JAERI-Review
2003-025

JP0350563

核燃料取扱主任者試験問題・解答例集
(1999～2003年)

2003年9月

谷内　茂康・佐藤　忠・須賀　新一*・小室　雄一
内田　正明*・中島　邦久・中村　仁一・雨澤　博男
大村　英昭・湊　和生・武田　常夫
櫛田　浩平・傍島　眞

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、お申し越し下さい。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行っております。

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, 2003

編集兼発行　日本原子力研究所

JAERI－Review　2003－025

核燃料取扱主任者試験問題・解答例集

（１９９９～２００３年）

日本原子力研究所国際原子力総合技術センター
谷内　茂康[+1]・佐藤　忠・須賀　新一[*]・小室　雄一・内田　正明[*]・中島　邦久[+2]
中村　仁一[+1]・雨澤　博男[+3]・大村　英昭・湊　和生[+4]・武田　常夫・櫛田　浩平[※]
傍島　眞[※]

（2003年8月15日受理）

国家資格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３１回～３５回、1999～2003年）の解答例集である。解答例によって、簡単な解説あるい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
本書作成に係る試験問題等の転載許可は取得済み。なお、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。
※　編集担当者
+1　安全性試験研究センター原子炉安全工学部、+2　エネルギーシステム研究部、
+3　大洗研究所材料試験炉部、+4　物質科学研究部、＊　元原研職員

Example of Answers to the Problems of 31st to 35th Examinations for the Chief Engineer of Nuclear Fuel (1999 to 2003)

Shigeyasu YACHI[+1], Tadashi SATOH, Shin-ichi SUGA[*], Yuichi KOMURO, Masaaki UCHIDA[*], Kunihisa NAKAJIMA[+2], Jin-ichi NAKAMURA[+1], Hiroo AMEZAWA[+3], Hideaki OMURA, Kazuo MINATO[+4], Tsuneo TAKEDA, Kouhei KUSHITA[※] and Makoto SOBAJIMA[※]

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

(Received August 15, 2003)

This report contains example of answers to the Problems of 31st(1999) to 35th(2003) Examinations for the Chief Engineer of Nuclear Fuel which were conducted as a national qualification examination. Brief explanations or references are given to some answers.

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

---

Reprinting permission of the problems of the examinations in this report has been obtained. The answers were prepared by JAERI bearing no relation to the competent authority.

※ Editors

+1 Department of Reactor Safety Research, Nuclear Safety Research Center

+2 Department of Nuclear Energy System, +3 Department of JMTR, Oarai Research Establishment, +4 Department of Materials Science,

* Retired personnel

目　次

1．第３１回核燃料取扱主任者試験問題解答例 …… 1
　1．1　核燃料物質に関する法令 …… 1
　1．2　核燃料物質の化学的性質及び物理的性質 …… 10
　1．3　核燃料物質の取扱いに関する技術 …… 15
　1．4　放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術 …… 24
2．第３２回核燃料取扱主任者試験問題解答例 …… 30
　2．1　核燃料物質に関する法令 …… 30
　2．2　核燃料物質の化学的性質及び物理的性質 …… 38
　2．3　核燃料物質の取扱いに関する技術 …… 43
　2．4　放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術 …… 51
3．第３３回核燃料取扱主任者試験問題解答例 …… 58
　3．1　核燃料物質に関する法令 …… 58
　3．2　核燃料物質の化学的性質及び物理的性質 …… 70
　3．3　核燃料物質の取扱いに関する技術 …… 77
　3．4　放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術 …… 88
4．第３４回核燃料取扱主任者試験問題解答例 …… 94
　4．1　核燃料物質に関する法令 …… 94
　4．2　核燃料物質の化学的性質及び物理的性質 …… 107
　4．3　核燃料物質の取扱いに関する技術 …… 111
　4．4　放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術 …… 120
5．第３５回核燃料取扱主任者試験問題解答例 …… 128
　5．1　核燃料物質に関する法令 …… 128
　5．2　核燃料物質の化学的性質及び物理的性質 …… 139
　5．3　核燃料物質の取扱いに関する技術 …… 146
　5．4　放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術 …… 157

