

JAERI-Tech

2003-031



JP0350092



SILENEにおける臨界事故時線量評価解析
(受託研究)

2003年3月

中村 剛実・外池 幸太郎・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。
入手の問い合わせは、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, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

SILENE における臨界事故時線量評価解析
(受託研究)

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター燃料サイクル安全工学部
中村 剛実・外池 幸太郎・三好 慶典

(2003年1月31日受理)

経済協力開発機構／原子力機関 (OECD/NEA) が、各国の線量測定システムの相互比較を行うために、仏国バルデュック研究所の過渡臨界実験装置 SILENE で臨界事故時線量評価国際比較試験を実施した。これは、同一の照射場において各国が線量測定を行い、測定結果を相互に比較するものである。

筆者は、SILENE の γ 線量及び中性子線量を測定するために本試験に参加した。使用した線量計は、TLD 及びアラニン線量計である。この試験において、中性子用 TLD の測定値である周辺線量当量から、組織吸収線量を算出するための中性子用評価式を導き出した。本評価式を用いて算出した組織吸収線量を OECD/NEA に報告した。

中性子用評価式を検討する目的で、日本原子力研究所の TRACY において中性子用 TLD を照射した。中性子用 TLD の結果は、MCNP による計算とアラニン線量計の測定結果で比較検討した。その結果、中性子用評価式の結果はアラニン測定結果に対する比が 0.94 となり、6%以内で一致することが分かった。

この TRACY の試験より、OECD/NEA に報告した値は同等の精度を有することが言える。

本報告書は文部科学省受託事業「再処理施設臨界安全技術開発等」の成果の一部である。
東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

Analytical Evaluation of Dose Measurement of Critical Accident at SILENE
(Contract Research)

Takemi NAKAMURA, Kotaro TONOIKE and Yoshinori MIYOSHI

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

(Received January 31, 2003)

Institute for Radioprotection and Nuclear Safety (IRSN) and the OECD Nuclear Energy Agency (NEA) jointly organized SILENE Accident Dosimetry Intercomparison Exercise to intercompare the dose measurement systems of participating countries. Each participating country carried out dose measurements in the same irradiation field, and the measurement results were mutually compared.

The authors participated in the exercise to measure the doses of gamma rays and neutron from SILENE by using thermoluminescence dosimeters (TLD's) and an alanine dosimeter. In this examination, the authors derived evaluation formulae for obtaining a tissue-absorbed dose from measured value (ambient dose equivalent) of TLD for neutron. We reported the tissue-absorbed dose computed using this evaluation formula to OECD/NEA.

TLD's for neutron were irradiated in the TRACY facility to verify the evaluation formulae. The results of TLD's were compared with the calculations of MCNP and measurements with alanine dose meter. We found that the ratio of the dose by the evaluation formula to the measured value by the alanine dosimeter was 0.94 and the formula agreed within 6%.

From examination of this TRACY, we can conclude that the value reported to OECD/NEA has equivalent accuracy.

Keywords: SILENE, Critical Accident, Dosimetry, TLD, Alanine, TRACY, MCNP

This report includes the result of research conducted under the contract with the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of JAPAN.

目 次

1. 緒言.....	1
2. SILENE の概要.....	2
2. 1 実験条件.....	5
3. 使用した線量計	6
3. 1 ガンマ線用 TLD	6
3. 2 モデレータ付き中性子用 TLD	9
3. 3 アラニン線量計	12
4. 周辺線量当量から組織吸収線量へのガンマ線用評価式	14
5. 周辺線量当量から組織吸収線量への中性子用評価式の検討	17
5. 1 中性子用評価式.....	17
6. SILENE による測定解析	19
6. 1 解析評価.....	19
6. 2 各シナリオの実験結果及び検討	22
7. TRACY による中性子用評価式の検討	29
7. 1 TRACY の概要	29
7. 2 計算解析.....	31
7. 3 実験結果と解析結果の比較	32
7. 4 中性子用評価式のパラメータの検討.....	36
8. まとめ.....	37
謝辞.....	38
参考文献	38

Contents

1. Introduction.....	1
2. Outline of SILENE.....	2
2. 1 Experiment Condition.....	5
3. Used Dose Meter.....	6
3. 1 TLD for Gamma.....	6
3. 2 TLD for the Neutrons with a Moderator.....	9
3. 3 Alanine Dose Meter.....	12
4. Evaluation Formula for Gamma Rays from Ambient Dose Equivalent to Tissue Absorbed Dose.....	14
5. Examination of the Evaluation Formula for Neutrons from Ambient Dose Equivalent to Tissue Absorbed Dose.....	17
5. 1 The 1st Evaluation Formula.....	17
6. Measurement Analysis by SILENE.....	19
6. 1 Analytical Evaluation.....	19
6. 2 Experiment Result and Examination of Each Scenario.....	22
7. Examination of the Neutron Evaluation Formula by TRACY.....	29
7. 1 Outline of TRACY.....	29
7. 2 Calculation Analysis.....	31
7. 3 Comparison of an Experiment Result and an Analysis Result.....	32
7. 4 Examination of the Parameter of the Evaluation Formula for Neutrons.....	36
8. Summary.....	37
Acknowledgements.....	38
References.....	38

1. 緒言

1999年に、茨城県那珂郡東海村のウラン加工施設、株式会社ジェー・シー・オー（JCO）東海事業所の転換試験棟において、我が国初の臨界事故が発生した。この事故では、第1パルスの核分裂数は 1.6×10^{17} 個にもおよび、このとき沈殿槽の側面で作業していた人は、16Gy から 20Gy の線量を浴びた¹⁾。これに伴い、放射線障害の診断や治療方針を決める緊急被ばく医療のためには、一刻も早く現場作業者が受けた中性子線やガンマ線の吸収線量の情報が必要となる。また、周辺住民の線量評価も大きな問題である。

本報告書の位置付けは現場作業員に対する臨界事故時の線量評価を目的にしたものである。臨界事故時線量評価の分野において、各国で様々な線量測定手法が検討されている。その一環として、次のような試験が開催された。

経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）が主催する、臨界事故時線量評価国際比較試験は、各国の線量測定システムの相互比較を行うことを目的とし、仏国バルデュック研究所の過渡臨界実験装置 SILENE において、2002年6月10日から同月21日まで実施された。参加国数は24、参加者数は56名で、このうち12カ国28名が現地入りし、線量計を SILENE で照射したのち直ちに線量評価を行った。現地入りしていない参加者は、線量計を郵送し、照射後返送を受けて各国で線量評価を行う。線量評価の結果は2002年9月15日までに OECD/NEA 宛てに報告し、結果を相互比較することとしている。

SILENE は、高濃縮硝酸ウラニル水溶液を用い、臨界状態を大きく超えて臨界事故の状況を模擬することができる臨界実験装置で、日本原子力研究所（以下「原研」と言う。）燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）の過渡臨界実験装置 TRACY に類似した施設である。1970年代末から運転を開始し、現在までに2000回以上の運転を行い、臨界事故の研究に供されてきた。溶液燃料の核特性とともに、臨界事故時の線量測定の研究が行われており、過去にも国際的な線量測定試験が実施されている。

今回の試験では、合計4回の照射が行われた。まず、a) SILENE で約30秒間の過渡臨界状態を作り出し、 γ 線と中性子線が混在した照射を行う。次に、b) SILENE に鉛遮蔽を取り付けて臨界の状態ですら30分程度の照射を行う。鉛遮蔽を取り付けることにより γ 線が減弱され、主に中性子による照射となる。さらに、c) 同様に鉛遮蔽を用いて過渡臨界状態による約30秒間の照射が行われる。最後に、d) Co-60線源を用いた γ 線のみによる照射も行われるが、これは SILENE とは別の施設で行われ、主に線量計の較正を目的としたものである。

a)～c)の SILENE による照射では、目安の予想線量が事前に発表されているものの、SILENE の出力は発表されない。このため、核分裂数を元に解析によって線量を評価することはできず、実際の臨界事故における線量評価の状況に沿った試験となっている。なお、試験の最終報告書には SILENE の出力を含む詳細な運転条件及び運転状況（出力変化、圧力変化、温度変化など）が記載される予定である。

2. SILENE の概要

SILENE は、U-235 濃縮度 93wt%の硝酸ウラニル水溶液を燃料として用いる均質炉心パルス炉（超臨界実験装置）である。炉心タンクは、外径 368mm（肉厚 4mm）のステンレス鋼製円筒タンクであり、中心に直径 76mm（肉厚 3mm）の制御棒案内管を有している。従って、炉心タンクに燃料を供給することによって構成される炉心は、外径 360mm、内径 76mm の円環形状となる。また、炉心タンクの周りには、鉛、スチール、ポリエチレン製の遮蔽体が設置できるようになっている。設置の様子を図 2.1 に示す。

炉心タンクの概略を図 2.2 に示す。同図に示すように、炉心内には温度計、圧力計、液位計の計装設備が設置されている。また、制御棒案内管には、照射用のキャプセルを設置できるようになっている。

運転手順の概略は次の通りである。

- ① 制御棒を挿入した状態の炉心タンクに、あらかじめ設定した（超臨界）液位まで燃料（濃度は事前に調整してある）を給液する。
- ② 制御棒を実験目的に応じた引抜きモードで、炉心から引抜くことにより実験を開始する。
- ③ 溶液燃料を炉心タンクから貯槽に排液することにより、実験を終了する。

SILENE の運転モードは、制御棒の引抜き速度、添加反応度及び外部中性子源条件によって表 2.1 に示す 3 つに分けられる。

表 2.1 SILENE の運転モード

モード	制御棒引抜き速度	添加反応度	中性子源
パルスモード (Pulse)	0.2 または 2m/s	3\$以下	有り又は無し
フリーエボリューション (Free evolution)	2cm/s 以下	通常は 4\$以下、 沸騰実験では、最大 7\$	有り
定常モード (Steady-state)	約 2mm/s (自動制御)	—	—

各運転モードにおける出力変化の概略を図 2.3 に示す。

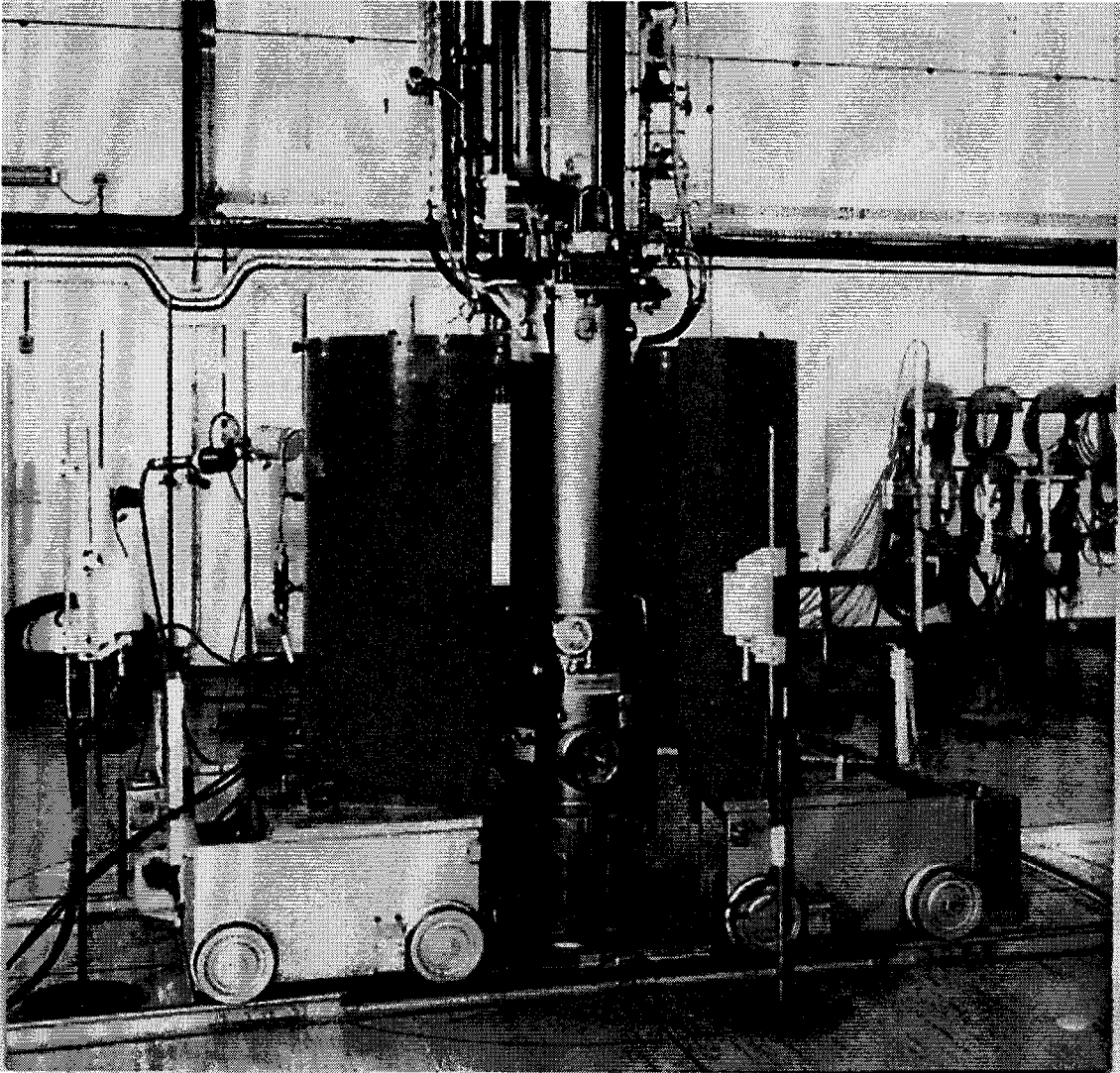


図 2.1 SILENE の遮蔽体設置の様子 (文献 2 より引用)

