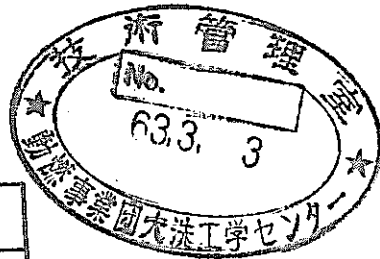


沸騰水型原子炉運転訓練センター(BTC)研修報告書

BWRの設備概要及びBWRとFBRの設備・運転比較



区分変更	
変更後資料番号	PNC TN9420 89-007
決裁年月日	平成13年7月31日

1987年12月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター
実験炉部

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

沸騰水型原子炉運転訓練センター(BTC)研修報告書
BWRの設備概要及びBWRとFBRの設備・運転比較



甲高義則 堀米利元 小沢健二
山下芳興

要 旨

昭和62年5月18日から8月7日にかけて12週間、BWR運転訓練センターの2号標準訓練コース(東京電力㈱第2福島3号機、電気出力110万kW、運転の自動化を取入れた最新鋭機模擬)を受講したので報告する。

本報告書は、BWR訓練の報告及びBWR入門用資料として供する為に、BWR訓練センターの紹介、訓練概要、BWRの設備概要、BWRとFBRの設備並びに運転の比較についてまとめたものである。

目 次

1.	はじめに	1
2.	BWR運転訓練	2
2.1	BWR運転訓練センター（BTC）の紹介	2
2.2	BTC 2号の訓練概要	2
3.	BWRについて	3
3.1	BWRの設備概要	3
3.2	BWRの系統説明	4
4.	BWR（2F-3）とFBR（もんじゅ）の比較	17
4.1	プラント主要目の比較	17
4.2	プラント制御方式の比較	18
4.3	通常操作の概要と比較	19
4.4	異常事象（冷却材喪失）時対応の比較	21
5.	おわりに	22
6.	参考文献	23

図 表 リ ス ト

図- 1	BWR(2F-3)系統概略図	24
図- 2	格納容器概要	25
図- 3	炉心配置図	26
図- 4	燃料集合体	27
図- 5	熱流束分布(最高出力流路)	28
図- 6	燃料棒濃縮度, ガドリニア濃度分布(取替燃料)	29
図- 7	制御棒全引時炉心反応度	29
図- 8	制御棒概要図	30
図- 9	中性子源概略図	31
図- 10	LPRM(局部出力計中性子モニター)	32
図- 11	タービンの構成	33
図- 12	EHCブロック図(周波数0.5%上昇)	34
図- 13	プラント自動化システムの構成	35
図- 14	プラント制御系系統説明図	36
図- 15	BWRの起動曲線(訓練実績)	37
図- 16	FBRの起動曲線	38
図- 17	BWR・FBRの通常起動ブロック図	39
図- 18	BWR(2F-3)・もんじゅの冷却材大漏えい発生時対応設備作動時間の比較一例	40
図- 19	BWRプラントインターロック線図	41
表- 1	昭和62年度2号標準訓練第1回時間割(5/18~8/7)	42
表- 2	BWR(2F-3)の熱・核データ	43
表- 3	BWR・FBR・PWRのプラント比較	45
表- 4	FBR(もんじゅ)の原子炉保護系一覧	48
表- 5	BWR(2F-3)・もんじゅの1次主配管からの冷却材漏えい時対応の比較	49
表- 6	もんじゅにおける小漏えい時の基本的対策一覧	50

1. はじめに

昭和62年5月18日から8月7日の12週間にかけて、BWR運転訓練センターの2号標準訓練コースを受講したので報告する。また、BWRの設備、運転概要について、簡単に説明すると同時にFBRを交えながら比較紹介する。

2. BWR 運転訓練

2.1 BWR 運転訓練センター（BTC）の紹介

BTCは、安全で信頼性の高い原子力発電の期待に応じるべく、昭和46年4月にBWR型原子力発電所の運転員養成を目的として福島県双葉郡大熊町に日立・東芝によって設立された。

訓練用シミュレータは2基あり、1号シミュレータは昭和49年4月から訓練を開始し、2号シミュレータは昭和58年10月から訓練を開始している。

訓練は、原子力発電所経験のない人を対象とした「基礎教科コース」、原子力発電の基礎知識と実務経験（約5年、補機操作（現場）から中制の主機操作への移行時期）のある人を対象とした「標準訓練コース」及び「短期基本コース」、原子力発電所において現在運転員として従事している人で、技術の維持、レベルアップを目的とした「再訓練コース」、上級運転員として従事している人で状況判断、指揮、命令等の管理能力を向上させることを目的とした「上級者訓練コース」の5コースから成っている。

昭和49年の訓練開始以来、昭和61年までに延べ2,246人（ファミリー訓練除く）が訓練を受けている。

2.2 BTC 2号の訓練概要

BTC 2号は、発電所の大型化に対し、安全と人的省力化を推進する為、計算機による運転の自動化及び運転支援を導入した、110万kWeの東電㈱、第2福島3号機のシミュレータである。

表-1に昭和62年度2号標準訓練第1回時間割（5/18~8/7）を示す。

- ・第1～4週：運転に必要な設備知識
- ・第5～8週：運転に必要な知識、シミュレータによる通常運転操作、見学
- ・第9～11週：シミュレータによる事故対応操作、自習、見学
- ・第12週：修了試験（筆記、操作、口頭）
- ・その他、7/13：中間試験及び毎週月曜日午前中試験

前にも述べたように、標準訓練コースは発電所での実務経験があり現場操作から中制操作に移る人を対象としているため、現場については熟知しているものとしてカリキュラムが組まれ訓練が進められたこと、及び訓練資料の中でも同一機器に対し幾つもの名称が付けられていた（系統担当毎に違う？）ことから、各機器、系統の説明を受けてもそれぞれが繋がらず、BWRの全体構成が解かるようになったのは訓練後半になってからであった。

その他、略語が多い（ほとんど略語）のにも悩まされた。

12週間の研修は苦しくもあったが、BWRを勉強する事で逆に常陽、更にもんじゅに対し興味を覚えそれらを勉強するキッカケになり、自分にとって幸運であった。

3. BWRについて

BWRは最初に米国において開発された炉型であり、電気出力500kWの実験炉（EBWR：Experimental Boiling Water Reactor）が1956年12月に発電を開始した。その後、原型炉であるDresden-1が1959年に臨界になって以来、多数の発電所が建設されてきた。

BWRは2～3%の低濃縮ウランを燃料とし、軽水を減速材ならびに冷却材とした原子炉で、冷却材である軽水は炉心内で沸騰し、発生した蒸気は水と分離され直接タービンへ導かれ、水は再び炉心へ循環される。

3.1 BWRの設備概要

BWRの設備は大きく分けて、原子炉設備、工学的安全設備、タービン設備、プラント補助設備、制御計装設備、電気設備の6設備に分類される。以下に各設備の主な構成を示す。

(1) 原子炉設備

- | | |
|------------------|--------------|
| ① 原子炉圧力容器及び内部構造物 | ② 原子炉蒸気系 |
| ③ 原子炉炉心・燃料 | ④ 原子炉再循環系 |
| ⑤ 制御棒駆動系 | ⑥ 原子炉冷却材浄化系 |
| ⑦ 原子炉隔離時冷却系 | ⑧ 燃料プール冷却浄化系 |

(2) 工学的安全設備

- | | |
|--------------|---------------|
| ① 非常用炉心冷却系 | ② 自動減圧系 |
| ③ 高圧炉心スプレイ系 | ④ 低圧炉心スプレイ系 |
| ⑤ 残留熱除去系 | ⑥ 格納容器系 |
| ⑦ 可燃性ガス濃度制御系 | ⑧ 非常ガス処理装置 |
| ⑨ ほう酸水注入系 | ⑩ 主蒸気隔離弁漏洩制御系 |

(3) タービン設備

- | | |
|-------------|-----------------|
| ① 復水・給水系 | ② 復水浄化系 |
| ③ タービン系 | ④ 給水加熱器ベント、ドレン系 |
| ⑤ 空気抽出系 | ⑥ 気体廃棄物処理系 |
| ⑦ 循環水系及び復水器 | |

(4) プラント補助設備

- | | |
|-----------------------------|-------------|
| ① 原子炉補機冷却系 | ② タービン補機冷却系 |
| ③ 補機冷却海水系 | ④ 非常用補機冷却系 |
| ⑤ 補給水系 | ⑥ 換気空調系 |
| ⑦ 圧空系及び高圧N ₂ 供給系 | ⑧ 廃棄物処理系 |

(5) 制御計装設備

- | | |
|------------------------|--------------|
| ① SRM, IRM, LPRM, APRM | ② RWM, RBM |
| ③ RPS | ④ プラント出力設定装置 |
| ⑤ 計算機システム | ⑥ その他 |

(6) 電気設備

- | | |
|-------|---------|
| ① 発電機 | ② 所内電源系 |
| ③ その他 | |

3.2 BWRの系統説明

BWR(2F-3)の系統概略図を図-1に示す。

原子炉炉心は原子炉圧力容器(RPV)内に、RPVは格納容器(PCV)内に収められており、燃料被覆管をも含め、三重の放射性物質漏洩バウンダリを形成している。

〔PCV〕

PCV内はダイヤフラムフロアにより、原子炉1次系配管が破断した場合に蒸気、非圧縮性ガスを減圧するドライウェル(D/W)と、それを冷却するサプレッションプール(S/P)に分けられている。図-2に格納容器概要を示す。

PCVの最大使用内圧は $3.16\text{kg}/\text{cm}^2$ で、計算最高内圧は再循環系配管1本の完全瞬時破断を考慮し $2.53\text{kg}/\text{cm}^2$ である。PCVリーク率は $2.85\text{kg}/\text{cm}^2$ ($3.16\text{kg}/\text{cm}^2$ の80%)常温において0.5%以下/日である。D/Wの自由空間体積は 8700m^3 (全体積: 10300m^3)、S/Pの内部保有水は 3800m^3 (全体積: 11300m^3)である。1次系配管破断等によりD/W内圧が上昇した場合、D/WとS/Pを結ぶベント管(108本)にある真空破壊装置(11個)により、D/WとS/Pの差圧が $0.07\text{kg}/\text{cm}^2$ 以下に保持される。

D/W、S/Pは、冷却材喪失事故(LOCA)時の水-ジルカロイ反応($\text{Zr} + 2\text{H}_2\text{O} \xrightarrow{\text{約 } 1000^\circ\text{C}} \text{ZrO}_2 + 2\text{H}_2 + 1650\text{kcal}/\text{kg-Zr}$)により水素が発生し、PCV内ガスが可燃性組成にならないように、酸素濃度を4%以下に保持するため不活性ガス系(AC系)により、 N_2 が供給され、通常 $0.053 \pm 0.007\text{kg}/\text{cm}^3$ に保持されている。

D/Wには、制御棒駆動機構(CRD)の応力腐食割れ(SCC)対策からD/W内雰囲気温度(平均 57°C 以下、局所ピーク 65°C 以下)及び、露点(平均 20°C 以下)を維持する為、ドライウェル冷却系が設置されている。また、LOCA時、水-ジルカロイ反応に加え水の放射線分解($2\text{H}_2\text{O} \xrightarrow{(\beta, \gamma\text{線})} 2\text{H}_2 + \text{O}_2$)等により発生する水素、酸素を可燃性限界以下に保つ為、可燃性ガス濃度制御系(FCS:FLAMABILITY CONTROL SYSTEM)が設置され、水素4%以下、酸素5%以下に保つ(手動起動)。最大のLOCA時、FCSが無い場合、LOCA後約30時間後に酸素濃度5%を越える。

〔復水浄化系〕

復水器1次ホットウェルの復水を浄化し、復水器2次ホットウェルに戻す系統を復水浄化系という。タービン駆動後蒸気は復水となり、各種ドレン水とともに復水器1次ホットウェルに貯えられる。復水浄化系は、この1次ホットウェルの復水を、復水浄化ポンプにて復水ろ過装置、復水脱塩装置へ供給し、原子炉から蒸気と共に運ばれてくる核分裂生成物及び腐食生成物又は、復水器の漏洩により系内に侵入する不純物を除去し、炉水の水質を維持する機能と、復水器2次ホットウェルの水位を一定に制御する機能、更に、復水器を真空保持する為の蒸気式空気抽出器(SJAE)、タービン車軸とケーシング間から復水器への空気漏入を防ぐ為のグランド蒸気を使用後復水に戻すグランド蒸気復水器(GSC)の冷却水としての機能がある。

復水浄化ポンプ(たて型うず巻式)	3台(1台予備)		
	3630m ³ /hr/台		
復水ろ過装置	11基(1基予備)		
	約700ton/hr/基		
復水脱塩装置	8基(1基予備)		
	約1000ton/hr/基		
水質基準(at 25℃)			
	復水脱塩装置出口	復水貯蔵タンク水	純水タンク水
電導度(μs/cm)	0.1以下	1.0以下	1.0以下
pH	6.5~7.5	6.0~8.0	6.0~8.0
塩素(ppb as Cl ⁻)	20以下	50以下	50以下
シリカ(ppb as SiO ₂)	10以下	-	-
不溶解物(ppb as Fe)	10以下	500以下	500以下
溶存酸素(ppb as O ₂)	50以下	-	-
ホウ素(ppb as BO ₃)	-	100以下	100以下

〔復水・給水系〕

復水器2次ホットウェルの復水を所定の温度(定格出力時215.5℃)まで昇温し、原子炉へ給水する系統を復水及び給水系という。復水器2次ホットウェルの復水は、給水ポンプ吸込側のキャビテーション防止のために設置された復水ポンプ(2台)により、7200ton/hの流量で低圧給水加熱器により順次加熱し、給水ポンプへ送水される。低圧給水加熱器は3組の低圧タービンに対応させ3列に、しかもタービン建家の縮小を計る為、復水器上部のネック部に設置され、低圧タービンの各段(10,11,13,15段)抽気ライン蒸気(5.04ata151℃, 3.1ata134℃, 1.23ata104.9℃, 0.44ata77.7℃)と高圧給水加熱器ドレンにより加熱している。(復水化した蒸気は最終的に復水器

へ回収) 低圧給水加熱器は定格出力時に対し、45%容量/1系列で設計されている。

給水ポンプは、25%容量の電動機駆動原子炉給水ポンプ(2台)と、50%容量のタービン駆動原子炉給水ポンプ(2台)である。通常、原子炉水位(三要素制御)により、タービン駆動給水ポンプ回転数を制御し給水量を調整しながら原子炉へ給水する。

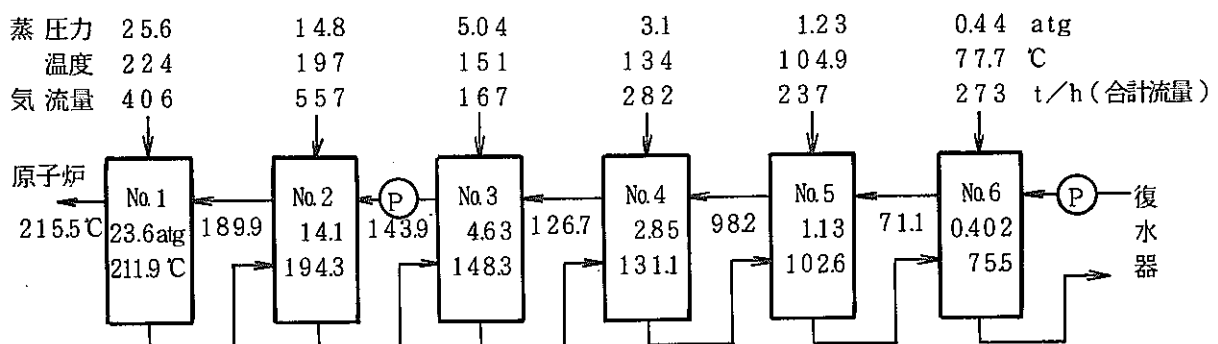
高圧給水加熱器は高圧タービンが複流であることに対応させ、2系列とし、第1給水加熱器出口の原子炉給水温度を215.5℃にすべく高圧タービン(第5, 8段)の抽気ライン蒸気により加熱している。高圧給水加熱器の蒸気ドレンは、低圧給水加熱器へ供給される。

原子炉出力約20%まで電動機駆動原子炉給水ポンプで運転され、約20~約40%で、タービン駆動原子炉給水ポンプ1台運転、約40~100%で2台運転となり、定格出力時電動機駆動原子炉給水ポンプは予備機となる。

タービン駆動原子炉給水ポンプ1台トリップ時、電動機駆動原子炉給水ポンプがバックアップ起動し、プラント上、大きな出力変化はない。

復水ポンプ(立軸片吸込多段うず巻形)	3台(1台予備)
	3630m ³ /hr(全揚程31kg/cm ²)
電動機原子炉給水ポンプ(M/D RFP)	2台
(横軸単段両吸込うず巻形)	1800ton/hr
	最大2340ton/hr
タービン駆動原子炉給水ポンプ(T/D RFP)	
(横軸単段両吸込うず巻形)	3600ton/hr
	最大4400ton/hr

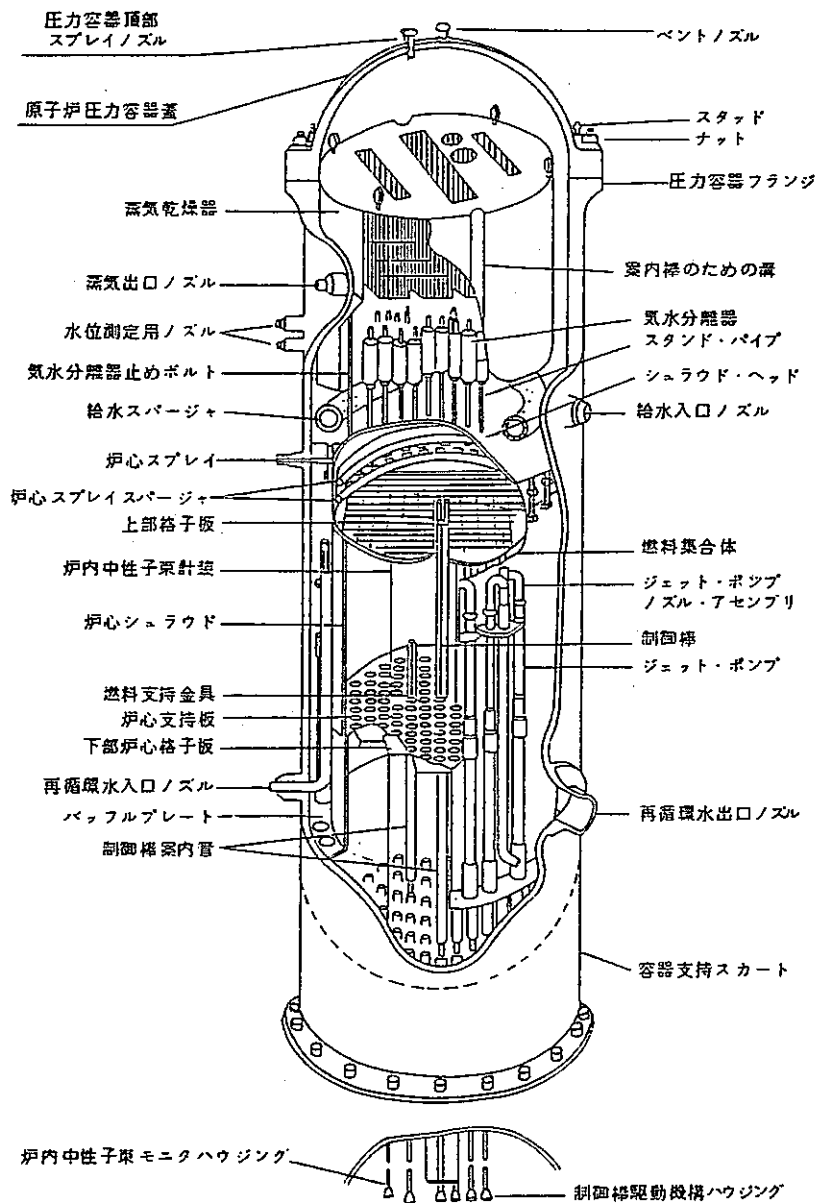
給水加熱器



[原子炉圧力容器・炉心・燃料]

