

原子力開発の現状

The Present Status of Nuclear Energy Development

神原豊三*
Toyozô Kambara

内 容 梗 概

わが国における原子力開発研究は昭和30年に発足、わずか6年あまりの歴史を有するのみであるが、現在稼働中の研究用原子炉はすでに数基を数え、また発電用原子炉も建設の途上であり、本格的開発が行なわれんとする状況にある。このときあたり民間原子力開発の一つの中心的役割を演じてきた日立製作所における原子力開発の現状を 1. 原子炉の理論的研究 2. 原子炉の工学的研究 3. 原子炉の建設 4. 加速器の開発とその応用の各項目に分けそのおもな開発状況を述べた。

1. 緒 言

昭和30年秋第1回ジュネーブ会議が開かれ、原子力が新しいエネルギー源として世界の注目を浴びてよりすでに数年の年月が経過している。当時は今にも原子力がエネルギー生産の主役をなすもののように考えられていたのであるが、石油事情の緩和は石炭産業を斜陽化するとともに、緒についたばかりの原子力発電計画をも著しくスローダウンせしめることとなった。

しかしながら資源的観点から石油と原子力との将来性を比較する場合、必ずや将来原子力がエネルギー生産の中心となるであろうことは明らかであり、その時機は一つにかかって原子動力の技術的開発の度合いによるものと思われる。このため現在世界的に原子力開発のテンポがスローダウンされたといわれながらも各国とも膨大な予算と人手をかけてこの開発に努力している現状である。

わが国における原子力開発研究は昭和30年に発足して以来、わずかに6年あまりであり先進国と比べれば遅れている点が多いが、数年前開発に着手した当時よりみると長足の進歩を遂げている。日本原子力研究所ではすでに3年有余の運転利用の経験を有するJRR-1をはじめとし本格的な研究炉として運転を開始しているJRR-2などのほかに、第1表にあるように日本原子力研究所、大学、民間会社を含めて数基の原子炉が稼働しており、建設中のものをあわせると十数基にもなる状態である。このようにわが国の原子力開発はようやく本格的に行なわれようとする状況にあり一つの転機にきていると考えられる。

このときにあたって民間における原子力開発の一つの中心的役割

を演じてきた日立製作所における開発状況をふり返ってみよう。

日立製作所における原子力開発はエネルギー変換機器メーカーとして原子動力の開発が主体であるが、その範囲は著しく広範囲であり、原子炉理論、設計計算、原子力コードの開発など理論的研究をはじめとして、加速器の開発ならびに利用、放射線の測定ならびに応用、原子炉計装、原子炉物理実験、核燃料の開発ならびに再処理の研究、原子炉の建設よりさらに将来のエネルギー源として考えられる核融合反応の研究に至るまで非常に広範囲にわたっている。

次に各分野におけるおもな開発状況を述べることにする。

2. 原子炉の理論的研究

原子炉の理論的研究として、第一に着手されたものは原子炉設計のための基礎計算、特に核計算ならびに熱計算である。古くは昭和29年ごろより研究炉についての演習設計が行なわれており、濃縮ウラン軽水均質炉 JRR-1 や国産1号炉 JRR-3 の設計計算にはじまり多くの研究炉、動力炉の設計計算が行なわれた。当時軽水減速の理論的取り扱いでは初めて Selengut-Gertzel の方法を用いた多組理論計算を行ない、また IBM 602 A を用い電子計算機の原子力への応用の端緒をつくった。その後わが国において原子力産業グループが編成されるに伴い、各電力会社との動力炉の設計に関する協同研究が要請され、東京電力株式会社をはじめ北海道電力株式会社、東北電力株式会社、中部電力株式会社、関西電力株式会社、中国電力株式会社、九州電力株式会社と協同研究会をもつに至った。一例をあげると、東京電力株式会社との協同研究会 TAP では 10 MW BWR, 135 MW PWR 改良形コールドホール形原子炉の設計が行なわれた。特に

