

問題 1 Ge 検出器を用いた γ 線測定に関する次の I ~ III の文章の () の部分に入る最も適切な語句または数値を、それぞれの解答群から 1 つだけ選べ。

I γ 線のエネルギーを測定する場合、精度の高い測定器として Ge 検出器が用いられている。この検出器は、半導体の結晶中で (A) 現象により生じた電子と正孔を直接収集して γ 線を検出し、そのときのパルス波高からエネルギーを測定するもので、一種の固体 (B) と見なすことができる。このため、気体検出器である (C) と同様に検出器で失われたエネルギーの情報は得られるが、(C) と異なり検出器自体による (D) 作用は期待できない。

< I の解答群 >

- 1 吸収 2 電離 3 励起 4 回折 5 増幅 6 遮へい
7 シンチレーション検出器 8 比例計数管 9 電離箱
10 GM 計数管 11 光電子増倍管

II ゲルマニウム結晶中で電子-正孔対の生成に必要なエネルギーは約 (A) eV であり、気体の場合で電子-陽イオン対の生成に必要なエネルギーの約 (B) eV に比してじゅうぶん小さい。このため、Ge 検出器では、通常、1MeV の γ 線を測定すると、全吸収ピークで約 (C) % 程度の良いエネルギー分解能が得られる。測定に際しては、半導体中で生じる (D) 雑音を減らすために (E) する必要がある。これに対し、常温で使用できる (F) などの (G) 半導体を用いた検出器があるが、エネルギー分解能は劣っている。

< II の解答群 >

- 1 導電性 2 化合物 3 有機物 4 誘導 5 冷却 6 加温
7 熱 8 HgI_2 9 Al_2O_3 10 アントラセン 11 0.2 12 2
13 3 14 30 15 80

III Ge 検出器を用いた γ 線スペクトロメトリー法は、試料中の放射性核種の決定とその放射能の定量が同時にできるため放射線管理において重要である。核種の決定には、パルス波高の測定に用いる (A) のチャンネル番号と γ 線エネルギーとの関係を与える (B) 曲線を、また、放射能の定量には、 γ 線エネルギーに対する (C) の曲線をあらかじめ作成しておく必要がある。(C) は、標準線源を用いて測定された (D) の計数率を、対応する γ 線の (E) で除することで求められる。測定試料の放射能の算出においては、(F) に基づいて、 γ 線の 1 壊変当たりの発生数を知る必要があり、(G) の例ではその発生数は 0.85 となる。また、 γ 線がカスケードに放出される (H) のような核種の測定では、(I) による全吸収ピークの計数率の減少にも注意する必要がある。

< III の解答群 >

- 1 計数効率 2 分岐比 3 放出率 4 計数率 5 サム効果
6 コンプトン端 7 全吸収ピーク 8 マルチチャンネルアナライザー
9 ディスクリミネーター 10 マルチチャンネルスケーラー
11 エネルギー校正 12 ^{24}Na 13 ^{54}Mn 14 ^{36}Cl 15 ^{137}Cs

解 説

I (C) 発生する電子-イオン対の平均値 N はおよそ $10^6 \text{eV} / 3 \text{eV}$ となる。統計的な揺らぎを表す標準偏差 σ の二乗 (分散) は、ポアソン分布により平均値 N と等しくなる。よって、 $N = \sigma^2 = 10^6 / 3$ より、エネルギー分解能の概算は $\sigma / N = 1 / \sqrt{(10^6 / 3)} = 0.0017$ と算出できる。

- 【解答】** I : (A)-2 (B)-9 (C)-8 (D)-5
II : (A)-13 (B)-14 (C)-11 (D)-7 (E)-5 (F)-8 (G)-2
III : (A)-8 (B)-11 (C)-1 (D)-7 (E)-3 (F)-2 (G)-15
(H)-12 (I)-5

問題 2 シンチレーション検出器に関する次の文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句、記号又は数値を、それぞれの解答群から1つだけ選べ。

シンチレータは放射線との相互作用により（ A ）を発するため、種々の放射線のパルス測定に用いられている。シンチレータを大別すると、無機シンチレータと有機シンチレータに分類される。無機シンチレータには、（ B ）を添加したハロゲン化アルカリの結晶、添加物を加えない（ C ）の結晶などが挙げられる。一般に実効原子番号の比較的大きいシンチレータが得られるため（ イ ）の測定に有効である。一方、有機シンチレータには、プラスチックシンチレータ、（ D ）シンチレータなどが挙げられる。これらの発光の減衰時間は、通常、数（ ロ ）秒程度であり、NaI (Tl) シンチレータと比べると一桁以上短い。また、（ E ）を多く含むため（ ハ ）の検出においても有用である。

絶対シンチレーション効率（吸収されたエネルギーのうち発光に費やされるエネルギーの割合）及び平均発光波長がそれぞれ13%、415 nmのシンチレータに、エネルギー1.2 MeVの γ 線が全吸収されるとする。このとき、このシンチレータから1個の γ 線入射当たり約（ ニ ）個の光子が放出されることになる。ただし、プランク定数を $6.6 \times 10^{-34} \text{ J} \cdot \text{s}$ 、 $1 \text{ eV} = 1.6 \times 10^{-19} \text{ J}$ とする。

< A ~ E の解答群 >

- 1 燐光 2 蛍光 3 赤外線 4 熱電子 5 気体 6 液体
7 水素 8 酸素 9 活性化物質 10 気泡 11 クエンチャー
12 ヨウ化水銀(II) 13 BGO 14 シリコン 15 ゲルマニウム

< イ ~ ニ の解答群 >

- 1 α 線 2 β 線 3 γ 線 4 紫外線 5 熱中性子 6 速中性子
7 ピコ 8 ナノ 9 マイクロ 10 ミリ 11 20 12 3×10^2
13 4×10^3 14 5×10^4 15 6×10^5

解 説 (ニ) 光子エネルギーの総和は、 $1.2 \times 0.13 = 0.156 \text{ MeV}$ である。波長 $\lambda = 415 \text{ nm}$ の光子のエネルギーは

$$h\nu = hc/\lambda = 6.6 \times 10^{-34} [\text{J} \cdot \text{s}] \times 3.0 \times 10^8 [\text{m/s}] / (415 \times 10^{-9} [\text{m}]) \\ = 4.77 \times 10^{-19} [\text{J}] / (1.6 \times 10^{-19} [\text{J/eV}]) = 3.0 [\text{eV}]$$

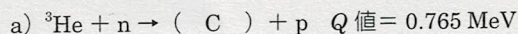
となる。よって、放出される光子の個数は、 $0.156 \times 10^6 / 3.0 = 5.2 \times 10^4$ 個となる。

【解答】 (A)-2 (B)-9 (C)-13 (D)-6 (E)-7
(イ)-3 (ロ)-8 (ハ)-6 (ニ)-14

問題 1 熱中性子の測定に関する次のⅠ～Ⅱの文章の () の部分に入る最も適切な語句、記号又は数値をそれぞれの解答群から 1 つだけ選べ。

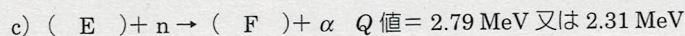
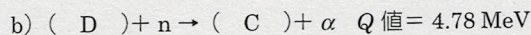
Ⅰ 室温における運動エネルギーが (A) eV 程度の熱中性子と原子核との相互作用においては、弾性散乱によって (B) が受け取るエネルギーが極めて小さく、これを測定に利用することは難しい。このため、熱中性子測定においては、種々の核反応が利用される。

熱中性子測定に利用される断面積が大きい (n, p) 反応の 1 つとして、



がある。

また、(n, α) 反応の代表的なものには、



がある。

a) の反応においては陽子に (G) MeV のエネルギーが、b) の反応においては α 粒子に (H) MeV のエネルギーがそれぞれ付与される。

<Ⅰの解答群>

- 1 複合核 2 電子 3 反跳粒子 4 ${}^3\text{H}$ 5 ${}^6\text{Li}$ 6 ${}^7\text{Li}$ 7 ${}^8\text{Be}$
8 ${}^{10}\text{B}$ 9 0.025 10 0.574 11 0.765 12 2.05 13 2.73

Ⅱ 熱中性子の (n, α) 反応に対応した検出器には、(A) 計数管と (B) シンチレーション検出器がある。また、(n, p) 反応に対しては、(C) として ${}^3\text{He}$ を充填した ${}^3\text{He}$ 比例計数管がある。これらの検出管は、ポリエチレンなどの (D) の高い (E) と組み合わせることにより (F) に対しても感度のある検出器を作ることができる。

熱中性子による核分裂反応を用いた検出器には核分裂電離箱などがあり、約 160MeV の極めて大きなエネルギーが付与された (G) を測定している。

(n, γ) 反応による熱中性子の測定には、金の (H) を利用する方法がある。この反応で生成される核種 (I) は β 壊変するため、その放射能を測定することにより熱中性子束の絶対値を決定することができる。

<Ⅱの解答群>

- 1 核分裂片 2 速中性子 3 電子 4 放射化 5 水素密度
6 電離 7 計数ガス 8 減速材 9 BGO 10 BF_3
11 ${}^6\text{LiI}$ (Eu) 12 BeO 13 ${}^{197}\text{Au}$ 14 ${}^{198}\text{Au}$ 15 ${}^{198}\text{Hg}$

解 説 Ⅰ (C)～(F)：核反応 ${}_{21}^{41}\text{X}_1 + {}_{22}^{42}\text{X}_2 \rightarrow {}_{23}^{43}\text{X}_3 + {}_{24}^{44}\text{X}_4 + Q$ において、反応前後の質量数と原子番号の和は保存されている。すなわち、 $A1 + A2 = A3 + A4$ 、 $Z1 + Z2 = Z3 + Z4$ である。

(G)～(H)：発熱反応後の粒子のエネルギーは、質量の逆数に比例する。すなわち、前述の反応の X_3 の粒子は $Q \times A4 / (A3 + A4)$ で、 X_4 の粒子は $Q \times A3 / (A3 + A4)$ のエネルギーを得る。したがって、問題での陽子は $0.765 \times 3 / (3 + 1) \approx 0.574 \text{ MeV}$ 、 α 粒子は $4.78 \times 3 / (3 + 4) \approx 2.05 \text{ MeV}$ である。