給・復水系により供給される215.5℃、 6.4×10^3 ton/hrの給水は、圧力容器内で炉水とミキシングされ、再循環系を駆動水とする20台のジェットポンプにより炉心内に強制循環せられる。強制循環させられた炉水は、炉心で蒸気となり、タービン系へ蒸気圧力66.8 atg、

湿度 0.4% の飽和蒸気が供給される。



[R P V]

原子炉圧力容器は、直径 6.4 m 高さ 22.1 m の円筒形をしており、本体母材としてマンガンモリブデンニッケル鋼鋼板 (Ni-Mn-Mo 鋼) を使用し、内張りとして、厚さ 5 mm のステンレス鋼を溶接している。設計圧力 87.9 atg、設計温度 302℃、構造材の設計寿命は 40 年 (中性子照射量は、 $>1\text{MeV}$ 中性子で 3.8×10^{17} (nvt)) である。

内部には、等価直径 4.75 m 高さ 3.71 m の炉心と、炉内冷却水を循環させるジェットポンプ (20 台)、炉心で発生した蒸気を湿度 0.3~0.4% に乾燥させる為の気水分離器、蒸気乾燥器、その他、各種計装機器、更に、緊急時に炉心を冷却、再冠水させる為の炉心スプレ

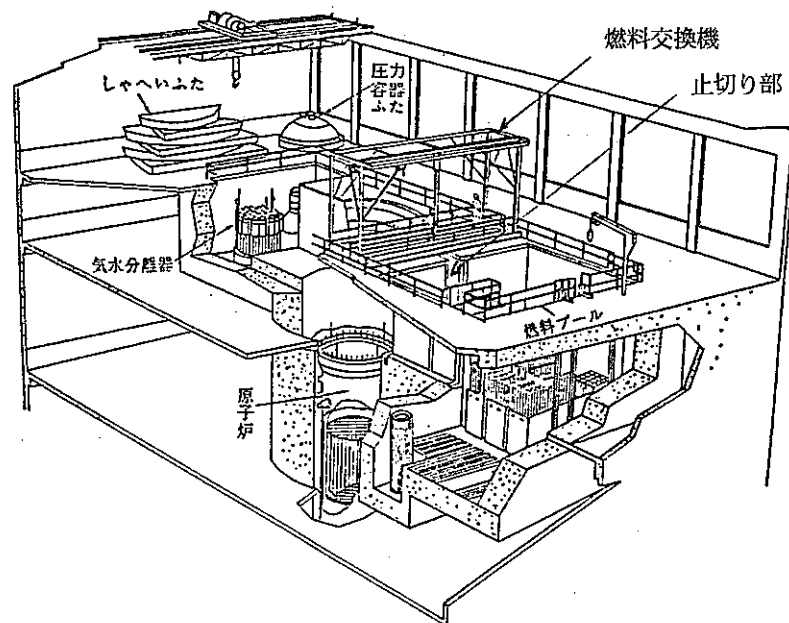
イスパージャが内蔵されている。また、図には示されていないが、制御棒駆動系とは独立した後備の原子炉停止系であるホウ酸注入系のホウ酸注入スパージャが炉心入口 (下部プレナム) に設置されている。

電気出力 110万 kW の定格出力時、給水入口ノズルから 215.5℃、 $6.4 \times 10^3 \text{ ton/h}$ の冷却水が供給され、給水スパージャによって容器内に分散される。供給分散された給水は、気水分離器によって分離された水と混合し、約 $21 \times 10^3 \text{ ton/hr}$ (2ループ) の再循環系を駆動水とするジェットポンプにて炉心入口 (下部プレナム) へ導かれる。下部プレナムの炉心冷却材 (給水+再循環水) は、ボイド率 42% の炉心で蒸気となり、気水分離器、蒸気乾

燥器を經由し、蒸気出口ノズルからタービンへと導かれる。気水分離された水は、再度給水と混合され炉心へ導かれる。

圧力容器内の冷却材水位が低下した場合には、原子炉スクラム・隔離、更に低下した場合には、非常炉心冷却系が起動し、炉心スプレイスパーチャから直接炉心を冷却、冠水させる。

年1回の定検時には、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器、気水分離器、シュラウドヘッドを外し、下の図のようにして燃料交換が行われる。燃交時間は約8分/体である。(燃料集合体765体の1/4交換)



燃交準備として、圧力容器のドライウェルフランジ付近(図-2参照)まで水張りをを行い、その後上の図の様に、シャヘいふたを取外す。更に、水張りをしながら圧力容器ふた、乾燥器、気水分離器等を取外す。最終的に水位は燃料プール水位と同じくなり、圧力容器は水中に没する。水位が同じになった時点で圧力容器と燃料プール間の仕切りを開ける。燃交は燃料交換機により、仕切り通路を經由し、水中で行う。

[炉心・燃料]

炉心は表-2 BWR(2F-3)熱・核データに示すように765体の燃料集合体、185体の制御棒、7体の中性子源。更に、55本の核計装案内管によって構成されている。その配置を図-3 炉心配置図に示す。

燃料集合体は図-4に示すように、四角のチャンネルボックス内に12.3mmの燃料要素62本と、燃料集合体の径方向の中性子束分布を平滑化させる為のウォーターロッド2本が装荷されている。燃料要素間の隙間は軸方向7個所のスペーサによって保たれている。燃料集合体の荷重はチャンネルボックスに頼らず、8本の燃料要素によって、上、下部タイ

プレートに固定されている。その他の燃料要素は下部タイププレートに差し込み、上部タイププレートには外部スプリングにより抑えられている状態である。

燃料要素は $12.3\text{mm}^{\text{OD}}$ の被覆管内に外径、長さ共に 10.3mm のペレットと、ペレットを押える内部スプリング及びゲッターにより構成されている。BWRは、炉心上部に図-5熱流束分布に示すように軸方向にボイド率が増加している。このボイド係数は、 $10^{-3}4k/k/\text{ボイド}\%$ オーダーと大きな負の反応度で、ボイドによる反応度低下を補う為、図-6燃料棒濃縮度、ガドリニア濃度分布に示すように燃料要素上部の ^{235}U の濃縮度を高めている。また、熱中性子束の高い(減速材が多いため)コーナ部には、局所出力ピーキングを低減する為、低濃縮の燃料棒を配置している。更に、燃料要素には運転期間中の燃焼補償の為、2~3%の濃縮ウランと、それに対する炉停止余裕の確保から、燃料要素にバーナブルポイズンであるガドリニア(Gd_2O_3)を添加している。燃焼度と実効増倍率の関係を図-7 制御棒全引抜時炉心反応度に示す。平衡炉心においては、約 $6\text{GWd}/\text{t}$ の燃焼度をピークに、ガドリニアの燃焼に伴う反応度増加($\sim 6\text{GWd}/\text{t}$)と、ウラン燃料の燃焼に伴う反応度低下($6\text{GWd}/\text{t}\sim$)があり、約 $6\text{GWd}/\text{t}$ の燃焼度でバーナブルポイズンとしての機能がなくなること示している。

制御棒は図-8に示すように十字形に B_4C ペレットを配置した形状で炉心を縦に24分割(24ノッチ)したストロークでのノッチ操作である。制御棒は、制御棒の冷却水供給を兼ねた制御棒駆動水ポンプによって加圧駆動される(炉圧+ $18.3\text{kg}/\text{cm}^2$)。原子炉スクラム時は制御棒駆動ポンプの下流側に設置され、 $97.7\text{kg}/\text{cm}^2$ に加圧されたアキュムレータ水により制御棒は挿入される。尚、アキュムレータのバックアップとして、炉圧水による機構も設備されている。

中性子源は、常陽と同じくアンチモン、ベリリウムからなり、照射済アンチモンからの β 線を受けベリリウムが中性子を発生させるタイプである。図-9に中性源の概略図を示す。

核計装については、常陽と同様にSRM, IRM, (L)PRM から成り、SRMは波高弁別器により γ 線補償(γ , 2次放射による電離作用出力をカットする)をした核分裂電離箱。

IRMはキャンベル法により γ 線補償(中性子検出器の検出過程の統計的ゆらぎによる出力電流の変動分を交流増幅器と2乗平均回路を用いて γ 線の影響を小さくする)をした核分裂電離箱LPRMは中性子束が大きいので γ 線の影響を無視した核分裂電離箱である。

図-10にLPRM検出器の構造、LPRM・TIP検出装置の概要を示す。TIPはLPRMの校正用の検出器である。図-3炉心構成に示した様に、炉心の中にSRMは4検出器、

IRMは8検出器、LPRMは172検出器挿入されており、SRMは4検出器(A系、B系各2チャンネル)の内1チャンネルバイパス運転可能で、IRMは8検出器(A系、B系各4チャンネル)の内、A系、B系、各1チャンネルバイパス運転可能となっている。

LPRM*の172検出器は、A系、B系のAPRM**に84検出器（内予備21）、88検出器（内予備22）分配し、更にそれを各々4チャンネル（内予備1チャンネル）の計8チャンネル（内予備2チャンネル）に、3次元の組合せを考慮して振り分けられている。各チャンネルの検出器（A系：21検出器、B系：22検出器）は、最小必要数14までバイパス運転が可能である。また、A系、B系のAPRM各々3チャンネル（予備除く）の内1チャンネルのバイパス運転が可能となっている。

*： 局所出力領域モニター

**： 平均出力領域モニター（複数のLPRMを平均処理したもの）

〔原子炉再循環系〕

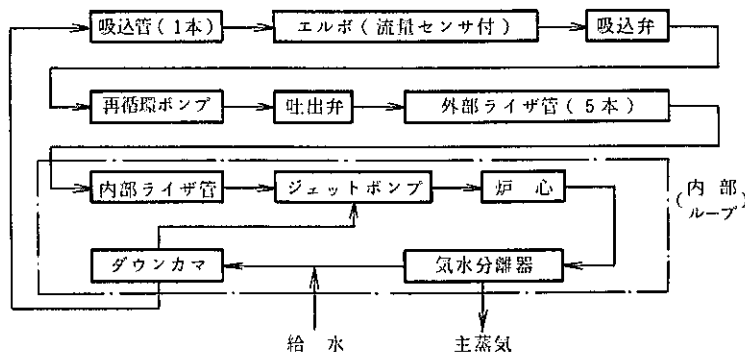
冷却材を炉心へ強制循環させることにより、炉心の熱除去及び原子炉出力（蒸気発生量）を増大させる系統を原子炉再循環系といい、M-Gセットの再循環ポンプは2台設置されている。再循環ポンプは、駆動モータの回転を流体継手により変化させられた発電機の出力によって駆動される。流体継手は、駆動モータ側軸にインペラー、発電機側軸にランナーを取付けて、モータ側の回転を一定に保ちつつ、発電機側の回転を油量とすべりの関係により変化させる可変充てん式流体継手である。

油量調整はすくい管によって行われる。

再循環ポンプの定格は9700m³/h、1425rpmである。運転開始直後の定格時における再循環ポンプ回転数は約1270rpm（約89%回転数）であり、燃料の燃焼に伴い反応度補償の為、手動により回転数（流量）は増加される。運転停止直前に105%回転数（制限値）になった事もあるようである。

再循環ポンプによる循環水は、原子炉圧力容器内に設けられた20台のジェットポンプの駆動水となり定格炉心流量48,300t/hを確保する。（ジェットポンプ2台に駆動水のライザー管1本、駆動流量732t/h/台、全流量2,415t/h/台、ゆえにジェットポンプの流量比（吸込流量/駆動流量）は2.30となる。（（2415-732/732））

流路（2系統）



〔原子炉冷却材浄化系〕

再循環ポンプB吸込側及び、原子炉下部ドレンより炉水を供給し、原子炉給水系から運ばれてくる不純物の除去（炉水を規定水質に維持）及び、炉水中に含まれる不純物の除去（炉水中の誘導放射能の減少）を行って、原子炉給水系へ戻す系統を原子炉冷却材浄化系という。通常、2台の循環ポンプにて164m³/h（at 285℃）供給され、再生熱交換器、非再生熱交換器にて55℃以下（ろ過脱塩装置の樹脂保護）に降温された後、ろ過脱塩装置で浄化（流量120t/h、電導度<0.1μs/cm at 25℃、pH6.5~7.5 不溶性物質<10ppb）され、再度、熱交換器で120℃以上に昇温後、給水系へ戻る。

また、原子炉の起動時、炉水温度上昇による膨張水相当分の排水と、制御棒駆動機構の冷却水相当分の排水更に、燃料交換時、使用済燃料プールのスキマサージタンクの水位調整排水を炉水の浄化と共に行う。

〔原子炉蒸気系〕

原子炉蒸気系は4列の主蒸気配管と、それぞれに逃し安全弁、主蒸気流量制限器、主蒸気隔離弁（MSIV）、主蒸気ドレン系及び主蒸気隔離弁のバックアップとしての主蒸気第3弁があり、蒸気の輸送と事故時等の主蒸気放出の制限を目的としている。

逃し安全弁（18体）には、安全弁（バネ圧による動作）、逃し弁（CS操作により動作）の機能が全数にある。さらにその中の7体には自動減圧（冷却材喪失信号による動作）機能が付いている。

尚、逃し安全弁1個動作した状態での運転継続は、放出量に対し、復水器への補給水量が少い事から不可能である。

4系列の主蒸気ラインについては原子炉運転中の主蒸気隔離弁及び主蒸気止弁の機能テスト（10%閉時間測定）による負荷変動を最小限に抑える為と、主蒸気配管破断時の原子炉急減圧を制限する為である。

〔タービン系〕

原子炉蒸気の熱エネルギーを機械エネルギーに変換して発電機を駆動するのがタービン系である。タービンは、高圧タービンと低圧タービンが同一軸に取付けられたタンデムコンパウンド6流（TC6F-41）形で回転羽根（動翼）を衝動力だけで動かす衝動式タービンである。

図-11にタービンの構成を示す。

原子炉からの主蒸気は、4個の主蒸気止め弁（MSV）を通り、4個の蒸気加減弁（CV）で制御される。蒸気加減弁（CV）を出た湿度0.4%の蒸気（66.8atg、282℃）は、上下部ケーシングの各2ヶ所から高圧タービン内に導かれる。高圧タービンで膨張し終えた湿度約12%の蒸気は、下部ケーシングより4本の高圧排気管を通り、2個の湿分分離器で2%前後の湿度になり、その後、高低圧タービン連絡管を通過して6個の組合せ中間弁（CIV）に入る。（CIVは中間阻止弁（IV）と中間止め弁（ISV）から成り、タービントリップ時の最大速

度上昇を非常調速機の作動速度（110～111%速度）以下に押える。）

組合せ中間弁を出た蒸気は、低圧タービンに入り熱エネルギーをトルクに変換した後、排気口を通して復水器に導かれる。

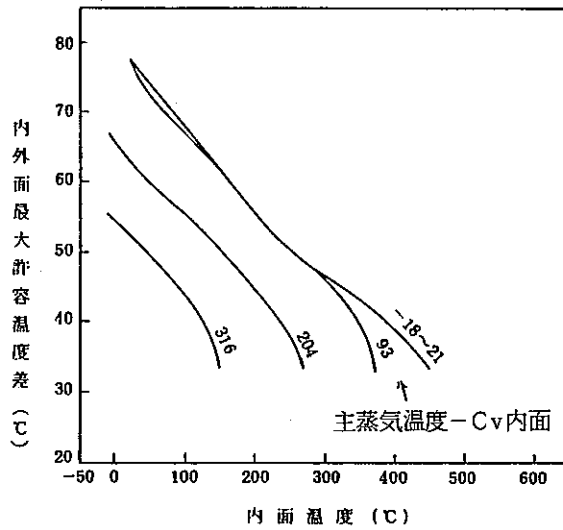
タービンバイパス弁（TBV）は、プラントの起動、停止、負荷遮断などにおいて、原子炉発生蒸気の一部又は全量をタービンに通さず、直接復水器へ送気する弁である。（TBV：8ヶ、100%容量、CV・MSVの閉じ始めより0.08秒以内に開き始め、0.3秒以内にバイパス総流量が流れるように開く、0.2秒以内に開かないとスクラムする。）

[タービン仕様]

- (1) 高圧タービン 1台 8段～2流 抽気：2段
- (2) 低圧タービン 3台 9段～6流 抽気：6段
- (3) 回転数 1500rpm
- (4) 型式 タンデムコンパウンド6流非再熱形（TC6F-41）
- (5) 主要寸法
 - (a) 概略長さ 47.7m
 - (b) ロータ中心高さ 1,372mm
- (6) 蒸気条件
 - (a) タービン入口圧力 66.8 atg
 - (b) 入口蒸気温度 282℃
 - (c) 入口蒸気湿り度 0.4%
 - (d) 入口蒸気流量 6398.469T/H
 - (e) 排気圧力（真空度） 38mmHg abs（722mmHg）
- (7) タービンバイパス容量 定格×100%

[タービンの運転]

- (1) 熱応力
 - (a) MSV, CVのケーシング
内外面温度差（次図）
 - (b) 第1段蒸気室のケーシング
内外面温度差
制限 ±42℃
 - (c) 第1段蒸気室内面温度変化率
制限 ±83℃/h



注記(1) 曲線上の数値は入口蒸気温度(主蒸気温度)と内表面熱電対による温度との差を示す。(°C)

(2) 上面壁に熱電対を設置したCu-Cケーシングに適用する。

許容温度差曲線(20"アングル形加減弁)

(2) 振動

振動の設定値

運転条件 (rpm)	振動値 mm		警報域内における累積時間
	警報値	トリップ値	
低回転数域 0~800	#1~#8 軸受 12.5/100 #9~#10 軸受 17.5/100	#1~#8 軸受 17.5/100 #9~#10 軸受 25/100	2分
危険速度域 800~1350	#1~#8 軸受 20/100 #9~#10 軸受 17.5/100	#1~#8 軸受 30/100 #9~#10 軸受 25/100	即, 回転降下
高回転数域 1350~1500 併入以降	#1~#10 軸受 17.5/100	#1~#10 軸受 25/100	5分 30分
バックアップトリップ (全速度域)		#1~#10 軸受 30/100	

(3) ケーシングとロータとの伸び差

熱応力の適当な制御が行われるならば困難な問題とならない。

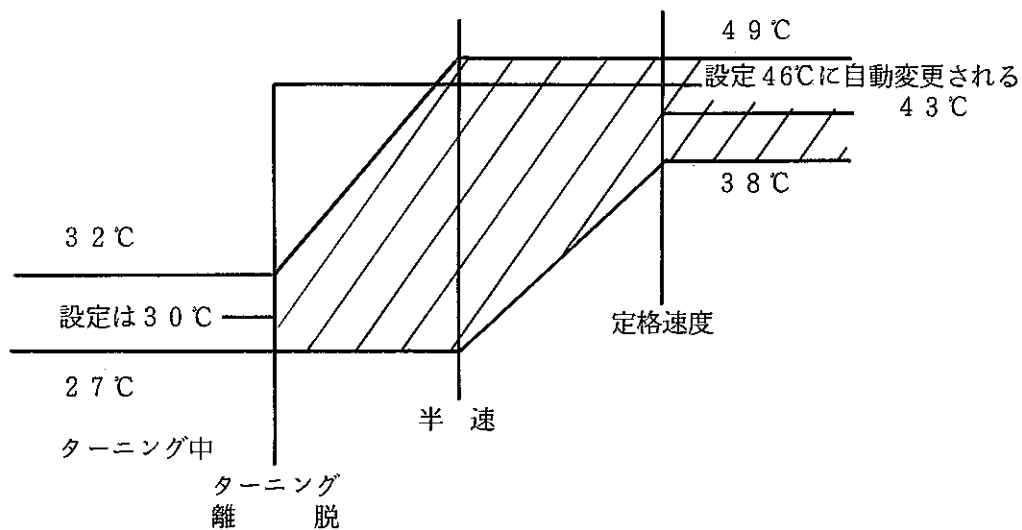
(4) 偏心

偏心計はタービン軸偏心量の絶対値そのものを監視するものではなく、正常値との“ずれ”を見るものである為、初期の運転経験によって実績を定め、これを基準として

監視する。

(5) 潤滑油温度と軸受メタル温度

(a) 給油温度



(b) 排油温度 (3°Cの急変→原因追求)

