

日立教育訓練用原子炉 (HTR)

Hitachi Training Reactor

吉柳清美* 寺沢昌一** 太組健児**
 Kiyomi Kiryū Shōichi Terasawa Kenji Takumi

内 容 梗 概

日立教育訓練用原子炉 (HTR) は昭和 35 年以来川崎市王禅寺に建設中であつたが、昭和 36 年 12 月 25 日臨界に達した。本炉の形式は付属プール付タンク形、定格熱出力は 100 kW、炉心部の平均熱中性子束は 1.4×10^{12} n/cm²s で、燃料には 10% 濃縮酸化ウランペレットを使用している。ここに本原子炉の仕様、設計計算および臨界試験につき述べる。

1. 緒 言

HTR は昭和 35 年 1 月その特異な設計が認められ、科学技術庁原子力局の補助金が交付され、引き続き昭和 35 年 5 月日本政府より正式に設置が許可された。ただちに製作を開始し、昭和 36 年 2 月より神奈川県川崎市王禅寺にその建設に着手し、11 月末その据え付けを完了、同 12 月 25 日臨界に達し、ここに純国産技術による第一号の原子炉に火がともったのである。

本原子炉は核物理実験、遮へい実験、放射線化学の研究、アイソトープの生産、原子炉技術者の教育訓練などの目的のために建設されたものである。

この原子炉は燃料の原料である濃縮ウラン粉末を米国より輸入したほかは国産材料を使用しており、製作は燃料要素をはじめすべて日立製作所が行なったものである。

2. 原子炉の仕様

HTR の仕様の決定は次の基本方針に基づいている。

- (1) 絶対に安全であること。
- (2) 運転が容易で信頼性が高いこと。
- (3) できるだけ多くの実験ができること。
- (4) 国産の材料を使用すること。

これらの検討結果より本原子炉のおもな仕様を次のように決定した。

形 式	濃縮ウラン軽水減速冷却形(プール付タンク形)
熱 出 力	定格 100 kW (連続)
燃 料	濃縮度 10%, 2 酸化ウランセラミック, アルミニウム被覆
	燃料要素 61 本
	反射体要素 85 本
	初期燃料装荷重 U ²³⁵ 約 4 kg
減 速 材	軽 水
冷 却 材	軽 水
反 射 材	黒鉛および軽水
遮 へ い 材	軽水および普通コンクリート
炉 寸 法	有効炉心 約 400×400×高さ 400 mm
	反 射 体 1,100×1,100×高さ 650 mm
核 特 性	平均熱中性子束 約 1.4×10^{12} n/cm ² s
	最高熱中性子束 約 2.7×10^{12} n/cm ² s
	初期超過反応度 約 1.25% Δk/k
熱 特 性	比 出 力 約 25 kW/kg U ²³⁵
	冷却材温度 約 35°C

* 日立製作所日立工場
 ** 日立製作所中央研究所

制 御 棒	シム安全棒 3 本
	反 応 度 1.33%
	材 料 ボロステンレス鋼
	調 整 棒 1 本
	反 応 度 0.5%
	材 料 ステンレス鋼
実 験 設 備	水平実験孔 150 mmφ 4 本
	水平貫通孔 25 mmφ 1 本
	気 送 管 25 mmφ 2 本
	熱中性子柱 1 式
	遮へい実験用プール 1 式
	R. I. 製造装置 1 式
	アイソトープトレン 2 本
計測制御設備	中性子計測系統 5 チャンネル
	プロセス計測系統 1 式
	制御棒操作系統 1 式
	安 全 回 路 1 式
冷 却 設 備	冷却水循環系統
	浄 化 系 統
	純水供給系統
廃 棄 物 処 理 設 備	気体廃棄物処理設備
	液体廃棄物処理設備
	固体廃棄物処理設備

放射線管理施設

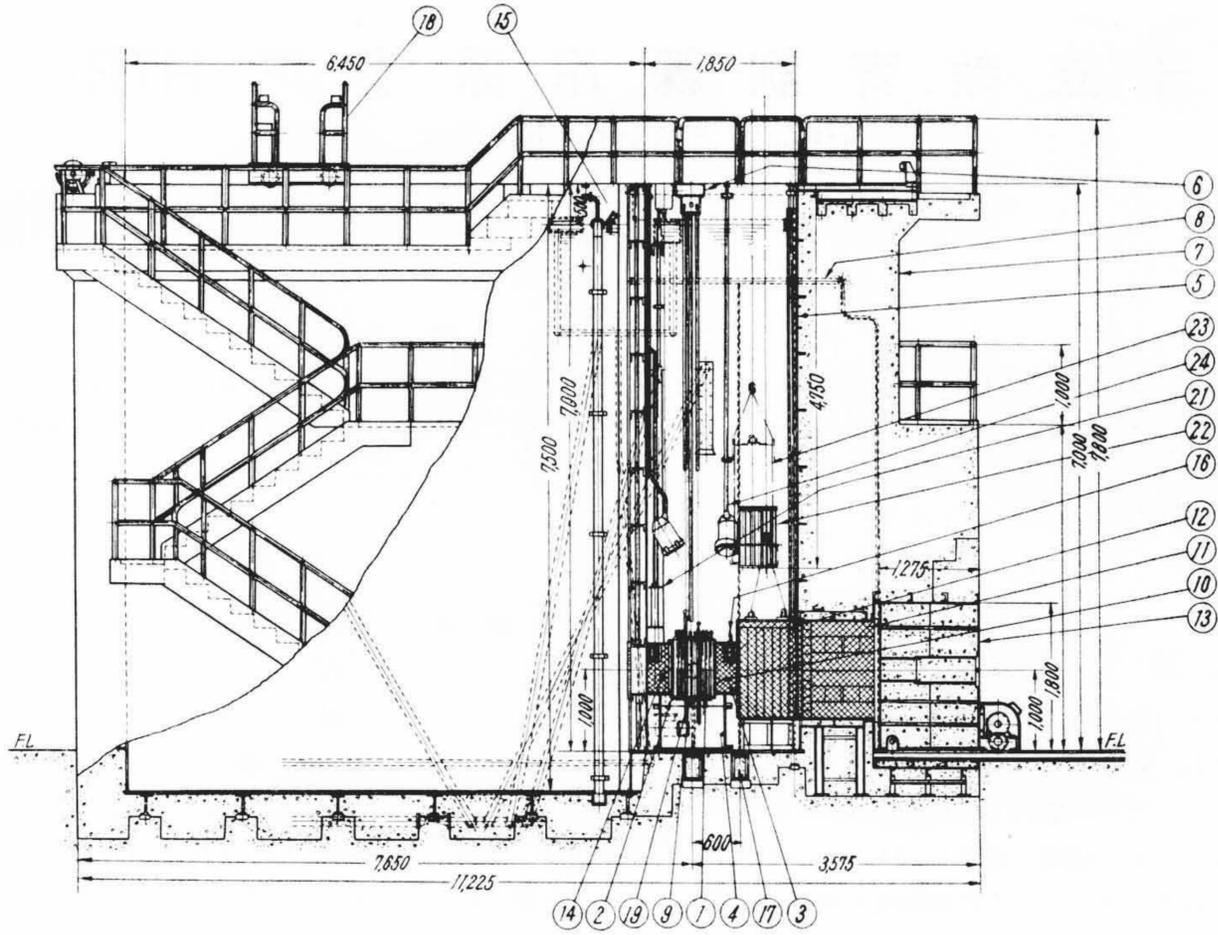
第 1 図は HTR の立断面図、第 2 図は平面図を示し、第 3 図は同原子炉の外観、第 4 図は炉心部、第 5 図は制御盤を示す。

