

高速実験炉「常陽」原子炉容器及び一次冷却系の建設

Construction of Reactor Vessel and Primary Coolant System of “JOYO”

動力炉・核燃料開発事業団が、我が国のナショナルプロジェクトである高速増殖炉開発の一環として高速実験炉「常陽」の建設を計画した。
日立製作所は、同業他社と協同してその建設に参加し、原子炉容器・安全容器・原子炉一次冷却系統とその付属設備及びそれらの電気・計装設備を納入した。
本稿は我が国初のナトリウム冷却高速実験炉「常陽」の国産技術による建設と、ナトリウム冷却高速増殖炉の特筆すべき経験について述べるものである。

野本昭二* Nomoto Shōji
青木直司** Aoki Naoshi
舘 靖雄*** Tachi Yasuo
伊藤喜夫**** Itō Yoshio
甲斐孝明***** Kai Takaaki

1 緒 言

動力炉・核燃料開発事業団(以下、動燃団と略す)が、我が国のナショナルプロジェクトである高速増殖炉開発計画の一環として計画した高速実験炉「常陽」は、その設計・製作・据付及び運転を通じて、高速増殖原型炉及び将来の商用高速増殖炉の建設に際し生ずると予想される技術的問題を経験し、これを解決することを目的とする。更に、完成後は我が国での高速増殖炉用燃料及び材料の開発のため、照射施設として利用される予定である。
動燃団は、昭和45年3月、原子力メーカー4社と「常陽」の建設契約を結び建設に着手した。日立製作所はそのうち原子炉容器・安全容器・原子炉一次冷却系統とその付属設備及びそれらの電気・計装設備を分担建設し納入した。
本稿は、日立製作所が分担した系統・機器の建設について要約し、ナトリウム冷却高速増殖炉の建設上特筆すべき経験について述べるとともに、高速増殖原型炉「もんじゅ」建設

のための参考に供することを目的とする。なお、「常陽」の機能試験については本誌別掲の『高速実験炉「常陽」一次冷却系の総合機能試験』を参照いただきたい。

2 プラントの概要

2.1 プラントの全体工程

「常陽」の計画に先だち日立製作所では、高速増殖炉開発のため昭和31年以来、ナトリウム取扱技術及び機器の開発研究を進めてきた。昭和39年から日本原子力研究所(以下、原研と略す)及び他社でもナトリウム技術の研究が盛んに進められるようになった。図1に「常陽」の全体工程を示す。
「常陽」の概念は昭和39～40年にかけて原研で行なわれた100MW高速実験炉予備設計によって形成された。昭和42年同所はこれを第一次概念設計書としてまとめ¹⁾日立製作所はここで冷却系機器の概念設計を受注し、本プロジェクトに参画

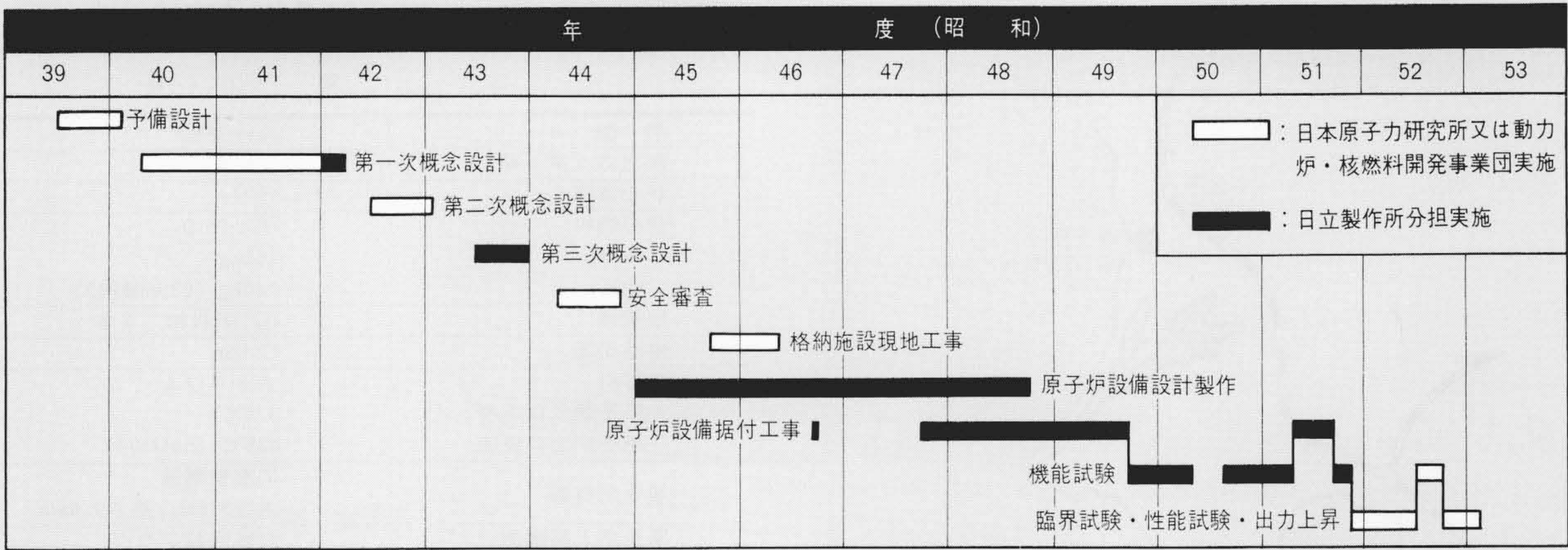


図1 全体工程 「常陽」は、昭和52年4月24日に臨界に達した。予備設計開始後12年、日立製作所が参画してから10年である。昭和45～46年：工事認可及び設計，昭和47～48年：工場製作，昭和48～49年：現地据付工事と作業はピークに達した。

* 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター高速実験炉部 工学博士 ** 日立機材工業株式会社たら崎工場 *** 日立製作所日立工場
**** 日立製作所土浦工場 ***** 日立製作所大みか工場

した。原研ではその後、第二次概念設計を昭和43年に完成し、同年6月にこれが動燃団に引き継がれた。

動燃団は、昭和43年9月～44年3月にプラント建設のための第三次概念設計を実施し、並行して第二次概念設計を基にした設計及び安全性評価をフランス原子力庁に依頼した(フランスチェックと呼ばれる)。

高速実験炉の設置に関する許可申請は昭和44年6月30日に提出され、昭和45年2月12日に許可された。

動燃団とメーカー4社との「常陽」建設契約は昭和45年3月31日に結ばれ、製作設計及び工場内製作が進められ、昭和49年12月に据付工事が完了した。昭和50年1月から総合機能試験に入り、ナトリウム注入後の格納容器漏洩率試験を除き昭和52年3月にこれを終了した。

この間、幾つかの新しい技術的問題に直面したが、それらを昭和50～51年に解決し、「常陽」は昭和52年4月24日動燃団の手により臨界に達した。続いて低出力運転による種々の特性試験を行ない、昭和53年に50MWの第1期定格出力運転を達成する予定である。

原子炉が臨界に達するまでに要した期間は、原研が予備設計を開始した時点から12年半、日立製作所が第一次概念設計に参画してから数えて10年であった。

2.2 プラントの構成と主要仕様

「常陽」は図2に示す茨城県大洗町の動燃団大洗工学センター内に建設されたナトリウム冷却高速増殖炉である。プラントの全景を図3に示す。

炉心は、ウラン・プルトニウムの混合酸化物燃料を使用した炉心領域を、減損ウランを使用したブランケット燃料で囲んだものである。原子炉は6本の制御棒によって制御される。

