



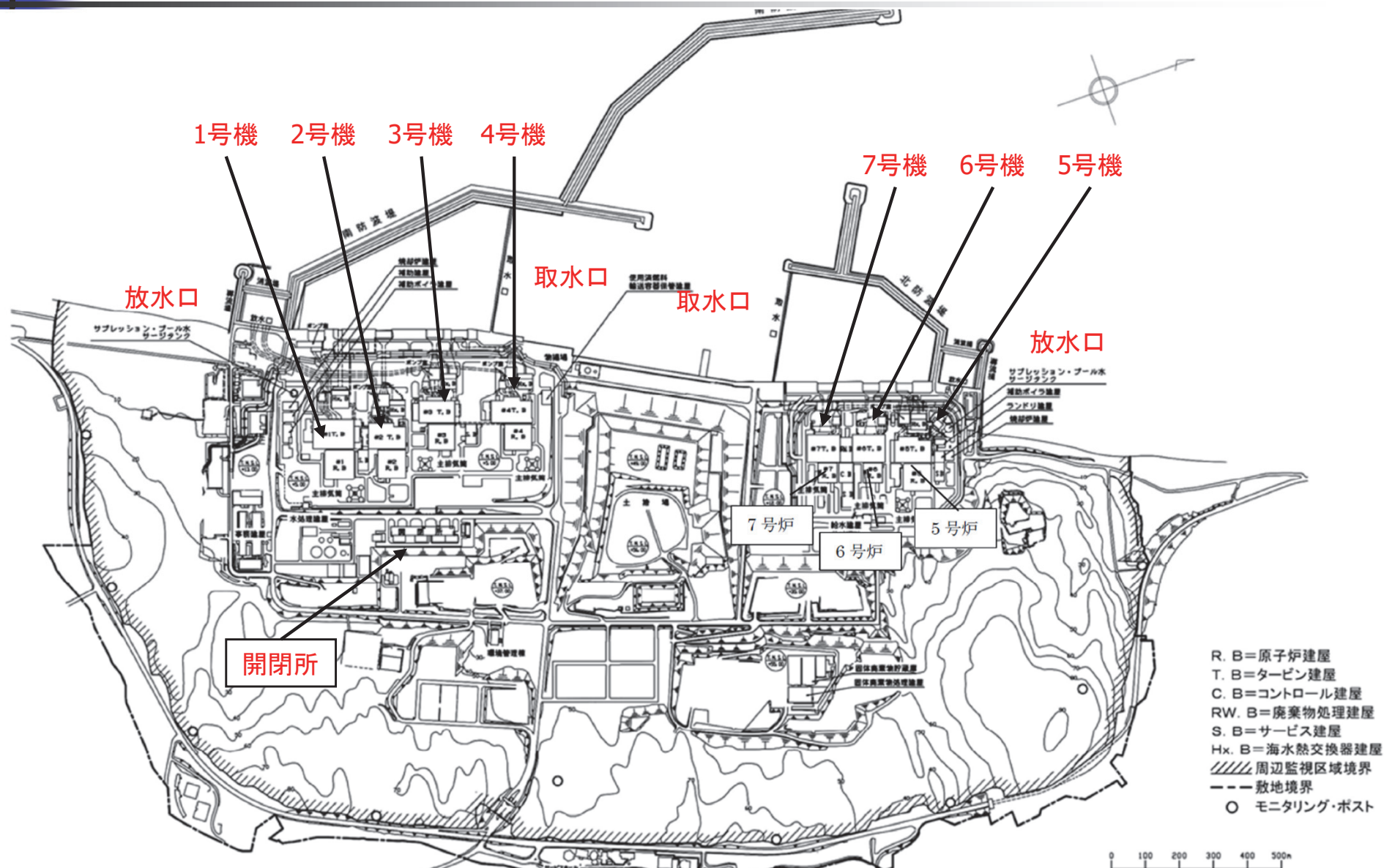
BWRプラント設備の概要

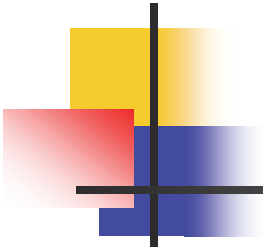
名古屋大学
山本章夫



プラント配置の概要

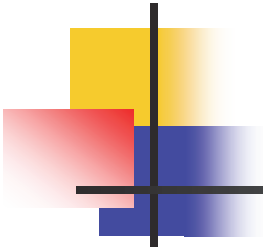
プラント配置の概要





プラント配置の概要

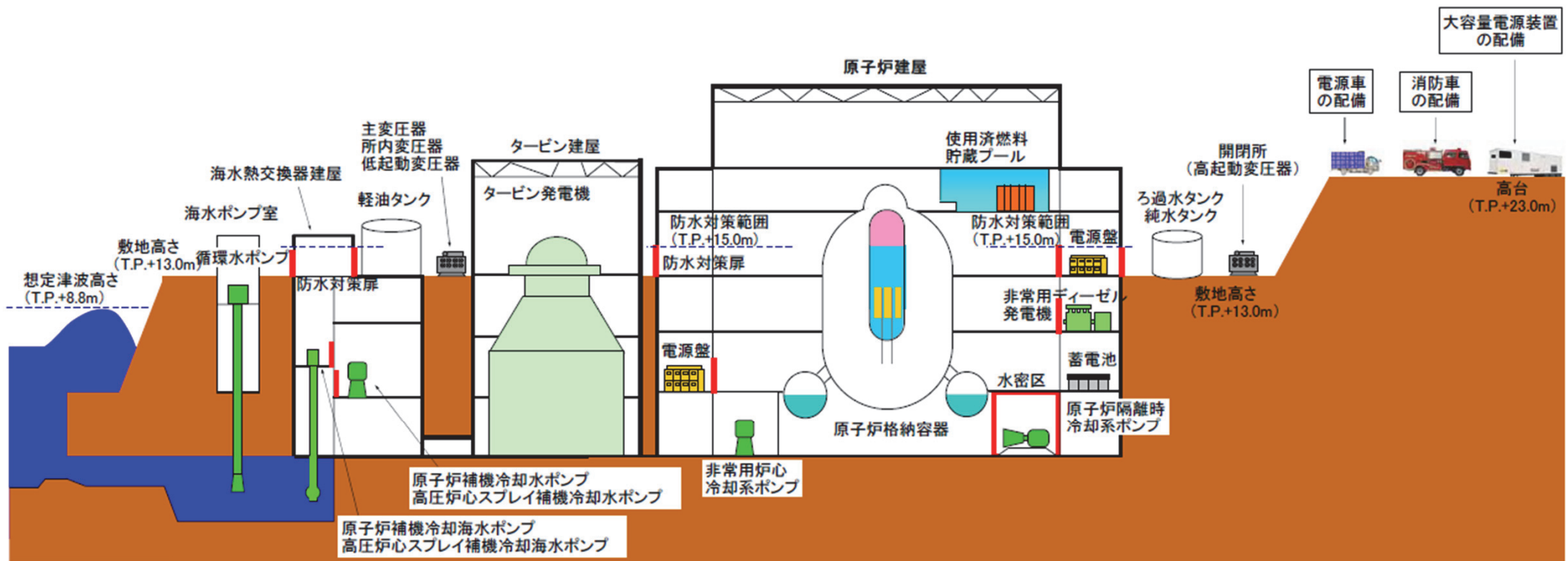
- 原子炉建屋(Reactor Building, R/B)
 - 原子炉
 - 原子炉格納容器
 - 使用済み燃料プール
 - 非常用炉心冷却装置(Emergency core cooling system, ECCS)
 - 非常用ディーゼル発電機
 - 岩盤で建屋を直接支持
- タービン建屋(Turbine Building, T/B)
 - タービン、発電機、復水器
- 制御建屋(Control Building, C/B)
 - 中央制御室など
- 廃棄物処理建屋(Radioactive Waste Building, RW/B)
 - 液体および固体廃棄物処理を行う設備を収納する。
- サービス建屋(Service building, S/B)
 - 原子炉建屋、タービン建屋内の管理区域への出入りのための建屋



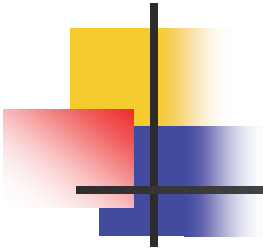
プラント配置の概要

- 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)

プラント配置の概要



3 東通原子力発電所第1号機 断面概要図



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
 - 安全機能区分毎の分離
 - 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



BWRプラントシステムの概要

BWRプラント系統図

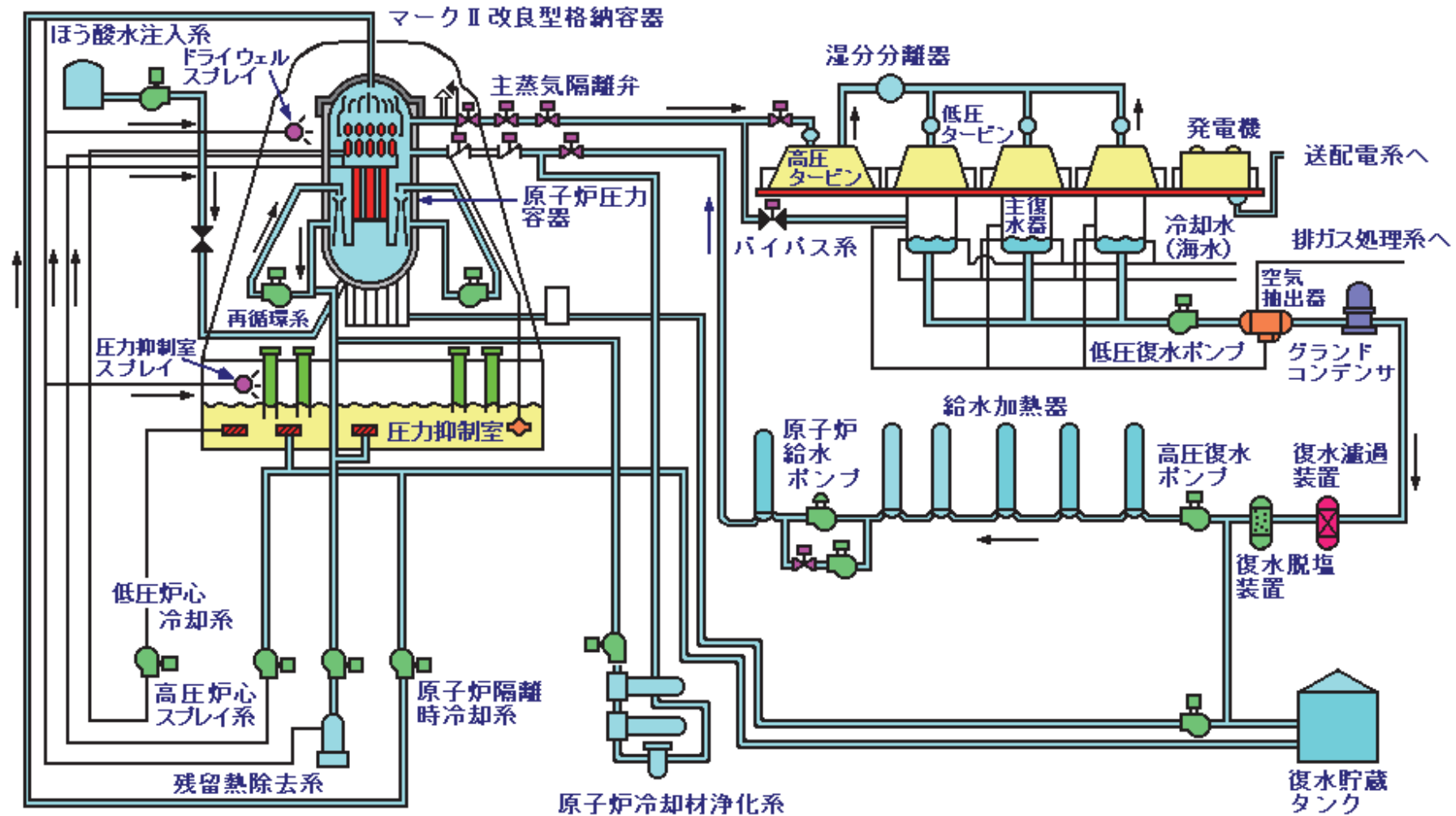
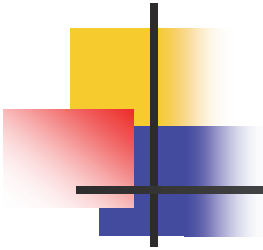


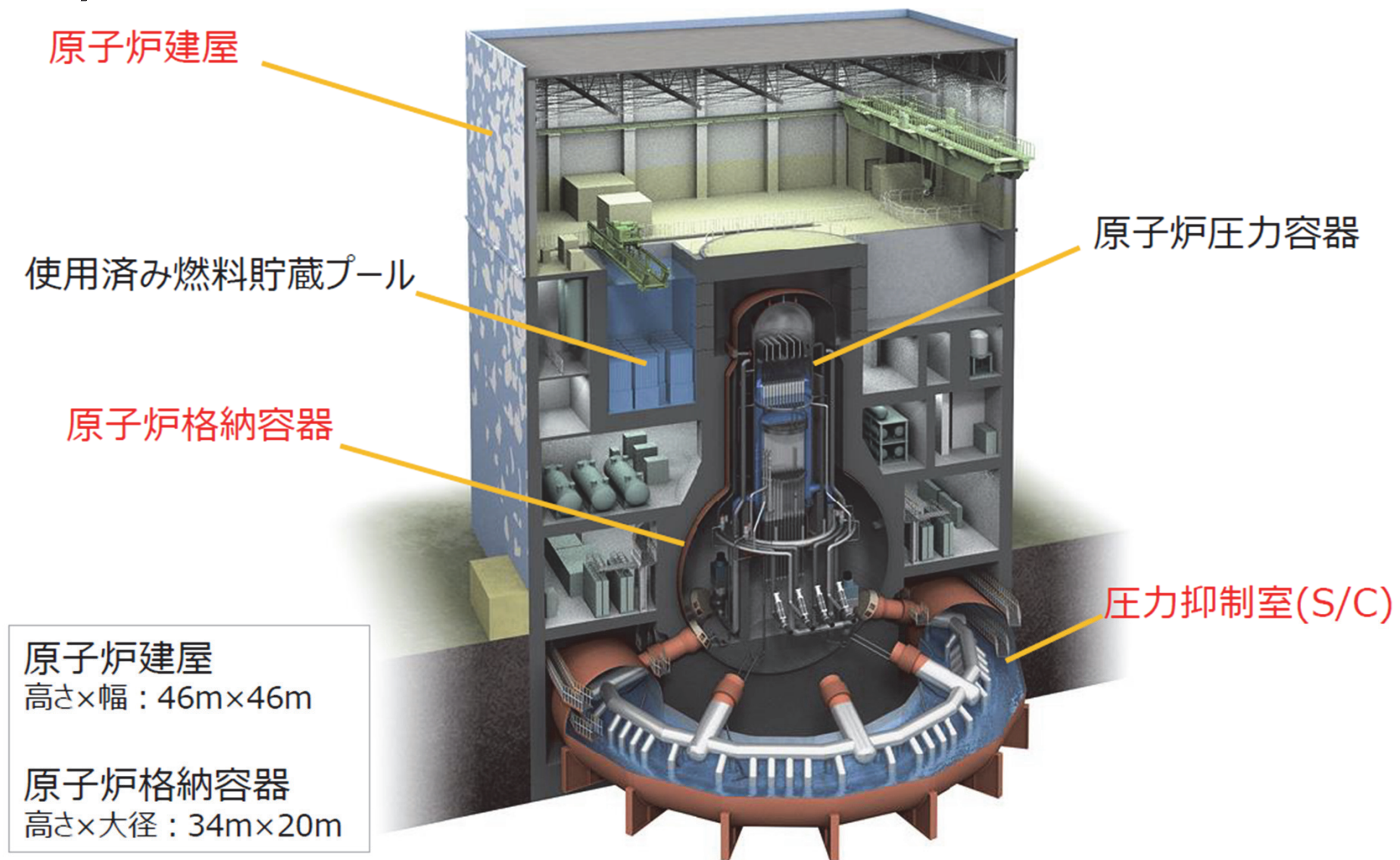
図1 沸騰水型(BWR)原子力発電所主要系統概要



BWRプラントシステムの概要

- 原子炉
 - 圧力容器
 - 炉心
 - 内部構造物
- 一次冷却系
 - 再循環系
 - 主蒸気系
 - 給水系
- タービン設備
- 非常用炉心冷却系
- 原子炉補助系
- 原子炉格納施設
 - 格納容器
 - 原子炉建屋
- 燃料貯蔵設備
- 放射性廃棄物処理設備
- 計装制御設備
- 電気設備

