

令和 4 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

令和 3 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3年11月28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101名が受験し、60名が合格している（合格率59.4%）。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3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、まず一通りの問題に目を通し、13問以上得点を獲得できるよう25問を選択することが必要である。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]についても参照されたい。

(1) 原子力分野

原子力分野においては、表 2 に示すように、炉物理 (3 問)、原子炉 (10 問)、燃料サイクル (1 問)、原子力に広く関わるような核セキュリティ、法令、世論、発電コスト (4 問) と幅広い分野から出題されている。問題数としては、令和 3 年度試験で 18 問と最も出題数が多い。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、考え方さえ理解できれば、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 (7 問)、放射線利用 (2 問)、放射線計測 (3 問)、放射線防護 (2 問) が出題されており、幅広く出題されている。問題数としては、令和 3 年度試験で 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 10 問以上出題されている。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、令和 3 年度試験で 3 問の出題となっている。炭酸ガス排出量や我が国の再生可能エネルギー (エネルギー白書 2019)、タービンの熱効率を向上させる手段の評価として総合熱効率が出題されている。カーボンニュートラルの実現に向けた動きが反映されている出題となっている。キーワード抽出には、白書類等の文献、関連学協会誌や関連雑誌の特集記事を用いるとともに、経産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] 「令和4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/008/attached/attach_8192_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
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/index.htm>
- [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

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3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	原子炉	原子炉圧力容器への中性子照射の影響	○	
Ⅲ-2		原子炉	PRA	○	
Ⅲ-3		原子炉	燃料・燃料被覆	○	
Ⅲ-4		炉物理	反応度投入直後の出力変化の計算		○
Ⅲ-5		原子炉	単一故障の考え方	○	
Ⅲ-6		炉物理	崩壊熱の発生メカニズム	○	
Ⅲ-7		原子炉	復水器からの海水の放水温度の計算		○
Ⅲ-8		原子炉	中性子と物質の相互作用	○	
Ⅲ-9		原子炉	軽水炉の中性子スペクトル	○	
Ⅲ-10		サイクル	軽水炉の核燃料サイクル	○	
Ⅲ-11		炉物理	235U の発生エネルギーの計算		○
Ⅲ-12		原子炉	PWR と BWR の運転・制御	○	
Ⅲ-13		原子炉	軽水炉における 235U の核分裂反応	○	
Ⅲ-14		原子炉	核燃料	○	
Ⅲ-15	放射線	放射線利用	粒子加速器	○	
Ⅲ-16		放射線の基礎	放射線の基礎	○	
Ⅲ-17		放射線の基礎	エネルギースペクトル	○	
Ⅲ-18		放射線の基礎	β - 壊変		○
Ⅲ-19		放射線の基礎	加速電子の質量		○
Ⅲ-20		放射線利用	放射線利用	○	
Ⅲ-21		放射線計測	中性子検出法	○	
Ⅲ-22		放射線の基礎	放射線の基礎	○	
Ⅲ-23		放射線の基礎	核種	○	
Ⅲ-24		放射線の基礎	炭素の同位体	○	
Ⅲ-25		放射線利用	核医学診断に利用される 99mTc	○	
Ⅲ-26		放射線防護	放射線の人体影響	○	
Ⅲ-27		放射線計測	放射能の比		○
Ⅲ-28		放射線防護	鉛遮蔽		○
Ⅲ-29	原子力	法令	原子炉等規制法	○	
Ⅲ-30		ガラス固化	高レベル放射性廃棄物の量		○
Ⅲ-31		核物質管理	核物質管理	○	
Ⅲ-32	エネルギー	熱効率	原子力発電と同じ出力を有する水力発電		○
Ⅲ-33		エネルギー政策	カーボンニュートラル、グリーン成長戦略	○	
Ⅲ-34		発電比率	国別総発電電力量と電源別比率	○	
Ⅲ-35	原子力	最終処分	高レベル放射性廃棄物の最終処分場の選定	○	

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 次の記述の、に入る語句の組合せとして、適切なものはどれか。

原子炉压力容器に使用される低合金鋼は、炉心からの中性子照射を受けると、 a が上昇するとともに、 b が低下する。これらは c といわれる。 c が進行し、温度、き裂寸法、荷重で決まる条件がそろえば原子炉压力容器は脆性破壊を起こす可能性がある。これを確実に防止するため、設計段階において、供用期間中の材料の破壊靱性を予測するとともに、定期的に監視試験を実施し、主にシャルピー衝撃試験から c の程度を調べ、さらに、その結果をもとに構造健全性を確認して原子炉の運転が行われる。

また、き裂が存在しないことを確認するため、供用期間中には超音波探傷法等により定期的に検査が行われている。構造健全性を確認するうえで、最も厳しい想定事象は、PWRの原子炉压力容器では d である。これは、事故時の安全対策として炉心への大量の冷却水が注入されることにより生じる過渡事象であり、原子炉压力容器内面には過大な e が生じる。健全性評価として、原子炉压力容器内面にき裂の存在を仮定し、 d 時に発生する応力を考慮し、破壊力学解析が行われる。

	a	b	c	d	e
①	延性脆性遷移温度	応力拡大係数	中性子照射脆化	加圧熱衝撃	圧縮応力
②	き裂進展速度	上部棚吸収エネルギー	照射下クリープ	加圧熱衝撃	引張応力
③	き裂進展速度	上部棚吸収エネルギー	中性子照射脆化	クリープ破断	圧縮応力
④	延性脆性遷移温度	応力拡大係数	照射下クリープ	クリープ破断	引張応力
⑤	延性脆性遷移温度	上部棚吸収エネルギー	中性子照射脆化	加圧熱衝撃	引張応力

【解答と解説】

正解(適切なもの)は⑤。

正解の選択肢の内容を覚えておくとよい。

【参考文献等】

- [1] 電力中央研究所, “原子炉压力容器鋼の中性子照射脆化と健全性評価”, Business I. ENECO
<https://criepi.denken.or.jp/koho/journal/eneco/2012/eneco.pdf>

Ⅲ－２ 次の記述の、に入る数式又は記号の組合せとして、適切なものはどれか。

PRA(Probabilistic Risk Assessment)から得られる重要度指標として、

Fussell-Vesely 重要度(FV 重要度)とリスク増加価値(Risk Achievement Worth: RAW)がある。

FV 重要度： 炉心損傷の発生を仮定したときに、当該基事象が寄与している割合を示す指標であり、次式で定義される。

$$FV = \text{a}$$

RAW： ある基事象が必ず発生するとしたときに、炉心損傷頻度がどれだけ増加するかを示す指標であり、次式で定義される。

$$RAW = \text{b}$$

ここで、 FV = FV 重要度

RAW = リスク増加価値

CDF_{base} = 炉心損傷頻度

$CDF_{x=1}$ = 基事象 X の生起確率を 1 とした場合の炉心損傷頻度

$CDF_{x=0}$ = 基事象 X の生起確率を 0 とした場合の炉心損傷頻度

P_x = 基事象 X の生起確率

ある基事象の生起確率を p とすると、FV 重要度と RAW は次式で関連付けられる。

$$RAW = \text{c} \times FV + 1.0$$

したがって、FV 重要度が同等の基事象 A 及び B の生起確率が $1 \gg P_A \gg P_B$ である場合、RAW は基事象の 方が大きくなる。

	a	b	c	d
①	$\frac{CDF_{\text{base}} - CDF_{X=0}}{CDF_{\text{base}}}$	$\frac{CDF_{X=1}}{CDF_{X=0}}$	p	A
②	$\frac{CDF_{\text{base}} - CDF_{X=0}}{CDF_{\text{base}}}$	$\frac{CDF_{X=1}}{CDF_{\text{base}}}$	$\left[\frac{1}{p} - 1\right]$	B
③	$\frac{(CDF_{X=1} - CDF_{X=0}) \times P_x}{CDF_{\text{base}}}$	$\frac{CDF_{\text{base}}}{CDF_{X=0}}$	$\left[\frac{1}{p} - 1\right]$	B
④	$\frac{CDF_{\text{base}} - CDF_{X=0}}{CDF_{\text{base}}}$	$\frac{CDF_{X=1}}{CDF_{\text{base}}}$	p	A
⑤	$\frac{(CDF_{X=1} - CDF_{X=0}) \times P_x}{CDF_{\text{base}}}$	$\frac{CDF_{X=1}}{CDF_{X=0}}$	p	B

【解答と解説】

正解(適切なもの)は②。

正解の選択肢の内容を覚えておくとよい。

【参考文献等】

- [1] 日本原子力学会標準, 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル 1PRA 編) :2013, AESJ-SC-P008: 2013.
- [2] 山下正弘, 原子炉施設の確率論的リスク評価の動向と今後への期待 1.確率論的リスク評価手法の特徴と課題, 日本原子力学会誌, Vol. 54, No.1 (2012).