排油温度管理値

項目	標準	許容最高
定格回転時 温度レベル	60~77°C	79°C
給油温度との差	15~25°C	28°C
排油温度の急変	-	3°C

(c) 軸受メタル温度 (5.5°Cの急変→原因追求)

軸受メタル温度管理値

項目		標準値	警報値	上限
スラスト	負荷側	60~79°C	82°C	88°C
軸受	非負荷側			
ジャーナル軸受		82~93°C	107°C	121°C
メタル温度の急変		-	5.5°C	-

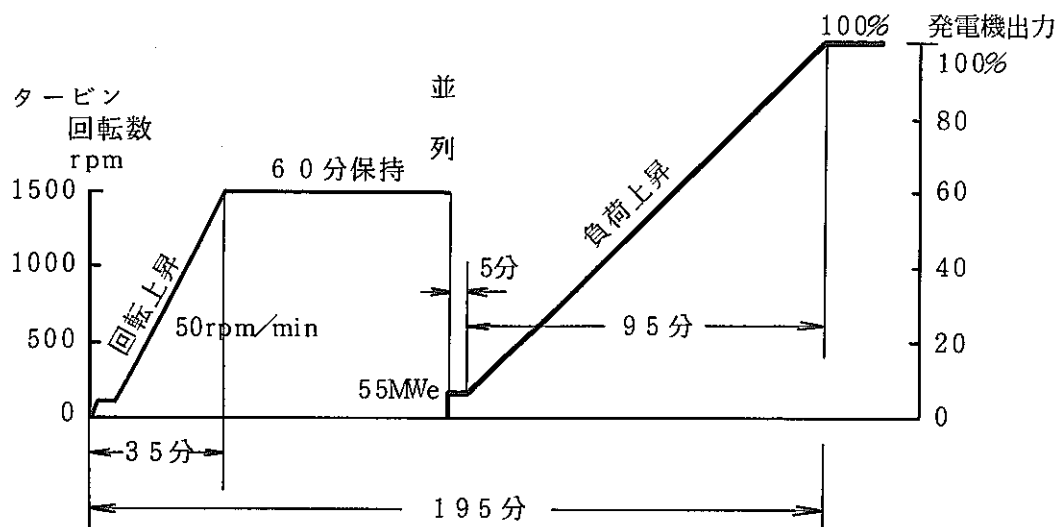
(6) 排気室温度（最終段近辺の長翼の回転摩擦損失による過熱現象）

排気室温度の管理値

	上限温度	備 考
起動時～併入時	52℃	排気室スプレー作動状態にて
連続負荷運転時	80℃	排気室温度高警報
	107℃	排気室温度高トリップ

(7) タービンの起動

	冷態タービン (高圧第1段蒸気室内 面温度<121℃)	温態タービン (" 121~<177℃)	高温タービン (" ≥177℃)
回転上昇率	50rpm/min	75rpm/min	150rpm/min
所要時間	30 min (この他に、約100rpmでラブチェック約5min間)	20 min	10 min
定格回転数 保持時間	約60 min (温度の安定まち)	-	-
発電機初負荷	55MWe		
初負荷にて5分保持	メタル温度均一、排気温度52℃以下に冷却される迄この負荷で保持。		
負荷上昇割合	第1段蒸気室内面温度変化率83℃/h		
全所要時間	約195 min	約125 min	約115 min



冷態タービン起動曲線

〔 EHC : Electro-Hydraulic-Control System (電気-油圧式制御装置) 〕

EHCは、制御信号の検出、変換、演算、増幅、伝達を電子回路で行い、蒸気加減弁等の弁を電気油圧サーボ弁を用いて動かし、タービンの回転数、負荷および系統の圧力を制御する。その制御ブロック図を図-12に示す。

(機能説明)

(1) 負荷設定器

- ① CV流量信号(回転数または負荷)の制御
- ② RFC*系の制御(原子炉出力の制御)
- ③ 追従モード選択時 CV流量信号+10%のバイアスが付加され負荷設定信号となる。
- ④ P/L**アンバランス信号により、負荷設定信号が6%までランバックする。

(2) 負荷制限器

- ① CV流量信号(回転数または負荷)を制限する。
- ② 固定子冷却水喪失信号を受けて負荷制限を75%までセットバックさせる。

(3) 最大流量制限器

- ① 原子炉からの発生蒸気量のトータル(CV流量、BPV流量)を制限する。

(4) P/Lアンバランスリレー

- ① 負荷遮断のような急激な負荷変化が発生した場合、タービン出力>発電機負荷となりタービンは急速に加速されることになる。P/Lアンバランスリレーはこのアンバランスを速やかに検出してIV、CVを全閉してタービンの加速を防止する。
- ② 負荷設定信号を0%とする。(信号存在中)
- ③ 負荷設定信号を6%までランバックさせる。

(5) バイパス弁オープニングジャッキ

- ① 原子炉の減圧制御

自動化されたプラントではEHCの制御最低圧力以下での減圧に使用。

* (RFC) 再循環流量制御装置

** (P/L) 出力/負荷: 高圧タービン排気圧力の%出力/発電機出力電流の%出力を比較し、変化率40%/10msec、偏差40%以上で蒸気加減弁閉、タービンバイパス弁開、再循環ポンプトリップ(出力80%以上の場合)又は選択制御棒急速挿入(出力45%以上の場合)する。

4. BWR(2F-3)とFBR(もんじゅ)の比較

4.1 プラント主要目の比較

FBRは、高速中性子炉であり、高いエネルギーの中性子で核分裂を起させるため、中性子減速能が小さく、熱伝達性及び金属材料との共存性の良い金属ナトリウムを冷却材として使用している。この金属ナトリウムは、BWRの軽水に比べ比熱が小さく、沸点が高いことから色々な特性の違いがある。(比熱: 0.33~0.308 kcal/kg at 100~500°C, 沸点883°C) BWR・FBR・PWRのプラント比較を表-3に示し、BWRとFBRの主な相異点を以下に述べる。

- (1) 比熱が小さく、沸点が高い事から、冷却材の炉容器出入口温度差及び単位熱出力当りの流量は、BWRの70.5°C, 約1.9 t/h/MWtに比べ132°C, 約2.14 t/h/MWtと大きくなっている。→ポンプ容量, 機器の熱設計, 熱応力
- (2) BWRは原子炉内で発生した蒸気を直接タービンへ導く直接サイクル(1次冷却系のみ)の1ループであるのに対し、FBRは、ナトリウムと水の3次冷却系, 3ループを有する。→制御性(輸送遅れ, ループバランス, スクラム回避)
- (3) タービン系については、BWRの66.8 atgの飽和蒸気に比べFBRは127 atg, 483°Cの過熱蒸気であることからタービン効率が約39%とBWRの約35.5%より良く、タービン自体が小型化されている。→タービンの小型化
- (4) FBRは、中性子エネルギーが高く、燃料である ^{239}Pu , ^{235}U 等の核分裂断面積が熱中子に比べ数十分の1から2桁程度低い事、及び増殖の為にブランケット燃料を装荷している事から、かなり多くの中子を必要とする。また、炉心の増殖性能向上の点からBWRに比べ出力当たりの炉心燃料を高く、しかも経済性(コスト)の点から高濃縮度の燃料を使用して炉心燃料のインベントリをできるだけ小さくしている。したがって、平均出力密度はBWRの50 kW/ℓに比べ約300 kW/ℓと高くなっている。FBRは、出力密度(燃料からの発熱: 熱流束)が高い為、燃料中心部の溶融を考慮し、燃料棒の直径をBWRに比べ細くしている。ペレット径はBWRの10.5 mmに比べ約5.4 mmと小さく、また、ペレットと被覆管の隙間も同様に小さくしている。被覆管は、高熱流束に対する熱応力、及び増殖性能の面から、BWRに比べ薄肉としている。

【 参 考 (原子炉安全工学より) 】

線出力: P (w/cm)

$$P = 4\pi \int_{\theta_s}^{\theta_c} k d\theta$$

燃料棒表面熱流束: ϕ (w/cm²)

$$\phi = \frac{P}{2\pi R_o} = \frac{2}{R_o} \int_{\theta_s}^{\theta_c} k d\theta$$

k : 燃料の熱伝導率 (W/cm°C)

θ_s : 燃料表面温度 (°C)

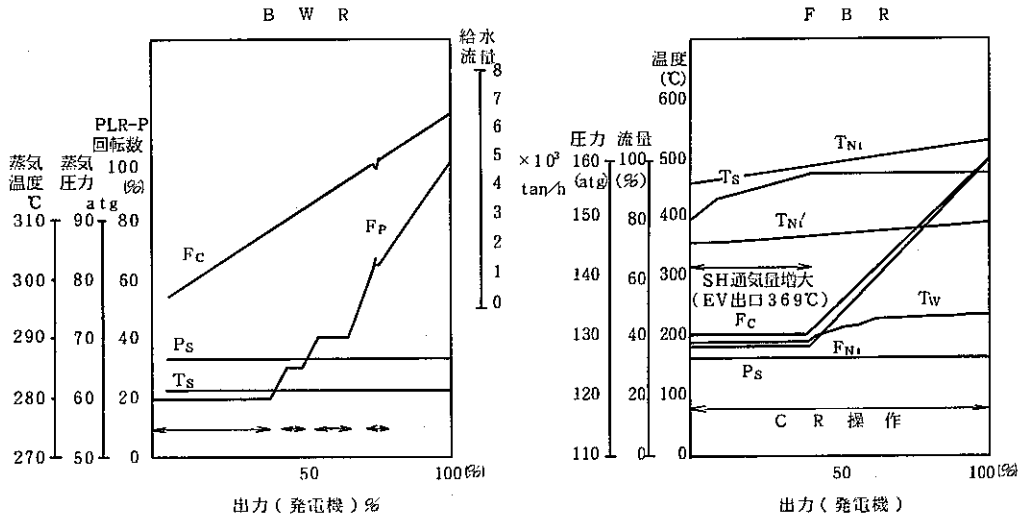
θ_c : 燃料中心温度 (°C)

R_o : 被覆管外半径 (cm)

- (5) BWRは制御棒価値を少くし、かつ長期運転を行う為、燃料内にバーナブルポイズンとして、ガドリニアを混合している。
- (6) 炉心平均燃焼度はBWRで29,500MWD/T、FBRで約80,000MWD/Tである。

4.2 プラント制御方式の比較

下の図にBWRとFBRの各パラメータ変化を、図-13、14に制御ブロック図を示す。



- Ps: タービン入口蒸気圧力
- Ts: タービン入口蒸気温度
- Fc: 給水流量
- Fp: 再循環ポンプ回転数
- ←: CR操作
- TNI/TNI': 原子炉出入口Na温度(°C)
- FNI: 1次系Na流量(%)
- Tw: 給水温度(°C)
- Fc: 給水流量(%)
- Ts: タービン入口蒸気温度(°C)
- Ps: タービン入口蒸気圧力(atg)

BWRとFBRのパラメータ変化

BWRは上の図から解かるように、制御棒(CR)引抜操作と再循環ポンプ回転数増加操作によって原子炉出力を上昇させている。BWRで反応度に最も大きな影響を与えるものはボイドであり、原子炉出力を安定させるには、蒸気圧力変化によるボイド率変化を極力抑える必要がある。更に、蒸気系においても蒸気圧力を変化させない方が設計上有利であること、また、原子炉出口蒸気が飽和蒸気であり、蒸気圧力を抑えることにより、タービン入口蒸気温度を一定に保持できることから、蒸気圧力を一定に制御している。発電機出力75~80%までの原子炉出力上昇は、制御棒引抜と再循環流量増加の交互手動操作によって行われ、それ以上の出力ではXe蓄積、制御棒の100%パターン作成後、出力調整装置により再循環系流量を増加することによって行われる。再循環系への回転増加要求信号は、図-13からも解かるように出力調整装置からタービンEHCを経由して再循環流量制御装置へ出力される。

一方、FBR炉心の出力密度はBWRの約50kW/ℓに比べ約300kW/ℓ(もんじゅ)と高い事。また、冷却材ナトリウムの比熱が小さく沸点が高い事から、パラメータ変化図に示すよう

に原子炉出入口Na温度差が大きくなっている。その為、熱衝撃の緩和をはかって1次、2次冷却材及び給水流量を可変にしている。(図-14に示すように、1次、2次主冷却系流量制御系及び給水流量制御系に出力指令装置から出力要求指令が出力される)また、1次、2次、3次(水系)系を有することから配管が長く、冷却材の輸送遅れ、及び構造物の熱容量による遅れが大きいことから、遅れによる影響を受けにくい制御構成にする為、操作量と制御量が他系統にまたがらないようにしている。

図-14 参照

原子炉出力制御系：炉容器ナトリウム温度は原子炉出力を変化させて制御する。

1次主冷却系流量制御系
2次 " " } : 各流量制御系の流量をプラント出力に比例して変化させる。

給水流量制御系

主蒸気圧力制御系：一定の主蒸気圧力を得るため、主蒸気加減弁(Cv)により制御する。

給水流量制御系：給水流量を変化させて、蒸発器出口蒸気温度を一定に制御する。

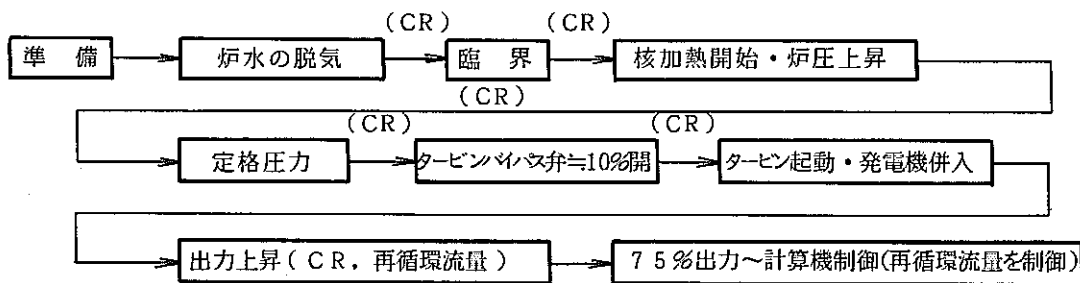
(蒸発器出口蒸気温度一定制御)

尚、FBRの出力上昇は、制御棒の引抜操作のみによって行われる。

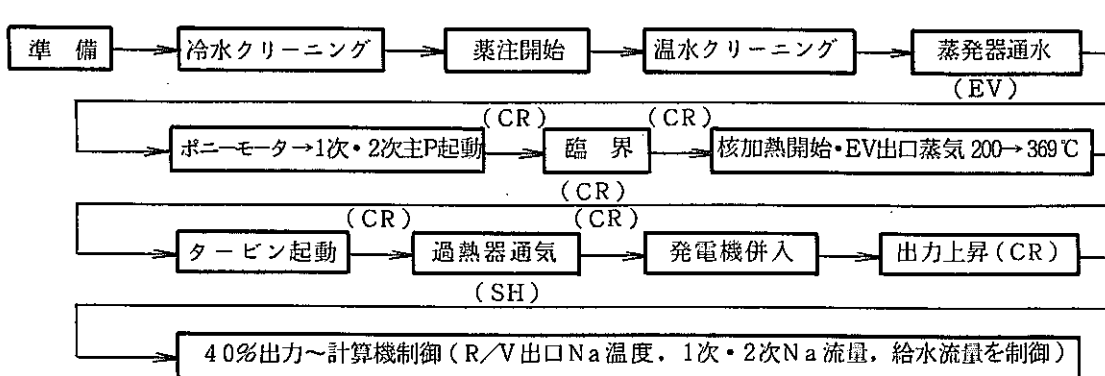
4.3 通常操作の概要と比較

BWR及びFBRのプラント起動曲線を図-15, 16に示す。起動操作を簡単に述べると次のブロック図となる。詳細は図-17 BWR, FBRの通常起動ブロック図参照。

BWR



FBR



操作上の主な相異点は、以下の通りである。

- (1) 水処理について、FBRは主蒸気圧力が127atgと高く、放射性物質も含まれていない事から、高圧ボイラーと同様に伝熱管(EV, SH)の腐食防止に、PHのコントロール及び溶存酸素の除去を薬注によって行っている。一方、BWRは、原子炉発生蒸気を直接タービンへ導く直接サイクルである事から、PHコントロール・溶存酸素除去の為の化学薬品が中性子照射により放射化されて放射性物質となり、運転上あるいは安全上好ましくないで使用していない。給水中の溶解性および不溶解性の不純物除去用脱塩装置は双方に設置されている。
- (2) 腐食要因の一つである溶存酸素の除去として、FBRでは、上記(1)の他、復水器での真空脱気、及び脱気器での加熱脱気を行っている。一方、BWRでは、復水器での真空脱気をした後、給・復水系に酸素を供給し、溶存酸素を規定値にコントロールしている。

水質基準の比較

(通常運転時)

項目	単位	BWR	FBR
PH	$\mu\text{s}/\text{cm}$	5.6~8.6	9.3~9.5
電導度	ppb	<1.0	<0.3
溶存酸素	ppb	<400	<7
シリカ(SiO_2)	ppb	<1000	<20
全鉄(Fe)	ppb	<500	<7
ヒドラジン(N_2H_4)	ppb	なし	10~20
塩素(Cl)	ppb	<200	<5
ナトリウム(Na)	ppb	—	<5
ホウ素(BO_3)	ppm	<1000	—
I-131	$\mu\text{Ci}/\text{mg}$	<0.16	なし

※ 酸化鉄(Fe_2O_3)等の保護被膜の破壊は、PHが低い、溶存酸素が多い局部電池を流れやすくする水中の溶解固形物が多い等に起因する事が多い。(赤サビは、 $\text{Fe}(\text{OH})_2$ でその場合内部は黒褐色の Fe_3O_4)

- (3) 原子炉保護系のバイパス切替え方法について、BWRは常陽と同じく、原子炉運転モードSW切換えにより行われる。

FBR(もんじゅ)では、核計装の出力に応じ手動又は自動的に原子炉保護系をバイパスするパーミッシブと、原子炉運転モードSWにより行われる。

FBR(もんじゅ)の原子炉保護系の一覧を表-4に示す。

- (4) FBR(もんじゅ)の蒸気発生器は分離型(蒸発器と過熱器)を採用し、蒸気条件により使い分ける為、出力に応じ蒸気ラインの切換え、及びウォーミング操作が多くなっている。一方、

BWRでは、蒸気ラインの切換えがほとんどない。

- (5) タービン通気後、FBRは主蒸気温度条件が369℃から483℃に昇温されるのに対し、BWRは282℃一定である。
- (6) 出力上昇操作について、FBRは制御棒引抜のみで行うが、BWRでは、制御棒引抜及び再循環流量増加を交互に操作し75%出力まで上昇する。計算機による出力上昇はFBRで40%出力から制御棒引抜により、BWRは75%出力から再循環流量増加により行う。
- (7) FBRに比べBWRは、かなり核分裂生成物である ^{135}Xe 、 ^{149}Sm （熱中性子吸収断面積大）の影響が大きい為、Xeの蓄積運転が必要である。（一般に原子炉起動後、40～50時間でXe濃度は飽和する。）

