

第 13 章 臨界集合体

内容

第13章 臨界集合体.....	283
13.1 臨界集合体の概要.....	285
13.1.1 臨界集合体の特徴と役割.....	286
13.1.2 ベンチマーク実験.....	289
13.2 臨界集合体	296
13.2.1 Godiva [8-9].....	297
13.2.2 Jezebel [8, 11]	299
13.2.3 Flattop [8]	302
13.2.4 TCA [13].....	303
13.2.5 FCA [13, 15]	304
13.2.6 京都大学臨界集合体実験装置 KUCA [16]	307
13.2.7 TRACY [13, 19-20]	310
13.2.8 STACY [13]	313

【この章のポイント】

- ・ 臨界集合体は、①核計算の妥当性の検証、②核データの精度検証、そして、③新しいコンセプトの原子炉の模擬実験等の目的で運転される。
- ・ 臨界集合体を用いた炉物理実験で得られたデータは広く活用できるように ICSBEP[1]および IRPhEP [2]などのプロジェクトでデータベースの整備が進められている。
- ・ 米国における初期の臨界集合体および日本国内の主要なものについて紹介する。

商用の原子炉が誕生する過程では、通常の工業製品と同様に必ず試作品を作って性能が仕様を満足しているか試験するとともに、性能の予測はどのくらい正確であったかなどの評価を行う。そして、試作品で吟味を重ね、そのあとによりやく実機の製造に進む。この試作品について、実機スケールの試作品で性能評価をすれば性能試験としては確実ではあるものの、安全性の観点からは、模擬炉心を実験室スケールの小さい規模で構成し、実機の大型炉心になったときに炉心の安全性が担保されるかを確認しておくことが何よりも大切である。また、経済的な観点からは、商用発電原子炉スケールを試作品としたとき、建造に莫大な資金が必要なため経済的なリスクが大きすぎる。ここで、炉心解析の観点から、性能試験で得たい知見は、①核計算に使用される計算コードの性能は妥当か、②核計算に使用される核データの精度は適切か、そして、③実機スケールになったときに所定の性能が得られるか、の3つに絞られる。したがって、経済的な観点からスケールを縮小してもこれらの知見が得られる原子炉を作れば効率がよく、このために最も小さいスケールで建設・運用される原子炉が臨界集合体であり、商用原子炉の誕生を最も遠くから支える原子炉である。また、燃料の製造や再処理工場では、核燃料物質を液体にして配管で輸送しタンクで貯蔵しているが、もし臨界になってはいけな施設で臨界になったらどのような影響が現れるか、そして、どのように事故が進展するかを予測し、事故対策に必要な知見を得るといった目的で建設された臨界集合体（後述の TRACY および STACY）もある。これらの施設で得られた実験結果（知見）は施設を持たない限り得ることができない貴重なデータであり、広く炉物理分野で活用できるように、ICSBEP（**International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project**）や IRPhEP（**International Reactor Physics Experiment Evaluation Project**）などで整備が進められている。

第13章では、臨界集合体の特徴および実験内容と実験の活用例を述べるとともに、米国および日本で建設された臨界集合体の一部を紹介する。

13.1 臨界集合体の概要

【この節のポイント】

- ・ 臨界集合体は原子炉等規制法施行令において、「炉心構造を容易に変更することができる試験研究用等原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性を測定する用に専ら供するもの」と定義されている。
- ・ 単純な構造を有する臨界集合体での実験は、ベンチマーク実験として核データおよび計

算手法の精度検証に有用である。

- ・ ベンチマーク実験では、臨界性、反応度価値、反応率および過渡特性などが測定される。

13.1.1 臨界集合体の特徴と役割

原子炉の設計を行う場合、核的な特性を確認するために、目的とする原子炉の核特性に類似させることができる原子炉があれば、規模は小さくても有益な知見が得られる。さらに、炉心構造を容易に変更することができれば、炉心の寸法や材料を系統的に変化させたときの核特性も掴むことができる。これらのことから、炉心構造を容易に変更することができる原子炉が必要とされ、それが現在、臨界集合体と呼ばれる原子炉である。臨界集合体は原子炉等規制法施行令において、「炉心構造を容易に変更することができる試験研究用等原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性を測定する用に専ら供するもの」と定義されている。

商用軽水炉を模した臨界実験装置では、燃料は燃料棒単位で、炉心の上面と底面に金属製の格子板を設置し、その格子板に穴（孔）を開けて上下の格子板の穴に通す形で炉心内に燃料棒を設置する。高速炉に模した臨界実験装置では燃料は金属板単位で扱われることが多く、金属板状の燃料を束ねドロワーと呼ばれる容器に入れ炉心に装荷する。臨界実験装置では、目的に従って燃料棒を差し込むピッチや容器を変化させることで、炉心の構成を容易に変更することができる。

臨界集合体の特徴として以下のものが挙げられる。

- ① 構造：特定の建物の中に装置一体が組み込まれている。
- ② 運転方法：臨界集合体は、原子炉そのものであり、設計・建設の時点で守るべき炉心特性の制限値（例：出力）が文書（例：設置許可申請書）に明示されており、それらの数値の範囲内で実験や運転を実施しなければならない。例えば、核データの精度を検証する場合、核データの精度が十分でない核種を装荷することがある。このとき、臨界近接など、慎重に運転を行うことで制限値を超えないようにするが、炉心性能の予測精度が悪い場合においては、炉心の性能にどうしても不確定要素が残ってしまうことに留意する必要がある。臨界近接の途中および実験中のあらゆる瞬間において、原子炉の挙動などに何か疑問に思うことがあれば、自らの判断で、まずは制御棒を挿入することで原子炉を停止させ、そのあと原因について吟味するのが通例である。
- ③ 温度および圧力：温度制御を行う装置もあるが、概ね室温で運転する。また、炉室内の圧力はわずかに減圧されているが大気圧とみなせる。軽水炉用の装置では減速材に軽水を用いるが、減速材は沸騰せず（減速材の密度変化が微小）、蒸気も発生しない。一般に極低出力（数 W 以下）で運転されるため、停止後の崩壊熱も極めて小さく、自然冷却でも原子炉の温度は上昇しない。
- ④ 出力、温度効果および燃焼：熱の発生が無視できる数 W 程度で臨界性などのデータが十分に取得できるため、温度上昇によるフィードバックや構成部材の膨張を考慮する必

要がないので、素性の良いデータを蓄積することができる。また、核燃料の燃焼も無視できるため、運転毎に構造材（特に核燃料）の組成変化を厳密に取り扱う必要がない。さらに、素性の明らかな核燃料を何度も別の実験に使用できるため、信頼性の高いデータが得られる。

- ⑤ 放射線レベル：燃焼を伴わないので放射線レベルが低く、核燃料および構造材を人力により容易に扱うことができる。構造材はAl(アルミニウム)で作られている場合が多い。これは、装置が軽量となることと、Alの中性子吸収断面積が十分に小さいため放射化せず、運転後に人間が炉心に立ち入る際の γ 線バックグラウンドが低くなることが理由である。
- ⑥ ゆらぎ：商業用原子炉では炉心内部に流体が流れており、例えば、その流量の揺らぎによっても臨界点（中性子レベル等）に揺らぎが生ずるが、臨界実験装置は循環冷却を行っていないため扱いやすく、臨界点を極めて正確に把握することができる。
- ⑦ 材料管理：装置を構成する材料の寸法、質量（および原子数密度）が正確に測定されており、実験を再現するための計算の精度向上に寄与している。小型の原子炉が多く、体系の組成および寸法を管理下に置きやすい。なお、④で述べた通り、臨界集合体の出力では燃料の原子数の変化や核分裂生成物の発生が無視できるので、計算では同じ原子数密度を繰り返し使用できる。
- ⑧ 遮蔽：運転時に炉心の存在する部屋（あるいは装置室）に人間が立ち入ることはないが、運転による総核分裂数が十分に小さく核分裂生成物の量も極めて少ないことから、発生する放射線（主に中性子線および γ 線）のレベルは、公衆に対する放射線対策が小規模で済む程度に低い。また、運転後には長い冷却時間は要せずに炉心に近づくことができる。なお、ここでの「冷却」は熱を冷ます意味の冷却ではなく、放射線のレベルが低下するのを待つ「冷却」である。

反対に、商業用の原子炉に向けて臨界集合体では得られ難い知見として以下のものが挙げられる。

- ① 核熱結合：有効な熱が発生しない場合は減速材（軽水）の密度変化はほとんど起こらないため、核と熱が結合した実験や検証はできない。
- ② 燃焼：核分裂量が少なく、燃焼計算等の精度検証に必要な実験は実施できない。
- ③ 中性子スペクトル：小型の実験装置であるために体系からの中性子の漏れの割合が大きい。したがって、炉心の中性子スペクトル（中性子のエネルギー分布）が、目的とする商業用原子炉のものと異なっていないか注意しなければならない。

軽水炉では、燃料の配置換え（shuffling）、使用済み燃料の取り出しや燃料貯蔵プールでの保管、キャスクでの輸送などは燃料集合体単位で実施されている。事前に、決定論的手法により燃料集合体単位の計算を行い（このとき使用される計算コードを格子計算コードと呼

ぶ)、その結果を適切に均質化して、炉心シミュレータと呼ばれる別の計算コードに入力として与えることで、原子炉全体の挙動を把握している。燃料集合体の設計および運転管理では、格子計算コードと炉心の流量や蒸気量を含めた全体の計算を行う炉心シミュレータとの組み合わせで実施されている（近代ノード法が用いられた CASMO/SIMULATE コードが有名）。

では、実際の問題として、例えば、商用軽水炉心を建設・運用したいとしよう。核設計の際に、最も基本的な核特性である実効増倍率の計算を最新の核データライブラリーと計算手法の近似が少ない連続エネルギーモンテカルロ法によって行ったとする。ここで、連続エネルギーモンテカルロ法は、体系の幾何形状に関する近似がほとんど必要なく、計算手法に数学的な近似がないので、核データの品質保証によく用いられている手法である。計算後、例えば、実効増倍率の計算値には核データライブラリーの不確かさがおよそ1%含まれることがわかった。炉心にもよるが、U-235 が核分裂反応の大部分を占める炉心で実効増倍率が約 1.008 (1.000+実効遅発中性子割合) になると出力が急激に上昇する即発臨界になってしまう。したがって、核計算の段階で実効増倍率に対して1%の不確かさがあるというのはかなり大きく、安全に運用するためにもこの不確かさは低減されるべきである。ここで、商用軽水炉心に類似するようなスケールの小さい臨界集合体があれば、臨界集合体での臨界計算を実施して実験と比較することにより、商用軽水炉心の解析でどのくらい核データライブラリー起因のバイアス（誤差）が存在するのかが予測できる。また、連続エネルギーモンテカルロ法による計算は、正確ではあるものの計算時間が非常に長く、何度も計算を繰り返して最適化を図る核設計段階ではこのような計算手法は向かない。そこで、近似が含まれるものの計算時間が短い計算手法で核設計を実施するが、近似が用いられた計算手法のバイアスがどの程度なのか知見がない場合、臨界集合体で行われた実験をもとに計算コードの精度を試験すればよい。また、実際の商業用原子炉では、運転時の燃料棒の破損を避けるために、出力が最大になっている燃料棒位置とその出力の値が運転制限値を超えないように十分な注意が払われるが、その出力の計算精度も臨界実験を対象にして計算と実験を比較することで確認できる。

