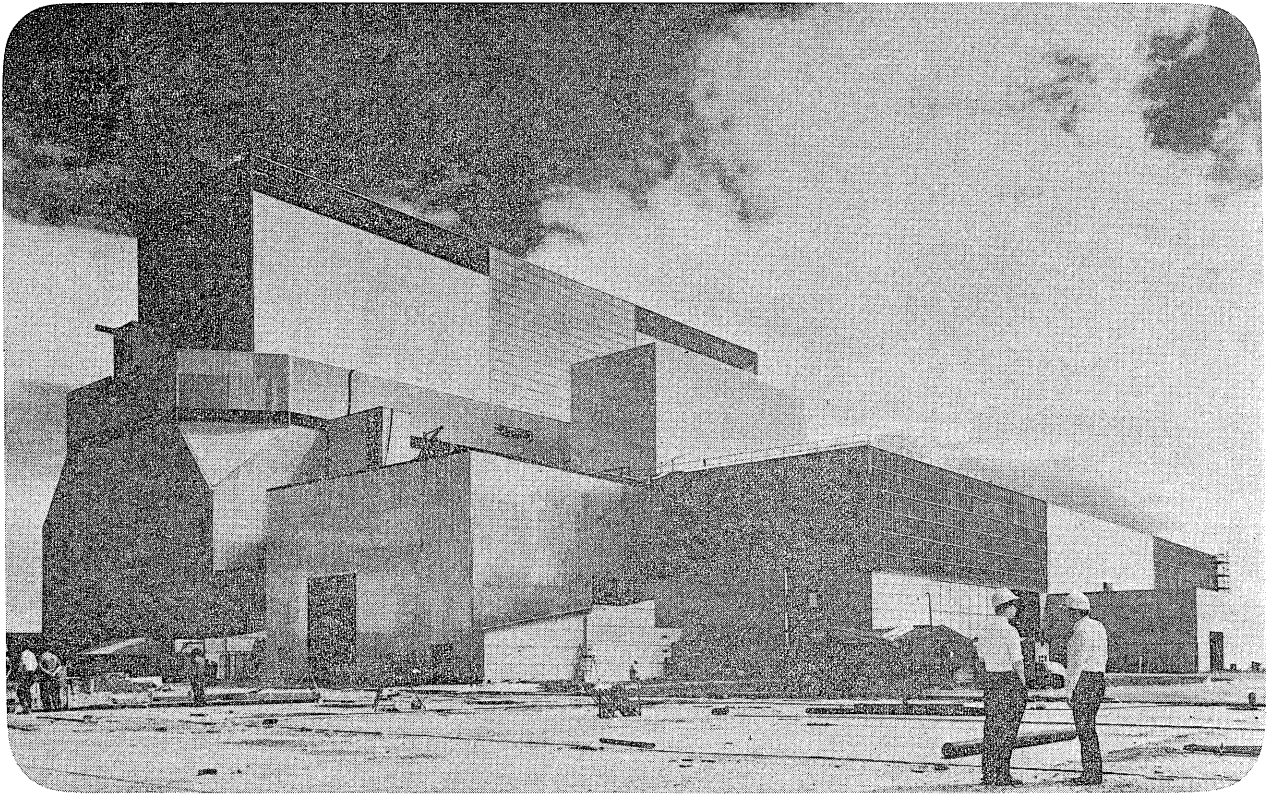




## XXII. 原子力技術

### Atomic Power

昭和45年は、東海炉について建設が進められていた敦賀原子力発電所（BWR 307 MW）が、日本原子力発電会社の手で完成して正式運転をはじめるとともに、関西電力・美浜発電所（PWR 320 MW）も試送電を開始し、東京電力・福島発電所（BWR 440 MW）も臨界に達するなど、本格的な原子力発電時代を迎えた意義深い年であった。この一方他炉形に対する評価、検討も真剣につづけられ、具体的には動燃事業団の手になる新形転換炉“ふげん”（200 MWe）、高速実験炉“常陽”（100 MWth）が建設準備段階に入ったのをはじめとして、高速原形炉“もんじゅ”（300 MWe）も設計内容をつめる一方、ガス冷却炉特にAGRについての検討が当社を中心として進められ、また高温ガス冷却炉（HTR）も原子力製鉄を背景にして、日本原子力研究所、鉄鋼協会などでとりあげられることになった。