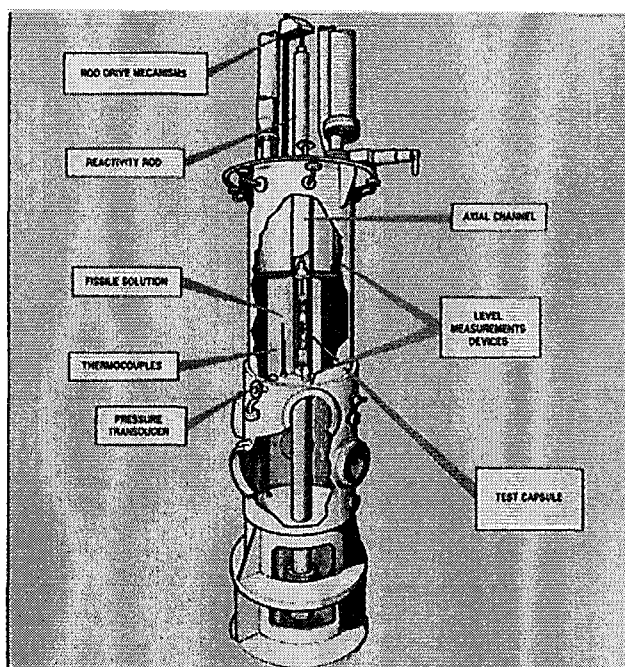


図 2.2 SILENE 炉心タンク概略図 (文献 2 より引用)

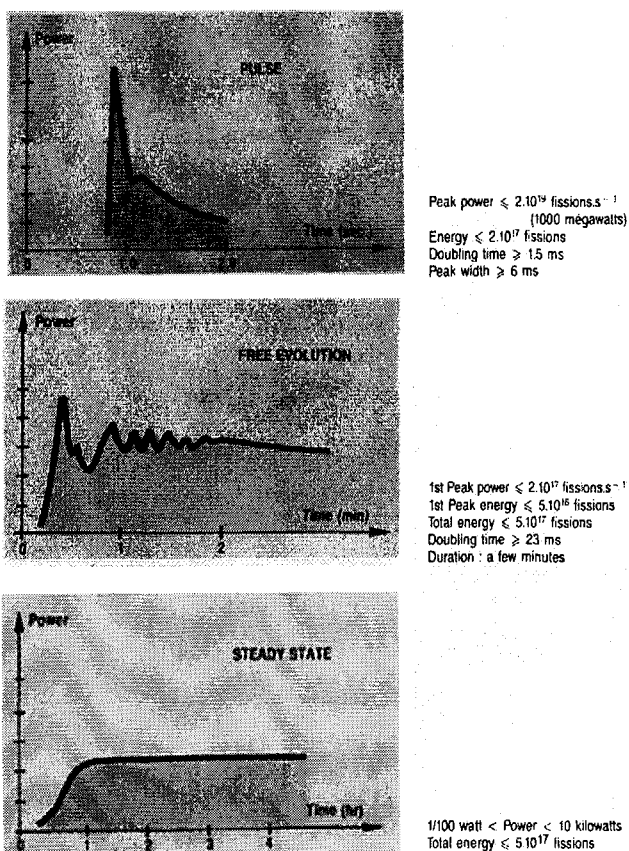


図 2.3 各運転モードにおける出力変化の概要 (文献 2 より引用)

2. 1 実験条件

今回行われた照射試験の内容を表 2.2 に示す。SILENE 炉心は、約 19m×12m の炉室の中央に設置されており、広い空間で円周方向に等しい条件で照射が可能であり、照射場として優れている。今回の試験では、炉心タンク中心から 4 m 地点に各国の線量計が設置された。シナリオ 1 では、裸体系において free evolution モードの過渡実験が行われ、積算線量は 4 Gy を目安とされている。γ線対中性子線比（以下「γ/n」と言う。）は 1.2 である。シナリオ 2 では、鉛シールドで遮蔽された体系において free evolution モードの過渡実験が行われ、積算線量は 2 Gy と目安とされている。γ/n は 0.2 である。シナリオ 3 では、鉛シールドで遮蔽された体系において定常実験が行われ、積算線量は 1 Gy を目安とされた。

表 2.2 SILENE 照射試験における各照射条件

Type of Regime	Total Dose at 4 m	Maximum Dose Rate	Type of Irradiation	Operating mode
1.Criticality Accident	4 Gy in < 3 min	4 Gy/s	Mixed (γ/n = 1.2)	Free evolution Bare source
2.Criticality Accident	2 Gy in < 3 min	2 Gy/s	Neutron (γ/n = 0.2)	Free evolution Lead shielded source
3.Reactor in Operation	1 Gy in ~30 min	0.004 Gy/s	Neutron (γ/n = 0.2)	Steady state mode Lead shielded source

最後に、Co-60 線源を用いた γ線のみによる照射も行われるが、これは SILENE とは別の施設で行われ、主に線量計の較正を目的としたものである。積算線量は 1 Gy である。

3. 使用した線量計

原研が SILENE に持ち込んだ線量計について述べる。照射結果の報告は、組織吸収線量 (Gy) である。Sv で表示されるものについては Gy への換算が必要である。それについては、4 章及び 5 章で述べる。

3. 1 ガンマ線用 TLD

ガンマ線用 TLD (熱ルミネッセンス線量計：放射線照射により格子欠陥を生じさせ、その後加熱により損傷を回復させる際の発光量を測定することにより放射線照射量を知ることができる。) は、松下産業機器製の UD-808PQ を用いた。この TLD プレートは 4 個の TLD エレメントから構成されている。エレメントの構成を表 3.1 に、実物の線量計を図 3.1 にそれぞれ示す。エレメント 3 は硫酸カルシウムで、2 Sv 以上は測定不能となる。今回の試験ではホウ酸リチウムのエレメント 4 を用いる。このエレメントは組織等価材 $1000\text{mg}/\text{cm}^2$ のフィルターが蛍光体前に付いている。 $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ は、実効原子番号が 7.26 と筋肉組織 7.42 に極めて近い。このため、筋肉組織の吸収線量と等価にするために $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ 蛍光体を樹脂 $1000\text{mg}/\text{cm}^2$ でシールドしている。ホウ酸リチウムはガンマ線に対するエネルギー依存性が小さくほぼ平坦なエネルギー特性を示す。ガンマ線エネルギー特性の関係を図 3.2 に示す。

表 3.1 UD-808PQ のエレメント構成

エレメント No.	蛍光体	シールド
4	${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$	樹脂 $1000\text{mg}/\text{cm}^2$
3	$\text{CaSO}_4(\text{Tm})$	樹脂 $1000\text{mg}/\text{cm}^2$
2	${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$	樹脂 $63\text{ mg}/\text{cm}^2$
1	${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$	樹脂 $17\text{ mg}/\text{cm}^2$



単位：c m

図 3.1 松下産業機器製 UD-808PQ ガンマ線用 TLD の様子

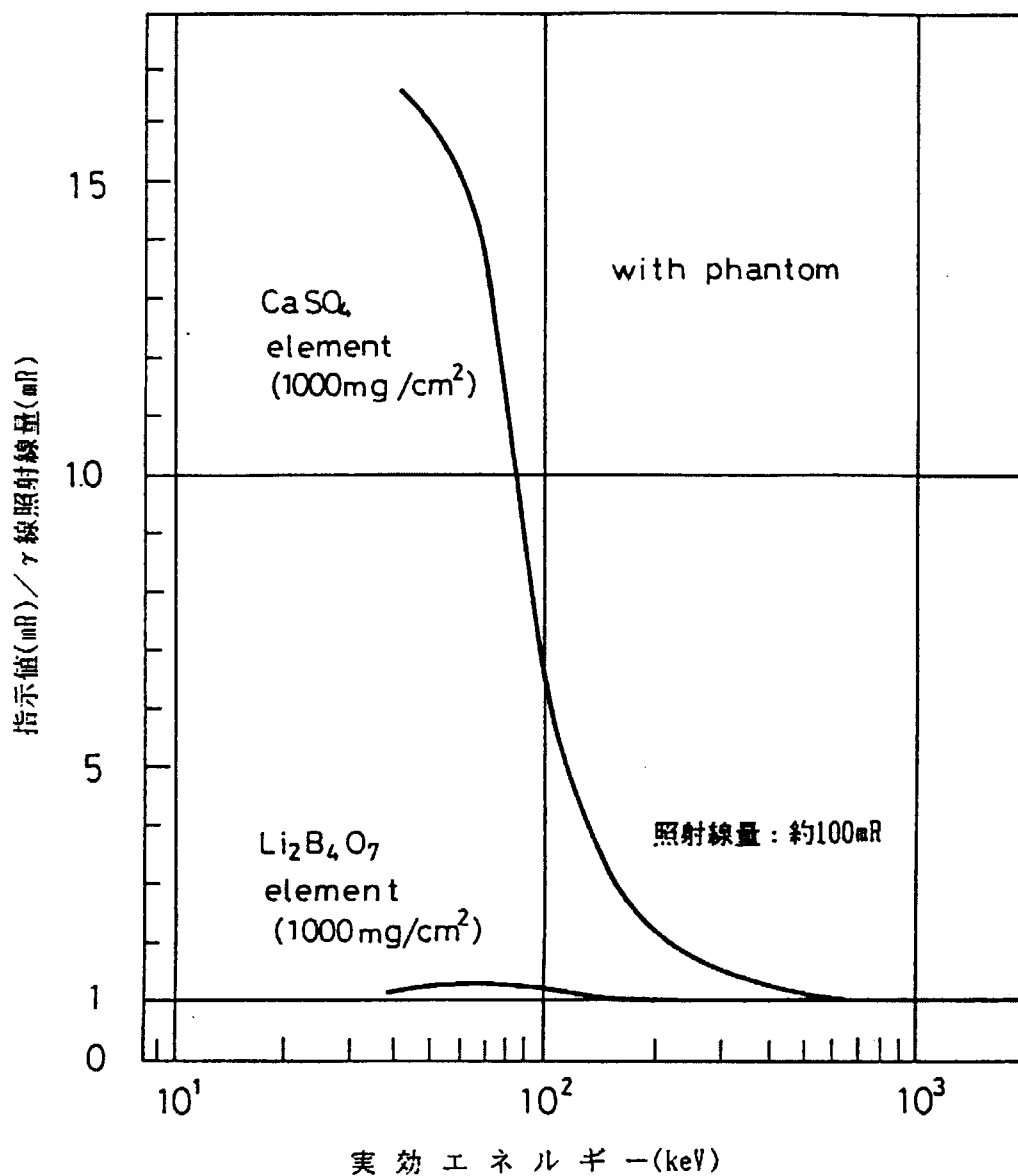


図 3.2 UD-808PQ のガンマ線エネルギー特性 (文献 3 より引用)

3. 2 モデレータ付き中性子用 TLD

中性子用線量計は、TLD を減速材の容器の中に入れて測定するものである。減速材容器は松下産業機器製の UD-398" DICE" モデレータである。この減速材容器は、1 辺が 22cm の立方体でポリエチレンで出来ており、内部には、カドミウム吸収体と鉛板が配置されている。実物の減速材容器の写真を図 3.3 に示す。TLD はこの減速材容器の中に垂直に重ねて 2 個入れることが出来る。設置の方法は照射方向に対して平行に設置する。減速材容器中で、中性子が減速及び散乱されるので、TLD を水平においても特に方向依存性はないと言える。

TLD は松下産業機器製の UD-813PQ4 を用いた。この TLD プレートは 4 個の TLD エlement から構成されている。Element の構成を表 3.2 に、実物の線量計を図 3.4 にそれぞれ示す。

表 3.2 UD-813PQP4 の Element 構成

Element No.	蛍光体	シールド
4	${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$	160 mg/cm ² Plastic
3	${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$	160 mg/cm ² Plastic
2	${}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$	160 mg/cm ² Plastic
1	${}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$	160 mg/cm ² Plastic

減速材容器で減速及び散乱された中性子は、 ${}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ 蛍光体の ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$ 及び ${}^{10}\text{B}(n, \alpha){}^7\text{Li}$ 反応により測定できる。一方、 ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ 蛍光体は中性子とはほとんど反応せず、 γ 線のみに感度を有する。従って、次式から中性子線量を評価することができる。

$$\text{中性子線量}(S_v) = ({}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})\text{の平均読み値}) - ({}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})\text{の平均の読み値}) \quad (3-1)$$

