

資料センター

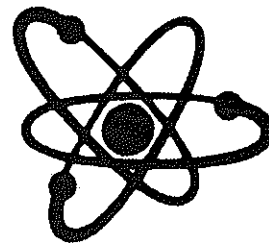
分類 コード	第1	03	
	第2	09	
	第3	01	第4
ファイルNo.	1727		

「もんじゅ」報告会

本資料は2001年 9月 25日付けで登録区分
変更する。

[もんじゅ建設所 技術課]

「もんじゅ」の概要



平成2年11月7日

於：アトムプラザ

動力炉・核燃料開発事業団

高速増殖炉もんじゅ建設所

本資料は、核燃料サイクル開発機構の開発業務を進めるために作成されたものです。したがって、その利用は限られた範囲としており、その取扱には十分な注意を払ってください。この資料の全部又は一部を複写・複製・転載あるいは引用する場合、特別の許可を必要としますので、下記にお問い合わせください。

〒919-1279 福井県敦賀市白木2-1
核燃料サイクル開発機構 敦賀本部
高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Reactor and Systems Engineering Section
Monju Construction Office
TSURUGA HEAD OFFICE
Japan Nuclear Cycle Development Institute
2-1 Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279, JAPAN

「もんじゅ」の概要

——「もんじゅ」報告会——



平成3年3月

福原英夫*

本報告書は、平成2年11月7日(水)福井県敦賀市の動燃アトムプラザで行われた「もんじゅ報告会」において、「もんじゅの概要」と題して報告したスライドとオーラルペーパーをまとめたものである。その構成は(1)基本計画、(2)原子炉、(3)冷却系、(4)燃料取扱系、(5)その他(諸設備の一部)となっており、次に報告された総合機能試験、性能試験の計画の内容が高速増殖炉の分野以外の技術者にも出来るだけ理解されるよう、そのイントロとしてもんじゅプラントの全般に渡って概要を紹介したものである。

本報告書の作成は建設所の電機課、運転準備室、技術課および技術広報他各関係者の協力により行われたものである。

*高速増殖炉もんじゅ建設所電機課

「もんじゅ」の概要

電機課長
福原 英夫

我が国の高速増殖炉開発の長期計画



実験炉
「常陽」
熱出力 10万kw
1977年 臨界

原型炉

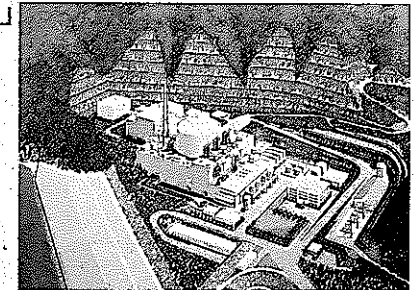
「もんじゅ」
熱出力 71.4万kw
電気出力 28万kw
1992年 臨界予定

実用炉

1990年代後半に
着工予定

実用炉

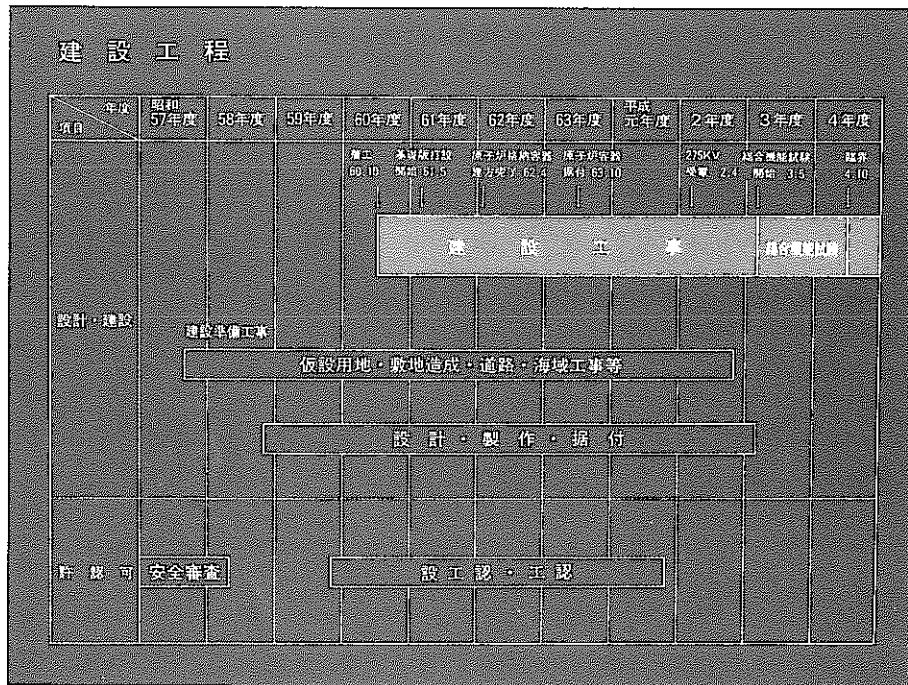
2020年代
～2030年



もんじゅ建設所の福原でございます。

ただいまから後ほど報告されます総合機能試験、性能試験の計画に関するイントロとしまして、御存知の方も多いとは思いますが、もんじゅプラントの概要について御説明したいと思います。どうぞよろしく申し上げます。

もんじゅは我国のFBRとしては原研東海にあります高速臨界実験装置（FCA）をさががけとし、動燃大洗にあります実験炉常陽につづく電気出力28万kWの原型炉です。



我が国の高速増殖炉開発の長期計画



実験炉
「常陽」
熱出力 10万kw
1977年 臨界

原型炉

「もんじゅ」

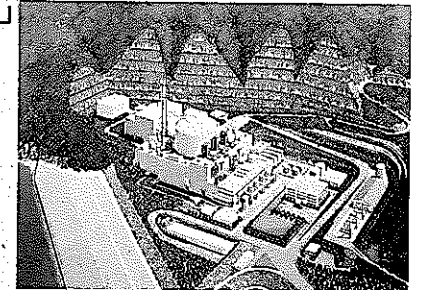
熱出力 71.4万kw
電気出力 28万kw
1992年 臨界予定

実証炉

1990年代後半に
着工予定

実用炉

2020年代
～2030年

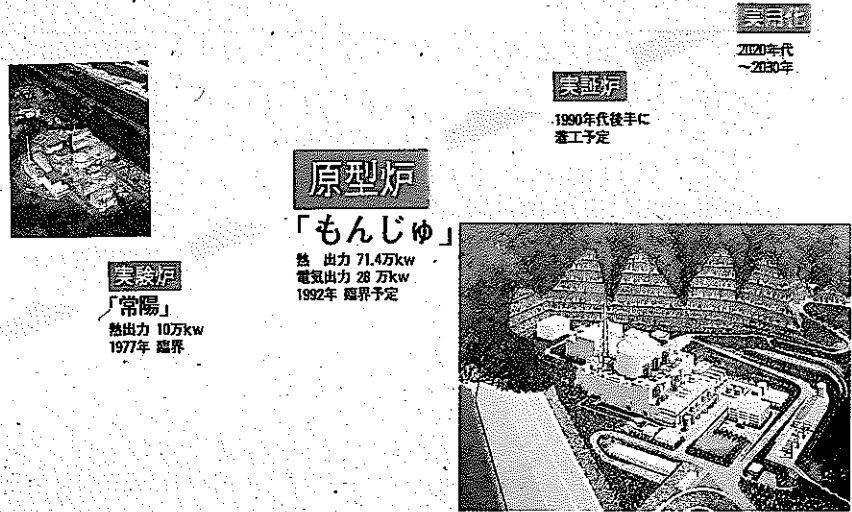


昭和58年5月に設置許可を受けました後、原子炉等規制法における研究開発段階の原子炉として、科学技術庁の設計及び工事の方法の認可を受け、又同時に電気事業法における自家用電気工作物として通商産業省の工事計画の認可を受けまして、又相方の使用前検査を受検しつつ建設工事を進めております。現在進捗率は約90%という段階です。

今後は平成3年4月に機器の据付をほぼ完了させ、その後プラントとしての総合的な機能を確認した後、平成4年10月に初臨界を向かえ、追いで出力上昇に係る試験に移る予定としています。

1. 基本計画
2. 原子炉
3. 冷却系
4. 燃料取扱系
5. その他

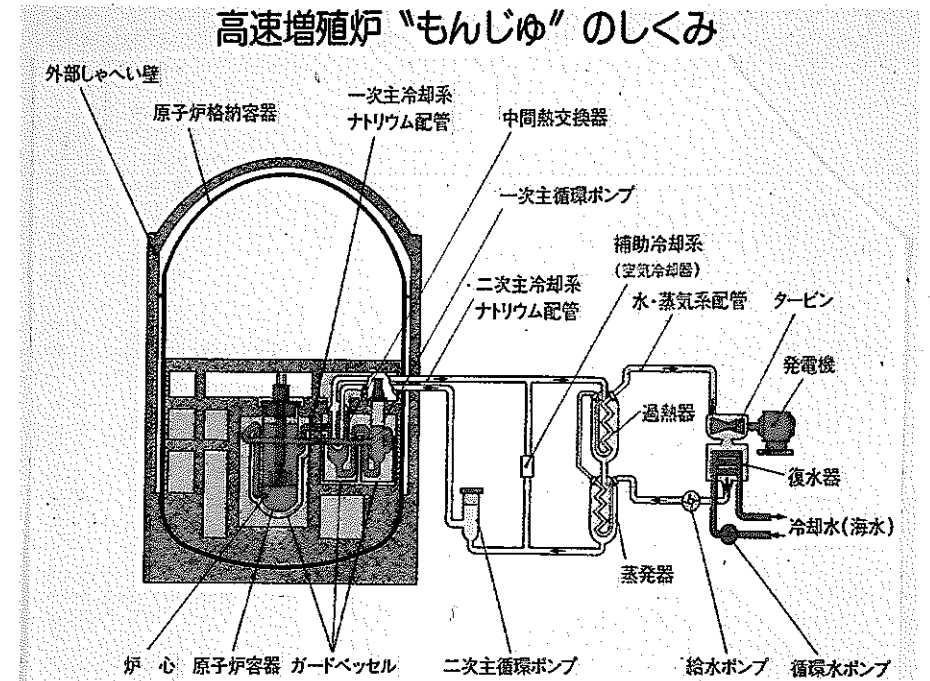
我が国の高速増殖炉開発の長期計画



さて、プラント設備の御説明に入らせていただきます。最初に基本計画、第2に原子炉まわり、第3に冷却系、第4に燃料取扱系、第5にその他として諸設備の一部についてという順番で御説明します。

もんじゅの基本計画

型	式	高速中性子型増殖炉	
燃	料	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料	
冷	却	方式	ナトリウム冷却(ループ型)
出	力	熱出力	71.4万KW
		電気出力	28万KW
増	殖	比	約1.2



まず、第1の基本計画ですが、高速中性子型増殖炉ということで燃料にプルトニウムとウランの混合酸化物燃料を用い、冷却材に液体状態の金属ナトリウムを使用したループ型の増殖炉で電気出力28万kW、増殖比は約1.2としております。

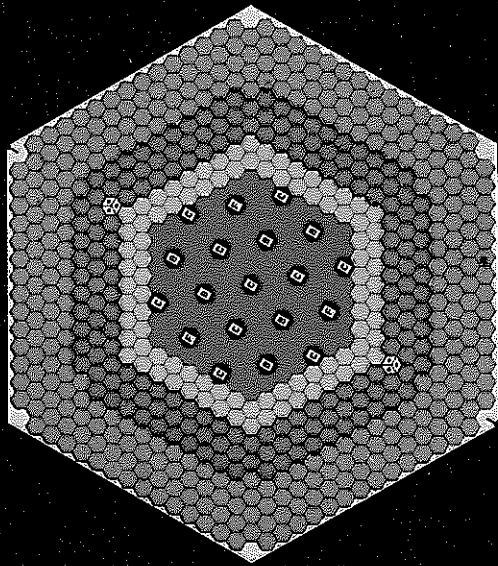
右の図に示しますように原子炉で発生する熱は独立した3系統からなるいわゆるループ型で構成されたナトリウム冷却系で取り出され、それぞれ1次ナトリウム系、2次ナトリウム系、更に水・蒸気系へと熱を伝えて発電するしくみになっています。




ナトリウムの諸性質 (水と比べて)

	ナトリウム (Na)	水 (H ₂ O)	
融点 (°C)	98	0	—
沸点 (°C)	881	100	—
比重量 (kg/m ³)	832	712	(Na/H ₂ O) 1.2
粘性係数 (kgs/m ²)	2.5×10^{-5}	0.91×10^{-5}	2.7
熱伝導率 (Kcal/mhC)	5.8	0.46	126
比熱 (Kcal/kgC)	0.31	1.36	0.22
—	<ul style="list-style-type: none"> ● 水・空気と反応 ● 不透明 ● 放射化 	—	—

ここでちょっとプラントの特長であります冷却材ナトリウムの性質について御存知の方も多いと思いますが、少し触れてみたいと思います。本アトムプラザ1階の展示室に流動状態の金属ナトリウムが展示してありますが、外見は水銀によく似ています。もんじゅでは、およそ1700ton使いますが、この大量の金属ナトリウムは高温溶融状態の食塩の電気分解によって得られます。融点が約98°C、沸点が約880°Cですから、冷却材として使う為には100°C以上に予熱しておく必要がありますが、反面高温でも液体状態ですから、軽水炉のように圧力を高めておく必要はありません。軽水炉で使われます300°Cの水と比べてみますと500°Cのときのナトリウムの比重量、粘性は、それぞれ水の1.2倍、2.7倍と近く、また熱伝導率は水より2ケタ高く、比熱は約1/4で熱媒体としては適しております。ただし、化学的に活性である為、水や空気と反応しますので、アルゴンガスなどで表面をカバーして、これらに接しないようにしなければなりません。また水のように透明ではなく内部が見えません。1次系のナトリウムは炉内で中性子をあびると放射化します。これらのナトリウムの諸性質を前提として以下プラント設備の御説明に入りたいと思います。

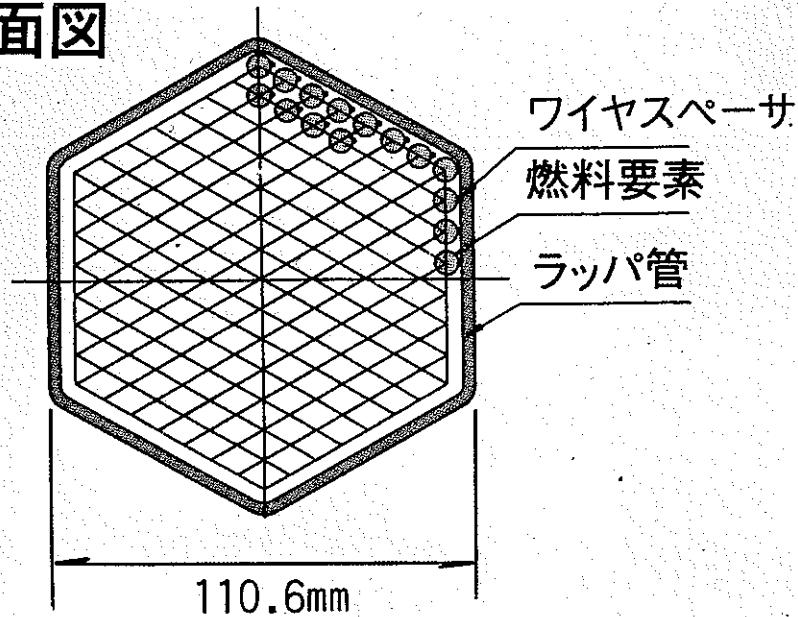
炉心水平断面図



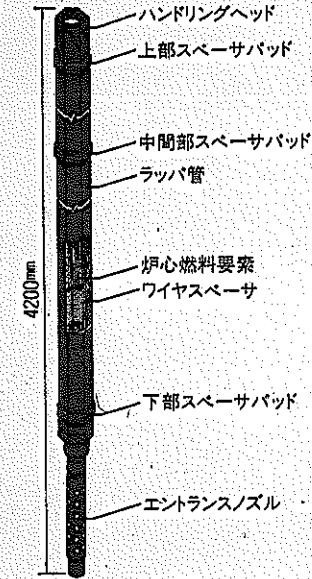
炉心構成要素		記号	数量
炉心燃料集合体	内側炉心		108
	外側炉心		90
ブランケット燃料集合体			172
制御棒集合体	微調整棒		3
	粗調整棒		10
	後備炉停止棒		6
中性子源集合体			2
中性子しゃへい体			316
サーベイランス集合体			8

この炉心部は 198体の炉心燃料集合体、その内部に19体の制御棒、これらを取り囲む 172体のブランケット燃料集合体と 316体の中性子しゃへい体などから構成され、全体として六角形の断面をしています。炉心の等価直径は、約 180cm、高さは93cmであり、その外側をおよそ30cmの厚さでブランケットが上下、径方向にとり囲んでいます。炉心燃料領域はプルトニウム富化度の異なる 2種類（21%、16%）の炉心燃料集合体から成り、高富化度のものを外側に配置して出力の平坦化を図った2領域炉心としています。

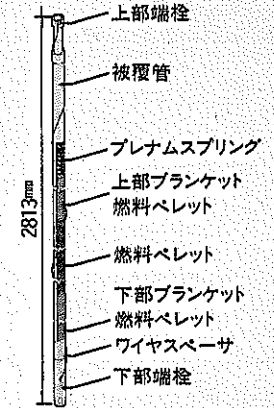
断面図



炉心燃料集合体

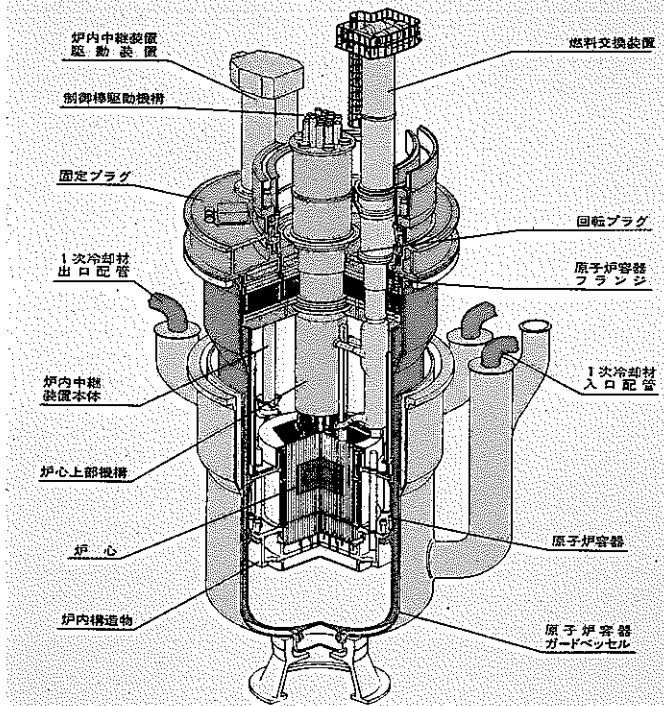


炉心燃料要素



炉心燃料集合体は左の図のように断面六角形のラッパー管内に燃料要素（ピン）を 169本三角格子状に配置したもので、全長はおよそ 4.2mあります。燃料要素は外径0.65cm、長さ約2.8mの SUS316製被ふく管の中に、中心にプルトニウム・ウラン混合酸化物燃料のペレットを93cm、その上下に劣化ウラン酸化物ペレットをそれぞれ30cmと、35cmほど積み重ね、その上部にプレナムスプリングを入れ、これを密封したものです。およそ 8万MWD/T（取出平均で）という高燃焼度を達成する為ガスプレナム部が軽水炉燃料の2～3倍の容積を占めております。また燃料要素間の間隔はグリッド方式ではなく、スペーサワイヤーを巻くことにより最小 1.3mmの間隔を保っております。炉心燃料集合体の上部にはハンドリングヘッド、下部には冷却材流量を調節する流入孔を円周状に設けたエントランスノズルが付いております。ブランケット燃料集合体は同様な六角形のラッパー管の中に劣化ウランペレット約 1.6mを密封した要素を61本三角格子状に配置したものです。

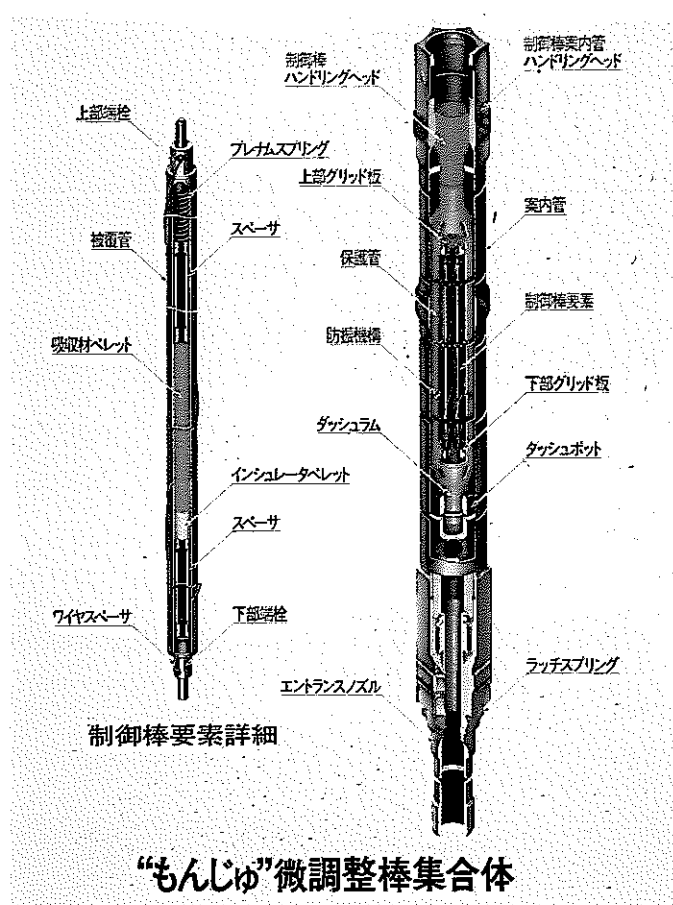
もんじゅ原子炉構造図



ブランケット燃料集合体の外側にはステンレス鋼製の断面六角形の中性子しゃへい体を置き、反射体の役目を果たすと共に、原子炉容器等の外部機器への中性子照射量を低減させています。