当社は従来の姿勢を一層強化して、

- (1) 動燃事業団の“ふげん”（新形転換炉）では燃料交換機設計、試作を進め、あわせて重水臨界実験装置（DCA）を完成。
- (2) “常陽”（高速実験炉）では、実験炉設備のうち、燃料交換機、出入機を中心とする燃料取扱い設備、メンテナンス設備、電気設備一式を受注し、すでにその製作を開始。

(3) “もんじゅ”（高速原形炉）では、第一次設計、調整設計において燃料取扱い系を担当する一方、プラントパフォーマンス検討など副幹事会社としての役割を果たした。

(4) AGRに関しては、昭和45年5月にTNPGと長期技術契約をむすび、商用プラント導入体制を進めるとともにFAPIG各社も川崎重工業がClarke Chapman（ボイラ）、Whessoe（ライナ）と、清水建設がMc Alpine（コンクリート圧力容器）とそれぞれ製作技術に関して提携をむすび、建設に万全の構えをととのえることになった。社内的にも安全、耐震、コンクリート圧力容器技術基準などの技術開発を進め、具体的予備調査はほぼ最終段階に近づきつつある。

(5) HTRに関しては、日本原子力研究所と協力して、予備設計の検討を進めるとともに、ヘリウムガス温度1,000℃を達成させる小形ループの製作を進めている。

これらの詳細については本部門の各項を参考とされたい。

昭和46年度は引続きAGR商用プラントの受注努力を進めるとともに、国家的プロジェクトたる動燃事業団の3炉形に対し、より積極的な製作、検討を行なうなどかなりの繁忙が予想されている。

## XXII. 1 ガス冷却炉

(Gas-cooled reactors)

## XXII. 1-1 改良ガス冷却炉 (AGR)

当社原子力部門の大きな柱の一つとして、引続きAGRの導入・建設を精力的に推進してきた。昨年は当社を中心とした建設体制の基盤が確立され、またわが国に導入した場合に問題となる耐震、安全、コンクリート圧力容器規格などを中心とした主要技術問題について、その解決の見通しを得ることができた。あわせてコストについての予備的な検討も行ない、AGR導入のための基礎がためを完了した。

まず建設組織体制については、44年末前田本部長、四本副本部長を中心とする原子力推進本部を設立し、プロジェクトの推進をはかった。一方当社は英国TNPG社との間にAGRに関する技術援助契約を結び、45年5月政府から認可された。現在TNPG社の技師1名が当社に常駐し、技術的問題を中心として両社間の接触を密にしている。この基本技術援助契約と別に川崎重工業はボイラに関しJohn Thompson/Clarke Chapman社と、ライナに関しWhesoe社と、また清水建設はコンクリート圧力容器に関しMc Alpine社とそれぞれ技術援助契約を結び、AGRの建設体制をかためた。現在AGR1号機受注時の当社およびTNPG社による建設組織の検討を行なっている。

一方具体的作業としては、44年末TNPG社と協同で60万kW日本向けAGR発電所の技術仕様書を完成した。これはTNPG社がすでに英国国内で建設中のHinkley Point B発電所(2×600MWe)を手本として、これを日本化したものであり、以後の作業の始点として有用なものであった。このうち導入時に特に問題となる耐震、安全、コンクリート圧力容器規格については、TNPGおよび当社技術者の交流も含めてつくこんだ検討を行ない、45年末には解決の見通しを得ることができた。

まず耐震設計については、44年度にTNPG社で行なった静的解析、動的解析の結果にもとづき、炉心地震応答とコンクリート圧力容器(PCPV)支持構造の耐震性を中心とした検討が進められた。さらに、清水建設と協力して、パラメータ・スタディにより詳細な検討を行なった結果、基本的問題点のないことを確認し、解決法についてもいくつかの重要な結論を得た。

