

第 16 章 臨界安全

内容

第 16 章 臨界安全	357
16.1 臨界安全の目的と対象.....	359
16.2 臨界安全の炉物理.....	360
16.2.1 臨界と核分裂連鎖反応.....	360
16.2.2 増倍率と反応度.....	361
16.2.3 核分裂生成物と遅発中性子.....	361
16.2.4 減速の効果.....	362
16.2.5 吸収の効果.....	365
16.2.6 漏れの効果.....	365
16.2.7 反射の効果.....	365
16.2.8 温度の効果.....	365
16.2.9 ボイドの効果.....	366
16.3 臨界防止	367
16.3.1 再処理施設の核燃料の特徴.....	367
16.3.2 臨界安全管理.....	367
16.3.3 計算コードと核データ.....	370
16.3.4 未臨界判定基準.....	370
16.3.5 未臨界度測定手法.....	371
16.4 臨界事故	371
16.4.1 臨界事故とは.....	371
16.4.2 事象の進展.....	373
16.4.3 臨界事故の終息.....	376
16.4.4 影響評価	377
16.5 その他のトピックス.....	378
16.5.1 JCO 臨界事故	378
16.5.2 福島第一原子力発電所の燃料デブリ	379

【この章のポイント】

- ・ 臨界安全のテーマは、未臨界をいかに保つか、万一の臨界にどう備えるか、である。

原子炉物理学の主要なテーマが、安定した臨界を作り出すためにどのように制御するかであったとすると、**臨界安全 (criticality safety)** のテーマは、核燃料をどうやって臨界にならないようにするかであり、万一の臨界にどう備えるかである。

本章では、原子炉物理の知恵がどのように臨界安全に生かされるのか、注目していただきたい。

16.1 臨界安全の目的と対象

【この節のポイント】

- ・ 臨界安全とは、核燃料物質を扱う際の臨界に伴うリスクを許容できる範囲に留めることを目的とした考え方や技術の分野である。
- ・ 臨界安全の対象は、臨界を制御する機構を持たない核燃料施設および設備である。
- ・ 臨界安全の手段は、まず臨界を防止すること、万一臨界事故が生じた場合には、その影響を緩和し臨界を終息させることである。

原子炉で発電をするためには、そのための新しい燃料を作る施設や使用済みの燃料を処理する施設が必要である(図 16-1)。再処理をして使用可能な核燃料物質を取り出すことで、有限な資源を無駄なく使うことができる。転換、濃縮、処分といった関連する事業や輸送(図 16-1 の矢印で表される施設間の核燃料の移動)も含め、いずれの施設および設備においても核燃料を安全に取り扱うことが大切である。

核燃料が臨界になると多量の放射線が放出されることから、このような放射線の被ばくによる身体的影響によるリスクが核燃料を取り扱う上での特徴的なリスクである。このリスクを可能な限り低減し、許容できる範囲に留めることが臨界安全の目的である。

深層防護の考え方に則り、複数の安全策を重ねることでリスクの低減を図るが、その第一番目に重要な手段が臨界を防止することである。その意味で臨界安全の第一の目的は、**未臨界 (subcritical)** を担保することであるといえる。その次が、万一**臨界 (critical)** になった場合でもその影響を拡大させないことであり、続いて早期に臨界を終息させることである。拡大防止や臨界終息のための対策の検討には、実施する対策の内容に応じた臨界の影響やリスクを評価することも重要である。これらについて次節以降で説明する。

臨界安全の対象となる主な施設は、原子炉を除く、核燃料を取り扱う施設(核燃料施設)である(図 16-1)。それらの施設と原子炉との大きな違いは、核燃料施設では臨界になることを予定しておらず、臨界を制御する機構を持たないことである。実は原子炉施設も臨界安全の対象になる。運転中の原子炉以外の部分、例えば、燃料の搬出入、使用済み燃料プールでの保管等において、臨界安全のための管理(**臨界安全管理 (criticality safety control)**)が必要になる。また、原子炉の中でも特に臨界集合体は、炉物理の発展に必要な実験データを

取得するために炉心構成を柔軟に変更することができ、その作業は通常手作業で行われるので、あらかじめ作業手順を制限するなどの臨界安全管理が必要である。

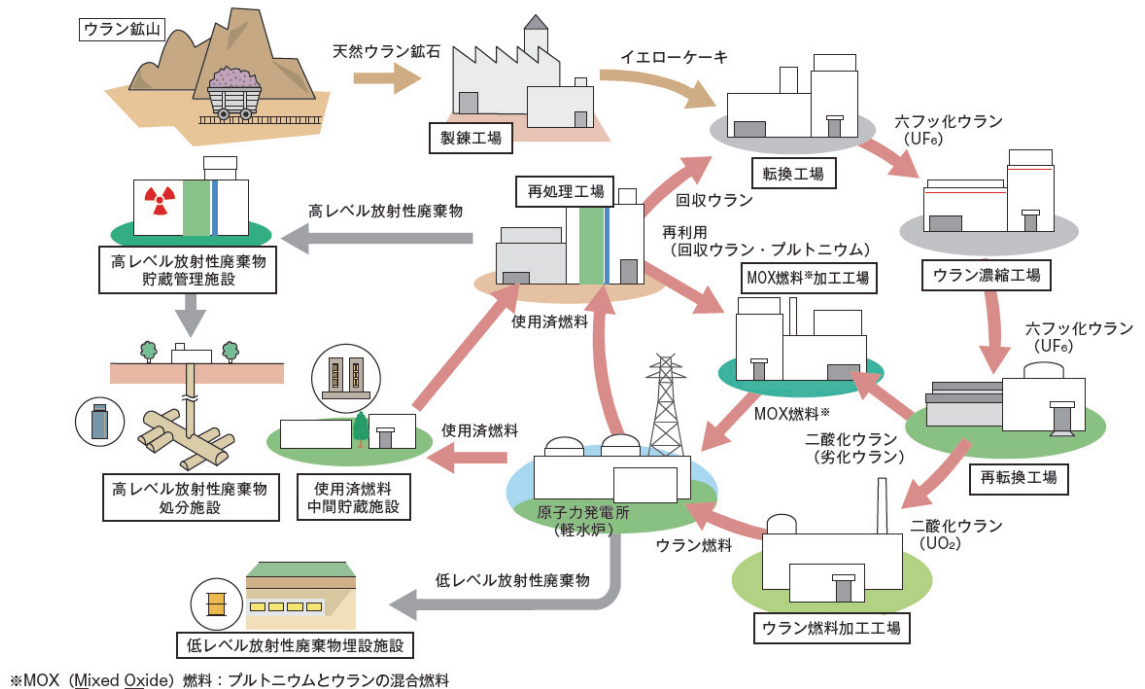


図 16-1: 臨界安全の対象となる施設[1]。

核燃料を扱うほぼ全ての施設が臨界安全の対象となる。

16.2 臨界安全の炉物理

【この節のポイント】

- ・ 核燃料体系が臨界からどれだけ離れているかを「反応度」により表す。反応度は未臨界の側で負、超臨界の側で正となる。
- ・ 減速材と燃料の比がちょうどよいときに最も臨界になりやすい（最適減速）。
- ・ 臨界安全に関連する炉物理的効果としては、中性子の減速、吸収、漏れ、反射の効果、ならびに温度、ボイドの効果などがある。

16.2.1 臨界と核分裂連鎖反応

U-235 などの核分裂性同位体が一般的な原子炉内の条件で核分裂を起こすと、2つの**核分裂生成物 (Fission Product: FP)**に分かれると同時に 0 から 5 個（平均的には 2 から 3 個）の中性子（即発中性子）を放出する。核分裂生成物の中には、ある程度時間がたってから中性子（遅発中性子）を放出するものがある。これらの（即発および遅発）中性子が別の核分裂性同位体に吸収されて次の核分裂を生じることを、**核分裂連鎖反応 (fission chain reaction)**という。また、外部中性子源からの中性子の補給なしに核分裂連鎖反応が持続する状態を臨

界という。**狭義の臨界** (narrow definition of critical) では、単位時間あたりの核分裂数（出力）が一定である。狭義の臨界を超えた状態（単位時間あたりの核分裂数が増加する状態）を含めて臨界と呼ぶ場合もある（**広義の臨界** (broad definition of critical)）。

16.2.2 増倍率と反応度

単位時間あたりに漏れと吸収により失われる中性子数に対する、核分裂で生じる中性子数の比を**実効増倍率** (effective multiplication factor) k_{eff} と呼ぶ¹。狭義の臨界では k_{eff} の値は 1 となる。体系から漏れる中性子の数をゼロとし、吸収で失われる中性子数だけを分母とした場合の比を**無限増倍率** (infinite multiplication factor) k_{∞} という。漏れは体系が有限の大きさを持っている場合に生じるので、 k_{∞} はその核燃料物質が無限に広がっている場合の増倍率に相当する。 k_{∞} は形状に依存せず物質固有の値であり、同じ物質に対しては、漏れがない分必ず k_{∞} の方が k_{eff} より大きくなる。したがって、 k_{∞} が 1 より小さい物質だけで臨界状態になることはない。