制御棒の仕様

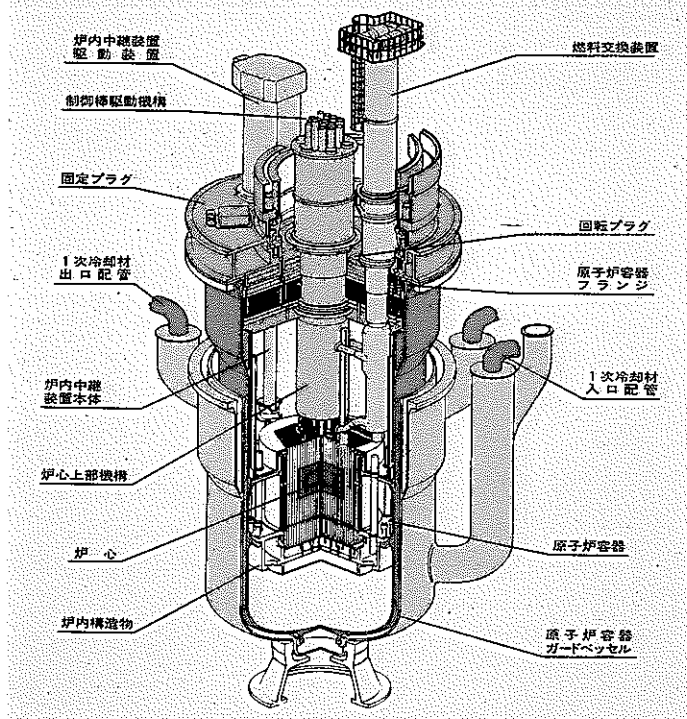
	調整棒	後備炉停止棒
1本あたりの制御棒要素数	19	19
被覆管材料	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼
吸収材材料	炭化ほう素	炭化ほう素
本数	微調整棒 3 粗調整棒 10	6
吸収材有効高さ	約0.80m	約0.93m
吸収材レット直径	約13mm	約15mm
被覆管外径	約17mm	約17mm
被覆管肉厚	約2mm	約1mm



“もんじゅ”微調整棒集合体

制御棒には微調整棒3本、粗調整棒10本からなる調整棒と、6本の後備炉停止棒があります。吸収材は炭化ほう素です。通常の起動・停止や出力制御は調整棒で行います。緊急停止時には調整棒全数と後備炉停止棒が炉心上部から同時に挿入され、急速に原子炉を停止するしくみになっています。これらの制御棒は六角形のラッパー管内に入れられ炉心上部機構に設置される駆動機構によって上下駆動されます。右の図は1例として微調整棒集合体を示したものです。

もんじゅ原子炉構造図



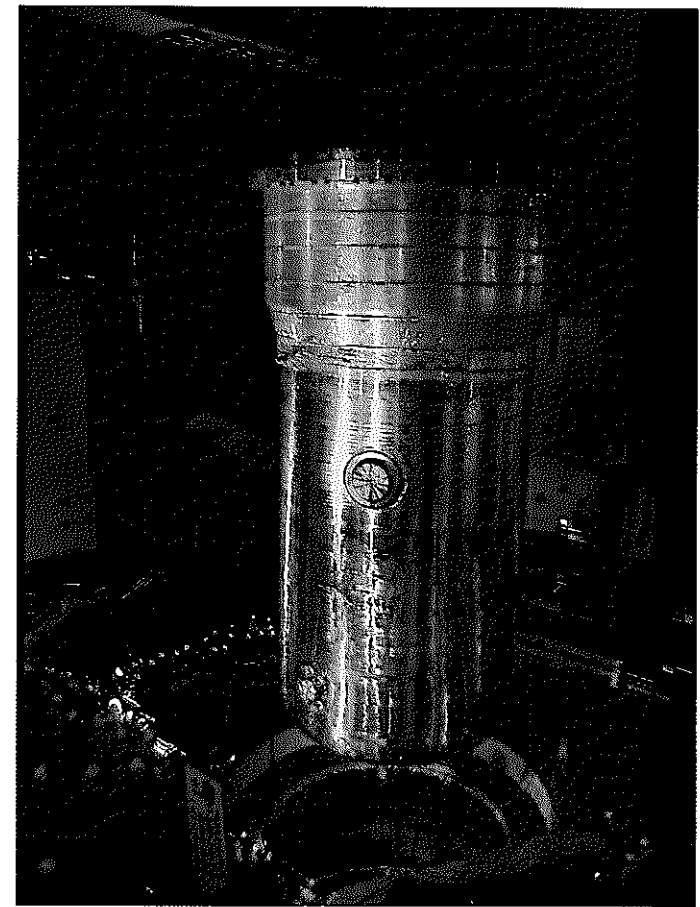
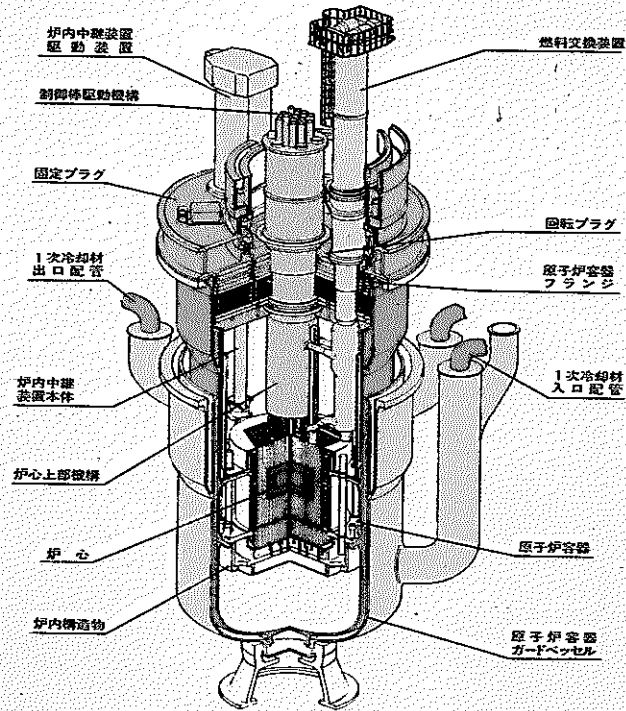
これらの炉心部は炉内構造物によってささえられ原子炉容器に荷重が伝えられています。

原子炉容器はステンレス鋼製で胴内径が約7 m、高さは約18 m、胴部の板厚は5 cmです。最高設計圧力と温度は冷却材ナトリウムの流入する下部プレナムでは10kg/cm²と、420℃、冷却材ナトリウムの出て行く上部プレナムでは2 kg/cm²と、550℃となっております。圧力が低く、温度の高い条件では板厚は薄くて良いのですが、耐震上の検討も加味して、板厚5 cmを決めております。原子炉容器の内側には熱過渡応力を緩和する為のサーマルライナーが張りつめられています。

原子炉容器主要目

名称	原子炉容器	
種類	底部鏡板付円筒たて型容器	
最高設計圧力	上部プレナム部	2 kg/cm ²
	下部プレナム部	10 kg/cm ²
最高設計温度	上部プレナム部	550℃
	下部プレナム部	420℃
主要寸法	胴内径	約7 m
	胴板厚さ	50mm
	鏡板厚さ	100mm
	全高	約18 m
材質	オーステナイト系 ステンレス鋼 (SUS304)	

もんじゅ原子炉構造図

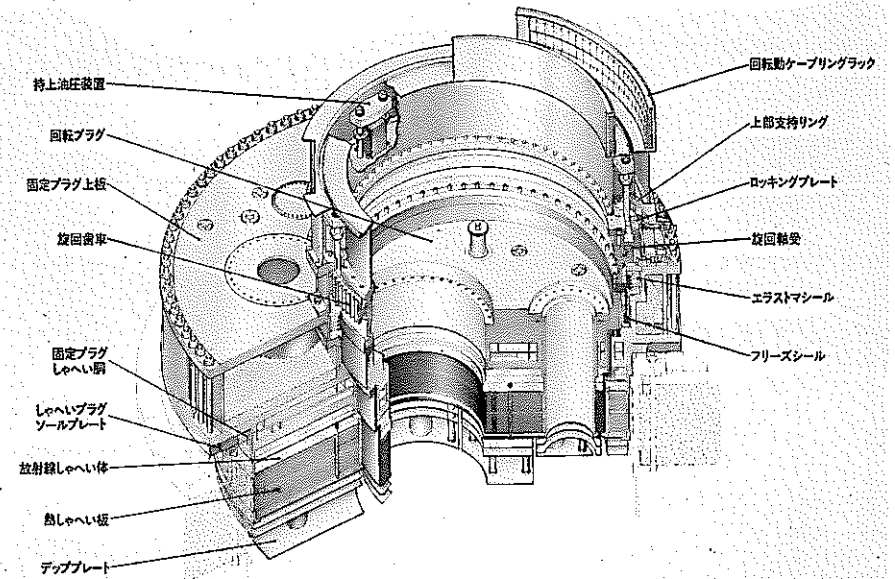
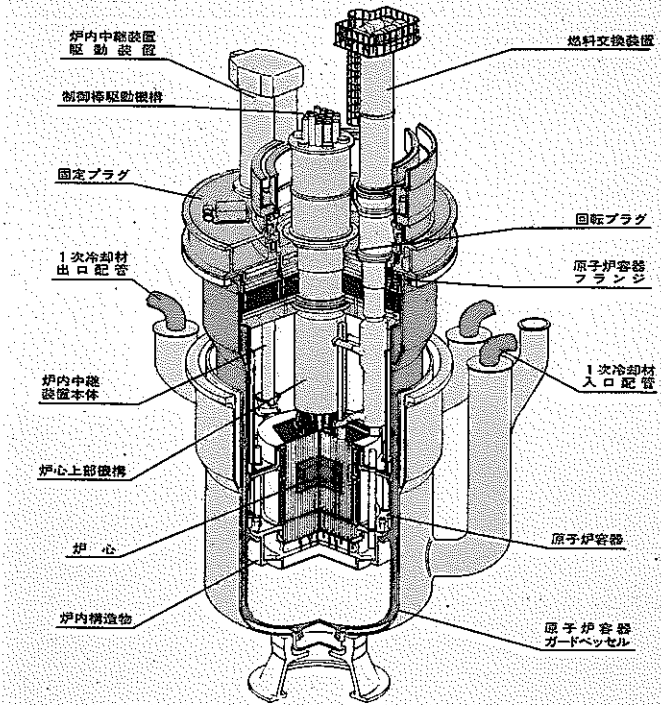


右の写真は1昨年の10月末、格納容器内にて原子炉容器を据付中のものです。

原子炉容器の外側はガードベッセルで囲まれており、1次主冷却系配管からの万一のナトリウム漏えいを想定しても、この中に貯留することにより炉心崩壊熱除去に必要な炉容器内の最低のナトリウム液位を確保することが出来ます。ガードベッセルと原子炉容器の間にはおよそ30cmの空間があり原子炉容器用ISI装置が挿入できるようになっています。ガードベッセルの外側や原子炉容器の上部外側は予熱や保温の為に電気ヒーターや保温材によりおおわれています。

3ループからなる1次主冷却系のナトリウムは原子炉容器の下部胴3方向に設けられた入口ノズルから397℃で入って来ます。下部プレナム部でよくミキシングされた後、炉心支持構造物内で流量配分されて炉心部に入ります。炉心部で加熱されたナトリウムは出口の温度・流量を測定された後上部胴3方向から約529℃で出て行きます。ナトリウム液面はナトリウム中で長さ約4.2mの燃料集合体を取り扱う為、炉心よりかなり上に設定されています。この液面は1次ナトリウムオーバーフロー系により原子炉容器内にナトリウムを汲み上げて、オーバーフローノズルからオーバーフローさせることにより制御されます。ナトリウム液面の上はナトリウムと反応しないアルゴンガス雰囲気およそ0.5kg/cm²gとし、その上部には原子炉容器の蓋としてしゃへいプラグが設置されています。

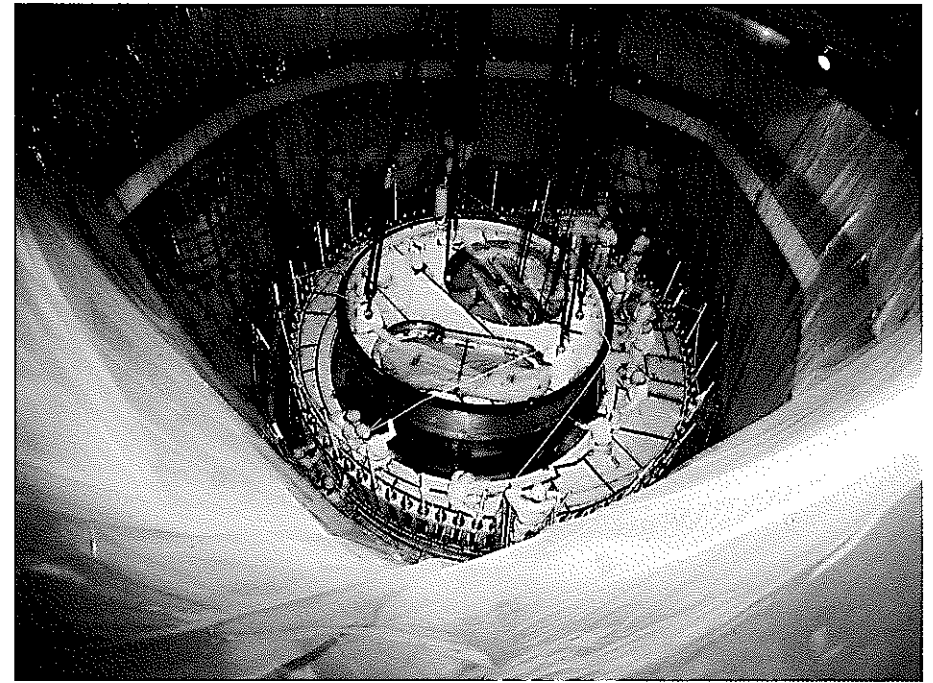
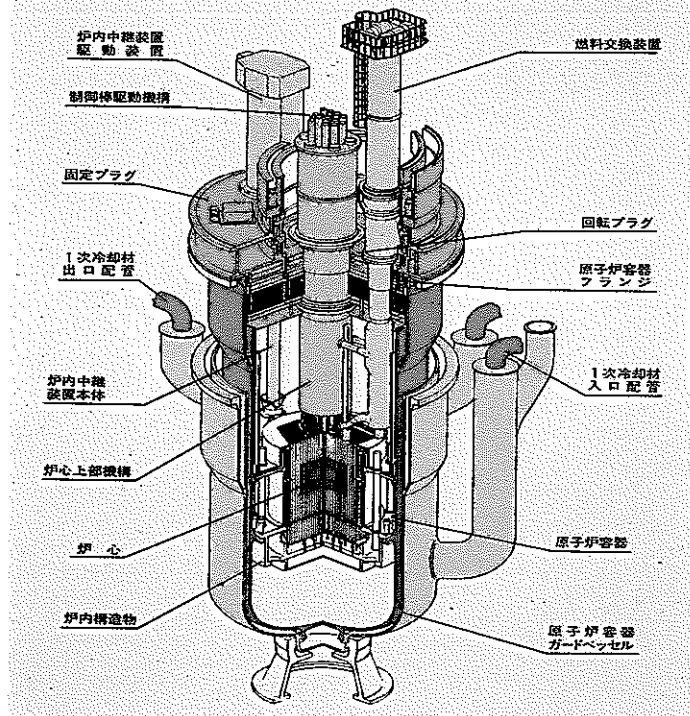
もんじゅ原子炉構造図



“もんじゅ”しゃへいプラグ

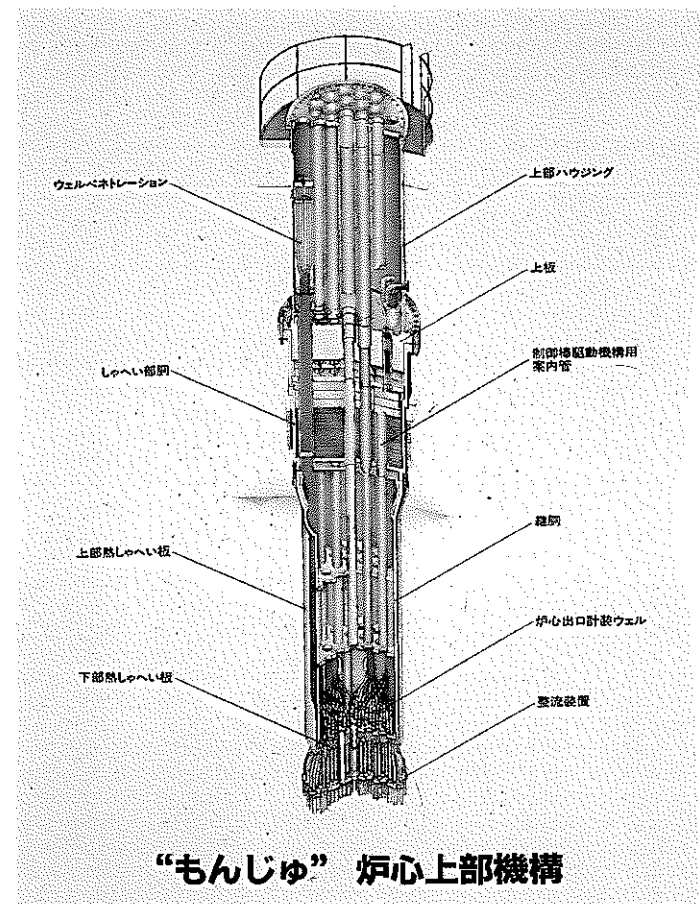
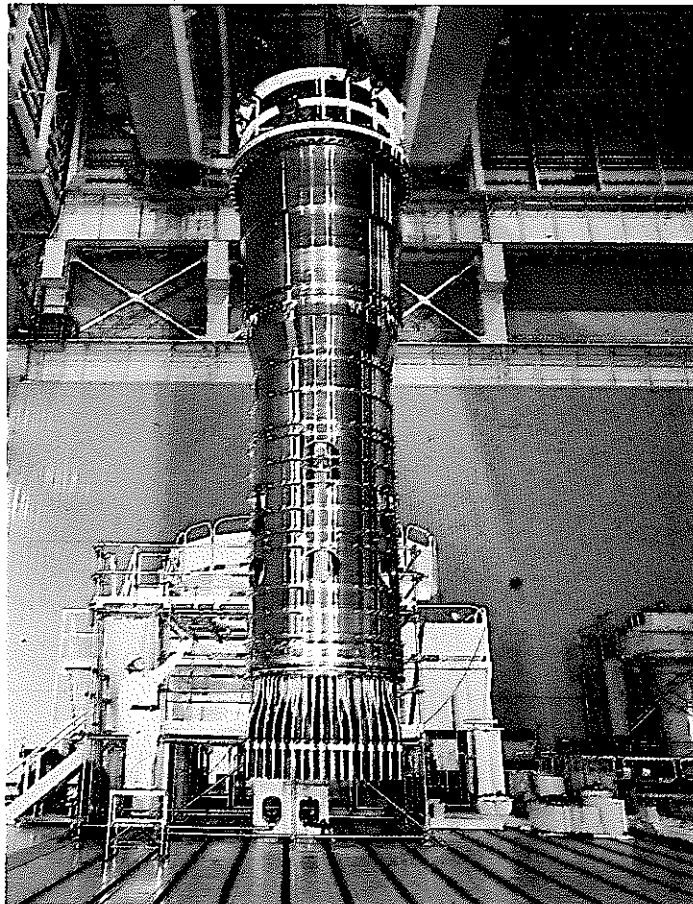
しゃへいプラグは固定プラグとその内側に偏心した位置に回転の中心をもつ回転プラグから成り、原子炉容器内アルゴンガスのシールや炉心からの放射線と熱を遮へいする機能を持っています。回転プラグには制御棒駆動機構や炉心燃料集合体の出口温度・流量の計測器を内包する炉心上部機構、燃料交換装置などが搭載されており、固定プラグには炉内中継装置、回転プラグ駆動装置などが搭載されています。

もんじゅ原子炉構造図



右の写真は固定プラグの中に回転プラグを据付中のものです。

右上の穴が次で述べます炉心上部機構の据付けられるところです。清浄度をkeepする為、周りにはビニールシートがしっかりと張りつめられているのがわかります。



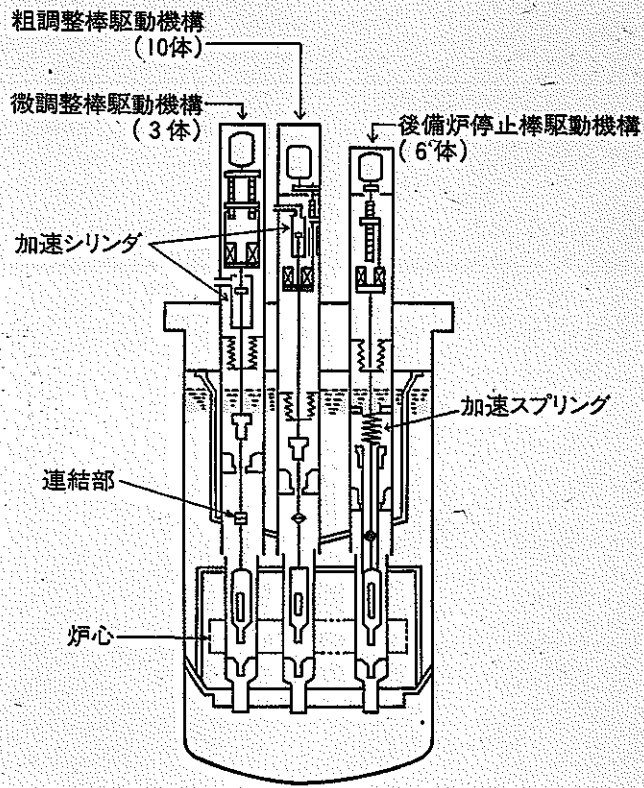
“もんじゅ” 炉心上部機構

次の図は炉心上部機構の鳥瞰図です。

円筒胴部には制御棒駆動機構の案内管が通り、下の端の炉心直上部には各炉心燃料集合体出口の冷却材温度測定用の熱電対等の計装ウェルとその為の整流装置が植物の根のように張り出しています。