PCPVについては、日本では初めてのことであり、設計・製作技術についての基準もないので、一昨年来この面での検討を内々に行なってきたが、44年12月に清水建設、川崎重工業の協力を得て、AGR構造規格委員会を結成し、約4か月にわたり、英・米・仏国の技術基準

の比較検討を行ない、日本におけるPCPV規準の試案を作成した。また構造・材料という観点から、AGRの炉内構造物の設計・製作に関する仕様を日本の規格、基準と照し合せて問題点を検討した。

日本の安全評価基準を満足するAGRの安全評価については、一昨年に引き続き、AGR安全性の基本的考え方、重大事故、仮想事故の選定、安全防護施設の強化などに関して、さらに具体的に検討し、学識経験者の意見も入れた上で、大要の結論を得た。この結果、想定事故の評価に際して、AGRの固有の安全性を考慮に入れて良いことが確認された。さらに安全性を確保するために後備停止系、独立・多重な低圧・給水系の設置、部分格納施設の強化を行なうことになり、現在その具体的設計を行なっている。重大事故、仮想事故の選定についても、いくつかの候補を考え、日本で受け入れられている想定条件のもとに、今後の安全評価を行なう予定である。

マグノックス炉で問題となっている鋼材の腐食問題について、AGRで同様の問題がないことを確認するために、調査員を派遣して、英国での研究状態を調査した。英国では、AGRの鋼材についても、十分な実験、解析を行ない、その結果を材料の選定に反映させており、英国製鋼材については、すでに多くの確証試験も行なわれていることがわかった。今後は、当社を中心に、国産材料についての確証試験を実施するとともに、同じ材料を英国の研究所に送って、まったく等価な条件でテストを依頼することも計画している。

以上当社を中心とした建設体制および主要作業の概要について触れたが、ここ約1か年の精力的作業の結果、AGR導入のための基礎がためができたものと信じている。

## XXIII. 1-2 東海原子発電所

日本原子力発電・東海原子力発電所は、わが国初の事業用発電用のプラントとして、完成以来その後も順調に運転を続けており、昭和44年度の定期点検後昭和45年3月に至るまで原子炉は計画停止を2回行なったのみで、トリップは一度も発生しなかった。しかしながらこの間昭和44年秋に至り、英国国内の同形原子炉において、炉内高温炭酸ガスふんい気内での小物部品を構成する軟鋼の異常酸化にともなう欠陥が発見され、その酸化率が、ふんい気温度に大きく依存することが明らかとなったので、原因、対策の究明が終わるまで、とりえず運転温度を約360℃に保つこととなった。このため負荷率は約68%にとどまった。この間の発生電力量は約80万MWH(44年4月から45年3月まで)である。

この間当社は前年に引き続き、燃料交換機・使用済燃料処理設備の整備・改良に努め、その結果年間取替燃料は

723チャンネルにおよび、また再処理のための燃料の英国への返送が6月および11月の2回にわたって行なわれた。改良点の主要なものは、使用済燃料分離装置および分離燃料受取設備で、改良以来無事故運転を続けている。

一方炉内機械の面では、前年度に引続き8本の原子炉緊急停止装置が納入されて逐次使用されつつあり、また燃料グラブの第1号機が初めて負荷時に使用され、約20チャンネルの燃料交換を行なった。引続いて第2号機以降の完成品が納入され、昭和45年9月第6号機を納入し、全機引渡しを完了した。また開発中であった炉内燃料温度検出装置（オフロード・トレーリングリード）は試験成績が好調で、正式に採用され、その第1回分として昭和45年度定検中に8本が挿入され、これにともなって約90本のGEC方式のものを全面的に交換することとなり、その全量を当社が受注した。

XXII. 2 新 形 転 換 炉

(Advanced thermal reactor ATR)

XXII. 2-1 重水臨界実験装置（DCA）

これは新形転換炉の炉心設計に必要なデータをうるための実験装置として、当社が受注したもので、昭和44年12月28日午後4時30分、動燃事業団各位ほか関係者立会のうちに初期臨界に到達した。

