

4 / 原第 459 / 号

昭和 4 / 年 / 2 月 2 日

東京電力株式会社

取締役社長 本川田一隆 殿

内閣総理大臣 佐藤栄作

東京電力株式会社の福島原子力発電所の  
原子炉の設置について

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 23 条第 1 項の規定に基づき、昭和 4 / 年 7 月 / 日付付原業発第 100 号（昭和 4 / 年 / 10 月 27 日付付原業発第 26 号および 27 号、昭和 4 / 年 / 11 月 / 10 日付付原業発第 40 号をらび昭和 4 / 年 / 11 月 / 4 日付原業発第 44 号をもつて一部訂正）をもつて申請のあつた福  
記原子炉の設置を許可する。

正本

福島原子力発電所  
原子炉設置許可申請書

昭和41年7月

東京電力株式会社



原業発第100号  
昭和41年7月1日

内閣総理大臣

佐藤栄作 殿



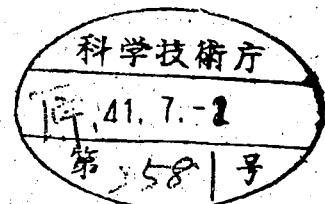
東京都千代田区内幸町2丁目9番地  
東京電力株式会社  
取締役社長 木川田 一

福島原子力発電所の原子炉設置許可申請書

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第23条第2項の規定により、原子炉設置許可の申請をいたします。

記

1. 氏名又は名称 東京電力株式会社  
取締役社長 木川田 一 隆  
住 所 東京都千代田区内幸町2丁目9番地
2. 使用の目的 商業発電用
3. 原子炉の型式、熱出力及び基数  
型 式：濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却型（沸騰水型）  
熱 出 力：約1,220MW  
基 数：1
4. 原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地  
名 称 福島原子力発電所  
所 在 地 福島県双葉郡大熊町および双葉町



## 5. 原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備

### イ. 原子炉施設の位置

#### (1) 敷地の面積及び形状

原子炉施設を設置する地点は、福島県双葉郡のほぼ中央に位置し、東は太平洋に面している。

敷地は、標高約35mの平滑な台地であつて、海岸線に長軸をもつ半長円状の形状となつている。

敷地全体の広さは、約3,000,000m<sup>2</sup>であり、そのほとんどは山林原野である。

#### (2) 敷地内における主要な原子炉施設の位置

原子炉本体は、敷地中央部の海岸側（海岸線までの距離約80m）に設置される。原子炉本体の中心から敷地境界までの距離は、北西の方向では約900mであるが、そのほかは1,000m以上である。

### ロ. 原子炉施設の一般構造

#### (1) 耐震構造

原子炉施設の耐震設計は次の方針にもとづいて行なわれる。

- a 原則として剛構造とする。
- b 原子炉建家のように重要な建物は直接岩盤に支持される。
- c 原子炉施設を重要度に応じて次のように分類し、それぞれの重要度に応じて耐震設計を行なう。

As クラス 格納容器、制御棒駆動機構などのようにAクラスのうち、特に安全対策上緊要な施設

A クラス 原子炉建家、原子炉などのようにその機能喪失が重大な事故を起こすおそれのある施設、および周辺公衆の災害を防止するために緊要な施設

B クラス 廃棄物処理建家、廃棄物処理設備などのように高放射性物質に関連する施設であつて、上記As、Aクラス以外の施設

C クラス As、A、Bクラス以外の施設

d As およびAクラスの設計は、基盤における最大加速度0.18 gの地震動に対して安全であるように設計される。この場合、設計地震力は建築基準法に示された震度の3倍の震度から定まる値を下廻らないようにする。

Bクラスの施設の設計地震力は、建築基準法に示された震度の1.5倍の震度から定まる値を下廻らないものとし、Cクラスの施設の設計地震力は、建築基準法に示された震度から定まる値を下廻らないものとする。

e Asクラスの施設については、上記の0.18 gの1.5倍以上の加速度の地震動に対して、機能がそこなわれないことも確かめる。

(四) その他の主要な構造

原子炉施設のうち、主要な施設である原子炉建家は、鉄筋コンクリート造（上部は鉄骨構造）であり、建物の基礎は、直接岩盤に支持される。原子炉建家を設置する敷地の整地面は標高約10 mである。

ハ. 原子炉本体の構造及び設備

炉心部は燃料、制御材および支持構造物からなり、上下端が半球状の円筒形鋼製圧力容器に收容される。圧力容器の外側には、しゃへい壁がある。

(イ) 炉心

(1) 構造

a 構造

炉心は多数の燃料集合体および制御棒を円筒状に配列した構造である。十字形の制御棒は4本の角形燃料集合体によつて囲まれた配置になっている。各燃料集合体のチャンネルが流路を形成し、冷却材はこれを下から上方向に流れる。燃料集合体上部には、気水分離器および乾燥器が設けられる。

b 主要寸法

炉心等価直径	約3.4 m
炉心有効高さ	約3.7 m

(2) 燃料体の最大そう入量

燃料集合体の個数	約400
第1炉心ウラン 235	約1.7トン

平衡炉心ウラン 235 約 2.0 トン

(3) 主要な核的制限値

最大過剰反応度

第 1 炉心 約 2.4% ΔK/K

平衡炉心 約 1.5% ΔK/K

(4) 主要な熱的制限値

- a 限界熱流束比 1.5 以上 (定格の 120% 出力時)
- b 燃料最高温度 熔融温度 (2,800°C) 以下 (定格の 120% 出力時)
- c 炉心ポイド率 約 2.9% (定格出力時)

(ロ) 燃料体

(1) 燃料材の種類

二酸化ウラン焼結研磨ペレット

第 1 炉心用燃料集合体平均 約 2.2 w/o

取替燃料集合体平均 約 2.5 w/o

(2) 被覆材の種類

ジルカロイ-2

(3) 燃料要素の構造

a 構造

燃料要素は円筒形被覆管に二酸化ウランペレットをそり入し、両端を密封した構造となっている。

b 主要寸法

燃料要素外径 約 1.5 cm

燃料要素有効長さ 約 3.7 m

被覆材厚さ 約 0.9 mm

(4) 燃料集合体の構造

a 構造

燃料集合体は、燃料要素を 7×7 の正方形に配列し、これを上下端およびスベイスによつて支持し、その外周にチャンネル箱を設けたものである。燃料集合体は 4 個づつ燃料支持台にはめこまれて、支持されている。各燃料支持台は制御棒案内管によつて支持されているが、制御棒案内管のない炉心周辺部では、

燃料支持台は下部炉心板によつて支持される。

燃料要素配列 7 × 7

燃料集合体当りの燃料要素の最大個数 49

b 主要寸法

燃料要素ピッチ 約 1.9 cm

(5) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度 約 26,000 MWD/T (第1炉心)

(イ) 減速材及び反射材の種類

軽水

(ニ) 原子炉容器

原子炉容器は、炉心およびジェット・ポンプを収容する耐圧容器であり、上蓋はフランジ部でボルト締めされている。

(1) 構造

a 形状 たて形円筒形

b 主要寸法

内径 約 4.8 m

外径 約 1.9 m

c 材料

母材 低合金鋼

内張 ステンレス鋼

d 主要ノズルおよびその取付位置

再循環水出口ノズル 2個 胴下部

再循環水入口ノズル 10個 胴下部

主蒸気出口ノズル 4個 胴上部

給水入口ノズル 4個 胴中央部

e 支持方法

下部 円筒形スカート支持

上部 横振防止機構でドライウエル外周の壁に支持

(2) 最高使用圧力及び最高使用温度

約 8.4 Kg/cm<sup>2</sup> g. 約 300 °C

(ホ) 放射線遮蔽体の構造

主要な放射線しゃへいは、ドライウエル外周の壁と原子炉建家外壁である。

(ハ) その他の主要な事項

なし

ニ. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設の構造及び設備

燃料取替えは原子炉停止中に行なう。新燃料は、原子炉建家内に設けられた新燃料貯蔵施設からクレーンなどで燃料取扱装置に移し、原子炉にそう入される。燃料の取替えは、原子炉上部のウエルに水を張り、水中で燃料取扱装置を用いて行なわれる。使用済燃料は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵施設の水中に貯蔵される。使用済燃料を発電所外に搬出する場合には、使用済燃料貯蔵施設の水中で、使用済燃料輸送用容器に収容して行なう。

(イ) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備は次のものから構成されている。

燃料取扱装置

クレーン

キヤスク除染設備

(ロ) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

a 新燃料貯蔵施設

貯蔵能力 炉心全装荷量の約30%

b 使用済燃料貯蔵施設

構造 コンクリート造水槽、ステンレス鋼内張り

貯蔵能力 炉心全装荷量の約150%

ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(イ) 1次冷却設備

再循環回路の再循環ポンプおよび原子炉圧力容器内部に設けられたジェット・ポンプにより、冷却材を原子炉内に循環させて、炉心から熱除去を行なう。炉心で発生した蒸気は圧力容器内の気水分離器を経た後、主蒸気管でタービンに導かれる。タービンを出た蒸気は主復水器で復水される。復水は復水ポンプ、復水脱塩装置、給水加熱器を通り、給水ポンプにより原子炉に戻される。主蒸気管には、タービン・パイプ



ス系が設けられており、蒸気を主復水器へバイパスできるようになっている。

(1) 冷却材の種類

軽 水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 冷却材再循環系

冷却材再循環回路数 2

再循環ポンプ 形式 たて形ウズ巻式電動機駆動

容量 約5,600T/hr

個数 1/回路

主冷却管 材料 ステンレス鋼

外径 約60cm

ジェット・ポンプ 個数 20

容量 約1,100T/hr/台

再循環回路隔離弁 個数 2/回路

b 原子炉冷却材浄化系

系 統 数 1

形 式 イオン交換

c 主蒸気系

主蒸気管本数 4

主 蒸 気 管 材料 炭素鋼

外径 約40cm

主蒸気隔離弁 個数 2/本

取付位置 ドライウエル貫通部前後

閉鎖時間 3ないし10秒

安 全 弁 形式 バネ式

全容量 約3,800T/hr

吹出し場所 ドライウエル

逃 が し 弁 形式 電磁式

全容量 約820T/hr

吹出し場所 サブプレッション・プール

- d タービン
- |      |             |
|------|-------------|
| 基 数  | 1           |
| 形 式  | くし形4流排気     |
| 設備容量 | 約460,000 kW |
- e 主復水器
- |     |            |
|-----|------------|
| 基 数 | 1          |
| 形 式 | 表面接触単流2区分式 |
- f タービン・バイパス系
- |       |                 |
|-------|-----------------|
| 系 統 数 | 1               |
| バイパス管 | 材 料 炭素鋼         |
| バイパス弁 | 全容量 約2,600 T/hr |
- g 給水系
- |       |                   |
|-------|-------------------|
| 系 統 数 | 2                 |
| 給水ポンプ | 形 式 うず巻式電動機駆動     |
|       | 容 量 約1,400 T/hr/台 |
|       | 個 数 3 (うち1は予備)    |
| 給水管   | 材 料 炭素鋼           |
| 給水止め弁 | 個 数 1/系統          |
| 給水逆止弁 | 個 数 1/系統          |

- (3) 冷却材の温度及び圧力
- |      |                                          |
|------|------------------------------------------|
| 最高圧力 | 約74 Kg/cm <sup>2</sup> g<br>(高圧スクラム設定圧力) |
| 最高温度 | 約290℃                                    |

