



PWRプラント設備の概要

名古屋大学
山本章夫



プラント配置の概要

プラント配置の概要

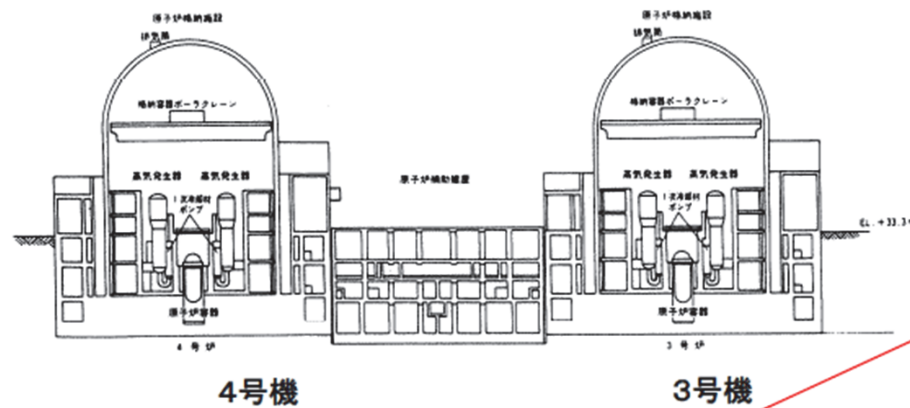


図 主要建屋断面図

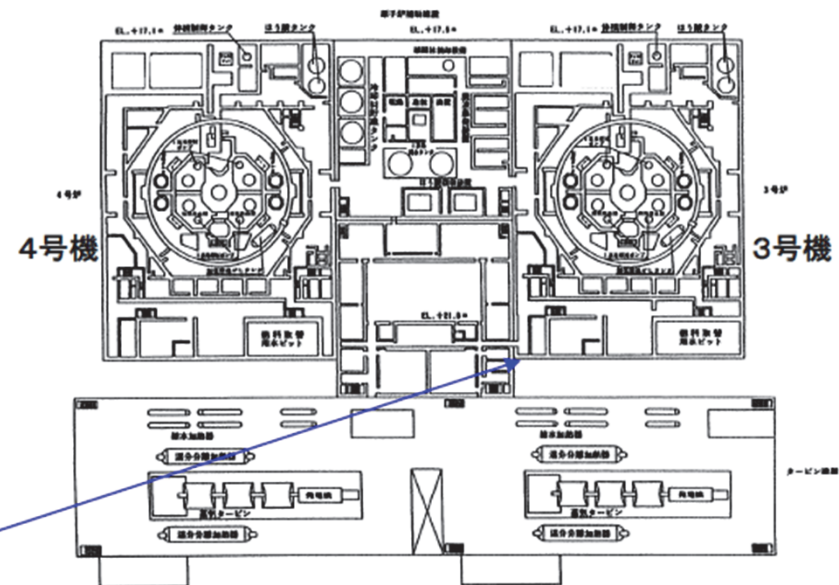
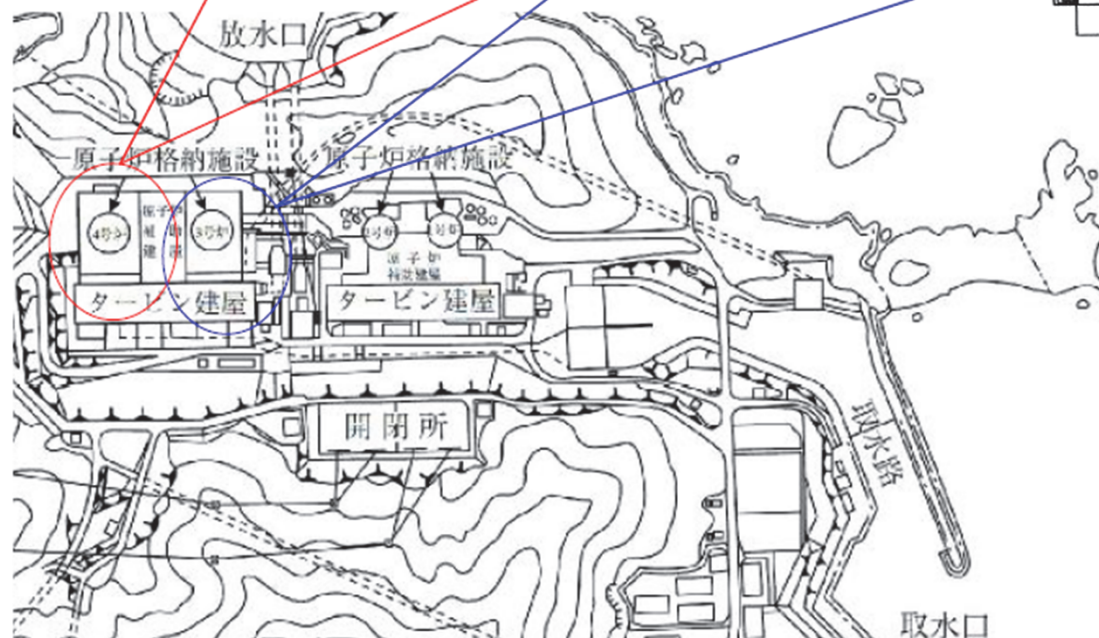
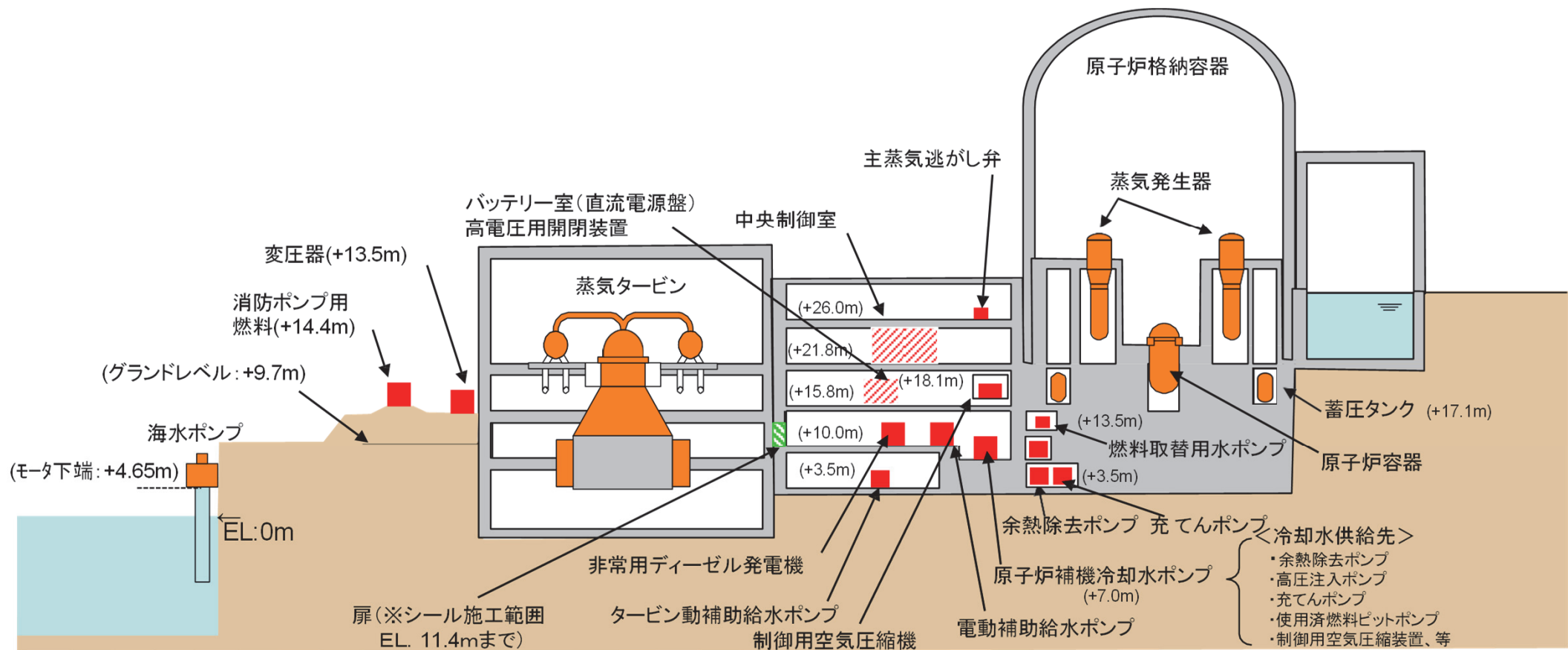


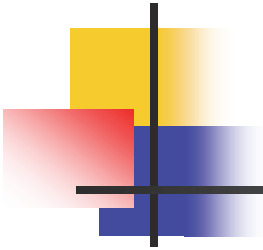
図 主要建屋平面図(2階)



大飯3, 4号機の建屋、
機器配置は同様
(スライド配置)

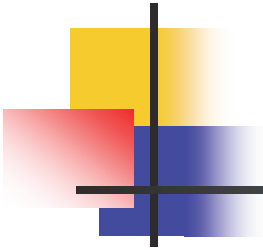
プラント配置の概要





プラント配置の概要

- 原子炉建屋
 - 原子炉、原子炉格納容器
 - 岩盤で建屋を直接支持
- 原子炉補助建屋
 - 廃棄物貯蔵設備、中央制御室など
- タービン建屋
 - タービン、発電機、復水器
- 取水・放水設備
- 開閉所
 - 送電線と所内系統の連結
- その他
 - キャスク保管庫、港湾設備、出入り管理施設、事務等(免震棟)



建屋設計上の考慮

- 耐震性
 - 低重心
 - 設計基準地震動に耐える強度
- 分離設計
 - ユニット間の分離
 - 火災防護
 - タービンミサイル
 - 配管破断の影響(パイプホイップなど)
 - 放射線防護
 - 溢水
- 被ばく低減
- その他
 - 核物質防護、緊急避難路など