Contents

1. Example of Answers to the Problems of 31st Examinations for the Chief Engineer of Nuclear Fuel 1
1.1 Laws and Ordinances Related to Nuclear Fuel Materials 1
1.2 Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials 10
1.3 Technologies Concerning the Handling of Nuclear Fuel Materials 15
1.4 Technologies Concerning Radiation Measurement and Radiation Disease Protection 24
2. Example of Answers to the Problems of 32nd Examinations for the Chief Engineer of Nuclear Fuel 30
2.1 Laws and Ordinances Related to Nuclear Fuel Materials 30
2.2 Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials 38
2.3 Technologies Concerning the Handling of Nuclear Fuel Materials 43
2.4 Technologies Concerning Radiation Measurement and Radiation Disease Protection 51
3. Example of Answers to the Problems of 33rd Examinations for the Chief Engineer of Nuclear Fuel 58
3.1 Laws and Ordinances Related to Nuclear Fuel Materials 58
3.2 Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials 70
3.3 Technologies Concerning the Handling of Nuclear Fuel Materials 70
3.4 Technologies Concerning Radiation Measurement and Radiation Disease Protection 88
4. Example of Answers to the Problems of 34th Examinations for the Chief Engineer of Nuclear Fuel 94
4.1 Laws and Ordinances Related to Nuclear Fuel Materials 94
4.2 Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials 107
4.3 Technologies Concerning the Handling of Nuclear Fuel Materials 111
4.4 Technologies Concerning Radiation Measurement and Radiation Disease Protection 120
5. Example of Answers to the Problems of 35th Examinations for the Chief Engineer of Nuclear Fuel 128
5.1 Laws and Ordinances Related to Nuclear Fuel Materials 128
5.2 Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials 139
5.3 Technologies Concerning the Handling of Nuclear Fuel Materials 146
5.4 Technologies Concerning Radiation Measurement and Radiation Disease Protection 157

１．第３１回核燃料取扱主任者試験問題解答例

１．１　第３１回核燃料取扱主任者試験　核燃料物質に関する法令

第１問　次の文章は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律並びにその関連する法令に関するものである。文書中の空欄にあてはま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

(1)　原子力の研究、開発及び利用は、［　①　］に限り、［　②　］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。

(2)　加工事業者は、核燃料物質の取扱いに関して［　③　］を行なわせるため、核燃料取扱主任者免状を有する者のうちから、核燃料取扱主任者を選任しなければならない。核燃料取扱主任者は、加工の事業における核燃料物質の取扱いに関し、誠実にその職務を遂行しなければならない。また、加工の事業において核燃料物質の取扱いに従事する者は、核燃料取扱主任者がその取扱いに関して［　④　］に従わなければならない。

(3)　内閣総理大臣は、核燃料物質による［　⑤　］のため必要があると認めるときは、加工事業者に対し、保安規定の［　⑥　］を命ずることができる。

(4)　「保全区域」とは、再処理施設の保全のために特に［　⑦　］を必要とする場所であって、［　⑧　］以外のものをいう。また、保全区域については、［　⑨　］を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、［　⑦　］の必要性に応じて［　⑩　］、かぎの管理、［　⑪　］等の措置を講じなければならない。

(5)　再処理事業者は、核燃料物質の盗取又は［　⑫　］が生じたとき、あるいは再処理施設の［　⑬　］（再処理施設に及ぼす支障が軽微なものを除く。）があったときは、その旨を［　⑭　］、その状況及びそれに対する処置を［　⑮　］以内に科学技術庁長官に報告しなければならない。

(6)　管理区域における外部放射線に係る線量当量は、１週間につき［　⑯　］シーベルトである。

(7)　放射線業務従事者の線量当量限度は、実効線量当量について１年間につき［　⑰　］シーベルトであり、眼の水晶体については１年間につき［　⑱　］シーベルト、眼の水晶体以外の組織については、１年間につき［　⑲　］シーベルトである。

