

添付書類 8

変更後における原子炉施設の安全設計に関する説明書

目 次

1. 安全設計の考え方	8-1-(1)
1.1 安全設計の方針	8-1-(1)
1.1.1 基本の方針	8-1-(1)
1.1.2 固有の安全性	8-1-(1)
1.1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮	8-1-(2)
1.1.4 核分裂生成物放散の防壁	8-1-(2)
1.1.5 工学的安全施設の条件	8-1-(2)
1.2 放射線管理の方針	8-1-(2)
1.3 耐震設計の方針	8-1-(3)
1.3.1 耐震設計の原則	8-1-(3)
1.3.2 福島原子力発電所の耐震設計震度	8-1-(3)
2. プラント配置ならびに建物、構築物の概要	8-2-(1)
2.1 全体配置	8-2-(1)
2.2 建物および構築物	8-2-(1)
2.2.1 概 要	8-2-(1)
2.2.2 原子炉建家	8-2-(1)
2.2.3 廃棄物処理建家	8-2-(2)
2.2.4 タービン建家	8-2-(2)
3. 原子炉および炉心	8-3-(1)
3.1 概 要	8-3-(1)
3.2 燃 料	8-3-(3)
3.2.1 概 要	8-3-(3)
3.2.2 燃 料 棒	8-3-(3)
3.2.3 燃料集合体	8-3-(4)
3.2.4 機械設計	8-3-(4)
3.3 制御棒および駆動機構	8-3-(6)
3.3.1 制 御 棒	8-3-(6)
3.3.2 制御棒駆動機構	8-3-(8)

3.4	圧力容器内部支持構造物	8-3-(11)
3.4.1	構造物の概要と機能	8-3-(11)
3.4.2	設計上の考慮	8-3-(12)
3.5	原子炉圧力容器	8-3-(13)
3.5.1	概 要	8-3-(13)
3.5.2	圧力容器の設計	8-3-(13)
3.5.3	圧力容器の製作および検査	8-3-(14)
3.5.4	圧力容器材料の監視	8-3-(15)
3.6	気水分離器および乾燥器	8-3-(15)
3.7	ジェット・ポンプ	8-3-(16)
4.	燃料取扱系	8-4-(1)
4.1	概 要	8-4-(1)
4.2	新燃料の取扱および貯蔵	8-4-(1)
4.3	燃料取替設備および取替操作手順	8-4-(1)
4.4	使用済燃料の貯蔵	8-4-(2)
4.5	破損燃料の検出および処置	8-4-(2)
5.	冷却材再循環系および主蒸気系	8-5-(1)
5.1	概 要	8-5-(1)
5.2	冷却材再循環系	8-5-(2)
5.3	主蒸気系	8-5-(5)
6.	原子炉補助系	8-6-(1)
6.1	概 要	8-6-(1)
6.2	原子炉冷却材浄化系	8-6-(1)
6.2.1	フィルタ脱塩装置	8-6-(2)
6.2.2	熱交換器	8-6-(2)
6.3	原子炉隔離時冷却系	8-6-(3)
6.4	残留熱除去系	8-6-(4)
6.4.1	原子炉停止時冷却系	8-6-(5)
6.4.2	低圧注水系	8-6-(5)
6.4.3	格納容器冷却系	8-6-(5)
6.5	炉心スプレイ系	8-6-(6)
6.6	高圧注水系	8-6-(7)
6.7	ほう酸水注入系	8-6-(8)
6.8	原子炉補機冷却系	8-6-(9)

6.9	試料採取系	8-6-(10)
7.	タービン設備	8-7-(1)
7.1	概 要	8-7-(1)
7.2	タービン	8-7-(1)
7.3	復水器および空気抽出器	8-7-(2)
7.4	復水ポンプ	8-7-(3)
7.5	復水脱塩装置	8-7-(3)
7.6	給水加熱器	8-7-(4)
7.7	給水ポンプ	8-7-(4)
7.8	循環水系	8-7-(4)
7.9	タービン補機冷却系	8-7-(5)
8.	計装および制御	8-8-(1)
8.1	概 要	8-8-(1)
8.2	中央制御室	8-8-(1)
8.3	原子炉計測制御系	8-8-(2)
8.3.1	原子炉出力制御系	8-8-(2)
8.3.2	原子炉保護系	8-8-(4)
8.3.3	原子炉核計装	8-8-(10)
8.3.4	原子炉プラント・プロセス計装	8-8-(13)
8.3.5	運転監視補助装置	8-8-(15)
9.	電 気 系	8-9-(1)
9.1	概 要	8-9-(1)
9.1.1	送電線関係	8-9-(1)
9.1.2	所内電気設備関係	8-9-(1)
9.2	電気系統構成	8-9-(2)
9.2.1	送電関係一覧	8-9-(2)
9.2.2	発電所結線	8-9-(2)
9.3	主要設備	8-9-(2)
9.3.1	発 電 機	8-9-(2)
9.3.2	変 圧 器	8-9-(3)
9.4	非常用電源設備および事故時電源切替	8-9-(3)
9.4.1	非常用電源設備	8-9-(3)
9.4.2	事故時母線切替	8-9-(5)

1 0.	放射性廃棄物の廃棄施設	8-10-(1)
1 0.1	気体廃棄物処理施設	8-10-(1)
1 0.1.1	処理設備概要	8-10-(1)
1 0.1.2	処理流路線図	8-10-(1)
1 0.1.3	設備仕様	8-10-(1)
1 0.2	液体廃棄物処理施設	8-10-(2)
1 0.2.1	処理設備概要	8-10-(2)
1 0.2.2	処理流路線図	8-10-(3)
1 0.2.3	設備仕様	8-10-(3)
1 0.3	固体廃棄物処理施設	8-10-(4)
1 0.3.1	処理設備概要	8-10-(4)
1 0.3.2	設備仕様	8-10-(4)
1 0.3.3	固体廃棄物置場	8-10-(5)
1 1.	放射線管理施設	8-11-(1)
1 1.1	生体しゃへい	8-11-(1)
1 1.1.1	1次しゃへい	8-11-(1)
1 1.1.2	2次しゃへい	8-11-(1)
1 1.1.3	燃料取扱しゃへい	8-11-(1)
1 1.1.4	補助しゃへい	8-11-(1)
1 1.2	放射線管理施設	8-11-(2)
1 1.2.1	出入管理室	8-11-(2)
1 1.2.2	汚染管理施設	8-11-(2)
1 1.2.3	試料分析関係施設	8-11-(2)
1 1.3	放射線計測器	8-11-(2)
1 1.3.1	エリア・モニタ	8-11-(3)
1 1.3.2	プロセス・モニタ	8-11-(3)
1 1.3.3	分析用放射線測定装置	8-11-(3)
1 1.3.4	携帯用ならびに半固定放射線検出器	8-11-(3)
1 2.	原子炉格納施設	8-12-(1)
1 2.1	概 要	8-12-(1)
1 2.2	圧力抑制形格納容器(1次格納施設)	8-12-(1)
1 2.3	圧力抑制形格納容器貫通部	8-12-(3)
1 2.3.1	配管および電気配線貫通部	8-12-(3)
1 2.3.2	所員用エア・ロックおよび機器搬入用ハッチ	8-12-(4)
1 2.4	隔 離 弁	8-12-(4)

1 2.5	真空破壊装置	8-12-(4)
1 2.6	圧力抑制形格納容器の補助系	8-12-(4)
1 2.6.1	不活性ガス系	8-12-(4)
1 2.6.2	ドライウエル内ガス冷却装置	8-12-(5)
1 2.6.3	格納容器冷却系	8-12-(5)
1 2.7	原子炉建家(2次格納施設)	8-12-(6)
1 2.8	原子炉建家の補助系	8-12-(7)
1 2.8.1	常用換気系および空気冷却装置	8-12-(7)
1 2.8.2	非常用ガス処理系	8-12-(7)
1 3.	発電所補助系	8-13-(1)
1 3.1	給水処理系	8-13-(1)
1 3.2	換気系	8-13-(1)
1 3.2.1	タービン建家換気系	8-13-(1)
1 3.2.2	中央制御室関係換気系	8-13-(1)
1 3.2.3	廃棄物処理建家換気系	8-13-(1)
1 3.3	消火装置	8-13-(2)
1 3.4	圧縮空気系	8-13-(2)
1 3.5	所内ボイラ	8-13-(2)
1 4.	核熱設計および動特性	8-14-(1)
1 4.1	概 要	8-14-(1)
1 4.2	核 特 性	8-14-(1)
1 4.2.1	核特性の概要	8-14-(1)
1 4.2.2	設計基準	8-14-(1)
1 4.2.3	実効余剰増倍率および燃料取替	8-14-(2)
1 4.2.4	反応度係数	8-14-(2)
1 4.2.5	制御棒反応度	8-14-(3)
1 4.2.6	停止余裕	8-14-(3)
1 4.2.7	反応度制御	8-14-(4)
1 4.2.8	核特性データ表	8-14-(5)
1 4.3	熱 特 性	8-14-(5)
1 4.3.1	概 要	8-14-(5)
1 4.3.2	設計基準	8-14-(6)
1 4.3.3	最小限界熱流束比(MCHF _R)	8-14-(6)
1 4.3.4	燃料線出力密度	8-14-(7)
1 4.3.5	出力分布	8-14-(8)

1 4.3.6	過出力に対する余裕	8-14-(9)
1 4.3.7	熱特性データ表	8-14-(10)
1 4.4	動特性	8-14-(10)
1 4.4.1	概要	8-14-(10)
1 4.4.2	安定性	8-14-(11)
1 5.	耐震設計	8-15-(1)
1 5.1	重要度による分類	8-15-(1)
1 5.2	設計震度	8-15-(1)
1 5.2.1	建物、構築物	8-15-(1)
1 5.2.2	機器配管系	8-15-(2)
1 5.3	動的解析の内容	8-15-(2)
1 5.4	許容応力と荷重の組合せ	8-15-(2)
1 5.4.1	建物、構築物	8-15-(2)
1 5.4.2	機器配管系	8-15-(2)
1 5.5	機能保持の検討	8-15-(3)
1 5.6	重要構造部の概要	8-15-(3)
1 5.6.1	原子炉建家	8-15-(3)
1 5.6.2	格納容器	8-15-(3)
1 5.6.3	タービン建家	8-15-(4)
1 5.6.4	原子炉圧力容器	8-15-(4)
1 5.6.5	炉心構造物	8-15-(4)
1 5.6.6	外部再循環系	8-15-(5)
1 5.7	地震検出計	8-15-(5)

3. 原子炉および炉心

3.1 概要

原子炉の基本的構成は、原子炉圧力容器と炉内構造物、炉心および制御棒とその駆動機構である。第 3.1-1 図および第 3.5-1 図は、これら構成要素の相対的な配置を示すものであり、圧力容器は、炉心を内蔵して、これを支持するとともに、ジェット・ポンプを内蔵し、炉心へ入る冷却材のための必要な流路ならびに炉心を出る気水混合物および気水分離された水と蒸気のための必要な流路を与えている。

炉心はシュラウドによって取り囲まれており、炉心内を上昇する冷却材の流れとシュラウドと圧力容器壁との間の環状部を下降する再循環の流れと隔離する構造になっている。このシュラウドはステンレス鋼製の円筒であり、支持輪板およびシュラウド支持脚によって支持されている。このシュラウドと圧力容器底部および後述するジェット・ポンプは、炉心を包む一つの容器を形成している。この容器には外部再循環配管は直接には接続されていない。したがって、外部再循環回路の破断の場合に、炉心スプレイ系などで再び水を満たし、炉心の露出を防止できる設計になっている。

炉心を構成する燃料集合体は 4 個が 1 組になり、制御棒案内管頂部に設けられている燃料支持台によって支えられており、一方、個々の制御棒案内管は、圧力容器下端の制御棒駆動機構シンブルで支持されている。

制御棒案内管のないところの燃料集合体は、下部炉心格子の上にある支持板によって支えられ、さらにこの格子は、炉心シュラウド内側のブラケットで支持されている。

燃料集合体の頂部の横方向の支持のために、上部炉心格子があり、これも同じく炉心シュラウド内側のブラケットによって支えられている。

制御棒は、炉心下部の制御棒案内管を通して炉心に入りし、各制御棒は、カップリングを介して駆動機構本体につながっており、一方、駆動機構本体は、圧力容器底部に溶接されたシンブル中に完全に内蔵され、フランジ接合によって制御棒駆動機構シンブルとつながっている。

ジェット・ポンプから出た冷却材は、炉心下部プレナムを通過する間に流れの分布が調整され、燃料支持台内に設けられたオリフィスで、炉心の周辺部燃料および中心部燃料への流量を所要の割合に調整したのち、燃料集合体に導かれ、そのチャンネル内を通って行く間に、加熱され、気水混合の二相流となる。

炉心を出た気水混合流は、炉心上部のプレナムへ行く。プレナムはチャンネルごとに別々に出て来た気水混合流を気水分離器のスタンド・パイプに入る前に均一に混合するためのものである。

原子炉圧力容器と炉心シュラウドの間には、20個のジェット・ポンプが環状に配置されている。炉心シュラウド外側の環状部を流れる冷却材の一部は、外部再循環回路へ行き、再循環ポンプによって圧力を高められる。この冷却材は、再循環水入口ノズルからライザを経てジェット・ポンプに導かれ、ジェット駆動流体として圧力容器内のジェット・ノズルから噴出し、環状部の冷却材を吸い込む。

気水分離器内に送られた気水混合流は、遠心分離効果によって蒸気と水とに分流される。蒸気は、さらに乾燥器に入って最終的に蒸気中の湿分が取除かれた後、圧力容器の4個の蒸気出口ノズルから容器外へ出る。乾燥器上部の乾燥蒸気領域は、乾燥器から炉内の最低水位レベルまで延長しているシュラウドによって、気水分離器を出た気水混合流と隔離されている。

気水分離器および乾燥器で分離された水は乾燥器下部に集合し、炉心シュラウドと圧力容器壁の間の環状部を下方に流れ、給水スパーージャから圧力容器内に入って来る給水と合流して、その一部は外部再循環回路へ行き、残りは直接ジェット・ポンプへ入る。

原子炉および炉心についての主要設計仕様は次のとおりである。

原子炉熱出力	2,381 MW t
冷却材全流量	33.8×10^3 T/hr
炉心入口サブクーリング	13.2 Kcal/Kg
炉心出口平均蒸気重量率	13.3%
原子炉圧力(蒸気ドーム)	70.7 Kg/cm ² g

炉 心

実効高	366 cm
等価直径	403 cm
全ウラン量	106.8 T
再循環回路数	2
蒸気流量	4.44×10^3 T/hr
蒸気圧力	70.7 kg/cm ² g
蒸気温度	286 °C

ンパ類がインコネル 750 である。また、耐圧部分は日本の法規を満足するように設計されている。

(4) 制御棒駆動機構のフランジあるいはシンプルの破損防止対策

制御棒駆動機構のフランジあるいはシンプルの破損による制御棒逸出事故の発生を防止するため、以下のような設計上の考慮が払われている。

- a シンプルおよび原子炉容器との接続部は、日本の法規を満足するように設計および試験される。
- b 周期的な応力に対して問題になる個所は、シンプル本体とシンプル・ノズル間の溶接接合部であるが、この接合部は予想される最大応力に対して十分な余裕をもって設計されている。
- c シンプル本体、フランジ、シンプルと原子炉容器の溶接部およびシンプルの配管などは、各種の探傷試験や水圧試験が行なわれる。
- d 制御棒駆動機構には、ボルト締めジョイントが 2 個所あるが、いずれのジョイントも、原子炉系が逃がし弁動作圧力になっても、使用ボルト個数の約 1/6 の個数で、ボルトの抗張力を越えることなく、その機能が維持できるようにしている。
- e 原子炉容器および配管の圧力の異常上昇は、初圧調整装置ならびに逃がし弁および安全弁の作動によって防止される。
- f シンプルあるいはジョイントの故障は、ドライウェルへの蒸気漏えいによって検出できる。

(5) シンプル支持機構

制御棒駆動機構の下部に、シンプル支持機構が設けられていて、駆動機構のフランジあるいはシンプルが急速に完全破断したとしても、制御棒は約 8 cm 以上は抜けまいようになっている。

3.4 圧力容器内部支持構造物

3.4.1 構造物の概要と機能

圧力容器内部支持機構は、GE 社の多くの原子炉で現在使用されているものと類似の構造であり、炉心、気水分離器、乾燥器などの容器内機器を安全に支持できるようにしている。各燃料集合体は 4 個が 1 組になって、制御棒案内管頂部に設けられている燃料支持台にはめこまれ、各制御棒案内管は圧力容器下端の制御棒駆動

シンプルの上に乗っている。制御棒案内管のない部分の燃料集合体は、下部炉心格子にある燃料支持台にはめこまれ、さらにこの格子は炉心シュラウド内側のブラケットに固定されている。

燃料集合体頂部の横方向支持のために上部炉心格子があり、これも同じく炉心シュラウド内側のブラケットに固定されている。

炉心シュラウドには、上記格子および上部ヘッドがボルト締めされている。また、ヘッドの上には気水分離器パイプを介して溶接されていて、気水分離器の振動を防ぐために各々が互いに帯板で溶接接合されている。

炉心シュラウド下部は圧力容器底部から支持脚によって支持されている。また、環状のバップル板で圧力容器にも溶接接合されており、この上にジェット・ポンプ・デイフューザ下部が溶接接合されている。

乾燥器は、圧力容器内側に設けられた支持ブラケットにすえられ、圧力容気蓋のブラケットでおさえられている。

炉心支持構造物を第3.4-1図に示す。

3.4.2 設計上の考慮

炉心支持構造物の荷重伝達は、燃料集合体重量が制御棒案内管から支持構造物に伝わる一方、炉心シュラウドと炉心シュラウドに付属している構造物の重量は支持脚から圧力容器に伝わる構造になっている。