左の写真は、工場組立完成時の写真です。

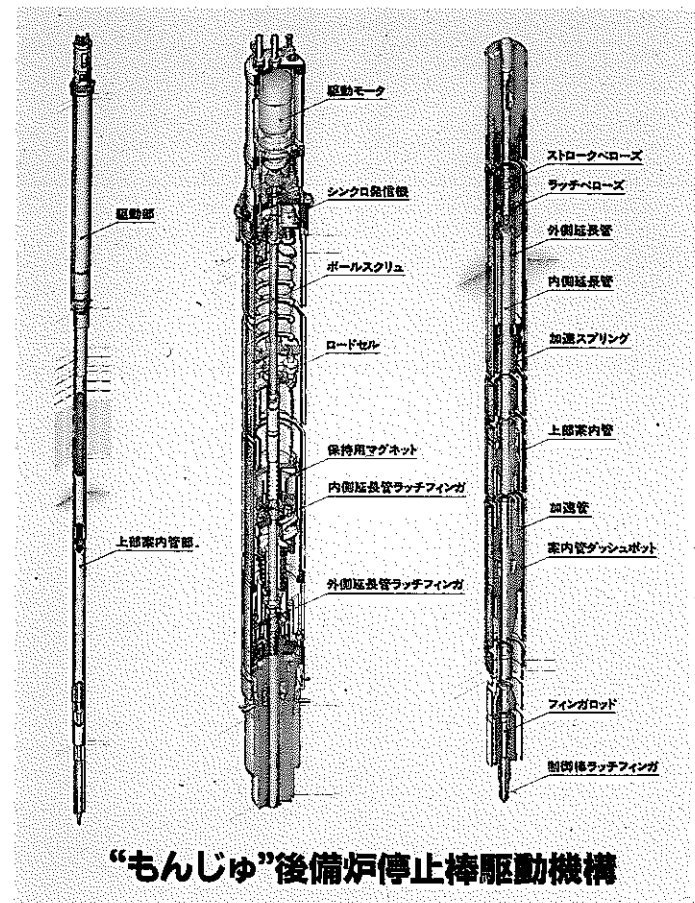
制御棒駆動機構作動原理図



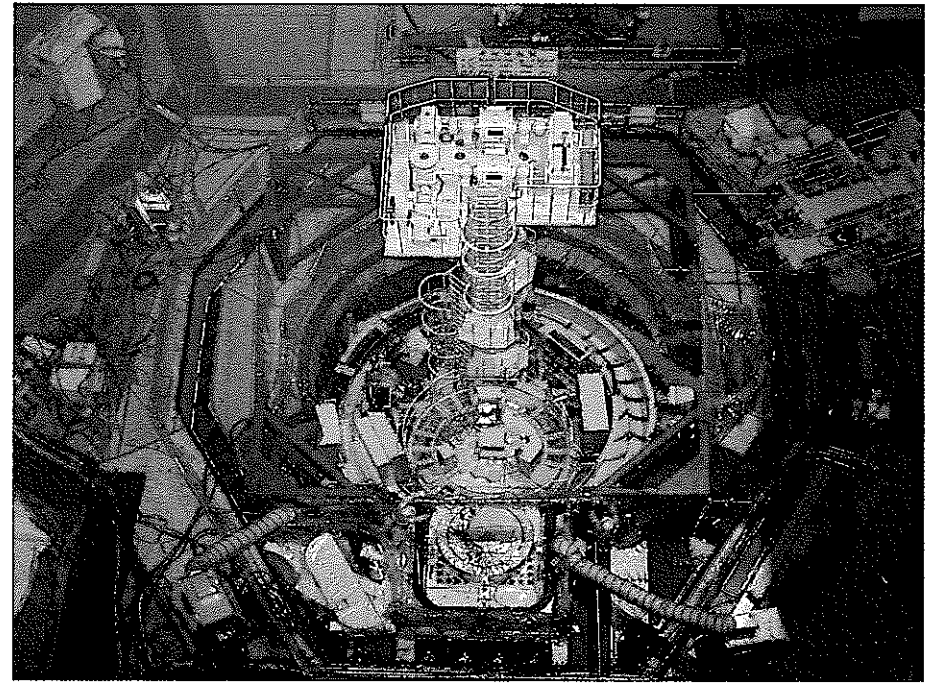
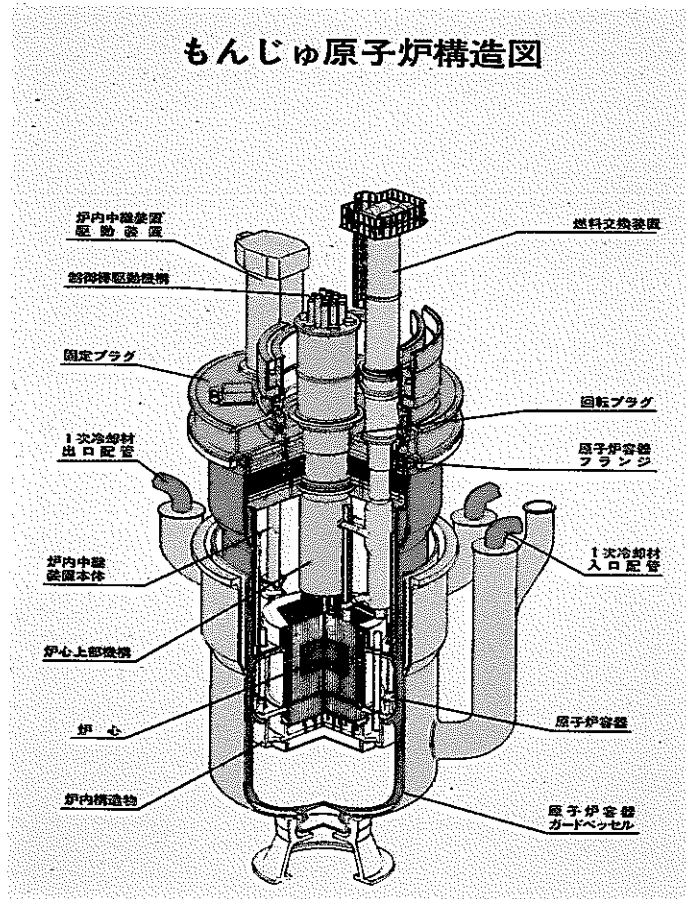
制御棒駆動機構19体は炉心上部機構中に設置されています。これらは通常は電磁石により制御棒を保持し、ボールスクリュー方式にて上下駆動します。急速スクラム時には電磁石の電源を切って重力で炉心挿入しますが、その際スプリング力やガス圧にて加速する機構を内蔵しています。

これらはそれぞれ制御棒の種類（3種類）に応じて設計・製作方法を異なったものにしております。例えば左の図に見られるように加速の方法やシールベローズの位置、各部品連結方法などが異なったものとしています。

右の図は1例として、後備炉停止棒駆動機構を示したものです。

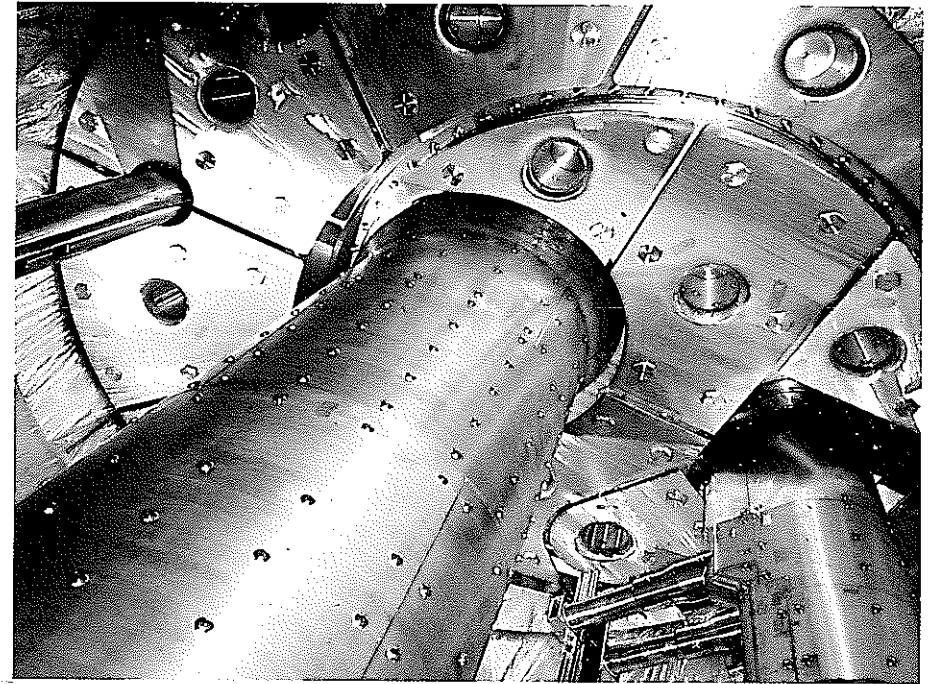
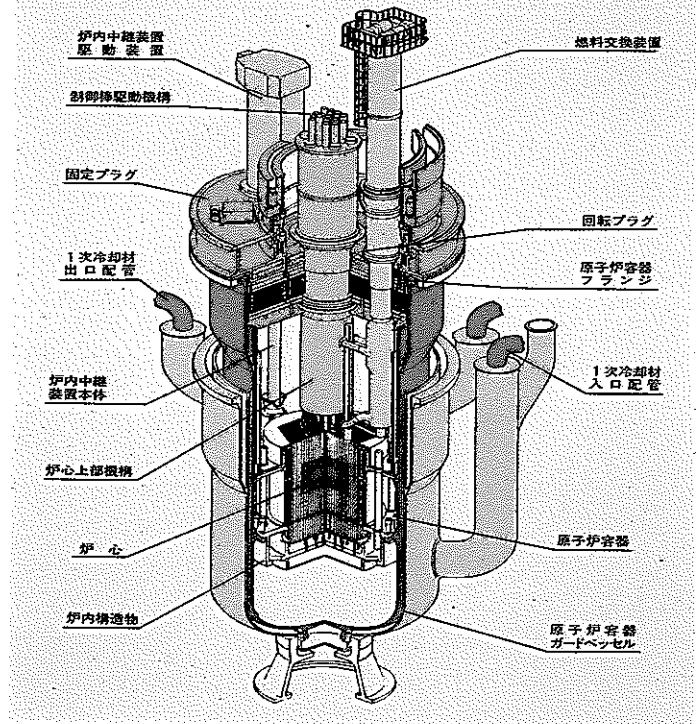


“もんじゅ”後備炉停止棒駆動機構



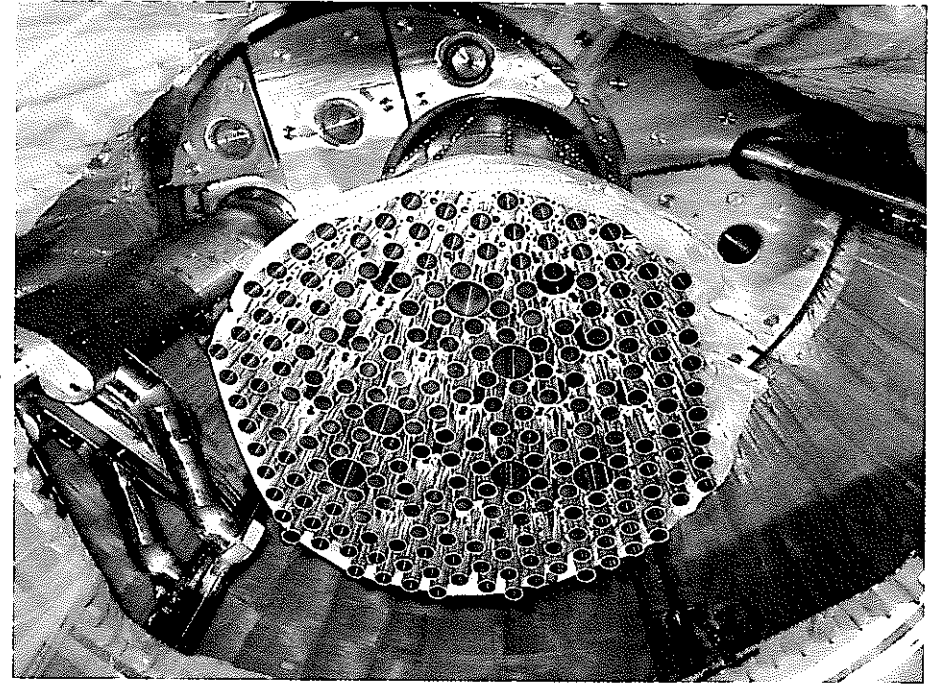
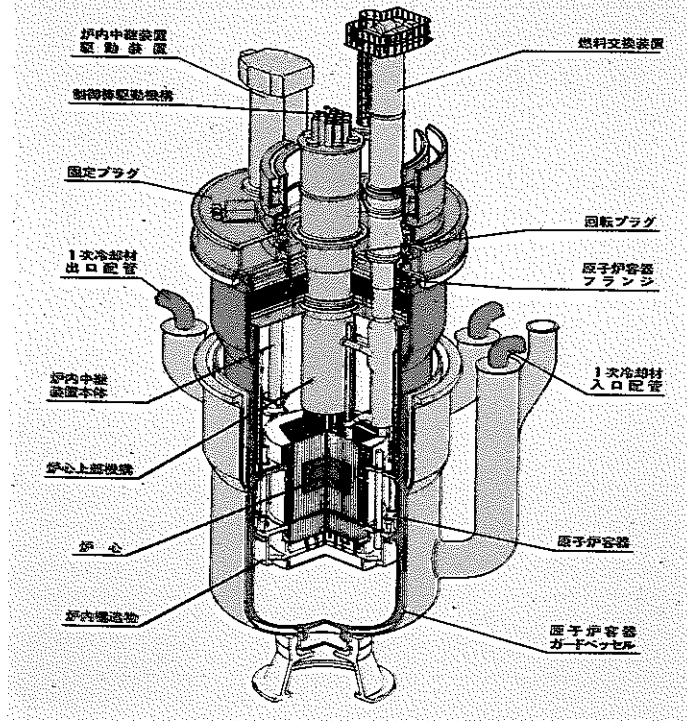
右の写真は最近のしゃへいプラグ上部の写真で上から燃料交換装置、炉心上部機構、炉内中継装置の頂部が見えています。

もんじゅ原子炉構造図



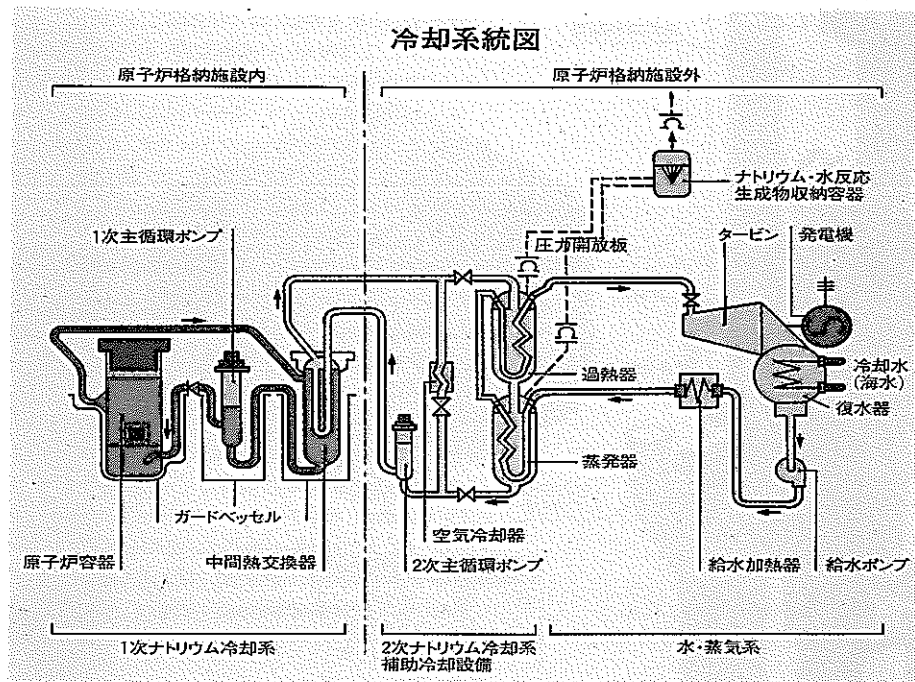
次の写真は炉容器内部からしゃへいプラグの底を見上げた写真で真中に炉心上部機構の胴が下がっております。

もんじゅ原子炉構造図



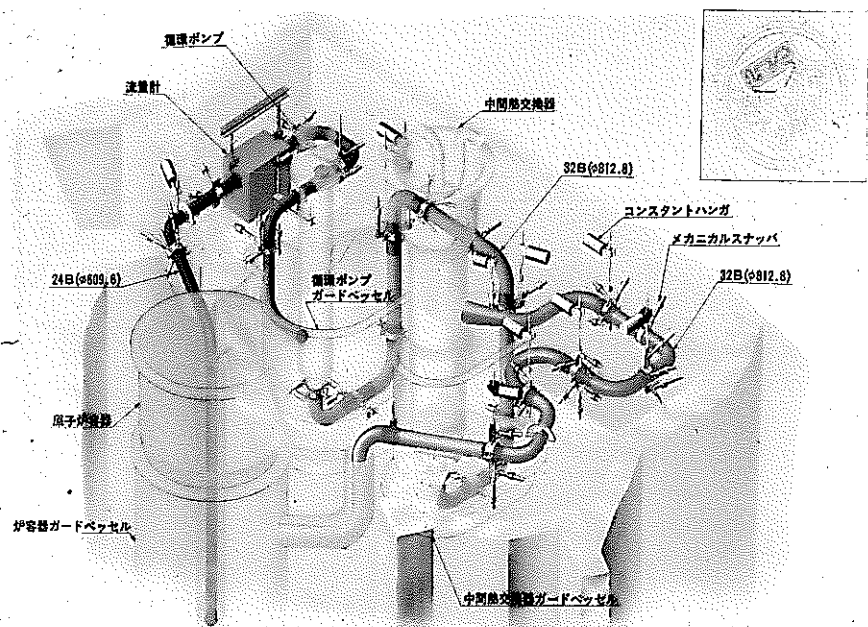
次の写真は更に下から見上げたものです。

右側に燃料交換装置のアーム部が、左側には炉内中継装置の一部が見え、中央に炉心上部機構の下の端がハスの花の中央のように見えます。太い19本の管が制御棒の案内管、細い214本の管が炉心出口計装用の整流筒です。

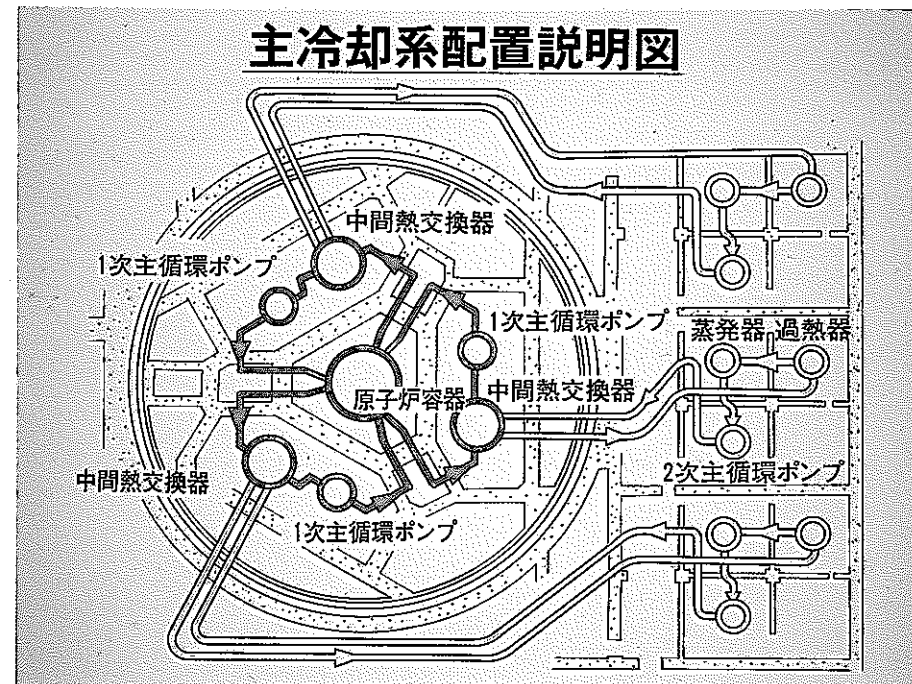


次に原子炉冷却系システムに移ります。

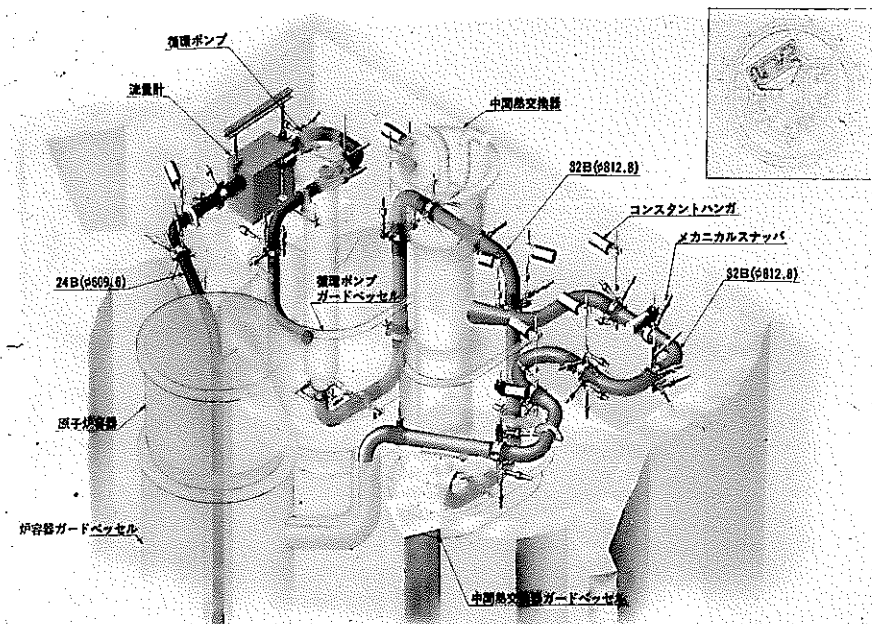
もんじゅの原子炉で発生した熱は、1次ナトリウム系、2次ナトリウム系、さらに水蒸気系へと伝達されます。2次ナトリウム系を中間に設けたのは、放射能をおびた1次系ナトリウムを直接水・蒸気系にリンクさせない為です。



