

令和3年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

令和2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2年10月11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86名が受験し、59名が合格している（合格率68.6%）。昨年度はCOVID-19の影響で、二次試験の試験日が延期されたが、一次試験については、予定通り実施された。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2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。

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）をしっかりと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。

(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 (5 問)、原子炉 (6 問)、燃料サイクル (3 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 2 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(2 問)、放射線防護(3 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 2 年度試験で 14 問であり、原子力関係の問題に比べるとやや少なめであるが、毎年多く出題されている。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 2 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)、タービンの熱効率の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、新聞・TV のニュースはもとより、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などにも広く目を通しておくことが望ましい。

表2 令和2年度「専門科目」の専門分野と概要

設問	分野／分類	概要	正誤 空白	計算 問題	
Ⅲ-1	原子力	炉物理	中性子による ^{235}U の核分裂	○	
Ⅲ-2		炉物理	低濃縮ウランを燃料とする熱中性子炉における6因子公式	○	
Ⅲ-3		炉物理	遅発中性子に関する知識	○	
Ⅲ-4		炉物理	制御棒挿入後の原子炉熱出力の計算		○
Ⅲ-5		核燃料サイクル	ウランに関する知識	○	
Ⅲ-6		核燃料サイクル	超ウラン元素に関する知識	○	
Ⅲ-7		炉物理	核分裂エネルギーの計算		○
Ⅲ-8		原子炉	沸騰水型軽水炉及び加圧水型軽水炉の設計	○	
Ⅲ-9		原子炉	原子炉施設の安全設計	○	
Ⅲ-10		原子炉	2系統の非常用炉心冷却系の信頼性評価(PRA)		○
Ⅲ-11		原子炉	軽水炉の構造材及び高経年化対策	○	
Ⅲ-12		原子炉	様々な型式の原子炉	○	
Ⅲ-13		原子炉	炉心出口の冷却材温度の計算		○
Ⅲ-14		核燃料サイクル	使用済燃料の保管・貯蔵	○	
Ⅲ-15	放射線	放射線の基礎	放射線のエネルギースペクトル	○	
Ⅲ-16		放射線利用	放射線利用	○	
Ⅲ-17		放射線利用	加速器	○	
Ⅲ-18		放射線の基礎	チェレンコフ光		○
Ⅲ-19		放射線の基礎	放射性壊変	○	
Ⅲ-20		放射線計測	空気吸収線量率		○
Ⅲ-21		放射線防護	放射線の医療・医学	○	
Ⅲ-22		放射線の基礎	放射化学に関する用語	○	
Ⅲ-23		放射線の基礎	溶媒抽出操作の分配比		○
Ⅲ-24		放射線の基礎	β^- 壊変	○	
Ⅲ-25		放射線防護	放射線感受性	○	
Ⅲ-26		放射線防護	内部被ばく	○	
Ⅲ-27		放射線計測	GM計数管による放射線測定における真の計数率		○
Ⅲ-28		放射線の基礎	人の体内の全炭素の原子数に対する ^{14}C 原子の割合		○
Ⅲ-29	原子力	核セキュリティ	核不拡散に関する知識	○	
Ⅲ-30	エネルギー	ベストミックス	二酸化炭素排出量の削減量の計算		○
Ⅲ-31		エネルギー動向	我が国の再生可能エネルギー	○	
Ⅲ-32		熱効率	総合熱効率を表す式	○	
Ⅲ-33	原子力	法令	改正された規制法制	○	
Ⅲ-34		世論調査	原子力に関する世論調査	○	
Ⅲ-35		発電コスト	発電コストの計算		○

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 中性子による ^{235}U の核分裂に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。
- ① 核分裂で発生する中性子数は、入射中性子のエネルギーが変化しても変わらない。
 - ② 核分裂で発生する中性子のエネルギーは、平均で約1 MeVである。
 - ③ 熱中性子による核分裂では、質量数が110～125の核分裂生成物の生成が最も多い。
 - ④ 核分裂生成物は、 α 壊変するものが多い。
 - ⑤ 核分裂で発生するエネルギーの大部分は、核分裂片の運動エネルギーである。

【解答と解説】

正解(適切なもの)は⑤。

- ① 不適切。入射中性子のエネルギーが大きくなると核分裂で発生する中性子数は多くなる。[1]
- ② 不適切。中性子のエネルギーは最大約20 MeV、平均で約2 MeVである。[1]、[2]
- ③ 不適切。質量数140と95付近の核分裂生成物の生成が多い。[1]、[2]
- ④ 不適切。核分裂による生成核種のほとんどが β 壊変する。[3]
- ⑤ 適切。エネルギーの大部分(約84%)は、核分裂片の運動エネルギーである。[1]、[2]

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA「原子核物理の基礎(4)核分裂反応(03-06-03-04)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-03-04.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA「原子核と核反応(03-06-01-03)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-01-03.html
- [3] 上叢義朋、「第4回物理の話題(2)」、Isotope News、2014.1、No.717、79-83

Ⅲ-2 低濃縮ウランを燃料とする熱中性子炉において、核分裂で発生した中性子が減速して熱中性子となり、核分裂性物質に吸収されて再び核分裂するまでの中性子のサイクルにおいて、実効増倍率 k は 6 因子公式 ($k = P_f P_t \epsilon p f \eta$) で表される。ここで、 P_f は高速中性子として体系から洩れない確率、 P_t は熱中性子として体系から洩れない確率、 ϵ は高速核分裂因子、 p は共鳴を逃れる確率、 f は熱中性子利用率、 η は中性子再生率である。次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 燃料温度上昇により p は小さくなる。
- ② 無限大の体系での中性子増倍率は、 $\epsilon p \eta$ で表される。
- ③ ϵ は 1 である。
- ④ 燃料中の ^{238}U の濃度が高いほど、 p は一般に大きくなる。
- ⑤ 核燃料に吸収された熱中性子のうち核分裂反応を起こす割合が η である。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は①。

- ① 適切。原子炉内の温度が上昇した際に物質の原子核の熱運動が活発になって、相対運動のエネルギーが広がるほど両者の相互作用の確率は高くなるため、中性子を吸収しやすくなる。燃料温度上昇では、核燃料を構成する主要な核種ウラン ^{238}U は核燃料の温度上昇とともに中性子との相対運動のエネルギーが広がって共鳴吸収の確率が増加するために、中性子の吸収が多くなり、 p は小さくなる。[1]
- ② 不適切。無限に大きい体系とすると、中性子が体系から洩れることはないから、 $P_f P_t = 1$ 、この場合、無限増倍率 (k_∞) と言い、したがって、 $k_\infty = \epsilon p f \eta$ となる。[2]
- ③ 不適切。 $\epsilon = (\text{高速および熱中性子核分裂による全核分裂中性子数}) / (\text{熱中性子核分裂による核分裂中性子数})$ であり、低濃縮ウランを用いる熱中性子炉では、平均 2MeV というエネルギーを持つ核分裂中性子によって ^{238}U などの核が核分裂を起こすことを考慮する必要がある、 ϵ は 1.02 から 1.08 の間にあり、1 以上である。[2]
- ④ 不適切。共鳴吸収 ^{238}U のような重い核種によるによって引き起こされるので、燃料中の ^{238}U の濃度が高いほど、 p は小さくなる。[2]
- ⑤ 不適切。燃料が中性子 1 個を吸収した時に核分裂で生まれる中性子の平均個数が η である。[3]

