

＜委員会報告・「炉物理研究委員会」活動報告＞ 「未臨界炉の炉物理」ワーキングパーティー活動報告

東北大学・工 岩崎智彦

【1】はじめに

炉物理研究委員会「未臨界炉の炉物理」ワーキングパーティー(WP)では、これまで臨界安全管理の視点から研究されてきた「未臨界」に関する項目を、加速器駆動未臨界原子炉システム(ADS)をターゲットにして、理論、解析の面から炉物理的な検討を総合的に行うことし、以下の4項目を検討した。

- (1) 未臨界度の理論
- (2) 未臨界炉のベンチマーク解析
- (3) 未臨界炉における未臨界度の設定
- (4) 未臨界炉における未臨界度の測定と監視

以下、各項目について順に説明する。

なお、本 WP に運営に当たっては、京都大学原子炉実験所専門ワークショップ制度を活用させていただいた(本報告添付の「会議開催状況」参照)。紙面を借りて御礼申し上げます。

WPメンバー(順不同)

岩崎智彦(東北大、リーダー)、山根義宏、北村康則(名大)、代谷誠治、三澤毅、小林啓祐(京大)、竹田敏一(阪大)、工藤和彦(九大)、阪元重康(東海大)、橋本憲吾(近大)、山根剛、岡嶋成晃、辻本和文、西原健司、杉暉夫(原研)、横堀仁(新型炉技術)、青木繁明(三菱)、藤村幸治(日立)、毛利智聡(川重)、石川眞(サイクル機構)、伊藤大一郎、寺田明彦(三井造船)、菊地茂人(東芝)、安藤良平(東芝)、西尾正英(NUPEC)

【2】未臨界度の理論

(1) 目的

未臨界度について、今のところ理論的に十分に整理されているとは言えない(特に未臨界度が

深い場合や外部中性子源が局在化している場合など)。「未臨界度」自身について理論的な検討を行い、「未臨界度」についての整理を行う。

(2) 具体的成果

未臨界度の理論の整理

以下の論文に纏めている。

“ A New Static Dynamic One-Point Equation and Analytic and Numerical Calculation for a Subcritical System ”

K. NISHIHARA, T. IWASAKI and Y. Udagawa,
Journal of Nuclear Science and Technology, 40 (2003)

[Abstract] In this study, we derived a new one-point equation based on the balance of the fission neutrons. The equation has the same form as the conventional equation using k_{eff} , which represents the neutron balance in the whole core. The variable of the new equation are the number of fission neutrons and delayed neutron precursors; and the coefficients are the multiplication rates of prompt fission neutrons, delayed neutrons and source neutrons. In the conventional equation, the variables are weighted by the adjoint flux; in other words, they are adjusted to the critical state. The variables in the new equation correspond to actual values in a deep subcritical state, hence, the physical meaning of each term is clear. The dynamic behavior of a slab core with an external source was analyzed through calculations based on the new equation. Deterministic and probabilistic calculations of the equation were performed for a typical accelerator-driven system in the static state.

未臨界度に関する用語の整理と提案

上記論文に纏めた通り、未臨界度を厳密に表すには、いくつかの新たな物理量を用いる必要がある。WP では、これらを含め、未臨界度の理論に関する物理量を整理するとともに、新たに持ち込まれた量についてはその呼び名を付けた。表 1 にそれをまとめて示す。これらの量の詳細については、添付 1 に示している。

表 1 未臨界度に関する物理量 (添付1参照)

記号	和名	英名
k_{eff}	実効増倍係数(率)	Effective multiplication factor
$Q_{eff} = \left(\frac{1}{k_{eff}} - 1 \right) S$	実効中性子源	Effective neutron source
$\phi^* = Q_{eff} / Q$	中性子源実効度	Neutron source effectiveness
$M = S / Q$	中性子増倍(度)	Neutron multiplication
$k_{sub} = \frac{S}{S + Q}$	未臨界増倍率	Subcritical multiplication rate
k_f	核分裂中性子増倍率	Fission neutron multiplication rate
k_q	源中性子増倍率	Source neutron multiplication rate

$S =$ 体系の核分裂中性子総数 [n/sec] $Q =$ 体系の中性子総源 [n/sec]

