

令和2年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

令和元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

令和元年度は、台風の影響があり、一次試験が二度実施された。今年度はコロナウィルスの感染者が拡大しており、各種国家試験などの日程が延期されるなど国家試験にも影響が出ている。技術士試験については、二次試験の試験日が延期されることが発表されているが、一次試験については、今のところ、10月11日に実施される予定である。従前より、一次試験の科目は、基礎、適性、専門の3科目であり、変更はされていない。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。

なお、平成31年度に技術士試験の試験方法の改正が行われたが、第二次試験及び他部門に関わるものであることから、原子力・放射線部門の第一次試験は従来の試験方法から変更ない^[3]。

3. 専門科目の出題傾向と対策

令和元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。

令和元年度は、先に述べた通り、台風の影響により、2回試験が開催されており、それぞれ35問ずつの出題があるため、全70問ある。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。当然のことであるが、2回の試験において、難易度の差はほとんどないものと思われ、いずれも、原子力・放射線に関する広い基礎、専門知識が求められている。

また、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。

解答に時間のかかる計算問題は敬遠されがちであるが、全体に占める割合から避けて通れるものではない。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。

また、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、確実に解答できるものについては「◎」、自信はないが解答できそうなものについては「○」、全く手が付けられないものには「×」印を付け、確実に得点を獲得していくことが必要である。

以下に、専門科目の 3 分野における出題傾向と対策を示す。

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。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^[4]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 2-1、2-2 に示すように、核反応や臨界といった原子力の基礎的なところ、原子力施設の保守管理、シビアアクシデントに関する問題、確率論的リスク評価等の安全に関する問題、燃料のふるまい、廃棄物処分に係る問題など、幅広い分野から出題されている。関連する問題数としては、1 回目の試験で 17 問、再試験では 16 問と出題数が多い。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と学習しておきたい。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、放射線の基礎的な知識を問う問題、放射線計測や放射線防護の考え方、人体影響や遮へい、放射線防護量の理解を問う問題などが出題されている。加速器などの放射線利用に関する問題も出題されているが 1～2 問であり、それほど割合は多くない。関連する問題数としては、1 回目の試験で 14 問、2 回目の試験で 13 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。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、第 1 回目で 4 問、2 回目の試験で 6 問の出題となっている。エネルギー基本計画や炭酸ガス排出量（COP21）に関する問題が多く出題されているので、これらについては、おさえておきたい。キーワード抽出には、「原子力がひらく世紀」や白書類等の文献、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 2(2020)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/007/attached/attach_7178_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 「平成 31 年度 技術士試験の試験方法の改正について」
https://www.engineer.or.jp/c_topics/005/005698.html
- [4] 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
- [5] 日本原子力学会 HP 技術士関連情報
<http://www.aesj.net/gijyutsushi>
- [6] 「原子力がひらく世紀」, 一般社団法人 日本原子力学会編
- [7] 「原子力白書」, 原子力委員会
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/index.htm>
- [8] 「原子力規制委員会 年次報告」
<https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/kettei/06/05.html>
- [9] 「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/>
- [10] 「原子力百科事典」 ATOMICA
<https://atomica.jaea.go.jp/>
- [11] 「放射線概論」、通商産業研究社
- [12] 放射線技術学シリーズ「放射線計測学」、OHM 社
- [13] 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
- [14] 「軽水炉燃料のふるまい」 原子力安全研究協会
- [15] 「軽水炉発電所のあらし」 原子力安全研究協会 他

表 1 第一次試験の試験方法

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

表 2-1 令和元年度（第 1 回目）「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	核分裂で発生する中性子	○	
Ⅲ-2		炉物理	中性子と原子核の反応	○	
Ⅲ-3		炉物理	臨界/バックリングの概念		○
Ⅲ-4		原子炉	原子炉の運転における反応度	○	
Ⅲ-5		原子炉	軽水炉燃料の燃焼	○	
Ⅲ-6		核燃料サイクル	軽水炉燃料の燃料設計/燃料製造	○	
Ⅲ-7		核燃料サイクル	核燃料サイクル、再処理に係る用語	○	
Ⅲ-8		原子炉	MOX 燃料装荷炉心の核特性	○	
Ⅲ-9		原子炉	事故発生頻度 (PRA)		○
Ⅲ-10		原子炉	保守管理/経年劣化	○	
Ⅲ-11		原子炉	シビアアクシデント	○	
Ⅲ-12		原子炉	ナトリウム冷却高速炉	○	
Ⅲ-13		原子炉	ペレット熱伝導		○
Ⅲ-14		核燃料サイクル	放射性廃棄物の区分、処分方法	○	
Ⅲ-15		炉物理	核反応エネルギー		○
Ⅲ-16	放射線	放射線の基礎	β 壊変	○	
Ⅲ-17		放射線の基礎	人体中の放射能		○
Ⅲ-18		放射線の基礎	トリウム系列の壊変回数		○
Ⅲ-19		放射線防護	放射線加重係数、等価線量	○	
Ⅲ-20		放射線の基礎	放射性物質の化学処理 (沈殿)	○	
Ⅲ-21		放射線の基礎	β 壊変	○	
Ⅲ-22		放射線の基礎	Sr90 と Cs137 の性質	○	
Ⅲ-23		放射線の基礎	放射線 (γ 線、X 線) の物質との相互作用	○	
Ⅲ-24		放射線防護	生物学的半減期	○	
Ⅲ-25		放射線利用	加速器	○	
Ⅲ-26		放射線利用	がん治療	○	
Ⅲ-27		放射線計測	GM 計数管による放射線測定における計数率標準偏差		○
Ⅲ-28		放射線防護	1MeV の γ 線検出に適した検出器	○	
Ⅲ-29	原子力	核燃料サイクル	再処理工場の処理能力と原子力発電所の基数の対応		○
Ⅲ-30	エネルギー	エネルギー動向	エネルギー基本計画 (再生可能エネルギー、化石燃料、原子力)	○	
Ⅲ-31	放射線	放射線防護	放射線業務従事者の線量限度 (法令)	○	
Ⅲ-32	原子力	核セキュリティ	核セキュリティの意義と法的要求	○	
Ⅲ-33	エネルギー	エネルギー動向	国際エネルギー機関による世界エネルギー展望	○	
Ⅲ-34		エネルギー動向	エネルギー基本計画 (原子炉技術関連)	○	
Ⅲ-35		エネルギー動向	CO2 削減効果		○

表 2-2 令和元年度（第 2 回目：再試験）「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	核燃料サイクル	核燃料サイクルの概要（濃縮、転換、燃料製造、再処理）	○	
Ⅲ-2		炉物理	中性子と原子核の相互作用	○	
Ⅲ-3		炉物理	核分裂性物質の特徴	○	
Ⅲ-4		原子炉	動特性、臨界	○	
Ⅲ-5		炉物理	バックリング	○	
Ⅲ-6		原子炉	原子炉における臨界	○	
Ⅲ-7		原子炉	核分裂エネルギーの計算		○
Ⅲ-8		原子炉	反応度、反応度価値、反応度調整など	○	
Ⅲ-9		原子炉	非常用発電機の信頼性評価（PRA）		○
Ⅲ-10		原子炉	保守管理/経年劣化	○	
Ⅲ-11		原子炉	事故時の特性（燃料溶融、放出等）	○	
Ⅲ-12		原子炉	高速炉、高温ガス炉	○	
Ⅲ-13		原子炉	燃料被覆管の応力計算		○
Ⅲ-14		核燃料サイクル	高レベル放射性廃棄物	○	
Ⅲ-15		炉物理	原子核の平均結合エネルギー		○
Ⅲ-16	放射線	放射線の基礎	原子核の構造（陽子、中性子、異性体、同重体等）	○	
Ⅲ-17		放射線の基礎	放射性物質、放射線に係る用語と SI 単位の関係	○	
Ⅲ-18		放射線の基礎	天然の放射性核種	○	
Ⅲ-19		放射線の基礎	放射平衡	○	
Ⅲ-20		放射線防護	放射線の線量	○	
Ⅲ-21		放射線防護	放射線の化学	○	
Ⅲ-22		放射線計測	計数誤差の統計的取扱い		○
Ⅲ-23		放射線防護	放射線遮へい材の選択	○	
Ⅲ-24		放射線防護	放射線被ばくによる DNA 損傷	○	
Ⅲ-25		放射線の基礎	放射性壊変	○	
Ⅲ-26		放射線防護	放射線防護の計算（遮へい材の効果）		○
Ⅲ-27		放射線利用	加速器	○	
Ⅲ-28		放射線計測	検出器の選択	○	
Ⅲ-29	エネルギー	エネルギー動向	エネルギー基本計画（ベースロード電源、ミドル電源、ピーク電源）	○	
Ⅲ-30		エネルギー動向	タービンの熱効率計算		○
Ⅲ-31		エネルギー動向	COP21 で採択された事項	○	
Ⅲ-32	原子力	原子力一般	原子力基本法	○	
Ⅲ-33	エネルギー	エネルギー動向	国際エネルギー機関レポート（クリーンエネルギー／原子力）	○	
Ⅲ-34		エネルギー動向	エネルギー基本計画	○	
Ⅲ-35		エネルギー動向	設備利用率の計算		○

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 熱中性子による核分裂反応で発生する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 ^{235}U 核分裂反応では、平均 2.4 個の中性子が発生する。
- ② 即発中性子の平均エネルギーは、遅発中性子の平均エネルギーよりも高い。
- ③ 遅発中性子は、遅発中性子先行核の崩壊に伴い発生する。
- ④ ^{235}U の核分裂反応で発生する中性子の中で、即発中性子は 99%以上を占める。
- ⑤ ^{239}Pu は ^{235}U よりも核分裂反応で発生する中性子数の平均値が小さい。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は⑤。

- ① 適切。 ^{235}U 核分裂反応では、平均 2.44 個の中性子が発生するとされている。[1]
- ② 適切。即発中性子の平均エネルギーは、遅発中性子の平均エネルギーより高いとされる。[2]、[3]
- ③ 適切。核分裂によって生成される一部の核分裂片の中に β 崩壊していく過程で中性子を放出して崩壊するものがあり、遅発中性子先行核といわれる。当該核種には、 ^{87}Br 、 ^{137}I などがある。[2]
- ④ 適切。 ^{235}U の核分裂反応で発生する遅発中性子の割合は 1 %よりも小さいとされている。[2]
- ⑤ 不適切。 ^{239}Pu は平均 2.88 個であり、 ^{235}U よりも 0.4 個以上大きい。[1]

【参考文献等】

- [1] 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.iaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-09-01-09.html
- [2] 岡嶋成晃ら、原子力教科書「原子炉物理学」2012.3、オーム社
- [3] ジェームス J ドウデルスタットら、「原子炉の理論と解析 (上巻)」2001.3、現代工学社

III-2 中性子による核反応に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 捕獲反応や核分裂反応の低エネルギー領域（熱エネルギー領域）における断面積の中性子エネルギー依存性は、中性子の速さにはほぼ正比例する。
- ② 特定のエネルギーにみられる断面積の鋭いピークを共鳴といい、中核は重核よりも、より高い中性子エネルギーで共鳴がみられ、軽核については、共鳴はみられない。
- ③ 1個の中性子が一度も衝突することなく進む平均距離を平均自由行程と呼び、巨視的全断面積の逆数で表される。
- ④ 標的核の熱運動による、中性子と原子核との相互作用に関する実効的な中性子エネルギーの広がりをもつドップラー効果という。
- ⑤ 核反応の Q 値が負の場合、この核反応は吸熱反応であり、このときの Q 値はしきいエネルギーと呼ばれる。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は①。

- ① 不適切。1eV 以下のエネルギーの低い領域では、質量数の大きな核の断面積のエネルギー変化は中性子の速度を v とすると、おおむね $1/v$ ($=1/\sqrt{E}$) に比例して減少する。
- ② 適切。なお、軽元素の場合、厳密には高エネルギー領域で共鳴を起こす核種もあるが、原子炉の解析において問題となる中性子エネルギーの領域での共鳴により影響を及ぼすことはなく、あまり問題とされていない。
- ③ 適切。平均自由行程とは中性子が物質中で生まれてから原子核と衝突するまでに直線飛行する平均距離である。平均自由行程を λ 、中性子の巨視的断面積を Σ_t とすると、 $\lambda = 1/\Sigma_t$ となる。
- ④ 適切。一般には波源と観測者が相対運動している場合に波源の振動数と観測される振動数にずれが生じる現象をいう。原子力分野では、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中性子を吸収しやすくなり、炉心の反応度が低下する効果を指す。中性子と原子核との相互作用は、両者の相対運動のエネルギーに関係する。物質中の原子核は熱運動をしているので、中性子と原子核の相対運動のエネルギーは一定ではなく広がりをもったものとなり、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。例えば、核燃料を構成する主要な核種であるウラン 238 は核燃料の温度上昇とともに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、炉心の反応度が低下する。したがって、この効果は原子炉出力に対して負のフィードバックとして働く。
- ⑤ 適切。核反応または放射性壊変の過程で吸収あるいは放出される全エネルギーの値をいう。通常 MeV のオーダーである。その大きさは過程の前後における系の質量の差に等しく、正あるいは負の値をとり、 Q が正の場合を”発熱反応”、負の場合を”吸熱反応”という。吸熱反応を起こすためには Q 値を超えるエネルギーを与える必要がある。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子核物理の基礎 (5) 断面積 (03-06-03-05)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-03-05.html
- [2] 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

III-3 一辺の長さ a の立方体容器を満たした場合にちょうど臨界となる、均一な組成のウラン溶液について考える。このウラン溶液を、底面が一辺の長さ b の正方形である四角柱容器にどれだけの高さまで入れても臨界とならないときの、 b の a に対する倍数のうち、最も大きいものはどれか。なお、外挿距離は a 、 b に比べて小さく無視できるものとし、各辺の長さが x 、 y 、 z の直方体のバックリングは

$(\pi/x)^2+(\pi/y)^2+(\pi/z)^2$ である。

- ① 0.7 倍 ② 0.8 倍 ③ 0.9 倍 ④ 1.1 倍 ⑤ 1.2 倍

【解答と解説】

一般に燃料組成から決まる材料バックリング (B_m^2) が幾何学的バックリングの値以上になると臨界になるとされる。本問では、直方体の幾何学的バックリングを求める式が与えられているので、その式に当てはめ、計算、比較することで解くことができる。

一辺の長さ a の立方体容器に入れた場合にちょうど臨界になるとしていることから、当該ウラン溶液の材料バックリングは、この立方体の幾何学的バックリングと等しいと考えることができる。それぞれ、与えられた式で計算すると以下の通りである。その結果から、②が正解となる。なお、直方体 B の高さ方向を ∞ とすると、高さ方向の項は 0 となる。

最初の立方体容器の幾何学的バックリング＝ウラン溶液の材料バックリング： $3 \times (\pi/a)^2$

後の四角柱容器の幾何学的バックリング： $2 \times (\pi/b)^2 > 3 \times (\pi/a)^2$

であり、 $b/a < \sqrt{(2/3)} \approx 0.816$ となり、②が正解。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉物理の基礎 (5) 中性子拡散方程式の解法 (2) (03-06-04-05)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-05.html
- [2] 岡嶋成晃ら、原子力教科書「原子炉物理学」2012.3、オーム社
- [3] ジェームス J ドゥデルスタットら、「原子炉の理論と解析 (上巻)」2001.3、現代工学社

III-4 原子炉における反応度に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 長さ方向に均質な制御棒を原子炉に挿入していくとき、挿入量に比例した負の反応度が加わる。
- ② 原子炉のペリオドとは、原子炉の出力が 2 倍又は 1/2 倍になる時間である。
- ③ 絶対値がどんなに大きい負の反応度が加わっても、ペリオドは約 80 秒よりも短くはない。
- ④ 正の反応度を加えたときと、絶対値が同じ大きさの負の反応度を加えたときとでは、正の反応度よりも負の反応度の場合に、ペリオドが短くなる。
- ⑤ 正の反応度が加わる場合、反応度が大きいほどペリオドは長くなる。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は③。

- ① 不適切。負の反応度は、制御棒の挿入量に応じて負の反応度が加わるが、位置によって反応度の変化量は異なり、比例するわけではない。
- ② 不適切。原子炉のペリオドとは、炉周期、原子炉時定数ともいわれ、中性子数（中性子束、中性子密度、または出力）が指数関数的に上昇（あるいは減少）するときの e （ $=2.71828$ ）倍（あるいは $1/e$ ）に達するまでの時間（単位：秒）のことである。原子炉内、臨界実験装置内などにおける反応度特性を示す指標となるもので、炉周期が短いほど中性子数は急増加（出力が急上昇）する。添加反応度が大きいほど炉周期が短くなる。
- ③ 適切。負の反応度を加えた場合の中性子束の減少は、遅発中性子先行核の壊変に律速されることから、ペリオドは約 80 秒よりも短くはない。
- ④ 不適切。③の解説の理由により、負の反応度を加えたときは、中性子束の低下は緩やかでペリオドは長くなる。
- ⑤ 不適切。反応度が大きいほど、ペリオドは短くなる。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「ペリオド」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1464.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉物理の基礎（9）中性子束の時間的变化（03-06-04-09）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-09.html
- [3] 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）
- [4] 平川直弘ら、「連載講座 原子炉物理 第11回 代表的な原子炉と炉物理」、日本原子力学会誌、Vol. 43 No.3（2011）
- [5] ラマーシュ、「原子炉の初等理論（下）」、1976.4

III-5 軽水炉の運転に伴う燃料の燃焼に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 燃焼により核分裂生成物が増加すると、中性子の吸収反応が増えるため、原子炉に負の反応度が加わる。
- ② 核分裂生成物が核分裂によりどれだけ生成されるかは核分裂収率で表され、この核分裂収率の総和は 1.0 となる。
- ③ ^{238}U などの非核分裂性核種が中性子を捕獲吸収し、 ^{239}Pu などの核分裂性核種が生成される過程を転換という。
- ④ 燃焼初期の余剰反応度を抑えるために、燃料集合体に部分的に組み込んだり燃料物質に混ぜたりする中性子吸収材を可燃性毒物という。
- ⑤ サイクル末期炉心から取り出される使用済燃料集合体の平均燃焼度を取出し燃焼度という。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は②。