このように、臨界集合体は小さな原子炉ではあるが、臨界実験で得られる炉心が臨界になるときの燃料の質量（臨界質量）および核分裂反応率分布（または出力分布）を通じて、炉心設計段階における格子計算コードの品質保証ならびに商用原子炉の安全性に大きく寄与してきたことを強調したい。臨界集合体の使用目的を以下に記す。

- ① 計算コードの精度検証：臨界とは実効増倍率が1になる物理状態である。臨界計算コードで臨界状態を再現し、実効増倍率が1からずれる程度を調べることで、計算コードの妥当性と実際の商業用原子炉の炉心の設計時のずれを把握することができる。
- ② 核データの精度検証：これまでにあまり測定されてこなかった核種を臨界集合体に装荷し核特性を試験することにより、核データの精度を検証することができる（例：仏国・MINERVE 炉での核分裂生成物の中性子吸収断面積のパイルオシレータ法による測定

[3]。東芝・NCAでのAP 1000の出力調整用の特殊制御棒のタングステン(W)の中性子吸収量の測定)。

- ③ 新型炉の模擬実験：商業用原子炉の新たな炉心概念の実証に関する基礎データを提供することができる(例：軽水炉でのMOX燃料装荷炉心の数値解析の精度検証のためのベンチマーク実験VIP (VENUS International Program) [4]、加速器駆動システム・改良型BWR・第4世代原子炉のモックアップ実験[5]、MOX燃料装荷BWRの過減速体系における物理現象の解明 (BASALA experimental program) [6-7])。これらは、新しい原子炉の建設に際して、安全審査(許認可作業)に役立てられてきた。また、新型中性子検出器の検査にも使用できる。特定の物質の中性子吸収量の確認実験では、原子炉に関する許認可作業に関わっている(例：京都大学KUCAでの福島第一原子力発電所の燃料デブリの取り出しに向けたホウ酸水による中性子吸収量の測定)。
- ④ 教育：臨界実験装置では炉心を臨界にする際に、臨界近接および中性子逆増倍法といった手法が用いられることが多く、臨界とは何かを実際に体験することができる。また種々の放射線計測技術を体感でき、学生や原子力技術者の教育・訓練に用いることができる。

上記①～③について、核計算の精度検証において基準となる基礎実験はベンチマーク実験として取り扱われる。

13.1.2 ベンチマーク実験

ベンチマークとなる実験は世界各国で行われており、ICSBEPおよびIRPhEPでは種々の炉心形状・構成部材で実施された実験について経済協力開発機構・原子力機関(OECD/NEA)が取りまとめている。

ICSBEPでは、臨界安全の解析に資するために、計算および核データライブラリーの妥当性評価に臨界・未臨界実験結果を容易に用いられるよう、標準的なフォーマットに実験結果を編纂することを目的としている。収録されているベンチマーク実験は、2015年の段階で4,874ケースに及んでいる。

IRPhEPでは、炉心設計、安全解析、そして核データライブラリーの評価に関わる専門家が計算手法および核データライブラリーの妥当性評価のために使用することを念頭に置いており、世界各国で行われた炉物理ベンチマークが収録されている。2018年版では(表紙は日本原子力研究開発機構・FCA(後述)の断面の写真)、54の異なる施設における159の一連の実験が含まれている。

これまでの章では、われわれは(特に燃料中での中性子による核分裂反応で発生する)中性子に着目して原子炉物理への理解を深めてきたが、実験では中性子を直接検出することはできない。炉物理実験では、中性子を何かと相互作用させ、その相互作用で発生する信号を計測して炉物理パラメータとして評価する。また、数100Wの高出力運転後や自発核分裂反応を有する核種が炉心体系に含まれる場合、中性子がバックグラウンドとして検出される点を考慮しなければならない。以下では、炉物理ベンチマークに資する(1)臨界性、(2)

反応度値、(3)反応率、および、(4)過渡特性について簡単に紹介する。(1)および(2)は、炉心全体で定義される核特性 (k_{eff} 、反応度 ρ 、実効遅発中性子割合 β_{eff} 、即発中性子減衰定数 α など) の検証に役立てられている。(3)は局所的な出力値や中性子束の分布形状の評価および計算精度の検証に用いられる。(1)から(3)までは炉心挙動の時間変化を考慮しない計算(静特性解析)によって評価可能な物理量であるが、(4)によって、事故解析など炉心挙動(出力、温度および圧力など)の時間変化を考慮した計算(動特性解析)の品質保証が可能になる。

(1) 臨界性

炉心が臨界かどうかの判定は、中性子検出器の時系列応答の推移によって確かめることができる。中性子検出器には、 ^3He 検出器、 BF_3 検出器などのガス比例計数管、また、核分裂性物質を検出器内に封入した核分裂計数管が主に使用されている。いずれも、 He-3 、 B-10 または核分裂性物質が中性子と核反応を起こしたときに放出される粒子のエネルギーを電荷に変換し、この電荷を収集して、中性子との核反応に起因する信号を電気信号に変換するものである。

臨界状態に初めて達した原子炉はシカゴパイルであるが、この時に臨界量の予測に用いられた実験手法は**臨界近接 (critical approach)** と呼称され、現在においても使用される実験的に非常に信頼性の高いものである。臨界近接では、明らかに未臨界の状態から臨界への近接過程を始める。炉心に S 個の中性子源を置いたとき、超過臨界であれば炉心内の中性子は中性子増倍率 k を公比とした等比数列に従って中性子の世代ごとにネズミ算的に増えていくが、近接過程において体系は未臨界であるので炉心内の中性子はいずれ零個になる。ここで、大切なポイントは S 個の中性子源を炉心に投入したときに、炉心内の中性子の数と炉心の近くに配置した中性子検出器での計数は比例するということである。臨界に近づけば近づくほど中性子の検出数は増えていくので、炉心内の中性子の数に比例する検出数を目印に、燃料あるいは燃料棒を追加するか、制御棒(もしくは微調整棒)を適切な長さ引きぬくかあるいは、臨界集合体の炉心タンクの水位を適切に上昇させていくかすればよいことがわかる。注意しなければならない点は、臨界を達成するために変化(調整)させるパラメータは一つであるということである。すなわち、制御棒と水位の2つを同時に調整するようなことはない。例えば **STACY** (後述) では炉心タンク内の水位の高さのみを調整して臨界を達成する。

しかし、残念ながらわれわれが目指す臨界状態では、各世代で中性子の数は S 個になる(臨界状態なので世代間で中性子の数は変化しない)ので、 S 個の中性子を投入した後に、臨界炉心で発生する中性子の数は無限大になってしまう。物理学や工学において無限大といった数は扱えないため、臨界近接では、ブレイクスルーとして炉心内で検出された中性子計数の逆数を指標とする。

ここで、確実に未臨界の体系で S 個の中性子を置いたとき炉心内の中性子の数の総計と、燃料をほんの少しだけ追加して同様に中性子の総数を比較すると後者の方が計数は大きく

なる。初期の計数を燃料追加後に得られた計数で割った値を縦軸として横軸を燃料質量としてプロットする。炉心が臨界になれば計数は無限大になるのでプロットにおいてこの計数比が 0 になるところを目指して、最新の 2 点を用いた直線外挿によって、少しずつ燃料を追加し、プロットを逐次更新していく。このプロットは**逆増倍率曲線 (inverse multiplication curve、図 13-1)**と呼ばれている。このプロットを頼りに燃料の追加を繰り返すことで、臨界炉心を構築することができる。

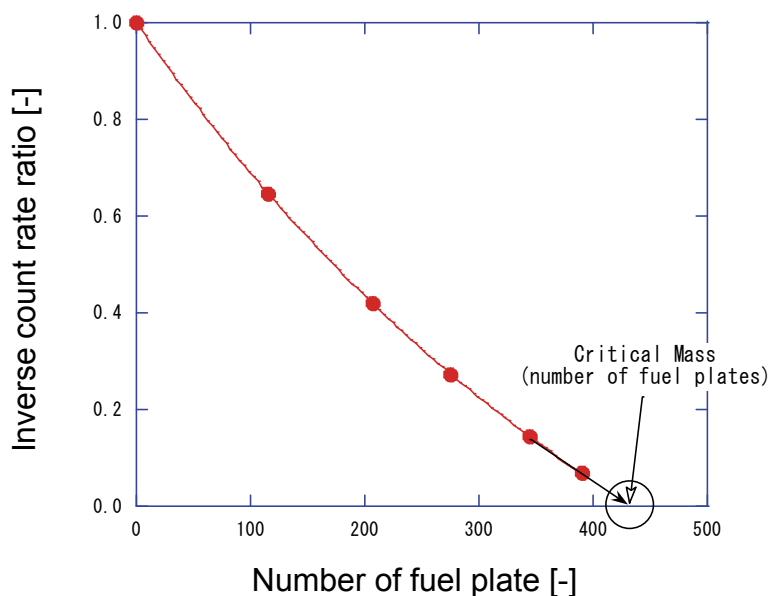


図 13-1 逆計数率曲線の一例

なお、臨界近接を進行していく過程において、核計算で得られた炉物理パラメータおよび補正項などは一切使用していない。すなわち、原子炉物理実験として測定のみで完結しており、たとえ核計算において実効増倍率の計算精度が 1% の不確かさで即発臨界になる可能性を暗示している場合や、そもそも核計算が間違っている場合においても、実験で燃料を少しずつ追加して逆増倍率曲線を正しくプロットできれば、臨界事故を確実に防ぐことができる。この例では燃料を少しずつ追加していったが、 k を徐々に大きくする方法として、およそ次の 3 つがある。

- ① 原子炉に装荷する核燃料物質の量を増やす。
- ② 原子炉の中性子吸収材を減らす (制御棒の引き抜き操作など)。
- ③ 原子炉を実効的に大きくする (中性子の漏れを小さくする)。

上記の 3 つの方法を用いる場合、逆増倍曲線をプロットするときの横軸が異なる。①は核燃料物質の質量、②は例えば制御棒の位置、③は実効的な炉心サイズ (例えば炉心タンクの水位) となる。

臨界近接の最終段階では、起動用の中性子源を体系から引き抜き、制御棒などを操作して原子炉が自発的に核分裂連鎖反応を維持することによって臨界が達成される。なお、商業・発電用の軽水型原子炉も初めて原子炉を臨界にする際に臨界近接が用いられている。沸騰水型原子炉（BWR）では制御棒の引き抜き長さ、加圧水型原子炉（PWR）では原子炉の一次冷却水中のホウ酸の濃度を本手法によって調整し、初臨界を達成する。

さて、もし核燃料物質そのものが核分裂反応とは無関係に中性子を放出する場合、この核燃料物質を体系から取り除かなければ狭義の臨界を達成することはできない。しかし、この場合についても、臨界に近接するほど出力が大きくなるという核分裂連鎖反応の原理によって、出力の異なる仮想的な臨界点を測定して、出力が無限大となる臨界点を外挿によって求めたとき、この値を臨界点として実験的に定められる。

ベンチマークには臨界になった時の炉心の状況の詳しい情報（使用した燃料の種類、本数や体数、燃料の空間的配置、炉心の温度、減速材の温度（概ね室温や水温であるが正確な温度が測定されている）、炉心の減速材の量（あるいは炉心タンク内の水位）、制御棒や微調整棒の挿入本数あるいは挿入長さ、炉心タンクに溶かした中性子吸収材の量（例：ホウ酸の濃度））などが包括的に記載される。

