

本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更あり。 2001.6.20

[技術情報室]

臨海安全ハンドブック作成検討ワーキンググループ検討結果報告書

1992年2月

動力炉・核燃料開発事業団
東海事業所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

は復
管理

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2001



臨界安全ハンドブック作成検討ワーキンググループ検討結果報告書

臨界安全ハンドブック作成検討ワーキンググループ*

要 旨

事業団においては、国の「原子力施設等安全研究年次計画」に基づき、プルトニウム取扱施設の臨界安全管理に関する研究として、プルトニウム取扱施設を対象とした臨界安全ハンドブックの作成のための検討を行っている。ハンドブックについては、事業団におけるこれまでの臨界安全管理の集大成として、施設の設計、建設、運転経験を踏まえた実用的なものとするのが期待されており、ハンドブックの構成等について専門的な検討を行うことを目的として、今年度から臨界安全ハンドブック作成検討ワーキンググループが組織された。本書は、本ワーキンググループの今年度の検討結果を取りまとめたものである。

本ワーキンググループでは、東海事業所プルトニウム燃料第1開発室、第2開発室、第3開発室について臨界安全に係る現状を調査した。また、臨界安全解析コードの最新の動向調査を行うとともに従来用いられているコードとの比較計算を行った。これらの調査・検討を踏まえ、できるだけ具体的に実際の工程に関連づけて臨界安全管理の方法をまとめる方針で、臨界安全設計ガイドブック（仮称）の構成案を検討した。なお、ガイドブックが利用される施設としては、現在のプルトニウム燃料第3開発室をスケールアップしたイメージのプルトニウム燃料加工施設を念頭においた。

* 臨界安全ハンドブック作成検討ワーキンググループ構成員は別紙記載

臨界安全ハンドブック作成検討ワーキンググループ構成員（平成3年3月31日現在）

主査	山口 俊弘	核燃料技術開発部	プルトニウム燃料開発室
副主査	朝倉 浩一*	技術開発推進部	研究開発調整室
委員	小坂 哲生**	技術開発推進部	研究開発調整室
	笹島 秀吉	技術開発推進部	技術管理室
	飛田 良正	技術開発推進部	炉心・燃料設計室
	小嶋 昇	安全管理部	放射線管理第一課
	山本 偉政	核燃料技術開発部	プルトニウム燃料開発室
	木原 義之	核燃料技術開発部	転換技術開発室
	船橋 英之	再処理技術開発部	プラント設計開発室
	須藤 俊幸	再処理工場 処理部	化学処理第一課
	平林 文夫	プルトニウム燃料工場	管理課
	宮本 寛	プルトニウム燃料工場	製造加工部 加工課
	熱田 芳治	プルトニウム燃料工場	製造加工部 建設室
事務局	野尻 一郎	安全管理部	安全技術課
	百瀬 琢磨	安全管理部	安全技術課

* 平成3年1月まで

** 平成3年1月から

臨界安全ハンドブック作成検討ワーキンググループ検討結果報告書

目次

1	はじめに	1
2	報告概要	2
2.1	活動経緯	2
2.2	検討内容	2
2.2.1	臨界安全ハンドブックのイメージ	2
2.2.2	施設の現状調査	2
2.2.3	臨界安全解析コードの動向調査	4
2.2.4	ガイドブックの構成検討	4
3	各論	6
3.1	指針・ハンドブックの調査	6
3.1.1	安全審査指針	6
3.1.2	臨界ハンドブック	6
3.2	施設の現状調査	11
3.2.1	施設の概要	11
3.2.2	工程の概要	11
3.2.3	燃料仕様	11
3.2.4	臨界安全管理の概要	11
3.2.5	核的制限値の設定	17
3.2.6	計算コードの開発・適用状況	24
3.2.7	臨界警報装置	28
3.2.8	施設の現状調査のまとめ	33
3.3	臨界安全解析コードの動向及び従来のコードとの比較計算	34
3.3.1	臨界安全解析コードの動向	34
3.3.2	従来のコードとの比較計算	38
3.4	臨界安全設計ガイドブックの構成	41
3.4.1	臨界安全ハンドブックのイメージ	41
3.4.2	ガイドブックの構成	41
4	おわりに	44
	参考文献	45
	付録1 プルトニウム燃料開発で使用されている計算コードの概説	46
	付録2 新型転換炉燃料貯蔵施設の未臨界評価	53
	付録3 臨界安全ハンドブック作成検討資料リスト	77

1 はじめに

核燃料施設においては、臨界安全は施設の安全性を確保する上で重要な項目の一つである。このため、施設の設計、建設、運転等の各段階において、臨界事故を防止するために様々な考慮がなされている。

このような臨界安全の重要性に鑑み、諸外国では臨界に関する基準、指針、データ等をまとめた臨界安全ハンドブックが作成されており、国内においても昭和63年6月に科学技術庁から「臨界安全ハンドブック」が発行される等、安全評価手法、データ等の整備が進められている。

しかしながら、今後高速増殖炉燃料サイクルの確立に向けて施設の計画を進めるにあたっては、より一層の臨界安全設計の信頼性向上と合理化を図ることが重要であり、また、混合酸化物(MOX)燃料、新型燃料等従来の臨界安全ハンドブックの対象となっていない核燃料物質の臨界安全に関するデータの整備を進めていくことが必要である。

このため、事業団においては、国の「原子力施設等安全研究年次計画」に基づき、プルトニウム取扱施設の臨界安全管理に関する研究として、プルトニウム取扱施設を対象とした臨界安全ハンドブックの作成のための検討を行っている。今年度からは、計画に従い、従来の臨界データを中心とした予備検討からさらに進んで、ハンドブック作成のための検討を行うことになった。ハンドブックについては、事業団におけるこれまでの臨界安全管理の集大成として、施設の設計、建設、運転経験を踏まえた実用的なものとするのが期待されている。このため、ハンドブックの構成等について専門的な検討を行うことを目的として、臨界安全ハンドブック作成検討ワーキンググループが組織された。

2 報告概要

2.1 活動経緯

本ワーキンググループでは、平成2年9月～平成3年3月までの7ヶ月間に4回の会合を行うとともに、検討項目に応じて数回の個別打ち合わせを行った。各会合における検討内容を表2.1.1に示す。

第1回会合では、グループ員の認識を共通のものとするため、臨界安全ハンドブックのイメージについて議論した。また、今後の活動計画について議論するとともに、グループ員各自の作業分担を行った。

第2回会合では、各グループ員が行った東海事業所各プルトニウム取扱施設の臨界安全に関する現状調査について報告を受けた。

第3回会合では、第2回会合において報告を受けた内容に基づいて作成した比較検討資料を基に、臨界安全ハンドブックに反映すべき臨界安全管理の項目について検討した。

第4回会合では、東海事業所プルトニウム取扱施設においてこれまで用いてきた臨界計算コードの開発・適用状況について報告を受けるとともに、従来の計算コード及び最新の計算コードシステムを用いた比較計算について報告を受けたのち、今後臨界ハンドブック作成にあたって使用すべき計算コードについて検討した。また、東海事業所における臨界警報装置の設置状況について報告を受けた。さらに、臨界ハンドブックの構成案及び今後検討すべき事項について検討した。

2.2 検討内容

2.2.1 臨界安全ハンドブックのイメージ

臨界安全のためのハンドブックについては、すでに諸外国では臨界に関する基準、指針、データ等をまとめた臨界ハンドブック等が作成されており、東海事業所の各施設の設計において用いられている。また、国内においても昭和63年6月に科学技術庁より「臨界安全ハンドブック」が発行されている。このため、今後事業団がハンドブックを作成する目的もしくは位置付けを明確にしておく必要があるとの問題提起があり、検討した。検討の結果、事業団が作成するハンドブックとしては、従来のような臨界データ中心の一般的なものではなく、対象とする施設をある程度明確にして、各工程及び設備における臨界安全の考え方を、事業団における臨界安全に係る施設の設計、建設、運転経験を基にして、「より合理的な施設を目指すとの観点からまとめたものにしていくのが良い」との結論になった。これを踏まえ、名称については、臨界データ集をイメージさせる「臨界安全ハンドブック」ではなく、「臨界安全ガイドブック」とすることとした。

2.2.2 施設の現状調査

東海事業所各プルトニウム取扱施設、すなわち、プルトニウム燃料第1、第2及び第3開発室並びにプルトニウム転換技術開発施設について、工程の概要、燃料仕様、臨界管理の考え方、核的制限値の設定方法、使用計算コード等について調査した。臨界安全の考え方につ

表2.1.1 臨界安全ハンドブック検討ワーキンググループの活動経緯

開催日	検討内容
平成2年9月5日	設立の経緯について 臨界安全ハンドブックのイメージについて 今後の活動計画について
平成2年10月19日	安全規制における臨界安全について プルトニウム燃料施設における臨界管理の概要 各施設における臨界管理 第1 開発室 第2 開発室 第3 開発室 プルトニウム転換技術開発施設
平成2年12月4日	各施設の臨界管理の比較検討
平成3年3月14日	各施設の比較 計算コードの開発・適用の経緯について 臨界警報装置の設置状況について 計算コードの比較結果について 臨界安全ガイドブックの構成について

いては、まず、形状管理が基本となるプルトニウム転換技術開発施設の溶液系等と、質量管理が基本となるプルトニウム燃料開発各施設の粉末系とは分けて考える必要があることが認識され、本ワーキンググループでは粉末系を中心に検討することとなった。粉末系においては臨界安全の基本的な考え方はほぼ同様であったが、施設毎に工程、燃料仕様、取扱うプルトニウム量等が違うことから、計算条件等については同一ではない事項もあった。核的制限値の設定にあたっては、外国のハンドブックから最小臨界データ及び安全係数を用いて設定しており、科学技術庁の「臨界安全ハンドブック」に示されている実効増倍率を用いた設定の考え方とは異なるものとなっている。計算コードについては、昭和40年以降事業団において開発もしくは導入されたものを用いており、比較的新しい施設においても、昭和50年代初期に導入されたコードをそのまま用いて計算を行っている。今後は、最新の評価方法の適用についても検討していく必要があることが認識された。

2.2.3 臨界安全解析コードの動向調査

臨界安全解析コードについては、最近では、輸送計算コード、モンテカルロコード等の計算コード、核定数ライブラリ、核定数処理コード等を組み合わせた計算コードシステムが国内外で開発・整備されている。代表的なものとしては、米国オークリッジ国立研究所で開発されたSCALEシステム及び日本原子力研究所で開発されたJACSシステムがある。SCALE及びJACSのいずれも東海再処理施設においては、安全設計、安全評価に用いられている実績がある。ガイドブック作成においては、使用する計算コードには最新の技術的知見が反映されかつ実績のあるものでなければならないとの考えから、新型転換炉実証炉燃料加工施設の燃料集合体施設を対象として、従来事業団で用いられている計算コードと最新のコードシステムの比較検討を行うこととした。計算作業については、大洗工学センター実験炉部臨界工学試験室の協力を得ながら、安全技術課が実施及びとりまとめを行った。

2.2.4 ガイドブックの構成検討

各会合における検討を踏まえ、平成3年度以降の活動目標となるガイドブックの構成案と今後検討すべき事項についてまとめた。編集方針として、将来のプルトニウム燃料加工施設の設計、建設に際して臨界安全上の観点から考慮すべき事項について、これまでに考え方が統一されていない部分も含めて一元的にまとめていくこととした。これらの結果を表2.2.1に示す。

表2.2.1 臨界安全ガイドブックの構成案と今後検討すべき事項

項目	内容	検討課題
	<ol style="list-style-type: none"> 1. 将来のMOX加工施設の設計、建設に際して、臨界安全の観点から考慮すべき事項をまとめる。 2. 各製造工程と関連づけてまとめる。 3. 標準的な臨界計算方法を提案し、それを用いて代表的な臨界データもしくは未臨界極限值のデータをまとめる。 4. ハンドブックの作成は、計算コードの改良整備、検証計算例の蓄積等とリンクさせる。 5. 臨界警報装置に関する基本的考え方を提案する。 	
臨界安全設計の基本的考え方	合理的なMOX加工施設を設計するにあたって、臨界安全管理上の制約や現在のハンドブック（原研作成）を採用した場合の問題点をまとめるとともに、それらをふまえて臨界安全設計の基本的考え方をまとめる。	<ul style="list-style-type: none"> ・施設の規模、原料仕様製品仕様等の設定 ・スケールアップした場合の工程フロー ・スケールアップと合理性の追求を妨げる臨界管理上の制約 ・現在のハンドブック（原研作成）を採用した場合の問題点
核的制限値の設定	計算の基本的なフロー、単一ユニットの標準的な計算方法、複数ユニットの標準的な計算方法、各計算コードの特徴、基本定数等をまとめるとともにそれらの手法によるプルトニウム燃料加工施設関連の臨界諸量計算結果、他のハンドブックに含まれていない条件における臨界諸量の計算結果、代表的な検証問題及び検証例等を図表にまとめる。	<ul style="list-style-type: none"> ・計算手法及び計算コードの選択
臨界管理の方法	工程と対応させて臨界管理の具体的方法を紹介する。	<ul style="list-style-type: none"> ・計算機による計量管理システムをどこまで取り入れるか。
臨界警報装置	臨界警報装置設置の考え方、最適配置の検討方法、システム例、運用上の注意事項等をまとめる。	<ul style="list-style-type: none"> ・設置基準の根拠 ・最適配置の検討方法
その他	経験上得られた知見、注意事項、その他有用と思われる情報等。	

3 各論

3.1 指針・ハンドブックの調査

3.1.1 安全審査指針

核燃料施設の安全審査にあたっては、その審査に際し、統一的な評価が可能となるように、核燃料施設に共通した安全審査の基本的な考え方が、「核燃料施設安全審査基本指針」（基本指針）として策定されている。さらに、ウラン加工施設及び再処理施設については、基本指針の定めるところを基本とし、各々の施設の特徴を踏まえた安全審査上重要と考えられる基本事項が「ウラン加工施設安全審査」及び「再処理施設安全審査指針」としてまとめられている。プルトニウム取扱施設についての指針は策定されていないため、安全審査においては基本指針との適合が必要になるが、実際にはウラン加工施設及び再処理施設の各指針への適合が要求されることになる。

これら指針では、臨界安全に係る事項としては、単一ユニットの臨界管理については指針10に、複数ユニットの臨界管理については指針11に、臨界事故に対する考慮については指針12に、それぞれ示されている。これらを表3.1.1に示す。

3.1.2 臨界ハンドブック

加工施設及び再処理施設については、施設の工事に着手する前に、施設の設計及び工事の方法の認可（設工認）を受けなければならないことになっている。設工認にあたっては、臨界安全、放射線防護、施設の耐震性等施設の安全性に係る事項について、施設の設計及び工事の方法が設工認の技術上の基準に適合していることを計算等によって説明しなければならないことになっており、臨界安全については「核燃料物質の臨界防止」の項で説明することになる。設工認の技術上の基準については、加工施設、再処理施設いずれも施設の技術基準に関する総理府令が定められており、いずれもその第3条において臨界防止に関する記載がなされている。実際にはこの総理府令に従い具体的な技術基準が策定されるものであるが、臨界防止に関しては現在までのところ策定はされていない。ただし、科学技術庁核燃料規制課においてまとめられた「臨界安全ハンドブック」⁽¹⁾及び本ワーキンググループで検討しているガイドブックは技術基準に相当するものと位置付けられる。

臨界安全は遮蔽安全、閉じ込めとともに、核燃料施設特有の安全に係る事項であり、基本的には核燃料物質の臨界に関する特性を理解しておくことが第一である。このため、これらの情報をまとめた臨界ハンドブックを作成することが施設の設計、建設及び運転に非常に役立つものとの判断から、海外では1960年代からすでに臨界ハンドブック⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾⁽⁵⁾⁽⁶⁾⁽⁷⁾⁽⁸⁾が作成・公開されている。これらの臨界ハンドブックは、我国の核燃料施設の臨界安全のための基本となっている。

事業団においては、本ガイドブック作成の予備検討段階において、表3.1.2及び表3.1.3に示すように、これらのハンドブックの特徴比較、内容比較を行い、ガイドブックに必要な臨界安全データの検討を行ってきている。

表3.1.1 安全審査指針における臨界安全

核燃料施設安全審査基本指針	ウラン加工施設安全審査指針	再処理施設安全審査指針
<p>指針10 単一ユニットの臨界管理</p> <p>核燃料施設における単一ユニットは、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。</p>	<p>ウラン加工施設における単一ユニットは、技術的にみて想定されるいかなる場合でも、単一ユニットの形状寸法、質量、容積、溶液濃度の制限及び中性子吸収材の使用等並びにこれらの組合せによつて核的に制限することにより臨界を防止する対策が講じられていること。このため</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) ウランの収納を考慮していない設備・機器のうち、ウランが流入するおそれのある設備・機器についても上記(1)(2)に規定する条件が満たされていること。</p> <p>(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。</p> <p>(5) 核的制限値を定めるに当たつて、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。</p> <p>(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。</p>	<p>再処理施設において臨界管理を考慮する場合に対象となる核燃料物質取り扱い上の1つの単位である単一ユニットについては、技術的にみて想定されるいかなる場合でも、形状寸法管理、濃度管理、質量管理、同位体組成管理、中性子吸収材管理等並びにこれらの組合せにより臨界を防止する対策が講じられていること。このため、</p> <p>1. 核燃料物質を収納する機器の形状寸法、溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、核燃料物質の同位体組成、中性子吸収材の形状寸法、濃度、材質等について適切な核的制限値が設けられていること。</p> <p>2. 核的制限値を設定するに当たっては、取り扱われる核燃料物質の物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果、減速条件及び反射条件に関し、それぞれの状態の変動を考慮して、十分な安全裕度を見込むこと。</p> <p>3. 系統及び機器の単一故障又は誤動作若しくは運転員の単一誤操作を想定しても、臨界にならない設計であること。</p> <p>解 説</p> <p>1. 「核的制限値」とは、臨界管理を行う体系の未臨界確保のために設定する値である。この値は、具体的な機器の設計及び運転条件の妥当性の判断を容易かつ確実に行うために設定する計量可能な値であり、この値を超えた機器の製作並びに平常時における運転条件の設定は許容されない。</p> <p>2. 核的制限値を設定するに当たっては、以下の諸点について中性子増倍率が最も大きくなる場合を仮定し、十分な安全裕度を見込むこと。</p> <p>(1) ウラン中のウラン-235の割合、プルトニウムの同位体組成、ウランとプルトニウムの混合比等</p> <p>(2) 核燃料物質の金属、粉末、スラッジ、溶液等の物理的形態及び化学的形態</p> <p>(3) 核燃料物質及び中性子減速材の非均質性及び濃度分布の不均一性</p> <p>(4) 核燃料物質中の中性子減速材及び吸収材の割合の変動</p> <p>(5) 反射条件の変動（ただし、浸水については、再処理施設の立地条件、適切な設計等により、浸水の可能性が極めて低いと判断される場合は浸水を考慮しなくてよい。）</p> <p>(6) 計算コードを用いて核的制限値を計算する場合はその計算誤差</p> <p>(7) 形状管理する場合にあつては機器等の腐食</p> <p>(8) 中性子吸収材管理を行う場合にあつては、材料の中性子吸収効果の低減</p> <p>3. 系統及び機器の単一故障又は誤動作若しくは運転員の単一誤操作に関する臨界安全管理上の要求の具体的適用の事例を以下に示す。</p> <p>(1) 濃度管理、質量管理及び可溶性中性子吸収材による臨界管理を行う場合にあつては、単一故障又は誤動作若しくは単一誤操作を想定しても、臨界にならない設計であること。</p> <p>(2) 臨界管理されている系統及び機器から単一故障又は誤動作若しくは単一誤操作によつて、臨界管理されていない系統及び機器へ、核燃料物質が流入することのない設計であること。</p>

表3.1.1 安全審査指針における臨界安全（続き）

PNC PN8410 92-031

核燃料施設安全審査基本指針	ウラン加工施設安全審査指針	再処理施設安全審査指針
<p>指針11 複数ユニットの臨界管理 核燃料施設内に単一ユニットが二つ以上存在する場合には、ユニット相互間の中性子相互干渉を考慮し、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。</p> <p>指針12 臨界事故に対する考慮 誤操作等により臨界事故の発生するおそれのある核燃料施設においては、万一の臨界事故時に対する適切な対策が講じられていること。</p>	<p>ウラン加工施設における複数ユニットの配列については、技術的にみて想定されるいかなる場合でも、ユニット相互間における間隔の維持又はユニット相互間における中性子遮蔽の使用等により臨界を防止する対策が講じられていること。</p> <p>このため</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) ユニット相互間は核的に安全な配置であることを確認すること。 (2) 核的に安全な配置を定めるに当たっては、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。 (3) 核的に安全な配置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。 (4) 核的に安全な配置の維持については、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。 <p>ウラン加工施設においては、指針10及び指針11を満足するかぎり、臨界事故に対する考慮は要しない。</p>	<p>再処理施設に単一ユニットが2つ以上存在する場合には、技術的にみて想定されるいかなる場合でも、単一ユニット相互間の適切な配置の維持、単一ユニット相互間における中性子遮蔽材の使用等並びにこれらの組合せにより臨界を防止する対策が講じられていること。このため、</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 単一ユニット相互間の中性子の吸収効果、減速条件及び反射条件に関し、それぞれの変動を考慮して、十分な安全裕度を見込んだ上で、単一ユニット相互間の配置、中性子遮蔽材の配置、形状寸法等について適切な核的制限値が設けられていること。 2. 複数ユニットの核的制限値の維持については、十分な構造強度をもつ構造材を使用する等適切な対策が講じられていること。 <p>解 説</p> <p>複数ユニットの核的制限値を設定するに当たっては、以下の諸点について反応度が最も大きくなる場合を仮定し、十分な安全裕度を見込むこと。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 単一ユニット相互間に存在する物質による中性子の減速及び吸収の条件の変動 (2) 壁等の構築物からの中性子の反射効果 (3) 計算コードを用いて核的制限値を計算する場合は、その計算誤差 (4) 核燃料物質が移動する場合には、移動中の核燃料物質の落下、転倒及び接近 <p>再処理施設においては、臨界事故が発生したとしても、これに対する適切な対策が講じられていること。このため、</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 臨界警報装置により、臨界事故の発生が直ちに検知できる設計であること。 2. 臨界管理上重要な施設において臨界事故が発生したとしても、これを未臨界にするための措置が講じられる設計であること。 <p>解 説</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 指針10及び11を満足する限り臨界事故の発生する可能性は極めて低いと考えられるが、臨界事故が発生したとしても、臨界事故の規模を最小限にすることによって、従事者及び一般公衆の線量当量を最小限に抑えるために指針12の対策を規定する。 2. 「臨界管理上重要な施設」とは、核燃料物質を含む溶液を取り扱う施設であって、濃度管理、同位体組成管理及び可溶性中性子吸収材の濃度管理が行われている施設をいう。 3. 「未臨界にするための措置」とは、核燃料物質を含む溶液の移送、希釈、中性子吸収材の注入等をいう。