(iv) 2次冷却設備

な し

(v) 非常用冷却設備

(1) 冷却材の種類 純水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 非常用復水器

主蒸気管隔離弁閉鎖などにより、主復水器が利用できない場合に崩壊熱を除去するため、非常用復水器が原子炉建家内に設けられる。

系 統 数	2
形 式	タンク形
タンク数	1/系統
タンク保有水量	約100 m <sup>3</sup> /タンク
蒸気流量	約100 T/hr/タンク

b 炉心スプレイ系

冷却材再循環回路の破断のような冷却材喪失事故時に、サブプレッジョン・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する。

系 統 数	2 (うち1は予備)
流 量	約560 T/hr/系統
ポンプ数	2/系統

(イ) その他の主要な事項

(1) 原子炉停止時冷却設備

原子炉停止時に、原子炉の圧力が低下したのちの原子炉冷却用設備として、原子炉停止時冷却系が2系統(うち1系統は予備)設けられる。

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

原子炉の適切かつ安全な運転のため、中性子束を測定する核計装設備と水位、圧力、再循環流量などを測定する計装設備、安全保護回路および制御設備が設けられる。また、通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために、初圧調整装置が設けられる。

原子炉の出力制御は再循環流量の調整および制御棒位置の調整の2方式により行なわれるが、通常のタービン負荷の変化に対する出力調整は、実用可能な範囲まで、再循環流量の調整により行なうことを原則とする。

(1) 計 装

(1) 核計装の種類

中性子束は以下のように3つの領域に分けて原子炉内で計測する。

中性子源領域	: 可動形計数方式モニタ	約4チャンネル
中間領域	: 可動形キャンベル方式モニタ	約8チャンネル
出力領域	: 固定形直流方式モニタ	約88チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

原子炉水位、原子炉圧力、再循環流量、給水流量、蒸気流量、制御棒位置および

制御棒駆動用冷却材圧力などの計装装置が設けられる。

(ロ) 安全保護回路

原子炉の安全保護回路の機能としては、スクラム、制御棒引抜きインタロック、警報およびその他の保護動作（炉心スプレイ系起動などを含む）がある。

(1) 原子炉停止回路の種類

次のような条件に対して原子炉をスクラムするため、2つの独立のチャンネルが設けられ、これらの同時動作によって原子炉をスクラムする。

原子炉圧力高

原子炉水位低

ドライウエル圧力高

中性子束高（中間および出力領域モニタ）

中性子束指示低（出力領域モニタ）

スクラム・ダンプ・タンク水位高

主蒸気管隔離弁閉

復水器真空度低

主蒸気管放射能高

所内電源喪失

地震

手動

(2) その他の主要な安全保護回路の種類

(1)のほか、安全保護回路には、次のようなものが設けられる。

a 補助保護機能

安全保護回路の主要な補助保護機能には、次のようなものがある。

- i) 炉内水位異常低下信号による主蒸気管隔離弁閉鎖と炉心スプレイ系の起動
- ii) 主蒸気管破断の状態を示す圧力などの信号による主蒸気管隔離弁の閉鎖
- iii) 原子炉圧力高の信号による非常用復水器の作動
- iv) 原子炉建家放射能高の信号による常用換気系の閉鎖と非常用ガス処理系の起動
- v) ドライウエル圧力高の信号による格納容器冷却系の起動
- vi) オフ・ガスの放射能高の信号によるオフ・ガス系出口弁の閉鎖

## b 警 報

中性子束および温度、圧力、流量などのプロセス変数が異常値になった場合、主蒸気管または空気抽出器排気中の放射能が異常に高くなった場合、あるいは原子炉の安全性に関連する設備が動作した場合などには、必要に応じて警報が発せられる。

## c 連動回路

次のような場合には制御棒引抜きがインタロックされる。

- i) モードスイッチが「停止中」になっている場合
- ii) モードスイッチが「燃料取替」になっていて、燃料取替用クレーンが原子炉の上部にある場合
- iii) モードスイッチが「燃料取替」になっていて、制御棒が1本引抜かれている場合
- iv) スクラム・ダンプ・タンクの水位高のスクラムがバイパスされている場合
- v) 2つのスクラム・アキュムレータの圧力低、または水位高の警報が出ている場合
- vi) モードスイッチが「起動」になっていて、中間領域中性子モニタの指示が低い場合
- vii) モードスイッチが「出力運転」になっていて、出力領域中性子モニタの指示が低い場合
- viii) 出力領域の中性子束が設定値に達した場合
- ix) 制御棒価値ミニマイザに与えられた引抜きシーケンスをはずれた制御棒操作を行なった場合
- x) モードスイッチが「起動」になっていて、炉心内に中性子源領域モニタと中間領域モニタが所定の位置にない場合

## (r) 制御設備

原子炉の反応度の制御および出力分布の調整のため、制御材および駆動設備が設けられる。また、第1炉心の過剰反応度の一部を吸収するためポイズン・カーテンを使用する。

### (1) 制御材の個数及び構造

a 制御棒

制御棒は、中性子吸収材を充てんしたステンレス鋼管をステンレス鋼製のU形  
シースで十字形に組合わせたもので、その下端に落下速度リミッタがある。落  
下速度リミッタは、制御棒が万一落下した場合でも、その落下速度を約1.5 m  
/secに制限するようになっている。各制御棒は4個の燃料集合体の中央に位置し、  
炉心全体にわたって一様に配置されている。

制御棒個数	約97
制御棒形状	十字形
中性子吸収材料	ボロン・カーバイト粉末
中性子吸収材部分長さ	約3.6 m

b ポイズン・カーテン

ポイズン・カーテンは、上部炉心格子からつり下げられており、制御棒ブレ  
ードが入っていない燃料集合体間のすきまにそう入される。

形 状	板状
材 料	低濃度ボロン・ステンレス鋼
個 数	約170
反応度制御容量	第1炉心の初期において約10% ΔK/K
取 出 時 期	第1回燃料取替時

(2) 制御材駆動設備の個数及び構造

制御棒駆動設備は、原子炉底部に設けられる。駆動方式(通常時およびスクラム  
時)は、ラッチ付き水圧ピストンシリンダ方式である。

通常駆動時の駆動動力源は、制御棒駆動ポンプにより加圧された原子炉冷却材で  
あり、スクラム時の駆動動力源は、制御棒ごとに設けられるアキュムレータ内の  
高圧原子炉冷却材および通常運転圧力の原子炉冷却材である。制御棒駆動設備は、  
制御棒ごとに設けられる。ただし、制御棒駆動用給水ポンプは共用である。

制御棒そう入速度

スクラムそう入速度	約1.5 m/sec
通常時動作速度	約7.6 cm/sec

(3) 反応度制御能力

反応度制御容量	第1炉心の初期において約28% Δk/k(ポイ ズン・カーテンを含む)
---------	----------------------------------------

平衡炉心約18% Δk/k

(ポイズン・カーテンなし)

全制御棒そう入時の停止余裕 3% Δk/k 以上

(ニ) 非常用制御設備

非常用制御設備として、液体毒物注入系が設けられている。この系は、制御棒そう入による原子炉停止が不能になつた場合、液体毒物を原子炉内に注入するものであり、全制御棒がそう入不能の場合でも原子炉を冷温停止することができる能力をもっている。

系 統 数	1
毒 物	ボロン(五価う酸ナトリウム)
毒物による全反応度	約21% Δk/k
ポンプ数	2(うち1は予備)
反応度そう入速度	約0.2% Δk/k/min/台

(ホ) その他の主要な事項

(1) 制御棒価値ミニマイザ

制御棒操作の過程で高い制御棒価値を生ずるような制御棒パターンができることを防止する後備装置として、制御棒価値ミニマイザを設ける。この装置により起動および落下事故を起こしうる制御棒の最大価値が2.5% Δk/k 以上になることはない。

装置は計数形計算機と入出力装置で構成され、あらかじめ定められているシーケンスをはずれた制御棒の動作をブロックする。

(2) 再循環流量制御

原子炉冷却材の再循環流量は、再循環ポンプの回転数を変えることにより制御される。再循環流量制御方式による出力の最大変化率は毎分定格出力の約30%である。

(3) 初圧調整装置

初圧調整装置は、原子炉圧力を一定に保つように、タービン蒸気加減弁の開度を自動制御するものである。

また、原子炉圧力が急上昇するような場合には、タービン・バイパス弁を開き、原子炉圧力の過度の上昇を防止する。

## ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

### (イ) 気体廃棄物の廃棄設備

#### (1) 構造

気体廃棄物の主要部分を占める空気抽出器からのオフ・ガスは、オフ・ガスの中の水素、酸素を再結合させ、減衰タンクを経て、ろ過処理後、排気筒から大気中に放出される。

必要があれば、再結合後、減衰タンクに圧縮貯蔵し、放射能を減衰させてから、大気中に放出する。

#### (2) 廃棄物の処理能力

減衰タンク 1 基で空気抽出器 オフ・ガスの約 1 日分を貯留する容量がある。

減衰タンク 基数 2 ( 1 基で空気抽出器 オフ・ガスの約 1 日分を貯留する容量がある。 )

#### (3) 排気口の位置

排気筒位置 原子炉の西側 ( 標高約 10 m )

排気筒高さ 約 120 m

### (ロ) 液体廃棄物の廃棄設備

#### (1) 構造

液体廃棄物はその発生源により機器ドレン、床ドレン、再生廃液に分類され、それぞれ機器ドレン処理系、床ドレン処理系、再生廃液処理系にて処理される。

機器ドレン処理系へ導かれた廃液はろ過、脱塩処理後、原子炉補給水として再使用される。

床ドレン処理系へ導かれた廃液はろ過処理後、モニタされ、その結果、放射能濃度が低い場合には、復水器冷却水放水路に放出される。また、放射能濃度が高い場合には、機器ドレン系に送られる。

再生廃液処理系へ導かれた廃液は中和後、蒸発、濃縮処理される。この際発生した濃縮液は固体廃棄物として処理され、発生蒸気は凝縮後、機器ドレン処理系に送られる。

#### (2) 廃棄物の処理能力



廃棄物の処理能力は、次のとおりである。

収集タンク類	発生廃液約1日分の貯留
蒸発濃縮器	常時発生する廃液を処理できる容量

(3) 排水口の位置

復水器冷却水放水路

(イ) 固体廃棄物の廃棄設備

(1) 構造

使用済イオン交換樹脂、フィルタ・スラッジ、蒸発濃縮液などは、吸水材または固化材と混合後、また圧縮可能な雑固体廃棄物は圧縮減容後、ドラムかんに詰める。固体廃棄物を詰めたドラムかんは一応敷地内の固体廃棄物置場に貯蔵保管し、その後、海洋投棄処分など適当な措置を講ずる。なお、海洋へ投棄する際には、投棄海域および方法などについて関係官庁の承認を受ける。

(2) 廃棄物の処理能力

廃棄物の貯蔵能力は、次のとおりである。

使用済樹脂貯蔵タンク	発生する廃棄物の約2.5年分
フィルタ・スラッジ貯蔵タンク	発生する廃棄物の約2.5年分
濃縮廃液貯蔵タンク	発生する廃棄物の約0.5カ月分
固体廃棄物置場	発生する固体廃棄物を詰めたドラムかんの約1年分