Ⅲ－３ 以下は、「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」の第 19 条(非常用炉心冷却設備)の解釈において引用されている、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定)における判断基準の記載である。に入る語句又は数値の組合せとして、適切なものはどれか。

(前略)

- (1) 燃料被覆の温度の計算値の最高値は, a °C 以下であること。
- (2) 燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は, 酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの b % 以下であること。
- (3) 炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は, c の健全性確保の見地から, 十分低い値であること。
- (4) d を考慮しても, 崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

	a	b	c	d
①	1,200	15	原子炉建屋	燃料の組成の変化
②	2,200	17	原子炉建屋	燃料の組成の変化
③	1,200	15	格納容器	燃料の形状の変化
④	2,200	17	格納容器	燃料の形状の変化
⑤	2,200	15	原子炉建屋	燃料の形状の変化

【解答と解説】

正解(適切なもの)は③。

正解の選択肢の内容を覚えておくとよい。

【参考文献等】

- [1] 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 (平成二十五年原子力規制委員会規則第五号)
<https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=425M600800000005>
- [2] 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(平成 4 年 6 月 11 日 原子力委員会)
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsashishin/pdf/1/si010.pdf>

Ⅲ－４ 以下は、臨界状態にある原子炉における、反応度投入直後の出力変化を求める式の導出過程を示すものである。□に入る語句又は式の組合せとして、適切なものはどれか。

反応度 ρ は、次式により実効増倍率 k と関係づけられる量であり、基本的の実効増倍率が 1 からどれだけずれているかを示す量である。

$$\rho = \square a \quad (1)$$

また、中性子世代時間 Λ は即発中性子寿命 l と実効増倍率 k を用いて次式で定義される。

$$\Lambda = \frac{l}{k} \quad (2)$$

ステップ状の反応度 ρ_0 が投入された後の原子炉出力の挙動において、反応度投入直後に限ると、遅発中性子先行核の濃度が一定であると仮定できる。その先行核密度を $C_{i,0}$ とおくと、遅発中性子を 6 群とした一点近似動特性方程式は次式となる。ここで反応度は $t=0$ で投入されるとしている。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_{i,0} \quad \text{ここで、} \beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i \text{ とする。} \quad (3)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_{i,0}, \quad i = 1 \sim 6 \quad (4)$$

遅発中性子先行核の濃度 $C(t)$ は一定と仮定するので、(4) より、

$$C_{i,0} = \frac{\beta_i}{\lambda_i \Lambda} n_0 \quad (5)$$

ここで、 n_0 は $t < 0$ における中性子数である。

(5) を (3) に代入して整理すると、次式を得る。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \square b \quad (6)$$

(6) 式を解くと、中性子数 $n(t)$ は以下になる。

$$n(t) = \square c \quad (7)$$

即発臨界とならない条件、 $\rho_0 < \beta$ の場合、(7) の指数部は Λ が非常に小さいことと相まって、急速に 0 に近づく。この結果、 $n(t)$ は反応度投入直後について、以下で与えられる。

$$n(t) = \square d \quad n_0 \quad (8)$$

このように反応度投入直後、原子炉出力に急速な変化が起こる。この変化を $\square e$ という。

	a	b	c	d	e
①	$\frac{k-1}{k}$	$\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} n(t) + \frac{\beta}{\Lambda} n_0$	$\left[\frac{\beta}{(\rho_0 - \beta)} - \frac{\rho_0}{(\rho_0 - \beta)} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) \right] n_0$	$\frac{\beta}{(\beta - \rho_0)}$	即発臨界
②	$\frac{k+1}{k}$	$\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} n(t) + \frac{1}{\Lambda} n_0$	$\left[\frac{1}{(\beta - \rho_0)} - \frac{\rho_0}{(\beta - \rho_0)} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) \right] n_0$	$\frac{1}{(\beta - \rho_0)}$	即発跳躍
③	$\frac{k+1}{k}$	$\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} n(t) + \frac{1}{\Lambda} n_0$	$\left[\frac{1}{(\beta - \rho_0)} - \frac{\rho_0}{(\beta - \rho_0)} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) \right] n_0$	$\frac{1}{(\beta - \rho_0)}$	即発臨界

④	$\frac{k-1}{k}$	$\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda}$	$n(t) + \frac{\beta}{\Lambda} n_0$	$\left[\frac{\beta}{(\rho_0 - \beta)} - \frac{\rho_0}{(\rho_0 - \beta)} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) \right] n_0$	$\frac{\beta}{(\rho_0 - \beta)}$	即発跳躍
⑤	$\frac{k-1}{k}$	$\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda}$	$n(t) + \frac{\beta}{\Lambda} n_0$	$\left[\frac{\beta}{(\beta - \rho_0)} - \frac{\rho_0}{(\beta - \rho_0)} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) \right] n_0$	$\frac{\beta}{(\beta - \rho_0)}$	即発跳躍

【解答と解説】

正解(適切なもの)は⑤。

選択肢 c についての解説を以下に示す^[1]。

式(6)の微分方程式の形から解を $n(t) = A \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) + B$ と仮定して、式(6)に代入すると、

$$\text{右辺} = \frac{dn(t)}{dt} = A \frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right)$$

$$\begin{aligned} \text{左辺} &= \frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} n(t) + \frac{\beta}{\Lambda} n_0 = \frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} \left(A \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) + B \right) + \frac{\beta}{\Lambda} n_0 \\ &= A \frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) + \frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} B + \frac{\beta}{\Lambda} n_0 \end{aligned}$$

これより

$$A \frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) = A \frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) + \frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} B + \frac{\beta}{\Lambda} n_0$$

すなわち

$$\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} B + \frac{\beta}{\Lambda} n_0 = 0 \text{ となり, } B = -\frac{\beta}{(\rho_0 - \beta)} n_0 \text{ これを解の式に代入して } t=0 \text{ と置くと,}$$

$$n_0 = A - \frac{\beta}{(\rho_0 - \beta)} n_0 \text{ となるので, } A = n_0 + \frac{\beta}{(\rho_0 - \beta)} n_0 = \frac{\rho_0}{(\rho_0 - \beta)} n_0$$

以上により式(6)の解は、

$$n(t) = \frac{\rho_0}{(\rho_0 - \beta)} n_0 \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) - \frac{\beta}{(\rho_0 - \beta)} n_0 = \left[\frac{\beta}{(\beta - \rho_0)} - \frac{\rho_0}{(\beta - \rho_0)} \exp\left(\frac{(\rho_0 - \beta)}{\Lambda} t\right) \right] n_0$$

選択肢 e について、 $\rho_0 < \beta$ の場合、投入された反応度に応じた出力レベルの急激な上昇(即発跳躍)の後、遅発中性子も寄与した比較的緩やかな出力上昇がみられる。一方、挿入される反応度がちょうど β 、すなわち遅発中性子割合と等しい時、原子炉は即発中性子のみで臨界となり、急激な出力上昇を伴う。この状態($\rho_0 = \beta$)を”即発臨界”という。

【参考文献等】

[1] 連載講座 原子炉物理 第6回 原子炉の動特性と制御, 日本原子力学会誌, Vol.42, No.9(2000).

https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesj1959/42/9/42_9_883/pdf

Ⅲ－５ 以下は、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規制基準の考え方について」(平成 30 年 12 月 19 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、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一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能をいい、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 差圧によって受動的に	静的機器	動的機器	24	運転モードの切り替えを行う
② 外部入力によって能動的に	動的機器	静的機器	12	炉心が損傷した
③ 外部入力によって能動的に	動的機器	静的機器	24	運転モードの切り替えを行う
④ 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
⑤ 差圧によって受動的に	動的機器	静的機器	24	炉心が損傷した

【解答と解説】

正解(適切なもの)は③。

正解の選択肢の内容を覚えておくといよい(当該部の記載は、参考文献 P.116-117 を参照)。

【参考文献等】

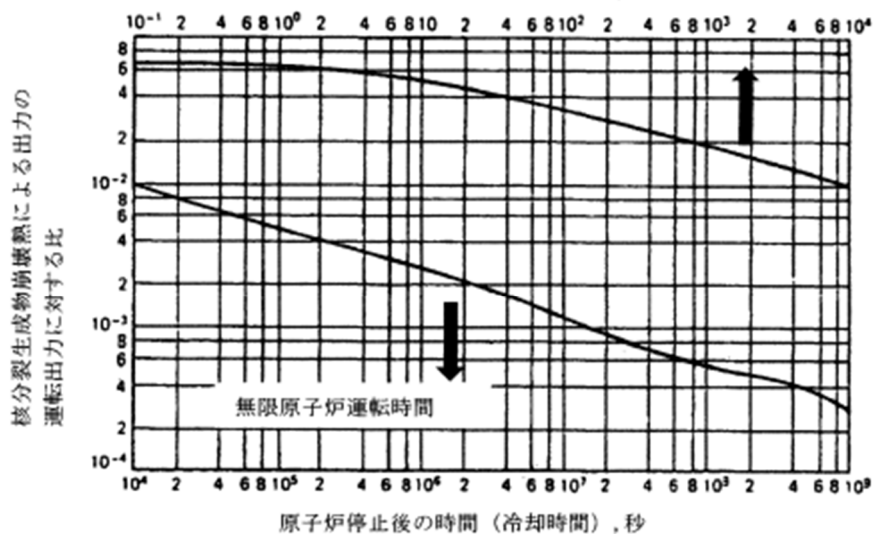
[1] NREP-0002「実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について」(平成 30 年 12 月 19 日改訂, P.116 – 117). <https://www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf>