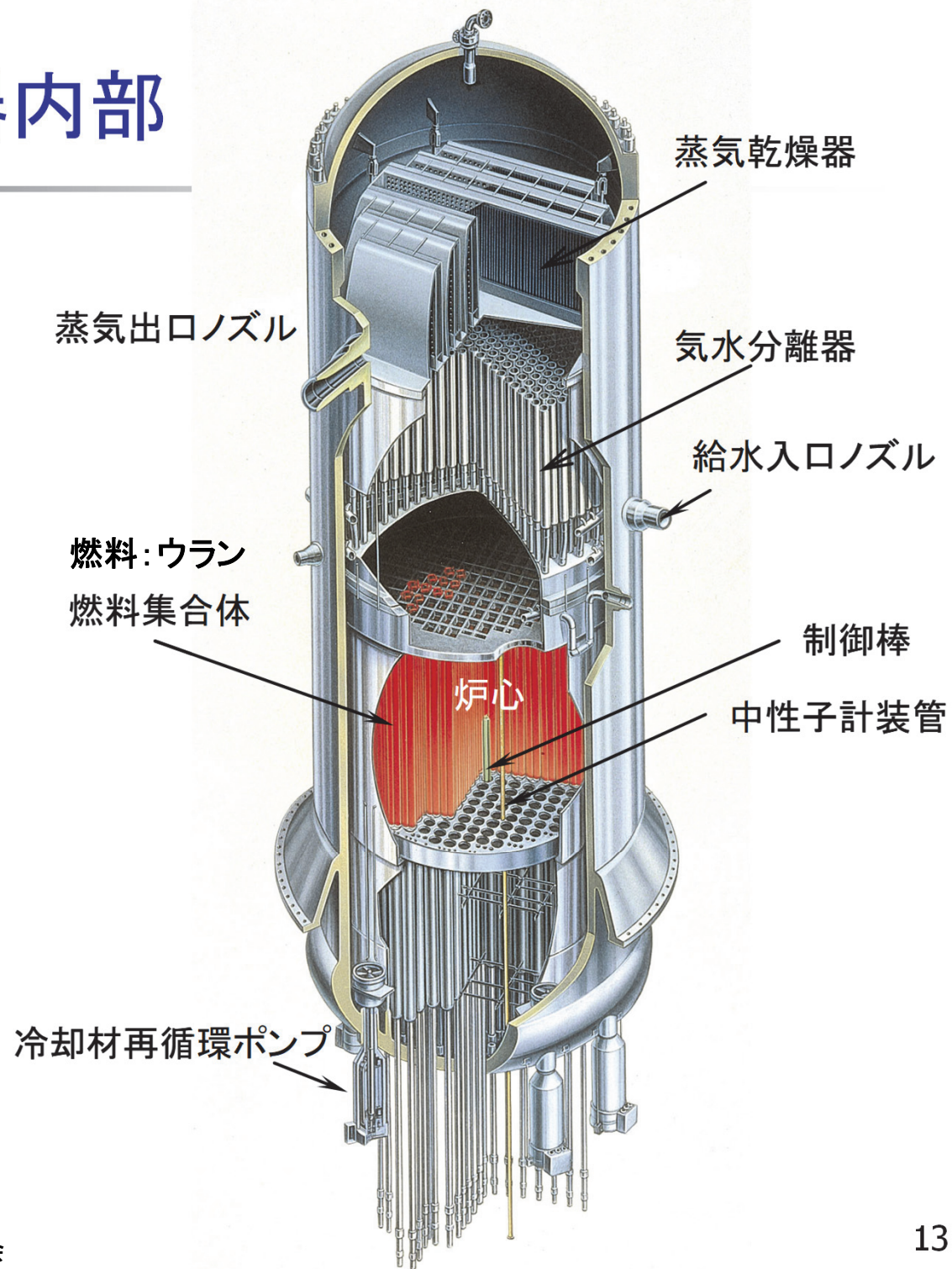
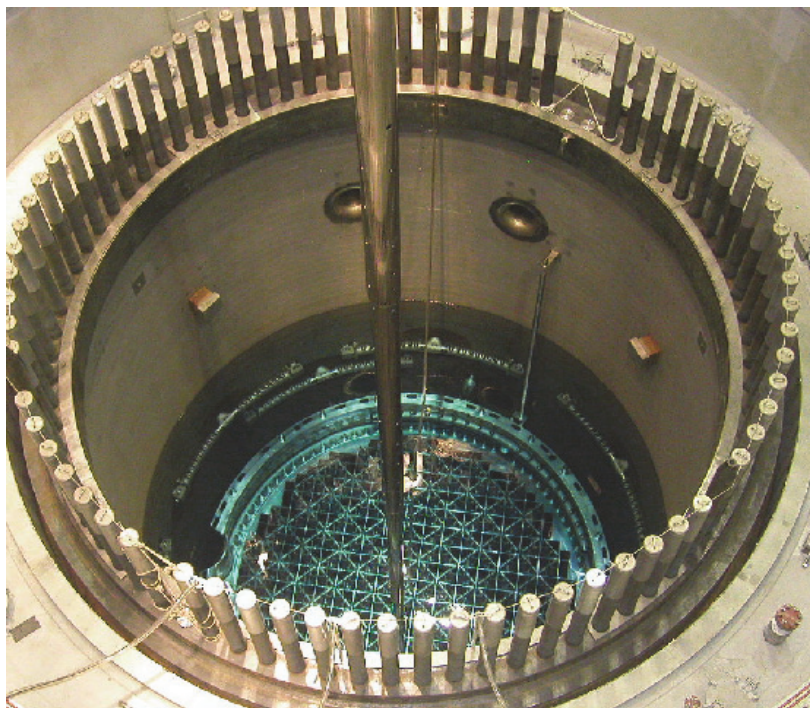
BWR原子炉建屋の構造



BWR格納容器(Mark-I)

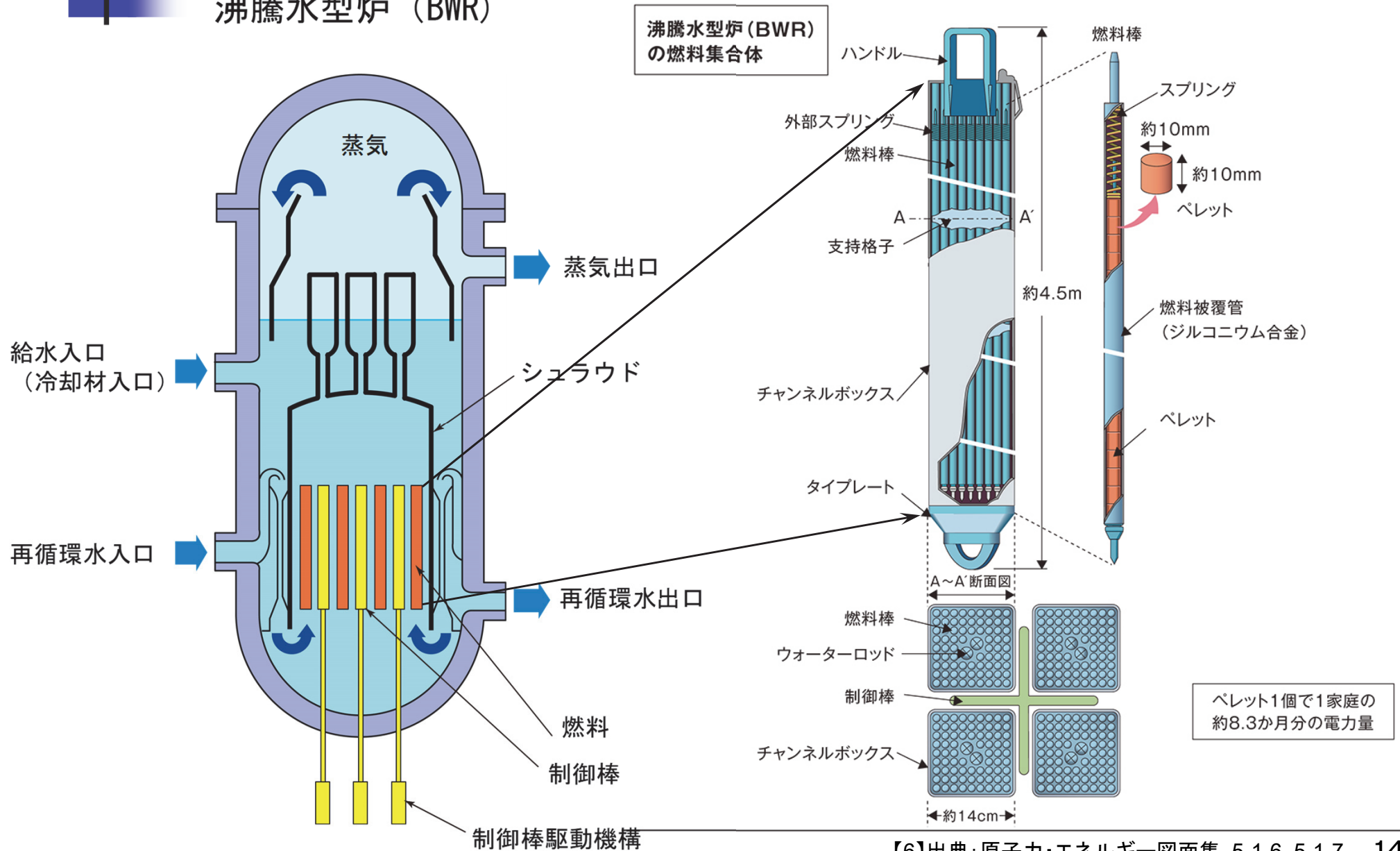


BWRの圧力容器内部



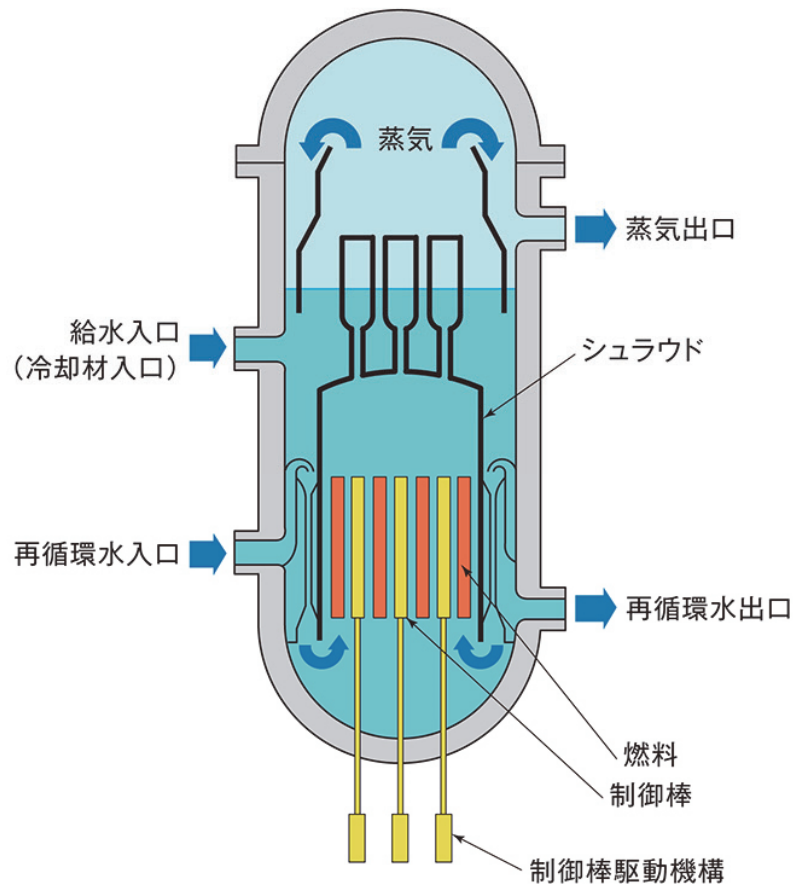
BWRの圧力容器断面

沸騰水型炉 (BWR)

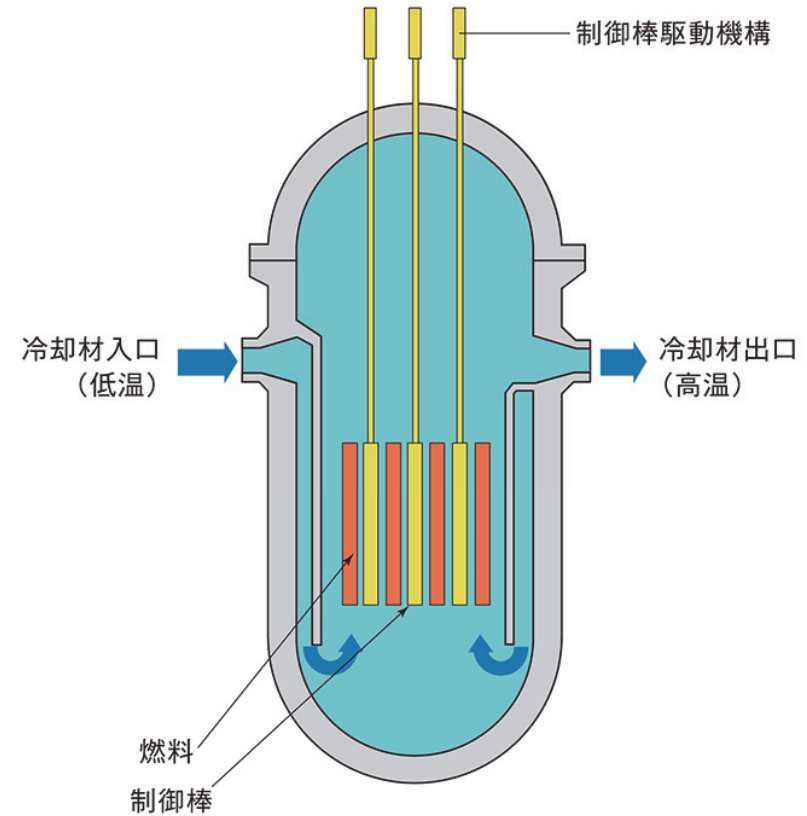


BWRとPWRの圧力容器比較

沸騰水型原子炉 (BWR)



加圧水型原子炉 (PWR)