炉心で発生した熱は2ループの一次主冷却系と二次主冷却系のナトリウムを通して大気中に放散される。図4に原子炉冷却系系統図を示す。

原子炉本体・一次主冷却系及びこれらの系統に直接付属する系統の機器・配管類は、鋼製の原子炉格納容器の地下部分に、中央制御室・電源系統及びガス系統などの付属系統は原子炉付属建家に、二次冷却系は主冷却機建屋にそれぞれ配置

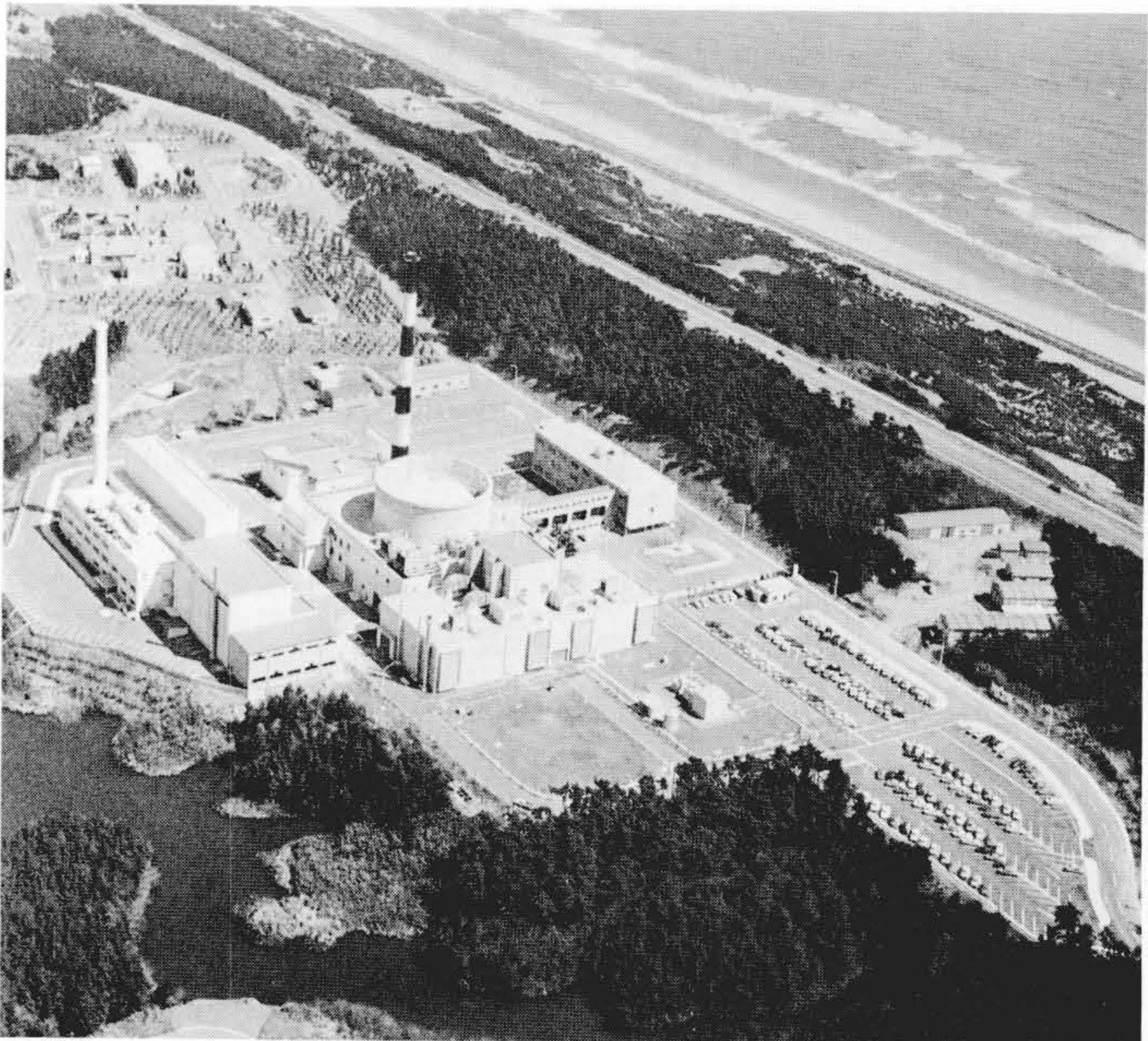


図3 「常陽」の全景 中央ドーム部分が原子炉建屋及び原子炉付属建屋である。手前に主冷却機建屋、向こうに廃棄物処理建屋が、湖(夏海湖)に面してメンテナンス建物及び照射燃料試験室がある。右側に運転管理棟が配置されている。夏海湖の対岸には日本原子力研究所の材料試験炉(JMTR)がある。

されている。

「常陽」は最終目標熱出力100MW、原子炉出口ナトリウム温度500℃に設計されているが、我が国初のナトリウム冷却高速増殖炉であることを勧案し、昭和44年6月の設置許可申請では、第1期原子炉熱出力50MW、原子炉出口ナトリウム温度435℃として申請された。表1に現在設置許可を受けている50MW熱出力時の主要仕様²⁾を、表2に協同メーカーの所掌分担を示す。

表1 「常陽」の主要目 「常陽」の第1期原子炉出力は、50MWである。冷却材としてナトリウムが使用されるのが増殖炉の特徴である。炉容器及び一次主冷却系の機器、配管は二重壁構造が採用されている。

主 要 目	
炉 型	ループ型
熱出力(第1期)	50MW
炉心体積	252l
炉心燃料	UO ₂ -PuO ₂
PuO ₂	163kg
UO ₂	740kg(23%濃縮)
制御棒	B ₄ C吸収材, 6本
中性子源	Sb-Be
冷却材	ナトリウム
原子炉入口温度	370℃
原子炉出口温度	435℃(50MW)
原子炉容器	二重壁構造 内径3.6m, 高さ9.89m
原子炉上部構造	二重回転プラグ
冷却系ループ数	2
ナトリウム流量	1,086・5t/h/ループ
主循環ポンプ	機械式, 1基/ループ 21m ³ /min×70m Na
主中間熱交換器	多管式, 1基/ループ
主冷却系配管	二重管式
原子炉入口	12B(内管)
原子炉出口	20B(内管)
一次系補助ポンプ	電磁式 3基
格納容器	半二重格納方式 内径28m, 高さ55m

