

平成30年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成29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

平成29年10月8日に、原子力・放射線部門を含む20の技術分野において技術士第一次試験が実施された。原子力・放射線部門では126名が受験し、96名が合格(合格率71.4%)している。平成29年度の技術士第一次試験は、基礎、適性、専門の3科目から構成され、総て択一式問題であった。「基礎科目」及び「専門科目」の試験のレベルは、4年生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^[1]。

本稿では、第一次試験の原子力・放射線部門の「専門科目」について、平成29年度の問題と解答の解説と、過年度の出題傾向の分析及び受験のための対策を示す。

2. 第一次試験の試験方法と平成29年度専門科目の試験内容

第一次試験の試験方法は表1に示すとおりで、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つの分野と規定されており^[2]、出題された全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る。合否決定基準は50%以上の得点となっており、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。表2に、平成29年度試験の専門科目の全35問について、各問題の出題概要とその分野別の区分及び問題形式の区分を示す。原子力・放射線に関する広い基礎、専門知識が求められていることが判る。

各問題と解答の解説については、後段の「4. 第一次試験【専門科目】の設問と解説」に示す。

3. 専門科目の出題傾向と対策

技術士第一次試験、原子力・放射線部門の専門科目の過年度の出題傾向の把握として、平成26年度試験以降の設問を分析する。

平成29年度試験は、表2に示すとおり、Ⅲ-1~14は原子力分野の、Ⅲ-15~28は放射線分野の、それぞれ技術的な基礎、専門知識に関する設問、Ⅲ-29~35はエネルギー分野の基本的な知識と原子力分野の社会的、経済的な知識に関する設問、という構成となっている。この3部構成/順序及びそれぞれの出題数は平成26年度試験以降全く変わっていない。

平成26年度から平成29年度の出題数及び問題形式別出題数をまとめて表3に示す(平成26年度から29年度までの問題分析については、参考文献[3]を参照した)。なお、表中の原子力分野の欄に記載した数値は、原子力分野の技術的知識に関する設問数と、原子力分野の社会的、経済的知識に関する設問数を合わせたものである。

表3より、分野毎の設問数は、平成26年度以降ほぼ同じであり、原子力分野からは16問~17問、放射線分野からは14問、エネルギー分野からは4~5問である。また、計算問題(計算式の導出問題を含む)の出題数は、平成26年度以降14、16、13、14問と大差はなく、今後もこの傾向が続くものと思われる。解答に時間のかかる計算問題は敬遠されがちであるが、全体に占める割合から避けて通れるものではない。むしろ、電卓の持込が許されており、簡易な計算問題には、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もあり、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、積極的に取り組む姿勢が必要である。

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。3分野に共通して、過去の問題と類似の出題が散見されることから、事前に過去問題をしっかりと解いて理解しておくことが望ましい。

(1) 原子力分野

原子力分野からは、表2に示すように、平成29年度は、炉物理(5問)、工学的安全性・設計(4問)、運転・保守(2問)、核燃料サイクル(2問)、廃棄物処理・処分(1問)、核セキュリティ(1問)、法令(1問)及び世界の原子力発電状況(1問)の合計17問が出題された。

平成26年度以降、年度毎に多少の差はあるものの、平成29年度と同様に炉物理、原子力発電所の設計、運転・保守関連の出題が多くを占めており、今後もこの傾向は変わらないと考えられるので、これらに関する初等テキストにより、基礎知識と代表的な計算問題をおさえておくとともに、「原子力がひらく世紀」^[4]や白書類^{[5][6][7]}で社会的関心の高いキーワードを抽出しておき、ATOMICA^[8]等で知識を整理しておくことが望ましい。

また、核セキュリティ、原子力に関する法令関連の設問がそれぞれ1問ずつながら、毎年度必ず出題されており、原子力規制庁のホームページ等でこれらに関する基本事項をおさえておくことで、確実に得点が見込める。

(2) 放射線分野

放射線分野からは、表2に示すように、平成29年度は、放射線の基礎(8問)、放射線防護(5問)及び放射線利用(1問)の合計14問の出題となっている。出題範囲及び内容は過年度と比較して大差なく、放射線に関連した基礎的な理論や現象を問う出題が多い。これらの出題範囲及び内容は、原子力工学を専攻とする大学専門教育での一般的な教科書のカバーする範囲であるとともに、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問題に向けて市販されている参考書^{[9][10]}や問題集^[11]を利用することも効果がある。

(3) エネルギー分野

エネルギー分野からの過去の出題内容は、①世界各国・我が国のエネルギー事情／エネルギー基本政策／電源構成、②CO₂排出に伴う地球環境問題への取り組み、③原子力発電以外の発電システム、④一般論としての発電システムのエネルギー収支、効率、発電コストの算出、に関するものに大別される。平成29年度は、表2に示すように、①、②及び③（火力発電、水力発電）について出題されている。平成28年度以前では③として、再生可能エネルギー、コンバインドサイクルに関する出題例がある。

この分野の対策としては、①及び②に関しては、過去の設問内容を確認した上で、経済産業省のホームページから、エネルギー白書^[7]、エネルギー基本計画^[12]等を参照して、ポイントとなる基本的な知識を整理しておくこと、③に関しては再生可能エネルギーによる発電システムの種類とそれぞれの原理、概略システム、特徴等を整理しておくことが有効と思われる。また、新聞・TVの関連するニュースなどにも広く目を通しておくことが望ましい。

【参考文献】

- [1] 「平成30年度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/005/attached/attach_546_1_1.pdf)
- [2] 「技術士試験第一次試験の科目」, 公益社団法人日本技術士会 HP
(https://www.engineer.or.jp/c_topics/000/000289.html)
- [3] 「過去問題（第一次試験）」, 公益社団法人日本技術士会 HP, 試験・登録情報
(http://www.engineer.or.jp/c_categories/index02021.html)
- [4] 「原子力がひらく世紀」, 一般社団法人日本原子力学会編
- [5] 「平成28年版 原子力白書」, 内閣府原子力委員会
(http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/hakusho2016/index_pdf.htm)
- [6] 「原子力規制委員会 年次報告」
(<http://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/kettei/06/05.html>)
- [7] 「エネルギー白書」, 経済産業省資源エネルギー庁
(<http://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/>)
- [8] 「原子力百科事典 ATOMICA」
(<http://www.rist.or.jp/atomica/>)
- [9] 「放射線概論」, 通商産業研究社
- [10] 「放射線取扱の基礎」, 日本アイソトープ協会
- [11] 「放射線取扱主任者試験問題集 第1種」, 通商産業研究社

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 平成29年度「専門科目」の設問分野と概要

設問	分野/分類		概要	正誤 空白	計算 問題
III-1	原子力	炉物理	核燃料物質の特性		○
III-2		炉物理	減速材の特性		○
III-3		工学的安全性, 設計	使用済燃料プールの残量熱除去時の除熱量		○
III-4		運転・保守	PWR/BWRの運転・制御に関する記述	○	
III-5		炉物理	軽水炉の安全性に関する記述	○	
III-6		工学的安全性, 設計	軽水炉に関する記述	○	
III-7		炉物理	臨界計算		○
III-8		炉物理	核分裂エネルギーの換算		○
III-9		工学的安全性, 設計	腐食減肉と水質, 材料に関する記述	○	
III-10		工学的安全性, 設計	並列ポンプシステムの故障確率		○
III-11		運転・保守	軽水炉シビアアクシデント時の放射性物質挙動	○	
III-12		核燃料サイクル	使用済燃料の中間貯蔵方式と特徴	○	
III-13		核燃料サイクル	MA核変換炉におけるMAの廃棄物移行量		○
III-14		廃棄物処理・処分	我が国の放射性廃棄物の処理・処分にに関する記述	○	
III-15	放射線	放射線の基礎	^{238}U の核子当たりの平均結合エネルギーに関する記述		○
III-16		放射線の基礎	放射性壊変に関する記述	○	
III-17		放射線の基礎	放射平衡に関する記述	○	
III-18		放射線の基礎	放射線照射による化学変化に関する記述	○	
III-19		放射線の基礎	遮へい効果を考慮した ^{60}Co 線源の実効線量計算		○
III-20		放射線防護	放射線の線量に関する記述	○	
III-21		放射線の基礎	サイクロトロンによる生成放射能		○
III-22		放射線の基礎	吸熱反応 $^{12}\text{C}(n, 2n)^{14}\text{C}$ のしきいエネルギー		○
III-23		放射線防護	GM計数管による放射線測定における計数率標準偏差		○
III-24		放射線防護	人への放射線影響に関する記述	○	
III-25		放射線の基礎	X線/ γ 線と物質の相互作用に関する記述	○	
III-26		放射線利用	放射線/放射性同位元素の医療分野への活用に関する記述	○	
III-27		放射線防護	中性子検出法に関する記述	○	
III-28		放射線防護	放射線のエネルギー測定に関する記述	○	
III-29	エネルギー	気候変動対策	気候変動対策に関する「パリ協定」に関する記述	○	
III-30		エネルギー動向	国際的・一次エネルギー動向に関する記述	○	
III-31		火力発電	原発代替のLNG火力発電の発電コスト		○
III-32	水力発電	水力発電所に必要な水の流量		○	
III-33	原子力	法令	原子力基本法の目的, 基本方針	○	
III-34		原子力発電	各国の原子力発電の現状に関する記述	○	
III-35		核セキュリティ	原子力施設における核物質の管理等に関する記述	○	

表3 平成26～29年度「専門科目」の分野別, 問題形式別設問数

分野	平成26年度			平成27年度			平成28年度			平成29年度		
	正誤 空白	計算	計									
原子力	11	6	17	10	6	16	10	6	16	10	7	17
放射線	8	6	14	6	8	14	8	6	14	9	5	14
エネルギー	2	2	4	3	2	5	4	1	5	2	2	4
合計	21	14	35	19	16	35	22	13	35	21	14	35

