

高速増殖炉もんじゅ発電所

炉心管理および原子炉冷却系設計

Core Management and Reactor Heat Transport System Design
for the Prototype Fast Breeder Reactor “MONJU”

高速増殖炉もんじゅ発電所は、高速実験炉「常陽」に比べて大型・高温化され、かつ蒸気発生器設備が設けられた発電プラントであり、将来の実証炉に引き継ぐ原型炉として高い安全性と信頼性が要求される。日立製作所は、1次冷却系設備および2次冷却系設備のうち蒸気発生器(過熱器)などを担当し、高速実験炉「常陽」の設計経験と運転実績を反映するとともに、新規設備に対しては実機モデルによる各種試験結果に基づき、高速増殖炉の特徴を生かした炉心・燃料設計、信頼性の高い運転が可能な冷却系のシステム設計、遮へい設計などの設計作業を完了した。

和泉 啓* Akira Izumi
小川欽也** Kinya Ogawa
金戸邦和** Kunikazu Kaneto
栗原国寿*** Kunitoshi Kurihara

1 緒 言

高速増殖炉もんじゅ発電所(以下、「もんじゅ」と略す。)は、高速実験炉「常陽」(以下、「常陽」と略す。)に比べ、約7倍の原子炉熱出力を持ち、原子炉出口温度は529℃で約30℃高くなっており、またわが国初の発電用高速増殖炉として蒸気発生器設備、タービン・発電機設備を備えているため、新たな設計が要求される。

炉心管理の観点からは、オンラインで常時監視を行う炉心性能評価システムを作成するとともに、オフラインで運転実績評価と運用計画を行う炉心管理運用システムの開発を行っている。また、燃料についてはこれまでの試作経験を生かしてブランケット燃料集合体を製作中である。

システムに関しては、新設備の蒸気発生器は、50 MW蒸気発生器試験施設での性能および運転実証試験によって確認されたシステムを採用し、その他の設備は、「常陽」の設計・運転実績を踏まえた設計を完了するとともに、一部の機器は、工場試験によりその性能を確認している。

遮へい設計に関しては、放射線源の低減対策を講じるとともに「常陽」の運転実績を反映した評価手法によって十分な遮へい設計、施工を施し、さらに立ち入り時間を短縮するような保修計画を策定して線量低減に努めている。

本稿では、「もんじゅ」の炉心・燃料設計、システム設計、遮へい設計と線量低減について述べる。

2 炉心・燃料

2.1 炉心の特徴

「もんじゅ」の炉心は、高速中性子によって核分裂反応を維持し、エネルギーを発生するとともに核分裂性物質の増殖を実現するものであり、軽水炉と比較して以下に述べるような特徴を持っている。

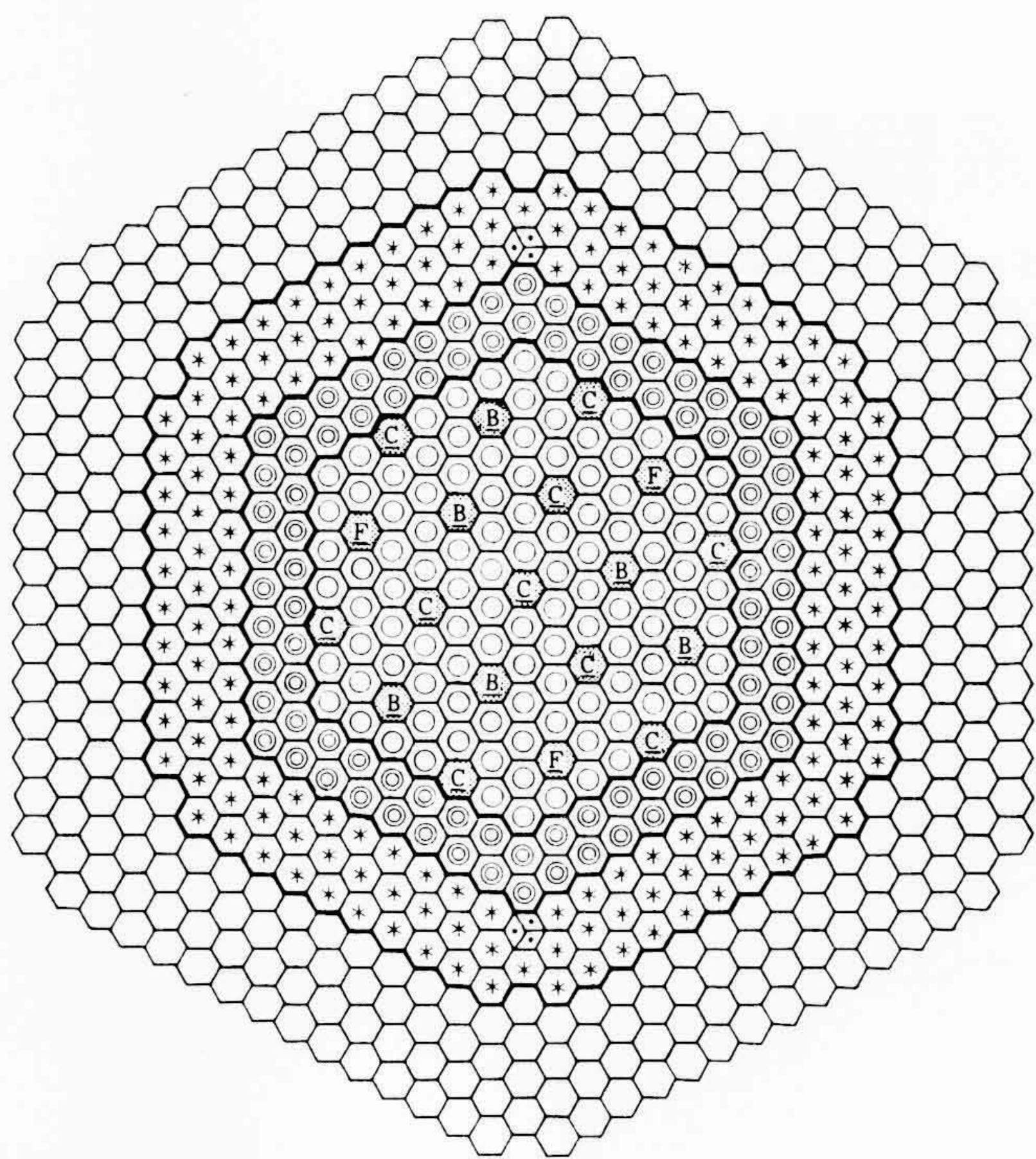
(1) 中性子減速材は不要であり、燃料要素は、正六角形断面のラッパ管内に三角格子状に密に配置されている。その結果、炉心はコンパクトになり高い出力密度が得られるが、冷却材に熱伝達特性に優れた金属ナトリウムを使用することによって適切な除熱が行われる。

(2) 燃焼による反応度損失が小さく、局所的な出力ひずみも小さいため、制御棒本数は比較的少なくよい。

(3) 炉心からの漏れ中性子を利用して核分裂性物質を生産するため、燃料親物質を内蔵するブランケット燃料が炉心周囲に配置される。

「もんじゅ」の炉心配置を図1に示す。198体の炉心燃料集合体の周囲に、ブランケット燃料集合体が172体配置される。制御棒本数は19本(微調整棒3本、粗調整棒10本、後備炉停止棒6本)である。調整棒および後備炉停止棒はそれぞれ独立の原子炉停止系を構成し、原子炉を確実に停止できるように信頼性の高いものとしている。炉心燃料領域は、プルトニウム富化度の異なる2種類の炉心燃料集合体から成り、出力分布の平坦化を目的として高富化度の炉心燃料集合体を外側に

* 動力炉・核燃料開発事業団 動力炉建設運転本部 工学博士 ** 日立製作所 日立工場 *** 日立製作所 エネルギー研究所 工学博士



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 遮 へ い 体		⊙	316
サ ー ベ イ ラ ン ス 集 合 体		⊗	8

図1 炉心配置 炉心は、正六角形断面を持つ各種集合体から構成されている。198体の炉心燃料集合体の周囲に、核分裂性物質の増殖を主な目的としたブランケット燃料集合体が配置される。

配置した構成としている。

2.2 燃 料

「もんじゅ」の燃料設計は、動力炉・核燃料開発事業団の指導のもとに国内原子力メーカーが協力して実施し、現在、初装荷用の炉心燃料集合体は動力炉・核燃料開発事業団の東海事業所で製造中であり、また初装荷用のブランケット燃料集合体については日立製作所で製造を開始した。ブランケット燃料集合体の鳥観図を図2に示す。

