

JAERI-Review
2005-026



JP0550494



第 37 回 核燃料取扱主任者
試験問題・解答例集
(2005年)

2005年9月

原田 晃男・佐藤 忠・中島 邦久・小室 雄一・白石 浩二
服部 隆充・生田 優子・谷内 茂康・櫛田 浩平

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

第 37 回 核燃料取扱主任者試験問題・解答例集
(2005 年)

日本原子力研究所国際原子力総合技術センター

原田 晃男⁺¹・佐藤 忠^{*1}・中島 邦久⁺²・小室 雄一^{*2}・白石 浩二^{*1}
服部 隆充・生田 優子・谷内 茂康⁺³・櫛田 浩平^{*2}

(2005 年 6 月 16 日受理)

本報は、国家試験として実施されている核燃料取扱主任者試験問題(第 37 回、2005 年)の解答例集である。その一部については、簡単な解説または参考文献を付記した。

日本原子力研究所(東海駐在)：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4、
本報作成に係る試験問題の転載許可は、取得済み。本報の記述内容(解答例)は
試験実施当局と無関係であることを記す。

*¹ 業務協力員、*² 編集担当者、⁺¹ ホット試験室、⁺² エネルギーシステム研究部、
⁺³ 保安全管理室

JAERI-Review 2005-026

Example of Answers to the Problems of the 37th Examination for the Chief
Engineer of Nuclear Fuel
(2005)

Akio HARADA ⁺¹, Tadashi SATO^{*1}, Kunihisa NAKAJIMA ⁺², Yuichi KOMURO^{*2},
Hirotugu SHIRAISHI^{*1}, Takamitsu HATTORI, Yuko IKUTA, Shigeyasu YACHI⁺³,
and Kouhei KUSHITA^{*2}

Nuclear Technology and Education Center
(Tokai Site)
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received June 16, 2005)

This report provides an example of answers to the problems of the 37th Examination for the Chief Engineer of Nuclear Fuel. This examination was done as a national qualification in March 2005. Brief explanations or references are added to some answers.

Keywords : Examination, Nuclear Fuel, Chief Engineer, Qualification, Answer

The authors have permission to quote from the problems of the 37th examination. An example of answers in this report was prepared by JAERI bearing to relation to the competent authority.

^{*1}Cooperative Staff, ^{*2} Editors, ⁺¹ Department of Hot Laboratories, ⁺² Department of Nuclear Energy System, ⁺³Office of Operational Safety

目 次

1. 核燃料物質に関する法令	1
1.1 問題	1
1.2 解答例	12
2. 核燃料物質の化学的性質及び物理的性質	17
2.1 問題	17
2.2 解答例	22
3. 核燃料物質の取扱いに関する技術	27
3.1 問題	27
3.2 解答例	34
4. 放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術	45
4.1 問題	45
4.2 解答例	52
謝辞	55

Contents

1. Laws and Ordinances Related to Nuclear Fuel Materials	1
1.1 Problems	1
1.2 Examples of Answers	12
2. Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials	17
2.1 Problems	17
2.2 Examples of Answers	22
3. Technologies Concerning Handling of Nuclear Fuel Materials	27
3.1 Problems	27
3.2 Examples of Answers	34
4. Technologies Concerning Radiation Measurement and Radiation Disease Protection	45
4.1 Problems	45
4.2 Examples of Answers	52
Acknowledgement	55

1. 核燃料物質に関する法令

1.1 問題

This is a blank page.

第1問 次の問に答えよ。

- (1) 原子力基本法に規定されている基本方針を述べよ。
- (2) 次の文章は、使用済燃料の再処理の事業に関する規則(以下、本問において「規則」という。)に定められた報告徴収に関するものである。文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。

[解答例] ⑪—東京

再処理事業者は、次の(ア)~(ク)の一に該当するときは、その旨を直ちに、その状況及びそれに対する処置を ① 以内に経済産業大臣に報告しなければならない。

- (ア) 核燃料物質の ② 又は所在不明が生じたとき。
- (イ) 再処理施設の故障があつた場合において、当該故障に係る修理のため特別の措置を必要とする場合であつて、再処理に支障を及ぼしたとき。
- (ウ) 再処理施設の故障により、使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める機能、外部放射線による放射線障害を防止するための放射線のしゃへい機能若しくは再処理施設における ③ 若しくは ④ の防止の機能を喪失し、又は喪失するおそれがあつたことにより、再処理に支障を及ぼしたとき。
- (エ) 再処理施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、気体状の放射性廃棄物の排気施設による排出の状況に異状が認められたとき又は液体状の放射性廃棄物の海洋放出施設による排出の状況に異状が認められたとき。
- (オ) 気体状の放射性廃棄物を排気施設によつて排出した場合において、 ⑤ の空気中の放射性物質の濃度が規則第十六条第四号の濃度限度を超えたとき。
- (カ) 液体状の放射性廃棄物を海洋放出施設によつて排出した場合において、放射性廃棄物の海洋放出に起因する線量が規則第十六条第七号の線量限度を超えたとき。
- (キ) 使用済燃料等が管理区域外で漏えいしたとき。
- (ク) 再処理施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、使用済燃料等が管理区域内で漏えいしたとき。ただし、次のいずれかに該当するとき(漏えいに係る場所について人の立入制限、かぎの管理等の措置を新たに講じたとき又は漏えいした物が管理区域外に広がつたときを除く。)を除く。
- ・漏えいした液体状の使用済燃料等が当該漏えいに係る設備の周辺部に設置された漏えいの拡大を防止するための堰の外に拡大しなかつたとき。
 - ・気体状の使用済燃料等が漏えいした場合において、漏えいした場所に係る ⑥ の機能が適正に維持されているとき。
 - ・漏えいした使用済燃料等の放射エネルギーが微量のときその他漏えいの程度が軽微なとき。

- (ケ) 核燃料物質が ⑦ に達し、又は達するおそれがあるとき。
- (コ) 再処理施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、管理区域に立ち入る者について被ばくがあつたときであつて、当該被ばくに係る ⑧ が放射線業務従事者にあつては ⑨、放射線業務従事者以外の者にあつては ⑩ を超え、又は超えるおそれのあるとき。
- (ク) 放射線業務従事者について規則第十条第一項第一号の線量限度を超え、又は超えるおそれのある被ばくがあつたとき。
- (ク) 以上の(ア)~(イ)のほか、再処理施設に関し、人の障害(放射線障害以外の障害であつて入院治療を必要としないものを除く。)が発生し、又は発生するおそれがあるとき。

第2問 次の問に答えよ。

(1) 次の文章は、核燃料物質の加工の事業に関する規則に定められた加工施設の定期的な評価に関するものである。文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ㉑—東京

(ア) 加工事業者は、加工施設ごと及び ① を超えない期間ごとに次の措置を講じなければならない。

- ・加工施設における ② の実施の状況の評価を行うこと。
- ・加工施設に対して実施した ③ への最新の ④ の反映状況を評価すること。

(イ) 加工事業者は、その事業を開始した日以降 ⑤ を経過する日までに次の措置を講じなければならない。

- ・ ⑥ に関する技術的な評価を行うこと。
- ・上記の技術的な評価に基づき加工施設の ⑦ のために実施すべき措置に関する ⑧ の計画を策定すること。

(2) 次の文章は、核燃料物質の加工の事業に関する規則に定められた加工設備の操作に関するものである。文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ㉑—東京

加工事業者は、次に掲げる加工設備の操作に関する措置を採らなければならない。

- ・核燃料物質の加工は、加工設備で行うこと。
- ・核燃料物質の加工は、いかなる場合においても、核燃料物質が ⑨ に達するおそれがないように行うこと。
- ・加工設備の操作に必要な ⑩ を有する者に行わせること。
- ・加工設備の操作に必要な ⑪ がそろつていときでなければ操作を行わないこと。
- ・操作開始に先立つて確認すべき事項、操作に必要な事項及び操作停止後に確認すべき事項を定め、これを操作員に守らせること。
- ・ ⑫ の場合に採るべき処置を定め、これを操作員に守らせること。
- ・ ⑬、 ⑭ 及び ⑮ は、常にこれらの機能を発揮できる状態に維持しておくこと。
- ・加工設備の操作の訓練のために操作を行う場合は、訓練を受ける者が守るべき事項を定め、操作員の監督の下にこれを守らせること。

(3) 次の文章は、使用済燃料の再処理の事業に関する規則に定められた品質保証に関するものである。文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。なお、同じ番号の空欄には同じ語句が入る。

〔解答例〕 ㉑—東京

(ウ) 再処理事業者は、保安のために必要な措置(以下「保安活動」という。)を講じるに当たっては、 ⑯ を定め、これに基づき保安活動の ⑰、 ⑱、評価及び改善を行うとともに、 ⑲ の改善を継続して行わなければならない。

(エ) ⑲ における保安活動の評価に関する事項は、次に掲げる事項とする。

- ・保安活動の実施の状況について、必要な監視及び測定を計画的に行うこと。
- ・保安活動が適切に行われているか明確にするため、計画的に ⑳ を行うこと。
- ・評価は、対象となる個別業務を実施した者以外の者により実施されること。

(オ) ⑲ における保安活動の改善に関する事項は、次に掲げる事項とする。

- ・不適合に対する ㉑ のために行う是正に関する処置及び生じるおそれのある不適合を防止するための予防に関する処置に関するそれぞれの手順を確立して行うこと。
- ・予防に関する処置に当たっては、自らの再処理施設における保安活動の実施によつて得られた知見のみならず他の施設から得られた知見を適切に反映すること。
- ・上記(エ)の評価結果を適切に反映すること。

第3問 次の問に答えよ。

- (1) 核燃料物質の加工の事業に関する規則に定められた記録に関し、加工事業者が、工場又は事業所ごとに、記録し、保存して置かなければならない事項のうち、次の①～⑤の事項の保存期間を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ㉑—5年間

