

原子力・放射線部門

技 術 士 模 擬 試 験 問 題

第 二 次 試 験

「必 須 科 目」

Ⅱ（択一式）

正 解 と 解 説

平成 16 年 3 月

第二次試験必須科目（択一問題）

正解と解説

問題Ⅱ－１

正解；④

解説；原子力技術の基本がなにかを問い、安全性と経済性を両立させて初めて原子力の利用が可能だという理解を求める問題。

④が本文のままの文章で正解。他の文章は著者等が主張する安全性を第一に考えつつ、安全性と経済性と両立させて始めて人類の繁栄に奉仕することができるという考え方からは外れていて正解とは言えない。

本問題は原子力安全性ハンドブックの下記に示す巻頭言からの引用である。

「原子力の技術は安全性の技術であり、原子力の経済はすなわち安全性の経済である。技術と経済をいかに人間社会の真の進歩と繁栄に奉仕させるかが今日の課題となっている中で、原子力こそはこの問題に正面から立ち向かうことを要求されて生まれ、そして育ちつつある唯一の産業であるといえよう。原子力発電の体系はまさにその典型であり、その計画、設置、運転の総ての段階で安全性が論じられ、その研究、開発、設計の重点がつねに安全の問題におかれていることはこれを物語っている。」

この巻頭言は原子力技術の本質を良く示しており原子力・放射線技術士としては是非自分のものとしておいて欲しい考えられる。

参考文献；原子力安全性ハンドブック。編者米国原子力委員会、日本語版：木原均、向坊隆外監訳、発行者：(株)産報、1975年初版

問題Ⅱ－２

正解；④

解説；原子力関連施設の設計の基本となる各種の分類について基礎的な知識を問い、安全並びに信頼性に関する注意を喚起するとともに用語についての理解を求める問題。

④「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」では第１種と第３種に容器と配管などの構造設計を規程しているが、より詳細な応力解析や試験、検査の要求により高い信頼性が保証される第１種については第３種よりも大きな許容値を認めている。このことは同基準の別表に示される数値に表れている。「同一の材料であ

れば同じ値」は誤り。

- ①「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」第2表には圧力バウンダリが記載されている。正しい。
- ②「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」5、(1)④項に波及的破損の防止が要求されている。正しい。
- ③「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」の第2種は原子炉格納容器について規定しており、「第2種容器」のみである。正しい。
- ⑤「電気工作物の溶接に関する技術基準」は原子力施設についても規程しており、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」と同一のクラスを定義している。正しい。

#### 問題Ⅱ－3

正解；③

解説；原子炉の核設計で取る解析上の基本的考え方について問う問題。

公称値はその原子炉の特性の公認値であり、各種の仮定が入った値ではない③が妥当。

- ①建設の推進・宣伝を主張する時に、仮想的な高性能な数値を出すために取る考え方であり、妥当とはいえない。
- ②最低の保証値算出の考え方であり妥当とはいえない。
- ④解析には必ず仮定や条件等があり、理論の厳密さだけでは妥当とはいえない。
- ⑤解析結果を合わせる操作値であり、妥当な考え方とはいえない。

#### 問題Ⅱ－4

正解；③

解説；原子力施設の安全設計評価に当たって、安全設計の基本方針の妥当性を確認する上での事故時における判断基準を問う問題。

③「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」のⅡ．安全設計評価 4．判断基準 4．2事故 に基づく。

「原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.2倍以下であること」と規定されている。「1.1倍以下」は誤り。

- ①「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」のⅡ．安全設計評価 4．判断基準 4．2事故 に基づく。正しい。
- ②同上。正しい。
- ④同上。正しい。
- ⑤同上。正しい。

参考文献；「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」  
(平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定)

問題 II - 5

正解；②

解説；原子炉の運転を行う上で、起動時の手順、臨界に対する理解が必要である。ここでは基本的な手順とその安全性を理解しているかを問い、実践的な技術力を有していることを確認する問題。

正解の②は、最大の反応度値を持つ制御棒を炉心から引き抜くと原子炉は臨界になる。(ワンロッドスタックマージンのことを問うている)

①原子炉法では中性子源なしに原子炉を起動してはならないとしている。

③臨界は、原子炉から中性子源を取り出しても核分裂による中性子で出力を一定に保てる状態である。

④原子炉の低出力状態では、反応度による負のフィードバックがないので、原子炉の超臨界または未臨界状態を制御棒等の制御装置で臨界状態に保つ必要がある。高出力になると、負の出力反応度係数などの作用で原子炉は反応度と釣り合った出力で臨界状態を保つようになる。

