



「もんじゅ」の設計

「もんじゅ」特集

5. 工学的安全施設

高速増殖炉開発本部・原型炉建設部・機械課

資料番号：51-6

5. Engineered Safety Features

Mechanical Engineering Section, Monju Construction Division, FBR Development Project

工学的安全施設とは、原子炉施設の破損・故障等に起因して原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これらを抑制又は防止するための機能を備えるよう設計された施設を言う。

工学的安全施設には、原子炉格納施設・アニュラス循環排気装置・ガードベッセル・補助冷却設備及び1次アルゴンガス採取納施設がある。これら各工学的安全施設の設計の概要について述べる。

Key Words: Engineered Safety Features, Containment Systems, Annulus Recirculation and Exhaust System, Guard Vessel, Auxiliary Cooling System, Primary Argon Gas System Containment System.

5.1 原子炉格納施設

原子炉格納施設は事故時に原子炉からの放射性物質の拡散を防止するものであり、原子炉格納容器及び外部しゃへい建物により構成される。原子炉格納容器円筒部と外部しゃへい建物との間の下部には密閉されたアニュラス部が設けられる。格納容器内部には原子炉容器、1次冷却系設備、アルゴンガス系設備、燃料交換設備その他の主要設備が、コンクリート壁により仕切られ収容されている。

なお、1次冷却材を含む機器配管の近かっている各室は、通常運転時にガスのナトリウム漏えいが生じた時の燃焼の抑制のため窒素雰囲気とされており、漏えいナトリウムとコンクリートの接触を防止するため、鋼製のライナ又は貯留槽が設置される。

(1) 原子炉格納容器

原子炉格納容器はPWR型軽水炉の格納容器によく似た上部半球形穹窿板及び下部球形鏡板を有する円筒形鋼製容器であり、直径約49.5m全高約79mで鋼製まゆ形としては世界最大のものである。原子炉格納容器の構造を図5-1に、その仕様を表5-1に示す。

原子炉格納容器は、原子炉運転中に想定した1次冷却材漏えい事故時にその圧力、温度に耐え、且つ地震時にも格納容器バウンダリの健全性を保つように設計される。

原子炉格納容器本体は、ボークラレーンを取付けるリングガード、外圧による破壊防止用の強め輪、格納容器を基礎コンクリートに固定するスタッド及び仮支柱等を有している。

また格納容器円筒部には機器搬入口、エアロック（常用、非常用）並びに配管用及び起気ベネ用貫通スリーブが配置される。

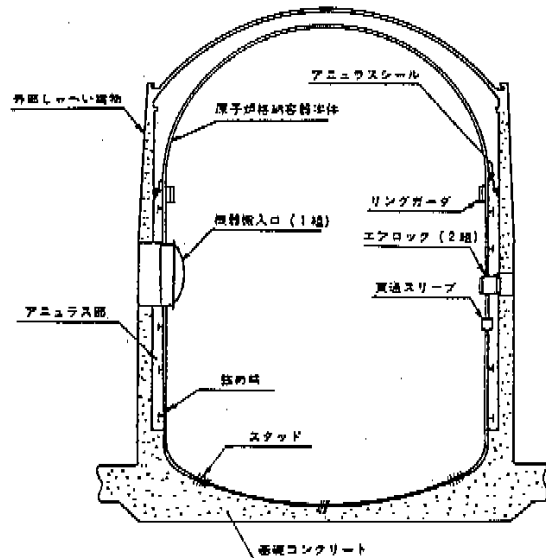


図5-1 原子炉格納容器説明図

「もんじゅ」の原子炉格納容器は前述の如く、まゆ形鋼製格納容器としては世界最大のものであり、耐震上十分な圧屈強度を有するよう考慮を払う必要がある。「もんじゅ」原子炉格納容器には外圧対策として強め輪が設置されるため、強め輪が圧屈強度に及ばず効果を、実機1/19縮尺模型により座屈試験を行い、強め輪間隔が狭くなる程座屈強度が上昇し、「もんじゅ」の原子炉格納容器の耐震性に十分寄与し得ることを確認した。

原子炉格納容器の建設には、大型サイドクレーンの採用と建方ブロックを大型化（約12m×約11m）することで合理化を図る予定である。

(2) 外部しゃへい建物

外部しゃへい建物は鋼製の原子炉格納容器を取り囲む鉄筋コンクリート構造物である。原子炉格納容器のリングガード部の外側にアニュラスシールがあり、原子炉格納容器の円筒部と外部しゃへい建物との間にはアニュラス部を形成し、二重格納の機能を持たせている。