3. 核 計 算

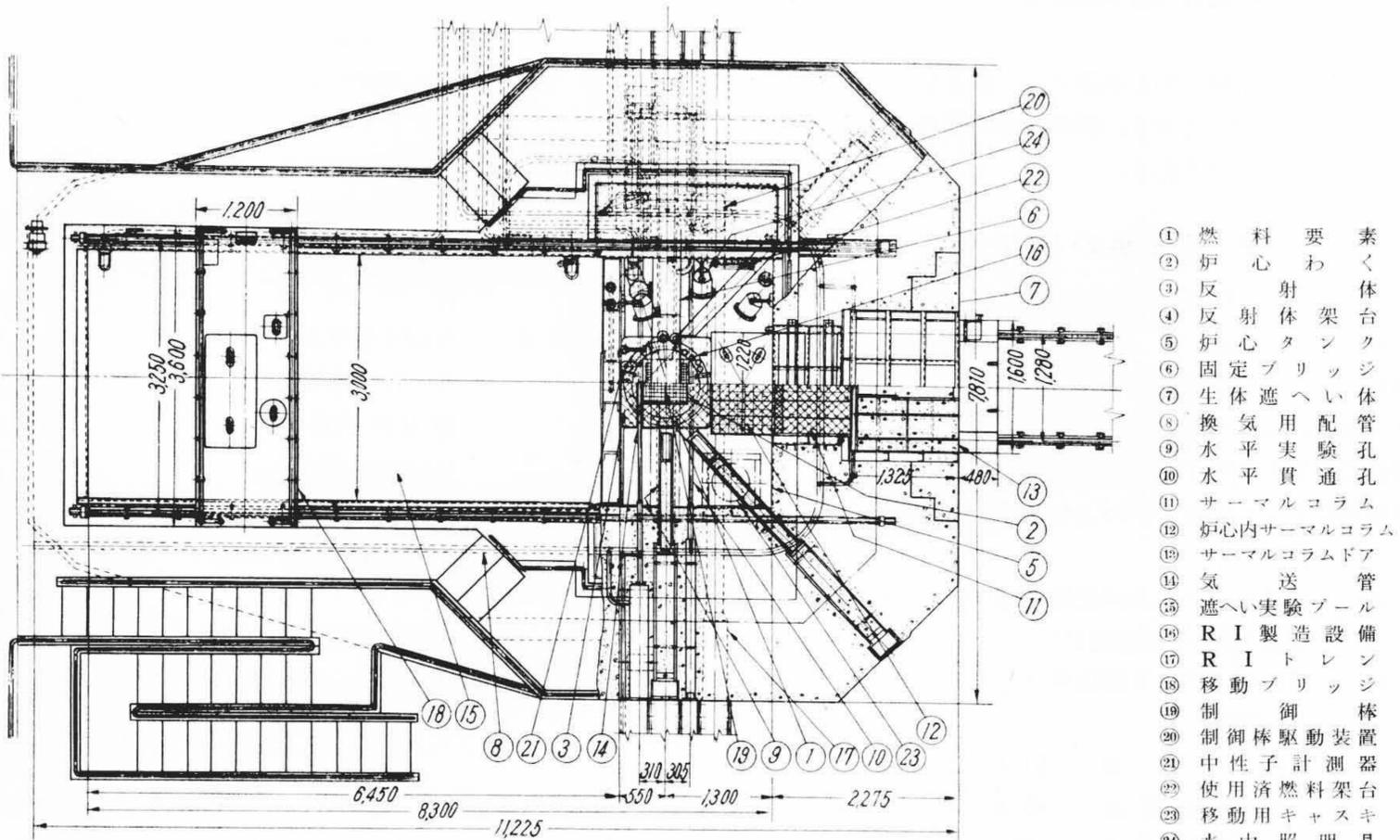
HTR の臨界量計算、動特性、安全解析などの核計算は、熱計算を併用して行なわれ、燃料要素仕様、炉心・反射体配列、制御棒、遮へい仕様ならびに初期超過反応度、燃料計画などの基礎設計を決定した。この過程を通じて、他のスイミングプール形原子に対する本炉の核的特長が明確になったが、それについては別の機会に報告することにし、ここでは臨界実験と直接比較された臨界量計算に話を限定する。

