

# 新形原子炉の開発

Development on Advance Reactors

金井 務\* 山田 周治\*\* 和嶋 常隆\*\*  
Tsutomu Kanai Shûji Yamada Tsunetaka Wajima  
山本 寿\*\* 井上 孝太郎\*\* 厚母 栄夫\*\*\*  
Hisashi Yamamoto Kôtarô Inoue Hideo Atsumo

## 要 旨

将来の原子炉として考えられている新形転換炉，ナトリウム冷却高速増殖炉，蒸気冷却高速増殖炉に関して，従来，日立製作所が行なってきたおもな研究開発の成果をまとめたものである。

新形転換炉については，燃料サイクル上の意義を生かした炉形概念を定めた概念設計，ナトリウム冷却高速炉については問題点摘出のための設計研究と，特に重要な炉物理とナトリウム技術，蒸気冷却高速炉については，技術的ヒージビリティとナトリウム冷却炉との得失を検討した概念設計をとりあげた。

今後は国家プロジェクトの一環としての位置づけを考えて研究開発を進める必要がある。

## 1. 緒 言

沸騰水形原子炉 (BWR) はすでに十分実証された炉形として，わが国でも数基が計画され，あるいは建設されつつあり，今後も加速度的にその建設が増加すると予想されている。これらの原子炉は化石燃料にかわるエネルギー源として期待されているが，長期的にみればさらに一段とウラン燃料を節減し，あるいは積極的に二次燃料であるプルトニウムを生産し使用することが，燃料サイクルの点から要求されてきた。各国とも国情により重点は異なるが，新形原子炉の開発に着手している。

わが国では昨年10月に国家的プロジェクトが発足し，重水を減速材とする新形転換炉と，ナトリウムを冷却材とする高速増殖炉の開発が開始された。日立製作所においてもこのプロジェクトを軸として，新形原子炉の開発に力を注いでおり，これに関連して行なってきた研究開発の成果につき述べる。

## 2. 新形転換炉 (ATR-Advance Thermal Reactor)

新形転換炉の研究開発は，昨年10月に発足した動力炉核燃料開発事業団（以下動燃事業団と略す）が中心となって実行段階に移されたが，大別して原形炉の建設と運転および個々の問題点解明のための大形機器（臨界実験装置，熱ループなど）の建設と実験とに分けることができる。前者に関しては，昭和49年臨界を目標に，42年初めに原形炉概念設計が原子力5社に発注実施され（各社独立），引き続き43年1月から5社共同受注の一次設計が行なわれている。ここでは日立製作所の概念設計を中心にしてATR研究開発の現状を述べる。この概念設計の目的は沸騰軽水冷却，重水減速形ATRの実用炉を念頭におき，それを実証する原形炉の概念を設計して，開発に際しての問題点を明らかにし，その後の詳細設計と研究開発の資料とすることにある。

この概念設計に与えられたおもな設計方針は

- (1) 沸騰軽水冷却，重水減速形，圧力管式，縦形
- (2) プルトニウム・セルフサステーン燃料方式（初装荷には濃縮ウランを用いるが，取替燃料には，この炉で生産されるプルトニウムと天然ウランを混ぜて使用し，濃縮ウランの補給を必要としない燃料方式）
- (3) 軽水炉の技術を活用する。

\* 日立製作所中央研究所王禅寺支所 工学博士

\*\* 日立製作所中央研究所王禅寺支所

\*\*\* 日立製作所日立研究所

の三点で，特に各社の創意くふうを発揮することが要請された。

## 2.1 概念設計の概要と特長

### 2.1.1 プラントの概要

本プラントの主要建屋は原子炉建屋，タービン建屋および廃棄物処理建屋であって，原子炉建屋には原子炉，一次冷却設備その他原子炉付属機器が納められ，タービン建屋にはタービン発電機および補機が納められているほか中央制御室が設けられている。

原子炉は沸騰軽水冷却，重水減速形で定格熱出力600 MW（電気出力196 MW）を発生する。図1はこの原子炉建屋内の配置，図2は原子炉本体の概念を示したものであるが，原子炉は272本の縦形圧力管を有し，各圧力管には燃料棒28本をたばねたクラス燃料要素が納められている（図3参照）。

原子炉冷却水は軽水で再循環ポンプにより73.5 kg/cm<sup>2</sup>gの圧力で原子炉下方の給水ヘッドに供給され，サブヘッドを経て各圧力管に分配される。この冷却水は圧力管内でクラス燃料要素を冷却しつつ上方に流れ，沸騰し，汽水混合物は各圧力管ごとに設けた汽水分離器により蒸気と水とに分離される。蒸気は蒸気ヘッドに集められたのち直接蒸気タービンに送られ，水は汽水ヘッドに集められたのち，タービンプラントからの給水と合流のうえ，再循環ポンプにより原子炉へ戻される。

初装荷燃料としては0.8%，1.1%および1.4%濃縮の二酸化ウランを組み合わせて使用するが，取替燃料はプルトニウムで富化した等価濃縮度1.1%の天然ウランを用いる。