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「ドップラー効果」(用語)
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1120.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉物理の基礎 (2) 中性子増倍率と転換、増殖 (03-06-04-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-02.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「4 因子公式」(用語)
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_2290.html

Ⅲ-3 原子炉の動特性に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、遅発中性子先行核の β 壊変に伴い発生する。
- ② 核分裂における遅発中性子割合は、 ^{235}U より ^{239}Pu が小さい。
- ③ 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%未満である。
- ④ 一定出力時に、遅発中性子割合と同じ大きさ (1 ドル) の反応度を添加すると即発臨界状態になる。
- ⑤ ^{235}U 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。

【解答と解説】

正解 (不適切なもの) は⑤。

- ① 適切。[1] 核分裂生成物の一部にはベータ崩壊に伴って中性子を放出するものがある。この中性子を核分裂による放出中性子の一部とみて、遅発中性子という。逆に核分裂直後に放出される中性子を即発中性子という。ベータ崩壊する核種を遅発中性子先行核といい、中性子放出もこの先行核の半減期にしたがって減少することになる。
- ② 適切。 ^{235}U は熱中性子で 0.656%、高速中性子で 0.628%、 ^{239}Pu は熱中性子で 0.216%、高速中性子で 0.205%。[2]
- ③ 適切。[2]
- ④ 適切。[2]
- ⑤ 不適切。遅発中性子の先行核 ^{87}Br は 55 秒。[1]、[2]

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「遅発中性子」(用語)

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1035.html

[2] 平川直弘ら、「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)

Ⅲ-4 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400MWまで降下した。このあと、核分裂により発生する熱が80秒の負のベ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 90MW ② 100MW ③ 110MW ④ 150MW ⑤ 250MW

【解答と解説】

正解は③。

制御棒が挿入されて、核分裂により発生する熱が急激に400MWに低下した時点を起点と考え、4分後に核分裂により発生する熱は、

$$400 \times \exp(-4 \times 60/80) = 20 \text{ MW}$$

これに崩壊熱90MWを加えるので、原子炉の熱出力は110MW。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「ベリオド」

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1464.html

Ⅲ-5 原子炉燃料に用いられるウランに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① ^{235}U の半減期は、 ^{238}U の半減期より長く、約45億年である。
② 二酸化ウランの結晶構造は、螢石型の面心立方構造である。
③ 天然ウランに含まれる ^{235}U の重量パーセントは約0.7%である。
④ 金属ウランの融点は約1,130°Cだが、二酸化ウランの融点は2,800°C以上である。
⑤ 六フッ化ウランは約56°Cで気体になるため、ウラン濃縮工程で用いられる。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は①。

- ① 不適切。 ^{235}U の半減期は7億年、 ^{238}U の半減期は45億年である。[1]
② 適切。[2]
③ 適切。[3]
④ 適切。[4]、[5]
⑤ 適切。[6]

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「天然の放射性核種 (09-01-01-02)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-01-01-02.html

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 「ウラン燃料とプルトニウム燃料の相違 (04-09-01-04)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-09-01-04.html

[3] 原子力百科事典 ATOMICA 「ウラン濃縮」(用語)

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_192.html

[4] 原子力百科事典 ATOMICA 「ウラン」(用語)

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_183.html

[5] 原子力百科事典 ATOMICA 「二酸化ウラン」(用語)

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_2232.html

[6] 原子力百科事典 ATOMICA 「六フッ化ウラン」(用語)

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_2417.html

III-6 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元素をマイナーアクチニドという。

- ① 天然ウランの大部分を占める ^{238}U が中性子を捕獲すると ^{239}U を生成するが、その後 β 壊変を繰り返し、 ^{239}Np を経て ^{239}Pu に変わる。
- ② 混合酸化物燃料に含まれる ^{241}Pu は核分裂性核種で、半減期が約 14 年である。 ^{241}Pu の β 壊変によって、核分裂性核種ではない ^{241}Am が生成される。
- ③ 使用済燃料中の超ウラン元素には ^{237}Np , ^{243}Am などの長寿命の核種が多く、高レベル放射性廃棄物の地層処分時の長期安全性評価に影響を及ぼす。
- ④ 再処理で回収されるプルトニウムの同位体組成は、軽水炉での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増加する。
- ⑤ マイナーアクチニド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放射性廃棄物の発生量の削減に加えて高レベル放射性廃棄物からの発熱量の低下につながる。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は④。

- ① 適切。[1]
- ② 適切。[1]
- ③ 適切。[2]
- ④ 不適切。高燃焼度の使用済燃料では ^{239}Pu から中性子吸収によって、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu と次々に生成した高次同位体の割合が増加する。また、使用済燃料中のプルトニウムのうち、 ^{239}Pu 、 ^{241}Pu が核分裂性プルトニウムであり、 ^{241}Pu の増加が ^{239}Pu の減少を上回ることはないため、核分裂性プルトニウムは減少する。[3]、[4]
- ⑤ 適切。[5]

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「プルトニウム核種の生成 (04-09-01-01)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-09-01-01.html

- [2] 石黒勝彦、「高レベル放射性廃棄物の地層処分」、Radioisotopes, 48, 535-546 (1999)
- [3] 新型転換炉原型炉「ふげん」開発実績と技術成果、核燃料サイクル開発機構敦賀本部・新型転換炉ふげん発電所編 (2003)
- <https://www.jaea.go.jp/04/fugen/about/compilation/report/honbun/238.htm>
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「原爆用と産業用プルトニウムとの組成の比較 (13-05-01-07)」
- https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_13-05-01-07.html
- [5] テキスト「核燃料サイクル」第8章分離・核変換、テキスト「核燃料サイクル」編集委員会編、日本原子力学会、再処理・リサイクル部会 (2015年6月)
- <http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt.html>

III-7 燃焼度 45,000MWd/t の使用済燃料に含まれる廃棄物 (核分裂生成物) の重量パーセントに最も近い値はどれか。ただし、ウランなどの1核分裂当たりの発生エネルギーを 200MeV とする。また、 $1\text{ eV} = 1.6 \times 10^{-19}\text{ J}$ 、アボガドロ数は 6.02×10^{23} である。

- ① 45% ② 20% ③ 9% ④ 4.5% ⑤ 3%

【解答と解説】

正解は④。

^{235}U の 100% が核分裂したと仮定して、1t あたり発生するエネルギーは、

$$(1 \times 10^6 / 235) \times 6.0 \times 10^{23} \times 200 \times 10^6 \times 1.6 \times 10^{-19} [\text{J}] = 8.17 \times 10^{16} [\text{J}]$$

実際に燃料 1t あたりに得られたエネルギーは、燃焼度から

$$45000 [\text{MWd}] = 4.5 \times 10^{10} \times 24 \times 3600 [\text{J}] = 3.88 \times 10^{15} [\text{J}]$$

よって、核分裂した割合は $3.88 \times 10^{15} \div 8.17 \times 10^{16} = 4.7\%$ となり、正解は最も近い値の④となる。