【解答】 Ⅰ：(A)-9 (B)-3 (C)-4 (D)-5 (E)-8 (F)-6
(G)-10 (H)-12
Ⅱ：(A)-10 (B)-11 (C)-7 (D)-5 (E)-8 (F)-2 (G)-1
(H)-4 (I)-14

問題 1 ある非密封放射性同位元素取扱施設の放射線取扱主任者の管理日誌の抜粋を以下に示す。次の文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句又は数値を、それぞれの解答群から 1 つだけ選べ。

〇〇年 2 月 1 日 A グループから岩石の中性子放射化分析についての実験計画の申請があった。この実験で原子炉施設から受け入れる予定の放射性同位元素の種類、数量、算定の根拠は以下の通り。いずれの核種についても施設の許可数量を下回ることから、この実験に伴う放射性同位元素の受け入れを許可した。

(A グループから提出された使用予定放射性同位元素の数量計算書要旨)

中性子による放射化で生成する放射性同位元素の照射終了直後の数量 A [Bq] は、

$$A = f\sigma\theta N (1 - e^{-\lambda t})$$

ただし、 f [$\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$] は (A), σ [cm^2] は (B), θ は同位体存在比、 N は (C), λ [s^{-1}] は生成核の壊変定数、 t [s] は (D) である。今回の実験では 1 % のナトリウムを含む岩石試料 1 g を原子炉で中性子照射するが、この照射孔で塩化ナトリウムを照射した場合、1 g のナトリウムから飽和条件下で生成する ^{24}Na (半減期 15 時間) は $1.0 \times 10^{10} \text{Bq}$ であった。試料の照射条件は、15 時間照射、15 時間冷却後、15 時間再照射であり、その 30 時間後に当施設へ到着の予定である。一回目の照射終了直後での ^{24}Na の数量は (E) Bq であり、当施設に到着時点での ^{24}Na の数量は (F) Bq となる。

(以下、他の核種についての計算が同様に続くが、これは省略する。)

< A ~ D の解答群 >

- | | | | |
|------------|-----------------|--------------|-----------|
| 1 中性子束 | 2 中性子束密度 | 3 中性子平均エネルギー | 4 散乱断面積 |
| 5 核反応断面積 | 6 質量欠損 | 7 質量余剰 | 8 注目原子核の数 |
| 9 注目元素の原子数 | 10 反応に関与する中性子の数 | 11 アボガドロ定数 | |
| 12 原子量 | 13 中性子照射時間 | 14 生成核の半減期 | 15 冷却時間 |

< E ~ F の解答群 >

- | | | | |
|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|
| 1 1.6×10^6 | 2 5.0×10^6 | 3 8.0×10^6 | 4 1.2×10^7 |
| 5 1.6×10^7 | 6 5.0×10^7 | 7 8.0×10^7 | 8 1.2×10^8 |

解 説 (E)：放射性核種の生成で照射終了時における放射能 A は $A = f\sigma\theta N (1 - e^{-\lambda t}) = f\sigma\theta N (1 - (1/2)^{t/T})$ で示される (ポイント解説 4. 参照)。ここで $T = 15$ [h]、 $t = 15$ [h] より、 $A = 0.5 f\sigma\theta N$ となる。1 g の NaCl の飽和条件化での放射能が $1.0 \times 10^{10} \text{Bq}$ であるので、 $f\sigma\theta N = 1.0 \times 10^{10} \text{Bq}$ である。よって、岩石に Na は 1 % 含まれているので、1 回目の照射終了後の岩石の放射能は $0.5 \times 1.0 \times 10^{10} \text{Bq} \times 1 [\%] = 5 \times 10^7 \text{Bq}$ である。

(F)：1 回目の照射による生成核種数は、60 [h] 後に施設に到着するので 4 半減期経過している。同じく 2 回目の照射での生成核種数は 30 [h] 経過して到着するので 2 半減期経過している。施設に到着した時点での数量はこれらの合計であるので、 $A = 5 \times 10^7 \text{Bq} \times (1/2)^4 + 5 \times 10^7 \text{Bq} \times (1/2)^2 \approx 1.6 \times 10^7 \text{Bq}$ となる。

【解答】 (A)-2 (B)-5 (C)-9 (D)-13 (E)-6 (F)-5

問題 2 次の文章の () の部分に入る最も適切な語句又は数値を、解答群から 1 つだけ選べ。ただし、各選択肢は必要に応じて 2 回以上使ってもよい。

半減期 138 日の ^{210}Po の α 線源を半減期 5.0 日の ^{210}Bi から作製する実験を行った。4.66 mg の酸化ビスマス Bi_2O_3 (Bi, O の原子量はそれぞれ 209, 16) を中性子フルエンス率が $1 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ の原子炉で 5 日間照射した。照射直後の ^{210}Bi の放射能は (A) Bq, 原子数は (B) 個になる (放射化断面積は 30 mb, アボガド数は 6.0×10^{23} , ^{209}Bi の同位体存在比は 1.0, ^{210}Bi の壊変定数は $1.6 \times 10^{-6} \text{s}^{-1}$ として計算せよ)。

照射後すぐにビスマスを分離精製し、ビスマスの希塩酸溶液を調製した。これを 69 日間放置して ^{210}Bi をじゅうぶんに壊変させて ^{210}Po にしてから電解セルに入れ、銀箔上に Po を電着した。電着の化学収率が 70 % であったので、銀箔上の ^{210}Po の放射能は (C) Bq と予想される (^{210}Po の壊変定数は $5.8 \times 10^{-8} \text{s}^{-1}$ として計算せよ)。なお、 ^{210}Bi の放射能がほとんど減衰してしまった時間 t における ^{210}Po の放射能は、次式から求めることができる (λ は ^{210}Po の壊変定数)。

$$(^{210}\text{Po} \text{ 放射能}) = 3.76 \times 10^{-2} \times (\text{照射直後の } ^{210}\text{Bi} \text{ 放射能}) \times e^{-\lambda t}$$

この線源をエネルギー校正用の α 線源としそを使用する場合、その良否は α 線用の半導体検出器でエネルギースペクトルを測定して、 α 線ピークの (D) から判定する。

<解答群>

- | | | | |
|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| 1 1.8×10^5 | 2 9.0×10^5 | 3 1.8×10^6 | 4 3.6×10^6 |
| 5 1.1×10^{10} | 6 5.6×10^{11} | 7 1.1×10^{12} | 8 2.3×10^{13} |
| 9 3.4×10^3 | 10 1.7×10^4 | 11 3.3×10^4 | 12 4.8×10^4 |
| 13 面積 | 14 強度 | 15 半値幅 | |

解 説 (A) : $^{209}\text{Bi} + n \rightarrow ^{210}\text{Bi} [\beta^-, 5.0 \text{d}] \rightarrow ^{210}\text{Po} [\alpha, 138 \text{d}] \rightarrow ^{206}\text{Pb}$ と変化する。

放射性核種の生成で照射終了時における放射能 A は $A = f\sigma\theta N (1 - e^{-\lambda t}) = f\sigma\theta N (1 - (1/2)^{t/T})$ で示される (ポイント解説 4. 参照)。中性子の照射 5 日間直後の ^{210}Bi の放射能は、4.66 mg の Bi_2O_3 中の Bi の重量 w は、 $w = 4.66 \times (209 \times 2 / (209 \times 2 + 16 \times 3)) \div 4.18 \text{mg}$ である。 ^{209}Bi の重量は、同位体存在比が 1.0 より、 $4.18 \times 1.0 = 4.18 \text{mg} = 4.18 \times 10^{-3} \text{g}$ であり、 ^{209}Bi の原子数 N_{209} は、 $4.18 \times 10^{-3} / 209 \times 6.0 \times 10^{23} = 1.2 \times 10^{19}$ となる。題意より、 $f = 1 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, $\sigma = 30 \text{mb} = 3.0 \times 10^{-26} \text{cm}^2$, $T = 5.0 \text{d}$, $t = 5.0 \text{d}$ であるので、 ^{210}Bi の放射能 A は $A = f\sigma N_{209} (1 - (1/2)^{t/T}) = (1 \times 10^{13} \times 3.0 \times 10^{-26} \times 1.2 \times 10^{19}) / 2 = 1.8 \times 10^6 \text{Bq}$ と算定される。

(B) : ^{210}Bi の原子数 N_{210} は $N_{210} = A / \lambda$ より $N_{210} = 1.8 \times 10^6 \div (1.6 \times 10^{-6}) \div 1.1 \times 10^{12}$ 個となる。

(C) : ^{210}Bi の半減期が 5.0 日であることを考慮すると、69 日経過後では ^{210}Bi はほとんど減衰してしまっていると考えられる。そこで、設問で与えられている式

$$^{210}\text{Po} \text{ 放射能} = 3.76 \times 10^{-2} \times (\text{照射直後の } ^{210}\text{Bi} \text{ 放射能}) \times e^{-\lambda t}$$

に、(照射直後の ^{210}Bi 放射能) $= 1.8 \times 10^6$, $e^{-\lambda t} = (1/2)^{t/T}$, $t = 69$, $T = 138$ を代入し、 ^{210}Po 放射能 $= 3.76 \times 10^{-2} \times 1.8 \times 10^6 \times (1/2)^{69/138} \div 4.8 \times 10^4 \text{Bq}$ となる。 ^{210}Po の化学収率が 70 % であるから、 $4.8 \times 10^4 \times 0.7 \div 3.3 \times 10^4 \text{Bq}$ が答えである。

【解答】 (A)-3 (B)-7 (C)-11 (D)-15

問題 3 次の文章の () の部分に入る最も適切な数値を、解答群から 1 つだけ選べ。

β^- 線の校正用線源を作成するため、KCl 溶液をアルミニウム皿に入れ、蒸発乾固したところ皿の底に 200 mg の結晶が析出した。この試料の ^{40}K の放射能は (A) Bq である。ただし、塩化カリウム KCl の式量は 75, ^{40}K の同位体存在比は 0.012 %, 半減期は 4.0×10^{16} 秒, β^- 壊変の分岐比は 89 % とする。アボガドロ定数は $6.0 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$ とする。

