

平成 29 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成 28 年度技術士一次試験「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28年10月9日(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第一次試験が実施された。原子力・放射線部門では141名が受験し、100名が合格している(合格率70.9%)。平成28年度の技術士第一次試験は、例年同様に基礎科目、適性科目、専門科目の3科目から構成され、全科目択一式問題で試験が行われている。平成29年度も技術士第一次試験実施大綱^[1]が公表されており試験方法は同じである。

「基礎科目」及び「専門科目」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、このうち原子力・放射線部門における「専門科目」35問について、問題と解答の解説を示すものである。

2. 専門科目の試験内容

平成29年度技術士第一次試験実施大綱^[1]によれば、試験は「技術士となるのに必要な科学技術全般にわたる基礎的学識及び技術士法第四章の規定の遵守に関する適性並びに技術士補となるのに必要な技術部門についての専門的学識を有するか否かを判定し得るよう実施する。」と規定されており、基礎科目、適性科目及び専門科目の3科目について行われる。このうち、専門科目については、「技術士補として必要な当該技術部門に係る基礎知識及び専門知識について問うよう配慮する」とされている^[1]。

表-1に技術士第一次試験の概要(科目、解答時間、配点)及び合否判定基準を示す^[2]。それぞれの試験科目は基礎科目15点/適性科目15点/専門科目50点の配点で、それぞれ50%以上の得点を持って合格とすると規定されており、幅広い知見と技術者倫理及び高い専門性が要求されている。とりわけ、専門科目(原子力・放射線部門)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^[3]されており、合計35問の問題のうちから25問を選択して解答を行う。第一次試験の過去問については技術士会ホームページの試験・登録情報^[4]に掲載されているので、受験者諸氏においては必ず一度は目を通して頂きたい。

平成22年度から平成28年度の専門科目の設問について、分野別設問数を表-2に、平成28年度の専門科目の設問分野と概要を表-3に示す。なお、平成23～27年度の解説については、日本原子力学会ホームページの「原子力・放射線部門」技術士情報ページ 技術士試験対策講座^[5]に掲載されている第一次試験対策講座、平成22年度分以前については原子力eye(日刊工業新聞社)バックナンバーもしくは日本技術士会 原子力・放射線部会HPの「技術士を目指す人のために」に掲載されているので参照願いたい^[6]。

分野毎の設問数は、平成22年度以降ほぼ同じで原子力からは15問～17問、放射線からは14問、エネルギーからは4～6問である。この傾向は平成29年度も大きく変わらないと予想される。

なお、第一次試験の専門科目は出題される35問のうち25問を選択して2時間以内に解答することが求められているので、短時間で解答できる設問から取り組み、時間を要すると思われるものは後で取り組み等、確実に25問解答できるように配慮したい。また、解答は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は失格となるので注意すること。解答後、マークシートに目を通して解答数が25問であることを確認してほしい。

3. 専門科目の出題傾向と対策

平成28年度の技術士第一次試験「原子力・放射線部門」専門科目における出題傾向を分析する。

全体的な出題傾向として、計算問題は、表-2に示すように、直近5ヵ年(平成23～27年度)が10～14問であるのに対し、平成28年度も13問で出題割合は例年と変わらない。これらの計算問題は、原子力・放射線部門における一般的な公式や単位を揃える等の基本的な知識で解答できる設問であり、基礎知識を理解した上で過去問題に取り組んでいけば容易に解答できるので確実な得点源として計算問題にチャレンジして欲しい。ただし、持込み可能な電卓での平方根、対数、指数演算の方法に慣れておくこと。

又、計算問題以外の設問については本稿の参考文献で紹介されている参考書等から基礎的な問題が出題されているので、これらの参考書等に目を通し、基礎的な知識を蓄えた上で問題に取り組んで欲しい。

また、表-3に示すように基礎的な知識を問うため過去の類似問題が出題されていることから、過去問題(少なくとも直近5年分)をしつかり解いて基礎的な知識の理解を深めておくことが望ましい。

原子力/放射線/エネルギーの各分野の出題傾向については以下に示すとおりである。

(1) 原子力分野

原子力分野においては、表-3に示すように、平成28年度は、炉物理(6問)、プラント設計(3問)、核燃料サイクル(4問)、運転・保守(1問)、発電コスト(1問)、法令(1問)の合計16問が出題された。原子力分野からの出題数は、平成22年度以降の出題数とほぼ同数である。出題数16問中、炉物理、プラント設計、核燃料サイクルからの出題が大部分を占めており、この傾向は変わらないと考えられる。このため、これらの基礎知識を習得するため初等テキストを活用した基礎知識の習得と基本的な計算問題の解法を習得することが望まれる。また、「原子力がひらく世紀」^[7]や、白書類^{[8][9][10]}で社会的関心の高いキーワードを抽出しておき、ATOMICA^[11]等で基礎的な知識・用語等を確認しておくことと、さらに近年の原子力分野に対する規制要求の内容について確認しておくことが望まれる。

(2) 放射線分野

放射線分野では、表-3に示すように、平成28年度は、放射線の基礎(9問)、放射線計測(2問)、放射線防護(1問)、放射線利用(1問)及び法令(1問)の合計14問の出題となっている。出題範囲は圧倒的に放射線に関する基礎的な知識(放射性物質/放射能/半減期/崩壊形式/放射平衡等)を問う問題が多い。これら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^[12]^[13]や問題集^[14]を利用して知識を習得することが望まれる。また、これらの出題範囲の中から計算問題が必ず出題されているので、放射線に関する基本的な計算問題も過去問や問題集により解法を習得しておくことが望まれる。アボガドロ数など基礎的事項の再確認、学び直しには、稀に高校生向けの化学の教科書がリマインダとして役立つ場合があることを経験として記しておく。

(3) エネルギー分野

エネルギー分野では、表-3に示すように、平成28年度は、エネルギー(3問)、地球環境(2問)の合計5問が出題されている。地球環境に係わる温室効果ガス・二酸化炭素排出量等の知識、我が国や世界のエネルギー情勢に係わる知識を問う問題が例年通り出題されており、白書や統計等の文献及び関連する情報を新聞やニュース、インターネット等を通して、日常からエネルギー分野の情報に幅広く触れておくことが望ましい。

【参考文献】

- [1] 公益社団法人日本技術士会ホームページ「平成29年度技術士第一次試験実施大綱」平成28年11月22日、科学技術・学術審議会
https://www.engineer.or.jp/c_topics/004/004808.html
- [2] 公益社団法人日本技術士会ホームページ「平成29年度技術士試験合否決定基準」平成29年1月20日、文部科学省
https://www.engineer.or.jp/c_topics/004/004882.html
- [3] 文部科学省告示第136号「技術士法施行規則の規定に基づき、第1次試験の専門科目の範囲及び第2次試験の選択科目の内容を定める件の全部を改正する件」、平成15年8月18日
- [4] 公益社団法人日本技術士会ホームページ「過去問題（第一次試験）」、試験・登録情報
http://www.engineer.or.jp/c_categories/index02021.html
- [5] 一般社団法人 日本原子力学会ホームページ「原子力・放射線部門」技術士情報ページ 技術士試験対策講座
http://www.aesj.or.jp/gi_jyutsushi/taisaku_index.html
- [6] 公益社団法人日本技術士会 原子力・放射線部会ホームページ「技術士を目指す人のために」
http://www.engineer.or.jp/c_dpt/nucrad/topics/002/002467.html
- [7] 原子力がひらく世紀(改訂3版、2011年3月) 一般社団法人日本原子力学会 原子力教育・研究特別専門委員会編
- [8] 「原子力白書」、原子力委員会
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/index.htm>
- [9] 「原子力安全白書」、旧原子力安全委員会
http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/hakusyo/hakusyo_kensaku.htm
- [10] 「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/>
- [11] 「原子力百科事典」ATOMICA
<http://www.rist.or.jp/atomica/atomica.html>
- [12] 「放射線概論」、通商産業研究社
- [13] 「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会
- [14] 「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 第一次試験の概要及び合否判定基準

問題の種類	解答時間	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22年度から平成28年度「専門科目」の分野別設問数

年度	分野 分類	原子力			放射線			エネルギー			全分野		
		正誤 空白	計算	小計	正誤 空白	計算	小計	正誤 空白	計算	小計	正誤 空白	計算	合計
平成 22 年度		10	5	15	7	7	14	4	2	6	21	14	35
平成 23 年度		11	5	16	8	6	14	4	1	5	23	12	35
平成 24 年度		11	5	16	7	7	14	3	2	5	21	14	35
平成 25 年度		13	3	16	9	5	14	3	2	5	25	10	35
平成 26 年度		11	6	17	9	5	14	2	2	4	22	13	35
平成 27 年度		10	6	16	9	5	14	3	2	5	22	13	35
平成 28 年度		10	6	16	8	6	14	4	1	5	22	13	35