- ① 操作記録(保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備への核燃料物質の種類別の挿入量、保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備における温度、圧力及び流量の値、加工施設の操作開始及び操作停止の時刻、保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備の操作責任者及び操作員の氏名並びにこれらの者の交代の時刻)
- ② 保守記録(加工施設の巡視及び点検の状況並びにその担当者の氏名、加工施設の修理の状況及びその担当者の氏名)
- ③ 加工施設の事故記録(事故の発生及び復旧の時、事故の状況及び事故に際して採った処置、事故の原因、事故後の処置)
- ④ 気象記録(風向及び風速、降雨量、大気温度)
- ⑤ 保安教育の記録(保安教育の実施計画、保安教育の実施日時及び項目、保安教育を受けた者の氏名)

- (2) 次の文章は、使用済燃料の再処理の事業に関する規則に定められた危険時の措置に関するものである。文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ㉑—東京

再処理事業者は、その所持する核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物に関し、地震、火災その他の災害が起こつたことにより、核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物による災害が発生するおそれがあり、又は発生した場合においては、直ちに、次に掲げる応急の措置をとらなければならない。

- ・再処理施設に火災が起こり、又は再処理施設に延焼するおそれがある場合には、 ⑥ 又は ⑦ に努めるとともに直ちにその旨を ⑧ に通報すること。
- ・核燃料物質を他の場所に移す余裕がある場合には、必要に応じてこれを安全な場所に移し、その場所の周囲には、なわ張り、標識等を設け、かつ、 ⑨ をつけることにより、関係者以外の者が立ち入ることを禁止すること。
- ・放射線障害の発生を防止するため必要がある場合には、再処理施設の内部にいる者及び附近にいる者に ⑩ すること。

- ・使用済燃料等による汚染が生じた場合には、すみやかに、その ⑪ 及び ⑫ を行なうこと。
- ・ ⑬ を受けた者又は受けたおそれのある者がいる場合には、すみやかに救出し、避難させる等緊急の措置を講ずること。
- ・その他 ⑭ するために必要な措置を講ずること。

(3) 次の文章は、使用済燃料の再処理の事業に関する規則に定められた再処理施設の巡視及び点検並びに施設定期自主検査に関するものである。文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。

[解答例] ①—東京

(ア) 再処理事業者は、 ⑮ 以上、従業者に再処理施設について、巡視及び点検を行わせなければならない。

(イ) 再処理事業者は、次に掲げる検査に関する措置を採らなければならない。

イ 再処理施設(次のロに規定するものを除く。)は、当該施設の性能が技術上の基準に適合しているかどうかについての検査を ⑯ ごとに行うこと。

ロ 警報装置、非常用動力装置その他の非常用装置については、当該装置の各部分ごとの当該作動のための性能検査を ⑰ ごとに、当該装置全体の当該作動のための総合検査を ⑱ ごとに行うこと。

ハ 再処理施設の保安のために直接関連を有する計器及び ⑲ については、 ⑳ を一年ごとに行うこと。

第4問 次の文章は、原子炉等規制法及びこれに関連する法令において定められている核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄に関するものである。文章の [] の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。なお、同じ番号の空欄には同じ語句が入る。

〔解答例〕 ①—東京

- (1) 加工の事業の許可の申請書において、放射性廃棄物の廃棄施設に関しては、気体廃棄物、液体廃棄物、固体廃棄物の区分により、各々の廃棄設備の [①] 及び [②] , 並びに気体廃棄物の廃棄設備については [③] の位置、液体廃棄物の廃棄設備については [④] の位置を記載することとされている。
- (2) 加工事業者は、加工施設を設置した工場又は事業所内で放射性廃棄物を廃棄する場合、次に掲げる措置をとらなければならない。
- (a) 放射性廃棄物の廃棄は、廃棄及び廃棄に係る [⑤] について必要な知識を有する者の監督の下に行わせるとともに、廃棄に当たっては、廃棄に従事する者に [⑥] 等を着用させ、また、放射性廃棄物の廃棄に従事する者以外の者が放射性廃棄物の廃棄作業中に [⑦] に立ち入る場合には、その廃棄に従事する者の指示に従わせなければならない。
- (b) 液体状の放射性廃棄物を、容器に封入して [⑧] の効果を持った [⑨] 廃棄施設に [⑩] する場合、当該容器は、(イ) [⑪] が浸透しにくく、 [⑫] に耐え、及び放射性廃棄物が [⑬] 構造を有し、(ロ) [⑭] が生じるおそれがなく、(ハ) 容器の [⑮] が容易に外れないものでなければならない。また、容器に固型化して [⑯] の効果を持った [⑰] 廃棄施設に [⑱] する場合は、固型化した放射性廃棄物と一体化した容器が放射性廃棄物の [⑲] を防止できるものでなければならない。
- (3) 加工事業者は、加工施設を設置した工場又は事業所の外において放射性廃棄物(輸入された物を除く)を廃棄する場合、 [⑳] の効果を持った [㉑] 施設に廃棄し、その場合には、当該廃棄施設を設置した者に、当該放射性廃棄物に関する [㉒] を交付しなければならない。また、廃棄に従事する者の [㉓] が経済産業大臣の定める [㉔] を超えないようにしなければならない。

第5問 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物(以下、「核燃料物質等」という。)の工場又は事業所内の運搬に当たっても、核燃料物質等の工場又は事業所外における運搬に関する規則等に規定する運搬の技術上の基準に従って保安のために必要な措置を講ずることができる。原子炉等規制法に基づき核燃料物質等を工場又は事業所外において運搬する場合、次の文章の の部分に入る適切な語句、記号又は数値を番号とともに記せ。なお、同じ番号の空欄には、同じ語句、記号又は数値が入る。

〔解答例〕 ㉑—東京

【輸送物の区分】

我が国では、核燃料物質等を次に掲げる核燃料物質等の区分に応じ、それぞれに定める種類の核燃料輸送物として運搬することとしている。

- (ア) 危険性が極めて少ない核燃料物質等として主務大臣の定めるもの(例：劣化ウラン)
 …………… ① 型輸送物
- (イ) 主務大臣の定める量を超えない量の放射能を有する核燃料物質等(上記ア)の核燃料物質等を除く)(例：新燃料集合体、低濃縮ウラン化合物) …………… A型輸送物
- (ウ) 上記イ)の主務大臣の定める量を超える量の放射能を有する核燃料物質等(上記ア)の核燃料物質等を除く)(例：使用済燃料、MOX 燃料)
 …………… ② 型輸送物又は BU 型輸送物
- なお、 ② 型輸送物については、 ③ 輸送において関係する全ての国の承認が必要となる輸送物である。
- (エ) 上記ア)からウ)にかかわらず、 ④ の低い核燃料物質等又は核燃料物質等により表面が ⑤ された物であって危険性が少ないものとして主務大臣の定めるもの(例：天然ウラン化合物) …………… IP—1 型、IP—2 型、IP—3 型各輸送物

【IP—1 型輸送物】

IP—1 型輸送物に係る技術上の基準は、次に掲げるものとする。

- (イ) 容易に、かつ、安全に取扱うことができること。
- (ロ) 運搬中に予想される温度及び ⑥ の変化、振動等により、き裂、破損等の生じるおそれがないこと。
- (ハ) 表面に不要な ⑦ がなく、かつ、表面の ⑤ の除去が容易であること。
- (ニ) 材料相互の間及び材料と収納される核燃料物質等との間で危険な物理的作用又は化学反応の生じるおそれがないこと。
- (ホ) 弁が誤って操作されないような措置が講じられていること。
- (ヘ) 表面の放射性物質の密度が主務大臣の定める密度を超えないこと。
- (ヘ) 外接する直方体の各辺が ⑧ センチメートル以上であること。

(シ) 表面における1センチメートル線量当量率が ミリシーベルト毎時を超えないこと。

ただし、専用積載として運搬する核燃料物質等であって、所要の運搬の技術上の基準に従うもののうち、安全上支障がない旨の主務大臣の承認を受けたものは、表面における1センチメートル線量当量率が ミリシーベルト毎時を超えないこと。

(ス) 表面から メートル離れた位置における1センチメートル線量当量率(コンテナ又はタンクを容器として使用する核燃料物質であって、専用積載としないで運搬するものについては、表面から メートル離れた位置における1センチメートル線量当量率に主務大臣の定める係数を乗じた線量当量率)が100マイクロシーベルト毎時を超えないこと。ただし、核燃料輸送物を専用積載として運搬する場合であって、安全上支障がない旨の主務大臣の承認を受けたときは、この限りでない。

【混載制限】

(セ) 表面からの平均熱放出率が ワット毎平方メートルを超える核燃料輸送物等は、熱を除去する装置の設置その他の特別な措置を講じない限り他の貨物と混載してはならない。

(ソ) 核燃料輸送物等は、次に掲げるものと同一の車両に混載してはならない。

- ・火薬類取締法(昭和25年法律第149号)に規定する火薬類及び 煙火
- ・高圧ガス保安法(昭和26年法律第204号)に規定する高圧ガス(に封入したものを除く。)
- ・揮発油、アルコール、二硫化炭素その他の引火性液体で引火点が 度(専用積載の場合にあっては、 度)以下のもの。
- ・塩酸、硫酸、硝酸その他の強酸類で酸の含有量が体積百分率で パーセントを超えるもの。
- ・上記に掲げるもののほか、核燃料輸送物の安全な運搬を損なうおそれのある物質

【車両に係る線量当量率等】

核燃料物質等を車両に積載した状態における線量当量率は、次に掲げる場所ごとに、それぞれ当該各号に定める値を超えてはならない。

- (タ) 車両の表面(車両が開放型のものである場合にあっては、その外輪郭に接する垂直面及び車体の底面) 最大線量当量率が ミリシーベルト毎時
- (チ) 車両の前面、後面及び両側面(車両が開放型のものである場合にあっては、その外輪郭に接する垂直面)から メートル離れた位置 最大線量当量率が100マイクロシーベルト毎時
- (ツ) 車両による運搬に従事する者が通常乗車する場所 最大線量当量率が マイクロシーベルト毎時

