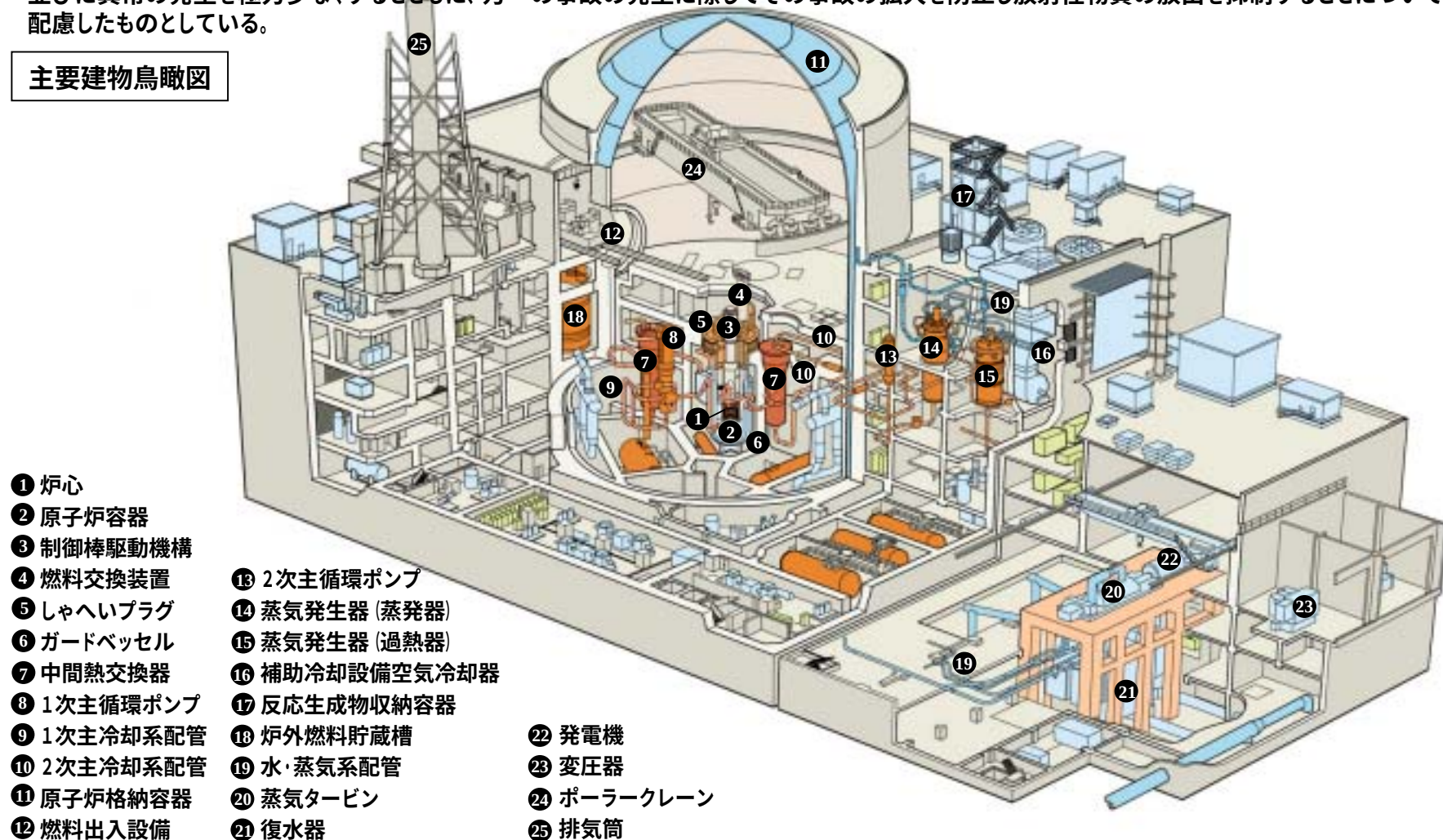


1. 高速増殖原型炉もんじゅ

高速増殖原型炉もんじゅは、実用炉に至る中間規模の原子炉で、電気出力28万kWのわが国ではじめての発電設備を有する高速増殖炉である。

高速増殖炉は、軽水炉と異なるいくつかの特徴を有している。まず、燃料にプルトニウム・ウラン混合酸化物を使用し、高速中性子による反応を主体とした増殖可能な炉心であり、出力密度や燃焼度が高い。また、冷却材にナトリウムを使用しており、冷却材使用温度が沸点（1気圧で約880℃）より十分低いため、原子炉冷却系統は低圧、高温の使用条件で設計される。ナトリウムは化学的に活性であり、ナトリウム液面上を不活性なカバーガスで覆う、などである。「もんじゅ」の設計は、原子炉等規制法、電気事業法等国の関係法令要求を満足するとともに、原子力安全委員会の「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」に従う設計としている。更に軽水炉を対象とした各種指針類について参考としており、系統や機器の故障並びに異常の発生を極力少なくするとともに、万一の事故の発生に際してその事故の拡大を防止し放射性物質の放出を抑制することについて十分配慮したものとしている。