1次主冷却系配管装置

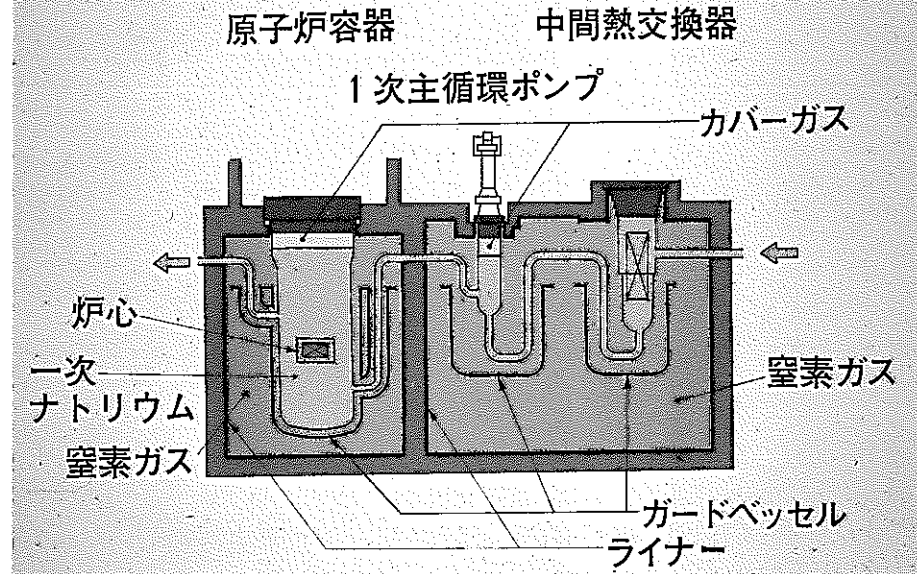


まず1次ナトリウム冷却系ですが、原子炉容器から約 529℃で出て来た冷却材ナトリウムは、中間熱交換器で2次冷却系に熱を伝えた後約 397℃になり機械式循環ポンプによりおよそ 8 kg/cm²に昇圧されて逆弁・電磁流量計を経て原子炉容器にもどされます。除熱量は1ループ当たり約 238MWです。機器を連絡するナトリウム配管は原子炉容器出口から循環ポンプまでは外径およそ81cm、肉厚1.1cm、循環ポンプ出口から原子炉容器入口までは外径およそ61cm、肉厚0.95cmのいわゆる大口径薄肉のステンレス鋼管の溶接構造です。この配管の中を各ループ各々85ton/minの流量で（即ち80~145cm/sec）のナトリウムが流れます。右の図の赤いのが1次冷却系の機器・配管、黄色が2次冷却系ですが1次系の機器配管は原子炉容器の周辺の各ループ毎に独立した区画の中に左の図のような配置で120°毎にほぼ対称に配置されております。

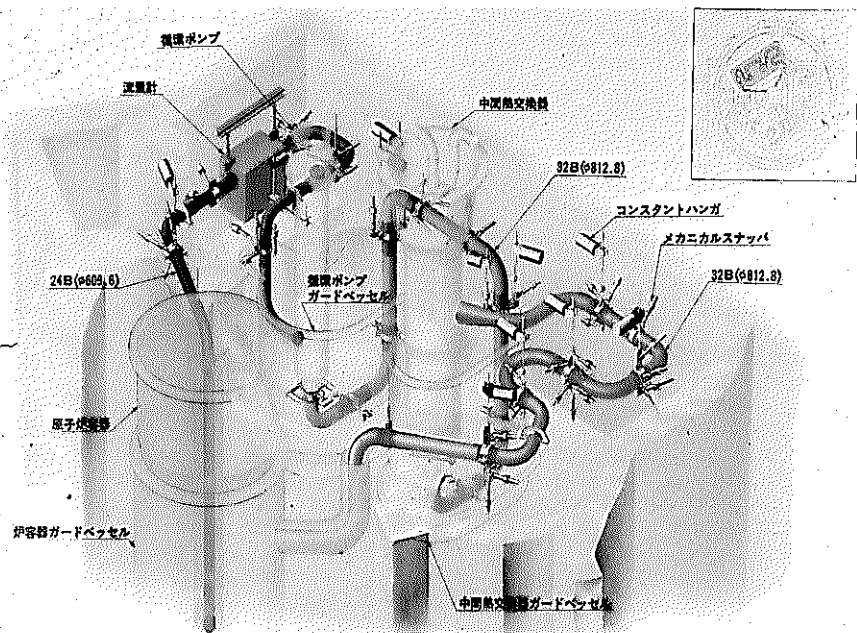


1次主冷却系配管装置

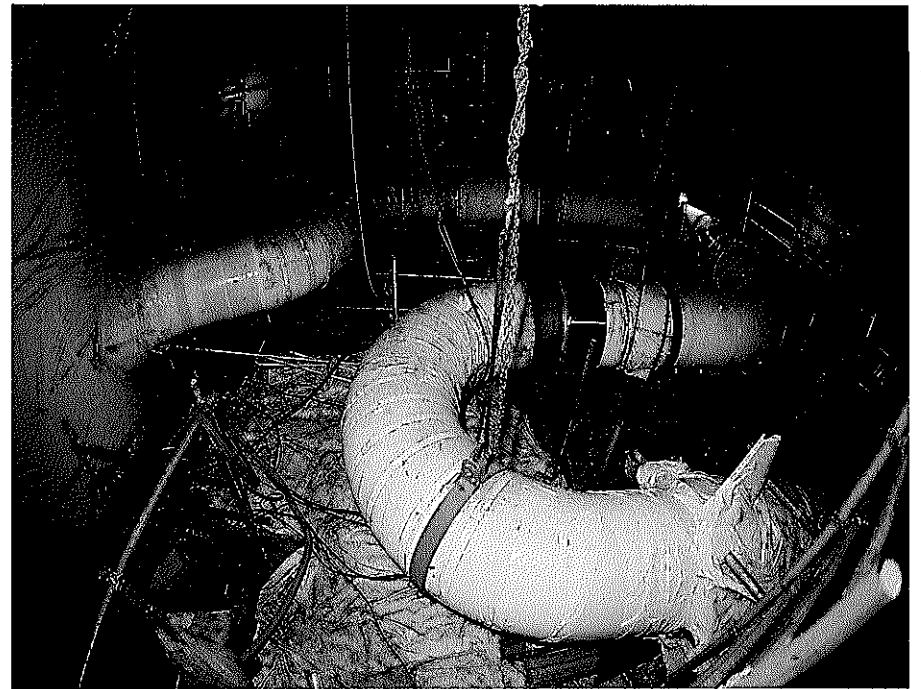
配管高所引回しとガードベッセル



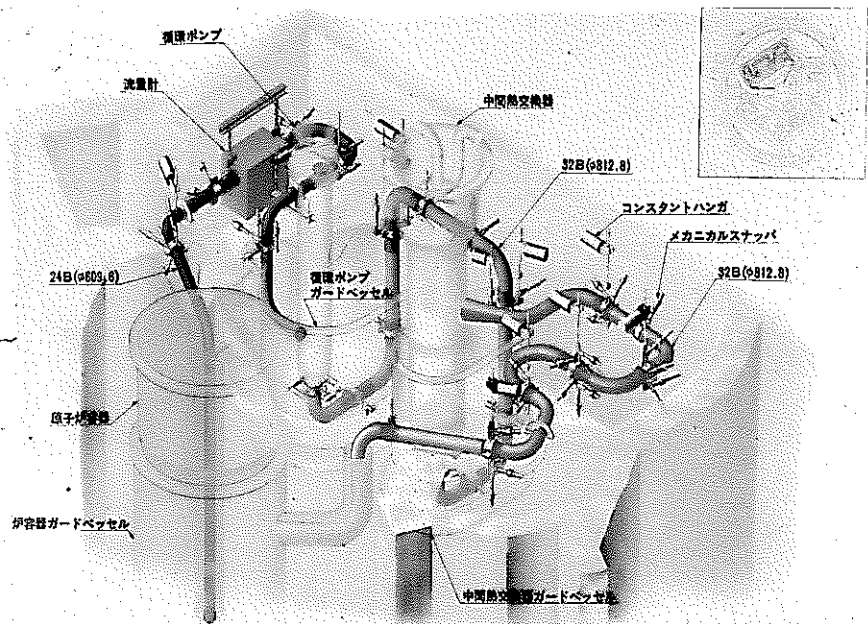
この独立区画はナトリウム漏洩対策として原子炉運転中は窒素雰囲気とされます。1次主冷却系配管は万一のナトリウム漏洩を想定しても炉心の崩壊熱の冷却に必要な原子炉容器内のナトリウムの液位を確保できるように高所に配置されており、やむを得ず低所に配置せざるを得ない循環ポンプや中間熱交換器との接続配管部は循環ポンプガードベッセルや中間熱交換器ガードベッセルの中に配置されています。



1次主冷却系配管装置

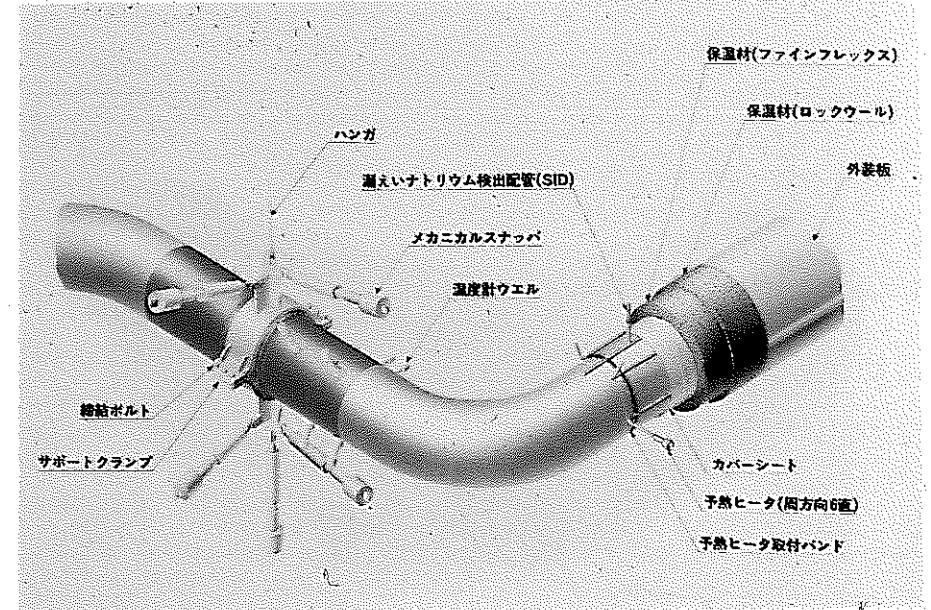


これらの配管は温度変化による熱応力を緩和する為、エルボを多用した屈曲配置としております。
次の写真は据付工事中のもので、位置は炉容器から中間熱交換器に至る配管の部分です。



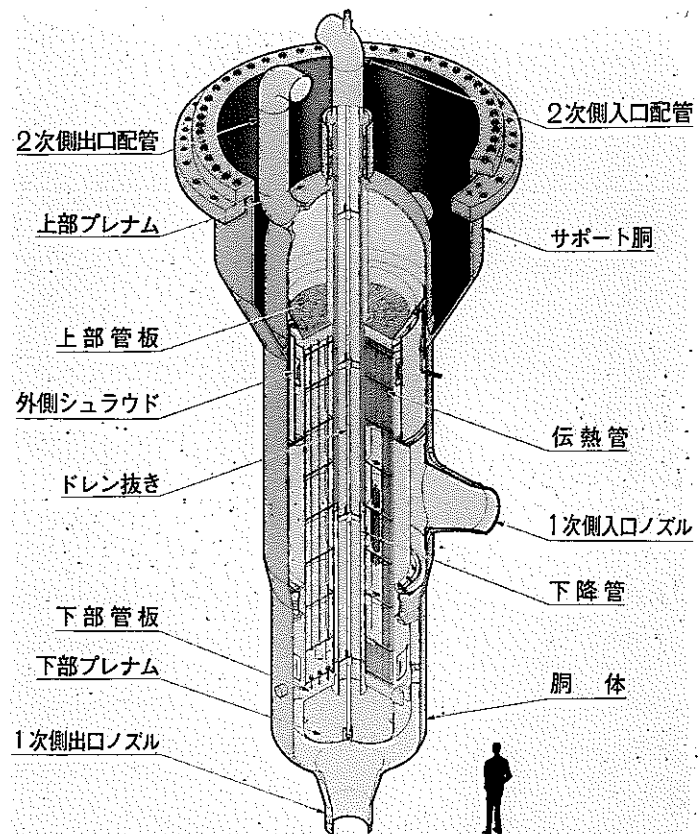
1次主冷却系配管装置

1次主冷却系配管・予熱保温設備



また熱膨張を吸収し、かつ耐震性を確保する為高放射線下の環境に適したメカニカルスナッパを多用しています。このメカニカルスナッパやコンスタントハンガー、スプリングハンガーなどのサポートにより配管が支持されていますが、これらのサポートクランプ構造の処置には常陽の経験を生かした様々な工夫がなされています。

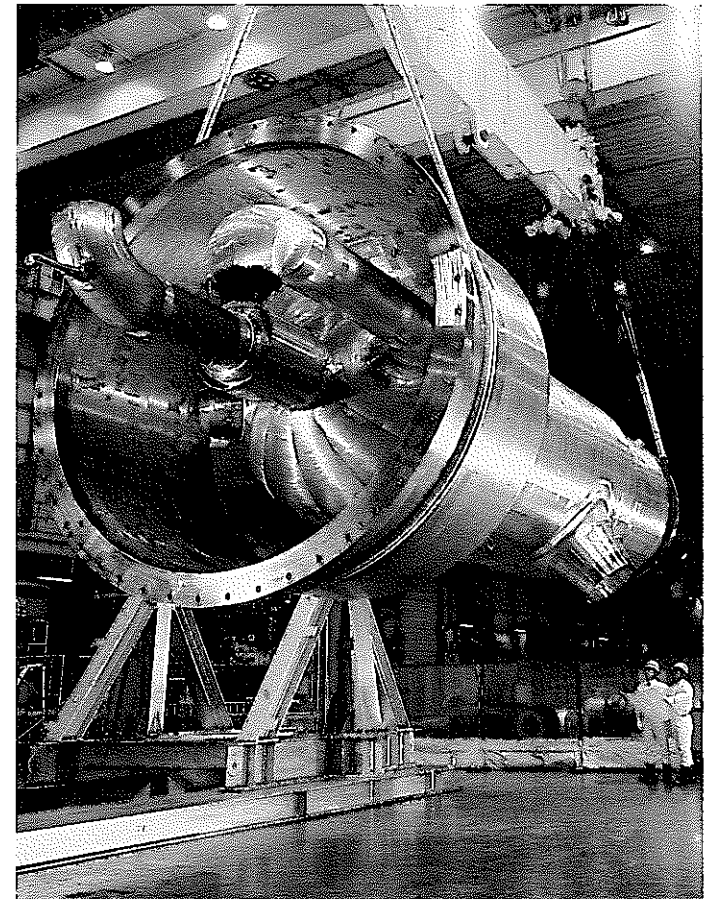
また配管には予熱の為の電気ヒーター・保温が施されていますが、その内側には万一ナトリウムが漏洩して来ても、早期にそれが検知できるようガスサンプリング方式などのナトリウム漏洩検出器が挿入されています。

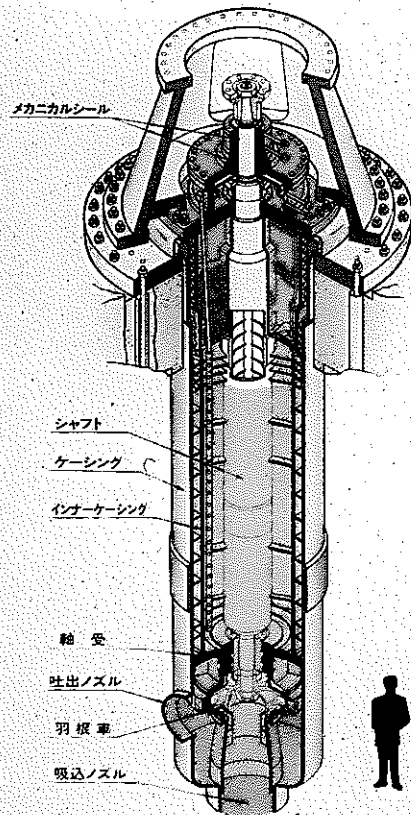


1次主冷却系中間熱交換器

中間熱交換器はたて型の無液面平行向流型です。原子炉容器から来た1次ナトリウムは胴部側面の入口ノズルから流入し、外側シュラウド上部に設けられている入口孔から均等に分配されて、およそ3200本の伝熱管の外側を下降する間2次側ナトリウムに熱を伝えて、下部の出口ノズルから出て行きます。一方上部鏡より流入して来た2次系のナトリウムは下降管を通して下部プレナムに入り反転し伝熱管内を上昇しながら、1次側から熱を伝えられ、上端の2次ナトリウム出口ノズルから出て行きます。2次側のナトリウムの圧力は1次側より通常運転中およそ5 kg/cm²程度高圧に維持されています。

右の写真は工場完成状態のもので、手前が上部で2次系の出入口配管が出ているのが見えます。

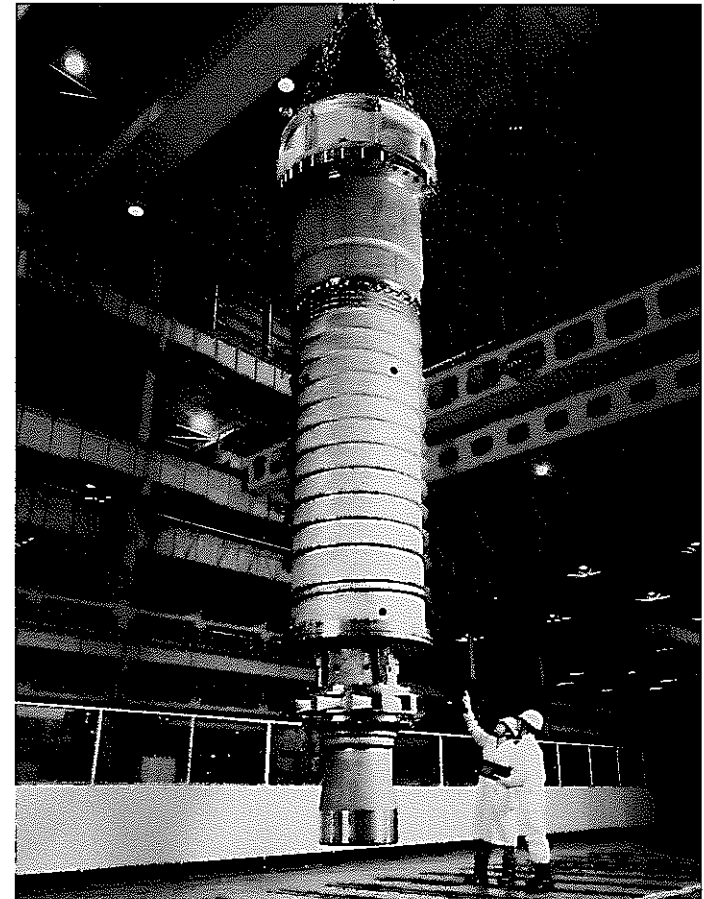


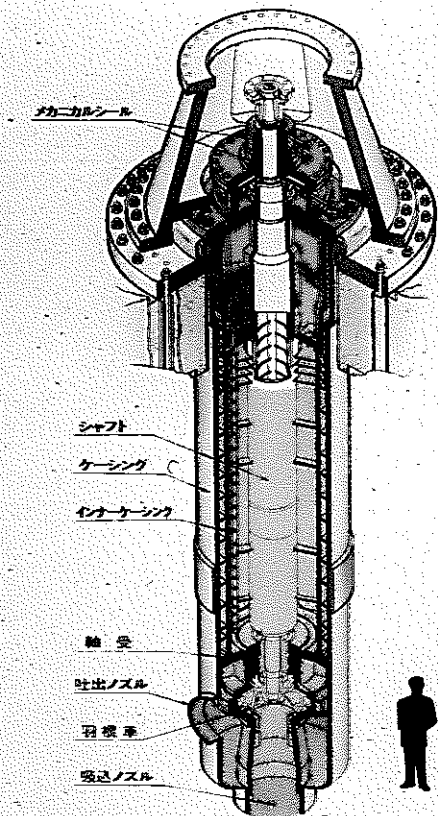


1次主冷却系循環ポンプ

1次主冷却系循環ポンプは機械式のたて型自由液面遠心ポンプであり、ポンプ本体は外ケーシングの中に納められております。中間熱交換器から来た1次ナトリウムは外ケーシング下部の吸込口よりポンプに入り、インペラによって加圧され、ディフューザから高压室に入り吐出口より出て行きます。高压室の高压ナトリウムの一部は静圧軸受を通った後ポンプ内を上昇しオーバーフローノズルからオーバーフローして出て行きます。ナトリウム液面はアルゴンカバーガスでおおわれ、上部に設けた軸封装置でシールされます。ポンプ上部には1次ナトリウムからの放射線をしゃへいする為のしゃへい体がおかれ、その上には軸継手を介して駆動用の主モーター及び低流量用のポニーモーターが設置されています。主モーターは系統のナトリウム温度を一定とする為、炉の出力に応じてM・Gセットにより回転数が変わります。またポニーモーターは燃料交換などの原子炉停止時の炉心冷却に使われ、主モーターの約10%の能力を有します。

