

令和7年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

令和6年度技術士第一次試験「原子力・放射線部門」

— 専門科目の解説 —

一般社団法人 日本原子力学会 教育委員会 技術者教育小委員会 監修

1. はじめに

令和6年11月24日に、原子力・放射線部門を含む20の技術部門において技術士一次試験が実施された。原子力・放射線部門では72名が受験し、41名が合格している（合格率56.9%）。一次試験の科目は、基礎、適性、専門の3科目であり、今年度も変更はされていない^[1]。基礎科目及び専門科目の試験の程度は、4年制大学の自然科学系学部の専門教育課程修了程度とされている。本解説は、原子力・放射線部門での受験を考えておられる方のために、「専門科目」について、昨年度実施された試験の問題について解答の解説を含む参考情報を提供し、受験生の勉強に役立てるために作成したものである。

2. 専門科目の試験内容

第一次試験の試験方法は表1に示す通りで、専門科目は、「当該技術部門に係る基礎知識及び専門知識を問う問題」とされている^[1]。

原子力・放射線部門の専門科目の出題範囲は、「原子力、放射線、エネルギー」の3つの分野が規定されており^[2]、試験時間は2時間で、50点満点の試験である。例年、出題された35問のうちから25問を選択して解答することが求められ、合否判定基準については50%以上の得点とされる。したがって、合格するためには選択した25問のうち13問以上に正解する必要がある。

3. 専門科目の出題傾向と対策

令和6年度の技術士第一次試験、原子力・放射線部門の専門科目の出題傾向を分析する。

表2に各問題の出題概要、分野区分、問題形式の区分を示した。過去の試験問題が日本技術士会のホームページに掲載されているが、問題の構成等に余り大きな変化はない。

解答に当たっての注意事項として、全35問から任意の25問を選択してマークシートの番号を塗りつぶして解答することとなるが、26問以上解答した場合には失格となるので十分注意すること。

解答に当たっては、13問以上得点を獲得できるよう25問を選択することとなる。また、計算問題は、基礎的な公式を単純に当てはめるだけのものや、専門的な知識が無くとも工学的な常識や単位の整合性から解けるものが多く、正解できたことが計算結果の数値から確認し易いというメリットもあるので、積極的に取り組んでいくべきであろう。正誤問題については、誤った解答はどこが間違っているのかも含めて覚えておくことで、より多くの問題に対応できるようになるため、その点に留意して解答を確認するとよい。

以下に、専門科目の3分野における出題傾向と対策を示す。

なお、過去の問題と類似の出題も散見されることから、事前に過去問題（少なくとも直近5年分）をし

っかり解いて理解しておくことが望ましい。この際、原子力・放射線に関する幅広い基礎知識、専門知識が求められるため、すべての問題に取り組むことで、13問以上得点を獲得できる可能性が高くなる。第一次試験の過去問は技術士会ホームページの試験・登録情報^[3]などに掲載されている。その他、参考文献[4]～[14]についても参照するとよい。

(1) 原子力分野

原子力分野においては、表2に示すように、主に原子炉に関する問題として、炉物理(6問)、原子炉(8問)、その他法令(1問)、放射性廃棄物(1問)、核セキュリティ(1問)の分野から出題がみられる。問題数としては、35問中17問と全体の約半分を占める。多くの問題は、原子力百科事典ATOMICA等に記載されているレベルの知識があれば解ける問題であり、関連する知識については、初等テキストなどを利用してしっかり学習しておきたい。計算問題も出題されているが、考えさえ理解できれば、それほど複雑なものはない。

(2) 放射線分野

放射線分野では、放射線の基礎(3問)、放射線利用(3問)、放射計測(4問)、放射線防護(4問)が出題されており、幅広く出題されている。問題数は35問中14問であり、原子力分野の問題に比べるとやや少なめであるが、毎年13～14問出題されている。問題の傾向としては、放射線に関連した基礎的な理論や現象を問う問題が多く、第1種放射線取扱主任試験と共通する内容を多く含むことから、第1種放射線取扱主任試験対策として市販されている参考書等を利用するとよい。

(3) エネルギー分野

エネルギー分野では、エネルギー政策に関連する出題がされており、35問中4問の出題となっている。GX実現に向けた基本方針、国別の一次エネルギー総供給量、エネルギー基本計画、CO₂削減効果に関する問題が出題されている。原子力に関わるエネルギー政策についても多く出題されているので、注視しておきたい。エネルギー政策に係る計画、白書類、関連学協会誌や関連雑誌の特集記事、経済産業省や環境省などのホームページ、新聞・TVのニュースなどにも広く目を通しておくことが望ましい。

【主な参考文献】

- [1] 「技術士第一次試験実施大綱」, 科学技術・学術審議会、技術士分科会試験部会
https://www.engineer.or.jp/c_topics/010/attached/attach_10970_1.pdf
- [2] 公益社団法人 日本技術士会 HP 「技術士第一次試験の科目」
https://www.engineer.or.jp/c_topics/000/000289.html
- [3] 公益社団法人日本技術士会 HP 「過去問題（第一次試験）」
https://www.engineer.or.jp/c_categories/index02021.html
- [4] 日本原子力学会 HP 技術士関連情報
<http://www.aesj.net/gijyutsushi>
- [5] 「原子力がひらく世紀」, 一般社団法人 日本原子力学会編
- [6] 「原子力白書」, 原子力委員会
<https://www.aec.go.jp/kettei/hakusho/>
- [7] 「原子力規制委員会 年次報告」
<https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/kettei/06/05.html>
- [8] 「エネルギー白書」, 経済産業省資源エネルギー庁
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/>
- [9] 「原子力百科事典」 ATOMICA
<https://atomica.jaea.go.jp/>
- [10] 「放射線概論」, 通商産業研究社
- [11] 放射線技術学シリーズ「放射線計測学」, OHM 社
- [12] 原子力教科書「原子炉物理学」、「放射線利用」、「原子炉動特性とプラント制御」、「原子炉設計」、「原子力保全工学」、「原子力プラント工学」、「原子力熱流動工学」, OHM 社
- [13] 「軽水炉燃料のふるまい」 原子力安全研究協会
- [14] 「軽水炉発電所のあらまし」 原子力安全研究協会 他

表1 第一次試験の試験方法

問題の種類	回答時間	配点	合否決定基準
I 基礎科目 科学技術全般にわたる基礎知識を問う問題	1時間	15点満点	50%以上の得点
II 適性科目 技術士法第四章の規定の遵守に関する適性を問う問題	1時間	15点満点	50%以上の得点
III 専門科目 当該技術部門に係る基礎知識及び専門知識を問う問題	2時間	50点満点	50%以上の得点

表2 令和6年度「専門科目」の専門分野と概要

設問	分野／分類	概要	正誤 空白	計算 問題	
Ⅲ-1	原子力	炉物理	ウラン中の熱中性子の平均自由行程		○
Ⅲ-2		炉物理	核分裂	○	
Ⅲ-3		原子炉	軽水炉の燃料設計及び燃料製造	○	
Ⅲ-4		炉物理	臨界計算（バックリング）		○
Ⅲ-5		炉物理	軽水炉の自己制御性	○	
Ⅲ-6		原子炉	発電量と平均燃焼度		○
Ⅲ-7		炉物理	ウラン 235 の核分裂反応	○	
Ⅲ-8		原子炉	炉心損傷確率		○
Ⅲ-9		炉物理	原子炉運転時の核分裂生成物と中性子束		○
Ⅲ-10		原子炉	原子炉の強制対流熱伝達	○	
Ⅲ-11		原子炉	フィードバック制御		○
Ⅲ-12		原子炉	単一故障仮定（新規規制基準の考え方）	○	
Ⅲ-13		原子炉	使用済燃料プールの除熱		○
Ⅲ-14		原子炉	軽水炉の熱力学サイクル	○	
Ⅲ-15	放射線	放射線の基礎	放射線と原子核の反応	○	
Ⅲ-16		放射線計測	電離箱		○
Ⅲ-17		放射線の基礎	β 壊変	○	
Ⅲ-18		放射線計測	放射線検出器	○	
Ⅲ-19		放射線計測	中性子検出器	○	
Ⅲ-20		放射線計測	NaI シンチレーション検出器	○	
Ⅲ-21		放射線防護	遮蔽	○	
Ⅲ-22		放射線利用	ウラン 238 中のラジウム 226（放射平衡）		○
Ⅲ-23		放射線防護	NaCl の照射後のナトリウム 24 の放射能（生成と崩壊）		○
Ⅲ-24		放射線防護	トリチウムによる内部被ばく線量		○
Ⅲ-25		放射線利用	加速器	○	
Ⅲ-26		放射線の基礎	元素の特徴と関連用語	○	
Ⅲ-27		放射線利用	放射線照射（放射線利用技術）	○	
Ⅲ-28		放射線防護	放射線の確率的影響と確定的影響	○	
Ⅲ-29	原子力	法令	原子力基本法	○	
Ⅲ-30		放射性廃棄物	放射性廃棄物の処理・処分	○	
Ⅲ-31		核セキュリティ	核セキュリティ	○	
Ⅲ-32	エネルギー	エネルギー政策	GX 実現に向けた基本方針	○	
Ⅲ-33		エネルギー政策	国別の一次エネルギー総供給量	○	
Ⅲ-34		エネルギー政策	エネルギー基本計画	○	
Ⅲ-35		エネルギー政策	C02 削減効果		○

Ⅲ 次の35問題のうち25問題を選択して解答せよ。(解答欄に1つだけマークすること。)

Ⅲ-1 ウラン中の熱中性子の平均自由行程 [cm] に最も近い値はどれか。

ただし、ウランの微視的散乱断面積は 8.90barn ($1\text{ barn} = 1 \times 10^{-24}\text{cm}^2$)、微視的吸収断面積は 7.59barn とする。また、ウランの原子量は 238 、密度は 19.1g/cm^3 、アボガドロ数は 6.02×10^{23} とする。

- ① 0.63 ② 0.80 ③ 1.26 ④ 2.33 ⑤ 2.73

【解答と解説】

正解（最も近い値）は③。

平均自由行程は中性子が物質中で生まれてから原子核と衝突するまでに直線飛行する平均距離である。平均自由行程を λ 、熱中性子の巨視的断面積を Σ_t 、ウランの原子個数密度を N 、微視的断面積を σ_t とすると、次式が成り立つ。

$$\lambda = 1/\Sigma_t = 1/N\sigma_t$$

ここで、微視的断面積 σ_t は、微視的散乱断面積 σ_s と微視的吸収断面積 σ_a の和で表される。

$$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_a = 8.90 + 7.59 = 16.49 [\text{barn}] = 16.49 \times 10^{-24} [\text{cm}^2]$$

また、密度を ρ 、アボガドロ数を N_a 、原子量を M_a とすれば、ウランの原子個数密度 N は次式で与えられる。

$$N = \rho N_a / M_a$$

したがって、上式に各数値を代入すると、

$$N = 19.1 \times 6.02 \times 10^{23} / 238 = 4.83 \times 10^{22} [\text{cm}^{-3}]$$

$$\lambda = 1/N\sigma_t = 1 / (4.83 \times 10^{22} \times 16.49 \times 10^{-24}) = 1.26 [\text{cm}] \text{ になる。}$$