主要建物鳥瞰図



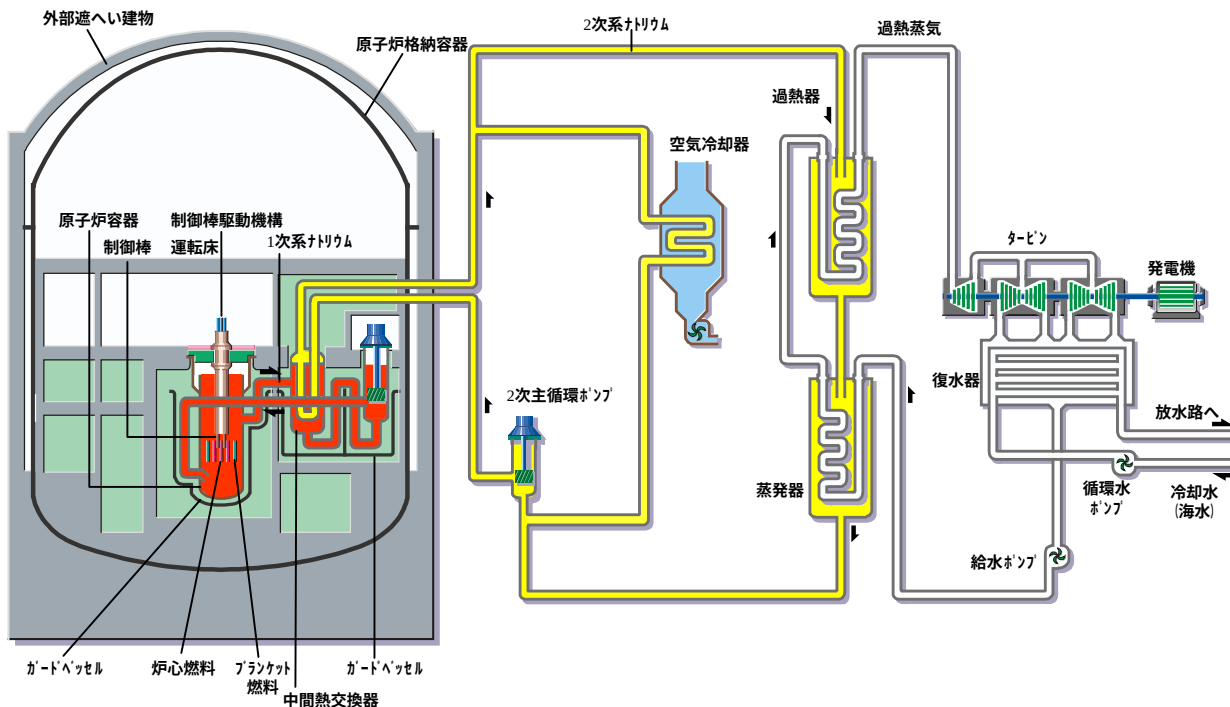
2. プラント概要

「もんじゅ」の原子炉で発生する熱は、独立した3系統から成るいわゆるループ型で構成されたナトリウム冷却系によって取り出され、それぞれ1次ナトリウム系、2次ナトリウム系更に水・蒸気系と熱を伝達する。

1次系ナトリウムは約397℃で原子炉容器の下方胴部から導入され原子炉で加熱された後、529℃で原子炉容器の上方胴部から流出する。2次系ナトリウムは中間熱交換器において1次系ナトリウムと熱交換し、約325℃から約505℃に上昇する。更に、ヘリカルコイル形の蒸気発生器において2次系ナトリウムと水蒸気が熱交換して約127kg／平方センチメートルG、約483℃の過熱蒸気が作られ発電機に直結するタービンに送られる。原子炉の熱出力は約714MW、電気出力は発電端で約280MWである。ナトリウムは沸点が高いため軽水炉のように加圧を必要とせず、大気圧に近い圧力で原子炉が運転される。また、機器を連絡する1次系ナトリウム配管は大部分を高所に設置し、原子炉容器、主ポンプ及び中間熱交換器並びにそれら接続部分の配管にはガードベッセルと称する容器を設けることにより、万一冷却材の漏えいがあった場合にも、炉心冷却に必要な1次系ナトリウムの循環が可能となるように十分な冷却材を確保する設計としている。ナトリウムが化学的に活性であることから、機器の内部の液面上をアルゴンガス雰囲気とし、また放射性ナトリウムを保有する系統を収納する部屋は室内を窒素雰囲気とする設計としている。

これらの主冷却系以外に燃料交換等の炉停止時及び緊急時に炉心の崩壊熱を除去するため、補助冷却設備が設けられる。この補助冷却設備は、2次ナトリウム系より分岐し、蒸気発生器と並列して空気冷却器を備えている。補助冷却設備運転時には、1次系及び2次系主ポンプのポニーモータを作動させて冷却材を循環させる。

主要系統図



原子炉型式	ナトリウム冷却・ループ型
熱出力	714MW
電気出力	280MW
燃料	プルトニウム-ウラン混合酸化物
炉心寸法	
等価直径	約180cm
高さ	93cm
容積	2,340リットル
プルトニウム富化度(Pu fiss%)	
(取替燃料)内／外炉心	16/21
燃料装荷量(取替炉心)	
炉心(U+Pu金属)	5.7トン
ブランケット(U金属)	17.5トン
取出し燃料平均燃焼度	約80,000MWD/T
燃料被覆管(外経／肉厚)	6.5/0.47mm
燃料被覆材	SUS316
出力密度	275kW/リットル
ブランケット厚さ	
(上／下／半径方向)	30/35/30cm
増殖比	約1.2
原子炉出入口温度	
(入口／出口)	397/529℃
2次ナトリウム系温度	505/325℃
原子炉容器寸法	
(高さ／直径)	18/7m
ループ数	3
蒸気圧力	127kg/cm ² g
蒸気温度	483℃
燃料交換間隔	約6ヶ月