PWRプラントシステムの概要

PWRプラント系統図

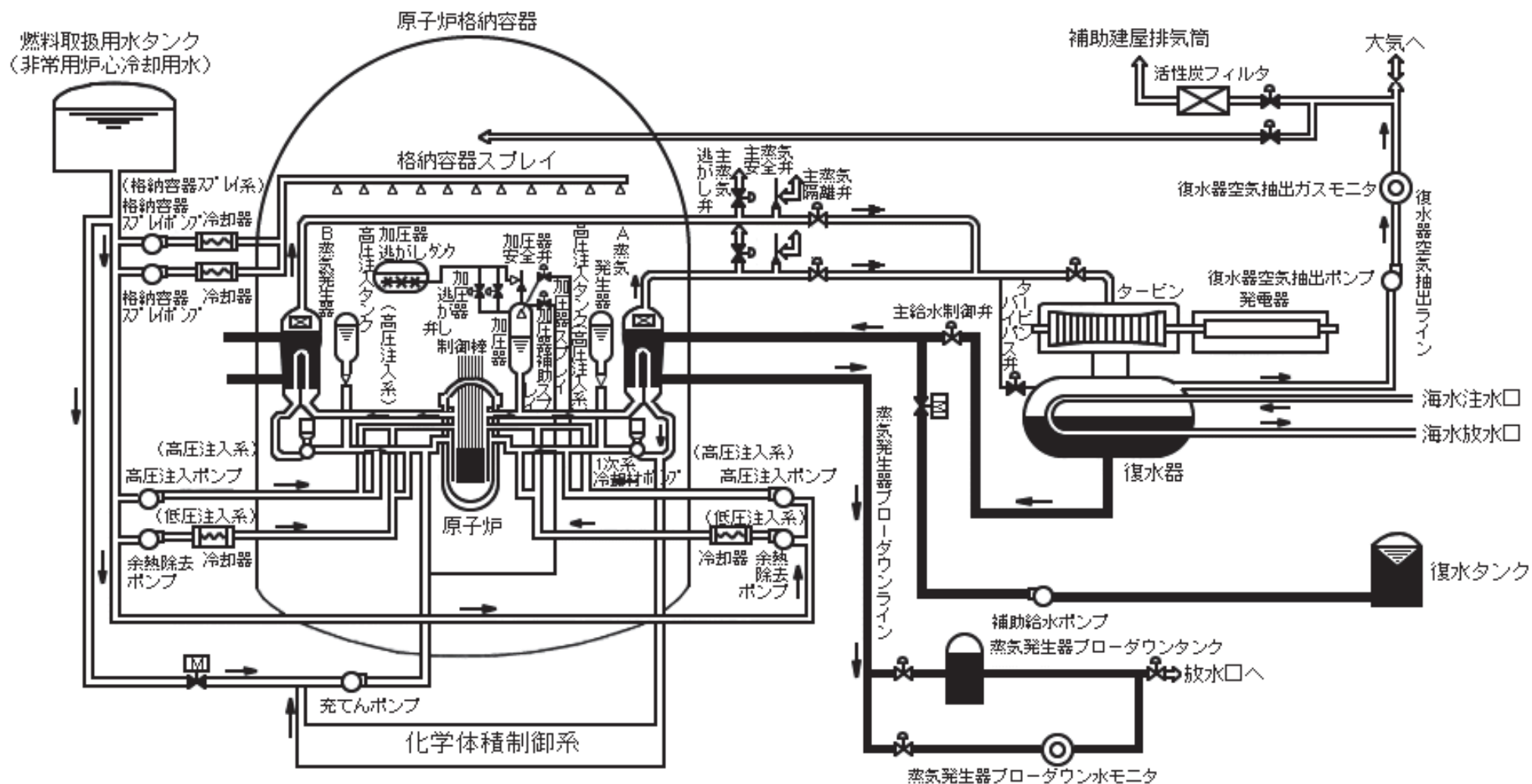
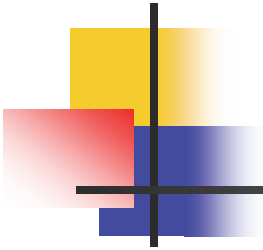


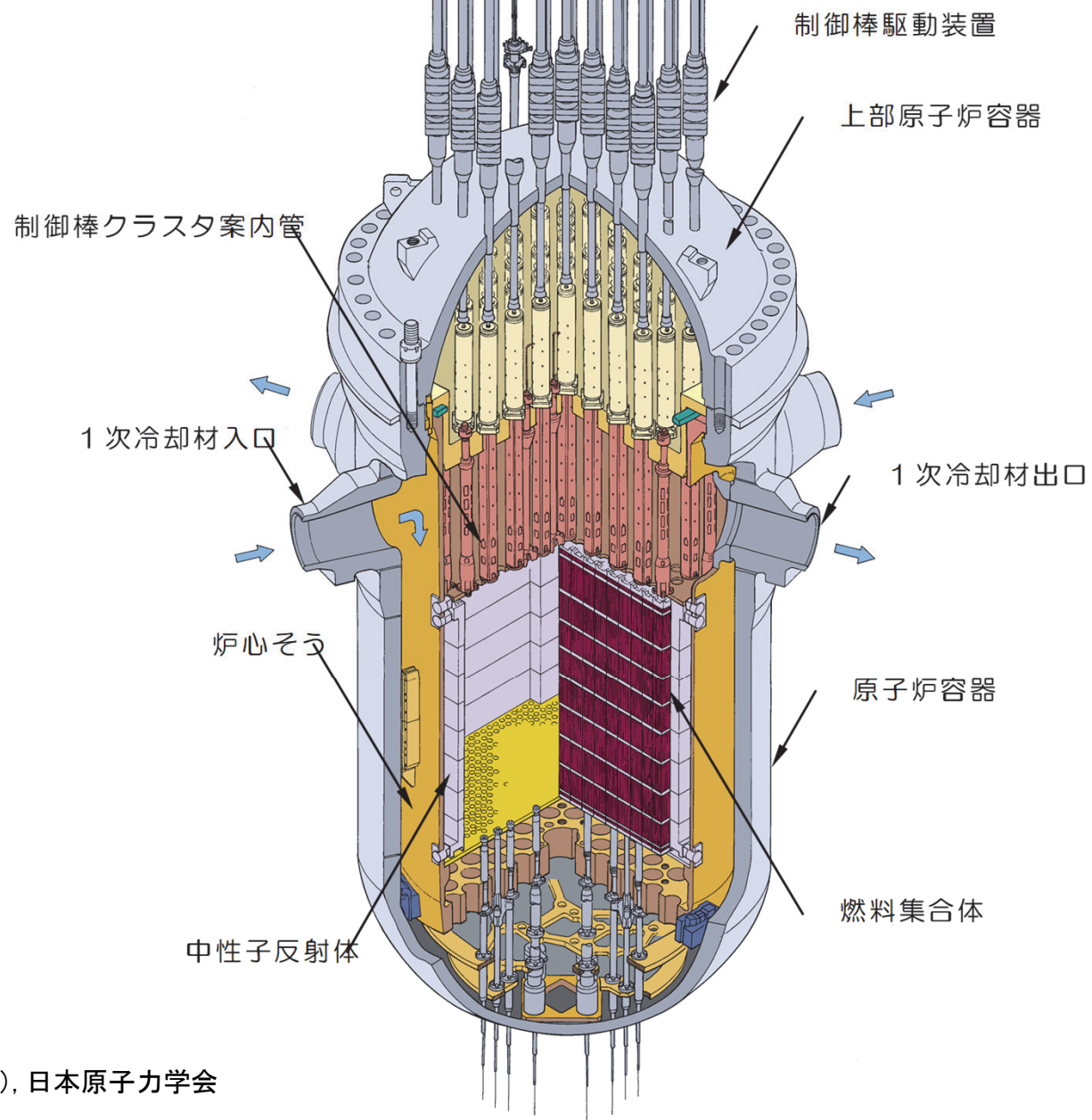
図2 PWR原子力発電所主要系統概略



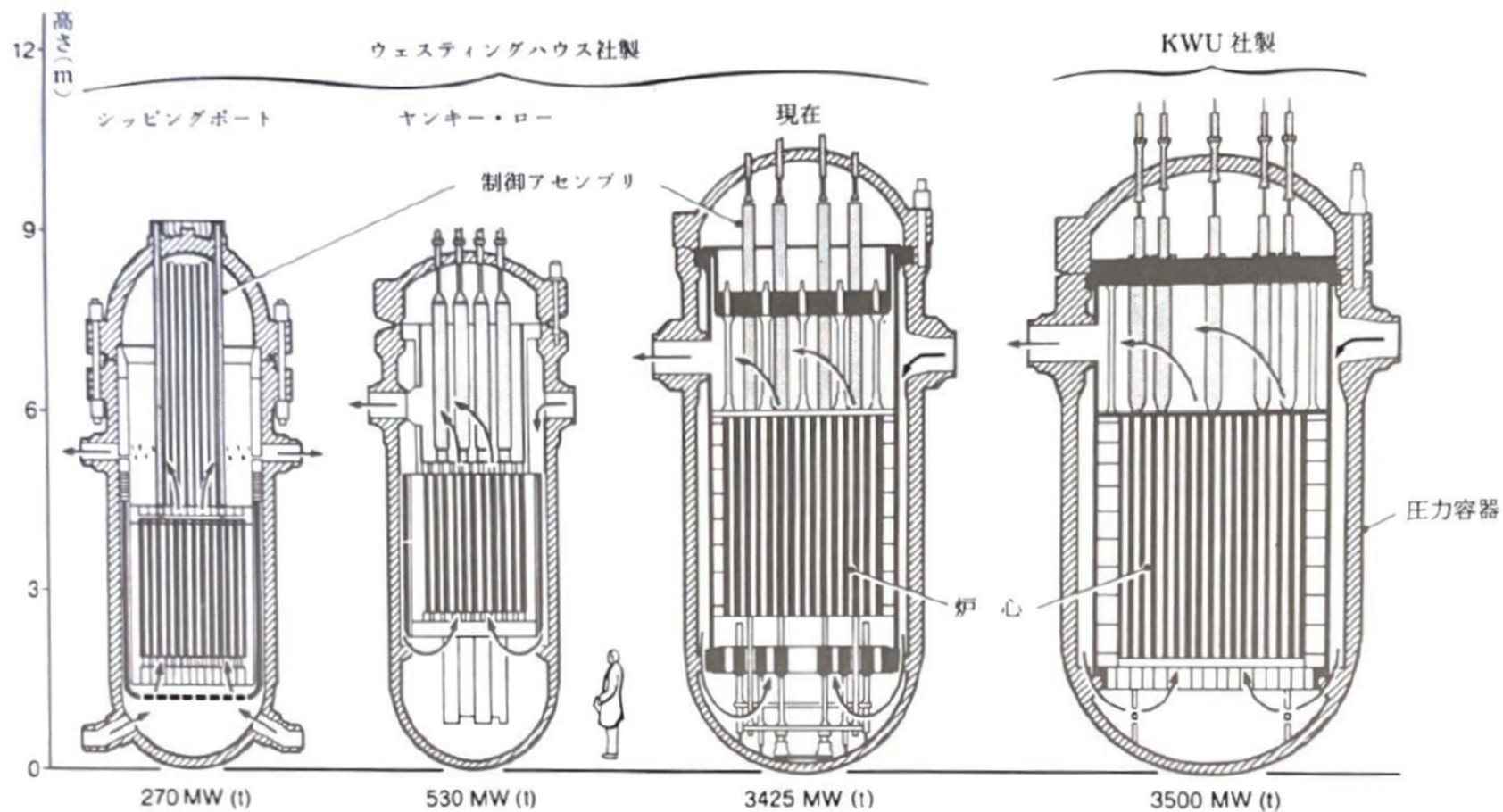
PWRプラントシステムの概要

- 原子炉炉心
- 一次冷却材設備
- 蒸気発生器
- タービン設備
- 工学的安全施設
- 原子炉補助設備
- 放射性廃棄物処理設備
- 発電所補助設備
- 計装制御設備
- 電気設備

原子炉



原子炉本体(压力容器)



原子炉压力容器(PWR)