TLD リーダーは松下産業機器製の UD-706P を用いた。数 Gy 以上の線量では、中性子用 Element の読み値が飽和してしまうので、中性子用には光電子増倍管の前にブラックフィルターを装着し、発光量を減弱させた上で測定する。感度にして、約 1/800 倍程度である。

モデレータ付き中性子用 TLD の B、Li の反応率に関する応答関数を図 3.5 に示す。なお、計算は MCNP4B⁴⁾ と核データライブラリー JENDL3.2⁵⁾ の組み合わせで計算を行った。

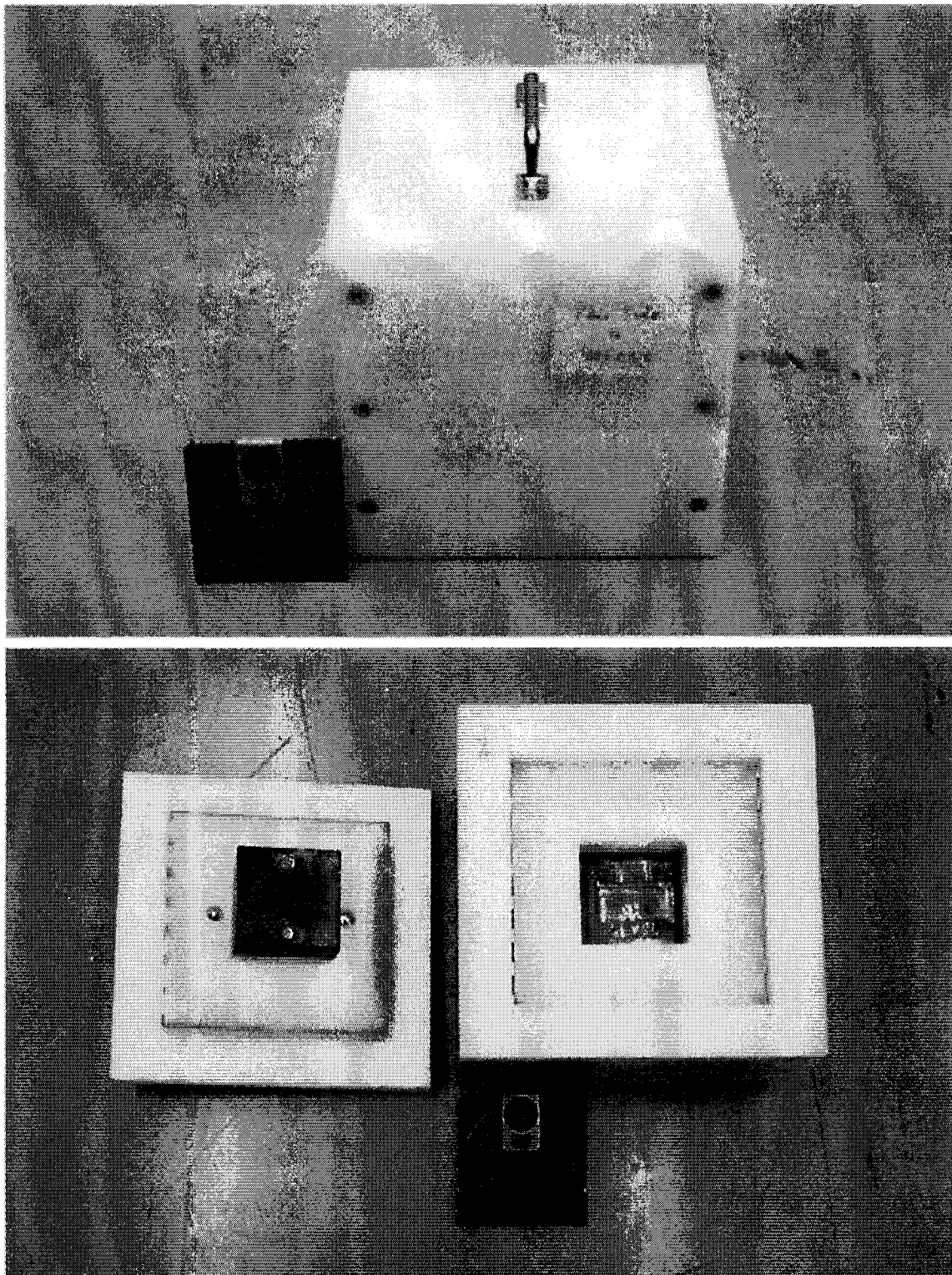
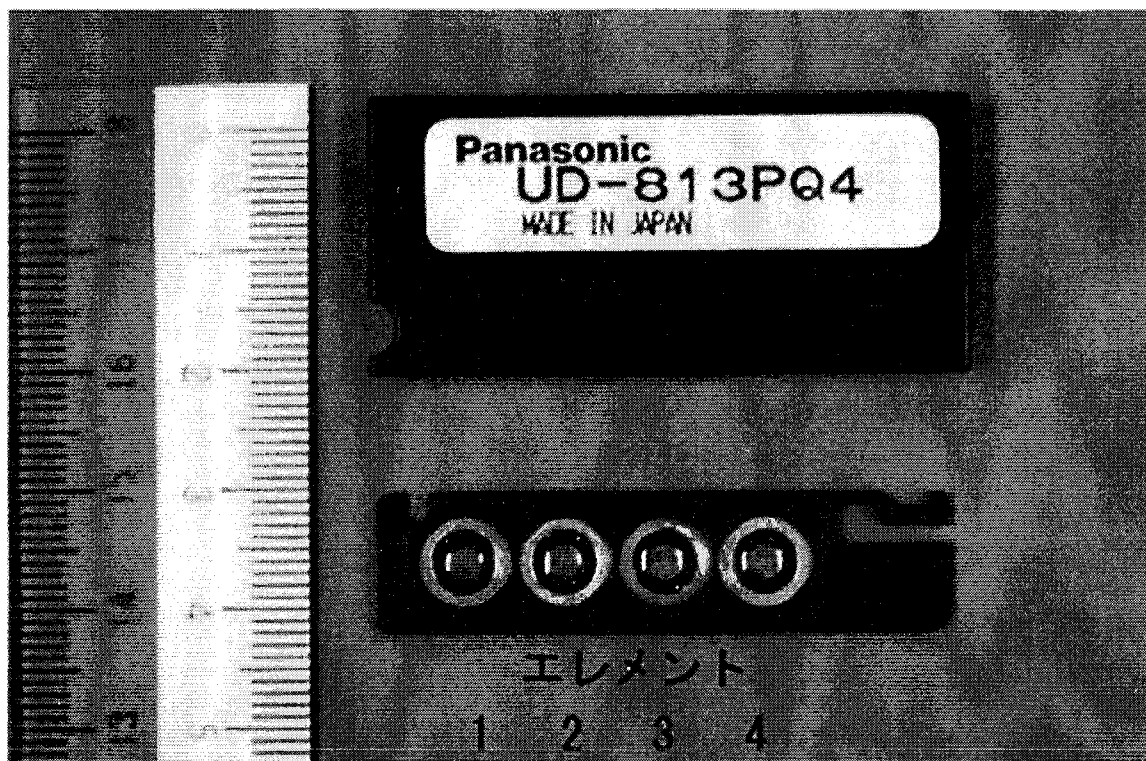


図 3.3 松下産業機器製 UD-398“DICE”モデレータの様子



単位：c m

図 3.4 松下産業機器製 UD-813PQ4 中性子用 TLD の様子

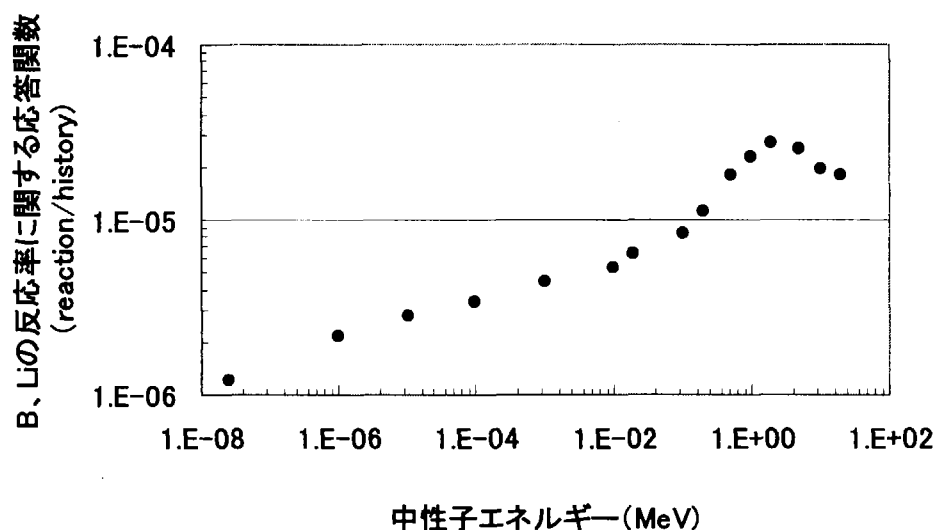


図 3.5 モデレータ付き中性子用 TLD の B、Li の反応率に関する応答関数特性

3. 3 アラニン線量計

アラニンは、アミノ酸の一種であるため、人体筋肉とほぼ同じ放射線感度を有する。アラニンに放射線を照射するとアラニン分子中のアミノ基 ($\cdot\text{NH}_2$) が切断され、ラジカルが生成する。このラジカル量は吸収線量に比例するため、生成したラジカル濃度を測定することにより、吸収線量を評価することができる。使用したアラニン線量計は、日本原子力研究所高崎研究所と日立電線㈱で共同開発をしたものである⁶⁾。線量計の様子を図 3.6 に示す。なお、このアラニン線量計はガンマ線と中性子線の両方に感度を有する。

アラニン線量計の成分は、DL- α アラニン($\text{CH}_3\text{CH COOH NH}_2$)が約 70%、ポリマー (ポリスチレン。凝着安定化材) が約 30%で構成されている。

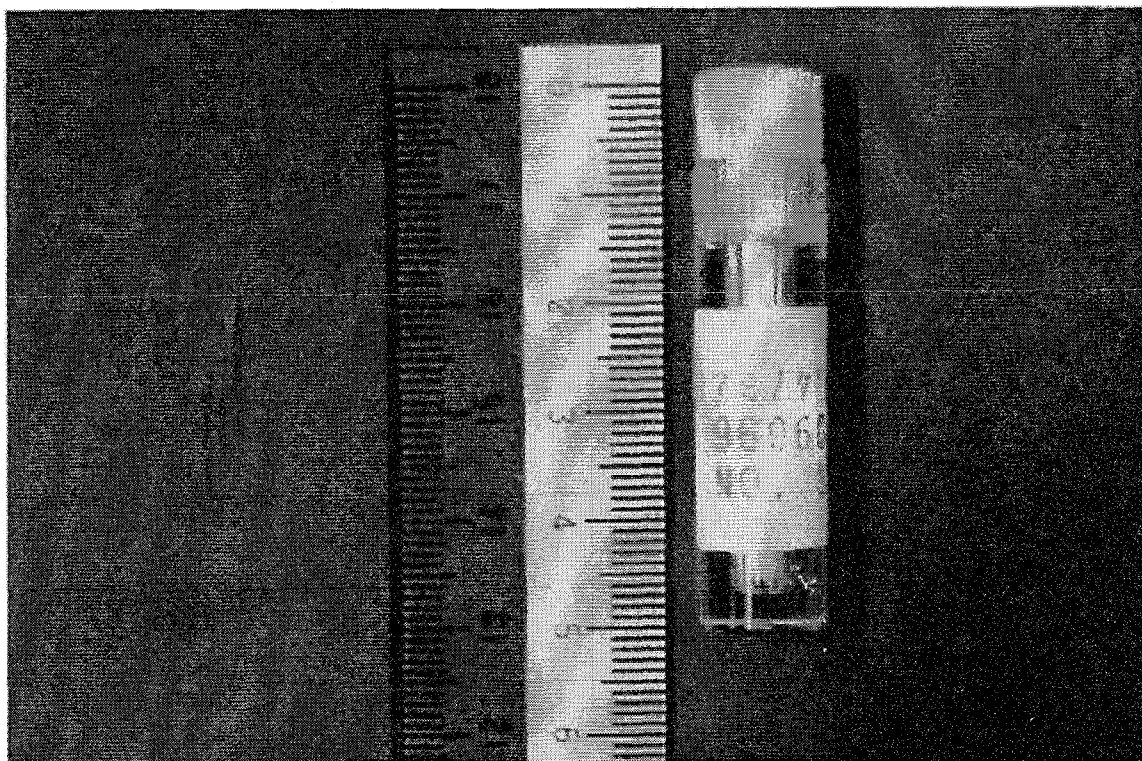
アラニン線量計の測定原理は、 α アラニン (アミノ基) の放射線分解により生じたフリーラジカル (不対電子) 濃度を、電子スピン共鳴スペクトロメータにより測定する。吸収線量を算出するには、吸収線量既知 (1kGy) の標準試料と測定試料のスペクトル波高比から吸収線量を求める。