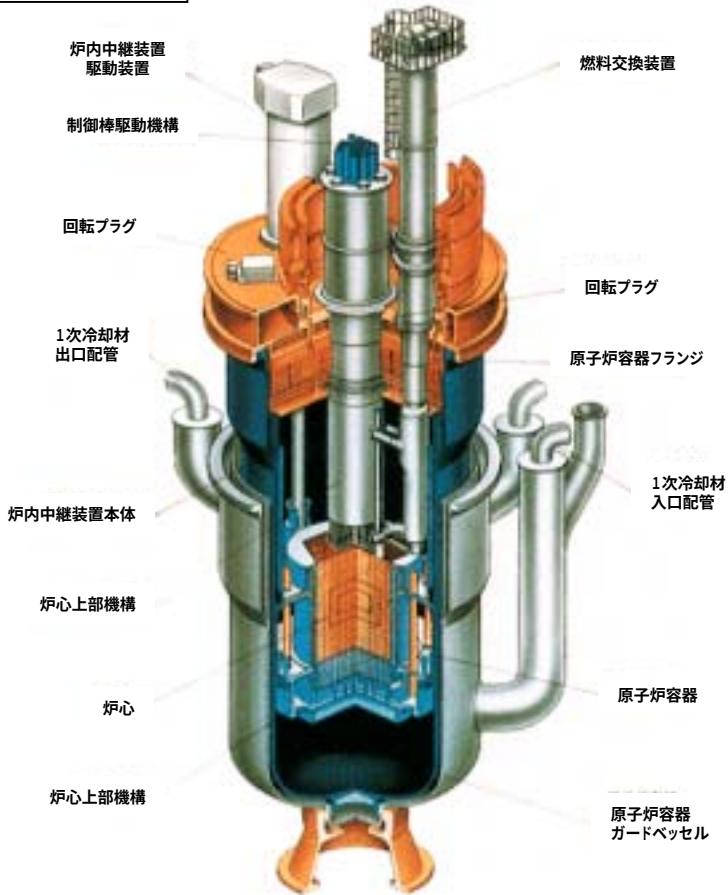
3. 原子炉

原子炉構造は格納容器内のほぼ中央に位置する原子炉容器室及び炉上部ピット内に設置される。

原子炉構造は、炉心を内包し、冷却材流路を構成する原子炉容器、炉心を支持し、各炉心構成要素への流量配分を行う炉内構造物、炉心からの放射線と熱をしゃへいするしゃへいプラグ等より構成される。

原子炉容器は主にオーステナイト系ステンレス鍛鋼品から構成される薄肉大口径の円筒容器であり、上部フランジにて支持され、また底部鏡板に地震時の振れ止めを有する。

原子炉構造図



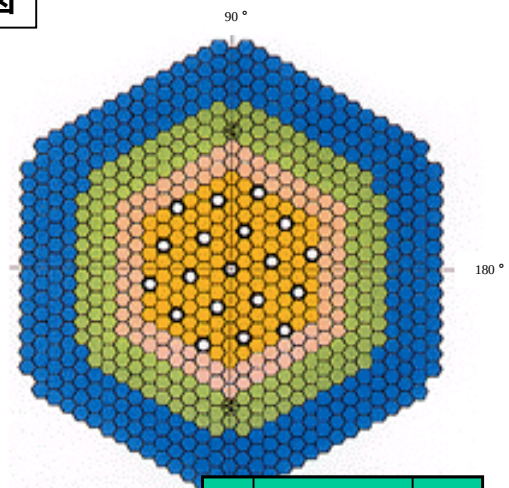
4. 炉心

炉心は炉心燃料集合体、制御棒集合体並びにこれらの周囲を取囲むブランケット燃料集合体及び中性子しゃへい体等によって構成され、全体としてほぼ六角形の断面をなしている。炉心燃料領域はプルトニウム富化度の異なる二種類の炉心燃料集合体よりなり、高富化度の炉心燃料集合体を外側に配置することにより、出力平坦化を行った2領域炉心としている。

炉心燃料集合体は、上下に軸方向ブランケット燃料を内蔵した密封型炉心燃料により構成し、更にその上下には中性子しゃへい体を設ける。炉心燃料領域の周囲には、ブランケット燃料集合体を円環状に配置し、増殖比を高めると同時に外部への中性子の漏れを減少させる。ブランケット燃料集合体の外側には、中性子しゃへい体を配置し、反射体の役目を果たすと同時に、その外部の構造機器への中性子照射量を軽減させる。

炉心は炉内構造物により原子炉容器の中心に配置される。

炉心水平断面図

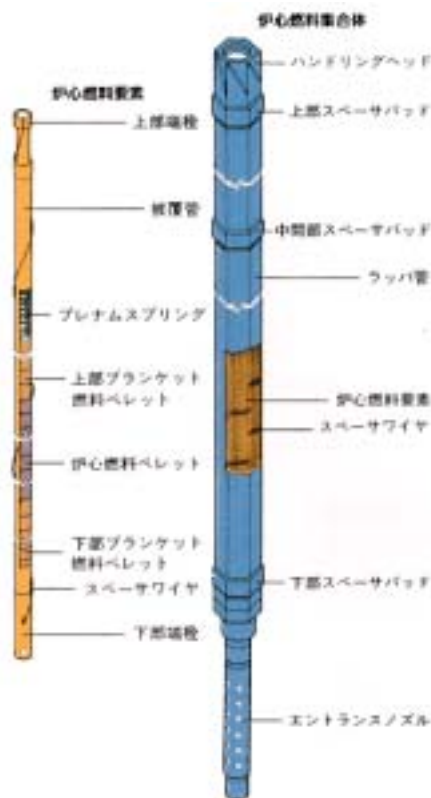


記号	炉心構成要素	数量
	炉心燃料集合体	内側炉心 108
		外側炉心 90
	ブランケット燃料集合体	172
	制御棒	19
	中性子源	2
	中性子しゃへい体	316
	サーベイランス集合体	8

5. 燃料

燃料には、炉心燃料集合体とブランケット燃料集合体の二種類がある。炉心燃料集合体は、燃料要素169本をワイヤスパーサを介して正三角形状に配列保持し、上部にハンドリングヘッド、下部にエントランスノズルを接合した正六角形状ラッパ管に収納したものである。炉心燃料要素は多数のプルトニウム・ウラン混合酸化物ペレットを、軸方向ブランケット用二酸化ウランペレットと共に、被覆管内に密封したものである。