炉心入口側、炉心および炉心出口側での圧力降下による差圧に対して、炉心シュラウド、支持脚、炉心格子などは十分な強度を持つように設計されている。支持構造物で接合を要するところで、取扱いを容易にする必要のある場所では溶接を避け機械的接合を行なっている。炉心支持構造物は、ドレスデン、フンボルトベイ、KRB、オイスター・クリークなど、現在多くの原子炉で使用された、あるいは使用予定の構造を採用しており、振動に対する安全性は十分保たれている。また、構造材には、耐熱、耐食および機械的性質に対して、すでに実証済みのステンレス鋼が使われる。

3.5 原子炉圧力容器

3.5.1 概 要

原子炉圧力容器は母材が低合金鋼で、内面は腐食防止のためステンレス鋼で内張りしている。圧力容器と炉心との間の環状部にある冷却材によって、圧力容器内面の放射線照射レベルが低下し、プラント寿命中、母材の機械的性質は問題となる程の変化は起こらず、また圧力容器は微細な結晶粒子の鋼板で製作するので、母材の放射線照射による影響は小さくなり、最小 40 年間耐える。

第 3.5-1 図に原子炉圧力容器の構造を示す。

圧力容器の蓋は取りはずしが容易なようにフランジ接続とし、二重 Oリングで圧力容器本体と蓋の接続部からの漏えいを防止している。

圧力容器の下端はスカートで支持され、容器の頂部は、横方向の支持のために、構造物に取付けられた横振動防止機構で支持し、軸方向および半径方向への容器の膨脹はできるようにしている。

また、主蒸気管（4 本）は容器本体の上部に溶接され、燃料取替時などで圧力容器蓋を取はずす場合でも移動しなくてもよい。

安全弁および逃がし弁は、ドライウエル内の主蒸気管に取付けられている。

なお、圧力容器上部とドライウエルの間には燃料取替時、圧力容器の上部に水を充満させるためのシールがある。

3.5.2 圧力容器の設計

第 3.5-1 図に原子炉圧力容器の断面を示す。なお耐震設計については、15「耐震設計」の項を参照されたい。

原子炉圧力容器の仕様は次のとおりである。

設計圧力： 87.9 kg/cm² g

設計温度： 302 °C

運転圧力： 71.7 kg/cm² abs

運転温度： 286 °C

設計制限照射量（>1 MeV 中性子）： 1×10^{19} nvt

NDT

初期（設計値）

フランジおよびフランジ付近： -12 °C

その他の部分：+4℃

寿命末期		：	45℃以下（推定照射量に対し）
加熱、冷却率		：	55℃/hr
材 料	母 材	：	原子力発電用マンガンモリブデンニッケル鋼板2種相当品および原子力発電用鍛鋼品2種相当品
	内 張	：	ステンレス鋼（ASTM-371-Gr 309改良型相当品）
寸 法	全 高	：	約22,000 mm
	胴 内 径	：	約5,570 mm
	全重量（蓋を含む）	：	約500 T
	容器支持スカート形状	：	円 筒
	材 料	：	原子力発電用マンガンモリブデン鋼板1種

3.5.3 圧力容器の製作および検査

圧力容器蓋、胴および下部ヘッドは、圧延鋼板を溶接して製作する。蓋および胴に取付けられたフランジやノズルは鍛造品である。

(1) 胴

圧力容器の長手および円周溶接継手は開口部および貫通部と交さしないようにし、中性子照射レベルの最も高い部分には、できる限り円周溶接継目が来ないように製作する。

(2) 蓋

蓋は鋼板を用いて溶接接合で組立てる。開口部、または貫通部と溶接継目が交わらないように製作する。

(3) 下部ヘッド

制御棒駆動機構貫通部および炉内中性子束検出貫通部を有する下部ヘッドも上記蓋と同様、鋼板を溶接接合して製作する。

(4) 溶接検査

溶接接合部は日本の法規を満足するように検査を行なう。

(5) 上部蓋締付部

上部蓋締付部に金属製Oリングで2段シールを設け、第1段目のOリングと2段目のOリングとの間に漏えいがあれば、検知できるような構造になっている。

(6) 圧力容器支持構造物

圧力容器内外の支持構造物は圧力容器の重要部分であり、支持の位置および構

造は圧力容器への反力に影響が少ないようにする。

(7) 熱電対

圧力容器の外壁には熱電対を取付け、十分安全な運転を行なえるようにする。

3.5.4 圧力容器材料の監視

圧力容器および原子炉構造材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するために、延性遷移温度測定用シャルピVノッチ試験片、小形引張試験片を圧力容器内にそう入している。そのうちの第1組は、容器内壁に取付けて容器と同等な条件で、また第2組は炉心にもっとも近い条件でそれぞれ照射する。第3組は炉心からできるだけ遠く離れた位置に置き、最小の中性子照射で、かつ、容器と同じ温度条件になるようにしている。

3.6 気水分離器および乾燥器

気水分離器はたて形軸流遠心式で、圧力容器内の炉心上部空間に多数の分離器ユニットを平行に並べた形で配置されている。炉心を出た気水混合流体は、炉心上部のブレナムから各ユニットのスタンド・パイプを経て気水分離器の下端に入り、ここで入口ベーンにより回転運動が与えられ、チューブ内を自由うず巻運動で上向きに移動して行く間に、それにとまなり遠心力効果によって水と蒸気とが分離される。チューブ頂部で水部分は集合して降下し、一方、蒸気部分はそのまま軸方向に上向きに進んで、湿り蒸気ブレナムから多層波形の乾燥器へ入る。第3.6-1図は気水分離器ユニットの構成を示す図面である。

乾燥器を構成する各エレメントは、平行波形をまとめたもので、波形板の谷にはドレン樋がついている。蒸気は波形板の間をとる間に進行方向が何回も変り、方向変換ごとに蒸気中の水分が波形板の表面にあたり、ドレン樋に集められ、乾燥器ドレンに導かれる。

この形式の気水分離器は、すでに広範囲の使用条件に対して行なわれた実験結果から、大形の沸騰水炉に適用する場合に必要なとされる下記のような性能を有することが確認されている。すなわち、

気水分離器ユニット当り平均流量	224 T/hr
平均入口蒸気重量率	13.3 w/o
乾燥器入口における湿分	10 w/o 以下
キャリアンダ	0.2 w/o 以下

気水分離器と乾燥器に関する主設計仕様は、以下のとおりである。

気水分離器

気水分離器ユニット数	151
形 式	軸流式
材 料	ステンレス鋼
流 量	
蒸 気	30 T/hr _{1r}
水	194 T/hr
乾 燥 器	
数 量	1 式
形 式	波板式
材 料	ステンレス鋼
性 能	
湿 分 (乾燥器出口)	0.1 w/o 以下 (蒸気流量に対し)
キャリアンダ (分離器出口)	0.2 w/o 以下 (再循環水流量に対し)

3.7 ジェット・ポンプ

ジェット・ポンプは第3.7-1図に示すように圧力容器内に配置され、外部のジェット・ポンプ駆動用再循環系と連結されて冷却材を炉心に循環する系統を構成する。

ジェット・ポンプを用いた場合、炉心流量の約半分が圧力容器内でジェット・ポンプにより直接炉心に送られるため、外部再循環系に取出される水量は全循環流量の約半分に過ぎないのが大きな特色である。

この原子炉では、20個のジェット・ポンプを圧力容器内のシェラウド外周に配置する。原子炉上部の気水分離器から出た再循環水のうちの約半分は、ジェット・ポンプで昇圧された後、ジェット・ポンプのノズルから高速で噴出される。

残りの約半分の再循環水は、この高速噴出流によりノズル出口のサクシオン・チェンバに生じた低圧部からジェット・ポンプ内に吸引される。

駆動および吸引の両流体は、ノズルにつづく混合室(スロート部)で十分に混合された後、ディフューザで圧力を回復し炉心へ送られる。

外部再循環系は2ループからなり、各ループはそれぞれジェット・ポンプ10台を駆動する。再循環ポンプを出た配管は5本に分岐し、圧力容器を貫通して外周部下部

に入りライザとなって立ち上がり、ノズルに至っている。したがって、外周部には10本のライザと20個のジェット・ポンプが交互に立ち並んで配置されている。第3.7-2図に示すように各ライザの上部はノズル・アセンブリとボルト・ナットで接続されている。

このノズル・アセンブリは混合室の上端と一体となっている。ノズル・アセンブリの中にはノズルが組込まれているが、これは取はずし可能である。また、混合室下端はディフューザ上部にスリップ・ジョイントで接続されている。したがって、混合室とノズル・アセンブリは一体となって圧力容器の外に取出すことができる。ディフューザの下部は、シュラウドの下部のパッフル板に溶接により固定されている。

以下にジェット・ポンプの主要な設計仕様を示す。

数	量	20
容	量	1,690 T/hr
全	揚程	25.1 m
効	率 ^{*1}	49.1 %
駆	動流体流量	756 T/hr
駆	動流体全揚程	114.3 m
流	量比 ^{*2}	1.23
圧	力比 ^{*3}	0.281
ジェット・ポンプ	効率 ^{*4}	34.5 %
ノズル	直径	86.4 mm
ノズル	流速	47.5 m/sec
混合室	直径	172.7 mm
混合室	長さ	2,300 mm

(注*1) 一般のポンプ効率の定義で表わしたもので、ジェット・ポンプでは次式で与えられる。

$$\text{効率} = \frac{\text{ジェット・ポンプ全揚程} \times \text{容量}}{\text{駆動流体全揚程} \times \text{駆動流体流量}} \times 100 = \frac{\text{ジェット・ポンプ全揚程}}{\text{駆動流体全揚程}} \times (1 + \text{流量比}) \times 100$$

(注*2) $\text{流量比} = \frac{\text{被駆動流体流量}}{\text{駆動流体流量}} = \frac{\text{全流量} - \text{駆動流体流量}}{\text{駆動流体流量}}$

(注*3) 圧力比 = $\frac{\text{ジェット・ポンプ全揚程}}{\text{駆動流体全揚程} - \text{ジェットポンプ全揚程}}$

(注*4) ジェット・ポンプの効率の定義は、一般のポンプの効率の定義と異なり次式で与えられる。

$$\text{ジェット・ポンプ効率} = \frac{\text{被駆動流体の得たエネルギー}}{\text{駆動流体の失ったエネルギー}} \times 100 = (\text{流量比}) \times (\text{圧力比}) \times 100$$

5. 冷却材再循環系および主蒸気系

5.1 概要

原子炉冷却系の構成は、原子炉圧力容器へ冷却材を補給する原子炉給水系、冷却材を循環させる原子炉再循環系および圧力容器内で発生した蒸気をタービンへ送る主蒸気系からなっている。第 5.1-1 図に構成を示す。

給水ポンプから送られた給水は、圧力容器の給水入口ノズルを通り、炉心シュラウドの頂部とほぼ等しい高さに位置した給水スパーチャから圧力容器内へ入る。容器内へ入った給水は、気水分離器で分離された再循環水と混合し、その約半分が圧力容器の再循環水出口ノズルから 2 つの再循環回路に分れて、圧力容器の外へ出る。

再循環回路を構成する機器は、再循環ポンプおよび関連する配管、弁類、制御装置である。再循環ポンプによって圧力容器へ送られた冷却材は、ジェット・ポンプ・ノズルから噴出され、環状部の再循環水を吸引合流した後、炉心下部プレナムへ入る。ここで方向を転換し、炉心を上方へ流れる。炉内で発生した蒸気は、気水分離器で水と分離した後、乾燥器で湿分を除かれ、圧力容器の 4 個の蒸気出口ノズルからタービンへ導かれる。

低負荷運転を含めて、通常運転中は 2 台の再循環ポンプ全部を運転する。

発電所の出力制御は電力系統の負荷要求にしたがい、再循環回路の流量を調整して行なり（8「制御および計測」参照）。しかし、1 つの再循環回路を隔離弁で閉鎖しても、部分負荷で運転することができ、1 回路閉鎖の場合は、定格の約 67 % の負荷をとることができる。

なお、全ポンプが停止した状態でも、自然循環によって定格出力の約 33 % までの運転が可能である。

冷却材再循環系および主蒸気系の主要設計仕様は以下のとおりである。

定格炉心熱出力	約 2,381 MW t
再循環回路数	2
全熱伝達量	2.048×10^9 Kcal/hr
全冷却材流量	33.8×10^6 kg/hr
系統設計圧力および温度	
再循環ポンプ	105.5 kg/cm ² g , 302 °C

再循環管	<table> <tbody> <tr> <td>ポンプ吸込側</td> <td>84.4 kg/cm² g, 296 °C</td> </tr> <tr> <td>ポンプ吐出側</td> <td>96.0 kg/cm² g, 296 °C</td> </tr> </tbody> </table>	ポンプ吸込側	84.4 kg/cm ² g, 296 °C	ポンプ吐出側	96.0 kg/cm ² g, 296 °C
ポンプ吸込側	84.4 kg/cm ² g, 296 °C				
ポンプ吐出側	96.0 kg/cm ² g, 296 °C				
再循環回路冷却材温度					
原子炉容器入口	278.3 °C				
原子炉容器出口	277.8 °C				
蒸気圧力	71.7 kg/cm ² abs				
蒸気温度	286 °C				
蒸気湿分 (原子炉容器出口)	0.1 % 以下				
最大許容系統温度変化率	55 °C/hr				
給水温度 (原子炉容器入口)	195.8 °C				
冷却材体積	286 m ³				

5.2 冷却材再循環系

炉心を再循環する冷却材のうち、約半分は圧力容器内部のジェット・ポンプにより直接炉心に送られる。残りの約半分は外部の再循環系に取出され、再循環ポンプで昇圧された後、ジェット・ポンプの駆動流体として、そのノズルに供給される。ジェット・ポンプについては 3.8 「ジェット・ポンプ」 に記載されている。

(1) 再循環管

主冷却管は、外径約 712 mm、ステンレス鋼管で、ハンガ、防振器、緩衝器などによって支持されている。原子炉入口では外径約 320 mm の 10 本の管に分岐している。配管の設計、製作、検査は日本の法規を満足するように行なり。(耐震設計については 15 「耐震設計」 を参照)

(2) 冷却材再循環回路止め弁

a 設置目的

この弁は、再循環ポンプの保修時、ポンプを再循環回路から切り離すのが目的であり、再循環ポンプ出口および入口に設ける。

また、再循環回路は 2 回路あるので、ポンプ故障時には、この回路止め弁でその回路を切り離して、残りの 1 回路で出力を下げた状態で運転することもできる。その場合、再循環ポンプ出口側の連絡管 (回路止め弁の下流において 2 つの回路を連絡している) が開かれ、1 台の再循環ポンプで 20 台のジェット・ポンプを駆動する。

b 構造

この弁は、仕切弁で電動機駆動である。弁にはインタロックがあり、再循環ポンプを運転していなければ、この出口弁は開放できないようになっている。なお、この循環回路を切離した後で、再並入する場合は、再循環冷水ループの誤起動を防止するために、各回路止め弁に設けられた小さなバイパス弁をまず開き、徐々に他回路と温度を平衡させた後、回路を並入するようになっている。

c 仕様

個数	4
形式	仕切弁
寸法	712 mm
材料	本体 ステンレス鋼 シート部 ステライト
設計圧力	入口弁 96.0 kg/cm ² g 出口弁 96.0 kg/cm ² g
設計温度	302 °C
駆動機器	電動機

(3) 再循環ポンプ

a 構造

ポンプは電動機駆動、単段遠心式で、メカニカル・シールを用いている。各ポンプの速度は、おのこの独立の可変速流体継手つきの電動発電機によって電源周波数を変えることによって調整される。

ポンプはケーシング、羽根、軸ともにステンレス鋼製で、コンスタント支持ハンガによって支持されている（ポンプを含めての系の耐震上の考慮については、15「耐震設計」を参照）。ポンプ修理の場合は、発電所を停止し、入口および出口弁を閉止し、冷却材を抜いて行なう。

軸封には、メカニカル・シールを用いる。シールは2個の圧力シールと圧力コントロールが単一のカートリッジに収められ、おのこのシールは系統圧力の1/2を受け持っている。このシールは、どちらか一方のシールが破損した場合でも、他のシールによって自動的に全圧力を受け持ち、ポンプの運転を継続できる。

シールの状態は、シール・カートリッジ・アセンブリにおける圧力、温度を監視

することによってわかる。シールからの漏えい量は、通常運転において3 ℓ/min以下であるが、2個のシールの内1個が大きく破損しても、漏えい量は約4 ℓ/minに増加するだけである。このシールからの漏えいは、ドライウェル・クリーン・タンクに集められ廃棄物処理系に導かれる。

シールおよび軸受冷却は、2個の内蔵された熱交換器によって行なわれる。この熱交換器管は、最も信頼性のあるように超音波試験を行なった1本のステンレス鋼管で、ポンプの一部として水圧試験およびヘリウム漏えい試験を行なう。

軸受は、羽根および熱しゃへいの上部に取付けられ、水潤滑自己調整のラジアル軸受である。この軸受の取はずしは、電動機の取はずし、あるいは分割フランジをはずさなくても可能である。

b ポンプ電源喪失

冷却材再循環系の慣性は、全ポンプ動力が喪失した場合、流量のコーストダウンが十分ゆるやかで、燃料が蒸気でつつまることがないように設計されている。

なお、1台または全部のポンプ電源が喪失し、そのポンプの出入口弁が閉止しない場合でも、ポンプ、モータともに損傷することなく、ポンプ逆転防止装置はついていない。

c 速度制御および起動

各再循環ポンプの速度は、各ポンプごとに設備された可変速流体継手付きの電動発電機を通じて、ポンプ・モータの電源周波数を変えることによって調整される。その設備能力は、再循環流量の最大変化率にして、約30%/minである。