BWRの発展

BWR Evolution

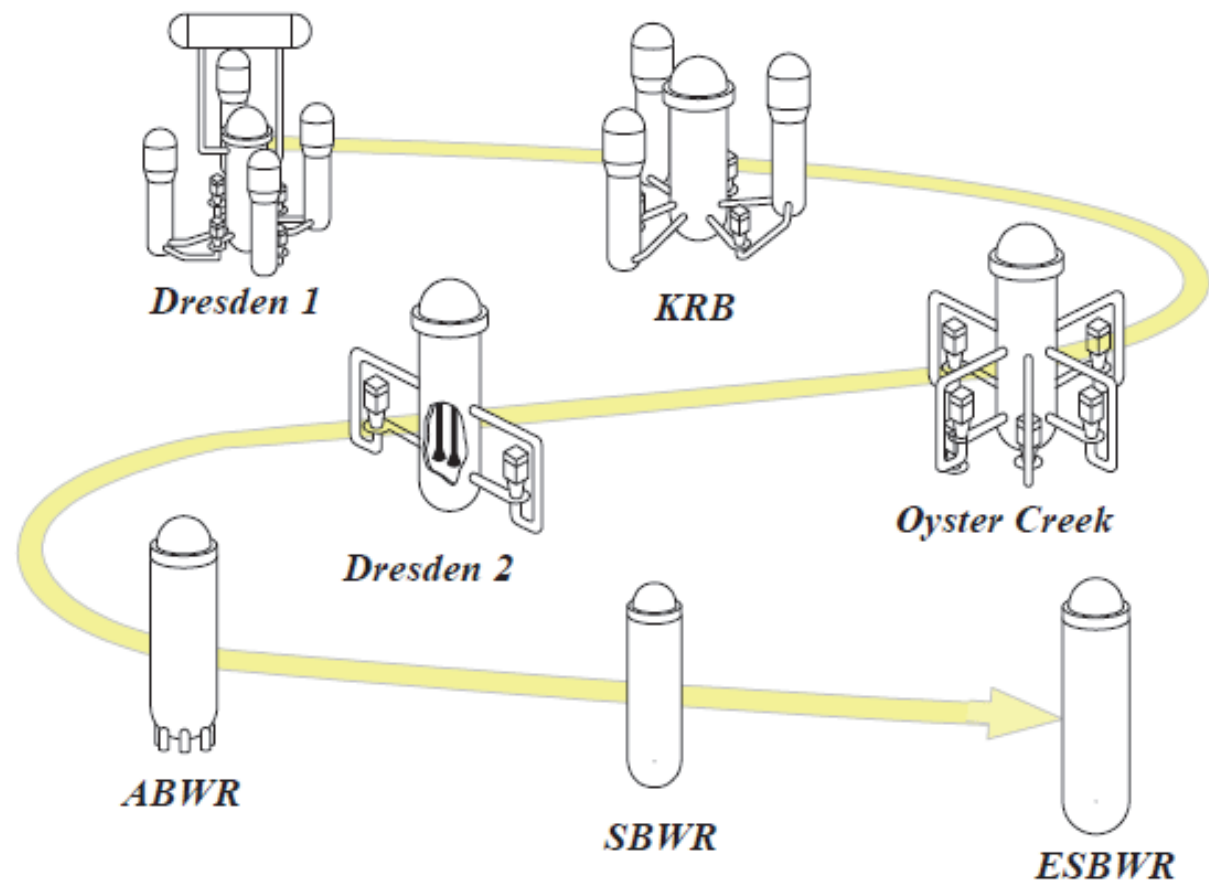
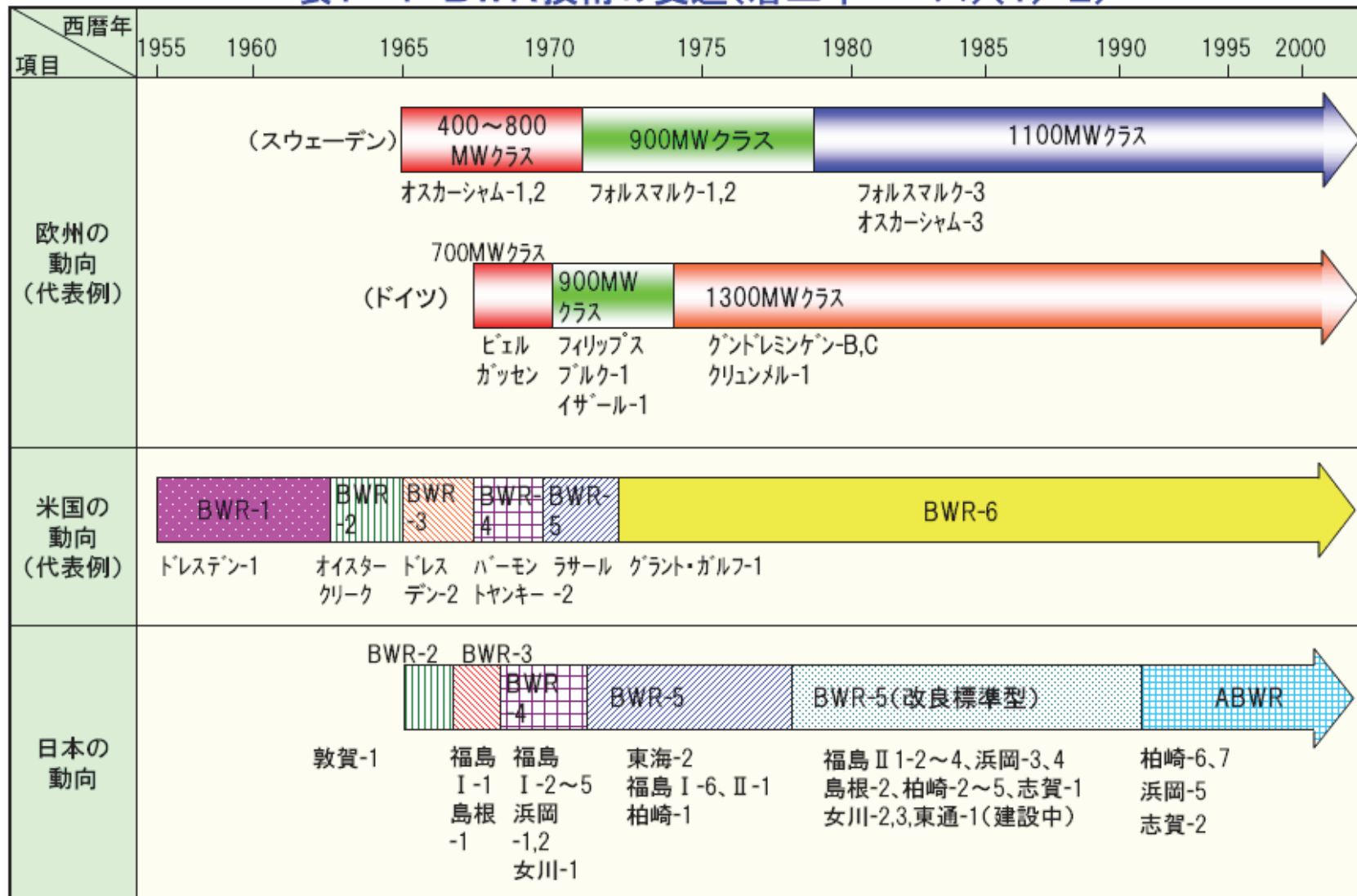


図1 BWRの発展(ドレスデン1～ESBWR)

BWRプラントの変遷

表1-1 BWR技術の変遷(着工年ベース)(1/2)

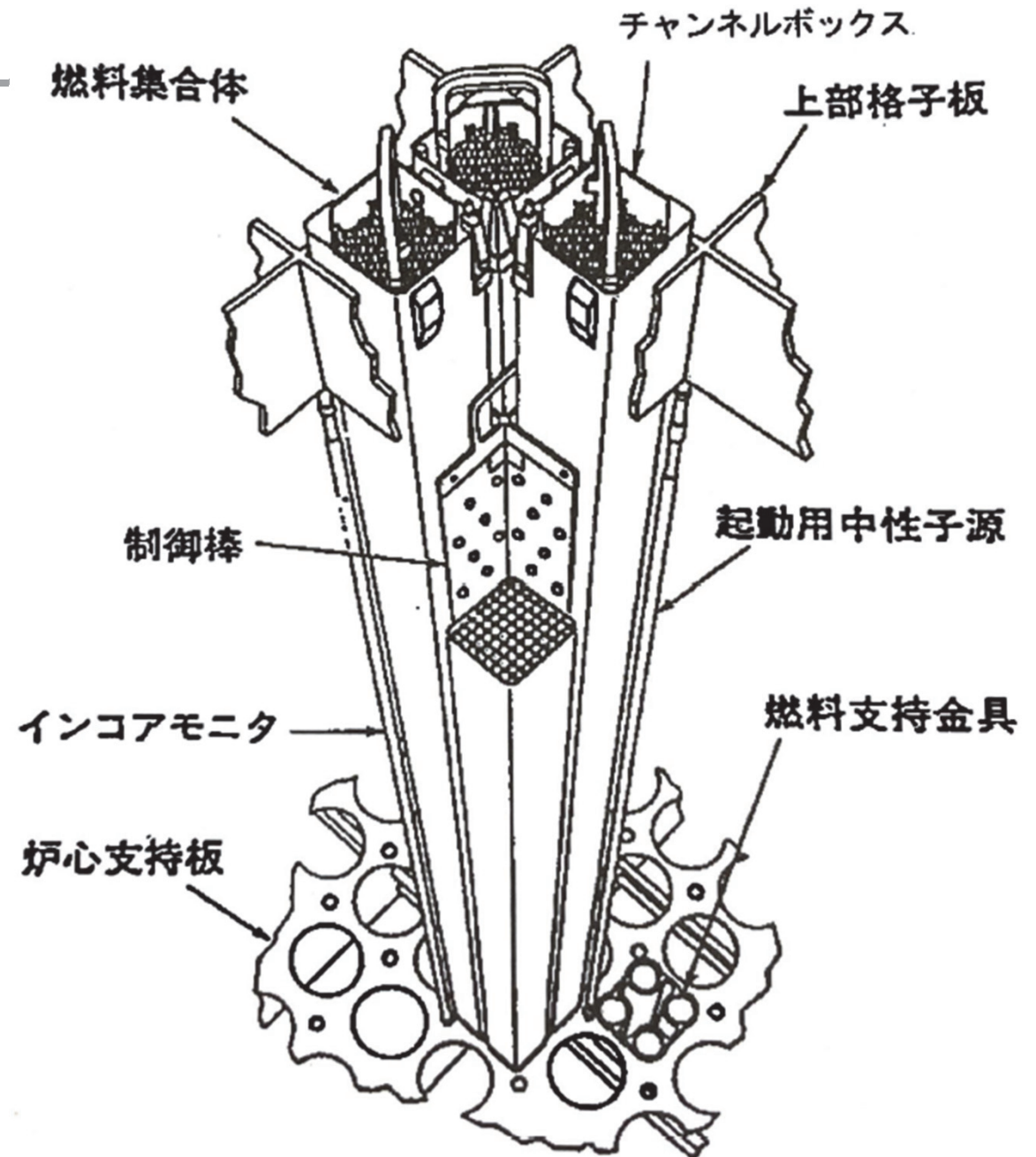


BWR炉心のタイプ

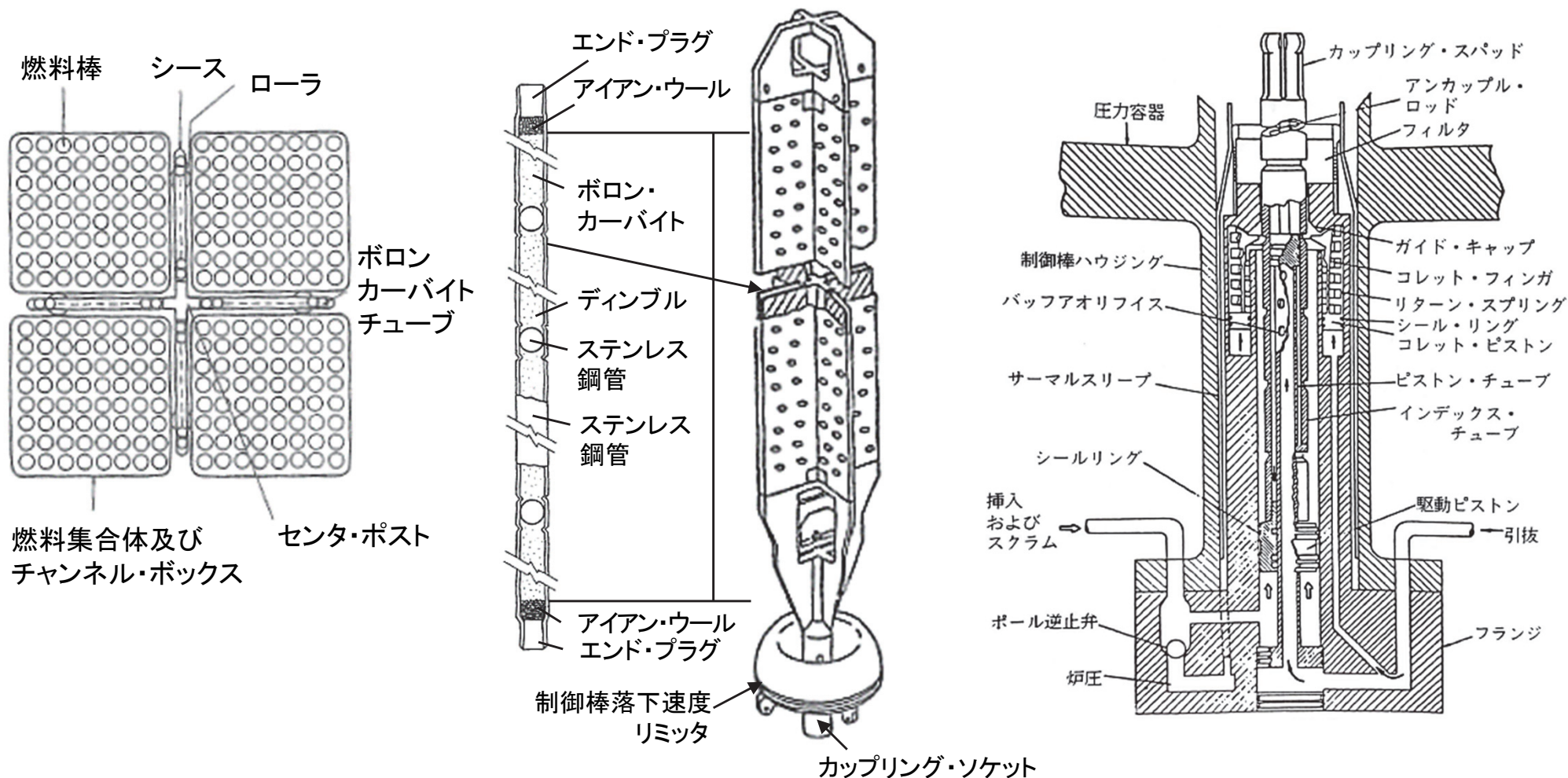
表1 BWR炉心の主要パラメータ

No.	項 目	敦賀1号機 (BWR-2)	福島第一1号機 (BWR-3)	浜岡2号機 (BWR-4)	東海第二 (BWR-5)	柏崎6号機 (ABWR)
(1)	熱出力(MW)	1064	1380	2436	3293	3926
(2)	電気出力(MW)	357	460	840	1100	1356
(3)	炉心等価直径(m)	3.02	3.44	4.07	4.75	5.16
(4)	炉心有効高さ(m)	3.66	3.66	3.71	3.71	3.71
(5)	燃料集合体数(体)	308	400	560	764	872
(6)	制御棒本数(本)	73	97	137	185	205
(7)	出力密度(kW/l) (1)/($\pi \times (3)^2 \times (4)/4$)	約40	約40	約50	約50	約50