Ⅲ－６ 以下は、崩壊熱の発生メカニズムに係る記述である。□に入る語句又は数値の組合せとして、適切なものはどれか。

原子炉を一定時間運転した後に停止しても、核分裂生成物の放射性壊変による発熱が残留するため、停止後も炉心冷却が必要となる。

核分裂生成物の原子核がそこで安定な N/Z 比よりもはるかに□ a □を含むため、これらの核は安定になるまで□ b □壊変を繰り返す。また、励起状態にある核は γ 線を放出して基底状態になる。これらの過程に伴う物質との相互作用による発熱を核分裂生成物による崩壊熱と称す。これに加え、アクチニドによる崩壊熱がある。この崩壊熱は、原子炉停止後十数日までの短期的には、 ^{238}U の中性子捕獲により生成する ^{239}U 、 ^{239}Np の□ c □及び γ 壊変に伴う物質との相互作用による発熱が主であり、より長期的には、超ウラン元素からの□ d □壊変に伴う物質との相互作用による発熱が主となる。

下図は原子炉を無限時間運転した後に停止した場合の運転出力に対する核分裂生成物による崩壊熱の比を示している。原子炉を熱出力 100kW で 23 日間運転したのち、2.8 時間たった時点における崩壊熱の概算値は約□ e □W である。ただし、有限の運転時間 t_0 で停止したのち、時間 T が経過した時点における崩壊熱の運転出力に対する割合 $P(t_0, T)$ は、 $P(\infty, T) - P(\infty, t_0 + T)$ で求められる。



(出典：H. W. グレイブス「核燃料管理の方法と解析」)

	a	b	c	d	e
① 多くの中性子	陽電子を放出する β^+	α	β	800	
② 多くの中性子	陽電子を放出する β^+	β	α	1,000	
③ 少ない中性子	電子を放出する β^-	α	β	800	
④ 多くの中性子	電子を放出する β^-	β	α	800	
⑤ 少ない中性子	電子を放出する β^-	β	α	1,000	

【解答と解説】

正解(適切なもの)は④。

選択肢 e は, T が約 1.0×10^4 秒(2.8 時間 $\times$ 3,600 秒), $t_0 + T$ が約 2.0×10^6 秒($(23 \times 24 + 2.8)$ 時間 $\times$ 3,600 秒)であることから, 図より $P(\infty, T)$, $P(\infty, t_0 + T)$ はそれぞれ 1.0×10^{-2} , 2.0×10^{-3} であることが読み取れる。したがって, $P(t_0, T)$ は $100 \times 10^3 \text{ W} \times (1.0 \times 10^{-2} - 2.0 \times 10^{-3})$ となり, 約 800kW となる。その他の選択肢については参考文献[1]を参照。

【参考文献等】

[1] 原子炉の安全工学(上巻), E.E. Lewis, 成田正邦・熊田俊明・小澤由行訳, 現代工学社(1985).

Ⅲ－７ 電気出力 1,000MW の原子力発電プラントが運転されている。原子炉から送られてタービンを駆動した後の蒸気は復水器で海水によって冷却されて水に戻り、原子炉に戻される。復水器に送り込まれている海水の取水温度が 20℃、取水流量が 70m³/s、プラントの熱効率を 33%とした場合、復水器からの海水の放水温度はおよそ何℃か、最も近い数値を選べ。ただし、海水の比熱を 4.2kJ/(kg・℃)とし、密度を 1,000kg/m³とする。

- ① 30 ② 28 ③ 27 ④ 26 ⑤ 25

【解答と解説】

正解(最も近い数値)は③。

取水口温度と放水口温度の差を ΔT とすると、1 秒当たりに海水が受け取る熱量は $70 \times 1,000 \times 4.2 \times \Delta T$ [kJ/s]となる。

プラントの熱効率は、1 秒当たりに海水が受け取る熱量(廃熱)を使って以下と記載できる。

$$\text{プラント熱効率} = 33\% = \frac{\text{電気出力}}{\text{電気出力} + \text{廃熱}} = \frac{1,000 \times 10^3}{1,000 \times 10^3 + 70 \times 1,000 \times 4.2 \times \Delta T} \times 100\%$$

これより ΔT は約 6.9[℃]となる。

取水口の取水温度が 20℃であることから、放出口の温度は ΔT を加えた値となるため、最も近い値は ③27℃である。

【参考文献】

[1] 電験 3 種ネット

https://www.denken3.net/lecture-d/list/denryoku_q02/

Ⅲ－８ 中性子と物質の相互作用に関する次の記述のうち、適切なものはどれか。

- ① 核分裂の際に放出される中性子の数の平均値は、核分裂する核種に依存する。
- ② ^{235}U の微視的核分裂断面積は、 1eV 以下ではエネルギーが減少するにつれて中性子のエネルギーにほぼ反比例して増加する。
- ③ 入射中性子が標的核によって非弾性的に散乱された際、 2 番目の中性子が放出される $(n, 2n)$ 反応は、入射中性子のエネルギーが低いほど起こりやすい。
- ④ 中性子が物質の原子核と反応を起こす確率に、物質の原子密度を掛け合わせた量を巨視的断面積(マクロ断面積)といい、長さの 2 乗の次元をもっている。
- ⑤ 燃料温度が上昇すると、ドップラー効果で ^{238}U の中性子吸収断面積の共鳴ピークが下がり、減速途中の中性子は共鳴に捕獲されにくくなる。

【解答と解説】

正解(適切なもの)は①。

- ① 適切。例えば熱中性子炉において ^{235}U では平均 2.4 個、 ^{239}Pu では平均 2.9 個の中性子が核分裂の際に放出される^[1]。
- ② 不適切。約 0.3eV のところにある最も低いエネルギーの共鳴ピーク以下のエネルギー範囲でエネルギーの平方根に反比例する^[2]。
- ③ 不適切。 $(n, 2n)$ 反応は高エネルギー中性子によって原子核が叩かれた場合に起こる。
- ④ 不適切。マクロ断面積 Σ はミクロ断面積 $\sigma[\text{cm}^2]$ と原子密度 $N[1/\text{cm}^3]$ の積であることから、 $[1/\text{cm}]$ の次元を持つ^[3]。
- ⑤ 不適切。燃料温度が上昇すると、共鳴ピークは下がるが、ピーク幅が広がるため、減速途中の中性子は共鳴に捕獲されやすくなる。

【参考文献等】

- [1] 原子炉の理論と解析(上巻), J.J.Duderstadt・L.J.Hamilton, 成田正邦・藤田文行訳, 現代工学社(1980).
- [2] 原子炉物理, 石森富太郎編, 培風館(1973).
- [3] 原子炉の初等理論(上巻), J.R.Lamarsh, 武田充司・仁科浩二郎訳, 吉岡書店(1974).

