



## 第1回国際原子力科学オリンピック（フィリピン2024）

### Experimental Problems 実技試験 3時間30分 20点満点

実技問題といっても、実際に手を動かして実験や測定などを行うわけではない。問題文において実験の背景や原理、手順などが具体的に提示され、これをよく理解した上で回答に臨むことになる。

なお、実験から得られるデータは Excel ファイル（一人1台ノート PC を貸与）として配布され、回答に要する基本的な指揮や数値（半減期など）は問題文中に記述されている。

その他、テーブルに以下のものが用意されている。

- ・キット（ボールペン、鉛筆、消しゴム、定規、関数電卓 各1）
- ・ノートパソコン 1 台（マウス、電源ケーブル）
- ・スナックと水筒
- ・解答用紙用の赤い封筒
- ・シグナルカード五種

（KIT：水筒、紙、ペンの追加、TOILET：トイレ休憩、

?：質問（Clarification）、MEDIC：医療救護、ERROR：PC やプログラムのエラー）



\*\*\* 特に問題中で指示がない場合は、数値は有効数字4桁で解答すること。

## 問1 Pb-210 を用いた堆積パターン分析 (10 点)

この実験では、ソルソゴン湾の堆積物コアから得られたアルファスペクトロメトリーのデータを用いて、サンプル中の鉛 210 (Pb-210) 濃度を計算し、さらにセシウム 137 (Cs-137) 年代測定法を用いて結果を検証することにより、この地域の堆積速度 (沈降速度) を求める。この実験のデータ解析を行うための Excel テンプレートが提供されている。この問題の各パートには、以下に示すように対応する Excel シートのタブがある。

(1.1) Decay Constants (1.2) Tracer Activity (1.3) Relative Efficiency (2.1) Total Pb-210 (2.2) Pb-210 Plot (4.1) Cs-137 Plot (4.2) t-tab values

Excel での計算方法は、問題文中にアルファベットの箇条書きで列挙されている (例 a. "Tab (1.1) Decay Constants" では、崩壊定数を計算する)。Excel の計算は、その後の試験問題の解答に役立つので、これは重要である。

解答用紙には、小数点以下 4 桁 (四捨五入) で解答すること。ただし、Excel で計算するときには、(四捨五入せずに) 正確な値を使用すること。必要に応じて計算表や参照セルを参照すること。数値の解答の際には適切な SI 単位を用いること。

### 実験ガイド (Experimental Guide)

Pb-210 堆積年代測定法は、地質年代学と環境科学において確立された手法である。堆積物の年代や湖、海、その他の水域の堆積速度を決定することで、堆積パターン、環境変化、浸食プロセス、栄養や汚染の輸送の研究に使用することができる。Pb-210 (半減期 22.3 年) は U-238 崩壊系列の一つで、2 つの経路で環境中に蓄積される (図 1)。

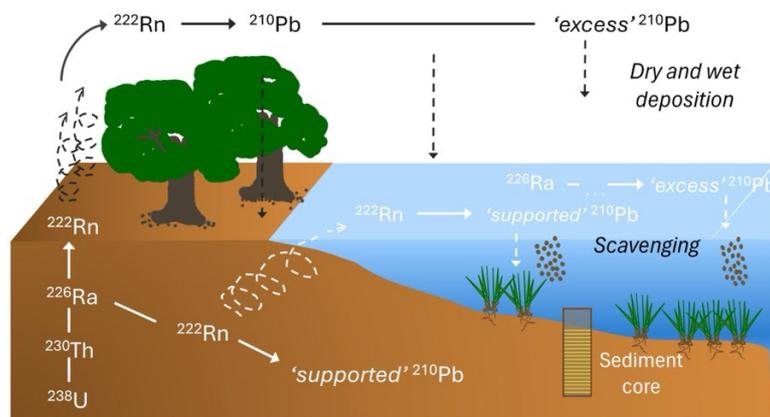


図1 Pb-210 輸送パスウェイ

大気中の Pb-210 (Supported または 'Excess' Pb-210 として知られる) の起源は、地中由来の放射性ガスであるラドン Rn-222 の崩壊である。Rn-222 の半減期は 3.8 日で、半減期の短い 4 つの娘生成物を経て崩壊し、地質学的に瞬時に固体の Pb-210 になる。Pb-210 は大気中から沈殿するか、雨水によって回収され、有機物と結合して海、湖、土壌などの環境に堆積する。一旦堆積物中に取り込まれると、Pb-210 はそのまま動かない。

一方、陸上起源の Pb-210 の場合は、深部の堆積物や岩石から湧き出す粒子状 Ra-226 とその娘核種 Rn-222 の崩壊による (これを Supported Pb-210 と呼ぶ)。Supported Pb-210 は親核種と放射平衡 (永続平衡) の状態にある。よって、Ra-226 の崩壊に伴い一定速度で継続的に生成される。堆積物試料で測定される Pb-210 は、Total Pb-210 と呼ばれる (Total Pb-210 = 'Supported' Pb-210 + 'Excess' Pb-210)。堆積物試料中の Total Pb-210 をこの 2 成分に分離することが必須である。混合や、動物や植物による堆積物の再構築といった生物による攪乱が起りやすい層である表面は別として、Excess Pb-210 は、一度堆積物に取り込まれると、図 2 のように時間とともに指数関数的に減衰すると仮定される。したがって、Excess Pb-210 は、堆積速度、すなわち土壌/堆積物が時間とともに蓄積する速度 (厚さ/時間) に関連する唯一の成分である。