チ. 放射線管理施設の構造及び設備

従業員、周辺公衆の安全管理を確実にこなうための放射線管理施設としては、次のものがある。

(イ) 屋内管理用の主要な設備の種類

敷地内の放射線監視を行なうための主要な装置としては、次のものがある。

固定のエリア・モニタおよびプロセス・モニタ

分析用放射線測定装置

携帯用および半固定放射線検出器

また、人の出入管理、汚染の管理、その他放射線分析業務を行なうための主要な部屋としては、次のものがある。

放射線管理室

汚染更衣室

汚染除去室

洗濯室

分析室

測定室

(ロ) 屋外管理用の主要な設備の種類

屋外管理用設備の主要なものとしては、次のものがある。

排気筒 モニタ

排水 モニタ

排水のサンプリング・モニタ

風向・風速計

敷地内および敷地外固定モニタ（積算線量監視計）

放射能観測車（無線装置付き）

リ、原子炉格納施設の構造及び設備

格納容器は、フラスコ形のドライウエルおよび円環形のサブプレッション・チェンバよりなる圧力抑制形である。運転中は不活性ガスを充てんし、冷却材喪失事故時に発生する水素の酸化反応を防止する。

格納容器の外側は、原子炉建家によつて囲まれている。

(イ) 構造

形式 圧力抑制形

形状 ドライウエル フラスコ形

サブプレッション・チェンバ 円環形

材料 炭素鋼

寸法 ドライウエル 最大直径 約 18 m

高さ 約 32 m

サブプレッション・円環中心線直径約 30 m

チェンバ

円環断面直径 約 8 m

(ロ) 設計圧力及び設計温度並びにろりえい率

設計圧力 約 4.4 Kg/cm<sup>2</sup> g

設計温度　ドライウエル　約140℃  
サブプレッション・チエンバ　約140℃  
ろりえい率　0.5%/day(設計圧力において)

(ハ) その他の主要な事項

a 不活性ガス系

冷却材喪失事故時に発生する水素の酸化反応を防止するため、発電所運転時には格納容器内に不活性ガスを充てんする。

充てん設備　　1式

b ドライウエル内ガス冷却装置

冷却コイルおよび送風機よりなる装置で、ドライウエル内のガスを循環冷却する。

装置数　　4　(うち1は予備)

c 格納容器冷却系

冷却材再循環回路の破断のような冷却材喪失事故時に、サブプレッション・プール水を熱交換器で冷却し、ドライウエルおよびサブプレッション・チエンバ内にスプレイすることによつて、格納容器内の圧力上昇を防止する。なお熱交換器の冷却水には海水を使用する。

系統数　　2　(うち1は予備)

設計流量　約820T/hr/系統

ポンプ数　　2/系統

熱交換器数　2/系統

d 原子炉建家

格納容器を完全に取り囲む建物であつて、内部を負圧に保つことにより、格納容器より、放射性物質の漏えいがあつてもこれが発電所周辺に直接放散されることを防止する。

形式　　鉄筋コンクリート造(上部鉄骨構造)

形状　　床面正方形の直方体

寸法　　縦約41m、横約41m、高さ約44m

設計圧力　約0.018Kg/cm<sup>2</sup>g

設計気密度　建物水柱約6mmの負圧状態にある時内部への漏えい率が1日につき建物容積の100%をこえない。

e 原子炉建家常用換気系

送風機および排風機により、発電所通常運転中、原子炉建家内の換気を行なう。

送風機数 2 (うち1は予備)

排風機数 2 (うち1は予備)

f 非常用ガス処理系

湿分除去装置、粒子用フィルタ、沃素用フィルタを含むフィルタ系および排風機よりなり、放射性物質の放出を伴う事故時には、排風機によつて、原子炉建家内を負圧に保ちながら、格納容器から漏えいした放射性物質をフィルタ系を通して排気筒より放出する。

系統数 2 (うち1は予備)

排風機数 1/系統

排風機容量 約 3,400 m<sup>3</sup>/hr/台

沃素フィルタ設計効率 99%以上

ヌ. その他原子炉の附属施設の構造及び設備

(i) 非常用電源設備の構造

a 受電系統

275 kV 1回線

66 kV 1回線

b 電源設備

ディーゼル発電機 1台

蓄電池

所内用(フローティング方式) 1組

中性子モニタ用(フローティング方式) 1組

c 非常時運転負荷

ディーゼル発電機の主要な負荷

炉心スプレイ系

格納容器冷却系

原子炉停止時冷却系

液体毒物注入系

非常用ガス処理系

主油ポンプ

制御棒駆動用給水ポンプ

直流電源用整流装置

蓄電池の主要な負荷

バイタル交流M-Gセット

非常用油ポンプ

信号灯

非常灯

中性子モニタ

(ロ) 主要な実験設備の構造

なし

(ハ) その他の主要な事項

なし

# 6. 原子炉施設の工事計画

年度 (昭和)	1966 (41)					1967 (42)					1968 (43)					1969 (44)					1970 (45)					1971 (46)																					
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
項目	着工後の月数																																														
主要工程	着工																																														
仮設備	← 着工																																														
仮建物	← 着工																																														
その他	← 着工																																														
原子炉	← 着工																																														
原子炉容器	← 着工																																														
格納容器	← 着工																																														
冷却系統施設	← 着工																																														
その他	← 着工																																														
電気発生装置	← 着工																																														
タービン発電機	← 着工																																														
主変圧器	← 着工																																														
屋内南肉所	← 着工																																														
その他	← 着工																																														
整地	← 着工																																														
岸壁	← 着工																																														
護岸	← 着工																																														
および防波堤	← 着工																																														
原子炉建家	← 着工																																														
タービン建家	← 着工																																														
復水器冷却施設	← 着工																																														
土建工事	← 着工																																														
水	← 着工																																														
路	← 着工																																														
トンネル	← 着工																																														
コンクリート打	← 着工																																														
基礎	← 着工																																														
受電	← 着工																																														
燃焼制御	← 着工																																														
運転	← 着工																																														
総合試験	← 着工																																														

## 7. 原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量

### イ. 種類

低濃縮ウラン

ウラン235濃縮度

(イ) 初期炉心 平均 約 2.2 w/o

(ロ) 取替炉心 平均 約 2.5 w/o

ロ. 炉心全ウラン装荷量 約 7.9トン

### ハ. 年間予定装荷量

現在考えている燃料取替え方式では、年間予定装荷量は次のとおりである。

運転開始後経過年数	装荷量
当 初	約 7.9トン
当初より約5年間	約 1.7トン
以 降	約 1.9トン

ただし

負 荷 率	80%
初期炉心平均燃焼度	16,500 MWD/T
平衡炉心平均燃焼度	22,000 MWD/T

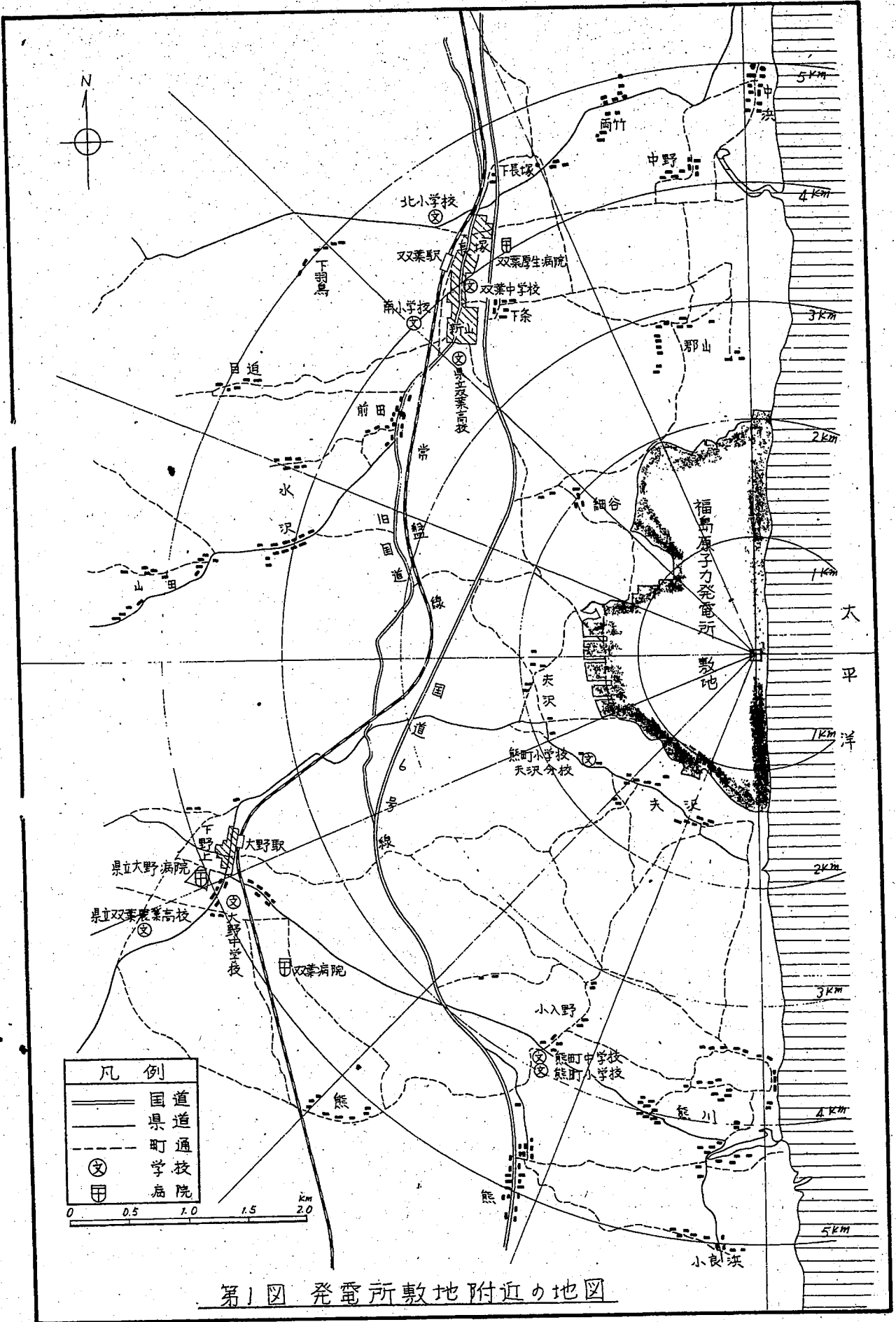
## 8. 使用済燃料の処分の方法

使用済燃料は、使用済燃料貯蔵設備で数ヶ月間冷却後、使用済燃料輸送容器に収め、関係国内法規、日米政府間協定およびその他の関連国際条約の規定にもとづき、原子燃料公社あるいは米国に送り、再処理を行なう。

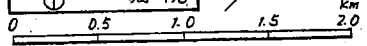


## 参 考 図 面 一 覧 表

- 第 1 図 発電所敷地附近の地図
- 第 2 図 発電所一般配置図
- 第 3 図 一 階 平 面 図
- 第 4 図 地下一階平面図
- 第 5 図 タービン室および原子炉補機室平面図
- 第 6 図 断面図
- 第 7 図 原子炉本体の概要図
- 第 8 図 炉心の概要図
- 第 9 図 炉心の配置図
- 第 10 図 燃料体概要図
- 第 11 図 主要な冷却系統の概要図
- 第 12 図 計測制御系統の概要図
- 第 13 図 安全保護回路の概要図
- 第 14 図 制御材の概要図
- 第 15 図 制御材駆動系の概要図
- 第 16 図 気体廃棄物処理の系統概要図
- 第 17 図 液体廃棄物処理の系統概要図