4.4 異常事象（冷却材喪失）時対応の比較

BWRにおける冷却材の最大漏洩は、再循環系配管のギロチン破断、FBRにおいては主配管の $(1/4D \cdot t)$ 破断である。その比較を表-5 BWR(2F-3)・もんじゅの1次主配管からの冷却材漏洩時対応の比較、図-18 BWR・もんじゅの冷却材大漏洩発生時対応設備作動時間の比較一例に示す。図-18のBWRについては、高圧炉心スプレイ系起動後、約23秒で炉心頂部以下に炉心水位が低下する。但し、高圧炉心スプレイ系による注水冷却及び、輻射冷却等により、燃料被覆管温度の上昇は抑えられ制限値1200℃に対し充分低い値となる。

表-6にもんじゅにおける小漏洩時の基本的対策一覧を示す。

5. おわりに

BTC訓練を受講し、以下の項目について習得することができた。

- (1) BWRの設備・運転方法は勿論、設計思想・運転操作上の考え方について習得する事ができた。
また、発電所の見学を通じ習得した事が更に確実なものとなった。
- (2) 発電設備であるタービン・発電機及び、電源設備について机上・シミュレータによって習得できたのは大きな収穫であった。
- (3) 運転操作の自動化について、自動化項目・自動動作内容を含め自動化の現状について知る事ができた。
- (4) シミュレータ訓練を通じ、運転操作の基本姿勢、特に指差呼唱・多重監視・操作前後の確認について体得した。

その他、BWRを知ることによってFBR(常陽・もんじゅ)を技術的に深く追求するきっかけとなり、今回のBTC訓練の効果は大きく有意義であった。通常の業務を離れ12週間に亘るBTC訓練を受講でき幸運であった。

本報告書は、BTC訓練の報告と同時に、今後BTC訓練を受講する人の予備知識として、またBWRを初めて勉強する人の参考として、更にもんじゅ運転要領の概要の参考として利用される事を願うものである。

6. 参考文献

- (1) BWR 運転訓練センター(株) 運転訓練資料(I), (II)
- (2) PNC 高速実験炉, 常陽の設備入門
- (3) 原電株 PWR・もんじゅの比較
- (4) PNC もんじゅ運転要領検討会資料

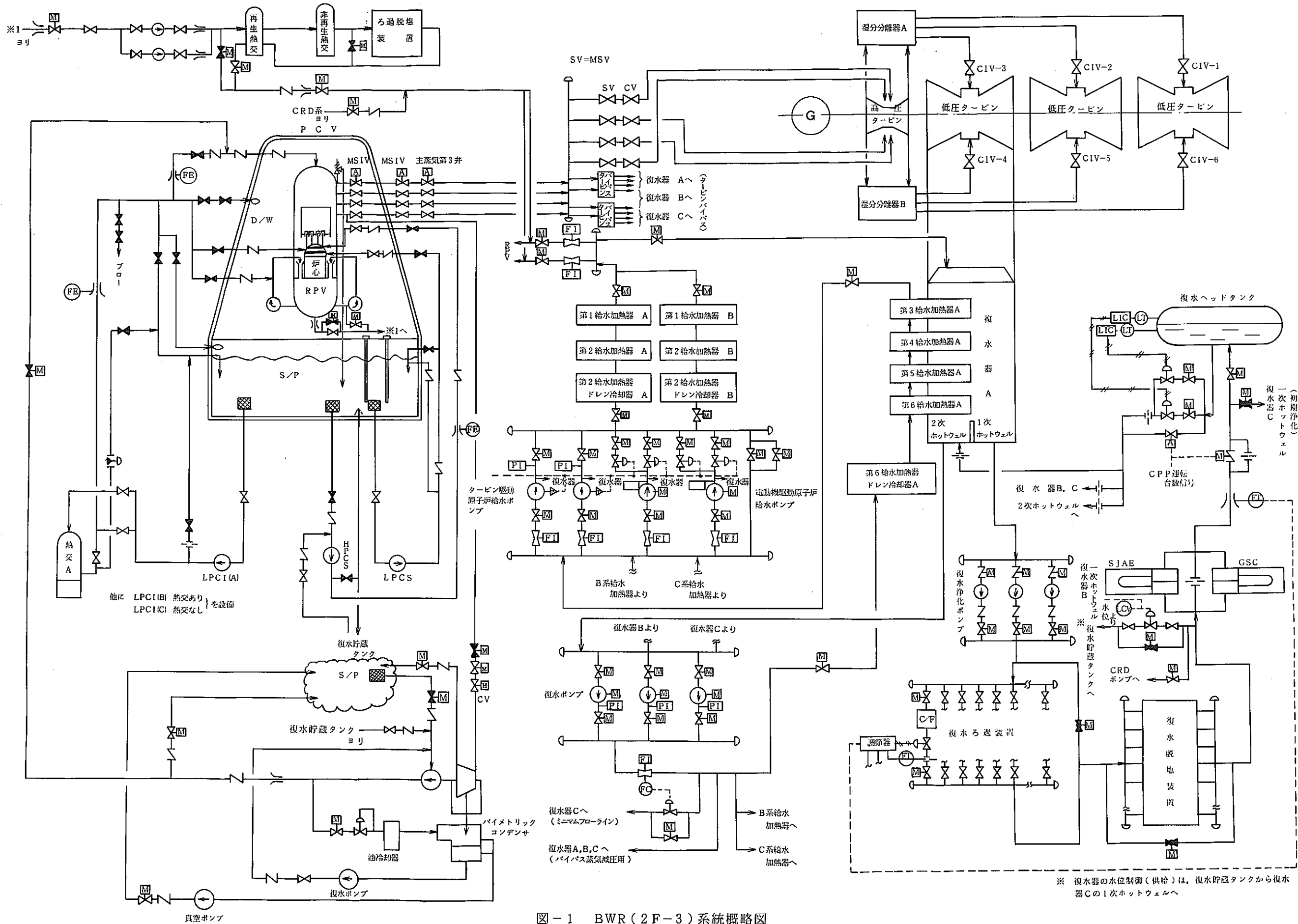


図-1 BWR(2F-3)系統概略図

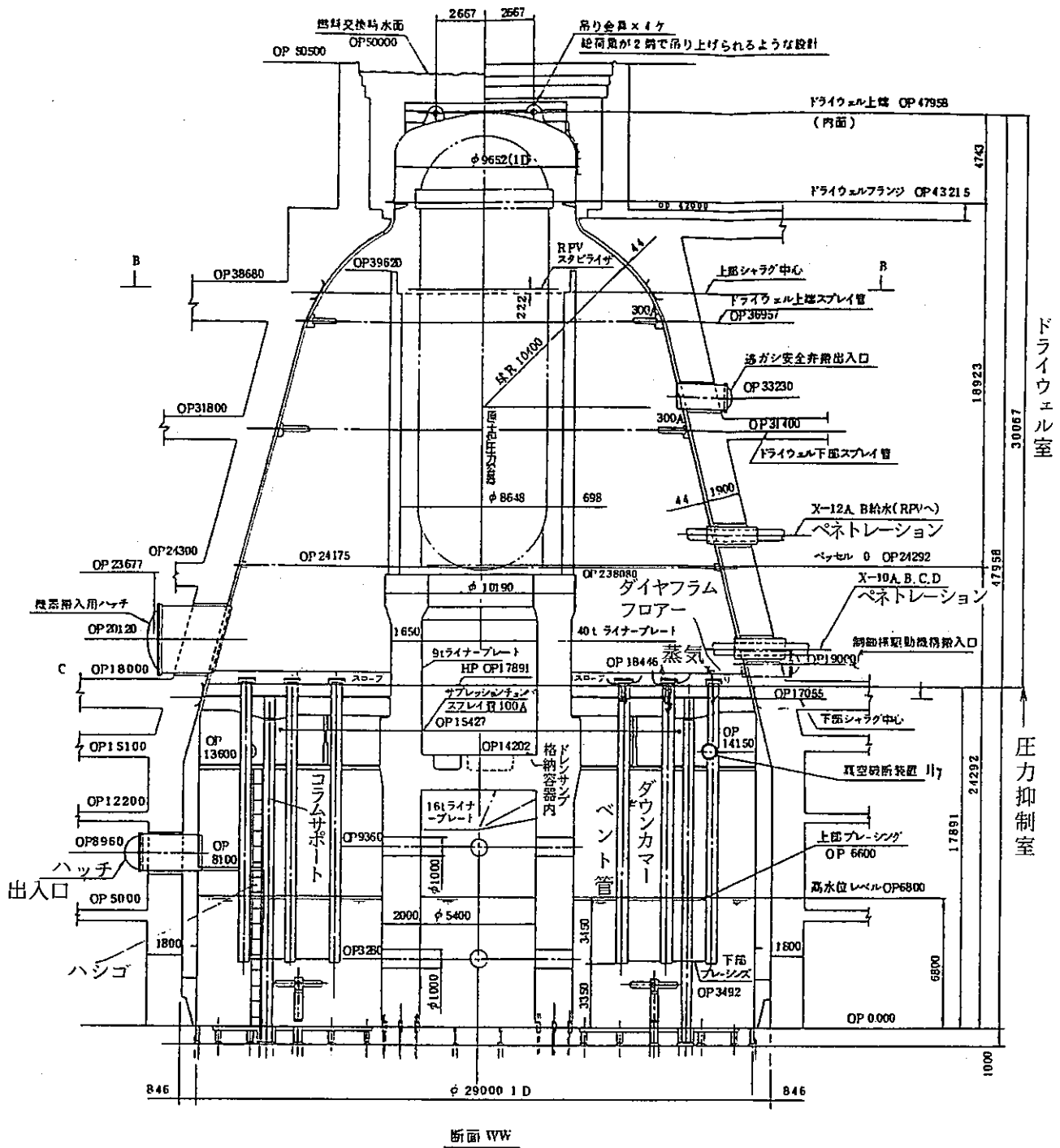
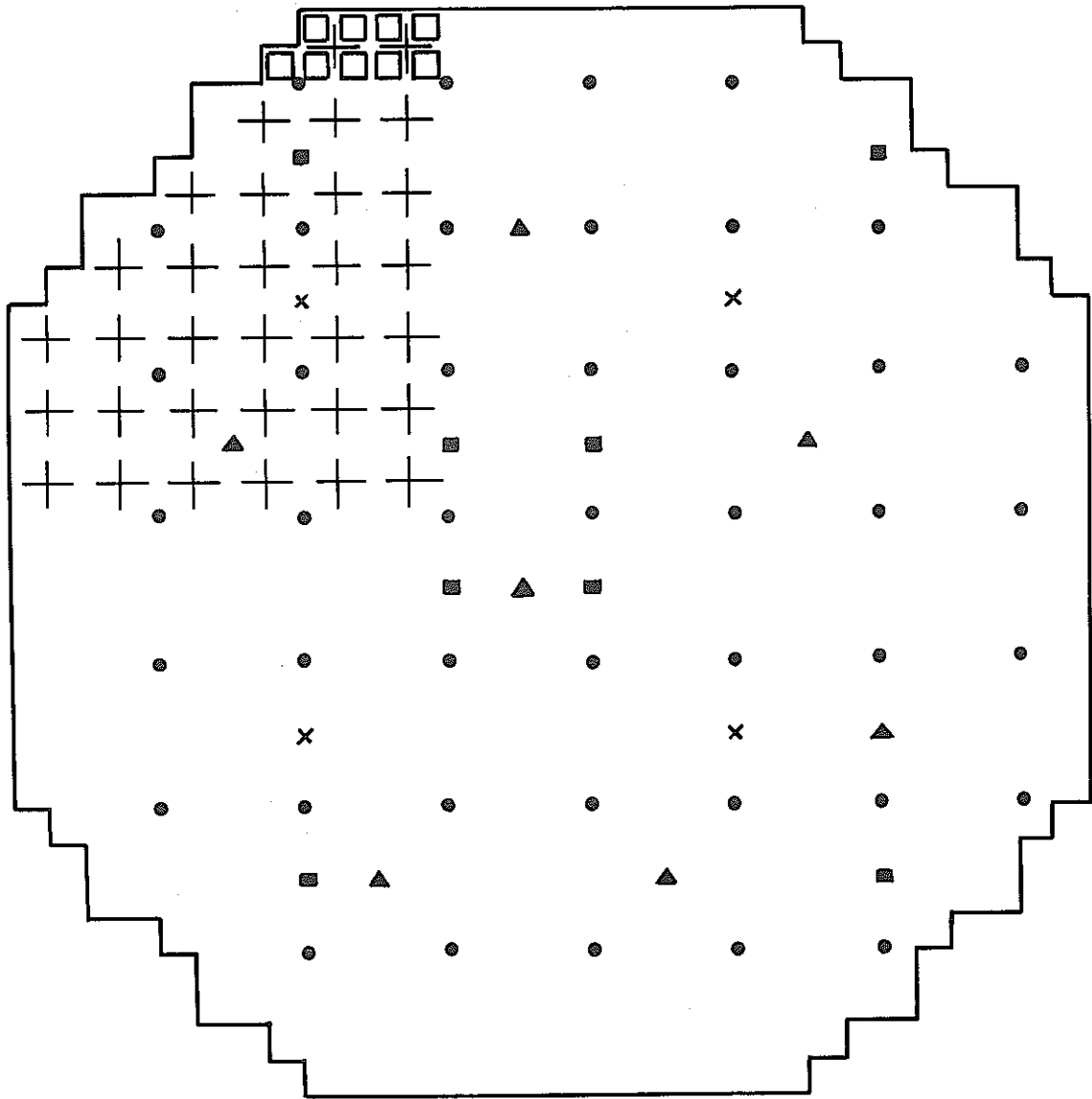


図-2 格納容器概要



● LPRM	43×4	燃料集合体	764
× SRM	4	制御棒	185
■ IRM	8	炉心等価直径	475 cm
▲ 中性子源	7	炉心有効長	371 cm

图-3 炉心配置图

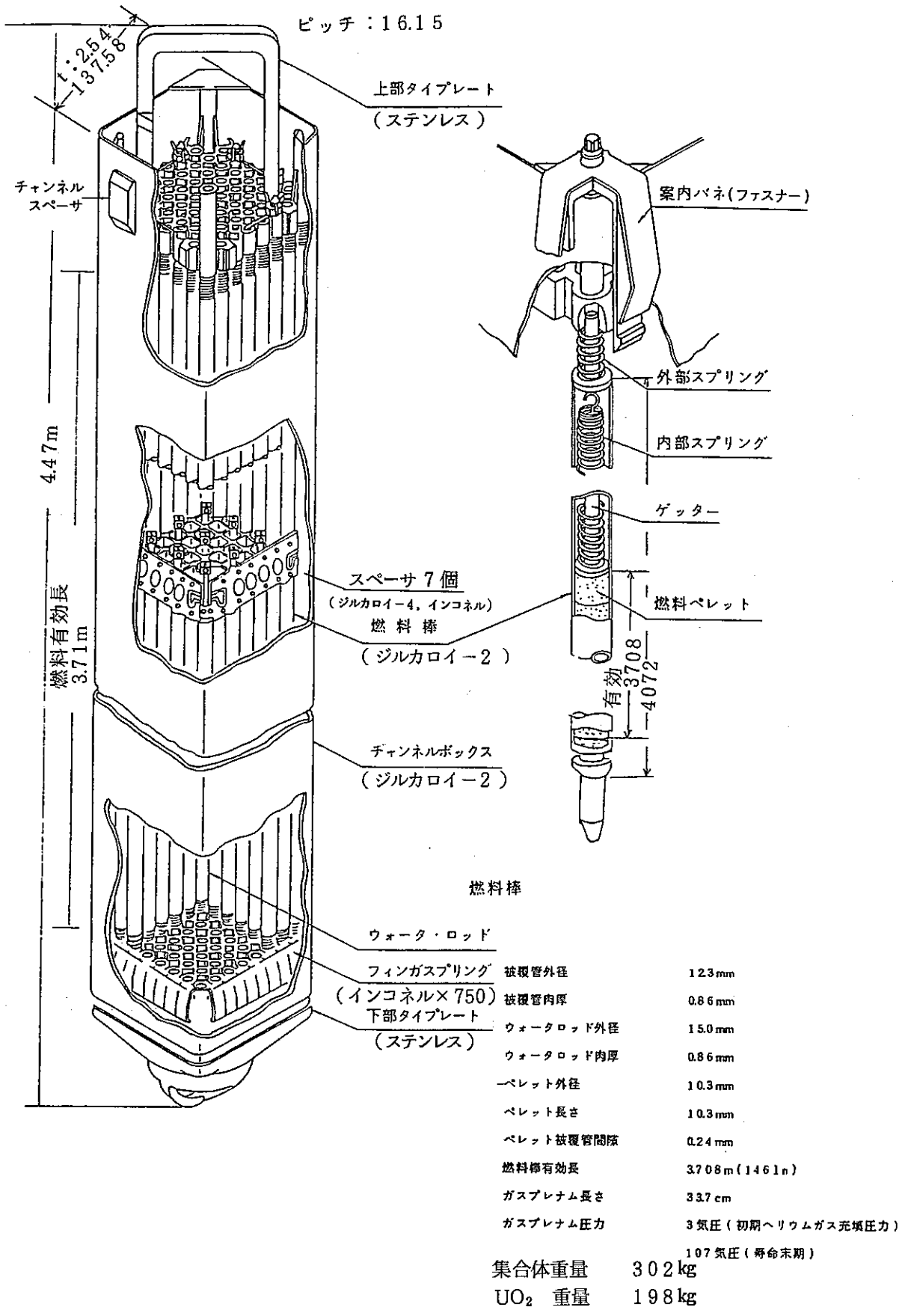


図 - 4 燃料集合体

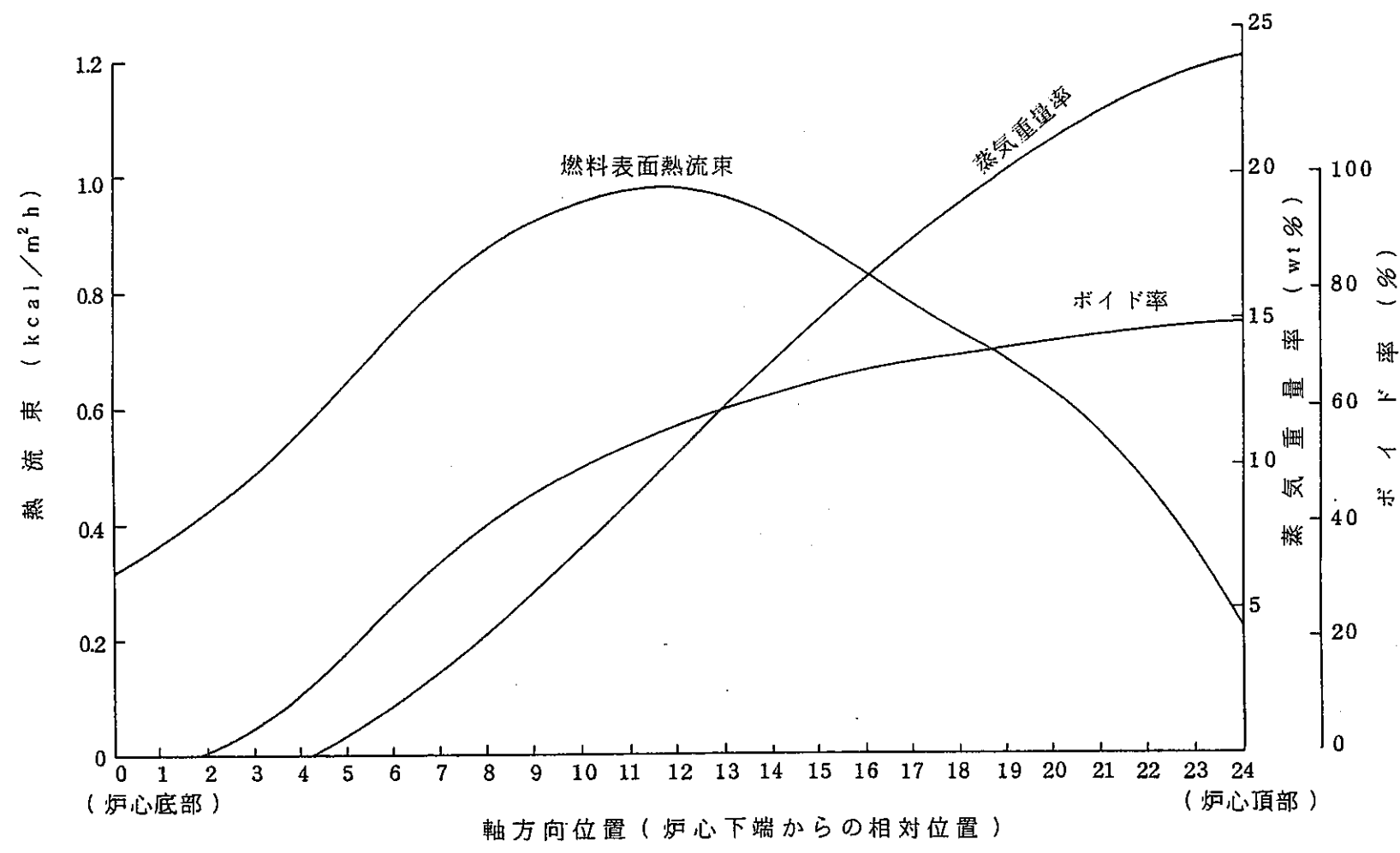


図-5 熱流束分布 (最高出力流路)