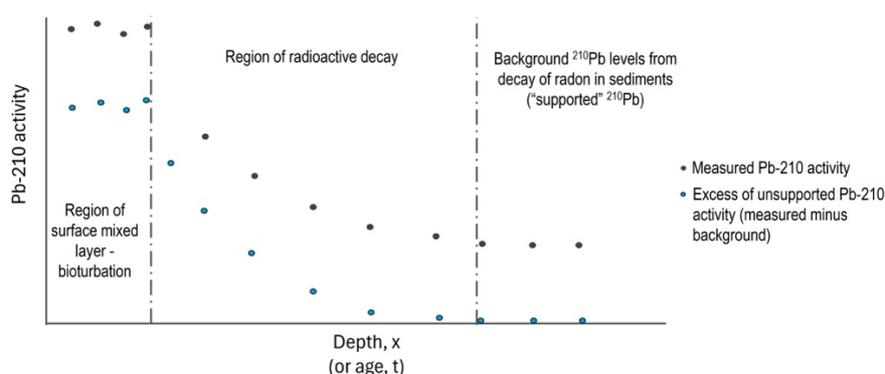


図 2 堆積物コア中の理想的な Pb-210 放射能プロファイル

### 実験シナリオ (Experimental Scenario)

この研究では、ソルソゴン湾から堆積物コアを採取し、Pb-210 を用いて堆積パターンを調査し記録した。一般的な手順を図 3 にまとめた。Pb-210 はその娘核種である Po-210 (半減期=138.4d) の測定によって決定することができる。Po-210 はアルファ粒子放出によって 100%崩壊する。また Pb-210 は、ベータ粒子を放出し 100%Po-210 に崩壊する。Pb-210 と Po-210 の間で放射平衡が成立している (すなわち、親核種の崩壊率が短寿命の娘核種の崩壊率と等しくなり、放射能レベルが一定となる) と仮定することで放射能を計

算できる (図 4)。

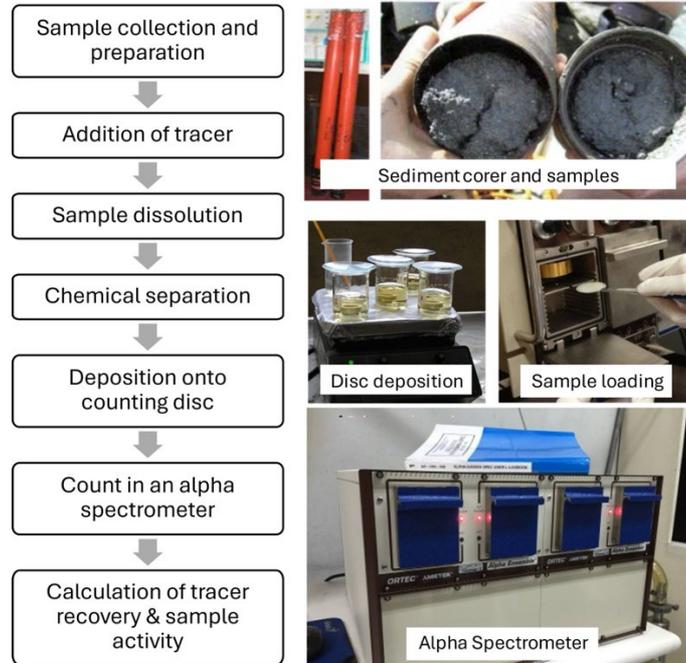


図 3  $\alpha$  スペクトロメトリによる放射化学分析の方法

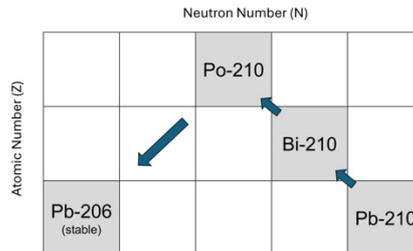


図 4 Pb-210 の壊変 (崩壊) 様式

サンプリングは 2009 年 4 月 29 日に実施され、長さ約 150.0cm、直径 7.5cm の堆積物コア試料がソルソゴン湾のある地域から採取された。コアは 1cm ずつに切断された後、乾燥し均質化された。堆積物サンプル 1 g に濃硝酸と硼酸を加えて溶解した。抽出された同位体は、試料中に存在する競合イオンの影響を低減するためにアスコルビン酸と塩酸ヒドロキシルアミンを加えた 0.5 モル/リットルの塩酸溶液から銀ディスクにプレーティングされた。その後、同位体放射能を、表面障壁型シリコン検出器を備えたアルファスペクトロメトリーシステムを用いて最低 24 時間測定した。バックグラウンド計数率を求めた。取

得したデータは提供するエクセルシートに集計されている。放射能は以下の式を使って計算できる：

$$A_t = A_0 \exp(-\lambda t) \quad (1)$$

ここで、 $A_0$ は初期の放射能、 $A_t$ は時間  $t$  (経過時間) における放射能、 $\lambda$  は半減期 ( $t_{1/2}$ ) に関連する崩壊定数であり、次式で与えられる。

$$\lambda = \ln(2)/t_{1/2} \quad (2)$$

## 実験手順 (Experiment Procedure)

### Part 1 「トレーサー実験による放射能と相対効率の計算」(小計 2.1 点)

トレーサーとは、検出効率 (相対効率) の定量のために試料に添加される放射性核種のことである。トレーサーは、測定する放射性核種と同じ挙動をするものとする。最適なトレーサーは、分析対象核種とは異なるエネルギーのアルファ線を放出する比較的長寿命のアルファ線放出核種である。

サンプル処理中に、測定の相対効率を計算するために、Po-208 トレーサー (半減期 = 2.93 年) を添加した。これは次式で表せる：

$$Relative\ Efficiency = A_{exp}/A_{calc} \quad (3)$$

ここで、 $A_{exp}$  はスペクトロメーターのカウント値から求めた放射能、 $A_{calc}$  は既知のトレーサーの放射能から求めた放射能。Core-1 から順に、Po-210 とともに抽出される各セグメントに、0.20 mL の Po-208 溶液 (2006 年 3 月 17 日時点での放射能濃度 = 1.33 Bq/mL) を添加した。

- a. “タブ(1.1) 崩壊定数”で、Pb-210、Po-210、Po-208 の崩壊定数( $\lambda$ )を計算する(D列)。これらの値は残りの「放射能/濃度」の計算に使用する。

**問 1.1：** Pb-210、Po-210、Po-208 の崩壊定数 ( $\lambda$ ) を計算せよ。(0.3 点)

- b. Core-1 のデータを“Tab (1.2) Tracer Activity”に示す。プレーティング時のトレーサー濃度 Bq/mL (C 列) と一分間あたりの崩壊数 dpm/mL (D 列) を計算する。注：1 年 = 365.25 日とする。

**問 1.2：** 測定データセットからトレーサー濃度の平均値と標準偏差を求めよ。(0.5 点)

図 5 は、堆積物コアのあるセクションから得られたアルファ線スペクトルである。Po-208 のピークが 5114.90keV に、Po-210 のピークが 5304.38keV に見られる。各スペクトルには、特定の計数時間(t)経過後の両核種のトータルの計数も示されている。