臨界量計算は、精密設計を始める前と、製作が完了して臨界実験を始める前の 2 回、まったく独立な計算方式を用いて行なわれる。前段階では、燃料申請にあたって臨界量を推定し、後段階では製作途上の細部仕様変更の影響を採り入れ、精密な値を推定するよう努めた。両者を比較検討した結果、臨界試験直前に理論グループから実験グループに伝えた臨界量推定値は、燃料要素 38 本 (U²³⁵ で 2.77 kg)、誤差 ±15~20% であった。

実験結果は 36 本弱 (U²³⁵ で 2.66 kg) であり、理論と実験はきわ



第1図 HTR 立断面図



第2図 HTR 平面図

- ① 燃料要素
- ② 炉心わく
- ③ 反射体
- ④ 反射体架台
- ⑤ 炉心タンク
- ⑥ 固定ブリッジ
- ⑦ 生体遮へい体
- ⑧ 換気用配管
- ⑨ 水平実験孔
- ⑩ 水平貫通孔
- ⑪ サーマルコラム
- ⑫ 炉心内サーマルコラム
- ⑬ サーマルコラムドア
- ⑭ 気送管
- ⑮ 遮へい実験プール
- ⑯ RI製造設備
- ⑰ RIトレンジ
- ⑱ 移動ブリッジ
- ⑲ 制御棒
- ⑳ 制御棒駆動装置
- ㉑ 中性子計測器
- ㉒ 使用済燃料架台
- ㉓ 移動用キャスキ
- ㉔ 水中照明具

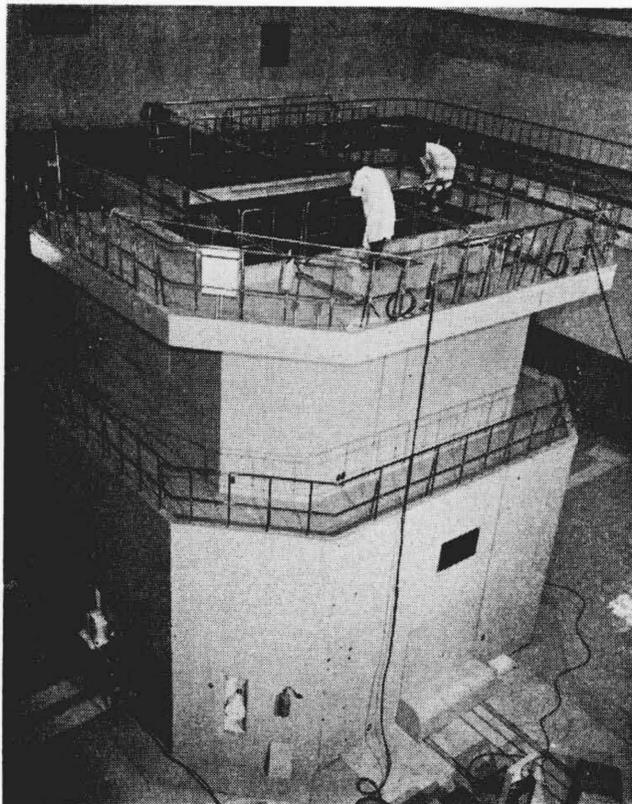
めてよく一致した。特に HTR は有効炉心体積が通常のスイミングプール形原子炉の 50~60% 程度の 40l と小さく、しかも非均質炉であり、また反射体の構成も上下、側面方向で非対称であり、HTR が独自の炉のため同種炉の実験資料がなかったことを考えると、上の一致は予想以上に良いといえよう。

次に計算方法の概要を、まず前段階のものから述べる。熱中性子組定数の計算は硬化 Maxwell 分布を仮定し、吸収および核分裂断面積の $1/v$ 法則からのずれ、ならびに熱外中性子の影響に対しては、Westcott の g 因子、 s 因子⁽¹⁾を用いて考慮に入れた。熱中性子利用率 f の計算は 3 段階を追って行なわれ、まず各燃料棒についての単位格子計算を Amouyal の方法⁽²⁾で求め、それから得られる平均

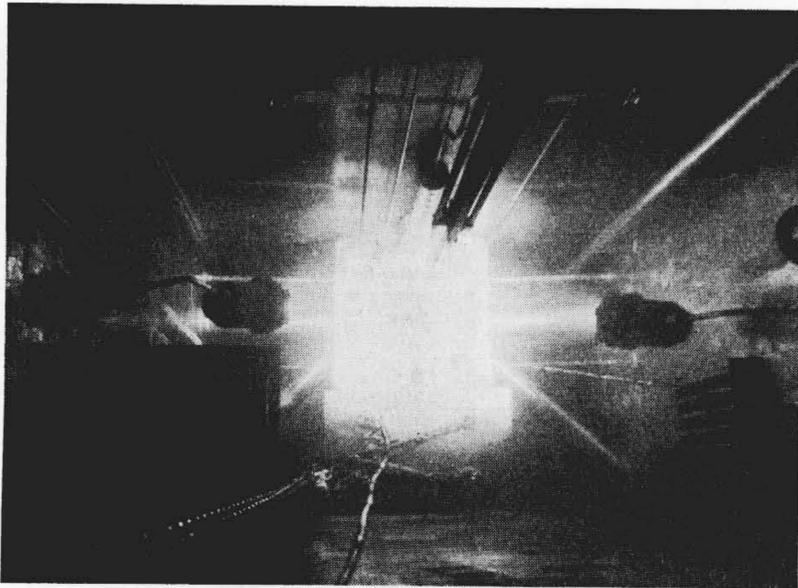
核定数を用いて各单位燃料要素についての計算を拡散近似で行ない、燃料要素間水ギャップの影響を考え、さらにその平均核定数を用いて、制御棒のはいる中央水ギャップの影響を推定した。