GM 計数装置を用いて、100 分間測定した場合、正味の計数は 3000 カウントであった。試料中の β^- 線の吸収及び後方散乱を考慮しないとすると β^- 線の計数効率 (B) % である。

^{36}Cl を $0.3 \text{ Bq} \cdot \text{cm}^{-3}$ 含む貯留槽から 100 cm^3 を採水し、蒸発乾固したところ、析出した沈殿は、およそ 200 mg であった。これをすべてアルミニウム皿上に集めた。上記装置を用いて計数した場合の正味の計数率は (C) cpm となる。ただし、塩化物は蒸発乾固により飛散しないものとする。また、 ^{36}Cl の β^- 壊変の分岐比は 98 % とする。

<解答群>

1	1.6	2	2.8	3	3.3	4	13	5	15	6	17	7	28	8	30
9	33	10	90	11	180	12	300	13	330						

解説 (A) : 放射性壊変の法則 $A = \lambda N$ を用いて解く。 ^{40}K の原子数 $N = (200 \times 10^3 / 75) \times 6.0 \times 10^{23} \times (0.012 / 100) = 1.92 \times 10^{17}$, $\lambda = \ln 2 / T = 0.693 / (4.0 \times 10^{16}) = 1.73 \times 10^{-17}$ より, $A = \lambda N \approx 3.3 \text{ Bq}$

(B) : 100 分間で 3000 カウントなので $3000 / 100 / 60 = 0.5 \text{ cps}$ 。また, β^- 線の放射能は $3.3 \times 0.89 \approx 2.94 \text{ Bq}$ であるので, 計数効率は $0.5 / 2.94 \times 100 \approx 17 \%$ である。

(C) : 100 cm^3 中に含まれる ^{36}Cl の放射能は $0.3 \text{ Bq} \cdot \text{cm}^{-3} \times 100 \text{ cm}^3 = 30 \text{ Bq}$ である。よって, 1 分当たりの正味の計数値は $30 \times 0.17 \times 60 \times 0.98 \approx 300 \text{ cpm}$ である。

【解答】 (A)-3 (B)-6 (C)-12

問題 4 次の文章の () の部分に入る最も適切な数値を、解答群から 1 つだけ選べ。

^{90}Sr からは放射線同位体 ^{90}Y が生成し, β^- 壊変によって安定同位体 ^{90}Zr になる。64 時間前に精製分離した 100 MBq の ^{90}Sr 溶液を取扱うことになった。このとき, ^{90}Sr 溶液中に ^{90}Y が (イ) MBq 存在していることになる。

実験終了後に GM 管式サーベイメータを用いて直接法で実験台周囲や器具の汚染検査を行った。床及び搬出しようとする物品の双方にそれぞれ 1200 cpm (バックグラウンド計数を除く) の汚染は使用室内の表面密度限度を (A)。また、搬出物品の表面密度限度を (B)。

< A ~ B の解答群 >

1	酸性	2	アルカリ性	3	中性	4	外部	5	内部	6	局所
7	超えている	8	超えていない								

< イ の解答群 >

1	1.1	2	3.4	3	4.5	4	6.5	5	9.0	6	13	7	19	8	34
9	50	10	65	11	71	12	100	13	360	14	710	15	3600		

解説 (イ) : ^{90}Sr (β^- , 28.7y) $\rightarrow$ ^{90}Y (β^- , 64.1h) となる長半減期核種の壊変による娘核種の生成に関する問題であり, 次式で

$$A_2 = A_1 (1 - (1/2)^{t/T_2})$$

A_1 は ^{90}Sr , A_2 は ^{90}Y である。題意より, 経過時間 $t = 64 \text{ h}$, $T_2 = 64.1 \text{ h}$, $A_1 = 100 \text{ MBq}$ を代入すると, $A_2 \approx 100 \times (1 - 0.5) = 50 \text{ MBq}$ である。

(A), (B) : 計数率値 1200 cpm から, 効率 20 %, 窓面積 20 cm^2 を用いて表面汚染密度を計算すると, $((1200/60)/0.2)/20 = 5 \text{ Bq} \cdot \text{cm}^{-2}$ となり, 使用室内の表面密度限度 $40 \text{ Bq} \cdot \text{cm}^{-2}$ を超えない。また, 搬出物品の表面密度限度は $4 \text{ Bq} \cdot \text{cm}^{-2}$ を超えている。

【解答】 (イ)-9 (A)-8 (B)-7

問題 1 次の文章の（ ）の部分に入る最も適当な語句を、解答欄から 1 つだけ選べ。ただし、選択肢は必要に応じて 2 回以上使っても良い。

この事業所には下記の選択肢に示したサーベイメータが設置されている。汚染核種の種類、汚染状況、汚染に至る経緯などによって、放射線管理に使用されるサーベイメータは異なるものとなる。使用許可された核種 a から f の汚染の範囲を特定するために、以下の理由によって、サーベイメータ A ～ F を使用した。

サーベイメータ	理 由
a ^3H (A)	放出される放射線のエネルギーが低いため。
b ^{22}Na (B)	線質から見て適当なため。
c ^{32}P (C)	同程度の放射能の ^3H による汚染がある中で、この核種の汚染位置をできるだけ正確に知る必要があったため。
d ^{55}Fe (D)	同程度の放射能の ^{32}P による汚染がある中で、この核種の汚染位置を知る必要があったため。
e ^{125}I (E)	放出される放射線のエネルギーが低いため。
f ^{237}Np (F)	他の核種による汚染があっても、この核種による汚染範囲を特定できるため。

<解答群>

- 1 ZnS (Ag)シンチレーション式
- 2 電離箱式
- 3 端窓型 GM 計数管式
- 4 広窓型 GM 計数管式
- 5 NaI (Tl) シンチレーション式
- 6 低エネルギー γ 線用 NaI (Tl)シンチレーション式
- 7 BF_3 比例計数管式
- 8 薄窓型ガスフロー比例計数管式

解 説 ^3H (β^- ; 18.6 keV), ^{22}Na (β^+ ; 0.546 MeV, γ ; 1.275 MeV), ^{32}P (β^- ; 1.71 MeV), ^{55}Fe (X; 5.9 keV, 6.5 keV), ^{125}I (γ , X; 35.5 keV, 27.7 keV, 31.0 keV), ^{237}Np (α ; 約 4.8 MeV, γ ; 0.2 MeV 以下多数)。

【解答】 (A)-8 (B)-5 (C)-3 (D)-6 (E)-6 (F)-1

問題 2 次の文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句を解答群から 1 つだけ選べ。ただし、各選択肢は必要に応じて 2 回以上使ってもよい。

^3H , ^{32}P , ^{137}Cs を使用する事業所がある。管理区域からの物品の持ち出しの際のサーベイ法による表面汚染検査で、GM サーベイメータを使用した場合には（ A ）による汚染、NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータを使用した場合には（ B ）による汚染について、その状況を調べることができる。スミア法でスミアろ紙を液体シンチレーション検出器で測定することにより、（ C ）による汚染の状況を調べることができる。

<解答群>

- 1 ^3H
- 2 ^{32}P
- 3 ^{137}Cs
- 4 ^3H , ^{32}P
- 5 ^3H , ^{137}Cs
- 6 ^{32}P , ^{137}Cs
- 7 ^3H , ^{32}P , ^{137}Cs

解 説 放出される β^- 線のエネルギーは ^3H が 18.6 keV, ^{32}P が 1.71 MeV, ^{137}Cs が 0.51 MeV と 1.18 MeV である。また、 ^{137}Cs が 0.662 MeV の γ 線も放出する。

(A) : ^{32}P , ^{137}Cs は β^- 線を放出するので GM サーベイメータで測定が可能である。 ^3H の β^- 線のエネルギーは 18.6 keV と低いので、GM サーベイメータの窓を通過できず、検出できない。

(B) : ^{137}Cs は γ 線を放出するので NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータで測定が可能である。

(C) : 液体シンチレーション検出器は β^- 線核種の測定が可能である。

【解答】 (A)-6 (B)-3 (C)-7

問題 3 次の文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句を解答群から1つだけ選べ。ただし、各選択肢は必要に応じて2回以上使ってもよい。

放射線業務従事者の外部被ばくのモニタリングには、主に個人線量計が使用される。放射線業務従事者甲、乙の1カ月間の外部被ばく線量の測定結果は以下のようになった。

従事者	1 cm 線量当量 [mSv]			70 μ m 線量当量 [mSv]		
	γ (X) 線	中性子	合計	γ (X) 線	β 線	合計
甲	0.5	0.2	0.7	0.5	0	0.5
乙	0.3	0	0.3	0.3	0.8	1.1

それぞれの放射線業務従事者甲、乙の被ばくの原因を調査するための測定器を検討した。

従事者甲は γ 線及び中性子による被ばくがあった。そこで、従事者甲の作業場所の γ 線の線量率をサーベイメータにより測定することにした。作業場所の γ 線の線量率が 1 mSv/h を超えると予想されたので、(A) サーベイメータを携帯することにした。また、作業場所周辺部の汚染核種を同定するため、(B) スペクトロサーベイメータも携帯することにした。中性子線量率の測定にはレムカウンタを携帯した。レムカウンタは ^3He 又は BF_3 計数管の周りを (C) 減速材で囲ったものである。レムカウンタは熱中性子から MeV オーダーまでの広いエネルギー領域にわたって 1 cm 線量当量を直読できるが、数 eV から keV 領域の中性子に対しては 1 cm 線量当量を (D) 評価する傾向があることが知られている。

また、従事者乙には β 線による被ばくがあった。そこで、従事者乙の作業場所の β 線の線量率を GM 管式サーベイメータにより測定することにした。この場合、(E) に注意する必要がある。

<解答群>

- 1 Nal (Tl) シンチレーション式 2 ZnS (Ag) シンチレーション式
- 3 電離箱式 4 テフロン 5 ポリエチレン
- 6 ホウ素入りポリエチレン 7 カドミウム 8 過大 9 過小
- 10 数え落とし 11 ビルドアップ