凡 例	
	国道
	県道
	町通
	学校
	病院



第1図 発電所敷地附近の地図

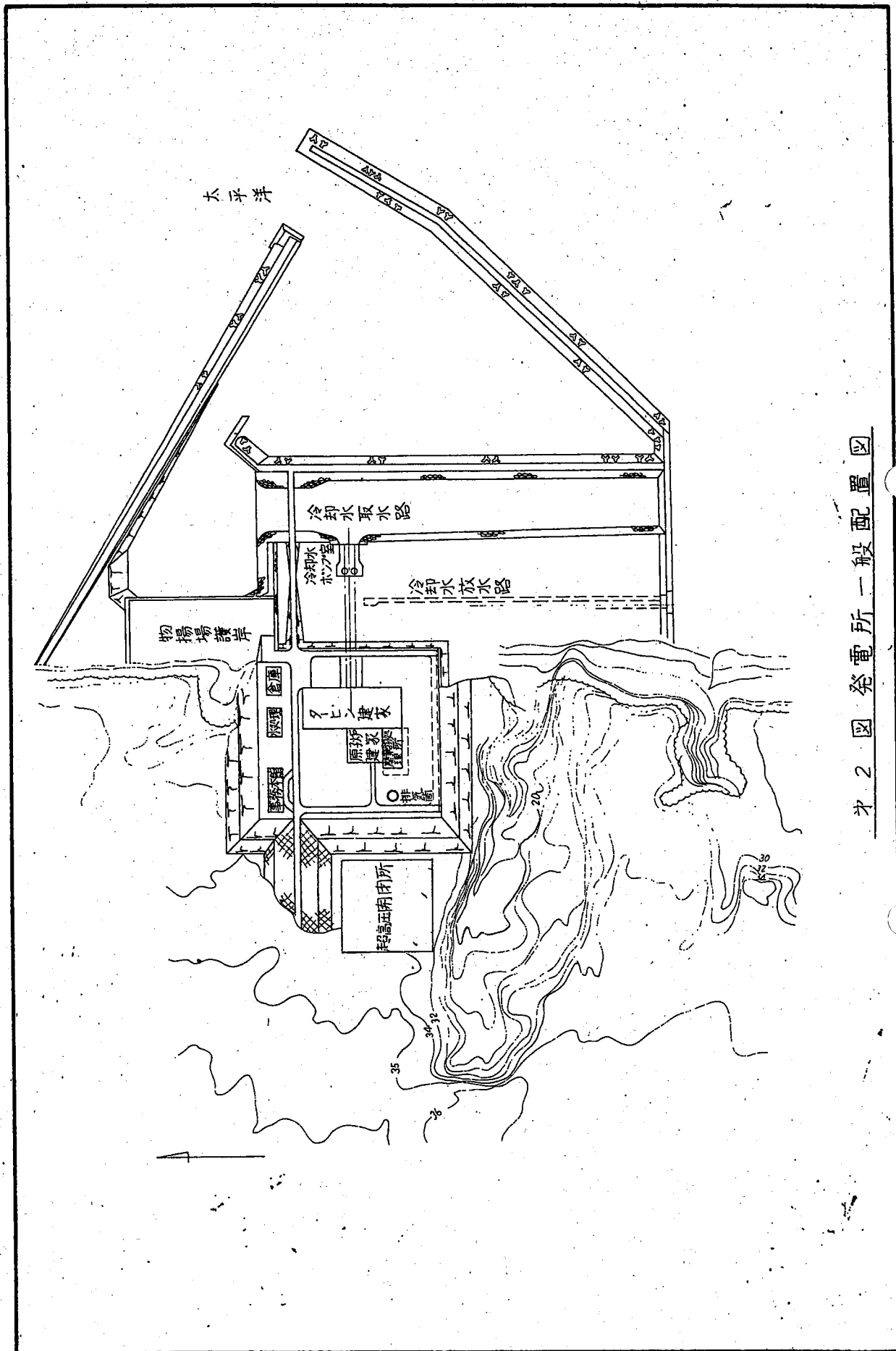
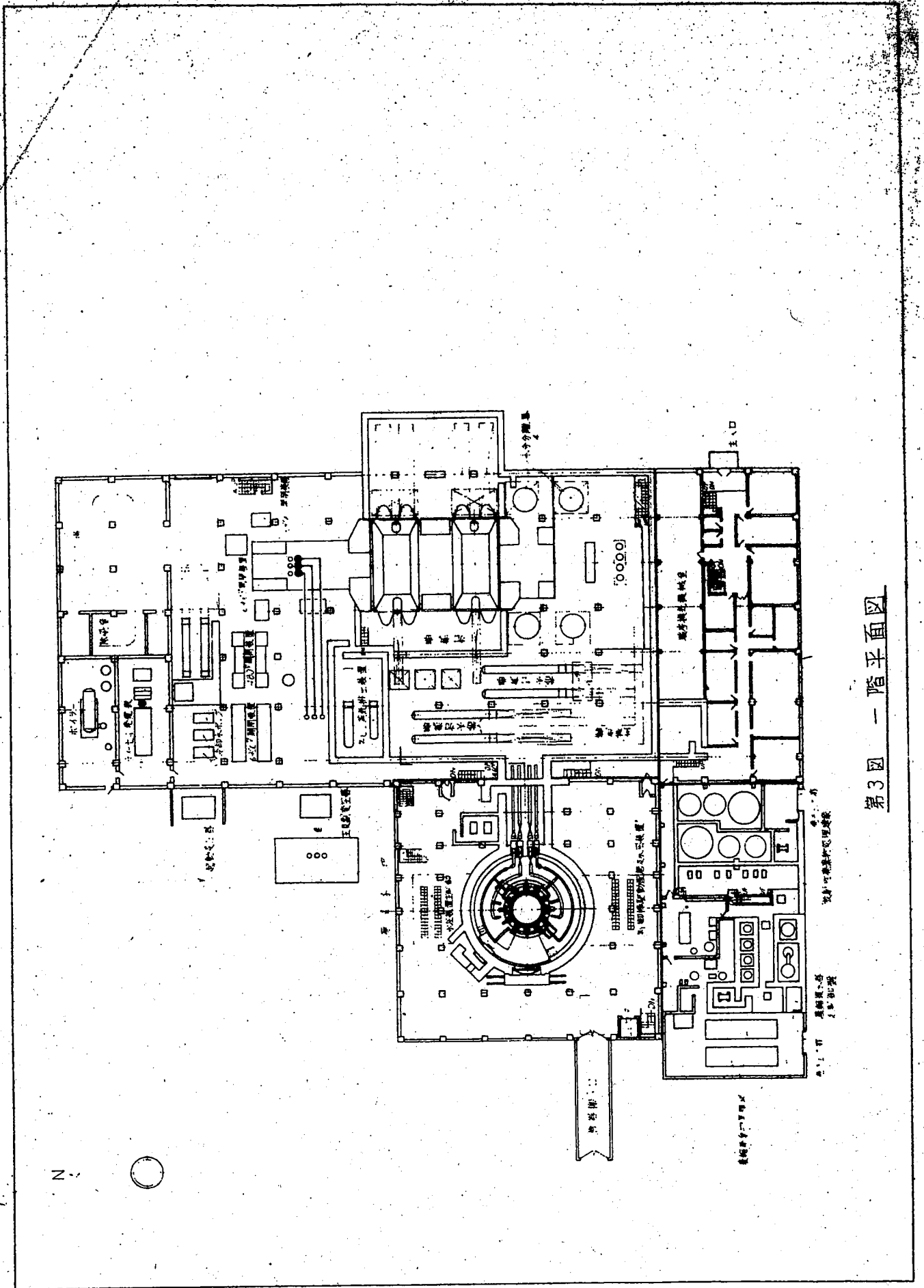


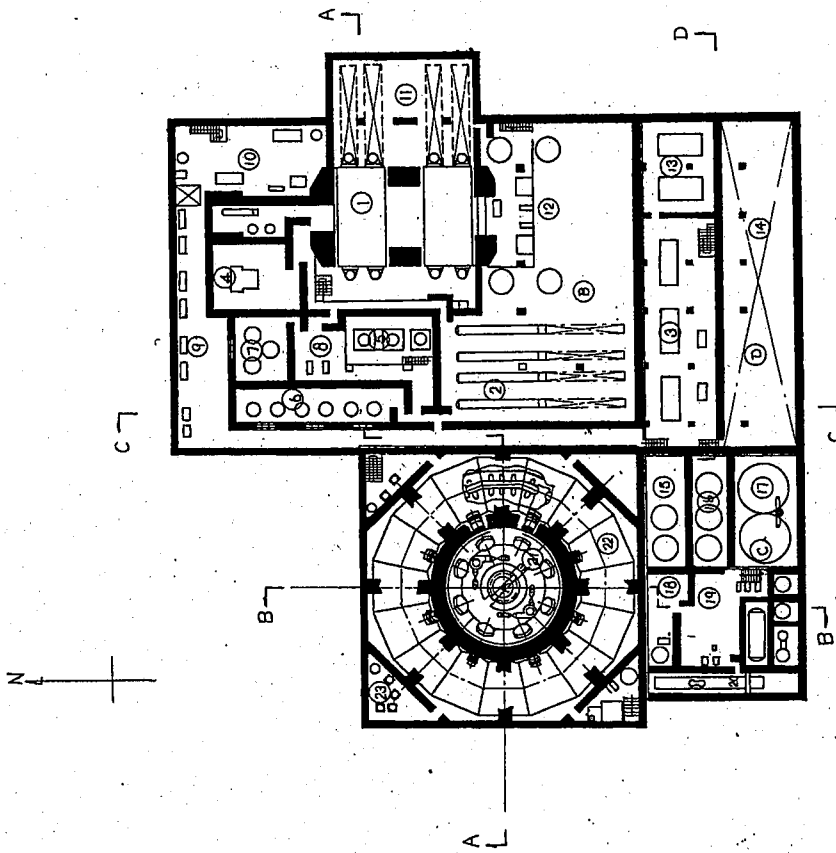
図 2 発電所一般配置図



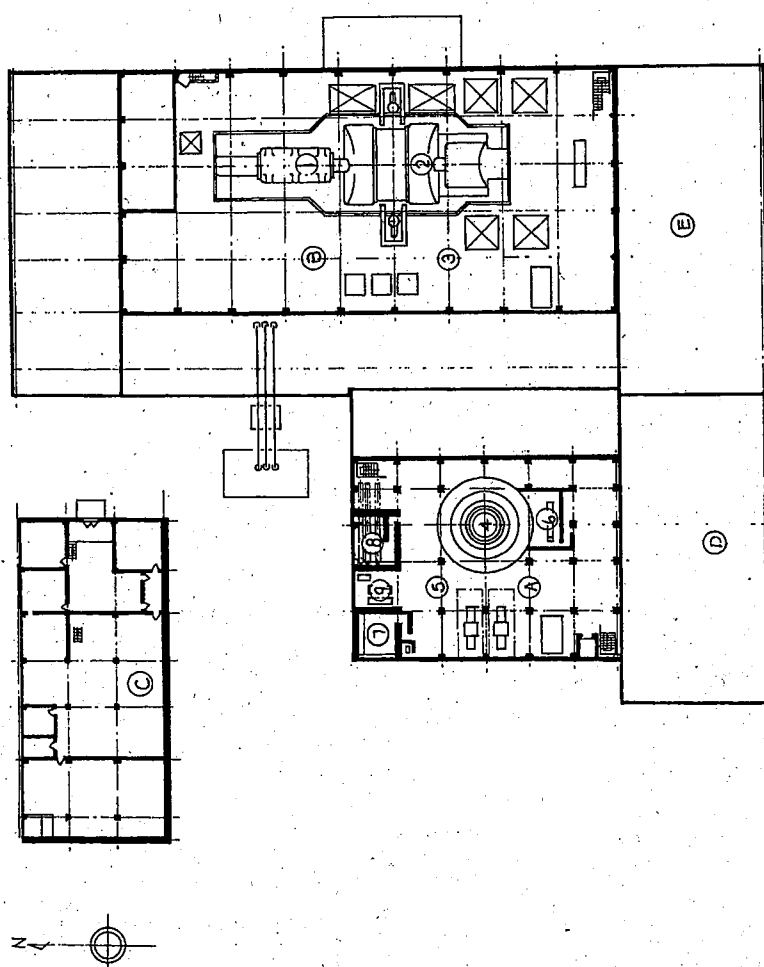
第3図 一階平面図

番号	室名
1	復水器
2	給水加熱器室
3	原子炉給水ポンプ室
4	復水器真空ポンプ室
5	復水ポンプ室
6	復水脱塩装置室
7	
8	
9	諸ポンプ室
10	スターター冷却装置室
11	復水器補修用室
12	気水分離器室
13	タービン油タンク室
14	パイプ溝
15	廃棄物用タンク室
16	
17	
18	原子炉建家放射線モニタリング室
19	遠北分離装置室
20	
21	ドライウェル室
22	サブレーションプール室
23	原子炉補機室