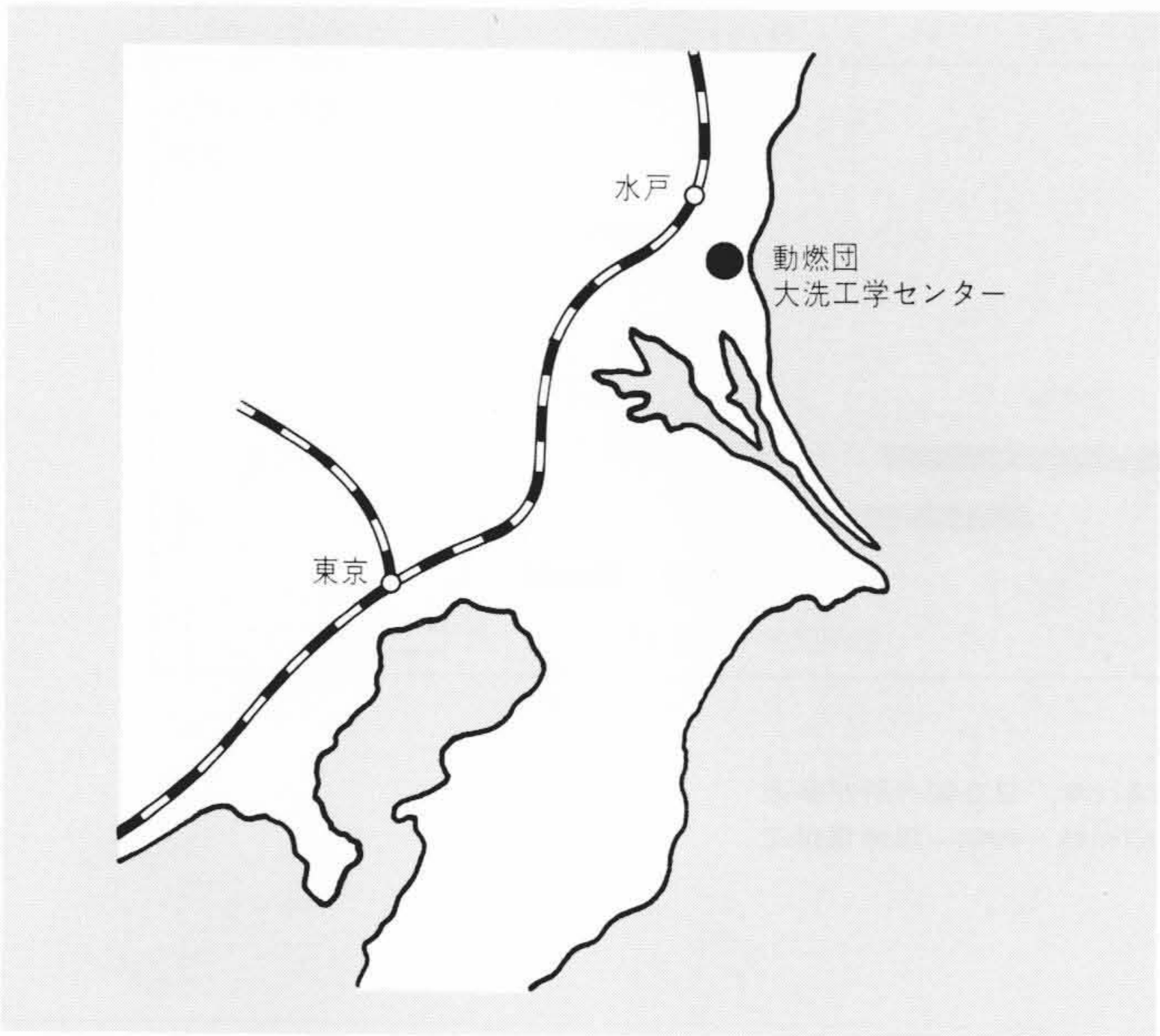


図2 「常陽」の位置 「常陽」は、茨城県東茨城郡大洗町の動燃団大洗工学センター内に建設された。水戸からは車で約30分の位置にある。

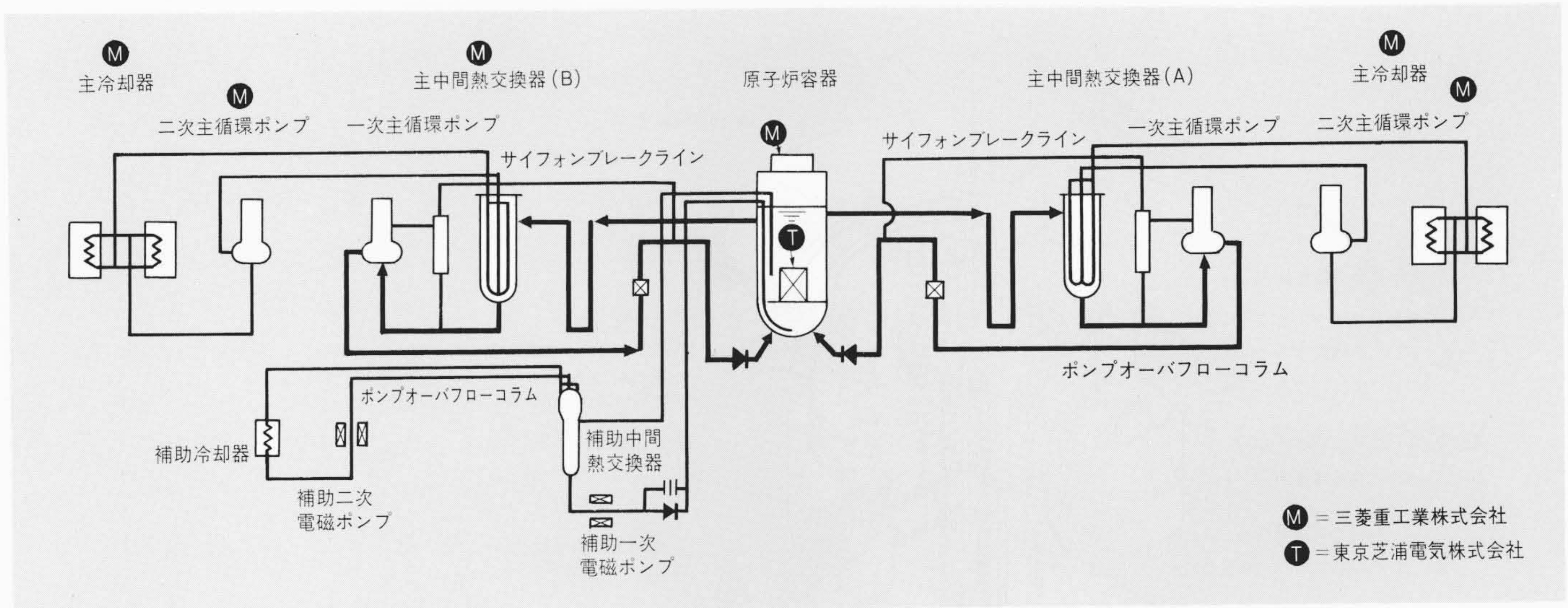


図4 「常陽」原子炉冷却系統図 主冷却系：2ループ、補助冷却系：1ループより構成され、炉心で発生した熱は一次ナトリウム及び二次ナトリウムを介して大気中に放散される。

3 建設
3.1 設計

高速増殖炉は常温で固体(融点：97.8℃)で化学的活性が強いが優れた伝熱特性をもつナトリウムを冷却材とし、低圧(10kg/cm²・g以下)、高温(500℃以上)で運転されるために、系統機器・配管は薄肉、熱膨張が大で、原子炉スクラムなど熱過渡時の冷却材温度変化により構造材に温度差が付きやすいなどの特徴をもつ。更に、ナトリウムの系内充填及び炉停止時の温度保持のため、機器・配管には予熱設備が必要で、電気ヒータ及び加熱ガスによる予熱方式が採用されている。