(8)　緊急作業に係る線量当量限度は、実効線量当量について［　⑳　］シーベルトである。

第１問解答例

	回　答	備　考
①	平和の目的	基本法第２条
②	安全の確保	
③	保安の監督	法律第22条の２ 法律第22条の４
④	保安のためにする指示	
⑤	災害の防止	法律第22条
⑥	変更	
⑦	管理	再処理規則第１条 再処理規則第９条
⑧	管理区域	
⑨	標識	
⑩	立入制限	
⑪	物品の持出制限	
⑫	所在不明	再処理規則第21条
⑬	故障	
⑭	直ちに	
⑮	10日	
⑯	300マイクロ	線量告示第２条
⑰	50ミリ	線量告示第６条
⑱	150ミリ	
⑲	500ミリ	線量告示第８条
⑳	100ミリ	

第２問　核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律には、第48条第１項に再処理事業者が保安のために必要な措置を講じなければならない旨規定されている。この規定に基づき、使用済燃料の再処理の事業に関する規則第13条には、再処理設備の操作に関する措置が第１号から第８号にわたって規定されているが、このうち５つについて記せ。

第２問解答例

再処理規則　第13条（再処理設備の操作）参照

（１号から８号のうち、５つ記載する。）

第3問　加工及び再処理の事業に関する規制について、以下の問に答えよ。

(1)　次の(イ)～(ヲ)は、核燃料物質の加工の事業に関する規則に規定された保安規定に定めるべき事項である。文章中の空欄にあてはまる適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕　㉑ ―― 東　京

(イ)　加工施設の［　①　］の職務及び組織に関すること。

(ロ)　加工施設の放射線業務従事者に対する［　②　］に関すること。

(ハ)　［　③　］の操作に関すること。

(ニ)　［　④　］並びにこれらの区域に係る立入制限等に関すること。

(ホ)　線量当量、放射性物質の濃度及び放射性物質によつて汚染された物の［　⑤　］に関すること。

(ヘ)　放射線測定器の管理及び［　⑥　］に関すること。

(ト)　加工施設の［　⑦　］に関すること。

(チ)　核燃料物質の［　⑧　］その他の取扱いに関すること。

(リ)　放射性廃棄物の廃棄に関すること。

(ヌ)　［　⑨　］処置に関すること。

(ル)　加工施設に係る［　⑩　］に関すること。

(ヲ)　その他加工施設に係る保安に関し必要な事項

(2)　次の文章は、再処理施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令に定められた火災等による損傷の防止に関するものである。文章中の空欄にあてはまる適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕　㉑ ―― 東　京

(イ)　再処理施設が火災の影響を受けることにより再処理施設の安全に著しい支障が生じるおそれがある場合は、必要に応じて［　⑪　］及び警報設備（警報設備にあつては自動火災報知設備、漏電火災警報器その他の火災の発生を自動的に検知し、警報を発する設備に限る。）を施設しなければならない。

(ロ)　非常用電源設備その他の［　⑫　］であつて、火災により損傷を受けるおそれがあるものについては、可能な限り［　⑬　］又は［　⑭　］の材料を使用するとともに、必要に応じて防火壁の設置その他の適切な防火措置を講じなければならない。

(ハ) 有機溶媒等を取り扱う設備であつて、静電気により着火するおそれがあるもの及び［⑮］を取り扱う設備（爆発の危険性がないものを除く。）は、適切に［⑯］しなければならない。

(ニ) 硝酸を含む溶液を内包する蒸発缶のうち、リン酸トリブチルその他の硝酸と反応するおそれがある有機溶媒（爆発の危険性がないものを除く。）が混入するおそれがあるものは、当該設備の［⑰］を超えて［⑱］されるおそれがないものでなければならない。

(ホ) ［⑮］の発生のおそれがある設備は、発生した［⑮］が滞留しない構造としなければならない。

(ヘ) ジルコニウム金属粉末その他の著しく［⑲］しやすい固体廃棄物を保管廃棄する設備は、［⑳］における保管廃棄その他の火災のおそれがない保管廃棄をしうる構造としなければならない。

第3問解答例

(1)

	回　答	備　考
①	操作及び管理を行う者	加工規則第8条
②	保安教育	
③	保安上特に管理を必要とする設備	
④	管理区域及び周辺監視区域の設定	
⑤	表面の放射性物質の密度の監視並びに汚染の除去	
⑥	放射線の測定の方法	
⑦	巡視及び検査並びにこれらに伴う処置	
⑧	受渡し,運搬、貯蔵	
⑨	非常の場合採るべき	
⑩	保安に関する記録	

