

JAERI-Tech  
2003-096



JP0450263



TRACY水反射体付き炉心の核特性評価

2004年1月

曾野 浩樹・柳澤 宏司・三好 慶典

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.  
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2004

編集兼発行 日本原子力研究所

## TRACY 水反射体付き炉心の核特性評価

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター安全試験部

曾野 浩樹 ・ 柳澤 宏司<sup>※</sup> ・ 三好 慶典<sup>+</sup>

(2003年12月2日受理)

過渡臨界実験装置 TRACY における水反射体付き炉心での超臨界実験に先立ち、当該炉心体系の臨界性及び反応度に関する核特性を評価した。解析には、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP 及び 2次元輸送計算コード TWOTRAN 並びに核データライブラリ JENDL-3.3 を用いた。TRACY 裸炉心体系における核特性との比較から、水反射体は、動特性パラメータを変化させないが、臨界液位を 20 %程度、温度反応度係数を 6~10 %程度、ボイド反応度係数を 18 %程度、それぞれ減少させるものと見積もられた。また、Nordheim-Fuchs モデルによると、同一燃料条件及び同一反応投入度条件下では、水反射体系における第 1 出力バーストのピーク出力は、裸体系の場合に比べて 15 %程度小さくなるものと評価された。ただし、同モデルでは考慮されていないボイド反応度フィードバック効果が出力特性に与える影響については、同実験結果を基に評価される予定である。

---

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

+ 燃料サイクル安全工学部

※ 内閣府原子力安全委員会事務局に出向中

Evaluation of Neutronic Characteristics of TRACY Water-reflected Core System

Hiroki SONO, Hiroshi YANAGISAWA<sup>※</sup> and Yoshinori MIYOSHI<sup>+</sup>

Department of Safety Research Technical Support  
Nuclear Safety Research Center  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received December 2, 2003)

Prior to the supercritical experiments using a water-reflected core of the TRACY facility, neutronic characteristics regarding criticality and reactivity of the core system were evaluated. In the analyses, a continuous energy Monte Carlo code, MVP, and a two-dimensional transport code, TWOTRAN, were used together with a nuclear data library, JENDL-3.3. By comparison to the characteristics in a bare core system of TRACY, the water reflector was estimated not to change the kinetic parameter and to reduce the critical solution level by ~20 %, the temperature coefficient of reactivity by 6~10 %, and the void coefficient of reactivity by ~18 %, respectively. According to the Nordheim-Fuchs model, the first peak power during a power excursion was evaluated to be ~15 % smaller than that in the bare system under the same conditions of fuel and reactivity insertion. The influence of the void feedback effect of reactivity, which is left out of consideration in the model, on the power characteristics will be evaluated from the results of the experiments.

Key words: TRACY, Water-reflected Core, Supercritical Experiment, Neutronic Characteristics, Criticality, Reactivity, MVP, TWOTRAN, JENDL-3.3, Nordheim-Fuchs Model.

---

<sup>+</sup> Department of Fuel Cycle Safety Research

<sup>※</sup> on loan to Secretariat of Nuclear Safety Commission of Japan, Japanese Cabinet Office

## 目 次

1. 緒言	1
2. 炉心構成	3
3. 解析方法	7
3.1 計算コード及び核データ	7
3.2 原子個数密度	8
4. 定出力運転に関する核特性	16
4.1 臨界液位	16
4.2 液位反応度係数	17
4.3 原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージン	18
5. 過渡出力運転に関する核特性	30
5.1 調整トランジェント棒反応度価値	30
5.2 動特性パラメータ	30
5.3 温度反応度係数及びボイド反応度係数	32
5.4 水反射体系における過渡出力挙動	34
6. まとめ	53
謝辞	54
参考文献	54
付録1 解析計算に用いた定数	55
付録2 解析条件及び計算結果一覧	78

## Contents

1. Introduction	1
2. Core Configuration	3
3. Calculation Method	7
3.1 Computational Conditions	7
3.2 Atomic Number Density	8
4. Neutronic Characteristics regarding Static Mode Operation	16
4.1 Critical Solution Level	16
4.2 Solution Level Coefficient of Reactivity	17
4.3 Reactor Shutdown Margin and One-rod-stuck Margins	18
5. Neutronic Characteristics regarding Transient Mode Operation	30
5.1 Reactivity Worth of Transient Rod	30
5.2 Kinetic Parameters	30
5.3 Temperature Coefficient and Void Coefficient of Reactivity	32
5.4 Transient Behavior of Power Burst in Water-reflected Core System	34
6. Summary	53
Acknowledgment	54
References	54
Appendix 1 Constants Used in Analyses	55
Appendix 2 Conditions and Results of Calculations	78

## 1. 緒 言

日本原子力研究所の過渡臨界実験装置 TRACY<sup>(1)</sup> は、溶液系臨界事故事象における過渡特性データの取得を目的とする臨界実験装置である。1995年12月20日の初臨界以降、<sup>235</sup>U濃縮度10wt%の硝酸ウラニル水溶液（以下「燃料溶液」という。）を用いた臨界事故模擬実験を実施してきている<sup>(2,5)</sup>。2003年10月からは、既設の裸炉心体系に加え、水反射体付き炉心において同様の実験（以下「水反射体実験」という。）が計画されている。当該炉心及び設備機器の安全性確認については、既に、機器設計・工事段階において安全解析及び安全規制当局による使用前検査がなされているが、実燃料装荷時の炉心性能確認は、実験開始直前に行われることとなっている。そこで、水反射体実験に先立ち、当該炉心体系での定出力運転及び過渡出力運転における核特性の把握及び安全裕度の評価を目的として、以下の解析を行った。

### 定出力運転に関する核特性解析

- (1) 臨界液位
- (2) 液位反応度係数
- (3) 原子炉停止余裕及びワンロッドスタックマージン

### 過渡出力運転に関する核特性解析

- (4) 調整トランジェント棒反応度値
- (5) 動特性パラメータ
- (6) 温度反応度係数及びボイド反応度係数

(1) 臨界液位は、臨界近接時の初期推定値として用いられるだけでなく、運転管理における核的制限値を評価する上での最重要評価量である。TRACYにおいて設定できる臨界液位の範囲は、運転管理上40～100cmに制限される。

(2) 液位反応度係数は、炉心タンクに給液した燃料溶液の液位調整により反応度を制御するTRACYにおいて、添加反応度、過剰反応度等を算出するための指標となる基本パラメータである。

(3) 原子炉停止余裕及びワンロッドスタックマージンは、安全棒及び調整トランジェント棒（以下「安全棒等」という。）の挿入による原子炉停止性能を確認するために評価される運転管理値である。運転管理上、安全棒等を全数挿入した場合（以下「原子炉停止余裕」という。）で中性子実効増倍率が0.985以下、全安全棒等のうち最大反応度値を有する1本が挿入できない場合（以下「ワンロッドスタックマージン」という。）で同0.995以下であることを確認する。

(4) 調整トランジェント棒反応度値は、過渡出力運転モードにおける最大反応度添加量を決定する重要な実験パラメータである。最大反応度添加量は、運転管理上3\$以下に制限される。

(5) 動特性パラメータは、実効遅発中性子割合と即発中性子世代時間の比として定義され、過渡出力運転時の出力挙動を予測する上で重要な基本量の一つである。また、実効遅発中性子割合は、反応度の $\Delta k/k$ 単位から\$単位への換算にも用いられ、反応度に関するパラメータの評価精度にも大いに関係する。

(6) 温度反応度係数及びボイド反応度係数は、過渡出力運転時の出力上昇を抑制する負の反応度フィードバック効果を決定づける基本量であり、ピーク出力及び積分出力を予測する上で重

要な因子である。

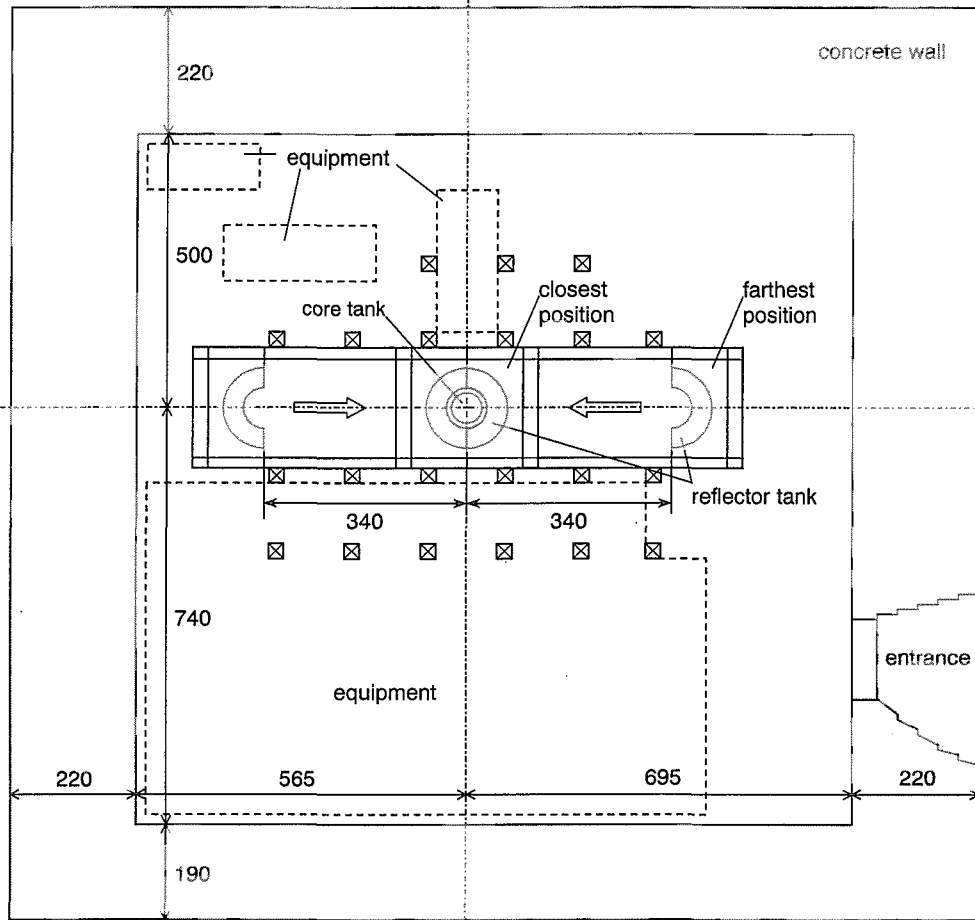
本報告書は、上記 6 項目の評価結果についてまとめたものである。なお、水反射体実験の結果に基づく解析については、実験終了後に、別途報告される予定である。以下では、第 2 章で水反射体実験における炉心構成について、第 3 章で解析方法について、第 4 章で当該炉心体系の定出力運転に関する核特性について、第 5 章で同体系の過渡出力運転に関する核特性について、第 6 章で本報告のまとめについて、それぞれ述べる。



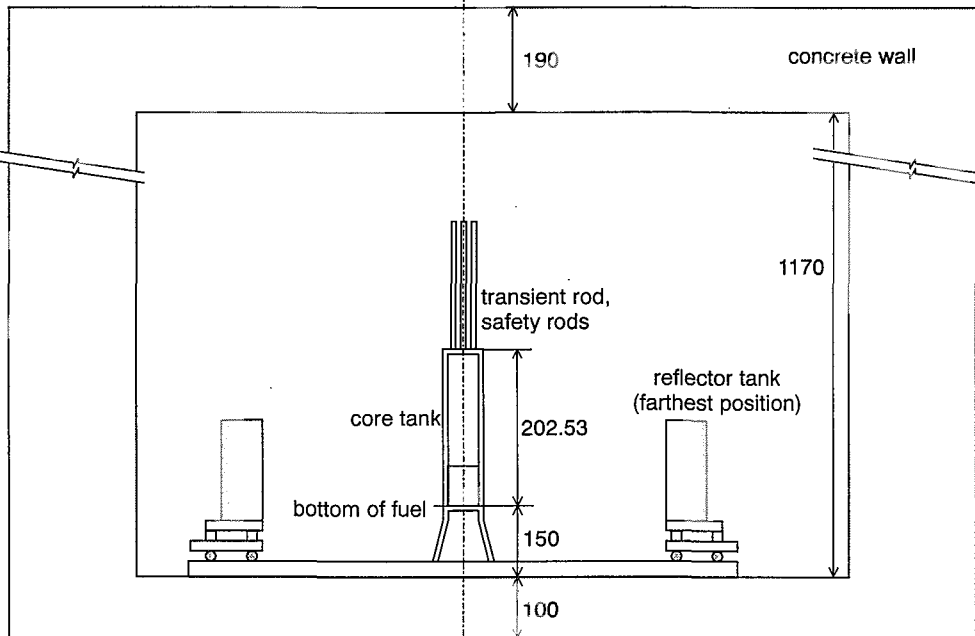
## 2. 炉心構成

水反射体実験では、高さ約 2 m、内径約 7.6 cm 及び外径約 50 cm のステンレス鋼製円環型炉心タンクの円周方向に反射体水槽を付設する。反射体水槽は、板厚 0.5 cm (胴板) 及び 1.5 cm (天板・底板) のステンレス鋼製で、反射体領域の厚さ 50 cm、高さ 150 cm の二分割型円環形状となっている。反射体水槽は、専用架台レールに沿って、炉心タンク表面にほぼ密着した最近接位置 (隙間約 0.68 cm) から 2.5 m 離れた位置まで 25 cm 間隔で配置することができる。水反射体炉心を構成する場合は、給水した反射体水槽を炉心タンク近傍に移動させ、ロックピンで固定する。このロックピンは、TRACY の起動インターロックの検出部として機能するため、運転中に反射体水槽を移動することはできない。一方、炉心タンクに水反射体を付与せず裸体系とする場合は、反射体水槽の水を排出し、最遠位置 (炉心タンク表面から 3.4 m の位置) に移動させ、固定する。反射体水槽の炉室内配置図を図 2.1 に、付設状況を図 2.2 に、それぞれ示す。

反射体水槽の内部には、核計装 (起動系 2 系統、運転系線型系 2 系統及び運転系対数系 2 系統) を装荷するための案内孔のほか、炉心軸方向及び径方向に実験機器用貫通孔が設けられている。反射体水槽内の核計装等設置位置を図 2.3 に示す。



(Horizontal layout)



(Vertical layout)

unit: cm

図 2.1 TRACY 反射体水槽の炉室内配置図.

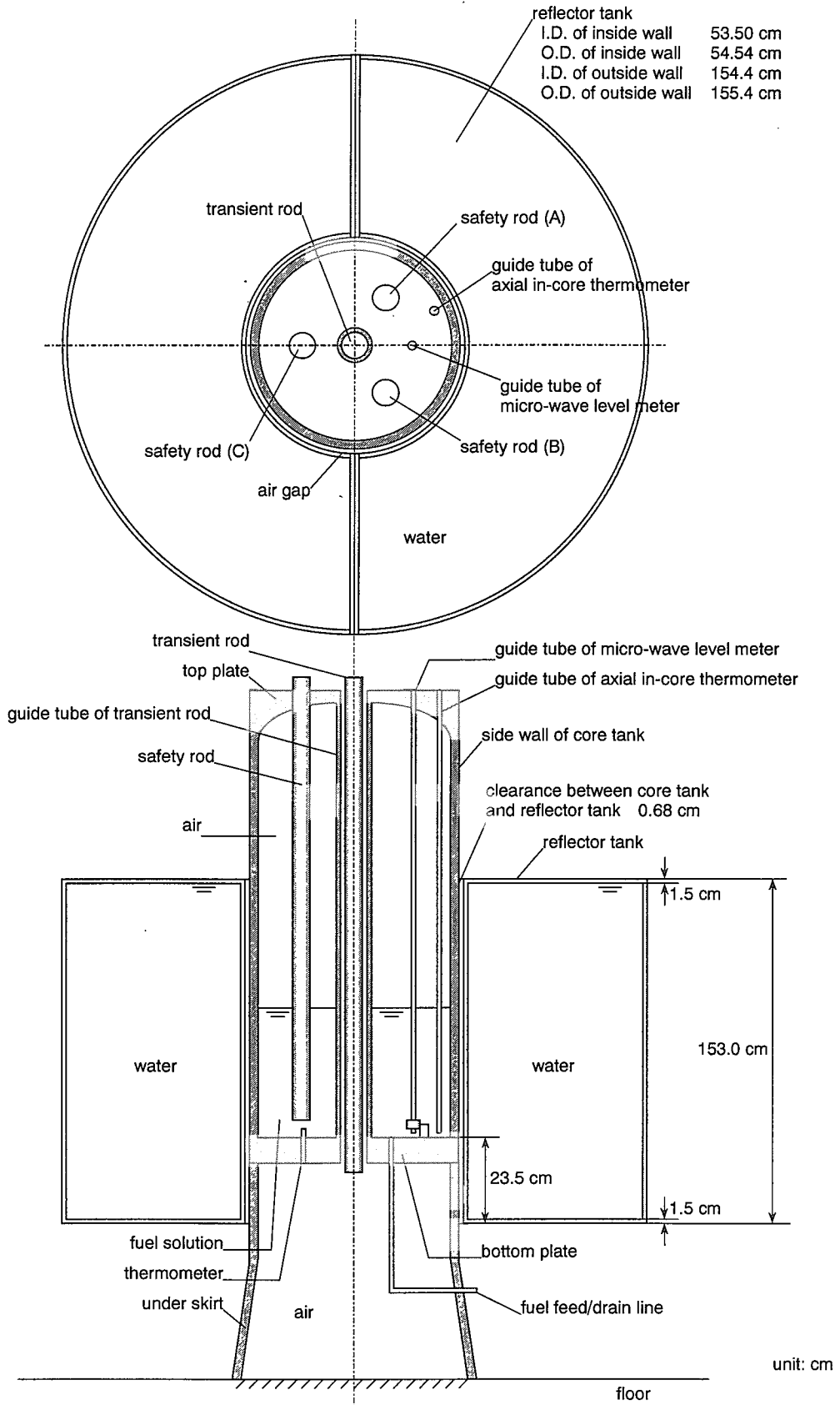


図 2.2 TRACY 反射体水槽の付設状況,  
 (炉心タンク最近接位置) .

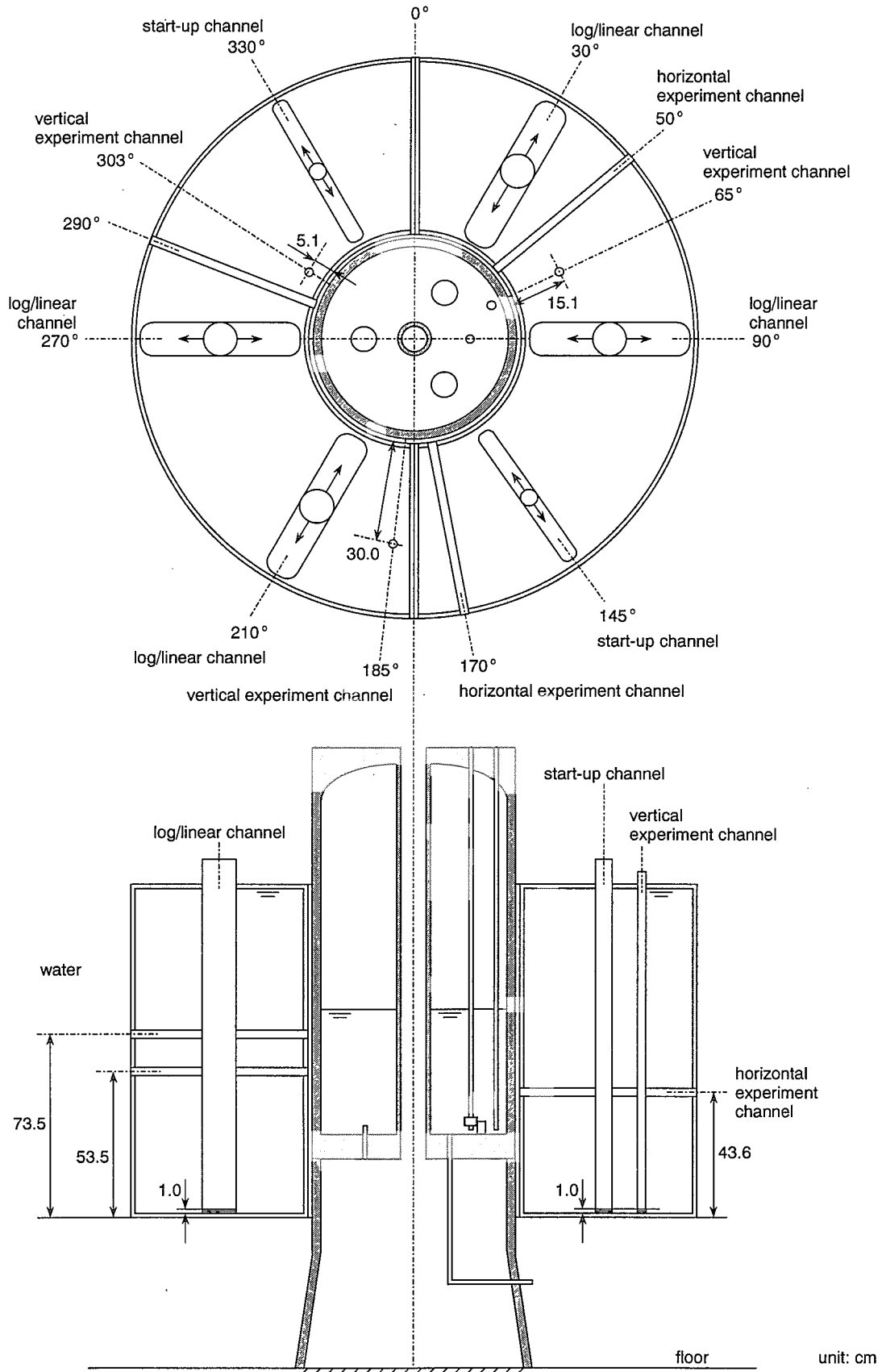


図 2.3 反射体水槽内の核計装等設置位置.

### 3. 解析方法

本章では、解析計算の基本方針について述べる。

#### 3.1 計算コード及び核データ

第1章で述べた評価項目のうち、(1) 臨界液位、(3) 原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージン、(4) 調整トランジェント棒反応度係数については、当該実験体系を正確にモデル化するため、コンビネーション・ジオメトリ機能を有する連続エネルギーモンテカルロコード MVP<sup>(6)</sup> を使用して計算した。一方、(2) 液位反応度係数、(5) 動特性パラメータ、(6) 温度反応度係数及びボイド反応度係数については、液位変化、温度変化等に起因する微小な反応度効果を解析する必要があり、統計誤差を伴うモンテカルロ法では精度よく計算することが困難であるため、決定論的手法に基づく SRAC<sup>(7)</sup> システムの計算モジュール ANISN<sup>(7)</sup> (1次元 Sn 輸送計算) 及び TWOTRAN<sup>(7)</sup> (2次元 Sn 輸送計算) を組み合わせて使用した。なお、MVP 及び SRAC のいずれの計算にも、核データライブラリとして JENDL-3.3<sup>(8)</sup> を用いた。計算フローを図 3.1 に示す。

##### (1) MVP 計算条件

MVP による計算では、JENDL-3.3 に基づくポイントワイズ断面積ファイルを使用した。また、追跡粒子のヒストリー数は、1 計算当たり 500 万 (25,000 個×250 バッチ、うち初期の 50 バッチをスキップ。) とした。

幾何形状のモデル化に当たっては、炉心タンクのほか、同タンク内装機器 (炉心温度計、マイクロ波液位計導波管、炉心軸方向温度計被覆管)、反射体水槽、調整トランジェント棒及び安全棒を考慮した。ただし、炉心タンク外の構造材 (炉心タンク下部サポート、同フランジ部、同上部付設機器、中性子源案内管、炉室内機器・配管類及びそれらのサポート架台)、反射体水槽内挿機器及び架台駆動部、並びに炉室コンクリート壁については、その影響が小さいので省略した。MVP の計算モデルを、炉心全体について図 3.2 に、調整トランジェント棒及び安全棒について図 3.3 に、炉心タンク内装機器について図 3.4 に、それぞれ示す。

##### (2) SRAC 計算条件

SRAC による計算では、JENDL-3.3 に基づく 107 群パブリック断面積ファイルを用いた。均質化縮約断面積の作成には、まず、ANISN による 1 次元円柱体系 107 群輸送計算 (ルジャンドル展開係数 1 次、角度分点 8、高さ方向の中性子の洩れはバックリングで補正) を行い、断面積を 17 群 (高速中性子 10 群、熱中性子 7 群) に縮約した。SRAC の中性子エネルギー群構造を表 3.1 に示す。

続いて、この 17 群縮約断面積を用いて、TWOTRAN による 2 次元円柱体系輸送計算 (ルジャンドル展開係数 1 次、角度分点 8) を行った。なお、TWOTRAN による全炉心計算では、炉心タンク内装機器並びに燃料液位より上部を省略した。

SRAC の計算モデルを、ANISN による断面積縮約計算について図 3.5 に、TWOTRAN による全炉心計算について図 3.6 にそれぞれ示す。

### 3.2 原子個数密度

燃料溶液を除く炉心構造材の原子個数密度は、材料検査時の実測値に基づき算出した。一方、燃料溶液の原子個数密度の算出に当たっては、燃料溶液の密度を、桜井らによって報告された密度式<sup>(9)</sup>により求めた。

断面積の温度指定に関しては、第 1 章で述べた (1) 臨界液位、(2) 液位反応度係数、(3) 原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージン、(4) 調整トランジェント棒反応度係数、(5) 動特性パラメータの計算では、燃料溶液及び炉心構造材の温度を、TRACY 炉室内の平均温度である 25 °C に設定した。一方、(6) 温度反応度係数の計算では、燃料溶液を除く炉心構造材の温度を 25 °C に固定したままで、燃料溶液の温度を最大 100 °C まで一様に変化させた。ただし、その変化に際しては、燃料溶液の蒸発等の効果は考慮されていない。また、同じく (6) ボイド反応度係数の計算では、燃料溶液の 25 °C における総量を保存した上で、燃料溶液の体積を最大 20 vol% まで一様に膨張させた。ただし、その変化に際しては、ボイド発生に伴う燃料溶液の飛散等の効果は考慮されていない。