「常陽」の原子炉容器と一次冷却系の重要機器・配管はすべてステンレス製の全溶接二重壁構造が採用され、ナトリウム漏洩による炉心の露出防止を図るとともに予熱用加熱ガス流路としてこれを利用している。

構造強度の設計は通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」、American Society of Mechanical Engineers(ASME)“Boiler and Pressure Vessel Code”及び構造材に対するナトリウムの影響と高温での材料のクリー

プ特性を考慮に入れて動燃団が作成した『「常陽」ナトリウム機器構造設計指針³⁾』によって高温強度・耐震強度及び熱過渡強度解析が行なわれた。

3.1.1 原子炉容器及び安全容器

(1) 原子炉容器

原子炉容器は、内径3.6m、肉厚25mm、高さ約10m、リークジャケット内径3.7m、肉厚12mmの上部フランジ縦形円筒二重壁式とし、内面に3層の熱しゃへい板をもつ薄肉大径容器である。制御棒挿入及び燃料交換操作のために要求される厳しい寸法精度を確保するため、「常陽」炉体構造の実規模大モックアップ試験設備用試験容器の製作を行ない、詳細・綿密な製作手順の検討を加えて設計が行なわれた。図5に原子炉断面図を、図6に原子炉容器の工場完成時写真を、また主要仕様を次に述べる。

(a) 容器の種別

本体：第1種容器

リークジャケット：第3種容器

(b) 材質

SUS 304

表2 協同メーカーの所掌分担 「常陽」は動燃団・国内原子力4メーカー及び建屋工事メーカーの協同作業により建設された。

No.	項目	担当	No.	項目	担当	No.	項目	担当
1	主務会社	T	7	二次冷却系設備	M	10	廃棄物処理設備	F
2	原子炉本体		8	計装制御設備		11	諸設備	
	燃料	P		中性子計装	T		予熱設備	各社
	炉心構造物	T		プロセス計装	各社		Na, ガス供給系	F
	制御棒駆動機構	T		プラント制御装置	各社	12	原子炉格納施設	
3	炉容器	H		原子炉保護系	T		原子炉格納容器	T
	回転プラグ	M		保健物理計装	F	13	安全容器, 黒鉛しゃへい体	H
4	炉心構成要素	T	9	電気設備	F		建屋	竹
5	燃料取扱設備	F		制御用, 信号用ケーブル	各社	注	記号説明	
6	燃料受入貯蔵設備 (燃料取扱キャスクカー)	(T)		コントロールセンタ	各社		P: 動力炉・核燃料開発事業団	
	一次冷却系設備	H		分電盤	各社		H: 日立製作所	
	[主中間熱交換器(A)]	(H)		ケーブルペネトレーション	T		T: 東京芝浦電気株式会社	
	[主中間熱交換器(B)]	(M)					M: 三菱重工業株式会社	
							F: 富士電機製造株式会社	
							竹: 株式会社竹中工務店	
							(): 一部分担当を示す。	

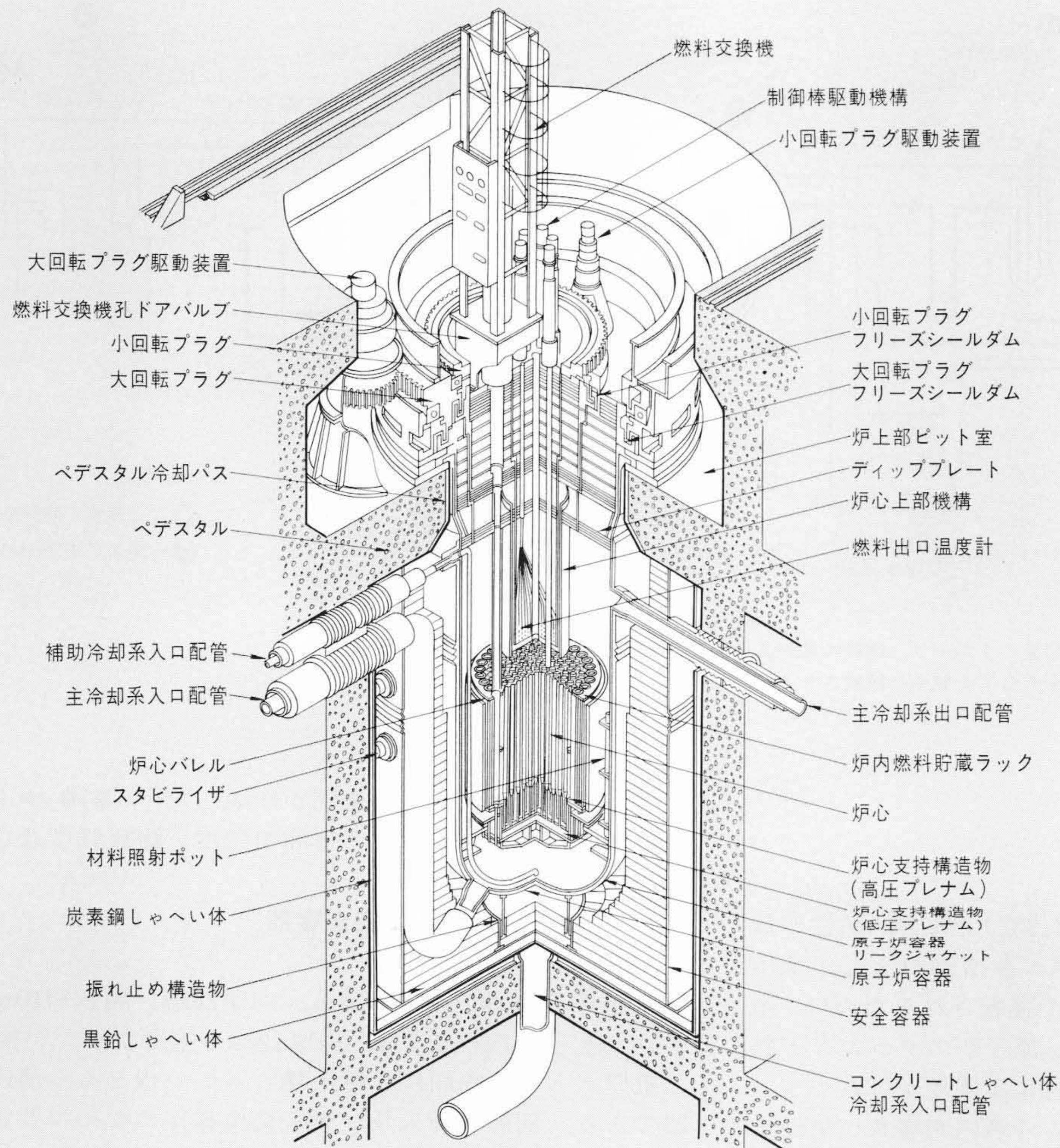


図5 原子炉断面図 一次冷却材ナトリウムは、炉容器下部より流入し、炉心部で加熱され出口配管から流出する。炉容器内ナトリウムは、自由液面をもち、上部はアルゴンガスで満たされる。炉容器上部は回転プラグにより蓋がされる。炉容器の内径は3.6m、高さは約10mである。