- ① 適切。主に核分裂性物質の減少によるものであるが、核分裂生成物の中性子吸収反応が増えることも一因である。
- ② 不適切。ほとんどの場合、1回の核分裂で2つの核分裂生成物が発生することから、核分裂収率の総和は約2.0となる。
- ③ 適切。
- ④ 適切。燃焼初期は余剰反応度が大きいため、制御棒を炉内に多く挿入する必要がある。適切な停止余裕を確保するためには余剰反応度をある程度以下に抑える必要があり、燃料ペレットに可燃性毒物ガドリニウム（Gd）をガドリニア（ Gd_2O_3 ）等の可燃性毒物として添加される。
- ⑤ 適切。燃料がその寿命を終え、炉心から取り出された時点での燃焼度を取出し燃焼度と呼んでいる。

【参考文献等】

- [1] 軽水炉燃料のふるまい（改訂第5版）、公益財団法人原子力安全研究協会（2013）
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「可燃性毒物」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_791.html
- [3] 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
- [4] 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
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「新型転換炉と軽水炉の相違（03-02-02-03）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-02-02-03.html

III-6 我が国の発電用軽水炉の燃料設計及び燃料製造に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 燃料ペレットは、燃料の細かい粉末を成型し、次に研削して寸法と形状を整え、最後に高温で焼結して製造される。
- ② 燃料ペレットの密度は、核分裂反応により発生するガスを燃料ペレットの中に保持することができるように、理論密度の約80%としている。
- ③ 燃料ペレットは、全数について外観検査、化学分析等を行い、合否を判定することで品質を確認している。
- ④ 燃料棒の内部には、燃料ペレットと被覆管の間の熱伝導をよくするために、熱伝導率の大きいアルゴンを充填している。
- ⑤ 燃料被覆管にはジルコニウム合金が用いられており、加圧水型軽水炉（PWR）と沸騰水型軽水炉（BWR）では成分の異なる合金が用いられている。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は⑤。

- ① 不適切。燃料ペレットは、燃料の細かい粉末を成型し、次に高温で焼結した後、最後に研削して寸法と形状を整えて製造される。
- ② 不適切。燃料ペレットの密度は、照射初期の焼きしまりを抑制するため、理論密度の約 95%以上に設定される。核分裂反応により発生するガスは、燃料ペレット温度が高いほど保持されにくくなる。理論密度に対する比率を高めると熱伝導率も向上するため、燃料ペレット温度の低減にも有効である。
- ③ 不適切。燃料ペレットの検査は、外観検査（割れ、欠け等）は全数を対象に行われる。化学分析（不純物、O/U 比等）、寸法、密度等は抜取（所定の頻度）で行われる。
- ④ 不適切。燃料棒の内部には、燃料ペレットと被覆管の間の熱伝導（熱伝達）をよくするために、アルゴンよりも熱伝導率の大きいヘリウムを充填する。
- ⑤ 適切。燃料被覆管は、加圧水型軽水炉（PWR）ではジルカロイ-4、沸騰水型軽水炉（BWR）ではジルカロイ-2 と呼ばれるジルコニウム合金が主に使用される。なお、ジルカロイ-4 は、水素の吸収を減らす目的でジルカロイ-2 からニッケルを除いた合金である。主な合金元素及び組成を下表に示す。

表 ジルカロイの化学成分規格（JIS H 4751）（mass%）

元素	ジルカロイ-2	ジルカロイ-4
スズ Sn	1.20～1.70	1.20～1.70
鉄 Fe	0.07～0.20	0.18～0.24
クロム Cr	0.05～0.15	0.07～0.13
ニッケル Ni	0.03～0.08	-

なお、近年、軽水炉燃料はウラン濃縮度を高めて、高燃焼度化へ向かう傾向にある。PWR では、上記材料は、高燃焼度化のステップ 1 で用いられた材料であり、ステップ 2 では PWR のステップ 2 では、改良耐食性合金 MDA、NDA、ZIRLO 等が用いられている。

【参考文献等】

- [1] 軽水炉燃料のふるまい（改訂第 5 版）、公益財団法人原子力安全研究協会（2013）
- [2] 原子力がひらく世紀（第 3 版）、日本原子力学会編（2011）
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA「PWR における高燃焼度燃料（04-06-03-07）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-06-03-07.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA「BWR における高燃焼度燃料（04-06-03-06）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-06-03-06.html

Ⅲ-7 核燃料サイク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 原子炉に装荷する燃料集合体を製造するまでの工程はフロントエンド、使用済燃料の再処理から処分及び回収物質の再利用までの工程はバックエンドと呼ばれる。
- ② 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 燃料とし、軽水炉で利用している。
- ③ 六ヶ所再処理工場で、の軽水炉使用済燃料再処理における溶媒抽出工程では、リン酸トリブチル (TBP) を用いるピューレックス (PUREX) 法が適用されている。
- ④ 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、ホウケイ酸ガラスが採用されている。
- ⑤ 使用済燃料中のウランやプルトニウムをリサイクル利用する核燃料サイクルをクローズドサイクルと呼ぶことに対して、軽水炉で一度だけ使用した使用済燃料を直接処分する場合をオープンサイクルと呼ぶことがある。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は②。

- ① 適切。
- ② 不適切。再処理施設においては、回収されたプルトニウムを溶液の状態に戻し、回収ウラン溶液と混合した後、原料 MOX 粉末製品（プルトニウム含有率 50%）とする。MOX 燃料製造施設において、原料 MOX 粉末に更に母材となる二酸化ウラン粉末を混合して所定の富化度の MOX 燃料製品を製造する。母材には濃縮ウランは使用しない。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「バックエンド」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_603.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「軽水炉用 MOX（プルサーマル）燃料（02-08-04-02）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-08-04-02.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「再処理技術の現状（04-07-01-06）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-07-01-06.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「高レベル放射性廃棄物の処理対策の概要（11-02-04-03）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_11-02-04-03.html
- [5] 佐々敏信、テキスト「核燃料サイクル」1-9 日本原子力学会再処理・リサイクル部会
http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_1-9.pdf

Ⅲ-8 加圧水型軽水炉（PWR）用の MOX 燃料の特徴又は PWR 炉心の全燃料のうち 1/4～1/3 程度を MOX 燃料とした MOX 燃料装荷炉心の核的特性に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① MOX 新燃料はウラン新燃料に比べて表面線量率が高くなるため、その取扱いに当たっては、作業従事者の被ばくを低減する観点から、十分な遮へいを設けた専用の MOX 新燃料取扱装置を使用し、適切な作業管理を行う必要がある。
- ② MOX 使用済燃料はウラン使用済燃料に比べてアメリシウムやキュリウムなどの高次のアクチノイド核種が多くなるため、長期冷却時点の崩壊熱はウラン使用済燃料より大きくなる。使用済燃料ピットへの熱負荷を考慮して、冷却能力が不足する場合は設備増強を行う。
- ③ MOX 使用済燃料はウラン使用済燃料に比べて中性子線源強度が大きくなるが、使用済燃料ピット水による中性子遮へい効果が十分大きいいため、中性子線の遮へいの観点からは、ウラン使用済燃料貯蔵設備で MOX 使用済燃料の貯蔵をしても問題ない。
- ④ ^{239}Pu 及び ^{241}Pu は ^{235}U に比べて熱中性子吸収断面積が大きいため、MOX 燃料装荷炉心ではウラン燃料のみを装荷した炉心に比べて中性子スペクトルが硬化する。そのため、制御棒の反応度価値とホウ素の反応度価値が低下する。
- ⑤ ^{239}Pu 及び ^{241}Pu は ^{235}U に比べて遅発中性子割合が大きいため、MOX 燃料装荷炉心ではウラン燃料のみを装荷した炉心に比べて実効遅発中性子割合が増大する。

【解答と解説】

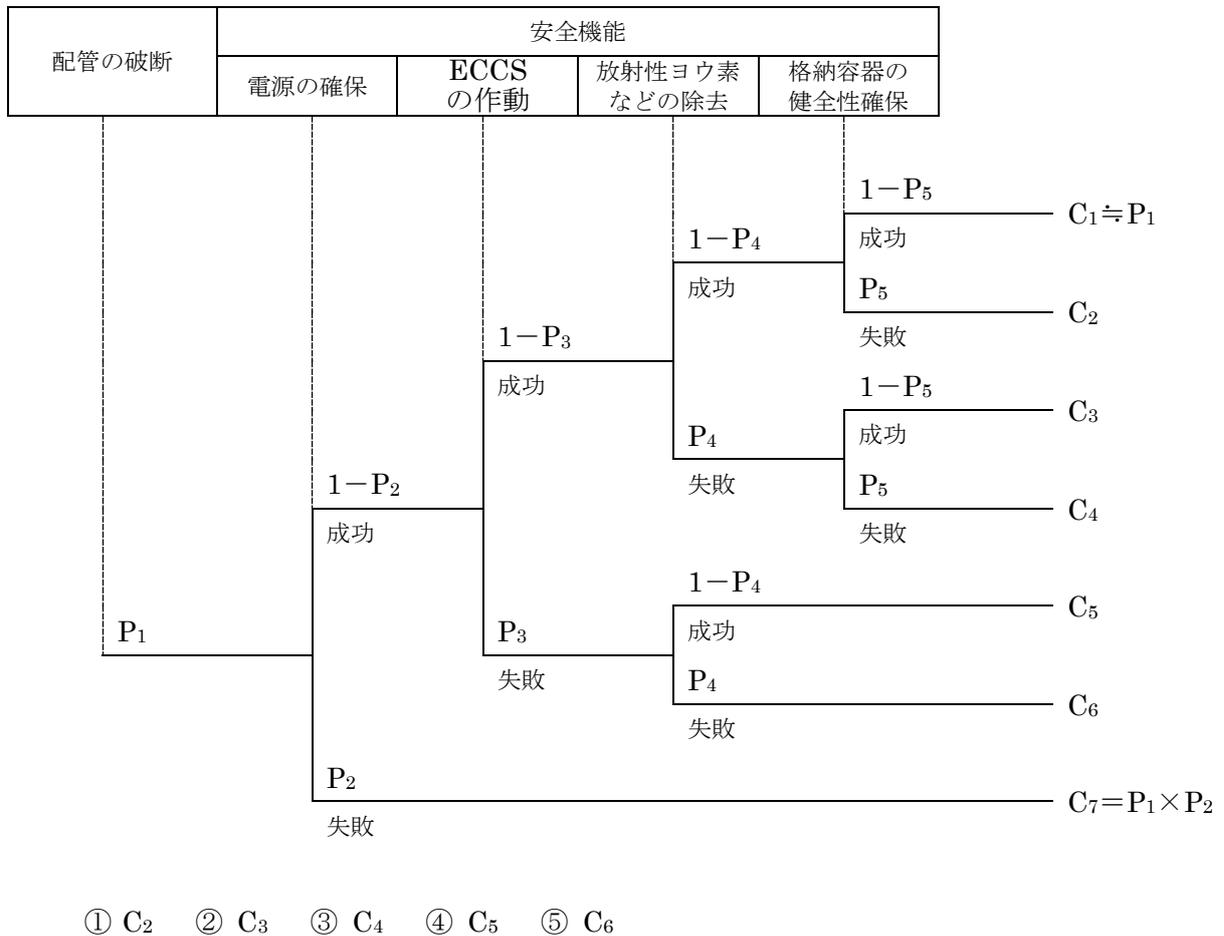
正解（不適切なもの）は⑤。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 不適切。Pu は U より遅発中性子割合が小さく、MOX 炉心の実効遅発中性子割合は減少する。

【参考文献等】

[1] 岡芳明、原子力教科書「原子炉設計」、2010.7

III-9 下図は、軽水炉の冷却材喪失事故に起因する放射能放出の確率論的安全評価に関する簡単なイベントツリーである。シーケンスの事象の年当たりの発生頻度 $C_2 \sim C_6$ のうち、最も大きいものはどれか。ただし、 P_1 は配管破断の年当たりの発生頻度、 $P_2 \sim P_5$ はそのときに各安全機能が作動しない確率であり、 $P_2=2 \times 10^{-3}$ 、 $P_3=2 \times 10^{-3}$ 、 $P_4=1 \times 10^{-3}$ 、 $P_5=3 \times 10^{-3}$ とする。



【解答と解説】

以下の通り計算できる。

$$C_1 = P_1 \times (1 - P_2) \times (1 - P_3) \times (1 - P_4) \times (1 - P_5) \doteq P_1$$

$$C_2 = P_1 \times (1 - P_2) \times (1 - P_3) \times (1 - P_4) \times P_5$$

$$C_3 = P_1 \times (1 - P_2) \times (1 - P_3) \times P_4 \times (1 - P_5)$$

$$C_4 = P_1 \times (1 - P_2) \times (1 - P_3) \times P_4 \times P_5$$

$$C_5 = P_1 \times (1 - P_2) \times P_3 \times (1 - P_4)$$

$$C_6 = P_1 \times (1 - P_2) \times P_3 \times P_4$$

$P_1 \sim P_5$ はいずれも 1 に比べてはるかに小さい。よって、 $C_6 < C_5$ 、 $C_4 < C_3$ 、 $C_4 < C_2$ であることはすぐに分かる。 $1 - P_n \doteq 1$ として比較すると、 $P_4 < P_3 < P_5$ なので、 C_2 、 C_3 、 C_5 のうち最も大きいのは、 P_5 を因数にもつ C_2 である。

よって、正解は①となる。

Ⅲ-10 長期にわたる原子力発電所の運転において、原子炉、冷却系などを構成する機器や配管、容器等に、磨耗やひび割れが生じるなど、材料の性能は時間とともに劣化するため、これら予見される劣化について計画的な保全対策が施される。経年劣化現象に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 配管内の減肉：配管の内面で、水流等による機械的作用である浸食や化学的作用である腐食が発生して、配管の肉厚が減少する現象。
- ② 中性子照射脆化：金属材料が中性子の照射を受けて結晶構造の中に微小な欠陥等が生じ、靱性（粘り強さ）が低下する現象。
- ③ 応力腐食割れ：金属に腐食環境下で応力が働いている場合、その腐食環境にない場合より低い応力で破壊する現象。材料因子、環境因子（溶存酸素）、応力因子（引張応力）のいずれかの要因により発生する。
- ④ 絶縁低下：発電機や変圧器、ケーブルなどで絶縁物として使用されているゴム、プラスチックなどが熱や放射線などの影響を受けて、絶縁性能に低下が生じる現象。
- ⑤ コンクリートの中性化：コンクリート中の水酸化カルシウムが二酸化炭素と反応して、強度が低下する現象。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は③。

- ① 適切。配管減肉のメカニズムは流れの乱れによって腐食が促進される化学的作用が支配的なものと流体の大きな衝撃力が及ぼす機械的作用が支配的なものに大別される。
- ② 適切。放射線の照射を受けて金属材料が脆化する（もろくなる）現象を照射脆化という。金属材料が高エネルギー中性子などの照射を受けると、規則的に並んでいた原子がはじき飛ばされたり、核変換により新しい原子が生成して、不規則な原子配列（格子欠陥）、ヘリウム気泡、析出物などが生じ、材質が硬化するとされる。
- ③ 不適切。応力腐食割れ（SCC：Stress Corrosion Cracking）は、腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れ現象であり、材料、応力、環境の3要因が重畳した場合に発生するとされる。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。一般に空気中の二酸化炭素が、コンクリート中の水酸化カルシウムと反応し徐々に炭酸カルシウムになり、コンクリートのアルカリ性が低下する現象を中性化という。鋼材の周囲を包んでいるコンクリートが中性化しアルカリ度が低下すると鉄筋の不動態被膜が破壊されるため、水や酸素の浸透により鉄筋がさび、構造物の耐荷性や耐久性が損なわれる。

【参考文献等】

- [1] 出町和之、原子力教科書「原子力保全工学」、2010.2
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「照射脆化」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_378.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「応力腐食割れの発生・成長機構と研究動向（02-07-02-22）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-07-02-22.html

[4] 田中政直、「電気材料 新材料の方向づけ」、1989

[5] 日本コンクリート工学会ホームページ

<https://www.jci-net.or.jp/j/public/kiso/Carbonation.html>

III-11 沸騰水型軽水炉（BWR）のシビアアクシデント時に燃料棒や制御棒などが溶融する場合の高温挙動に関する温度のうち、(a) ステンレス鋼と炭化ホウ素（ B_4C ）の間で溶融が始まる温度（共晶温度）(b) ステンレス鋼の融点、(c) ジルカロイ被覆管の融点を温度の高いものから順に並べたものとして最も適切なものはどれか。

- ① (a) > (b) > (c)
- ② (a) > (c) > (b)
- ③ (b) > (a) > (c)
- ④ (c) > (a) > (b)
- ⑤ (c) > (b) > (a)

【解答と解説】

正解（適切なもの）は⑤。

融点は以下の通り。

(c) ジルカロイ被覆管の融点：2030K、

(b) ステンレス鋼の融点 1720K、

(a) ステンレス鋼と炭化ホウ素（ B_4C ）の間で溶融が始まる温度（共晶温度）1447K

なお、異種の金属やセラミックス同士が接触していると、共晶反応により、本来の融点より低い温度で液化が始まる。 B_4C 制御棒の場合、ステンレス被覆管と B_4C が共晶反応より、ステンレスの融点以下で液化して流下する。