炉心およびブランケット燃料集合体の部材は、精密機械加工の量産品であるため、その品質管理に対する要求が特に厳しい製品である。日立製作所では、この厳しい要求を満たすため、動力炉・核燃料開発事業団から受注した炉心燃料集合体の試作経験を反映するとともに、ブランケット燃料集合体の社内試作を行ってきた。特にハンドリングヘッドのセルフオリエンテーション部などの複雑な形状に関しては、数値制御による高精度、高効率な機械加工技術を確立した。ブランケット燃料集合体の主要部材を図3に示す。

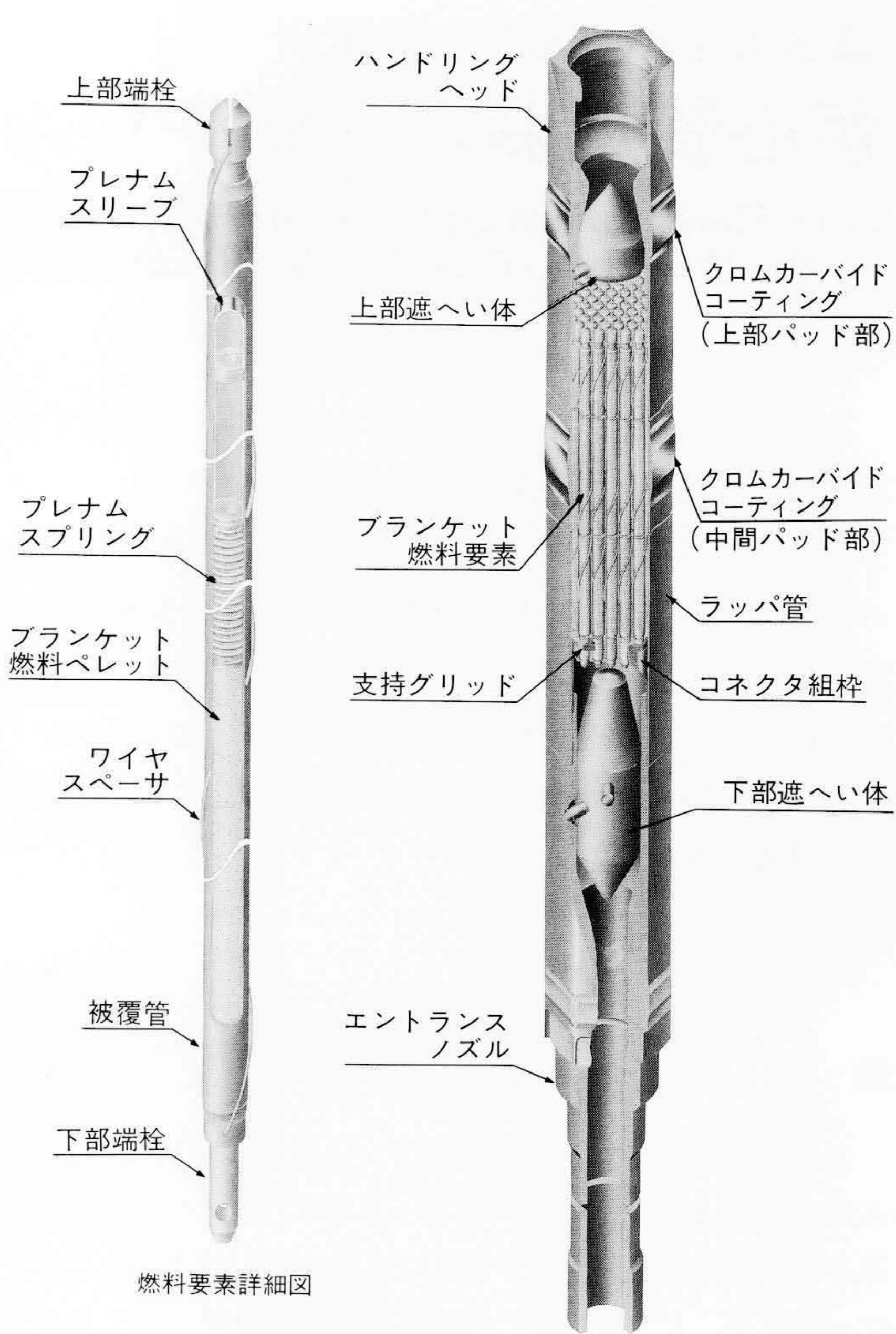


図2 ブランケット燃料集合体鳥観図 ブランケット燃料集合体は、二酸化ウランペレットを挿入した61本の燃料要素と、それらを収納する部材とで構成している。

2.3 炉心管理

原子炉の安全かつ効率的な運転を実現するには、適切な炉心管理が必要である。「もんじゅ」では、オンラインの炉心性能評価システム¹⁾とともに、運用計画立案のためのオフラインの炉心管理運用システム^{2)~4)}が導入される計画である。これらのシステムの役割分担を図4に示す。

(1) 炉心性能評価システム

本システムは、「もんじゅ」の中央計算機に組み込まれ、炉心の熱的裕度の監視をはじめとする各種機能を持つ。炉心シミュレータには、修正1群三次元粗メッシュ補正拡散計算モデル¹⁾を用いており、オンライン計算を配慮して計算時間、記憶容量を大幅に削減している。さらに、本シミュレータの結果をもとにした炉心状態変化の予測と炉心内異常の有無を監視できる。