右の写真は工場組立中のインナーケーシングです。

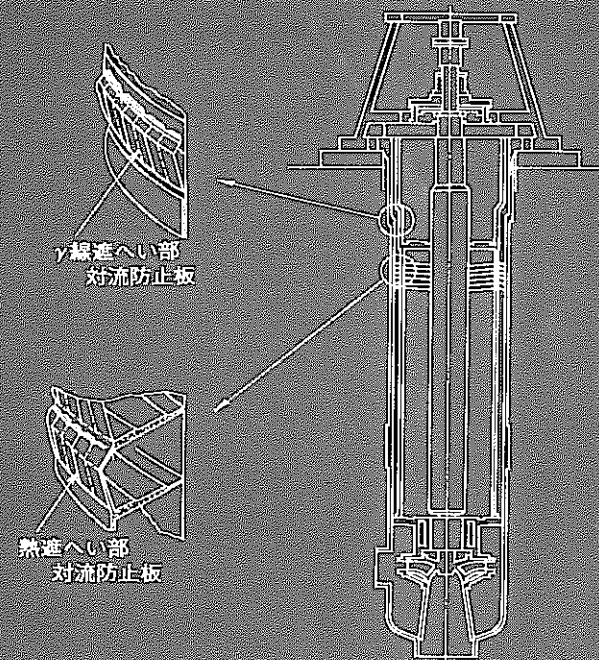


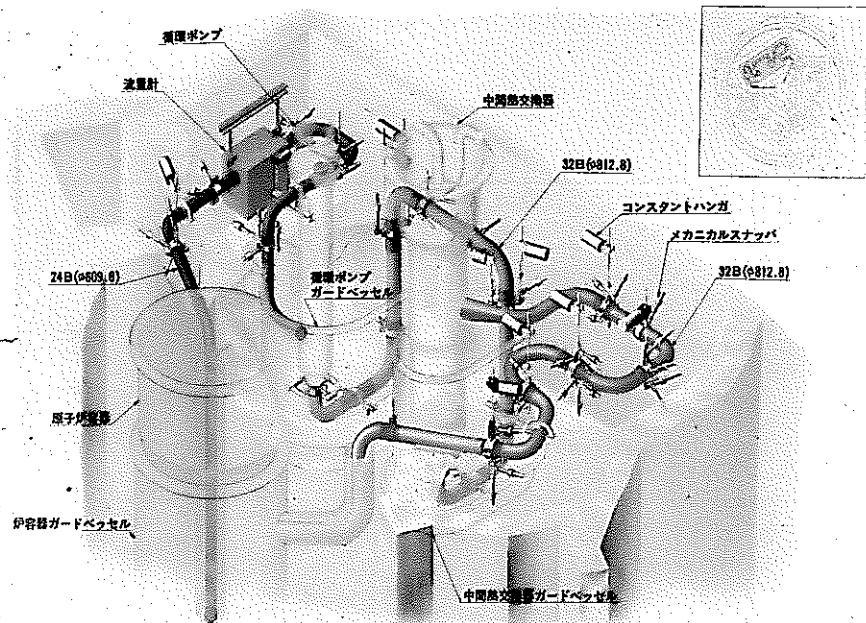


1次主冷却系循環ポンプ

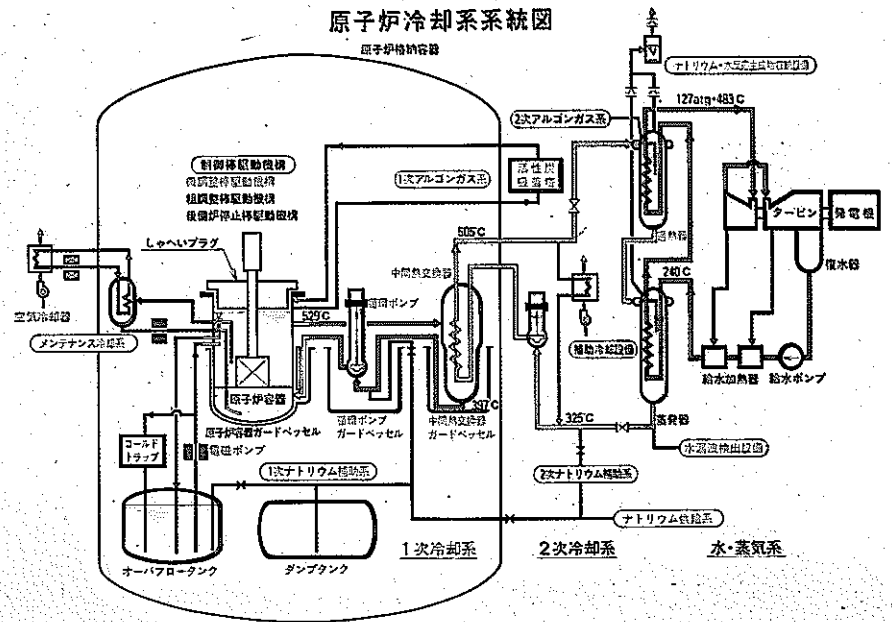
このポンプは、常陽のタイプのスケールアップで、大洗工学センターにて高温ナトリウム中で、モックアップが運転され、それらの試験実績の下に改良が加えられたものです。例えば、カバーガス部の内ケーシングと外ケーシングの間の円環状の空間部にカバーガスの自然対流がありますと、ここでのケーシング部の周方向に大きな温度差が生じて、これによりケーシング部に不均一な熱変形が生じます。これが起るとポンプの駆動系に大きな負荷が生じることが実験的に確認されました。これは、常陽では顕著に表われなかったものですが、もんじゅへのスケールアップにより、明らかになったもので、スケールアップ上の難しさをよく示す好例といえます。対策として短柵状の対流防止板を設けることが有効と分かりました。こうしてもんじゅのモックアップポンプは、2万3700時間の耐久試験を行いました。

1次主冷却系循環ポンプ対流防止板



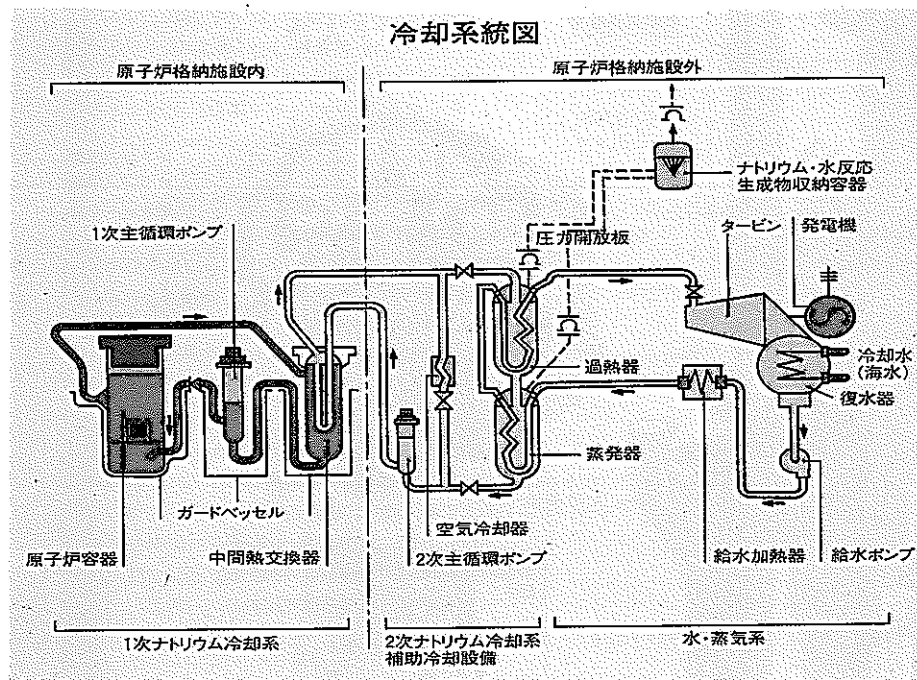


1次主冷却系配管装置



ポンプを出たナトリウムはスイング式の逆止弁や、電磁流量計を経て原子炉容器にもどされます。逆止弁には系統にナトリウム充填した後のフラッシング用として現在は弁体の代わりにステンレスメッシュのストレーナーを入れております。フラッシング終了後に本設の弁体と交換する予定です。

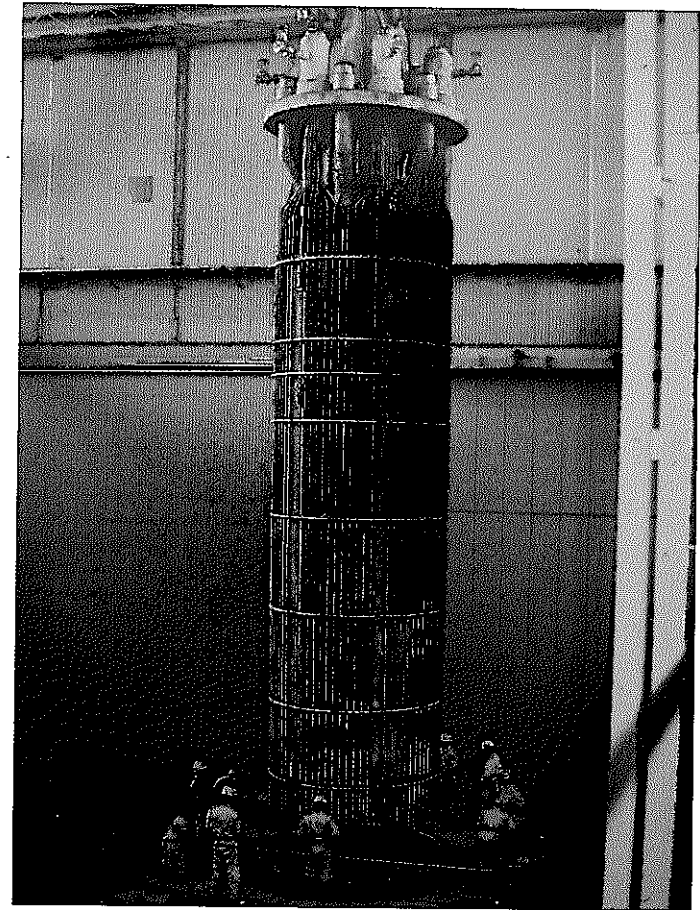
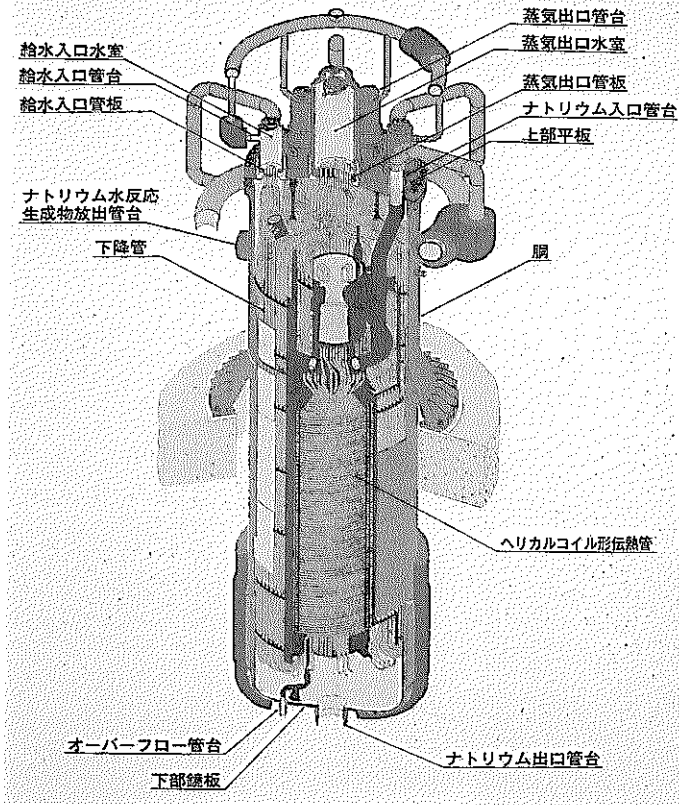
これら1次系の機器外面には配管の所で述べましたように、予熱用の電気ヒーター・保温、ナトリウム漏洩検出器を取りつけております。1次系にはこの他補助設備として、系統のナトリウムの充填・ドレンをする系統、ナトリウム中の酸素等の不純物を除去する純化系統、原子炉容器内ナトリウム液面を制御するオーバーフロー系統、カバーガスを制御するアルゴンカバーガス系統、メンテナンス時に炉心の熱を大気に逃がすメンテナンス冷却系統などを有しております。



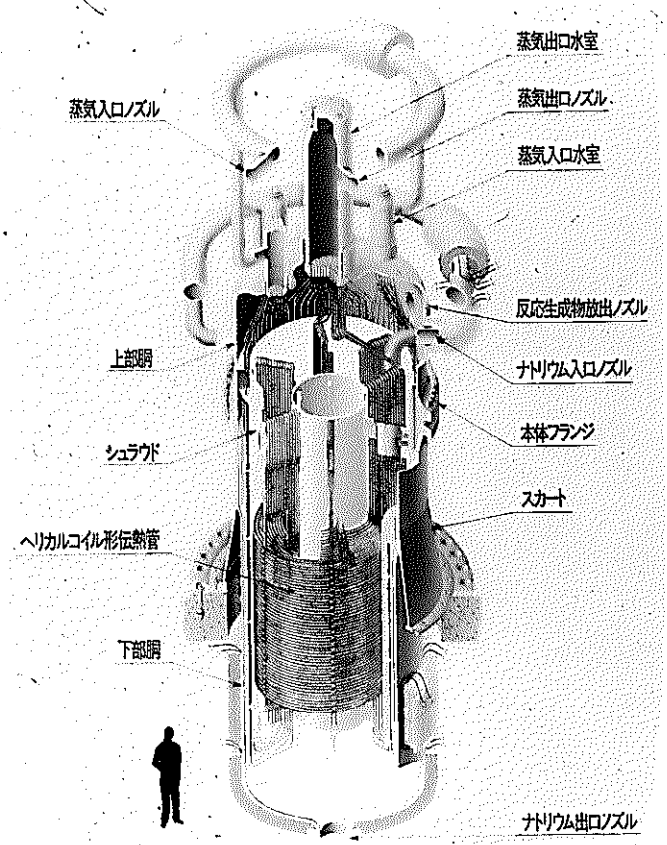
次に2次主冷却系に入りたいと思います。

2次主冷却系は、1次主冷却系と同様独立した3ループから成ります。原子炉格納容器内の中間熱交換器で325℃から505℃に加熱された2次ナトリウムは原子炉格納容器を出て過熱器に入ります。ここで、次の蒸発器から来た蒸気を367℃から483℃に加熱した後蒸発器に入り蒸気を発生させます。そして325℃となり2次主循環ポンプを経て中間熱交換器にもどります。

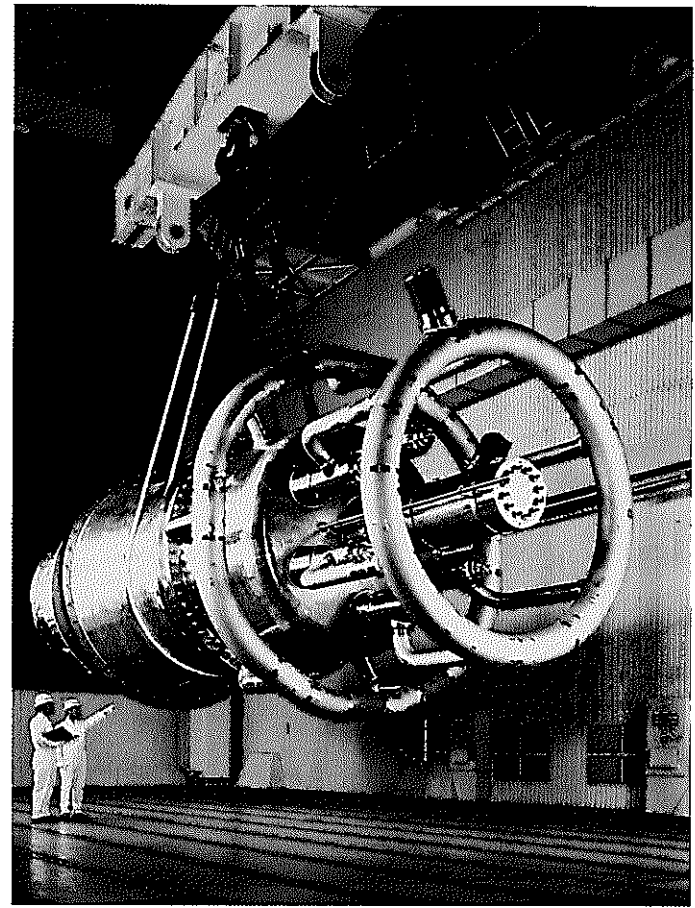
もんじゅ 蒸発器



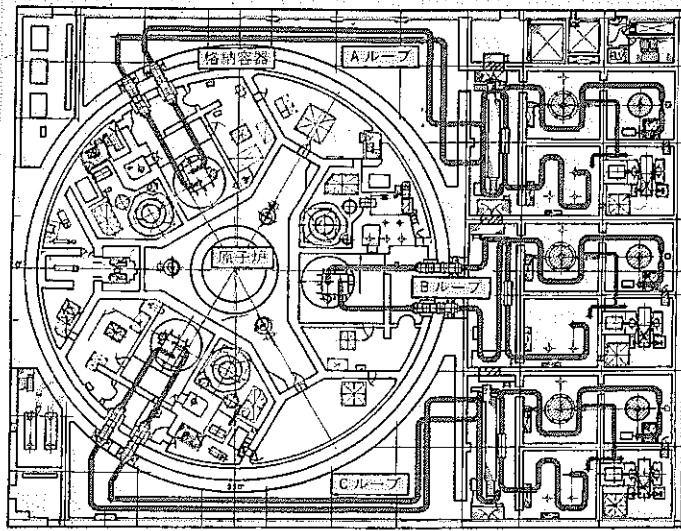
蒸発器はヘリカルコイル型伝熱管を用いた熱交換器です。ナトリウムは上部の分配管にて均等に分配されて6ヶ所の入口から入って来て、伝熱管の外側を通り下端の出入口ノズルから出て行きます。一方水は同様に上部の分配管にて均等に分配され6ヶ所の給水入口ノズルから入り、およそ140本の伝熱管の中を下降し、下端で方向を変えヘリカルコイル部内を上昇しながら加熱され、蒸気となって蒸気出口ノズルから出て行きます。蒸発器は胴体、伝熱管ともクロムモリブデン系の低合金鋼からつくられております。右の写真は工場組立時の管束部を示したものです。



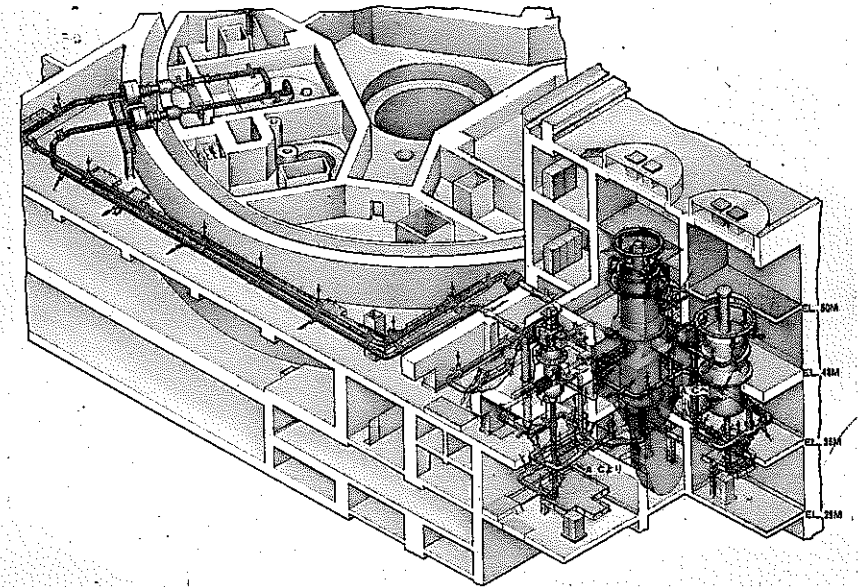
2次主冷却系過熱器



過熱器は基本的には蒸発器と同様の構造ですが、材質はオーステナイト系ステンレス鋼で作られています。右の写真は工場組立をほぼ終わったときのものです。手前にナトリウムと水のリングベッダーが円環状に、2つ見えております。