(2)

	回　答	備　考
⑪	消化設備	再処理　総理府令第4条
⑫	安全上重要な施設	

⑬	不燃性	
⑭	難燃性	
⑮	水素	
⑯	接地	
⑰	熱的制限値	
⑱	加熱	
⑲	酸化	
⑳	水中	

第4問　「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく廃棄の事業に関して、次の問に答えよ。

(1)「核原料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物埋設の事業に関する規則第8条第2項」及び「核燃料物質等の埋設に関する措置等に係る技術細目を定める告示」において、廃棄体に係る技術上の基準が規定されている。次の文章はこれら廃棄体に係る技術上の基準のいくつかを記述したものである。文章の空欄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

(イ) 放射性廃棄物を容器に固形化する場合において、容器内に有害な [①] が残らないようにすること。

(ロ) [②] が申請書等に記載された最大 [②] を超えないこと。

(ハ) 次のような廃棄体の健全性を損なうおそれがある物質を含まないこと。

・爆発性の物質又は水と接触したときに爆発的に反応する物質

・[③] の物質

・自然発火性の物質

・廃棄体を著しく腐食させる物質

・多量に [④] を発生させる物質

(ニ) 埋設された場合において受けるおそれのある [⑤] に耐える強度を有すること。

(2) 次の記載内容について法令上違反しているか否かを答えよ。

また、違反している場合にはその理由を記述せよ。

(i) 放射性廃棄物を保管廃棄した場所を変更するので、変更前の保管廃棄した場所を記載した当該放射性廃棄物に関する記録を焼却した。

(ii) 廃棄物管理事業者が廃棄物管理施設の修理を行い、その状況とその担当者の氏名を記録したが、10年を経過しても同施設に異常がなかったので、当該記録を焼却した。

(3) 次の文章は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第51条の16第2項の規定に基づき、廃棄物管理事業者が検査に関して採るべき措置について述べたものである。次の文章の空欄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

(i) [①]、非常用電源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 [②] を [③] ごとに、当該装置全体の当該作動のための [④] を [⑤] ごとに行うこと。

(ii) 廃棄物管理施設の保安のために直接関連を有する計器及び [⑥] については、較正を [⑦] ごとに行うこと。

第4問解答例

(1)

	回　答	備　考
①	空げき	埋設　告示第4条、5条
②	放射能濃度	
③	揮発性	
④	ガス	
⑤	荷重	

(2)

（ｉ）×　：　違反

理由

保管廃棄した場所の変更は、設計及び工事の方法の認可を受け、使用前検査に合格する必要がある。その後古い検査記録等は処分しても問題はないが、計画段階での処分は違反である。

さらに当該放射性廃棄物に関する記録について、変更する前の放射線管理記録等についても含めているのであれば、10年保存と定められているため、いずれにしても違反である。

法令第51条の7(設計及び工事の方法の認可)

管理規則第6条(設計及び工事の方法に係る軽微な変更)

管理規則第26条(記録)

（ii）○　：　正解

解説：保守記録の保存において、廃棄物管理施設の修理の状況及びその担当者の氏名については一年間と定められており、違反ではない。

管理規則第26条(記録)

(3)

	回　答	備　考
①	警報装置	管理規則第30条
②	性能検査	
③	1月	
④	総合検査	
⑤	1年	
⑥	放射線測定器	
⑦	1年	

第5問　「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものを工場等の外において運搬する場合について、次の文章の空欄の部分に適切な数値又は語句を記せ。

〔解答例〕　㉑ ―― 東　京

(1)　核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたもの（以下本問において「核燃料物質等」という。）は、その区分に応じ次の種類の核燃料輸送物として運搬しなければならない。

