

付録 2

平成 30 年度卒業研究発表会要旨

(原子力研究所配属学部学生および大学院生)

近畿大学原子力研究所には、電気電子工学科および生命科学科より十数名の卒業研究生、ならびに総合理工学研究所より数名の課程大学院生が例年配属されます。原子力研究所関係教員の指導のもとに学部、大学院教育、研究が行われ、その成果を口頭発表し、卒業論文、修士論文、博士論文としてまとめております。これらの内容は、近大原研の教育研究活動を知って頂く上で良い資料になると考え、ここに発表会の要旨を付録として掲載します。

卒業論文

1. 電気電子工学科

- | | |
|--------|--|
| 角倉 僚弥 | 近畿大学原子炉におけるソースジャーク法による未臨界度測定実験 |
| 青木 優 | 亜臨界水条件の同定及びその条件下による難燃物の減容 |
| 柿本 有貴 | 中性子源エネルギースペクトル推定のための逆行列法反応係数の評価 |
| 奥川 誠也 | 原子力発電所で使われているケーブル中に生成する放射性核種の調査 |
| 西田 優哉 | 高純度ゲルマニウム半導体検出器の検出効率の評価 |
| 中山 亘 | Feynman- α /バンチング法における疑似トレンド現象に関する研究 |
| 渡邊 健一郎 | 近大原子炉照射場の生物試料に対する反応度効果と中性子束分布の評価 |
| 福井 琢也 | 簡易拡散型霧箱を用いたプロトンリコイル反応検出の検討 |
| 楠木 誠矢 | 近大原子炉の炉心における γ 線 エネルギースペクトル測定に関する検討 |
| 池田 真志 | 植物の根酸による土壤中放射性 Cs 溶出に関する研究 |
| 作川 恭平 | 予防的全脳照射治療条件でのヒト iPS 細胞由来神経細胞に与える影響 |
| 山崎 寛太 | X 線が iPS 細胞の神経分化に及ぼす影響
-分化初期の照射線量及び照射時期による比較- |

2. 生命科学科

- | | |
|--------|--|
| 増田 春輝 | 真菌類を用いた土壤中放射性セシウムの吸収に関する研究 |
| 上田 早紀 | 近畿大学原子炉炉心における中性子線量の推定方法に関する検討 |
| 中谷 優斗 | プラスチックシンチレータを用いた
中性子誘導箔放射能測定に関する基礎的研究 |
| 藤森 真理絵 | 超薄厚プラスチックシンチレータを用いた医用 α/β 壊変系列核種の
放射能測定における α 線選別測定に関する研究 |

近畿大学原子炉におけるソースジャーク法による未臨界度測定実験

15-1-036-0040 角倉 僚弥

(原子力研究所第1研究室)

1. 研究の背景及び目的

福島第一原子力発電所の事故以降、燃料デブリのような組成が不確かな体系を対象として、未臨界度の監視・測定技術の研究開発が進められている。しかし、これらの研究の大半は、確率論的手法による連続監視を目的としたもので、燃料デブリで想定される未臨界度の内、大きな未臨界度を測定することは困難である。そこで決定論的手法の一つであるソースジャーク法に着目した。

ソースジャーク法は、炉心から中性子源を引抜いた後の出力変化を基に反応度を求める手法である。通常はスケーラーを用いて積分法解析を行うが、この解析方法には中性子引抜きタイミングの相違や、燃料固有中性子源の影響（バックグラウンド計数）の考慮が困難といった問題がある。そこでソースジャーク法実験の解析には、中性子検出器の時系列データを用いた逆動特性解析を適用することとした。解析に時系列データを用いることにより中性子引抜きタイミングの相違に対する補正や、バックグラウンド計数の考慮が容易となる。

以上から、本研究では近畿大学原子炉においてソースジャーク法実験を行い、逆動特性法による未臨界度解析を実施、大きな未臨界度を有する体系への逆動特性解析の適用性とその適用限界について検証を行う。

2. 実験体系及び実験方法

近畿大学原子炉において、12体の燃料体の内、1～6体を取り出した極めて大きな未臨界度を有する炉心を構成し、ソースジャーク法実験を実施、炉心に設置した中性子検出器により時系列データを取得した。燃料体10体の条件における時系列データを図1に示す

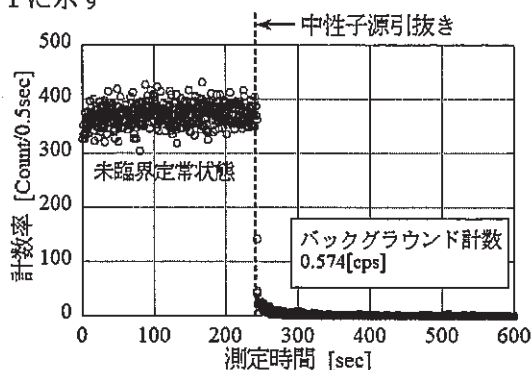


図1 時系列データ (燃料体10体)

3. 解析手法

最小自乗逆動特性解析 (LSIKM) は、測定された中性子計数率及び次式を用いて算出される遅発中性子放出数 $Q(t)$ に対して最小二乗法によるフィッティングを行うことで、反応度及び実効中性子源強度を算出する解析手法である。

$$Q(t) = \sum_{k=1}^6 \lambda_k C_k(t) \quad (1)$$

λ_k : k群の崩壊定数

$C_k(t)$: k群の遅発中性子先行核密度

通常の逆動特性解析に対し、反応度添加後に未臨界定常となった炉心の未臨界度を容易に算出することができるといった特徴を持つ^[1]。

4. 解析結果

LSIKMにより各条件の未臨界度を算出した。燃料体10体の条件における解析結果を図2に示す。

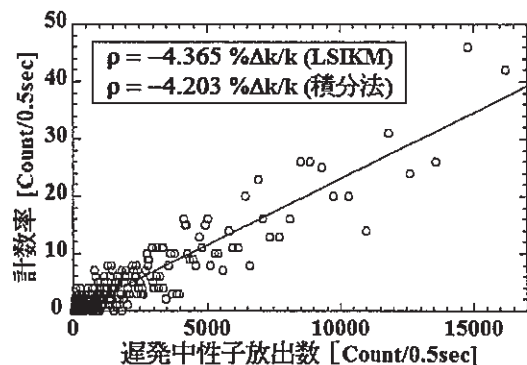


図2 解析結果 (燃料体10体)

LSIKMと積分法の解析結果が概ね一致したことから、大きな未臨界度を有する体系に対する適用性が確認できた。しかし、同条件において複数回実施した実験の解析結果に大きなばらつきが確認された。これは中性子源の引抜きに要した時間が、想定より長く実験毎に異なった為と考える。

5. まとめ及び今後の課題

本研究では、近畿大学原子炉において種々の大きな未臨界度を有する体系を構築し、最小自乗逆動特性解析により未臨界度を算出した。

今後の課題として、中性子源引抜き時間を可能な範囲で短縮し、再実験を実施する予定である。

参考文献

[1] 谷中 裕, 博士論文, 近畿大学大学院 (2009)

亜臨界水条件の同定及びその条件下による難燃物の減容

15-1-036-0044 青木 優

(原子力研究所第一研究室)

1. 背景及び目的

原子力発電所の運営において、今日でも決定的な打開策がない問題点の一つとして、放射性廃棄物処理がある。放射性廃棄物のうち、原子力発電所から発生する廃棄物は低レベル放射性廃棄物である。この低レベル放射性廃棄物に属する難燃物の現在の処理方法は、圧縮などを施した後、200 Lのドラム缶に密封しモルタルを充填剤として固化し、埋設されている。しかし、この方法では埋設地に限界があるため、減容処理方法を新たに開発する必要がある。

本研究では、亜臨界水に関する圧力測定に重点をおいた。亜臨界水と同定した後、亜臨界水条件下による難燃物の代表例であるゴム手袋の原料のラテックスの減容に関する実験を実施した。

2. 原理

亜臨界水とは、水の臨界点（温度：約 374°C、圧力：約 22 MPa）の近傍の水である。また、亜臨界水の特徴は、有機物に対し高い分解力を有することである。

本研究では、これまでの圧力測定の再現性を確認するための実験を実施した。反応容器内部に水を 8 mL あるいは 9 mL を封入し反応容器内部温度 370°C まで上昇させたときの反応容器内部圧力の変化を測定し、反応容器内部に封入した水が亜臨界状態、つまり、亜臨界水であるか同定するとともに難燃物の代表例のラテックスの減容に関する実験を実施した。

3. 実験方法

圧力測定用の反応容器内部に水を 8 mL あるいは 9 mL を封入し、反応容器内部温度を 370°C まで上昇させ、各々の反応容器内部圧力の変化を測定した。

また、難燃物分解に関する研究については、難燃物分解用の反応容器内部に水とラテックスを封入し、反応容器内部温度 370°C を 5 分保持しラテックスを亜臨界水と反応させた。

4. 結果及び考察

反応容器内部に 8 mL あるいは 9 mL の水をそれぞれ封入し、温度を上昇させた時の反応容器内部の圧力の変化を図 1 に示す。

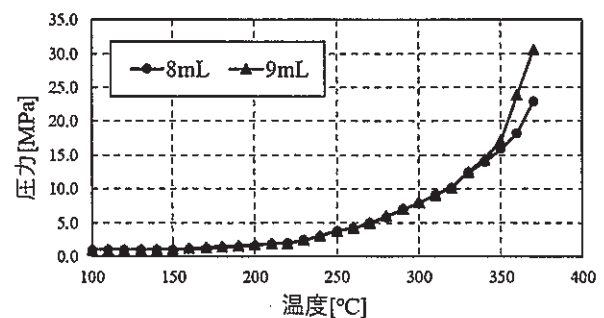


図 1 反応容器内圧力の推移

反応容器内部に水を 8 mL を封入し反応容器内部を 370°C まで上昇させた時、反応容器内部の圧力は約 22.9 MPa であった。そのことから、本条件において反応容器内部の水は亜臨界状態（亜臨界水）にあると結論した。圧力測定実験の結果、再現性はなかった。この原因は、これまでの圧力測定実験では、反応容器作製メーカー推奨のとおり、ガスケットを繰り返し使用したためと考察した。その根拠は、ガスケットを繰り返し使用する実験を実施した結果、反応容器内部の温度上昇中に反応容器内部圧力の低下する現象が必ず発生したためである。当該ガスケットを目視確認した結果、亜臨界水に由来する高温高圧が原因と考えられる変形を認めた。

