

## <概要>

原子炉の炉心部と同様に、燃料、減速材、冷却材を配置し、炉心部での核分裂連鎖反応を実験的に研究する装置である。燃料と減速材の比率、制御棒の配置、炉心温度などを変更し、種々の条件での臨界条件、中性子束の空間分布、エネルギー分布、反応度温度係数、制御棒反応度効果、各種反応率などの炉心特性が測定される。また臨界事故における出力急昇の過渡現象を研究する装置もある。運転後の放射能が低いレベルに保たれ、炉心の組替え、実験装置の付設、計測器の炉心への挿入が容易である。新しい炉心の設計計算手法は、臨界実験装置による測定で裏付けられる。代表的装置として日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構）に軽水炉心用のTCA、高速炉心用のFCA、高温ガス炉心用のVHTRC、また臨界安全研究用のSTACY、TRACYがある。

## <更新年月>

2006年08月

## <本文>

わが国の臨界実験装置を表1に示す。代表的な装置について以下に説明する。

### 1. TCA（Tank-type Critical Assembly、軽水臨界実験装置）

JPDR（Japan Power Demonstration Reactor、動力試験炉）の付設装置として、米国アルゴンヌ国立研究所のEBWR臨界実験装置、GE社のバレットスの臨界実験装置を参考にして、1961年着工、1962年8月23日初臨界を達成し、本体のJPDRの臨界（1963年10月26日）に先立って、炉心部の特性を測定した。最初の炉心はJPDR炉心と等価で、燃料ペレット直径12.5mm、濃縮度2.6%U重量、水対燃料体積比1.83であった。

#### 〔装置〕

炉心構成の概要を図1に示す。反応度制御は炉心の水位調節によって行われる。制御棒を用いないため中性子束の歪みが生じない。連鎖反応の停止は、水減速材の排出または上部からの中性子吸収板の重力落下による。

初臨界後、80℃までの昇温装置、炉心中央部の燃料棒間隔を変更出来る格子板、中性子インポートランス測定用<sup>252</sup>Cf中性子源、パルス中性子源、<sup>252</sup>Cf中性子源内蔵型イオンチェンバ、炉雑音分析装置など実験設備の充実が図られた。

#### 〔主要実験〕

臨界量、格子定数、反応度効果、ギャップピーキング効果など軽水炉心の特性測定に始まり、原子力船「むつ」の模擬炉心の特性測定（1965年）、国産燃料集合体の特性測定（1966年）が行われた。

1967年から1970年代にかけてMOX燃料を用いたプルサーマル炉心の実験、1985年頃にAPWR燃料集合体の基本設計データの取得、1989年から1992年にかけて高転換軽水炉の六方格子炉心の実験が行われた。

1974年、原子力船「むつ」で予想外の放射線の漏洩が生じた際には、現象の究明にこの装置は大きな役割を果たした。

一方、1980年からは軽水炉心に関する実験のほかに、臨界安全性の実験が本格化し、可溶性毒物、固定吸収体の反応度効果の測定、燃料集合体の相互干渉効果の実験が行われた。1994年からは燃料溶液を用いた臨界安全性の実験がSTACYとTRACYで開始された。

#### 〔教育訓練〕

1995年度から設置目的に教育訓練が加えられた。国内の若手技術者、中央官庁・地方自治体、大学院生、理科教員のほか、発展途上国からの研修生に対して、臨界実験装置による実習を通じて、指数実験、臨界近接、各種反応度効果、出力分布測定など原子炉の基本特性を体得する機会を提供している。

〔利用実績〕

1995年12月1日には、運転回数1万回を達成し、現在も記録を更新している。利用実績を表2に示す。

## 2. FCA (Fast Critical Assembly、高速炉臨界実験装置)

高速中性子炉の設計、運転、安全評価に必要な炉物理データを得るための臨界実験装置として、1964年着工、1967年4月29日初臨界を達成した。当初の炉心は20%濃縮金属U燃料板と、実炉の冷却材、構造材の模擬物質としてのナトリウム板、SUS鋼板、アルミナ板から構成されていた。