「もんじゅ」燃料の燃焼度は、当初の間は集合体平均で55,000MWD/Tであるが、最終的に集合体平均で80,000MWD/T、集合体最大で94,000MWD/Tの燃焼度に達する。高速炉燃料の燃焼度は、軽水炉燃料よりも大きく、高燃焼度まで燃料の健全性を確保するため、低密度ペレット、低O/M、大きなプレナム体積比、優れた性能を持ったSUS316相当ステンレス鋼の使用等で対応している。



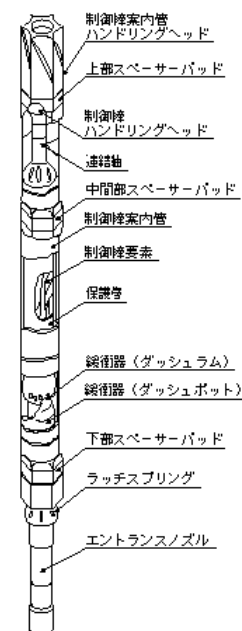
6. 反応度制御

原子炉の反応度制御は制御棒によって行われる。制御棒は3本の微調整棒と10本の粗調整棒から構成される調整棒 (13本) と後備炉停止棒 (6本) に分けられている。

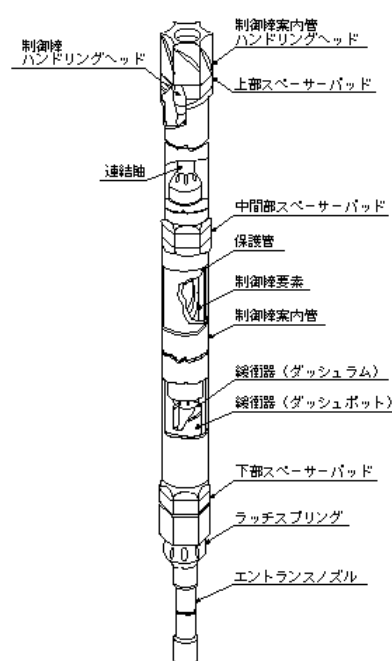
通常の起動、停止、出力制御は原子炉制御系の指示に従い調整棒によって行われる。原子炉の緊急停止は安全保護系の信号を受け原子炉停止系によって行われる。原子炉停止系は互いに独立な主炉停止系と後備炉停止系に分けられ、前者は調整棒により、後者は後備炉停止棒により構成されている。主炉停止系と後備炉停止系とはスクラム時の加速方式、制御棒の切離し方式等が異なり、多様性を有する構成となっている。

制御棒は、硼素-10を濃縮した炭化硼素ペレットをステンレス鋼製被覆管に納めた制御棒要素、これら制御棒要素を束ね支持する保護管、駆動機構の制御棒ラッチ機構に接続するためのハンドリングヘッド及び原子炉緊急停止動作の終りに緩衝作用を行う緩衝器等から構成されている。