4. 第一次試験【専門科目】の設問と解説

以下に、平成29年度に出題された原子力・放射線部門の第一次試験専門科目の設問と解答を示す。

Ⅲ 次の35問題のうち25問題を選択して解答せよ。

Ⅲ-1 核燃料物質の特性に関する次の記述の、に入る数字及び核燃料物質の組み合わせとして、最も適切なものはどれか。

下表は、3つの核燃料物質 (^{235}U , ^{239}Pu , ^{233}U) の熱中中性子に対する核特性をまとめたものである。

	^{235}U	^{239}Pu	^{233}U
核分裂断面積 σ_f [barn]	585	747	531
吸収断面積 σ_a [barn]	684	1017	576
捕獲断面積 σ_c [barn]	99	270	45
核分裂当たり放出中中性子数 ν	2.42	2.90	2.50

表中の3つの核燃料物質のうち、熱中中性子増倍炉に最も適したものはどれであろうか。中中性子の吸収断面積に対する核分裂断面積の割合が最も大きい核燃料物質について、その値を計算すると a となる。この核燃料物質は、熱中中性子の吸収毎に最も核分裂しやすいため原子炉として臨界を達成しやすいといえる。中中性子吸収当たり放出される中中性子数が最も大きい核燃料物質について、その値を計算すると b となる。この核燃料物質は最も燃料の増殖性能が優れているといえる。したがって、 c は両者の特性に優れた核燃料物質であり、熱中中性子増倍炉に適している。

	a	b	c
①	0.735	2.90	^{239}Pu
②	0.735	2.50	^{233}U
③	0.735	2.13	^{239}Pu
④	0.922	2.31	^{233}U
⑤	0.922	2.31	^{239}Pu

【解答と解説】 正解は④

(a) 3つの核燃料物質に関し σ_f/σ_a を計算する。

$$^{235}\text{U} : 585/684 = 0.855$$

$$^{239}\text{Pu} : 747/1017 = 0.735$$

$$^{233}\text{U} : 531/576 = 0.922$$

値が最も大きい核燃料物質は ^{233}U であり、その値は0.922である。

(b) 3つの核燃料物質に関し $\nu \sigma_f/\sigma_a$ を計算する。

$$^{235}\text{U} : 2.42 \times 0.855 = 2.07$$

$$^{239}\text{Pu} : 2.90 \times 0.735 = 2.13$$

$$^{233}\text{U} : 2.50 \times 0.922 = 2.31$$

値が最も大きい核燃料物質は ^{233}U であり、その値は2.31である。

(c) (a) (b) より ^{233}U が両者の特性に優れているといえる。

$\nu \sigma_f/\sigma_a$ の値を中中性子再生率と呼び一般的に文字 η で表される。 $\eta > 1$ が1より大きいとき、熱核分裂性核種が1個消費されるのに対し、1個以上の熱核分裂性核種が作られることになるので、消費した熱核分裂物質核種以上の熱核分裂性核種を作ることが可能となる。これを増殖 (breeding) という。

η は ^{235}U や ^{239}Pu に対しては2を僅かに超える程度であり、さらにその上のエネルギー領域で η が2を大きく切る領域があるので、中中性子の洩れや構造材、冷却材等による吸収を考えると、増殖をさせることは難しい。 ^{233}U は核分裂性核種であり、Th から ^{233}U を製造し、これを核燃料として使用する原子炉を Th サイクルの原子炉 (トリウム炉) という。^{[1][2]}

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「中中性子増倍率と転換, 増殖 (03-06-04-02)」

(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=03-06-04-02)

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 「トリウムを用いた原子炉 (03-04-11-01)」

(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=03-04-11-01)

Ⅲ-2 減速材の特性に関する次の記述の、に入る大小関係の組み合わせとして、最も適切なものはどれか。下表は、3つの減速材 (軽水, 重水, グラファイト) の中中性子減速特性を示した表である。なお、 ξ は1回の衝突当たりのエネルギー対数の平均減少量 (1回の衝突当たりのレサジー平均増加量) である。定義式を以下に示す。

$$\xi = \ln(E_1/E_2)$$

E_1 : 中中性子の衝突前のエネルギー

E_2 : 中中性子の衝突後のエネルギー

	軽水	重水	グラファイト
ξ	0.948	0.570	0.158
減速能 $\xi \Sigma_s$ [cm^{-1}]	1.53	0.17	0.064
減速比 $\xi \Sigma_s/\Sigma_a$	72	12,000	170

表中の3つの減速材を、巨視的散乱断面積 (Σ_s) が大きい順に並べると a となる。一方、巨視的吸収断面積 (Σ_a) が大きい順に3つの減速材を並べると b となる。また、1回の散乱で中中性子が失うエネルギーを大きい順に並べると c となる。このように、中中性子散乱, 中中性子吸収, 中中性子減速の起こりやすさがそれぞれの減速材で異なっている。

	a	b	c
①	軽水>重水>グラファイト	重水>グラファイト>軽水	グラファイト>重水>軽水
②	軽水>グラファイト>重水	軽水>グラファイト>重水	グラファイト>重水>軽水
③	軽水>重水>グラファイト	軽水>グラファイト>重水	軽水>重水>グラファイト
④	軽水>グラファイト>重水	重水>グラファイト>軽水	軽水>重水>グラファイト
⑤	軽水>グラファイト>重水	軽水>グラファイト>重水	軽水>重水>グラファイト

【解答と解説】 正解は⑤

a 表より, $\Sigma_{s(\text{軽水})} = 1.53/0.948 = 1.61$ $\Sigma_{s(\text{重水})} = 0.17/0.570 = 0.30$

$$\Sigma_{s(\text{グラファイト})} = 0.064/0.158 = 0.41$$

したがって、軽水>グラファイト>重水

b 表より, $\Sigma_{a(\text{軽水})} = 1.53/72 = 0.021$ $\Sigma_{a(\text{重水})} = 0.17/12000 = 1.4 \times 10^{-5}$

$$\Sigma_{a(\text{グラファイト})} = 0.064/170 = 3.8 \times 10^{-4}$$

したがって、軽水>グラファイト>重水

c ξ の大小関係より、軽水>重水>グラファイト

Ⅲ-3 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50℃、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として次のうち、最も近い値はどれか。ただし、熱交換器の熱通過率を $1\text{kW}\cdot\text{m}^2\cdot\text{K}^{-1}$ 、伝熱面積を 30m^2 とする。また、水の比熱と熱通過率は温度によらず一定とし、 $\ln 2=0.69$ とする。

- ①300kW ②360kW ③420kW ④480kW ⑤540kW

【解答と解説】正解は③

熱交換量 Q に関する式は、 $Q = \text{熱通過率} \times \text{伝熱面積} \times \text{対数平均温度差}$ で表される。また、対数平均温度差は、対向流熱交換器の場合には下式となる。

$$\text{対数平均温度差} = (\Delta T_b - \Delta T_a) / \ln(\Delta T_b / \Delta T_a)$$

$$\cdot \Delta T_a = T_{1in} - T_{2out}$$

$$\cdot \Delta T_b = T_{1out} - T_{2in}$$

・熱交換器一次側入口温度 T_{1in} (50℃)

・熱交換器一次側出口温度 T_{1out} (30℃)

・熱交換器二次側入口温度 T_{2in} (20℃)

・熱交換器二次側出口温度 T_{2out} (30℃)

よって、熱交換量 Q は、

$$\begin{aligned} Q &= 1 [\text{kW}\cdot\text{m}^2\cdot\text{K}^{-1}] \times 30 [\text{m}^2] \\ &\quad \times \{(30-20)-(50-30)\} / \ln\{(30-20)/(50-30)\} [\text{K}] \\ &= 1 \times 30 \times (-10) / (-\ln 2) \\ &= 434.78 \dots [\text{kW}] \end{aligned}$$

III-4 加圧水型原子炉（PWR）と沸騰水型原子炉（BWR）の運転・制御に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① PWR では、燃料の燃焼に伴う原子炉出力の低下を、主に冷却水中のホウ素濃度を調整することにより補償している。
- ② BWR では、燃料の燃焼に伴う原子炉出力の低下を、主に可燃性毒物（バーナブルポイズン）で補償している。
- ③ BWR では、ウォーターロッドが導入されている燃料集合体がある。これは、チャンネルボックス内部の沸騰状態にある領域の冷却効果を高めるためである。
- ④ 原子炉を長期間運転したのちに停止すると、キセノン135の蓄積による負の反応度の絶対値は減少したのち増加するため、これが再起動条件の制約となっている。
- ⑤ PWR では、炉心上部から制御棒を挿入しているため、出力分布を平坦化するために炉心上部に濃縮度の高い燃料ペレットを使っている。

【解答と解説】正解は①

②については、BWRでは燃料の燃焼に伴う原子炉出力の低下を「炉心冷却材の流量と制御棒の挿入位置」により補償しているため誤り。

③については、冷却効果を高めるためではなく、中性子を減速することが目的のため誤り。

④については、キセノン135は、原子炉停止後に急激に増大した後、減少するため誤り。

⑤については、PWRでは、炉心内で沸騰がないことと、燃焼中の反応度をホウ素濃度で調整すること（制御棒が運転中殆ど引き抜き状態にあること）より、PWRは減速材の密度が炉心内ではほぼ均一のため、燃料の濃縮度も均一である。よって誤り。

III-5 軽水炉の安全性に関する次の技術のうち、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 ボイド反応度は、温度が上昇して軽水の吸収効果が強くなり、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増大し、出力が増加する。
- 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③