1998年度で高速炉関係の模擬実験を終了し、1999年度より新たにADS（加速器駆動システム）による核変換のための基礎実験を開始した。

〔装置〕

写真を図2に示す。水平二分割型であり、停止時に図に示すように引出し状の炉心要素を取り出して入れ替えることで、炉心構成を変更出来る。引出し状の炉心要素の中には、燃料板、ナトリウム板、SUS鋼板、アルミナ板が適切な割合で並べられ、種々の炉心組成が実現される。

1969年まで金属U燃料炉心の基礎実験を実施した後、1970年から1979年にかけてPu燃料と93%濃縮U燃料が追加され、Pu燃料装荷炉心の実験が開始された。1987年には共鳴領域における遮へい効果測定用の劣化U酸化物ピン、1995年には窒化物燃料模擬物質として窒化アルミニウム板が製作された。

付属実験設備として、建設当初にパルス中性子源、1968年にドップラー係数測定装置、1981年にアクチノイド試料駆動装置が設置された。ドップラー係数測定装置は、1991年にレーザ加熱系を追加し、2000℃までの測定を可能とした。

〔利用実績〕

初臨界以来、運転回数は6000回に達した（2005年）。なお、FCAは1998年度で高速炉関係の実験を終了し、1999年度より新たにADS（加速器駆動システム）による核変換のための基礎実験が開始された。利用実績を表3に示す。

## 3. VHTRC (Very High Temperature Reactor Critical Assembly、高温ガス炉臨界実験装置)

VHTRCの前身はSHE（半均質臨界実験装置）で、1961年1月25日初臨界を達成した。当初は半均質増殖炉開発プロジェクトの一環として、増殖炉心データの取得を目的としたが、1963年プロジェクトが中止された後は、黒鉛減速炉に関する基礎実験に用いられた。高温ガス実験炉の設計が進むに従い、核的安全性などの検証を目的として、高温ガス炉のより詳細な模擬炉心を構成するため、1983年改造工事に着手、1985年5月13日、新装置としてVHTRCが初臨界を達成した。なお、VHTRCは1999年1月に運転を停止し、その後廃止措置に移行して現在は解体中の原子炉として位置づけられている。

〔装置〕

装置概観を図3に示す。FCAと同じ水平二分割型であり、燃料コンパクトを黒鉛鞘に装填した燃料棒が水平に挿入される。燃料コンパクトは、UO<sub>2</sub>燃料核を熱分解炭素と炭化ケイ素で2重または4重に被覆した燃料球（直径約1mm）を黒鉛中に分散させたものである。U濃縮度は、2%、4%、6%の三種類である。炉心全体は断熱材で遮へいされており、電気ヒーターで200℃まで昇温できる。

〔利用実績〕

新装置となってからの利用実績を表4に示す。

## 4. STACY (Static Experiment Critical Facility、定常臨界実験装置)

TRACYと並んでNUCEF（Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility、燃料サイクル安全工学研究施設）に設置されている。TRACYが燃料溶液体系の臨界事故時の過渡現象を調べることを目的とするのに対して、STACYは再処理施設で用いられるUおよびPu硝酸水溶液の臨界データ取得を目的とする。1995年2月23日初臨界に達した。

〔装置〕

装置の炉心部を図4、諸元を表5に示す。

## 5. TRACY (Transient Experiment Critical Facility、過渡臨界実験装置)

STACYと並んでNUCEF（Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility、燃料サイクル安全工学研究施設）に設置されている。STACYが再処理施設で用いられるUおよびPu硝酸水溶液の臨界データ取得を目的とするのに対して、TRACYは、燃料溶液体系の臨界事故時の出力上

昇、溶液の温度上昇、沸騰による蒸気ボイドおよび放射線分解によるガスボイドの生成、それに伴う圧力の上昇、燃料溶液、エアゾルの挙動などの過渡現象を調べるための装置である。1995年12月20日初臨界に達した。

〔装置〕

主要系統図を図5、諸元を表5に示す。燃料溶液は下部のダンプ槽から給液ポンプを通して炉心タンクに供給される。槽ベント系は、発生ガスを希釈し、再結合と吸着によって水素とヨウ素を除去する。反応度は次の三通りの方法によって印加される。