原子炉の制御には5本の調整棒，12本の安全棒のほかに減速

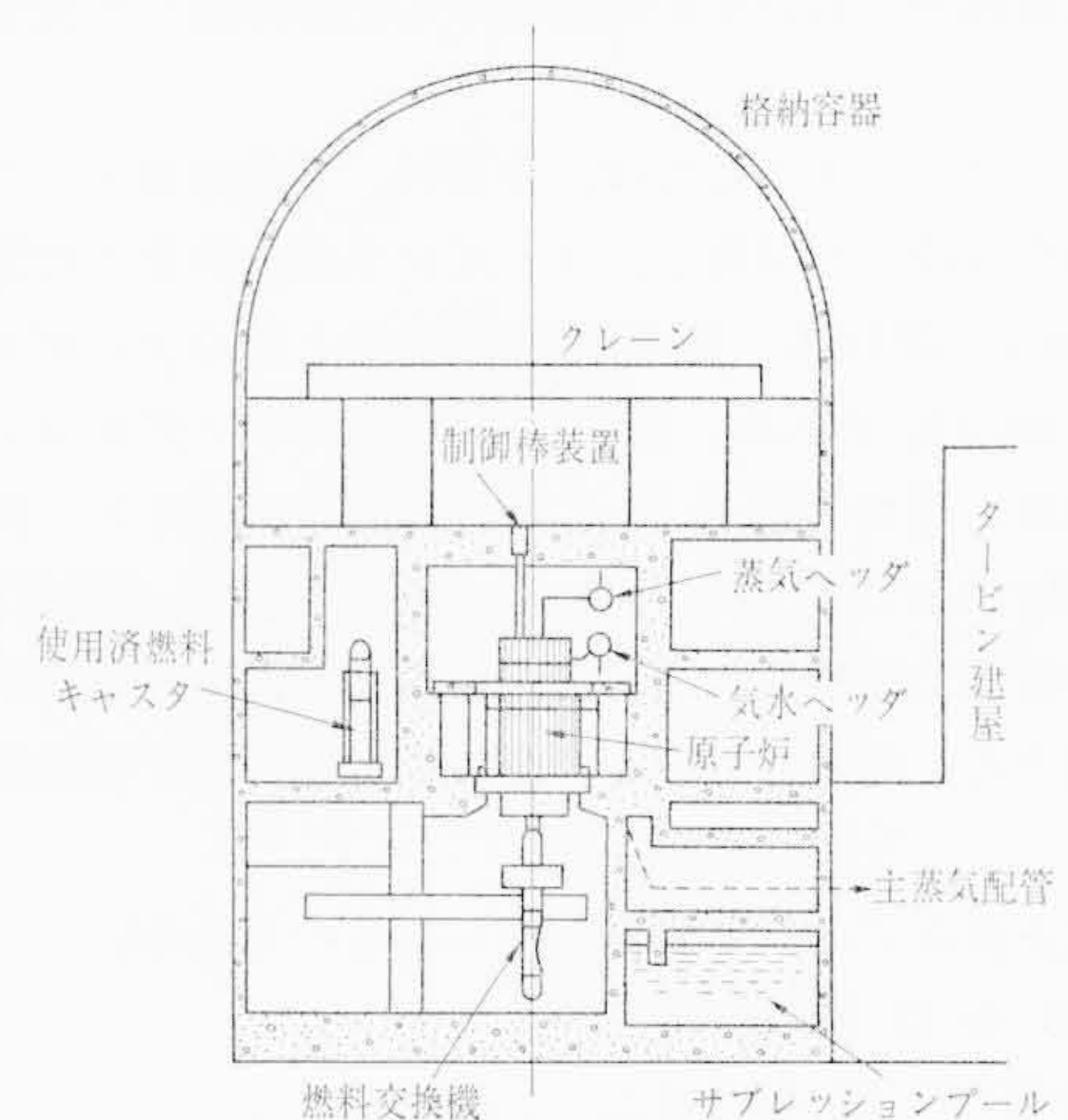


図1 格納容器内配置概念図

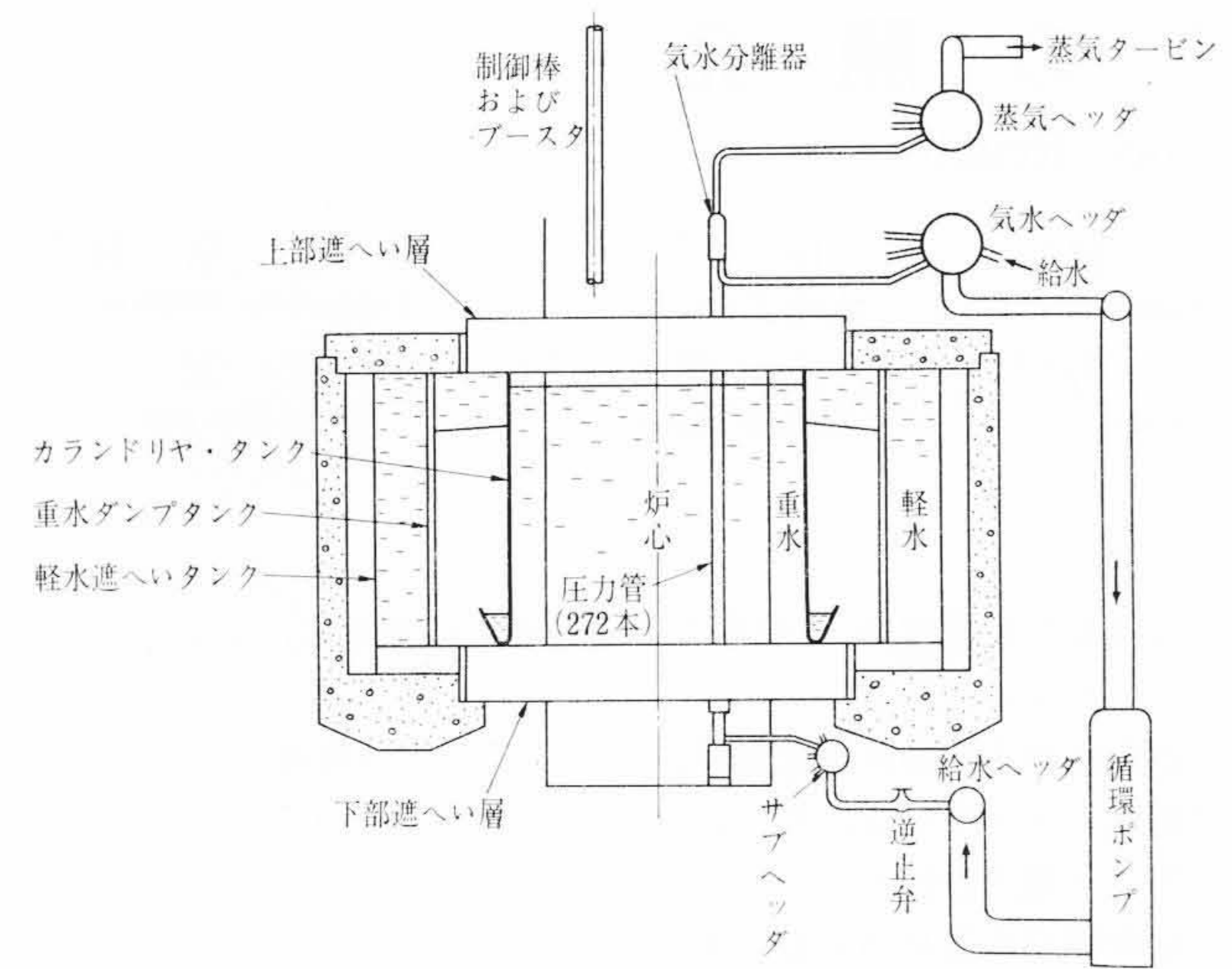


図 2 原子炉本体概念図

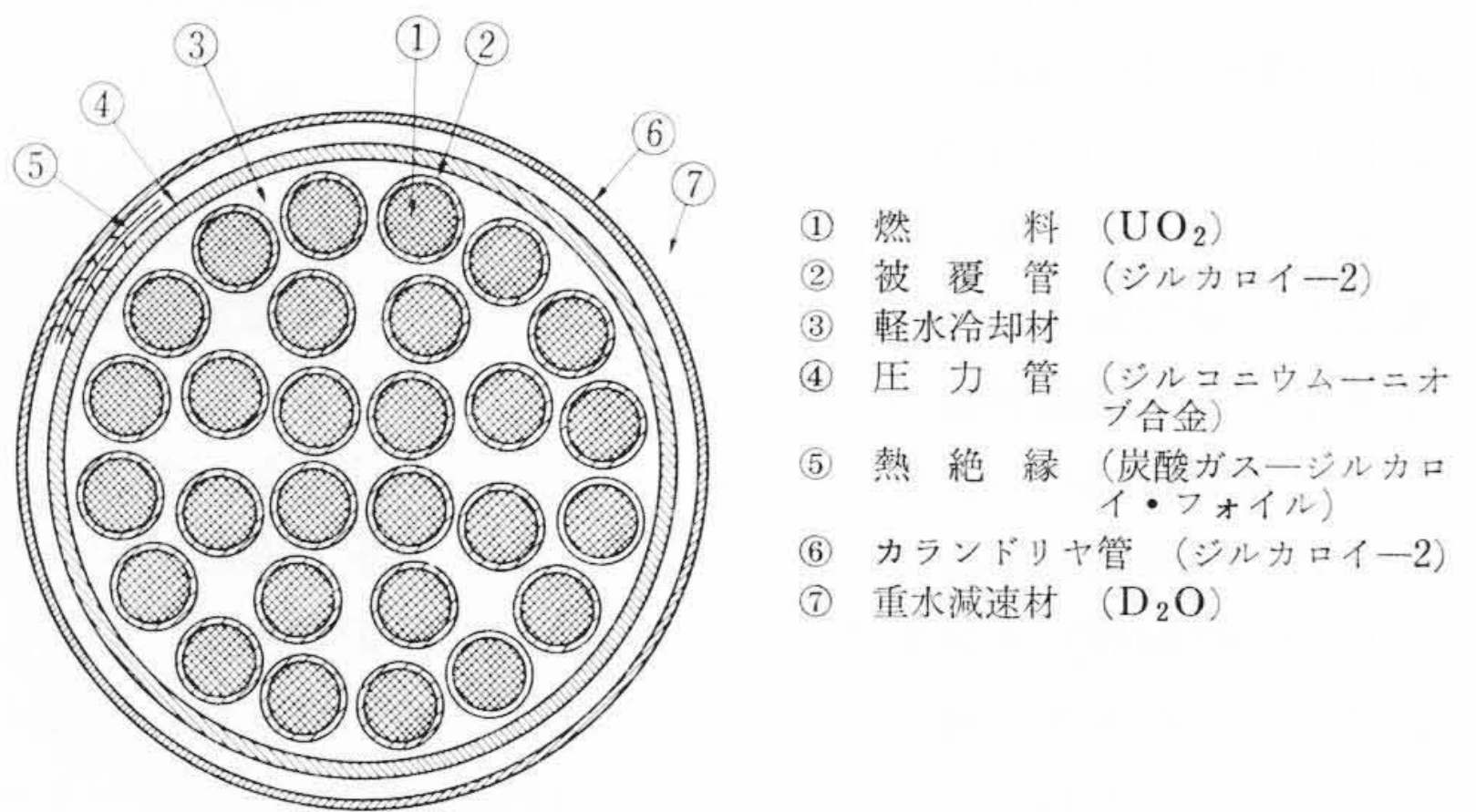


図 3 圧力管集合体横断面図

材を急速に除去する原子炉停止機構を備えている。燃料交換は全燃料要素について運転中交換可能であり、これにより燃焼に伴う反応度を補償する。なお調整棒、シム安全棒、ブースタは炉心上面から駆動し、燃料は炉心下面から交換する。

原子炉の遮へいは一次遮へいとして炉心上下面には鉄と水の多重層、側面には軽水タンクとコンクリート壁を設け、この外側では運転停止後一時間で立ち入り可能であり、二次遮へいとして外側をコンクリートで囲って原子炉室を構成している。

格納容器には原子炉本体と一次冷却系を納めた原子炉室、サブレーション・プール、補機類が納められている。

燃料交換機は炉心下部にあり、また十分な遮へいを施した格納容器内の点検室において炉の運転中にも必要に応じて保守点検が可能である。

タービンサイクルとしては、非再熱、5段抽気サイクル（高圧2段、低圧3段）を採用し、タービン主塞止弁前での蒸気条件は66kg/cm<sup>2</sup>g、281.6℃、海水温度21℃のときのタービン排気真空度は722mmHgである。蒸気タービンはタンデムコンパウンド複流排気形、最終段翼長35インチ1,500rpm機で、排気真空度722mmHgにおいて196.1kW（gross）である。発電機は230.7kVA、4極形で回転子には水素直接冷却方式を、固定子には水素間接冷却方式を採用している。なお代案として2極機採用案も作成した。