表-3 平成28年度「専門科目」の設問分野と概要

設問	分野		概要	計算問題	過去5年間の出題 類：類似問題 同：同一問題
Ⅲ-1	原子力	核燃料サイクル	中間貯蔵される使用済燃料量の計算	○	類：H26
Ⅲ-2		炉物理	制御棒挿入後の原子炉熱出力の計算	○	
Ⅲ-3		炉物理	熔融燃料球体の表面温度の計算	○	
Ⅲ-4		炉物理	核燃料物質に対する球と円柱の臨界半径の比の計算	○	類：H25
Ⅲ-5		核燃料サイクル	超ウラン元素に関する知識		
Ⅲ-6		炉物理	原子炉の出力密度の計算	○	類：H23
Ⅲ-7		プラント設計	発電用現原子炉施設の安全設計に関する知識		類：H24
Ⅲ-8		炉物理	ウランと水の混合割合と4因子公式の関係に関する知識		同：H25
Ⅲ-9		炉物理	遅発中性子に関する知識		同：H24
Ⅲ-10		運転・保守	原子炉材料に対する腐食・減肉等の経年劣化／劣化診断方法、および耐食対策に関する知識		
Ⅲ-11		プラント設計	原子力利用活動における安全目標に関する知識		同：H25
Ⅲ-12		プラント設計	冷却材喪失事故時の燃料被覆管への影響に関する知識		類：H25
Ⅲ-13		核燃料サイクル	濃縮・再処理における核燃料サイクルの各工程に関する知識		類：H23
Ⅲ-14		核燃料サイクル	高レベル放射性廃棄物の処分に関する知識		
Ⅲ-15	放射線	基礎	^{238}U の α 崩壊の質量欠損エネルギーの計算	○	類：H24、H27
Ⅲ-16		基礎	天然同位体に関する知識		
Ⅲ-17		基礎	放射線・放射能に関する単位の知識		類：H23
Ⅲ-18		法令	外部被ばくに対する放射線障害防止法上の許容線量に関する知識		同：H23
Ⅲ-19		基礎	^{90}Sr に関する知識		
Ⅲ-20		基礎	RnとRaの放射平衡の計算	○	類：H26、H27
Ⅲ-21		基礎	よう素の放射線量の減衰と原子数の計算	○	
Ⅲ-22		基礎	α 及び β 崩壊のQ値に関する知識		
Ⅲ-23		放射線防護	放射線による人体への影響に関する知識		
Ⅲ-24		放射線計測	GM計数管による計数測定の測定時間と標準偏差の計算	○	類：H26、同：H23
Ⅲ-25		放射線利用	粒子加速器に関する知識		類：H27
Ⅲ-26		基礎	KCl中の ^{40}K の放射能の計算	○	
Ⅲ-27		基礎	チェレンコフ効果に関する計算	○	類：H26
Ⅲ-28		放射線計測	放射線検出器に関する知識		類：H24、H27
Ⅲ-29	エネルギー	地球環境	温室効果ガスに関する知識		類：H25、同：H27
Ⅲ-30		エネルギー	我が国の一次エネルギー消費に関する知識等		同：H26
Ⅲ-31	原子力	発電コスト	発電コストの計算	○	
Ⅲ-32	エネルギー	地球環境	電源構成と二酸化炭素排出量に関する知識		
Ⅲ-33	原子力	法令	福島原発事故後における原子炉の規制法制の改正に関する知識		
Ⅲ-34	エネルギー	エネルギー	エネルギー収支分析および収支比に関する知識		同：H24
Ⅲ-35		エネルギー	ヒートポンプを含むシステムの総合効率の計算	○	類：H25

4. 第一次試験【専門科目】の解説

以下に平成28年度に出題された原子力・放射線部門【専門科目】の設問と解答のポイントを示す。

Ⅲ-1 日本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。また、原子力発電所の熱効率を34%、使用済燃料の燃焼度を38,000MW・日/トンとする。40年間の原子力発電所の運転によって発生する使用済燃料は、毎年640トンが再処理場で再処理されるとする。再処理されずに中間貯蔵しなければならない使用済燃料は、40年間の合計で何トンになるか。次のうち最も近い値はどれか。

① 2,200トン
② 2,800トン
③ 3,400トン
④ 4,000トン
⑤ 4,600トン

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、②

40年間の原子力発電の総発電量は、

$$10^{15} \text{Wh} \times 0.22 (\text{割合}) \times 40 (\text{年}) = 8.8 \times 10^{15} \text{Wh}$$

発生する使用済み燃料は、

$$8.8 \times 10^{15} (\text{Wh}) / \{0.34 (\text{熱効率}) \cdot 24 (\text{h/d}) \cdot (3.8 \times 10^{10}) (\text{Wd/t})\} = 28,380 \text{ t}$$

中間貯蔵しなければならない使用済燃料は、

$$28,380 - 640 (\text{t/年}) \times 40 (\text{年}) = 2,780 \text{ t}$$

Ⅲ-2 原子炉の熱出力は、核分裂により発生する熱と崩壊熱の合計である。発電用原子炉が定格熱出力（3,000MW）で長時間運転されていたあとで制御棒が挿入されて、核分裂により発生する熱が急激に300MWまで降下した。このあと、核分裂により発生する熱が80秒の負のペリオドで低下していく場合、4分後の原子炉の熱出力として、最も近い値はどれか。

なお、4分後の崩壊熱を90MWとする。また、 $e^{-1}=0.37$ 、 $e^{-2}=0.14$ 、 $e^{-3}=0.050$ 、 $e^{-4}=0.018$ 、 $e^{-5}=0.0067$ とする。

① 105MW ② 110MW ③ 115MW ④ 120MW ⑤ 125MW

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、①

制御棒挿入後に即発跳躍で出力が急減した時点を起点と考えればよい。4分後の核分裂により発生する熱は、

$$300 \times \exp(-4 \times 60 / 80) = 15 \text{ MW}$$

これに崩壊熱90MWを加えるので、原子炉の熱出力は、

$$105 \text{ MW}$$

Ⅲ-3 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。

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデントにおいて燃料が溶融した後、半径Rの混合酸化物の溶融燃料球体が形成され、球体内部で発生する崩壊熱は球体表面にて除熱されている。燃料中心温度が4,200Kになれば中心部の燃料蒸気圧が十分に大きくなり、溶融燃料体はその形状を維持できず分散して微粒化する。溶融燃料球体内部の温度分布は定常状態とし、表面（半径Rの位置）の温度 T_s を1,200Kとする。単位体積あたりの崩壊熱 q は球内で一様であり、溶融燃料の熱伝導度を k とする。この球体内部の半径 r の位置の球面を考える（ $r < R$ ）。定常状態の仮定から、この半径 r の位置の球面を通過する熱量はその球面内部の総発熱量と等しい。したがって、球面における熱流束は□ア□である。これから熱伝導方程式 $-k \frac{dT}{dr} = \square$ ア□が得られる。熱伝導度 k は $0.03 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ 、崩壊熱 q は $60 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-3}$ であるとしてこれを解き、燃料中心温度を T_0 とすれば $T_0 - T_s = \square$ イ□を得る。これから、溶融燃料球体はおよそ□ウ□以下の半径でなければ安定に形状を維持できない。

	ア	イ	ウ
①	$rq/3$	$r^2q/12k$	1 cm
②	$rq/6$	$r^2q/12k$	2 cm
③	$rq/3$	$r^2q/6k$	3 cm
④	$rq/6$	$r^2q/12k$	6 cm
⑤	$rq/3$	$r^2q/6k$	9 cm

【解答と解説】

正解は、③

ア 球の体積 $(4\pi r^3/3) \times q$ / 球の表面積 $(4\pi r^2) = r q / 3$

イ $-k dT = 1/3 \cdot q r dr$ を積分して、 $-k T = 1/6 \cdot q r^2 + C$

$r=0$ で $T=T_0$ として、 $C = -k T_0$

$r=R$ で $T=T_s$ として、 $-k (T_s - T_0) = 1/6 \cdot q R^2$

より、

$$T_0 - T_s = q R^2 / (6 \cdot k)$$

ウ $4,200 - 1,200 = 60 R^2 / (6 \times 0.03)$ より、

$$R = 3 \text{ cm}$$

Ⅲ-4 再処理工場などでは、臨界管理が非常に重要である。ある燃料と減速材を混合した溶液が半径Rの球状で臨界になるとする。この溶液を半径rの管で移送するとき、臨界にならないようにする必要がある。それを満足する、Rに対するrの寸法比（ r/R ）の最大のものとして次のうち、最も近い値はどれか。ただし、球と無限に長い円柱の形状バックリングは、それぞれ $(\pi/R)^2$ 、 $(2.4/r)^2$ とする。