(2) 反応度価値

反応度 (reactivity) は原子炉が臨界からどの程度離れているかを定量化する炉物理パラメータであり、超過臨界を正、臨界をゼロ、そして、未臨界を負の量として取り扱い、その絶対値はどの程度臨界から離れているかを示している。**反応度価値 (reactivity worth)** は、例えば、ある炉心体系に制御棒を挿入したときの反応度の変化量を指す。ここで、反応度は臨界炉心への制御棒などの挿入によって断面積に微小な変化（摂動と呼ばれる）を与えたときの臨界性の違いとしても捉えることができ、局所的な変化が炉心の臨界性にどの程度影響を与えるかを定量化する積分パラメータとしても解釈することができる。

原子炉を運転するにあたって最も重要な反応度価値は、制御棒が有する反応度価値（制御棒価値）である。炉心が持っている余剰反応度に対して、制御棒による停止余裕ほどの程度あるかを定量的に把握するために必要な反応度価値だからである。制御棒価値は、計算によっても求められるが、商用原子炉においては起動前の炉物理試験において測定され、炉心の設計精度が十分かどうかの判断が下される。臨界集合体における制御棒価値は、臨界集合体そのものの安全性に大きく関わっているだけでなく、商用原子炉での適用を見据えた、新しい測定手法の精度評価および計算で用いられる核データライブラリーの品質を含めた、計算手法の品質保証にも寄与している。制御棒価値の測定は**落下法 (rod drop method)** が有名で、臨界状態から制御棒を落下させて、臨界時の検出器の中性子計数率を、落下直後から中性子が計数されなくなるまでの総計数で割った比を用いて測定される。すなわち、制御棒価値の測定値はこの計数比と比例関係にある。図 13-2 に KUCA における異なる反応度価値を有する制御棒の落下法による制御棒価値測定の一例を示す。図 13-2 では、制御棒を落下させる前で計数率にばらつきがみられる。これは、0.1 W 程度の運転出力のために炉心の中

中性子束がわずかに揺らいでいることに起因している。臨界時の計数率を決定する際には、数秒間計数し、1万カウント以上の計数を用いて平均的な計数率を決定することが望ましい（それでも、制御棒価値の測定値に1%の統計誤差が生じる）。制御棒を落下させると炉心は臨界状態から未臨界状態に変化し、出力が指数関数的に減衰する。ここで、同じ出力であったにも関わらず、出力の減衰に着目すると制御棒1の方が制御棒2に比べて負の反応度を印加する能力が高いことが推測できる。今回の例では、制御棒1、2の制御棒価値はそれぞれ888 pcm、151 pcmと測定された（「pcm」とはper cent milleの略であり 10^{-5} に対応する）。このように基礎的な計数の結果を用いて制御棒価値が簡便に求められるところが落下法の利点である。

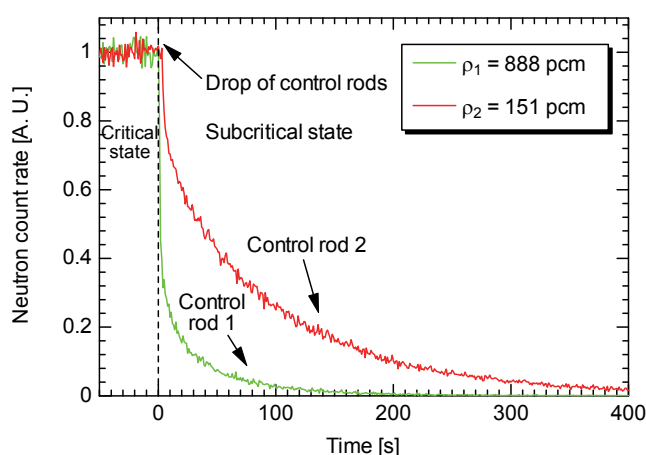


図 13-2 臨界状態から制御棒を落下させたときの中性子計数率の推移

反応度には他にもサンプル反応度、(冷却材) ボイド反応度およびドップラー反応度などがある。サンプル反応度は核データライブラリーの精度検証を実施する際に測定される。断面積がよく把握されている核種とよくわかっていない核種を置換して反応度価値の測定を行い、測定された反応度価値は主に断面積の変化によるものが寄与しているので、その他の炉心構成部材の影響が取り除かれた貴重なベンチマークデータを取得することができる。ボイド反応度は臨界集合体に空洞状のピンや構成部材を装荷することで測定できる。また、ドップラー反応度は集合体を構成する軽水や炉室の温度を上昇させることで測定できる。ボイド反応度およびドップラー反応度のいずれも、臨界集合体の安全性を担保するために(計算または測定で)評価が必要な核特性値である。

(3) 反応率

実験では中性子束(または中性子の密度)を直接測定できない。中性子検出器では検出効率込みの反応率が測定できるが、そのほかの方法としては、放射化箔法が一般によく用いられる。放射化箔法は、実験前に炉心に例えば金箔などを張り付けて、その後、(数100 W以下で十分な)一定出力運転を数時間行い、炉心の中で中性子と相互作用を起こさせて放射性

物質に核変換させる。実験後、照射したものを取り出して放射線計測によって特定の γ 線を計数し、核変換によって生み出された核種を推定することにより、その核反応の**反応率** (reaction rate) を実験的に得る。例えば、金箔の場合、高純度ゲルマニウム検出器によって411 eVの γ 線ピークが得られれば、そのピークの面積、すなわち、 γ 線の計数値を用いて $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$ 反応による反応率が測定できる(図13-3)。また、金箔を設置することにより局所的な反応率を測定できるが、金線の設置により反応率の空間的な分布形状を取得することもできる。また、炉心に挿入していた燃料棒や燃料板を取り出し、 γ 線の量を相対測定したとき、 γ 線の量は核分裂生成物の量に比例し、核分裂生成物の量は出力に比例すると仮定すれば、このように測定した γ 線の量から、炉心の特定の位置に置かれた燃料棒や燃料板の核分裂反応率分布(出力分布)の情報を得ることができる。

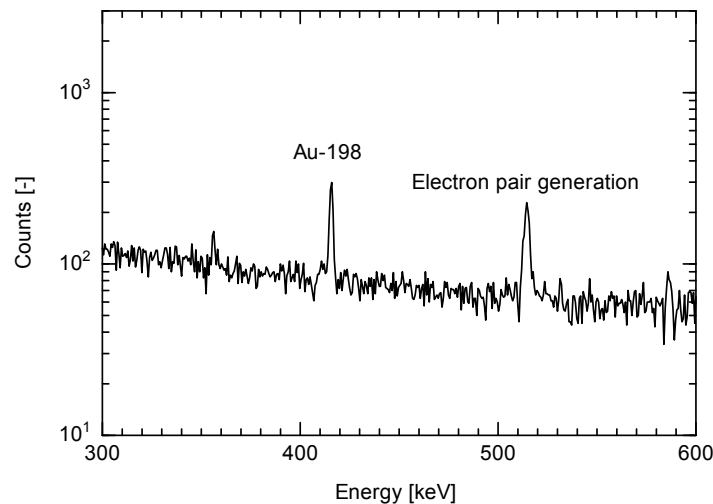


図13-3 照射実験後の金箔の γ 線スペクトル

また、核分裂計数管を用いると、U-235 および Pu-239 の核分裂反応率が実験的に得られる(図13-4)。この測定値を用いれば、例えば、同じ中性子スペクトルの炉心で核分裂性物質を変化させたときにどのような挙動になるかを大まかに推測することができる。

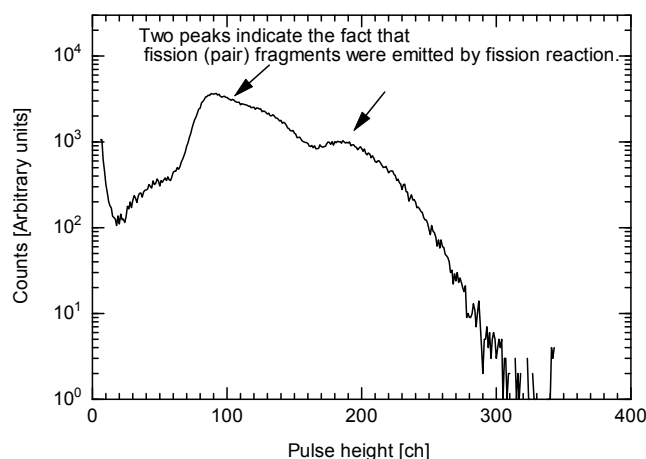


図 13-4 ^{235}U 箔が設置された核分裂計数管の検出器応答
(横軸は信号の強度を表しており核分裂片のエネルギーと比例関係にある。)

これらの反応率を実験的に評価するときの重要なポイントは、2つ以上の反応率を測定して反応率比として評価することにある。例えば、1W と 10W では中性子束の大きさが 10 倍違うことから、それぞれの運転条件で得られた反応率も 10 倍異なる。計算でこの反応率を評価する場合、実験において出力を正確に測定する必要がある。この場合、出力測定の不確かさが反応率の測定値に含まれてしまうが、2つ以上の反応率を同じ運転条件で測定しておきその比を取れば、出力を別途測定する必要がないため、実験精度および信頼性の低下を防ぐことができる。

(4) 過渡特性

近年の計算機の発達により、連続エネルギーモンテカルロ法においても臨界性および反応率といった静特性の解析だけでなく、連続的に出力が変化する動特性の解析が実施できるようになってきた。そこで、これら一連の解析の妥当性評価のために炉心を超過臨界にした時の中性子計数率の変化（図 13-5 において超過臨界状態では指数関数的に計数率が上昇している）などのデータが測定されている。また、パルス中性子源を周期的に炉心に打ち込んだ時の中性子計数率の変化（図 13-6）についても米国・ロスアラモス国立研究所で開発された連続エネルギーモンテカルロコード MCNP を用いて解析されている（このような解析によって、解析コードの妥当性もさることながら、核データにおいて即発・遅発中性子の収率、散乱反応の角度分布の精度を検証することができる）。臨界性について網羅的に知見が得られた後には、このような中性子計数率の時間的な変化だけでなく、温度、圧力、さらに沸騰現象といった熱水力を伴うベンチマーク実験に焦点が当てられると予測される。

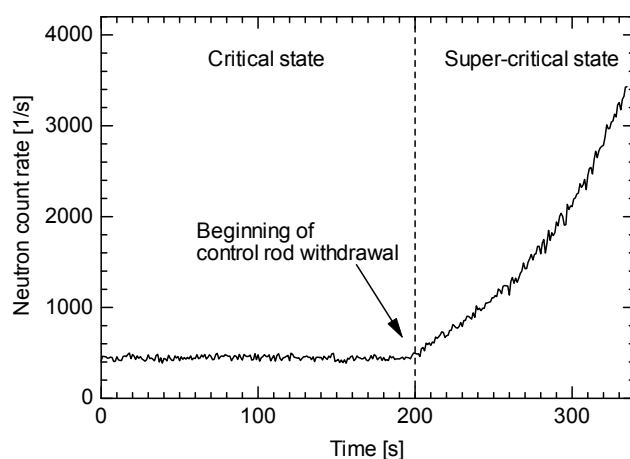


図 13-5 超過臨界時の計数率の変化 (KUCA にて測定)