表3.1.2 各国の臨界ハンドブックの特徴比較

ハンドブック名	内 容 の 特 徴	燃料体系
T I D - 7 0 1 6 Rev. 1 (発行年 1961) 米 国	A E C の委託を受け O R N L が作成した。 ガイドブックであるので、最も基本的な事項を総合的に網羅し、データは実験値が主体となっている。 基本的事項が主体である為、臨界管理実務に必要な詳細データが乏しく、また P u 系のデータの収録がない。	²³⁵ U系 ²³³ U系 P u 系
T I D - 7 0 1 6 Rev. 2 (発行年 1978) 米 国	Rev. 1 に比べデータの補強がなされると共に U - P u 系、交差管データ等の収録項目が収録され豊富になった。 ガイドブックの正確上、Rev. 1 と同様データは基礎的なものに限られているが、引用文献で補うことにより広範囲なデータが得られる。	²³⁵ U系 ²³³ U系 P u 系 P u / U 混合系 その他
T I D - 7 0 2 8 (発行年 1964) 米 国	L A S L と O R N L のスタッフが作成した。 T I D - 7 0 1 6 Rev. 1 の補遺として位置付けられる、実験値から収集整理された広範囲のデータが収録されている。 単体に加え相互干渉系のデータも豊富である。特に P u 系のデータが多い。殆どデータの収録に限られて説明分は少ない。なお、Revision 版として LA-1086-MS, 1986 が出ている。	²³⁵ U系 ²³³ U系 P u 系
A R H - 6 0 0 (発行年 1968) 米 国	Atlantic Richfield Hanford Company が作成した技術者向けハンドブックである。広範囲なデータが収録され、基本的な解析手法等で、実務的な形式と成っている。	²³⁵ U系 ²³³ U系 P u 系
A H S B (S) Handbook 1 (発行年 1965) 英 国	U K A E A が作成したハンドブックである。 単体の臨界データを主体としたデータ集で説明文、相互干渉系のデータがない。 U / P u 系、燃料棒の単体の臨界データが計算値としてかなり細かく収録されている。	²³⁵ U系 P u 系
C E A - R 3 1 1 4 Guide de Criticité (発行年 1967) 仏 国	フランス原子力庁が編集した総合的なハンドブックである。内容は3巻に分かれており、 第1巻：臨界安全性概論 第2巻：実際の規則 第3巻：図表 (第3巻：補遺) の形式を取っている。現場技術者向けの手引として目的を有し、内容は豊富である。特に相互干渉系の立体角解析手法の記述が詳しい。	²³⁵ U系 P u 系
Handbuch Zur Kriticalität (発行年 1970) 西 独	原子炉規制安全研究所から発行された総合的なハンドブックである。内容は2編に分かれており、前編は臨界安全性概論であり、後編はデータ集である。米国、英国等で発行されたデータを基に纏められて内容は現場技術者向けとして編集されている。 なお、現在相互干渉系のデータはない。	²³⁵ U系 ²³³ U系 P u 系 P u / U 混合系 その他
臨界安全 ハンドブック (発行年 1988) 日 本	科学技術庁原子力安全局核燃料規制課から発行され、「臨界安全ハンドブック」と「臨界安全ハンドブック・データ集」からなる。前者では、臨界安全評価にあたっての方法論が記載され、未臨界を判定する基準を中性子増倍率で設定し、安全係数を臨界になる量に乗ずる方法は採用していない。また、臨界安全評価において他のハンドブックで明らかにされている事項及びデータの使用は制限していない。後者では、原子個数密度算出に必要なデータ、核特性パラメータ、無限体系及び単一ユニットの臨界データ、複数ユニットの解析に必要なデータからなり、計算コードは日本原子力研究所の J A C S コードシステムを使用している。	²³⁵ U系 P u 系 P u / U 混合系 その他

表3.1.3 各国の臨界ハンドブックの内容比較

内 容	ハンドブック名	T1D-7016 Rev. 1	T1D-7016 Rev. 2	T1D-7028	ARH-600	AHSB (S) Rev. 1	CBA -R3114	西独 ハンドブック	日本 ハンドブック
臨界計算									
計算手法と計算コード		×	×	×	×	×	×	○	○
計算結果とその検証		×	×	×	○	×	×	○	○
核データ		×	×	×	×	×	×	○	○
単一ユニットの臨界諸量									
質量		○	○	○	○	○	○	○	○
容積		○	○	○	○	○	○	○	○
密度		○	○	○	○	○	○	○	○
寸法		○	○	○	○	○	○	○	○
相互干渉系 (配列) 系 (未) 臨界配列等のデータ		○	○	○	○	○	○	○	×
反射・孤立系		○	○	×	○	×	○	○	○
立体角法		○	○	○	○	×	○	○	○
密度アナログ法		×	○	×	○	×	×	○	×
表面密度法		×	○	×	×	×	×	○	×
特殊形状 (交差管等)		○	○	○	○	×	○	○	×
中性子吸収材									
固体吸収材		○	○	○	○	×	○	○	○
可溶性吸収材		○	○	○	○	×	○	○	○
臨界事故例									
事故例		○	○	×	×	×	○	○	×
事故解析		○	○	×	×	×	○	○	×
臨界警報									
臨界警報システム		○	○	×	×	×	○	○	×
測定機器類		○	○	×	×	×	○	○	×
臨界管理方式									
臨界安全設計		○	○	×	○	×	○	○	○
安全係数		○	○	×	○	×	○	○	×
安全管理體系		○	○	×	○	×	○	○	×
配列									
輸送容器関係		×	○	×	○	×	×	○	×
貯蔵		○	○	○	○	×	×	○	×
その他の工程		○	○	○	○	×	×	○	×
臨界安全の基礎知識		○	○	○	○	×	○	○	○
データ									
²³⁵ U系		△	○	○	○	○	○	○	○
²³³ U系		△	○	○	○	×	×	○	×
Pu系		△	○	○	○	○	○	○	○
Pu/U混合系		×	△	×	×	○	×	○	○
その他 (Th)		×	△	×	×	×	×	○	×

○：比較的良好に記載されている △：あまり記載されていない ×：記載なし

3.2 施設の現状調査

3.2.1 施設の概要

プルトニウム燃料製造の技術開発は、東海事業所のプルトニウム燃料第1開発室、第2開発室及び第3開発室において行われている。各施設の概要を表3.2.1に示す。

プルトニウム燃料第1開発室は昭和41年からプルトニウムの取り扱いを開始した試験・研究施設で、製造技術開発、燃料物性試験、燃料分析試験等を行っている。

プルトニウム燃料第2開発室は昭和47年から運転を開始したプルトニウム燃料製造施設で、高速実験炉「常陽」用燃料、新型転換炉「ふげん」用燃料及びプルサーマル用燃料の製造を行っている。

プルトニウム燃料第3開発室は平成元年から運転を開始したプルトニウム燃料製造施設で、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」用燃料及び新型転換炉実証炉用燃料の製造を目的としている。この施設は、被ばく低減化及び省力化のため、製造設備、計量管理設備等が大幅に自動化されている。

3.2.2 工程の概要

プルトニウム燃料製造施設は、ペレット製造工程、加工組立工程及び検査工程により構成される。工程の流れを図3.2.1に示すとともに、高速増殖炉燃料製造工程の概要を以下に示す。

ペレット製造工程は、大別して原料調整工程、粉末調整工程、焼結工程及びペレット調整・検査工程から成りたっており、プルトニウムを非密封の状態直接取扱う工程の設備は、全てグローブボックス内に収納される。

加工組立工程では、ペレット製造工程で製造されたコアペレットをブランケットペレットやプレナム部材とともに被覆管内に充填・密封する。密封された燃料要素は、ワイヤスペーサ巻付けの後、エントランスノズル及びラップ管と組み合わせられて燃料集合体となる。

検査工程では、原料粉末、混合粉末、製品ペレット等の分析・物性測定（プルトニウム含有率分析等）を行う。

3.2.3 燃料仕様

各施設で製造される燃料仕様及びペレットの仕様をそれぞれ表3.2.2及び表3.2.3に示す。

3.2.4 臨界安全管理の概要

3.2.4.1 プルトニウムの臨界安全上の特徴

プルトニウムは、ウランと比較して最小臨界質量が少ないため、ウランより臨界になりやすい。たとえば、 ^{239}Pu の最小臨界質量は溶液で0.51kg、金属で5.6kgであり、 ^{235}U の最小臨界質量は溶液で0.82kg、金属で22.8kgである⁹⁾。しかも、通常の軽水炉用燃料である低濃縮ウラン燃料では ^{235}U 濃縮度が5重量%以下であるのに対して、プルトニウムを利用する高速増殖炉用燃料では核分裂性物質の富化度が約40重量%になることもあるため、酸化物量で表した最小臨界質量は軽水炉用燃料のその数%程度になる。したがって、取扱バッチ量を低く制限す

表3.2.1 プルトニウム燃料開発各施設の概要

施設 項目	プルトニウム燃料第一開発室	プルトニウム燃料第二開発室	プルトニウム燃料第三開発室
建家建設の経緯	昭和38年: NUMECに詳細設計を発注 昭和39年: 建家建設着工 昭和40年: 建家竣工 昭和41年: 運 開	昭和42年: 建家設計着手 昭和44年: FBRライン建家建設着工 昭和45年: FBRライン建家竣工 ATRライン建家建設着工 昭和46年: ATRライン建家竣工 昭和47年: 運 開	[FBR棟 (FBRライン)] 昭和57年: FBRライン建家建設着工 昭和59年: FBRライン建家竣工 昭和62年: ウラン試験 昭和63年: 本格稼働 [ATR棟 (ATRライン)] 昭和62年: ATRライン建家建設着工 平成 1年: ATRライン建家竣工 平成 6年: 本格稼働 (予定)
製造能力	照射燃料の製造	FBR (常陽) 燃料: 1ton MOX/年 ATR (ふげん) 燃料: 10ton MOX/年	FBR用燃料: 5ton MOX/年 ATR用燃料: 40ton MOX/年
施設規模 建家構造 延床面積	鉄筋コンクリート造 (地下2階, 一部地下) 約 5000 m ²	鉄筋コンクリート造 (地上2階) 約 9800 m ²	鉄筋コンクリート造 (地上2階, 地下1階) FBRライン: 約 27000 m ² ATRライン: 約 15000 m ²
施設用途	<ul style="list-style-type: none"> ○ 取扱・製造技術の開発 ○ 基礎試験 ○ 照射燃料の製造 ・ Halden, Saxton, GETR, DPR, Rapsodie, EBR-II ・ 「常陽」特殊燃料 	<ul style="list-style-type: none"> ○ DCA, SGHWR用燃料製造 ○ 「ふげん」用燃料製造 ○ 敦賀プルサーマル用燃料製造 ○ 「常陽」MK-I, MK-II用燃料の製造 	<ul style="list-style-type: none"> ○ FBR用燃料製造 ○ ATR用燃料製造

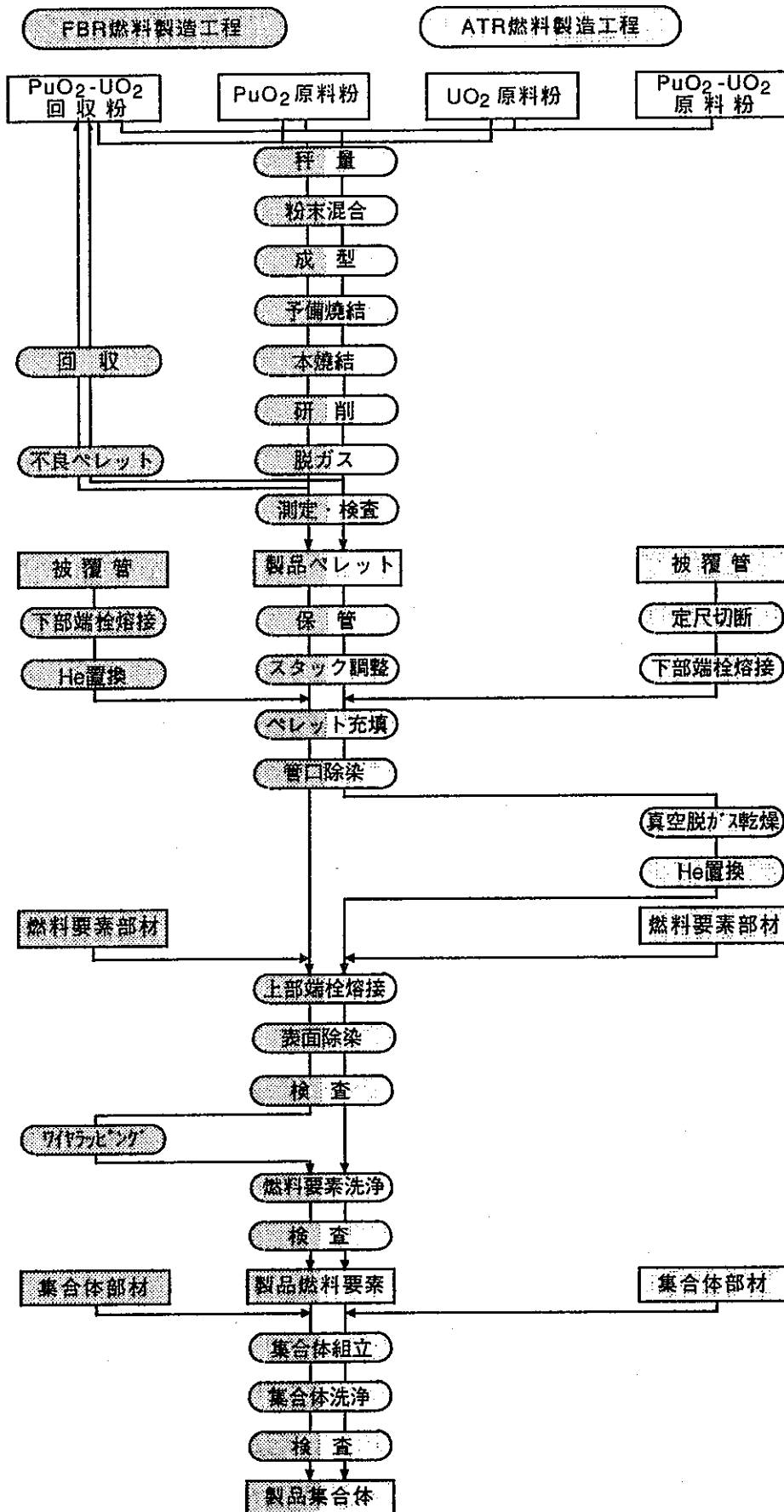


図3.2.1 プルトニウム燃料製造工程の概要

表3.2.2 プルトニウム燃料各開発室において製造される燃料仕様

項目		F B R 燃料主要仕様			
		「常陽」MK - I	「常陽」MK - II(1)	「常陽」MK - II(2)	「もんじゅ」
燃料ペレット	Pu富化度	17.7±0.1 wt%	29±1 wt%) 20 wt% Pu f. ⁽³⁾) 16/21 wt% ⁽⁴⁾
	Pu同位体組成	80.4±1.0 wt% ⁽¹⁾	75 wt% ⁽²⁾		
	²³⁵ U濃縮度	23 wt%	12 wt%	18 wt%	0.2 wt%
	直径	5.40 mm	4.63 mm	4.63 mm	5.4 mm
	密度	93.5 %T.D	93 %T.D	94 %T.D	85 %T.D
	スタック長	600 mm	550 mm	550 mm	930 mm
燃料要素	被覆管(外径)	6.30 mm	5.50 mm	} 同左	6.5 mm
	(内径)	5.60 mm	4.80 mm		5.56 mm
	被覆管材質	SUS316, 10% C.W.材	SUS316, 20% C.W.材		SUS316, 20% C.W.材
	燃料要素全長	1910 mm	1533 mm		2800 mm
	ラッピングワイヤ外径	1.2 mm	0.9 mm		1.3 mm
ラッピングワイヤ材質	SUS316, 17-ニル材	SUS316, 20% C.W.材	SUS316, 20% C.W.材		
ワイヤ巻付ピッチ	266 mm	209 mm	310 mm		
集合体	燃料要素本数	91 本	127 本	} 同左	169 本
	ピンピッチ	7.6 mm	6.47 mm		7.9 mm
	集合体全長	2970 mm	2970 mm		4200 mm

注) (1) Pu f.率 (²³⁹Pu+²⁴¹Pu/Pu)を示す, (2) ²³⁹Pu + ²⁴¹Pu > 75 wt%

(3) Pu f富化度(²³⁹Pu+²⁴¹Pu/Pu+U)を示す, (4) 核分裂性富化度を示す (16/21 wt%(内/外))

項目	A T R 燃料主要仕様	
	「ふげん」(標準)燃料集合体	「実証炉」(標準)燃料集合体
(1) 燃料ペレット		
① 種類	混合酸化物焼結体	同左
② 形状	両端面ディッシュ・チャンファ付	同左
③ 外径	12.4 mm	14.4 mm
④ 高さ	13 mm	18 mm
⑤ 密度	95.0 %T.D	同左
⑥ Pu f.富化度	(初装荷燃料)	(タイプB燃料)
	外層	外層
	中・内層	中間・内層
⑦ ウラン濃縮度	0.71 wt% (天然ウラン)	0.7~1.4 wt%
(2) 燃料要素		
① 有効長	3700 mm	同左
② 初期バルク圧力	3 kg/cm ² ・s	1 kg/cm ² ・s
③ 被覆管材質	ジルカロイ-2	同左
④ 被覆管外径	14.50 mm	16.46 mm
⑤ 被覆管内径	12.70 mm	14.70 mm
(3) 燃料体		
① 全長	4463 mm	4338 mm
② スペース数	12 個	同左
③ 燃料要素数	・内層	4 本
	・中間層	12 本
	・外層	8 本
④ 燃料バンドル外径	111.6 mm	16 本 同左

表3.2.3 プルトニウム燃料各開発室において製造されるペレット仕様

項目		常陽燃料	ふげん燃料	実証炉燃料	
PuO ₂ /(PuO ₂ +UO ₂)		17.7±1.0 wt%	1.13±0.05 wt% Puf. (低富化燃料)	1.15~3.40 (初) wt% Puf.	
Pu同位体組成		Pu fissile 80.4±1.0 wt% Pu ²⁴⁰ 19.0±1.0 wt%	1.56±0.06 wt% Puf. (高富化燃料)	1.3~4.15 wt% Puf. (取)	
U ²³⁵ 濃縮度		23.0±0.3 wt%	0.77±0.03 wt%	天然ウラン	3.5 wt%
O/M比		1.98±0.02	1.97~2.02	1.97~2.02	
蒸発性不純物		≦ 100 μℓ/g	≦ 60 μℓ/g		
水分		≦ 30 ppm	≦ 30 μℓ/g	MOX燃料	#FRI燃料
不純物	Al	≦ 500 ppm	Ag ≦ 10	Ag ≦ 10	Ag ≦ 10
	B	≦ 20 ppm	Al ≦ 400	Al ≦ 200	Al ≦ 100
	C	≦ 150 ppm	B ≦ 1.0	B ≦ 1.0	B ≦ 1.0
	Ca	≦ 80 ppm	Ca ≦ 200	C ≦ 200	C ≦ 100
	Cd	≦ 20 ppm	Cd ≦ 1.0	Ca ≦ 200	Ca ≦ 200
	Cl	≦ 25 ppm	Cr ≦ 200	Cd ≦ 1.0	Cd ≦ 1.0
	Cr	≦ 500 ppm	Cu ≦ 50	Cl ≦ 25	Cl ≦ 25
	F	≦ 25 ppm	Fe ≦ 500	Cr ≦ 200	Cr ≦ 200
	Mg	≦ 25 ppm	Mg ≦ 100	Cu ≦ 50	Cu ≦ 50
	N	≦ 200 ppm	Mo ≦ 300	F ≦ 25	F ≦ 15
	Fe	≦ 800 ppm	N ≦ 200	Fe ≦ 500	Fe ≦ 500
	Ni	≦ 500 ppm	Ni ≦ 300	Mg ≦ 100	H ≦ 1
	V	≦ 500 ppm	Pb ≦ 100	Mo ≦ 300	Mg ≦ 100
	Si, Cu, Zn	≦ 700 ppm	Si ≦ 400	N ≦ 200	Mo ≦ 300
	Mo, Ag, Mn Pb, Sn	} ≦ 200 ppm	Sn ≦ 20	Ni ≦ 300	N ≦ 75
Total	C ≦ 200		Pb ≦ 100	Ni ≦ 300	
PuO ₂ スポット		≦ 3000 ppm	F ≦ 25	Si ≦ 400	Pb ≦ 100
PuO ₂ スポット		< 50 μ	Cl ≦ 25	Sn ≦ 20	Si ≦ 400
外観		限界見本による	Dy + Eu + Gd + Sm ≦ 1.2	Dy + Eu + Gd + Sm ≦ 1.2	Sn ≦ 20
直径		5.40±0.05 mm	EBC ≦ 4	EBC ≦ 4	EBC ≦ 2
密度		93.5±2.0 XT.D			

ることが必要になる。

3.2.4.2 臨界安全設計の基本的考え方

プルトニウム燃料製造施設では、施設内で取り扱う核分裂性物質を可能な限り安全質量（核的制限値）以下に保つことを臨界安全管理の基本としている。さらに、安全質量を超えて取り扱う必要のある場合には、機器・装置等についてあらかじめ未臨界であることが確認された安全形状（形状管理）、安全体積（体積管理）等により行われる。

臨界安全設計においては、まず、グローブボックス1台、貯蔵棚1段等の場所を「単一ユニット」とし、それぞれのユニット毎に安全質量を定め、次に構成する全てのユニット内に安全質量が存在するとして、相互干渉作用に基づく複数ユニットの未臨界性を確認する。

(1) 単一ユニットの臨界管理

施設の臨界管理は、単一ユニット毎の質量管理を基本としている。但し、燃料要素及び燃料集合体を取り扱う加工組立工程では燃料要素の本数管理及び集合体の体数管理を行っている。質量管理のための安全質量は、次式より算出している。

$$\text{安全質量} = \text{最小臨界質量} \times \text{安全係数}$$

実際の質量管理では、単一ユニットで取り扱う空間的な場所を臨界管理ユニットと定め、各ユニット毎に取り扱うMOX中の核分裂性物質である²³⁹Pu、²⁴¹Pu、²³⁵U（これらをPu*で表す）の総量を安全質量以下に保つこととしている。

(2) 複数ユニットの臨界安全管理

複数ユニットの臨界安全管理については、各ユニット間の端面間距離を30cm以上離し、かつ立体角法による安全な配置とするか、または、信頼性の高い計算コードを用いて確認した安全な配置により行うこととしている。したがって、複数ユニットの臨界安全は単一ユニットの臨界安全が保たれる限り、設計段階で担保することになる。

3.2.5 核的制限値の設定

3.2.5.1 単一ユニットの核的制限値

単一ユニットの核的制限値については、ウラン又はプルトニウムの単体の場合には多くのデータ⁽¹⁾⁽³⁾⁽⁷⁾⁽⁸⁾が示されている。しかしながら、プルトニウム燃料はほとんどがウランとプルトニウムの混合系であることから、そのまま利用できるデータは少ない。このため、核的制限値の設定にあたっては、以下に示す方法から、対象とする体系に応じて、適切なものを選択して、用いることになる。

- (1) ^{235}U を核分裂性のプルトニウムと等価とみなして

$$\text{Pu}^* = {}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu} + {}^{235}\text{U}$$

で定義される量を導入し、 Pu^* を管理する。核的制限値は、 $\text{Pu}-^{238}\text{U}$ 系のデータを $\text{Pu}^*-^{238}\text{U}$ 系に置き換えて最小臨界パラメータを求め、決定する。

- (2) プルトニウムに適切な係数を乗じて ^{235}U に置き換える。すなわち、

$${}^{235}\text{U}^* = n({}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}) + {}^{235}\text{U} \quad (\text{例として } n=2)$$

で定義される量を導入し、 ${}^{235}\text{U}^*$ を管理する。核的制限値は、濃縮ウラン系のデータを ${}^{235}\text{U}^*$ に置き換えて最小臨界パラメータを求め、決定する。

- (3) 信頼できる計算コードを用いて組成、形状、反射条件等を考慮した適当なモデルによって最小臨界パラメータを計算する。

これらのうち、プルトニウム燃料開発施設では主に(3)の方法が用いられている。表3.2.4に各施設における工程、燃料形態及び主に使用されている計算コードを示す。なお、計算コード等の開発・適用状況については、3.1.6で述べる。

ただし、体系によっては文献データをそのまま利用できることもあり、この場合には(1)の方法を用いることとしている。(1)の方法では、 ^{235}U を Pu と等価と見做すため、かなり安全側の設定になるとともに、計算に要する費用と労力が節約できる利点がある。

各プルトニウム燃料開発施設の単一ユニットの最小臨界パラメータは、表3.2.5に示す減速条件に応じて、施設内を乾燥系、半乾燥系、半減速系及び減速系の4つに区分し、各減速条件に応じた値が設定される。反射条件には周囲に十分な厚さの水(軽水)が存在するものとして、対象とする核燃料物質の体系に応じて、質量、円筒直径、平板厚、体積及び燃料要素本数について、最小臨界パラメータを設定している。

核的制限値の設定は、最小臨界パラメータに表3.2.6に示す安全係数を乗ずることにより行っている。なお、燃料要素については、最適格子配列条件において、実効増倍率 k_{eff} が0.9になる本数を計算により求め、これを核的制限値としている。各施設の核的制限値を表3.2.7に示す。