① 0.4 ② 0.5 ③ 0.6 ④ 0.7 ⑤ 0.8

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、④

臨界条件は、材料バックリング=形状バックリングであり、材料バックリングが変わらないとすると、球の形状バックリング=無限円柱の形状バックリング となる。

$$(\pi/R)^2 = (2.4/r)^2$$

これから r/R を求めると、 $r/R = 2.4/\pi = 0.76$

選択肢の数値では0.8が最も近い値だが、今求められているのは臨界にならない最大のものであるので、0.76を超えない最大値=0.7が正解となる。

Ⅲ-5 超ウラン元素に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。なお、超ウラン元素のうち、プルトニウムを除く核種をマイナーアクチニド核種という。

- ① 天然ウランの99.3%を占めるウラン238が中性子を捕獲するとウラン239を生成するが、その後β⁻壊変を繰り返し、ネプツニウム239を経てプルトニウム239に変わる。
- ② マイナーアクチニド核種はそれ自身が発熱体であるため、再処理で回収すれば高レベル廃棄物の発生量の削減に加えて高レベル廃棄物からの発熱量の低下につながり、地層処分負担が軽減される。
- ③ 再処理で回収されるプルトニウムの同位体組成は、燃料燃焼度が増加するにつれて高次同位体の割合が増加し核分裂性プルトニウムの割合が低下する。しかし、プルサーマル利用ではこの高次化が進まず、プルトニウムを効率的に利用できる。
- ④ 使用済燃料中の超ウラン元素にはネプツニウム237、アメリシウム243などの長寿命の核種が多く、高レベル廃棄物の地層処分時の長期安全性を決める主要因である。
- ⑤ 混合酸化物燃料に含まれるプルトニウム241は核分裂性の物質で、半減期が14.4年である。このβ⁻壊変によって、核分裂性でないアメリシウム241が生成される。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、③

- ①
$$n + {}_{92}^{238}\text{U} \xrightarrow{\beta \text{ 崩壊}} {}_{92}^{239}\text{U} \xrightarrow[2.3 \text{ 分}]{\beta \text{ 崩壊}} {}_{93}^{239}\text{Np} \xrightarrow[2.3 \text{ 日}]{\beta \text{ 崩壊}} {}_{94}^{239}\text{Pu}$$
- ② Np, Am, Cm は軽水炉使用済燃料に含まれる割合がPuに比べて少ないのでマイナーアクチニドまたはマイナーアクチノイド (Minor Actinide; MA) と呼ばれる。MA は、α線を放出し、放射性毒性が強く、半減期が長い。²³⁷Np:214 万年、²⁴¹Am:433 年、²⁴³Am:7380 年、²⁴⁵Cm:8500 年、²⁴⁶Cm:4730 年。
- ③ プルサーマルではプルトニウムの高次化のため、使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合が低下するので、プルサーマルによるプルトニウムの多重リサイクルは困難となる。^[1]
- ④ 高レベル廃棄物に含まれる超ウラン元素は、ネプツニウム、プルトニウム、アメリシウム、キュリウムの4元素であり、いずれも長寿命核種或いは長寿命核種の親核種である。高レベル廃棄物の毒性が天然ウラン5トンの毒性にまで低減するまでの期間は、分離変換を行わない場合約3万年間要する。^[2]
- ⑤
$${}_{94}^{241}\text{Pu} \xrightarrow{\beta \text{ 崩壊}} {}_{95}^{241}\text{Am}$$

14.4 年

[1] 「原子力百科事典」ATOMICA, 低減速軽水炉の研究開発 (03-04-11-10)

[2] 同、高レベル廃棄物の群分離と資源化 (07-02-01-01)

Ⅲ-6 熱出力4,500MW（電気出力1,500MW）の加圧水型原子炉の設計を想定する。原子炉の出力密度は1回の核分裂反応による放出エネルギー q と反応率 R の積で表される。平均濃縮度を2.0wt%とすると原子炉の出力密度 $[\text{MW}\cdot\text{m}^{-3}]$ として次のうち、最も近い値はどれか。

ただし、平均濃縮度は近似的に原子個数で表した2.0at%として扱うことができるものとする。また、 q は190MeV（ $=3.0 \times 10^{-11}\text{J}$ ）、アボガドロ定数を $6.0 \times 10^{23}\text{mol}^{-1}$ とする。1モルの二酸化ウランの質量を0.27kg、二酸化ウランの密度を $1.1 \times 10^4\text{kg}\cdot\text{m}^{-3}$ 、炉心体積のうち燃料の占める割合を27%とする。熱中性子エネルギー域における核分裂断面積は $5.8 \times 10^{-26}\text{m}^2$ 、軽水炉の熱中性子束は $4.0 \times 10^{17}\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ とする。

① 30 ② 50 ③ 70 ④ 90 ⑤ 110

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、④

熱出力4,500MWを得るために必要な反応回数 n は、 $1\text{W} = 1\text{J/s}$ より、 $4.5 \times 10^9 / 3.0 \times 10^{-11} = 1.5 \times 10^{20} / \text{s}$

これに必要な核分裂性ウラン量は、

$$1.5 \times 10^{20} / (5.8 \times 10^{-26} \times 4.0 \times 10^{17} \times 6.0 \times 10^{23}) = 10,776\text{mol}$$

この核分裂性ウランを含む炉心体積は、

$$10,776 / 0.02 \times 0.27 (\text{kg/mol}) / (1.1 \times 10^4) / 0.27 (\text{割合}) = 4.9\text{m}^3$$

従って、原子炉の出力密度は、 $4,500\text{MW} / 4.9\text{m}^3 = 9.2\text{MW} / \text{m}^3$

Ⅲ-7 日本の発電用原子炉施設の安全設計における考え方に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 単一故障とは、単一の原因によって1つの機器が所定の安全機能を失うことであり、単一の原因によって起こる従属的な多重故障については単一故障に含まない。
- ② 多様性とは、同一の機能を有する複数の系統又は機器が、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことである。
- ③ 独立性とは、複数の系統又は機器が、物理的方法その他の方法でそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことである。
- ④ 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力と温度、並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備を設ける必要がある。
- ⑤ 特定重大事故等対処施設は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して必要な機能が損なわれるおそれがある場合は必要ない。

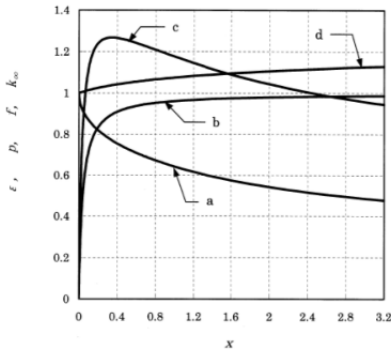
【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、①

- ① 単一故障とは、単一の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含む。^[1]
- ②～⑤ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」参照。
なお、この問題の様に、明らかに①が不適切な場合は以下の問題を読む必要はないが、今年度受験者は同規則にも一度目を通しておいてもらいたい。

[1] 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定）

Ⅲ-8 下図は、低濃縮ウランと水との均質な混合物について、横軸をウランと水との混合割合 x （ウランの原子個数密度/水の分子個数密度）とし、4因子公式（ $k_{\infty} = \epsilon p f \eta$ ）に用いられるパラメータ、 ϵ （高速核分裂効果）、 p （共鳴吸収を逃れる確率）、 f （熱中性子利用率）及び k_{∞} （無限増倍率）を表した曲線である。
 図中のa、b、c、dの曲線に該当するパラメータの組合せとして、最も適切なものはどれか。ただし、4因子のうち η （中性子再生率）は一定として、図には示していない。



	a	b	c	d
①	p	f	k_{∞}	ϵ
②	f	p	k_{∞}	ϵ
③	ϵ	k_{∞}	f	p
④	f	p	ϵ	k_{∞}
⑤	p	f	ϵ	k_{∞}

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、①

$p = e^{-x/b}$ で表され、 x が大きくなると指数関数で減少するので、a。

$f = 1 / (1 + a/x)$ で表され、 x が小さいと0に近く、大きくなると1に近づくので、b。

$k_{\infty} = \eta \epsilon p f$ で、 ϵ は x が大きくなるほど大きくなるが、熱中性子が主役である範囲での変化は小さいので、 k_{∞} は x が大きい時pとほぼ平行する。従って、cが k_{∞} 、dが ϵ 。
 [1][2]

本問は、平成25年度一次試験のⅢ-5と同じである。[3]

- [1] 第43回原子炉主任試験、第1-3
- [2] 「原子炉物理入門」、平川直弘、岩崎智彦、東北大学出版会
- [3] 平成26年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座、日本原子力学会
http://www.aesj.or.jp/gijyutsushi/taisaku_index.html

Ⅲ-9 ウラン235を燃料とする原子炉は、一定出力運転中に反応度変化が起こると非定常状態になり、その出力が変動する。このとき遅発中性子が重要な役割を果たす。遅発中性子に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 遅発中性子は、核分裂生成物の β^- 壊変の結果、原子核の励起エネルギーが、中性子放出を行いうるほどに大きい場合に、核分裂生成物から放出されるものである。
- ② ウラン235の核分裂では、遅発中性子先行核の半減期は5秒以下である。
- ③ 一定出力時に、添加する反応度が遅発中性子割合よりも大きくなると即発臨界状態になる。
- ④ 原子炉の運転中に発生する遅発中性子数は、全発生中性子数の1パーセント未満である。
- ⑤ 反応度の変化に対する原子炉の動特性は、中性子数の時間変化と遅発中性子先行核数の時間変化から求めることができる。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、②