BWR炉心 構造図

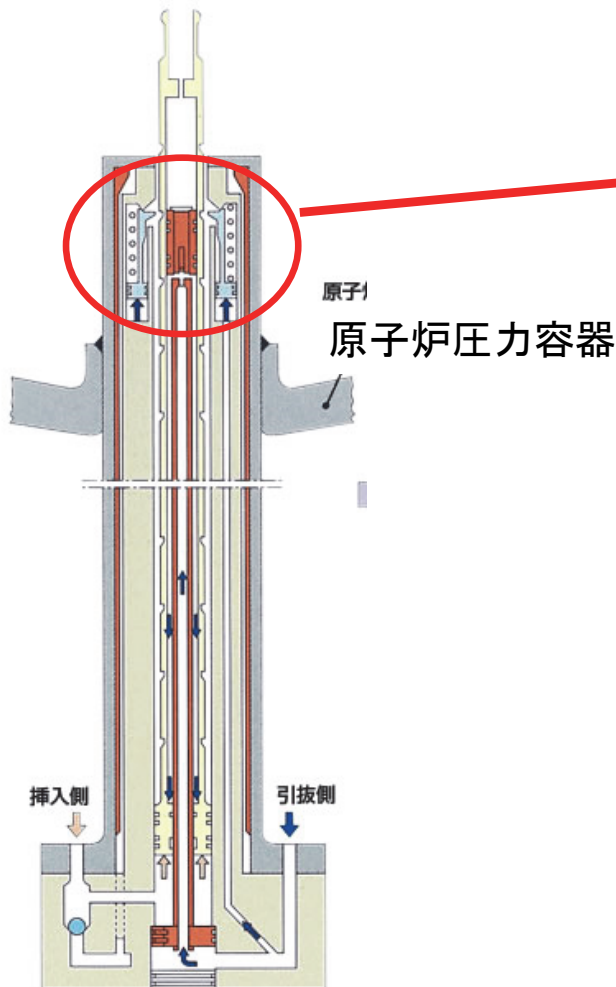


制御棒駆動機構

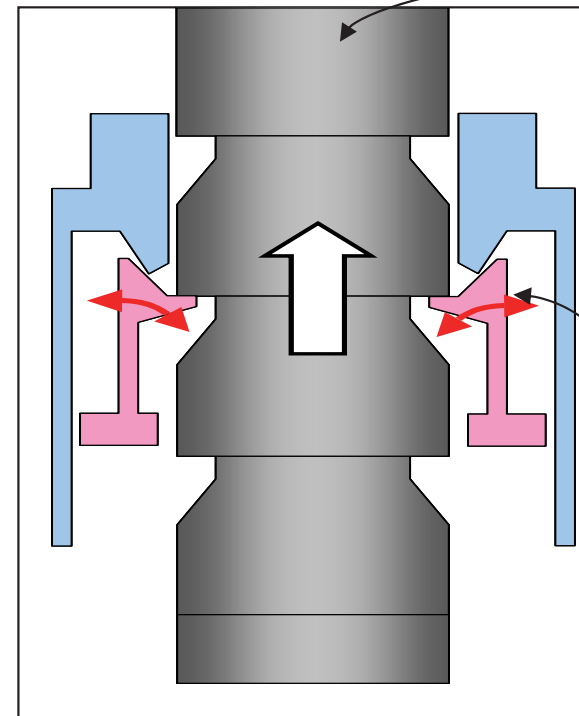


制御棒駆動の概念図

従来型制御棒駆動機構



制御棒の固定概念図



インデックス
チューブ

- ・水圧により上下動
- ・上部は制御棒、下部は駆動ピストンと連結

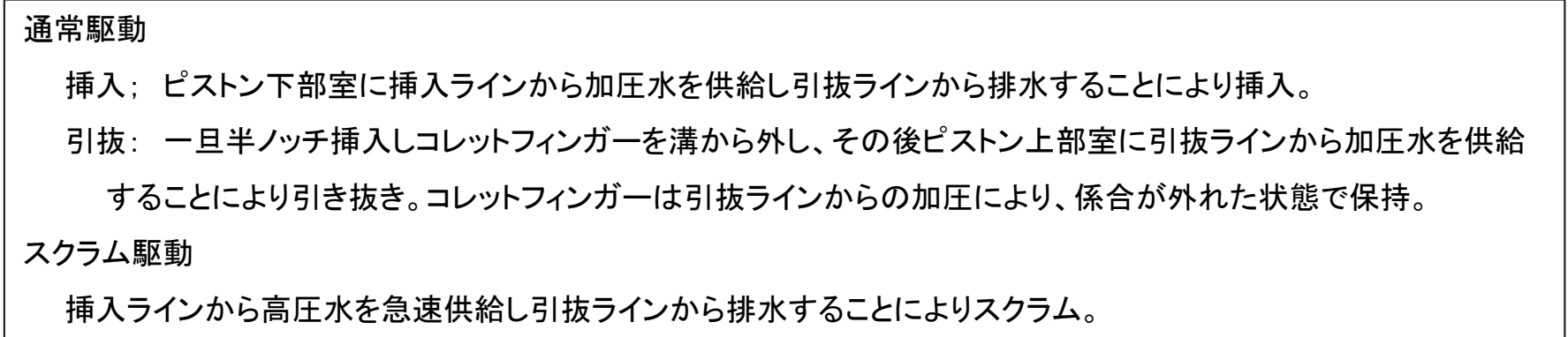
コレット
フィンガー

6個のツメでイン
デックチューブ
を固定 (落下防止)

制御棒の通常の引き抜き

- ①インデックチューブを挿入側に動作させる
- ②コレットフィンガを水圧で外側に押し広げる
- ③引き抜き側に水圧を加える

ことで可能となる

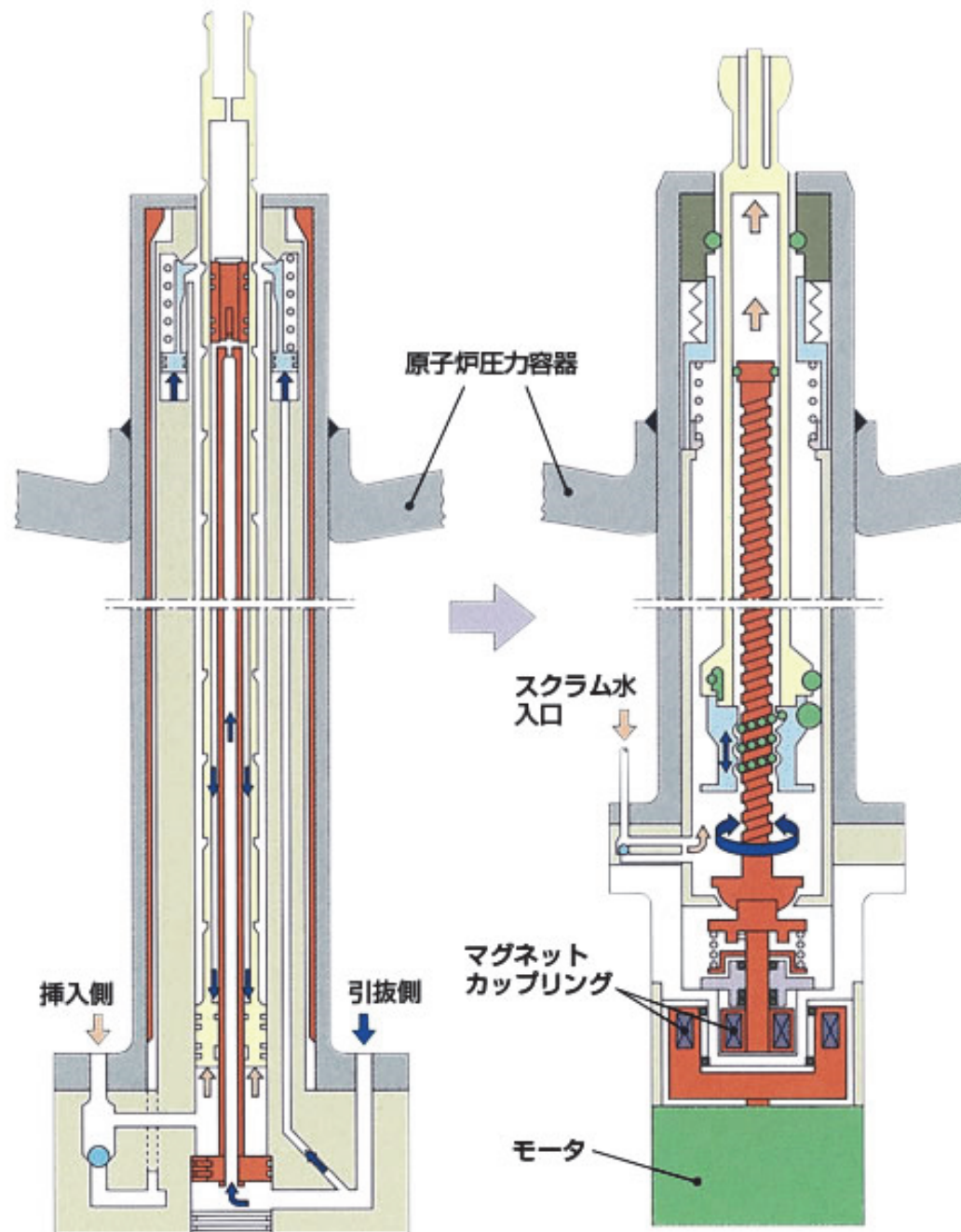


制御棒駆動機構

BWR(従来型)とABWR(改良型)
制御棒駆動機構の比較

従来型制御棒駆動機構

改良型制御棒駆動機構
(FMCRD)



BWRスクラム 信号

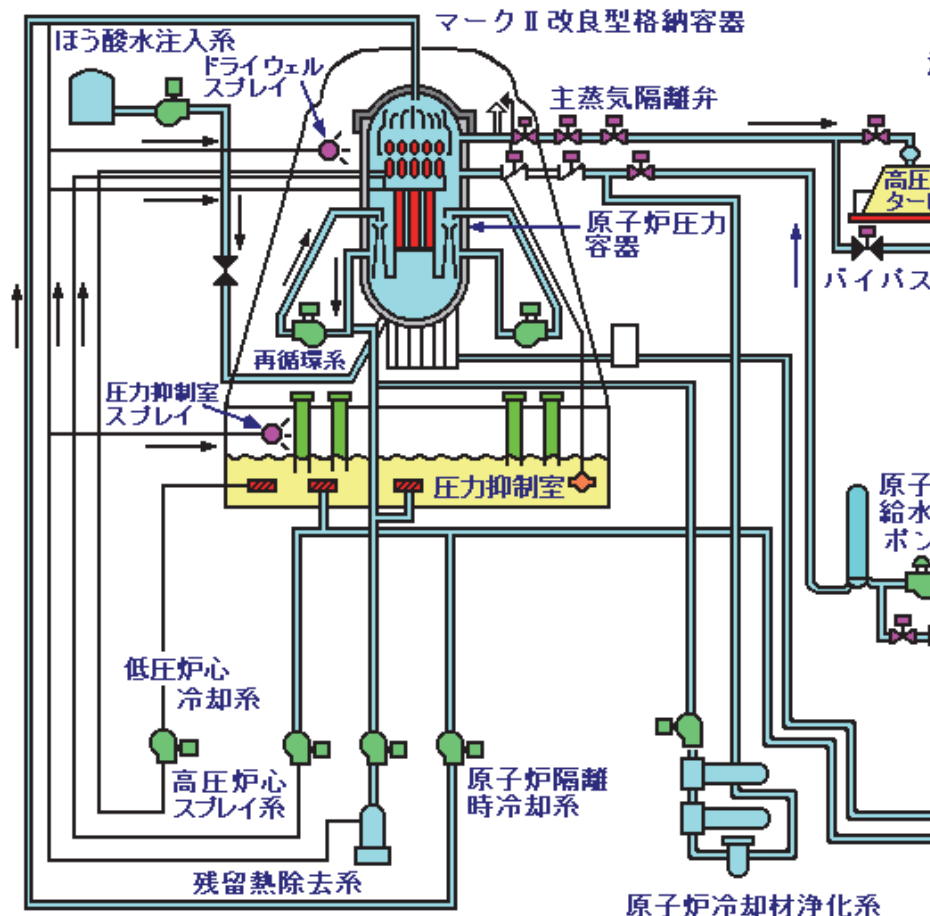


図1 沸騰水型(BWR)原子力

【13】出典:資源エネルギー庁原子力発電課(1999年10月),
原子力発電所便覧1999年版, p. 299, エネルギーフォーラム

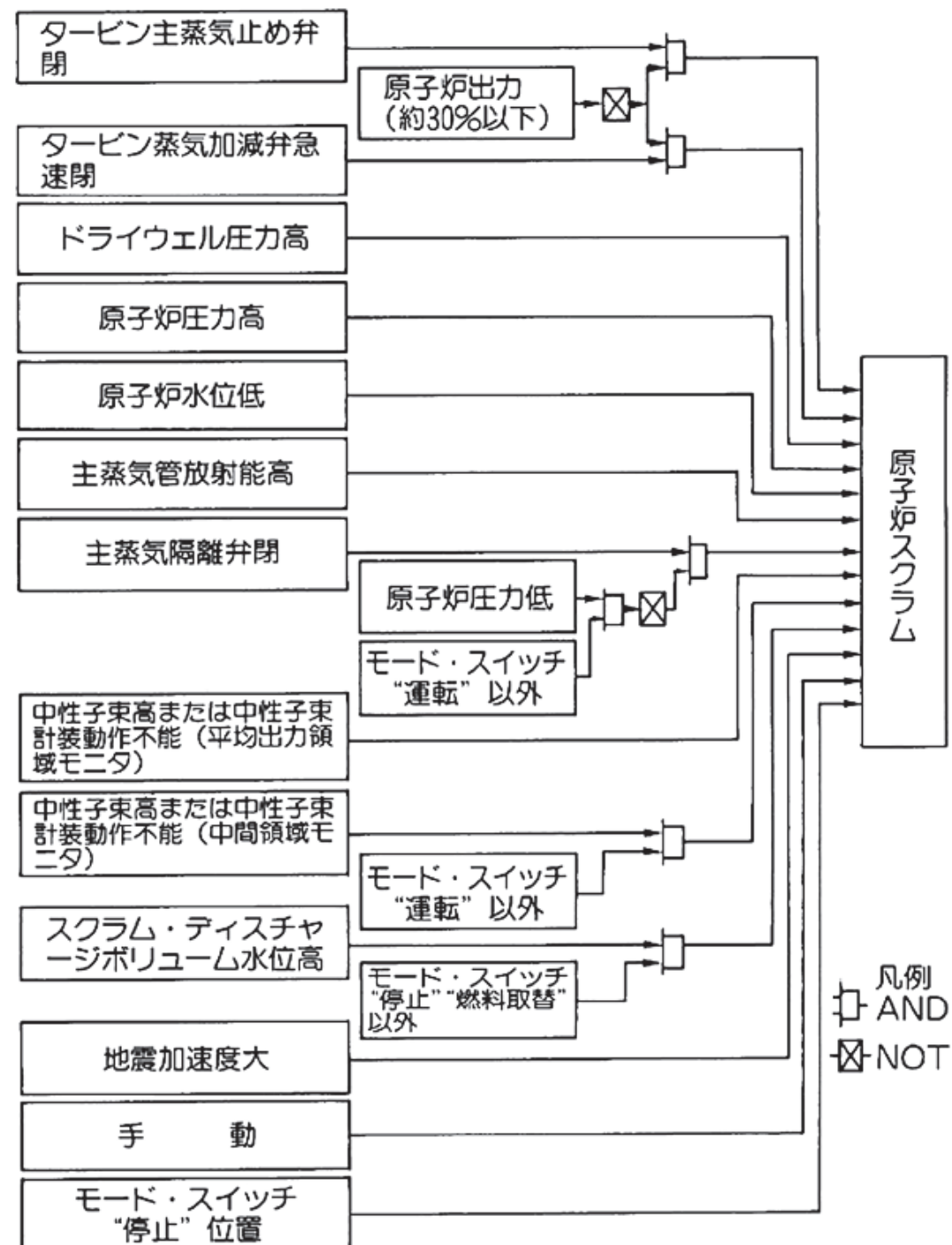
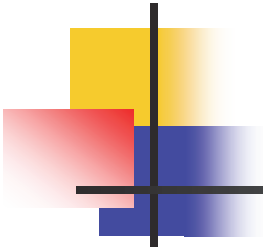


図1 BWRの原子炉スクラム信号

【14】出典:東京電力ホールディングス株式会社



一次冷却系

- 構成

- 原子炉圧力容器、主蒸気配管、復水器、復水ポンプ、給水ポンプ

- 機能

- 炉心冷却およびタービンへの熱伝達
- 反応度制御
 - 再循環流量の制御により、炉心平均のボイド率を変化
 - 再循環流量小→炉心平均ボイド率大→炉心反応度小
 - 再循環流量大→炉心平均ボイド率小→炉心反応度大
- 放射性物質閉じ込め障壁

