

令和5年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

令和4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4年11月27日に、原子力・放射線部門を含む20の技術部門において技術士第一次試験が実施された。原子力・放射線部門では70名が受験し、37名が合格している（合格率52.9%）。一次試験の科目は、基礎、適性、専門の3科目であり、今年度も変更はされていない^[1]。基礎科目及び専門科目の試験の程度は、4年制大学の自然科学系学部の専門教育課程修了程度とされている。本解説は、原子力・放射線部門での受験を考えておられる方のために、「専門科目」について、昨年度実施された試験の問題について解答の解説を含む参考情報を提供し、受験生の勉強に役立てるために作成したものである。

2. 専門科目の試験内容

第一次試験の試験方法は表1に示す通りで、専門科目は、「当該技術部門に係る基礎知識及び専門知識を問う問題」とされている^[1]。

原子力・放射線部門の専門科目の出題範囲は、「原子力、放射線、エネルギー」の3つの分野が規定されており^[2]、試験時間は2時間で、50点満点の試験である。例年、出題された35問のうちから25問を選択して解答することが求められ、合否判定基準については50%以上の得点とされる。したがって、合格するためには選択した25問のうち13問以上に正解する必要がある。

3. 専門科目の出題傾向と対策

令和4年度の技術士第一次試験、原子力・放射線部門の専門科目の出題傾向を分析する。

表2に各問題の出題概要、分野区分、問題形式の区分を示した。過去の試験問題が日本技術士会のホームページに掲載されているが、問題の構成等に余り大きな変化はない。

解答に当たっての注意事項として、全35問から任意の25問を選択してマークシートの番号を塗りつぶして解答することとなるが、26問以上解答した場合には失格となるので十分注意すること。

解答に当たっては、まず一通りの問題に目を通し、13問以上得点を獲得できるよう25問を選択することが必要である。また、計算問題は、基礎的な公式を単純に当てはめるだけのものや、専門的な知識が無くとも工学的な常識や単位の整合性から解けるものが多く、正解できたことが計算結果の数値から確認し易いというメリットもあるので、積極的に取り組んでいくべきであろう。正誤問題については、誤った解答はどこが間違っているのかも含めて覚えておくことで、より多くの問題に対応できるようになるため、その点に留意して解答を確認するとよい。

以下に、専門科目の3分野における出題傾向と対策を示す。

なお、過去の問題と類似の出題も散見されることから、事前に過去問題（少なくとも直近5年分）をし

っかり解いて理解しておくことが望ましい。この際、原子力・放射線に関する幅広い基礎知識、専門知識が求められるため、すべての問題に取り組むことで、13問以上得点を獲得できる可能性が高くなる。第一次試験の過去問は技術士会ホームページの試験・登録情報^[3]などに掲載されている。その他、参考文献[4]～[14]についても参照されたい。

(1) 原子力分野

原子力分野においては、表2に示すように、炉物理(3問)、原子炉(9問)、燃料サイクル(2問)、原子力に広く関わるような法令(1問)、放射性廃棄物(2問)、核物質管理(1問)といった分野から出題されている。問題数としては、35問中18問と全分野の中で原子力分野からの出題数が最も多い。多くの問題は、原子力百科事典ATOMICA等に記載されているレベルの知識があれば解ける問題であり、関連する知識について初等テキストなどを利用してしっかり学習しておきたい。計算問題も出題されているが、考え方さえ理解できれば、それほど複雑なものはない。

(2) 放射線分野

放射線分野では、放射線の基礎(8問)、放射線利用(2問)、放射線計測(2問)、放射線防護(2問)が出題されており、幅広く出題されている。問題数は35問中14問であり、原子力分野の問題に比べるとやや少なめであるが、毎年10問以上出題されている。問題の傾向としては、放射線に関連した基礎的な理論や現象を問う問題が多く、第1種放射線取扱主任試験と共通する内容を多く含むことから、第1種放射線取扱主任試験対策として市販されている参考書等を利用するとよい。

(3) エネルギー分野

エネルギー分野では、35問中3問の出題となっている。原子力発電所の発電コスト低減方策、第6次エネルギー基本計画(2021年10月閣議決定)、国別総発電電力量・電源別比率が出題されている。キーワード抽出には、白書等の文献、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] 「技術士第一次試験実施大綱」, 科学技術・学術審議会, 技術士分科会試験部会
https://www.engineer.or.jp/c_topics/008/008191.html
- [2] 公益社団法人 日本技術士会 HP 「技術士第一次試験の科目」
https://www.engineer.or.jp/c_topics/000/000289.html
- [3] 公益社団法人日本技術士会 HP 「過去問題（第一次試験）」
https://www.engineer.or.jp/c_categories/index02021.html
- [4] 日本原子力学会 HP 技術士関連情報
<http://www.aesj.net/gijyutsushi>
- [5] 「原子力がひらく世紀」, 一般社団法人 日本原子力学会編
- [6] 「原子力白書」, 原子力委員会
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/index.htm>
- [7] 「原子力規制委員会 年次報告」
<https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/kettei/06/05.html>
- [8] 「エネルギー白書」, 経済産業省資源エネルギー庁
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/>
- [9] 「原子力百科事典」 ATOMICA
<https://atomica.jaea.go.jp/>
- [10] 「放射線概論」, 通商産業研究社
- [11] 放射線技術学シリーズ「放射線計測学」, OHM 社
- [12] 原子力教科書「原子炉物理学」, 「放射線利用」, 「原子炉動特性とプラント制御」, 「原子炉設計」, 「原子力保全工学」, 「原子力プラント工学」, 「原子力熱流動工学」, OHM 社
- [13] 「軽水炉燃料のふるまい」, 原子力安全研究協会
- [14] 「軽水炉発電所のあらまし」, 原子力安全研究協会 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 令和4年度「専門科目」の専門分野と概要

設問	分野／分類		概要	正誤空白	計算問題
Ⅲ-1	原子力	炉物理	中性子による核反応	○	
Ⅲ-2		原子炉	燃料の燃焼	○	
Ⅲ-3		サイクル	超ウラン元素	○	
Ⅲ-4		サイクル	核燃料サイクル	○	
Ⅲ-5		原子炉	原子炉材料の腐食・経年劣化	○	
Ⅲ-6		原子炉	PWR と BWR の運転・制御	○	
Ⅲ-7		炉物理	原子炉のペリオド・遅発中性子	○	
Ⅲ-8		原子炉	原子力発電所の熱力学サイクル	○	
Ⅲ-9		原子炉	原子炉注水システムの信頼性		○
Ⅲ-10		原子炉	燃料被覆管の表面過熱度と熱流束	○	
Ⅲ-11		炉物理	臨界安全形状（バックリング）の計算		○
Ⅲ-12		原子炉	原子力による水素製造	○	
Ⅲ-13		原子炉	冷却材喪失事故時の事象進展	○	
Ⅲ-14		原子炉	燃料ペレット内の温度分布	○	
Ⅲ-15	放射線	放射線の基礎	^{252}Cf の自発核分裂数の計算		○
Ⅲ-16		放射線の基礎	運動エネルギーを持つ電子の質量の計算		○
Ⅲ-17		放射線計測	GM 計数管の計数統計と測定時間		○
Ⅲ-18		放射線利用	高周波電場を利用した加速器	○	
Ⅲ-19		放射線利用	生成放射能比の計算		○
Ⅲ-20		放射線計測	適切な放射線検出器の選択	○	
Ⅲ-21		放射線の基礎	核反応のしきいエネルギーの計算		○
Ⅲ-22		放射線防護	放射線の人体影響	○	
Ⅲ-23		放射線の基礎	放射平衡における放射能比	○	
Ⅲ-24		放射線の基礎	原子核、放射性崩壊	○	
Ⅲ-25		放射線防護	遮蔽体透過後の線量率の計算		○
Ⅲ-26		放射線の基礎	放射性壊変	○	
Ⅲ-27		放射線の基礎	原子の化学的・電気的性質	○	
Ⅲ-28		放射線の基礎	トリチウム	○	
Ⅲ-29	原子力	法令	原子力利用と原子力基本法	○	
Ⅲ-30		ガラス固化	高レベル放射性廃棄物の発生量		○
Ⅲ-31		核物質管理	原子力の平和利用と核物質管理	○	
Ⅲ-32	エネルギー	発電コスト	原子力発電所の発電コスト低減方策		○
Ⅲ-33		エネルギー政策	第6次エネルギー基本計画	○	
Ⅲ-34		発電比率	国別総発電電力量と電源別比率	○	
Ⅲ-35	原子力	最終処分	高レベル放射性廃棄物の最終処分場の選定	○	

Ⅲ 次の35問題のうち25問題を選択して解答せよ。(解答欄に1つだけマークすること。)

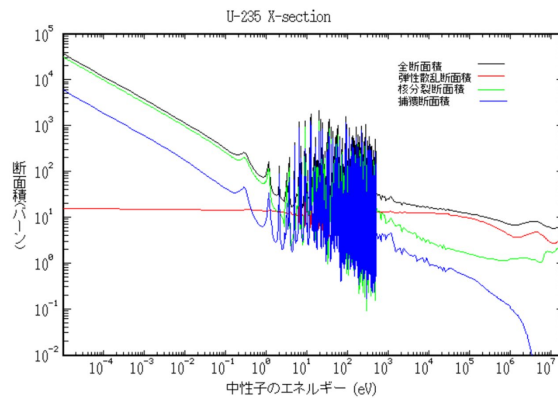
Ⅲ-1 中性子による核反応に関する次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 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。
- ② 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。
- ③ 特定のエネルギーで断面積の鋭いピークを持つ現象を共鳴といい、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、共鳴は見られない。
- ④ 巨視的(マクロ)断面積は、微視的(マイクロ)断面積に原子個数密度を掛け合わせた量であり、長さの逆数の次元を持っている。
- ⑤ 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、中性子の速さにほぼ正比例する。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は⑤

中性子の速さを v とすると、熱エネルギー領域(熱中性子 0.025eV 近傍)において代表的な ^{235}U の捕獲反応や核分裂反応の断面積は $1/v(=1/\sqrt{E})$ に比例することが知られている[2]。



参考図：ウラン 235 の断面積 [1]

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「ウラン 235 の断面積の図」

https://atomica.jaea.go.jp/data/fig/fig_pict_03-06-01-03-11.html

[2] 原子炉物理 (シリーズ：現代核科学の基礎) 「第2章 中性子と物質の反応」 日本原子力学会

https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_aesj/Chap_02_20200317.pdf

Ⅲ－２ 燃料の燃焼に関する次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 非核分裂性核種が中性子を捕獲吸収し、 ^{235}U や ^{239}Pu のような核分裂性核種が生成される過程を増殖と呼ぶ。
- ② 核分裂反応により生成される核分裂生成物の生成確率を核分裂収率と呼び、核分裂収率の総和は2.0となる。
- ③ 燃料の燃焼により核分裂生成物が増えると、中性子の吸収反応が増え、原子炉に負の反応度が加わる。
- ④ 核分裂生成物の1つである ^{135}Xe の存在量は、原子炉が定常運転中は一定値（平衡濃度）であるが、原子炉停止後は ^{135}I からの生成と ^{135}Xe の放射壊変により変化する。
- ⑤ 燃焼初期の余剰反応度を抑えるために、燃料物質に直接混入させる中性子吸収材を可燃性毒物と呼ぶ。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は①

