

未臨界実験データ評価 研究専門委員会報告書

2011年3月

「未臨界実験データ評価」
研究専門委員会

一般社団法人 日本原子力学会

目次

はじめに	1
1. 臨界安全評価法の現状について.....	2
1.1 国内での現状の概要.....	2
1.2 臨界安全評価における保守的条件.....	3
1.3 未臨界制限値の設定（国内の例）	4
1.4 米国での臨界計算コードの検証方法.....	7
1.5 米国での USL の設定例.....	10
1章の参考文献	10
2. 未臨界実験データによるベンチマーク手法の可能性の検討.....	11
2.1 臨界実験をベンチマークとすることの問題点.....	11
2.2 未臨界でのバイアス評価の提唱.....	14
2.3 未臨界実験の精度.....	15
2.4 修正中性子源増倍法の精度.....	18
2.5 未臨界ベンチマーク手法の実現可能性.....	21
2章の参考文献	23
3. 臨界安全評価手法の高度化に向けて.....	24
3.1 核データの誤差の臨界計算結果への反映.....	24
3.2 未臨界裕度についての検討.....	25
3.3 二重偶発原則（原理）に関する検討（USDOE の Good Practice から）	26
3.4 二重偶発原則（原理）に関する検討（USNRC の Guidance から）	37
3.5 リスク情報による臨界安全管理.....	43
3.6 燃焼度クレジットの高度化に係る検討.....	43
3章の参考文献	45
まとめ及び提言	46
委員構成	47

はじめに

経済協力開発機構 OECD の国際臨界安全ベンチマーク実験プロジェクト(ICSBEP)がまとめた報告書から明らかなように、核燃料サイクル施設の許認可の安全解析に利用される均質・非均質体系の臨界ベンチマーク実験データは、数多く存在する。一方で、均質・非均質体系の Pulsed Neutron Method・指数実験法・ファイマン α 法・Mihalczo 法のような未臨界ベンチマーク実験データは、数少なく、しかも、関連計算値を含め、実験データの信頼性や精度が第三者によって厳密に評価された例は ICSBEP での数件の未臨界実験データ以外にはなかったといえる。

日本の臨界安全ハンドブックでの臨界安全評価法では、まず、数多くの臨界ベンチマーク実験解析から統計処理によって計算コードのバイアス値を決め、それに安全裕度を考慮して最大許容増倍率 k_a を評価する。次に、許認可対象施設に対し、その計算コードにより推定される未臨界の最大中性子増倍率 k_p が、 k_a より小さいことを確認する。この時、深い未臨界の k_p の評価精度は、臨界の k_a と同じと仮定されている。しかし、その妥当性の直接的検証はなされたわけではない。近い将来、核燃料サイクル施設の臨界安全評価法に燃焼度クレジットが採用されるであろうことを考慮し、従来の評価法ではなく、最適評価法を採用するためには、未臨界ベンチマーク実験解析の統計処理から直接的にバイアス値を評価する方法も考えられる。そのような方法が炉物理的に厳密に成立するか否かを検討する必要がある。

平成 19 年 4 月に日本原子力学会に設立された「未臨界実験データ評価」研究専委員会では、以上のような許認可対象施設で現実に存在する未臨界状態になるべく近い物理状態でのベンチマーク実験データからより厳密な臨界安全評価が可能かどうかの検討を 4 年間にわたって行ってきた。そこでは、均質・非均質体系の Pulsed Neutron Method・指数実験法・ファイマン α 法・Mihalczo 法による未臨界ベンチマーク実験データを炉物理的に厳密に評価し、許認可への適用性を検討した。

本報告書は、当委員会での検討結果を取りまとめたものである。

1. 臨界安全評価法の現状について

ここでは、核燃料サイクル施設等の核燃料の臨界安全を確保するために行っている臨界安全評価についての現状をレビューする。臨界安全評価は、評価対象施設に対してモンテカルロ計算コードなどを用いて臨界計算を行い実効増倍率を計算する。そしてそれが1よりも小さければ未臨界とみなせるわけであるが、現実には1よりも十分に小さいことが要求される。また、計算に用いる計算手法については、その妥当性が確認されたものを用いることが要求される。評価対象施設についても現実の取扱い状態を臨界計算の対象とするのではなく、起こり得る様々なパラメータの変動や異常事象を考慮して高い実効増倍率を与える保守的な条件を考慮することとしている。

これらの臨界安全評価の現状については、日本国内と海外とでは必ずしも同一の考え方が適用されているわけではないため、国内と、海外特に米国での現状とに分けて以下にレビューすることとする。

1.1 国内での現状の概要

日本国の法令では、核燃料の取扱いは原子炉を除く加工、運搬、貯蔵、その他いかなる取扱状態においても臨界に達するおそれがないように行うことが要求されている。核燃料の加工、運搬、貯蔵、再処理などの事業を行う場合には、安全審査を経てそれらの事業が許可されるわけであるが、審査する際の審査指針としては、核燃料施設安全審査基本指針を最上位指針として、ウラン加工施設（濃縮度5%以下）、特定のウラン加工施設（濃縮度5%超）、再処理施設、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料加工施設など、取扱施設ごとに審査指針が定められている。臨界安全評価に関しては、施設ごとにいくらかの相違はあるが、たとえば代表例としてウラン加工施設に対する「ウラン加工施設安全審査指針」では、以下のように規定されている。

指針 11 単一ユニットの臨界安全

- (1) ウランを収納する設備・機器のうち、その寸法又は容積を制限し得るものについては、その寸法又は容積について核的に安全な制限値が設定されていること。
- (2) 上記(1)の規定を適用することが困難な場合には、取扱うウラン自体の質量、寸法、容積又は溶液の濃度等について核的に安全な制限値が設定されていること。この場合、誤操作等を考慮しても工程中のウランが上記の制限値を超えないよう、十分な対策が講じられていること。
- (3) 略
- (4) 核的制限値を設定するに当たっては取扱われるウランの化学的組成、濃縮度、密度、溶液の濃度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材等を考慮し、特に立証されない限り最も効率の良い中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差及び誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。
- (5) 核的制限値を定めるに当たって、参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものであり、また使用する臨界計算コード等は、実験値等との対比がなされ、信頼度の十分高いことが立証されたものであること。

(6) 核的制限値の維持・管理については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること。

このうち(6)は、いわゆる二重偶発の原理あるいは原則をいったもので、これについては重要な概念であるため改めて3章で考察する。

(4)では、特に立証がされていなければ、最も効率のよい中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定しなければならないことが規定されている。

(5)では、使用する臨界計算コード等の信頼性を立証することを要求している。この立証のためには、対象とする施設と「類似」の臨界実験を、使用する臨界計算コード等で解析して、どれほど実験を再現できるかで信頼性を確認することが一般的に行われている。具体的には臨界実験を対象として臨界計算を実施し、実効増倍率を計算する。一般的には、臨界実験の実効増倍率はちょうど1なので、これがどれだけ1に近いかで信頼性を確認する。「臨界安全ハンドブック」¹⁾では、対象とする体系と臨界実験が「類似」であることを求めているが、「類似」は必ずしも明確にされているとはいえず、「臨界安全ハンドブック・データ集第2版」²⁾では、以下の6つのカテゴリを設けている。

- ・均質低濃縮ウラン系
- ・均質高濃縮ウラン系
- ・均質プルトニウム系
- ・均質ウラン・プルトニウム系
- ・非均質ウラン系
- ・非均質ウラン・プルトニウム系

取扱われる核燃料はほとんどがこれらのカテゴリのいずれかに属するので、そのカテゴリに属するものはすべて「類似」とみなそうというものである。これに対して類似性の概念をより定量的に定めようとする研究開発が国内外で行われてきており、これらについては後述する。

臨界計算コード等の立証に使用する実験データについてはOECDの国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトの活動により、世界各国の数多くの臨界実験データが収集され、詳細かつ厳密な評価結果とともにデータベース化が図られベンチマークに供されている。

1.2 臨界安全評価における保守的条件

安全審査指針にも規定されているとおり、臨界安全評価は技術的に想定される人的過誤、機器の誤動作、誤操作等の異常な状態をも考慮して行うこととなっている。

減速条件については、溶液状の燃料では実効増倍率を最も高くする最適な減速条件（あるいは燃料濃度）を仮定することが一般的である。燃料集合体などを空気雰囲気中で貯蔵する場合は、外部からの水の浸入の可能性を完全に排除できない場合には、場合によっては冠水状態までを含めて評価する。外部からの水の浸入を考慮する必要がない場合でも、消火に水を用いる場合には、空気雰囲気中に水の存在を考慮して、実効増倍率が最も高くなる水密度で実効増倍率を評価する。

反射条件としては、人の近接や水の浸入、周辺機器の中性子反射効果なども考慮して、燃料

の周囲に厚さ 30 cm あるいは 2.5 cm の水反射体を設置して臨界計算を行うことがある。

燃料の形状としては、たとえばグローブボックス内で燃料を取扱う場合、グローブボックス内で燃料が分散していたとしても、それらが一箇所に集まり、さらに球形状になったとし、そしてさらに周囲に水反射体が付くというほとんど想定されない状態をも考慮することもある。これらは過度の安全裕度を持っているが、燃料が分散して存在するグローブボックスのような設備で臨界安全を確実に担保する手段としては、条件設定が極めて簡単でしかも形状管理の必要がなく質量管理だけでよいという利点がある。

中性子の吸収材については、燃料の貯蔵設備などでは、ホウ素入りステンレス鋼板 B-SUS を燃料間に配置することがある。B-SUS も含めて臨界安全評価を行った場合には、当然ながら B-SUS についてその位置、形状、組成、性状についての信頼性を常時担保することが要求されるが、もし保守的な仮定として B-SUS 中のホウ素を無視したとすると、ホウ素濃度に関する信頼性の担保は免除される。

以上のように臨界安全評価においては、様々な保守的条件を仮定して行われるが、どのような異常をどれだけ考慮すればよいかについては、二重偶発の原則に従うことを指針は要求している。二重偶発の考えでは、「起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものとする」とのことなので、「起こるとは考えられない異常」が一つ発生しただけで臨界に達してはならないということになる。しかし、「起こるとは考えられない異常」として、どのようなものを想定してもよいとなれば、二重偶発の原則を満足することはできなくなる。この考えは、米国での double contingency principle (DCP)の受け売りであると思われるが、米国では一般に施設の寿命期間中に一回は起こるであろう異常と定義されている。国内での審査過程においてこのような頻度概念をどこまで考慮しているのかはともかくとして、指針に規定されている以上誤解のない共通認識として確立されていることが望ましい。これについては後段で議論することとする。なお、再処理施設安全審査指針では、二重偶発の考えを採用せず、原子炉施設で用いられている単一故障の概念を導入し、単一故障でも臨界に至らないことを要求している。二重偶発の考えは、機器の故障等よりもむしろ人的な過誤に重点を置いた概念であるのに対して、単一故障はむしろ機器の故障等に重点を置いている。どちらも本質的には同じとされている。

1.3 未臨界制限値の設定（国内の例）

1.2 で設定した保守的な条件を考慮して対象となる体系の臨界計算を行って実効増倍率を計算する。これが未臨界と判定できる制限値以下であれば、対象の臨界安全が確保できると判断できることになる。臨界安全ハンドブックでは 1.1 で示した 6 つのカテゴリごとに、複数の臨界ベンチマーク実験の実効増倍率を計算し、それを統計的に処理することで、信頼度 97.5%、臨界超過確率 2.5%の推定臨界下限増倍率を算出している。たとえば臨界計算を行ったところ、その実効増倍率がちょうど推定臨界下限増倍率と同じであったとすれば、それが 97.5%の信頼度で臨界を超過しない確率が 97.5%であるということで、臨界安全ハンドブックは、対象の実効増倍率がこの値以下であれば臨界安全は確保されるとしている。ただし、このようにして求

めた値が 0.98 よりも大きい場合には、0.98 を推定臨界下限増倍率とするとしている。なお、このときの実効増倍率の計算値の平均値は、推定臨界増倍率と呼ばれる。当然ながら、この推定臨界下限増倍率は、使用する計算手法ごとに定めることになる。平成 11 年に刊行された臨界安全ハンドブックの第 2 版までは、JACS コードシステムと ENDF/B-IV の組み合わせによる推定臨界下限増倍率は、0.950～0.980 であったが、「臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版」では、連続エネルギーモンテカルロコード MVP と JENDL-3.2 との組み合わせで推定臨界下限増倍率はすべて 0.980 とされている。これは、統計処理から得られた推定臨界下限増倍率がすべて 0.980 を超えていたためである。JACS コードシステムと ENDF/B-IV の組み合わせで推定臨界下限増倍率を算出した時代と比べると、その後の臨界計算技術は長足に進歩するとともに ICSBEP による臨界ベンチマーク実験が質量ともに拡充されたことから、臨界の体系に対する実効増倍率の計算値はほぼ 1.0(厳密にはベンチマークモデル実効増倍率。これは 1.0 ではない場合が多い。)の狭い範囲に分散するようになっており、必然的に推定臨界下限増倍率も 0.98 よりも十分に大きくなっている。ここでいう「狭い範囲」を定量的に示すことは困難であるが、連続エネルギーモンテカルロ法を用いた最新の計算手法では大きくても 1.0%程度ではないかと考えられる。現実にこれを超えるような場合もないではないが、その場合には、よほど特殊な場合以外は、実験データの質そのものなのか、計算の方法に間違いがないかを疑ったほうがいい。特殊な場合とは、たとえば中性子のスペクトルが核データの信頼性が十分に検証されていなくて共分散の大きいエネルギー範囲、特に共鳴領域などに偏っている場合などである。そうではない場合でも、古い臨界実験データの中には、実験当時の計算精度から要求される実験精度が必ずしも高くなかったことから、これらを仮に正しく計算したとしても実効増倍率が 2～3%以上も過大または過小評価する場合がある。このような場合には核データなどを疑うよりも実験のほうを疑うべきである。

実効増倍率の統計処理の一例として、低濃縮ウラン非均質系を連続エネルギーモンテカルロコード MCNP と ENDF/B-V で計算した時の実効増倍率の分布を図 1.1 に示す。

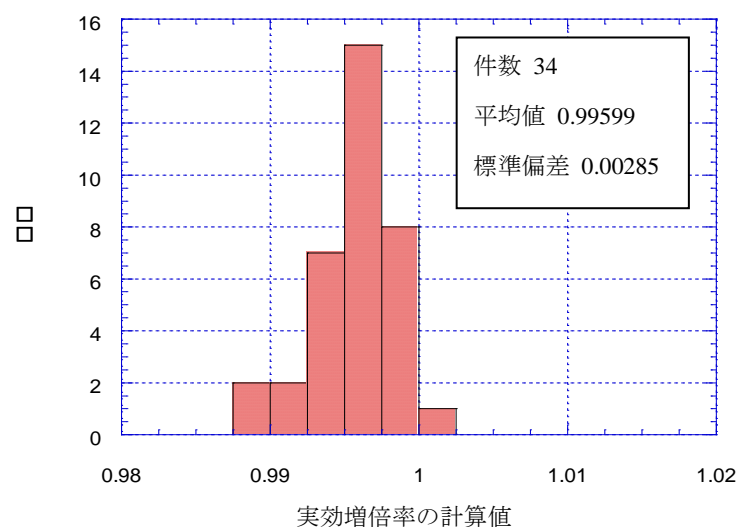


図 1.1 MCNP と ENDF/B-V による低濃縮ウラン非均質系の実効増倍率の分布
(日本原子力学会計算結果評価法研究専門委員会報告書より引用)

この図に示すように、一般に多数の実効増倍率の計算結果の分布は正規分布に近くなる。上で示した推定臨界下限増倍率の算出は正規分布を前提としているが、本来は正規分布かどうかの判定を行う必要がある。これについては後述する。このようなばらつきが生じる原因としては、①中性子エネルギー・スペクトルがケース毎に変わることにより、核データの持つ誤差が実効増倍率に与える影響がケース毎に異なることによるもの、②各実験体系の情報の曖昧さがケース毎に異なることによるもの、③モンテカルロ計算の統計的バラツキによる、の三つが考えられる。③については、モンテカルロ計算のヒストリをより多くすることで低減できる。

では、実際の許認可においては推定臨界下限増倍率を未臨界と判定できる制限値としているかといえそうではなく、一般的には 0.95 が制限値として使われている。ただし、核燃料取扱施設ではなく原子炉施設であるが、原子力発電所の燃料貯蔵設備では、ANSI/ANS-57.2-1983 に基づき 0.98 を未臨界の判断基準として用いている。この場合、ホウ酸水中に冠水している貯蔵設備を保守的に純水とする、燃焼燃料を最高濃縮度の新燃料とする、など十分に保守性を見込んでいるために過度の安全裕度があるとみなせることから、核燃料取扱施設よりも高い判断基準を採用することもとされているものと思われる。実効増倍率と未臨界制限値との関連を図 1.2 に示す。なお、臨界安全ハンドブックでは、十分に検証された臨界計算コードシステムを用いる場合には、実効増倍率の計算値が 0.95 以下であれば、未臨界性を判定できるとしている。

「臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版」での、信頼度 97.5%、臨界超過確率 2.5% の実効増倍率である k_L がすべて 0.98 を超えていたという事実は、以下の重大な意味を示唆している。それは、最新の臨界計算手法による実効増倍率のバイアスは 1% もなく、今後新たに高精度の臨界実験を行ってデータを追加しても、バイアスそのものは裕度として採用している 2% のほうが優先されるために、これよりさらに安全裕度を合理化することはできないということである。したがって、核燃料取扱施設の臨界安全上の合理化を図ろうとするのなら、図 1.2 での k_L をより高くすることを考えるのではなく、人的過誤や機器の故障、誤動作等の発生確率をより低くするなど工程の信頼性を向上させることで図 1.2 における「 k_p : 保守的条件を考慮した評価対象の k_{eff} 」と「評価対象の平常時の最大の k_{eff} 」との差を縮め、それにより「評価対象の平常時の最大の k_{eff} 」がより高い値をとれるようにすることである。すなわち、核燃料取扱施設に過度の保守性があり合理化が必要であるとするのなら、それは実験データや計算手法の側にではなく、工程管理の側に求められるということである。新たに実験を行うことに意義があるとするなら、臨界安全評価対象を検証する実験データが存在しないかあるいは存在しても精度が悪くベンチマークとして使用に堪えない場合である。数年前にロシア IPPE の臨界実験装置 BFS では MOX 燃料粉末を対象とした臨界実験が実施されたが、この実験などはそれに該当する。

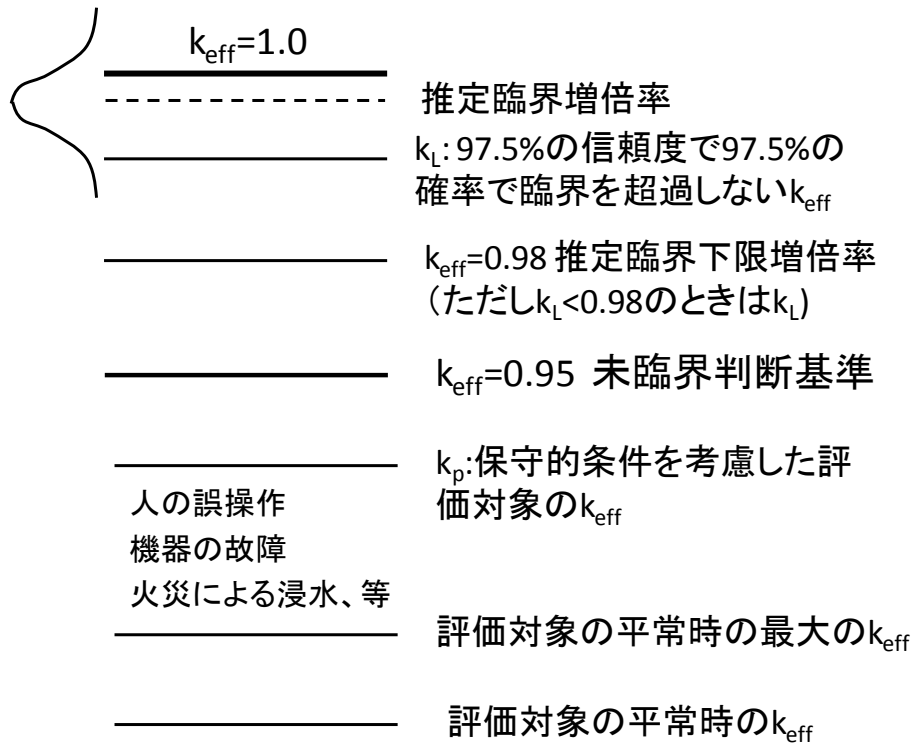


図 1.2 臨界安全評価における実効増倍率の関係 (日本)

1.4 米国での臨界計算コードの検証方法

ここまでは日本における臨界計算コードの検証方法、すなわち推定臨界下限増倍率の算出方法について述べたが、海外では異なる手法が採用されている。そのうち米国における検証方法について概説する。米国では、原子力規制委員会 NRC によって検証方法が NUREG/CR-6698³⁾ において定められている。図 1.2 における未臨界判定基準 0.95 に相当するものは米国では upper safety limit (USL: 安全上限値) と呼ばれ、以下で定義される。

$$USL = 1.0 + \text{Bias} - \sigma_{\text{Bias}} - \Delta_{\text{SM}} - \Delta_{\text{AOA}}$$

ここで、Bias とは (推定臨界増倍率 - 1.0) で定義されるが、これは正になる場合も負になる場合もあるが、正になる場合は保守的に 0 とする。また、 σ_{Bias} はこの Bias の統計誤差であるが必ずしも Bias の標準偏差という意味ではなく、 σ_{Bias} をどのように定めるかについては三つの候補が示されており、申請者はそのうちの適切なものを選択することとされている。このうちの一つである single-sided tolerance limit について説明する。これは、ちょうど日本における推定臨界下限増倍率を求めることに相当する方法であるが、日本とは異なり、実効増倍率の計算値が、95%の信頼度でもって 95%が存在する区間の下限値を求めるものである。日本の推定臨界下限増倍率ではそれぞれ 97.5%の数値を採用しているところが違う。ただし、この方法は複数のベンチマーク実験に対する実効増倍率の計算値が正規分布になることを仮定している。そこで、正規分布になっているかどうかを Shapiro-Wilk 判定によって行う。正規分布でないと判定されれば、この方法は採用してはならず、ノンパラメトリック統計手法を用いる必要がある。この統計手法は、実効増倍率の計算値のうちで最小値を超える実効増倍率の存在割合がたとえば 95%だとしたときに、その信頼度を求めて、その信頼度に応じてノンパラメトリックマージン

NPM を計算する。たとえばデータの数 が 19 点だとすると、このうちの最小値を超えるデータの割合を 95% にしたいならば、このときの信頼度は 62.3% となる。もし 95% 以上の信頼度を得たいなら 59 点以上のデータが必要となる。NUREG/CR-6698 には、この信頼度と NPM の関係を示す表が与えられており、信頼度が 62.3% だとした場合には NPM は 0.03 となる。そして USL は、実効増倍率の計算値の最小値を $k_{\text{eff, min}}$ とすると、

$$\text{USL} = k_{\text{eff, min}} - (k_{\text{eff, min}} \text{ の統計的不確かさ}) - \text{NPM} - \Delta_{\text{SM}} - \Delta_{\text{AOA}}$$

で与えられる。ここで、「 $k_{\text{eff, min}}$ の統計的不確かさ」とは、 $k_{\text{eff, min}}$ のモンテカルロ計算の標準偏差とベンチマーク実験の不確かさの標準偏差から求める。

Δ_{SM} は subcritical margin のことである。この Δ_{SM} は、臨界管理因子（濃度、質量、体積、形状など）の制御性や臨界管理因子の変化の確率、頻度、そして変化に伴う反応度価値などに基づいて決定する。また、その決定根拠を示すことも要求される。たとえば、全濃度安全形状でない場合には、燃料濃度を臨界管理因子として管理することとなるが、たとえば濃度を $\pm 1 \text{ gPu/L}$ の精度でしか管理できないとして、さらにこの $\pm 1 \text{ gPu/L}$ の変動に伴う実効増倍率変化が 0.01 とするならば、この濃度管理の不確かさに伴う Δ_{SM} は 0.02 は必要といえる。また、 Δ_{SM} は最低でも 0.02 以上とすることとされている。

Δ_{AOA} は、臨界安全評価対象とベンチマークとした臨界実験の間に類似性が不十分だとした場合に、ベンチマークの適用範囲 (area of applicability) 外にまで評価対象を外挿することとなるが、この外挿に伴って導入する裕度であり、これについては後で述べることとする。

以上より分かることは、この USL は日本のように 0.95 のような一律の値とはならず、評価対象ごとに定まるということである。また、NRC が要求している NPM, Δ_{AOA} などは日本にはない概念であり、また、 Δ_{SM} を臨界管理因子の感度とその信頼性から評価することを要求するという思想も日本にはないものである。

以下、適用範囲に関する裕度 Δ_{AOA} の算定方法について説明する。まず、臨界管理評価対象の臨界管理上の重要パラメータ（寸法、濃度、濃縮度、含水率、H/U など）とその範囲を特定する。各重要パラメータごとに、あらかじめ NUREG/CR-6698 で規定された適用範囲を定める。次に、この適用範囲内にある臨界実験を選択する。たとえば、評価対象のウラン濃縮度が 3 wt.% なら、この $\pm 1.5 \text{ wt.}\%$ が臨界実験に要求される濃縮度の範囲として定められている。選択した臨界実験から、選択した実験がカバーする評価対象のパラメータ範囲をより詳細に決定する。評価対象が、この範囲内にあることを確認し、選択した臨界実験をベンチマークとして用いることの妥当性を検証する。

NUREG/CR-6698 では、燃料同位体組成、温度、水素原子個数比、密度、吸収体、平均弧長、中性子スペクトル等のパラメータについて適用範囲が定められている。選択した臨界実験がこの範囲から外れる場合には、それを使用することの妥当性を示すことが要求される。評価対象の H/U が 0~5000 の範囲であるとする、臨界実験もこの範囲をカバーしていなければならない。もし仮に、臨界実験の H/U が 4000 付近にしかないとする、より広い範囲の H/U をカバーするように臨界実験を追加する必要があるが、それができない場合には Δ_{AOA} を大きくする必要がある。 Δ_{AOA} は外挿するパラメータに対して感度解析を行って定める。

各パラメータごとに適用範囲を定めて、臨界実験のベンチマークとしての適用性を判断する方法以外に、相関係数という包括的な単一のパラメータから適用性を判断する手法 TSUNAMI⁴ (Tools for Sensitivity and Uncertainty Analysis Methodology Implementation)がオークリッジ国立研究所で開発されている。相関係数としては、核データの共分散を介在させない感度係数だけから求める Esum 因子と核データの共分散に伴う実効増倍率への不確かさも考慮した相関係数 c_k 因子が定義されている。

Esum 因子は次のように定義されている。

$$Esum = \frac{\sum_n \sum_x \sum_y S_{x,y}^{a,n} S_{x,y}^{e,n}}{\sum_x \left(\sum_n \sum_y (S_{x,y}^{a,n})^2 \sum_n \sum_y (S_{x,y}^{e,n})^2 \right)^{1/2}}$$

ここで、a は評価対象、e はベンチマーク実験体系を表し、n は核種、x は反応の種類 (核分裂、捕獲、散乱など)、y はエネルギー群を表している。ここで、 $S_{x,y}^{a,n}$ などは、核種 n、反応 x、y 群の断面積の実効増倍率への感度係数を表している。感度係数そのものは、核種、反応種類、群数をパラメータとする多次元の単位ベクトルであるが、この多次元単位ベクトルが評価対象とベンチマーク実験との間でどれだけ平行に近いかを定量的に示すものである。これが 1 に近いほど感度係数の類似性が高いことになる。

一方、相関係数 c_k 因子は以下のように定義される。(体系に含まれる核種の数)×(反応の種類)×(エネルギー群数)を M とすると、M×M の大きさを持つ核データパラメータ α_m の共分散行列を $C_{\alpha\alpha}$ とする。また、感度係数行列 S_k を次のように定義する。

$$S_k \equiv \left[\frac{\alpha_m}{k_i} \frac{\partial k_i}{\partial \alpha_m} \right], \quad i=1,2, \dots, I; \quad m=1, 2, \dots, M.$$

ここで I は臨界体系の数を表しており、この感度係数行列は I×M の大きさを持つ。次に C_{kk} を以下のように定義する。

$$C_{kk} = S_k C_{\alpha\alpha} S_k^t$$

この行列は I×I の大きさを持ち、(i,j)成分を σ_{ij}^2 とし、対角成分を σ_i^2 とすると、体系 i と j の間の相関係数 c_k は

$$c_k = \sigma_{ij}^2 / (\sigma_i \sigma_j)$$

で与えられる。この係数 c_k は、核データの不確かさに伴うバイアスが二つの体系間でどの程度同じになるかを示すもので、1 に近いほどバイアスが同じになるということを示している。相関係数 Esum は、計算に用いる核データにはあまり依存しないが、相関係数 c_k は共分散を使用するため使用する核データによって大きく異なるので、実際に臨界安全評価に用いる核データごとに係数 c_k を求める必要がある。

参考文献 4)では、計算コードの検証に用いる臨界実験ベンチマークデータは、Esum, c_k ともに 0.9 以上の値を持つことを推奨している。目安として c_k が 0.8 以上であれば両者は“may be similar”であり、0.9 以上であれば“similar”と見なすことができるとしている。

米国の MOX 燃料加工施設の実際の許認可の際には、申請者の行った臨界実験の選択が妥当であるかどうかを NRC 担当者が TSUNAMI を用いた計算によって確認している⁵⁾。

1.5 米国での USL の設定例

米国では具体的にどのようにこの Upper Subcritical Limit を設定しているのかについては、米国の MOX 燃料加工施設の最終安全評価報告書 FSER⁵⁾に詳細に示されている。USL は燃料の種類や組成、性状に応じて設定されている。そのうちの一例として、MOX 粉末系に対する設定例を示す。申請者は 59 の臨界実験をベンチマークとして選別している。この中には MOX だけではなく、プルトニウムだけの実験も含まれている。NRC による審査の過程では、この施設で取扱われる燃料の減速度(H/(Pu+U)または H/Pu)を包絡するようにベンチマークデータを選別されているかどうか、NUREG/CR-6698 に準拠しているかどうかなど、臨界実験データひとつひとつについてベンチマークデータとして受け入れ可能かどうかの選別が行われる。FSER には選別の仮定が詳細に示されている。結局、プルトニウムだけの臨界実験は ^{238}U の影響が含まれていないという理由でベンチマーク対象から外され、最終的に 38 のデータが選別されている。NRC スタッフが適宜 TSUNAMI による計算を行ってベンチマークデータの選定が妥当かどうかの判断を行っている。結局 MOX 粉末系の USL は 0.9249 とされている。このうち上で示した $k_{\text{eff, min}}$ は 0.9849 であり、これからさらに 0.05 の Δ_{SM} と 0.01 の NPM が引かれて USL が決定されている。 Δ_{SM} を 0.05 とすることを NRC は無条件で認めているわけではなく、臨界に至る可能性を考慮してそれが妥当であることを確認したうえで設定されている。これについては後ほど 3 章で議論する。

1 章の参考文献

- 1) 臨界安全ハンドブック第 2 版 JAERI 134 日本原子力研究所 (1999)
- 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 (独)日本原子力研究開発機構(2009)
- 3) Guide for validation of nuclear criticality safety calculation methodology, NUREG/CR-6698 (2001).
- 4) K.R. Elam, B.T. Rearden, “Use of sensitivity and uncertainty analysis to select benchmark experiments for the validation of computer codes and data,” *Nucl. Sci. Eng.*, **145**, 196 (2003).
- 5) Duke Cogema Stone & Webster, L.L.C., “Final safety evaluation report on the construction authorization request for the mixed oxide fuel fabrication facility at the Savannah River Site, South Carolina,” NUREG-1821.