その後、全設備についての総合調整、追加・改良工事を行ない、昨年6月20日無事動燃事業団への全設備の引渡を完了し、現在良好に運転されている。

本実験装置は、新形転換炉開発計画上欠くべからざるものであり、その完成が、この開発計画のタイムスケジュールに及ぼす影響が大きく、動燃事業団から、当初予定定期日内の完成に対し感謝状を拝受した。

XXII. 2-2 新形転換炉機器の研究開発

新形転換炉原形炉二次設計において当社が分担した機器のうち、燃料交換機および破損燃料検出装置を重点的に試作研究し、その成果を原形炉設計に反映させるため一昨年度に引続き昭和45年度も試作研究を動燃事業団から受注し進行中である。

X XII. 2-2-1 燃料交換装置関係研究開発

1) シールプラグおよびスナウト部試作試験

圧力管内のシールプラグとスナウト部の試作試験は昭和45年3月末に完了し、所期の性能を確認することができた。

2) シールプラグ高温試験

シールプラグは燃料の最下部に位置し、燃料とともに原子炉圧力管内に挿着され、原子炉運転中に一次冷却系の圧力を保持すると同時に冷却材の漏れを防止する目的をもっている。試作試験は実機と同一寸法の試作品により、圧力温度を数種類にわたって加えシール部からの漏

えい量、シール材の材質変化などを観察し長期使用に耐えることを実証する。昭和45年度内試験完了の予定で現在製作を進めている。

3) その他の部品試作試験

下部の項目の試作試験を昭和45年度内に行なうこととし、現在製作を進めている。

(1) グラブ動作検出試験

(2) 軸受試験

(3) グラブホース耐久試験

(4) 貫通軸シール試験

(5) コレット継手試験

4) 燃料交換機試作機的设计

燃料交換機は原形炉用に製作するに先立ち、実機と同一仕様により実寸大試作機を製作し、諸試験を行なうことにより性能を実証する。昭和45年度は、まず試作機的设计を受注し、昭和46年10月末完了の予定である。