共鳴吸収をのがれる確率 p の計算は、実効共鳴積分に Hellstrand の実験式⁽³⁾を用い、Doppler 係数もそれから求めた。また Dancoff 補正は、Dancoff-Ginsburg の式⁽⁴⁾で考慮した。高速核分裂効果 ϵ は、均質近似の半経験式の係数を、低濃縮 UO_2 系の実験結果に適合するように定めた式によって計算した。

熱中性子拡散距離 L の非均質系内の平均は Davison の方法⁽⁵⁾によった。水-Al 混合系のフェルミ年令 τ は Deutsch の等価因子⁽⁶⁾を用いて求めた。

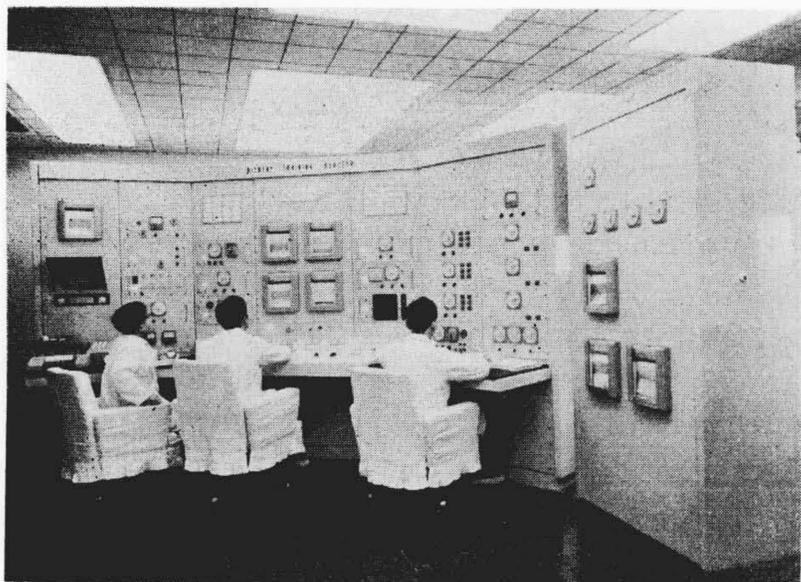


第3図 HTR 外観



炉心タンク上面より見たところで中央の格子状に配列されているのが燃料要素

第4図 HTR 炉心



第5図 HTR 制御盤

以上の結果を用い、裸炉心に対する4組臨界方程式

$$k_{\text{eff}} = \frac{\eta f p \epsilon}{(1 + L^2 B^2)(1 + \tau_1 B^2)(1 + \tau_2 B^2)(1 + \tau_3 B^2)} \dots (1)$$

から、炉心の材料バックリング B^2 を求めた。

次に炉心反射体系に対する1次元2組拡散方程式を、境界条件を入れて解き、それから臨界量を求めた。このとき炉心部の材料バ

第1表 HTR の核特性

η	2.002
ϵ	1.007
p	0.962
f	0.788
k_{∞}	1.529
τ	37.4 cm ²
L^2	1.53 cm ²
B^2 ($k_{\text{eff}}=1.000$)	0.01226 cm ⁻²
B^2 ($k_{\text{eff}}=1.0125$)	0.01184 cm ⁻²

UO₂ 対 H₂O 体積比 ≈ 9
 Al 対 H₂O 体積比 ≈ 9
 U²³⁵ 対 H 原子数比 ≈ 290

第2表 HTR 臨界量計算結果の比較

ケース	炉心組数と形状	燃料要素数	U ²³⁵ 重量
1	2組近似, 直方体	32.8本	2.42 kg
2	4組近似, 直方体	37.6本	2.77 kg
3	4組近似, 円柱体	32.8本	2.42 kg
4	4組近似, 直方体	44.3本	3.27 kg
5	3組近似, 直方体	37.6本	2.77 kg

(注) ①~④は前段階の計算, そのうち④のみ反射体拡散係数を変えてある。
 ⑤は後段階の計算。

クリングには、(1)式の解を用いた。反射体の4組定数を求めるのが困難であったため、炉心・反射体系の計算では2組近似を使い、その炉心材料バックリングのみ4組方程式の解を使う便法を用いた。また拡散コードで計算したが、2次元の補正を行なうため、炉の大きさが、取り扱う一次元方向および垂直方向とも有限である影響を、垂直方向への幾何学的バックリング B_{\perp}^2 と拡散係数 D を使い、 DB_{\perp}^2 の中性子漏れが、吸収と同じ効果をもたらすとして考慮した。HTRは炉心が小さいため、この項の影響が大きく、特に反射体の速中性子拡散係数の選び方が、良い反射体の場合、反射体節約の結果を大きく左右し誤差が大きくなる。この部分は後段階の計算で改良が加えられた。

以上の計算によるHTRの核特性を第1表に示す。また(1)式の代わりに2組臨界方程式を用いた場合の違い、炉心形状の影響、反射体速中性子組定数の誤差の影響を推定した例を第2表に示す。ケース①と②は炉心材料バックリングを求める近似式が2組と4組との差、②と③が炉心形状の差、②と④が組定数の影響を示す。⑤は後段階の計算による結果である。

後段階の計算では、炉心部の計算は最近 Deutsch が低濃縮 UO₂ 軽水炉について作成した半現象論的方式⁽⁷⁾をほとんどそのまま採用した。したがって Dancoff 補正などは無視し、(1)式の代わりに次の3組臨界方程式を用いた。

$$k_{\text{eff}} = \frac{\epsilon \nu \Sigma_{f3}}{\Sigma_{a3}} \frac{1}{(1 + \tau_1 B^2) \left(1 + \tau_2 B^2 + \frac{\Sigma_{a2}}{\Sigma_{s12}} \right) (1 + L^2 B^2)} \dots (2)$$