表3.2.4 プルトニウム燃料開発施設における燃料形態と適用計算コードシステム

工 程	燃料形態		臨界安全解析	
			計算体系	計算コードシステム
原料粉受 入・貯蔵	UO ₂ (天然)	粉末	均質系	制限なし
	UO ₂ (濃縮)	粉末	均質・孤立系	GGC4 - ANISN 又は Hansen Roach library - ANISN 又は Hansen Roach library - KENO II, IV
	PuO ₂	粉末	均質・孤立系	
ペレット 製造	PuO ₂ -UO ₂	粉末	均質・孤立系	GGC4 - ANISN 又は Hansen Roach library - ANISN 又は Hansen Roach library - KENO II, IV
	PuO ₂ -UO ₂	ペレット	均質・孤立系	
集合体 組み立て	PuO ₂ -UO ₂	燃料ピン	非均質・孤立系	GGC4- CITATION 又は GTB2 CITATION 又は Hansen Roach library - KENO II, IV
	PuO ₂ -UO ₂	燃料集合体	非均質・孤立系	
集合体 貯蔵	PuO ₂ -UO ₂	集合体貯蔵庫	非均質・配列系	
集合体 輸送	PuO ₂ -UO ₂	輸送容器	非均質・配列系	

表3.2.5 各施設の減速比による系の分類

施設	第1開発室	第2開発室 (FBR)
減速比の定義	H/Pu* (原子数密度の比) $Pu^* = Pu^{239} + Pu^{241} + U^{235}$	H/Pu* (原子数密度の比) $Pu^* = Pu^{239} + Pu^{241} + U^{235}$
乾燥系	10 未満	0 以上 4 未満
半乾燥系	10 以上 25 未満	なし
半減速系	25 以上 150 未満	4 以上 25 未満
減速系	150 以上	25 以上

施設	第2開発室 (ATR)	第3開発室 (FBR)
減速比の定義	H/Pu* (原子数密度の比) $Pu^* = Pu^{239} + Pu^{241} + U^{235}$	水分含有量 重量%
乾燥系	0 以上 10 未満	1% 未満
半乾燥系	10 以上 100 未満	1% 以上 5% 未満
半減速系	100 以上 250 未満	なし
減速系	250 以上	5% 以上

表3.2.6 プルトニウム燃料施設における安全係数

項目		プルトニウム燃料施設	CEA-R-3114 (仏)		TID-7016 (米)
			均質	不均質	
質量	二重装荷不可能	0.70	0.85	0.70	1/2.3=0.435
	二重装荷の可能性あり	0.43	0.43	0.43	
体積		0.75	0.85	0.75	1/1.33=0.75
無限円筒径		0.85	0.90	0.85	体積より算出
無限平板厚		0.75	0.85	0.75	体積より算出
溶液濃度		-	0.85		0.88

表3.2.7 プルトニウム燃料開発各施設における核的制限値

系	形態	第一開発室			第二開発室 (FBRライン)				第二開発室 (ATRライン)				第三開発室 (FBRライン)					
		安全係数	Pu*	²³⁹ U	安全係数	23wt% U	PuO ₂	MOX	安全係数	1wt% X	2wt% X	PuO ₂	安全係数	PuO ₂ (原料粉)	PuO ₂ -H ₂ O	混合酸化物 (原型炉)	混合酸化物 (原型炉)	VO ₂ -H ₂ O
乾燥系	質量 (kg)	0.43	2.6	10.0	0.43	17.5	4.6	9.8	0.43	12.6	5.7	3.80	0.7	26.2 Pu*				
	容積 (ℓ)	0.75	0.21	0.86	0.75	9.4	0.97	6.7	0.75	75	75	0.90	0.75	7.8				
	円筒直径 (cm)	0.85	3.6	6.4	0.85	16.0	6.4	14.3	0.85	34.5	34.5	6.0	0.85	13.7				
	平板厚さ (cm)	0.75	0.6	1.2	0.75	5.0	1.5	5.3	0.75	17.1	17.1	1.4	0.75	3.3				
半乾燥系	質量 (kg)	0.43	1.8	2.0					0.43	12.6	5.7	0.65	0.7	17.3 Pu*	7.7 Pu*	18.1	16.9	23.1
	容積 (ℓ)	0.75	2.3	3.3					0.75	75	75	3.1	0.75	5.1	1.0	13.2	6.5	20.0
	円筒直径 (cm)	0.85	9.2	10.3					0.85	34.5	34.5	10.0	0.85	12.2	7.2	18.7	13.7	20.9
	平板厚さ (cm)	0.75	2.4	2.4					0.75	17.1	17.1	3.1	0.75	3.1	2.2	7.8	4.0	7.5
減速系	質量 (kg)	0.43	0.5	0.6	0.43	4.7	2.1	3.0	0.43	2.3	1.2	0.32						
	容積 (ℓ)	0.75	3.3	3.7	0.75	9.7	2.3	6.6	0.75	43.5	43.5	4.5						
	円筒直径 (cm)	0.85	10.3	11.0	0.85	16.4	9.3	14.3	0.85	26.1	26.1	12.1						
	平板厚さ (cm)	0.75	3.1	2.8	0.75	5.7	2.8	4.8	0.75	11.7	11.7	3.6						
減速系	質量 (kg)	0.43	0.22	0.035	0.43	0.47	0.22	0.25	0.43	1.1	0.67	0.22			0.45Pu*	0.53	0.51	0.72
	容積 (ℓ)	0.75	5.4	6.0	0.75	7.8	3.8	6.5	0.75	31.5	31.5	5.2			1.5	12.0	6.5	8.5
	円筒直径 (cm)	0.85	12.0	12.7	0.85	14.6	11.1	14.3	0.85	25.5	25.5	13.0			8.5	17.8	13.7	15.5
	平板厚さ (cm)	0.75	4.2	3.9	0.75	5.2	3.3	4.6	0.75	11.4	11.4	4.2			3.0	6.7	4.0	5.4

3.2.5.2 複数ユニットの核的制限値

(1) ユニットの核的隔離条件

ユニット相互間が以下に示す条件のいずれか1つを満足する場合は、ユニットは核的に隔離されているものとされている。

- (i) 30cm以上の厚さのコンクリートがある場合⁽²⁾
- (ii) ユニット相互の端面間距離が4m以上で、かつユニットの最大寸法よりも大きい場合⁽⁷⁾
- (iii) 相手のユニットに対する最大立体角が0.005ステラジアン以下の場合⁽⁷⁾
- (iv) 双方のユニットが球形である場合において、球相互の中心間距離が双方の球の半径の和の6倍以上である場合⁽⁷⁾
- (v) 双方のユニットが円筒形である場合において、円筒相互の軸間距離が双方の円筒の半径の和の6倍以上である場合⁽⁷⁾

(2) 複数ユニットの配列

複数ユニットの配列については、以下の条件のいずれかを満足する場合、その配列は臨界上安全であるものとしている。

- (i) ユニット相互間の端面間距離が30cm以上で、かつ、その配列が以下に示す制限立体角法の条件を満足する場合

$$\Omega_1(\max) / 4\pi < \Omega_1$$

但し、 $\Omega_1 = (1 - k_{\text{eff}}(B)) / 2$

$\Omega_1(\max)$: 各ユニット間の最大立体角

Ω_1 : 制限立体角

$k_{\text{eff}}(B)$: 非反射ユニットの中性子実効増倍率で次式から求められる

$$k_{\text{eff}}(B) = (\text{核的制限値} / \text{非反射条件の臨界量})^{1/3}$$

各施設の Ω_1 , $k_{\text{eff}}(B)$ を表3.2.8に示す。

表3.2.8 プルトニウム燃料開発室の制限立体角及び実効増倍率

	第1開発室		第2開発室		第3開発室	
算出根拠	²³⁵ U濃縮度20wt%のウランの制限立体角		²³⁵ U濃縮度20wt%のウランの制限立体角		²³⁵ U濃縮度20wt%のウランの制限立体角	
	Ω_1 (ステラジアン)	$k_{\text{eff}}(B)$	Ω_1 (ステラジアン)	$k_{\text{eff}}(B)$	Ω_1 (ステラジアン)	$k_{\text{eff}}(B)$
質量	1.4	0.78	1.4	0.78	1.4	0.78
容積	1.6	0.74	1.6	0.74	1.6	0.74
円筒直径	2.0	0.68	2.0	0.68	2.0	0.68
平板厚	3.8	0.40	3.8	0.40	3.7	0.40

- (ii) 計算により複数ユニット体系の実効増倍率 k_{eff} が 0.95 以下であることが確認された場合 0.95 は米国の臨界ハンドブック⁽⁶⁾に示されている考え方を参考にして設定された値である。ただし、この考え方によれば、プルトニウム燃料開発各施設の条件と類似の実験データを用いたベンチマーク評価が行われた計算コードを用いていることから、制限値としては 0.98 とできるが、安全側の設定として 0.95 採用している。

3.2.5.3 計算上の問題点等

本調査に関連して指摘された問題点等を以下に示す。

<技術上の問題点>

- (1) 設計上、モデル化を著しく安全側にせざるを得ないものがある。たとえば、プルトニウム燃料第3開発室の粉末貯蔵庫における計算では、MOX燃料を約 50kg 以下しか保管しないにもかかわらず、210kg（搬送容器が MOX 燃料で満杯になったときの容積 $301 \times 7 \text{g/cm}^3$ ）保管するとして計算している。現在は富化度が小さいため問題ないが、プルトニウムの富化度が高くなった場合には厳しい評価になる。
- (2) 貯蔵庫の解析では通常時と移動時の解析を行っている。移動時の解析では、保管ベッセルが満杯の状態かつ搬送容器が最近接した場合を仮定しているが、実際にはこのようなことはあり得ず、解析の条件として安全側過ぎる。

<その他の問題点>

- (3) 許認可の際に種々の条件で臨界計算を行っているはずだが、それらの詳細な解析書が残っていない。
- (4) 過去の許認可で使用された計算コードのうち事業団の計算機上に整備されていないものがある。過去に使われた実績のあるコードは、再度使うことが多いが、そのときには外部に計算を委託しなければならず、その都度金がかかる。使用施設での許認可で実績がある計算コードの動燃における整備状況は以下の通りである。

ANISN, CITATION, KENO-IV	: 動燃内部で使用可能
GGC-4, GTB-2	: 動燃内部では使用不可
KENO-IV-WIMS-D-Hansen Roach lib.	: 動燃内部では使用不可

(WIMS-Dは集合体貯蔵庫の解析で燃料領域の格子定数の計算に使用)

できれば、動燃にあるもので実績のあるものに変更したい。

- (5) プルトニウム燃料工場の限られた人員のなかでは、臨界安全解析専門の担当者を常時確保することができないため、経験不足であり、内部で解析を行う場合にも単純形状の解析はできるが、貯蔵庫のような体系を扱うことは出来ない。

3.2.6 計算コードの開発・適用状況

プルトニウム燃料設計開発にあたっては、炉内での燃料の挙動・特性（中性子挙動，熱水力特性）の評価，燃料棒及び加工施設の設計のために，表3.2.9に示すような数多くの計算コードの導入・整備及び開発を行ってきた。

臨界安全については，プルトニウム燃料第1開発室では，外国で公開されていた臨界安全ハンドブックのデータを用いて，極めて安全側の管理を行っていたが，第2開発室の設計段階以降，工程の複雑化及び処理能力の増加の要請に対処する必要性が生じたことから，取り扱う核燃料物質の形態，形状を踏まえて，計算による評価を行うことになった。プルトニウム燃料開発における臨界安全解析に用いた計算コードの変遷を表3.2.10に示す。

計算の体系は，非均質（格子）系，均質系及び全複雑系の3つに区分される。このうち，燃料集合体の取扱工程及び貯蔵施設に適用される非均質系については，公開されている臨界安全ハンドブックに適切なデータが乏しかったこと，また，原子炉の正方格子体系に類似するため中性子挙動計算の経験が直ちに適用できることから，3つの系のうちで最初に計算による評価が行われた。非均質系の解析に用いられたコードシステム及び評価対象となった工程を以下に示す。

- LEOPARD⁽¹⁰⁾ - PDQ5⁽¹¹⁾ : 「常陽」燃料集合体の組立工程
- LASER⁽¹²⁾ - PDQ5 : SAXTON照射燃料及びDCA燃料の組立工程
- GGC4⁽¹³⁾ - FOG⁽¹⁴⁾ : 「ふげん」用燃料の製造加工
- GGC4 - CITATION⁽¹⁵⁾ : 「もんじゅ」用燃料の製造加工
- GTB2⁽¹⁶⁾ - CITATION : ATR「実証炉」用燃料の製造加工

均質系については，「もんじゅ」用燃料の製造加工施設の概念設計の調査において，²⁴⁰Puの希釈効果を含めたより現実的な評価を行うため，GGC4 - CITATIONが用いられた。その後，米国において，ANISN⁽¹⁷⁾，Hansen - Roachライブラリ⁽¹⁸⁾といった核燃料施設の臨界安全解析のための計算コード及び核定数ライブラリが開発されたことから，これらの導入・整備も行い，「もんじゅ」用燃料等の製造加工施設の評価において，GGC4 - CITATIONとともに用いている。

全複雑体系については，米国で核燃料施設の臨界安全解析のために開発されたモンテカルロコードKENO (KENO II⁽¹⁹⁾，KENO IV⁽²¹⁾)を導入し，Hansen - Roachライブラリと組み合わせて，貯蔵施設等の評価に用いている。なお，ATR燃料の集合体貯蔵施設の評価については，英国で開発されたWIMS-D⁽²²⁾により計算した燃料領域の格子定数をKENO IV - Hansen - Roachシステムと組み合わせて行っている。

3.1.5.2で示したように，計算により核的制限値を設定するにあたっては，対象とする施設の条件と類似の実験データを用いたベンチマーク評価が行われた計算コードを用いることが，最も望ましいとされている。このため，プルトニウム燃料開発においては，多くのベンチマーク計算が行われ，成果はPNCレポートとして報告されている。これらのレポート及び設計計算結果レポートの一覧を表3.2.11に示す。

表3.2.9 プルトニウム燃料設計計算手法の開発の経過 (昭和40年～昭和50年)

年		昭和40年	41年	42年	43年	44年	45年	46年	47年	48年	49年	50年
中性子挙動 (含燃焼)	燃料棒	THERMOS*		PNC-THERMOS**		LEOPARD*		HRG*		GTB-I		GTB-II
	集合体	FLARE*		PDQ-5*		LASER*		PNC-LASER**		CITATION*		
	燃焼組成	SKAT-4**		FPIC*		LASER-CHAIN		FIP				
熱水力特性	集合体	BOLERO*				COBRA-II*		BOA**				
燃料棒設計	熱・応力・挙動			TEMP	ONDO	ONDORYA	RODTEMP	LIFE-I*		ACTIVE-I	ACTIVE-II	
				STRESS.INTRAL		FEM(R-Z)		FEAPUS				
加工施設設計	臨界			LEOPARD-PDQ*		LASER-PDQ*		GGC-4-CITATION*		GGC-4-ANISN*, KENO*		
	放射線			PUAM		DANIEL		VIDAL		PURSE		

*: オープンコード, **: 購入コード, 無印: PNC作成コード

表3.2.10 プルトニウム燃料開発における臨界安全解析用計算コードシステムの変遷

年 度	体 系		
	非均質 (格子) 系	均 質 系	全複雑体系
~S 4 3 年	LEOPARD-PDQ5		
S 4 4 年	LASER-PDQ5		
S 4 5 年			
S 4 6 年			
S 4 7 年			
S 4 8 年	GGC4-FOG		
S 4 9 年	GGC4-CITATION	GGC4-ANISN	
S 5 0 年			
S 5 1 年			
S 5 2 年	GTB2-CITATION	H. R. -ANISN	H. R. -KENO-II
S 5 3 年			
S 5 4 年			H. R. -KENO-IV
S 5 5 年			
S 5 6 年			
§	§	§	§
H 2 年	GTB2-CITATION	H. R. -ANISN GGC4-ANISN -CITATION	H. R. -KENO-IV WIMSD-KENO-IV

表3.2.11 プルトニウム燃料開発における臨界安全解析の成果報告書一覧

資料番号 / 発行年	資料タイトル	計算コードシステム
PNCT-3162 / 1969	「常陽」ライン増設組立工程における臨界計算	LEOPARD - PDQ5
PNCT-3179 / 1970	SAXTON照射燃料組立工程における臨界計算	LASER - PDQ5
SN841-70-25 / 1970	DCA燃料組立工程における臨界計算	LASER - PDQ5
SN841-71-24 / 1971	FBR燃料組立工程における臨界安全性の計算 (2)	LEOPARD - PDQ5
SN841-74-13 / 1974	高次化プルトニウム燃料の臨界実験計画 (IV) — 領域炉心の臨界実験と計画 —	GGC4 - FOG
SN841-74-20 / 1974	1%富化混合酸化物燃料における臨界安全性の計算	GGC4 - CITATION / ANISN
SN841-75-27 / 1975	高速原型炉用燃料製造施設における臨界安全基準の計算と解析 (1) 核燃料と軽水の均質混合体系の臨界諸量の計算	GGC4 - CITATION / ANISN
SN841-78-11 / 1978	高速原型炉用燃料製造施設における臨界安全基準の計算と解析 (2) 非均質系の臨界諸量の計算と軽水臨界特性の解析	GTB2 - CITATION
SN841-78-12 / 1978	プルトニウム燃料軽水格子の一次元中性子スペクトル・ 燃焼計算コード「GTB-2」	GTB2
N841-78-44 / 1978	Pu溶液系の臨界安全解析手法の検証と応用 (1) — KENO IV (ANISN) - Hansen Roachライブラリのベンチマーク試験 —	KENO IV / II , ANISN - Hansen Roach
N841-79-42 / 1979	PuO ₂ 粉末系の臨界解析手法の検証と応用 (2) (2) 臨界諸量の計算と計算手法の感度解析	ANISN - Hansen Roach
N841-80-43 / 1980	PuO ₂ 環状混合機の臨界安全性の解析 — 臨界安全基準量の計算と最終確認計算 —	KENO IV / ANISN - Hansen Roach
N841-80-46 / 1980	常陽MK-II燃料ピンの臨界諸量の計算および加工・貯蔵工程の 臨界安全設計の評価	GTB2 - CITATION
N841-80-47 / 1980	Pu溶液系の臨界安全解析手法の検証と応用 (2) — 円環タンクの臨界燃料厚の計算とドラム濾過機の臨界評価 —	KENO II / ANISN - Hansen Roach
SN8410-86-50 / 1986	臨界解析コードシステムの検証 (1) — 均質系のベンチマーク解析 —	KENO IV / ANISN - Hansen Roach / MGCL26
SN8410-86-51 / 1986	臨界解析コードシステムの検証 (2) — 非均質系のベンチマーク解析 —	KENO IV Hansen Roach / MGCL137

3.2.7 臨界警報装置

臨界警報装置は、万一の臨界事故に対し、その発生を直ちに検出・判別し、音と光により現場作業員に迅速な退避を促すことを目的とした警報装置である。したがって、臨界警報が発せられた場合、それが誤警報であるか否かを問わず、施設内の全員が「全てを放棄して、全力で」退避する必要があるため、誤警報は極力さげなければならない。このため、臨界警報装置には極めて高い信頼性が要求される。

臨界事故時に発生するガンマ線または高速中性子線もしくはその両者を短時間で検知し、警報を発するものである。したがって、警報装置自体については、検出器及び検出対象放射線、警報設定値及び判別条件の設定する必要がある。また、装置の設定にあたっては、対象とする機器及び設置場所並びに警報吹鳴時の退避経路を明確にする必要がある。

東海事業所では、プルトニウム燃料各開発室、プルトニウム転換技術開発施設、再処理工場及び高レベル放射性物質研究施設(CPF)に臨界警報装置が設置されている。これらの概要を表3.2.12に示す。また、東海再処理工場の臨界警報装置の仕様及び海外の再処理施設の臨界警報装置の仕様をそれぞれ表3.2.13及び表3.2.14に示す。

これら実際に設置されている臨界警報装置の調査に加え、上述した臨界警報装置の設置のための設定条件についての調査を行ったが、米国の国内基準⁽²³⁾を除くと国内外において合意された設置基準はみあたらず、それぞれ施設に依存して設定されているものと考えられる。

東海事業所では、臨界警報装置の開発にあたり、装置を使用する施設からの要求、仏国製臨界警報装置の設計思想、誤警報事例等の経験から得られた知見及び国内の放射線測定やエレクトロニクスに関する最新情報について検討を行い、表3.2.15に示す設計方針を作成し、装置の製作を行うこととしている。また、装置の製作・据付時においては、製作・据付工程を管理し、完成時にその工事方法及び性能確認保証するための検査(工場検査、受入検査等)実施するとともに、供用期間中においては、装置の機能・性能が常に維持されるように保全を行うこととしている。

表3.2.12 東海事業所各施設における臨界警報装置の概要

項目	施設	プルトニウム燃料第1開発室	プルトニウム燃料第2開発室	プルトニウム燃料第3開発室	プルトニウム転換技術開発施設	再処理工場	高レベル放射性物質研究施設 (CPF)		
システムブロック図									
特徴	①検出器	プラスチックシンチレーション検出器 (7線用 2組6台)	プラスチックシンチレーション検出器 (7線用 6組18台)	プラスチックシンチレーション検出器 (7線用 13組39台)	プラスチックシンチレーション検出器 (7線用 3組24台)	プラスチックシンチレーション検出器 (7線用 3組9台) 濃縮Uターゲット装置半導体検出器 (中性子線用 1組3台)	プラスチックシンチレーション検出器 (7線用 1組3台)		
	②判別部	2アウトオブ3方式×2段 (検出部+論理部)	2アウトオブ3方式×2段 (検出部+論理部)	2アウトオブ3方式×2段 (検出部+論理部)	2アウトオブ3方式×2段 (検出部+論理部)	2アウトオブ3方式×2段 (検出部+論理部)	2アウトオブ3方式×2段 (検出部+論理部)		
	③警報発生部	全回路2重化 (スピーカー54 回転灯1)	全回路2重化 (スピーカー60 回転灯1)	全回路2重化 (スピーカー167 回転灯1)	全回路2重化 (スピーカー52 回転灯40)	全回路2重化 (スピーカー18 回転灯65)	全回路2重化 (スピーカー10 回転灯19)		
	④電源部	検出器及び論理判定部は1台に付1台の電源、他の電源は全て2重化	検出器及び論理判定部は1台に付1台の電源、他の電源は全て2重化	検出器及び論理判定部は1台に付1台の電源、他の電源は全て2重化	検出器及び論理判定部は1台に付1台の電源、他の電源は全て2重化	検出器及び論理判定部は1台に付1台の電源、他の電源は全て2重化	検出器及び論理判定部は1台に付1台の電源、他の電源は全て2重化		
警報設定値	0.87 mSv/h (検出器出力電流約 5.0×10^{-6} A)				1.57 mSv/h (検出器出力電流約 8.5×10^{-6} A)	1.74 mSv/h (検出器出力電流約 9.0×10^{-6} A)	3.14 mSv/h (検出器出力電流約 1.44×10^{-6} A)		
耐ノイズ性	良好 ・高周波シーラに影響されない。 ・30ミリ秒までの瞬時停電には影響なし。(電源ノイズ等による誤警報発生は無し)								
定期点検	①担当部門	Pu燃料工場設備課 (安全管理部協力)			安全管理部		安全管理部		
	②頻度	日常点検1回/日 総合検査2回/年 回路試験2回/年			日常点検1回/日 性能検査1回/月 総合検査2回/年 回路試験2回/年		日常点検1回/日 総合検査2回/年 回路試験2回/年		
無停電電源装置との関係	③手順 (性能検査、総合検査、回路試験)	Pu燃料工場長点検日決定 (業速) → 臨界管理適用工程の停止 → 点検開始放送 → 点検作業 → 点検終了放送			Pu燃料工場長又は再処理工場長点検日決定 (業速) → 臨界管理適用工程の停止 → 点検開始放送 → 点検作業 → 点検終了放送		臨界管理適用工程の停止 → 点検開始放送 → 点検作業 → 点検終了放送		
	給電系統図								
設置年度	①点検担当部門 ②点検方法・頻度 ③点検時の臨界監視	昭和63年度 (安全管理部と東芝で共同開発)			昭和62年度 (安全管理部と東芝で共同開発)		昭和57年度 (安全管理部と東芝で共同開発)	昭和58年度 (安全管理部と東芝で共同開発)	平成2年度 (安全管理部と東芝で共同開発)