再循環冷水ループの誤起動に対しては、ポンプが作動していなければ出口弁を開放できないようなインタロックが設備されており、また出口弁の開放時間は、約30秒間となるように設計されている。

再循環ポンプの仕様は下記のとおりである。

形式	たて形うず巻式
個数	2
流量	7,800 T/hr
全揚程	152 m
冷却材圧力(入口)	72.6 kg/cm ² g

材 料

ケーシング	ステンレス鋼
羽 根	ステンレス鋼
軸	ステンレス鋼
電動機	
出 力	4,100 KW
回 転 数	1,410 rpm

5.3 主蒸気系

原子炉で発生した蒸気は、主蒸気管を通りタービンに導かれる。また、主蒸気管には安全弁、逃がし弁が取り付けられ、また直接復水器へ蒸気を放出するタービン・バイパス系もある。

(1) 主蒸気管

主蒸気管は外径約 610 mm のもの 4 本からなり、圧力 84.4 kg/cm²g で設計し、ハンガ、防振器で支持している。

配管の設計、製作、検査は日本の法規を満足するように行なう。(耐震設計については 15 「耐震設計」参照)

なお、主蒸気管のドライウェル貫通部上流部の管内にはベンチュリ形流出制限器が設けられ、主蒸気管破断事故時の蒸気の放出を制限している。

(2) 主蒸気隔離弁

a 設置目的

次のような場合、主蒸気隔離弁を閉止する必要がある。

- i) ドライウェル内で再循環回路破断のような事故があった場合に、燃料の破損により放射性気体が主蒸気管を通して復水器空気抽出器から大気中へ放散するのを防ぐため主蒸気回路を閉鎖する。
- ii) 主蒸気管が破断した場合、原子炉冷却材が過剰に放出され冷却材喪失事故とならないように主蒸気回路を閉鎖する。
- iii) 運転中原子炉炉心内に被覆材に欠かんを持った燃料があると、放射性分裂生成物が主冷却材中に漏出し、タービン-復水器-空気抽出器を通して大気中へ放出されることになる。したがって、欠かんを持った燃料が多くなると隔離弁を閉鎖する。

上記のような弁の閉鎖が必要になった場合は、次のような現象を検出し、弁閉鎖の信号が出される。

- i) の場合：原子炉水位異常低下
- ii) の場合：主蒸気管の流出制限器差圧大、主蒸気管トンネルの温度高
- iii) の場合：主蒸気管放射能レベル高

b 構造

この弁は、4本の主蒸気管におのおの直列に2個計8個あり、各弁は空気駆動である。弁は外部動力がなくなれば、閉鎖するようになっている。

c 仕様

個数	8
設計圧力	87.9 kg/cm ² g
設計温度	302 °C
駆動動力源	空気

(3) 安全弁および逃がし弁

安全弁および逃がし安全弁（以下逃がし弁と云う）は、ドライウェル内の蒸気管に取付けられ、安全弁はドライウェルに、逃がし弁はサブプレッション・チェンバに蒸気を吹かすようになっている。

安全弁および逃がし弁は日本の法規を満足するように設計、製作および検査される。安全弁はバネ式で吹出圧力は 87.2 kg/cm²g、吐出容量は主蒸気流量の19.9%に相当する。

逃がし弁は先駆弁付逃がし弁で、各々にはバネ式先駆弁とダイヤフラム式先駆弁が付属している。

バネ式先駆弁は主蒸気の圧力で逃がし弁本弁を動作させ、この時逃がし弁は安全弁の機能を果している。逃がし弁の容量は主蒸気流量の 65.2% であるので、バネ式安全弁の 19.9% と合わせて、安全弁および逃がし弁の総吹出量は 85.1% となる。ただし、この先駆弁の設定圧力は 75.9, 76.6, 77.4 kg/cm²g で、バネ式安全弁のそれより低いため、全負荷しゃ断時には逃がし弁のみが吹き安全弁が動作しないようになっている。

ダイヤフラム式先駆弁は空気信号によって逃がし弁本弁を以下の場合に動作させる。

- (a) 原子炉隔離時に手動で蒸気を逃がし、原子炉隔離時冷却系と共に崩壊熱を除去す

る。

- (b) 高圧注水系のバックアップとして高圧注水系不動作の時に原子炉水位異常低下、格納容器圧力高の同時信号により蒸気を逃がし、原子炉圧力を低下させる。

安全弁および逃がし弁の仕様は下記のとおりである。

	安全弁	逃がし弁
形式	バネ式	先駆弁式
個数	3	8
吹出圧力	87.2 kg/cm ² g	75.9 kg/cm ² g 76.6 kg/cm ² g 77.4 kg/cm ² g

6. 原子炉補助系

6.1 概要

この系統は、原子炉系の運転および安全を保持するのに十分な設備であり、次の系統から構成されている。

- (1) 運転中原子炉冷却材の浄化を行なうための原子炉冷却材浄化系
- (2) 原子炉への給水および主復水器が隔離された場合に崩壊熱を除去するための原子炉隔離時冷却系
- (3) 原子炉の崩壊熱の除去を目的とする残留熱除去系

この系は、ポンプと弁の切換えによって以下の三系統に使用できる。

停止時冷却系

低圧注水系

格納容器冷却系

- (4) 冷却材再循環回路破断のような冷却材喪失事故時に、燃料被覆材の溶融を防止するための炉心スプレイ系
- (5) 原子炉1次系の小破断に対して単独で燃料被覆材の溶融を防止するための高圧注水系
- (6) 制御棒のそう入不能時でも、原子炉を冷温停止するためのほう酸水注入系
- (7) 原子炉補機冷却のための原子炉補機冷却系
- (8) 原子炉機器および冷却材の水質を監視し、調整を行なうための試料採取系

第6.1-1図および第6.1-2図に原子炉補助系統の構成を示す。

6.2 原子炉冷却材浄化系

この系統の構成、接続は、第6.2-1図に示すとおりである。

原子炉冷却材浄化系は原子炉冷却材の純度を高く保つために設置されるものであって、この系統は、冷却材再循環回路から冷却材を1部バイパスし、わずかの冷却材損失および熱損失で連続的に冷却材の浄化を行なうものである。系統は原子炉起動時、停止時および燃料取替中においても、原子炉の通常運転中と同様に運転することができる。

浄化すべき冷却材は、再循環回路から抜き出し、再生熱交換器および非再生熱交換器で冷却し、フィルタ脱塩装置によって浄化脱塩する。

6.2.1 フィルタ脱塩装置

フィルタ脱塩装置は圧力プリコート式で50%容量のものが2組ある。使用済の樹脂は、蓄積した不純物による放射能が高いため、再生使用はしないで、脱塩装置から廃棄物処理系のフェイズ・セパレータへ流し込む。

フィルタ脱塩装置の出口には、後置ストレーナが置かれ、原子炉冷却材に樹脂粒が混入するのを防いでいる。

6.2.2 熱交換器

再生熱交換器では、フィルタ脱塩装置に入る高温の原子炉冷却材を浄化後原子炉へ戻す水で冷却し、自らは加熱されて熱回収を行ない、原子炉系からの熱損失を最小にしている。非再生熱交換器では、原子炉補機冷却系の冷却水によって、原子炉冷却材をフィルタ脱塩装置に支障のない温度までさらに冷却する。

原子炉冷却材浄化系の主要設計仕様は、次のとおりである。

原子炉冷却材の水質（ろ過脱塩装置入口において）

電 導 度	1 $\mu\text{v}/\text{cm}$ 以下
PH (25 °C)	5.5 ~ 8.5
Cl ⁻	0.2 ppm 以下
全固形分 (添加物を除く)	1 ppm 以下
シリカ (SiO ₂ として)	1 ppm 以下
ボ ロ ン	1 ppm 以下

浄化系設備

(1) 脱塩装置

基 数	2
容 量	23 T/hr/基

(2) 浄化系熱交換器

再生熱交換器

基 数 1

非再生熱交換器

基 数 1

(3) 循環ポンプ

台 数	2
流 量	30.7 m ³ /hr
全 揚 程	153 m

(4) 系統設計条件

系統数	1
設計温度	302 °C
設計圧力	102 kg/cm ² g
設計流量	45.4 T/hr

6.3 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時に崩壊熱を除去するための系統である。原子炉隔離時には蒸気は大部分残留熱除去系の熱交換器に導かれて凝縮される。また、蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプにより蒸気として失われた冷却材を原子炉に補給し、水位を維持する。この系は外部電源を必要としない。原子炉隔離時冷却系の系統構成は第 6.3-1 図に示すように、ポンプ、蒸気駆動タービン、配管、弁などからなり、ドライウェル内側の隔離弁の上流から抽出した蒸気によってタービンを駆動する。水源としては通常は残留熱除去系の熱交換器における凝縮水と復水貯蔵タンクの水を使用するが、サブレーション・プールの水も利用することができる。原子炉隔離時冷却系は原子炉水位異常低下信号によって起動する。また、この系の定格流量は、原子炉停止 15 分後の崩壊熱による発生蒸気流量以上にとってある。したがって、一時的にはサブレーションプールへの蒸気放出量が補給水量より多く、炉心上部の約 20 % の冷却水がこの間に失われることになる。これ以降は、蒸気放出量に比較して、補給水量の方が多くなり、次第に水位を回復するので炉心が露出することはない。

次に原子炉隔離時冷却系の主要な設計仕様を示す。

蒸気タービン

形式	背圧式
台数	1
原子炉圧力	79 kg/cm ² g ~ 10.6 kg/cm ² g
出力	460 ~ 90 IP
回転数	4,500 ~ 2,100 rpm

ポンプ

形式	多段、水平遠心式
台数	1
原子炉圧力	79 kg/cm ² g ~ 10.6 kg/cm ² g
流量	91 T/hr 以上
全揚程	854 m ~ 160 m

回 転 数 可変

6.4 残留熱除去系

残留熱除去系は原子炉補助系の一つとして原子炉停止時の残留熱の除去を目的とするものである。

この系統は二つに分かれていて、一つの系統にはポンプ2台、熱交換器1台、海水ポンプ2台が設けられている。

残留熱除去系は弁切替操作により使用モードを変え、停止時冷却系、低圧注水系もしくは格納容器冷却系として使用することができるようになっている。

以下に残留熱除去系の主要な設計仕様を示す。

ポンプ

形 式	たて形うず巻式
台 数	4
流 量	1,750 T/hr
全 揚 程	120 m
材 質	ケーシング：鋳鋼または合金鋼 軸：合金鋼 翼：青銅または合金鋼

海水ポンプ

形 式	たて形うず巻式
台 数	4
流 量	978 m ³ /hr
全 揚 程	232 m
材 質	ケーシング：鋳鉄または鋳鋼 軸：ステンレス鋼 翼：ステンレス鋼

熱交換器

形 式	たて置Uチューブ式
基 数	2
伝熱容量	7.76×10^6 Kcal/hr (停止時冷却モード)
材 質	管：白銅管

胴：炭素鋼

管板：炭素鋼（モネル・クラッド）

6.4.1 原子炉停止時冷却系

原子炉停止時冷却系は、原子炉停止後、炉心崩壊熱および原子炉容器、配管、冷却材中の保有熱を除去して、原子炉を冷却するためのものである。

炉心は原子炉停止直後には主復水器で冷却され、原子炉温度が約 135℃になれば、原子炉停止時冷却系によって冷却される。

原子炉停止時冷却系は、原子炉水温度を約 135℃から約 52℃に下げることができるよう設計する。約 52℃の温度は燃料装荷、取替、あるいは原子炉 1 次系機器の保守が行なわれるための最高温度である。

原子炉停止時冷却系の運転系統は第 6.4-1 図のようになり、原子炉水は原子炉再循環回路再循環ポンプ入口側から残留熱除去系のポンプおよび熱交換器を経て原子炉再循環回路再循環ポンプ出口側に戻される。熱交換器は残留熱除去系海水ポンプによって冷却される。原子炉圧力容器頂部冷却系が停止時冷却系から分岐され原子炉圧力容器の頂部を冷却する。

6.4.2 低圧注水系

低圧注水系は、炉心スプレイ系のバックアップとして、再循環配管の完全破断のような大破断に対して単独で、中破断に対しては高圧注水系あるいは自動逃がし弁と連携して、炉心を水浸けにすることにより、燃料被覆の溶融を防止する。低圧注水系の運転系統は第 6.4-2 図のようになっている。低圧注水系はサブプレッション・プールから冷却水を汲み上げ、破断していない方の再循環配管を通して、圧力容器内に注入し、炉心水位を炉心の 2/3 の高さまで回復させる。低圧注水系ポンプは、原子炉水位異常低下信号あるいはドライウエル圧力高信号で駆動を開始し、炉心が 2/3 まで冠水されると、注水量は炉心シュラウド等からの漏えいに出ていくものを補う程度でよく、このためには再循環配管破断の場合でもポンプ 1 台で十分である。

6.4.3 格納容器冷却系

格納容器冷却系は、冷却材喪失事故後、サブプレッション・プール水をドライウエル内およびサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのをおさえるものである。運転系統は第 6.4-3 図に示す。なお、この系の詳細は 12.6.3 「格納

容器冷却系」に記載してある。

6.5 炉心スプレイ系

炉心スプレイ系は、再循環回路破断のような冷却材喪失事故によって炉心が露出した場合に、燃料の過熱による燃料および被覆の破損を防ぎ、さらに、これにともなうジルコニウムと水との反応を防止するためのものであり、サブプレッション・チェンバ内のプール水を炉心上にとりつけられたスパーチャ・ヘッダのノズルから、燃料集合体上にスプレイすることによって、炉心を冷却する。スプレイされた水は炉心の約2/3を再び浸す。ジェット・ポンプ混合室上端から溢れ出た水は、破断口より溢流しドライウエル底部にたまり、水位がベント管口に達すると、サブプレッション・チェンバにもどり、再びスプレイ水として循環する。サブプレッション・チェンバのプール水は、格納容器冷却系の熱交換器によって冷却される。

炉心スプレイ系の系統構成は、第6.5-1図に示すように完全に独立な2系統からなり、十分な多重性を備えている。炉心スプレイ系は、1系統で燃料被覆の破損およびジルコニウム-水反応を防止できる容量をもっている。

炉心スプレイ系の作動は自動であり、原子炉水位異常低下信号またはドライウエル圧力高信号によって2系統が起動する。外部電源喪失時でも各々の系統は、それぞれ別個の非常用ディーゼル発電機によって起動することができるので、外部電源がない場合でも、機能になんら支障をきたさない。

炉心スプレイ系には、ポンプ吐出側からサブプレッション・チェンバへ戻す配管が設けられているので、発電所運転中でも、ポンプを運転してサブプレッション・プール水を循環することによって、プール水の循環試験が定期的に行える。

次に炉心スプレイ系の主要な設計仕様を示す。

系 統 数	2
系統設計流量	1,050 T/hr
系統設計温度	92.5℃
系統設計圧力	33.4 kg/cm ² g
ポ ン プ	
形 式	うず巻式
台 数	2
流 量	1,050 T/hr

全揚程	204 m
材 料	ケーシング：鋳鋼またはダクタイル鋳鉄
	軸：合金鋼

6.6 高圧注水系

高圧注水系は、再循環回路のような原子炉1次系配管の小破断に対して単独で、中破断に対しては炉心スプレイ系または低圧注水系と連携して燃料の溶融を防止するためのものである。高圧注水系は外部電源を必要としない。高圧注水系の系統構成は第6.6-1図に示すようにタービン駆動ポンプ、高圧配管、弁などから成り、タービンは主蒸気管のドライウェル内側の隔離弁の上流から抽出した高圧蒸気によって駆動する。水源としては通常は復水貯蔵タンクを使用するが、バックアップとしてサブプレッション・プールの水も使用できる設計となっている。高圧注水系は原子炉水位異常低下信号またはドライウェル圧力高信号で始動し、原子炉圧力10.5 kg/cm²gから79 kg/cm²gの範囲で定格流量を給水配管を経て炉心に注入する。破断口が小さくて水位を回復するような場合は、原子炉水位高信号で注水を停止する。

次に高圧注水系の主要な設計仕様を示す。

蒸気タービン

形 式	背圧式
台 数	1
原子炉圧力	79 kg/cm ² g ～ 10.6 kg/cm ² g
出 力	4,100 HP ～ 750 HP
回 転 数	4,000 rpm ～ 2,000 rpm

ポンプ

形 式	うず巻式
台 数	1
原子炉圧力	79 kg/cm ² g ～ 10.6 kg/cm ² g
流 量	965 T/hr ～ 965 T/hr
全揚程	854 m ～ 160 m
回 転 数	4,000 rpm ～ 2,000 rpm
材 質	ケーシング：合金鋳鋼

軸 : 炭素鋼または合金鋼

翼 : 合金鋳鋼

6.7 ほう酸水注入系

ほう酸水注入系は、なんらかの理由で、制御棒のそり入不能によって、原子炉の冷温停止ができない場合に、中性子吸収材を炉心底部から注入して負の反応度を与え、原子炉を冷温停止するためのもので、全制御棒が動かなくなった場合でも、原子炉を冷温停止する能力をもっている。

中性子吸収材としては、炉内に注入された場合に、原子炉を高温運転状態から0.05 Δk 以上の余裕をもって冷温停止し、この状態に維持することができるほう酸水(五ほう酸ナトリウム溶液)が用意されている。