③は誤り。ボイド反応度とは、ボイドの発生（増加）により軽水の密度が減少し、中性子の減速効果が低くなることに起因する反応度の変化をいう。

III-6 軽水炉に関する次の記述の、に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

発電用原子炉の開発当初（1950年代）は、様々な炉型が開発された。その中でも、現在の主流となる原子炉は軽水炉である。軽水炉では、軽水が冷却材と a を兼ねている。中性子が発生してから熱中性子になって吸収されるまでの距離は b 程度であり、小さな容積の圧力容器により高压システムとすることが可能となる。沸騰水型軽水炉は炉心で軽水を沸騰させて発電するための蒸気を得るため、その開発当初には気泡が発生すると核反応の制御が困難になると考えられていた。しかし、BORAX というシリーズの工学実験が行われ、 c が確認された。こうして蒸気発生器が不要で効率的な熱利用ができるのでコンパクトな設計の発電用沸騰水型軽水炉が開発された。

	a	b	c
①	減速材	数 cm	炉の安定性
②	吸収材	数 cm	遷移沸騰
③	反射材	数 10cm	遷移沸騰
④	減速材	数 10cm	炉の安定性
⑤	吸収材	数 cm	炉の安定性

【解答と解説】正解は①

a 軽水炉では、軽水 (H_2O) が核分裂で発生した熱を奪って炉外に取出す冷却材の役割と、主に水素(H)の原子核との衝突で中性子のエネルギーを低下させる減速材の役割を兼ねる。

b 中性子が減速されて、熱中性子になって吸収されるまでに移動した距離の尺度に拡散距離がある。これは減速材によって決まり、軽水の拡散距離は2.88 cmである。

c 炉心でボイドが発生する沸騰水型原子炉(BWR)では、核熱水力フィードバックに起因する出力の不安定現象を考慮する必要がある。BWRの開発当初、米国アイダホ州の国立原子力試験場に工学試験装置BORAX(Boiling Reactor Experiment)が建設され(1953年)、安定性を含む一連の試験を通じてBWRの成立性が確認された。

(平成24年度技術士第一次試験 IV-7 同一問題)

III-7 一辺の長さ a の立方体容器にウラン溶液を満たした場合にちょうど臨界であった。このウラン溶液を半径 R の球形容器に移すことにする。球形容器のウラン溶液で満たしても臨界を超過しないようにして、できるだけ多くのウラン溶液を移したい。そのために球形容器の容積は立方体容器の容積は何倍以下であればよいか、最も近い値はどれか。なお、立方体容器と球形容器のバックリングはそれぞれ、 $3(\pi/a)^2$ と $(\pi/R)^2$ である。また、外挿距離は、半径 R 及び立方体の一辺 a に比べて小さく無視できるものとする。

- ①1.1倍 ②1.0倍 ③0.9倍 ④0.8倍 ⑤0.7倍

【解答と解説】 正解は④

体系の実効増倍率 (k_{eff}) は、ウラン溶液の無限増倍率 (k_{∞})、移動面積 (M^2)、形状バックリングを用いて次で表される。

$$\text{立方体の場合: } k_{eff} = \frac{k_{\infty}}{1+M^2 \times 3\left(\frac{\pi}{a}\right)^2}, \quad \text{球の場合: } k_{eff} = \frac{k_{\infty}}{1+M^2 \times \left(\frac{\pi}{R}\right)^2}$$

立方体容器にウラン溶液を満たした場合にちょうど臨界であったことから、 $1 = \frac{k_{\infty}}{1+M^2 \times 3\left(\frac{\pi}{a}\right)^2}$ また、球の k_{eff} が臨界を超過しないために

$$\text{は、} 1 > \frac{k_{\infty}}{1+M^2 \times \left(\frac{\pi}{R}\right)^2} \text{ これらから、}$$

$$\frac{k_{\infty}}{1+M^2 \times 3\left(\frac{\pi}{a}\right)^2} > \frac{k_{\infty}}{1+M^2 \times \left(\frac{\pi}{R}\right)^2}$$

これより k_{∞} と M^2 が消えて、 R と a の関係は次となる。

$$R < \frac{1}{\sqrt{3}} a$$

一方、立方体容器の容積 (a^3) に対する球形容器の容積 ($\frac{4\pi}{3} R^3$) の倍率は、 $\frac{4\pi}{3} R^3 / a^3$ と書ける。

上記の R と a の関係式を用いると、

$$\frac{4\pi}{3} R^3 / a^3 < \frac{4\pi}{3} \times \frac{1}{3\sqrt{3}} \cong 0.806$$

よって、0.8倍以下であればよい。

III-8 原子炉への燃料装荷から燃料取出しまで、1kgの濃縮ウラン燃料から発するエネルギーを E_u とする。また、1kgの石炭の燃焼により発生するエネルギーを E_c とする。 E_u/E_c に最も近い値はどれか。ただし、濃縮ウラン燃料の形態を二酸化ウラン (UO_2)、燃料取出しまで核分裂するウランの量の平均割合を4%、ウランの核分裂によって発生するエネルギーを200MeV、石炭の発熱量を $25.7 \text{ MJ} \cdot \text{kg}^{-1}$ とする。また、二酸化ウランのモル質量を $270 \text{ g} \cdot \text{mol}^{-1}$ 、アボガドロ定数を $6.02 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$ 、 $1 \text{ eV} = 1.60 \times 10^{-19} \text{ J}$ とする。

- ① 1×10^3 ② 1×10^4 ③ 1×10^5 ④ 1×10^6 ⑤ 1×10^7

【解答と解説】 正解は③

1kgのウラン燃料のうち、核分裂するウラン原子の個数は、

$$(1 \times 10^3 / 270) \times (6.02 \times 10^{23}) \times 0.04 = 8.92 \times 10^{22} \text{ [個/kg]}$$

従って、1kgのウラン燃料から発生するエネルギー E_u は、

$$E_u = 200 \times 10^6 \times 1.6 \times 10^{-19} \times 8.92 \times 10^{22} \times 1 = 2.9 \times 10^{12} \text{ [J]}$$

一方、1kgの石炭の燃焼により発生するエネルギー E_c は、題意より

$$E_c = 25.7 \text{ [MJ]}$$

従って、

$$\frac{E_u}{E_c} = \frac{2.9 \times 10^{12}}{25.7 \times 10^6} \cong 1 \times 10^5$$

III-9 次の記述の、に入る用語の組み合わせとして最も適切なものはどれか。

原子力発電所の配管における流れ加速型腐食 (FAC) による減肉は、aが用いられている配管系統で経験されている。BWRでは原子炉から蒸気が直接タービン設備に送られ、再び復水となって原子炉に送られるため、給復水系の溶存bは10ppb以下と非常に低い。一般に、純粋中の溶存bは低いほど腐食速度は低くなるが、20ppbより低下すると腐食速度が著しく上昇することが知られており、1974年ころより復水系への20~60ppbのb注入による防食管理が行われるようになってきている。材料因子については、c、モリブデン、銅などはFACを抑制する。とくにcはFACに対し大きく影響する。PWRについては、火力発電所と同様に薬剤の注入による防食管理が行われてきた。しかし、1986年に米国のサリー発電所において給水配管のdによる大規模な配管破断と人身災害が発生したために、1990年にそれまでの火力発電所の知見も踏まえたPWR配管減肉管理指針がまとめられた。

	a	b	c	d
①	炭素鋼	酸素	クロム	全周減肉
②	ステンレス鋼	酸素	ニッケル	全周減肉
③	炭素鋼	水素	クロム	局所減肉
④	炭素鋼	水素	ニッケル	全周減肉
⑤	ステンレス鋼	水素	ニッケル	局所減肉

【解答と解説】 正解は①

aは炭素鋼が相応しい。炭素鋼の配管では鉄水和物の発生 (錆) や流れ加速型腐食 (FAC, エロージョン/コロージョン) による減肉に注意しなければならぬ。FACは高温高速水流中において、電気化学的腐食と急速水流による酸化膜の剥離・除去の相互作用によって生じる。ステンレス鋼の配管ではFACではなく応力腐食割れ (SCC) に注意しなければならぬ。ちなみに、軽水炉環境では炭素鋼にはSCCは生じにくい。

bは酸素が相応しい。FAC対策として配管内側表面に酸化被膜 (保護膜) を形成させ減肉速度を減少させるのが一般的である。配水の溶存酸素濃度が低すぎると酸化被膜が形成されにくくなり、減肉速度が大きくなるため、酸素注入を施す必要がある。水素注入を施すのは腐食環境を抑制することが目的である。

cはクロムが相応しい。FAC対策としてまずクロムを入れるのが一般的である。材料中のクロム濃度が増加すると保護性の高い被膜が形成され、高温水中への鉄の溶出が抑制される。

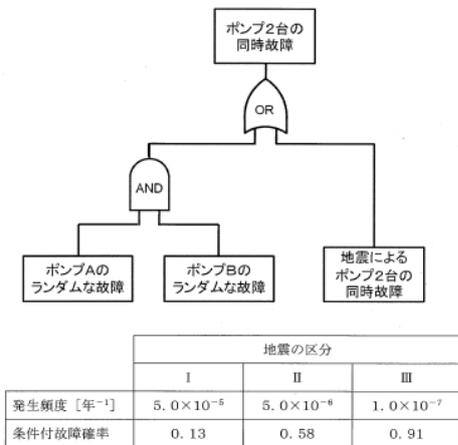
dは全周減肉が相応しい。全周破断事故はいずれも大規模な被害につながりやすい。サリー2号機の破断事故は配管エルボ部で発生した (曲がっている配管の背側や配管が急に太くなる箇所は一般的に局所減肉しやすい) が、局所破断でなく全周破断となったのは水質管理が不適切だったからだと推察されている。^[1]

【参考文献】

- [1] 「サリー原子力発電所の配管破断事故」, 原子力学会誌

(https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesj1959/29/11/29_11_952/_pdf)