表1は主要なプラント要目を示したものである。

2.1.2 おもな特長

(1) 原子炉炉心

電気出力50万kWの実用炉を想定し、燃料サイクルとしてプ

| 表1 主 要 要 目 表    |                                                                                                                         |                                                                                                                                                                                        |
|-----------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1. 一 般          | 原子炉熱出力<br>電 気 出 力 (発電端)<br>平均出力密度<br>平均比出力                                                                              | 600 MW<br>196.1 MW<br>10.9 kW/l<br>12.7 kW/kg U                                                                                                                                        |
| 2. 炉 心 構 造      | 炉心有効直径<br>炉心有効高さ<br>反射体厚さ (半径方向)<br>反射体厚さ (軸 方 向)<br>圧力管本数、材質<br>圧力管ピッチ<br>圧力管寸法<br>全燃料重量<br>重水重量 (原子炉容器内)<br>原子炉容器 寸 法 | 4,190 mm<br>4,000 mm<br>600 mm (D <sub>2</sub> O)<br>300 mm (D <sub>2</sub> O)<br>272 本 Zr-Nb<br>225 mm (正方格子)<br>115.6 mm 内径×3.0mm 厚さ<br>47.2 t U<br>96.4 t<br>5,400 mm 内径×4,900 mm高さ |
| 3. 燃 料          | 材 質<br>濃 縮 度<br>ベ レ ッ ト 外 径<br>被 覆 管 材 質<br>被 覆 管 寸 法<br>燃料棒最小ピッチ<br>燃料棒本数 / 要素                                         | 初期 UO <sub>2</sub> ・平衡 PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub><br>初期 0.8, 1.1, 1.4%<br>平衡 1.1% 相当<br>14.8 mm<br>ジルコロイ-2<br>17.25 mm外径×1.10 mm厚さ<br>18.52 mm<br>28 本                          |
| 4. 制御棒など        | シム安全棒 本 数<br>調 整 棒 本 数<br>ブ ー ス タ 本 数<br>減速材ボイズン材質                                                                      | 12 本<br>5 本<br>8 本<br>B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>                                                                                                                                    |
| 5. タービン<br>プラント | 蒸 気 圧 力<br>蒸 気 温 度<br>蒸 気 流 量<br>給 水 温 度                                                                                | 66 kg/cm <sup>2</sup> g<br>281.6 °C<br>1,077 t/h<br>203.7 °C                                                                                                                           |
| 6. そ の 他        | 減速材 / 燃料体積比<br>冷却材 / 燃料体積比<br>冷却材 圧 力 (入口)<br>冷却材 温 度 (入口)<br>冷却材 流 量<br>出口蒸気重量比 (平均)<br>出口蒸気重量比 (最大)                   | 7.57<br>0.82<br>74.5 kg/cm <sup>2</sup> a<br>278.7 °C<br>12,600 t/h<br>8.57 %<br>13.9 %                                                                                                |

ルトニウム・セルフサステーン方式をとり、十分な安全性が保たれるようにボイド反応度（運転状態において一次冷却系の破断により炉内の冷却水がすべて流出し、その流路がボイドとなった場合に投入される超過反応度）が2%以下である条件の下で、最も経済性の高い炉心を求め、これと同じ炉特性をもつように原形炉心を設計した。この結果原形炉において実用炉炉心を十分に実証することができる。

(2) 燃料交換方法

実用炉において有効である out-in 分散方式を原形炉にも採用し、原形炉の約2年間の運転によりプルトニウム・セルフサステーンが実証できるように、初期燃料濃縮度ならびに燃料交換方法を定めてある。

(3) クラスト燃料要素

燃料棒にはすでに技術の確立した BWR 形を用い、各燃料棒間隔は核的性能をよくする目的で熱的に許容できる限度1.27mmにまでつめ、燃料棒をクラスタ構造とするため特殊なリング形スペーサを用いて燃料棒間隔ならびに燃料要素と圧力管間隔を保つとともに、燃料棒ならびに要素の振動を防いでいる。

(4) 制 御 装 置

炉の主たる制御としては、従来技術の最も確立したワイヤ・ドラム方式を採用し、制御棒、ブースタ棒とも炉上方からそう入して、炉本体の構造の簡略化を図った。

(5) 一次冷却系の二分割化

この炉は正のボイド係数をもつので、一次冷却系を独立の二系統とし、全系統が一時に破断する確率を小さくし、かつ炉心に投入される超過反応度を1%に押えるよう配慮した。

## (6) 炉 停 止 装 置

炉の停止には、ワイヤ・ドラム方式の安全棒だけで十分な停止マージンをもっているが、原形炉であることを考慮し、安全性を一段と高くするために、カランドリヤタンクに接して重水ダンプタンクを備え、常時はヘリウムの差圧により、炉心タンク内の重水レベルを保ち、事故時にはこの差圧をなくすることにより、炉内の重水をダンプタンク内に排除して、数秒以内に重水の水位を下げ、炉を停止することができる。

## (7) 非 常 注 水 系

燃料棒はBWRに比し、非常に稠密（ちゅうみつ）に配置されており、BWRに採用されている炉心スプレーの効果が十分期待できないと考えられるので、給水ヘッドに約20個のサブヘッドを設けその間に逆止弁をつけ、非常注水はサブヘッドへ行ない、破断箇所によらず炉心に十分注水できるようにしてある。

## (8) 燃 料 交 換 機

燃焼度ならびに負荷率を向上するために、全燃料要素について運転中燃料が交換できるように炉心ならびに燃料交換機を設計した。燃料交換機は耐震性を考慮し、動作の確実を期するため原子炉下部から燃料の交換ができるようになっており、別に保守点検室が設けられている。

## 2.2 クラスタ形燃料要素の臨界実験

クラスタ形燃料要素の核設計は、沸騰水形原子炉のアセンブリ形と著しく核的特長が異なるので、設備の関係上減速材として軽水を用いているが、クラスタ形燃料要素につき臨界実験を行ない、核設計法の確立につとめている。

対象とした燃料要素は、濃縮度1.5%、直径10mmの単一燃料棒を7本および28本をたばねたもので、後者は前述の概念設計の燃料要素を模擬したもので、燃料要素内の中性子束分布、各種のミクロパラメータ、ボイド反応度などを測定、解析した。また、長期的な反応度補償のため、28本クラスタ要素内に1~4本の可燃性毒物を組み込み、同様の臨界実験を行なって、その核的実用性を検証するとともに、解析法の確立を急いでいる。

## 2.3 今後の問題点

## 2.3.1 経済性向上のための燃料サイクル

## (1) 初 装 荷 燃 料

初装荷燃料に微濃縮ウランを用いているためボイド係数が正となり、この値を安全性の見地からある一定値以下に押えるためにクラスタ間隔が制限され、燃焼度が押えられる結果となる。初装荷燃料にプルトニウム濃縮燃料を用いればこの制限がずっとゆるくなるため、クラスタ間隔をひろげて燃焼度をあげ、経済性のよい炉とすることができる。

## (2) 燃料濃縮度の増加

濃縮度の増加は、プルトニウム燃料でもウラン燃料でも経済性に及ぼす効果は著しい。したがってプルトニウム・セルフサステーションの条件を一步ゆずって通常の動力炉のように経済性を優先させることとすれば、まず濃縮度を増加し軽水炉と同様に燃料は20,000~25,000 MWD/t燃焼させることが最も好ましいと思われる。

## 2.3.2 研 究 開 発

本炉形式特有の問題については従来経験がなく、また海外資料も十分整っていないため、次のような問題が残されており、これを解決する必要がある。

## (1) 炉心の核熱計算などの実験的検証

## (2) クラスタ燃料要素、ジルコニウム圧力管とステンレス鋼配管の接合などコンポーネントの試作、試験

## (3) 燃料交換機（耐圧シール、位置ぎめの機構も含む）に関する試作試験

## (4) 安全解析とその実験的検証

## 3. 減体金属冷却高速増殖炉

## (Sodium Cooled Fast Breeder Reactor)

高速増殖炉の開発は、ナショナルプロジェクトの一環として、動燃事業団により、強力に推進されつつあり、日立製作所もこれに全面的な協力をするため、積極的に各種の研究開発を進めている。おもなものとしては、以下に述べるように、日本原子力研究所との共同による1,000 MWe 高速増殖炉の概念設計、核計算法の実験的検証のための指数実験、核熱設計コードの開発、Na技術の開発研究などがあげられる。

## 3.1 1,000 MWe 高速増殖炉の概念設計

高速増殖炉が軽水炉に比べて経済的に優位にたてるとすれば、電気出力が1,000 MWe程度、燃料燃焼度が50,000~100,000 MWD/t程度に達し得たときであろうと予想されている。この目標に達するのに必要な研究開発を効率よく遂行する手順として、まず1,000 MWeプラントの概念設計を行ない、その中から問題点を摘出し、基礎研究から建設までの開発項目を明確にして、計画を立てるのが世界的なすう勢である。

日立製作所においても数年来、ナトリウム冷却高速炉の概念設計に備えてデータの整理と設計手法の開発を進めてきたが、昭和40年10月より、日本原子力研究所高速炉設計室に国内の5原子炉メーカーから客員研究員として参加して、ナトリウム冷却高速炉増殖炉の概念設計を開始している。日立製作所は特にその炉心部の設計作業に協力している。

概念設計は一次、二次にわたっている。一次設計では特に性能特性を重視し、高出力密度、高増殖率をめざしたのに対し、二次設計では、一次設計の不備を補正すると同時に、特に安全性を重視し、反応度係数を改善した。その結果、一次設計では1,000 MWe、 $\text{PuO}_2$ - $\text{UO}_2$ 燃料の炉心としては比較的小さな体積となったのに対し、二次設計では円環状という特殊な形状の炉心となった。

これらの設計作業において摘出した核設計、熱設計、安全解析における手法上の問題点の改善、あるいは重要項目の研究開発は、協同の設計作業が終了したのちも引き続き進められている。

## 3.2 高速炉指数実験装置による炉物理実験

高速炉核計算コードについては、現在、多群核定数セットおよび計算モデルが十分に確立されていない。核計算法の実験的検証は、臨界実験装置によるものが最も効果的であるが、指数実験装置のような高末臨界体系を用いた種々の物質の反応率および中性子スペクトルの測定によっても可能である。本指数実験装置は、昭和42年2月、日立教育訓練用原子炉(HTR)の熱中性子柱内に設置したもので、HTR炉心よりの熱中性子を高速中性子に転換するコンバータと、直径約60cm、長さ約85cmの円筒状の指数炉本体(図4参照)より構成されている。