本システムは、これらの演算機能に加えて、運用計画立案などに利用するための実績データ収集および同データの他計算機への転送機能を具備している。

(2) 炉心管理・運用システム

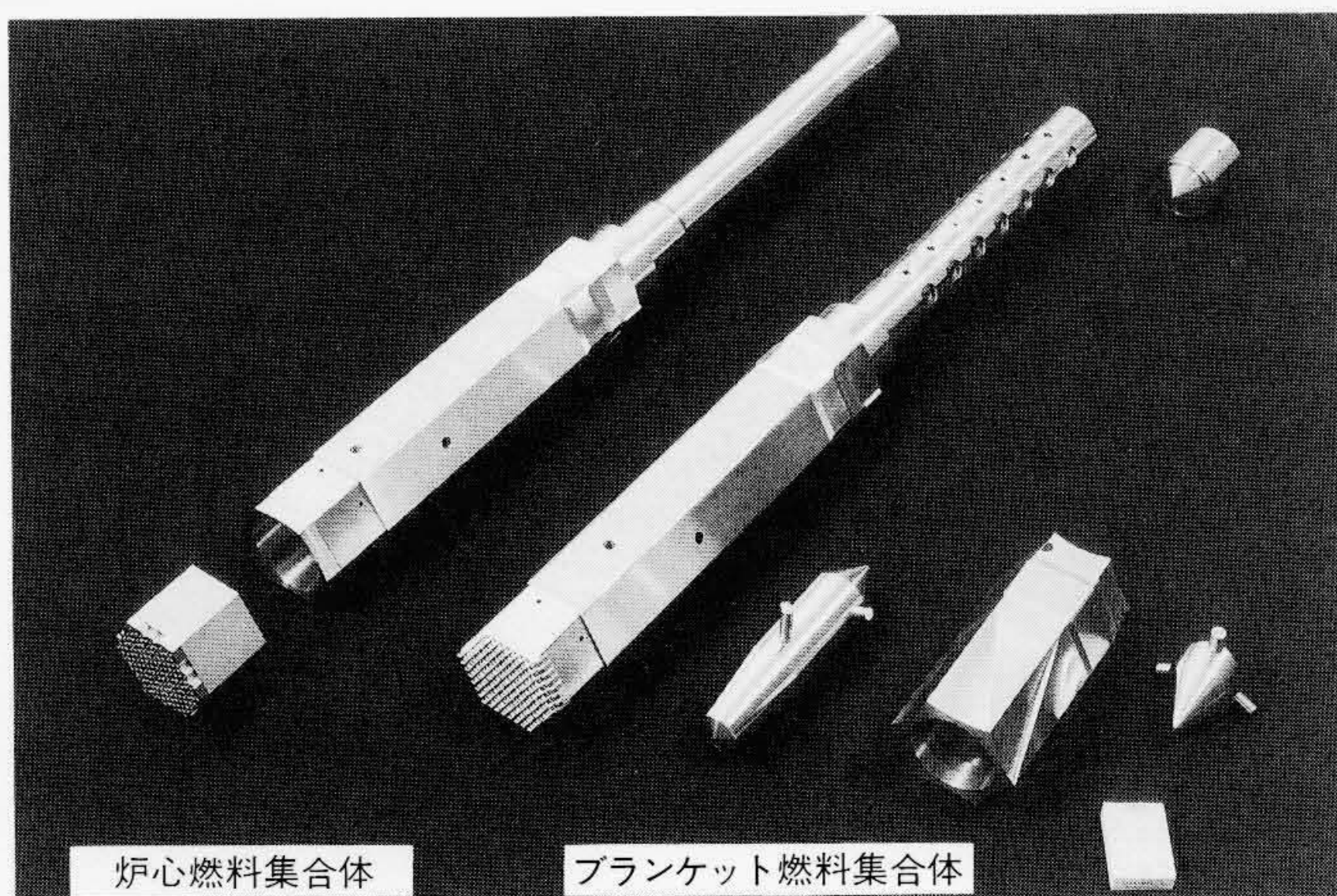


図3 燃料集合体の主要部材 燃料集合体の主要部材は、ラップ管、ハンドリングヘッド、上部・下部遮へい体、エントランスノズルおよび燃料要素の支持部材で構成している。

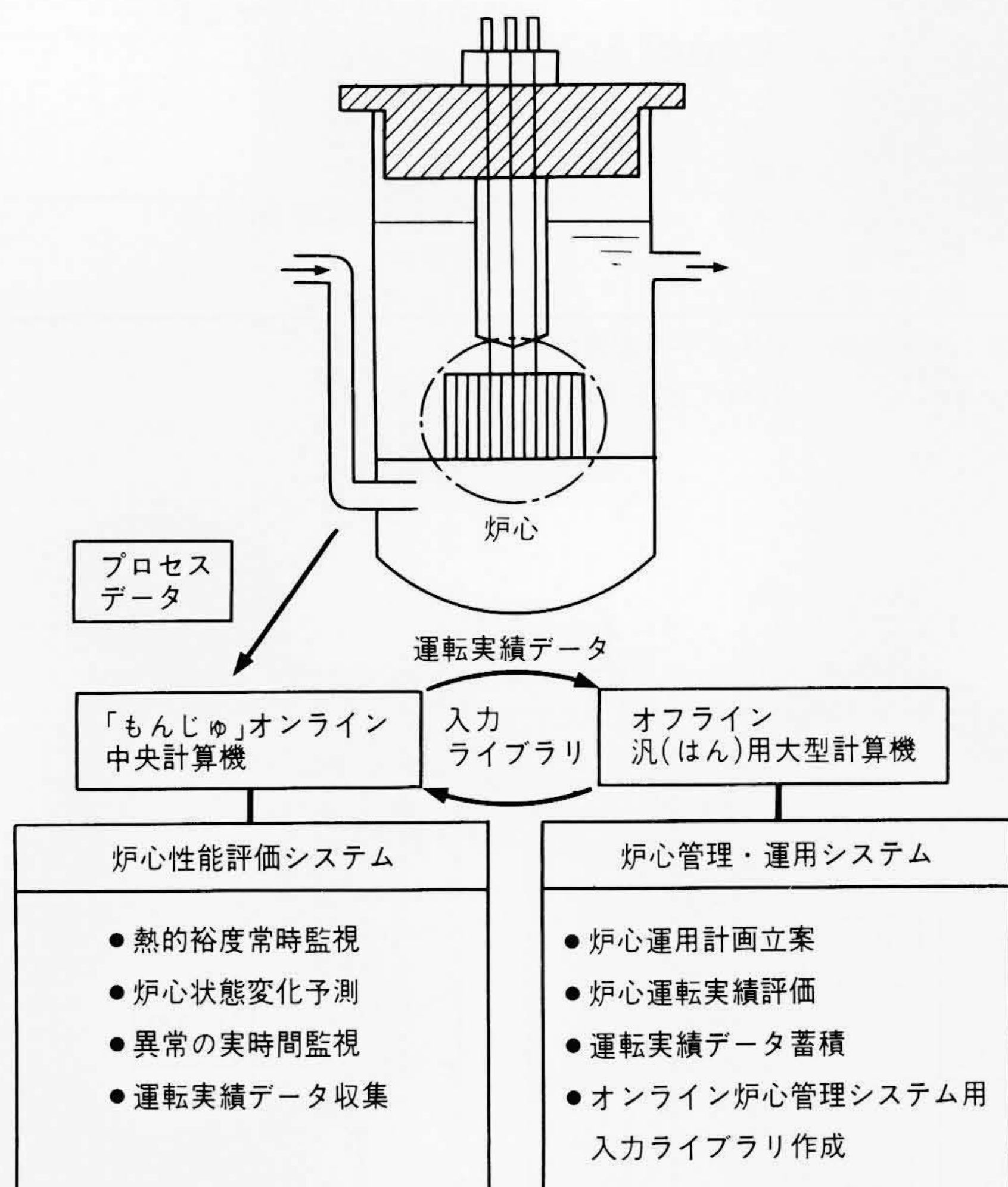


図4 炉心管理システムの役割 炉心管理システムは、熱的裕度の常時監視などを行う炉心性能評価システムと、炉心運用計画立案などを行う炉心管理・運用システムで構成される。両者は車の両輪のように、役割分担がなされている。

本システムは、中央計算機から転送されるデータをもとに、主に運転実績評価、炉心運用計画立案などを行う。これに必要な多種の解析プログラム・大量のデータを高信頼・高効率で処理するために、以下の機能を開発している。

(a) データ一括管理機能

多種、大量の非定型データを統一形式でデータベースに記録、管理する。

(b) システム利用支援機能

各種機能のメニュー選択および解析プログラム実行の組み合わせ制御などにより、利用者の負担を軽減できる。

(c) 編集出力機能

解析結果の多彩な編集および出力機能があり、例えば図5のような解析結果の編集、出力を即座に行うことができる。

3 システム設計

3.1 原子炉冷却系システムの特徴

「もんじゅ」は、高速増殖炉の特性を生かすために冷却材としてナトリウムを使用しており、以下の特徴⁵⁾を持っている。

- (1) ナトリウムは、沸点が大気圧で約880℃と高いため、軽水炉よりも運転温度が高いにもかかわらず、運転圧力を大気圧程度に低く抑えられる。
- (2) 一方、ナトリウムは化学的に活性であるため、原子炉容器、循環ポンプなどのナトリウム液面を持つ機器は、不活性ガス(アルゴンガス)でその液面を覆っている。
- (3) 万一、蒸気発生器で水漏えいが発生しても、その影響が直接炉心に及ぶことがないように、中間冷却系(2次主冷却系)を設け、安全性を確保している。
- (4) 万一、1次冷却材漏えいが発生したとしても、冷却材の減圧沸騰が生ずることがないため、ガードベッセルの設置により崩壊熱除去運転に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保することが可能である。