X XII. 2-2-2 破損燃料検出装置

ATR原形炉は負荷時燃料交換を行なう関係上、原子炉運転中は常時一次冷却系をモニタすることが要求される。45年度の試作研究として下記を受注し製作を進めている。

1) セレクタバルブ試作試験

2) 系統性能試験

XXII. 2-3 新形転換炉原形炉

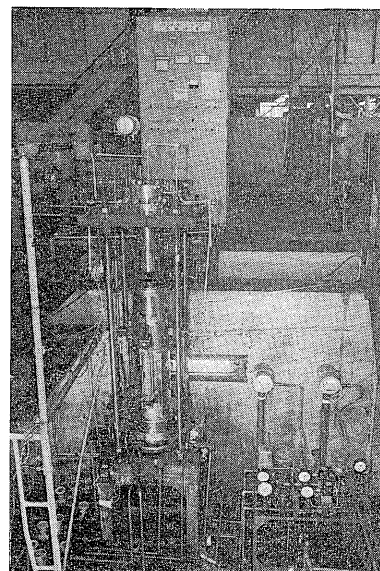
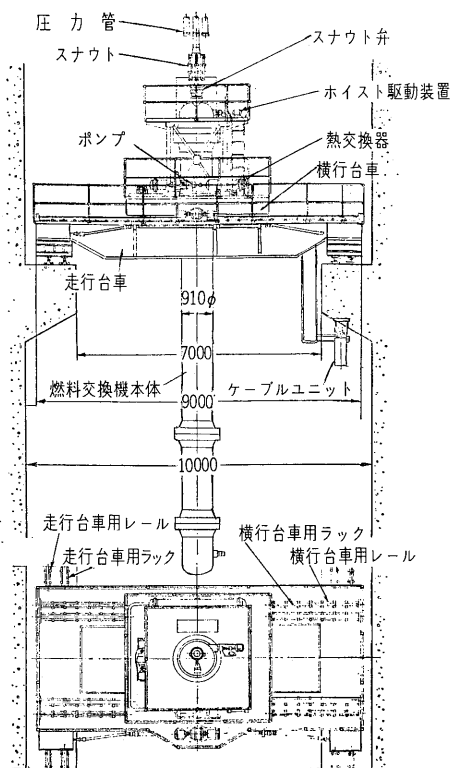
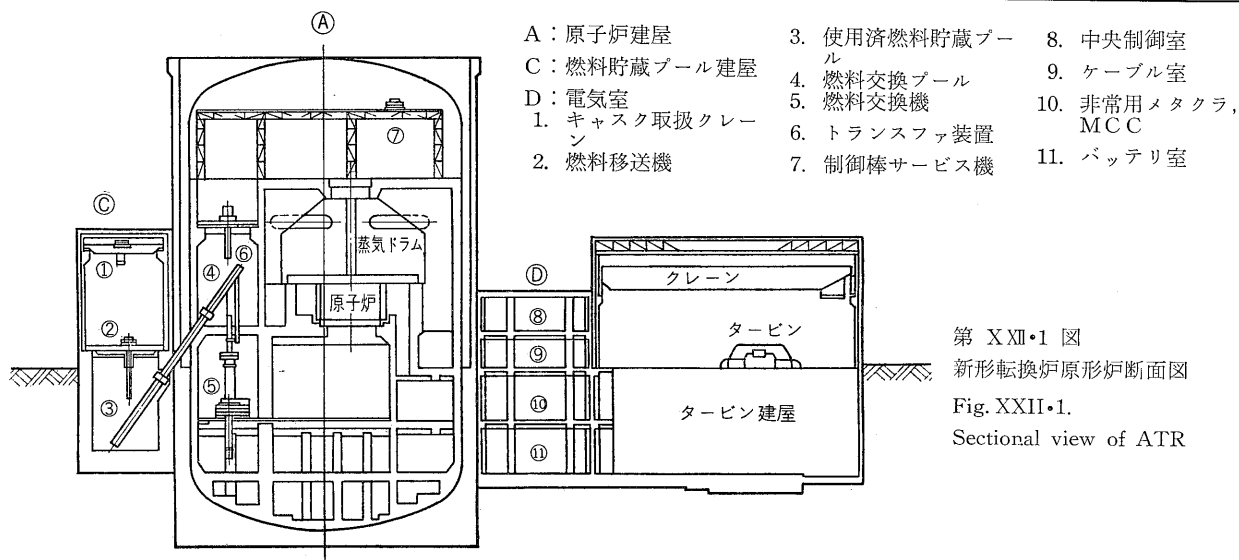
新形転換炉原形炉はその第二次概念設計を原子力メーカ5グループで分担実施し、昭和45年3月末に完了した。その後、動燃事業団から設置許可申請が原子力委員会に提出され、一方、メーカグループにおいて、設計のつめ、建設費の試算を行ない動燃事業団へ提出した。

二次設計作業による設計成果は今後種々の面から再検討され、その結果に基づき昭和45年度末までに、原形

第 XXII・1 表 ATR原形炉の主要仕様

Table XXII・1. Main specifications of ATR

|                  |                                        |
|------------------|----------------------------------------|
| 定格電気出力 (MWt)     | 165                                    |
| 目標最大電気出力 (MWt)   | 200                                    |
| 原子炉定格熱出力 (MWt)   | 530                                    |
| 原子炉目標最大熱出力 (MWt) | 630                                    |
| 炉形式              | 重水減速、沸騰軽水冷却、圧力管形                       |
| 有効直径             | 4,060mm                                |
| 有効高さ             | 3,700mm                                |
| 燃料チャンネル          | 224 本                                  |
| 圧力管              | Zr-Nb 合金, 117.8 I/D, 4.30m 高さ          |
| カランドリア           | Zry-2 8,300 I/D, 4,700 高さ              |
| 燃 料              |                                        |
| 初期およびU平衡         | UO <sub>2</sub> ベレット                   |
| Pu 平衡            | PaU <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> ベレット |
| 濃 縮 度            | 1.5 w/o U <sup>235</sup>               |
| 燃 焼 度            | 20,000 MWD/T                           |