【6】出典:原子炉容器の据付, 三菱重工業株式会社

原子炉压力容器

■ 原子炉压力容器

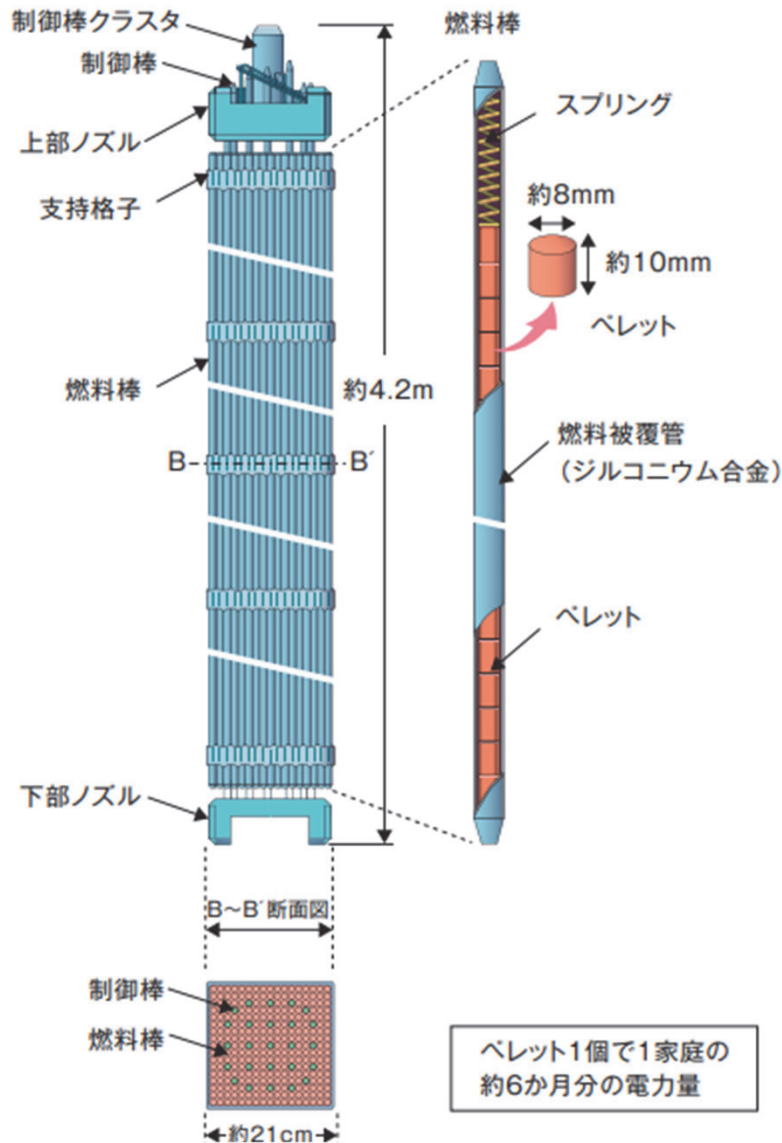
■ 低合金板および低合金鋼鍛鋼

- 高温において強度特性が優れていること
- 溶接性など良好な加工性を有すること
- 脆性破壊に対する十分な靱性を有していること
- 中性子照射脆化が小さく、かつその照射特性が良く知られていること

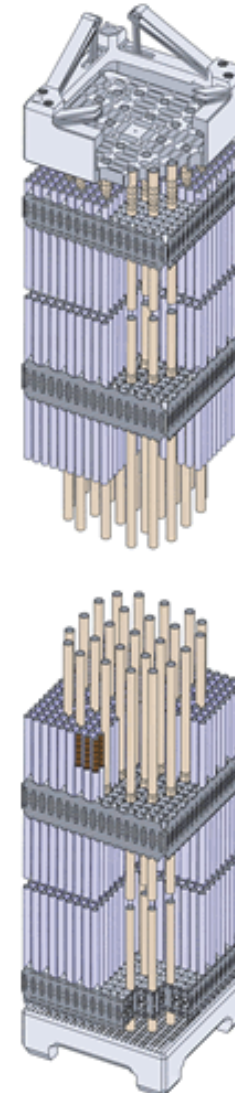
成分 合金鋼	合金成分 (%)								
	C	Si	Mn	P	S	Ni	Mo	Cr	V
压力容器用調質マンガン-モリブデン-ニッケル鋼 (SQV2A)	0.25 以下	0.15 ~0.40	1.15 ~1.50	0.030 以下	0.030 以下	0.40 ~0.70	0.40 ~0.60	—	—
压力容器用調質合金鋼鍛鋼品 (SFVQ1A)	0.25 以下	0.40 以下	1.20 ~1.50	0.030 以下	0.030 以下	0.40 ~1.00	0.40 ~0.60	0.25 以下	0.05 以下
特殊用途合金鋼ボルト用合金鋼 (SNB24-3)	0.37 ~0.44	0.20 ~0.35	0.70 ~0.90	0.025 以下	0.025 以下	1.65 ~2.00	0.30 ~0.40	0.70 ~0.95	—