制御棒側

6	5	5	4	4	4	5	6
5	G ₁	2	2	2	G ₂	3	5
5	2	1	1	1	1	G ₂	4
4	2	1	2	W	1	2	4
4	2	1	W	G ₁	1	2	4
4	G ₂	1	1	1	1	2	5
5	3	G ₂	2	2	2	G ₁	5
6	5	4	4	4	5	5	6

W：ウォータロッド

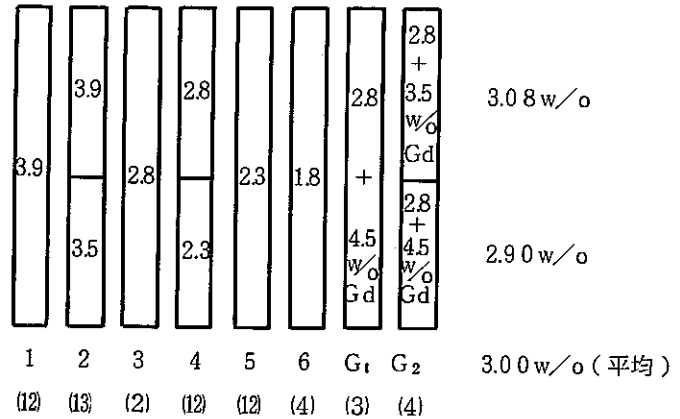


図-6 燃料棒濃縮度，ガドリニア濃度分布（取替燃料）

局所出力を低減する為：外側の燃料要素を低濃縮

中心部の熱中性子束を増加する為：ウォータロッドを設ける。

運転サイクルの延長→UO₂の濃縮を高める→炉停止余裕の確保が必要→Gd₂O₃の添加

ボイドによる反応度低下の為：燃料要素上部の濃縮度を高める。

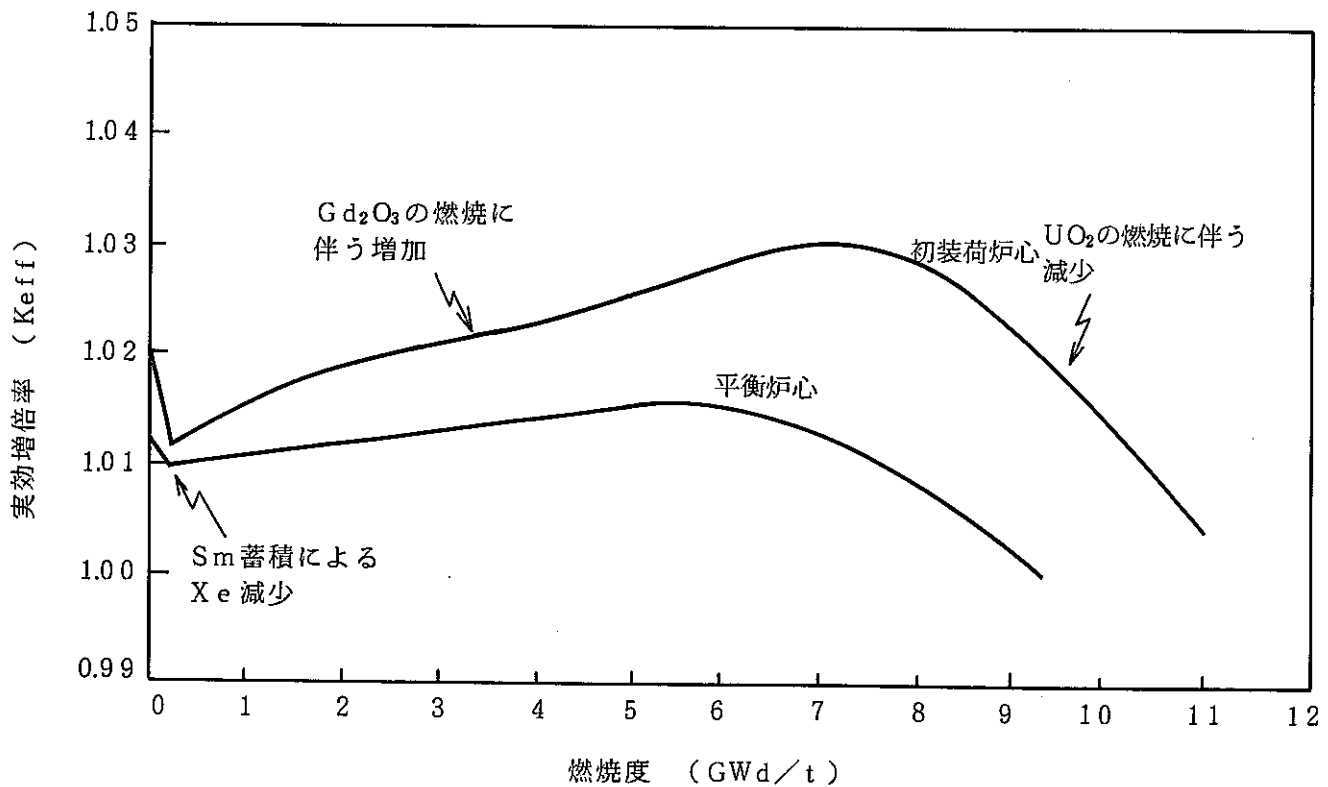


図-7 制御棒全引時炉心反応度

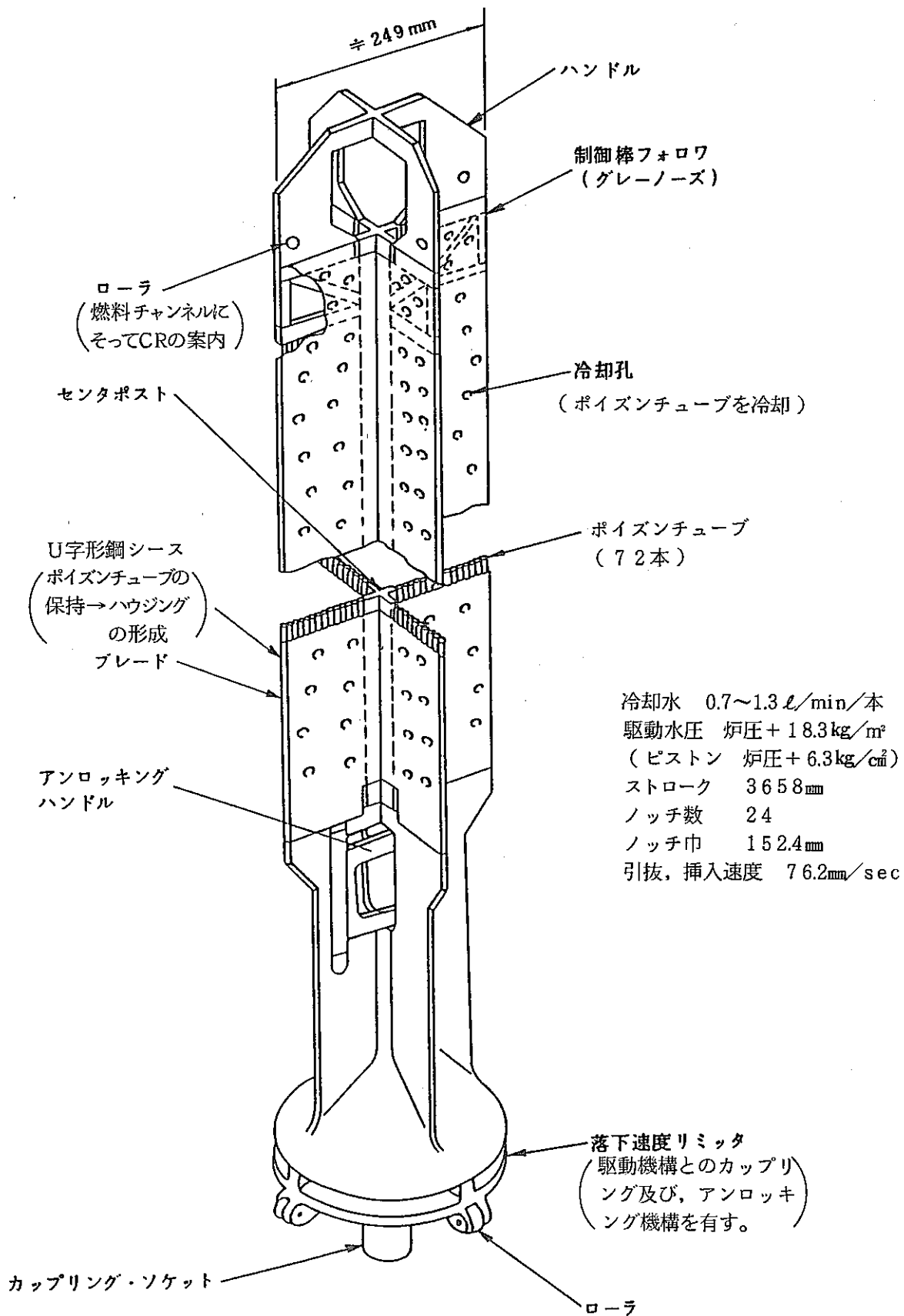


図-8 制御棒概要図

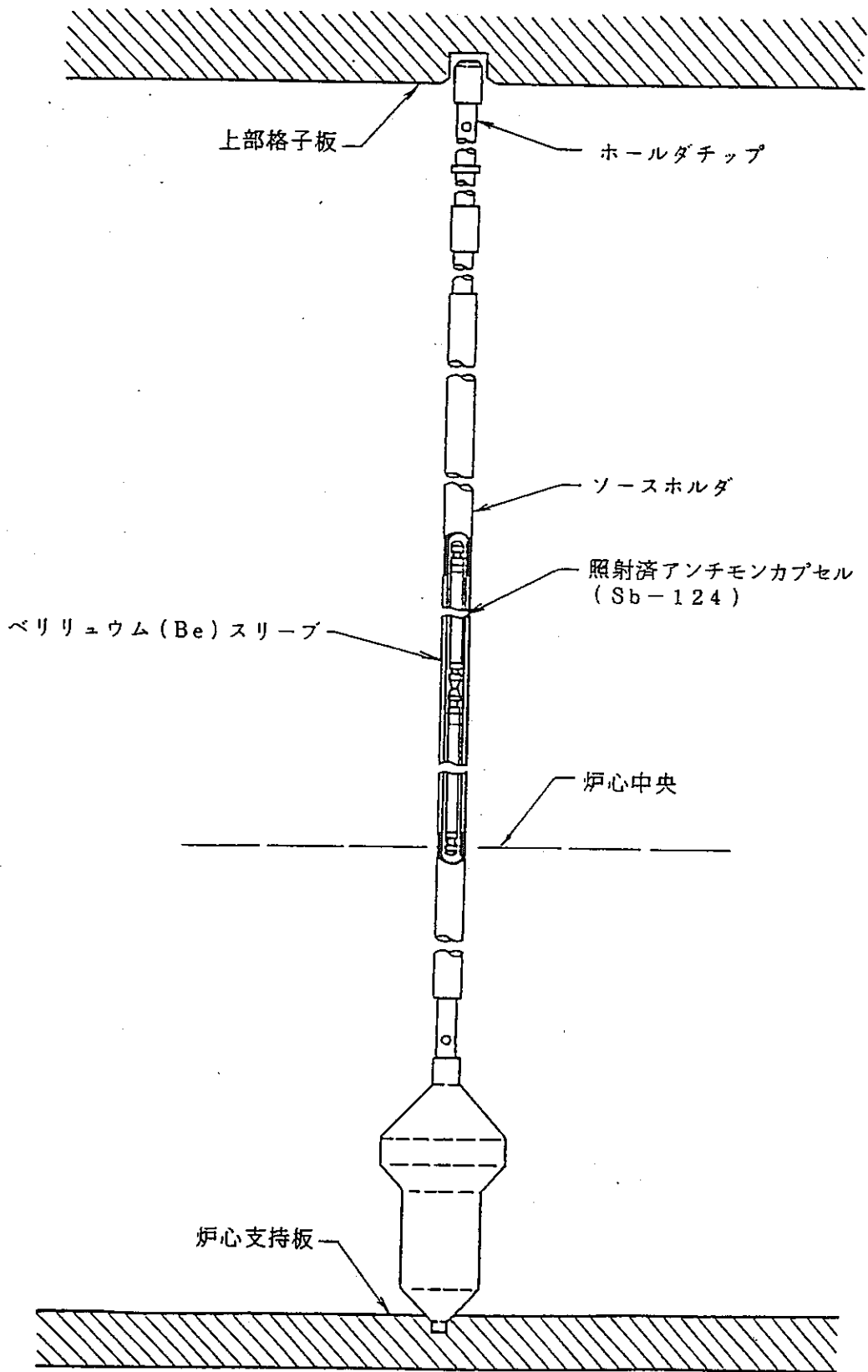
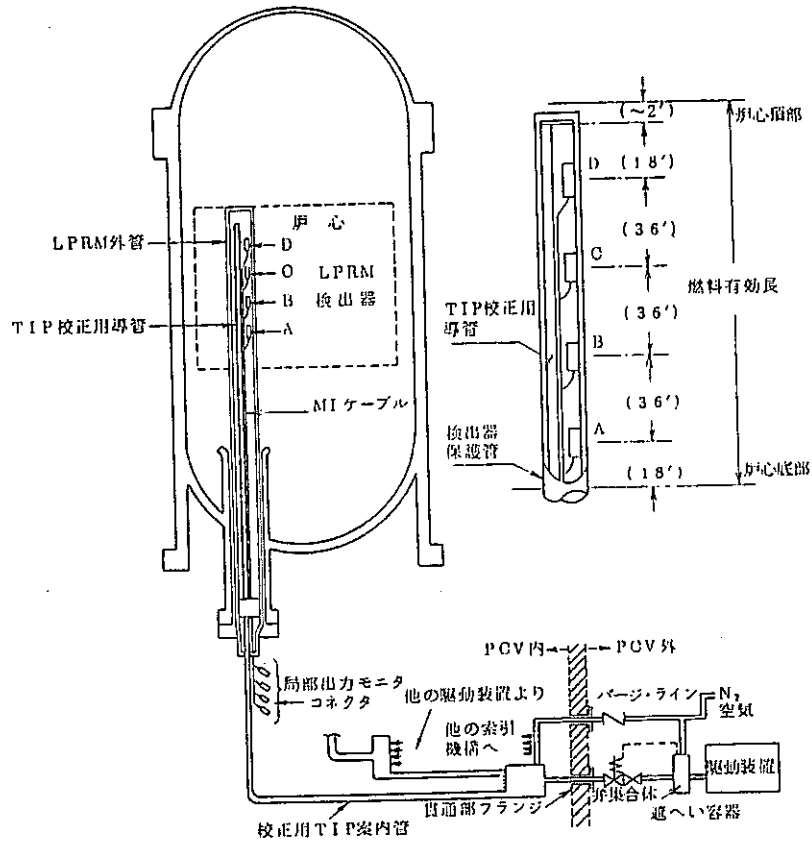