(イ)　危険性が極めて少ない核燃料物質等として科学技術庁長官（以下本問において「長官」という。）の定めるもの　［①］型輸送物

(ロ)　長官が定める量を超えない量の放射能を有する核燃料物質等（(イ)のものを除く。）　［②］型輸送物

(ハ)　長官が定める量を超える量の放射能を有する核燃料物質等（(イ)のものを除く。）　［③］型輸送物又は［④］型輸送物

ただし、［⑤］及び［⑥］は、ＩＰ－１型輸送物、ＩＰ－２型輸送物又はＩＰ－３型輸送物として運搬することができる。

また、［⑦］を核燃料輸送物として運搬する場合には、核分裂性輸送物の技術上の基準に適合しなければならない。

(2)　核燃料輸送物（［①］型輸送物を除く。）の表面における長官の定める線量当量率は［⑧］ミリシーベルト毎時を、表面から［⑨］メートル離れた位置における長官の定める線量当量率は［⑩］ミリシーベルト毎時を超えてはならない。また、核燃料輸送物（［①］型輸送物を除く。）の表面において、アルファ線を放出する放射性物質の密度は［⑪］ベクレル毎平方センチメートルを、アルファ線を放出しない放射性物質の密度は［⑫］ベクレル毎平方センチメートルを超えてはならない。

(3)　核燃料輸送物を車両に積載した状態における線量当量率は、車両の表面では［⑬］ミリシーベルト毎時を越えず、車両の前面、後面及び両側面から［⑭］メートル離れた位置では［⑮］マイクロシーベルト毎時を越えず、車両による運搬に従事する者が通常乗車する場所では［⑯］マイクロシーベルト毎時を越えてはならないこととされている。

(4)　「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第59条の2第5項の規定による核燃料物質等の運搬の届出をして、運搬証明書の交付を受けようとする者は、運搬届出書を当該運搬の経路である区域を管轄する［⑰］に提出しなければならない。

［⑰］は、運搬の届出があった場合において、運搬の経路、日時その他総理府令で定める事項について必要な［⑱］をすることができる。

(5) 核燃料輸送物に火災が起こり、又は核燃料輸送物に延焼するおそれのある火災が起こった場合は、火災の ⑲ 又は延焼の防止に努めるとともに、直ちにその旨を ⑳ に通報すること。

第５問解答例

	回　答	備　考
①	L	外運搬規則第３条 外運搬規則第 11 条
②	A	
③	BM	
④	BU	
⑤	低放射性物質	
⑥	表面汚染物	
⑦	核分裂性物質	
⑧	2	外運搬告示 10 条
⑨	1	
⑩	0.1	
⑪	0.4	
⑫	4	
⑭	1	外運搬規則第５条 運搬規則第 11 条
⑮	100	
⑯	20	
⑰	都道府県公安委員会	法律第 59 条の二第５，６項 運搬届出総理府令第２条
⑱	指示	
⑲	消火	運搬規則第 18 条
⑳	消防吏員	

1．2 第３１回核燃料取扱主任者試験 核燃料物質の化学的性質及び物理的性質

第１問 定比からのずれ（x）が増加すると、二酸化ウラン UO_{2+x}（$x \geqq 0$）の下記に示す諸物性はどのような変化をすると考えられるか。横軸にｘを、縦軸に各物性をとり、その概略図を描け。また、そのように描いた理由を説明せよ。