外部しゃへい建物の仕様を表5-2に示す。

(3) 原子炉格納容器付属設備

(i) 配管貫通部

配管貫通部として伸縮継手式と固定式の2種類がある。伸縮継手式配管貫通部とは、2次主冷却系配管等の高温配管で、貫通部において熱膨張による変位のあるもの、又はその他の理由により貫通部で配管の変位を許さねばならない貫通部で、ペローズを使用し格納容器スリーブと連結されるものである。

一方、固定式配管貫通部とは、変位を許す必要のないもので、配管は原子炉格納容器のスリーブに直接溶接されるものである。

(ii) 電線貫通部

電気配線貫通部は、電気的特性及び格納容器障壁としての機械的強度及び性能を損なうことなく、電気導体を格納容器内外に接続させる機能を有する。

電線貫通部として空気雰囲気用（軽水炉と同型式）と窒素雰囲気用の2種類がある。

格納容器貫通スリーブとは直接溶接で据付けられ、格納容器バウンダリを構成する。

配管及び電気配線貫通部の原子炉格納容器外側のシール部はアニュラス部内にあるように設計されており、主要貫通部は局部漏えい試験が実施できる構造となっている。

表5-1 原子炉格納容器の設備仕様

型式	上部及び下部に設け有する 円筒形鋼製容器	
最高使用圧力		
内 圧	0.5 kg/cm ² G	
外 圧	0.05kg/cm ² G	
最高使用温度	150℃	
主要寸法		
内 径	約49.5m	
全 高	約79 m	
鋼 板 厚	約38 mm	
本体材料	圧力容器用炭素鋼鋼板3種	
漏えい率	1%/d以下（最高使用圧力、常温窒素雰囲気において）ただし格納容器内にナトリウムを含まないときは0.1%/d以下（最高使用圧力、常温窒素雰囲気において）	

表5-2 外部しゃへい建物の設備仕様

型式	たて圓円筒上部ドーム型
主要寸法	
内 径	約52.5m
地 上 高	約46 m
全 高(基礎下端より)	約84 m
円筒部壁厚	約1.0~1.8m
ドーム部厚さ	約0.45m
構 造 体	鉄筋コンクリート造

(iii) エアロック及び機器搬入口

通常用エアロック及び非常用エアロックは、それぞれ二重扉とロックで構成され、二重扉が同時に「開」とならないインタロック機構及び圧力平衡装置などが設けられる。

機器搬入口は燃料出入機の出入や、メンテナンス時の物の搬入のための設けられ、「もんじゅ」においては10m径のものが設置される。

機器搬入口は二重ガセットでシールされ、扉をボルト締めする構造となっている。

エアロック及び機器搬入口は局部漏えい試験が実施できるようシール部に漏えい試験孔が設けられる。

(iv) 隔離弁

原子炉冷却材バウンダリに連絡するか、又は原子炉格納容器に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、事故時に必要とする配管

及び計測配管のような特殊な細管を除いて隔離弁を設ける。

(v) バキュームブレーカ

原子炉格納容器内にナトリウム漏えい事故が発生すると、総ての隔離弁が閉じられ、原子炉格納容器内の圧力及び温度は事故時の最高値となった後、放熱と共に降下する。圧力降下が進行し、たとえ負圧となっても外気との差が原子炉格納容器設計外圧を超えることのないように、原子炉格納容器設計外圧よりも小さい設定圧で自動的に弁を開いて外気を導入するバキュームブレーカを2系統設置する。

図5-2にバキュームブレーカ原子炉格納容器貫通部構造図を示す。

5.2 アニュラス循環排気装置

アニュラス部は、アニュラス循環排気装置のアニュラス循環排気ファンにより、常時負圧に保たれる。

アニュラス循環排気装置は、アニュラス循環排気ファンと排気装置フィルタユニット及び排気、戻りライン等からなり、事故時に原子炉格納容器から漏出した放射性物質を直接外気へは放出せず、浄化再循環させ、一部をフィルタを通して排気筒に導くようにしており、事故時における公衆の被曝を最少限に制限する機能を有している。

系統構成を図5-3に示す。

5.3 ガードベッセル

ガードベッセルは1次主冷却系配管からのナトリウムの漏えいを想定しても、炉心崩壊熱除去に必要な最低ナトリウム液位を確保するためのものであり、システムレベル以下に設置される原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器、1次主冷却系循環ポンプ及び中間熱交換器に設けられる。ガードベッセル内の空間は、配管破損によるナトリウム漏えい時の原子炉容器内液位確保を考慮した容積としている。