冷却系

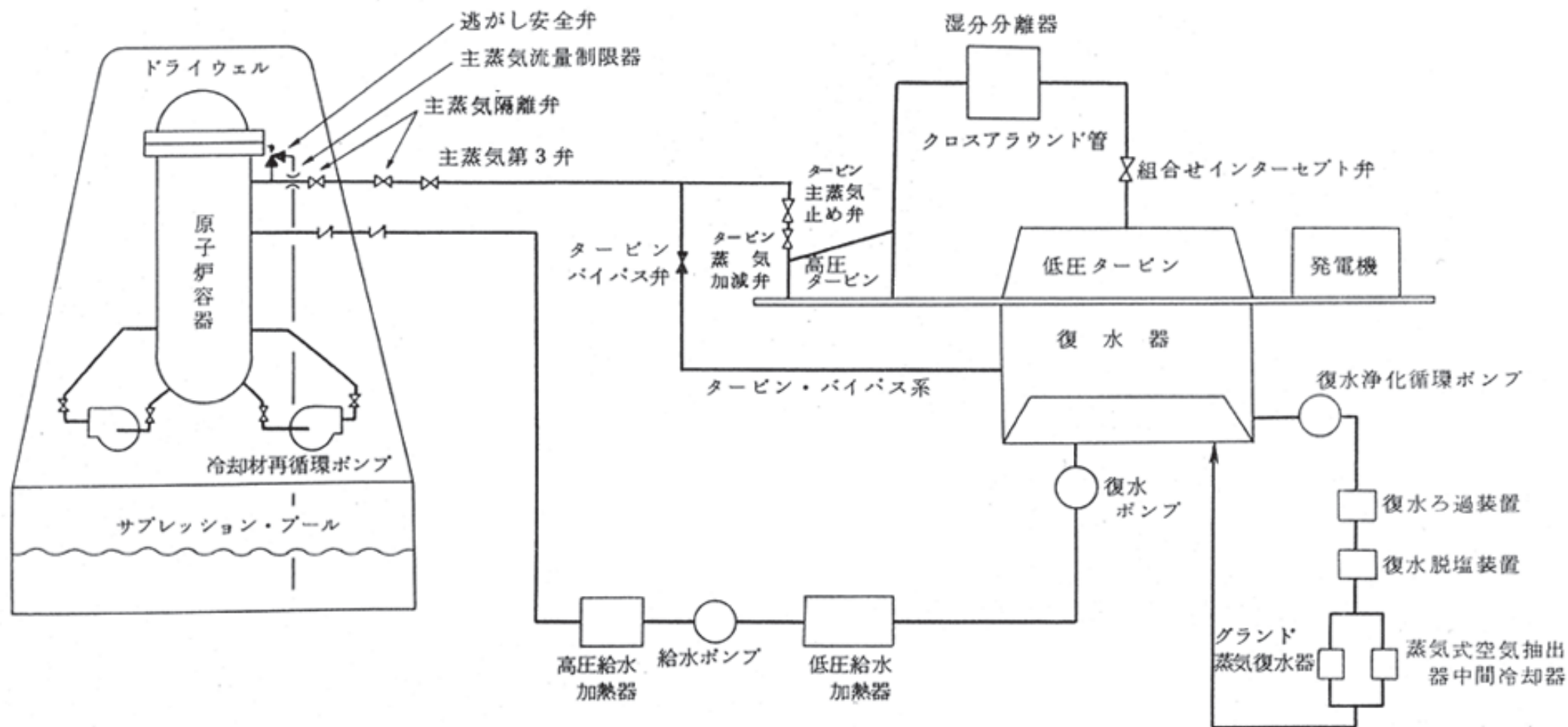


図3 BWR原子炉冷却系統概要図

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	—

再循環系統

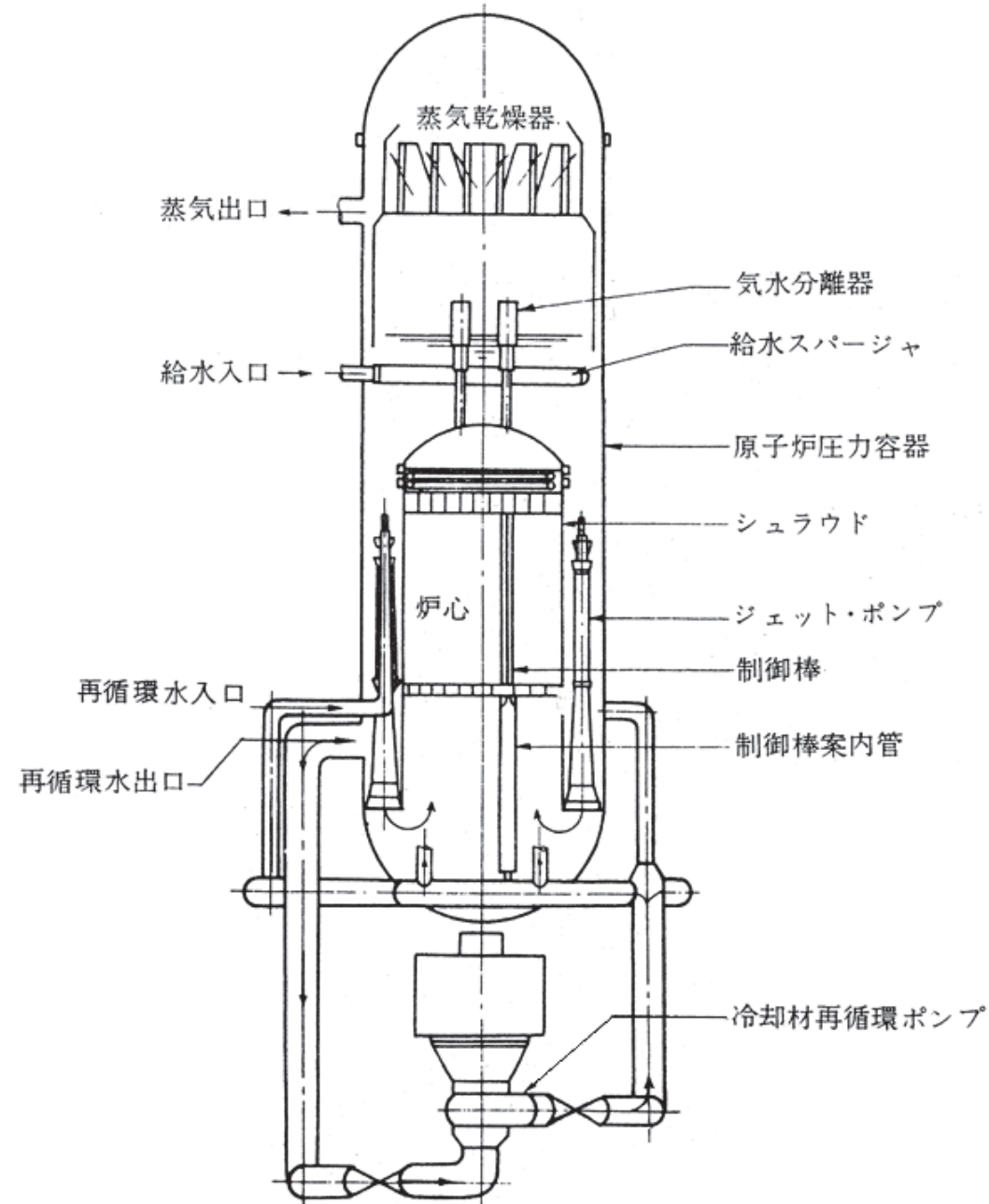
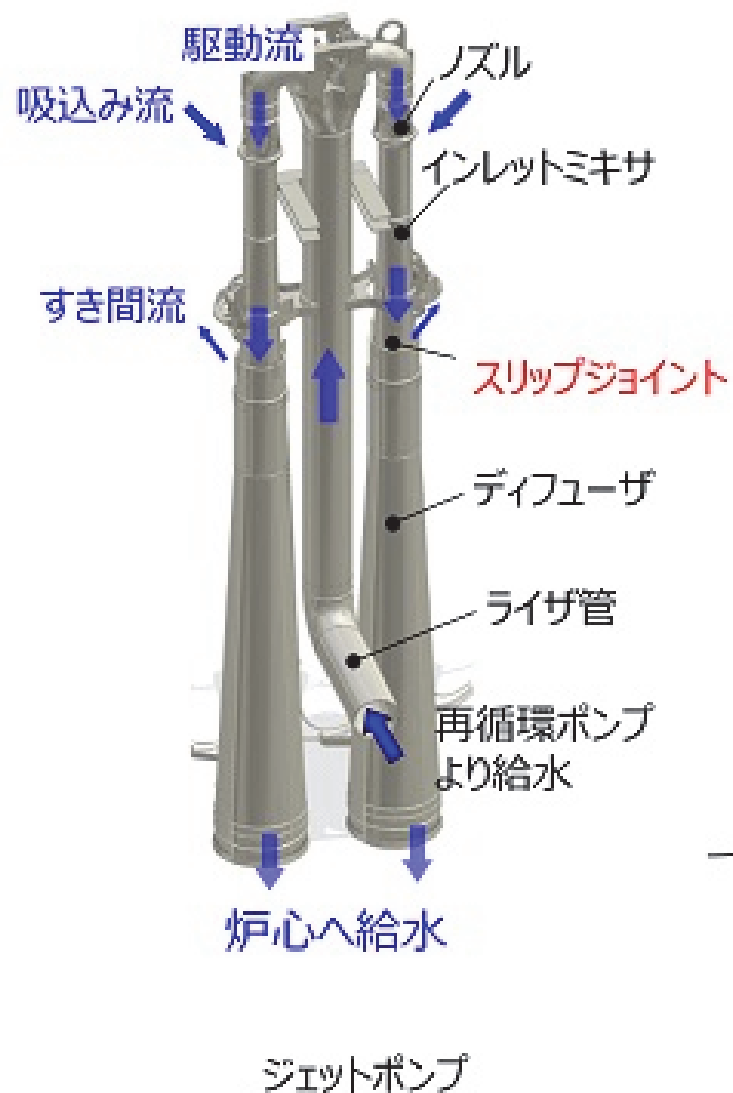
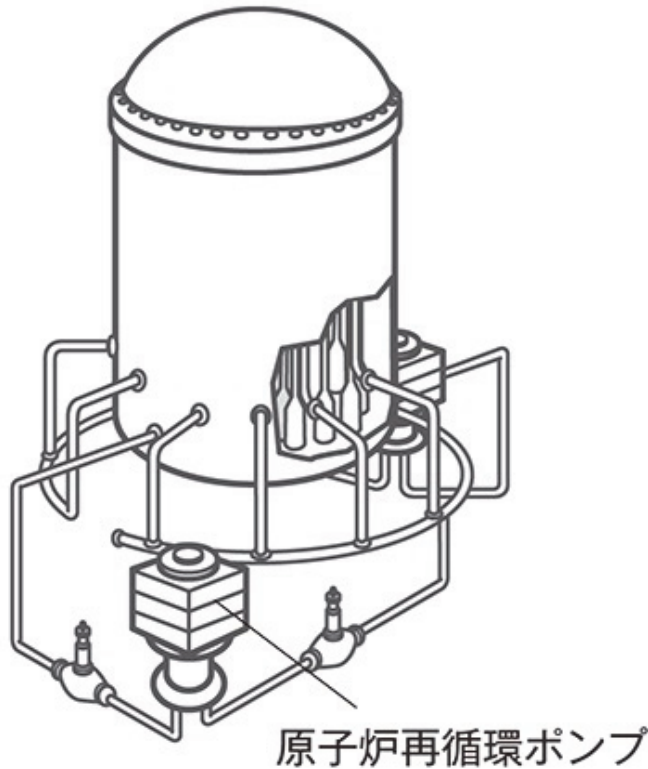
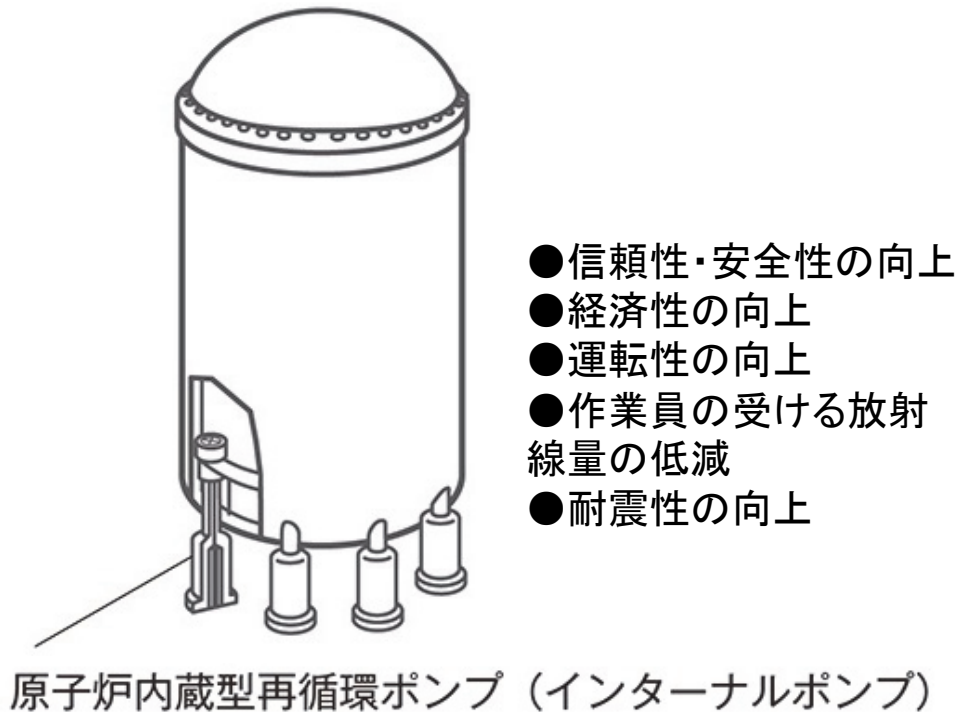


図6 BWR再循環系統概要図

ABWR: インターナルポンプの採用



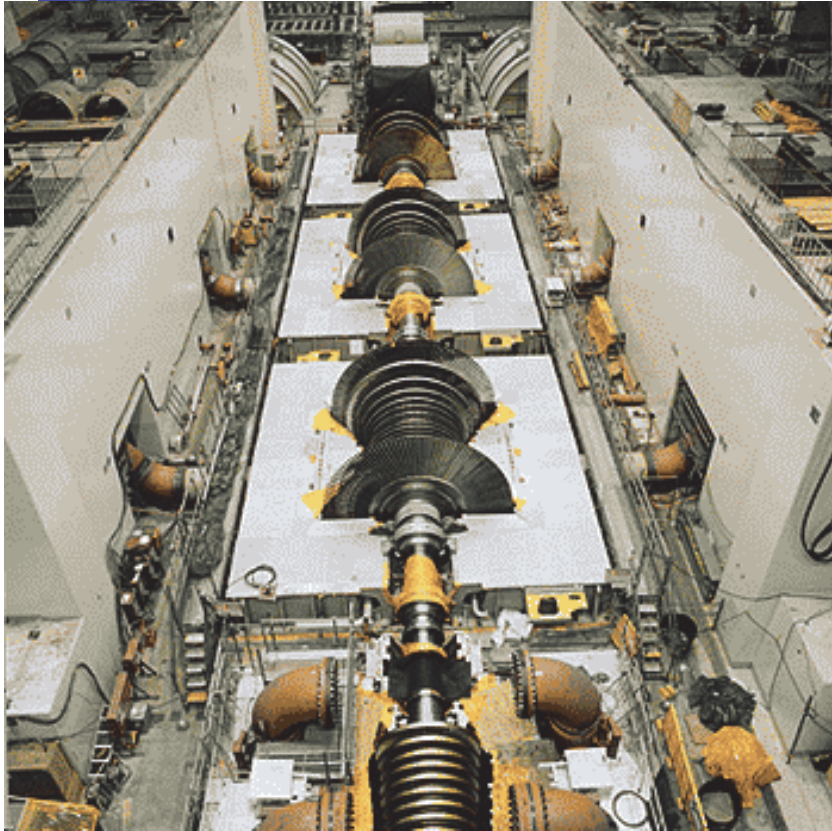
従来型BWR



改良型BWR



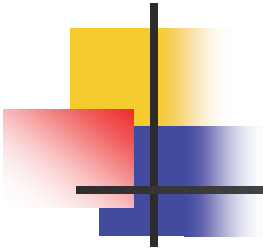
タービン設備



【19】出典:株式会社 日立製作所



【20】出典:東北電力株式会社



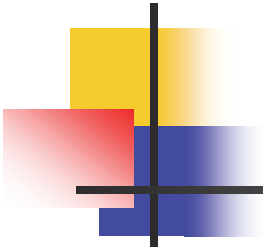
タービン設備

■ 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炉心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。
 - ちなみに、タービンを使用している発電所については、同じ考慮が必要。

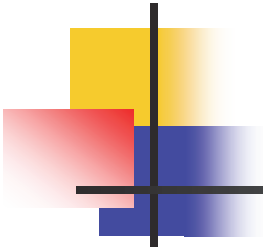


その他の主蒸気系統設備

- 主蒸気安全弁
 - 冷却系の加圧防止
- 主蒸気逃がし弁
 - 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管の隔離
 - 格納容器の隔離
- 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原子炉の過渡応答を緩和する