5. まとめ

反応容器内部に 8 mL の水を封入し、370°C まで上昇させたとき、反応容器内部の圧力は 22.9 MPa となり、亜臨界水状態であるとわかった。

また、これまでの圧力測定値は誤りであったものの、難燃物減容処理に用いる反応容器は圧力測定用の反応容器とは別の反応容器であり、実験の都度、ガスケットを交換していたこと、さらに、今回の実験結果からも難燃物の減容率は妥当であると結論する。

中性子源エネルギースペクトル推定のための 逆行列法反応係数の評価

15-1-036-0200 柿本 有貴
(原子力研究所第二研究室)

1. はじめに

近畿大学原子力研究所の原子炉起動用中性子源 (Pu-Be) は、照射実験に用いられることもあるが、これまで中性子エネルギースペクトルの測定は行われていなかった。本研究では、Pu-Be 中性子源の中性子エネルギースペクトルの推定を行うため、逆行列法を適用する際に必要となる反応係数の評価を行うことを目的とする。

2. 計算方法

中性子のエネルギースペクトルを得るために7枚の金属箔と9つの核反応による多重箔放射化法[1]を用い、逆行列法[2]を適用して反応係数を求めることを試みた。中性子束 ϕ と放射能 A、反応係数 R の関係は行列式で式(1)のように表される。

$$\begin{pmatrix} A_1 \\ A_2 \\ \vdots \\ A_n \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} R_{1,1} & \cdots & R_{1,m} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ R_{n,1} & \cdots & R_{n,m} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \phi_1 \\ \phi_2 \\ \vdots \\ \phi_m \end{pmatrix} \quad (1)$$

反応係数 R を求めるため、9つのエネルギー群から成る9つの中性子スペクトルを仮定し、金属箔に生成される放射能を計算した。計算に用いた金属箔と核反応を表1に示す。また、計算には、粒子重イオン輸送計算コード PHITS 及び放射化計算コード DCHAIN-SP を用いた[3]。計算によって求めた放射能 A と中性子束 ϕ を代入し、式(1)を解くことで反応係数 R を求めた。

さらに、求めた反応係数の妥当性を確認するため、別の中性子スペクトルを未知のスペクトルと仮定し、PHITS 及び DCHAIN-SP によって金属箔に生成する放射能を求め、得られた放射能と先に求めた反応係数を使って元の中性子スペクトルが再現できるかどうか確かめた。

表1 計算に用いた金属箔と核反応

核反応	しきいエネルギー(MeV)
$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$	7
$^{59}\text{Co}(n,\alpha)^{56}\text{Mn}$	7
$^{24}\text{Mg}(n,p)^{24}\text{Na}$	6.4
$^{56}\text{Fe}(n,p)^{56}\text{Mn}$	6
$^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$	4.2
$^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$	2.5
$^{111}\text{Cd}(n,n')^{111\text{m}}\text{Cd}$	0.9
$^{113}\text{In}(n,n')^{113\text{m}}\text{In}$	0.9
$^{115}\text{In}(n,n')^{115\text{m}}\text{In}$	0.8

3. 結果と考察

図1に、妥当性確認のために仮定した中性子エネルギースペクトルと、本研究によって求めた反応係数を用いて再現した中性子エネルギースペク

トルを示す。

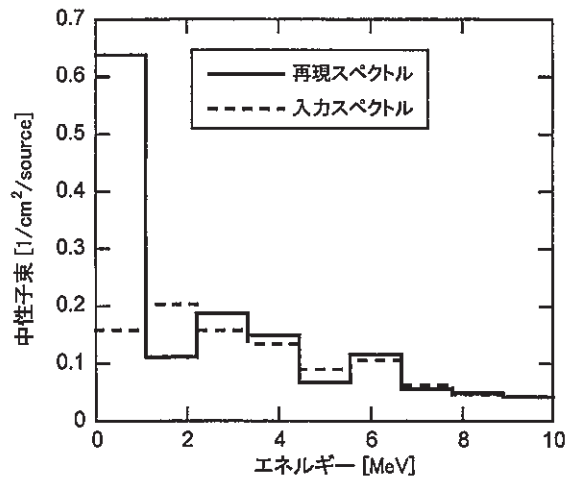


図1 中性子のエネルギースペクトル

再現されたスペクトルでは、低エネルギー領域において仮定したエネルギースペクトルと大きな差がみられる結果となった。再現性を高めるためには、逐次近似法等のアンプオールディングが必要であると考えられる。

4. まとめ

多重箔放射化法に逆行列法を適用し、Pu-Be 中性子源の中性子スペクトルを求めるため、計算コードを用いて反応係数を求めた。得られた反応係数を用いて、未知の中性子スペクトルを求めることができるか検証したところ、得られたスペクトルは特に低エネルギー領域において大きな差を示した。今後は、アンプオールディング等によって中性子スペクトルを求めることを試みる必要がある。

参考文献

- [1] R. Nakamura, et al.: "Neutron Spectrum Measurement of Am-Be Source by Multi-activation-foil Method", JAEA-Conf 2014-002, pp. 174-179 (2014)
- [2] D. Chiesaa et al.: "Measurement of the neutron flux at spallation sources using multi-foil activation", Nucl. Instr. Meth. Phys. Res., Vol. 902, pp. 14-24 (2018)
- [3] T. Sato et al.: "Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02", J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 55, pp. 684-690 (2018)

原子力発電所で使われているケーブル中に生成する 放射性核種の調査

15-1-036-0132 奥川 誠也
(原子力研究所第二研究室)

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故によって厳格化された規制により、今後の運転期間と安全対策工事にかかるコストが見合わない原子力発電所の廃炉が進んでいくことが見込まれている。原子力発電所では様々なケーブルが使用されているが、現状ではこれらのケーブルはすべて放射性廃棄物として処分される。しかし、実際には全てのケーブルが放射性廃棄物としての処分を必要とするほどの放射能を持っているわけではなく、その一部でも非放射性廃棄物として扱えるようになれば、放射性廃棄物を減容することができるだけでなく、銅などの資源の有効利用につながる。そこで本研究では、原子力発電所で使用されている代表的なケーブルが放射化されることにより生成される放射性核種とその放射能の経時変化について調査を行った。

2. 方法

調査方法は、シミュレーション計算による方法を用いた。まず、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]を用いて、原子力発電所で用いられている代表的なケーブルのモデルを作成し、0.025 eV の中性子を照射したときに起きる核反応と生成される放射性核種を計算によって求めた。このとき、中性子の照射期間は、原子力発電所の運転期間である 40 年間とした。さらに、誘導放射能計算コード DCHAIN-SP を用いて、原子炉運転終了後から 5 年間の冷却期間中にケーブル中に残留している放射性核種及び放射能について計算を行った。計算は、0.025 eV の中性子並行ビームをケーブルの側面から照射する体系に対して行った。

3. 結果及び考察

計算結果の一例として、図 1 に電力ケーブル (FR-

PHS)と同じ組成のケーブルについてのシミュレーション結果を示す。ケーブル中に生成した放射能のうち、長半減期核種である Ni-63 の放射能が大きな割合を占めていることが分かった。

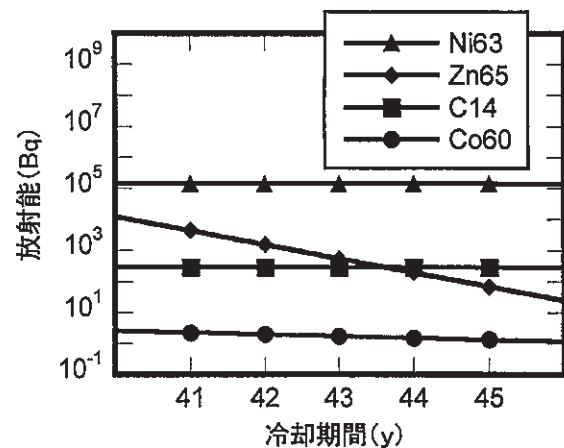


図 1 ケーブル中の残留放射能

4. まとめ

PHITS と DCHAIN-SP を用いて、原子力発電所で使用されている代表的なケーブルが、使用期間中に放射化されて、どのような放射性物質が生成されるのか、また、原子炉の運転停止後に、放射性物質が時間の経過と共にどのように変化するかを求めた。その結果、長半減期核種である Ni-63 が大きな割合を占めていることが分かった。

参考文献

- [1] T. Sato, et al: "Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02", J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 55, pp. 684-690 (2018)

高純度ゲルマニウム半導体検出器の検出効率の評価

15-1-036-0056 西田 優哉
(原子力研究所第二研究室)

1. はじめに

熱中性子束測定には、金箔を用いた放射化法が一般的に用いられている。この方法では、金箔を放射化した後、生成した Au-198 から放出される γ 線を高純度ゲルマニウム半導体検出器 (HPGe 検出器) を用いて測定し、放射能を定量する必要がある。しかしながら、放射化に用いられる金箔は、実験ごとに大きさや厚さが異なる場合があり、また放射能既知の標準試料がないことから、実験的に HPGe 検出器の検出効率を決めることが困難である。そこで本研究では、金箔から放出される 0.412 MeV の γ 線に対する HPGe 検出器のピーク効率を、シミュレーション計算によって評価することを目的とする。