解析計算において設定した燃料溶液条件並びに計算で用いた燃料溶液及び炉心構造材の原子個数密度については、付録 1 にまとめた。

表 3.1 SRAC 中性子エネルギー群構造,

(a) Fast neutron energy group structure.

public group	energy (eV)		collapsed group
	upper	lower	
1	1.0000E+07	7.7880E+06	1
2	7.7880E+06	6.0653E+06	
3	6.0653E+06	4.7237E+06	
4	4.7237E+06	3.6788E+06	2
5	3.6788E+06	2.8651E+06	
6	2.8651E+06	2.2313E+06	
7	2.2313E+06	1.7377E+06	
8	1.7377E+06	1.3534E+06	3
9	1.3534E+06	1.0540E+06	
10	1.0540E+06	8.2085E+05	4
11	8.2085E+05	6.3928E+05	
12	6.3928E+05	4.9787E+05	
13	4.9787E+05	3.8774E+05	5
14	3.8774E+05	3.0197E+05	
15	3.0197E+05	2.3518E+05	
16	2.3518E+05	1.8316E+05	6
17	1.8316E+05	1.4264E+05	
18	1.4264E+05	1.1109E+05	
19	1.1109E+05	8.6517E+04	7
20	8.6517E+04	6.7380E+04	
21	6.7380E+04	5.2475E+04	
22	5.2475E+04	4.0868E+04	
23	4.0868E+04	3.1828E+04	
24	3.1828E+04	2.4788E+04	
25	2.4788E+04	1.9305E+04	
26	1.9305E+04	1.5034E+04	8
27	1.5034E+04	1.1709E+04	
28	1.1709E+04	9.1188E+03	
29	9.1188E+03	7.1017E+03	
30	7.1017E+03	5.5308E+03	
31	5.5308E+03	4.3074E+03	
32	4.3074E+03	3.3546E+03	
33	3.3546E+03	2.6126E+03	
34	2.6126E+03	2.0347E+03	
35	2.0347E+03	1.5846E+03	
36	1.5846E+03	1.2341E+03	9
37	1.2341E+03	9.6112E+02	
38	9.6112E+02	7.4852E+02	
39	7.4852E+02	5.8295E+02	
40	5.8295E+02	4.5400E+02	
41	4.5400E+02	3.5358E+02	
42	3.5358E+02	2.7536E+02	
43	2.7536E+02	2.1445E+02	
44	2.1445E+02	1.6702E+02	
45	1.6702E+02	1.3007E+02	
46	1.3007E+02	1.0130E+02	
47	1.0130E+02	7.8893E+01	
48	7.8893E+01	6.1442E+01	
49	6.1442E+01	4.7851E+01	10
50	4.7851E+01	3.7266E+01	
51	3.7266E+01	2.9023E+01	
52	2.9023E+01	2.2603E+01	
53	2.2603E+01	1.7604E+01	
54	1.7604E+01	1.3710E+01	
55	1.3710E+01	1.0677E+01	
56	1.0677E+01	8.3153E+00	
57	8.3153E+00	6.4759E+00	
58	6.4759E+00	5.0435E+00	
59	5.0435E+00	3.9279E+00	
60	3.9279E+00	3.0590E+00	
61	3.0590E+00	2.3824E+00	

(b) Thermal neutron energy group structure.

public group	energy (eV)		collapsed group
	upper	lower	
62	2.3824E+00	1.8554E+00	11
63	1.8554E+00	1.6374E+00	
64	1.6374E+00	1.4450E+00	
65	1.4450E+00	1.2752E+00	
66	1.2752E+00	1.1254E+00	
67	1.1254E+00	9.9312E-01	12
68	9.9312E-01	8.7642E-01	
69	8.7642E-01	7.7344E-01	
70	7.7344E-01	6.8256E-01	
71	6.8256E-01	6.0236E-01	
72	6.0236E-01	5.3158E-01	13
73	5.3158E-01	4.6912E-01	
74	4.6912E-01	4.1399E-01	
75	4.1399E-01	3.8926E-01	
76	3.8926E-01	3.6528E-01	
77	3.6528E-01	3.4206E-01	14
78	3.4206E-01	3.1961E-01	
79	3.1961E-01	2.9792E-01	
80	2.9792E-01	2.7699E-01	
81	2.7699E-01	2.5683E-01	
82	2.5683E-01	2.3742E-01	15
83	2.3742E-01	2.1878E-01	
84	2.1878E-01	2.0090E-01	
85	2.0090E-01	1.8378E-01	
86	1.8378E-01	1.6743E-01	
87	1.6743E-01	1.5183E-01	16
88	1.5183E-01	1.3700E-01	
89	1.3700E-01	1.2293E-01	
90	1.2293E-01	1.0963E-01	
91	1.0963E-01	9.7080E-02	
92	9.7080E-02	8.5397E-02	17
93	8.5397E-02	7.4276E-02	
94	7.4276E-02	6.4017E-02	
95	6.4017E-02	5.4520E-02	
96	5.4520E-02	4.5785E-02	
97	4.5785E-02	3.7813E-02	17
98	3.7813E-02	3.0602E-02	
99	3.0602E-02	2.4154E-02	
100	2.4154E-02	1.8467E-02	
101	1.8467E-02	1.3543E-02	
102	1.3543E-02	9.3805E-03	
103	9.3805E-03	5.9804E-03	
104	5.9804E-03	3.3423E-03	
105	3.3423E-03	1.4663E-03	
106	1.4663E-03	3.5238E-04	
107	3.5238E-04	1.0000E-05	

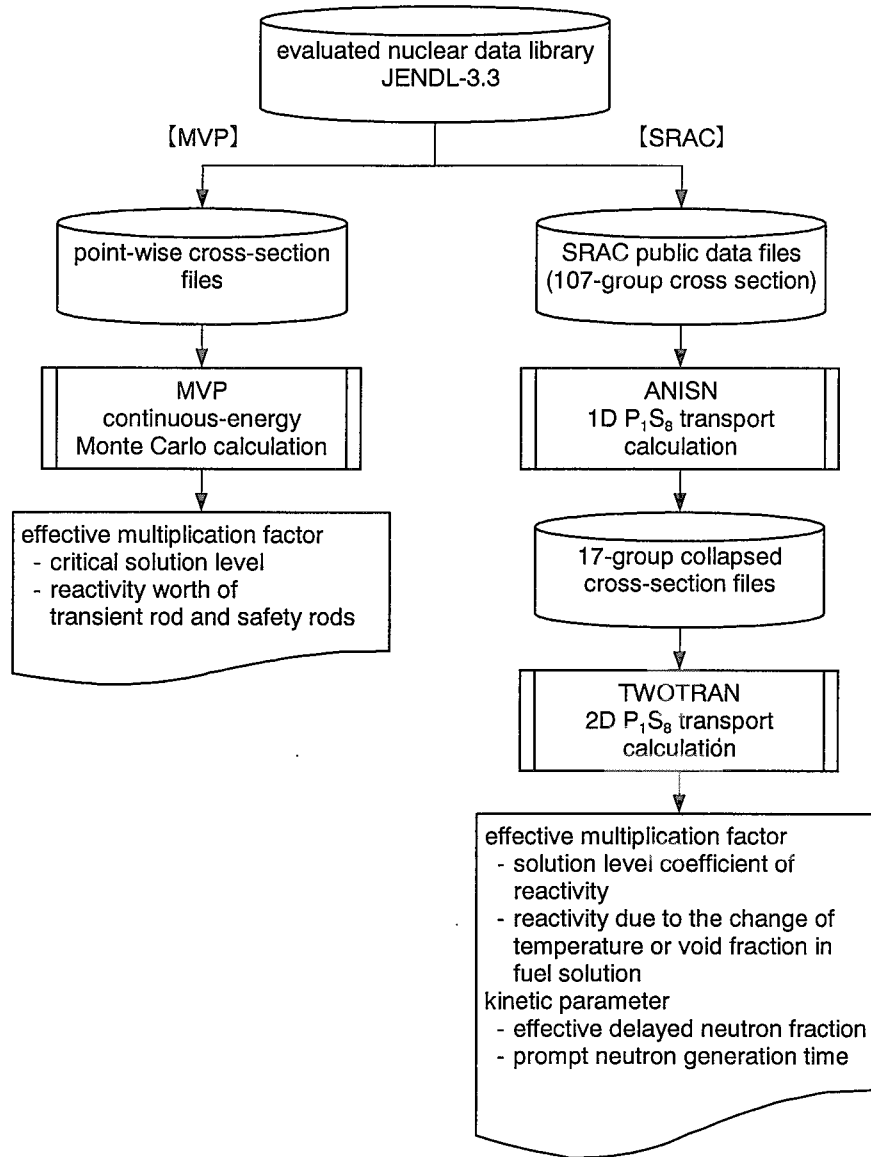


図 3.1 計算フロー.



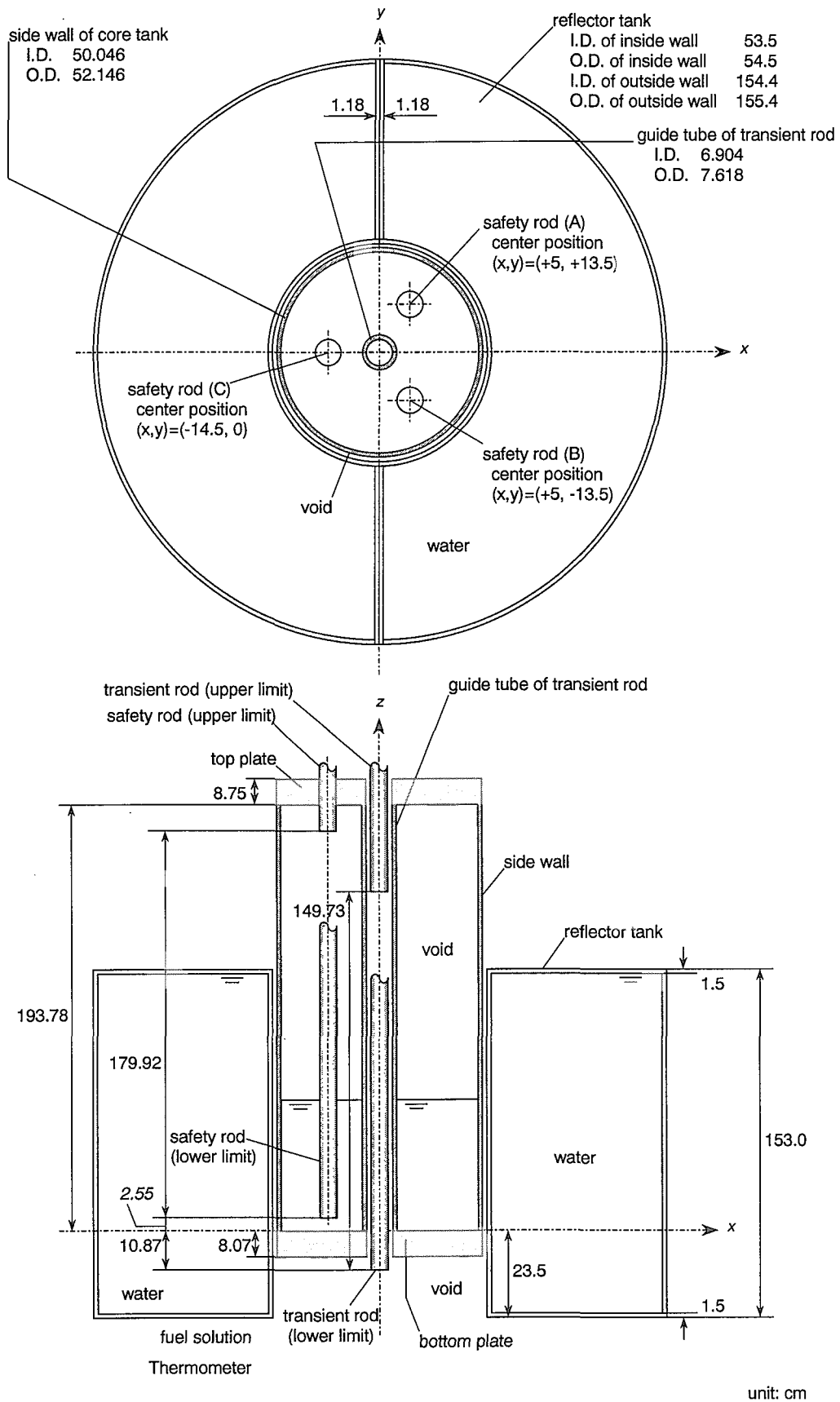
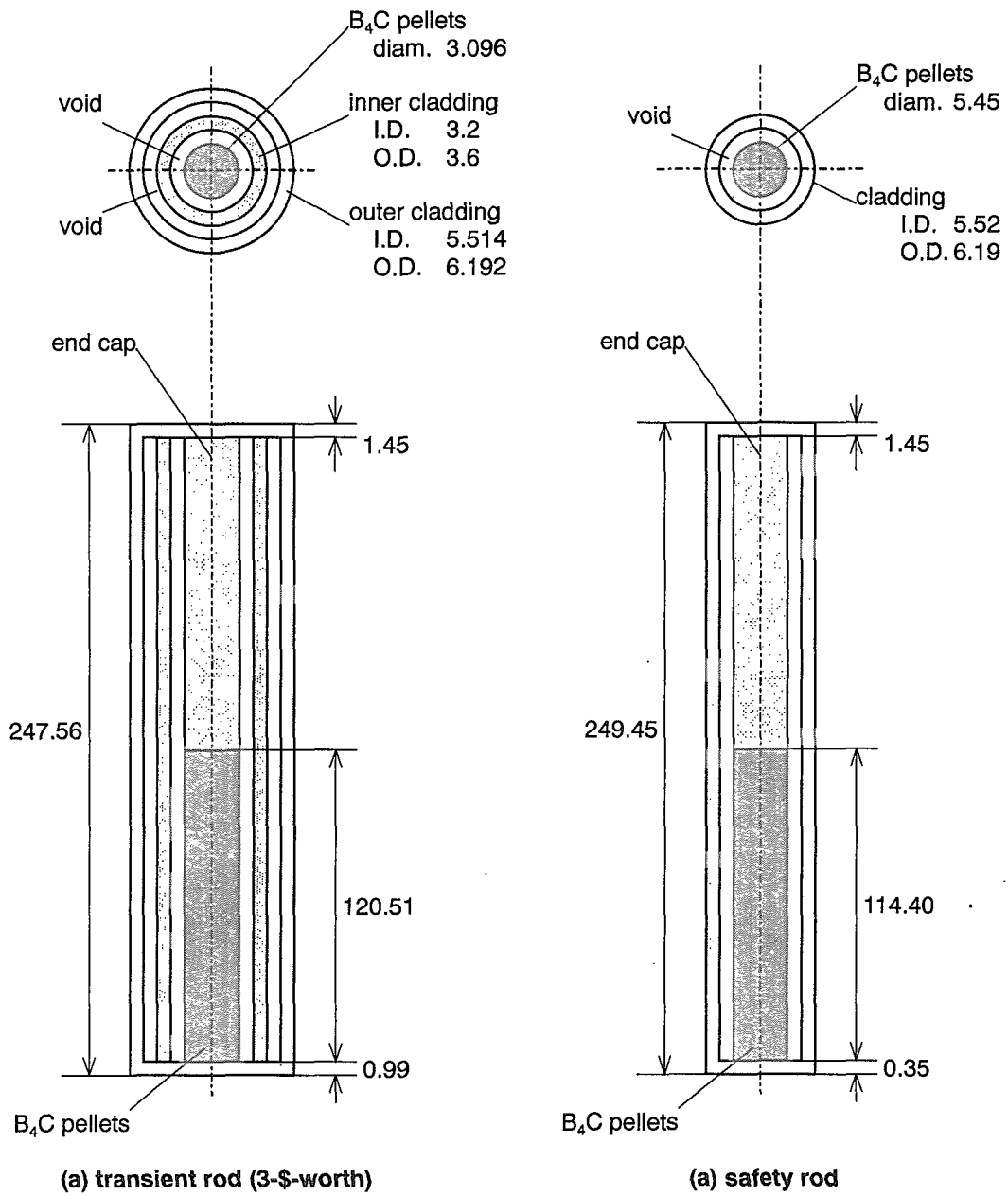


図 3.2 MVP 計算モデル (炉心全体) .



unit: cm

図 3.3 MVP 計算モデル,  
 (a) 調整トランジェント棒及び (b) 安全棒.

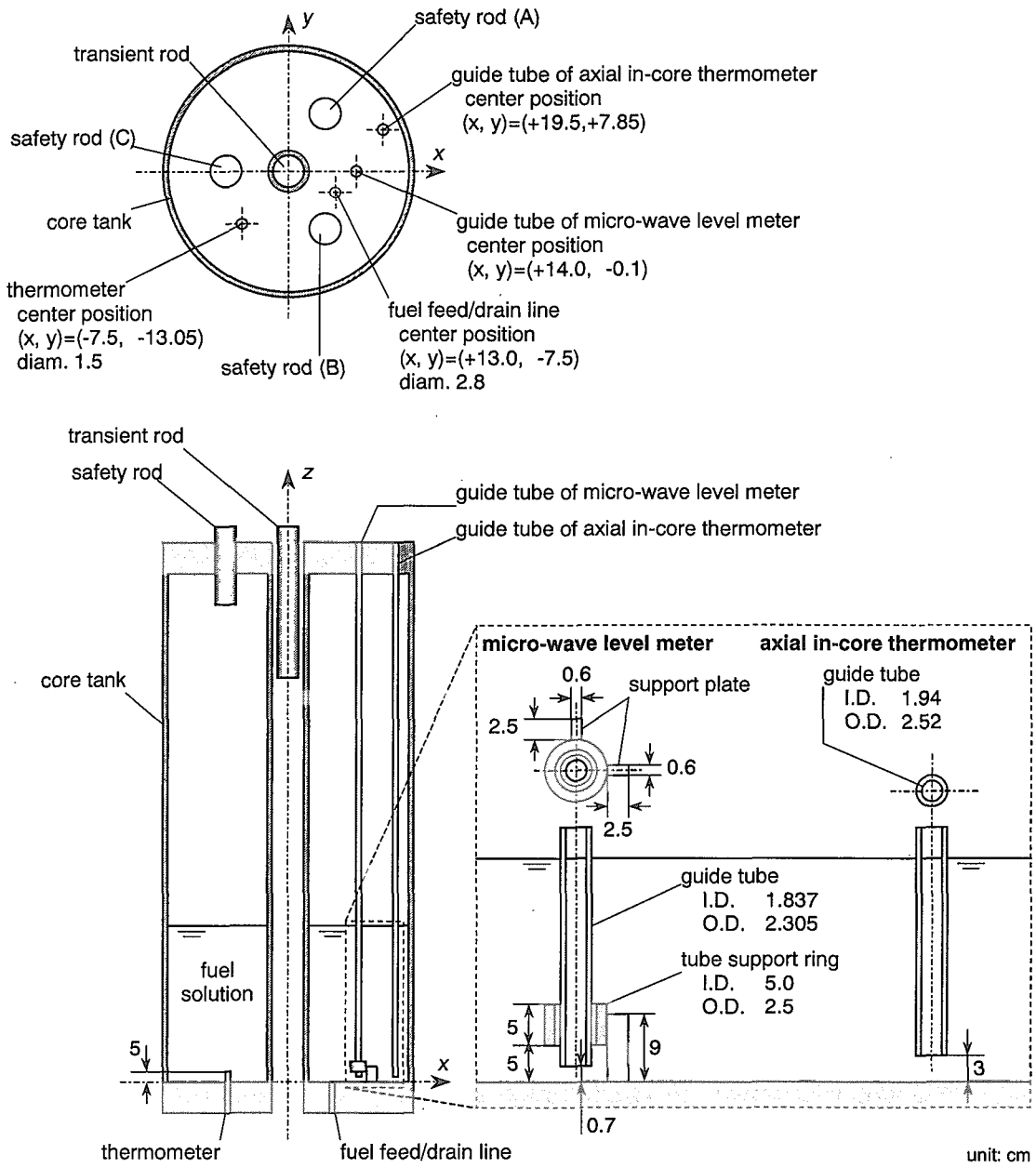
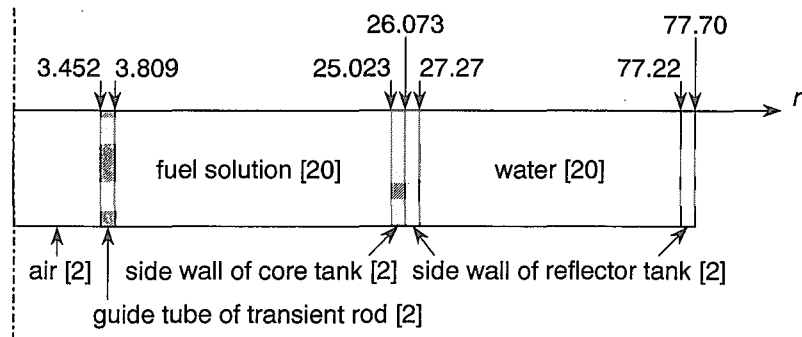
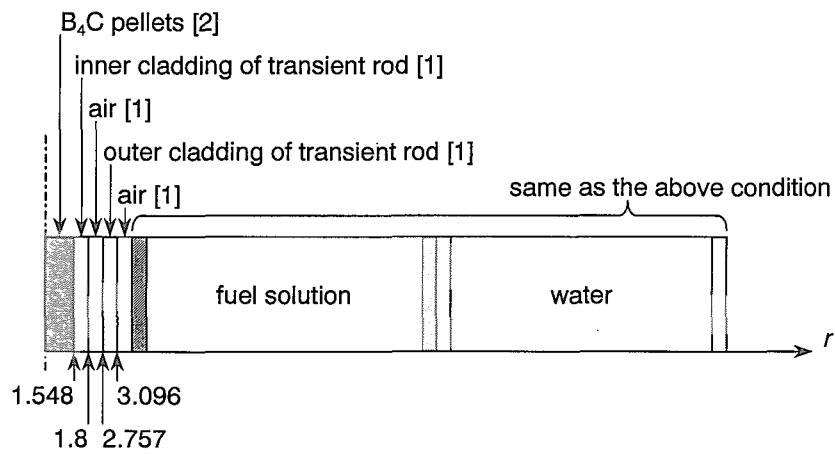


図 3.4 MVP 計算モデル (炉心タンク内装機器) .



(a) transient rod withdrawn

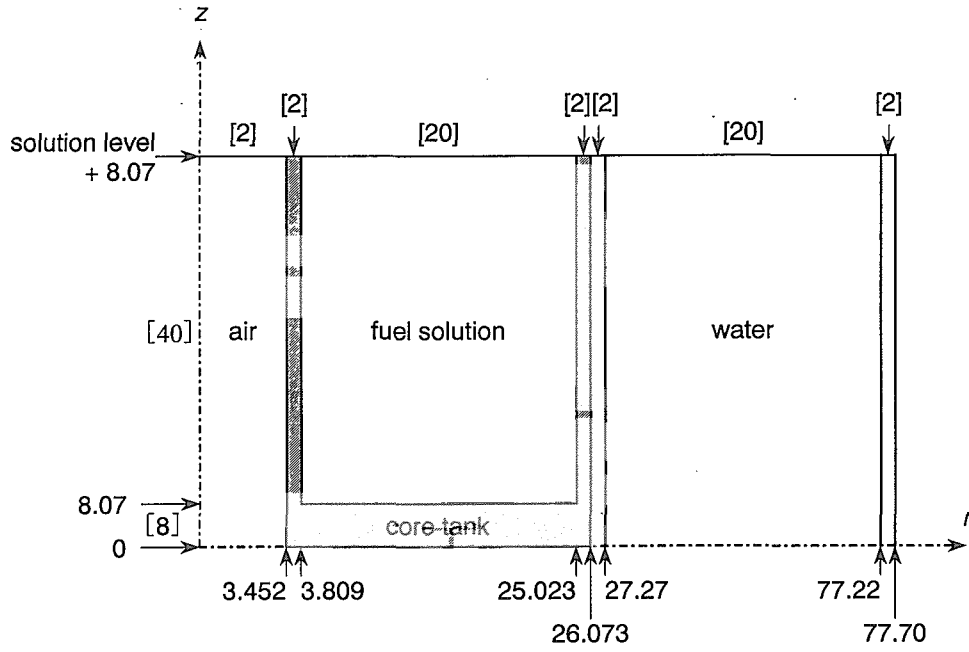


(b) transient rod inserted

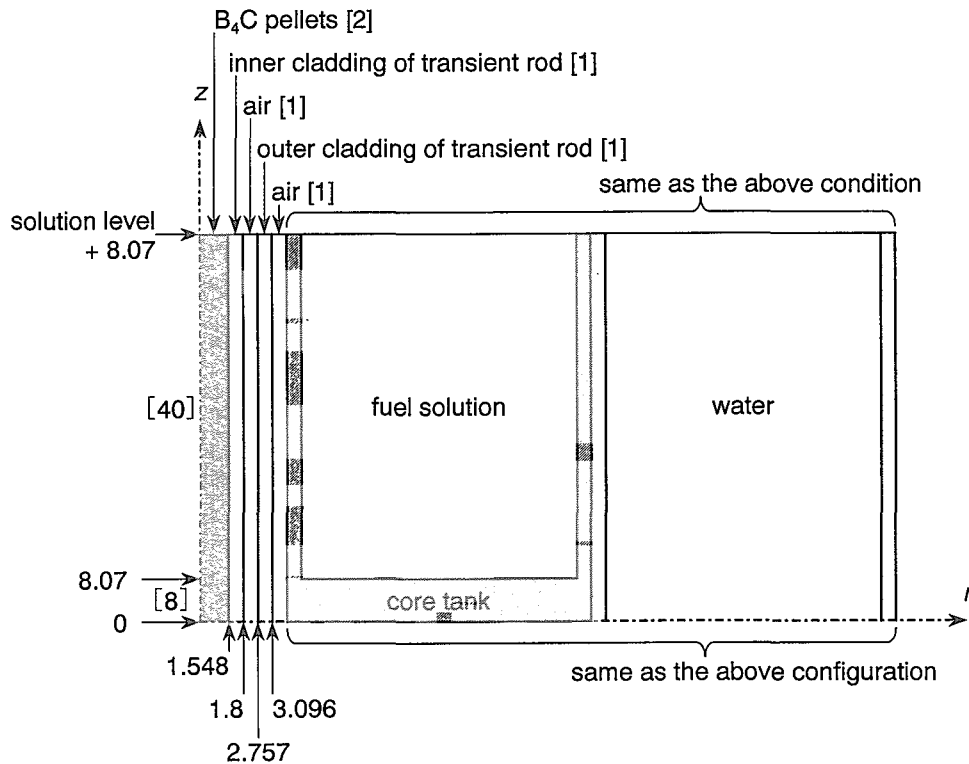
unit: cm

[ ] indicates the number of fine mesh in region.