燃料体積率は燃料要素の支持管板を取り換えることによって変化し、冷却材の模擬物質としては、アルミニウムが使用される。この指数炉により $\text{U}^{238}$ と $\text{U}^{235}$ の核分裂比率 $\sigma_f^{28}/\sigma_f^{25}$ 、 $\text{U}^{238}$ の中性子捕獲率と $\text{U}^{235}$ の核分裂比率 $\sigma_f^{28}/\sigma_f^{25}$ および共鳴ハクによる中性子束分布などを測定した。測定例として燃料体積率40%で冷却材模擬物質として、アルミニウムを装てんした体系(R40A)と冷却材全喪失時の体系(R40V)における核断面積比 $\sigma_f^{28}/\sigma_f^{25}$ の測定結果を図5に示す。これらの結果と多群定数セットとしてABN(26群)、YOM(16群)、AIM-6(18群)、H&R(16群)を用いて一次拡散コードで求めた結果との比較を図中に示してある。まだ測定誤差が大きいのが全体的にみて、ABNセットが最も一致がよい。この指数

表 2 試 験 研 究 経 過

| 分類    | 回路名称                                | 製作年                  | 管内径<br>mm           | 流 体                      | 流量<br>l/min             | Na(NaK)<br>量<br>l | 最高温度<br>℃         | 目 的, そ の 他                                             |
|-------|-------------------------------------|----------------------|---------------------|--------------------------|-------------------------|-------------------|-------------------|--------------------------------------------------------|
| 第 一 期 | 精製予備試験回路                            | 昭 32                 | 21                  | NaK                      | 10                      | 55                | 300               | NaK 回路取り扱い技術習得                                         |
|       | 機器特性試験回路                            | 昭 32                 | 21                  | NaK                      | 100                     | 50                | 340               | (1) 輸入電磁ポンプ校正試験<br>(2) 輸入電磁流量計特性試験                     |
|       | 伝熱試験回路                              | 昭 33                 | 40                  | NaK<br>Na                | 34<br>27                | 305               | 500               | (1) Na 回路技術問題はあく<br>(2) 低 Re 数熱伝達測定<br>(3) 腐食および純度管理試験 |
|       | 電磁ポンプ試験回路                           | 昭 33                 | 21                  | NaK                      | 100                     | 70                | 250               | 試作電磁ポンプの特性試験                                           |
|       | 精製試験回路 (I)                          | 昭 34                 | 40                  | NaK                      | 50                      | 100               | 300               | (1) 真空蒸留法による酸素分析<br>(2) 閉塞指示計開発                        |
|       | 自然流腐食試験回路                           | 昭 34                 | 40                  | NaK                      | 0.5                     | 7                 | 600               | 鋼種と溶接法の検討                                              |
|       | 繰返し接触摩耗試験回路                         | 昭 34                 | 21                  | Na                       | —                       | 185               | 420               | 弁と弁座の摩耗試験                                              |
| 第 二 期 | 高温流速腐食試験回路                          | 昭 35                 | 28.4                | NaK<br>Na                | 10<br>14                | 140               | 600               | オーステナイト鋼とフェライト<br>鋼の腐食試験 600℃, 10 m/s                  |
|       | 精製試験回路 (II)                         | 昭 36                 | 32                  | Na                       | 30                      | 297               | 220               | (1) 閉塞指示計と機器の試験<br>(2) 純度管理試験                          |
|       | 材料試験用精製親回路                          | 昭 38                 | 60                  | Na                       | 12                      | 270               | 300               | (1) クリープ試験 600℃, 650℃<br>(2) 腐食試験 500℃, 1.6m/s         |
|       | 精製試験回路 (III)                        | 昭 39                 | 28.4                | Na                       | 15                      | 180               | 800               | (1) CTとHTの試験<br>(2) 1B Na 用各種弁の試験                      |
| 第 三 期 | はん用精製親回路<br>{ 熱衝撃試験回路<br>機械式ポンプ試験回路 | 昭 41<br>昭 41<br>昭 42 | 54.9<br>40<br>106.3 | Na<br>Na<br>(-NaK)<br>Na | 9<br>50<br>(60)<br>1000 | 2,300             | 250<br>250<br>400 | Na-NaK 熱交換器衝撃試験<br>機械式ポンプおよび大形機器の<br>開発                |
|       | NaK 封入圧力計用回路                        | 昭 41                 | 21                  | Na                       | —                       | 30                | 360               | ダイヤフラム式圧力計(差圧計)<br>の圧力伝達管に高純度をそう入                      |
|       | 小形機器試験回路                            | 昭 41                 | 21                  | Na                       | —                       | —                 | 450               | 電磁ポンプ, 6Bバルブ, 圧力<br>計(差圧計)の特性試験                        |
|       | Na 沸騰試験回路                           | 昭 42                 | 34                  | Na                       | —                       | 100               | 1,000             | 静止 Na 中(減圧下)で Na 過<br>熱度, エジェクション現象の検<br>討             |
|       |                                     |                      |                     |                          |                         |                   |                   |                                                        |