イ) 燃料溶液を一定速度で炉心タンクに供給する。

ロ) 調整トランジェント棒を電動駆動により一定速度で炉心から引抜く。

ハ) 調整トランジェント棒を圧縮空気駆動により瞬時（約0.2秒）に炉心から引抜く。

これら三通りの印加方法による過渡出力特性の比較を図6に示す。

---

## <関連タイトル>

[NUCEF \(03-04-02-06\)](#)

[臨界安全性に関する研究 \(06-01-05-02\)](#)

[研究炉と臨界実験装置を対象とする保障措置 \(13-05-02-11\)](#)

---

## <参考文献>

- (1) 日本原子力研究所：原研史（2003）
  - (2) 日本原子力研究所：原研40年史（1996）p271-276、p284-290
  - (3) 日本原子力研究所：原研30年史（1986）p265-270
  - (4) 日本原子力研究所：原研20年史（1976）p191-196
  - (5) 日本原子力研究所：原研10年史（1966）p85-89
  - (6) 科学技術庁原子力局（監）：原子力ポケットブック1997年版、日本原子力産業会議（1997）p391
  - (7) 中島 健：第29回炉物理夏季セミナーテキスト、TRACYとはどんな装置、日本原子力学会（1997）、p68-87
-



# 表1 わが国の臨界実験装置

(1994年6月現在)

名 称	所有者	所在地	主目的	形式	熱出力(kW)	臨界日
1 VHTRC	原 研	東海村	臨界実験(高温ガス炉の開発)	濃縮ウラン、黒鉛減速、水平二分割型	10W	85.5.13 (61.1.25)
2 TCA	原 研	東海村	軽水炉物理の研究	濃縮ウラン、プルトニウム、軽水減速型	200W	62.8.23
3 FCA	原 研	東海村	高速炉物理の研究	濃縮ウラン、プルトニウム、水平二分割型	2	67.4.29
4 STACY	原 研	東海村	再処理施設の臨界安全性に関する研究	低濃縮ウランの硝酸溶液、プルトニウムの硝酸溶液低濃縮ウランの燃料棒	200W	95.2.23
5 TRACY	原 研	東海村	再処理施設の臨界安全性に関する研究	10%濃縮ウラン、硝酸水溶液	10,000W (定常運転時) 5×10 <sup>9</sup> W (過渡出力運転)	95.12.20
6 DCA	動 燃	大洗町	開発実験・臨界実験	濃縮ウラン、プルトニウム富化燃料、重水減速型	1	69.12.28
7 NCA	東 芝	川崎市(浮島)	動力炉及びその燃料要素等の原子炉物理実験	低濃縮ウラン、軽水減速、非均質型	200W	63.12.11
8 KUCA	京 大	熊取町	基礎研究、開発研究及び教育訓練	濃縮ウラン、非均質型(軽水減速及び固体減速)	熱出力 0.1 短時間最大 1	74.8.6
9 STACY	原 研	東海村	核燃料サイクル施設に係る臨界基礎データの収集	ウラン・プルトニウム硝酸水溶液燃料、ウラン・プルトニウム硝酸水溶液減速、タンク型	200W	95.2.23
10 TRACY	原 研	東海村	核燃料サイクル施設に係る臨界過渡現象データの収集	ウラン硝酸水溶液燃料、ウラン硝酸水溶液減速、タンク型	定出力運転時 10 過渡出力運転時 5000MW	95.12.20

● 他に解体中の原子炉として、むつ、JPDR、JRR-1、HTR、OCFがある。

[出典]科学技術庁原子力局(監):原子力ポケットブック 1997年版、日本原子力産業会議(1997)、p391-392

## 表2 TCAの利用実績

実験項目	運転回数 (%)	比率(%)
I ウラン燃料格子特性	3,119	26.5
II JPDR模擬炉心特性	215	1.8
III 原子力船「むつ」炉心特性	610	5.2
IV 軽水炉改良技術 国産燃料集合体、ガドリニア 入り燃料、グレーノーズ制御棒、 APWR炉心特性、 PWR高性能制御棒	744	6.3
V 高転換軽水炉(稠密炉心)特性	631	5.4
VI プルトニウム軽水炉利用特性	1,582	13.5
VII 臨界安全性	2,208	18.8
VIII 教育訓練等	2,334	19.9
IX 定期検査等	314	2.7
合 計	11,757	100.0