【解答】 (A)-3 (B)-1 (C)-5 (D)-8 (E)-10

問題 4 次の文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句を解答群から1つだけ選べ。ただし、各選択肢は必要に応じて2回以上使ってもよい。

放射線の測定では放射線と物質との様々な相互作用が利用されている。個人の被ばく線量の評価には (A) ・ (B) ・ (C) などの個人被ばく線量計が用いられる。(A) は γ (X) 線の気体に対する電離作用に基づく。(B) は、放射線による物質の化学変化に基づく。(C) は放射線照射により結晶中の捕獲中心に電子及び正孔がそれぞれ捕獲されることによる。この (C) では (D) が使われる。

一方、 α 線測定用のシンチレーション式サーベイメータでは (E)、フリック線量計では (F) などの材料が使用されている。

<解答群>

- 1 蛍光ガラス線量計 2 GM 計数管 3 フィルムバッジ
- 4 化学線量計 5 熱ルミネセンス線量計 6 カロリメータ
- 7 電離箱式ポケット線量計 8 電子式線量計 9 臭化銀
- 10 硫酸鉄 (II) 11 ポリカーボネート 12 銀添加硫化亜鉛
- 13 ツリウム添加硫酸カルシウム 14 リチウム添加ゲルマニウム
- 15 硫酸セリウム (IV)

【解答】 (A)-7 (B)-3 (C)-5 (D)-13 (E)-12 (F)-10

問題 1 放射線防護に関する次のⅠ～Ⅱの文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句または数値を、それぞれの解答群から1つだけ選べ。ただし、各選択肢は必要に応じて2回以上使ってもよい。

Ⅰ 放射線防護の目的は、（ A ）で有害な影響を防止し、（ B ）影響を（ C ）レベルに制限することである。この目的を達成するために、（ A ）影響の（ D ）、（ B ）影響の（ E ）などを知る必要がある。（ A ）影響の（ D ）は、たとえば、リンパ球の減少の場合には（ F ）であり、脱毛の場合には（ G ）である。（ B ）影響の（ E ）は、致死がんおよび重篤な（ H ）について推定されており、それぞれ、（ I ）および（ J ）である。

<Ⅰの解答群>

- 1 確率的 2 確定的 3 容認できる 4 検知できない
5 しきい線量 6 発生頻度 7 重篤度 8 身体的影響
9 遺伝的影響 10 0.01Sv^{-1} 11 0.05Sv^{-1} 12 0.25Sv^{-1}
13 0.25Gy 14 1Gy 15 3Gy

Ⅱ 放射線防護のために用いる（ A ）は、（ B ）と（ C ）の積の総和として表され、単位は（ D ）である。なお（ B ）は、吸収線量に（ E ）を掛けて得られる。いま下腹部に γ 線による外部被ばくがあり、生殖腺線量が 4Gy と推定された場合を考える。 γ 線は（ E ）が（ F ）であるから、生殖腺への等価線量は（ G ）（ D ）であるが、実効線量の推定には（ H ）への吸収線量を推定する必要がある。なお、この線量の被ばくでは、不妊や皮膚の紅斑などの影響が予想される。また急性致死の（ I ）。

<Ⅱの解答群>

- 1 Gy 2 Sv 3 荷重線量 4 実効線量 5 等価線量
6 組織荷重係数 7 放射線荷重係数 8 恐れはない 9 恐れがある
10 細胞内 DNA 11 他の組織 12 1 13 2 14 4 15 8

解説 Ⅱ（Ⅰ）：骨髓死の全身被ばくによる急性放射線障害のしきいレベルは 4Gy であるが、この場合は下腹部に対する外部被ばくであることから、局所的な被ばくであり、急性致死の恐れはないと判断される。

【解答】 Ⅰ：(A)-2 (B)-1 (C)-3 (D)-5 (E)-6 (F)-13 (G)-15
(H)-9 (I)-11 (J)-10
Ⅱ：(A)-4 (B)-5 (C)-6 (D)-2 (E)-7 (F)-12 (G)-14
(H)-11 (I)-8

問題 2 次のⅠ～Ⅲの文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句又は数値を、それぞれの解答群から1つだけ選べ。

Ⅰ 放射線防護の目的は、しきい値が存在し、しきい値を超えた場合は線量が増加するに従って（ A ）が増加し、（ B ）も増加するような（ C ）影響を防止し、線量に従って（ A ）が増加するような（ D ）影響の発生を抑制することである。そのための被ばく管理は個々の被ばく線量を法令等で定められた限度以下のできるだけ低い線量に抑えることであり、被ばく線量を（ E ）により確認することが重要である。

<Ⅰの解答群>

(A～B) 1 測定値 2 発生頻度 3 余命 4 線量率 5 吸収
6 重篤度

(C～D) 1 物理的 2 化学的 3 確率的 4 生化学的 5 臨床的
6 確定的 7 遺伝的

(E) 1 正当化 2 申告 3 モニタリング 4 抑制 5 介入

Ⅱ 人工的な放射線源から個人が受ける被ばく線量の上限值、即ち超えてはならない線量を（ A ）という。放射線管理では、これだけでなく、被ばくする人数なども考慮しなければならない。そこで、被ばく管理を行うために、個人の被ばく線量の平均値に被ばく人数を乗じて得られる値、即ち（ B ）も防護・管理の指標として使われる。ただし、医療被ばくの場合には（ A ）は適用されない。

<Ⅱの解答群>

1 預託線量 2 規制免除レベル 3 線量限度 4 等価線量
5 実効線量 6 国民線量 7 集団実効線量

Ⅲ 放射線業務従事者についての（ A ）限度は平成13年4月1日を始期とする5年間に100 mSv、1年間に50 mSv、眼の水晶体の（ B ）限度は1年間に150 mSv、皮膚では1年間に500 mSvである。女子の放射線業務従事者に対しては、（ C ）の放射線防護を考慮して別の限度が設けられている。（ A ）限度は3月間につき5 mSvとされているが、妊娠と診断された女子の場合は①外部被ばくの（ D ）の表面の（ B ）限度は2 mSv、②内部被ばくの時の（ E ）の（ A ）限度は1 mSvである。ここで（ B ）とは各組織・臓器が受けた吸収線量に（ F ）を掛けた値、（ A ）とは各組織・臓器の（ B ）に（ G ）を掛けて合計した値である。（ F ）はICRP1990年勧告で示された（ H ）影響の評価のための値で、放射線の種類毎に値が示されている。例えば、光子の（ F ）は（ I ）であるが、陽子（反跳陽子を除く）の（ F ）は（ J ）である。中性子の場合にはエネルギーにより値が異なり、100 keV～2 MeVでは（ K ）、2～20 MeVでは（ L ）である。

<Ⅲの解答群>

(A～B) 1 吸収線量 2 照射線量 3 実効線量 4 預託実効線量
5 等価線量 6 預託等価線量

(C～E) 1 顔 2 胸部 3 手指 4 腹部 5 母体 6 子宮
7 胎盤 8 胎児

(F～H) 1 放射線荷重係数 2 線質係数 3 選択係数
4 線量・線量率効果係数 5 生物効果比 6 線吸収係数
7 組織荷重係数 8 確定的 9 確率的 10 遺伝的

(I～L) 1 1 2 2 3 5 4 10 5 20 6 50

【解答】 Ⅰ：(A)-2 (B)-6 (C)-6 (D)-3 (E)-3

Ⅱ：(A)-3 (B)-7

Ⅲ：(A)-3 (B)-5 (C)-8 (D)-4 (E)-5 (F)-1

(G)-7 (H)-9 (I)-1 (J)-3 (K)-5 (L)-4

問題 3 次の文章の () の部分に入る最も適切な語句、記号又は数値を、それぞれの解答群から 1 つだけ選べ。

人体に対する放射線の影響を考える際にまず基本となる線量は吸収線量である。その単位は (A) で、固有の名称として (B) が与えられている。組織・臓器の吸収線量は放射線によって組織・臓器に与えられたエネルギーをその質量で除して算定される。吸収線量に (C) を乗じたものが等価線量である。ここで、(C) は (D) 影響の発生を指標とした様々な種類とエネルギーの放射線の (E) を反映するように決定された係数である。10 keV ~ 100 keV の中性子線の場合には (F) を用いる。さらに、組織・臓器ごとの等価線量に (G) を荷重して足しあわせたものを (H) と呼ぶ。なお、(G) は全身が均等被ばくしたときの全身の障害に対する各組織・臓器の障害の寄与をあらわすもので、全組織・臓器について足しあわせると (I) となるように設定されている。例えば、生殖腺については (J)、乳房については (K) の値が与えられている。また、実務的にはこれらの線量を直接測定することはできないので、ICRU 球とよばれる人体組織と等価な球の表面から 1 cm 及び 70 μm の深さにおける線量当量である、それぞれ 1 cm 線量当量 $H_{1\text{cm}}$ 及び 70 μm 線量当量 $H_{70\mu\text{m}}$ が用いられる。(L) には $H_{1\text{cm}}$ 又は $H_{70\mu\text{m}}$ のうち適切な方、(M) には $H_{70\mu\text{m}}$ 、それ以外の組織には $H_{1\text{cm}}$ を用いる。

<解答群>

(A) 1 $\text{C}\cdot\text{m}^{-3}$ 2 $\text{J}\cdot\text{m}^{-3}$ 3 $\text{C}\cdot\text{kg}^{-1}$ 4 $\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}$

(B) 1 Bq 2 R 3 Gy 4 Sv

(C ~ E) 1 荷重係数 2 照射線量 3 実効線量 4 線量当量

5 線吸収係数 6 線量係数 7 放射線荷重係数

8 組織荷重係数 9 急性的 10 慢性的 11 確定的

12 確率的 13 OER 14 LET 15 RBE

(F) 1 0.01 2 0.05 3 0.12 4 0.20 5 1 6 5 7 10
8 20

(G ~ H) 1 荷重係数 2 照射線量 3 実効線量 4 線量当量

5 線吸収係数 6 線量係数 7 放射線荷重係数

8 組織荷重係数 9 急性的 10 慢性的 11 確定的

13 OER 14 LET 15 RBE

(I ~ K) 1 0.01 2 0.05 3 0.12 4 0.20 5 1 6 5
7 10 8 20

(L ~ M) 1 水晶体 2 甲状腺 3 生殖器 4 皮膚 5 血液

解 説 放射線荷重係数の値は、低線量における確率的影響の誘発に関する生物効果比 (RBE) の値を代表するように ICRP によって選ばれた。

【解答】 (A)-4 (B)-3 (C)-7 (D)-12 (E)-15 (F)-7

(G)-8 (H)-3 (I)-5 (J)-4 (K)-2 (L)-1 (M)-4

問題 1 次のⅠ～Ⅲの文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句、数値、記号又は文節を、それぞれの解答群より1つだけ選べ。