図-9 中性子源概略図



LPRM, TIP 検出装置の概要

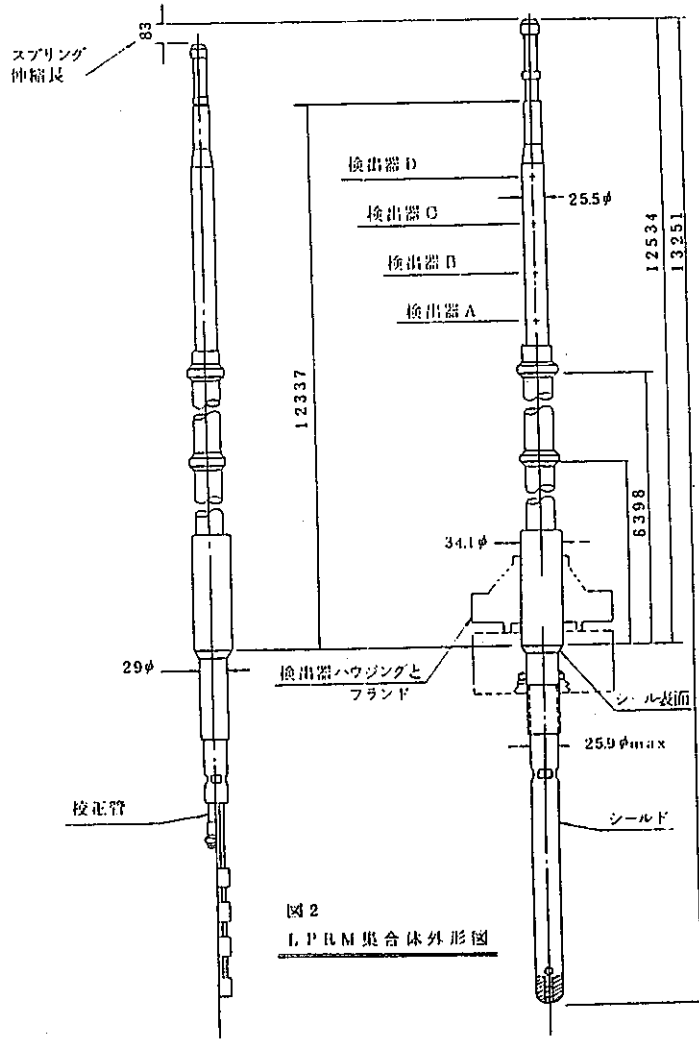
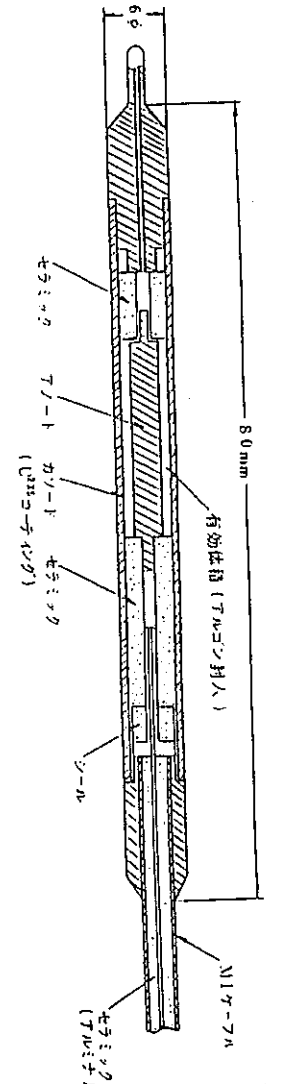
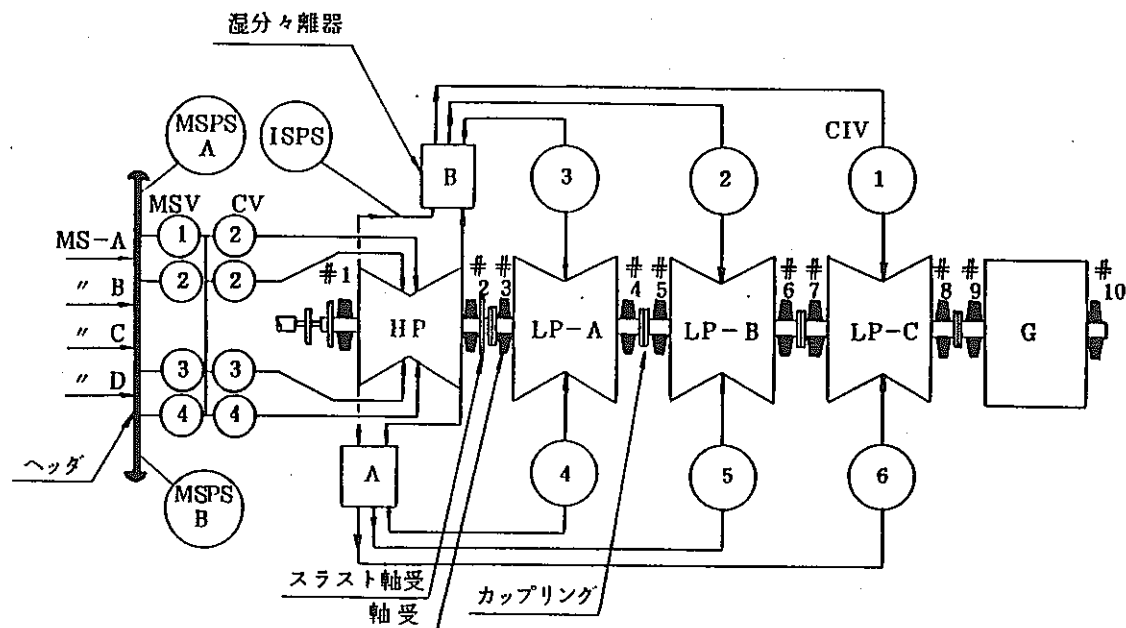


図2
LPRM 集合体外形図



LPRM 検出器の構造

図-10 LPRM (局部出力計 中性子モニター)



- 記号 (1) MS : 主蒸気配管
 (2) MSV : 主蒸気止め弁
 (3) CV : 加減弁
 (4) CIV : 複合中間弁
 (5) HP : 高圧タービン
 (6) LP : 低圧タービン
 (7) G : 主発電機
 (8) MSPS : 主蒸気圧力検出 (Main Steam Pressure Sensor)
 (9) ISPS : 高圧タービン出口圧力検出 (Intermediate Steam Pressure Sensor)
 (10) #1 ~ #10 : 軸受

図-11 タービンの構成

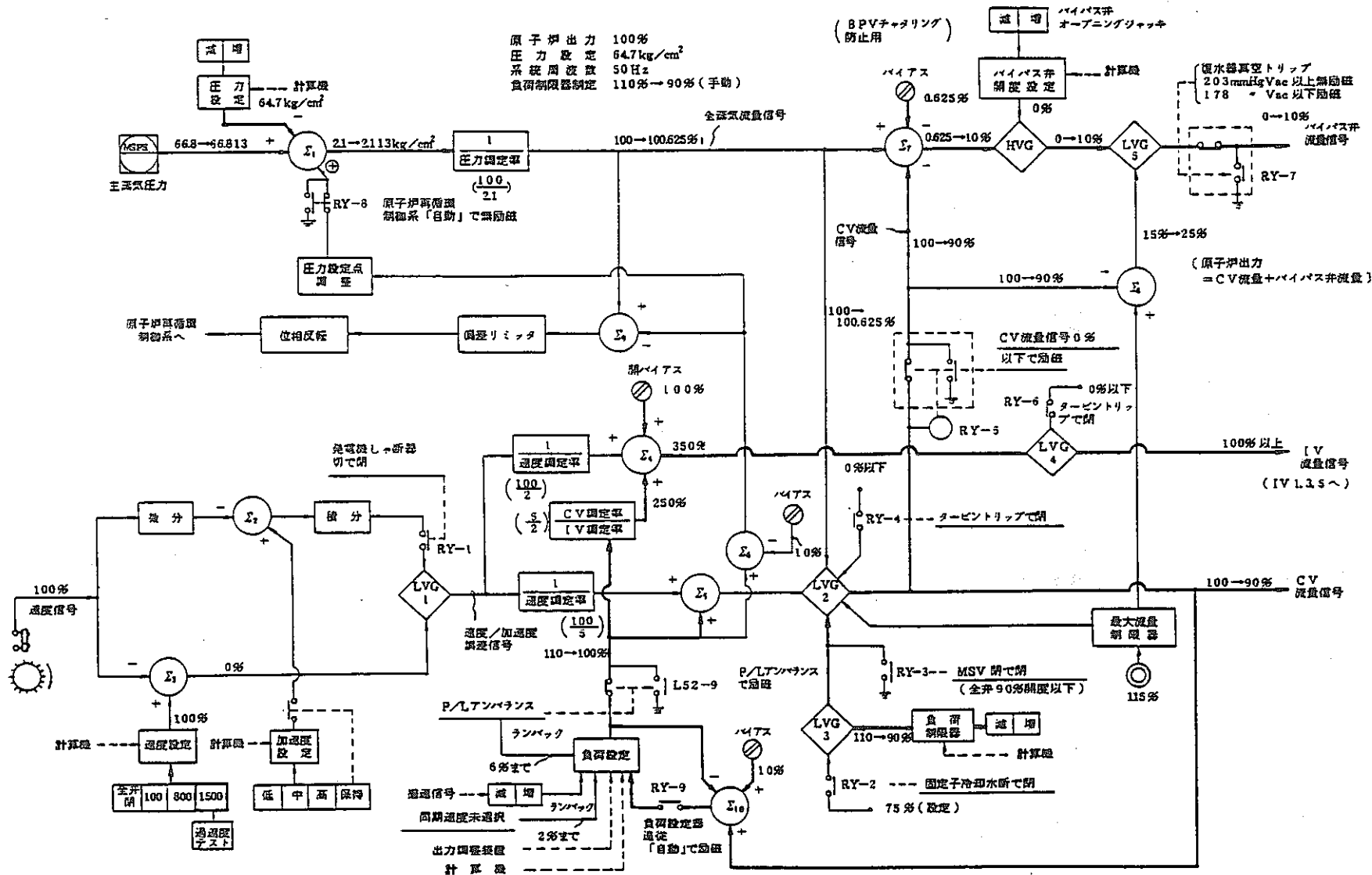


図-12 EHCブロック図(周波数0.5%上昇)

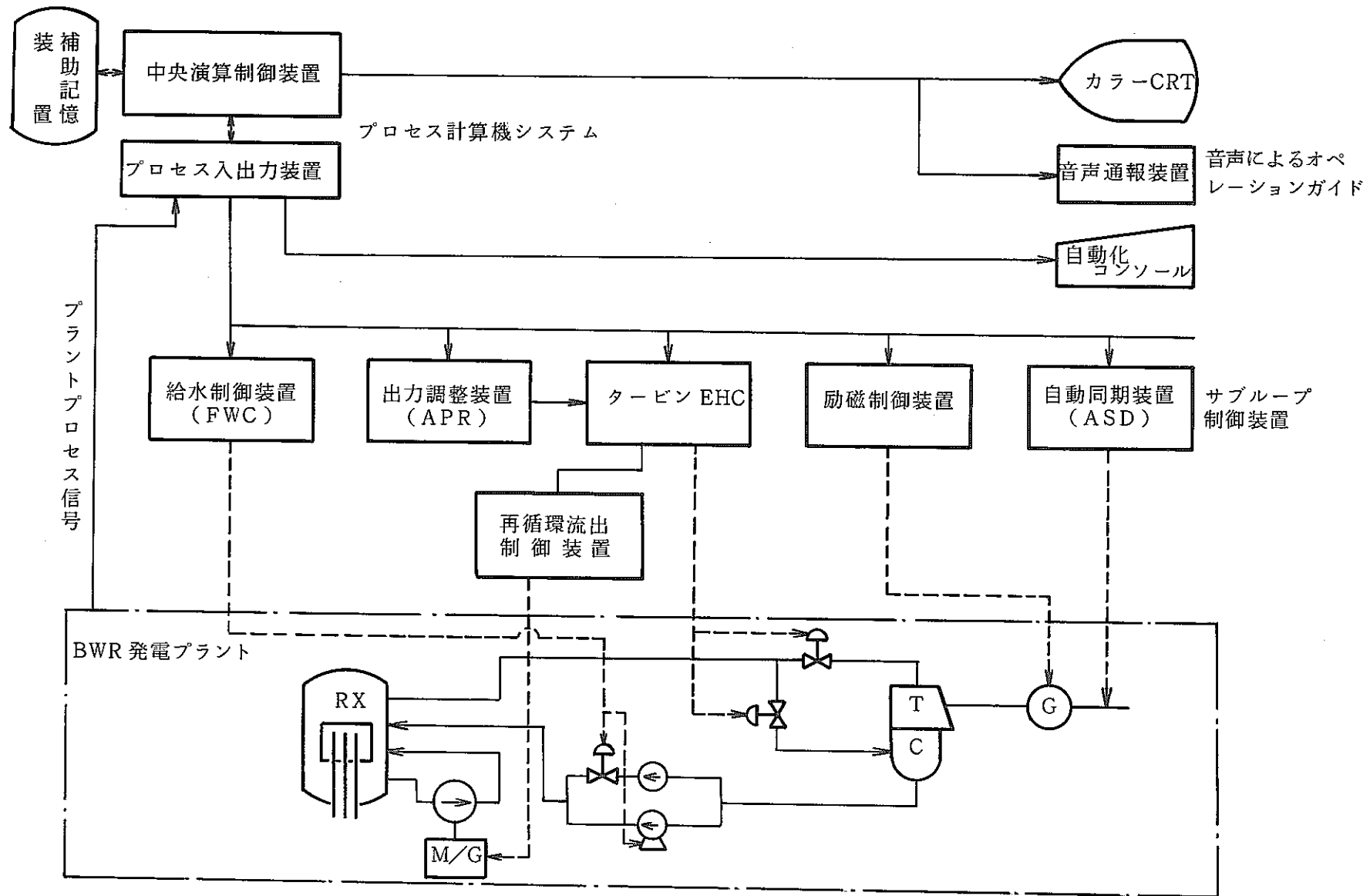


図-13 プラント自動化システムの構成

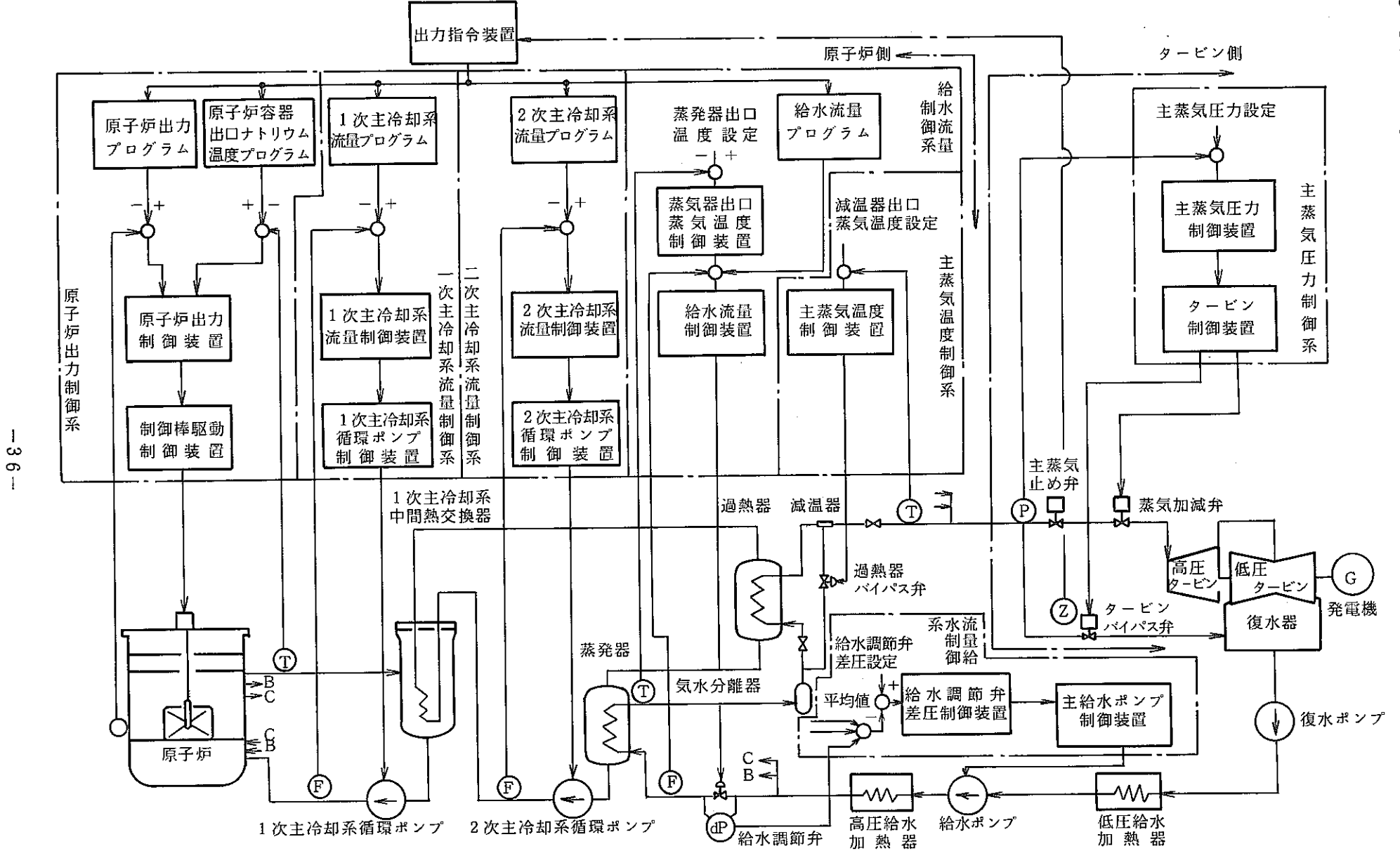


図-14 プラント制御系系統説明図

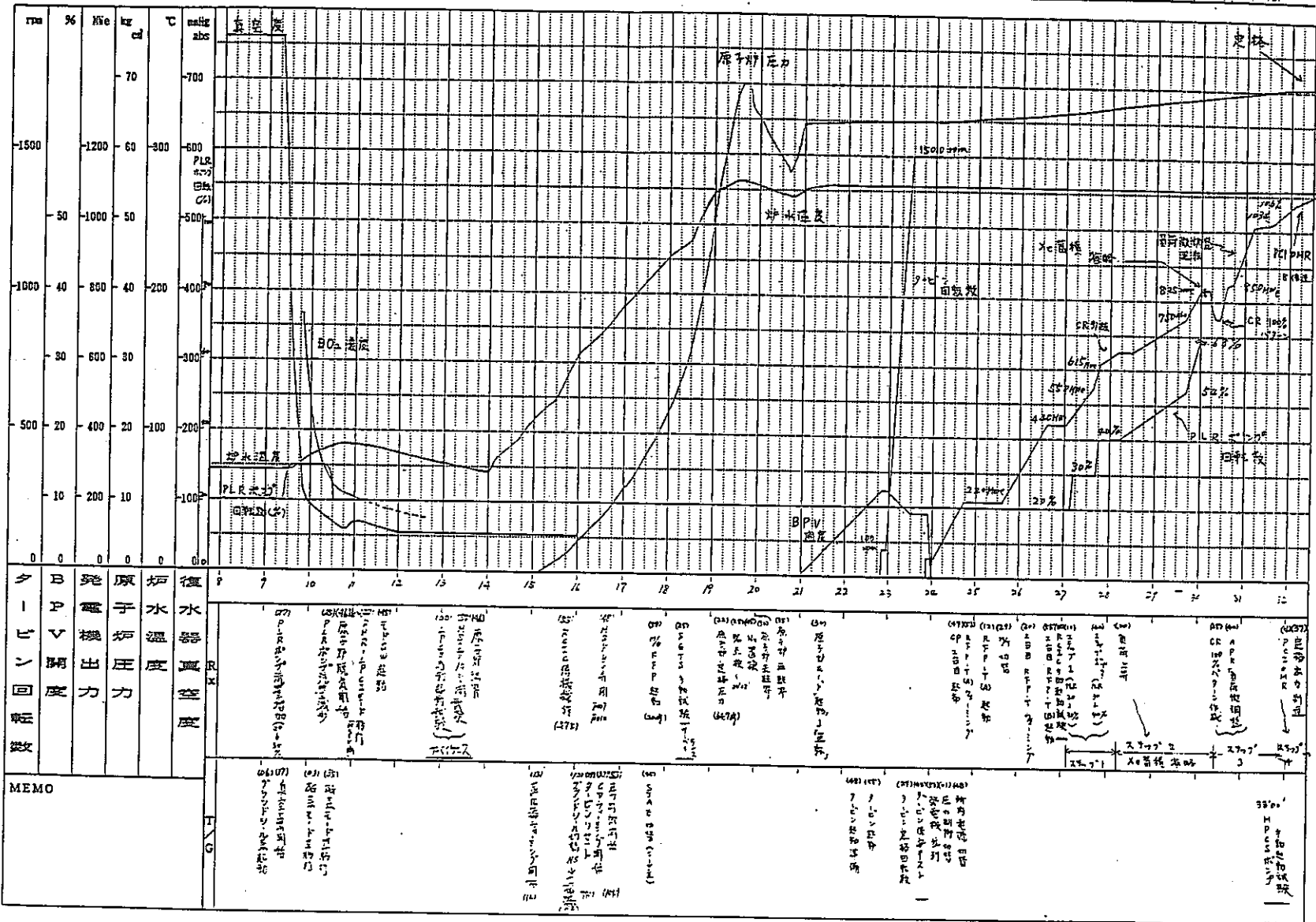


図-15 BWRの起動曲線(訓練実績)