[資料提供] 日本原子力研究開発機構(TCA運転記録)

# 表3 FCAの利用実績

炉心 番号	実験目的	主実験期間 年. 月～年. 月	運転 日数	比率 (%)
I, II III, IV	ウラン系基礎実験	42.4～44.11	493	10
III, V	高速実験炉「常陽」模擬試験	45.2～47.5	445	9
VI, VII VIII	高速原型炉「もんじゅ」模擬試験	47.8～49.8 50.7～55.6	1,213	25
IX	標準スペクトル炉心実験	55.7～57.1	201	4
X	高速実験炉「常陽第2炉心」模擬試験	57.4～58.2	122	3
XI, XII XIII	大型高速炉炉心特性実験	58.4～61.2	377	8
XIV, XV	高転換炉炉心特性実験	61.5～H1.9	427	9
XVI	金属燃料高速炉炉心特性実験	H1.10～H3.12	208	4
XVII	酸化物燃料高速炉標準炉心特性実験	H4.1～H6.9	209	4
XVIII	減速材添加金属燃料高速炉炉心特性実験	H6.10～H7.10	102	2
XIX	$\beta$ eff国際ベンチマーク実験	H7.11～H10.6	293	6
XIX, XX	GEM臨界実験、窒化物燃料高速炉炉心特性実験	H9.1～H11.8	126	3
XX, XXI	ADS基礎実験	H11.9～H13.12	160	3
XXI, XXII	低減速炉模擬実験	H14.1～H16.6	240	5
XXIII, XXIV	反射体制御炉心核特性評価実験	H16.7～H18.6	216	4
XXI	Np-237反応度特性実験	H18.7～	19	1

「GEM」:ガス膨張反応度投入機構

[資料提供] 日本原子力研究開発機構(FCA運転記録)

# 表4 VHTRCの利用実績

(1985年4月～1995年7月)

炉心 番号	目 的	特 徴	運転回数	比率(%)
1	HTTR 基本模擬	均一装荷 (4%EU)	684	33.2
2	HTTR 基本模擬	均一装荷 (4%EU)	24	1.1
3	HTTR 基本模擬	均一装荷 (6%EU)	160	7.8
4	HTTR 詳細模擬	軸方向 不均一装荷	733	35.6
5	HTTR 詳細模擬	黒鉛スパイク ペレット装荷	86	4.2
6	HTTR 詳細模擬	可燃性毒物棒 装荷	312	15.1
7	HTTR 詳細模擬	制御棒 部分挿入	62	3.0

EU:Enriched Uranium

[出典]日本原子力研究所(編):原研40年史、日本原子力研究所  
(1996年6月)、p272

表5 STACYおよびTRACYの主要諸元

	STACY	TRACY
熱出力	最大200W	定出力運転時： 最大 10kW 過渡出力運転時： 最大 5,000MW
最大過剰反応度	0.8\$	定出力運転時： 0.8\$ 過渡出力運転時： T50炉心 2\$ T80炉心 3\$
炉心最大容量	約1.1m <sup>3</sup>	T50炉心 約0.2m <sup>3</sup> T80炉心 約0.5m <sup>3</sup>
反応度制御方式	溶液燃料の給排液	溶液燃料の給排液 調整ランジエント棒の 駆動
停止方法	通常停止： 溶液燃料の排液 緊急停止： 安全棒または安全板の自由落下	通常停止： 溶液燃料の排液 緊急停止： 安全棒及び調整 ランジエント棒の 自由落下

