# 平成 31(2019)年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成 30 年度技術士第一次試験「原子力・放射線部門」

－専門科目の解説－

一般社団法人　日本原子力学会　教育委員会　技術者教育小委員会　監修

---

## １．はじめに

平成 30 年 10 月 7 日に、原子力・放射線部門を含む 20 の技術分野において技術士第一次試験が実施された。原子力・放射線部門では 110 名が受験し、68 名が合格している（合格率 61.8%）。平成 30 年度の技術士第一次試験は、基礎、適性、専門の 3 科目から構成され、総て択一式問題であった。試験のレベルは、「基礎科目」及び「専門科目」は 4 年生大学の自然科学系学部の専門教育程度とされている[1]。本稿では、「専門科目」の 35 問について、問題と解答の解説を示すものである。

## ２．専門科目の試験内容

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 つの分野と規定されており[2]、試験時間は 2 時間で、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る。合否判定基準については 50%以上の得点となっており、合格するためには選択した 25 問のうち 13 問以上に正解する必要がある。

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るが、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無い[3]。

## ３．専門科目の出題傾向と対策

平成 30 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。

平成 30 年度試験の専門科目の全 35 問について、各問題の出題概要、分野区分、及び、問題形式の区分を表 2 に示す。表 2 より、原子力・放射線に関する広い基礎、専門知識が求められていることが判る。

次に、平成 26 年度から平成 30 年度の分野別設問数及び問題形式別設問数をまとめて表 3 に示す。分野毎の設問数は、平成 26 年度以降ほぼ同じであり、原子力分野から 15 問程度、放射線分野から 15 問程度、エネルギー分野から 5 問程度である。また、計算問題の出題数も平成 26 年度以降ほぼ同じである。

解答に時間のかかる計算問題は敬遠されがちであるが、全体に占める割合から避けて通れるものではない。また、簡易な電卓の持込が許されており、計算問題には、基礎的な公式を単純に当てはめるだけのものや、専門的な知識が無くとも工学的な常識や単位の整合性から解けるものもあり、正解できたことが計算結果の数値から確認し易いというメリットもあるので、積極的に取り組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]や日本原子力学会のホームページ[5]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、平成 30 年度は、炉物理(3 問)、工学的安全性・設計(4 問)、核燃料サイクル(4 問)、運転・保守 (2 問)、廃棄物・処分(1 問)及び世界の原子力情勢 (3 問) の合計 17 問が出題された。原子力分野からの出題数は、平成 26 年度以降ほぼ同数である。例年、多少の変化はあるものの、炉物理、プラント設計、運転制御からの出題が多くを占める傾向は変わらないと考えられるので、これらに関する初等テキストにより、基礎知識と代表的な計算問題をおさえておくとともに、「原子力がひらく世紀」[6]や白書類[7][8][9]で社会的関心の高いキーワードを抽出しておき、ATOMICA[10]等で知識を整理しておくことが望ましい。

(2) 放射線分野
放射線分野では、表 2 に示すように、平成 30 年度は、放射線の基礎(11 問)及び放射線防護(3 問)の合計 14 問の出題となっている。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出題されている。これらの出題範囲及び内容は、原子力工学を専攻とする大学専門教育での一般的な教科書のカバーする範囲であるとともに、第 1 種放射線取扱主任試験と共通する内容を多く含むことから、第 1 種放射線取扱主任試験問題に向けて市販されている参考書[11][12]や問題集[13]を利用することも効果がある。

(3) エネルギー分野
エネルギー分野では、表 2 に示すように、平成 30 年度は合計 4 問が出題されており、我が国や世界のエネルギー事情に関する広い範囲から出題されている。この分野の対策としては、原子力分野で述べたように、社会的関心の高いキーワードを抽出しておき、ATOMICA 等で知識を整理しておく事が望ましい。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。

【参考文献】
[1] 「平成 31(2019)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/006/attached/attach_6189_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] 「放射線取扱の基礎」，日本アイソトープ協会
[13] 「放射線取扱主任者試験問題集 第 1 種」，通商産業研究社

表 1　第一次試験の試験方法

| 問題の種類 | 回答時間 | 配点 | 合否決定基準 |
|---|---|---|---|
| Ⅰ 基礎科目<br>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 適正科目<br>技術士法第四章の規定の遵守に関する適正を問う問題 | 1 時間 | 15 点満点 | 50%以上の得点 |
| Ⅲ 専門科目<br>当該技術部門に係る基礎知識及び専門知識を問う問題 | 2 時間 | 50 点満点 | 50%以上の得点 |

表2　平成30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 | 熱中性子と鉄の相互作用 | | ○ |
| Ⅲ-2 | | 炉物理 | 中性子と原子核の相互作用 | ○ | |
| Ⅲ-3 | | 炉物理 | 原子炉の運転における反応度 | ○ | |
| Ⅲ-4 | | 工学的安全性、設計 | 蒸気クオリティ | | ○ |
| Ⅲ-5 | | 核燃料サイクル | ウラン濃縮工場における物質収支 | | ○ |
| Ⅲ-6 | | 工学的安全性、設計 | 冷却材喪失事故時の非常用炉心冷却設備の失敗確率 | | ○ |
| Ⅲ-7 | | 工学的安全性、設計 | 反応度事故における燃料挙動 | ○ | |
| Ⅲ-8 | | 核燃料サイクル | 転換比 | ○ | |
| Ⅲ-9 | | 核燃料サイクル | 核燃料 | ○ | |
| Ⅲ-10 | | 工学的安全性、設計 | 我が国で建設された様々な原子力プラント | ○ | |
| Ⅲ-11 | | 運転・保守 | PWR/BWRの運転・制御に関する記述 | ○ | |
| Ⅲ-12 | | 運転・保守 | 原子炉材料の腐食や経年劣化 | ○ | |
| Ⅲ-13 | | 核燃料サイクル | 核燃料サイクルに関する記述 | ○ | |
| Ⅲ-14 | | 廃棄物・処分 | 日本の原子力発電所の燃料や放射性廃棄物 | ○ | |
| Ⅲ-15 | 放射線 | 放射線の基礎 | 核子数 | ○ | |
| Ⅲ-16 | | 放射線の基礎 | トリチウムのβ壊変による発熱量 | | ○ |
| Ⅲ-17 | | 放射線の基礎 | $^{252}$Cfの自発核分裂数 | | ○ |
| Ⅲ-18 | | 放射線の基礎 | 天然の放射性核種 | ○ | |
| Ⅲ-19 | | 放射線の基礎 | 放射線の物質の相互作用 | ○ | |
| Ⅲ-20 | | 放射線の基礎 | $^{90}$Srと$^{90}$Yの放射化学分離 | ○ | |
| Ⅲ-21 | | 放射線防護 | 放射線によるDNA損傷 | ○ | |
| Ⅲ-22 | | 放射線の基礎 | γ線照射場の照射線量率 | | ○ |
| Ⅲ-23 | | 放射線の基礎 | 荷電粒子の吸収物質中での阻止能 | ○ | |
| Ⅲ-24 | | 放射線の基礎 | 加速器 | ○ | |
| Ⅲ-25 | | 放射線の基礎 | 放射性壊変 | ○ | |
| Ⅲ-26 | | 放射線の基礎 | X線 | ○ | |
| Ⅲ-27 | | 放射線防護 | GM計数管による放射線測定における計数率標準偏差 | | ○ |
| Ⅲ-28 | | 放射線防護 | $^{14}$Cまたは$^{210}$Poの検出に適した検出器 | ○ | |
| Ⅲ-29 | ｴﾈﾙｷﾞｰ | エネルギー動向 | 日本の一次エネルギー供給量 | | ○ |
| Ⅲ-30 | 原子力 | 原子力一般 | 原子力の平和利用 | ○ | |
| Ⅲ-31 | | 原子力一般 | 原子力施設における過去の事故 | ○ | |
| Ⅲ-32 | ｴﾈﾙｷﾞｰ | エネルギー動向 | 固定価格買取制度（FIT） | ○ | |
| Ⅲ-33 | | 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 | 我が国の長期的なエネルギー政策 | ○ | |
| Ⅲ-35 | 原子力 | 原子力一般 | 原子力プラントの発電コスト | | ○ |

表3　平成26～30年度「専門科目」の分野別／問題形式別設問数

| 分野 | 平成26年度 | | | 平成27年度 | | | 平成28年度 | | | 平成29年度 | | | 平成30年度 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 正誤空白 | 計算 | 計 | 正誤空白 | 計算 | 計 | 正誤空白 | 計算 | 計 | 正誤空白 | 計算 | 計 | 正誤空白 | 計算 | 計 |
| 原子力 | 11 | 6 | 17 | 10 | 6 | 16 | 10 | 6 | 16 | 10 | 7 | 17 | 12 | 5 | 17 |
| 放射線 | 8 | 6 | 14 | 6 | 8 | 14 | 8 | 6 | 14 | 9 | 5 | 14 | 10 | 4 | 14 |
| ｴﾈﾙｷﾞｰ | 2 | 2 | 4 | 3 | 2 | 5 | 4 | 1 | 5 | 2 | 2 | 4 | 3 | 1 | 4 |
| 合計 | 21 | 14 | 35 | 19 | 16 | 35 | 22 | 13 | 35 | 21 | 14 | 35 | 25 | 10 | 35 |

## ４．第一次試験【専門科目】の解説記事

以下に平成 30 年度に出題された原子力・放射線部門【専門科目】の設問と解答のポイントを示す。

Ⅲ－１　熱中性子と鉄の相互作用に関する次の記述の，［　　］に入る数値の組合せとして，最も適切なものはどれか。

何らかの相互作用を起こすまでの熱中性子の平均自由行程は［ a ］［cm］である。また，熱中性子が吸収されるまでの平均自由行程は［ b ］［cm］である。熱中性子線が平行に入射しビルドアップが無視できるとしたとき，鉄の厚みが［ a ］［cm］の［ c ］倍と［ d ］倍の間で透過後の強度は1／100以下となる。ただし，鉄の巨視的散乱断面積を0．96cm$^{-1}$，巨視的吸収断面積を0．22cm$^{-1}$とする。また，$e^{-1}$＝0．37とする。

| | a | b | c | d |
|---|---|---|---|---|
| ① | 0．6 | 3 | 3 | 4 |
| ② | 0．8 | 5 | 4 | 5 |
| ③ | 0．8 | 3 | 5 | 6 |
| ④ | 1 | 5 | 4 | 5 |
| ⑤ | 1 | 3 | 3 | 4 |

【解答と解説】

正解は②。

中性子の平均自由行程 λ[cm]は、λ＝１/Σ （Σ：巨視的断面積[cm$^{-1}$]）で表される[1]。熱中性子が鉄と何らかの相互作用（散乱又は吸収）を起こすまでの平均自由行程は、巨視的全断面積$\Sigma_t$（吸収及び散乱断面積の和）を用いて$1/\Sigma_t$＝１/（0.96 + 0.22）＝0.847…→0.8[cm]となる。同様に、熱中性子が鉄に吸収されるまでの平均自由行程は、巨視的吸収断面積$\Sigma_a$を用いて$1/\Sigma_a$＝１/0.22 ＝4.54… →5[cm]となる。

次に、中性子線の物質内の距離 x[cm]透過時の減衰は、以下の式で表される。

$I(x)=I_0\cdot\exp(-\Sigma\cdot x)=I_0\cdot\exp(-x/\lambda)$

ここで、 I(x)：距離 x における強度［s$^{-1}$］

$I_0$　：透過前の強度［s$^{-1}$］

鉄の厚み（距離）が平均自由行程の n 倍（n は整数）であるならば、透過前後の強度 $I(x)/I_0=\exp(-n) < 1/100$ となるのは、

n=1：$e^{-1}$=0.37

n=2：$e^{-2}=(0.37)^2$=0.14

n=3：$e^{-3}=(0.37)^3$=0.051

n=4：$e^{-4}=(0.37)^4$=0.019

n=5：$e^{-5}=(0.37)^5$=0.0069

より、n=4 と 5 の間、つまり熱中性子の平均自由行程の 4 倍と 5 倍の間となる。

【参考文献】
［1］J.J.ドゥデルスタット他「原子炉の理論と解析(上)」、現代工学社

Ⅲ－２　中性子と原子核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 $^{235}$Uの場合，微視的核分裂断面積は１eV以下ではエネルギーが増加するにつれて中性子の速度にほぼ反比例して減少する。