Ⅲ-8 沸騰水型軽水炉（BWR）及び加圧水型軽水炉（PWR）の設計に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① BWR では、濃縮度の異なる燃料棒を用いた燃料集合体内の濃縮度分布の適切な設定、ウォータロッドの使用などによって燃料集合体内部で平坦なボイド率分布が得られるようにしている。
- ② BWR では、炉心上部における冷却材の高いボイド率による無限増倍率の低下を補うため、炉心下部のウラン濃縮度を炉心上部より高くすることにより、炉心高さ方向の出力分布を平坦化する工夫がなされている。
- ③ BWR では、新たに装荷する燃料集合体の一部に、MOX 燃料ペレットを充填した燃料棒を使用することにより、運転サイクル初期の余剰反応度を小さくするとともに、運転中の反応度の変化を小さくしている。
- ④ PWR の反応度制御は、クラスタ型制御棒の操作及び一次冷却材中のホウ素濃度調整によって行う。必要に応じてバーナブルポイズンも用いられる。クラスタ型制御棒の主な役割は、燃料の燃焼に伴う反応度変化など比較的緩やかな反応度変化の制御である。
- ⑤ PWR では、炉心内での沸騰がほとんどないこと、クラスタ型制御棒の採用、ホウ素濃度調整による反応度制御などの炉心設計の特徴に起因して、ガドリニア入り燃料ペレット等を用いる場合を除いて、燃料集合体内では濃縮度分布を持たせる必要はない。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は⑤。

- ① 不適切。燃料集合体の出力分布の平坦化及びボイド反応度係数の改善を目的としている。[1]、[2]
- ② 不適切。無限増倍率の低下を補うためには、ウラン濃縮度を高くする必要がある。BWR の改良型である ABWR で、上下方向の出力分布の平坦化もねらって、燃料の上下両端部では濃縮度が高く中央部では低い燃料を装荷する。[3]、[4]、[5]
- ③ 不適切。 ^{239}Pu は ^{235}U に比べて、遅発中性子の割合が小さく、また、中性子吸収が多いため即発中性子寿命が短いため、反応度の投入に対処して急激な出力の変化を防ぐ時間的余裕が得られなくなる。MOX 燃料の装荷であっても、1/3 炉心程度であれば、MOX 燃料及びその装荷炉心は従来のウラン燃料炉心と同様の炉心設計を実施することが可能である。[6]、[7]、[8]、[9]
- ④ 不適切。短時間の出力調整を行う際、BWR では冷却水量を増減させ、PWR ではクラスタ型制御棒を上下させる。[10]、[11]
- ⑤ 適切。PWR では、水平方向の出力分布は燃料配置で決まり、初装荷時や取替時に燃料装荷パターンで制御することができるため、燃料集合体内では濃縮度分布を持たせる必要はない。軸方向の出力分布は、炉心内で沸騰がなく、燃料中の反応度をクラスタ型制御棒の上下とともにホウ酸濃度で調整しており、炉心上下方向の出力分布の変動を少なくしているため、軸方向の燃料の濃縮度分布を持たせる必要はない。[11]、[12]

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「出力分布」(用語)

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_363.html

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 「ウォータロッド」(用語)

- https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1948.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「ボイド率」 (用語)
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_733.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「無限増倍率」 (用語)
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1922.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「出力分布」 (用語)
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_363.html
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA 「余剰反応度」 (用語)
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_695.html
- [7] 原子力百科事典 ATOMICA 「プルトニウム燃料の特徴 (04-09-01-09)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-09-01-09.html
- [8] 原子力百科事典 ATOMICA 「遅発中性子」 (用語)
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1035.html
- [9] 原子力百科事典 ATOMICA 「BWR の炉心設計 (02-03-02-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-02-01.html
- [10] 原子力百科事典 ATOMICA 「制御棒クラスタ」 (用語)
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_432.html
- [11] 原子力百科事典 ATOMICA 「PWR の動特性 (02-04-06-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-04-06-02.html
- [12] 原子力百科事典 ATOMICA 「PWR の炉心設計 (02-04-02-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-04-02-01.html

Ⅲ-9 我が国の発電用原子炉施設の安全設計に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 多重性とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が2つ以上あることである。
- ② フェイルセーフ設計とは、誤操作又は誤動作を防止するために、ある所定の条件を満たさなければ系統又は機器が作動しないようにした設計をいう。
- ③ 多様性とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が2つ以上あることである。
- ④ 原子炉冷却材圧力バウンダリとは、原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となる部分をいう。
- ⑤ 設計基準事故とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は②。

- ① 適切。
- ② 不適切。フェイルセーフとは、失敗があってもそれがシステム全体の故障や事故に波及せず、システムの安全の保持ができるシステムの考え方をいう。記載内容は、フルプルーフ設計である。

[1]、[2]

- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「フェイルセーフ」(用語)

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1143.html

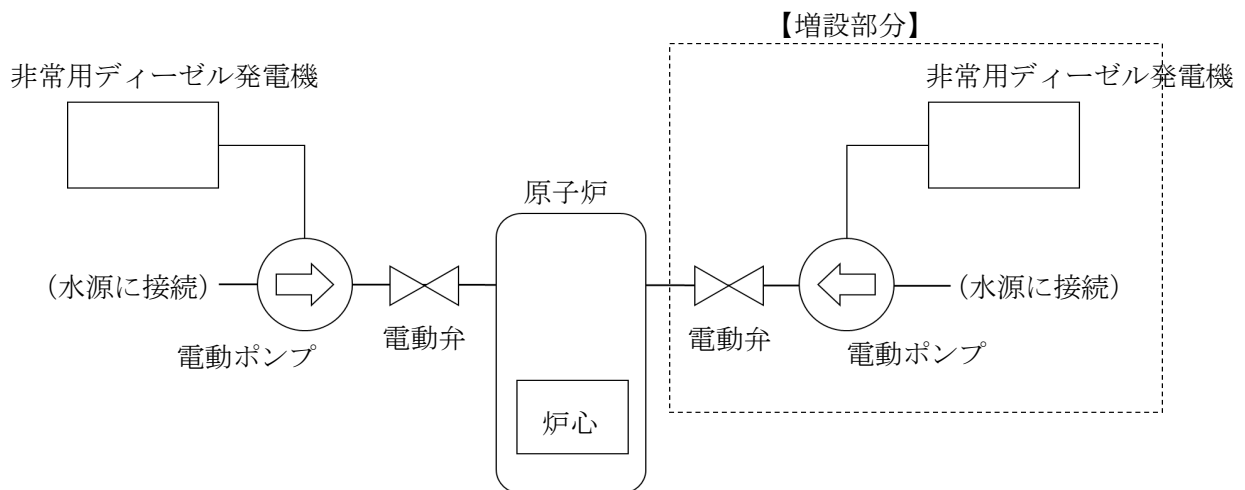
[2] 職場のあんぜんサイト、安全衛生キーワード「フルプルーフ」(用語)

https://anzeninfo.mhlw.go.jp/yougo/yougo39_1.html

Ⅲ-10 冷却材喪失事故が発生した場合に、非常用ディーゼル発電機を電源として、待機している電動ポンプを起動し、通常時は閉鎖している電動弁を開いて、冷却水を原子炉へ直接注入できる非常用炉心冷却系が1系統用意されている原子炉に、同一の系統を増設して2系統とする場合（下図参照）を想定する。2系統の非常用炉心冷却系は分離独立し、共通原因故障はないものと仮定する。非常用炉心冷却系の信頼度を支配する要素としては、非常用ディーゼル発電機、電動ポンプ、電動弁のみを考え、これらのいずれか1つでも作動に失敗すれば、当該非常用炉心冷却系は原子炉への注水機能を達成できないものとする。ここで、機器の作動失敗はすべて互いに独立した事象とし、作動失敗の確率を次のように仮定する。