制御棒の反応度効果は、炉心の中性子束分布によって変わる。

炉心の中性子束分布は制御棒の配置などに影響を受けるので、運転の中で変化していくものである。

問題 II - 6

正解；④

解説；原子炉の運転・保守を行う上で、システムの信頼性および制御系ロジックに対する理解が必要である。ここでは簡単なシステムの信頼度を論理的に理解しているかを問い、実践的な技術力を有していることを確認する問題。

正解は④： $3P^2 - 2P^3$

1 システム正常で 2 システム fail： $P^2(1-P)$ 、

3 通りの組合せ： $3P^2(1-P)$

3 システム全部 fail： $P^3$

全システム： $3P^2(1-P) + P^3 = 3P^2 - 2P^3$

システムのロジックのイメージが描ける人には簡単な問題。

③は思考の途中、⑤は現在馴染みの 2 out of 4 システムで暗記の好きな人への落とし穴、①②は単純過ぎるが、ロジックをイメージしない人への落とし穴

参考文献；「原子力の安全性（新原子力シリーズ II）」 近藤駿介  
同文書院、1990年

Pershagan : Light Reactor Safety, Pergamon Press, 1989

#### 問題 II - 7

正解；⑤

解説；原子炉構造材料に対する照射損傷メカニズムの基礎知識を有しているか否かを問う問題。

高エネルギーガンマ線が電子を弾き出し（コンプトン散乱電子）、その電子が材料を構成する原子を弾き出すことによってガンマ線による原子弾き出し損傷が生じる。これ以外の記述は全て正しい。

#### 問題 II - 8

正解；③

解説；供用期間中検査の一般的な常識を問う問題。

③水中遠隔カメラなどを用いて目視観察が実施される。

①は ISI が通称。

②は全てではなく、重要度分類毎に頻度が定められている。使用前検査は全て実施するが、ISI では実施しない溶接線もある。

④水中で実施する UT もある。

⑤傷の程度により、交換、切除、経過観察などに分かれる。

参考文献；「原子力プラント工学」秋山守他

#### 問題 II - 9

正解；③

解説；現在利用されているウラン燃料と将来燃料のトリウムを対比しながら燃料取り扱い上の基礎知識を確認するための問題。

正答の③は、1500℃における自己拡散係数を比較すると、酸素の拡散係数は  $1.0 \cdot 10^{-8} \text{cm}^2/\text{s}$  程度であり、一方、重元素の拡散係数は  $1.0 \cdot 10^{-18} \text{cm}^2/\text{s}$  程度である。明らかに酸素の拡散係数が重元素より大きい。設問は逆に重元素の方が大きいとしている。（文献1など）

①天然の同位体比は、それぞれ、 $^{238}\text{U}$ ；99.3%、 $^{232}\text{Th}$ ；100%である。

- ②「 $UO_2$ と $ThO_2$ とは全率固溶する」は正しい。(文献2)
- ④「ウランの硝酸溶液はU(VI)特有の黄色を示すが、トリウムの硝酸溶液は無色である。」は正しい。(文献3)
- ⑤「同じ重さ・性状のウランまたはトリウムからの $\gamma$ 線を1mの距離で測定するとき、ウランの線量率はトリウムの線量率より小さい。」は正しい。

参考文献；1.「原子炉化学下」内藤奎爾  
 2.「トリウムサイクル」日本原子力学会  
 3.「原子炉燃料」菅野昌義

## 問題Ⅱ－10

正解；⑤

解説；再処理施設における種々の技術、工程の特性、並びに安全に関する理解について問う問題。

⑤臨界事故では、多量の放射線が放出され、近辺にいた作業員の大量の被ばくや死亡例があるが、核燃料施設での臨界事故においては、機械的なエネルギーの放出はほとんどなく機器等の損傷、破壊例はまったく無い。このため、「再処理施設安全審査指針」あるいは、「再処理施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」では、臨界警報装置の設置や未臨界にするための措置が講じられることが要求されているのみであり、この記述は誤り。