② 入射中性子が標的核によって非弾性的に散乱された際，２番目の中性子が放出される（n，2n）反応にはしきいエネルギーがある。

③ 燃料温度が上昇すると，ドップラー効果で$^{238}$Uの中性子共鳴吸収断面積の共鳴の幅が広がり，減速中の中性子は共鳴に捕獲されやすくなる。

④ 核分裂の際に放出される中性子の数の平均値は，核分裂する同位体と入射する中性子のエネルギーに依存する。

⑤ 原子炉の動特性に大きな影響を与える遅発中性子は，核分裂性核種が中性子を吸収した後，時間遅れを伴って核分裂が起こることで発生する。

【解答と解説】
正解(誤りが含まれる記載)は⑤。

①は正しい。微視的断面積は核データライブラリ JENDL-4 の HP[1]などで確認できる。問題に記載されている、中性子の速度 v にほぼ反比例する断面積の変化は 1/v 則と呼ばれる。U235 を含む、多くの核種の 1eV 以下(熱中性子領域)の断面積は 1/v 則に従っている[2]。

②は正しい。(n,2n)反応は多くの核種で見られるものであるが、中性子を 1 つ 放出した後にさらに中性子を放出するのは原子核の励起レベルが非常に高い場合に限られ、 入射中性子のエネルギーが極めて高い（数 MeV 以上）ことが条件になる。U や Pu などの核種では概ね 5MeV 以上の高エネルギー領域で起きる[1][3]。

③は正しい。ドップラー効果に関する一般的な説明である[4]。

④は正しい。1 核分裂当たり放出される平均中性子数(ν)は、核分裂性核種毎に異なり、中性子のエネルギーが高くなるにつれて大きくなる。例えば熱中性子に対する ν は $^{235}$U で約 2.4、$^{239}$Pu では約 2.8 である。また、10MeV の中性子に対しては $^{235}$U の ν は約 4.0 まで大きくなる[4][5]。

⑤は誤りである。遅発中性子[6]は、核分裂により原子核が分裂してできた核分裂生成物(核分裂片）のうちの一部の核種（遅発中性子先行核という）から中性子放射により放出される中性子のことである。より詳細に言うと、核分裂により原子核が分裂してできた遅発中性子先行核のβ崩壊により生成される娘核から放出される中性子である。例えば、核分裂により生成した核分裂生成物 $^{87}$Br がβ崩壊により励起状態の $^{87}$Kr*になり、次に $^{86}$Kr となる際に中性子が放出される。この過程の実効的な時間遅れはβ崩壊により決定される($^{87}$Br の半減期は約 55 秒)が、核分裂により直接放出される中性子(即発中性子)が核分裂から概ね $10^{-14}$ 秒以内に放出される[5]のに対して時間遅れが大きい。そのため、核分裂自体の時間遅れを遅発中性子の発生原因としている⑤は誤りである。

【参考文献】
[1] JENDL-4 HP
https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j40/J40_J.html
[2] 原子力百科事典ATOMICA,「原子核物理の基礎（5）断面積（03-06-03-05)」
[3] 岡　芳明編著「原子力教科書　原子炉設計」、オーム社
[4] 原子力百科事典ATOMICA,「ドップラー効果」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_de%20tail_1120.html
[5] J.J.ドゥデルスタット他「原子炉の理論と解析(上)」、現代工学社
[6] 原子力百科事典ATOMICA, 「遅発中性子」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1035.html

Ⅲ－３　原子炉の運転における反応度に関する次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。

① 均質な中性子吸収物質からなる制御棒を１本のみ有する円柱型の均質原子炉において，制御棒が中心軸に沿って配置されているとき，負の反応度効果は挿入量に正比例する。

② 現在稼働中の軽水型原子炉では，燃料交換時に余剰の反応度を持つようにすることで，次の燃料交換までの期間，定格出力で運転を継続することができる。

③ 原子炉停止後，$^{135}$Xeの反応度効果は，$^{135}$Iの壊変による生成と$^{135}$Xe自身の壊変が合わさり，ピークに達した後減少していく。

④ 一定の出力で運転中の原子炉は臨界であるが，高出力に変更するときには超臨界に，逆に低出力に変更するときには未臨界にして，目標出力に到達したら臨界に戻す。

⑤ 遅発中性子割合$\beta$を有する原子炉に反応度$\rho$をステップ状に投入した場合，$\rho \ll \beta$であれば原子炉の出力は反応度投入直後に約$\beta/(\beta-\rho)$倍となる。

【解答と解説】
正解(最も不適切な記載)は①。

①は不適切。円柱型の均質原子炉では、境界からの中性子の漏えいがある。そのため、中心軸に沿った方向の出力分布はコサイン分布となる[1]ことから、炉心中央部では制御棒の反応度効果が大きく、上下端部近傍では制御棒の反応度効果が小さくなる。よって、制御棒の負の反応度効果は挿入量に対してＳ字カーブを描くことになる[1][2]ので、正比例するという記載は不適切。

②は正しい。燃料交換後に有する余剰反応度を制御棒の挿入や冷却材中へのホウ酸添加などにより相殺し臨界状態を保つ。運転による燃料や可燃性毒物の燃焼に伴い余剰反応度は変化していく。余剰反応度が減少していく場合には、制御棒の引き抜き、ホウ酸の希釈による濃度低下、流量調整によるボイド率の変更により補償し、臨界を維持する。

③は正しい。$^{135}$Xe は、原子炉停止後、親核である $^{135}$I の崩壊(半減期約 6.58h[3])による生成量が自身の崩壊(半減期約 9.14h[3])による消滅量を上回るため一旦増加する。その後、自身の崩壊による消滅量が $^{135}$I の崩壊による生成量を上回ると $^{135}$Xe は減少していく[2]。

④出力運転中の原子炉は、中性子源がない(無視できる)状態での臨界状態にある。中性子源を持つ未臨界炉心では出力(中性子束レベル)が原子炉の持つ反応度(未臨界度)に依存して定まるのに対して、中性子源のない臨界状態の原子炉では、出力レベルは炉心の反応度に依存せず、臨界状態でどのような出力レベルも取り得る。このため、問題文の記載のように、一旦、超臨界もしくは未臨界にして出力レベルを変動させた後、臨界状態にすれば、変化後の出力レベルを安定的に維持できる。なお、厳密に言えば、現実の原子炉の出力運転状態では、減速材温度(密度)やドップラー効果などの反応度フィードバックによる自己制御性を有する。このため、制御棒による添加反応度が小さい場合には、出力変化によりもたらされる反応度フィードバックで相殺され、再度の制御棒操作を伴わずとも出力が安定する。

⑤は正しい。ステップ状に反応度を変化させた場合の出力の応答は、まず即発中性子寿命の時間スケールでの急速な過渡変化が生じ、その後、遅発中性子に支配されてゆっくりと変化する。過渡変化は非常に速い変化であるため、出力レベルは瞬時に、問題文にあるように、$\beta/(\beta-\rho)$倍に変化すると近似してよい。これを即発中性子跳躍(近似)という[4]。なお③の $^{135}Xe$ の反応度効果、及び、⑤ステップ状の反応度投入時の振る舞いについては頻出であるため、参考文献[5],[6]や原子炉物理の教科書などを参照しておくことが望まれる。

【参考文献】

[1] 岡　芳明編著「原子力教科書　原子炉設計」、オーム社
[2] J.R.ラマーシュ「原子核工学入門」ピアソン・エデュケーション
[3] JAEA 「核図表 2014 年度版」
https://wwwndc.jaea.go.jp/CN14/index.html
[4] 原子力百科事典 ATOMICA, 原子炉物理の基礎(9)中性子束の時間的変化 (03-06-04-09)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-09.html
[5] 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
[6] 原子力百科事典 ATOMICA, 原子炉物理の基礎 (10) 原子炉の反応度変化 (03-06-04-10)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-10.html


**Ⅲ－4**　次の式で定義されるクオリティを，定格出力時の沸騰水型軽水炉の炉心出口について求めるとき，最も近い値はどれか。

クオリティ ＝ 飽和蒸気の質量 ／（飽和蒸気の質量＋飽和液の質量）

ただし，原子炉熱出力を$3.30\times10^{9}$ W，炉心冷却材全流量を$1.35\times10^{4}$ kg・s$^{-1}$，炉心入口冷却材温度を548K，サブクール度を11.0K，定圧比熱を$4.50\times10^{3}$J・kg$^{-1}$・K$^{-1}$，蒸発潜熱を$1.50\times10^{6}$J・kg$^{-1}$とする。

①　0.11　　②　0.12　　③　0.13　　④　0.14　　⑤　0.15

【解答と解説】
正解は③。

クォリティは冷却材における蒸気の質量割合、サブクール度は冷却材温度と沸点の差である。BWR の場合、原子炉熱出力は炉心入口冷却材（サブクール水）を沸点まで加熱し、一

部はさらに蒸発潜熱分の蒸気発生に利用されることから、以下の式が成立する。

$Q = Wt \cdot Cp \cdot \Delta Ts + Wg \cdot Hfg$

ここで、 Q　：原子炉熱出力（W）

Wt　：炉心冷却材全流量（$kg \cdot s^{-1}$）

Wg　：飽和蒸気流量（$kg \cdot s^{-1}$）

Cp　：定圧比熱（$J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}$）

ΔTs：炉心入口サブクール度（K）

Hfg　：蒸発潜熱（$J \cdot kg^{-1}$）

この式をWgについて解くと、

$Wg = (Q - Wt \cdot Cp \cdot \Delta Ts) / Hfg$

$= (3.30\times10^{9}-1.35\times10^{4}\times4.50\times10^{3}\times11.0) / 1.50\times10^{6}$

$= 1.75\times10^{3}$ （$kg \cdot s^{-1}$）

よって、クォリティ $= Wg/Wt$

$= 1.75\times10^{3}/1.35\times10^{4}$

$= 0.13$

となる。

※平成26年度に同問出題

**Ⅲ－5**　ウラン濃縮工場では，天然ウランを濃縮ウランと劣化ウランに分離する。工場全体の物質収支は，ウランの同位体を$^{235}$Uと$^{238}$Uの２種類とするとき，次の２つの式で表すことができる。

・ウラン全体量の収支平衡　$F = P + W$

・$^{235}$Uの収支平衡　$f \times F = e \times P + d \times W$

ここで，記号の意味は次のとおりである。

$F$：天然ウラン供給量［トン］

$P$：濃縮ウラン製品量［トン］

$W$：劣化ウラン発生量［トン］

$f$：天然ウラン中の$^{235}$Uの重量比

$e$：製品ウラン濃縮度

$d$：劣化ウラン中の$^{235}$Uの重量比

濃縮度4.5%のウラン製品１トンを得るために必要な天然ウランの供給量$F$［トン］に最も近い値はどれか。ただし，天然ウラン中の$^{235}$Uの重量比を0.72%，劣化ウラン中の$^{235}$Uの重量比を0.20%とする。

①　7　　②　8　　③　9　　④　10　　⑤　11

【解答と解説】

正解は②。

ウラン全体量の収支平衡の式から、

W＝F－P

これを $^{235}$U の収支平衡の式に代入しＦについて解くと、

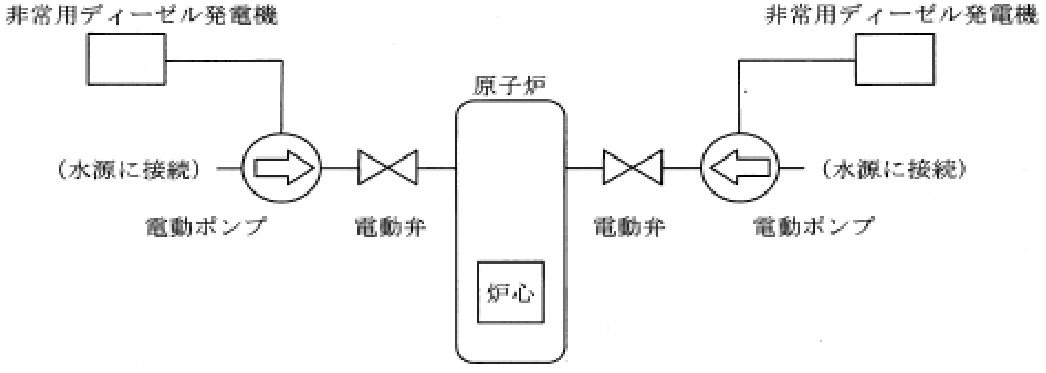
F＝(e－d)/(f－d) ×P

これに設題の値を入れてＦを計算すると

F=8.3（トン）

よって、正解は②。

Ⅲ－６　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２系統用意されている原子炉を想定する（下図参照）。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，事故の発生や機器の作動失敗はすべて互いに独立した事象とし，その発生頻度や作動失敗の確率を次のように仮定する。