- ・非常用ディーゼル発電機の起動失敗の確率 3.0×10^{-3}
- ・電動ポンプの起動失敗の確率 4.0×10^{-3}
- ・電動弁の開動作失敗の確率 2.5×10^{-3}

2系統の非常用炉心冷却系を有する原子炉への注水に失敗する確率は、増設する前の1系統のみを有する場合に比べて、何分の1に減少するか。次のうち、最も近い値はどれか。



- ① 100分の1
- ② 100分の3
- ③ 100万分の3
- ④ 1億分の1
- ⑤ 1億分の3

【解答と解説】

正解は①。

非常用ディーゼル発電機の起動失敗の確率をP1、電動ポンプの起動失敗の確率をP2、電動弁の開動作失敗の確率をP3とする。

1つの系統の失敗確率： $1-(1-P1)(1-P2)(1-P3)$

2つの系統が同時に失敗する確率： $\{1-(1-P1)(1-P2)(1-P3)\}^2$

1つの系統の失敗確率は約100分の1であり、2つの系統が同時に失敗する確率は約1万分の1であるので、2系統の非常用炉心冷却系を有する原子炉への注水に失敗する確率は、増設する前の1系統のみを有する場合に比べて、約100分の1に減少する。

Ⅲ-11我が国の軽水炉の構造材料及び高経年化対策に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 原子炉圧力容器の材料は、運転中に中性子照射を受けるため、中性子照射脆化に対する抵抗性を持つことが求められる。そのため、監視試験（サーベイランス試験）を実施して脆化の度合いを把握している。
- ② 炉内機器の材料は、中性子照射による材料特性の経時的変化、誘導放射能の生成、照射環境下の冷却水中における耐食性等を考慮、して選定される必要がある。軽水炉の炉内機器の構造材は大半がオーステナイト系ステンレス鋼である。
- ③ 配管は圧力境界を構成するため、強度、靱性及び冷却水中における耐食性が求められる。特に、炉心の冷却材が流れる配管の材料にはこれらについて優れた特性を示す材料が求められる。
- ④ 配管の減肉現象の1つとして知られる液滴衝撃エロージョンは水単相流若しくは管壁に液膜が形成されるような水-蒸気二相流の流動条件において、壁面近傍の流れにより物質移動が促進されて腐食が加速する減肉現象である。
- ⑤ 高経年化に係る技術評価における重要な事象として、低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装設備の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下の6事象が挙げられる。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は④。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 不適切。液滴衝撃エロージョン(LDI, Liquid Droplet Impingement Erosion)は、液滴衝突時の発生応力により、減肉損傷や疲労亀裂を発生させる現象のことである。タービン翼、エルボー、ティール管などの流れの方向が変化する部分や、制御弁・逆止弁下流などの流れの急縮小・急拡大が生じる部分で発生しやすいとされる。記載内容は流動加速腐食(FAC, Flow Accelerated Corrosion)である。[1]、[2]、[3]
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 川野昌平ら、タービン翼材料の液滴衝突エロージョンの機構論的モデルの開発、日本原子力学会、2019年春の年会、2L09
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-07-02-22.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子力プラント流動高温水中における炭素鋼腐食 (02-08-01-10)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-08-01-10.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「動加速腐食」(用語)
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_2327.html

Ⅲ-12 様々な型式の原子炉に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 我が国で開発された新型転換炉「ふげん」は、減速材と冷却材に重水を用いる重水減速沸騰重水冷却の圧力管型原子炉で、燃料の一部にMOX燃料が使用された。この原子炉の運転は終了している。
- ② カナダで開発されたCANDU炉は、重水減速重水冷却の圧力管型原子炉で、加圧水型軽水炉と同様に蒸気発生器を有する。燃料には天然ウランを濃縮することなく使用することができる。
- ③ 旧ソビエト連邦で開発されたRBMK炉は、重水減速沸騰軽水冷却の圧力管型原子炉で、チェルノブイル原子力発電所における炉心溶融事故以降、RBMK炉の新規建設計画は全て中止になった。
- ④ 我が国で建設された高速増殖炉「もんじゅ」では、沸点が高い金属ナトリウム（大気圧で沸点約880℃）が冷却材に用いられたが一次主冷却系配管の熱クリープによる損傷を抑えるため、一次冷却系の温度は400℃以下に抑えられた。
- ⑤ 我が国初の商業用原子炉は、黒鉛減速ガス冷却型炉で、冷却材にはヘリウムガスが使用された。この原子炉は、1998年に営業運転を終了し、現在は廃止措置が進められている。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は②。

- ① 不適切。減速材に重水、冷却材に軽水を用いる。[1]
- ② 適切。[2]
- ③ 不適切。減速材に黒鉛、冷却材に軽水を用いる。[3]
- ④ 不適切。「もんじゅ」での金属ナトリウム使用温度は約 530℃である。高速増殖炉の機器・配管の材料は、ナトリウム中や中性子照射のような環境で使用されるため、大気中およびナトリウム中で種々の条件下で多くの試験や照射試験を実施し、材料強度に関する膨大なデータを蓄積するとともに、設計許容限界を与える材料強度基準が整備されている。[4]、[5]
- ⑤ 不適切。減速材に黒鉛、冷却材に炭酸ガスを用いる。[6]

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「原型炉「ふげん」 (03-04-02-09)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-04-02-09.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「カナダ型重水炉 (CANDU 炉) (02-01-01-05)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-01-01-05.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉 (RBMK) (02-01-01-04)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-01-01-04.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「動燃／サイクル機構における高速増殖炉研究開発 (03-01-06-06)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-06-06.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「高速増殖炉のプラント構成 (03-01-02-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-02-02.html
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA 「黒鉛減速炭酸ガス冷却型原子炉 (GCR) (02-01-01-06)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-01-01-06.html

Ⅲ-13 原子炉熱出力が 3,450MW の加圧水型軽水炉において、燃料集合体数を 193 体、燃料集合体当たりの燃料棒の本数を 264 本、炉心の有効高さを 4m とする。炉心入口冷却材温度を 563K とするとき、炉心出口における冷却材温度 [K] に最も近い値はどれか。なお、燃料棒 1 本当たりの冷却材流量を $0.33\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}$ 、冷却材の定圧比熱を $5.5\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ とする。

- ① 570 ② 580 ③ 590 ④ 600 ⑤ 610

【解答と解説】

正解は④。

炉心入口温度と炉心出口温度の差を ΔT とする。

1 秒当たりの原子炉熱出力： 3450×10^6 [J]

1 秒当たりに冷却水が受け取る熱量： $193 \times 264 \times 0.33 \times 5.5 \times 10^3 \times \Delta T$ [J]