臨界からどれだけ離れているかを表す指標が反応度 ρ である。反応度は単位時間あたりに核分裂で生じる中性子数 N_p と漏れ及び吸収で消失する中性子数 N_l の差を N_p で除して規格化した指標で、臨界のときゼロ、未臨界で負、超臨界で正となる。

原子炉において制御棒 1 本を挿入した時の反応度の値を、その制御棒が持つ**反応度価値** (reactivity worth) という。反応度価値は、その制御棒が原子炉のどの位置に挿入されるかで変わってくる。大雑把に言えば中央部分の中性子が多いところの方が、周辺部分よりも反応度価値が高い（中性子のエネルギースペクトルにも依存する）。制御棒が 3 本あって、制御棒どうしの干渉効果が無視できる場合には、それぞれの反応度価値を足し合わせた値が 3 本全体の反応度価値になる。

この議論は核燃料の中（もしくはその周辺）に何か物質が配置された場合にも当然あてはまる。その物質の反応度価値が負であれば負の反応度効果を持つという言い方もできる（逆の場合正の反応度効果という）。重要なことは、同じ物質をどこへ持って行っても同じ反応度価値を持つとは限らないことである。むしろ核燃料体系が異なれば、そこでの反応度価値も異なると考えるべきである。

反応度 ρ は、 $k_{\text{eff}} - 1$ を k_{eff} で除した量に等しく、 k_{eff} とは非線形だが一対一の関係にある。

16.2.3 核分裂生成物と遅発中性子

臨界状態にある核燃料物質中の遅発中性子の割合（遅発中性子割合 β ）は通常 1% にも満たないが、これを放出する核分裂生成物の崩壊の時定数は長いもので数十秒になる。そのため、この遅発中性子が引き起こす核分裂を考慮に入れれば臨界になる場合（**遅発臨界** (delayed critical)）と、遅発中性子による核分裂を考慮にいれなくとも即発中性子だけで臨界になる場合（**即発臨界** (prompt critical)）では、出力（単位時間あたりに生じる核分裂数

¹ 「中性子実効増倍率」とする場合もあるが、ここでは「実効増倍率」と記述する。無限増倍率、増倍率も同様である。

又は放出される核分裂エネルギー)の挙動がまったく異なる(第9章参照)。遅発臨界で k_{eff} が1より大きい場合では緩やかに出力が上昇するが、即発臨界では人間が制御できないくらい急速に出力が上昇する。

反応度の大きさが遅発中性子割合の大きさより小さい場合に遅発臨界、大きい場合に即発臨界となるため、反応度の大きさを、遅発中性子割合を単位とするように表すとわかりやすい。反応度の大きさを遅発中性子割合で割った値を**ドル (\$)**という単位で表す。1\$というのは、反応度の大きさが遅発中性子割合と同じ大きさであることを意味する。反応度が1\$を超えると即発臨界となる。通常、原子炉は1\$未満で運転管理される。

16.2.4 減速の効果

核分裂で生じた中性子の多くはおおよそ 20,000 km/s の速さに相当する運動エネルギー (2 MeV) を持っている。U-235 の核分裂断面積はもっと低いエネルギーの側で大きく、たとえば約 2 km/s 程度 (0.025 eV) まで減速された中性子 (熱中性子) が入射するとより核分裂を起こし易い。中性子を減速する能力は軽い原子ほど大きいので、水素原子を多く含む水やポリエチレンがよい減速材として用いられる。U-235 核燃料体系の水素原子の個数密度 H とウラン原子の個数密度 U の比 H/U が、中性子の減速し易さの指標として用いられる。 H/U が小さいと中性子が減速されにくく、中性子のエネルギースペクトルの高い側が大きい分布となる。逆に、 H/U が大きいと中性子が減速され易く、低エネルギー側が大きい分布となる (図 7-22 参照)²。

再処理施設で燃料ペレットを溶解する際に生じる硝酸ウラニル水溶液の場合を例にとると、 H/U を小さい値から徐々に大きくするにつれて、中性子が減速されやすくなり、減速途中での U-238 による吸収 (共鳴吸収) が減るので、U-235 に吸収されて核分裂を生じやすくなるため k_{∞} が大きくなる。さらに H/U を大きくすると、今度はウランの密度が小さくなることで中性子がウランに出会う前に水素に吸収されて、核分裂が起こる確率も小さくなり k_{∞} は小さくなる。つまり、 H/U が大きすぎても核分裂は起こりにくくなる。これらのことから、 k_{∞} が最も大きくなる H/U 比の値 (**最適減速 (optimal moderation)**) が存在する (図 16-2)。これは k_{eff} についても同様である。条件によっては、 H/U (もしくは H/Pu) が小さくなるほど k_{∞} が大きくなるような例もある (図 16-3)。参考のため、硝酸水溶液における H/U とウラン濃度の関係を図 16-4 に、 H/Pu とプルトニウム濃度の関係を図 16-5 にそれぞれ示す。

U-235 の濃縮度が高いほど、U-235 と出会う確率が高くなるとともに、U-238 の割合が減ることで、減速途中の中性子の吸収が減るため、臨界になり易くなる。そのため、U-235 や Pu-239、Pu-241 といった核分裂性同位体の濃縮度は臨界安全上重要な因子である。しかし、通常は濃縮度がある範囲に限定されるように品質管理するので、臨界安全管理のために濃縮度を調整するようなことはしない。

² 第6章にも類似の図があるが、横軸がウランと軽水の原子数比となっており、本章の図の横軸とは分母と分子が入れ替わっていることに注意されたい。

臨界安全上重要な点は、**減速不足 (under moderation)** の状態に対しては減速材の割合を増やすこと、**減速過剰 (over moderation)** の状態に対しては減速材の割合を減らすことが、どちらも臨界に近づける効果があるということである。図 16-2 および 16-3 において、最適減速の左側 (H/U の小さい側) が減速不足、右側 (H/U の大きい側) が減速過剰となっている。 k_{∞} が最大もしくは極大となるところ (ピーク) より左側では、中性子の減速効果が少ないために k_{∞} が低くなっていて、減速材の割合を増やす (図の右の方へ行く) とより k_{∞} が大きくなる。一方、ピークの右側では減速材の割合を減らすことが k_{∞} の高い側への変化になるため、より臨界に近づくことになる。

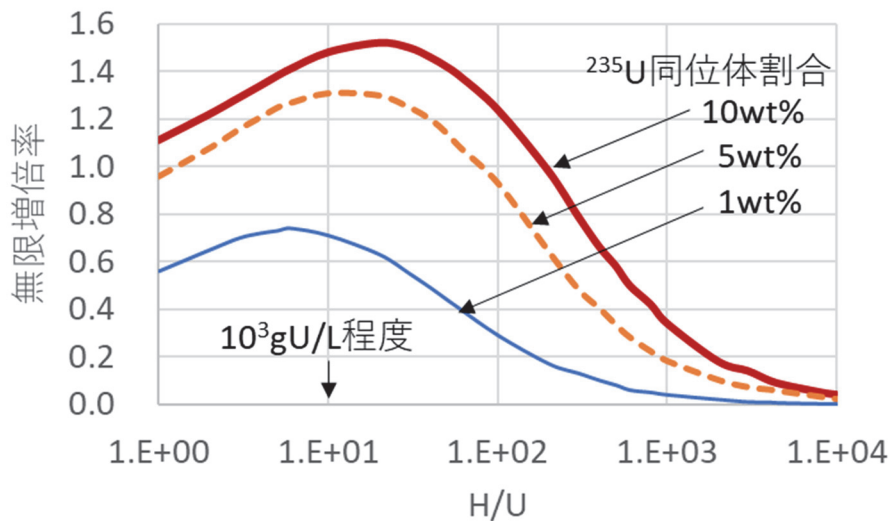


図 16-2 : $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 水溶液の無限増倍率 (k_{∞}) [2]。最適減速条件で k_{∞} が最大となる。

