安全に係るものである。

このうち「燃料要素からの燃料粉末の飛散について」は、動燃資料SN841 73-30「ATR 燃料安全性評価試験」の内容に検討を加えまとめたものである。

また、他二件の臨界安全に関する資料は、前節での安全対策書での説明に追加するものであり、これら一連の臨界安全解析の詳細については別途報告する予定である。

(1) まえがき

燃料要素や燃料集合体が万一落下破損した場合、これらに内包されている核物質がどの程度飛散するかを知るために、動燃事業団では落下試験や曲げ破壊試験を行った。

ここではこれら試験の内容と結果を簡単に紹介する。

(2) 燃料要素の落下試験

落下試験に供された燃料要素の仕様を次表に示す。

第1表 試料（燃料要素）の仕様

燃料ペレット	
材 質	UO <sub>2</sub>
密 度	約 95 %T. D.
直 径	14.39 mm
被覆管	
材 質	ジルカロイ-2
外径／内径	16.46 mm／14.7 mm
全 長	0.5, 1, 2, 4 m の 4 種
重 量	0.6, 1.6, 3.5, 7.6 kg の 4 種

これらの燃料を6～12 mの高さから垂直落下または、90°のエッジをもつ標的に水平落下させた。その結果いずれの場合も破損せずHe リーク試験にも合格している。しかしながら内部の燃料ペレットは破砕しており、その破砕粉粒度分布は、粒径44 μ以下が1 w/o、10 μ以下が0.001 w/oであった。この測定は電顕写真法によって行った。

(3) 燃料要素の曲げ試験

前節(2)での燃料要素（全長4 m）を折れるまで曲げる試験を行った。この結果燃料要素はU字状になるまで破損せず、折損時には、ペレットの1/2個分の約15 gの散出があることが分かった。

(4) 集合体の落下試験

上記燃料要素（全長2 m）を28本束ねたATR燃料集合体（ラップ管等の外被はない。また重量は105 kg。）を90°のエッジをもつ標的に水平落下させた。

この試験では集合体に取付けた衝撃力測定用ピックアップを介して標的に衝突したため燃料要素1本が破損した。この時の破砕粉散出量はペレット1/2個分約15 gであった。またペレットの飛散程度は破損口の一部に限られていた。

# 最小臨界ピン本数について

動力炉・核燃料開発事業団

高速実験炉部

(1) まえがき

照射装置組立検査施設では、各種燃料要素を運搬、組立、検査及び貯蔵等様々な形態で取扱うことになる。これらの取扱い上の臨界安全を確認するため、燃料要素の最小臨界ピン本数、すなわちどのような取扱いをしても臨界になることのない燃料要素本数（自由取扱ピン本数）を計算により求める必要がある。

(2) 計算条件及び手法

取扱う燃料要素としては第1表に示す高低濃縮燃料二種類を対象とした。また燃料要素はピッチをパラメータとした正方格子配列されるとし、また、完全水没条件とした。

解析に用いた計算コードはGTB-2で、これにより上記条件での燃料の固有値を求め、臨界ピン本数の計算を行った。

(3) 計算結果と検討

第1図に正方格子ピッチと臨界ピン本数の関係を示した。この結果から最適臨界ピッチは2.5 cmで最小臨界ピン本数は約70本であることが分かる。したがって70本以下でこれらの燃料要素を扱えば、どの様な間隔にしても臨界になることはない。