【参考文献等】

- [1] 藤城俊夫、「福島第一発電所の原子炉燃料に何が起こったか炉心露出事故時の燃料のふるまい」、日本原子力学会誌、Vol. 53、No. 8（2011）、(財) 高度情報科学技術研究機構
- [2] 山野秀将他、「炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶溶融反応試験後の材料分析」、日本機械学会論文集
- [3] 日高昭秀、「 B_4C 制御材がシビアアクシデント時の炉心溶融過程及びヨウ素やセシウムの化学系に与える影響」、日本原子力学会和文論文誌（2015）、advance Publication by J-stage、doi:10.3327/taesj.J14.021

Ⅲ-12 ナトリウム冷却高速炉に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① ナトリウムの沸点は大気圧で約 880℃であるため、液相を維持するために加圧する必要がなく、大気圧に近い圧力で運転される。
- ② 冷却材ナトリウム漏えい時にも、減圧沸騰のおそれがないため、常に炉心をナトリウムで浸漬し、冷却材によって適切に除熱されることを確保すればよい。
- ③ ナトリウム冷却高速炉の制御棒には、炭化ホウ素をステンレス鋼製被覆管に納めたものが用いられることが多い。
- ④ 中間熱交換器を介して 1 次系から熱をナトリウムによって受ける 2 次系が設けられるナトリウム冷却高速炉では、熱効率は加圧水型軽水炉ほど高くできない。
- ⑤ ナトリウム冷却高速炉にはループ型、タンク型、それらの中間型としてハイブリッド型があるが、これまでに我が国で建設されたのはループ型のみで、ある。

【解答と解説】

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。
- ④ 不適切。原子力発電所の熱効率は 33～34%に対し、高速炉では冷却材であるナトリウムの沸点が高く、火力発電並みの高温・高効率（40%程度）の発電が可能。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「ナトリウムの特性 (03-01-02-08)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-02-08.html
- [2] 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
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子力発電の基礎 (02-01-01-12)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-01-01-12.html
- [4] 高速炉戦略ロードマップ検討会 資料集
<file:///C:/Users/sawazaki.hiromasa/Desktop/FRRoadmap-Material-20190722.pdf>
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「高速増殖炉の型式 (03-01-01-03)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-01-03.html

III-13 通常運転中の軽水炉の燃料ペレット内の半径方向の温度分布が1次元の円筒座標系による熱伝導方程式：

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left(rk \frac{dT}{dr} \right) + Q = 0$$

で表されるものとする。ここで、 T は温度 [K]、 r は燃料ペレット中心からの半径方向の位置 [m]、 k は燃料ペレットの熱伝導率 [$W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$]、 Q は燃料ペレットの体積当たりの発熱密度 [$W \cdot m^{-3}$] である。これを境界条件：

$$r=0 \text{ で } \frac{dT}{dr} = 0, \quad r=r_s \text{ で } T=T_s$$

の下で解くと、

$$\int_{T_s}^{T_0} k dT = \frac{Q}{4} r_s^2$$

が得られる。ここで、 T_0 は燃料ペレット中心温度 [K]、 T_s は燃料ペレット表面温度 [K]、 r_s は燃料ペレットの半径 [m] である。燃料ペレットの表面温度が 800K、燃料ペレットの単位長さ当たりの出力（線出力密度）が $20kW \cdot m^{-1}$ のとき、上記の式を用いて計算すると、燃料ペレット中心温度に最も近い値はどれか。ただし、燃料ペレットの熱伝導率は、温度によらず一定値 $2.0 W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$ とする。

- ① 1400K ② 1600K ③ 1800K ④ 2000K ⑤ 2200K

【解答と解説】

正解は②。

線出力密度 ($W \cdot m^{-1}$) は、次式の関係がある。

$$\pi Q r_s^2 = 20 \times 10^3$$

両辺を π で割る。

$$Q r_s^2 = \frac{20 \times 10^3}{\pi}$$

上式を右辺に代入し、左辺の熱伝導率 k (一定値= $2.0 W m^{-1} K^{-1}$) を燃料ペレット表面温度 T_s (800K) から燃料ペレット中心温度 T_0 (K) の区間で積分する。

$$[2.0T]_{800}^{T_0} = \frac{1}{4} \times \frac{20 \times 10^3}{\pi}$$

$$2.0 \times (T_0 - 800) = \frac{20 \times 10^3}{4\pi}$$

$$T_0 = \frac{1}{2.0} \times \frac{20 \times 10^3}{4\pi} + 800 = 1596$$

【参考文献等】

[1] 秋本肇ら, 原子力教科書「原子力熱流動工学」, 2009.3

Ⅲ-14 我が国の放射性廃棄物処分に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 法令上の区分として放射性廃棄物は、高レベル放射性廃棄物、中レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物の3つに分けられる。
- ② ウラン濃縮・ウラン燃料加工施設から発生する放射性廃棄物（ウラン廃棄物）は、地下数 m に設けたコンクリートピットに埋設処分されている。
- ③ 原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物は、厳重に保管されており、埋設処分されていない。
- ④ 再処理工場で発生する高レベル放射性廃棄物は、30～50年程度貯蔵した後、地下300mより深い安定した地層中に処分する計画である。
- ⑤ 大学や医療機関などから発生する放射性廃棄物（研究施設等廃棄物）は、素掘りのトレンチに埋設処分されている。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は④。

- ① 不適切。法令上は、特定放射性廃棄物（第一種、第二種特定放射性廃棄物）、第一種種廃棄物埋設、第二種廃棄物埋設事業に関する法律の中で、「放射性廃棄物」として定義されており、高レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物などの用語は用いられていない。
- ② 不適切。ウラン濃縮・ウラン燃料加工施設から発生する放射性廃棄物（ウラン廃棄物）の処分については検討段階にあり、保管された状態にある。
- ③ 不適切。原子力発電所から発生した低レベル放射性廃棄物は六ヶ所埋設施設に処分が行われている。
- ④ 適切。再処理工場で発生する廃棄物のうち、ガラス固化体は高レベル放射性廃棄物として、30年～50年程度の冷却期間において、地下300m以深に地層処分することが考えられている。
- ⑤ 不適切。大学や医療機関などから発生する放射性廃棄物（研究施設等廃棄物）は処分に向けての準備が検討されている段階である。

【参考】

- [1] 特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律
- [2] 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則
- [3] 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則
- [4] 原子力環境整備促進・資金管理センターホームページ
<https://www.rwmc.or.jp/disposal/radioactive-waste/2-2.html>
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「わが国の放射性廃棄物の種類と区分 (05-01-01-04)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_05-01-01-04.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターの概要 (05-01-03-04)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_05-01-03-04.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「日本における放射性廃棄物の発生の現状と将来の見通し (05-01-01-05)」 https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_05-01-01-05.html
- [4] 原子力発電環境整備機構、「地層処分事業の安全確保（2010年度版）」

III-15 重水素の原子核の結合エネルギー [MeV] に最も近い値はどれか。ただし、重水素 (中性原子)、中性子、陽子、電子の質量を各々、 $2.01410u$ 、 $1.00867u$ 、 $1.00728u$ 、 $0.00055u$ とする。ここで、 u は原子質量単位で、 $1u = 931.5\text{MeV}$ である。

- ① 5.5 ② 3.7 ③ 2.7 ④ 2.2 ⑤ 1.2

【解答と解説】

重水素は、中性子 1 個と陽子 1 個、電子 1 個からなる。これらの質量の和は、

$$(1.00867u) + (1.00728u) + (0.00055u) = 2.0165u$$

重水素の質量は $2.01410u$ であるから、上記で求めた質量との差をエネルギーに換算したものが結合エネルギーに相当することから、

$$2.0165u - 2.01410u = 0.0024u$$

$$0.0024u \times 931.5 \div 2.23 \text{ となり、正解は④。}$$

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子核物理の基礎 (1) 原子核の構造 (03-06-03-01)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-03-01.html

III-16 β 壊変に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

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

【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。 β^+ 壊変は壊変前後の質量差が電子質量の 2 倍より大きくないと壊変が起こらない。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

[1] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1

Ⅲ-17 人体中には天然放射性同位元素である ^{87}Rb が含まれており、その放射能は、数百 Bq である。

体重 60kg の成人の人体に含まれる ^{87}Rb の放射能を 300Bq とすると、その人の人体中に存在するルビジウムの含有量として、最も近い値はどれか。ただし、 ^{87}Rb の半減期を 480 億年、 ^{87}Rb の天然存在比を 28%、ルビジウムの原子量を 85、アボガドロ数を 6.0×10^{23} 、 $\ln 2 = 0.69$ とする。

- ① 0.1g ② 0.3g ③ 0.5g ④ 1.0g ⑤ 10g

【解答と解説】

正解は②。

放射能 (Bq) は、崩壊定数 (λ) と ^{87}Rb の原子数 (N_0) を乗じることで求めることができる。

$$^{87}\text{Rb} \text{ の放射能 (Bq)} = \text{崩壊定数 } (\lambda) \times ^{87}\text{Rb} \text{ の原子数 } (N_0)$$

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。

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

^{87}Rb の半減期は 480 億 (4.8×10^{10}) 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。

$$\begin{aligned} \lambda &= 0.69 / [4.8 \times 10^{10} \times 365 \times 24 \times 60 \times 60 \text{ (秒)}] \\ &\approx 4.6 \times 10^{-19} \text{ (秒}^{-1}\text{)} \end{aligned}$$

次に ^{87}Rb の原子数 (N_0) を求める。成人の人体に含まれるルビジウム元素の含有率を x (%) とすると、

$$\begin{aligned} ^{87}\text{Rb} \text{ の原子数 } (N_0) &= 60 \times 10^3 \text{ (g)} \times [x/100] \times [28/100] \times [1/87] \times 6.0 \times 10^{23} \\ &\approx 1.2 \times 10^{24} x \text{ となる。} \end{aligned}$$

成人の人体 60kg に含まれる ^{87}Rb の放射能は 300Bq であることから、

^{87}Rb の放射能 (Bq) = 崩壊定数 (λ) \times ^{87}Rb の原子数 (N_0) の式にこれまで求めた数値を代入すると、

$$\begin{aligned} 300 &= 4.6 \times 10^{-19} \times 1.2 \times 10^{24} x \\ x &\approx 0.056 \text{ (\%)} \end{aligned}$$

成人の人体 60kg に含まれるルビジウム元素の含有率 x (%) を乗じることで、人体中に存在するルビジウムの含有量を求めることができる。

$$\begin{aligned} \text{人体中に存在するルビジウムの含有量 (g)} &= 60 \times 10^3 \text{ (g)} \times 0.056 \text{ (\%)} \\ &\approx 0.3 \text{ (g)} \text{ となる。} \end{aligned}$$

III-18 トリウム系列は、

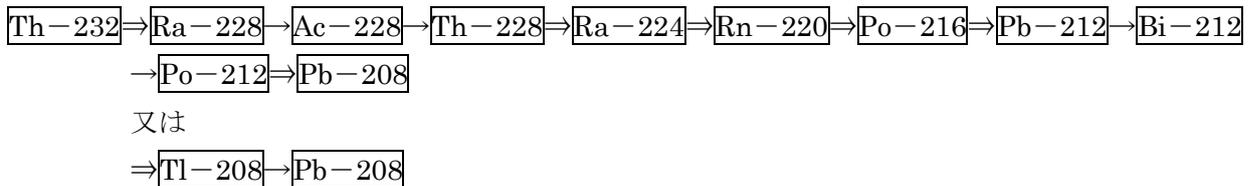
${}_{90}^{232}\text{Th}$ に始まり、 ${}_{82}^{208}\text{Pb}$ で終わる。この間の α 壊変と β^- 壊変の回数の組合せとして最も適切なものはどれか

	<u>α 壊変</u>	<u>β^-壊変</u>
①	4回	4回
②	4回	6回
③	6回	4回
④	6回	6回
⑤	8回	4回

【解答と解説】

α 壊変の場合、質量数は4減少し、原子番号は2減少する。 β 壊変の場合、質量数は変わらず、原子番号が1増加する。まず、両核種の質量数の差に着目すると、 $232 \Rightarrow 208$ に24だけ減少していることから、 α 壊変は6回 ($\times 4 = 24$)であることが分かる。次に、 α 壊変が6回起きているとすると、原子番号は12減少し、 $90 - 12 = 78$ となるところであるが、それよりも4大きい82であることから、これを β 壊変によるものと考えられ、 β 壊変の数は4回となる。よって、正解は、③。

なお、実際にトリウム系列は、以下のような崩壊系列 (\Rightarrow : α 壊変、 \rightarrow : β 壊変) である。



【参考】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「壊変系列図、主な放射性核種の半減期 (18-03-01-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_18-03-01-01.html

III-19 放射線の線量に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① α 粒子の放射線荷重係数は、10である。
- ② 等価線量は、臓器や組織の平均吸収線量を、放射線荷重係数で加重合計した量である。
- ③ 光子と電子の放射線荷重係数は、ともに1である。
- ④ 実効線量は、等価線量を組織荷重係数で加重合計した量である。
- ⑤ 組織荷重係数は、人体の臓器や組織に割り振られており、合計すると1になる。

【解答と解説】

正解 (不適切なもの) は①。

- ① 不適切。 α 粒子の放射線荷重係数は20である。

- ② 適切。等価線量は、臓器・組織の平均吸収線量と放射線の種類・エネルギーによって決まる放射線荷重係数の積の合計値である。
- ③ 適切。光子と電子の放射線荷重係数は、すべてのエネルギー範囲において1とされている。
- ④ 適切。実効線量は、各組織・臓器の等価線量と組織荷重係数の積の合計値である。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1

III-20 化学操作に関する次の記述のうち、沈殿が生成し、その沈殿にほとんどの放射性同位元素が含まれることになる操作として、最も適切なものはどれか。

- ① ^{14}C を含む炭酸カルシウムに、塩酸を加え酸性にする。
- ② ^{22}Na を含む水酸化ナトリウム溶液に、塩化鉄（Ⅲ）溶液を加える。
- ③ ^{36}Cl を含む塩化ナトリウム溶液に、硝酸銀溶液を加える。
- ④ ^{40}K を含む塩化カリウム溶液に、水酸化ナトリウム溶液を加えアルカリ性にする。
- ⑤ ^{131}I を含むヨウ化カリウム溶液に硫酸を加え酸性とし、過酸化水素を加える。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は③。

- ① 不適切。この条件では CaCl_2 の沈殿が生成されやすい。
- ② 不適切。水酸化鉄沈殿物が生成されるが ^{22}Na はイオンとして溶存し、沈殿しないと考えられる。
- ③ 適切。この条件では Ag^{36}Cl 沈殿が生成される。つまり、塩化物沈殿に放射性同位元素 ^{36}Cl がほぼ全て含まれることとなる。
- ④ 不適切。沈殿物を生成しない。
- ⑤ 不適切。 I^- は硫化物沈殿を生成しない。

【参考文献】

- [1] 吉村 崇、今こそ復習！”主任者の基礎知識—「もっと基礎を、ここが肝」編一、第5回放射性核種の放射化学的分離、Isotope News [No. 718] 2014年2月号
https://www.jrias.or.jp/books/pdf/201402_SYUNINSYA_YOSHIMURA.pdf

III-21 単核種元素（安定同位体が1つの元素）と β^- 壊変する同位体の組合せとして、最も適切なものはどれか。

	単核種元素	β^- 壊変する同位体
①	Na	^{22}Na
②	Mg	^{27}Mg
③	Cl	^{36}Cl
④	Co	^{58}Co
⑤	Cs	^{134}Cs

【解答と解説】

正解（適切なもの）は⑤。

- ① 不適切。Naは、安定同位体は ^{23}Na の一つであるが、 ^{22}Na は β^+ 壊変する核種であり、不適切。
- ② 不適切。 ^{27}Mg は β^- 壊変する核種であるが、Mgは、 ^{24}Mg 、 ^{25}Mg 、 ^{26}Mg の3つの安定同位体を持つ。
- ③ 不適切。 ^{36}Cl は β^- 壊変するが、Clは、 ^{35}Cl 、 ^{37}Cl の2つの安定同位体を持つことから不適切。
- ④ 不適切。Coは、安定同位体は ^{59}Co 一つであるが、 ^{58}Co は β^+ 壊変する核種である。
- ⑤ 適切。Csは、安定同位体は ^{133}Cs 一つであり、 ^{134}Cs は β^- 壊変する。

【参考】

[1] 桜井 弘、「元素 111 の新知識」、1999.7

III-22 次の(A)～(D)のうち、 ^{90}Sr と ^{137}Cs にともに当てはまる記述の組合せとして最も適切なものはどれか。

- (A) アルカリ土類金属である。
- (B) 骨に集まりやすい核種である。
- (C) 半減期は約30年である。
- (D) β^- 壊変する核種である。
- ① (A) と (B)
- ② (C) と (D)
- ③ (A) と (C)
- ④ (A) と (D)
- ⑤ (B) と (C)

【解答と解説】

正解は②。

- (A) 不適切。 ^{90}Sr はアルカリ土類金属であるが、 ^{137}Cs はアルカリ金属である。
- (B) 不適切。 ^{90}Sr は骨に集まりやすいが、 ^{137}Cs は血液や筋肉に集まりやすい。[1]
- (C) 適切。 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs の半減期はそれぞれ約28.8年、約30.0年である。[2]
- (D) 適切。 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs はともに β^- 壊変し、それぞれ ^{90}Y 、 ^{137}mBa 又は ^{137}Ba になる。[2]

【参考文献等】

- [1]原子力百科事典 (ATOMICA) (09-01-01-07) 人体中の放射能
[2]原子力百科事典 (ATOMICA) (08-01-01-04) 半減期

III-23 X線又は γ 線が物質に入射した場合の相互作用に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 光電効果では、入射光子が吸収物質の原子に完全に吸収され、原子の軌道電子が放出される。
- ② 光電効果は、原子核と最も近いK殻電子において最も生じやすい。
- ③ コンプトン効果では、光子と衝突する軌道電子は自由電子とみなすことができる。
- ④ コンプトン効果が起こる確率は、原子内の軌道電子数、すなわち吸収物質の原子番号に比例する。
- ⑤ 電子対生成は、入射光子エネルギーが1.02MeVより小さい場合に起こる。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は⑤。