- ①核分裂片の多くが中性子過剰核で、中性子が陽子に変換する β^- 崩壊を起こす。更に β^- 崩壊後の娘核が中性子分離エネルギーより高い励起状態にある場合、娘核から中性子を放出する。[1]
- ②半減期が最も長いのは ^{87}Br の55秒である。[2]
- ③反応度 $\rho_0 \geq \beta$ の状態を即発臨界という。[3]
- ④遅発中性子比率は、 ^{235}U では0.0065、 ^{239}Pu では0.0021。[4]
- ⑤1点炉動特性方程式；

$$\frac{dn(t)/dt}{n(t)} = (\rho(t) - \beta) / \Lambda + \sum_{(i)} \lambda_i \cdot C_i(t) / n(t) - \lambda_i \cdot C_i(t) / n(t)$$

Λ は中性子世代時間 [3]

- [1] 「原子炉の理論」、グラストンエドランド、伏見康治、大塚益比古譯、みすず書房
- [2] 「原子力百科事典」ATOMICA、遅発中性子
http://www.rist.or.jp/atomica/database_dic.html
- [3] 同、原子炉物理の基礎（9）中性子束の時間的变化（03-06-04-09）
- [4] 同、遅発中性子割合
http://www.rist.or.jp/atomica/database_dic.html

Ⅲ-10 原子炉材料に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 原子炉冷却系配管などの応力腐食割れを防止するために、炭素含有量の低いステンレス鋼の使用、冷却材中の溶存酸素濃度の抑制、溶接残留応力の抑制などが重要である。
- ② 配管減肉メカニズムの1つである流れ加速型腐食の影響パラメータには、温度、pH、溶存酸素濃度、流体力学因子、材料因子などがある。
- ③ 振動診断や潤滑油診断などの設備診断技術により設備の状態をモニタリングし、その診断結果に基づき設備の運転時間や暦時間に関係なく保全を行う方式を状態監視保全という。
- ④ 原子炉構造材料の非破壊検査の方法として、浸透探傷試験、放射線透過試験、超音波探傷試験、シャルピー衝撃試験などが用いられる。
- ⑤ 原子炉压力容器の材料としては、ボイラー用の低合金鋼が用いられているが、これらの鋼材の高温水中の耐食性の観点から、内面にオーステナイト系ステンレス鋼が内張りされる。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、④

シャルピー衝撃試験は破壊試験。この試験では、試験片の温度を変化させ、ハンマーでたたいて破壊し、壊れるまでに必要なエネルギーを計測する。[1]

- [1] 原子炉構造工学、上坂充、鬼沢邦雄、笠原直人、鈴木一彦共著、オーム社

Ⅲ-11 原子力安全委員会が2003年にまとめた原子力利用活動における安全目標に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 原子力を利用する事業活動においては、広範囲にわたる放射性物質の放散等を伴う事故が発生する可能性という、国民の健康や社会環境に大きな影響を及ぼす危険性（リスク）が潜在することは否定できない。
- ② 世界の原子力安全関係者は、TMI事故やチェルノブイリ事故の経験を貴重な教訓として、発電用原子炉施設における、設計で想定した事象を大幅に超えて炉心の重大な損傷に至る事象（シビアアクシデント）のリスクを抑制することが重要と認識した。
- ③ 原子力安全規制活動によって達成し得るリスクの抑制水準として、確率的なリスクの考え方をを用いて示す安全目標を定め、安全規制活動などに関する判断に活用することが、一層効果的な安全確保活動を可能とする。
- ④ 事業者は、自らが行うリスク管理活動を、安全目標を参照して計画・評価することにより、規制当局の期待に応える活動をより効果的かつ効率的に実施することができる。
- ⑤ 原子力施設の事故に起因する、国民で平均した個人の放射線被ばくによる急性死亡リスクは、年当たり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきであることが定量的な安全目標の案として示されている。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、⑤

「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」（平成15年12月、原子力安全委員会安全目標専門部会）の2.3安全目標案の具体的内容の(2)定量的目標案には以下の様に記述されている。
 ”原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。”

Ⅲ-12 燃料被覆管としてジルカロイを用いている加圧水型原子炉の冷却材喪失事故時の事象推移と燃料被覆管への影響の組合せとして、最も適切なのはどれか。

事象推移

- (a) 冷却材喪失に伴う炉内圧力の低下と、燃料棒の温度及び内圧の上昇
- (b) 水蒸気による燃料被覆管の酸化
- (c) 再冠水過程のクエンチによる熱衝撃

燃料被覆管への影響

- (ア) 燃料被覆管の破断又は破砕
- (イ) 燃料被覆管の膨れ又は破裂
- (ウ) 燃料被覆管の脆化

	(a)	(b)	(c)
①	(ア)	(イ)	(ウ)
②	(ア)	(ウ)	(イ)
③	(イ)	(ウ)	(ア)
④	(イ)	(ア)	(ウ)
⑤	(ウ)	(イ)	(ア)

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、③

参考資料 [1] には、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)時において燃料集合体の冷却可能な形状を維持するための条件として以下の2つが示されている。

- (a) ジルカロイ被覆管が水蒸気で酸化し脆化するが、LOCA中に燃料集合体にかかる応力によっても被覆管が破砕しない程度に

被覆管の酸化が抑えられること。

- (b) 原子炉冷却材の圧力低下のために被覆管が膨れ、破裂する可能性があるが、これによって、冷却不能になるほど、ECCSによって注入された冷却材の通路が狭くならないこと。
 また、参考資料 [2] には、次の記載がある。
 再冠水過程では、燃料棒は徐々に冷却されてある時刻で温度上昇はとまり温度降下に転じ、さらに時間が経過するとゆるやかに温度降下を続けていた状態から急速な今度降下を示す。この点をクエンチ点と呼ぶ。

[1] 「原子力百科事典」ATOMICA, 冷却材喪失事故(LOCA)に関する研究—燃料挙動—(06-01-01-05)

[2] 再冠水実験のための熱電対取付法の検討、杉本純、JAERI-M 6985, 1977.3

(<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-M-6985.pdf>)

Ⅲ-13 我が国の核燃料サイクル関連施設に関する次の記述のうち、最も適切なのはどれか。

- ① ウラン濃縮施設では、隔膜を透過するときの²³⁵UF₆ガスと²³⁸UF₆ガスの分子の運動速度の差を利用するガス拡散法を採用している。
- ② 軽水炉用の燃料製造(成型加工)施設では、二酸化ウラン粉末を圧縮成形して円筒状の成形体とし、次に研削工程により所定の寸法に整えて、最後に高温で焼結してペレットを製造する。
- ③ 使用済燃料中間貯蔵施設(青森県むつ市)では、使用済燃料をプール水中に設置されたラック(金属製の枠組み)に収納して貯蔵する湿式貯蔵を採用している。
- ④ 使用済燃料はせん断機で細かく切断した後、苛性ソーダを入れた溶解槽で燃料部分を溶かし、燃料部分と被覆管部分とに分別する。
- ⑤ 再処理施設では、溶媒抽出工程においてウランとプルトニウムを混合状態で抽出し、次に、ウランとプルトニウムを分離し、脱硝工程でプルトニウムはウランとの混合酸化物とする。

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、⑤

参考資料 [1] の第7章参照。

- ① 我が国のウラン濃縮施設では遠心分離方式が採用されている。
- ② プレス成形の次に1,700℃以上の高温で焼結して最後に外周を研削して寸法を正確に揃える。
- ③ むつ市の使用済燃料中間貯蔵施設は、乾式貯蔵を採用。
- ④ せん断後、使用済燃料は硝酸で溶解する。
- ⑤ 核拡散の恐れを緩和する目的で、分離精製工程で硝酸ウラニル溶液と硝酸プルトニウム溶液に分けたものを、脱硝施設で混合し、硝酸ウラニル・硝酸プルトニウムの混合溶液としてから脱硝してウランとプルトニウムの混合酸化物を製造している。