設問にある非核分裂性核種から核分裂性核種が生成される過程は「転換」と呼ばれる。設問には書かれていないが、消費される核分裂性物質よりも多くの核分裂性物質を新たに生産される場合には、これを「増殖」と呼ぶ[2]。

【参考文献等】

[1] Isotope News 2014年1月号 No.717「物理の話題(2)」 日本アイソトープ協会

https://www.jrias.or.jp/books/pdf/201401_SYUNINSYA_UEMONO.pdf

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉物理の基礎(2) 中性子増倍率と転換, 増殖」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-04-02.html

Ⅲ－３ 超ウラン元素に関する次の（ア）～（エ）の記述について、適切なものの組合せはどれか。なお、超ウラン元素のうち、プルトニウムを除く核種をマイナーアクチニド（MA）という。

（ア） MA はそれ自身が発熱体であるため、再処理で回収すれば高レベル放射性廃棄物の発生量の削減に加えて、高レベル放射性廃棄物からの発熱量の低下につながる。

（イ） 再処理で回収されるプルトニウムの同位体組成は、軽水炉での燃料燃焼度が増加するにつれて高次同位体の割合が増加し、核分裂性プルトニウムの割合が増加する。

（ウ） 混合酸化物燃料に含まれる ^{241}Pu は核分裂性核種ではないが、半減期が約 14 年であり β^- 壊変によって核分裂性核種である ^{241}Am が生成される。

（エ） 使用済燃料中の超ウラン元素には ^{237}Np 、 ^{243}Am などの長寿命の核種が多く、高レベル放射性廃棄物の地層処分時の長期安全性評価に影響を及ぼす。

- 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(適切なもの)は③の（ア）と（エ）。

（イ）については、軽水炉では燃焼度が増加するにつれて核分裂性プルトニウムの割合は減るため、不適切である。

（ウ）については、 ^{241}Pu は核分裂性核種であり、 ^{241}Am は核分裂性核種でないため、不適切である。

【参考文献等】

[1] 高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減の実現に向けて 日本原子力研究開発機構

<https://www.jaea.go.jp/jaea-houkoku12/shiryo/6.pdf>

[2] 使用済み燃料の処理・処分の観点からの核燃料サイクルにおける高速炉の意義と高速炉使用済み燃料再処理の技術動向と課題 鈴木 達也,長岡技術科学大学

https://www.meti.go.jp/shingikai/energy_environment/kosokuro_kaihatsu/kosokuro_kaihatsu_wg/pdf/012_02_00.pdf

Ⅲ－４ 核燃料サイクルに関する次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 採鉱・製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 ウラン濃縮法には、原子核の励起状態の違いを利用するレーザ法、質量の違いを利用するガス拡散法や遠心分離法などがある。
- ③ 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、加圧したヘリウムガスが封入される。
- ④ 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を分離する。
- ⑤ 我が国におけるプルサーマルでは、使用済燃料から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。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は⑤。

⑤については、MOX 燃料は濃縮ウランではなく、核分裂しにくいウランを混合するため、不適切である。

【参考文献等】

- [1] MOX 燃料加工事業の概要 日本原燃
<https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/mox/summary/>
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「イエローケーキ」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_158.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「レーザー法によるウラン濃縮」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-05-01-06.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「ガス拡散法」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1826.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「遠心分離法」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1825.html
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA 「燃料棒加工工程」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-06-02-04.html
- [7] 原子力百科事典 ATOMICA 「軽水炉燃料の破損原因」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-01-07.html
- [8] 原子力百科事典 ATOMICA 「ピューレックス法」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1005.html

Ⅲ－5 原子炉材料の腐食や経年劣化に関する次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 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。
- ② 粒界応力腐食割れは、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。
- ③ 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、靱性が低下する現象である。
- ④ 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。
- ⑤ 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。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は②。

応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking, SCC)は、金属材料が引張応力の下で環境の影響を受けて、脆性的な割れが生じる現象をいう。材料因子、環境因子、応力因子の3因子が重畳した場合に発生する。そのため、②の「材料因子、環境因子、応力因子のいずれかの因子が、ある条件を満たした場合に発生する現象」という記述が不適切であり、「材料因子、環境因子、応力因子の因子が重畳した場合に発生する現象」が適切である。

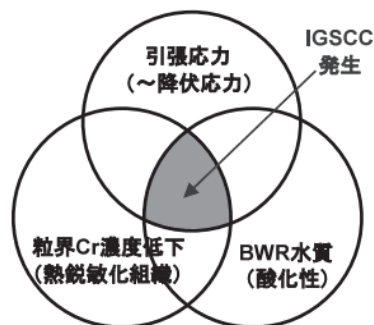
なお、SCCは、割れの形態から主に2種類に分類されており、粒界型応力腐食割れはそのうちの一つである。

・粒界型応力腐食割れ (Intergranular SCC, IGSCC) :

結晶粒界に沿って割れが進展するもの。オーステナイト系ステンレス鋼の溶接熱影響部に生じやすい。

・粒内型応力腐食割れ (Transgranular SCC, TGSCC) :

結晶粒内を貫くように割れが進展するもの。オーステナイト系ステンレス鋼に対して、溶液中の塩化物イオン濃度が高い場合に生じやすい。



参考図 : IGSCC 発生の 3 条件 [1]

【類似問題】

・平成 30 年度 第一次試験 Ⅲ-12

【参考文献等】

- [1] 応力腐食割れ（SCC）発生機構の本質的な理解を目指して 原子力安全委員会事務局 温地健雄 日本原子力学会誌, Vol. 49, No. 11・12（2007）
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子力発電所の溶接検査」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-02-03-11.html
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「非破壊検査」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1516.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉材料の基礎（1）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-01-09.html
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 「照射脆化」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_378.html
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「高サイクル疲労」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1836.html
- [5] 流れ加速型腐食に対する研究の現状
https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/59/3/59_147/_pdf/-char/ja

Ⅲ－6 我が国に導入されている加圧水型軽水炉(PWR)あるいは沸騰水型軽水炉(BWR)に関する次の記述のうち、適切なものはどれか。

- ① PWR では、燃料の燃焼にともなう反応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。
- ② PWR では、制御棒吸収材として炭化ホウ素(B₄C)あるいはハフニウム(Hf)を用いた、燃料集合体間の隙間に挿入する十字型制御棒が使用される。
- ③ BWR では、再循環流量を調整することにより、炉心内の冷却材の密度変化に伴う中性子吸収の変化を利用して、原子炉の出力を制御することができる。
- ④ BWR では、炉心上部から制御棒を挿入しているため、炉心上部のウラン濃縮度を下部より多少高くすることで出力分布を平坦化している。
- ⑤ PWR や BWR には自己制御性があり、これは主としてドップラー効果やボイド効果、減速材温度効果による、反応度変化を促進する効果である。

【解答と解説】

正解(適切なもの)は①。

②で述べている制御棒の仕様は BWR のものである。BWR は十字の板状のブレード型で、中性子吸収材として炭化ホウ素あるいはハフニウムを使用している[1]。一方、PWR は棒状の制御棒を束ねたクラスタ型で、中性子吸収材として銀、インジウム、カドミウムを使用している[2]。

③は、BWR は再循環流量を調整して出力制御する点は正しいが[3]、冷却材の密度変化に伴う中性子「吸収」の変化ではなく、中性子「減速」が適切。

④について、BWR では高さ方向に濃縮度分布をつけているが、これは炉心上部にいくほどボイド率が高く中性子の減速効果が弱いことが原因である[4]。また、BWR は制御棒を炉心の上部からではなく下部から挿入している点も誤りである[1]。

⑤は、自己制御性の説明であり、負のフィードバックであるため、反応度変化を「促進」ではなく、「抑制」が適切。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「沸騰水型原子炉 (BWR)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-01-01-01.html

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 「PWR の炉心設計」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-04-02-01.html

[3] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子力発電プラント (BWR) の制御」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-06-01.html

[4] 原子炉物理 (シリーズ：現代核科学の基礎)「第10章 原子炉の炉心設計」 日本原子力学会

https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_aesj/Chap_10_20200317.pdf

Ⅲ－7 原子炉のペリオドや遅発中性子に関する次の記述のうち、適切なものはどれか。

- ① 即発臨界を超えている場合、ペリオドがきわめて短くなり、遅発中性子はほとんど影響を与えない。
- ② 原子炉を停止する際、加える負の反応度の絶対値を大きくすることにより、ペリオドを10秒以内にすることができる。
- ③ ペリオドは、原子炉の中性子数や出力が2倍または1/2倍になる時間であり、ペリオドの値を用いて反応度を求めることができる。
- ④ 核分裂反応で発生する遅発中性子の割合は、核分裂する核種によって異なり、 ^{239}Pu は ^{235}U より大きい。
- ⑤ 遅発中性子は、核分裂反応で発生した一部の核分裂片の α 壊変に伴い放出される中性子である。

【解答と解説】

正解(適切なものは)は①。

②は、遅発中性子の効果により、負の反応度を大きくしてもある一定以上は小さくならないので不適切。遅発中性子は核分裂により生成される遅発中性子先行核の崩壊により放出される。先行核は種々あるが、最も長い半減期(もっとも小さな崩壊定数)を持つものを遅発中性子第1組と呼ぶと、負の反応度を与えたときの原子炉出力の変化は、理論的には遅発中性子第1組の崩壊定数 λ_1 に支配され、ペリオド T としたときの原子炉出力の時間変化は $\exp(-t/T)=\exp(-\lambda_1 t)$ となり、 $T=1/\lambda_1 \approx 1/0.0125=80$ 秒程度となる[1]。

③はペリオドの定義についてであるが、指数関数的な変化として e 倍または $1/e$ 倍になる時間が適切[2]。

④について、遅発中性子割合は ^{235}U で約0.0065、 ^{239}Pu は約0.0021である[3]。

⑤について、遅発中性子は核分裂生成物(核分裂片)の β 崩壊に伴って放出される中性子を指す[4]。

【参考文献等】

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

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

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 「ペリオド」

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

[3] 原子力百科事典 ATOMICA 「遅発中性子割合」

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1037.html

[4] 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－8 次の記述の、に入る語句又は式の組合せとして、適切なものはどれか。ここで、同じ記号の空欄には同じ語句又は式が入る。

原子力発電所の熱力学サイクルはと呼ばれる。簡易化のため、給水加熱（再生）及び湿分分離（再熱）を無視した場合のの構成概要図を図1に示す。また、これに対応する T-S 線図を図2に示す。

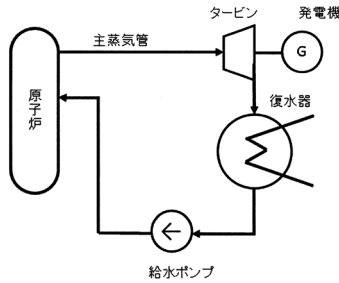


図1 構成概要図

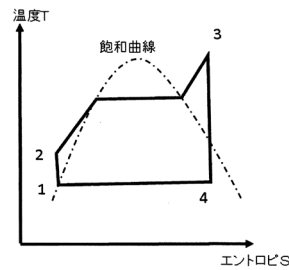


図2 T-S線図

図2の1~4の各状態のエンタルピーを各々 $h_1 \sim h_4$ とすると、の熱効率 η は次式となる。ここで、給水ポンプの仕事は原子炉からの入熱量やタービンの仕事に比べて極めて小さいとする。

$$\eta = \frac{\text{b}}{\text{a}}$$

即ち、図2の状態のエンタルピーを高めるほど、また、状態のエンタルピーを低減するほど、熱効率 η はする。

	<u>a</u>	<u>b</u>	<u>c</u>	<u>d</u>	<u>e</u>
①	カルノーサイクル	$(h_3 - h_4) / (h_2 - h_1)$	4	2	減少
②	ブレイトンサイクル	$(h_3 - h_4) / (h_3 - h_1)$	3	4	増加
③	ランキンサイクル	$(h_3 - h_1) / (h_3 - h_4)$	3	1	減少
④	ブレイトンサイクル	$(h_3 - h_1) / (h_3 - h_4)$	4	3	増加
⑤	ランキンサイクル	$(h_3 - h_4) / (h_3 - h_1)$	3	4	増加