- ① 適切。光電効果では、光子のエネルギーは全て吸収され、軌道電子の電離エネルギーと運動エネルギーに転化する。
- ② 適切。原子核との結びつきが強いK軌道電子による光電効果の断面積が大きく、L軌道、M軌道となるに従い、断面積が小さくなることが知られている。
- ③ 適切。コンプトン散乱は光子が電子と衝突し、電子を弾き飛ばして散乱する現象であるが、この際の電子は自由電子とみなすことができる。
- ④ 適切。コンプトン散乱の断面積は電子数に比例し、コンプトン散乱の原子断面積は原子番号に比例するとされる。
- ⑤ 不適切。電子対生成は、光子エネルギーが電子の静止エネルギーの2倍の1.022MeVより大きい場合でないと起こらない。

【参考文献等】

- [1] 工藤久明、原子力教科書「放射線利用」、2011.2
[2] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1

III-24 物理学的半減期12日の放射性核種が体内に取り込まれてから12日後に、体内に残留しているこの放射性核種の放射能を測定したところ、放射能は8分の1に減少していた。この放射性核種の生物学的半減期〔日〕として、最も近い値はどれか。

- ① 2 ② 3 ③ 4 ④ 6 ⑤ 12

【解答と解説】

正解は④。

放射性核種が体内に取り込まれてから12日後に放射能が8分の1に減少したということは、実行半減

期4日であることを示している。($(1/2)^{12/4}=1/8$ であるため。)

実効半減期は以下の式で求められる。[1]

$$1/T = 1/T_r + 1/T_b$$

(T : 実効半減期、 T_r : 物理学的半減期、 T_b : 生物学的半減期)

実効半減期は4日、物理学的半減期は12日であることから、上記の式にそれぞれの数値を代入すると、生物学的半減期は6日となる。

【参考文献等】

[1]原子力百科事典 (ATOMICA) (09-01-04-01) 放射性核種の体内移行と代謝

III-25 加速器に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① コッククロフト-ワルトン型加速器では、絶縁ベルト等によって電荷を電極へ運んで帯電させ、それによって発生した高電圧によって粒子を加速する。
- ② ベータトロンでは、磁束の時間的变化によって生じる誘導電場によって電子を加速する。
- ③ 線形加速器では、高周波電場によって粒子を加速する。
- ④ サイクロトロンでは、磁場によって粒子を円運動させ、高周波電場によって粒子を加速する。
- ⑤ シンクロトロンでは、粒子の軌道を一定に保ちながら、磁場によって粒子を円運動させ、高周波電場によって粒子を加速する。

【解答と解説】

正解 (不適切なもの) は①。

- ① 不適切。コッククロフト-ワルトン型加速器は多数のコンデンサーと整流器を組み合わせた倍電圧回路と呼ばれる整流回路を利用し、直流高電圧を発生させ粒子を加速する。絶縁ベルト等によって電荷を電極へ運んで高電圧を発生させる静電加速器はヴァン・デ・グラフ型加速器と呼ばれる。
- ② 適切。磁気誘導によって電子 (ベータ線) を加速する装置で、電磁石の間にドーナツ管とよぶ環状の加速管をはさんでいる。電子は、ドーナツ管のなかを磁場の方向に垂直な面内で、磁場の強さで決まる円軌道に沿って運動する。電磁石が交流で励磁されると、この円軌道内の磁束の時間的变化に比例した電場が円軌道に沿ってできるので、この電場により電子は加速される。
- ③ 適切。線形加速器には電子を加速する電子線形加速器、陽子を加速する陽子線形加速器などがあり、より高エネルギーまで加速するためのシンクロトロンの入射器として用いられることも多い。
- ④ 適切。サイクロトロンは円形加速器の一つであり、直流電磁石の間に、2つの半円形の中空電極 (ディーと呼ばれる) に高周波を送り、中心部に置かれたイオン源からのイオン (陽子からウランまで) を加速する。全体が強い磁場のなかにあるので、このイオンの軌道は曲げられて、らせん軌道を描きながら繰り返し加速される。小型サイクロトロンは病院内での短寿命 RI の製造などに用いられる。
- ⑤ 適切。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。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「加速器（高エネルギー放射線発生装置）（08-01-03-02）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-01-03-02.html

III-26 がん治療法に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① RI 内用療法では、 ^{131}I を含むヨウ化ナトリウムを投与し、甲状腺組織に選択的に取り込まれた ^{131}I の壊変に伴って放出される β^- 線によってがんを治療する。
- ② BNCT では、あらかじめホウ素化合物を投与し、腫瘍細胞内に選択的に取り込まれたホウ素と体外から照射した中性子との核反応で発生する α 粒子と反跳リチウム原子核によってがんを治療する。
- ③ ガンマナイフでは、100 個以上の線源からの γ 線が体深部の病巣に焦点を結ぶように設計されており、病巣に多くのエネルギーを与えてがんを治療する。
- ④ PET 療法では、 ^{18}F で標識されたグルコースを投与し、腫瘍細胞に選択的に取り込まれた ^{18}F の壊変に伴って放出される β^+ 線によってがんを治療する。
- ⑤ 粒子線治療では、陽子線や炭素線の物質中でのエネルギー分布がブラッグ曲線となることを利用し、体深部の病巣に多くのエネルギーを与えてがんを治療する。

【解答と解説】

- ① 非密封 RI を用いた治療法のことを RI 内用療法という。以前、わが国において、RI 内用療法といえば、 ^{131}I を用いた甲状腺機能亢進症や肺などに転移した甲状腺がんの治療を指していた。 ^{131}I を用いた RI 内用療法では、I が甲状腺組織に選択的に取り込まれることを利用している。2007 年以降には、 ^{89}Sr （骨転移巣）、 ^{90}Y （リンパ腫）を用いた治療法も開発されている。
- ② BNCT は、ホウ素中性子捕捉療法（Boron Neutron Capture Therapy）のことで、あらかじめ患部に取り込ませたホウ素化合物の中性子との核反応を利用したがん治療法である。
- ③ ガンマナイフは、一つずつの線源から発生する弱い γ 線を多くの線源から病巣部に集中して当てることで正常組織へ与える影響を抑えながら、がんを治療する方法である。
- ④ PET は、 ^{18}F で標識されたグルコースを投与し、腫瘍細胞に取り込まれた ^{18}F の壊変に伴って放出される β^+ 線が対消滅する際に発生する γ 線を検出することによって、がんの診断をする核医学診断（検査）の方法である。
- ⑤ 粒子線は、電子より重い粒子が加速されたものの総称で、陽子線を用いる施設、重粒子線として炭素イオンを用いるものがある。粒子線治療の特徴として、加速された粒子が運動を停止する直前に最大のエネルギーを放出するという性質を利用し、標的となるがん細胞に粒子が一気に放出するエネルギーを集中させることがある。アルファ線や陽子線など重荷電粒子が物質中を透過する際の単位長さあたりの電離数（比電離）の変化（エネルギーの吸収量変化）を示す曲線は、ブラッグ曲線といわれる。

よって、PET は、がんを治療するのではなく診断する方法なので、正解（不適切なもの）は④。

【参考文献等】

[1] 工藤久明、原子力教科書「放射線利用」、2011.2

III-27 点線源から離れた位置に検出器を置き放射線を測定したところ、4分間で320カウントであった。また、バックグラウンド計数は5分間で125カウントであった。正味の計数率の標準偏差 [cpm] として、最も適切なものはどれか。

- ① $\sqrt{445}$ ② 55 ③ $\sqrt{105}$ ④ $\sqrt{55}$ ⑤ 5

【解答と解説】

標準偏差 σ はバックグラウンドの測定時間、カウントをそれぞれ T_b 、 N_b 、測定対象物のそれを T_s 、 N_s とすると

$$\sigma = [(N_s/T_s^2) + (N_b/T_b^2)]^{1/2}$$

$$\text{で計算され、} [(320/16) + (125/25)]^{1/2} = 5$$

よって、正解は⑤。

【参考文献等】

[1] 西谷源展ら、放射線技術学シリーズ「放射線計測学」2003.9

III-28 次の (ア) ~ (エ) の検出器のうち、1MeV の γ 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) 表面障壁型 Si 半導体検出器
(イ) 高純度 Ge 半導体検出器
(ウ) NaI(Tl) 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 (イ) と (エ)
⑤ (ア) と (ウ)

【解答と解説】

正解 (適切な組合せ) は②。

表面障壁型 Si 半導体検出器は、表面の不感層が極めて薄い荷電粒子用の半導体検出器であり、 α 線スペクトルを分析するのによく用いられる検出器である。上記の中で、 γ 線のエネルギー測定によく用いられるのは、高純度 Ge 半導体検出器と NaI(Tl) シンチレーション検出器である。

比例計数管は、カウント当りの全電離が最初の電離現象で生み出された電離に比例するよう印加電圧が調整された計数管である。印加電圧を調整することにより、放射線が計数管内のガスと衝突することによって生じた電離を、カウント当りの全電離が最初の電離現象で生み出された電離に比例させたものである。電離箱では十分な感度を得ることのできない β 線の測定に適しているとされる。

【参考文献等】

[1] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 「比例計数管」

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1018.html

Ⅲ-29 処理能力が 800 トン／年の再処理工場で再処理することができる使用済燃料は、発電出力が 100 万 kW の原子力発電所のおおよそ何基分に相当するか。次のうち最も近い値はどれか。なお、使用済燃料の平均燃焼度を 45、000MW 日／トン、原子力発電所の熱効率及び設備利用率を、それぞれ 34%、82%と仮定する。

- ① 40 ② 35 ③ 30 ④ 25 ⑤ 20

【解答と解説】

正解は①。

原子力発電所（発電出力 100 万 kW）1 基が 1 年間稼働した場合に発生する熱量 A (J) の計算は、熱効率及び設備利用率を考慮し、下記のとおり。

$$A = 10^6 \times 10^3 \times 3600 \times 24 \times 365 \times \frac{1}{0.34} \times 0.82 = 7.6 \times 10^{16}$$

平均燃焼度が 45、000MW 日／トンの使用済燃料 1 トンから発生する熱量 B (J) の計算は下記のとおり。

$$B = 45000 \times 10^6 \times 3600 \times 24 = 3.9 \times 10^{15}$$

原子力発電所 1 基から 1 年間に発生する使用済燃料 C (トン) の計算は下記のとおり。

$$C = \frac{A}{B} = \frac{10^6 \times 10^3 \times 3600 \times 24 \times 365 \times \frac{1}{0.34} \times 0.82}{45000 \times 10^6 \times 3600 \times 24} = 19.6$$

再処理工場の年間処理能力 D (トン) を原子力発電所 1 基から 1 年間に発生する使用済燃料 C (トン) で割ると、解答の基数 E をもとめることができる。

$$E = \frac{D}{C} = \frac{800}{19.6} = 40.8$$

Ⅲ-30 我が国のエネルギー政策の基本的な方向性を示す、エネルギー基本計画における一次エネルギーの特徴に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 再生可能エネルギーは安定供給、コスト面で課題を有するものの、温室効果ガスを排出せず、国内で生産できることから、エネルギー安全保障にも寄与できる有望かつ多様で、重要な低炭素の国産エネルギー源である。
- ② 石油は一次エネルギーの 4 割程度を占め、幅広い用途がある。電源への利用は少ないが、ピーク電源として一定の機能を担っている。地政学的リスクは大きいものの、可搬性が高く、全国供給網も整い、備蓄も豊富で、他の喪失電源の代替ができる。
- ③ 石炭は温室効果ガスの排出量が多く、熱量当たりの単価が化石燃料の中で高いものの、地政学的リスクが化石燃料の中で最も低いことから、安定供給性という観点から重要なベースロード電源の燃料として位置づけられている。
- ④ 天然ガスは電源の 4 割超を占め、熱源としての効率性は高いことから利用が拡大している。石油と比べ地政学的リスクも低く、化石燃料の中で温室効果ガスの排出が最も少ない。
- ⑤ 原子力は燃料投入量に対するエネルギー出力が大きく、数年にわたり国内保有燃料だけで生産が維持できる低炭素の準国産エネルギーで、優れた安定供給性・効率性を有し、運転コストも低廉で、エネルギー需給構造の安定性に寄与する。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は③。

- ① 適切。エネルギー基本計画 17 ページに再生エネルギーの位置づけの記載があり、問題文通りの内容が記載されている。
- ② 適切。エネルギー基本計画 21 ページに石油の位置づけの記載があり、問題文通りの内容が記載されている。
- ③ 不適切。エネルギー基本計画 20 ページに関連する記載がある。石炭は、現状において安定供給性や経済性に優れた重要なベースロード電源の燃料として評価されているが、再生可能エネルギーの導入拡大に伴い、適切に出力調整を行う必要性が高まると見込まれることから、フェードアウトに取り組むなど、長期を展望した環境負荷の低減を見据えつつ活用していくエネルギー源であるとされている。
- ④ 適切。エネルギー基本計画 20 ページに関連する記載がある。問題文通りの内容が記載されている。
- ⑤ 適切。エネルギー基本計画 19 ページに原子力の位置づけの記載があり、問題文通りの内容が記載されている。

【参考文献等】

[1] エネルギー基本計画、2018.7

III-31 実効線量限度に関する次の我が国の法令に定められている放射線業務従事者の被ばく限度に係る記述の□に該当する数値の組合せとして、最も適切なものはどれか。

事業者は、管理区域内において放射線業務に従事する労働者（以下「放射線業務従事者」という。）の受ける実効線量が五年間につき□a□ミリシーベルトを超えず、かつ一年間につき□b□ミリシーベルトを超えないようにしなければならない。

事業者は、上記にかかわらず、女性の放射線業務従事者（妊娠する可能性がないと診断されたもの及び妊娠しているものを除く。）の受ける実効線量については、三月間につき□c□ミリシーベルトを超えないようにしなければならない。

事業者は、放射線業務従事者の受ける等価線量が、眼の水晶体に受けるものについては一年間につき□d□ミリシーベルト、皮膚に受けるものについては一年間につき□e□ミリシーベルトを、それぞれ超えないようにしなければならない。

	a	b	c	d	e
①	100	50	5	150	500
②	100	50	3	150	500
③	200	100	5	100	300
④	200	100	3	100	300
⑤	250	100	5	150	500

【解答と解説】

正解は①。

電離放射線障害防止規則に以下の内容が規定されている。

（放射線業務従事者の被ばく限度）

第四条 事業者は、管理区域内において放射線業務に従事する労働者（以下「放射線業務従事者」という。）の受ける実効線量が五年間につき百ミリシーベルトを超えず、かつ、一年間につき五十ミリシーベルトを超えないようにしなければならない。

2 事業者は、前項の規定にかかわらず、女性の放射線業務従事者（妊娠する可能性がないと診断されたもの及び第六条に規定するものを除く。）の受ける実効線量については、三月間につき五ミリシーベルトを超えないようにしなければならない。

第五条 事業者は、放射線業務従事者の受ける等価線量が、眼の水晶体に受けるものについては一年間につき百五十ミリシーベルト、皮膚に受けるものについては一年間につき五百ミリシーベルトを、それぞれ超えないようにしなければならない。

【参考文献等】

[1] 電離放射線障害防止規則

III-32 核セキュリティに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。なお、原子炉等規制法は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」のことをいう。

- ① 米国同時多発テロ事件以降、放射性物質の発散装置（いわゆる「汚い爆弾」）の脅威も懸念されるようになり、核爆発装置に用いられる核燃料物質だけでなく、あらゆる放射性物質が防護の対象となってきた。
- ② 我が国では原子炉等規制法により、原子力施設に対する妨害破壊行為、核物質の輸送や貯蔵、原子力施設での使用等に際して核物質の盗取を防止するための対策を原子力事業者等に義務付けている。
- ③ 原子力事業者等は、核物質防護規定の遵守状況、防護措置が的確に実施されていること及び事業者等が講じた防護措置の有効性を定期的に確認することが義務付けられており、必要に応じて国は立入検査を行う。
- ④ 米国オバマ大統領の提唱により核セキュリティ・サミットが2010年より開催され核テロへの認識を高めるとともに、各国における核物質の最小化や防護強化を含め、核セキュリティ強化に向けた世界の取組が促進されている。
- ⑤ 核セキュリティ文化の根幹は、核テロ等の脅威が確実に存在すること及び核セキュリティの維持の重要性を認識し、各個人の役割をしっかりと果たすことにある。そのためには、定期的な教育を実施することが重要である。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は③。

- ① 適切。従来の核物質防護では規制対象が核物質であったが、核セキュリティにおいては、核物質のみならず放射性廃棄物も規制の対象とされる。同時多発テロ以降、テロリストによる原子力施設への妨害破壊行為や、放射性物質を封入した爆弾（ダーティボム；汚い爆弾）により放射能汚染といった飛散行為などへの関心が高まり、核セキュリティが広く使用されるようになった。
- ② 適切。
- ③ 不適切。国による核物質防護規定の順守状況等の検査は定期的に行うことが定められている。
- ④ 適切。米国同時多発テロ（2001年9月11日）以降、国際社会は新たな緊急性を持ってテロ対策を見直し、取組が強化されている。2009年4月オバマ米大統領がプラハ（チェコ）において演説を行い核テロは地球規模の安全保障に対する最も緊急かつ最大の脅威とした上で核セキュリティ・サミットを提唱。2010年より同サミットが開催されており、世界の取組が促進されている。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

[1] 核物質管理センターホームページ

<https://www.jnmcc.or.jp/agree/tabid165.html>

[2] 原子炉等規制法

[3] 原子力白書平成30年版

<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/hakusho2019/zentai.pdf>

[4] 外務省ホームページ

https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku_secu/index.html

III-33 国際エネルギー機関(IEA)は、ほぼ毎年、世界エネルギー展望 (WorldEnergy Outlook) を刊行して、世界のエネルギー情勢の概観、展望などをまとめている。