Ⅰ 人体の被ばくは、外部被ばくと内部被ばくに分類されるが、原因となる放射線源によっては、（ A ）被ばくの可能性が低い場合も多い。例えば、 ^3H や ^{14}C などの（ B ）エネルギーの（ C ）線源の場合には、（ D ）による（ E ）被ばくのみを考慮すれば良いと考えられる。一方（ F ）エネルギーの（ C ）線源、例えば ^{32}P の場合には、（ G ）エネルギーが約（ H ）であるため、（ C ）線の影響の他に透過性の高い2次（ I ）線による被ばくの恐れも考慮する必要がある。

<Ⅰの解答群>

- 1 内部 2 外部 3 低 4 高 5 α 6 β 7 γ 8 X
9 平均 10 最大 11 0.018 MeV 12 0.15 MeV 13 1.7 MeV
14 ばく露 15 体内摂取

Ⅱ X（ γ ）線の場合にも、そのエネルギーによって外部被ばくの状況は異なる。例えば ^{125}I の場合には、そのX（ γ ）線のエネルギーが（ A ）程度である。簡単のために、その強度が半分になる深さを水の深さで推定すると、水の線減弱係数を 0.357cm^{-1} 、 $\ln 2 = 0.693$ として約（ B ）cmである。一方、線源が ^{60}Co の場合は、そのエネルギーは（ C ）程度であり、被ばくは身体内に（ D ）高くなる。

<Ⅱの解答群>

- 1 30 keV 2 50 keV 3 500 keV 4 1.2 MeV 5 2 MeV
6 0.19 7 1.9 8 2.9 9 9.9 10 狭い範囲でのみ
11 広い範囲で 12 深部の特定領域で

Ⅲ （ A ）線の場合は（ B ）被ばく以外に、生体内の構成元素の（ C ）による（ D ）被ばくもある。この（ C ）は、線量推定にも利用することができるが、その場合には利用する元素の体内における（ E ）が線量推定を大きく左右する。例えばNaは（ F ）に分布するので、（ F ）被ばくの場合には（ G ）中の（ C ）したNaの測定で線量推定が可能であるが、（ H ）被ばくの場合には、（ I ）による（ J ）が避けられない。

<Ⅲの解答群>

- 1 電子 2 中性子 3 内部 4 外部 5 放射線分解
6 放射化 7 存在状態 8 化学形態 9 部分 10 全身
11 呼気 12 血液 13 体内循環 14 希釈 15 濃縮

解 説

Ⅰ：(I) 制動放射線であるので、 γ 線ではない。

Ⅱ：(B) 強度が半分になる深さを d とすると

$$(1/2) \cdot I_0 = I_0 \cdot \exp(0.375 \cdot d)$$

両辺の自然対数をとって

$$-\ln 2 = -0.375 \cdot d$$

よって、 $d \approx 1.9\text{cm}$

- 【解答】** Ⅰ：(A)-2 (B)-3 (C)-6 (D)-15 (E)-1 (F)-4 (G)-10
(H)-13 (I)-8
Ⅱ：(A)-1 (B)-7 (C)-4 (D)-11
Ⅲ：(A)-2 (B)-4 (C)-6 (D)-3 (E)-7 (F)-10 (G)-12
(H)-9 (I)-13 (J)-14

問題 2 次のⅠ～Ⅱの文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句、記号又は数値を、それぞれの解答群から 1 つだけ選べ。ただし、各選択肢は必要に応じて 2 回以上使ってもよい。

放射線業務従事者の外部被ばくのモニタリングには、主に個人線量計が使用される。放射線業務従事者甲、乙の 1 ヶ月間の外部被ばく線量の測定結果が以下のようになった。

従事者	1 cm 線量当量 [mSv]			70 μ m 線量当量 [mSv]		
	γ (X) 線	中性子	合計	γ (X) 線	β 線	合計
甲	0.5	0.2	0.7	0.5	0	0.5
乙	0.3	0	0.3	0.3	0.8	1.1

Ⅰ 上記の記録をもとに、従事者甲、乙の被ばく線量を算定する。

従事者甲の実効線量 [mSv] は (A)、等価線量 [mSv] のうち、眼の水晶体は (B)、皮膚は (C) となる。また、従事者乙の実効線量 [mSv] は (D)、等価線量 [mSv] のうち、眼の水晶体は (E)、皮膚は (F) となる。もし、従事者乙が妊娠を申告した女子である場合には、その腹部の等価線量は (G) とする。

体幹部不均等被ばくの場合、複数の部位で測定された 1 cm 線量当量から次式によって実効線量 E を評価することにする。

$$E = 0.08H_a + 0.44H_b + 0.45H_c + 0.03H_m$$

ここで、 H_a ：頭部、頸部の 1cm 線量当量、 H_b ：胸部、上腕部の 1cm 線量当量、 H_c ：腹部、大腿部の 1cm 線量当量、 H_m ：各部位のうち線量当量が最大となる部位の線量当量とする。頭頸部以外を覆う防護衣を着用した場合に、頸部及び防護衣の内側に個人線量計を装着した。1cm 線量当量が頸部で 1mSv、防護衣の内側で 0.5mSv であった場合、実効線量 E は (H) mSv となる。

<Ⅰの A～G の解答群>

1 0.2 2 0.3 3 0.5 4 0.6 5 0.7 6 0.8 7 1.0
8 1.1 9 1.2

<Ⅰの H の解答群>

1 0.50 2 0.54 3 0.56 4 0.70 5 0.78 6 0.80 7 1.0

Ⅱ 放射性同位元素からの γ 線による被ばくを見積もるには 1cm 線量当量率定数を知っておく必要がある。例えば、 ^{24}Na 、 ^{51}Cr 、 ^{54}Mn 及び ^{60}Co の 4 つの放射性同位元素のうち 1cm 線量当量率定数の最も大きいものは (A) で、最も小さいものは (B) である。

この月の放射線業務従事者甲の γ (X) 線による外部被ばく線量 0.5 mSv について検討することにした。従事者甲が取り扱った γ 線源は 30 MBq の ^{60}Co であった。作業中 ^{60}Co は厚さ 3 cm の鉛板で遮へいしており、作業者は ^{60}Co 線源から 50 cm の距離で作業したとすると、その月の作業時間は (C) 時間であったと推定され、立入記録とあっていることから、個人線量計で γ (X) 線によるとされた被ばくはこの γ 線源のみによるものと考えられた。従事者甲には、被ばくの低減化のため作業時間の短縮、遮へいの強化、線源からの距離の確保を指導することにした。

なお、 ^{60}Co の 1 cm 線量当量率定数は $0.35 \mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$ 、 ^{60}Co からの γ 線の鉛の半価層は 1.5 cm とする。

また、中性子による被ばくは室内の貯蔵箱に収納された ^{252}Cf 中性子線源によるものであることがわかり、貯蔵箱の位置を変え、貯蔵容器の遮へいを強化することにした。

この月に従事者乙は ^{18}F の製造に携わっていた。このため、個人線量計で γ (X) 線によるとされた被ばくは (D) によるものと推定された。一般に β 線源からの被ばくを防ぐには、(E) を用いて遮へいすることで (F) の発生を抑えることに注意する必要があるが、 ^{18}F のような場合にはその周りをさらに (G) で囲むとより有効な遮へいが行えることを説明するとともに、防護メガネや防護手袋の着用を励行し、 β 線による目や手指などの局所被ばくに注意するように指導した。

<Ⅱの A～G の解答群>

1 ^{24}Na 2 ^{51}Cr 3 ^{54}Mn 4 ^{60}Co 5 12 6 24 7 48
8 98 9 制動放射線 10 消滅放射線 11 アクリル板
12 カドミウム板 13 鉛板

解説

I (A) : 体幹部の均等被ばくの場合には、実効線量は 1 cm 線量当量である。(B, C) : 目の水晶体の等価線量は 1 cm 線量当量と 70 μm 線量当量のうち、通常大きい方の値をとる。皮膚は 70 μm 線量当量を等価線量とするが、中性子については 1 cm 線量当量 $\approx$ 70 μm 線量当量となるので、 γ (X) 線と β 線による線量にさらに中性子による 1 cm 線量当量を加える。(G) : 女子の腹部表面の等価線量は 1 cm 線量当量とし、妊娠中の女子の腹部表面の等価線量も同じである。(H) : 頭頸部以外は防護衣で覆われているので、 $H_a = 1 \text{ mSv}$, $H_b = 0.5 \text{ mSv}$, $H_c = 0.5 \text{ mSv}$, $H_m = 1 \text{ mSv}$ として計算する。

II (A, B) : 各 γ 線源の 1 cm 線量当量率定数 [$\mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$] は、 ^{24}Na ; 0.486, ^{51}Cr ; 0.0058, ^{54}Mn ; 0.127, ^{60}Co ; 0.347 である。ちなみに各線源の主要な γ 線エネルギーと放出率は ^{24}Na ; 1.369 MeV (100 %), 2.754 MeV (99.9 %), ^{51}Cr ; 0.32 MeV (9.92 %), ^{54}Mn ; 0.835 MeV (100 %), ^{60}Co ; 1.173 MeV (100 %), 1.333 (100 %) であるので、これから各 1 cm 線量当量率定数の大小関係は類推できる。(C) : 鉛遮へいの線源側の線量を I_0 とすると、遮へい体の前後で

$$0.5 \text{ mSv} = I_0 \times (1/2)^{T/TH}$$

の関係が成り立つ。ここで、 $T = 3 \text{ cm}$, $T_H = 1.5 \text{ cm}$ を代入すると、 $I_0 = 2 \text{ mSv}$ が得られる。点線源からの実効線量率 E [Sv/h] については、 t を作業時間 [h], Γ_E を 1 cm 線量当量率定数, Q を線源の放射能 [Bq], r を距離 [m] として、つぎの計算式に代入し

$$E = I_0/t = \Gamma_E \cdot Q/r^2$$

$$2 \times 10^3 [\mu\text{Sv}]/t [\text{h}] = 0.35 [\mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}] \times 30 [\text{MBq}]/0.5^2 [\text{m}^2]$$