[1] 原子力がひらく世紀(第3版)、原子力学会

Ⅲ-14 高レベル放射性廃棄物の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 高レベル放射性廃棄物の処分システムは、廃棄体に加え、人工的に設置する人工バリアとその周囲の地質環境による天然バリアからなる。
- ② 天然バリアは単に物理的に放射性核種を生物圏から隔離するだけでなく、人工バリアを長期にわたり一定の環境に保つための安定した外部条件の提供も期待される。
- ③ 我が国で検討されている高レベル放射性廃棄物の地層処分における人工バリアは、ステンレス鋼製キャニスタに充てんしたガラス固化体、炭素鋼からなるオーバーバック、ベントナイトを主成分とする緩衝材により構成される。
- ④ 処分システムの長期にわたる健全性は、不確実性を含むさまざまな状況を想定して評価される。地下水理、地震、火山活動といった自然過程によるシナリオは考慮するが、掘削活動などの人間活動は発生可能性が低いことから考慮されない。
- ⑤ 高レベル放射性廃棄物の処分システムの性能評価において最も重要なシナリオは、処分場に埋設した廃棄物から放射性核種が溶け出し、地下水路を通過して生物圏に達して人間が被ばくする地下水移行シナリオである。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、④

参考資料[1]の第3章 地層処分システムの安全評価 1. (1) 安全評価シナリオの作成の下記記載参照。
 ”これらのシナリオに関連して、地震・断層活動、火山・火成活動、隆起・沈降・侵食、気候・海水準変動の天然現象と処分場への掘削などの人間活動について考慮しておくことが重要である。”

[1] 「高レベル放射性廃棄物の地層処分、研究開発等の今後の進め方について」、原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会、平成9年4月15日
 (http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/docs/library/rprt/rprt03-0.pdf)

Ⅲ-15 ^{238}U の α 崩壊で放出される崩壊エネルギーは、娘核種 (^{234}Th) と α 粒子の運動エネルギーに分配される。そのうち α 粒子の運動エネルギー [MeV] として、最も近い値はどれか。

- ただし、 α 崩壊後の娘核種は基底状態になるとする。また、原子質量単位で表した親核種、娘核種、 α 粒子の質量はそれぞれ、238.05078u、234.04360u、4.00260uであり、1u=931.5MeVとする。
- ① 4.20
 - ② 4.24
 - ③ 4.27
 - ④ 4.30
 - ⑤ 4.34

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、①

^{238}U の α 崩壊は、 $^{238}\text{U} \rightarrow ^{234}\text{Th} + \alpha$
 この崩壊前後の質量欠損は、
 $\Delta M = 238.05078 - (234.04360 + 4.00260) = 0.00458\text{u}$
 α 崩壊に伴い放出されるエネルギーは、運動量保存の法則
 $m_\alpha v_\alpha = M_{\text{Th}} V_{\text{Th}}$ より
 $v_\alpha / V_{\text{Th}} = M_{\text{Th}} / m_\alpha$
 にしたがって α 粒子と娘核に分配されるので、
 $E_\alpha / E_{\text{Th}} = (1/2 m_\alpha v_\alpha^2) / (1/2 M_{\text{Th}} V_{\text{Th}}^2)$
 $= (m_\alpha / M_{\text{Th}}) (v_\alpha / V_{\text{Th}})^2$
 $= M_{\text{Th}} / m_\alpha$
 と質量数比に逆比例した分配となる。

ゆえに α 粒子の運動エネルギーは
 $0.00458 \times 931.5 \times 234 / 238 = 4.195 \text{ MeV}$

Ⅲ-16 天然に存在する同位体に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 石油製品中の $^{14}\text{C}/^{12}\text{C}$ 比は、現在の植物中のそれよりも小さい。
- ② 雨水中には宇宙線と大気核反応により生成した ^7Be が検出される。
- ③ 大気中のヘリウムの同位体のうち ^4He は、主にウランやトリウムなどの α 崩壊で生成したものである。
- ④ ^{235}U を親核種とし ^{206}Pb に至る天然に存在する崩壊系列をアクチニウム系列という。
- ⑤ 古い年代に生成されて変成作用を受けていない岩石中の $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比は一定である。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、④

- ① 炭素年代測定法では、 ^{14}C の減少量から年代を求める。
- ② 高エネルギーの宇宙線が、上空で大気中の酸素、窒素、アルゴンなどに衝突して原子核を破砕する破砕反応によって、多種類の軽元素— ^3H , ^7Be , ^{10}Be , ^{14}C , ^{22}Na , ^{32}Si など—を生成する。[1]
- ③ ヘリウムの安定同位体は、 ^3He と ^4He の2種類のみ。 ^3He は宇宙線の破砕反応で生成され（上記）、 ^4He は地球上でより重い原子の α 崩壊によって作られる。
- ④ アクチニウム系列 ($4n+3$) は ^{207}Pb で終わる。 ^{206}Pb で終わるのはウラン系列 ($4n+2$)。
- ⑤ 崩壊過程の途中の ^{234}Tl の半減期が24日と短いので、親核種 (^{238}U) の半減期 ($4.5 \times 10^9 \text{ y}$) \gg 娘核種 (^{234}U) の半減期 ($2.5 \times 10^5 \text{ y}$) の永続平衡となる。

[1] 放射線取扱の基礎、日本アイソトープ協会

Ⅲ-17 次の量と単位の組合せのうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 比放射能 — s^{-1}
- ② 吸収線量 — $\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-2}$
- ③ 質量阻止能 — $\text{m}^4 \cdot \text{s}^{-2}$
- ④ 線エネルギー付与 (LET) — $\text{kg} \cdot \text{m} \cdot \text{s}^{-2}$
- ⑤ エネルギーフルエンス — $\text{kg} \cdot \text{s}^{-2}$

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、①

- ① 放射性同元素を含有する物質の単位質量当たりの放射能の強さ。単位は、 $\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ または $\text{s}^{-1} \cdot \text{g}^{-1}$ 。
- ② 放射線と物質の相互作用の結果、その物質の単位質量に与えられたエネルギー。単位は、 $\text{J} \cdot \text{kg}^{-1}$ または Gy 。1 J = 1 kg $\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-2}$ より、 $\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-2}$ でも表せる。
- ③ 物質中で単位長さ当たりに失うエネルギー損失 (阻止能) を物質の密度で割った値。単位は、 $\text{MeV} \cdot (\text{g} \cdot \text{cm}^{-2})^{-1}$ 。1 eV = 1.6×10^{-19} J、1 J = 1 kg $\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-2}$ より、 $\text{m}^4 \cdot \text{s}^{-2}$ でも表せる。
- ④ 荷電粒子の飛跡に沿って単位長さ当りに局所的に与えられる

エネルギー量。

単位は、 $\text{keV} \cdot (\mu\text{m})^{-1}$ 。③同様に $\text{kg} \cdot \text{m} \cdot \text{s}^{-2}$ でも表せる。

⑤ 光子束密度に光子のエネルギーを掛けたものを時間積分した値。単位は、 $\text{J} \cdot \text{m}^{-2}$ 。

$1 \text{ J} = 1 \text{ kg m}^2 \cdot \text{s}^{-2}$ より、 $\text{kg} \cdot \text{s}^{-2}$ でも表せる。

III-18 外部被ばくによる実効線量及び等価線量の算定に関する次の記述のうち、放射線

障害防止法上、最も適切なものはどれか。

- ① 実効線量は、1センチメートル線量当量又は70マイクロメートル線量当量の大きい方とする。
- ② 眼の水晶体の等価線量は、1ミリメートル線量当量とする。
- ③ 妊娠中の女子の腹部表面の等価線量は、70マイクロメートル線量当量とする。
- ④ 手足及び足先の等価線量は、3ミリメートル線量当量とする。
- ⑤ 皮膚の等価線量は、70マイクロメートル線量当量とする。

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、⑤

- ① 実効線量は、1センチメートル線量当量
- ② 眼の水晶体の等価線量は、1センチメートル線量当量又は70マイクロメートル線量当量のうち、適切な方（線種によって3mm線量当量と同等となる値が異なる）
- ③ 妊娠中の女子の腹部表面の等価線量は、1センチメートル線量当量
- ④ 手足及び足先（末端部の皮膚）の等価線量は、70マイクロメートル線量当量

[1] 放射線安全管理の実際（3版）、日本アイソトープ協会

III-19 ^{90}Sr （半減期：28.9年）に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 娘核種 ^{90}Y （半減期：64.1時間）のミルキングにより定量できる。
- ② ウランの核分裂により生成する。
- ③ 濃変する際にγ線を放出する。
- ④ 人体に取り込まれると骨に沈着する。
- ⑤ アルカリ土類金属元素である。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、③

- ① ミルキングは、放射平衡にある系（親核種 ^{90}Sr の半減期（28.9年）が娘核種 ^{90}Y の半減期（64.1時間）より極めて長いので永続平衡）から娘核種（ ^{90}Y ）を化学分離で採取する操作。娘核種（ ^{90}Y ）を完全に分離してもある期間後に放射平衡が再現して、娘核種（ ^{90}Y ）を再び採取出来る様になる。採取出来る娘核種（ ^{90}Y ）の量から親核種（ ^{90}Sr ）の量が計算できる。^[1]
- ② 核分裂生成物の主なものは、 ^{137}Cs 、 ^{90}Sr などがある。^[2]
- ③ ^{90}Sr はβ崩壊する放射性同位体。
- ④ ストロンチウムなどはCaと代謝が似ていて骨への沈着が多くなる（骨親和性元素）^[1]