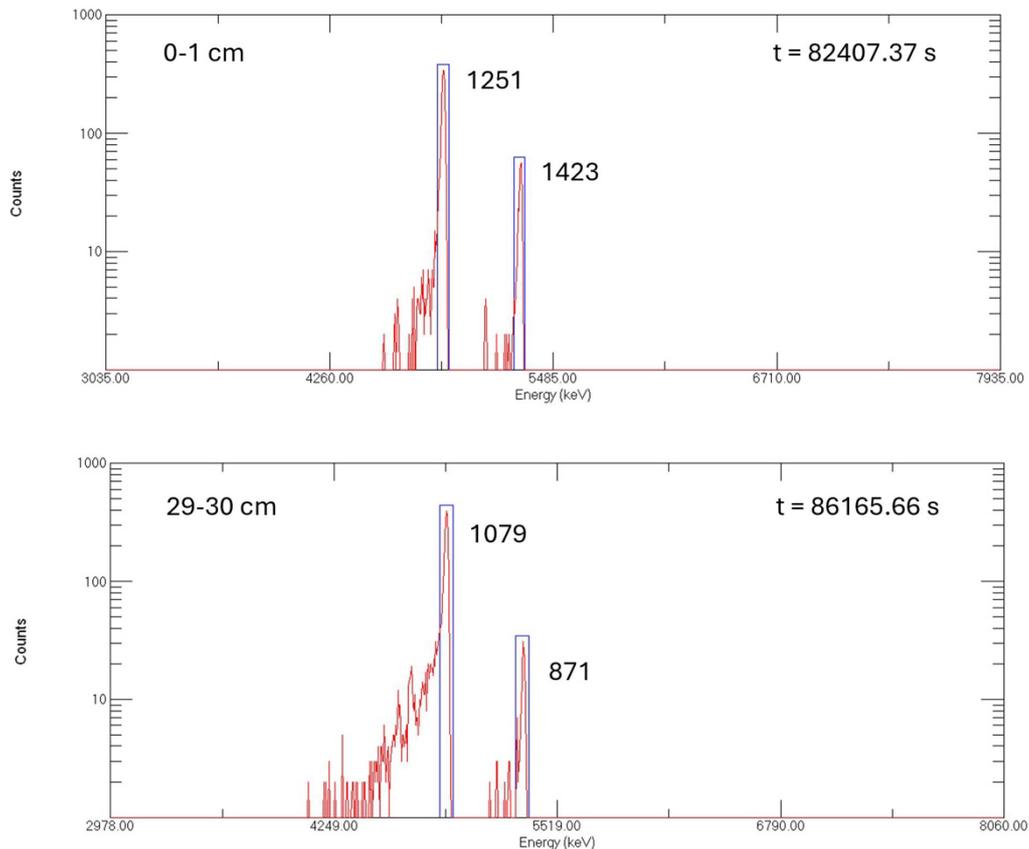


図 5 Core-1 の 2 つのセグメントのアルファスペクトル  
ピークカウントと全計数時間(t)も示す。

- c. Core-1 の各層の Po-208 の総計数 (Ct) が、"Tab(1.3) 相対効率"に示されている。与えられたデータを用いて、添加したトレーサーの actual/experimental 放射能 (H 列) を決定し、バックグラウンド放射能を補正する。注：1 カウント=1 崩壊とする。
- d. プレーティングからサンプルカウント終了までの経過時間を考慮して、トレーサー濃度 (dpm、I 列) を再計算する。これにより、実験データと比較することができる。
- e. 各層に添加されたトレーサーの相対効率を決定する (J 列)。

**問 1.3 :**

- (a) 図 5 のスペクトルからコアのトレーサー放射能濃度の実験値を求めよ。(0.8 点)
- (b) すべてのデータセットの相対効率の平均値と標準偏差を求めよ。(0.5 点)

## Part 2 「Pb-210 の同定」(小計 2.3 点)

先述の通り、全 Pb-210 は、娘核種の Po-210 と放射平衡にあるとして、Po-210 の放射能から決定することができる。

- Core-1 の各層で測定された Po-210 の総計数  $C_x$  を "Tab(2.1) Total Pb-210" に示す。
- プレーティング時の Po-210 の総放射能 (dpm、I 列) と放射能濃度 (Bq/kg、J 列) を求める。
- 前項で得られた値から、サンプリング時の各セグメントの Pb-210 の総量 (dpm 及び Bq/kg、K 及び L 列) を求める。
- 下記の式を用いて、分析の相対誤差 (M 列) を  $\pm$ Bq/kg (N 列) を求める。

$$Relative\ Error = 2\sqrt{\left(\frac{1}{C_x} + \frac{1}{C_t}\right)} \quad (4)$$

問 2.1： 図 5 のスペクトルから表中のコア層別の値を計算せよ。(1.2 点)

Depth range, cm	Total Po-210 activity, Bq/kg	Total Pb-210 activity, Bq/kg	Error, $\pm$ Bq/kg
0-1			
29-30			

図 1 に示したように、Pb-210 の値がほぼ一定であることから堆積物コアの下層の方で特に見られる Supported Pb-210 の量を求めることができる。

- "Tab(2.2) Pb-210 Plot" に堆積物コア中の Pb-210 総量と深度をプロットし、コア中の Pb-210 濃度を示す。深度データについては深度範囲の平均値を使用する。
- エラーバーには相対誤差データを使用する。
- グラフから、深さに伴う放射能の減少がみられなくなるグラフ下方の平均値を用いて、Supported Pb-210 を計算する。その範囲は、傾きが最も 0 に近い、つまり有意な増減が見られない連続した値のセットを使用することによって決定することができる。

問 2.2： Supported Pb-210 の値とその標準偏差を求めよ。(1.1 点)

## Part 3 Pb-210 による年代測定」(小計 4.6 点)

Pb-210 の年代と堆積速度はさまざまなモデルを用いて推定することができるが、その推定方法の 1 つが初期濃度一定 (CIC: Constant Initial Concentration) モデルである。このモデルは、堆積物中の Pb-210 の初期濃度は一定であるとし、蓄積の各段階における過剰な Pb-210 (Excess Pb-210) の流入が一定であると仮定する。擾乱されていないコア中の Pb-

210 の放射能濃度  $A$  の値は、以下の式のように、放射性崩壊とともに深さに比して単調に減少する。

$$-\frac{dA}{dt} = \lambda A \quad (5)$$

これを積分すると、年代と放射能の関係を導出できる：

$$-\ln\left(\frac{A_2}{A_1}\right) = \lambda(t_2 - t_1) \quad (6)$$

堆積速度  $S$  が一定の場合、深さ軸  $x$  を時間軸  $t$  に置き換えることができ、 $S = x/t$ .