2. 未臨界実験データによるベンチマーク手法の可能性の検討

1章では、日本において一般的に採用されている臨界安全評価手法の概要を、米国で採用されている手法との比較も交えながら説明を行った。臨界計算手法の検証は、国の内外を問わず実効増倍率がちょうど1となる臨界実験との対比によってその信頼性を立証することで行われている。本章では、臨界ではなく未臨界の条件での実験データで臨界と同様のベンチマークが可能かどうかの検討を行う。

2.1 臨界実験をベンチマークとすることの問題点

前章の図 1.2 に示すように、臨界安全評価の対象となる体系は臨界ではなく未臨界である。未臨界であることを確認するために行うのであるからこれは当然のことである。臨界安全評価では、未臨界の条件の体系に対して、モンテカルロ計算コード等で実効増倍率を計算する。実効増倍率は以下に示す通りボルツマン方程式の固有値である。

$$\begin{aligned} & \vec{\Omega} \cdot \nabla \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) + \Sigma_t(r, E)\phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \\ & - \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\Omega' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega})\phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') \\ & = \frac{1}{k_{\text{eff}}} \frac{\chi_f(E)}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\Omega' \nu \Sigma_f(\vec{r}, E')\phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') \end{aligned} \quad (1)$$

ちょうど臨界のときは、この方程式の固有値である k_{eff} はちょうど1となる。これのときは、核分裂による中性子の発生と中性子の吸収、漏洩による消滅とがちょうど釣り合った状態にある。ところがこのときの条件よりも形状寸法が小さい、燃料濃度が小さいとなれば、中性子の発生よりも消滅のほうが上回るので、この方程式はバランスがとれなくなる。そこで、核分裂の発生項を1よりも小さい k_{eff} で割って核分裂の発生項を大きくして無理やりにでもこの方程式をバランスさせる。もちろん、このような状況は実際の未臨界の体系では存在しないものである。

では実際に未臨界ではどのような状況となっているのであろうか。その場合に、中性子源が存在する場合とそうでない場合とに分けて考える必要があるが、仮に定常の中性子源が存在するとするとその時のボルツマン方程式は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} & \vec{\Omega} \cdot \nabla \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) + \Sigma_t(r, E)\phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \\ & - \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\Omega' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega})\phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') \\ & = \frac{\chi_f(E)}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\Omega' \nu \Sigma_f(\vec{r}, E')\phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') + S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \end{aligned} \quad (2)$$

この方程式の最終項は、中性子源から放出される中性子を表している。また(1)式とは異なり、核分裂項は k_{eff} で割ってはいない。両式を比較すれば分かるとおり、臨界計算で得られる中性子束分布、スペクトルと実際の未臨界で現実に現れるそれらとは異なっている。未臨界体系で臨界計算を行うと中性子束分布は臨界時に発生する中性子束の基本モード分布に近いものになるであろう。ただし、中性子スペクトルについては核分裂源の項を1より小さい値で割っており、また、核分裂中性子のスペクトルは平均で2 MeV程度であるので、高エネルギー側が増幅され

ている。すなわちスペクトルとして硬くなる傾向にある。一方で、(2)式で表される未臨界での実際の中性子束分布とスペクトルは、中性子源の位置、スペクトルに大きく影響される。

外部中性子源を体系に陽に挿入した場合には、外部中性子源付近にピークを持った分布になる。臨界に近い未臨界の場合では、臨界時の分布に近くなるが、臨界から離れて未臨界が深くなるほど、中性子束分布は中性子源付近にピークを持つようになる。また、未臨界では外部中性子源の寄与が大きくなるためにスペクトルも硬くなる傾向があるであろう。特に中性子源がAm-Be線源などであると自発核分裂中性子源よりもスペクトルが硬くなる。

外部中性子源が存在しない場合にはどうなるであろうか。この場合でも、燃料からの微弱な自発核分裂中性子が存在するので、燃料全体から一様に自発核分裂中子のスペクトルの中子が放出され、全体的にはほぼ一様な中性子束分布が形成されるであろう。

あるいは、中子のパルスを瞬間的に発生させたとすると、暫く経過した後で燃料から発生する自発核分裂中子の影響が相対的に無視できるとすると、そのときには以下のボルツマン方程式に従う。

$$\begin{aligned}
 & \vec{\Omega} \cdot \nabla \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) + \Sigma_t(r, E) \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \\
 & - \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\Omega' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') \\
 & = \frac{\chi_f(E)}{4\pi} \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\Omega' \nu_p \Sigma_f(\vec{r}, E') \phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') + \frac{\alpha}{\nu(E)} \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega})
 \end{aligned} \tag{3}$$

ここで α は即発中性子減衰定数であり、これも、(1)式が k_{eff} を固有値としていたのと同様に α を固有値とする固有値方程式である。瞬間的にパルスが発生させると暫くの間は、減衰定数を α とする指数関数に従って減衰していく。ただし、 α の固有値は無数のモードが存在し、パルス発生直後は混在する多数のモードの影響が顕著に現れる。しかし、ある程度の時間が経過すると、 α の固有値の最小のモード以外は早々と減衰して消滅し、最小固有値のモードだけがそれに対応した減衰定数で減少していく。パルス中性子法はこのような状態での減衰定数を測定するものである。(3)式の最終項を見れば分かるように、分母に速度があるために、エネルギーが低いほどこの項が増幅されることとなり、パルス発生後の中性子束分布は、エネルギーが低い側にスペクトルがシフトする。これは k_{eff} を固有値とする場合とは逆の傾向である。

すなわち、未臨界体系を対象として臨界計算を行って実効増倍率を算出したときに得られる中性子束の空間分布やスペクトルは現実に存在するであろう未臨界条件のときのそれとは異なるということである。そこで二つの問題が懸念される。ひとつは、未臨界体系に対して実効増倍率を計算した時の中性子束分布、スペクトルと実際の未臨界条件で存在するそれらとは異なるために、未臨界体系に対して実効増倍率を未臨界性判断のために使用することに妥当性があるのだろうかということ。両者の違いの臨界性への定量的な影響は次の手段で確認できる。実効増倍率を計算して得られる中性子源分布を体系に入力し、それが1世代でどれだけ増倍するか計算する。これはモンテカルロの臨界計算の1世代分の計算に相当する。これによって得られる増倍率は、当然ながら実効増倍率と同じになる。次に、未臨界体形で実際に形成される中性子束分布を体系に入力して、同様の方法で増倍率を求める。この増倍率は実効増倍率とは

同じにならないはずである。ただし、どちらが大きいかをいうことはできない。

もうひとつは、未臨界体系を対象として実効増倍率を計算する計算手法は、未臨界ではなく臨界でしかその妥当性が検証されていないために、そのような計算手法を未臨界の体系に適用することに妥当性はあるのであろうかということである。

以上のふたつの問題点を図示すると図 2.1 のようになる。

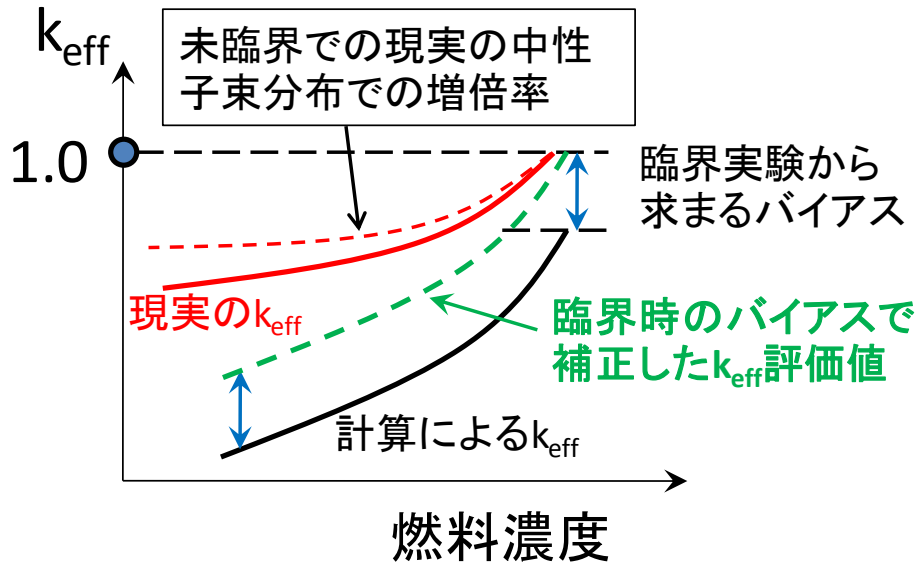


図 2.1 実効増倍率のバイアスと未臨界度

燃料の濃度がある値のときに臨界になっているとして、それに対して臨界実験と臨界計算を行ってバイアスを求めたとする（図の右上の青矢印）。この例では、計算が過小評価しているとしている。燃料濃度を下げていくとそれに伴い計算による実効増倍率も低下する（黒のカーブ）。ところが現実の実効増倍率は、臨界時と同じバイアスを保ったまま燃料濃度とともに低下していくという保証はなく、図の赤の実線のカーブのように未臨界度が深くなるにつれてバイアスが拡大していくことも考えられる。もちろん縮小する場合もある。なお、「現実の実効増倍率」なるものは現実には存在しないし測定もできないが、核データも含めて 100%正しい計算手法が存在するとしてそれを用いて計算したときに得られる実効増倍率に相当する。また、上で述べた未臨界で実際に存在する中性子束分布、スペクトルで求めた増倍度を赤の点線のカーブで示している。本来臨界安全評価で最も理想とするのはこのカーブである。この例では、たまたま「現実の k_{eff} 」よりも上に描いているが、必ずしもそうなるというわけではない。

もし、この図のように未臨界が深くなるにつれてバイアスが拡大していくとしたら未臨界で実際に存在する増倍率よりも計算で求めた実効増倍率は（臨界で求めた）バイアスを考慮したとして過小評価（緑の点線）をしていることになるのではないかと。当委員会を設立するに至ったのはこのような疑念からであった。

2.2 未臨界でのバイアス評価の提唱

以上の疑問、課題を解決する方策として、当委員会では、臨界ではなく未臨界実験をベンチマークとして、未臨界でのバイアスを評価しそれを実際の臨界安全評価に適用することの可能性について検討を行ってきた。

未臨界でバイアス評価を行った場合には、図 2.1 は以下の図のように描き換えられることになる。この図では、計算による実効増倍率が臨界では現実の実効増倍率を過小評価していたが、未臨界が深くなると逆に過大評価する場合も黒の点線で示している。この黒の点線の場合だと、計算による実効増倍率をそのまま使用すると非合理的な設計をしてしまうこととなる。このため過大評価のバイアスを引いてやればより合理的な設計が可能なのであるが、しかし、一般的にはバイアスが正になる場合はそれを 0 とおくこととしており、この方針を踏襲するとすれば臨界安全評価の合理化を図ることはできない。

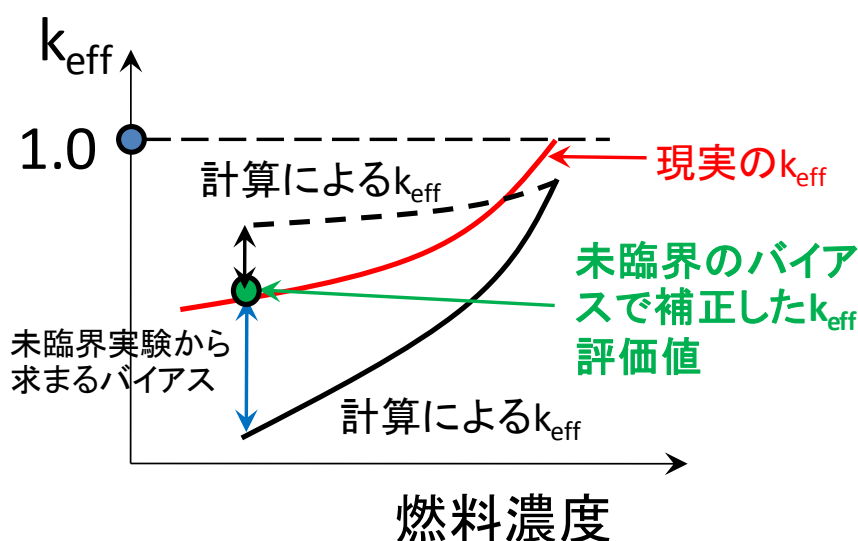


図 2.2 未臨界実験で求めたバイアスによる臨界安全評価

なお、「未臨界での現実の中性子束分布での増倍率」に関する議論は簡単のために省略している。図 2.2 から分かるように、未臨界実験でバイアスを求めることができればより厳密かつ合理的な臨界安全評価が可能となると期待できる。

さて、このようにして未臨界でのバイアスと「現実の実効増倍率」に近い実効増倍率が求めたとして、どのような判定基準で未臨界性を判断すればいいのであろうか。そこで、ここでは以下のようにして未臨界判定を行うことを提唱する。図 2.3 は未臨界でのバイアスを用いた未臨界判定を模式的に示している。この図の k_p は 1 章でのそれと同じく、評価対象の異常時も含めて保守的条件をも考慮した最大の実効増倍率である。 Δk_p は未臨界実験から求めたバイアスであり、臨界実験と同様に類似の多数の未臨界実験から求めたバイアスを平均したものである。ただし、図 2.2 の黒の点線の場合には Δk_p は負になるが、負の値をそのまま採用すれば臨界安全設計の合理化を図ることができるが、従来の方針を踏襲するとすればこれを 0 とすることになる。さらに統計処理を行って、 $\Delta k_p + k_p$ の 97.5% の信頼度、97.5% の確率での上限値 $\Delta k_p + k_p + \sigma(\Delta k_p)$

を求める。なお、97.5%ではなく、95%を採用することもある。どちらを採用するかはそのときの判断である。さらに、未臨界裕度 Δ_{SM} をそれに上乗せしてそれを k_s とする。そしてこの k_s が1よりも下であれば未臨界であると判定されるものである。従来の方法が臨界となる状態から下に降りて行くのに対して、新たな方法は逆に未臨界から不確実な部分を上乗せして行って最終的に臨界に到達しないことを確認するもので、従来とは発想を逆にしたものである。

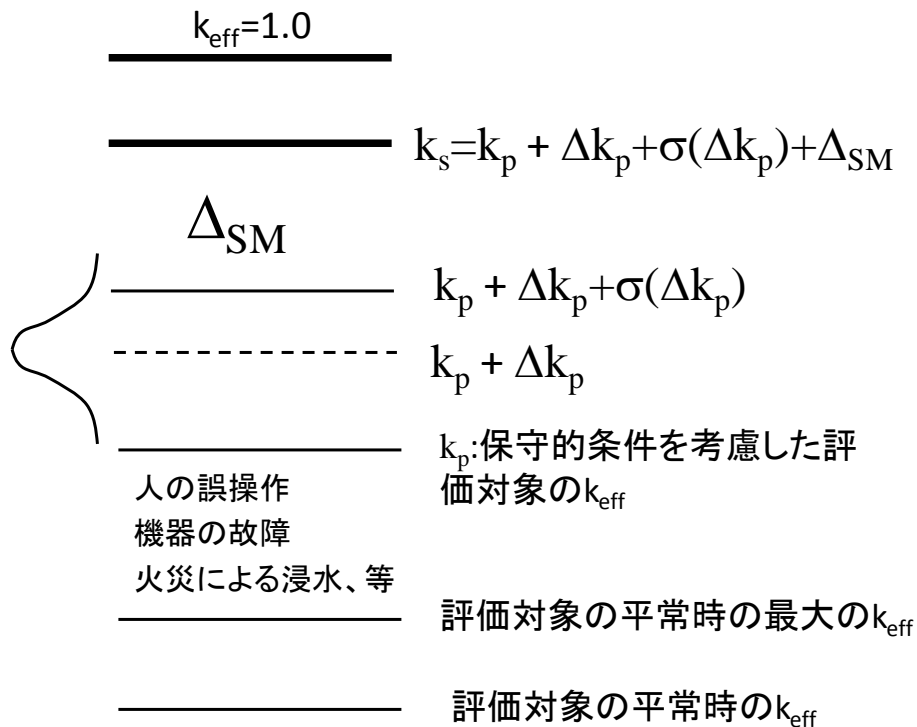


図 2.3 未臨界でのバイアスを使った未臨界判定

2.3 未臨界実験の精度

未臨界実験から未臨界でのバイアスを求める方法が、実験精度面から現実に実現可能なものであるのかどうか検討を行う。まず、未臨界ベンチマークを行うためには、当然ながら未臨界体系に対して未臨界度測定実験を行いそして実効増倍率を求める必要がある。そして、これを多数の体系に対して実施し、図 1.1 に示すような統計処理を行うこととなる。未臨界実験としては、パルス中性子法、種々の原子炉雑音法 (Rossi- α 法、Feynman- α 法、Mihalczko 法)、中性子源増倍法、指数法などがある。このうち、指数法は、燃料の組成、形状がある一方向に対して一様になっている必要がある。PWR の新燃料の燃料集合体がそれに該当する。燃焼した燃料に対しては、燃焼度分布が一定になっている区間にしか適用できない。

今仮に未臨界実験によって多数の体系に対して実効増倍率を精度よく得ることができたとしたら図 1.1 のような統計的な処理を行ってバイアス評価を行うわけであるが、図 2.2 から分かるようにこのバイアスは未臨界度によって異なることになる。したがって、多数の未臨界度点に対して未臨界実験を実施しなければならないことになる。特定施設の特定設備だけの未臨界ベ

ンチマークだけを行うのなら未臨界度点は 1 点で済むかもしれないが、ひとつの施設には多数の設備が存在するのが一般的で未臨界度点が 1 点で済むということは現実的ではない。未臨界度の点の数掛ける 1 未臨界度あたり統計上有意味な数の測定データを得る必要がある。

未臨界実験を行うことで実際の未臨界での中性子束分布、スペクトルでのベンチマークが行えるのかどうかについて検討する。前述のとおり、実際に未臨界体系で形成される中性子束分布、スペクトルは、燃料中の自発核分裂によって引き起こされるものである。このような状況を再現できる未臨界実験は原子炉雑音法である。Feynman- α 法では、外部からの中性子源を導入せずとも燃料中の自発核分裂源だけでも測定を行った例が報告されているが、このような実験も臨界に近くてある程度の増倍が期待できる場合に限られる。通常は、外部からの中性子源によって駆動された中性子束分布とスペクトル下での測定であり、現実存在する未臨界体系での実験は一般的には困難である。パルス法では瞬間的に打ち込んだ中性子によるその後の中性子の挙動を測定するものであるが、上で述べたようにこのときは α 固有値モードの中性子束分布とスペクトル（エネルギーの低い側にシフトしている）となっており、これも現実のものとは異なる。したがって、未臨界実験を行っても一部の例外を除いて評価対象と同じ状況での測定とはならない。