III- 10 同一の機械式ポンプ2台が並列に配置されているシステムがある。この機械式ポンプは、ランダムな故障、又は、地震により故障するものとする。1台のポンプのランダム故障確率は 5.5×10^{-3} 年⁻¹である。また、地震による故障は、地震の規模に依存して起こるものとする。地震の規模をI、II、IIIと3つに区分するとき、各区分の地震の発生頻度[年⁻¹]と、その地震が起きた時の条件付故障確率を表に示す。共通要因による故障モードについては、ランダムな故障では無視することができ、一方、地震による故障の場合には必ず同時に故障するものとする。この機械式ポンプが2台同時に故障する1年あたりの確率[年⁻¹]として、最も近い値はどれか。



① 3.0×10^{-5} ② 4.0×10^{-5} ③ 5.0×10^{-5} ④ 6.0×10^{-5} ⑤ 7.0×10^{-5}

【解答と解説】正解は②

ポンプのランダム故障により2台同時に故障する確率は

$$(5.5 \times 10^{-3}) \times (5.5 \times 10^{-3}) = 3.0 \times 10^{-5} \text{ [年}^{-1}\text{]}^{*注1}$$

地震により2台同時に故障する確率は、

$$(5.0 \times 10^{-5} \times 0.13) + (5.0 \times 10^{-6} \times 0.58) + (1.0 \times 10^{-7} \times 0.91) = 0.95 \times 10^{-5} \text{ [年}^{-1}\text{]}^{*注2}$$

これより、この機械式ポンプ2台が同時に故障する確率は

$$3.0 \times 10^{-5} + 0.95 \times 10^{-5} = 3.95 \times 10^{-5} \text{ [年}^{-1}\text{]}$$

*注1：ここでは出題の意図を汲み単位を[年⁻¹]とした。

*注2：確率の加法定理では $P(A \cup B) = P(A) + P(B) - P(A \cap B)$ となるが、ここでは各地震は排反事象であるとみなし、 $P(A \cup B) = P(A) + P(B)$ で計算をした。

III- 11 軽水炉のシビアアクシデント時の放射性物質の挙動に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 原子炉冷却系と比べて低温である格納容器雰囲気では、浮遊するガス状の放射性物質（希ガスを除く）及びエアロゾルは構造物表面及び床面への沈着が加速される。
- ② ヨウ化セシウムは水溶性であり、水中に移行するとヨウ化物イオンとして存在するが、単体ヨウ素は揮発性であり、気液分配により気相中に放出される。
- ③ 放射性物質の移行経路の途上に冷却水がある場合、プールスクラビング効果によって雰囲気中のエアロゾル状の放射性物質の一部が除去される。

- ④ PWRの蒸気発生器伝熱管破損時には、炉心部から放出された放射性物質は格納容器をバイパスして原子炉炉冷却系から直接、環境中へ放出される。
- ⑤ 希ガスの放射性物質の分圧が壁面及びエアロゾルの表面温度での飽和蒸気圧より低くなると、その放射性物質は壁面及びエアロゾル表面に凝縮する。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は⑤

⑤は誤り。希ガスは単原子ガスとして存在し、化学的に非常に不活性であり、常温以上での蒸気圧は高いため、壁面やエアロゾル表面に凝縮することはない。

III- 12 使用済燃料の中間貯蔵の方式とそれらの特徴に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 使用済燃料を金属製容器（金属キャスク）に入れて貯蔵する方式を、金属キャスク貯蔵という。金属ガasketを装着して蓋をボルト締めする。したがって、放射性物質は金属キャスク内に密閉され、貯蔵中の密封機能の監視は不要である。
- ② 使用済燃料をキャニスタと呼ばれる薄肉円筒容器に入れ、そのキャニスタをコンクリート製の容器に入れて貯蔵する方式をコンクリートキャスク貯蔵という。密封機能は溶接構造を採用し、貯蔵中に密封機能の監視は不要である。
- ③ 使用済燃料をキャニスタに収納・密封し、広い地下空間に置かれたピット内に貯蔵する方式をボールド貯蔵という。ボールドとは地下貯蔵室を意味する。使用済燃料からの発熱は、通常、空気自然対流により除熱される。
- ④ 使用済燃料をキャニスタに収納・密封したうえで、コンクリート製サイロに収納し、放射線を遮蔽する方式をサイロ貯蔵という。キャニスタを輸送キャスクから保管庫に水平姿勢で挿入でき、輸送キャスクを高く吊り上げる必要がない。
- ⑤ 使用済燃料を冷却プール内の水中に設置された金属性の枠組（ラック）に収納する方式を水プール貯蔵という。使用済燃料からの発熱は冷却プールの水により除去される。除熱性能に優れるので、原子炉から取り出し直後の発熱量の高い使用済燃料貯蔵に適する。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は①

金属キャスクはそれ自体で4つの基本的安全機能（密封機能、遮蔽機能、臨界防止機能、除熱機能）を自己完結的に確保している容器であり、貯蔵中は密封機能が確保されていることを確認する必要がある。金属キャスクは金属ガasketを用いた二重蓋で密封されている。貯蔵中の金属キャスクは、使用済燃料が酸化しないよう内部にヘリウムガスを充填し負圧を保っており、一方で蓋間圧力（一次蓋と二次蓋の間の圧力）は正圧を保っている。つまり、一次蓋・二次蓋のいずれかが密封性を損なった場合、蓋間圧力は低下する。そのため、貯蔵中の金属キャスクは、蓋間圧力を監視することで密封機能を確認する方法を採用しているものがある。

III- 13 加速器駆動炉などのマイナーアクチニド（MA）核変換炉における多重サイクルで廃棄物に移行するMAの総量を考える。第1サイクルで装荷されるMA量を1とする。1回の燃焼サイクルにおける核変換効率を α とすると、核変換炉から取出されるMAは $(1-\alpha)$ とな

る。使用済燃料を再処理するとき、廃棄物に移行する割合を β とすると、第1サイクルでは $(1-\alpha)\beta$ のMAが廃棄物に移行する。このサイクルを繰り返したときの各サイクルにおけるMA量を下表に示す。このように燃焼サイクルを繰り返していくとき、廃棄物に移行するMAの総量を、初回に装荷したMA量の1%以下とするために必要とされる β の値として、最も近い値はどれか。なお、 α は0.1とする。

サイクル数	核変換炉に装荷されるMA	核変換炉から取出されるMA	廃棄物に移行するMA
1	1	$(1-\alpha)$	$(1-\alpha)\beta$
2	$(1-\alpha)$	$(1-\alpha)^2(1-\beta)$	$(1-\alpha)^2(1-\beta)\beta$
3	$(1-\alpha)^2(1-\beta)^2$	$(1-\alpha)^3(1-\beta)^2$	$(1-\alpha)^3(1-\beta)^2\beta$
...
n	$(1-\alpha)^{n-1}(1-\beta)^{n-1}$	$(1-\alpha)^n(1-\beta)^{n-1}$	$(1-\alpha)^n(1-\beta)^{n-1}\beta$

① 0.5×10^{-3} ② 1.0×10^{-3} ③ 1.5×10^{-3} ④ 2.0×10^{-3} ⑤ 2.5×10^{-3}

【解答と解説】正解は②

サイクルを多数回繰り返したときの廃棄物に移行するMA総量が、初回に装荷したMA量の1%以下になることを式で表現すると、

$$\left\{ \sum_{k=1}^{\infty} (1-\alpha)^k (1-\beta)^{k-1} \beta \right\} / 1 \leq 0.01$$

$$\text{ここで、} (1-\alpha)\beta \sum_{k=1}^{\infty} \{(1-\alpha)(1-\beta)\}^{k-1} \leq 0.01$$

公比 $(1-\alpha)(1-\beta) < 1$ より、

$$(1-\alpha)\beta / \{1 - (1-\alpha)(1-\beta)\} \leq 0.01 \text{ となる。}$$

$\alpha=0.1$ を代入して、 β について解くと、

$$\beta \leq 1.12 \times 10^{-3} \text{ と求まるので最も近い値は } 1.0 \times 10^{-3} \text{ となる。}$$

III-14 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 処分とは、放射性廃棄物管理の最終的措置として、放射性廃棄物を人間の生活環境に影響の及ぶおそれのないようにすることである。
- ② 原子力発電所で発生する放射性固体廃棄物の発生量を抑制するために、可燃物は燃焼処理、不燃物については圧縮や溶融など性状に合わせた減容処理を行っている。
- ③ TRU 廃棄物は浅地中処分で行うこととされており、これは、地表付近（深さ数十mまで）で行われる処分である。
- ④ 再処理後に残る放射能レベルの高い廃液はガラス原料と混ぜ合わせて高温で溶かされ、これをステンレス鋼製容器に入れて固めたガラス固化体が高レベル放射性廃棄物である。
- ⑤ 多重バリアシステムは、工学的技術により設けられる人工バリアと、天然の地層である天然バリアの多重の防護系から構成される。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は③

③は誤り。TRU（超ウラン元素）含有廃棄物は殆どが使用済み燃料の再処理、MOX燃料の加工の過程で発生する低レベル放射性廃棄物に含まれているものである。これらの廃棄物は一般的に半減期が長く、 α 線を放出する等の特徴を有するので、特にTRU核種を含む放射性廃棄物として区分されている。これらの安全対策については、全 α 核種の放射能濃度の区分目安値以下、かつ β ・ γ 核種の放射能濃度の比較的低いものについては浅地中処分が可能と考えられているが、これより高いものについては余裕深度処分が適当と考えられ、高レベル放射性廃棄物の処分方策との整合性をはかりつつ技術開発が進められている。

【参考文献】

[1]バックエンド研究開発部門埋設事業センター TRU 廃棄物処分技術検討書（第2次TRUレポート）

(https://www.jaea.go.jp/04/be/documents/doc_01.html)