(c) 設計圧力及び設計温度

炉心構造物取付台より上部

圧力：内圧時 $1.0\text{kg}/\text{cm}^2\cdot\text{g}$ 、温度 550°C

外圧時 $1.0\text{kg}/\text{cm}^2\cdot\text{g}$ 、温度 250°C

炉心構造物取付台より下部

圧力：内圧時 $7.2\text{kg}/\text{cm}^2\cdot\text{g}$ 、温度 550°C

外圧時 $1.0\text{kg}/\text{cm}^2\cdot\text{g}$ 、温度 250°C

リークジャケット

圧力：内圧時 $1.0\text{kg}/\text{cm}^2\cdot\text{g}$ 、温度 550°C

外圧時 ———— 温度 250°C

(d) 運転条件

炉心構造物取付台より上部

圧力： $0.575\text{kg}/\text{cm}^2\cdot\text{g}$ 、温度 500°C

炉心構造物取付台より下部

圧力： $5.02\text{kg}/\text{cm}^2\cdot\text{g}$ 、温度 370°C

リークジャケット

圧力： $0.095\text{kg}/\text{cm}^2\cdot\text{g}$ 、温度 $370\sim 500^\circ\text{C}$

(2) 安全容器

安全容器は内部に原子炉容器を収納した形の内径6.4m、肉厚19mm、高さ約9mの上部開放縦形円筒炭素鋼製容器である。安全容器と原子炉容器間には黒鉛しゃへい体が積まれ、炉心からの中性子及び γ 線のしゃへいを行なうとともに、万一、原子炉容器が破損してナトリウムが漏出した場合でもそれを収納し炉心が露出しないよう考慮されている。安全容器及び黒鉛しゃへい体の構造は $\frac{1}{2}$ 部分モデルによる振動実験を行な

い、耐震特性の確認をした上で設計が行なわれた。

3.1.2 一次冷却系統機器及び配管・弁

一次冷却系は、(1)一次主冷却系統、(2)一次補助冷却系統、(3)オーバフロー系統、(4)一次ナトリウム純化系統、(5)一次ナトリウム充填・ドレン系統、(6)一次アルゴンガス系統、(7)予熱設備で構成される。

一次主冷却系統は、主中間熱交換器・主循環ポンプ及びこれらを結ぶ配管・弁から成る。主循環ポンプは温度・熱衝撃条件の緩和を図るため、主中間熱交換器の下流側(コールドレグ)に配置している。このため、主中間熱交換器の一次側圧力損失をポンプの吸込圧力の制限から十分小さくする必要が生じ、設計に当たっては水流動試験モデルによる確認を行ない、この結果が反映された。

一次補助冷却系統は、緊急炉心冷却時など主冷却系統設備で炉心冷却ができなくなった場合の炉心の熱除去を行なう。原子炉容器など、機器類のナトリウム液面保持と液面上部への不活性ガス供給は、オーバフロー及び一次アルゴンガス系統により、また一次ナトリウムの純化及び純度管理は、一次ナトリウム純化系により行なう。

以下に一次主冷却系統構成機器・配管について述べる。

(1) 主循環ポンプ

主循環ポンプは、内径1.2m、肉厚18mm、高さ約6.6mの縦形自由液面遠心式のナトリウム用ポンプである。実機とほぼ同一のモックアップポンプを先行製作し、動燃団大洗工学センターの大型ナトリウムポンプ試験装置で性能確認と長期運

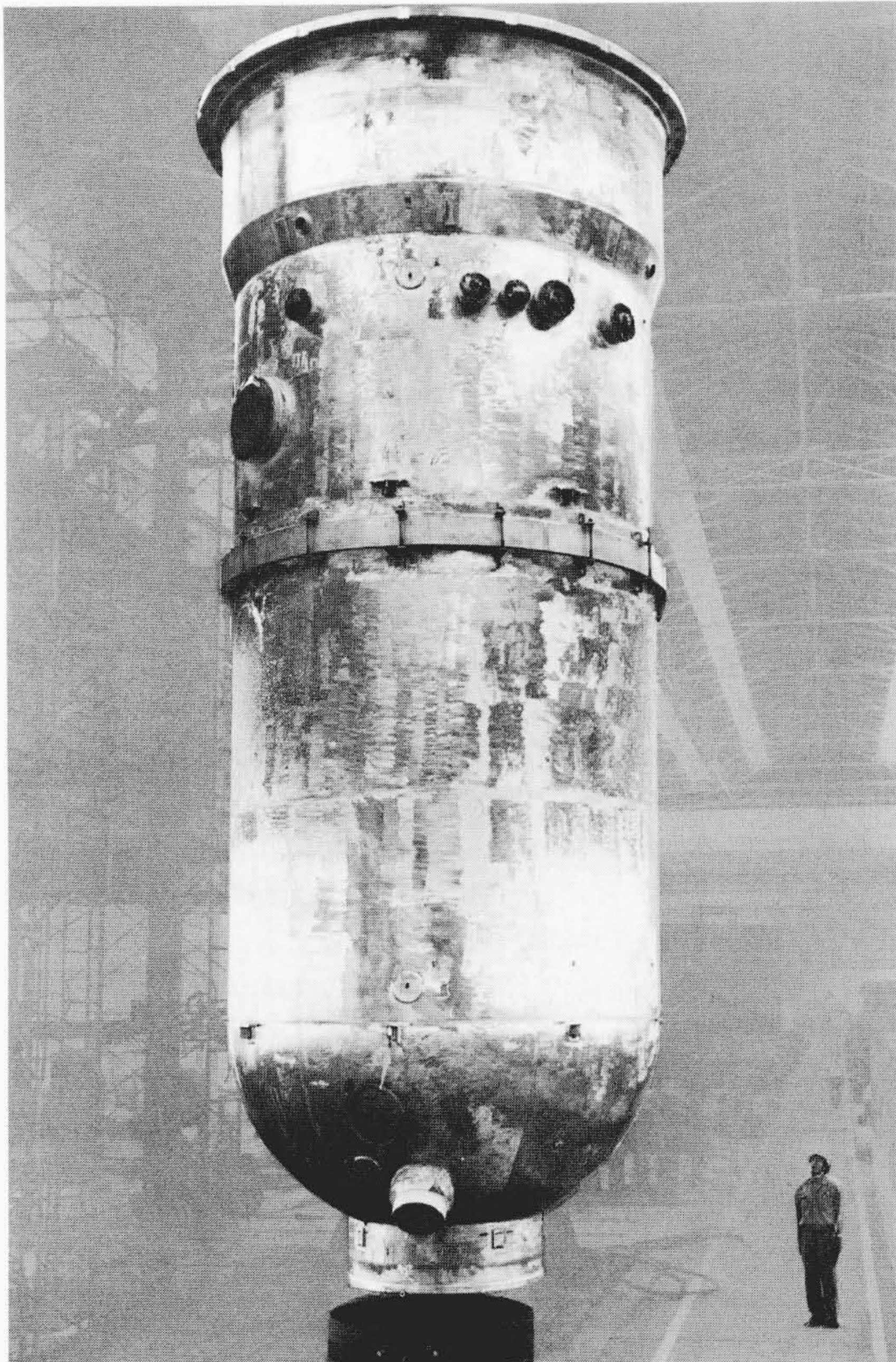


図6 原子炉容器 形式は、上部フランジ縦形円筒二重壁式で、内胴下部内径は3.6m、全高は約10mである。

転を行ない、その経験を採り入れ設計された。構造上の特徴として、メンテナンスのためインペラを含む内部構造物を抜き出せる構造としている。図7にその構造を示す。

(2) 主中間熱交換器

主中間熱交換器は、内径1.74m、肉厚16mm、高さ5.5mの縦形自由液面シェルアンドチューブ式のナトリウム-ナトリウム熱交換器である。管と管板の溶接は使用実績の多い差し込み方式としたが、一部内面突合せ溶接も採用されている。また、二次側管束は抜き出し可能な構造としている。図8にその構造を示す。