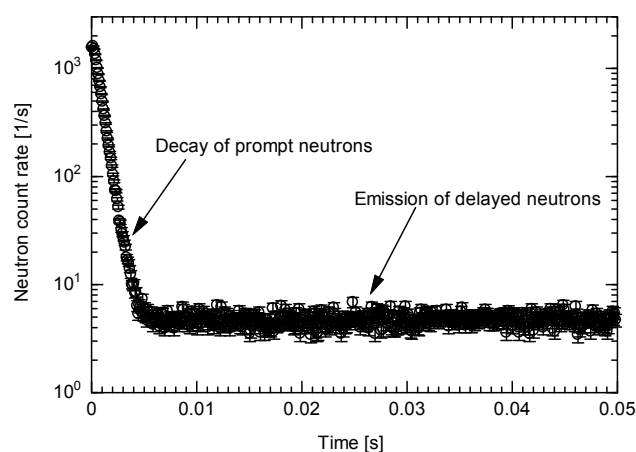


図 13-6 パルス中性子が炉心に繰り返し (0.05 秒間隔) 打ち込まれたときの計数率の変化 (Time = 0 [s] のときパルス状の外部中性子が炉心に打ち込まれている。KUCA にて測定)

13.2 臨界集合体

【この節のポイント】

- ・ 米国では 1947 年から遠隔操作型の臨界集合体が建造され、実験者が安全に実験できるようガイドラインが整備された。
- ・ 日本では 1960 年代から臨界集合体を用いた実験が行われるようになり、国際的なベンチマーク実験が数多く実施されてきた。
- ・ 本節では、米国の Godiva、Jezebel および Flattop、日本原子力研究開発機構の TCA、FCA、TRACY および STACY と、京都大学の KUCA について紹介する。

人類の手によってはじめて臨界状態が達成された 1942 年以降、核分裂反応で得られる莫大なエネルギーは軍事的な利用に向けられた。1940 年代初めの米国における実験風景は兵

器級の高濃縮ウランまたはプルトニウムの塊を直接目の前にして（生体遮蔽なし）、まるで化学者が試験管を手で振って薬品を混ぜるような感覚で行われてきた。

米国・ロスアラモス研究所は、臨界事故が起きても周辺に影響が及ばないようにパジャリートキャニオン（Pajarito Canyon）という孤立した地域に建設された。同研究所においても初期の炉心は手で直接操作されており、実験者が核燃料の塊を操作中に手先を滑らせてしまった事例があった。不幸にもその塊はより核分裂反応が促進され出力が加速する場所に落下し、超過臨界状態での放射線バーストによって実験者は多量の放射線を浴び、数日後、この実験者は亡くなってしまった。

臨界集合体の操作における死亡事故を重く受けて、炉心の臨界操作につながる核分裂性物質の直接操作が禁止された。同時に、重要項目として、実験の汎用性および再現性に加えて人命の安全と核分裂性物質に関する保障措置が強調されたガイドラインが作成された。これにより、運転手順の詳細な説明がない実験は禁止され、実験の手順書は研究所の審査にかけて承認するという手続きが義務付けられた。本ガイドラインは初期段階で炉心操作を400 m離れた遠隔地から行わなければならないとしたほか、人間の手先の動きを再現できる複雑なロボットの導入、さらに、従来から使用されてきた機械についてはより簡単な動きのみに制限を設けるなど、規制前と比較すると安全に対する意識が徹底されている。炉心については、重力による信頼性の高い fail safe 機構を持たせなければならないとし、運転では一人が実験の安全を監視することに割り当てられ、どの実験者も実験の安全性に疑問を持った時は実験を中止できるようにした。このガイドラインの有効性はこの後に大きな臨界事故が発生していないことから高く評価されている。

当初、「Kiva」と呼ばれる臨界集合体の遠隔操作が可能な臨界実験施設が1947年から開設され、のちに萌芽的（主に核兵器の貯蔵、輸送などに関する）実験に適用するために2つのKiva（Kiva2 および Kiva3）が建設された。本目的のためにKivaで建造された初めての臨界集合体はTopsy（天然ウラン反射・高濃縮ウラン炉心）と呼ばれた。1948年の秋に終了したTopsyにおける実験を補うために、3つの異なる臨界集合体（Lady）Godiva、Jezebel および Flattop が核分裂性物質であるU-235、U-233 および Pu-239 の特性を把握するために構築された。

本節では、現在においてもベンチマーク実験として活用されているGodiva、Jezebel および Flattopに加えて、日本で建設された主要な臨界集合体（TCA、FCA、KUCA、TRACY および STACY） およびそこで実施された特徴的な実験について紹介する。

13.2.1 Godiva [8-9]

Topsy が運転している中、基盤研究のために2番目の遠隔操作型のGodiva と呼ばれる臨界集合体（図13-7）の運転が1951年に開始された。炉心はTopsy（反射体付き球形状炉心）よりも単純な濃縮ウランの裸の球形状で、単純な形状としたのは裸の炉心から飛び出した中性子がコンクリート壁などで散乱して炉心に再入射する効果が不明だったことが要因として挙げられている。Godiva 炉は球を3つに輪切りした形で、中央部は固定され、ワイヤ

一でガイドされた上下のドーム状の燃料が動いて最終的に球になることで臨界が達成される。中央部にはフィルター付きの穴と濃縮ウランの制御棒が挿入される鞘が含まれている。フィルター付きの穴には部分燃料を差し込むことで臨界量が調整される。1962年の終わりには炉心特性の把握が終了し、制御棒較正と臨界質量の調整、そして、炉心半径を変数としたときの高濃縮ウランの等価反応度によって、Godiva 炉を理想的な球形状と見なすための補正が行われた。また、即発臨界時の挙動を調べるために、遅発臨界から印加する反応度を変化させて正ペリオドが系統的に測定された。最終的に、反応度は即発臨界に対して 97% の領域まで印加された。

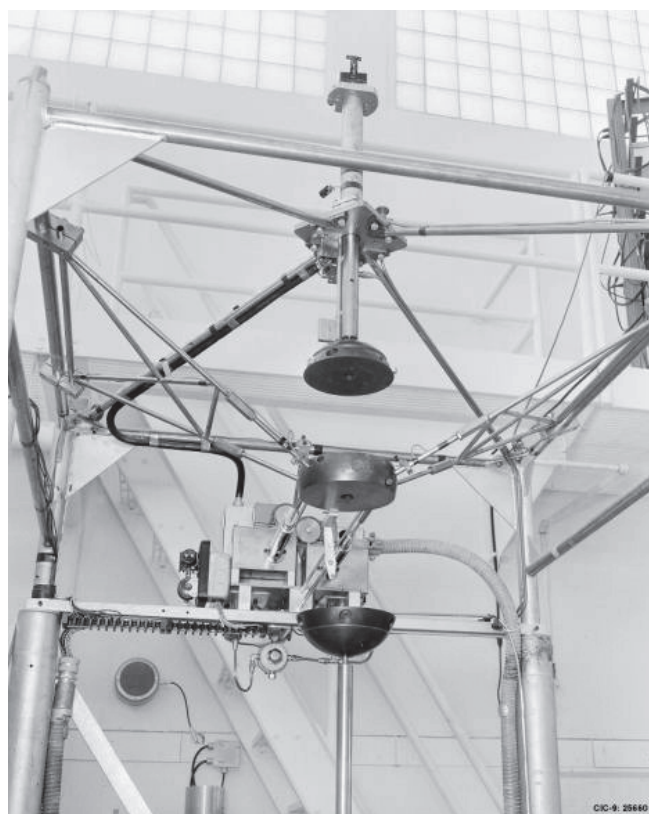


図 13-7 Godiva 炉の外観 [10]

1953年の半ばに、即発臨界の領域において、超過臨界の放射線パルスを発生させるように運転が移行した。ある時点で、室内で中性子が散乱して炉心に再入射しているという現象がパルス運転における中性子束の時系列変化から判明したため、この影響を取り除くべく、現代では有り得ないが、装置全体を外に持ち出し（クレーンのようなものに吊り下げることで）地上から離して実験が行われるようになった（図 13-8）。そして、この放射線パルスにさらされた土壌は、核爆弾が爆発したときの土壌を研究するための基礎データとして使用された。即発臨界は U-235 のスラグを最も反応度に効く場所に打ち込むことで達成し、逆に、炉心の暴走を防ぐための負のフィードバック機構は、即発臨界で炉心が高温になることによる熱膨張であった。即発臨界でのパルス運転では、初め 15 μ s のペリオド（出力が e 倍

になる時間)で核分裂率が上昇し、最終的に最高出力は1GWに到達した。パルスの半値幅は50 μ sであり、総核分裂反応数は 10^{16} に達した。この即発臨界状態でのパルス運転は約1,000回、無事故で実施されたことが報告されている。

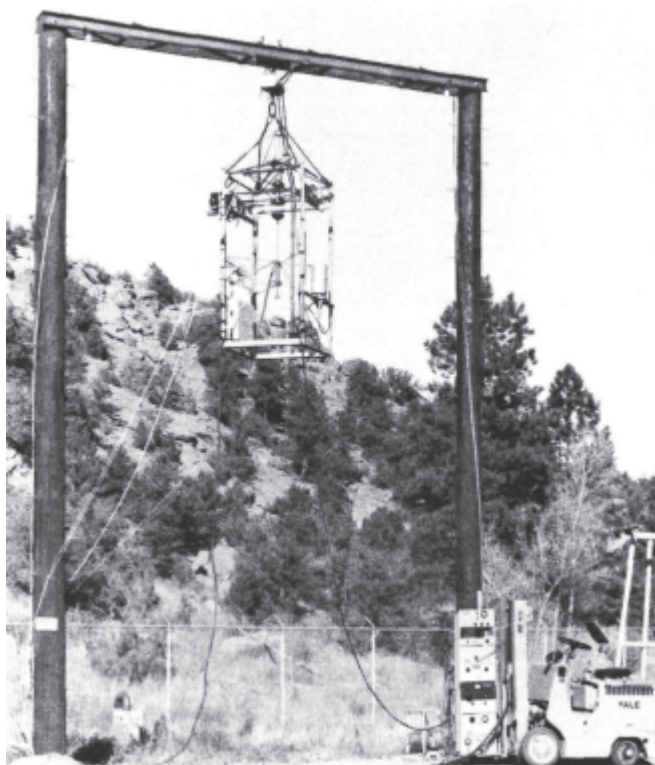


図 13-8 Godiva 炉の屋外実験の様子
(出典: 文献[8], pp.13, Fig. 10)

炉物理パラメータの取得の一環として、Godiva 炉では U-235、U-238、Pu-239 および Th-233 の遅発中性子割合およびその群構造に関する研究が進められた。これは、Keepin と Wimett によって実施され、上述の核種が含まれるサンプルをフィルター付きの穴に設置して長時間一定出力で照射し、サンプル駆動装置によって別室にある BF₃ 検出器を用いた測定システムへサンプルが輸送され遅発中性子の計数が行われた。

なお、ICSBEP では HEU-MET-FAST-001 として本ベンチマーク実験が登録されている。

13.2.2 Jezebel [8, 11]

1954年に、Jezebel (図 13-9) と呼ばれる δ 相のプルトニウムによる臨界集合体 (裸の球形状) が Kiva2 に建設された。この臨界集合体は Godiva によって得られる高濃縮ウランについての核特性と並行して、プルトニウムについての核特性把握のニーズを満足させるために建造された。Jezebel では球形状が上中下に3つに輪切りにされ、中央領域はワイヤーで浮いており、上下のドーム状のプルトニウムはキャップがニッケルプレートで固定され