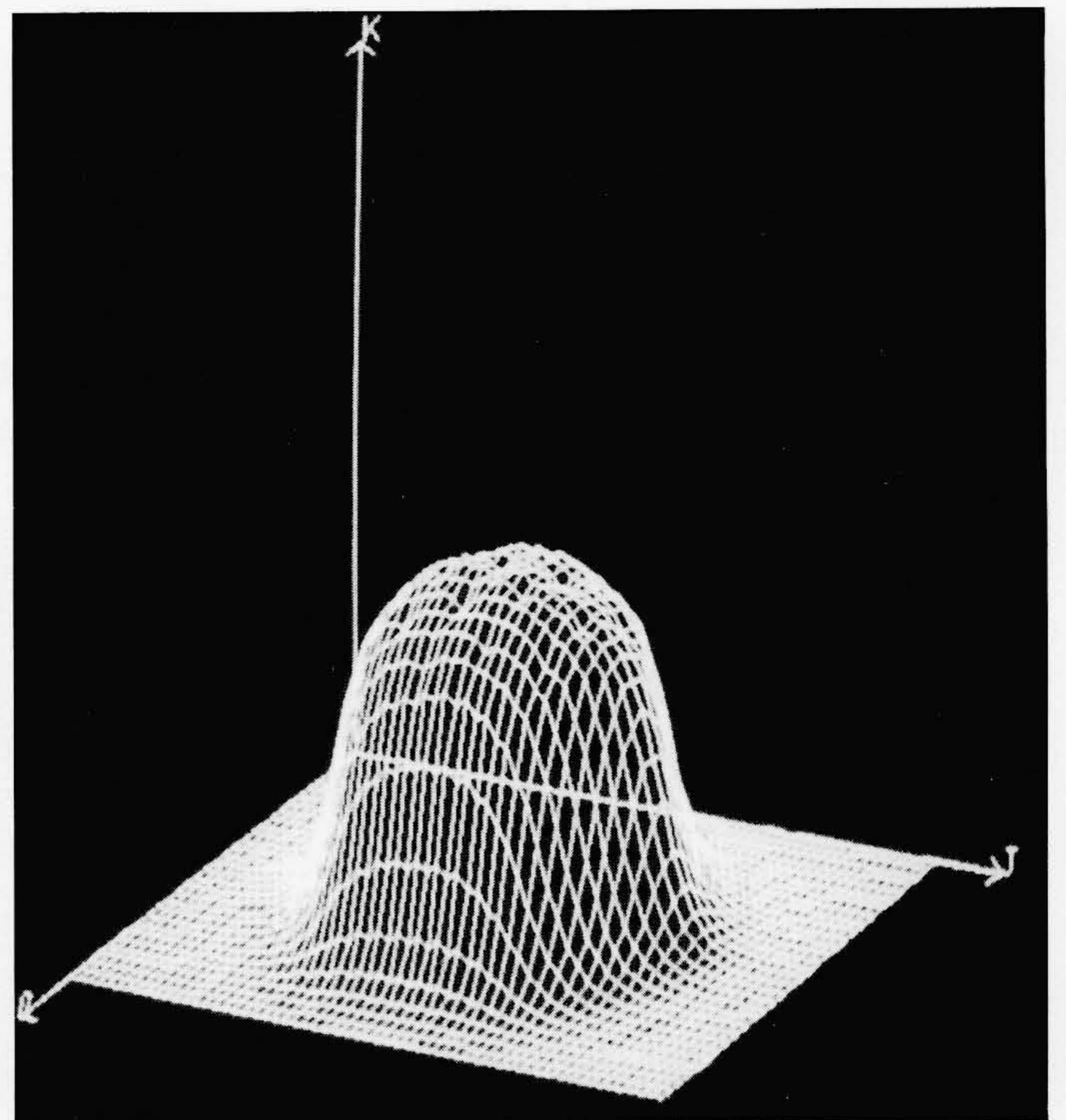


図5 オフライン炉心管理システムでの中性子束分布出力例 オフライン炉心管理システムでは、任意の解析結果を本図のような3次元図のほか、2次元図、炉心マップ状図、表などに編集し表示できる。

3.2 原子炉冷却系の概要

原子炉冷却系は、原子炉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、炉心の発生熱はおおの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られ、タービン・発電機を駆動する。原子炉冷却系の系統図を図6に、主要目を表1に示す。

(1) 1次主冷却系

定格運転時炉心で約530℃に加熱された冷却材は、中間熱交換器に入りその熱を2次冷却材に伝え、約400℃に冷却された後、循環ポンプで昇圧されて原子炉容器に戻る。その熱量は、1ループ当たり約238 MWである。通常運転時には、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するために、軽水炉で実績のある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%の間で制御している。

中間熱交換器は、「常陽」の実績を踏まえ大型化したたて型無液面平行向流型であり、循環ポンプの吸込圧力を確保するため、圧力損失の低い胴側を1次冷却材側とし、管側を2次冷却材側とした直管型である。

循環ポンプは、機械式たて型自由液面遠心式であり、定格運転時および万一の事故時条件下でも、炉心部に定められた

表1 原子炉冷却系主要目 原子炉冷却系を構成する主冷却系と1次ナトリウム補助設備などの主要目を示す。また、設備の使用目的を〔 〕内に示す。

項 目	仕 様
1次主冷却系	
ループ数	3
容 量	約714 MW
流 量	約15.3×10 ⁶ kg/h(3ループ分)
運転温度(RV入口・出口)	約400℃・530℃
2次主冷却系	
ループ数	3
流 量	約3.7×10 ⁶ kg/h(1ループ分)
運転温度(1HX入口・出口)	約325℃・505℃
補助冷却設備〔停止時の炉心冷却〕	
ループ数	3
容 量	約15 MW(1ループ分)
ナトリウム流量	約2.3×10 ⁵ kg/h
1次ナトリウム補助設備(オーバフロー系、純化系、充てんドレン系)	
オーバフロー系くみ上げ流量	約5×10 ⁴ kg/h〔冷却材体積制御〕
純化系流量	約1×10 ⁴ kg/h〔冷却材の純化〕
充てんドレン系方式	重力ドレン、ポンプ充てん〔冷却材ドレン・充てん〕
メンテナンス冷却系設備〔メンテナンス時の炉心冷却〕	
ループ数	1
容 量	約2 MW
ナトリウム流量	約1.2×10 ⁵ kg/h
1次アルゴンガス系	〔カバーガスの循環浄化〕
ループ数	1(再循環式)
カバーガス圧力	約0.55 kg/cm ² G

注：略語説明 RV(原子炉容器)
IHX(1次主冷却系中間熱交換器)

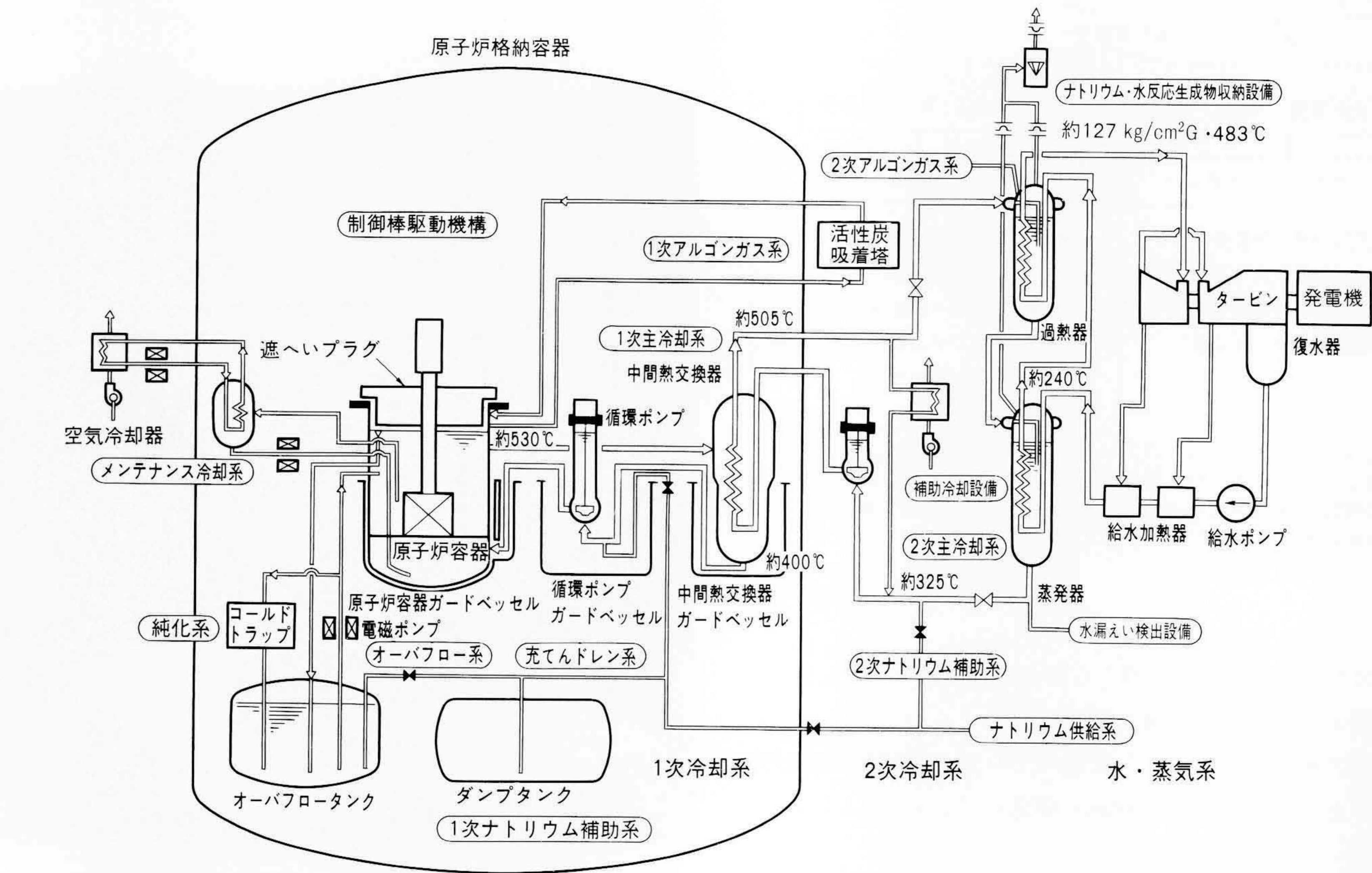


図6 原子炉冷却系系統図 原子炉冷却系は、3ループの1次・2次主冷却系と補助設備(1次・2次ナトリウム補助設備、1次・2次アルゴンガス系など)から成る1次・2次冷却系と水・蒸気系とで構成する。