1.2 解答例

第1問

	解答	2004年 原子力規制関係法令集
(1)	原子力の研究、開発及び利用は、平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的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。	基本法 第二条（基本方針）P3
(2)	① 十日	再処理規則 第二十一条の3 （報告の徴収）P932,933
	② 盗取	
	③ 火災	
	④ 爆発	
	⑤ 周辺監視区域の外	
	⑥ 換気設備	
	⑦ 臨界	
	⑧ 実効線量	
	⑨ 五ミリシーベルト	
	⑩ 0.五ミリシーベルト	

第2問

	解答	2004年 原子力規制関係法令集
(1)	① 十年	加工規則 第七条の八の二 (加工施設の定期的な評価) P829
	② 保安活動	
	③ 保安活動	
	④ 技術的知見	
	⑤ 二十年	
	⑥ 経年変化	
	⑦ 保全	
	⑧ 十年間	
(2)	⑨ 臨界	加工規則 第七条の五 (加工設備の 操作) P825,826
	⑩ 知識	
	⑪ 構成人員	
	⑫ 非常	
	⑬ 換気設備	
	⑭ 放射線測定器	
(3)	⑮ 非常用設備	再処理規則第八条の三 (品質保証) P918
	⑯ 品質保証計画	
	⑰ 計画	
	⑱ 実施	
	⑲ 監査	
⑳ 再発防止	再処理規則第八条の九 (保安活動の 改善) P919	

第3問

	解答	2004年 原子力規制関係法令集
(1)	① 一年間	加工規則 第七条 (記録) 三 操作記録 P821
	② 一年間	四 保守記録 P822
	③ 加工事業の廃止までの期間	五 加工施設の事故記録 P822
	④ 十年間	六 気象記録 P822
	⑤ 三年間	七 保安教育記録 P822
(2)	⑥ 消火	再処理規則の第二十条 (危険時の措置) P931
	⑦ 延焼の防止	
	⑧ 消防史員	
	⑨ 見張人	
	⑩ 避難するよう警告	
	⑪ ひろがりの防止	
	⑫ 除去	
	⑬ 放射線障害	
	⑭ 放射線障害を防止	
(3)	⑮ 毎日一回	再処理規則第十一条 (再処理施設の巡視及び点検) P920
	⑯ 一年	再処理規則第十二条 (再処理施設の施設定期自主検査) P920
	⑰ 一月	
	⑱ 一年	
	⑲ 放射線測定器	
	⑳ 較正	

第4問

	解答	2004年 原子力規制関係法令集
(1)	① 構造	加工規則 第二条 (加工の事業の許可の申請) P810,P811
	② 廃棄物の処理能力	
	③ 排気口	
	④ 排水口	
(2)	⑤ 放射線防護	加工規則 第七条の八 (工場又は事業所内の廃棄) P827,P828
	⑥ 作業衣	
	⑦ 廃棄施設	
	⑧ 放射線障害防止	
	⑨ 保管	
	⑩ 保管廃棄	
	⑪ 水	
	⑫ 腐食	
	⑬ 漏れにくい	
	⑭ き裂又は破損	
	⑮ ふた	
	⑯ 飛散又は漏れ	
(3)	⑰ 廃棄	外廃棄規則第二条 (保安のための必要な措置等) P1119
	⑱ 記録の写し	
	⑲ 線量	
	⑳ 線量限度	

第5問

	解答	2004年 原子力規制関係法令集
①	L	外運搬規則 第三条 (核燃料輸送物としての核燃料物質等の運搬) P1139
②	BM	
③	国際	
④	放射能濃度	
⑤	汚染	
⑥	内圧	外運搬規則 第八条 (IP-1型輸送物に係る技術上の基準) P1142 【参照】 外運搬規則 第四条 二, 三 (L型輸送物に係る技術上の基準) P1140 外運搬規則 第五条 二, 七, 八 (A型輸送物に係る技術上の基準) P1140, P1141
⑦	突起物	
⑧	十	
⑨	二	
⑩	十	
⑪	一	
⑫	十五	車両運搬規則第六条 (混載制限) P1199
⑬	がん具	
⑭	消火器	
⑮	五十	
⑯	八十五	
⑰	十	
⑱	二	車両運搬規則第十一条 (車両に係る線量当量率等) P1204
⑲	一	
⑳	二十	

2. 核燃料物質の化学的性質及び物理的性質

2.1 問題

This is a blank page.

第1問 次の文章の の部分に入る適切な語句又は数値を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ㉑—東京

金属ウランは融点が約 ① °Cであり、 ② 種類の相を持つ。ウランは、
 ③ 価から ④ 価までの原子価をとるため、種々の定比化合物および ⑤
化合物を作り得る。

二酸化ウランの結晶構造は ⑥ 型構造で、その単位胞にはウラン原子が ⑦
個、酸素原子が ⑧ 個存在する。約 700 °C 以上の高温では酸素が過剰な ⑨ 二
酸化ウラン (UO_{2+x} : $x > 0$) が生じ、1200 °C 以上では、さらに酸素が不足した ⑩ 二
酸化ウラン (UO_{2-x} : $x > 0$) が生じる。定比組成の UO_2 の融点は約 ⑪ °C と報告されてお
り、定比組成からずれると融点は ⑫ する。また定比 ($\text{O}/\text{U} = 2.00$) から酸素が増加す
ると、熱伝導度は ⑬ し、熱容量は ⑭ し、クリープ速度は ⑮ し、酸素
の拡散係数は ⑯ し、ウランの拡散係数は ⑰ し、Xe, Kr 等の核分裂生成ガス
の拡散係数は ⑱ する。

一方、 UO_2 に中性子吸収材の Gd_2O_3 を固溶させると、熱伝導度は ⑲ し、融点は
 ⑳ する。

第2問 次の問に答えよ。

- (1) アクチノイド元素とランタノイド元素の酸化状態の相違点について簡単に説明せよ。
- (2) U^{4+} , Pu^{4+} , Th^{4+} イオン水溶液の色はそれぞれ何色になるか述べよ。
- (3) 核分裂生成物の酸化物燃料中での存在状態はどのような要因によって決まるか説明せよ。
- (4) ウランフッ化物について説明せよ。

第3問 軽水炉燃料には現在、二酸化ウランが用いられている。次の各種燃料の利点・欠点を二酸化ウラン燃料と比較して簡単に説明せよ。

- (1) 金属燃料
- (2) 窒化物燃料
- (3) 炭化物燃料

第4問 核燃料の照射中での挙動に関する次の問に答えよ。

- (1) 軽水炉燃料被覆管の冷却水による炉内での腐食について、炉外での腐食との違いに留意しつつ説明せよ。
- (2) 核燃料の照射中での破損の可能性について説明し、とられている対策についても述べよ。

第5問 核燃料に関連して、次の事項を簡単に説明せよ。(ただし、(1)、(2)、(3)と(4)、(5)は別の答案用紙に記入すること。)

- (1) リム効果
 - (2) スウェリング
 - (3) パーナブルポイズン
-
- (4) ジルカロイ2とジルカロイ4
 - (5) 加水分解

2.2 解答例

第1問

① 1130、② 3、③ 3、④ 6、⑤ 不定比、⑥ 蛍石 f.c.c、⑦ 4、⑧ 8、⑨ 過化学量論的、⑩ 亜化学量論的、⑪ 2800度、⑫ 低下、⑬ 減少、⑭ 低下、⑮ 増大、⑯ 増加、⑰ 増加、⑱ 増加 不定比領域では余り影響を受けない、⑲ 減少、⑳ 低下

第2問

- (1) 水溶液中での酸化状態で、ランタノドでは Ce が 4+ Sm, Eu, Yb が 2+もとる以外すべて 3+が安定であるが、アクチノイドでは Np, Pu が 3+から 7+まで、U, Am が 3+から 6+まで、その他のアクチノイドは 3+ (Ac, Cf, Es, Fm, Lr) を取るもの、4+ (Th) をとるもの、4+, 5+ (Pa) をとるものなど、変化に富んでいる。
- (2) U^{4+} 青 Pu^{4+} 褐色、硝酸濃度が高い場合、明るい緑 Th^{4+} 無色
- (3) 酸化物燃料では、ウラン 1 原子が核分裂すると酸素原子 2 個が放出される。核分裂生成物の存在状態は、各核分裂生成物元素の酸素との親和性に主に依存する。酸素と結合しない希ガス (Kr, Xe) は単体ガスとして気泡を形成する。また、貴金属 (Ru, Rh, Pd) は、モリブデン、テクネチウムの一部と金属相を形成する。酸素との親和性が高い、希土類、アルカリ土類、アルカリ元素は酸化物を生成し、燃料酸化物に固溶する。またアルカリ元素の一部はヨウ化物を生成する。
- (4) 主なウランフッ化物は六フッ化ウラン UF_6 と四フッ化ウラン UF_4 で、このうち、 UF_6 は、室温で 120mmHg の蒸気圧を持つ気化しやすい固体である。気体になりやすい性質とフッ素の安定同位体が ^{19}F だけなので、遠心分離法、ガス拡散法による、 ^{235}U の同位体濃縮の作用物質として用いられている。 UF_4 は融点約 1000 度の揮発しにくい固体で、乾式法で作られた UF_4 は水分を含まないため、マグネシウム金属による還元で金属ウランを製造するための中間体として用いられている。

第3問

- (1) 金属燃料は熱伝導度、密度が酸化物燃料より大きい、融点が低く、化学反応性が高く、また照射によるスエリングも大きく、動力炉用燃料としては使われていない。ウラン-アルミ合金が研究炉用燃料として使われて

いる。高速炉燃料として、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム合金系燃料の研究が進められている。