図 3.5 SRAC 計算モデル (ANISN による断面積縮約計算, 1次元円柱体系),  
(a) 調整トランジェント棒引抜時及び (b) 同挿入時.



(a) transient rod withdrawn



(b) transient rod inserted

unit: cm

[ ] indicates the number of fine mesh in region.

図 3.6 SRAC 計算モデル (TWOTRAN による全炉心計算, 2次元円柱体系).  
(a) 調整トランジェント棒引抜時及び (b) 同挿入時.

## 4. 定出力運転に関する核特性

本章では、水反射体系における定出力運転時の核特性に関し、第 4.1 節で臨界液位について、第 4.2 節で液位反応度係数について、第 4.3 節で原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージンについて、それぞれ述べる。また、計算結果の詳細については、付録 2 にまとめたので、適宜参照されたい。

### 4.1 臨界液位

調整トランジェント棒引抜時又は挿入時において、ウラン濃度、遊離硝酸濃度又は燃料液位を変化させて中性子実効増倍率を計算し、臨界条件をサーチした。このとき、MVP 及び JENDL-3.3 の組み合わせによる解析計算において、臨界とみなす中性子実効増倍率の計算値バイアス 1.0018<sup>(10)</sup> を考慮した。水反射体系における臨界液位の評価結果を表 4.1 に示す。

計算されていないウラン濃度及び遊離硝酸濃度における臨界液位を補間するため、非線形回帰分析により、臨界液位の簡易推定式を次のとおり得た。

$$H_c = \begin{cases} \frac{5634.3}{\sqrt{U^2 - 20.370U \cdot N - 248.85U - 1.3894N - 2.4487}} + 17.361 \\ \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒引抜時)} \\ \\ \frac{6330.7}{\sqrt{U^2 - 15.625U \cdot N - 271.56U - 5.6350N - 4.6387}} + 17.007 \\ \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒挿入時)} \end{cases}, \quad \dots (1)$$

ただし、

- $H_c$  : 臨界液位 (cm)  
 $U$  : 燃料溶液のウラン濃度 [300~430 gU/l] (gU/l)  
 $N$  : 燃料溶液の遊離硝酸濃度 [0~1 mol/l] (mol/l)

である。水反射体系におけるウラン濃度と臨界液位の関係を図 4.1 に示す。同図には、TRACY における臨界液位の許容範囲 (40~100 cm) も示してある。また、図中の実線及び破線は、

(1) 式を図示したものである。なお、この簡易推定式は、臨界近接操作における臨界液位初期設定値の推定を目的としており、その補間精度は、調整トランジェント棒引抜時において最大 2.5 % 程度、同挿入時において最大 3.5 % 程度である。

図 4.1 から、今回評価したウラン濃度及び遊離硝酸濃度の範囲では、臨界液位は、ウラン濃度が増加するにつれて減少することが分かる。これは、燃料対減速材比 (H/U 比) に基づく中性子減速能が過減速領域にあることを示している。一方、遊離硝酸濃度の増加に対しては、臨界液位は単調増加である。これは、燃料溶液中の  $^{14}\text{N}$  による中性子吸収が増加することによるものである。また、同図から、臨界液位の許容範囲 (40~100 cm) を満足するためには、ウラン濃度をおよそ 310~400 gU/l の範囲に調整しなければならないことが分かる。

次に、水反射体の有無による臨界液位の差から、水反射体が炉心に与える反応度効果について考察する。同一燃料条件下（ウラン濃度約 370～430 gU/l、遊離硝酸濃度 0.66～0.77 mol/l）における、水反射体の有無による臨界液位の比較を表 4.2 に示す。同表によると、裸体系の臨界液位に対する水反射体系の臨界液位の比は、調整トランジェント棒引抜時で  $0.85 \pm 0.01$  程度、同棒挿入時で  $0.78 \pm 0.02$  程度である。これらの液位差は、次節で述べる液位反応度係数を基に反応度値に換算すると、同引抜時で  $3.5 \pm 0.3$  \$ 程度、同挿入時で  $4.1 \pm 0.3$  \$ 程度に、それぞれ相当する。

#### 4.2 液位反応度係数

液位反応度係数は、第 4.1 節で求められた臨界液位、及びその臨界液位から 1 cm 上昇させた臨界超過液位において、それぞれ TWOTRAN により中性子実効増倍率を求め、その反応度差を基に評価した。なお、\$ 単位への換算に当たっては、第 5.2 節で述べる実効遅発中性子割合を用いた。水反射体系における液位反応度係数の評価結果を表 4.3 に示す。

計算された液位反応度係数は、修正 1 群理論に基づく液位反応度係数の近似式

$$\frac{d\rho}{dH} = \frac{C}{(H + \lambda)^3}, \quad \dots (2)$$

ただし、

- $d\rho/dH$  : 液位反応度係数 (\$/mm)
- $C$  : 変換定数 (\$/mm<sup>2</sup>)
- $H$  : 臨界液位 (mm)
- $\lambda$  : 高さ方向外挿距離 (両端を含む。) (mm)

を用いて最小 2 乗フィッティングし、水反射体系における近似式を次のとおり求めた。

$$\frac{d\rho}{dH} = \frac{7.68 \times 10^6}{(H + 97.7)^3}, \quad (\text{水反射体系}) \quad \dots (3)$$

なお、フィッティングに当たっては、調整トランジェント棒の挿入時及び引抜時の液位反応度係数は (2) 式で表される同一曲線上に乗るため、同棒の挿入状態を区別していない。

臨界液位と液位反応度係数の関係を図 4.2 に示す。なお、図中の実線は (3) 式を、また破線は、裸体系における液位反応度係数の近似式<sup>(2)</sup>

$$\frac{d\rho}{dH} = \frac{7.67 \times 10^6}{(H + 102)^3}, \quad (\text{裸体系}) \quad \dots (4)$$

を、それぞれ図示したものである。

(3) 式及び (4) 式から、液位反応度係数の水反射体系と裸体系との差は、臨界液位の許容範囲内 (40～100 cm) で、1～3 % 程度と小さいことが分かる。このことから、炉心タンクの径方

向に設置される反射体水槽が炉心軸方向中性子束分布に与える影響は、十分小さいものと推察される。

#### 4.3 原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージン

原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージンは、第 4.1 節で得られた臨界条件下において、安全棒等の未挿入及び挿入状態の中性子実効増倍率から反応度値を求め、それを基に中性子実効増倍率に換算した。なお、安全棒の挿入に伴う燃料液位の変位量については、燃料溶液の総量を保存するように考慮した。水反射体系における原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージンの評価結果を表 4.4 に示す。また、ウラン濃度との関係を、原子炉停止余裕について図 4.3 に、ワンロードスタックマージンについて図 4.4 に、それぞれ示す。なお、3 標準偏差を示す誤差棒は、図示された記号に含まれるため省略してある。

図 4.3 及び図 4.4 から、原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージンとも、ウラン濃度及び遊離硝酸濃度に対する依存度は小さいことが分かる。また、表 4.4 から、原子炉停止余裕については、安全基準値である中性子実効増倍率 0.985 以下に対し、調整トランジェント棒引抜時において 0.90 以下、同挿入時において 0.91 以下、また、ワンロードスタックマージンについては、安全基準値 0.995 以下に対し、調整トランジェント棒引抜時において 0.94 以下、同挿入時において 0.96 以下と、当該実験で予想されるすべての燃料条件下において、十分な裕度を有していることが確認された。



表 4.1 臨界液位の評価結果

uranium concentration (gU/ℓ)	free nitric acid molarity (mol/ℓ)	solution temperature (°C)	critical solution level <sup>a)</sup> (cm)
393.94	0.0	25	40.00
			44.40
350.00	0.0	25	46.47
			53.45
330.00	0.0	25	51.15
			61.18
300.00	0.0	25	63.11
			85.18
409.19	0.5	25	40.00
			44.37
400.00	0.5	25	41.05
			45.46
350.00	0.5	25	48.73
			57.15
300.00	0.5	25	68.98
			99.23
427.87	1.0	25	40.00
			44.22
400.00	1.0	25	42.69
			48.14
350.00	1.0	25	51.35
			61.51
300.00	1.0	25	75.53
			118.58

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.

表 4.2 水反射体の有無による臨界液位の比較

run number	uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	critical solution level <sup>a)</sup> (cm)		
				bare <sup>b)</sup>	water <sup>c)</sup>	water/bare
62	421.9	0.77	25.7	46.073	39.23	0.85
				54.063	43.22	0.80
64	430.0	0.76	25.5	45.306	38.47	0.85
				52.847	42.23	0.80
66	404.7	0.75	25.6	48.491	40.98	0.85
				57.963	45.57	0.79
76	396.2	0.74	25.3	49.626	41.97	0.85
				59.897	46.92	0.78
90	390.3	0.71	25.7	50.553	42.67	0.84
				61.521	47.90	0.78
105	399.0	0.71	25.2	49.084	41.58	0.85
				59.035	46.39	0.79
130	372.7	0.66	26.1	53.813	45.14	0.84
				67.460	51.42	0.76

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.

b) measurements. <sup>(2)</sup>

c) calculated through Eq. (1).

表 4.3 液位反応度係数の評価結果

uranium concentration (gU/ℓ)	free nitric acid molarity (mol/ℓ)	solution temperature (°C)	solution level <sup>a)</sup> (cm)	dρ/dH <sup>a)</sup> (cent/mm)
393.94	0.0	25	40.00	6.210
			44.40	4.674
350.00	0.0	25	46.47	4.369
			53.45	2.968
330.00	0.0	25	51.15	3.464
			61.18	2.108
300.00	0.0	25	63.11	2.039
			85.18	0.881
409.19	0.5	25	40.00	6.257
			44.37	4.724
400.00	0.5	25	41.05	5.887
			45.46	4.457
350.00	0.5	25	48.73	3.924
			57.15	2.527
300.00	0.5	25	68.98	1.638
			99.23	0.542
427.87	1.0	25	40.00	6.303
			44.22	4.805
400.00	1.0	25	42.69	5.417
			48.14	3.907
350.00	1.0	25	51.35	3.482
			61.51	2.132
300.00	1.0	25	75.53	1.276
			118.58	(0.016) <sup>b)</sup>

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.

b) excluded from the fitting process to obtain Eq. (3).

表 4.4 原子炉停止余裕及びワンロッドスタックマージンの評価結果.

(a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.

uranium concentration (gU/l)	transient rod	solution level before rods insertion (cm)	case	shutdown $k_{\text{eff}}$	
				mean	$3 \times \text{sd}^{\text{a}}$
393.94	withdrawn	40.00	all rods inserted	0.892	0.001
			transient rod stuck	0.911	0.002
			safety rod A stuck	0.936	0.002
			safety rod B stuck	0.937	0.002
			safety rod C stuck	0.934	0.002
	inserted	44.40	all rods inserted	0.908	0.002
			safety rod A stuck	0.951	0.002
			safety rod B stuck	0.951	0.002
350.00	withdrawn	46.47	all rods inserted	0.888	0.001
			transient rod stuck	0.909	0.001
			safety rod A stuck	0.933	0.002
			safety rod B stuck	0.933	0.002
			safety rod C stuck	0.931	0.002
	inserted	53.45	all rods inserted	0.904	0.002
			safety rod A stuck	0.949	0.002
			safety rod B stuck	0.950	0.002
330.00	withdrawn	51.15	all rods inserted	0.886	0.002
			transient rod stuck	0.906	0.002
			safety rod A stuck	0.932	0.002
			safety rod B stuck	0.932	0.002
			safety rod C stuck	0.929	0.002
	inserted	61.18	all rods inserted	0.902	0.001
			safety rod A stuck	0.948	0.002
			safety rod B stuck	0.949	0.002
300.00	withdrawn	63.11	all rods inserted	0.882	0.001
			transient rod stuck	0.903	0.001
			safety rod A stuck	0.928	0.001
			safety rod B stuck	0.928	0.001
			safety rod C stuck	0.925	0.002
	inserted	85.18	all rods inserted	0.900	0.001
			safety rod A stuck	0.946	0.001
			safety rod B stuck	0.948	0.002
			safety rod C stuck	0.943	0.001

a) sd: standard deviation.

表 4.4 続き.  
(b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.

uranium concentration (gU/l)	transient rod	solution level before rods insertion (cm)	case	shutdown $k_{eff}$	
				mean	$3 \times sd$ <sup>a)</sup>
409.19	withdrawn	40.00	all rods inserted	0.892	0.002
			transient rod stuck	0.910	0.002
			safety rod A stuck	0.934	0.002
			safety rod B stuck	0.935	0.002
			safety rod C stuck	0.934	0.002
	inserted	44.37	all rods inserted	0.906	0.001
			safety rod A stuck	0.950	0.002
			safety rod B stuck	0.951	0.002
400.00	withdrawn	41.05	all rods inserted	0.891	0.002
			transient rod stuck	0.910	0.002
			safety rod A stuck	0.935	0.002
			safety rod B stuck	0.935	0.002
			safety rod C stuck	0.933	0.002
	inserted	45.46	all rods inserted	0.905	0.001
			safety rod A stuck	0.949	0.002
			safety rod B stuck	0.950	0.002
350.00	withdrawn	48.73	all rods inserted	0.887	0.001
			transient rod stuck	0.907	0.002
			safety rod A stuck	0.932	0.002
			safety rod B stuck	0.931	0.002
			safety rod C stuck	0.930	0.002
	inserted	57.15	all rods inserted	0.903	0.002
			safety rod A stuck	0.948	0.002
			safety rod B stuck	0.950	0.002
300.00	withdrawn	68.98	all rods inserted	0.881	0.001
			transient rod stuck	0.903	0.001
			safety rod A stuck	0.926	0.001
			safety rod B stuck	0.927	0.002
			safety rod C stuck	0.924	0.002
	inserted	99.23	all rods inserted	0.898	0.001
			safety rod A stuck	0.945	0.002
			safety rod B stuck	0.947	0.001
			safety rod C stuck	0.943	0.001

a) sd: standard deviation.

表 4.4 続き.  
(c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

uranium concentration (gU/l)	transient rod	solution level before rods insertion (cm)	case	shutdown $k_{\text{eff}}$	
				mean	$3 \times \text{sd}^{\text{a}}$
427.87	withdrawn	40.00	all rods inserted	0.893	0.002
			transient rod stuck	0.911	0.001
			safety rod A stuck	0.935	0.001
			safety rod B stuck	0.935	0.002
			safety rod C stuck	0.934	0.002
	inserted	44.22	all rods inserted	0.907	0.002
			safety rod A stuck	0.950	0.002
			safety rod B stuck	0.950	0.002
400.00	withdrawn	42.69	all rods inserted	0.890	0.001
			transient rod stuck	0.910	0.002
			safety rod A stuck	0.933	0.001
			safety rod B stuck	0.934	0.001
			safety rod C stuck	0.931	0.002
	inserted	48.14	all rods inserted	0.906	0.001
			safety rod A stuck	0.951	0.002
			safety rod B stuck	0.950	0.002
350.00	withdrawn	51.35	all rods inserted	0.885	0.002
			transient rod stuck	0.907	0.001
			safety rod A stuck	0.930	0.002
			safety rod B stuck	0.931	0.002
			safety rod C stuck	0.927	0.002
	inserted	61.51	all rods inserted	0.903	0.001
			safety rod A stuck	0.947	0.002
			safety rod B stuck	0.948	0.002
300.00	withdrawn	75.53	all rods inserted	0.880	0.001
			transient rod stuck	0.902	0.001
			safety rod A stuck	0.926	0.001
			safety rod B stuck	0.926	0.001
			safety rod C stuck	0.923	0.001
	inserted	118.58	all rods inserted	0.898	0.001
			safety rod A stuck	0.945	0.001
			safety rod B stuck	0.946	0.001
			safety rod C stuck	0.942	0.001

a) sd: standard deviation.

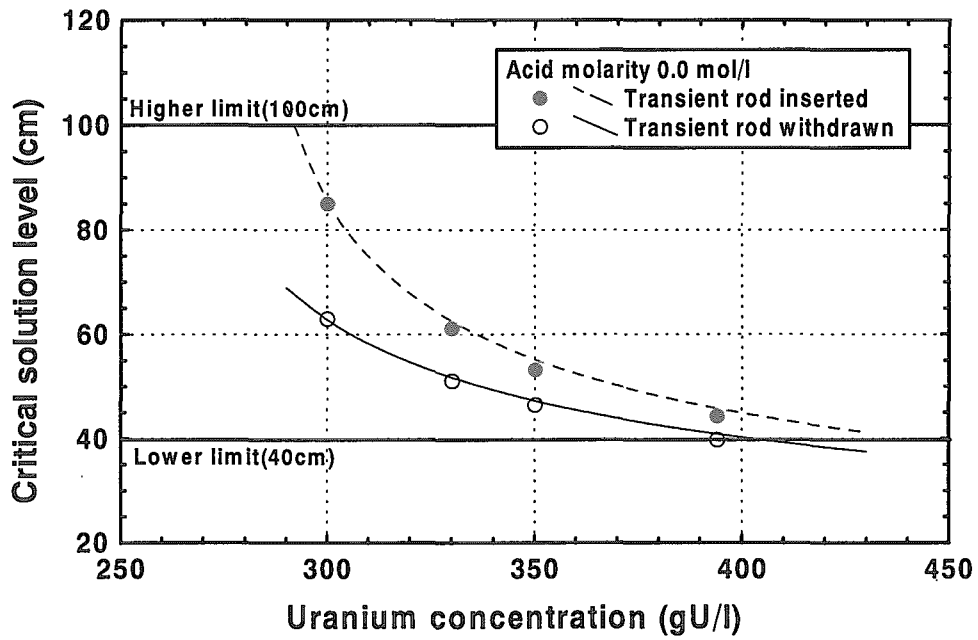


図 4.1 ウラン濃度と臨界液位の関係. (a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.

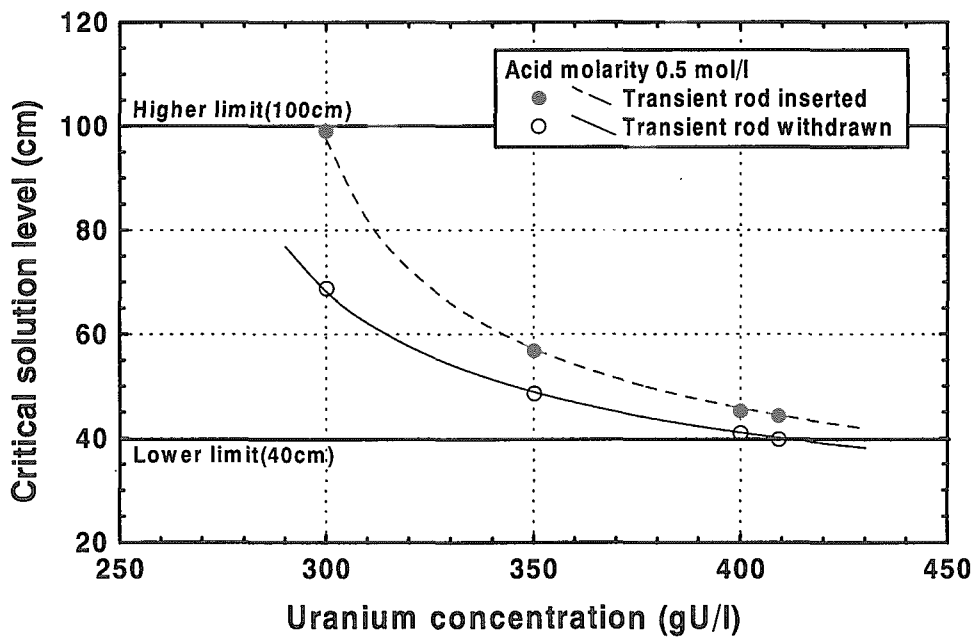


図 4.1 (続き). (b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.

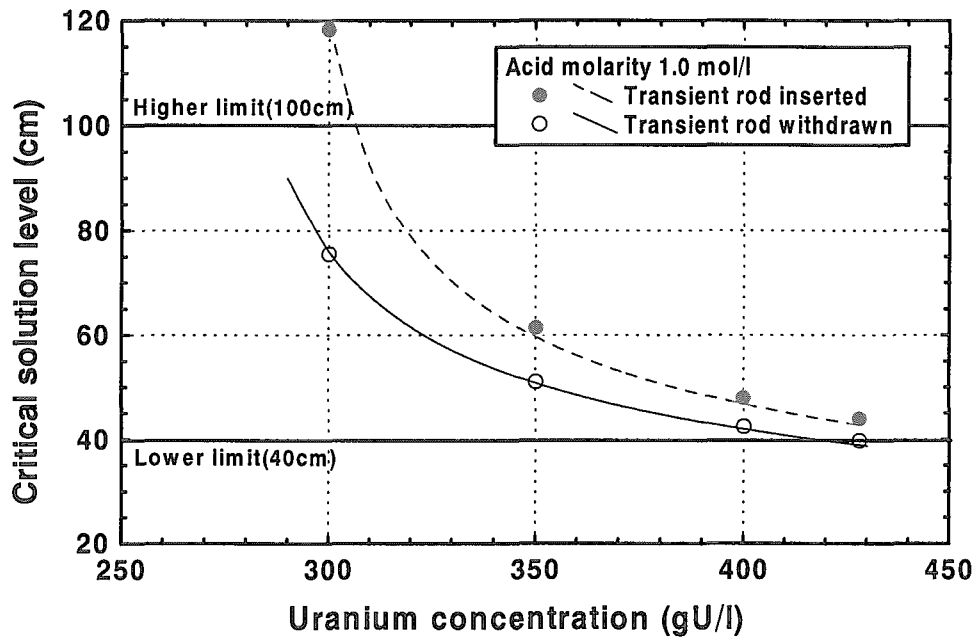


図 4.1 (続き) . (c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

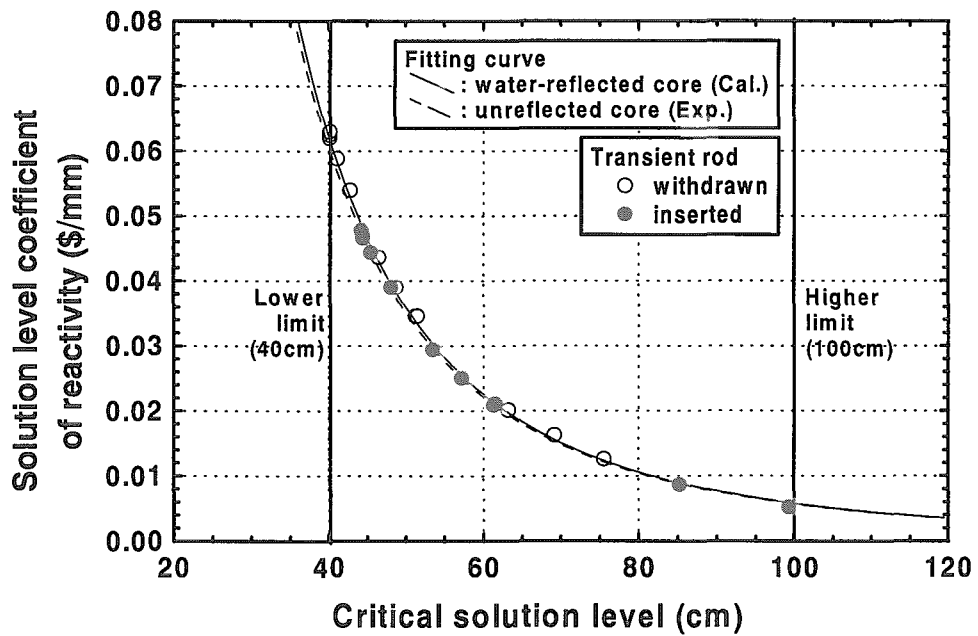


図 4.2 臨界液位と液位反応度係数の関係.



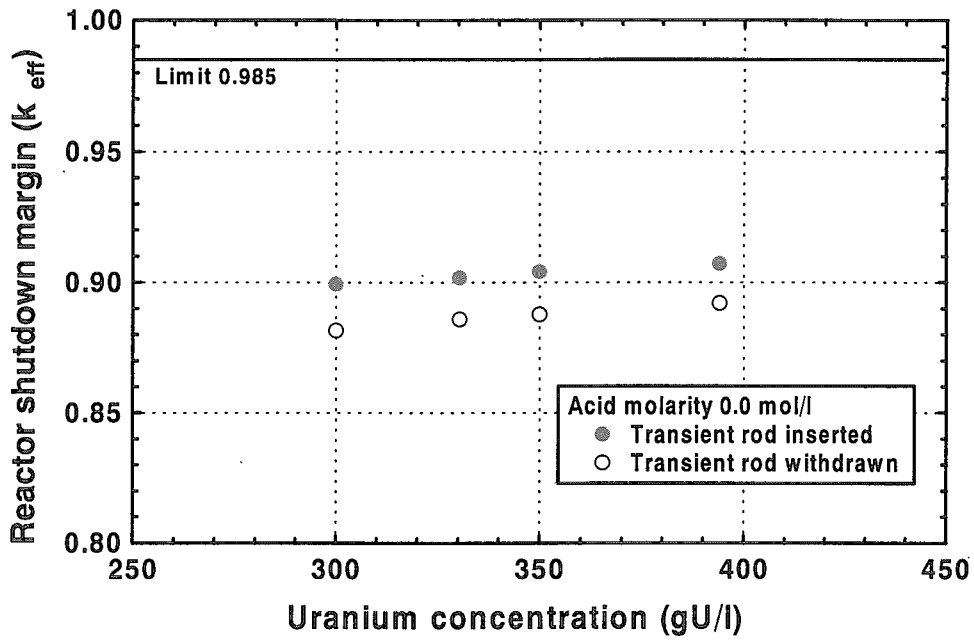


図 4.3 原子炉停止余裕. (a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.