第1表 わが国における原子炉設置の現状

原 子 炉	形 式	熱出力(kW)	使用目的	設置場所	臨 界	製 作 者
JRR-1	濃縮ウラン軽水均質炉 (Water Boiler形)	50	研究ならびに訓練用	日本原子力研究所 東 海 村	32.8	A. I.
JRR-2	濃縮ウラン重水非均質炉 (CP-5形)	10,000	研究, RI製造	日本原子力研究所 東 海 村	35.10	A. M. F.
JRR-3	天然ウラン重水非均質炉	10,000	研究, RI製造	日本原子力研究所 東 海 村	(37.6)	日立, 東芝, 三菱, 石川島, ほか
JRR-4	濃縮ウラン軽水非均質炉	1,000 (最大 3,000)	研究(遮へい)	日本原子力研究所 東 海 村	(39.6)	日 立
JPDR	濃縮ウラン軽水炉 (BWR形)	46,700 (電 12,500)	動力試験炉	日本原子力研究所 東 海 村	(37.11)	G. E.
原 電 発 電 炉	天然ウラン黒鉛炉 (コールドホール形)	595,000 (電 166,000)	商業発電	日本原子力発電会 社東海村	(39.11)	G. E. C.
立 教 研 究 炉	濃縮ウラン水素化ジルコニウム (TRIGA-II形)	100	教育訓練および研究	立 教 大 学 (横須賀市佐島)	36.12	G. A.
近 大 研 究 炉	濃縮ウラン軽水炉 (UTR形)	0.1W	教育訓練および研究	近 畿 大 学 (大阪府布施市)	36.11	American Standard
武蔵工大研究炉	濃縮ウラン水素化ジルコニウム (TRIGA-II形)	100	教育訓練および研究	川崎市王禅寺	(37.7)	G. A.
日立研究炉(HTR)	濃縮ウラン軽水炉 (プール付タンク形)	100	教育訓練および研究	川崎市王禅寺	36.12	日 立
東芝研究炉(TTR)	濃縮ウラン軽水炉 (プール形)	30 (最大 100)	教育訓練および研究	川崎市大師河原	37.3	東 芝
関西研究炉	濃縮ウラン軽水炉 (プール形)	1,000	教育訓練および研究	大阪府熊取町	(39.3)	Inter Nuclear
三菱電機研究炉	濃縮ウラン軽水炉 (タンク形)	30	教育訓練および研究	東 海 村	(38未)	三 菱

* 日立製作所中央研究所

コールドホール形原子炉については Xe の振動、正の温度係数、冷却管破損事故解析など、安全性に関しわが国の先駆的解析を行なってきた。

アメリカにおける動力炉開発の焦点が軽水炉に向けられるに従い日立製作所における開発研究も近き将来に最も発展が予想される沸騰水形原子炉 BWR に重点が向けられ、核計算に用いられる基礎定数の吟味とか軽水炉の中性子スペクトルを論ずるような原子炉基礎理論から原子力プラントの主冷却管破裂事故に伴う障害評価のような安全性解析に至るまでのより現実的具体的な研究が行なわれてきた。

このような設計計算の進展に伴い、従来長時間を要していた炉心核計算などを簡易化するため原子力コードの開発が行なわれた。日立製作所で開発したコードのうち、サーベイ計算用コードのよい例は臨界計算用 Mercury コードがあり、複雑な計算が可能になったよい例は Sun Rise コードがある。BWR 形原子炉の炉内中性子束分布はボイド分布と相互作用し、制御棒の位置ともからみあって、それを求めることはなかなかむずかしい問題であるが、核的方程式と熱的方程式を結合し、さらに Foward 法、Backward 法の考えを入れてこの Sun Rise コードを完成したわけで、わが国で初めて二次元拡散コード計算を行なった。このほか燃焼度計算コード、事故解析コード、動特性コード、遮へいコードなど多くのものが開発され、一昨年ウィーンで行なわれた原子力コード国際会議で紹介されたわが国原子力コード 60 件のうち、日立製作所で開発したものは 28 件にも及んでいる。

また軽水炉の理論的研究の代表的なものとしては、熱中性子スペクトルの理論と BWR 原子炉における二相流の理論がある。前者では、従来の Maxwell 分布を改良した Wigner-Wilkins または Wilkins の理論をさらに改良してより正確な熱中性子スペクトルが計算できるようになり、燃焼度の計算などがより厳密に行なえるようになった。また後者は BWR 炉内の水-蒸気流 (二相流) の動特性を解明したもので、従来の取扱方法とはまったく観点を異にし、この理論により軽水炉の動特性の一つである Borax Spert などの振動特性をうまく解析することができるようになった。

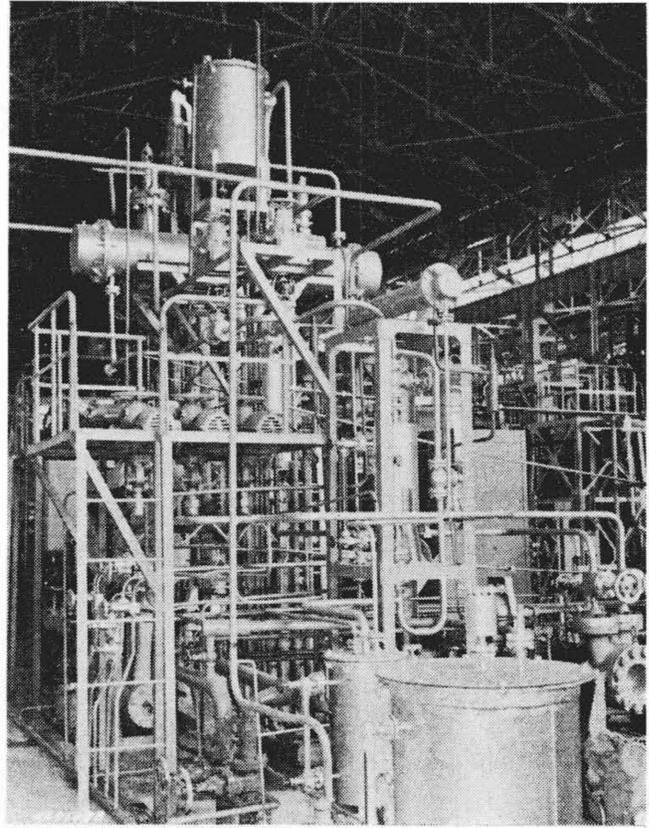
一方次に述べるように高圧下における沸騰現象の実験的研究が行なわれており、この結果は上記の理論的研究とあいまって BWR 炉の解明に非常に役だつものと思われる。