1次主冷却系のレベル関係と各ガードベッセルの取付け概要を図5-4に示す。

図5-5に原子炉ガードベッセルの概要を示す。又、ガードベッセルの設備仕様を表5-3に示す。

5.4 補助冷却設備

補助冷却設備は空気冷却器・流量計・配管及び弁類から成り、2次主冷却系から分岐する形で各グループにそれぞれ1系統ずつ設置される(図4-1参照)。

補助冷却設備は原子炉の低温停止時あるいはトリップ後の炉心崩壊熱及びその他の残留熱を除去するために用いられ、又、燃料交換時及びメンテナンス時の炉心冷却用としても使用される。補助冷却設備運転時には1次、2次主冷却系循環ポンプはポニーモータ運転となり、1次主冷却系中間熱交換器を介して1次冷却材の熱を2次冷却材へ伝え、その熱を補助冷却設備空気冷却器により大気に放散させる。

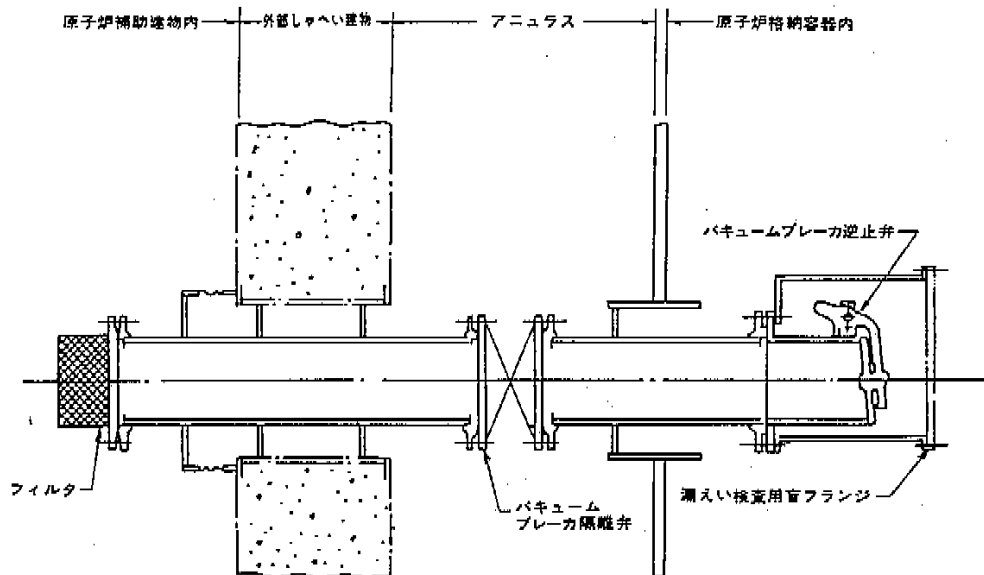


図5-2 バキュームブレーカ原子炉格納容器貫通部構造図

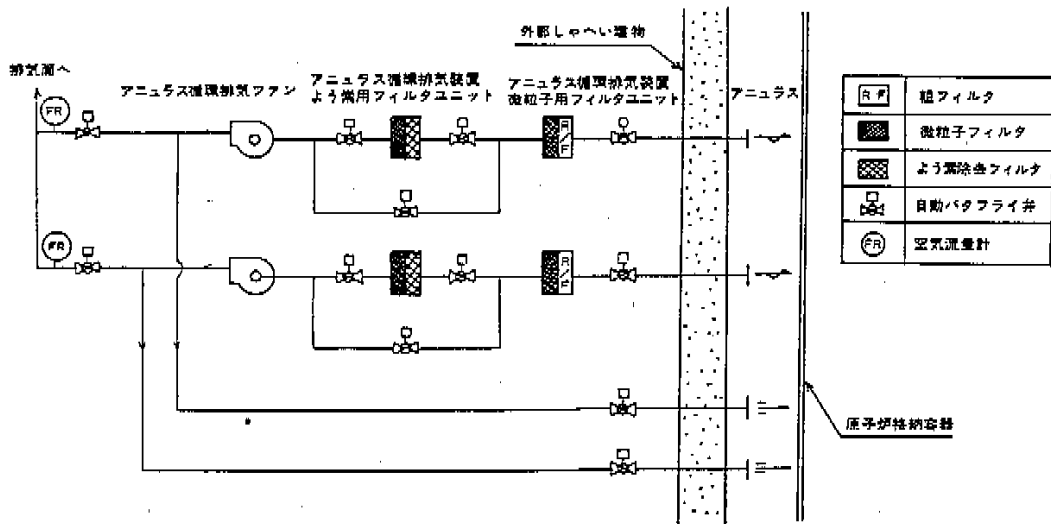


図 5-3 アニュラス循環排気装置

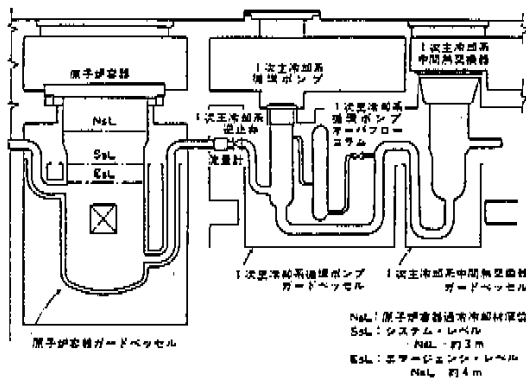


図 5-4 1次冷却系レベル関係及びガードベッセル取付概要

表 5-3 ガードベッセルの設備仕様

型 式	原子炉容器ガードベッセル	中間熱交換器ガードベッセル	1次主循環ポンプガードベッセル
	円筒	長円筒	長円筒
底 部	底部鋭板付 上部開放型		
塔 数	1	3	3
高 さ	約 13m	約 8m	約 7m