(3) 配管・弁

一次主冷却系の配管・弁は、二重壁構造が採用されている。配管は熱膨張に対し配管の曲がりによって熱応力を低く抑え、内・外管の熱膨張差は外管にベローズを設けて吸収する構造としている。地震及び熱過渡時の過酷な条件下でも配管支持体はその機能を健全に維持できるよう支持構造物の検討には特に注意が払われた。

図9に一次主冷却系及び一次補助冷却系の配管経路図を示す。

3.1.3 電気・計装設備

電気・計装設備は、原子炉制御系及び一次冷却系計装設備、一次ナトリウム流量及び原子炉入口温度制御設備、並びに予熱ヒータ制御設備及び電源系統設備で構成される。

原子炉制御系及び一次冷却系計装設備の中核を成す一次冷

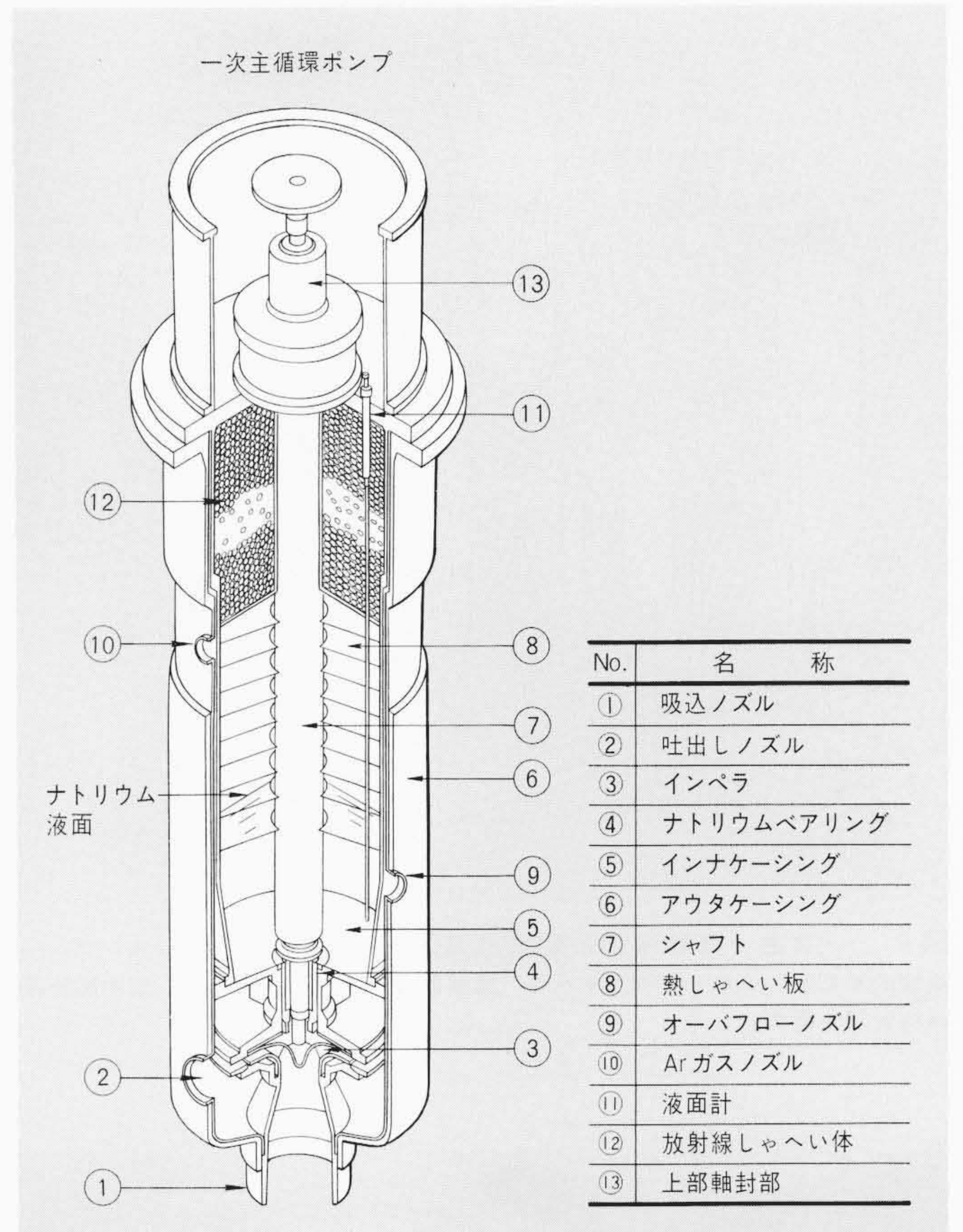


図7 一次主循環ポンプ構造図 形式は縦形自由液面遠心式で、定格流量は21.03m³/min(370℃)、定格揚程は70mNa(930rpm)、主電動機は330kWである。