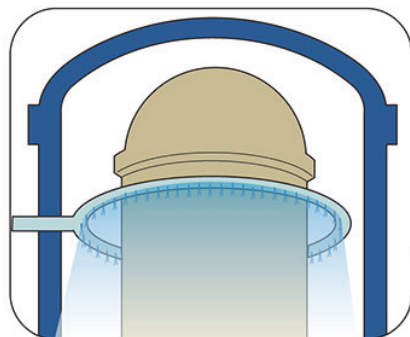
工学的安全施設の概要



原子炉を冷却するための設備

- 通常のプラント停止時に使用
 - 原子炉残留熱除去設備
- 異常時に使用
 - 非常用炉心冷却設備
 - 原子炉減圧設備
 - 代替注水系
- その他
 - 原子炉格納容器冷却系、使用済燃料プール冷却系、補機冷却系

非常用炉心冷却系など

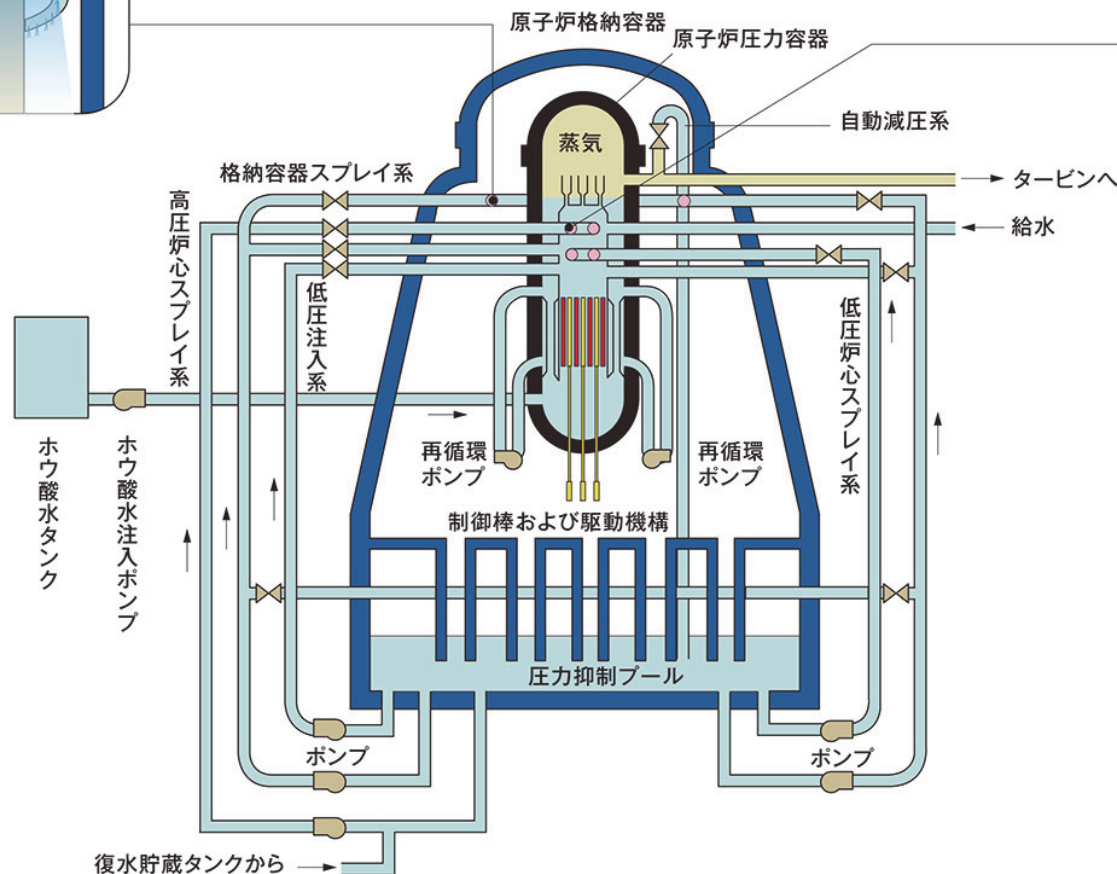
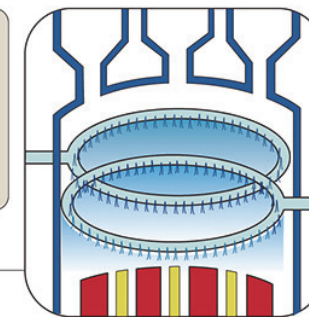


格納容器スプレイ装置

格納容器の内壁に取り付けたドーナツ型の水管からも、水がシャワーのように流れて格納容器の内部を冷却。これが格納容器スプレイである。

非常用炉心冷却装置

ドーナツ型の穴のあいた水管があって炉心の水が減ると、自動的にスプレイのように放水され燃料を冷却。これが炉心スプレイ系の冷却装置である。



高圧系の注水設備

高圧系とは、定格運転時の原子炉圧力(約7MPa)以上の高圧でも炉内に注水ができる系統であり、以下の2つに大別される。

【高圧注水系(HPCI)】

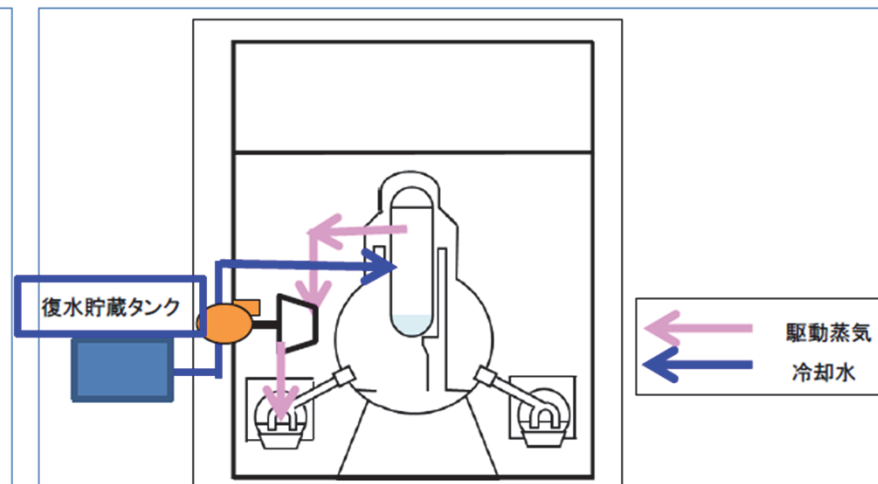
- 原子炉水位を適切に維持し、燃料の過熱を防止する。
- 主に中小規模のLOCAの場合に、原子炉水の確保を図り、一定期間原子炉の崩壊熱を除去する。

(設備概要:福島第一号機の例) 1系統/1台、駆動源:主蒸気(計装電源:蓄電池)、
運転範囲:原子炉圧力78~9.8kg/cm²、水源(復水貯蔵タンク(CST)と圧力抑制室(S/P))

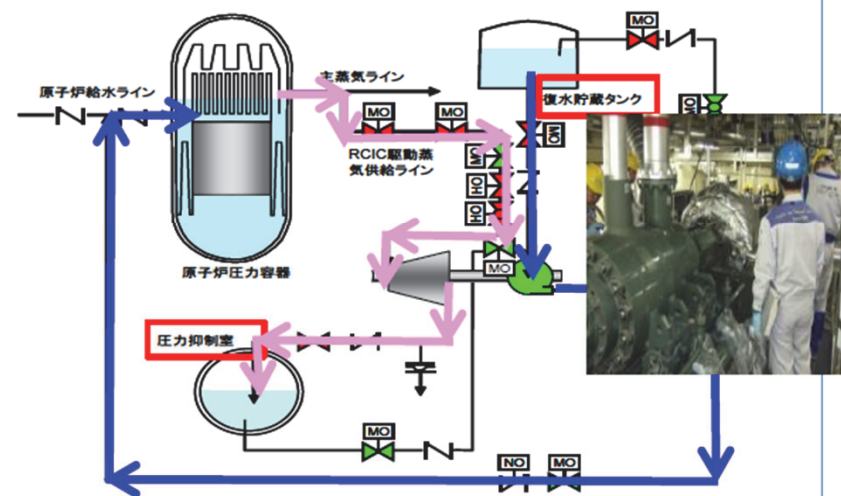
【原子炉隔離時冷却系(RCIC);福島第一号、敦賀1号以外)】

- 原子炉水位を適切に維持し、燃料の過熱を防止する。
- 何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、炉水の確保を図り、一定期間原子炉の崩壊熱を除去する。

(設備概要:福島第二1号機の例) 1系統/1台、駆動源:主蒸気(計装電源:蓄電池)、
運転範囲(1.04~7.86MPa)、水源(復水貯蔵タンク(CST)と圧力抑制室(S/P))



高圧注水系の概略系統図



原子炉隔離時冷却系の概略系統図

(JNES資料に加筆)

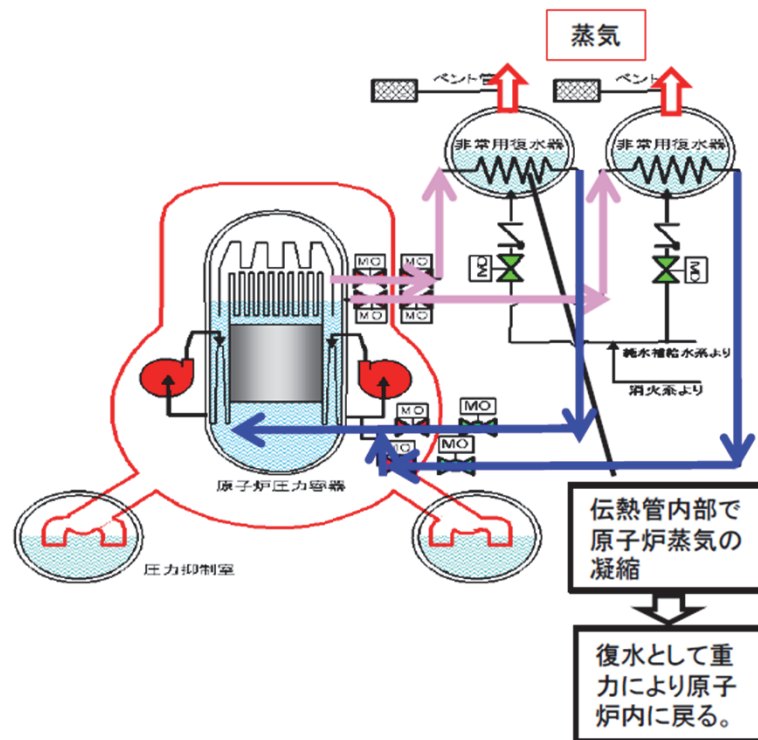
高圧系の注水設備

国内における建設初期のプラント(福島第一原子力発電所1号機と敦賀発電所1号機)には、非常用復水器(IC)が設置されている。

【非常用復水器(IC)】

○原子炉の圧力が上昇した場合に、原子炉の蒸気を抽出し、IC内のコイルで胴側の保有水へ熱を伝達して蒸気を凝縮させ、凝縮した水を原子炉に戻すことで一定期間、原子炉の崩壊熱を除去する。

(設備概要: 福島第一1号機の例)
横型置U字管型、2系統、保有水量: 約100トン/基、
全長約12m、内径3m、材料(胴部: 炭素鋼、伝熱管部: ステンレス鋼)



非常用復水器の概略系統構成図

(JNES資料に加筆)

低圧系の注水設備

低圧系とは、高圧系により、原子炉が減圧された後に注水流量を確保するための系統である。

【炉心スプレイ系(CS)】

○原子炉の圧力が急激に減少する大破断LOCA時等には、復水貯蔵タンク水又は圧力抑制プール水を炉心上部に取り付けられたノズルから燃料集合体上にスプレーすることによって炉心を冷却する。

(設備概要:福島第一号機の例)

2系統/4台、駆動源(所内交流電源、非常時(DG供給交流電源、制御電源は蓄電池)、注入開始可能圧力約1.96MPa、水源は圧力抑制室(S/P)

【残留熱除去系(RHR)】

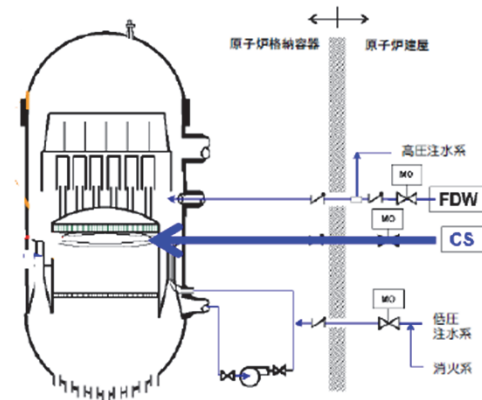
○原子炉停止後の崩壊熱を除去する停止時冷却及び原子炉隔離時(復水・給水停止状態)の崩壊熱と残留熱の除去並びにLOCA時の炉心冷却(低圧炉心注水系の一部として機能)などを行う。

(設備概要:福島第二号機の例)

2系統/2台、駆動源(所内交流電源、非常時(DG供給交流電源、制御電源:蓄電池)、水源は圧力抑制室(S/P)

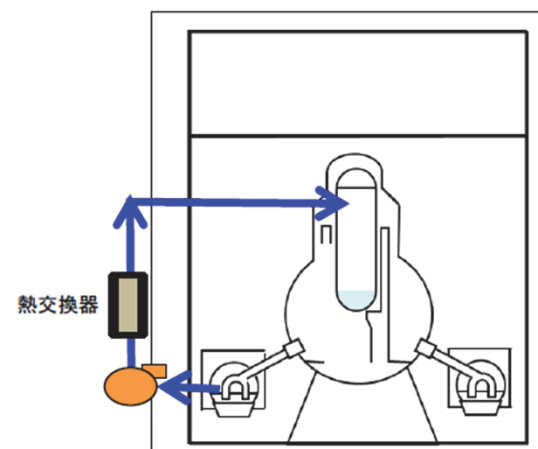
【蓄圧注水系(PWR)】

○加圧水型軽水炉(PWR)においては、冷却材が喪失して、原子炉圧力が約40気圧以下となった時、蓄圧タンク内のほう酸水が自動的に一次冷却管を経て炉心に注入し、冷却水量を保持する。



炉心スプレイ系の概略系統図

(東京電力公表資料より)



残留熱除去系(低圧注水モード)の概略系統図

原子炉減圧設備

高圧系の注水設備が使用できない場合に、燃料被覆管の温度上昇を基準値以下(1200℃以下)に押さえるために、低圧系での注水が短時間で可能となるように主蒸気逃がし安全弁(SRV)を開く設備(ADS)である。

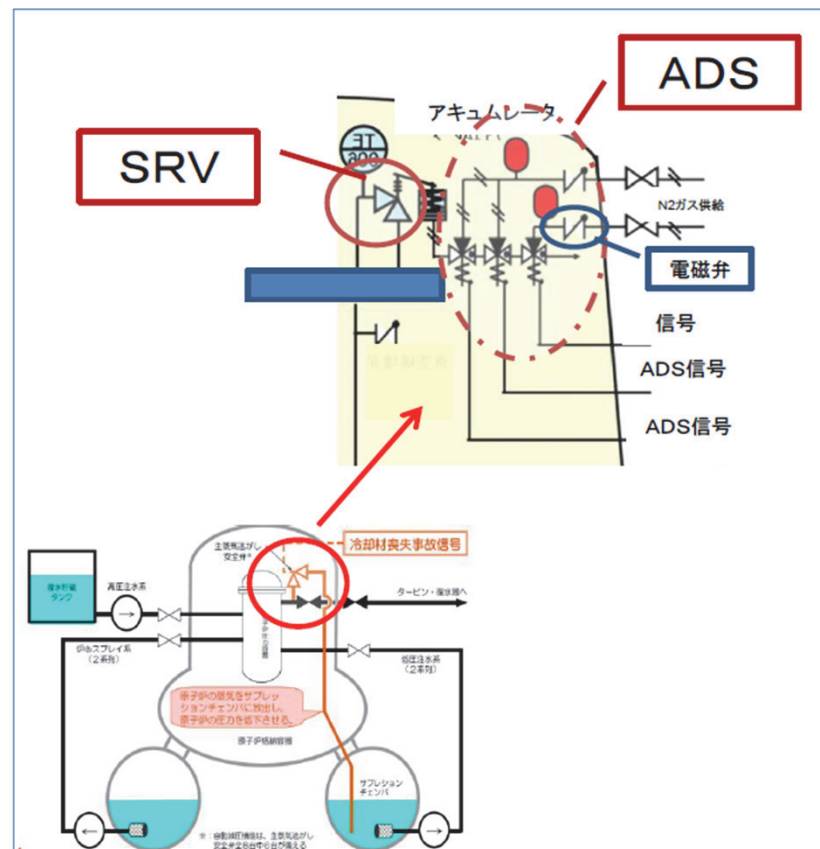
【自動減圧系(ADS)】

○LOCA時に、高圧系の原子炉注水設備の機能が十分発揮されず、原子炉水位を維持できない場合に作動。(HPCIのバックアップ機能)