ほう酸水注入系は第6.7-1図に示すように、ほう酸水貯蔵タンク、プランジャ形ポンプ、テスト・タンク、配管、弁などから構成されている。貯蔵タンクでは、ほう酸水溶液が約15℃以上の温度で貯蔵されている。ポンプは並列に2台あるが、1台は予備で多重性を備えている。テスト・タンクを利用しポンプ流量をみることによって、発電所運転中でも、ほう酸水注入系を定期的に試験することができる。

ほう酸水注入系の操作は、中央制御室から遠隔手動で行なわれる。原子炉容器に入る前には並列に2個の弁があり、必要とき確実にほう酸水が注入されるように留意している。

ほう酸水注入後、これを除去するためには、まず原子炉冷却系をフラッシングし、最終的には原子炉冷却材浄化系によって除去する。

次に、ほう酸水注入系の主要な設計仕様を示す。

系 統 数	1
中 性 子 吸 収 材	ボロン
ほう酸水による停止時反応度	$k_{eff} \leq 0.95$
反応度そり入速度	最低 0.001 $\Delta k/\text{min}$
材 料	ステンレス鋼
タ ン ク	
容 量	15.3 m^3
ポ ン プ	

台数	2
形式	ブランジャ形
容量	11,700 kg/hr
設計圧力	105 kg/cm ² g
全揚程	980 m

6.8 原子炉補機冷却系

原子炉補機は、原子炉補機冷却系によって冷却される。その構成は第6.8-1図のとおりである。原子炉補機からの放射性物質の漏えいがあっても、この系の閉回路中にとじ込められ、かつ、この回路には放射能の連続モニターがあるので、漏えいを検知できる。

この系統にはサージ・タンク1基があり、閉回路系統の容積の膨脹、収縮を吸収するとともに、補給水の注入をここで行なう。

この系統には、3基の熱交換器と3台のポンプがあり、2基の熱交換器と2台のポンプによって、原子炉全出力運転中の補機冷却が行なえる。

この系統の熱交換器の管側には、補機冷却用海水ポンプによって海水が循環され、補機冷却水を冷却する。

この系統の主要機器の主要な設計仕様は次のとおりである。

設計圧力	8.8 kg/cm ² g
設計温度	65.6 °C / 43.3 °C
海水温度	26 °C
熱交換器	
形式	横形直管式
基数	3
材料	管：アルミブラス 胴：炭素鋼

補機冷却水ポンプ

形式	横形うず巻式
台数	3
全揚程	52 m

補機冷却用海水ポンプ

形式	たて形うず巻式
----	---------

台 数	3
全 揚 程	55 m

6.9 試料採取系

この系統は発電所機器の運転状態を監視し、運転に必要な情報をうるのが目的で原子炉系は次の試料採取点がある。

項 目	試 料 採 取 点	目 的
原 子 炉 冷 却 材	再循環回路	浄化脱塩系を分離した時の冷却材水質の監視
冷 却 材 浄 化 系		
フィルタ脱塩器入口	フィルタ脱塩器入口管	冷却材水質監視
フィルタ脱塩器出口	フィルタ脱塩器出口管	フィルタ脱塩器の性能監視
主 蒸 気	主蒸気管	キャリオーバ H ₂ およびO ₂
サブプレッション・チェンバ	サブプレッション・チェンバ再循環管	腐食および放射能の監視
ほう酸水タンク	ほう酸水系再循環管	ボロン濃度
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口および循環管	熱交換器の海水漏洩検出および水質監視

7. タービン設備

7.1 概要

外径 610 mm 4 本の主蒸気管で導かれた蒸気は、主蒸気止め弁、蒸気加減弁を通り、高圧タービンに供給される。高圧タービンを出た蒸気は、湿分分離器を経て、組合せインターセプト弁を通り、6 流低圧タービンに導かれ復水器に至る。途中、蒸気は、5 段抽気され、給水加熱に用いられる。(第 5.1-1 図参照)

湿分分離器は、波形板を用いた形式のもので、分離したドレンは給水加熱器に導かれる。また、低圧タービン翼には、湿分分離翼を採用し、最終段の湿り度を少なくするよう考慮している。

タービン、復水器を通り、低圧復水ポンプで昇圧された冷却材は全量復水脱塩装置で浄化され高圧復水ポンプでさらに昇圧された後、3 系統に分かれ、それぞれの系統の給水加熱器で加熱され、給水ポンプにより、給水制御弁、同逆止弁を通して原子炉へ送られる。なお、原子炉給水制御は三要素方式で行なわれる。

主給水管は、SB-49 材 (たゞし冷却材圧力バウンダリー内は STS-42 相当品) を使用し、圧力 105 kg/cm²g で設計し、ハンガ、防振器で支持する。

配管の設計、製作、検査は日本の法規を満足するように行なう。

7.2 タービン

タービンは、くし形 6 流排気式、1,500 rpm 発電機直結式である。

タービンの回転数制御は、主调速機で蒸気加減弁、インターセプト弁を制御して行ない、全負荷をしゃ断しても、非常调速機を作動せしめないようにする。非常调速機は、回転数が定格回転数の 1.11 倍以下で作動し、主蒸気止め弁、蒸気加減弁、組合せインターセプト弁が閉止して蒸気をしゃ断する。さらに、非常调速機のバックアップとして、定格回転数の 1.12 倍で作動するバックアップ・ガバナを設置する。

タービン出力は、タービン入口の初圧調整装置によって、原子炉出力に応じて制御されるが、回転数が上昇した場合、制御は自動的に主调速機に移り、原子炉の余剰発生蒸気はタービン・バイパス系を通じて復水器へ放出され、その後、原子炉の出力を発電機負荷に応じて変更する。

タービン・バイパス系は、主蒸気をタービンを通さずに直接復水器へ放出させる設備であって、定格蒸気量の約 25% を処理する能力があり、原子炉起動、停止時および過

渡状態での主蒸気圧力の調整を行なう。

上記過速度によるほか、復水器真空低下、スラスト軸受磨耗、軸受油圧低下、そのほか電気事故などによっても、タービンは、自動的に非常停止する。

タービン発電機の潤滑油は、タービン軸直結の油ポンプによって供給する。さらに、補助油ポンプ1台、ターニング用油ポンプ1台、非常用直流油ポンプ1台を設置する。

また、タービンには、軸偏心、タービン速度、调速弁位置、振動、軸ケーシング伸差、ケーシング温度の監視計器など必要な計器を設置する。

タービン衛帯は、すべて蒸気シールであり、漏えい蒸気は、衛帯蒸気復水器へ導かれ、排気は、排気筒へ導く（10「放射性廃棄物の廃棄施設」参照）。

仕様は下記のとおりである。

タービン

形 式	くし形 6 流排気式
基 数	1 台
設 備 容 量	784,000 KW
回 転 数	1,500 rpm
蒸 気 条 件	圧 力 66.8 kg/cm ² g
	温 度 282 °C
	湿り度 0.4 %
蒸 気 流 量	4,430 T/hr
復水器真空度	722 mmHg

7.3 復水器および空気抽出器

復水器は、表面接触単流3区分式であり、管は管板に拡管して海水の漏えいを防止している。

ホットウェルは復水が約2分間滞留しうる容量にし、放射能の減衰を計っている。なお、復水器は脱気形であり、別個に脱気器は設置しない。

空気抽出器としては、常時運転用の蒸気式と起動時真空ポンプがあり、その排気は排気筒へ導かれる（10「放射性廃棄物の廃棄施設」参照）。

仕様は下記のとおりである。

復水器

形 式	表面接触単流3区分式
基 数	1
排 気 流 量	2,550 T/hr
真 空 度	722 mmHg
冷 却 水 量	150,600 m ³ /hr
冷 却 管 材 質	アルミプラス
海水設計温度	19 °C

7.4 復水ポンプ

復水ポンプは、低圧ポンプ、高圧ポンプをそれぞれ3台設置し、各1台は予備とする。復水は低圧復水ポンプにより蒸気式空気抽出器、衛帯蒸気復水器、復水脱塩装置などを経て高圧復水ポンプへ導かれる。高圧復水ポンプを出た復水は、給水加熱器5台で加熱されて、給水ポンプの吸込側に入る。

給水ポンプの吸込圧力は、高圧復水ポンプで与えており、給水ポンプと高圧復水ポンプとをインタロックし、給水ポンプを保護している。なお復水系統には、復水貯蔵タンクを設置して、ホットウェル水位の制御、非常用炉心冷却系や制御棒駆動用水の予備水源などに用いる。主な仕様は下記のとおりである。

	低圧復水ポンプ	高圧復水ポンプ
形 式	たて形電動うず巻式	横形電動うず巻式
台 数	3 (うち1台予備)	3 (うち1台予備)
容 量	2,450 T/hr	2,450 T/hr

7.5 復水脱塩装置

復水は全量が復水脱塩装置を通り、核分裂生成物および腐食生成物を除去する。また、万一復水器で復水中に海水が漏えいした場合でも、その漏えい量が3.8 l/minまではこれを処理できるようになっている。

形 式	外部再生式、混床イオン交換樹脂
系 統 数	8系統(うち1系統は予備)
容 量(最大)	4,900 T/hr (7系統につき)
出口水質	Cl ⁻ 0.01 ppm 以下 SiO ₂ 0.01 ppm 以下 電導度 0.1 μV/cm 以下

7.6 給水加熱器

給水加熱器は3系統で構成され、仕様は次のとおりである。

形 式	横形Uチューブ式
個 数	5 (1系列につき)
容 量	1,550 T/hr (1系列につき)
材 料	胴：炭素鋼 管：ステンレス鋼
最終給水温度	195.8℃

7.7 給水ポンプ

給水ポンプは常用として、蒸気タービン駆動が2台あり、予備として、各25%容量の電動機駆動が2台ある。蒸気タービンは信頼度の高い大形復水タービンである。

給水ポンプの吸込圧力は高圧復水ポンプで供給し、給水ポンプは高圧復水ポンプとインタロックされている。

仕様は次のとおりである。

(1) タービン駆動

	蒸気タービン	ポンプ
台 数	2	2
形 式	復水式	うず巻式
容 量	8,250 HP	2,450 T/hr
全揚程		762 m
回転数	5,100 rpm	5,100 rpm

(2) 電動機駆動

台 数	2
形 式	うず巻式
容 量	1,225 T/hr
全揚程	762 m
電動機出力	約 4,560 HP

7.8 循環水系

復水器の冷却用水は、海水を用い、3台のたて形斜流ポンプで復水器に供給する。使用水量は約 150,600 m³/hr である。

7.9 タービン補機冷却系

タービン補機冷却水は、3台のポンプで、タービン油冷却器、制御用空気圧縮器、その他の各タービン補機へ供給され、熱交換器を経て、再び、ポンプに戻り、閉回路を構成している。ポンプ入口側には、サージ・タンクを設備し、冷却水の補給を行なう。この系は、原子炉補機冷却系とは独立しているが、冷却用の海水は、共通の補機冷却用海水ポンプから両系統の熱交換器へ送られる。

仕様は下記のとおりである。

ポ ン プ		
形 式		横形うず巻式
台 数		3
熱交換器		
形 式		横形直管式
基 数		3

12. 原子炉格納施設

12.1 概 要

原子炉格納施設の構造概要は、第2.1-5図のとおりである。格納施設は、原子炉からの放射性物質放出に対し、二重の防壁を形成している。第1の格納施設は、圧力抑制形格納容器で、原子炉および再循環回路を格納し、第2の格納施設は、原子炉建家で、上記圧力抑制形格納容器を完全に収納している。

さらに、原子炉建家には、非常用ガス処理系を設置して、事故時に圧力抑制形格納容器から原子炉建家に漏えいした放射性物質をファンで引き、フィルタで処理した後、排気筒から大気中へ放散する。

なお、格納施設には平常時のガス冷却装置や事故時の冷却設備などの補助系統を設ける。

12.2 圧力抑制形格納容器（1次格納施設）

圧力抑制形格納容器は、原子炉圧力容器および再循環回路をとりかこむフラスコ形のドライウエル、円環形のサブプレッション・チェンバおよびこれを連絡するベント管、ヘッドおよび下降管からなる。第2.1-5図にその構成を示す。

この格納容器は、冷却材喪失事故のなかでも、もっとも苛酷な再循環回路1本の完全破断がおこり、破断両端口から冷却材が、最大流量で放出されることを仮定して設計する。この場合、ドライウエル内に放出された蒸気と水の混合物は、ベント管を通りサブプレッション・チェンバ内のヘッドに入り、これらの下降管を通してサブプレッション・チェンバ内のプール水中に導かれる。ここで蒸気がプール水で冷却され、凝縮することによって、ドライウエル内圧の上昇が抑制され、一方放出された放射性物質は格納容器内に保留される。

圧力抑制効果の試験は、ゼネラル・エレクトリック社とパシフィック・ガス・アンド・エレクトリック社とによって行なわれており、この格納容器もその試験結果にもとづき、十分な余裕をもって設計する。

再循環回路破断事故後の格納容器の最高圧力は、ドライウエルは約 $2.6 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$ 、サブプレッション・チェンバは約 $1.9 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$ である。一方ドライウエルおよびサブプレッション・チェンバの設計圧力は、 $3.92 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$ である。

ベント管、ヘッド、下降管の設計圧力および温度は、ドライウエルと同じである。

ドライウエル内の主要機器および配管は、飛散物を生じないように設置しており、飛散物に対しては、ドライウエル壁は十分耐える力をもっている。

ドライウエル容器のベント管入口前には、配管破断口からの水-蒸気ジェットが直接ベント管に当らぬように、障壁を設けてある。これはまた飛散物に対する保護にもなっている。ドライウエル壁は、破断口からのジェットに耐えるように設計してある。

圧力抑制形格納容器が設計条件を満足することを確認するために、次のような試験を行なう。格納容器の据付完了後、まず設計圧力の1.25倍の圧力で耐圧試験を行ない、つづいて設計圧力での漏えい率試験を行なう。次に内部の構築物、装置およびしゃへい構築物が完成した後に、再循環回路破断事故時に生じる短時間の過渡的ピーク圧力は別として、その後相当時間続くと思われる圧力で漏えい率試験を行なう。漏えい率試験は発電所運転開始後も、定期的に行なう予定である。また、発電所運転中格納容器漏えい率の急増あるいは長時間にわたる変化を検出するため、漏えい監視が出来る。

なお、圧力抑制形格納容器の設計、製作および据付は、日本の法規を満足するものである。

次に、圧力抑制形格納容器の主要な設計仕様を示す。

圧力抑制形格納容器の設計仕様

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・チエンバ：円環形
寸 法	
ドライウエル	球 部 直 径：20.0 m 円筒部直径：10.9 m 全 高：34.1 m
サブプレッション・チエンバ	円環中心線直径：33.5 m 円環断面直径：8.9 m
ベント管	直 径：2.06 m
ヘッダ	直 径：1.46 m
容 積	
ドライウエル空間	3,770 m ³
ドライウエル空間(ベント管とも)	4,240 m ³

サブプレッション・チエンバ空間部	3,160 m ³	
サブプレッション・チエンバ・プール水量	2,980 m ³	
個 数		
ベント管	8 本	
下降管	96 本	
設計圧力	(内圧)	(外圧)
ドライウエル	3.92 kg/cm ² g	0.14 kg/cm ² g
サブプレッション・チエンバ	3.92 kg/cm ² g	0.14 kg/cm ² g
設計温度		
ドライウエル	138 °C	
サブプレッション・チエンバ	138 °C	
設計漏えい率 (常温, 空気, 設計圧力において)		
ドライウエル	0.5 %/日	
サブプレッション・チエンバ	0.5 %/日	
材 料	ASME SA-516 Grade 70 相当	
	NDTT -17 °C	

12.3 圧力抑制形格納容器貫通部

格納容器貫通部は、漏えいを少なくするため、次のような設計にしている。

12.3.1 配管および電気配線貫通部

配管貫通部は、2種類に分けられる。1つは蒸気管のような高温配管で、貫通部で、熱膨脹による変位のあるもの、またはその他の理由により、貫通部で配管の変位を許さなければならないものである。他の1つは、変位を許す必要のないものである。前者の配管に対しては、シール・ベローズを採用し、さらに高圧のものでは、ベローズを保護するための保護管が設けられている。後者では、配管は格納容器貫通部のノズルに溶接されている。

電気配線貫通部は、二重シールになっている。

おもな貫通部は、格納容器完成後に十分な漏えい試験が行なわれるばかりでなく、発電所運転開始後も漏えい試験を行なえるようになっている。

シール・ベローズを使用している主要な配管貫通部には、漏えい試験のため、貫通部スリーブに加圧用の取付口が設けられていて、スリーブと配管の間の環状部を加圧

して、漏えいを検出することができるようになっている。

電気配線貫通部も、二重シールになっているので、両シール間を加圧することによって、漏えいを検出することができる。

12.3.2 所員用エア・ロックおよび機器搬入用ハッチ

所員用エア・ロックは、インターロックされた二重のハッチ・ドアによって構成される。ドライウエルへの機器搬入用ハッチ、ドライウエル・ヘッドおよびサブプレッション・チェンバ出入口は、二重のガスケットでシールされている。

所員用エア・ロックは二重ドアの中間部を、また二重ガスケットになっているものも、その中間部を加圧することによって、漏えい試験を行なうことができる。これは、完成後はもちろん、発電所運転開始後も定期的、あるいは必要に応じて行なわれる。

シール用ガスケットは、必要に応じてときどき取替える。

12.4 隔離弁

隔離弁は、実質的には格納容器の一部となるものであって、原則として、次のような基準にしたがって設備されている。原子炉蒸気発生系統に接続されているか、あるいはドライウエル内の空間に開口しているドライウエル貫通管には、ドライウエルの内外で、2個の隔離弁を設ける。