表3.1.13 東海再処理工場における臨界警報装置

施設名	分離精製工場 (MP)
検出器 検出対象	プラスチックシンチレータ ; γ 濃縮ウランターゲット装着 表面障壁型半導体検出器 ; 高速中性子
警報 設定値	γ ; 200 mR/h n ; 5 counts/5秒
判別条件	0.5秒以内の 2 out of 3
設置場所 対象機器	<p>① $K \gamma_{1-1, 2, 3}$; 脱硝塔 (U264 R11) コニカル部 ---ウラン脱硝工程 プルトニウム製品貯槽 (U267 V10~12) ---プルトニウム溶液貯蔵工程</p> <p>② $K \gamma_{2-1, 2, 3}$; プルトニウム蒸発缶 (U266 E20) ---プルトニウム溶液濃縮工程</p> <p>③ $K n_{3-1, 2, 3}$; ミキサトラ抽出器 (U265 R20, 22) ---プルトニウム精製工程</p> <p>④ $K \gamma_{4-1, 2, 3}$; プルトニウム製品貯槽 (U267 V13~16) ---プルトニウム溶液貯蔵工程</p>
その他 特記事項	<p>① 半リリリ音B ; 同一監視区域内の3個の検出器からの信号を3台の2/3論理回路モジュールに入力し、2/3論理回路モジュール単一故障による機能喪失・誤警報を防止する。3台の2/3論理回路モジュールについて0.5秒以内の2 out of 3により臨界信号を発生する。</p> <p>② 信頼性 ; システム故障率 $1.58 \times 10^{-7}/h$ (保全有りの場合、MTTR=13 hとして計算)</p> <p>③ 保全性 ; 単一故障の発生により、システムダウンとならない。 単一故障の発生時においても、臨界監視機能を生かしたまま保守が可能である。 供用中監視点検モジュール (ISIM) により、臨界監視を継続しつつ、自動的に単体機能テストが行われる。また、ISIMにより、臨界警報装置の稼働状況が監視される。</p> <p>④ 耐震性 ; システムの機器は耐震クラスAの設計がなされている。</p> <p>⑤ 電源 ; 同一監視区域内の3個の検出器は、互いに独立な3台の電源から供給。3台の2/3論理回路モジュールは、各々3台の電源から独立に供給。その他の低圧電源は2重化されている。系に供給される交流電源は無停電電源である。</p>

表3.2.14 海外における臨界警報装置の例

方名	UP3	ハンウェル再処理工場	Y-12	ウェスティングハウス ハンフォード社サイト
検出器 検出対象	プラスチックシンチレータ; γ ボロンシンチレータ; 熱中性子	電離箱; γ	半導体検出器; γ	$^{10}\text{BF}_3$ 管; n
警報 設定値	$2.5 \times 10^{-5} \text{Gy}$ $1.6 \times 10^{-2} \text{Gy/h}$ (注) E, D, A, C. を使用した場合の退避放 射線レベル	約20mR/h	50mR/h at 400feet	第1トリップレベル 2.0mSv/h バックアップレベル 2.2mSv/h 中性子バックグラウンドが高い場所 8.0mSv/h
判別条件	?	2 out of 2	2個ずつ設置した検出器からの出力信号 の組合せが次のいずれかの場合 (mR/h) (0, 0), (50, 0), (0, 50), (50, 50)	2 out of 3
設置場所 対象機器	①分配工程のU/Pu分 酉ミキサセトラ ②Pu精製系溶媒再生 工程のミキサセトラ室 ③PuO ₂ 粉末除染室	①Plutonium Nitrate Cells ②Plutonium Nitrate Loadout Area ③Plutonium Nitrate Storage Area ④Alpha Analytical Laboratory	?	?
その他 特記事項	・従業員の被ばくの観点から設置場所を 選定した。 ・臨界事故の規模を 5×10^{16} fissions (10分間) と想定 ・事故期間中の線量が150radを超える場 所に設置	・核分裂性物質を取り扱い、遮蔽されて いないセルの外側に設置 ・核分裂性物質を取り扱い、遮蔽されて いる場所ではエリアモニタを用いて、 遮蔽を通過した γ 線を検出し、警報を 発生	・1ヶ月毎に校正用 γ 線源によるチェッ ク ・4半期毎に非常用電源の試験 ・毎朝PAシステムの試験 ・受け入れ検査 強放射線場における機能試験 1×10^{17} fissions at 14 feet 最小レベルでの感度試験 1×10^{14} fissions at 790 feet	・4半期毎に線源によるチェック ・1年毎に検出器の校正 ・Thにより人工的に α BGを与え、B G低による検出器破損警報を防止 ・1グループ2個以上の検出器が誤作動 等により使用不可になった場合は、一 時的に可搬型臨界警報装置を使用

表3.2.15 東海事業所における臨界警報装置の設計方針

信頼性	高い信頼性と品質管理の基に設計，製作，試験及び検査がおこなわれること
検出対象放射線	臨界事故時の即発ガンマ線または中性子線とし，これらの線量率があらかじめ設定された値を超えたことを検知することとし，これを第一の機能とする
臨界事故の判別条件	臨界事故の判別条件は 2 out of 3 論理を基本とし，かつ0.5秒以内の同時性判定を組み込む
耐震性	臨界警報装置の耐震設計はAクラス（A類）とする
保安全性	臨界警報装置は，可能な限り臨界監視機能を失うことなく，計画的な検査，点検が可能であること 装置内の各部の単一故障では，臨界監視機能を失われないこと 比較的故障率が高いとされた検出器にはアナログ出力及びテスト出力を設け，健全性の確認が行えるようにする
電源	臨界警報装置は供給する交流電源は無停電電源とする 直流電源のうち 2 out of 3 論理回路に供給する電源は独立 3 重系とし，他は並列 2 重系とする 電源の喪失に対する検出機能を設ける

3.2.8 施設の現状調査のまとめ

施設の現状調査は、当初プルトニウム転換施設も対象としたが、形状管理が基本となるプルトニウム転換技術開発施設の溶液系等と、質量管理が基本となるプルトニウム燃料開発各施設の粉末系とは分けて考える必要があることが認識されたため、本ワーキンググループでは粉末系を中心に検討することとした。

粉末系においては、プルトニウム燃料第1開発室から第3開発室まで臨界安全の基本的な考え方はほぼ同様であったが、施設毎に工程、燃料仕様、取り扱うプルトニウム量等が違うことから、計算条件等については同一の考え方になっていない事項もあった。核的制限値の設定にあたっては、主に外国のハンドブックに示された最小臨界データ及び安全係数を用いて設定しており、科学技術庁の「臨界安全ハンドブック」に示されている実効増倍率を用いた設定の考え方とは異なるものとなっている。

計算コードについては、昭和40年以降事業団において開発もしくは導入されたものを用いており、比較的新しい施設においても、昭和50年代初期に導入されたコードをそのまま用いて計算を行っている。今後は、最新の評価方法の適用についても検討していく必要があると考えられる。

臨界警報装置は法令に基づき設置されてはいるものの、国内外において合意された設置基準がなく、安全側に対処するため相当の投資をせざるを得ない状況になっており、今後これらを明確にすることによって、施設の合理化が図れるものとする。

3.3 臨界安全解析コードの調査

3.3.1 臨界安全解析コードの現状

臨界安全解析コードについては、最近は、輸送計算コード、モンテカルロコード等の計算コード、核定数ライブラリ、核定数処理コード等を組み合わせた計算コードシステムが国内外で開発・整備されている。代表的なものとしては、米国オークリッジ国立研究所(ORNL)で開発されたSCALEシステム及び日本原子力研究所で開発されたJACSシステムがある。SCALE及びJACSのいずれも東海再処理工場においては、施設の安全設計、安全評価に用いられている実績がある。また、SCALEについては、事業団の高速増殖炉再処理技術開発の一環として、日米臨界共同研究においてベンチマーク評価が行われている。⁽²⁴⁾ 一方、JACSについては、科学技術庁の「臨界安全ハンドブック」の作成において、臨界安全データの計算に用いられている。このように、いずれのコードシステムもベンチマーク評価及び国内での使用実績があり、今後のプルトニウム燃料加工施設の臨界安全解析に用いられるものと考えられる。

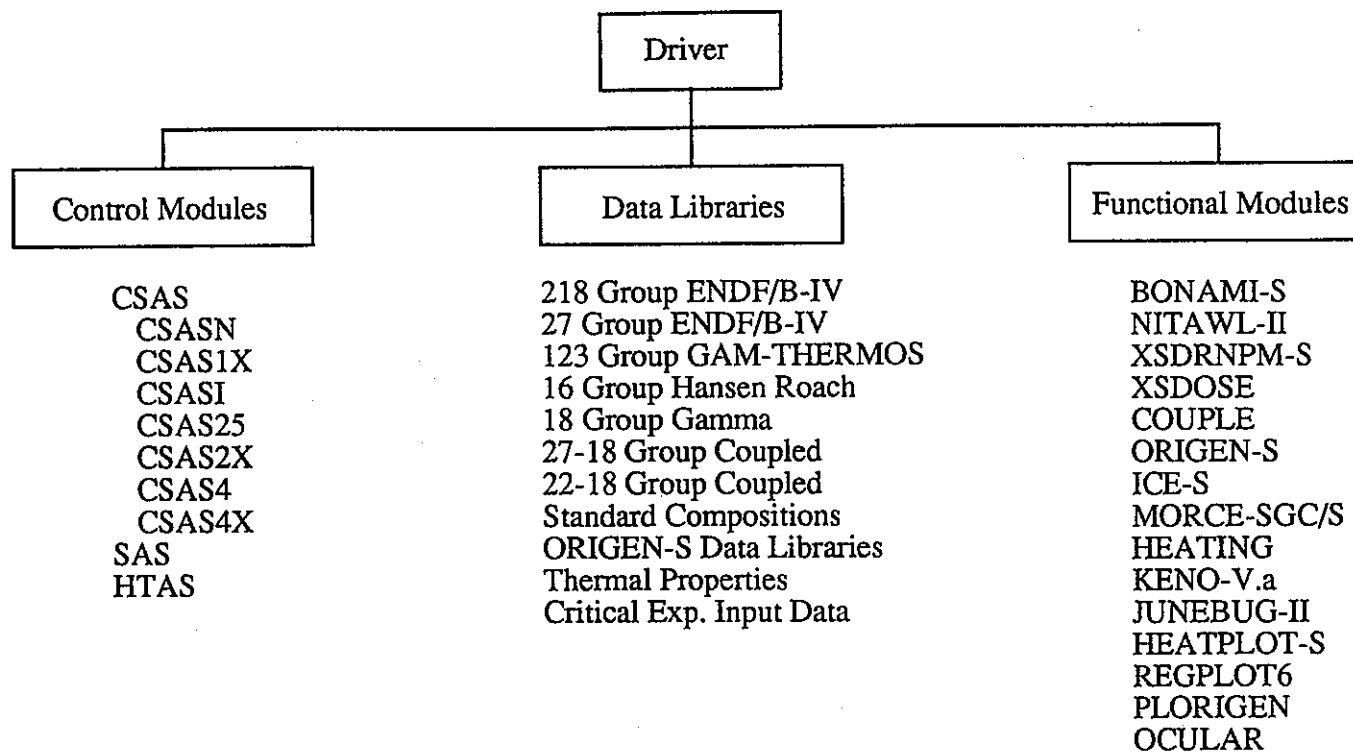
3.3.1.1 SCALEシステムの概要

SCALEは、米国において、許認可業務に係る安全審査のために、使用済核燃料輸送容器の安全解析のための計算の標準的手法を確立する目的で、米国原子力規制委員会(NRC)の要望により、ORNLのRadiation Shielding Information Center(RSIC)で開発されたモジュラーコードシステムである。

SCALEは、必要とされるデータの作成及び計算コードの選択及び事項が自動的に行われるような、使いやすい解析シーケンスの構築を目標として発展されてきている。解析シーケンスは、1個のコントロール・モジュールと複数のファンクショナル・モジュール及びデータライブラリ並びにドライバー・モジュールにより構成される。このため、使用者は、計算の分野(臨界計算、遮蔽計算及び熱伝達計算)及び解析の対象となる体系の形状により、用いる解析シーケンスを選択し、さらに、選択した解析シーケンスに適応したコントロール・モジュールの入力データを作成することで、容易に解析が行える。コントロール・モジュールでは、この入力データにさらに必要な情報を付加し、ファンクショナル・モジュールの入力データを作成する。SCALEは、SCALE 0として1980年に公開されて以来、1982年にSCALE 1、1983年にSCALE 2、1986年にSCALE 3、1990年に最新のSCALE 4が公開されている。

SCALE 4⁽²⁵⁾は図3.3.1に示すようなドライバー・モジュール、コントロール・モジュール、ファンクショナル・モジュール及びデータライブラリによって構成され、臨界安全解析、遮蔽安全解析及び熱伝達解析が行える。臨界安全解析には、コントロール・モジュールとしてCSASN、CSAS1X、CSASI、CSAS25、CSAS2X、CSAS4及びCSAS4Xの7つが用意されており、以下の解析が可能である。

- CSASN : BONAMI, NITAWLを用いた共鳴計算
- CSAS1X : XSDRNPMを用いた1次元臨界安全解析
- CSASI : ICEを用いた共鳴断面積の編集
- CSAS25 : KENO V.aを用いた3次元臨界安全解析



CSAS : Criticality Safety Analysis Sequence
 SAS : Shielding Analysis Sequence
 HTAS : Heating Transfer Analysis sequence

図3.3.1 SCALE 4 の構成

CSAS2X : XSDRNPMを用いた均質セル計算, KENO V.aを用いた3次元臨界安全解析

CSAS4 : サーチ機能を有するKENO V.aを用いた3次元臨界安全解析

CSAS4X : XSDRNPMを用いた均質セル計算, サーチ機能を有するKENO V.aを用いた
3次元臨界安全解析

上記の臨界安全解析のコントロール・モジュールに対応したファンクショナル・モジュールは以下のとおりである。

BONAMI-S : Bondarenko法による共鳴の自己遮蔽因子の計算

NITAWL-II : Nordheim法による共鳴の遮蔽因子の計算及び作業ライブラリの作成

XSDRNPM-S : 1次元離散座標法による臨界計算

KENO V.a : モンテカルロ法による臨界計算

ICE-S : 多群断面積の結合計算

データライブラリには、標準組成ライブラリと中性子断面積ライブラリがある。標準組成ライブラリには140の標準物質が入っており中性子断面積ライブラリにはHansen-Roach 16群、Criticality Safety Reference Library (CSRL) 218群 (DLC-43), CSRL218群をAMPXでさらに縮約したCSRL27群及びGAM-THERMOS123群がある。これらの組成及び断面積ライブラリは、入力データでは、キーワードで選択するようになっている。また、組成データのキーワードは全ての断面積ライブラリに共通となっている。

3.3.1.2 JACSシステムの概要⁽¹⁾

JACSは核燃料施設の臨界安全解析のために日本原子力研究所において開発された計算コードシステムであり、図3.3.2に示す流れで計算が行われる。

核データには、主として、ENDF/B-IVが用いられている。この核データをMGCL-ACEを用い処理し、Bondarenkoタイプの自己遮蔽因子、無限希釈断面積及び散乱マトリクスからなる多群中性子断面積ライブラリMGCLが作成される。MGCLマスタライブラリのエネルギー群数は137群であり、また、このライブラリエネルギー縮約した26群MGCLもある。MAILはMGCLを用いて実効巨視的断面積の作成するコードである。このため、MAILの入力データとして、体系の核種組成及び幾何形状が必要となる。この実効巨視的断面積を用いて、離散座標法コードANISN, DOT3.5またはモンテカルロ法コードKENO IV, MULTI-KENOにより実効増倍率、中性子束分布等が計算される。セル計算では、計算された中性子束分布を用いてセル平均の多群巨視的実効断面積を算出し、さらに、REMAILにより体系全体の各領域の実効断面積を作成し、この結果を再度用いて体系全体の実効増倍率を算出する。なお、JACSには、簡便に実効増倍率を計算するコードとしてSIMCRI及びMUTUALが容易されている。SIMCRIは単純な体系の単一ユニットの実効増倍率、中性子エネルギースペクトル及び種々の臨界パラメータを計算するコードであり、MUTUALはSIMCRIまたは単一ユニットの計算の結果求められた無限増倍率または実効増倍率を用いて、複数ユニット間の中性子相互作用を計算して全体系の中性子増倍率を計算するコードである。

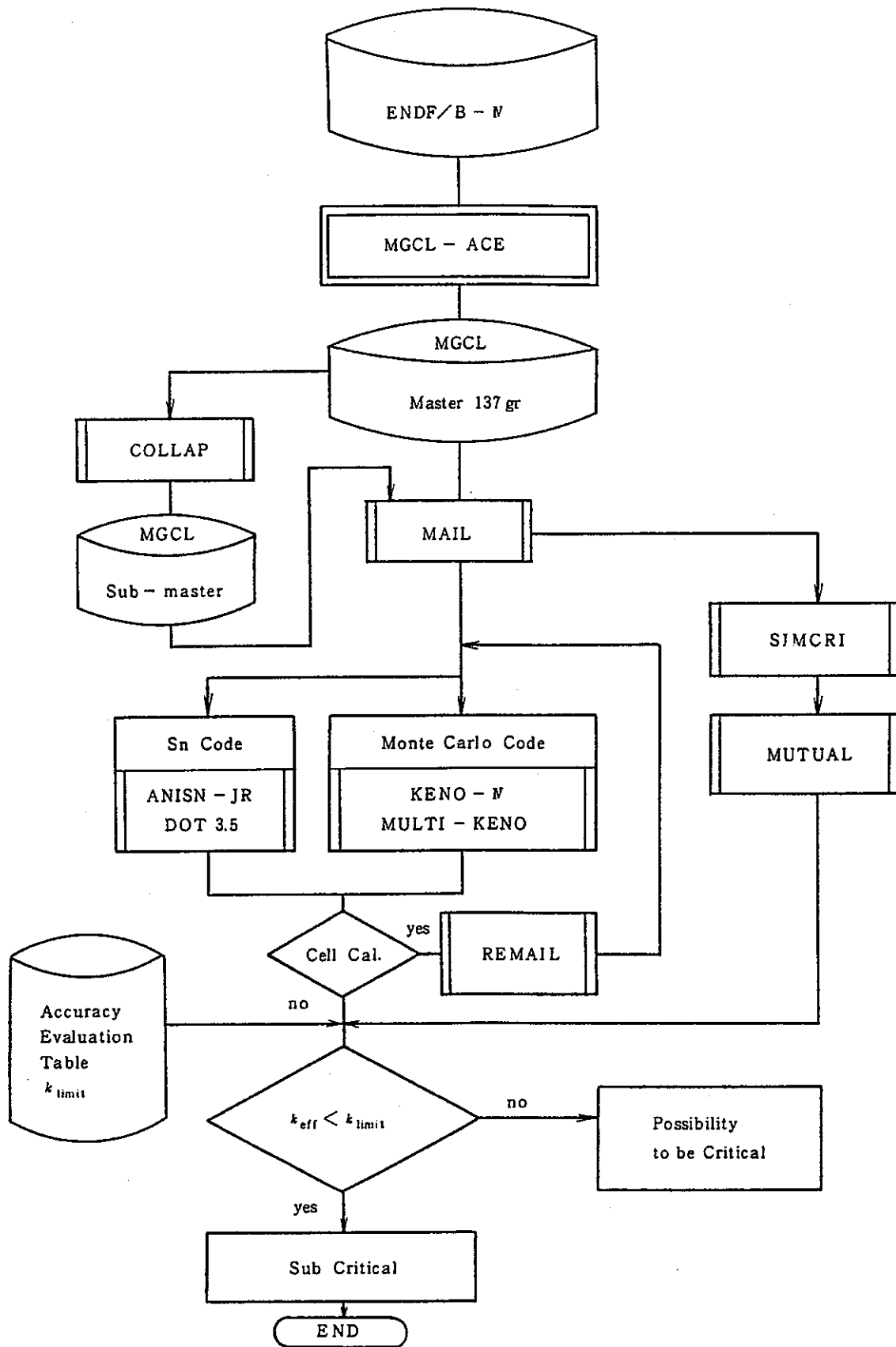


図3.3.2 JACSにおける計算の流れ

3.3.2 従来のコードとの比較計算

3.3.2.1 計算の概要

臨界安全ガイドブック作成においては、使用する計算コードには最新の技術的知見が反映されかつ実績のあるものでなければならないとの考えから、従来事業団で用いられている計算コードと最新のコードシステムとの比較検討を行った。検討にあたっては、従来WIMS-KENOにより評価されている新型転換炉実証炉燃料加工施設の燃料集合体貯蔵庫を対象として、SCALE及びJACSを用いてモンテカルロ法により実効増倍率を計算した。

計算には、以下に示す5種類の計算モジュールを用いた。

- (1) SCALE 4 CSAS25
- (2) SCALE 3 CSASI及びSCALE 4 KENO V.a
- (3) JACS MAIL30及びSCALE4 KENO V.a
- (4) 連続エネルギーモンテカルロコードMCNP 3B
- (5) SCALE 3 CSAS2

(1)～(4)の計算は、大洗工学センター実験炉部臨界工学試験室(DCA)において実施し、(5)の計算は安全技術課において実施した。計算条件、計算モデル、結果の検討等の詳細については、DCAで作成された「新型転換炉燃料貯蔵施設の未臨界評価」(付録3)において報告されていることから、ここでは、これらの概要を示す。なお、安全技術課において実施した計算についても、基本的にはDCAの計算と同じ計算条件、計算モデルを用いている。

3.3.2.2 計算対象及び計算モデル

計算の対象とした燃料集合体貯蔵庫には、276個の集合体貯蔵ピット(上部及び下部:コンクリート製)が設けられており、集合体は1体ずつ収納容器(SUS304製)に収納後、集合体貯蔵ピット内に貯蔵される。1体の燃料集合体は36本の燃料棒、スペーサ支持管及びスペーサで構成されている。

計算に用いる燃料集合体、貯蔵庫の条件については、プルトニウム燃料工場から提示された設計データより、設定した。

燃料集合体のモデル化にあたっては、燃料ペレット及び被覆管以外の構造物(スペーサーグリッド等)は無視した。また、燃料棒間の間隙(減速材領域)については、乾燥状態から冠水状態までを模擬するため、水(減速材)の密度をパラメーターとした。

燃料棒の配列については、(1)～(4)の計算では、燃料棒は各層で周方向等間隔に配列されているとした。(5)の計算では、燃料棒は三角格子無限配列として、セル平均化を行った。なお、SCALEにおけるセル計算(燃料格子の非均質効果計算)には、1次元近似のダンコフ係数が用いられており、新型転換炉燃料のクラスタ構造は厳密には表現できないため、ここでは、(1)～(4)の計算と同様に、クラスタ内の単独の燃料棒に対して近似的な三角格子を仮定して、セル平均化計算を行った。

燃料集合体貯蔵庫については、単位格子間の境界条件を鏡面反射とした無限配列モデル及び現実的な有限配列モデルの2つのモデルの作成し、それぞれについて計算を行った。有限

配列モデルでは、23行12列に配列された単位格子と、さらに、配列の外側の空洞領域とそれを囲むコンクリート壁で構成しており、第1のモデルに比べてより現実的なモデルとなっている。

各収納容器間の空洞部については、燃料棒間の間隙と同様、水の密度をパラメータとした。

3.3.2.4 計算結果

計算結果を燃料集合体貯蔵庫の従来の設計の評価値であるWIMS-KENOによる結果とともに表3.3.1に示す。

なお、(5)の計算結果と他の計算結果を比較すると、減速材密度が 0.1 g/cm^3 以下においては、おおむね高い値となっている。これは、XSDRNPMによる平均化で求めた定数を用いたことによるものと考えられる。

従来の臨界計算においては、複雑な形状の体系については、KENO IVを用いていたため、燃料集合体のような非均質系を評価する場合、ANISN、XSDRNPM等による平均化計算が必要であった。しかしながら、より複雑な形状を容易に取り扱えるKENO V.aが開発されたこと、また、計算機の処理能力が向上していることから、今後は、(1)～(4)の計算で行ったように、モンテカルロ計算では、非均質系も平均化処理することなく、より現実に近い体系について計算ができるものとする。