添字の1, 2, 3はそれぞれ高速、熱外、熱中性子組の定数であることを示し、 Σ_f , Σ_a , Σ_{s1} は核分裂・吸収・減速のマクロ断面積である。これから求めた材料バックリング B^2 は $k_{\text{eff}} = 1.000$ に対して 0.01225 cm^{-2} であり、(1)式による前段階の結果とここでは一致した。

次に炉心・反射体系の計算では、垂直方向への中性子の漏れの影響を

$$\Sigma_a + \gamma DB_{\perp}^2 \quad 0 \leq \gamma \leq 1$$

の形で考え、 γ はアルベドを使って計算した。通常は $\gamma=1$ とおくが、炉心が小さく、反射体が黒鉛のように吸収断面積の小さいものときには、 $\gamma=1$ とおくと漏れを大きく見積りすぎる(たとえば

HTR で側面反射体に対して $\gamma_{fast} \approx 0.58$, $\gamma_{th} \approx 0.30$ となる)。

この方法で反射体を H_2O のみとした場合と、HTR の実際の反射体にした場合につき計算し、 H_2O のみの場合の反射体節約の値を、軽水炉の実験値に規格化して用いた。これは、黒鉛、水、アルミの非均質混合系である反射体の3組定数を炉心組定数と首尾一貫して選定することが困難であったため行なった便法である。

こうして得られた結果が前述の第2表のケース⑤である。誤差の推定は各項目を追ってゆき $\pm 15 \sim 20\%$ となった。これは第2表に示す各ケースの範囲とも大体同じになる。前段階と後段階の計算で、個々の因子は相当違った値を与えるものがあるが、材料バックリングや臨界量では、かなりよく一致する結果を得、しかもこれが実験値をよく予測したことは前述のとおりである。

ここで述べた両方の計算法はともに机上の手計算でもできる簡便な方法であるが、しかし広範囲のサーベイ計算を含む臨界計算、中性子束分布計算、動特性、安全解析は日立中央研究所72研究室で開発した原子力コードを大幅に活用したこと、およびこれらの諸計算が、同理論グループの共同研究の成果であることを付記しておく。

4. 臨 界 試 験

4.1 臨界試験の準備

制御システムの試験を最終として、機能試験をすべて終了し、次いで性能試験の一部として、流量分布測定実験を臨界試験の前に行なうことにした。炉心内の流量分布測定のためには燃料を装荷する必要があり、手順、測定計器の準備、人員の配置などは、臨界試験のときとまったく同一にした。反応度 $k_{eff} = 0.95$ 以上は燃料を装荷せずしかも最大36本とし、それ以上は装荷をしない条件で、流量測定を行なった。

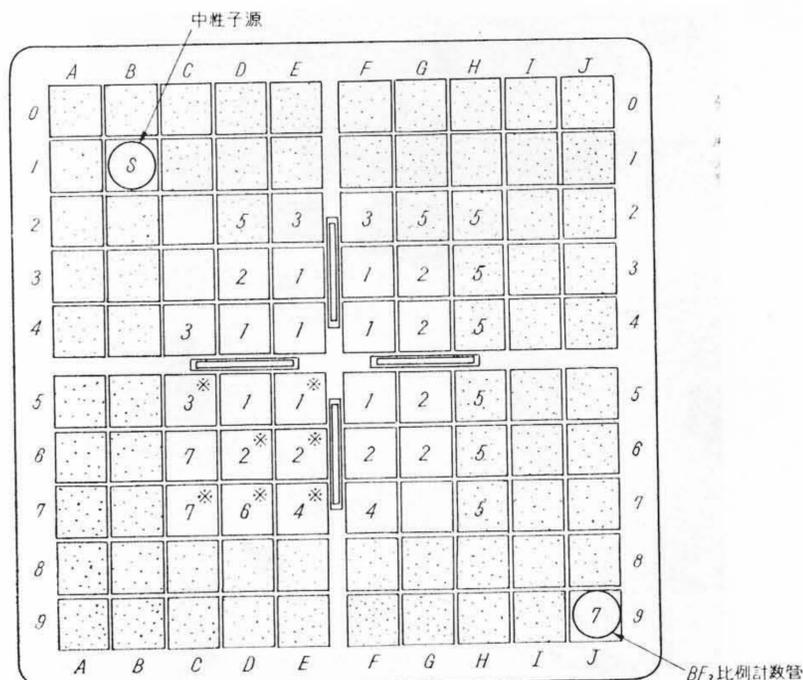
HTRの炉心部は第6図に見られるように、A0, A1……J9……の10行10列マトリックス構造で100要素そう入できている。このうち、中心部の6行6列が将来ともよく利用されると考えられるので、その流量分布を測定するために、E5, E6, E7, D6, D7, C7の6箇所にサーミスタ流速計を装着した燃料要素をそう入し、C5には温度校正用のサーミスタを装着した燃料要素をそう入した。

測定装置としては、制御盤に組み込まれている5チャンネルの核計装(第1チャンネル:核分裂計数管(FC), 第2チャンネル:補償形電離箱(CIC), 第3, 4, 5:非補償形電離箱(UIC))のほかに臨界実験用としてBF₃比例計数管4チャンネル(第6, 7, 8, 9チャンネル)と補償形電離箱(CIC)1チャンネル(第10)とを用意した。起動用の中性子源はRa-Be 0.1キュリーのものを、特別に用意した中性子源用のダミー要素に装てんして、B1の位置にそう入した。測定装置の配置は第7図に示すとおりであるが、これらの配置にあたっては、第1チャンネルの計数管の位置が悪いことを承知のうえで、中性子源との距離を近づけて、計数管にある程度の計数が得られるようにした。