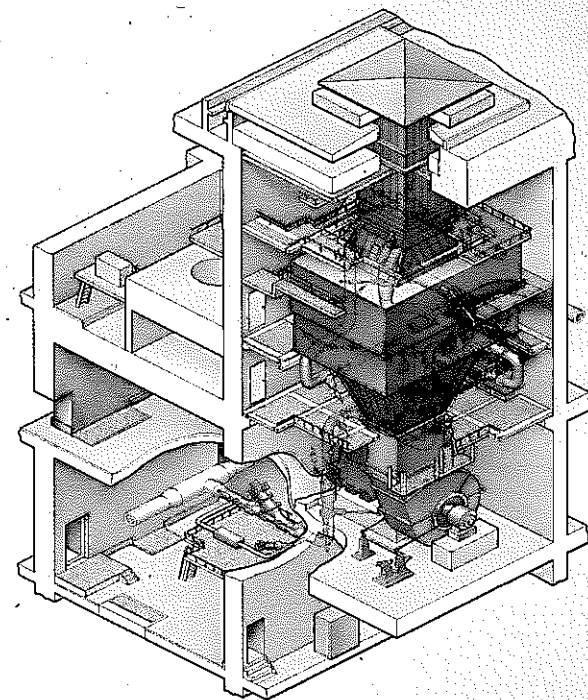
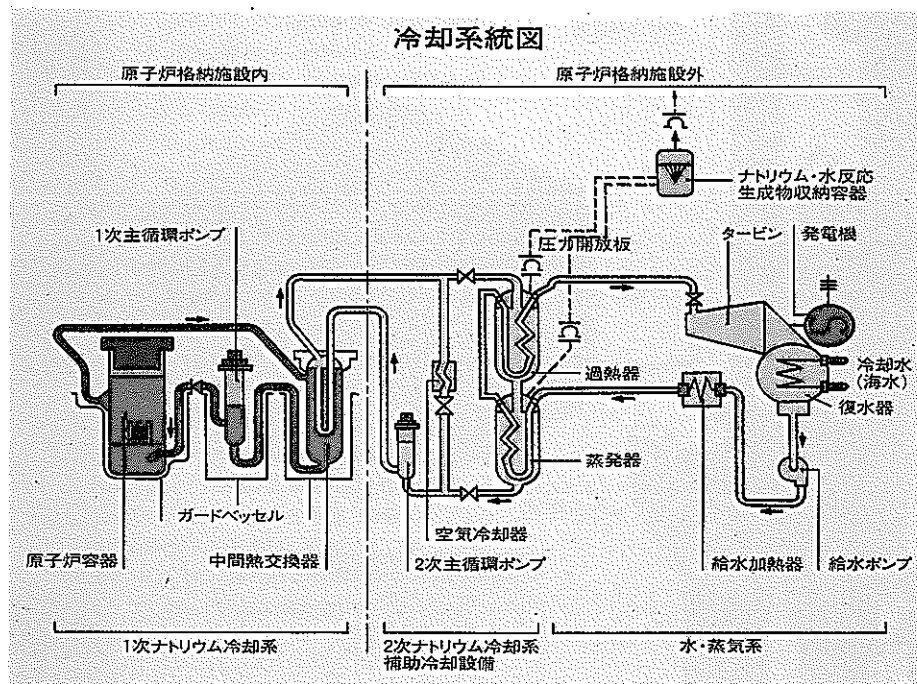


二次ナトリウム主冷却系の配管配置図



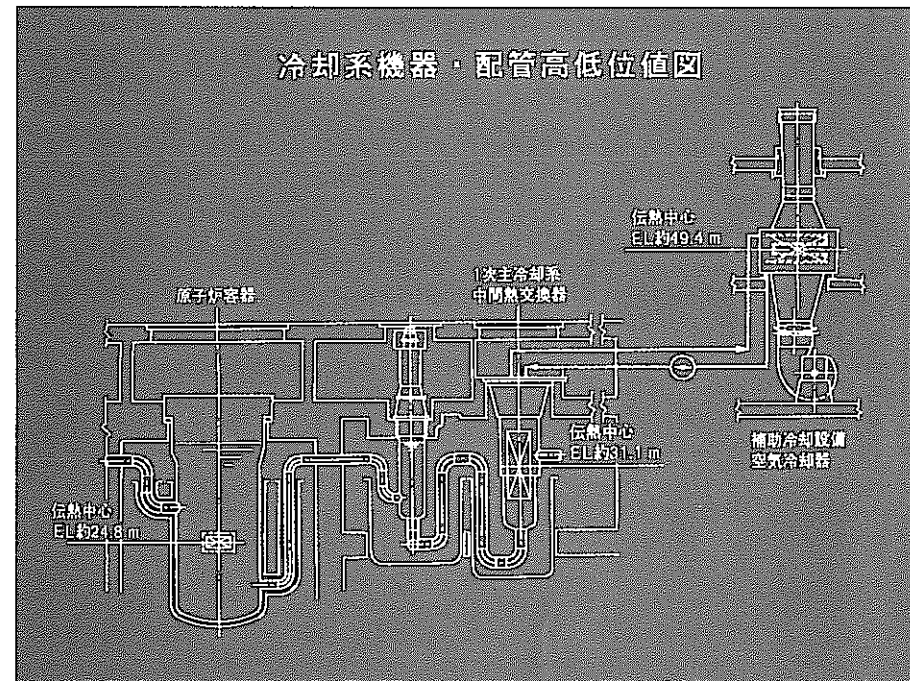
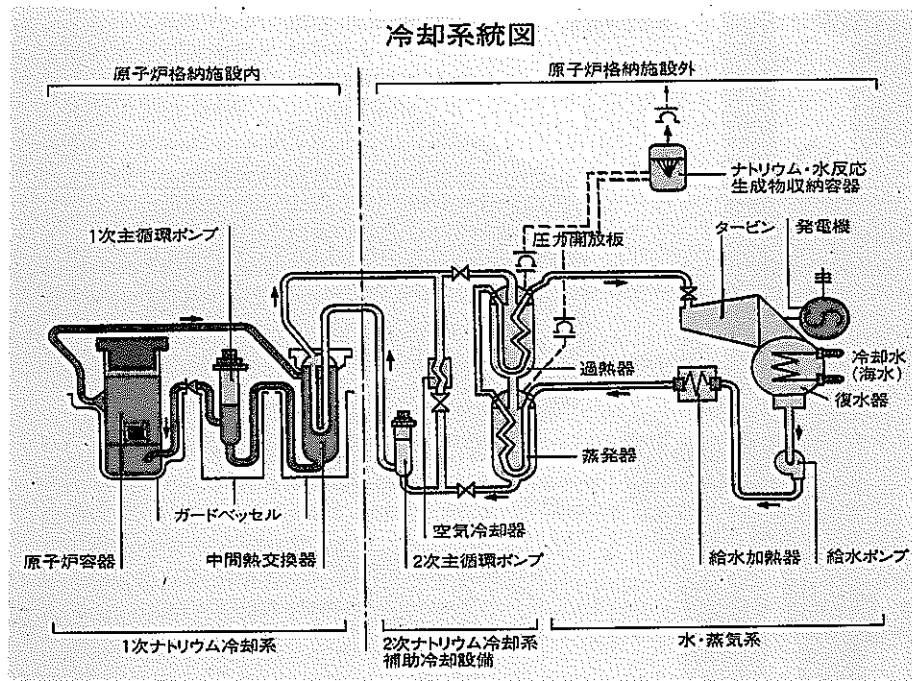
2次主冷却系(Cループ) 鳥瞰図

これらの機器をつなぐ配管は外径およそ56cm、肉厚0.95cmのオーステナイト系ステンレス鋼管の溶接構造です。配置的には蒸発器や過熱器を1ヶ所に集中させる配置方式をとっている為、蒸発器、過熱器、循環ポンプ類は原子炉補助建物の南側の各ループ毎に独立した区画内にそれぞれ設置されています。AループとCループは中間熱交換器とかなり離れている為、この間の距離をかなり長いナトリウム配管が結んでおります。右の図はCループの鳥瞰図です。1次系と同様に熱応力緩和の為にエルボを多用し屈曲した配管系となっております。また同様に機器、配管表面には予熱用の電気ヒーター、保温、ナトリウム漏洩検出器が取り付けられております。

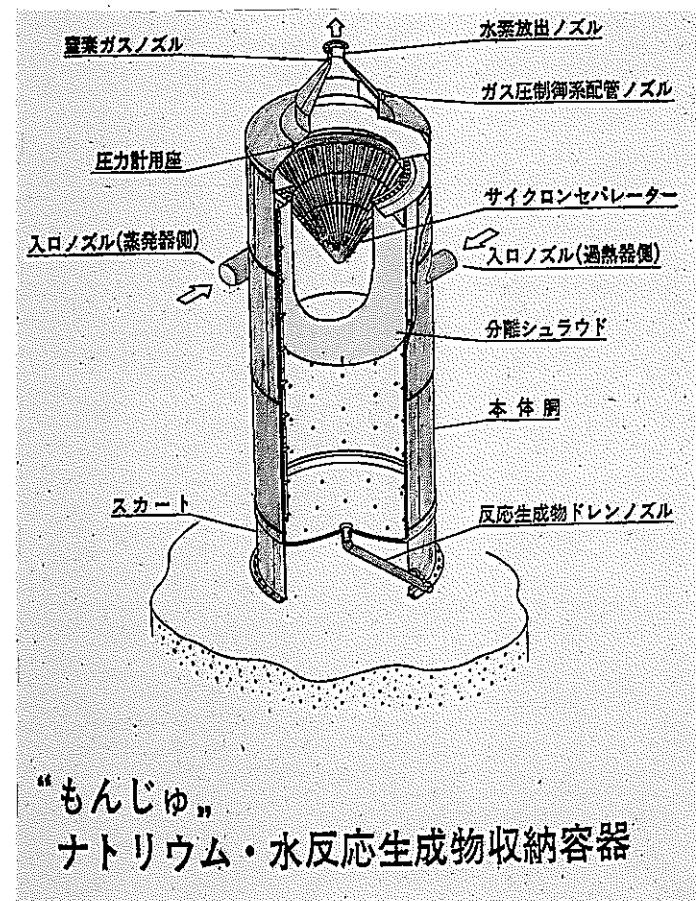
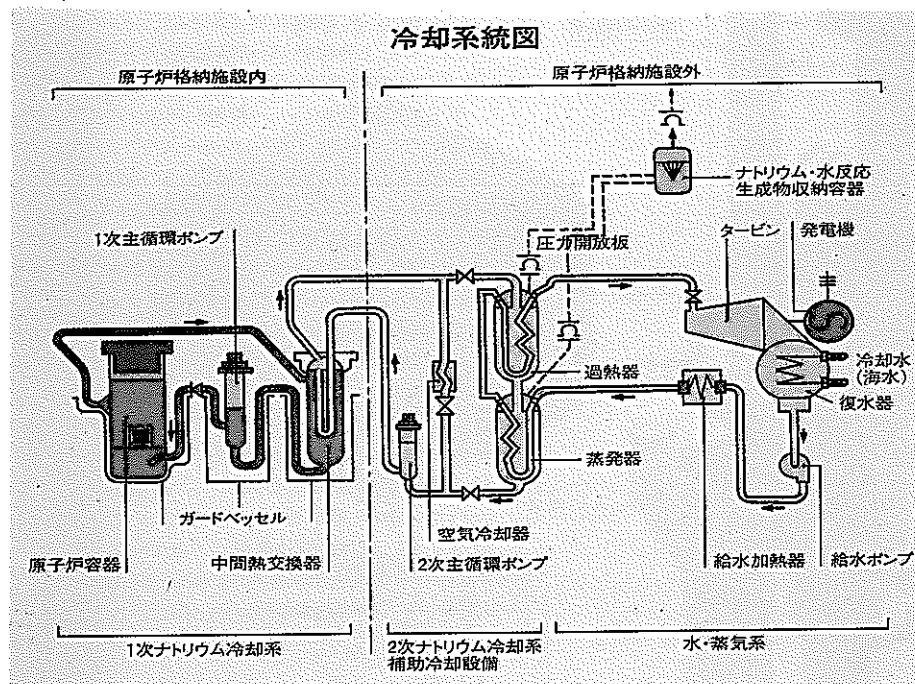


補助冷却設備 鳥瞰図

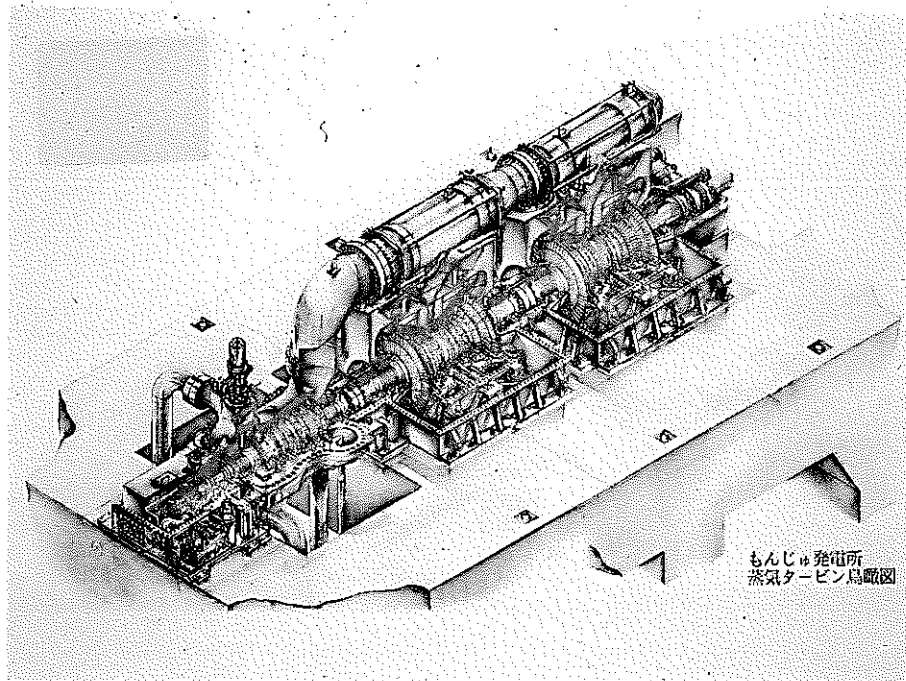
2次主冷却系には蒸発器と過熱器の手前の並列した位置に補助冷却系が分岐しております。補助冷却系は、右の図のような空気冷却器を有しており燃料交換時などの原子炉停止時に、炉心の熱を除去する為に使われます。この時は2次系の主ポンプもポニーモーターにより駆動させています。



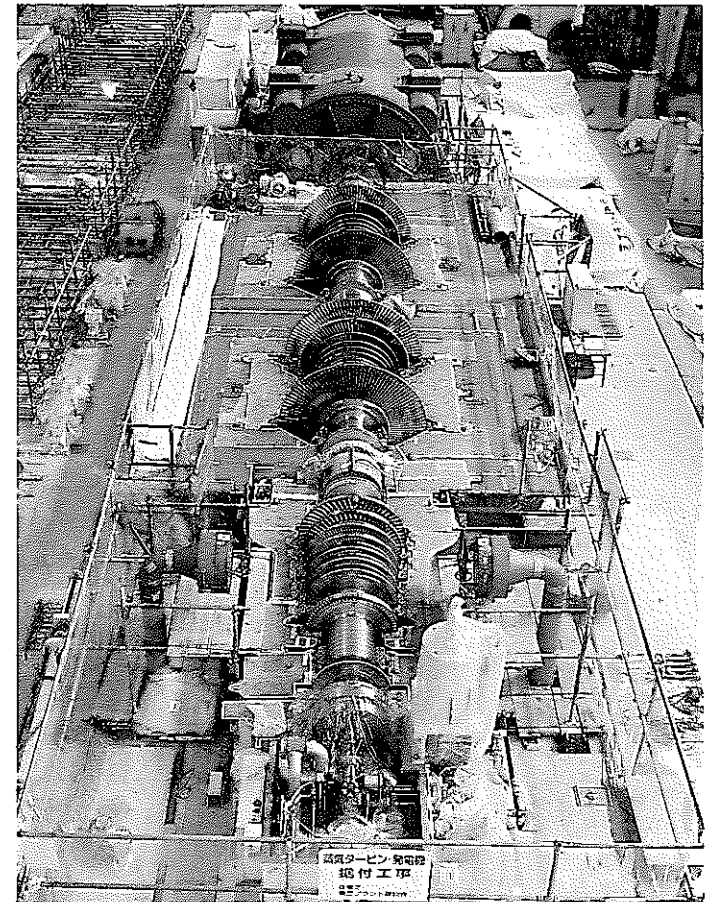
右の図に見られますように補助冷却系の空気冷却器の伝熱中心は中間熱交換器の伝熱中心より高い位置にあり、また中間熱交換器の伝熱中心は炉心の伝熱中心よりも高い位置にあります。これらの位置関係は、自然循環による炉心冷却ということを考慮して配置した結果です。2次冷却系にも1次冷却系と同様充填・ドレン系、純化系、オーバーフロー系、アルゴンカバーガス系等が付属しています。



蒸発器や過熱器内で万一伝熱管に漏洩が発生した場合には、水・蒸気側から2次ナトリウム側に水分が漏れ込み、ナトリウム・水反応を生じます。小規模の場合にはナトリウムやアルゴンカバーガス中の水素濃度を検出する水漏洩検出器により早期に漏洩が検知されプラント停止操作が行われます。大規模の場合には圧力上昇により圧力開放板が自動的に破れ、反応生成物である水素ガスやカセイソーダ及び同伴されるナトリウムを建物屋上に設置されている右の図のような収納容器に導き、ここでサイクロンセパレータの原理で、気液分離を行った後、水素を燃焼処理するようにしています。この場合圧力開放板の開放信号により蒸気発生器内の内部保有水、蒸気のブロー等の自動停止操作が行われます。

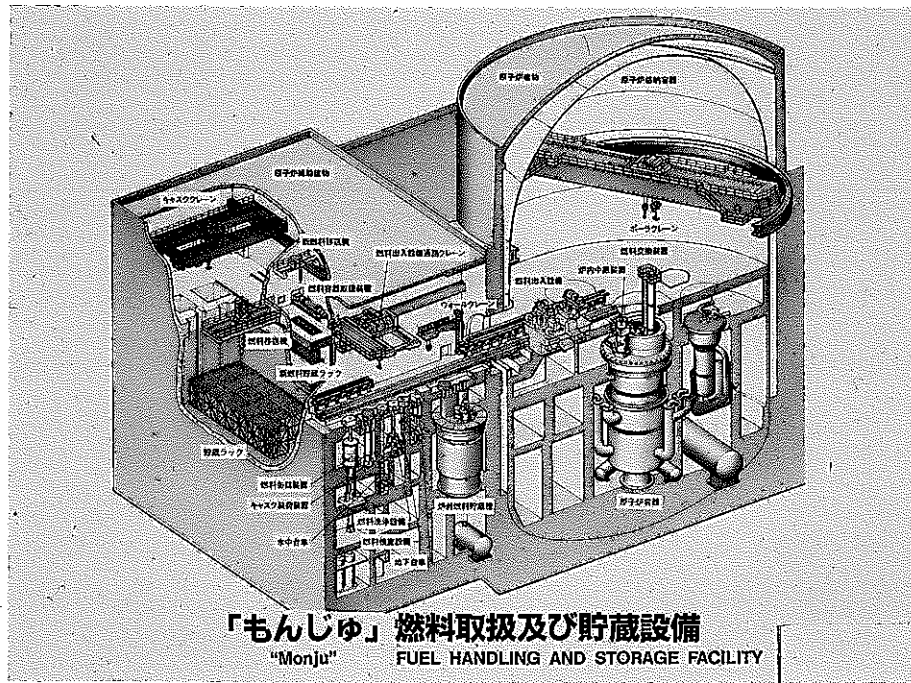


もんじゅ発電所
蒸気タービン鳥瞰図



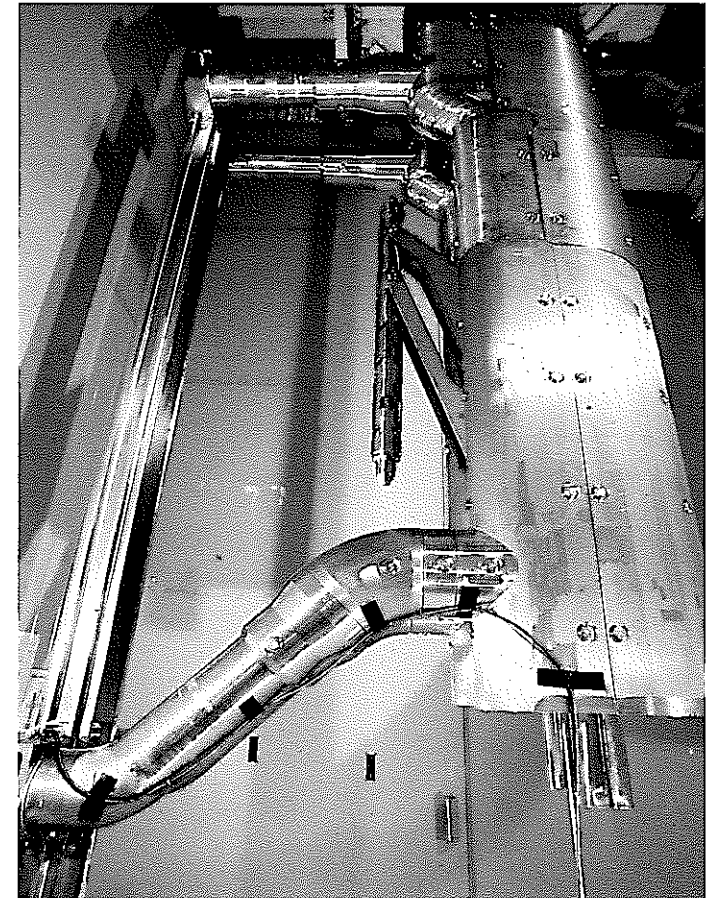
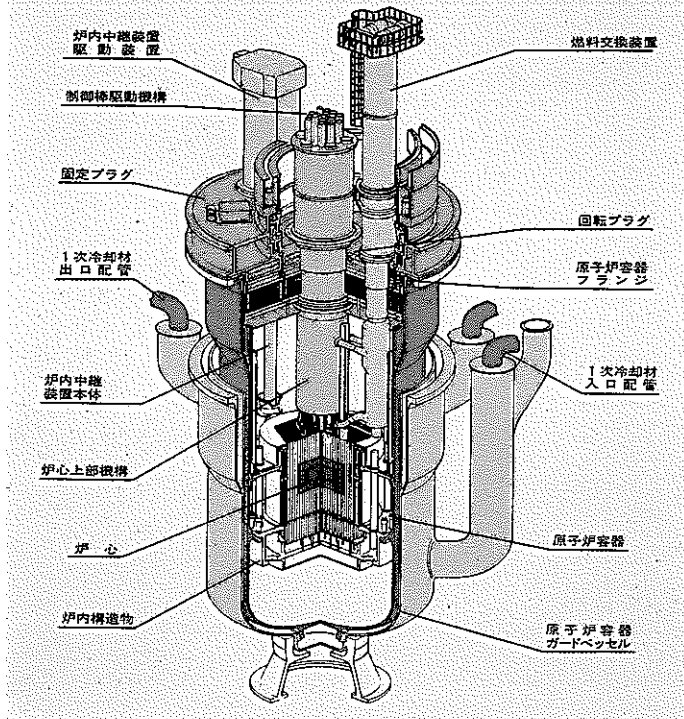
蒸気タービン発電機
据付工事