Ⅲ－ 9 軽水炉の中性子スペクトルなどに関する次の(ア)~(オ)の記述について、正しいものの組合せはどれか。

- (ア) 高速エネルギー領域の中性子スペクトルは、主として核分裂スペクトルによって決定される。
(イ) ^{235}U の核分裂反応で発生する即発中性子は、平均エネルギー約 10keV の高速中性子である。
(ウ) 共鳴エネルギー領域の中性子スペクトルは、 ^{238}U などの共鳴吸収による凹凸がみられるが、おおむね中性子の速さの逆数に比例する分布になっている。
(エ) 媒質の原子核と熱平衡状態にある中性子を熱中性子と呼び、中性子スペクトルはマクスウェル分布に近い形になる。
(オ) 中性子束は、中性子密度と中性子エネルギーの積で表される。

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

【解答と解説】

正解(正しいものの組合せ)は②。

(ア) 適切。

(イ) 不適切。軽水炉の核分裂で生じる高速中性子の平均エネルギーは約 2MeV である。

(ウ) 不適切。共鳴エネルギー領域の中性子スペクトルはエネルギーの逆数に比例する分布となる。中性子の速さの逆数に比例するのは熱核分裂性の核の核分裂断面積である。

(エ) 適切。

(オ) 不適切。中性子束は中性子密度と中性子の速さの積で表される。

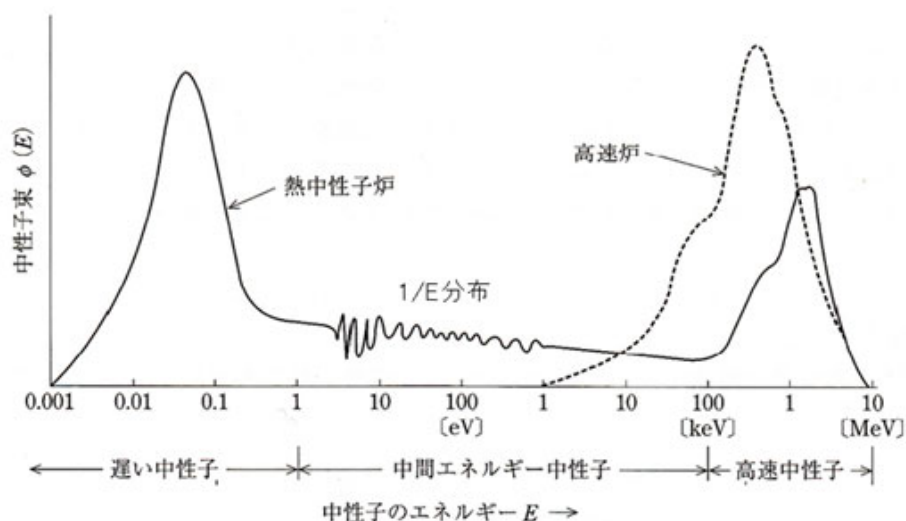


図 1 熱中性子炉及び高速炉の炉心中性子スペクトルの比較^[1]

【参考文献等】

[1] 原子力ハンドブック，赤堀光男他，オーム社(2007)。

Ⅲ－１０ 軽水炉の核燃料サイクルに関する次の（ア）～（オ）の記述について，正しいものの組合せはどれか。

- （ア） 核燃料サイクルは，原子炉に燃料を供給するまでのフロントエンド，原子炉から取り出される使用済燃料の処理・処分を行うバックエンドから構成される。
- （イ） 遠心分離法による濃縮工程では，気体状のウラン化合物を遠心分離機に入れ，回転円筒の中心部から軽い分子が僅かに濃くなった気体を抜き出すという操作を何回も繰り返す。
- （ウ） 転換は UF_6 を濃縮処理に適した U_3O_8 に変換する工程であり，再転換は U_3O_8 を燃料ペレットに使われる UO_2 に変換する工程である。
- （エ） 使用済燃料中の核分裂生成物の大部分が含まれる高レベル放射性廃棄物のガラス固化には，リン酸ガラスが採用されている。
- （オ） 我が国におけるプルサーマルでは，使用済燃料を再処理して回収されたプルトニウムを濃縮ウランと混合して MOX 燃料ペレットとし，軽水炉で利用している。

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

【解答と解説】

正解(正しいものの組合せ)は①。

（ア）：正しい。^[1]

（イ）：正しい。^[2]

（ウ）：正しくない。正しくは，転換は U_3O_8 を濃縮処理に適した UF_6 に変換する工程であり，再転換は UF_6 を燃料ペレットに使われる UO_2 に変換する工程である。^[3]

（エ）：正しくない。正しくは，「リン酸ガラス」ではなく，「ホウケイ酸ガラス」が採用されている。^[4]

（オ）：正しくない。正しくは，「濃縮ウラン」でなく，「回収ウラン」と混合して MOX 燃料ペレットとし，軽水炉で利用している。^[5]

【参考文献等】

[1] 日本原子力学会テキスト「核燃料サイクル」，第 1.9 章「世界の核燃料サイクル政策」

http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_1-9.pdf

[2] 日本原燃ホームページ（遠心分離機・カスケードとは）

<https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/uran/summary/centrifuge-cascade.html>

[3] 原子力・エネルギー図面集，第 7 章 原子燃料サイクル

https://www.ene100.jp/zumen_cat/chap7

[4] 日本原子力学会テキスト「核燃料サイクル」，第 7.1 章「高レベル廃棄物処理」

http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_7-1.pdf

[5] 日本原燃ホームページ（MOX 燃料加工事業の概要）

<https://www.infl.co.jp/ja/business/about/mox/summary/>

Ⅲ－１１ 次の記述の，に入る数値として，最も近い値はどれか。

ただし， ^{235}U 原子 1 個の核分裂により発生するエネルギーを 200MeV ， $1\text{eV} = 1.6 \times 10^{-19}\text{J}$ ，アボガドロ数を 6.0×10^{23} とする。また原油 1 リットル当たりの発熱量を $3.8 \times 10^7\text{J}$ とする。

1g の ^{235}U が全て核分裂した際に発生するエネルギーは，約 リットルの，原油の燃焼により発生するエネルギーに相当する。

① 5×10^{-1}

② 2×10^0

③ 5×10^2

④ 2×10^3

⑤ 5×10^5

【解答と解説】

正解(最も近い値)は④。

1g の ^{235}U は $1/235\text{mol}$ だから，原子数は $\frac{1}{235} \times 6.0 \times 10^{23}$ 個。

したがって，核分裂により発生するエネルギーは， $\frac{1}{235} \times 6.0 \times 10^{23} \times 200 \times 10^6 \times 1.6 \times 10^{-19} = 8.1 \times$

10^{10}J 。原油 1 リットル当たりの発熱量が $3.8 \times 10^7\text{J}$ だから， $\frac{8.1 \times 10^{10}}{3.8 \times 10^7} = \text{約 } 2 \times 10^3$ リットルとなる。

Ⅲ－１２ 我が国に導入されている加圧水型原子炉(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、適切なものはどれか。

- ① PWR や BWR には自己制御性があり，これは主としてドップラー効果やボイド効果，減速材温度効果による，反応度変化を促進する効果である。
- ② PWR では，主に炭化ホウ素を中性子吸収材とした制御棒(制御棒クラスタ)を用いて，燃焼に伴う反応度変化を補償する。
- ③ BWR では，主に冷却材に混ぜるホウ素濃度を調整するケミカルシムによって，燃焼に伴う反応度変化を補償する。
- ④ BWR で用いられる燃焼集合体に導入されているウォーターロッドには，核分裂反応が起こりにくい燃料集合体断面中央部での，中性子減速効果を高める役割がある。
- ⑤ BWR では，再循環流量を調整することにより，炉心内の冷却材の密度変化に伴う中性子吸収の変化を利用して，原子炉の出力を制御することができる。

【解答と解説】

正解(適切なもの)は④。

- ① 不適切。軽水炉の自己制御性は反応度変化を抑制する効果である。
- ② 不適切。PWR では，主に冷却材に混ぜるホウ素濃度を調整するケミカルシムによって，燃焼に伴う反応度変化を補償する。
- ③ 不適切。BWR では，主に炭化ホウ素を中性子吸収材とした制御棒及び再循環流量を調整することにより，燃焼に伴う反応度変化を補償する。
- ④ 適切。
- ⑤ 不適切。BWR では，再循環流量を調整することにより，炉心内の冷却材の密度変化に伴う中性子減速の変化を利用して，原子炉の出力を制御する。

【参考文献等】

- [1] 原子炉設計，岡芳明編著，オーム社(2010)。

Ⅲ－１３ 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、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 1.0 である。
- ② ^{235}U の核分裂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小さい。
- ③ ^{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。
- ④ 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。
- ⑤ 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 10%未満である。

【解答と解説】

正解(適切なもの)は③。

- ① 不適切。総和は 2.0。
- ② 不適切。 ^{235}U の遅発中性子の割合は 0.0065, ^{239}Pu は 0.0021^[1]。
- ③ 適切。
- ④ 不適切。質量数 75 から 160 の間に分布し、質量数が約 95 と約 140 にピークを持つふた山の分布をとる。
- ⑤ 不適切。核分裂生成物の運動エネルギーが占める割合は約 80%である^[2]。

【参考文献等】

[1] 原子炉の初等理論(上巻), J.R.Lamarsh, 武田充司・仁科浩二郎訳, 吉岡書店(1974).

[2] 原子炉の理論と解析(上巻), J.J.Duderstadt・L.J.Hamilton, 成田正邦・藤田文行訳, 現代工学社(1980).