PWR燃料集合体

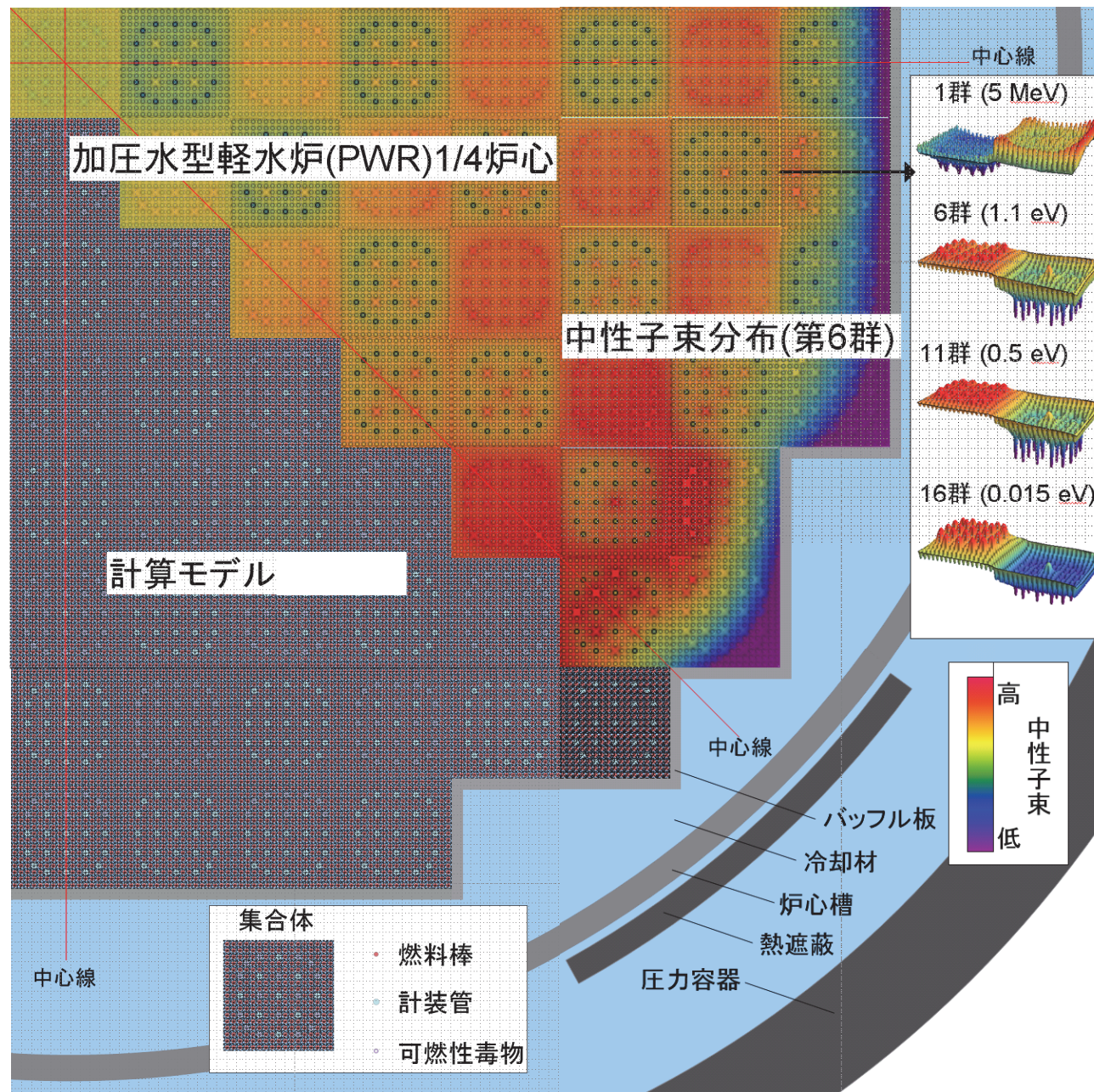
加圧水型炉(PWR) の燃料集合体



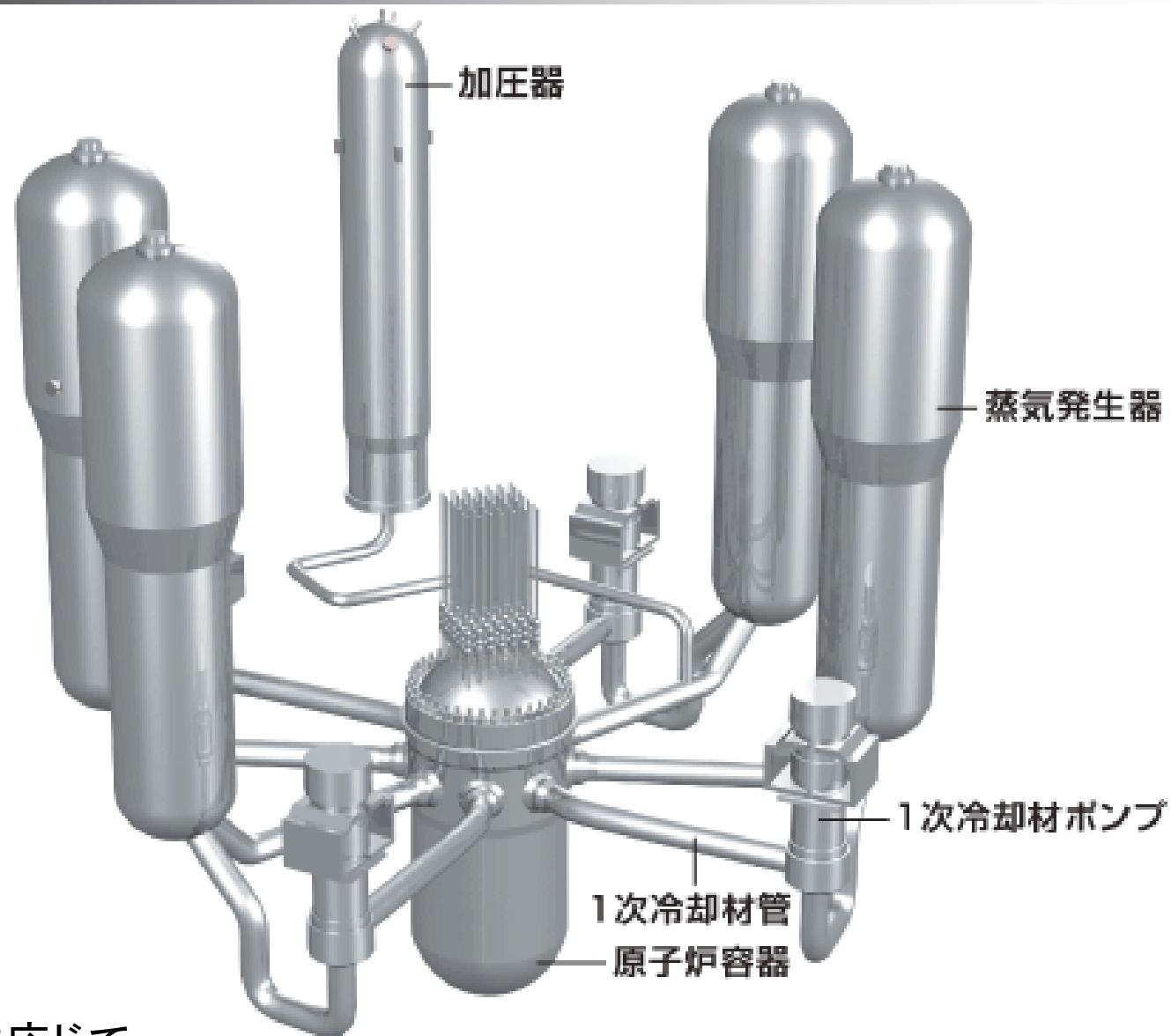
ペレット1個で1家庭の
約6か月分の電力量



PWR炉心断面

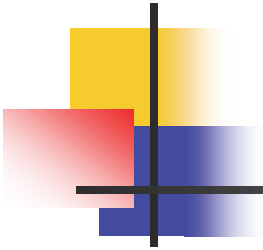


一次冷却系



4ループPWRの例
国内では、熱出力に応じて、
2ループ～4ループが存在。

【6】出典:1次冷却設備, 三菱重工業株式会社



一次冷却材設備

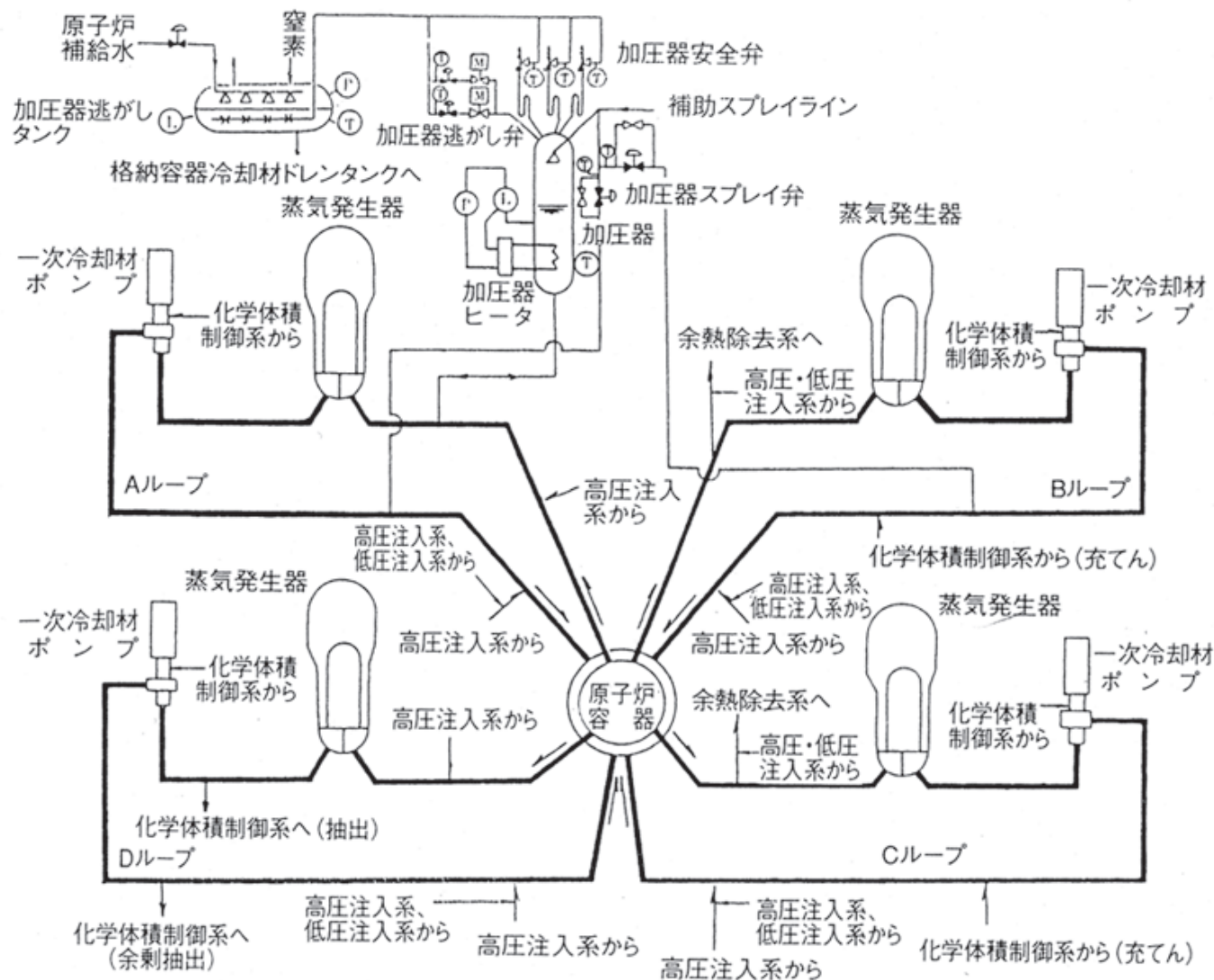
■ 構成

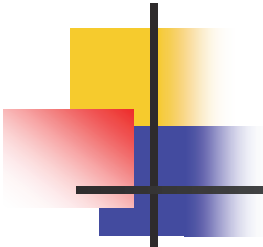
- 原子炉圧力容器、高温側配管、蒸気発生器、一次冷却材ポンプ、低温側配管、加圧器

■ 機能

- 炉心冷却および1次系から2次系への熱伝達
 - 通常は一次冷却材ポンプによる強制対流
 - 蒸気発生器(SG)を炉心より高い位置に置くことにより、自然対流循環も可能
- 反応度制御
 - 化学体積制御系を通じたホウ酸濃度制御
- 放射性物質閉じ込め障壁
- 圧力制御
 - 加圧器スプレーとヒータ

一次冷却系



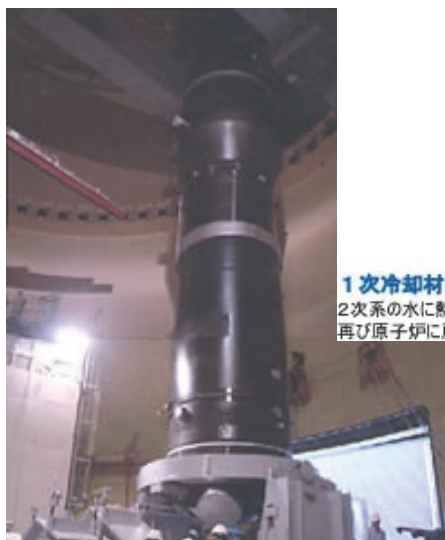
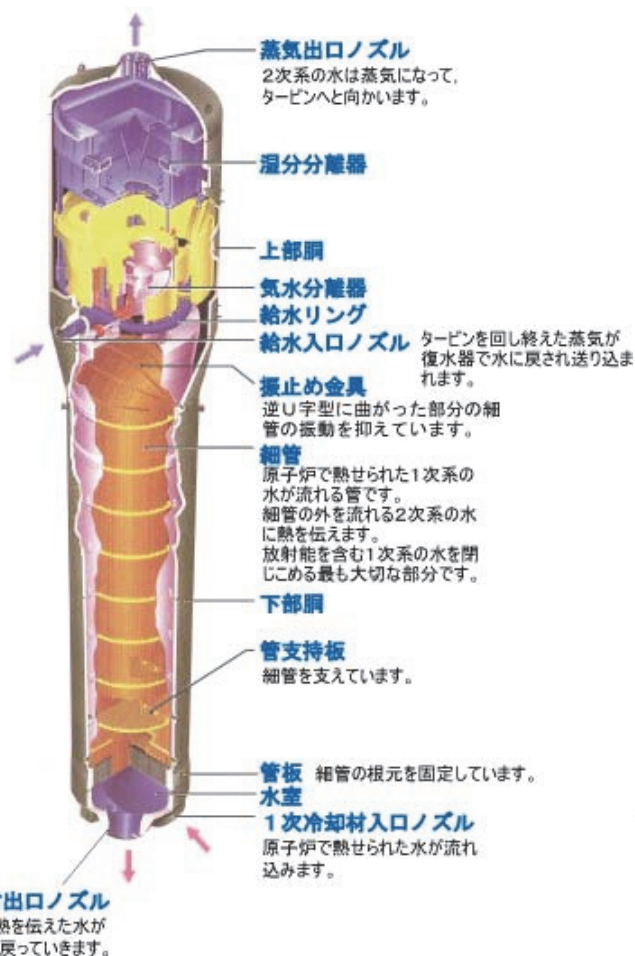


一次冷却系

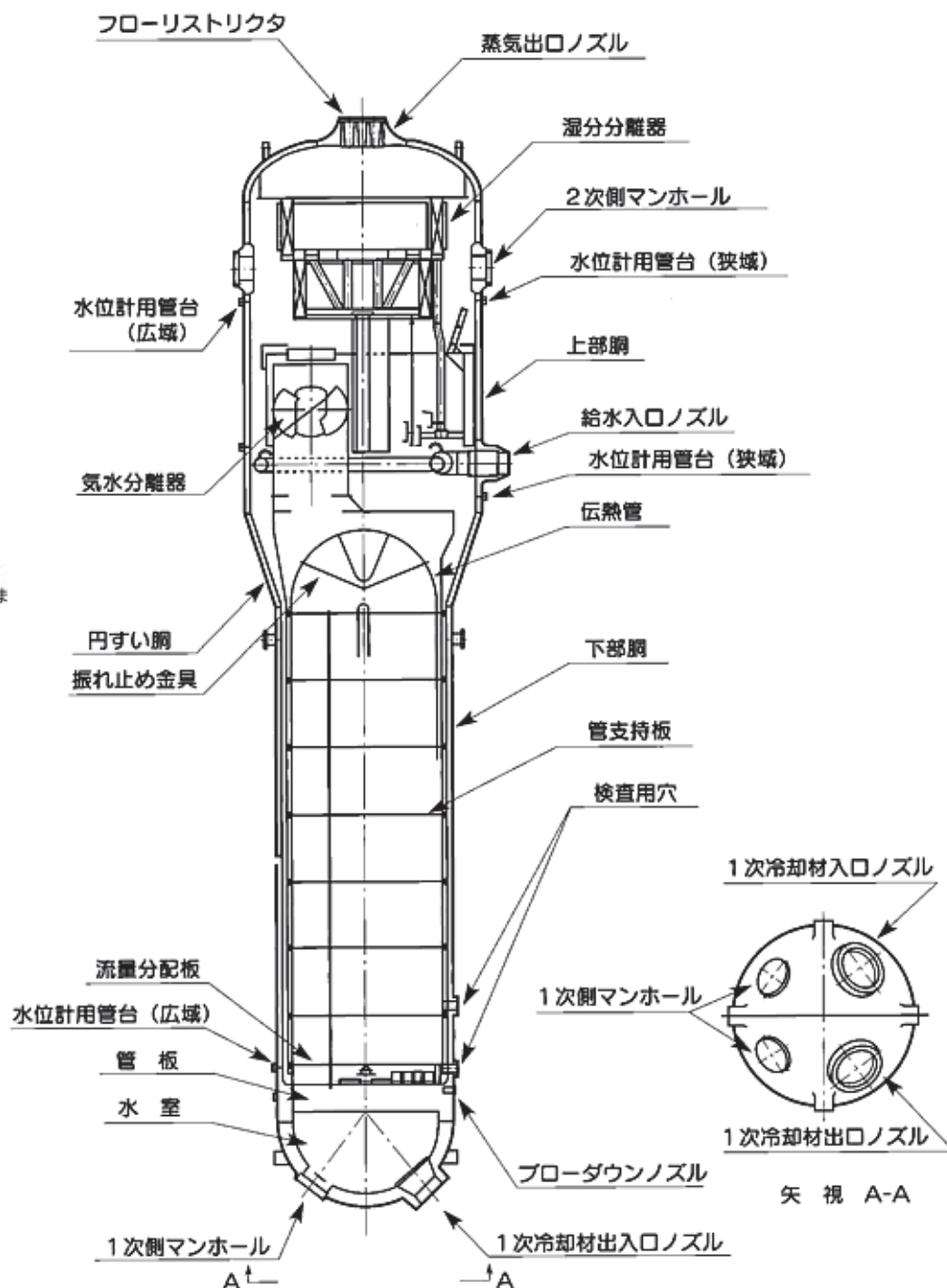
表1 一次冷却系の設備仕様

一次冷却系のループ数	4
一次冷却材全流量	約 $60.1 \times 10^6 \text{ kg/h}$
運 転 圧 力	約 $157 \text{ kg/cm}^2\text{g}$
一次冷却材温度（定格出力時）	
原子炉容器入口	約 289°C
原子炉容器出口	約 325°C
一次冷却材保有量（定格出力時）	約 351 m^3