またそのほかの貫通管で、ドライウエル内の配管破断によって、放射性物質を外部へ放出するおそれのある貫通管には、少なくとも1個の隔離弁が設けられていて、これらの隔離弁は、原子炉水位低、ドライウエル圧力高、あるいは放射能レベル高など適当な信号によって自動的に閉鎖して、格納容器から放射性物質が放出するのを防ぐ。諸系統の隔離弁設置状況については、第6.1-1図を参照されたい。

なお、主蒸気隔離弁詳細については、5.3「主蒸気系」で述べたとおりである。

12.5 真空破壊装置

冷却材喪失事故後、ドライウエル内蒸気の凝縮がすすみ、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より下ると、真空破壊装置が自動的に働き、サブプレッション・プール水のドライウエルへの逆流、あるいはドライウエルの破損を防止する。

12.6 圧力抑制形格納容器の補助系

圧力抑制形格納容器の機能を十分に発揮し、またこれを補助するために、次のような補助系が設けられている。

12.6.1 不活性ガス系

冷却材喪失事故時に起こる可能性のある燃料被覆金属（ジルコニウム）と水との反応によって発生する水素ガスが、格納容器内の酸素（空気）と反応すれば、多量の熱が発生するおそれがあるので、あらかじめ格納容器内の空気を窒素ガスで置換しておく設備であって、ガス・ポンプ、配管、計装などが設けられている。窒素ガス充てんおよびその後運転中の漏れい分の補給は液体窒素タンクに貯蔵した窒素ガスにより行なう。

ドライウエルおよびサブプレッション・チエンバにはベントを設ける。ベントはパーシブ用排気ファンを経て排気筒へ接続している。また非常用ガス処理系にも接続している。

ベントは通常は閉じており、格納容器内の気体を置換する場合および起動時に膨脹した気体をパーシブする場合に使用する。

12.6.2 ドライウエル内ガス冷却装置

ドライウエル内ガス冷却装置は、通常運転中ドライウエル内のガスを循環冷却するためのもので、ファンおよび冷却コイルからなる冷却装置が設けられている。冷却コイルは、原子炉補機冷却水によって冷却される。

12.6.3 格納容器冷却系

格納容器冷却系は、冷却材喪失事故後、サブプレッション・チエンバ内のプール水をドライウエル内およびサブプレッション・チエンバ内に、スプレーすることによって、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器内に浮遊している放射性物質が漏れいするのをおさえるものである。ドライウエル内にスプレーされた水は、水位がベント管口に達した後はベント管を通して、サブプレッション・チエンバ内にもどり、サブプレッション・チエンバ内にスプレーされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却されたのち、ふたたびスプレーされる。

この系統構成は、第6.4-3図に示すように、完全に独立な2系統からなり、各系統には、ポンプが並列に2組ある。この系統の流量のうち、約95%がドライウエル内に、残りの約5%がサブプレッション・チエンバ内にスプレーされ、そして4台のポンプのうち、いずれか2台で原子炉再循環回路破断による冷却材放出のエネルギー、燃料の完全溶解にもなうジルコニウム被覆と水との反応による発生熱および崩壊熱を除去し、格納容器内圧が格納容器の設計圧力および温度をこえるのをふせぐことができるようになってい。設計流量は1系統約2,600 T/hrである。各熱交換器は、

それぞれに2基づつ備えられた残留熱除去系海水ポンプによって、直接海水で冷却される。2次側の設計圧力は、熱交換器の1次側の水が2次側に漏えいしないように、1次側の圧力よりわずかに高くしてあり、さらに熱交換器の1次側では海水の漏えいを検出し、2次側には放射能モニタを設けて漏えいを監視する。

各系統の主要な弁は、平常時でも、開いており、事故時における弁開放の失敗がないようになっている。

格納容器冷却系の起動は遠隔手動である。外部電源喪失時であっても、格納容器冷却ポンプおよび海水ポンプの各2台が、非常用電源で駆動できるようになっている。

この系のフロー・テストは、原子炉運転中であっても、1系統づつ、ドライウエル入口のブロック・バルブを閉じ、サブプレッション・チェンバに接続している試験用バイパス・ラインを使用することによって、ドライウエルをぬらすことなく行なうことができる。海水ポンプの試験は、いつでも単独に行なうことができる。格納容器冷却系の主要な設計仕様については、6.4「残留熱除去系」を参照されたい。

12.7 原子炉建家（2次格納施設）

原子炉建家は、圧力抑制形格納容器を完全に取り囲む気密の建物であり、圧力抑制形格納容器（1次格納施設）に対して、2次格納施設となっている。事故時には、原子炉建家は、後述の非常用ガス処理系のファンによって負圧に保たれるので、1次格納施設から、放射性物質の漏えいがあったとしても、これが発電所周辺に、フィルタを通らずに直接放散されることはない。

また原子炉建家は、ドライウエルの上部が開いているときの事故、たとえば、燃料取扱事故の場合などには、主要な格納施設となる。

原子炉建家への機器搬入用ロックおよび所員用エア・ロックは、機械的にインターロックされた二重ドアになっており、その他すべての貫通部も十分シールされているので、原子炉建家は気密性が高く、排気ファン1台（容量約2,700 m³/hr）で内部空気を引いた場合、原子炉建家内は、水柱6.4 mmの負圧に保たれ、建家外から内部への空気漏入は、100%/日以下である。

原子炉建家の気密度を確かめるためには、発電所の運転に関係なく、いつでも常用換気系を閉鎖し、非常用ガス処理系を運転することによって、建家内を負圧に保って漏えい試験を行なうことができる。

次に原子炉建家の主要な設計仕様を示す。

原子炉建家の設計仕様

構造	鉄筋コンクリート造	
寸法		
縦 × 横	46 m × 46 m	
高さ	地上 46 m	地下 16.5 m
設計気密度	水柱 6.4 mm の負圧で漏えい率：100 % / 日	

12.8 原子炉建家の補助系

12.8.1 常用換気系および空気冷却装置

原子炉建家の常用換気系としては、第12.8-1図に示すように、空気供給設備と排気設備があり、それぞれ約146,500 m³/hr 容量のファン2台（1台は予備）をもっている。空気供給設備には、ファンのほかフィルタおよび蒸気加熱コイルがあり、冬期原子炉建家内温度を10℃以上に保つ。また、差圧制御器があつて、出口弁を調整し、原子炉建家内は、わずかに負圧に保たれている。排気設備を出た排気空気は、排気筒から大気中へ放出される。

換気用の原子炉建家入口および出口ダクトには、それぞれ2個の空気作動の隔離弁があつて、原子炉建家の放射能レベルが高くなると、自動閉鎖して、放射性ガスの放散を防ぐ。

以上のほか、補助設備として、原子炉建家内の局部的熱発生源となる機器のあるところには空気冷却装置がある。この装置は、フィルタ、補機冷却用海水による冷却コイルおよびファンからなっている。

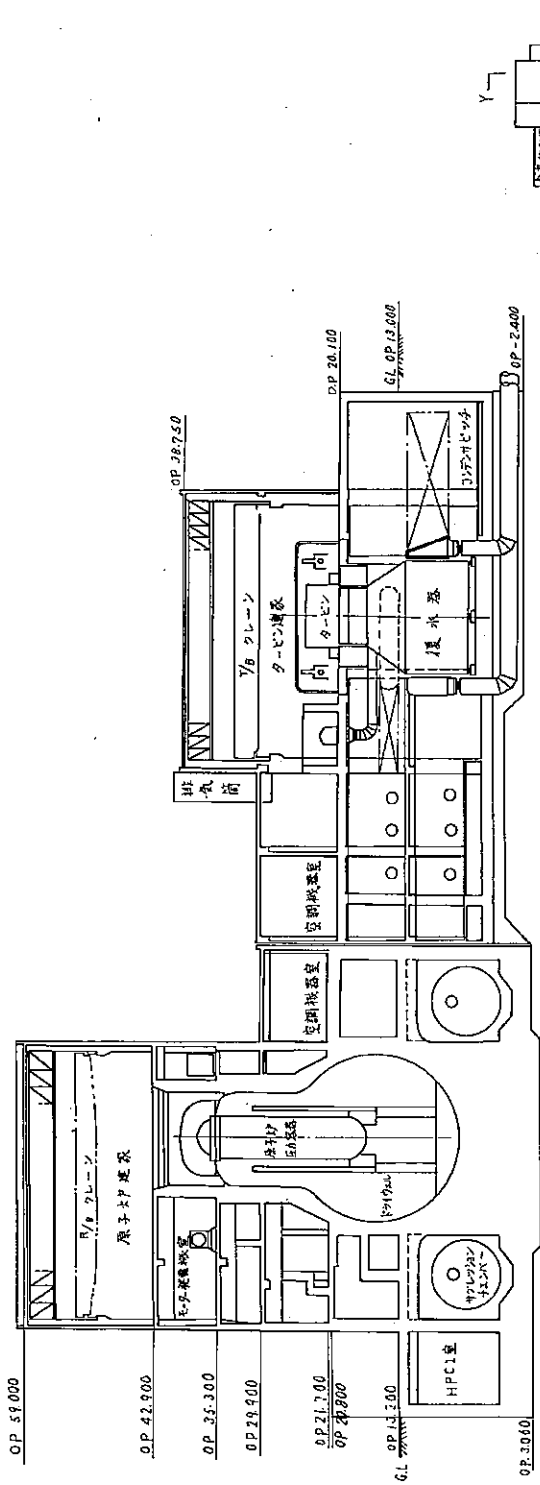
12.8.2 非常用ガス処理系

事故などの場合には、原子炉建家の放射能レベルが高くなると、自動的に前述の常用換気系が閉鎖し、非常用ガス処理系が作動を開始して、原子炉建家を負圧に保ち、圧力抑制形格納容器から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去する。この系統も、第12.8-1図に示すように100%容量のもの2系統からなり、各系統は、湿分除去装置、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコール・フィルタなどを含むフィルタ系およびファン（約2,700 m³/hr）からなる。1系統だけで原子炉建家を水柱6.4 mmの負圧に保ち、原子炉建家内空気の100%を1日に処理する能力をもっている。このフィルタ系の効率は、原子炉建家から排気筒に放出される空気中のよう素および固体状核分裂生成物の97%以上を除去するように設計される。湿分除去装置は、よう