・冷却材喪失事故の発生頻度　$1\times10^{-4}$ 回／年
・非常用ディーゼル発電機の起動失敗の確率　$1\times10^{-3}$
・電動ポンプの起動失敗の確率　$4\times10^{-3}$
・電動弁の開動作失敗の確率　$4\times10^{-3}$

また，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。冷却材喪失事故が発生し，非常用炉心冷却系が２系統とも原子炉への注水に失敗する事態の発生頻度［回／年］に最も近いものはどれか。

①　$1\times10^{-8}$　②　$1\times10^{-7}$　③　$1\times10^{-6}$　④　$1\times10^{-5}$　⑤　$1\times10^{-4}$

【解答と解説】

正解は①。

各機器の動作成功確率の重ね合わせより、非常用炉心冷却系が動作する確率は、

$(1 - 1\times10^{-3}) \times (1 - 4\times10^{-3}) \times (1 - 4\times10^{-3}) = 0.991$

従って、２系統ある非常用炉心冷却系がいずれも動作しない確率は、

$(1 - 0.991) \times (1 - 0.991) = 8\times10^{-5}$

冷却材喪失事故が発生する確率は$1\times10^{-4}$回/年であることから、求める確率は、

$(1\times10^{-4}$回/年$) \times (8\times10^{-5}) = 0.8\times10^{-8} \fallingdotseq 1\times10^{-8}$ 回/年

となる。

Ⅲ－７　RIA（Reactivity-Initiated Accident）と呼ばれる，制御棒の落下や飛び出しによって原子炉出力の急上昇に至る反応度事故における，燃料の挙動に関する次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。

① RIAの発生に伴って燃料温度が急上昇すると，膨張した燃料ペレットが被覆管を内側から押し拡げる燃料ペレット／被覆管機械的相互作用（PCMI）を生じる。

② RIAに至るまでの運転中に照射脆化や水素吸収等の原因で被覆管の延性が著しく低下している場合には被覆管にき裂が入り，PCMI破損に至る。

③ PCMI破損に至らなくても，さらに燃料エンタルピーが上昇する場合には，核沸騰から膜沸騰への遷移を生じ，燃料棒が蒸気膜で覆われることによって除熱が低下して被覆管温度が急上昇する。

④ 沸騰の遷移により被覆管温度が急上昇した場合，燃料棒内のガスの温度も急上昇することで燃料棒の内圧が急上昇し，被覆管の大きな膨れを伴う高温破裂を生じる。

⑤ PCMI破損，高温破裂の双方を生じず，さらに大きな燃料エンタルピーの上昇を伴う場合，被覆管が長期間高温に維持されて部分的な溶融や著しい酸化に至る部分溶融・脆性破損に至る。

【解答と解説】

正解（最も不適切な記載）は④。

反応度投入事象に関する評価指針[1]では、高温破裂の原因は燃料被覆管に内外圧差がある状態で DNB（Departure from Nucleate Boiling、核沸騰から膜沸騰への遷移）が生じ、被覆管の温度上昇に伴って被覆管の強度が低下し、被覆管が内外圧差に耐えられなくなるためと記載されている。

選択肢④の記載は、RIA に伴うガスの内圧上昇を高温破裂の第一原因に挙げているため不適切である。

【参考文献】

[1] 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針，旧原子力安全委員会

Ⅲ－８　転換比に関する次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。

①　転換比とは，消費される燃料量に対する生成される$^{239}$Puなどの燃料量の比である。

②　現在稼働している軽水炉の転換比は，０．５～０．６である。

③　重水炉での転換比は，現在稼働している軽水炉より低い。

④　天然ウランの利用率を10%以上にするためには，０．93程度以上の転換比が必要である。

⑤　増殖炉では転換比が１を超えるため，ウラン資源は理論上100%利用可能となる。

【解答と解説】

正解（誤りが含まれる記載）は③。

わが国で開発した新型転換炉（ATR）は重水減速沸騰軽水冷却型原子炉であり、1979 年に運転を開始した「ふげん」は新型転換炉の原型炉である。重水減速新型転換炉は軽水炉に比べて高い転換比が得られ、例えば「ふげん」では 0.7 の実績を達成している。[1]　また、重水炉として一般的に知られている天然ウランを用いる CANDU 炉でも転換比は軽水炉より高い。参考に軽水炉、CANDU 炉、高速増殖炉の転換比等の特性を下表に示す。

表　　原子炉の特性比較 [2]

（前提:1GWe，設備利用率100%）

| | | 単位 | LWR | | | | CANDU | GCR | AGR | FBR |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | BWR | PWR | 改良型PWR | プルサーマル | 天然ウラン | | | |
| 転　　換　　比 | | | 0.50 | 0.50 | 0.56 | 0.71 | 0.78 | 0.86 | 0.50 | 1.33 |
| 初装荷炉心燃料 | ウラン | t | 127.70 | 79.50 | 78.20 | 76.63 | 130.00 | 900.00 | 166.70 | 84.10 |
| | 平均濃縮度(U-235) | wt% | 2.07 | 2.14 | 2.22 | 劣化 | 0.71 | 0.71 | 1.64 | 劣化 |
| | 核分裂性プルトニウム | t | － | － | － | 2.147 | － | － | － | 3.623 |
| 平衡炉心装荷燃料 | ウラン | t/年 | 39.90 | 35.30 | 21.58 | 31.56 | 171.00 | 300.00 | 38.10 | 26.30 |
| | 平均濃縮度(U-235) | wt% | 2.60 | 3.00 | 4.15 | 劣化 | 0.71 | 0.71 | 2.67 | 劣化 |
| | 核分裂性プルトニウム | t/年 | － | － | － | 1.337 | － | － | － | 1.373 |
| 平衡炉心取出燃料 | ウラン | t/年 | 38.40 | 33.90 | 20.04 | 30.83 | 170.00 | 299.40 | 36.90 | 26.80 |
| | 平均濃縮度(U-235) | wt% | 0.75 | 0.83 | 0.72 | 劣化 | 0.23 | 0.40 | 0.72 | 劣化 |
| | 核分裂性プルトニウム | t/年 | 0.245 | 0.221 | 0.165 | 0.861 | 0.470 | 0.600 | 0.122 | 1.591 |
| | 平均燃焼度 | GWd/t | 27.50 | 30.40 1) | 50.70 | 33.00 | 7.30 | 4.50 | 24.00 | 52.30 |
| 最終炉心取出燃料 | ウラン | t | 124.00 | 77.10 | 77.34 | 75.75 | 129.00 | 898.00 | 180.80 | 82.60 |
| | 平均濃縮度(U-235) | wt% | 1.28 | 1.37 | 1.83 | 劣化 | 0.39 | 0.50 | 1.43 | 劣化 |
| | 核分裂性プルトニウム | t | 0.638 | 0.420 | 0.502 | 1.950 | 0.270 | 1.800 | 0.526 | 3.565 |

1)1986年現在、多くのPWRが40GWd/tあるいはそれ以上に達している。

（出典：OECD「NUCLEAR ENERGY AND FUEL CYCLE」1987）

下記出典をもとに作成した

［出典］日本電気協会新聞部：原子力ポケットブック 2009年版（2009年8月）、p202

なお、④については以下のとおり記述は適切となる。

天然ウランの初期の燃料は $^{235}$U でありこの量を B0 とする。転換比を xc とすると、$^{235}$U が消費された後に残る燃料量 B1 は B1＝B0×xc　となる。更に B1 が消費された後に残る燃料量を B2 とすると B2＝B1×xc＝B0×xc$^{2}$　。したがって、理論上利用できる燃料量 B は、以下となる。

$$B = \Sigma Bn\ (n=0\rightarrow\infty) = B0\times\Sigma xc^{n}\ (n=0\rightarrow\infty) = B0\times(1/(1-xc))$$

初期の天然ウランの量を F とすると、利用率は B/F で表せるので、

$$B/F = B0/F\times(1/(1-xc))$$

上式で、B/F＝0.1、B0/F＝0.0072 であり、xc について解くと、xc＝0.93 となる。
ただし、この計算方法は核分裂性物質が世代毎に全て消費されて次の世代の核分裂性物質が生成されるとした検算用の簡易な計算モデルであり、実際の物理モデルでは消滅する核分裂性物質と生成される核分裂性物質の収支を積分して求めることになる。

【参考文献】
[1] 原子力百科事典（ATOMICA） 重水減速沸騰軽水冷却型原子炉（03-02-02-01）
[2] 原子力百科事典（ATOMICA）原子力発電所の装荷核燃料特性と核燃料必要量（02-02-03-14）

Ⅲ－９　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 天然に存在するトリウムには，核分裂性核種が含まれていない。

② 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。

③ 入射中性子のエネルギーが高いと，$^{238}$Uは核分裂することがある。

④ $^{239}$Puは，$^{239}$Npが$\beta^-$壊変して生成される。

⑤ 天然に存在する$^{235}$Uの数は，主に自発核分裂によって減少している。

【解答と解説】
正解（誤りが含まれる記載）は⑤。

① 適切。天然に存在するトリウムは実質 $^{232}$Th のみで、$^{232}$Th は中性子を吸収して核分裂性核種の $^{233}$U に変換するので親物質である。
② 適切。$^{238}$U は中性子を吸収して核分裂性核種の $^{239}$Pu に変換するので親物質である。
③ 適切。$^{238}$U は中性子のエネルギーが 2MeV 以上の高速で入射したときの核分裂断面積は 0.5 バーン程度以上あり、核分裂を起こす。[1]，[2]
④ 適切。$^{239}$Pu は人工放射能で、$^{238}$U の中性子捕獲で生じる $^{239}$U が$\beta^-$崩壊（半減期 23.45 分）して $^{239}$Np が生まれ、$^{239}$Np の$\beta^-$崩壊（半減期 2.356 日）で $^{239}$Pu が生成される。
⑤ 不適切。自発核分裂は原子番号が 93 以上の超ウラン元素で発生確率が高くなる。$^{235}$U の自発核分裂 の半減期は $10^{19}$ 年で、α崩壊の半減期 $7\times10^8$ 年より長い。[3]

【参考文献】
[1] 原子力百科事典（ATOMICA）（03-01-01-04）　核燃料増殖のしくみ
[2] https://wwwndc.jaea.go.jp/j40fig/jpeg/u238_f1.jpg
及びその引用文献
1.K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).
[3] 原子力百科事典（ATOMICA）（06-03-05-09）　地球環境に存在する核分裂生成物

Ⅲ－10　我が国で建設された様々な原子力プラントに関する次の記述のうち，最も適切なものはどれか。

① 高温ガス炉（HTGR）では，冷却材としてヘリウムガスが用いられ，900℃以上の高温を得ることができる。

② 高速炉（FBR）は，水を使用せずに発電できるシステムである。

③ 日本で最初の商業原子力発電では，黒鉛減速軽水冷却炉が採用された。

④ 加圧水型軽水炉（PWR）では，制御棒の中性子吸収材として主に炭化ホウ素（$B_4C$）が使用されている。

⑤ 沸騰水型軽水炉（BWR）では，核分裂で発生したエネルギーが蒸気発生器を通じてタービンに輸送され発電に使われる。

【解答と解説】

正解は①。

① 適切。原子炉出口冷却材温度が 700℃～950℃の黒鉛減速ヘリウム冷却型炉を高温ガス炉（HTGR）という。[1]