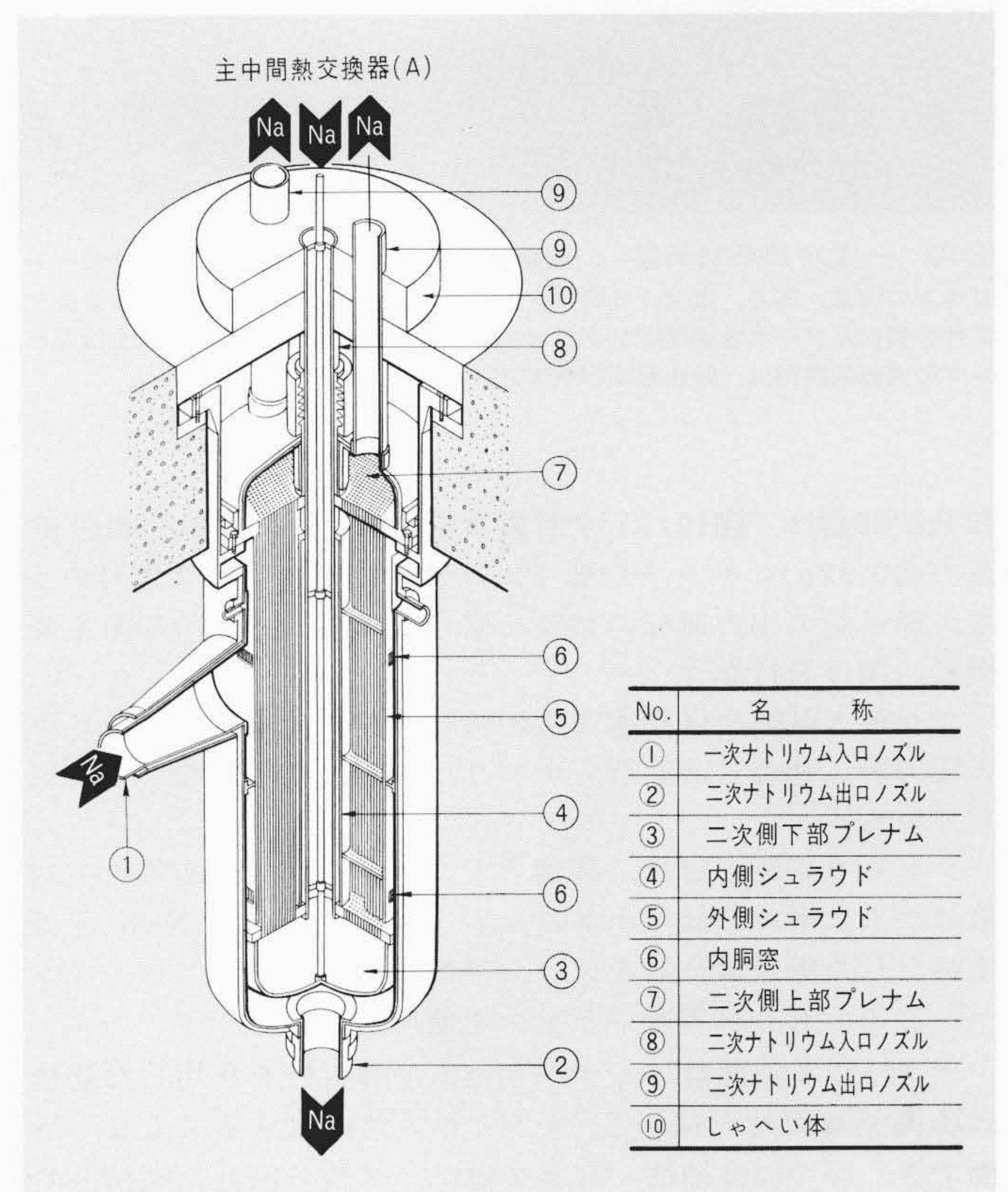


図8 主中間熱交換器構造図 形式は縦形自由液面シェルアンドチューブ式で、交換熱量は25MW(第1期原子炉出力時)、伝熱管は外径15.9mm、肉厚1.0mm、長さ4mで、2,835本同心円配列構造となっている。