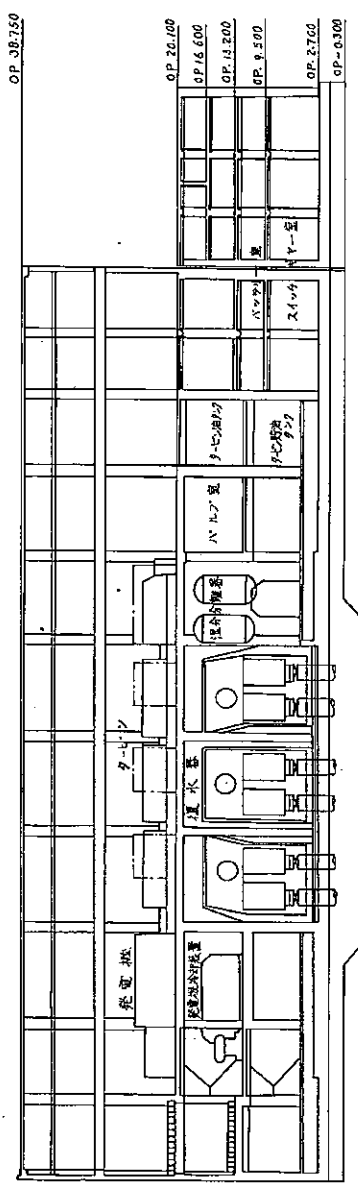
素用チャコール・フィルタの湿分による効率低下を防止する。

排気ファンおよび湿分除去装置に必要な電力は、外部電源喪失時にも非常用ディーゼル発電機で供給することができる。

常用換気系の自動閉鎖および非常用ガス処理系の自動起動のための定期試験は、発電所の運転に関係なく、いつでも行なうことができる。

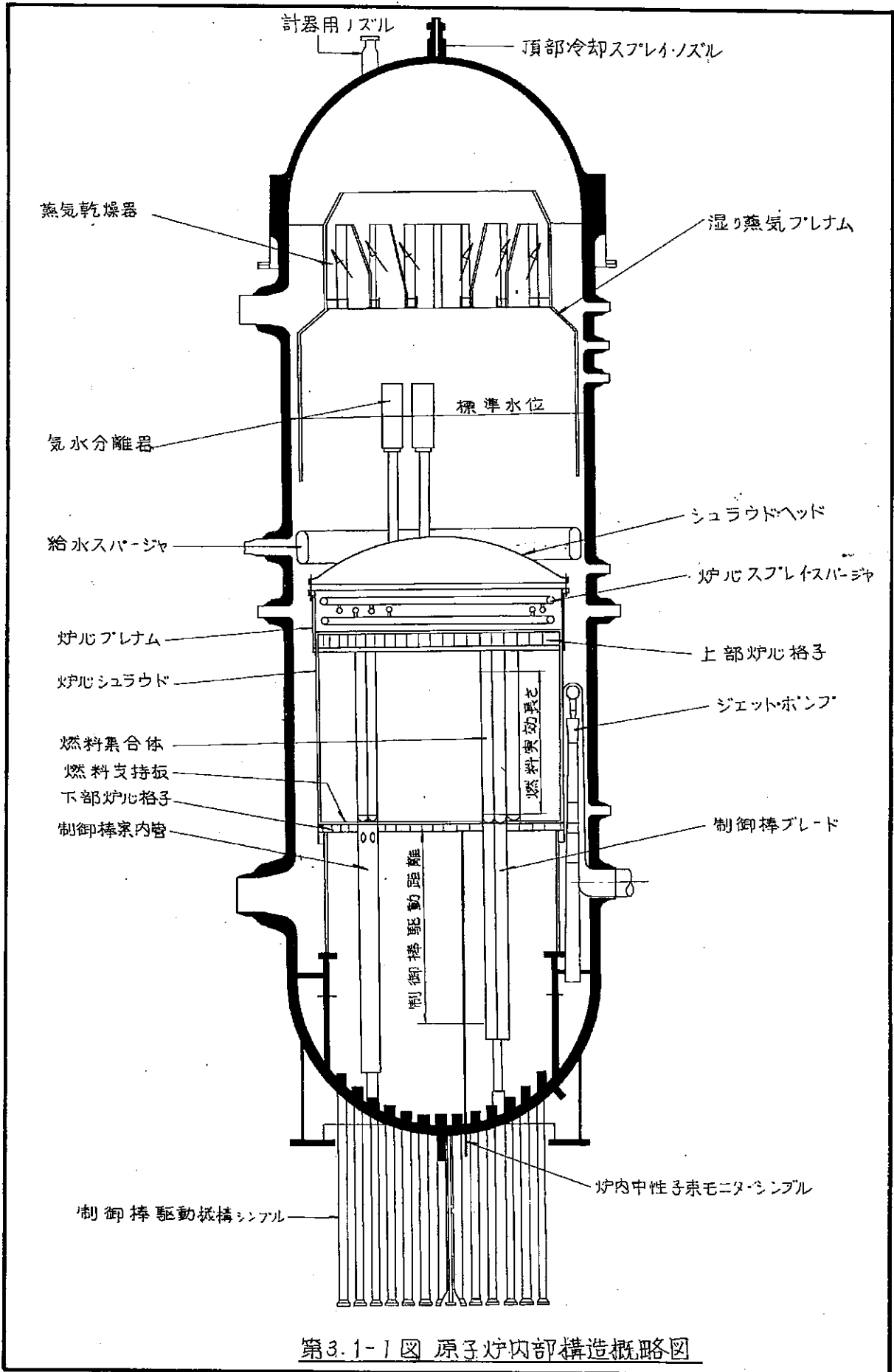


X-X 断面

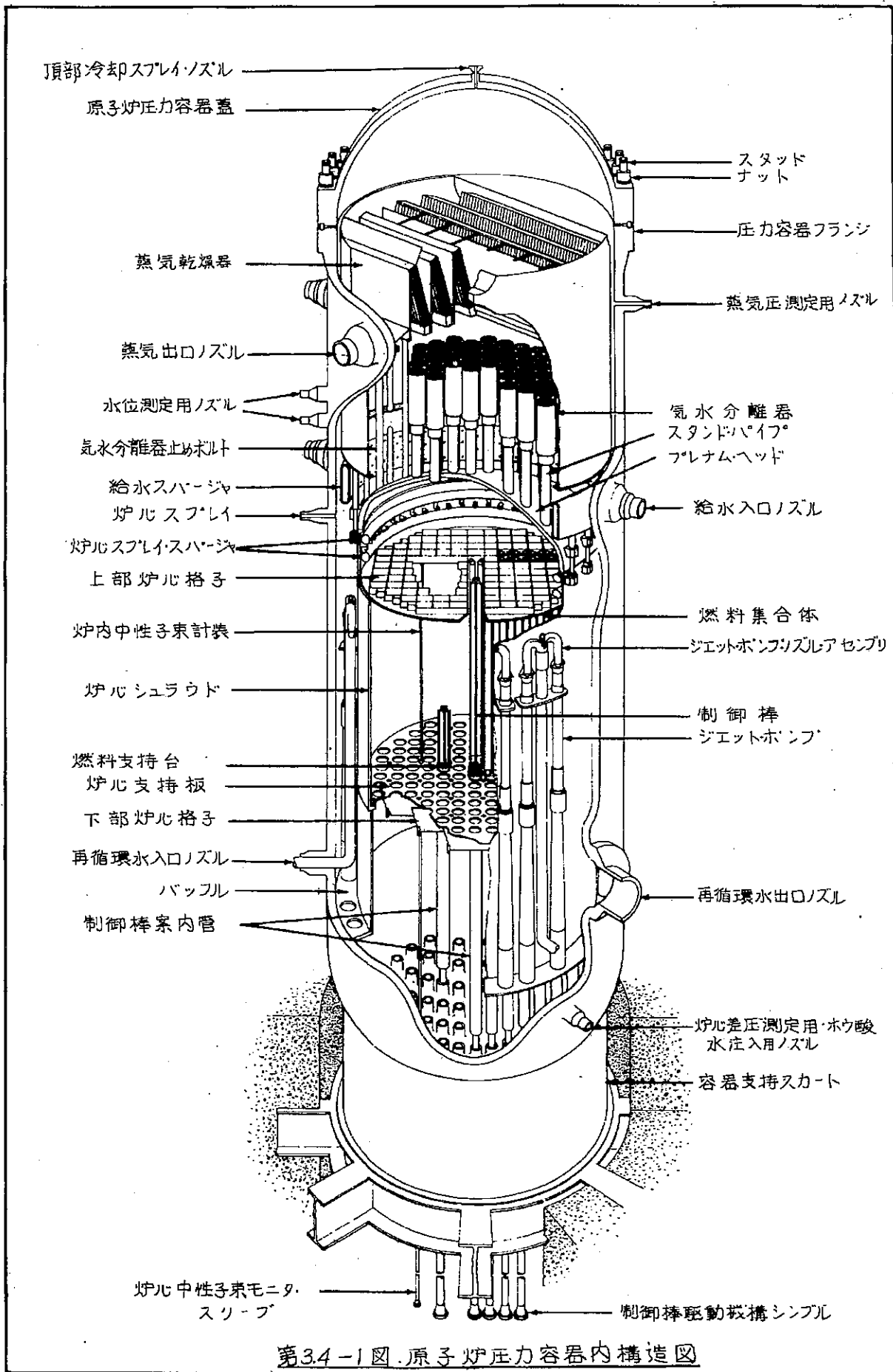


Y-Y 断面

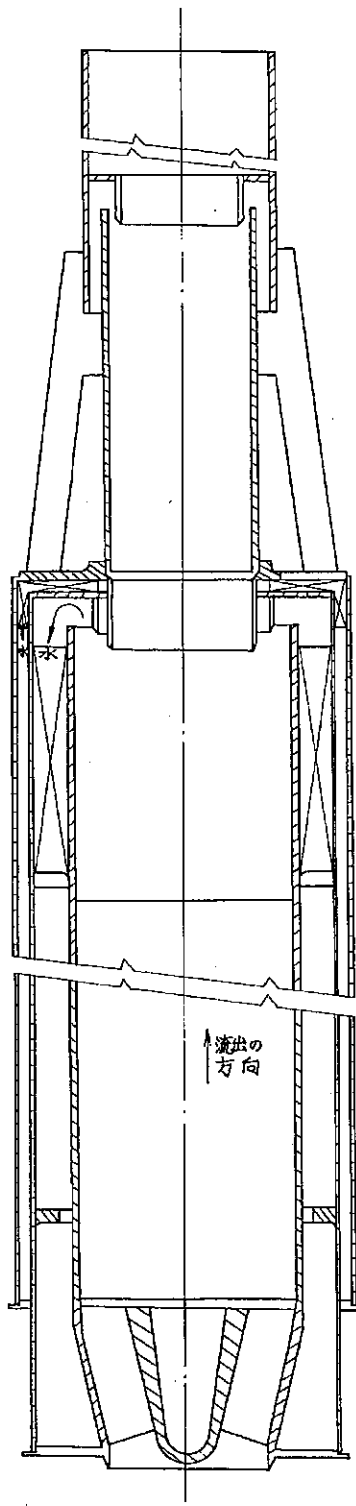
第2.1-5 図 断面図



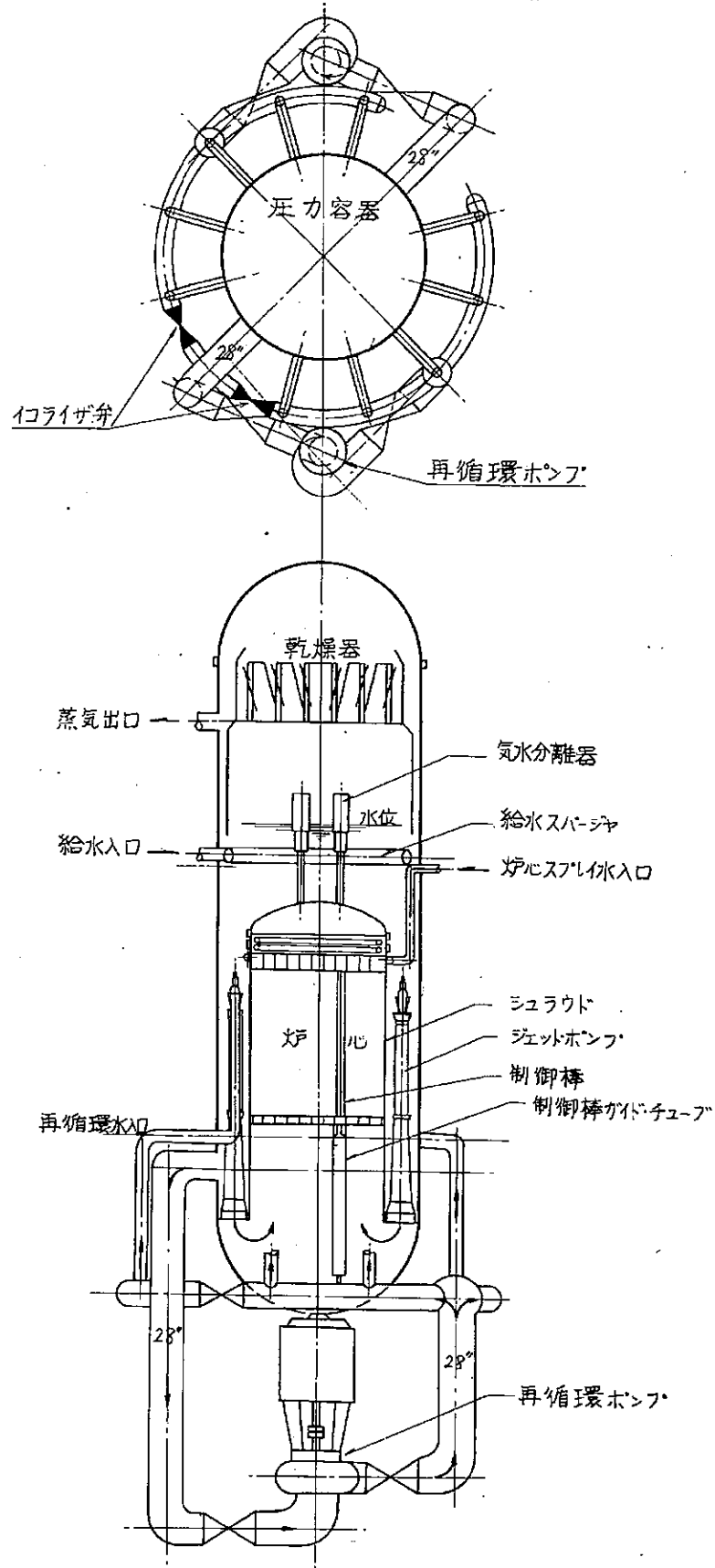