粗調整棒集合体



微調整棒集合体



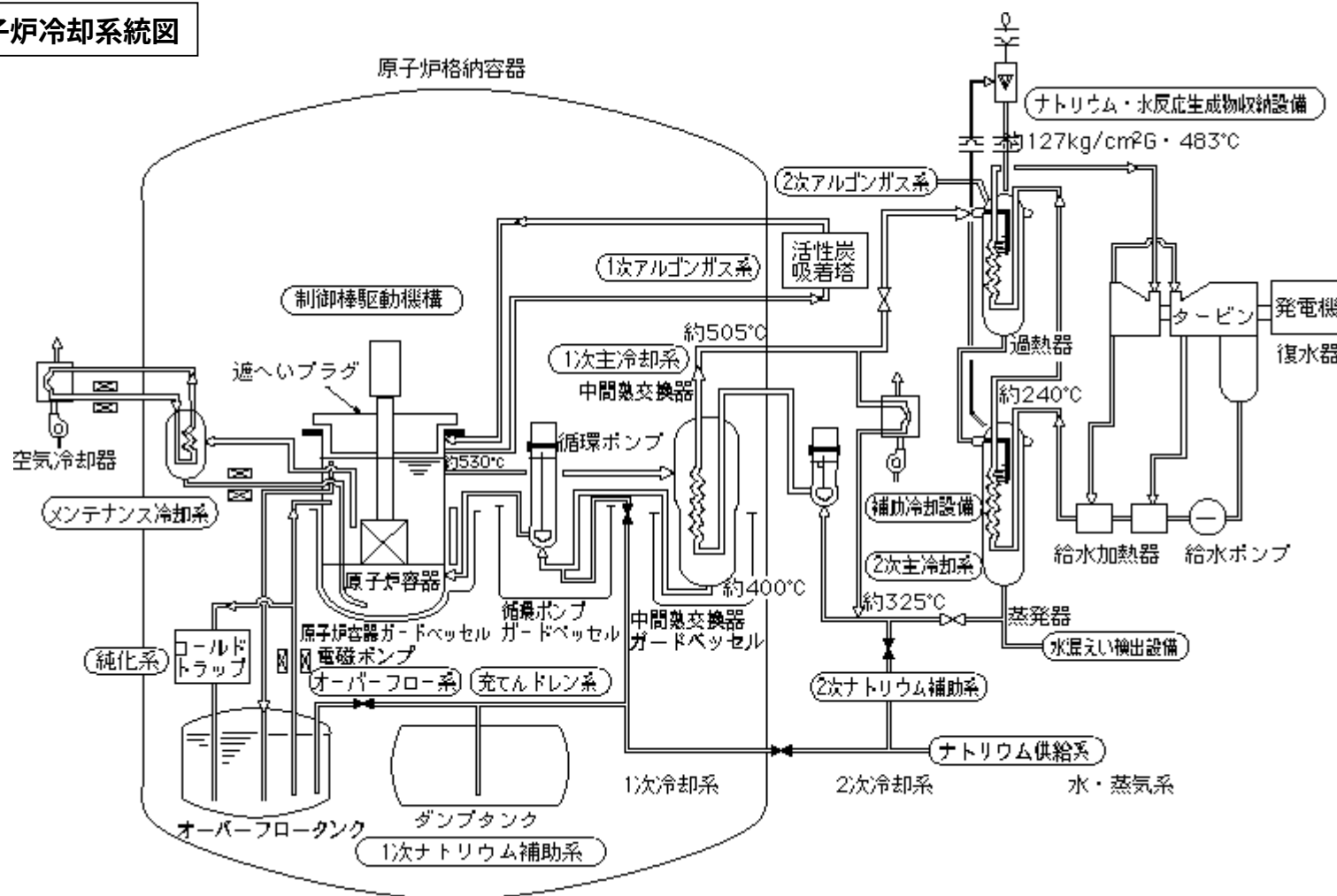
7. 冷却系

原子炉冷却系は原子炉容器で発生する熱を除去し、その熱をタービン・発電機に導き、発電することを目的として設置する。

通常運転時、炉心の発生熱は3系統から構成される1次主冷却系、2次主冷却系を経て主蒸気系に伝え、タービン・発電機を駆動する。

原子炉冷却系は3ループの1次、2次主冷却系と補助設備（1・2次ナトリウム補助設備、1・2次アルゴンガス系等）からなる1・2次冷却系と水・蒸気系とで構成する。

原子炉冷却系統図



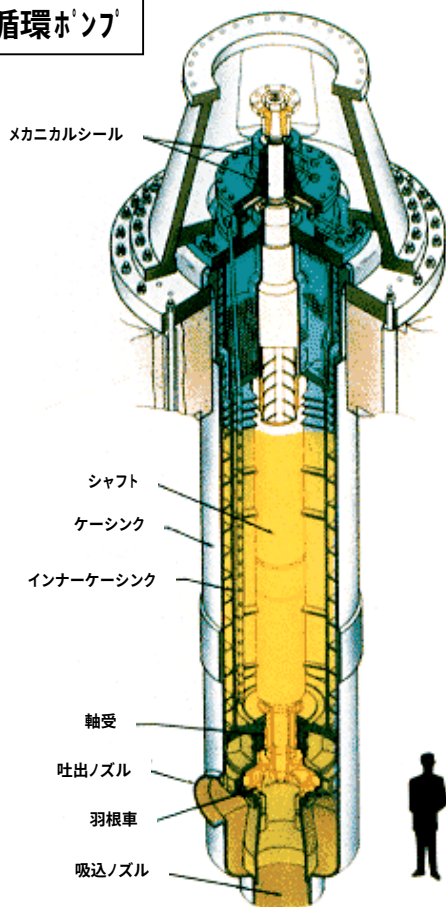
1次主冷却系

炉心で約530℃に加熱された1次ナトリウムは中間熱交換器に入り、その熱を2次ナトリウムに伝え、約400℃に冷却された後、循環ポンプで昇圧されて再び原子炉容器に戻る。交換熱量は1ループ当たり約238MWtである。また、原子炉出力に応じて原子炉容器出入口温度差をほぼ一定に保つため、1次主冷却系循環ポンプMGセット(可変周波数電源設備)により循環流量を約50～100%の範囲で制御する。

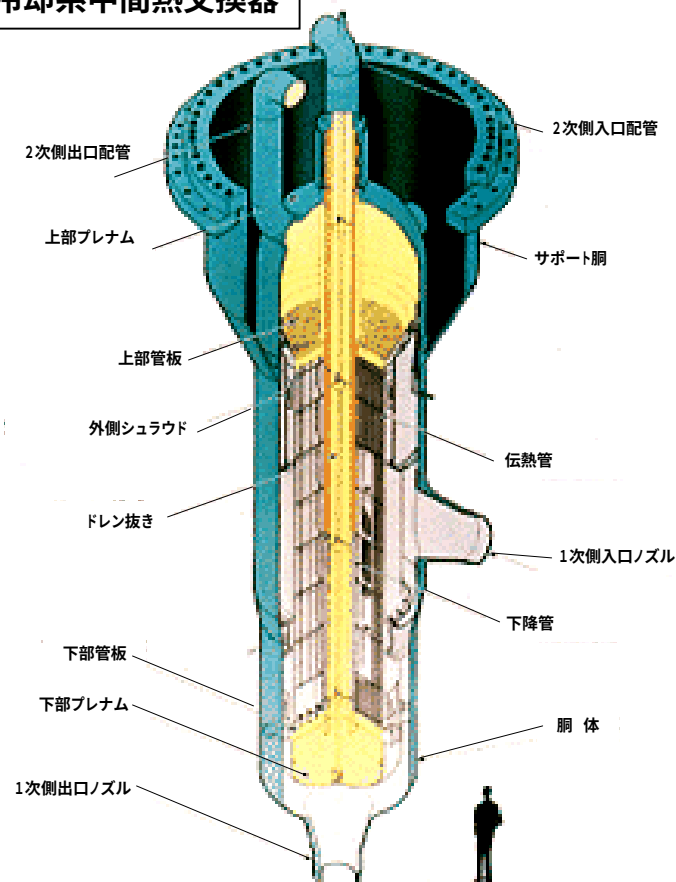
1次主冷却系の循環ループを構成する配管のうち、原子炉容器出口から中間熱交換器を経て循環ポンプに至る配管はポンプ吸込圧力確保のため32B×11.1mmtとしており、循環ポンプ出口から原子炉容器に至る配管は24B×9.5mmtとしている。これら薄肉大口径配管の支持構造、耐震性については実機モデルにより健全性を確認している。