このほかわが国においては原子炉の安全性の検討が特に重要視されており、事故解析のほかにわが国特有の現象である地震に対する安全性が研究されている。

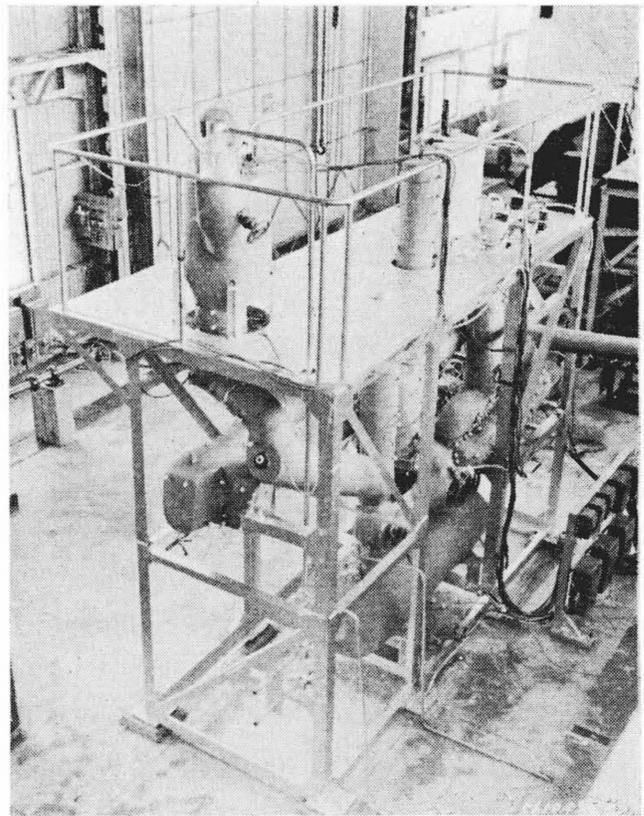
3. 原子炉の工学的研究

原子炉に関する技術的開発研究としては 1. 熱除去 2. 核燃料 3. 原子炉の制御ならびに動特性 4. 燃料再処理ならびに排棄物処理 5. 放射線計測ならびにモニタリング 6. 原子炉の耐震構造などの開発研究があげられる。

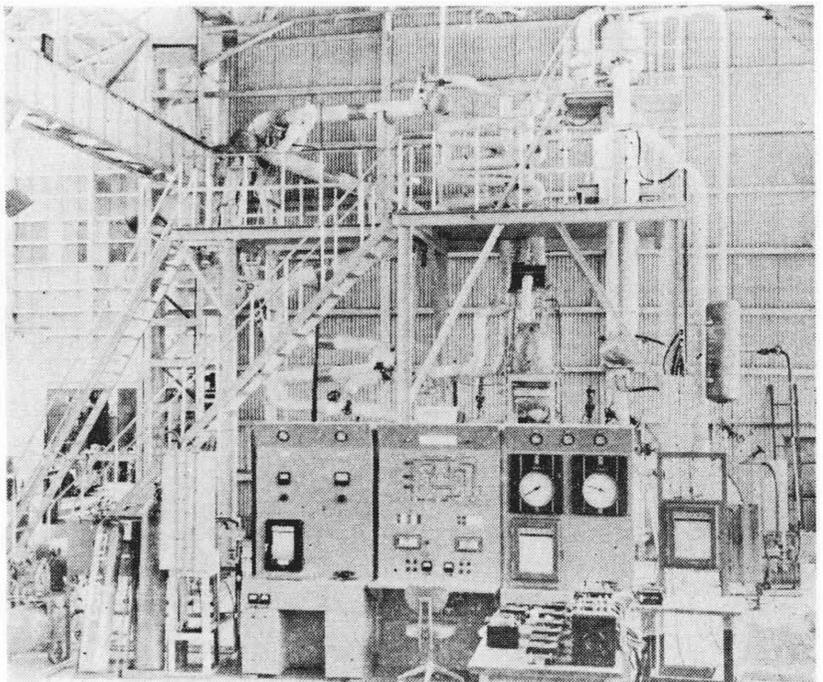
原子炉のように単位体積当りの熱量の大きいものではその効率をあげるために熱除去の問題は最も重要な問題である。日立製作所においては沸騰水形原子炉に重点をおき、沸騰ならびにそれに伴う現象を解明するため 75 kg/cm^2 高圧強制循環沸騰実験設備を試作し、高圧力下におけるボイドならびにバーンアウトについての実験を行なっている。また高速中性子原子炉の冷却剤として将来性のある Na 系液体金属に関する研究は昭和 31 年以来行なわれており、最近では日本原子力研究所との共同研究として高流速腐食試験などが行なわれている。日立製作所の NaK に関する技術は高く評価されており、燃料照射実験用カプセル中の伝熱剤としても試作を依頼されている。