ており、プレートを動かすことで位置を変化させることができた。この臨界集合体も軽量のフレームに搭載されており持ち運びが可能であった。運転時の正ペリود制限値は 4 秒に設定された。炉心から漏れ出た中性子スペクトルの測定は、漏れ中性子の再入射の効果を取り除くために Godiva 同様に外で実施され、陽子リコイルプレートや放射化箔が用いられた。

Jezebel の支持台を活用して、1961 年には 98.1% の U-233 を含むウラン金属の試験が実施された。本ウラン金属は密度が δ 相のプルトニウムよりも大きいため、臨界寸法は通常の Jezebel 炉心よりも小さくなった。Jezebel を外に持ち出して地上から離し、様々な反応度で Rossi- α 法による即発中性子減衰定数の測定が実施された。スペクトルの指標は 4 つの核分裂計数管を用いて決定された。

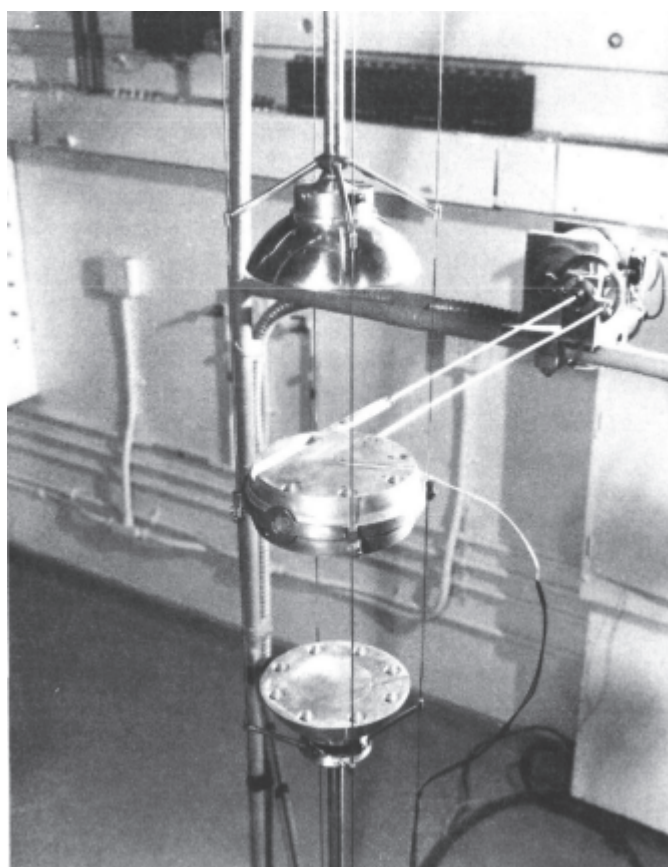


図 13-9 Jezebel 炉の外観[8]

(出典: 文献[8], Fig.13, pp. 16)

【コラム】 Rossi- α 法

Rossi- α 法は、臨界状態および未臨界状態を問わず炉心の出力が定常状態にあるとき、別々の時刻に検出器で得られた 2 つの中性子が共通の祖先をもっているかを判定して、即発中性子減衰定数を測定する手法である。図 13-10 に示す核分裂連鎖反応の模式図において、中性子源から核分裂反応によって生み出される中性子は、次の核分裂を引き起こす、体系内で吸収されるか体系外に漏れる、そして、中性子検出器に吸収されて中性子信号に変換され

る、のいずれかである。ここで、図 13-10 のような一つの中性子家系に着目すると、遅発臨界状態および未臨界状態においてどの中性子家系も確実に途絶えるということがいえる。Rossi- α 法では 2 つの中性子検出信号を別々の時間 (t_1 または t_2) に得たときに、2 つの中性子が共通の祖先 (Common ancestor) を持つ確率 (相関確率) を求める。なお、2 つの中性子が共通の祖先をもたない、または、どちらかもしくは両方が中性子源であった場合の確率は非相関確率と呼ばれ定数となる。中性子家系の数は指数関数的に減衰しているため、2 つの中性子信号の間隔 ($t_2 - t_1$) が広がると、相関確率も減衰することが予想される。理論的には、この減衰定数が即発中性子減衰定数と対応していることが示されている。

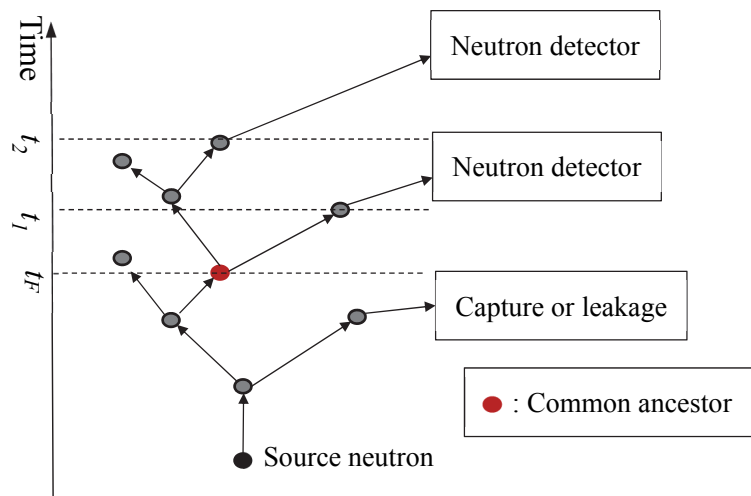


図 13-10 核分裂連鎖反応における中性子の検出

図 13-11 は KUCA にて測定した 2 つの中性子検出間隔 (横軸) とその検出間隔に該当する計数 (相対確率) を縦軸に取ったものである。この測定結果からも、相関確率は指数関数的に減衰していることがわかる。

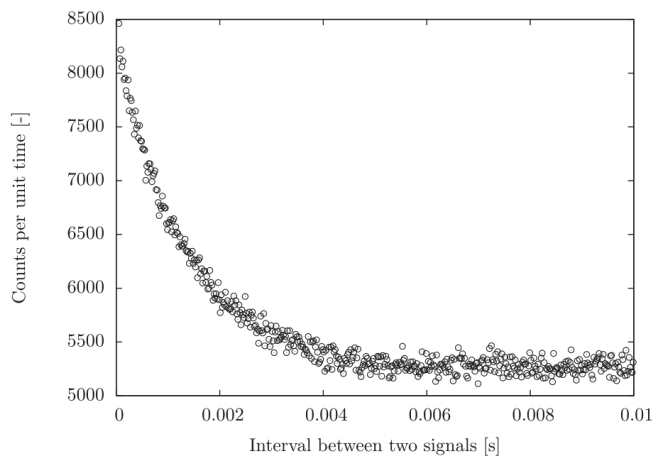


図 13-11 Rossi- α 法における中性子検出間隔とその計数の変化

ICSBEP には、Jezebel を用いて実施されたベンチマーク実験が PU-MET-FAST-001 および PU-MET-FAST-002 として収録されている。

【発展的内容】 Jezebel における基礎実験とその後

Jezebel の基盤を活用して、20.1%の Pu-240 が含まれる δ 相プルトニウムが 1964 年から 1966 年までと 1968 年の一部で試験に用いられた。臨界質量は低濃度 Pu-240 炉心に比べて 16%大きくなった。この比較のほかにも、遅発臨界状態での Rossi- α 法による α (差異なし)、中性子スペクトルの指標となる核分裂反応率比として $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$ (12%増加) および $^{237}\text{Np}/^{235}\text{U}$ (5%増加) や、Pu-239 と U-235 の物質反応度価値 (前者が後者と比べて 1%程度小さい) などの測定が行われた。さらに本臨界集合体における Pu-238 および Cm-244 の中性子特性がこれらの核種の臨界質量を推定するのに活用されたとともに、 CD_2 、 CH_2 および炭素の反応度係数が水素と重水素の効果を調査するために取得された。4.5%の Pu-240 を用いた Jezebel は 1977 年の 3 月まで標準のスペクトルが維持できたと報告されている。その後、構成要素は分解されて貯蔵されている。

13.2.3 Flattop [8]

Flattop は Topsy の後継の臨界集合体である (図 13-12)。後継のため、臨界質量が十分に判明していない場合に有効となる柔軟性 (臨界調整用の穴などを設けた疑似的な球形状にすることなど) は重要視されていない球形状の炉心 (図 13-9) である。巨大なガイドの上に直径 0.48 m (482.6 mm、19") の球体が鎮座しており、半球は支持台に固定、もう一方はさらに半分に分かれて 1/4 半球をガイドに沿って動かすことができる。Flattop では、Godiva および Jezebel に対応して 3 つの基礎的な核燃料を有しており、U-235、Pu-239 および U-233 の核分裂性物質を装荷でき、さらに、ウラン反射体の有無を選択することができる。また、Flattop は 93 wt%濃縮ウランとプルトニウムの合成炉心も構成できる。

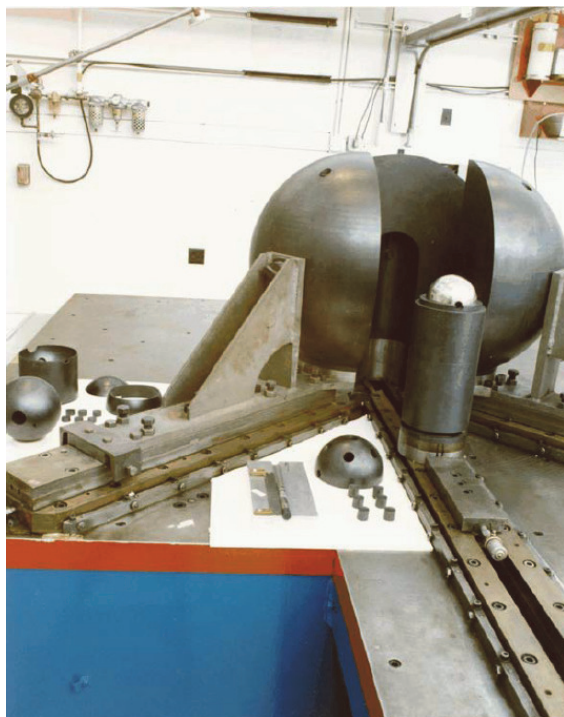


図 13-12 Flattop 炉の外観[12]

13.2.4 TCA [13]

軽水臨界実験装置 (TCA: Thermal Critical Assembly; 図 13-13 および 13-14) は、JPDR (Japan Power Demonstration Reactor; 1963 年 10 月 26 日に日本で初めて原子力による発電に成功した熱出力 45 MW の沸騰水型原子炉) の核特性確認のために 1961 年 5 月に整地を開始し、1962 年 8 月 23 日早朝に初臨界に達した。JPDR の核特性を取得するために、当初の炉心構成は BWR を模擬して燃料ペレット直径 12.5 mm、燃料有効長 1.4 m (1,442 mm)、ウラン濃縮度 2.6 wt%、アルミ製被覆管、水対燃料体積比 1.83 であった。全燃料棒本数は 720 本で、実験目的に応じて燃料と体系が拡張された。