原子炉熱出力をすべて冷却水が受け取るとすると、 ΔT は約 37 [K] となる。

炉心入口冷却材温度が 563K であるため、炉心出口冷却材温度は炉心入口温度に ΔT を加えた値となるため、最も近い値は 600K となる。

Ⅲ-14 我が国の軽水炉の使用済燃料は、再処理工場へ搬出するまでの間、原子力発電所の使用済燃料プール（あるいは使用済燃料ピット）に保管され、一部は、キャスクと呼ばれる専用の容器に収納され、貯蔵建屋等において貯蔵される。使用済燃料の保管・貯蔵に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 使用済燃料プールには、使用済燃料からの崩壊熱を除去し、プール水を適切な水質に維持することができるよう、プール水の浄化冷却設備が設置されている。
- ② 同一敷地内の原子炉間で、使用済燃料プールの余裕が少ない号機から余裕がある号機の使用済燃料プールへ使用済燃料を運搬する、プールの共用化が行われることがある。
- ③ 使用済燃料プールは、使用済燃料の間の距離を適切に取ることなどによって、臨界に対して十分な余裕を持たせる設計となっている。
- ④ 使用済燃料の貯蔵に用いられる金属キャスクは、放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい、臨界防止、除熱の4つの安全機能を有する。
- ⑤ 使用済燃料の貯蔵に用いられるキャスクには、金属キャスクとコンクリートキャスクの2種類があり、我が国では、この2種類のキャスクが実用化されている。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は⑤。

- ① 適切。[1]
- ② 適切。[2]
- ③ 適切。[3]
- ④ 適切。[4]
- ⑤ 不適切。我が国ではプール貯蔵方式と金属キャスク貯蔵方式が実用化されている。コンクリートキャスク貯蔵方式についても技術要件等が制定されるなど、実現に向けた環境が整備されつつある。[4]

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「使用済燃料貯蔵プール」（用語）
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_381.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA「原子力発電所からの使用済燃料貯蔵の現状と見通し（04-07-03-16）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-07-03-16.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「使用済燃料の受入、貯蔵（04-07-02-01）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-07-02-01.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「使用済燃料中間貯蔵技術（06-01-05-14）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_06-01-05-14.html

III-15 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、最も不適切なものはどれか。

- ① 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。
- ② 光電効果で放出される光電子は、線スペクトルである。
- ③ 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。
- ④ 電子対生成で放出された陽電子が、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。
- ⑤ 電子対生成で放出される陽電子は、線スペクトルである。

【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。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。

【参考文献等】

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

III-16 我が国の放射線利用に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 医療用具等の殺菌や滅菌に、放射線が利用されている。
- ② 全ての果物・穀類の発芽防止に、放射線が利用されている。
- ③ 放射線を利用して、植物や微生物の品種改良が行われている。
- ④ 沖縄県では、ウリミバエの再侵入防止のため、放射線を利用して不妊化させた成虫を野外に放飼する事業が行われている。
- ⑤ 自動車用タイヤの品質向上に、放射線が利用されている。 β^+ 壊変では、原子核から陽電子が放出されて陽子数が1つ減少するため、原子番号が1つ減少する。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は②。

- ① 適切。
- ② 不適切。発芽防止について、日本ではジャガイモの発芽制御だけ食品照射が認可されている。
- ③ 適切。[3]
- ④ 適切。[4]
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 柴田徳思編、「放射線概論」、通商産業研究社
- [2] 日本アイソトープ協会編、「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA「放射線照射による農作物の品種改良(放射線育種) (08-03-01-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-03-01-01.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA「わが国における放射線不妊虫放飼法 (S I T) の普及 (08-03-01-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-03-01-02.html

Ⅲ-17 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 (バンデグラフ型) 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 (イ) と (エ)
 ⑤ (ア) と (エ)

【解答と解説】

正解 (適切なもの) は④。

(ア)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。電子を加速する電子シンクロトロン、陽子を加速する陽子シンクロトロン、重イオンを加速する重イオン・シンクロトロンがある。

(イ)ファン・デ・グラーフ型 (バンデグラフ型) 加速器は、静電場を用いる。

球状の高圧電極のなか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。

(ウ)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。イオンが電極を通過する間に電圧を反転させて常に電極間を通る時に加速電場を生じる高周波電場を用いる。

(エ)コッククロフト・ワルトン型加速器は、静電場を用いる。

交流電源を利用して、多数のコンデンサーと整流器を組み合わせる倍電圧回路と呼ばれる整

流回路を利用し、直流高電圧を発生せ粒子を加速する。この高電圧によって強い電場を作りイオン源から出てきた荷電粒子を加速する。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「加速器（高エネルギー放射線発生装置）（08-01-03-02）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-01-03-02.html
- [2] 柴田徳思編、「放射線概論」、通商産業研究社
- [3] 日本アイソトープ協会編、「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会

III-18 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運動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 0.51MeV とする。

- ① 0.27MeV
- ② 0.38MeV
- ③ 0.52MeV
- ④ 0.75MeV
- ⑤ 0.78MeV

【解答と解説】

正解は①。

荷電粒子がその媒体の中における光の速さよりも大きい速度をもつとチェレンコフ光を発する。

水中の光の速さ v で移動する質量 m_0 の電子の運動エネルギー E は、真空中の光の速さ c 、として、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、

$$E = m_0 c^2 / (1 - (v/c)^2)^{1/2} - m_0 c^2 = 0.266 \text{MeV}$$

このことから最も近い値は①となる。

【参考文献等】

- [1] 野口正安ら、「放射線応用測定—基礎から応用まで」、日刊工業新聞社

III-19 原子番号 Z 、中性子数 N の中性原子の放射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。ただし、原子番号 Z 、中性子数 N の中性原子の質量を $M(Z, N)$ 、電子の静止質量を m_e とし、軌道電子の結合エネルギー、壊変に伴い放出されるニュートリノ、及び反ニュートリノは、壊変に伴う質量変化には寄与しないものとする。

- ① $M(Z, N) > M(Z-2, N-2) + M(2, 2)$ であれば α 壊変が起こり得る。
- ② $M(Z, N) > M(Z+1, N-1)$ であれば β^- 壊変が起こり得る。
- ③ $M(Z, N) > M(Z-1, N+1) - m_e$ であれば電子捕獲壊変が起こり得る。
- ④ $M(Z, N) > M(Z-1, N+1) + 2m_e$ であれば β^+ 壊変が起こり得る。
- ⑤ 核異性体転移では、 Z と N は変化しない。

【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。M (Z, N)が電子捕獲壊変を起こすと、M (Z-1, N)となるため、M (Z, N) > M (Z-1, N) - m_e であれば電子捕獲壊変が起こり得る。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

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

III-20 空気等価壁で作られた有効体積1,000mlの空洞空気電離箱をγ線場に置いたところ、 3.0×10^{-12} Aの電離電流が得られた。このγ線場の空気吸収線量率 [Gy・h⁻¹] に最も近い値はどれか。ただし、空気の密度を 1.2×10^{-3} g・cm⁻³、空気のW値（1個のイオン対を生成するのに費やされる平均のエネルギー）を34eV、素電荷を 1.6×10^{-19} Cとする。