### XXII. 3 高速実験炉「常陽」

(Experimental fast breeder reactor 「Joyo」)

炉の製作分担が決定される見通しである。

二次設計における当社の分担範囲および原子炉主要項目は次のとおりである。

- 1) 燃料取扱設備 1 式
- 2) 破損燃料検出装置
- 3) サンプルング設備
- 4) 廃棄物処理設備
- 5) 工学的安全設備
- 6) 放射線モニタ

なお参考のため ATR 原子炉の主要性能を 第 XXII・1 表に示す。

当社を含む原子力産業グループ 4 社は、動燃事業団との間に、昭和 45 年 3 月末日付で高速実験炉の建設に関する契約を締結し、昭和 49 年 3 月末臨界を目標として、わが国で最初のナトリウム冷却形高速実験炉の実施設計に着手した。

この炉は、茨城県大洗町の動燃団の大洗工学センタ内に建設されるものであり、設計、建設および運転をとおり、ナトリウム冷却形高速炉に関する各種技術的問題の解決を図り、引続き建設される高速原子炉および将来の大形商用炉の開発に寄与しようとするものであり、完成後は、核燃料および構造材の照射設備として使用される計画である。本原子炉プラントは、熱出力 100 MWt で設計されているが、当初は 55 MWt で運転される計

第 XXII・2 表 「常陽」の 主 要 目 表  
Table XXII・2. Main parameters of 「Joyo」

|                                                    |                                                 |
|----------------------------------------------------|-------------------------------------------------|
| 1. 出 力                                             | : 50 MW                                         |
| 2. 燃 料                                             | : $\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$                  |
| 組 成                                                | : $\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$                  |
| Pu 含有量 $\text{PuO}_2/(\text{PuO}_2 + \text{UO}_2)$ | : 18 w/o                                        |
| U濃縮度 $\text{U}^{235}/\text{U}$                     | : 23 w/o                                        |
| 燃焼度 (最大)                                           | : 25,000 MWD/t                                  |
| $\text{PuO}_2$ 装荷量                                 | : 163 kg                                        |
| $\text{UO}_2$ 装荷量                                  | : 740 kg                                        |
| 燃料ピン外径                                             | : 6.3 mm                                        |
| 燃料ピン本数/燃料集合体                                       | : 91 本                                          |
| 3. 炉 心                                             |                                                 |
| 体 積                                                | : 252 ℓ                                         |
| 炉心燃料集合体本数                                          | : 67 本                                          |
| 制御棒本数                                              | : 6 本                                           |
| 平均中性子束                                             | : $1.1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2\text{sec}$ |
| ブランケット集合体本数                                        | : 191 本                                         |
| 4. 冷却系                                             |                                                 |
| 冷却材                                                | : ナトリウム                                         |
| 原子炉出口温度                                            | : 435℃                                          |
| 原子炉入口温度                                            | : 370℃                                          |
| 冷却回路数                                              | : 2                                             |

画である。本原子炉の主要目を第 XXII・2 表に示す。

当社は、本プロジェクトに関する下記設備を受注し、第一原子産業グループ各社の協力を得て実施設計を進めている。

- 1) 燃料取扱系設備
- 2) 保健物理計装設備
- 3) 電気設備 (受変電設備を含む)
- 4) 廃棄物処理設備
- 5) Na, Ar,  $\text{N}_2$  供給設備
- 6) メンテナンス用設備 (炉内検査装置を含む)
- 7) 原子炉付属建家空調換気設備

以下現在進行中の研究開発項目について略記する。

まず燃料取扱系設備は主として交換機と出入機よりなる。燃料交換機は、原子炉容器内の燃料を取扱うための装置であり、燃料出入機は、原子炉容器への燃料の出し入れおよび原子炉格納容器内での燃料の移送を行なうための装置である。