○強制的にSRVを開いて蒸気をS/Cへ逃がし炉内圧力を迅速に減圧させ、低圧系の原子炉注水設備による注水を可能にし、炉心の冷却を行う。

(設備概要; 福島第一3号機の例)

6弁、作動圧力(7.44~7.58MPa)、駆動源(電磁弁電源; 蓄電池、弁本体駆動源; N2ガス、論理電源; 蓄電池)

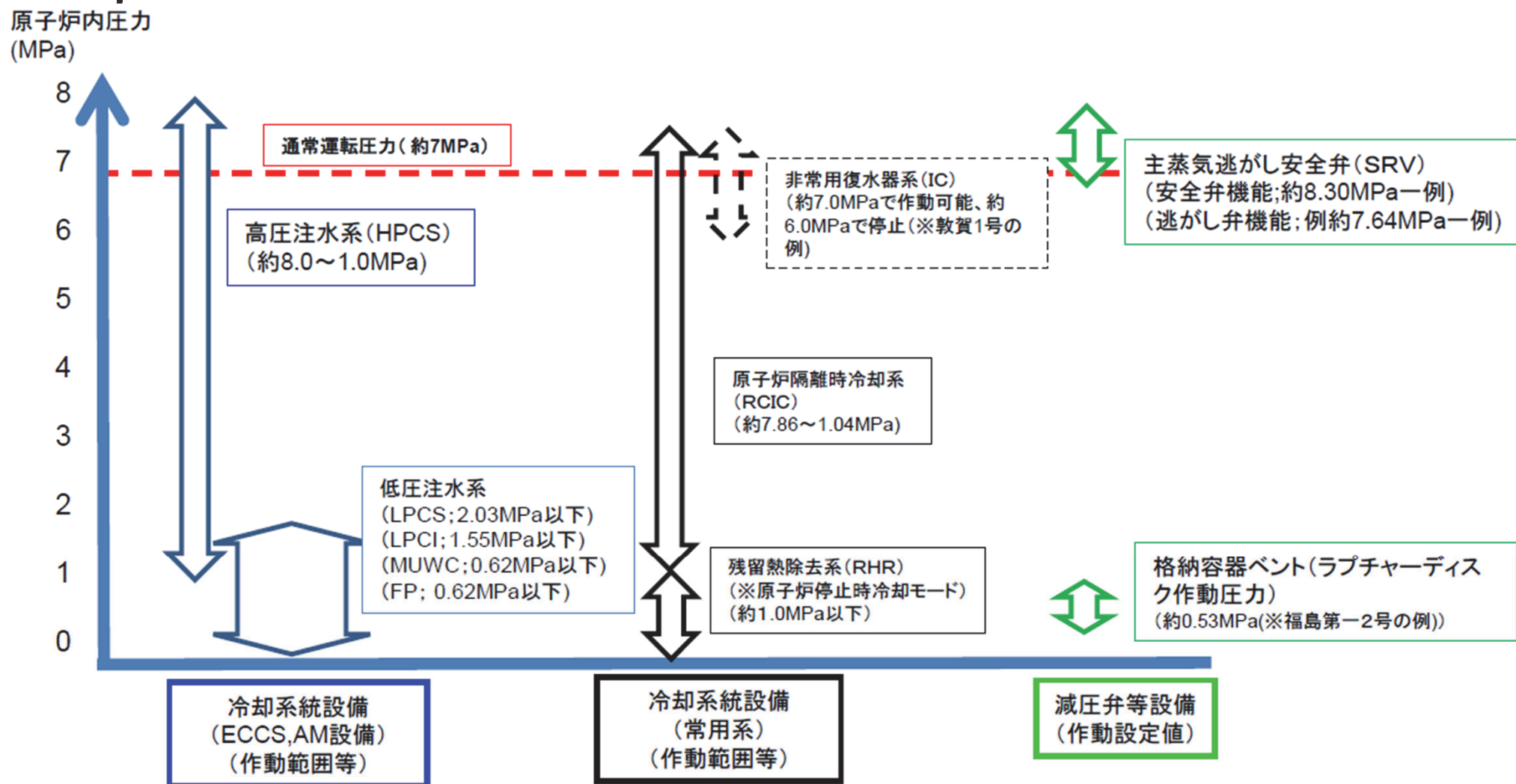


自動減圧系の概略系統図

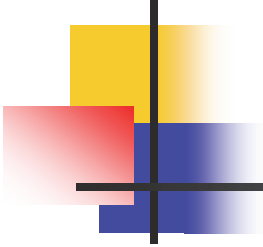
(東京電力公表資料より抜粋)

(JNES資料に加筆)

原子炉冷却設備などの動作範囲



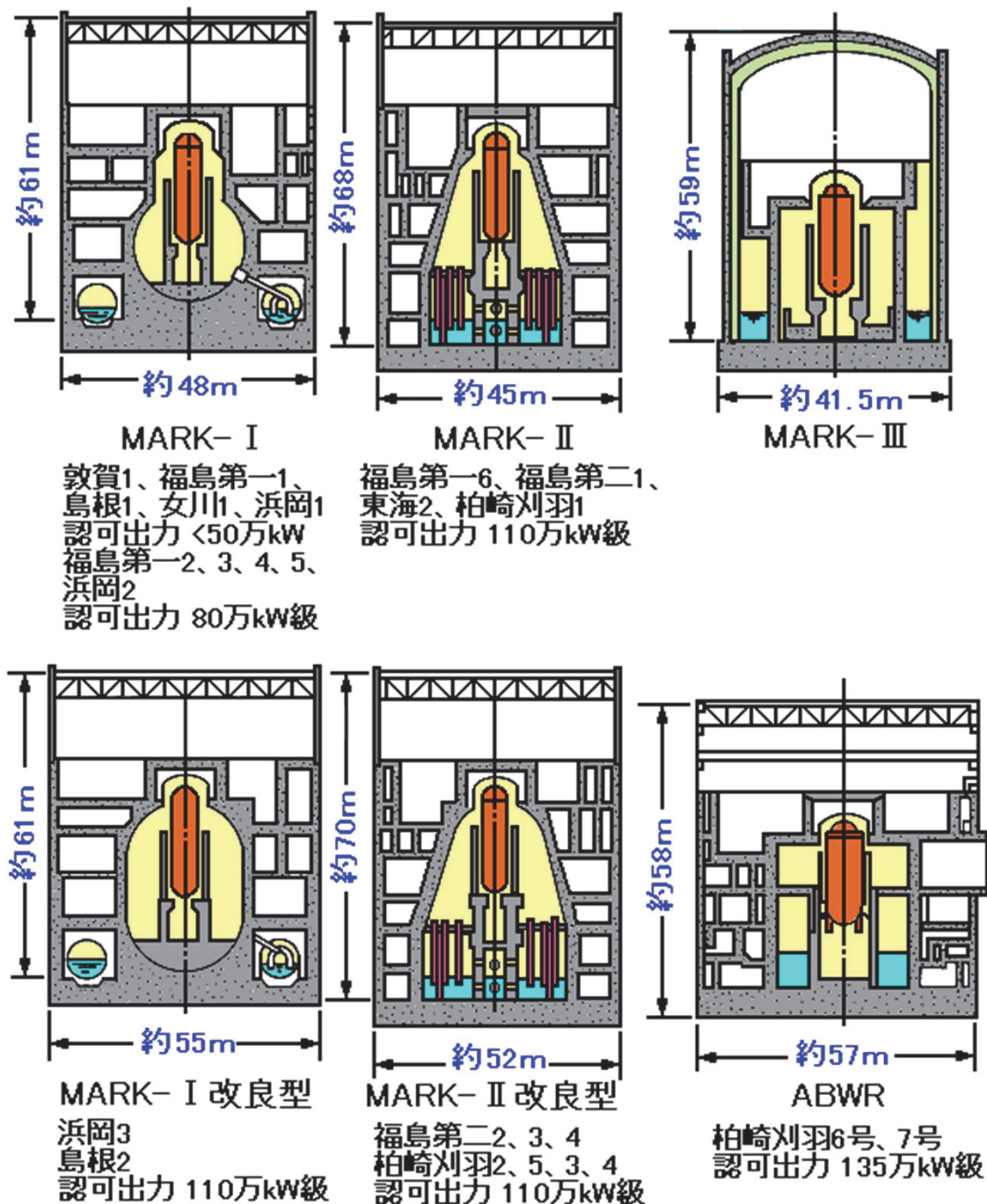
(表中の数値は※を除き福島第二1号機の数値)



工学的安全施設(原子炉格納容器)

- 構成
 - ドライウエル、サプレッションチェンバー(圧力抑制室)
- 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0.5%/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と鉄筋コンクリート製のPCCVが存在する。
 - PWRは大型のドライコンテナ方式であるが、BWRは高圧の蒸気の圧力抑制室で凝縮させるウエット方式。従って、同じ炉出力でも体積が大きく異なる。
 - LOCA時に放出された水蒸気は、サプレッションチェンバーに導かれ、凝縮することで圧力を抑制する。
 - また、主蒸気逃がし弁/安全弁からの蒸気も同様にサプレッションチェンバーに導かれる。

BWR格納容器 の変遷



(注)寸法はABWR(135万kW)を除き110万kWの例を示す。

図5 BWR原子炉格納容器の変遷

工学的安全施設(原子炉格納容器)

代表的BWRプラントの格納容器仕様

		MARK- I 型 PCV	MARK- I 改型 PCV	MARK- II 型 PCV	MARK- II 改型 PCV	ABWR型 RCCV
設計の特徴		・圧力抑制型 ・鋼製 ・ドライウエル: 上下部本球 胴部円筒形 ・サブプレッション: 円筒形 チェンバ	同左	・圧力抑制型 ・鋼製 ・ドライウエル: 円錐形 ・サブプレッション: 円筒形 チェンバ ・垂直ベント管	同左	・圧力抑制型 ・鉄筋コンクリート製 ・円筒形 ・水平ベント管
設備 容量	出力	460 MWe	1100 Mwe	1100 Mwe	1100 Mwe	1300 Mwe
	円筒部直径	約11m	約24m	約26m	約29m	約29m
	全高	約34m	約38m	約48m	約48m	約36m
	容積	ドライウエル空間	約4,240 m ³	約8,800 m ³	約5,700 m ³	約8,700 m ³
		サブプレッションチェンバ空間	約3,160 m ³	約5,300 m ³	約4,100 m ³	約5,700 m ³
		プール水量	約2,980 m ³	約3,800 m ³	約3,400 m ³	約4,000 m ³
	最高使用 圧力	ドライウエル	4.35 kg/cm ² ・g	4.35 kg/cm ² ・g	3.16 kg/cm ² ・g	3.16 kg/cm ² ・g
		サブプレッションチェンバ	4.35 kg/cm ² ・g	4.35 kg/cm ² ・g	3.16 kg/cm ² ・g	3.16 kg/cm ² ・g

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. 348, 代表的BWRプラントの格納容器仕様, 原子力安全研究協会をもとに作成



工学的安全施設 (格納容器スプレイ)

■ 構成

- スプレイリング、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管、弁

■ 機能

- ドライウエルおよびサプレッションチェンバー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
- 3系統の余熱除去ポンプのうち、2系統で100%(単一故障を考慮)

工学的安全施設 (格納容器スプレイ)

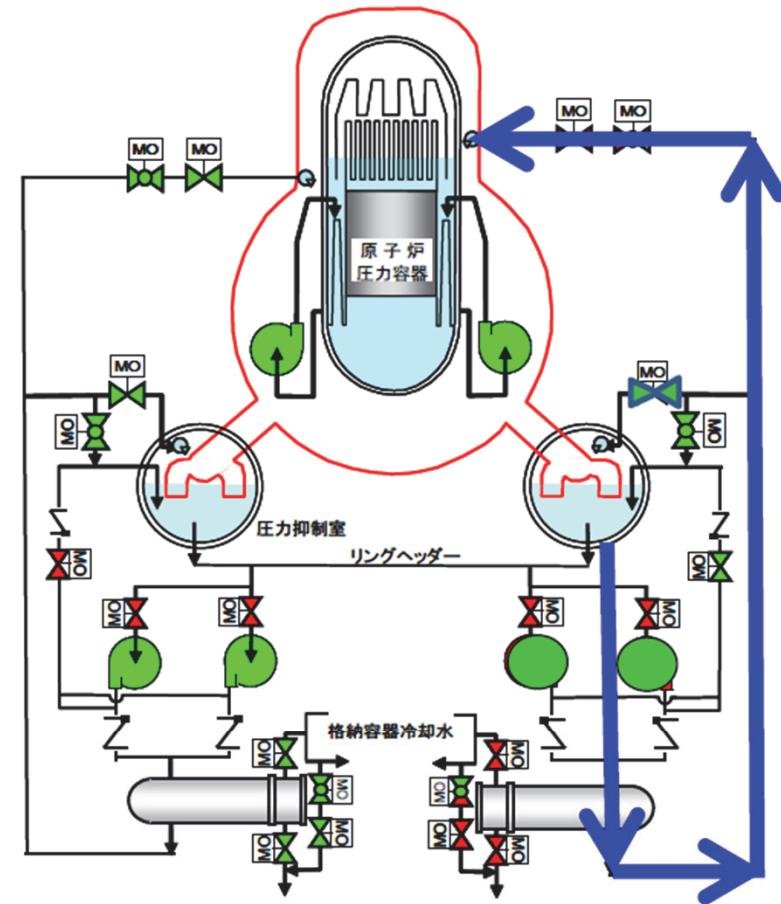
原子炉冷却材喪失事故(LOCA)後に、圧力抑制室(S/P)内のプール水を格納容器内にスプレイすることにより、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器内に浮遊している放射性物質が漏洩するのを抑える系統である。

【原子炉格納容器スプレイ系】

○ 格納容器内の蒸気凝縮、非凝縮性ガスの冷却、
よう素ガスの除去を行う。

(設備概要: 福島第一3号機の例)

残留熱除去系モードの1つ、2系統/4台、駆動源(所内交流電源、非常時(DG)供給交流電源(制御電源は蓄電池))、水源はs/P。

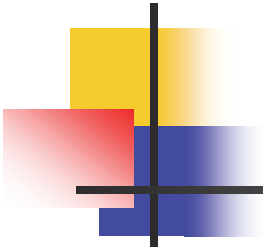


原子炉格納容器冷却系の概略系統図

(JNES資料に加筆)