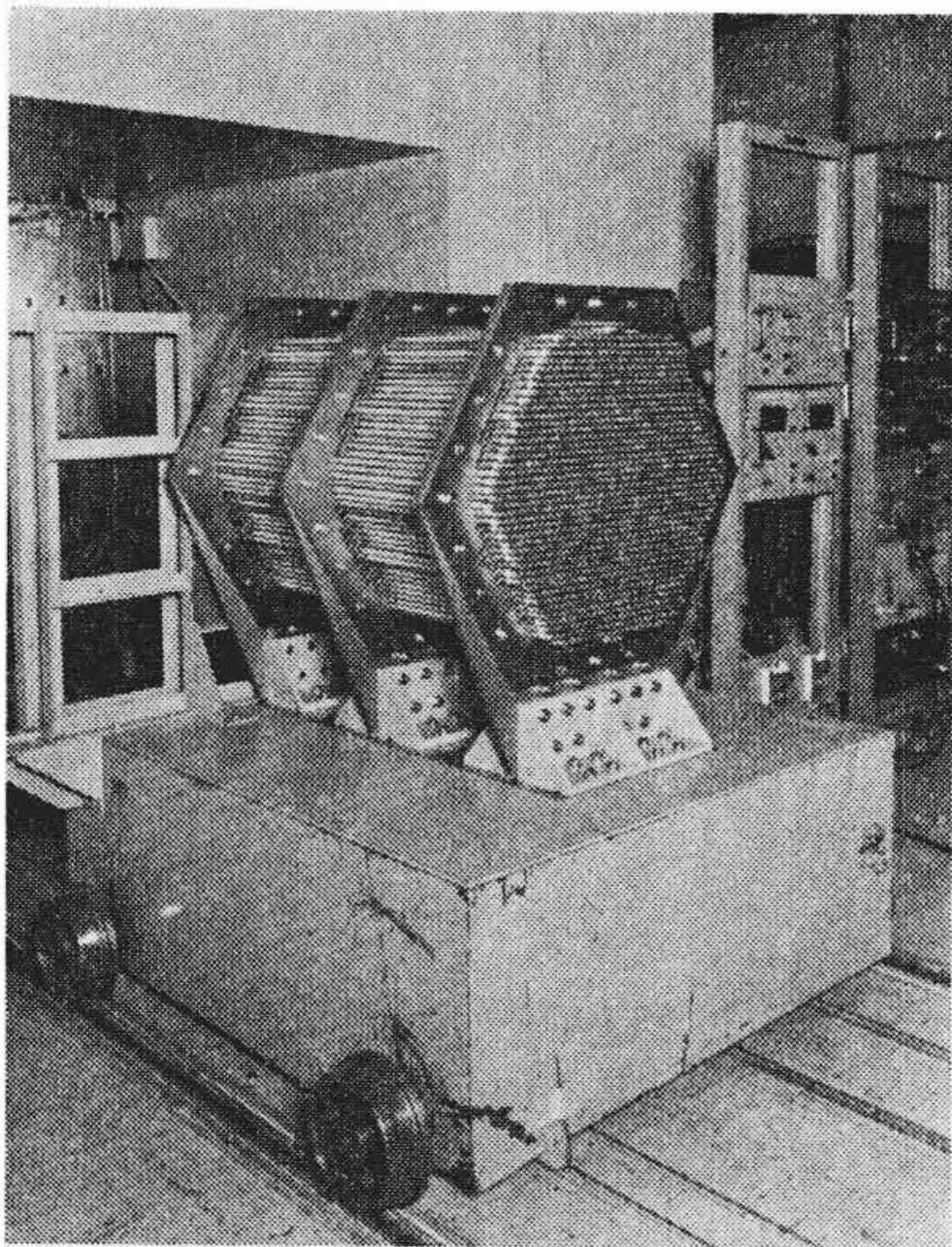


図 4 高速炉指数実験装置

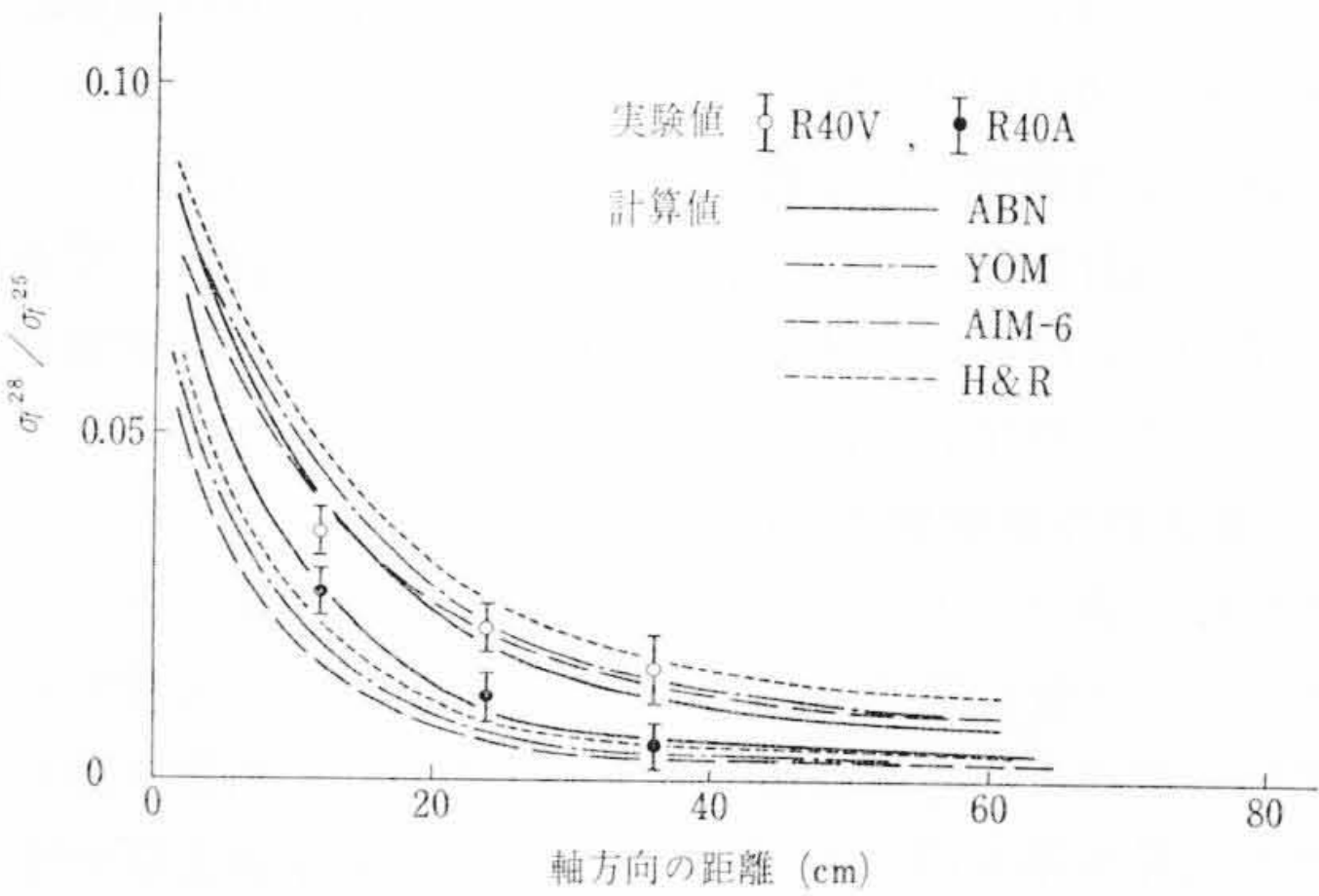


図 5 核分裂断面積比  $\sigma_f^{28}/\sigma_f^{25}$  の測定結果と計算との比較

炉では反応率の測定のほかに  $\text{He}^3$  および陽子反跳計数管を用いて高速中性子の微分スペクトル (kev~数百 kev) の測定を計画し、目下進行中である。

3.3 ナトリウム技術

日立製作所においては昭和 31 年ころから Na 取扱技術に関する検討を開始し、一部は政府からの助成金を受けながら今日まで Na 技術の研さんをつみ、研究成果をあげてきた。以下これまでの研究経過について簡単に述べるとともに現在実施中の二、三の研究について紹介する。

3.3.1 研究経過

表 2 は日立製作所において建設した実験用 Na 回路およびこれによって実施した試験研究の概略を示したものである。

昭和 32 年以降の実績は研究内容から三期に分けて考えられる。すなわち第一期は Na 技術への入門期であり、問題点の摘出消化

と実験室規模の Na 技術を体得した時期で、この期には初歩的な腐食現象の検討、Na 純度管理、回路構成機器の性能試験、伝熱の基礎研究といったテーマを取り上げ、その時点における解明を行なった。

第二期は全般的な原子力スローダウンの時期であり、Na 技術に対する政府の助成金が打ち切られるような情勢であった。第一期では融点の低い NaK 合金を主として使用したが、第二期には高融点の Na を取り扱い、日本原子力研究所との協力関係が生れ、共同研究という形で、腐食および精製に関する研究を行なった。それに引き続き Na 用バルブ、圧力計の試作、クリープ試験などの委託研究を日本原子力研究所から受託した。

第三期は、わが国の政策として高速増殖炉開発が取り上げられ Na 技術に対して、再び助成策が取られるようになった時期で、研究も工学規模に移行し、中形回路 (配管径 100 mmφ 程度) にて大量の高温 Na を取り扱う実験をした。

また、かねてから計画中の「Na 用機械式ポンプの試作」を委託研究として政府から受託し、この試験研究により機械式ポンプの開発のほか関連機器、配管試験および中規模回路の運転実績を蓄積した。