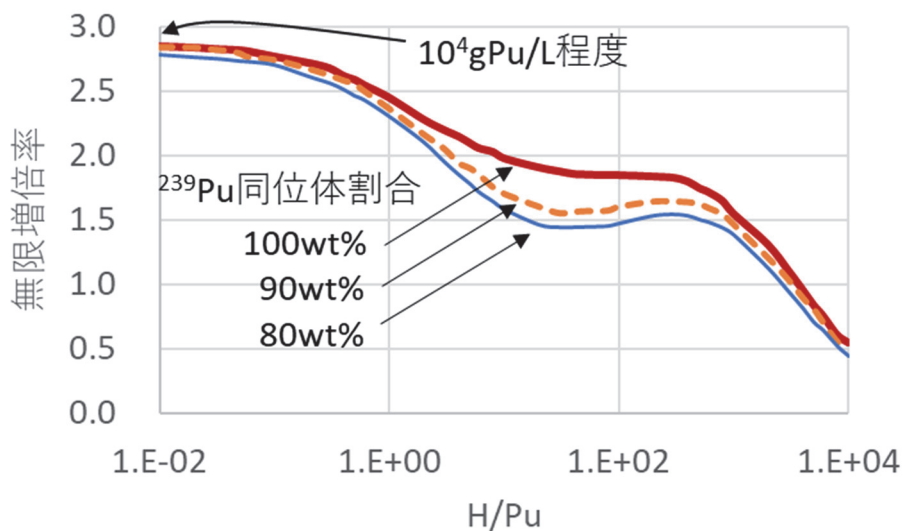


図 16-3 : 均質 $\text{PuO}_2\text{-H}_2\text{O}$ 系の無限増倍率 (k_{∞}) [2]。

H/Pu が大きいほど k_{∞} が大きい場合がある。

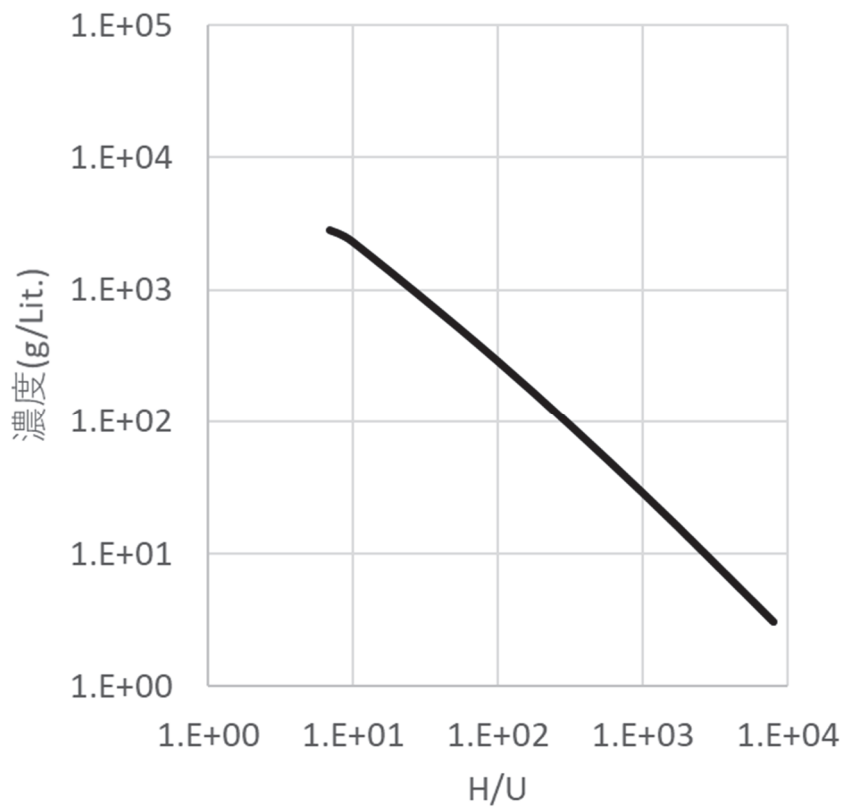


圖 16-4 : U 濃度-H/U 曲線 ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 水溶液、 ^{235}U 濃縮度 0.711 wt%) [2]

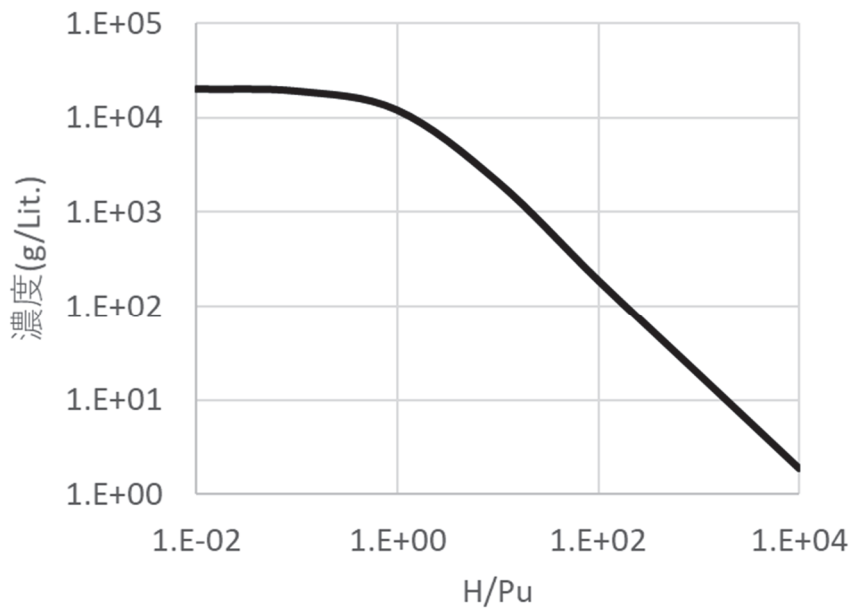


圖 16-5 : Pu 濃度-H/Pu 曲線 (均質 Pu-H₂O) (^{239}Pu 100%) [2]

16.2.5 吸収の効果

前項で述べたように、中性子がウラン以外の物質に吸収される割合が高くなると、 k_{∞} が小さくなり、1より小さくなれば臨界にならない。使用済み燃料にはサマリウムなど中性子吸収断面積の大きいFPが含まれる。また、使用済み燃料プールでは、貯蔵能力向上のために燃料を保管するラックの材質として、中性子吸収断面積の大きいボロンを添加したステンレス鋼やアルミニウム合金が用いられることがある。中性子吸収は確実に負の反応度効果を生じるため、臨界安全管理で用いられる効果の一つである。

16.2.6 漏れの効果

核燃料体系から外に飛び出していき、他の物質に吸収されるなどして失われる中性子が存在する。中性子の体系外への漏れが大きいほど、 k_{eff} が小さくなる。中性子の漏れは後述する質量管理や形状寸法管理などの臨界安全管理で有用な基本的効果である。

16.2.7 反射の効果

核燃料体系から漏れ出た中性子が外部の物質と衝突して跳ね返ってくる場合、漏れて消失する中性子が減るため、臨界になり易くなる。このような中性子を戻す効果のあるものを**反射体 (reflector)**とよぶ。反射体がない場合に比べ、反射体があるとより少量の核燃料で臨界に達することができる。この燃料の減少分を**反射体節約 (reflector savings)**という。原子炉において、水素（中性子を減速して炉心に戻す能力が高い）を多く含んでいる水やポリエチレンは良い反射体である。中性子吸収の少ないベリリウムや黒鉛も良い反射体である。

反射体効果は原子炉を臨界にするという観点からは好ましいものであるが、臨界安全上は好ましくないと言える。

【コラム】人体による反射

1944年、米国ロスアラモスで Otto Frisch がウランブロックを用いた装置で臨界量を調べる実験を行っていた。反射体のない裸の炉心であったことから、伝説にちなんでゴディバ婦人 (Lady Godiva) と呼ばれていた装置である。この装置に彼が覆いかぶさるように体を近づけたところ、臨界になって高い放射線が検出された。慌てて彼が体を遠ざけたので臨界は終息したが、あと2秒遅かったら命の危険があったとされている[3]。

人体の60~80%は水分であると言われており、中性子を減速・反射する効果を持つ。このような人体による中性子の反射効果は fat-man effect と呼ばれている。

16.2.8 温度の効果

低濃縮ウラン燃料の温度が上昇すると、ドップラー効果 (7.2.1 節および 12.2 節参照) により U-238 の共鳴領域での中性子吸収が増えて、熱領域の中性子の数が減るため、負の反応度効果を生じる。この効果は、**臨界事故 (criticality accident)** の初期において出力が際限なく上昇するのを抑えて下降させるように作用し、このためバーストと呼ばれる鋭いピー

クが出力に現れることになる（図 16-6）。

臨界安全上重要となる数百°C程度までの範囲では、固体燃料の**温度フィードバック (FB) 反応度 (temperature feedback reactivity)** は負で、その絶対値は上昇温度に伴って大きくなる。ウランなどの核燃料溶液の温度 FB 反応度は、ドップラー効果と溶液の密度低下（それに起因する中性子スペクトルの変化）によって通常負となる。その絶対値は同じ上昇温度の固体の値（ドップラー効果のみ）より大きく、上昇温度に対して非線形的に大きくなる。このため、固体燃料に比べ小さな温度上昇で超過反応度を打ち消すことができる。一方、プルトニウムの希薄溶液など温度 FB 反応度が正となるものもある。このような溶液は臨界事故において必ず沸騰に至ることになる。

超過反応度を打ち消すだけの負の反応度を温度上昇によって得ることから、臨界事故で生じる熱エネルギー（もしくはその元となる核分裂の数）は、その核燃料溶液の熱容量に応じた値となる（沸騰に至らない場合）。冷却など他の条件が無視できるような短い時間の間であれば核分裂数は熱容量に比例する。このことから、超過反応度や冷却の効果などその他の条件がほぼ同一であれば、一般的には体積が大きい溶液での臨界事故ほど総核分裂数が大きくなると予想される。別の言い方をすれば、その他の条件が同じであれば単位体積あたりの総核分裂数はそれほど大きく異ならないと予想され（厳密には核燃料や酸の濃度によって比熱が若干異なることの影響がある）、それを示唆する実験データがある[4]。