② 不適切。国内の高速炉「もんじゅ」は原子炉冷却材としてナトリウムを使用してはいるが、蒸気発生器を介して水を沸騰させ、発生した蒸気によりタービンを回して発電している。[2]

③ 不適切。日本で最初の商業原子力発電所は東海発電所で、黒鉛減速炭酸ガス冷却型原子炉（コールダーホール型炉）である。[3]

④ 不適切。国内の現在の PWR における制御棒の中性子吸収材としては主に Ag-In-Cd 合金が使用されており、炭化ホウ素($B_4C$)を制御棒の中性子吸収材として主に使用しているのは BWR である。[4][5]

⑤ 不適切。BWR は、核分裂で発生したエネルギーによって原子炉冷却材を沸騰させて蒸気を発生させ、その蒸気で直接タービンを回して発電している。核分裂で発生したエネルギーを、蒸気発生器を介した熱交換によりタービンに輸送するのは PWR の特徴である。[4][5]

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA, 高温ガス炉概念の特徴（03-03-01-02）
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-03-01-02.html

[2] 原子力百科事典 ATOMICA, 原子力発電所のタービン・発電機と付属設備（02-02-02-06）
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-02-02-06.html

[3] 日本原子力発電株式会社 HP
http://www.japc.co.jp/haishi/tokai.html

[4] 原子力百科事典 ATOMICA, 加圧水型原子炉（PWR）（02-01-01-02）
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-01-01-02.html

[5] 原子力百科事典 ATOMICA, 沸騰水型原子炉（BWR）（02-01-01-01）
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-01-01-01.html

Ⅲ－11　我が国に導入されている加圧水型軽水炉（PWR）と沸騰水型軽水炉（BWR）の運転・制御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やBWRには自己制御性があり，これはドップラー効果などによる反応度抑制効果である。

② PWRでは，燃焼に伴う反応度の補償を主に冷却材に混ぜるホウ素濃度を調整するケミカルシムによって行う。

③ PWRでは，制御棒クラスタのうち原子炉の緊急停止に使用される制御棒は，プラント運転中は全引き抜き状態にある。

④ BWRでは，冷却材の再循環流量を調整し，冷却材の密度変化に伴う中性子吸収量の変化を利用して原子炉の出力を制御する。

⑤ BWRでは，ウォーターロッドが導入されている燃料集合体があるが，これは，チャンネルボックス内部の沸騰状態にある領域の中性子減速効果を高めるためである。

【解答と解説】

正解(誤りが含まれる記載)は④。

①は記載のとおり。軽水炉の自己制御性には、他に冷却材(減速材)密度変化によるものがある(負の減速材温度係数、ボイド係数等)[1]。

②は記載のとおり。PWR では、一般的に、制御棒はほぼ全引き抜きに近い状態で運転される。わずかに挿入された制御棒は出力調整などの短時間の反応度補償に使用され、燃焼に伴う反応度補償は冷却材中のホウ素濃度を低下させて行う[2]。

③は記載のとおり。PWR の制御棒は、制御グループ制御棒と停止グループ制御棒に分けられ[2]、原子炉の緊急停止に使用される停止グループ制御棒は、原子炉停止能力を確保するために全引き抜き状態で運用される[3]。

④は誤り。BWR では再循環流量の調整により炉内ボイド体積割合を変化させて、冷却材密度を変化させることにより原子炉の出力制御を行うとの記載は正しい[4]。しかし、冷却材(軽水)中にホウ酸などの中性子吸収体を含まない場合、冷却材密度の変化に伴う反応度への影響は、中性子吸収効果よりも中性子減速効果の変化の方が大きい。よって、正しい記載は、“中性子吸収量の変化”ではなく、“中性子減速量の変化”を利用して出力を制御するとなる。

⑤は記載のとおり。ウォーターロッドは 8x8 型、9x9 型燃料集合体等で使用されており[5]、中性子減速効果を高め、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[6]。

原子炉の構造、反応度・出力制御や反応度フィードバックについては頻出問題であり、原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡや発電プラント・炉心設計・炉物理の教科書(例えば[2],[7]等)で確認しておくことを勧める。

【参考文献】

[1] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「自己制御性」
[2] 岡 芳明 編著、「原子力教科書　原子炉設計」（オーム社）
[3] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「原子力発電プラント (PWR) の制御」(02-04-06-01)
[4] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「原子力発電プラント (BWR) の制御」(02-03-06-01)

[5] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「BWR 用ウラン燃料」(04-06-03-01)
[6] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「ウォーターロッド」
[7] (財)原子力安全研究協会　「実務テキストシリーズ No.1 軽水炉発電所のあらまし」

Ⅲ－12　原子炉材料の腐食や経年劣化に関する次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。

① 低サイクル疲労とは，材料に繰り返し応力がかかることにより，微小な変形領域が生じ，それが割れとなって成長し静的強度より低い応力でも割れを起こす現象である。

② 中性子照射脆化とは，金属材料が中性子の照射を受けて結晶構造の中に非常に微小な欠陥等が生じ，靭性が低下する現象である。

③ 応力腐食割れは，ステンレス鋼の溶接部近傍で起こりやすく，材料因子，環境因子，応力因子のいずれかの要因が，ある条件を満たした場合に発生する現象である。

④ 流れ加速型腐食とは，炭素鋼や低合金鋼などの表面の保護皮膜が，流動水や水・蒸気混合物中へ溶出することによって，腐食が促進される現象である。

⑤ 原子炉構造材料の非破壊検査の方法として，浸透探傷試験，渦流探傷試験，放射線透過試験，超音波探傷試験などが用いられる。

【解答と解説】
正解(誤りが含まれる記載)は③。

①は記載のとおり。材料に繰返し応力又は繰返しひずみを加えた結果、発生する材料の破壊現象のうち、実用上問題となる破壊までの繰返し数が 1 万～10 万回以上の場合を高サイクル疲労といい、それ以下の繰返し数で、材料強度の観点から塑性変形を考慮する必要のあるものを低サイクル疲労と称している[1],[2]。
②は記載のとおり[3],[4]。
③は誤り。応力腐食割れは、材料因子、環境因子、応力因子のいずれかの要因単体ではなく、3 因子の重畳により発生する[5],[6]。よって、“いずれかの要因が、ある条件を満たした場合に発生する”という記載が誤りである。また、ステンレス鋼の溶接部近傍で起こりやすいのは、PWR に比べ溶存酸素濃度が高い BWR において、溶接により熱鋭敏化したオーステナイト系ステンレス鋼の粒界型応力腐食割れ（IGSCC：Intergranular SCC）である[6]。
④は記載のとおり[7]。
⑤は記載のとおり[8]。なお、最近は、渦流探傷試験よりも渦電流探傷試験と表記される場合が多くなっている。

【参考文献】
[1] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「高サイクル疲労」
[2] 飯田国広、低サイクル疲労に関する 基礎的諸問題、溶接学会誌 第 37 巻第 6 号、1968 年
https://www.jstage.jst.go.jp/article/qjjws1943/37/6/37_6_542/_pdf
[3] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「原子炉材料の基礎（1）」（03-06-01-09）
[4] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「照射脆化」
[5] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「軽水炉における応力腐食割れ 」(02-07-02-15)

[6] 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)
[7] 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)
なお、参考文献中では“流動加速腐食(FAC)”と呼ばれている。
[8] 原子力百科事典　ＡＴＯＭＩＣＡ「原子力発電所の溶接検査」(02-02-03-11)

**Ⅲ－13**　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 採鉱・精錬された後のウランの化学形は主として$U_3O_8$（八酸化三ウラン）であり，一般にイエローケーキと呼ばれる。

② 遠心分離法による濃縮工程では，気体状のウラン化合物を遠心分離機に入れ，回転円筒の中心部から軽い分子が僅かに濃くなった気体を抜き出すという操作を繰り返す。

③ 再転換工程では，$UF_6$（六フッ化ウラン）から重ウラン酸アンモニウムを作った後，ばい焼・還元して$UO_2$（二酸化ウラン）を作る。

④ ペレット成形工程では，燃料粉末を円筒状のペレットに成形し，外周を研削して所定の寸法に揃えたのち，高温で焼結する。

⑤ ピューレックス法による再処理工程では，硝酸に溶解した使用済み燃料からリン酸トリブチル（TBP）を用いてウランやプルトニウムなどを分離する。

【解答と解説】

正解（誤りが含まれる記載）は④。

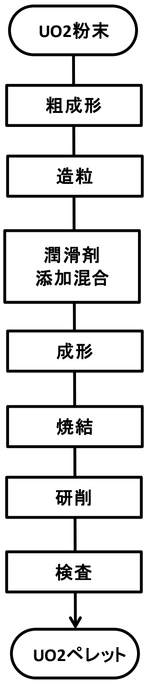
① 記載の通り。
ウラン鉱石を精製練した製品は一般に黄色の粉末となるので、イエローケーキと呼ばれるようになった[1]。

② 記載の通り。
遠心分離機を使ってウラン235の濃縮度を上げる方法を遠心分離法という。原料としては、気体状態の六フッ化ウランを使用し、高速回転中の遠心分離機に入れると、遠心力により重いウラン238と軽いウラン235とが、わずかに分離される。遠心分離法はガス拡散法に比べ、分離係数が大きく電力消費量も少ない利点がある。しかし、遠心分離機は、回転胴を高周速で回転させるために製造面、運転面において高度な技術を要する[2]。

③ 記載の通り。
六フッ化ウランから二酸化ウランへの再転換方法にはいろいろな方法があるが、最も古い歴史を持ち、大きな使用実績がある方法が六フッ化ウランから重ウラン酸アンモニウムを作った後、ばい焼・還元して二酸化ウランを作るADU法である。ADU法は、工程はやや複雑であるが、各反応毎に独立しているため反応条件をコントロールし易く、得られる二酸化ウラン粉末の特性が安定している[3]。

④ 誤りが含まれる。
ペレットの製造工程を下図に示す[4]。
ペレットは、二酸化ウラン粉末を圧縮成型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℃の水素雰囲気中で焼結して焼結ペレットとする。ペレットの外周

は燃料被覆管と接し熱伝導を確保するため、寸法を厳密に管理する必要がある。
しかし、焼結するとペレットは焼きしまりにより寸法が変わることから、研削は焼結後に実施される。



ペレット製造工程

⑤ 記載の通り。
ウランとプルトニウムの回収のために各種の溶媒抽出法が開発されたが、最も安定性に富み、放射性廃棄物発生量の低減などにおいて取扱いやすいＴＢＰを用いるピューレックス法が優位を占めるようになった[5]。

【参考文献】

[1]　原子力百科事典（ATOMICA）（04-04-01-03）イエローケーキ（ウラン精鉱）の性質
[2]　原子力百科事典（ATOMICA）（04-05-01-04）遠心分離法によるウラン濃縮
[3]　原子力百科事典（ATOMICA）（04-06-02-01）六フッ化ウランから二酸化ウランへの再転換
[4]　原子力百科事典（ATOMICA）（04-06-02-03）ペレット製造工程
[5]　原子力百科事典（ATOMICA）（04-07-02-03）溶媒抽出工程

Ⅲ－14　日本の原子力発電所の燃料や放射性廃棄物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 高レベル放射性廃棄物のガラス固化に使用するガラスとして，ホウケイ酸ガラスが採用されている。

③ 高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）は発熱量が大きいため，貯蔵期間中は循環水により冷却されている。

④ 使用済燃料中間貯蔵施設（青森県むつ市）では，使用済み燃料をプール水中に設置されたラック（金属製の枠組み）に収納して貯蔵する湿式貯蔵を採用している。

⑤ クリアランスレベルは，日常生活において自然界の放射線から受けている線量の1／10未満に相当する放射能濃度として，放射性物質の種類ごとに設定されている。

【解答と解説】
正解は②。

① 間違い。
放射性廃棄物の種類を下表に示す。[1]