上式に堆積速度を代入し、

$$-\ln\left(\frac{A_2}{A_1}\right) = \frac{\lambda(x_2 - x_1)}{S} \quad (6')$$

堆積速度  $S$  は、一定期間 ( $t_2 \sim t_1$ ) で深さ ( $x_2 \sim x_1$ ) によって求められるので、これをさらに代入することで堆積速度の式を得ることができる：

$$S = -\lambda \left[ (x_2 - x_1) / \ln\left(\frac{A_2}{A_1}\right) \right] \quad (7)$$

実験的には、堆積速度は最小二乗法で求めることができる。

**問 3.1 :**

(a) 深さに対する Excess Pb-210 の濃度 (Bq/kg) を対数グラフで描け。(1.4 点)

(b) (a) のグラフの 0~20cm の部分にフィットする直線を最小二乗法を用いて描き、最小二乗法で計算した値を表に記入し、作成した一次方程式、傾き (m) 及び切片 (b) を記せ。(0.7 点)

Depth(x)	LogPbEx-210(y)	xy	x <sup>2</sup>
0.5			
1.5			
9.5			
19.5			
$\Sigma x =$	$\Sigma y =$	$\Sigma xy =$	$\Sigma x^2 =$

m=

b=

Linear equation: y=

(c) (b) で得た直線の勾配と最上層の値を説明し得るプロセスは何か。(0.2 点)

(d) (a) で描いたグラフの 20~60cm の部分にフィットする直線を最小二乗法を用いて描き、最小二乗法で計算した値を表に記入し、作成した一次方程式、傾き (m) 及び切片 (b) を記せ。(0.7 点)

Depth(x)	LogPbEx-210(y)	xy	x <sup>2</sup>
19.5			
29.5			
39.5			
49.5			
59.5			
$\Sigma x =$	$\Sigma y =$	$\Sigma xy =$	$\Sigma x^2 =$

m=

b=

Linear equation: y=

(e) (d)の結果からこの年の堆積速度を求めよ。(0.8点)

問 3.2: プロットの該当領域に CIC モデルを適用し、39.5 cm の堆積層の年代 (年) を求めよ。(0.8点)

#### Part 4 Cs-137 による検定 (小計 1 点)

セシウム 137 (半減期=30.05 年) は核分裂によって生成され、1950-1970 年の核兵器実験 (1963 年に最大大気放出量) と 1986 年のチェルノブイリ事故の際に環境中に放出された。これらの放射性降下物が発生してからの日数がグラフ上に双子のスパイクとして現れる絶対年代測定の手法とされている。Cs-137 を用いた年代測定は、通常 Pb-210 年代測定法の裏付けや検証のために行われる。

- “Tab(4.1) Cs-137 Plot”に、Core-1 における堆積物コアの深さに対する測定された Cs-137 放射能をプロットする。
- どの深さが 1986 年と 1963 年のものを特定する。

問 4.1: 日付のわかる 2 点から堆積速度を求めよ。(0.5pts)

同じ地域内で、堆積状況が類似していると想定される 5 つのコアサンプルに対して、上記と同じ方法を実施した。堆積速度を表 1 に示す。

表1 Pb-210 及び Cs-137 法により求めた堆積速度

Sample	Pb-210	Cs-137
Core-1	Value from 3.1e	Value from 4.1
Core-2	0.6213	0.5205
Core-3	0.5206	0.4309
Core-4	0.4911	0.4175
Core-5	0.5706	0.5304
Core-6	0.5516	0.5087

Cs-137 法と Pb-210 法のデータが一致するかを確認するため、統計検定を行って両者の平均値を比較する。「対応のある t 検定 (The paired t-test)」は、同一のサンプルに対して 2 つのデータセットの標本平均の差が有意であるか否かを判断するために使用することができる。これは次式で与えられる：

$$t_{calc} = (\bar{x}_1 - \bar{x}_2) / \sqrt{\frac{s_1^2}{n_1} + \frac{s_2^2}{n_2}} \quad (8)$$

ここで、 $\bar{x}$  はデータセット 1 と 2 の平均値、 $s$  は標準偏差、 $n$  はサンプル数である。ある信頼度で  $t_{calc} < t_{tab}$  となる場合、二つの方法の間に有意差はないことを意味する。

- c. それぞれの方法で得られたデータの平均値( $\bar{x}$ )と標準偏差( $s$ )を計算する(表 1)。Pb-210 をデータセット 1、Cs-137 をデータセット 2 として扱う。
- d. 二つの方法における  $t_{calc}$  を求める。
- e. 適切な自由度 (総サンプル数から 1 を引いたもの) で、95%信頼度で“Tab(4.2) t-tab values”中の  $t_{tab}$  を比較する。

**問 4.2 :**

- (a) 得られた  $t_{calc}$  の値を示せ。(0.3 点)
- (b) 計算した  $t_{calc}$  に基づき考えたとき、Cs-137 のデータは Pb-210 から得られた堆積速度の値を裏付けるものとなっているか。(0.2 点)

## 問2 放射化物の遮へい (10点)

この実験では、中性子放射化分析や遮へいと防護シナリオに関する核・放射線データを提供するコンピュータアプリケーションを使用する。核データベースソフト JANIS からデータを取得し、研究炉で放射化されたサンプルの放射能を計算する。また、光原子データベースソフトウェア EpiXS を使用し、3種類の遮へい材を評価します。最後に、遮へい材中で蓄積される放射線の影響を考慮の上、鉛 (Pb) 遮へい材の厚さを最適化する。