【3】未臨界炉のベンチマーク解析

(1) 目的

原子炉の核計算手法は臨界体系を対象として構築され、計算精度の向上が図られてきた。従って、現行の計算手法は、加速器駆動炉のように中性子源が局在した深い未臨界体系の核特性を、臨界炉と同等の精度で予測しうる保障は無い。ここでは、FCA をはじめとする過去の未臨界度測定実験データを参考にしながら、加速器駆動未臨界炉を想定した体系(高速炉系ならびに熱中性子炉系)に対するベンチマーク問題を設定する。そして、その問題に対して、参加者各自が持つ解析コード・ライブラリを用いた解析を行い、相互比較を行う。

(2) 具体的成果

ベンチマーク問題の設定

WP では、まず、未臨界体系に対する計算ベンチマークを設定する目的で、国内で行われた未臨界体系に対する実験について調査した。その結果、以下の 3 施設で行われた実験をベンチマーク問題のベースとして選んだ。

日本原子力研究所 高速臨界集合体 FCA

日本原子力研究所 臨界集合体 TCA

京都大学原子炉実験所 臨界集合体 KUCA

選ばれた施設で行われた実験について検討を行い、3 種類の未臨界体系ベンチマーク問題を
作成した。設定したベンチマーク問題の仕様(例として TCA)を添付した。

ベンチマーク問題の解析

時間の制約から、WP では、作成した 3 つのベンチマーク問題の内、FCA および TCA の二つの
ベンチマーク問題について、WP メンバーによりベンチマーク解析・比較を行った。ベンチマーク解
析には、いずれも 10 程度の機関が参加した。解析には特定の計算手法(コード・ライブラリなど)を
指定せず、機関独自の手法により解析を行うこととし、その解析結果を持ち寄った。具体的な結果
の一例として、上述した TCA ベンチマークの実効増倍率(表 2)、未臨界増倍率(図 1)の比較を以
下に示す。

表 2 TCA ベンチマーク解析結果 — 3 体系に対する実効増倍率 —

実 験 体 系			13×13	11×11	11×11-25
三菱重工	MCNP4b	JENDL-3.2	0.892	0.816	0.721
名古屋大学	MVP	JENDL-3.2	0.8908	0.8190	0.7198
	MVP	JENDL-3.3	0.8861	0.8134	0.7167
川崎重工	MVP	JENDL-3.3	0.8871	0.8125	0.7166
三井造船	MCNP4c	JENDL-3.2	0.89100	0.81486	0.72060
	MCNP4c	ENDF/B-VI	0.88140	0.80660	0.71333
原研	THREEDANT	JENDL-3.2	0.8929	0.8197	0.7269
東芝	THREEDANT	JENDL-3.2	0.89461	0.82254	0.73045
	TWODANT	JENDL-3.2	0.89554	0.82310	0.72972
三菱重工	CITATION	JENDL-3.2	0.895	0.823	0.740
東北大学	CITATION	JENDL-3.2	0.8692	0.7870	0.6866
東芝	CITATION (3次元)	JENDL-3.2	0.87379	0.79567	0.70233
	CITATION (2次元)	JENDL-3.2	0.87217	0.79344	0.70126