Ⅲ－１４ 核燃料に関する次の(ア)～(オ)の記述について，誤っているものの組合せはどれか。

- (ア) 天然に存在する ^{235}U の数は，主に自発核分裂によって減少している。
- (イ) 入射中性子のエネルギーが高くと， ^{238}U は核分裂することがある。
- (ウ) 天然に存在するトリウムには，核分裂性核種が含まれている。
- (エ) 天然の存在するウランに含まれる ^{238}U は，親物質と呼ばれる。
- (オ) ^{235}U の半減期は約 7 億年であり， ^{238}U の半減期よりも短い。

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

【解答と解説】

正解(誤っているものの組合せ)は①の (ア) と (ウ)。

(ア)誤り。 ^{235}U の自発核分裂半減期は $1.0 \times 10^{19}\text{y}$ ^[2]。

(イ)正しい。

(ウ)誤り。核分裂性核種のうち天然に存在するのは ^{235}U のみ。

(エ)正しい。

(オ)正しい。 ^{235}U の半減期は $7.13 \times 10^8\text{y}$ ， ^{238}U の半減期は $4.51 \times 10^9\text{y}$ である ^[1]。

【参考文献等】

[1] 原子炉の初等理論(上巻)，J.R.Lamarsh，武田充司・仁科浩二郎訳，吉岡書店(1974)。

[2] 原子力百科事典 ATOMICA「地球環境に存在する核分裂生成物(06-03-05-09)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_06-03-05-09.html

Ⅲ－１５ 粒子加速器に関する次の記述のうち、適切なものはどれか。

- ① シンクロトロンは、静電場を用いて粒子を加速する。
- ② ファン・デ・グラーフ型加速器は、高周波を用いて粒子を加速する。
- ③ リニアックは、高周波を用いて粒子を加速する。
- ④ マイクロトロンは、静電場を用いて粒子を加速する。
- ⑤ サイクロトロンは、静電場を用いて粒子を加速する。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は③。

- ① 不適切。シンクロトロンは、高周波電場と磁場を用いる。

シンクロトロンは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、加速電極を通る度に加速電場を生じるように高周波電場を用い、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。

- ② 不適切。ファン・デ・グラーフ型加速器は、静電場を用いる。

球状の高圧電極の中の滑車と下端の滑車の間にあるベルトにコロナ放電で正電荷を与え、その正電荷を上方の電極内に運び込み高圧電極表面に蓄えることによって高電圧を発生させ、イオン源からの荷電粒子を加速する。

- ③ 適切。リニアック（線形加速器）は、高周波電場を用いる。

イオンの加速には円筒形の電極を直線軸上に並べ、隣り合った電極に逆符号の電圧をかけ、電極間に発生する電場で加速する。

- ④ 不適切。マイクロトロンは、高周波電場と磁場を用いる。

マイクロトロンは電子をサイクロトロン方式で加速するものである。サイクロトロンについては後述する。

- ⑤ 不適切。サイクロトロンは、高周波電場と磁場を用いる。

サイクロトロンは円形加速器の一種であり、直流電磁石の間に、2つの半円形の中空電極に高周波を送り、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。

解答を作成するにあたっては、参考文献[1][2][3][4]についても参照されたし。

【参考文献】

- [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

- [2] 中村尚司，「放射線物理と加速器安全の工学」，地人書館

- [3] 柴田徳思編，「放射線概論」，通商産業研究社

- [4] J-PARC の研究 J-PARC の加速器群 LINAC

<https://j-parc.jp/c/facilities/accelerators/linac.html>

【類似問題】

- ・ 令和２年度 第一次試験 Ⅲ-17
- ・ 令和元年度 第一次試験 Ⅲ-27

Ⅲ－１６ 次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 中性子の質量は、陽子の質量より大きい。
- ② 原子番号は、原子核内の陽子数に等しい。
- ③ 質量数が等しい核種を同重体という。
- ④ 陽子数が等しく、中性子数が異なる核種を、同位体という。
- ⑤ 陽子、中性子、電子を総称して核子という。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は⑤。

- ① 適切。中性子の質量は $1.6749\text{E}-27\text{kg}$ ^[1]，陽子の質量は $1.67252\text{E}-27\text{kg}$ ^[2]である。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 不適切。核子とは原子核を構成する陽子と中性子であり，電子は含まれない。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「中性子」

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1044.html

- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「陽子」

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_688.html

【類似問題】

- ・ 平成 31 年度 第一次試験 Ⅲ-15

Ⅲ－１７ 単色エネルギーの光子と物質との相互作用の結果，放出される放射線（二次過程を含む。）のエネルギースペクトルに関する次の記述のうち，不適切なものはどれか。

- ① 電子対生成で放出される陽電子は，線スペクトルである。
- ② 電子対生成で放出される陽電子が，運動エネルギーをほぼ失って軌道電子と合体・消滅した際に放出される光子は，線スペクトルである。
- ③ 光電効果の二次過程で放出される特性 X 線は，線スペクトルである。
- ④ 光電効果で放出される光電子は，線スペクトルである。
- ⑤ コンプトン効果で放出される反跳電子は，連続スペクトルである。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は①。

- ① 不適切。電子対生成で生成した電子と陽電子は連続スペクトルである。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

解答を作成するにあたっては，参考文献[1]についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] 柴田徳思編，「放射線概論」，通商産業研究社

【類似問題】

- ・ 令和２年度 第一次試験 Ⅲ-15

Ⅲ－１８ ${}^3\text{H}$ は β^- 壊変により ${}^3\text{He}$ になる。64GBq の ${}^3\text{H}$ の 1 時間当たりの発熱量[J]に最も近い値はどれか。ただし β^- 線の平均エネルギーは 5.7keV, $1\text{eV}=1.6\times 10^{-19}\text{J}$ とする。

- ① 0. 1 ② 0. 2 ③ 0. 5 ④ 1 ⑤ 2

【解答と解説】

正解（最も近い値）は②。

発熱量＝壊変数×壊変当たりの発生平均エネルギー

$$\begin{aligned} &= 64 \times 10^9 \text{ [1/s]} \times 3,600 \text{ [s/h]} \times 5.7 \times 10^3 \text{ [eV]} \times 1.6 \times 10^{-19} \text{ [J/eV]} \\ &= 0.21 \text{ [J/h]} \end{aligned}$$

解答を作成するにあたっては、参考文献[1]についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] 柴田徳思, 「放射線概論」, 通商産業研究社

【類似問題】

- ・ 平成 31 年度 第一次試験 Ⅲ-16

Ⅲ－１９ 次の記述の□に入る数値として最も適切なものはどれか。ただし電子の静止質量エネルギーを 0.51MeV とする。

加速電圧 1.2MV の静電型加速器を用いて電子を加速した。加速後の電子の質量は、静止質量の約□倍となる。なお、加速後の電子の質量は、電子の運動エネルギーと電子の静止質量の和となる。

- ① 1.0 ② 2.2 ③ 2.4 ④ 3.4 ⑤ 4.0

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は④。

加速前の電子の質量を M_0 ，加速後の電子の質量を M_1 ，電子の静止質量エネルギーを E_0 ，加速後の電子の運動エネルギー E_1 ，加速電圧を V ，電子素量を e とすると以下の関係となる。

$$E_1 = V \cdot e$$
$$\frac{M_1}{M_0} = \frac{E_0 \cdot e + E_1}{E_0 \cdot e} = \frac{E_0 + V}{E_0} = \frac{0.51 + 1.2}{0.51} \approx 3.35$$

解答を作成するにあたっては、参考文献[1]についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] 柴田徳思，「放射線概論」，通商産業研究社

Ⅲ－２０ 放射線の利用に関する次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① プラスチックやゴムへの放射線照射による架橋反応を利用して、タイヤの強化が行われている。
- ② γ 線照射により突然変異が誘発されることを利用して、茎が倒れにくい稲や黒斑病に耐性を示す梨などの新品種が育成された。
- ③ 人工増殖したオスの害虫に γ 線を照射して不妊化させたのち、羽化した成虫を野外に放飼することによって害虫を根絶する試みが行われた。
- ④ 日本では、全ての食品への放射線照射が認可されている。
- ⑤ 医療用具の滅菌処理に放射線が利用されている。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は④

- ① 正：
ポリエチレンのような高分子材料に放射線を放射すると、そのエネルギーにより分子結合が切れ、ラジカルを生成する。分子鎖間でラジカルが反応し、結合を形成することを架橋反応（橋かけ）と呼ぶ。反応の結果、三次元網目構造となり、耐熱性や強度などの特性が向上する^[1]。
- ② 正：
人為的な放射線照射によって積極的に変異を誘発し、農作物などの品種改良を行う技術である^[1]。
- ③ 正：
国内ではウリミバエの根絶に成功している^[1]。
- ④ 誤：
照射食品については食品衛生法第 11 条に基づき定められる「食品の製造・加工基準、保存基準」において、原則禁止とした上で、ジャガイモ（ばれいしょ）に対する放射線照射のみ許可している^{[1][2]}。そのため、間違いである。
- ⑤ 正：
放射線滅菌としては、ガンマ線滅菌と電子線滅菌の 2 種類があり、処理による温度の上昇が少ないことや残留物がないこと、連続処理が可能などの特徴を有する^[1]。