中間熱交換器、及び循環ポンプのシステムレベル以下の部分には、その外側にはガードベッセルを設け、1次主冷却系配管からのナトリウム漏えいを想定しても炉心崩壊熱除去に必要な最低液位を確保している。

1次主冷却系循環ポンプ



1次主冷却系中間熱交換器



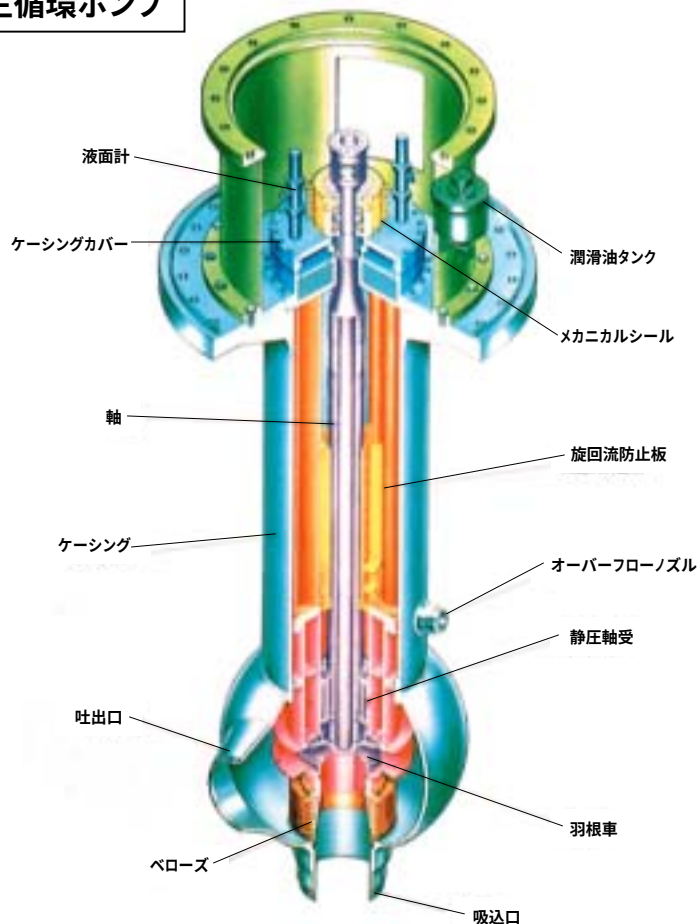
2次主冷却系

中間熱交換器で約505℃に加熱された2次ナトリウムは過熱器及び蒸発器に入り、それぞれ水・蒸気系の蒸気及び水と熱交換し、約325℃に冷却され循環ポンプで昇圧されて再び中間熱交換器に戻る。

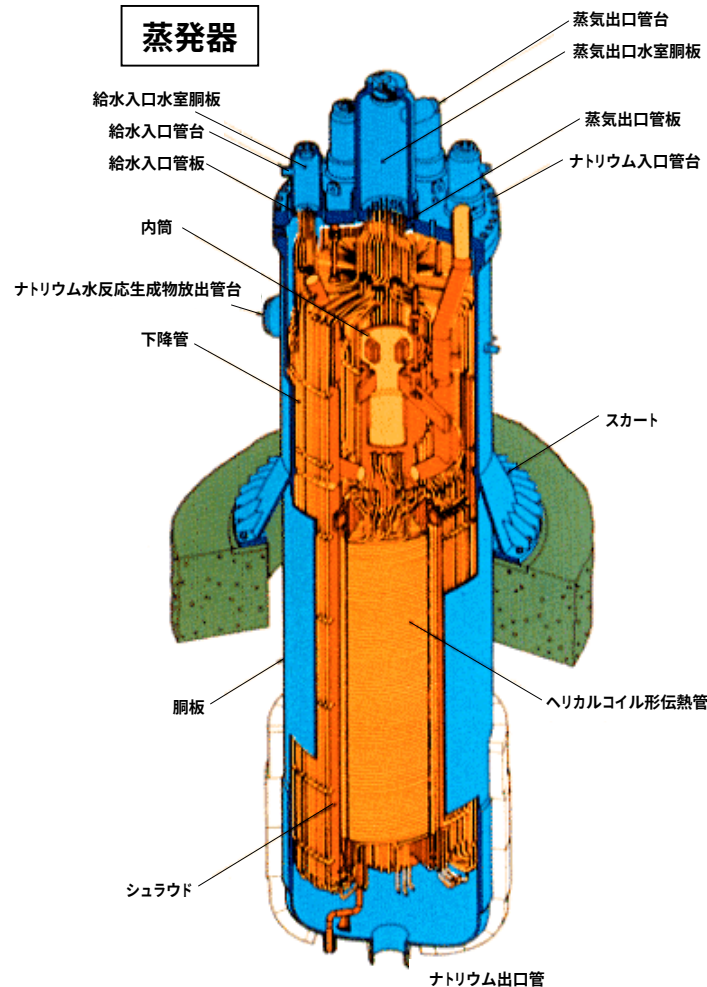
2次主冷却系循環ポンプは機械式たて型自由液面遠心式ポンプであり、1次主冷却系循環ポンプと同様、ポンプ本体と本体を収めたケーシングから構成される。