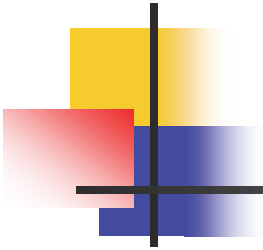
蒸気発生器



【10】出典：九州電力株式会社



【11】出典：関西電力株式会社，大飯発電所原子炉設置変更許可申請書（昭和61年12月）



蒸気発生器

- 構成

- U字管(伝熱管)、気水分離器、湿分分離器

- 機能

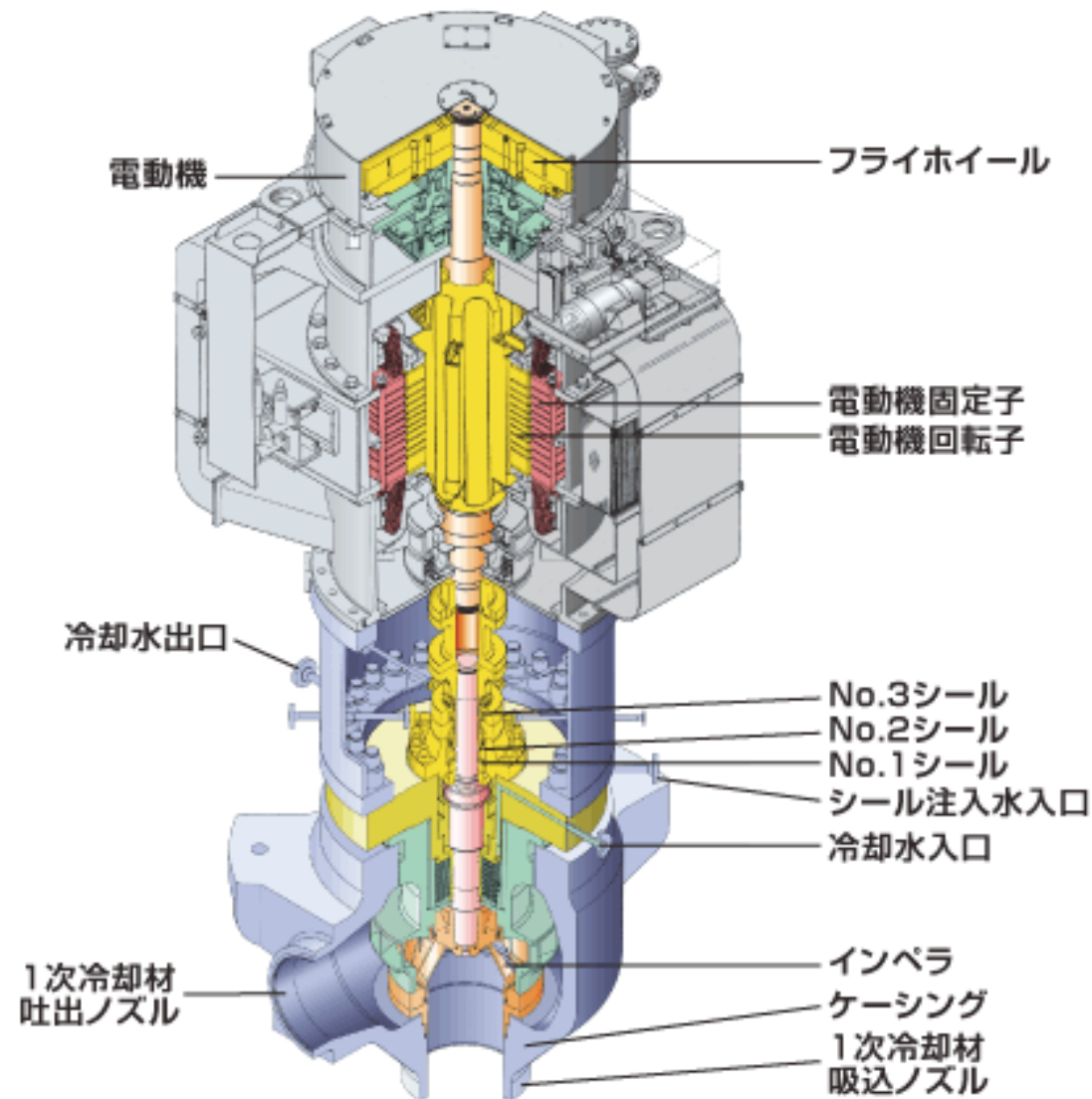
- 一次系の冷却材をU字型の細管に通し、放射性物質を含まない二次系の冷却材と熱交換
 - 二次系の冷却材は、沸騰し蒸気となり、タービンを駆動する。
 - 二次系の蒸気条件はBWRとおおむね同じ

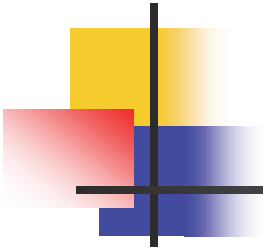
蒸気発生器

表2 蒸気発生器の設備仕様

形 式	縦置きU字管式熱交換器型
個 数	4
最 高 使 用 圧 力	
伝熱管内側（一次側）	約 175 kg/cm ² g
胴側（二次側）	約 83.3 kg/cm ² g
一 次 冷 却 材 流 量	約 15.0×10 ⁶ kg/h/個
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 61.5 kg/cm ² g
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃
主蒸気発生量（定格出力時）	約 1.69×10 ⁶ kg/h/個
出 口 蒸 気 湿 分	約 0.25wt%以下
伝 熱 管	
本 数	3382本/個
外 径	約 22.2mm
厚 さ	約 1.3mm
胴 部	
外 径（上 部）	約 4.5m
外 径（下 部）	約 3.4m
全 高	約 21m

一次冷却材ポンプ





一次冷却材ポンプ

- 構成

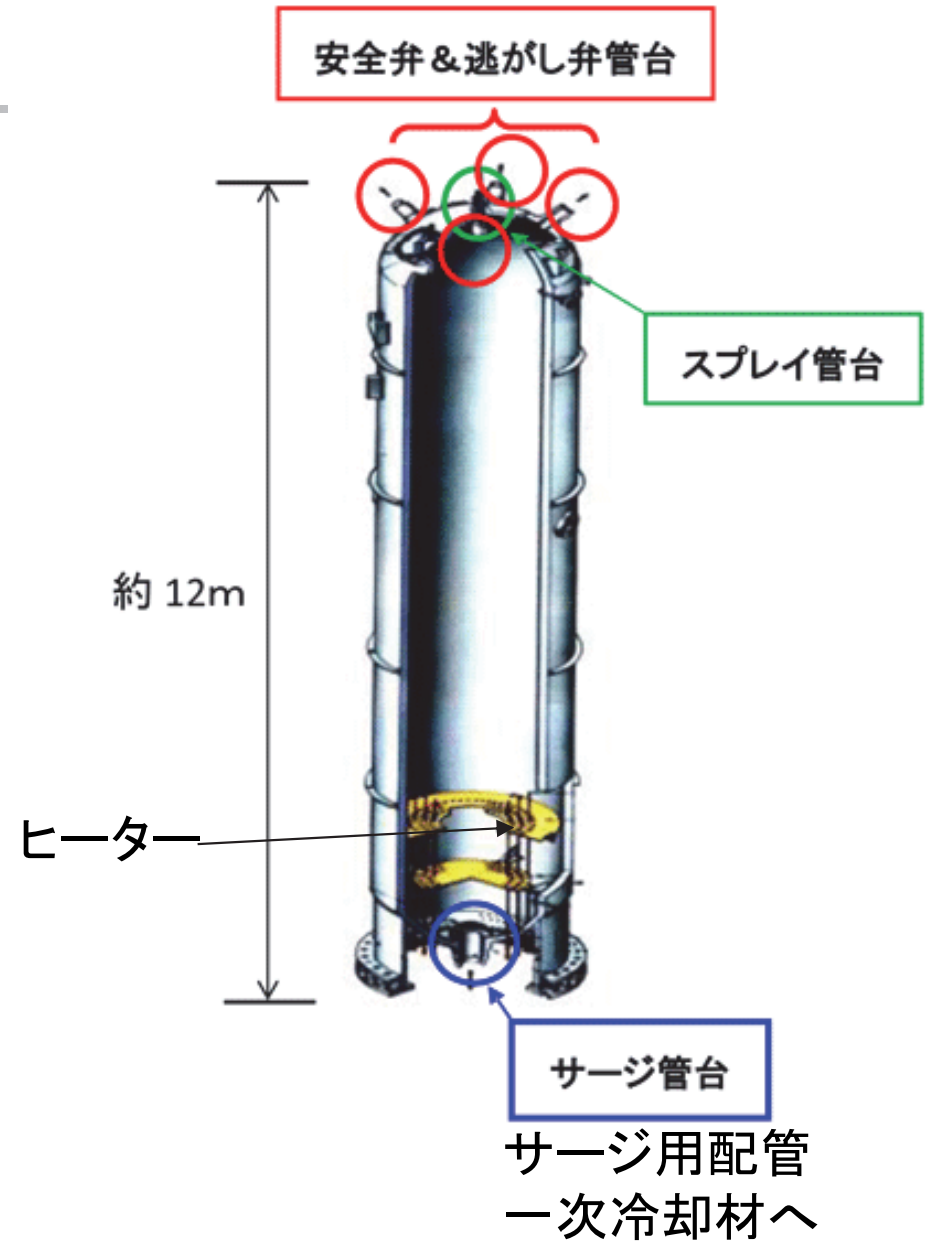
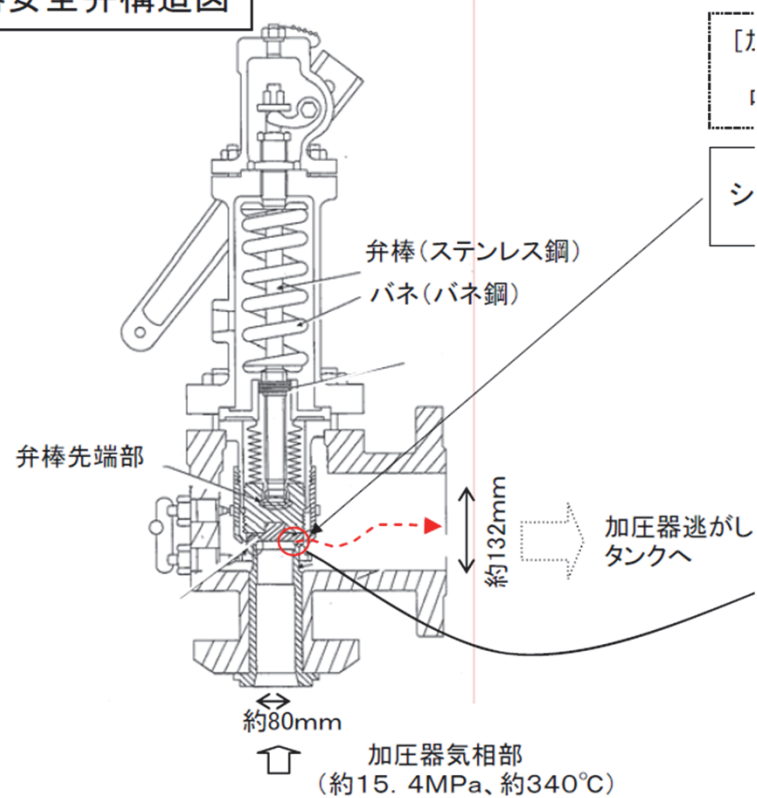
- インペラ、大型電動機(モータ出力6MW)

- 機能

- 一次冷却材の強制対流
 - 冷温停止から高温停止までの入熱
 - BWRは、低温で臨界とし、核分裂の熱で高温にする
が、PWRは未臨界の状態、ポンプによる入熱で冷
却材を加熱し、高温未臨界状態とする。
 - 電源喪失時の急激な流量低下を防ぐため、フ
ライホイールによるコストダウンを実現