[出典]日本原子力研究所(編):原研40年史、日本原子力研究所  
(1996年6月)、p285



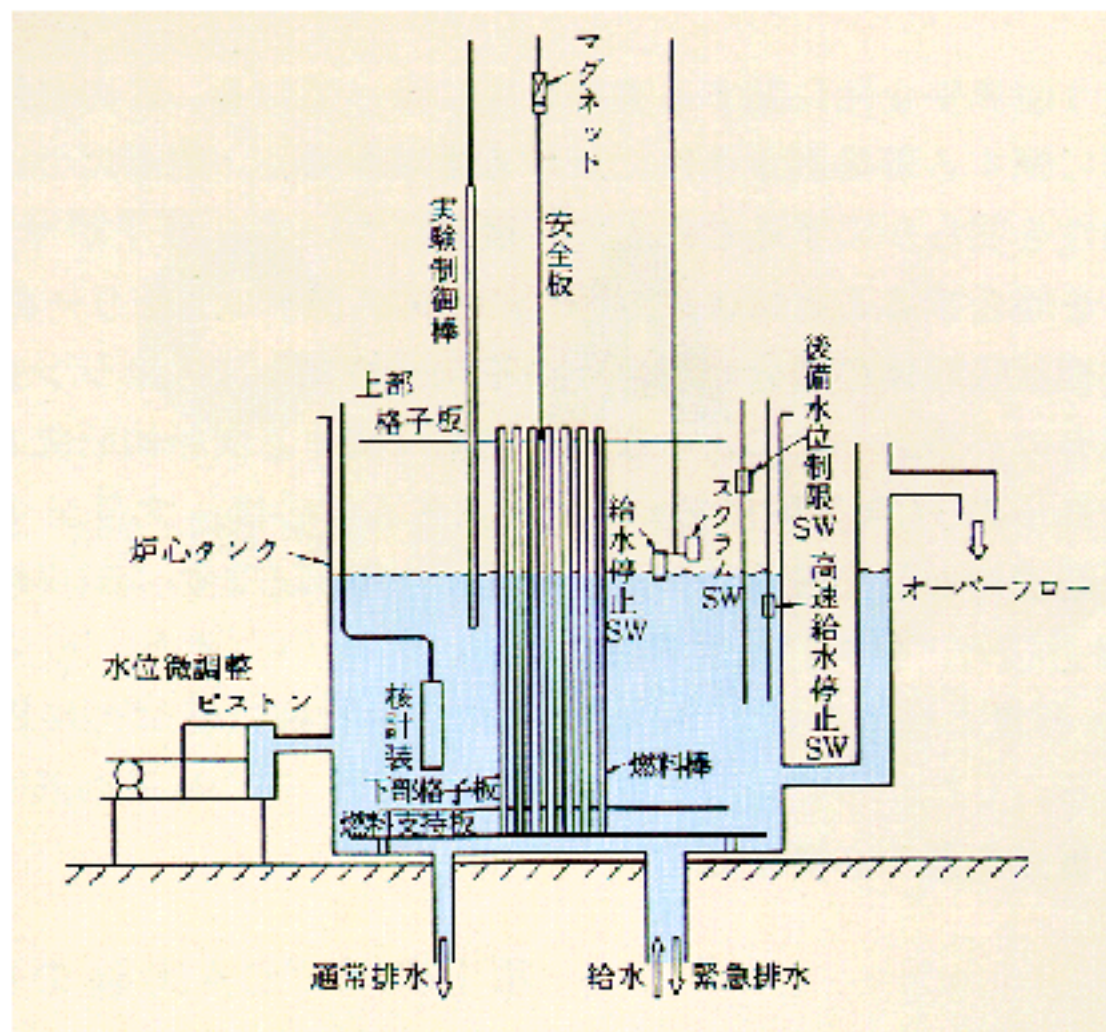


図1 TCA炉心構成の概要

[出典]日本原子力研究所:TCA軽水臨界実験装置パンフレット



図2 FCA

[出典]日本原子力研究所：原研30年史、  
日本原子力研究所(1986年6月)、p.11



図3 VHTRC

[出典]日本原子力研究所(編):原研40年史、  