2. 方法

計算に用いたシミュレーションコードは、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]である。これを用いて、ORTEC 社製の HPGe 検出器 (GEM40-76) について、金箔 ($\phi 1.0 \text{ cm} \times 0.1 \text{ cm}$, 19.32 g/cm^3) から放出される 0.412 MeV の γ 線を検出させるシミュレーション計算を行った。また、シミュレーションの妥当性を検証するため、放射能既知の標準試料である放射能標準ガンマ体積線源 (MX033U8PP) についても同様のシミュレーション計算を行い、実測値との比較を行った。

3. 結果及び考察

図 1 にシミュレーション計算によって得られた 0.412 MeV γ 線に対する検出器中のエネルギー損失分布を示す。計算の結果、0.412 MeV ガンマ線に対するピーク効率は約 12% となった。図 2 に、放射能標準ガンマ体積線源に対して実測と計算によって得られたピーク効率を示す。放射能標準ガンマ体積線源に対しては、すべてのエネルギー領域で、計算値は実測値の約 2 倍の値を示す結果となった。したがって、0.412 MeV γ 線について得られた結果も約 2 倍の値を示していると思われる。

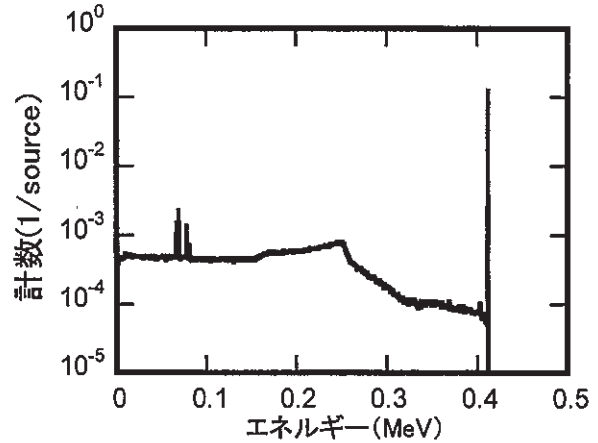


図 1 PHITS によって得られた 0.412 MeV γ 線に対する HPGe 検出器中のエネルギー損失分布

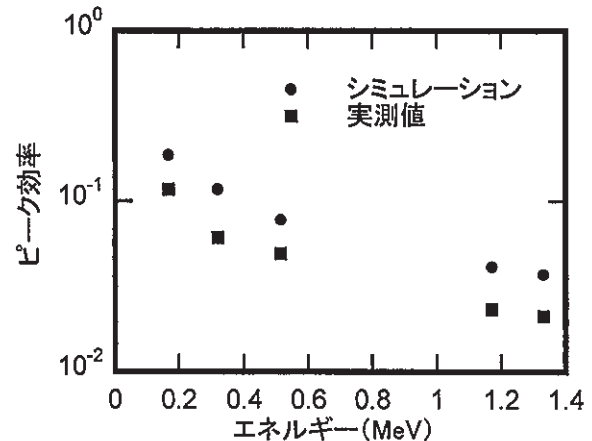


図 2 放射能標準ガンマ体積線源に対して得られたピーク効率の実測値と計算値の比較

4. まとめ

金箔から放出される 0.412 MeV の γ 線に対する HPGe 検出器のピーク効率を PHITS を用いて評価し、放射能標準ガンマ体積線源を用いて結果の妥当性を検討した。その結果、計算値が実測値の約 2 倍となった。今後さらにシミュレーション計算の妥当性を検証する必要がある。

参考文献

- [1] T. Sato et al: "Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02", J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 55, pp. 684-690 (2018)

Feynman- α /バンチング法における 疑似トレンド現象に関する研究

15-1-036-0086 中山 亘
(原子力研究所第2研究室)

1. 研究の背景及び目的

福島第一原子力発電所では廃炉に向けて燃料デブリの取り出し方針を決定しているが方法は決定していない。燃料デブリの取り出しの際、安全に取り出すために臨界管理が必要とされている。未臨界度を監視する手法のひとつとして Feynman- α 法があり、これは燃料付近に設置した中性子検出器の計数の揺らぎから即発中性子減衰定数を求める手法である。Feynman- α 法では、測定時間短縮のため1つの時系列データを複数回使用するバンチング法が一般的に使われている。しかしながら本来の解析結果(以下「完全ランダム法」という)とバンチング法の解析結果を比較すると、バンチング法では Feynman の理論にないトレンド成分が発生する現象(以下「疑似トレンド現象」という)がある。この現象についてはこれまで研究されたことはない。本研究では、今回独自に開発したシミュレーションコードを用いて、バンチング法の疑似トレンド現象の特性を調査することを目的とする。

2. 解析手法

本研究では、バンチング法の疑似トレンド現象を確認するために、様々な時系列データに対してバンチング法と完全ランダム法の2種類で解析を行い比較した。この解析では、複数のゲート時間幅に対する分散対平均比(VTM)を求め、この比に(1)式を最小自乗フィッティングすることにより即発中性子減衰定数 α を求めた。

$$VTM = 1 + Y_{\infty} \left\{ 1 - \frac{1 - \exp(-\alpha t)}{\alpha t} \right\} \quad (1)$$

Y_{∞} : 飽和中性子相関量

t : ゲート時間幅[msec]

今回開発したシミュレータでは、最初に指数乱数を用いてポアソン事象を生成した。増幅事象は、即発中性子先行核の半減期を考慮した指数乱数を用いて、先述のポアソン事象とは独立に生成した。なお、増幅事象の生成確率(以下「増幅割合」という)は一様乱数を用いることにより決定した。この様に

して生成したデータを並び替えることで、上記の解析に用いる時系列データとした。

3. 解析結果

増幅割合 10[%]、計数率 100[cps]、測定時間 1800[sec]の場合におけるバンチング法及び完全ランダム法の解析を100回行った。この時に、フィッティングによって求められた即発中性子減衰定数と飽和中性子相関量の関係を図1に示す。

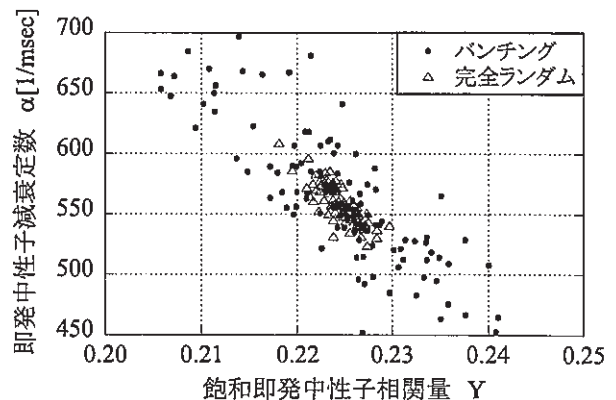


図1 即発中性子減衰定数と
飽和即発中性子相関量の関係

図1の結果より、即発中性子減衰定数、飽和即発中性子相関量ともに完全ランダム法よりもバンチング法のほうがばらつきの大きさを確認できた。

4. まとめ及び今後の課題

本研究の結果、同条件でのバンチング法の解析結果と完全ランダム法の解析結果の即発中性子減衰定数と飽和即発中性子相関量の散布図を作成した。これにより、完全ランダム法よりもバンチング法のばらつきが大きいことが確認できた。

今後の課題として、データのばらつきと誤差範囲の関係について更なる検討を行うことが挙げられる。

参考文献

[1] 奥田遼平; “移動バンチング法の適用による Feynman- α の相関解析誤差低減”, 近畿大学大学院修士論文, p5 (2015)

近大原子炉照射場の生物試料に対する
反応度効果と中性子束分布の評価
15-1-036-0209 渡邊 健一郎
(原子力研究所第2研究室)

1. 研究の背景・目的

近畿大学原子炉では、マウスや細胞などの生物試料に対する放射線の照射実験が多く実施されている。

生物試料は原子炉に負の反応度を加えるので、安全管理上、生物試料が炉に与える反応度を系統的に評価することが重要である。

また、生物への放射線照射による影響を正確に知るためには、原子炉照射場と生物試料内の中性子束分布の評価が重要である。

よって、本研究では、生物試料が近大原子炉に与える負の反応度を評価することと、生物試料中の中性子束分布を評価することの二つを本研究の目的とする。

2. 方法・原理

生物試料の主要成分は水であるので、蒸留水をアクリル容器に質量を変化させて充填し試料を作製した。試料を照射場に設置し臨界にした場合と、設置せずに臨界に達した場合との制御棒位置の差から、正ペリオド法を用いて反応度を求めた。

次に放射化法により生物試料内の中性子束分布の評価を行った。照射試料には人体を構成する元素からナトリウムとリンを選定し、これら二つが含有されるリン酸水素二ナトリウムを用いて試料を作製した。熱中性子に対しては大きな吸収断面積を持つ ^{24}Na の (n, γ) 反応を、高速中性子に対しては 5.05MeV のしきい値を持つ ^{31}P の (n, p) 反応をそれぞれ用いた。なお、原子炉の運転ができなかったため、実際の照射実験は Pu-Be 中性子源を用いて行った。照射試料に中性子線を照射して放射化させ、Ge 半導体検出器を用いて γ 線エネルギースペクトル分析を行った。この時、生物試料内を模擬するため、減速材としてパラフィンを用い照射も行った。

3. 結果・考察

図1に水試料の質量と反応度の関係を示す。

近畿大学原子炉の運転中に挿入できる試料の等価反応度は $0.05\% \Delta k/k$ 以下であるので、135g 程度の試料までは導入できることが確認できた。また、運転開始前に挿入できる試料の等価反応度は $0.3\% \Delta k/k$ であるので、今回行った 400g の試料の挿入が可能であることが確認できた。