**放射性廃棄物の種類**

<table>
<tr><th colspan="3">廃棄物の種類</th><th>廃棄物の例</th><th>発生場所</th><th>処分の方法（例）</th></tr>
<tr><td rowspan="5">低レベル放射性廃棄物</td><td rowspan="3">発電所廃棄物</td><td>放射能レベルの極めて低い廃棄物</td><td>コンクリート、金属等</td><td rowspan="3">原子力発電所</td><td>トレンチ処分</td></tr>
<tr><td>放射能レベルの比較的低い廃棄物</td><td>廃液、フィルタ、廃器材、消耗品等を固形化</td><td>ピット処分</td></tr>
<tr><td>放射能レベルの比較的高い廃棄物</td><td>制御棒、炉内構造物</td><td>余裕深度処分</td></tr>
<tr><td colspan="2">ウラン廃棄物</td><td>消耗品、スラッジ、廃器材</td><td>ウラン濃縮・燃料加工施設</td><td>余裕深度処分、ピット処分、トレンチ処分、場合によっては地層処分</td></tr>
<tr><td colspan="2">超ウラン核種を含む放射性廃棄物（TRU廃棄物）</td><td>燃料棒の部品、廃液、フィルタ</td><td>再処理施設、MOX燃料加工施設</td><td>地層処分、余裕深度処分、ピット処分</td></tr>
<tr><td colspan="3">高レベル放射性廃棄物</td><td>ガラス固化体</td><td>再処理施設</td><td>地層処分</td></tr>
</table>

わが国では、放射性廃棄物は「低レベル放射性廃棄物」と「高レベル放射性廃棄物」に分けられており、「中レベル放射性廃棄物」はない。

② 適切。
高レベル廃液のガラス固化に関する研究開発は、米国、ドイツなどにおいて 1950 年頃から開始され、ガラスの原料として、当初は「リン酸ガラス」が検討されたものの、処理プロセス上の問題、固化体の熱的安定性の問題等の理由から、ほとんどの国で採用がとり止められ、現在では主として「ホウケイ酸ガラス」が選択されている。

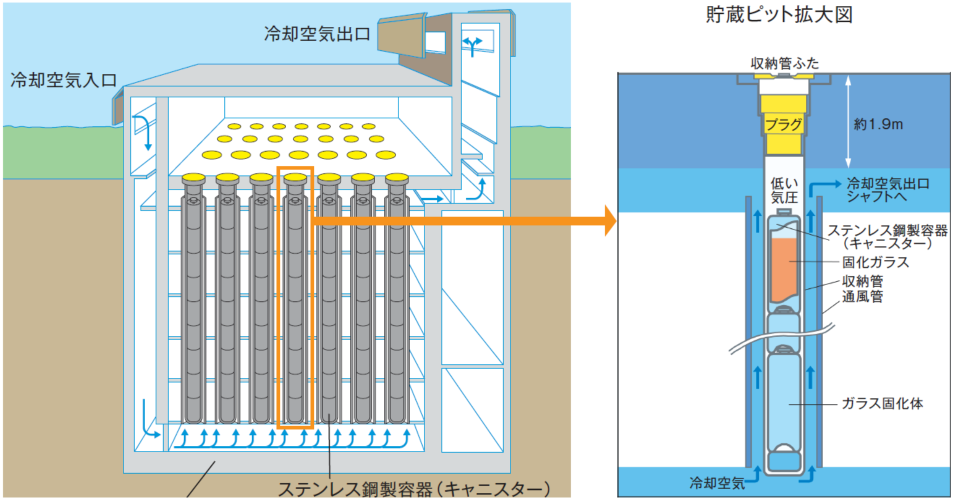
その理由は、酸性やアルカリ性に対する耐食性に優れていること、ガラス溶融温度を比較的低温にできるため、ガラス固化装置の構成材料（溶融炉材、電極材）に対する負担が軽減できること、廃棄物成分の許容含有量が比較的高く、熱や放射線に対する抵抗性が高いことなどが挙げられる。[2]

③ 間違い。

下図に示すようにガラス固化体は、空気による冷却が行われている。[3]

なお、ガラス固化体の 1 体当たりの発熱量は、「製造直後の発熱は約 2300 ワット（2.3 キロワット)」、「30 年後には約 560 ワット」、「50 年後には約 350 ワット」と評価されている。[4]。

**高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の貯蔵概念図**




④ 間違い。

使用済燃料の貯蔵には、プール貯蔵方式（湿式）、とキャスク貯蔵方式（乾式）があるが、青森県むつ市に建設されている使用済燃料中間施設ではキャスクによる乾式貯蔵が採用されている。[5]

⑤ 間違い。

クリアランスレベルは、1 年間に受ける放射線の量が 0.01 ミリシーベルト（10 マイクロシーベルト）となる放射能濃度と定められている。この線量は、日常生活で自然界から受ける放射線量の 1/100 以下である[6]。

【参考文献】


[1] 原子力エネルギー図面集（2017） 8-1-4
[2] 原子力百科事典（ATOMICA）（05-01-02-04） 高レベル廃液ガラス固化処理の研究開発
[3] 原子力エネルギー図面集（2017） 8-3-4
[4] NUMO HP “ガラス固化体の放射能と発熱量は次第に減衰します”
https://www.numo.or.jp/chisoushobun/radioactive_waste/04.html
[5] リサイクル燃料貯蔵株式会社 HP “リサイクル燃料貯蔵株式会社 事業概要”
http://www.rfsco.co.jp/company/bisiness.html
[6] 電気事業連合会 HP “クリアランスの安全性”
http://www.fepc.or.jp/nuclear/haishisochi/clearance/safety/index.html

Ⅲ－15　次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。
① 原子番号は，原子核内の陽子数に等しい。
② 陽子，中性子，電子を総称して核子という。
③ 質量数が等しい核種を同重体という。
④ 陽子の数が等しい核種を同位体という。
⑤ 中性子の質量は陽子の質量より大きい。

【解答と解説】
正解（誤りが含まれる記載）は②。

陽子と中性子を核子という。陽子と中性子は、それぞれ電子の 1836.2 倍、1838.7 倍の質量をもっており、中性子の方が重い。

【参考文献】
［1］　放射線概論 通商産業研究社

Ⅲ－16　$^{3}$H（トリチウム）は$\beta^{-}$壊変により$^{3}$He になる。37GBq の$^{3}$H の 1 時間当たりの発熱量［J］に最も近い値はどれか。ただし、$^{3}$H の半減期は $3.9\times10^{8}$s、$\beta^{-}$線の平均エネルギーは 5.7keV、1eV = $1.6\times10^{-19}$J とする。
①　0.01　　②　0.1　　③1　　④　10　　⑤　100

【解答と解説】
正解（最も近い値）は②。

［発熱量］＝ 壊変数×壊変当たりの発生平均エネルギー
$= 37\times10^{9}$ (1/s) ×3600 (s/h) ×$5.7\times10^{3}$ (eV) ×$1.6\times10^{-19}$ (J/eV)
≒ 0.12 (J/h)
※トリチウムの発熱量は、概略 33.8μW/Ci（ワット/キュリー）

【参考文献】
［1］　放射線概論 通商産業研究社

Ⅲ－17　$^{252}$Cfはα壊変と自発核分裂で壊変する。その全半減期は2.64年で，α壊変の部分半減期は2.72年である。1 gの$^{252}$Cfの毎秒の自発核分裂数［$s^{-1}$］に最も近い値はどれか。ただし，アボガドロ定数を$6.0\times10^{23}$ $mol^{-1}$，ln2＝0.69とする。
①　$5\times10^{10}$　　②　$1\times10^{11}$　　③　$5\times10^{11}$　　④　$1\times10^{12}$　　⑤　$5\times10^{12}$

【解答と解説】
正解は③。

$^{252}$Cf の崩壊定数をλ、α壊変に係る崩壊定数を$λ_α$、自発核分裂に係る崩壊定数を$λ_s$とすると、

$λ = λ_α + λ_s$

の関係となる。また、崩壊定数λと半減期$T_{1/2}$の関係は、

$λ = \ln 2 / T_{1/2}$

であることから、

$λ = \ln 2/(2.64×365.25×24×3600) = 8.28×10^{-9}(s^{-1})$

$λ_α = \ln 2/(2.72×365.25×24×3600) = 8.04×10^{-9}(s^{-1})$

となり、$λ_s = λ - λ_α = 2.44×10^{-10}(s^{-1})$となる。

1g の $^{252}$Cf の原子数は、$6.0×10^{23}/252 = 2.38×10^{21}$(-)となる。よって、1g の $^{252}$Cf の毎秒の自発核分裂数は、

$2.44×10^{-10}(s^{-1})×2.38×10^{21}(-) = 5.8×10^{11}$

となり、③が最も近い。

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 アクチニウム系列は $^{227}$Ac から始まる天然の壊変系列である。

② トリウム系列は $^{208}$Pb で終わる天然の壊変系列である。

③ ウラン系列には $^{222}$Rn が含まれる。

④ 壊変系列を作らないで単独で存在する核種がある。

⑤ 宇宙線による核反応で生成される核種がある。

【解答と解説】

正解（誤りが含まれる記載）は①。

アクチニウム系列は $^{235}$U から始まる壊変系列である。②，③については記載の通り。④は例えば $^{40}$K や $^{87}$Rb は壊変系列を作らない天然の放射性核種である。⑤は宇宙線が大気中の成分と反応することで，$^{3}$H, $^{7}$Be 等が生成する。

【参考文献】

[1] 放射線概論―第１種放射線試験受験用テキスト―

Ⅲ－19 放射線と物質の相互作用に関する次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。

① 水と放射線との相互作用で生成する水和電子は酸化力を持っている。

② 高分子に放射線を照射すると，架橋反応や分解反応が起こる。

③ 水中における１MeV と１０MeV の陽子の LET（線エネルギー付与）を比べると，１MeV の方が大きい。

④ 気体が放射線により電解されるとき，１組のイオン対を作るのに必要な平均エネルギーをＷ値という。

⑤ δ線は，荷電粒子が物質中でイオン化を起こした結果放出される電子のうち，電離作用を起こすのに十分なエネルギーを持つ電子である。

【解答と解説】

正解（誤りが含まれる記載）は①。

①誤り。水和電子（$e_{aq}^-$）とは、水と放射線との相互作用により水分子から飛び出した電子が他の水分子の間に捕らえられたものである。水和電子は強い還元力を有し、水溶液中では、以下の平衡となる。[1]

$$e_{aq}^- \ + \ H^+ \ \longleftrightarrow \ H\cdot$$

（･は反応性に富むラジカルを示す。）

②正しい。有機系高分子材料が放射線照射を受けると、主に分子鎖切断と分子鎖間の橋架け（架橋）が起こる。[2]

③正しい。荷電粒子の LET は Bethe の理論によれば定性的に次の式で示される。この式より、同一粒子ではエネルギーが小さいほど LET は大きい。[3]

$$\frac{dE}{dx} = k\frac{z^2}{v^2}NZ$$

(k:定数,z:粒子の電荷,v:粒子の速度,N:物質 1cm$^3$ 中の原子数,Z:物質の原子番号)

④正しい。放射線が気体を通過する際に生成される陽イオンと自由電子の一対あたりの平均生成エネルギーを W 値といい、通常 eV 単位で表す。[4]

⑤正しい。荷電粒子線が電離させた電子のうち、さらに次のイオンを作るに足る十分な運動エネルギーを持つものをデルタ線と呼ぶことがある。[5]

【参考文献】

[1]原子力百科事典 ATOMICA, 放射線の直接作用と間接作用（09-02-02-10)）
[2]原子力百科事典 ATOMICA, 高分子材料の放射線劣化と改質 I （08-04-02-12)）
[3]放射線概論　第 6 版
[4]原子力百科事典 ATOMICA, 放射線と物質の相互作用（08-01-02-02)）
[5]放射線計測ハンドブック　第 3 版

Ⅲ－20 $^{90}$Srと$^{90}$Yの放射化学分離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。