- (2) ウラン窒化物UNは金属的性質を示し、熱伝導度、密度、融点が高く、高線出力の高速炉用燃料とし酸化物燃料より優れている。また被覆管との両立性も良好である。しかし、高温では、UNは水蒸気と反応するため、軽水炉には用いられない。天然の窒素は ^{14}N -窒素が大分部で、中性子吸収断面積が大きく、 $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ 反応で水素を発生すること、 ^{14}C の発生を避けるため、 ^{15}N 濃縮同位体を使う必要もあり、コスト的に不利になる可能性がある。
- (3) 炭化物燃料UCは融点は酸化物燃料より300度程低いが、熱伝導度、重金属密度が高く、高線出力の高速炉用燃料として酸化物燃料より優れている。水と激しく反応するため、軽水炉では用いることはできず、また燃料製造も水分を避けるため、気密の装置で行う必要がある。被覆管との両立性、照射挙動も酸化物燃料より劣ると考えられている。

第4問

(1) 軽水炉被覆管（ジルコニウム（Zr）合金）の冷却水による炉内での腐食を考える場合、主に燃料棒の発熱、中性子照射による被覆管材料の変化、及び中性子、ガンマ（ γ ）線、ベータ（ β ）線照射による冷却水の放射線分解の影響を考慮する必要がある。

燃料棒が発熱している状態で被覆管外表面が腐食し酸化膜が生じると、酸化膜の熱伝導率は一般に金属より低いいため腐食反応が起こる酸化膜/金属界面温度が高くなり、腐食速度が速くなる。炉外の腐食試験は発熱を模擬しない等温条件で行われることが多いため、酸化膜特性の変化によるブレイクアウェイは観察されるが、酸化膜/金属界面温度の上昇によるブレイクアウェイは観察されない。また燃料棒の発熱で被覆管外面が沸騰する場合は、冷却水中の不純物（主に金属不純物）が酸化物として被覆管外面に付着しクラッドを形成する。一般的にはクラッドは腐食に対し無害と考えられるが、冷却水中に銅（Cu）が含まれる場合は熱伝導率が悪い銅を主成分とする酸化物が形成され、局所的に腐食を進める現象が報告されている（Crud Induced Localized Corrosion：CILC）。燃料棒の発熱による被覆管表面の沸騰は被覆管表面の不純物濃度増加現象（沸騰濃縮現象）をもたらす、腐食現象に影響する可能性がある。水中の不純物やこのようなクラッド付着による腐食の加速現象も一般的な等温炉外試験では模擬できない。

中性子照射による被覆管材料の変化のうち特に腐食と関連があると考えられるのは、合金元素の金属間化合物（第二相粒子）の照射誘起固溶現象である。照射誘起固溶が生じると Zr 母材中に固溶する合金元素濃度が高くなって被覆管の腐食特性が変化し、場合によっては耐食性を高める例が報告されている。このような照射誘起固溶による腐食挙動の変化は中性子照射がない炉外試験では模擬することができない。

冷却水の放射線分解により生じる過酸化水素水や酸化性ラディカルはたとえばノジュラー腐食のような局所的に厚い酸化物を通常の冷却水温度条件（350℃以下）で発生させる可能性があるが、炉外試験では水の放射線分解がないため、たとえばノジュラー腐食を模擬するためには 500℃以上の高温／高圧水蒸気中での試験が必要である。その他特殊な例ではあるが、炉内で観察されるシャドール腐食も原因はまだ解明されていないが、水の放射線分解生成物が関与している可能性があり、炉外試験での模擬が難しい現象である。

(2) 以下に各可能性と対策について述べる

1) 燃料棒の水素脆化

- ・燃料棒製造時の UO₂ ペレット中に含まれる水分等の不純物含有量が多いと、照射中に水素が発生し、燃料棒溶接部等に局所的に吸収されて Zr 合金の水素脆化を誘発し破損に至らしめる。

- ・ペレット製造時に乾燥工程等を強化して水分等の不純物濃度を水素脆化が生じないレベルまで下げる対策が有効である。その他燃料棒中に水素ゲッターを入れる方法も一部で採用されている。

2) 出力急昇時の PCI/SCC 破損

- ・燃料棒を短時間で高出力に上昇させると、ペレットの膨張等により被覆管局所的な高応力／高歪が加わり、それに出力急昇でペレットから放出されたヨウ素などの腐食性核分裂生成物（Fission Products : FPs）の化学作用が重畳することにより被覆管内面から応力腐食割れ（Pellet Clad Interaction/Stress Corrosion Cracking）が生じて破損する。

- ・対策として

- 原子炉運転時の燃料棒出力条件に制限を加え、出力上昇速度等を一定値以下に抑えることにより、被覆管に加わる応力／歪や FP の放出を抑える、

- SCC が起こりにくい集合組織を持った被覆管を使用する、

- SCC が起こりにくい純 Zr ライナーを内張りした被覆管を使用する、

等の方法が採用されている。

3) 被覆管コラプスによる破損

- ・燃料ペレットの密度が低いと照射中の焼きしまりで燃料棒中に空間が生じ、冷却水圧力により被覆管がコラプスし破損する。
- ・製造時のペレット密度を高くし、焼きしまりが起こりにくい燃料を使用する対策がとられている。

4) 局所腐食破損

- ・冷却水中の銅イオン量が多い状態で燃料棒外面が沸騰すると熱伝導性が悪い酸化物が形成されその部分で局所的に温度が上がって腐食が進み（CILC）破損する。銅以外にも、ある種の不純物では冷却水中の濃度が規定値以上であると沸騰濃縮現象と重畳して被覆管外面近傍での濃度が異常に高くなり、局所腐食を加速させ燃料棒を破損させることがある。
- ・冷却水中の銅イオン量を低く抑える。具体的には冷却水系の配管類に銅を含む合金を使用しない対策がとられている。また一般に水質管理を厳格に行い冷却水中の不純物量を規定値以下に制御する対策がとられている。

5) 製造時ペレットの欠け

- ・ペレット製造時にペレット端部等に欠けがあると、運転中に対応する被覆管部に局所的な応力が加わったりする等して破損する。
- ・製造時のペレット検査を厳しくすることにより対応する。

6) 高燃焼度燃料の出力急昇時破損（今後の課題）

- ・高燃焼度燃料で被覆管中の水素濃度が高くなった場合、出力急昇時に被覆管に加わる高応力／高歪と水素化物割れが重畳して外面からき裂が生じ破損する。
- ・対策として
 - 原子炉運転時の燃料棒出力条件に制限を加え、出力上昇速度等を一定値以下に抑える、
 - 水素を吸収しにくい被覆管材料を採用する、
 等が考えられる。

7) デブリ破損

- ・冷却水中に金属小片（デブリ）等が混入し、スパーサ部等に引っかかって振動し被覆管を外表面側から傷つけ、場合によっては被覆管に穴を開けて燃料を破損させる。
- ・下部タイプレートにフィルター（デブリフィルター）を設け、金属小片等が集合体内部に流入するのを防止する対策が採られている。

第5問

- (1) 高燃焼度では、燃料ペレット周辺部に燃焼度とポロシティの高い領域が出現する。これは、 ^{238}U の共鳴吸収によって、 ^{239}Pu が蓄積し、局所的に燃焼度が高くなるためであり、この領域では、高密度の気泡、明確な結晶粒構造の消失、 UO_2 マトリックスからのキセノン減少などの特徴が認められる。微細構造の変化、キセノンのマトリックスから気孔への移動、キセノン放出、熱伝導率の低下などが、リム効果として高燃焼度燃料の健全性を考慮する上で注目されている。
- (2) 核分裂によって生成される固体状元素の燃料内の蓄積、ガス状核分裂生成物気泡の燃料内での成長により、燃料体が膨らむ現象。また、高速炉燃料の被覆管が核反応で生成するヘリウムで膨らむ現象。
- (3) 燃料の初期余剰反応度を下げ、 ^{235}U の燃焼に伴う反応度変化を小さく抑えるために燃料に加えられる。ガドリニウムなど、中性子吸収断面積の大きな元素の酸化物などが使われる。
- (4) ジルカロイ-2 は、ジルコニウムに錫、鉄、クロム、ニッケルを加えた合金で、中性子吸収が少なく、高温水に対する耐蝕性が高いので、BWR 型軽水炉の燃料被覆管に主に使われている。ジルカロイ-2 中のニッケル含量を下げ、水素吸収を減らした合金がジルカロイ-4 であり、主に、PWR 型軽水炉の燃料被覆管として使用されている。
- (5) アクチノイドやランタノイド、特に、4価と6価のアクチノイドは水溶液中で、水と反応して水酸基を含むイオンと水素イオンを生成する。溶液の pH が高くなると更に複雑な $\text{M}(\text{OH})_x^{4-x+}$ イオンなどを生成する。プルトニウムの場合、これらイオンが重合して、分解困難なポリマーを生成し、プルトニウムの化学的挙動が不安定になる場合がある。

3. 核燃料物質の取扱いに関する技術

3.1 問題

This is a blank page.