⑤ 周期表の2族元素の中で、BeとMg以外のCa、Sr、BaおよびRaのことをアルカリ土類金属という。^[3]

[1] 放射線取扱の基礎、日本アイソトープ協会

[2] 「原子力百科事典」ATOMICA、核分裂生成物

(http://www.rist.or.jp/atomica/database_dic.html)

[3] MY BEST よくわかる化学I・II、富田功監修、学研教育出版

III-20 精製した ^{226}Ra （半減期：1.60×10³年）1gを密封容器に入れて100日間放置

した。そのときの娘核種 ^{222}Rn （半減期：3.82日）の標準状態（0℃、1.01×10⁵Pa（1気圧）の状態）での体積[ミリリットル]に最も近い値はどれか。

ただし、1molの気体の体積は標準状態で22.4リットル、アボガドロ定数は $6.02 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$ 、 $\ln 2 = 0.693$ とする。

- ① 3.3×10^{-4}
- ② 6.5×10^{-4}
- ③ 9.8×10^{-4}
- ④ 1.3×10^{-3}
- ⑤ 2.2×10^{-3}

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、②

^{226}Ra と ^{222}Rn は永続平衡になるので、精製した ^{226}Ra 1g を100日間放置した時の ^{222}Rn のmol数は、 $1 / 226 \times 3.82 / (1.6 \times 10^3 \times 365)$

$$= 2.89 \times 10^{-8} \text{ mol}$$

この標準状態は、

$$2.89 \times 10^{-8} \times 22.4 = 6.48 \times 10^{-4} \text{ ml}$$

設問中に示されている数値が全て必要とは限らない点に注意が必要である。（この場合、アボガドロ数、 $\ln 2$ の値は不要）

III-21 10.0MBqの ^{131}I （半減期：8.02日）と10.0Bqの ^{129}I （半減期：1.61×10⁷年）

があるとき、それぞれの原子数を N_{131} 、 N_{129} とすると、原子数の比 (N_{129} / N_{131}) に最も近い値はどれか。

ただし、アボガドロ定数は $6.02 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$ 、 $\ln 2 = 0.693$ とする。

- ① 10^{-6}
- ② 10^{-3}
- ③ 1
- ④ 10^3
- ⑤ 10^6

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、④

^{131}I の放射能： $\lambda_{131} \cdot N_{131} = 1 \times 10^7$ より、

^{131}I の原子数は、

$$N_{131} = 10^7 / \lambda_{131} = T_{131} / \ln 2 \times 10^7$$

^{129}I の放射能： $\lambda_{129} \cdot N_{129} = 10$ より、

^{129}I の原子数は、

$$N_{129} = 10 / \lambda_{129} = T_{129} / \ln 2 \times 10$$

従って、 $N_{129} / N_{131} = T_{129} / T_{131} \times 10^{-6}$

$$= (1.61 \times 10^7 \times 365) / 8.02 \times 10^{-6}$$

$$= 732.7$$

Ⅲ-22 原子番号 Z 、質量数 A の原子の質量を $M(Z, A)$ とする。この原子核の壊変について次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

ただし、軌道電子の結合エネルギーによる質量の寄与については考慮しないものとし、電子の静止質量を m_e とする。

- ① EC (電子捕獲) 壊変では、常に $M(Z, A) > M(Z-1, A) + m_e$ が成り立つ。
- ② β^+ 壊変では、常に $M(Z, A) > M(Z-1, A) + 2m_e$ が成り立つ。
- ③ β^- 壊変では、常に $M(Z, A) > M(Z+1, A)$ が成り立つ。
- ④ 核異性体転移では、質量数 A 、原子番号 Z ともに変化しない。
- ⑤ α 壊変では、常に $M(Z, A) > M(Z-2, A-4) + M(2, 4)$ が成り立つ。

【解答と解説】

正解 (最も不適切なもの) は、①

- ① EC では中性原子から放出されるのはニュートリノだけなので、 $M(Z, A) > M(Z-1, A)$
- ② β^+ 壊変は、崩壊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。
- ③ β^- 壊変の β 線の最大エネルギーは、壊変の際に放出される電子が軌道に捕まって原子から放出されるのがニュートリノだけになった場合に放出されるエネルギーに等しい。
- ④ 核異性体転移は、励起状態の原子核が γ 線を放出してエネルギーの低い状態に転移すること。

[1] 放射線取扱の基礎、日本アイソトープ協会

Ⅲ-23 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 確率的影響としては、発がんや遺伝障害などが挙げられる。
- ② 4つの組織を放射線感受性の高いものから並べると、肝臓、骨髄、小腸、神経の順となる。
- ③ 生物学的効果比 (RBE) とは、同一の効果を得るのに必要な試験放射線の吸収線量に対する基準放射線の吸収線量の比のことである。
- ④ 自然発生の突然変異率を2倍にするのに必要な線量を倍加線量という。
- ⑤ 組織加重係数は、同じ等価線量を受けても組織・臓器によって確率的影響の起こり易さが違うことを考慮して実効線量を計算するためのものである。

【解答と解説】

正解 (最も不適切なもの) は、②

組織の放射線感受性は細胞分裂の度合い (再生度) に比例する。常に盛んに細胞分裂を行う細胞再生系の組織 (造血組織 (骨髄、リンパ組織)、生殖腺、消化管 (小腸を含む)、体表・眼の順) の感受性が高く、次が普段あまり分裂しないが損傷を受けると分裂を開始する潜在的再生系の組織 (内臓 (肝臓を含む)・腺) で、一度できあがるとほとんど分裂しない非再生系の組織 (骨、血管、脂肪、筋肉、神経) は感受性が低い。[1]

[1] 放射線取扱の基礎、日本アイソトープ協会

Ⅲ-24 ある試料の放射能をGM計数管で測定している。現在まで、30分間の測定で2,499の計数値を得ている。この計数測定において計数統計に基づく相対標準偏差を1%以下にするためには、さらにどれほどの測定時間が必要か。追加すべき測定時間に最も近いものはどれか。

ただし、GM計数管の不感時間を 1.0×10^{-4} s とし、バックグラウンド計数及び試料の放射能の減衰は無視できるものとする。

- ① 30分
- ② 60分
- ③ 90分
- ④ 120分
- ⑤ 150分

【解答と解説】

正解 (最も適切なもの) は、③

相対標準偏差は標準偏差 $N^{1/2}$ を計数値 N で割った値 $N^{-1/2}$ 。

全測定時間を T とすると、

$$0.01 = (2499 / 30 \times T)^{-1/2}$$

$$T = 10000 \times 30 / 2499 = 120$$

すでに30分測定しているので、 $120 - 30 = 90$ 分

なお、計数率は $2499 / (30 \times 60) = 1.39 \text{ s}^{-1}$ であり、

不感時間はパルス間隔の0.014%に過ぎず影響は無視できる。

Ⅲ-25 次の (ア) ~ (エ) の加速器のうち、荷電粒子の加速に主として静電場を利用しているものの組合せとして、最も適切なものはどれか。

- (ア) シンクロトロン
- (イ) ファン・デ・グラーフ型加速器
- (ウ) 線形加速器
- (エ) コッククロフト・ワルトン型加速器

- ① (ア) と (イ)
- ② (イ) と (ウ)
- ③ (ウ) と (エ)
- ④ (ア) と (エ)
- ⑤ (イ) と (エ)

【解答と解説】

正解 (最も適切なもの) は、⑤

(ア) シンクロトロンは、FM高周波電圧と磁界

(イ) ファン・デ・グラーフは、直流電圧

(ウ) 線形加速器は、マイクロ波誘導

(エ) コッククロフトは、直流電圧

[1] 放射線取扱主任者必携、山県登編、産業図書

Ⅲ-26 塩化カリウム100g中に含まれるカリウム40の放射能に最も近い値はどれか。
 ただし、カリウムの原子量を39.1、塩素の原子量を35.5、カリウム40の天然同位体存在比を0.012%、カリウム40の半減期を 1.28×10^9 年、 $\ln 2 = 0.69$ 、アボガドロ定数を $6.0 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$ とする。

① $1.1 \times 10^3 \text{ Bq}$
 ② $1.7 \times 10^3 \text{ Bq}$
 ③ $2.4 \times 10^3 \text{ Bq}$
 ④ $3.1 \times 10^3 \text{ Bq}$
 ⑤ $3.6 \times 10^3 \text{ Bq}$

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、②

塩化カリウム（KCl）の分子量は、

$$39.1 + 35.5 = 74.6$$

塩化カリウム100gに含まれる ^{40}K の原子数は、

$$100 / 74.6 \times 6.0 \times 10^{23} \times 0.00012 = 9.6 \times 10^{19} \text{ 個}$$

放射能は、

$$9.6 \times 10^{19} \times \ln 2 / (1.28 \times 10^9 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60) = 1650 \text{ Bq}$$