次に未臨界実験で求める実効増倍率の精度について検討する。いうまでもなく、未臨界実験では実効増倍率そのものを測定するのではなく、測定しているのは即発中性子減衰定数 α （Rossi- α 法、Feynman- α 法、パルス中性子法）、スペクトル比（Mihalczko 法）、空間減衰定数（指数法）などである。中性子源増倍法では中性子の計数率を測定する。これらの測定量は実効増倍率と密接に関連しているが、実効増倍率に換算するには測定不可能な量を用いる必要がある。 α から実効増倍率を得るには、即発中性子世代時間が必要であり、空間減衰定数からは反応度－バックリング換算係数が必要である。

さらには、未臨界実験そのものの困難さも考慮する必要がある。未臨界では中性子の増倍がそもそも小さいために中性子の計数が少なくなる。パルス法では、未臨界度が深くなると中性子の減衰が速くすぐにノイズや遅発中性子の影響に隠される。計数の多いパルス発生直後では逆に計数が多すぎることによる検出器不感時間や高次モードの影響などで精度のよい測定は困難である。おそらく、未臨界評価対象となるような 0.95 よりも十分深い未臨界度に対しては何らかの測定値を得ることはできてもベンチマークとしての使用に堪えるような臨界実験に匹敵する精度の高い測定値が得られる確証はない。

未臨界実験で特に考慮する必要があるのは、高次モードの影響である。実効増倍率 0.99 程度の未臨界度であれば実質的には基本モードのみを考慮すればよいと考えられ、精度のよい未臨界実験が可能であると思われる。一方で、未臨界度が深くなるにつれて高次モードの影響が大きくなる。一例として、実効増倍率 0.90 程度の未臨界の一次元無限平板燃料で Feynman- α 法の測定を行ったときの Y 値(=分散/平均-1)とゲート幅との関係を図 2.4 に示す¹⁾。この図で Y(T) はモンテカルロシミュレーションで求めた Y 値であるが、これには無数の高次モードが混在している。これを高次モード成分に分解した式は以下のように与えられる。

$$Y(T) = \sum_{n=0}^{\infty} Y_n(T), \quad (4)$$

$$Y_n(T) = \frac{2}{C_R} \sum_{m=0}^{\infty} \left(\sum_{\ell=0}^{\infty} \frac{S_{\ell} F_{\ell \rightarrow mn}}{\alpha_{\ell}} \right) \frac{D_m D_n}{\alpha_n (\alpha_m + \alpha_n)} \left(1 - \frac{1 - e^{-\alpha_n T}}{\alpha_n T} \right). \quad (5)$$

未臨界度が浅いときは、基本モードの α_0 が高次モードの α_n ($n>0$) に対して $\alpha_0 \ll \alpha_n$ の関係にあるので、(5)式は実質的には基本モードのみとなり、高次モードの影響は小さい。一方で、未臨界度が深くなると、 α_0 と α_n との差が小さくなり、高次モードの影響が無視できなくなる。

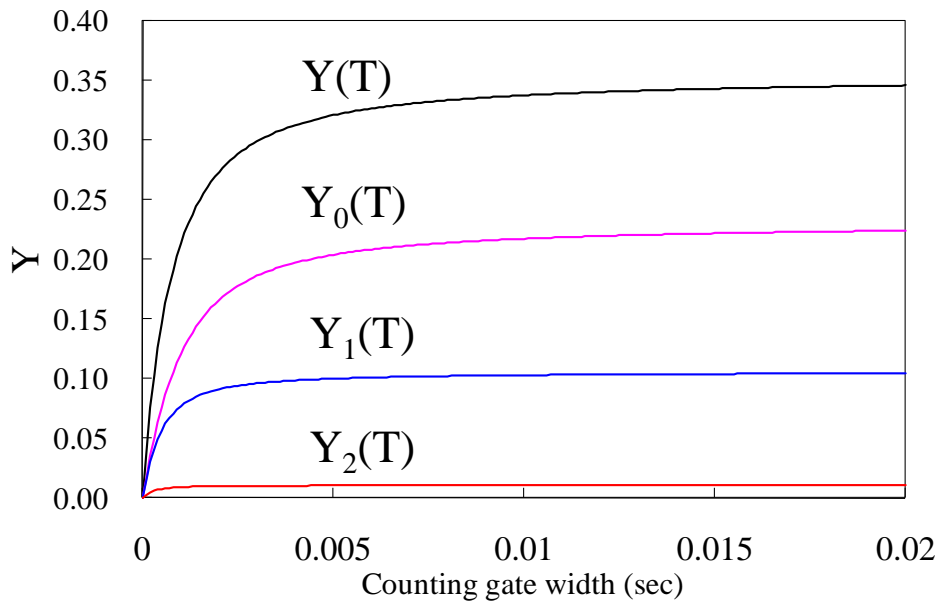


図 2.4 実効増倍率が約 0.90 での Y 値のモード分解

図 2.4 では、 $Y(T)$ に 1 次の高次モード成分の $Y_1(T)$ がかなりの割合を占めていることが分かり、これをそのまま基本モードだけの式でフィッティングしても、精度のよい結果 α_0 は得られない。ちなみにこれをそのままフィッティングすると、本来は $1711 \text{ (s}^{-1}\text{)}$ の値となるところが、 $2523 \text{ (s}^{-1}\text{)}$ となり大きく異なる結果となる。Feynman- α 法ではこの高次モード成分を除去する有効な方法はない。

指数法では、中性子源から遠ざかるにつれて高次モード成分が減衰するために基本モードの測定が比較的容易と考えられている。しかし、中性子源から遠い位置では、中性子束が減衰して中性子計数が少なくなるので、測定を精度よく行うためには、中性子源強度を強くするか、さもなければ、中性子源から遠い位置で長い時間をかけて測定を行う必要がある。指数法の一例として低濃縮ウラン燃料棒を軽水減速材/反射体中に 11×11 本の正方形に配列させた体系で行った実験結果²⁾を図 2.5 に示す。このときの実効増倍率は約 0.81 である。中性子源を燃料中心の下端に配置し、燃料配列の角の部分で高さ方向の中性子束分布を測定している。高さ方向で 20 cm 以下の範囲では、高次モードの影響により中性子束分布が下方に歪んでいるが、ある程度の高さ以上では高次モードの影響は見られず基本モードが精度よく測定できている。

このように指数法は未臨界度がある程度深くても条件がよければ精度よく基本モードの減衰定数が測定できる。しかし、この例のように常に理想的な条件で測定ができるとは限らない。また、指数法は未照射の燃料集合体のような特殊な条件でしか適用できない方法である。仮に、基本モードの減衰定数が精度よく測れたとしても、それを実効増倍率に換算する際に使用する反応度-バックリング換算係数を厳密に求めることはできないために、この換算に伴うバイアスが必然的に含まれることになる。すなわち、バイアスを求める際にまた新たな未知のバイアスが付加されてしまうのである。

したがって、未臨界での測定の困難さ、高次モードの影響、測定値から実効増倍率に換算する際の新たなバイアスの混在によって、未臨界実験を行って実効増倍率を求めようとしても、図 1.1 に示す程度の範囲で正規分布となるような実効増倍率の分布が得られる見込みは低い。仮に何らかのバイアスが得られたとしてもその妥当性を確認するのは困難である。

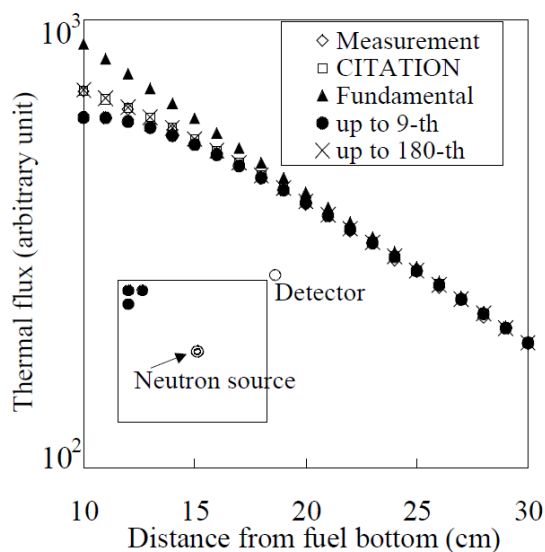


図 2.5 TCA の 11×11 本配列の指数法での中性子束分布
(参考文献 2)より引用)

2.4 修正中性子源増倍法の精度

高次モードの影響を考慮しなくてもよいとされている修正中性子源増倍法について、その未臨界度予測精度を検討する。ここでは ICSBEP ハンドブックに掲載されている英国の DIMPLE 炉で行われた実験(ICSBEP のレポート番号 SUB-LEU-COMP-THERM-001)を取り上げる。ICSBEP の評価レポートは、ワーキンググループの詳細な経ているために信頼性が極めて高いとされている。ICSBEP の評価レポートのほとんどは臨界実験を対象としているが、ごく一部未臨界実験も含まれており、この評価レポートはその一例である。DIMPLE 炉は軽水型の低濃縮ウラン燃料を用いた軽水減速の臨界実験装置である。中性子源が存在する場合の未臨界度 ρ は以下の式で表される。

$$\rho = 1 - 1/k_{eff} = -\frac{\langle S\psi \rangle}{\langle \psi v \Sigma_f \phi \rangle} \quad (6)$$

ここで、 ψ は実効増倍率を固有値とする随伴固有方程式から得られる随伴中性子束、 ϕ は中性子源 S が存在するときの固定源問題を解いた時の中性子束である。これに対して若干の近似を行うと、未臨界度 ρ は以下の式のように変形できる。

$$\rho = -\frac{S_{eff} W}{\nu CR} \quad (7)$$

ここで S_{eff} は実効的な中性子源強度であり、 CR は計数率、 W は（計数率/核分裂反応率）で定義される。これらのうち CR は実験的に求められるが、他の量は容易には求まらない。それは、検出器の絶対的な検出効率を求めるのが困難であること、検出器による中性子束場への摂動を精度よく評価することが困難であること、外部中性子源、自発核分裂源の強度を知るのが困難であることなどによる。そこで、未臨界度が精度よく判明している臨界に近い状態 1 で以下の式の左辺を求めれば、右辺の量を評価することができる。

$$\rho_1 CR_1 = -\left(\frac{S_{eff} W}{\nu}\right)_1 \quad (8)$$

一方、未臨界度を評価したい状態 2 に対して未臨界度 ρ_2 と計数率 CR_2 の積を以下のように定義する。

$$\rho_2 CR_2 = -\left(\frac{S_{eff} W}{\nu}\right)_2 = \rho_1 CR_1 \left(\frac{\rho_2 CR_2}{\rho_1 CR_1}\right) \quad (9)$$

(9)式の右辺の()の中は、計算によって求める。計算で計数率 CR を求めるには検出効率が必要となるが、 CR が分母、分子にあるために検出効率が相殺されることから不要である。したがって、 CR_2 を求めれば、未臨界度 ρ_2 が求められることになる。

このようにして求めた未臨界体系の実効増倍率の一例を下の表に示す。表には、モンテカルロ計算コード MONK8A での計算で得られた実効増倍率も示す。

修正中性子源増倍法による k_{eff}	MONK8A + JEF2.2 による k_{eff}
0.838±0.019	0.8330±0.0005
0.909±0.011	0.9087±0.0005
0.970±0.006	0.9731±0.0005

修正中性子源増倍法による実効増倍率の誤差は、未臨界度が深くなるほど大きくなり k_{eff} が 0.9 程度の場合は、1%程度となっている。この誤差の要因はほとんどが(9)式の右辺の()で表される補正因子の誤差によるものである。修正中性子源増倍法による実効増倍率と MONK8A による

実効増倍率との一致は $1\% \Delta k$ 以下となっているが、実は、修正中性子源増倍法による誤差のほうが大きくこれから有意なバイアスを決めることはできない。一般的には臨界実験でのベンチマークデータの誤差は、 $0.3\% \Delta k$ 程度より小さいことが要求されるが、修正中性子源増倍法での実効増倍率の誤差はそれよりも何倍も大きいので、これをベンチマークデータとしてバイアスを求めても統計上有意な値を得ることはできないことになる。この例のように未臨界度を測定するには、臨界実験では必要としない計算による補正や基準となる未臨界度などが必要であり、臨界実験にはない様々な誤差や不確定要因が存在する。

Argonne National Laboratory の ZPPR で行われた中性子源増倍法による未臨界度測定実験が ICSBEP の評価レポート SUB-HEU-MET-FAST-001 に掲載されている。この実験での最終的なベンチマークモデル実効増倍率は 0.9127 ± 0.0075 となっている。これをモンテカルロ計算コード MCNP で計算した結果は ENDF/B-V.2 と ENDF/B-VI.6 で、それぞれ、 0.9418 ± 0.0003 、 0.9274 ± 0.0003 となっており、測定値を $1\% \Delta k$ 以上過大評価している。これをそのままこの未臨界体系での臨界計算手法のバイアス値と断定するには、臨界状態から未臨界度を少しずつ変えて系統的にバイアスの傾向を調べる必要がある。

ICSBEP に掲載されているもうひとつの代表的な未臨界実験は、いわゆる Mihalczo 法と呼ばれる ^{252}Cf を内蔵した電離箱を用いた周波数解析手法によるものである。これについては、溶液及び金属の高濃縮ウランでの未臨界度測定実験が報告されている。この実験では ^{252}Cf を内蔵した電離箱を含む三つの検出器の相互相関または自己相関のフーリエスペクトルから次式のようにスペクトル比を求める。

$$R(\omega) = \frac{G_{12}^*(\omega)G_{13}(\omega)}{G_{11}(\omega)G_{23}(\omega)} \quad (10)$$

ここで ω は角周波数であり、 $G_{ij}(\omega)$ は検出器 i と j の相関係数のフーリエスペクトルである。また $*$ は複素共役である。このスペクトル比は原理的には周波数に依存しない一定値とされている。未臨界実験に対して、モンテカルロ法により Mihalczo 法のシミュレーションと臨界計算を行って、スペクトル比 R_c と実効増倍率 $k_{eff,c}$ とを求める。また、これとともに未臨界実験体系に摂動を加えた体系を考えてそれに対して、スペクトル比と実効増倍率と計算する。摂動としては、ウラン濃度、濃縮度、燃料寸法などを計算で有意な差がでる程度の変化させる。これをそれぞれ R_p 、 $k_{eff,p}$ とする。一方、測定で得られたスペクトル比を R_c 、またこの未臨界体系の（真の）実効増倍率 $k_{eff,m}$ とすると、次の関係式を仮定する。

$$\frac{R_m - R_c}{k_{eff,m} - k_{eff,c}} = \frac{R_p - R_c}{k_{eff,p} - k_{eff,c}} \quad (11)$$

この関係式は、実効増倍率とスペクトル比との間に相関があるとして、そのときの感度係数が計算で得られたものと、実験値と計算値との間で等しいという仮定に基づいている。そして(11)式から、未臨界体系の実効増倍率 $k_{eff,m}$ が得られるとしている。ただし、これを仮定するためには、感度係数が摂動の種類に依存しないことが必要となるが、複数種類の摂動による感度係

数はよく一致しているとしている。ICSBEP のレポートの SUB-HEU-SOL-THERM-001 での結果を以下の表に示す。また、(11)から求めた $k_{eff,m}$ も同じ表に示す。

燃料液位(cm)	R_m	R_c	$k_{eff,c}$	$k_{eff,m}$
25.40	187.7±10.6	202.9±0.1	0.9141±0.0003	0.9229±0.0060
22.86	248.0±9.7	259.5±0.3	0.8829±0.0003	0.8889±0.0059

この結果によると計算によるスペクトル比は実験を過大評価していることから実効増倍率の計算値は過小評価していることが推測され、(11)式からは計算値よりも大きな実効増倍率が最終的に得られている。実効増倍率の最終的な標準偏差は 0.6%程度となっているが、測定されたスペクトル比の誤差がスペクトル比のバイアスと同程度の数%程度もあり、(11)式左辺分子の値に統計上どの程度有意であるのか疑問がある。

以上のように比較的信頼性が高いとされる ICSBEP においても未臨界実験となると、臨界実験と同等の精度と信頼性で未臨界体系の実効増倍率が示されているとは言い難く、未臨界実験を臨界実験と同等のベンチマーク手段として、未臨界制限値を高い信頼度で決定することは困難であると判断する。

2.5 未臨界ベンチマーク手法の実現可能性

このように未臨界実験をベンチマークとしてバイアスを求めることが、臨界実験に比べて格段に困難であるのは、そもそも臨界実験と未臨界実験とで実効増倍率を測定することが本質的に異なっているからである。臨界実験では、実は実効増倍率を測っているのではない。中性子源のない状態で核分裂の連鎖反応が持続している状態を探索するのが臨界実験である。この際に測るのは中性子計数であってこれが時間的に一定になるように諸パラメータを調整するのであるが、中性子計数が一定になっている状態こそが臨界であり実効増倍率は測るまでもなくちょうど 1 である。すなわち実効増倍率を測っているのではなく、それでいてちょうど 1 の実効増倍率が得られる。これ以上はない容易かつ高精度な実験が臨界実験である。一方で、未臨界実験では、実効増倍率はそもそも測定できる量ではなく、測定可能な量から間接的に推定しているにすぎない。この推定に伴う誤差、また、測定可能な量も測定の困難さ、高次モードの影響などにより正確な値を知ることは困難である。したがって、臨界状態と同じ手順や考え方でバイアスを求めてもその信頼性を定量的に明らかにすることはできない。