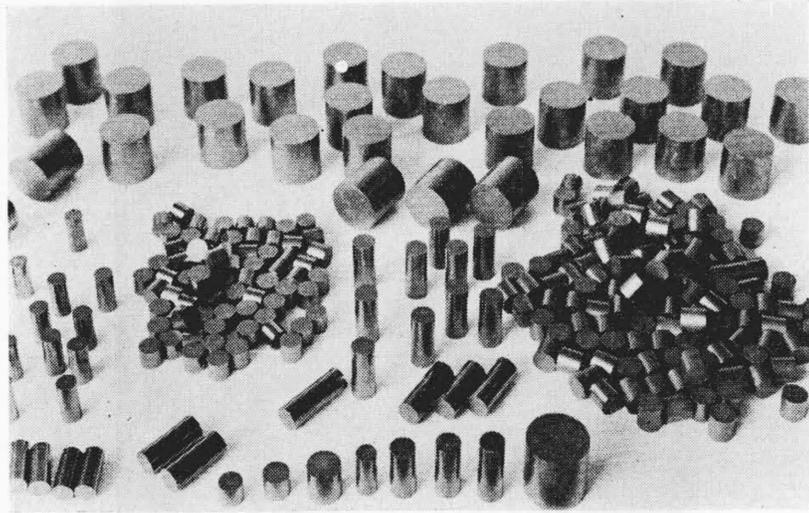
第 1 図 高圧強制循環沸騰実験装置



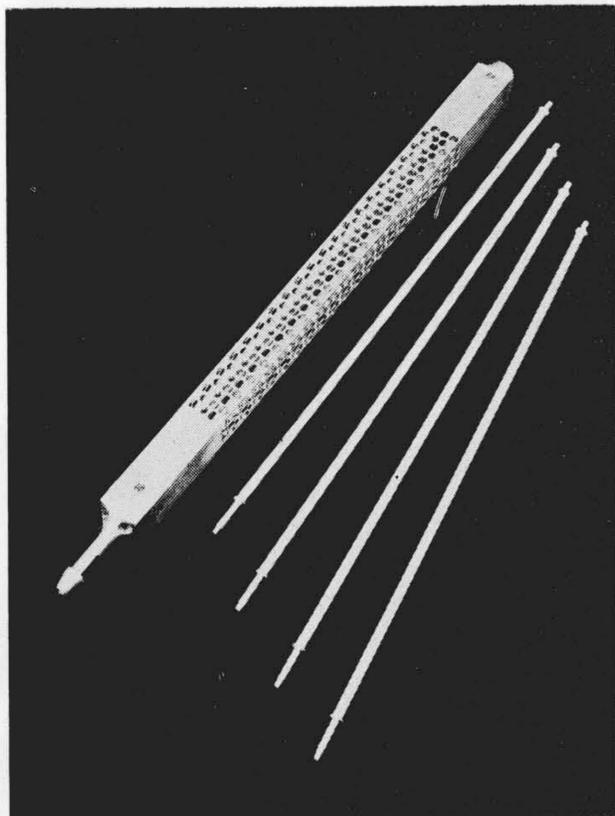
第 2 図 Na 系液体金属用高流速腐食試験装置



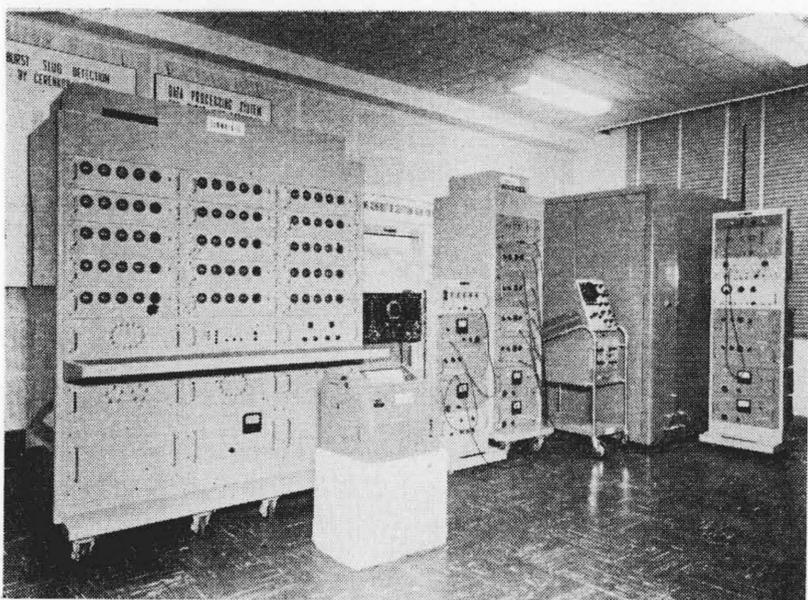
第 3 図 Na 系液体金属伝熱実験装置



第4図 各種の二酸化ウラン焼結ペレット



第5図 HTR 燃料棒および燃料要素



第6図 チェレンコフカウンタによる燃料破損検出装置
(180 MW BWR 形原子力発電所用)