【参考文献】

- [1] 「原子力のすべて」 <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/sonota/study/aecall/book/>
- [2] 食品照射専門部会報告書「食品への放射照射について」平成 19 年 9 月 26 日

【類似問題】

- ・ 令和 2 年度 第一次試験 Ⅲ-16

Ⅲ－２１ 中性子検出法に関する次の記述のうち、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 $\text{LiI}(\text{Eu})$ 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。
- 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 反跳陽子比例計数管は、高速中性子の弾性散乱により生じる反跳粒子を利用して中性子を検出している。
- ⑤ 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。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は⑤

- ① 正
- ② 正
- ③ 正
- ④ 正
- ⑤ 誤：

放射化法は原子核反応を利用して目的とする元素より放射性核種をつくり、放射性核種によって与えられる放射線の種類と量を測定することによって目的とする元素を定量したりその挙動を追跡したりする方法である。放射化に利用される原子核反応は核反応の断面積が大きいほど検出の感度が高くなるため、一般的には熱中性子による (n, γ) 反応による即発 γ 線が用いられる^[1]。そのため、中性子を検出するために用いる方法ではない。

【参考文献】

[1] 小林昌敏「放射化法による金属の研究」

【類似問題】

・ 平成 30 年度 第一次試験 Ⅲ-27

Ⅲ－２２ 次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 荷電粒子の速度が物質中で光の速さより速い場合に発生する光を，放射光という。
- ② 光子が電子と粒子のように衝突して散乱することを，コンプトン散乱という。
- ③ 光子が軌道電子にエネルギーを与え，軌道電子が原子から飛び出す現象を，光電効果という。
- ④ 原子核の近傍で光子が消滅して，電子と陽電子の 1 対を同時に発生することを，電子対生成という。
- ⑤ 荷電粒子が原子核によって散乱されることを，ラザフォード散乱という。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は①

① 誤：

正しくは、チェレンコフ光である。

媒質の屈折率を n 、真空中の光の速さを c 、荷電粒子の速さを v とすると、 $v > c/n$ となる場合(荷電粒子が透明媒質中で光速よりも大きな速度で進む場合)、粒子の飛跡に沿った各点から発生する光の波面が重なって円錐状に広がる衝撃波が放射され、これをチェレンコフ光という^[1]。

- ② 正
- ③ 正
- ④ 正
- ⑤ 正

【参考文献】

[1] 日本アイソトープ協会「密封線源の基礎」第5版

Ⅲ－２３ 核種に関する次の(A)～(E)の記述について、誤っているものの組合せはどれか。

- (A) ^3H は、半減期が約 12 年で、天然には大気上層の核反応で生成する。
- (B) ^{90}Sr は、半減期が約 29 年で、骨に沈着する。
- (C) ^{131}I は、半減期が約 60 日で、甲状腺がんの治療に利用される。
- (D) ^{137}Cs は、半減期が約 30 年で、一般的に β 線源として利用される。
- (E) ^{239}Pu は、半減期が約 2 万 4 千年で、原子炉内で生成する。

- ① (A) と (B)
- ② (C) と (D)
- ③ (A) と (E)
- ④ (B) と (C)
- ⑤ (D) と (E)

【解答と解説】

正解(誤っているものの組合せ)は②

(A) 正

(B) 正

(C) 誤：

^{131}I の半減期は 8.02 日である^[1]。

(D) 誤：

^{137}Cs は、半減期 30.2 年で β 壊変し $^{137\text{m}}\text{Ba}$ となり、0.6617MeV の高エネルギー γ 線を放出して、安定核種の ^{137}Ba となる^{[1][2]}。したがって、 γ 線源としても利用される。

(E) 正

【参考文献】

[1] 日本アイソトープ協会「アイソトープ手帳 11 版」

[2] 原子力資料情報室 (CNIC) <https://cnic.jp/knowledgecat/radioactivity>

Ⅲ－２４ 炭素の同位体に関する次の記述のうち、適切なものはどれか。

- ① ^{14}C は、天然には ^{14}N から (p, n) 反応で生成する。
- ② ^{14}C は、大気中では主として $^{14}\text{CO}_2$ として存在する。
- ③ ^{13}C は、 β 線を放出する放射性核種で、炭素のトレーサーに用いられる。
- ④ 地球上に存在する ^{14}C の量は、時間とともに緩やかに減少している。
- ⑤ ^{14}C は、 β^+ 壊変し安定な ^{14}N となる。

【解答と解説】

正解(適切なもの)は②

① 誤：

正しくは (n, p) 反応で生成する^[1]。

② 正

③ 誤：

^{13}C は、天然に存在する安定同位体で、放射性核種でない^[1]。

④ 誤：

^{14}C は大気中で窒素と宇宙線起源の中性子の反応によって生じるので、時間とともに緩やかに減少とは言えない。さらに以下に示すように、産業革命や核実験によってその量は増減している。地球上の ^{14}C の存在量は $1.5 \times 10^{19} \text{Bq}$ と推定されている。産業革命以後、 ^{14}C を含まない化石燃料を燃焼するようになり ^{14}C の比率はわずかに減少した。このため 20 世紀以降の大気中二酸化炭素では、 ^{14}C の比率が 1% ほど低くなっていたが、大気圏内の核兵器実験の影響により 1960 年代半ばの大気中の二酸化炭素では炭素中の ^{14}C の比率が核実験以前の約 2 倍に達していた。現在は核兵器実験以前の値に近いところまで下がっている^[2]。このため地球上に存在する ^{14}C の量は必ずしも時間とともに緩やかに減少しているとは限らない。

⑤ 誤：

β^- 壊変により ^{14}N となる^[1]。

【参考文献】

[1] 日本アイソトープ協会「アイソトープ手帳 11 版」

[2] 原子力資料情報室 (CNIC) <https://cnic.jp/knowledge/2117>

Ⅲ－２５ 核医学診断に利用されている $^{99\text{m}}\text{Tc}$ に関する次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 親核種の ^{99}Mo は、 ^{235}U の核分裂反応又は ^{98}Mo の中性子捕獲反応により製造される。
- ② $^{99\text{m}}\text{Tc}$ は、 ^{99}Mo の β^- 壊変により生成する。
- ③ $^{99\text{m}}\text{Tc}$ は、核異性体転移により安定核種である ^{99}Tc に壊変する。
- ④ $^{99\text{m}}\text{Tc}$ は141 keVの γ 線を放出し、シングルフォトン放射断層撮影(SPECT)に利用される。
- ⑤ $^{99\text{m}}\text{Tc}$ を使用する際には、 ^{99}Mo を吸着させたカラム（ジェネレータ）から抽出させる。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は③

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 不適切。 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ は、核異性体転移により ^{99}Tc に壊変するが、 ^{99}Tc は半減期約 2.1×10^5 [y]の放射性核種である^[1]。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献】

[1] 日本アイソトープ協会「アイソトープ手帳 11 版」

Ⅲ－２６ 放射線の人体影響には確率的影響と確定的影響があるが、これらに関する次の記述のうち、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 造血障害と奇形は、確定的影響に分類される。
- ③ 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。
- ④ 脱毛と不妊症は、確定的影響に分類される。
- ⑤ 遺伝的な影響は、確定的影響に分類される。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は⑤

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 不適切。遺伝的な影響は確率的影響に分類される^[1]。

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射線の確定的影響と確率的影響」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-02-03-05.html

【類似問題】

- ・ 平成 30 年度 第一次試験 Ⅲ-24

Ⅲ－２７ 同一の計数条件で試料と標準物質の放射能をそれぞれ測定した。バックグラウンドを差し引くと、試料は $5\,200 \pm 26$ cpm, 標準物質は $1\,300 \pm 13$ cpm であった。試料と標準物質の放射能の比と比の誤差として、最も近い値はどれか。

- ① 4.000 ± 0.011
- ② 4.000 ± 0.022
- ③ 4.000 ± 0.045
- ④ 4.000 ± 0.067
- ⑤ 4.000 ± 0.089

【解答と解説】

正解(最も近い値)は③

誤差が表記された量の除法^[1]としては以下のとおり行う。

$$(A \pm \sigma_A)/(B \pm \sigma_B) = (A/B) \pm (A/B) \sqrt{(\sigma_A/A)^2 + (\sigma_B/B)^2}$$

ここで、 $A : 5,200[\text{cpm}]$

$\sigma_A : 26[\text{cpm}]$

$B : 1,300[\text{cpm}]$

$\sigma_B : 13[\text{cpm}]$

以上のとおり計算すると 4.000 ± 0.04472 となり、③が最も近い値となる。

【参考文献】

[1] 日本アイソトープ協会「アイソトープ手帳 11 版」

Ⅲ－２８ 厚さ 2.4 cm の鉛で作られたしゃへい容器の中心に、37 GBq の ^{60}Co 密封線源が収納されている。この容器の中心から 2 m の位置で 30 分間作業する場合、予想される被ばく線量 [μSv] に最も近い値はどれか。