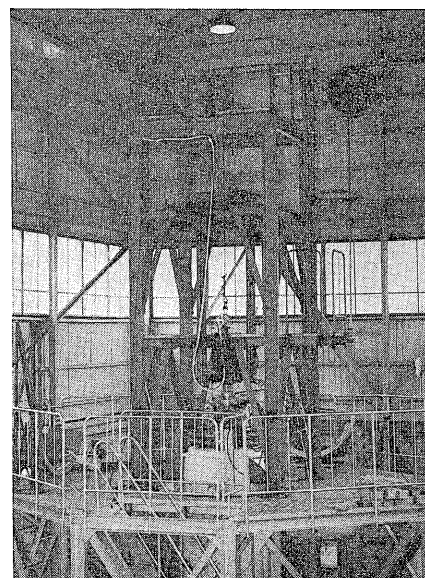
昭和 45 年中にこの開発のために行なった試作試験は次のとおりである。

#### XXII. 3-1 つかみ機構部の試作試験

燃料交換機および燃料出入機のつかみ機構部をそれぞれ試作し、約 6 か月間にわたり、実機の使用条件と同じナトリウム液中で動作試験を行ない、支障なく動作することを確認した。試験中の燃料交換機つかみ機構部を第 XXII・4 図に示す。

#### XXII. 3-2 モックアップの製作

つかみ機構部の試作試験に引続き、燃料交換機および



第 XXII・4 図 燃料交換機つかみ機構部 (Na 試験中)

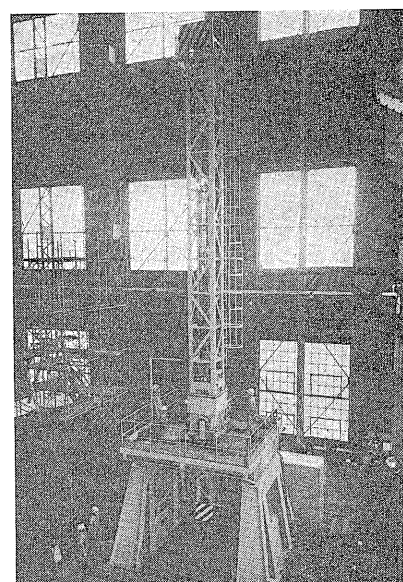
Fig. XXII・4. Charge machine gripper under sodium tests

燃料出入機の試作に着手し、燃料交換機は試作を終了し、燃料出入機は昭和 46 年初頭に試作を終了する予定である。

これらのモックアップについては今後、動燃事業団大洗工学センタにて約 1 か年間にわたるナトリウム液中での、単体動作試験および原子炉モックアップとの組み合わせ試験を行ない、総合的に性能の確認を行なう予定である。第 XXII・5 図に燃料交換機の試作機を示す。

#### XXII. 3-3 その他の試作試験

燃料出入機については上記のほかに燃料の冷却性能を調べるための試験装置を製作中である。



第 XXII・5 図 燃料交換機試作機

Fig. XXII・5. Charge machine mock-up

## XXII. 4 高速増殖原形炉 (Prototype fast breeder reactor)

動燃事業団で進められている 300 MWe 高速増殖原形炉の建設計画は、現在設計作業の段階にある。43 年度に行なわれた予備設計に引続いて、第一次概念設計が 44 年 8 月から約 1 か年にわたって行なわれ 45 年 8 月に完了した。第一次概念設計では、当社は三菱原子力工業とともに幹事会社となり事業団の評価作業を補佐するとともに、FAPIG の取まとめ役として次の設計業務を担当した。

- (1) 炉心核熱設計
- (2) プラントシステム設計
- (3) 燃料取扱設備の設計
- (4) 蒸気発生器の設計（川崎重工業担当）
- (5) 廃棄物処理設備の設計（荏原製作所担当）