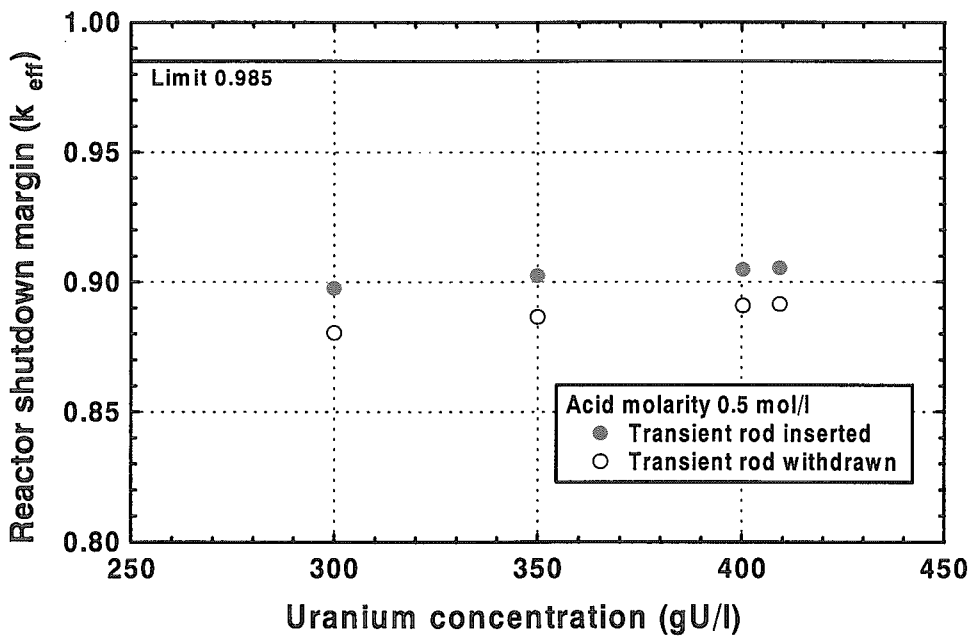


図 4.3 (続き). (b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.

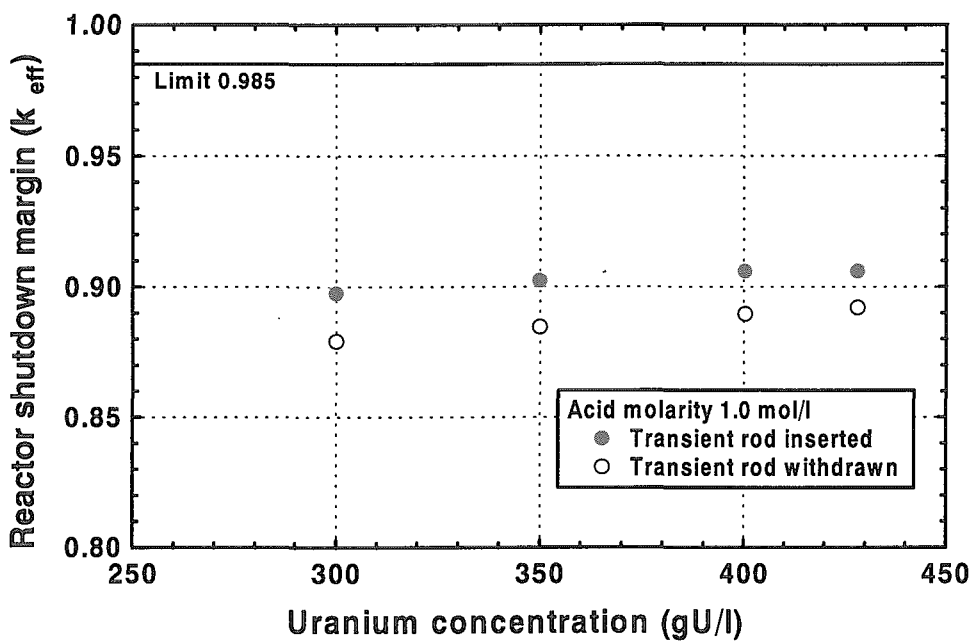


図 4.3 (続き) . (c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

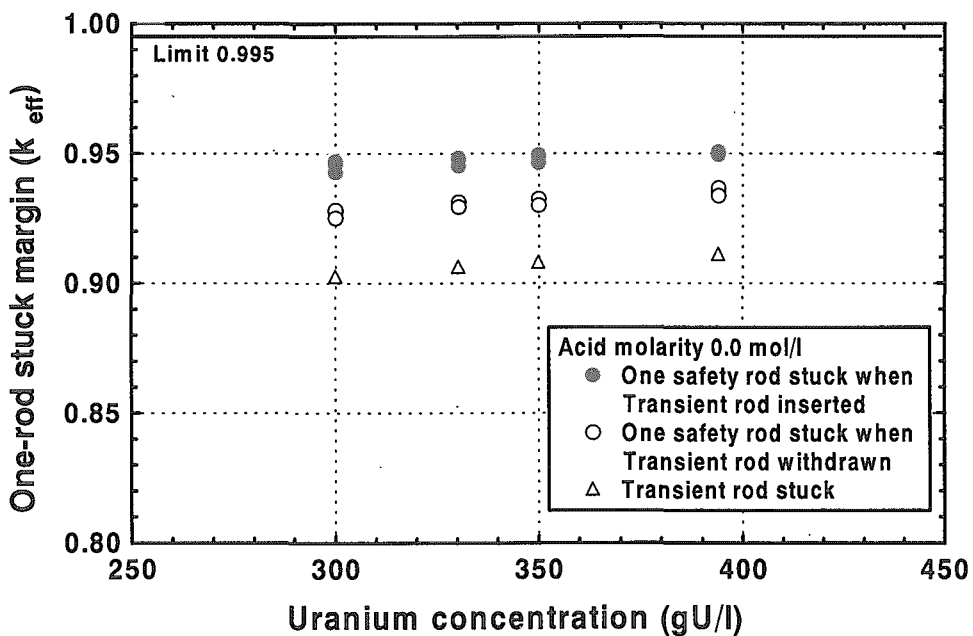


図 4.4 ワンロッドスタックマージン. (a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.

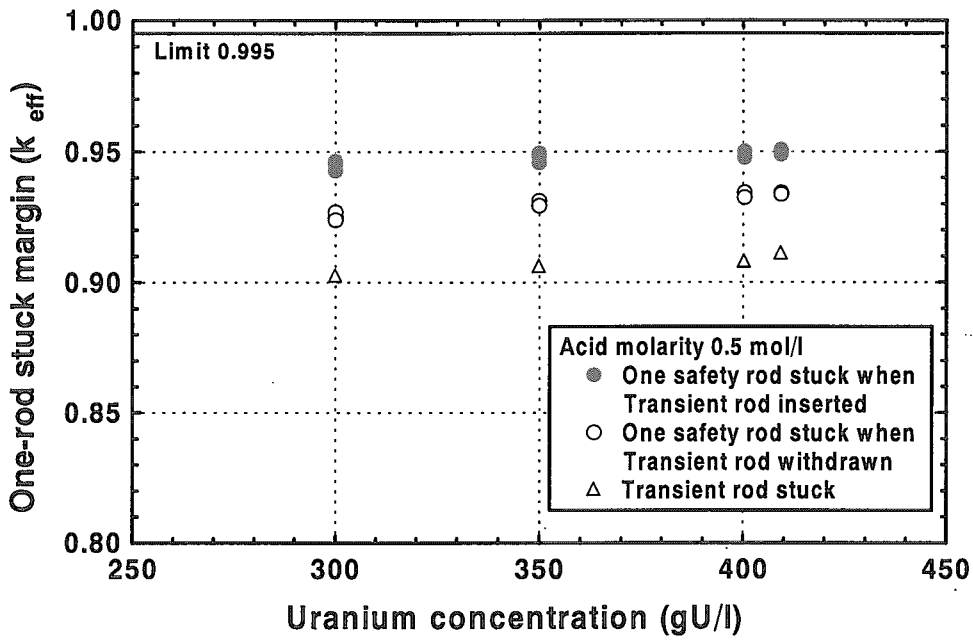


図 4.4 (続き) . (b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.

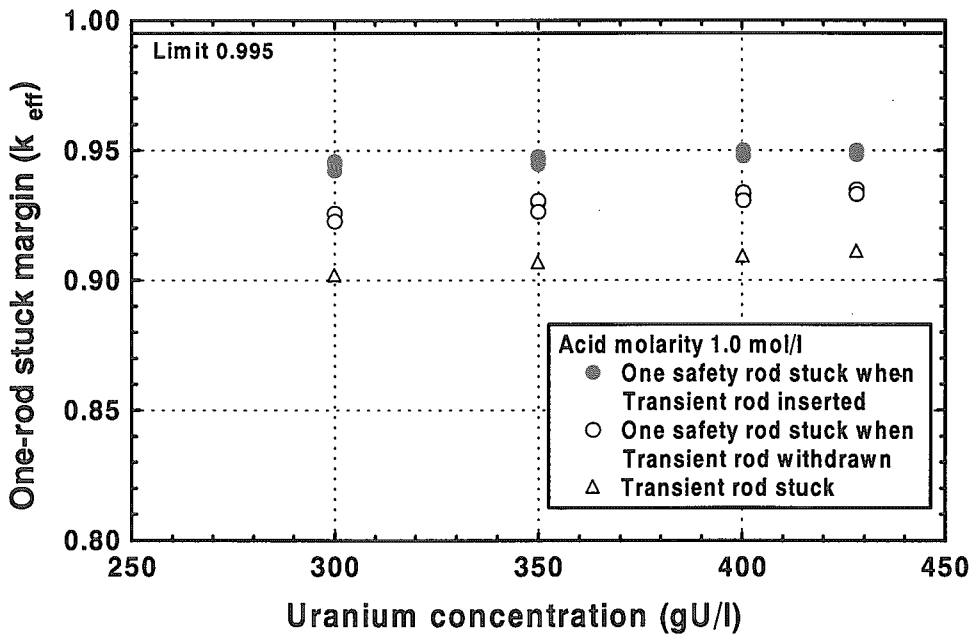


図 4.4 (続き) . (c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

## 5. 過渡出力運転に関する核特性

本章では、水反射体系における過渡出力運転時の核特性に関し、第 5.1 節で調整トランジェント棒反応度値について、第 5.2 節で動特性パラメータについて、第 5.3 節で燃料溶液の温度変化及びボイド生成による反応度効果について、第 5.4 節で水反射体系における過渡出力挙動について、それぞれ述べる。また、計算結果の詳細については、付録 2 にまとめたので、適宜参照されたい。

### 5.1 調整トランジェント棒反応度値

調整トランジェント棒の反応度値は、直接法及び液位差法の 2 つにより評価した。前者は、調整トランジェント棒挿入時の臨界液位において、同棒引抜前後の中性子実効増倍率の差から反応度値を直接的に評価する方法であり、計算に基づく参照値として用いられる。後者は、第 4.2 節で述べた液位反応度係数の近似式である (3) 式を積分する方法であり、TRACY 運転時の測定に基づく評価法として採用されているものである<sup>(2)</sup>。いずれの方法も、\$ 単位への換算は、第 5.2 節で述べる実効遅発中性子割合を用いた。水反射体系における調整トランジェント棒反応度値の評価結果を表 5.1 に、ウラン濃度と同反応度値との関係を図 5.1 に、それぞれ示す。同図には、調整トランジェント棒反応度値の許容範囲 (3 \$ 以下) も示してある。また、図中の誤差棒は、3 標準偏差の範囲を示す。

まず、図 5.1 から、直接法及び液位差法による反応度値評価値は、誤差範囲内で一致することが確認された。

次に、同図によると、調整トランジェント棒反応度値は、ウラン濃度が増加するにつれて減少する。これは、ウラン濃度の増加に伴って臨界液位が低下し、調整トランジェント棒の中性子吸収部の有効長（燃料液位高さに相当）が短くなるためである。このとき、過渡出力運転時における核的制限の観点から、ウラン濃度が 350 gU/l 以下の場合、調整トランジェント棒反応度値が制限値 (3 \$ 以下) を超過する可能性のあることが分かる。したがって、第 4.1 節で述べた、臨界液位の許容範囲によって制限されるウラン濃度条件 (310~400 gU/l) と合わせて、ウラン濃度をおよそ 350~400 gU/l の範囲に調整する必要がある。

### 5.2 動特性パラメータ

動特性パラメータは、実効遅発中性子割合及び即発中性子世代時間の比として定義され、過渡出力運転時の出力挙動を予測する上で重要な因子の一つである。両パラメータは、ANISN で縮約した群定数、並びに TWOTRAN で得られた 17 群中性子束及び同随伴中性子束を用いて、それぞれ次の多群表記定義式<sup>(7)</sup>

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_r \left\{ \frac{\sum_r V_r \sum_g \chi_{d,g}^i \phi_{g,r}^* \sum_{g'} \beta_i \nu \Sigma_{f,g'} \phi_{g',r}}{\sum_r V_r \sum_g \chi_{t,g} \phi_{g,r}^* \sum_{g'} \nu \Sigma_{f,g'} \phi_{g',r}} \right\}, \quad \dots (5)$$

$$\Lambda = \frac{\sum_r V_r \sum_g \frac{1}{u_g} \phi_{g,r}^* \phi_{g,r}}{\sum_r V_r \sum_g \chi_{t,g} \phi_{g,r}^* \sum_{g'} v \Sigma_{f,g'} \phi_{g',r}}, \quad \dots (6)$$

から求めた。ただし、

- $\beta_{\text{eff}}$  : 実効遅発中性子割合
- $\Lambda$  : 即発中性子世代時間 (s)
- $V_r$  : メッシュ領域セル  $r$  の体積 ( $\text{cm}^3$ )
- $\chi_{d,g}^i$  : 遅発中性子第  $i$  グループの第  $g$  群核分裂スペクトル (任意単位)
- $\chi_{t,g}$  : 全核分裂中性子の第  $g$  群核分裂スペクトル (任意単位)
- $\phi_{g,r}$  : メッシュ領域セル  $r$  における第  $g$  群中性子束 ( $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$ )
- $\phi_{g,r}^*$  : メッシュ領域セル  $r$  における第  $g$  群随伴中性子束 ( $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$ )
- $\beta_i$  : 第  $i$  グループの遅発中性子割合
- $v \Sigma_{f,g}$  : 燃料領域セルの第  $g$  群巨視的中性子生成断面積 ( $\text{cm}$ )
- $u_g$  : 第  $g$  群中性子速度 ( $\text{cm s}^{-1}$ )

である。水反射体系における実効遅発中性子割合  $\beta_{\text{eff}}$  及び即発中性子世代時間  $\Lambda$  の評価結果を表 5.2 に示す。また、ウラン濃度との関係を、 $\beta_{\text{eff}}$  について図 5.2 に、 $\Lambda$  について図 5.3 に、動特性パラメータ  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  について図 5.4 に、それぞれ示す。

計算されていないウラン濃度及び遊離硝酸濃度における実効遅発中性子割合及び即発中性子世代時間を補間するため、非線形回帰分析により、それぞれ簡易推定式を以下のとおり求めた。

$$\beta_{\text{eff}} = \begin{cases} -5.1442 \times 10^{-9} U^2 + 9.7229 \times 10^{-8} U \cdot N + 5.5476 \times 10^{-6} U \\ -5.2152 \times 10^{-5} N + 5.9846 \times 10^{-3} \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒引抜時)} \\ -5.4454 \times 10^{-9} U^2 + 6.7626 \times 10^{-8} U \cdot N + 5.8759 \times 10^{-6} U \\ -4.4731 \times 10^{-5} N + 5.8575 \times 10^{-3} \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒挿入時)} \end{cases}, \quad \dots (7)$$

$$\Lambda = \begin{cases} 2.2497 \times 10^{-10} U^2 + 9.8230 \times 10^{-10} U \cdot N - 2.6541 \times 10^{-7} U \\ -6.5124 \times 10^{-7} N + 1.1530 \times 10^{-4} \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒引抜時)} \\ 2.27395 \times 10^{-10} U^2 + 3.3435 \times 10^{-10} U \cdot N - 2.6614 \times 10^{-7} U \\ -4.2762 \times 10^{-7} N + 1.1520 \times 10^{-4} \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒挿入時)} \end{cases}, \quad \dots (8)$$

ただし、

- $\beta_{\text{eff}}$  : 実効遅発中性子割合
- $\Lambda$  : 即発中性子世代時間 (s)
- $U$  : 燃料溶液のウラン濃度 [300~430 gU/l] (gU/l)
- $N$  : 燃料溶液の遊離硝酸濃度 [0~1 mol/l] (mol/l)

である。図 5.2～図 5.4 中の実線又は破線は、それぞれ (7) 式及び (8) 式に基づく近似曲線を図示したものである。また、その補間精度は、実効遅発中性子割合、即発中性子世代時間とも 1% 以下である。

図 5.2 によると、実効遅発中性子割合は、解析対象とした燃料条件下において、約  $7.1\sim 7.4 \times 10^{-3}$  の範囲にあり、ウラン濃度の増加に対し、また遊離硝酸濃度の減少に対し、単調に増加する。これは、臨界液位の低下に伴う即発中性子及び遅発中性子の漏洩比率の変化に起因するものである。すなわち、炉心体積の減少（すなわち形状バックリングの増加）によって、即発中性子が、より低いエネルギーを持つ遅発中性子に比べ体系外に洩れやすくなり、炉心内の遅発中性子割合が相対的に増加することによる。また、調整トランジェント棒引抜時の実効遅発中性子割合が、同挿入時のそれより若干大きいのも、これと同じ理由による。

図 5.3 によると、即発中性子世代時間は、解析対象とした燃料条件下において、約  $4.2\sim 5.6 \times 10^{-5}$  s の範囲にあり、ウラン濃度の増加に対し単調に減少する。これは、ウラン濃度の増加により、中性子吸収量（核分裂を含む）が増加することによるものである。一方、遊離硝酸濃度の変化及び調整トランジェント棒の位置に起因する差は小さい。

図 5.4 によると、動特性パラメータは、解析対象とした燃料条件下において、約  $130\sim 170$  s<sup>-1</sup> の範囲にあり、ウラン濃度の増加に対してほぼ直線的に増加する。一方、遊離硝酸濃度の変化及び調整トランジェント棒の位置に起因する差は小さい。

次に、水反射体の有無が動特性パラメータに与える影響について考察する。

同一燃料条件下（ウラン濃度約 370～430 gU/l、遊離硝酸濃度 0.66～0.77 mol/l）における、水反射体の有無による動特性パラメータの比較を、実効遅発中性子割合  $\beta_{\text{eff}}$  について表 5.3 に、即発中性子世代時間  $\Lambda$  について表 5.4 に、動特性パラメータ  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  について表 5.5 に、それぞれ示す。

表 5.3～表 5.5 によると、 $\beta_{\text{eff}}$ 、 $\Lambda$  及び  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  とも、水反射体の付与による各パラメータの変化は 1% 以下と小さい。特に  $\beta_{\text{eff}}$  については、水反射体の付与によって臨界液位が低下しているにも関わらず、水反射体の有無による差が見られない。このことは、先に述べた考察、すなわち「 $\beta_{\text{eff}}$  は臨界液位（形状バックリング）に依存して変化する」との解釈と矛盾するように思えるが、次のとおり説明することができる。燃料条件が同一である場合、その燃料のもつ材料バックリングは不変である。したがって、その燃料条件において臨界となる形状バックリングも、水反射体の有無とは関係なく、一定である。すなわち、水反射体の付与は、形状バックリングに占める炉心軸方向成分と径方向成分の比率を変化させたに過ぎない。

### 5.3 温度反応度係数及びボイド反応度係数

温度反応度係数及びボイド反応度係数は、第 4.1 節で求められた臨界条件下における中性子実効増倍率と、燃料溶液の温度又はボイド率を一様に変化させた状態における中性子実効増倍率との反応度差を基に求めた。このとき、温度又はボイド率の変化に伴う燃料液位の変位量は、燃料溶液の総量を保存するように算出した。また、\$ 単位への換算は、第 5.2 節で述べた実効遅発中性子割合を用いた。水反射体系における温度反応度効果及びボイド反応度効果の評価結果を表 5.6 に示す。

計算されていない燃料溶液温度、ボイド率、ウラン濃度及び遊離硝酸濃度における反応度効果を補間するため、非線形回帰分析により、それぞれ簡易推定式を以下のとおり求めた。

$$\rho_T = \begin{cases} -0.01849(T-25)^2 + 0.003939(T-25) \cdot U \\ -0.2422(T-25) \cdot N - 5.345(T-25) \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒引抜時)} \\ \\ -0.02045(T-25)^2 + 0.006037(T-25) \cdot U \\ -0.3138(T-25) \cdot N - 6.471(T-25) \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒挿入時)} \end{cases}, \dots \quad (9)$$

$$\rho_V = \begin{cases} -0.1127F^2 + 0.02924F \cdot U \\ -1.069F \cdot N - 49.31F \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒引抜時)} \\ \\ -0.1234F^2 + 0.03529F \cdot U \\ -1.257F \cdot N - 55.48F \quad \dots \text{ (調整トランジェント棒挿入時)} \end{cases}, \dots \quad (10)$$

ただし、

- $\rho_T$  : 溶液燃料温度 25 °C からの温度変化に伴う反応度効果 (cent)
- $\rho_V$  : 溶液燃料のボイド率変化に伴う反応度効果 (cent)
- T : 燃料溶液の温度 [25~100] (°C)
- F : 燃料溶液中のボイド率 [0~20] (vol%)
- U : 燃料溶液のウラン濃度 [300~430 gU/l] (gU/l)
- N : 燃料溶液の遊離硝酸濃度 [0~1 mol/l] (mol/l)

である。水反射体系における温度反応度効果の変化の様子を図 5.5 に、ボイド反応度効果の変化の様子を図 5.6 に、それぞれ示す。両図中の曲線群は、それぞれ (9) 式又は (10) 式の近似曲線を示したものである。また、その補間精度は、温度反応度効果について 3% 程度、ボイド反応度効果について 1% 程度である。

図 5.5 によると、温度反応度効果の絶対値は、遊離硝酸濃度に対しては変化が小さいが、ウラン濃度の減少とともに、また調整トランジェント棒の挿入により、大きくなる。その変位幅は、燃料温度 40 °C (温度上昇 +15 °C) において約 -60~-80 cent であり、燃料温度差が大きくなるにつれて増大する。温度反応度係数は、温度 25~40 °C の範囲において、平均約 -4.5 cent/°C と見積もられた。

図 5.6 によると、ボイド反応度効果の変化は、温度反応度効果と同様の傾向をもち、その変位幅は、ボイド率 5 vol% において約 -190~-240 cent であり、ボイド率が大きくなるにつれて増大する。ボイド反応度係数は、ボイド率 0~5 vol% の範囲において、平均 -42 cent/vol% と見積もられた。

次に、水反射体の有無が温度反応度係数及びボイド反応度係数に与える影響について考察する。

同一燃料条件下 (ウラン濃度約 370~430 gU/l、遊離硝酸濃度 0.66~0.77 mol/l) における、水反射体の有無による温度反応度係数の比較を表 5.7 に、ボイド反応度係数の比較を表 5.8 に、それぞれ示す。両表によると、水反射体の付与により、温度反応度係数の絶対値は 6~10 % 程度、

ボイド反応度係数の絶対値は 18 %程度、それぞれ減少するものと見積もられる。温度反応度係数とボイド反応度係数の変位量に差が見られるが、これは以下の理由による。

溶液系燃料の場合、温度反応度効果は次の 2 つの成分、温度上昇に起因する反応度効果（ドップラー効果及び熱中性子スペクトルシフト効果）と、熱膨張（密度変化）に起因する反応度効果（ボイド反応度効果と等価）に分けられる。代表的な燃料条件下において、溶液燃料温度を 25 °C から 40 °C に変化させたときの反応度効果の内訳を表 5.9 に示す。同表によると、温度反応度効果のうち温度上昇による成分と密度変化による成分は、ほぼ 1 : 1 の割合であること、また、水反射体の付与により、前者は 6 % 増、後者は 18 % 減（ボイド反応度効果の変位量と同一）となることが分かる。これらの結果は、水反射体の付与による温度反応度効果の変位量が、上記 2 つの反応度成分の変位量の加重平均として表されていることを裏付けるものである。

#### 5.4 水反射体系における過渡出力挙動

水反射体の有無により過渡出力挙動がどの程度変化するかを予測するため、Nordheim-Fuchs モデル<sup>(11)</sup>に基づき評価を行った。同モデルは、1 点炉動特性方程式に温度反応度フィードバック効果を考慮して導かれたもので、ステップ状反応度投入による第 1 出力バーストのピーク出力及び同ピーク到達までの積分出力を推定することができる。Nordheim-Fuchs モデルによると、第 1 出力バーストのピーク出力、ピーク到達までの積分出力及び安定逆炉周期は、それぞれ以下の式で表される。

$$N_p = \frac{C_p \cdot d \cdot V \cdot \Lambda \cdot \omega^2}{-2 \alpha_T}, \quad \dots (11)$$

$$E_p = \frac{C_p \cdot d \cdot V \cdot \Lambda \cdot \omega}{-\alpha_T}, \quad \dots (12)$$

ここで、

$$\omega = (\rho - 1) \frac{\beta_{\text{eff}}}{\Lambda}, \quad \dots (13)$$

ただし、

- $N_p$  : 第 1 出力バーストのピーク出力 (W)
- $E_p$  : 第 1 出力バーストのピーク到達までの積分出力 (J)
- $\omega$  : 第 1 出力バーストの安定逆炉周期 ( $s^{-1}$ )
- $C_p$  : 燃料溶液の比熱 ( $J \text{ kg}^{-1} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ )
- $d$  : 燃料溶液の密度 ( $\text{kg } \ell^{-1}$ )
- $V$  : 燃料溶液の体積 ( $\ell$ )
- $\beta_{\text{eff}}$  : 実効遅発中性子割合
- $\Lambda$  : 即発中性子世代時間 (s)
- $\alpha_T$  : 温度反応度係数 ( $dk/k \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ )
- $\rho$  : 投入反応度 (\$)