番号	建家名
A	原子炉建家
B	タービン建家
C	廃棄物処理建家
D	サ-ビス建家



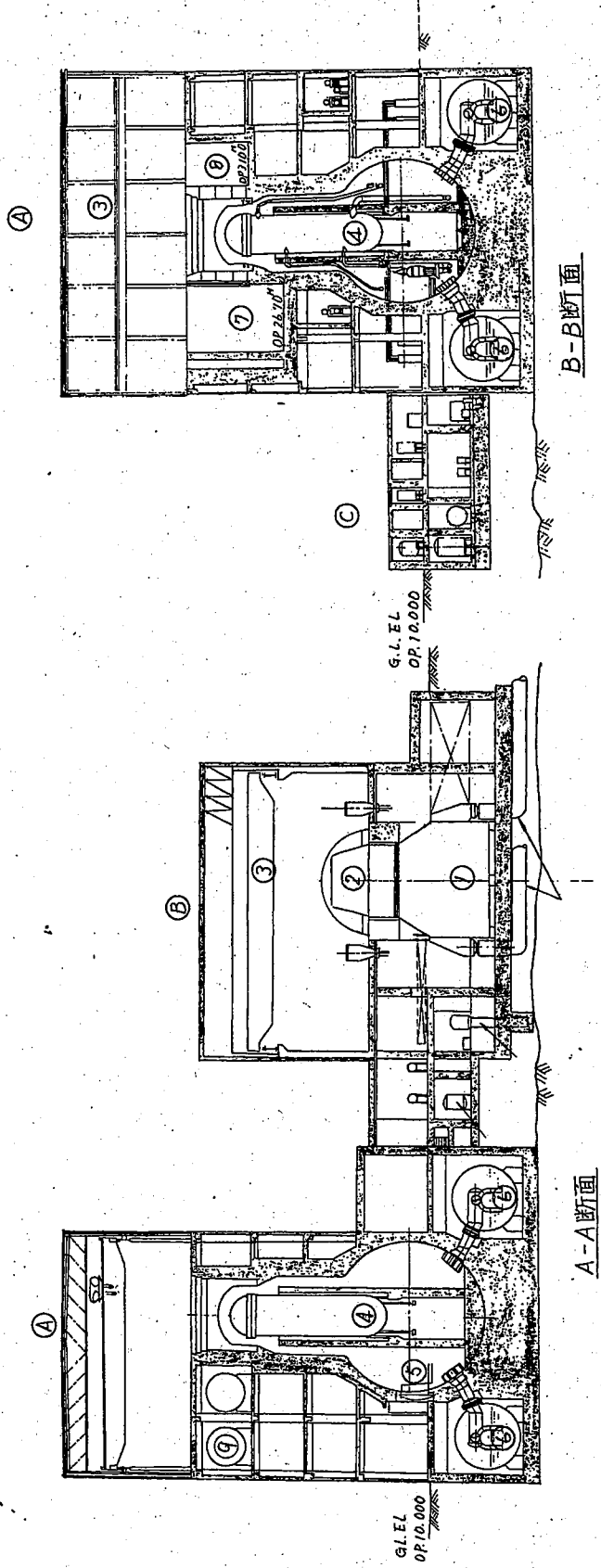
第4図 地下一階平面図



A	原子炉建物
B	タービン建物
C	中央制御室
D	廃棄物処理建物
E	サービスマン建物
1	発電機
2	タービン
3	タービン室
4	原子炉
5	再循環ポンプ
6	停止用熱交換器
7	フルタスラッシュタンク室
8	浄化装置室
9	〃

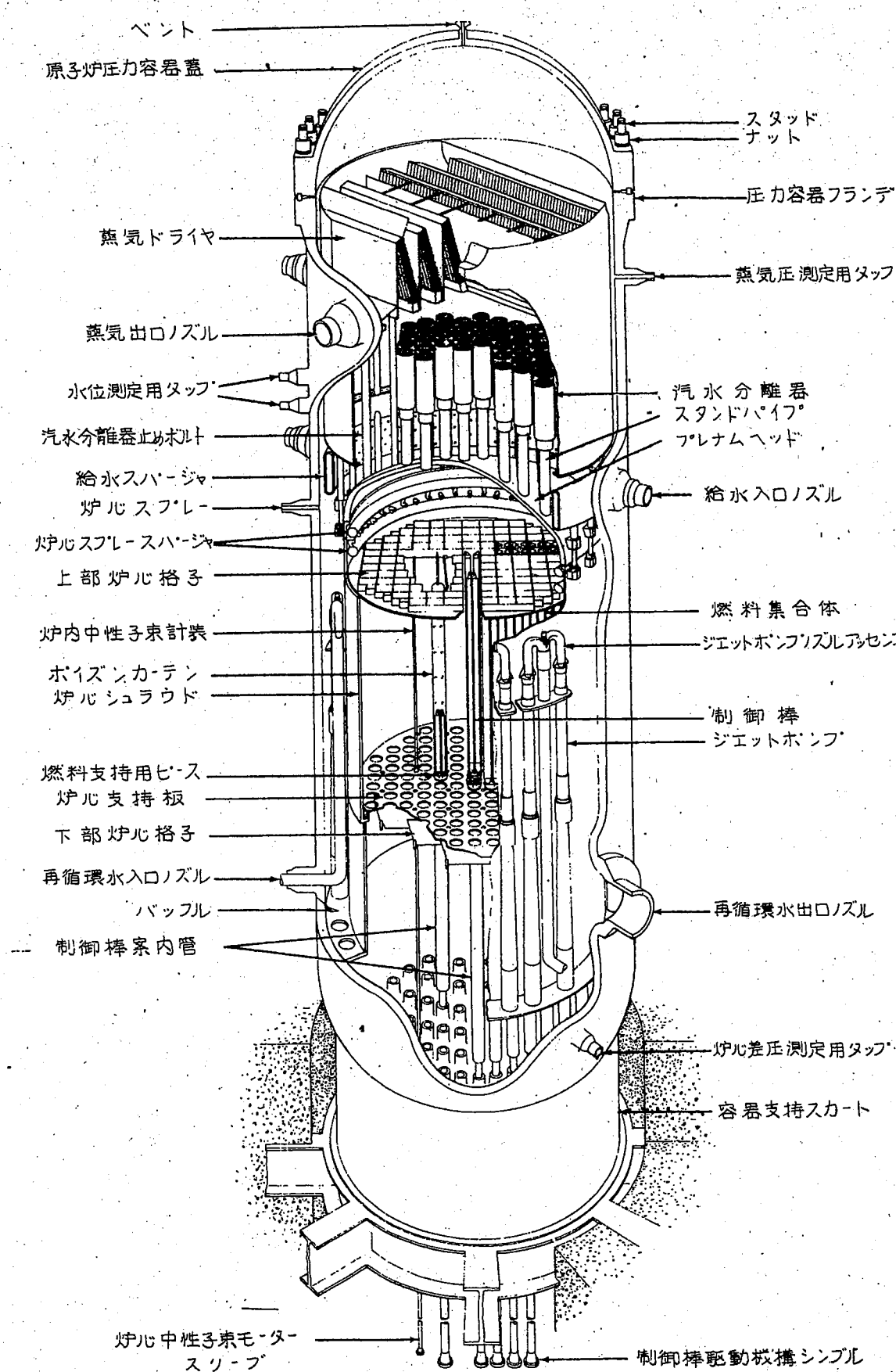
第5図 タービン室および原子炉補機平面図

④	原子炉建家	①	復水器
⑤	タービン建家	②	タービン発電機
⑥	廃棄物処理建家	③	クレーン
		④	原子炉
		⑤	ドライウエール
		⑥	サプレッションプール
		⑦	燃料貯蔵プール
		⑧	汽水分離器
		⑨	非常用復水器