核燃料に関しては JRR-3 の二次装荷天然ウランアルミ被覆燃料の試作や動力用原子炉に用いる UO_2 、 UC などのセラミック燃料の開発、被覆材としてのアルミニウム、ジルコニウムなどの熔接法などについての技術的開発が行なわれている。特に UO_2 セラミック燃料については現在運転中の HTR をはじめ OCF、東京大学臨界未満装置の燃料の製作が行なわれている。

原子炉の制御ならびに動特性に関する研究としては、東京大学納臨界未満集合体、HTR などの制御棒駆動機構の開発を行なうとともに動力炉用制御棒機構についても開発研究を行なっている。このほか原子炉シミュレータの開発、アナログ計算機、デジタル計算機を利用して原子炉動特性の解析なども行なわれている。また原子炉の特性測定装置としては雑音分析器の開発が行なわれ、現在原子力研究所の JRR-1、JRR-2 研究炉に設置され活躍している。

核燃料の再処理ならびに放射性廃棄物処理は原子動力の経済性に非常に大きな影響を与えるものである。このため燃料再処理プラント用抽出装置の研究が行なわれており、パルスコラムの抽出性能が明らかにされている。また放射性廃棄物処理に関する研究としてはたとえば凝集沈殿法に用いる凝集剤としてフェロシヤン化ニッケルを使用する方法を開発、従来の水酸化アルミニウムに比べ Ce 、 Sr など特に有害な核種をよく除去することなどにも成功している。

放射線計測の開発としては、原子炉計装用計測器の開発ならびにこのトランジスタ化などのほかにシングルチャンネルならびに 256 チャンネル波高分析装置、 γ 線大線量計、あるいは γ 線線面計、 γ 線密度計、中性子水分計、 β 線励起 X 線厚み計などの放射線工業計器や低速中性子チョップ、原子炉雑音分析器などの原子炉実験装置の開発が行なわれている。またモニタリングとしては、破損燃料検出用としてチェレンコフカウンタによるものが開発された。この装置の特長は、核分裂生成物より高エネルギー β 線を検出するので、他の方法に比べ良好な SN 比が得られ感度が高い点である。また放射性廃液の連続監視にもこの方法が応用され従来の方法では $10^{-5} \mu\text{c/cc}$ 程度の感度であったが、チェレンコフカウンタを用いた試作装置では $10^{-7} \mu\text{c/cc}$ まで連続監視が可能となった。このほか湿式電気集塵器を主体とする大気汚染の連続監視の研究も行なっている。

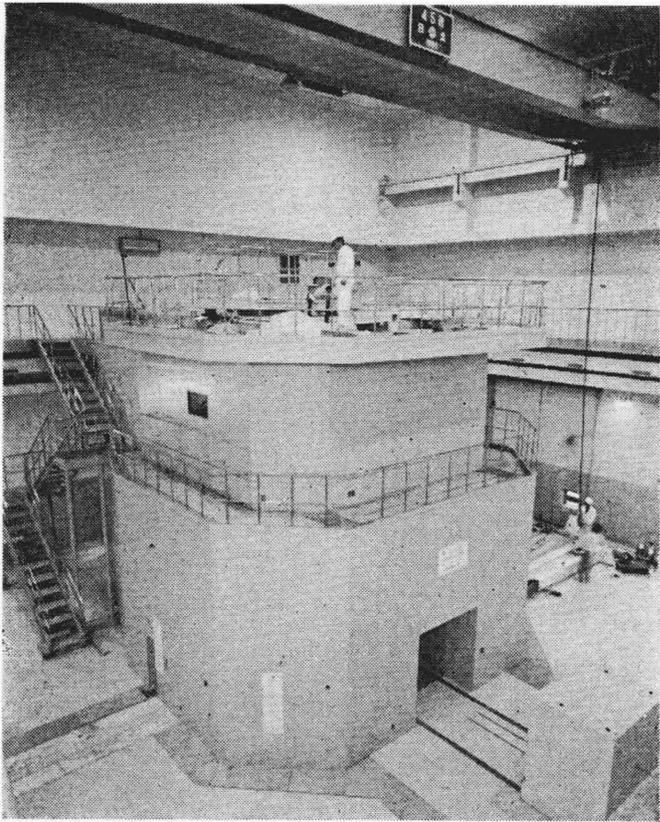
このほか地震国であるわが国に原子炉を設置しようとする場合、新たに耐震性ということが重要な問題となってくる。原子力発電所の格納容器の非対称荷重による応用分布や内部摩擦がある場合の配管系の振動解析など理論的研究のほかに、最大塔載重量 3 ton、最大振幅 10 cm、振動数範囲 0.7~20 の大形振動台による模型振動実験も行なっている。