であるのなら、従来の臨界での実験からバイアスを求める方法を依然として採用し続けるべきでないかと考えられるが、そこでそもそも未臨界でのベンチマークを提案するに至った動機は、臨界時での実験データでしか検証されていない臨界計算手法で得られた実効増倍率を未臨界の体系に適用したとすると、図 2.1 に示すように場合によっては非安全側の過小評価の結果あるいは過度の裕度を持った実効増倍率の計算値を与えるのではないかという疑念が発端となっている。しかし、未臨界での実効増倍率の計算値が正のバイアス（図 2.2 の黒の点線）を持っているとしても、その場合の非保守的なバイアスは考慮すべきではない。バイアスは必ず安全側に来るように設定すべきである。したがって、未臨界ベンチマークの手法を導入しても、

過度の裕度を合理化することにはならない。一方、未臨界での実効増倍率の計算値が実際の実効増倍率を過小評価する場合（図 2.2 の黒の実線）には、非安全側の評価をしていることになり、未臨界ベンチマークの手法を導入することに安全性を高めることになるので合理性が見いだせる。しかし、仮に未臨界の状態では非安全側であったとして、何らかの原因で、たとえば燃料濃度が上昇したことにより実効増倍率が増加し始めたとする。そして臨界事故に至ろうとする間際になれば、ベンチマークに使用した臨界実験の状態に近接することになり、臨界で定めたバイアスが高い精度で適用でき、このバイアスに基づいた制限値に依拠することで臨界事故の発生を高い信頼度で防止することができる。したがって、未臨界での実効増倍率の計算値が実際の実効増倍率を過小評価していても何ら問題はない。

これを違う角度から見たのが図 2.6 である。

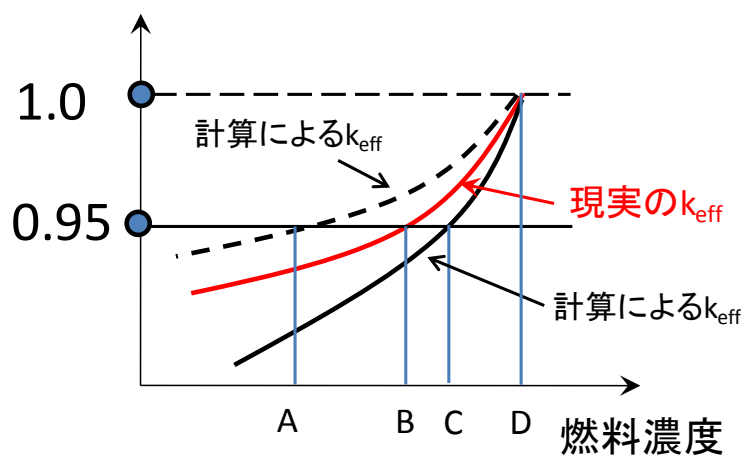


図 2.6 未臨界判断基準と燃料濃度の関係

この図では、未臨界判断基準を 0.95 としたときにそれに相当する燃料濃度を計算手法により求め、そのときの燃料濃度を濃度の制限値とすることを考えている。また、計算による実効増倍率は濃度 D の臨界条件でちょうど 1 の値を与えるとする。計算による実効増倍率が現実のそれを過大評価しているとき（黒の点線）は、0.95 に相当する濃度 A は 0.95 になる現実の濃度 B よりも過小評価している。したがって、実際に取扱える燃料濃度よりも低い濃度での取扱いしかできないことになる。このような場合には、未臨界実験から得られたバイアスを考慮することで、濃度制限値を A から B までに引き上げることができるといえる。しかし、計算手法のバイアスを制限値を緩和する非保守的な方向に使用することは現在でも行われていないし、今後も行われるとは考えにくい。

逆に、計算による実効増倍率が現実のそれを過小評価しているとき（黒の実線）では、0.95 に相当する濃度 C は 0.95 になる現実の濃度 B よりも過大評価している。このときの実際の実効増倍率は 0.95 より大きく、臨界に至るまでの裕度は 0.05 以下となっている。これは非安全側であるために、未臨界実験から得られたバイアスを考慮して、濃度制限値を C から B に引き下げるべきと考えられる。しかし、前述のとおり、未臨界で過小評価する臨界計算手法であったとしても、燃料濃度 D で臨界になることは臨界実験との対比によって検証されているために、濃

度 **D** 以下に制限されていれば臨界に至ることはない。臨界に至るまでの裕度が実効増倍率、燃料濃度ともに小さくなっていることは事実であるが、要は濃度 **C** であったものが濃度 **D** にまで至るリスクがどの程度であるかを問題にすべきであって、臨界に至るまでの実効増倍率や燃料濃度の裕度そのものを問題にすることは意味がない。濃度 **C** から濃度 **D** に至る可能性が受け入れがたいほど高いものであるのなら、濃度制限値をさらに下げるか、濃度管理の信頼性を高めるための改善を行うべきであり、裕度の絶対値そのものを議論すべきではない。未臨界裕度 Δ_{SM} をどのように設定すべきかに関わる問題であり、これは次の章で議論する。

これまでの議論は、未臨界でのバイアスを臨界と同等程度の精度で得られることを前提としているが、すでに述べたように未臨界でのバイアスを臨界と同等程度の精度で得ることは、困難である。仮に得られたとしてもその精度を検証することはできない。

結論として、未臨界でのバイアスを考慮した臨界安全評価は困難であるし、また、それを実施しなければならない切迫した必要性が高いとは考えられない。

2章の参考文献

- 1) T.Yamamoto, “Higher order mode analyses in Feynman-alpha method,” *Annals of Nuclear Energy*, **38**, 1231 (2011).
- 2) T.Yamamoto et al., “Effect of higher-harmonic flux in exponential experiment for subcriticality measurement,” *Journal of Nuclear Science and Technology*, **40**, 77 (2003).

3. 臨界安全評価手法の高度化に向けて

本章では、これまで概観してきた臨界安全評価手法について、最新の研究の進展と相俟って今後の高度化の方向性を展望してみたい。

3.1 核データの誤差の臨界計算結果への反映

モンテカルロ法で行った臨界計算による実効増倍率に付随する誤差は、実効増倍率の平均値の標準偏差である。この標準偏差は、モンテカルロ計算での世代間の相関が含まれるために、過小評価することがかねてより指摘されてきている。しかし、たとえば、Yamamoto ら¹⁾が考案した Wielandt 法を使用することで、この標準偏差の世代間相関を低減して、より精度の高い標準偏差が得られることが示されている²⁾。

しかし、実際には使用する核データには誤差が含まれるはずであり、その誤差は実効増倍率の計算結果には含まれていない。このような核データの誤差を臨界計算結果に反映させるための研究もなされており、その方法として Rochman ら³⁾はふたつの方法を示している。

ひとつは、核データの値の微小な変化が実効増倍率に与える感度係数を計算し、それに核データの誤差（分散）を乗じることで、核データの誤差による実効増倍率への影響を評価するものである。この感度係数の計算にあたっては、Rochman らは MCNP に内蔵されている摂動計算機能（PERT）を用いている。ただし、計算対象に含まれるすべての核種については膨大な計算が必要なため、Rochman らひとつの核種だけを選んで、弾性、非弾性、核分裂、捕獲の 4 つの核反応だけを誤差評価の対象としている。また、核データの共分散は連続エネルギーではなく、多群構造で与えられるために MCNP の計算も多群計算で行われる。ここでは 33 群構造が採用されている。

もうひとつは、核データの共分散を使って、核データそのものを正規分布の確率分布に従って変化させて、変化させるごとに MCNP 用の核データライブラリを作成し、そのライブラリーを使って実効増倍率を MCNP で求めるものである。共分散による実効増倍率の影響を統計上有意な精度で求める必要があるために、核データライブラリを作成しそして実効増倍率を求めるという計算を何回も行う必要がある。この論文では約 1000 回の計算を実施している。

計算結果の一例として、ICSBEP ハンドブックのレポート番号 PU-MET-MIXED-001 の Case 3 の実験に対して、²³⁹Pu の共分散に起因する実効増倍率の分散が計算されており、感度解析手法では 1760 pcm (1.76%Δk)、断面積を直接変化させる方法では 1592 pcm(1.59%Δk)という結果が示されており両者はある程度一致している。これは実験体系に含まれている 1 核種の誤差のみに起因する誤差であり、他の核種の誤差も含めると核データの不確かさによる影響はさらに大きくなるものと予想される。なお、両手法による計算結果はこの例のように一致のよいものもあればそうでない場合もある。

この手法がより完成度、信頼度の高いものとなれば、核データの誤差に起因する実効増倍率の誤差を、臨界安全評価手法を検証する手続きの中で利用することも可能となろう。この誤差を具体的にどのように臨界安全評価手法の検証のロジックの中に取り入れて利用していくかについては、今後臨界安全の関係者の間で議論がなされ決定されることが望まれる。

3.2 未臨界裕度についての検討

既に述べたように、我国においては実効増倍率の計算値が0.95未満であることをもって未臨界であると判定することが一般的に行われている。実効増倍率の計算に使用する計算手法は実験との比較により信頼性が検証されたものを用いることとされており、検証の過程で推定臨界下限増倍率などが評価される。この推定臨界下限増倍率は、使用する計算手法、評価対象ごとに異なることとなるが、現在のところ一律0.95が未臨界の判定基準として用いられている。実効増倍率0.95と推定臨界下限増倍率との差は未臨界の裕度とみなすことができるが、この裕度は計算手法、評価対象ごとに異なることとなり裕度は一律ではないことになる。

一方で、既に説明した米国の手法では、計算手法のもつバイアス以外にさらに未臨界裕度 Δ_{SM} などを別途考慮することとなっているために、未臨界判定基準は計算手法や評価対象ごとに異なる値となる。上でも述べたように、米国の MOX 燃料加工施設 MFFF では Δ_{SM} として 0.05 を採用し、さらに計算手法のバイアスも考慮するために、未臨界判定基準は 0.95 よりもさらに低い 0.93 程度の値となっている。

当委員会では、この未臨界判定基準0.95あるいは $\Delta_{SM}=0.05$ とすることの根拠、妥当性について検討を行ってきたが、結論からいえば 0.95 を制限値とすることに明確な根拠や必然性は見出せない。ただ、0.95 は米国等において一般的に使われており制限値として長い歴史を持っていること、また、高い信頼度で未臨界と判断できる推定臨界下限増倍率に対してある程度の余裕があるために、この値を未臨界と判定する基準とすることには十分な合理性が認められると判断できる。

ここでは、この未臨界裕度について臨界に至るリスクの観点から検討する。たとえば、円筒容器に溶液が貯蔵されている。この場合、円筒容器の径を小さくして、全濃度安全形状とすることが一般的であるが、ここでは仮に溶液の高さが臨界管理因子として管理対象となっている場合を考える。図 3.1 は、溶液の高さと実効増倍率との関係を示している。

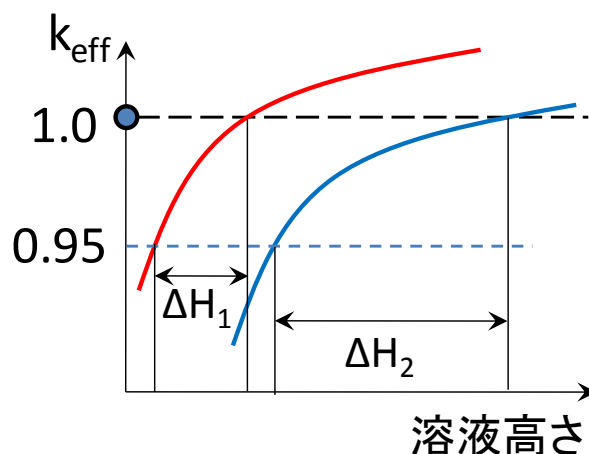


図 3.1 実効増倍率と未臨界裕度との関係

両者の関係はこの図のように、溶液高さが低いときは実効増倍率の増加率は大きく、溶液高さが高いほど増加率は小さくなる。この図の赤線と青線の場合を比較すると、実効増倍率が 0.95

の溶液高さと同様である 1.0 の溶液高さの差は、同じ 0.05 の裕度であっても赤線のときのほうが青線よりも小さくなる。溶液高さは、臨界管理因子として適切に管理がなされることとなるが、溶液高さが予期せずして上昇する可能性が溶液高さによらず一定であるとすると、実効増倍率として同じ 0.05 の裕度を持っていたとしても、赤線のほうが臨界に至る可能性は青線の場合よりも大きくなる。すなわち、実効増倍率として 0.05 の裕度を持たせたとしても、0.05 の裕度を突破する可能性をも含めた裕度を定量的に評価しなければ 0.05 の裕度そのものに意味はない。この場合は、赤線の未臨界裕度は 0.05 よりも大きくするか、さもなければ赤線の場合での溶液高さの管理手段の信頼性をより高めるなどを措置をとる必要がある。

米国の MOX 燃料加工施設 MFFF では Δ_{SM} として 0.05 を採用しているが採用に当たっては、各臨界管理因子の通常取扱状態と臨界安全評価を行うときの保守的条件とを比較して、それらが保守的条件に至る裕度、頻度等を考慮して 0.05 が十分であるかどうかを実証することが申請者に要求されている。例を示すと、たとえば $^{239}\text{Pu}/\text{Pu}$ は MFFF では通常取扱状態では 0.9 以下であるが、臨界安全評価上 0.95 としてしており、この裕度による実効増倍率の裕度は 0.3~0.8% と評価されており、また、 $^{239}\text{Pu}/\text{Pu}$ が 0.95 を超える可能性は非常に低いことが確認されている。水の存在を能動的に阻止するような管理がなされている場合には、1 インチの水反射体を燃料周囲に配置して臨界安全評価を行うが、そうでない場合には完全水反射条件での臨界安全評価が行われている。完全水反射を仮定することによる実効増倍率の裕度は数%と評価されている。その他、粉末密度、燃料濃度、化学形、プルトニウム富化度などについても同様の検討が行われ、各種臨界管理因子の臨界安全評価上の保守的な条件が実際の工程に対してどれだけの裕度を持ち、また、実効増倍率に対してどれだけの感度を有しているか、そして、通常取扱状態からの逸脱の可能性がどの程度かについての評価がなされ、それらを総合的に勘案し、未臨界裕度 Δ_{SM} を 0.05 とすることが妥当であるとの結論を得ている。

この例に見られるように、未臨界裕度の設定にあたっては実効増倍率の値そのものに一律の値を適用する方法では、感度が高くかつ信頼性の乏しい臨界管理因子が核的制限値を逸脱する可能性が必ずしも特定されていない場合も考えられ、この場合は裕度としては必ずしも十分とはいえない場合がある。そこで、まずは各臨界管理因子のすべてに対して不確かさあるいは変動の範囲を同定するとともに、それを核的制限値の範囲内に抑制することに対する信頼性と臨界管理因子の実効増倍率に対する感度を評価したうえで、それらをすべて勘案して裕度として十分と認められる適切な値を設定することが望ましいといえる。

3.3 二重偶発原則（原理）に関する検討（USDOE の Good Practice から）

再処理施設を除く国内の核燃料関連施設では、安全審査指針においていわゆる二重偶発の原則（原理）に基づいて臨界事故の発生を防止することが規定されている。ここでは、「核的制限値の維持・管理については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること」とされているが、「起こるとは考えられない異常」とはいかなるものであるのか、また、具体的にどのような手順でこの原則（原理）を適用するのかなどを明確に規定した日本語の文書類は存在しない。米国の double contingency principle に

倣ったものであると考えられるが、米国 NRC では 2005 年に NRC の規制官が DCP を適用する際の指針となるガイダンス(Interim Staff Guidance-03, Revision 0, Nuclear Criticality Safety Performance Requirements and Double Contingency Principle)が発行している。それよりも以前に米国エネルギー省 DOE からは、DOE の施設で実施されるべき臨界安全に関する良好事例に関する文書を発行している⁴⁾。DCP に関する考え方や適用手順についてはこの文書で詳細に述べられているので、ここでは以下にその一部を紹介する。

1. 二重偶発原則（原理）について

少なくとも二つの独立した工程条件の同時変化がなければ臨界事故条件にはならないようにするために、工程の設計は十分な安全裕度をもっていなければならない。そのための防護手段は次のいずれかの条件を必要とする。

- (i) 二つの独立した工程因子を有すること；これは、ANSI-ANS-8.1-1998 で述べる二重偶発の原則に完全に適合するアプローチであるとともに、（もし実行可能であるとするのなら）共通モード故障を防ぐために DOE が推奨しているアプローチである。
- (ii) 単一の核的な工程因子に対する多重の制御系を有すること：これは推奨されるアプローチが実現できない場合にのみとるべき代替アプローチである。単一の工程管理因子に対して必要とされる管理手段の数は、管理の信頼性、管理手段の失敗の影響を緩和する手段の特性に基づいて決定する。