第3.1-1図 原子炉内部構造概略図



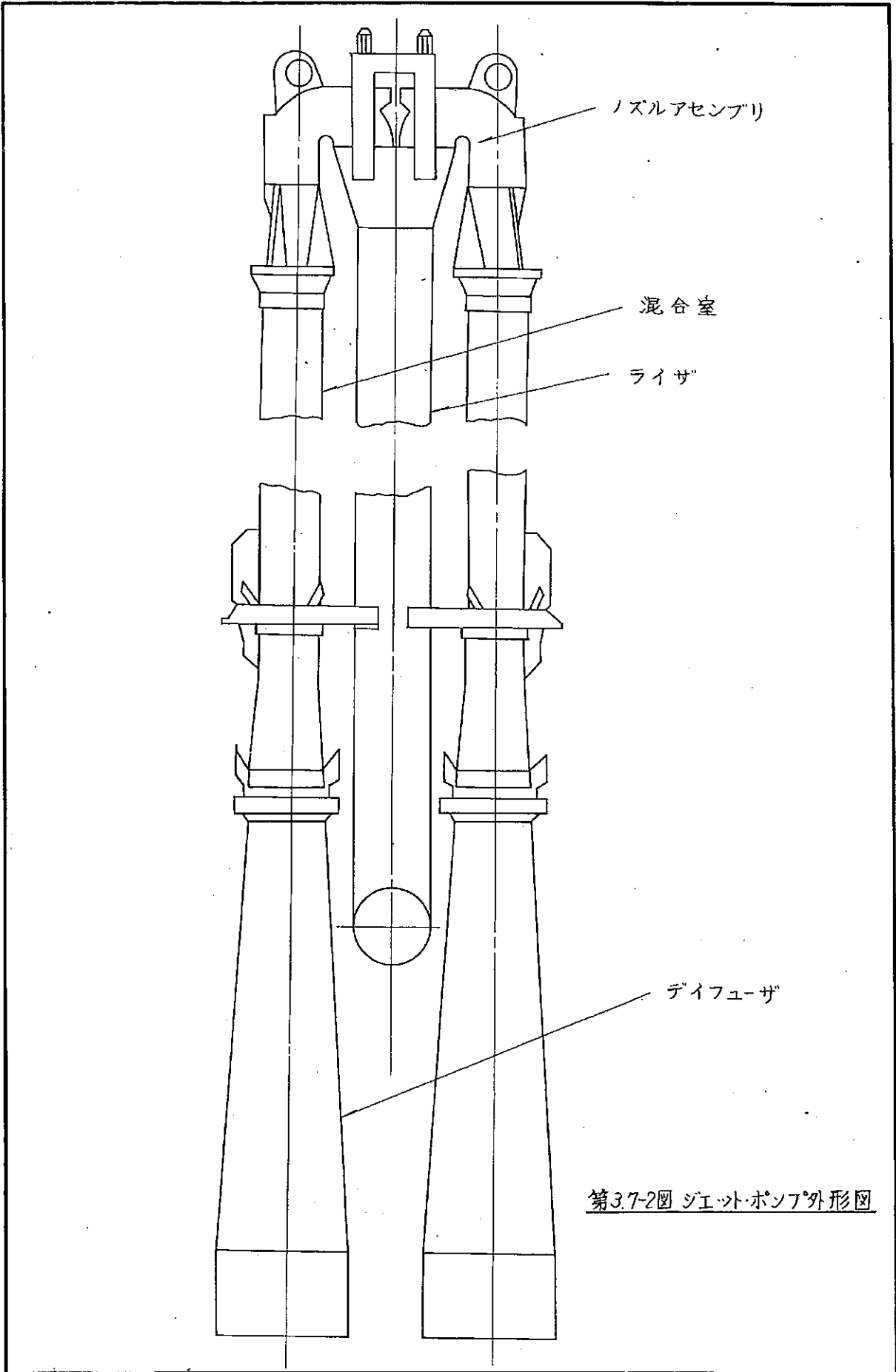
第3.4-1図.原子炉圧力容器内構造図

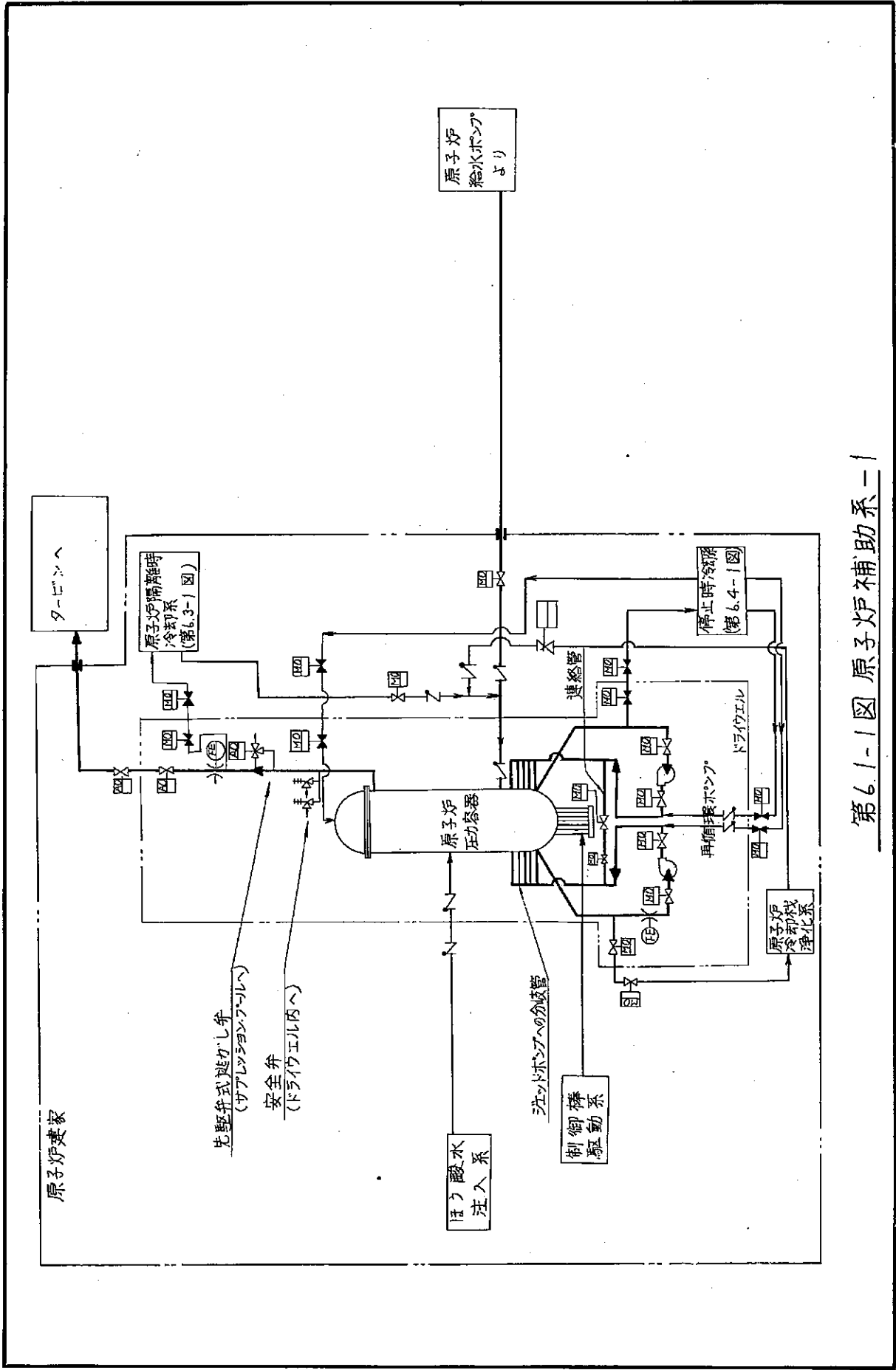


第3.6-1図 気水分離器

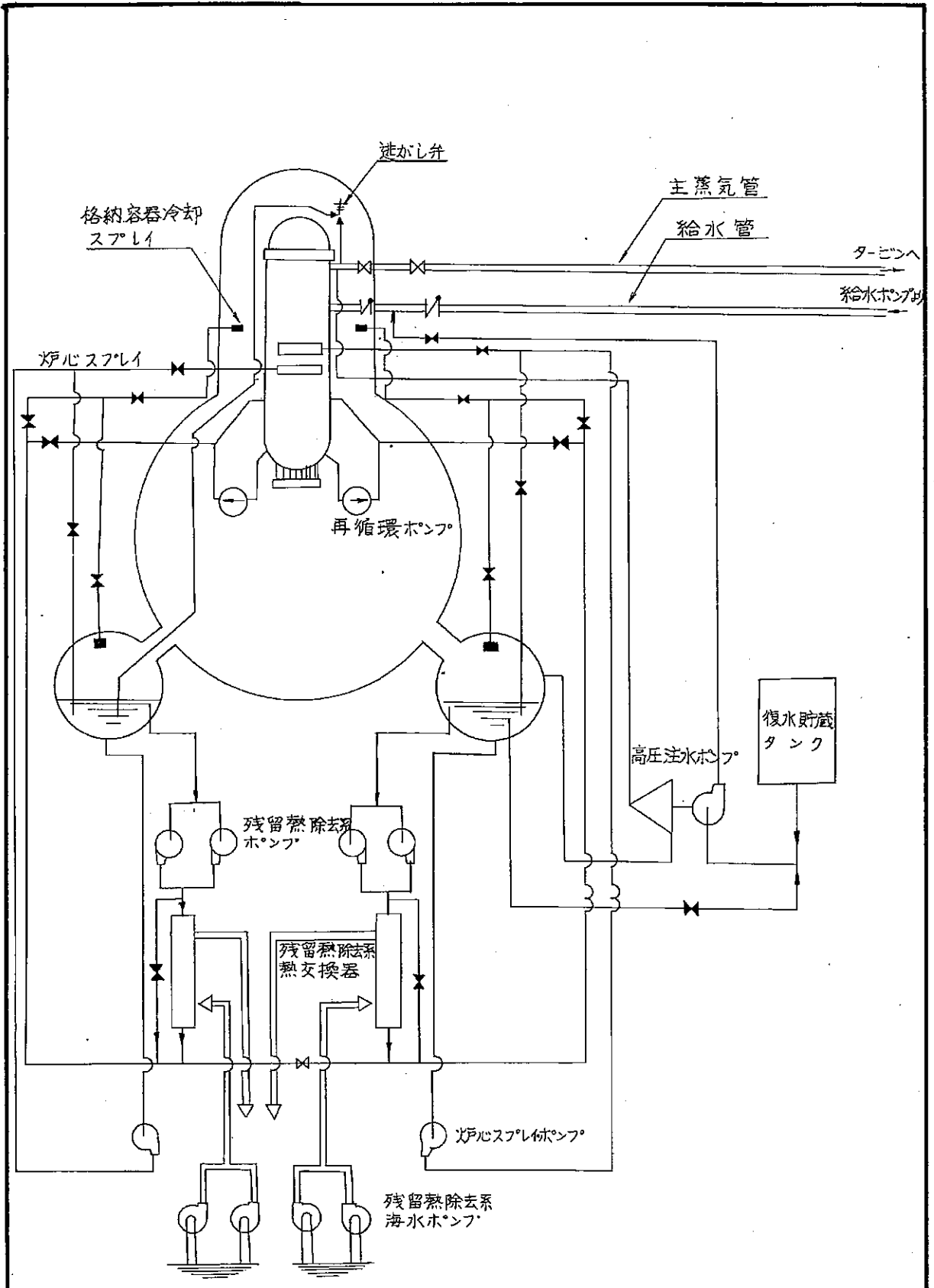


第3.7-1図原子炉再循環水系概略図

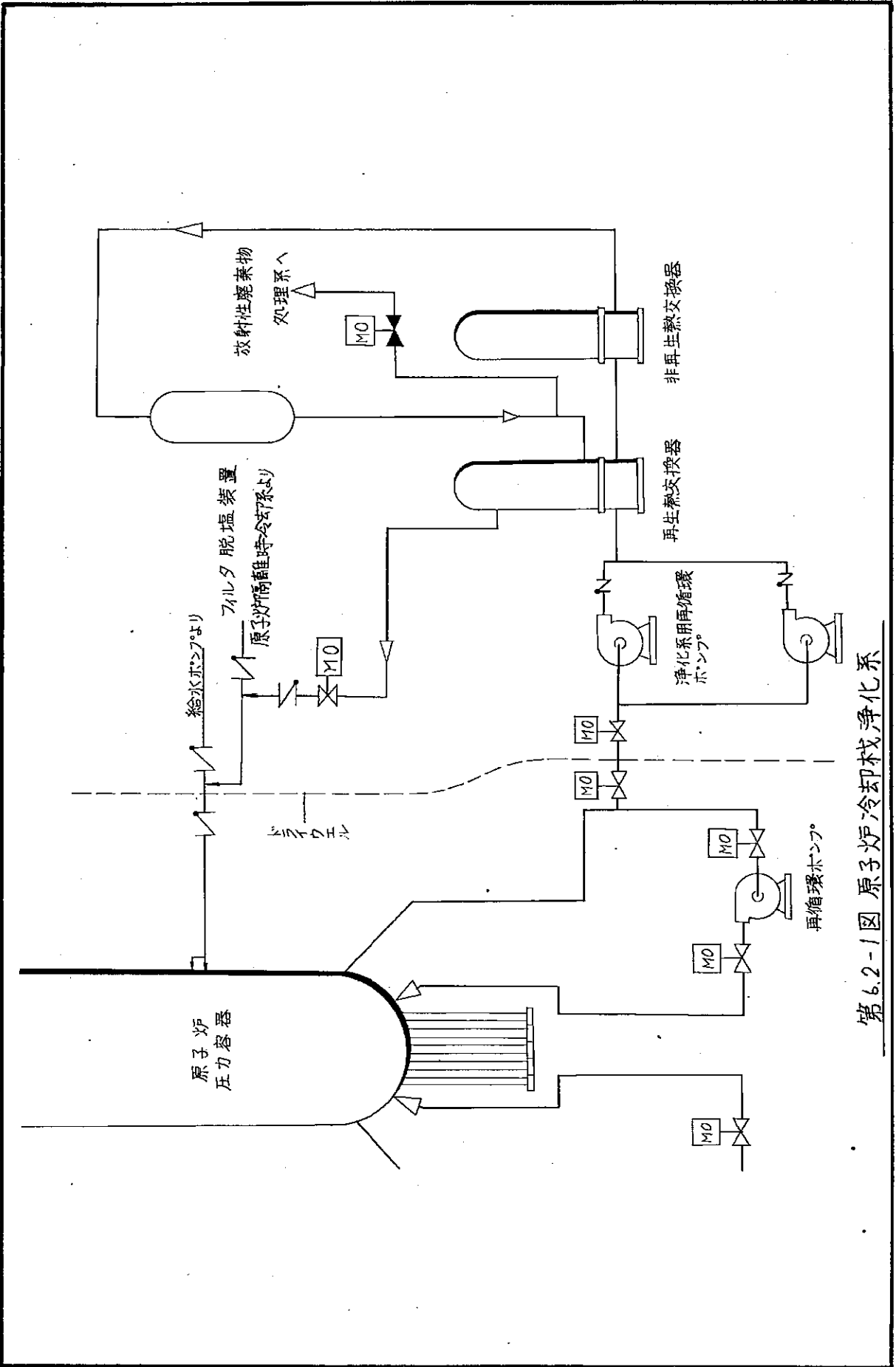




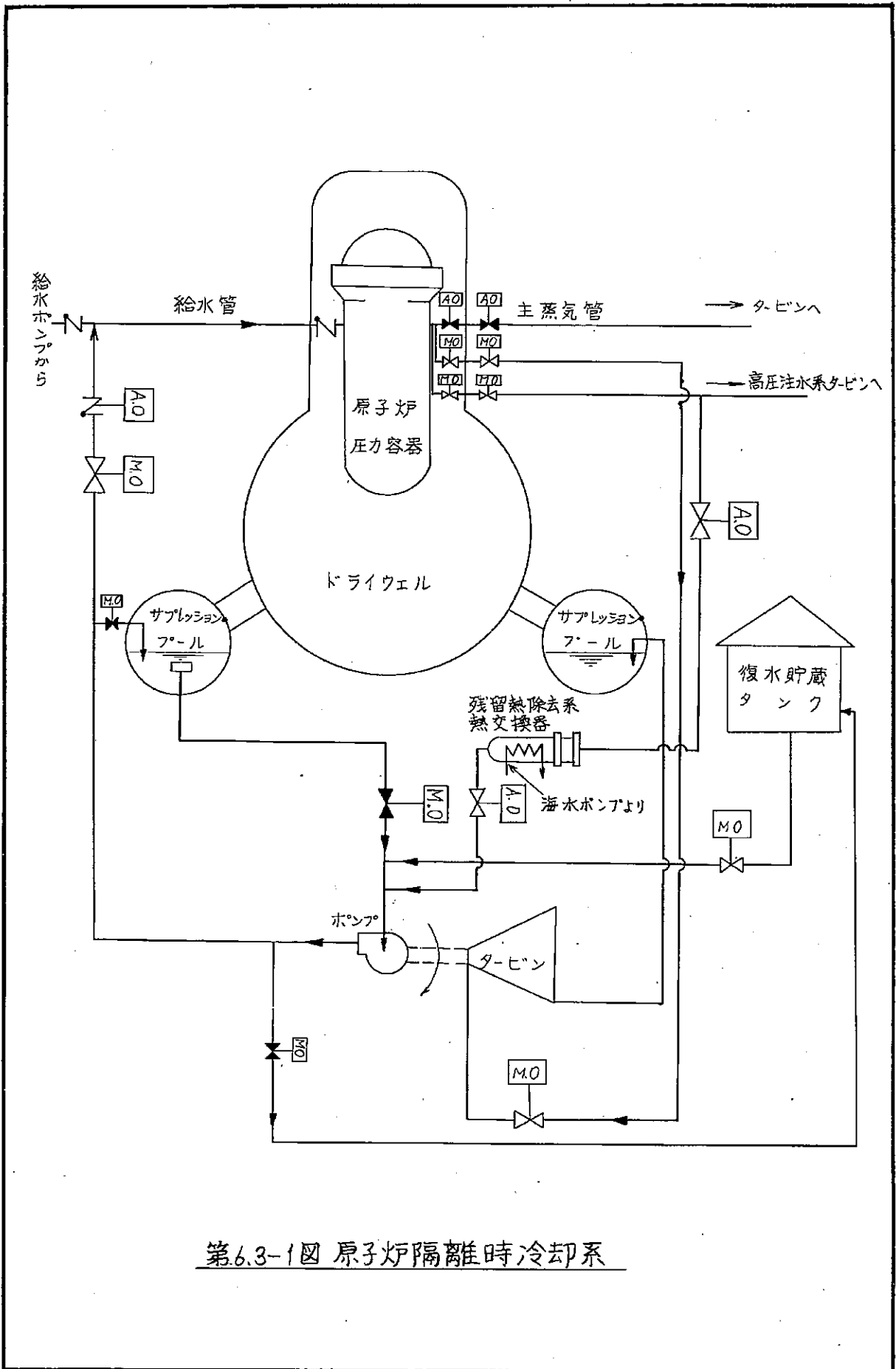
第6.1-1図 原子炉補助系-1

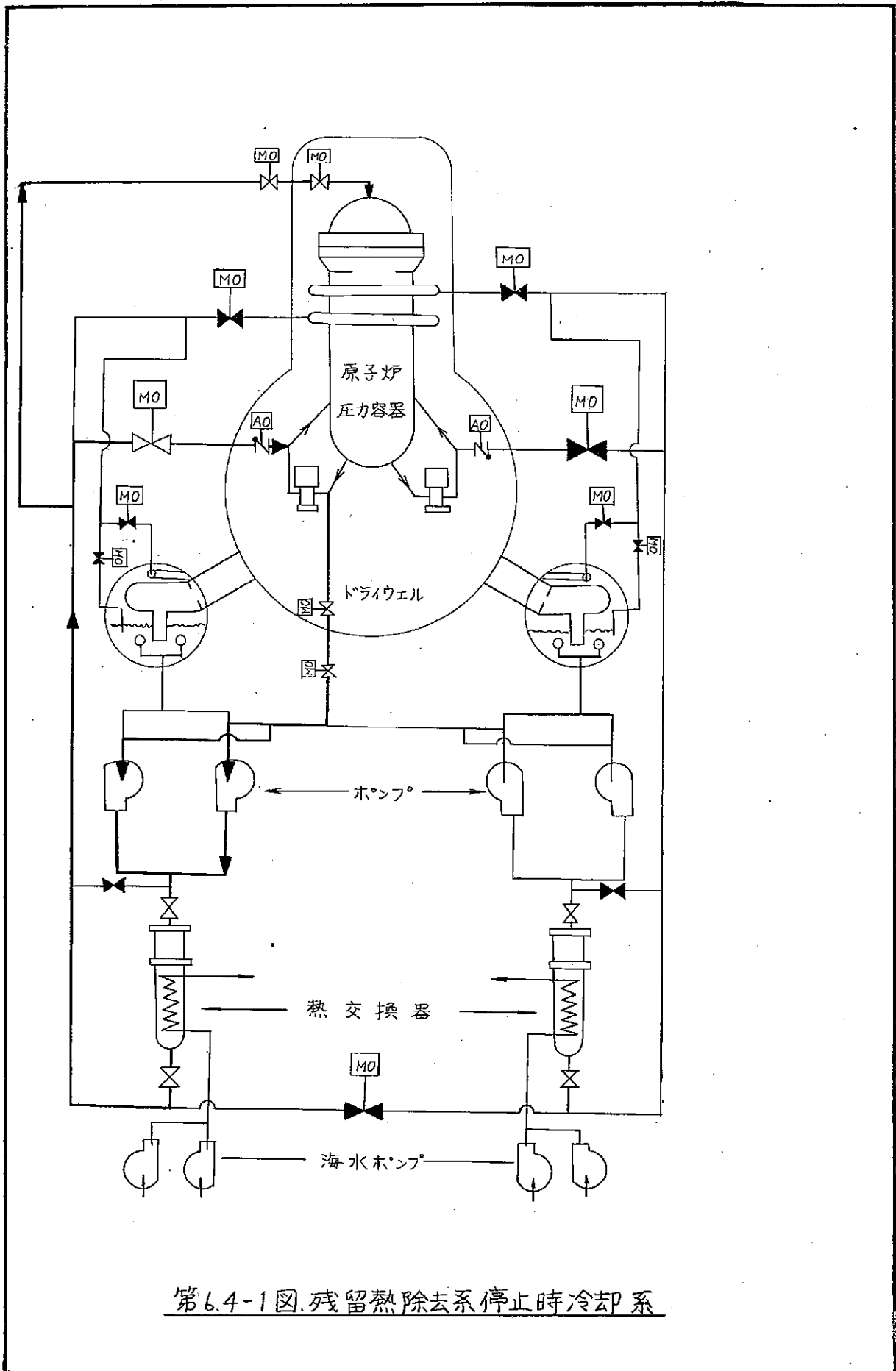


第61-2図 原子炉補助系-2 (事故後冷却設備)