蒸気発生器は2次主冷却系の各ループに設置され、ヘリカルコイル貫流式分離形の水・蒸気とナトリウムの熱交換器である蒸発器、過熱器各1基から構成される。

2次主循環ポンプ



蒸発器



補助冷却設備

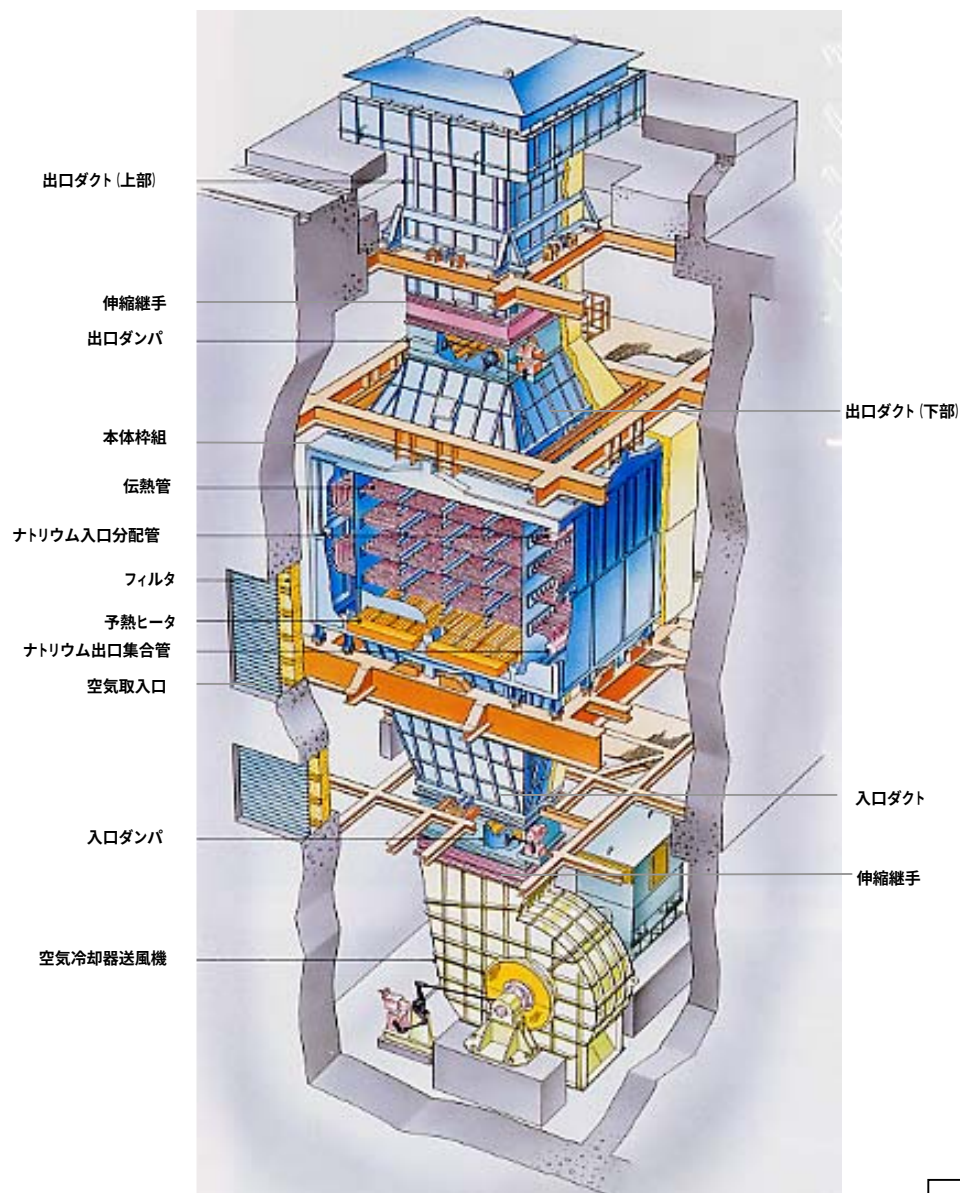
補助冷却設備は、原子炉の計画停止あるいは、原子炉トリップ後に炉心で発生する核分裂生成物の崩壊熱等を除去するための設備であり、2次主冷却系から分岐し、蒸気発生器に並列に2次主冷却系の各ループに1系統ずつ配置される、また本設備は、燃料交換時および原子炉冷却系のメンテナンス時の炉心冷却用としても使用される。

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、一定回転数のポニーモータによる低速運転となり、また蒸気発生器入口止め弁を閉、空気冷却器出口止め弁を開にすることにより、2次冷却材の循環流路は蒸気発生器側から空気冷却器側に切り替えられる。