第7チャンネルは臨界試験の初期のころから、燃料追加の影響が最もよく現われる位置におき、計数が多すぎることを許容した。第6, 第8チャンネルは同程度の位置におき、第9は比較的悪い位置において、臨界試験の終わりごろの臨界量推定に便ならしめた。第7チャンネルは制御室に計数部を置いて、制御棒駆動ならびに燃料そう入の指針を与えるようにし、そのほかは炉室床上に配置した。

通報装置としては親子式インターホンの親機を制御室におき、炉頂燃料班、総括班、測定班および保健物理室に子機をおいて作業を円滑ならしめた。

炉心部に中性子源および計数管などを配置したのちにダミー要素のそう入を行なった。36本付近が臨界試験の一つの境界になること



※印はサーミスタを装着した燃料要素を示す

第6図 流量分布測定実験における炉心装てん図

第3表 流量分布測定実験における燃料装てん順序

段 階	本 数	燃料番号	場 所	時 刻
1	1	008	E 4	14:52
	2	009	F 4	
	3	001	E 5	15:08
	4	010	F 5	17
	5	011	E 3	22
	6	012	F 3	26
	7	013	D 4	55
	8	014	D 5	56
2	9	015	G 4	16:40
	10	016	G 5	45
	11	017	F 6	50
	12	002	E 6	55
	13	018	D 3	17:00
	14	019	G 3	06
	15	003	D 6	13
	16	020	G 6	17
3	17	021	E 2	52
	18	022	F 2	55
	19	023	C 4	18:01
	20	007	C 5	05
4	21	004	E 7	40
	22	024	F 7	44
5 (反射体要素)		564	H 5	
		565	H 4	
		567	H 3	
		516	H 7	
		563	H 6	
		566	H 2	
		568	G 2	
		570	D 2	
6	23	005	D 7	21:29
7	24	025	C 6	22:01
	25	006	C 7	22:05

が予測されていたうえに、流量分布測定実験の上限値が36本であるので、中心の6行6列以外の64要素の部分に反射体要素をそう入した。

4.2 流量分布測定実験

以上で臨界試験の準備が整ったので、次に最初の燃料装てんを行なった。この日から管理区域が設定せられ、管理区域内では実験者はもちろんすべての人は指定の上衣、靴を着用しなければならない。実験者はさらにポケットチェンバ3本(γ 線用2本、中性子用1本)とフィルムバッジを着用することになった。

燃料を装てんする以前の状態に対して制御棒そう入、50%引き抜き、100%引き抜きの計数 $N_{0,0}$, $N_{0,50}$, $N_{0,100}$ をとったのち、制御棒を50%引き抜きの位置までもどし、最初の1要素をE4の位置にそう入し、引き続いてF4, E5, F5, E3, F3, D4, D5と計8本をそう入した。ここまですべてを1段階として、この状態でふたたび制御棒50%引き抜き、100%引き抜きの位置に対してそれぞれの計数 N_{50} , N_{100} をとり、ふたたび制御棒を50%引き抜きの位置までもどして、次の燃料装てん操作に移った。

各段階における装てんの状態を示したのが第6図である。図中要素に番号を付したのが装てん段階の順序であり、第1段階に8本、第2段階に8本、第3段階に4本、第4段階に2本、第5段階には反射体要素8本をそう入し、第6段階に1本、第7段階に2本の燃料要素をそう入し、この段階で keff が 0.95 になったので燃料そう入を終了した。第3表には段階別に装てんした燃料の位置と順序、燃料要素番号、装てん時刻とを示してある。燃料番号 001~007 の7本はサーミスタを装着したものである。

流量分布測定実験の結果、炉心の中心部の流量は外周部よりもやや多いものであることが確認された。

4.3 臨界試験

流量分布測定実験時の装てんにおいて25本まで終わっていたが、サーミスタ装着の燃料要素を普通の燃料要素と交換する必要もあったので、臨界試験は20本装てんの状態から開始した。この場合C5(007)とE5(001)とはサーミスタ装着のまま残した。

燃料装てんの順序を定める基本的な考え方としては

- (1) 制御棒の反応度抑制効果が最も良いこと。
- (2) 燃料要素の配置がなるべく対称であること。
- (3) 表面積がなるべく最小となること。

の3点を考慮した。

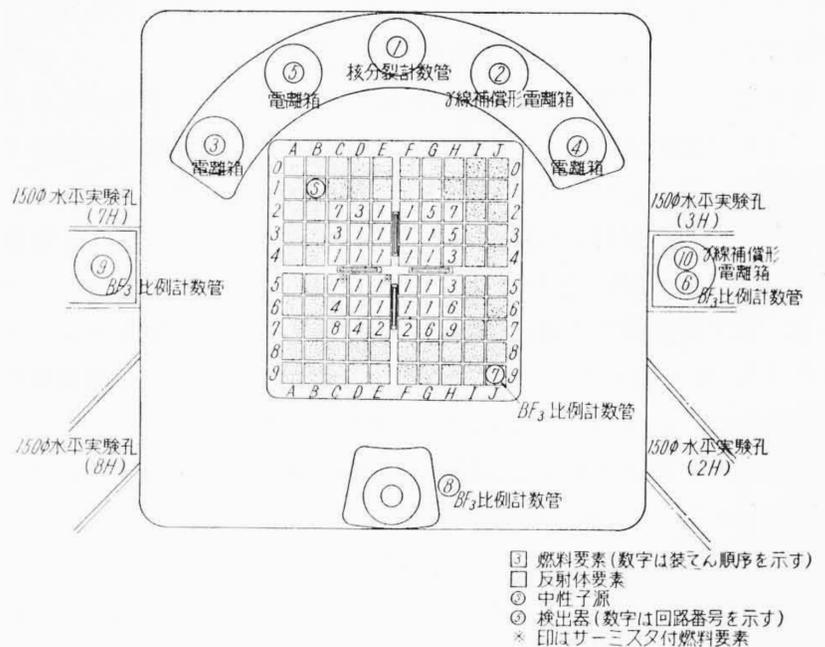
臨界試験の開始時における炉心装てんは第7図における“1”のようで、流量分布測定実験の第5段階で装てんした反射体要素は、実験後撤去した。