第1問 核燃料物質の取扱いに関して、以下の問に答えよ。

- (1) 次の文章の の部分に入る適切な語句又は記号を番号とともに記せ。なお、同じ番号の空欄には同じ語句又は記号が入る。

〔解答例〕 ⑩—東京

軽水炉使用済み燃料の再処理により得られる ① 中には、 ^{235}U 、 ^{238}U 及び ② の他に、原子炉での燃焼に伴い生成された ③、 ④ 等の核種が含まれる。さらに、再処理で分離できなかったFP及び ⑤ が微量に存在し、 ③ とともに放射線量を上昇させる要因となっている。

プルトニウムは代表的な α 放射体であり、軽水炉使用済み燃料から再処理により取出されるプルトニウムは同位体組成の多い順で ⑥ $> ^{240}\text{Pu} >$ ⑦ $> ^{242}\text{Pu} >$ ⑧ となっている。この中で γ 線の主な放出源は ⑦ の娘核種である ⑨ と ^{237}U である。 ⑨ の最大 γ 線強度は約 ⑩ keV であり、比較的容易にしゃへいが可能である。

- (2) 上記①を用いた燃料の設計において、上記④の存在のために留意すべき事項をその理由とともに説明せよ。
- (3) 大量なプルトニウムの取扱いには、中性子線による外部被ばくの低減も重要である。用いられるしゃへい材を2つ上げよ。また、プルトニウム燃料加工施設等における中性子線被ばくの低減に関し、有用な作業方式について簡単に説明せよ。

第2問 使用済み燃料の再処理に伴って発生する放射性廃棄物に関して、代表的な湿式再処理プロセスであるピューレックス法を例にして、以下の問に答えよ。

- (1) 次の文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。なお、同じ番号の空欄には同じ語句が入る。

〔解答例〕 ⑪—東京

放射性気体廃棄物としては、主に ① ・ ② 工程において排出される希ガス、 ③ などがある。通常、 ③ は捕集され、処理済気体は環境に放出される。また、中・低および極低放射性液体廃棄物は、蒸発処理、 ④ および化学処理などにより処理され、さらにこれらの廃液処理により発生した ⑤、スラッジなどの ⑥ は、 ⑦、 ⑧ 固化などにより貯蔵・処分などに適した形態にされる。また、放射能レベルが高い放射性固体廃棄物としては、燃料集合体の処理により発生する ⑨ や ⑩ などがあり、これらの高い放射能は原子炉内での中性子照射に伴う放射化が主たる原因である。

- (2) 高放射性液体廃棄物に関して、主たる発生工程、廃棄物の種類、およびその蒸発処理により発生した高レベル廃液の特徴について簡単に説明せよ。
- (3) 深地層処分を前提とした高レベル廃液の固化処理方法に関して、固化体として要求される特性、および日本で最も技術開発が進んでいる固化法について簡単に説明せよ。

第3問 核燃料施設における核燃料物質の取扱いに関して、以下の問に答えよ。

(1) 核燃料施設において、核燃料物質を含む溶液を取り扱う工程に対する単一ユニットの臨界管理の方法を4つ、それぞれ事例を挙げて説明せよ。

(2) 核燃料施設の臨界管理に関して、次の文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ⑤—東京

「複数ユニットの核的制限値の設定にあたっては、単一ユニット相互間に存在する物質による中性子の ① 及び ② の条件の変動、壁等の構築物からの ③ 効果、計算コードの ④、移動中の核物質の落下、転倒、接近を考慮し、十分な安全裕度を見込む必要がある。」

(3) ピューレックス法の再処理施設において、溶媒抽出工程からの水溶液の蒸発濃縮処理を行う際に、火災・爆発防止の観点で、設計上措置すべき事項について説明せよ。

(4) 再処理施設の溶媒抽出工程で使用されるミキサーセトラーとパルスカラムの、それぞれの抽出装置としての特徴について説明せよ。

(5) 燃料加工施設において、燃料被覆管へ充填されるウラン酸化物ペレットに対して実施すべき検査項目のうち、主要なものを4つ挙げて説明せよ。

第4問 核燃料施設における閉じ込め、被ばく防止に関して、以下の問に答えよ。

- (1) 再処理施設の換気系統に関して、次の文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ⑪—東京

「再処理施設の換気系統には、気体中の放射性物質濃度をフィルター、 ① 等によって低減させた後、十分な ② 効果を有する ③ から放出することや、放射性物質を含む気体がこれらの低減効果を有する系統及び機器を経ずに環境中に放出されることがないように、負圧維持、換気系統外への ④ 防止及び ⑤ 防止の機能が確保されていることが、要求される。」

- (2) 核燃料物質を閉じ込めるためのグローブボックス、フードの機能について、次の文章の の部分に入る適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ⑫—東京

「グローブボックスは、それ自体が ⑥ を持つと共に、排気系によりグローブボックス内部は負圧に維持される。グローブボックスの排気系の主要な設備としては、高性能フィルターや ⑦ が設置される。高性能フィルターについては、その保護のために ⑧ が設置されるとともに、健全性確認のために ⑨ がモニターされる。フードについては、排気系によりフード開口部の ⑩ は所定の値に維持される。」

- (3) MOX 燃料加工施設において、施設内を負圧に維持し施設外への核物質の漏えいを防止するために、建家の給排気系に対して設計上措置すべき事項について説明せよ。
- (4) MOX 燃料加工施設において、作業環境における放射線被ばく管理として、MOX を取り扱う設備・機器を収納するグローブボックスが設置されている工程室に対して、監視・測定すべき事項及びその方法について説明せよ。

第5問 核燃料物質の取扱いに関して、次の事項を簡単に説明せよ。(ただし、(1)、(2)、(3)と(4)、(5)は別の答案用紙に記入すること。)

(1) ウラン製錬における濃縮・精製法

(2) 転換と再転換

(3) 使用済み燃料の中間貯蔵法

(4) MOX 粉末取扱工程の核的制限値設定における減速条件

(5) 立体角法による安全評価

3.2 解答例

第 1 問

(1)

- ① 回収ウラン、② ^{234}U 、③ ^{232}U 、④ ^{236}U 、⑤ TRU、⑥ ^{239}Pu 、⑦ ^{241}Pu 、⑧ ^{241}Pu 、
⑨ ^{241}Am 、⑩ 60

解説：① - ⑤については、原子力百科事典 ATOMICA、http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/04060207_1.html を参照。⑥-⑧については、清瀬量平訳、「原子力化学工学 第1分冊、核燃料サイクルの化学工学」、p.115、日刊工業新聞社(1983)を参照。

(2) 回収ウランには、天然ウランには含まれない ^{236}U が（一例として、0.6wt% ほど）含まれており、中性子吸収断面積が大きいことから、炉心の反応度を低下させる。一般的に ^{236}U の濃度が増加するにつれて反応度が低下することから、その影響を燃料設計上で考慮する必要がある。通常設計のウラン燃料と同等の反応度を確保する場合には、 ^{236}U の含有による反応度損失を補償するように ^{235}U の濃縮度を高める「反応度補償」が考えられる。

(引用元：原子力百科事典 ATOMICA、回収ウランの利用 (04-06-02-07)
<http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/keyword.html>)

(3)

中性子の遮蔽(減速材)：アクリル板、ポリエチレン板、水、パラフィン、
コンクリート

中性子の遮蔽(吸収材)：カドミウム板、ホウ素

有用な作業方式：セル化、遠隔操作化、作業の自動化

解説：第24回第2問(2)、第32回第2問(2)、第32回第4問(3)、第33回第1問(3)、第34回第2問(2)、第35回第4問(2)、第36回第1問(1)、第36回第2問(4)の解答例参照。第31回から第35回の試験問題の解答例はJAERI-Review 2003-025として、第36回の試験問題の解答例はJAERI-Review 2004-020としてそれぞれ公開されている。

第 2 問

(1)

- ① 剪断、② 溶解、③ ヨウ素、④ イオン交換法、⑤ 濃縮液、⑥ 二次廃棄物、
⑦ コンクリート固化、⑧ アスファルト、⑨ 端末(エンドピース)、⑩ 被覆管(ハ

ル)

解説：問題として与えられた文章と類似の説明が、原子力百科事典 ATOMICA、再処理廃棄物の特性 (04-07-02-05)、http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/04070205_1.htmlにある。⑦及び⑧については、コンクリート固化をまず第一に記入し、次にアスファルト固化またはプラスチック固化を記入すればよいと考える。但し、問題には「...固化などにより貯蔵・処分などに適した形態にされる。」とあるが、有機物を含むことになるアスファルト固化やプラスチック固化が、長期的にみて「適した形態」かどうか判断しかねる。

(2) 高放射性廃液は主として第1サイクルの抽出廃液と酸回収工程の濃縮液から成り、使用済燃料中の核分裂生成物の大部分(99%以上)を含み、蒸発処理され、いわゆる高レベル廃液(HALW : High Active Liquid Waste)になる。高レベル廃液は放射能濃度が極めて高く(数十万 Bq~数百万 Bq/cm³) *⁽¹⁾、熱発生(数 kW~数 10kW/立方メートル)を伴い、しかも半減期の長い放射性核種(Pu, Np, Tc など)を含んでいる。このため耐放射線性、耐熱性および化学的安定性に優れ、長期安定性に富んだホウケイ酸ガラス固化体の状態に調製して、30~50 年間、施設内に監視付きで貯蔵し、最終的に深地層処分することになっている。

(引用元：原子力百科事典 ATOMICA、再処理廃棄物の特性 (04-07-02-05)、http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/04070205_1.html)

註*⁽¹⁾ 回答者としては、「数万~数十万 TB q/立方メートル」と考える。

(3) 固化体として要求される特性として、放射線に対する安定性、熱的安定性、機械的および化学的安定性に優れていることが必要である。

我が国では、サイクル機構東海事業所再処理施設のガラス固化技術開発施設(TVF : Tokai Vitrification Facility)にて実規模のガラス固化体が製作され1995年から開発運転を行っている。ここで、採用されているガラス固化処理法は、LFCM(Liquid Fed Ceramic Melter)法と呼ばれ、HALW (High Active Liquid Waste)を液体のままガラス原料とともに連続的に供給し溶融する。この LFCM 法は大容量化、長寿命化(炉の設計寿命は5年)、プロセス簡単化などの面で優れており、また、HALW を直接供給するために溶融ガラスの表面が低温に維持(「コールドトップ」と呼ぶ)されるので、オフガスへの Ru、Cs などの揮発性核種の移行が少ない利点がある。

(引用元：原子力百科事典 ATOMICA、高レベル廃液の処理 (04-07-02-07)

http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/04070207_1.html)

第 3 問

(1)「ウラン加工施設安全審査指針」の「VI. 臨界安全」の「指針 10. 単一ユニットの臨界安全」の枠外の解説によれば、臨界防止の対策として以下の事項が挙げられている。すなわち「形状寸法、質量、容積、溶液濃度の制限及び中性子吸収材の使用並びにこれらの組合せ」である。よってこれらの中から 4 つ選んで解答すればよい。解答例を以下に示す。