である。

以下では、同一燃料条件かつ同一反応度投入量条件下において、水反射体が各因子に与える影響について考察する。

(11) 式及び (12) 式中の因子のうち、燃料溶液の比熱  $c_p$  及び密度  $d$  は、燃料条件によって一意に決まる定数である。水反射体の付与によって変化し得る因子は、炉心燃料体積  $V$ 、即発中性子世代時間  $\Lambda$ 、安定逆炉周期  $\omega$  及び温度反応度係数  $\alpha_T$  である。このうち、 $\Lambda$ 、並びに  $\omega$  の因子である  $\beta_{\text{eff}}$  については、第 5.2 節で述べたとおり、水反射体の有無によらずほとんど変化しない。したがって、 $\omega$  も、水反射体の有無によって変化しない。このことは、反応度添加量が同一であれば、水反射体系及び裸体系における過渡出力運転時の出力上昇はほぼ同じ傾きであるということの意味している。次に、 $V$  の変化率  $V^{\text{water}}/V^{\text{bare}}$  は、第 4.1 節で述べたとおり、過渡出力直前の状態（調整トランジェント棒挿入状態）で、およそ  $0.78 \pm 0.02$  である。また、 $\alpha_T$  の変化率  $\alpha_T^{\text{water}}/\alpha_T^{\text{bare}}$  は、第 5.3 節で述べたとおり、およそ  $0.92 \pm 0.02$  である。

これらの変化傾向を基に、第 1 出力バーストのピーク出力及びピーク到達までの積分出力の、水反射体の付与による変化比を評価すると、それぞれ

$$\frac{N_p^{\text{water}}}{N_p^{\text{bare}}} = \frac{V^{\text{water}}}{V^{\text{bare}}} \cdot \frac{\Lambda^{\text{water}}}{\Lambda^{\text{bare}}} \cdot \left( \frac{\omega^{\text{water}}}{\omega^{\text{bare}}} \right)^2 = \frac{0.78 \times 1 \times 1^2}{0.92} \approx 0.85, \quad \dots (14)$$

$$\frac{E_p^{\text{water}}}{E_p^{\text{bare}}} = \frac{V^{\text{water}}}{V^{\text{bare}}} \cdot \frac{\Lambda^{\text{water}}}{\Lambda^{\text{bare}}} \cdot \frac{\omega^{\text{water}}}{\omega^{\text{bare}}} = \frac{0.78 \times 1 \times 1}{0.92} \approx 0.85, \quad \dots (15)$$

と見積もられる。つまり、Nordheim-Fuchs モデルに基づく過渡出力評価によると、同一燃料条件及び同一反応度投入量の場合、水反射体系の第 1 バーストのピーク出力及びピーク到達までの積分出力は、裸体系のそれに対し 15 % 程度減少するものと予想される。

ただし、Nordheim-Fuchs モデルでは、ボイド反応度効果による反応度フィードバックが考慮されていない。このため、水反射体の付与によって 18 % 程度減少するボイド反応度効果が過渡出力特性に与える影響については、今後行われる水反射体系での臨界実験において調べられる予定である。

表 5.1 調整トランジェント棒反応度値の評価結果

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution level (cm)	reactivity worth of transient rod (\$)			
			direct method		level-difference method	
			mean	3 × sd <sup>a)</sup>	mean	3 × sd
393.94	0.0	40.00	2.52	0.23	2.42	0.23
350.00	0.0	46.47	2.64	0.22	2.53	0.23
330.00	0.0	51.15	2.85	0.22	2.72	0.23
300.00	0.0	63.11	3.12	0.21	2.97	0.24
409.19	0.5	40.00	2.38	0.24	2.40	0.23
400.00	0.5	41.05	2.37	0.22	2.28	0.23
350.00	0.5	48.73	2.71	0.22	2.65	0.23
300.00	0.5	68.98	3.17	0.22	2.96	0.24
427.87	1.0	40.00	2.56	0.22	2.33	0.23
400.00	1.0	42.69	2.60	0.22	2.50	0.23
350.00	1.0	51.35	2.85	0.23	2.72	0.23
300.00	1.0	75.53	3.20	0.21	2.95	0.24

a) sd: standard deviation.

表 5.2 実効遅発中性子割合及び即発中性子世代時間の評価結果

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	solution level (cm)	effective delayed neutron fraction $\beta_{\text{eff}}^{\text{a)}$	prompt neutron generation time $\Lambda^{\text{a)}$ (s)
393.94	0.0	25	40.00	7.372E-03	4.572E-05
			44.40	7.326E-03	4.563E-05
350.00	0.0	25	46.47	7.295E-03	4.998E-05
			53.45	7.248E-03	4.989E-05
330.00	0.0	25	51.15	7.255E-03	5.222E-05
			61.18	7.204E-03	5.210E-05
300.00	0.0	25	63.11	7.186E-03	5.602E-05
			85.18	7.130E-03	5.585E-05
409.19	0.5	25	40.00	7.388E-03	4.430E-05
			44.37	7.341E-03	4.422E-05
400.00	0.5	25	41.05	7.373E-03	4.506E-05
			45.46	7.329E-03	4.501E-05
350.00	0.5	25	48.73	7.287E-03	4.985E-05
			57.15	7.237E-03	4.973E-05
300.00	0.5	25	68.98	7.174E-03	5.579E-05
			99.23	7.116E-03	5.564E-05
427.87	1.0	25	40.00	7.406E-03	4.269E-05
			44.22	7.360E-03	4.262E-05
400.00	1.0	25	42.69	7.367E-03	4.497E-05
			48.14	7.317E-03	4.486E-05
350.00	1.0	25	51.35	7.279E-03	4.971E-05
			61.51	7.226E-03	4.958E-05
300.00	1.0	25	75.53	7.163E-03	5.560E-05
			118.58	7.107E-03	5.549E-05

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.

表 5.3 水反射体の有無による実効遅発中性子割合の比較

run number	uranium concentration (gU/ℓ)	free nitric acid molarity (mol/ℓ)	solution temperature (°C)	effective delayed neutron fraction <sup>a)</sup> $\beta_{eff}$		
				B <sup>b)</sup>	W <sup>c)</sup>	W/B
62	421.9	0.77	25.7	7.44E-03	7.40E-03	0.99
				7.38E-03	7.35E-03	1.00
64	430.0	0.76	25.5	7.45E-03	7.41E-03	0.99
				7.40E-03	7.37E-03	1.00
66	404.7	0.75	25.6	7.41E-03	7.38E-03	1.00
				7.36E-03	7.33E-03	1.00
76	396.2	0.74	25.3	7.40E-03	7.36E-03	0.99
				7.34E-03	7.32E-03	1.00
90	390.3	0.71	25.7	7.39E-03	7.36E-03	1.00
				7.34E-03	7.31E-03	1.00
105	399.0	0.71	25.2	7.40E-03	7.37E-03	1.00
				7.35E-03	7.32E-03	1.00
130	372.7	0.66	26.1	7.36E-03	7.33E-03	1.00
				7.31E-03	7.28E-03	1.00

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.

b) B: Bare core; Calculated by SRAC(TWOTRAN) with JENDL-3.3.<sup>(10)</sup>

c) W: Water-reflected core; Calculated through Eq. (7).

表 5.4 水反射体の有無による即発中性子世代時間の比較

run number	uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	prompt neutron generation time <sup>a)</sup> $\Lambda$ (s)		
				B <sup>b)</sup>	W <sup>c)</sup>	W/B
62	421.9	0.77	25.7	4.34E-05	4.32E-05	1.00
				4.33E-05	4.32E-05	1.00
64	430.0	0.76	25.5	4.27E-05	4.26E-05	1.00
				4.26E-05	4.26E-05	1.00
66	404.7	0.75	25.6	4.49E-05	4.45E-05	0.99
				4.48E-05	4.45E-05	0.99
76	396.2	0.74	25.3	4.57E-05	4.53E-05	0.99
				4.56E-05	4.53E-05	0.99
90	390.3	0.71	25.7	4.62E-05	4.58E-05	0.99
				4.61E-05	4.58E-05	0.99
105	399.0	0.71	25.2	4.54E-05	4.50E-05	0.99
				4.53E-05	4.50E-05	0.99
130	372.7	0.66	26.1	4.77E-05	4.74E-05	0.99
				4.76E-05	4.74E-05	1.00

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.

b) B: Bare core; Calculated by SRAC(TWOTRAN) with JENDL-3.3. <sup>(10)</sup>

c) W: Water-reflected core; Calculated through Eq. (7).

表 5.5 水反射体の有無による動特性パラメータ ( $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$ ) の比較

run number	uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	Kinetic parameter <sup>a)</sup> $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$ (s <sup>-1</sup> )		
				B <sup>b)</sup>	W <sup>c)</sup>	W/B
62	421.9	0.77	25.7	171	171	1.00
				170	170	1.00
64	430.0	0.76	25.5	174	174	1.00
				173	173	1.00
66	404.7	0.75	25.6	165	166	1.01
				164	165	1.01
76	396.2	0.74	25.3	162	162	1.00
				161	162	1.01
90	390.3	0.71	25.7	160	161	1.01
				159	160	1.01
105	399.0	0.71	25.2	163	164	1.01
				162	163	1.01
130	372.7	0.66	26.1	154	155	1.01
				154	154	1.00

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.

b) B: Bare core; Calculated by SRAC(TWOTRAN) with JENDL-3.3.<sup>(10)</sup>

c) W: Water-reflected core; Calculated through Eq. (7).

表 5.6 温度反応度効果及びボイド反応度効果の評価結果

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	temperature reactivity worth <sup>a)</sup> (cent)		void reactivity worth <sup>a)</sup> (cent)	
		$\Delta T^b = +15\text{ }^\circ\text{C}$	$\Delta T = +75\text{ }^\circ\text{C}$	5% void	20 %void
393.94	0.0	-62.37	-389.6	-192.4	-801.3
		-67.47	-424.3	-212.0	-881.7
350.00	0.0	-63.49	-400.7	-197.6	-823.7
		-69.25	-439.5	-218.3	-909.1
330.00	0.0	-64.15	-406.4	-200.5	-836.5
		-70.27	-448.2	-221.7	-924.3
300.00	0.0	-65.57	-417.3	-206.0	-860.2
		-76.08	-465.6	-226.7	-951.7
409.19	0.5	-63.29	-393.8	-193.2	-804.3
		-68.53	-428.8	-212.7	-884.8
400.00	0.5	-63.62	-395.8	-194.2	-807.7
		-68.93	-431.9	-213.9	-889.4
350.00	0.5	-64.92	-408.9	-199.5	-832.5
		-71.08	-449.0	-220.6	-919.3
300.00	0.5	-67.30	-425.8	-208.0	-869.4
		-74.94	-480.5	-230.6	-963.1
427.87	1.0	-64.24	-397.2	-194.0	-806.9
		-69.49	-432.6	-213.6	-887.4
400.00	1.0	-64.74	-404.1	-196.4	-817.3
		-70.21	-440.8	-216.1	-899.8
350.00	1.0	-66.38	-417.3	-201.9	-842.2
		-72.34	-458.9	-222.8	-930.0
300.00	1.0	-69.08	-437.3	-210.5	-879.8
		-79.17	-492.8	-234.2	-976.5

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod-inserted.

b)  $\Delta T = T - 25$ , where T is solution temperature.

表 5.7 水反射体の有無による温度反応度係数の比較

run number	uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	temperature coefficient of reactivity <sup>a)</sup> $\alpha_T$ (cent/°C)		
				B <sup>b)</sup>	W <sup>c)</sup>	W/B
62	421.9	0.77	25.7	-4.51	-4.16	0.92
				-4.93	-4.49	0.91
64	430.0	0.76	25.5	-4.51	-4.12	0.91
				-4.91	-4.43	0.90
66	404.7	0.75	25.6	-4.54	-4.22	0.93
				-4.98	-4.58	0.92
76	396.2	0.74	25.3	-4.55	-4.25	0.93
				-4.99	-4.62	0.93
90	390.3	0.71	25.7	-4.57	-4.27	0.93
				-5.00	-4.66	0.93
105	399.0	0.71	25.2	-4.54	-4.23	0.93
				-4.94	-4.60	0.93
130	372.7	0.66	26.1	-4.63	-4.33	0.94
				-5.06	-4.76	0.94

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted,  
solution temperature ranging from 25 to 40 °C.

b) B: Bare core; Calculated by SRAC(TWOTRAN) with JENDL-3.3.<sup>(10)</sup>

c) W: Water-reflected core; Calculated through Eq. (9).



表 5.8 水反射体の有無によるボイド反応度係数の比較

run number	uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void coefficient of reactivity <sup>a)</sup> $\alpha_{\text{void}}$ (cent/vol%)		
				B <sup>b)</sup>	W <sup>c)</sup>	W/B
62	421.9	0.77	25.7	-47.1	-38.4	0.82
				-52.1	-42.2	0.81
64	430.0	0.76	25.5	-47.1	-38.1	0.81
				-52.0	-41.9	0.81
66	404.7	0.75	25.6	-47.5	-38.8	0.82
				-52.5	-42.8	0.82
76	396.2	0.74	25.3	-47.7	-39.1	0.82
				-52.7	-43.0	0.82
90	390.3	0.71	25.7	-47.7	-39.2	0.82
				-52.8	-43.2	0.82
105	399.0	0.71	25.2	-47.6	-39.0	0.82
				-52.5	-42.9	0.82
130	372.7	0.66	26.1	-48.1	-39.7	0.83
				-53.3	-43.8	0.82

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted,  
void fraction ranging from 0 to 5 vol%.

b) B: Bare core; Calculated by SRAC(TWOTRAN) with JENDL-3.3.<sup>(10)</sup>

c) W: Water-reflected core; Calculated through Eq. (9).

表 5.9 温度反応度効果の内訳

Reflecting condition	Reactivity effect due to solution temperature change	Reactivity effect due to solution density change	Total reactivity effect
Bare	-36 cent	-39 cent	-75 cent
Water	-38 cent	-32 cent	-70 cent
Water/Bare	1.06	0.82	0.93

Above effects were calculated by TWOTRAN under the following conditions:

Uranium concentration: 390.3 gU/l,  
Free nitric acid molarity: 0.71 mol/l,  
Solution temperature: 25.7 and 40.7 °C.

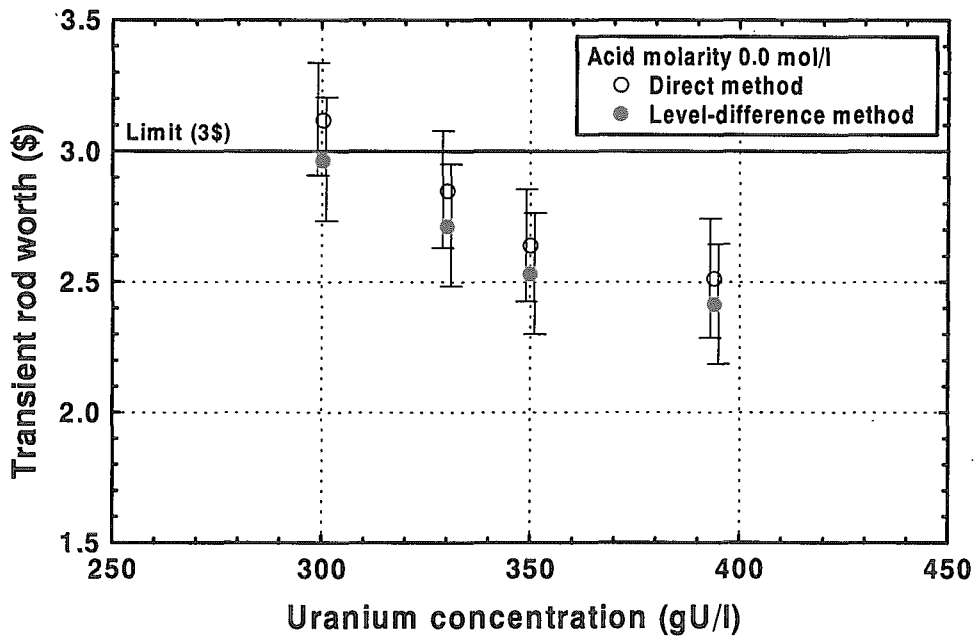


図 5.1 調整トランジェント棒反応度値. (a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.  
 (图中、誤差棒の重なりを避けるため、○の誤差棒を左側に、●のそれを右側に、それぞれずらして描画した。)

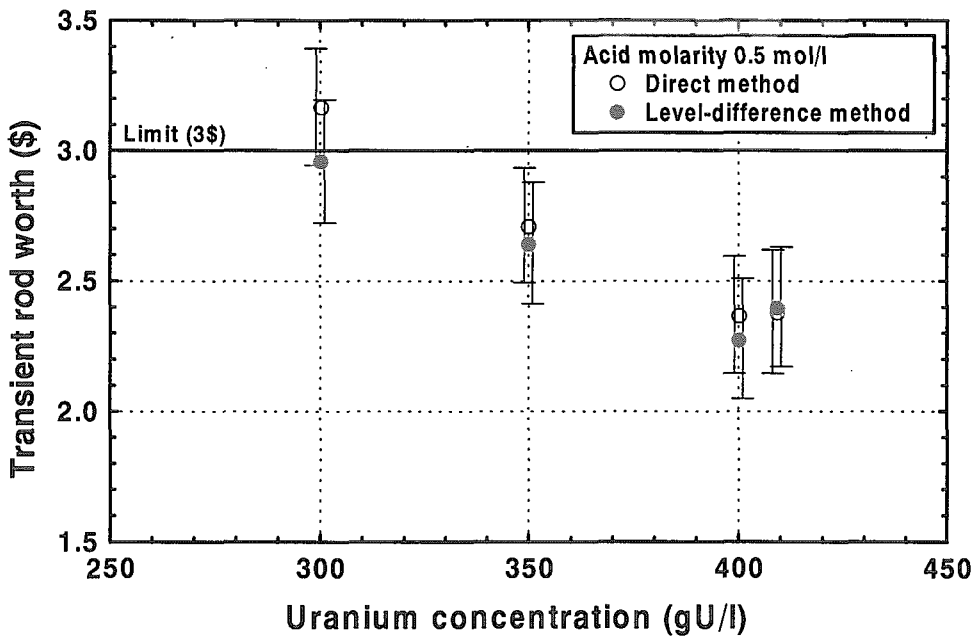


図 5.1 (続き). (b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.  
 (图中、誤差棒の重なりを避けるため、○の誤差棒を左側に、●のそれを右側に、それぞれずらして描画した。)

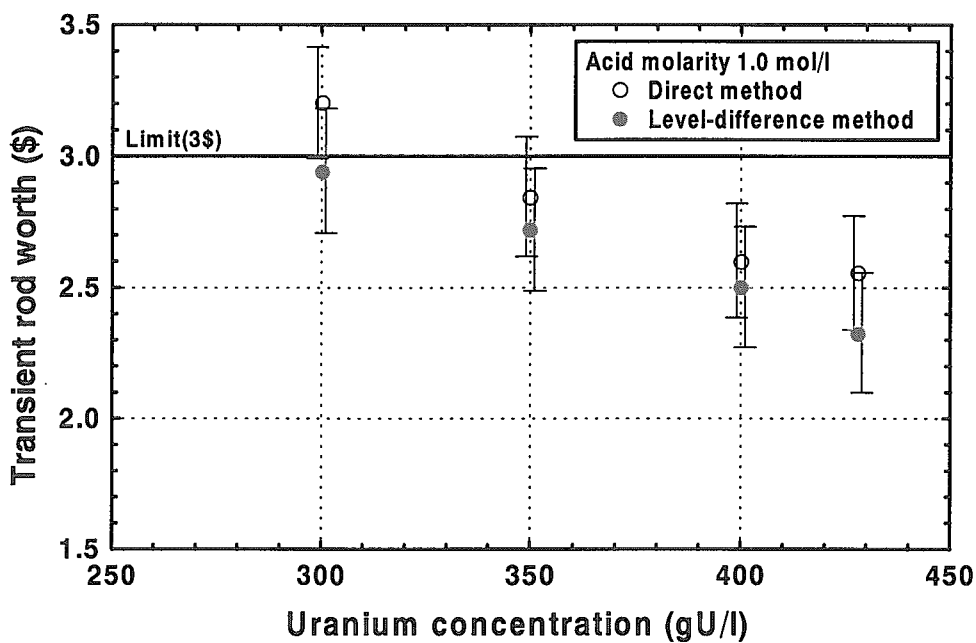


図 5.1 (続き) . (c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

(図中、誤差棒の重なりを避けるため、○の誤差棒を左側に、●のそれを右側に、それぞれずらして描画した。)

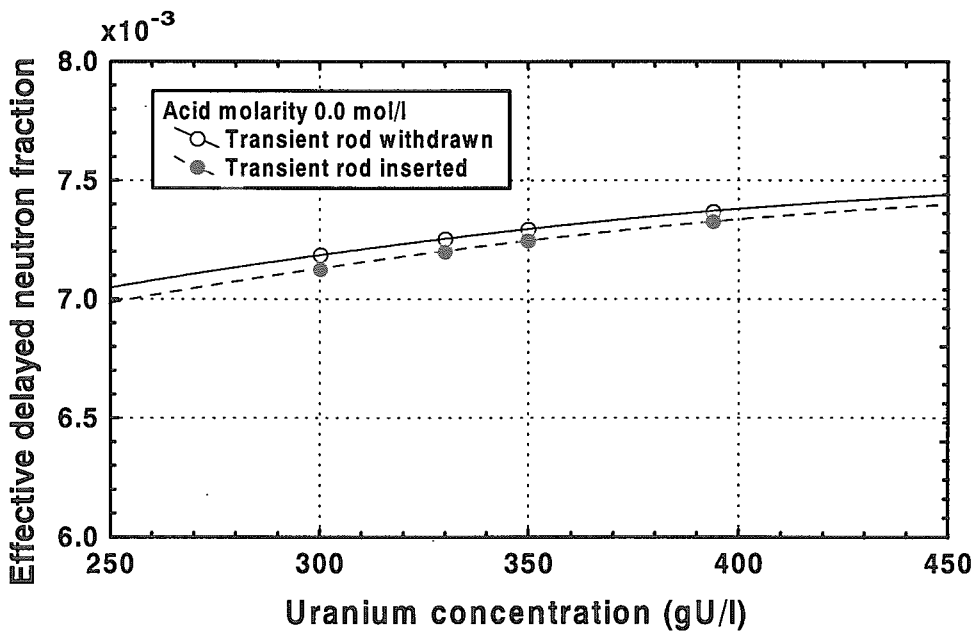


図 5.2 実効遅発中性子割合. (a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.

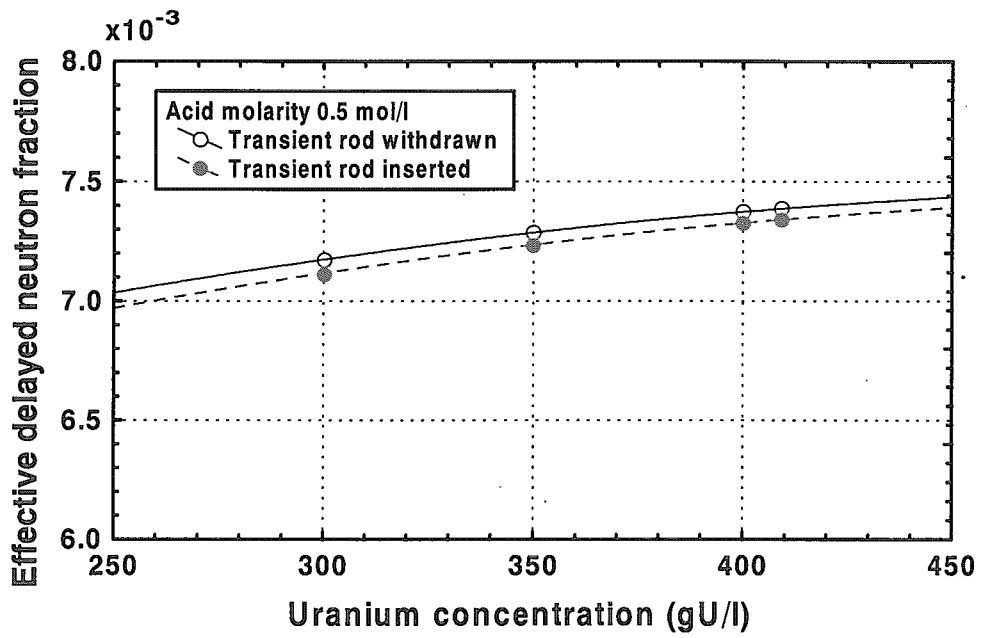


図 5.2 (続き) . (b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.