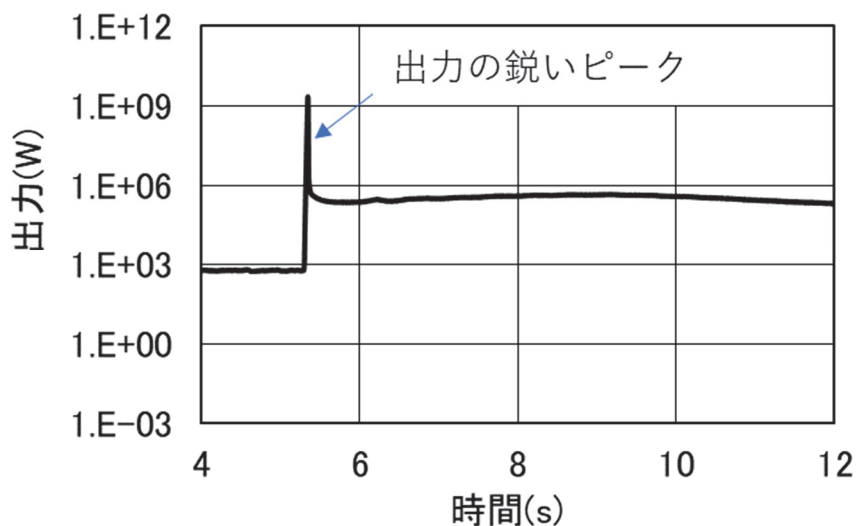


図 16-6 : TRACY の実験結果（約 3.0 \$ 瞬時添加） [5]

16.2.9 ボイドの効果

核燃料溶液中に生じる気泡を**ボイド (void)** と呼ぶ。ボイドが生じると見かけの密度が低下することになり、硝酸ウラニル水溶液を用いた TRACY 実験（コラム参照）では負の反応度効果が生じることが観測されている。核燃料溶液中にボイドが生じると、減速材の密度と核燃料物質の密度が同時に低下することで、一般的には負の反応度効果が期待できる。BWR

の炉心など固体燃料の周りに水が存在する場合でも、水の沸騰ボイドは一般的には負の反応度効果を生じるが、条件によっては正の反応度効果が生じることもある。これは体系が過減速状態であるか減速不足状態であるかによって決まる。

核燃料溶液の臨界事故を模擬した実験では、最初に現れる出力のピーク時などの高出力時に、放射線分解ガスと呼ばれるガスによる気泡が生じる様子が観察されている[6]。放射線分解ガスは、主に核分裂生成物が飛行する間に水分子を励起・分解して生じると考えられる。また、沸騰によってもボイドが生じる。

【コラム】 過渡臨界実験装置 TRACY

低濃縮ウランの硝酸水溶液について、臨界事故のメカニズムや放出される放射性物質の挙動、閉じ込め性能の検証等を目的とした過渡臨界実験が、日本原子力研究開発機構の過渡臨界実験装置 TRACY を用いて行われた。1996年から15年の間に150回程度の過渡臨界実験が行われ、出力、温度、圧力の時系列データが、異なる反応度添加条件に対して取得された。そのデータをもとに作成されたベンチマークデータを用いて動特性解析コードの国際比較が行われている[7]。

16.3 臨界防止

【この節のポイント】

- ・ 臨界安全管理とは、設計や操作手順を限定すること等により臨界を防止する手段である。
- ・ 核燃料施設については数値計算で得られた k_{eff} の値が0.95以下で未臨界と判定する。
- ・ k_{eff} を計算するための計算コードと核データの開発整備が各国で行われている。
- ・ 未臨界度を測定するための手法には、静的、動的、原子炉雑音に基づくものなどがある。

16.3.1 再処理施設の核燃料の特徴

核燃料施設の中で、特に再処理施設が内蔵する核燃料物質の量が多く、その物理的・化学的形態も多様であるため、様々なやり方で未臨界を担保する必要がある。これは臨界安全管理上、原子炉と大きく異なる点である。

再処理施設では、燃焼度や冷却期間の異なる燃料、すなわち、ウランなどの核燃料とFPやアクチニドの量が異なった燃料を受け入れる。それを剪断して硝酸で溶解する溶解槽では、固体状、液体状の燃料が共存している。ウランやプルトニウムの抽出では有機溶媒を使用する。核燃料を粉末状にする工程では、高熱で水分を飛ばす。工程により温度も異なり、沸騰状態で行われる工程もある。水を用いるため単独の固体状態で扱うのに比べて臨界になり易い(16.2.4参照)。

16.3.2 臨界安全管理

核燃料施設では、様々な形態の核燃料を扱うことと、工程ごとに異なった要求を満たす必

要があることから、核燃料を扱う設備が臨界にならないようにするため、複数の臨界安全管理方法が用いられている。どの方法も中性子の漏れと吸収の効果により未臨界を担保する。単体の管理には以下のようなものがある。

(1) 質量管理

取り扱う核燃料の質量を制限することで未臨界を保つ方法を**質量管理 (mass control)** という。ここで、ある少ない量で臨界になっている (k_{eff} が1である) 核燃料を考える。 k_{∞} は1より少しだけ大きい値とする。ここから核燃料を少量ずつ取り去ると、その分体積が小さくなり、相対的に表面積の体積に対する割合が大きくなるため、中性子の漏れの効果がだんだんと大きくなって k_{eff} が1より小さくなる。体積が変わらないように少量ずつ取り去ろうとすると、全体の密度を低下させることになる。 k_{∞} (そして k_{eff}) はやはり小さくなり、やがて1より小さくなる。このようにして、臨界になるために最低限必要な量 (**最小臨界量 (minimum criticality mass)**) が存在することがわかる。この最小臨界量よりも十分小さな量を基準として、それ以下の質量の核燃料物質しか扱わないように管理すれば未臨界を担保できる。このような管理は、フードやグローブボックスなど少量の核物質しか扱わない設備で主に用いられる。臨界安全ハンドブック・データ集第2版[2]によれば、U-235濃縮度3wt%の最小推定臨界値(均質U-H₂O)は94.3kgU、Pu-239 95% (Pu-240 5%) (均質PuO₂-H₂O)の場合0.61kgPuである。

(2) 形状寸法管理

同じ体積でも表面積が大きい複雑な形状であるほど、中性子の漏れが大きくなって k_{eff} が低下する。このように、形状や寸法に制限を設けて中性子の漏れを大きくすることで未臨界を担保する方法を**形状寸法管理 (geometry (or shape) control)** という。容器の半径を非常に小さくし、細長いパイプ状にすることで、どのような濃度の核燃料溶液に対しても未臨界を担保することができる。このような形状を全濃度安全形状という。一般に核燃料の濃度に制限を設けるよりも有効な場合に選択される。再処理施設では溶解槽やパルスカラム等で用いられる。

設計時には機器の製作誤差まで考慮した評価を行うので、実機が製作誤差範囲内で作られているかどうかも重要である。機器と中性子を反射するコンクリートの距離、使用済燃料ラックのラック間距離や複数ユニットのユニット間距離など、据え付け位置の管理が行われる。

(3) 濃度管理

核燃料物質の濃度に上限を設けることで k_{∞} が大きくなるようにし、未臨界を担保する方法を**濃度管理 (concentration control)** という。工程の都合により質量管理や形状寸法管理が適切でないような場合に用いられる。再処理施設では廃液受槽等で用いられる。

(4) 容積管理

容積に制限をかけることで、未臨界を担保する方法を**容積管理 (volume control)**という。ポンプや弁など、質量や濃度単体による管理が適切でない場合に用いられる。

(5) 中性子吸収材管理

核燃料間にカドミウムなどの中性子吸収材を挟むことで中性子の入射を制限し、未臨界を担保する方法を**中性子吸収材管理 (neutron absorbers control)**という。円環状タンクの中央に中性子吸収材を配置するなど、形状寸法管理と併せて用いられる。六ヶ所再処理施設の溶解槽では、硝酸ガドリニウム溶液の添加が行われる。

2つ以上の核燃料容器がある場合、1つの容器から飛び出した中性子が、他の容器に入射して核分裂を生じる可能性があるため、容器間を十分に離すか、中性子吸収材を間に挟むなどして、中性子を入射させないようにする必要がある(**多体の臨界安全管理 (multiple-body criticality safety control)**)。

六ヶ所再処理施設の溶解槽では、複雑な燃料形態に対応するため、質量管理、形状寸法管理、濃度管理、中性子吸収材管理が併用されている。

使用済み燃料の取り扱いでは、燃焼度や冷却期間を制限することで、燃焼によるアクチニドの変化(U-235の減少やPu-239の生成など)とFPの中性子吸収が k_{∞} (および k_{eff})を低下させる効果を利用することができる。このような燃焼度に応じた k_{eff} の低下分を**燃焼度クレジット (Burn Up Credit: BUC)**という。低下分を確保するため、燃焼度や冷却期間について制限を設ける。燃焼度が大きいほど、また冷却期間が長い(数万年程度まで)ほど k_{eff} の値が小さくなるので、燃焼度クレジットをある程度確保するために、燃焼度と冷却期間に下限を設ける。六ヶ所再処理施設の使用済み燃料受け入れ設備等では、アクチニドの量のみを考慮した燃焼度クレジットが導入されている。