1964 年には約 353 K (80°C) までの昇温装置、1966 年には JPDR で試験照射が始まった国産燃料集合体の特性測定用格子などが組み込まれた。1967 年からはプルサーマル計画のために MOX 燃料使用に関する実験が進められ、1972 年度に 650 本の MOX 燃料棒 (プルトニウム約 7 kg) が使用可能になった。TCA における実験のために、原子力船「むつ」の臨界実験に用いた燃料棒を短縮化し、有効長 0.68 m の燃料棒が計 450 本整備され、燃料棒間の間隔を狭めた稠密格子炉心の臨界実験が行われた。また、臨界安全性に関する可溶性中性子毒物、固体中性子吸収体の反応度測定、コンクリート材を挟む複数ユニットの相互干渉効果の測定、未臨界度測定、多角形炉心における臨界バックリング等をトピックとした実験が進められた。これらの多様な基礎研究は溶液系の臨界実験研究 (STACY および TRACY) の礎となった。1995 年からは原子炉設置目的に教育訓練が加えられた。2004 年末の段階で、運転回数が 11,679 回となっており、TCA は日本においてこの炉型の臨界集合体装置で最も長期間利用された。運転回数と実験項目の内訳は、ウラン燃料格子特性実験が 3,116 回 (比率 26.7%) と多く、それに教育訓練等の 2,306 回 (比率 19.7%) が次ぐ。2004 年から開始さ

れた教育訓練の需要の高さがこの数字からうかがえる。また、臨界安全性に関する実験（2,208 回、比率 18.9%）およびプルトニウム軽水炉利用特性実験（1,582 回、比率 13.5%）も時間をかけて一連のデータが収録された。

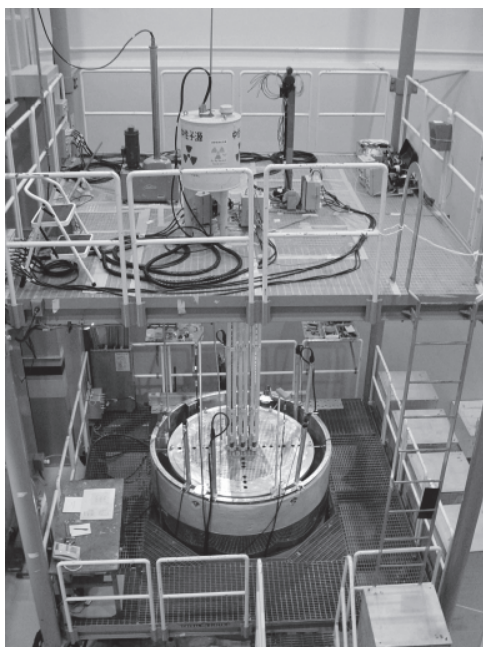


図 13-13 TCA の外観

(出典：参考文献[13], pp. 130, 図 2.1.20)

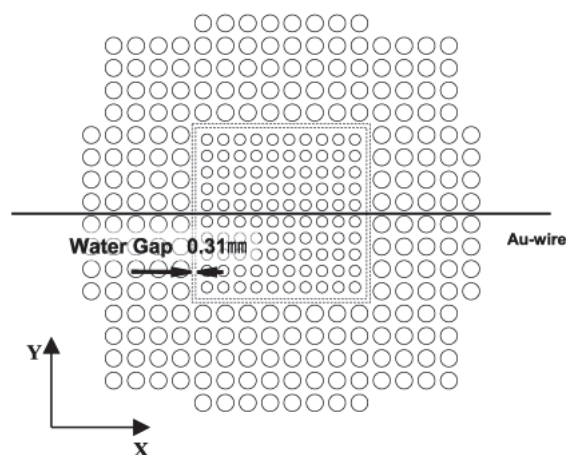


図 13-14 TCA の炉心水平断面図

(出典：参考文献[14], pp. 23, 図 3)

13.2.5 FCA [13, 15]

高速炉臨界実験装置 (FCA: Fast Critical Assembly; 図 13-15 および図 13-16) は高速炉の設計・運転と安全性評価に必要な炉物理データを得る目的で建設が計画された。FCA は、

炉心に負の反応度が与えられるように、Godiva 炉などのように炉心を分割する機構（一方を固定し、もう一方がガイドに沿って水平にスライドし2分割する）を持っている。停止中は2mの分割幅で離されている。集合体は、外寸法55.2 mm×55.2 mm、長さ132.4 mmのステンレス角パイプに燃料等が装荷され51×51（1975年までは35×35）の格子に行列上に配置されて構成される。

核燃料には20 wt%濃縮ウラン金属燃料（断面積50.8 mm角の板形状、計135 kg）が用いられ1967年4月29日に初臨界が達成された。初臨界後には炉心番号がIからIVまでウラン系基礎実験（運転日数493日、実験番号IIIは「常陽」の模擬炉物理実験と併用）が行われた。その後、動燃事業団からプルトニウム燃料が貸与されることになり、プルトニウム燃料を装荷した高速実験炉「常陽」の模擬実験炉心を構築し、1970年2月に臨界に達した。高速実験炉「常陽」模擬炉物理試験に関する実験は、炉心番号IIIおよびVで表され、延べ445日間運転された。FCAは更なる炉物理試験の需要に応えるために、1970年から1974年にかけてプルトニウム（Pu-239およびPu-241）および93 wt%濃縮ウランが追加された。また、制御棒の2連駆動などの改造を行い、高速増殖原型炉「もんじゅ」の工学的模擬実験炉心が構築され、1975年7月に臨界が達成された。運転日数は1,213日で、1967年4月から2004年9月における運転比率（総運転時間に占める運転時間の比率）は26%と、運転時間の中で最長となっている。

FCAで取り扱われるプルトニウム燃料は1.3 wt%のAl合金が厚み0.2 mmのステンレス鋼で被覆されている。また、ウラン燃料の大半は金属ウランで、無水素系樹脂により被覆されている。FCAでは、板状およびブロック状の天然ウラン、劣化ウラン、ナトリウム板、ステンレス板、アルミナ板およびポリスチレン板が利用可能である。

FCAは高速炉の運転時・出力上昇時におけるドップラー効果の予測精度を評価するために必要な2,000°C（約2,273 K）まで昇温できる加熱容器が導入され、世界に先駆けて燃料の融点に近い温度でドップラー反応度が測定された。このほかにも、炉心番号IXでは標準スペクトル炉心実験として、7種類のウラン炉心が構築され、Np-237、Pu-238、Pu-239、Am-241およびCm-244の核分裂反応率比が、炉心の中心で小型並行板電極型核分裂板を用いて測定され、マイナーアクチノイドの核データの検証に多大な貢献を果たした。また、炉心番号XIXでは、 β_{eff} の国際ベンチマーク実験が行われ、フランスのMASURCA炉では実施できなかった純プルトニウム炉心および高濃縮ウラン炉心を構築し、遅発中性子に関する貴重な実験データが取得され、評価済み核データファイルJENDL-3.3の作成に役立てられた。

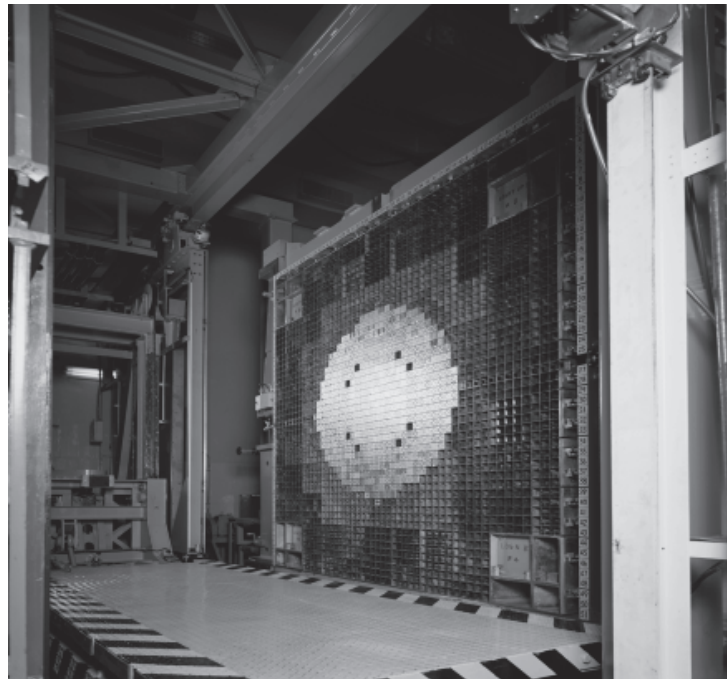


図 13-15 停止時の 2 分割されている FCA の様子
(出典：参考文献[13]、pp. 132、図 2.1.22)

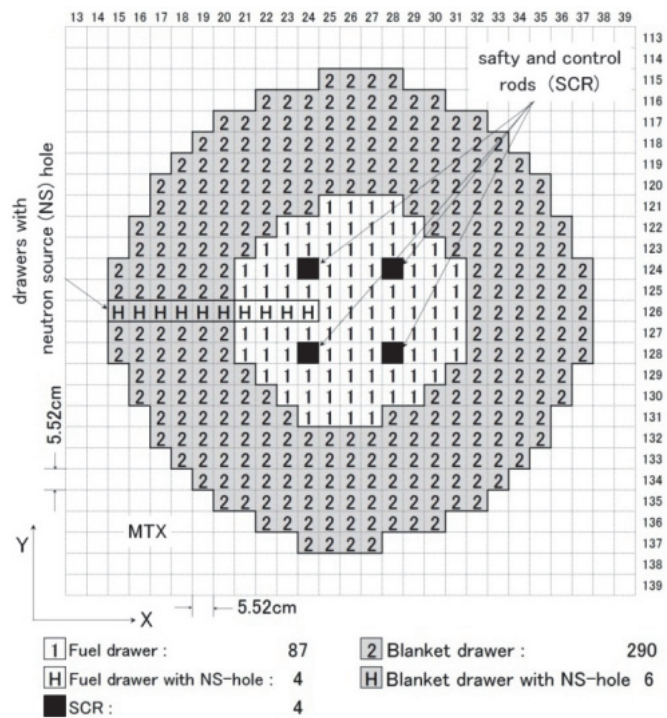


図 13-16 FCA の IX-1 炉心図
(出典：参考文献[15]、pp. 5、図 2.4)

13.2.6 京都大学臨界集合体実験装置 KUCA [16]

京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA: Kyoto University Critical Assembly) は、固体減速架台 2 基 (A 架台; 図 13-17 および図 13-18、B 架台) と軽水減速架台 1 基 (C 架台; 図 13-19 および図 13-20) の 3 つの集合体からなる複数架台方式の装置である。KUCA の大きな特徴として、異なる集合体の制御を 1 つの制御システムで行っている点が挙げられる (ただし、同時利用は不可)。KUCA の運転は通常 0.01 W 程度の出力で行われており、放射化箔の照射でも約 1 W の運転が多い (100 W までの出力で運転ができる)。A 架台には敷設のパルス状中性子発生装置によって 14 MeV の高エネルギー中性子を外部中性子源として使用できるほか、FFAG 加速器によって 100 MeV まで加速された陽子ビームを A 架台上の金属ターゲットに照射して発生する中性子を炉心に打ち込むこともできる。