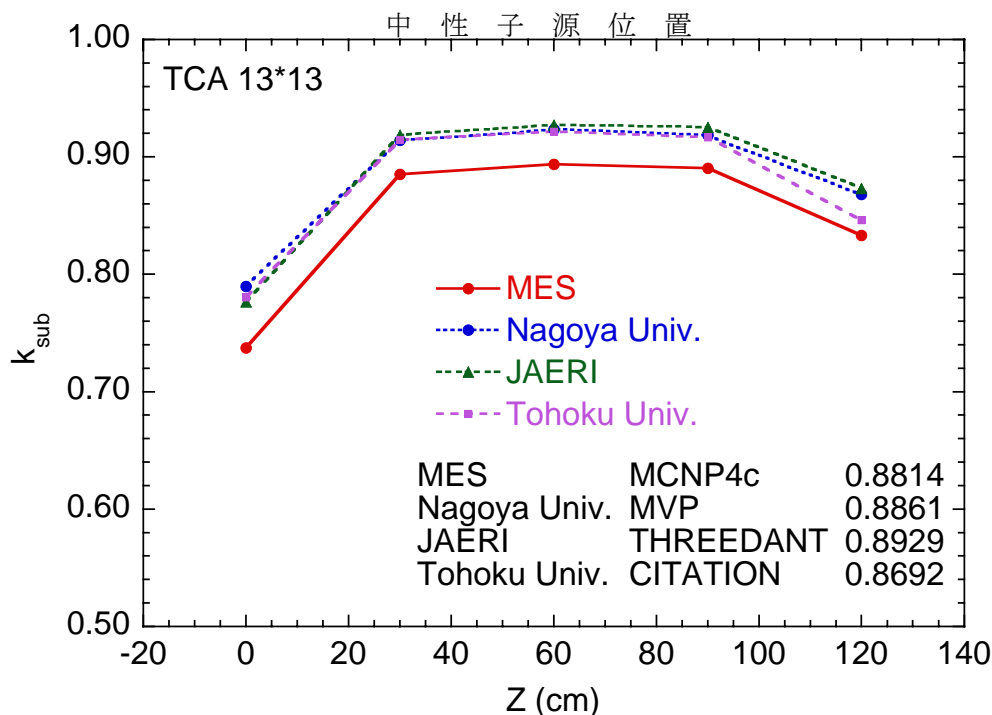


図 1 TCA ベンチマーク解析結果

— 中性子源位置を異なる位置に置いたときの未臨界度増倍率 k_{sub} —

TCA に対しては、モンテカルロコード (MCNP、MVP)、輸送コード (THREEDANT、TWO DANT)、拡散コード (CITATION) により計算が行われている。モンテカルロコード、輸送計算コードはよく一致した結果を示した。拡散コードの計算結果は、モンテカルロコード、輸送計算コードに比べて過小評価の結果を与えた。これらから熱体系においては、輸送計算手法は比較的深い未臨界度 (0.8~0.9) においても、比較的良い計算精度を有していることと言える。

【4】未臨界炉における未臨界度設定

(1) 目的

現在いくつかの機関で進められている ADS 設計においては、システムの未臨界度の設定はきわめて重要なものであるが、現在まで未臨界度の設定について明確な整理は行われていない。本 WP では、ADS 設計における未臨界度の設定手法の検討を行い、ADS 炉設計における未臨界度設定などの考え方をまとめる。

(2) 具体的成果

未臨界度の設定に関する調査

ADS の未臨界度設定については、過去に二つの研究例(OECD/NEA、韓国)が報告されている。また、ADS と類似の炉型である高速炉「もんじゅ」における制御棒設計において、似たような設計が報告されている。また、(東北大)岩崎により、Pb-Bi 型 ADS に対する未臨界度設定に関する研究が行われている。本 WP ではこれらの研究を調査し、比較検討し、未臨界度の設定の考え方をまとめた。

未臨界度の設定の考え方

上記の調査結果を踏まえ、WP では、ADS の未臨界度の設定に考え方について整理し、以下の通りまとめた。

$$k < 1 - \Delta k_{\text{出力}} - \Delta k_{\text{事故}} - \Delta k_{\text{燃焼}} - \Delta k_{\text{余裕}} - \Delta k_{\text{誤差}}$$

ここで	k	: 未臨界度の設定値
	$\Delta k_{\text{出力}}$: 高温-冷温反応度
	$\Delta k_{\text{燃焼}}$: 燃焼反応度
	$\Delta k_{\text{事故}}$: 事故時投入反応度
	$\Delta k_{\text{余裕}}$: 運転余裕
	$\Delta k_{\text{誤差}}$: 反応度計算+測定誤差

kが、ADS の運転開始時に満足すべき未臨界度を示しており、その値は、ADS 運転時に変化することが予想される Δk (温度変化に対応した $\Delta k_{\text{出力}}$ 、燃焼に伴う $\Delta k_{\text{燃焼}}$ および事故などによって投入されると予想される $\Delta k_{\text{事故}}$)、運転余裕 ($\Delta k_{\text{余裕}}$) ならび k の予測誤差・測定誤差 ($\Delta k_{\text{誤差}}$) によって決まるものとなる。このような考え方は、上記で調査した研究例において共通した考え方であった。

ADS への適用

以上の考え方を ADS の未臨界度に応用したときに、それぞれに因子ならびに未臨界度の設定値がどのようになるかについても、WP で検討した。その検討の結果、以下の点が指摘された。

- 具体的な未臨界レベルの決定のために必要な課題として、以下 2 点が重要。
燃焼反応度が極めて大きな影響

- 事故反応度として、どこまで考えるか

ADS の高速炉心は正のボイド係数(→100%ボイド考慮必要?)