加圧器

加圧器安全弁構造図





加圧器

- 構成

- ヒータ、スプレー、安全弁、逃がし弁

- 機能

- 一次冷却材の圧力を一定に制御する
 - 加圧器内には、気相部分と液相部分が存在
 - 加圧器ヒーター(加熱)と加圧器スプレー(冷却)で圧力を制御
 - 急激な加圧に対しては安全弁と逃がし弁で対応
 - 安全弁: 設定圧(17.2MPa)に達すると受動的に開状態となる。
 - 逃がし弁: 設定圧(16.1MPa)に達すると受動的に開状態となる。また、制御信号により開状態にすることが可能。

タービン設備

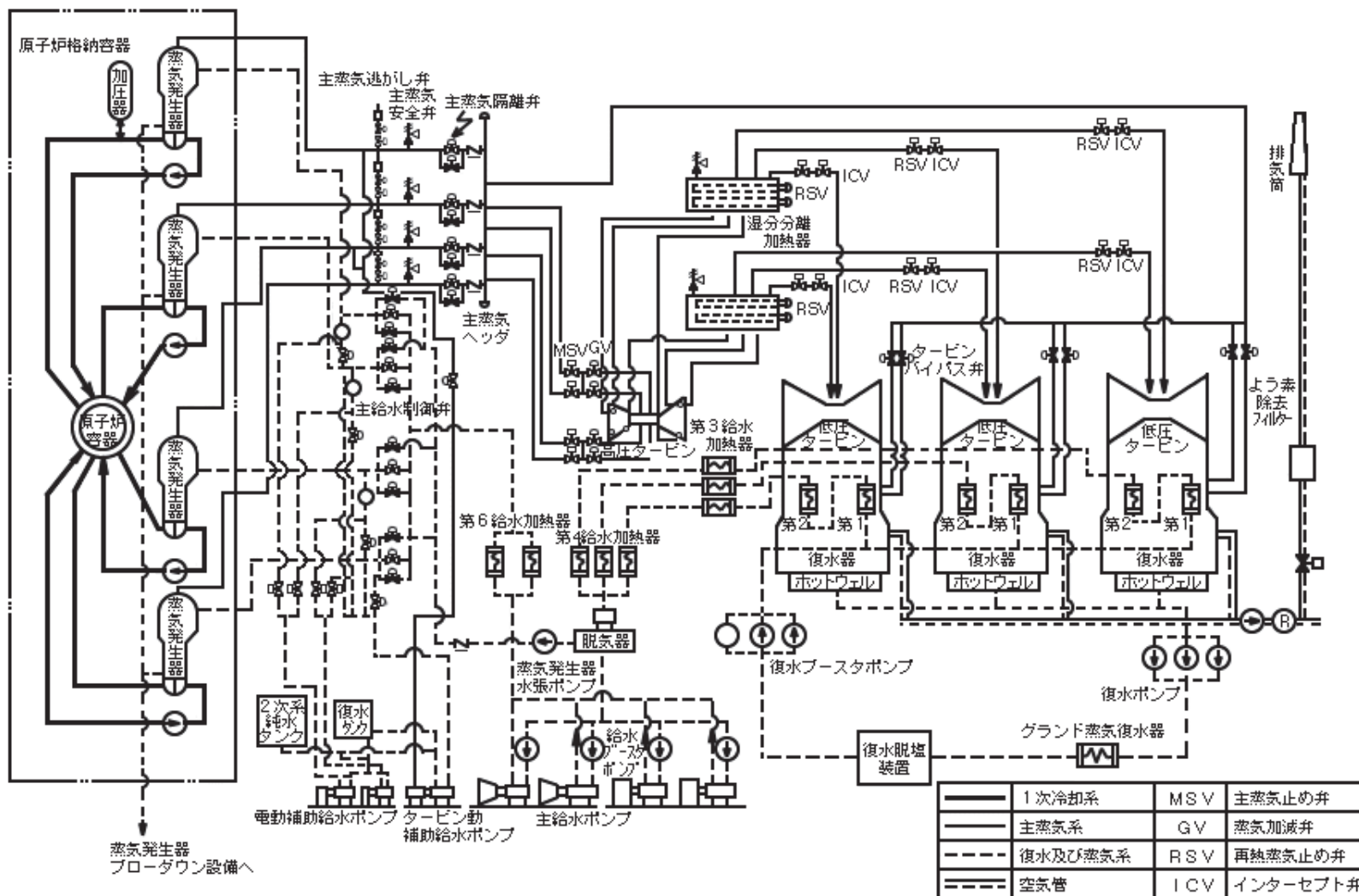
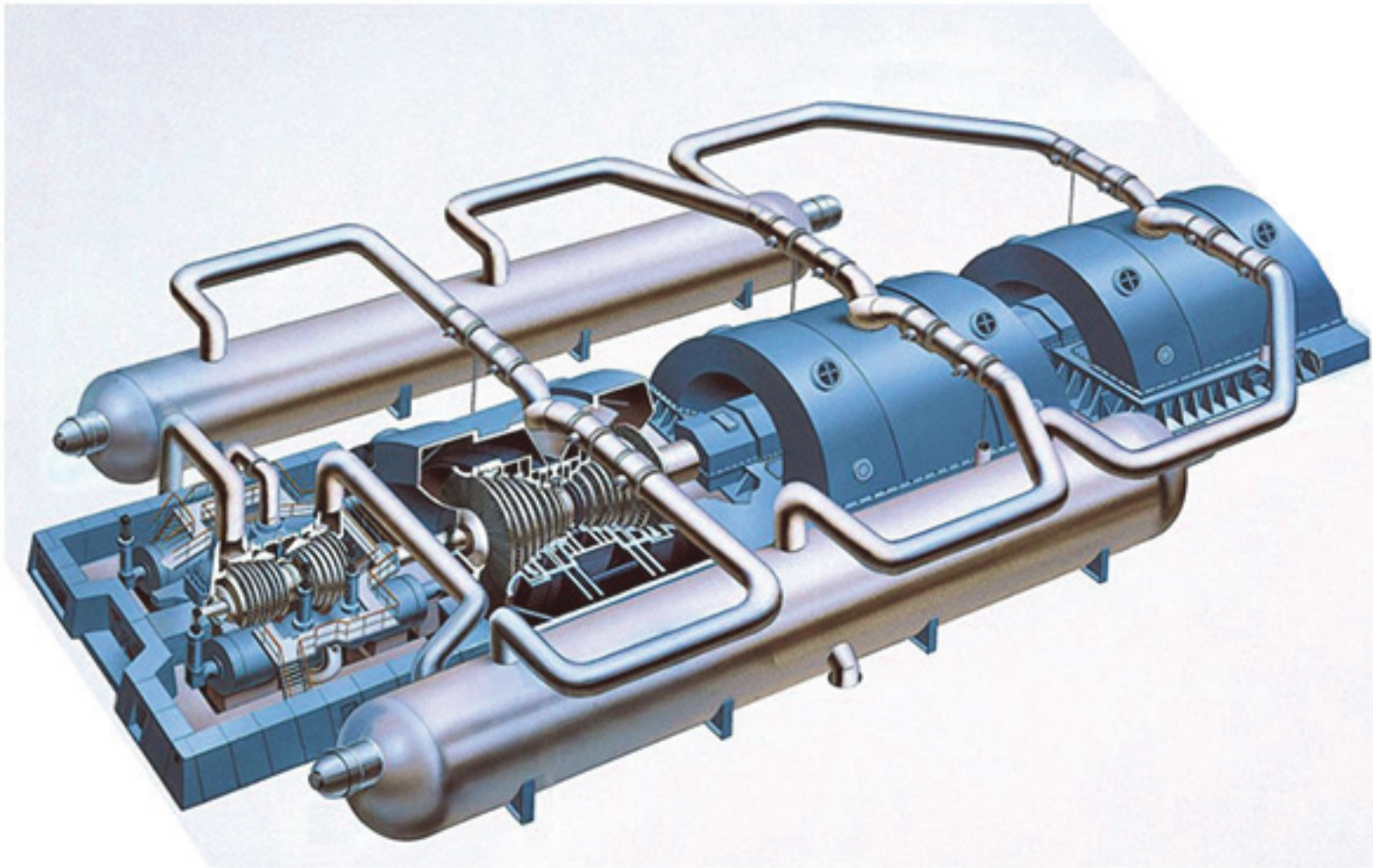
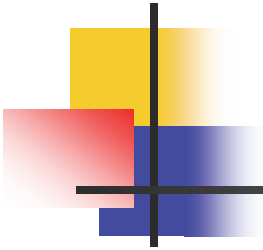


図9 PWRの主蒸気・タービン系統図

タービン設備





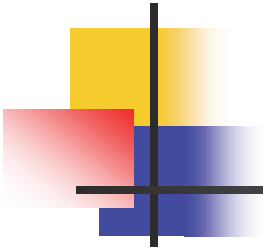
タービン設備

■ 構成

- 高圧タービン、低圧タービン、湿分分離加熱器、蒸気弁、発電機
- タービン: ケーシング、ローター、翼

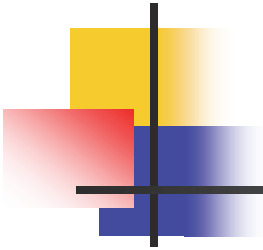
■ 機能

- 高圧、低圧タービンともに蒸気発生器で発生した蒸気を回転力に変え、発電機で発電する。
- 高圧および低圧タービンに分かれているのは、効率を向上させるため。
- ローターは1500回転(50Hz)もしくは1800回転(60Hz)
- 翼が破損すると、遠心力により飛散し、「タービンミサイル」になる可能性がある。周辺への影響を低減するためには、ケーシングの強度が重要。



その他の主蒸気系統設備

- 主蒸気安全弁
 - 二次系の加圧防止
- 主蒸気逃がし弁
 - タービンバイパス弁が使用できない場合の高温停止維持。負荷減少時の過渡応答緩和
- 主蒸気隔離弁
 - 主蒸気管破断時の当該蒸気発生器の隔離
- 主蒸気逆止弁
 - 主蒸気管破断時の他の蒸気発生器からの蒸気の逆流を防ぐ
- タービンバイパス弁
 - 負荷の急変動時に蒸気を直接復水器に導くことで蒸気の圧力変動と原子炉の過渡応答を緩和する

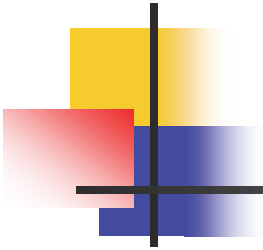


その他の主蒸気系統設備

- 復水器
 - タービンで仕事をした後の蒸気を凝縮する。タービンの駆動力を大きくするため、タービンの排気圧を真空に近い状態に保つ
- 復水ポンプ
 - 復水器から給水ポンプに送水する
- 給水ポンプ
 - 蒸気発生器に送水する
- 電動・タービン動補助給水ポンプ
 - 通常の給水系が使えなくなったとき(機能喪失したとき)に蒸気発生器に給水する。タービン動補助給水ポンプは、二次系の蒸気圧を駆動源とするので、全交流電源喪失時にも使用可能。