III-15 ^{238}U の核子当たりの平均結合エネルギー[MeV]に最も近い値はどれか。ただし、ウランの原子番号は92、原子質量単位で表した ^{238}U 原子、水素原子、中性子の質量はそれぞれ、238.050784u、1.007825u、1.008665uであり、1u=931.5MeVとする。

①7.0 ②7.2 ③7.4 ④7.6 ⑤7.8

【解答と解説】正解は④

水素原子は、陽子：1、電子：1、

^{238}U 原子は、陽子92、電子：92、中性子：146で構成される。

原子の核子当たりの平均結合エネルギーは、(A) 原子のポテンシャルエネルギーと (B) 粒子がバラバラに存在する状態のポテンシャルエネルギーの和の差(A)-(B)で表される。

$$\{238.050784[\text{u}] - (92 \times 1.007825[\text{u}] + 146 \times 1.008665[\text{u}])\} \times 931.5[\text{MeV/u}] / 238 = 7.57[\text{MeV}]$$

よって、④が正解である。

【参考文献】

[1]「放射線概論」, 通商産業研究社

III-16 放射性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 α 壊変で放出される α 粒子は ^4He の原子核であり、娘核種の原子番号は2減少し、質量数は4減少する。
- ② β 壊変では、原子核から電子が放出され、娘核種の原子番号は1増加するが、質量数は変わらない。
- ③ 軌道電子捕獲とは、原子核が軌道電子を捕獲することにより起こる壊変過程で、その際、特性X線あるいはオージェ電子が放出されるが、娘核種の原子番号、質量数は変わらない。
- ④ γ 遷移では、原子核が高励起状態から低いエネルギー状態に移る際に光子(γ 線)が放出される。この光子の代わりに電子が放出される現象を内部転換という。
- ⑤ 自発核分裂では、重い原子核が自発的に分裂する現象のことで、分裂に伴い中性子が放出される。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は③

③は誤り。電子軌道の電子が原子核に取り込まれ、捕獲された電子は原子核内の陽子と反応し中性子となり、同時に電子ニュートリノが放出される。この壊変では、中性子数が1つ増加し陽子数が1つ減少するため、質量数は変化せず原子番号が1つ減少する。

【参考文献】

[1]「放射線概論」, 通商産業研究社

III-17 放射平衡に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

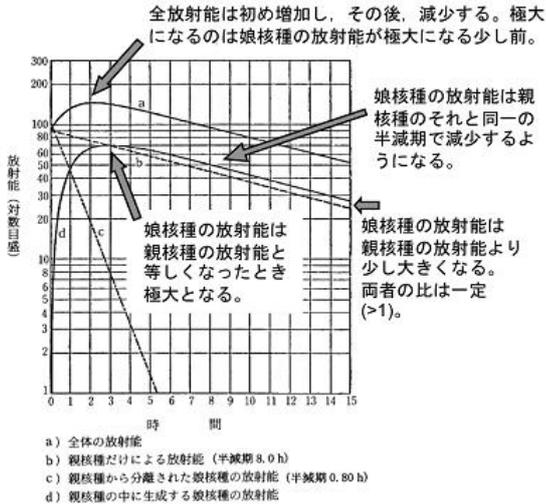
- ① 過渡平衡が成立すると、親核種、娘核種とも娘核種の半減期で減衰する。
- ② 永続平衡が成立すると、親核種と娘核種の原子数の比は一定となる。
- ③ 放射平衡が成立するには、親核種の半減期は娘核種の半減期に

比べて短くなければならぬ。

- ④ 天然に存在する放射壊変系列では、永続平衡は成立しない。
- ⑤ 放射平衡が成立すると、娘核種の放射能は親核種の放射能を超えることはない。

【解答と解説】 正解は②

- ①：親核種の崩壊定数 λ_1 が娘核種の崩壊定数 λ_2 に比べ小さい場合 ($\lambda_1 < \lambda_2$) 時間 t がある程度以上になると娘核種が見掛け上、親核種の崩壊定数で減衰するようになる状態。
- ②：記載のとおり。 $\lambda_1 \ll \lambda_2$ の場合には、娘核種の原子数 N_2 と親核種 N_1 の原子数の比 N_2/N_1 は λ_1/λ_2 に等しく、 $N_2\lambda_2 = N_1\lambda_1$ が成り立つのでA, Bの放射能は等しいことになり、この状態を永続平衡という。
- ③：永続平衡及び過渡平衡は、いずれも親核種の半減期が娘核種より長い場合に成立する。このため、親核種の半減期が娘核種より短い場合には放射平衡は成立しない。
- ④：ウラン系列、トリウム系列などのなかで永続平衡は存在する。
- ⑤：過渡平衡では下図 (b:親核種, d:娘核種) のとおり、親核種放射能<娘核種放射能の関係となりえる。



系列	核種	歴史名	半減期	放出放射線	系列	核種	歴史名	半減期	放出放射線
ウラン	^{238}U	Uranium I	$4.51 \times 10^9\text{y}$	α	アクチニウム	^{226}Ra	Actinium U	$7.038 \times 10^4\text{y}$	α, γ
	^{234}Th	Uranium X ₁	24.1d	β, γ		^{222}Rn	Emanation Thoron(Tn)	55s	α, γ
	$^{234\text{m}}\text{Pa}$	Uranium X ₂	1.17min	β, γ		^{218}Po	Thorium A	0.15s	α
	^{234}Pa	Uranium Z	6.75h	β, γ		^{214}Pb	Thorium B	10.64h	β, γ
	^{234}U	Uranium II	$24.7 \times 10^4\text{y}$	α, γ		^{214}Bi	Thorium C	60.6min	α, β, γ
	^{230}Th	Uranium III	$8.1 \times 10^4\text{y}$	α, γ		^{214}Po	Thorium C'	304ns	α
	^{226}Ra	Radium	1602y	α, γ		^{214}Pb	Thorium C''	3.10min	β, γ
	^{222}Rn	Emanation Radon(Ra)	3.823d	α, γ		^{210}Pb	Thorium D	Stable	
	^{226}Ac	Actinium	13.5h	β, γ		^{210}Bi	Actinium U	5.01d	β, γ
	^{222}Fr	Francium	21.3min	β, γ		^{210}Po	Uranium Y	25.52h	β, γ
	^{226}Th	Thorium	1.41 × 10 ¹⁰ y	α		^{210}At	Actinium X	21.773y	α, β
	^{222}Ra	Radium A	3.05min	α, β		^{210}Th	Actinium Y	18.718d	α, γ
	^{222}Ac	Actinium A	13.0min	β, γ		^{206}Pb	Stable		
	^{222}Th	Thorium A	1.91y	α, γ					
^{222}Pa	Actinium A	13.7d	β, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa	Actinium A	1.78ms	α, γ						
^{222}U	Uranium A	4.47min	β, γ						
^{222}Th	Thorium A	1.48min	β, γ						
^{222}Pa </									

結果、生体高分子の損傷が軽減される。これを保護効果といい、このような物質を放射線防護剤（ラジカルスカベンジャー）という。

- ⑤：G 値は、電離放射線による化学作用の効率を表す量であり、吸収エネルギー100eV あたりの分子変化または生成分子数で表わす。

【参考文献】

[1] 「放射線概論」, 通商産業研究社

III-19 厚さ 4.5 cm の鉛で遮蔽された 100MBq の ^{60}Co 線源から 0.5m の位置で 30 分作業した場合の実効線量 [μSv] に最も近い値はどれか。ただし、 ^{60}Co からの γ 線の鉛の半価層は 1.5 cm, ^{60}Co の実効線量率定数は $0.305 \mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$ とする。

- ①0.48 ②0.96 ③1.9 ④3.8 ⑤7.6

【解答と解説】 正解は⑤

直接線による線量は、線源強度に比例し、距離の 2 乗に逆比例する。また、ここでは、遮へいとして半価層の 3 倍の厚みの鉛で遮蔽されており、 $(1/2)^3 = (1/8)$ の遮へい効果が期待できる。

$$Q = 100 [\text{MBq}] \times (1/2)^{(4.5[\text{cm}]/1.5[\text{cm}])} / (0.5[\text{m}])^2 \times 0.5[\text{h}] \\ \times 0.305 [\mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}] \\ = 7.625 [\mu\text{Sv}]$$

【参考文献】

[1] 「放射線概論」, 通商産業研究社

III-20 放射線の線量に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 実効線量は、各臓器・組織の等価線量と組織加重係数の積の合計値である。
② 線量当量は、組織の吸収線量と放射線加重係数の積で表される。
③ 等価線量は、臓器・組織の吸収線量と線質係数の積で表される。
④ カーマは、荷電粒子に対してのみ使用することができる。
⑤ 照射線量は、 γ 線に対しては使用することができない。

【解答と解説】 正解は①

- ①：記載のとおり。
②：線量当量は、放射線の種類などに関係なく影響の大きさを表すことができる線量概念としてある一点における吸収線量に線質係数を掛け合わせた指標である。
③：等価線量は、ある一点ではなく臓器の全体が受けた線量を表すために用いられ、平均臓器吸収線量に平均臓器吸収線量の係数として放射線加重係数 (radiation weighting factor) を乗じて求められる。
④：カーマは、非荷電電離放射線が物質と相互作用して、放射線のエネルギーが二次荷電粒子の運動エネルギーとして相互作用する場合の単位質量当たりから発生した二次荷電粒子線の、発生直後の運動エネルギーの総和 [J/kg] で定義され、単位は J/kg もしくは Gy である。
⑤：照射線量は、X 線や γ 線などの非荷電電離放射線によって、単位質量あたりの空気が電離された際の電荷量で定義される。単位は、 C/kg である。