より、 $t = 47.6$ [h] を得る。

【解答】 I : (A)-5 (B)-5 (C)-5 (D)-2 (E)-8 (F)-8 (G)-2

(H)-3

II : (A)-1 (B)-2 (C)-7 (D)-10 (E)-11 (F)-9 (G)-13

問題 3 非密封の放射性同位元素 ^{14}C , ^{60}Co , ^{90}Sr を取扱う事業所がある。次の I ~ II の文章の () の部分に入る最も適切な語句、記号又は数値を、それぞれの解答群から 1 つだけ選べ。ただし、各選択肢は必要に応じて 2 回以上使ってもよい。

I ^{14}C は半減期が (A) 年で、(B) 壊変する。 ^{60}Co は半減期が (C) 年で、(D) 壊変ののち (E) 線を放出する。 ^{90}Sr は半減期が (F) 年で、 β^- 壊変する。

< I の解答群 >

1 α 2 β^- 3 γ 4 β^+ 5 電子捕獲 6 2.6 7 5.27
8 12.33 9 28.8 10 1760 11 5730

II (1) 排気設備の故障のため、 ^{14}C を含む炭酸塩をフード内で使用中に 400 MBq の ^{14}C が二酸化炭素の状態で室内〔容積：40 m³〕に漏洩し、 $^{14}\text{CO}_2$ が室内に均一に拡散した場合を想定し、被ばく線量を計算することにした。作業者が故障発生から故障に気づくまでの間この室内に 10 分間いたとすると、吸入による被ばく線量は最大 (イ) μSv と推定される。なお、作業者の呼気量は 20 l・min⁻¹ とし、告示別表第 1 の第二欄に定められた ^{14}C (二酸化物) を吸入摂取した場合の実効線量係数は $6.5 \times 10^{-9} \text{ mSv} \cdot \text{Bq}^{-1}$ である。

放射線管理上は上記のような万一の事態を想定しておくとともに、日頃から汚染や被ばくを極力防ぐようにしておくことが必要である。例えば、 ^{14}C 炭酸塩を取扱う場合、(A) 溶液が加わると放射性の二酸化炭素が発生する可能性があることから、グローブボックス内で取扱うようにし、特に (B) 被ばくに注意する必要がある。また、グローブボックスからの排気は一旦 (C) 溶液を通すようにするとよい。

(2) 放射線管理では、被ばくの低減のため、時間・距離・遮蔽について常に考慮しておくことが必要といえる。そこで ^{60}Co を取扱う場合について検討することにした。厚さ 3 cm の鉛容器に入った 100 MBq の ^{60}Co を貯蔵室から取り出し、フード内に置いて準備作業を行った。作業終了後、 ^{60}Co の入った鉛容器は貯蔵室に移動した。作業時間は 1 時間であった。 ^{60}Co の入った鉛容器からの被ばく線量を 1 cm 線量当量で計算すると (ロ) μSv となる。なお、この作業中、作業者と鉛容器の距離は常に 50 cm であったとし、 ^{60}Co からの γ 線の鉛の半価層は 1.5 cm とする。

引き続き、同じ作業者が 5 MBq の ^{60}Co を用いてフード内でトレーサー実験を行った。遮蔽は行わず、作業距離は 30 cm であった。1 時間の作業で想定されるこの ^{60}Co からの被ばく線量は (ハ) μSv となる。この施設では 1 日

の被ばく線量を 100 μSv 以下とするようにしているの、作業者に対しトレーサー実験を (ニ) 時間以内で終わるように指導しなければならない。なお、 ^{60}Co の 1 cm 線量当量率定数は $0.35 \mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$ とする。作業終了後、NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータで床表面から 5 cm の距離で測定したところ、スポット状の汚染が床に認められ、バックグラウンドを差し引いた正味の 1 cm 線量当量率は $0.1 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$ であった。1 cm 線量当量率定数を用いて便宜的に汚染を推定したところ (ホ) Bq の汚染であった。

< II の A ~ E の解答群 >

1 酸性 2 アルカリ性 3 中性 4 外部 5 内部 6 局所
7 超えている 8 超えていない

< II のイ ~ への解答群 >

1 1.1 2 3.4 3 4.5 4 6.5 5 9.0 6 13 7 19
8 35 9 50 10 65 11 71 12 100 13 360 14 710
15 3600

解説

Ⅱ (1) : (イ) 放射性核種の吸入摂取による被ばく線量 H は

$$H = M \cdot V \cdot \Gamma_A$$

で示される。ここで、 M : 放射性核種の空気中濃度 $[\text{Bq}/\text{cm}^3]$, V : 作業者の吸入空気量 $[\text{cm}^3]$, Γ_A : 吸入摂取した場合の実効線量係数 $[\text{mSv}/\text{Bq}]$.

よって

$$\begin{aligned} H &= 400 \times 10^6 / (40 \times 10^6) \times 20 \times 10^3 \times 10 \times 6.5 \times 10^{-9} \\ &= 0.013 \text{ mSv} = 13 \mu\text{Sv} \end{aligned}$$

(2) : (ロ) 1 cm 線量当量を H $[\mu\text{Sv}]$ とすると

$$H = A \cdot F \cdot \Gamma_E \cdot h / r^2$$

で示される。ここで、 A : (点) 線源の放射能 $[\text{Bq}]$, F : 遮へい体透過率, Γ_E : 1 cm 線量当量率定数 $[\mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}]$, h : 時間 $[\text{h}]$, r : 線源との距離 $[\text{m}]$.

よって

$$H = 100 \times (1/2)^{3/1.5} \times 0.35 \times 1/0.5^2 = 35 \mu\text{Sv}$$

(ハ) 前述の式で $F = 1$ として

$$H = 5 \times 0.35 \times 1/0.3^2 \approx 19 \mu\text{Sv}$$

(ニ) 準備作業で $35 \mu\text{Sv}$ であるので、実験での被ばくを $100 - 35 = 65 \mu\text{Sv}$ 以下にする必要がある。実験では $19 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であるので、よって、実験時間は $65/19 \approx 3.4 \text{ h}$ 以内となる。

(ホ) 汚染の放射能を A $[\text{Bq}]$ とすると、 H 1 cm 線量当量率とすると

$$H' = A \cdot \Gamma_E / r^2$$

より

$$A = H' \cdot r^2 / \Gamma_E = 0.1 \times (0.05)^2 / 0.35 \approx 7.1 \times 10^{-4} \text{ MBq} = 710 \text{ Bq}$$

【解答】

- I : (A)-11 (B)-2 (C)-7 (D)-2 (E)-3 (F)-9
 II : (1) (イ)-6 (A)-1 (B)-5 (C)-2
 (2) (ロ)-8 (ハ)-7 (ニ)-2 (ホ)-14

問題 1 次の文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句又は数値を、それぞれの解答群から1つだけ選べ。

放射性物質による（ A ）の検出に際しては、 β 線サーベイメータ等を用いて汚染による放射線を直接検出する方法があるが、周囲の放射線レベルが高い場合には、バックグラウンド計数に妨害されて検出感度が阻害される。このような場合には、（ B ）等で測定点の表面の汚染物質を（ C ）、これを放射線レベルの低い場所に設置された（ D ）等により計数する方法がある。これを（ C ）法又はスミア法と呼ぶ。この方法は（ A ）の定期的な測定にしばしば採用されるが、表面の材質や汚染の形状等により、（ E ）の値の評価が問題となる。（ F ）は原則として（ G ） cm^2 とするように日本工業規格（JIS）により定められている。この際、検出器部分は遮へいによりバックグラウンド計数率の低減がはかられていることが望ましく、（ H ）が付属していると測定を能率的に行なうことができる。 ^3H 、 ^{14}C などエネルギーの低い β 線放出体の場合、（ D ）の代わりに（ I ）を用いるのが一般的である。

<解答群>

- | | |
|------------------|------------------------|
| 1 GM 計数管 | 2 NaI (Tl) シンチレーション検出器 |
| 3 液体シンチレーション計数装置 | 4 サンプルチェンジャー |
| 5 チェッキング線源 | 6 ブラシ |
| 7 ろ紙 | 8 ふき取り |
| 9 はぎ取り | |
| 10 表面汚染 | 11 ふき取り効率 |
| 12 ふき取り面積 | 13 計数効率 |
| 14 10 | 15 100 |

【解答】 (A)-10 (B)-7 (C)-8 (D)-1 (E)-11 (F)-12 (G)-15
(H)-4 (I)-3

問題 3 次の文章の（ ）の部分に入る最も適切な数値を、それぞれの解答群から1つだけ選べ。

- ① ^{32}P と ^{137}Cs を使用する事業所ある。ここで ^{32}P と ^{137}Cs を含む 100 l の廃水が生じ、貯留槽にためた。 ^{32}P は 30 kBq 、 ^{137}Cs は 4.5 kBq 含まれていることがわかった。この廃水をそのまま排水するためには少なくとも（ A ）日間経過する必要がある。ただし、 ^{32}P および ^{137}Cs の排水中の濃度限度はそれぞれ 0.3 Bq/cm^3 、 0.09 Bq/cm^3 である。
- ② 貯留槽にためた直後の①の廃水は少なくとも（ B ） l の水で希釈することにより、直ちに排水できる。
- ③ 貯留槽の容積は 5 m^3 で1月間に一度排水する。 ^{137}Cs のみを使用して30日間毎日同量の ^{137}Cs を含む廃水が生じるとすると、1日当たり最大（ C ） kBq の ^{137}Cs を含む廃水を貯留槽にためた上で、廃水が 5 m^3 以下ならば、 5 m^3 まで水で希釈して排水することができる。
- ④ ^{32}P のみを使用して1月間に2回、2週間の間隔で同量の ^{32}P のみを含む廃水が生じ、これを 5 m^3 の貯留槽にためるとする。1月間に1回、 5 m^3 まで水で希釈して排水する場合、1回当たり最大（ D ） MBq の ^{32}P を含む廃水を貯留槽にためることができる。