さらに熱衝撃試験、高出力密度ヒータの開発などの基礎的研究を日本原子力研究所から受託するとともに、安全上の立場から炉心内における Na 沸騰の研究を開始した。

3.3.2 機械式ポンプの開発

Na 用機器コンポーネントの自主開発が必要なことは当然であり、冷却系の心臓部ともいふべき Na 用機械式ポンプの早期開発を計画した。

まず昭和 40 年度および 41 年度原子力平和利用委託研究費の交

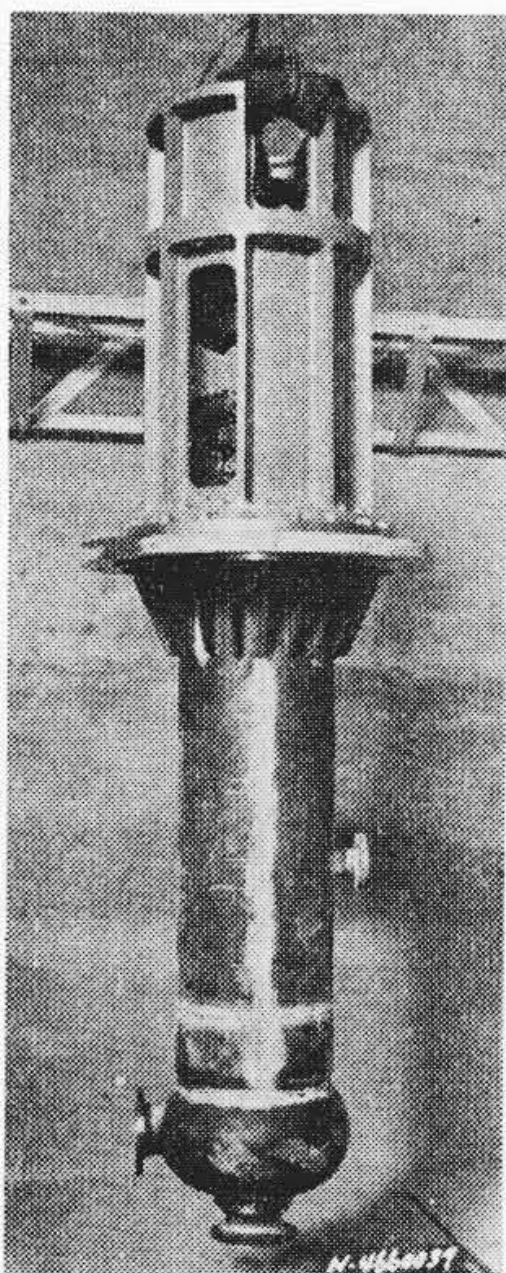


図6 Naポンプ本体の組み立て

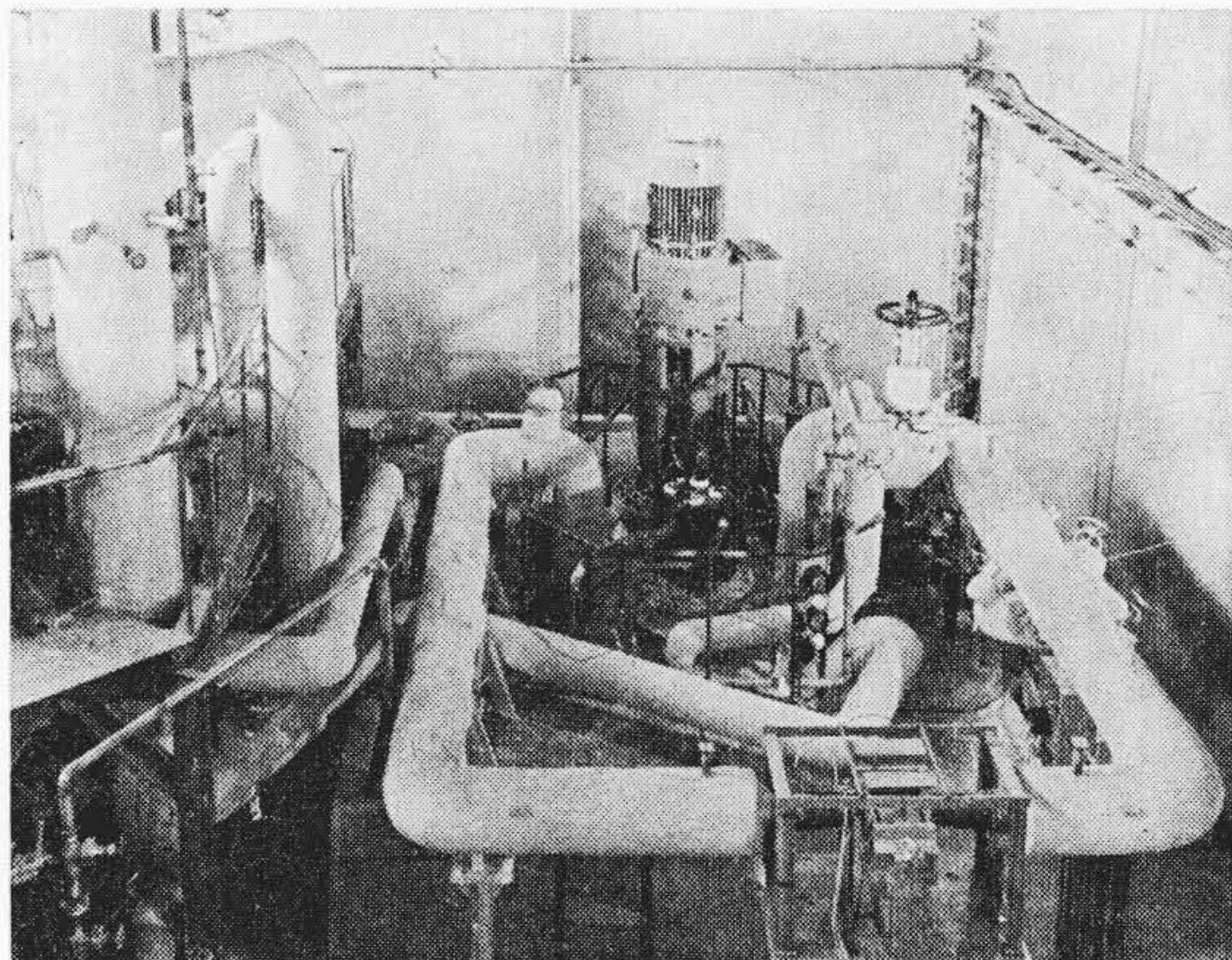


図7 Na機械式ポンプおよび試験回路

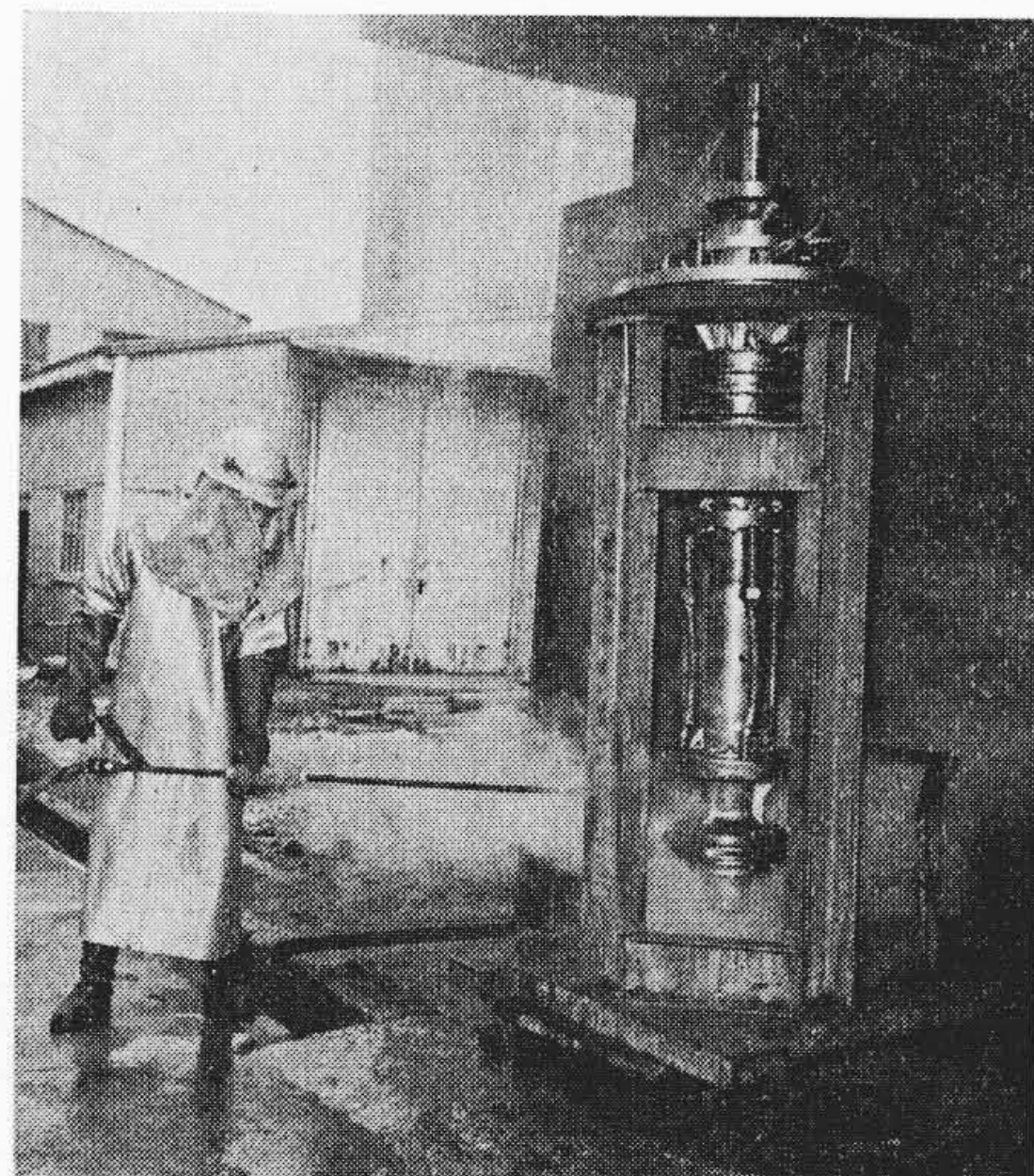


図8 Naポンプ本体の洗浄作業

付をうけ、Na用機械式ポンプを試作し、水による予備試験と高温Naによる各種試験を行なった。この試作ポンプの容量は炉外試験用に使用される2~3 MW級のものに相当し、流量約 $1 \text{ m}^3/\text{min}$ 、揚程約40 mである。試作ポンプ本体の組立外観を図6に示す。このポンプの特長は(1)  $\gamma$ 線からの遮へいおよび高温Naからの熱遮へいを考慮して縦形長軸であること。(2) 軸受部の潤滑には油は使用できないのでNa自身による潤滑方式を用いたこと。(3) 保守点検が容易なように回転軸とともにインペラなどの要部が抜き出せるような構造になっていることなどである。実験は $400^\circ\text{C}$ のNa中で2,400rpmの回転数で1,000時間の耐用試験を行なった。その結果、ポンプ特性は水による試験と多少の差異はあったが最高効率64%で満足すべきものであった。また途中振動が若干増したが順調に終了した。耐用試験後の分解点検により軸スリーブ、軸受ブッシュにごくわずかの摩耗が認められたにすぎなかった。図7はポンプおよび試験回路の全体である。ポンプの開発と同時に4B配管回路を完成し(写真の手前側配管)、またNaK封入隔膜式圧力計および差圧計、ならびに大形電磁流量計(4B用)などの関連計測器の高温Na中における耐用性を確認したことはNa回路技術の大形化に対し前進したものと見える。図8は耐用試験後のNaポンプをタンクから抜き出し、特殊スチームクリーナで洗浄中の写真である。この種大形機器の洗浄法に関しては従来実験されなかったが、この試験を通して、引抜法および洗浄処理法を含め操作技術をかためることができた。

本研究を通して技術的レベルの向上を図るとともに大形機器コンポーネントの自主開発に対する基礎をかためた。

### 3.3.3 Na 沸騰の研究

高速炉開発上の問題として炉心における安全性の解明がある。すでに炉物理的には多くの試算がなされているが、炉心におけるNa過渡沸騰に伴うボイドの挙動に関してはなんら解明されていない現状である。われわれはこれまで蓄積されたNa技術を基として炉工学的な面からNa沸騰現象を解明しようと考えて研究を開始した。

図9はNa沸騰実験装置の外観であり、図10は装置の模式図である。この実験から過熱度およびボイド挙動に関して次のような結果が得られた。過熱度は初期泡を発生するときの値(初期過熱度)と二発目以後の値とでは差異が著しい。また、実験時間の経過とともに初期過熱度は上昇する傾向にあり、ボイド成長速度は過熱度の値に大きく左右される。エジェクション現象を比較的長い時間軸で観察するとこの噴出と再流入、休止、噴出というサ