- ① 1×10^{-26} ② 5×10^{-23} ③ 9×10^{-8} ④ 9×10^{-5} ⑤ 3×10^{-4}

【解答と解説】

正解は⑤。

空気吸収線量率は以下のように示される。

$$\begin{aligned} \text{空気吸収線量率 [Gy} \cdot \text{h}^{-1}] &= (\text{イオン対生成の個数}) \times (\text{空気の W 値}) / (\text{電離箱内の空気の重量}) \\ &= (3.0 \times 10^{-12} \text{ A} / 1.6 \times 10^{-19} \text{ C} \times 3600 \text{ [個} \cdot \text{h}^{-1}]) \\ &\quad \times (34 \text{ eV} \times 1.6 \times 10^{-19} \text{ J/eV} \text{ [J} \cdot \text{h}^{-1}]) \\ &\quad / (1.2 \times 10^{-3} \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3} \times 1000 \text{ ml} \times 10^{-3} \text{ kg} \cdot \text{g}^{-1} \text{ [kg}^{-1}]) \\ &= 3 \times 10^{-4} \text{ [Gy} \cdot \text{h}^{-1}] \end{aligned}$$

【参考文献等】

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

III-21 放射線の医療・医学分野における利用に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 放射線療法は、外科手術、化学療法とともに、がん治療において重要な手法である。
- ② ポジトロン断層撮影法では、 ^{18}F で標識したブドウ糖などの放射性医薬品を体内へ注射する。
- ③ ホウ素中性子捕捉療法では、 ^{10}B と中性子の核反応によって放出される α 粒子と ^7Be 原子核を用いて、がん細胞を破壊する。
- ④ ホウ素中性子捕捉療法のための中性子源には、原子炉や小型加速器が利用される。
- ⑤ 放射線診療が適切に行われるように、医療の現場において、放射線物理の専門家として関与する医療職を医学物理士という。

【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。 α 粒子と ^7Li 原子核が放出される。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

[1]原子力百科事典ATOMICA「ホウ素中性子捕捉法（BNCT）の現状と将来の展開（08-02-02-18）」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-02-02-18.html

III-22 放射化学に関連する用語に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① ^{90}Sr と共存する無担体の ^{90}Y の溶液をpH9にし、ろ紙でろ過すると ^{90}Y がろ紙上に捕集される。このような化学的挙動をする ^{90}Y のことをラジオコロイドという。
- ② 放射線照射によって生じたフリーラジカルの反応性を高めるために加える物質を、ラジカルスカベンジャーという。
- ③ 非常に低い濃度の放射性核種に対しても、通常の化学操作が有効に適用できるようにするために加える物質をキャリアーという。
- ④ 親核種と娘核種が放射平衡で共存している系から娘核種を化学的に分離し、再び放射平衡成立後繰り返し娘核種を分離する方法をミルクキングという。
- ⑤ 放射性核種をトレーサーとして使用できない場合に、安定同位体をトレーサーとして用い、これを放射化分析で定量する方法をアクチバブルトレーサー法という。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は②。

- ① 適切。
- ② 不適切。ラジカルスカベンジャーは、フリーラジカルの反応性を抑えるために加える物質である。
- ③ 適切。

- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

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

III-23 ^{131}I を含む 100ml の I_2 水溶液がある。50ml の有機溶媒による 1 回の抽出で、水溶液中に存在した ^{131}I の 95% を有機溶媒に抽出した。この溶媒抽出操作の分配比の値に最も近い値はどれか。ただし、分配比 = (有機溶媒中のヨウ素の濃度) / (水溶液中のヨウ素の濃度) である。

- ① 9.5 ② 19 ③ 38 ④ 76 ⑤ 95

【解答と解説】

正解は③。

抽出前の水溶液中の物質量を x mol とすると、水溶液中に存在した ^{131}I の 95% を有機溶媒に抽出し、水溶液と有機溶媒の体積で割ることによってそれぞれの濃度は以下となる。

抽出後の有機溶媒中のヨウ素の濃度 : $0.95x / 50$

抽出後の水溶液中のヨウ素の濃度 : $(1-0.95)x / 100$

これから、分配比 = (有機溶媒中のヨウ素の濃度) / (水溶液中のヨウ素の濃度) = 38 となり、正解は③となる。

【参考文献等】

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

III-24 ^{235}U の核分裂で生じる ^{90}Kr (希ガス) は、 β^- 壊変を 4 回繰り返して安定な ^{90}Zr となる。 ^{90}Kr から ^{90}Zr までの壊変で経過する核種を順に並べて書いたものとして、最も適切なものはどれか。

- ① $^{90}\text{Kr} \rightarrow ^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Rb} \rightarrow ^{90}\text{Y} \rightarrow ^{90}\text{Zr}$
- ② $^{90}\text{Kr} \rightarrow ^{90}\text{Y} \rightarrow ^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Rb} \rightarrow ^{90}\text{Zr}$
- ③ $^{90}\text{Kr} \rightarrow ^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Y} \rightarrow ^{90}\text{Rb} \rightarrow ^{90}\text{Zr}$
- ④ $^{90}\text{Kr} \rightarrow ^{90}\text{Rb} \rightarrow ^{90}\text{Y} \rightarrow ^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Zr}$
- ⑤ $^{90}\text{Kr} \rightarrow ^{90}\text{Rb} \rightarrow ^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Y} \rightarrow ^{90}\text{Zr}$

【解答と解説】

正解は⑤。

β^- 壊変の場合、質量数は変わらず、原子番号(Z)は 1 増加する。

$^{90}\text{Kr}(Z=36) \rightarrow ^{90}\text{Rb}(Z=37) \rightarrow ^{90}\text{Sr}(Z=38) \rightarrow ^{90}\text{Y}(Z=39) \rightarrow ^{90}\text{Zr}(Z=40)$ となり、正解は⑤となる。

III-25 人体組織である小腸，筋肉，肝臓，神経細胞及び骨髄（造血幹細胞）を放射線感受性の高い順に並べたとき，最も適切なものはどれか。

ただし， $A > B > C$ は，放射線感受性が A, B, C の順で高いことを示している。

- ① 骨髄（造血幹細胞）>小腸>肝臓>筋肉>神経細胞
- ② 骨髄（造血幹細胞）>小腸>肝臓>神経細胞>筋肉
- ③ 骨髄（造血幹細胞）>肝臓>小腸>筋肉>神経細胞
- ④ 小腸>骨髄（造血幹細胞）>神経細胞>筋肉>肝臓
- ⑤ 小腸>骨髄（造血幹細胞）>筋肉>肝臓>神経細胞

【解答と解説】

正解（適切なもの）は①。

放射線感受性は、骨髄（造血幹細胞）>小腸>肝臓>筋肉>神経細胞である。

【参考文献等】

[1] 柴田徳思編、「放射線概論」、通商産業研究社

[2] 日本アイソトープ協会編、「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会

III-26 内部被ばくに関する次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。

- ① 吸入摂取を防ぐため，放射性の粉塵や気体が発生するような操作はフードなど換気設備のあるところで行う。
- ② ^{131}I は，甲状腺に集積しやすい。
- ③ 全身カウンタを用いて身体中に含まれている放射性物質の量を直接測定する方法は，バイオアッセイ法といわれる。
- ④ ^{90}Sr や ^{226}Ra は，骨に集積しやすい。
- ⑤ 体内に取り込まれた放射性物質の量が，代謝や排出によって2分の1に減少するまでの時間を生物学的半減期という。