4. 原子炉の建設

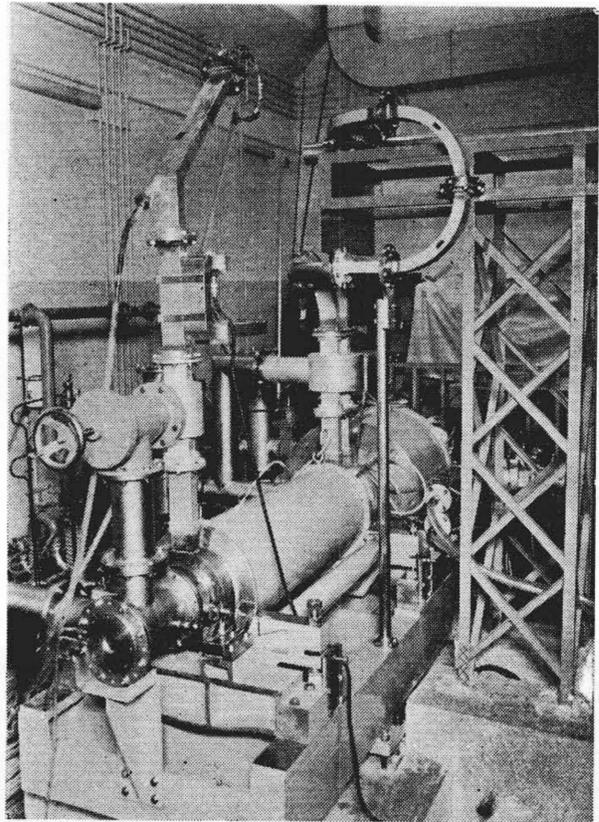
わが国における原子炉の建設は日本原子力研究所東海研究所に設置されたウォータボイラ原子炉 JRR-1 (熱出力 50 kW) が最初である。この炉の建設は昭和 31~32 年にかけて行なわれたが日立製作所はこの建設作業に参加し主要機器の据え付けを行なった。また同研究所に現在国産技術により建設中の天然ウラン重水炉 JRR-3 (熱出力 10,000 kW) については、原子炉本体主重水循環ポンプなど主要機器の設計、製作、据え付けを行なっている。またスイミングプール形原子炉 JRR-4 (熱出力 1,000 kW) についても受注し目下設計を行なっている現状である。

わが国で初めての純国産原子炉として昨年末運転を開始した日立研究炉 HTR は東京原子力産業研究所用に建設されたもので、その設計はもちろんのこと燃料加工、製作、建設、運転まですべて日立製作所の技術により行なわれたものである。この原子炉の熱出力は 100 kW、最大熱中性子束密度は約 $2 \times 10^{12} \text{ N/cm}^2\text{s}$ である。HTR の特長は核燃料として二酸化ウランペレット燃料 (濃縮度 10%) を用いたことで、通常のスィミングプール形原子炉が核燃料として $U-Al$ 合金の板状燃料を用いているのに対し特異の設計になっている。また炉心プールと付属プールに分かれており万一炉心プール水が汚染した場合でもその処理を容易にするようになっている。