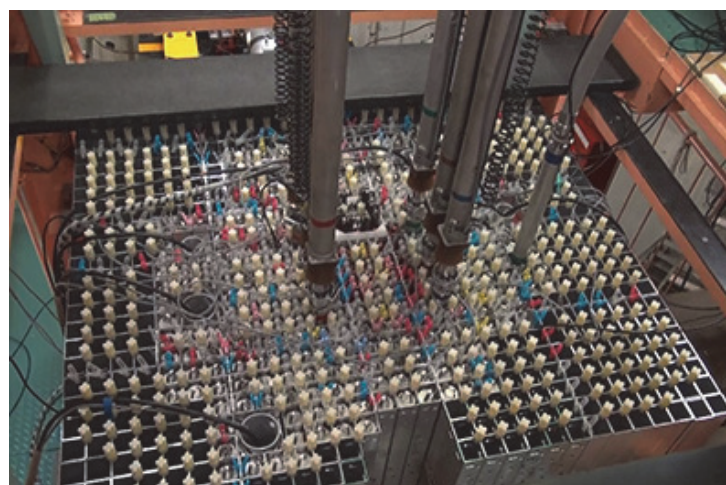


図 13-17 KUCA-A 架台上部からの外観[17]

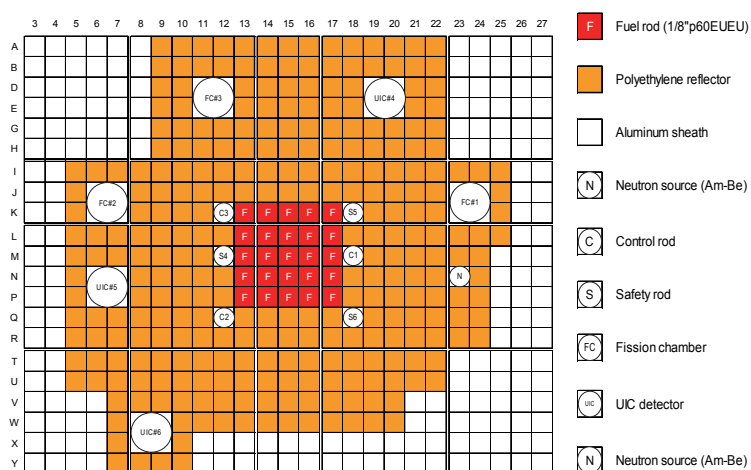


図 13-18 KUCA-A 架台の炉心図

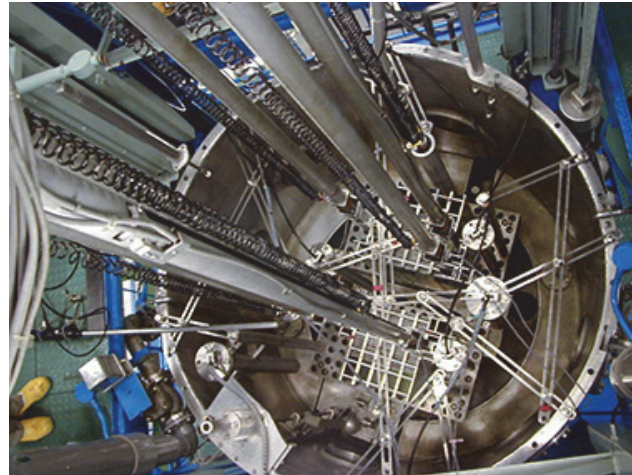


図 13-19 KUCA-C 架台上部からの外観[17]

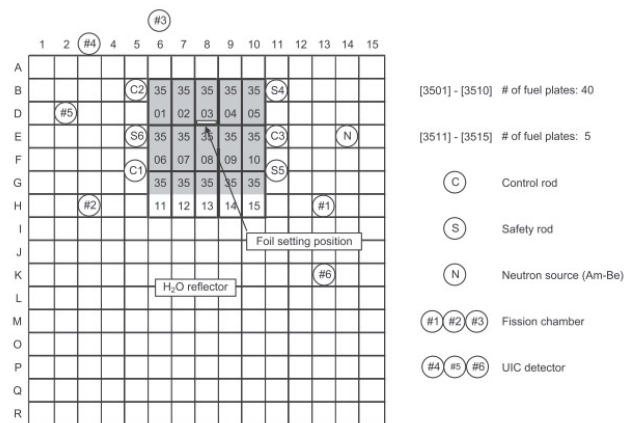


図 13-20 KUCA-C 架台の炉心図

(出典：参考文献[18], pp. 231, Fig. 3)

KUCA の当初の使用目的としては、高中性子束炉の基礎研究、中速中性子炉の基礎研究、トリウム増殖炉の基礎研究、未臨界実験の延長としての研究、原子力専攻学生などの教育訓練、などが挙げられ、KUCA の各炉心の初臨界は、C 架台については 1974 年 8 月 6 日、B 架台では黒鉛減速炉心で同年 11 月 16 日、また、A 架台ではポリエチレン減速炉心で同年 12 月 3 日に達成した。以降、KUCA では、高中性子束研究炉、トリウムサイクル、ウラン燃料の濃縮度低減化、臨界安全、中性子スペクトル測定、臨界実験データベース、稠密格子炉心、炉物理実験手法の開発、超ウラン元素の核特性、加速器駆動システムに関する研究が行われた。また、日米共同研究に加えて、次世代炉の開発に向けた日仏や日韓などの国際共同研究が行われてきた[16]。

A 架台および B 架台では、2”角 1/16”厚の高濃縮ウラン（93 wt% ウラン-アルミ合金）を燃料とし 2”角で任意の厚みの固体減速材（ポリエチレン、黒鉛など）・反射材（鉄、ベリリウム、ステンレスなど）を（炉心の規制値に適合する範囲で）自由に組み合わせて燃料領域

を構成して、5.43 mm 角、約 1,500 mm 長の角パイプの中に収めることで燃料体を作成する。燃料体または反射体（ポリエチレンまたは黒鉛が入ったブロック）は 29×29 の格子板に固定され炉心が構築される。両架台では高濃縮ウランの核燃料のほかにも天然ウラン、トリウム板が使用できる。炉心は、29×29 の格子上に載せられるが、固定のために 3×3、7×7 など小分けに、同施設で「菓子折り」と呼ばれるプレートで仕切られており、両架台の違いはこの菓子折り上の仕切り板の配置の違いと加速器中性子源の利用の可否のみである。運転は三酸化二ホウ素が詰められた 3 本の制御棒および 3 本の安全棒（通常はスクラム時に挿入するため、炉心から引き抜かれている）を用いて行う。炉心の停止には、制御棒・安全棒の挿入のほかに、炉心の中心可動領域（A 架台 3×3、B 架台 5×5）に載せられた燃料・反射体を下に引き抜くという機構も有し、計 2 系統の独立した停止機能を有している。特に固体減速架台については、様々な燃料板と減速材板を組み合わせることで、非常に汎用性の高い実験ができ、目的とする炉心のスペクトルに近づけた炉心において実験データを蓄積することができる。そのため、固体減速架台は、モックアップ実験において、サンプル反応度値の測定を通して、核データライブラリーの精度検証や、臨界性や反応率分布の測定を通して計算コードの品質保証に柔軟に用いられることが可能になっている。スペクトルの変化に着目すると、例えば、図 13-21 に示す 1/16”厚の高濃縮ウラン燃料 2 枚に対し 1/8”厚のポリエチレンを組み合わせた EE1 燃料体と、図 13-22 に示す 1/16”厚の高濃縮ウラン 1 枚に対し 1/8”厚のポリエチレン 3 枚（実際には 1/4”厚 1 枚と 1/8”厚 1 枚）を組み合わせた E3 炉心では、炉心の中性子スペクトルが劇的に変化することが図 13-23 から分かる。高濃縮ウランとポリエチレンの比率（H/U 比）の変化だけで、非常に幅の広いスペクトルが達成でき、実験に目的に応じて炉心を自由に構成できるところが、KUCA の固体減速炉の非常に大きな特長である。

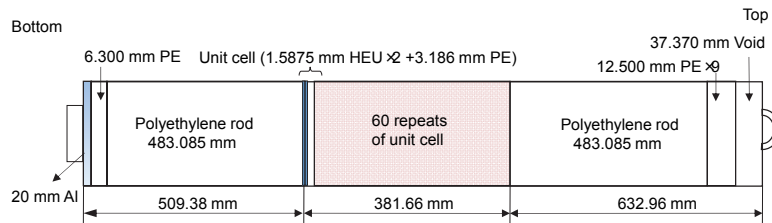


図 13-21 KUCA-A 架台装荷燃料体 (EE1) の構成

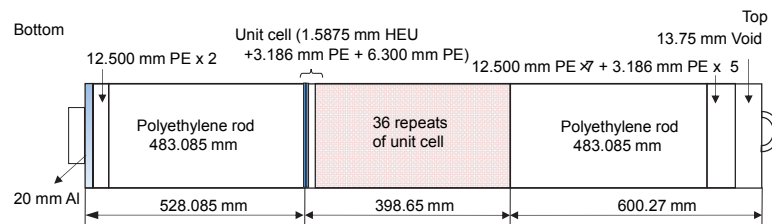


図 13-22 KUCA-A 架台装荷燃料体 (E3) の構成

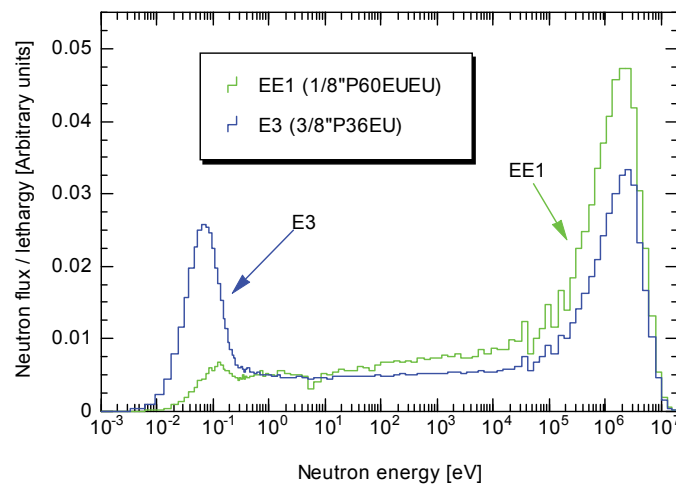


図 13-23 KUCA-A 架台における中性子スペクトル

ICSBEP には A 架台で行われた酸化エルビアに関する実験（低濃縮を模擬）が LEU-MET-THERM-005 として登録されている。

C 架台は、A・B 架台と同様に 93 wt%高濃縮ウランを燃料としているが、形状は長辺 0.6 m、短辺 62 mm および厚さ 1.5 mm の板形状であり、燃料板はスリッド付きのアルミフレーム（燃料ピッチとして 30、35 または 45 mm の 3 種類があり適宜選択可能）に装荷して炉心に設置する。炉心タンクは直径 2 m、深さ 2 m のアルミ製で、2 領域に分割することもできるため、2 領域炉心に関する研究も行うことができる。炉心の制御は、カドミウムが巻かれた 3 本の制御棒および 3 本の安全棒と水位調整で行い、スクラム時には 6 本の制御棒・安全棒が自由落下で挿入される上、炉心下部のダンプ弁が開き減速材となる軽水が排水される。

【コラム】 KUCA-C 架台で水による冷却は必要？

KUCA-C 架台の停止時に炉心内部にある水が排水されると燃料が溶融してしまうのではという心配があるかもしれない。KUCA では最高でも 100 W の運転が限界であり、身の回りの工業製品で例えば、100W 電球などに冷却水による冷却が必要か考えると、軽水が炉心から取り除かれても問題ないことが理解できる。