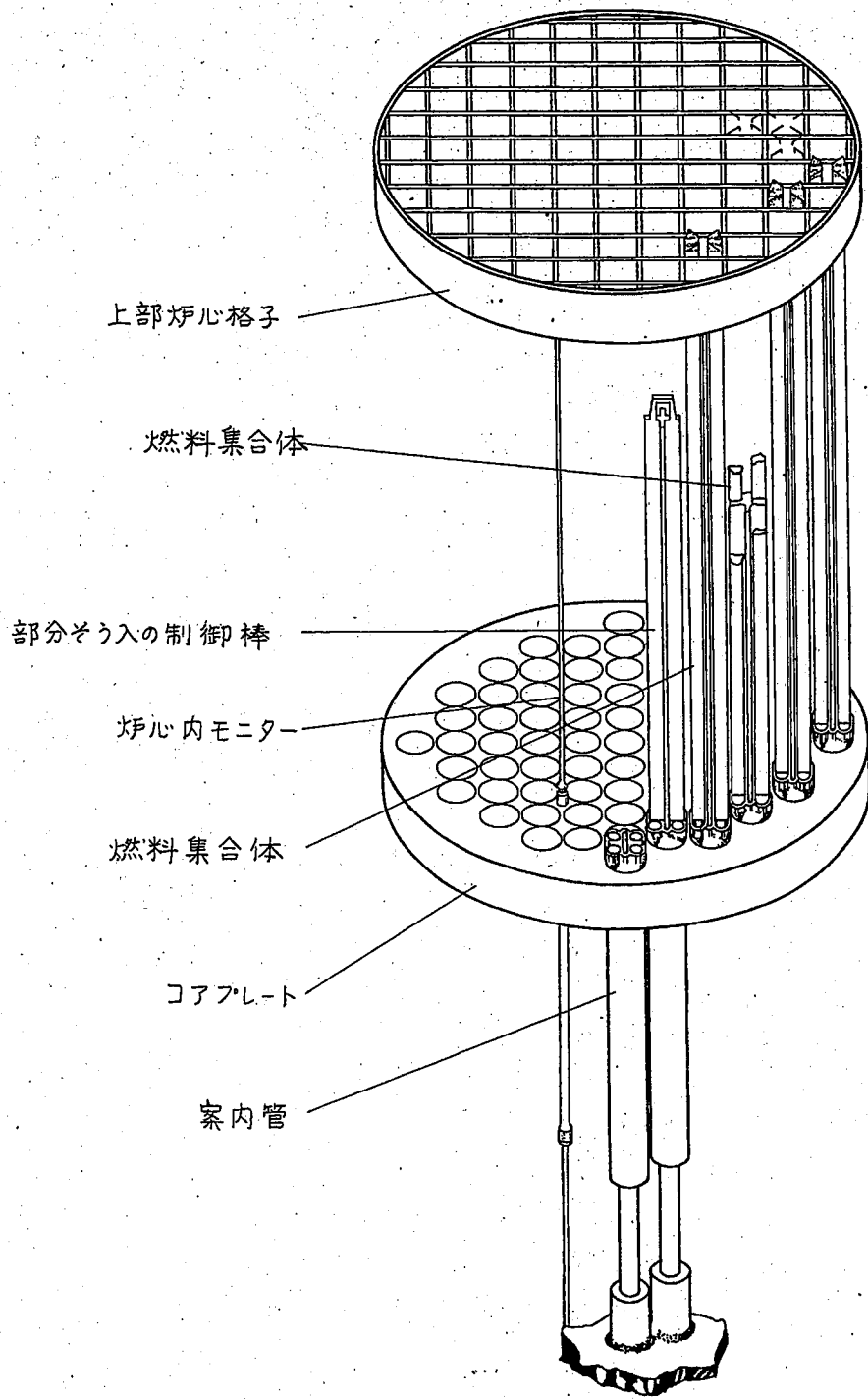
第6図 断面図

ア  
ツ  
セ  
ン

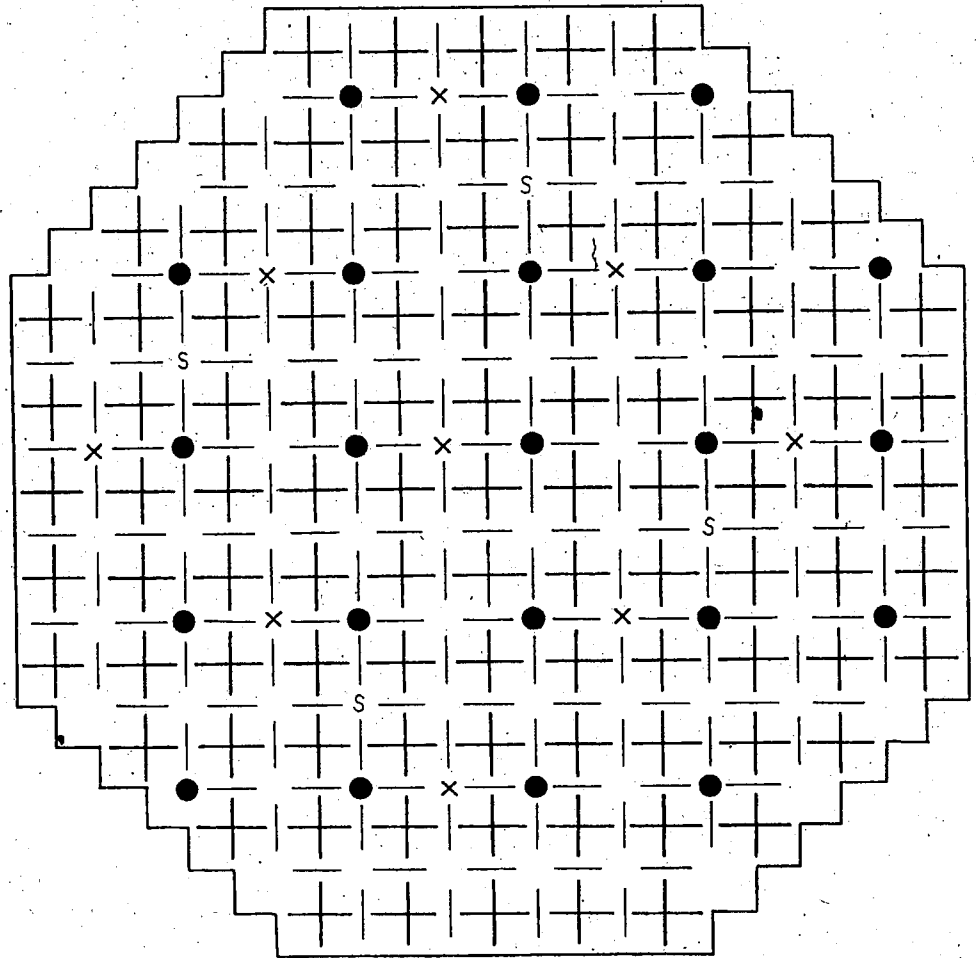


第7図 原子炉本体の概要図



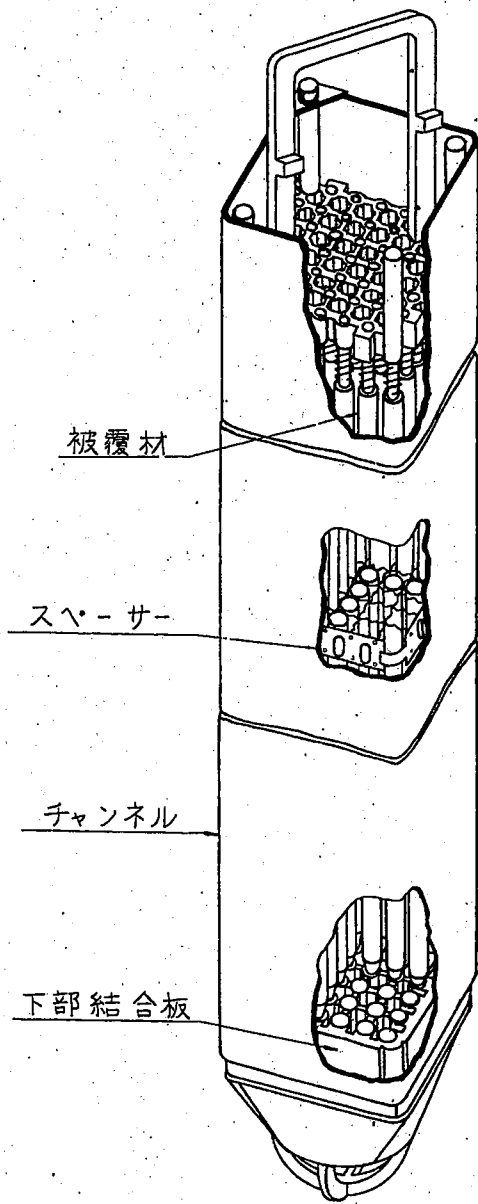


第8図 炉心の概要図

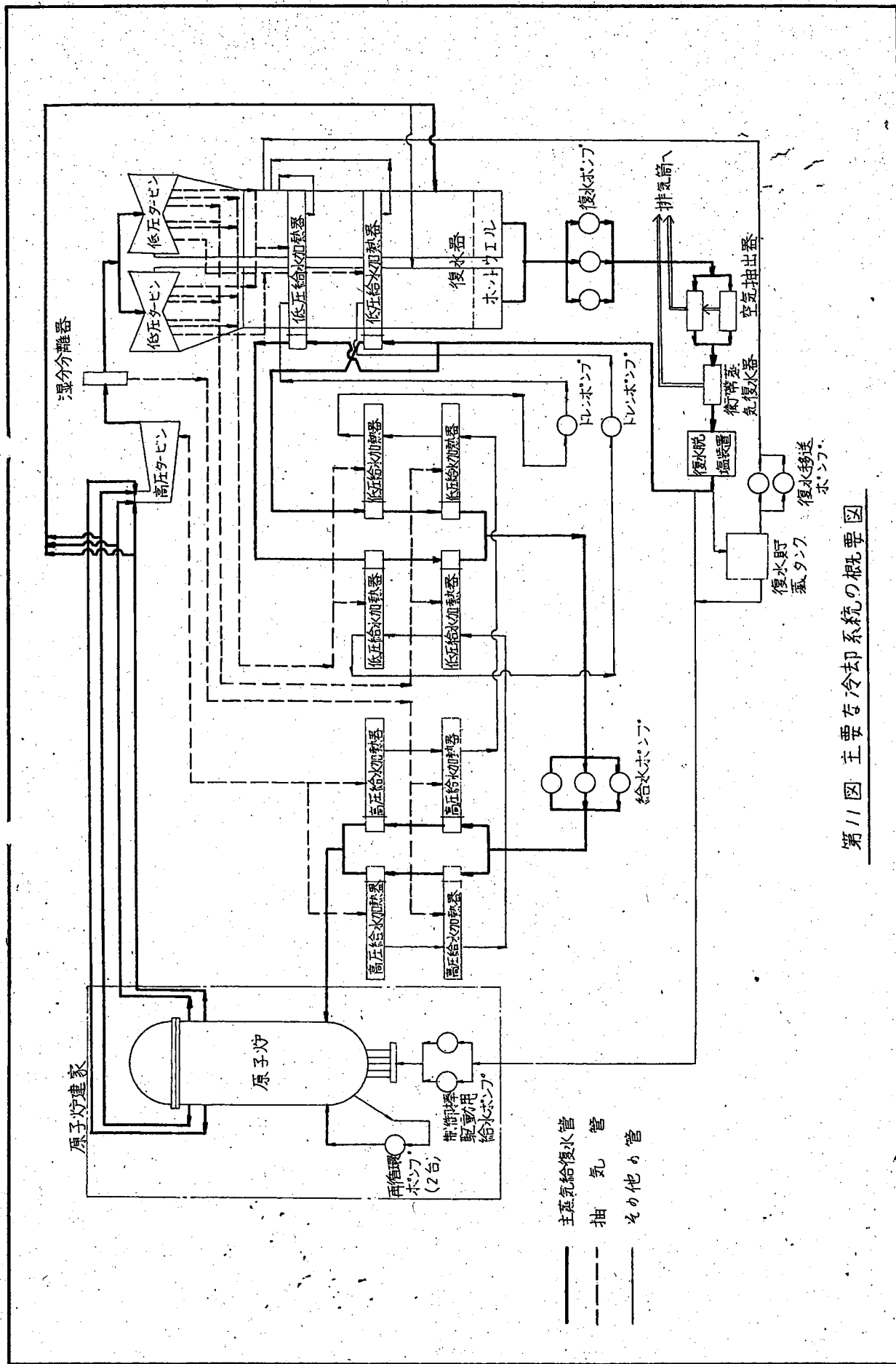


- + 制御棒