昨年の“World Energy Outlook 2018 (WEO-2018)”では、世界のエネルギー傾向と、それが今後の需給・炭素排出・大気汚染・エネルギーアクセスに及ぼす影響の見通しを報告した。その報告に関する次の記述の□に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

世界のエネルギー市場は、輸送等の□ a □や□ b □の拡大、□ c □の生産の変動、□ d □市場の拡大など大きく変化しており、政府の適切な政策選択が極めて重要だという。エネルギー消費の中心がアジアに移行する中、□ c □市場は 2020 年代初めに供給不足となる可能性があり、□ d □の需要も増加する。太陽光発電は急増しているが、他の低炭素技術や省エネ政策の促進も必要だと指摘する。現行及び計画された政策を実施するシナリオでは、エネルギー需要は 2040 年には 25%以上増加する見込みで、新たなエネルギー供給への投資に年間 2 兆ドル以上が必要となる。電力市場では、2040 年には発電量に占める□ b □の割合が現在の 25%から 40%以上に拡大するが、電力安定供給に向けた市場改革、送電網への投資、スマートメーターや蓄電など需要応答技術の向上が急務だという。

	a	b	c	d
①	電化	天然ガス	石炭	再生可能エネルギー
②	液体燃料化	再生可能エネルギー	石油	石炭
③	液体燃料化	天然ガス	シェール	再生可能エネルギー
④	電化	再生可能エネルギー	石油	天然ガス
⑤	電化	原子力	天然ガス	再生可能エネルギー

【解答と解説】

正解は④。

World Energy Outlook 2018 (WEO-2018) は参考文献[1]から購入できる。

World Energy Outlook 2019 (WEO-2019) の日本語要旨は参考文献[2]からダウンロードできる。

World Energy Outlook に関連した問題は平成 30 年度も出題されている。

【参考文献等】

[1] 国際エネルギー機関 (IEA) ホームページ

<https://www.iea.org/reports/world-energy-outlook-2018>

[2] 国際エネルギー機関 (IEA) ホームページ

<https://webstore.iea.org/download/summary/2467?fileName=Japanese-Summary-WEO2019.pdf>

III-34 第5次エネルギー基本計画は2030年、さらに2050年を見据えた新たなエネルギー政策の方向性を示すものとして2018年7月3日に閣議決定された。次の原子力発電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。

準国産エネルギーに位置付けられる原子力については、 a 技術の向上を始めとして、国内外の原子力利用を取り巻く環境変化に対応し、その技術課題の解決のために積極的に取り組む必要がある。その際、安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である。まず、万が一の事故のリスクを下げていくため、過酷事故対策を含めた a の一層の安全性・信頼性・効率性向上に資する技術の開発を進める。また、水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する b など、安全性の高度化に貢献する技術開発を、海外市場の動向を見据えつつ国際協力の下で推進する。さらに、原子力利用の安全性・信頼性・効率性を抜本的に高める新技術等の開発を進める。このような取組を支えるため、人材育成や研究開発等に必要な試験研究炉の整備を含め、産学官の垣根を越えた人材・技術・産業基盤の強化を進める。なお、こうした取組を進めるに当たっては、 c や d を含む革新的な原子炉開発を進める米国や欧州の取組も踏まえつつ、国は長期的な開発ビジョンを掲げ、民間は創意工夫や知恵を活かしながら、多様な技術間競争と国内外の市場による選択を行うなど、戦略的柔軟性を確保して進める。

	a	b	c	d
①	軽水炉	高速炉	小型モジュール炉	熔融塩炉
②	高速炉	高温ガス炉	軽水炉	小型モジュール炉
③	軽水炉	高温ガス炉	小型モジュール炉	熔融塩炉
④	高速炉	小型モジュール炉	軽水炉	高温ガス炉
⑤	軽水炉	小型モジュール炉	高速炉	高温ガス炉

【解答と解説】

正解は③。

エネルギー基本計画 p88 の取り組むべき技術課題として、記載のある内容が抜粋されている。

【参考文献等】

[1] エネルギー基本計画

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf

III-35 約 70%の稼働率で運転されている電気出力 100 万 kW の原子力発電所の年発電電力量は、約 6,100GWh (約 5.2×10^{15} cal) である。この原子力発電所の代替として、設備利用率 100%の LNG 火力発電所を 1 年間発電するものとする。このためには、LNG 調達に必要な燃料購入費用と CO₂ 排出量オフセットする CO₂ クレジット購入費用が必要となる。このとき、燃料購入費用と CO₂ クレジット購入費用の合計 [億円] として、最も近い値はどれか。ただし、LNG 火力発電所の熱効率は 50%、LNG の発熱量は 1.3×10^{10} cal/ton、LNG の CO₂ 排出係数は 2.0×10^{-4} g CO₂/cal、LNG の価格は 57,000 円/ton、CO₂ クレジット価格は 2,000 円/ton-CO₂ とする。

- ① 200 ② 300 ③ 400 ④ 500 ⑤ 600

【解答と解説】

地球温暖化防止のため、先進国は京都議定書に基づいて、CO₂ の排出量上限を決めているが、自国の排出削減努力だけで削減しきれない分について、排出枠に満たない国の排出量を取引することができることとなっており、クレジットとして取り扱われ、その取引単位は、1t-CO₂ である。

本問は、その計算に係る問題である。必要な燃料から、CO₂ 量を計算し、費用に換算すればよい。

5.2×10^{15} cal のエネルギーを LNG 火力発電所で得るために A ton の LNG が必要だとすると、
 5.2×10^{15} [cal] = A [t] \times 1.3×10^{10} [cal/ton] \times 50 [%] / 100 [%] であるから、

$$\begin{aligned} A \text{ [t]} &= 5.2 \times 10^{15} / (1.3 \times 10^{10} \times 0.5) \\ &= 8.0 \times 10^5 \text{ [t]} \end{aligned}$$

よって、LNG 燃料購入費は、57,000 円 \times 8.0×10^5 [t] = 456 億円 $\dots \dots$ ①

その CO₂ 排出量 C [t] は、

$$\begin{aligned} C \text{ [t]} &= 5.2 \times 10^{15} \text{ [cal]} / (50 \text{ [%]} / 100 \text{ [%]}) \times 2.0 \times 10^{-4} \text{ [g CO}_2\text{/cal]} \times 10^{-6} \text{ [g/t]} \\ &= 2.08 \times 10^6 \text{ [t]} \end{aligned}$$

CO₂ クレジット購入費用は

$$2,000 \text{ 円} \times 2.08 \times 10^6 \text{ [t]} \approx 42 \text{ 億円} \dots \dots \text{ ②}$$

よって①+②から約 500 億円となり、正解は④。

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 軽水炉の核燃料サイクルに関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① ウラン濃縮法には、原子核の励起状態の違いを利用するガス拡散法や遠心分離法、質量の違いを利用するレーザ法などがある。
- ② 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。
- ③ 燃料ペレットの加工では、細かい燃料の粉末を成型し、高温で焼結した後に、研削して形状を整える。
- ④ 燃料棒の加工では、被覆管内に燃料ペレットやコイルばねを挿入し、さらに燃料棒のつぶれや PCI を軽減する目的で、加圧した窒素ガスが封入される。
- ⑤ ビューレックス法では、塩酸で溶解させた使用済燃料を、核燃料物質と核分裂生成物に分離することができる。

【解答と解説】

- ① ウラン濃縮法のうち、ガス拡散法や遠心分離法は質量の違いを利用しており、レーザ法では、原子核の励起状態を利用している。本肢はこれが逆転した記載となっており、不適切。
- ② 通常、ウラン精鉱から六フッ化ウラン (UF_6) を製造する過程を「転換」といい、再転換とは、 UF_6 から二酸化ウランへの変換することを指す。本肢は不適切である。
- ③ 燃料ペレットの加工においては、二酸化ウラン粉末を圧縮成形して円筒形状の成形体（グリーンペレット）とし、これを約 $1700^{\circ}C$ の水素雰囲気中で焼成して焼結ペレットとした後、焼結ペレットの外周を研削し、精度よく仕上げ加工している。
- ④ 燃料棒の加工では、被覆管内に燃料ペレットやコイルばねを挿入した後、ペレットから被覆管への熱の伝達を良くするため、ヘリウムガスが導入される。本肢は窒素ガスとしており、不適切。
- ⑤ ビューレックス法は、再処理工程で用いられる溶媒抽出の方法であり、溶解は硝酸溶液で行われる。本肢は不適切である。

よって、正解（適切なもの）は③。

【参考】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「六フッ化ウランの製造（ウランの転換）（04-04-02-01）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-04-02-01.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「六フッ化ウランから二酸化ウランへの再転換（04-06-02-01）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-06-02-01.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「ペレット製造工程（04-06-02-03）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-06-02-03.html
- [4] 原子力安全研究協会、「軽水炉燃料のふるまい」、2013 年 3 月

III-2 中性子と物質の相互作用に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 中性子が物質中の原子核と反応を起こす確率に物質の原子個数密度を掛け合わせた量を巨視的断面積といい、長さの逆数の次元を持っている。
- ② 全断面積は散乱断面積と吸収断面積の和である。
- ③ 共鳴吸収断面積は、中性子のエネルギーと物質の温度に依存する。
- ④ 非弾性散乱反応にはしきいエネルギー（しきい値）がある。
- ⑤ 核分裂性の物質の核分裂断面積は、熱中性子領域では中性子のエネルギーにほぼ反比例する。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は⑤。

- ① 適切。平均自由行程は中性子が物質中で生まれてから原子核と衝突するまでに直線飛行する平均距離である。平均自由行程を λ 、熱中性子の巨視的断面積を Σ_t 、ウランの原子個数密度を N 、微視的断面積を σ_t とすると、次式が成り立つ。

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

つまり、 $\Sigma_t = N\sigma_t = 1/\lambda$ であり、長さの逆数の次元を持つ。

- ② 適切。全断面積 σ_t は、散乱断面積 σ_s と吸収断面積 σ_a の和で表される。
- ③ 適切。1eV以下のエネルギーの低い領域では、断面積は $1/v$ （ $=1/\sqrt{E}$ ）に比例して減少する。しかし1eV付近より上では大きな凹凸を繰り返す。これを共鳴といい、中性子のエネルギーが複合核の励起準位と一致したときに核反応が起こりやすくなることを示している。また、中性子と原子核との相互作用は、両者の相対運動のエネルギーに関係する。物質中の原子核は熱運動をしているので、中性子と原子核の相対運動のエネルギーは一定ではなく広がりをもったものとなり、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。
- ④ 適切。非弾性散乱では一度に大きなエネルギーを失わせうが、しきい値があり（ ^{238}U では44keV、 ^{12}C では4.8MeV）、それより高いエネルギーの中性子しか反応を起こさない。
- ⑤ 不適切。核分裂断面積は中性子の速度に反比例して減少し、中性子のエネルギー E の \sqrt{E} に反比例する。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子核物理の基礎（5）断面積（03-06-03-05）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-03-05.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉物理の基礎（6）中性子減速理論（03-06-04-06）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-06.html

Ⅲ-3 核燃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 天然に存在する ^{235}U は、主に自発核分裂によってその数を減らしている。
- ② 天然に存在するウランのうち、熱中性子によって核分裂を起こすのは主に ^{235}U である。
- ③ 天然に存在するウランに含まれる ^{238}U は、親物質と呼ばれる。
- ④ 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ない。
- ⑤ ^{239}Pu は、 ^{239}Np が β^- 壊変して生成される。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は①。

- ① 不適切。 ^{235}U はアクチニウム系列の核種で主に α 崩壊によって、その数を減らす。
- ② 適切。 ^{235}U は、原子炉の燃料に使われており、熱中性子によって核分裂を起こす核種である。
- ③ 適切。 ^{238}U 、 ^{232}Th などのように、それ自身は核分裂性物質ではないが、原子炉などの中で中性子を吸収して ^{239}Pu 、 ^{233}U などの核分裂性の核種に変換する物質を親物質という。
- ④ 適切。天然に存在するトリウムには、そのほとんどが ^{232}Th であり、トリウム炉といわれる原子炉においても、 ^{232}Th が中性子を吸収して生じる ^{233}U を燃料とすることが考えられている。なお、高速中性子により核分裂が発生する場合はある。
- ⑤ 適切。 ^{239}Pu の生成過程の一つとして、天然ウランの 99.3% を占める ^{238}U に中性子が当たると ^{239}U を生成するが、間もなく β 線を出して ^{239}Np となり引き続き ^{239}Pu に変わる過程がある。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「親物質」（用語解説）

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_218.html

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

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-04-11-01.html

[3] 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

III-4 原子炉の動特性や臨界に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 遅発中性子先行核とは、核分裂生成物のうち、 α 壊変に伴い中性子を放出する ^{87}Br や ^{137}I などの核種である。
- ② 遅発中性子割合は核分裂する核種によって異なり、 ^{239}Pu の遅発中性子割合は ^{235}U よりも大きい。
- ③ 即発臨界は遅発中性子を考慮せずに即発中性子だけで臨界になる状態であり、遅発臨界は遅発中性子だけで臨界になる状態である。
- ④ 即発跳躍とは、反応度投入直後に遅発中性子先行核の濃度が急変することであり、投入される反応度の絶対値が大きいほど変化も大きくなる。
- ⑤ 原子炉を停止する際、どんなに大きな負の反応度を加えても、ペリオドは約 80 秒よりも短くはない。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は⑤。

- ① 不適切。遅発中性子先行核は、一部の核分裂片が β 崩壊する際に中性子を放出して崩壊する核種で、問題文で挙げられた ^{87}Br や ^{137}I などがある。 ^{87}Br は約 55 秒の半減期で β -壊変して Kr に ^{137}I は Xe になる。
- ② 不適切。熱中性子に対する遅発中性子割合は $^{235}\text{U} : 0.00651$ 、 $^{239}\text{Pu} : 0.00216$ であり、 ^{239}Pu の方が遅発中性子割合は小さい。
- ③ 不適切。遅発臨界は即発中性子と遅発中性子の両方によって臨界に達すること。
- ④ 不適切。「…遅発中性子先行核の濃度…」ではなく「…中性子束…」であれば正しい。なお、反応度 ρ が与えられた瞬間、中性子束が急変する現象を即発跳躍といい、遅発中性子の生成割合を β とすると中性子束が $\beta / (\beta - \rho)$ 倍となる。
- ⑤ 適切。大きな負の反応度を投入しても、中性子密度の減衰は、遅発中性子第 1 組の崩壊定数 ($\lambda_1 \approx 0.0125$) より小さくなることはない。このため、ペリオド 80 秒より短くはない。

【参考文献等】

[1] 岡嶋成晃ら、原子力教科書「原子炉物理学」、2012.3

[2] ラマーシュ、「原子炉の初等理論(下)」、1976.4

[3] 原子力百科事典 ATOMICA 用語解説

即発臨界 https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_495.html

遅発臨界 https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1548.html

III-5 バックリング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 k_{∞} は無限増倍率、 M^2 は移動面積、 ϕ は中性子束とする。

- ① 臨界方程式 $\frac{k_{\infty}}{1+M^2B^2} = 1$ を満足する B^2 を材料バックリングという。
- ② $\nabla^2\phi + B^2\phi = 0$ を満足する B^2 は形状バックリングである。
- ③ 外挿距離を含む一辺の長さ a の立方体の形状バックリングは $B^2 = 3 \left(\frac{\pi}{a} \right)^2$ で与えられる。
- ④ 形状バックリングが大きい炉心ほど、炉心からの漏れは小さい。
- ⑤ 材料バックリングと形状バックリングが等しいとき、臨界となる。

【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。中性子の洩れは表面積 R^2 に比例し、一方中性子の発生は体積 R^3 に比例するから、洩れの割合／発生の割合という比は $1/R$ に比例すると考えられる（ R が小さいほど漏れの割合は大きい）。例えば、球の場合、半径を r とすると形状バックリング（幾何学的バックリング）は $(\pi/r)^2$ で表され、 r が小さいほど大きい。形状バックリングが大きいほど、炉心からの中性子の漏れは大きい。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] ジェームス J. ドゥデルスタット、「原子炉の理論と解析（上）」、2001.3
- [2] ラマーシュ、「原子炉の初等理論（上）」、2002.1
- [3] 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

III-6 発電用原子炉（熱中性子炉）の臨界に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 極低出力の状態では、同じ制御棒位置で任意の中性子束（任意の出力）で臨界にすることができる。
- ② 臨界状態では無限増倍率（ k_{∞} ）は 1 となる。
- ③ 高速中性子は全て減速されてから核分裂に寄与する。
- ④ 制御棒による中性子の吸収は主として熱化される前の減速途中で起きる。
- ⑤ 燃料棒の内部では中性子のエネルギーはマクスウェル分布に従う。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は①。

- ① 適切。極低出力では、出力上昇させる場合に一時的に制御棒を引き抜くことで超臨界状態とし中性子数が指数関数的に増加するのを利用して変化させ、その後制御棒を元の位置に戻し臨界状態とすることで任意の中性子束（出力）で臨界にすることができる。ここで、極低出力では燃料や冷却材温度が上昇せず、これらによる反応度フィードバックが生じないため、出力変化前後で同じ制御棒位置で臨界とできる。なお、軽水炉であれば、再循環流量制御（BWR）や冷却水中のホウ酸濃度調整（PWR）など制御棒以外の制御により出力を変化させることも可能である。
- ② 不適切。無限増倍率は中性子の漏れを想定しない無限大の体系化での増倍率であり、実際には中性子の漏れがあるため1より大きくなってはいけない。臨界時には実効増倍率が1となる。
- ③ 不適切。熱中性子炉においては、そのほとんどが減速された熱中性子によって核分裂を起こすが、高速中性子に対しても核反応断面積を有しており、寄与は小さいものの高速中性子の一部は高速のまま核分裂に寄与すると考えられる。
- ④ 不適切。制御棒による中性子吸収は、大部分は熱中性子領域で起こる。
- ⑤ 不適切。燃料棒内の中性子エネルギーは、平均2MeVにピークを有する核分裂中性子による高速中性子群の分布と燃料によって吸収された熱中性子群の分布の組み合わせとなる。実際の熱中性子炉における低エネルギーの中性子のスペクトルは、吸収や炉外への洩れの影響があり若干の違いはあるものの、近似的にはこのマックスウェル分布で表すことができるとされる。