### A. 実験の背景 (Experimental Background)

#### A.1 中性子放射化

中性子照射は、先端技術、医学、科学、産業の発展において重要な役割を果たしており、正確な同位体分析、材料試験、高品位シリコンドーピング、その他の革新的な応用を可能にする。今日まで、中性子照射のための最も強力な恒常的な中性子源は研究用の原子炉である。中性子照射中、試料や機器が研究炉の炉心 (コア) に置かれる。中性子放射化では、照射された物質中の核種が中性子を吸収して放射化し、その結果放射性の娘核種を生成する。

核種の断面積 (Cross section,  $\sigma$ ) とは、中性子との相互作用の確率を測定したもので、単位はバーン (b)、 $1b=10^{-24} \text{ cm}^2$  である。全断面積 (total cross section,  $\sigma T$ ) は中性子と標的核種との間での散乱及び吸収といった相互作用が起こる確率の合計である。散乱には弾性と非弾性の散乱があり、中性子吸収は結果として放射性捕獲、中性子増倍、電荷増倍、核分裂などをもたらす。中性子断面積はエネルギーに依存し、親核種によって異なる。しかし、一般的な傾向として、相互作用の確率は低エネルギーまたは熱中性子 (<0.5 eV) に対して高くなる傾向があり、熱外中性子 (0.5 sV - 10 keV) では共鳴吸収が見られ、高速中性子 (> 10 keV) では非弾性散乱が高確率で生じる。この実験では、標的原子核が中性子を吸収して放射性核種となり、ガンマ線を放出しながら半減期に従って崩壊する「放射捕獲反応」を取り扱う。

中性子放射化物の飽和放射能  $A_{\infty}$  は、非常に長い照射時間 (すなわち娘核種の半減期の~5倍) の後に到達する最大放射能として定義され、照射位置における中性子線の中性子束 (neutron flux,  $\phi_i$ ) から求めることができる：

$$A_{\infty} = N(\phi_{th}\sigma_{th} + \phi_{epi}\sigma_{epi} + \phi_{fa}\sigma_{fa}) \quad (1)$$

ここで、 $\sigma_i$  は標的核の断面積、“th”及び“epi”, “fa”はそれぞれ熱 (thermal) 及び熱外 (epithermal)、高速 (fast) 中性子のことである。また  $N$  は、以下の式で求まる標的核中の標的原子の総数である：

$$N_i = \frac{mf_i N_A}{M} \quad (2)$$

この式(2)中の $m$ は元素の質量、 $f_i$ は天然での存在量、 $M$ は標的核種 $i$ の原子量、 $N_A$ はアボガドロ数 ( $= 6.02214 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$ )。  $A_\infty$ に達する前に回収された試料については、照射時間 $t$ 経過後の放射性核種の即発放射能 $A(t)$ を求めるために、式(1)を減衰補正する：

$$A(t) = A_\infty(1 - e^{-\lambda t}) \quad (3)$$

ここで、 $\lambda$ は生成される核種の崩壊定数である。

## A.2 放射線の遮へい

放射性物質から放出される $\gamma$ 線は、放射線業務従事者(放射線を取り扱う作業員, radiation workers)にとって潜在的に危険である。放射線の遮へいは、放射線への不必要な被ばくを減らし、その有害な影響から人々と環境を守るためによく用いられる。放射線遮へい材は、放射線を吸収または散乱させることで、生体組織に到達し害を与える量を減少させる。遮へいの効果は、放射線の種類やエネルギー、遮へい材の特性によって異なる。

Beer-Lambertの法則は、初期の放射線強度 $I_0$ の $\gamma$ 線やX線のような光子放射線のビームが、遮へい物質を透過する際にどのように弱まるかを説明するものである。ビルドアップ係数 $B$ を組み込むことで、散乱放射線からの追加強度を考慮することができ、実際のシナリオにおける放射線の挙動をより包括的に表すことができる：

$$I = BI_0 e^{-\mu x} \quad (4)$$

式(4)において、 $I$ は線減弱係数 $\mu$ と厚さ $x$ を持つ遮へい材を通った後の放射線の減衰後の強度である。 $\mu$ は、遮へい材中で光子が単位長あたりに相互作用を起こす確率であり、遮へい材の種類や光子のエネルギーによって異なる値となる。また式(4)は、ビルドアップ係数( $B$ )を含むことで、 $I$ を増加させる可能性のある散乱放射線も考慮に入れている。この係数は、 $B=1$ のときのような直接の減衰のみが想定される場合を超えての追加の強度を表す。ビルドアップ係数は、遮へい材の材質、放射線のエネルギー、遮へい材中の光子の平均自由行程(mean free paths,  $mfp$ )によって異なり、線減弱係数の逆数である ( $\mu = 1/mfp$ )。

## B. ソフトウェアの解説とガイド (Software Description and Guide)

**B.1 JANIS** (Java-based nuclear information software) は、核データの管理と可視化のために設計されたソフトウェアツールである。断面積、崩壊データ、分裂生成物の収率など、様々な核情報にアクセス、分析するためのインターフェースを提供する。JANISは、研究や教育、データ解析のために原子核の物理学および工学分野で一般的に使用されており、さまざまなフォーマットや核データのソースに対応している。

まず、ソフトウェアをダブルクリックするか、デスクトップにある“Janis.jar - Shortcut”