表3.3.1 燃料集合体貯蔵庫比較計算結果

無限配列モデル

減速材 密度 (g/cc)	SCALE-4 (CSAS25) keff±1σ	SCALE-3/4 (CSAS I - KENO V.a) keff±1σ	MAIL30 KENO V.a keff±1σ	MCNP-3B keff±1σ	SCALE-3 (CSAS2) keff±1σ	WIMS-KENO (参考値) keff±1σ
0.00	0.6482±0.0033	0.6470±0.0031	0.6619±0.0034	0.6507±0.0050	—	0.6047±0.0032
0.01	0.8427±0.0034	0.8429±0.0040	0.8588±0.0035	0.8307±0.0048	0.8614±0.0036	0.8135±0.0036
0.03	0.9585±0.0043	0.9589±0.0042	0.9657±0.0045	0.9430±0.0041	0.9628±0.0033	0.9354±0.0037
0.05	0.9228±0.0035	0.9206±0.0032	0.9308±0.0032	0.9073±0.0036	0.9252±0.0044	0.9160±0.0040
0.10	0.7009±0.0039	0.7000±0.0038	0.7193±0.0039	0.6991±0.0044	0.7137±0.0036	0.7028±0.0036
0.40	0.3773±0.0037	0.3689±0.0035	0.3796±0.0035	0.3502±0.0066	0.3708±0.0033	—
1.00	0.5302±0.0038	0.5313±0.0037	0.5331±0.0043	0.5174±0.0042	0.5045±0.0042	0.5379±0.0041

有限配列モデル

減速材 密度 (g/cc)	SCALE-4 (CSAS25) keff±1σ	SCALE-3/4 (CSAS I - KENO V.a) keff±1σ	MAIL30 KENO V.a keff±1σ
0.00	0.3943±0.0029	0.3993±0.0030	0.4012±0.0029
0.01	0.5801±0.0034	—	—
0.03	0.8015±0.0042	—	—
0.05	0.8342±0.0042	—	—
0.10	0.6716±0.0031	—	—
0.40	0.3609±0.0028	—	—
1.00	0.5287±0.0032	—	—

3.4 臨界安全設計ガイドブックの構成

3.4.1 臨界安全ハンドブックのイメージ

臨界安全のためのハンドブックについては、すでに諸外国では臨界に関する基準、指針、データ等をまとめた臨界ハンドブック等が作成されており、東海事業所の各施設の設計において用いられている。また、国内においても昭和63年6月に科学技術庁より「臨界安全ハンドブック」が発行されている。これらのハンドブックについては、ウラン-プルトニウム粉末混合系のデータがまだ整備されていない状況はあるにしても、多少過剰に安全側の評価になることが許されるならば、これらのハンドブックには、プルトニウム燃料加工施設の臨界管理基準を算出するために必要な基本的なデータはほぼ収録されていると考えられる。このため、事業団が作成するハンドブックとしては、従来のような臨界データ中心の一般的なものではなく、対象とする施設をある程度明確にして、各工程及び設備における臨界安全の考え方を、事業団における臨界安全に係る施設の設計、建設、運転経験を基にして、「より合理的な施設を目指すとの観点からまとめたものにしていくのが良いと考えられる。従って、名称についても、臨界データ集をイメージさせる「臨界安全ハンドブック」ではなく、「臨界安全ガイドブック」とすることが適当であると考えられる。

3.4.2 ガイドブックの構成

3.4.2.1 編集方針

編集方針は、将来のプルトニウム燃料加工施設の設計、建設に際して臨界安全上の観点から考慮すべき事項について、これまでに考え方が統一されていない部分も含めて一元的にまとめていくことが適当である。以下の点に留意すべきである。

- ・将来のプルトニウム燃料加工施設の設計、建設に際して、臨界安全の観点から考慮すべき事項についてまとめる。
- ・各製造工程と関連づけてまとめる。
- ・標準的な臨界計算方法を提案し、それを用いて代表的な臨界データもしくは未臨界極限値のデータをまとめる。
- ・ハンドブックの作成は、動燃内部の計算コードの改良整備、検証計算例の蓄積等とリンクさせる。
- ・臨界警報装置に関する基本的考え方を提案する。

臨界設計ハンドブックの目次としては以下の項目を含めるのが適当である。

- (1) 臨界安全設計の基本的考え方
- (2) 核的制限値の設定
- (3) 臨界管理の方法
- (4) 臨界警報装置
- (5) その他

3.4.2.2 各章の内容

(1) 臨界安全設計の基本的考え方

合理的なプルトニウム燃料加工施設を設計するにあたって、臨界安全管理上の制約や現在のハンドブック（原研作成）を採用した場合の問題点をまとめるとともに、それらをふまえて臨界安全設計の基本的考え方をまとめる。なお、さらに以下の点の検討が必要である。

- ・施設の規模、原料仕様、製品仕様等をどう設定すべきか。
- ・基本的な工程の流れはプル第3開発室と同じでよいか。スケールアップに伴ってそれらに変更はないか。
- ・スケールアップと合理性の追求を妨げる臨界管理上の制約はなにか。
- ・現在のハンドブック（原研作成）を採用した場合の問題点はなにか。

(2) 核的制限値の設定

計算の基本的な流れ、単一ユニットの標準的な計算方法、複数ユニットの標準的な計算方法、各計算コードの特徴、基本定数等をまとめるとともにそれらの手法によるプルトニウム燃料加工施設関連の臨界諸量計算結果、他のハンドブックに含まれていない条件における臨界諸量の計算結果、代表的な検証問題及び検証例等を図表にまとめる。なお、さらに以下の点の検討が必要である。

- ・計算手法及び計算コードの選択

(3) 臨界管理の方法

工程に対応させて臨界管理の具体的方法を紹介する。なお、さらに以下の点の検討が必要である。

- ・計算機による計量管理システムをどこまで取り入れるか。

(4) 臨界警報装置

臨界警報装置設置の考え方、最適配置の検討方法、システム例、運用上の注意事項等をまとめる。なお、さらに以下の点の検討が必要である。

- ・設置基準の根拠
- ・最適配置の検討方法

(5) その他

経験上得られた知見、注意事項、その他有用と思われる情報等以上をまとめたものを表3.4.1に示す。

表3.4.1 臨界安全ガイドブックの構成案と今後検討すべき事項

項目	内容	検討課題
	<ol style="list-style-type: none"> 1. 将来のMOX加工施設の設計、建設に際して、臨界安全の観点から考慮すべき事項をまとめる。 2. 各製造工程と関連づけてまとめる。 3. 標準的な臨界計算方法を提案し、それを用いて代表的な臨界データもしくは未臨界極限値のデータをまとめる。 4. ハンドブックの作成は、計算コードの改良整備、検証計算例の蓄積等とリンクさせる。 5. 臨界警報装置に関する基本的考え方を提案する。 	
臨界安全設計の基本的考え方	合理的なMOX加工施設を設計するにあたって、臨界安全管理上の制約や現在のハンドブック（原研作成）を採用した場合の問題点をまとめるとともに、それらをふまえて臨界安全設計の基本的考え方をまとめる。	<ul style="list-style-type: none"> ・施設の規模、原料仕様製品仕様等の設定 ・スケールアップした場合の工程フロー ・スケールアップと合理性の追求を妨げる臨界管理上の制約 ・現在のハンドブック（原研作成）を採用した場合の問題点
核的制限値の設定	計算の基本的なフロー、単一ユニットの標準的な計算方法、複数ユニットの標準的な計算方法、各計算コードの特徴、基本定数等をまとめるとともにそれらの手法によるプルトニウム燃料加工施設関連の臨界諸量計算結果、他のハンドブックに含まれていない条件における臨界諸量の計算結果、代表的な検証問題及び検証例等を図表にまとめる。	<ul style="list-style-type: none"> ・計算手法及び計算コードの選択
臨界管理の方法	工程と対応させて臨界管理の具体的方法を紹介する。	<ul style="list-style-type: none"> ・計算機による計量管理システムをどこまで取り入れるか。
臨界警報装置	臨界警報装置設置の考え方、最適配置の検討方法、システム例、運用上の注意事項等をまとめる。	<ul style="list-style-type: none"> ・設置基準の根拠 ・最適配置の検討方法
その他	経験上得られた知見、注意事項、その他有用と思われる情報等。	

4 おわりに

本検討により、当初の目的である事業団として作成すべき臨界安全ガイドブックの構成を具体的に示すことができた。また、現有施設の臨界安全の考え方が整理でき、かつ、最新のコードシステムが適用できることを確認できたことは、今後の現有施設の変更申請等にも貢献できるものとする。

なお、施設の現状調査においては、これまでの許認可の際に作成された非公開の資料についても、当然のことながら対象とした。これら資料は従来を経緯を知る上で重要なものであり、事業団の経験の本質的な集大成となるものである。このため、ガイドブック作成において今後活用されるものであると考えられることから、そのリストを付録3として収録することとした。

参考文献

- (1) 科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編「臨界安全ハンドブック」(1988).
- (2) *Nuclear Safety Guide*, TID 7016 Rev.1, U.S. Atomic Energy Commission (1961).
- (3) J. T. Thomas, Ed., *Nuclear Safety Guide*, TID 7016 Rev.2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-0095 (1978).
- (4) H. C. Paxton et al., *Critical Dimensions of Systems Containing U^{235} , Pu^{239} , and U^{233}* , TID-7028, U.S. Atomic Energy Commission (1964).
- (5) R. D. Carter et al., *Criticality Handbook Vol.I-Vol.III*, ARH-600 (1968 - 1971).
- (6) *Handbook of Criticality Data*, AHSB(S) Handbook (1st. Revision), UKAEA (1967).
- (7) *Guide de Criticite*, CEA-R3114 (1967).
- (8) *Handbuch zur Kriticalitat*, 西独 (1976-).
- (9) 甲野啓一「プルトニウム燃料加工施設に於ける臨界安全設計」.
- (10) R. F. Barry, *LEOPARD-A Spectrum Dependent Non-Spatial Depletion Code for the IBM-7094*, WCAP-3269-26 (1963).
- (11) W. R. Cadwell et al., *The PDQ5 and PDQ6 Programs for the Two-Dimensional Neutron Diffusion - Depletion Problem*, WAPD-TM-477 (1965).
- (12) C. G. Poncelet, *LASER-A Depletion Program for Lattice Calculations Based on MUFT and THERMOS*, WCAP-6073 (1966) and CCC-344 (1973).
- (13) J. Adir et al., *Theory of Methods Used in the GGC-4 Multigroup Cross Section Code*, GA-9021 (1968).
- (14) H. P. Flatt, *The FOG One-Dimensional Neutron Diffusion Equations Codes*, NAA-SR-4694 (1961)
- (15) T. B. Fowler et al., *Nuclear Reactor Core Analysis Code : CITATION*, ORNL-TM-2496 Rev.2 (1969).
- (16) 松本忠邦他「プルトニウム燃料軽水格子の1次元中性子スペクトル, 燃焼計算コード GTB-2」, PNC SN 841-78-12 (1978).
- (17) W. W. Engle Jr., *A Users Manual for ANISN, A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with an Isotropic Scattering*, K-1693 (1967).
- (18) G. E. Hansen and W. H. Roach, *Six and Sixteen Group Cross Sections for Fast and Intermediate Critical Assemblies*, LA-2543-MS (1961).
- (19) G. E. Whitesides et al., *KENO - A Multigroup Monte Carlo Criticality Program*, CTC-5 (1969).
- (20) H. K. Clark, *KENO II Memorandum*, DPST-70-449 revised (1973).
- (21) L. W. Petrie and N. F. Cross, *KENO-IV, An Improved Monte Carlo Criticality Program*, ORNL-4938 (1975).
- (22) J. R. Askew et al., *A General Description of the Lattice Code WIMS*, *Journal of the British Nuclear Energy Society*, Vol.5, No.4, p 564 (1966)
- (23) *American National Standard for Criticality Accident Alarm System*, ANSI / ANS- 8.3 - 1986
- (24) Y. Kishimoto et al., *Verification of Criticality Module in SCALE System for the Fast Breeder Fuel Cycle*, *Proceedings of International Seminar on Nuclear Criticality Safety : ISCS'87*, p.219-225 (1987)
- (25) C. V. Parks et al., *SCALE-4: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*, NUREG/CR-0200 Rev.4 (ORNL/NUREG/CSD-2/R4) (1990)

付録1 プルトニウム燃料開発で使用されている計算コードの概説

GGC-4

GTB-2

ANISN

KENO IV

Hansen Roach 16群ライブラリ

CITATION

WIMS

1. GGC-4

GGC-4コード(GA-9021)はGGC-2(GA-4436)及びGGC-3(GA-7157, GA-7158)を改良した熱中性子炉用群定数作成コードである。

このコードは、高速中性子領域計算セクション(Fast section)、熱中性子領域計算セクション(Thermal section)、高速中性子計算と熱中性子計算結果の結合セクション(Combining section)の3つのセクションより構成されている。微細エネルギー群は、99高速中性子群と101熱中性子群で構成されている。各々のセクションの機能を以下に示す。

1) 高速中性子領域計算セクション(Fast section)

- (1) 必要な核種について共鳴積分計算を行い、微細群吸収断面積及び核分裂断面積の補正を行う。
- (2) 入力バックリング値より P_1 , B_1 , B_2 , B_3 近似のいずれかで、エネルギー依存高速中性子領域スペクトル計算を行う。
- (3) オプションにより、板状中性子源にもとづく中性子スペクトルの2次から6次までの空間モーメントを計算する。
- (4) 入力で指定された小数群エネルギー構造にもとづいて、スペクトルで平均された微視的/巨視的断面積及び散乱核を出力する。

共鳴計算は、吸収体領域及び減速材領域の2領域を標準体系として計算を行い、各領域は均質として取扱っている。また、ドップラーの拡がりによる吸収及び散乱断面積の補正も行っている。

吸収体領域中の吸収物質については、NR近似/NRIM近似/積分型減速方程式の直接解法によって計算され、2領域中の減速物質については、積分型衝突密度方程式の直接解法あるいはその漸近近似を使用して計算される。

また、共鳴計算で使用される衝突確率は標準体系で解かれるか、あるいは入力として与えることができる。

高速中性子計算においてスペクトル計算を実行せずに、高速中性子領域スペクトルを入力することが可能である。

2) 熱中性子領域計算セクション(Thermal section)

- (1) 熱中性子スペクトルは下記の3つの方法のいずれかによって決定する。
 - ① 入力バックリング値を使用して、 P_0 , B_0 , B_1 , P_1 近似のいずれかで計算
 - ② 入力温度によりマックスウェルスペクトルを計算
 - ③ 直接熱中性子領域スペクトルを入力

- (2) オプションとして入力バックリング値を使用して、エネルギー時間依存拡散方程式の時間モーメントを計算する。
- (3) スペクトルで平均された断面積及び散乱核を出力する。

3) 高速中性子計算と熱中性子計算結果の結合セクション (Combining section)

このセクションは、高速中性子領域計算セクション及び熱中性子領域計算セクションで計算された少数群断面積を使用して、熱中性子炉用群定数セットを作成する。

これらの群定数セットは、輸送コード用として標準形式 (TWO TRAN形式) 及び ANISN形式、拡散コード用として標準形式及び CITATION形式をそれぞれパンチアウトすることができる。

また、スペクトル計算で用いた核種を使用し、任意の混合物を作成でき巨視的断面積が出力される。

必要に応じて、計算された任意のケースの高速中性子領域少数群断面積と熱中性子領域少数群断面積を結びつけることも可能である。

2. GTB-2

GTB-2 コードは燃料格子の詳細な核特性及び燃焼計算を目的として、以前に開発されたGTB-1コードに大幅な改良を施して作成されたものである。

このコード・システムの主要な計算は、一応独立した3つの部分が主体となっている。高速中性子領域での格子計算、熱中性子領域での格子計算ならびに燃焼計算である。またプログラム構造としては、次の5つのSectionによって構成されている。

- 1) 入力データの読込編集 (INPUT SECTION)
- 2) 高速中性子スペクトルの計算 (FAST SECTION)
- 3) 熱中性子スペクトルの計算 (THERMAL SECTION)
- 4) 出力量の計算と編集 (EDIT SECTION)
- 5) 燃焼計算 (BURNUP SECTION)

高速中性子領域の計算には、GA社で開発されたGGC-4コード (GA-9021, 1968) に組み込まれているGAM2コードを採用している。これは99群、核定数ライブラリを使用した均質体系 (0次元) で P_1 或いは B_0 近似を用いて高速中性子の詳細スペクトルを計算するものである。従って使用する核定数ライブラリはGGC-4コードのGAM2ライブラリをそのまま使用することになっている。さらにENDF/Bファイルからの核定数作成と追加もSUPER TOGコードを使用することにより容易である。特に共鳴計算においては、Dancoff factorがプログラム内で計算されるように改良が施されている。

熱中性子領域の計算には、GTB-1ではTHERMOSコードを使用していたが、GTB-2では日本原子力研究所で開発されたLAMP-Aコードシステムに組み込まれているPATHプログラムを採用している。これは積分型輸送方程式を衝突確率法を用いて解くもので、非均質効果による空間依存性が考慮される。さらにこのコードは円柱、四角柱ならびに六角柱の体系、また境界条件として等方反射、完全反射を取扱うことができる。使用する核定数ライブラリは35群のものが用意されている。これもやはりGGC-4コードシステムの中の熱中性子スペクトル計算部分であるGATHER2コードの101群核定数ライブラリから縮約してGTB-2用に作成したものである。このGATHER2ライブラリからGTB-2ライブラリに変換するためにBRIDGE2コードが併せて開発された。

燃焼計算での燃焼方程式の解法は、LASERコードで使用されている方法を採用している。解かれる燃焼系列はユーザの入力によって組立てられる。特に2個以上の核種が燃焼過程に於いて $(n, 2n)$ 反応等により相互に遷移しあうような系列も取扱うことができるように改良されている。

データ入力に関しては、Free Format形式を採用し、その入力データ数ならびに入力方法が極度に簡略化されている。連続caseの場合は特にその威力を発揮している。

出力量計算では通常の巨視的断面積及び微視的断面積の縮約ならびに平均化を行っている。少数群縮約については、高速中性子領域は50群以内の少数群に、熱中性子領域は1群にそれぞれ縮約される。また、これらの群定数は1次元輸送計算コードANISN及び3次元拡散計算コードCITATIONの入力用としてカードで出力することもできる。

3. ANISN (Ref(3))

ANISNは1967年、W. W. Engle, Jrによって開発されたコンピュータ・コードで、原子核反応の解析において、ボルツマン方程式を、平板、円筒及び球の1次元形状で一般的非等方散乱を考慮した S_n 法、ダイヤモンド差分法の多群輸送コードで、臨界計算、濃度及び領域の厚さによる臨界調整、中性子ならびにガンマ線遮蔽計算に適し、反応度計算、パルス実験の解析が行なえ、遮蔽計算にはSimpl Geometryでの多群詳細計算や2次元計算のための群縮約計算の目的で利用できる。

またこのコードは、1966年に開発されているDTF-IIコードをベースとして改良され、入力形式も簡単であり、ENDF/B処理コード、SUPERTOGとも容易に併用できる。

4. KENO

KENOコードは多群モンテカルロコードで複雑な体系の中性子増倍率の計算を行なう臨界計算コードで、このコードは任意に配置された円筒、球及び直方体で構成される系を簡単に記述できる特別な幾何学形状パッケージを持っており、唯一の制限は各形状領域がその内

部の全領域を完全に包むものとして記述されなければならないことである。この幾何学形状パッケージで記述できない系については05Rモンテカルロコードで開発された一般形状パッケージ(GEOM)を用いることができる。GEOMを用いることによって任意の向きを持ち、任意に交差する平面及び曲面の集合体からなる系を記述でき、また、核分裂性ユニットの直方配列は、反射体が存在する場合も存在しない場合も許されている。

KENOで用いられてる散乱の取扱いは微分中性子散乱断面積がP₁ルジャンドル多項式で表されると仮定し、中性子の吸収は許されないものとなっているが、その代り中性子飛程経歴の各衝突点で中性子の重みが吸収率によって減少するものとしている。中性子の重みがある一定値以下に減少した時には、その時点で中性子の一生が終わるか、または生き残るかがRussian rouletteによって決定される。中性子の平均的な重みが広範囲に変わる領域においてはKeffの分散を最小にするために、重みの高い中性子を分割することが許される。KENOからのアウトプットは、系のKeffとその標準偏差の推定値及び各エネルギー群についての漏れ、吸収、核分裂及びそれらの合計から構成されている。

5. Hansen-Roach 16群ライブラリー

使用及び評価した断面積セットはHansen-Roach 16群セットであり、この16群セットは共鳴遮蔽が重要な要素となるHomogeneous Epithermal Critical Systemの計算のために作成された。16群中の上部5群についてはPajarito Metal Systemで使用した(e.g. fission spectrum weighting) 6群セットと同じ断面積を持っている。共鳴領域(群)を除いた他の群断面積はFlat Collision Densityになるような中性子束で平均化され(e.g. $\langle \sigma_{tr} \rangle = \int i d u / \sigma / \int i d u \sigma \sigma_{tr}$)、データ・ソースとしてはBNL-325及びBNL-400を使用している。

共鳴領域のcapture及びfission断面積は以下の通り定義される。

$$\langle \sigma_x \rangle_i = \frac{1}{\Delta u_i} \sum_r \frac{\frac{\pi}{2} \sigma_{x,r} \tau_r / E_r}{(1 + \sigma_r / \sigma_s)^{1/2}} \quad \text{for } E \leq 3 \text{ keV},$$

$$\text{or } \frac{1}{\Delta u_i} \int i \sigma_x d u \quad \text{for } E \geq 3 \text{ keV},$$

この式ではDoppler broadening, Resonance Scattering, Resonance overlapは無視しているが、このような大変単純なアプローチでも共鳴自己遮蔽の総体的な特性を表せることを仮定しており、U-235, U-238, Pu-239, U-233, Th-232, Pu-240の実効共鳴吸収あるいは核分裂断面積は σ_s の関数として与えられている。

U-238の実効共鳴積分はDresnerの結果(Nuc. Sci. and Eng., Vol. No.1, 1946)と比較しており、 $\sigma_s > 200 \text{ b}$ では比較的良好一致し、 $\sigma_s = 45$ では約30%過大評価

している。

水素及び重水素についてはtwo-table(Table A, B) 多群断面積をS_n計算用のために用意しており、微分散乱断面積が

$$\sigma_s(E' \rightarrow E) dE = \sigma_s(\mu) d\mu = 1/2 \sum \sigma_{s, n}(E') P_n(\mu)$$

と表現されるなら、

$$\text{Table A } \begin{cases} \sigma_{s,1} = \sigma_s - \sigma_{s,2}/5 \\ \sigma_{s \rightarrow s'} = \frac{\int_s \phi(E) dE \sigma_s(E \rightarrow g')}{\int_s \phi(E) dE} - \sigma_{s,1} (\sigma_{s,2}/5) \end{cases}$$

$$\text{Table B } \sigma_{s \rightarrow s'} = \frac{\int_s \phi(E) dE \int_{s'} \sigma_s(E \rightarrow E') \mu(E', E) dE'}{\int_{s'} \phi(E) dE} - \sigma_{s,1} (\sigma_{s,2}/5) \sigma_{s'}$$

で定義された値が使用されている。

6. CITATION

CITATIONは米国オークリッジ国立研究所で開発された原子炉炉心の総合的解析コードであり、臨界・燃焼問題を中心に種々の関連した問題を解くことができる。すなわち実効増倍率と中性子束分布および出力分布などの計算にとどまらず、種々の臨界調整計算が可能であり、また随伴中性子束計算や摂動計算も行うことができる。このコードは1次元から3次元までのほとんどが任意の幾何学的形状を扱うことができ、総合性と汎用性において今までに開発された拡散・燃焼コードの長所を兼ね備えており、計算速度も他のものに比べ一段と改良されているので、熱中性子用のPDQコードとともにこの種のコードの決定版といえる。