アラニン線量計の特徴は、長所として α アラニンはアミノ酸の一種であるため、人体組成に近い放射性感受性をもつこと、フルエンス強度に対してすぐれたリニアリティ特性をもつこと、測定範囲 (公称値) はおよそ 2Gy から 100kGy であり、蓄積されたフリーラジカルは常温で安定で、ほとんど退行しないこと、TLD のように線量読み取りでデータが消えないので、何度でも線量読み取りが可能であること、また、照射前後のフリーラジカル量を読み取ることで、繰り返し測定 (線量の積算) が可能であることが挙げられる。短所は、低線量域 (\sim 数 Gy) は、スペクトル波高の読み取り誤差 (約 10%) だけでなく、 α アラニン中にバックグラウンドとして存在するラジカル量のため、数 10%程度の誤差がある。

スペクトル波高の読み取り誤差の目安としては表 3.3 に示す通りである。なお、今回の SILENE の実験では、測定下限値に近いため、参考データとして取り扱う。

表 3.3 スペクトル波高の読み取り誤差の目安

エネルギー範囲 (Gy)	誤差の目安
>数 100	1%以下
10~100	5%程度
1~10	10%程度



単位：cm

図 3.6 使用したアラニン線量計の様子

4. 周辺線量当量から組織吸収線量へのガンマ線用評価式

γ 線用 TLD の線量をリーダーで読み取ると、表示は Sv 単位で算出される。このため、組織吸収線量 (Gy) に変換する必要がある。

また、TLD の較正については、SILENE の実験シナリオで行われた Co-60 線源を用いた γ 線のみによる照射 (積算 1Gy) から、3 個の TLD の平均値が 1 Gy になるような値を較正定数として採用した。

SILENE のガンマ線測定における評価式は、Co-60 で較正した線量計で各シナリオを測定し線量を算出する。また、図 4.1 よりホウ酸リチウム元素の応答は、Co-60(平均値 1.25MeV)のエネルギーでは、1cm 線量当量と等価であるとした。このような条件下で、以下の式を導いた。

①線量計指示値 (Sv) から照射線量 (R) を求める。

図 4.1 より、Co-60 のエネルギー(平均値 1.25MeV)では、以下の関係が成り立つ。

$$0.01\text{Sv} \approx 1R \quad (4-1)$$

② レントゲン (R) は次の関係を持つ。

$$1R = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg} \quad (4-2)$$

③任意の物質の吸収線量は以下の式で定義される。

$$D_m = X \frac{W_{air} (\mu_{en}/\rho)_m}{e (\mu_{en}/\rho)_{air}} \quad (4-3)$$

ここで、

X :照射線量(C/kg)

$$W_{air}/e = 33.97 \text{ J/C}$$

$(\mu_{en}/\rho)_m$: 物質mの質量エネルギー吸収係数, $2.938 \times 10^{-3} \text{ m}^2/\text{kg}$

$(\mu_{en}/\rho)_{air}$: 空気の質量エネルギー吸収係数, $2.666 \times 10^{-3} \text{ m}^2/\text{kg}$

$$\therefore D_m = 33.97 \times 2.58 \times 10^{-2} \times A \times \frac{(\mu_{en}/\rho)_m}{(\mu_{en}/\rho)_{air}} \left(\frac{\text{Gy}}{\text{Sv}} \right) \quad (4-4)$$

ここで、

A :線量計指示値(Sv)

物質mは、ここでは ICRU の軟組織の値 (1MeV と 1.5MeV の値の平均値を使用) を用いた。用いた数値を表 4.1 に示す。

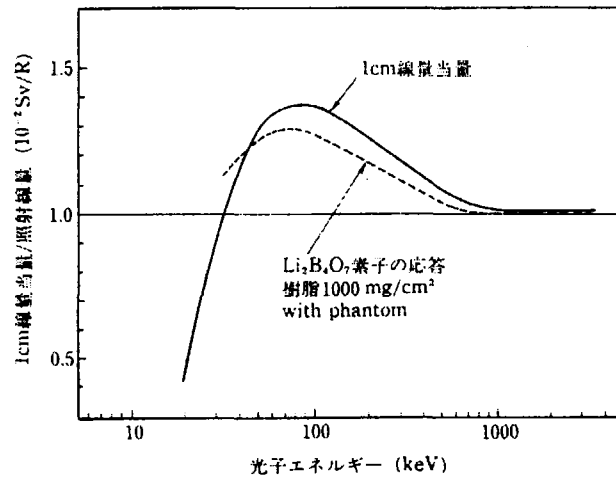


図 4.1 1cm 線量当量用 TLD の応答 (文献 7 より引用)

表 4.1 質量エネルギー吸収係数 (文献 7 より引用)

γ線の エネルギー (MeV)	H	C	N	O	Al	水	空気	ICRUの 軟組織
5.0-3	3.278-3*	1.798	3.042	4.649	1.870+1	4.129	3.896	3.821
6.0-3	1.996-3	1.016	1.727	2.661	1.115+1	2.363	2.242	2.185
8.0-3	1.160-3	4.089-1	6.959-1	1.095	4.849	9.726-1	9.246-1	8.978-1
1.0-2	9.849-4	2.003-1	3.446-1	5.449-1	2.495	4.840-1	4.640-1	4.464-1
1.5-2	1.102-3	5.425-2	9.422-2	1.508-1	7.377-1	1.340-1	1.300-1	1.235-1
2.0-2	1.355-3	2.159-2	3.753-2	6.026-2	3.056-1	5.367-2	5.255-2	4.942-2
3.0-2	1.864-3	6.411-3	1.069-2	1.688-2	8.646-2	1.520-2	1.501-2	1.404-2
4.0-2	2.315-3	3.265-3	4.934-3	7.369-3	3.556-2	6.803-3	6.694-3	6.339-3
5.0-2	2.709-3	2.360-3	3.161-3	4.337-3	1.816-2	4.155-3	4.031-3	3.922-3
6.0-2	3.053-3	2.078-3	2.517-3	3.165-3	1.087-2	3.152-3	3.004-3	3.016-3
8.0-2	3.620-3	2.029-3	2.200-3	2.452-3	5.464-3	2.583-3	2.393-3	2.517-3
1.0-1	4.063-3	2.144-3	2.225-3	2.347-3	3.773-3	2.539-3	2.318-3	2.495-3
1.5-1	4.813-3	2.448-3	2.470-3	2.504-3	2.823-3	2.762-3	2.494-3	2.731-3
2.0-1	5.255-3	2.655-3	2.664-3	2.678-3	2.745-3	2.966-3	2.672-3	2.936-3
3.0-1	5.695-3	2.869-3	2.872-3	2.877-3	2.817-3	3.192-3	2.872-3	3.161-3
4.0-1	5.860-3	2.949-3	2.951-3	2.954-3	2.863-3	3.279-3	2.949-3	3.247-3
5.0-1	5.899-3	2.967-3	2.969-3	2.971-3	2.870-3	3.299-3	2.966-3	3.267-3
6.0-1	5.875-3	2.955-3	2.956-3	2.957-3	2.851-3	3.284-3	2.953-3	3.252-3
8.0-1	5.739-3	2.885-3	2.885-3	2.886-3	2.778-3	3.205-3	2.882-3	3.175-3
1.0	5.555-3	2.791-3	2.791-3	2.791-3	2.684-3	3.100-3	2.787-3	3.071-3
1.5	5.074-3	2.548-3	2.548-3	2.548-3	2.447-3	2.831-3	2.545-3	2.804-3
2.0	4.649-3	2.343-3	2.345-3	2.346-3	2.261-3	2.604-3	2.342-3	2.579-3
3.0	3.992-3	2.045-3	2.054-3	2.062-3	2.018-3	2.278-3	2.054-3	2.255-3
4.0	3.523-3	1.847-3	1.863-3	1.879-3	1.877-3	2.063-3	1.866-3	2.041-3
5.0	3.173-3	1.707-3	1.731-3	1.754-3	1.790-3	1.913-3	1.737-3	1.892-3
6.0	2.904-3	1.605-3	1.636-3	1.665-3	1.735-3	1.804-3	1.644-3	1.783-3
8.0	2.515-3	1.467-3	1.509-3	1.549-3	1.674-3	1.657-3	1.521-3	1.637-3
1.0+1	2.247-3	1.379-3	1.431-3	1.480-3	1.645-3	1.566-3	1.446-3	1.545-3
1.5+1	1.837-3	1.259-3	1.328-3	1.392-3	1.626-3	1.442-3	1.349-3	1.421-3
2.0+1	1.606-3	1.203-3	1.284-3	1.358-3	1.637-3	1.386-3	1.308-3	1.364-3

*3.278-3 は 3.278×10^{-3} と読む。

5. 周辺線量当量から組織吸収線量への中性子用評価式の検討

中性子線用 TLD の線量をリーダーで読み取ると、表示は Sv 単位で算出される。このため、組織吸収線量 (Gy) に変換する必要がある。本報告書では、SILENE における中性子スペクトルの異なりによるエネルギー依存性、並びに周辺線量当量及び組織吸収線量のカーマファクターの異なりに対応出来るような中性子用評価式を導いて検討を行った。以下にその手順を示す。

また、較正は原研の中性子標準施設棟の Cf-252 中性子源を用いて、積算 5mSv の線量を照射し較正定数を求めた。

5. 1 中性子用評価式

中性子用 TLD は減速材に入れているため、レムレスポンスを示す応答特性を示す。リーダーで算出される表示は Sv である。Sv から組織吸収線量 (Gy) への換算方法として次のように行った。MCNP で SILENE の固有値計算を行い、炉心タンク表面から 4 m 地点の中性子スペクトルを求める。これに、中性子フルエンスから周辺線量当量への換算係数⁷⁾ (Sv・cm²) 及び、中性子フルエンスから組織吸収線量への換算係数⁸⁾ (Gy・cm²) を (図 5-1 参照) 内挿してエネルギースペクトルにかけることにより線量を算出する。どちらの換算係数もフルエンス当りの値なので、スペクトルさえ同一なら、周辺線量当量と組織吸収線量のカーマファクターを単純に比較するだけで良いと考えられる。よって、このような方法により、Gy/Sv の換算係数を計算した。式を以下に示す。

$$H = \int h(E)\phi(E)dE \quad (5-1)$$

$$K = \int k(E)\phi(E)dE \quad (5-2)$$

故に換算係数は、K/H (Gy/Sv)

ここで、

$h(E)$ は、中性子フルエンスから周辺線量当量への換算係数 (Sv・cm²)

$k(E)$ は、中性子フルエンスから組織吸収線量への換算係数 (Gy・cm²)

$\phi(E)$ は、SILENE の 4 m 地点における中性子フルエンス (n/cm²)

次に、線量計自体のスペクトル依存性を調べる必要がある。TLD の較正は、Cf-252 で行われているから、SILENE の中性子スペクトルを線量計に照射させ、TLD の発光量を求め、Cf-252 の発光量と比較する必要がある。今回は、MCNP の固定源計算で計算を行った。Cf-252 と SILENE の Pb シールドのスペクトルをあらかじめ固有値計算で計算して、スペクトルの計算結果を MCNP の固定源計算の中性子線源として用いた。これを MCNP でモデル化した線量計に照射させ、線量計の中の B-10 及び Li-6 の反応率を計算し比較した。ヒストリー数は 1 億ヒストリーである。

基本的には、鉛シールドのスペクトルによる反応率/Cf-252 のスペクトルによる反応率を補正係数(cf)とした。計算した補正係数は0.66 となった。

以上より、中性子用 TLD の線量評価式は以下ようになる。

$$D(\text{Gy}) = C \times T \times cf \times \left(\frac{K}{H} \right) \quad (5-3)$$

ここで、

D : 組織級数線量 (Gy, Water)

C : 校正時の個々の TLD の校正定数

T : TLD の指示値 (Sv)

cf : 補正係数 (SILENE 鉛シールド/Cf-252=0.66)