HTR は昨年 12 月 25 日わが国第 5 番目の原子炉、民間会社としては初めての原子炉として臨界に到達して以来、諸特性の測定を行

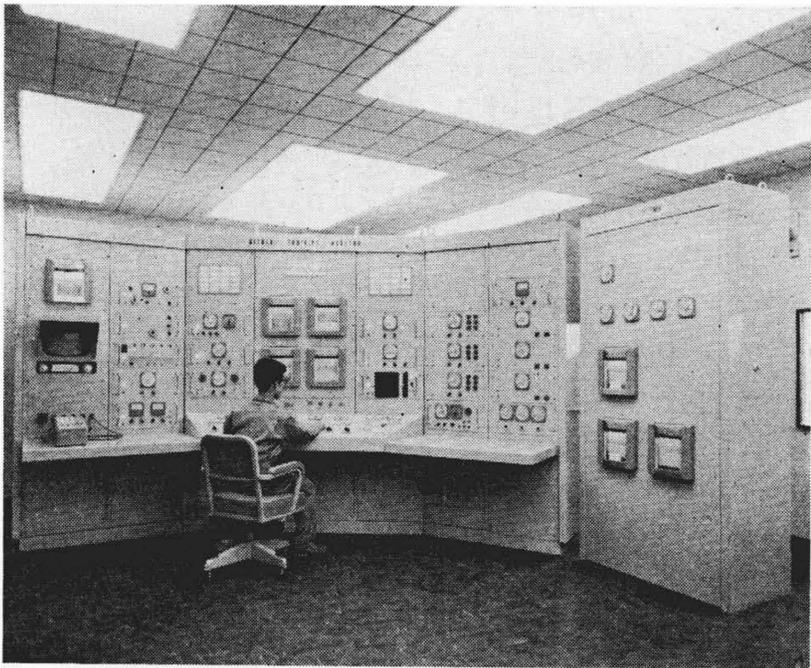


第7図 HTR 原子炉

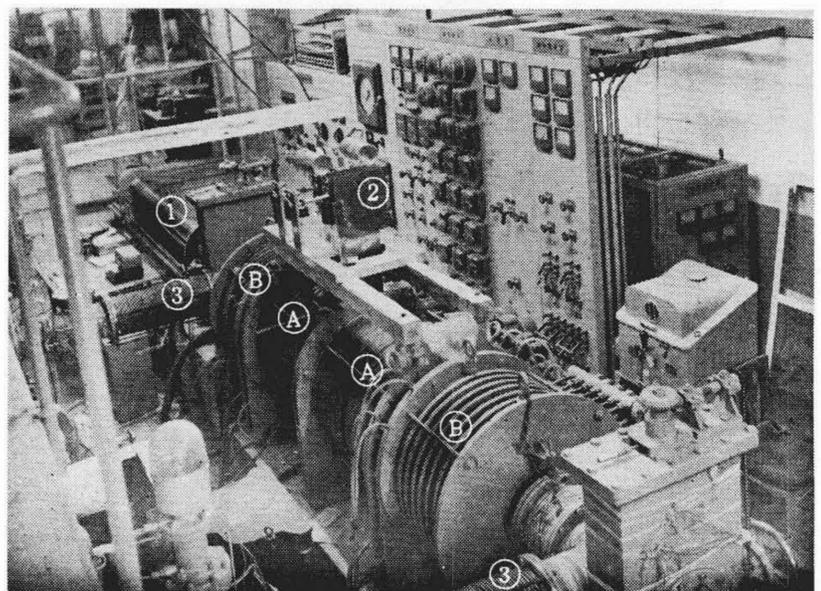


	実測最大値	定常運転値
電子エネルギー (MeV)	8.2	7~8
出力平均電流 (μA)	110	90
X線強度 (r/min at/m)	690	400

第9図 7 MeV 線形電子加速装置



第8図 HTR 制御室



- Ⓐ: 中央部磁場コイル (15 kI)
- Ⓑ: ミラー部磁場コイル
- ①: イオン源保持用パイプ
- ②: 高周波整合回路
- ③: 真空排管 (この左側に 8" D.P.)

第10図 核融合装置の主要部分

なったのち本年6月25日100 kW出力運転に成功した。8月には東京原子力産業研究所に引きつがれ、炉内照射実験、原子炉機器、放射線測定器の研究、RI製造、遮へい実験などに用いられる予定である。

動力炉の開発のためには理論的研究とあいまって炉心の構成を容易に変えられる臨界集合体を用いた実験的研究が非常に重要である。このため日立製作所中央研究所王禅寺分室には軽水減速動力炉BWRなどの開発研究を行なうため、ウラン濃縮度1.5~2.5%の二酸化ウランペレット燃料(UO₂にして約3,555 kg (1.5%濃縮), 約772 kg (2.5%濃縮))を用いた臨界集合体OCF (Ozenji Critical Facility)の建設が行なわれている。この臨界集合体では直径190 cm, 深さ190 cmのステンレス製主タンク内に炉心部があり、この炉心部の格子配列、ウランの濃縮度、水対燃料体積比などは容易に変えることができ、臨界量、温度係数、ポイド係数、中性子分布の測定、制御棒の吸収反応度などの炉特性の実測を行ない核的資料を実験的に求めることができる。この臨界集合体によるこれらの測定は設計計算の実証を行なうことができるとともに、理論計算では取扱困難な問題の解明を可能にするものであり、将来軽水形動力炉の開発研究に大いに寄与するものと考えられる。

5. 加速器の開発と応用

日立製作所における加速器の開発は、昭和26年わが国で初めて20 MeVベータトロンの開発をしたことに始まり、昭和30年コッククロフト、昭和31年バンデグラフ、昭和32年リニアック開発に着手、これらはいずれも製品化されている現状である。バンデグラフ加速器としては電子加速用として3 MeV 200 μA が、また核実験用として5 MeVのものが完成している。コッククロフト加速器としては放射線化学用として500 keV 10 mAが完成、さらに大電流のものが開発の途上にある。また原子炉実験あるいは放射化学用として中性子発生装置も開発され連続あるいはパルス中性子の発生が可能である。またマスセパレータの開発も行なわれている。

これらの加速器はC⁶⁰照射装置(約5,000 curie)とともに放射線源として応用されている。この最も大きな応用分野としては高分子への放射線利用がある。すなわちポリマーブレンドの研究や、グラフ

トポリマの研究, 強化プラスチックの開発研究が行なわれている。このほか放射線重合の研究は低温で分子の結晶状態のままの重合が可能となり, より新しい高分子への開発が期待されている。