13.2.7 TRACY [13, 19-20]

過渡臨界実験装置 (TRACY: Transient Experimental Critical Facility) は、再処理施設における臨界事故を模擬した事象を起こし、事故時の出力、圧力、放射線量および放射性物質の移行・放出挙動を実験的に解明することを目的とした臨界実験装置である（図 13-24 および図 13-25）。低濃縮ウランの硝酸水溶液を用いるパルス炉としては世界で唯一となっている。炉心は円環状で、外径 0.52 m、内径 76 mm の燃料溶液有効断面積は 19.2 m² である。使用燃料は濃縮度 10% の硝酸ウラニル水溶液で、初臨界は 1995 年 12 月 20 日に達成された。その後、添加反応度 1.8 \$ までの過渡出力運転が 1996 年 2 月に、添加反応度 3 \$ までのもの

が1997年6月にそれぞれ開始された。熱出力は一定出力運転時で最大10 kW、過渡出力運転で最大5 GW（パルスの時間幅は約10 ms）である。過渡反応度の許容値は一定出力運転時で0.8 \$、過渡出力運転時で3 \$となっている。炉心の制御には炭化ホウ素製の安全棒および調整トランジェント棒が備え付けられている。中性子束及び炉心の出力は、炉室天井につけられた3つの中性子検出器および炉室天井の2つの中性子検出器と、炉心外周に設置された6つの中性子検出器によって測定された。

一定出力運転では、臨界近接、反応度測定および静的な基礎実験が行われた。過渡出力運転では出力、圧力および温度の急激な変化が、中性子吸収材の急速な脱落などを想定したパルス引き抜き（調整トランジェント棒を圧縮空気で急速に引抜、引抜速度5 m/s、印加反応度約30 \$/s）、中性子吸収材の緩やかな脱落などを想定したランプ引き抜き（調整トランジェントを定速で引抜、速度0.15 m/s、反応度約0.8 \$/min）、そして、臨界量を超えても燃料が供給されることを想定した溶液燃料の炉心への連続給液（ランプ給液、給液速度60 l/min、印加反応度約0.2 \$/min）等による反応度によって印加される。

ランプ給液による2.7 \$の反応度の印加では、まず初期出力が数10 kWであった炉心出力が数秒と非常に短い時間で数GW程度まで上昇する。その炉心出力上昇にともない、タンク内の中性子束が一番高いところで放射線分解ガス（放射線の照射によって分子が分解されて発生するガス）の生成がはじまり、（ボイド反応度が負になるように設計しておけば）ボイドによって炉心の出力が急下降する。炉心の出力が下がると、放射線分解ガスの生成により発生したボイドが消失するので再び急激に出力が上昇する。しかし、燃料の温度が1回目の出力の寄与で約10 K上昇しており、低濃縮ウランではU-238のドップラー効果によって2回目の出力ピーク値は1GW程度となり、また、その半値幅も大きくなる。再び、以上で述べた出力上昇・下降を繰り返し（ピークの半値幅は繰り返しにともない大きくなる）、最終的には燃料温度が約348 K（約75°C）になって、温度効果によって得られる負の反応度が印加反応度を打ち消すことで出力は一定になる（詳細は16-4-2節）。また、臨界超過時の炉心内の放射線分解ガスの生成現象の可視化（高放射線量下での撮影）に成功したことも大きな成果であるといえる。この（ガスの生成現象を含む）熱水力によって得られる複雑な事象は計算コードの妥当性を明らかにするための非常に良いベンチマークとなっている。このベンチマークは、溶液燃料体系における臨界事故の出力挙動を評価するために開発されたAGNES2コードの出力挙動シミュレーションの妥当性評価に用いられた[20]。

この臨界集合体で得られたデータを参照して、JCO臨界事故で発生した第一パルス（超過臨界になって初めに起こる出力上昇の最大値）の推定が行われた。



図 13-24 TRACY の外観

(出典：参考文献[13]、pp.54、図 1.3.15)

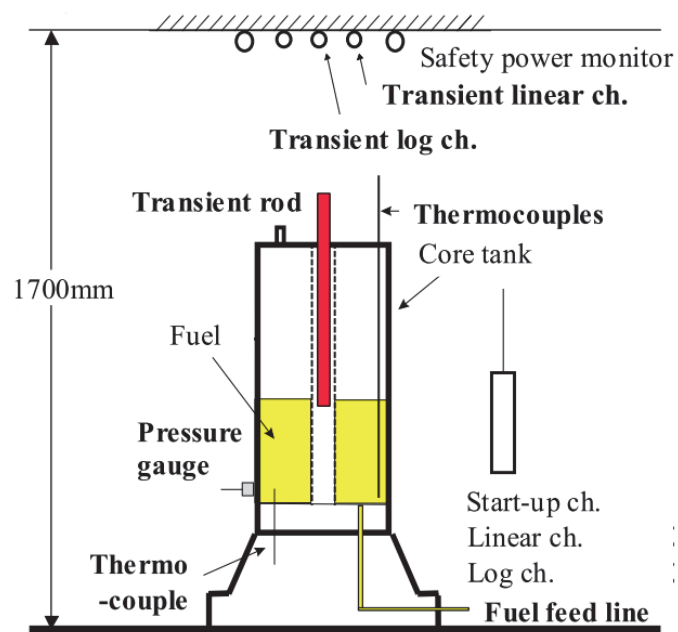


図 13-25 TRACY での実験装置の模式図

(出典：参考文献[20]、pp.34、Figure 5.7.1)

13.2.8 STACY [13]

定常臨界実験装置 (STACY: Static Experiment Critical Facility) は、再処理施設等で用いられるウランおよびプルトニウム硝酸水溶液の臨界・未臨界データを取得することのできる日本では初めての装置である (図 13-26)。炉心の形状および寸法はタンクの交換によって変更することができ、さらに、2基の平板タンクをお互いに離して設置 (2領域炉心) することで、中性子相互干渉の効果が実験的に得られる。STACY は 1995 年 2 月 23 日に初臨界を達成した。その後、直径 0.6 m および 0.8 m の円筒炉心、厚さ 0.28 m および 0.35 m の平板炉心、直径 0.8 m の円筒炉心、直径 0.6 m 円筒非均質炉心で、計 429 回の臨界実験が実施された。なお、最大熱出力は 200 W、最大過剰反応度は 0.8 \$ である。

TRACY と同様に、STACY での実験で得られた知見も JCO 臨界事故の終息に大いに活かされた。そして、構造材の中性子反射効果、過渡出力挙動に影響する動特性パラメータ、反応度係数等の実験データを系統的に取得することによって、核データライブラリーの改良にも貢献した。これらの実験結果は、ICSBEP の低濃縮ウラン溶液系実験データの 70% を占めるほど、世界的に有用性が認識されていることを強調したい。

2019 年 6 月末現在では、STACY は福島第一原子力発電所の燃料デブリで想定される幅広い炉心条件で実験ができるよう更新作業が進行している。



図 13-26 STACY の外観

出典(参考文献[13]、pp.54、図 1.3.14)

参考文献

- [1] “International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments,” NEA/NSC/DOC (2006)1, Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency Nuclear Science Committee (2018).
- [2] J. B. BRIGGS and J. GULLIFORD, “An Overview of the International Reactor Physics Experiment Evaluation Project,” *Nucl. Sci. Eng.*, **178**, 269 (2014).
- [3] K. van der Meer, D. Marloye, P. D’Hondt, G. Minsart, T. Maldague and J. Basselier, “The Place of EOLE, MINERVE and MASURCA Facilities in the R&D Activities of the CEA,” *IGORR 10: International Group on Research Reactors*, Gaithersburg MD, Sep. 12-16 (2005).
- [4] P. Fougeras, A. Chabre and C. Meergui, “VENUS - A Tool for the Research of the Neutronic Behaviour of Pu and U Fuel,” IAEA-TECDOC-941 28047176, International Atomic energy agency (1997).
- [5] U. d’U. Bittelli, A. dos Santos, R. Jerez, R. Diniz, L. C. C. B. Fanaro, A. Y. Abe, J. M. L. Moreira, N. Fér, M. R. Giada and R. Fuga, “Experimental Utilization of the IPEN/MB-01 Reactor,” INIS-XZA-C—030 36019452, International Atomic Energy Agency (1997).
- [6] S. Cathalau, P. Blaise, P. Fougeras, N. Thiollay, A. Santamarina, O. Litaize, T. Yamamoto, R. Kanda, M. Sasagawa, T. Umamo, T. Kikuchi and J. L. Nigon, “High Moderation Boiling Water Reactors fully loaded with MOX fuel - The BASALA Experimental Program” *Proc. Int. Conf. on the Reactor Physics (PHYSOR2004)*, Chicago, Illinois, April 24-29 (2004). American Nuclear Society.
- [7] O. Litaize, A. Santamarina, M. Hervault, S. Cathalau, P. Fougeras, P. Blaise, T. Yamamoto, R. Kanda, M. Sasagawa and T. Kikuchi, “Monte Carlo Analysis of High Moderation 100% MOX BWR Cores using JEF2 and JENDL3 Nuclear Data,” *Proc. Int. Conf. on the Reactor Physics (PHYSOR2004)*, Chicago, Illinois, April 24-29 (2004). American Nuclear Society.
- [8] H. C. Paxton, “A History of Critical Experiments at Pajarito Site,” LA-9685-H, Los Alamos National Laboratory (1983).
- [9] H. C. Paxton, “Critical Assemblies at Los Alamos,” *Nucleonics*, **13**, 48 (1955).
- [10] <https://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/2/2a/Godiva-before-scrammed.jpg>
- [11] J. A. Favorite, “Jezebel: Reconstructing a Critical Experiment from 60 Years Ago,” LA-UR-17-21183, Los Alamos National Laboratory (2017).
- [12] https://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/9/99/Flattop_critical_assembly.jpg
- [13] 「日本原子力研究所史」, 日本原子力研究所 (2005).
- [14] 須崎武則、森貴正、「PWR 型 MOX 燃料を用いた TCA 臨界実験に関するモンテカルロコード MVP による解析」、RIST ニュース、No. 37、20-29 (2004).
- [15] 福島昌宏、大泉昭人、岩元大樹、北村康則、「FCA-IV 炉心における TRU 核種の核分裂比に関するベンチマーク問題の整備」、JAEA-Data/Code 2014-030 (2015).
- [16] 「五十年史」、京都大学原子炉実験所 (2013).

- [17] <https://www.rri.kyoto-u.ac.jp/facilities/ca>
- [18] C. H. Pyeon, Y. Takemoto, T. Yagi, J. Y. Lim, Y. Takahashi and T. Misawa, “Accuracy of Reaction Rates in the Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons at the Kyoto University Critical Assembly,” *Ann. Nucl. Energy*, **40**, 229-236 (2012).
- [19] 會澤栄寿、山根祐一、「過渡臨界実験装置（TRACY）の経験」、第46回炉物理夏期セミナー、日本原子力学会（2014）。
- [20] Y. Miyoshi, L. Reverdy and H. Konishi, “Inter-Code Comparison Exercise for Criticality Excursion Analysis. Benchmarks Phase 1: Pulse Mode Experiments with Uranyl Nitrate Solution Using the Tracy and Silene Experimental Facilities,” OECD-NEA, No. 6285, OECD (2005).