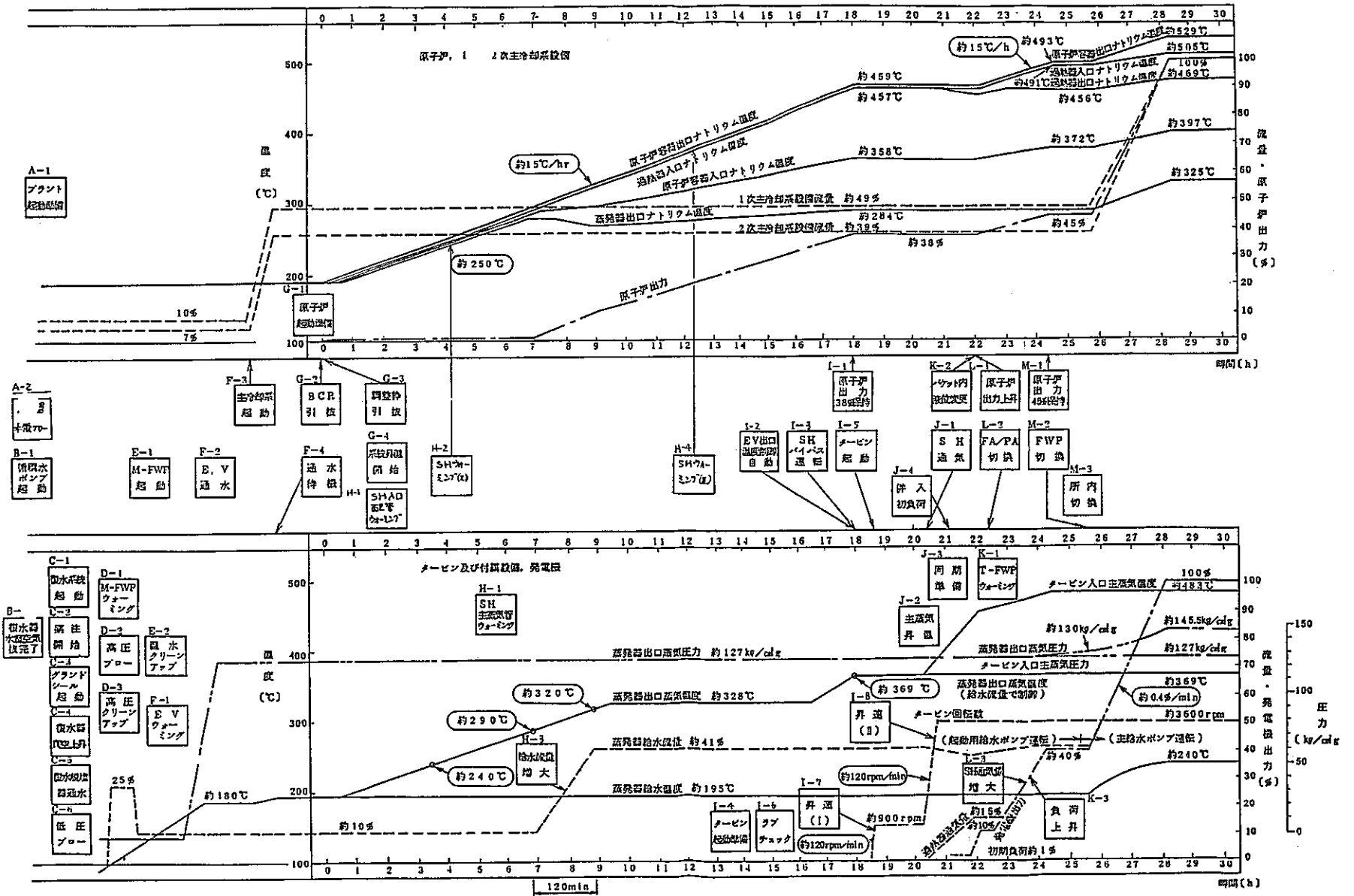


図-16 FBRの起動曲線

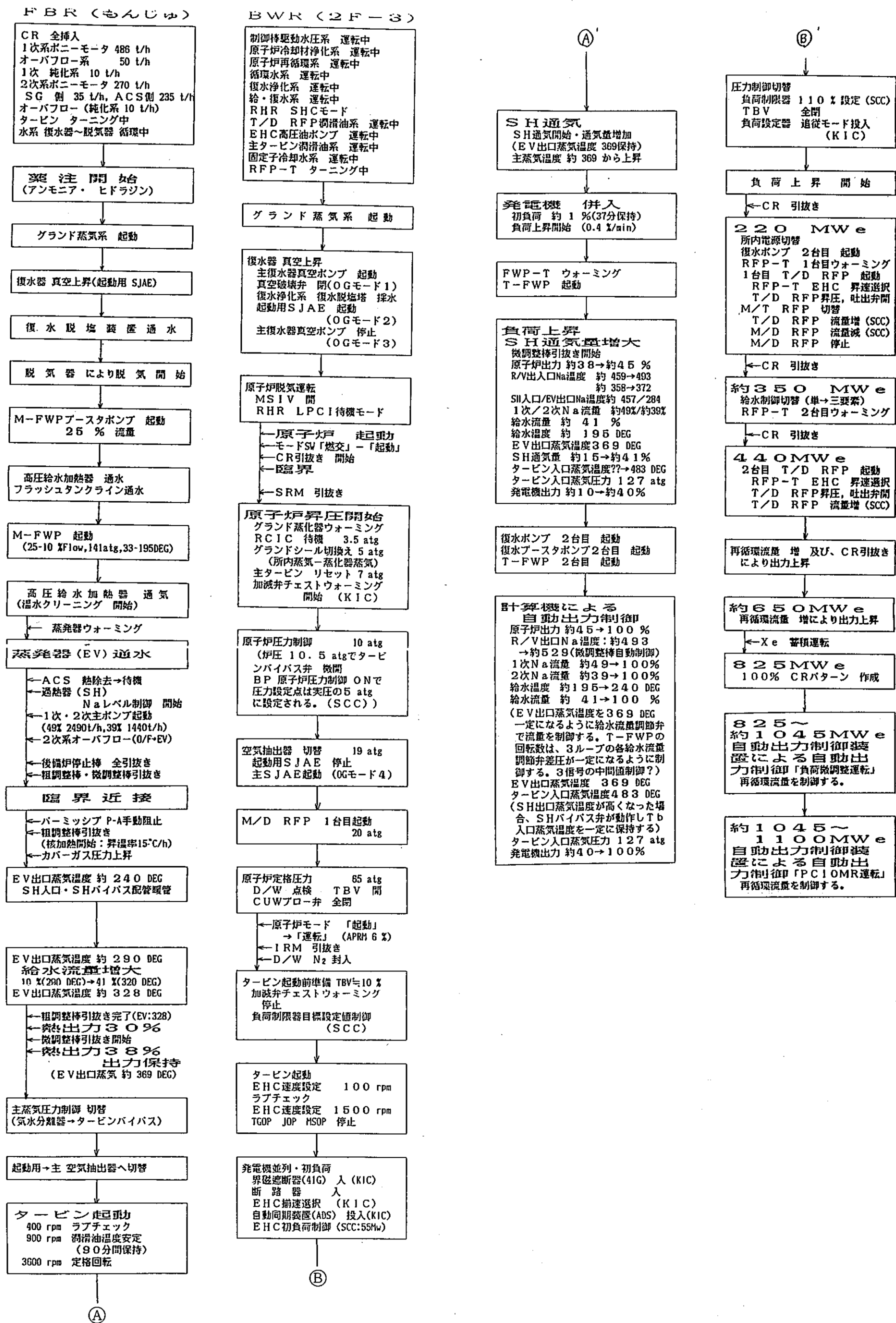


図-17 BWR・FBRの通常起動ブロック図

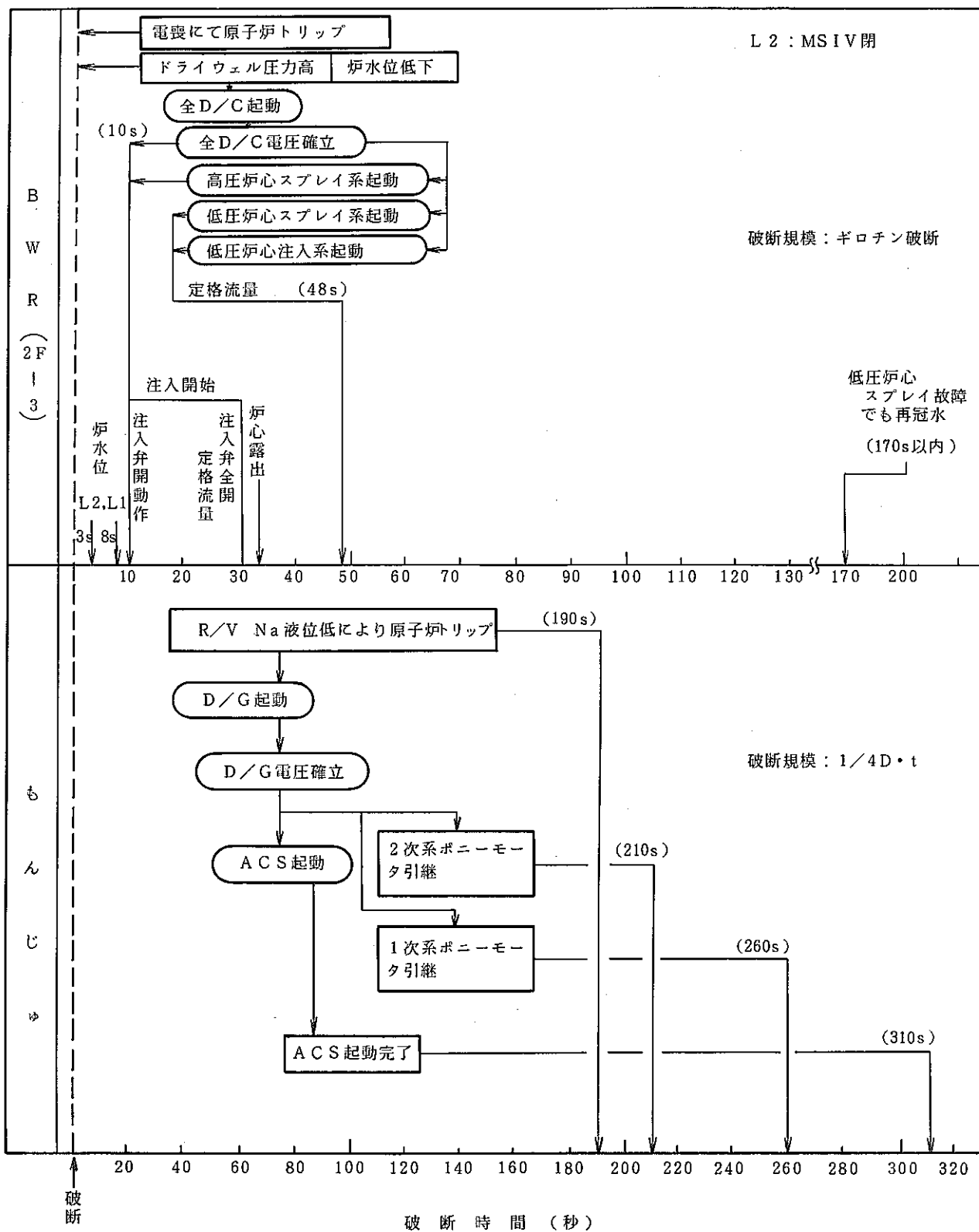


図-18 BWR(2F-3)・もんじゅの冷却材大漏えい発生時対応設備作動時間の比較一例(外部電源喪失を仮定した場合の解析結果例)

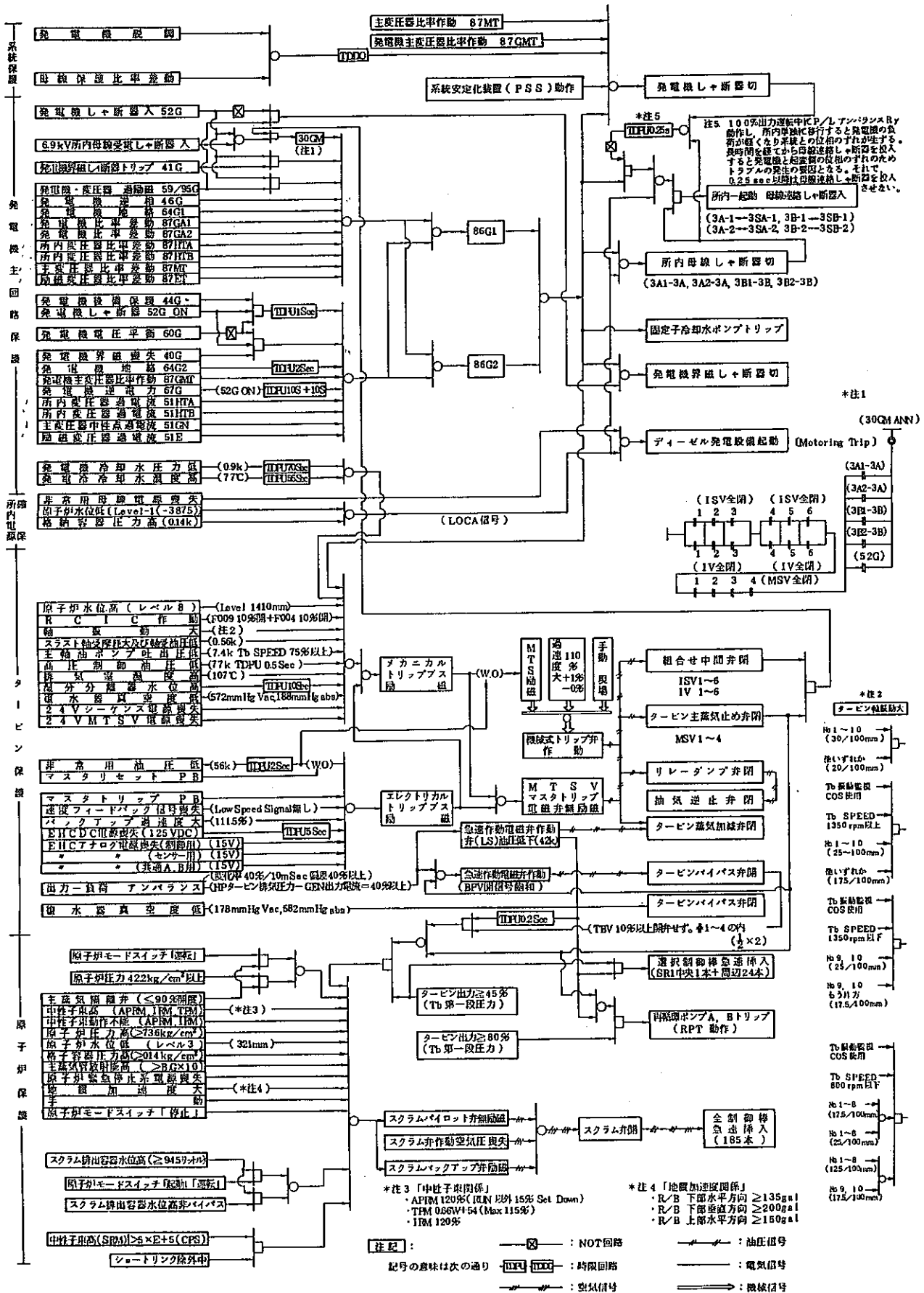


図-19 BWRプラントインターロック線図

表1 - 昭和62年度2号標準訓練 第1回時間割(5/18~8/7)

昭和62年度 2号標準訓練 第1回時間割(5/18~8/7)		CRO 主 福納・守屋 阿部・増田		rev. 作成 62-4-8 決定		
主担当インストラクタ 福納 副担当インストラクタ 守屋		担当	副 阿部・東郷	宮北・鈴木	特記事項	
第1週 5/18 ~5/22	5/18 (月) 入所式、訓練概要説明 電離検診 制御一般	5/19 (火) 炉物理の概要(1) * 講師 氏 8°~17°	5/20 (水) 炉物理の概要(2) * 講師 同左 8°~15° 圧力容器 15°~	5/21 (木) 炉内構造物 1hr 圧力容器計装 原子炉燃料	5/22 (金) 原子炉再循環系 再循環流量制御	* 1,2号標準訓練生が 合同で講義を受講
第2週 5/25 ~5/29	5/25 (月) 演習(1) 原子炉蒸気系 原子炉熱工学	5/26 (火) SRM・IRM LPRM 1hr APRM 1hr 原子炉保護系	5/27 (水) 放射線管理教育 (於: 福島第二原子力 工事協議会)	5/28 (木) 制御棒駆動系 RMCS 冷却材浄化系 RBM・RWM	5/29 (金) 非常用炉心冷却系 SGTS 1hr HPCS LPCS	担当者名簿 田口 守屋 阿部 和田 柴田 東郷 増田 鈴木 宮北 福納
第3週 6/1 ~6/5	6/1 (月) 演習(2) RCIC 残留熱除去系	6/2 (火) 自動減圧系 SLC 1hr 原子炉格納容器 AC, FCS	6/3 (水) 隔離制御系 MSIV-LCS タービン蒸気系 タービン潤滑油系	6/4 (木) タービン本体 タービンの運転 グランド蒸気系 非常トリップ系	6/5 (金) EHC (1) EHC (2)	中間懇談会 (/)
第4週 6/8 ~6/12	6/8 (月) 演習(3) 抽気・Hx系 循環水系 復水浄化系	6/9 (火) 給水・復水系 給水制御系	6/10 (水) 発電機 発電機補機(1) 1hr 発電機励磁系 発電機補機(2) 1hr	6/11 (木) 計算機システム 所内電源系 ディーゼル発電機	6/12 (金) 空気抽出系 気体廃棄物処理系 補機冷却系 手順(1)	手順; 操作手順
第5週 6/15 ~6/19	6/15 (月) A/B CRO 1A 演習(4) 起動準備 DC.VITAL 演習(4) CRO 1 DC.VITAL 起動準備	6/16 (火) A/B 補給水系 CRO 2 化学管理 起動準備 CRO 2 補給水系 化学管理 復習(1)	6/17 (水) A/B CRO 3 手順(2) 起動準備 復習(1) CRO 3 復習(2) 起動準備 復習(1)	6/18 (木) A/B 圧縮空気 CRO 4 復習(2)* 臨界操作 CRO 4 圧縮空気 復習(2)* 臨界操作	6/19 (金) A/B CRO 5 FPC モードSW 手順(3) FPC CRO 5 モードSW 手順(3)	復習(2)*; 原子力技能訓練 センター見学
第6週 6/22 ~6/26	6/22 (月) A/B 演習(5) CRO 6 APR 並列 CRO 6 演習(5) 並列 APR	6/23 (火) A/B CRO 7 放管 20% 出力 手順(4) 放管 CRO 7 20% 出力 手順(4)	6/24 (水) A/B 見学(1) CRO 8 (MCR) 出力降下 見学(1) CRO 8 (MCR) 出力降下	6/25 (木) A/B CRO 9 RW系 降圧操作 CAI (1) RW系 CRO 9 降圧操作 CAI (1)	6/26 (金) A/B 換気空調 CRO 10 放モニタ 停止操作 CRO 10 換気空調 放モニタ 停止操作	レクリエーション (/)
第7週 6/29 ~7/3	6/29 (月) CRO 11 演習(6) 臨界操作 管基(1) 演習(6) CRO 11 管基(1) 臨界操作	6/30 (火) A/B CRO 12 管基(1) 臨界操作 管基(1) 管基(1) 臨界操作	7/1 (水) A/B 見学(2) CRO 13 R/B 地下 見学(2) CRO 13 臨界操作	7/2 (木) A/B 管基(2) CRO 14 Tb 起動 管基(2) 管基(2) Tb 起動	7/3 (金) A/B CRO 15 管基(3) CAI (2) 管基(3) CRO 15 管基(3) CAI (2) Tb 起動	管基; 安全解析 管基; 運転管理基準
第8週 7/6 ~7/10	7/6 (月) A/B CRO 16 管基(4) 実起動 管基(5) CRO 17 見学(3) 実起動 R/B 地上	7/7 (火) A/B 管基(4) CRO 16 管基(5) 実起動 管基(5) CRO 17 見学(3) 実起動	7/8 (水) A/B CRO 18 手順(5) 実起動 手順(6) CRO 19 事故 VTR 実起動 復習(3)	7/9 (木) A/B 手順(5) CRO 18 手順(6) 実起動 事故 VTR CRO 19 実起動 復習(3)	7/10 (金) A/B 操作検討 CRO 20 臨界操作 操作検討 CRO 20 操作検討	CRO担当 A班 B班 通 主 福納 守屋 副 阿部 東郷 常 主 阿部 増田 副 宮北 鈴木
第9週 7/13 ~7/17	7/13 (月) 中間試験	7/14 (火) A/B CRO 21 手順(7) scram(1) 管基(6f) 手順(7) CRO 21 管基(6f) scram(1)	7/15 (水) A/B 見学(4) CRO 22 T/B 全般 scram(2) 見学(4) CRO 22 T/B 全般 scram(2)	7/16 (木) A/B 操作検討 CRO 23 復習(4) T/G 事故 操作検討 CRO 23 復習(4) T/G 事故	7/17 (金) 特別講義 講師: 見学(5) 広野火力発電所	事故
第10週 7/20 ~7/24	7/20 (月) 演習(7) CRO 24 CAI (3) 出力低下 CRO 24 演習(7) 出力低下 CAI (3)	7/21 (火) A/B CRO 25 操作検討 RIIR 冷却 復習(5) CRO 25 操作検討 RIIR 冷却	7/22 (水) A/B 見学(6) CRO 26 屋外.RW 給水 PLR 見学(6) CRO 26 屋外.RW 給水 PLR	7/23 (木) A/B 操作検討 CRO 27 復習(6) EHC 電気 操作検討 CRO 27 復習(6) EHC 電気	7/24 (金) A/B CAI (4f) CRO 28 復習(7) 補機etc. CRO 28 CAI (4f) 補機etc. 復習(7)	
第11週 7/27 ~7/31	7/27 (月) CRO 29 演習(8f) LOCA etc 復習(8) 演習(8f) CRO 29 復習(8) LOCA etc	7/28 (火) A/B 復習 CRO 30 (9,10) 通常復習 CRO 30 復習 通常復習 (9,10)	7/29 (水) A/B CRO 31 見学(7f) 事故復習 センター 見学(7f) CRO 31 センター 事故復習	7/30 (木) A/B 復習 CRO 32 (11,12) 事故復習 CRO 32 復習 事故復習 (11,12)	7/31 (金) 復習 (13,14) 健康診断 復習 (15)	センター; ・原原子力センター ・新福島発電所
第12週 8/3 ~8/7	8/3 (月) 筆記試験(1) 8°~17°	8/4 (火) 筆記試験(2) 8°~17°	8/5 (水) CRO 試験(1) (通常操作) 8°~17°	8/6 (木) CRO 試験(2) (事故対応) 8°~17°	8/7 (金) CRO 試験(3) (口頭試験) 反省会 16°~ 終了式 16:50~	