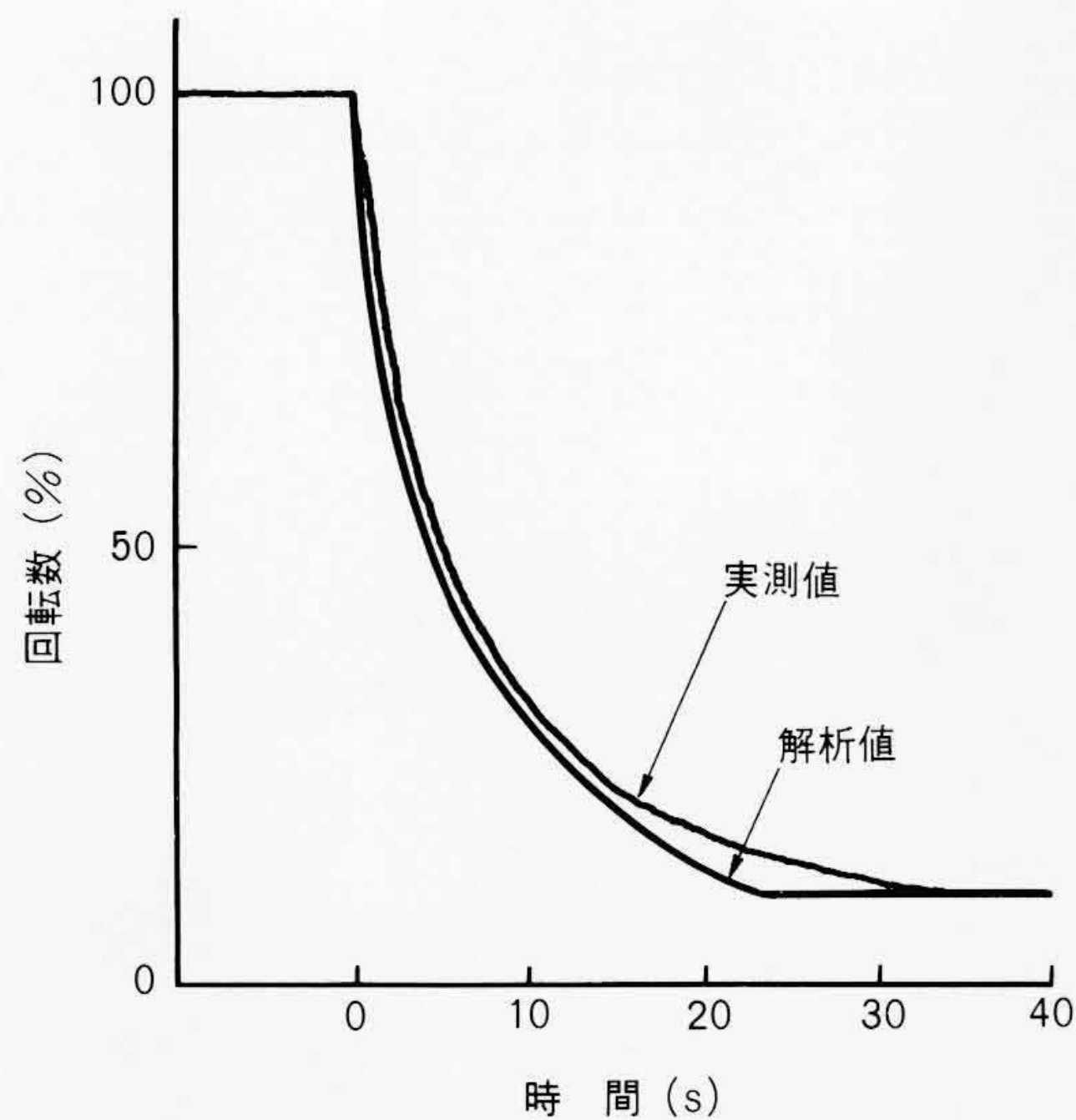


図7 循環ポンプコストダウン特性 定格運転状態からのコストダウン特性実測値は、解析値とよい一致を示している。

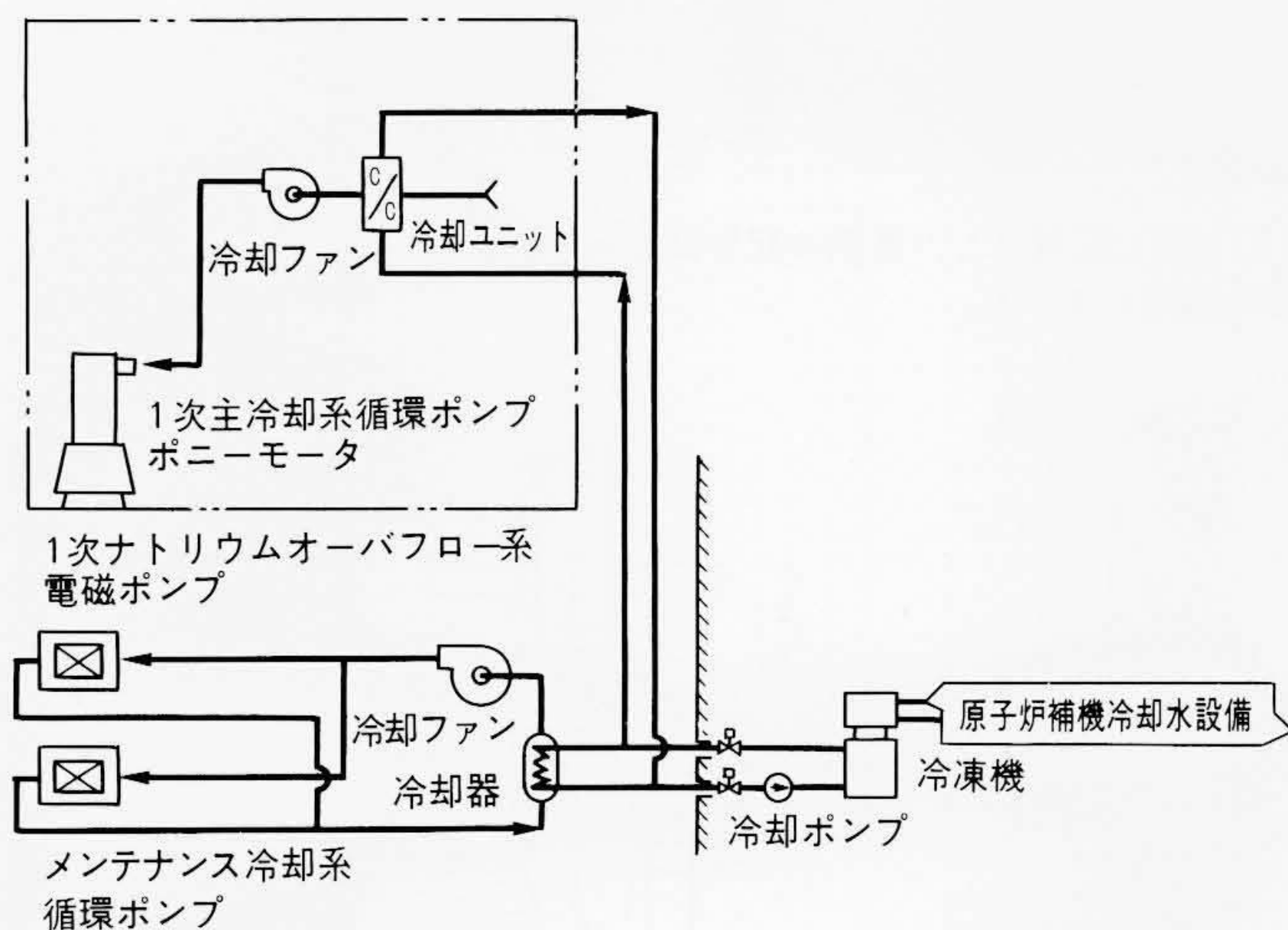


図8 機器冷却系系統図 ポニーモータなどには、非常時でも適切に冷却ができるように専用の冷却系を設けている。

冷却材を循環させるために、以下の事項が要求される。

- (a) 電源喪失により駆動源が主電動機(常用電源)から、ポニーモータ(非常用電源)に切り換わる過程(コストダウン)でも炉心冷却に必要な流量が確保されること。
- (b) ポニーモータ運転時、所定の流量が確保されること。