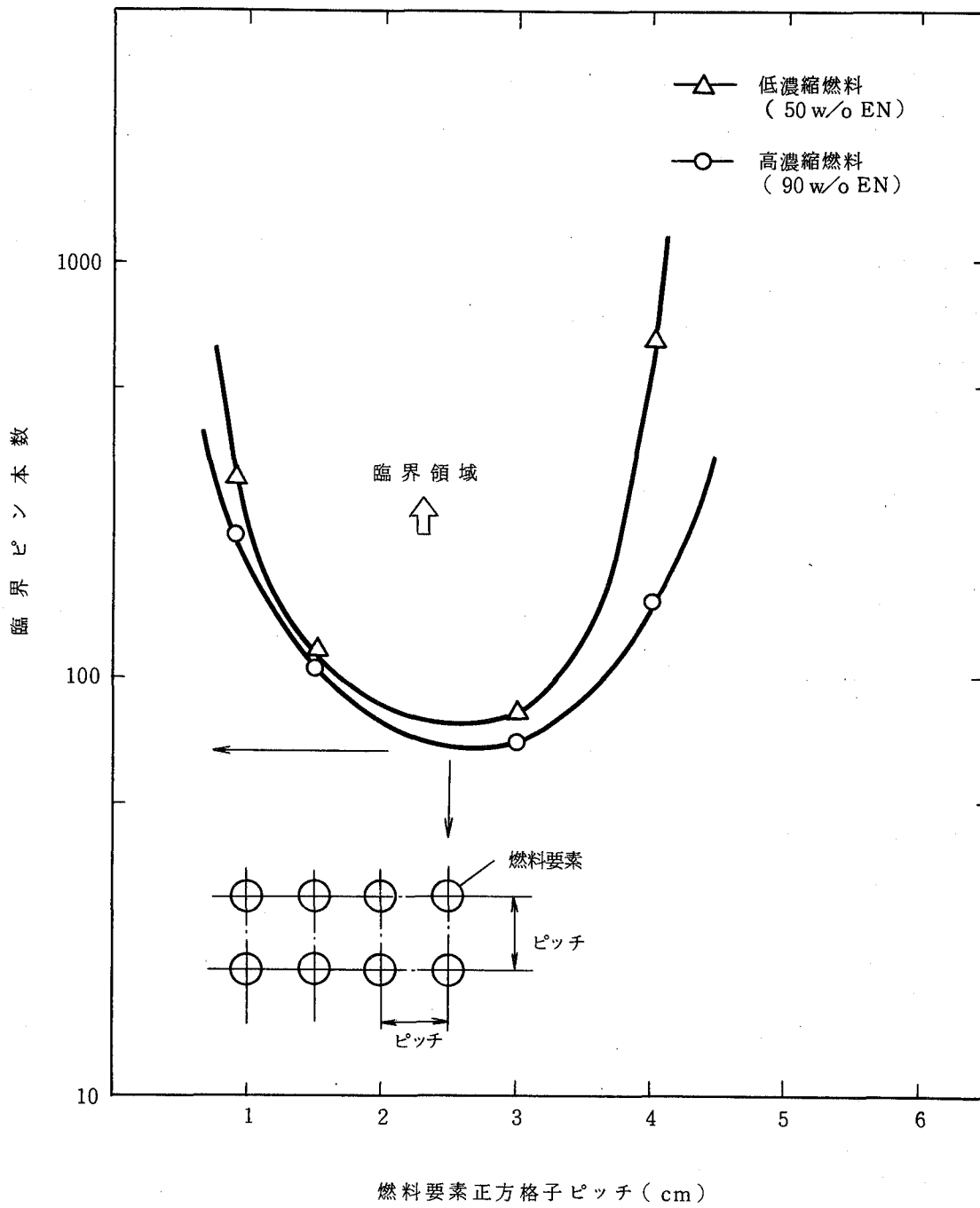
なお高濃縮燃料要素70本に含まれるPuは約4.5 kg、 $U^{235}$ は9.4kgである。

第1表 計算に用いられた燃料仕様

	高濃縮燃料	低濃縮燃料
燃料ペレット		
外径 (mm)	7.0	6.0
密度 (%T.D.)	95	95
Pu 富化度 (w/o)	30	30
Pu 同位体比 (w/o)		
Pu <sup>239</sup>	80	80
Pu <sup>240</sup>	10	10
Pu <sup>241</sup>	10	10
U濃縮度 (w/o)	90	50
O/M比	2.0	2.0
燃料要素		
全長* (cm)	約200	約200
燃料有効長* (cm)	約55	約55
被覆管外径 (mm)	8.6	6.8
被覆管内径 (mm)	7.0	6.0
被覆管材質	SUS 316	SUS 316

\* 参考値。今回計算条件には入らない。





第1図 計算結果

# 炭化物燃料について

動力炉・核燃料開発事業団

高速実験炉部

(1) まえがき

照射装置組立検査施設では近い将来炭化物燃料等の新型燃料を取扱う可能性がある。ここでは減速材条件として厳しいと考えられる混合炭化物燃料を貯蔵庫に保管する場合の臨界安全を検討してみた。