いずれの場合でも、単一の起こり得る事象や失敗、故障が臨界事故の可能性となつてはならない（ただし、ANSI/ANS-8.10-1983, R88 に示される単一の偶発的操作が許可されている場合は除く）。この例外規定は、遮蔽や閉じ込め機能（ホットセル、その他の遮蔽された設備）をもった操作に適用される。二重偶発性に対する考慮については、その評価手順を文書化して実証する必要がある。なお、この DOE の文書で頻度を表す以下の用語は、定量的には以下のように定義される。

Event, anticipated:1/年から 1/100 年の間の事象

Event, credible:1/100 万年以上の事象

Event, extremely unlikely:1/1 万年から 1/100 万年の間の事象

Event, incredible:1/100 万年以下の事象

Event, unlikely:1/100 年から 1/1 万年の間の事象

2. 二重偶発原則（原理）による臨界事故発生防止

偶発事象は、それぞれ独立でなければならないとともに、共通原因故障の帰結であつてはならない。二つの事象に関連性があるのか、二つの偶発事象なのか、単一の偶発事象なのかを決定するには、運転に関わる人員および臨界安全を担当する人員による総合的な判断を必要とする。たとえば、質量制限値からの逸脱と浸水は、二つの偶発事象で

あるといえるが、火災とその後のスプリンクラーの作動による浸水とは単一事象と考えるべきである。

単一の偶発事象が許容されている場所での、DCP 適用の例外は、ANSI/ANS-8.10 に示している。DCP は文書でもって評価結果が示されていなければならない。単一の工程因子を複数の手段で管理する代替手段をとる場合には、それを選択した根拠を文書で示さなければならない。

3. 二重偶発原則（原理）適用のガイドライン

偶発事象を選別し、適切な保守性をもった計算モデルを導くためのガイドラインは以下のとおりである。

- (1) 臨界安全評価での偶発事象の組み合わせを決定しその妥当性を示すこと
 - a 偶発事象を示す他の参考文献、規定類（施設の洪水時の最大水深など）を用いること
 - b 既存の規定類が十分でなければ、各偶発事象の程度、臨界安全への影響を展開しその妥当性を示すこと。例えば、想定可能な浸水深さが床から 60 cm 以上上にあるのなら、床から 60 cm 以上上にある核燃料を収納する機器は浸水することはない。しかし、偶発的な減速条件や反射条件は斟酌する必要がある。
 - c 一貫性があること。偶発事象の選択およびその検証のロジックにおいて見かけ上の不整合性がある場合にはそれを説明すること。
 - d 偶発事象および補足説明の位置づけおよびその検証手続きの文書化を行うこと。
- (2) DCP による臨界安全評価で選択した偶発事象に対して未臨界であることを示すこと
- (3) 適度の保守的な計算モデル、ハンドブックモデルを用いて実効増倍率を最大にする偶発事象と偶発事象の組み合わせの評価を行うこと。
 - a 例えば大きなタンクの浸水を偶発事象とするのなら、水と核分裂性物質が球状で完全水反射を形成する場合を仮定すること。
 - b ハンドブックの参照やパラメータ計算によって最適減速条件を決める必要があることもある。
- (4) 適度に保守的な評価が、受け入れがたい高い実効増倍率となった場合には、臨界安全上もっとも厳しくなることを制限するバリアや物理的、化学的な因子を考慮すること。ただし、そのような変更を行った場合には、核分裂性物質に対する偶発性に与える影響の変更が妥当なものかどうかの判定を必要に応じて行うこと。
- (5) 偶発事象を評価する際に、実効増倍率を十分に低い値にまで低減させるために用いた仮定やバリアの信頼性を注意深く考察することは重要である。グローブボックスに安

定で高密度酸化物のペレットだけがあるとすると、グローブボックス内の水のラインの破断の偶発性の効果は、グローブボックスがより少ない量の安定物質を含むとした場合とは異なるものとして解釈できる。標準的なグローブボックスでは、このようなラインの破断が燃料ペレットに影響を与えるほどの水流をもたらすことは、極めて考えにくい。

- a. それゆえ、計算モデルにおいてペレットトレイ群の形状を近似するために燃料の形状を球よりも反応の起こりにくいものに変更してもよい。
- b. 同じように、計算に用いる減速度は、ペレット配列間のギャップを水が埋めるときよりも小さなものにしてもよい。
- c. ペレットの寸法や方向をモデルに含めること、または、形状を近似することは実効増倍率を大きく減らすことになる。しかし、モデルをより複雑にすることに加えて、小さな物体までをモデル化することには他の欠点もあって、断面積が正確に生成されたうえでなければ非保守的な小さな実効増倍率を得てしまうこともある。
- d. 加えて、建屋全体が冠水することは考えられずまた、グローブボックスは床より 1 m 以上は上にあるのでペレットトレイ配列の底面が反射条件になっているくらいを仮定することは妥当である。
- e. このような仮定の組み合わせは最低限の保守性を確保するという概念を実際に示すものである。対象となっているプロセスに固有の現実的な条件を考慮することで、受入可能な程度の保守性を低減しようということである。

(6) 同じグローブボックスに対する最低限の保守性に関するもうひとつの偶発性のシナリオは、物理法則に逆らってもペレットのトレイの積み重なりを仮定することである。ただし、計算モデルでは減速材は考慮しない。ここでの仮定では、二つの起こるとは考えられない独立の事象は同時に起きないとしている。

(7) 最低限の保守性をもった計算モデルについては、モデルに用いたひとつあるいはそれ以上の仮定が、プロセス異常時に同時に無効になる場合もあるということに注意が必要である。たとえば以下のようなものである。

- ・酸を扱うグローブボックスを考える。浸水があり、酸容器のふたが飛んで、酸と水が混合し、ペレットの一部が溶解する。
- ・または、グローブボックスの下に作業員が何かの物品を保管している場合を考える。この場合、浸水のシナリオではより全面反射になりやすい。臨界安全の観点からグローブボックスの下に物品の保管ができない規則となっても、グローブボックスの下が保管に便利な場所であれば、その規則はまれに無視されることはありうる。

(8) ペレットトレイを積み重ねてはならないという規則の違反は考えにくい。

- a. これは、訓練を受けた作業員だけがグローブボックス内作業が許可されているからで

- ある。
- b) にもかかわらず状況の組み合わせによっては、一見して独立な二つの偶発性が同時に起こることになる。
- c) たとえば、トレイを操作する作業員が水道管を破断させ、水の噴出に気を取られて、トレイを積み重ねてしまうこともある。こうなると積み重なったトレイが冠水することになる。したがって単一の起因事象が伝播して多重の偶発事象に至ることになるが、これらは独立ではないことになる。
- (9) 偶発事象の選択とその影響について保守性を少なくすることは、より多段階の検討と解析を必要とする。また、追加の制限値や必要条件を設けることにもなる。全体として、保守性をより大きくしたときに制限値が低くなるのと同じくらい制約の多いものになることもある。
- (10) 保守性を少なくすることは、作業員のより念入りな訓練を必要とすることになる。また、より頻繁に臨界安全のレビューが必要となる。また、わずかな誤解、設備の変化が、評価で用いた仮定を無効にしていないかどうかをより精密かつ頻繁に担保する必要がある。偶発性のシナリオの保守性を小さくすることで、大きな制限値となることは必ずしも利益とはならない。
- (11) それゆえ、現実的な範囲で各偶発事象を決めるには、単純で適度に保守的な方法、モデルを用いて、保守性を減らす前に他の代替手段を考慮すべきである。これには、物理的なバリアや人的な管理手法などが含まれ、偶発事象の影響を緩和できる。
- (12) 偶発事象は安全性全体の観点から考慮する必要がある。
- a. 臨界事故で有意な被ばくをするエリアにいる全作業員に、ある偶発的なシナリオによって臨界以外の事象で致命的な被害が発生する場合には、そのシナリオに対して臨界を防止することは非現実的で意味がないことになる。
- b. しかし、現実的な範囲で臨界安全管理は、緊急救助や消火活動の従事者を防護するためにも構築されるべきである。
- (13) 加えて、偶発事象はシステム全体の振る舞いの観点から考慮されるべきである。実効増倍率で未臨界性を判断する場合には、考慮している体系を代表するパラメータとの関連で安全性を評価すべきである。たとえば実効増倍率 vs. H/X がフラットな領域では、 $k_{\text{eff}}=0.95$ の条件は過度に保守的であるが、急な上向きになっていけば非保守的となる。実効増倍率に加えて、適当なパラメータ（質量、濃度、密度、濃縮度、減速度、反射体）の変化に対する感度の観点から解析によって未臨界限度を議論すべきである。

4. 二重偶発解析のガイドライン

- (1) 設計基準事象を超える単一事象は DCP 要求の範囲外である。
- (2) 二重偶発解析は、核分裂性物質が関連する工程、機器部品、貯蔵、輸送に対する臨界安全解析の一部に含まれる。
- (3) 偶発事象に対するバリアは工学的安全機能、パラメータ制限、他の人的な管理手段であって、これらによって単一の偶発事象の発生を起りにくくするか、その影響を緩和する。これらのバリアは高い信頼性を持っていなければならない。緩和機能のクレジットを含む**各偶発事象の再来期間は $10^{-2}/\text{yr}$ 以下**であるべきである。管理手段が高い信頼性を持っているかどうかの決定は工学的判断に基づく。最終的に臨界事故の頻度が $10^{-4}/\text{yr}$ 以下となるように努力が払われるべきである。
- (4) 単一の偶発事象によって実効増倍率が未臨界制限値 USL を超えてはならない。USL を超えているかどうかの判定に際しては、管理されていない核的な因子はある限度に至るまでは臨界上想定されるもっとも厳しい値を仮定しなければならない。
- (5) 偶発事象のバリアがそれぞれ独立していない場合には、共通原因（共通の電源、共通の機器校正、共通のコンポーネントの使用など）を同定すべきである。そして、現実的可能な範囲で共通原因故障の依存性を排除すべきである。共通原因故障が排除できない場合は、共通の機能が喪失していても未臨界の最低限のマージンを確保するという条件で、共通原因を受け入れてもいい。
- (6) 起こることが極めてまれな偶発事象には DCP の適用は要求されない。起こることが極めてまれ(**highly unlikely**)な偶発事象とは $10^{-4}/\text{yr}$ 以下の事象として定義される。単一の偶発事象による臨界の潜在的可能性は、偶発性の年発生頻度が $10^{-4}/\text{yr}$ 以下であるかぎり許容できる。このような事象とは、使用済燃料貯蔵容器での地震、濃度管理をされているタンク中の溶液の蒸発、などである。事故の潜在性が極めて起りにくいとする確実な根拠（確率論的評価、工学的判断、データなどによる）がない場合には、DCP を適用する必要がある。事象の発生確率の評価に根拠が不十分なデータしかない場合には、リスク情報による工学的判断は、DCP の適用を要求する。
- (7) 実行可能な限りにおいて、受動的工学的安全手段 > 能動的工学的安全手段 > 人的な管理手段、の順番で管理手段を適用することが望ましい。

(8) 人的な管理手段のみが単一のバリアにならないようにすべきである。

(9) DCP に基づいた防護手段が不可能な場合には、**DOE オーダー420.1, Sec.4.3** の除外規定が必要である。

5. 二重偶発解析の意味、適用

二重偶発解析とは、適切な管理手段、バリアを同定して DCP への適合を実証するために行う潜在的な臨界事故シナリオの解析である。

DCP の深層防護アプローチは（少なくとも）二つの管理されたバリアの存在を要求する。臨界事故の潜在的可能性に対するバリアの喪失を「偶発」と称する。各バリアは、潜在的な臨界事故シナリオの実現を阻止する能力をもたなければならない。これが基本的に意図するところは、バリアの一つが必要とされるときにそれが万一失敗したとしても、二番目のバリアが事故の防止に機能するというものである。このアプローチを実効的なものにするためには、二つのバリアの各々は失敗することが考えられないとともに、失敗モードの観点から独立であることが必要である。

バリアに独立性を持たせることの目的は管理手段、管理方法の選択に重要な影響がある。高度の独立性は、二つの独立した核的パラメータの管理によって達成され、それによって核的パラメータうちのいずれかの管理手段が失敗しても臨界事故の発生を防止できると、一般的に認識されている。往々にして、2パラメータバリアと呼ばれることがある。たとえば、核的に安全でない形状の大きなタンクに溶液を貯蔵する場合の設計を考えると、濃度が臨界となる最小濃度よりも十分小さいが、多種の潜在的失敗により臨界濃度を超える場合があるとする。二重偶発の原則（原理）を達成するには、一つのバリアを濃度管理とし、二番目のバリアを可溶性毒物の管理とするように決定されることになる。濃度管理としては、バリアが、高濃度を検出したときは溶液の流量を遮断することもひとつである。また、可溶性毒物の管理としては、毒物濃度が規定値以下となったときには、バリアとして可溶性毒物を追加するののもひとつの方法である。濃度管理だけが失敗しても、可溶性毒物管理が存在すれば臨界事故は起こらない。これらの二つのバリアは、工学的または人的管理上の手段を用いて設置できる。二重偶発の原則（原理）を確保するために、二つのバリアを設置するための管理手段は互いに独立であることが望まれる。今の例では、濃度の高い流れを遮断するには、能動的工学的管理手段としては、高濃度を検知し、関連するインターロックとデマンドに応じて給液ラインのバルブを自動閉とするものが考えられる。吸収材濃度が低い場合に可溶性毒物を人的な管理手段で追加するには、溶液のほう素濃度を定期的にサンプルし手動操作でほう素を追加する方法がある。このように各バリアを設定する管理手段は互いに独立したものである。二つの独立したバリアが、共通原因の管理失敗を起こす場合がある。この場合でも、共通原因故障を持つ管理手段に加えて、一つまたは複数の管理手段を用いて、各バリアの機能を確保すべきである。

二つの因子のバリアが適切ではなく、単一の核的因子の信頼性に依存するようになると、一つの核的因子の失敗によって臨界事故に至る場合もある。このようなケースは濃度管理の場合に多い。このような場合には、一つの核的因子に対して、少なくとも二つの多重の管理が必要である。このことの目的は、望ましいとされる管理手段（工学的管理手段）を適用すること、共通原因故障モードの観点から、出来る限り独立な管理手段を選択することである。たとえば、乾式系で水の混入を排除して減速度管理に依存している例では、二つのバリアを設けて各々が能動的工学的手段で管理されていて、共通原因故障モードがないことが必要である。

6. 二重偶発原則（原理）の導入の基本的ステップと偶発性解析の実施について

二重偶発原則（原理）の導入は以下の基本的ステップで行う。

- a DCP を適用する二つ（かそれ以上）のバリアを特定する。
- b 各バリアが独立で、故障、機能喪失するとは考えられないこと。
- c 各バリアに関連する全ての管理手段を特定すること。
- d 以下の六つの基本的臨界安全設計の目的に関する潜在的臨界シナリオの最終評価を行う。
 - ・目的 1：臨界安全管理の望ましい階層的構造を用いて、臨界の発生確率を最小とすること。
 - ・目的 2：潜在的な臨界シナリオを特定すること。
 - ・目的 3：特定された潜在的臨界シナリオの可能性をなるべく多く排除できる設計とすること。
 - ・目的 4：臨界のリスクが許容可能なレベルで低くなっていることを確認すること。
 - ・目的 5：臨界安全管理手段の実現可能性を評価すること。
 - ・目的 6：臨界安全管理手段を文書化すること。

偶発事象に対するバリアは、二つの各バリアが、次の二つの基本的必要条件を満足することが重要である。(1)必要なときに故障、機能喪失しないこと (2)独立性の機能。

バリアが故障しにくいかどうかの決定は工学的判断、定量的な故障率の情報などに基づいて行うこともできる。

偶発事象に対するバリアの故障確率の定量的ガイドラインとして、以下のガイドラインに基づいてバリアの失敗が十分に起こりえず DCP に適合していると判断してもよい。

ガイドライン 1：バリアが必要なときに失敗する確率が 100 デマンドあたり 1 を超えないこと。

ガイドライン 2：起因事象の頻度（年あたりの頻度で表される）と失敗確率の積が 10 年に 1 回以下であること。

よって、潜在的な臨界の最大頻度は、起因事象の頻度と最初のバリアの失敗確率と二番目のバリアの失敗確率の積から求め、1000 年に 1 回ということになる。偶発的で、

正常な状態から逸脱した条件の発生頻度は10年に1回である。その後の管理手段（正常状態から逸脱した場合に臨界を防止するための次のバリア）の相対的失敗率は100デマンドあたり1回である。よって、 $(1 \text{ 非正常事象}/10 \text{ 年}) \times (1 \text{ 臨界バリアの失敗}/100 \text{ 非正常事象バリア}) = 1 \text{ 臨界}/1000 \text{ 年}$ である。

7. 独立性に関するガイダンス

二つのバリアを喪失させるように作用する単一の（共通原因）故障が存在する場合には、多重防護が喪失するおそれがある。単一のコンポーネントや下位システムが、二つのバリアを共有していて、その故障によって二つのバリアを同時に喪失させるような工程は認められない。物理的に隔離された二つの完結したコンポーネントであっても、校正作業（保守作業の際に二つの防護系に対して同様に実施されるもの）時に過誤があれば二つのシステムを同時に危険にさらすことになる。可能なら冗長性をもたせるとともに、それには多様性をもたせることが望まれる。二つまたはそれ以上の異なる核的因子の測定に関して多様な管理手段を用いると共通原因故障の影響を受けにくくなる。