<解答群>

- (A) 1 8 2 15 3 22 4 30 5 45
 (B) 1 25 2 50 3 75 4 100 5 125 6 150
 (C) 1 1.0 2 6.0 3 15 4 25 5 100 6 350
 (D) 1 1.0 2 2.0 3 2.5 4 3.3 5 3.8 6 5.0 7 6.6 8 8.0

解 説

(A) ^{32}P と ^{137}Cs の半減期はそれぞれ14日と30年である。また、初期濃度は、 ^{32}P は $30 \times 10^3 / (100 \times 10^3) = 0.3\text{ Bq/cm}^3$ 、 ^{137}Cs は $4.5 \times 10^3 / (100 \times 10^3) = 0.045\text{ Bq/cm}^3$ である。この時の排水濃度限度との比は、 $(0.3/0.3) + (0.045/0.09) = 1.5$ であり、排水できない。比が大きい ^{32}P は半減期が短いので、14日後には、 $(0.15/0.3) + (0.045/0.09) = 1$ となる。解答欄にある15日が基準を満たす最短の日数である。

(B) 希釈する水を $L\text{ [l]}$ とすると、 ^{32}P と ^{137}Cs の濃度はそれぞれ、 $30 \times 10^3 / ((100 + L) \times 10^3)\text{ [Bq/cm}^3\text{]}$ と $4.5 \times 10^3 / ((100 + L) \times 10^3)\text{ [Bq/cm}^3\text{]}$ である。これらの排水濃度限度との比の和が1以下であれば排水できるので、よって、 $4.5 / ((100 + L) \times 0.3) + 30 / ((100 + L) \times 0.09) = 1$ を解いて、 $L = 50\text{ l}$ を得る。

(C) ^{137}Cs の半減期は30年と長いので、減衰は考えない。1月間の排液量は $5 \times 10^6\text{ cm}^3$ である。その液が濃度限度と同じであるとすると、 ^{137}Cs の限度は $0.09 \times 5 \times 10^6 = 450\text{ kBq}$ である。30日で平均すると、1日当たり $450/30 = 15\text{ kBq}$ となる。

(D) 廃水は1回当たり ^{32}P を $A\text{ [MBq]}$ 含むものとする。貯留槽の排水時には2回目は14日、1回目は28日経過している。放射能の合計は $A \times (1/2) + A \times (1/2)^2 = (3/4)A \times 10^6\text{ [Bq]}$ である。題意より、 $(3/4)A \times 10^6 / (5 \times 10^6) = 0.3$ であるので、これを解いて、 $A = 2\text{ MBq}$ を得る。

【解答】 (A)-2 (B)-2 (C)-3 (D)-2

問題 4 非密封の ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{131}I を使用する事業所がある。次の文章の () の部分に入る最も適切な語句又は数値を、それぞれの解答群から 1 つだけ選べ。

貯留槽中の廃水を調べたところ、 ^{90}Sr が 24 Bq/l , ^{131}I が 18 Bq/l 含まれ、さらに ^{90}Sr と放射平衡量の ^{90}Y が検出された。この廃水は希釈槽で少なくとも (A) 倍以上の水で希釈するか、最小 (B) 日以上貯留して減衰を待ち排水中の濃度限度以下であることを確認したのち排水する。

^{90}Sr , ^{90}Y 及び ^{131}I の排水中の濃度限度 [Bq/cm^3] はそれぞれ 3×10^{-2} , 3×10^{-1} , 4×10^{-2} である。

< A の解答群 >

1 1.5 2 2.0 3 2.5 4 4.0

< B の解答群 >

1 2 2 4 3 8 4 16

解 説 (A) 各核種の現在の濃度は、 ^{90}Sr は $24/10^3 = 2.4 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$, ^{90}Y は ^{90}Sr と同じ, ^{131}I は $18/10^3 = 1.8 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$ である。よって、濃度限度との比は、 $(2.4 \times 10^{-2}/3.0 \times 10^{-2}) + (2.4 \times 10^{-2}/3 \times 10^{-1}) + (1.8 \times 10^{-2}/4 \times 10^{-2}) = 0.8 + 0.08 + 0.45 = 1.33$ である。よって、1.33 倍以上に希釈するばよく、解答欄より 1.5 を選ぶ。

(B) ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{131}I それぞれの半減期は 28.74 y, 64.1 h, 8.02 d である。半減期が 28.74 年と長い ^{90}Sr は考えない。それ以外で比を 0.2 以下にする必要がある。解答欄の 8 日で計算すると、 ^{131}I だけの比はおおよそ 1/2 に下がって 0.225 となるが、まだ 0.2 以上なので、不十分である。16 日では、 ^{131}I は 1/4 となり、比はおおよそ 0.113 となり、多めに見積もっても $0.8 + 0.08 + 0.113 < 1$ が成立するので、排水が可能となる。

【解答】 (A)-1 (B)-4

問題 1 ある非密封放射性同位元素取扱施設の放射線取扱主任者の管理日誌の抜粋を以下に示す。次の文章の () の部分に入る最も適切な語句又は数値を、それぞれの解答群から 1 つだけ選べ。

〇〇年 4 月 1 日 A グループが 2 月に入庫した試料の一部について ^{60}Co を主を含むフラクションを分離した。これを事業所外の使用施設に運搬することとなった。L 型輸送物としての運搬について検討した。 ^{60}Co の 1 cm 線量当量率定数 [$\mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$] は 0.347 で、試料中の ^{60}Co の総量は 50 kBq であることから、梱包材などによる遮蔽による減衰がないとしても、輸送物の表面から試料までの距離として最小限 (A) cm を確保すれば、法令に定める 1 cm 線量当量率に関する基準値を超えることは無い。実測値がこの基準値を下回ること、同様に (B) の実測値も法令に定める基準値を下回ることを確認して、L 型輸送物としての運搬を認めた。

< 解答群 >

(A) 1 2 2 4 3 6 4 8 5 10 6 20 7 40 8 60

(B) 1 輸送物表面密度 2 3mm 線量当量率 3 実効線量当量率

4 試料の比放射能

5 輸送物表面から 10 cm 位置での 8 時間当たりの実効線量

解 説 (A) L 型輸送物の場合、表面における 1 cm 線量当量率が $5 \mu\text{Sv/h}$ を超えてはいけなないので、試料までの距離 d [m] は、 $5 [\mu\text{Sv/h}] = 0.05 [\text{MBq}] \times (0.347/d^2)$ より、 $d \approx 0.059 < 0.06$ [m]

【解答】 (A)-3 (B)-1

問題 2 ^3H , ^{32}P , ^{131}I , ^{210}Po の使用施設での放射線管理に関する次の文章の () の部分に入る最も適切な数値を、それぞれの解答群から 1 つだけ選べ。

事業所内の運搬には、容器に封入すること、容器は各辺が 10 cm 以上の直方体であること、線量率は容器表面で $2\text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 以下、容器より 1 m で $100\text{ }\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 以下などの基準がある。 ^{131}I の運搬について点線源の場合を考える。1 cm 線量当量率定数を $0.065\text{ }\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^2\cdot\text{MBq}^{-1}\cdot\text{h}^{-1}$ とすると、運搬容器の大きさを最小のものとした場合、遮へい材がないとすると、最大 (A) MBq の ^{131}I を運搬できる。また、各辺 1 m の立方体の容器を用いた場合には、遮へい材がないとすると、最大 (B) MBq の ^{131}I を運搬することができる。事業所外への運搬では、表面から ^{131}I までの最短距離を 20 cm として、遮へい材を使用しないとすると、最大 (C) MBq の ^{131}I を L 型輸送物として運搬できる。

< A ~ B の解答群 >

1 17 2 34 3 77 4 170 5 340 6 770 7 1700
8 3400 9 7700

< C の解答群 >

1 3 2 6 3 10 4 30 5 60 6 100

解 説

(A) 線量率の基準は、容器表面で 2 mSv/h 以下であることと、容器より 1 m で $100\text{ }\mu\text{Sv/h}$ 以下であることの 2 つがあり、これらを満たす放射能のうち、小さい方が運搬可能な最大放射能となる。線量率 H [$\mu\text{Sv/h}$] は、放射能を A [MBq]、線源との距離を r [m]、1 cm 線量当量率定数を Γ [$\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^2\cdot\text{MBq}^{-1}\cdot\text{h}^{-1}$] とすると、 $H=A\cdot\Gamma/r^2$ である。容器表面で 2 mSv/h の場合は、線源と容器表面の最短距離は 5 cm であるので、最大となる放射能 A は $A=H\cdot r^2/\Gamma=2\times 1000\times(0.05)^2/0.065\div 77\text{ MBq}$ である。一方、容器表面から 1 m で $100\text{ }\mu\text{Sv/h}$ の場合は、 $A=100\times(1+0.05)^2/0.065\div 1700\text{ MBq}$ となる。両者の基準を満たすのは、77 MBq である。

(B) (A) と同じように解く。容器表面で 2 mSv/h の場合は、線源と容器表面の最短距離は 0.5 m であるので、最大となる放射能 A は $A=H\cdot r^2/\Gamma=2\times 1000\times(0.5)^2/0.065\div 7700\text{ MBq}$ である。一方、容器表面から 1 m で $100\text{ }\mu\text{Sv/h}$ の場合は、 $A=100\times(1+0.5)^2/0.065\div 3460\text{ MBq}$ となる。両者の基準を満たすのは、かつ解答欄にあるこれ以下の数である 3400 MBq が選ばれる。

(C) L 型輸送容器では表面で $5\text{ }\mu\text{Sv/h}$ 以下であるので、 $A=5\times(0.2)^2/0.065\div 3\text{ MBq}$ となる。