【参考文献等】

[1] 「原子炉物理」、第2章中性子と物質の反応、原子力学会 2020年2月5日

https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_aesj/Chap_02_20200317.pdf

Ⅲ-2 次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 核分裂性核種には誘起核分裂するものと、原子炉を起動するための中性子源である ^{252}Cf のように自発核分裂するものがある。
- ② 核分裂中性子は、核分裂により放出される 2~3 個程度の中性子だが、そのエネルギー分布は 10MeV 付近にピークを持つ連続スペクトルの形を示す。
- ③ 商業用軽水炉では、 ^{235}U の割合を 4%程度に高めた燃料が使用されているが、燃料の寿命末期まで積算すると、燃料内で発生した総核分裂数の約 1/3 は ^{239}Pu 、 ^{241}Pu からの寄与である。
- ④ 回収可能な核分裂エネルギーは、核分裂片の運動エネルギー、核分裂で即座に発生する γ 線のエネルギー、核分裂中性子の運動エネルギー、核分裂片の崩壊によって発生する β 線、 γ 線で、 ^{235}U の場合 200MeV 程度である。
- ⑤ η 値 (中性子再生率) は、その核種が中性子を 1 個吸収した時に放出される核分裂中性子の期待値を表したもので、10⁵eV 以上のエネルギーを持つ高速中性子に対する η 値は ^{235}U より ^{239}Pu の方が大きい。

【解答と解説】

正解 (最も不適切なもの) は②。

- ① 適切。
- ② 不適切。核分裂中性子のエネルギー分布は 1MeV 付近にピークを持つ連続スペクトルの形を示す。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子核物理の基礎 (4) 核分裂反応 (03-06-03-04)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-03-04.html

Ⅲ-3 我が国の発電用軽水炉の燃料設計及び燃料製造に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 燃料ペレットは、燃料の細かい粉末を成型し、次に研削して寸法と形状を整え、最後に高温で焼結して製造される。
- ② 燃料棒の内部には、燃料ペレットと被覆管の間の熱伝導をよくするために、熱伝導率の大きいヘリウムを封入している。
- ③ 燃料ペレットの密度は、核分裂反応により発生するガスを燃料ペレットの中に保持することができるように、理論密度の約95%としている。
- ④ 燃料ペレットは、全数について外観検査を行い、合否を判定する。
- ⑤ 燃料被覆管にはジルコニウム合金が用いられており、加圧水型軽水炉(PWR)と沸騰水型軽水炉(BWR)では成分の異なる合金が用いられている。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は①。

- ① 不適切。二酸化ウラン粉末を圧縮成形して円筒形状の成形体（グリーンペレット）とし、これを約1700℃の水素雰囲気中で焼成して焼結ペレットとする。焼結後に研削し、外径を精度よく仕上げる。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「ペレット製造工程 (04-06-02-03)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-06-02-03.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「燃料棒加工工程 (04-06-02-04)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-06-02-04.html

Ⅲ-4 半径 r の球体容器を満たしたときにちょうど臨界となる、均一な組成のウラン溶液について考える。このウラン溶液を、底面の半径が r の円柱体容器に、1 回に球体容器体積の $1/2$ ずつ入れていった場合、最初に超臨界状態になるのは何回目か。

ただし、バックリングは下表に示すものを用い、容器の厚み、外挿距離は r, h に比べて小さく無視できるとする。

形状	寸法	バックリング
球体	半径 r	$\left(\frac{\pi}{r}\right)^2$
有限の高さの 円柱体	半径 r 高さ h	$\left(\frac{2.405}{r}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{h}\right)^2$

- ① 1 回目 ② 2 回目 ③ 3 回目 ④ 4 回目 ⑤ 5 回目

【解答と解説】

正解は③

バックリング(B^2)とは中性子の漏れの量を取り扱うために導入するパラメータとなっており、巨視的吸収断面積 Σ_a 、巨視的核分裂断面積 Σ_f 、1 回あたりの核分裂で放出される平均中性子数 ν 、拡散係数 D として、実行増倍率 k は以下で示される。

$$k = \frac{\nu \Sigma_f}{\Sigma_a + DB^2}$$

$\nu \Sigma_f$ 、 Σ_a 、 D は系の組成によって決まる値となるため、 k は形状因子となる半径 r の球体容器を満たしたときにちょうど臨界となるため、バックリング(B^2)によって決まる。

半径 r の球体容器を満たしたときにちょうど臨界となり、バックリングが $(\pi/r)^2$ になることに相当する。このため、バックリングが $(\pi/r)^2$ よりも小さくなると超臨界状態となる。有限の高さの円柱体において臨界になる場合、以下の式が成り立つ。

$$\left(\frac{2.405}{r}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{h}\right)^2 < \left(\frac{\pi}{r}\right)^2$$

また、1 回に球体容器体積の $1/2$ ずつ入れていった場合 a 回目において以下の式が成り立つ。

$$\frac{4\pi r^3}{2 \times 3} \times a = \pi r^2 h$$

これらの関係から、 $a > 2.3$ となり、最初に超臨界状態になるのは 3 回目となる。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA「原子炉物理の基礎 (2) 中性子増倍率と転換、増殖 (03-06-04-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-02.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA「原子炉物理の基礎 (5) 中性子拡散方程式の解法 (2) (03-06-04-05)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-05.html
- [3] 「原子炉物理」、第 5 章原子炉の臨界、原子力学会 2020 年 2 月 5 日
https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_aesj/Chap_05_20200317.pdf

Ⅲ-5 次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① ドップラー反応度効果は、 UO_2 燃料の温度の上昇に伴い ^{238}U の共鳴吸収の確率が増加して、熱エネルギー領域まで減速する中性子が減る効果である。
- ② ドップラー反応度効果は、 UO_2 燃料の場合は顕著で、温度上昇に対して瞬時に働く。
- ③ ボイド反応度効果は、減速材密度の減少で、中性子を減速する効果が弱くなり、熱中性子が減る効果である。
- ④ 沸騰水型軽水炉では、過渡事象によって原子炉内の圧力が増すと反応度が低下し、出力が減少する。
- ⑤ 加圧水型軽水炉では、冷却材は、温度が上がると密度が下がるため、減速材温度反応度係数が負である。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は④。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 不適切。過渡事象によって原子炉内の圧力が増すと蒸気泡の発生が抑制され、ボイドがつぶれ、減速材である水の密度が高くなり、減速材としての効果が増すため、中性子の減速が促進され、反応度が増加し、出力が増加する。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「自己制御性」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1543.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「ドップラー係数」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1119.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「燃料温度反応度係数」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_568.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「ボイド効果」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1205.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「運転時の異常な過渡変化（BWRの場合）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-13-01.html
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA 「PWRの動特性（02-04-06-02）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-04-06-02.html

III-6 我が国の年間総発電電力量を 10,000 億 kWh とし、そのうち原子力発電の割合を 22% とする。原子力発電所の運転によって発生する使用済燃料は、再処理工場で再処理されるとする。ここで、原子力発電所の熱効率を 34%、再処理工場では毎年 640t が再処理されるとする。取出平均燃焼度 [MWd/t] をいくらより大きくすれば、再処理されずに中間貯蔵しなければならない燃料がゼロとなるか。次のうち最も近い値はどれか。

- ① 40,000 ② 42,000 ③ 44,000 ④ 46,000 ⑤ 48,000

【解答と解説】

正解（最も近い値）は②。

我が国の年間総発電電力量 10,000 億 kWh、そのうち原子力発電の割合を 22% から、我が国の原子力発電による年間総発電電力量は、以下となる。

$$10,000 \text{ 億 kWh} \times 22\% = 1.0 \times 10^{12} \text{ kWh} \times 0.22 = 2.2 \times 10^{11} \text{ kWh}$$

原子力発電所の熱効率 34%、毎年 640t、取出平均燃焼度 a MWd/t とすると、年間の発電量は $5,222 \text{ 千 kWh} \times a$ である。

$$\begin{aligned} & 640 \text{ t} \times a \text{ MWd/t} \times 24 \times 10^3 \text{ kWh/MWd} \times 34\% \\ &= 640 \text{ t} \times a \text{ MWd/t} \times 24 \times 10^3 \text{ kWh/MWd} \times 0.34 \\ &= 5.2224 \times 10^6 \times a \text{ kWh} \end{aligned}$$

上記 2 式はともに原子力発電による年間総発電電力量であるから、以下の式が成り立つ。

$$2.2 \times 10^{11} \text{ kWh} = 5.2224 \times 10^6 \times a \text{ kWh}$$

$$a = 42,126$$

この結果、 a は 42,126 となり、最も近い値は②42,000 である。

Ⅲ-7 軽水炉における ^{235}U の核分裂反応に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 核分裂収率は、1つの核分裂反応で生成される核種の生成確率であり、その総和は2.0である。
- ② ^{135}Xe と ^{149}Sm は、核分裂生成物の中でも特に熱中性子吸収の効果が大きく、顕著な毒作用を与える核種である。
- ③ ^{235}U の核分裂反応で発生する遅発中性子の割合は、 ^{239}Pu の核分裂反応での遅発中性子の割合より大きい。
- ④ 核分裂反応で発生するエネルギーの中で、核分裂生成物の運動エネルギーが占める割合は80%以上である。
- ⑤ 高速中性子による核分裂反応で生成される核種の質量数は、110から125の範囲で最も多くなる。

【解答と解説】

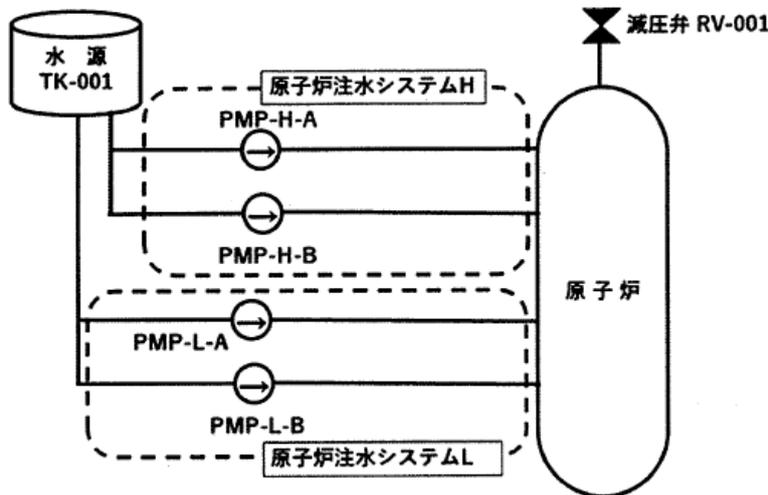
正解（最も不適切なもの）は⑤。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 不適切。熱中性子同様、高速中性子においても、質量数が140付近と95付近にピークを持つ二山状の核分裂収率の分布を示す。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「核分裂生成物の収率」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_765.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子核と核反応 (03-06-01-03)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-01-03.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「キセノン反応度特性」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_817.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「遅発中性子割合」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1037.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子核物理の基礎 (4) 核分裂反応 (03-06-03-04)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-03-04.html
- [6] 「原子炉物理」、第3章核分裂と連鎖反応、原子力学会 2020年2月5日
https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_aesj/Chap_03_20200317.pdf