- ホイムカーテン
- 出力領域検出器
- x 中性子源
- S 中性子源領域検出器

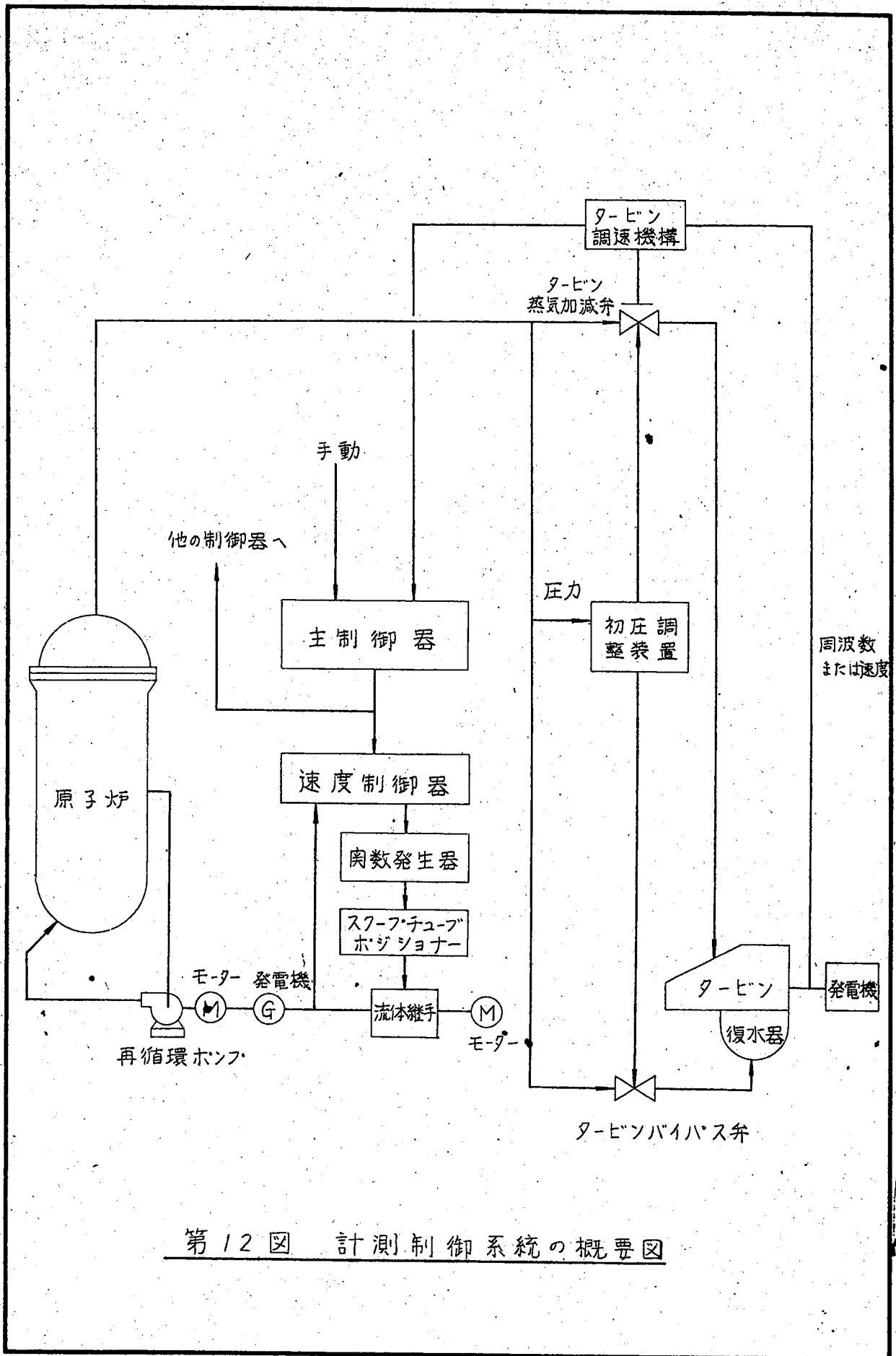
才9図 炉心の配置図



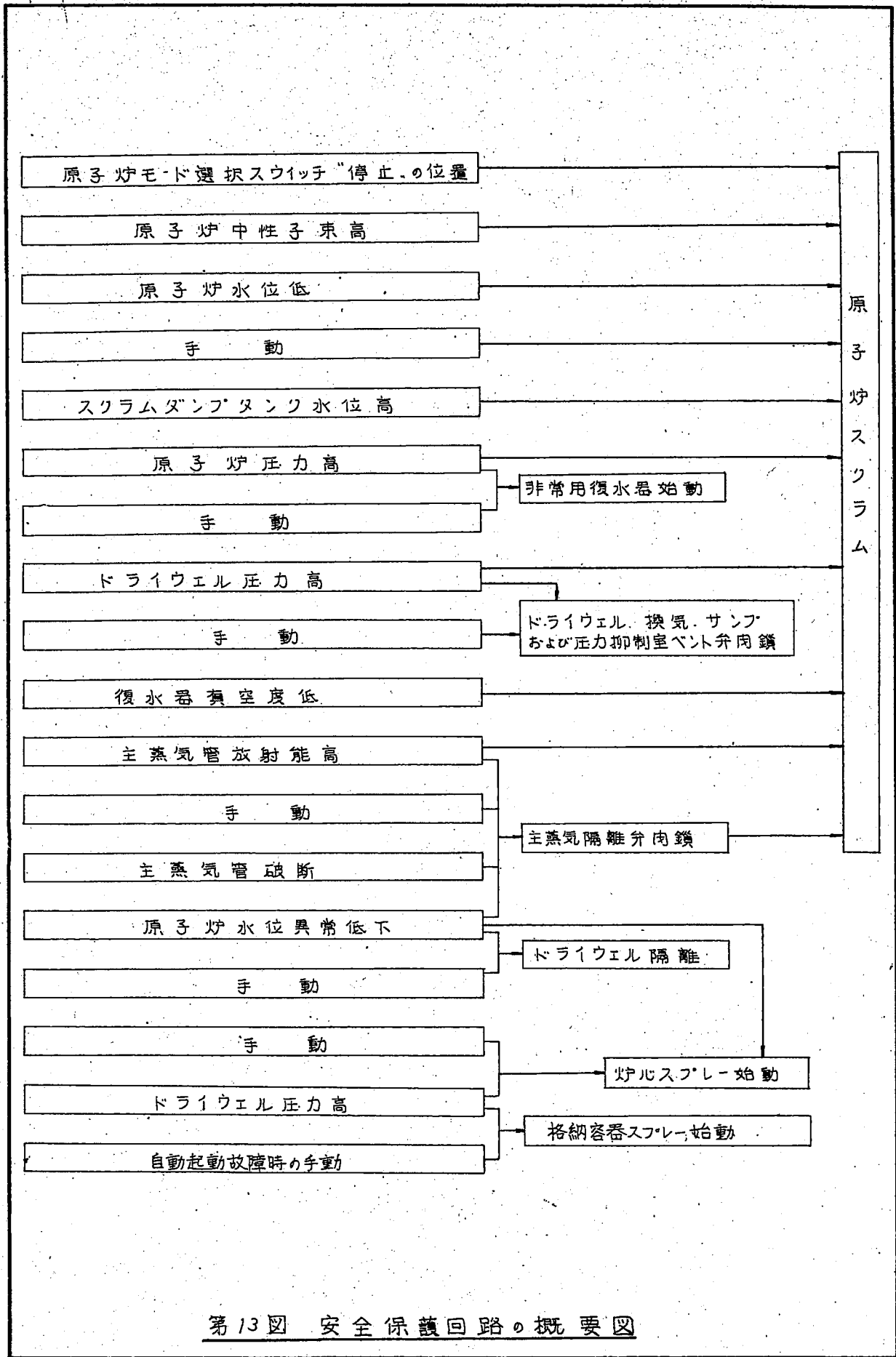
第10図 燃料体概要図



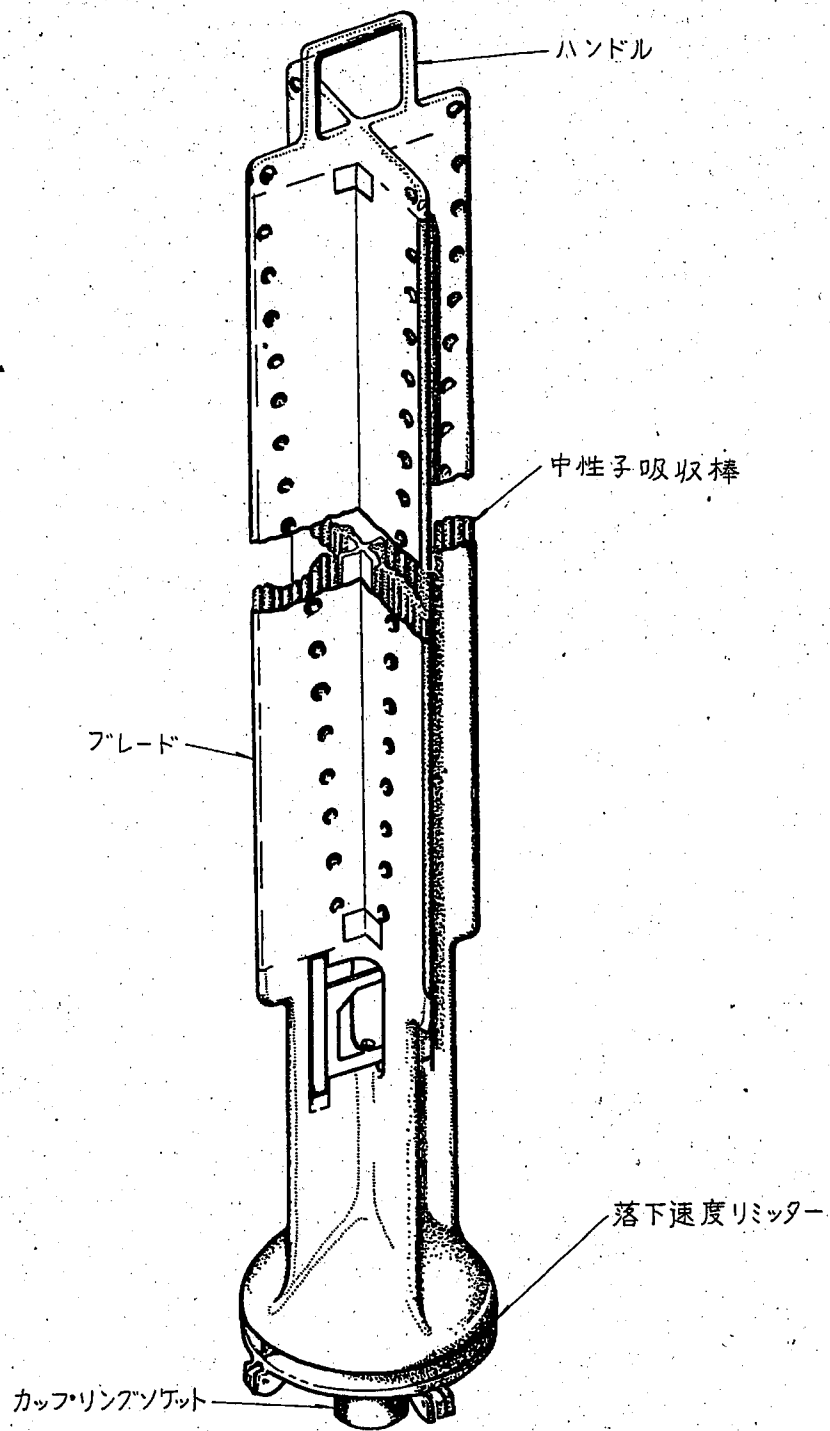
第11図 主要な冷却系統の概要図