CITATIONは、拡散方程式を階差近似で解き、空間的には3次元まで解析可能である。また、任意のグループ間の錯乱を許しながら解くこともでき、X-Y-Z, R-θ-Z, 6角メッシュ-Z, 3角メッシュ-Zを取扱うことができる。また与えられた微視的断面積のデータおよび原子核濃度に基づき、一次元摂動の結果が得られる。

7. WIMS

WIMS (Winfrith Improved Multigroup Scheme) は、幅広く種々の炉型に適用できる汎用格子燃焼計算コードとして開発されたものであり、豊富な核種データをコード自身の専用ライブラリーとして備えている。また、このコードの特徴として、計算目的とか要求される精度に応じて、その物理的モデルや解法を選択することができる。

格子形状として、棒状燃料や板状燃料を含むRegular array 形状、あるいはCluster 形状が取扱かわれる。

ライブラリーデータは69群(高速領域14群, 共鳴領域13群, 熱領域42群)を有し、高速炉

熱中性子炉のいずれにも適合できるエネルギー構成となっている。

温度依存の散乱核については、軽水中の水素はEgelstaff のモデル、Nelkinのモデル、Haywood のモデルによって計算された散乱核がそれぞれ用意されている。重水素はEgelstaff のモデル、Honeckのモデルによるものが用意され、グラファイトとベリリウムは実験値からEgelstaff によって導出されたものが用意されている。また、他の核種についてはすべてGasモデルのものが使用されている。

共鳴領域については、均質体系でエネルギーポイント 120000点の詳細計算により温度依存共鳴積分が正確に評価され、これらが等価理論により非均質体系での少数群実効断面積を算出するのに用いられている。他の核種についての共鳴領域での群定数は $1/E$ スペクトルで平均化されている。

高速領域では、すべての核種について低減速-水素の典型的なスペクトルで平均化されている。

熱中性子領域ではMaxwell+ $1/E$ スペクトルで平均化されている。これらの処理に用いられている核データはすべて「UKAEA nuclear data files」から用意されている。

WIMSコード内の計算系列は次のような構成となっている。

- 1) 格子の主な領域である燃料体、被覆材、冷却材および減速材のそれぞれの領域で69群の中性子スペクトルが計算される。ここで各領域間は衝突確率で関係づけられている。(SPECTOROX 法)
- 2) 1) で求められたスペクトルを用いて縮約計算が行われ、各材質の少数群群定数が作成される。
- 3) 入力された詳細格子形状で少数群輸送方程式が解かれる。この輸送方程式は積分型(衝突確率法)あるいは微分型(Discrete ordinate method DSN法)が用意されている。
- 4) 輸送方程式が解かれた後、中性子の漏洩量が計算され、輸送方程式の解が補正される。この中性子の漏洩はB₁ methodかあるいは拡散理論のどちらかで計算される。特に後者の場合は、 $\phi \cdot V$ weighted の Σ_{tr} によるか、または円筒形状での方向依存拡散係数を用いたBenoist 理論によるか、どちらかを採用できる。
- 5) この結果は再び 1) で計算された詳細群スペクトルを用いて69群に拡張される。これは指定した核種の反応率を求めるためのものである。

付録2 新型転換炉燃料貯蔵施設の未臨界評価

新型転換炉燃料貯蔵施設の未臨界評価

平成3年3月

大洗工学センター実験炉部

臨界工学試験室

1. 概要

新型転換炉実証炉燃料加工施設の一部である燃料集合体貯蔵庫の未臨界性を、モンテカルロ法による臨界計算によって評価した。

計算には、下記の4種類の計算手順を適用した。

- ① SCALE-4コードシステムの多群モンテカルロ法臨界計算手順CSAS25
- ② SCALE-3コードシステムのCSASI、及び、SCALE-4の版のモンテカルロコード KENO-V.a
- ③ MAIL30による定数処理、及び、SCALE-4のKENO-V.a
- ④ 連続エネルギーモンテカルロ法コードMCNP-3B

一連の計算は、動燃事業団東海事業所安全技術課の提案に基づいて実施したもので、本報告書は、大洗工学センター臨界工学試験室の加納享司氏と三菱総合研究所の佐藤理氏による計算結果を、臨界工学試験室の大谷がまとめたものである。

2. 解析対象

燃料貯蔵庫に収納される新型転換炉燃料集合体の断面図を第1図に示す。図に示されている様に、1体の集合体に36本の燃料棒(燃料ピン)が収納されている。第1表には燃料集合体の諸元、および、後述の燃料貯蔵庫における燃料配列に関わる諸元が示されている。表中の2酸化プルトニウム等の理論密度としては以下の数値を採用した。

(核燃料物質の理論密度)

UO₂ 10.96g /cc

PuO₂ 11.46g /cc

第2表には、燃料ペレット本体の原子数密度等の組成がまとめられている。

解析の対象である燃料集合体貯蔵庫の概略が第2図に示されている。23×12=276体の燃料集合体が、コンクリート壁で囲まれた空洞部に正方格子状に配列・挿入される。燃料貯蔵庫は通常は乾燥状態であるが、臨界安全評価としては乾燥状態から冠水状態まで、水(減速材)の密度をパラメーターとして実効増倍率を評価する。

第3表に被覆管を含む各種構造材の組成がまとめられている。本解析では臨界安全設計解析の通例に従い、第4表に示す水の密度と原子数密度の關係を用いて、燃料貯蔵庫の水(減速材)の密度をパラメーターとした評価をおこなった。

3. 解析モデル

燃料集合体については、第1図に示されている集合体断面を、第3図に示す様にモデル化して計算した。第3図のモデルでは、以下の仮定が採用されている。

- ・ 燃料ペレットと被覆管以外の構造物(スパーサーグリッド等)は無視して、“水”で置き換えた。
- ・ 燃料棒は各層で、以下に示す周方向等間隔に配列されているとした。

第1層(6本): 60°、第2層(12本): 30°、第3層(18本): 20°

燃料集合体を収納する貯蔵庫の体系に対して、未臨界度(実効増倍率)を2種類のモデルについて計算した。

燃料貯蔵庫体系の第一のモデルは、第4図に示された格子を単位格子とする無限配列モデルである。格子間の境界条件を鏡面反射境界として、燃料集合体が無限に配列されている状態が模擬されている。単一の格子の垂直断面は第5図に示されている。燃料集合体は収納容器に収められ、コンクリート壁で囲まれた空洞部に配列されている。

燃料貯蔵庫体系の第2のモデルが第6図に示されている。23×12=276体の燃料集合体が空洞部に配置され、配列の外側はコンクリート壁によって囲まれている。配列の外側の空洞部の領域の厚さは概念図から算出し、燃料集合体の配列はコンクリート壁に囲まれた領域の中央部に位置するとした。領域を囲む外側のコンクリートの厚さ30cmは、中性子反射体として十分な厚さとして選定した。

解析計算では、上記の空洞部に水が各種の濃度で混入した場合を評価する。

4. 計算手法

いづれもモンテカルロ法による4種類の計算手順によって、体系の実効増倍率を評価した。4種類のうち3種類は臨界安全評価に標準的に使用されるSCALEコードシステムによる計算であり、SCALE以外のコードシステムによる計算として、連続エネルギーモンテカルロ法によるMCNP-3Bコードによる計算を実施した。

SCALEコードシステムによる計算では、以下の3種類の手順による計算を実施した。

- ① SCALE-4コードシステムの多群モンテカルロ法臨界計算手順CSAS25
- ② SCALE-3コードシステムのCSASI、及び、SCALE-4のモンテカルロコード KENO-V.a (SCALE-3のCSAS25相当)
- ③ MAIL30による定数処理、及び、SCALE-4のKENO-V.a

計算コードの整備の都合で、モンテカルロコードKENO-V.aについてはSCALE-4システムに含まれる版を使用した。SCALE-3に含まれるKENO-V.aとの間に差はないと理解している。

SCALE-4による計算①は、SCALEコードシステムの最新版による数値計算結果を確認することが第1の目的であり、燃料貯蔵庫について、無限配列モデルと有限モデルの2種類を計算した。多群モンテカルロ法による臨界解析手順CSAS25では、実効断面積をNITAWL-IIコードによってNordheimの積分法で計算し、KENO-V.aコードで3次元体系の実効増倍率を求める。CSAS25による臨界解析条件は以下の通りである。

中性子断面積ライブラリー	:	SCALE付属27群(ENDF/B-IV)
非均質効果の取扱い	:	格子間隔1.654cmの三角格子無限配列
散乱角展開次数	:	P-3
1世代あたりの発生中性子数	:	300
世代数	:	103
初期スキップ世代数	:	3
総ヒストリー数	:	30,000
減速材(水)の密度(g/cc)	:	0.0, 0.01, 0.03, 0.05, 0.1, 0.4, 1.0

SCALEコードシステムにおけるセル計算(燃料格子の非均質効果計算)には、1次元近似のダンコフ係数が用いられており、新型転換炉燃料のクラスター構造は厳密に表現できない。ここでは、クラスター内の単独の燃料ピンに対して近似的な三角格子を仮定してセル計算を行った。

SCALE-3およびMAIL30による計算②③においても、計算条件は①の計算と同一である。SCALE-3による計算では、計算手順CSASIを適用して巨視的断面積を出力し、SCALE-4に含まれるモンテカルロコードKENO-V.aに入力した。計算手順CSASIでは、NITAWLコードによって実効断面積を求めた後、ICEコードによって巨視的断面積を計算する。又、MAIL30による計算③では、群定数としてJENDL-3による137群の定数が使用されている。②③では、有限領域の計算は冷却材(水)のポイド率が1.0の場合のみ評価した。

MCNP-3Bによる計算は、臨界安全解析に本コードがどの程度適用できるかを確認する為に行った。MCNPコードは、核断面積の多群処理を含まない連続エネルギーモンテカルロ法による計算コードであり、その物理的ポテンシャルが高いが、臨界安全問題では適用実績が少ない。将来、有効に利用する為の経験を得ることを主目的として、燃料貯蔵庫の無限配列モデルの計算を実施した。MCNP-3Bによる計算の条件は以下の通りである。

中性子断面積ライブラリー	:	MCNP-3B付属(ENDF/B-IV)
非均質効果の取扱い	:	定数処理のための非均質効果計算は不要
散乱角展開次数	:	P-3
1世代あたりの発生中性子数	:	1000
世代数	:	119(max.)、計算ケースによって異なる
初期スキップ世代数	:	7
総ヒストリー数	:	112,000(max.)、計算ケースによって異なる
減速材(水)の密度(g/cc)	:	0.0, 0.01, 0.03, 0.05, 0.1, 0.4, 1.0

5. 計算結果

一連の評価で得られた全ての計算値が第5表にまとめられている。尚、第5表(a)に記載されているWIMS-KENOの数値は、本計算の提案元である東海事業所安全技術課の資料に記載されていた値であり、計算条件等の詳細は著者には不明である。また、表中の空欄は、計算が実施されていないことを示している。以下に各項目に別けて数値計算結果を比較評価する。

5.1 計算結果の一般的傾向

計算結果の代表例として、第7図に無限配列体系に対するSCALE-4の計算結果を示す。減速材(施設の機能としては冷却材)である水の密度の計算点が少ない為、実効増倍率が極大または極小となる密度は厳密ではないが、一般的な傾向としては妥当な結果である。即ち、水密度0.1g/cc近傍で全体系の燃料と水の最適減速が実現し、水の密度が1.0g/ccに近づくと、集合体単体の実効増倍率が增大してくる。

5.2 無限配列体系と有限体系の比較

同一の計算システムを用いて、無限配列体系と有限体系の実効増倍率を計算した結果を第8図に示す。中性子のもれの効果によって、無限配列体系と有限体系の実効増倍率の相違は減速材(水)の密度が小さい程大きく、無限配列体系で実効増倍率が最大となる減速材密度=0.03の場合、無限配列体系では実効増倍率=0.9585となるのに対して、有限体系では実効増倍率=0.8015となる。比をとると $0.8015/0.9585=0.84$ である。尚、有限体系での実効増倍率の最大値は0.8342であり、無限配列体系における最大値との比は、 $0.8342/0.9585=0.87$ である。原子炉炉心と異なり体系が十分大きい為、減速材(水)の密度が1.0g/ccの場合のはもれの効果が小さく、無限配列体系と有限体系で実効増倍率に有意な差は生じない。

5.3 SCALE-3、SCALE-4、MAIL30+KENO-V.aによる計算結果の比較

標記3種類の計算は、いずれもモンテカルロコードKENO-V.aによる計算であり、計算結果の相違は群定数のデータおよび処理方法の差によるものである。第9図に3種類の計算結果を比較して示してある。SCALE-4による実効増倍率の計算結果を基準にとると、SCALE-3の結果は系統的に低い値となり、MAIL30による定数を使用した結果は系統的に高い値となる。第10図に 1σ の誤差幅を含めて、各々の減速材密度に対する実効増倍率の計算結果がより詳細に比較されている。減速材密度0.0g/ccから0.1g/ccまでは、ほぼ同一の傾向であり、SCALE-4とSCALE-3の計算結果には大きな差がなく、減速材密度0.4g/ccおよび1.0g/ccの場合および減速材密度0.0g/ccで有限体系の場合には、統一的な傾向が見られない。

5.4 MCNP-3Bによる計算結果

無限配列体系に対するSCALE-4による計算結果とMCNP-3Bによる計算結果が、第11図に比較して示してある。図に示されている様に、MCNPによる計算結果は、系統的に低い実効増倍率を与え、特に減速材密度が高い側でかなり過小評価になっている。

連続エネルギーモンテカルロコードMCNPは、原理的に高いポテンシャルを持つ計算コードであるが、臨界計算への適用経験は不十分であり、今回の結果についても後述の収束の問題等、検討すべき事項が残っている。

5.5 KENO-V.aとMCNP-3Bの収束状態の比較

主としてMCNP-3Bによる臨界計算の収束を検討する事を目的として、SCALE-4に含まれるKENO-V.aによる計算の収束と比較した。第12図に2種類のコードによる収束の状態を比較して示してある。若干の予備的な検討によって、MCNPでは1世代毎のヒストリー数を1,000(KENO-V.aでは300ヒストリー/世代)、初期の世代の平均操作からの除外を7世代(KENO-V.aでは3世代)としている。図中に示されている様に、MCNPでは100世代を越えても実効増倍率は単調に増加する傾向が残っており、1世代当たりのヒストリー数が3倍以上とられていることを考慮すると、臨界計算におけるMCNPコードの収束はKENO-V.aと比較してかなり遅いことが明らかである。又、第5表に示されている様に、MCNPコードでは、特に減速材密度が高い場合SCALEと同等の標準偏差に到達するまでに要するヒストリー数が多くなり、収束が悪くなってくる。

MCNPコードを臨界計算に適用するに際しては、計算コード使用法の確立とともに、実効増倍率計算法等については、コードの改変が必要になるかと思われる。

6 まとめ

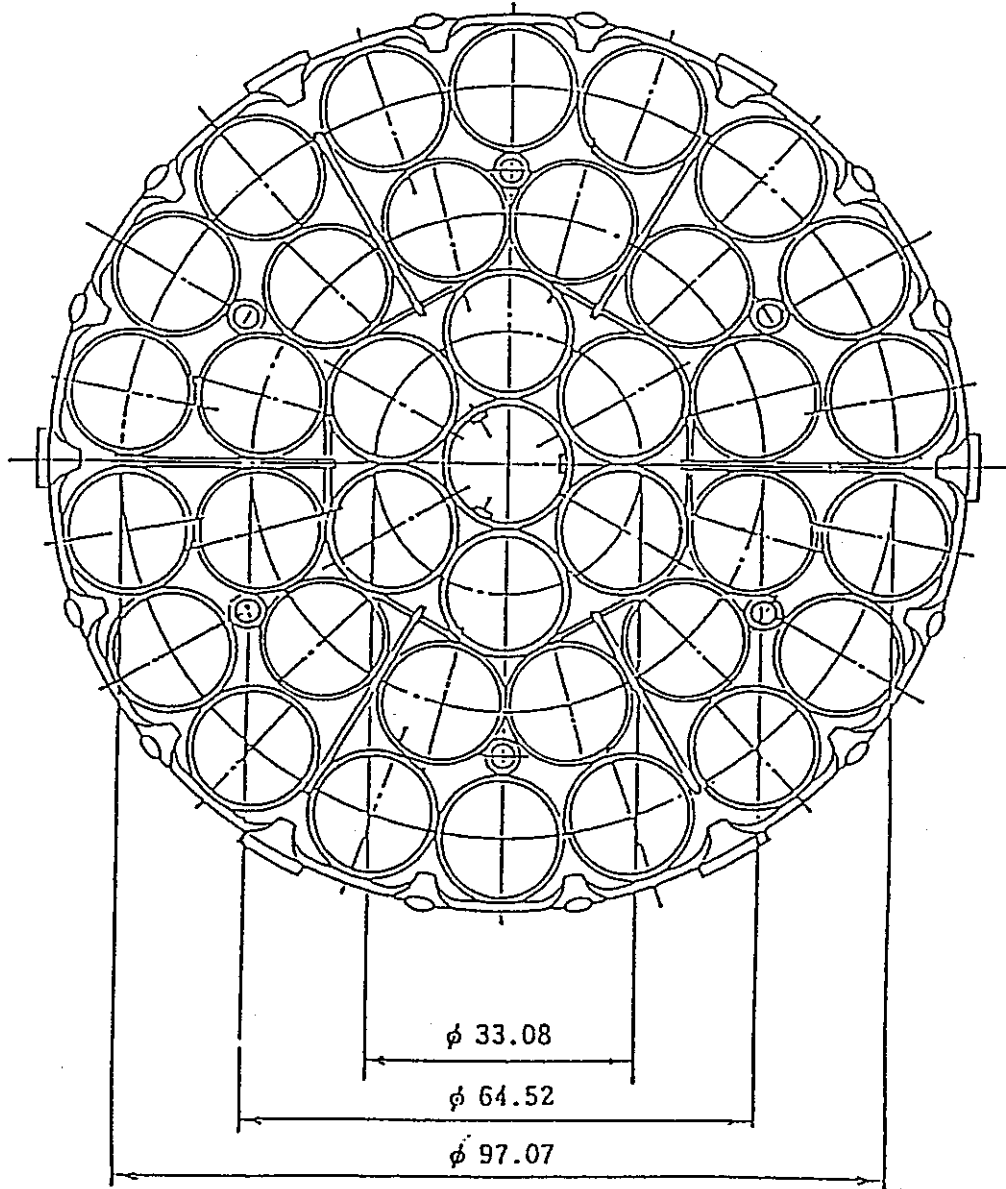
新型転換炉の新燃料貯蔵庫の臨界性(実効増倍率)を、4種類の手順を採用して評価した。体系は無限配列体系と有限体系の2種類を評価し、各々の計算コードまたは手順による計算結果の傾向を明らかにした。

今回計算評価した体系では、無限配列体系で実効増倍率は減速材密度が0.03g/ccのとき最大値0.958(SCALE-4の場合、MAIL30による定数を使用すると0.966)となり、有限体系では減速材密度0.05g/ccで実効増倍率0.834となる。

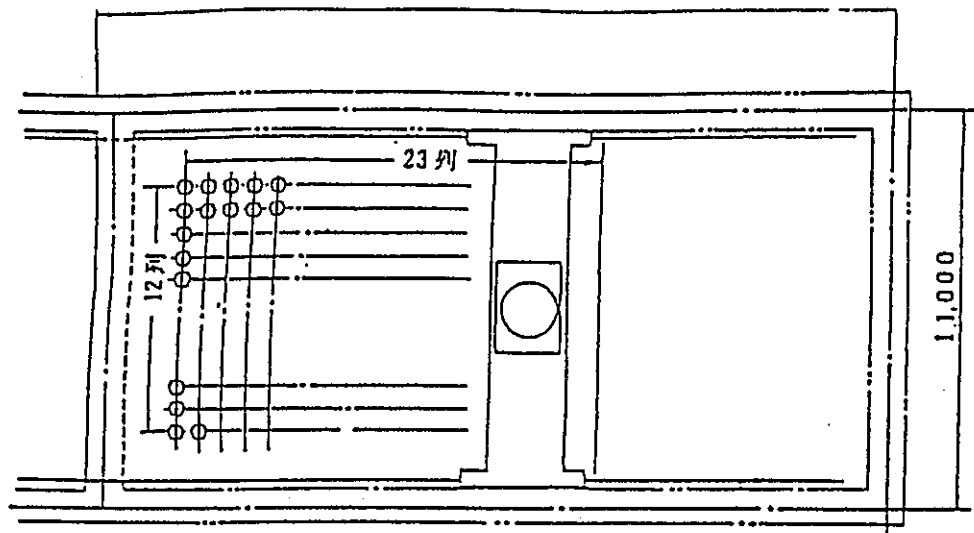
SCALEコードシステムの最新版であるSCALE-4の計算結果とSCALE-3の計算結果には、顕著な差は見られなかったが、MAIL30による群定数を用いてSCALE-4に含まれるKENO-V.aで計算した場合は、SCALE-4による結果と比較して系統的に実効増倍率が高く、ノミナル計算値に 3σ 以上の差が見られるケースもあった。MAIL30による定数はJENDL-3ファイルのデータを処理して得られたものであるが、今回の計算結果の傾向の原因を明らかにするには、感度解析等の詳細な評価が必要である。

SCALEコードシステムやMAIL30コードでは、新型転換炉燃料のクラスター構造を厳密に扱うことが不可能である。三角格子を用いた近似的な取扱いで大きな誤差は出ないと判断して計算したが、誤差の程度の評価は今後の課題である。

今回の計算では、臨界計算の将来的な標準値を検討することを目的として、連続エネルギーモンテカルロコードMCNPによる計算を実施した。MCNPコードは臨界計算への適用経験が不十分で満足できる結果は得られなかったが、収束の速度の改善等、今後の検討課題が明らかになった。

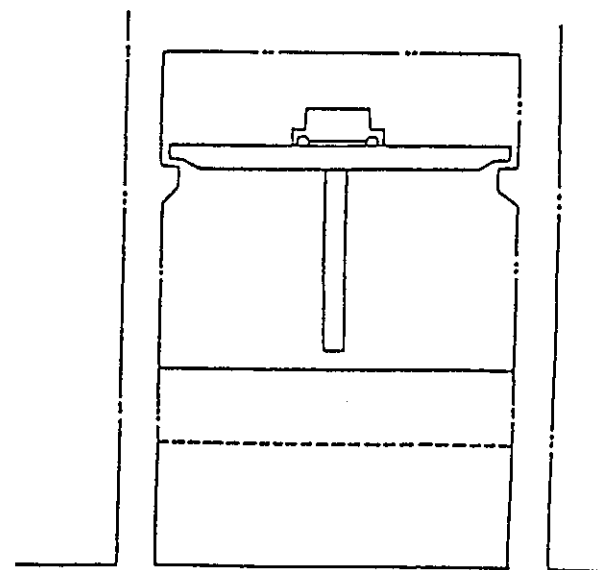
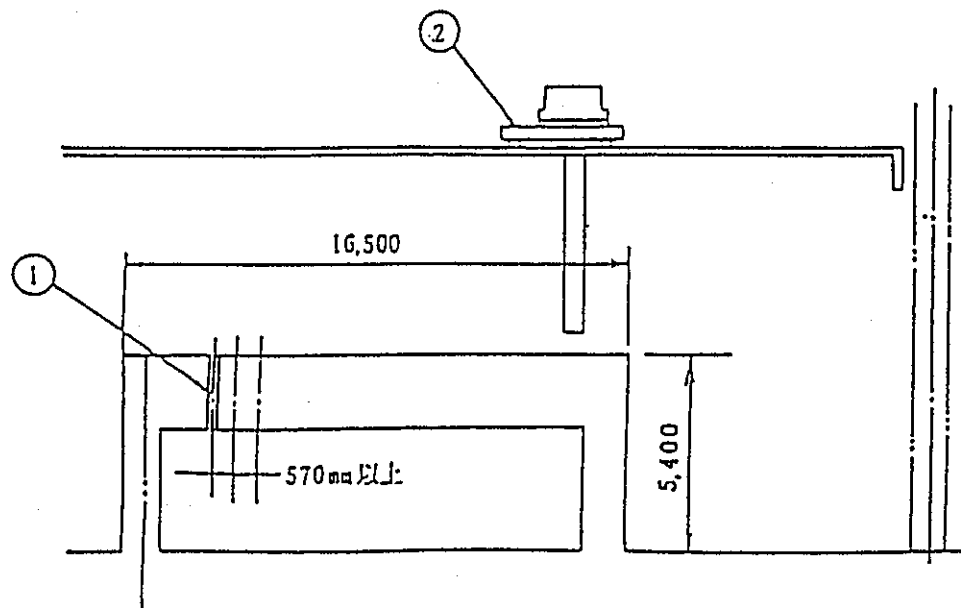