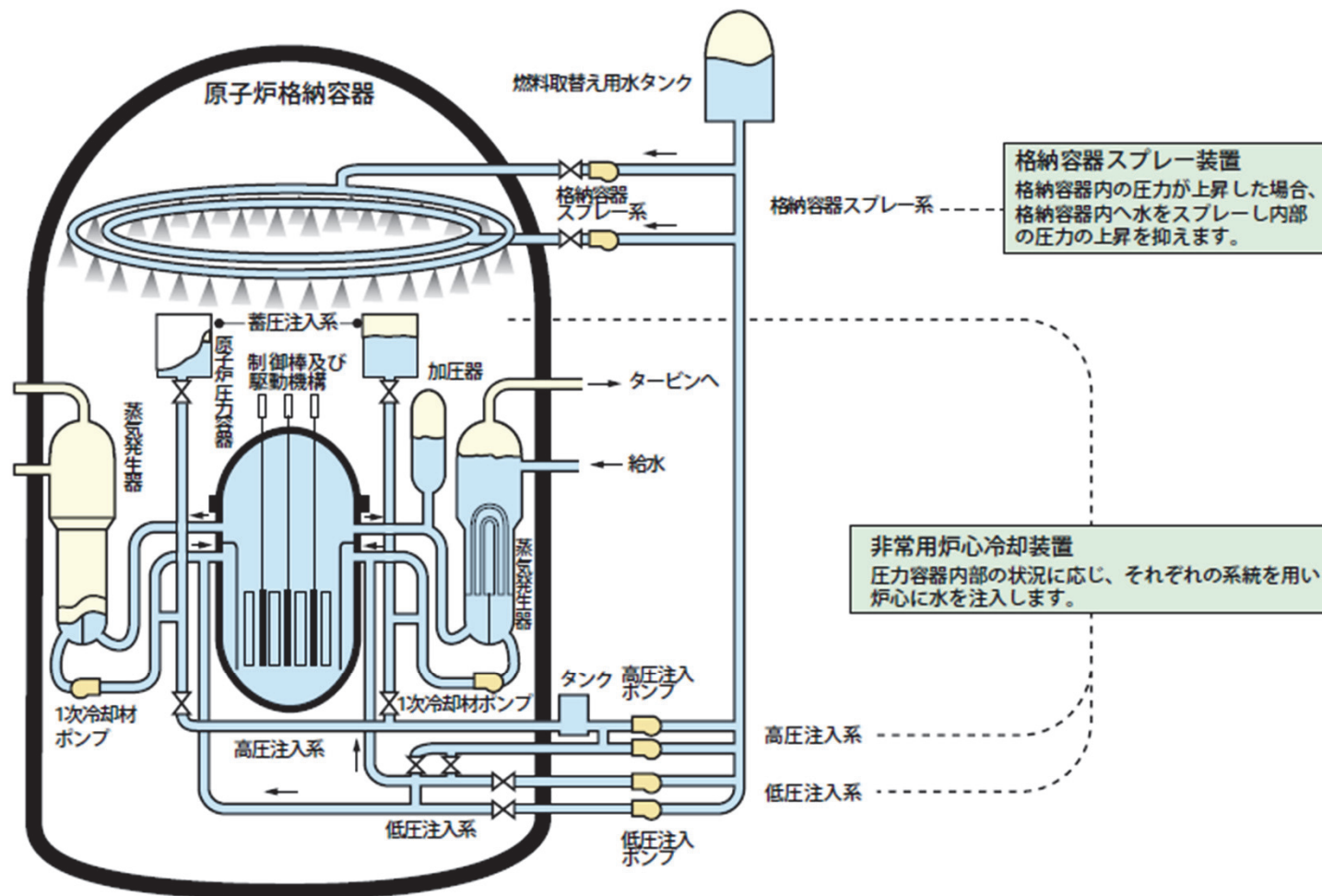
工学的安全施設の概要



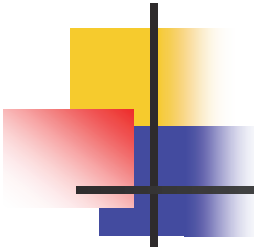
原子炉トリップ(スクラム)信号

- 中性子束関係
 - 中性子源領域中性子束高
 - 中間領域中性子束高
 - 出力領域中性子束高
 - 出力領域中性子束変化率高
- 冷却材温度
 - 過大温度 ΔT 高
 - 過大出力 ΔT 高
- 圧力
 - 原子炉圧力低
 - 原子炉圧力高
- 冷却材
 - 加圧器水位高
 - 一次冷却材流量低
- 冷却材ポンプ
 - 一次冷却材ポンプ電源電圧低
 - 一次冷却材ポンプ電源周波数低
- その他
 - 非常用炉心冷却設備作動
 - 蒸気発生器水位異常低
 - 蒸気発生器給水流量低
 - タービントリップ
 - 地震加速度大
 - 手動

工学的安全施設の概要



出典：資源エネルギー庁「原子力2007」



工学的安全施設(ECCS)

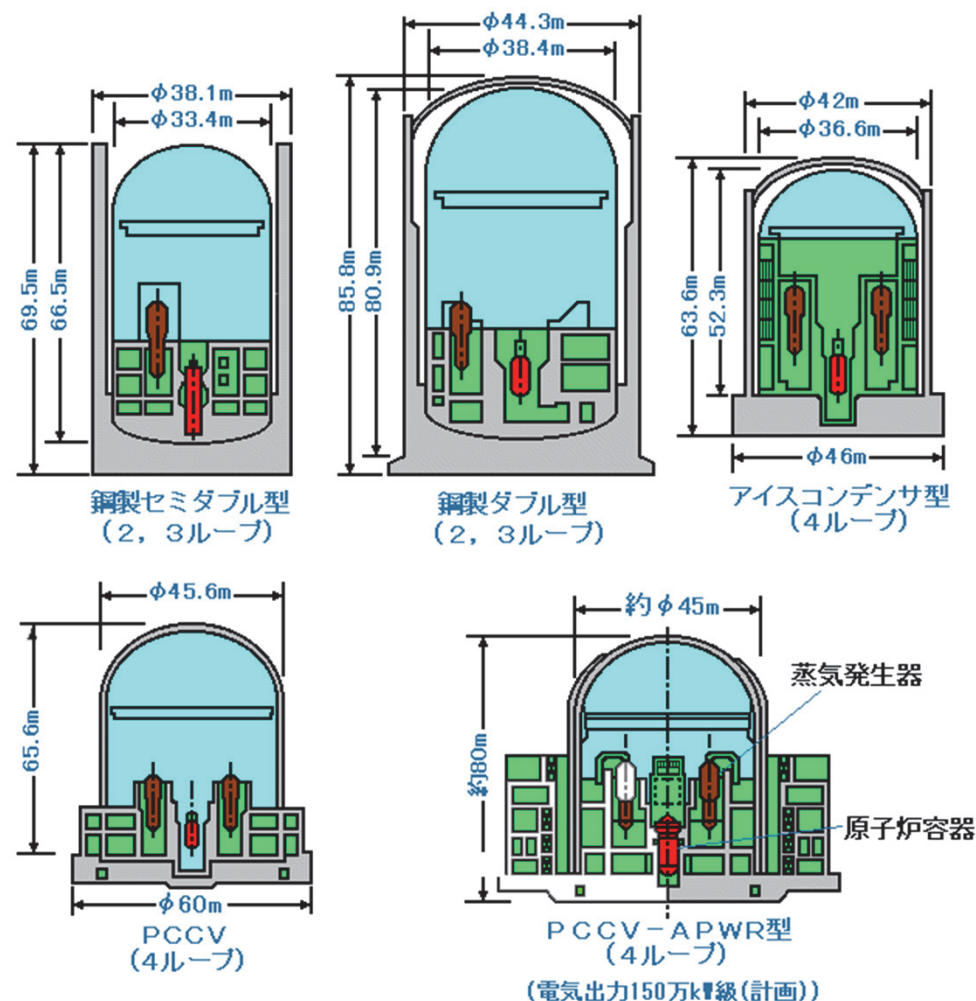
- 構成

- 高圧注入系、蓄圧系、低圧注入系、燃料取替用水タンク

- 機能

- 一次冷却材喪失事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)が発生した場合、崩壊熱により炉心内の燃料が著しく損傷する可能性有り。これを防ぐために、炉心にホウ酸水を注水する。
- 水源は燃料取替用水タンク。このタンクの水位が低下すると、格納容器サンプからの取水に切り替える。
- 燃料被覆管の温度を1200℃以下に保つ。また、被覆管の酸化量を肉厚の15%以下とする。(ECCS性能評価指針)
- 高圧注入系
 - 炉心の圧力が高い場合でも動作する。100%容量が2系統であり、それぞれ独立の非常用電源(母線)に接続する。
- 蓄圧系
 - ホウ酸水が入った窒素で加圧されたタンクで構成される。一次冷却材の圧力が低下すると、逆止弁が自動的に開き、ホウ酸水が注入される。駆動源が不要であり、全交流電源喪失でも動作。
- 低圧注入系
 - 炉心の圧力が低下した場合に使用する。高圧注入系に比べて大容量の注入が可能。

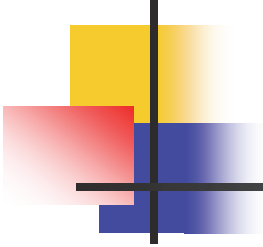
工学的安全施設(原子炉格納容器)



(注)格納容器の寸法は例示

下記の出典をもとに作成した。

図1 PWR原子炉格納容器の変遷



工学的安全施設(原子炉格納容器)

- 構成

- 格納容器本体、アニュラス部

- 機能

- LOCA時の放射性物質の閉じ込め
- シビアアクシデントにより原子炉圧力容器が損傷した場合の放射性物質の閉じ込め
- LOCA時に生じる最高内圧および温度に耐える
- 常温かつ最高使用圧力の0.9倍で0.1%/日以下の漏えい率
- 格納容器を貫通する配管については、隔離弁や閉止フランジを設ける
- 鋼板を用いた鋼製CVとプレストレストコンクリート製のPCCVが存在する。

工学的安全施設 (格納容器スプレイ)