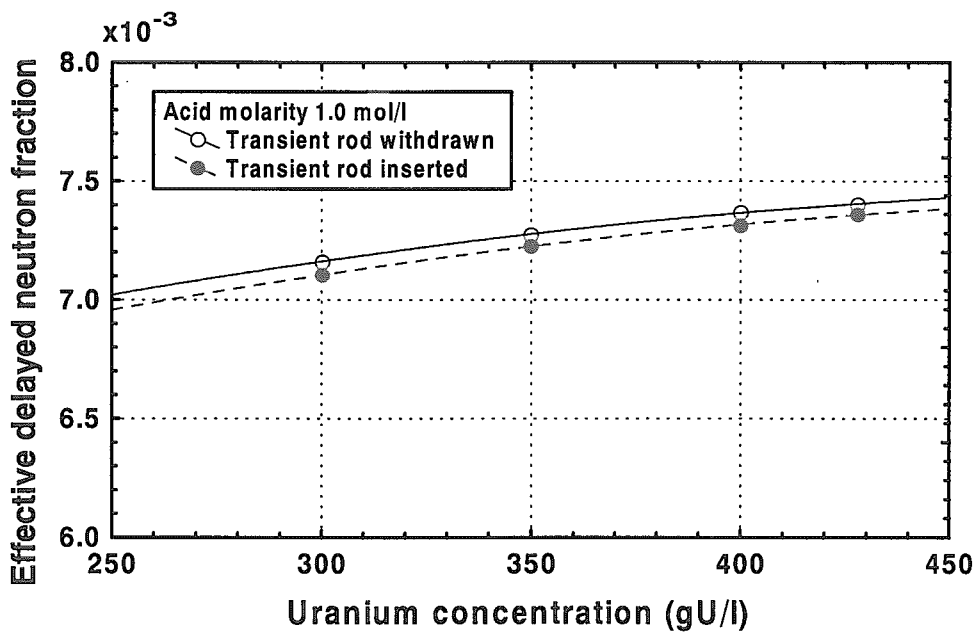


図 5.2 (続き) . (c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

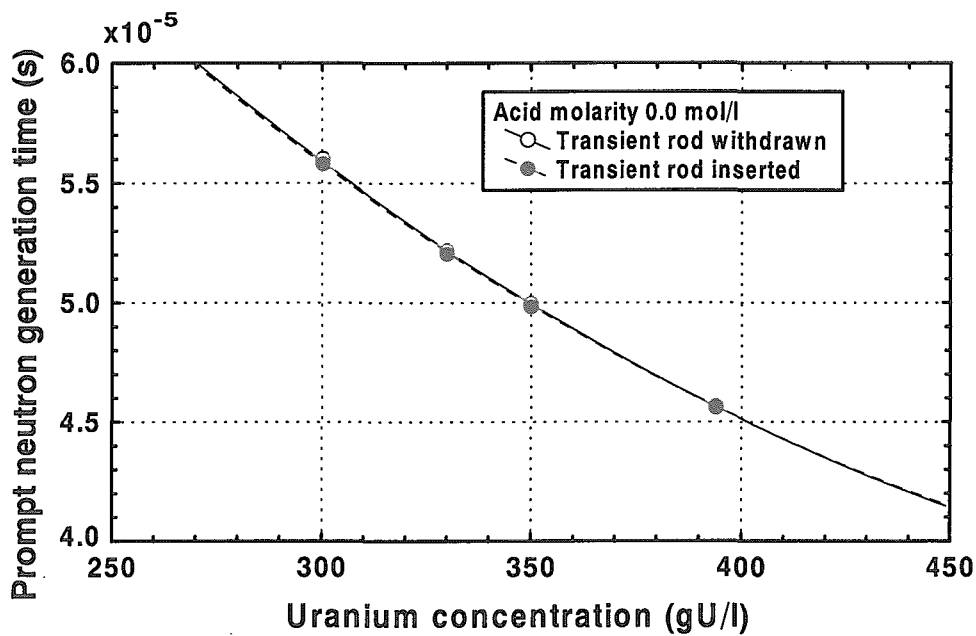


図 5.3 即発中性子世代時間: (a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.

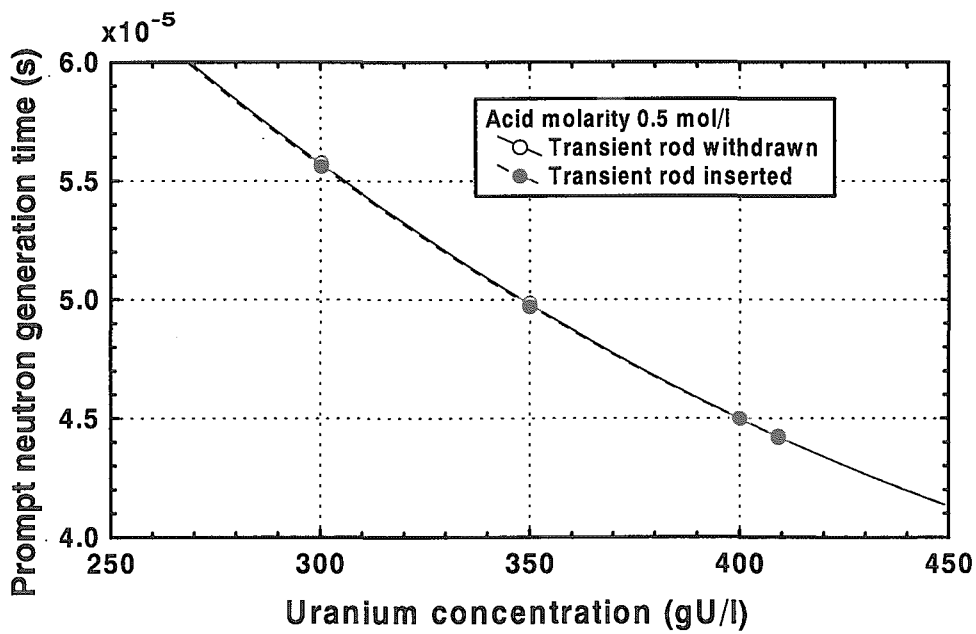


図 5.3 (続き). (b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.

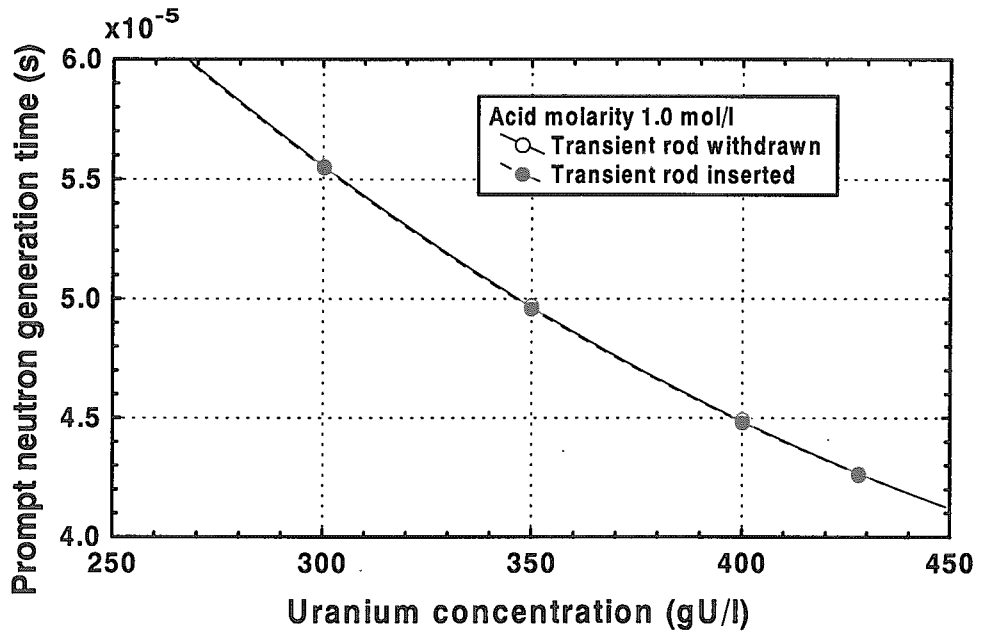


図 5.3 (続き). (c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

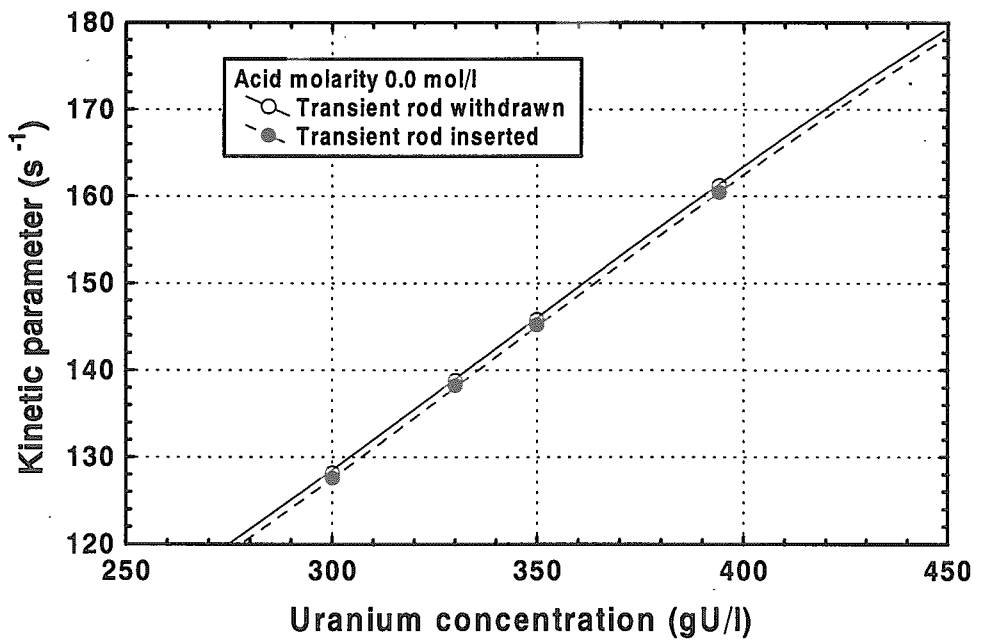


図 5.4 動特性パラメータ ( $\beta_{eff}/\Lambda$ ). (a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.

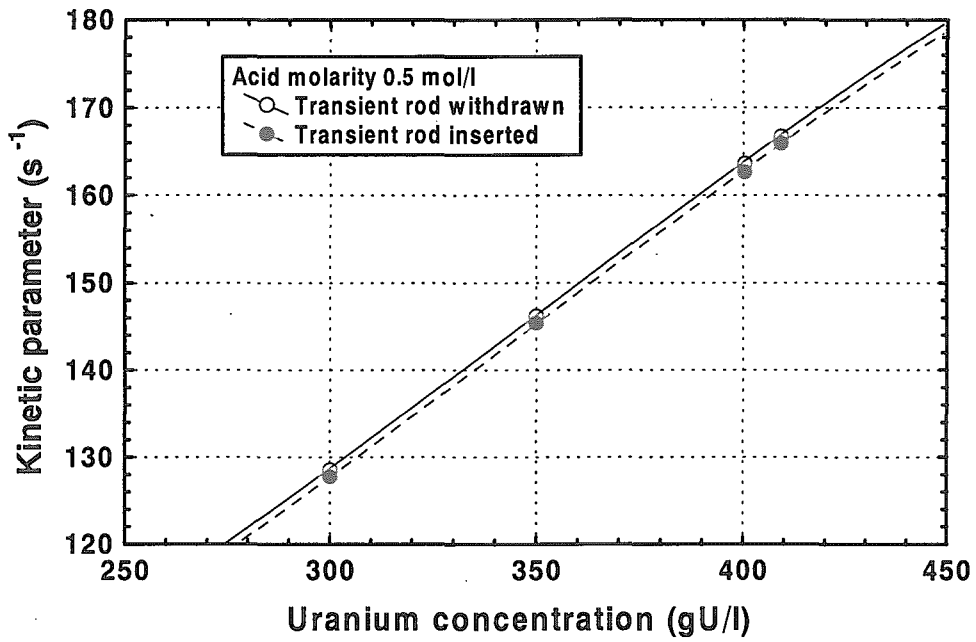


図 5.4 (続き), (b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.

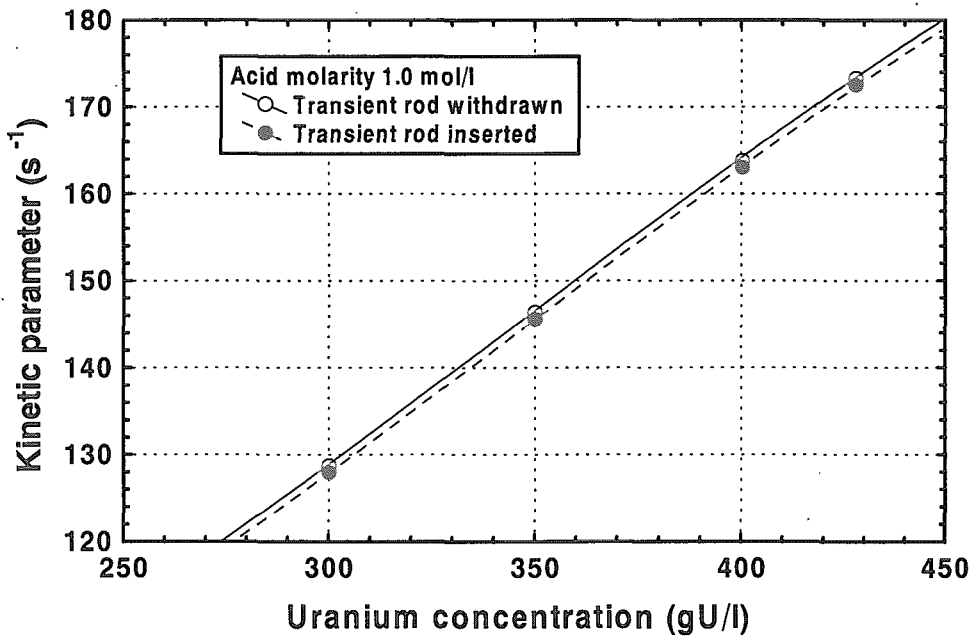


図 5.4 (続き), (c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

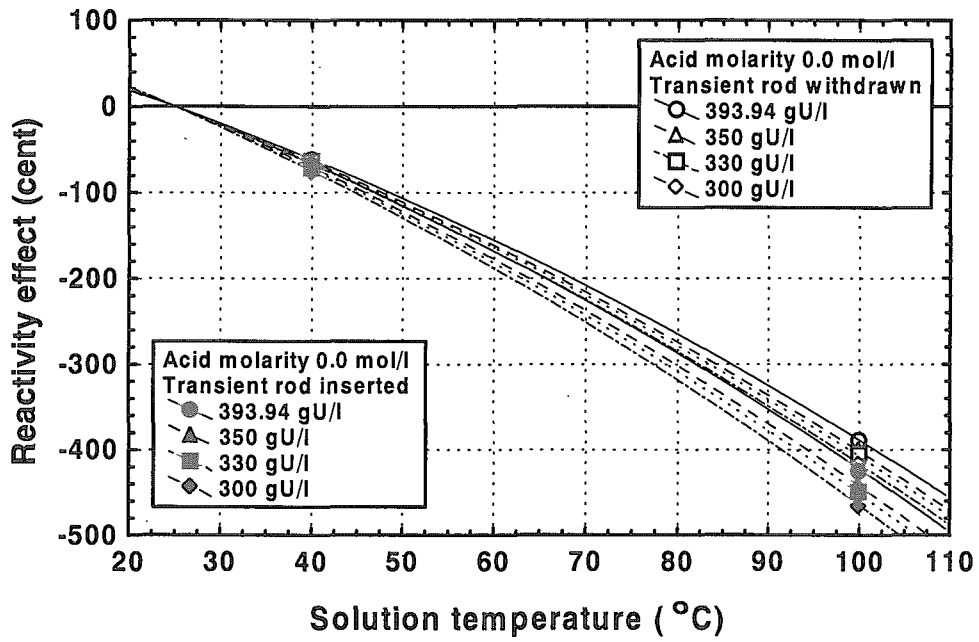


図 5.5 温度反応度効果. (a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.

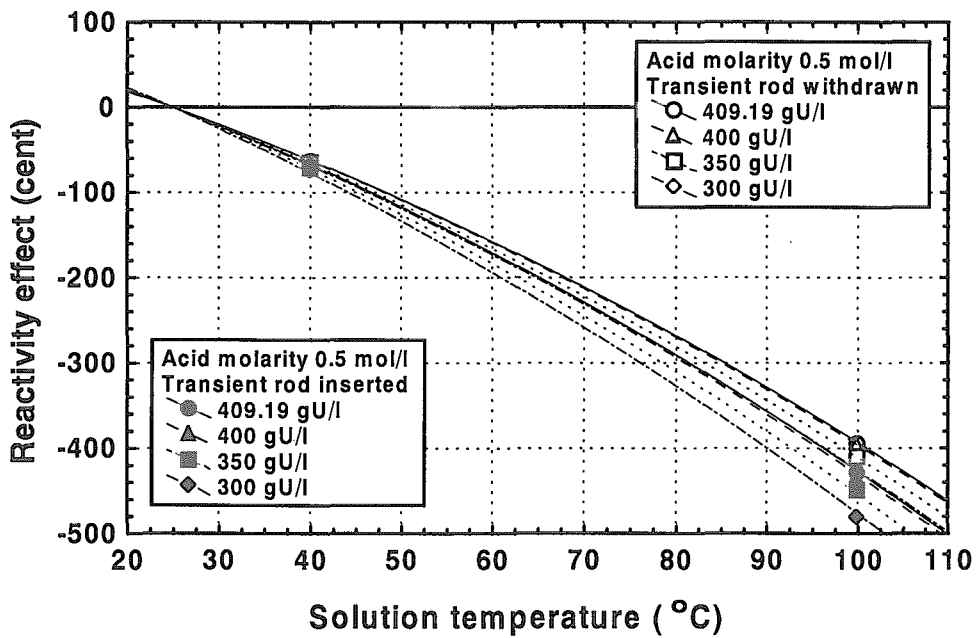


図 5.5 (続き). (b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.



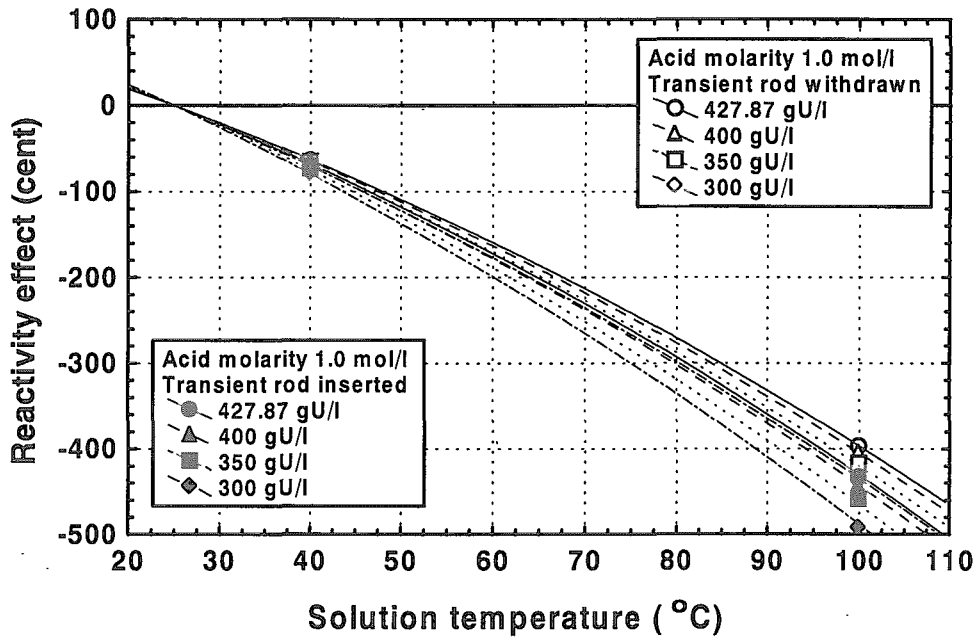


図 5.5 (続き) . (c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

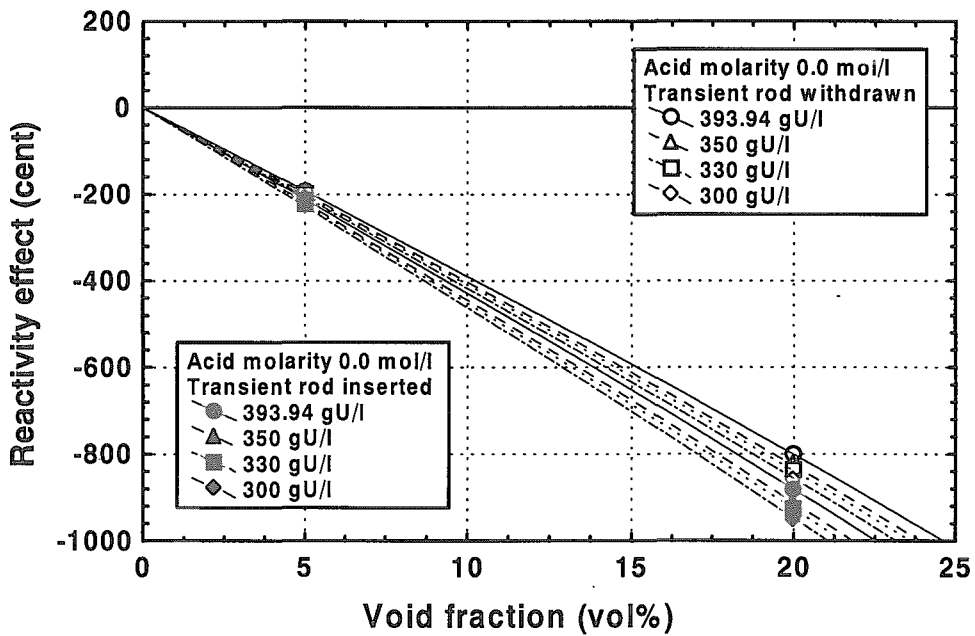


図 5.6 ボイド反応度効果. (a) 遊離硝酸濃度 0.0 mol/l.

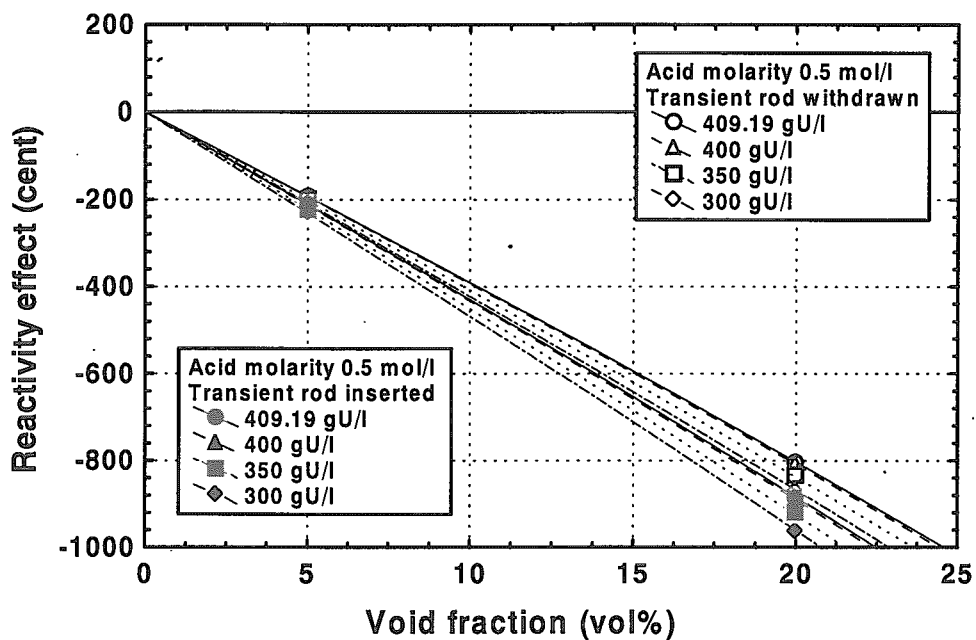


図 5.6 (続き) . (b) 遊離硝酸濃度 0.5 mol/l.

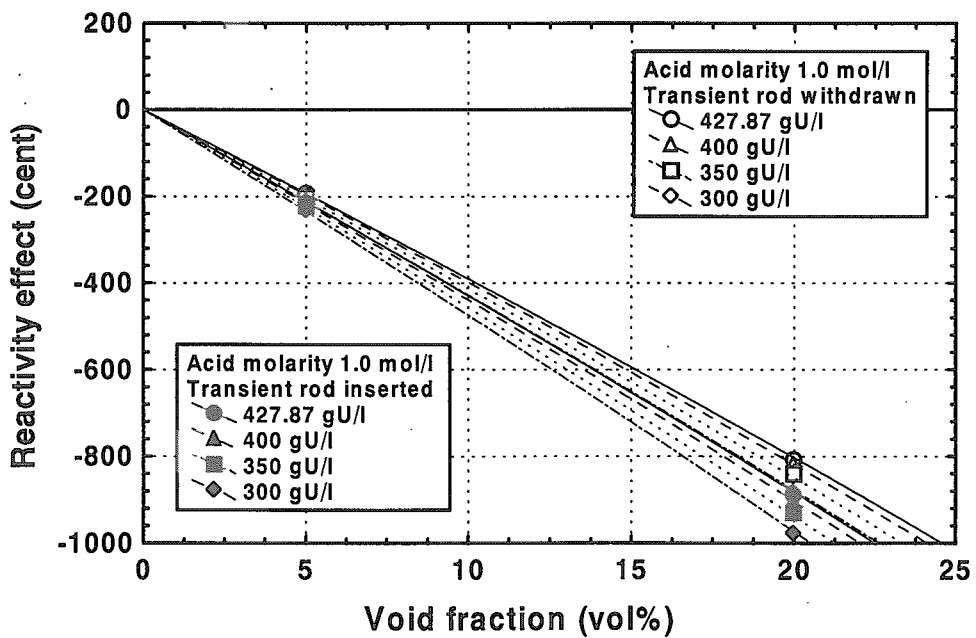


図 5.6 (続き) . (c) 遊離硝酸濃度 1.0 mol/l.