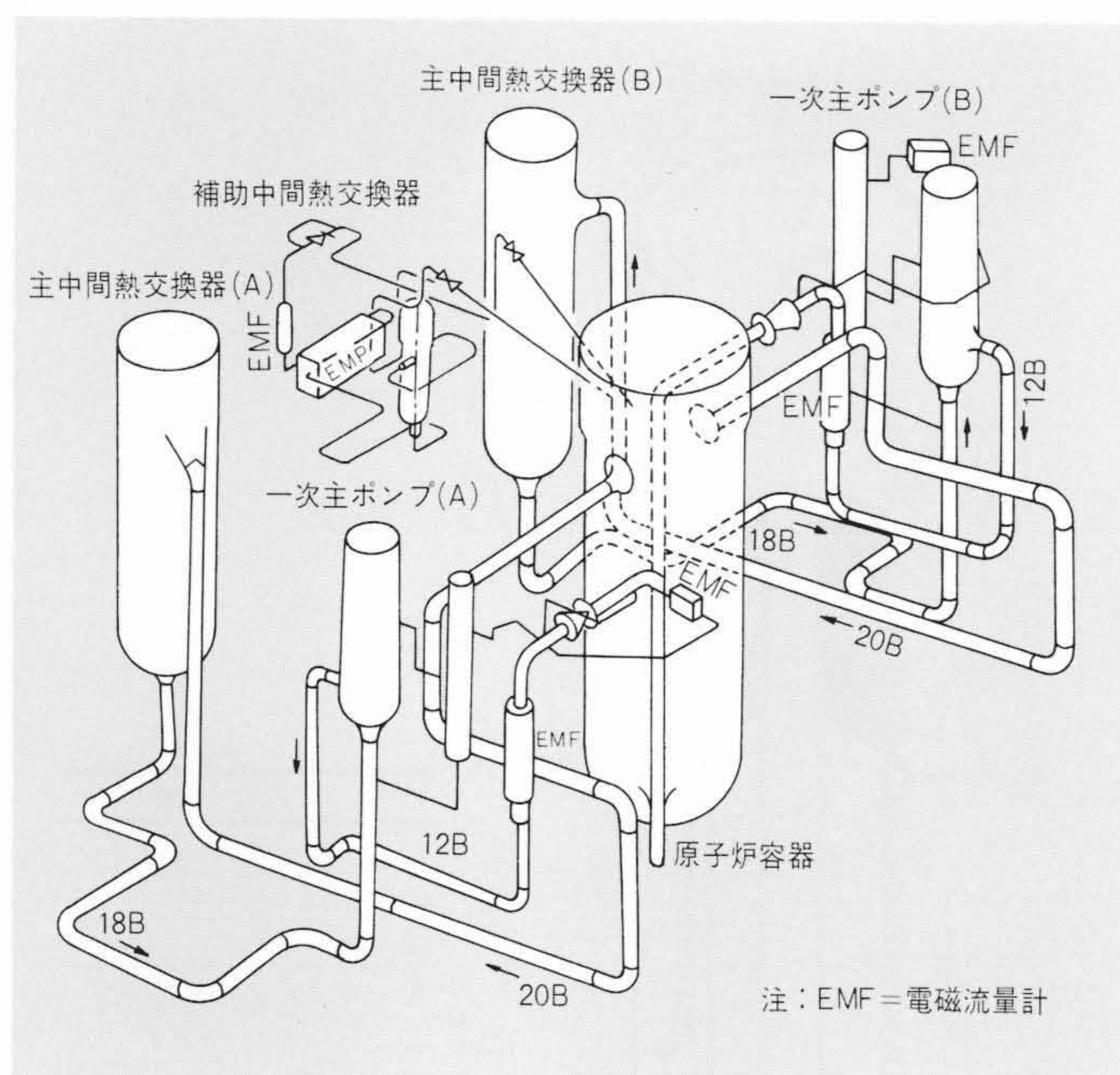


図9 一次主・補助冷却系配管経路図 一次主冷却系：2ループ，一次補助冷却系：1ループで，すべて二重壁構造が採用されている。図中配管径は内管径を示す。

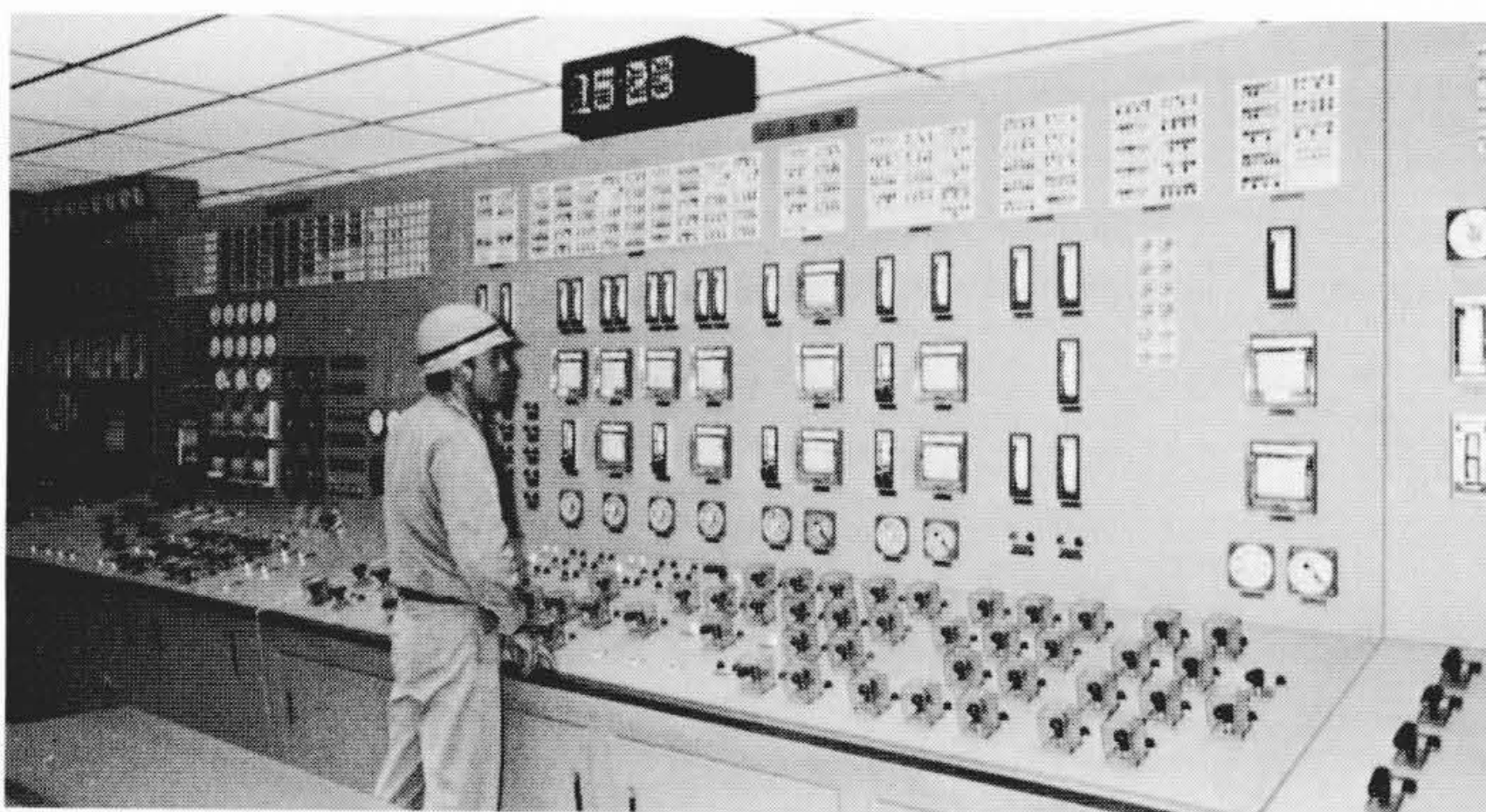


図10 一次冷却系制御盤 耐震クラスAのベンチ形盤で，一次冷却系ナトリウムの流量、圧力、温度、各機器ナトリウム液面など、原子炉運転に必要な信号の監視及び一次主循環ポンプなど主要機器の操作を行なう。一次主循環ポンプの回転数制御は，静止セルビウス方式が採用されている。

却系制御盤は，図10に示す耐震クラスA（水平方向0.88g，垂直方向0.32g）のベンチ形盤で，一次冷却系プロセス信号のうち，原子炉の出力運転に必要な信号の監視と一次冷却系主要機器の操作を行なう。

プロセス計装には高速増殖炉特有の電磁流量計，ナトリウム圧力計，誘導式液面計，ナトリウム漏洩検出器などを使用している。

ナトリウム圧力計は，高温ナトリウム及び放射線雰囲気対策のため，融点の低いナトリウム・カリウム合金(NaK)を置換材とした隔膜置換器を付け，一般に使用されるストレインゲージの代わりに差動トランスを使用している。

ナトリウム液面計は，ナトリウムの導電性を利用した連続式誘導型液面計を採用し，ナトリウムに接触することなく計測でき，かつ温度補償が容易で耐ノイズ性の優れた高精度のものとした。

高放射線領域に使用される温度検出器は，クロメル・アルメル(CA)型熱電対とし，端子部にセラミックを，補償導線

にガラスウール被覆を使用し高放射線に耐え得るものにした。主循環ポンプの回転数制御は，負荷側から要求される運転速度範囲に応じて最も合理的な設計ができる，静止セルビウス方式を採用した。

一方，予熱ヒータの制御点は，一次冷却系で300点以上から成る。温度制御方式は，全ソリッドステート化アナログコントローラにより，各ヒータを独立に制御する方式を採用し，信頼度の向上を図った。また，制御系をグループ別に分類し，運転操作の便を図っている。

原子炉保護系計装設備は，チャンネル相互間の独立性・分離性を確保し，フェールセーフ及び運転中の較正・試験が可能な設計とし，原子力発電所安全保護系に要求される技術基準を満足させるものとした。

3.2 製作及び検査

「常陽」は，我が国初のナトリウム冷却高速増殖炉であり，特殊機器の多いことから製作に当たっては事前に詳細な製作手順の検討を行ない，品質管理には特に入念な注意が払われた。すなわち，重要機器に対しては素材入荷前の非破壊検査，寸法検査，材料けがき寸法検査，材料照合，溶接開先寸法及び開先合せ検査，溶接，溶接部の非破壊検査，耐圧・漏洩検査，仕上り外観寸法検査，洗浄後内面検査など，すべての検査は監督官庁の指導・監督の下に厳密に行なわれた。

3.3 現地据付工事

「常陽」の現地据付工事は次の点で特筆すべきものであった。

- (1) 原子力4メーカーが入り組んだ系統・機器を分担し，同一建屋・同一室内で同時作業を行なった。
- (2) 一次冷却系統機器の大半が据え付けられた場所は，直径28mの原子炉格納容器の床下22mに及ぶ地下室であった。
- (3) 原子炉格納容器の空間は極めて狭く，更に弁は弁体を地下室に置き，軸を1～12m上方へ延長して弁操作室に操作部を設けるため，機器・配管の間に弁軸が林立している。軽水炉プラントに比べ，機器・配管が密に配置された設備となっており，今後は軽水炉の改良標準化を参考に工事及び保守が容易となるように検討をしていきたい。
- (4) 上記の特殊条件にもかかわらず，一次冷却系統の現地据付工事は，79万時間の労働無災害という記録をもって工事を完了した。

4 結 言

本論文は日本原子力研究所の高速実験炉概念設計を基本として，動燃団と国内原子力メーカー4社の協力により建設した高速実験炉「常陽」の原子炉容器，安全容器及び一次冷却系統について，その設備の概要，ナトリウム冷却高速増殖炉の特徴及び建設経験について述べた。

「常陽」は昭和52年4月24日に臨界を達成し，その後低出力運転により原子炉の特性試験が順調に実施されている。

「常陽」はナショナルプロジェクトとして推進され，政府，電力業界，動燃団の指導及び原子力メーカーの協力により完成されたもので，建設に当たり御指導及び御協力をいただいた各界の各位に対し心から謝意を表わす次第である。

参考文献

- 1) 能沢正雄：高速実験炉 (I)原研における活動，日本原子力学会誌，11，639～648（昭44-11）
- 2) 動燃団：高速実験炉「常陽」の設備概要，1-7～1-9
- 3) 市野市郎，阿部康宏：高速実験炉「常陽」のナトリウム機器構造設計指針，日本原子力学会誌，14，678～693（昭47-12）