【参考文献】

[1] 「放射線概論」, 通商産業研究社

III-21 サイクロトロンを用いて半減期 20 分の放射性核種を製造するとき、標的を荷電粒子で 20 分間照射したときの生成放射能を A_1 とし、また 2 倍の照射電流で 40 分間照射したときの生成放射能を A_2 とすると、その生成放射能比 (A_2/A_1) に最も近い値はどれか。

- ①2.5 ②3.0 ③3.5 ④4.0 ⑤4.5

【解答と解説】 正解は②

$$\frac{A_2}{A_1} = \frac{Q_2}{Q_1} \times \frac{(1 - \exp(-\frac{\ln(2)}{T} \times t_2))}{(1 - \exp(-\frac{\ln(2)}{T} \times t_1))}$$

ここで、

A_1 : 1 の場合の生成放射能 [Bq]

A_2 : 2 の場合の生成放射能 [Bq]

Q_2/Q_1 : 1 の場合と 2 の場合の照射電流の比 [-]

t_1 : 1 の場合の照射時間 [min]

t_2 : 2 の場合の照射時間 [min]

T : 半減期 [min]

サイクロトロンの照射電流を 2 倍にすると生成される放射性核種の放射エネルギーは 2 倍となる。

半減期 20 分の放射性核種を 20 分照射する場合、上の式で $\exp(-\frac{\ln(2)}{T} \times t_1)$ の部分は、0.5 となり、 $(1 - \exp(-\frac{\ln(2)}{T} \times t_1))$ の部分は、0.5 となる。

半減期 20 分の放射性核種を 40 分照射する場合、上の式で $\exp(-\frac{\ln(2)}{T} \times t_2)$ の部分は、0.25 となり、 $(1 - \exp(-\frac{\ln(2)}{T} \times t_2))$ の部分は、0.75 となる。

従って、 $\frac{A_2}{A_1} = 2 \times 0.75 / 0.5 = 3.0$

となる。

III-22 $^{12}\text{C}(n, 2n)^{14}\text{C}$ は、しきいエネルギーを有する吸熱反応である。このしきいエネルギーを表す式として、最も適切なものはどれか。ただし、中性子の質量を M_n , ^{12}C の質量を M_{12} , ^{14}C の質量を M_{14} , 反応の Q 値を Q とする。

- ① $|Q| \times (M_n + M_{14}) / M_{11}$ ② $|Q| \times (M_n + M_{12}) / M_{12}$ ③ $|Q|$
④ $|Q| \times M_{11} / (M_n + M_{11})$ ⑤ $|Q| \times M_{12} / (M_n + M_{12})$

【解答と解説】 正解は②

しきいエネルギー E_{th} は次式で求められる。

$$E_{th} = |Q| \left(\frac{M_A + M_X}{M_A} \right)$$

E_{th} : しきいエネルギー

Q : 反応の Q 値

M_A : 標的核の質量

M_X : 入射粒子の質量

【参考文献】

[1] 「放射線概論」, 通商産業研究社

III-23 ある試料から放出される放射能を、GM 計数管を用いて 10 分

間測定した。このとき係数値は10,000カウントであり、係数率は1,000cpmであった。バックグラウンドは無視できるものとする。係数率の標準偏差[cpm]に最も近い値はどれか。

- ①2 ②4 ③10 ④32 ⑤100

【解答と解説】正解は③

計測時間 t で計数値 N が得られる時の計数率 n と標準偏差 σ は、次式の式から求められる。

$$n \pm \sigma = \frac{N}{t} \pm \frac{\sqrt{N}}{t}$$

正味の計数率の標準偏差 σ_n は、試料の標準偏差 σ_s とバックグラウンドの標準偏差 σ_B から次の式から求められる。

$$\sigma_n = \sqrt{\sigma_s^2 + \sigma_B^2} = \sqrt{\left(\frac{\sqrt{N_s}}{t_s}\right)^2 + \left(\frac{\sqrt{N_B}}{t_B}\right)^2}$$

バックグラウンドは無視できることから $\sigma_B^2 = 0$ であるため計数率の標準偏差 σ_n は、

$$\sigma_n = \left\{ \left(\frac{\sqrt{10000}}{10}\right)^2 + 0 \right\}^{1/2} = (100)^{1/2} = 10 \text{ cpm}$$

となる。

【参考文献】

- [1] 「放射線概論」, 通商産業研究社

III-24 人への放射線影響に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 被ばく線量と影響の発生頻度の関係から、確率的影響と確定的影響に分類される。
- ② しきい線量とは、確定的影響が現れる最小の線量である。
- ③ 確定的影響では、被ばく線量が大きくなると重篤度が増す。
- ④ 確率的影響では、がんと遺伝的影響が含まれる。
- ⑤ 妊娠中に被ばくした胎児に現れる影響は遺伝的影響である。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は⑤

⑤は誤り。放射線の影響は、被ばくした人に起こる「身体的影響」とその人の子孫に生じる「遺伝的影響」とに大別される。出生前の胎児の被ばくにおいても、身体的影響を伴う影響が含まれる。

【参考文献】

- [1] 「放射線概論」, 通商産業研究社

III-25 X線あるいはγ線と物質の相互作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 光電効果では、入射X線のエネルギーを吸収して原子内の軌道電子が放出される。
- ② 光電効果では、入射X線のエネルギーが十分高い場合には外殻電子より内殻電子の方が光電効果として放出されやすい。
- ③ コンプトン効果により散乱されたX線の波長は、散乱前の波長より長くなる。
- ④ コンプトン効果により散乱されたX線が、さらにコンプトン効果を起こすことがある。
- ⑤ 電子対生成は、γ線のエネルギーが1.02MeVより小さい場合にも起こることがある。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は⑤

⑤は誤り。γ線と物質との相互作用には、光電効果、コンプトン効果、電子対生成の3つがある。電子対生成には光子が原子核の強い電場に吸収され、電子と陽電子を生み出す反応である。電子と陽電子の質量を生成するためには、光子のエネルギーは電子の静止エネルギーの2倍の1.022MeV以上が必要である。

【参考文献】

- [1] 「放射線概論」, 通商産業研究社

III-26 医療の分野で放射線や放射性同位元素は病気の診断、治療に欠かすことができないものとなっている。次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① ^{192}Ir などの放射性同位元素を針状等の形状の小線源に加工して、患部へ挿入し、腫瘍などを治療している。
- ② 患者のがん組織にホウ素化合物を取り込ませ、熱中性子を患部に照射すると、 ^{10}B との核反応で発生する粒子放射線(α線と ^7Li 粒子)によって、選択的にがん細胞を殺すことができる。
- ③ 重粒子線はシャープなブラッグピークと高い生物効果を兼ね備え、さらに、がん細胞の周りに酸素があるかないかによる影響を受けにくいという利点があることから、重粒子線照射はがん治療に利用されている。
- ④ β線を放出する核種を患者に投与して、そのβ線を体外において測定すると、投与した各種の集積具合の断層像を得ることができる。この測定には $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 標識化合物や ^{201}Tl 標識化合物などが利用されている。
- ⑤ β⁺壊変する核種で標識した化合物を投与し、その核種がβ⁺壊変後、陽電子消滅する際に、180度方向に同時に放出される消滅光子を測定対象物の周りに配置した検出器で同時係数すると、核種の位置を調べることができる。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は④

④は誤り。β線を放出する核種で医療に用いられている核種は、 ^{131}I 、 ^{89}Sr である。 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 、 ^{201}Tl はγ線を放出する核種であり、単一光子放射断層撮影(SPECT:Single Photon Emission Computed Tomography)で使用されている。

【参考文献】

- [1] 日本心臓核医学会 HP
(<http://www.jsnc.org/p-jsnc-seminar/001/2010/0719-1>)
[2] 「アイソトープ手帳」, (社)日本アイソトープ協会

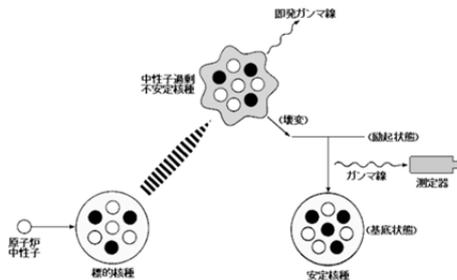
III-27 中性子検出法に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① ^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。
- ② 水素比例計数管は、高速中性子の弾性散乱による反跳用紙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 などの核分裂物質の中性子吸収に伴い起きる核分裂を利用して中性子を検出している。
- ④ 中性子放射化検出法の1つである金箔放射化法は、 ^{197}Au 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。

⑤ 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。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は④

④は誤り。中性子放射化検出法は、即発 γ 線を測定するのではなく、中性子を捕獲して生成された放射性核種が壊変する際に放出する放射線を測定する。以下、概念図を示す。



【参考文献】

[1]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)」

(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=08-04-01-27)

III-28 放射線のエネルギー測定に関する次の記述のうち、放射線の種類と検出器の組み合わせとして、最も適切なものはどれか。

- ① ${}^{241}\text{Am}$ の α 線のエネルギーをSi表面障壁型半導体検出器で測定する。
- ② ${}^{241}\text{Am}$ の α 線のエネルギーをGM計数管で測定する。
- ③ ${}^{241}\text{Am}$ の α 線のエネルギーをNaI(Tl)シンチレータで測定する。
- ④ ${}^{137}\text{Cs}$ の γ 線のエネルギーをZnS(Ag)シンチレータで測定する。
- ⑤ ${}^{137}\text{Cs}$ の γ 線のエネルギーを有機液体シンチレータで測定する。

【解答と解説】正解は①

②GM計数管は、計数管前面に配置された薄膜を通過した β/γ 線などが内部で封入しているガスと相互作用させ検出するものであるが、 α 線はこの薄膜を透過できないため計測することはできない。また、GM計数管では一般的にエネルギー測定は行えない。