III-8 問題図 1 は、架空の原子炉注水システムの簡略系統図であり、原子炉が定格圧力近傍にあっても注水可能な原子炉注水システム H と注水のためには原子炉の減圧（減圧弁の開放による）が必要となる原子炉注水システム L で構成されている。原子炉注水システム H と原子炉注水システム L は水源 TK-001 を共用している。原子炉注水システム H の成功基準は PMP-H-A と PMP-H-B のいずれか 1 台による注水成功である。同様に、原子炉注水システム L の成功基準は PMP-L-A と PMP-L-B のいずれか 1 台による注水成功である。



問題図 1 原子炉注水システム H 及び L の簡略系統図

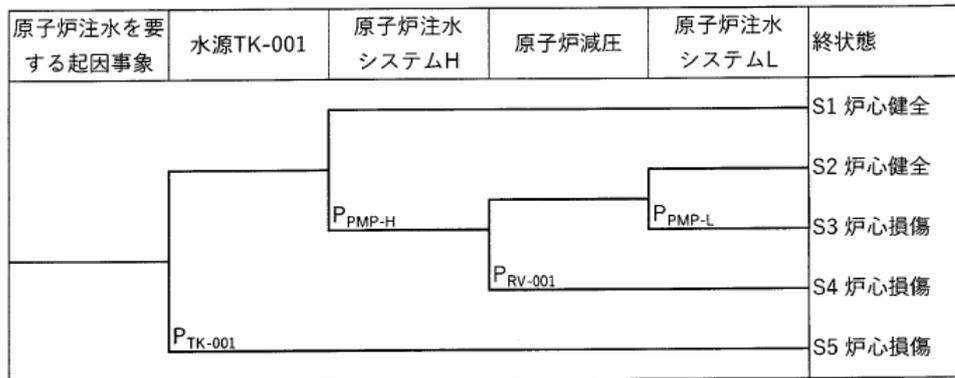
当該原子炉注水システムを構成する機器の故障確率を問題表 1 に示す。

問題表 1 機器の故障確率

項目	記号	確率
水源 TK-001 の破損又は閉塞	P_{TK-001}	3.3×10^{-6}
原子炉注水システム H 機能喪失	P_{PMP-H}	1.2×10^{-5}
原子炉注水システム L 機能喪失	P_{PMP-L}	1.2×10^{-5}
減圧弁開失敗	P_{RV-001}	4.2×10^{-4}

当該システムの故障による炉心損傷シーケンスを展開したイベントツリーを問題図 2 に示す。炉心損傷シーケンス S3, S4, S5 について、問題表 1 を用いて、条件付炉心損傷確率（起因事象発生確率を 1.0 とした場合の炉心損傷確率）を計算し、条件付炉心損傷確率の高い順に並べた場合、最も適切な選択肢はどれか。ここで、イベントツリーの各下分岐（失敗分岐）には、対応する問題表 1 の記号が示されている。また、問題図 2 の各ヘディングは互いに独立であるとし、電源等のサポート系との従属性は考慮しない。

なお、問題表 1 に示すとおり、各機器の故障確率は 1.0 と比較して極めて小さいため、問題図 2 のイベントツリーの上分岐（成功）確率は 1.0 としてよい（すなわち、 $1 - P \approx 1$ を仮定してよい）。



問題図2 原子炉注水システム故障による炉心損傷イベントツリー

- ① S3 > S4 > S5
- ② S4 > S5 > S3
- ③ S5 > S3 > S4
- ④ S5 > S4 > S3
- ⑤ S4 > S3 > S5

【解答と解説】

正解（最も適切な選択肢）は④。

問題文の条件から、炉心損傷シーケンス S3, S4, S5 についての炉心損傷確率は、問題表 1 に記載の故障確率を各システム全体としての故障確率であると仮定した場合、以下となる。

S3 の炉心確率：

$$P_{PMP-H} \times P_{PMP-L} = (1.2 \times 10^{-5}) \times (1.2 \times 10^{-5}) = 1.44 \times 10^{-10}$$

S4 の炉心確率：

$$P_{PMP-H} \times P_{RV-001} = (1.2 \times 10^{-5}) \times (4.2 \times 10^{-4}) = 5.04 \times 10^{-9}$$

S5 の炉心確率：

$$P_{TK-001} = 3.3 \times 10^{-6}$$

この結果 S5 > S4 > S3 となり、条件付炉心損傷確率の高い順に並べた場合、最も適切な選択肢は④。

また、問題表 1 は、構成する機器の故障確率との記載があるため、PMP-H-A と PMP-H-B いずれか 1 台、PMP-L-A と PMP-L-B のいずれか 1 台の故障確率であると仮定した場合、以下となる。

S3 の炉心確率：

$$P_{PMP-H} \times P_{PMP-L} = (1.2 \times 10^{-5})^2 \times (1.2 \times 10^{-5})^2 = 2.07 \times 10^{-20}$$

S4 の炉心確率：

$$P_{PMP-H} \times P_{RV-001} = (1.2 \times 10^{-5})^2 \times (4.2 \times 10^{-4}) = 6.05 \times 10^{-14}$$

S5 の炉心確率：

$$P_{TK-001} = 3.3 \times 10^{-6}$$

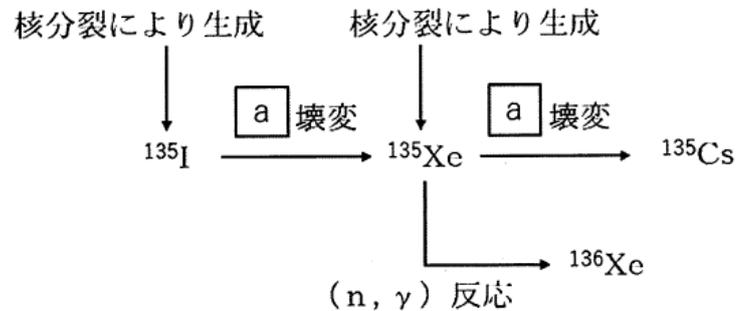
この場合でも、S5 > S4 > S3 となり、最も適切な選択肢は④となる。

III-9 次の記述の に入る式又は記号の組合せとして、最も適切なものはどれか。

核分裂生成物 ^{135}I 及び ^{135}Xe は核分裂により発生するが、 ^{135}I は 壊変により ^{135}Xe となり、 ^{135}Xe は (n, γ) 反応により ^{136}Xe になるとともに、 壊変により ^{135}Cs となる。この反応経路は問題図 1 のように整理できる。ここで、 ^{135}I の中性子吸収反応断面積は極めて小さいため、問題図 1 では中性子吸収による ^{135}I の変換消滅を考慮していない。

問題図 1 の反応経路に係るパラメータとして以下を定義する。

- γ_I : ^{135}I の核分裂収率
- γ_X : ^{135}Xe の核分裂収率
- λ_I : ^{135}I の 壊変定数
- λ_X : ^{135}Xe の 壊変定数
- σ_X : ^{135}Xe の微視的 (n, γ) 反応断面積
- Σ_f : 巨視的核分裂断面積
- ϕ : 原子炉停止前における熱中性子束



問題図 1 反応経路

これらのパラメータを用いて ^{135}I の濃度 I の時間変化 $\left(\frac{dI}{dt}\right)$ は(1)式で表される。

$$\left(\frac{dI}{dt}\right) = \gamma_I \Sigma_f \phi - \lambda_I I \quad (1)$$

同様に、 ^{135}Xe の濃度 X の時間変化 $\left(\frac{dX}{dt}\right)$ は(2)式で表される。

$$\left(\frac{dX}{dt}\right) = \lambda_I I - \lambda_X X - \sigma_X X \phi + \gamma_X \Sigma_f \phi \quad (2)$$

ゆえに、原子炉を熱中性子束 ϕ で長時間運転した場合、 ^{135}I の平衡濃度 I_∞ は(1)式の左辺を 0 (ゼロ) として(3)式のように求まる。

$$I_\infty = \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi}{\lambda_I} \quad (3)$$

同様に、 ^{135}Xe の平衡濃度 X_∞ は、(2)式の左辺を 0 (ゼロ) として(3)式を代入し、(4)式のように求まる。

$$X_\infty = \boxed{\text{b}} \quad (4)$$

熱中性子束 ϕ で長時間原子炉を運転した後、原子炉が停止した場合を考える。原子炉停止後の時間を T とすると、 ^{135}Xe の濃度 X は(5)式に従う。

$$\left(\frac{dX}{dT}\right) = \lambda_I I - \lambda_X X \quad (5)$$

ゆえに、原子炉停止直後の時間を $T = 0$ (ゼロ) とすると、原子炉停止直後に ^{135}Xe の濃度が上昇する条件は、 ^{135}I の平衡濃度 I_∞ と ^{135}Xe の平衡濃度 X_∞ を用いて、(6)式となる。

$$\left(\frac{dX}{dT}\right)_{T=0} = \lambda_I I_\infty - \lambda_X X_\infty \boxed{\text{c}} \quad 0 \quad (6)$$

(6)式に(3)式と(4)式を代入して整理すると、原子炉停止直後 ^{135}Xe の濃度が上昇するための熱中性子束の条件(7)式が得られる。

$$\phi \quad \boxed{\text{c}} \quad \boxed{\text{d}} \quad (7)$$

	<u>a</u>	<u>b</u>	<u>c</u>	<u>d</u>
① β^-		$\frac{(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f \phi}{\lambda_X \left(1 + \frac{\sigma_X \phi}{\lambda_X}\right)}$	<	$\frac{\gamma_X}{\gamma_I} \cdot \frac{\lambda_X}{\sigma_X}$
② β^+		$\frac{(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f \phi}{\left(1 + \frac{\sigma_X \phi}{\lambda_X}\right)}$	>	$\frac{\gamma_I}{\gamma_X} \cdot \frac{\lambda_I}{\sigma_X}$
③ β^-		$\frac{(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f \phi}{\lambda_X \left(1 + \frac{\sigma_X \phi}{\lambda_X}\right)}$	>	$\frac{\gamma_X}{\gamma_I} \cdot \frac{\lambda_X}{\sigma_X}$
④ β^+		$\frac{[(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f - \sigma_X] \phi}{\lambda_X}$	>	0
⑤ β^-		$\frac{(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f \phi}{\left(1 + \frac{\sigma_X \phi}{\lambda_X}\right)}$	<	$\frac{\gamma_I}{\gamma_X} \cdot \frac{\lambda_I}{\sigma_X}$

【解答と解説】

正解 (最も適切なもの) は③。

^{135}I が β^- 壊変すると、 ^{135}Xe となり、さらに β^- 壊変すると ^{135}Cs となる。

原子炉を熱中性子束 ϕ で長時間運転した場合、 ^{135}Xe の平衡濃度 X_∞ は、(2)式の左辺を 0 (ゼロ) として(2)'式となる。

$$0 = \lambda_I I_\infty - \lambda_X X_\infty - \sigma_X X_\infty \phi + \gamma_X \Sigma_f \phi \quad (2)'$$

(2)'式に(3)式を代入し、(4)式のように求まる。

$$X_{\infty} = \frac{(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f \phi}{\lambda_X \left(1 + \frac{\sigma_X \phi}{\lambda_X}\right)} \quad (4)$$

原子炉停止直後に ^{135}Xe の濃度が上昇する条件は、平衡濃度 X が時間とともに上昇するため、時間微分が 0 より大きくなるため、(6)式は、以下の式となる。

$$\left(\frac{dX}{dt}\right)_{T=0} = \lambda_I I_{\infty} - \lambda_X X_{\infty} > 0 \quad (6)$$