K/H : 組織吸収線量への換算係数 (Gy/Sv)、=0.0705

リーダーについては、光電子増倍管の前にブラックフィルターを装着し、発光量を減弱させている。今回の結果では 1/857 倍である。

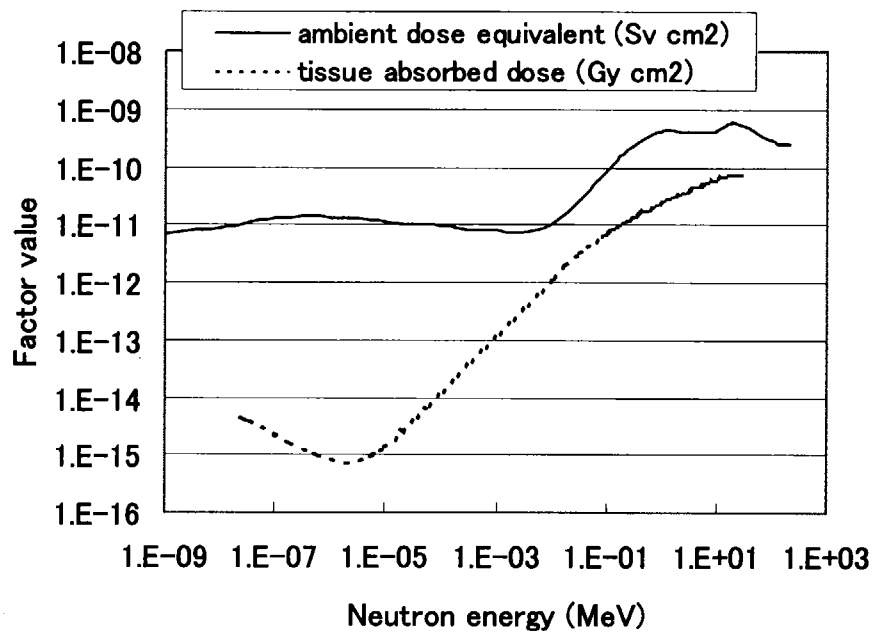


図 5.1 中性子フルエンスから組織吸収線量への換算係数の比較

6. SILENE による測定解析

SILENE での照射試験後の作業は、現時点では、2002年9月15日までに、線量計の測定結果を報告した。そこで、計算解析を行うにあたり、過去に公表されている報告書⁹⁾をもとに、計算解析を行った。

6.1 解析評価

解析では、SILENE 炉心周辺の構造物を省略し、燃料溶液及び炉心タンクのみをモデル化した。タンク中央の制御棒案内管部は空気とし、また、臨界液位より上の炉心タンク等は省略した。図 6.1 に解析に使用した SILENE 炉心モデルを示す。

解析に使用した構造材等の組成は、公表値として報告書に記載されている値を使用した。これらを表 6.1 から表 6.4 に示す。

解析は MCNP 4 B を用い、核データライブラリーを JENDL3.2 にして計算を行った。計算は固有値計算で 10M ヒストリーで計算を行った。MCNP モデル上ではタンク表面から 4 m 地点にポイントディテクターを用い、そこでの裸及び鉛遮蔽体付きの中性子エネルギースペクトルを計算した。なお、SILENE の鉛遮蔽体の厚さは 12cm である。計算結果を図 6.2 に示す。

表 6.1 燃料条件

項目	値
ウラン濃度	71.0gU/L
硝酸濃度	2.0N
濃縮度	92.7% U-234 : 0.58%, U-235 : 92.67% U-236 : 0.24%, U-238 : 6.51%

表 6.2 燃料の原子個数密度 (温度 20℃)

核種	原子個数密度 (atom/barn·cm)
H	6.311E-02
N	1.568E-03
O	3.602E-02
U-234	1.060E-06
U-235	1.686E-04
U-236	4.350E-07
U-238	1.170E-05

表 6.3 構造材の原子個数密度

核種	原子個数密度 (atom/barn·cm)
C	1.200E-04
Si	1.709E-03
Cr	1.661E-02
Fe	5.922E-02
Ni	8.178E-03

表 6.4 空気の原子個数密度

核種	原子個数密度 (atom/barn·cm)
O-16	1.87888E-06
N-14	5.72381E-06

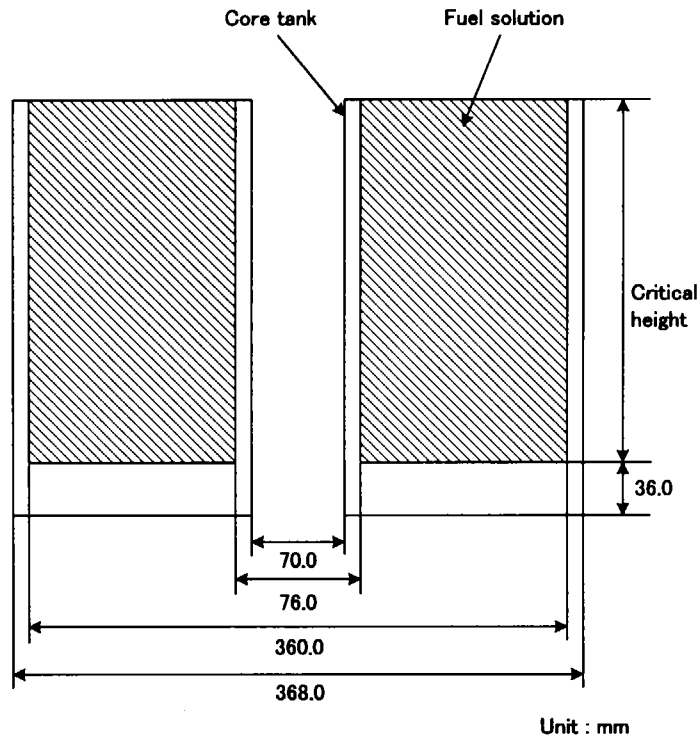


図 6.1 SILENE 計算体系 (炉心タンク部)

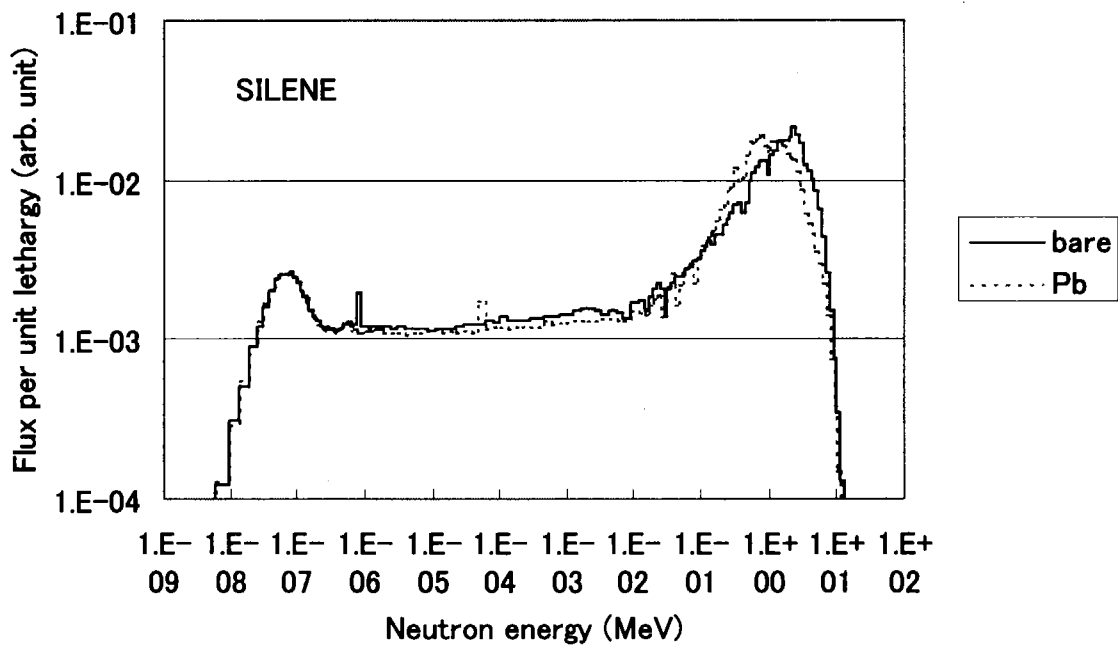
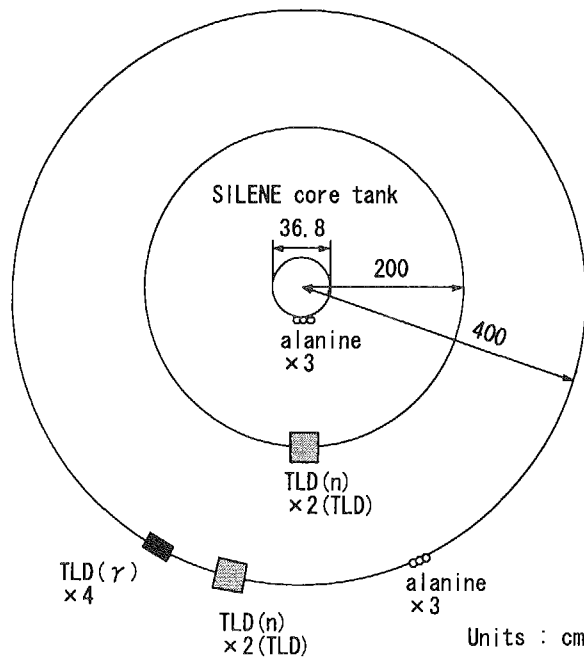


図 6.2 SILENE のタンク表面から 4 m 地点の中性子エネルギースペクトル
(裸炉心と鉛遮蔽体炉心のスペクトルの比較)

6. 2 各シナリオの実験結果及び検討

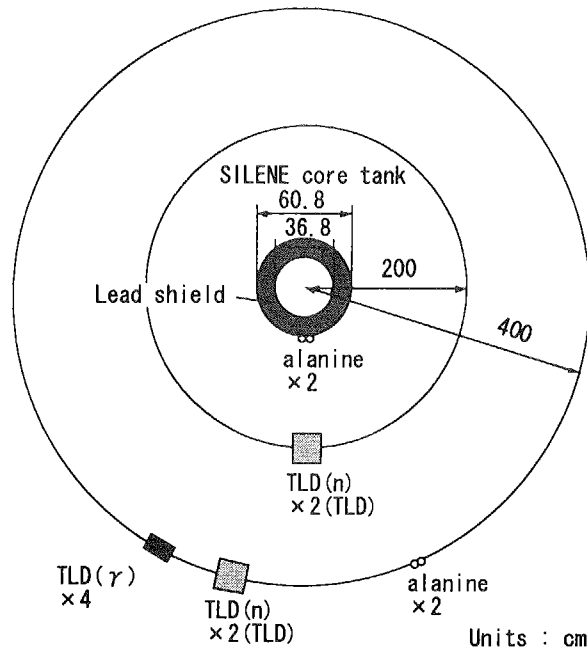
各シナリオの実験条件は、表 2.2 に示している。各シナリオで使用した線量計と数を以下に示す。また、設置した線量計の配置図を図 6.3 から図 6.5 に示す。

<p>Scenario1 (Criticality accident, Bare source) アラニン線量計：炉心表面（3個）、4 m地点（3個） TLD (γ)：4 m（4個） モデレータ付き TLD (n)：郵送が遅れて測定が出来なかった。</p>
<p>Scenario2 (Criticality accident, Lead shielded source) アラニン線量計：炉心表面（2個）、4 m地点（2個） TLD (γ)：4 m（4個） モデレータ付き TLD (n)：2 m（1個）、4 m（1個）</p>
<p>Scenario3 (Steady state mode, Lead shielded source) TLD (γ)：4 m（4個） モデレータ付き TLD (n)：2 m（1個）、4 m（1個）</p>
<p>Scenario4 (Gamma source, NOT the SILENE Reactor), Pure γ (Co-60) TLD(γ)：3個</p>



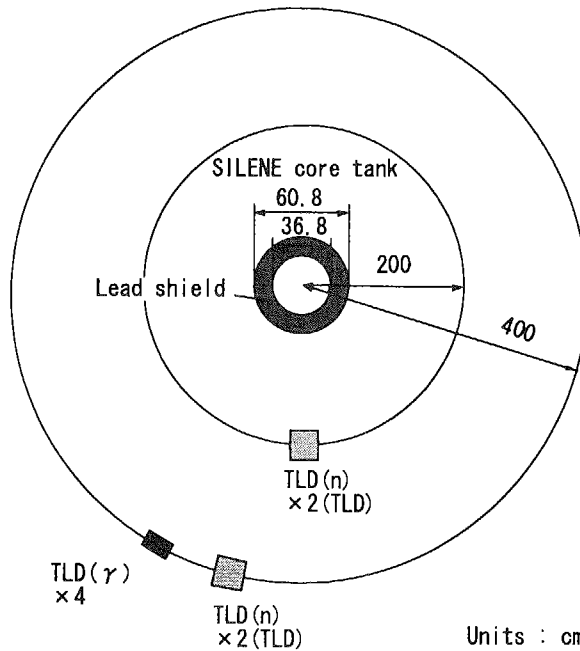
- Type of scenario : Critical accident
- Total dose at 4m : 4Gy<3min
- Type of Irradiation : Mixed($\gamma/n=1.2$)
- Operating mode : Free evolution, bare source

図 6.3 SILENE シナリオ 1 における線量計配置図



- Type of scenario : Critical accident
- Total dose at 4m : 2Gy<3min
- Type of Irradiation : Mixed($\gamma/n=0.2$)
- Operating mode : Free evolution, Lead shielded source

図 6.4 SILENE シナリオ 2 における線量計配置図



- Type of scenario : Critical accident
- Total dose at 4m : 1Gy~30min
- Type of Irradiation : Mixed($\gamma/n=0.2$)
- Operating mode : Steady state mode, Lead shielded source