上述の臨界安全管理において、管理のために設定した、質量や濃度、寸法等といった値のことを**核的制限値 (criticality limit)**という。

UO₂粉末燃料では、水分量を制限することでH/Uの範囲を限定し、 k_{∞} を限定する減速度管理も検討されている。

【コラム】二重偶発性原則

臨界事故の発生確率を十分に小さくするため、「生じる可能性の十分小さい異常が、二つ以上同時に発生しない限り臨界に達しない」ようにすることが求められる。これを**二重偶発性原則 (Double Contingency Principle: DCP)**と呼ぶ。原子炉の単一故障基準(第15章参照)と同一の考え方に則っている。具体例は「核燃料物質の使用等に関する規則」や「加工施設の性能に係る技術基準に関する規則」を参照されたい。

臨界安全管理の要点は、

- ・未臨界を担保する条件を明白にして
- ・その条件を守ること

である。

上述の臨界安全管理の実施は、設計及び運用で行う。設計では臨界実験データを用いて性能評価された計算コードが用いられる。運用では、予め手順を定める、**インターロック (interlock)** をかける (要件を満たさないと機械的に次の操作ができないようにする) などの方法を用いる。

16.3.3 計算コードと核データ

臨界安全に関する設計では、想定される核燃料物質の組成と容器形状等の情報に基づいて数値計算を行い、増倍率 (k_{∞} または k_{eff}) を計算して、未臨界が担保されることを確認する。このような数値計算に用いる計算コードは、手法によって大きく2つに分類される。モンテカルロ法を用いるコードは、複雑な形状を扱えることや放射線の計算と相性がよいことから主流となっている。中性子輸送方程式などを数値的に解く決定論的手法を用いるコードは、複雑な形状を扱うことは苦手であるが、モンテカルロ法では避けられない統計誤差が生じないため、温度フィードバック反応度の計算などに用いられる。

各国で開発されている主要な臨界計算コード (またはコードパッケージ) には、MVP (日)、MCNP、SCALE (米)、CRISTAL (仏)、MONK (英) などがある。これらのコードで計算に用いるための核反応断面積データは、評価済み核データライブラリーから生成される。各国の主な評価済み核データには、JENDL (日)、ENDF/B (米加)、JEFF (OECD加盟国) などがある。

16.3.4 未臨界判定基準

核燃料施設については、数値計算により k_{eff} を求めてその値が 0.95 以下であれば未臨界と判定する (**推定臨界下限増倍率 (estimated lower limit multiplication factor)**、コラム参照)。この値は国際的によく用いられているが、全ての施設に適用されているわけではない。PWRの使用済燃料プールでは、解析で考慮していない可溶性ホウ素の効果も加味して 0.98 を用いている。

このような数値計算に用いる計算コードの検証にはベンチマークデータが用いられる。臨界実験の結果に基づいて k_{eff} の値や精度を評価したもので、国際的なベンチマークデータとしては、OECD が実施しているベンチマークデータ作成プロジェクト ICSBEP のデータがある。

【コラム】 臨界安全ハンドブック

核燃料施設の臨界安全性を確保するための考え方や評価の方法、必要なデータは各国でハンドブックや基準、指針等にまとめられていたが、臨界管理の方法やデータなどが文献に

よって異なっていた。そのような状況を受け、国内の専門家により臨界安全管理の技術的方法や安全評価の方法等が取りまとめられ、1988年に臨界安全ハンドブック第1版として刊行された。日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構）で開発された JACS コードを用いてベンチマーク計算を行い、統計誤差等を考慮して燃料や計算条件ごとの推定臨界下限増倍率を計算するとともに、その結果を参考にして、JACS コード以外の計算コードを用いた場合の未臨界判定基準（推定臨界下限増倍率の値として 0.95）を示している。現行は 1999年に刊行された第2版である[8]。

16.3.5 未臨界度測定手法

臨界からどれくらい離れているかを示す尺度として、未臨界度、反応度といった概念が定義されている。 k_{eff} に対する数値計算の結果と実験結果のずれをバイアスと呼ぶが、このバイアスとしては通常臨界時の値が用いられる。しかし、未臨界（例えば k_{eff} の値が 0.95）の体系におけるバイアスは、臨界時のそれとは異なることが予想されており、数値計算の精度評価の観点から、実験的に未臨界度を測定し、評価することが重要である。

反応度の評価方法は、静的な方法（出力が安定している状態での中性子計数率の値から評価する方法、中性子計数率の分布に基づいて評価する方法等）、動的な方法（中性子源や中性子吸収材を用いて外部から与えられた擾乱に対する応答（中性子計数率の変化）により評価する方法）、原子炉雑音を用いた方法（体系内の中性子数の時間的な揺らぎに基づく方法）に大別される。このうちいくつかの方法は予備解析を必要とする。初めにリファレンス（未臨界度と中性子計数率が明らかな基準となる体系）を必要とする方法もあるので、目的や評価対象となる核燃料体系に応じて適切な方法を選択する。

16.4 臨界事故

【この節のポイント】

- ・ 臨界事故とは、核燃料を取り扱う際に意図せず臨界が生じることをいう。
- ・ 臨界事故では新たに核分裂生成物が生成され、外部被ばくおよび内部被ばくの原因となる。
- ・ 公衆の被ばく影響評価のためには核分裂生成物の生成量に直結する総核分裂数が、直達線による作業員の被ばく影響評価のためには出力の履歴が、それぞれ重要である。

16.4.1 臨界事故とは

核燃料を取り扱う設備・機器において、意図せず臨界が生じることを臨界事故という。臨界事故が生じると、核分裂により中性子線及び γ 線が発生するとともに、飛散した核分裂生成物から発生する γ 線による外部被ばくおよびそれら FP を摂取することで生じる内部被ばくの可能性があるため、臨界事故が生じないような設計、運用がなされなければならない。

国内の再処理施設では、臨界事故を含む様々な設計上想定すべき事故（**設計基準事故**（**design basis accident**））に対して以下のような措置を講ずることとなっている [9]。

- ①何らかの故障や異常から事故に至らないようにすること
- ②事故が生じた場合でもそれが拡大しないようにすること
- ③事故が生じた場合でも工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること

また、設計基準を超える条件で生じる**重大事故 (severe accident)** についても対策が求められている。

世界の約 170 ヶ国が加盟する IAEA の安全基準[10]では、**想定し得る異常状態 (credible abnormal condition)** (通常状態以外の状態で、かつ発生確率が十分に低いとは言えない異常状態) において臨界事故の発生を防止するように、設計および運用を行うよう要求している。十分に低い発生確率としては 10^{-6} 回/年以下とされる例がある。

中性子の良い減速材となる水分が多いと臨界になり易いため、過去に核燃料施設の工程上で生じた臨界事故のほとんどは水溶液もしくはスラリー状の核燃料で起きている。参考文献[11]で報告されている臨界事故の年代と核分裂数をみると(図 16-7)、1950年代から1960年代にかけて多くの臨界事故が起きていることがわかる。この頃は臨界安全の基本的な考え方や技術が十分に確立されておらず、定められた手順そのものに問題があったために、これを守っていても臨界事故が起きるということもあった。史上最大規模の臨界事故は1959年に米国アイダホのICPP (Idaho Chemical Process Plant) で発生し、その終息までに 4×10^{19} の核分裂を生じた。この例を除けば、大半の臨界事故の核分裂数は 1×10^{15} から 3×10^{18} の範囲にあることがわかる。1970年以降は臨界安全の技術も進歩し、それほど頻繁に臨界事故は生じていない。1999年に日本の(株)ジェー・シー・オーで臨界事故(JCO 臨界事故)が生じ、 2.5×10^{18} の核分裂を生じたが、このときは認可を受けた手順とは異なったやり方で核燃料溶液を扱っていた。JCO 臨界事故は1リットルあたりの核分裂数でみるとICPPでの臨界事故よりも大きいことが指摘されている。これについては次節で説明する。