【解答と解説】

正解(適切なもの)は⑤

熱力学サイクルに関する知識を問うものであり、原子力分野で登場するものは限られるが、主な熱機関の理論サイクルの特徴は抑えておくことが望ましい。

ランキンサイクルは、蒸気機関（ボイラ、タービン、復水器、給水ポンプ）の理論サイクルであり、断熱圧縮、等圧加熱、断熱膨張、等圧冷却から構成される非可逆な熱力学サイクルである。図2の T-S 線図での状態 1→2 は断熱圧縮の過程であり、図1においては給水ポンプにより高圧水をボイラ（原子炉）に供給する部分に該当する。状態 2→3 は等圧加熱の過程であり、原子炉内での加熱により高圧水を過熱蒸気にする（図2の T-S 線図で状態 2→3 の過程において飽和曲線との交点で水から湿り蒸気、過熱蒸気に変化している）部分に該当する。状態 3→4 は断熱膨張の過程であり、蒸気が膨張しながらタービンの羽根車を回転させる部分に該当する。状態 4→1 は等圧冷却の過程であり、復水器で熱を排出させ蒸気を飽和水に戻す部分に該当する。

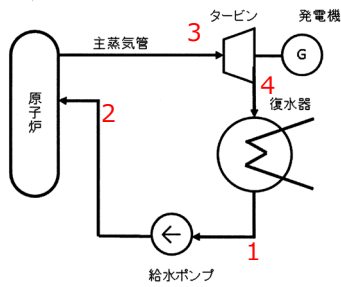


図1 構成概要図

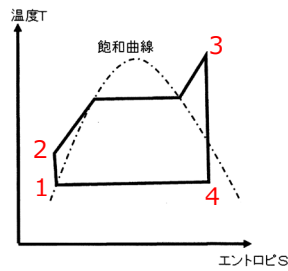


図2 T-S線図

熱効率は加えた熱量に対して取り出した仕事の割合であり、次のように表される。

$$\eta = \frac{(\text{タービンでの仕事}) + (\text{給水ポンプ仕事})}{\text{原子炉にて与えられた熱エネルギー}} = \frac{(h_3 - h_4) - (h_2 - h_1)}{h_3 - h_2}$$

ここで、給水ポンプの仕事($h_2 - h_1$)については、系外から仕事(エネルギー)を受けることになるため負の符号となる。設問に給水ポンプの仕事は原子炉からの入熱量やタービンの仕事に比べて極めて小さいことから、 $(h_2 - h_1) \approx 0$ 及び $(h_3 - h_2) \approx (h_3 - h_1)$ と扱うことが可能であり、次のように整理される。

$$\eta = \frac{(h_3 - h_4) - (h_2 - h_1)}{h_3 - h_2} \approx \frac{h_3 - h_4}{h_3 - h_1}$$

この式より、熱効率 η は状態3のエンタルピを高める、あるいは状態4のエンタルピを低減するほど増加することが言える。

参考として、復水器において系外へ放出される排熱は仕事としては寄与しないことから、熱効率は次のようにも求められる。

$$\begin{aligned} \eta &= \frac{(\text{原子炉にて与えられた熱エネルギー}) - (\text{復水器での排熱量})}{\text{原子炉にて与えられた熱エネルギー}} = \frac{(h_3 - h_2) - (h_4 - h_1)}{h_3 - h_2} \\ &\approx \frac{(h_3 - h_1) - (h_4 - h_1)}{h_3 - h_1} \quad \dots [\text{給水ポンプの仕事は相対的に小さく無視できるため } h_2 \approx h_1] \\ &= \frac{h_3 - h_4}{h_3 - h_1} \end{aligned}$$

ブレイトンサイクルはガスタービン機関の理論サイクルであり、2つの可逆断熱変化と2つの可逆等圧変化(断熱圧縮、等圧加熱、断熱膨張、等圧冷却)から構成される。受熱と排熱はともに等圧過程で行われ、圧縮気体に熱エネルギーを供給し、膨張させることでタービンの羽根車を回転させて仕事をする仕組みである。

カルノーサイクルは2つの等温変化と2つの断熱変化(等温膨張、断熱膨張、等温圧縮、断熱圧縮)から構成される可逆的な熱力学サイクルであり、理論上最も熱効率が高くなる。

【参考文献等】

- [1] 原子力教科書「原子力熱流動工学」 秋本肇ほか、オーム社

Ⅲ-9 非常時の原子炉注水システムは炉心損傷を回避するうえで必須であり、高い信頼性を要求される。
以下の A~C のシステムの非信頼度 (Unreliability) の大小関係として、適切なものはどれか。

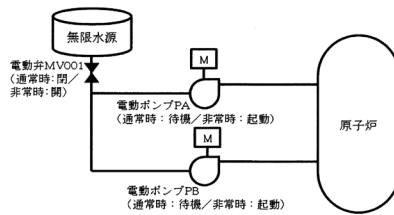
【共通の仮定】

1. 水源は無限量を有し、枯渇、タンクの破損、タンク出口の閉塞は考慮しない。
2. 注水システムは 1 トレンの注水成功で使命を達成するものとする。
3. 運転員等による回復操作には期待しない。
4. 定例試験等における系統・トレンの待機除外は考慮しない。
5. 信号、補機冷却水、電源等のサポート機能の喪失は考慮しない。
6. 系統を構成する機器の故障モード及び故障率は以下を想定する (記載のない故障モード及び故障率は考慮しないこと)。

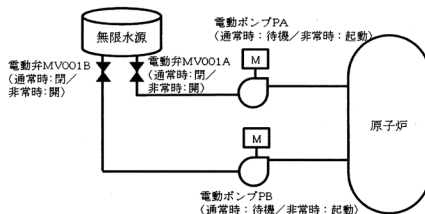
<u>機種</u>	<u>想定する故障モード</u>	<u>故障率 [/Demand]</u>
電動弁	開失敗	6.8×10^{-5}
電動ポンプ	起動失敗	1.2×10^{-4}
タービン駆動ポンプ	起動失敗	4.1×10^{-3}

出典：JANSI-CFR-02 「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定
(1982 年度~2010 年度 56 基データ), 2016 年 6 月 原子力安全推進協会

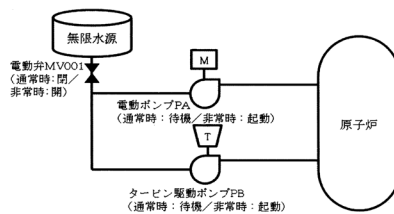
7. 共通原因故障は多重化された機器についてのみ考慮する (多様化された機器については共通原因故障を考慮しない)。共通原因故障の生起確率は βP (β : 共通原因故障割合, P : 機器故障確率) とする。
ここで、簡易化のため、 β は電動弁及び電動ポンプともに 0.1 とする。



原子炉注水システムA



原子炉注水システムB



原子炉注水システムC

- ① 原子炉注水システム A < 原子炉注水システム B < 原子炉注水システム C
- ② 原子炉注水システム A < 原子炉注水システム C < 原子炉注水システム B
- ③ 原子炉注水システム B < 原子炉注水システム C < 原子炉注水システム A
- ④ 原子炉注水システム B < 原子炉注水システム A < 原子炉注水システム C
- ⑤ 原子炉注水システム C < 原子炉注水システム B < 原子炉注水システム A

【解答と解説】

正解(適切なものは)③。

仮定2より、原子炉への注水に失敗する確率=システムの非信頼度となる。

システム A については、「電動弁の故障」、「電動ポンプ A,B の同時故障」、「電動ポンプ A,B の共通要因故障」のいずれかで原子炉への注水に失敗することになり、それぞれの確率は 6.8×10^{-5} , $(1.2 \times 10^{-4}) \times (1.2 \times 10^{-4})$, $0.1 \times (1.2 \times 10^{-4})$ となる。それぞれ独立した故障要因であり、同時発生確率は十分小さいとみなせる(注)ため、システム全体で原子炉への注水に失敗する確率(システムの非信頼度)は、 $6.8 \times 10^{-5} + (1.2 \times 10^{-4}) \times (1.2 \times 10^{-4}) + 0.1 \times (1.2 \times 10^{-4}) = 8.0 \times 10^{-5}$ となる。

同様に、システム B について、原子炉への注水失敗要因は「A,B トレンの同時機能喪失(電動弁 A あるいは電動ポンプ A のいずれかの故障と、電動弁 B あるいは電動ポンプ B のいずれかの故障の同時発生)」、「電動弁 A,B の共通要因故障」、「電動ポンプ A,B の共通要因故障」のいずれかであり、それぞれの確率は $(6.8 \times 10^{-5} + 1.2 \times 10^{-4}) \times (6.8 \times 10^{-5} + 1.2 \times 10^{-4})$, $0.1 \times (6.8 \times 10^{-5})$, $0.1 \times (1.2 \times 10^{-4})$ であるため、システム全体で原子炉へ

の注水に失敗する確率は、 $(6.8 \times 10^{-5} + 1.2 \times 10^{-4}) \times (6.8 \times 10^{-5} + 1.2 \times 10^{-4}) + 0.1 \times (6.8 \times 10^{-5}) + 0.1 \times (1.2 \times 10^{-4}) = 1.9 \times 10^{-5}$ となる。

システム C の原子炉への注水失敗要因は「電動弁の故障」、「電動ポンプとタービン駆動ポンプの同時故障」のいずれかであり、それぞれの確率は 6.8×10^{-5} , $(1.2 \times 10^{-4}) \times (4.1 \times 10^{-3})$ であるため、システム全体で原子炉への注水に失敗する確率は、 $6.8 \times 10^{-5} + (1.2 \times 10^{-4}) \times 4.1 \times 10^{-3} = 6.8 \times 10^{-5}$ となる。

以上を整理すると下表のようになり、システムの非信頼度 (=注水失敗確率) の大小関係としては、システム B < システム C < システム A となる。

システム	注水失敗要因	発生確率	注水失敗確率
A	電動弁の故障	6.8×10^{-5}	8.0×10^{-5}
	電動ポンプ A,B の同時故障	$(1.2 \times 10^{-4}) \times (1.2 \times 10^{-4})$	
	電動ポンプ A,B の共通要因故障	$0.1 \times (1.2 \times 10^{-4})$	
B	A,B トレンの同時機能喪失 (電動弁 A あるいは電動ポンプ A のいずれかの故障と、電動弁 B あるいは電動ポンプ B のいずれかの故障の同時発生)	$(6.8 \times 10^{-5} + 1.2 \times 10^{-4}) \times (6.8 \times 10^{-5} + 1.2 \times 10^{-4})$	1.9×10^{-5}
	電動弁 A,B の共通要因故障	$0.1 \times (6.8 \times 10^{-5})$	
	電動ポンプ A,B の共通要因故障	$0.1 \times (1.2 \times 10^{-4})$	
C	電動弁の故障	6.8×10^{-5}	6.8×10^{-5}
	電動ポンプとタービン駆動ポンプの同時故障	$(1.2 \times 10^{-4}) \times (4.1 \times 10^{-3})$	