図 6.5 SILENE シナリオ 3 における線量計配置図

各シナリオの測定結果を表 6.5 から表 6.7 に示す。また、OECD/NEA に報告した結果について表 6.8 に示す。なお、アラニン線量計は測定下限値に近い値のため、参考データとした。

表 6.8 より、シナリオ 1 の我々の 2.47Gy (γ 線) は、目安とされる積算線量 4 Gy に対して比較的 γ/n 比が 1.2 に近い値になっている。

表 6.8 より、シナリオ 3 は γ/n 比が 0.24 となり、SILENE で予測されている比 0.2 に近い結果となった。また、シナリオ 2 は定常と過渡の違いがあるが、線量計の設置条件が同一なので出力に比例して線量は 2 倍になることが予想される。中性子だと約 2 倍になっているが、 γ 線だと 3 倍程度大きくなっている。これは、少し過大評価だと言える。ガンマ線用 TLD は 4 個照射を行っているが標準偏差は 1.6% とそれほどばらつきはない。今回の測定ではこれが問題点として挙げられ、原因を追求する必要がある。現在の情報で考えられる理由は、照射場は各国の線量計が多く設置されていたため、線量計の干渉があったのではないかと推察される。

アラニン線量計の結果は、シナリオ 1 で $\gamma+n$ の混在の線量が 2.7Gy となっている。このシナリオで予想されている線量は 4 Gy であるので、約 50% 過小評価している。更に、TLD の γ 線のみ線量 2.47Gy とそれほど変わらない。この現象はシナリオ 2 についても言える。アラニン線量計の $\gamma+n$ の混在の線量は 1.15Gy で、予想とされる線量は 2Gy であり、また、TLD の $\gamma+n$ の線量は 2.11Gy であるので、ここでも過小評価を示す。

これは 3.3 節で記述したが、アラニン線量計は数 Gy が測定下限範囲である。アラニンでは、1kGy で照射したスペクトル波高を基準とし、スペクトル波高の相対値で線量を算出している。よって、このような検出限界 (下限) では、フリーラジカルのバックグラウンドの寄与が大きいためリニアリティが保たれていないためである。

参考として、中性子について 2 m 及び 4 m の地点 (炉心中心から) の測定値 (TLD) と計算値を比較したものを、図 6.6 及び図 6.7 に示す。規格化は目安とされる線量 (4 m 地点) で行っている。4 m 地点において、中性子用評価式で算出した値は、シナリオ 2 及びシナリオ 3 の計算結果と良く合っている。

表 6.5 γ 線用 TLD の測定結果

No	素子4 B.G. (μ Sv)	素子4 指示値 (Sv)	素子4 正味の値 (Sv)	校正定数	素子4 最終値 (Sv)	素子4 最終値 (C/kg)	素子4 ICRUの軟組織 (Gy)	平均 (Gy)	
1	71	0.924	0.924	1.054	0.974	0.025125	0.94	1.00	←Scenario 4
2	57	1.04	1.040	1.054	1.096	0.028279	1.06		
3	26	0.979	0.979	1.054	1.032	0.026621	1.00		
4	32	2.49	2.490	1.054	2.624	0.06771	2.53		
5	48	2.42	2.420	1.054	2.551	0.065806	2.46	2.47	←Scenario 1
6	15	2.34	2.340	1.054	2.466	0.063632	2.38		
7	49	2.44	2.440	1.054	2.572	0.06635	2.48		
8	40	0.174	0.174	1.054	0.183	0.004731	0.18	0.18	←Scenario 3
9	34	0.176	0.176	1.054	0.185	0.004785	0.18		
10	57	0.61	0.610	1.054	0.643	0.016586	0.62	0.64	←Scenario 2
11	24	0.628	0.628	1.054	0.662	0.017077	0.64		
12	44	0.646	0.646	1.054	0.681	0.017566	0.66		
13	36	0.62	0.620	1.054	0.653	0.016859	0.63		
14	724	6.62	6.619	1.054	6.977				
15	333	0.00806	0.008	1.054	0.008				

表 6.6 中性子線用 TLD の測定結果

No	素子1 B.G. (μ Sv)	素子2 B.G. (μ Sv)	素子3 B.G. (μ Sv)	素子4 B.G. (μ Sv)	素子1 (mSv)	素子2 (mSv)	素子3 (mSv)	素子4 (mSv)	校正定数	線量当量 (mSv)	平均 線量当量 (mSv)	Neutron kerma ¹⁾ (Gy)	
1	0	0	0	0					0.245				
2	0	0	0	0					0.234				
3	0	0	0	0					0.221				
4	0	0	8	5					0.237				
5	0	0	6	9					0.208				
11	0	4	0	0	216	218	2.17	2.14	0.301	55472.1			
12	0	5	7	7	203	211	2.41	2.62	0.269	47090.1	51281.1	2.39	at 2m
13	0	0	0	4	68.9	63.8	0.646	0.693	0.325	18264.8			
14	7	4	0	6	57	62.7	0.705	0.75	0.273	13816.0	16040.4	0.75	at 4m
15	0	0	0	0	430	406	4.15	3.9	0.300	106300.3			
16	0	0	0	0	341	378	5.11	5.33	0.323	98112.5	102206.4	4.76	at 2m
17	0	0	0	0	147	139	1.52	1.42	0.242	29376.0			
18	0	0	4	0	134	128	1.52	1.32	0.304	33756.2	31566.1	1.47	at 4m
19	0	0	0	0					0.247				
20	5	0	6	0					0.297				

← Scenario 3

← Scenario 2

1) tissues kerma (water)を使用

857 倍 ←通常感度のリーダ/フィルター付きリーダ
 0.0705 Gy/Sv ←MCNPで計算した換算係数

cf	2.2E-05		
si	1.5E-05	補正係数	0.66 ←silene/Cf反応率比

表 6.7 アラニン線量計の測定結果

No	alanine (Gy)	average (Gy)		
1	981.2	976.7	←表面	←Scenario 1
2	981.4			
3	967.5			
4	2.6	2.70	←4m	←Scenario 2
5	2.6			
6	2.9			
7	24.6	24.25	←鉛表面	←Scenario 2
8	23.9			
9	1.1			
10	1.2	1.15	←4m	

数Gyでは±10%程度
 数100Gy以上では1%程度

表 6.8 4 m地点での各線量計の測定結果の比較

	Operating mode	γ/n	Total Dose at 4m	TLD				Alanine
				Gamma Dose ¹⁾ (Gy)	Neutron kerma ²⁾ (Gy)	γ/n	$\gamma+n$ (Gy)	$\gamma+n$ Dose ³⁾ (Gy)
Scenario1	Free evolution	1.2	4Gy in <3min	2.47	-	-	-	2.7
Scenario2	Free evolution	0.2	2Gy in <3min	0.64	1.47	0.44	2.11	1.15
Scenario3	Steady state	0.2	1Gy in ~30min	0.18	0.75	0.24	0.93	-

tissues kerma
 1) ICRUの軟組織
 2) water
 3) 筋肉組織

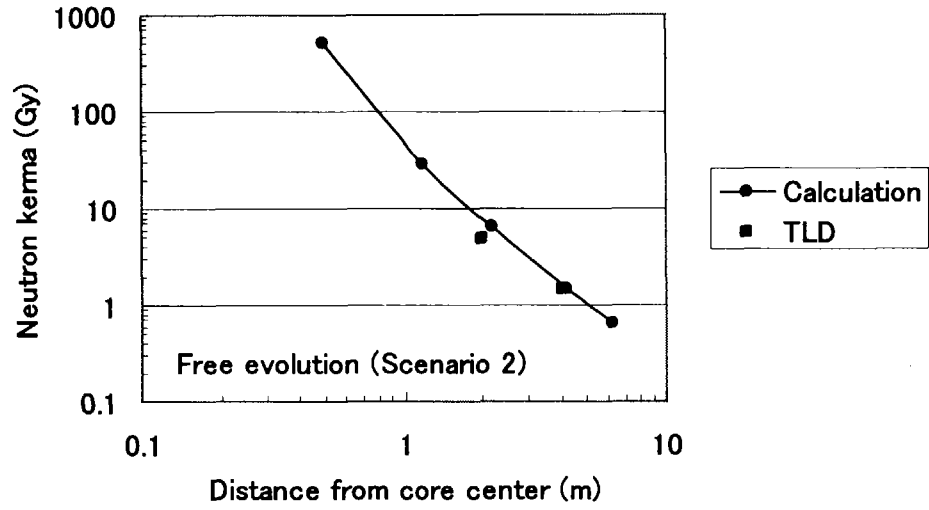


図 6.6 計算値及び実験値の比較(Scenario 2)

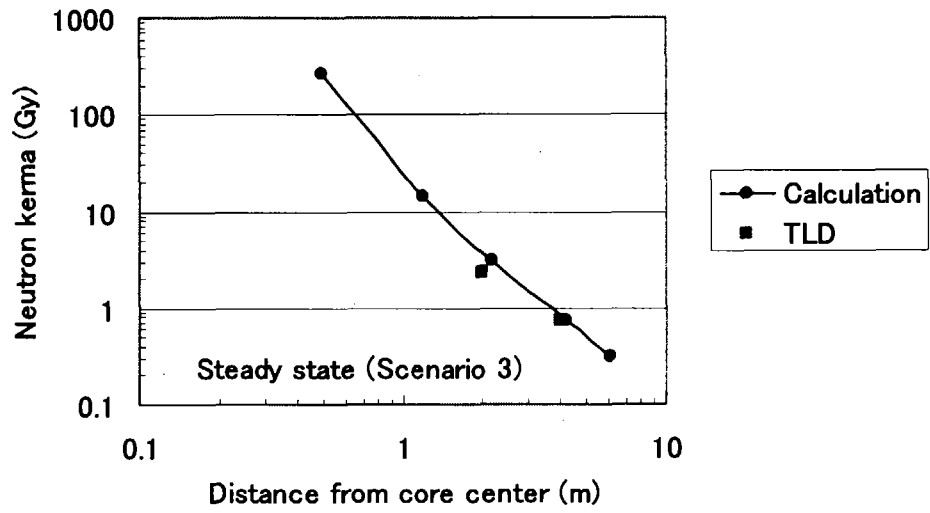


図 6.7 計算値及び実験値の比較(Scenario 3)

7. TRACY による中性子用評価式の検討

SILENE によって導き出した中性子用評価式を検証するために、原研の過渡臨界実験装置 TRACY を用いて実験を行い、中性子用評価式について検討を行った。

7. 1 TRACY の概要

TRACY は、再処理施設の安全評価において想定される臨界事故を模擬し、このときの出力、エネルギー、温度、ボイド、放射線分解ガス発生量及びベント系への放射性物質移行量を定量的に測定することにより、臨界事故時の核、熱、流体挙動とソースターム挙動を実験的に把握することを目的とした過渡臨界実験装置である。

臨界事故の模擬は、炉心中央に設置された調整トランジェント棒の引き抜き又は給液ポンプによる燃料給液により正の反応度を加え超臨界にすることで達成される。

TRACY は、炉心タンクに溶液燃料を段階的に給液して液位を上昇させることにより、炉心を臨界状態にする。TRACY の超臨界状態は調整トランジェント棒の引き抜きや臨界量を超えて溶液燃料を給液することにより達成される。TEACY は、安全棒・調整トランジェント棒の落下及び炉心タンク内の溶液燃料の排液により安全に停止する。

TRACY の仕様を表 7.1 に示す。TRACY はウラン濃縮度約 10wt%、ウラン濃度 500gU/L 以下の硝酸ウラニル水溶液を燃料とする過渡臨界実験装置である。最大熱出力は、定出力運転時 10kW、過渡出力運転時 5000MW で、1 運転あたりの最大積算出力は、32MW・s である。最大過剰反応度は、定出力運転時 0.8\$, 過渡出力運転時 3.0\$ である。

TRACY の炉心は、炉心タンク内に溶液燃料として給液された硝酸ウラニル水溶液である。図 7.1 に TRACY の炉心を示す。T50 炉心タンクは、内径が 500mm、高さが約 2000mm、肉厚が 10mm の円筒形状で、ステンレス・スチール製である。炉心タンク中央に外径 76.3mm の調整トランジェント棒案内管、また、内挿管として外径 30mm のマイクロ波液位計案内管、外径 25mm の実験用温計ガイド管を設置している。T50 炉心タンクの上部には、安全棒、調整トランジェント棒及びマイクロ波液位計を設置している。

TRACY の反応度制御は、炉心タンク内溶液燃料液位の調整、調整トランジェント棒の引き抜き・落下により行われる。

反応度の添加方法は、運転モードにより異なる。

(1) 定出力運転

- ・炉心タンクに溶液燃料を給液する。

(2) 過渡出力運転

- ・調整トランジェント棒を圧縮空気圧により急速に引き抜く (パルス引き抜き)
- ・調整トランジェント棒を電動駆動により一定速度で引き抜く (ランプ引き抜き)
- ・炉心タンクに溶液燃料を臨界液位を超えて給液する (ランプ給液)