(6)式に(3)式と(4)式を代入して整理すると、原子炉停止直後 ^{135}Xe の濃度が上昇するための熱中性子束の条件(7)式が得られる。

$$\phi > \frac{\gamma_X \cdot \lambda_X}{\gamma_I \cdot \sigma_X} \quad (7)$$

この結果、式又は記号の組合せとして、最も適切なものは③となる。

【参考文献等】

- [1] 「原子炉の理論と解析（下）」、第 15 章燃焼計算、J・J・ドゥデルスタット、L・J／ハミルトン

III-10 次の記述の□に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

原子炉の強制対流熱伝達係数は□aの関数として表すことができる。□aは流体の物理的性質と流れの動的な性質を示す無次元数であり、□bとレイノルズ数の関数である。

□bはNavier-Stokesの式の ∇^2 項の係数(□c係数に相当)の熱伝導方程式の ∇^2 項の係数(□d係数に相当)に対する比である。

レイノルズ数は流体の□eの□fに対する比(□e/□f)である。

	a	b	c	d	e	f
①	ヌッセルト数	プラントル数	熱拡散	運動量の拡散	慣性力	粘性力
②	プラントル数	ヌッセルト数	運動量の拡散	熱拡散	粘性力	慣性力
③	プラントル数	ヌッセルト数	運動量の拡散	熱拡散	慣性力	粘性力
④	ヌッセルト数	プラントル数	熱拡散	運動量の拡散	粘性力	慣性力
⑤	ヌッセルト数	プラントル数	運動量の拡散	熱拡散	慣性力	粘性力

【解答と解説】

正解(最も適切なもの)は⑤。

ヌッセルト数は、伝熱面の伝熱性能を代表する無次元数であり、 $Nu = hL/\lambda$ (h : 熱伝達率、 L : 代表長さ、 λ : 熱伝導率) と定義される。

また、強制対流熱伝達では、ヌッセルト数は、 $Nu = (\text{定数}) \times Re^n \times Pr^m$ で表され、プラントル数とレイノルズ数の関数となる。

プラントル数は、運動量の拡散係数である動粘性係数 ν と熱拡散係数(温度伝導率) α の比 $Pr = \nu/\alpha$ と定義される無次元数であり、粘性力の影響の程度、速度と温度境界層の相対厚さと関連する。Navier-Stokes の式の ∇^2 項の係数と熱伝導方程式の ∇^2 項の係数に対する比に相当する。

Navier-Stokes の式の ∇^2 項は運動量の拡散項(粘性項)であり、その係数は粘性係数 μ 、左辺の流体の密度 ρ で割ると、動粘性係数 ν となる。

$$\rho \left(\frac{\partial v}{\partial t} + (v \cdot \nabla)v \right) = -\nabla p + \mu \nabla^2 v + \rho f \quad \text{Navier-Stokes の式}$$

t: 時間

v: 流体の速度

p: 流体にかかる圧力

f: 単位体積当たりの流体にかかる外力

熱伝導方程式の ∇^2 項は熱拡散項であり、その係数は熱拡散係数 α である。

$$\frac{\partial T}{\partial t} = \alpha \nabla^2 T + \frac{q}{\rho c} \quad \text{熱伝導方程式}$$

T: 温度

q: 内部発熱

c: 比熱

レイノルズ数は、流れの粘性力と慣性力の比（慣性力/粘性力）を表す無次元数で、流れの代表長さを L 、代表速度を U 、流体の動粘度を ν とするとき、 $Re=UL/\nu$ で定義される。

よって、最も適切な語句の組合せは⑤となる。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉の伝熱流動（1）（03-06-02-01）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-02-01.html
- [2] 日本機械学会 機械工学辞典「ヌセルト数」
<https://www.jsme.or.jp/jsme-medwiki/doku.php?id=10:1009556>
- [3] 日本機械学会 機械工学辞典「プラントル数」
<https://www.jsme.or.jp/jsme-medwiki/doku.php?id=10:1011434>
- [4] 日本機械学会 機械工学辞典「レイノルズ数」
<https://www.jsme.or.jp/jsme-medwiki/doku.php?id=09:1013631>
- [5] 株式会社 TS コンサルティング HP ナビエストークス方程式の導出
<http://tsc-consulting.co.jp/MateDerivhtml.html>
- [6] 株式会社 TS コンサルティング HP 熱伝導方程式
<http://tsc-consulting.co.jp/HeatCondhtml.html>
- [7] JSME テキストシリーズ 伝熱工学、日本機械学会

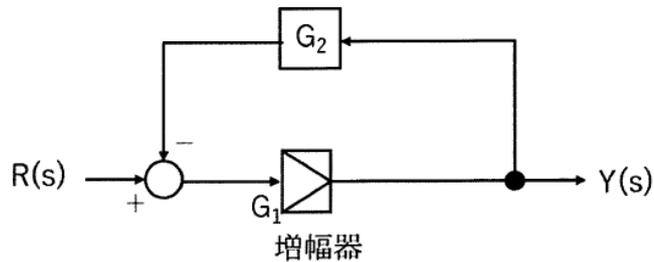
Ⅲ-11 次の記述の□に入る式又は数値の組合せとして、最も適切なものはどれか。

問題図 1 はフィードバック制御系のブロック線図の例である。

G_1 のゲインを k (定数) とし、 G_2 は PID 制御要素とする。

P (比例要素), I (積分要素), 及び D (微分要素) が並列接続である場合、 G_2 の開ループ伝達関数は□ a □となる。ここで、 K_P , K_I , K_D は各制御要素のゲイン (定数) とする。 $k=2$, $K_P=2$, $K_I=3$, $K_D=0.5$ とすると、システムの閉ループ伝達関数 $G(s)$ は、 $G(s) =$ □ b □となる。

このシステムに $R(s)$ として単位ステップ関数を入力すると、 $Y(s) =$ □ c □となる。これに対してラプラス逆変換をすると、システム応答は $y(t) =$ □ d □となる。ここで、ラプラス逆変換に際しては、問題表 1 を参照してよい。



問題図 1 フィードバック制御系ブロック線図

問題表 1 ラプラス変換表

$f(t)$	$\mathcal{L}[f(t)] = F(s)$
1	$\frac{1}{s}$
t^n	$\frac{n!}{s^{n+1}}$
$\delta(t)$	1
$e^{\alpha t}$	$\frac{1}{s - \alpha}$
$\cos \omega t$	$\frac{s}{s^2 + \omega^2}$
$\sin \omega t$	$\frac{\omega}{s^2 + \omega^2}$
$e^{-\alpha t} \cos \omega t$	$\frac{(s + a)}{(s + a)^2 + \omega^2}$
$e^{-\alpha t} \sin \omega t$	$\frac{\omega}{(s + a)^2 + \omega^2}$

- | a | b | c | d |
|---------------------------------|---------------------------|--|---|
| ① $K_P K_I K_D$ | $\frac{2}{7}$ | $\frac{2}{7}$ | $\frac{2}{7} \delta(t)$ |
| ② $K_P + \frac{K_I}{s} + K_D s$ | $\frac{2s}{s^2 + 5s + 6}$ | $2 \left[\frac{1}{s+2} - \frac{1}{s+3} \right]$ | $2[e^{-2t} - e^{-3t}]$ |
| ③ $K_P K_I K_D$ | $\frac{2}{7}$ | $\frac{2}{7s}$ | $\frac{2}{7}$ |
| ④ $K_P + \frac{K_I}{s} + K_D s$ | $\frac{2s}{s^2 + 5s + 6}$ | $2 \left[\frac{3}{s+3} - \frac{2}{s+2} \right]$ | $2[3e^{-3t} - 2e^{-2t}]$ |
| ⑤ $K_P + \frac{K_I}{s} + K_D s$ | $\frac{2}{s^2 + 5s + 6}$ | $\frac{1}{3} \left[\frac{1}{s} - \frac{3}{s+2} + \frac{2}{s+3} \right]$ | $\frac{1}{3} [1 - 3e^{-2t} - 2e^{-3t}]$ |

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は②。

G_2 は PID 制御要素であり、P（比例要素）、I（積分要素）、及び D（微分要素）が並列接続であるため、 G_2 の開ループ伝達関数は、 $G_2 = K_P + \frac{K_I}{s} + K_D s$ となる。また、 G_1 のゲインを k （定数）から $G_1 = k$ となる。

システムの閉ループ伝達関数 $G(s)$ は、問題図 1 はフィードバック制御系のブロック線図から、 $G(s) = \frac{G_1}{1+G_1G_2}$ となり、 G_1 と G_2 を代入して、 $k=2$ 、 $K_P=2$ 、 $K_I=3$ 、 $K_D=0.5$ を代入すると、 $G(s)$
$$= \frac{k}{1+k(K_P+\frac{K_I}{s}+K_Ds)} = \frac{2}{1+2(2+\frac{3}{s}+0.5s)} = \frac{2s}{s^2+5s+6}$$
 となる。

このシステムに $R(s)$ として単位ステップ関数を入力するため、単位ステップ関数はラプラス変換で $1/s$ として表現されるため、 $R(s) = 1/s$ となる。

$$Y(s) = R(s)G(s) = \frac{1}{s} \times \frac{2s}{s^2+5s+6} = 2 \left[\frac{1}{s+2} - \frac{1}{s+3} \right] \text{ となる。}$$

$Y(s)$ を問題表 1 のラプラス変換表を用いて、ラプラス逆変換すると $y(t) = 2[e^{-2t} - e^{-3t}]$ となる。

【参考文献等】

- [1] PID 制御のブロック線図と伝達関数を表す方法 | Tajima Robotics
<https://tajimarobotics.com/pid-block-diagram-transfer-function/>
- [2] ブロック線図の簡単化 | Tajima Robotics
<https://tajimarobotics.com/block-diagram-simplification/>
- [3] 単位ステップ関数のラプラス変換 - Electrical Information
<https://detail-infomation.com/laplace-transform-unit-step-function/>
- [4] 「MATLAB による制御工学」、足立修一、東京電機大学出版局
- [5] 「やさしく学べる制御工学」、今井弘之、森北出版

III-12 原子力規制委員会が発行した、NREP-0002「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」（令和4年12月14日改訂）における単一故障仮定の考え方からの抜粋である。□□□□に入る語句又は数値の組合せとして、最も適切なものはどれか。

（前略）「単一故障の仮定」の考え方は、安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い機能を有するものについて、多重性又は多様性の要件を満たすかを確認するためのものであり

（注）、評価すべき系統の中の1つが原因を問わず故障した場合を仮定し、その場合でも当該系統が所定の機能が確保できることを確認するものである。ここでいう単一故障は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。動的機器とは、□ a □ 所定の機能を果たす機器をいい、静的機器はそれ以外の機器である。（中略）単一故障は短期間では□ b □ の単一故障のみを想定すれば足り、長期間では□ b □ の単一故障又は想定される□ c □ の単一故障のいずれを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である（設置許可基準規則の解釈12条の4）。短期間と長期間の境界は□ d □ 時間を基本とし、□ e □ 場合（中略）はその時点を境界とする。