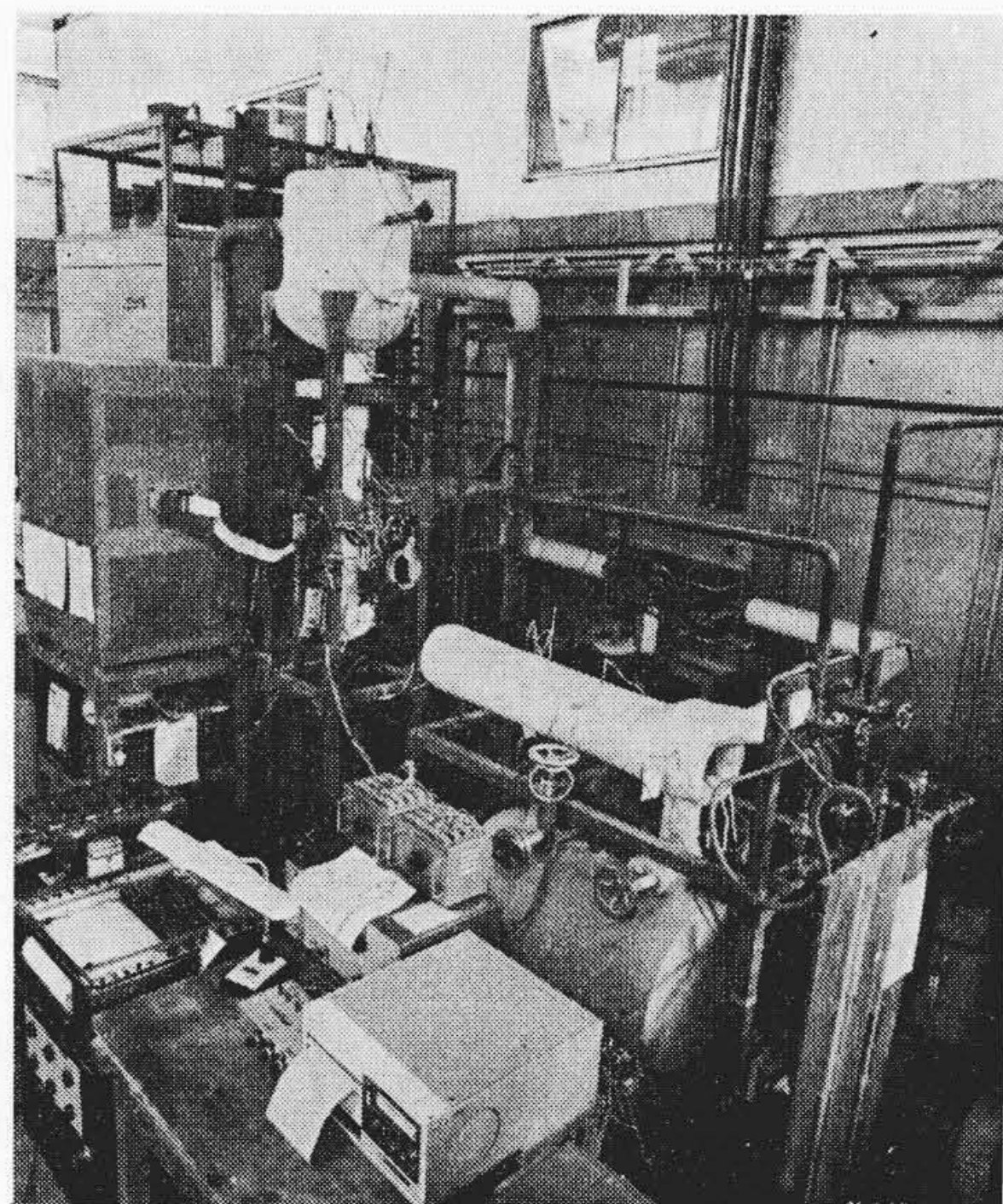


図9 Na沸騰試験装置

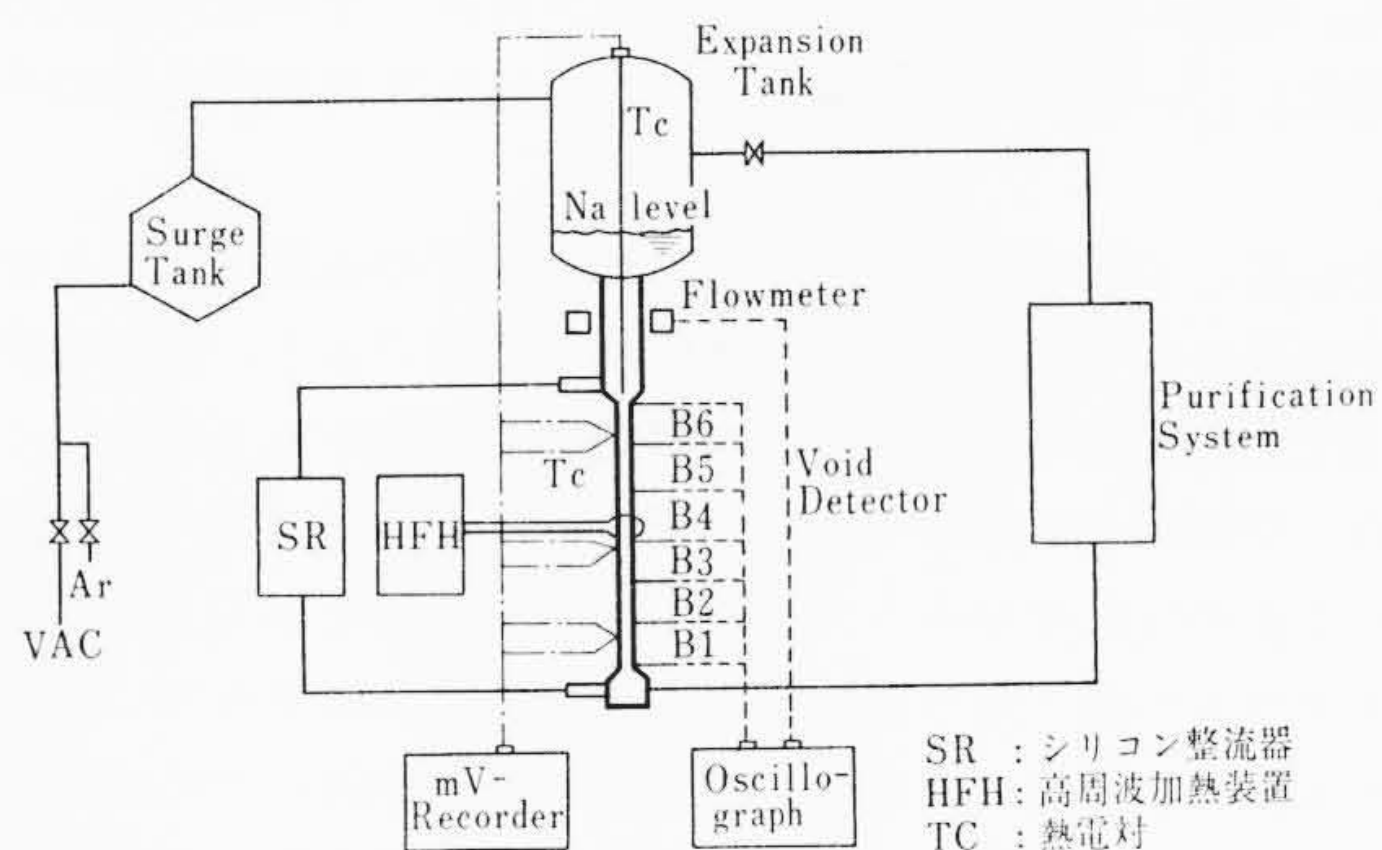


図10 Na沸騰試験回路模式図

イクルをくり返すことがわかる。特にエジェクションについては初歩的なデータを得たにすぎないが今後これを手がかりとしてさらに綿密な研究を推進する予定である。

## 4. 1,000 MWe 水蒸気冷却高速炉の概念設計

水蒸気冷却高速炉の特長は、いうまでもなく水蒸気冷却という点で既存技術が、そのまま利用できる点で、早期に開発できる点、また直接サイクルであるため資本費が安い点にあるが、反面増殖率が低く、燃料サイクル費が高くなると考えられる。また核特性、安全