これらのポンプ性能検証のために実施した工場水試験で、3基の循環ポンプのすべてが設計仕様を十分に満足していることが確認された。工場で実施した水試験結果の一例を図7に示す。

ポニーモータ運転時のモータの発熱を除去するために設置される機器冷却系の系統図を図8に示す。本系統の冷凍機は、熱負荷または冷却水温度の急変時でも、短時間停止後の再起動または運転継続が要求される。想定される負荷急変よりも

厳しい過渡現象を模擬した工場内実機特性試験を実施し、運転の円滑継続性を確認した。冷凍機動特性試験結果を図9に示す。

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入口に至る配管は、ポンプ吸込圧力確保のために32 B(直径約813 mm)としており、一方、循環ポンプ出口から原子炉容器入口に至る配管は24 B(直径約610 mm)としている。これらの薄肉大口径配管の支持構造、耐震性などについては、実機モデルによって健全性を確認している。また、逆止弁(口径:24 B)は、循環ポンプがたとえ停止したとしても、健全な循環ポンプで炉心流量を確保できるようポンプ出口側に設置されている。逆止弁急閉時の構造健全性、閉止性能、製作性などについては、実物大モデルによって確認している。1次主冷却系機器・配管の配置鳥観図を図10に示す。

万一、1次冷却材漏えいが発生した場合でも、炉心の崩壊熱を確実に除去できるように、1次主冷却系配管は高所に配置され、やむをえず低所となる一部の配管は、原子炉容器内の冷却材液位が最低液位を下回らないように、容積を制限したガードベッセル内に収納されている。

「もんじゅ」では、原子炉容器、中間熱交換器、補助冷却設備空気冷却器などの冷却系機器の据付け高さを図11に示すように適正に配置し、万一、全交流動力電源が喪失した場合に

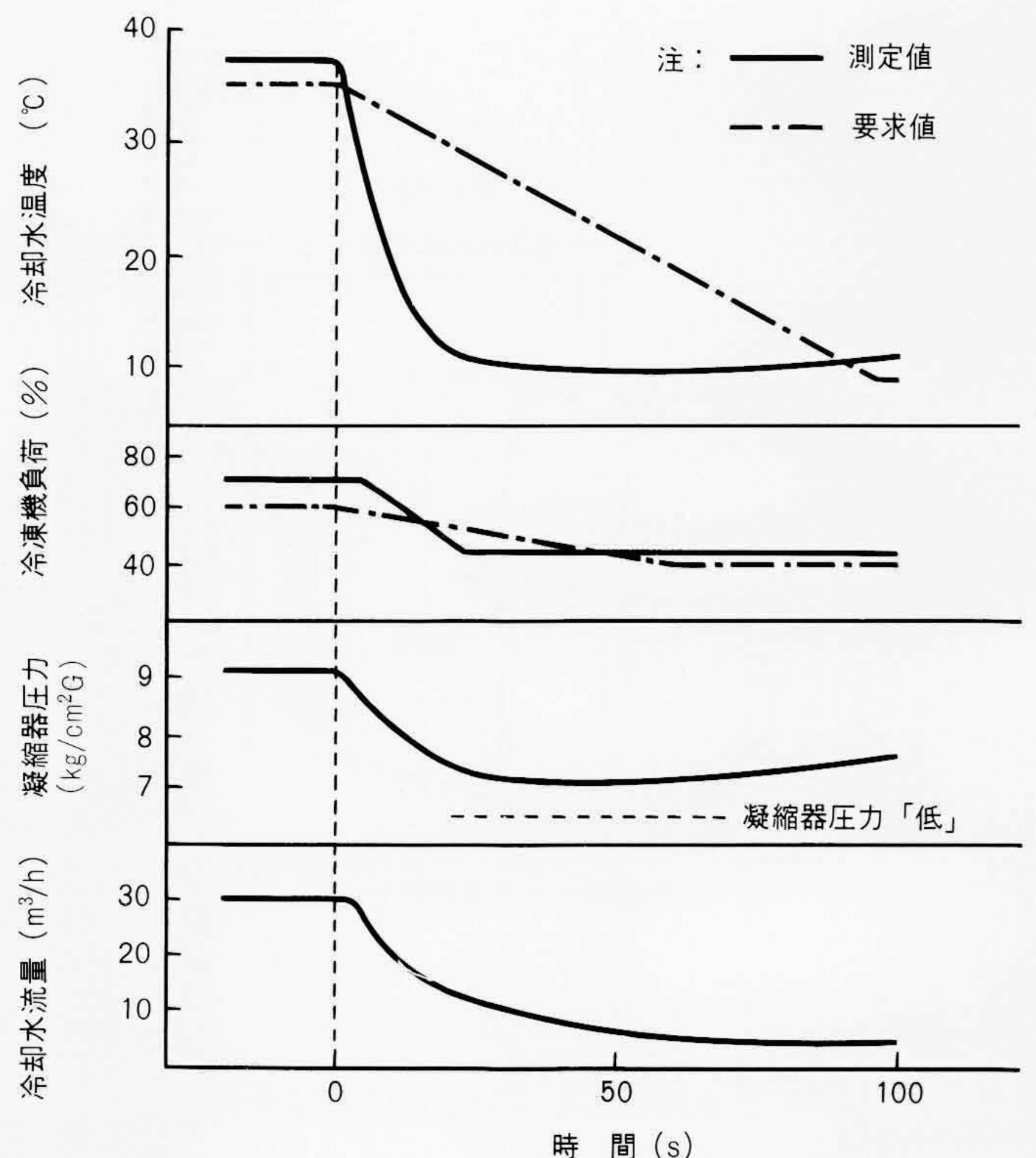


図9 冷凍機動特性試験 プラント運転中に想定されるもっとも厳しい負荷および冷却水温度変動下でも、機器冷却系冷凍機は円滑に継続運転できることを確認した。

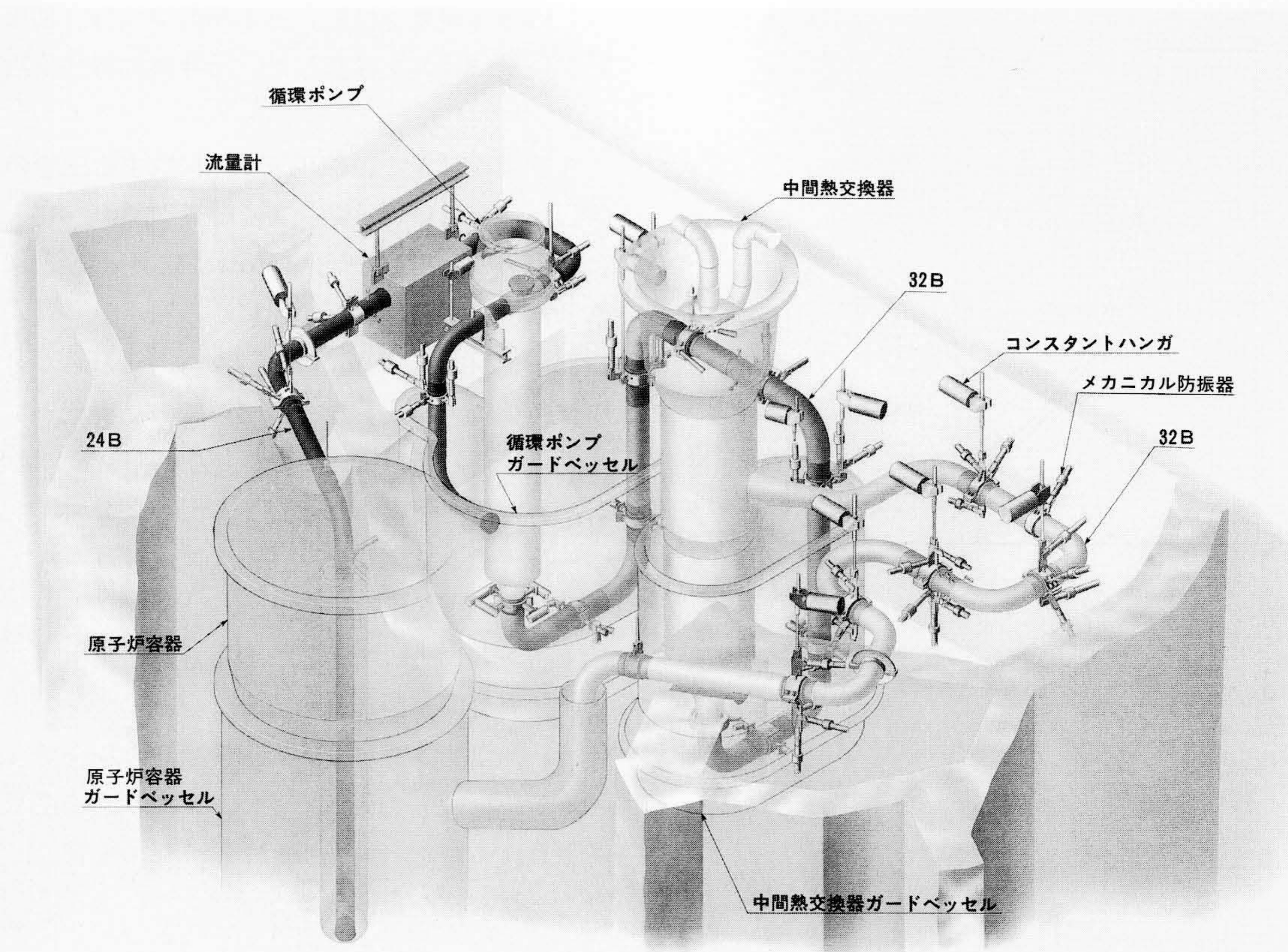


図10 1次主冷却系配管鳥観図 1次主冷却系配管は高所引き回し配置とし、低所の配管はガードベッセルに収納している。耐震支持装置は、保守性を考慮してメカニカル防振器を使用している。