- 余裕・不確かさを、どのように設定するか
- 核データ不確かな核種が多く存在する
計算・測定とも現行高速炉より大

【5】未臨界炉における未臨界度測定と監視

(1) 目的

未臨界原子炉を運転するためには、運転中常時、未臨界度の監視を行うことが必要であり、その精度は安全上きわめて重要である。従来から未臨界度測定手法は数多く提案されているが、それらによる未臨界度監視に対する検討はあまり行われていない。そこで、本 WP では未臨界度測定手法について理論的な整理を行うとともに、ADS 運転時未臨界度監視への応用について検討を行う。

(2) 成果

未臨界測定方法の整理

原子炉における未臨界度測定法の代表的なものとして、

- 負のペリオド法
- 制御棒落下法
- 補償法
- 中性子源増倍法
- 逆動特性法
- 炉雑音解析法
- パルス中性子源法

が挙げられる。これらの内、最初の3つの手法は、初期状態として臨界状態にしてやる必要があったり(負のペリオド法、制御棒落下法)、予め校正された制御棒がすでに存在する必要があったり(補償法)するため、ADS の通常運転中における未臨界度監視という目的には馴染まない。WP では、ADS へ適用できる手法として、残りの4つの手法をレビューした。なお、レビュー結果は、ここでは割愛する。WP 報告書を参照していただきたい。

未臨界監視への応用の検討

上記で整理した各種法について、ADS における未臨界監視へ応用することを念頭に検討した。特に ADS においては、加速器ビームの時間的な構造に関して、直流ビーム打ち込みであるか周期的パルス打ち込みであるかの2通りが有るため、これを十分に意識して整理を行った。

その結果、**直流ビーム**打ち込みの場合においては、測定精度などの面でかなりの難はあるものの、中性子発生量の変動の影響を直接受けないという点で、**雑音解析法(ファインマン α 法、ロッシ α 法、周波数解析法)**が現状で唯一目的に叶っていることが示された。

一方、**周期的パルス打ち込み**の場合では、これまでの経験と知見の蓄積の面で**パルス中性子源法**が優れていることが述べられた。さらにファインマン α 法が周期的パルス打ち込みの場合にも適用できることが紹介した。これにより、周期的パルス打ち込みの場合には原理の異なる2種類の手法に基づく未臨界監視が可能となる点で信頼性の向上に繋がると期待している。

【WP 会議開催状況】

- 第1回会合 2001/10/18(東京) WP正式会合(第1回)
- 第2回会合 2002/02/07(大阪) WP非公式会合(京都大学原子炉実験所ワークショップ共催)
- 第3回会合 2002/03/25(東京) WP正式会合(第2回)
- 第4回会合 2002/06/27(大阪) WP非公式会合(京都大学原子炉実験所ワークショップ共催)
- 第5回会合 2002/10/25(東京) WP正式会合(第3回)
- 第6回会合 2003/01/09(大阪) WP非公式会合(京都大学原子炉実験所ワークショップ共催)
- 第7回会合 2003/03/18(東京) WP正式会合(第4回)
- 第8回会合 2003/06/27(大阪) WP非公式会合(京都大学原子炉実験所ワークショップ共催)

【添付資料】

付録1 加速器駆動炉に関する用語の提案

付録2 ADSベンチマーク問題

添付 1

加速器駆動炉に関する用語の提案

炉物理研究委員会 加速器駆動未臨界原子炉ワーキングパーティ (ADS-WP)

ADS-WP では、加速器駆動未臨界原子炉に対する炉物理について、「未臨界の炉物理」を主題として検討を進めてきました。その結果 WP では、未臨界に関する炉物理量について、用語(和名・英名)を設定する必要があると判断して、それらの案を作成しました。炉物理部会員の皆様のご意見を、下記までお願い致します。なお、参考資料として、それら炉物理量の定義式および ADS-WP において行われた議論を付します。(意見送付先:西原 nishi@omega.tokaijaeri.go.jp)