6. 結 言

以上日立製作所における原子力開発研究の概要を述べたが, これらのほかにさらに将来の問題と思われる MHD 発電やイオンサイクロトロンによる核融合反応に関する研究も行なわれている。

さてわが国における開発研究もようやく本格的段階にはいらんとする状態であるが, 開発研究の本命である原子力発電が実現するためには火力発電と経済性の点で競争しなければならない。現在運転あるいは建設中の原子力発電所では, 最も囑目されている BWR 形原子炉でも数十気圧 350°C 程度の飽和蒸気が使用されているにすぎず熱効率が悪く 25~30% 程度であって, 新鋭火力発電所の蒸気条件 170 気圧 550°C 熱効率 40% 以上と比較するとき相当下回っている現

状である。火力発電所ではさらに 350 気圧 650°C の超臨界圧発電所も計画されており, 原子力発電がこれらと競争するためには高温原子炉の開発が必要であり, 内蔵形核過熱 BWR 形原子炉の開発からさらに超臨界圧原子炉の開発が必要となってくるであろう。経済性の問題より高温高出力とともに高燃焼度が要求され, 核燃料ならびに被覆材など材料の開発と, 熱的諸問題の解明が必要となってくる。高温原子炉の開発のためには沸騰現象の解明や高温高圧臨界集合体による実験的研究は高温原子炉の理論的研究とともに重要な役割をなすものと思われる。

このほか原子力発電の副産物である Pu の平和利用は発電コストに影響を与えるものであり, われわれとして関心をもたなければならない問題である。

原子力開発は日進月歩のものであるが, 原子力発電が商業ベースにのるためには, さらに多くの努力が必要であろう。



特許の紹介



特許第 248276 号

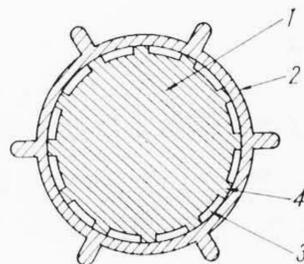
松本政吉・佐々木正祥

原子炉燃料要素

原子炉燃料要素は燃料体をアルミニウム, ジルコニウムなどにより被覆したものが一般的であるが, この燃料要素はその燃料体, つまりウランの熱膨脹係数が, 被覆材より大きいために, 密着させておくと, 高温時に熱応力を生じ, 被覆を破損するようなことが生じる。したがって被覆は, 燃料体との間に多少間げきをおくように行なわなければならないが, 間げきがあると伝熱が悪くなるので, この間げきには NaK や He ガスを充満させ伝熱の低下を抑える提案がなされている。

この発明は, このように燃料体間に間げきを形成して被覆し, しかもその間げきに NaK あるいは He ガスを充満している燃料要素に, 炉内で外部から作用する圧力に耐え, その間げきを保持する強度を与えようとするものであり, 図示するように燃料棒 1 の外周面に被覆管 2 の内面に密着する突起部 4 と, 被覆管内面との間に空げきをつくる溝部 3 とを形成するものである。

この発明によると, 高温時, 燃料体 1 と被覆管 2 の熱膨脹の差により高い熱応力を生じた場合にも突起部 4 に全応力が集中し, 最悪の場合でも燃料体材料が変形するだけで, 応力を緩和し被覆管 2 を破壊するようなことがない。(丸山)



Vol. 44

日立評論

No. 8

- ・最近の火力発電所蒸気条件の傾向
- ・オーストラリア 330 kV 160 MVA 単巻変圧器
- ・気中長ギャップのせん絡特性
- ・工業用トランジスタ論理素子(トランジログ)
- ・トランクリンクの応用分布に関する光弾性実験
- ・予燃焼室ディーゼル機関の性能測定向上と燃焼経過
- ・原子吸光分析の研究
- ・MQL₁₁-S 形流量記録積算計
- ・磁気ドラム
- ・C41, C51 形クロスバ自動変換機工事用試験装置
- ・ベリリウム窓を持つ軟 X 線管
- ・大阪市交通局納 6,000 形電車で MMC-HTB20A 制御装置
- ・可動翼トルクコンバータとその応用

- ・「ハイアーク」による普通鋼の半自動溶接について
 - ・ルームクーラー用フィン形熱交換器
 - ・17.6 エンジンによる点火プラグの熱定格測定
 - ・日立エポキシ樹脂系絶縁材料の特性
 - ・導電用アルミ合金線の耐疲労性
- 犬山モノレール特集
- ・名古屋鉄道株式会社ラインパークモノレール線納 日立-アルウェーグモノレールカー
 - ・日立-アルウェーグモノレールカー用電気品
 - ・日立-アルウェーグモノレール用電子式自動列車停止装置 (ATS 装置)
 - ・名古屋鉄道株式会社納 犬山ラインパークモノレール線の建設工事について

発行所 日立評論社

東京都千代田区丸の内 1 丁目 4 番地

取次店 株式会社 オーム社書店

振替口座 東京 71824 番

東京都千代田区神田錦町 3 丁目 1 番地

振替口座 東京 20018 番