第1図 新型転換炉燃料集合体の断面

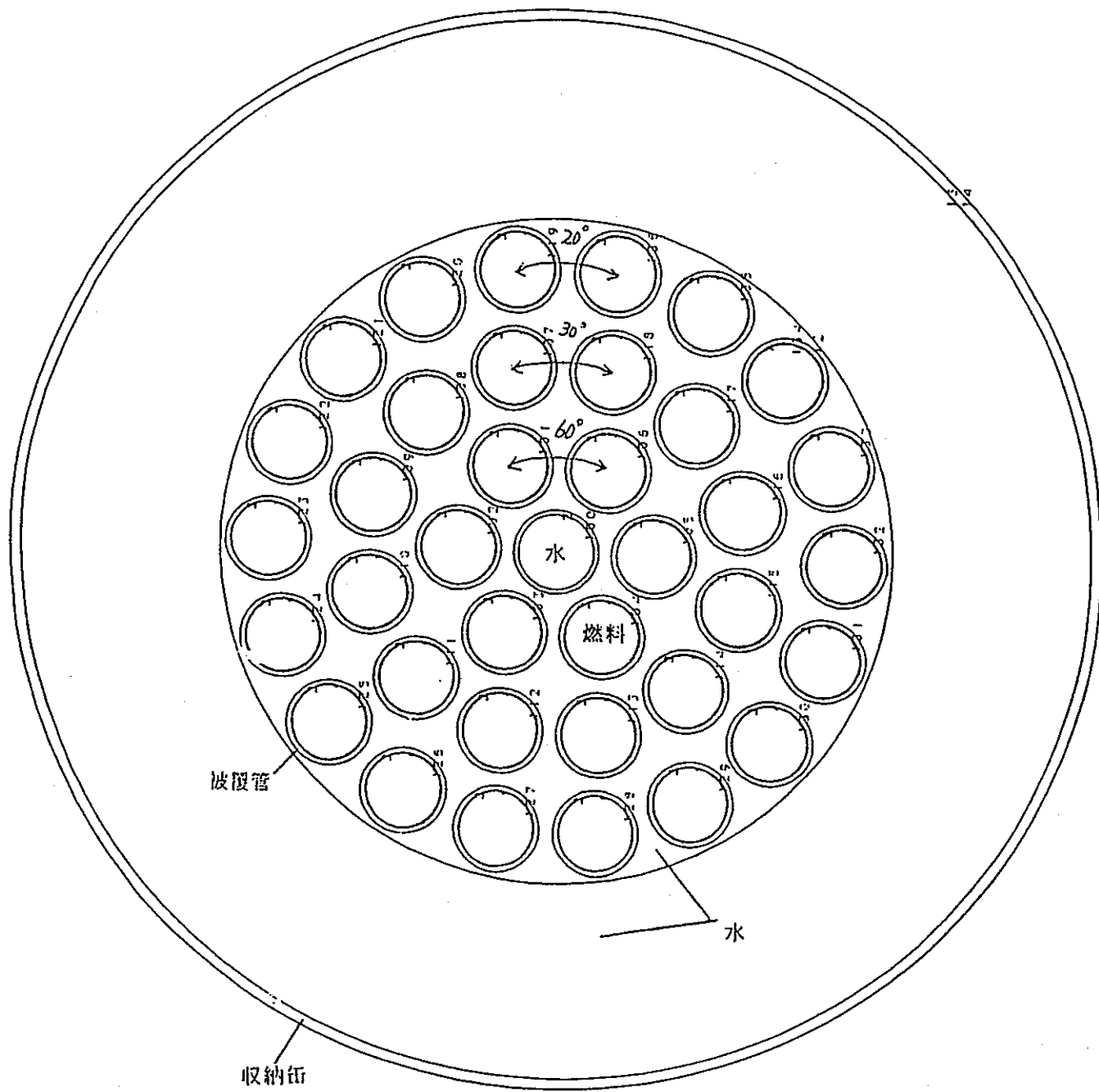


No.	名 称	備 考
1	集合体貯蔵ピット	276個
2	移送クレーン	1式

(概略寸法 単位: mm)



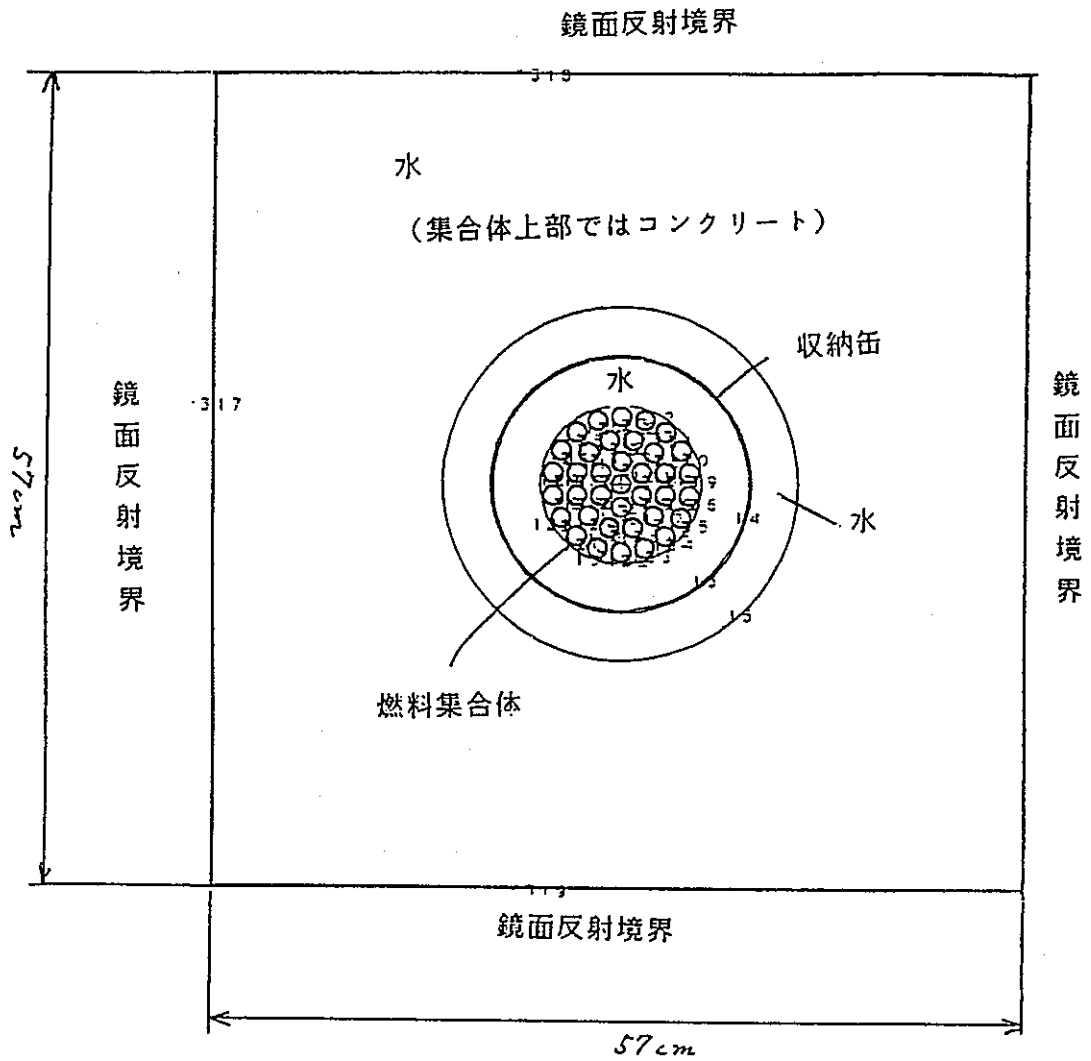
第2図 新型転換炉燃料集合体貯蔵庫



(内径18cm、厚さ0.18cm)

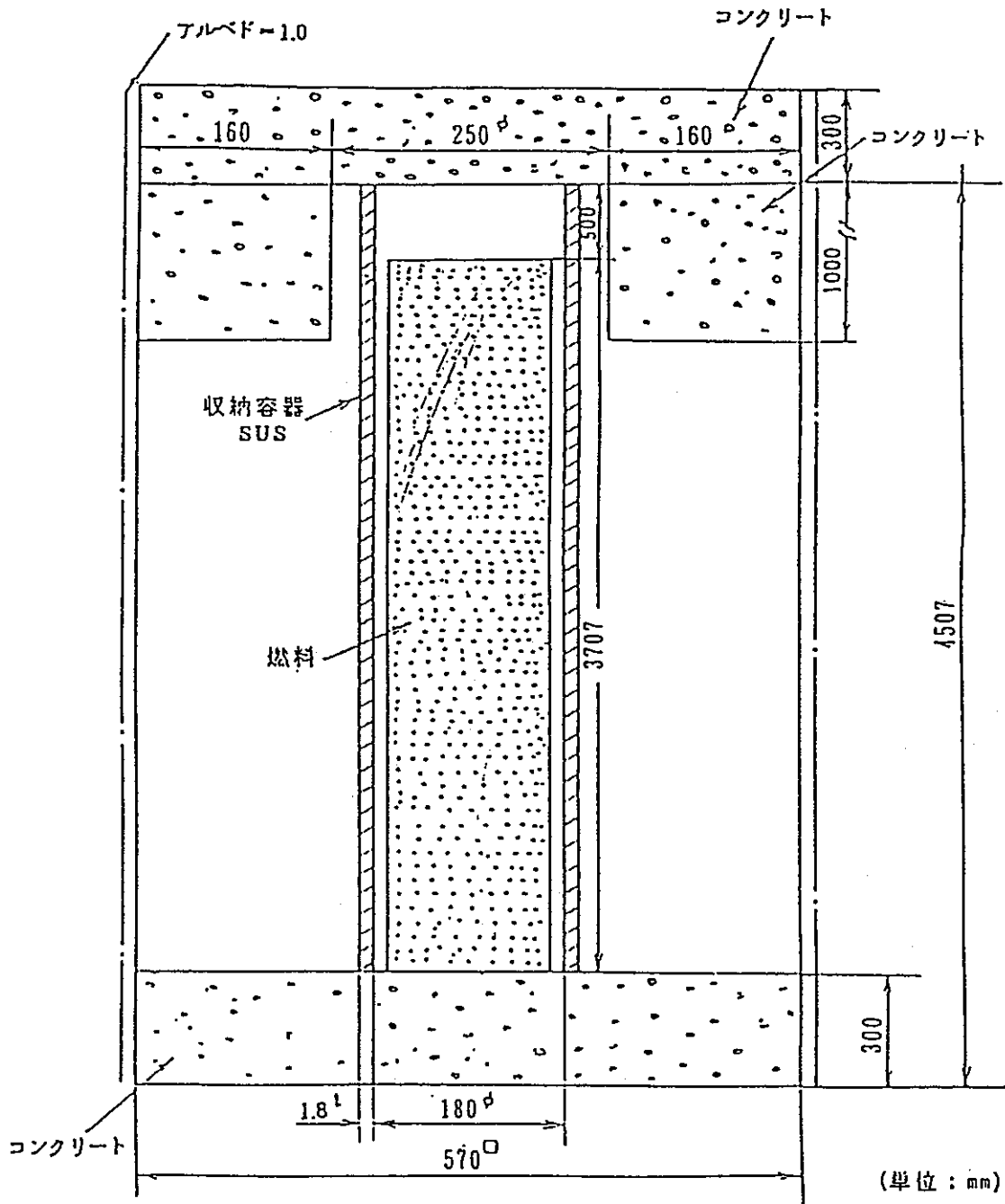
燃料貯蔵庫の収納缶を含む。
番号はMCNPコードで用いた面番号。

第3図 燃料集合体モデル(水平断面)

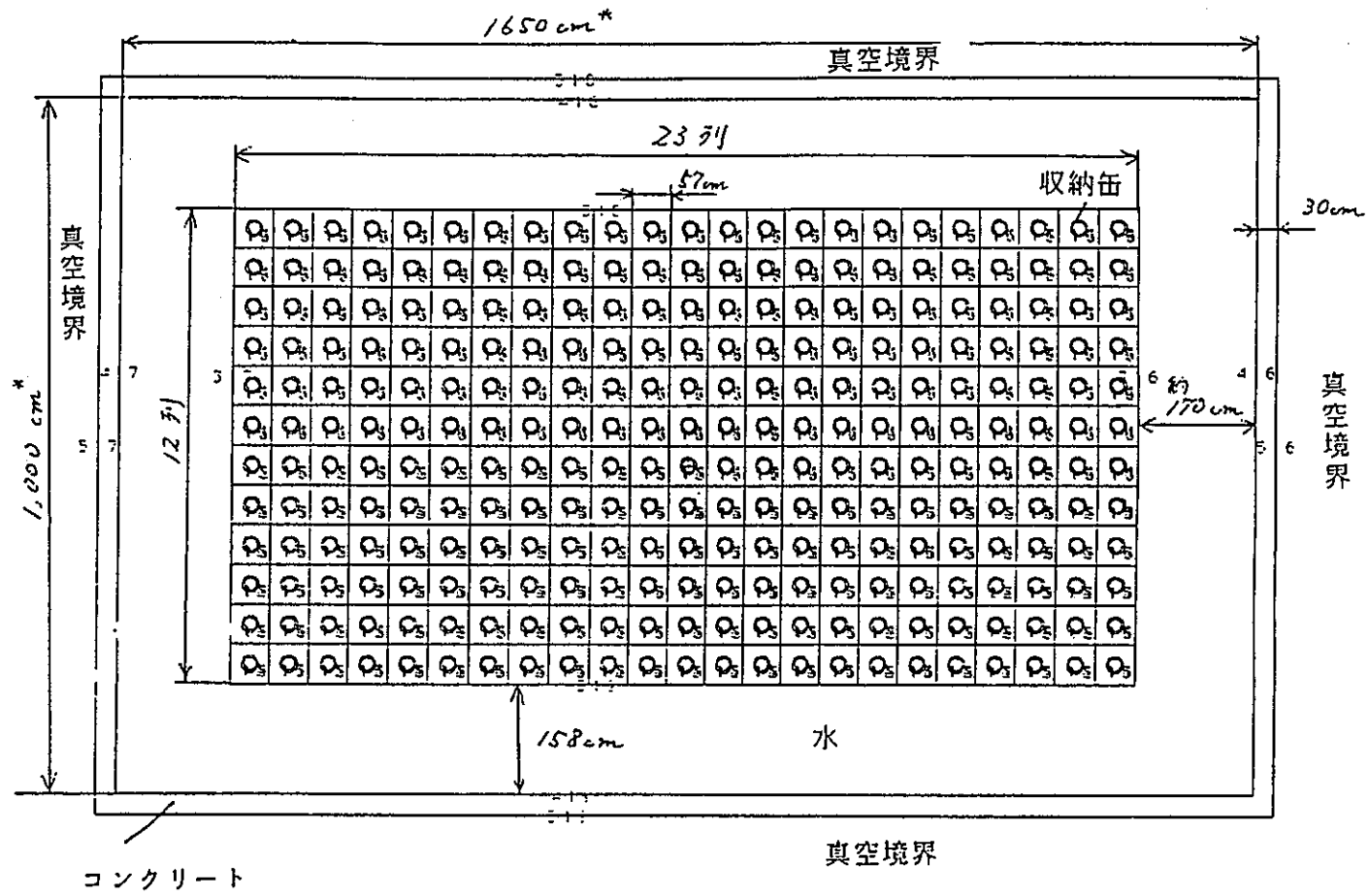


番号はMCNPコードで用いた面番号。

第4図 燃料貯蔵庫単位格子モデル

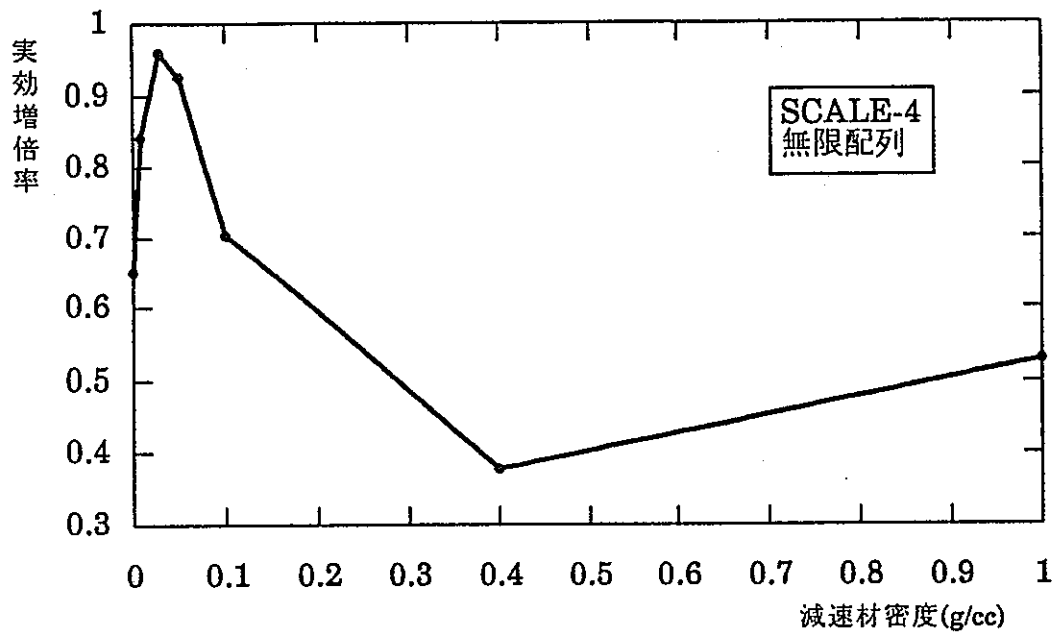


第5図 燃料貯蔵庫単位格子モデル(垂直断面)

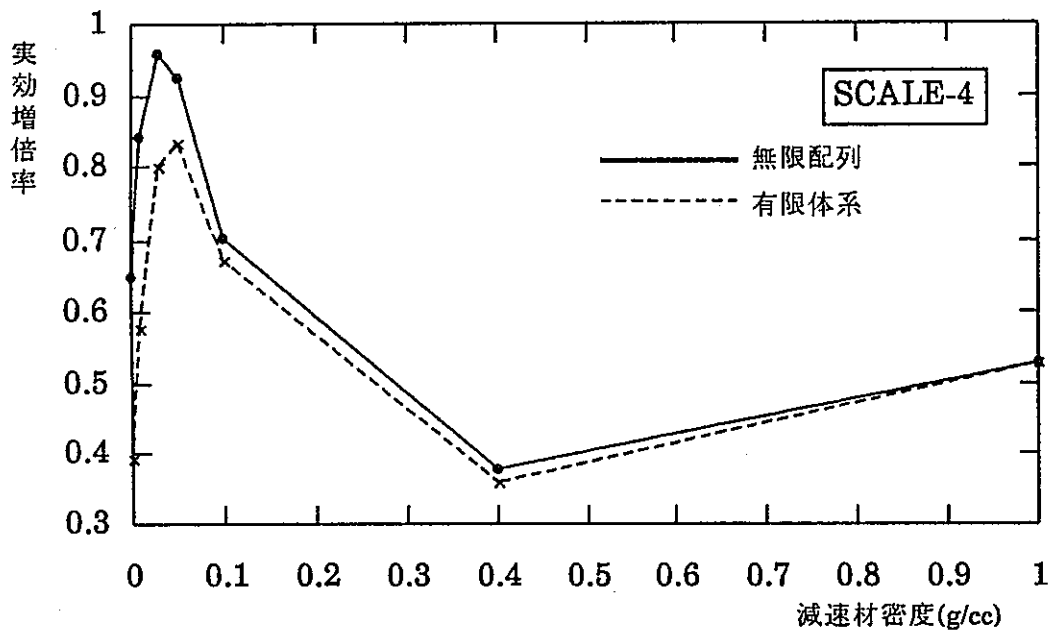


*第2図より、貯蔵庫の内側を1,000 cm×1,650 cmの矩形と仮定した。

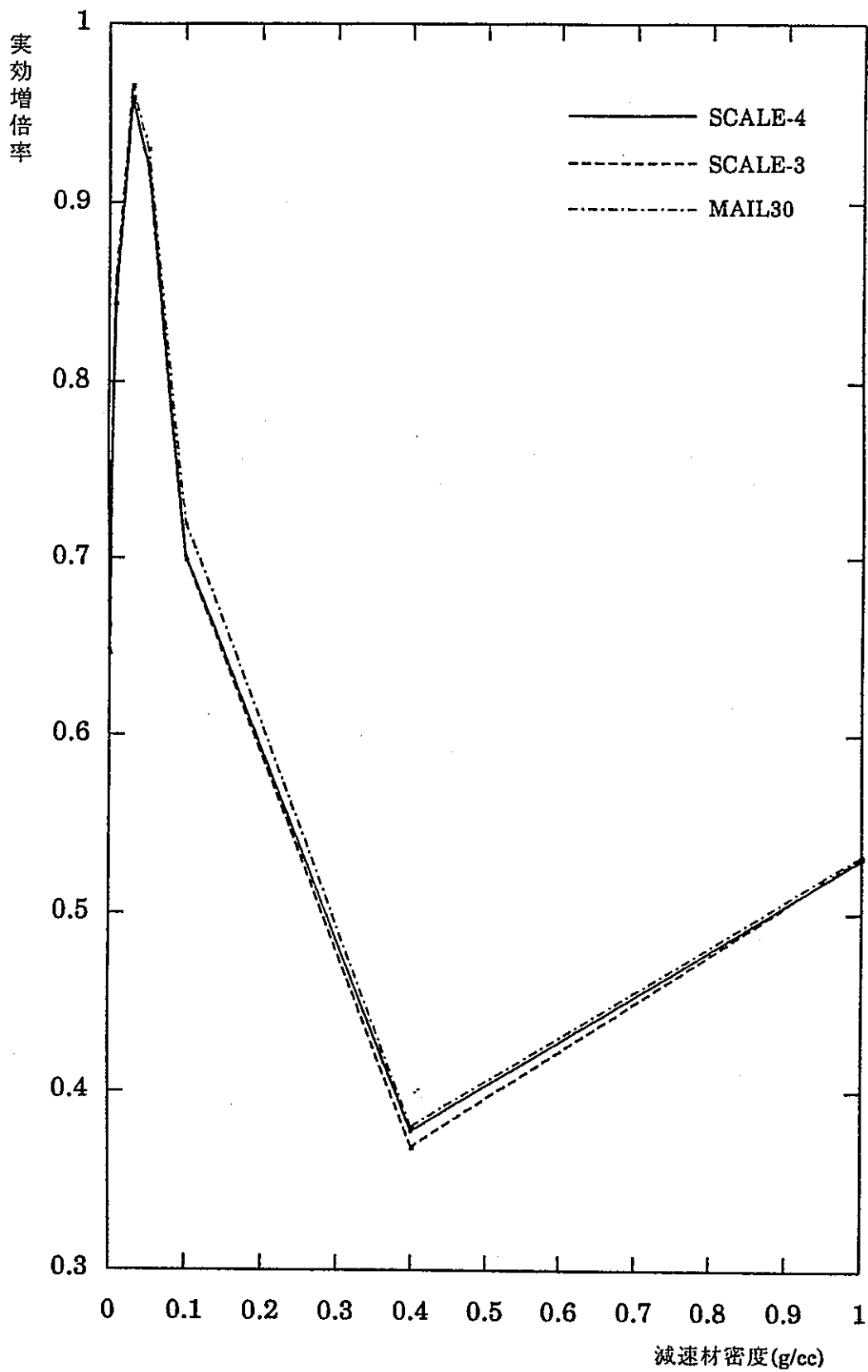
第6図 燃料貯蔵庫計算モデル



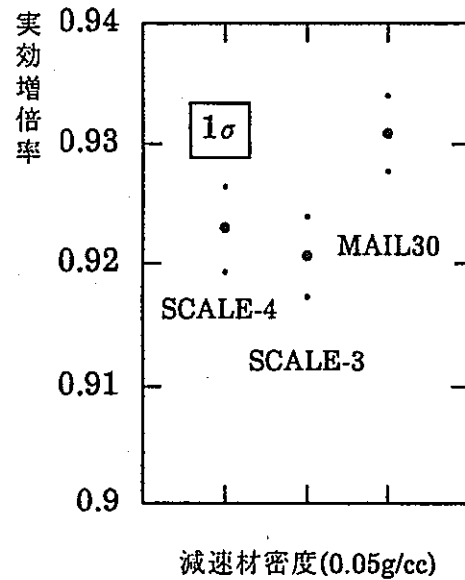
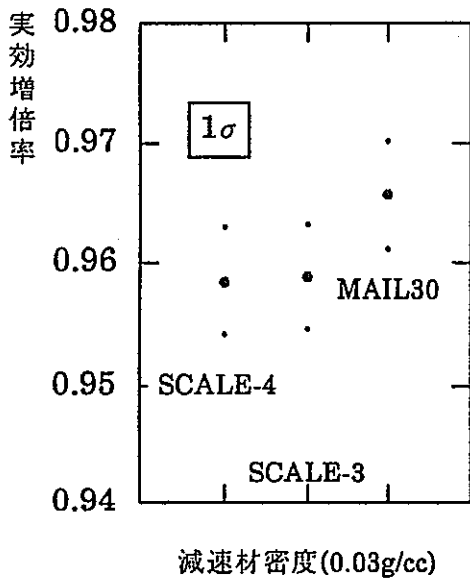
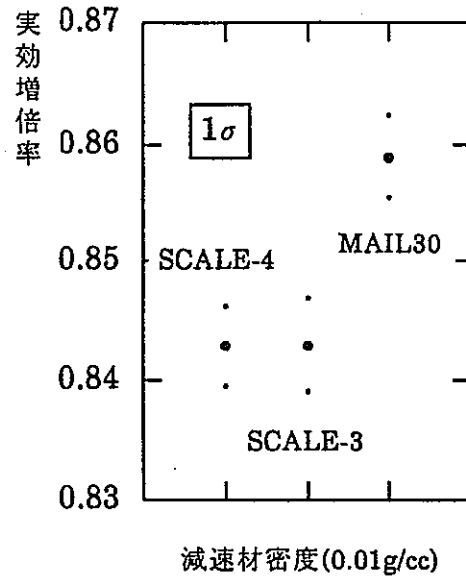
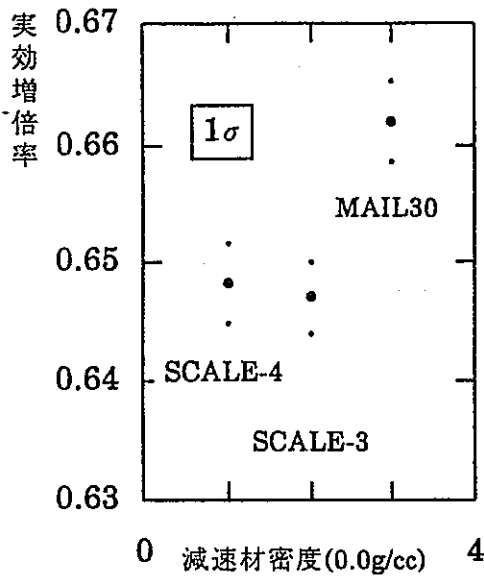
第7図 減速材密度と実効増倍率