蒸発器で発生した蒸気は過熱器で 367℃から 483℃に昇温されタービンに送られます。もんじゅの蒸気タービンは高圧1気筒、低圧2気筒の串形3気筒4流排気非再熱式で、直結される発電機の定格出力は約28万kWです。入口の蒸気条件が483℃、127kg/cm²gと亜臨界圧の火力プラントに近いところから、高圧タービンの羽根は高温・高圧に耐えるよう火力タービンに準じた設計とし、低圧タービンの羽根は非再熱式のため、侵食・腐食防止などのドレン対策に主眼をおいた軽水炉タービンに準じた設計としています。低圧タービンの最終段の翼長は23インチで回転数は3600rpmです。右の写真は据付中のタービンです。手前から高圧タービン、低圧タービンが2つ、発電機の順に並んでいます。復水器の真空度は722mmHgで、伝熱管及び管板にはチタンを採用しております。



さて次に燃料取扱システムですが、これは軽水炉とかなり違います。高燃焼度の使用済燃料、しかも放射化したナトリウムに浸った状態やアルゴンガス中で遠隔操作で行うこと等、軽水炉の様に水中で物を見ながら出来るというのとはかなり異なっており、相当複雑なものになっております。配置的には2次主冷却系とは反対の北側に配置されています。

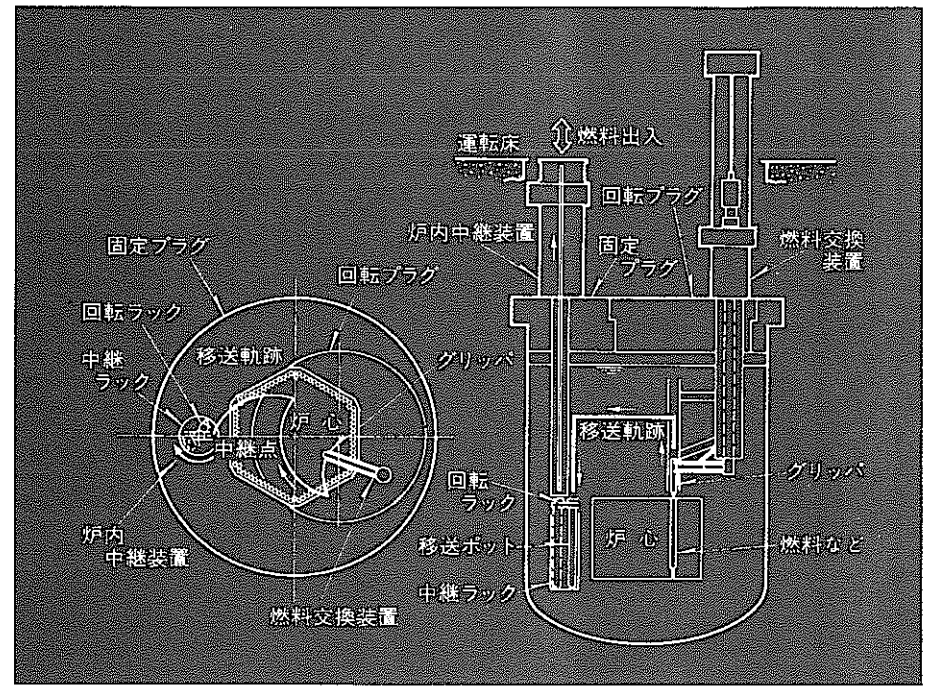
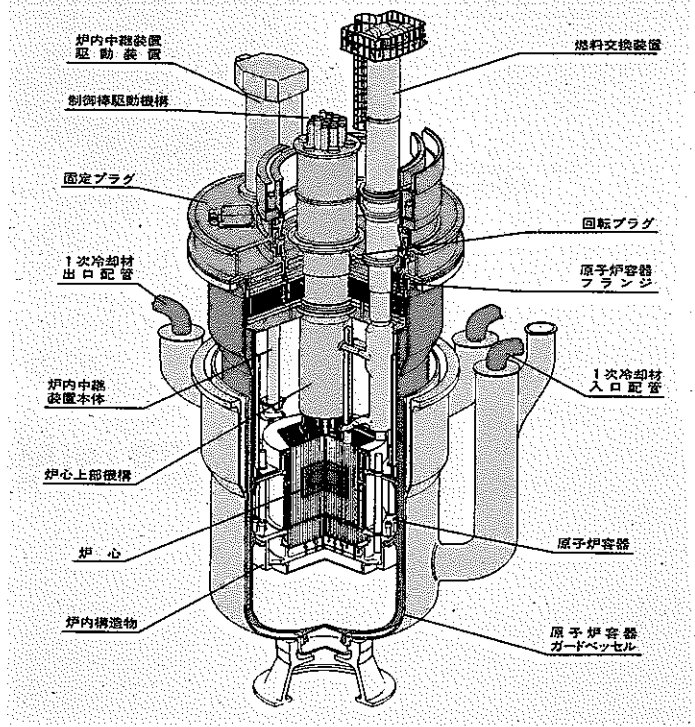
もんじゅ原子炉構造図



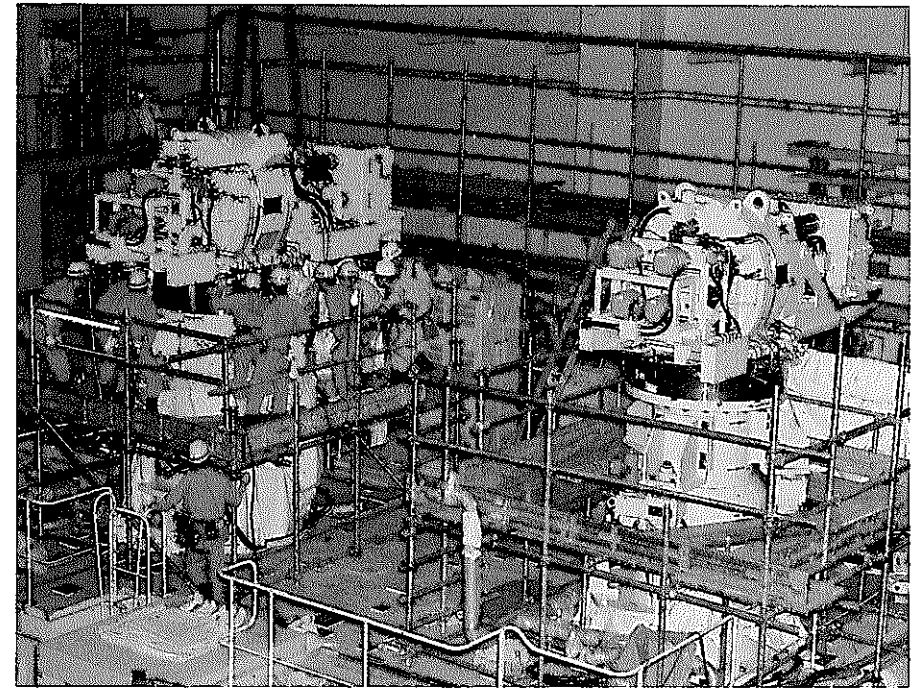
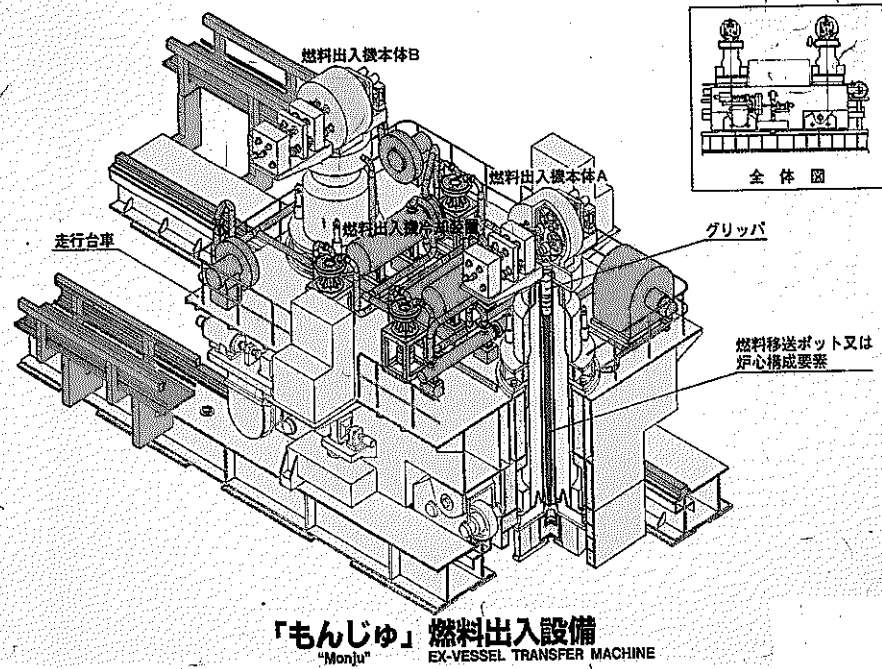
炉心燃料及びブランケット燃料は約6ヶ月毎に約5分の1ずつ新しいものと交換されます。使用済燃料の取扱経路を追って行きますと、プラントが原子炉運転モードから燃料交換モードに移りますと、原子炉容器の回転プラグの上にパンダグラフ固定アーム方式の燃料交換装置が据付けられます。右の写真は燃料交換装置の工場におけるパンダグラフの開閉動作試験中のものですが、中央が開きかけたパンダグラフ部で燃料のつかみ、離しをするグリッパ部が見えます。

右側が本体のガイドと耐震支持を行うホールドダウンアームと呼ばれるもので、これら全体が原子炉容器の中でホールドダウンアームを中心に回転するようになっています。

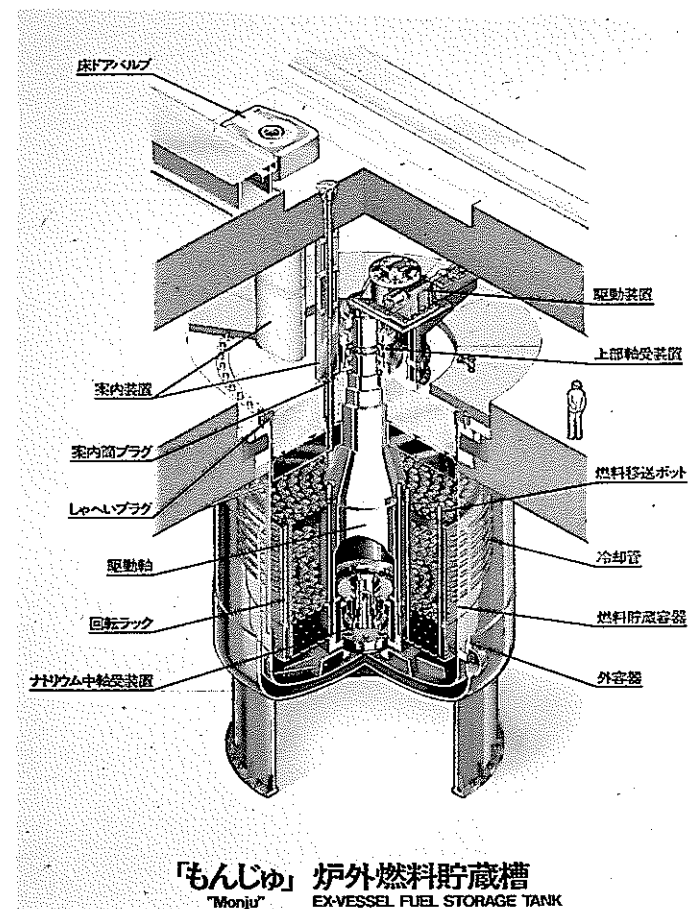
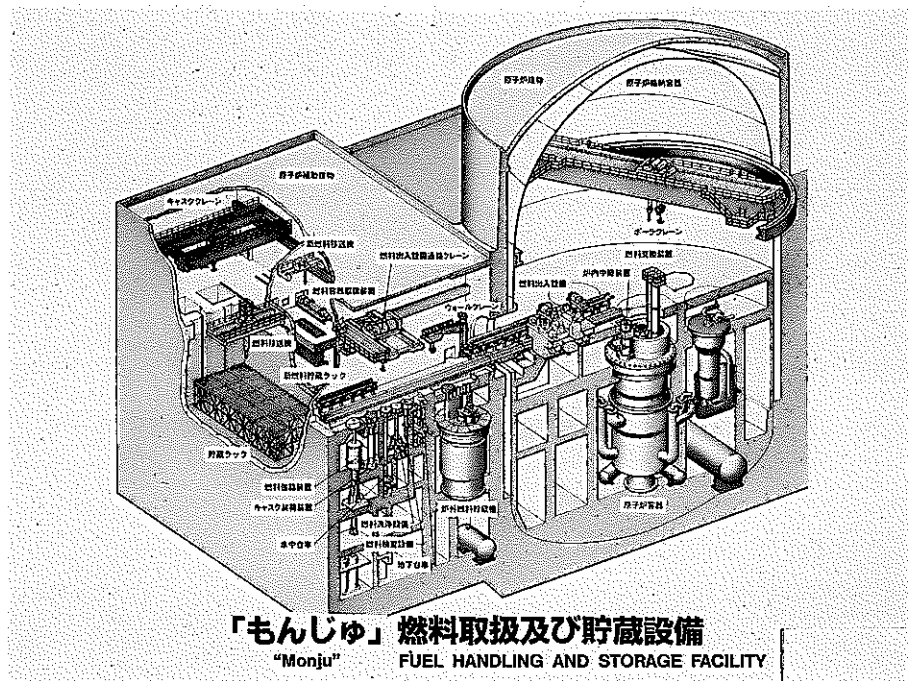
もんじゅ原子炉構造図



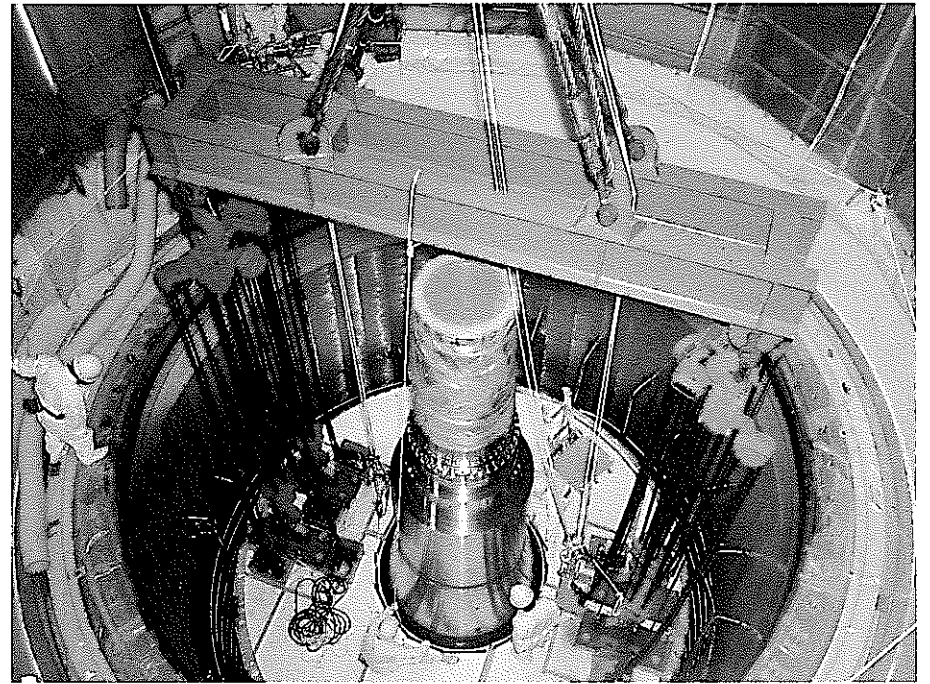
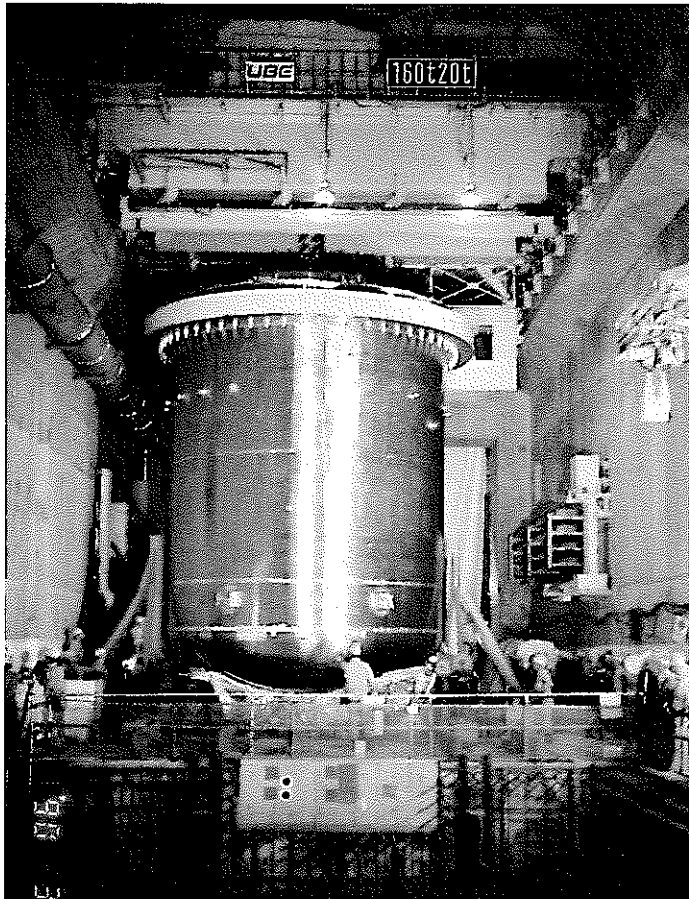
この燃料交換装置の回転と、回転プラグの回転との2重の回転操作により、パンダグラフの先端のグリッパは炉心の指定された集合体の真上にもって来られます。次にこのグリッパが降ろされ、指定された集合体がつかみ上げられ、再び2重の回転操作によりナトリウム中を炉内中継装置に運ばれ、燃料移送ポットの中に挿入されます。ポットに入った使用済燃料集合体は予め固定プラグの上方に待機している燃料出入設備のしゃへい容器内にポットごと吊り上げられ収納され、ドアバルブで仕切られます。



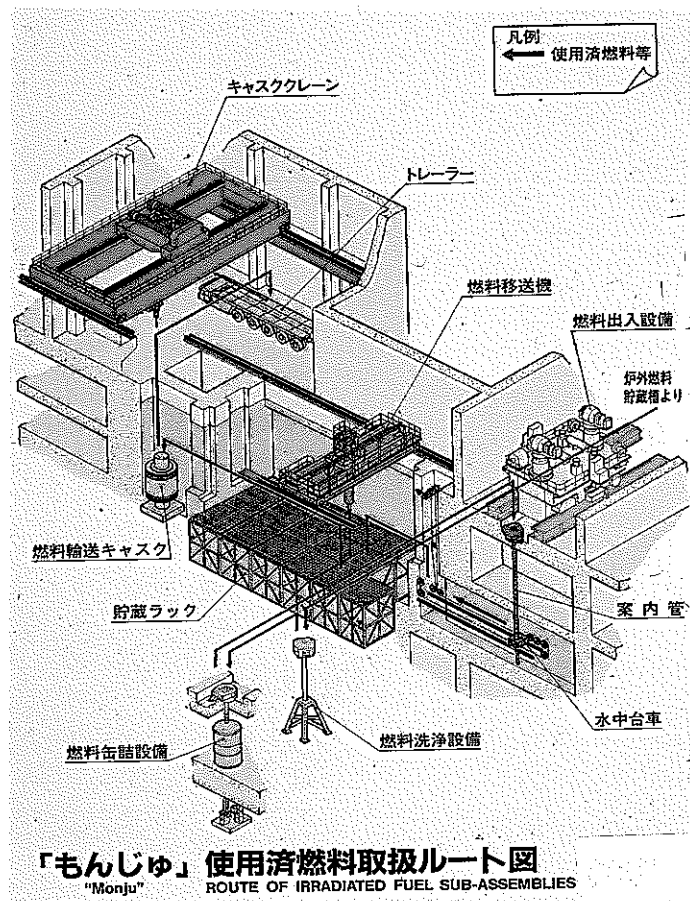
燃料出入設備の構造は台車の中に下部に燃料出入用のドアバルブを、上部に燃料をつかみ、離し、昇降動作を行うグリッパ駆動装置を有するしゃへい容器A・B2基を搭載したもので、Aはナトリウムの付着した燃料を、Bはナトリウムの付着していない燃料を収納するようになっており、共に燃料の冷却装置を付属しております。右の写真はグリッパ駆動装置を遮へい容器上部に据付中のものです。