第 XXII・3 表 原形炉の基本仕様  
Table XXII・3. Main specifications of PFR

|       |                                      |
|-------|--------------------------------------|
| 炉形式   | ナトリウム冷却ループ形                          |
| 熱出力   | 750 MW                               |
| 電気出力  | ～300 MW                              |
| 炉心燃料  | $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$           |
| 増殖比   | 1.2 以上                               |
| 燃料交換機 | 1 回転プラグ、パンタグラフ形                      |
| ループ数  | 3                                    |
| 蒸気発生器 | ヘリカル貫流-1 体形または直管形                    |
| 蒸気条件  | 169 kg/cm <sup>2</sup> ・g, 510℃/510℃ |

本設計は第 XXII・3 表に示す基本仕様に基づいて行なわれたが、基本概念としては、予備設計で当社の提案した方式が大幅に採用されている。炉心核熱設計ではプランケット燃料交換方式を中心とした検討を行ない、プラントシステム設計では原子炉、冷却系、発電系などプラント全体についてのパラメトリック計算を行なった。燃料取扱設備では 1 回転プラグ、パンタグラフ方式については予備設計よりさらにつっこんだ検討を行なった。蒸気発生器の設計では、L 字分割形の提案を行なった。

なおこの設計作業に引続いて本年 10 月から行なわれる「もんじゅ一次設計」でもシーメンス・インタトム社との密接な関係をもとに協力参加する予定であり、また事業団の依頼により燃料交換機パンタグラフの研究開発を着手しつつある。

## XXII. 5 多目的高温ガス実験炉 (Multipurpose experimental high temperature gas cooled reactor)

日本で今急速に関心が寄せられているのは原子炉の多目的利用であり、とくに製鉄プロセスに利用できる唯一の可能性のある高温ガス冷却炉が検討されているが、当社はこれに関連して日本原子力研究所が行なう 45 年度原子炉の研究開発に協力している。その一つはヘリウム出口温度 1,000℃、熱出力 50MW 級の高温ガス実験炉の予備設計であり、他の一つはヘリウム温度 1,000℃ を流動させる小形ループの製作である。

### XXII. 5-1 高温ガス実験炉の予備設計

全体計画や炉心部分は原研が行なうが、当社は原子炉構造物や冷却回路の設計検討を担当している。

### XXII. 5-2 小形高温ヘリウムガスループ

この装置は日本原子力研究所・東海研究所伝熱流動第 1 研究室に設置されるもので、その設計・製作を当社が担当している。多目的高温ガス炉の開発にあたり、高温のヘリウムガスを発生し、燃料棒その他のエレメントに関する伝熱および流動の基礎実験を行ない、燃料集合体の確性試験のために必要な大形ループの設計や高温ガス実験炉の設計に必要とされる基礎データを得ると同時に、ヘリウム取扱の経験、特に 1,000℃ 以上の高温での経験を得ることを目的としている。

以下にその要目を示す。

#### 要 目

|                   |                         |
|-------------------|-------------------------|
| 第 1, 第 2 送風機吐出流量  | 0.2 kg/min              |
| 第 1 加熱器出口 He ガス温度 | 1,100℃                  |
| 第 2 加熱器出口 He ガス温度 | 800℃                    |
| 冷却器出口 He ガス温度     | 50℃                     |
| 設計圧力              | 2 kg/cm <sup>2</sup> ・g |
| 試験部管径             | 1 inch dia              |
| 試験部 He ガス流速       | 約 100 m/s               |

He ガスは容積 6m<sup>3</sup> のタンクから 2 系統の管路にわかれて、それぞれ送風機、フィルタ、電熱式加熱器をとり、1,100℃ および 800℃ に熱せられた後、熱交換器の一次側と二次側に入る。熱交換後にガスは合流して冷却器に入り常温まで冷却されて再びタンクにもどされる。試験部は加熱器出口直後に設けられる。ループにはガス置換用の真空ポンプ設備とガス供給渡装置が付属している。

この実験装置は規模こそ小さいが、わが国の原子力の分野でいまだかつて試みられなかった高温を目ざしたものであり、高温ガス炉開発への第一歩として貴重な経験が得られるものと期待される。



＊本誌に記載されている会社名および製品名は，それぞれの会社が所有する  
商標または登録商標である場合があります。