（後略）

（注）原文の「解析手法」を表現適正化の観点から「もの」と意識した。

a	b	c	d	e
① 外部入力によって能動的に	動的機器	静的機器	24	運転モードの切替えを行う
② 差圧によって受動的に	静的機器	動的機器	12	運転モードの切替えを行う
③ 外部入力によって能動的に	動的機器	静的機器	24	炉心が損傷した
④ 差圧によって受動的に	動的機器	静的機器	24	運転モードの切替えを行う
⑤ 差圧によって受動的に	静的機器	動的機器	12	炉心が損傷した

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は①。

【参考文献等】

[1] NREP-0002「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」、原子力規制委員会（令和4年12月14日改訂）

<https://www.nra.go.jp/data/000155788.pdf>

Ⅲ-13 次の記述の□に入る数値として、最も近いものはどれか。

使用済燃料プール中の使用済燃料の残留熱（崩壊熱）を除去する。プールの水を熱交換器に送り、この熱を全て対向流型の熱交換器を用いて二次側の水で冷却する。系統は定常状態にあるとする。熱交換器の一次側（プール側）の入口温度を 60℃、出口温度を 30℃とする。また、二次側の水の入口温度を 20℃、出口温度を 30℃とする。このときの熱交換器の除熱量は□である。

ここで、熱交換器の熱通過率を $1.0\text{kW}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{K}^{-1}$ 、伝熱面積を 30m^2 とする。水の比熱と熱通過率は温度によらず一定とし、 $\log_e 2=0.69$ 及び $\log_e 3=1.1$ とする。また、有効温度差の修正係数は 1.0 とする。

- ① 400kW ② 450kW ③ 500kW ④ 550kW ⑤ 600kW

【解答と解説】

正解（最も近いもの）は④。

対向流型の熱交換器の除熱量（伝熱量） Q は以下の式で表せる。

$$Q = KA \frac{\Delta T_1 - \Delta T_2}{\ln(\Delta T_1 / \Delta T_2)}$$

K ：熱通過率

A ：伝熱面積

ΔT_1 ： $T_{hi} - T_{co}$

ΔT_2 ： $T_{ho} - T_{ci}$

T_{hi} ：一次系の入口温度

T_{ho} ：一次系の出口温度

T_{ci} ：二次系の入口温度

T_{co} ：二次系の出口温度

対向流型の熱交換器の除熱量の式に熱通過率 $1.0\text{kW}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{K}^{-1}$ 、伝熱面積 30m^2 、一次系の入口温度 60°C 、一次系の出口温度 30°C 、二次系の入口温度 20°C 、二次系の出口温度 30°C を代入する。

$$Q = KA \frac{\Delta T_1 - \Delta T_2}{\ln(\Delta T_1 / \Delta T_2)} = 1.0 \times 30 \times \frac{20}{\ln(3)} = 545\text{kW}$$

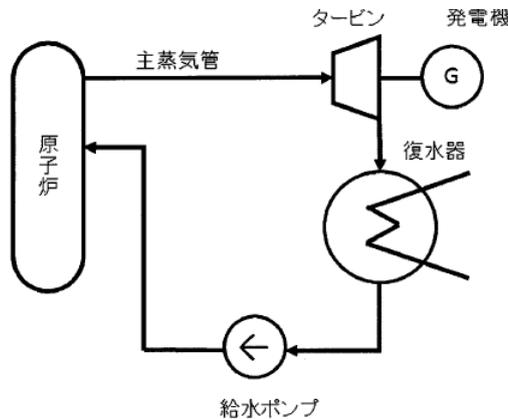
この結果から、最も近いものは④550kW となる。

【参考文献等】

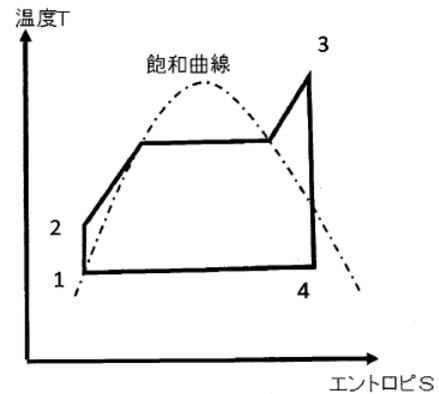
[1] JSME テキストシリーズ 「伝熱工学」、日本機械学会

III-14 次の記述の□に入る語句、式又は数値の組合せとして、最も適切なものはどれか。

原子力発電所（軽水炉）の熱力学サイクルは□aと呼ばれる。簡易化のため、給水加熱（再生）及び湿分分離（再熱）を無視した場合の□aの構成概要図を問題図1に示す。また、これに対応するT-S線図を問題図2に示す。



問題図1 構成概要図



問題図2 T-S線図

問題図2の1～4の各状態のエンタルピを各々 $h_1 \sim h_4$ とすると、□aの熱効率 η は次式となる。ここで、給水ポンプの仕事は原子炉からの入熱量やタービンの仕事に比べて極めて小さいとする。

$$\eta = \text{□b}$$

即ち、図2の状態□cのエンタルピを高めるほど、また、状態□dのエンタルピを低減するほど、熱効率 η は□eする。

a	b	c	d	e
① ブレイトンサイクル	$(h_3-h_4)/(h_3-h_1)$	3	4	増加
② カルノーサイクル	$(h_3-h_4)/(h_2-h_1)$	4	2	減少
③ ランキンサイクル	$(h_3-h_4)/(h_3-h_1)$	3	4	増加
④ ブレイトンサイクル	$(h_3-h_1)/(h_3-h_4)$	4	3	増加
⑤ ランキンサイクル	$(h_3-h_1)/(h_3-h_4)$	3	1	減少

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は③。

ランキンサイクルは、蒸気動力の基本サイクルであり、原子力発電や火力発電など広く用いられている熱機関である。作動流体として通常は水蒸気を用いる。低温の飽和水を給水ポンプで断熱加圧する過程（問題図2 1→2）、加圧された水を原子炉などの蒸気発生器で圧力一定のもとで加熱して、乾き飽和蒸気あるいは高温の過熱蒸気にする過程（問題図2 2→3）、蒸気をタービンで断熱膨張させて仕事を得る過程（問題図2 3→4）およびタービンの排気を復水器で等圧冷却して飽和水にする過程（問題図2 4→1）から構成される。

熱効率 η は、ボイラーの加熱量 $q_B = h_3 - h_2$ 、タービンの仕事 $w_T = h_3 - h_4$ 、ポンプ所要仕事 $w_P = h_2 -$

h_1 として、給水ポンプの仕事は原子炉からの入熱量やタービンの仕事に比べて極めて小さいことから $h_2 \approx h_1$ となることから、以下として与えられる。

$$\eta = \frac{\omega_T - \omega_P}{q_B} = \frac{(h_3 - h_4) - (h_2 - h_1)}{h_3 - h_2} \approx \frac{h_3 - h_4}{h_3 - h_1}$$

発生蒸気の圧力と温度を高くし（3のエンタルピを高くし）、復水器の圧力を低くする（4のエンタルピを低くする）ほど、理論熱効率は高くなる。

この結果から、最も近いものは③となる。

【参考文献等】

[1] 日本機械学会 機械工学辞典「ランキンサイクル」

<https://www.jsme.or.jp/jsme-medwiki/doku.php?id=10:1013258>

[2] 「新蒸気動力工学」、一色尚次、森北出版

Ⅲ-15 次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。

- ① 水素原子核が中性子を捕獲し，このとき電磁波が放出された。
- ② 中性子と水素原子核が弾性散乱を行い，このとき電磁波が放出された。
- ③ 軌道電子捕獲が起きた後，生じた内殻の空位を外殻電子が埋め，このとき電磁波が放出された。
- ④ 高速電子が原子核のクーロン場によって散乱され，このとき電磁波が放出された。
- ⑤ 陽電子が物質中で軌道電子と合体・消滅し，このとき電磁波が放出された。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は②。

- ① 適切。
- ② 不適切。弾性散乱では、中性子と原子核が衝突によりエネルギーを失なわず、運動エネルギーと運動量が保存されるため、電磁波は生じない。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「中性子捕獲」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1055.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子核物理の基礎 (3) 核反応 (03-06-03-03)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-03-03.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「軌道電子捕獲」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_821.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子核物理の基礎 (2) 原子核の壊変 (03-06-03-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-03-02.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「制動放射線」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_442.html
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA 「陽電子」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_691.html

Ⅲ-16 有効体積 400cm^3 の空気等価電離箱を γ 線照射場に置いたところ、 $1.5 \times 10^{-10}\text{A}$ の電離電流が測定された。この場合の γ 線照射場の照射線量率 [$\text{C} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$] に最も近い値はどれか。ただし、空気の密度を $1.2 \times 10^{-3}\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$ とする。

- ① 1.6×10^{-9}
- ② 3.1×10^{-7}
- ③ 1.9×10^{-5}
- ④ 2.6×10^{-4}
- ⑤ 1.1×10^{-3}

【解答と解説】

正解（最も近い値）は⑤。

照射線量率とは、 γ 線あるいは X 線で照射されている単位質量あたりの空気中で発生した 2 次電子がその飛程の全長に沿って生成するイオン対として定義され、以下のように示される。ここで、問題文より、電離箱内の空気の有効体積 400cm^3 、電離電流 $1.5 \times 10^{-10}\text{A}$ 、空気の密度を $1.2 \times 10^{-3}\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$ を用いる。

$$\begin{aligned}\text{照射線量率} &= (\text{電離電流}) / (\text{電離箱内の空気の重量}) \\ &= (1.5 \times 10^{-10} \text{ C/s} \times 3600 \text{ s/h}) / (400\text{cm}^3 \times 1.2 \times 10^{-3}\text{g} \cdot \text{cm}^{-3} \times 10^{-3} \text{ kg/g}) \\ &= 1.13 \times 10^{-3} \text{ C} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}\end{aligned}$$

この結果から、最も近いものは⑤ 1.1×10^{-3} となる。

【参考文献等】

- [1] 「放射線概論」、柴田徳思、通商産業研究社
- [2] 「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会

III-17 β 壊変に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 広義の β 壊変では β^- 壊変、 β^+ 壊変、及び原子核が軌道電子を捕獲して陽子が中性子に壊変する電子捕獲がある。
- ② β^+ 壊変では、原子核から陽電子が放出されて陽子数が1つ減少するため、原子番号が1つ減少する。
- ③ β^+ 壊変では、原子核から陽電子が放出されるため、壊変後の原子の質量は、壊変前の原子の質量よりも電子1個分小さくなる。
- ④ β^- 壊変では、原子核から電子が放出されて陽子数が1つ増加するため、原子番号が1つ増加する。
- ⑤ β^- 壊変では、 β^- 線と同時にニュートリノが放出されるため、 β^- 線のエネルギースペクトルは連続分布となる。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は③。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 不適切。 β^+ 壊変は、壊変後、中性原子の軌道電子が1個少なく、さらに陽電子が1個放出されるので、電子2個の質量が余分に外へ放出されることになる。このため、 β^+ 線の最大エネルギーは、 $M_{\text{前}}c^2 - M_{\text{後}}c^2 - 2m_e c^2$ と表され、壊変前後の中性原子の質量差が電子質量の2倍以上でないと起こらない。
- ④ 適切。
- ⑤ 不適切。 β^- 壊変では、 β^- 線と同時に反ニュートリノが放出される。エネルギーが電子、娘核、反ニュートリノの3体に運動エネルギー保存則を満たすように分配されるので、 β^- 線のエネルギースペクトルは連続分布となる。