【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。全身カウンタを用いて身体中に含まれている放射性物質の量を直接測定する方法は、対外測定法であり、バイオアッセイ法は、排泄物中の放射性物質の分析から間接的に放射性物質の量を求める方法である。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

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

III-27 10kBq の標準線源の放射能を、分解時間 $200 \mu\text{s}$ の GM 計数管で測定すると、計数率は、60,000cpm であった。この測定条件における真の計数率 [cps] に最も近い値はどれか。

ただし、バックグラウンドは測定された計数率に比べ十分小さく、無視できるものとする。

- ① 1,020 ② 1,250 ③ 5,000 ④ 10,000 ⑤ 75,000

【解答と解説】

正解は②。

真の計数率 $n_0[\text{cps}]$ 、計数管の計数率 $n[\text{cps}]$ 、分解時間 $\tau[\text{s}]$ とする。

GM 計数管の数え落としの補正式は $n_0 = n / (1 - n \tau)$ と表せる。

$$n_0[\text{cps}] = (60000 / 60[\text{cps}]) / (1 - 60000 / 60[\text{cps}] \times 2 \times 10^{-4}[\text{s}]) = 1250[\text{cps}]$$

よって、正解は②。

【参考文献等】

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

III-28 人体には重量で約 18% の炭素が含まれる。体重 60kg の人の体内に含まれる ^{14}C (半減期 5,730 年) の放射能を 3,000Bq とすると、体重 60kg の人の体内の全炭素の原子数に対する ^{14}C 原子の割合 ($^{14}\text{C}/\text{C}$) として最も近い値はどれか。

ただし、アボガドロ数を 6.02×10^{23} 、 $\ln 2 = 0.693$ とする。

- ① 1.00×10^{-9}
② 1.44×10^{-9}
③ 1.00×10^{-12}
④ 1.44×10^{-12}
⑤ 1.00×10^{-14}

【解答と解説】

正解は④。

放射能 (Bq) は、崩壊定数 (λ) と ^{14}C の原子数 (N_0) を乗じることで求めることができる。

$$^{14}\text{C} \text{ の放射能 (Bq)} = \text{崩壊定数 } (\lambda) \times ^{14}\text{C} \text{ の原子数 } (N_0)$$

まず、崩壊定数 (λ) を求める。

崩壊定数 (λ) は半減期 (T) と以下の関係がある。

$$\lambda = \ln 2 / T$$

^{14}C の半減期は $5730 (5.73 \times 10^3)$ 年、 $\ln 2 = 0.69$ であることから、崩壊定数 λ は以下の通りとなる。

$$\lambda = 0.69 / [5.73 \times 10^3 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60 \text{ (秒)}]$$

$$\doteq 3.8 \times 10^{-12} \text{ (秒}^{-1}\text{)}$$

次に ^{14}C の原子数 (N_0) を求める。成人の人体に含まれる炭素元素の含有率を 18 (%) とすると、全炭素の原子数に対する ^{14}C 原子の割合 ($^{14}\text{C}/\text{C}$) を x とすると、

$$^{14}\text{C} \text{ の原子数 } (N_0) = 60 \times 10^3 \text{ (g)} \times [18/100] \times [x] \times [1/14] \times 6.0 \times 10^{23}$$

$$\doteq 4.6 \times 10^{26} x \text{ となる。}$$

成人の人体 60kg に含まれる ^{14}C の放射能は 3000Bq であることから、

^{14}C の放射能 (Bq) = 崩壊定数 (λ) \times ^{14}C の原子数 (N_0) の式にこれまで求めた数値を代入すると、

$$3000 = 3.8 \times 10^{-12} \times 4.6 \times 10^{26} x$$

$$x \doteq 1.7 \times 10^{-12}$$

人の体内の全炭素の原子数に対する ^{14}C 原子の割合 ($^{14}\text{C}/\text{C}$) として最も近い値は④となる。

【参考文献等】

[1] 柴田徳思編、「放射線概論」、通商産業研究社

[2] 日本アイソトープ協会編、「放射線取扱の基礎」、日本アイソトープ協会

III-29 核不拡散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。

我が国は、国内にあるすべての核物質が核兵器等に転用されていないことを確認するため、国際原子力機関 (IAEA) との保障措置協定を受け入れている。これに基づき、国内の核物質が核兵器等に転用されることを適時に探知し、これを抑止するため、以下に示す活動が実施されている。

第一に、 a が施設へ出入りする核物質の量をその都度、正確に測定するとともに、施設内の核物質の在庫量を適時把握し、核物質の収支を確認する b である。第二に、核物質が密かに移動されていないことを確認するために、封印や監視カメラを取り付けて核物質の移動を監視するための封じ込め・監視である。第三は、核物質及び原子力活動が保障措置協定の規定に従って使用され、実施されていることを確認するため、不定期に国及び IAEA が実際に原子力施設に立ち入って調査する c である。

	a	b	c
①	国	収支管理	監査
②	国	計量管理	査察
③	事業者	収支管理	査察
④	事業者	計量管理	査察
⑤	事業者	計量管理	監査

【解答と解説】

正解は④。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「保障措置のための目標と技術的手段 (13-05-02-04)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_13-05-02-04.html

III-30 電力を原子力発電所と天然ガス火力発電所により、供給している地域を考える。原子力発電所は、対象とする月の最小電力負荷 [kW] に等しい出力で運転し、それ以上の電力需要に対しては天然ガス火力発電所により供給されるものとする。また、原子力発電所の発電容量には余裕があり、最小電力負荷が大きくなった場合に原子力発電所の出力を増やすことができることとする。

今、1 ヶ月間の総電力需要を一定として、その期間の最小電力負荷が 10 万 kW 増加したときの二酸化炭素排出量の削減量に最も近い値はどれか。天然ガス火力発電所の二酸化炭素排出量を炭素換算で 0.13kg/kWh とし、原子力発電所からの二酸化炭素排出量は無視できるものとする。

- ① 5,000 炭素換算トン
- ② 10,000 炭素換算トン
- ③ 20,000 炭素換算トン
- ④ 50,000 炭素換算トン
- ⑤ 100,000 炭素換算トン

【解答と解説】

正解は②。

最小電力負荷が 10 万 kW 増加したときの供給源を、天然ガス火力発電所から原子力発電所に切り替えることで、二酸化炭素排出量を炭素換算で 0.13kg/kWh 削減することが可能となる。また、原子力発電所の発電容量には余裕があり、最小電力負荷が大きくなった場合に原子力発電所の出力を増やすことができるため、10 万 kW 全量を原子力発電に変換が可能となる。1 ヶ月あたりに削減できる二酸化炭素排出量を炭素換算で以下となる。

$$10 \text{ 万 kWh} \times 24\text{h} \times 30\text{day} \times 0.13\text{kg/kWh} \times 10^{-3}\text{t/kg} = 9,360 \text{ 炭素換算トン}$$