長寿命核種の核変換専焼炉等への利用を目的として、現在多くの研究機関から加速器駆動炉(ADS)が提案されている。ADS は、MW 級の陽子加速器と $k_{eff}=0.90\sim 0.98$ 程度の未臨界炉心で構成され、未臨界状態で運転される事が特徴であり、ADS 内で中性子挙動・炉内事象は臨界炉とは大きく異なる。例えば、原子炉出力(中性子数)S を例にとって考えると、臨界炉と違って、ADS の S は陽子によって供給される中性子源強度(Q)と炉心の状態(k_{sub} ⁽¹⁾):右表を参照のこと)の二つに炉物理量に関する(次式)。

$$S = \frac{k_{sub}}{1 - k_{sub}} Q \quad (1)$$

この k_{sub} は、核分裂中性子からの増倍への寄与 k_f と、中性子源からの増倍への寄与 k_q の二つに依存する量であり、 k_{eff} と炉物理的に根本的に異なる量である(右表参照)。

ADS-WP ではこのような ADS(未臨界炉)固有の基本的な炉物理量を、右表のように用語として整理し提案する。

参考文献

- 1) K. Kobayashi, K. Nishihara: *Nucl. Sci. Eng.*, **136**, 272 (2000).
- 2) A. Gandini, M. Salvatores, *J. Nucl. Sci. Tech.*, **39**, 673 (2002).
- 3) M. Salvatores, *et al.*, *Proc. ADTTA96*, Kalmar, Sweden, June, p. 512 (1996).

記号	和名	英名
k_{eff}	実効増倍係数(率)	Effective multiplication factor
$Q_{eff} = \left(\frac{1}{k_{eff}} - 1 \right) S$	実効中性子源	Effective neutron source
$\phi^* = Q_{eff} / Q$	中性子源実効度	Neutron source effectiveness
$M = S / Q$	中性子増倍(度)	Neutron multiplication
$k_{sub} = \frac{S}{S + Q}$	未臨界増倍率	Subcritical multiplication rate
k_f	核分裂中性子増倍率	Fission neutron multiplication rate
k_q	源中性子増倍率	Source neutron multiplication rate

S = 体系の核分裂中性子総数 [n/sec]

Q = 体系の中性子総源 [n/sec]

(注) なお、Q の代わりに上表の Q_{eff} を用いると、通常考えられていたように、 k_{eff} によって ADS の S を次式の通り、(1)式と同じ形で厳密に表すことができる。

$$S = \frac{k_{eff}}{1 - k_{eff}} Q_{eff}$$

付録 1 炉物理量の定義 (拡散理論)

体系、中性子束及び重要度関数の定義

除去演算子：

$$L \equiv -\nabla D \nabla + \Sigma_r(r, E) - \int dE' \Sigma_s(r, E' \rightarrow E)$$

核分裂中性子生成演算子：

$$P \equiv \chi(E) \int dE' \Sigma_f(E')$$

源中性子の分布： $q(r, E)$

未臨界体系の中性子束：

$$L\phi(r, E) = P\phi(r, E) + q(r, E)$$

重要度関数： $L^\dagger G(r, E) = \nu \Sigma_f(r, E)$

S と Q 量の定義

核分裂中性子数： $S = \langle P\phi \rangle = \int dr \int dE \nu \Sigma_f \phi$

源中性子： $Q = \langle q \rangle$

増倍率の定義

核分裂中性子増倍率： $k_f = \frac{\langle GP\phi \rangle}{\langle P\phi \rangle}$

(1 個の核分裂中性子が次世代に生成中性子数)

源中性子増倍率： $k_q = \frac{\langle Gq \rangle}{\langle q \rangle}$

(1 個の源中性子が次世代に生成する中性子数)

未臨界増倍率： $k_{sub} = \frac{S}{S+Q} = \frac{k_f S + k_q Q}{S+Q}$

(k_f と k_q の平均値。重要度関数無しで計算可能)

S, Q と増倍率の関係

$$S = k_f S + k_q Q = k_{sub}(S+Q)$$

$$M = \frac{S}{Q} = \frac{k_q}{1-k_f} = \frac{k_{sub}}{1-k_{sub}}$$

keff と中性子源実効度

実効中性子源強度： $Q_{eff} = \left(\frac{1}{k_{eff}} - 1 \right) S$

中性子源実効度：

$$\phi^* = \frac{Q_{eff}}{Q} = \left(\frac{1}{k_{eff}} - 1 \right) / \left(\frac{1}{k_{sub}} - 1 \right)$$