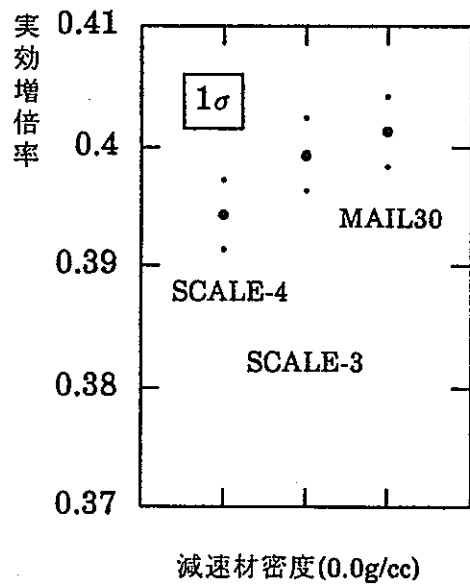
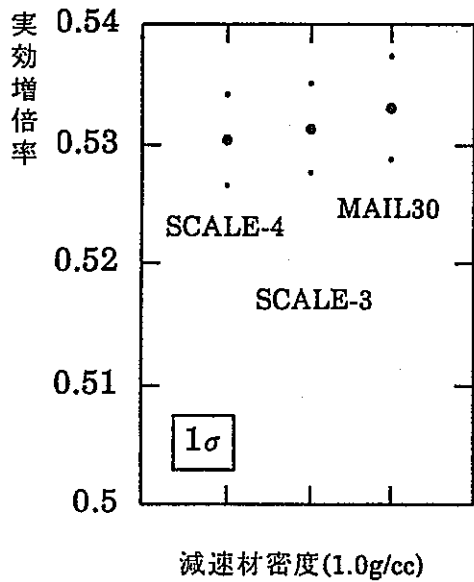
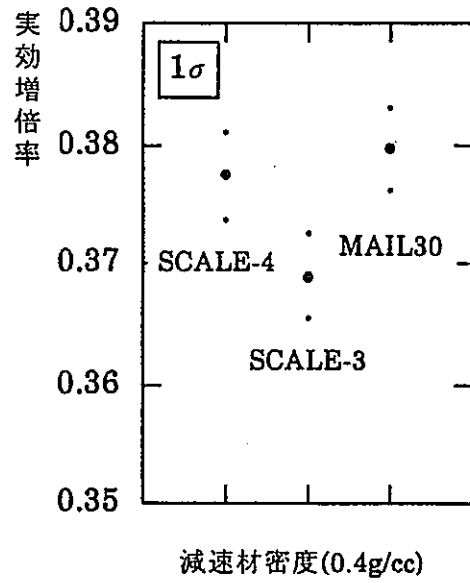
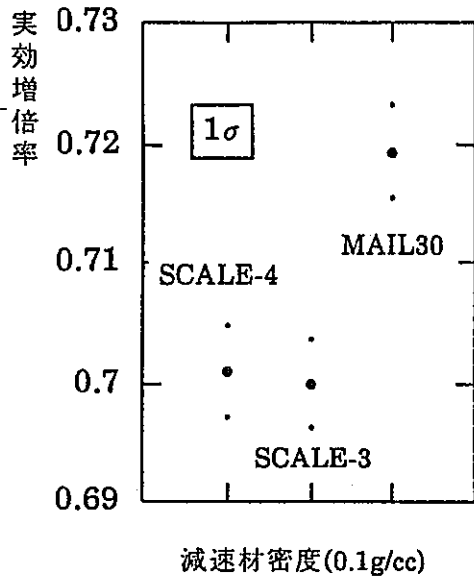
第8図 無限配列体系と有限体系



第9図 KENO-V.aによる結果の比較

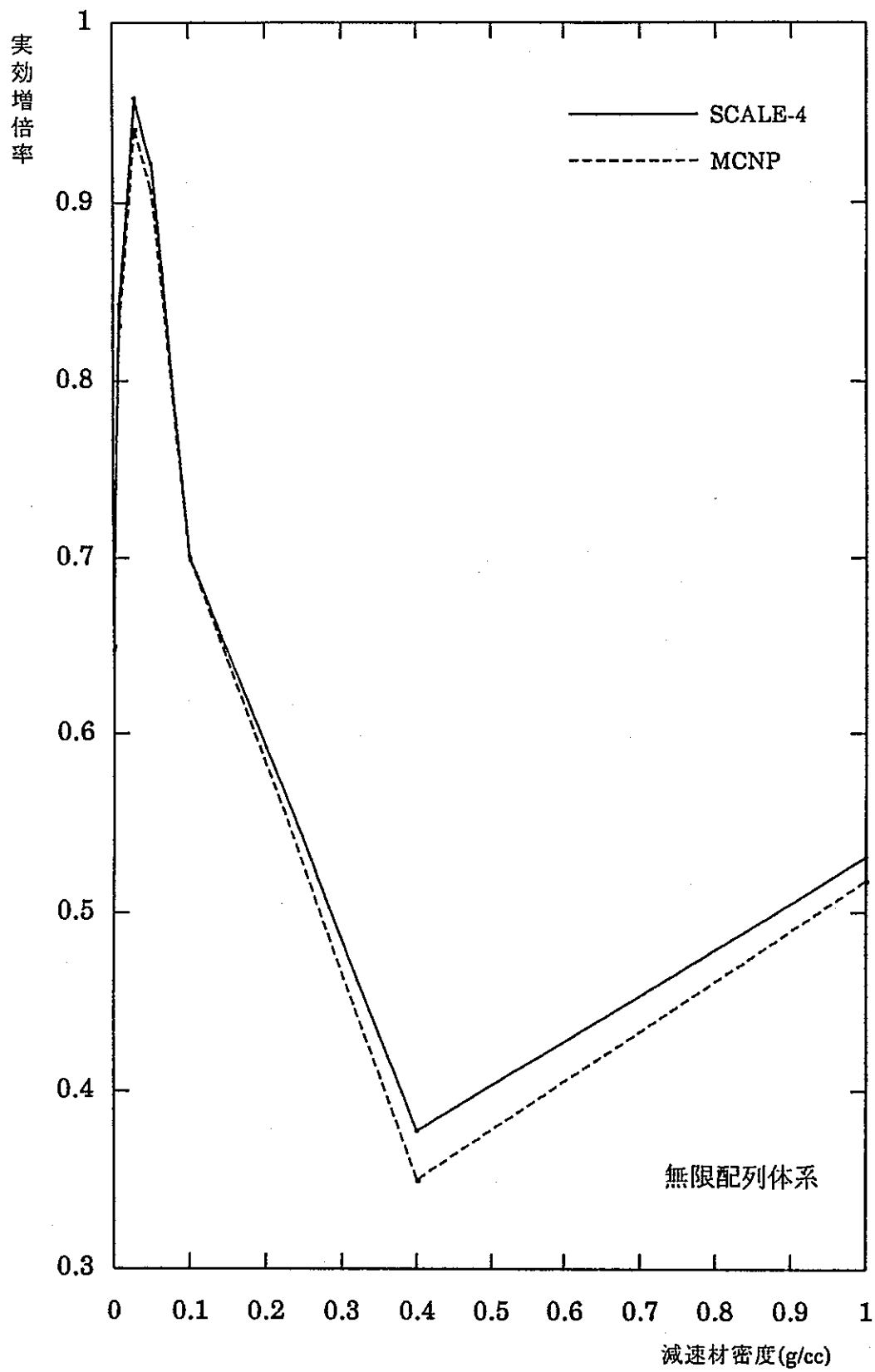


第10図(1/2) KENO-V.aによる結果の比較

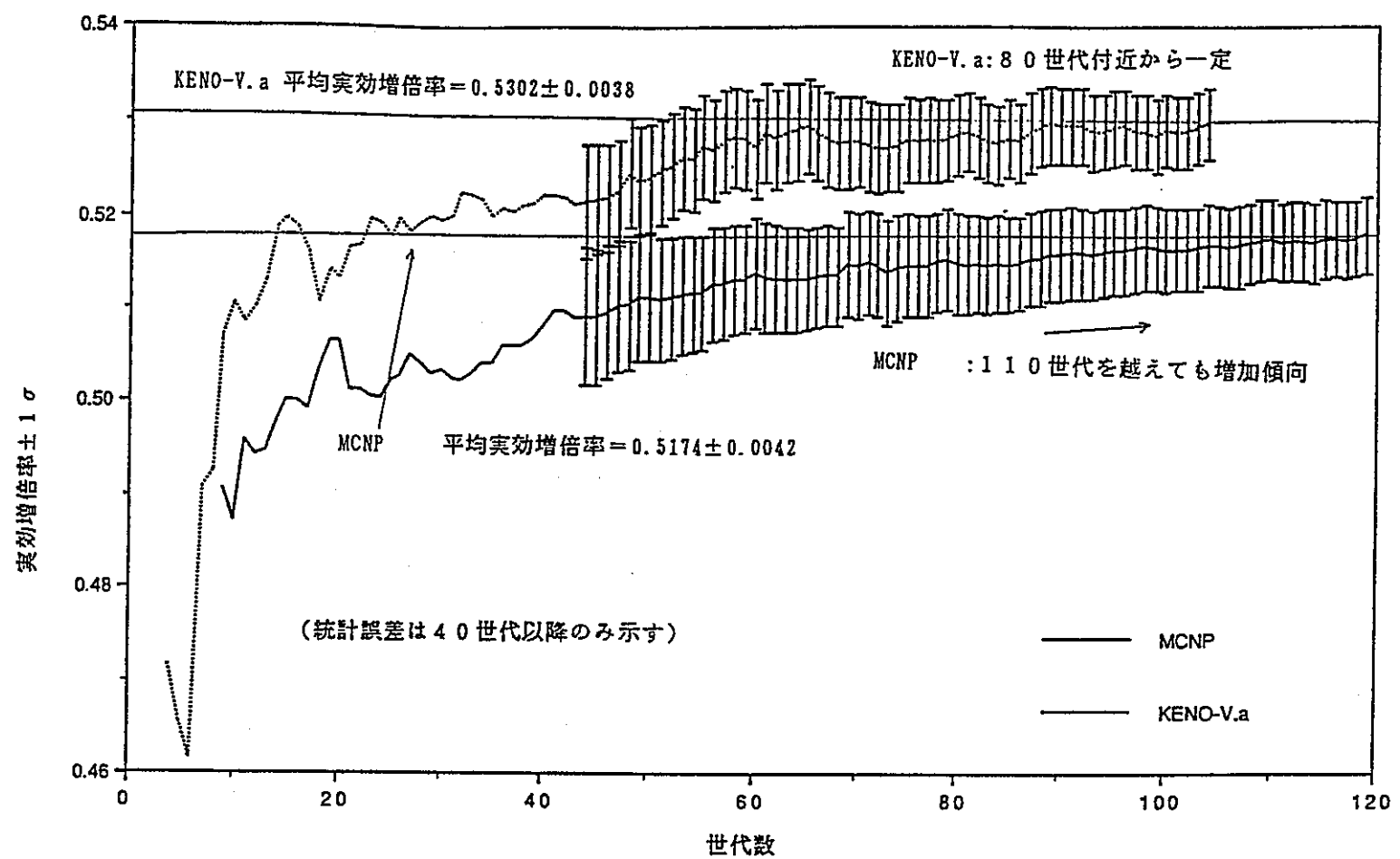


有限体系

第10図(2/2) KENO-V.aによる結果の比較



第11図 SCALE-4とMCNP-3Bによる計算結果



(MCNP: 1000ヒストリー/世代、KENO-V.a: 300ヒストリー・世代)

第12図 MCNPとKENO-V.aによる世代毎の実効増倍率平均値と統計誤差
(無限配列体系、減速材密度1.0g/cc)

第1表 燃料集合体等の諸元

項目	
ペレット	
プルトニウム含有率	5.6wt%PuO ₂ - 94.4wt%UO ₂
同位体組成	Pu-239:Pu-240:Pu-241 = 80:10:10
密度	理論密度の97%
外径	12.43mm
燃料部長さ	3,707mm
燃料要素	
被覆管 外径	14.5mm
肉厚	0.82mm
材質	ジルカロイ-2
集合体	
スペーサ支持管 外径	14.5mm
肉厚	0.82mm
材質	ジルカロイ-2
(燃料貯蔵施設)	
構造材	
収納容器 肉厚	1.8mm
材質	SUS
配置	水平方向 57cm正方格子

第2表 燃料ペレットの組成

		重量%	(atoms/barn/cm)	原子数%
UO ₂ 94.4wt%	U-235	0.711	1.616E-4	0.227
	U-238	99.289	2.228E-2	31.249
PuO ₂ 5.6wt%	Pu-239	80.000	1.061E-3	1.488
	Pu-240	10.000	1.321E-4	0.185
	Pu-241	10.000	1.315E-4	0.184
	O		4.753E-2	66.667
	(total)		7.129E-2	

酸化物理論密度

UO₂ 10.96g /ccPuO₂ 11.46g /cc

MOXの密度は、理論密度を組成重量%で荷重平均した密度の97%とする。

MOX密度 = 10.658g /cc

第3表 構造材の組成

物質名	元素	原子個数密度 (atoms/barn-cm)	組成比 (wt%)	
ポリエチレン	H	7.3389E-2	14.37	$\rho=0.85(\text{g/cc})$
	C	3.6694E-2	85.63	Hansen-Roach内蔵データ
ステンレス	C	3.1691E-4	0.1	$\rho=7.9(\text{g/cc})$
	Si	1.6940E-3	1.0	Hansen-Roach内蔵データ
	Cr	1.6471E-2	18.0	
	Mn	1.7321E-3	2.0	
	Fe	6.0360E-2	70.9	
	Ni	6.4834E-3	8.0	
ジルカロイ	Zr	4.2476E-2	98.23	$\rho=6.55(\text{g/cc})$
	Sn	4.9850E-4	1.5	原子力ハンドブック
	Fe	8.4755E-5	0.12	
	Ni	3.3593E-5	0.05	
	Cr	7.5860E-5	0.1	
鉛	Pb	3.2971E-2	100.	$\rho=11.34(\text{g/cc})$
コンクリート	H	7.8624E-3	0.56	$\rho=2.35(\text{g/cc})$
	O	4.3846E-2	49.57	Engineering Compendium
	Na	1.0465E-3	1.7	Radiation Shielding
	Mg	1.5134E-4	0.26	
	Al	2.3865E-3	4.55	
	Si	1.5801E-2	31.36	
	S	5.7377E-5	0.13	
	K	6.9127E-4	1.91	
	Ca	2.9165E-3	8.26	
Fe	3.1169E-4	1.23		

第4表 水の密度と原子数密度

空間水分 (g/cc)	H	O
0.00	0.00	0.00
0.01	6.6855E-4	3.3427E-4
0.03	2.0056E-3	1.0028E-3
0.05	3.3427E-3	1.6714E-3
0.10	6.6855E-3	3.3427E-3
0.15	1.0028E-2	5.0141E-3
0.20	1.3371E-2	6.6855E-3
0.30	2.0056E-2	1.0028E-2
0.40	2.6742E-2	1.3371E-2
0.50	3.3427E-2	1.6714E-2
0.60	4.0113E-2	2.0056E-2
0.70	4.6798E-2	2.3399E-2
0.80	5.3484E-2	2.6742E-2
1.00	6.6855E-2	3.3428E-2

第5表 新型転換炉燃料貯蔵庫臨界計算結果

(a) 無限配列体系

減速材 密度 (g/cc)	SCALE-4 (CSAS25)		SCALE-3 (CSAS25)	MAIL30 +KENO-V.a	MCNP-3B		WIMS-KENO (参考値)
	keff±1σ	keff +3σ	keff±1σ	keff±1σ	keff±1σ	ヒストリー数	
0.00	0.6482±0.0033	0.6580	0.6470±0.0031	0.6619±0.0034	0.6507±0.0050	25,000	0.6047±0.0032
0.01	0.8427±0.0034	0.8580	0.8429±0.0040	0.8588±0.0035	0.8307±0.0048	26,000	0.8135±0.0036
0.03	0.9585±0.0043	0.9713	0.9589±0.0042	0.9657±0.0045	0.9430±0.0041	30,000	0.9354±0.0037
0.05	0.9228±0.0035	0.9332	0.9206±0.0032	0.9308±0.0032	0.9073±0.0036	30,000	0.9160±0.0040
0.10	0.7009±0.0039	0.7126	0.7000±0.0038	0.7193±0.0039	0.6991±0.0044	34,000	0.7028±0.0036
0.40	0.3773±0.0037	0.3885	0.3689±0.0035	0.3796±0.0035	0.3502±0.0066	69,000	
1.00	0.5302±0.0038	0.5415	0.5313±0.0037	0.5331±0.0043	0.5174±0.0042	112,000	0.5379±0.0041

(b) 有限体系

減速材 密度 (g/cc)	SCALE-4 (CSAS25)		SCALE-3 (CSAS25)	MAIL30 +KENO-V.a
	keff±1σ	keff +3σ	keff±1σ	keff±1σ
0.00	0.3943±0.0029	0.4030	0.3993±0.0030	0.4012±0.0029
0.01	0.5801±0.0034	0.5903		
0.03	0.8015±0.0042	0.8142		
0.05	0.8342±0.0042	0.8468		
0.10	0.6716±0.0031	0.6810		
0.40	0.3609±0.0028	0.3693		
1.00	0.5287±0.0032	0.5384		

付録3 臨界安全ハンドブック作成検討資料リスト

臨界安全ハンドブック作成検討資料リスト

A. 施設仕様

- A-1 プルトニウム燃料第3開発室概略説明書
- A-2 もんじゅ燃料の概略仕様

B. 安全審査指針

- B-1 核燃料施設安全基準の考え方について 昭和53年9月 科学技術庁原子力安全局
- B-2 付録（プルトニウム加工施設） 昭和53年7月 核燃料サイクル安全基準検討会
- B-3 臨界ワーキンググループの検討結果
- B-4 核燃料施設等の安全基準に関する調査

C. 安全審査指針との対応

- C-1 プルトニウム転換技術開発施設の「核燃料施設安全審査基本指針」との対応について
- C-2 プルトニウム燃料第3開発室の「核燃料施設安全審査基本指針」に対する適応性
- C-3 プルトニウム燃料加工施設の「核燃料施設安全審査基本指針」に対する許可申請内容の適合性について

D. 臨界安全設計

- D-1 プルトニウム燃料加工施設における臨界安全設計

E. 核的制限値の計算（単一ユニット）

- E-1 単一ユニットの核的制限値の算出について—常陽MARK-II燃料—
- E-2 ATR施設臨界審査用計算報告書
- E-3 ATR燃料製造施設の臨界基準量計算
- E-4 ATR燃料製造施設の臨界基準量計算（追加計算）

F. 臨界計算の条件、根拠

- F-1 臨界質量に対する反射体の効果
- F-2 実際の取扱条件での臨界量及び核的制限値算出条件での臨界量（変更前）
- F-3 実際の取扱条件での臨界量及び核的制限値算出条件での臨界量
- F-4 Puフィッサイル富化度；90wt%以下
- F-5 臨界安全基準量算出の前提及び適用の根拠の説明
- F-6 臨界計算に使用しているMOX粉末の密度について
- F-7 臨界管理顧問説明における検討事項に対する回答
- F-8 プルトニウム燃料加工施設及びプルトニウム転換技術開発施設の臨界計算上の差異について
- F-9 プルトニウム転換技術開発施設の臨界質量
- F-10 臨界評価で使用している臨界安全ハンドブック (1) 制限立体角 (2) 中性子実効増倍率 (3) 安全係数
- F-11 プルトニウム燃料第2開発室の核燃料物質使用変更許可申請について

G. 複数ユニットの評価（計算コード使用）

- G-1 貯蔵施設の臨界安全について（常陽MARK-II燃料）

H. 複数ユニットの評価（ハンドブック使用）

- H-1 プルトニウム燃料加工施設における制限立体角について
- H-2 制限立体角法の考え方について
- H-3 制限立体角法による臨界安全検討例

I. 計算コード

I-1 計算コード概説

I-2 臨界計算手法の検証

I-3 臨界解析コード・システムの検証(2) -非均質系のベンチマーク解析-

J. 臨界管理の方法

J-1 臨界管理システム

J-2 プルトニウム燃料第3開発室における二重装荷防止対策について

J-3 臨界管理ユニット毎の核燃料物質の取扱量について

J-4 臨界管理ソフトウェアのシーケンス

J-5 臨界管理におけるPu*の取扱いについて

J-6 臨界管理設備

J-7 臨界安全性の検討

J-8 臨界事故を考慮する必要がない理由

K. 臨界警報設備

K-1 警報及び通信設備

K-2 臨界警報吹鳴時の退避方法検討報告書

X. 全般

X-1 プルトニウム燃料加工施設に関する顧問からの質問事項に対する回答

X-2 プルトニウム燃料第1開発室使用許可申請書(使用量, 臨界管理)

X-3 臨界ハンドブックの作成(1)

X-4 臨界ハンドブックの作成(2)