なお、同様の問題が第 31 回第 1 問、第 35 回第 1 問、第 36 回第 2 問の(3)で出されている。

形状寸法管理：

中性子の漏れる割合の高い容器を用いれば、核分裂の連鎖を抑えることができる。具体的には、体積に対する表面積の比が非常に大きい薄い平板容器、薄い円環容器あるいは細い円筒容器等が用いられる。これを形状寸法管理と呼ぶ。このような容器であれば、たとえ満杯になるまで核燃料を注入したとしても臨界にはならないので、監督管理(administrative control)を必要としない。ジェーシーオーでは、沈澱層で溶液の混合をされていて臨界事故を起こした。事故以前は、貯塔と呼ばれる細くて長い円筒容器が混合に用いられていたが、この容器は形状寸法管理されていた。

質量管理：

何らかの事情で、臨界量よりも大きい寸法を持つ容器に核燃料を入れる必要がある場合には、最小臨界質量(U 質量、Pu 質量)を十分に下回る範囲内で取扱うことが行われる。これを質量管理と呼ぶ。この場合、容器内の核燃料の質量(U 質量、Pu 質量)が常に管理値以下であることを見張る(administration)ための工夫が必要になる。上述の「十分に下回る範囲」の決定にあたっては、たとえ誤って許容取扱量の 2 倍の量を容器に注入(2重装荷)しても臨界にならないような配慮がなされる。ジェーシーオーの沈澱層は、本来質量管理されるべきであったが、管理値以上のウランをバケツで注入したために、臨界事故を起こした。

容積管理：

最小臨界体積に基づき容器の体積を定め、容器の臨界安全性を維持することを容積管理と呼ぶ。形状管理と同様に、監督管理を必要としない。

溶液濃度管理：

たとえば、すべての燃料濃度に対して臨界上安全な容積管理では、取扱える

核燃料の量が少なすぎて、経済性または効率の点から問題となることがある。対策として、核燃料の濃度範囲を決めて、取扱量を増やすことが行われる。但し、定めた濃度範囲にあることを常に見張るための監督管理が必要になる。

中性子吸収材の使用：

臨界量以上の核燃料を取扱う場合に、中性子吸収材が使用される。例えば、燃料集合体の保管では、中性子吸収材を含んだ構造材が用いられることがある。通常は臨界にならないが、水没や密度の薄い水の雰囲気になった時に備えての工夫である。

使用済燃料貯蔵プールの構造材も、プールの大きさを変えずにより多くの燃料を貯蔵できるようにするため、中性子吸収材を含んだ構造材が用いられる。

溶液燃料が漏えいして溜まる恐れのある場所には、ホウケイ酸ガラスでできた輪(ラシヒリング)を敷き詰めて臨界を予防する。

(2)

① 減速、②吸収、③ 中性子の反射、④ 計算誤差

解説：「再処理施設安全審査指針」の解説の「指針 11.複数ユニットの臨界安全」からの出題である。

(3) 「再処理施設安全審査指針」の 15.火災・爆発に対する考慮では、火災・爆発の発生を防止するため、可燃性若しくは熱的に不安定な物質を使用するか又は生成する系統及び機器に対して、可燃性物質の混入防止対策等の適切な対策が講じられる設計であるとともに、適切な熱的制限値等が設けられていることを要求している。蒸発缶の操作においては、特に TBP 等の有機溶媒の蒸発缶への混入防止対策と急激な熱分解反応の発生を防止するための適切な熱的制限値の設定及び管理が重要となる。

解説：第 25 回第 3 問 (4) の解答例参照。第 22 回から第 25 回の試験問題の解答例は、JAERI-Review 95-018 として公刊されている。

(4)

ミキサーセトラー：

多段槽型抽出器のことである。溶媒抽出装置のひとつで、形状は箱型である。再処理工程ではウランとプルトニウムの分離・精製工程で使用されることが多い。有機相と水相を攪拌羽根によって攪拌・混合するミキサ部と、両相を静置

して分離するセトラ部で1段が構成され、これを水平方向に複数段並べることによりひとつの装置となる。有機相と水相はミキサセトラの内部を逆方向に流れ、ミキサ部で溶媒抽出が行われる。操作の安定性に優れ、再処理工場での使用実績も多いが、装置内での滞留時間が長いため溶媒が分解しやすい、処理容量を大きくすることが難しいという欠点がある。(引用元：原子力百科事典 ATOMICA、ミキサセトラ、http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/dic_0760_01.html)

パルスカラム：

脈動抽出塔のことである。使用済核燃料の再処理工程で使用される溶媒抽出装置のひとつで、形状は円筒状あるいは円環状で、高さは10m以上になることもある。内部は小孔の開いた皿などを水平に配置することによって区切られ、上部から供給された水相は下方へ、下部から供給された有機相は上方へ移動する。このときポンプなどで脈動を与えて両相の分散混合を図ることにより、溶媒抽出が行われる。パルスカラムは、装置が単純なため保守が容易なこと、処理能力が大きいこと、滞留時間が短いため放射線による溶媒の分解が少ないことなどの利点がある。(引用元：原子力百科事典 ATOMICA、パルスカラム、http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/dic_0709_01.html)

(5) 以下は、国際原子力総合技術センターのテキスト、後藤雅和「燃料の製造と検査」からの引用である。問題は4つ挙げることを求めているが、参考のためにテキストに書かれている項目のすべてを列挙した。

ペレットについて検査すべき項目としては、濃縮度、ガドリニア濃度が所定のものであること、できるだけ純粋な二酸化ウランであること、寸法・密度が所定の範囲にあることが挙げられる。また割れ、欠け等の不良の有無も検査される。ペレットについても標準的な規格を ASTM が判定している。

- ① 濃縮度：粉末と同じく、質量分析法、 γ 線スペクトロメトリー法が用いられる。
- ② 酸素対ウラン比：酸素対ウラン比が2:1から変動した場合、二酸化ウラン結晶の格子欠陥が増加しペレットの熱伝導度が低下するため、規格を設けて管理する。検査方法は粉末と同じく酸化重量法が用いられる。
- ③ 不純物料：中性子吸収断面積の大きい元素、反応性が高く有害な元素の量を調べるもので対象元素の種類に応じて、発光分光分析法、吸光光度法が用

いられる。また、ここで得られた各元素の不純物の測定値に、各元素の熱中中性子(2200m/秒)に対する吸収断面積をホウ素の吸収断面積で除した値を乗じて総計したものをボロン当量と呼び、規格を設けている。ちなみに ASTM の規格では 4ppm(U ベース)と定められている。

- ④ ガドリニア含有率：ペレットを溶解してイオン交換樹脂により Gd を分離・抽出した後、Gd と一定の割合で反応する試薬を用いて滴定により求める。
- ⑤ 水素量：ペレット中に水分が多量に含まれていると、原子炉内で使用中にジルカロイ被覆管内面と水分が反応し、被覆管内に脆いジルコニウム水素化物が生成して燃料破損を起こす可能性がある。ペレット中の水分量の検査では、ペレットを黒鉛るつぼ中に入れてこれを急加熱し水分を黒鉛と反応させて、発生した水素をガスクロマトグラフで定量する。
- ⑥ 寸法・密度：ペレット直径は、ペレットから被覆管への熱の伝達に関して重要な両者の間隙の大きさに影響を与え、また密度はペレット自身の熱伝導度に影響を及ぼす。このためペレットの寸法、重量を測定して密度を計算し、規格と比較し合否を決定する。検査は原料の二酸化ウラン粉末の加工単位(ロット)毎に行われるが、1トンの粉末ロットからは約 10 万個という多量のペレットができるので抜取検査を実施する。検査結果は統計的に処理されペレットのロットの合否を判定する。この抜取検査の方法として日本工業規格等が利用されている。
- ⑦ 外観：ペレット表面には顕著な傷、欠けが無いことをペレット全数について確認する。ペレット円筒面の大きな欠けはペレットから被覆管への熱伝達を阻害するため欠け部分の占める表面積割合の上限に規格を設けている。
- ⑧ 金相試験：ペレット内の気孔(ポア)サイズの分布や結晶粒径分布が照射中のペレットの寸法安定性に影響を与える。このためペレット断面の金相試験によりこれを確認する。なお、一定なポアサイズを実現するため、ペレット製造工程の粉末調整時にポアフォーマと呼ぶ高分子の粉末を添加混合する場合がある。

第 4 問

- (1) ① NOX 吸収塔、アルカリ洗浄塔、銀ゼオライト吸着塔、② 希釈、③ 排気筒、④ 漏洩、⑤ 逆流

(2) ⑥ 気密、⑦ 排風機（ブロー）、⑧ プレフィルター、⑨ 差圧、⑩ 風速

(3) 排風機設備の多重化、排風機電源設備の多重化、HEPA フィルターや洗浄塔などの放射性物質除去を目的としたろ過装置の設置

解説：第 24 回第 4 問(1)、第 32 回第 2 問(3)の解答例参照

(4) 線量当量率（ γ 線、中性子線）をエリアモニターで測定し、監視する。

表面線量率(アルファ線)をサーベイメーターで測定し、監視する。

空気中の放射性物質の濃度(アルファ線)をダストモニタで測定し、監視する。

第 5 問

(1)

遠心分離法によるウランの濃縮法：

遠心分離機を使って ^{235}U 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 UF_6 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 ^{238}U と軽い ^{235}U とが、わずかに分離される。その分離係数は遠心分離機の性能に左右されるが、分離された気体の UF_6 を上手に取り出す方法である。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。

(引用元：原子力百科事典 ATOMICA、http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/04050104_1.html 及び http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/dic_1928_01.html)