原子炉で発生する崩壊熱は、1次主冷却系中間熱交換器を介して2次冷却材に伝えられ、その熱を補助冷却設備空気冷却器により大気に放散される。

補助冷却設備空気冷却器は、フィンチューブ強制空冷式の熱交換器である。

補助冷却設備空気冷却器



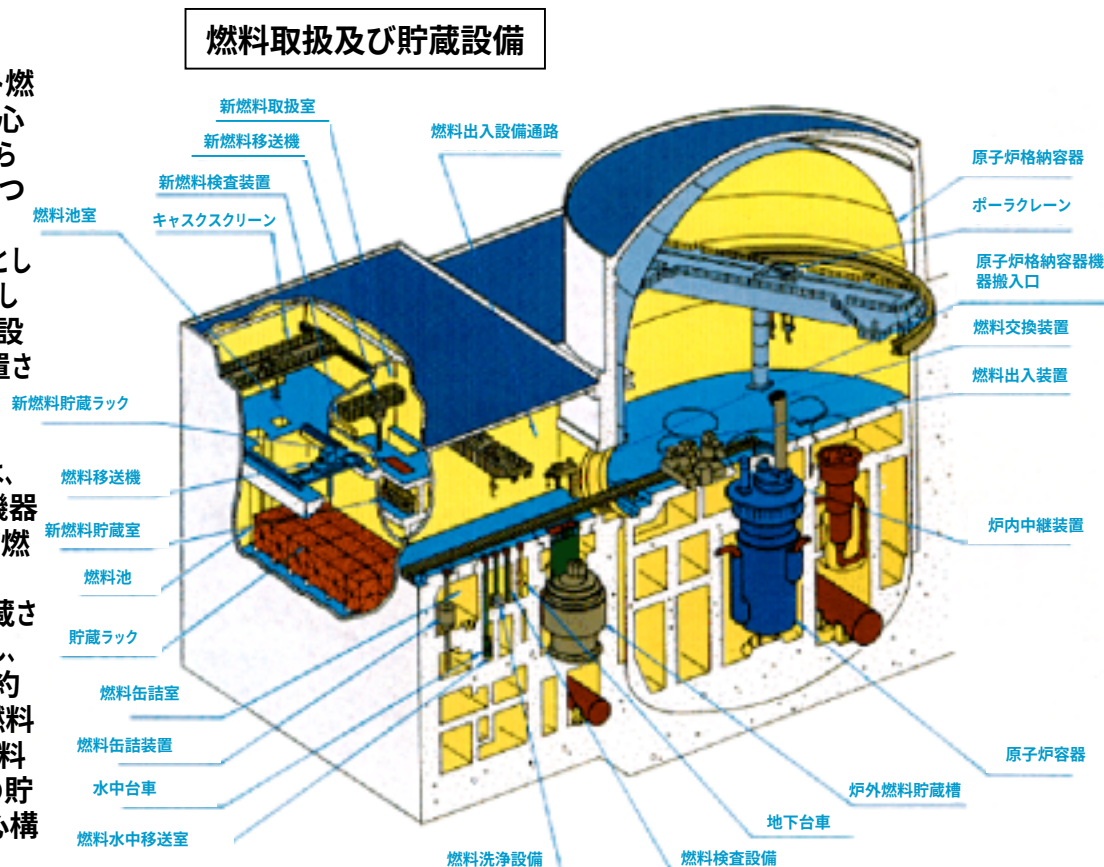
8. 燃料取扱貯蔵設備

燃料取扱貯蔵設備は炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体、制御棒集合体、中性子しゃへい体等の炉心構成要素を高速増殖原型炉もんじゅ内に搬入してから使用済燃料集合体をサイト外へ搬出するまで安全かつ確実に取扱および貯蔵を行う。

燃料取扱貯蔵設備は原子炉補助建物の北側に主として配置されており、各設備間の炉心構成要素の受渡しは、燃料出入設備により行うこととしており、これらの設備は燃料出入機の走行レールに沿って直線的に設置されている。

原子炉容器と炉外燃料貯蔵槽との間の燃料交換は、約6ヶ月に1回、原子炉停止時に原子炉格納容器の機器搬入口を開放し燃料交換装置、炉内中継装置および燃料出入設備を使用して行う。

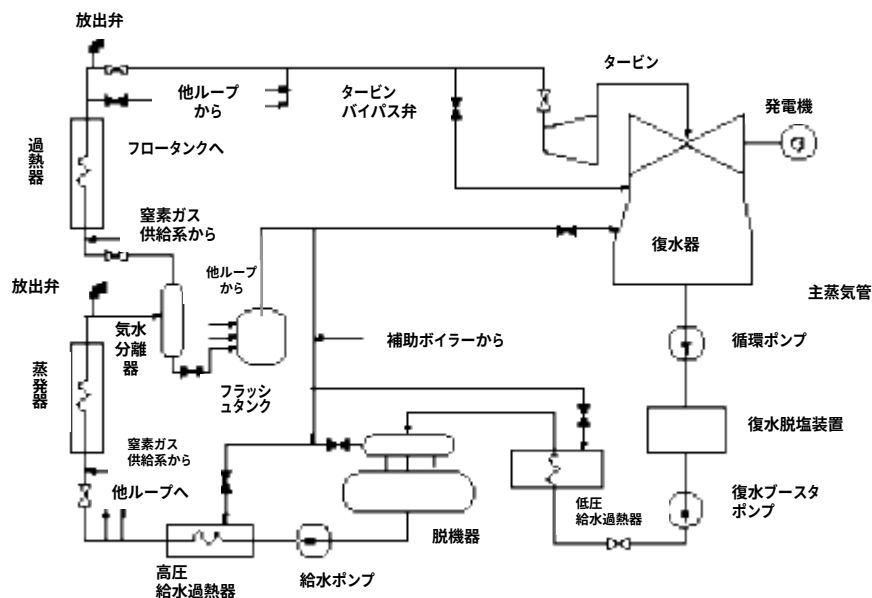
原子炉運転中には、新燃料貯蔵ラックに受入れ貯蔵されている新炉心構成要素を炉外燃料貯蔵槽に移送し、次回の燃料交換に備える。また、炉外燃料貯蔵槽で約1.5年間冷却、貯蔵された使用済炉心構成要素は、燃料洗浄設備で付着したナトリウムを洗浄し、裸または燃料缶詰設備で缶詰缶に収納して、水中燃料貯蔵設備の貯蔵ラックに貯蔵する。これらの新燃料及び使用済炉心構成要素の移送は、燃料出入設備により行う。



9. タービン・発電機

水・蒸気系は蒸気タービン並びにその付属装置、主蒸気設備、復水設備、給水設備等から構成される。2台のタービン駆動給水ポンプにより蒸気発生器に供給された給水は蒸発器、過熱器を通る間に2次冷却材と熱交換を行い過熱蒸気になり、主蒸気止め弁、蒸気加減弁を通り高圧タービンに流入する。8段の高圧タービンを駆動した蒸気は、2台の低圧タービンを駆動し、発電機によって定格出力時約28万kWの電気を発電する。低圧タービンを駆動した後の蒸気は、復水器に排出され、ここで循環水系の海水との熱交換により凝縮され、復水ポンプによって給水設備に送り込まれる。給水は3段の低圧給水加熱器及び脱気器、そして2段の高圧給水加熱器により加熱昇温され、再び2台の給水ポンプによって蒸気発生器に送られ同様のサイクルを繰り返す。

水・蒸気系基本構成



蒸気タービン本体