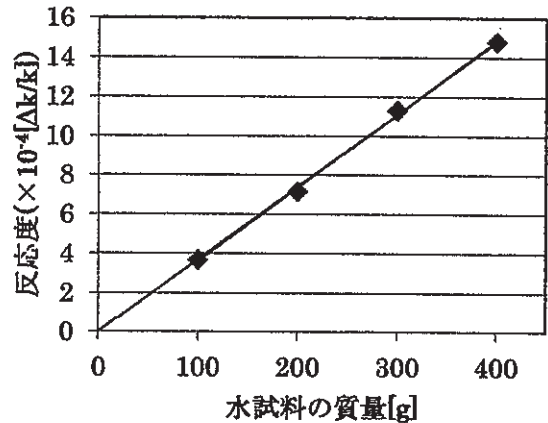


図1 水試料の質量と反応度の関係

次に、パラフィンを設置していない場合の照射試料の γ 線スペクトルを図2に示す。

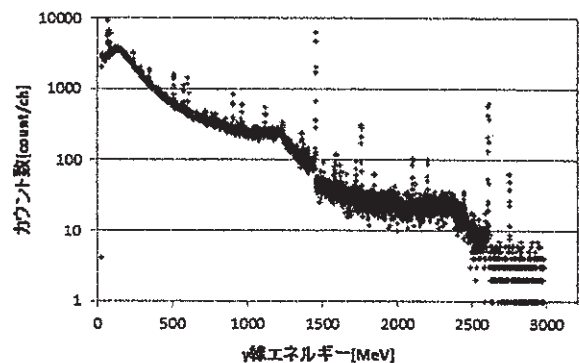


図2 照射試料の γ 線スペクトル分析結果

^{24}Na の 2.7541MeV の γ 線のピークは確認できたが、 ^{31}Si の 1.2662MeV のピークは確認できなかった。これは ^{31}P の反応断面積に対して Pu-Be 線源からの中性子束密度が小さかった為、高速中性子による (n, p) 反応により生成される ^{31}Si の量が少なかったからだと考えられる。

また、パラフィンを設置した場合の評価は発表当日に紹介する。

今後の課題として、生物試料内の中性子束の評価を行うためには、実際の原子炉の生物照射場での実験を行うことが必要である。

4. まとめ

近畿大学原子炉の照射場に設置できる生物試料の大きさについて、水等価で評価することができた。

簡易拡散型霧箱を用いたプロトンリコイル反応検出の検討

15-1-036-0219 福井 琢也

(原子力研究所第2研究室)

1. はじめに

霧箱とは、霧箱内の過飽和領域に入射した荷電粒子線の飛跡を観測することができる装置である。昨今では、目に見えない放射線の存在を霧の線として実感するといった教育的目的で使用されることの多い装置となっている。霧箱では直接的な電離作用を持つ荷電粒子線しか観測することはできず、電気的性質を持たない中性子線は霧箱で観測することはできない。そのため、霧箱を用いて中性子線に着目する内容の研究は数少ないものとなっている。

本研究では、近畿大学が所有している Pu-Be 線源を用いて、中性子線が物質に衝突した際に生じるプロトンリコイル反応によって弾き出されたプロトンを、自作した簡易的な霧箱を用いて観測することで、霧箱で間接的に中性子線の存在を確認し、霧箱の教育的な使用目的に新たな一面を提案することを目的としている。

2. 製作した霧箱

本研究では、ドライアイスを用いて霧箱中に温度勾配を作成し、エタノールの蒸発による拡散を利用した拡散型霧箱を製作することに決定した。

天板と壁には観測の際にカメラでの撮影を行うため透明なアクリル板を、底板には白色の霧の線をハッキリと観察するために黒色のアクリル板を使用した。また、本実験ではドライアイスを使用するため、ドライアイスをより長い時間保持し霧箱の稼働時間を伸ばすために、発泡スチロールを用いて容器と霧箱の底板でドライアイスを包む形となるような容器を製作した。製作した簡易な拡散型霧箱と、その容器に設置した様子を図1に示す。

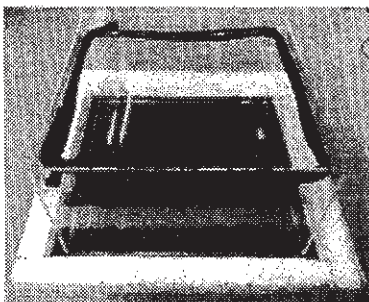


図1.製作した簡易な拡散型霧箱と容器

3. 実験方法

3.1. 霧箱の準備

かき氷機を用いて、用意しておいたドライアイスをパウダー状にした。パウダー状にしたドライアイスを発泡スチロールの容器に敷き、その上に霧箱を設置した。

次に、霧箱の上部に設置したフェルトを巻いた針金にスポイトを用いてエタノールを十分に染み込ませ、霧箱内部の底板に濡れていない部分が無いようスポイトを用いてエタノールを垂らした。

中に試料を設置する場合はこの段階で試料を設置し、最後に天板を設置し蓋とした。

3.2. 観測方法

Pu-Be 線源と霧箱を図2のように設置した後、霧箱の天板にデジタルカメラ (SANYO DMX-HD2000) を設置し、内部のアクリル片に中性子線が照射される様子を真上から撮影した。

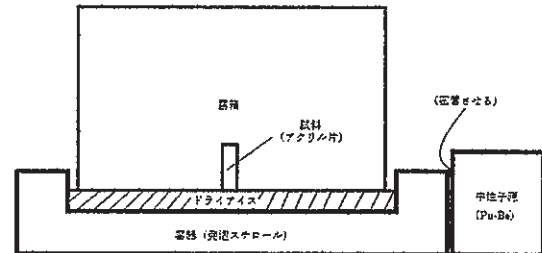


図2.霧箱と中性子源の位置関係

4. 実験結果

霧箱で観測されたアクリル片周辺の霧の線を図3に示す。また、中性子源を図内上側から右側へと中性子源を移動した際のアクリル片周辺の霧の線を図4に示す。なお、霧の線が見えやすいよう画像にはホワイトバランスの調整を行っている。

また、プロトンリコイル反応の元となっていると思われるアクリル素材を廃止し、箱の基礎をアルミに、アクリル板と比較して水素量の少ないラップを壁とした霧箱を製作し、霧の様子を観察する追加実験を行った。その結果は研究発表当日に行う。



図3.アクリル片周辺の霧の飛跡

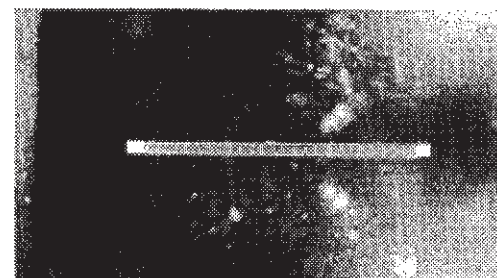


図4.中性子源移動後のアクリル片周辺の霧の飛跡

5. まとめ

α 線とも β 線とも異なる長さ、太さ、かつ直線的で、バックグラウンドに生じていない霧の線が確認され、中性子源の方向に応じて線の向きが変わるなど、中性子源が寄与していると考えられる霧の線が多数確認され、霧箱の使用目的に新たな可能性を提供することができたと言える。

近大原子炉の炉心における γ 線 エネルギースペクトル測定に関する検討

15-1-036-0043 楠木 誠矢
(原子力研究所第3研究室)

1. はじめに

近畿大学原子炉炉心に置いた照射試料は中性子線と γ 線を受ける。本研究では炉心に γ 線測定器を挿入し、 γ 線エネルギースペクトルを得る際の方法と適用条件の検討を行った。

また、本研究では近畿大学原子炉炉心に入るほどに小型かつ常温で使用できる CdTe 検出器を γ 線測定器として用いた。

2. 実験方法

炉心では高線量率になる。CdTe 検出器の高線量率対応性を確認するためにトレーサー・加速器棟の照射室において Cs-137 線源 1.04GBq による照射実験を行った。線源からの距離 10～100cm の範囲で 10cm おきに CdTe 検出器を設置し、各 3 分間計数した。図 1 に実験の様子を示す。

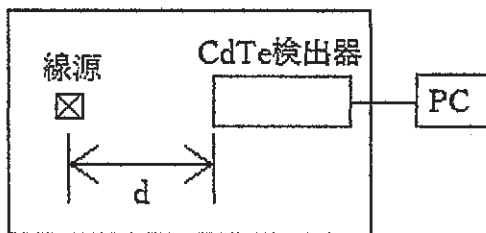


図1 CdTe 検出器の高線量率対応性実験の様子

3. 実験結果および考察

線源と検出器との距離 10cm, 20cm, 30cm で得たエネルギースペクトル測定結果を図 2 に示す。距離が 30cm 以上のときは図に示すように 880ch 付近に Cs-137 由来の光電ピークを検出できたが、距離を 20cm に近づけるとピークが低エネルギー側にシフトし、10cm に至ってはピークが示されなかった。このことから、距離 30cm までの線量率であればスペクトル測定が可能であることがわかった。式(1)を用いてそのときの空間線量率 D を算出した[1]。

$$\frac{\Gamma Q}{d^2} = D \quad (1)$$

式(1)において、 Γ は空気衝突カーマ率定数 $0.0771 \mu \text{Gy m}^2 \text{MBq}^{-1} \text{h}^{-1}$ 、 Q は線源強度 $1.04 \times 10^3 \text{MBq}$ 、 d は検出器と線源の距離 0.3m である。結果は 0.88mGy/h であった。