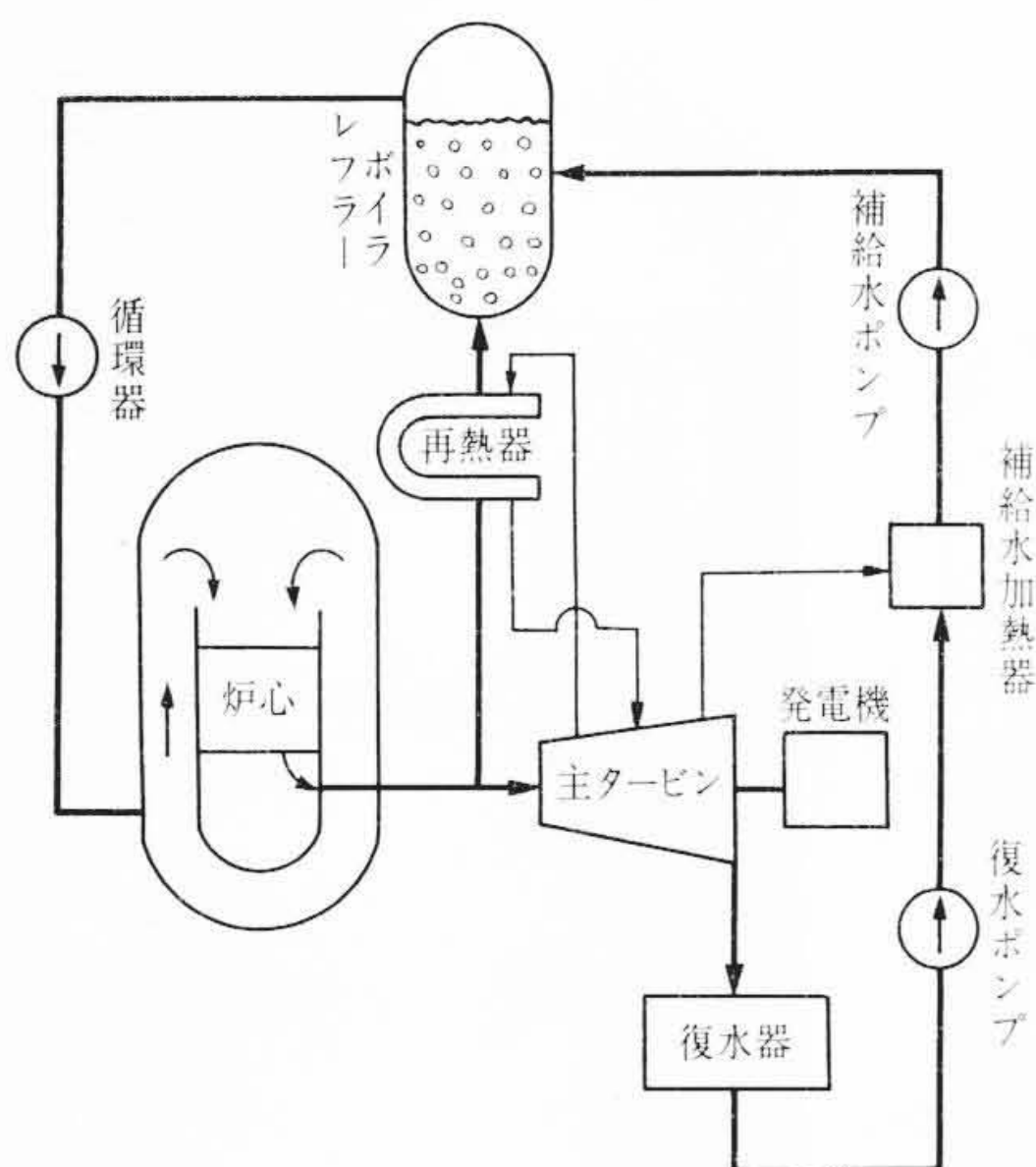


図 11 水蒸気冷高速炉プラント概念図

性に関しても水蒸気冷却固有の問題も多い。本概念設計では、これらの問題点を明らかにするために主として炉心部に重点をおき、熱構造設計、核設計、安全解析などを行なった。

この水蒸気冷却高速炉プラントの概念図を図 11 に示す。蒸気条件としては超臨界圧 (237 kg/cm<sup>2</sup>)、高圧亜臨界圧 (170 kg/cm<sup>2</sup>)、低圧亜臨界圧 (99 kg/cm<sup>2</sup>) の三種を選んだ。燃料要素は三角格子とし、スペーサはスパイラル・ワイヤ方式を採用した。冷却材ループは三系統で、冷却材は压力容器の下部より流入した压力容器内壁と遮へい体を冷却しながら上方に流れ、炉心部を上から下に流通する。燃料は上方から交換し、制御棒は下部から駆動する構造となっている。压力容器の上に水槽を設けて生体遮へいおよび使用済燃料の冷却に用いる。炉心として出力をへいたん化するために濃縮度の異なる二領域炉心とし、各領域の体積をほぼ等しくした。ブランケットは厚さ約 40 cm で半径方向ブランケットの燃料集合体の構造は炉心部と同様である。増殖比が 1.2、冷却材全喪失反応度が、ほとんど 0 または負、ドップラ効果がナトリウム冷却炉に比べて約 3 倍大きいことは注目値する。炉心平均燃焼度は 50,000 MWD/t である。燃焼が進むにつれて、ドップラ効果、冷却材喪失反応度効果は劣化し、一方炉心が満水したときの反応度効果は急激に小さくなる。

安全に関して最も重要なものは冷却材配管の破断事故および燃料被覆管破損に伴う気体状核分裂生成物の放出である。冷却材配管の破断は压力容器内の圧力および冷却能力の急速な低下をまねく。この場合、初期炉心に関しては核的暴走には至らないが、燃焼が進むにつれて正の反応度がそう入されるために急激な出力上昇が生ずるが、スクラムが働く限り燃料要素の大量破損には至らない。しかしスクラム後の崩壊熱による燃料被覆管の破損を防ぐためには、配管破断事故後 1～2 秒以内に非常冷却装置が作動するよう非常冷却系統を設計する必要がある。定格運転時において 1 本の燃料被覆管の破損 (ピンホール) による気体状核分裂生成物の放出量は排気塔において 1 mc/s に近い。したがって破損燃料の最大許容本数は、かなりきびしく制限されることになる。

水蒸気冷却高速炉を将来の動力炉として評価するには、その実用化の時期および経済性がキーポイントとなろう。それには、燃料要素および接触形熱交換器 (レフラーボイラ)、再循環器の開発が重要

表 3 炉心部主要特性

|                                                           | 超 臨 界                             | 高圧亜臨界                             | 低圧亜臨界                             |
|-----------------------------------------------------------|-----------------------------------|-----------------------------------|-----------------------------------|
| 電 気 出 力 (MW)                                              | 1,000                             | 1,000                             | 1,000                             |
| 熱 出 力 (MW)                                                | 2,388                             | 2,698                             | 2,726                             |
| 熱 効 率 (%)                                                 | 41.9                              | 37.1                              | 36.7                              |
| 蒸 気 条 件                                                   |                                   |                                   |                                   |
| タービン入口温度 (°C)                                             | 566                               | 538                               | 510                               |
| タービン入口圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )                            | 237                               | 170                               | 99                                |
| 炉 心 部 形 状                                                 |                                   |                                   |                                   |
| 炉 心 高 (cm)                                                | 120                               | 120                               | 100                               |
| 炉 心 外 径 (cm)                                              | 235.6                             | 251.2                             | 305.8                             |
| 炉 心 体 積 (l)                                               | 5,231                             | 5,940                             | 7,342                             |
| ブ ラ ン ケ ッ ト 厚 (cm)                                        | 40                                | 40                                | 40                                |
| 燃 料 要 素                                                   |                                   |                                   |                                   |
| 燃 料 要 素 外 径 (mm)                                          | 6.0                               | 6.0                               | 6.0                               |
| 復 覆 厚 (mm)                                                | 0.35                              | 0.35                              | 0.35                              |
| 燃 料 集 合 体                                                 |                                   |                                   |                                   |
| 燃 料 要 素 数 / 集 合 体                                         | 331                               | 271                               | 271                               |
| 燃 料 集 合 体 総 数                                             | 385                               | 337                               | 517                               |
| 炉 心 領 域 数                                                 | 2                                 | 2                                 | 2                                 |
| 燃 料 濃 縮 度 (%)                                             | PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> | PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> | PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> |
| 炉 心 内 部                                                   | 9.3                               | 9.6                               | 10.8                              |
| 炉 心 外 部                                                   | 12.1                              | 12.5                              | 13.6                              |
| 燃 料 イ ン ベ ン ト リ (t)                                       | 2.24                              | 2.48                              | 3.13                              |
| 出力ピーキングファクタ                                               | 1.73                              | 1.66                              | 1.64                              |
| 増 殖 率                                                     | 1.20                              | 1.23                              | 1.23                              |
| 制 御 棒 (B <sub>4</sub> C) 本 数                              | 12                                | 12                                | 12                                |
| 燃 焼 度 (MWD/t)                                             | ~50,000                           | ~50,000                           | ~50,000                           |
| ダ ブ リ ン グ タ イ ム (年)                                       | 19                                | 17                                | 21                                |
| (負荷率 80%)                                                 |                                   |                                   |                                   |
| 冷却機全喪失反応度 ΔK (%)                                          | -0.63                             | +0.04                             | +0.02                             |
| 反 応 度 係 数                                                 |                                   |                                   |                                   |
| $dK (\times 10^{-3} \text{ kg/m}^3)$                      | +0.37                             | +0.18                             | +0.25                             |
| $d\rho_{steam}$                                           |                                   |                                   |                                   |
| $-\left(T\frac{dK}{dT}\right)_{DOP} (\times 10^{-2})$     | 3.1                               | 2.9                               | 2.5                               |
| $\left(\frac{dK}{dT}\right)_{Core exp.} (\times 10^{-6})$ | —                                 | 1.5                               | —                                 |

となる。また安全性の面で非常冷却装置の開発、タービンや復水器の汚染対策も重要な問題となろう。しかし本概念設計で明らかにされたように、増殖率が、これまでいわれていた値よりも大きく、約 1.2 であり、これは半径方向ブランケットを最適化することによって、さらに大きくできる可能性があること、および反応度係数からみた核的安全性は、ナトリウム冷却炉よりもすぐれていることは、水蒸気冷却高速炉を評価するにあたって好材料を与えるものである。

## 5. 結 言

新形原子炉は、主として国家的規模で開発されるものであるが、その中で重要と考えられるものを選んで重点的に取り上げ研究開発を進めてきた。いずれも原子炉の開発といった点からみれば緒についたばかりであるが、国家プロジェクトの一環としての位置づけを考えて、外部機関との関連をよくとりつつ、今後も意欲的に開発を進めてゆきたい。

特に従来は設備の関係上、実験的研究は炉物理とナトリウム機器におもに限られてきたが、今後は日本原子力研究所や動力炉核燃料開発事業団などとも積極的に協力して、実験的研究を進めていく必要がある。