(注) 独立した事象の同時発生確率は、各々の発生確率の積で表される。数学的な厳密性を求める場合には、並列モデルに対する信頼度 (= $1 - \text{故障率}$) の形で表すとよい。

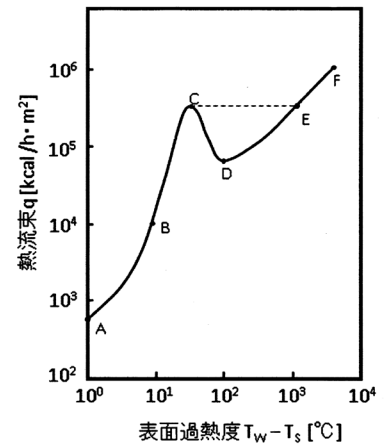
Ⅲ-10 次の記述の、に入る語句の組合せとして、適切なものはどれか。

燃料被覆管の表面過熱度（伝熱面温度と飽和温度の温度差）と熱流束は図の関係にある。

領域 B-C は、伝熱面でボイドが盛んに発生し、離脱する 領域である。

さらに、表面熱流束が増加し、C の熱流束を超えると、 領域 (E-F) に沸騰現象は移行する。ここで、沸騰現象は、 領域 (C-D) を経ないで、直接 E-F 領域に移行するため、表面過熱度は急激に高くなる。点 C の熱流束を限界熱流束という。

軽水型原子炉では、限界熱流束に対する熱的余裕を定義し、これを炉心管理における指標としている。この指標を、PWR では とし、BWR では としている。



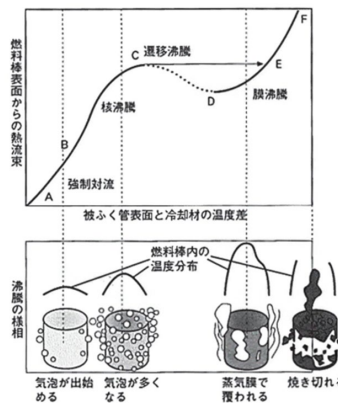
T_w : 伝熱面温度
 T_s : 飽和温度

	a	b	c	d	e
①	サブクール沸騰	核沸騰	膜沸騰	DNBR	MCPR
②	核沸騰	膜沸騰	遷移沸騰	DNBR	MCPR
③	サブクール沸騰	膜沸騰	遷移沸騰	MCPR	DNBR
④	核沸騰	遷移沸騰	膜沸騰	DNBR	MCPR
⑤	核沸騰	膜沸騰	遷移沸騰	MCPR	DNBR

【解答と解説】

正解(適切なもの)は②。

a~c は一般的な沸騰曲線に対する知識を問うものであり、核沸騰、遷移沸騰、膜沸騰の範囲を押さえておく必要がある。



参考図：燃料棒の熱伝達の様相 [1]

軽水型原子炉では、熱出力上昇時や冷却材流量低下時に、過度な被覆管温度上昇による被覆管損傷を防止するため、効率的に熱伝達する核沸騰状態からの逸脱を防止する設計としている。

PWR では通常運転時の炉心は基本的に単相流であるが、プラントが異常な状態になった場合、燃料棒表面に蒸気膜が形成され、熱伝達の悪い膜沸騰状態に至る可能性がある。そこで、燃料棒表面の熱流束を限界熱流

束（C 点）以下に抑えるように設計しており，限界熱流束と実際の局所熱流束の比で定義される DNBR（Departure from Nucleate Boiling Ratio）を指標として用いている。一方，通常運転中に沸騰が生じている BWR では，燃料棒表面の液膜が消失（ドライアウト）すると燃料棒表面の熱伝達が悪化する。そこで，ドライアウトによる核沸騰状態からの逸脱（遷移沸騰）を防止するように設計しており，沸騰遷移を起こす限界の燃料集合体出力と燃料集合体出力の比で定義される MCPR（Minimum Critical Power Ratio）を指標として用いている。

【参考文献等】

- [1] 原子力がひらく世紀，日本原子力学会
- [2] 原子力教科書「原子力熱流動工学」 秋本肇ほか，オーム社
- [3] 原子炉における機構論的限界熱流束評価技術の確立に向けて Part 1：軽水炉燃料における現在の限界熱流束予測手法と課題 日本原子力学会「原子炉における機構論的限界熱流束評価技術」研究専門委員会 日本原子力学会誌, Vol. 63, No. 12（2021）

Ⅲ-11 材料バックリング $B_m^2=0.01553\text{cm}^{-2}$ の均質な燃料溶液を円筒形のタンクに格納する。このとき、タンクの半径を小さくして、たとえ液面の高さがどれだけ高くなったとしても、体系が臨界にならないようにしたい。このときのタンクの最大半径[cm]に最も近いものはどれか。ここで、0 次のベッセル関数 J_0 の最初のゼロ点 $v_0=2.405$ とし、タンクの外は真空であるとする。

なお、円筒形の幾何学バックリングは次式で与えられる。

$$B_g^2 = \left(\frac{v_0}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2, \quad R = \text{円筒底面半径}, H = \text{円筒高さ}$$

- ① 7 ② 10 ③ 19 ④ 36 ⑤ 155

【解答と解説】

正解(適切なもの)は③。

ある体系が臨界となるためには、体系の中性子の増倍と、その他系からの中性子の漏洩が釣り合う必要がある。これを臨界方程式と呼ぶ。前者は材料特性により定まる材料バックリング B_m^2 で表され、後者は体系の幾何形状により定まる幾何学バックリング B_g^2 で表される。臨界を防止するためには、 B_m^2 よりも B_g^2 が大きい必要がある。

$$B_m^2 < B_g^2 = \left(\frac{v_0}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$$

「液面の高さがどれだけ高くなっても」との条件であるため、 $H \rightarrow \infty$ 、つまり $(\pi/H) \rightarrow 0$ として整理する。

$$B_m^2 < \left(\frac{v_0}{R}\right)^2$$

B_m , (v_0/R) とも正であることから、

$$B_m < \frac{v_0}{R}$$

$$R < \frac{v_0}{B_m} = \frac{2.405}{\sqrt{0.01553}} \approx \frac{2.405}{0.1246} \approx 19.3$$

【参考文献等】

[1] 連載講座 原子炉物理 第3回 中性子の空間的振舞い(2) 平川直弘, 岩崎智彦 日本原子力学会誌, Vol. 42, No. 6 (2000)

https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesj1959/42/6/42_6_507/pdf

[2] 原子炉物理 (シリーズ: 現代核科学の基礎) 「第5章 原子炉の臨界」 日本原子力学会

https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_aesj/Chap_05_20200317.pdf

Ⅲ－１２ 次の記述の、に入る語句として、適切なものはどれか。同じ記号のには同じ語句が入る。

地球温暖化ガスの発生が少ないエネルギー社会の実現方策の1つとして、原子力による水素の製造がある。原子力による水素製造の方法として以下が提案されている。

原子力による水素製造の方法は、原子力発電所で発生するaを利用する方法と原子炉で発生するbを取り出して利用する方法に大別される。

このうち、後者は、原料としてcを使ったdを利用する方法と、eを利用する方法が提案されている。dは二酸化炭素を発生することが欠点である。eは高温が必要となることから、高温ガス炉の利用が検討されている。

	a	b	c	d	e
①	放射線	電気	硫化水素	電気分解	水の直接熱分解
②	電気	熱	炭化水素	水蒸気改質反応	水の直接熱分解
③	電気	熱	ジルコニウム	ジルコニウム－水反応	水の放射線分解
④	熱	放射線	炭化水素	水蒸気改質反応	水の直接熱分解
⑤	電気	放射線	ジルコニウム	ジルコニウム－水反応	水の放射線分解

【解答と解説】

正解(適切なものは)②。

水素を製造する方法としては、水を電気分解する方法（電解）や、化石燃料の燃焼等で生じる水素化合物（メタンガスなど）の中から水素を取り出す方法（改質）、バイオマスからの水素生産などが知られている。改質法はメタン（CH₄）などの水素と炭素からできていて物質を、高温下で水蒸気と化学反応させることで水素及び一酸化炭素、二酸化炭素を生成するもので、さらに生成された一酸化炭素と水蒸気の反応によっても水素（及び二酸化炭素）が得られる（シフト反応）。また、水を熱分解することでも水素は得られるが、直接熱分解には数千度の高温が必要となるため、より低温（900℃以下）で水を熱分解する熱化学法の開発とあわせて高温ガス炉利用の検討が進められている。

【参考文献等】

[1] 「次世代エネルギー「水素」、そもそもどうやってつくる？」 経済産業省 資源エネルギー庁

https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/suiso_tukurikata.html

[2] 水素エネルギーナビ 水素エネルギー技術 製造

<https://hydrogen-navi.jp/technology/manufacture.html>

[3] 原子力と水素

<https://www.hess.jp/Search/data/33-01-004.pdf>

[4] 原子力水素製造システム 尾崎章ほか（2005）

https://www.global.toshiba/content/dam/toshiba/migration/corp/techReviewAssets/tech/review/2005/02/60_02pdf/a07.pdf

[5] 「高温ガス炉による水素製造が実用化へ大きく前進 —実用工業材料で製作した水素製造試験装置を用い

た熱化学法 IS プロセスによる 150 時間の連続水素製造に成功― 日本原子力研究開発機構

<https://www.jaea.go.jp/02/press2018/p19012502/>

- [6] 「熱利用水素製造の主反応の大幅な省エネルギー化に成功 ～国家プロジェクトの目標値である水素製造効率 40%の達成に見通し～」 量子科学技術研究開発機構, 芝浦工業大学, 日本原子力研究開発機構

<https://www.jaea.go.jp/02/press2020/p20041702/>

Ⅲ－１３ 軽水炉の冷却材喪失事故時には、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放出される。原子燃料の温度が徐々に上昇することに伴う以下の（ア）～（エ）の現象が発生する順序として、適切なものはどれか。

- （ア）二酸化ウラン溶融
- （イ）崩壊熱による昇温に伴う燃料揮散
- （ウ）内外圧差による燃料被覆管の破損
- （エ）急激なジルコニウム－水反応

- ① エ → イ → ウ → ア
- ② イ → ア → エ → ウ
- ③ ア → イ → ウ → エ
- ④ ウ → エ → ア → イ
- ⑤ エ → ウ → イ → ア

【解答と解説】

正解(適切なもの)は④。

冷却材喪失事故時には、炉内の圧力が低下するとともに、燃料棒の発熱と冷却能力のバランスが崩れて燃料棒の温度は上昇し、ある時点で燃料棒の内圧が炉内圧力より高くなって、被覆管は膨れ変形し、破裂(破損)する。さらに被覆管が高温になると被覆管中のジルコニウムが冷却材と反応するジルコニウム－水反応（酸化反応）の反応速度が著しく増大し、酸化が進むことで被覆管は脆くなり、ECCSからの注入水等による急冷により被覆管が破断あるいは破砕する可能性が高まる。燃料棒は十分な冷却がなされない状態が継続すると、ジルコニウム－水反応熱及び崩壊熱によって燃料温度が上昇し二酸化ウランの溶融に至り、溶融燃料内の核分裂生成物質が揮散することとなる。