- ①参考文献1，2等により正しい。
- ②参考文献2，3等により正しい。
- ③参考文献2，4等により正しい。
- ④参考文献5等により正しい。

参考文献

- 1.「臨界安全ハンドブック第2版」JAERI 1340 (1999)
- 2.「核燃料サイクル開発機構再処理施設設置承認申請書、及び日本原燃(株)再処理事業指定申請書」
- 3. "Nuclear Accidents in Nuclear Installations", JAERI 4052 (1970)
- 4.「プルトニウム燃料の開発」動燃技報、No.100 (1996)
- 5.「東海再処理施設の腐食環境と機器の腐食速度評価」サイクル機構技報 No.14 (2002年3月)

問題Ⅱ－１１

正解；③

解説；核燃料施設における臨界、遮へい、保障措置、輸送に関する理解について問う問題。

- ③参考資料４，５等により、水、ポリエチレンなど中性子の減速効果の高い物質の方が遮蔽能力が高いため、この記述は誤り。
- ①参考文献１，２等により正しい。
- ②参考文献２，３等により正しい。
- ④参考文献６，７等により正しい。
- ⑤参考文献８等により正しい。

参考文献；

- １．「特集 臨界安全と燃焼度クレジット」原子力工業、 Vol.40, No.3 (1994)
- ２．「臨界安全ハンドブック第２版」JAERI 1340 (1999)
- ３．「臨界安全ハンドブック」科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編、にっかん書房 (1988)
- ４．「中性子遮蔽設計ハンドブック」日本原子力学会 (1993)
- ５．「中性子を効率よく遮蔽するために」フィルムバッジニュース、No.250 (1997年10月)
- ６．「核燃料サイクル工学」日刊工業新聞社 (昭和56年) の13.3節 核不拡散条約と保障措置
- ７．「IAEA 保障措置用語集」科学技術庁原子力安全局保障措置課監修、(財)核物質管理センター
- ８．「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則 (昭和五十三年十二月二十八日総理府令第五十七号)」

問題Ⅱ－１２

正解；⑤

解説；放射性廃棄物処分全般の技術的または我が国の法制化等に関する基礎的知識を問う問題。

- ⑤我が国の高レベル放射性廃棄物の処分概念において、ガラス固化体、金属製オーバーパック、緩衝材 (ベントナイト等の粘土) は、人工バリアにおいて多重バリアを構成する主要なものである。
- ①ウランは超長半減期で減衰が期待できず、逆に子孫核種の生成と累積により、微濃縮ウランの場合、数十万年後に合計放射性核種濃度はピークに達し、減衰を前提にする段階的管理は成り立たない。

- ②我が国においては、クリアランスレベルはまだ法制化されていない。
- ③ヨウ素—129や炭素—14等の非収着性核種がキー核種となる。
- ④既に「人工構築物を設置しない廃棄物埋設施設」として原子炉施設から発生する廃棄物のトレンチ処分の概念が存在する。この概念を基に、炉規法においても非固化コンクリート等廃棄物の政令濃度上限値が定められている。

参考文献；原子力委員会の各種放射性廃棄物に係る「処分の基本的考え方」  
原子炉等規制法等

#### 問題Ⅱ－13

正解；④

解説；ガンマ線と物質との相互作用によって起こる電離の原理を理解することを問う問題。

- ④設問における（ア）が光電効果、（イ）がコンプトン効果、（ウ）が電子対生成であるから、この順序が正しい。
- ①（ア）と（イ）の順序が誤り。
- ②すべての順序が誤り。
- ③（イ）と（ウ）の順序が誤り。
- ⑤すべての順序が誤り。

参考文献；「アイソトープ便覧」  
「原子力がひらく世紀」

#### 問題Ⅱ－14

正解；①

解説；荷電粒子と物質の相互作用の最も基本的な事項である飛程についての知識を問う問題。

2.3 cm（飛程は速度が同じ2種の荷電粒子間では、質量に比例し電荷の2乗に反比例する。

また、1 MeVの陽子と4 MeVの $\alpha$ 粒子の速度は等しい）粒子の速度は、粒子のエネルギーをその質量で除した値の平方根に比例することに留意する。

参考文献；「放射線概論」  
「放射線物理と加速器安全の工学」



問題Ⅱ－15

正解；⑤

解説；吸収線量の意味合いを理解し、付与されたエネルギーと空気中におけるイオン対の生成に関する知識を問う問題。

電流  $i$  (A) は  $i$  (C/s) であるので素電荷を  $e$  とすると毎時  $3600 \times (i/e)$  個のイオン対ができる。平均電離エネルギー (W値) を  $u$  とすると、与えられるエネルギーは  $3600 \times (i/e) \times u$  (eV) となる。1 (eV) は  $e$  (J) であるので、これは  $3600 \times i \times u$  (J) である。空気の重さは  $V \times y$  (g) であるから空気 1 g にあたえられる毎時のエネルギーは  $3600 \times i \times u \div (V \cdot y)$  (J) であり、1Gy は 1 kg に与えられる 1 J のエネルギーであるので  $3.6 \times 10^6 \times i \cdot u \div (V \cdot y)$  となり、⑤が正答となる。