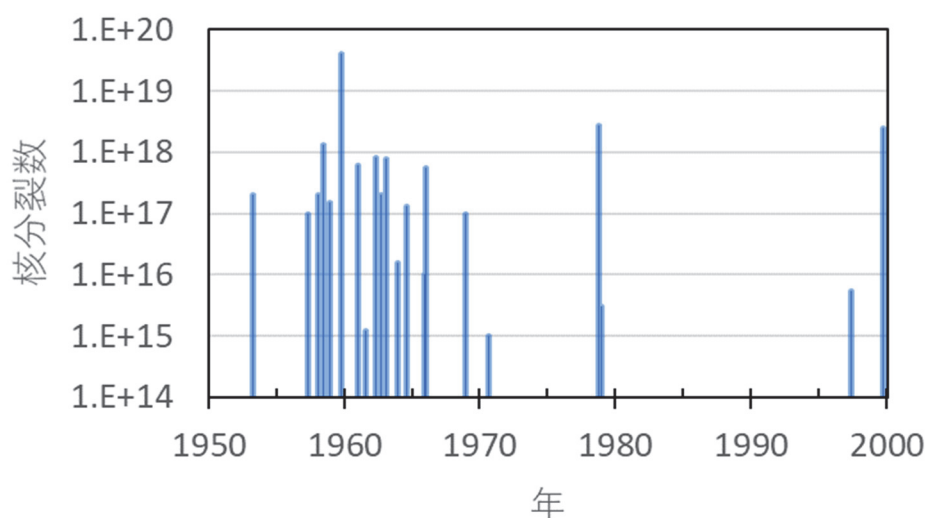


図 16-7 : 世界の臨界事故の推移[11]

【コラム】 反応度投入事象

臨界または臨界近傍にある原子炉に、誤って制御棒を引き抜くなどして1\$程度以上の反応度が急激に投入される事象を反応度投入事象と呼んで、臨界事故とは区別している。

1999年6月に志賀原子力発電所1号機で定期検査中に制御棒が抜けて臨界に達した事例は臨界事故とされている。

16.4.2 事象の進展

既述のように、核燃料物質の水溶液を扱う工程で臨界事故が起きやすいことから、核燃料溶液を燃料として臨界事故を模擬する過渡臨界実験が行われた。これらの実験では、高濃縮ウランを燃料とするフランスのCRACおよびSILENEや、低濃縮ウランを燃料とする日本のTRACYなどの実験用原子炉が用いられた。

TRACYの実験結果を用いて、臨界事故においてどのように事象が進展するのか説明する。初めに単純な条件として反応度が瞬時に添加されて、超過反応度（臨界を超える部分の反応度）が約3\$ (k_{eff} の値：約1.023)になった実験を例にする（図16-8）。この実験では溶液の沸騰には至っていない。

臨界事故は、何等かの異常により k_{eff} が1を超えた状態になって始まる。これは反応度が正になることを意味する。特に反応度が1\$以上（即発臨界）になったとき、出力（単位時間当たり放出される核分裂エネルギー）が指数関数的に急激に上昇する（図16-8の①）。出力の上昇に伴って核燃料溶液の温度が上昇する（図16-8の②）。温度の上昇によって負の反応度効果が生じるため、反応度が1\$未満となり、出力はピークを作ると同時に下降に転じる（図16-8の③）。核分裂による放射線等（主にピークの間生成された核分裂生成物が移動中にエネルギーを付与すると考えられる）により水分子が励起・分解されて、水素と酸素のガス（放射線分解ガス）が生じ、負の反応度効果が生じる（図16-8の④）。その後、ピークの間生じた核分裂で生成された遅発中性子先行核の崩壊が始まり、中性子が放出され始める（図16-8の⑤）。核分裂生成物の減少に従って出力も低下していく（図16-8の⑥）。以上が沸騰に至らない場合の基本的な事象の進展である。

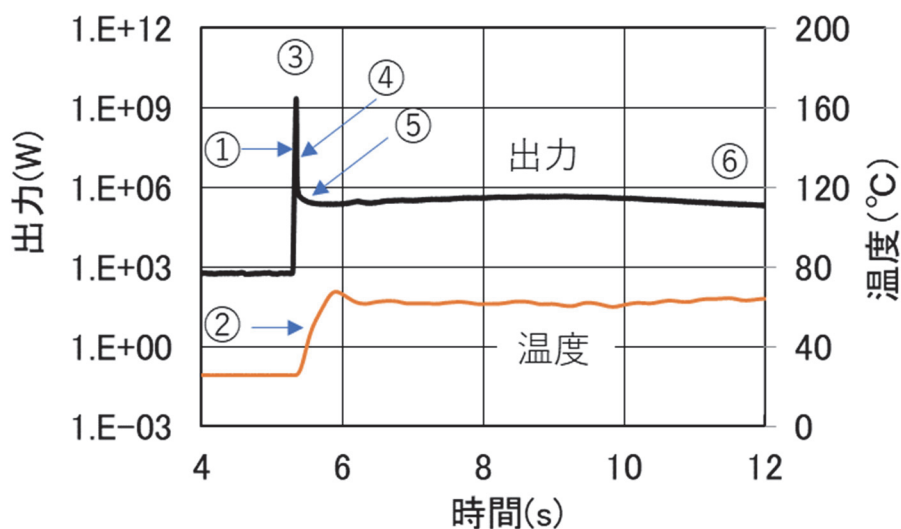


図 16-8 : TRACY の実験結果 (約 3.0 \$ 瞬時添加) [5]

核燃料溶液がゆっくり流入して臨界になる場合の実験結果を図 16-9 および図 16-10 に示す。この場合、超過反応度が 1 \$ を超えたところで出力の急上昇が始まる (図 16-9 の①)。温度上昇とボイド生成により反応度が 1 \$ 未満となって出力が低下する (図 16-9 の②) が、ボイドが液面に抜けることにより超過反応度が再び 1 \$ を超え、出力が再び上昇する (図 16-9 の③)。このようにして、しばらくの間出力の振動が継続する。

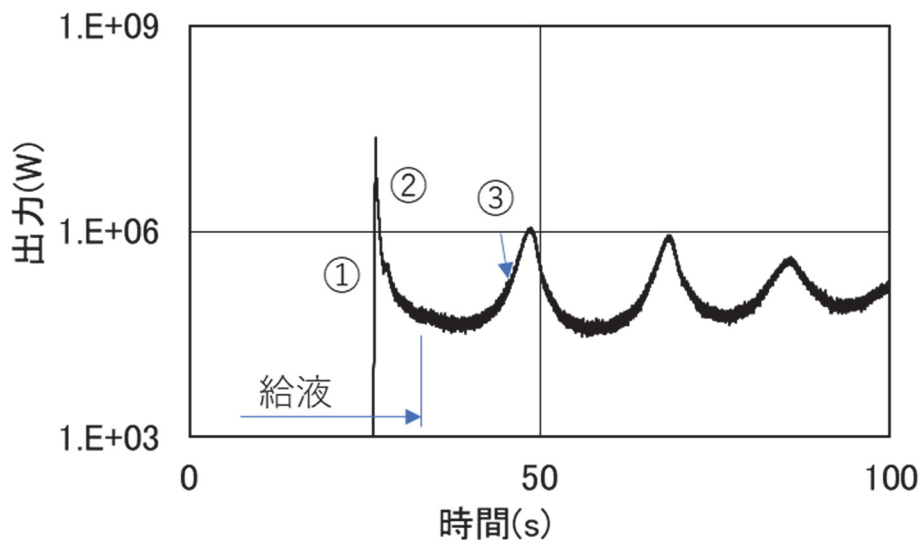


図 16-9 : TRACY の実験結果 (約 60 Lit./min. 給液 2.6 \$ 添加) [12]

臨界状態をそのまま放置すると、出力は低下を続ける (図 16-10 の①)。しかし、核燃料溶液が冷えて温度が低下すると正の反応度効果が生じるため、再び出力が上昇する (図 16-

10の②)。温度が上がり過ぎると未臨界となって出力が低下するため、最終的には、ある一定の出力状態（プラトー）に落ち着く（図 16-10 の③）。プラトーにおける出力の値は、核燃料が冷却により失う単位時間あたりのエネルギーとバランスしていると考えられる。出力が一定であることは、狭い意味での臨界状態（再臨界）であることを意味している。JCO 臨界事故では、沈殿槽の冷却ジャケットの機能が生きていたため、冷却能力に応じた高い出力が長時間継続した。

【コラム】 JCO 臨界事故 [13]

1999年9月30日10:35頃に茨城県東海村の株式会社ジェー・シー・オーで臨界事故が発生した。3人の作業員がU-235濃縮度18.8wt%、ウラン濃度380gU/Lit.以下の硝酸ウラニル溶液を、認可された方法とは異なるやり方で製造していた。2.4kgU以下で質量管理されている沈殿槽に、約16.6kgUの硝酸ウラニル溶液を投入した。10:35頃に臨界に達し、警報装置が吹鳴した。約20時間にわたって核分裂連鎖反応が継続した。冷却ジャケットの水を抜くなどして、翌朝6:15頃臨界状態が停止した。その後ホウ素が投入されて8:50には臨界の終息が確認された。総核分裂数は 2.5×10^{18} と評価された。また、作業員のうち2名が死亡した。