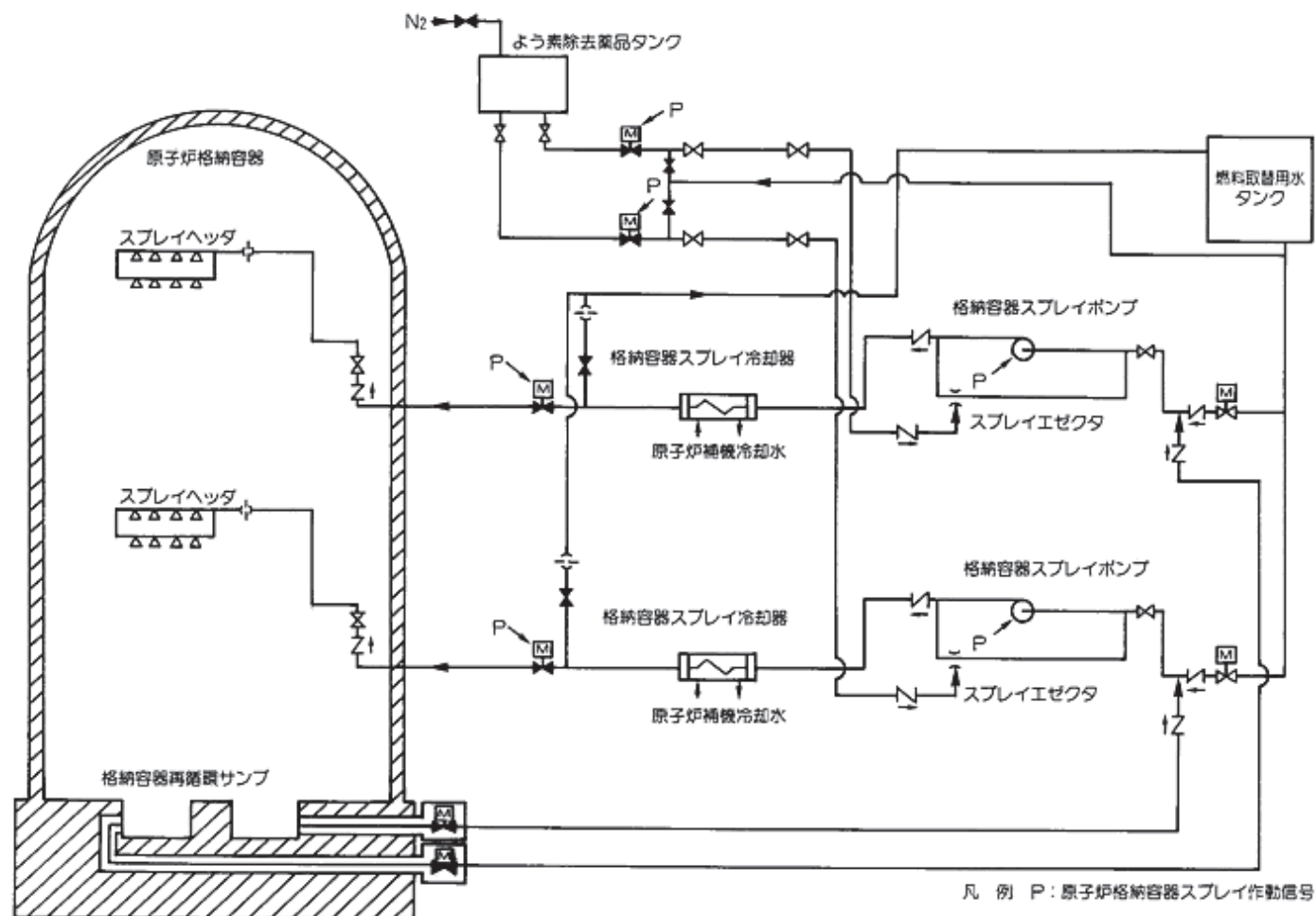


図4 原子炉格納容器スプレイ設備(PWR)系統説明図



工学的安全施設 (格納容器スプレイ)

■ 構成

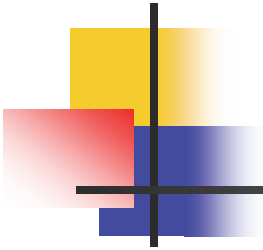
- スプレイリング、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却系、ヨウ素除去薬品タンク、配管、弁

■ 機能

- 格納容器上部から水をスプレイ状に吹き出す
- LOCAやシビアアクシデント時などに格納容器内圧及び温度を抑制する
- 格納容器内の放射性物質を低減する
- 100% × 2系統



その他の設備の概要



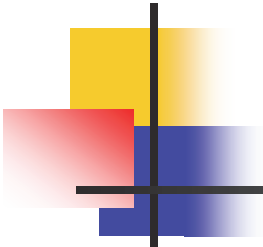
原子炉補助設備(余熱除去系)

- 構成

- 余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管、弁

- 機能

- 原子炉停止時に崩壊熱を除去する
 - 低圧注入系としての機能も有する。



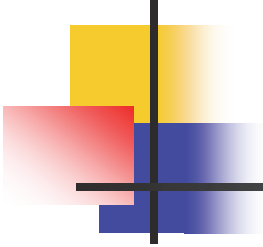
原子炉補助設備(化学体積制御系)

■ 構成

- 再生熱交換器、抽出・浄化系、原子炉補給水系、体積制御タンク、充てんポンプ

■ 機能

- 一次冷却材量の調整：加圧器水位を調整する。冷却材の抽出および充てんによる
- 一次冷却材の水質維持。PH制御など
- 冷却材中のホウ素の希釈および濃縮
- 小規模な一次冷却材漏えい時の補給



原子炉補助設備 (原子炉補機冷却系)

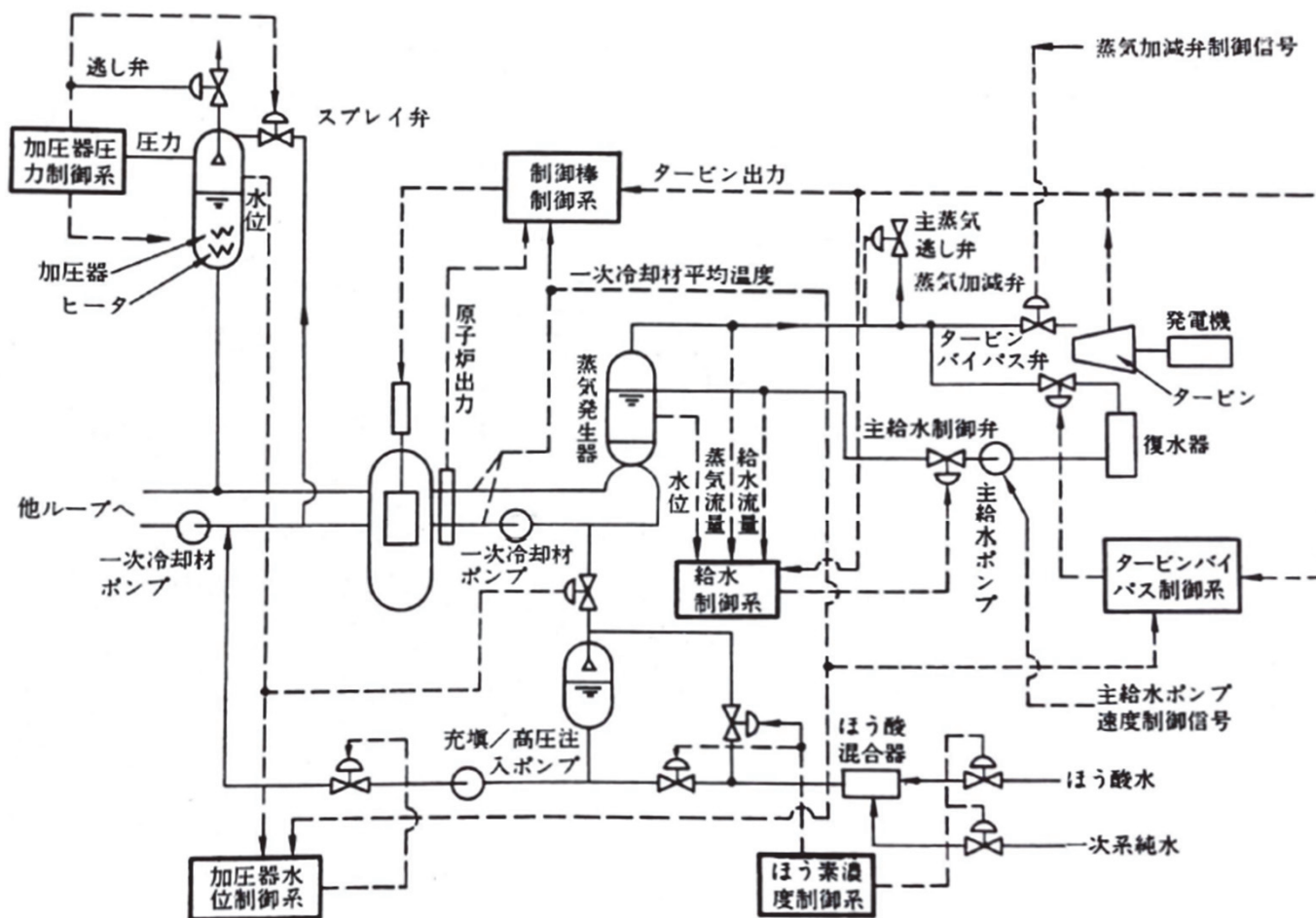
■ 構成

- 原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水ポンプ、配管、弁など

■ 機能

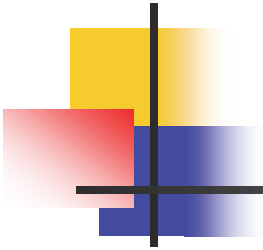
- プラントの運転に必要な補機(モーターなど)を冷却する。
- 冷却は、海水による。(最終的な熱の逃がし場は海)

計装制御系



※1 最近プラントでは、原子炉出力とタービン出力を追加。

※2 充填流量、抽出流量を加えた3要素制御のプラントもある。



所内電気系統

- 構成

- 常用母線、非常用母線、ディーゼル発電機、直流電源設備

- 機能

- 通常運転時は、発電機から受電。
- 停止時は、主送電系(外部電源)から受電。
- 外部電源喪失時には、非常用ディーゼル発電機から受電
- 直流電源設備は充電器とバッテリーから構成される。通常時は、充電器が交流を直流に変換し、計装系や制御系に給電する。バッテリーは交流電源喪失時に直流電源を確保するためのもの。
- 常用母線は通常時の運転に必要な負荷に給電する
- 非常用母線は工学的安全設備を含む安全上重要な負荷に給電する。非常用ディーゼル発電機は、非常用母線に接続されている。

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	+	大飯4号機ストレステスト評価結果について～大飯3号機との比較～(平成23年11月), p. 2, 関西電力株式会社, https://warp.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3537352/www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/29/003/3-2-1.pdf
【2】	+	大飯4号機ストレステスト評価結果について～大飯3号機との比較～(平成23年11月), p. 6-2, 関西電力株式会社, https://warp.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3537352/www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/29/003/3-2-1.pdf
【3】	+	科学技術庁(平成2年3月), FBR広報素材資料集(第2版)
【4】	+	原子炉物理(シリーズ:現代核科学の基礎), 第10章 原子炉の炉心設計, p. 175, 図10.2, 日本原子力学会, https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_aesj/Chap_10_20200317.pdf
【5】	+	W. マーシャル(編)・住田健二(監訳), 1986年9月, 原子炉技術の発展(上), p. 281, 筑摩書房
【6】	+	三菱重工業株式会社, https://www.mhi.com/jp/products/energy/reactor_coolant_pump.html
【7】	+	原子力・エネルギー図面集, 5-1-7, https://www.ene100.jp/zumen/5-1-7
【8】	+	火原協会講座28 原子力発電－全体計画と設備－(改訂版), 平成14年6月, p. 45, 火力発電技術協会
【9】	+	九州電力株式会社, 玄海原子力発電所原子炉設置申請書(3、4号炉増設), 昭和63年12月, p. 8-4-24, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-04-03-02.html
【10】	+	蒸気発生器取替えについて(旧蒸気発生器, 構造), 九州電力株式会社, https://www.kyuden.co.jp/genkai_history_b.html

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【11】	+	関西電力株式会社, 大飯発電所原子炉設置変更許可申請書(昭和61年12月), https://atomica.jaea.go.jp/data/fig/fig_pict_02-04-01-02-10.html
【12】	+	美浜発電所1号機の定期検査状況について(加圧器安全弁出口温度の上昇), 平成17年9月29日, 加圧器安全弁構造図, 福井県安全環境部原子力安全対策課, http://www.atom.pref.fukui.jp/press/h17/p065.pdf
【13】	+	スウェーデンで原子炉加圧器の管台取替工事を受注 リングハルス原子力発電所3号機向け、耐腐食性を高め信頼性を向上(2014年2月19日発行), 三菱重工業株式会社ホームページ, https://www.mhi.com/jp/news/1402195497.html
【14】	+	原子力発電用タービン, 三菱重工業株式会社, https://power.mhi.com/jp/products/steamturbines/lineup/nuclear-power
【15】	+	原子力・エネルギー図面集2008, 5-13
【16】	+	実務テキストシリーズNo. 1(改訂版)軽水炉発電所のあらまし, 平成4年10月, p. 353, 原子力安全研究協会, 通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電課(編), 原子力発電便覧1999年版、電力新報社(1999年10月), p. 405, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-04-04-02.html
【17】	+	日本原子力発電所, 敦賀発電所原子炉設置許可申請書(昭和55年8月), https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-04-04-01.html
【18】	+	実務テキストシリーズNo. 1(改訂版)軽水炉発電所のあらまし, 改訂版, 平成4年10月, p. 173, 図3.6.7, 原子力安全研究協会