ガス拡散法によるウランの濃縮法：

ガス拡散法では、細孔（80～100 オングストローム）を有する隔膜を利用して、この隔膜を透過させることにより ^{235}U の濃縮度を高める。この際使用するウランは、ガス化した UF_6 であり、隔膜の前後に圧力の差をつけて、細孔を通す。この場合、気体の運動エネルギーは $(1/2)mv^2$ であり、軽い成分のほうが平均運動速度は大きく、 ^{238}U と ^{235}U とでは後者のほうが大きくなる。このことから、理論分離係数は $(M_2/M_1) \times 1/2$ となり、1.004 となる。この細孔が均一でかつ多量に製造できるか否かが重要である。材質としてはニッケル、アルミナまたはポリフッ化エチレンが用いられている。その製造法は各国の機密事項となっている。この隔膜は円筒状の長いパイプ状に造られ、それらを何本も組み合

わせて、タンク内に納めて、ポンプにより、加圧、吸引が行えるようにしている。

(引用元：原子力百科事典 ATOMICA、http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/04050104_1.html 及び http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/dic_1928_01.html)

精製法：

出題者が意図する精製法が何を指すのかははっきりしないが、濃縮前のウラン精製過程(わが国の精製錬過程)のことを指しているのではないかと考え、以下の解答を例示する。

サイクル機構で考えられている精製錬工程は、湿式一貫精錬法と呼ばれており、次の5つの工程からなっている。

- ①イエローケーキの硫酸溶解工程
- ②溶媒抽出工程あるいはキレート精製工程
- ③電解還元工程あるいは化学還元工程
- ④フッ化沈殿工程
- ⑤脱水工程

上記5つの工程を経て転換工程に必要な UF_4 を得る。

解説：第32回第1問の問題を参照。第31回から第35回の試験問題の解答例は JAERI-Review 2003-025 として公刊されている。

(2) ウラン精鉱(イエローケーキ)から六フッ化ウラン(UF_6)を製造する工程をウランの転換という。イエローケーキ、二酸化ウラン、四フッ化ウランの形態を経て製造される。 UF_6 は温度、圧力の条件で、気、液、固体に変化する。

ガス拡散法、遠心分離法などのウラン濃縮工程では、この UF_6 を用いている。濃縮後の UF_6 を酸化物に変える工程が再転換である。再転換の代表的な方法であるADU法では、まず UF_6 を加水分解して UO_2F_2 とし、さらにアンモニアを加えてADU(重ウラン酸アンモン)とし、水素中でばい焼して UO_2 を得る。

(引用元：原子力百科事典 ATOMICA、再転換、<http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/keyword.html> 及び http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/dic_0328_01.html)

(3) 原子力発電所から取り出された使用済燃料が再処理されるまでの間、あるいは

は処分されるまでの間、発電所敷地の他の場所、中間貯蔵施設に貯蔵しておく場合をいう。主な貯蔵法として、プール水槽内の水中に貯蔵しておく「湿式貯蔵」と、内部を不活性ガスに置換した容器（乾式キャスク）に収納しておく「乾式貯蔵」とがある。輸送用キャスクを貯蔵に用いるときもある。（引用元：原子力百科事典 ATOMICA、http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/dic_1619_01.html）

(4) 水の侵入の可能性を排除できない場合は、最適減速条件下の MOX 粉末の臨界量(または臨界寸法)を求める。それに適切な安全裕度を持たせた値を核的制限値とする。水の侵入の可能性を排除できる場合は、最大許容含水率、 $H_2O/(H_2O+MOX)$ 重量比、を定め、この条件下の MOX 粉末の臨界量(または臨界寸法)を求める。それに適切な安全裕度を持たせた値を核的制限値とする。

解説：問題は、ウラン加工施設との対比をも求めているようにも考えられるが、上の解答例はそれを含んでいない。この解答例が、出題者の想定している模範解答の範囲の中に入るか、難しいところである。いずれにしろ、このような文言で問題を与えられても、例えば MOX 燃料加工施設の許認可業務に携わるような者でない限り、問題の理解すらできないだろう。問題としてふさわしくない。

(5) 複数ユニット体系の臨界安全評価手法の一つである。この手法は次の仮定に基づいている。すなわち、複数ユニット体系の中性子の増倍は、個々のユニットの中性子増倍係数と、あるユニットから出た一つの中性子が他のユニットに到達する確率で表すことができる。この確率は、体系の最も中央にあるユニットから他の全ユニットを仰いだときの立体角を用いて表現できる。これに由来して立体角法と呼ばれるようになった。

解説：立体角法については、例題を含むやさしい解説が、R. Knief, “Nuclear Criticality Safety, Theory and Practice,” p.157-162 (1985) にある。モンテカルロ法に基づく計算コードの発達により、立体角法は過去の遺産となりつつある。しかし許認可で一度通った手法は、その後も通りが良いことから、現在でも利用されているようだ。今どきの問題として適切かどうかは、意見が分かれるかもしれない。原研東海研究所の受験者のうち数名に尋ねたところ、問題を読んで初めて立体角法という用語に遭遇したとのこと。

今回の問題の特徴：

再処理と MOX 燃料加工に関わる問題が多く、これら 2 施設を併せもつ組織の受験者には有利であったろう。予め用意された解答群から適切なものを選ぶ形

式の問題は、一問もなかった。臨界に関わる問題の占める割合は高かった。

This is a blank page.

4. 放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術

4.1 問題

This is a blank page.

第1問 次の文章の の部分に入る適切な語句又は数値を番号とともに記せ。なお、同じ番号の空欄には同じ語句又は数値が入る。

[解答例] ①—β線

- (1) 銀活性リン酸塩ガラスを放射線で照射すると ① と正孔が生じる。これらが銀原子に捕獲されると蛍光中心が生成される。さらにこれを ② あるいは ③ 線で刺激すると蛍光を発する。この蛍光量は ④ 線量と比例することから線量計として使用できる。この特徴として蛍光量をリーダーで読み取ったあとでも発光が ⑤ することはないので、 ⑥ しながら線量を測定し、再使用も可能である。蛍光中心は極めて安定なので ⑦ 保存できる。銀活性リン酸塩ガラスを用いた ⑧ 線や ⑨ 中性子線の線量測定における範囲は約 $1\mu\text{Sv} \sim 10\text{Sv}$ であり、個人被ばく線量計や環境放射線用の線量計として利用されている。
- (2) 4～8 MeV のエネルギーを持つ ⑩ 線放出核種のしゃへいに関して、空気中の飛跡は数 cm に過ぎないので、 ⑪ 中や組織中では更に低く、皮膚層では完全にしゃへいされる。手で取り扱うときの被ばくは防護具として ⑫ を着用しておけば特に問題はない。
- (3) ⑬ 線放出核種は一般に 2 MeV のエネルギーをこえるものは少なく、通常 $2\text{g}/\text{cm}^2$ 以下の物質で阻止することができる。 ⑬ 線のしゃへいで重要なのは ⑭ 放射の少ない ⑮ 原子番号の物質、たとえば ⑯ などしゃへいし、その外側を ⑭ 放射線に対して大きなしゃへい能力を持つ、鉄や鉛などの ⑰ 原子番号の物質でしゃへいするのが原則である。
- (4) 放射性物質を含む廃棄処理で重要となるのは廃棄物の量が問題となる。よって放射性核種を含む廃棄処理の原則としては、廃棄物の ⑱ をできるだけ小さくする。それぞれの ⑲ に応じて廃棄する。放射性 ⑳ を広げないことである。

第2問 次の(1)~(10)の ___ 印の部分について、放射能測定に関して正しい場合は○印を、間違っている場合は×印を番号とともに記せ。×印を記したものについては、適切な語句又は数値を記せ。

〔解答例〕 (11)―○, (12)―× 大阪

- (1) 測定器は有限の分解時間を持ち、不規則に起こる現象を計数すると数え落としを起こす。いま真の計数率を n_0 、実際の計数率を n 、分解時間を τ とすると単位時間中に測定器が有効に働いた時間 $(1 - n\tau)$ であるので、 $n_0 = n / (1 + n\tau)$ となる。
- (2) γ 線のエネルギーが 1.02 MeV より大きい場合は電子対生成過程によってもエネルギーを失うが、この際に生成された陽電子がシンチレータの中で消滅すると消滅放射線 (0.51 MeV) を吸収する。
- (3) 中性子に対してガドリウム (Gd) は大きな吸収断面積を持ち、これを中性子コンバーターとして蛍光体層に添加し、 $Gd(n, \gamma)$ 反応を利用して中性子に感度を持たせた中性子イメージング・プレート (NIP) が作られ、中性子回析実験などに使われている。
- (4) シンチレーションカウンタで γ 線のエネルギーを測定する場合にエネルギースペクトルの光電ピークが鋭いほどエネルギーは正確に決まり、この光電ピークの鋭さの目安に分解能 が使われる。
- (5) 2π ガスフローカウンタ は β 線放出核種、 α 線放出核種、またはオーージェ電子放出核種の試料を液体シンチレータに溶解して測定する装置である。
- (6) β - γ 同時計数法は β 線と γ 線を同時に放出する放射性核種を相対測定 する方法のひとつである。
- (7) GM 計数管式サーベイメータ等で放射線を測定する際、測定レンジに応じて適当な時定数を設定する必要がある。時定数は計数率計回路におけるコンデンサーの静電容量 C と並列抵抗 R との積 RC で与えられる。
- (8) 半導体検出器で α 線測定には n 型シリコンの表面に金を蒸着した表面障壁型 が使われる。
- (9) コンプトン散乱 とは線源から計数管に遠ざかる方向に出た放射線が、線源の支持体との散乱によって再び計数管に入射してくる現象をいう。
- (10) 密封された γ 線放出核種の線源から 10 m の位置で線量率は $250 \mu\text{Sv/h}$ であった。この線源から 5 m の位置で作業を 3 時間行くと 2 mSv の被ばくとなる。