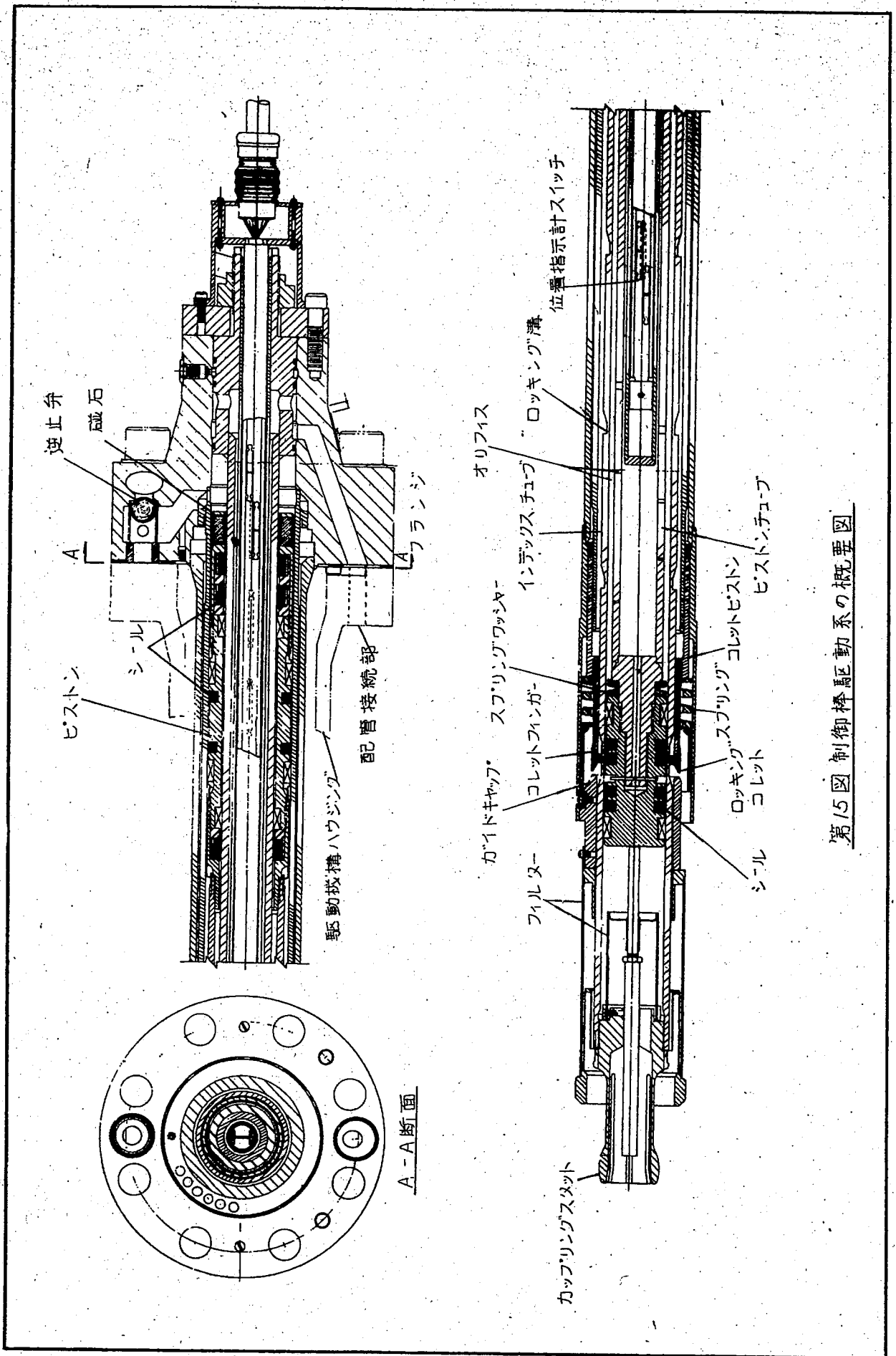
第12図 計測制御システムの概要図



第13図 安全保護回路の概要図

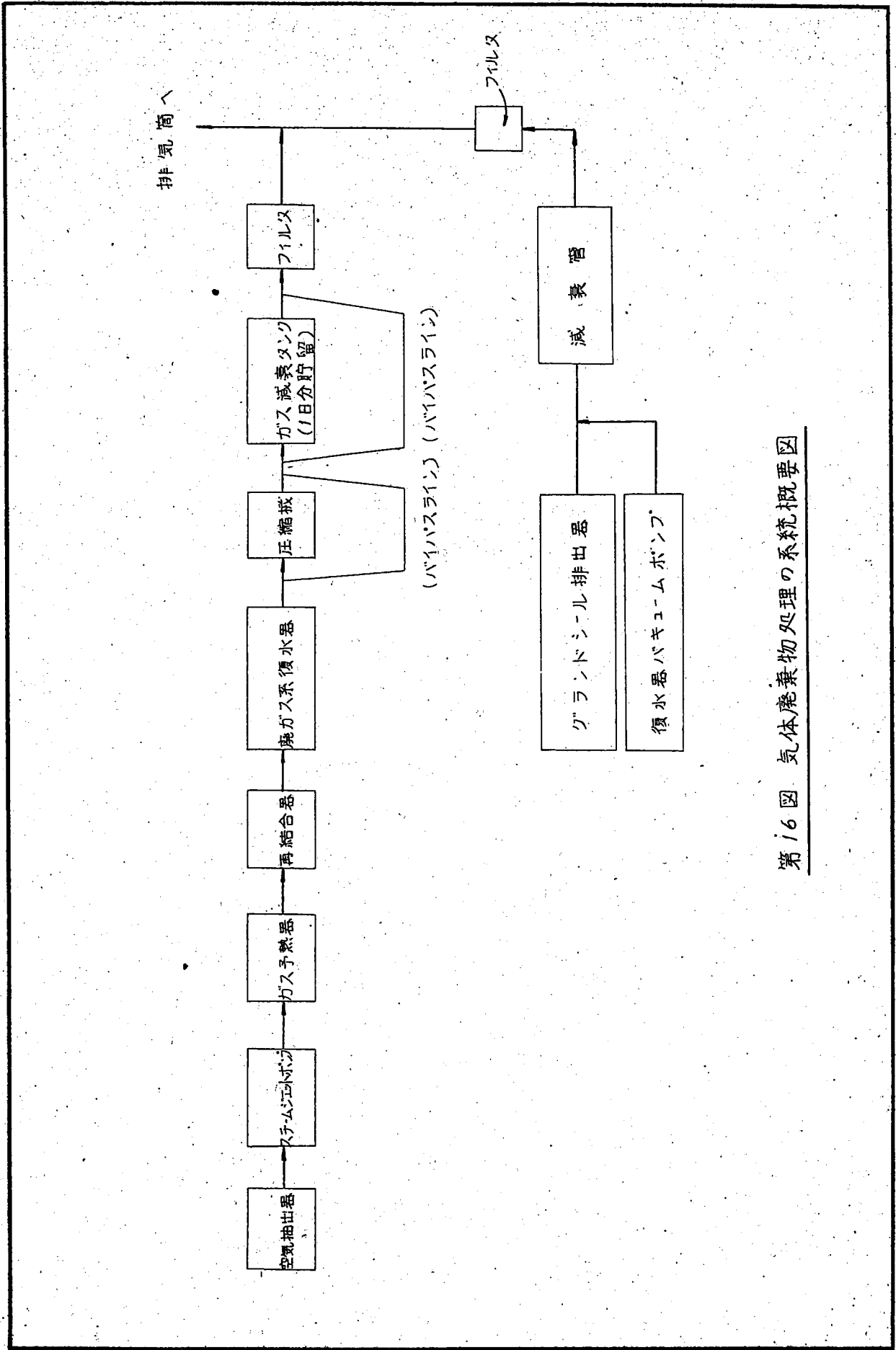


第14図 制御棒の概要図

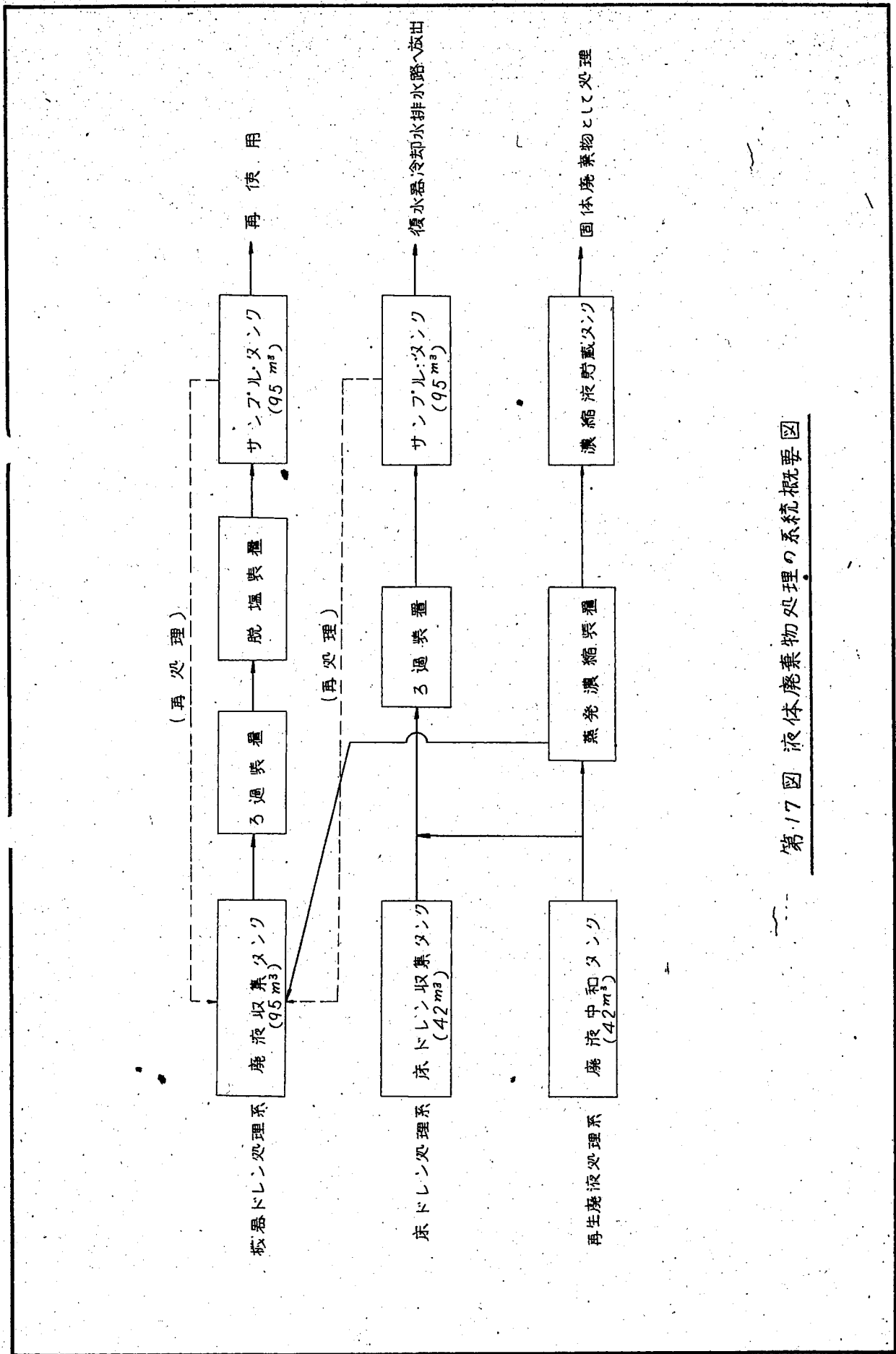


第15図 制御棒駆動系の概要図





第16図 気体廃棄物処理の系統概要図



第17図 液体廃棄物処理の系統概要図