【参考文献等】

- [1] 岡嶋成晃ら、原子力教科書「原子炉物理学」、2012.3
- [2] 岡芳明、原子力教科書「原子炉動特性とプラント制御」、2008.3
- [3] 原子力安全研究協会、軽水炉発電所のあらまし、2008.9
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「無限増倍率」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1922.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「実効増倍率」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1921.html
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA「原子炉物理の基礎(1) 原子炉の構造と核分裂連鎖反応 (03-06-04-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-01.html
- [7] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉の炉心核設計概論 (03-06-01-04)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-01.html
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉材料の基礎(2) (03-06-01-10)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-01-10.html
- [7] ジェームス J ドウデルスタット、「原子炉の理論と解析(下巻)」、2001.10

III-7 濃縮度 4wt%のウランが 1kg ある。このウランに含まれる ^{235}U が全て核分裂したときに発生するエネルギー [MWd] に最も近い値はどれか。ただし 1 個の ^{235}U の核分裂で発生するエネルギーを 200MeV、質量数を 235、アボガドロ定数を $6.0 \times 10^{23} \text{mol}^{-1}$ とし、 $1\text{eV} = 1.6 \times 10^{-19} \text{J}$ とする。

- ① 4 ② 40 ③ 400 ④ 4000 ⑤ 40000

【解答と解説】

^{235}U の重量は、 $1\text{kg} \times 0.04 = 40[\text{g}]$ 。

これは、 $40/235[\text{mol}]$ であるから、

$$(40/235) \times 6.0 \times 10^{23} \times 200 \times 10^6 \times 1.6 \times 10^{-19}[\text{J}] \doteq 3.27 \times 10^{12}[\text{J}]$$

$$1[\text{MWd}] = 1 \times 10^6 \times 24 \times 3600 = 8.64 \times 10^{10}[\text{J}]$$

よって、 $3.27 \times 10^{12} \div 8.64 \times 10^{10} \doteq 37.8$ となる。正解は②。

III-8 沸騰水型原子炉（BWR）或いは加圧水型原子炉（PWR）に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① PWR の制御棒クラスタは、反応度価値の大きい順に選択した 2 本の制御棒クラスタが全引抜位置のまま挿入できない場合でも、高温停止状態で必要な反応度停止余裕を与える設計となっている。
- ② BWR に固有な出力及び反応度の制御方法として、炉心を流れる冷却材流量を変えて反応度を制御する方法がある。このような流量変化による反応度調整能力は、運転による反応度変化の補償に利用することができる。
- ③ BWR の使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料集合体間の間隔を取ることで、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、その上でプール水温、使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置などについて想定されるいかなる場合にも臨界を防止できる設計としている。
- ④ BWR では、新燃料集合体の燃料棒の一部に、可燃性毒物である中性子吸収材を数%程度含有した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。
- ⑤ PWR においては、低温から高温までの温度変化による反応度変化、サイクル運転期間に相当する余剰反応度、キセノンなどの核分裂生成物の濃度変化など比較的緩やかに変化する反応度は、一次冷却材中のホウ素濃度調整によって制御される。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は①。

- ① 不適切。PWR の制御棒クラスタは、最大効果を持つ 1 体が全挿入できない場合でも、高温状態で必要な反応度停止余裕を持って炉心を停止できるよう設計されている。
- ② 適切。BWR では再循環流量を変化させボイドの反応度の特性を利用しつつ反応度を制御する方法が制御方法の一つとしてとられている。
- ③ 適切。使用済燃料貯蔵プールでは、稠密ラックを使用して貯蔵容量の増加を図りつつ、未臨界となるように設計されている。
- ④ 適切。ガドリニアなどの可燃性毒物を二酸化ウランに数%混合してペレットを加工し、余剰反応度の調整をしている。
- ⑤ 適切。PWR では制御棒の他、一次冷却水中のホウ素濃度調整で反応度を制御している。

【参考文献等】

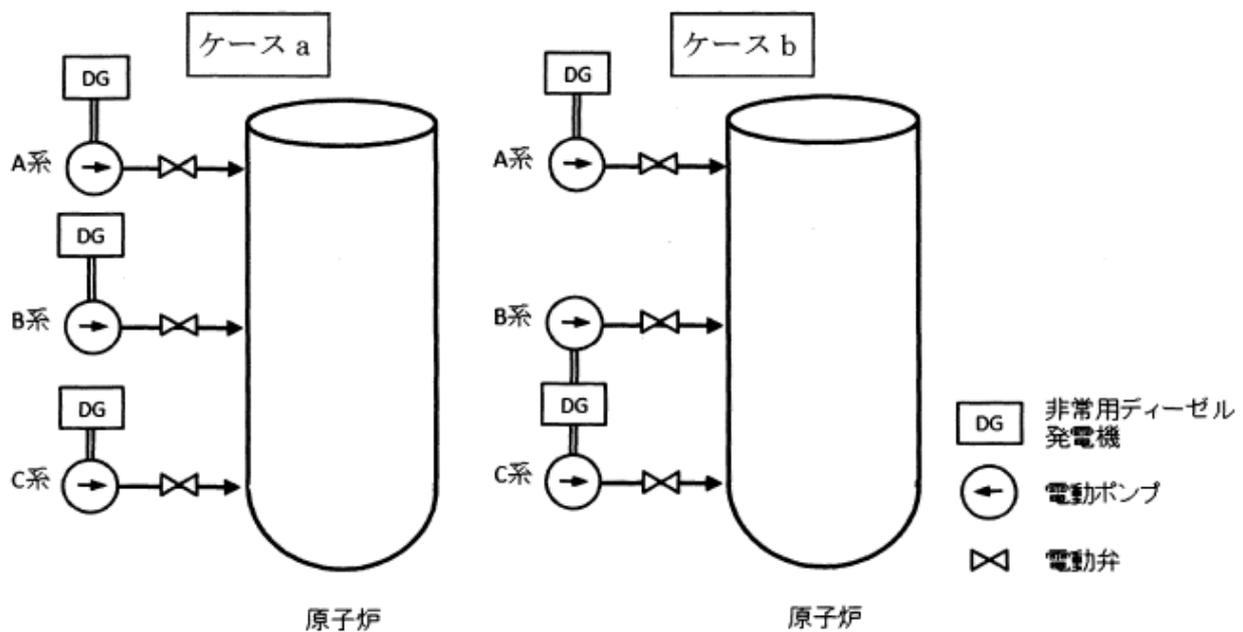
[1] 岡芳明、原子力教科書「原子炉設計」、2010.7

- [2] 原子力安全研究協会、「軽水炉燃料のふるまい」、2013.3
- [3] 神田誠ら、原子力教科書「原子力プラント工学」、2009.2
- [4] 原子力安全研究協会、「軽水炉発電所のあらまし」、2008.9

III-9 発電用軽水炉の非常用炉心冷却系は、外部電源喪失により、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する。A系とB系の2系統の非常用炉心冷却系を有する原子炉に、同一の機器から構成されるC系を増設して3系統の非常用炉心冷却系を備えることとした。このとき、C系統にも独自のディーゼル発電機を設置する場合（ケース a）とC系統のディーゼル発電機をB系統と共用する場合（ケース b）とを検討した。この変更によって原子炉への注水に失敗する確率のおおよその変化として、最も適切な組合せは①から⑤のうちどれか。

なお、系統の信頼度を決定する要素としては、非常用ディーゼル発電機、電動ポンプ、電動弁のみであるとする。ここで、各機器の作動失敗は全て互いに独立した事象とし、作動失敗の確率を以下のように仮定する。

- ・ 非常用ディーゼル発電機の起動失敗の確率 2×10^{-3} / 要求
- ・ 電動ポンプの起動失敗の確率 4×10^{-3} / 要求
- ・ 電動弁の開動作失敗の確率 4×10^{-3} / 要求



	ケース a	ケース b
①	25 分の 1	4 分の 1
②	25 分の 1	10 分の 1
③	50 分の 1	変わらない
④	100 分の 1	5 分の 1
⑤	100 分の 1	25 分の 1

【解答と解説】

非常用ディーゼル発電機の起動失敗の確率を P_1 、電動ポンプの起動失敗の確率を P_2 、電動弁の開動作失敗の確率を P_3 とする。

この系統において、

$$1 \text{ つの系の失敗確率} : 1 - (1 - P_1)(1 - P_2)(1 - P_3)$$

$$2 \text{ つの系が同時に失敗する確率} : \{1 - (1 - P_1)(1 - P_2)(1 - P_3)\}^2$$

$$3 \text{ つの系が同時に失敗する確率} : \{1 - (1 - P_1)(1 - P_2)(1 - P_3)\}^3$$

である。

〔変更前〕のケースは、A系（1系統）が起動に失敗する確率は、厳密には、

$(P_1 + P_2 + P_3 - P_1P_2 - P_2P_3 - P_1P_3 + P_1P_2P_3)$ であるが、下線の項は、それより前の項より十分小さく無視すると、A系に加えてB系も注水に失敗する確率は、 $(P_1 + P_2 + P_3)^2$ となる。

〔変更後のケース a〕のケースでは、これにC系統も同じ構成であるから、注水に失敗する確率は、 $(P_1 + P_2 + P_3)^3$ となり、変更前に比べると、 $(2 \times 10^{-3} + 4 \times 10^{-3} + 4 \times 10^{-3}) = 0.01$ 倍となることから100分の1程度と考えられる。

次に、ケース b について考える。

〔変更後のケース b〕のケースでは、A系の失敗する確率は変わらないが、B-C系は、以下の通りとなる。

$$\text{電動ポンプと電動弁のどちらか又は両方が失敗する確率} : 1 - (1 - P_2)(1 - P_3)$$

$$2 \text{ 重化された部分が失敗する確率} : \{1 - (1 - P_2)(1 - P_3)\}^2$$

である。ケース a と同様に考えると、DGが正常に起動した場合にB系が注水に失敗するのは $P_2 + P_3$ 、これに加え、C系が注水に失敗するのは、 $(P_2 + P_3)^2$ となる。

これに、DGが起動失敗する確率を加え、 $P_1 + \frac{(P_2 + P_3)^2}{P_1 + P_2 + P_3}$ となるが、下線部を同様に無視すると、変更前 $(P_1 + P_2 + P_3)^2 = (P_1 + P_2 + P_3)(P_1 + P_2 + P_3)$ から
ケース b 変更後 $= (P_1 + P_2 + P_3) P_1$ となり、 $P_1 / (P_1 + P_2 + P_3)$ 倍、すなわち、5分の1程度になる。

よって、正解は④。

Ⅲ-10 原子力発電所の機器・構造物の損傷や経年劣化事象に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 粒界型応力腐食割れ（IGSCC）は、溶接熱影響による材料の鋭敏化、高溶存酸素の水環境、高引張応力の 3 要因がある一定の条件を満たした場合に発生し、結晶粒界に沿って割れが進展する。
- ② 流れ加速型腐食は、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、管壁近傍の流れによって母材の酸化・溶解が促進されて、腐食が加速する減肉現象で、流れが大きく乱れる配管部位で主に発生する。
- ③ 蒸気と液滴が混在する蒸気系配管において、加速された液滴が配管壁面に衝突して発生する大きな衝撃力によって、その配管壁面部分の表面酸化膜或いは母材そのものが浸食される現象が液滴衝撃エロージョンで、直線部の配管で発生しやすい。
- ④ 電気・計装設備に用いられるケーブルでは、熱や放射線等によって絶縁部に使用されているゴムやプラスチック等が時間経過とともに変質して絶縁低下が生じる。発電機や変圧器では、通電により内部で発生する熱等によって同様の絶縁低下が生じる。
- ⑤ コンクリートの経年劣化事象の代表例では、コンクリート中の水酸化カルシウムと大気中の二酸化炭素との反応によってコンクリートの pH が表面から徐々に低下し、鉄筋の保護機能が失われ、鉄筋が腐食して膨張し、コンクリートのひび割れが生じる。

【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。液滴衝撃エロージョンは、一般には、エルボー・ティー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。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「応力腐食割れの発生・成長機構と研究動向（02-07-02-22）」
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 「原子力発電施設の高経年化対策と関連研究（06-01-01-12）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_06-01-01-12.html
- [4] 出町和之、原子力教科書「原子力保全工学」、2010.2
- [5] 田中政直、「電気材料 新材料の方向づけ」、1989

Ⅲ-11 軽水炉の冷却材が失われる事故時には、燃料被覆管の損傷並びに燃料ペレットの溶融などによって核分裂生成物が主冷却系に放出される。その核分裂生成物は主冷却系から格納容器内へと移行し、環境へと放出される可能性がある。この過程について、次のうち最も不適切なものはどれか。

- ① 高温の水蒸気とジルカロイ製燃料被覆管が接触すると、急激なジルコニウム-水反応によって水素が発生する。
- ② 核分裂生成物のうち揮発性が高い元素にはセシウム、ヨウ素、ネオジムが含まれ、これらは燃料から放出されやすい。
- ③ 核分裂生成物のうちクリプトン、キセノンは希ガスであり、これらが燃料ペレットから燃料棒内に放出されると燃料棒内圧上昇の原因となる。
- ④ 放射性物質の移行経路の途上に冷却水がある場合、プールスクラビング効果によってガス及びエアロゾル状の放射性物質の一部が除去される。
- ⑤ 燃料から放出された放射性物質の一部は、温度が低い構造物表面や床面へ沈着することがある。

【解答と解説】

- ① 適切。
- ② 不適切。ネオジムはランタノイドの一つで、揮発性は高くない。揮発性が高いものとしては、**Kr, Xe, I, Cs** が挙げられる。
- ③ 適切。
- ④ 適切。FP 放出経路中に水が存在すればヨウ素の大半が除去されることは、TMI-2 事故時のヨウ素放出が非常に少なかったことの原因の一つであり、このような水層によるヨウ素除去効果を確認するため、プールスクラビング試験が行われたこともある。BWR では、格納容器フィルターベントとして、主フィルタ装置に水スクラバー（ガスが水中を通過する過程での捕集）と金属フィルタの組み合わせが採用され、粒子状放射性物質を除去する対応が採られるプラントもある。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 「軽水炉燃料のふるまい」、原子力安全研究協会、2013.3
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「シビアアクシデント時の FP 挙動とソースターム評価 (06-01-01-11)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_06-01-01-11.html
- [3] 桜井弘、「元素 111 の新知識」、1999.7
- [4] 「原子力のいまと明日」、日本原子力学会編

Ⅲ-12 高速炉或いは高温ガス炉に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 高速炉の主要な中性子エネルギー範囲では核分裂生成物は大きな吸収断面積を持つことがないので、高速炉では軽水炉におけるキセノンの毒物効果を考慮しなくても良い。
- ② 高温ガス炉では、冷却材にヘリウムを採用すること、及び被覆燃料粒子の開発によって、1000°C 近くの高い原子炉冷却材温度を達成できるようになった。
- ③ 高温ガス炉には、燃料形状の違いによりペブルベッド型とブロック型がある。我が国の高温工学試験研究炉（HTTR）はブロック型高温ガス炉である。
- ④ 高速炉の主要な中性子エネルギー範囲ではホウ素-10 の吸収断面積が小さいので、高速炉では炭化ホウ素の中性子吸収材を制御棒に使用することができない。
- ⑤ 高速炉と高温ガス炉のいずれにおいても、核燃料中に 1 個の中性子が吸収されるときに発生する核分裂中性子の個数（ η 値）が 2 未満であると、増殖は原理的に不可能である。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は④。

- ① 適切。
- ② 適切。高温ガス炉はマグノックス炉、改良型黒鉛炉での設計及び運転経験が基礎となっている。冷却材に化学的に安定なヘリウムを用いること、及び、被覆に高温の条件下で使用可能なセラミック材を用いた被覆燃料粒子が開発されたことで、原子炉出口冷却材の高温化を可能としている。
- ③ 適切。
- ④ 不適切。中性子吸収材であるホウ素-10 (^{10}B) は高エネルギー中性子に対しても比較的大きな吸収断面積を持っており、製作性、経済性にも優れているため、高速炉の吸収材として使われている。
- ⑤ 適切。増殖のためには、1 個の中性子が核分裂反応に使われ、1 個以上の中性子が親物質に捕獲される必要があるから、燃料の核分裂性物質が 1 個の中性子を吸収した時に放出される新たな中性子の数が 2 よりも大きいことが必要である。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「キセノン反応度特性」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_817.html
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「高速増殖炉の制御特性 (03-01-03-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-03-02.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「高速実験炉の原子炉運転特性 (03-01-04-01)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-04-01.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「核燃料増殖のしくみ (03-01-01-04)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-01-04.html
- [5] 岡芳明、原子力教科書「原子炉設計」、2010.7

Ⅲ-13 軽水炉用の燃料棒の被覆管の外径を 12mm、肉厚を 1mm、内圧を 5MPa とするとき、被覆管の円周方向の応力の値 [MPa] に最も近いものはどれか。ただし、被覆管は薄肉容器と考え、2次元平面応力状態を仮定すること。

- ① 5 ② 10 ③ 25 ④ 50 ⑤ 100

【解答と解説】

円周方向の応力は、内径 d 、肉厚 t 、内圧 P とすると、 $P \times d / (2t)$ で求めることができる。

この場合、 $5 \times (12 - 2) / (2 \times 1) = 25 \text{MPa}$ となる。

よって正解は③。

【参考文献等】

- [1] 有光隆、「図解でやさしい入門 材料力学」、2020.2
[2] 坂上充ら、原子力教科書「原子炉構造工学」、2009.4

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成る。
- ② 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、炭素鋼から成るオーバーパック、ベントナイトを主成分とする緩衝材により構成される。
- ③ 天然バリアには、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。
- ④ 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。
- ⑤ 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。