## 6. まとめ

TRACY で計画されている水反射体実験に先立ち、当該炉心体系の核特性及び安全裕度の評価を目的とする解析計算を行った。計算には、連続エネルギーモンテカルロコード MVP 及び 2 次元  $S_N$  輸送計算コード TWOTRAN、並びに核データライブラリ JENDL-3.3 を使用した。

第 1 に、水反射体系における定出力運転に関する事項として、(1) 臨界液位、(2) 液位反応度係数、(3) 原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージンについて評価した。

(1) 臨界液位に関しては、ウラン濃度 300~430 gU/l、遊離硝酸濃度 0~1 mol/l において、水反射体系における臨界液位を推定するための簡易推定式を求めた。その結果、臨界液位の許容範囲 (40~100 cm) を満足するためには、ウラン濃度をおよそ 310~400 gU/l の範囲に調整しなければならないことが分かった。

(2) 液位反応度係数に関しては、水反射体系における臨界液位と液位反応度係数との関係式を求めるとともに、水反射体系における液位反応度係数が裸体系のそれとほとんど差のないことを確認した。

(3) 原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージンに関しては、当該実験で予想されるすべての燃料条件下において、安全基準値を満足する見通しであることを確認した。

第 2 に、水反射体系における過渡出力運転に関する事項として、(4) 調整トランジェント棒反応度係数、(5) 動特性パラメータ、(6) 温度反応度係数及びボイド反応度係数について評価した。

(4) 調整トランジェント棒反応度係数は、ウラン濃度が減少するにつれて増大し、350 gU/l 以下では、核的制限値 3 \$ を超える可能性のあることが分かった。先の (1) で述べた臨界液位の許容範囲によって制限されるウラン濃度条件と合わせると、ウラン濃度をおよそ 350~400 gU/l の範囲に調整しなければならない。

(5) 動特性パラメータに関しては、ウラン濃度 300~430 gU/l、及び遊離硝酸濃度 0~1 mol/l の範囲において、実効遅発中性子割合  $\beta_{\text{eff}}$  及び即発中性子世代時間  $\Lambda$  を推定するための簡易推定式を求めた。また、水反射体系における動特性パラメータ ( $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$ ) は、同一燃料条件下においては、裸体系のそれとほぼ同じであることを確認した。

(6) 温度反応度係数及びボイド反応度係数に関しては、ウラン濃度 300~430 gU/l、及び遊離硝酸濃度 0~1 mol/l の範囲において、それぞれの反応度効果を推定するための簡易推定式を求めた。また、温度反応度係数及びボイド反応度係数は、水反射体の付与により、同一燃料条件下の裸体系の場合と比べて、それぞれ 6~10 % 程度、18%程度減少すると見積もられた。

さらに、水反射体の付与による過渡出力挙動の変化傾向を推定するため、温度反応度フィードバック効果を考慮した Nordheim-Fuchs モデルによる出力評価を行った。その評価結果によると、同一燃料条件及び同一反応度投入量では、第 1 出力バーストのピーク出力及び同ピーク到達までの積分出力とも、水反射体の付与により 15 % 程度減少するものと見積もられる。ただし、同モデルでは考慮されていないボイド反応度フィードバック効果が出力特性に与える影響については、同実験結果を基に評価される予定である。

## 謝 辞

本報告をまとめるに当たり、鈴木康文前安全試験部長（現大洗研究所長）及び土尻滋安全試験部長より貴重な助言及び激励を頂いた。ここに記し、謝意を表す。

## 参考文献

- (1) H. Yanagisawa, K. Nakajima, K. Ogawa, *et al.*: "Experiments on transient behavior of low-enriched uranyl nitrate solution system with TRACY to study hypothetical criticality accidents in reprocessing plants," *Proc. 6th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC'99)*, Sep. 20-24, 1999, Versailles, France, vol. 2, 900 (1999).
- (2) 会澤栄寿, 小川和彦, 桜庭耕一, 他, 「TRACY の運転記録」, JAERI-Tech 2002-031 (2002).
- (3) K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, *et al.*, "TRACY transient experiment databook, 1) Pulse withdrawal experiment," JAERI-Data/Code 2002-005 (2002).
- (4) K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, *et al.*, "TRACY transient experiment databook, 2) Ramp withdrawal experiment," JAERI-Data/Code 2002-006 (2002).
- (5) K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, *et al.*, "TRACY transient experiment databook, 3) Ramp feed experiment," JAERI-Data/Code 2002-007 (2002).
- (6) 森貴正, 中川正幸, 「MVP/GMVP: 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード」, JAERI-Data/Code 94-007 (1994).
- (7) 奥村啓介, 金子邦男, 土橋敬一郎, 「SRAC95; 汎用核計算コードシステム」, JAERI-Data/Code 96-015 (1996).
- (8) K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa, *et al.*, "Japanese evaluated nuclear data library version 3 revision-3: JENDL-3.3," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**[11], 1125 (2002).
- (9) S. Sakurai and S. Tachimori, "Density equation of aqueous solution containing plutonium (IV), uranium (VI) and nitric acid," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **33**[2], 187 (1996).
- (10) H. Sono, H. Yanagisawa, K. Nakajima, *et al.*, "Analyses of criticality and reactivity for TRACY experiments based on JENDL-3.3 data library," *Proc. 7th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC2003)*, Oct. 20-24, 2003, Tokai-mura, Japan, vol. 1, 308 (2003).
- (11) D. L. Hetrick, *Dynamics of nuclear reactors*, The university of Chicago press, Chicago, p.164 (1971).

## 付録1 解析計算に用いた定数

解析計算に用いた定数として、炉心構造材の化学組成比を表 A.1.1 に、燃料溶液の原子個数密度を表 A.1.2 に、炉心構造材の原子個数密度を表 A.1.3 に、それぞれ示す。

表 A.1.1 炉心構造材の化学組成比.

(a) core tank

component	chemical composition (wt%)		
	side wall	top/bottom plate, thermometer	guide tube of transient rod
material	SUS304L	SUSF304L	SUS304LTP
B-10	-	-	-
B-11	-	-	-
O	-	-	-
Fe	70.09	69.24	68.17
C	0.011	0.020	0.008
Si	0.70	0.68	0.49
Mn	0.95	1.58	1.54
P	0.021	0.029	0.020
S	0.002	0.002	0.001
Ni	10.07	10.20	11.50
Cr	18.13	18.23	18.22
Co	0.03	0.02	0.05
Zr	-	-	-
Sn	-	-	-

表 A.1.1 (続き) .

(b) micro-wave level meter

component	chemical composition (wt%)		
	guide tube	tube support ring	support plate
material	Zircaloy*	SUS304L	SUS304L
B-10	-	-	-
B-11	-	-	-
O	0.13	-	-
Fe	0.18	69.61	71.07
C	0.0140	0.008	0.018
Si	0.0092	0.61	0.48
Mn	-	1.19	0.88
P	-	0.022	0.029
S	-	0.002	0.010
Ni	0.07	10.30	9.20
Cr	0.10	18.26	18.31
Co	-	-	-
Zr	98.19	-	-
Sn	1.31	-	-

\* Minor impurities were ignored.

表 A.1.1 (続き)

(c) transient rod (3 \$)

component	chemical composition (wt%)			
	outer cladding	inner cladding	end cap	absorber
material	SUS304	SUS304TP S-C	SUS304	B4C
B-10	-	-	-	15.6
B-11	-	-	-	62.0
O	-	-	-	-
Fe	71.68	71.34	71.03	-
C	0.05	0.05	0.05	21.2
Si	0.28	0.47	0.33	-
Mn	1.27	1.40	1.35	0.01
P	0.037	0.032	0.030	0.01
S	0.030	0.025	0.030	-
Ni	8.14	8.20	8.79	-
Cr	18.51	18.48	18.39	-
Co	-	-	-	-
Zr	-	-	-	-
Sn	-	-	-	-

表 A.1.1 (続き)

(d) safety rod

component	chemical composition (wt%)		
	cladding	end cap	absorber
material	SUS304L	SUS304L	B4C
B-10	-	-	15.4
B-11	-	-	62.5
O	-	-	-
Fe	71.01	68.56	22.1
C	0.014	0.016	-
Si	0.500	0.430	-
Mn	0.990	1.700	-
P	0.034	0.028	-
S	0.022	0.012	-
Ni	9.170	9.690	-
Cr	18.26	19.56	-
Co	-	-	-
Zr	-	-	-
Sn	-	-	-

表 A.1.1 (続き) .

(e) reflector tank

component	chemical composition (wt%)			
	inner side wall	outer side wall	top/bottom plate	separator
material	SUS304	SUS304	SUS304	SUS304
B-10	-	-	-	-
B-11	-	-	-	-
O	-	-	-	-
Fe	72.20	71.75	72.29	72.20
C	0.050	0.050	0.050	0.040
Si	0.520	0.570	0.400	0.560
Mn	0.840	1.210	0.840	0.870
P	0.025	0.027	0.025	0.025
S	0.003	0.004	0.003	0.002
Ni	8.160	8.280	8.280	8.200
Cr	18.20	18.11	18.11	18.10
Co	-	-	-	-
Zr	-	-	-	-
Sn	-	-	-	-

表 A.1.2 燃料溶液の原子個数密度.

(1/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
393.94	0	25	0	H-1	5.8721E-02
				N-14	1.9957E-03
				O-16	3.7343E-02
				U-234	8.1092E-07
				U-235	1.0063E-04
				U-236	1.0050E-07
				U-238	8.9632E-04
393.94	0	40	0	H-1	5.8312E-02
				N-14	1.9818E-03
				O-16	3.7083E-02
				U-234	8.0528E-07
				U-235	9.9929E-05
				U-236	9.9805E-08
				U-238	8.9008E-04
393.94	0	100	0	H-1	5.5721E-02
				N-14	1.8938E-03
				O-16	3.5435E-02
				U-234	7.6949E-07
				U-235	9.5488E-05
				U-236	9.5369E-08
				U-238	8.5052E-04
393.94	0	25	5	H-1	5.5924E-02
				N-14	1.9007E-03
				O-16	3.5565E-02
				U-234	7.7230E-07
				U-235	9.5837E-05
				U-236	9.5718E-08
				U-238	8.5363E-04
393.94	0	25	20	H-1	4.8934E-02
				N-14	1.6631E-03
				O-16	3.1119E-02
				U-234	6.7576E-07
				U-235	8.3858E-05
				U-236	8.3753E-08
				U-238	7.4693E-04



表 A.1.2 (続き) .

(2/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
350	0	25	0	H-1	5.9707E-02
				N-14	1.7731E-03
				O-16	3.6946E-02
				U-234	7.2047E-07
				U-235	8.9405E-05
				U-236	8.9294E-08
				U-238	7.9634E-04
350	0	40	0	H-1	5.9299E-02
				N-14	1.7610E-03
				O-16	3.6694E-02
				U-234	7.1554E-07
				U-235	8.8794E-05
				U-236	8.8683E-08
				U-238	7.9090E-04
350	0	100	0	H-1	5.6655E-02
				N-14	1.6825E-03
				O-16	3.5058E-02
				U-234	6.8364E-07
				U-235	8.4835E-05
				U-236	8.4729E-08
				U-238	7.5563E-04
350	0	25	5	H-1	5.6864E-02
				N-14	1.6887E-03
				O-16	3.5187E-02
				U-234	6.8616E-07
				U-235	8.5148E-05
				U-236	8.5041E-08
				U-238	7.5842E-04
350	0	25	20	H-1	4.9756E-02
				N-14	1.4776E-03
				O-16	3.0788E-02
				U-234	6.0039E-07
				U-235	7.4504E-05
				U-236	7.4411E-08
				U-238	6.6362E-04

表 A.1.2 (続き) .

(3/12)

uranium concentration (gU/ℓ)	free nitric acid molarity (mol/ℓ)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
330	0	25	0	H-1	6.0147E-02
				N-14	1.6718E-03
				O-16	3.6761E-02
				U-234	6.7930E-07
				U-235	8.4296E-05
				U-236	8.4191E-08
				U-238	7.5084E-04
330	0	40	0	H-1	5.9740E-02
				N-14	1.6605E-03
				O-16	3.6512E-02
				U-234	6.7470E-07
				U-235	8.3725E-05
				U-236	8.3621E-08
				U-238	7.4575E-04
330	0	100	0	H-1	5.7072E-02
				N-14	1.5863E-03
				O-16	3.4881E-02
				U-234	6.4456E-07
				U-235	7.9986E-05
				U-236	7.9886E-08
				U-238	7.1244E-04
330	0	25	5	H-1	5.7283E-02
				N-14	1.5922E-03
				O-16	3.5010E-02
				U-234	6.4695E-07
				U-235	8.0282E-05
				U-236	8.0182E-08
				U-238	7.1508E-04
330	0	25	20	H-1	5.0123E-02
				N-14	1.3932E-03
				O-16	3.0634E-02
				U-234	5.6608E-07
				U-235	7.0247E-05
				U-236	7.0159E-08
				U-238	6.2570E-04

表 A.1.2 (続き) .

(4/12)

uranium concentration (gU/ℓ)	free nitric acid molarity (mol/ℓ)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
300	0	25	0	H-1	6.0797E-02
				N-14	1.5198E-03
				O-16	3.6478E-02
				U-234	6.1754E-07
				U-235	7.6633E-05
				U-236	7.6537E-08
				U-238	6.8258E-04
300	0	40	0	H-1	6.0390E-02
				N-14	1.5097E-03
				O-16	3.6234E-02
				U-234	6.1342E-07
				U-235	7.6121E-05
				U-236	7.6026E-08
				U-238	6.7802E-04
300	0	100	0	H-1	5.7685E-02
				N-14	1.4420E-03
				O-16	3.4611E-02
				U-234	5.8594E-07
				U-235	7.2712E-05
				U-236	7.2621E-08
				U-238	6.4765E-04
300	0	25	5	H-1	5.7901E-02
				N-14	1.4474E-03
				O-16	3.4740E-02
				U-234	5.8814E-07
				U-235	7.2984E-05
				U-236	7.2893E-08
				U-238	6.5007E-04
300	0	25	20	H-1	5.0664E-02
				N-14	1.2665E-03
				O-16	3.0398E-02
				U-234	5.1462E-07
				U-235	6.3861E-05
				U-236	6.3781E-08
				U-238	5.6882E-04

表 A.1.2 (続き) .

(5/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
409.19	0.5	25	0	H-1	5.7580E-02
				N-14	2.3741E-03
				O-16	3.7835E-02
				U-234	8.4231E-07
				U-235	1.0452E-04
				U-236	1.0439E-07
				U-238	9.3101E-04
409.19	0.5	40	0	H-1	5.7158E-02
				N-14	2.3567E-03
				O-16	3.7557E-02
				U-234	8.3613E-07
				U-235	1.0376E-04
				U-236	1.0363E-07
				U-238	9.2418E-04
409.19	0.5	100	0	H-1	5.4550E-02
				N-14	2.2491E-03
				O-16	3.5844E-02
				U-234	7.9798E-07
				U-235	9.9024E-05
				U-236	9.8901E-08
				U-238	8.8202E-04
409.19	0.5	25	5	H-1	5.4838E-02
				N-14	2.2610E-03
				O-16	3.6033E-02
				U-234	8.0220E-07
				U-235	9.9547E-05
				U-236	9.9423E-08
				U-238	8.8668E-04
409.19	0.5	25	20	H-1	4.7983E-02
				N-14	1.9784E-03
				O-16	3.1529E-02
				U-234	7.0192E-07
				U-235	8.7104E-05
				U-236	8.6995E-08
				U-238	7.7585E-04

表 A.1.2 (続き) .

(6/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
400	0.5	25	0	H-1	5.7796E-02
				N-14	2.3275E-03
				O-16	3.7756E-02
				U-234	8.2339E-07
				U-235	1.0218E-04
				U-236	1.0205E-07
				U-238	9.1010E-04
400	0.5	40	0	H-1	5.7373E-02
				N-14	2.3105E-03
				O-16	3.7480E-02
				U-234	8.1737E-07
				U-235	1.0143E-04
				U-236	1.0130E-07
				U-238	9.0345E-04
400	0.5	100	0	H-1	5.4753E-02
				N-14	2.2050E-03
				O-16	3.5769E-02
				U-234	7.8005E-07
				U-235	9.6799E-05
				U-236	9.6678E-08
				U-238	8.6220E-04
400	0.5	25	5	H-1	5.5043E-02
				N-14	2.2167E-03
				O-16	3.5958E-02
				U-234	7.8418E-07
				U-235	9.7312E-05
				U-236	9.7190E-08
				U-238	8.6677E-04
400	0.5	25	20	H-1	4.8163E-02
				N-14	1.9396E-03
				O-16	3.1463E-02
				U-234	6.8616E-07
				U-235	8.5148E-05
				U-236	8.5041E-08
				U-238	7.5842E-04

表 A.1.2 (続き) .

(7/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
350	0.5	25	0	H-1	5.8946E-02
				N-14	2.0742E-03
				O-16	3.7318E-02
				U-234	7.2047E-07
				U-235	8.9405E-05
				U-236	8.9294E-08
				U-238	7.9634E-04
350	0.5	40	0	H-1	5.8522E-02
				N-14	2.0593E-03
				O-16	3.7050E-02
				U-234	7.1529E-07
				U-235	8.8762E-05
				U-236	8.8652E-08
				U-238	7.9062E-04
350	0.5	100	0	H-1	5.5838E-02
				N-14	1.9649E-03
				O-16	3.5351E-02
				U-234	6.8248E-07
				U-235	8.4692E-05
				U-236	8.4586E-08
				U-238	7.5436E-04
350	0.5	25	5	H-1	5.6139E-02
				N-14	1.9754E-03
				O-16	3.5541E-02
				U-234	6.8616E-07
				U-235	8.5148E-05
				U-236	8.5041E-08
				U-238	7.5842E-04
350	0.5	25	20	H-1	4.9122E-02
				N-14	1.7285E-03
				O-16	3.1099E-02
				U-234	6.0039E-07
				U-235	7.4504E-05
				U-236	7.4411E-08
				U-238	6.6362E-04

表 A.1.2 (続き) .

(8/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
300	0.5	25	0	H-1	6.0061E-02
				N-14	1.8209E-03
				O-16	3.6862E-02
				U-234	6.1754E-07
				U-235	7.6633E-05
				U-236	7.6537E-08
				U-238	6.8258E-04
300	0.5	40	0	H-1	5.9637E-02
				N-14	1.8081E-03
				O-16	3.6602E-02
				U-234	6.1319E-07
				U-235	7.6092E-05
				U-236	7.5997E-08
				U-238	6.7776E-04
300	0.5	100	0	H-1	5.6887E-02
				N-14	1.7247E-03
				O-16	3.4915E-02
				U-234	5.8492E-07
				U-235	7.2584E-05
				U-236	7.2493E-08
				U-238	6.4651E-04
300	0.5	25	5	H-1	5.7201E-02
				N-14	1.7342E-03
				O-16	3.5107E-02
				U-234	5.8814E-07
				U-235	7.2984E-05
				U-236	7.2893E-08
				U-238	6.5007E-04
300	0.5	25	20	H-1	5.0050E-02
				N-14	1.5174E-03
				O-16	3.0719E-02
				U-234	5.1462E-07
				U-235	6.3861E-05
				U-236	6.3781E-08
				U-238	5.6882E-04

表 A.1.2 (続き) .

(9/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
427.87	1	25	0	H-1	5.6313E-02
				N-14	2.7698E-03
				O-16	3.8332E-02
				U-234	8.8076E-07
				U-235	1.0930E-04
				U-236	1.0916E-07
				U-238	9.7352E-04
427.87	1	40	0	H-1	5.5879E-02
				N-14	2.7485E-03
				O-16	3.8037E-02
				U-234	8.7397E-07
				U-235	1.0845E-04
				U-236	1.0832E-07
				U-238	9.6601E-04
427.87	1	100	0	H-1	5.3266E-02
				N-14	2.6200E-03
				O-16	3.6259E-02
				U-234	8.3311E-07
				U-235	1.0338E-04
				U-236	1.0325E-07
				U-238	9.2085E-04
427.87	1	25	5	H-1	5.3631E-02
				N-14	2.6379E-03
				O-16	3.6507E-02
				U-234	8.3882E-07
				U-235	1.0409E-04
				U-236	1.0396E-07
				U-238	9.2716E-04
427.87	1	25	20	H-1	4.6928E-02
				N-14	2.3082E-03
				O-16	3.1944E-02
				U-234	7.3397E-07
				U-235	9.1080E-05
				U-236	9.0967E-08
				U-238	8.1126E-04



表 A.1.2 (続き) .

(10/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
400	1	25	0	H-1 N-14 O-16 U-234 U-235 U-236 U-238	5.6984E-02 2.6286E-03 3.8103E-02 8.2339E-07 1.0218E-04 1.0205E-07 9.1010E-04
400	1	40	0	H-1 N-14 O-16 U-234 U-235 U-236 U-238	5.6548E-02 2.6085E-03 3.7812E-02 8.1709E-07 1.0140E-04 1.0127E-07 9.0314E-04
400	1	100	0	H-1 N-14 O-16 U-234 U-235 U-236 U-238	5.3897E-02 2.4862E-03 3.6039E-02 7.7879E-07 9.6643E-05 9.6522E-08 8.6081E-04
400	1	25	5	H-1 N-14 O-16 U-234 U-235 U-236 U-238	5.4271E-02 2.5035E-03 3.6289E-02 7.8418E-07 9.7312E-05 9.7190E-08 8.6677E-04
400	1	25	20	H-1 N-14 O-16 U-234 U-235 U-236 U-238	4.7487E-02 2.1905E-03 3.1753E-02 6.8616E-07 8.5148E-05 8.5041E-08 7.5842E-04

表 A.1.2 (続き) .

(11/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
350	1	25	0	H-1	5.8160E-02
				N-14	2.3753E-03
				O-16	3.7678E-02
				U-234	7.2047E-07
				U-235	8.9405E-05
				U-236	8.9294E-08
				U-238	7.9634E-04
350	1	40	0	H-1	5.7721E-02
				N-14	2.3574E-03
				O-16	3.7394E-02
				U-234	7.1503E-07
				U-235	8.8731E-05
				U-236	8.8620E-08
				U-238	7.9034E-04
350	1	100	0	H-1	5.5002E-02
				N-14	2.2463E-03
				O-16	3.5632E-02
				U-234	6.8134E-07
				U-235	8.4550E-05
				U-236	8.4444E-08
				U-238	7.5310E-04
350	1	25	5	H-1	5.5390E-02
				N-14	2.2622E-03
				O-16	3.5884E-02
				U-234	6.8616E-07
				U-235	8.5148E-05
				U-236	8.5041E-08
				U-238	7.5842E-04
350	1	25	20	H-1	4.8467E-02
				N-14	1.9794E-03
				O-16	3.1398E-02
				U-234	6.0039E-07
				U-235	7.4504E-05
				U-236	7.4411E-08
				U-238	6.6362E-04

表 A.1.2 (続き) .

(12/12)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
300	1	25	0	H-1	5.9300E-02
				N-14	2.1220E-03
				O-16	3.7235E-02
				U-234	6.1754E-07
				U-235	7.6633E-05
				U-236	7.6537E-08
				U-238	6.8258E-04
300	1	40	0	H-1	5.8860E-02
				N-14	2.1063E-03
				O-16	3.6958E-02
				U-234	6.1296E-07
				U-235	7.6064E-05
				U-236	7.5969E-08
				U-238	6.7751E-04
300	1	100	0	H-1	5.6069E-02
				N-14	2.0064E-03
				O-16	3.5206E-02
				U-234	5.8390E-07
				U-235	7.2458E-05
				U-236	7.2368E-08
				U-238	6.4539E-04
300	1	25	5	H-1	5.6476E-02
				N-14	2.0210E-03
				O-16	3.5462E-02
				U-234	5.8814E-07
				U-235	7.2984E-05
				U-236	7.2893E-08
				U-238	6.5007E-04
300	1	25	20	H-1	4.9417E-02
				N-14	1.7684E-03
				O-16	3.1029E-02
				U-234	5.1462E-07
				U-235	6.3861E-05
				U-236	6.3781E-08
				U-238	5.6882E-04

表 A.1.3 炉心構造材の原子個数密度.

(1/8)

component	element	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
side wall of core tank	C	4.5124E-05	C-12	4.5124E-05
	Si	1.1879E-03	Si-28	1.0956E-03
			Si-29	5.5631E-05
			Si-30	3.6672E-05
	P	3.3052E-05	P-31	3.3052E-05
	S	3.7556E-06	S-32	3.5652E-06
			S-33	2.8543E-08
			S-34	1.6112E-07
			S-36	7.5112E-10
	Cr	1.6630E-02	Cr-50	7.2259E-04
			Cr-52	1.3934E-02
			Cr-53	1.5801E-03
			Cr-54	3.9331E-04
	Mn	8.2431E-04	Mn-55	8.2431E-04
			Fe	5.9856E-02
	Fe-56	5.4920E-02		
	Fe-57	1.2683E-03		
	Fe-58	1.6879E-04		
	Co	2.4524E-05	Co-59	2.4524E-05
	Ni	8.1830E-03	Ni-58	5.5708E-03
Ni-60			2.1458E-03	
Ni-61			9.3278E-05	
Ni-62			2.9741E-04	
Ni-64			7.5742E-05	
top/bottom plate of core tank, thermometer	C	8.0221E-05	C-12	8.0221E-05
	Si	1.1557E-03	Si-28	1.0659E-03
			Si-29	5.4125E-05
			Si-30	3.5680E-05
	P	4.4718E-05	P-31	4.4718E-05
	S	3.7556E-06	S-32	3.5652E-06
			S-33	2.8543E-08
			S-34	1.6112E-07
			S-36	7.5112E-10
	Cr	1.6722E-02	Cr-50	7.2657E-04
			Cr-52	1.4011E-02
			Cr-53	1.5887E-03
			Cr-54	3.9547E-04
	Mn	1.3713E-03	Mn-55	1.3713E-03
			Fe	5.9132E-02
	Fe-56	5.4256E-02		
	Fe-57	1.2530E-03		
	Fe-58	1.6675E-04		
	Co	1.6350E-05	Co-59	1.6350E-05
	Ni	8.2888E-03	Ni-58	5.6427E-03
Ni-60			2.1736E-03	
Ni-61			9.4483E-05	
Ni-62			3.0125E-04	
Ni-64			7.6720E-05	

表 A.1.3 (続き) .