日本原子力研究所(1996年6月)、p.18



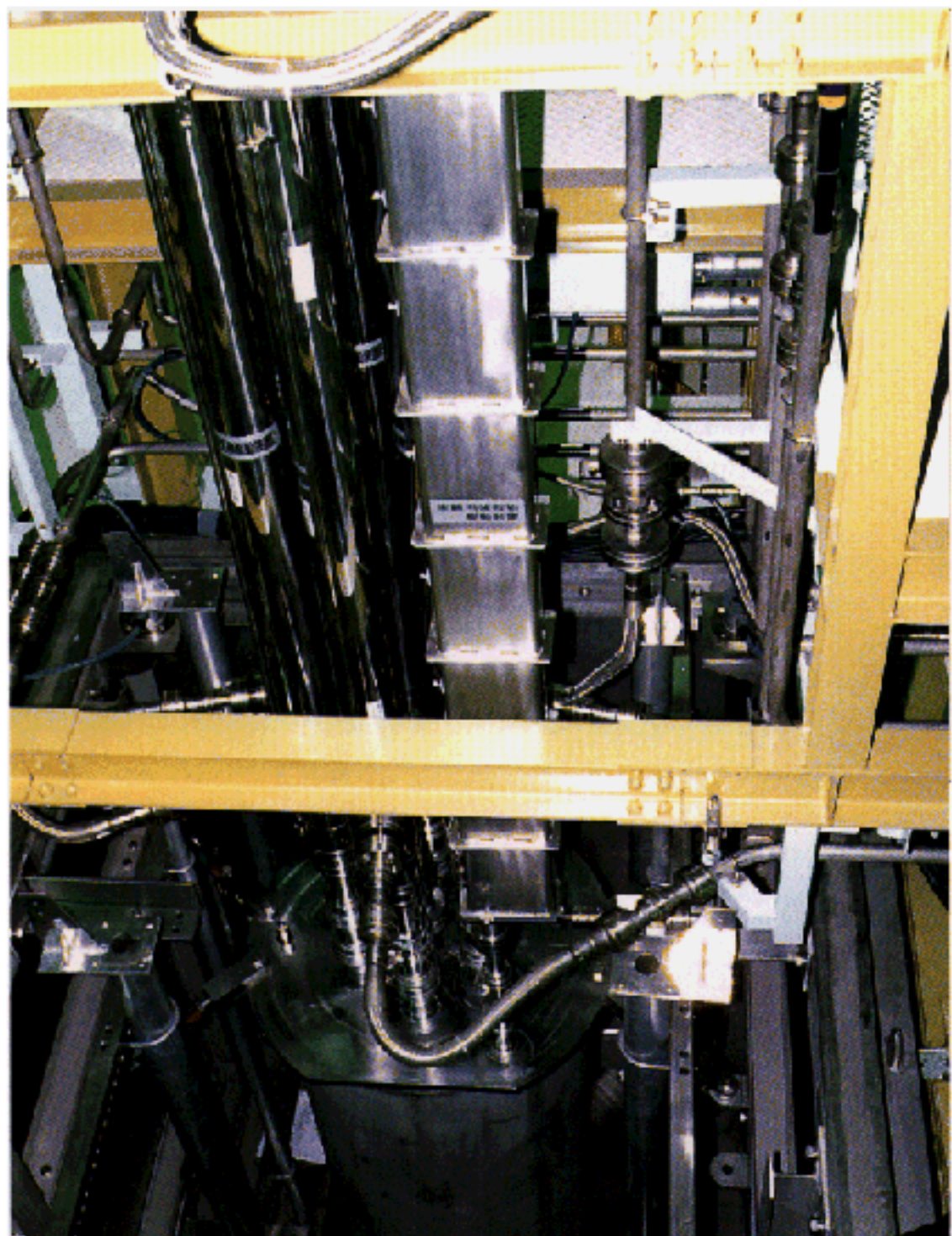


図4 STACYの炉心部

[出典]日本原子力研究所(編):原研40年史、日本原子力研究所  
(1996年6月)、p.288

炉心

槽ベント系

調節ランジェント棒 液位計

安全棒

炉心  
タンク

ヨウ素  
吸着塔 再結合器

送風器

ベントガス  
凝縮器

ベントガス  
希釈槽

急速排液弁

通常排液弁

低速給液  
ポンプ