(2) 計算条件及び寸法

炭化物燃料となる以外は先の貯蔵庫の臨界防止説明書の条件及び手法と同じである。すなわち、燃料仕様として第1表に示すものを考慮し、またユニットセルは第1図に示すとおりで、完全水没条件無限配列・無限長体系である。

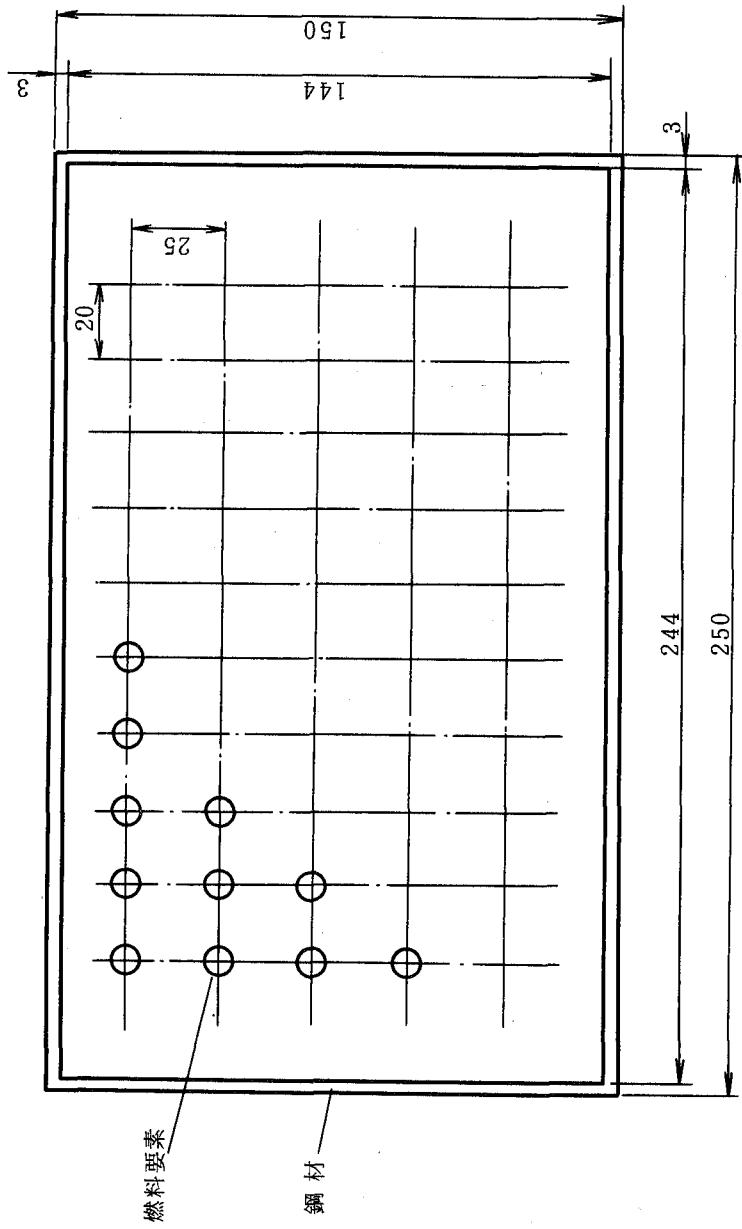
(3) 計算結果と検討

第2図に計算結果を示す。炭化物燃料の場合とほとんど差はなく、ユニットセル面間距離 20 cm 近辺では、十分な未臨界度を有している。

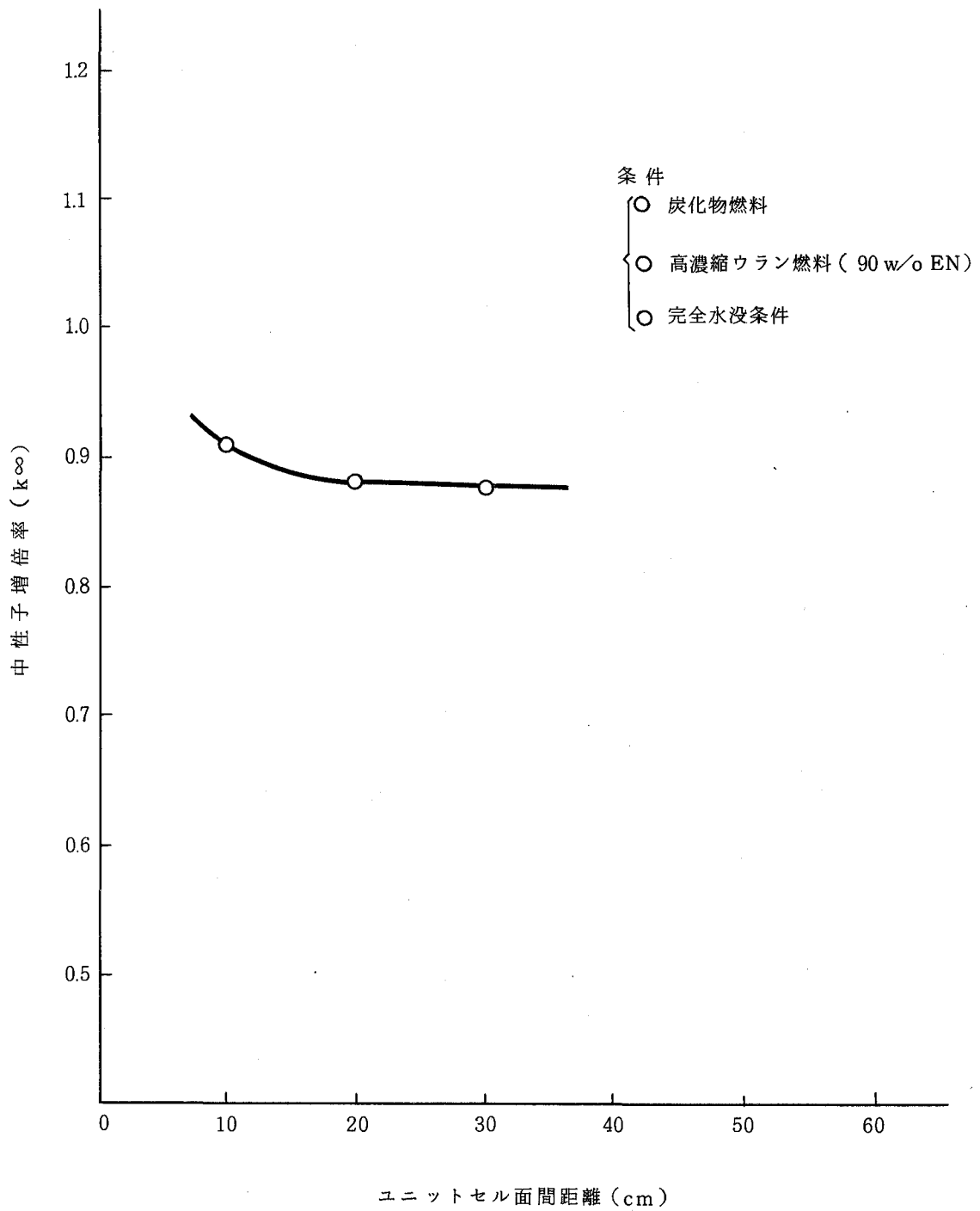
第1表 燃料仕様

	高濃縮燃料
燃料ペレット	
材質	Pu-U混合炭化物
外径 (mm)	7.0
密度 (g/cc)	13.63
Pu 富化度 (w/o)	30
Pu 同位体 (w/o)	
Pu <sup>239</sup>	80
Pu <sup>240</sup>	10
Pu <sup>241</sup>	10
U 濃縮度 (w/o)	90
C/M比	1.0
燃料要素	
全長* (cm)	約 200
燃料有効長*(cm)	約 55
被覆管外径 (mm)	8.6
被覆管内径 (mm)	7.0
被覆管材質	SUS 316

\* 参考値



第1図 ユニットセル計算形状 (参考用)



第2図 ユニットセル面間距離と中性子増倍率の関係