8. 臨界安全管理の実現可能性

上で述べた目的5では臨界安全管理が実施可能なものであることを評価することとなっている。設計および安全解析段階ではさまざまな選択がなされるが、この選択は、施設の運転、臨界安全管理を適切に行うための施設の作業員の能力との関連において重要な役割をもつ。臨界安全管理の実現可能性に影響を与える重要な論点を以下に示す。

- (1) 臨界安全上重要な管理手段の同定 施設の臨界安全管理を適切に実施するには、臨界安全管理上重要な管理手段の特性を明確に理解しておく必要がある。このような情報は可能な限り文書化し、設計、解析段階から施設作業員に伝達されるべきである。臨界リスクの文書化では、(1)二重偶発分析から導かれる二重偶発のバリアの同定、(2)関連する管理手段の同定、(3)各管理手段の維持、保守に関連する情報（必要な機能、設計仕様、試験、巡視の必要項目）、を含む。
- (2) 管理手段の実現可能性の試験 二重偶発に関連する各管理手段は、要求される高度の信頼性を維持するために、施設の運転に関する支援を必要とする。臨界安全に必要な管理手段を支援するために、施設が実施する全ての工程の観点からのレビューがなされるべきである。この目的は、必要な全プログラムが合理的に達成可能であり管理可能であることを確保するためのものである。
- (3) 適切な人的因子の導入 パネルの配置、着色、操作手順を簡潔に表示する等の運転支援を設計段階から導入することが望ましい。

- (4) 管理手段の一貫性の導入 異なる区域の類似の操作については、特段の理由がなければ臨界安全管理方法は一貫したものが望ましい。しかし、共通モード故障を避けるための多様性の排除を意図するものではない。
- (5) サンプルングの容易性 容器内の溶液のサンプルの可能性は臨界安全において重要である。このような場合には、サンプルの代表性について設計において考慮がなされるべきである。適切なサンプル箇所、混合、循環がサンプル機能と関連している。
- (6) 検査、保守の容易性 定期的な点検、保守が重要である。設計段階においてアクセスの容易性、隠れた見えない領域の排除などを考慮することも重要である。排気、排水ダクトでの核分裂性物質の蓄積の可能性は特段の注意が必要である。臨界安全上必要なら、ビデオによる監視、モニタリングのための十分な領域の確保、ガンマモニタリングをするのなら、バックグラウンドのガンマ線の排除、燃料の蓄積が避けられないときには臨界安全形状のダクトを採用することになる。

9. 臨界安全管理設計例

ここでは、DCP に適合していることを評価するための潜在的な臨界シナリオの二重偶発分析例を示す。ここで示す例示の主要なポイントは、

- (a) 潜在的な臨界シナリオを特定すること
- (b) 二重偶発原則（原理）への適合のシナリオを評価すること
- (c) 関連する管理手段を特定すること。

である。以下の例はこれに関連するシナリオ分析を示すものである。

(1) モデルケースの条件

2 kg の²³⁹Pu の酸化物を取扱うことを考える。これは最小臨界量を超えるものである。ここでは形状/体積管理はできないので、臨界防止は、エリアからの減速材の排除のみに依存している。臨界安全性は、減速度という単一の核的パラメータに依存しているので、二つの分離された独立のバリアが減速度管理の喪失を防ぐために必要である。よって、減速材を核燃料を含む乾式工程室から排除することが臨界安全に対する考慮として必要となってくる。設計の内容を評価したところ、運転状態で乾式エリアへの二つの液体の流入源が明らかとなった：(1) オフガススクラバからの液体の逆流、(2) 運転員による許可されていない液体の手動操作による追加

- (2) 潜在的臨界シナリオの同定—ロジックダイアグラム 液体の流入により、臨界に至る様々なシナリオを系統的に同定する支援手段としてロジックダイアグラムを構成する。「オフガススクラバからの液体の逆流」に関しては、三つの現象が特定されている。
 - (1) 逆サイフォン、(2) ポンプ操作による逆流、(3) スクラバでの高圧による逆流。高

圧に関しては二つの起因事象が特定されている。逆サイフォンと噴出の二つは、この設計および関連する運転条件では考えにくい。ポンプの作動は考慮に値する。この検討での潜在的な臨界シナリオは空気ジェットの閉塞である。想定される臨界シナリオとしては、出口における閉塞による空気ジェットが起因事象となってスクラバでの高圧による逆流、スクラバ内の液体が添加されることである。

(3) 二重偶発の二つのバリアの同定 この例では、選択した二つのバリアは、(1) ジェットバイパス圧力インターロックシステムを介した圧力リリーフ、(2) ラプチャディスクによる圧力リリーフである。これらのバリアの存在により、この潜在的臨界シナリオには以下の全ての事象の発生が必要である。起因事象(1) 出口でのジェットプラグ、(2) バリア 1 の失敗、ジェットバイパス圧力/インターロック系による圧力リリーフの失敗、(3) バリア 2 の失敗、ラプチャディスクによる圧力リリーフの失敗。

(4) 二重偶発バリアの失敗は「起こることが考えられない」事象であることが重要である。二重偶発バリアの失敗が「起こることが考えられない」かどうかの決定は、工学的判断か、故障率データが可能ならそれを用いてなされる。この例では、故障率データが使えるとする。定量的なデータが利用可能なときに、ガイドラインは、ガイドライン 1: バリアが失敗する確率が 100 デマンドあたり 1 回を超えない、及び、ガイドライン 2: (起因事象の頻度) × (バリアの故障確率) が 10 年に 1 回を超えない、である。

ガイドライン 1: バリア 1 の失敗確率は 0.005/デマンドなので、0.01/デマンドのガイドラインを満足している。これに対応して、バリア 2 の故障確率は、0.003/デマンドなので、0.01/デマンドのガイドラインより故障確率は低い。

また、バリアは二つともガイドライン 2 を満足している。起因事象（運転中の出口での空気ジェットの閉塞）の頻度は、過去の類似装置、類似運転条件から 20 ヶ月に 1 回と見られている。よって頻度は 0.6/年である。

バリア 1 は $0.6/\text{年} \times 0.005/\text{デマンド} = 0.003/\text{年}$ なので、0.1/年のガイドラインを満足している。

バリア 2 は $0.6/\text{年} \times 0.003/\text{デマンド} = 0.0018/\text{年}$ なので、0.1/年のガイドラインを満足している。

この例では潜在的臨界シナリオの頻度は $0.6/\text{年} \times 0.005 \times 0.003 = 9 \times 10^{-6}/\text{年}$ である。

(5) バリアの独立性 二つのバリアは十分に独立であるとみなせる。これを否定する側面としては、二つのバリアは、共通のパラメータである高圧のセンシングに関連しており、圧力緩和という同じ機能を持っている。しかし、肯定的な側面としては、二つのバリアはコンポーネントを共有しておらず、異なった動作をするので、運転中に共通の原因によるエラーを受けにくく両方のシステムが予期せず作動しにいくことは考えられない。メンテナンス中でも共通の校正や設定点のエラーが起こるとは考えにくい。

- (6) 各偶発事象のバリアの管理方法の同定 これらの管理方法を運転期間中はもとより、保守作業中または設計変更中に維持するための配慮がなされるべきである。

3.4 二重偶発原則（原理）に関する検討（USNRC の Guidance から）

ここでは NRC による二重偶発原則(DCP)に関する Staff Guidance の内容を紹介する。

米国 NRC の規則である 10CFR70 では臨界安全性を確保するために三つの個別要求をしている。そのうちのひとつである 10CFR70.64(a)(9)は、工程の設計および新しい施設の設計では、二重偶発の原則（原理）に適合することも含む臨界管理方法を提供しなければならないとされている。二つ目の 10CFR70.61(b)は、重大な影響を与える事象（臨界事故を含む）が極めて起こりにくい(highly unlikely)ものであることを要求している。三つ目の 10CFR70.61(d)は、正常および異常状態において、承認された裕度でもって全ての工程が未臨界であることを確保することで臨界事故の発生が抑制されること、かつ、臨界を防止する主要な手段が異常発生防止系(PS)であることである。

10CFR70.61 の性能要求に適合することに加えて、新しい施設や工程は 70.64 に適合することが要求されている。70.64(a)(9)では、DCP の遵守を含めて、施設設計において臨界管理方法を規定することを要求している。新しい施設および工程に対する要求に加えて、多くの既存の施設や工程は DCP に適合しなければならない許認可上の義務を持つ。申請者は歴史的には ANSI/ANS-8.1 の基準にコミットしてきた。この基準は、核的なプロセスが正常および想定される異常条件下において未臨界であることを要求している。対照的には、DCP は ANSI/ANS-8.1 では「推奨」とされている。したがって、この基準では、DCP を遵守することは一つの手段とされている。しかし、必ずしも未臨界の必要条件に適合するための唯一の手段ではない。DCP に適合することが 70.61(d)を満足することを保証するための条件を論ずる。

DCP は、70.61 の性能要求を満足する施設の設計に用いられることを目的とした設計の原則である。70.4 での定義（工程設計は十分な安全因子を導入しなければならない）は、DCP への厳格な適合が現実的ではない場合があることを陰に認識したものであるが、これは非常にまれな例外であるべきであって、DCP への厳格な適合が現実的ではないとするならば、それは説得力のある実証例を伴わなければならない。70.64(a)でもこれに対する考慮がなされており、申請者は DCP に安全上依存しないこと、さもなければ DCP への適合を必要とすることを、総合安全解析(Integrated Safety Analysis: ISA)において実証しなければこの DCP の適用を維持しなければならないと規定している。

二つの管理手段を備えておくことは、DCP を満たすためには必要ではないし、また、十分でもない。DCP とは必ずしも二つの管理手段を要求するものではない。DCP が要求するのは、臨界が可能となる前に、少なくとも二つの工程条件の変化が必要であるということである。DCP に適合するためには、臨界に至る可能な条件が依存する一つまたは二つあるいはそれ以上の管理手段を必要とするかもしれない。一般には、臨界に至るまでには多くの経路が存在するので、それゆえ工程全体に対して DCP を満足するためには二つ以上の管理手段が必要となるのが一般

的である。

加えて、70.64(b)(1)では全体の信頼度を上げるために人的管理よりも工学的管理の選択を可能な限り採用することを規定している。受動的工学的管理手段が能動的工学的管理手段よりも一般的には望ましい。そして、人的管理手段よりも工学的な手段のほうが望ましいとされている。加えて、可能な限り工程の設計は形状管理を採用すべきとしている。また、共通モード故障の可能性を最小にするためにも、多様な管理手段を採用すべきである（たとえば、二つの異なる臨界管理因子や一つの因子を異なる手段で管理することなど）。こういった設計方針が満足できないようなケースにおいて、DCP に適合していることを示すためには一般的にはより多くの証明のための手続きが必要となってくる。施設の全体構成が、臨界に至るあらゆる想定可能な経路を防止する能力がないとするのなら、あるいは、70.61(d)が要求する予期せぬ臨界のリスクを制限できないのなら、DCP が二つだけの管理手段（そのタイプに関係なく）で満足されることを主張してはならない。

DCP で使われるいくつかの用語の定義は以下のとおりである。

「起こるとは考えられない」(Unlikely)な工程条件の変化とは、施設の寿命の期間中には起こることがまれか、または全くありえないと、期待できるものである。運転操作で定期的に発生する事象は、DCP での偶発事象としてクレジットすべきでない（もし事象の組み合わせが起こりにくいと考えられて、それらが偶発事象の一部をなす場合であってもである）。従って、このような事象の発生は、一般的には回復動作を設計する上での欠陥を明らかにすることになる。ある偶発事象が起こりにくいかどうかの決定は、臨界管理の主観的な判断で決めるものではなく、施設の客観的な情報に基づいてなされるべきものである。このような情報の例としては、信頼性、管理手段の扱い易さ、裕度、冗長性、管理手段の多様性といったものを劣化させる環境因子などが考えられる。臨界管理手段の故障が起こるとは考えられない偶発的なものであることを確保するためにも、必要に応じて管理手段を用いなければならない。DCP でいう「起こるとは考えられない」(Unlikely)とは 70.61(c)で使っているものとは同じでないことに注意すること。

独立性：一つの偶発事象が他の偶発事象の原因とはならない、または、その発生確率を増大させないことである。二つの偶発事象の共通モード故障があるということは、独立ではないということである。同一人物が行う関連作業や同一設備を用いることは、十分な独立性とはいえない。

同時とは、同時に起こることとは限らない。最初の偶発事象の影響が持続している間に、次の偶発事象が発生することも含む。偶発事象から回復するためにも異常状態の早期検知と早期回復がなされるべきである。

工程条件の（複数の）変化 (changes)とは、二つの異なるパラメータに依存することを、DCP を満足するために要求することではない。二つの異なるパラメータへの依存は、単一のパラメ

一タに対する二つの管理手段に依存することよりも望ましい。なぜならば一つのパラメータを管理する際に完全に独立性を達成することが困難だからである。単一パラメータの管理が不可避な場合には、共通モード故障が存在しないことについて最大限の注意を払う必要がある。

以上を満足することに加えて、DCP に適合することが 10CFR70.61 の性能要求を満たす上で十分となる条件を例示するガイダンスを、以下に示す。

- ・ 工程条件の変化を排除するために、システムパラメータを管理する手段が構築されていること。これは、IROFS（安全確保項目：Items relied on for safety）として特定されていること。不確かな因子に依存してはならない。
- ・ 二重偶発の一部の失敗から派生する不利な状況が、適切な裕度で未臨界であること。実効増倍率が USL 以下であるか、臨界管理因子が許可されている未臨界限度以下であること。
- ・ 臨界を起こすために必要な工程条件の変化が起こりにくいものであることを確かなものにするためにも、管理手段は十分に信頼性の高いものであること。

DCP は臨界を防止する一つの手段に過ぎないので、以上の条件を満たさなくても DCP は満足できる。しかし、この場合には 70.61 を満足するために別の方法に依拠する必要がある。しかし、DCP に適合することでもって 70.61 の性能要求を満足することの実証手段の一つとするためにもこれらの条件は満足される必要がある。

●DCP を使った管理方法の一例を以下に示す。

◎受動的な形状管理（起こることが想定される故障（膨れ、腐食、漏えい）が存在しないこと、かつ、その形状が管理されているとする）。

- ・ 臨界安全形状の容器であって腐食、材料劣化が考えられない良好な環境下にあること。加えて、容器が剛構造（厚いステンレス材、コンクリートで囲われているステンレス材など）になっていて漏えいが考えられないこと。非安全形状容器への蓄積が起こるメカニズムが存在しないこと。
- ・ 核分裂性物質を容れることが許可されていない容器が、核燃料取扱区域から離れており、かつ、ブラインドフランジ、サイフォンブレーキなどの手段により逆流が起こりえないようになっていて、核燃料溶液から物理的に隔離されていること。

◎二つの受動的な管理手段（ただし故障モードが想定される）の併用。ただし、安全機能の維持が可能な管理方法であること（定期的な検査、監視、巡視などにより）

- ・ 臨界安全形状容器、ただし、漏えいが起こりうるが、漏えいは臨界安全形状の堰へ流れ込むような区域にある。また、漏えいはすぐに検知できること（たとえば、人が連続的に立ち入る区域にあること）。容器や堰には人の立ち入りがあり、定期的に監視がなされていること。
- ・ 二重配管。配管内に電導度センサーがあり漏えいが検知できること。
- ・ 貯槽配列。形状が固定されていること。コンテナ間の間隔が鳥かごや他の固定装置によって固定されていること。形状や間隔は、巡視によって異常の有無が監視できること。

◎形状管理下の一つの受動的な管理手段と、一つの能動的な工学的管理手段（定期的に機能試験が行われるか、故障時に警報を発する）の併用

- ・ 形状管理と減速度管理を用いるか焼炉。形状管理は、か焼炉のペレット皿高さでもって制限される。減速度は温度をモニタリングすることで制限する。熱電対を設置して温度を監視し、温度制限値以下のときには警報が出る。
- ・ 制限濃縮度以下では未臨界であるウラン溶液のタンク。タンク設計により体積制限がなされている。濃縮度管理は、積算流量計でなされる。これらの能動的な装置が故障すると溶液移送が停止し、警報が発報するようになっていること。
- ・ 未臨界をラシヒリングに依存している大きな形状のタンク。ラシヒリングだけへの依存は、制限濃度までなら許可されている。濃度はインラインナトリウムイオン検出器で管理されており、検出器からの信号によって隔離弁が閉止する。