Ⅲ-27 水中でチェレンコフ光を発することができる電子の最低エネルギーに最も近い値はどれか。
 ただし、真空中の光の速さを $3.00 \times 10^8 \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$ 、水中の光の速さを $2.26 \times 10^8 \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$ 、電子の静止質量エネルギーを0.511MeVとする。

① 5.2 MeV
 ② 1.0 MeV
 ③ 0.51 MeV
 ④ 0.26 MeV
 ⑤ 0.15 MeV

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、④

速度 v で移動する質量 m_0 の電子の運動エネルギー E は、エネルギーと速度の関係式から静止質量エネルギーを引いて、

$$E = m_0 c^2 / (1 - (v/c)^2)^{1/2} - m_0 c^2$$

これに、 $m_0 c^2 = 0.511 \text{ MeV}$ 、 $v = 2.26 \times 10^8 \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$ 、 $c = 3 \times 10^8 \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$ をそれぞれ代入すると、

$$E = 0.266 \text{ MeV} \text{ を得る。}^{[1]}$$

或いは、水を媒体とすると、電子に対する（チェレンコフ光が生じるための）しきいエネルギーは0.26MeVとなり、これ以上のエネルギーをもつ β 線放出核種（例えば、 ^{32}P (1.71MeV)、 ^{90}Y (2.28MeV))はチェレンコフ効果による測定（液体シンチレーション測定）が可能と覚えておく。^[2]

[1] 放射線応用計測—基礎から応用まで、野口正安、富永洋、日刊工業新聞社

[2] 放射線取扱の基礎、日本アイソトープ協会

Ⅲ-28 次の（ア）～（エ）の検出器のうち、1 MeVのガンマ線のエネルギー測定に用いる検出器の組合せとして、最も適切なものはどれか。

（ア）高純度Ge半導体検出器
 （イ）表面障壁型Si半導体検出器
 （ウ）NaI (TI) シンチレーション検出器
 （エ）比例計数管

- ① （ア）と（イ）
 ② （イ）と（ウ）
 ③ （ウ）と（エ）
 ④ （ア）と（エ）
 ⑤ （ア）と（ウ）

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、⑤

- （ア） Geは原子番号が大きいので γ 線との光電効果が顕著であり、有感体積も大きい者が製作できるのでつばら γ 線の測定に使用される。
 （イ） 半導体の表面に金などを蒸着して作成する。蒸着面のごく近傍に薄い空乏層が形成されるので、ふっしつに吸収されやすい α 線、重荷電粒子の測定に用いられる。
 （ウ） NaI (TI) は容量の大きなものが製作できるので、高い計数率が得られるので、測定対象となる γ 線放出核種が決まっている場合に利用される。
 （エ） 中性子と物質との衝突により放出される荷電粒子を検出することにより、間接的に中性子を測定する。

[1] 放射線取扱の基礎、日本アイソトープ協会

Ⅲ-29 地球環境問題への取り組みに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

① 近年、中国の温室効果ガス排出量が増加しており、米国を抜いて世界最大の排出国となった。
 ② 「気候変動に関する政府間パネル」は、2014年の第5次評価報告書統合報告書において、気候システムが温暖化していることは疑う余地がないと記述した。
 ③ 京都議定書第1約束期間において、我が国は森林吸収源や京都メカニズムクレジットを加味しても定められた削減目標を達成できなかった。
 ④ 我が国が排出する温室効果ガスのうち、全体排出量の9割以上を二酸化炭素が占めている。
 ⑤ 温室効果ガス削減に向け、1990年代以降欧州各国を中心に環境関連税制の見直し強化が進められ、さらに欧州連合では域内における排出量取引制度が定められた。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、③

- ① 2015年の排出量の多い順は、中国、アメリカ、インド、ロシア、日本、ドイツ、韓国の順。
 ② ”気候システムの観測された変化”にいて、”気候システムの温暖化には疑う余地がなく、また1950年代以降、観測された変化の多くは数十年から数千年間にわたり前例のないものである。大気と海洋は温暖化し、雪氷の量は減少し、海面水位は上昇している。”と記述している。

- ③ 我が国の京都議定書第一約束期間（2008年～2012年）の削減目標（1990年比での平均削減率）は6%減。これに対して、福島事故の影響もあり、2012年単独では8.6%増となったもの、京都メカニズムクレジットによる控除分を含めると約束期間5年間平均では8.4%減となった。
- ④ 2015年の温室効果ガスの排出量の比率は、二酸化炭素：92.6%、メタン：2.4%、一酸化二窒素：1.6%、代替フロン等：3.4%
- ⑤ 環境税は、1990年のフィンランドの炭素税を皮切りに北欧諸国で導入され、現在ではEU主要国において導入が進んでいる。また、2005年に欧州排出量取引制度（EU-ETS）が開始された。

[1] 温室効果ガスインベントリオフィス、国立環境研究所
<http://www-gio.nies.go.jp/aboutghg/nir/nir-j.html>

Ⅲ-31 原子力発電の経済性を向上させる対策として、対策による追加費用が全くないと仮定した場合、次のうちプラント全耐用期間中の単位発電量(kWh)当たりの発電コストが最も低減するものはどれか。ただし、計算の前提条件は以下のとおりである。

- ・プラントは熱出力一定運転を行う。
- ・基本条件は、電気出力1,000MW、年間設備利用率70%、熱効率33%、プラント耐用期間40年とする。
- ・発電コストは資本費と運転維持費及び核燃料サイクルコストから構成されるとし、基本条件でのそれぞれの割合は、40%、40%、20%とする。
- ・プラント耐用期間の資本費総額は一定とする。
- ・特に条件として示す場合以外、毎年の運転維持費及び核燃料サイクルコストは基本条件と同一とする。
- ・割引率を0%とする。

- ① 電気出力を1,100MWに高める。
- ② プラント耐用期間を60年に延ばす。
- ③ 年間設備利用率を90%に高める。
- ④ 熱効率を36%に高める。
- ⑤ 核燃料サイクルコストを30%削減する。

Ⅲ-30 我が国のエネルギーを取り巻く情勢に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 我が国における一次エネルギーの国内供給に占める石油の割合は、第一次オイルショックの1973年度には8割程度であったが、その依存度を低下させる政策が導入された結果、2013年度には4割程度まで改善した。
- ② 2011年3月11日に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、独立して原子力安全規制に関する業務を担う原子力規制委員会が、経済産業省の外局として発足した。
- ③ 我が国のエネルギー自給率は、原子力も含めると2010年に約20%であったが、原子力発電所の運転が停止した2013年度は約6%となった。
- ④ 化石燃料への依存低下、並びに低炭素社会の実現に向け、石油代替策の見直しが行われ、2012年から再生可能エネルギー導入拡大が進んだ国で採用されている固定価格買取制度が導入された。
- ⑤ 最終エネルギー需要は、産業部門、民生部門（家庭部門・業務部門）、運輸部門に大別される。過去40年の間に民生部門と運輸部門の占める割合が増加している。

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、③

プラント全耐用期間中の単位発電量（kWh）当たりの発電コスト

$$= \frac{\text{プラント全耐用期間中の発電コスト}}{\text{プラント全耐用期間中の発電量}}$$

$$= \frac{\text{資本費} + \text{運転維持費} + \text{核燃料サイクルコスト}}{\text{プラント耐用期間} \times \text{電気出力} \times \text{年間設備利用率}}$$

- ① 電気出力を1100MWに高めると発電コストは変わらず発電量だけが増えるので、単位発電量当たりの発電コストは $1/1.1 = 0.909$ 倍になる。
- ② プラント耐用期間40年の場合の発電コストは資本費をAとすると、 $2.5A$
 資本総額をA一定としてプラント耐用期間を60年に伸ばすと、運転維持費と核燃料サイクルコストがプラント耐用期間に比例して増えるので、 $A + 60/40(A + 0.5A) = 3.25A$
 総発電量は1.5倍になるので、単位発電量当たりの発電コストは $3.25/2.5/1.5 = 0.87$ 倍になる。
- ③ 年間設備利用率を90%に高めると、発電コストのうち核燃料サイクルコストだけ増加するとして、
 $A + A + 90/70 \times 0.5A = 2.64A$
 総発電量は $90/70 = 1.29$ 倍になるので、単位発電量当たりの発電コストは $2.64/2.5/1.29 = 0.82$ 倍になる。
- ④ 熱効率を33%から36%に高めると、発電コストは変わらず発電量だけが増えるので、単位発電量当たりの発電コストは $33/36 = 0.917$ 倍になる。
- ⑤ 核燃料サイクルコストを30%削減すると、発電コストは $A + A + 0.5 \times 0.7 \times A = 2.35A$ となり、発電量は変わらないので、単位発電量当たりの発電コストは $2.35A/2.5A = 0.94$ 倍になる。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、②