また、追加の照射実験として d を 0.3m～

0.2m の間に設定した。その結果、 $d=0.24\text{m}$ までなら正しくピークが得られ、そのときの空間線量率は 1.37mGy/h であった。これによって今回実験に用いた CdTe 検出器は、 1.37mGy/h の線量率までならエネルギースペクトルを測定できることがわかった。

別途、TLD (熱ルミネセンス線量計)を用いて炉出力 1W の近大原子炉炉心における γ 線線量率を測定した結果 $169 \sim 352 \text{mSv/h}$ であった。炉出力を低下させると、 γ 線線量率も比例的に減少するので、1mW のときは $0.17 \sim 0.35 \text{mSv/h}$ となる。CdTe 検出器を用いて炉心のエネルギースペクトルを得るには γ 線線量率 1.37mGy/h を越えない運転条件として炉出力を 1～3mW とすればよい。

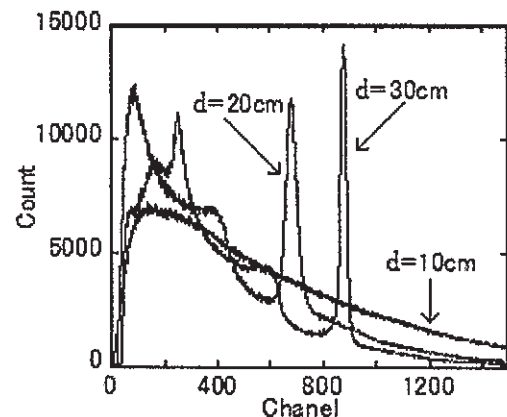


図2 距離 10cm, 20cm, 30cm で得たエネルギースペクトル

4. おわりに

CdTe 検出器を用いて運転中の近畿大学原子炉炉心の γ 線エネルギースペクトルを測定するには、炉出力 1～3mW であれば可能であることがわかった。

ただし、Cd は中性子照射によって放射化し、それに起因する γ 線も計数するのでそれへの考慮が必要である。

参考文献

[1] 日本アイソトープ協会 編; “6 版 密封線源の基礎” 丸善出版, pp145～146 (2013)

植物の根酸による土壤中放射性 Cs 溶出に関する研究

15-1-036-0176 池田 真志

(原子力研究所第 3 研究室)

1. はじめに

2011 年の福島第一原子力発電所の事故により空气中に大量の放射性物質が放出され、降雨によって地表に沈着した。放出された核種の中でも半減期の長い放射性セシウム (以下 Cs) は外部被ばくの要因となるので表土除去等の除染作業が行われた。現在では福島県内の居住区域の大部分が除染されているが、山林では除染が進められていない。ここで土壤中放射性 Cs の挙動を研究することは山林での挙動を予測するのに役立つと考えられる。放射性 Cs は、土壤中では主に、固定態、イオン交換態、水溶態として存在する。固定態とイオン交換態は移動しにくく、水溶態は移動しやすい。Cs は土の中でも土壤鉱物に強く吸着する。土壤鉱物には穴があり、Cs⁺をちょうど閉じ込めることができる。このため Cs は容易に溶出することができない。植物が根から土壤中放射性 Cs を吸収する際、固定態から形態を変化させると考えられる。本研究では、放射性 Cs を含む土壤で植物を育て、根酸の影響による土壤中放射性 Cs の形態変化を確認することを目的とした。

2. 実験方法

放射性 Cs を含む土壤に生育の早いハツカダイコンの種を播き、胚軸が食用に適する大きさになるまで生育させた。成熟後、植物による根酸の影響が及ぶ範囲 (根から 2~5mm 以内) の土壤を採取した。採取した土壤を酸とアルカリの溶解性を利用して分類した。土壤は主に 3 種類に分けられる。すなわち、酸・アルカリのどちらにも可溶性を持つフルボ酸、酸には不溶性でありアルカリにのみ可溶性を持つフミン酸、どちらにも不溶性を示し固定態の放射性 Cs を多く吸着している土壤鉱物に分類できる。分類方法は土壤に 0.5M の水酸化ナトリウム水溶液を液固比 10:1 で混ぜ 24 時間攪拌しその後 30 分間遠心分離することで上澄み液と沈殿物に分けた。上

澄み液に塩酸を混ぜ pH2 まで調整し、同様に攪拌、遠心分離を行うことで、上澄み液にフルボ酸、沈殿物にフミン酸を得る。そして、分類した各土壤を HP-Ge 検出器を用いて Cs-137 放射能を定量した。

3. 実験結果と考察

土壤に何も手を加えずに分類した結果を表 1 に、土壤にハツカダイコンを 7 日間のみ生育させ、根から 5mm 以内の土壤を採取し分類した結果を表 2 に示す。

表 1 対照の土壤の分類結果

	土壤鉱物	フミン酸	フルボ酸
Cs-137 放射能	16.8Bq	0.10Bq	0.03Bq
構成割合	99.3%	0.56%	0.16%

表 2 ハツカダイコンの根近傍土壤の分類結果

	土壤鉱物	フミン酸	フルボ酸
Cs-137 放射能	13.6Bq	0.25Bq	0.04Bq
構成割合	97.9%	1.80%	0.31%

表 1 と表 2 の比較から、ハツカダイコンの根近傍においてフミン酸とフルボ酸の構成割合が増加したことが分かる。これは土壤鉱物に吸着していた固定態の放射性 Cs が水溶態に形態変化したことを表す。

4. まとめ

ハツカダイコンを栽培した土壤とそのままの土壤とでは土壤中放射性 Cs の構成割合に差異がみられた。ハツカダイコンの根近傍の土壤ではフミン酸、フルボ酸の割合が 2~3 倍に増加し、土壤鉱物に沈着した成分が減少した。土壤中放射性 Cs は植物の根によって固定態からイオン交換態や水溶態に形態変化していることが示唆された。これに類する形態変化が山林中での Cs の循環に寄与していると考えられる。

予防的全脳照射治療条件での
ヒト iPS 細胞由来神経細胞に与える影響
15-1-036-0201 作川恭平
(原子力研究所 第3研究室)

1. はじめに

予防的全脳照射とは明らかな癌の転移病巣が認められなかった脳に対して放射線照射を行うことである。画像診断上、脳にはまだ転移病巣が認められない状態であっても、小細胞肺癌のように脳転移の発生確率30%以上とされる場合には、予防的治療としての意義が高い。[1]

本研究では予防的全脳照射治療を想定しヒト iPS 細胞由来神経細胞にそれぞれ異なる照射線量のX線を照射することで正常細胞への影響を評価した。

2. 実験方法

ヒト iPS 細胞由来神経前駆細胞を96ウェルプレート7枚の各6ウェルに播種し、37℃、CO₂5%インキュベーターで14日間培養することによりヒト iPS 細胞由来神経細胞に分化させた。[2]

神経細胞に分化後一回あたり2GyのX線を照射し、コントロール(非照射群)と総照射線量20Gy、36Gy、50Gyの各群との比較を行った。さらに予防的全脳照射の照射量は治療施設により、20-30Gyの異なる照射線量が実施されているため、20Gyと30Gyでの比較も行った。

3. 実験結果および考察

神経細胞を倒立顕微鏡の40倍レンズを用いて観察し、データを画像化して生細胞数を計数した。照射前の生細胞数と照射後の生細胞数から(1)式より細胞生存率を求めた。

$$\text{細胞生存率} = \frac{\text{照射後生細胞数(個)}}{\text{照射前生細胞数(個)}} \quad (1)$$

細胞生存率のグラフを図1に示す。

コントロールと20Gy、30Gyでは明らかな差がみられた。したがって低線量でも正常細胞に影響が

認められることがわかった。

20Gyと30Gyには明らかな差はみられなかった。

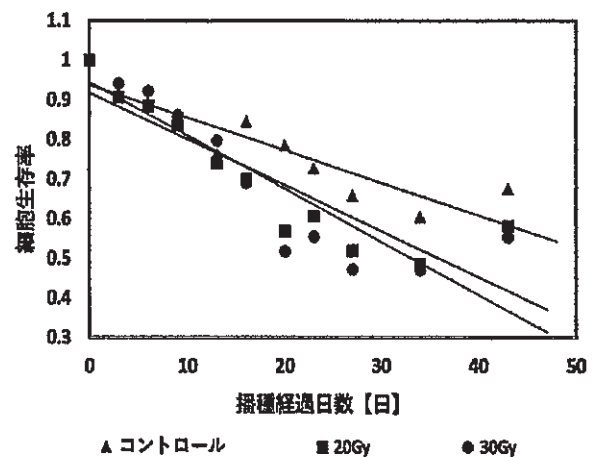


図1 照射開始後の細胞生存率の変化

4. おわりに

ヒト iPS 由来神経細胞にX線分割照射を行うことで、予防的全脳照射による低線量照射でも正常神経細胞の細胞生存率に影響を与えることが明らかになった。

X線分割照射による正常神経細胞への影響を評価することは、予防的全脳照射治療において照射量の決定の指標になると考えられた。

参考文献

[1]札幌高機能放射線治療センター

「予防的全脳照射とは」

https://kojinkai-safra.jp/policy/details/treatment_policy.html 2018年12月19日アクセス

[2]西尾悠平; X線分割照射がヒト iPS 細胞由来神経細胞に与える影響、近畿大学電気電子工学科、p. 16(2018)

X線が iPS 細胞の神経分化に及ぼす影響 -分化初期の照射線量及び照射時期による比較-

15-1-036-0017 山寄寛太

(原子力研究所 第3研究室)

1.はじめに

近年の研究において成人の脳にも幹細胞が存在し、神経細胞が継続的に産生されていることが明らかになった。よって、放射線が神経分化に及ぼす影響を評価することは、胎児から成人に至るまで、放射線感受性を予測する上で重要なものである。