第3問 次の問に答えよ。

- (1) 次の文章の の部分に入る適切な語句又は数値を番号とともに記せ。なお、同じ番号の空欄には同じ語句又は数値が入る。

〔解答例〕 ⑪—中性子線

事故など不測の事態により体内汚染が起こった場合、被ばくの低減をはかるために ① などをを行う必要がある。通常、線量評価を行う場合で、個人モニタリングでは ② 放射能を測定するために、 ③ で汚染した被災者の測定を行う上で、 ④ や設備を汚染させないように注意する必要がある。個人モニタリング上の留意すべき事項は、放射線作業時の環境モニタリング及び摂取量の評価、 ④、設備の汚染防止のために摂取した核種と、 ⑤、及び汚染の ⑥を確認し、 ⑦を行う。体内汚染の ⑥には通常、 ⑧による汚染、 ⑨摂取による汚染、 ⑩の汚染、傷口汚染の4種類またはその複合として起こる場合もある。傷口汚染の場合は、応急処置などの救急措置を優先させる必要があるが、傷口が小さい場合は流水などで ①を行い、体内への放射性核種の取り込みを少なくすることが大切である。

- (2) 放射性物質による汚染事故の状況からその汚染レベルの判断をすることは可能である。初期における適切な測定で体内汚染の程度を把握することが可能であるが、この初期における体内汚染測定の代表的なものを2つ挙げよ。
- (3) 体内汚染測定において正確な摂取量を求めるために追跡測定を行って個人の体内残留曲線を決定する必要があるが、留意すべき事項について簡単に説明せよ。

第4問 次の文章の の部分に入る適切な語句又は数値を下欄から選び、番号とともに記せ。

[解答例] ⑪—(ナ)

放射線の人体影響の程度は放射線の線質によって異なる。ある線質の放射線に被ばくした場合、吸収線量 D にその放射線の ① に応じた係数 w_R を乗じて表される放射線防護上の線量 $H = w_R \times D$ を ② といい、係数 w_R を ③ という。 w_R の値として例えば X, γ 線では1、 α 線では ④ という数値が国際放射線防護委員会(ICRP)によって与えられている。一方、体内臓器の放射線感受性はまちまちであることから、 H に臓器の放射線感受性に応じた係数 w_T を乗じて表される線量 $E = w_T \times H$ が定義されている。これを ⑤ といい、係数 w_T を ⑥ という。 w_T の値として例えば骨髄(赤色)では ⑦ , 皮膚では0.01という数値がICRPによって与えられている。 H も E も単位はともに ⑧ である。

内部被ばくをした場合、放射性核種が体内に留まる限り被ばくは継続する。放射性核種の摂取後、成人では50年間、子供では70歳までの期間に被ばくすると推定される吸収線量 D に w_R を乗じた量を ⑨ といい、これにさらに w_T を乗じたものを ⑩ という。

(イ) 等価線量	(ロ) 実効線量	(ハ) 放射線増感係数
(ニ) 照射線量	(ホ) 放射線増感比	(ヘ) リスク係数
(ト) シーベルト	(チ) レントゲン	(リ) 預託実効線量
(ヌ) 生物学的効果比	(ル) 線量限度	(ヲ) 放射線荷重係数
(ワ) 20	(カ) 0.12	(ヨ) 組織荷重係数
(タ) 預託等価線量	(レ) 0.001	

第5問 次の事項について簡単に説明せよ。

- (1) 骨髓死
- (2) 遺伝的影響
- (3) DNA 修復
- (4) 酸素効果
- (5) 放射線誘発染色体異常

4.2 解答例

第1問

- (1) ① 自由電子、② 紫外レーザー光、③ 紫外、④ 吸収、⑤ 減少、⑥ 積算、
 ⑦ 長期、⑧ γ 、⑨ 熱
 (2) ⑩ α 、⑪ 水、⑫ ゴム手袋
 (3) ⑬ β 、⑭ 制動、⑮ 低、⑯ アルミニウム、⑰ 高
 (4) ⑱ 容積、⑳ 性状、㉑ 汚染

第2問

- (1) \times $n_0 = n/(1 - n\tau)$
 (2) \times 2本の消滅放射線(0.51 MeV)を放出
 (3) \circ
 (4) \times 半値幅
 (5) \times 液体シンチレーションカウンタ
 (6) \times 絶対測定
 (7) \circ
 (8) \circ
 (9) \times 後方
 (10) \times 3 mSv

第3問

- (1)
 ① 除染(または汚染除去)
 ② 体内
 ③ 放射性物質または放射性核種
 (コメント: 出題の意図が測定手段を意図している場合には、体外計測法、
 バイオアッセイ法の2つの解答があるため、出題の意図は体内汚染の原因
 を指していると思われる。)
 ④ 機器
 ⑤ 性状
 ⑥ 経路
 ⑦ 線量評価(または線量算定)
 (コメント: 問題文の叙述が曖昧であるため、解答が難しい面がある。)
 ⑧ 吸入
 ⑨ 経口

⑩ 皮膚(コメント：正確には、経皮吸収による摂取。)

(2) 粒子状物質に吸入汚染した場合には、鼻スミヤを実施することによって、おおよその摂取量を推定できる。摂取量は汚染物質の粒子径などによって異なってくるが、鼻孔汚染量のおおよそ10～20倍である。トリチウム水により体内汚染を生じた場合には、呼気水分中のトリチウム濃度を測定することにより、おおよその摂取量の推定が可能である。標準人における摂取量は、呼気水分中の1cm³あたりのトリチウム濃度を42000倍して得られる。傷口汚染の場合には、傷口部をサーベイメータなどで測定することにより、おおよその汚染量を推定できる。

(3) 汚染者がその後の放射線作業により、放射性物質による再汚染(摂取)を起こさないよう注意する。また、過激な運動、過剰な飲食物摂取、薬剤等の服用などにより、代謝に影響を及ぼすような生活行動を控えてもらう。さらに、長期間にわたり測定を行なう場合には、汚染者の行動を拘束することになるので、汚染者および関係者の理解と協力を得ることも必要である。

第4問

①(ヌ)、②(イ)、③(ヲ)、④(ワ)、⑤(ロ)、⑥(ヨ)、⑦(カ)、⑧(ト)、
⑨(タ)、⑩(リ)

第5問

(1) 骨髄死

大量の放射線を短期間に、全身もしくは身体の広い範囲に被ばくした場合に現れる急性放射線症のひとつで、骨髄における造血機能障害によって血球減少が起こり、それにより感染、出血などが併発され、医療介入がない場合約1ヶ月以内に死亡する。ヒトの半致死線量LD_{50/60}(約4Gy)の主たる死因。

(2) 遺伝的影響

生殖腺の被ばくにより生殖細胞に遺伝子突然変異、染色体異常が誘発され、それが生殖活動を通して次世代以降に現れてくる影響。動物実験では放射線による突然変異誘発率の増加が認められているが、ヒトへの遺伝的影響は疫学上認められていない。放射線の確率的影響に分類される。

(3) DNA 修復

細胞が受けた DNA 損傷、切断を修復酵素などにより補修する機構。放射線により生じた単鎖(1本鎖)切断などは、DNA 鎖の相補性を利用して100%に近い割合で修復される。

(4) 酸素効果

酸素濃度が高いほど放射線感受性が高くなることをいう。酸素効果は低 LET 放射線で認められるが、高 LET 放射線ではほとんど認められない。酸素効果を表す指標として酸素増感比 (Oxygen Enhancement Ratio :OER) がある。

(5) 放射線誘発染色体異常

放射線によって誘発される染色体の構造異常をいう。染色体異常には、不安定型として二動原体染色体、環状染色体等があり、細胞死を引き起こす原因となる。安定型では複数回の細胞分裂を経てもその異常が失われず、ガン誘発等に関係すると考えられている。

謝辞

本報作成に御協力いただいた日本原子力研究所東海研究所の奥野浩氏、高橋聡氏、島田祥雄氏に感謝の意を表します。

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV=1.60218×10⁻¹⁹J
1 u=1.66054×10⁻²⁷kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バー	b
バル	bar
ガール	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10⁻¹⁰m
1 b=100fm=10⁻²⁸m²
1 bar=0.1MPa=10⁵Pa
1 Gal=1cm/s²=10⁻²m/s²
1 Ci=3.7×10¹⁰Bq
1 R=2.58×10⁻⁴C/kg
1 rad=1cGy=10⁻²Gy
1 rem=1cSv=10⁻²Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- E C閣僚理事会指令では bar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s(N·s/m²)=10 P (ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s=10⁴St(ストークス)(cm²/s)

圧	MPa (=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062×10 ¹	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10 ⁻⁴	1.35951×10 ⁻³	1.31579×10 ⁻³	1	1.93368×10 ⁻²
	6.89476×10 ⁻³	7.03070×10 ⁻²	6.80460×10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10 ⁻⁷	0.238889	9.47813×10 ⁻⁴	0.737562	6.24150×10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407×10 ⁻⁶	2.34270	9.29487×10 ⁻³	7.23301	6.12082×10 ¹⁹
	3.6×10 ⁶	3.67098×10 ⁵	1	8.59999×10 ⁵	3412.13	2.65522×10 ⁶	2.24694×10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279×10 ⁻⁶	1	3.96759×10 ⁻³	3.08747	2.61272×10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072×10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515×10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616×10 ⁻⁷	0.323890	1.28506×10 ⁻³	1	8.46233×10 ¹⁸
	1.60218×10 ⁻¹⁹	1.63377×10 ⁻²⁰	4.45050×10 ⁻²⁶	3.82743×10 ⁻²⁰	1.51857×10 ⁻²²	1.18171×10 ⁻¹⁹	1

1 cal= 4.18605J (計量法)
= 4.184J (熱化学)
= 4.1855J (15℃)
= 4.1868J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS(仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 ⁻¹¹
	3.7×10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

第37回核燃料取扱主任者試験問題・解答例集(2005年)



人紙製本株式会社
白色度70%再生紙を使用しております