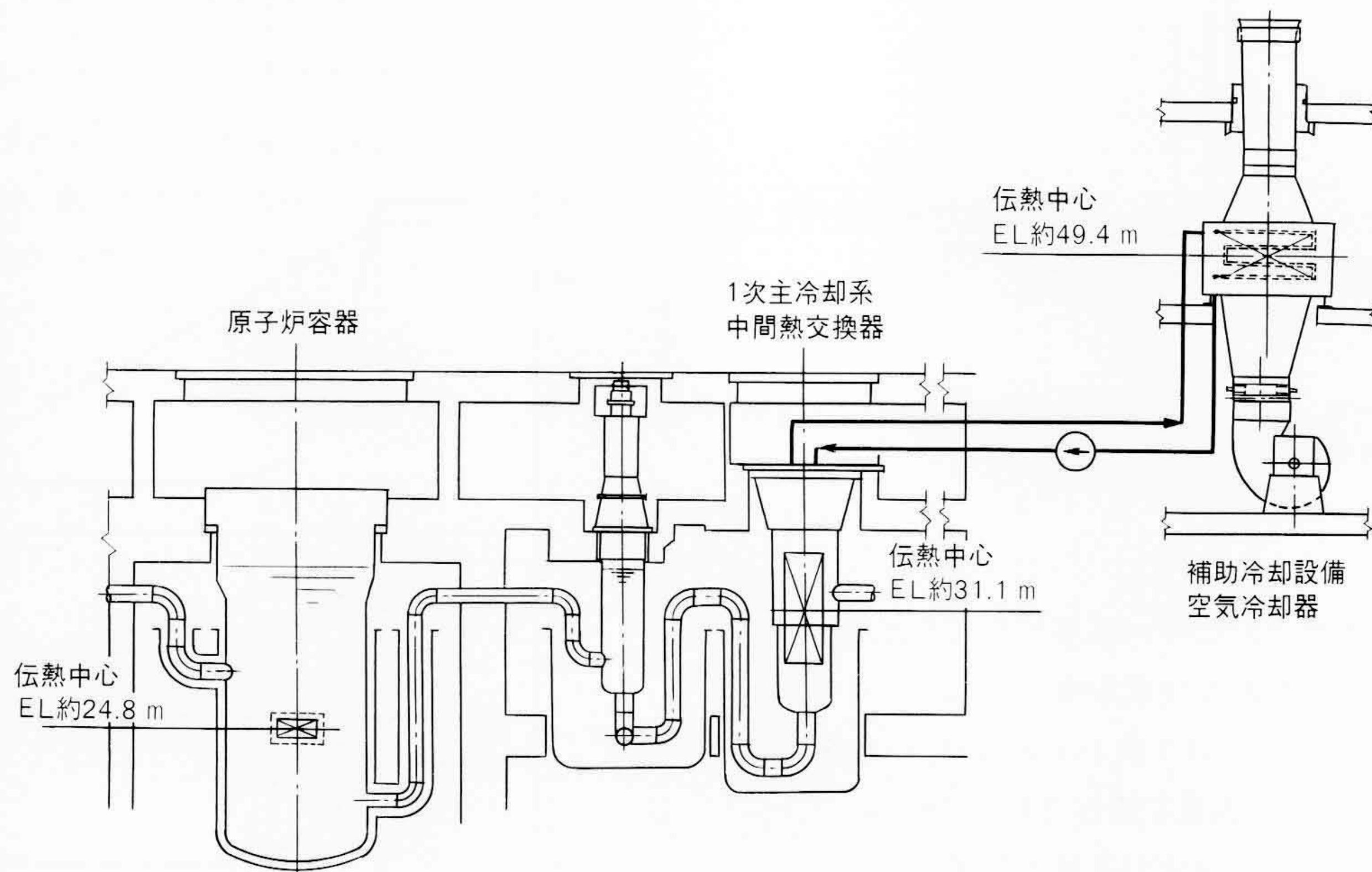


図11 冷却系機器・配管高低位置図 原子炉容器、中間熱交換器および空気冷却器の伝熱中心を適切に配置し、自然循環ができる設計としている。

も自然循環ができる設計としている。これは高速増殖炉の固有の安全性の一つである。

(2) 2次主冷却系

中間熱交換器で約505℃に加熱された2次冷却材は、過熱器

および蒸発器に入り、それぞれ水・蒸気系の蒸気および水と熱交換し、約325℃に冷却され、循環ポンプにより昇圧されて、中間熱交換器に戻る。

蒸気発生器は、ヘリカルコイル貫流式分離型のナトリウム

と水・蒸気の熱交換器であり、蒸発器と過熱器で構成し、各ループに1基ずつ設置されている。

万一、蒸気発生器内で伝熱管漏えいが生じた場合には、ナトリウム・水反応によって水素ガスが発生し、2次主冷却系の圧力が上昇する可能性がある。

このため、水漏えい検出設備を設け、伝熱管の微少な水漏えいを早期に検出し、大規模なナトリウム・水反応が生ずることを未然に防止する設計としている。さらに、大規模なナトリウム・水反応が発生した場合に備えて、ナトリウム・水反応生成物収納設備を設置し、圧力上昇を抑制するとともに、水素ガスに同伴されるナトリウムおよび反応生成物を分離回収し、外部への放出を抑制できるようにしている。

(3) 水・蒸気系

水・蒸気系は、蒸気タービンと付属装置、主蒸気系、復水・給水系設備などで構成している。蒸気タービン入口蒸気条件は、定格運転時主蒸気止め弁入口で圧力約127 kg/cm²G、温度約483℃であり、軽水炉での約68 kg/cm²G、約280℃と比較して高圧・高温になっている。

(4) 原子炉冷却系の補助設備

原子炉冷却系の補助設備としては、1次、2次主冷却系を補助する補助冷却設備、ナトリウム補助設備(オーバフロー系、純化系、アルゴンガス系)などがある。

補助冷却設備は、プラントの停止、メンテナンス時などに炉心で発生する崩壊熱などを除去する設備であり、2次主冷却系から分岐し、蒸気発生器と並列に各冷却系ループごとに設けられている。

ナトリウム補助設備のうち1次系の補助設備について、その目的と主要目⁶⁾を表1に示す。

4 遮へい設計と線量率低減

4.1 原子炉運転時の1次冷却系遮へい設計

ナトリウムを冷却材とする高速増殖炉では、原子炉運転中の1次冷却系機器・配管の主要線源は²⁴Naである。「もんじゅ」では大部分の1次冷却系機器・配管は、窒素雰囲気中に保たれた1次主冷却系室に収納されている。このため、1次主冷却系室内は機器・配管中の²⁴Naにより約10³ Sv/hの線量率となるが、厚さ約1.8 m以上のコンクリート遮へい体で囲み、その外側の線量率を0.5 mSv/h以下と十分低くしている。

また、原子炉運転中に点検を必要とする機器は1次主冷却系室外に配置し、壁貫通部に十分な遮へい対策を施すことによって運転中の点検・操作を可能にしている。例えば、循環ポンプの場合には、潤滑油系統などの点検が行えるようポンプ電動機部を1次主冷却系室の上部室に配置している。このため、1次主冷却系室の天井壁を貫通するポンプのシャフトとケーシングの空間部には、厚さ約1.4 mの遮へい層を設け、さらにポンプのサポート用フランジを厚くすることによって、