付録 2 ADS-WP 内での議論

- k_{eff} は「実効増倍率」あるいは「実効増倍係数」とどちらも用いるが、英名は「effective multiplication factor」である。
- k_{eff} の「multiplication factor」に対し、 k_{sub} 、 k_f 、 k_q では「multiplication rate」とする。従来の k_{eff} とは明確に異なる量である事を強調する為である。従って、和名は「増倍率」のみとする。
- 新しく定義する増倍係数に k 以外の記号を使う方が良いという提案があったが、中性子の増倍という意味に近い為、これまで慣例で使われてきた k を用いる。臨界に近いとこれまでの k_{eff} (実効増倍率) と新しく定義した量はほとんど同じ値となる。
- k_{sub} は k_f 、 k_q の平均であるので「中性子平均増倍率」とする案もあったが、従来から臨界近接などで k_{sub} が k_{eff} の代用として使われていた事と、 k_f と k_q に比べて簡便に計算可能であり独立して使われる頻度が高い事を考慮して、「未臨界増倍率」とする。
- k_f は文献 1 では、核分裂中性子(S)からの寄与である事から、 k_s と表していたが、 k_s は従来から、異なる量を表すものとして用いられていた事から、核分裂の「f」を添え字とする。
- k_{sub} は文献 1 では、核分裂中性子(S)と源中性子(Q)からの寄与の平均である事から k_{sq} と表されていたが、未臨界での増倍率であることを明確にするため、添え字を sub とする。
- ϕ^* は、フランス MUSURCA のグループによって定義され、「effectiveness」と呼ばれた³。和名は「中性子源実効度」、英名は「Neutron source effectiveness」とする。

添付2

ADS ベンチマーク問題
 — TCA ベンチマーク (抜粋) —

1. TCA 実験

日本原子力研究所のタンク型臨界集合体(TCA)において行われた未臨界度測定実験を基にベンチマーク問題を設定した。TCAは軽水冷却臨界集合体で、炉心はピン状燃料によって構成される。炉心は、図1に示すような直径1.832 m、高さ2.078 mの開放型円筒形タンク内に構成され、上下のグリッドプレートによって燃料ピンは固定される。制御棒は存在せず、炉心水位を調整することによって反応度調整を行い運転される。

ベンチマーク問題は、TCAにおいて行われた未臨界度測定実験から、燃料ピンを正方格子状に配した均質体系及び均質体系から集合体中心部の燃料を取り除いた非均質体系を解析対象とする。実験では、均質体系では指数法、パルス中性子法及びノイズ法(Feynman- α 法)によって、中心燃料ピンを抜いた非均質体系ではパルス法によってそれぞれ未臨界度測定が行われた。実験で使用された燃料ピンは図2に示すように、直径1.25 cmのUO₂ペレットを厚さ0.076 cmのアルミ製の被覆管に収めたものを使用し、燃料部有効長は144.15cmである。また、燃料ピン間隔は1.956 cmで、水の体積比は1.83である。また、いずれの炉心も炉心内水位は燃料有効長下端から130 cmである。以下に各体系のベンチマークモデル及び解析項目を示す。

解析項目の詳細は以下に述べるが、各体系の実効増倍率、均質体系の²³⁵U核分裂反応率の軸方向分布(指数実験)に関しては実験データが存在し、実験値と比較する事が可能である。

2. ベンチマーク問題

解析対象は、燃料ピンを13×13、11×11の正方状の配した均質体系と、11×11の燃料ピンのうち中心5×5燃料ピンを取り除いた非均質体系の計3体系とする(但し炉心中心はボイド管)。各体系の解析に使用する炉心断面モデルを図3-5にそれぞれ示す。各体系とも燃料ピン外側の反射体領域の厚さは30 cmとした。また、炉心縦断面モデルを図6に、燃料ピン及びボイド管の計算モデルを図7及び8に示す。各領域の原子数密度は表1に示した値を使用するものとする。

解析項目

- (1) 各体系の実効増倍率(k_{eff})
- (2) 各体系で炉心中心ボイド管下部にCf-252中性子源を設置し、炉心中心ボイド管内における²³⁵Uのマイクロ核分裂反応率の炉心軸方向分布。燃料有効長下端を

z=0.0 cm とし(燃料ピン下端から 16.83 cm)、Cf-252 中性子源の位置は z=-1.33 cm(図 9 参照)、解析点は z=30.0, 40.0, 50.0, 60.0, 70.0, 80.0, 90.0, 100.0 cm (z=30.0 cm で規格化)。