【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

Ⅲ-14 次の記述の、に入る式として、適切なものはどれか。

出力運転時の軽水炉の燃料ペレット内の半径方向の温度分布が 1 次元の円筒座標系で次式の熱伝導方程式で表されるとする。ここで、ペレット軸方向（長手方向）及び半径方向の条件（発熱密度及び熱伝導率）は一定であるとする。

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left[kr \frac{dT}{dr} \right] + \frac{Q'}{\pi R_f^2} = 0$$

ここで、

T = 温度 [K]

r = 燃料ペレット中心からの半径方向の位置 [m]

k = 燃料ペレットの熱伝導率 [W/(m・K)]

Q' = 燃料ペレットの単位長さ当たりの線出力密度 [W/m]

R_f = 燃料ペレット半径 [m]

上記の熱伝導方程式を下記の境界条件で解くと、

$$\left. \frac{dT}{dr} \right|_{r=0} = 0, \quad T_{r=R_f} = T_s \text{ (一定値)}$$

T_s = 燃料ペレット外表面温度 [K]

$$T(r) = \text{$$

① $T_s + \frac{Q'}{4\pi k} \left[1 - \left(\frac{r}{R_f} \right)^2 \right]$

② $T_s + \frac{Q'}{4k} \left[1 - \left(\frac{r}{R_f} \right)^2 \right]$

③ $T_s + \frac{Q'}{4\pi k} \left[1 - \left(\frac{R_f}{r} \right)^2 \right]$

④ $T_s + \frac{Q'}{4k} \left[1 - \left(\frac{r}{R_f} \right)^2 \right]$

⑤ $T_s + \frac{Q'}{4\pi k} \left[1 - \left(\frac{r}{R_f} \right)^2 \right]$

【解答と解説】

正解(適切なもの)は⑤。

設問に示されている 1 次元円筒座標系での熱伝導方程式を変形して積分を行う。

$$\frac{d}{dr} \left[r \frac{dT}{dr} \right] = - \frac{Q' r}{\pi k R_f^2}$$

$$r \frac{dT}{dr} = - \frac{Q'}{\pi k R_f^2} \int r dr + C_1 = - \frac{Q'}{2\pi k R_f^2} r^2 + C_1$$

(C_1 は定数)

ここで、 $\left[\frac{dT}{dr}\right]_{r=0} = 0$ より $C_1 = 0$ であり、さらに積分する。

$$T = -\frac{Q'}{2\pi k R_f^2} \int r dr + C_2 = -\frac{Q'}{4\pi k R_f^2} r^2 + C_2$$

(C_2 は定数)

$T_{r=R_f} = T_s$ (一定値) より $C_2 = T_s + \frac{Q'}{4\pi k R_f^2} R_f^2 = T_s + \frac{Q'}{4\pi k}$ であり、整理すると、

$$T = -\frac{Q'}{4\pi k R_f^2} r^2 + T_s + \frac{Q'}{4\pi k} = T_s + \frac{Q'}{4\pi k} \left(1 - \frac{r^2}{R_f^2}\right) = T_s + \frac{Q'}{4\pi k} \left[1 - \left(\frac{r}{R_f}\right)^2\right]$$

Ⅲ－15 ^{252}Cf は α 壊変と自発核分裂で崩壊する。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。100g の ^{252}Cf の毎秒の自発核分裂数 $[\text{s}^{-1}]$ に最も近い値はどれか。ただし、アボガドロ定数を $6.0 \times 10^{23} \text{mol}^{-1}$ 、 $\ln 2 = 0.69$ とする。

- ① 5.0×10^{11}
- ② 7.2×10^{11}
- ③ 1.8×10^{12}
- ④ 8.8×10^{12}
- ⑤ 5.8×10^{13}

【解答と解説】

正解は⑤。

分岐壊変する原子核の全半減期は、それぞれの壊変の部分半減期の逆数の和で表されるため、 ^{252}Cf の全半減期を T 、 α 壊変の部分半減期を T_α 、自発核分裂の部分半減期を T_{sf} とすると以下の式で自発核分裂による部分半減期が求められる。この式と $T = 2.64$ 年、 $T_\alpha = 2.72$ 年の条件から、 $T_{sf} = 89.76$ 年となる。

$$\frac{1}{T} = \frac{1}{T_\alpha} + \frac{1}{T_{sf}}$$

次に、以下の式により放射能と質量の関係が求められる。質量数 M の放射性核種の放射能が $A[\text{Bq}]$ であるとき、この核種の質量 $W[\text{g}]$ は放射能 A と半減期 $T[\text{sec}]$ 、原子核の数 N を用いて以下通りとなる。なお、崩壊定数 λ は $\lambda = \ln 2 / T = 0.69 / T$ であるが、下式の半減期は単位が sec であることに注意が必要である。

$$W = \frac{M}{6 \times 10^{23}} \cdot N = \frac{M}{6 \times 10^{23}} \cdot \frac{A}{\lambda} = \frac{AM}{6 \times 10^{23}} \cdot \frac{T}{0.69}$$

よって、

$$A = \frac{0.69 \times 6 \times 10^{23}}{MT} \cdot W = \frac{0.69 \times 6 \times 10^{23}}{252 \times 89.76 \times 365 \times 24 \times 3600} = 5.8 \times 10^{13}$$

となる。

【類似問題】

・平成 30 年度 第一次試験 Ⅲ-17

【参考文献等】

[1] 通商産業研究社「放射線概論」

Ⅲ－１６ 運動エネルギーが 5.0MeV の電子の質量 [kg] に最も近いものはどれか。ただし、電子の静止質量及び静止エネルギーをそれぞれ、 $9.1 \times 10^{-31}\text{kg}$ 、0.51MeV とする。

- ① 1.5×10^{-31}
- ② 4.5×10^{-31}
- ③ 5.4×10^{-30}
- ④ 9.8×10^{-30}
- ⑤ 3.1×10^{-29}

【解答と解説】

正解(最も適切なもの)は④。

電子の静止質量を m_0 、運動エネルギー5.0[MeV]の時の電子の質量を m 、光速を c とすると、以下の関係性がある。

$$\begin{aligned} mc^2[\text{MeV}] &= m_0c^2[\text{MeV}] + 5.0[\text{MeV}] \\ &= 0.51 + 5.0 \\ &= 5.51[\text{MeV}] \end{aligned}$$

これより

$$\frac{mc^2}{m_0c^2} = \frac{5.51}{0.51} \quad \leftrightarrow \quad \frac{m}{m_0} = \frac{5.51}{0.51}$$

よって、運動エネルギー5.0[MeV]の時の電子の質量は、

$$\begin{aligned} m &= \frac{5.51}{0.51} \times 9.1 \times 10^{-31} \\ &\approx 9.8 \times 10^{-30} \end{aligned}$$

【参考文献】

[1] 柴田徳思, 「放射線概論」, 通商産業研究社

Ⅲ－１７ ある試料の放射能を GM 計数管で測定している。現在まで 20 分間の測定で 2,467 の計数値を得ている。この計数測定において計数統計に基づく相対標準偏差を 1%以下にするために、追加で必要となる測定時間に最も近いものはどれか。ただし、GM 計数管の不感時間を 1.0×10^{-4} s とし、バックグラウンド計数及び試料の放射能の減衰は無視できるものとする。

- ① 40 分 ② 60 分 ③ 80 分 ④ 100 分 ⑤ 120 分

【解答と解説】

正解(最も近いもの)は②。

相対標準偏差が 1%となるときの計数値Nは

$$\frac{100}{\sqrt{N}} = 1$$

より

$$N = 10000$$

なので、相対標準偏差 1%を満足するために追加で得ることが必要な計数値は

$$10000 - 2467 = 7533$$

となる。

これまで 20 分間で計数値 2,467 が得られていることから、計数値 7, 533 を得るために必要な測定時間(分)は

$$\frac{7533}{2467} \times 20 \approx 61$$

となる。よって、最も近い値である②が正解となる。

解答を作成するにあたっては、参考文献[1]についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] 「放射線取扱の基礎 第8版 2018」 IV章 測定, 公益社団法人 日本アイソトープ協会

Ⅲ－１８ 次の(ア)～(エ)の加速器のうち、荷電粒子の加速に主として高周波電場を利用しているものの組み合わせとして、適切なものはどれか。

- (ア) コッククロフト・ワルトン (Cockcroft-Walton) 型加速器
- (イ) シンクロトロン (Synchrotron)
- (ウ) 線形加速器 (Linear Accelerator)
- (エ) ファン・デ・グラーフ (Van de Graaff) 型加速器

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

【解答と解説】

正解(適切なもの)は④。

(ア)～(エ)の加速器で加速される粒子と加速電場は以下の通り。荷電粒子の加速に高周波電場を利用しているものは(イ)シンクロトロンと、(ウ)線形加速器である。

加速器の種類	加速粒子	加速電場
(ア) コッククロフト・ワルトン型加速器	電子, 陽子, イオン	静電場
(イ) シンクロトロン	電子, 陽子, イオン	高周波電場
(ウ) 線形加速器	電子, 陽子	高周波電場
(エ) ファン・デ・グラーフ型加速器	電子, 陽子, イオン	静電場

【類似問題】

・令和3年度 第一次試験 III-15

【参考資料】

[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)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-01-03-02.html

Ⅲ-19 サイクロトロンを用いて半減期 15 分の放射性核種を製造するとき、標的を荷電粒子で 30 分間照射したときの生成放射能を A_1 とし、また 2 倍の照射電流で 60 分間照射したときの生成放射能を A_2 とすると、その生成放射能比 (A_2/A_1) に最も近い値はどれか。

- ① 1.5
- ② 2.0
- ③ 2.5
- ④ 3.0
- ⑤ 4.0

【解答と解説】

正解(最も近い値)は③。

標的を t 分間照射したときの生成放射能 A は、標的の原子数の減少が無視し得る場合は以下の式で表される。

$$\begin{aligned}\frac{dN}{dt} &= f \times \sigma \times N_0 - \lambda N \\ N &= \frac{f \times \sigma \times N_0}{\lambda} \times (1 - e^{-\lambda t}) \\ A = \lambda N &= f \times \sigma \times N_0 \times (1 - e^{-\lambda t}) \\ &= f \times \sigma \times N_0 \times (1 - (1/2)^{t/T})\end{aligned}$$

ここで、

f : 照射粒子束密度 (\propto 照射電流値)

σ : 生成断面積

N : 標的の原子数

N_0 : 標的の初期原子数

λ : 崩壊定数

T : 半減期

である。よって、生成放射能比 (A_2/A_1) は以下の通りとなる。

$$\frac{A_2}{A_1} = \frac{2f \times \sigma \times N_0 \times (1 - (1/2)^{60/15})}{f \times \sigma \times N_0 \times (1 - (1/2)^{30/15})} = \frac{2 \times (1 - 0.0625)}{1 \times (1 - 0.25)} = 2.5$$

【類似問題】

・平成 29 年度 第一次試験 Ⅲ-21

Ⅲ－２０ ^{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	液体シンチレーション検出器
(イ)	^{14}C	NaI (Tl) シンチレーション検出器
(ウ)	^{14}C	高純度 Ge 半導体検出器
(エ)	^{210}Po	NaI (Tl) シンチレーション検出器
(オ)	^{210}Po	Si 表面障壁型半導体検出器

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

【解答と解説】

正解(最も適切なものは④)。

^{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、測定しようとする試料をトルエン又はその他の有機溶剤をもとにした液体シンチレータ中に溶解して測定する。この方法では β 線測定の際に問題となる線源による自己吸収、検出器の窓による粒子の減衰および検出器からの β 線の後方散乱などの問題を完全に避けられる[1]。