本研究では、ヒト iPS 細胞由来神経前駆細胞が神経分化に及ぼす初期段階（播種 2 日目～7 日目）において X 線照射を行ない、生存率に影響を及ぼす線量及び形状の変化を時系列的に評価した。

2 実験方法

ヒト iPS 細胞由来神経前駆細胞を 96 ウェルプレート内の 6 ウェルに播種し、CO₂5%インキュベータで培養し神経細胞に分化する。このシステムでは、神経前駆細胞が神経細胞に分化するまで 14 日間を要する。

播種 2 日目、3 日目、7 日目に、1Gy、2Gy、5Gy の X 線を播種日ごとに照射した。その後、神経細胞の形態の変化及び生存率の継続的に評価した。神経細胞数は、倒立顕微鏡を用いて 40 倍に拡大して計数した。生存率の算出式は(1)を用いて求めた。照射前の 1 ウェル当たりの生細胞数は約 1000~1500 個である。

$$\text{細胞生存率} = \frac{\text{照射後細胞数 (個)}}{\text{照射前細胞数 (個)}} \quad (1)$$

3 結果および考察

顕微鏡を用いて神経細胞分化の様子を継続的に評価した。コントロール群（照射なし）では、神経細胞の樹状突起及び軸索が成長し

続けるのに対し、X線照射されたものは一次的な成長は認めたが、その後消滅する細胞が多かった。合計 3 回の実験を行った結果、各照射時期の条件でも、2 日目と 3 日目の生存率の低下が顕著であることが観察できた。

(図 1)

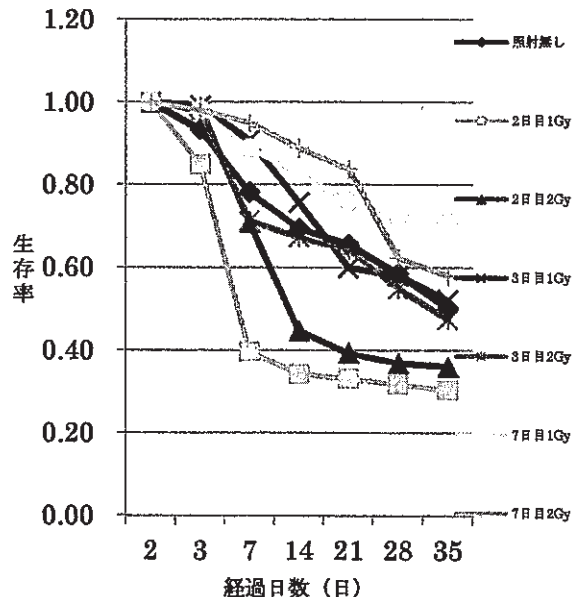


図 1 二回目の実験の生存曲線

4 まとめ

分化初期の段階では、放射線感受性が高いことが示された。

参考文献

- [1]K.Samoto:"Endogenous repair mechanisms in the brain" Rinsho Shinkeigaku,49(11),pp.830~833(2009)
[2]新谷歩:"今日から使える医療統計学講座"(2012)

真菌類を用いた土壤中放射性セシウムの吸収に関する研究

15-1-033-0009 増田春輝
原子力研究所第3研究室

【目的】

2011年3月の東京電力福島第一原子力発電所事故により大量の放射性物質が環境中に放出された。その放射性物質のうち、Cs-137は半減期が30年と長い。そのため、近隣住民の被ばく低減のために表土除去などの除染が行われている。除去した表土は中間貯蔵施設に運び込まれるが、その容量は限られているので、除染廃棄物の減容が課題である。しかし、土壤中放射性セシウムは粘土鉱物に吸着し、不溶性を示す。減容のためには、この不溶性セシウムを可溶性に変換し、土壌から脱着させる必要がある。キノコは放射性セシウムを吸収し蓄積する。その吸収過程では不溶性から可溶性への変換が行われる。そこで、キノコと同じ真菌類に分類されるカビを土壌上で培養し、キノコと同様の効果があるかどうかを検討することを目的とし、研究を行った。

【方法】

土壌はフルボ酸とフミン酸、土壌鉱物に分類される。フルボ酸はアルカリ性から酸性までいかなるpHでも溶け、フミン酸はアルカリ性の水に溶ける性質を持っている。一方で、土壌鉱物はどのようなpHの液体にも溶けない。また、フルボ酸とフミン酸には放射性セシウムが吸着する。よって、これらの物質を土壌から溶出し、放射性セシウムを定量することで、可溶性のセシウムの量が分かる。

本研究で使用した土壌は福島県川俣町で採取したものである(Cs-137濃度:1.89±0.02[Bq/g])。この土壌にカビを温度25℃、湿度80%以上で9日間培養し、カビの菌糸が及んでいる上層土壌8gを取り出した。それに0.5 M-NaOH水溶液を液固比10:1で混合し、24時間攪拌した後、3000 rpmで30分間遠心分離した。この時アルカリに可溶性フルボ酸とフミン酸は上澄みへ、アルカリに不溶性土壌鉱物は沈殿へと分けられる。この上澄みにHClをpH2まで調整して再び遠心分離すると、酸に可溶性フルボ酸は上澄み、酸に不溶性フミン酸は沈殿へと分離する。このフルボ酸、フミン酸及び土壌鉱物それぞれに含有する放射性セシウムをGe-半導体検出器で定量した。また、クエン酸によるキレート効果、栄養源としてのアンモニウムイオンによるカビの活性効果を期待し、1Mクエン酸三アンモニウムの添加による可溶性成分量の変化を調べた。

【結果・考察】

カビを培養した場合とクエン酸三アンモニウムを添加した場合のフルボ酸、フミン酸及び土壌鉱物それぞれのCs-137放射能を表1に示す。可溶性成分とは全放射能に対するフルボ酸とフミン酸の放射能の割合である。表1より、カビを培養すると、Cs-137の可溶性成分は増加し、また、クエン酸三アンモニウムを添加すると微量ではあるが可溶性成分は増加することが分かった。以上の結果より、カビはキノコと同様に土壌中の不溶性のセシウムを可溶性に変換することが示唆された。

表1 Cs-137放射能[Bq]及び可溶性成分割合

条件	フルボ酸	フミン酸	土壌鉱物	可溶性成分[%]
カビなし	0.010±0.019[Bq]	0.0077±0.0095[Bq]	19.5±0.2[Bq]	0.092±0.002
カビ培養	0.089±0.016[Bq]	ND	37.2±0.4[Bq]	0.240±0.003
カビなし+ TAC添加	ND	0.27±0.03[Bq]	19.8±0.3[Bq]	1.35±0.01
カビ培養+ TAC添加	0.15±0.01[Bq]	0.34±0.03[Bq]	27.8±0.3[Bq]	1.72±0.02

TAC:クエン酸三アンモニウム

ND:検出下限未満

近畿大学原子炉炉心における中性子線量の推定方法に関する検討

15-1-033-0014 上田早紀
原子力研究所第3研究室

【目的】

近畿大学原子炉 (UTR-KINKI) では、マウス等の生物試料を炉内に入れて照射実験を行っている。照射試料は炉内において核分裂に伴って発生する中性子線とガンマ線を受ける。特に中性子線は、熱中性子から速中性子にわたるおよそ9から10桁の広いエネルギー分布を示し、同じ中性子線でもエネルギーによって生物に与える影響には差がある。試料が受ける線量の精度と確度について、総合的な議論をすることは重要である。

しかし、現段階では、近大原子炉における各エネルギーにおける中性子束は明確に提示されていない。本研究では中性子線に着目し、生物試料照射時の放射線影響を議論する際の科学的なデータとして提示することを目的とする。

【方法】

近畿大学原子炉の中央ストリンガー孔に金箔とアルミニウム箔を設置し、1Wで4時間の照射を行った。その後、高純度ゲルマニウム半導体検出器 (HPGe) で金箔とアルミニウム箔それぞれの放射化生成物である ^{198}Au と ^{24}Na から放出されるガンマ線、412keV、1370keVを計数した。HPGeのガンマ線ピーク検出効率を用いて金属箔の誘導放射能の定量を行った。そして、誘導放射能から中性子束を算出した。

次に、放射線輸送計算コードPHITSを用いて、生物試料として円筒形の水ファントム (5cm径×5cm高)を模擬した。そこに先行研究^[1]で計算された炉心のエネルギースペクトル比の中性子線を入射させ、1ソース当たりの中性子線量を算出した。図1に中性子エネルギースペクトル比を示す。誘導放射能から算出した中性子束を計算結果に合算させ生物試料が受ける中性子線量を算出した。

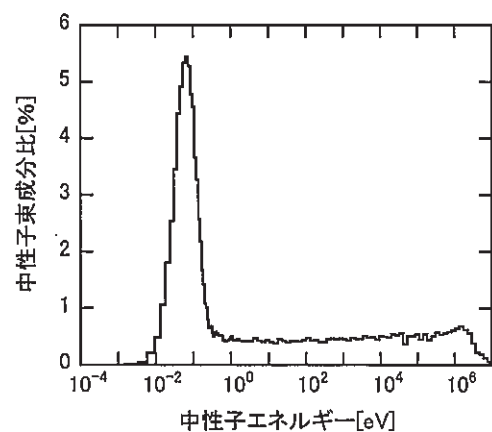


図1 中性子エネルギースペクトル比

【結果・考察】

412 keV、1370 keVの検出率はそれぞれ約6%と3%となった^[2]。金箔とアルミニウム箔の放射化から求めた中性子束は、それぞれ $(2.48 \pm 0.03) \times 10^7 [\text{cm}^2 \text{s}^{-1}]$ 、 $(9.8 \pm 0.5) \times 10^5 [\text{cm}^2 \text{s}^{-1}]$ となった。これらの中性子束とPHITSの計算結果から生物試料が受ける中性子線量を算出した結果 $0.20 [\text{Gy} \cdot \text{h}^{-1}]$ となった。