表 7.1 TRACY の仕様

熱出力	最大熱出力	10kW(定出力運転時) 5000MW(過渡出力運転時)
	最大積分出力	32MW・s
	最大週間積算出力	18kW・h
	最大年間積算出力	230kW・h
燃料	使用燃料	硝酸ウラニル水溶液
	ウラン濃縮度	約10wt%
	ウラン濃度	500gU/L以下
核的制限値	最大過剰反応度	0.8\$ (定出力運転時) 3\$ (過剰出力運転時、T50炉心)
	定出力運転時の反応度添加率	3¢/s以下
	原子炉停止余裕	$k_{eff}=0.985$ 以下
	ワンロッドスタックマージン	$k_{eff}=0.995$ 以下
停止方法	通常停止	溶液燃料の排液
	緊急停止	安全棒及び調整トランジェント棒の自由落下、溶液燃料の排液
制御方式	反応度制御方式	溶液燃料の給排液(定出力運転時) 調整トランジェント棒の圧空駆動及び電動駆動、溶液燃料の給排液(過渡出力運転時)
炉心	炉心形状	環状円筒
	炉心寸法	内径: 7.6cm 外形: 50cm 燃料高さ: 40cm~100cm
炉心タンク	設計圧力	880kPa
反射体	反射体	裸、水

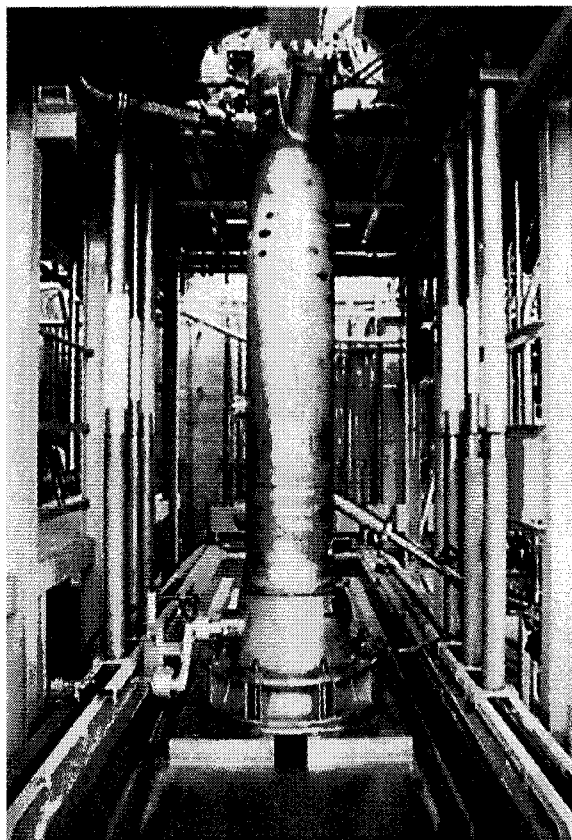


図 7.1 TRACY 炉心の全体図

7. 2 計算解析

TRACYのタンク表面から170cm及び383cm地点にモデレータ付き中性子用TLDを配置し実験を行った。高さはタンクの液位レベルが24cmになる所に設置した。線量計の設置状態を図7.3に示す。よって、この地点における組織吸収線量をMCNPを用いて固有値計算を行い計算した。核データライブラリはJENDL3.2を用いた。計算ヒストリーは、10Mヒストリーである。計算モデルは炉心タンク及び燃料溶液のみの簡略化した体系で行った。

TRACYの運転条件は、パルス引き抜き1.5\$の過渡運転 (Run232) である。このときの出力の変動を図7.2に示す。ウラン濃度は405.2gU/L、硝酸濃度は0.63N、臨界液位は57.363cmである。この運転による積算熱出力はFP分析に基づき7.11MJとなった。

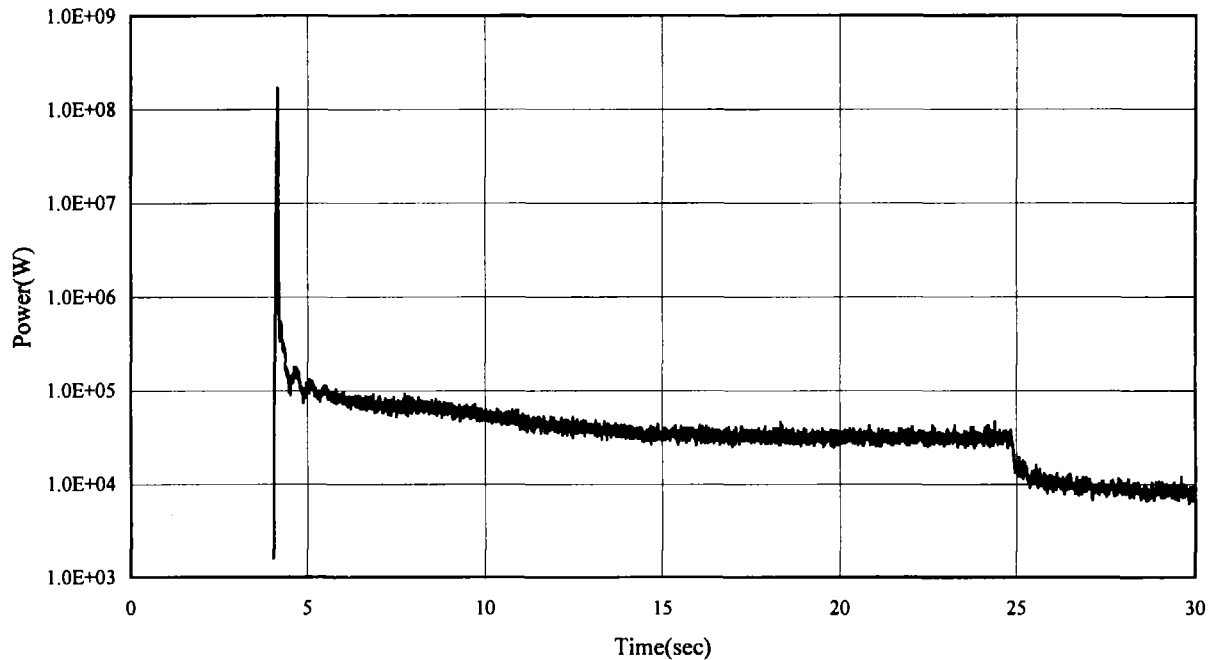


図 7.2 TRACY パルス運転時の出力変動の様子

7. 3 実験結果と解析結果の比較

測定結果を表 7.2 に示す。TLD のリーダーについて、ブラックフィルター装着のリーダーは、通常の感度のリーダーより 1/733 倍の感度となった。

計算で求めた TRACY と SILENE(Pb 遮蔽)の中性子エネルギースペクトルの結果を図 7.4 に示す。

中性子用評価式の評価法と MCNP の計算で比較したものを表 7.3 に示す。また、文献値のアラニン線量計で測定した結果¹⁰⁾と、MCNP、中性子評価式から算出した結果をプロットしたものを図 7.5 に示す。図より、中性子用評価式は 170cm 地点で 0.81(TLD/ALANINE)、1.14(MCNP/ALANINE)、383cm 地点で 0.94(TLD/ALANINE)、1.03(MCNP/ALANINE)となった。ただし、100Sv 以上の線量だと、発光量が飽和する傾向を示す。図を見る限りでは (170cm 地点)、線形性からはずれている可能性が推測できる。

5.1 節の中性子用評価式の計算方法により、パラメータの値は以下の結果となった。

$$D(\text{Gy}) = C \times T \times cf \times \left(\frac{K}{H} \right)$$

ここで、

D : 組織級数線量 (Gy, Water)

C : 校正時の個々の TLD の校正定数

T : TLD の指示値 (Sv)

Cf : 補正係数 (TRACY/Cf-252=0.41)

K/H : 組織吸収線量への換算係数 (Gy/Sv)、=0.0705

表 7.2 TRACY 実験における中性子用評価式の結果

No	素子1 B.G. (μ Sv)	素子2 B.G. (μ Sv)	素子3 B.G. (μ Sv)	素子4 B.G. (μ Sv)	素子1 (mSv)	素子2 (mSv)	素子3 (mSv)	素子4 (mSv)	校正定数	線量当量 (mSv)	平均 線量当量 (mSv)	Neutron kerma ¹⁾ (Gy)
3	0	0	0	0	651	613	9.3	9.7	0.242295	110551	136117	3.90
4	7	0	5	0	773	699	10.9	10.4	0.304099	161684		
1	11	7	10	5	181	201	4.02	3.99	0.242295	32228	39727	1.14
2	11	0	0	13	205	228	4.39	4.88	0.304099	47226		

1) tissues kerma (water)を使用

733 倍	←通常感度のリーダ/フィルター付きリーダ	cf	2.2E-05
0.0705 Gy/Sv	←MCNPで計算した換算係数	si	8.93E-06 補正係数 0.41 ←silene/Cf反応率比

表 7.3 MCNP と中性子評価式による組織吸収線量の比較 (中性子線)