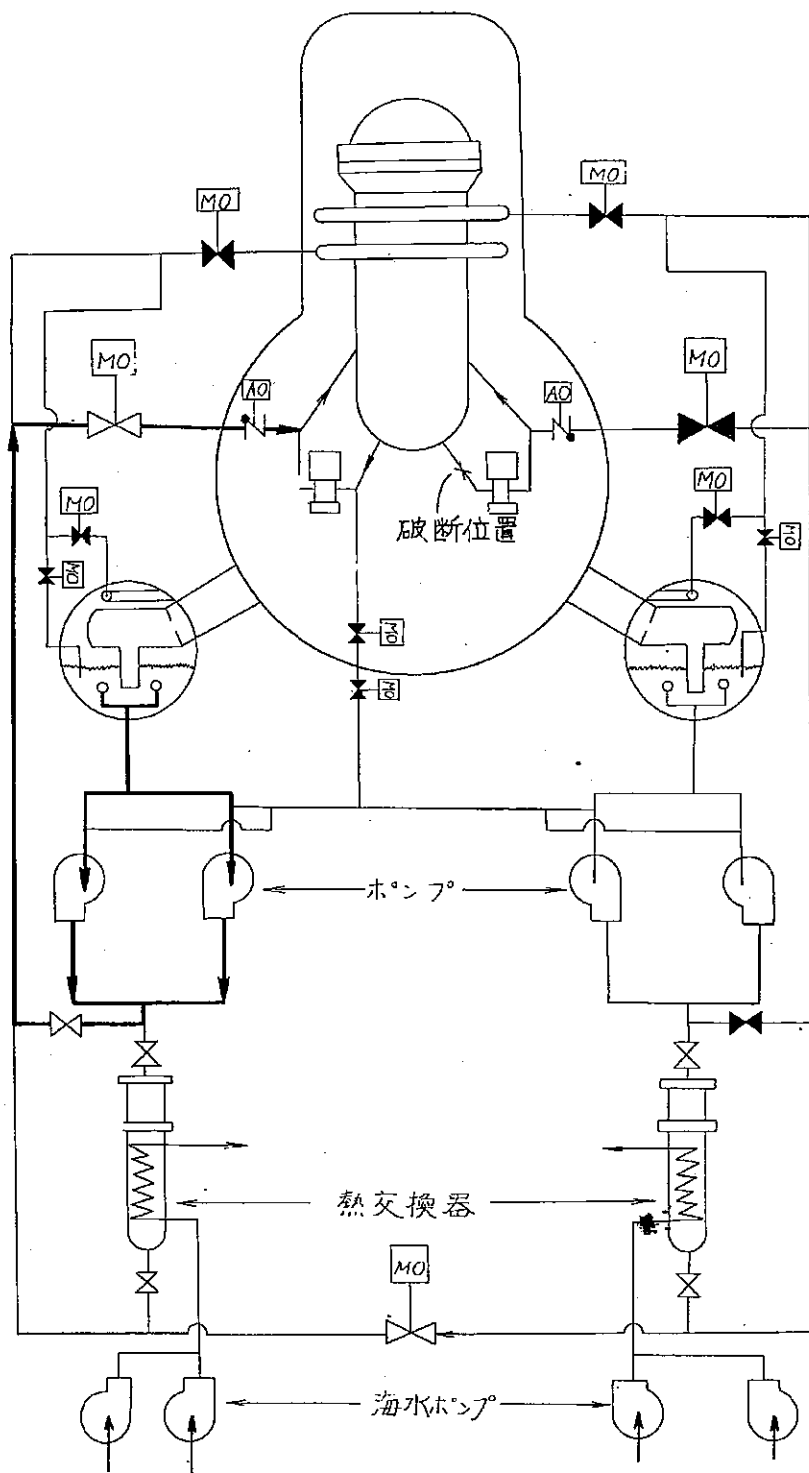


第 6.2-1 図 原子炉冷却枝浄化系

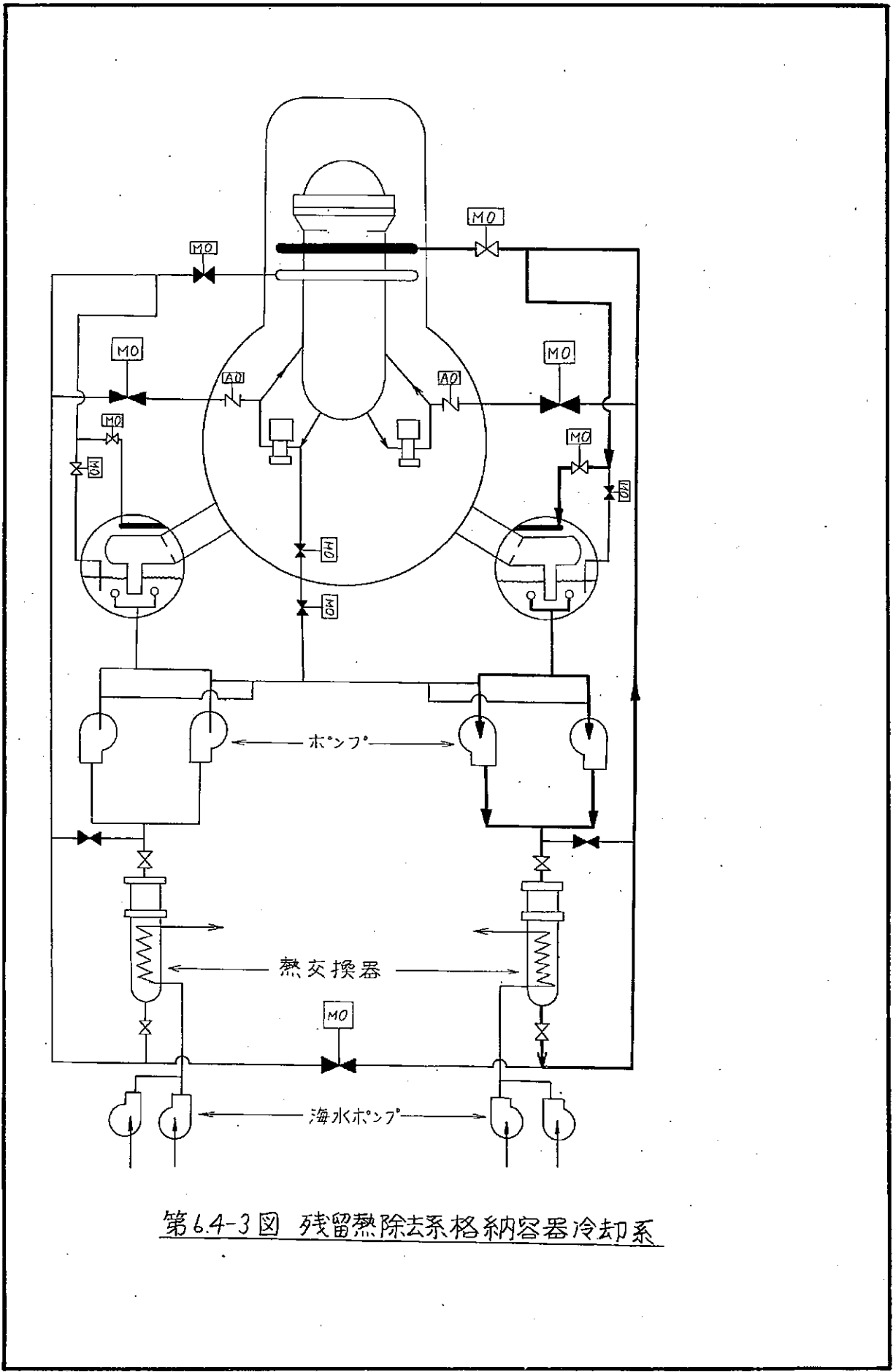




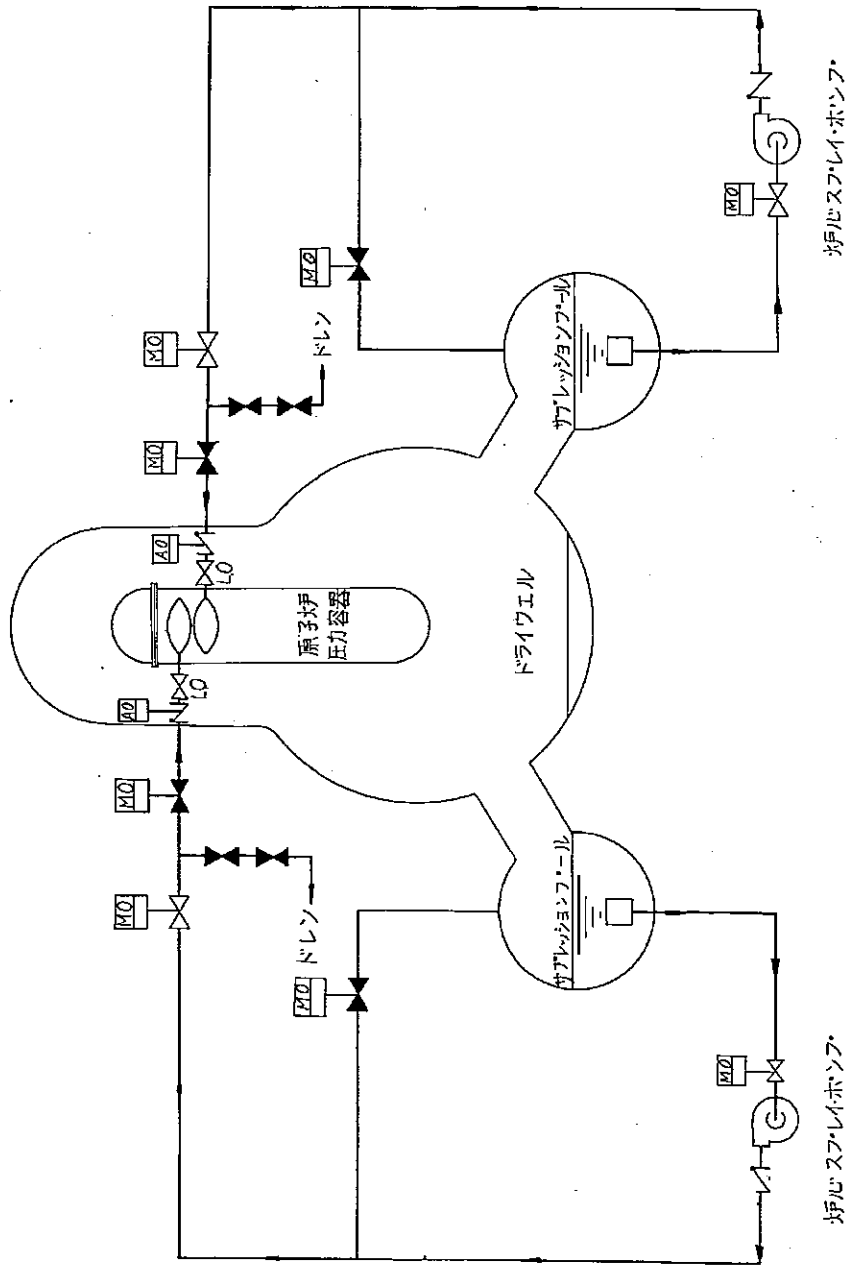
第6.4-1図. 残留熱除去系停止時冷却系



第6.4-2図 残留熱除去系低圧注水系

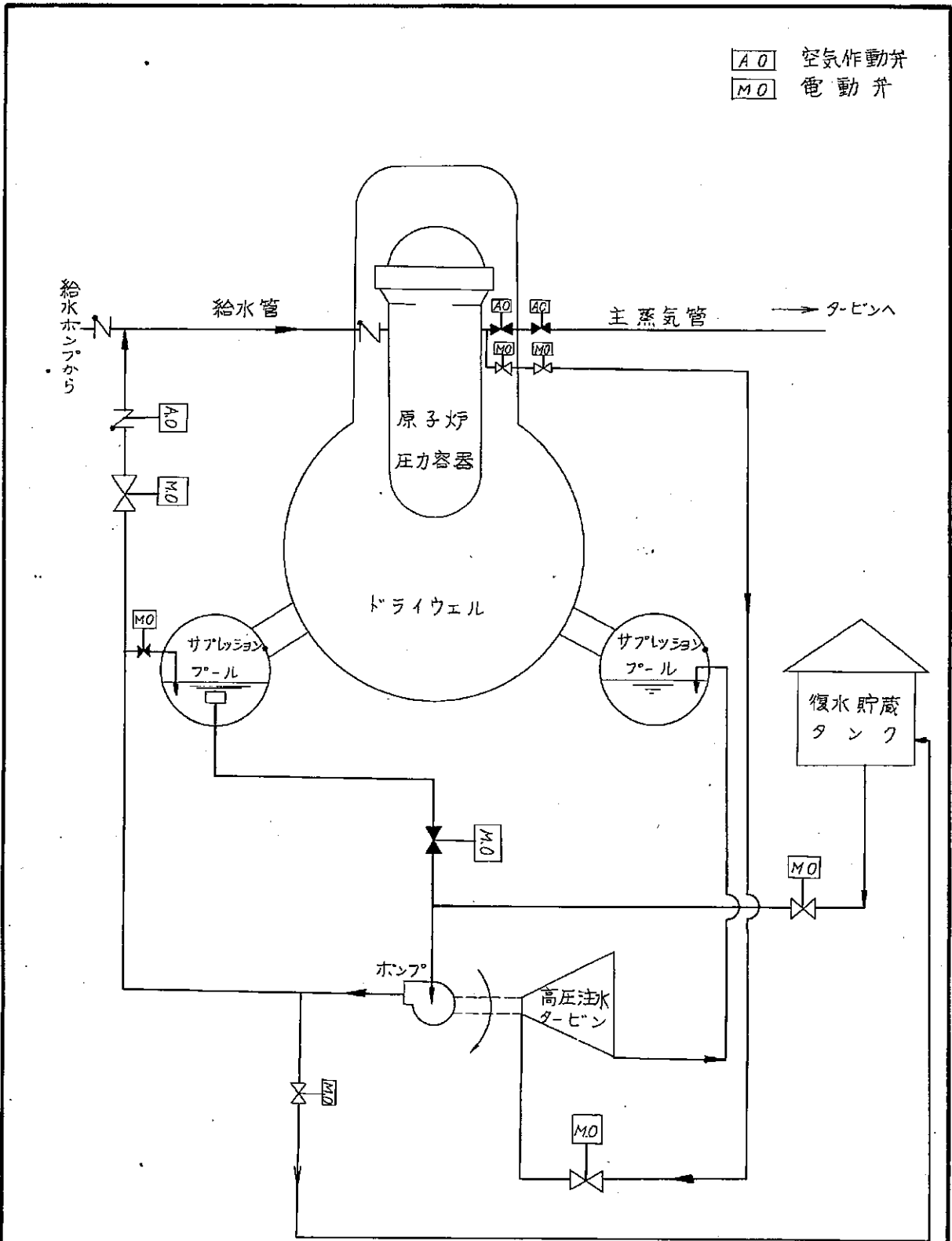


第6.4-3図 残留熱除去系格納容器冷却系



第6.5-1図 炉心スワレイ系

AO 空気作動弁
MO 電動弁



第6.6-1図 高圧注水系

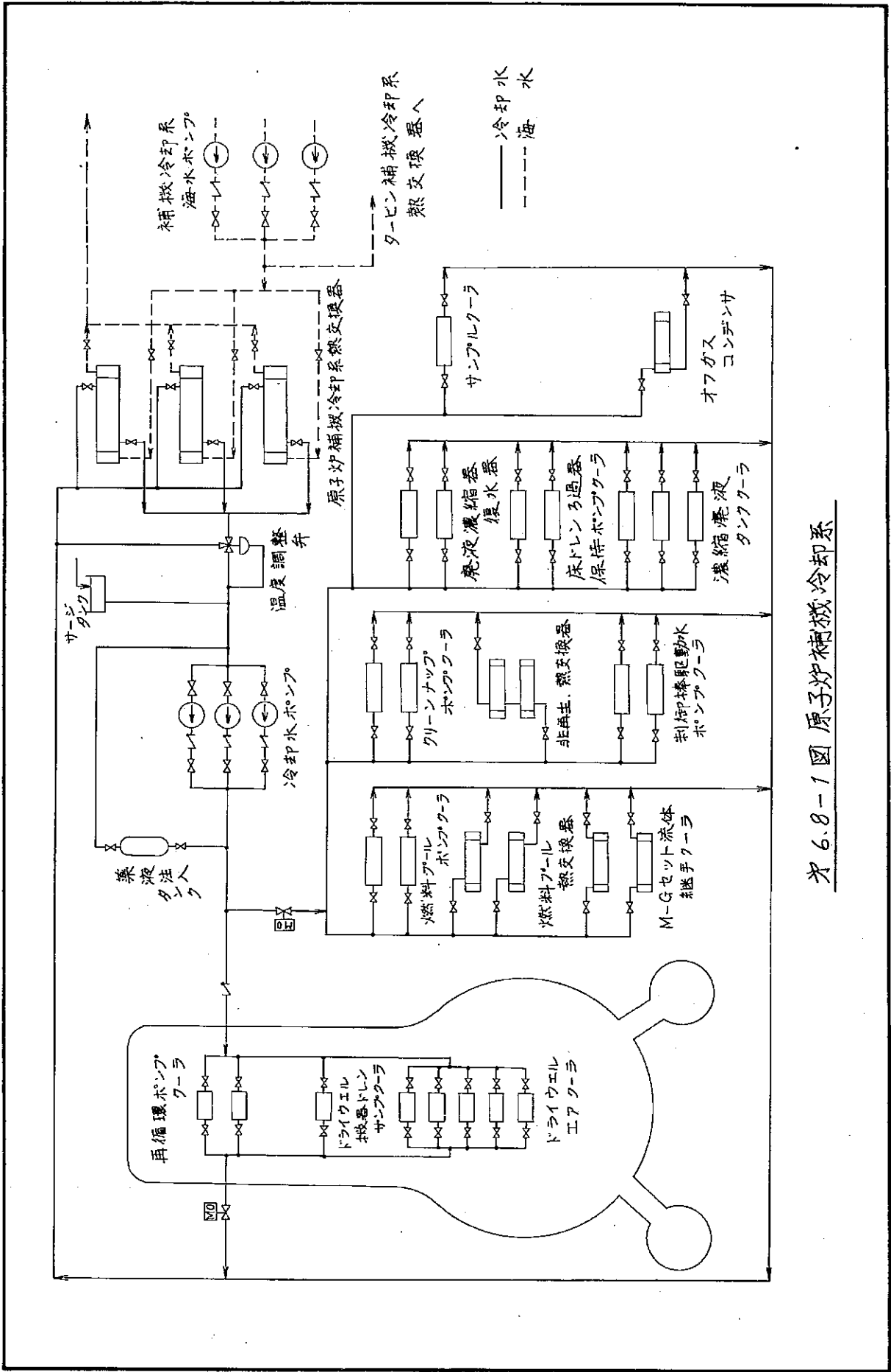
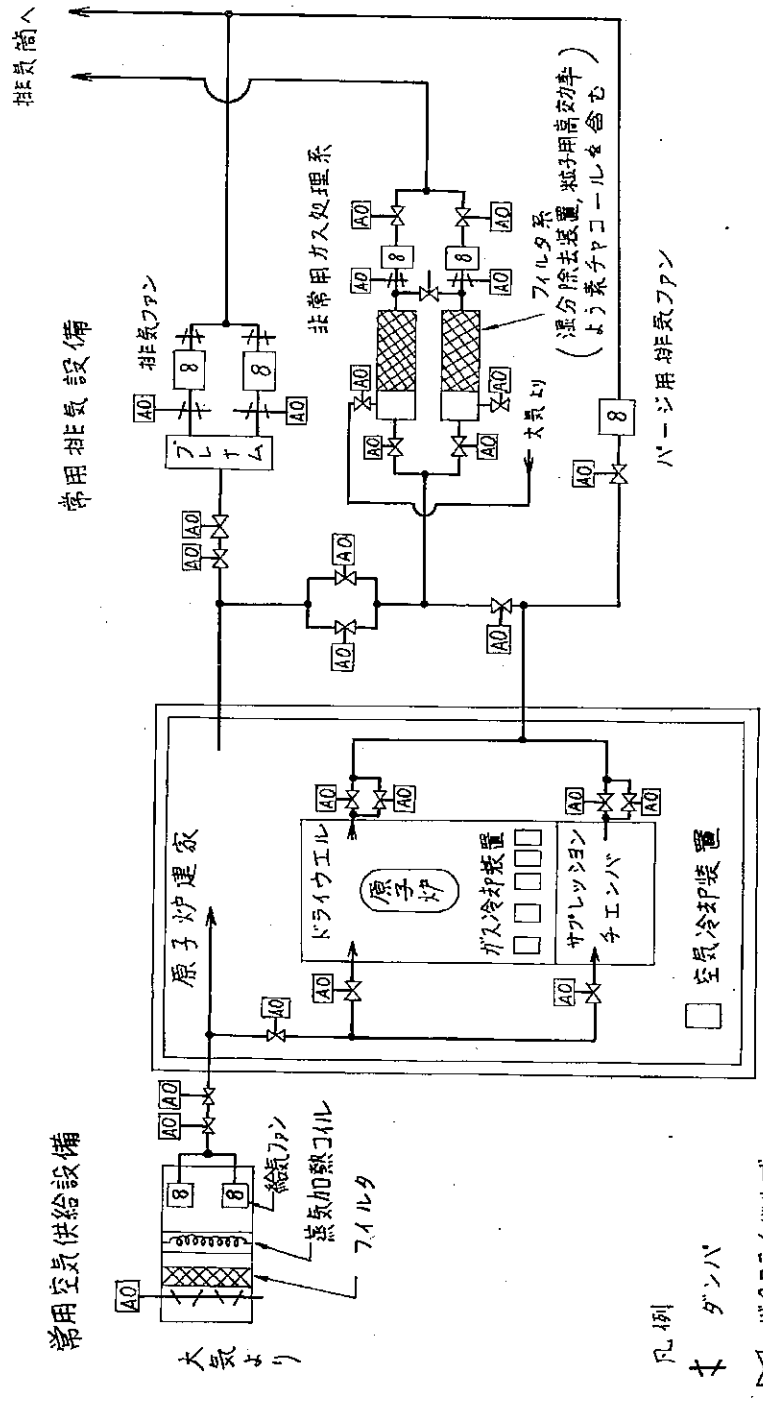


図 6.8-1 原子炉補機冷却系



凡例
 ㄨ ダンバ
 ㄨ バグフライバルブ
 AO 空気作動

才12.8-1 図 原子炉格納施設換気系