【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。処分シナリオにおいて、人間の処分場への侵入などの接近シナリオが考慮される。

【参考文献等】

[1] 原子力発電環境整備機構ホームページ

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

[2] 「地層処分低レベル放射性廃棄物に関わる処分の技術と安全性」、2011.1 原子力発電環境整備機構、

https://www.numo.or.jp/technology/technical_report/tr1101pdf/tr1101a.pdf

[3] 「高レベル放射性廃棄物の地層処分について考えてみませんか」(資源エネルギー庁)、2008.4

[4] 原子力百科事典 ATOMICA 「深地層処分 (05-01-04-04)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_05-01-04-04.html

III-15 ^{238}U 原子核の核子当たりの平均結合エネルギー [MeV] に最も近い値はどれか。ただし、ウランの原子番号は 92、統一原子質量単位で表した、 ^{238}U 原子、水素原子、中性子の質量はそれぞれ、238.050787u、1.007825u、1.008665u とし、電子の結合エネルギーは無視する。なお、 $1\text{u}=931.5\text{MeV}$ とする。

- ① 7.8 ② 7.6 ③ 7.4 ④ 7.2 ⑤ 7.0

【解答と解説】

正解は②。

^{238}U の陽子は 92 個、中性子は 146 個であり、水素原子 (=陽子) および中性子の質量を足し合わせると 239.98499u となる。これと ^{238}U との質量の差を核子の数である 238 で割ると 0.00812690u となり、これを MeV に換算すると約 7.57MeV となる。よって最も近い②が正解。電卓を使って落ち着いて計算すれば簡単に求められる。

ちなみに、質量数が 120 ぐらいの核種の核子あたりの平均結合エネルギーはおよそ 8.5MeV となり、この結合エネルギーの差が、ウランが核分裂した際に放出されるエネルギーとなる。

III-16 原子核の構造に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 同位体は、陽子数が同じで中性子数が異なる。
② 同中性子体は、中性子数が同じで陽子数が異なる。
③ 同重体は、陽子数と中性子数の和が等しい。
④ 核異性体は、陽子数と中性子数は同じであるが、質量数が異なる。
⑤ 鏡映核は、陽子数と中性子数がそれぞれ他方の中性子数と陽子数に入れ替わっている。

【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。同じ原子番号と質量数をもった原子核でも異なったエネルギー状態をもつことができる。高いエネルギー状態 (励起状態) のものは、通常極めて短い半減期で γ 崩壊して低いエネルギー

状態に遷移するが、ときには比較的長い半減期の励起状態が存在し、一種の放射性核種として扱われる場合がある。そのような励起状態にある原子核を核異性体という。

⑤ 適切。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「核異性体」

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1321.html

III-17 次の量と SI 単位の組合せのうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 吸収線量 $[\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-2}]$
- ② 比放射能 $[\text{kg}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}]$
- ③ 質量阻止能 $[\text{m}^4 \cdot \text{s}^{-2}]$
- ④ 線エネルギー付与 $[\text{m} \cdot \text{kg} \cdot \text{s}^{-2}]$
- ⑤ 粒子フルエンス率 $[\text{m}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}]$

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は⑤。

① 適切。吸収線量の単位は、通常グレイ $[\text{Gy}]$ が用いられるが、グレイは、電離放射線により物質 $1[\text{kg}]$ に $1[\text{J}]$ のエネルギーが与えられるときの吸収線量である。

$$[\text{Gy}] = [\text{J}/\text{kg}] = [\text{N} \cdot \text{m}/\text{kg}] = [\text{kg} \cdot (\text{m}/\text{s}^2) \cdot \text{m}/\text{kg}] = [\text{m}^2/\text{s}^2] = [\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-2}]$$

② 適切。比放射能の単位は、 $[\text{Bq}/\text{kg}]$ が用いられる。 $[\text{Bq}/\text{kg}] = [1/\text{s}]/[\text{kg}] = [\text{kg}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}]$

③ 適切。阻止能は荷電粒子が単位長さ辺りに失うエネルギーに等しく、それを密度で割った値を質量阻止能という。これを SI 単位で表すと

$$[\text{J}/\text{m}]/[\text{kg}/\text{m}^3] = [\text{kg} \cdot (\text{m}/\text{s}^2) \cdot \text{m}/\text{m}]/[\text{kg}/\text{m}^3] = [\text{m}^4/\text{s}^2] = [\text{m}^4 \cdot \text{s}^{-2}]$$

④ 適切。線エネルギー付与の単位は、通常 $[\text{keV}/\mu\text{m}]$ が用いられるが、SI 単位で表すとエネルギー／長さ $[\text{J}/\text{m}]$ であり、 $[\text{J}/\text{m}] = [\text{kg} \cdot (\text{m}/\text{s}^2) \cdot \text{m}/\text{m}] = [\text{m} \cdot \text{kg} \cdot \text{s}^{-2}]$

⑤ 不適切。粒子フルエンス率は、1 秒間に単位面積を通過する粒子数のこと。通常 $[\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ が用いられる。SI 単位で表すと $[\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ となる。

【参考文献等】

[1] 国際単位研究会「SI 単位ポケットブック」、1996.5、日刊工業新聞社

[2] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1

[3] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射能と放射線の単位 (18-04-02-01)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_18-04-02-01.html

[4] 岡嶋成晃ら、原子力教科書「原子炉物理学」、2012.3

[5] 西谷源展ら、放射線技術学シリーズ「放射線計測学」2003.9

Ⅲ-18 天然の放射性核種に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① ウラン、トリウムは、安定核種が存在しないため原子量は与えられていない。
- ② ^3H は、宇宙線と大気中の酸素、窒素アルゴン等による核反応で生成する。
- ③ ウラン系列とトリウム系列の最終壊変生成物は、鉛の同位体（安定核種）である。
- ④ ^{87}Rb は、壊変系列を作らない核種である。
- ⑤ アクチニウム系列は、 ^{235}U で始まり ^{207}Pb で終わる。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は①。

- ① 不適切。ウラン、トリウムは全て放射性であるが原子量は与えられている。
- ② 適切。トリチウムは自然界において常に生成されており、その主な生成場所は大気である。トリチウムは、大気上層において宇宙線の陽子や中性子と大気を構成している窒素や酸素との核反応により生成される。
- ③ 適切。ウラン系列は ^{238}U で始まり ^{206}Pb （安定核種）で終わる系列、トリウム系列は ^{232}Th で始まり ^{208}Pb （安定核種）で終わる系列で、共に最終壊変生成物は、鉛の同位体（安定核種）である。
- ④ 適切。 ^{87}Rb は、半減期で β 崩壊する核種であるが、崩壊後安定核種 ^{87}Sr となり、壊変系列は作らない。
- ⑤ 適切。アクチニウム系列は ^{235}U で始まり ^{207}Pb で終わる系列である。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「トリチウムの環境中での挙動 (09-01-03-08)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-01-03-08.html
- [2] アイソトープ手帳（日本アイソトープ協会）
- [3] 桜井弘、「元素 111 の新知識」、1999.7

Ⅲ-19 次の放射性核種の組合せのうち、前者を親核種、後者を娘核種とする親子関係が成立し、かつ放射平衡が成立する組合せとして、最も適切なものはどれか。ただし括弧内は半減期である。

- | | | |
|---|--|--|
| ① | $^{140}_{55}\text{Cs}$ (63.7 秒) と | $^{140}_{56}\text{Ba}$ (12.8 日) |
| ② | $^{198}_{79}\text{Au}$ (2.70 日) と | $^{198}_{81}\text{Tl}$ (5.3 時間) |
| ③ | $^{68}_{32}\text{Ge}$ (271 日) と | $^{68}_{31}\text{Ga}$ (67.6 分) |
| ④ | $^{230}_{90}\text{Th}$ (7.54×10^4 年) と | $^{224}_{88}\text{Ra}$ (3.66 日) |
| ⑤ | $^{99}_{42}\text{Mo}$ (66.0 時間) と | $^{99}_{43}\text{Tc}$ (2.1×10^5 年) |

【解答と解説】

正解（適切なもの）は③。

放射平衡は、親核種の半減期が娘核種の半減期に比べて極端に大きい場合に成立する。①、⑤は、不適切となる。②と④は、原子番号の比較により、直接の親核種－娘核種の関係にないことが分かる。よって③のみが適切であることが読み取れる。

【参考文献等】

[1] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1

Ⅲ-20 放射線の線量に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

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

【解答と解説】

正解（適切なもの）は③。

- ① 不適切。組織・臓器 T の等価線量 H_T は、放射線の種類とエネルギーで決まる放射線荷重係数 W_R と吸収線量 D_{TR} の積の総和で計算される。 $H_T = \sum (W_R \times D_{TR})$
- ② 不適切。カーマは、光子や中性子等の非荷電粒子に対して定義される数値である。
- ③ 適切。
- ④ 不適切。線量当量 H は吸収線量 D と線質係数 Q の積で表される ($H = DQ$)。
- ⑤ 不適切。照射線量は光子と空気の相互作用で定義される値で、 γ 線に対しても使用される。

【参考文献等】

- [1] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1
[2] 西谷源展ら、放射線技術学シリーズ「放射線計測学」2003.9

III-21 放射線の化学に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 金属が陽イオンになろうとする傾向の順番をイオン化傾向という。イオン化傾向の大きい金属は酸化されやすい。
- ② 5f軌道に電子が充填されていくfブロック元素で、 ^{89}Ac から ^{103}Lr までの15元素を総称してアクチノイド系列という。
- ③ 原子核の周りをまわる電子が、他の負電荷粒子 (π 、 μ 等) に置き換えられた特異な原子系を、エキゾチックアトムという。
- ④ 核反応又は原子核壊変時に生成する大きな運動エネルギーを持つ原子、或いは電子が影響を受けて高い電荷を帯びる原子をホットアトムという。
- ⑤ 第二鉄イオン (Fe^{3+}) が第一鉄イオン (Fe^{2+}) に還元される原子数が、放射線量に比例することを利用して線量を測定する線量計を、フリッケ線量計という。

【解答と解説】

正解 (不適切なもの) は⑤。

- ① 適切。
- ② 適切。
- ③ 適切。原子核物理学で、「通常の原子を構成している電子の1つが、より重い、負の電荷を持つ、比較的安定な素粒子に置き換わり、クーロン力により束縛され、原子状態になったもの」を"エキゾチック原子" (exotic atom) と呼んでいる。ミュオン、パイ中間子、K中間子、反陽子、シグマ粒子等が、エキゾチック原子を構成する素粒子となる。その重い質量のために、それらの素粒子の軌道は、電子の軌道に比べて、中心の原子核に非常に近く、その素粒子は、1つの原子中に1つしかないため、パウリの排他律が作用せず、すべての原子軌道をとらう。エキゾチック原子は、周囲の電子は無視でき、"1電子原子"に非常に似た振る舞いをするとされる。
- ④ 適切。核反応又は原子核壊変時に生成するエネルギーの高い原子、或いは電子が影響を受けて高い電荷を帯びる原子をホットアトムという。
- ⑤ 不適切。フリッケ線量計は、放射線により第一鉄イオン (Fe^{2+}) が第二鉄イオン (Fe^{3+}) に酸化される反応を利用して計測するものである。

【参考文献等】

- [1] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1
[2] 高エネルギー加速器研究機構 物質構造科学研究所ミュオン科学研究系ホームページ
<https://www2.kek.jp/imss/msl/muon-tour/outline.html>

Ⅲ-22 ある放射線源からの放射線を1秒間ずつ400回計測したところ、平均値として400カウントを得た。この場合、計数値が440を超えた計測回数として、最も近い値はどれか。ただし400回の計測中の放射線の減衰は無視できるものとする。

- ① 5 ② 10 ③ 20 ④ 32 ⑤ 64

【解答と解説】

計測値の標準偏差 σ は計測数を N とすると \sqrt{N} で計算でき、本問の場合 $\sigma = \sqrt{400} = 20$ カウントとなる。 $440 - 400 = 40$ は、 2σ に相当するため、 400 ± 40 の区間に約95%が含まれる。この区間を外れるデータは、全計測回数の5%であるが、360未満のデータと440を超える計測がされる確率は同じと考えることができるので、全計測の2.5%が440を超えたと考えられる。

$$400 \text{ 回} \times 2.5 / 100 = 10 \text{ 回}$$

よって正解は②となる。

【参考文献等】

- [1] アイソトープ手帳、日本アイソトープ協会
[2] 西谷源展ら、放射線技術学シリーズ「放射線計測学」2003.9

Ⅲ-23 放射線被ばくの観点から、中性子を遮蔽する物質、及び γ 線を遮蔽する物質として、最も適切な組合せは次のどれか。

	中性子遮蔽	γ 線遮蔽
①	アルミニウム	チタン
②	ポリエチレン	タングステン
③	チタン	ホウ酸水
④	タングステン	ポリエチレン
⑤	ホウ酸水	アルミニウム

【解答と解説】

正解（適切な組合せ）は②。

中性子の遮蔽に用いられる物質は、中性子の減速や吸収をしやすい元素を含むものであり、上記の左欄では、ホウ酸水やポリエチレンがこれに当たる。

また、 γ 線の遮蔽には、鉛、鉄などの金属やコンクリートなどが用いられる場合が多い。アルミニウムは軽金属であり、 γ 線遮蔽には用いられない。タングステンは、密度が鉛より大きく γ 線の遮へい材として用いられる。

【参考文献等】

- [1] 放射線遮蔽ハンドブックー基礎編一、2015.3、日本原子力学会「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会

Ⅲ-24 放射線被ばくによって引き起こされる DNA 損傷と修復に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① DNA の損傷には、一本鎖切断、二本鎖切断などがある。
- ② ヒトの細胞は、除去修復や組換え修復などの DNA 損傷を治す能力を有している。
- ③ 一本鎖切断は、主として切断端同士を単純に結合させる非相同末端結合修復で修復される。
- ④ 二本鎖切断は修復されないため、細胞死（アポトーシス）が起き、突然変異は起きない。
- ⑤ 二本鎖切断は、一本鎖切断より起こりにくい。

【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。二本鎖切断が生じた場合、修復できない場合があり、突然変異が発生しうる。細胞死にはその形態からネクローシスとアポトーシスがある。
- ⑤ 適切。

【参考文献等】

- [1] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA「放射線の DNA への影響 (09-02-02-06)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-02-02-06.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA「放射線効果と修復作用 (09-02-02-12)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-02-02-12.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA「放射線影響を左右する細胞死-アポトーシス (09-02-02-21)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-02-02-21.html

Ⅲ-25 放射性壊変に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① β^+ 壊変では、壊変後には原子番号が1減る。
- ② β^- 壊変では、壊変の前後で質量数は変わらない。
- ③ α 壊変では、壊変後には質量数が4減る。
- ④ 電子捕獲では、壊変後には原子番号が1増える。
- ⑤ 自発核分裂では、分裂する際に中性子を放出する。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は④。

- ① 適切。 β^+ 壊変は原子核中の陽子が中性子に変化し、その際に陽電子 (β^+) とニュートリノが放出される壊変で、原子番号が1減り、質量数は変わらない。
- ② 適切。 β^- 壊変は原子核中の中性子が陽子に変化し、その際に電子 (β^-) と反ニュートリノが

放出される壊変である。壊変前後で質量数は変わらない。

- ③ 適切。α壊変は元の原子核からα粒子（ヘリウムの原子核）が放出される壊変であり、原子番号が2減り、質量数は4減る。
- ④ 不適切。電子捕獲は、原子核中の陽子が軌道電子を捕獲して中性子に壊変するもので、原子番号は1減る。
- ⑤ 適切。自発核分裂の際には中性子が放出される。中性子線源として利用される²⁵²Cfは自発核分裂の割合が約3%と高い。

【参考文献等】

- [1] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1

III-26 あるγ線を放出する点線源から2mの位置の1cm線量当量率は64mSv/hである。このγ線源を鉄板或いはアルミニウム板で遮蔽すると、同じ2mの位置での1cm線量当量率はそれぞれ8mSv/hと32mSv/hに低下した。この鉄板とアルミニウム板を重ねてγ線源を遮蔽したとき、線源から4mの位置での1cm線量当量率[mSv/h]の値として次のうち最も近い値はどれか。なお、ビルドアップは考慮しないものとする。

- ① 0.1 ② 0.5 ③ 1.0 ④ 2.0 ⑤ 4.0

【解答と解説】

遮へい材の厚みに関する情報は与えられていないが、問題文より、鉄板では64mSv/hのものを8 mSv/hとする効果（1/8に減じる効果）があり、同様に、アルミニウム板では、64mSv/hのものを32mSv/hとする効果（1/2に減じる効果）がある程度があると理解できる。

距離が2mから4mと2倍になった時には、その自乗分の1（4分の1）になると考えられることから、両遮へい材を重ねて遮へいし、ビルドアップを考慮しないとすると、求める1cm線量当量率[mSv/h]をxとすると

$$x = 64 \times (1/4) \times (1/8) \times (1/2) = 1.0 \text{ [mSv/h]}$$

となる。よって正解は③。

【参考文献等】

- [1] 環境省ホームページ

<https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h29kisoshiryo/h29kiso-02-04-05.html>

- [2] 飯田博美、「放射線概論」、2008.1

- [3] 小佐古敏荘ら、原子力教科書「放射線遮蔽」、2010.3

- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射線の遮へい (08-01-02-06)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-01-02-06.html

III-27 加速器に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 核医学診断用の短半減期核種の製造に、小型サイクロトロンが用いられる。
- ② 炭素イオンを加速するために、マイクロトロンが用いられる。
- ③ タンデム型バンデグラフでは、加速した負イオンを正イオンに変換せずに再加速する。
- ④ シンクロトロンでは、電子は加速できるが、陽子は加速できない。
- ⑤ コッククロフトワルトン型加速器では、絶縁ベルトを用いて高電圧を発生させる。