◎一つの工学的管理と信頼度の高い人的管理。人的管理における計装装置、機器は定期的に機能試験と保守が実施される。運転員の操作は常時行われ、定期的に訓練がなされる。

- ・ 減速度管理と質量管理の粉末取扱いグローブボックス。減速度管理は、グローブボックスの設計で担保される（エアータイト、乾燥窒素雰囲気など）。質量はバッチサイズを制限することで管理される。物質移動はコンピュータに記録され、質量制限値を超えた場合には警報を発出する。
- ・ 溶液体積は、タンク直径と操作手順に従って制限される溶液高さによって制限される。加えて、液位高のスイッチが作動し、運転員操作を補助する。

◎一つの工学的管理と、一つの簡易な人的管理（ただし人的管理の信頼性は過度の冗長性で担保される）

- ・ 臨界安全形状から、非臨界安全形状への溶液の移送で、濃度は二つの管理手段に依存している。移送が許可される前に、二人の操作員が別々の溶液サンプルを取り、二つの異なる方法で濃度を測定し、制限値以下であることを確認する。加えて、区域管理者が移送ポンプの鍵を保持する。これにより必要な手順が不注意で省略されることはない。インライン濃度測定器が装備され、濃度制限値を超えた場合には自動的に隔離弁が閉じる。（注：二

つの独立のサンプルを使用することは、サンプル間が完全に独立とはいえないために、一般的には二重偶発の二つのレグとはみなされない。）

◎二つの独立した人的管理（二人の操作員が行うもの、または、一人の操作員と一人の監督者がいる場合など）であって、その操作が過誤を起こしにくいもの。臨界管理制限値から逸脱する前に多重故障が必要なために十分な裕度があるもの。

- ・ グローブボックスの中で、二人の操作員、または、一人の操作員と一人の監督者によって、グローブボックスへの燃料の装荷が質量制限値を超えないように、二重の質量管理が行われている。加えて、質量制限値を何回も超えなければ臨界にはならない。
- ・ 4 段積みに制限されているドラム缶。その区域にはフォークリフトがなく、フォークリフトがなければそれ以上に積み上げることは困難な場合。
- ・ 質量管理されたコンテナを中心間距離が 24 cm 以下にならないように配列する。多数のコンテナを球状に集めて完全水反射にしなければ臨界にはならない場合。

◎臨界にはならないと考えられる事象

- ・ 施設のウラン濃縮度が 1 wt% を超えない。
- ・ 施設全体が最小臨界質量以下の核燃料物質しか扱わない。
- ・ 低濃度ウランの汚染土、汚染された装置などが保管されている施設で、臨界になるようなウランの集積が考えられない。

●DCP に適合することでは 70.61(d) を満足しない管理例

◎監督者が承認していない操作、または冗長性のない一人の運転員の二つの操作からなる二重偶発

- ・ 溶液移送のさいに、別々のサンプルの採取を二人の操作員にのみに依存している場合、または、操作手順からの単一の逸脱があった場合に認められていない移送が起こり得る場合。
- ・ 三重バッチ（二回の誤装荷がある）で臨界になる質量管理されている系で、一人の操作員が装荷作業を行う場合。
- ・ 貯槽配列で必要とされている間隔を人的管理手段で確保している場合で、二つの違反があると臨界になる場合。（注：二つのバリアが人的管理手段では、DCP に適合していないということである。）

◎二重偶発のうちの一つのレグが人的管理手段であって、それが正常であることがあらかじめ確認されていないもの

- ・ 操作員が、溶液容器内の色の変化で濃度や化学形を確認しているもの。
- ・ 操作員が操作の前に、タンクが空であることを確認する必要があるもの。

◎二重偶発のうちの一つが多段階の複雑な人的管理方法であって、誤操作の発生が疑われるもの

- ・ 減速度管理をするために、グローブボックス内の紙やプラスチックなどの質量を計算する必要のあるもの。
- ・ 溶液移送操作において、一つのレグが、単一サンプルの採取、ラベル付け、分析、記録、読み取りなどを必要とするもの。
- ・ 溶解工程のメンテナンスにおいて、臨界安全性がインラインフィルターの適確な交換作業に依存している場合。交換手順が何段階もあって誤操作をしやすいもの。

◎二重偶発のうちの一つが人的管理手段であって、臨界安全制限値の裕度が十分でないもの

- ・ 質量が人的手段で管理されているもので、通常の見取り制限値が最小臨界質量に近いもの。
- ・ 中心間距離が 24 インチ以下で制限されている平面配列貯槽において、数個のコンテナが 23 インチ離れて配列した場合に臨界になる可能性があるもの。

◎二重偶発のうちの一つが工学的管理方法であって、所要の時間でその異常の検知、修正を行う合理的な手段がないもの。

- ・ 長い期間にわたって、非臨界安全形状への溶液の蓄積が検知されないまま許容されることが起こりうる溶液系。
- ・ 二重壁容器による形状管理。ただし、容器の壁間の漏えいが検知できないもの。加えて、容器は過去に漏えいを起こした経験があるもの（熱交換器など）。

◎二重偶発のうちの一つが、安全機能が劣化する環境下での管理手段で構成される場合

- ・ 形状管理されている溶液容器で、圧力振動により臨界安全半径以上に容器が膨れる可能性のあるもの。
- ・ 通常の運転状態で温度、圧力、腐食性ガス、ユーティリティ（電気、空気、冷却水）の喪失などにより性能劣化が予想される計測制御系

◎二重偶発のうちの一つが、不利な条件での挙動が定かでない管理手段で構成される場合

- ・ 非臨界安全体積のウランがポンプの潤滑油の中で蓄積する前に、ポンプが誤動作するという前提条件に質量管理が依拠していて、かつ、このタイプの故障が観測できない非臨界安全形状のポンプ。

◎二重偶発のうちの一つが、保証されていない設計上の機能または設計条件から構成されている場合で、これらが明示的な制御によって発生が防止されえないもの。

- ・ 理論密度以下の密度が仮定されている粉末攪拌工程。ただし、密度に影響する工程のパラメータ（か焼温度、プレス圧力など）が明示的に制御されておらず、また、確認のためのサンプリングも行われぬ。

- ・ 硝酸ウランの公称濃度が仮定されている溶媒抽出工程。ただし、インラインモニタリングや確認のためのサンプリングが行われない。
- ・ 質量制限値が装荷手順や許可制限値で管理されていない貯蔵庫で、単に在庫量に基づいているもの。
- ・ 受動的機器の臨界安全形状に依存している工程。ただし、形状や物質組成が臨界管理の手段として明示的に承認されていないもの。

これらのリストは一例であってすべてを包括するものではないが、これらの例は、性能要求を満足する二重偶発が、一つあるいは二つまたはそれ以上の受働工学的、能働工学的、人的管理手段に基づいてなされることを示している。そして、これらの例は、これらの管理手段の信頼性、利用可能性が、管理手段の安全裕度、環境条件、人的因子その他管理手段の持つ各々の特性に依存することを示している。

以上、ここに示した NRC のガイダンスなども参考にして、国内においても二重偶発についてより深化した議論がなされることが望まれる。

3.5 リスク情報による臨界安全管理

核燃料取扱施設の臨界安全では、保守的条件を考慮して算出した実効増倍率が 0.95 を代表とする未臨界判定基準以下を満足することが規制要件とされている。一方、原子炉施設を中心として実施されている確率論的安全評価手法を利用したリスク情報に基づく安全規制の導入の検討が進められており、核燃料取扱施設についても同様の試みが国内外で進行しているところである⁵⁾。具体的にリスク情報がどのような形で規制等に導入されるかについては現時点では定まっていないため、当委員会で議論してきた臨界あるいは未臨界実験データによる臨界安全評価手法の検証や評価手法のバイアス決定、未臨界判断基準の設定などどのように関連してくるのかは明確ではないが、今後の動向として注視していく必要がある。

3.6 燃焼度クレジットの高度化に係る検討

現在国内の一部の施設の臨界安全管理において、アクチニド核種のみを燃焼を考慮した燃焼度クレジットが導入されている。海外では、アクチニド核種に加えて核分裂生成物(FP)の存在も考慮した燃焼度クレジットの導入が進められているところである。FP の存在も考慮した燃焼度クレジットの導入には、燃焼燃料における FP 存在量の解析精度の向上とその検証、そして FP の核データの検証などを進めていくことが必要と考えられる。前者については、使用済燃料の破壊試験による同位体存在割合の実測データと解析結果との比較による研究がなされてきた。後者について、臨界集合体における FP の反応度効果の測定などがなされてきている。ただし、FP の反応度効果を測定するためには、FP 単一核種での測定が必要である。単一核種はサンプルが非常に高価でしかも製造できる量も限られているために、FP の核種を天然の組成の元素で代用して測定が行われることが多い。天然での同位体存在比が 100%の ^{133}Cs と ^{103}Rh は市販の

試料を用いて測定ができるが、 ^{149}Sm 、 ^{153}Eu 、 ^{155}Gd 、 ^{143}Nd 、 ^{145}Nd などについては、同じ元素内に共存する他の同位体核種の影響がある。ただ、 ^{149}Sm は他の Sm の同位体に比べて断面積が圧倒的に大きく、天然組成のサンプルを用いることでも単一核種として相当程度の精度での測定が期待できる。しかし、Eu、Gd、Nd などについては共存する他の同位体の影響が大きく、単一核種の測定でなければデータとしての価値は薄い。Gd は ^{157}Gd の影響が大きく ^{157}Gd が微量でも存在すると ^{155}Gd としての測定データは影響を受ける。Eu は ^{151}Eu の影響が大きく ^{153}Eu としての測定データは影響を受ける。フランスでは、単一核種での測定実験を積極的に進めている⁷⁾。なお、比較的最近の測定結果では ^{157}Gd の熱中性子の断面積は現在評価されているものよりも10%程度低いのではないかという指摘もなされていることから⁸⁾、Gd を使ったベンチマークデータでの確認が望まれる。

国内においても使用済燃料の照射後試験(PIE)により核種組成分析がなされており⁹⁾、また、OECD のウェブサイトには各国の破壊試験データがデータベース SFCOMPO として公開がなされている。また、これまで非公開であった ARIANE 計画のデータも公開が進められている。これらの公開データを用いて ORIGEN やさらに詳細な解析ができる燃焼計算コードの検証がなされてきているところである。

しかし、これらの成果の燃焼度クレジットの導入に向けた具体的な活用については十分とはいえない。燃焼度クレジットの導入を進めていくためにも、これらの測定データを特定計算コードとの比較検証だけでなく、より汎用的に利用可能なベンチマーク問題として展開しておくことが望ましい。このベンチマーク問題は、実験条件を解析に利用しやすい形で高い精度で整備したものというよりも、評価手法の保守性を検証できるように保守側に条件を設定したものである。

そこで保守的なベンチマーク問題を以下のように設定することを提案する。

- (1) SFCOMPO 等のデータベースからベンチマークデータとして適当な PIE データを選定する。
- (2) 検証を行いたい燃焼計算コードを用いて PIE データの燃焼度まで燃焼計算を行う。
- (3) (2)の計算で得られた核種組成と PIE データとの比較を行う。この場合、計算が過大評価している場合もあれば、過小評価している場合もある。
- (4) (2)の計算で得られた核種組成のうち燃焼度クレジットに取り込みたい FP 核種だけを X% だけ減らす。この FP 核種は PIE データの得られているものに限る。X% だけ減らした組成を(2)の計算で得られたアクチニド核種の組成に加えた計算モデルを作成する。このアクチニド核種は燃焼度クレジットにすでに導入されているものに限る。そしてこの計算モデルの臨界計算を行いそのときの実効増倍率を k_1 とする。
- (5) (4)と同じ FP 核種のそれぞれについて PIE で得られた存在量の FP を、(4)の計算で用いたアクチニドの核種組成に加えた計算モデルを作成し、臨界計算を行って実効増倍率 k_2 を得る。(4)の計算に含まれていない PIE で得られた他の FP 核種をここで追加する方法もある。
- (6) $k_2 - k_1 > \delta$ であれば、当該燃焼計算コードで得られた当該 FP 核種の量から X% だけ減ら

した量を臨界計算において考慮してもよいとする。 δ はFPを燃焼度クレジットに取り込む際に導入する実効増倍率を尺度としたときの裕度である。

- (7) Xは燃焼計算コードごとに設定する必要がある。 δ については、燃焼計算コードによらず、裕度として一律の値を設定してもよい。また、すべてのPIEデータ、燃焼度に対してもこの手法が包絡するように、(1)から(6)のプロセスをなるべく多くのPIEデータに対して実施し、Xや δ の適切な値を設定することが望ましい。

今後、実際のPIEデータを用いてこのベンチマーク問題設定手法の適用を行い、具体的にXや δ のパラメータとしてどのような値を設定すればよいのか、あるいは本手法の適否についての議論が展開されることを期待する。

3章の参考文献

- 1) T. Yamamoto, Y. Miyoshi, “Reliable method for fission source convergence of Monte Carlo criticality calculation with Wielandt's method,” *Journal of Nuclear Science and Technology*, **41**, 99 (2004).
- 2) B.C. Kiedrowski, F.B. Brown, “Using Wielandt's method to eliminate confidence interval underprediction bias in MCNP 5 criticality calculations,” *Transaction of American Nuclear Society*, **99** (2009).
- 3) D. Rochman et al., “Nuclear data uncertainty propagation: perturbation vs. Monte Carlo,” *Annals of Nuclear Energy*, **38**, 942 (2011).
- 4) DOE Good Practices Guide: Criticality Safety Good Practices, Guide for Nonreactor Nuclear Facilities DOE G 421.1-1 (1999).
- 5) 玉置他、リスク情報を活用した臨界安全評価に関する国内外の動向、*日本原子力学会誌*、Vol. 50, No.2, 97 (2008).
- 6) 玉置他、MOX燃料加工施設における臨界事象発生頻度概略評価手法の開発、*日本原子力学会論文誌*、Vol.9, No.1, 40 (2010).
- 7) N. Leclaire, et al., “Fission product experimental program: validation and computational analysis,” *Nuclear Science and Engineering*, **161**, 188 (2009).
- 8) G. Leinweber et al., “Neutron capture and total cross-section measurements and resonance parameters of Gadolinium,” *Nuclear Science and Engineering*, **154**, 261 (2006).
- 9) 中原他、軽水炉使用済燃料の燃焼度クレジットに関する技術開発、*JAERI-Tech 2000-071* (2000).

まとめ及び提言

1 章では、日本および米国の臨界安全評価手法のベンチマーク手法についての現状を概観した。米国では規制機関によって、ベンチマーク手法の手順が定められ申請者、事業者はそれに準拠した手法での臨界安全評価手法の検証が行われている。国内においてもベンチマーク手法に関するガイダンスを原子力学会等の学協会団体で学会標準等として整備しておくことが望まれる。

2 章では、当初本委員会で検討を進めていた未臨界実験データを用いたベンチマーク手法の基本概念を説明するとともに、その必要性と実現可能性を検討した。その結果、未臨界実験データの精度は、測定手法において臨界実験にはないさまざまな問題があることから、臨界実験に代わるベンチマークデータにはなり得ないとの結論に達した。また、臨界安全評価手法が未臨界条件で大きなバイアスを有していてもそれらは臨界実験で行ったベンチマーク評価で包絡されることから、あえて未臨界でのベンチマークを実施する必要はないとの結論に達した。

3 章では、現在の臨界安全評価では考慮されていない核データの誤差を実効増倍率の誤差に含める最新の研究についての説明した。また、未臨界の裕度としてよく採用される 0.05 の根拠、物理的な意味について検討を行った。少なくとも米国では裕度を設定する場合にはその保守性について定量的な評価がなされ決定されている。これらを参考に、未臨界と判定する際に設定する実効増倍率の裕度を定量的な観点から設定する方向性も志向されるべきと考える。国内の審査指針で採用されている二重偶発の原則（原理）について、米国 DOE 及び NRC でこれをどのように解釈、適用しているのかについての解説を行った。米国では二重偶発をどのように適用するのかのワークショップも定期的に開催されているが、日本ではこのような深い議論はまだ見たことがない。これも原子力学会等で議論がなされ学会標準等で成文化がなされることを期待する。核燃料サイクル施設でも原子炉施設のような確率論的な安全評価研究が進められている。今後の進展に注視していく必要がある。最後に核分裂生成物 FP を燃焼度クレジットに取り込むための検討を行った。FP の核データ検証のためのベンチマーク実験としては、FP 単一核種でのデータを取得することが望ましい。フランスがこのような実験を精力的に取り組んでいるものの日本でも同様の取組みを期待したい。PIE データを用いて燃焼計算コードの検証を行うためのベンチマーク問題の設定方法を提案した。実際の PIE データを用いてここで提案したベンチマーク問題の設定手法がさらに展開されていくことを期待したい。

委員構成

委員	板垣正文	北海道大学
委員	板原國幸	日本原燃
委員	岩崎智彦	東北大学
委員	岩田 豊	日立GEニュークリア・エナジー
委員	北田孝典	大阪大学
委員	桜井 淳	元原子力機構
委員	三澤 毅	京都大学
委員	三橋偉司	東芝
委員	夏目智弘	三菱重工業
委員	村田 勲	大阪大学
委員	矢形朋由	東京大学
委員	山根義宏	名古屋大学
主査兼幹事	山本俊弘	原子力機構、京都大学
常時参加者	浅野和仁	日本エヌ・ユー・エス