ニュートリノは粒子と反粒子が同一の粒子であるマヨラナ粒子である可能性があるが、まだ検証段階であり、現段階では、反ニュートリノとニュートリノを異なる粒子として取り扱うのが一般的である。もし、マヨラナ粒子であることが検証されれば、ニュートリノと反ニュートリノが同じ粒子となるため、本選択肢は適切となる。

上記から③、⑤が不適切となるが、最も不適切なものは③となる。

【参考文献等】

- [1] 「放射線概論」、柴田徳思、通商産業研究社
- [2] 「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会
- [3] 世界最高感度でのニュートリノを伴わない二重ベータ崩壊探索が新たな節目に到達-物質優勢宇宙の起源の理解へ-、東北大学大学院理学研究科・理学部
<https://www.sci.tohoku.ac.jp/news/20230131-12478.html>
- [4] “Search for the Majorana nature of neutrinos in the inverted mass ordering region with KamLAND-Zen”, S. Abe et al., *Phys. Rev. Lett.* 130, 051801

Ⅲ-18 次に示す放射線検出器に関する検出原理と検出器の組合せのうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 一次電離　－　電離箱（気体）
- ② 蓄積誘導放射　－　熱ルミネッセンス線量計
- ③ 液滴形成　－　霧箱
- ④ 熱発生　－　カロリメータ
- ⑤ 酸化還元反応　－　アラニン線量計

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は⑤。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 不適切。酸化還元反応を検出原理として用いるのは、化学線量計であるフリッケ線量計とセリウム線量計である。フリッケ線量計は硫酸第1鉄（ FeSO_4 ）を主成分とする水溶液を用い、放射線に照射された水分子のラジカルが反応して、第1鉄イオン（ Fe^{2+} ）を酸化させ、第2鉄イオン（ Fe^{3+} ）となる反応を用いる。セリウム線量計では、硫酸セリウム水溶液（ $\text{Ce}(\text{SO}_4)_2$ ）を用い、放射線によるセリウムの還元反応（ $\text{Ce}^{4+} \rightarrow \text{Ce}^{3+}$ ）を用いる。アラニン線量計はアミノ酸の1種であるアラニンが放射線を照射するとラジカルが生成し、このラジカルを電子スピン共鳴（ESR）装置で測定し、線量を評価する。

【参考文献等】

- [1] 「放射線概論」、柴田徳思、通商産業研究社
- [2] 「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会

Ⅲ-19 中性子検出器に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 放射化法では、物質が中性子を吸収する際に放出される即発 γ 線を計測することにより中性子を検出している。
- ② 反跳陽子比例計数管は、高速中性子の弾性散乱で生じる反跳陽子による電離を利用して中性子を検出している。
- ③ 核分裂計数管は、 ^{235}U などの核分裂性物質に対する中性子照射で生じる核分裂片を利用して中性子を検出している。
- ④ LiI(Eu) シンチレータは、 $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$ 反応を利用して中性子を検出している。
- ⑤ ^3He 比例計数管は $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$ 反応を利用して中性子を検出している。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は①。

- ① 不適切。中性子検出のための放射化法は、中性子の放射線との核反応により物質が放射化して、 γ 線などを放出する性質を利用して放射線場の特性を測定する検出器。また、しきい値の異なる種々の物質に中性子を照射し、放射化の有無、及び、その放射能を測定することにより、中性子エネルギー分布を測定することもできる。一方、元素分析法である放射化分析は、中性子を照射して、即発 γ 線や捕獲 γ 線、放射線の強度・エネルギーを測定する方法がある。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 「放射線概論」、柴田徳思、通商産業研究社
- [2] 「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「中性子モニタ」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1504.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射化検出器」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1215.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「中性子放射化分析-原理と応用 (08-04-01-27)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-04-01-27.html
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA 「反跳陽子比例計数管」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_617.html
- [7] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉の計測 (2) 核計装 (03-06-05-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-05-02.html
- [8] 原子力百科事典 ATOMICA 「環境における中性子線量測定の現状 (09-04-08-08)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-04-08-08.html
- [9] 原子力百科事典 ATOMICA 「ヘリウム3中性子計数管」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1194.html

Ⅲ-20 鉛のみによって構成された遮蔽体に囲まれたNaI(Tl)シンチレーション検出器を用いて ^{137}Cs から放出される放射線を測定した。その場合に得られる波高スペクトルに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 662keVの全吸収ピークが観察される。この全吸収ピークは光電効果による寄与がほとんどを占める。
- ② コンプトンスペクトルが観察される。これは検出器に入射した γ 線がコンプトン散乱を起こした場合であり、コンプトン電子の最大エネルギーに対応するコンプトン端が観察される。
- ③ 後方散乱ピークが観察される。これは、鉛遮蔽体等検出器外においてコンプトン散乱を起こした γ 線が検出器に入射し検出されたものである。
- ④ Baの特性X線ピークが観察される。これは ^{137}Cs の電子捕獲に伴うBaの特性X線に対応するピークである。
- ⑤ Pbの特性X線ピークが観察される。これは検出器の鉛遮蔽体において γ 線が光電効果を起こし、そこから放出された特性X線が検出されたものである。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は④。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 不適切。 ^{137}Cs は β 壊変により、 ^{137}Ba となる。電子捕獲反応は原子の中の原子核が軌道電子を捕獲し、核内の陽子がこれと反応して中性子に変わり、原子番号が一つ小さくなる。Baは原子番号が一つ大きくなっており、 ^{137}Cs の電子捕獲に伴いBaになることはない。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] NaI(Tl)シンチレーションスペクトロメータによる γ 線スペクトロメトリーガイダンス、日本アイソトープ協会
https://www.jrias.or.jp/report/pdf/NaI_Guidance_21050331.pdf
- [2] NaI(Tl)シンチレーションスペクトロメータ機器分析法、文部科学省
<https://www.envraddb.go.jp/wp-content/uploads/2020/12/No6.pdf>
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA「セリウム 137」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1611.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA「軌道電子捕獲」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_821.html

Ⅲ-21 放射線の遮蔽に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① α 線源として実際に利用されている放射性物質から放出される α 線のエネルギーはほぼ0.5MeV程度である。
- ② β 線が物質に入射すると、質量が小さいので原子により散乱され進行方向が変わる。このような中で最も深く進行した場合の距離が最大飛程である。したがって、 β 線の最大飛程より厚い物質であれば β 線を阻止することができる。
- ③ γ 線と物質との相互作用には、光電効果、コンプトン散乱、電子対生成があり、原子番号が大きい物質ほど原子断面積は大きくなる。よって γ 線の遮蔽には原子番号の大きな物質が用いられる。
- ④ 熱中性子の場合、反応断面積が非常に大きい $^{10}\text{B}(n, \alpha)$ 反応があり、反応で生じるのは α 線だけなので容易に物質中で止まる。このため熱中性子は ^{10}B を含んだ物質により効果的に遮蔽できる。
- ⑤ 高速中性子は水素との弾性散乱によって効率的に減速することができる。したがって、水素を含んだポリエチレン、コンクリートなどが遮蔽に多く用いられる。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は①。

- ① 不適切。主な α 線源例として、 ^{210}Po 、 ^{226}Ra 、 ^{241}Am などがある。 ^{210}Po では5.304MeVであり、 ^{226}Ra では4.601MeVが5.55%、4.784MeVが94.45%であり、 ^{241}Am では5.443MeVが12.8%、5.486MeVが85.2%である。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射性同位元素 (08-01-03-03)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-01-03-03.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射線防護上の遮へい (09-04-10-03)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-04-10-03.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射線の遮へい (08-01-02-06)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-01-02-06.html

III-22 ^{238}U を重量比 0.1% で含んだ鉱石がある。この鉱石 1 トン中に存在する ^{226}Ra の質量[g]に最も近い値はどれか。ただし、 ^{238}U (半減期 45 億年) と ^{226}Ra (半減期 1600 年) は永続平衡にあるものとする。

- ① 9.5×10^2 ② 3.6×10^{-1} ③ 3.4×10^{-4} ④ 3.6×10^{-7} ⑤ 3.4×10^{-7}

【解答と解説】

正解 (最も近い値) は③。

永続平衡となっている場合、以下の式が成り立つ。

$$N_{\text{U}} \lambda_{\text{U}} = N_{\text{Ra}} \lambda_{\text{Ra}}$$

ここで、 ^{238}U の個数 N_{U} 、壊変定数 λ_{U} 、 ^{226}Ra の個数 N_{Ra} 、壊変定数 λ_{Ra} 、とする。

崩壊定数は半減期を用いて以下となる。

$$\lambda = \ln 2 / T_{1/2}$$

$$N_{\text{U}} / T_{1/2\text{U}} = N_{\text{Ra}} / T_{1/2\text{Ra}}$$

$$N_{\text{Ra}} = N_{\text{U}} T_{1/2\text{Ra}} / T_{1/2\text{U}} = (1,600 \text{ 年} / 45 \text{ 億年}) N_{\text{U}} = (1,600 / 4,500,000,000) N_{\text{U}} = 3.56 \times 10^{-7} N_{\text{U}}$$

鉱石 1 トン中に含まれるの重量は ^{238}U の重量は以下となる。

$$1 \times 10^6 \text{g} \times 0.1\% = 1 \times 10^3 \text{g}$$

これらから、 ^{226}Ra の重量は以下となる。

$$1 \times 10^3 \text{g} \times 3.56 \times 10^{-7} \times 226 / 238 = 3.37 \times 10^{-4}$$

【参考文献等】

- [1] 「放射線概論」、柴田徳思、通商産業研究社
- [2] 「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「崩壊定数」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1208.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「地球上に存在する放射性核種 (09-01-01-06)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-01-01-06.html

III-23 0.3 μg の NaCl が付着した試料を原子炉で 7.5 時間照射した時の ^{24}Na (半減期 15 時間) の放射能 [Bq] で最も近い値はどれか。 ^{23}Na の熱中性子捕獲断面積は 0.53barn(1barn = 1×10^{-24} cm²), 照射位置での熱中性子束は 1.0×10^{13} cm⁻² · s⁻¹ とする。また、Na と Cl の原子量はそれぞれ 23, 35, アボガドロ数は 6.02×10^{23} とし、試料自体に Na は含まれないものとする。

- ① 0.82 ② 4.8 ③ 8.2 ④ 4.8×10^3 ⑤ 8.2×10^3

【解答と解説】

正解 (最も近い値) は④。

中性子で照射され ^{23}Na が ^{24}Na となった個数を評価する。

0.3 μg の NaCl に対して、 ^{23}Na は天然の同位体存在比は 100% であり、 ^{23}Na の熱中性子捕獲断面積は 0.53barn、熱中性子束は 1.0×10^{13} cm⁻² · s⁻¹ で照射すると以下となる。

$$\begin{aligned} & 0.3\mu\text{g} \times 1/(23+35)\text{mol/g} \times 6.02 \times 10^{23} \text{ 個/mol} \times 1.0 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \times 0.53\text{barn} \times 1 \times 10^{-24} \text{ cm}^2/\text{barn} \\ & \times 7.5\text{h} \times 3600\text{s/h} \\ & = 0.3 \times 10^{-6} \text{g} \times 1/(23+35)\text{mol/g} \times 6.02 \times 10^{23} \text{ 個/mol} \times 1.0 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \times 0.53\text{barn} \times 1 \times 10^{-24} \\ & \text{cm}^2/\text{barn} \times 7.5\text{h} \times 3600\text{s/h} \\ & = 4.46 \times 10^8 \text{ 個} \end{aligned}$$