主制御室内径	約 8m	約 4m × 7m (長円)	約 4m × 7m (長円)

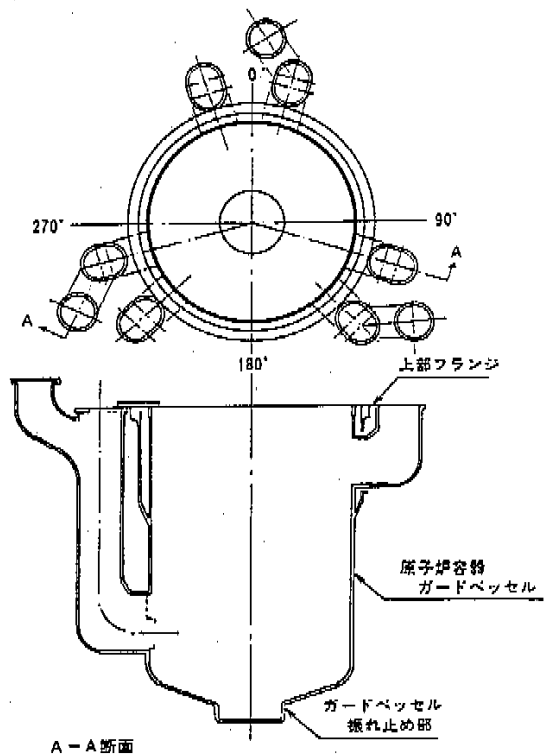


図 5-5 原子炉容器ガードベッセル構造説明図

除熱容量は1ループ当り約15MWtである。加えて、原子炉炉心、1次主冷却系中間熱交換器伝熱中心及び補助冷却設備空気冷却器伝熱中心の間には高低差を設けており、自然循環により炉心の崩壊熱あるいはその他の残留熱の除去が可能なよう配慮している。2次冷却材を保有する主要機器にはナトリウム漏えい検出器が設置され、冷却材の漏えいが検出できるようにしている。

5.5 1次アルゴンガス系収納施設

1次アルゴンガス系収納施設は、原子炉補助建物内に設置され、常温活性炭吸着塔収納設備及び隔離弁より構成される。常温活性炭吸着塔収納設備は、内部に1次アルゴンガス系の常温活性炭吸着塔（4塔）及び接続する配管が収納されており、1次アル

ゴンガス漏えい事故（常温活性炭吸着塔付近の配管が破損し、放射性ガスが放出されることを想定している）時における常温活性炭吸着塔からの放射性物質の周辺への放出量を抑制する目的で設置されている。従って、この収納設備は1次アルゴンガス漏えい事故時に所定の漏えい率を超えないよう設計される。

常温活性炭収納設備の設計圧力及び漏えい率は次のとおりである。

設計圧力	0.05kg/cm ² G
漏えい率	100%/day

また、隔離弁は、常温活性炭吸着塔収納設備に近接して設けられ、1次アルゴンガス系流量高信号により自動的に閉鎖することができ、且つ、中央制御室から遮断手動信号により閉鎖できる。