【解答】 (A)-3 (B)-8 (C)-1

問題 1 非密封の放射性同位元素の使用施設での放射線管理で考慮すべき事項に関する次のⅠ～Ⅴの文章の（ ）の部分に入る最も適切な語句、記号、数値又は文節を、それぞれの解答群から1つだけ選べ。

Ⅰ 使用核種 物理的性質・性状・化学的性質・生化学的挙動などにより、作業に伴う危険性は異なる。例えば、 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{32}P 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{210}Po についてみると、核種（ A ）は、LETが高い（ B ）を放出するので危険度が高いとされる。しかし、他の（ C ）放出核種と比べて低エネルギーの（ C ）を放出する核種（ D ）の危険度は必ずしも大きい訳ではない。一方、物理的半減期が長くなると、体内に取り込まれた場合の影響を及ぼす期間も長くなる。上記の核種で最も物理的半減期が長いのは（ E ）で、最も短いのは（ F ）である。これに生体内の挙動を加味した有効半減期は最も重要な概念である。生物学的半減期が物理的半減期に対して著しく長い場合、有効半減期は物理的半減期に比べて（ G ）こととなる。

<Ⅰの解答群>

- 1 ^3H 2 ^{14}C 3 ^{32}P 4 ^{90}Sr 5 ^{137}Cs 6 ^{210}Po 7 α 線
8 β 線 9 γ 線 10 中性子線 11 著しく短い
12 ほとんど変わらない 13 著しく長い

Ⅱ 使用時の取扱操作 水溶液に関する操作は一般には危険性が低いが、例えば ^{36}Cl で標識した塩酸酸性水溶液を（ A ）と ^{36}Cl の大部分が気体に含まれることとなって、著しい空気汚染を起こす。また、 ^{131}I で標識したヨウ化カリウムに（ B ）を加えた場合にも著しい空気汚染が起こることはよく知られている。取扱操作に係る危険度の指標として（ C ）がある。これを考慮するときわめて危険度が高いと考えられる（ D ）などでは普通の化学操作に対して使用数量を0.01倍に留めるべきである。ただし、グローブボックス内での操作の場合には、使用数量を1桁以上増すことができる。

<Ⅱの解答群>

- 1 水酸化カリウム水溶液に加える 2 赤外線ランプで乾固する
3 硝酸銀水溶液に加える 4 垂鉛末に滴下する 5 塩酸 6 蒸留水
7 水酸化ナトリウム水溶液 8 飽和係数 9 放射線荷重係数
10 修正係数 11 ビルドアップ係数 12 原液の貯蔵
13 こぼすおそれのある複雑な湿式操作 14 乾式で、粉末を発生する操作

Ⅲ 場所の汚染の除去汚染を拡大を防ぐために、状況に応じた処置を講ずる必要がある。場合によっては、汚染核種に固有の（ A ）を考慮して適切な除染時期を設定することもある。これにより、除染作業に伴う被ばく線量並びに廃棄物の発生量を軽減することができる。汚染核種だけでなく汚染された素材の（ B ）も重要であり、不適切な除染剤の選択は汚染の拡大すらも促すことがある。例えば、樹脂製の床材への（ C ）の使用は不適切である。

<Ⅲの解答群>

- 1 放射線の種類 2 放射線のエネルギー 3 半減期 4 化学的性質
5 放射線化学反応の起こり易さ 6 放射線耐性 7 水
8 シュウ酸水溶液 9 中性洗剤 10 アセトン

IV 廃棄物の処理（放射性気体の濃縮）

液体への吸収が有効な場合がある。 $^{14}\text{CO}_2$ の（ A ）への吸収、 ^{85}Kr の（ B ）への吸収などがある。 ^{85}Kr については（ C ）粉末への吸着、（ D ）の差を利用して空気から分離する方法などで濃縮処理が可能である。

<IVの解答群>

- 1 濃硫酸 2 イオン交換水 3 蒸留水 4 水酸化ナトリウム水溶液
5 エタノール 6 アセトン 7 四塩化炭素 8 ゼオライト
9 塩化カルシウム 10 シリカゲル 11 活性炭 12 沸点
13 凝固点 14 昇華点 15 臨界点

V 廃棄物の処理（廃水の処理）

実験室からの廃水は一旦、貯留槽で留め置かれる。 ^{90}Sr （半減期 28.8 年）- ^{90}Y （半減期 64.1 時間）が使用核種で、両者が分離されたのち ^{90}Sr のみが貯留槽中に放出された場合を考える。その後、貯留槽への廃水の流入がなくても、全放射能の測定結果は、1 ヶ月の後には、元の廃水の測定結果に比べて、（ A ）となる。さらに、2 ヶ月間、この状態のまま経過すると、放射能は 1 ヶ月の後の測定結果と比べて（ B ）となる。

<Vの解答群>

- 1 無視できる値 2 約 1/4 3 およそ半分 4 同程度 5 約 1.5 倍
6 約 2 倍 7 約 4 倍

解説

I 表 5.10 にあるように、 ^{210}Po だけが α 放出核で、他は β 放出核である。半減期の最長は ^{14}C の 5730 年、最短は ^{32}P の 14 日である。

【解答】 I : (A)-6 (B)-7 (C)-8 (D)-1 (E)-2 (F)-3 (G)-12

II : (A)-2 (B)-5 (C)-10 (D)-14

III : (A)-3 (B)-4 (C)-10

IV : (A)-4 (B)-7 (C)-11 (D)-12

V : (A)-6 (B)-4

問題 2 ^3H , ^{32}P , ^{131}I , ^{210}Po の使用施設での放射線管理に関する次の I ~ IV の文章の () の部分に入る最も適切な語句、記号又は数値を、それぞれの解答群から 1 つだけ選べ。

I 作業者が管理区域から退出する際にハンドフットクロスモニタ (GM 管を検出器とする) で汚染検査をしたところ、履き物に汚染が発見された。ポリエチレン袋に包んだうえで端窓型 GM 管式サーベイメータ並びに NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータで汚染箇所を測定したが、後者では汚染を確認することが出来なかった。これらの状況から、少なくとも (A) が履き物に付着していることが示され、また、(B) による汚染は無視しうると推定された。

< I の解答群 >

1 ^3H 2 ^{32}P 3 ^{131}I 4 ^{210}Po

II 管理区域床面の汚染状況を把握するために、各種のサーベイメータを用いて直接法による汚染検査を実施した。使用核種全てについて汚染状況を把握するために、広窓型 GM 管式サーベイメータ、NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータ、(A) サーベイメータ、及びガスフロー薄窓型比例計数管式サーベイメータを使用した。スミア法による汚染検査も併用した。床面の 100 cm^2 をスミアろ紙でふき取り (ふき取り効率 0.5)、GM 計数装にて 1 分間測定した。バックグラウンドを差し引いた正味の計数は 4800 カウントとなった。 ^{32}P による汚染とすると計数効率 0.2 であり、この床面での表面汚染密度は (B) $\text{Bq} \cdot \text{cm}^{-2}$ となる。

< II の解答群 >

1 端窓型 GM 管式 2 Ge 半導体式 3 ZnS (Ag) シンチレーション式
4 電離箱式 5 BF_3 比例計数管式 6 2 7 4 8 6 9 8
10 10

III ^{131}I による汚染が一部の床面で検出された。この実験では、ヨウ化物イオンを

使用していた。除染のために、まず吸湿紙でふきとった。さらに、ヨウ化物イオンの化学形が変化している可能性を考慮して、水、中性洗剤、(A) の順に脱脂線にしませてふきとった。(B) をしませてふきとってもヨウ化物イオンの汚染は除去できるが、吸入により作業者の内部被ばくを招く恐れが高いため、使用しなかった。

< III の解答群 >

1 亜硫酸ナトリウム水溶液 2 希塩酸 3 アセトン
4 アルキルベンゼンスルホン酸ナトリウム水溶液 5 トルエン

IV 標識化合物の中には、(A) のように揮発性が高いために体内被ばくのリスクを高くするものがあるので、低温で保管することとした。使用内容についての点検では、常は無担体で存在する (B) に重点を置いた。(C) は必ずしも特定の臓器に濃縮されるわけではないが、標識化合物によっては濃縮が起こりうるので注意を要する。また、一般的な除染剤の特性、例えばキレート剤の (D) が金属元素の RI の皮膚からの除染に有効であることを周知徹底した。

< IV の A の解答群 >

1 $[\text{}^3\text{H}]$ ベンゼン 2 $[\text{}^3\text{H}]$ グルコース 3 $[\text{}^{32}\text{P}]$ 赤リン
4 $[\text{}^3\text{H}, \text{}^{32}\text{P}]$ リン酸 5 $[\text{}^{131}\text{I}]$ ヨウ素酸カリウム
6 $[\text{}^{131}\text{I}]$ ヨウ化ナトリウム

< IV の B ~ C の解答群 >

1 ^3H 2 ^{32}P 3 ^{131}I 4 ^{210}Po

< IV の D の解答群 >

1 アルキルベンゼンスルホン酸ナトリウム 2 エタノール
3 クエン酸ナトリウム 4 シュウ酸 5 チタン酸ペースト

解 説

I (A) (B) : GM 管式ハンドフットクロスモニタで検出できるのは、 β 線放出核種である ^{32}P と γ 線を放出する ^{131}I である。 ^3H の 18.6 keV の低エネルギー β 線や α 線しか放出しない ^{210}Po ではない。ポリ袋で包んで端窓型 GM 管式サーベイメータで検出でき、NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータで検出できないので純 β 核種と判断される。解答群の中で純 β 核種は ^{32}P だけである。また、 ^{131}I があったとしても微量と判断される。

II (B) : 表面汚染密度を A [Bq/cm^2] とすると、 $A \times 100 \times 0.5 = (4800/60) \times (1/0.2)$ より、 $A = 8$ [$\text{Bq} \cdot \text{cm}^{-2}$] を得る。

III (B) : ヨウ素は酸性状態では揮発する可能性がある。よって、酸性溶液は使用しない。

IV (B) : Po は安定同位体が存在せず、つねに無担体である。 ^3H は ^3HHO で全身に分布する。

【解答】

I : (A)-2 (B)-3

II : (A)-3 (B)-9

III : (A)-1 (B)-2

IV : (A)-1 (B)-4 (C)-1 (D)-3