検出器、中性子源の配置は第7図に示すとおりで、第6図の場合とまったく同様である。

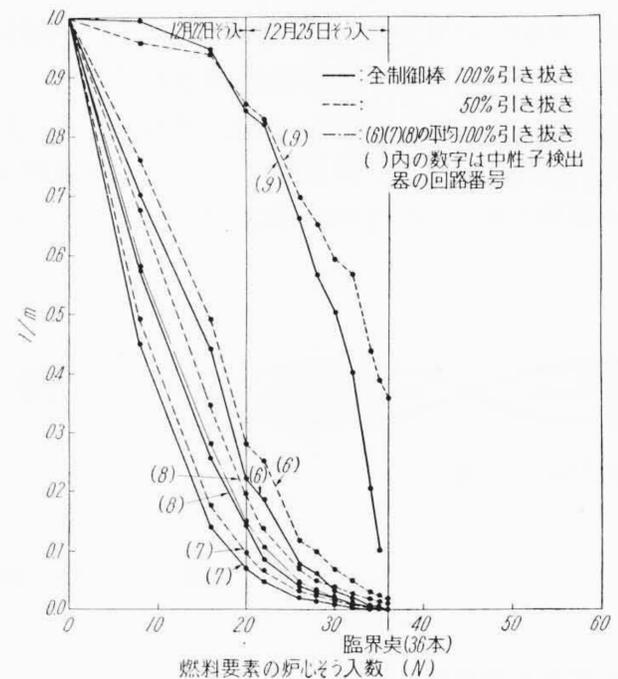
20本装てんの状態、制御棒50%引き抜き、100%引き抜きの状態に対するそれぞれの計数 N_{50} , N_{100} をとり、前の実験における20本装てん状態と差のないことを確かめたのち、ふたたび制御棒を50%そう入して、燃料の追加装てんを開始した。

臨界試験の第2段階はE7, F7の位置への2要素の装てんで、前の実験における反射体要素装てん前における22本の状態との比較を可能ならしめた。20本および22本装てんの状態では、統計誤差の範囲で前の実験の値と一致しており、22本の状態で計数率にして初めの約10倍になっている。このころには臨界量が40本以下であることが大体推定できるようになり、燃料の追加、制御棒の引き抜きを慎重に行なうようにした。第7図は装てん順序を示す図であり、第8図は臨界試験における逆増倍曲線であるが、第8図の第9チャンネルの曲線によると臨界量は30本をこすことがほぼ明らかであったので、第3段階ではH5, D2, H4, C3の4本を追加した。この4本のうちH4, H5の2本が第6チャンネルに対してよくきいていると考えられる。第4段階はC6, D7の2本であり、今度は逆に第6チャンネルに対する効果は小さく、逆増倍曲線は一方に屈折を示している。第5段階はG2, H3の2本の装てんで、第6チャンネルに比較的好くきいている。第5段階を終わったところで全装てん量は30本であり、第7チャンネルでは増倍係数が約100となり、最初の計数約1,700 cpm が約170,000 cpm に増加を示した。

第6段階の燃料装てんはH6, G7の2本で、第7, 8チャンネルに対しては同等の効果を示すことを予想したが、結果は予想どおりで、逆増倍曲線において同程度の効果を示している。第7段階はC2, H2の2本で、これで34本が装てんされたが、第8図の第9チャンネルの曲線からも臨界がきわめて近いことが予測された。このころには燃料要素の装てんは第7チャンネルの計数率を監視しながら、燃料要素をまず半分くらいそう入し、計数率の増加が極端に大きくなることのないのを確認したのちに、完全にそう入するという手続きで装てんを行なった。もちろん燃料装てんは前述のように、すべて制御棒は50%そう入された状態で行なっており、逆増倍曲線



第7図 臨界試験における炉心装てん図



第8図 臨界試験における逆増倍曲線

第4表 臨界試験における燃料装てん順序

段階	本数	燃料番号	場所	時刻	U ²³⁵ の量 (g)
1	1	023	C 4		73.2
	2	007	C 5		73.7
	3	018	D 3		74.0
	4	013	D 4		74.0
	5	014	D 5		74.0
	6	025	D 6		73.8
	7	021	E 2		73.6
	8	011	E 3		74.1
	9	008	E 4		73.9
	10	001	E 5		72.8
	11	024	E 6		73.8
	12	022	F 2		73.8
	13	012	F 3		73.9
	14	009	F 4		73.9
	15	010	F 5		74.0
	16	017	F 6		73.8
	17	019	G 3		73.7
	18	015	G 4		73.9
	19	016	G 5		73.8
	20	020	G 6		73.4
2	21	026	E 7	14:34	73.8
	22	027	F 7	35	73.9
3	23	028	H 5	15:07	74.0
	24	030	D 2	14	74.0
	25	029	H 4	14	74.2
4	26	031	C 3	18	73.9
	27	032	C 6	49	73.7
	28	033	D 7	51	74.0
5	29	034	G 2	16:21	74.0
	30	035	H 3	24	74.0
6	31	036	H 6	17:09	73.2
	32	037	G 7	11	73.2
7	33	038	C 2	46	73.8
	34	039	H 2	49	73.6
8	35	040	C 7	18:19	73.3
	36	041	H 7	48	73.7
計					2,655.4

からも、50%の制御棒の効果が燃料要素にして2要素以上あることが確認されているが、さらに慎重を期した訳である。

第8段階として35本目の燃料をC7に装てんし、第6,7,8チャンネルは増倍係数が5から10へと増大した。第8図から次の1本で臨界に達するであろうことはほぼ明らかとなった。