すきま部のガンマ線を遮へいしている。

4.2 原子炉停止時の1次冷却系まわりの線量率評価

原子炉運転中の主要線源であった²⁴Naは、原子炉停止後、半減期約15時間で減衰する。原子炉停止時、メンテナンスなどのために1次冷却系機器・配管中のナトリウムをドレンした後には、放射性腐食生成物が主要な線源の一つとなる。高速増殖炉では、燃料被覆管にオーステナイト系ステンレス鋼を使用するため、これが放射化し、腐食生成物となる可能性がある。設計では原子炉寿命を30年とし、その間の燃料被覆管からの放射性腐食生成物溶出量を算出⁷⁾し、これが機器・配管に均一に付着するものとしている。

高速増殖炉の放射性腐食生成物挙動評価のために、解析コードPSYCHE(Program System for Corrosion Hazard Evaluation)の開発が動力炉・核燃料開発事業団と日立製作所で進められてきた⁸⁾。解析コードPSYCHEは、燃料被覆管からナトリウム中への移行とナトリウム中から1次冷却系構造材への沈着を、核種の拡散を考慮して厳密に解くコードである。「常陽」での原子炉停止時の線量率の測定値と解析コードPSYCHEの計算値の比較を図12に示す。計算値は測定値の約2倍以内で一致している。なお、「もんじゅ」1次冷却系放射性腐食生成物付着量の設計値については、解析コードPSYCHEにより評価したところ、設計値が十分な余裕を持っていることを確認した。

4.3 従業員の受ける線量低減対策

従業員の受ける線量を低減するために、種々の低減対策を採用している。以下にその主要な対策を示す。

(1) 線源の発生低減

(a) 燃料被覆管移行速度抑制

燃料被覆管からの腐食生成物の移行速度は、ナトリウム中の酸素濃度増加とともに増加する。このため、プラント運転中のナトリウム中の酸素濃度を可能な限り低く管理することにしている。

(b) 燃料被覆管のコバルト不純物含有量の制限

主要発生源である燃料被覆管のオーステナイト系ステンレス鋼中のコバルト不純物の含有量を通常の約 $\frac{1}{5}$ に制限している。

(c) 1次冷却系機器のコバルト使用制限

コバルトの原子炉内への持込み量低減のため、コバルト基合金の表面硬化材を用いている1次冷却系機器であって、ニッケル基合金などへの変更が可能なものにあってはニッケル基合金へ変更している。

(2) 立ち入り時間の短縮

従業員の受ける線量を低減するために、保守時などのプラントへの従業員の立ち入り時間を可能な限り制限するよう保守計画には十分配慮している。

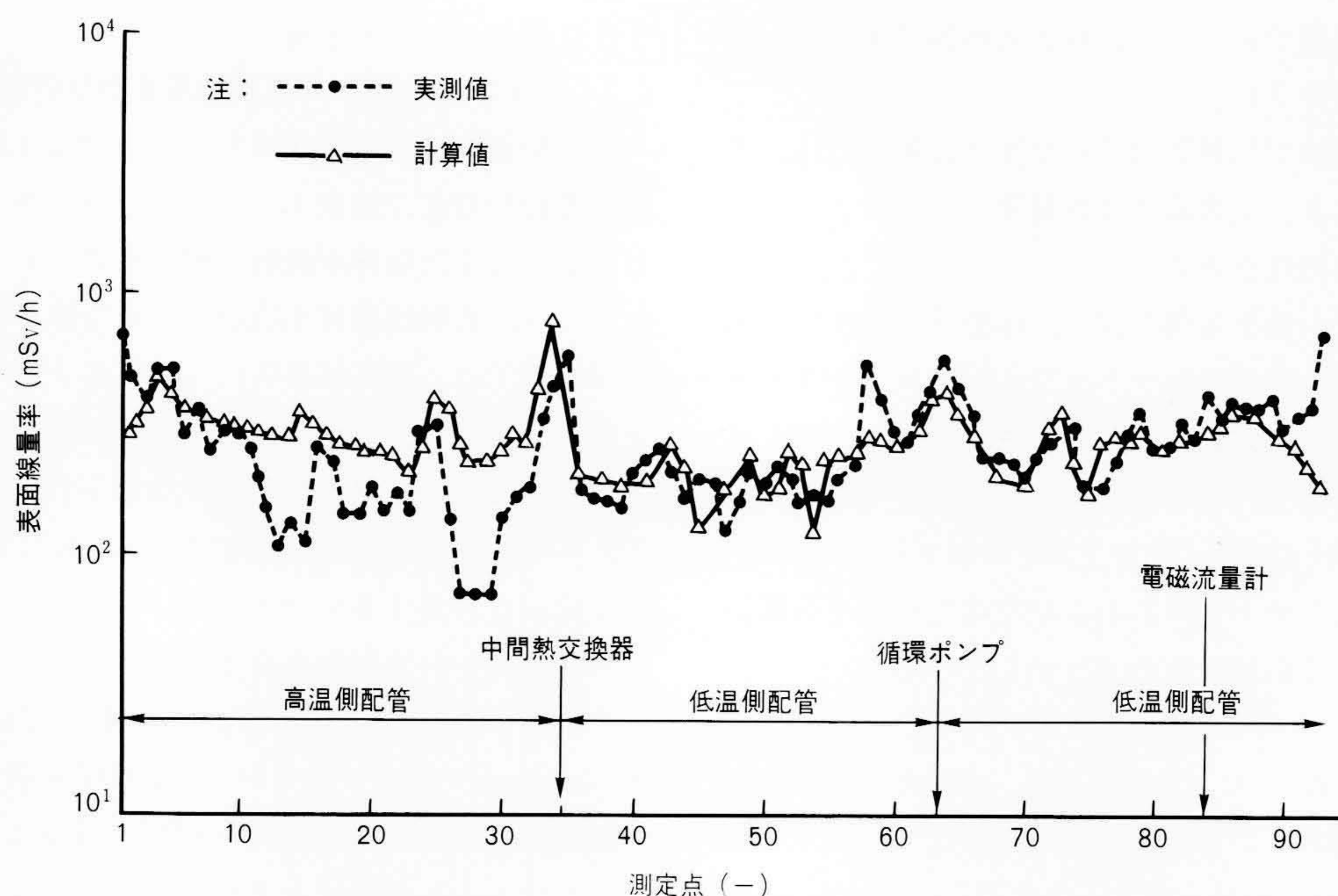


図12 「常陽」での原子炉停止時線量率実測値と計算値の比較 「常陽」での1次系機器・配管の表面線量率実測値と、腐食生成物挙動解析コードPSYCHEの計算値を比較したものである。両者はよく一致している。

5 結 言

高速増殖原型炉として建設中の「もんじゅ」について、炉心・燃料設計、システム設計および遮へい設計・従業員の受ける放射線量低減などの特徴と設計概要を紹介した。今後、試運転および運転法の詳細化を行い、平成3年4月の機器据付け完了後に予定されている総合機能試験に向けて、プラントの信頼性向上によりいっそうの努力を傾注する考えである。

参考文献

- 1) S. Sawada, et al.: Development of an On-Line Core Performance Evaluation System for the LMFBR Monju, Trans. Am. Nucl. Soc., 57, 320(1988)
- 2) 大政, 外: 高速炉炉心管理運用コードシステムの開発, 昭和61年, 日本原子力学会年会 A17
- 3) 大政, 外: もんじゅ炉心管理運用コードシステムの開発(Ⅱ)ー基本システムの構築ー, 昭和63年, 日本原子力学会分科会, F10
- 4) E. Komori, et al.: Development of a Code System for Supporting Core Operation and Management of Fast Reactor "MONJU", Proceedings of International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Mathematics and Computation (May 1987)
- 5) 村山, 外: 期待の高速増殖原型炉「もんじゅ」は今…, エネルギーレビュー, 12, 2~29(昭62-12)
- 6) 動力炉・核燃料開発事業団 動力炉建設運転本部: 建設を開始した高速増殖炉「もんじゅ」の全貌, 原子力工業, 32, 5, 13~50(昭61-5)
- 7) 丸山, 外: 高温ナトリウム中におけるオーステナイトステンレス鋼の腐食速度評価式, 日本原子力学会誌, 26, 4, 327~338(昭59-4)
- 8) K. Iizawa, et al.: Study on Radioactive Corrosion Products Behavior in Primary Circuits of Joyo, Proceedings of IAEA/IWGFR Specialists' Meeting on Fission and Corrosion Products Behaviour in Primary Circuits of LMFBRs, KFK-4279, p.227, May 1987, Karlsruhe