原子力安全委員会のウラン加工工場臨界事故調査委員会は、「絶対安全」から「リスクを基準とする安全の評価」へ意識を転換することなどの提言を行った。

国は、「原子力災害対策特別措置法」を成立させて、防災の対象施設を（原子力発電所周辺から）一般の原子力施設へと広げるとともに、原子力事業者の責務を明確にした。

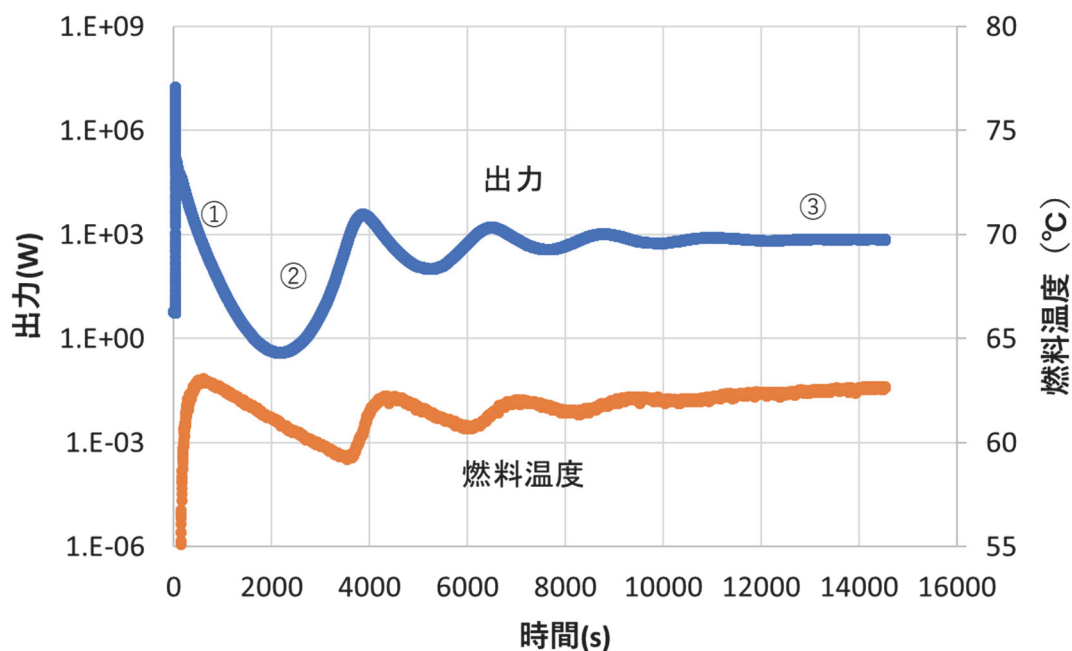


図 16-10 : TRACY の実験結果 (約 60 Lit./min.給液 1.5 \$添加) [12]

沸騰に至る場合について CRAC の実験結果を用いて説明する (図 16-11)。核燃料溶液の給液が開始され臨界になってから 200 秒まで給液が継続している。この間、給液による正の反応度添加と温度上昇および放射線分解ガスボイドによる負の反応度が交互に大きくなって、出力が激しく上下に振動している (図 16-11 の①)。給液終了後も振動は継続するが平均の出力はゆっくり低下している (図 16-11 の②)。核燃料溶液の温度が沸点に達して 400 秒あたり以降で安定すると同時に出力も概ね安定している (図 16-11 の③)。沸騰に至る臨界事故の特徴は、核燃料溶液の温度上昇だけでは添加された反応度を打ち消すことができず、負の反応度を生じさせるために溶液内に一定量のボイドが存在し続けなければならない点にある。ボイドは液面に向かって上昇し消失してしまうことから、常に新たに生成し続ける必要があり、そのため、安定沸騰時には高い出力が維持される。また、安定沸騰に至るまでの過渡期 (図 16-11 の①、②) においても、出力バーストが何度も生じていることから、平均の出力が高く維持されている。このため、全体で生じる核分裂の数 (**総核分裂数 (total number of fissions)**) は、沸騰に至らない場合に比べて大きくなる傾向にある。史上最大の核分裂数を生じた ICPP の臨界事故では、核燃料溶液の沸騰が 15~20 分程度継続し、 4×10^{19} の核分裂を生じた。

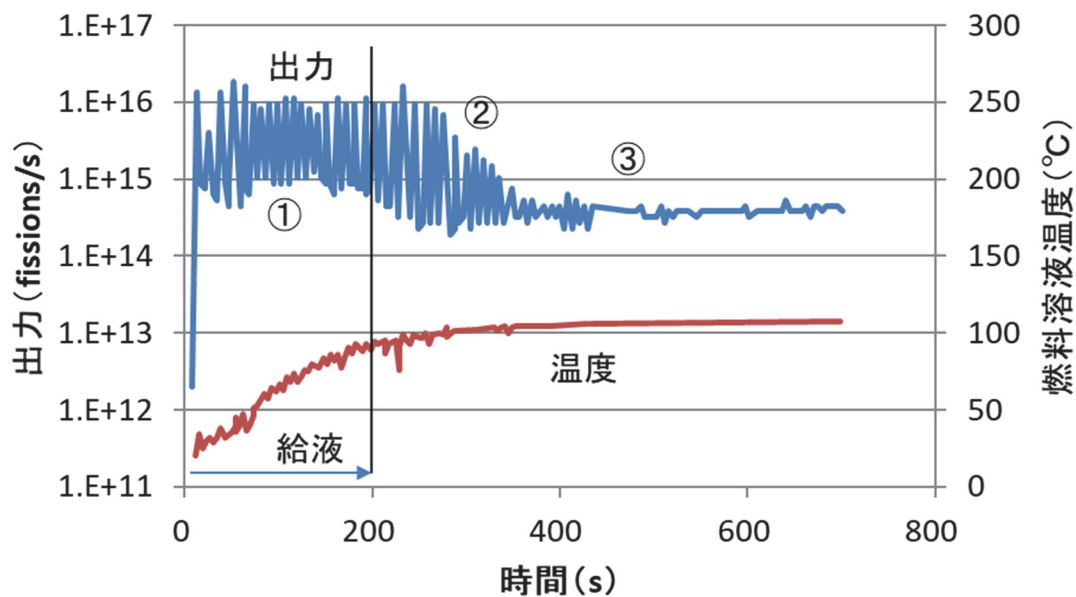


図 16-11 : CRAC の実験データ (CRAC16) (約 7.4 Lit./min.給液 8.6 \$添加) [14]

16.4.3 臨界事故の終息

沸騰に至らない場合には、初期バーストの後の一時的な出力低下状態を経て再臨界に至る。出力が低下したことによって熱伝導等により核燃料から奪われる熱エネルギーの方が勝り、核燃料の温度が低下する。その結果、超過反応度を打ち消していた温度上昇による負の反応度が小さくなることによる。

再臨界時の出力は、核燃料から単位時間あたりに奪われる熱エネルギーに応じた値を取るため、冷却が弱ければ小さい値となる。この場合、検出される中性子計数率がかなり低くとも臨界状態であることに違いないので、油断はできない。不用意な接近や操作によって正の反応度が添加されて出力バーストが生じる可能性がある。核燃料溶液が何等かの方法でしっかりと断熱されている場合には温度が下がらないため、未臨界状態が維持されることが考えられる。JCO 臨界事故の場合、冷却ジャケットの機能を停止することで出力が低下し、内部の水を抜くことで（中性子の反射効果がなくなり）臨界状態が停止となった。温度の低下その他の理由で再臨界となることを防ぐために、中性子吸収効果のあるボロン水を投入して臨界終息を確実なものとした。

沸騰に至った場合には、沸騰によって水分と少量の核燃料を失い、臨界を維持できなくなって終息する。ICPP の場合、800 リットルの溶液の約半分が蒸発し、 k_{eff} が低下して臨界終息に至った。

このように、臨界事故が生じてもある程度時間が経過することで臨界が停止することはあり得るが、放っておくと多量の核分裂生成物の環境への放出が予想されるときには、作業員の操作によって臨界を終息させなければならない。ボロン水等の中性子吸収材の投入や、可能であれば、核燃料溶液の一部を別の容器等に遠隔で移送するなど、確実に負の反応度効果が期待できる対策を備えておく必要がある。

【コラム】最小臨界事故

臨界事故の発生を想定する設備には、臨界を検知する機器を設置する。大きなバーストを生じる場合だけでなく、ゆっくりと出力が上昇するような臨界も検知したいが、どの程度まで小さな臨界事故を対象とするのかが問題となる。臨界警報装置の性能に関する標準（ISO7753）では**検知すべき最小の臨界事故（minimum accident of concern）**について定義している。

16.4.4 影響評価

核燃料施設の重大事故の影響評価では、公衆や作業員の被ばく影響を評価する。臨界事故の影響評価でも同様ではあるが、核分裂生成物の生成量を評価するために必要となる総核分裂数（1 臨界事故で生じる核分裂の総数）や、核分裂からの直達線による作業員の被ばくを評価する上で必要となる出力の履歴などが最初のターゲットとなる。

核燃料施設の主要な事故について被ばく影響を評価するための考え方やデータを整理した文献 NUREG/CR-6410（事故解析ハンドブック） [15]では、過去の臨界事故及び実験結果からの経験則として、臨界事故 1 回あたりの総核分裂数の推定値を以下のように与えている。