$^{90}$Srのみを含む水溶液には$\beta^-$壊変によって娘核種の$^{90}$Yが次第に生成してくる。この溶液に，非放射性のストロンチウムとイットリウムを担体として加えたのち，[ a ]にすると，$^{90}$Yはイットリウムとともに水酸化物として沈殿し，$^{90}$Srはストロンチウムとともに水溶液中に残るため，$^{90}$Srと$^{90}$Yを分離することができる。もし，非放射性のストロンチウムを加えない場合には，$^{90}$Srは[ b ]になりやすく，イットリウムの水酸化物に取り込まれる可能性がある。この現象を[ c ]という。また，$^{90}$Srを溶液中に残すために加えたストロンチウムのことを[ d ]と呼ぶ。

| | a | b | c | d |
|---|---|---|---|---|
| ① | アルカリ性 | イオン | 共沈 | スカベンジャ |
| ② | 酸性 | 酸化物 | ミルキング | スカベンジャ |
| ③ | アルカリ性 | ラジオコロイド | 共沈 | 保持担体 |
| ④ | 酸性 | イオン | 共沈 | スカベンジャ |
| ⑤ | アルカリ性 | ラジオコロイド | ミルキング | 保持担体 |

【解答と解説】
正解は③。

- $^{90}Y^{3+}$は非放射性の Y 担体水溶液を加え、溶液をアルカリ性とすることで$^{90}Y^{3+}$を$^{90}$Sr から分離することができる。
- $^{90}$Sr はラジオコロイドとなってイットリウムと一緒に沈殿しやすい。(共沈)
- $^{90}$Sr を溶液中に残すためには非放射性の $Sr^{2+}$を担体として加えておくと、$^{90}$Sr は溶液中に残る。(保持担体)
- なお、$Fe^{3+}$を加えて溶液をアルカリ性とすることで、$^{90}Y^{3+}$と $Fe^{3+}$を水酸化物として共沈させる方法もある。

Ⅲ-21 放射線による DNA 損傷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 の損傷は，発がんの原因となることがある。
② DNA の損傷に対し，ヒトの細胞は修復能を有している。
③ DNA の損傷には，塩基遊離，1 本鎖切断，2 本鎖切断などがある。
④ DNA の損傷では，2 本鎖切断の方が 1 本鎖切断より起こりやすい。
⑤ DNA の損傷の 2 本鎖切断は，高 LET 放射線の方が低 LET 放射線より起こりやすい。

【解答と解説】
正解（誤りが含まれる記載）は④。

放射線によるDNA損傷には1本鎖切断，2本鎖切断，塩基遊離，塩基損傷などがある。2本鎖切断は1本鎖切断よりも生じにくく、10倍以上のエネルギーを必要とする。また、高LET放射線では電離密度が密なため、2本鎖切断の割合が増える。

DNA情報が変化したまま細胞分裂が繰り返されると突然変異を起こし，がんや遺伝的影響といった影響が発生する可能性がある。ただし、DNAの損傷は各種酵素の働きなどにより修復される。

【参考文献】

[1] 放射線概論—第1種放射線試験受験用テキスト—

Ⅲ－22 有効体積500cm$^3$の空気等価電離箱をγ線照射場に置いたところ，1.6×10$^{-10}$Aの電離電流が測定された。このγ線照射場の照射線量率[C・kg$^{-1}$・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$^{-3}$とする。

① 1.2×10$^{-9}$
② 2.7×10$^{-7}$
③ 9.6×10$^{-7}$
④ 9.6×10$^{-4}$
⑤ 3.3×10$^{-2}$

【解答と解説】

正解は④。

照射線量率は1 kgの空気中で1時間当たりに発生する電荷量(C)を求めればよい。

1 Aは1 C/sであるから、1.6×10$^{-10}$ Aの電離電流が測定されたということは1.6×10$^{-10}$ C/s即ち、1秒間に1.6×10$^{-10}$ Cの電荷量がこの電離箱で発生したことを意味する。電離箱の有効部の空気の質量は1.2×10$^{-3}$ (g/cm$^3$)×500 (cm$^3$)=0.6 (g)より、6×10$^{-4}$ kgであるから、1 kgの空気中に1時間当たりに発生する電荷量(C)は以下の通りとなる。

$$\frac{1.6\times10^{-10}(C/s)}{6\times10^{-4}(kg)}\times3600(s/h)=9.6\times10^{-4}(C/kg/h)$$

Ⅲ－23 非相対論的重荷電粒子の吸収物質中での阻止能に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。ただし、重荷電粒子の速度は、吸収物質の原子の軌道電子の速度に比べて十分大きいものとする。

① 阻止能の単位はJ・m$^{-2}$である。
② 阻止能は重荷電粒子の速度の2乗にほぼ比例する。
③ 阻止能は重荷電粒子の電荷にほぼ比例する。
④ 阻止能は吸収物質の単位体積中の原子数にほぼ反比例する。
⑤ 阻止能は物質の原子番号にほぼ比例する。

【解答と解説】

正解（最も適切なもの）は⑤。

重荷電粒子の阻止能は、重荷電粒子が吸収物質中を進むとき、重荷電粒子が単位長さ当

たりに失うエネルギー量で与えられるため、単位は、単位長さ当たりのエネルギー量［例：J・m$^{-1}$］で表される。

重荷電粒子は質量が大きいため、通常、制動放射によるエネルギー損失は無視でき、非相対論的重荷電粒子が吸収物質中を進むときに生じるエネルギー損失は、概略、重荷電粒子と吸収物質中の電子とのクーロン力によるものと考えることかできる。重荷電粒子の速度が吸収物質の原子の軌道電子の速度に比べて十分大きいとされていることから、クーロン力は重荷電粒子の電荷に比例、作用時間は重荷電粒子の速度に反比例する。すなわち、吸収物質中の電子の受けるエネルギー量（重荷電粒子が失うエネルギー量）は、重荷電粒子の**電荷の２乗**に比例、重荷電粒子の**速度の２乗に反比例**すると考えることができる。

また、重荷電粒子が吸収物質中を進むときに失う単位長さ当たりのエネルギー量は、単位長さの中に存在する電子に比例することから、**吸収物質の原子密度、吸収物質の原子番号に比例する**。

【参考文献】

［1］放射線概論 通商産業研究社

**Ⅲ－24** 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 シンクロトロンでは，加速粒子のエネルギーが大きくなるにしたがって，磁場の強度を弱くし，加速粒子が常に一定軌道を周回するようにしている。

② コッククロフト・ウォルトン型加速器は，整流器とコンデンサーを多段に組合せた倍電圧整流回路を利用して直流高電圧を作り，荷電粒子を加速する。

③ 陽子加速用の直線加速器は，中空円筒などの多数個の電極を同軸直列に並べ，これらの電極間に発生させた高周波電場によって陽子を加速する。

④ サイクロトロンでは，静磁場内で半円形の２つの電極（ディー電極）を向い合せ，これらの間に高周波電場を加え，粒子が電極間を通過するたびに粒子を加速する。

⑤ タンデム型バン・デ・グラーフ加速器では，加速管の中央部に絶縁ベルトを回転させて作った高電圧電極を置き，初めに負イオンを加速し，電極の内側で炭素薄膜などのストリッパーで電子をはぎ取り，正イオンにして再び加速する。

【解答と解説】

正解（誤りが含まれる記載）は①。

シンクロトロンでは、加速粒子のエネルギーが大きくなるにしたがって、磁場の強度を強くし、加速粒子が一定起動を周回するようにしている。

Ⅲ-25 放射線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 $\alpha$壊変を起こした核種は，壊変後には質量数が４減る。
② $\beta^{-}$壊変を起こした核種は，壊変の前後で質量数は変わらない。
③ 電子捕獲を起こした核種は，壊変後には原子番号が１増える。
④ 核異性体転移を起こした核種は，転移の前後で質量数は変わらない。
⑤ 自発核分裂を起こす核種は，分裂する際に中性子を放出する。

【解答と解説】
正解（誤りが含まれる記載）は③。

① 正しい。$\alpha$壊変は，質量数の大きな原子核がヘリウムの原子核を放出する壊変である。$\alpha$壊変では壊変の前後で質量数は４減り，原子番号は２減る。

② 正しい。$\beta$壊変は、原子核または素粒子が$\beta^{-}$（電子）あるいは$\beta^{+}$（陽電子）を放出して，他種の原子核または素粒子に変化する現象である。$\beta$壊変の前後では原子番号が変化する（$\beta^{-}$壊変では原子番号が１増え，$\beta^{+}$壊変では原子番号が１減る）が質量数は変わらない。

③ 誤り。軌道電子捕獲では、陽子が軌道電子を捕獲して中性子に壊変する。陽電子を放出する$\beta^{+}$壊変と同様に原子番号が１減る。

④ 正しい。原子核のエネルギーが高い準位から低い準位に転移する際に$\gamma$線が放出される。励起状態の寿命は通常非常に短いが、励起状態によっては寿命の長い状態もある。このような状態を核異性体という。このような励起状態からの転移を核異性体転移といい、転移によって$\gamma$線が放出されるが、原子番号や質量数に変化はない。

⑤ 正しい。質量数の大きな原子核では陽子数が大きくなり、クーロン力による反発エネルギーが大きくなる。この反発エネルギーのために核分裂が起こる。これを自発核分裂という。自発核分裂の際には３個程度の中性子が同時に放出される。

【参考文献】
[1] 放射線概論―第１種放射線試験受験用テキスト―
[2] 原子力百科事典 ATOMICA, $\beta$壊変(08-01-01-06)

Ⅲ－26 X線に関する次の記述のうち，最も適切なものはどれか。
① 電子が物質の原子核により進行方向を曲げられるときに特性X線が発生する。
② 特性X線のエネルギースペクトルは連続スペクトルである。
③ 制動X線のエネルギースペクトルは線スペクトルである。
④ 励起状態にある原子核が基底状態に戻るときに特性X線が放出される。
⑤ 電子捕獲の直後に特性X線が放出されることがある。

【解答と解説】
正解は⑤。

①誤り。特性 X 線は、高速の電子が物質中に入射した際、原子の軌道電子の散乱などにより軌道に空席ができ、そこへエネルギーの高い軌道の電子が転移する際に発生する。

②誤り。特性 X 線のエネルギーは、軌道電子が転移する際の軌道間のエネルギー差に等しいため、線スペクトルを示す。

③誤り。制動 X 線のエネルギーは、高速電子が原子核の周りの電場により強く曲げられて制動を受けた際に失ったエネルギーに相当し、制動 X 線のエネルギースペクトルは、山型の連続スペクトルとなる。

④誤り。原子核のエネルギー準位の転移に伴い放出される電磁波は、γ線である。

⑤正しい。電子捕獲とは、核内の陽子数が中性子数に比べて多いが$\beta^+$壊変をせずに、陽子が軌道電子を捕獲して中性子に壊変する現象を指す。電子捕獲では電子軌道に空席が生じるため、エネルギーの高い軌道の電子により空席が埋められ、この時に特性 X 線あるいはオージェ電子が発生する。

【参考文献】
［1］放射線概論　第６版

> **Ⅲ－27**　ある試料から放出されるγ線をGM計数管で測定した。１分間の測定で，バックグラウンドを含めて3,000カウントであった。次に試料を取り除き，バックグラウンド計測をしたところ，１時間の測定で60,000カウントであった。試料から放出されるγ線の正味の計数率の標準偏差［cps］に最も近い値はどれか。ただし，計測時間の不確かさ，並びにGM計数管の不感時間は無視できるものとする。
>
> ①　0.15　　②　0.92　　③　3.5　　④　8.2　　⑤　33

【解答と解説】
正解は②。

正味の計数率と標準偏差は下記のとおり算出できる。

正味の計数率（cps）＝ $\frac{X}{t}-\frac{Xb}{tb}$

正味の計数率の標準偏差（cps）＝ $\sqrt{\left(\frac{\sqrt{x}}{t}\right)^2+\left(\frac{\sqrt{Xb}}{tb}\right)^2}$ ＝ $\sqrt{\left(\frac{\sqrt{3000}}{60}\right)^2+\left(\frac{\sqrt{60000}}{60\times60}\right)^2}$ ＝<u>0.92</u>

X：試料からの計数値（カウント）
t：試料の計数時間（s）
Xb：バックグラウンドの計数値（カウント）
tb：バックグラウンドの計数時間（s）

Ⅲ－28 $^{14}$C 又は $^{210}$Po の壊変に際して放出される放射線の検出に適した検出器の組合せとして，最も適切なものはどれか。

| | 核種 | 検出器 |
|---|---|---|
| (ア) | $^{14}$C | 高純度 Ge 半導体検出器 |
| (イ) | $^{14}$C | 液体シンチレーション検出器 |
| (ウ) | $^{14}$C | NaI(Tl)シンチレーション検出器 |
| (エ) | $^{210}$Po | Si 表面障壁型半導体検出器 |
| (オ) | $^{210}$Po | NaI(Tl)シンチレーション検出器 |