^{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、有感層に到達するまでのエネルギー損失を小さくできる特徴があり、 α 線のような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[1]。

なお、NaI (Tl) シンチレーション検出器と高純度 Ge 半導体検出器は γ 線検出器である。

【参考文献】

[1] Glenn F. Knoll. 放射線計測ハンドブック (第4版) . 株式会社オーム社, 2013

Ⅲ－２１ $^{12}\text{C} (n, 2n) ^{11}\text{C}$ 反応は、高エネルギー中性子のしきい反応放射化検出器として利用される。反応の最初の状態と終わりの状態の質量エネルギーの差を Q 値という。この反応のしきいエネルギー [MeV] として、最も近い値はどれか。なお、 ^{12}C 、中性子、 ^{11}C の質量過剰 (mass excess) を、それぞれ 0MeV、8.1MeV、10.6MeV とする。また、反応のしきいエネルギーはターゲット A の質量エネルギーを M_A 、入射粒子のエネルギーを M_x とすると、 $Q \times (M_A + M_x) / M_A$ で与えられる。

- ① 14 ② 16 ③ 18 ④ 20 ⑤ 22

【解答と解説】

正解(最も近い値)は④。

原子質量単位を u とすると、

質量過剰=(原子核質量)-(その原子核の質量数) $\times u$ であるため、

^{12}C 、中性子、 ^{11}C の質量エネルギーは MeV 単位で、それぞれ以下のようになる。

$$^{12}\text{C} : 12u + 0 = 12u$$

$$\text{中性子} : u + 8.1$$

$$^{11}\text{C} : 11u + 10.6$$

問題文より、 Q 値は反応の最初の状態の質量エネルギーと終わりの状態の質量エネルギーの差になるため、

$$Q = (M_{^{12}\text{C}} + M_n) - (M_{2n} + M_{^{11}\text{C}}) = (12u + u + 8.1) - \{2 \times (u + 8.1) + (11u + 10.6)\} = -18.7 \text{ (MeV)}$$

となる。しきいエネルギーを Q_{th} とする。また、 u は 931.5MeV であり、 $u \gg$ 中性子の質量過剰 (8.1 MeV) であることから、計算を簡単にするために質量過剰分を無視して、 $M_n = u$ とすると、

$$Q_{\text{th}} = -Q \times (M_{^{12}\text{C}} + M_n) / M_{^{12}\text{C}} \doteq 18.7 \times (12u + u) / 12u = 18.7 \times 13 / 12 = 20.3 \text{ (MeV)}$$

となる。

したがって、正解は④ : 20 (MeV)となる。

[注]

問題文中のしきいエネルギーの計算式は上記の通り、負号 (－) が付くのが正しい。

Ⅲ－２２ 放射線の人体影響に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① DNA の損傷では、1 本鎖切断の方が 2 本鎖切断より起こりやすい。
- ② 遺伝的な影響は、確率的影響に分類される。
- ③ 自然発生の突然変異率を 2 倍にするのに必要な線量を、倍加線量という。
- ④ 奇形が生じやすい時期は、着床後から受精 8 週までの期間である。
- ⑤ 3 つの組織を放射線感受性の高いものから並べると、骨髄、筋肉、小腸の順となる。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は⑤。

① 正しい

DNA 損傷は、起きやすいものから順に、塩基損傷、塩基遊離、1 本鎖切断、2 本鎖切断である。

② 正しい

発がんや遺伝的影響は確率的影響に分類される。

③ 正しい

記述の通り。ヒトの遺伝疾患の自然発生率と動物実験による倍加線量から推定され、倍加線量は 1Gy の値が示されている。

④ 正しい

着床後から受精 8 週までの時期を器官形成期と呼ばれ、細胞の分化が進み、器官・組織の基となる細胞が作られる。しきい線量は 0.1Gy。

胎生期の区分	期間	発生する影響	しきい線量(Gy)
着床前期	受精 8 日まで	胚死亡	0.1
器官形成期	受精 9 日～受精 8 週	奇形	0.1
胎児期	受精 8 週～受精 25 週	精神発達遅滞	0.2～0.4
	受精 8 週～受精 40 週	発育遅延	0.5～1.0
全期間	—	発がんや遺伝的影響	—

⑤ 不適切

「放射線感受性は①細胞分裂の頻度の高いものほど②将来行う細胞分裂の数が多いものほど③形態・機能が未分化なものほど高い」というベルゴニー・トリボンドーの法則がある。

感受性の程度	組 織
最も高い	リンパ組織（胸腺、脾臓）、骨髄、生殖腺（精巣、卵巣）
高い	小腸、皮膚、毛細血管、水晶体
中程度	肝臓、唾液腺
低い	甲状腺、筋肉、結合組織
最も低い	脳、骨、神経細胞

【参考文献等】

[1] 鶴田隆雄編 初級放射線—第 2 種放射線試験受験用テキスト—

Ⅲ－２３ 親核種の半減期 T_1 が、その子孫核種の半減期 T_2 に比べて十分に長く ($T_1 \gg T_2$)、子孫核種は最初存在しなかったとする。 T_2 より十分に長い時間が経過し永続平衡が成り立っているときの親核種及び子孫核種の放射能をそれぞれ A_1 、 A_2 とすると、この場合近似的に成り立つ式として最も適切なものはどれか。

- ① $A_1/A_2 = T_2 / (T_1 - T_2)$
- ② $A_1/A_2 = T_2 / (T_1 + T_2)$
- ③ $A_1/A_2 = 1$
- ④ $A_1/A_2 = T_1 / T_2$
- ⑤ $A_1/A_2 = T_2 / T_1$

【解答と解説】

正解（適切なもの）は③。

親核種が放射線壊変により娘核種に変わり、娘核種も孫娘核種に変わるような崩壊系列を考える。親核種、娘核種の原子数をそれぞれ N_1 、 N_2 、崩壊定数を λ_1 、 λ_2 とすると以下の関係が成り立つ。

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1 N_1, \quad \frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2$$

これを解くと、以下の式が得られる。

$$N_1 = N_1^0 e^{-\lambda_1 t}$$

$$N_2 = \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} N_1^0 (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t})$$

ここで、時刻 0 では娘核種は存在しないものとし、親核種の原子数を N_1^0 とした。

問題文より $T_1 \gg T_2$ であり、 $\lambda = \ln 2 / T$ の関係があることから、 $\lambda_1 \ll \lambda_2$ となる。この場合、上式の $e^{-\lambda_2 t}$ は $e^{-\lambda_1 t}$ に比べて十分小さいため無視できる。同様に分母の λ_1 は λ_2 に対して無視できる。

すなわち、

$$N_2 \approx \frac{\lambda_1}{\lambda_2} N_1^0 e^{-\lambda_1 t} = \frac{\lambda_1}{\lambda_2} N_1$$

となり、永続平衡では以下式が得られる。

$$N_1 \lambda_1 = N_2 \lambda_2$$

放射能は原子数と崩壊定数の積であることから、 $A_1 = A_2$ ($A_1/A_2 = 1$) となり、親核種と娘核種の放射能は等しくなる。

【参考文献】

- [1] 通商産業研究社「放射線概論」

Ⅲ－２４ 次の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 光電効果は、光子のエネルギーが K 殻電子の結合エネルギーより高い場合は、K 殻電子において最も生じやすい。
- ② 2 つの原子核について、一方の陽子数と中性子数が各々他方の中性子数と陽子数に等しい場合、一方を他方の鏡映核という。
- ③ ウラン、トリウムは、安定核種が存在しないが原子量は与えられている。
- ④ 天然に存在する ^{238}U は、主に α 壊変によってその数を減らしている。
- ⑤ ネプツニウム系列は、 ^{237}Np で始まり ^{209}Pb で終わる。

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は⑤。

- ① 適切：
- ② 適切：
- ③ 適切：ビスマス、トリウム、プロトアクチニウム、ウランは安定核種が存在しないが、原子量は与えられている。
- ④ 適切： ^{238}U はウラン系列 ($4n+2$) の起点である。主に α 壊変によって ^{234}Th となり、最終的に ^{206}Pb で終わる。
- ⑤ 不適切：ネプツニウム系列 ($4n+1$) は、 ^{237}Np で始まり、 ^{209}Pb 、 ^{209}Bi を経て ^{205}Tl で終わる。過去、 ^{209}Bi が安定同位体であると考えられていたが、 α 壊変すると報告された。なお、ウラン系列 ($4n+2$)、アクチニウム系列 ($4n+3$)、トリウム系列 ($4n$) は全て Pb で終わる。

【参考文献】

- [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」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_18-03-01-01.html
- [2] 日本アイソトープ協会 「アイソトープ手帳 11 版」

【類似問題】

- ・平成 26 年度 第一次試験 Ⅲ-19, Ⅲ-20
- ・令和元年度 第一次試験 Ⅲ-16, Ⅲ-18

Ⅲ-25 ある γ 線を放出する点線源から1mの位置の1cm線量当量率は、32mSv/hである。この γ 線源を鉄板あるいはアルミニウム板で遮蔽すると、同じ1mの位置での1cm線量当量率は、それぞれ8mSv/hと16mSv/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 0.10 ② 0.25 ③ 0.50 ④ 0.75 ⑤ 1.0

【解答と解説】

正解(適切なものは②)。

本問では遮蔽板の厚さが与えられていないが、遮蔽板がない場合と遮蔽板がある場合の1cm線量当量率の関係より、1cm線量当量率を鉄板は $1/4(=8 \text{ [mSv/h]}/32 \text{ [mSv/h]})$ 、アルミニウム板は $1/2(=16 \text{ [mSv/h]}/32 \text{ [mSv/h]})$ に減少する効果があると分かる。また、点線源からの距離が伸びた場合、放射線の空間的な減衰により、距離の2乗に反比例し1cm線量当量率が減少するが、距離が4倍(=4[m]/1[m])となった場合においては $1/16$ に減少する。本問は、両方の遮蔽板の配置と、距離を伸ばした場合における減少効果を考慮し1cm線量当量率Xを求めるもので、

$$X = 32 \text{ [mSv/h]} \times 1/4 \times 1/2 \times 1/16 = 0.25 \text{ [mSv/h]}$$

となる[1]。

【参考文献】

- [1] 日本アイソトープ協会「アイソトープ手帳 12版」

Ⅲ-26 核種 A は、 ^{237}Np から α 壊変 2 回、 β^- 壊変 1 回を経て生成する核種である。核種 B は、 ^{232}Th から α 壊変 1 回、 β^- 壊変 2 回を経て生成する核種である。核種 A と核種 B の組合せとして、正しいものはどれか。

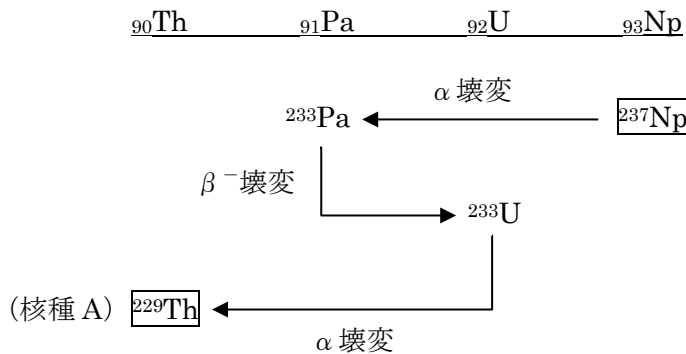
- ① ^{229}Th と ^{228}Th
- ② ^{231}Pa と ^{226}Ra
- ③ ^{229}Ac と ^{228}Ac
- ④ ^{229}Th と ^{230}Pa
- ⑤ ^{228}Ac と ^{230}Pa