- ① 1973年度は75.5%を石油に依存していたが、2010年度には40.1%に改善された。しかし、福島第一原子力発電所事故の影響で2012年度は44.3%まで増加した。^[1]
- ② 原子力規制委員会は環境省の外局である。
- ③ 2010年は19.9%、2013年は6.0%^[1]
- ④ 再生可能エネルギーの固定価格買取制度は、再生可能エネルギー源（太陽光、風力、水力、地熱、バイオマス）を用いて発電された電気を、国が定める固定価格で一定の期間電気事業者調達を義務づけるもので、2012年7月1日にスタートした。^[2]
- ⑤ 1973年度から2014年度までの伸びは、企業・事業所他部門が1.0倍、家庭部門が2.0倍、運輸部門が1.7倍となった。^[1]

[1] エネルギー白書、資源エネルギー庁
<http://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/>

[2] 固定価格買取制度、資源エネルギー庁
http://www.enecho.meti.go.jp/category/saving_and_new/saiene/kaitori/

Ⅲ-32 日本の年間総発電電力量を10,000億kWhとする。これを石炭、原子力、LNG、及び再生可能エネルギー（以下、再エネと記す）で供給する。いずれか1つの電源の発電量を100億kWh増加させ、他の1つの電源を同量減少させる。この場合の二酸化炭素排出量及び発電費用の増減に関する影響分析結果を以下の表に示す。上段の数字は二酸化炭素排出量〔100万トン〕の増減、下段の数字は発電費用〔億円〕の増減である。なお、▲はマイナスを意味している。表中のA～Dは上述の電源のいずれかである。A～Dの組合せとして、最も適切なものはどれか。

		100億kWh減少させる電源			
		A	B	C	D
100億kWh増加させる電源	A		+4.4 ▲640	+8.4 +340	+8.4 ▲1,840
	B	▲4.4 +640		+4.0 +980	+4.0 ▲1,200
	C	▲8.4 ▲340	▲4.0 ▲980		±0 ▲2,180
	D	▲8.4 +1,840	▲4.0 +1,200	±0 +2,180	

- | | | | |
|-------|-----|-----|-----|
| A | B | C | D |
| ① 石炭 | LNG | 再エネ | 原子力 |
| ② LNG | 再エネ | 石炭 | 原子力 |
| ③ 原子力 | LNG | 再エネ | 石炭 |
| ④ LNG | 石炭 | 原子力 | 再エネ |
| ⑤ 石炭 | LNG | 原子力 | 再エネ |

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は、⑤

参考資料 [1] による電源別発電コスト（円/kWh）と電源別二酸化炭素排出係数（kg・CO₂/kWh、発電端）は下記。

電源別発電コスト；

石炭：12.3、LNG：13.7、原子力：10.1～、
再エネ（太陽光）：24.2～29.4

電源別二酸化炭素排出係数；

石炭：0.82、LNG：0.40、原子力：0、
再エネ：0

- Aは、CO₂排出量が一番多いので石炭
- Bは、CO₂排出量が2番目に少なく、Aより発電費用が高いためLNG
- Cは、CO₂排出量が一番少なく、発電費用が一番安いので原子力
- Dは、CO₂排出量がC同様に一番少なく、発電費用が一番高いので再エネ

[1] 日本のエネルギー、経済産業省資源エネルギー庁
(http://www.enecho.meti.go.jp/about/pamphlet/pdf/energy_in_japan2015.pdf)

Ⅲ-33 福島第一原子力発電所事故後に改正された規制法制に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 原子力防災対策を推進するため、内閣に原子力防災会議が設置された。
- ② 原子力発電所は例外なく40年を超えて運転できないことになった。
- ③ 原子力発電所で重大事故が起きた際の影響拡大防止対策が新たに国の安全規制の対象になった。
- ④ 原子力災害が起きた際の原子力災害対策本部長の指示権限には、原子力施設の安全確保に必要な判断の内容に関わる事項は含まないことになった。
- ⑤ 新規規制基準が既設の原子力施設にも遡って適用されることになった。

【解答と解説】

正解（最も不適切なもの）は、②

- ① 第三条の三 内閣に、原子力防災会議（以下「会議」という。）を置く。^[1]
- ② 第四十三条の三の三十二 発電用原子炉設置者がその設置した発電用原子炉を運転することができる期間は、当該発電用原子炉の設置の工事について最初に第四十三条の三の十一第一項の検査に合格した日から起算して四十年とする。
2 前項の期間は、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けて、一回に限り延長することができる。^[2]
- ③ 第四十三条の三の六 三 その者に重大事故（発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の原子力規制委員会規則で定める重大な事故をいう。第四十三条の三の二十二第一項及び第四十三条の三の二十九第二項第二号において同じ。）の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があること。^[2]
- ④ 第二十条 3 前項に規定する原子力災害対策本部長の指示は、原子力規制委員会がその所掌に属する事務に関して専ら技術的及び専門的な知見に基づいて原子力施設の安全の確保のために行うべき判断の内容に係る事項については、対象としない。^[3]
- ⑤ 第四十三条の三の十四 発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持しなければならない。^[2]

[1] 原子力基本法

[2] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）、平成24年改正

[3] 原子力災害対策特別措置法

Ⅲ-34 各種の発電システムの優劣を比較する方法の1つであるエネルギー収支分析について説明した次の記述の、に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

発電システムのエネルギー収支を算出するエネルギー収支分析 (Net Energy Analysis) は、発電するために投入する直接間接のエネルギーをにわたって評価し、その値をと比較して、生み出されたエネルギーの正味量を分析する。これによって発電システムの性能を判断できる。

発電システムの比較では、÷投入エネルギーで定義されるを比較する。発電システムは電気エネルギーを生産することが最大の目的であるから、がことがエネルギー生産システムとしての成立要件である。

	a	b	c	d
① 施設の全生涯	生産エネルギー	生産エネルギー	エネルギー収支比	1より大きい
② 全稼働期間	損失エネルギー	損失エネルギー	正味エネルギー収支	正である
③ 施設の全生涯	損失エネルギー	損失エネルギー	正味エネルギー収支	正である
④ 全稼働期間	生産エネルギー	生産エネルギー	エネルギー収支比	1より大きい
⑤ 施設の全生涯	生産エネルギー	生産エネルギー	エネルギー収支比	正である

【解答と解説】

正解 (最も適切なもの) は、①

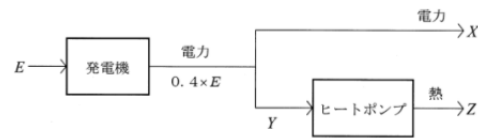
プラントの建設と燃料の採掘から搬入に至る全ての過程で投入されるエネルギーと、発電で生産するエネルギーを比較する分析は、エネルギー収支分析と呼ばれている。^[1]

エネルギー収支比 (Energy Profit Ratio : EPR) は、得られるエネルギーを、それを取り出すためのエネルギーで除して求められる指標。EPR が1の場合は益がなく、この値が大きいほど「質」の良いエネルギーと言える。^[2]

[1] 発電プラントのエネルギー収支分析、電力中央研究所報告 (研究報告 : Y90015)、平成3年11月
(<http://criepi.denken.or.jp/jp/kenkikaku/report/detail/Y90015.html>)

[2] 「原子力百科事典」ATOMICA、エネルギー収支比
(http://www.rist.or.jp/atomica/database_dic.html)

Ⅲ-35 下図のような発電機とヒートポンプからなるシステムを考える。発電機からは、 E の入力に対して $f=0.4 \times E$ の電力が発生し、このうちの Y の電力によりヒートポンプ (成績係数=6) を駆動することにより Z の熱を発生する。また、残りの電力量を X とするとき、システムの総合効率 e を $e=(X+Z)/E$ と定義する。このシステムの負荷の熱電比 (Z/X) の値が3であるときの総合効率 e に最も近い値はどれか。なお、ヒートポンプの成績係数は Z/Y である。



- ① 0.5 ② 0.7 ③ 0.9 ④ 1.1 ⑤ 1.3

【解答と解説】

正解 (最も適切なもの) は、④

図より、

$$X + Y = 0.4E, \therefore Y = 0.4E - X$$

ヒートポンプの成績係数の定義より、

$$Z/Y = 6, \therefore Z = 6Y$$

Z を X で表すと、

$$Z = 6(0.4E - X) = 2.4E - 6X$$

システムの負荷の熱電比の値、 $Z/X = 3$ より、

$$Z = 3X, \therefore 3X = 2.4E - 6X$$

X と Z を E で表すと、

$$X = 2.4/9E, Z = 2.4/3E$$

よって、

$$e = (X+Z)/E = 2.4/9 + 2.4/3 = 1.07$$

本問は、平成25年度一次試験のⅢ-29と類似している (違いは熱電比が2のみ)。^[1]

[1] 平成26年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座、日本原子力学会
(http://www.aesj.or.jp/gijyutsushi/taisaku_index.html)

執筆担当：技術士 (原子力・放射線部門) 有志
東 徹、勝田昌治、河野繁宏 (取纏め)