この結果、二酸化炭素排出量の削減量に最も近い値は②となる。

III-31 エネルギー白書 2019 における我が国の再生可能エネルギーに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 我が国は世界第1位の地熱資源量を有しているにもかかわらず、地下の開発に係る高いリスクやコスト、地元の理解や開発から発電所稼働に至るまでに10年を超えるリードタイム等の課題により地熱発電導入量は世界第10位の規模に過ぎない。
- ② 九州や四国地域では、需要に比べて大規模な太陽光発電設備の導入が進んでおり、近年では太陽光発電のピーク時にエリア内電力需要（1時間値）の8割以上になることがあり、系統運用上の課題となっている。
- ③ 日本は諸外国に比べて平地が少なく地形が複雑な上、電力会社の系統に余裕がないなどの理由により、風力発電の設置が進んでいない。そのような中、我が国における、風力発電設備の約4割が東北地方に集中している。
- ④ バイオマスエネルギーを活用した発電については、固定価格買取制度や未利用木質バイオマス発電について別個の買取区分が設けられるといった制度導入により設備容量が増加しているが、原料となるバイオマスの長期的かつ安定的な確保が課題である。
- ⑤ 未開発の水力発電所は既存の水力発電所に比べて発電能力が小さく、その開発地点の小規模化や奥地化が進んでいるため、他の電源に比べて割高であることが開発の阻害要因となっている。今後は、小水力発電を用いた地産地消が期待されている。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は①。

- ① 不適切。我が国の地熱資源量は米国、インドネシアに次いで、世界第3位である。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

[1] エネルギー白書

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

[2] エネルギー白書 2019

<https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2019/>

[3] エネルギー白書 2019 第2部エネルギー動向 第1章国内エネルギー動向 第3節一次エネルギーの動向

<https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2019html/2-1-3.html>

III-32 タービンなどの熱機関を直列につないで熱効率を向上させる手段があり、これを活用したものが、ガス火力発電などのコンバインドサイクルシステムである。 η_1 及び η_2 の熱効率を持つ熱機関を2台直列につないだ場合の総合熱効率 η_t を表す式として、最も適切なものはどれか。なお、熱効率 η は、注入された熱量を Q 、出力を W としたとき、 $\eta=W\div Q$ で定義される。

- ① $\eta_t = \eta_1 + \eta_2$
- ② $\eta_t = 1 - \eta_1 \times \eta_2$
- ③ $\eta_t = \eta_1 + \eta_2 - \eta_1 \times \eta_2$
- ④ $\eta_t = \eta_1^2 + \eta_2^2 - \eta_1 \times \eta_2$
- ⑤ $\eta_t = \sqrt{\eta_1^2 + \eta_2^2}$

【解答と解説】

正解は③。

総合熱効率 η_t をとして、2台直列につないだ熱機関の熱効率を η_1 及び η_2 とすると、

$$\eta_t = \eta_1 + (1 - \eta_1) \times \eta_2 = \eta_1 + \eta_2 - \eta_1 \times \eta_2$$

となり、正解は③となる。

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 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。
- ② 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となった。
- 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。
- ⑤ 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。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は④。

- ① 適切。（発電用原子炉施設の維持）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。
[1]
- ② 適切。（原子力災害対策本部長の権限）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。
[2]
- ③ 適切。（許可の基準）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りる技術的能力があること。[1]

④ 不適切。(運転の期間等)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、当該発電用原子炉について最初に第四十三条の三の十一第三項の確認を受け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。

3 前項の規定により延長する期間は、二十年を超えない期間であつて政令で定める期間を超えることができない。[1]

⑤ 適切。(設置)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。[3]

【参考文献等】

[1] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

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

[2] 原子力災害対策特別措置法

https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=411AC0000000156_20180627_430AC0000000066

[3] 原子力基本法

https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=330AC1000000186_20150801_000000000000000

III-34 日本原子力文化財団は 2020 年 3 月 17 日、2019 年度「原子力に関する世論調査」(2006 年度より継続実施している全国規模の調査で、10 月に実施、全国の 15～79 歳の男女 1,200 人からの回答に基づく)の結果を発表した。

以下調査結果の原子力に関する記述のうち、に入る語句の組合せとして最も適切なものはどれか。

「今後日本は原子力発電をどのように利用すればよいと思うか」との問いに対し、最も多かった回答は a で 49.4%、次いで b が 22.7%だった。また、「増加」の 2.0%と「震災以前の状況維持」の 9.3%とを合わせた「積極的な利用層」の割合は 2017 年度以降 c し、これと「徐々に廃止」とを合わせた「利用層」の割合は 2016 年度以降 c している。一方、 d と回答した割合は 11.2%で 2016 年度以降 e している。(中略) 原子力文化財団では、「2017～19 年度で原子力に対する考え方が『ややポジティブ側』に変動した」、「特に 10 代や女性層に対して、原子力発電に関する情報との接点を増やす取組が求められる」などと分析している。

	a	b	c	d	e
①	即時廃止	徐々に廃止	増加	わからない	減少
②	徐々に廃止	わからない	増加	即時廃止	減少
③	わからない	徐々に廃止	減少	即時廃止	増加
④	徐々に廃止	即時廃止	減少	わからない	増加
⑤	わからない	即時廃止	減少	徐々に廃止	増加

【解答と解説】

正解は②。

【参考文献等】

[1] 日本原子力文化財団は 2020 年 3 月 17 日、2019 年度「原子力に関する世論調査」

<https://www.jaero.or.jp/data/01jigyoyou/tyousakenkyu2019.html>

[2] 日本原子力文化財団は 2020 年 3 月 17 日、2019 年度「原子力に関する世論調査」調査結果

<https://www.jaero.or.jp/data/01jigyoyou/pdf/tyousakenkyu2019/r2019.pdf>

- III-35 原子力発電所のプラント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、方策による追加費用がないと仮定し、計算の前提条件は次のとおりとする。
- ・ 電気出力1,100MW, 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、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同一とする。
 - ・ 割引率を0%とする。
- ① 電気出力を1,200MWに高める。
 - ② 熱効率を36%に高める。
 - ③ 年間設備利用率を90%に高める。
 - ④ 核燃料サイクルコストを30%削減する。
 - ⑤ プラント耐用期間を60年に延ばす。

【解答と解説】

正解は③。

- ① 電気出力が 1100MW から 1200MW に高まるため、単位発電量当たりの発電量の変化は、
 $1100/1200 = 91.6\%$
8%発電コストが低減する。
- ② 熱効率が 33%から 36%に高まるため、単位発電量当たりの発電量の変化は、
 $33/36 = 91.6\%$
8%発電コストが低減する。
- ③ 年間設備利用率を 70%から 90%に高まるため、単位発電量当たりの発電量の変化は、
 $90/70 = 77.7\%$
22%発電コストが低減する。
- ④ 核燃料サイクルコストが 30%削減すると、単位発電量当たりの発電量の変化は、
 $(40+40+20 \times 0.7)/(40+40+20) = 94\%$
6%発電コストが低減する。
- ⑤ プラント耐用期間が 40 年から 60 年に延ばすと、単位発電量当たりの発電量の変化は、
 $(40 \times (40/60) + 40 + 20)/(40+40+20) = 86.6\%$
13%発電コストが低減する。

よって、単位発電量当たりの発電コストが最も低減するものは③。