この値は、遠藤らが放射線測定器で評価した値、1W運転の際の中性子吸収線量率 $0.2 [\text{Gy} \cdot \text{h}^{-1}]$ ^[3]と一致した。

参考文献

- [1]近畿大学原子力研究所;近畿大学原子炉等共同利用の手引き(2018)
- [2]西田 裕哉;‘高純度ゲルマニウム半導体検出器の検出効率の評価’近畿大学理工学部電気電子工学科平成30年度卒業論文(未発表)
- [3]遠藤 暁 他;‘マイクロシメトリ手法を用いた UTR-KINKI 中性子場の線質の評価’近畿大学原子炉利用 共同研究結果報告(2007)

プラスチックシンチレータを用いた 中性子誘導箔放射能測定に関する基礎的研究

15-1-033-0081 中谷優斗
原子力研究所第3研究室

【目的】

中性子は生物学的影響が大きく、BNCT などの医療応用が期待される一方で放射線障害の防止も重要であり、これらの目的で正確な中性子測定が求められる。中性子測定法の一つに箔放射化法がある。この方法は、ある元素に中性子を照射することにより生成される放射性核種の放射能を測定することによって、箔に照射された中性子束を求める方法で、中性子束の正確性は放射能測定の正確性に依存する。放射能測定法の一つに $4\pi\beta\text{-}4\pi\gamma$ 論理和計数法がある。この方法では、核種の壊変により放出される β 線及び γ 線をいずれも高い検出効率で測定できることが求められ、試料とする線源を 2 枚のプラスチックシンチレータで挟み込み β 線を測定し、その検出装置を井戸形 NaI 検出器に入れることで、 β 線 γ 線のいずれも 4π 立体角で測定することができる手法が様々な核種の測定に有効であることが示されている。しかしながら、この手法において箔を測定試料とした適用事例はない。箔を用いた場合には箔に光透過性がないため、シンチレーション光が光電子増倍管に届くまでに遮光されてしまうことが懸念される。このことは箔の上下のシンチレータにより測定されるエネルギースペクトルに差が生じ、計数効率の低下にもつながりかねない。そこで、本研究では、プラスチックシンチレータを用いた放射化箔から放出される β 線測定における箔試料のエネルギースペクトルに及ぼす影響について検討した。

【方法】

本研究では、熱中性子束の測定に用いられる金箔 (10 mm ϕ ×0.024 mm) を Pu-Be 中性子源が保管された容器表面にて約 1 週間～10 日照射し、測定試料とした。本来はこの金箔試料を 2 枚のプラスチックシンチレータ (PS) によってサンドイッチ状に挟み込み、生成した ^{198}Au ($E_{\beta\text{max}}=412$ keV) から全方向に放出される β 線を測定するが、この場合、挟み込んだ上下のシンチレータで測定されるスペクトルの合算スペクトルしか得られず上下個々のスペクトル差の検証が行えない。そこで図 1 のように金箔をシンチレータ (25 mm ϕ ×1mm) とアクリルで挟み込み測定試料とした。測定はシンチレータを光電子増倍管 (PMT) 側にした場合 (a) と、試料を裏返しアクリルを PMT 管側にした場合 (b) の 2 種類で行った。また、PMT へのシンチレーション光の集光改善を検討するため、試料と PMT の間にライトガイドを挿入した測定を同様に行った。

【結果・考察】

図 1 (a) (b) の条件で測定したライトガイドを挿入していない場合の測定されたスペクトルを図 2(1) に示す。横軸がエネルギーに相当する波高分析器のチャンネル、縦軸が各チャンネルの計数を表す。図に示すとおり、箔の上下のシンチレータに対して β 線によるエネルギー付与は同じであるにもかかわらず、図 1 (a) により得たスペクトルに比べ (b) が低エネルギー側に大きくシフトした。(b) の条件で得られた計数率は (a) の 77 % に減じた。この結果は、箔上面 (b) のシンチレータで発光した光の集光量が下面 (a) の場合より少ないことを意味し、金箔の遮光効果が影響していることが示唆された。図 2(2) に厚さ 10 mm のライトガイドを挿入した場合のスペクトルを示す。図に示す通り、10 mm のライトガイドを挿入することによって、(a) と (b) のスペクトルの差は少なくなった。計数率は (a) について、ライトガイドを挿入しない場合と比較して 5 % 低下したが、(b) については 25 % 増加し、上下両面の計数率の差は見られなくなった。このことにより、箔の上面で生じたシンチレーション光の集光がライトガイドを用いることによって改善されることが見込まれた。

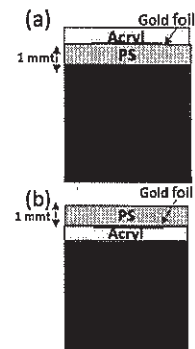


図 1 測定試料及びその測定条件

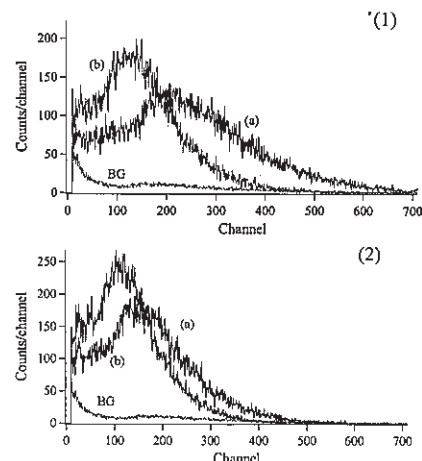


図 2 ^{198}Au 測定スペクトル
ライトガイド (1) なし (2) 10 mm

超薄厚プラスチックシンチレータを用いた医用 α/β 壊変系列核種の放射能測定における α 線選別測定に関する研究

15-1-033-0020 藤森真理絵
原子力研究所第3研究室

【目的】

放射線によるがん治療の一つに、放射性薬剤を用いた内用療法がある。従来 β 核種が用いられてきたが、近年、短半減期 α 線放出核種を用いた α 線内用療法が注目されている。線エネルギー付与(LET)が極めて高く、飛程が短いという α 線の特性ゆえ、腫瘍への強い攻撃効果が期待出来る上に健全細胞への影響が軽微で、がん治療の有力手段として期待され、臨床応用を目指した研究が世界的に急速に広がっている。このような医療における新たな核種の利用にあたっては、測定の基準となる放射能標準が必要であり、核種の特性に応じた絶対測定法を確立しなければならない。当該 α 核種は多数の壊変生成核種が混在する上、各 α/β 壊変は複雑な分岐を伴う。従来の測定方法は主に液体シンチレーションカウンタが用いられているが、 α 線スペクトルに β 線スペクトルが重畳するため、全計数の情報しか得られず、線源に含まれる α 核種に対する計数効率等の個別的な評価が困難である。そこで本研究では、 α/β 核種混在下で超薄厚プラスチックシンチレータを用いて α 線のみ選別測定する手法を試みた。

【方法】

本研究では ^{223}Ra (半減期:11.43 d)を用いた。アクチニウム系列の ^{223}Ra は、1壊変に対して4回の α 線放出と2回の β 線放出がある。プラスチックシンチレータ(以下、「PS」という。)は α 線 β 線の両方に対して高い感度を有する。そこで、極めて薄いPSを用いることで α 線に対しては全吸収を実現する一方、 α 線に対しては僅かな吸収にとどめることにより、 β 線によるスペクトルを低エネルギー側に大幅にシフトさせ、 α 線スペクトルの β 線スペクトルとの重畳を確実に回避させる方法を試みた。PSの厚さによって β 線感度が変化することを確かめるため、本研究では ^{223}Ra をPSに直接滴下、蒸発乾固させた後、その上にAl箔を被せて ^{223}Ra を密封し測定試料とした。Al箔は放出される α 線のうち最も高いエネルギーを有する7.4 MeV(^{215}Po)の α 線が遮蔽可能な $8.24 \text{ mg} \cdot \text{cm}^{-2}$ とした。PSの厚さは20, 50, 70, 100, 1050 μm とした。図1(a)測定では試料のPS①の面と光電子増倍管(PMT)を合わせてスペクトル測定を行い、(b)測定で試料を上下反転し、Al箔側をPMT側に向けPMT上のPS②により β 線のみに対するPSの感度を測定した。ここでは、(a)の測定により得たスペクトルと比較するため、PS②の厚さはPS①と同じ厚さとした。

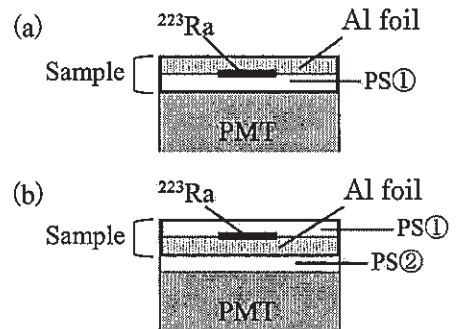


図1 測定試料及びその測定条件
(a) $\alpha+\beta$ 線測定 (b) β 線測定(α 線遮蔽)

【結果・考察】

図2に図1(a)(b)の設定での厚さ20, 50, 1050 μm のPSにより測定されたスペクトルを示す。横軸がエネルギーに相当する波高分析器のチャンネル、縦軸が各チャンネルの計数を表す。設定(a)では、PSが薄くなるにつれ β 線によると思われる成分が低エネルギー側にシフトしていることが分かった。また、(b)の測定により、(a)のスペクトルに含まれる β 線の成分の感度変化を観測出来た。(b)による β 線のみでの計数と(a)による総計数との比により得た β 線寄与率はPSが1000, 100, 70 μm のときそれぞれ35, 5.6, 5.5%であるのに対して、50 μm の場合1.5%、20 μm では0.4%まで低減され、ほぼ β 線の影響を受けずに α 線のみ選別測定が可能であることがわかった。