表-2 BWR(2F-3)の熱・核データ

◎ 熱特性

熱出力	3,293MWt
蒸気流量	6.41×10^6 kg/h
炉心冷却材流量	48.3×10^6 kg/h
給水流量	6.39×10^6 kg/h
給水温度	215℃
原子炉圧力(蒸気ドーム)	70.7 kg/cm ²
平均出力密度	50.0 kW/ℓ
最大線出力密度(MLHGR)	44.0 kW/m (13.4 kW/ft)
平均線出力密度	18.7 kW/m
最大熱流束	0.98×10^6 kcal/m ² ·h
平均熱流束	4.02×10^5 kcal/m ² ·h
最高UO ₂ 温度	約1,850℃
燃料平均温度	約600℃
燃料棒表面最高温度	約390℃
最小限界出力比(MCPR)	≥ 1.20
冷却材炉心入口サブクーリング	11.5 kcal/kg
実効熱伝達面積	6,770m ²
炉心平均ボイド率	4.20%
平均炉心出口蒸気重量率	13.2%

◎ 核特性

炉心燃料	濃縮ウラン+ガドリニア
ウラン濃縮度	約3.0 w/o
燃料装荷量	2.8×10^3 kg - ²³⁵ U 133 ton - UO ₂
炉心平均燃焼度	29,500 MWD/T

◎ 炉心部反応度係数

ドップラー係数	$\times 10^{-5}$ Δk/%
ボイド係数	$\times 10^{-3}$ Δk/%
出力係数 (ドップラー+ボイド)	$\times 10^{-3}$ Δk/%

減速材温度係数	$\times 10^{-4} \Delta k / ^\circ\text{C}$
◎ 炉 心	
炉 心 高 さ	3710 mm
炉 心 等 価 直 径	4750 mm
炉 心 容 積	65860 ℓ
燃 料 集 合 体 数	765 体
中 性 子 源 数	7 体
制 御 棒 数	185 体
燃 料 要 素	62 本 (8×8)
燃 料 ペ レ ッ ト 直 径	10.3 mm
燃 料 ペ レ ッ ト 長 さ	10.3 mm
燃 料 被 覆 管	12.3 ^{0D} × 0.86 t (ジルカロイ)

表-3 BWR・FBR・PWRのプラント比較

項 目	BWR		F B R			PWR
	第二福島 3号機		常 陽	もんじゅ	超長寿命FBR(例)	敦賀 2号機
	濃縮ウラン 軽水 減速 軽水冷却型		ナトリウム冷却 高速 中性子型			濃縮ウラン 軽水 減速 軽水冷却型
・プラント特性						
熱出力 (Mw)	約 3293	100	714	2740	約 3423	
電気出力 (Mw)	約 1170	—	約 280	1000	約 1160	
熱効率 (電/熱) (%)	約 35.5	—	約 39	約 36	約 34	
ループ数	1	2	3		4	
1次冷却材 流量 (T/h)	炉心冷却材流量H ₂ O 48,300 給水流量 6,400	ナトリウム流量 2,200	ナトリウム流量 15,300		給水流量 60,100	
1次冷却材 入口 温度 (DEG) 出口	215.5 約 286	370 500	397 529	355 475	289 325	
1次冷却材 圧力 (atg)	70.7	約 4	約 8		約 157	
中間熱交換器型式	—	たて型自由液面 平行向流型	たて型無液面 平行向流型		蒸気発生器 たて置U字管式 熱交換器型	
2次冷却材 流量 (T/h)	—	ナトリウム流量 1,100 (1ループ)	ナトリウム流量 3,700 (1ループ)		給水流量 6,600	
2次冷却材 入口 温度 (DEG) 出口	— —	340~350 460~470	325 505		221 273.6	
2次冷却材 圧力 (atg)	—	約 4	約 8		58.5	
蒸気発生器 型式	—	—	ヘリカルコイル 貫流式分離型		(たて置U字管式 熱交換器型)	
3次冷却材 流量 (T/h)	—	—	給水流量 1,100		—	
3次冷却材 入口 温度 (DEG) 出口	— —	— —	240 483		— —	
3次冷却材 圧力 (atg)	—	—	127		—	
蒸気タービン型式	串型6流 (TC6F-41) 排気非再熱式	—	串型3気筒4流 排気非再熱式		串型4車室6分流 排気再熱再生式	
蒸気温度 (MSV前)	282	—	483		273.6	
蒸気圧力 (MSV前)	(T/G in) 66.8	—	127		58.5	
タービン流入蒸気 流量 (T/h)	6,400	—	1,100		6,600	

項 目	BWR	F B R			PWR
	第二福島 3号機	常 陽	もんじゅ	超長寿命FBR(例)	敦賀 2号機
原子炉 型式	濃縮ウラン 軽水 減速 軽水冷却型	ナトリウム冷却 高速 中性子型			濃縮ウラン 軽水 減速 軽水冷却型
・熱特性					
熱出力 (Mw)	約 3,293	100	714	2,740	約 3,423
炉心冷却材流量 (T/h)	炉心冷却材流量H ₂ O 48,300 給水流量	ナトリウム流量 2,200	ナトリウム流量 15,300		給水流量 60,100
炉心冷却材 入口 温度 (DEG)	215.5	370	397	355	289
炉心冷却材 出口 温度 (DEG)	約 286	500	529	475	325
炉心冷却材 圧力 (atg)	70.7	約 4	約 8		約 157
平均出力密度 (kw/ℓ)	50.0	495.0	301.7	57.7 ブランケット含?	約 104.9
線出力密度 最大 (w/cm) 平均	440 187	372	360 210		415 179
最高 UO ₂ 温度 (DEG)	約 1,850		約 2,350		
燃料棒表面最高温度 (DEG)	約 390				
・炉 心					
炉心燃料領域高さ (mm)	3,710	550	約 930	約 2,000	約 3,660
炉心燃料領域等価 直径 (mm)	4,750	716	約 1,800	約 5,500	約 3,370
炉心燃料領域容積 (ℓ)	6,586.0	202	2,366.56		約 32,630
軸方向ブランケッ ト厚さ (上/下)	—	インシュレータ ペレット 12/12	約 300/350	約 300/300	—
半徑方向ブランケ ット等価厚さ (mm)	—	—	約 300	約 300	—
軸方向反射体 (上/下) (mm)	—	300/350	—	—	—
半徑方向反射体 (mm)	—	—	—	—	—
集集体数	765	313	715		193
燃料集集体数	765	67	108/90 (内側/外側)	624	193
ブランケット 集集体数	—	—	172	198	—
反射体数	—	143/48/48 (外側A/外側B 内側)	324		—
制御棒数	185	6	19 微調整棒: 3 粗調整棒: 10 後備停止: 6	49	53
中性子源	7	1	2		4

項 目	BWR	F B R			PWR
	第二福島 3号機	常 陽	もんじゅ	超長寿命FBR(例)	敦賀 2号機
原子炉 型式	濃縮ウラン 軽水 減速 軽水冷却型	ナトリウム冷却 高速中性子型			濃縮ウラン軽水 減速 軽水冷却型
燃料要素	62(8・8)	127	169		264(17・17) (計装 25)
ペレット直径(mm)	10.3	4.6	約5.4		8.19
ペレット長さ(mm)	10.3	(8~9)	(7~8) 約 8ℓ		約 13.5ℓ
燃料被覆管 外径	12.3	5.5	6.5	約 11	9.5
肉厚	0.86 (ジルカロイ)	0.35 (ステンレス)	0.47 (ステンレス)		0.57 (ジルカロイ-4)
燃料要素ピッチ (mm)	16.15 (四角配列)	6.47 (三角配列)	約 7.9 (三角配列)	(三角配列)	(四角配列)
・核特性					
炉 心	濃縮ウラン・ガドリニア	プルトニウム・ウラン混合酸化物			濃縮ウラン
燃料ブランケット	—	—	二酸化ウラン	二酸化ウラン	—
プルトニウム富化度	—	29	16/21 内側/外側炉心		—
ウラン濃縮度 (w/o)	約 3.0	12 (J2:18)			約 3.2
・燃料装荷量					
炉 心	2,800 kg- ²³⁵ U 133,000 kg-UO ₂	250 kg-Pu, U	5,700 kg-Pu, U 内 1,000 kg-核分裂性 Pu	23,000 kg-PuO 320,000 kg-UO ₂	約 89,000 kg-U
ブランケット	—	—	17,500 kg-U 軸方向: 4.5 ton 径方向: 13 ton	上記の値は、炉心 とブランケットの 合計	—
増 殖 比	—	—	約 1.2	約 1.35	—
炉心平均燃焼度	29,500MwD/T	50,000	約 80,000	180,000	約 33,000

表-4 FBR(もんじゅ)の原子炉保護系一覧

P-A:広域中性子束 30 cps (広域中性子検出器 2 out of 3)
 P-B:出力領域中性子束 5% (出力領域中性子検出器 " ")
 P-C:出力領域中性子束 45% or タービン第1段圧力40% (出力領域中性子検出器 2 out of 3 or タービン1 out of 2)

信 号	作 動 条 件	原 子 炉 ス ク ラ ム		工 学 的 安 全 系		備 考
		設 定 値	限 止 イン ター ロ ッ ク	設 定 値	限 止 イン ター ロ ッ ク	
線源領域中性子束 高	1 out of 2	6 × 10 ⁴ cps	パーミット P-A以上, 手動で可			2.4 × 10 ⁴ cps で CR 引抜阻止 1 out of 2
広域中性子束 低	2 out of 3	定格出力の 19%	P-B以上, 手動で可			
" 高	"	" 111%	—			115% で CR 引抜阻止 1 out of 3
出力領域中性子束 低	"	" 25%	P-B以上, 手動で可			
" 高	"	" 111%	—			108.5% で CR 引抜阻止
" 増加率 高	"	" 10% step	—			
" 減少率 高	"	" "	—			
原子炉容器 Na 液位 低	"	NsL - 350 mm	P-A以下, 手動で可			
" 低低	"	NsL - 450 mm	P-A以下, 手動で可	NsL - 450 mm	P-A以下, 手動で可	PCV 隔離
原子炉出口 Na 温度 高	2 out of 3 (A~Cループ毎)	546 °C	—			
IHX1次側出口 Na 温度 高	"	416 °C	—			
1次主ポンプ回転数 低	"	定格時 89% rpm 45%出力以下時 39% rpm	P-A以下, 手動で可			出力は, 出力領域中性子検出器
" 高	"	" 114% rpm 61% rpm	—			"
1次主冷却系流量 低	"	" 81% Flow 33% Flow	P-A以下, 手動で可			"
2次主ポンプ回転数 低	"	" 87% rpm 29.5% rpm	"			"
2次主冷却系流量 低	"	" 77% Flow 20% Flow	"			"
EV出口 Na 温度 高	"	347 °C	—			
タービントリップ(MSV位置)	1 out of 2 2ワイス	検出器A, B共90%開度	P-C以下, 自動阻止			
常用母線 電圧 低	1D: 2 out of 3 1E: 2 out of 3	定検電圧の70%	—			
燃料破損検出	2 out of 3 (A~Cループ毎)	B, Gの5倍	—			
原子炉格納容器						
床上雰囲気 圧力 高	2 out of 3	0.2 kg/cm ²	—	0.2 kg/cm ²	—	PCV 隔離
床上雰囲気 放射能 高	"	8.0 mR/h	—	8.0 mR/h	—	"
床下雰囲気 温度 高	2 out of 3 6ヶ所	154 °C	—	154 °C	—	"
ガードベッセル内漏洩Na液位 高	2 out of 3 7ヶ所	1.8 m ³ (貯留Na量)	—	1.8 m ³ (貯留Na量)	—	"
手 動 (隔離)	1 out of 2	—	—	—	—	"
アンユラス循環排気装置	PCV 隔離	—	—	—	—	PCV 隔離信号に同じ
よう素用フィルターユニット切替信号	信号に同じ	—	—	—	—	
地震加速度 大	水平 2 out of 3 垂直 2 out of 3	145 gal 70 gal	—	—	—	
手動スイッチ(スクラム)	1 out of 2	—	—	—	—	
原子炉トリップ遮断器 閉	主停止 1 out of 2 後継停止 1 out of 2	—	—	—	原子炉トリップバイパス 遮断器閉でブロック	ACS 起動
手 動 (ACS 起動)	2 out of 2 (A~Cループ毎)	—	—	—	—	"
1次Arガス系統流量 高	2 out of 3	—	—	10.0 Nm ³ /h	—	1次Arガス系隔離
手動(1次Arガス系隔離)	1 out of 2	—	—	—	—	"

表-5 BWR(2F-3)・もんじゅの1次主配管からの冷却材漏えい時対応の比較

漏えい規模	項目	B W R (2F-3)	もんじゅ		
設計上の最大漏えい	破損規模	ギロチン破断	1/4 D・t		
	炉心冷却方法	原子炉停止後、炉心スプレイ系により炉心の減圧・冷却、その後、低圧炉心注水系により炉心の再冠水がされ、更に、格納容器の長期冷却	原子炉停止後、液位を確保し、各ループはポニーモータにより循環、崩壊熱除去。系外へは、ACSにて除熱する。		
	主対応設備	非常用炉心冷却系設備 (D/G)	1次系、2次系ポニーモータ、ACS、ガードベッセル、高所配管引廻し (D/G)		
	検出設備	PCV内D/W圧力計 RPV内水位計	Na漏えい検出器 R/V、G/V、O/Fタンクの液面計 R/V室、配管室雰囲気温度計		
	備考		破損ループ識別後は、そのループのポニーモータを手動停止。		
小漏えい	漏えい時運転方法	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <p>RPVからPCVへの漏洩</p> <table border="1" style="margin: auto;"> <tr> <td style="padding: 2px;">不明漏洩 19 l/minを 超えた場合</td> <td style="padding: 2px;">全体漏洩 114 l/min を超えた場合</td> </tr> </table> <p>↓</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <p>通常停止 又は 24時間以内に 冷温停止</p> </div> </div>	不明漏洩 19 l/minを 超えた場合	全体漏洩 114 l/min を超えた場合	<div style="text-align: center;"> <p>Na漏えい発生</p> <p>↓</p> <p>Na漏えい検出器により検知</p> <p>↓</p> <p>Na漏えい識別</p> <p>↓</p> <p>手動にてC/V隔離</p> <p>↓</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>↓</p> <p>ポニーモータによる崩壊熱除去</p> </div>
	不明漏洩 19 l/minを 超えた場合	全体漏洩 114 l/min を超えた場合			
	検出設備	ドライウェル低電導度及び高電導度サンプル。 冷却器冷却水出入口温度。 冷却器凝縮水流量、その他。	Na漏えい検出器		
備考		破損ループ識別後は、そのループのポニーモータを手動停止			

表-6 もんじゅにおける小漏えい時の基本的対策一覧

漏えい経路	漏えい時運転方法 (小漏えい時)	対 応 設 備		
		炉心冷却用	検 出 用	燃焼対策用
1次系Na ↓ 系外へ漏えい	Na漏えい発生 ↓ C/V隔離 ↓ 原子炉トリップ ↓ ボニーモータによる崩壊熱除去 ↓ ACSによる除熱 (破損ループのボニーモータ停止)	(ボニーモータ) ガードベッセル 配管高所引廻し ACS	Na漏えい検出器 R/V室, 配管室 雰囲気温度計, R/V液面計	ライナー N ₂ 雰囲気 貯留槽
2次系Na ↓ 系外へ漏えい	Na漏えい発生 ↓ 現場確認 ↓ 2次系主循環ポンプトリップ ↓ 原子炉トリップ ↓ ボニーモータによる崩壊熱除去 ↓ ACSによる除熱 ↓ 破損ループボニーモータ, 純化ポンプ停止 ↓ 破損ループNaドレン	(ボニーモータ) ACS	Na漏えい検出設 備 S/G液面計	ライナー 燃焼抑制板 接触防止板
2次系Na ↓ 1次系へ漏えい (IHX伝熱管) 破損等	Na漏えい発生 ↓ 原子炉トリップ ↓ 1次, 2次主循環ポンプ停止 ↓ ボニーモータによる崩壊熱除去 ↓ ACSによる除熱 ↓ 破損ループ(1次, 2次共)ボニーモータ停止 ↓ 破損ループ(2次系)Naドレン ↓ 低温状態 ↓ 破損ループ(1次系)Naドレン	(ボニーモータ) ACS	1次系, 2次系 O/Fタンク液面 計 S/G液面計 2次Naモニタ	1次系内, 2次系 内とも Arカバーガス
水 ↓ 2次系へ漏えい (S/G伝熱管) 破損時	水漏えい発生 ↓ 破損ループS/G水側ブロー, N ₂ バージ ↓ 破損ループ2次系主循環ポンプトリップ ↓ 原子炉トリップ ↓ ボニーモータによる崩壊熱除去 ↓ ACSによる除熱 ↓ 破損ループボニーモータ, ACS, 純化ポンプ停止 ↓ 破損ループ2次系Naドレン	(ボニーモータ) ACS	水漏えい検出器	発生H ₂ ガスはNa 中に溶解または Arガス中へ