ただし、 ^{60}Co の実効線量率定数は $0.31 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{m}^2$ 、の ^{60}Co に対する半価層は、1.2 cm とする。

- ① 3.6 ② 36 ③ 180 ④ 360 ⑤ 720

【解答と解説】

正解(最も近い値)は④

核種によって放出される γ 線のエネルギーが異なる。また、実効線量率は、線源強度に比例し、距離の 2 乗に反比例することが知られる。 ^{60}Co の実効線量率定数は、遮蔽が無い状態の単位線源強度 [MBq] あたり、単位距離あたり [m] の実効線量率を表すものである。

従って、鉛遮蔽がない状態での 37GBq の ^{60}Co 密封線源から 2m 離れた場合の実効線量率は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}\text{実効線量率} &= 0.31 [\mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{MBq}^{-1}] \times 37,000 [\text{MBq}] / 2^2 [\text{m}^2] \\ &= 2,867.5 [\mu\text{Sv/h}]\end{aligned}$$

よって 30 分間あたりの被ばく線量は、上記値の 1/2 であり、1,433.75 [μSv] となる。

^{60}Co の半価層（線量率が 1/2 になるのに必要な遮蔽厚）1.2cm に対して厚さ 2.4cm の鉛の遮蔽容器が適用されているため、線量率の低減割合は 1/4 となる。

従って、厚さ 2.4cm の鉛の低減効果を含む 30 分あたりの被ばく線量は、以下のとおりとなる。

$$1,433.75 [\mu\text{Sv}] / 4 = 358.4 [\mu\text{Sv}]$$

【類似問題】

- ・ 平成 30 年度 第一次試験 Ⅲ-19

Ⅲ－２９ 次の記述のうち、原子力発電所の安全を規制する法律である原子炉等規制法(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律)に定められていないものはどれか。

- ① 発電用原子炉を設置しようとする者は、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可を受けなければならない。
- ② 発電用原子炉施設の設置又は変更の工事をしようとする発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、当該工事に着手する前に、その設計及び工事の方法その他の工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならない。
- ③ 発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところより、保安規定を定め、発電用原子炉施設の設置工事に着手する前に、原子力規制委員会の認可を受けなければならない。
- ④ 発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、設置又は変更の工事をする発電用原子炉施設について検査を行い、その結果を記録し、これを保存しなければならない。
- ⑤ 発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設にて使用する放射性同位元素のうち、政令で定める数量を超えるものは、原子力規制委員会の許可を受けなければならない。

【解答と解説】

正解(原子炉等規制法に定められていないもの)は⑤。

⑤は放射性同位元素等の規制に関する法律に定められている。

【参考文献等】

[1] 放射性同位元素等の規制に関する法律（昭和三十二年法律第百六十七号）

<https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=332AC0000000167>

[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（昭和三十二年法律第百六十六号）

<https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=332AC0000000166>

Ⅲ－３０ 1人が1年間に消費する電力に伴って発生する高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の量[cm³]に最も近い値はどれか。ただし、計算に当たっての条件は以下のとおりとする。

- ・総発電量に対する原子力発電量の割合： 50%
- ・原子燃料の燃焼度： $4.5 \times 10^4 \text{MW} \cdot \text{日} / \text{MTU}$
- ・年間の発電量： 1.2×10^4 億kWh
- ・人口： 1.2億人
- ・電効率： 33%
- ・ガラス固化体の発生量： 1.3本/MTU
- ・ガラス固化体の1本の体積： $1.5 \times 10^5 \text{cm}^3$

① 3 ② 6 ③ 9 ④ 12 ⑤ 15

【解答と解説】

正解(最も近い値)は①。

年間の1人当たりの発電量は、 1.2×10^4 億 kWh / 1.2 億人 = 10,000kWh/人

このうち、原子力発電量が、 $10,000 \text{kWh/人} \times 50\% = 5,000 \text{kWh/人}$

原子力発電の発電効率が33%より、熱量は、 $5,000 \text{kWh/人} / 33\% = 15,152 \text{kWh/人} = 0.63 \text{MW} \cdot \text{日/人}$

原子燃料の使用量は、一人当たりの熱量と原子燃料の燃焼度^[1]より、

$$(0.63 \text{MW} \cdot \text{日/人}) / (4.5 \times 10^4 \text{MW} \cdot \text{日/MTU}) = 1.4 \times 10^{-5} \text{MTU/人}$$

(注：MTU：Metric Ton Uranium の略。ウラン燃料の量(金属換算値)を表す単位。)

ガラス固化体の量は、 $1.4 \times 10^{-5} \text{MTU/人} \times 1.3 \text{本/MTU} \times 1.5 \times 10^5 \text{cm}^3 = 2.73 \text{cm}^3/\text{人}$

以上より回答は、「① 3」となる。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「燃焼度」

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_566.html

Ⅲ－３１ 原子力施設における核物質等の管理に関する次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 「保障措置」とは、「核物質及び放射性同位元素が平和利用に限定され、核兵器等に転用されないことを担保する検認活動」をいう。
- ② 「計量管理」とは、「事業者が施設に出入りする核物質の量をその都度正確に測定するとともに、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。
- ③ 「二国間原子力協力協定」とは、「供給国と受領国との間で締結され、核物質及びその他の特定資材、設備及び技術の供給に関する条件を含んだ原子力平和利用の分野における協力を規定する協定」をいう。
- ④ 「核物質防護」とは、「原子力施設への妨害破壊行為及び使用、貯蔵、輸送中の核物質の盗取や妨害破壊行為から核物質や施設を守るための対策」をいう。
- ⑤ 「核セキュリティ」とは、「核物質のみならず、放射性同位元素を含む全ての放射性物質を対象とした核テロ対策を含む防護措置」をいう。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は①。

①不適切。(文献[1])

保障措置とは、ウラン、プルトニウム等の核物質が平和利用に限定され、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である。①は保障措置の対象に広く放射性同位元素まで含んだ表現となっている。

②適切。(文献[1])

③適切。(文献[2])

④適切。(文献[2])

⑤適切。(文献[2])

【参考文献等】

[1] JAEA 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター ホームページ

<https://www.jaea.go.jp/04/iscn/org/intro.html>

[2] 公益財団法人 核物質管理センター ホームページ

<https://www.jnmcc.or.jp/>

Ⅲ－３２ 110 万 kW の原子力発電所と同じ出力を有する水力発電所の数として、最も適切なものはどれか。ただし、水力発電所の仕様は以下のとおりとする。

- 平均流量：10 万 $\text{ton} \cdot \text{h}^{-1}$
- 有効落差：100m
- 水車の効率と発電機の効率：それぞれ 90%
- 重力加速度： $9.8\text{m} \cdot \text{s}^{-2}$

① 25 ② 50 ③ 75 ④ 100 ⑤ 125

【解答と解説】

正解(適切なもの)は②。

水力発電所の出力は $9.8 \times 10 \times 10^7 / 3,600 \times 100 \times 0.9 \times 0.9 = 22,050,000[\text{W}]$ と求まる。

これより 110 万 kW の原子力発電所と同じ出力とするには、 $\frac{110 \times 10^7}{22,050,000} = \text{約 } 50$ 基となる。

Ⅲ－３３ 「2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」(2020年12月25日、経済産業省策定)の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 2050 年カーボンニュートラルを実現するうえで不可欠な重点分野ごとに、(1)年限を明確化した目標、(2)研究開発・実証、(3)規制改革・標準化などの制度整備、(4)国際連携、などを盛り込んだ「実行計画」を策定し、関係省庁が一体となって、取り組んでいく。
- ② 水素ステーションに関する規制改革、再エネが優先して入るような系統運用ルールの見直し、自動車の電動化推進のための燃費規制の活用や CO_2 を吸収して造るコンクリート等の公共調達等について検討し、需要の創出と価格の低減につなげていく。
- ③ 再生可能エネルギーについては、調整力の確保、送電容量の確保、慣性力の確保、自然条件や社会制約への対応、コスト低減といった課題に対応し、全ての電力需要を 100%再生可能エネルギーで賄うようあらゆる政策を総動員していく。
- ④ 火力については、 CO_2 回収を前提とした利用を、選択肢として最大限追求していく。世界的にも、アジアを中心に、火力は必要最小限、使わざるを得ない。水素発電は、選択肢として最大限追求していく。
- ⑤ 2050 年カーボンニュートラルに向けては、温室効果ガス排出の 8 割以上を占めるエネルギー分野の取組が特に重要となる。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は③。

- ① 適切。(文献[1]4 ページ参照)
- ② 適切。(文献[1]4 ページ参照)
- ③ 不適切。当該文書では、すべての電力需要を 100%単一種類の電源で賄うことは一般的に困難で