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

【解答と解説】
正解は⑤。

$^{14}$C は低エネルギーβ線を放出するため、液体シンチレーション検出器が適している。液体シンチレーション検出器は、トルエンなどの溶媒中に溶質を溶かし込んだ有機液体をシンチレータとして用い、その中に測定試料を溶かし込んで測定する。この方法では幾何学的検出効率は100%であり、β線測定の際に問題となる線源による自己吸収、後方散乱、検出器の窓による吸収などが解消される[1]。高純度 Ge 半導体検出器や NaI(Tl)シンチレーション検出器はγ線検出器である。

$^{210}$Po はα線を放出するため、Si 表面障壁型半導体検出器が適している。Si 表面障壁型半導体検出器は、結晶表面の不感層が極めて薄く、重い荷電粒子あるいは他の飛程の短い放射線の測定を可能にする。有感部の面積は通常１から十数 cm$^2$ 程度で、円筒形のものが多い。通常は冷却せず、室温で使用する。α線のスペクトル測定に用いられ、核種同定に威力を発揮する。空気によるエネルギー吸収を防ぐために、小型の真空容器に試料と検出器を入れ、排気してから測定する[1]。

【参考文献】
[1] 放射線概論―第１種放射線試験受験用テキスト―
柴田徳思　編　第７版（2011 年１月）測定技術の「3.固体・液体の検出器」

Ⅲ－29 日本の一次エネルギー総供給は年間2.11×10$^{16}$kJ（2016年度）である。このエネルギーは，日本人が消費している食物の熱量の何倍になるか。次のうち，最も近い値はどれか。ただし，日本の人口を1.27億人，食物から摂取する１人・１日当たりの熱量を平均2,000kcalとし，１kcal＝4.19kJとする。

① 5倍　② 10倍　③ 20倍　④ 50倍　⑤ 100倍

【解答と解説】
正解は④。

日本人が1年間に消費している食物の熱量は以下となる。

$1.27\times10^{8}\times2000\times4.19\times365 = 3.88\times10^{14}$ kJ/年

以下の通り、日本の一次エネルギー総供給量は、日本人が消費している食物の熱量の約 50 倍となる。

$2.11\times10^{16}\div(3.88\times10^{14}) = 54$ 倍

Ⅲ－30　国際的な関係の中で原子力の平和利用を進めること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。

核兵器及び核兵器技術の拡散を防止し，核エネルギーの平和的利用を助長させ，核軍縮の促進を主な目的とした［ a ］の基で，国際原子力機関（IAEA）は条約締約国である非核兵器国を対象に，核物質が平和の目的だけに利用され，核兵器に転用されないことを担保するために行われる検認活動が［ b ］である。具体的には帳簿検査，員数勘定，現場での非破壊測定，分析用サンプルの採取等の［ c ］が行われる。

また，輸送中の核物質の盗難や原子力施設の核物質の不法な移転或いは妨害破壊行為などを未然に防ぐ国際的及び国内的な取組を［ d ］という。

| | a | b | c | d |
|---|---|---|---|---|
| ① | 核兵器の不拡散に関する条約 | 保障措置 | 査察 | 核物質防護 |
| ② | 核兵器の不拡散に関する条約 | 査察 | 核物質防護 | 保障措置 |
| ③ | 包括的核実験禁止条約 | 核物質防護 | 査察 | 保障措置 |
| ④ | 包括的核実験禁止条約 | 保障措置 | 核物質防護 | 査察 |
| ⑤ | 核兵器の不拡散に関する条約 | 査察 | 保障措置 | 核物質防護 |

【解答と解説】
正解は①。

【参考文献】

[1] NRA ホームページ,「核兵器の不拡散に関する条約」
(http://www.nsr.go.jp/activity/hoshousochi/about/about1.html)
[2] NRA ホームページ,「保障措置とは」
(https://www.nsr.go.jp/activity/hoshousochi/about/index.html)
[3] NRA ホームページ,「査察とは」
(https://www.nsr.go.jp/activity/hoshousochi/houhou/houhou3.html)
[4] 原子力百科事典 ATOMICA, 「核物質防護とは（世界と日本の現状） (13-05-03-01)」
(https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_13-05-03-01.html)
[5] 原子力百科事典 ATOMICA, 「包括的核実験禁止条約（CTBT）(13-04-01-05)」

(https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_13-04-01-05.html)

Ⅲ－31　原子力施設において，これまでに発生した事故に関する次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。

① 1999年９月30日にジェー・シー・オーのウラン転換試験棟において，濃縮度18.8％の硝酸ウラニル溶液の取扱中に臨界に至った。臨界は，約20時間にわたって核分裂状態が継続した。事故の原因は，本来の使用目的と異なるタンクへ許認可上の制限値を超える硝酸ウラニル溶液を注入するといった安全意識の欠如によるものであった。

② 1995年12月８日に動力炉・核燃料開発事業団の高速増殖原型炉「もんじゅ」において，出力上昇中に２次冷却系配管からナトリウムが漏えいし，大量の放射性物質が環境中に放出される事故が発生した。事故の原因は，温度測定用のさや管の設計ミスにより高サイクル疲労で温度計さや管が破断したことによるものであった。

③ 1986年４月26日にチェルノブイル原子力発電所４号炉にて，外部電力供給停止時のタービン発電機の慣性エネルギーによる発電実験中に原子炉出力が急上昇し，原子炉と建屋の一部が破壊され大量の放射性物質が放出された。事故の原因は，原子炉や制御系等の安全設計の脆弱さ，それを補う規則や手順の未整備等によるものであった。

④ 1979年３月28日にスリーマイルアイランド原子力発電所２号炉にて，一次系の冷却水の水位低下により，燃料の損傷が生じ周辺環境に少量の放射性物質が放出された。事故の原因は，炉心冷却が不十分であったのに運転員が一次冷却材は十分にあると誤判断し，非常用炉心冷却装置を早期に停止したことによるものであった。

⑤ 1997年３月11日に動力炉・核燃料開発事業団・再処理施設のアスファルト固化処理施設において火災が発生した。火災は一旦は消火されたが，約10時間後に爆発が起こり，建物の一部が破損し，放射性物質が飛散した。事故の原因は，アスファルト固化体が緩やかに発熱反応し続けたことと十分な消火を行わなかったことによるものであった。

【解答と解説】

正解は②。

「もんじゅ」でナトリウム漏えいが発生したのは２次主冷却系であり、２次ナトリウム冷却材は非放射性であることから、放射性物質が環境中に放出されることはなく、周辺公衆および作業者への放射能の影響はなかった。そのため、②が不適切。

国際原子力事象評価尺度(International Nuclear and Radiological Event Scale, INES)では、この「もんじゅ」の事故はレベル１として評価されている。その他の事故は①JCO 臨界事故がレベル 4、③チェルノブイリ原発事故がレベル 7、④スリーマイル島原発事故がレベル 5、⑤旧動燃再処理施設火災爆発事故がレベル３として評価されている。

表　日本の主な原子力事故の国際評価尺度

| | レベル | | 事例 |
|---|---|---|---|
| 事故 | 7 | 深刻な事故 | 福島第一原発事故 |
| | 6 | 大事故 | － |
| | 5 | 広範囲な影響を伴う事故 | － |
| | 4 | 局所的な影響を伴う事故 | JCO臨界事故 |
| 異常な事象 | 3 | 重大な異常事象 | 旧動燃再処理施設火災爆発事故 |
| | 2 | 異常事象 | 美浜2号蒸気発生器伝熱管事故 |
| | 1 | 逸脱 | 「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故<br>敦賀２号１次冷却材漏えい事故<br>浜岡１号余熱除去系配管破断事故 |

【参考文献】


[1] 日本原子力学会「原子力がひらく世紀」
第６章７ 原子力発電所の事故，第７章 3.3 もんじゅ事故， 第７章 4.2 ウラン加工工場の臨界事故(JCO 事故)， 第８章 5.2 放射性廃棄物処理施設の事故例， 他

[2] 日本原子力産業協会 HP，［Newsletter］JCO 臨界事故の概要 1999 年 12 月 27 日
http://www.jaif.or.jp/ja/news/1999/1207-1.html

[3] 原子力百科事典 ATOMICA， JCO ウラン加工工場臨界被ばく事故の概要 (04-10-02-03)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-10-02-03.html

[4] 日本原子力文化財団 HP， 【5-6-4】高速増殖原型炉「もんじゅ」の ナトリウム漏えい事故の概要
https://www.ene100.jp/zumen/5-6-4

[5] 原子力百科事典 ATOMICA， 高速増殖炉「もんじゅ」２次冷却系からのナトリウム漏洩事故 (03-01-03-09)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-03-09.html

[6] 原子力百科事典 ATOMICA， チェルノブイリ原子力発電所事故の概要 (02-07-04-11)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-07-04-11.html

[7] 原子力百科事典 ATOMICA， 米国スリー・マイル・アイランド原子力発電所事故の概要 (02-07-04-01)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-07-04-01.html

[8] 原子力百科事典 ATOMICA， 東海再処理工場における火災爆発事故 (04-10-02-01)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-10-02-01.html

[9] 環境省 HP，放射線による健康影響等に関する統一的な基礎資料(平成２８年度版) 第２章 放射線による被ばく　2.2 原子力災害　国際原子力事象評価尺度
https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h28kisoshiryo/h28kiso-02-02-01.html

[10] 原子力百科事典 ATOMICA， 原子力施設の故障・トラブル・事故の国際評価尺度 (11-01-04-01)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_11-01-04-01.html

Ⅲ－32　固定価格買取制度（以下，「FIT」という。）に関する次の記述のうち，最も不適切なものはどれか。

①　2012年に創設されたFITは，再生可能エネルギー導入の原動力となり，制度創設から約４年間で対象となる再生可能エネルギーの導入量を制度創設前に比べて概ね2．5倍とする成果を挙げることができた。

②　FIT運用開始後，メガソーラー等の事業用に比べて家庭用太陽光発電の導入が急速に拡大した一方で，リードタイムの長い地熱，風力，水力等の電源の導入は太陽光に比べて進んでおらず，これらの導入拡大を強力に推進する必要があった。

③　再生可能エネルギーを最大限に導入しつつ，2030年度のエネルギーミックス22～24％の達成及び国民負担の軽減の両立を目的とし，2016年５月に改正FIT法が制定され2017年４月から施行された。

④　リードタイムの長い電源の導入を図るため，福島沖における世界最大の７MW浮体式洋上風車の実証試験の実施等による技術開発支援や通常３～４年かかる環境アセスメント手続の短縮化等の合理的な規制等について，改正FIT法に基づき検討が行われている。

⑤　従来，再生可能エネルギーによる電気の買取義務者は，需要家に電気を供給する小売事業者としていたが，改正FIT法では，再生可能エネルギーのさらなる導入拡大を促す仕組みとするため，系統運用及び需給調整に責任を負う送配電事業者としている。

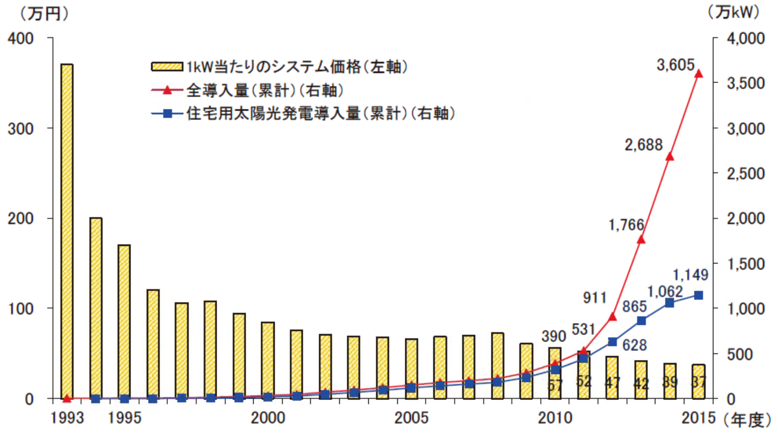
【解答と解説】

正解（最も不適切な記載）は②。

①適切。エネルギー白書2017 [1] の「1. 固定価格買取制度の適切な見直し」(278ページ)によれば、2012年7月に創設されたFITは、制度創設以来約4年間で対象となる再エネの導入量が概ね 2.5 倍となるといった成果を上げるなど、再エネの導入の原動力となっている。