- ・ 溶液系： 1×10^{19} （380 リットル以上）、 1×10^{18} （380 リットル未満）
- ・ 固体金属系： 1×10^{18}
- ・ 粉体系： 1×10^{17}

これらは臨界事故の影響をできるだけ早く予想もしくは想定して、リスク評価や対策の検討を行うためのものであり、個別の条件の相違を考慮しないので非常に大雑把な値である。

総核分裂数を核燃料溶液の体積や臨界継続時間の関数として表す簡易的な評価の方法が Tuck、Olsen、Barbry、Nomura、Knemp-Duluc などから提案されているが、核燃料の種類や濃度などの適用条件が個々に異なる。これらは包括的な評価のための式なので、いずれの方法も過大評価となる。他に、ピーク出力を添加反応度等の関数として表す式が一点炉動特性方程式に基づいて導かれている。

出力挙動を評価するための数値計算コードも開発されている。手法はさまざま、一点炉動特性に基づく AGNES (日)、CRITEX (英仏)、中性子輸送方程式を有限要素法を用いて解く FETCH (英)、力学、流体力学、化学などのモジュールを組み合わせて用いる COMSOL (米) などがある。これらのコードの比較による検証も行われている。

正確な評価のためには、中性子工学のみならず、熱流動、放射線化学などの知見が必要であり、現象にまだ未解明な部分もあることから、今後の研究の進展が期待される。

【コラム】安全評価における想定臨界事故

六ヶ所再処理施設では、溶解槽の酸濃度低下による臨界事故を想定し、設計基準事象の総核分裂数として 1×10^{19} としている。重大事故としての臨界事故については、溶解槽での臨界およびプルトニウム溶液の誤移送による臨界を想定し、事故対策の有効性評価で用いる数字として、総核分裂数を 1×10^{20} 、バースト期の核分裂数 1×10^{18} 、プラト一期の核分裂率 (1 秒あたりの核分裂数) 1×10^{15} を用いている。これらの値は過去に発生した臨界事故の経験に基づいて決定しているが、過去の臨界事故や事故解析ハンドブックなどと比べると、かなり大きい想定となっていることが分かる。

16.5 その他のトピックス

【この節のポイント】

- ・ JCO 臨界事故の臨界安全上の特徴は、沈殿槽の形状と冷却ジャケットにある。
- ・ 福島第一原子力発電所の燃料デブリの臨界安全上の課題は、臨界安全管理された状態に移行すること、未臨界度測定方法、万一の臨界事故の終息方法や影響評価である。

16.5.1 JCO 臨界事故

JCO 臨界事故について、臨界安全および炉物理的視点から注目すべき点が2つある。2つとも臨界が生じた沈殿槽が持つ特徴である。

1つ目は沈殿槽の形状である。臨界を生じた作業は本来、全濃度安全形状である細長い容器で実施されるのが定められた手順であった。その容器に比べて沈殿槽はずんぐりとした大柄な形状をしており、中性子の漏れがより少ない形状であった。このため核燃料溶液を注入している間に臨界となった。

2つ目は冷却ジャケットの存在である。16.4.2 節で述べたように、プラト一における出力

は、核燃料から単位時間あたり奪われる熱エネルギーとバランスする。JCO 臨界事故ではプラトーにおいて約 2 kW から約 800 W まで徐々に低下しながら、この高い出力が約 17 時間継続したことにより、 2.2×10^{18} の核分裂（バースト部 0.3×10^{18} の約 7 倍）を生じたとの推定がある。この結果、沸騰により高出力が継続した ICPP での臨界事故と並んで、1 リットルあたりの核分裂数が、その他の臨界事故から飛び抜けて大きい値となった（16.2.8 節の記述参照）。強制冷却が行われていなければ、プラトーでの出力はもっと小さかったはずであり、総核分裂数ももっと小さくなっていたと考えられる。

16.5.2 福島第一原子力発電所の燃料デブリ

燃料デブリのように内部の組成や分布、全体の形状が不明のものの臨界安全をどのように考えたらよいだろうか。

臨界安全上重要なことは、性状が不明なまま燃料デブリを単に封じ込めている状態から、質量、形状寸法、濃度等の臨界安全管理がされている状態に移行することである。未臨界である理由が明白に説明できる状態にすることで、臨界のリスクを非常に小さくすることができる。このためには、削って取り出した個々のデブリの輸送や多数のデブリの保管における臨界安全管理を確実にできるようにしてから取出しを行う必要がある。取り出して容器に入れた個々のデブリに、中性子吸収材を添加することで k_{∞} が 1 より小さい状態にできれば、それらをいくらかのように積み重ねても臨界にはならないが、様々な事情でそうできないことも十分考えられる。その場合には距離を離して配置するとか、中性子吸収材を間に挟むなどの多体の臨界安全管理が必要になる。

安全な状態に移行する工程の各所で未臨界度を測定できれば、異常な変化を見逃さず、臨界に到達する前に未臨界を保つための対策を実施できる。しかし、内部の様子がわからない核燃料物質の未臨界度を測定する一般的な方法は確立されておらず、原子炉物理における課題の一つである。

万一臨界になった場合に、できるだけ早くそれを終息させる対策も必要であり、効果的な中性子吸収材の開発が進められている。また、対策の有効性や実施のタイミングの検討のためには、出力の挙動や総核分裂数を評価する必要があり、検討が進められている。

【コラム】燃料デブリの臨界事故は原爆のようになるか？

燃料デブリが万一臨界になったときに、原爆のような爆発が生じるのではないかと懸念する声があるが、そのような事態は物理的に発生しないことを説明しておきたい。

原爆の技術の要点は、核分裂が数多く生じて多量のエネルギーを放出する間、核分裂連鎖反応を維持することである。このためには、中性子を減速させず、高速のまま核分裂を生じさせることや、十分に核分裂が生じる前に発生したエネルギーで核燃料物質が飛散して核分裂連鎖反応が停止してしまうことがないように、核燃料を一か所に閉じ込めておく必要がある。U-235 の高濃縮ウランなどを核燃料として用い、火薬を用いて核燃料物質を衝突させるなどの技術を要するのはそのためである。

一方、燃料デブリは中性子を吸収する U-238 が多い低濃縮ウランを中心にさまざまな物質が混合している状態にあると推定されている。温度の上昇とともにドップラー効果によって U-238 の中性子吸収が増える。また、核燃料を高密度のまま閉じ込めておく機構がないため、大量の核分裂が生じる前に温度上昇による密度低下などが生じ、結果として未臨界になり出力が低下する。このような現象は 16.4 節で述べた物理的な機構に基づくものである。U-238、Cm-242、Cm-244 が多いと、その自発核分裂によって早めに核分裂連鎖反応が始まってしまうことも同様に作用する。それらの結果として、核分裂連鎖反応が維持できなくなるため、原爆のように大量の核分裂エネルギーを放出するには至らないのである。

参考文献

- [1] 「原子力・エネルギー」図面集、(財)日本原子力文化財団、
https://www.jaero.or.jp/data/03syuppan/energy_zumen/energy_zumen.html
- [2] 奥野浩、他、「臨界安全ハンドブック・データ集第2版」、JAEA Data/Code 2009-010、日本原子力研究開発機構 (2009)。
- [3] I. Obodovskiy, *Radiation: Fundamentals, Applications, Risks, and Safety*, Elsevier, Amsterdam, Netherlands (2019)。
- [4] Y. Yamane, *et al.*, “Final Series of TRACY Experiments,” Proc. ICNC2011, Sep 19-22, Edinburgh, Scotland (2011)。
- [5] K. Nakajima, *et al.*, “TRACY Transient Experiment Data Book 1) Pulse Withdrawal Experiment,” JAEA-Data/Code 2002-005, Japan Atomic Energy Research Institute (2002)。
- [6] K. Ogawa, “Development of Solution Behavior Observation System under Criticality Accident Conditions in TRACY,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **37**, 1088 (2000)。
- [7] Y. Miyoshi, *et al.*, “Inter-Code Comparison Exercise for Criticality Excursion Analysis Benchmarks Phase-1,” OECD 2009 NEA, No.6285 (2009)。
- [8] 臨界安全ハンドブック第2版、日本原子力研究所、JAEA 1340 (1999)。
- [9] 再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 平成二十五年原子力規制委員会規則第二十七号
- [10] IAEA Safety Standards, *Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, SSR 4*, IAEA (2017)。
- [11] T. P. McLaughlin, *et al.*, “A Review of Criticality Accidents,” LA-13638, Los Alamos National Laboratory (2000)。
- [12] K. Nakajima, *et al.*, “TRACY Transient Experiment Databook 3) Ramp Feed Experiment,” JAEA-Data/Code 2002-007, Japan Atomic Energy Research Institute (2002)。
- [13] 原子力安全委員会、「原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告の概要、日本原子力学会誌、Vol.42、No.5 (2000)。
- [14] F. Barbry, *et al.*, “Section d’Etudes Experimentales de Surete Nucleaire et Criticite Rapport S.E.E.S.N.C No116,” Commissariat a l’energie atomique (1973)。
- [15] US NRC, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook,” NUREG/CR-6410 (1998)。