注意点として、1 アンペアを 1 クーロン/秒であること忘れるとアを間違える。電離エネルギーと平均電離エネルギーの違いが分かっているといないとイを間違える。1 eV が  $e$  (J) であること、また 1 Gy が 1 kg に与えられる 1 J のエネルギーであること忘れるとエを間違える。

問題Ⅱ－16

正解；④

解説；放射線のいろいろな分野への応用における RI 電池の理解について問う問題。

- ④放射線を熱エネルギーに変換して利用するが正解。RI から放出される放射線が物質中で吸収される際、放射線のエネルギーは熱エネルギーに変わる。この熱を発電に利用している。
- ①長時間の利用が一般的で半減期の長い RI が利用される。
- ② $\gamma$  線は物質に吸収されにくく、効率が悪い。
- ③実際に、 $\beta$  線放出核種である Sr-90 も利用されている。
- ⑤Pu-238 ( $\alpha$  線放出核種) が宇宙で利用されている。

問題Ⅱ－17

正解；④

解説；放射線健康影響の基本的理解についてを問う問題。

- ④この記述は誤り。確率的影響は、線量の増加とともに、発生確率は増加するが、重篤度は増加しない。(文献1の P79)
- ①正しい。文献1の p79 の表2参照。
- ②正しい。文献1の p78 に記載。
- ③正しい。文献1の p78 に記載。

⑤正しい。文献1のp79に記載。

参考文献；「放射線健康科学」草間朋子他 杏林書店（1995）

#### 問題Ⅱ－18

正解；②

解説；放射線防護のための線量評価に用いられる放射線荷重係数の基本的理解についてを問う問題。

②が誤り。ICRPの1990年勧告（文献1）の表A-2の注1に体内線源については、その線源から放出される放射線について（とくに修正なく）適用されることの記載がある。

①は正しい。ICRPの1990年勧告（文献1）の表A-2の注1に、身体に入射する放射線に関する値であることが記載されている。したがって、体内で発生する2次放射線については線量評価上、考慮する根拠がない。

③は正しい。ICRPの1990年勧告（文献1）の表A-2に記載されている。

④は正しい。ICRPの1990年勧告（文献1）の(B69)および(B70)、または文献2のp137から読み取ることができる。

⑤は正しい。ICRPの1990年勧告（文献1）の表A-2に記載されている。

参考文献；「国際放射線防護委員会の1990年勧告」 日本アイソトープ協会（1991）

「ICRP1990年勧告—要点とその考え方」草間朋子他（1991）

#### 問題Ⅱ－19

正解；④

解説；放射線防護のために必要な放射性核種の性質に関する基本的知識についての理解を問う問題。

④が誤り。自然放射線源による世界の平均的な年間実効線量は、 $^{40}\text{K}$ の体内被ばくで0.17 mSv、ラドンの吸入で約1.2 mSvとされている。（UNSCEAR2000年報告、表31参照）

①は正しい。 $^3\text{H}$  12.33年、 $^{14}\text{C}$  5730年、 $^{238}\text{U}$  45億年。

②は正しい。

③は正しい。

⑤は正しい。 $^{192}\text{Ir}$ の $\gamma$ 線エネルギーは、約0.3～0.6 MeVで、 $^{60}\text{Co}$ の1.17及び1.33 MeVより低い。

参考文献；原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）2000年報告

「改訂3版アイソトープ便覧」（丸善、1984）

問題Ⅱ－20

正解；⑤

解説；放射線障害防止規則の基本的理解についてを問う問題。

⑤が正解。ウとエは $\alpha$ 線放出核種であり、0.4ベクレル毎平方センチメートルを超える表面汚染密度の物を放射線管理区域から持ち出せない。

アとイの核種は、 $\alpha$ 線を放出しないため、表面汚染密度が4ベクレル毎平方センチメートルをこえていないので、放射線管理区域から持ち出すことができる。

参考文献；実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第8条及び告示別表第1。

以上