②不適切。エネルギー白書2017の172ページに掲載の下図 [1]「太陽光発電の国内導入量の推移」が示すように、2012年7月のFIT創設以来、導入が急速に拡大したのは非住宅用である。

【第213-2-7】太陽光発電の国内導入量とシステム価格の推移




③適切。エネルギー白書 2017 [1] の「1．固定価格買取制度の適切な見直し」（278 ページから 279 ページ）には、2030 年度のエネルギーミックスの実現を図るべく、2016 年 5 月に改正 FIT 法が成立し、2017 年 4 月から施行されたことが記載されている。

④適切。エネルギー白書 2017 [1] の 281 ページ及び 282 ページには、福島浮体式洋上ウィンドファーム実証研究事業では、福島沖において世界最大級の 7MW 浮遊式洋上風車をはじめとする実証試験を実施していること、また、リードタイムの長い電源の導入促進を目的として、環境アセスメントの短縮化等の検討も行われていることが記載されている。

⑤適切。エネルギー白書 2017 [1] の 279 ページから 280 ページに、FIT 電気の買取義務者は、FIT 法改正前は需要家に電気を供給する小売事業者を前提としていたが、改正 FIT 法では系統運輸及び需給調整に責任を負う送配電事業者を買い取り事業者としている旨、記載されている。

【参考文献】

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

Ⅲ－３３ 国際エネルギー機関（IEA）は，ほぼ毎年“World Energy Outlook（世界エネルギー展望)”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きている。昨年の“World Energy Outlook 2017（WEO-2017)”の背景には，世界のエネルギーシステムにおける四大変化があるとしている。WEO-2017 で述べられている概観，展望の指摘，説明に関する次の（ア）～（エ）の記述のうち，不適切なものの組合せはどれか。

（ア）クリーンエネルギー技術の急速な普及とコストの低下：
2016 年，太陽光発電容量の伸びは他のあらゆる発電形態を上回った。2010 年以来，新規太陽光発電のコストは 70%，風力発電のコストは 25%，バッテリーコストは 40%低下した。

（イ）エネルギーの電化の進展：
2016 年に世界の消費者の電力支出は，石油製品への支出と並ぶ水準に近づいた。2040 年に向けて電気自動車の普及によりガソリンは駆逐されることになる。

（ウ）中国のサービス経済化及びクリーンなエネルギー構成への移行：
中国は世界最大のエネルギー消費国である米国に迫り，WEO-2017 で焦点をあて詳細に考察している。

（エ）米国のシェールガスとタイトオイルの強靱さ：
低油価の世界にあっても，世界最大の石油・天然ガス生産国という同国の位置付けは盤石になりつつある。

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

【解答と解説】

正解（不適切なものの組合せ）は④。

（ア）適切。World Energy Outlook 2017 の EXECUTIVE SUMMARY 版（以降，WEO-2017ES 版[1]）が IEA のウェブサイトにて閲覧可能であり，冒頭（1 ページ目の 3 行目）に問題文（ア）の記述（英文）がある。わが国においても，再生エネルギーの調達価格は低下傾向にある[2]。

（イ）不適切。WEO-2017ES 版[1]の冒頭（1 ページ目の 6 行目）には，2016 年に世界の消費者の電力支出は，石油製品への支出と並ぶ水準に近づいたと記載されている。しかし，2040 年までに電気自動車は急速に普及するが，石油の時代に決別することはできず，需要は残る旨が記載（4 ページ目の 34 行目以降）されており，問題文後半の記述は不適切。

（ウ）不適切。WEO-2017ES 版[1]の冒頭（1 ページ目の 8 行目）には，中国は世界最大のエネルギー消費国であり，WEO-2017 で詳細に焦点をあてている旨が記述されている。よって，問題文の「世界最大のエネルギー消費国である米国」の記述は不適切。

（エ）適切。WEO-2017ES 版[1]の冒頭（1 ページ目の 10 行目）に問題文（エ）の記述（英文）がある。「シェール革命」の結果，現在，米国は世界最速のペースで石油・天然ガス生産の拡大を進める生産国となっている[3]。

【参考文献】

[1] World Energy Outlook 2017 EXECUTIVE SUMMARY， International Energy Agency
https://www.iea.org/weo2017/
[2] 再生可能エネルギーの主力電源化 に向けた今後の論点～第 5 次エネルギー基本計画の策定を受けて～，資源エネルギー庁
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/saisei_kano/pdf/007_01_00.pdf
[3] 「平成 26 年度エネルギーに関する年次報告」(エネルギー白書 2015)，資源エネルギー庁
https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2015html/

Ⅲ－３４ 2018 年 4 月に経済産業省のエネルギー情勢懇談会は，“提言～エネルギー転換へのイニシアティブ～”を公表し，我が国の長期的なエネルギー政策についての考え方を示した。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。

再生可能エネルギーやガスの価格低下は，他の化石エネルギーや原子力の技術革新を誘発し，再生可能エネルギーに対抗，あるいは共存する動きも出ている。

褐炭をガス化して水素を製造し，その過程で発生する $CO_2$ を経済的に CCS 処理（炭素固定化）することで，脱炭素化エネルギー源に転換する日本と[ a ]の取組が始まっているが，現段階では実用化のレベルに達していない。再生可能エネルギーと[ b ]を組合せたシステムが脱炭素化に向けた登山口の 1 つだとすれば，このような化石燃料の脱炭素化の試みもその 1 つといえよう。

原子力も例外ではない。米国では，大型原子炉の安全運転管理を徹底してプラント耐用年数[ c ]年運転を実現しようとする動きなどに加えて，再生可能エネルギー価格やガス価格の低下が進む中で，小型原子炉の開発も始まっている。投資期間を短縮し投資適格性を高め，再生可能エネルギーとの共存可能性を目指した新しいコンセプトに基づく挑戦であり，英国やカナダなどでも同様の試みが[ d ]主導で生じている。このように大型炉・小型炉を問わず，社会的要請に応えるイノベーションへの挑戦が世界で始まっている。

| | a | b | c | d |
|---|---|---|---|---|
| ① | 豪州 | 蓄電池 | 80 | 民間 |
| ② | 米国 | 蓄電池 | 60 | 国家 |
| ③ | 中国 | 水電気分解 | 100 | 国家 |
| ④ | 米国 | 水電気分解 | 80 | 民間 |
| ⑤ | 豪州 | 圧縮空気貯蔵 | 60 | 国家 |

【解答と解説】
正解は①。

問題文は，経済産業省のエネルギー情勢懇談会提言～エネルギー転換へのイニシアティブ～[1]の第一章「2.脱炭素化に向けた技術間競争の始まり～可能性の一方でその帰趨は不確実」のうち、【再生可能エネルギーの革新が他のエネルギー源の革新を誘発】からの引用である。当該文献は，経済産業省のウェブサイトにて閲覧可能であり，正解を確認することができる。
豪州の未利用エネルギーである褐炭から水素を製造し，日本に輸送するサプライチェーンプロジェクトが，豪州連邦政府・ビクトリア州政府の協力の下で実施されており[2]，a につ

いては「豪州」が適切。

脱炭素化に向け，再生可能エネルギーを主力電源化するための課題解決方針として，第 5 次エネルギー基本計画（第 3 章第 3 節）では，高性能低価格の蓄電地の開発が述べられている[3]。b については「蓄電池」が適切。

米国では，原子力発電は 40 年間の運転期間が原子力法によって定められている。運転認可の更新により，20 年間の運転期間の延長が可能であり，運転認可の更新回数に制限は設けられていない。2018 年 3 月にターキーポイント 3・4 号機（PWR，各 80 万 kW）の 2 度目となる 20 年間の運転認可更新（計 80 年運転）の申請が米国で初めて行われている[4]。c については「80」が適切。

英国では，ロールスロイスなど民間が積極的に小型炉の開発を進めている。また，カナダでは，Canadian National Laboratories が小型炉に関する研究開発支援を行っており，実現に向けた活発な動きがみられる[5]。d については「民間」が適切。

【参考文献】

[1] エネルギー情勢懇談会提言　～ エネルギー転換へのイニシアティブ ～，平成 30 年 4 月 10 日，エネルギー情勢懇談会
https://www.enecho.meti.go.jp/committee/studygroup/ene_situation/pdf/report.pdf

[2] 脱炭素化に向けた次世代技術・イノベーションについて，平成 30 年 2 月 19 日，資源エネルギー庁
https://www.enecho.meti.go.jp/committee/studygroup/ene_situation/006/pdf/006_011.pdf

[3] エネルギー基本計画，平成 30 年 7 月，経済産業省
https://www.meti.go.jp/press/2018/07/20180703001/20180703001.html

[4] 日本原子力産業協会 HP“米国で初めて，合計 80 年の運転に向けた 2 回目の期間延長申請”
https://www.jaif.or.jp/180326-a

[5] SMR を巡る国際動向とそのインパクト，平成 30 年 9 月 20 日，（公財）原子力環境整備促進・資金管理センター　田中隆則
http://www.engy-sqr.com/lecture2/191zadannkaisiryoutanaka.pdf

Ⅲ－35　①～⑤の方策のうちで，原子力発電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全くないと仮定し，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　プラント耐用期間を60年に延ばす。
③　熱効率を36%に高める。
④　核燃料サイクルコストを30%削減する。
⑤　年間設備利用率を90%に高める。

【解答と解説】
正解は⑤。

プラント全耐用期間中の単位発電量（ｋＷｈ）当たりの発電コスト

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

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

①電気出力を 1200MW に高めると発電コストは変わらず発電量だけが増えるので、単位発電量当たりの発電コストは 1.1／1.2＝0.917 倍となる。
②プラント耐用期間 40 年の場合の発電コストを A とする。
資本総額を一定としてプラント耐用期間を 60 年に延ばすと、運転維持費と核燃料サイクルコストがプラント耐用期間に比例して増えるので、0.4A＋60／40（0.4A＋0.2A)＝1.3A
総発電量は 1.5 倍になるので、単位発電量当たりの発電コストは 1.3／1.5＝0.87 倍になる。
③熱効率を 33%から 36%に高めると、発電量当たりの核燃料サイクル費（￥／ｋＷｈ）は変わらず、その年間コストが発電量分だけ増加するとして、単位発電量当たりの発電コストは 33／36＝0.917 倍になる。
④核燃料サイクルコストを 30%削減すると、発電コストは 0.4A＋0.4A＋0.5×0.7×0.2A＝0.94A となり、発電量は変わらないので、単位発電量当たりの発電コストは 0.94 倍になる。
⑤年間設備利用率を 90%に高めると、発電量当たりの核燃料サイクル費（￥／ｋＷｈ）は変わらず、その年間コストが発電量分だけ増加するとして、
0.4A＋0.4A＋90／70×0.2A＝1.06A
総発電量は 90／70≒1.29 倍になるので、単位発電量当たりの発電コストは 1.06／1.29

＝<u>0.82倍</u>になる。

※平成29年度に類似問出題

（執筆）
三菱重工業株式会社、ＭＨＩ　ＮＳエンジニアリング（株）、三菱 FBR システムズ（株）、六ヶ所再処理メンテナンスサービス（株）、ニュークリア・デベロップメント（株）

（代表）
井村 諭、松本 敦史

（支援者）
菊池 裕彦、的場 一洋、丸山 学、高野 直樹、田淵 士郎、松尾 健、伊東 孝男、大崎 智之、黒川 芳隆、和地 永嗣、中野 誠、金川 昭宏、徳田 弘、木野 健一郎、竹内 茂雄、伊藤 貴司、横山 武、夏目 智弘、西林 俊樹、田中 豊、日暮 浩一、森島 誠、大崎 将司、今野 眞樹、平野 良太、大沢 竜也