使用済燃料はこの出入設備の中で冷却されながら格納容器を出た所にある炉外燃料貯蔵槽の上に運ばれます。貯蔵槽のドアバルブと出入設備が接続された後、炉外燃料貯蔵槽中の回転ラック内に降ろされます。炉外燃料貯蔵槽は右の図のように、原子炉容器と同様上部にしゃへいプラグを有するたて形のナトリウム容器ですが、内部に250本の貯蔵ラックを円周上に6列配置し、ラック全体が回転するようになっております。燃料の装入孔がしゃへいプラグ上にラックの円列毎に6コ設けてあり、この装入孔の選択とラックの回転とでもって指定のラック位置に燃料を装荷できるようになっています。内部のナトリウムの冷却は壁面にスパイラル状に取り付けた冷却管内に2次側のナトリウムを流すことにより行います。2次側のナトリウムはエアクーラーで冷却されます。

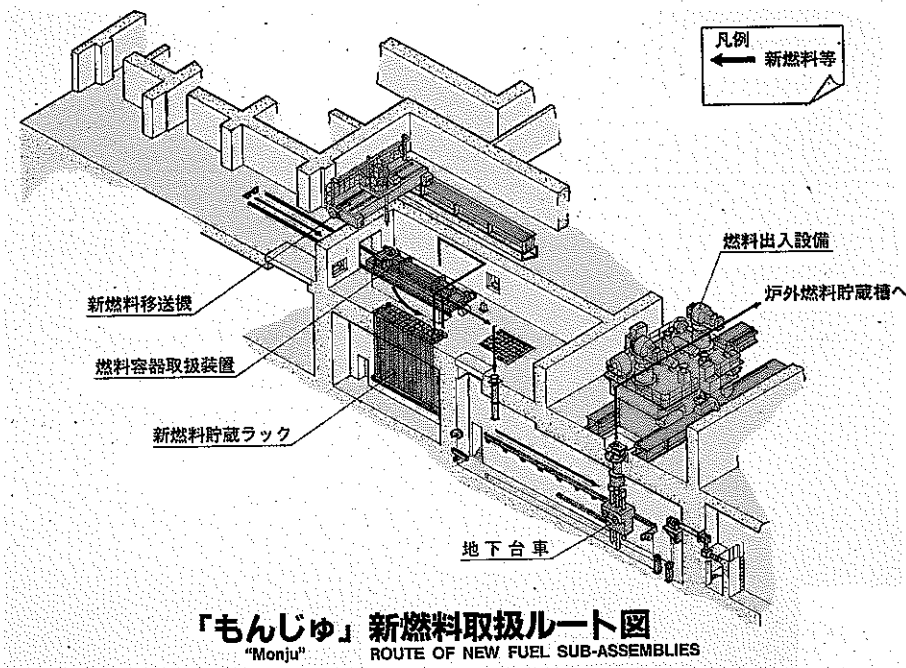


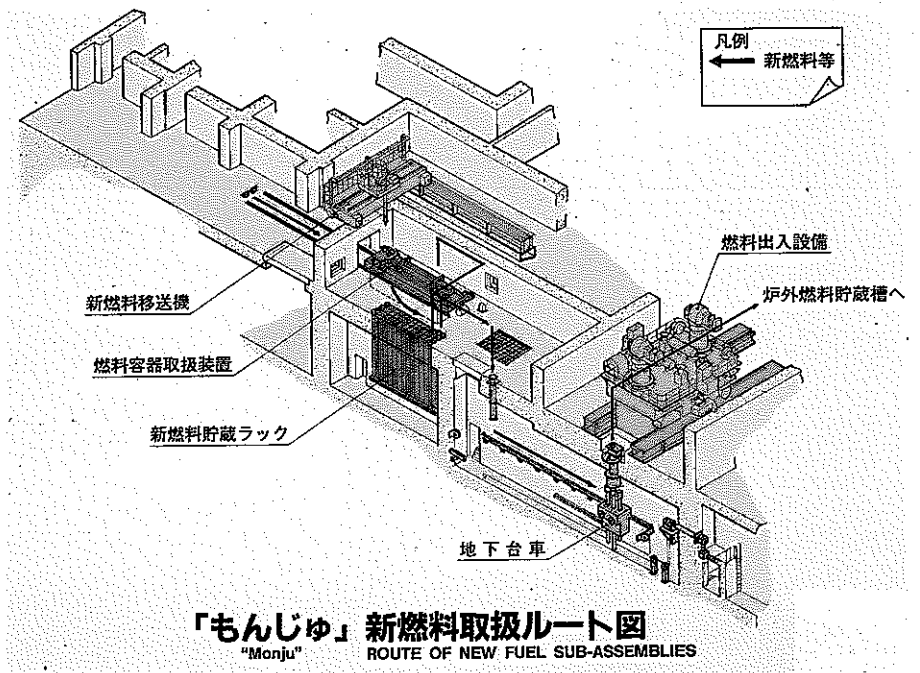
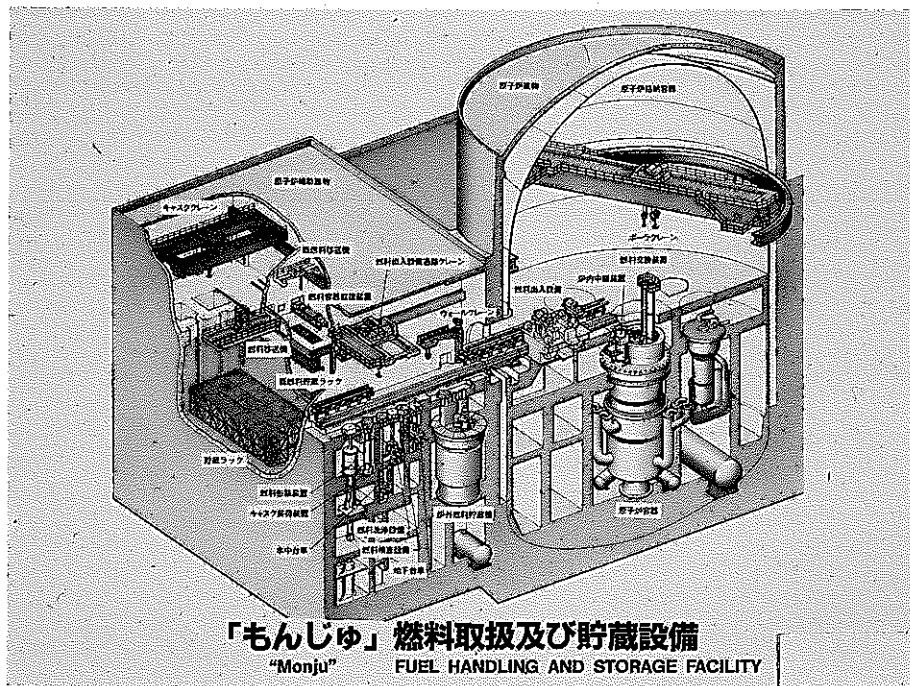
左の写真は炉外燃料貯蔵槽の据付状況です。また右の写真はその中に回転ラックを据付中の状況です。



使用済燃料はこの炉外燃料貯蔵槽のナトリウム中で約1年半冷却されます。その後、燃料洗浄設備に移され、燃料集合体表面に付着しているナトリウムを水蒸気で、ゆるやかにカセイソーダ化し、純水で洗い落とされます。次に燃料缶詰設備に運ばれ、ステンレス鋼製の缶の中に水と共に封入され、水中台車と燃料移送機により使用済燃料プールのラック内に運ばれ、保管されます。

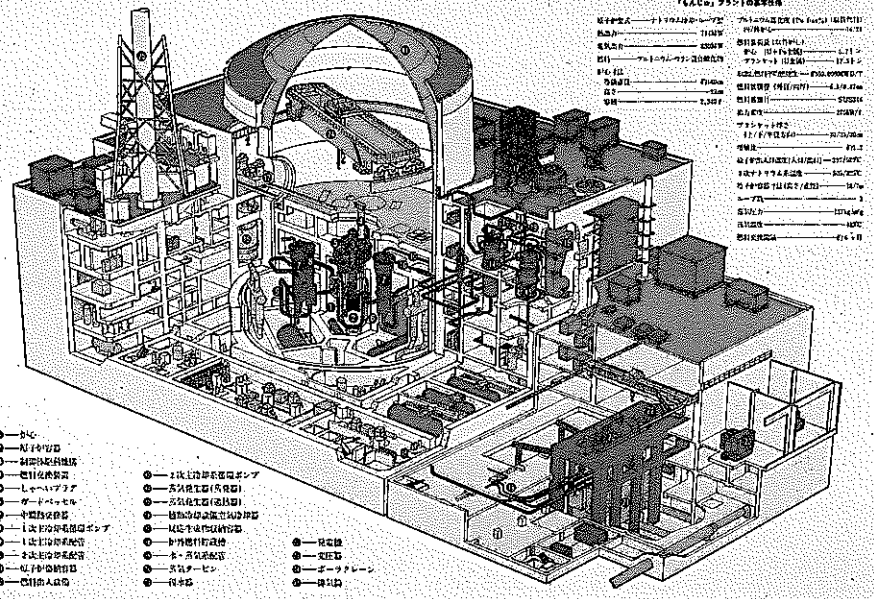
次に新燃料の経路を追って行きますと、所外より搬入されて来た新燃料は一旦仮置された後、新燃料取扱機により立ち起しされ、1体ずつ移送機により吊り上げられ新燃料貯蔵ラックに貯蔵されます。新燃料の炉内装荷に際しては新燃料貯蔵ラックから移送機により吊り上げられ地下台車に収納され、この中で余熱されます。次に燃料出入設備に収納され、炉外燃料貯蔵槽内に運ばれ回転ラック内の燃料移送ポット内に一旦装荷されます。



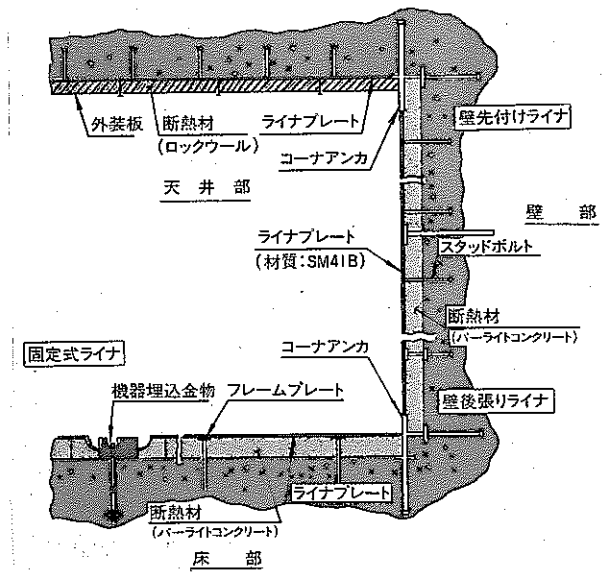


その後、使用済燃料と逆のルートで再びポットごと燃料出入設備に引上げられ、原子炉容器上部に運ばれ、炉内中継装置や燃料交換装置により、炉心の所定の位置に装荷されます。

高速増殖原型炉「もんじゅ」

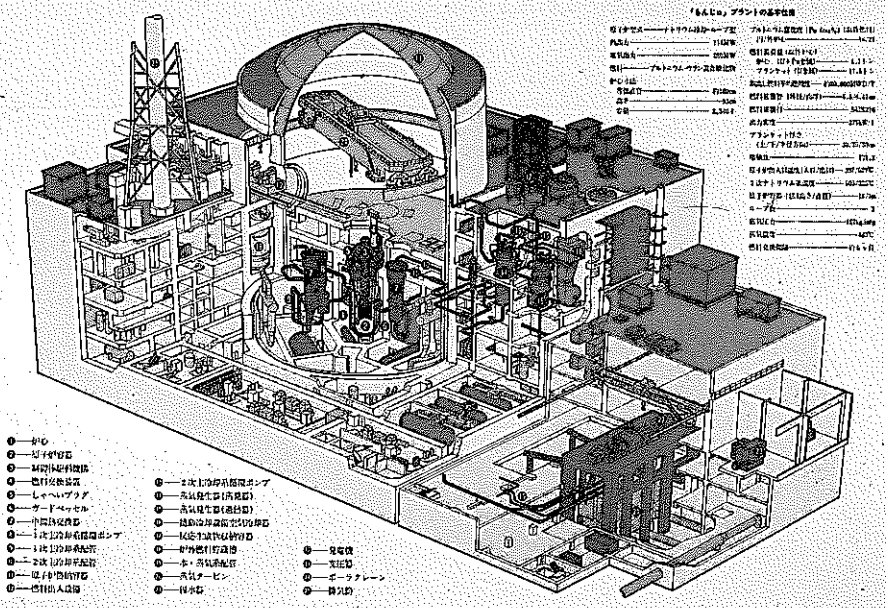


格納容器内ライナ構造図

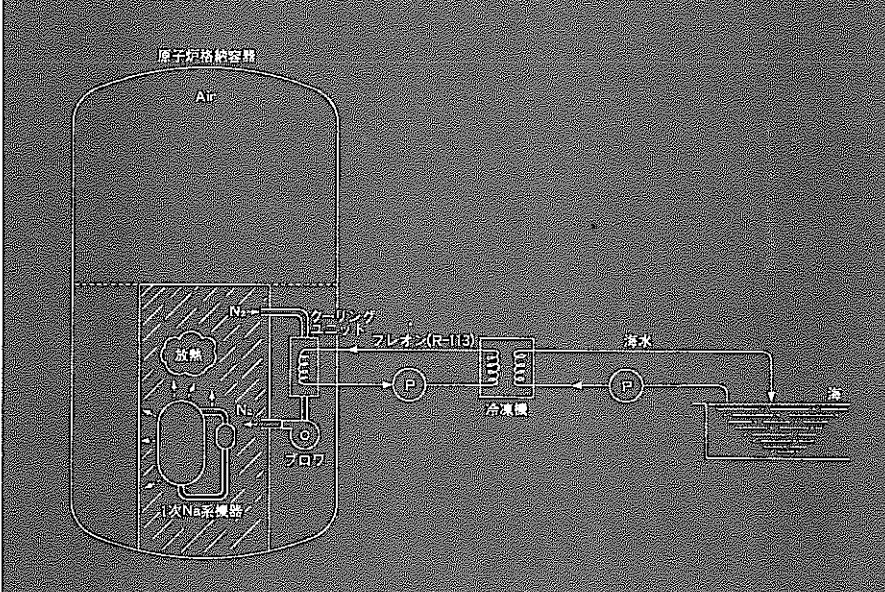


最後にその他の設備ということですが諸設備の一部について御説明します。第一にライニング設備ですが、これはナトリウム漏洩対策の1つとしてあるものです。格納容器内の1次冷却系や炉外燃料貯蔵槽冷却系等の放射性的なトリウムを内包する機器・配管類の設置されている部屋は運転中は窒素ガスで満たされます。この窒素ガスの気密保持、漏洩したナトリウムと建物コンクリートとの直接接触防止等の目的でこれらの部屋には天井・壁・床の全面に渡り断熱材付きの鋼板製ライナーを張っております。右の図は格納容器内のライナー構造を表したものです。このライナーの施工は建築工事との取合が多く、製作・据付に大変苦勞したところです。

高速増殖原型炉「もんじゅ」

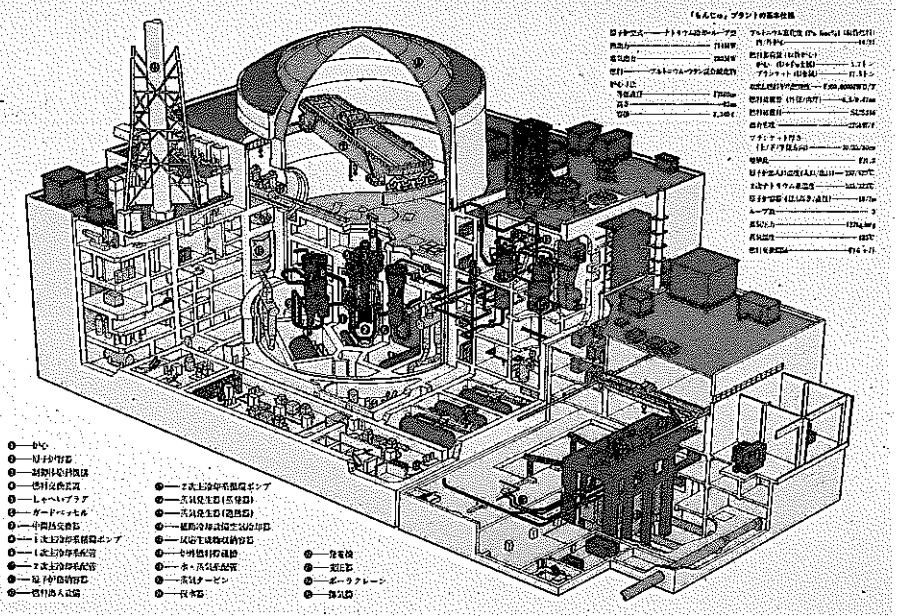


原子炉格納容器内窒素雰囲気窒素空調設備の概略

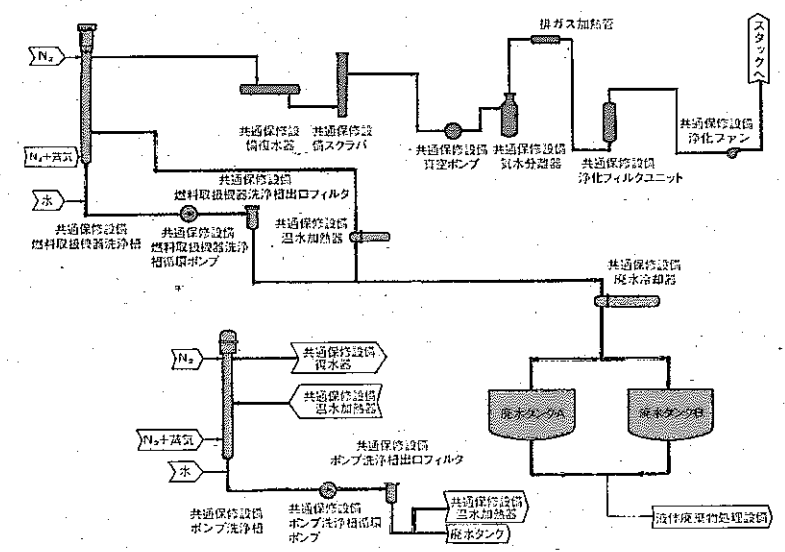


次に換気空調設備ですが、一例として原子炉格納容器内のものについて触れますと、先に述べましたように窒素雰囲気となる部屋がかなりあります。これ等の部屋の換気空調設備は空気雰囲気のものとは別にまた、各ループ毎に独立に設けなければなりません。高温機器類が入っていますので放散熱量も大きくなります。また、原子炉格納容器内には水を持ち込まないという原則から、格納容器内の空調用の冷媒としてはフレオンを液体のまま中間的に使用し、格納容器を出てからは補機冷却系の海水で冷却するようにしています。こうしたことから、もんじゅの換気空調設備はかなり複雑で規模の大きなものとなっています。

高速増殖原型炉「もんじゅ」



共通保修設備の概要



次にメンテナンス・廃棄物処理建物内に設置されている共通保修設備についてですが、燃料交換装置のようなナトリウムに浸った機器をメンテナンスする場合には表面に付着したナトリウムを洗浄してやる必要があります。そうした場合には、この設備に持ち込み、反応容器の中に入れ、燃料を洗浄する場合と同様に不活性雰囲気の中で水蒸気を吹き込み、付着しているナトリウムをゆるやかにカセイソーダ化した後純水で洗い落とすというものです。

最後に廃棄物処理設備についてですが、これは軽水炉と同様です。気体は活性炭による希ガスホールドアップ装置により処理します。液体は、主たる廃液がナトリウム機器や燃料の洗浄廃液で主成分がカセイソーダですので、中和して蒸発濃縮装置と脱塩塔により処理します。また使用済レジンや濃縮廃液はプラスチック固化装置により処理致します。

工程を計画どおり
着実に進めること

||

安全とQAの基本



これで私の御説明を終わらせていただきますが、始めにお話ししましたように、工事進捗率は10月末で90%という段階です。「工程を計画通り着実に進めることが、安全とQAの基本である」ということをモットーとして、目下全てon-scheduleで工事を進めて参りました。次のマイルストーンは来年4月末の据付完了です。これをkeepするよう一生けん命頑張ってやって行きます。今後とも皆様の暖かい御指導、ご便なつをお願いします。おしまいに最近のもんじゅサイトの写真を写させていただきます。御静聴どうも有難うございました。