【解答と解説】

正解（適切なもの）は①。

- ① 適切。PET システムは半減期が 2~110 分という短寿命のトレーサー(^{11}C 、 ^{13}N 、 ^{15}O 、 ^{18}F)が用いられるため、病院内でこれらの核種を製造する加速器が必要になる。そのため、陽子や重陽子を加速できる小型サイクロトロンが用いられる。
- ② 不適切。マイクロトロンは電子を一様な磁場で周回させ、加速空洞を通過する毎に電場にて加速する加速器である。
- ③ 不適切。タンデム型ヴァン・デ・グラフは、絶縁ベルト等に電荷を乗せて一方の電極へ運び、高電圧を発生させてイオンを加速する装置で、一つの高電圧で加速イオンを負イオンから正イオンへ変換して 2 回加速する。タンデム (TANDEM=2 頭立ての馬車) がその名前の由来である。
- ④ 不適切。シンクロトロンには電子を加速する電子シンクロトロンの他に、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・シンクロトロンなどがある。
- ⑤ 不適切。コッククロフトワルトン型加速器は多数のコンデンサーと整流器を組み合わせた倍電圧回路と呼ばれる整流回路を利用して高電圧を発生させる。絶縁ベルト等によって電荷を電極へ運んで高電圧を発生させる加速器はヴァン・デ・グラフ型加速器と呼ばれる。

【参考文献等】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「加速器（高エネルギー放射線発生装置） (08-01-03-02)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-01-03-02.html

III-28 放射線計測に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① ^{137}Cs の γ 線エネルギーを測定するために、GM 計数管を用いる。
- ② ^{60}Co の γ 線エネルギーを測定するために、 ^3He ガスを封入した比例計数管を用いる。
- ③ 中性子エネルギースペクトルを測定するために、Ge 半導体検出器を用いる。
- ④ 中性子エネルギースペクトルを測定するために、 $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ シンチレーション検出器を用いる。
- ⑤ ^{137}Cs の γ 線照射線量を測定するために、電離箱を用いる。

【解答と解説】

正解は⑤。

- ① 不適切。 ^{137}Cs の γ 線エネルギーは、 $\text{NaI}(\text{Tl})$ シンチレーション検出器又は Ge 半導体検出器で測定を行う。GM 計数管は β 線の測定に用いられるが、エネルギーによって放射性物質を弁別すること

はできない。

- ② 不適切。比例計数管は、 α 線、 β 線の放射能測定に用いられる検出器であるため、 ^{60}Co の γ 線エネルギーを測定することができない。
- ③ 不適切。Ge半導体検出器は γ 線エネルギースペクトル測定に用いられる。
- ④ 不適切。LaBr₃(Ce)シンチレーション検出器は γ 線エネルギースペクトル測定に用いられる。
- ⑤ 適切。電離箱は入射放射線によって作られた全電荷を集めることができる。空気を電離気体として電離電荷を積算した場合、照射線量、空気カーマ、空気の吸収線量を測定することができる。

【参考文献等】

[1]金原出版、臨床からたどる放射線物理(4)、放射線を測る 線量計測と放射線検出器

https://www.kanehara-shuppan.co.jp/shinsai/r537_546.pdf

III-29 第5次エネルギー基本計画では、「電力供給においては、安定供給、低コスト、環境適合等をバランスよく実現できる供給構造を実現すべく、各エネルギー源の電源としての特性を踏まえて活用することが重要である」と記されている。以下に示す電源について、ベースロード電源、ミドル電源、ピーク電源の組合せとして、最も適切なものはどれか。

なお、「ベースロード電源」とは発電コストが低廉で、安定的に発電することができ、昼夜を問わず継続的に稼働できる電源、「ミドル電源」とは、発電コストはベースロード電源の次に安価で、電力需要の動向に応じて、出力を機動的に調整できる電源、「ピーク電源」とは発電コストは高いが、電力需要の動向に応じて、出力を機動的に調整できる電源とそれぞれ定義される。

	ベースロード電源	ミドル電源	ピーク電源
①	石炭	天然ガス	石油
②	石炭	原子力	揚水式水力
③	石油	石炭	天然ガス
④	石油	天然ガス	揚水式水力
⑤	原子力	天然ガス	石炭

【解答と解説】

正解は①。

問題文のなお書きの定義は、参考文献[1]のP.18に記載があり、下記に引用する。

- 1) 発電（運転）コストが、低廉で、安定的に発電することができ、昼夜を問わず継続的に稼働できる電源となる「ベースロード電源」として、地熱、一般水力（流れ込み式）、原子力、石炭。
- 2) 発電（運転）コストがベースロード電源の次に安価で、電力需要の動向に応じて、出力を機動的に調整できる電源となる「ミドル電源」として、天然ガスなど。
- 3) 発電（運転）コストは高いが、電力需要の動向に応じて、出力を機動的に調整できる電源となる「ピーク電源」として、石油、揚水式水力など。

電源毎の発電コストの試算結果は、資源エネルギー庁の審議会である総合資源エネルギー調査会長期エネルギー需給見通し小委員会発電コスト検証ワーキンググループの報告書(参考文献[2])が参考になる。

【参考文献等】

- [1] 資源エネルギー庁ホームページ：エネルギー基本計画（平成30年7月）
https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/
- [2] 資源エネルギー庁ホームページ：長期エネルギー需給見通し小委員会に対する発電コスト等の検証に関する報告（平成27年5月）
https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/mitoshi/cost_wg/pdf/cost_wg_01.pdf

Ⅲ-30 火力発電所からの二酸化炭素排出量低減のためには熱効率の向上が効果的であり、ガスタービンや蒸気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る。これを利用したものが、天然ガス火力複合発電などのコンバインドサイクルシステムである。熱効率40%のガスタービンと、熱効率33%の蒸気タービン（排熱回収サイクル）を直列につないだ場合の、総合熱効率として最も近い値はどれか。なお、熱効率は注入された熱量と排出された熱量の差を注入された熱量で割った値で定義される。

- ① 45% ② 50% ③ 55% ④ 60% ⑤ 65%

【解答と解説】

問題文のなお書きで「熱効率」の定義について「注入された熱量と排出された熱量の差を注入された熱量で割った値」との記載があり、これを頼りに計算することができる。

熱効率を η 、注入熱量を Q 、排出熱量を E とし、ガスタービンのそれに添え字 g を蒸気タービンのそれに添え字 s を付すものとして、それぞれの熱効率を計算する。

$$\text{ガスタービンの熱効率 } \eta_g = (Q_g - E_g) / Q_g = 0.4$$

$$\text{蒸気タービンの熱効率 } \eta_s = (Q_s - E_s) / Q_s = 0.33$$

直列につないだ場合、蒸気タービンの入熱量が、ガスタービンの排熱であることから、蒸気タービンの入熱量は、 $Q_s = E_g = (1 - 0.4) Q_g = 0.6Q_g$ となる。また、この時、蒸気タービンからの排熱量は、

$$E_s = (1 - 0.33) \times Q_s = 0.67 \times 0.6Q_g = 0.4Q_g$$

となる。

したがって、求める直列につないだ場合の効率 η は、入熱量 Q_g 排熱量 E_s から計算でき、

$$\eta = (Q_g - E_s) / Q_g = 0.6$$

よって、正解は④となる。

【参考文献等】

- [1] 秋本肇ら、原子力教科書「原子力熱流動工学」、2009.3

Ⅲ-31 フランスのパリで開催された国連気候変動枠組条約第 21 回締約国会議（COP21）にて採択されたパリ協定に関する以下の記述うち、最も不適切なものはどれか。

- ① 世界共通の長期目標として、産業革命前からの平均気温の上昇を 2℃よりも十分に下方に保持すること及び 1.5℃に抑える努力を追求すること。
- ② 先進締約国は長期目標を達成するため、今世紀後半に温室効果ガスの人為的な排出と吸収のバランスを達成できるよう、温室効果ガスの排出ピークをできるだけ早期に迎え、最新の科学に従って急激に削減に取り組むこと。
- ③ 全ての締約国は、自国が決定する貢献（削減目標）を作成・提出・維持するとともに、削減目標を達成するための国内対策をとる。また、作成した削減目標については、5 年ごとに提出すること。
- ④ 先進締約国は、開発途上締約国における温室効果ガスの低排出を促進する能力の開発に係る行動に対する支援を強化すべきであり、開発途上締約国は能力の開発に関する計画、政策、行動又は措置の実施に関する進捗状況を定期的に提出すべきであること。
- ⑤ 締約国会議は、協定の目的及び中長期的な目標の達成に向けた全体進捗を評価するため、最初の世界全体としての実施状況の検討を 2023 年に実施し、その後は 5 年ごとに協定の実施状況の検討をすること。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は②。

- ① 適切。世界的な平均気温上昇を産業革命以前に比べて 2℃より十分低く保つこと、1.5℃に抑える努力を追求することが協定の目的等に盛り込まれている。
- ② 不適切。先進締約国は、全経済にわたる排出の絶対量削減目標をとることによって、引き続き先頭に立つべきとされているが、急激に削減に取り組むことは規定されていない。
- ③ 適切。全ての締約国が「貢献」（削減目標・行動）を作成すること、貢献を 5 年ごとに提出することが採択に含まれている。
- ④ 適切。先進締約国の開発途上締約国の能力開発の取組の支援を強化、拡充すべきこと、開発途上締約国はその取組みの進捗状況を定期的に提出すべきであることが採択に含まれている。
- ⑤ 適切。締約国会議が別段の決定を行う場合除くほか、最初の世界全体の実施状況の確認 2023 年に、その後は 5 年ごとに、これを行うとしている。

【参考文献等】

[1] 環境省ホームページ

<http://www.env.go.jp/earth/cop/cop21/index.html>

Ⅲ-32 原子力利用の基本的な考え方は「原子力基本法」の第一条及び第二条に示されている。これらの条文について、に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

(目的)

第一条 この法律は、原子力の研究、開発及び利用を推進することによって、将来におけるエネルギー資源を確保し、 a の進歩と産業の振興とを図り、もって人類社会の b と国民生活の水準向上とに寄与することを目的とする。

(基本方針)

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

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

	a	b	c	d	e
①	科学技術	福祉	自主的	民主的	エネルギーの確保
②	科学技術	発展	民主的	自主的	安全保障
③	学術	福祉	民主的	自主的	安全保障
④	学術	福祉	民主的	自主的	エネルギーの確保
⑤	学術	発展	自主的	民主的	安全保障

【解答と解説】

正解は③。

原子力基本法に定められる基本的事項、「民主」、「自主」、「公開」の基本原則や福島第一原子力発電所事故後の改正の内容を問う問題。福島第一原子力発電所事故後の改正において、第二条第二項が追加されている。

【参考文献等】

[1] 原子力基本法

III-33 2019年5月下旬、『クリーンエネルギーシステムにおける原子力』(Nuclear Power in a Clean Energy System) と題したレポートが公開された。□に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

国際エネルギー機関 (IEA) による本レポートは主に先進国において、原子力が困難な状況にあることを指摘して警鐘を鳴らすものである。原子力は2018年の先進国における総発電量の □ a %を占め、低炭素電源の間では最大であり、最も低炭素化に貢献していた。原子力は天候や季節の影響を受けず、給電指令による出力制御が可能な電源として、電力の安定供給を支え、エネルギー自給率を向上する効果もある。原子力は環境のみならず、様々な意味での「 □ b 」にも貢献している。

(中略) 既設炉および新設炉への投資を確保するためには、強力な政策的支援が必要であると述べ、主に以下のような政策を提言している：

- ・ 原子力の価値が反映されるように市場制度改革
- ・ 原子力発電所への国の直接投資や、電力長期購入契約、或いは収益保証といった制度により、投資リスクを軽減する仕組みの検討
- ・ □ c など新型炉技術の開発を支援することも政府の役割である。

	a	b	c
①	18	エネルギーセキュリティ	小型モジュール炉 (SMR)
②	9	経済成長	高温ガス炉 (HTR)
③	18	経済成長	高温ガス炉 (HTR)
④	9	エネルギーセキュリティ	小型モジュール炉 (SMR)
⑤	18	経済成長	小型モジュール炉 (SMR)

【解答と解説】

正解は①。

日本原子力産業協会ホームページなどで関連する情報を確認することができる。政策支援の一つで小型モジュール炉に言及がある。

【参考文献等】

- [1] 日本原子力産業協会ホームページ
<https://www.jaif.or.jp/special-iea>
- [2] 国際エネルギー機関(IEA)「クリーンエネルギーシステムにおける原子力発電」エグゼクティブ・サマリー (仮訳)

Ⅲ-34 第5次エネルギー基本計画は2030年、さらに2050年を見据えた新たなエネルギー政策の方向性を示すものとして2018年7月3日に閣議決定された。以下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。

平成30年7月に閣議決定された第5次エネルギー基本計画では、「脱炭素化エネルギーシステムに関するあらゆる選択肢について、人材・技術・産業基盤を強化し、官民が結束して課題解決に挑戦していく」ことを前提に、原子力については、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上」「aとの共存、bや熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進」、「人材・技術・産業基盤の強化に直ちに着手し、安全性・経済性・機動性に優れた炉の追求、c問題の解決に向けた技術開発を進めていく」とされました。dが平成30年6月に委員会決定した「技術開発・研究開発に対する考え方」においても、「産業界は、今後の研究開発の方向性の判断を自ら真剣に行うとともに、相応のコスト負担を担い、民間主導のイノベーションを達成すべき」とされました。

	a	b	c	d
①	地域社会	高速炉	バックエンド	原子力規制委員会
②	再生可能エネルギー	水素製造	バックエンド	原子力委員会
③	地域社会	水素製造	温暖化	原子力委員会
④	再生可能エネルギー	高速炉	温暖化	原子力規制委員会
⑤	地域社会	水素製造	バックエンド	原子力規制委員会

【解答と解説】

正解は②。

原子力委員会の決定について承知していれば、正解を導き出すのは、容易である。

第5次エネルギー基本計画88ページに、取り組むべき課題として、以下の記載がある。

「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が必要である。まず、万が一の事故のリスクを下げていくため、過酷事故対策を含めた軽水炉の一層の安全性・信頼性・効率性向上に資する技術の開発を進める。」

また、同基本計画101ページに、原子力の課題解決方針として、以下の記載がある。

「我が国においては、更なる安全性向上による事故リスクの抑制、廃炉や廃棄物処理・処分などのバックエンド問題への対処といった取組により、社会的信頼の回復がまず不可欠である。このため、人材・技術・産業基盤の強化に直ちに着手し、安全性・経済性・機動性に優れた炉の追求、バックエンド問題の解決に向けた技術開発を進めていく。」

原子力委員会決定の「技術開発・研究開発に対する考え方」4ページには、「産業界のあるべき役割」として、以下の記載がある。

「・・・、今後何を研究開発し、どの技術を磨いていくべきかの判断を自ら真剣に行い、相応のコスト負担を担い、民間主導のイノベーションを達成すべきである。」

【参考文献等】

[1] 第5次エネルギー基本計画

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/#head

[2] 原子力委員会決定「技術開発・研究開発に対する考え方」

<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/kettei/kettei180612.pdf>

Ⅲ-35 設備容量 A [kW]、年間発電電力量 B [kWh] の発電所の償却、運転・保守、燃料にかかわる年間の総費用が、 $(A \times f + B \times v)$ [円] と表されるものとする。ここで、 f は減価償却や設備維持のための固定費の単価 [円/kW]、 v は燃料費などの変動費の単価 [円/kWh] である。

さて、同規模の固定費単価 3 万円/kW、変動費単価 2 円/kWh の原子力発電所と、それぞれが 1 万円/kW、5 円/kWh の LNG 火力発電所があったとする。両発電所の設備利用率が同じである場合、両発電所の年間総費用が等しくなる設備利用率に最も近い値はどれか。

① 0.2 ② 0.4 ③ 0.6 ④ 0.8 ⑤ 1.0

【解答と解説】

原子力発電所のものには添え字 n を、LNG 火力発電所のものには添え字 l を付して、各パラメータを表すこととし、設備利用率を X 、年間総費用 Y 円とする。設備規模は同規模とされ、設備利用率は、 $(B/A) / (365[d/y] \times 24[h/d])$ で計算できることから、

原子力発電所の固定費単価 f_n : 3 万円/kW、変動費単価 v_n : 2 円/kWh

$$\text{設備利用率 } X : B_n / (A_n \times 365[d/y] \times 24[h/d]) \cdots \text{①}$$

$$\text{総費用 } Y : A_n \times f_n + B_n \times v_n = A_n \times [f_n + (B_n / A_n) \times v_n]$$

$$= A_n \times [f_n + (365[d/y] \times 24[h/d] \times X) \times v_n] \cdots \text{②}$$

同様に、LNG 火力発電所の固定費単価 f_l : 1 万円/kW、変動費単価 v_l : 5 円/kWh

$$\text{設備利用率 } X : B_l / (A_l \times 365[d/y] \times 24[h/d]) \cdots \text{③}$$

$$\text{総費用 } Y : A_l \times f_l + B_l \times v_l = A_l \times [f_l + (365[d/y] \times 24[h/d] \times X) \times v_l] \cdots \text{④}$$

よって、

$$Y = A_n \times [f_n + (365[d/y] \times 24[h/d] \times X) \times v_n] = A_l \times [f_l + (365[d/y] \times 24[h/d] \times X) \times v_l]$$

であり、同規模であるから、 $A_n = A_l$ とみなせば、

$$X = (f_n - f_l) / 365[d/y] \times 24[h/d] \times (v_l - v_n) = (3.0 \times 10^4 - 1.0 \times 10^4) / [365 \times 24 \times (5 - 2)]$$

≈ 0.76 となり、最も近い値は④となる。