次に、 ^{24}Na の放射能を評価する。放射能は $N\lambda = N \times \ln 2 / T_{1/2}$ から以下となる。

$$4.46 \times 10^8 \text{ 個} \times \ln 2 / 15 \text{ h} \times 1/3600 \text{ h/s} = 5.72 \times 10^3 \text{ Bq}$$

照射時間が 7.5 時間で、半減期が 15 時間であるため、照射中の崩壊を考慮した場合、この値よりも小さくなるが、その時間が半減期よりも短いため、上記の値の 1/2 以下になることはない。

③の 8.2Bq までは小さくならないため、最も近い値は④ 4.8×10^3 Bq となる。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子核物理の基礎 (5) 断面積 (03-06-03-05)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-03-05.html

III-24 放射能濃度 2.0Bq/cm^3 のトリチウムを含んだ水を毎日 1 リットル、10 日間飲水したときの内部被ばく線量（預託実効線量） $[\mu\text{Sv}]$ に最も近い値はどれか。ただし、経口摂取によるトリチウムを含んだ水の実効線量係数を $1.8 \times 10^{-8}\text{mSv/Bq}$ 、トリチウムの物理学的半減期を 12 年、生物学的半減期を 10 日とする。

- ① 1.8×10^{-5} ② 1.8×10^{-4} ③ 3.6×10^{-4} ④ 0.18 ⑤ 0.36

【解答と解説】

正解（最も近い値）は⑤。

放射能濃度 2.0Bq/cm^3 のトリチウムを含んだ水を毎日 1 リットルとすると、毎日 $2 \times 10^3\text{Bq}$ を経口摂取することとなる。

内部被ばく線量（預託実効線量）は、摂取量に実効線量係数（預託実効線量係数）を乗じることによって求めることができる。放射性物質を一回だけ摂取した場合に、それ以後の生涯にどれだけの放射線を被ばくすることになるかを推定した被ばく線量となる。

$$1 \text{ 日に摂取した水からの実効線量は } 2 \times 10^3 \text{ Bq} \times 1.8 \times 10^{-8} \text{ mSv/Bq} = 3.6 \times 10^{-2} \mu \text{ Sv}$$

$$10 \text{ 日間摂取するため、} = 3.6 \times 10^{-2} \mu \text{ Sv/day} \times 10 \text{ day} = 3.6 \times 10^{-1} \mu \text{ Sv}$$

最も近い値は⑤ $0.36\mu\text{Sv}$ となる。

預託実効線量とは、放射性物質を一回だけ摂取した場合に、それ以降の生涯にどれだけの放射線を被ばくすることになるかを推定する被ばく線量である。また、どれくらいの時間をかけて実効線量を受け続けるのかについては、実効半減期から換算することができる。以下の式で実効半減期（ T_e ）を物理学的半減期（ T_p ）と生物学的半減期（ T_b ）から求めることができる。

$$\begin{aligned} 1/T_e &= 1/T_p + 1/T_b &&= 1/12 \text{ 年} + 1/10 \text{ 日} \\ &= 1/12 \text{ 年} + 1/(10/365) \text{ 年} \\ &\approx 1/(10/365) \text{ 年} \\ &= 1/10 \text{ 日} \end{aligned}$$

このことから、トリチウムの実効半減期（ T_e ）はほぼ生物学的半減期（ T_b ）と同一のほぼ 10 日となる。

なお、本設問では、預託実効線量に換算する係数が示されていることから、解答するに当たり、実効半減期は関係ないものとなっている。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射性核種の体内移行と代謝 (09-01-04-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-01-04-01.html
- [2] 内部被ばく線量の算出、放射線による健康影響等に関する統一的な基礎資料、環境省
<https://www.env.go.jp/chemi/rhm/current/02-04-12.html>
- [3] 預託実効線量、放射線による健康影響等に関する統一的な基礎資料、環境省
<https://www.env.go.jp/chemi/rhm/current/02-04-13.html>

Ⅲ-25 加速器に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① リニアック、サイクロトロン及びシンクロトロンでは、高周波電場を用いて、荷電粒を加速する。
- ② コッククロフト・ウォルトン型加速器では、ペレットチェーンや絶縁性のベルトを用いて、地上電位部から高電圧部に電荷を機械的に輸送することで、高電圧を発生する。
- ③ バンデグラフ型加速器では、コンデンサーと整流器を組合せた倍電圧整流回路により、高電圧を発生する。
- ④ サイクロトロンでは、荷電粒子の加速に合わせて磁場強度を強くすることにより、固定の周回軌道を実現する。
- ⑤ シンクロトロンでは、等時性（一様な磁場中を運動する荷電粒子の円運動周波数は、非相対論的エネルギー域では、エネルギーに依存しない性質）を利用する。

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は①。

- ① 適切。
- ② 不適切。コッククロフト・ウォルトン型加速器は多数のコンデンサーと整流器を組み合わせた倍電圧回路と呼ばれる整流回路を利用し、直流高電圧を発生させ粒子を加速する。ペレットチェーンや絶縁性のベルトによって電荷を電極へ運んで高電圧を発生させる静電加速器はバンデグラフ型加速器と呼ばれる。
- ③ 不適切。コッククロフト・ウォルトン型加速器の説明となっている。
- ④ 不適切。サイクロトロンは円形加速器の一つであり、直流電磁石の間に、2つの半円形の中空電極（ディーと呼ばれる）に高周波を送り、中心部に置かれたイオン源からのイオン（陽子からウランまで）を加速する。全体が強い磁場のなかにあるので、このイオンの軌道は曲げられて、らせん軌道を描きながら繰り返し加速される。小型サイクロトロンは病院内での短寿命 RI の製造などに用いられる。シンクロトロンも円形加速器の一種であり、加速粒子のエネルギーが大きくなり質量が増えるのに応じて磁場を強くするとともに加速周波数を変化させて軌道半径を一定に保ちながら加速する。電子を加速する電子シンクロトロン、陽子を加速する陽子シンクロトロン、重イオンを加速する重イオン・シンクロトロンがある。シンクロトロンの説明となっている。
- ⑤ 不適切。サイクロトロンの説明となっている。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「加速器（高エネルギー放射線発生装置）（08-01-03-02）」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-01-03-02.html

III-26 次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 金属が陽イオンになろうとする傾向の順番をイオン化傾向といい、イオン化傾向の大きな金属は酸化されやすい。
- ② 原子核の周りをまわる電子が、他の負電荷粒子 (π^- ; μ^- 等) に置き換えられた特異な原子系をエキゾチックアトムという。
- ③ 4f軌道に電子が充填されていくfブロック元素で、AcからLrまでの15元素を総称してアクチノイド系列という。
- ④ 第一鉄イオン(Fe^{2+})が第二鉄イオン(Fe^{3+})に酸化される原子数が放射線量に比例することを利用して線量を測定する線量計をフリッケ線量計という。
- ⑤ 原子核反応あるいは原子核壊変によって生成した高励起状態原子をホットアトムという。

【解答と解説】

正解 (最も不適切なもの) は③。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 不適切。4f軌道に電子が充填されていくfブロック元素はランタノイド系列であり、アクチノイド系列は5f軌道に電子が充填されていく。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 「放射線概論」、柴田徳思、通商産業研究社
- [2] 「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会
- [3] 「基礎無機化学」、コットン、培風館

Ⅲ-27 放射線の利用に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 海外では、殺菌のために、香辛料への放射線照射が行われている。
- ② 日本では、滅菌のために、化粧品の原料や容器、マスク等の衛生用品への放射線照射は認められているが、注射針等の医療機器への照射は認められていない。
- ③ ゴムに電子線を照射することにより、強度を増しつつ、精度良く成形した高品質なラジアルタイヤが製造されている。
- ④ γ 線照射によって不妊化した害虫を大量に野外に放つことにより、交尾しても子孫が生まれないう確率をあげ、沖縄県ではウリミバエの根絶が行われた。
- ⑤ γ 線照射により多様な突然変異体を作り出し、その中から有用な性質を持つものを選抜することにより、黒斑病に強いナシなどの新品種が作り出された。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は②。

- ① 適切。
- ② 不適切。医療機器への照射は認められており、医療用具の滅菌は、現在世界的に広く実用に供されているプロセスの一つであり、品質確保のために、薬事法中の規制、とくに「医療用具の製造管理および品質管理規制」に従って製造されねばならない。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「海外における食品照射の現状 (08-03-02-05)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-03-02-05.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射線による医療器具の滅菌 (08-02-03-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-02-03-01.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射線照射による有機材料の性能向上 (08-04-02-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-04-02-01.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「わが国における放射線不妊虫放飼法 (S I T) の普及 (08-03-01-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-03-01-02.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射線照射による農作物の品種改良 (放射線育種) (08-03-01-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-03-01-01.html

Ⅲ-28 放射線の人体的影響には確率的影響と確定的影響（組織反応）があるが、これらに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 確定的影響では、被ばく線量が増加すると一般的に症状が重くなる。
- ② 確率的影響は、放射線防護上は、線量のしきい値がないとされている。
- ③ 造血障害と奇形は、確定的影響に分類される。
- ④ 遺伝的影響は、確定的影響に分類される。
- ⑤ 脱毛と不妊症は、確定的影響に分類される。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は④。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 不適切。遺伝的影響は、確率的影響に分類される。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 「放射線概論」、柴田徳思、通商産業研究社
- [2] 「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会

Ⅲ-29 原子力利用の基本的な考え方は「原子力基本法（令和5年6月7日施行）」の第一条及び第二条に示されている。これらの条文について、に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

（目的）

第一条 この法律は、原子力の研究、開発及び利用を推進することによって、将来におけるaを確保し、並びに学術の進歩、産業の振興及びbを図り、もって人類社会の福祉と国民生活の水準向上とに寄与することを目的とする。

（基本方針）

第二条 原子力利用は、平和の目的に限り、安全の確保を旨として、cな運営の下に、自主的にこれを行うものとし、そのdし、進んで国際協力に資するものとする。

2 前項の安全の確保については、確立された国際的な基準を踏まえ、国民の生命、健康及び財産の保護、eの保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として、行うものとする。

	a	b	c	d	e
①	国産エネルギー	地球温暖化の防止	民主的	成果の公開	環境
②	国産エネルギー	脱炭素社会の実現	民主的	成果を普及	原子力施設
③	エネルギー資源	脱炭素社会の実現	平和的	利益を共有及	原子力施設
④	エネルギー資源	地球温暖化の防止	平和的	利益を共有及	原子力施設
⑤	エネルギー資源	地球温暖化の防止	民主的	成果を公開	環境