を開き、ソフトウェアを起動する。



図1 JANIS アイコン

プログラムを開くと、以下のウィンドウ（インターフェース）が現れる。

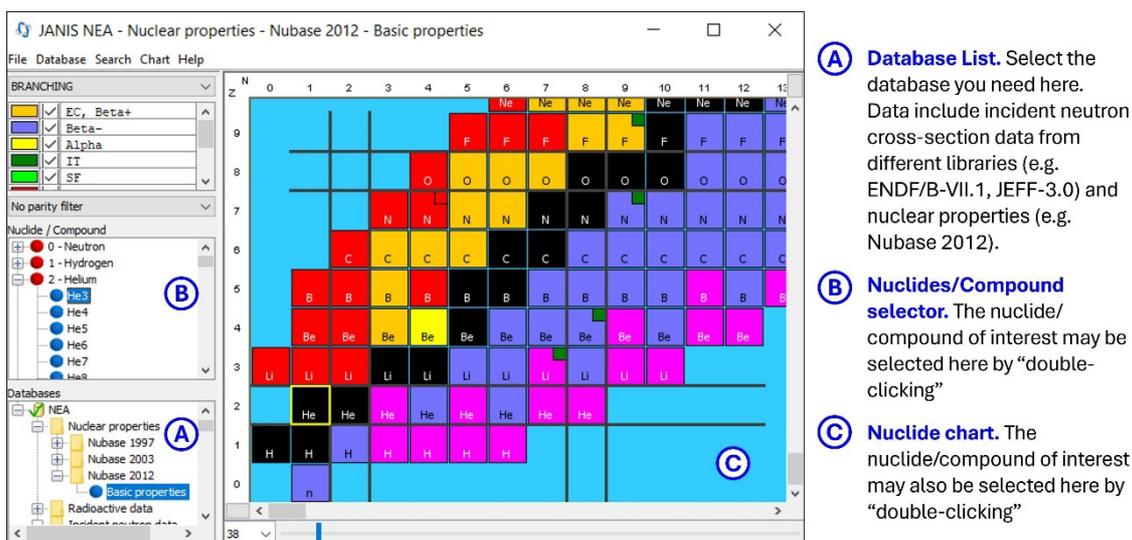


図2 JANIS インターフェース

核物性（nuclear properties）データベースを使用する場合は、核種/化合物（nuclide/compound）を選択すると、図3のような新しいウィンドウが開く。

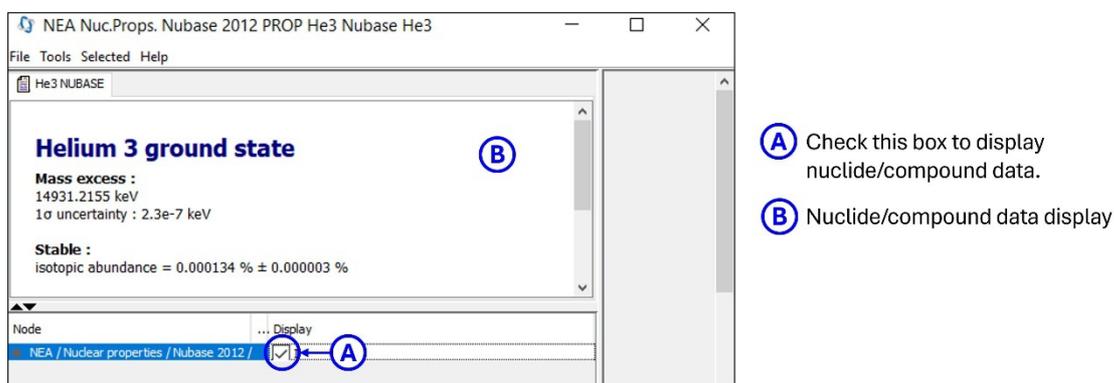


図3 nuclear properties ウィンドウの例

入射中性子（incident neutron）データのデータベースを使用する場合は、核種/化合物を

選択すると、図4のような新しいウィンドウが開く。

The screenshot shows the 'NEA N ENDF/B-VII.1 SIG H1' window. It features a 'Cross sections' panel on the left with a table of incident neutron data. A 'Tabler' panel on the right allows for filtering and displaying data in a tabular format. A tree view at the bottom shows the data structure, including reaction types like MT=1, MT=2, and MT=102.

Incident en...	$\sigma(E)$
1e-5	16.70576
1.0625e-5	16.20697
1.125e-5	15.75034
1.1875e-5	15.33026
1.25e-5	14.94209
1.375e-5	14.24672
1.5e-5	13.6402
1.625e-5	13.10508
1.75e-5	12.62837
1.875e-5	12.20016
2e-5	11.81276
2.1875e-5	11.29516
2.375e-5	10.84013
2.5625e-5	10.43601

**A** List of reactions with nuclear data, in this example, incident neutron cross section for (n,  $\gamma$ ) reaction (MT=102), with "T" checked in display to show the tabular view of the cross-section data.

**B** Tabular display of the incident neutron cross-section for (n,total) reaction across all energies available. The unit of cross-section are in barns.

**C** Tabler where you may input minimum and maximum value to limit the data displayed in the table.

図4 incident neutron data ウィンドウの例

**B.2 EpiXS** は、フィリピン原子力研究所によって開発された Windows ベースのアプリケーションソフトウェアである。光子の減衰、線量測定、遮へいに適用できる管理用のデータベースを提供する。このソフトウェアには、ENDF/B-VIII.0 の EPICS2017 及び ENDF/B-VI.8 の EPDL97 の光原子データが組み込まれている。1keV から 100GeV までのエネルギー範囲におけるデータライブラリを備えており、以下のような様々なパラメータを計算することができる：

部分断面積または全断面積 (partial or total cross section,  $\sigma$ )、質量減弱係数 (mass attenuation coefficients,  $\mu/\rho$ )、線減弱係数 (linear attenuation coefficients,  $\mu$ )、平均自由行程 (mean free paths,  $mfp$ )、半価層 (half value layers,  $hvl$ )、実効原子番号 (effective atomic numbers,  $Z_{eff}$ )、電子密度 (electron densities,  $N_{eff}$ )。

まず、以下に示すアイコンをタッピングし、EpiXS ソフトウェアを起動する：



図5 EpiXS アイコン

メインメニューインターフェイスが表示され、“Agree and enter”を選択することで、メインシミュレータへのアクセスが許可される。続くインターフェイスで“Enter composition”を選択すると、材料のタイプ：元素（element）、化合物（compound）、混合物（mixture）のプロンプトが表示される。これについては以下の図のように選択します。