Cf-252 の自発核分裂中性子スペクトルは以下の式で表されるものを用いるとする。

$$f(E) = \frac{\sqrt{E}}{I} e^{-E/\theta}$$

ここで、 $\theta = 1.42 \times 10^6$ 、 E は放出エネルギー(eV)、 I は規格化定数である。なお、 θ の値は JENDL-3.2 の値を用いた。

- (3) 各体系で Cf-252 中性子源位置を中心ボイド管内で z=0.0、30.0、60.0、90.0、120.0 cm としたときの中性子源を考慮した増倍係数 k_{sq} 。なお、増倍係数 k_{sq} は次式で定義されるものとする。

$$k_{sq} = \frac{\langle \nu_f \Sigma_f \Phi \rangle}{\langle S \rangle + \langle \nu_f \Sigma_f \Phi \rangle}$$

ここで、 S は中性子源を $\langle \rangle$ は体系 V 及びエネルギーに対する積分を表す。

$$\langle \nu_f \Sigma_f \Phi \rangle = \int_V \int \nu_f(r, E) \Sigma_f(r, E) \Phi(r, E) dE dr$$

表 1 各領域の原子数密度

領域		原子数密度 ($\times 10^{24}$ atoms/cm ³)
燃料ペレット	²³⁴ U	7.8872E-06
	²³⁵ U	6.0830E-04
	²³⁸ U	2.2531E-02
	O	4.7214E-02
アルミニウム (被覆管、プラグ、支持板)	Al	6.0224E-02
水(20°C)	H	6.6735E-02
	O	3.3368E-02
SUS 304L (支持板)	C	1.1928E-02
	Si	1.7003E-03
	Mn	1.7385E-03
	P	6.9381E-05
	S	4.4673E-05
	Ni	8.9506E-03
	Cr	1.7450E-02
	Fe	5.7202E-02

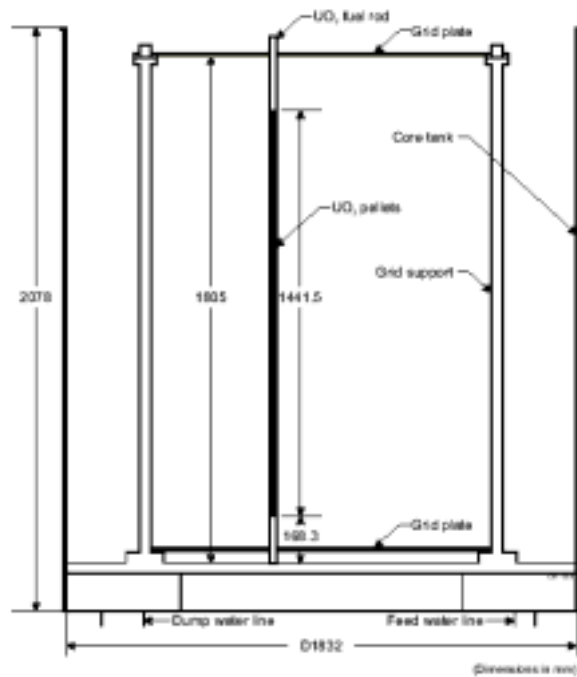


図 1 TCA 炉心タンクの縦断面図

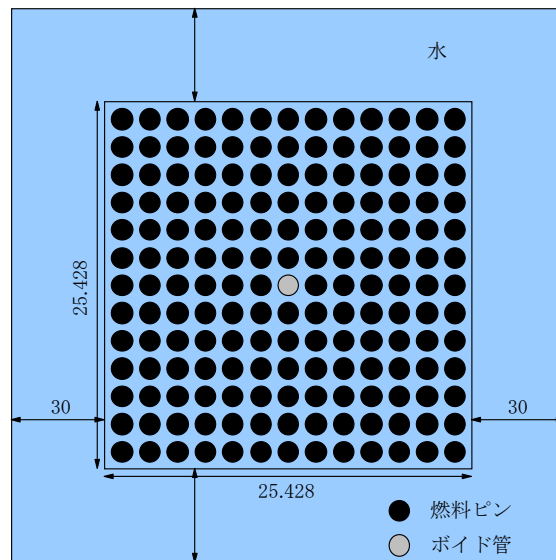


図 3 ベンチマークモデル 13×13 均質体系炉心断面図 (単位: cm)

抜粋資料のため、他の図は執筆者により割愛 (編集委員)