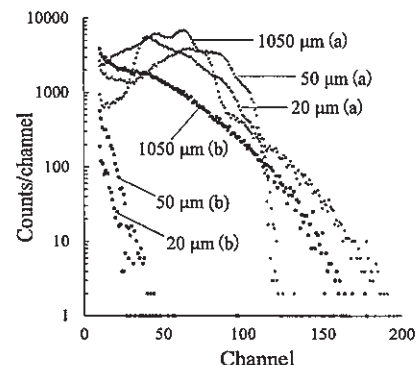


図2 ^{223}Ra 線源測定スペクトル
(a) $\alpha+\beta$ 線測定 (b) β 線測定(α 線遮蔽)

修 士 論 文

総合理工学研究科エレクトロニクス系工学専攻

博士前期課程

中嶋 國弘

核破碎中性子駆動下の未臨界炉体系に対する炉雑音解析

核破碎中性子駆動下の未臨界炉体系に対する炉雑音解析

Reactor Noise Analysis for Subcritical System Driven by Spallation Neutron Source

17-3-334-0432 中嶋 國 弘 (原子核工学研究室)

1. はじめに

加速器駆動未臨界炉システム(ADS)は長寿命で毒性が高いNp,Am,Cm等のマイナーアクチニド(MA)を燃料として装荷することで短寿命核種に変換する核変換処理技術として注目されている。ADSは加速器により加速された陽子ビームをPb-Bi等のターゲットに照射し、核破碎反応により得られた高強度の中性子源により未臨界の原子炉を駆動する原子炉システムである。ADSでは反応度事故を回避するために未臨界の原子炉で運転されるが、深い未臨界状態では核分裂による中性子増倍が低下し経済性が損なわれる。従って、未臨界度は安全性と経済性の両方の観点から非常に重要な核特性であり、常時監視することが必要である。この未臨界度測定手法として炉雑音法が有望視されている。炉雑音法とは炉内の中性子計数の揺らぎから炉心の即発中性子減衰定数を求める手法である。未臨界度はこの即発中性子減衰定数から直接求めることができる。奥田ら[1]は炉雑音法の一つであるFeynman- α 法についてADSへの適用性を検討し、幾つかの課題を提示している。1つ目の課題は、パルス中性子源を考慮したデータ解析の必要性である。ADSでは陽子加速器がパルス運転される為、定常中性子源を前提とした従来の解析手法を利用することが出来ない。既存の研究では、従来の解析手法が適用できるパルス周期の整数倍のゲート時間のデータのみ解析していたが、データ数の制限から解析精度上の問題が残されていた。2つ目の課題は、ビーム強度の不安定性や遅発中性子の寄与を考慮したデータ解析の必要性である。中性子計数の揺らぎを観測する炉雑音法において、遅発中性子時間スケールのビーム強度不安定性による中性子計数の変動は考慮すべき大きな外乱となる。本研究では上記の課題を考慮した解析手法を適用し、その有効性を検討した。

2. 実験方法

京都大学臨界集合体(KUCA)に構築されたADS模擬炉心において炉心周りのポリエチレン領域にBF₃計数管を設置し、Am-Be定常中性子源下と核破碎中性子源下で中性子検出器の時系列データを30分間取得した。核破碎中性子源駆動下では加速器のパルス周期を50[msec]に設定して運転した。

3. 解析方法

3.1 Feynman- α 法

Feynman- α 法は原子炉内のゲート時間幅内の中性子計数の頻度分布がゲート時間幅の拡大とともにポアソン分布からずれることを利用した解析手法である。得られた時系列データから中性子計数の分散対平均比のゲート時間幅依存性を計算し、本研究で提案する理論式に基づいた最小自乗フィッティングから即発中性子減衰定数を決定した。なお、統計誤差を低減する為、移動バンチング法[1]を採用した。

3.2 Rossi- α 法

Rossi- α 法は、中性子源から放出された中性子が核分裂連鎖により作る子孫の中性子数の時間的減衰の観察から即発中性子減衰定数を決定する解析手法である。時刻0で中性子が検出された条件下でt時間後の時間幅 Δt 内で中性子が検出される条件付き確率を時系列データから作成し、本研究で提案する理論式の最小自乗フィッティングから即発中性子減衰定数を決定した。

4. 結果および考察

4.1 Feynman- α 法による解析結果

図1に核破碎中性子源下における従来の理論式を適用したFeynman- α 解析の結果を示す。縦軸のYはポアソン分布からのずれの指標であり分散対平均比から1を引いた値として定義される。パルス中性子源に起因するパルス周期50[msec]を周期とするYの振動が観察される。また、ゲート時間幅の拡大に伴って、加速器ビ

ーム強度の不安定に起因する Y の直線的な増大も観察される。パルス周期 50[msec]の整数倍のゲート時間幅の Y のみを解析対象とする従来の解析手法に遅発中性子項としてゲート時間幅の比例項を付加した式を最小二乗フィットしたが、5点の Y から即発中性子減衰定数 α を推定することは困難であった。

全ての Y データを利用し α を精度良く推定するため、Degweker [2] が提案した即発中性子のみを考慮した理論式に遅発中性子項としてゲート時間幅の比例項を付加した改良理論式を採用した。この改良理論式を全 Y データに最小二乗フィットして得られた曲線を図 2 に示す。フィッティング結果は非常に良好であり、改良理論式はパルス中性子源に起因する Y の振動と不安定性による直線的増大も良く表現している。また、即発中性子減衰定数 α も小さな統計誤差で決定することができた。

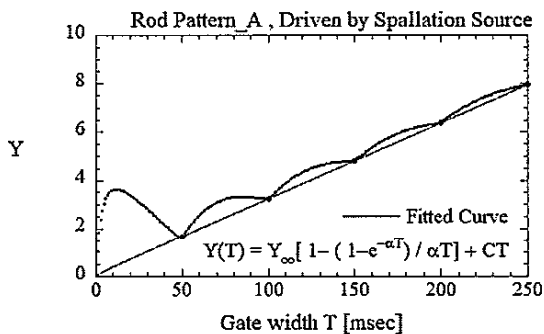


図 1 従来の Feynman- α 法による解析結果
Fig.1 Result by the conventional Feynman- α method

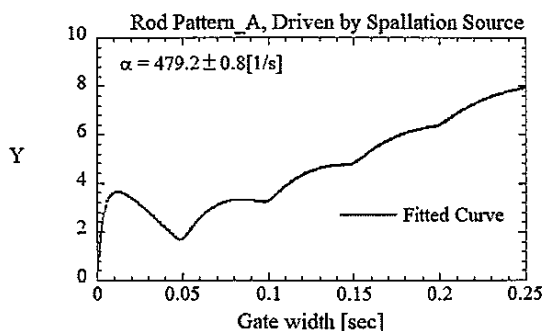


図 2 改良した Feynman- α 法による解析結果
Fig.2 Result by the improved Feynman- α method

4.2 Rossi- α 法による解析結果

Rossi- α 法に対しても Degweker [2] が提案した即発中性子のみを考慮した理論式に遅発中性

子項として定数項を付加した改良理論式を採用した。図 3 に核破砕中性子源下での Rossi- α 法を適用した解析結果を示す。縦軸は時間間隔の頻度分布を確率として表現したものである。時間幅 Δt を 0.1msec に設定した。パルス周期 50[msec]の整数倍にみられるピークはパルス中性子源による非相関成分である。理論式に基づくフィッティングは良好であり、即発中性子減衰定数を決定することができた。

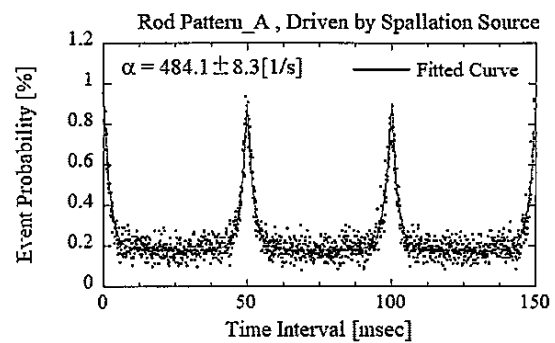


図 3 Rossi- α 法による解析結果
Fig.3 Result by the Rossi- α method

解析結果を表 1 に示す。核破砕中性子源下での本改良理論式による Feynman- α 法および Rossi- α 法データ解析から決定した即発中性子減衰定数は、誤差の範囲で一致した。定常中性子源下での Feynman- α 法による解析結果は 5%程度過小評価した。

表 1 解析により得られた即発中性子減弱定数
Table 1 Comparison of prompt neutron decay constant

解析手法と条件	即発中性子減弱定数 α [1/sec]
Feynman- α 法 定常中性子源下	463.0 \pm 3.7
Feynman- α 法 核破砕中性子源下	479.2 \pm 0.8
Rossi- α 法 核破砕中性子源下	484.1 \pm 8.3

5. まとめ

核破砕中性子源駆動下における炉雑音解析で従来の手法を改良した Feynman- α 法と Rossi- α 法を適用し解析を実施した。結果、核破砕中性子源下で即発中性子減弱定数を精度良く決定することができた。

参考文献

- [1] R.Okuda et al, An Improved Feynman- α Correlation Analysis With a Moving-Bunching Technique, PHYSOR2014-Role of Physics Toward a Sustainable Future, Kyoto, CD-ROM(2014)
- [2] S.B. Degweker, Reactor Noise in Accelerator Driven Systems, Ann .Nucl. Energy, 30, pp.223-243 (2003).