その他の施設の概要

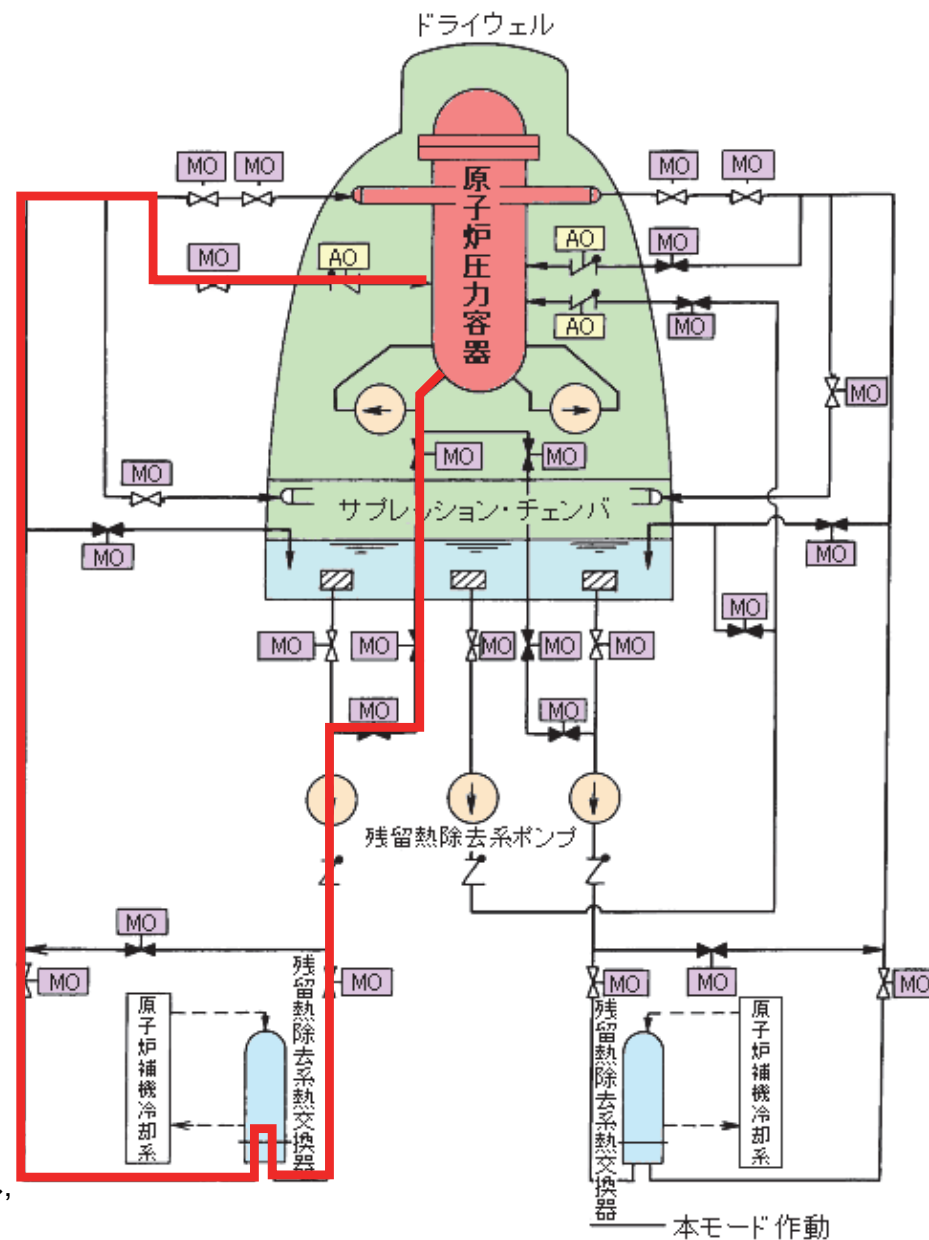


原子炉補助系(RHR)

- 残留熱除去系(Residual Heat Removal System)
 - ポンプ、熱交換器、配管、弁などで構成
 - 原子炉停止時冷却モード
 - 原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去するモード
 - 圧力抑制プール冷却モード
 - サプレッションチェンバー(圧力抑制プール)の冷却を行うモード
 - 主蒸気逃がし弁の動作、RCICの動作などにより、圧力抑制プールの水温が上昇した場合に使用
 - 燃料プール冷却モード
 - 燃料プール冷却浄化系(FPC)のみでは冷却能力が不足する場合、あるいは、FPCのバックアップとして使用

原子炉補助系(RHR)

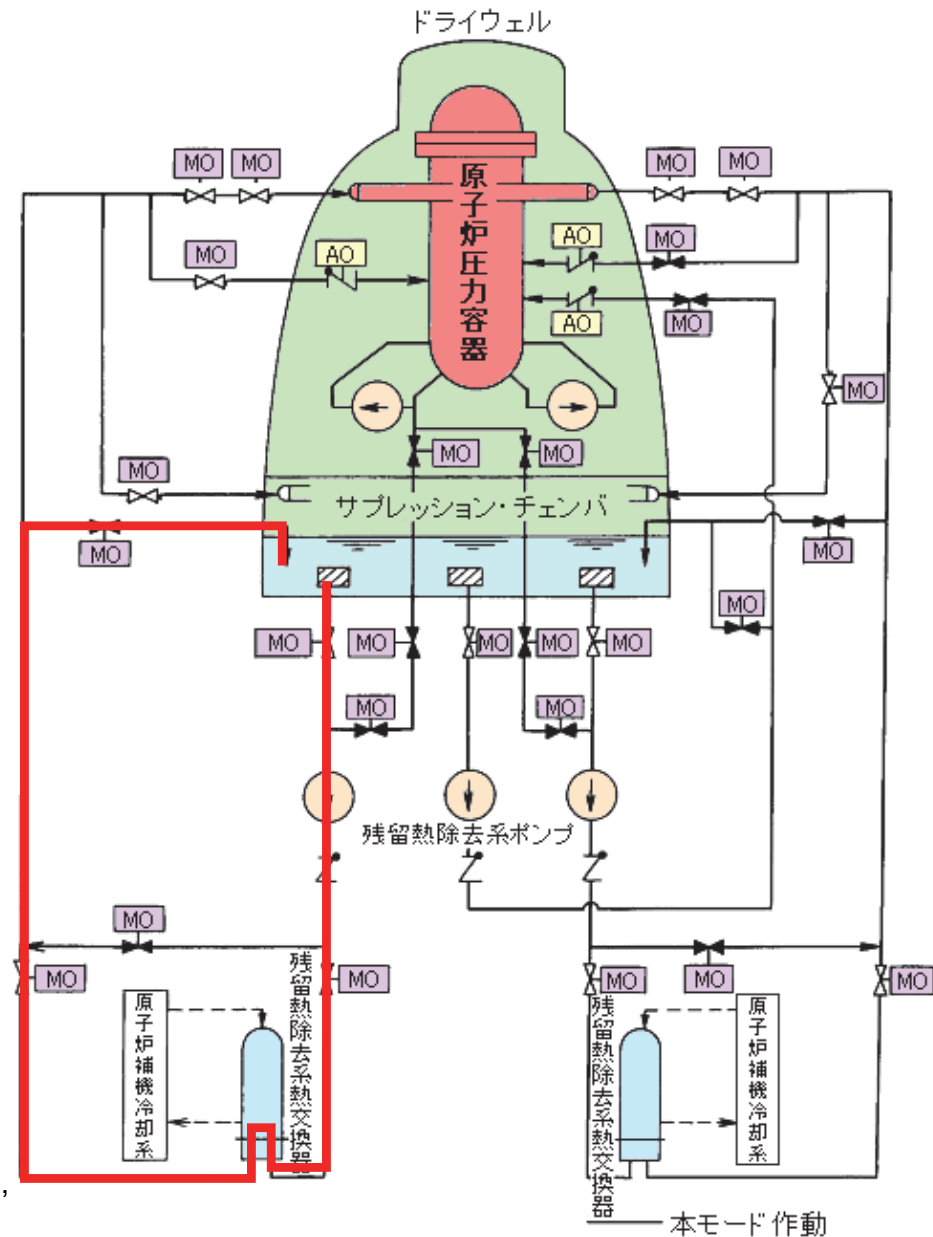
■ 原子炉停止時冷却モード



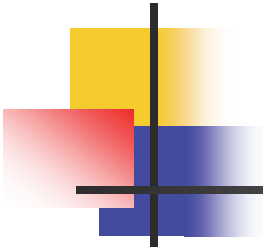
【24】出典：実務テキストシリーズNo. 1(改訂版)軽水炉発電所のあらまし，
令和3年2月，原子力安全研究協会

原子炉補助系(RHR)

■ 圧力抑制プール冷却 モード



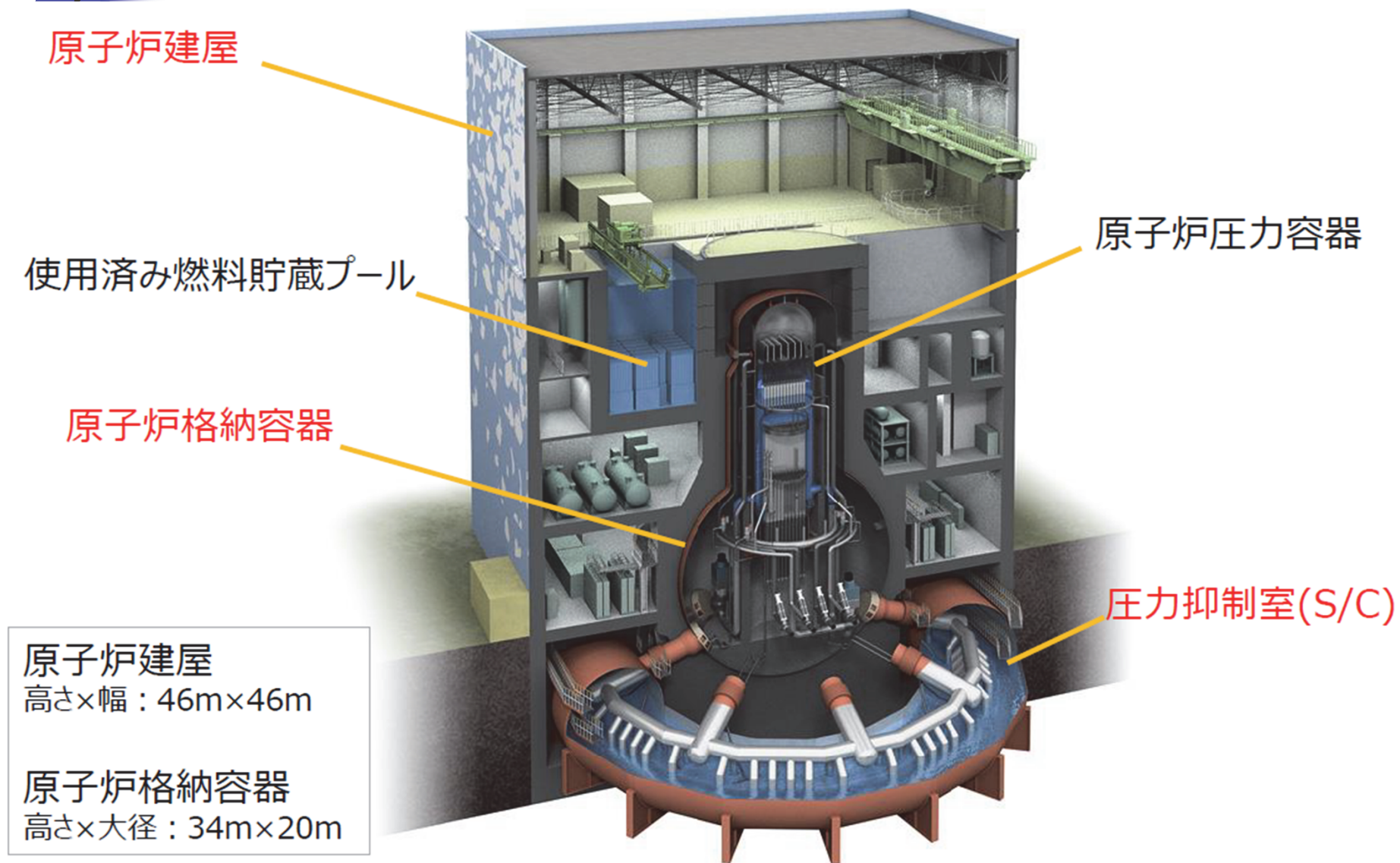
【24】出典：実務テキストシリーズNo. 1(改訂版)軽水炉発電所のあらまし，
令和3年2月，原子力安全研究協会



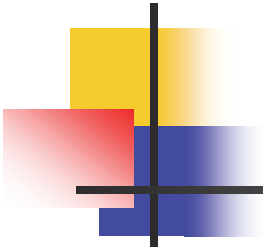
使用済燃料取扱貯蔵施設

- 原子炉建屋内の最上階にある。
- 燃料プールゲートにより、原子炉ウエルと接続
 - 反対側には機器仮置きプールが存在
- 燃料交換は以下の手順により実施
 - 原子炉停止
 - 原子炉水位上昇(格納容器トップヘッドフランジ付近まで)
 - 格納容器トップヘッド取り外し
 - 圧力容器上部ふた取り外し
 - 水位上昇、原子炉ウエル満水
 - 燃料プールゲート開放
 - 燃料交換機により、燃料交換を実施

BWR原子炉建屋の構造



原子炉建屋イメージ



使用済燃料貯蔵施設

- 使用済燃料プールの深さは約11m
 - 水1mで、中性子線とガンマ線はおおざっぱに1/1000程度となる。
- 下部に使用済み燃料ラックを配置
 - 材質はアルミやB-SUS(ホウ素入りステンレス)
 - いかなる状態でも使用済み燃料の未臨界性を確保
 - 燃料プールに接続する配管は、燃料の高さ以下には配置しない。(サイホン効果により、水が流出することを防ぐため)
 - 使用済み燃料の発熱を除去するため、燃料プール冷却浄化系(Fuel Pool Cooling and filtering system, FPC)を使用。

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】		東京電力ホールディングス株式会社, 柏崎刈羽原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請 (6号及び7号発電用原子炉施設の変更)の概要について(令和2年4月), 原子力規制委員会, http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2020/siryo12/2-2_haifu.pdf
【2】	+	東通原子力発電所第1号機 断面概要図, 東北電力株式会社, https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/29/011/11-3-2-1.pdf
【3】	+	資源エネルギー庁原子力発電課(1997年8月), 原子力発電便覧1997年版, p. 299, 電力新報社, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-03-02.html
【4】	+	高守謙郎, IRIDの研究開発の状況- 安全と実現性を高める概念設計と今後の技術開発 -(平成30年8月2日), p. 10, 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構, https://irid.or.jp/_pdf/Sympo2018_Takamori.pdf
【5】	+	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. 186, 図10.11, 日本原子力学会, https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_aesj/Chap_10_20200317.pdf
【6】	+	原子力・エネルギー図面集, 5-1-6, 5-1-7, https://www.ene100.jp/zzume/5-1-6 , https://www.ene100.jp/zumen/5-1-7
【7】	+	J. Alan Beard (Sept. 15, 2006): ESBWR Overview, DOE, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-01-01.html
【8】	+	2006年版 原子力ポケットブック(2006年7月), p. 156, 日本電気協会新聞, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-01-01.html
【9】	+	原子力百科事典ATOMICA, 原子核と核反応, (02-03-02-01), 表1, 日本原子力研究開発機構, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-02-01.html
【10】	+	実務テキストシリーズNo. 3(第4版)軽水炉燃料のふるまい, 平成10年7月, p. 30, 図2. 1. 1, 原子力安全研究協会

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【11】	+	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. 34, 図2. 3. 12, 図2. 3. 14, 図2. 3. 15, 原子力安全研究協会
【12】	+	改良型制御棒駆動機構, J-POWER, https://www.jpower.co.jp/bs/nuclear/oma/feature/abwr/rod.html
【13】	+	資源エネルギー庁原子力発電課(1999年10月), 原子力発電所便覧1999年版, p. 299, エネルギーフォーラム, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-03-02.html
【14】	+	東京電力ホールディングス株式会社, 福島第二原子力発電所原子炉設置許可申請書(昭和53年12月), https://atomica.jaea.go.jp/data/fig/fig_pict_02-03-07-01-02.html
【15】	+	東京電力ホールディングス株式会社, 福島第二原子力発電所原子炉設置許可申請書(3, 4号原子炉の増設および1, 2号炉施設の変更, (昭和53年8月), p. 8-4-23, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-03-02.html
【16】	+	Copyright ©1995-2022 Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, All Rights Reserved., https://www.global.toshiba/jp/technology/energy/erd/case/secret/nuclear/detail-06.html
【17】	+	原子力・エネルギー図面集, 5-1-3, https://www.ene100.jp/zumen/5-1-3
【18】	+	東京電力ホールディングス株式会社, 柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置許可申請書(平成4年10月), https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-03-02.html
【19】	+	株式会社 日立製作所, https://www.hitachi-hgne.co.jp/about_nuclearpower/s_power/abwr/02_05.html
【20】	+	東北電力株式会社, https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/gaiyo_higashi/build06.html



出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【21】	+	原子力・エネルギー図面集, 5-2-2, https://www.ene100.jp/zumen/5-2-2
【22】	+	BWR原子炉冷却系統設備の概要(平成23年11月25日), 原子力安全・保安院, https://warp.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3537352/www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/28/003/3-1.pdf
【23】	+	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. 348, 我が国における格納容器設計の変遷, 原子力安全研究協会, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-01-01.html
【24】	+	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, 令和3年2月, p. 83, 原子力安全研究協会, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-04-01.html