最後の1要素がH7へ装てんされ、各計器の指示が注意深く監視された。初期においてはまったく変化を見せなかった第1チャンネルも、第7段階装てん後は相当の計数を始めており、第5チャンネルのUIC出力指示チャンネルも、第8段階の装てん後は制御棒引き抜き時に、わずかながらも出力を与えていた。

制御棒の引き抜き順序は試験の全期間を通じて、安全棒 No.1, 安全棒 No.2, シム棒, 調整棒の順である。

まず安全棒 No.1 が注意深く100%引き抜かれ、続いてNo.2も100%引き抜いた。このころから第5チャンネルの出力指示計が指示を与えはじめ、臨界のきわめて近いことがわかった。次いでシム棒を100%引き抜き、調整棒の引き抜きを行ない、60%引き抜いた位置においてついに臨界に到達した。時に12月25日19時25分であった。推定50mWの出力レベルで臨界状態を約3分保持したのち、制御棒のそう入を行ない、臨界試験を無事終了した。

第4表は段階別の燃料装てん本数、位置、燃料番号および含有される U^{235} の量を示しているが、臨界量は U^{235} にして約2.66kgである。調整棒の影響を補正した最終的な臨界量はわずかにこれを下回

る量であるが、それは今後の制御棒較正後において明らかになるはずである。

5. 結 言

以上HTRの概要と臨界計算および臨界試験の状況を紹介したが、引き続き進めた原子炉の特性試験および出力上昇を完了したので、近く原子炉を利用した各種実験を開始する予定であり、純国産原子炉としての画期的な成果が期待されている。

終わりに本原子炉の設計製作にあたり終始ご指導をいただいた科学技術庁原子力局ならびに東京原子力産業研究所の皆様にお礼を申しあげる。

参 考 文 献

- (1) G. H. Westcott: CRRP-680 (AECL-707), CRRP-787 (AECL-670)
G. H. Westcott et al: 第2回ジュネーブ会議 p/202(1958)
- (2) Amouyal, Benoist, Horowitz: J'l Nucl, Energy 6, 79 (1957)
- (3) P. Blomberg, E. Hellstrand et al: 第2回ジュネーブ会議 p/150 (1958)
- (4) S. M. Dancoff, M. Ginsburg: CP-2157 (1944)
J. A. Thie: Nucl. Sci. Eng, 5, 75 (1959)
- (5) B. Davison: J'l Nucl, Energy, 7, 51 (1958)
- (6) R. W. Deutsch: NU, 15, 47 (1957)
- (7) R. W. Deutsch: J'l Nucl, Energy, 14, 168 (1961)



特 許 の 紹 介



特許第258510号

江 頭 一 晃・吉 柳 清 美
米 納 惇

原 子 炉 内 ガ ス シ ー ル 装 置

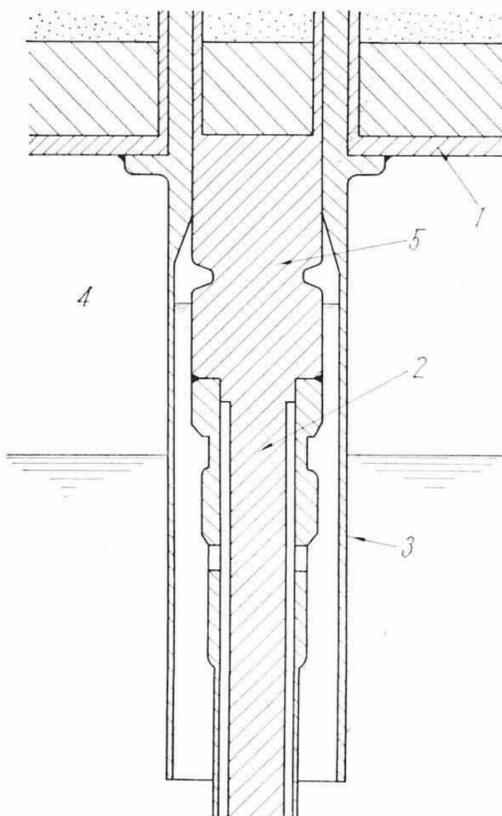
重水または軽水を減速材ないしは冷却材として使用している原子炉には、汚染防止の目的で、重水液面上に不活性ガスを循環させることがある。

この発明は、この高価な不活性ガスが、炉心上部の燃料要素をそう入する孔を通じて漏れるのを防ぐ提案である。

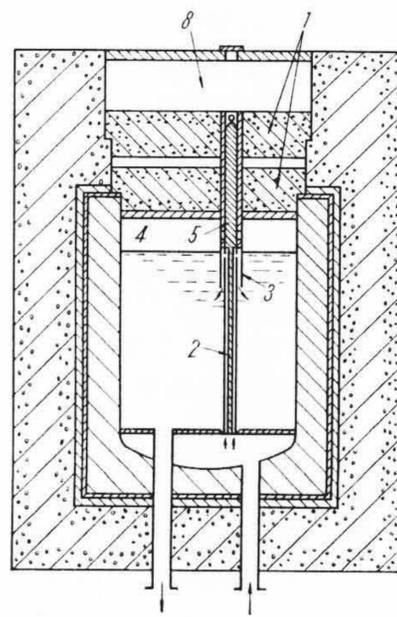
この種の原子炉は、炉心上部に、鉛、コンクリートおよび被覆ア

ルミニウム板層からなる遮へい体1を設けられ燃料要素2は、この遮へい体1を貫通し、炉内に垂下されている。この発明は、この遮へい体1における燃料要素貫通部からの不活性ガスの漏えいを防止するもので、燃料要素頭部5にはまり、炉内の冷却および減速材液面下まで垂下するシール管3を遮へい体に固着したものである。このシール管3によって炉心上部空室8は、外部と完全に遮断され、遮へい体1の燃料要素貫通部に間げきがあっても、ガスが漏えいすることはない。しかもこの構成は、パッキングその他のメカニカルシールのように損傷したりすることがなく長期の使用に耐えられる。

(丸山)



第1図



第2図