③NaI(Tl)シンチレータは、 γ 線のエネルギーは計測することができるが、潮解性を持つNaIを密封している容器を α 線が透過できないため、 α 線のエネルギーは計測することはできない。

④ZnS(Ag)は多結晶の粉末としてしか利用できないため、シンチレータ部分が薄い膜になっており、透過率の高い γ 線を測定するのは不向きである。

⑤有機液体シンチレータは、シンチレータ部分である有機物の原子番号が小さく、 γ 線との相互作用を起こしにくいいため測定には不向きである。

【参考文献】

[1]「放射線概論」, 通商産業研究社

III-29 2015年12月パリにて気候変動対策に関する新しい条約「パリ協定」が合意され、翌年11月に発効した。この「パリ協定」に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① パリ協定は、京都議定書同様、気候変動枠組条約の下で策定された。
- ② パリ協定には、産業革命前からの地球の平均気温上昇を 2°C より

り十分下方に抑えること等が、協定の目的として記述されている。

- ③ パリ協定は、京都議定書同様、先進国のみ温室効果ガスの削減義務を課している。
- ④ パリ協定は、温室効果ガスの人為的な排出と吸収のバランスを今世紀後半に達成することを目指している。
- ⑤ パリ協定を受けて、日本国政府は長期的目標として2050年までに80%の温室効果ガスの排出削減を目指すとの閣議決定を行った。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は③

- ① 適切：1992年に採択された気候変動枠組条約で規定された大枠の下で策定されている。^[1]
- ② 適切：第2条に記述されている。^[1]
- ③ 不適切：京都議定書とは異なり、第3条にてすべての締約国に対し、気候変動に対する世界全体での対応に向けた国が決定する貢献に関し、野心的な努力に取り組み、並びにその努力を通報することを課している。^[1]
- ④ 適切：第4条に記述されている。^[1]
- ⑤ 適切：平成28年5月13日の閣議決定第一章第一節にて、記述されている。^[2]

【参考文献】

[1]パリ協定 (外務省 HP)

(http://www.mofa.go.jp/mofaj/ila/et/page24_000810.html)

[2]「地球温暖化対策計画」の閣議決定について (環境省 HP)

(<https://www.env.go.jp/press/102512.html>)

III-30 国際的な一次エネルギー動向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、回収率の向上、追加的な資源の発見や確認及びシェールオイルの採掘技術の進歩により、可採年数(可採埋蔵量/年産量)は増加傾向になる。
- ② 石炭の可採埋蔵量は約8,900億トンであり、その分布は石油、天然ガスに比べ地域的な偏りが少なく、世界に広く賦存している。その可採年数は約110年であり石油よりも長い。
- ③ 天然ガスは、埋蔵量の地域的な偏りが小さい。近年は、シェールガスといった非在来型天然ガスの開発が進展している。シェールガスは在来型天然ガスの確認埋蔵量よりも多いと、米国政府により推計されている。
- ④ ウランは、カナダ、オーストラリア、カザフスタン等が生産量、埋蔵量ともに上位を占めている。ウラン価格は2000年代後半から世界的なウラン獲得競争により高騰し、現在もその水準にある。
- ⑤ 太陽光発電の導入量は2000年代後半から増加が加速し、2014年の世界の累積導入量は約1.8億kWに達した。日本の累積導入量は、2014年にイタリアを抜き世界第3位となった。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は④

国際的な一次エネルギー動向に関しては、資源エネルギー庁が発行する「平成28年度エネルギーに関する年次報告」(エネルギー白書2017)第2部 エネルギー動向 第2章 国際エネルギー動向 第2節 一次エネルギーの動向にそれぞれ以下のように記載されてい

る。(エネルギー動向に関わらず、最新の白書には目を通しておくことが望ましい。)

①適切: 回収率の向上や追加的な石油資源の発見・確認によって、1980年代以降、可採年数(可採埋蔵量/年産量)はほぼ40年程度の水準を維持し続けてきたが、最近では、ベネズエラやカナダにおける超重質油の埋蔵量が含まれるようになったこともあり、可採年数は増加傾向となっている。また、近年では、シェールオイル生産技術革新により急速に生産量を増加しつつある米国の動向が注目されている。

②適切: 石炭の可採埋蔵量は8,915億トンで、国別には、米国(26.6%)、ロシア(17.6%)、次いで中国(12.8%)に多く埋蔵されている。石炭は、石油、天然ガスに比べ地域的な偏りが少なく、世界に広く賦存していることが挙げられる。また、可採年数が114年と石油等のエネルギーよりも長い。

③適切: 天然ガスの確認埋蔵量における中東のシェアは約42.8%と高いが、石油埋蔵量の約半分が中東に存在していることと比べると、地域的な偏りは小さいと言える。また、近年は、シェールガスや炭層メタンガスといった非在来型天然ガスの開発が進展しており、特にシェールガスは大きな資源量が見込まれている。2013年7月に公表された米国エネルギー情報局の評価レポートによると、シェールガスの技術的回収可能資源量は、評価対象国合計で206.6兆 m^3 とされており、在来型天然ガスの確認埋蔵量よりも多いと推計されている。

④不適切: ウラン価格は、2000年時点で約7ドル/ポンド U_3O_8 であったが、2003年ごろから上昇し、一時2007年には136ドル/ポンド U_3O_8 まで上昇し、2011年3月時点でも60ドル/ポンド U_3O_8 を超える高値となった。これは解体核高濃縮ウランや民間在庫取崩し等の二次供給の減少や、中国等によるウラン精鉱の大量購入等から需給ひっ迫が懸念され、世界的なウラン獲得競争が激化したことなどが起因したと考えられている。ただし、2011年3月に起きた東京電力福島第一原子力発電所事故後は下落傾向となっている。

⑤適切: 世界における太陽光発電の導入は2000年代後半から加速し、2015年の累積導入量は約2.3億kWに達した。導入の拡大には、2000年前後に欧州諸国で導入されたFITによる効果が大きく、太陽光発電の買取価格が高額に設定されたこと等によりドイツ、イタリア、スペイン等で顕著な伸びを示した。日本でもFITが2012年7月に導入されたことにより、導入量が大幅に拡大した。2015年の累積導入量で見ると、日本(3,415万kW)は中国(4,353万kW)、ドイツ(3,971万kW)に次いで世界第3位となっている。

【参考文献】

[1] 「平成28年度エネルギーに関する年次報告」(エネルギー白書2017)

(<http://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2017pdf/>)

III-31 約70%の稼働率で運転されている100万kWの原子力発電所の年間発電電力量は、約6,100GWh(約 5.2×10^{15} cal)である。この原子力発電所の代替として、稼働率100%のLNG火力発電所を1年間動かすとする。このためには、LNG調達に必要な燃料購入費用と CO_2 排出量オフセットする CO_2 クレジット購入費用が必要となる。このとき、燃料購入費用と CO_2 クレジット購入費用の合計[億円]として、最も近

い値はどれか。ただし、LNG火力発電所の熱効率は50%、LNGの発熱量は 1.3×10^{10} cal/ton、LNGの CO_2 排出計数は 2.0×10^4 g- CO_2 /cal、LNGの価格は50,000円/ton、 CO_2 クレジット価格は500円/ton- CO_2 とする。

①200 ②300 ③400 ④500 ⑤600

【解答と解説】 正解は③

原子力発電所の年間発電電力量をLNG火力発電所で代替する。発電電力量は 5.2×10^{15} cal、LNG火力発電所の熱効率が50%であるから、LNG火力発電所の年間の発熱量は、

$$5.2 \times 10^{15} / 0.5 = 10.4 \times 10^{15} \text{cal}$$

これをLNGのtonあたり発熱量 1.3×10^{10} cal/tonで除して、必要なLNG量を求めると、

$$10.4 \times 10^{15} / 1.3 \times 10^{10} = 8 \times 10^5 \text{ton}$$

LNGの年間購入費用は、単価50,000円/tonより、

$$8 \times 10^5 \times 5 \times 10^4 = 4 \times 10^{10} \text{円} = 400 \text{億円} \quad \text{—— 1)}$$

次に CO_2 クレジット購入費用を求める。

CO_2 排出量は、年間の発熱量 10.4×10^{15} calにLNGの CO_2 排出計数 2.0×10^4 g- CO_2 /calを掛けて、

$$10.4 \times 10^{15} \times 2.0 \times 10^4 = 2.08 \times 10^{12} \text{g-}CO_2 = 2.08 \times 10^6 \text{ton-}CO_2$$

LNGの年間 CO_2 クレジット購入費用は、単価500円/ton- CO_2 より、

$$2.08 \times 10^6 \times 500 = 1.04 \times 10^9 \text{円} = 10.4 \text{億円} \quad \text{—— 2)}$$

以上、燃料購入費用と CO_2 クレジット購入費用の合計(1)+2)は、

$$400 + 10.4 = 410.4 \text{億円}$$

以上より、最も近い値は③となる。

III-32 有効落差100mを持つ水力発電所が50カ所ある。50カ所合わせて、110万kWの原子力発電所と同じ出力を持つとき、水力発電所の1カ所あたりの平均流量[万 $ton \cdot h^{-1}$]に最も近い値はどれか。ただし、水車の効率と発電機の効率をそれぞれ90%とする。

①10 ②25 ③50 ④75 ⑤100

【解答と解説】 正解は①

水力発電所1カ所あたりの出力Pは、水の流量:Q [m^3/s]、有効落差:H [m]、水車効率: η_T 、発電機効率: η_G とすると次式で与えられる。

$$P = 9.8 \text{ m} \cdot \text{s}^{-2} \cdot Q \cdot H \cdot \eta_T \cdot \eta_G \text{ [kW]}$$

水力発電所が50カ所あるため、合計出力Pt

$$Pt = 9.8 \text{ m} \cdot \text{s}^{-2} \cdot Q \cdot H \cdot \eta_T \cdot \eta_G \times 50 \text{ [kW]}$$