高速給液  
ポンプ

燃料給排液系

ダンプ槽

図5 TRACY主要系統図

[出典]中島 健:第29回炉物理夏季セミナーテキスト、TRACYとは  
どんな装置、日本原子力学会(1997)、p78



添加反応度: 1.84 \$

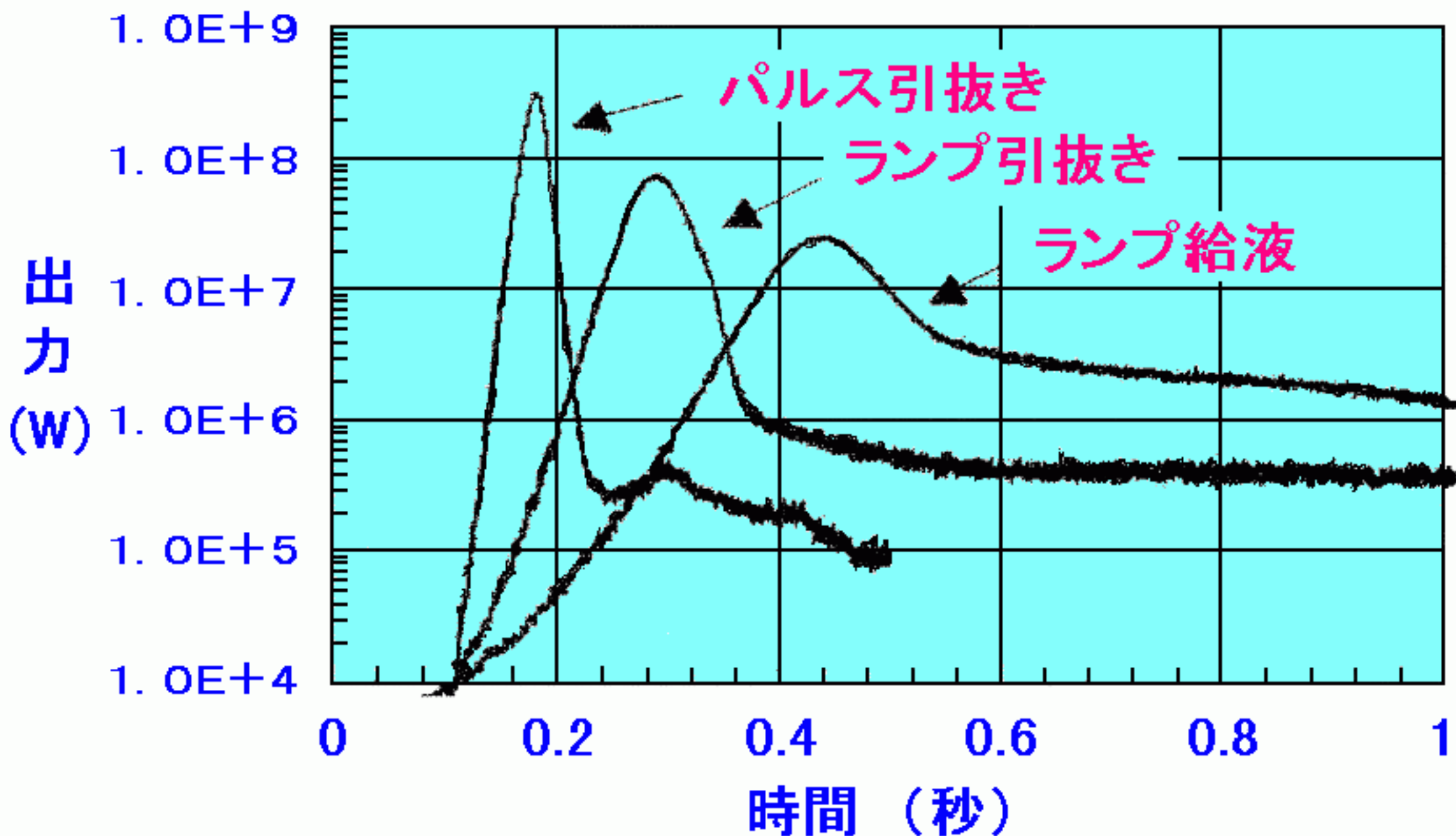


図6 TRACYの過渡出力特性の比較

[出典]中島 健:第29回炉物理夏季セミナーテキスト、TRACYとはどんな装置、  
日本原子力学会(1997)、p83