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は⑤。

【参考文献等】

[1] 原子力基本法

<https://laws.e-gov.go.jp/law/330AC1000000186>

Ⅲ-30 我が国の放射性廃棄物の処理・処分に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① クリアランスとは、物質中に含まれる微量の放射性物質に起因する線量が自然界の放射線レベルに比較して十分小さく、人の健康に対するリスクが無視できることから、極めて放射能レベルが低い放射性物質として、原子力関連施設で再利用することをいう。
- ② トレンチ処分とは、原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物のうち、炉心から遠い位置から出る極めて放射能レベルが低い廃棄物を処分する方法であり、50年程度の管理期間を経た後は、一般的な土地利用が可能となる。
- ③ 原子力発電所の運転に伴い発生する低レベル放射性廃棄物のうち、炉心から遠い位置から出る比較的放射能レベルが低い廃棄物は、浅い地中に設置したコンクリート製のピットに処分するピット処分が行われている。
- ④ 原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物のうち、原子炉の炉内構造物や制御棒の比較的放射能レベルが高い廃棄物は、地下70メートル以深に中深度処分することになっている。
- ⑤ 原子力発電所から発生した使用済燃料の再処理に伴い発生する放射能レベルの高い廃液は、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）として、地下300メートル以深に地層処分することになっている。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は①。

- ① 不適切。クリアランス制度とは、クリアランスレベル以下の廃棄物のうち、原子力規制委員会による確認を受けたものについては、放射性廃棄物として扱う必要のないもの、つまり一般の産業廃棄物と同じ扱いができる制度である。原子力規制委員会による確認を受けたクリアランス物は、再利用も可能となるため、電気事業施設や発電所内の施設、原子力関連施設での再利用、クリアランス制度の理解促進のための展示などクリアランス制度の活用が行われている。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

[1] 低レベル放射性廃棄物、資源エネルギー庁

https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/gaiyo/gaiyo01.html

[2] 高レベル放射性廃棄物、資源エネルギー庁

https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/hlw/hlw01.html

[3] 廃炉からのゴミをリサイクルできるしくみ「クリアランス制度」、資源エネルギー庁

<https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/clearance.html>

III-31 核セキュリティに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 核セキュリティとは、「核物質、その他の放射性物質、その関連施設及びその輸送を含む関連活動を対象にした犯罪行為又は故意の違反行為の防止、探知及び対応」のことをいう。
- ② 2001年9月11日の米国同時多発テロ事件を契機として、原子力施設自体に対するテロ攻撃や、核物質やその他の放射性物質を用いたテロ活動の脅威等に対処するための対策強化が求められている。
- ③ 国際原子力機関(IAEA)は、核物質や放射性物質の悪用が想定される脅威を、核兵器の盗取、盗取された核物質を用いた核爆発装置の製造、放射性物質の発散装置の製造、原子力施設や放射性物質の輸送等に対する妨害破壊行為に分類している。
- ④ 原子力事業者等は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づき、原子力施設に対する妨害破壊行為や核物質の盗取等を防止するために講じた対策について、保障措置としてIAEAの査察を受け入れている。
- ⑤ 我が国では、原子力施設における内部脅威対策（個人の信頼性確認の実施及び防護区域内における監視装置の設置）の強化に加え、サイバーセキュリティ対策の継続的な改善等に係る制度整備が進められている。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は④。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 不適切。保障措置とは、核物質が平和目的だけに利用され、核兵器等に転用されないことを担保するために行われる検認活動のことである。核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 第 61 条の 8 の 2 に保障措置検査、第 68 条に立入検査等に関連する記載がある。これにより、査察では、事務所又は工場若しくは事業所に立ち入り、帳簿、書類その他必要な物件を検査し、関係者に質問し、又は試験のため必要な最小限度の量に限り、核原料物質、核燃料物質その他の必要な試料を収去することができることとある。一方、原子力施設に対する妨害破壊行為や核物質の盗取等を防止するために講じた対策については、保障措置検査の対象には明示されていない。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 核セキュリティ、外務省
https://www.mofa.go.jp/mofaj/dns/n_s_ne/page22_000968.html
- [2] 4-2 核セキュリティ、原子力白書、原子力委員会
<https://www.aec.go.jp/kettei/hakusho/2022/html/4-2.html>
- [3] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
<https://laws.e-gov.go.jp/document?lawid=332AC0000000166>

III-32 以下は「GX 実現に向けた基本方針～今後 10 年を見据えたロードマップ～」(令和 5 年 2 月, 経済産業省)のうち「原子力の活用」の一部である。□の中に入る言葉の正しい組合せはどれか。

エネルギー基本計画を踏まえて原子力を活用していくため, 原子力の安全性向上を目指し, 新たな安全メカニズムを組み込んだ次世代革新炉の開発・建設に取り組む。そして, 地域の理解確保を大前提に, 廃炉を決定した原発の敷地内での次世代革新炉への建て替えを対象として, 六ヶ所再処理工場の竣工等の□a問題の進展も踏まえつつ具体化を進めていく。(中略)あわせて, 安全性向上等の取組に向けた必要な事業環境整備を進めるとともに, 研究開発や人材育成, サプライチェーン維持・強化に対する支援を拡充する。また, 同志国との国際連携を通じた研究開発推進, 強靱なサプライチェーン構築, 原子力安全・核セキュリティ確保にも取り組む。

既存の原子力発電所を可能な限り活用するため, 現行制度と同様に, 「運転期間は□b年, 延長を認める期間は□c年」との制限を設けた上で, □dによる厳格な安全審査が行われることを前提に, 一定の停止期間に限り, 追加的な延長を認めることとする。

	a	b	c	d
①	トランジション	30	20	原子力安全推進協会
②	バックエンド	50	10	原子力安全委員会
③	バックエンド	40	20	原子力規制委員会
④	トランジション	50	20	原子力規制委員会
⑤	バックエンド	40	10	原子力安全推進協会

【解答と解説】

正解(正しい組合せ)は③。

GX 実現に向けた基本方針～今後 10 年を見据えたロードマップ～ p7～8 に原子力の活用として, 記載のある内容が抜粋されている。

【参考文献等】

[1] GX 実現に向けた基本方針～今後 10 年を見据えたロードマップ～, 令和 5 年 2 月, 経済産業省
https://www.meti.go.jp/press/2022/02/20230210002/20230210002_1.pdf

Ⅲ-33 国別一次エネルギー総供給量(TPES)、CO₂排出量、発電電力量に占める原子力発電の割合及び再生可能エネルギー発電の割合、並びに商業用原子力発電所設備容量について、下表に示された国の最も適切な組合せはどれか。

CO₂排出量は2021年、原子力発電所設備容量は2024年1月、発電電力量に占める原子力発電の割合及び再生可能エネルギー発電の割合は2022年(OECD加盟国)又は2021年(OECD非加盟国)のデータである。

国名	A	B	C	日本
TPES (PJ)	6,436	8,864	89,858	16,400
CO ₂ 排出量 (MtCO ₂)	321	292	4,549	998
発電電力量に占める原子力発電の割合 (%)	14.7%	62.0%	17.9%	5.5%
発電電力量に占める再生可能エネルギーの割合 (%)	39.9%	26.2%	21.3%	22.5%
原子力発電所設備容量 (GW)	6.5	64.0	101.3	33.1

A	B	C
① 英国	フランス	米国
② インド	フランス	中国
③ 英国	ベルギー	中国
④ ロシア	スペイン	米国
⑤ ロシア	スペイン	インド

【解答と解説】

正解 (最も適切な組合せ) は①。

A 英国：再生可能エネルギーの割合が高い。

B フランス：原子力発電の割合が60%以上と高い。

C 米国：TPES、CO₂排出量が高く、原子力発電所設備容量が100GW以上と高い。

【参考文献等】

[1] 国際エネルギー機関 (IEA) ホームページ

<https://www.iea.org/>

[2] エネルギー白書、環境エネルギー庁

<https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/>

[3] CO₂排出実績の分析・評価、電気事業連合会

https://www.fepec.or.jp/carbon_neutrality/about/kyouka/

[4] 原子力・エネルギー図面集、日本原子力文化財団

<https://www.ene100.jp/zumen/2-1-4>

Ⅲ-34 第6次エネルギー基本計画(2021年10月閣議決定)においては電力部門に求められる取組として、「全ての電力需要を100%単一種類のエネルギー源で賄うことは困難であり、(中略)様々な選択肢を追求していくことが必要となる。」と記されている。

電源の特性に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 石油は、平時のみならず緊急時のエネルギー供給に貢献するエネルギーとして、引き続き、国民生活・経済活動に不可欠なエネルギー源である。
- ② 天然ガスは化石燃料の中で温室効果ガスの排出が最も少なく、発電では、コージェネレーションシステムも含めて再生可能エネルギーの調整電源の中心的な役割を果たしている。
- ③ 揚水式水力については、運転コストが低くベースロード電源として、一般水力(流れ込み式)については、再生可能エネルギーの導入拡大に当たっても必要な調整電源として重要な役割が期待される。
- ④ 太陽光は、個人を含めた需要家に近接したところでの自家消費や地産地消を行う分散型エネルギーリソースとして、レジリエンスの観点でも活用が期待される。
- ⑤ 原子力は優れた安定供給性と効率性を有しており、運転コストが低廉で変動も少なく、運転時には温室効果ガスの排出もないことから、安全性の確保を大前提に、長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源である。

【解答と解説】

正解(最も不適切なもの)は③。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 不適切。一般水力(流れ込み式)については、運転コストが低くベースロード電源として、揚水式水力については、再生可能エネルギーの導入拡大に当たっても必要な調整電源として重要な役割が期待される。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

エネルギー基本計画 p33～38 の現時点での技術を前提としたそれぞれのエネルギー源の位置付けとして、記載のある内容が抜粋されている。

【参考文献等】

[1] エネルギー基本計画、令和3年10月、資源エネルギー庁

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/20211022_01.pdf

III-35 電力を原子力発電所と、熱効率 54.5%の液化天然ガス(LNG)火力発電所により供給している地域において、LNG 火力発電所による給電のうち 10 万 kW を原子力発電所による給電に置き換えた際の 30 日間の CO₂ 排出量の削減量に最も近い値はどれか。条件は以下の通りとし、原子力発電所からの CO₂ 排出量は無視できるものとする。

LNGの炭素排出係数：炭素換算で13.87gC/MJ

1 kWh=3.6MJ

- ① 3,600炭素換算トン
- ② 6,600炭素換算トン
- ③ 36,000炭素換算トン
- ④ 66,000炭素換算トン
- ⑤ 360,000炭素換算トン

【解答と解説】

正解（最も近い値）は②。

LNG 火力発電所による給電のうち 10 万 kW を天然ガス火力発電所から原子力発電所に切り替えることで、原子力発電所からの CO₂ 排出量は無視できるものとする、LNG 火力発電所による CO₂ 排出量の削減量削減することが可能となる。LNG 火力発電の熱効率 54.5%として、30 日間に削減できる CO₂ 排出量を炭素換算で以下となる。

$$\begin{aligned} & 10 \text{ 万 kW} \times 24\text{h} \times 30\text{day} \times 3.6\text{MJ/kWh} \times 13.87\text{gC/MJ} \times 10^{-6}\text{t/g} \times 1/54.5\% \\ & = 10 \times 10^4 \text{ kW} \times 24\text{h} \times 30\text{day} \times 3.6\text{MJ/kWh} \times 13.87\text{gC/MJ} \times 10^{-6}\text{t/g} \times 1/0.545 \\ & = 6,600 \text{ 炭素換算トン} \end{aligned}$$

この結果、CO₂ 排出量の削減量に最も近い値は②の 6,600 炭素換算トンとなる。

[技術士試験対策ワーキンググループ員]

芳中一行、堀口賢一、大沢竜也、高橋優也、松浦正義、溝口真樹、本田一明、岡田融