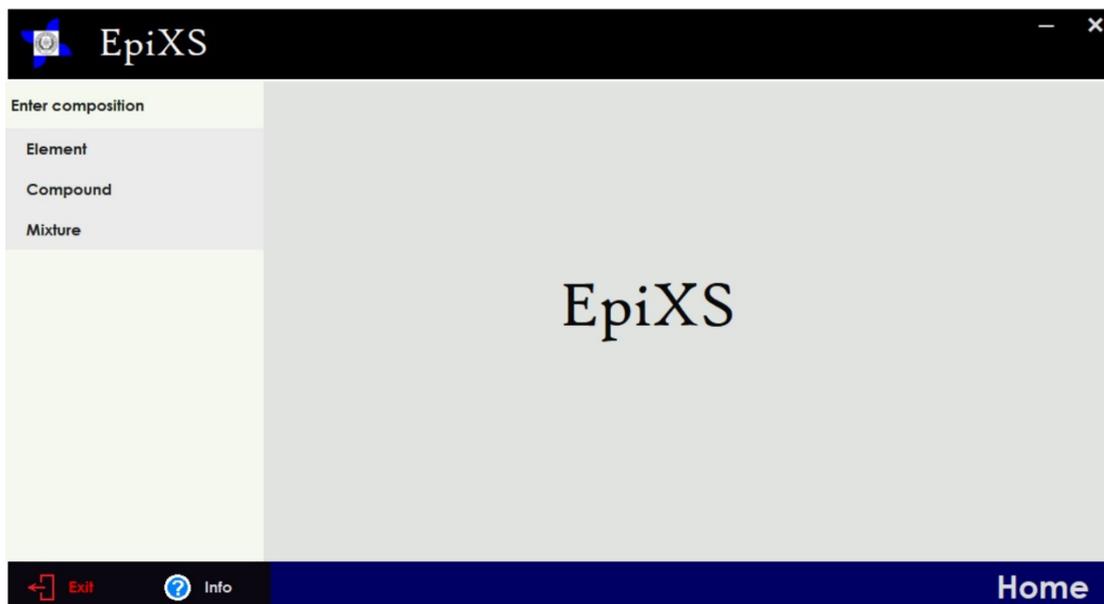


図6 EpiXS インターフェイス

- ・ 元素（Elements）－原子番号か化学記号の何れかを選択可能。
- ・ 化合物（Compound）－化学式を標準的な化学表記で記入する。添え字は並べて書く必要がある。例えば、一般的に水とよばれる一酸化二水素の式は、H2O と入力する。括弧、スペース、ドットの使用はサポートされていないので注意すること。
- ・ 混合物（Mixture）－混合物は「元素」または「化合物」の成分、またはその両方で構成される。ユーザーは、化学記号または化学式（上記のとおり）を、<compound> <space> <weight> のフォーマットで各成分の重量とともに入力する必要がある。

材料の種類を選択し、必要な情報を適切な形式で入力したら、“Proceed”ボタンをクリックする。材料の密度の入力は任意であることに注意。ただし、このパラメータがないと、 $\mu$ ,  $mfp$ ,  $hvl$ の計算を行うことができない。

次のインターフェイスでは、計算されたパラメータを、好みに応じてグラフまたはデータとして表示することができる。

## 実験シナリオ (Experimental Scenario)

材料試験研究炉で、 $\phi = 2.460 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  の中性子束の完全熱中性子（平均エネルギー 0.025 eV）をステンレス鋼試料 350g に 5 時間照射する場合を考える。試料を回収する上で、照射試料を取り扱う際の予防的な安全性分析の実施が求められる。ステンレス鋼試料の元素組成を、試料内で最も放射化される可能性が高い核種とともに表 1 に示す。

表 1 ステンレス鋼ウェイトの元素組成

Composition	Weight Percent (%)	Target Nuclei	Molar Mass (g/mol)	Main Activation Product
Ti	0.03			
Ni	8.12			
Cr	8.0	Cr-50	49.946	Cr-51
Mn	14.0	Mn-55	54.938	Mn-56
Fe	68.85	Fe-58	57.933	Fe-59
Co	1.0	Co-59	58.933	Co-60

## 実験手順 (Experimental Procedure)

### Part 1 データ収集 (小計 1.5 点)

JANIS ソフトウェアの以下のデータベースを使用する：(a)原子と核データの収集に Nubase 2012、(b)対象核種の断面積データに ENDF/B VII.1 ライブラリを使用する。

問 1.1： あるエネルギーにおける対象核種 (Cr-50, Mn-55, Fe-58, Co-59) の放射性捕獲 (MT=102) について、断面積 ( $\sigma$ ) バーン、天然存在量 ( $f_i$ ) %を導き、表を埋めよ。必要な入射エネルギーについては、データの線形補間が必要な場合がある。 $\sigma$ は、小数点以下 3 桁で答えよ。(1.0 点)

Isotope	Cross-Section (barns)	Natural Abundance (%)
Cr-50		
Mn-55		
Fe-58		
Co-59		

問 1.2： 各主要な放射化物の半減期を秒単位で取得せよ (Cr-51, Mn-56, Fe-59、

Co-60)。尚、有効数字 4 桁、適切な科学表記で解答を記すこと。(0.5 点)

## Part 2 中性子放射化 (小計 2.25 点)

表 2 に、放射化物と放射化物由来の  $\gamma$  線の情報を記す。

表 2 主要な放射化物及び放出される放射線

Main Activation Product	Gamma Radiation Emitted (MeV)	Emission Probability (%)
Mn-56	0.847	98.85
	1.810	26.9
Fe-59	1.099	56.5
	1.292	43.2
Co-60	1.252*	199.83*

\*Co-60 は 1.33MeV 及び 1.17MeV の  $\gamma$  線をそれぞれ 99.98%及び 99.85%の確率で放出する。多くの場合、これらの光子を 1.25MeV (2 つの光子の平均エネルギー) の単一光子として扱い、合計の放出確率を 199.83%として解を単純化するのが一般的です。

問 2.1: 試料に 5 時間照射した後に表 2 に示した核種の即発放射能( $A$ , Bq)を計算せよ。尚、有効数字 4 桁、適切な科学表記で解答を記すこと。(1.5 点)

点線源近似を用いると、 $\gamma$  線源からある距離  $r$  における光子のフラックス (photon flux,  $\varphi$ ) を、線源の放射能 ( $A$ ) と放出確率 ( $p$ ) から求めることができ:

$$\varphi = \frac{pA}{4\pi r^2} \quad (5)$$

問 2.2: 点線源近似を用い、測定点が線源から 0.5 メートル、かつ  $\gamma$  線の減衰や散乱がないと仮定した場合の、0.847keV, 1.099MeV, 1.252MeV のエネルギーの  $\gamma$  線のフラックスを求めよ。尚、有効数字 4 桁、適切な科学表記で解答を記すこと。(0.75 点)