あり，あらゆる選択肢を追求する必要があることを考慮し，その枠組みの中で再生可能エネルギーは主力電源として，引き続き，コストを低減しつつ最大限の導入を目指すとされている。再生可能エネルギーへの 100%移行することを宣言するものではない。(文献[1]1 ページ参照)

④ 適切。(文献[1]1 ページ参照)

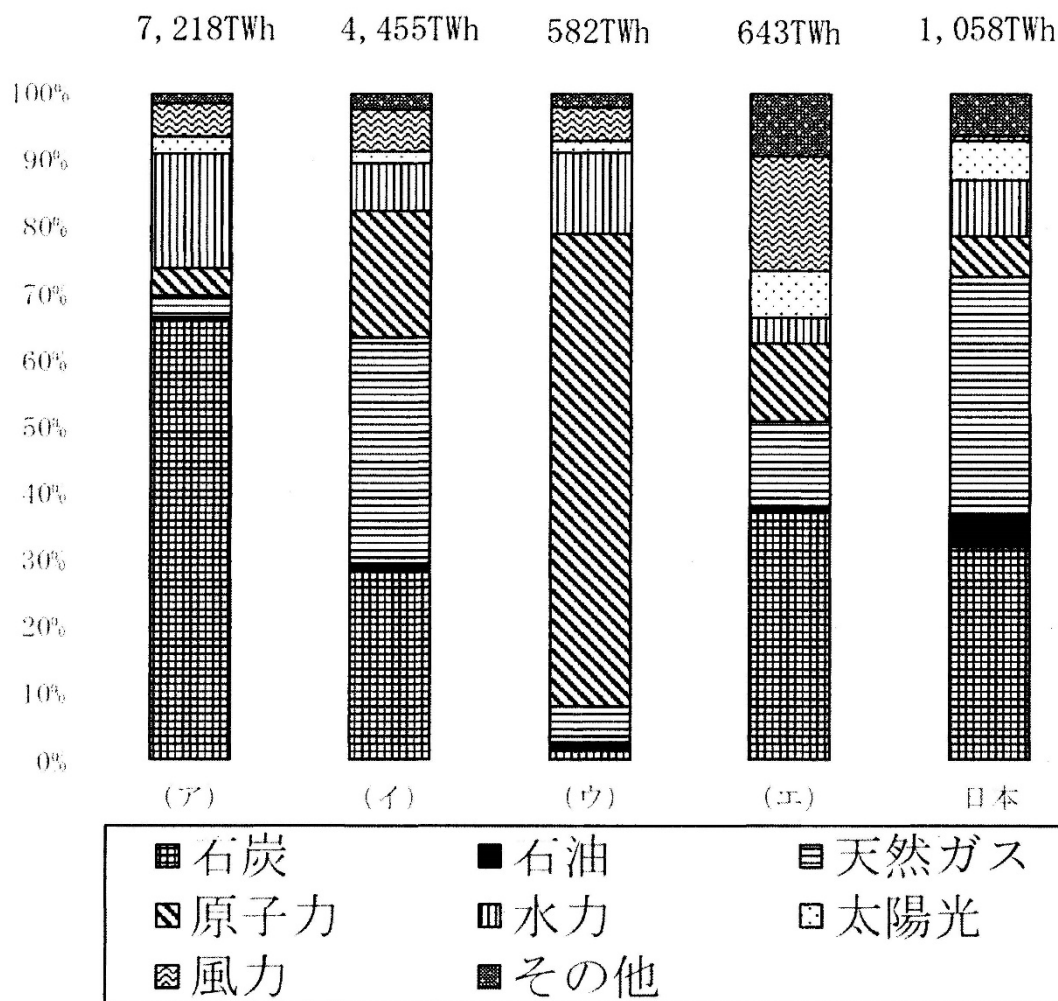
⑤ 適切。(文献[1]1 ページ参照)

【参考文献等】

[1] 「2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」(2020 年 12 月 25 日，経済産業省策定)

<https://www.meti.go.jp/press/2020/12/20201225012/20201225012.html>

2018年の総発電電力量と電源別の比率



ア	イ	ウ	エ
① 米国	中国	ロシア	ドイツ
② 中国	米国	フランス	ドイツ
③ 中国	米国	フランス	カナダ
④ 中国	ロシア	フランス	ドイツ
⑤ 米国	イギリス	フランス	カナダ

【解答と解説】

正解(正しいものの組合せ)は②。

総発電電力量は、電源開発がある程度進行した地域では、概ね人口に比例した量となっているため選択肢を絞り込むことができる。この場合正解候補は②または③である。

各国の電源構成の特徴を以下に簡単に述べる。^{[1][2]}

- ー中国は、大規模な水力発電所と豊富な石炭による発電量が大きい、近年は原子力の利用が伸びている。
- ー米国は、運転期間延長した原子力発電所と豊富な石炭、天然ガス資源による電力利用が大きい。
- ーフランスは、原子力立国をうたい原子力発電の大規模利用を継続しており、水力利用も進めている。
- ードイツは、脱原発政策によって原子力の比率が低下し、太陽光や風力の利用が進んでいるが、その一方で天然ガスへの転換が滞っており、石炭による電力利用も継続している。
- ーロシアは、多数建設された原子力発電所と豊富な天然ガス資源による発電割合が高い。
- ーカナダは、非常に豊富な水力資源と天然ウラン資源を利用できる原子力発電所による発電割合が高い。
- ちなみに、日本は、原子力発電所が長期間停止しており、天然ガス、石炭への依存が非常に高い。

【参考文献等】

- [1] 電気事業連合会 主要国の電力事情
<https://www.fepc.or.jp/enterprise/jigyoku/shuyoukoku/index.html>
- [2] 経済産業省資源エネルギー庁 平成 22 年度エネルギーに関する年次報告（エネルギー白書 2011）
 HTML 版 第 2 節 主要国のエネルギー政策 近年の動向と直面する課題
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2011html/1-2-2.html>

Ⅲ－３５ 我が国における高レベル放射性廃棄物の最終処分場の選定にかかる以下の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 高レベル放射性廃棄物の最終処分場の立地は、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」に基づき、(1)文献調査、(2)概要調査、(3)精密調査の 3 段階を経て選定される。
- ② 「科学的特性マップ」は、火山活動や断層活動といった自然現象の影響や、地下深部の地盤の強度や地温の状況など地層処分に関する地域の科学的特性を、既存の全国データに基づき一定の要件・基準に従って客観的に整理し、全国地図の形で示すものである。
- ③ 文献調査においては、地域別に整備されている地質図などの文献・データ、地質などに関する学術論文などを収集、整理し、地層の著しい変動等、施設建設地としての不適切な地層状況がないかを確認する。
- ④ 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」では最終処分場選定のための法定要件の 1 つとして、経済的に価値が高い鉱物資源に関する記録が存在しない場所を選定することとなっている。
- ⑤ 高レベル放射性廃棄物の放射能は長く残存するため、それが人間の生活環境に影響を及ぼさなくなるまで、数万年といった長期間にわたり最終処分場を維持・管理していく必要がある。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は⑤。

- ① 適切。(文献[1]の第三章概要調査地区等の選定参照)
- ② 適切。(文献[2]のはじめに参照)
- ③ 適切。(文献[1]の第三章概要調査地区等の選定参照、文献[3]の p12 地層処分の安全確保の考え方参照)

- ④ 適切。(文献[1]の第四章第三節最終処分施設の保護参照、文献[2]の科学的特性マップQ&A参照)
- ⑤ 不適切。高レベル放射性廃棄物は廃棄体を製造した当初は放射能を多く含み、地震、津波、台風等の自然現象による影響や、戦争、テロ、火災等といった人間の行為の影響を受けるリスクがあり、地上施設で貯蔵管理する方式の場合、それが人間の生活環境に影響を及ぼさなくなるまで、数万年といった長期間にわたり地上施設を維持・管理していく必要がある。最終処分として現在考えられている安定地層処分方式は、過去の知見やリスク評価によって、地中深くに埋設されたことによって容易にアクセスすることができず、人間による監視を行わなくても選定された最終処分地点が特定放射性廃棄物及びこれによって汚染された物が飛散し、流出し、又は地下に浸透することがない地点であることを確認して行われる最終処分方式である。(文献[1]の第一章総則参照、文献[3]の p10 地層処分事業の概要参照)

【参考文献等】

- [1] 平成十二年法律第百十七号「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」
- [2] 「科学的特性マップ」科学的特性マップ公表用サイト
https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokusei_map/
- [3] 「知ってほしい地層処分」原子力発電環境整備機構(NUMO)
https://www.numo.or.jp/kagakutekitokusei_map/pdf/shittehoshii_a3_2204.pdf