(2/8)

component	element	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
guide tube of transient rod	C	3.0083E-05	C-12	3.0083E-05
	Si	8.3196E-04	Si-28	7.6731E-04
			Si-29	3.8962E-05
			Si-30	2.5684E-05
	P	2.7220E-05	P-31	2.7220E-05
	Cr	1.6786E-02	Cr-50	7.2938E-04
			Cr-52	1.4065E-02
			Cr-53	1.5949E-03
			Cr-54	3.9701E-04
	Mn	1.3110E-03	Mn-55	1.3110E-03
	Fe	5.8094E-02	Fe-54	3.3956E-03
			Fe-56	5.3304E-02
			Fe-57	1.2310E-03
			Fe-58	1.6383E-04
	Co	4.0874E-05	Co-59	4.0874E-05
	Ni	9.4267E-03	Ni-58	6.4174E-03
Ni-60			2.4720E-03	
Ni-61			1.0745E-04	
Ni-62			3.4261E-04	
Ni-64			8.7253E-05	
tube support ring of micro-wave level meter	C	1.0529E-04	C-12	1.0529E-04
	Si	6.2825E-04	Si-28	5.7943E-04
			Si-29	2.9422E-05
			Si-30	1.9395E-05
	P	4.4718E-05	P-31	4.4718E-05
	S	2.2533E-05	S-32	2.1391E-05
			S-33	1.7126E-07
			S-34	9.6669E-07
			S-36	4.5067E-09
	Cr	1.7557E-02	Cr-50	7.6285E-04
			Cr-52	1.4711E-02
			Cr-53	1.6681E-03
			Cr-54	4.1522E-04
	Mn	1.4754E-03	Mn-55	1.4754E-03
	Fe	5.8843E-02	Fe-54	3.4394E-03
			Fe-56	5.3991E-02
Fe-57			1.2469E-03	
Fe-58			1.6594E-04	
Ni	7.9799E-03	Ni-58	5.4324E-03	
		Ni-60	2.0926E-03	
		Ni-61	9.0963E-05	
		Ni-62	2.9003E-04	
		Ni-64	7.3862E-05	

表 A.1.3 (続き) .

(3/8)

component	element	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
support plate of micro-wave level meter	C	7.1477E-05	C-12	7.1477E-05
	Si	8.1514E-04	Si-28	7.5180E-04
			Si-29	3.8175E-05
			Si-30	2.5165E-05
	P	4.4656E-05	P-31	4.4656E-05
	S	1.4872E-05	S-32	1.4118E-05
			S-33	1.1303E-07
			S-34	6.3802E-07
			S-36	2.9744E-09
	Cr	1.6796E-02	Cr-50	7.2976E-04
			Cr-52	1.4073E-02
			Cr-53	1.5957E-03
			Cr-54	3.9721E-04
	Mn	7.6398E-04	Mn-55	7.6398E-04
	Fe	6.0698E-02	Fe-54	3.5478E-03
			Fe-56	5.5693E-02
			Fe-57	1.2862E-03
			Fe-58	1.7117E-04
	Ni	7.4766E-03	Ni-58	5.0898E-03
			Ni-60	1.9606E-03
Ni-61			8.5224E-05	
Ni-62			2.7173E-04	
Ni-64			6.9202E-05	

表 A.1.3 (続き)

(4/8)

component	element	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
guide tube of micro-wave level meter	C	4.5124E-05	C-12	4.5124E-05
	O	3.1994E-04	O-16	3.1994E-04
	Si	1.2866E-05	Si-28	1.1866E-05
			Si-29	6.0250E-07
			Si-30	3.9717E-07
	Cr	7.6441E-05	Cr-50	3.3213E-06
			Cr-52	6.4049E-05
			Cr-53	7.2626E-06
			Cr-54	1.8078E-06
	Fe	1.2724E-04	Fe-54	7.4373E-06
			Fe-56	1.1675E-04
			Fe-57	2.6963E-06
			Fe-58	3.5882E-07
	Ni	4.7199E-05	Ni-58	3.2132E-05
			Ni-60	1.2377E-05
			Ni-61	5.3803E-07
			Ni-62	1.7155E-06
			Ni-64	4.3688E-07
	Zr	4.2445E-02	Zr-90	2.1838E-02
			Zr-91	4.7623E-03
			Zr-92	7.2793E-03
			Zr-94	7.3769E-03
			Zr-96	1.1884E-03
Sn	4.3526E-04	Sn-112	4.2220E-06	
		Sn-114	2.8727E-06	
		Sn-115	1.4799E-06	
		Sn-116	6.3287E-05	
		Sn-117	3.3428E-05	
		Sn-118	1.0542E-04	
		Sn-119	3.7389E-05	
		Sn-120	1.4181E-04	
		Sn-122	2.0153E-05	
Sn-124	2.5202E-05			

表 A.1.3 (続き)

(5/8)

component	element	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
outer cladding of transient rod	C	1.9855E-04	C-12	1.9855E-04
	Si	4.7550E-04	Si-28	4.3855E-04
			Si-29	2.2269E-05
			Si-30	1.4680E-05
	P	5.6974E-05	P-31	5.6974E-05
	S	4.4616E-05	S-32	4.2354E-05
			S-33	3.3909E-07
			S-34	1.9140E-06
			S-36	8.9233E-09
	Cr	1.6978E-02	Cr-50	7.3773E-04
			Cr-52	1.4226E-02
			Cr-53	1.6132E-03
			Cr-54	4.0155E-04
	Mn	1.1026E-03	Mn-55	1.1026E-03
	Fe	6.1219E-02	Fe-54	3.5783E-03
			Fe-56	5.6171E-02
			Fe-57	1.2972E-03
			Fe-58	1.7264E-04
	Ni	6.6151E-03	Ni-58	4.5033E-03
			Ni-60	1.7347E-03
Ni-61			7.5405E-05	
Ni-62			2.4042E-04	
			Ni-64	6.1229E-05
inner cladding of transient rod	C	7.9419E-05	C-12	7.9419E-05
	Si	8.4911E-04	Si-28	7.8313E-04
			Si-29	3.9765E-05
			Si-30	2.6214E-05
	P	3.8496E-05	P-31	3.8496E-05
	S	4.4616E-06	S-32	4.2354E-06
			S-33	3.3909E-08
			S-34	1.9140E-07
			S-36	8.9233E-10
	Cr	1.6869E-02	Cr-50	7.3295E-04
			Cr-52	1.4134E-02
			Cr-53	1.6027E-03
			Cr-54	3.9895E-04
	Mn	9.3761E-04	Mn-55	9.3761E-04
	Fe	6.1108E-02	Fe-54	3.5717E-03
			Fe-56	5.6069E-02
			Fe-57	1.2949E-03
			Fe-58	1.7232E-04
	Ni	6.8508E-03	Ni-58	4.6638E-03
			Ni-60	1.7965E-03
Ni-61			7.8091E-05	
Ni-62			2.4899E-04	
			Ni-64	6.3410E-05



表 A.1.3 (続き)

(6/8)

component	element	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
end cap of transient rod	C	1.9855E-04	C-12	1.9855E-04
	Si	5.6041E-04	Si-28	5.1686E-04
			Si-29	2.6245E-05
			Si-30	1.7301E-05
	P	5.2355E-05	P-31	5.2355E-05
	S	4.4616E-05	S-32	4.2354E-05
			S-33	3.3909E-07
			S-34	1.9140E-06
			S-36	8.9233E-09
	Cr	1.6915E-02	Cr-50	7.3494E-04
			Cr-52	1.4173E-02
			Cr-53	1.6071E-03
			Cr-54	4.0003E-04
	Mn	1.1894E-03	Mn-55	1.1894E-03
	Fe	6.1094E-02	Fe-54	3.5709E-03
			Fe-56	5.6056E-02
			Fe-57	1.2946E-03
Fe-58			1.7228E-04	
Ni	6.6720E-03	Ni-58	4.5421E-03	
		Ni-60	1.7496E-03	
		Ni-61	7.6053E-05	
		Ni-62	2.4249E-04	
		Ni-64	6.1755E-05	
neutron absorber of transient rod	B	1.0867E-01	B-10	2.3546E-02
			B-11	8.5128E-02
	C	2.6680E-02	C-12	2.6680E-02

表 A.1.3 (続き) .

(7/8)

component	element	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
reflector tank (averaged)	C	5.9564E-05	C-12	5.9564E-05
	Si	7.8967E-04	Si-28	7.2831E-04
			Si-29	3.6982E-05
			Si-30	2.4379E-05
	P	4.7735E-05	P-31	4.7735E-05
	S	2.5283E-05	S-32	2.4001E-05
			S-33	1.9215E-07
			S-34	1.0846E-06
			S-36	5.0565E-09
	Cr	1.7346E-02	Cr-50	7.5368E-04
			Cr-52	1.4534E-02
			Cr-53	1.6480E-03
			Cr-54	4.1023E-04
	Mn	1.1677E-03	Mn-55	1.1677E-03
	Fe	5.9600E-02	Fe-54	3.4836E-03
			Fe-56	5.4686E-02
			Fe-57	1.2629E-03
			Fe-58	1.6807E-04
	Ni	7.6634E-03	Ni-58	5.2170E-03
			Ni-60	2.0096E-03
Ni-61			8.7355E-05	
Ni-62			2.7853E-04	
Ni-64			7.0932E-05	
cladding and end cap of safety rod (averaged)	C	5.9564E-05	C-12	5.9564E-05
	Si	7.8967E-04	Si-28	7.2831E-04
			Si-29	3.6982E-05
			Si-30	2.4379E-05
	P	4.7735E-05	P-31	4.7735E-05
	S	2.5283E-05	S-32	2.4001E-05
			S-33	1.9215E-07
			S-34	1.0846E-06
			S-36	5.0565E-09
	Cr	1.7346E-02	Cr-50	7.5368E-04
			Cr-52	1.4534E-02
			Cr-53	1.6480E-03
			Cr-54	4.1023E-04
	Mn	1.1677E-03	Mn-55	1.1677E-03
	Fe	5.9600E-02	Fe-54	3.4836E-03
			Fe-56	5.4686E-02
			Fe-57	1.2629E-03
			Fe-58	1.6807E-04
	Ni	7.6634E-03	Ni-58	5.2170E-03
			Ni-60	2.0096E-03
Ni-61			8.7355E-05	
Ni-62			2.7853E-04	
Ni-64			7.0932E-05	

表 A.1.3 (続き) .

(8/8)

component	element	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )	nuclide	number density (barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
neutron absorber of safety rod	B	1.0891E-01	B-10	2.1563E-02
			B-11	8.7343E-02
	C	2.7812E-02	C-12	2.7812E-02
water	H	6.6658E-02	H-1	6.6658E-02
	O	3.3329E-02	O-16	3.3329E-02

## 付録2 解析条件及び計算結果一覧

解析計算について、MVP での解析条件及び計算結果一覧を表 A.2.1 に、SRAC (TWOTRAN) での解析条件及び計算結果一覧を表 A.2.2 に、それぞれ示す。

表 A.2.1 MVP での解析条件及び計算結果一覧.

(1/3)

uranium concentration (gU/ℓ)	free nitric acid molarity (mol/ℓ)	transient rod	solution level (cm)	case	MVP $k_{\text{eff}}$	
					mean	fsd <sup>a)</sup> (%)
393.94	0.0	withdrawn	40.00	no rod insertion	1.0017	0.041
			40.00	transient rod insertion	0.9853	0.041
			41.85	all rods insertion	0.8935	0.042
			41.85	transient rod stuck	0.9128	0.046
			41.21	safety rod A stuck	0.9375	0.048
			41.21	safety rod B stuck	0.9384	0.044
			41.21	safety rod C stuck	0.9352	0.041
			44.40	supercritical	1.0206	0.040
		inserted	44.40	no rod insertion	1.0019	0.041
			46.46	all rods insertion	0.9095	0.044
			45.75	safety rod A stuck	0.9528	0.039
			45.75	safety rod B stuck	0.9528	0.044
			45.75	safety rod C stuck	0.9513	0.043
350.00	0.0	withdrawn	46.47	no rod insertion	1.0014	0.036
			46.47	transient rod insertion	0.9840	0.038
			48.64	all rods insertion	0.8894	0.039
			48.64	transient rod stuck	0.9097	0.043
			47.89	safety rod A stuck	0.9341	0.045
			47.89	safety rod B stuck	0.9338	0.043
			47.89	safety rod C stuck	0.9317	0.044
			53.45	supercritical	1.0211	0.039
		inserted	53.45	no rod insertion	1.0017	0.038
			55.96	all rods insertion	0.9058	0.047
			55.10	safety rod A stuck	0.9506	0.039
			55.10	safety rod B stuck	0.9515	0.041
			55.10	safety rod C stuck	0.9481	0.043
330.00	0.0	withdrawn	51.15	no rod insertion	1.0014	0.041
			51.15	transient rod insertion	0.9820	0.039
			53.55	all rods insertion	0.8874	0.045
			53.55	transient rod stuck	0.9076	0.047
			52.72	safety rod A stuck	0.9327	0.047
			52.72	safety rod B stuck	0.9329	0.042
			52.72	safety rod C stuck	0.9306	0.044
			61.18	supercritical	1.0226	0.036
		inserted	61.18	no rod insertion	1.0016	0.039
			64.07	all rods insertion	0.9038	0.042
			63.08	safety rod A stuck	0.9494	0.041
			63.08	safety rod B stuck	0.9500	0.039
			63.08	safety rod C stuck	0.9472	0.043
300.00	0.0	withdrawn	63.11	no rod insertion	1.0015	0.036
			63.11	transient rod insertion	0.9806	0.041
			66.10	all rods insertion	0.8831	0.041
			66.10	transient rod stuck	0.9040	0.041
			65.07	safety rod A stuck	0.9290	0.037
			65.07	safety rod B stuck	0.9297	0.041
			65.07	safety rod C stuck	0.9266	0.044
			85.18	supercritical	1.0245	0.038
		inserted	85.18	no rod insertion	1.0018	0.034
			89.25	all rods insertion	0.9014	0.039
			87.85	safety rod A stuck	0.9477	0.041
			87.85	safety rod B stuck	0.9493	0.043
			87.85	safety rod C stuck	0.9448	0.042

a) fsd: fractional standard deviation.

表 A.2.1 (続き) .

(2/3)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	transient rod	solution level (cm)	case	MVP $k_{eff}$	
					mean	fsd <sup>a)</sup> (%)
409.19	0.5	withdrawn	40.00	no rod insertion	1.0020	0.042
			40.00	transient rod insertion	0.9850	0.040
			41.85	all rods insertion	0.8932	0.045
			41.85	transient rod stuck	0.9118	0.044
			41.21	safety rod A stuck	0.9358	0.041
			41.21	safety rod B stuck	0.9365	0.049
			41.21	safety rod C stuck	0.9355	0.045
			44.37	supercritical	1.0200	0.042
		inserted	44.37	no rod insertion	1.0020	0.038
			46.43	all rods insertion	0.9075	0.040
			45.72	safety rod A stuck	0.9522	0.044
			45.72	safety rod B stuck	0.9528	0.044
			45.72	safety rod C stuck	0.9508	0.042
400.00	0.5	withdrawn	41.05	no rod insertion	1.0019	0.040
			41.05	transient rod insertion	0.9847	0.041
			42.95	all rods insertion	0.8927	0.046
			42.95	transient rod stuck	0.9119	0.044
			42.29	safety rod A stuck	0.9363	0.041
			42.29	safety rod B stuck	0.9364	0.042
			42.29	safety rod C stuck	0.9346	0.043
			45.46	supercritical	1.0197	0.039
		inserted	45.46	no rod insertion	1.0018	0.039
			47.58	all rods insertion	0.9068	0.042
			46.85	safety rod A stuck	0.9503	0.042
			46.85	safety rod B stuck	0.9519	0.043
			46.85	safety rod C stuck	0.9496	0.044
350.00	0.5	withdrawn	48.73	no rod insertion	1.0015	0.038
			48.73	transient rod insertion	0.9817	0.037
			51.01	all rods insertion	0.8884	0.043
			51.01	transient rod stuck	0.9085	0.050
			50.22	safety rod A stuck	0.9329	0.042
			50.22	safety rod B stuck	0.9326	0.045
			50.22	safety rod C stuck	0.9310	0.041
			57.15	supercritical	1.0218	0.039
		inserted	57.15	no rod insertion	1.0017	0.038
			59.84	all rods insertion	0.9044	0.044
			58.92	safety rod A stuck	0.9499	0.042
			58.92	safety rod B stuck	0.9512	0.043
			58.92	safety rod C stuck	0.9479	0.041
300.00	0.5	withdrawn	68.98	no rod insertion	1.0020	0.039
			68.98	transient rod insertion	0.9803	0.040
			72.25	all rods insertion	0.8824	0.040
			72.25	transient rod stuck	0.9048	0.041
			71.13	safety rod A stuck	0.9274	0.039
			71.13	safety rod B stuck	0.9291	0.042
			71.13	safety rod C stuck	0.9256	0.042
			99.23	supercritical	1.0254	0.038
		inserted	99.23	no rod insertion	1.0019	0.037
			104.00	all rods insertion	0.8992	0.040
			102.36	safety rod A stuck	0.9472	0.042
			102.36	safety rod B stuck	0.9485	0.037
			102.36	safety rod C stuck	0.9446	0.038

a) fsd: fractional standard deviation.

表 A.2.1 (続き)

(3/3)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	transient rod	solution level (cm)	case	MVP $k_{\text{eff}}$	
					mean	fsd <sup>a)</sup> (%)
427.87	1.0	withdrawn	40.00	no rod insertion	1.0016	0.038
			40.00	transient rod insertion	0.9839	0.041
			41.85	all rods insertion	0.8938	0.049
			41.85	transient rod stuck	0.9124	0.042
			41.21	safety rod A stuck	0.9363	0.039
			41.21	safety rod B stuck	0.9363	0.042
			41.21	safety rod C stuck	0.9349	0.043
			44.22	supercritical	1.0209	0.039
		inserted	44.22	no rod insertion	1.0017	0.042
			46.27	all rods insertion	0.9081	0.045
			45.57	safety rod A stuck	0.9520	0.040
			45.57	safety rod B stuck	0.9519	0.044
			45.57	safety rod C stuck	0.9500	0.043
400.00	1.0	withdrawn	42.69	no rod insertion	1.0021	0.037
			42.69	transient rod insertion	0.9838	0.042
			44.67	all rods insertion	0.8915	0.045
			44.67	transient rod stuck	0.9115	0.045
			43.99	safety rod A stuck	0.9347	0.038
			43.99	safety rod B stuck	0.9356	0.039
			43.99	safety rod C stuck	0.9330	0.044
			48.14	supercritical	1.0218	0.039
		inserted	48.14	no rod insertion	1.0015	0.039
			50.39	all rods insertion	0.9074	0.041
			49.61	safety rod A stuck	0.9520	0.042
			49.61	safety rod B stuck	0.9512	0.040
			49.61	safety rod C stuck	0.9493	0.040
350.00	1.0	withdrawn	51.35	no rod insertion	1.0015	0.038
			51.35	transient rod insertion	0.9818	0.037
			53.76	all rods insertion	0.8865	0.047
			53.76	transient rod stuck	0.9081	0.038
			52.93	safety rod A stuck	0.9313	0.043
			52.93	safety rod B stuck	0.9321	0.042
			52.93	safety rod C stuck	0.9282	0.044
			61.51	supercritical	1.0228	0.042
		inserted	61.51	no rod insertion	1.0021	0.038
			64.42	all rods insertion	0.9046	0.042
			63.42	safety rod A stuck	0.9490	0.041
			63.42	safety rod B stuck	0.9498	0.044
			63.42	safety rod C stuck	0.9470	0.039
300.00	1.0	withdrawn	75.53	no rod insertion	1.0015	0.037
			75.53	transient rod insertion	0.9798	0.040
			79.13	all rods insertion	0.8810	0.045
			79.13	transient rod stuck	0.9036	0.039
			77.89	safety rod A stuck	0.9276	0.039
			77.89	safety rod B stuck	0.9274	0.037
			77.89	safety rod C stuck	0.9245	0.041
			118.58	supercritical	1.0251	0.036
		inserted	118.58	no rod insertion	1.0015	0.037
			124.30	all rods insertion	0.8993	0.042
			122.33	safety rod A stuck	0.9461	0.038
			122.33	safety rod B stuck	0.9474	0.039
			122.33	safety rod C stuck	0.9436	0.039

a) fsd: fractional standard deviation.

表 A.2.2 SRAC (TWOTRAN) での解析条件及び計算結果一覧. (1/3)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	solution level <sup>a)</sup> (cm)	$k_{\text{eff}}^{\text{a)}$ (TWOTRAN)
393.94	0.0	25	0	40.00	1.0088
				44.40	1.0084
393.94	0.0	25	0	41.00	1.0135
				45.40	1.0119
393.94	0.0	40	0	40.28	1.0041
				44.71	1.0034
393.94	0.0	100	0	42.15	0.9804
				46.79	0.9778
393.94	0.0	25	5	42.00	0.9946
				46.62	0.9929
393.94	0.0	25	20	48.00	0.9521
				53.28	0.9468
350.00	0.0	25	0	46.47	1.0095
				53.45	1.0087
350.00	0.0	25	0	47.47	1.0127
				54.45	1.0109
350.00	0.0	40	0	46.79	1.0048
				53.82	1.0037
350.00	0.0	100	0	48.97	0.9806
				56.33	0.9773
350.00	0.0	25	5	48.79	0.9950
				56.12	0.9929
350.00	0.0	25	20	55.76	0.9518
				64.14	0.9459
330.00	0.0	25	0	51.15	1.0094
				61.18	1.0092
330.00	0.0	25	0	52.15	1.0120
				62.18	1.0108
330.00	0.0	40	0	51.50	1.0047
				61.60	1.0041
330.00	0.0	100	0	53.91	0.9802
				64.48	0.9774
330.00	0.0	25	5	53.71	0.9948
				64.24	0.9932
330.00	0.0	25	20	61.38	0.9511
				73.42	0.9457
300.00	0.0	25	0	63.11	1.0090
				85.18	1.0085
300.00	0.0	25	0	64.11	1.0105
				86.18	1.0091
300.00	0.0	40	0	63.54	1.0042
				85.75	1.0030
300.00	0.0	100	0	66.51	0.9793
				89.77	0.9758
300.00	0.0	25	5	66.27	0.9941
				89.44	0.9923
300.00	0.0	25	20	75.73	0.9497
				102.22	0.9439

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.



表 A.2.2 (続き) .

(2/3)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	solution level <sup>a)</sup> (cm)	$k_{\text{eff}}$ <sup>a)</sup> (TWOTRAN)
409.19	0.5	25	0	40.00	1.0085
				44.37	1.0082
409.19	0.5	25	0	41.00	1.0133
				45.37	1.0117
409.19	0.5	40	0	40.30	1.0038
				44.70	1.0031
409.19	0.5	100	0	42.22	0.9798
				46.84	0.9772
409.19	0.5	25	5	42.00	0.9942
				46.59	0.9925
409.19	0.5	25	20	48.00	0.9515
				53.24	0.9462
400.00	0.5	25	0	41.05	1.0092
				45.46	1.0076
400.00	0.5	25	0	42.05	1.0136
				46.46	1.0110
400.00	0.5	40	0	41.35	1.0044
				45.80	1.0025
400.00	0.5	100	0	43.33	0.9803
				47.99	0.9765
400.00	0.5	25	5	43.10	0.9948
				47.73	0.9920
400.00	0.5	25	20	49.26	0.9520
				54.55	0.9455
350.00	0.5	25	0	48.73	1.0092
				57.15	1.0090
350.00	0.5	25	0	49.73	1.0121
				58.15	1.0109
350.00	0.5	40	0	49.08	1.0044
				57.56	1.0038
350.00	0.5	100	0	51.44	0.9798
				60.33	0.9770
350.00	0.5	25	5	51.17	0.9946
				60.01	0.9930
350.00	0.5	25	20	58.48	0.9510
				68.58	0.9455
300.00	0.5	25	0	68.98	1.0097
				99.23	1.0083
300.00	0.5	25	0	69.98	1.0109
				100.23	1.0087
300.00	0.5	40	0	69.47	1.0048
				99.94	1.0029
300.00	0.5	100	0	72.83	0.9795
				104.77	0.9747
300.00	0.5	25	5	72.43	0.9947
				104.19	0.9919
300.00	0.5	25	20	82.78	0.9499
				119.08	0.9432

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.

表 A.2.2 (続き) .

(3/3)

uranium concentration (gU/l)	free nitric acid molarity (mol/l)	solution temperature (°C)	void fraction (volume %)	solution level <sup>a)</sup> (cm)	$k_{\text{eff}}^{\text{a)}}$ (TWOTRAN)
427.87	1.0	25	0	40.00	1.0088
				44.22	1.0080
427.87	1.0	25	0	41.00	1.0136
				45.22	1.0116
427.87	1.0	40	0	40.31	1.0040
				44.56	1.0028
427.87	1.0	100	0	42.29	0.9798
				46.75	0.9767
427.87	1.0	25	5	42.00	0.9944
				46.43	0.9923
427.87	1.0	25	20	48.00	0.9515
				53.06	0.9458
400.00	1.0	25	0	42.69	1.0087
				48.14	1.0086
400.00	1.0	25	0	43.69	1.0127
				49.14	1.0115
400.00	1.0	40	0	43.02	1.0038
				48.51	1.0034
400.00	1.0	100	0	45.14	0.9793
				50.90	0.9768
400.00	1.0	25	5	44.82	0.9942
				50.55	0.9927
400.00	1.0	25	20	51.23	0.9509
				57.77	0.9458
350.00	1.0	25	0	51.35	1.0091
				61.51	1.0091
350.00	1.0	25	0	52.35	1.0117
				62.51	1.0107
350.00	1.0	40	0	51.74	1.0042
				61.98	1.0038
350.00	1.0	100	0	54.30	0.9791
				65.04	0.9764
350.00	1.0	25	5	53.92	0.9944
				64.59	0.9930
350.00	1.0	25	20	61.62	0.9503
				73.81	0.9450
300.00	1.0	25	0	75.53	1.0095
				118.58	1.0072
300.00	1.0	25	0	76.53	1.0105
				119.58	1.0072
300.00	1.0	40	0	76.10	1.0045
				119.47	1.0015
300.00	1.0	100	0	79.88	0.9786
				125.41	0.9729
300.00	1.0	25	5	79.31	0.9944
				124.51	0.9906
300.00	1.0	25	20	90.64	0.9491
				142.30	0.9414

a) upper: transient rod withdrawn, lower: transient rod inserted.

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J  
1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光強度	ルーメン	lm	cd·sr
照射線量	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射線当量	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m  
1 b = 100 fm<sup>2</sup> = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>  
1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa  
1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>  
1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq  
1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg  
1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy  
1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> Sv

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局 1985年刊行による。ただし、1 eV および 1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N (=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg (Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>
	3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)  
= 4.184 J (熱化学)  
= 4.1855 J (15 °C)  
= 4.1868 J (国際蒸気表)  
仕事率 1 PS (仏馬力)  
= 75 kgf·m/s  
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

TRACY 水反射体付き炉心の核特性評価

R100

古紙配合率100%  
白色度70%再生紙を使用しています