## Part 3 放射線の遮へい (小計 3.0 点)

ステンレス鋼試料を回収する際、不必要な被ばくを防ぐため、 $\gamma$  線を効果的に遮へいする容器に貯蔵保管しなければならない。表 3 に示すように、鉄 (Fe)、クロム (Cr)、ニッケル (Ni) の割合が異なる 3 種類の容器が用意されている。試料を容器の中に入れるときは、容器の壁から 0.5 メートルの位置に置く。空気中の  $\gamma$  線の減衰は無視するものとする。あなたには、これら 3 種の容器を評価し、どれが最も遮へい能が高いかを判断する任務が与

えられている。

表 3 3種の容器の元素組成、厚さ、密度

Containers	Elemental composition (wt%)			Thickness (cm)	Density (g/cm <sup>3</sup> )
	Cr	Fe	Ni		
Alloy 1	18.0	72.0	10.0	2.1261	7.85
Alloy 2	21.0	46.5	32.5	2.0562	8.07
Alloy 3	25.0	55.0	20.0	2.1058	7.91

EpiXS ソフトウェアの EPICS2017 ライブラリを用いる。ソフトウェアからパラメータを抽出する際には、各値について少数点以下 4 桁まで考慮すること。

問 3.1: 放射線は蓄積 (ビルドアップ) せず、三種の容器は均一な厚みであると仮定する。1.099MeV のエネルギーの  $\gamma$  線を最もよく遮へいし得る容器の

(a) 質量減弱係数 (mass attenuation coefficients, 遮へい材の単位密度あたりに光子が総合作用する確率)

(b) 線減弱係数 (linear attenuation coefficients)

(c) 平均自由行程 (mean free path)

を求めよ。尚、すべて小数点以下 5 桁で記入せよ。(0.9 点)

問 3.2: 放射線のビルドアップを考慮せず、1.252MeV のエネルギーの  $\gamma$  線を最もよく遮へいする容器に放射化物を貯蔵する場合、容器を透過して容器外へ放出される  $\gamma$  線のフラックスを計算せよ。尚、有効数字 4 桁、適切な科学表記で解答を記すこと。

(1.0 点)

問 3.3: 放射線のビルドアップを考慮しないとき、3つのエネルギーの  $\gamma$  線について、合金 3 (Alloy3) 容器から透過した後の  $\gamma$  線の入射放射線に対する比を求めよ。尚、小数点以下 3 桁で記すこと。(1.1 点)

#### Part 4 遮へい材の厚さの最適化 (小計 3.25 点)

放射線の線量限度は、電離放射線の有害な影響から人々と環境を守るため、被ばく線量が安全レベル内に収まるように設定されている。放射線業務従事者は、放射線を安全に取り扱うための訓練を受け、被ばく線量の測定が行われるため、一般人に比べて線量限度が高い。放射線業務従事者の線量限度は 1 年間で 50mSv、かつ 5 年間の平均線量率で 20mSv/年で

ある。

放射線量は、フラックスから線量への換算係数（flux-to-dose conversion coefficients）を用いて計算することができる。ICRP のような国際機関は、線量測定と計算に基づいて、様々な種類の放射線に flux-to-dose 換算係数を公表している。下の表に、 $\gamma$  線に対する flux-to-dose 換算係数を示す。

表5  $\gamma$  線エネルギーと flux-to-dose 換算係数

Gamma Energy (MeV)	Conversion Coeff. ( $\mu\text{Sv/h}$ )/(n/cm <sup>2</sup> -s)
0.662	1.085
0.800	1.310
1.000	1.625
1.117	1.800
1.330	2.100

表6 鉛ブロック及び空気中の元素組成と密度

Material	Elemental composition (wt%)	Density (g/cm <sup>3</sup> )
Lead	100% Pb	11.348
Air	78% N; 21% O; 0.9% Ar	0.001225

問 4.1: ある放射線業務従事者が、一年間に計 800 時間、放射化物を取り扱うことになると予想された。この問題では、この 800 時間の期間、業務従事者が受けた線量率は一定であると仮定する。業務従事者が 5 年間の平均線量限度を超えないように被ばくできる最大線量率 ( $\mu\text{Sv/h}$ ) を計算せよ。(0.25 点)

ビルドアップ係数の値はあるエネルギーに対して計算することができ、使用する材料によっても異なる。ビルドアップ係数は様々な方法で計算することができる。例えば、Taylor の式を用いて、 $\mu x$ ,  $B(\mu x)$  の関数としてビルドアップ係数を求めることができる：

$$B(\mu x) = Ae^{-\alpha_1 \mu x} + (1 - A)e^{-\alpha_2 \mu x} \quad (7)$$

ここで、 $A$ ,  $\alpha_1$ ,  $\alpha_2$  はエネルギーの関数で、 $x$  は厚さである。この関数は、実用上の遮へいの問題に対して十分に正確な値を提供することができる。 $A$ ,  $\alpha_1$ ,  $\alpha_2$  の値は遮へいの材質やエネルギーにより異なる。以下に鉛の場合の  $A$ ,  $\alpha_1$ ,  $\alpha_2$  の値を示す。パラメータは、線源が等方性の点線源であると仮定している。

図7 鉛のビルドアップ係数に関する Taylor の式のパラメータ

Energy (MeV)	$A$	$-\alpha_1$	$\alpha_2$
0.5	1.677	0.03084	0.30941
1.0	2.840	0.03503	0.13486
2.0	5.421	0.03482	0.04379
3.0	5.580	0.05422	0.00611
4.0	3.897	0.08458	-0.02383
6.0	0.926	0.17860	-0.04635
8.0	0.368	0.23691	-0.05864
10.0	0.311	0.24024	-0.02783

注：あるエネルギーに関する flux-to-dose 換算係数には線形補間を適用すべきである。

問 4.2 :

(a) 以下の二つのプロットを重ねよ。

・Plot 1 :  $\mu x$  の関数として問 4.1 (一定値) から求まる  $\gamma$  線の最大線量。

・Plot 2 :  $\mu x$  の関数として鉛ブロックを透過した後の問 2.2 でもっとも寄与の大きい  $\gamma$  線源から放出される  $\gamma$  線の線量を計算する。放射線のビルドアップを考慮すること。

尚、の  $\mu x$  値は 17~19 とし、 $\mu x$  の増加はできるだけ少なくすること。(2.0 点)

(b) 質問 4.1 で求めた線量限度以下の最大線量を提供する鉛の厚さの最小値を cm 単位で求めよ。小数点以下 3 桁で答えよ。(1.0 点)