表面からの距離	吸収線量 (Gy)	
	中性子用評価式からの実験値	MCNP計算値
170cm	3.90	5.51
383cm	1.14	1.25

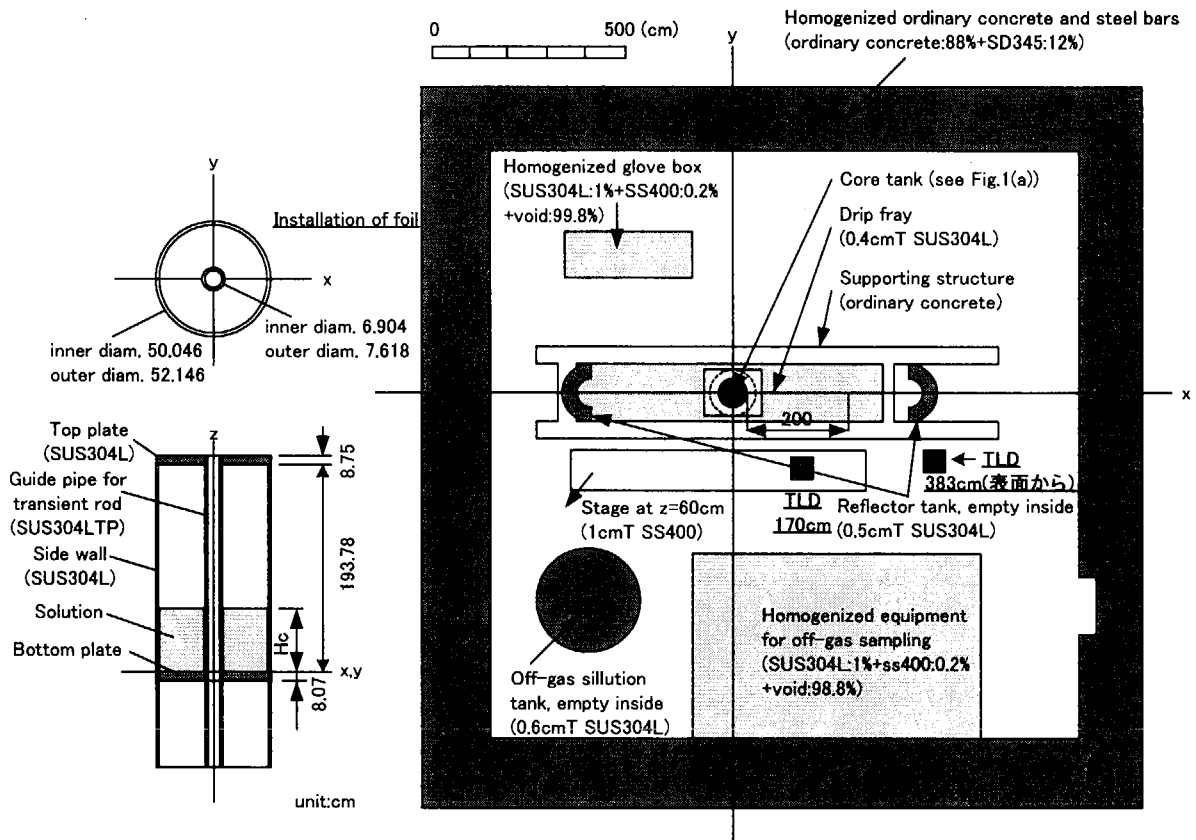


図 7.3 TRACY の実験体系図

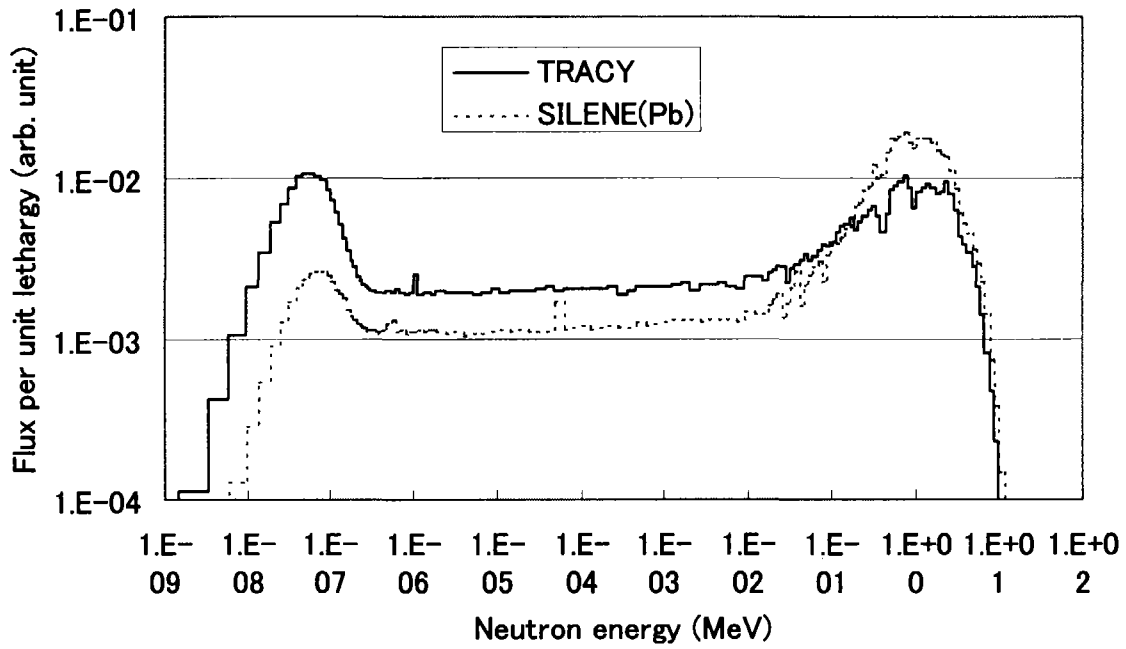


図 7.4 TRACY 及び SILENE (Pb 遮蔽) の中性子スペクトルの比較

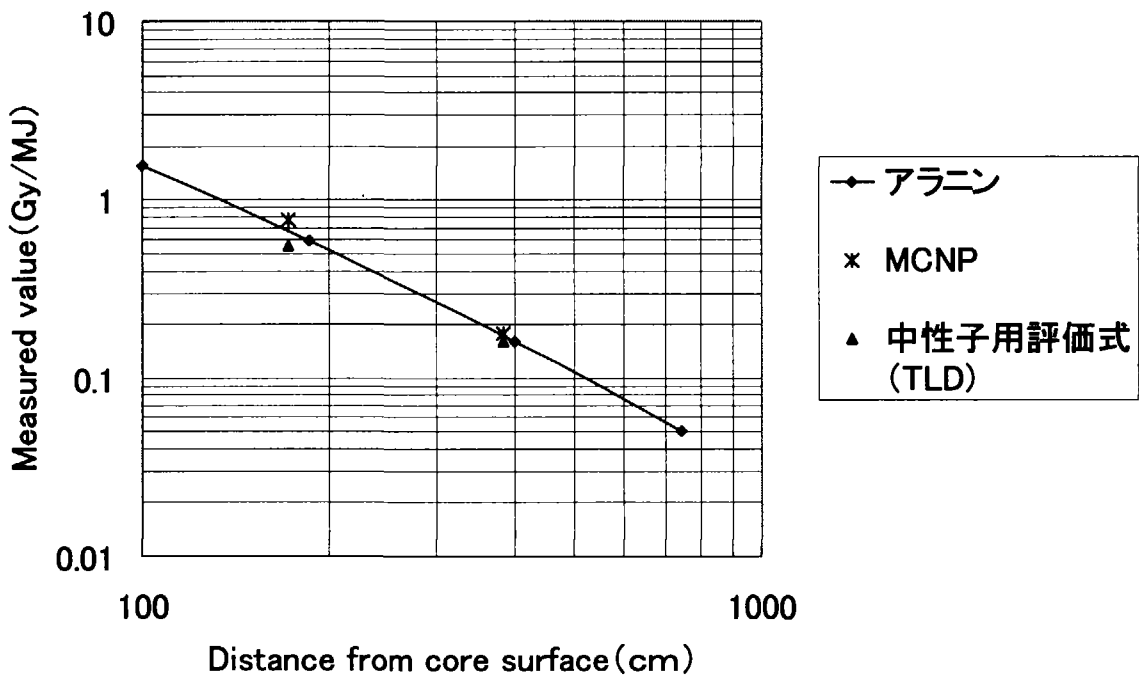


図 7.5 TRACY 実験における中性子線組織吸収線量の比較

7. 4 中性子用評価式のパラメータの検討

SILENE 及び TRACY における中性子用評価式のパラメータについて比較検討を行う。各パラメータの値を表 7.4 に示す。これは、各パラメータの比較であるが、Cf のパラメータ (5.1 節参照) が異なる。Cf は補正係数であり、1.0 に近づけば、Cf-252 のスペクトルに近くなる。図 7.6 のスペクトルの違いにより換算係数が異なった。SILENE の方が Cf-252 スペクトル ⑬ に近いことが図より分かり、その差が換算係数の数値の違いになった。中性子用評価式における Cf の比は 1.610(SILENE/TRACY) となった。

表 7.4 各評価式におけるパラメータの比較

	中性子用評価式		備考
	SILENE(Pb)	TRACY	
K/H	0.0705	0.0705	組織吸収線量への換算係数(Gy/Sv)
Cf	0.66	0.41	補正係数(スペクトル/Cf-252)
(K/H) × Cf	0.047	0.029	

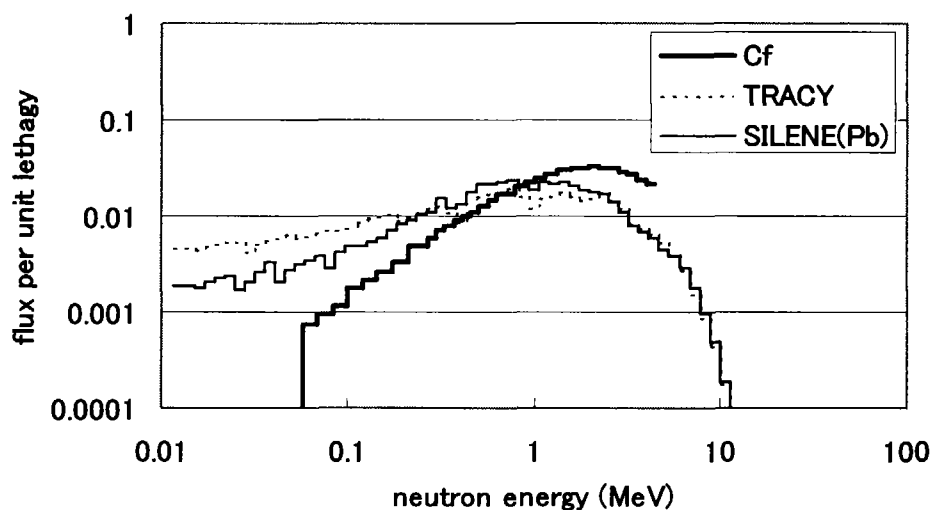


図 7.6 Cf-252 と各種のエネルギースペクトルの比較

8. まとめ

臨界事故時線量評価国際比較試験は、各国の線量測定システムの相互比較を行うことを目的とし、仏国バルデュック研究所の過渡臨界実験装置 SILENE において、2002年6月10日から同月21日まで実施された。線量計は SILENE で照射したのち直ちに線量評価を行った。

日本原子力研究所が持ち込んだ線量計は、ガンマ線用 TLD、モデレータ付き中性子用 TLD、アラニン線量計である。要求されている線量結果は、組織吸収線量 (Gy) である。既存の TLD で、Sv で表示されるものについては Gy への換算が必要である。中性子については、線量評価式を導いて比較検討を行った。OECD/NEA 宛ての報告では、本評価式 (第5章参照) の値を提出した。なお、アラニン線量計は、測定限界 (下限) に近いため、今回は参考データとした。

SILENE の照射条件で、各線量計の結果について検討を行った。ただし、現時点では、SILENE 側から詳細な照射条件の情報が公表されていないので、現在所有している情報のみで検討を行っている。

TRACY のパルス過渡運転において、モデレータ付き中性子用の線量計を置き、照射実験を行った。線量評価式は SILENE と同じ方法を用い、結果について比較検討を行った。結論として、中性子用評価式は数 Gy の 383cm 地点では TLD/ALANINE の比が 0.94、MCNP/ALANINE の比が 1.03 となり、6%以内で一致することが分かった。

この TRACY の試験より、OECD/NEA に報告した値は同等の精度を有することが言える。今後は、SILENE 側から送られてくる実験条件の公開をもって、解析評価を行い、我々の結果と比較検討を行う予定である。

謝辞

SILENE で照射した後のアラニン線量計の測定作業については、安全試験部 NUCEF 技術第 1 課の曾野浩樹氏に協力を頂きました。ここに記して謝辞とします。

参考文献

1. 遠藤章 他, “東海村臨界事故における重度被ばく患者に対する線量分布の詳細解析,” JAERI-Research 2001-35 (2001)
2. “SILENE, Reference Radiation Source,” CEA/IPSN/DERS (パンフレット)
3. 松下電器産業 (株), “TL バッチ技術資料,” BDG/TD-2 (1985)
4. J.F.Briesmeister, Ed., “MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A,” LA-12625-M (1997)
5. K.Kosako et al., “A continuous energy cross section library for MCNP based on JENDL-3.2,” JAERI-Data/Code 94-020 (1994)
6. T. KOJIMA and R. TANAKA, “Polymer-Alanine Dosimeter and Compact Reader,” Int. J. Appl. Radiat. Isot., 40, 851 (1989)
7. 中村尚司, “放射線物理と加速器安全の工学[第 2 版], “地人書館 (2001)
8. International Commission on Radiation Units and Measurements, Inc., “Proton, electron, proton and neutron interaction data for body tissues,” ICRU-46 (1992)
9. 中島健, “溶液燃料を用いたパルス炉 SILENE の核特性評価,” JAERI-Research 2001-003 (2001)
10. H. Sono et al., “Measurement of Neutron and Gamma-Ray Absorbed Doses Under Criticality Accident Conditions at TRACY Using Tissue-Equivalent Dosimeters,” Nucl. Sci. Eng., 139,209-220 (2001)
11. “Neutron Reference Radiations for Calibrating Neutron-Measuring Devices Used for Radiation Protection Purposes and for Determining their Response as a Function of Neutron Energy,” ISO-8529 (1989)

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	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 ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
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 ²
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	
光度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射線量	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

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=1.60218×10⁻¹⁹J
1 u=1.66054×10⁻²⁷kg

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	b
バ	bar
ガ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラ	rad
レ	rem

1 Å=0.1nm=10⁻¹⁰m
1 b=100fm²=10⁻²⁸m²
1 bar=0.1MPa=10⁵Pa
1 Gal=1cm/s²=10⁻²m/s²
1 Ci=3.7×10¹⁰Bq
1 R=2.58×10⁻⁴C/kg
1 rad=1cGy=10⁻²Gy
1 rem=1cSv=10⁻²Sv

表5 SI接頭語

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

(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, 1eV 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す場合に限り表2のカテゴリに分類されている。
- E C閣僚理事会指令では bar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリに入れている。

換算表

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

粘度 1 Pa·s(N·s/m²)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))
動粘度 1 m²/s=10⁴St(ストークス)(cm²/s)

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

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
1	1	0.101972	2.77778×10 ⁻⁷	0.238889	9.47813×10 ⁻⁴	0.737562	6.24150×10 ¹⁸
9.80665	1	1	2.72407×10 ⁻⁶	2.34270	9.29487×10 ⁻³	7.23301	6.12082×10 ¹⁹
3.6×10 ⁵	3.67098×10 ⁵	1	8.59999×10 ⁵	3412.13	2.65522×10 ⁶	2.24694×10 ²⁵	2.24694×10 ²⁵
4.18605	0.426858	1.16279×10 ⁻⁶	1	3.96759×10 ⁻³	3.08747	2.61272×10 ²⁴	2.61272×10 ²⁴
1055.06	107.586	2.93072×10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515×10 ²¹	6.58515×10 ²¹
1.35582	0.138255	3.76616×10 ⁻⁷	0.323890	1.28506×10 ⁻³	1	8.46233×10 ¹⁸	8.46233×10 ¹⁸
1.60218×10 ¹⁹	1.63377×10 ²⁰	4.45050×10 ²⁶	3.82743×10 ²⁰	1.51857×10 ²²	1.18171×10 ¹⁹	1	1

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

放射能	Bq	Ci
1	1	2.70270×10 ⁻¹¹
3.7×10 ¹⁰	1	1

吸収線量	Gy	rad
1	1	100
0.01	1	1

照射線量	C/kg	R
1	1	3876
2.58×10 ⁻⁴	1	1

線量当量	Sv	rem
1	1	100
0.01	1	1

SILENEにおける臨界事故時線量評価解析(委託研究)

R100

古紙配合率100%再生紙を使用しています