【解答と解説】

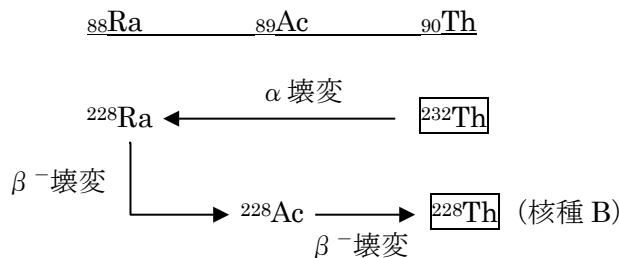
正解(適切なもの)は①。

α 壊変によって、陽子 2 個と中性子 2 個で構成される α 粒子が放出されるため、原子番号が 2 つ、質量数が 4 つ減少する。 β^- 壊変によって、原子核内の中性子が陽子に壊変するため、原子番号が 1 つ増加し質量数は変わらない。

従って、核種 A は ^{237}Np から原子番号が 3 つ、質量数が 8 つ減少し、以下に示すとおり ^{229}Th となる。



また、核種 B は ^{232}Th から原子番号は変わらず、質量数が 4 つ減少し、以下に示すとおり ^{228}Th となる。



放射性壊変のネプツニウム系列とトリウム系列の問題であり、放射性壊変の基本、元素の周期表中のアクチノイド元素の位置や順番、放射性壊変 4 系列^[1]の親核種 (^{238}U (ウラン系列), ^{235}U (アクチニウム系列), ^{232}Th (トリウム系列), ^{237}Np (ネプツニウム系列)) を把握しておくといよい。

【参考文献】

- [1] 日本アイソトープ協会「アイソトープ手帳 12 版」

Ⅲ－２７ 次の記述のうち、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い、イオン化傾向の小さい金属は酸化されやすい。
- ② 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。
- ③ 5f 軌道に電子が充填されていく f ブロック元素で、Ac から Lr までの 15 元素を総称してアクチノイド系列という。
- ④ 第一鉄イオン (Fe^{2+}) が第二鉄イオン (Fe^{3+}) に酸化される原子数が、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。
- ⑤ 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、あるいは電子が影響を受けて高い電荷を帯びた原子をホットアトムという。

【解答と解説】

正解(不適切なものは①)。

- ① 不適切。イオン化傾向が大きい金属の方が陽イオンになりやすく、酸化されやすい。
- ② 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りうる。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。
- ③ 適切。
- ④ 適切。
- ⑤ 適切。

【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>

【類似問題】

・令和元年度 第一次試験 Ⅲ-21

Ⅲ－２８ トリチウムに関する次の記述のうち、不適切なものはどれか

- ① 質量数 3 の水素の同位体で、液体シンチレーション検出器で測定可能である
- ② 過去に行われた大気圏内核実験で環境中の濃度が上昇し、現在でもまだその影響が大気中に残っている。
- ③ 天然には、大気中で窒素や酸素等と宇宙線との核破砕反応で生成する。
- ④ 回収や閉じ込めが技術的に困難な核種であり、核燃料再処理施設等原子力関連施設からも放出されている。
- ⑤ トレーサーとして利用されるほか、年代決定にも利用されている。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は②

- ① 適切 トリチウムは質量数 3 の水素の同位体である。β線放出核種であり、液体シンチレーション検出器で測定可能 [1]。
- ① 不適切 大気圏内核実験は 1960 年代に活発に行われたが、1963 年以降の大気圏内核実験停止に伴い、濃度は減少している [1]。
- ③ 適切 $^{14}\text{N}(\text{n},\text{T})^{12}\text{C}$ 、 $^{14}\text{O}(\text{n},\text{T})^{12}\text{N}$ 反応により生成する [2]。
- ④ 適切 トリチウムは、3 体核分裂 (PWR/BWR)、制御棒 (BWR) や 1 次冷却材 (PWR) に含まれるほう素と中性子の核反応等により生成する。トリチウムの多くは水 (HTO, T₂O) の形態で存在し、水溶液からの分離が困難であることと、人体影響が他の核種に比べて非常に小さいことにより、原子力施設から管理放出されている [1]。
- ⑤ 適切 トリチウムは水素 (H) と化学的挙動が類似しておりトレーサーとして用いられる。また、地下水の年代測定にも用いられている。

【参考文献等】

- [1] 柿内 秀樹, トリチウムの環境動態及び測定技術, 日本原子力学会誌, Vol.60, No.9 (2018)
https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/60/9/60_537/pdf-char/ja
- [2] 環境省 HP
<https://www.env.go.jp/chemi/rhm/r3kisoshiryo/r3kiso-02-05-18.html>

Ⅲ－２９ 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、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つて、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、もつて人類社会の 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、安全の確保を旨として、 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 前項の安全の確保については、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	学術	福祉	民主的	自主的	安全保障
②	学術	福祉	民主的	自主的	エネルギーの確保
③	学術	発展	自主的	民主的	安全保障
④	科学技術	発展	自主的	民主的	安全保障
⑤	科学技術	福祉	自主的	民主的	エネルギーの確保

【解答と解説】

正解(適切なもの)は①。

原子力利用の根幹に係る法律であるため、ぜひとも覚えておきたい内容である。

【参考文献等】

[1] 原子力基本法 e-gov 法令検索

<https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=330AC1000000186>

Ⅲ－３０ 原子力発電所の40年間の運転によって発生する使用済燃料が全量再処理されるとして、発生する高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の本数に最も近い値はどれか。ただし、計算に当たっての条件は以下のとおりとする。

- ・ 1年間の総発電電力量：10,000億kWh
- ・ 総発電電力量に対する原子力発電の割合：15%
- ・ 原子力発電の熱効率：34%
- ・ 使用済燃料の燃焼度：38,000MW・日/MTU
- ・ 使用済燃料に対するガラス固化体の発生量：1.3本/MTU

- ① 500本 ② 5,000本 ③ 10,000本 ④ 25,000本 ⑤ 40,000本

【解答と解説】

正解(最も近い値)は④。

40年間の総発電電力量は、 $40 \times 10,000 \text{ 億 kWh} \rightarrow 40 \times 10^9 \div 24 = 1.67 \times 10^9 \text{ MW} \cdot \text{日}$

このうち、原子力発電量が、 $1.67 \times 10^9 \text{ MW} \cdot \text{日} \times 15\% = 2.5 \times 10^8 \text{ MW} \cdot \text{日}$

原子力発電の発電効率が34%より、熱量は、 $2.5 \times 10^8 \text{ MW} \cdot \text{日} / 34\% = 7.35 \times 10^8 \text{ MW} \cdot \text{日}$

使用済燃料の発生量は、熱量と使用済燃料の燃焼度[1]より、

$$(7.35 \times 10^8 \text{ MW} \cdot \text{日}) / (3.8 \times 10^4 \text{ MW} \cdot \text{日} / \text{MTU}) = 1.9 \times 10^4 \text{ MTU}$$

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

ガラス固化体の発生量は、 $1.9 \times 10^4 \text{ MTU} \times 1.3 \text{ 本} / \text{MTU} = 24,700 \text{ 本}$

以上より回答は、「④ 25,000本」となる。

【参考文献等】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「燃焼度」

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

【類似問題】

- ・ 平成27年度 第一次試験 III-11
- ・ 令和3年度 第一次試験 III-30

Ⅲ－３１ 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について、に入る語句の組合せとして、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）は条約締結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等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	包括的核実験禁止条約	核物質防護	査察	保障措置
②	包括的核実験禁止条約	保障措置	核物質防護	査察
③	核兵器の不拡散に関する条約	保障措置	査察	核物質防護
④	核兵器の不拡散に関する条約	査察	核物質防護	保障措置
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(適切なもの)は③。

[核兵器の不拡散に関する条約の概要]

- ・核兵器国（米，露，英，仏，中）以外への核兵器の拡散を防止。
- ・締約国が誠実に核軍縮交渉を行う義務を規定。
- ・原子力の平和的利用は締約国の「奪い得ない権利」と規定

[包括的核実験禁止条約の概要]

- ・宇宙空間，大気圏内，水中，地下を含むあらゆる空間における核兵器の実験的爆発及び他の核爆発を禁止する。
- ・この条約の趣旨及び目的を達成し，この条約の規定の実施を確保する等のため，包括的核実験禁止条約機関を設立する。
- ・条約の遵守について検証するために，国際監視制度，現地査察，信頼醸成措置等から成る検証制度を設ける。

[保障措置]

保障措置とは，ウランやプルトニウムなどの核物質その他の原子力資機材の使用が平和利用に限定され，核兵器等の核爆発装置やその他の軍事目的に転用されていないことや未申告の核物質がないこと，

原子力活動が行われていないことを確認するための検認制度のこと。

[査察]

国及び IAEA の査察官は、実際に原子力施設に立ち入り、以下の査察活動を実施する。

- ・施設に保管されている記録と、国に報告された計量管理報告の内容に矛盾がないかを確認する。
- ・記録どおりに核物質が存在することを、刻印番号、核物質からの放射線の測定、採取した試料の化学分析により確認する。
- ・封じ込め／監視の結果の確認と必要な装置の保守をする。

[核物質防護]

核物質防護とは、核物質を盗もうとする者や、原子力施設を破壊しようとする者から核物質や施設を守ること。核物質防護は盗んだ核物質を原料にして核兵器が作られるのではないかというシナリオを想定しているため核不拡散を確保するための手段の一つである。

【参考文献等】

- [1] 核兵器の不拡散に関する条約 (NPT) 日本原子力研究開発機構 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター
<https://www.jaea.go.jp/04/isn/archive/infcircl40/index.html>
- [2] 核兵器不拡散条約 (NPT) の概要 外務省
<https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku/npt/gaiyo.html>
- [3] 包括的核実験禁止条約 外務省
<https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku/ctbt/gaiyo.html>
- [4] 保障措置 日本原子力研究開発機構 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター
https://www.jaea.go.jp/04/isn/archive/sg_is/index.html#:~:text=%E4%BF%9D%E9%9A%9C%E6%8E%AA%E7%BD%AE%E3%81%A8%E3%81%AF%E3%80%81%E3%82%A6%E3%83%A9%E3%83%B3,%E3%81%AE%E6%A4%9C%E8%AA%8D%E5%88%B6%E5%BA%A6%E3%81%A7%E3%81%99%E3%80%82
- [5] 査察とは 原子力規制委員会
<https://www.nra.go.jp/activity/hoshousochi/houhou/houhou3.html>
- [6] 核物質防護 日本原子力研究開発機構 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター
https://www.jaea.go.jp/04/isn/archive/pp_is/index.html

Ⅲ－３２ 原子力発電所のプラント耐用期間中の単位発電量[kWh]当たりの発電コストが最も低減する方策はどれか。ただし、方策を取ることに伴う追加費用はないと仮定し、計算の前提条件は以下のとおりとする。

- ・ 電気出力 110 万 kW，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，運転維持費及び核燃料サイクル費から構成され，（資本費＋運転維持費＋核燃料サイクル費）／発電量で計算されるとし，それぞれの発電コストに占める割合は 40%，40%，20% とする。
- ・ プラント耐用期間中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。
- ・ 割引率は 0% とする。