従って、流量Qは、

$$\begin{aligned} Q \text{ [} m^3/s \text{]} &= Pt / (9.8 \text{ m} \cdot \text{s}^{-2} \cdot H \cdot \eta_T \cdot \eta_G \times 50) \\ &= 1100000 / (9.8 \times 100 \times 0.9 \times 0.9 \times 50) \\ &= 27.7 \end{aligned}$$

$$Q \text{ [万} ton \cdot h^{-1} \text{]} = 27.7 \times 3600 / 10000 = 9.97 \text{ 万} ton \cdot h^{-1}$$

以上より、最も近い値は①となる。

【参考文献】

[1] 「小水力発電の基礎講座」全国小水力推進協議会

(<https://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/128093.pdf>)

Ⅲ-33 原子力利用の基本的な考え方は「原子力基本法」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、将来におけるエネルギー資源を確保し、aの進歩と産業の振興とを図り、もって人類社会のb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、dにこれを行うものとし、その成果を公開し、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、環境の保全並びに我が国のe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	学術	発展	自主的	民主的	安全保障
②	学術	福祉	民主的	自主的	安全保障
③	学術	福祉	民主的	自主的	エネルギーの確保
④	科学技術	福祉	自主的	民主的	エネルギーの確保
⑤	科学技術	発展	民主的	自主的	安全保障

【解答と解説】 正解は②

原子力基本法第一条、第二条のとおりである。

原子力基本法は、日本の原子力政策の基本方針を定めた法律であり、1955年12月19日に制定された。なお、本法律は、1954年春の日本学術会議第17回総会で決定された原子力問題処理の原則、すなわち

- (1) すべての事柄を公開で行うこと
- (2) 日本の自主性を失わないようにすること
- (3) 民主的に取り扱い、かつ民主的に運営すること

の三原則を取り入れており、平和利用に限定することをうたっている。

第二条の2号は、2011年3月の福島第一原発事故を契機による改正時(2012年6月27日公布)に追加されている。なお、その他の主な改正点は、第1章において原子力規制委員会と原子力防災会議の設置を定めたこと、第2章から原子力安全委員会を削除したことが挙げられる

【参考文献】

[1]原子力基本法

http://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/ls/g0500/detail?lawId=330AC1000000186

[2]電気事業連合会-原子力基本法

<http://www.fepc.or.jp/nuclear/policy/houritsu/kihonhou/>

[3]原子力百科事典ATOMICA「原子力の三原則」

http://www.rist.or.jp/atomica/dic/dic_detail.php?Dic_Key=1395

Ⅲ-34 平成27年度エネルギーに関する年次報告(エネルギー白書2016)における、各国の原子力発電の現状に関する次の記述の、に該当する国の組合せとして、最も適切なものはどれか。

aでは、16基の原子力発電所が運転中で、発電電力用の約19%

を賅っている。設備利用率は72%である。2007年にエネルギー白書を提出し、原子力発電所の新規建設に向けた政策面での支援方針を明らかにした。

bでは、10基の原子力発電所が運転中で、発電電力量の約42%を賅っている。設備利用率は75%である。1980年の国民投票結果を踏まえ、原子力発電を段階的に廃止する法律が制定されたが、2010年に既設原子炉のリプレースは可能と修正された。

cでは、22基の原子力発電所が運転中で、発電電力用の約2%を賅っている。設備利用率は74%である。原子力発電拡大の方針を掲げており、2020年の設備容量を58GWとする計画を2013年に策定した。

dでは、9基の原子力発電所が運転中で、2011年度時点で発電電力量の約18%を賅っている。設備利用率は87%である。2011年8月に原子力発電を段階的に廃止する法案が施行された。

(原子力発電所の基数は2015年1月1日時点、発電電力量と設備利用率は2014年時点(年ベース))

	a	b	c	d
①	英国	ドイツ	中国	スウェーデン
②	中国	スウェーデン	英国	ドイツ
③	中国	ドイツ	英国	スウェーデン
④	英国	スウェーデン	中国	ドイツ
⑤	中国	英国	スウェーデン	ドイツ

【解答と解説】 正解は④

各国の原子力発電に関する状況は以下のとおりである。

- a 英国：16基の内訳は、PWR 1基、改良型ガス冷却炉(AGR) 14基、炭酸ガス冷却炉(GCR) 1基となる。このうちGCRは2015年12月に閉鎖された。2007年に提出されたエネルギー白書にて、原子力発電所の新規建設に向けた政策面での支援方針が明らかにされた。^[1]
- b スウェーデン：2006年に政権に就いた中道右派連立政権により原子力政策が見直され、2010年には、政府は脱原子力政策を見直し、現在運転中の原子炉の建替えに限って、原子炉の新規建設を認める法案が可決された。^[2]
- c 中国：CANDU炉2基を除きPWRである。中国は大気汚染問題や地球環境問題への対応などから、石炭火力の代替電源として今後も原子力開発を推進する方針である。^[3]
- d ドイツ：2011年3月に発生した福島第一原子力発電所の事故を受けて、メルケル政権は脱原子力に転じた。2011年7月には、最も古い7基(故障で停止中を含めると8基)を即座に閉鎖するとともに、運転中の9基も2022年までに段階的に閉鎖することを決めた。これに対して、原子力発電所を所有・運転する電力会社は財産権の侵害に当たるとして、その補償を求めるために連邦憲法裁判所へ提訴しているが、裁定が下されるまでには暫く時間を要する見込みである。^[4]

【参考文献】

[1]原子力百科事典ATOMICA「イギリスの原子力発電開発(14-05-01-02)」

http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=14-05-01-02

[2]電気事業連合会HP

https://www.fepec.or.jp/library/kaigai/kaigai_jigyo/sweden/detail/1231519_4791.html

[3]電気事業連合会HP

https://www.fepec.or.jp/library/kaigai/kaigai_jigyo/china/detail/1231596_4770.html

[4]電気事業連合会HP

https://www.fepec.or.jp/library/kaigai/kaigai_jigyo/germany/detail/1231563_4782.html

- III-35 原子力施設における核物質の管理等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又はそれらに関連した施設に関する盗取、妨害破壊行為、無許可の出入り、不法な譲渡又はその他の不法な行為の防止、検知及び対応」をいう。
 - ② 個人の信頼性確認制度とは、「原子力施設における内部脅威者を想定して重要区域の常時立入者や特定核燃料物資を業務上取り扱う者」を対象としている。
 - ③ 核物質防護とは、「核物質の盗取等による不法な核物質の移転を防止するとともに、原子力施設及び輸送中の核物質に対する妨害破壊行為を未然に防ぐことを目的とした措置」をいう。
 - ④ 保障措置とは、「原子力の平和利用を確保するため、核物質が核兵器その他の核爆発装置に転用されていないことを検認すること」をいう。
 - ⑤ 計量管理とは、「国際原子力機関が施設へ出入りする核物質の量をその都度正確に測定することで、施設内の核物質の在庫量を適時に把握し、核物質の収支を確認すること」をいう。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は⑤

- ① 適切：参考文献[1]に該当する記載がある。
- ② 適切：参考文献[2]に該当する記載がある。
- ③ 適切：IAEAが1977年6月に公表した「核物質防護に関する勧告」(INFCIRC/225 Rev.1)によれば、「核物質の盗取又は不法移転及び個人又は集団による原子力施設の妨害行為に対する防護」とされている。^[3]
- ④ 適切：保障措置(SG:Safeguards)とは、原子力の平和利用を担保するために、ウランやプルトニウムのような核物質並びに設備、資材および情報が、核兵器その他の核爆発装置の製造等に転用されないことを確認する為の措置のことをいう。^[4]
- ⑤ 不適切：計量管理は原子力施設で核物質を取扱う場所を定め、その区域で一定期間に搬入・搬出される核物質の増減、そして現在の核物質の在庫の量を厳密・正確に管理することである。国際原子力機関(IAEA)は協定により、加盟国が自ら申告する核物質やその関連施設を対象に独自に計量管理等を行っており、申告に基づいた核物質が軍事的利用をしていないかどうかを確認している。一方、我が国では原子炉等規制法に基づき、原子力事業者が計量管理を実施し、原子力規制委員会に報告することになっている。従って、国際原子力機関のみが計量管理を行うような記述は不適切。^{[5][6]}

【参考文献】

[1]核セキュリティの確保に対する基本的考え方 平成23年8月9日

原子力委員会

http://www.aec.go.jp/jicst/NC/pressrelease/files/20110809/ho_nbun.pdf#search=%27%E6%A0%B8%E3%82%BB%E3%82%AD%E3%83%A5%E3%83%AA%E3%83%86%E3%82%A3%E3%81%AE%E7%A2%BA%E4%BF%9D%27

[2]個人の信頼性確認制度の導入に伴う核物質防護規定変更認可申請について 平成29年8月3日 原子力規制庁

<http://www.nsr.go.jp/data/000198470.pdf#search=%27%E5%80%8B%E4%BA%BA%E3%81%AE%E4%BF%A1%E9%A0%BC%E6%80%A7%E7%A2%BA%E8%AA%8D%E5%88%B6%E5%BA%A6%E3%81%AE%E5%B0%8E%E5%85%A5%27>

[3]原子力百科事典ATOMICA「核物質防護とは（世界と日本の現状）(13-05-03-01)」

http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=13-05-03-01

[4]原子力百科事典ATOMICA「保障措置のあらまし（13-05-02-01）」

http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=13-05-02-01

[5]原子力規制庁HP

<http://www.nsr.go.jp/activity/hoshousochi/houhou/houhou1-1.html>

[6]IAEA(国際原子力機関)～核不拡散と原子力の平和的利用のために

<http://www.mofa.go.jp/mofaj/press/pr/wakaru/topics/vol12/index.html>