- ① 電気出力を 120 万 kW に高める。
- ② プラント耐用期間を 60 年に延ばす。
- ③ 核燃料サイクル費を 30%削減する。
- ④ 年間設備利用率を 85%に高める。
- ⑤ 熱効率を 36%に高める。

【解答と解説】

正解は④。

まず，前提条件における発電コストを以下のとおり算出する。

なお，割引率は将来の価値を現在の価値に換算するために用いる率のことで，今回の割引率は 0%であるため，資本費・運転維持費・核燃料サイクル費の現在価値への割り戻しは不要である。

$$\begin{aligned} \text{プラント耐用期間中の発電コスト} &= \frac{\text{資本費} + \text{運転維持費} + \text{核燃料サイクル費}}{\text{プラント耐用期間中の発電量}} \\ &= \frac{\text{資本費} + \text{運転維持費} + \text{核燃料サイクル費}}{110 \text{ 万 kW} \times \text{年間設備利用率 } 70\% \times \text{プラント耐用期間 } 40 \text{ 年}} \end{aligned}$$

ここでプラント耐用期間中の資本費総額を $4 \times a$ 円とすると，運転維持費は $4 \times a$ 円，核燃料サイクル費は $2 \times a$ 円となり，

$$\begin{aligned} &= \frac{4a \text{ 円} + 4a \text{ 円} + 2a \text{ 円}}{110 \text{ 万 kW} \times 0.7 \times \text{プラント耐用期間 } 40 \text{ 年}} \\ &= \frac{10a \text{ 円}}{110 \text{ 万 kW} \times 0.7 \times \text{プラント耐用期間 } 40 \text{ 年}} \\ &= \frac{a}{308} [\text{円/万 kW 年}] \end{aligned}$$

設問での単位発電量の単位は[kWh]であるが，正解するにあたっては各方策の発電コストの相対的な低減量を算出すればよいだけである。従って，以降の発電コストの算出では計算を簡単にするために単位発

電量は[万 kW 年]とする。

①～⑤の発電コストは以下のとおりであり、最も発電コストが低減する方策は④となる。

① 電気出力を 120 万 kW に高める。

$$\begin{aligned}\text{発電コスト} &= \frac{4a \text{ 円} + 4a \text{ 円} + 2a \text{ 円}}{120 \text{ 万 kW} \times 0.7 \times \text{プラント耐用期間 40 年}} \\ &= \frac{a}{336} [\text{円/万 kW 年}]\end{aligned}$$

② プラント耐用期間を 60 年に延ばす。

プラント耐用期間が延びると、延びた分だけ運転維持費と核燃料サイクル費も増える。なお、プラント耐用期間の資本費総額が一定であるため、変化しない。

$$\begin{aligned}\text{発電コスト} &= \frac{4a \text{ 円} + (4a \text{ 円} + 2a \text{ 円}) \times 60/40}{110 \text{ 万 kW} \times 0.7 \times \text{プラント耐用期間 60 年}} \\ &= \frac{a}{355.4} [\text{円/万 kW 年}]\end{aligned}$$

③ 核燃料サイクル費を 30%削減する。

$$\begin{aligned}\text{発電コスト} &= \frac{4a \text{ 円} + 4a \text{ 円} + 2a \text{ 円} \times (1 - 0.3)}{110 \text{ 万 kW} \times 0.7 \times \text{プラント耐用期間 40 年}} \\ &= \frac{a}{327.7} [\text{円/万 kW 年}]\end{aligned}$$

④ 年間設備利用率を 85%に高める。

$$\begin{aligned}\text{発電コスト} &= \frac{4a \text{ 円} + 4a \text{ 円} + 2a \text{ 円}}{110 \text{ 万 kW} \times 0.85 \times \text{プラント耐用期間 40 年}} \\ &= \frac{a}{374} [\text{円/万 kW 年}]\end{aligned}$$

⑤ 熱効率を 36%に高める。

発電量＝熱効率×発熱量であるため、熱効率が 33%から 36%に上がると発電量は 36/33 倍になる。

$$\begin{aligned}\text{発電コスト} &= \frac{4a \text{ 円} + 4a \text{ 円} + 2a \text{ 円}}{110 \text{ 万 kW} \times \frac{36}{33} \times 0.7 \times \text{プラント耐用期間 40 年}} \\ &= \frac{a}{336} [\text{円/万 kW 年}]\end{aligned}$$

Ⅲ－３３ 「第6次エネルギー基本計画」(2021年10月22日閣議決定)の記述のうち、不適切なものはどれか。

- ① 将来にわたる強靱で安定的なエネルギー需給構造の確立に向けては、必要な投資の確保やそれを可能とする事業環境の整備など、官民一体となった取組が引き続き求められる。
- ② ここ数年、自然災害の頻発・激甚化に伴うエネルギー供給への支障が生じており、災害時のエネルギー安定供給や早期復旧の体制構築の重要性が増している一方で、電力・燃料のエネルギーインフラの高経年化、技術者の高齢化などが進んでおり、強靱なエネルギー供給を支える基盤が脆弱化している。
- ③ 2018年の北海道胆振東部地震におけるブラックアウトの際や、2020年度冬期に生じた電力需給ひっ迫時には、全国に分散している太陽光発電所や風力発電所が供給力の積み増しに大きく貢献した。
- ④ 資源調達における交渉力の限界等の課題や、資源国やシーレーンにおける情勢変化の影響などを背景として、我が国は供給不安に直面するリスクを常に抱えており、エネルギー安全保障の確保は、我が国の大きな課題であり続けている。
- ⑤ 2050年のカーボンニュートラル目標に基づき、我が国では発電量の約50～60%を太陽光、風力、水力、地熱、バイオマス等の再生可能エネルギー、水素・燃料アンモニア発電を約10%、原子力・CO₂回収前提の火力発電を約30～40%とすることを、議論を深めていくための参考値とした。

【解答と解説】

正解(不適切なもの)は③。正しくは以下のとおり。

2018年の北海道胆振東部地震におけるブラックアウトの際や、2020年度冬期に生じた電力需給ひっ迫時には、老朽化した火力発電所が供給力の積み増しに貢献した。

(当該部の記載は、参考文献[1]P.17を参照)。

エネルギー基本計画や原子力白書の内容は出題されやすいため、一通り読んでおくことを勧める。

【参考文献等】

[1] 第6次エネルギー基本計画 経済産業省資源エネルギー庁

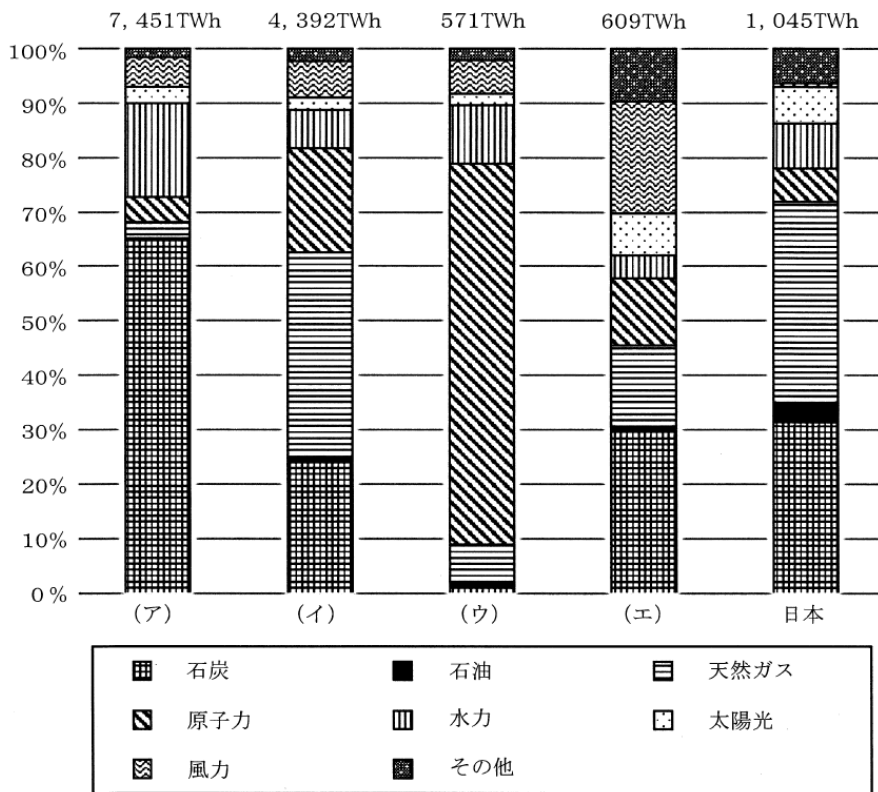
https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/20211022_01.pdf

[2] 第6次エネルギー基本計画の概要 経済産業省資源エネルギー庁

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/20211022_02.pdf

Ⅲ－３４ 2019年の国別総発電電力量と電源別比率のうち、正しいものの組合せはどれか。

2019年の総発電電力量と電源別の比率



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

【解答と解説】

正解(適切なもの)は①。

- (ア) 中国：総発電電力量が最も多く、石炭の割合が高い
- (イ) 米国：シェールガス生産の増加により天然ガスの割合が高い
- (ウ) フランス：原子力発電の割合が70%と高い
- (エ) ドイツ：水力、太陽光、風力などの再生可能エネルギーの割合が高く、石炭も高い
- 日本：石炭、石油、天然ガスの火力の割合が高い

【参考文献等】

- [1] エネルギー白書 2022 第2章 国際エネルギー動向 経済産業省資源エネルギー庁
https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2022/pdf/2_2.pdf
- [2] 主要国の電力事情 各国の事情を反映した電源構成 電気事業連合会
<https://www.fepc.or.jp/enterprise/jigyoushuyoukoku/index.html>

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

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

【解答と解説】

正解（不適切なもの）は②。

- ① 適切。（文献[1]の第三章“概要調査地区等の選定”，文献[4]の p10 “地層処分事業の概要” 参照）
- ② 不適切。我が国における高レベル放射性廃棄物の最終処分は2000年に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が制定され、地層処分とすることが定められている。地層処分は高レベル放射性廃棄物の放射線の影響を考慮し、長期にわたって人間の生活環境から適切に隔離可能な処分方法であり、数万年といった長期間にわたる最終処分場の維持・管理の必要がない処分方法である。（文献[1]の第一章“総則” 第二条2，文献[4]の p4 “地層処分とその考え方” 参照）
- ③ 適切。（文献[3]の“科学的特性マップ” が示すもの，文献[4]の p17 “科学的特性マップ” 参照）
- ④ 適切。（文献[1]の第三章“概要調査地区等の選定” 第六条“概要調査地区の選定”，文献[5]の p1 “2 文献調査の目的と調査する項目” “3 文献調査の流れ” 参照）
- ⑤ 適切。（文献[2]の第六条“概要調査地区の選定”，文献[5]の p5 表中の“文献調査で評価する要件” 参照）

【参考文献等】

- [1] 平成十二年法律第百十七号「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」
- [2] 平成十二年通商産業省令第百五十一号「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律施行規則」
- [3] 「科学的特性マップ」科学的特性マップ公表用サイト
https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokusei_map/
- [4] 「知ってほしい，地層処分」原子力発電環境整備機構 (NUMO)
https://www.numo.or.jp/kagakutekitokusei_map/pdf/shittehoshii_a4_2207.pdf
- [5] 「地層処分に関する文献調査について」原子力発電環境整備機構 (NUMO)
https://www.numo.or.jp/government/oubo/pdf/literature_survey_20200117.pdf