(1) 酸素ポテンシャル

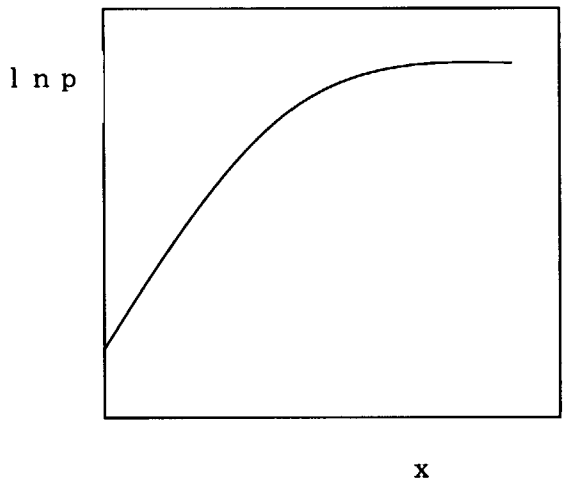
(2) 酸素の自己拡散係数

(3) 密 度

(4) 熱伝導率

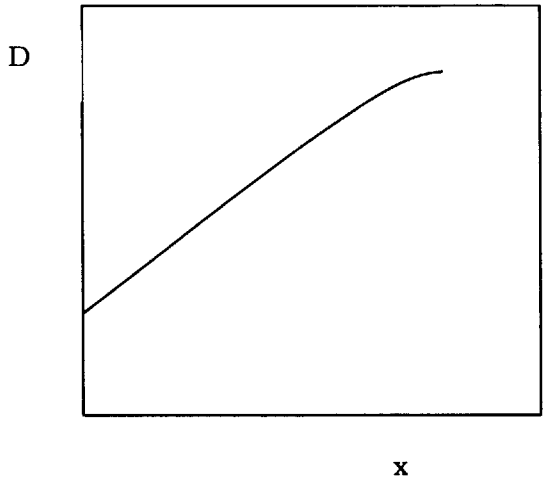
第１問解答例

酸素ポテンシャル



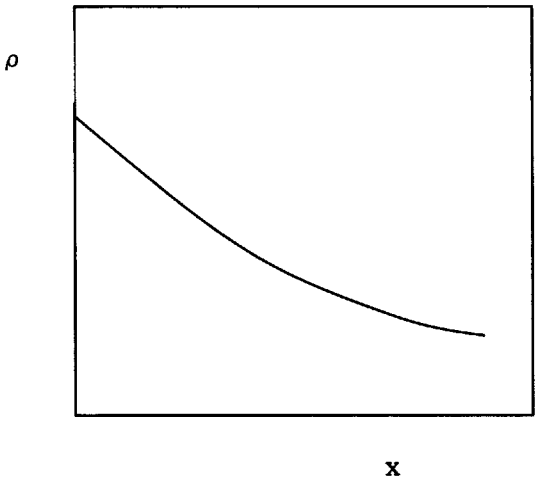
格子欠陥濃度に依存して増大するが、特にｘの小さい領域で顕著である。

酸素の自己拡散係数



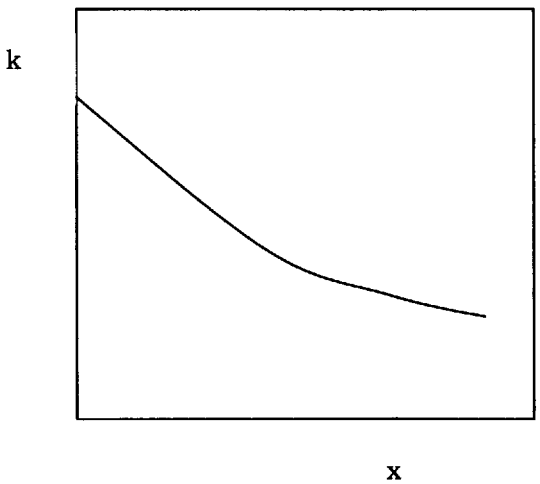
格子欠陥濃度に比例すると考えられるが、十分に定量的なデータはない。

密度



焼結温度を変えることでxを制御すると、このようにxと共に密度は低下する。雰囲気を変えると逆に増加するというデータもある。(無意味な設問である。)

熱伝導率



特にxの小さい領域で低下する。

第2問　軽水炉燃料の高燃焼度化において検討すべき重要な項目を二つ以上あげ、その要点を300字程度で説明せよ。

第2問解答例

① ＦＰガス放出量の増加

ＦＰガス生成量は燃焼度に比例して増大する。従ってガス放出率が一定であっても放出量は増大するが、高燃焼度化に伴って放出率も一般に増大する。(放出率はもともと一定になるべき量ではない。拡散モデルの考え方によれば、FP ガスは一時的に燃料中に保持されるだけ出あるから 100%放出に向かって増大すべきものである。) さらに高燃焼度では、低温のペレット外周部において UO_2 結晶が細粒化して、高圧の FP ガスを含む粗大化した気泡を取り囲み高いポロシティ率を持つリム組織となる。しかし、このリム部においては、大部分の FP ガスは、組織中に保持されていると見られる。放出されたＦＰガスは燃料棒の内圧を増大させる。

② 被覆管の腐食と水素化の促進

高燃焼度下では、被覆管の外面の腐食量は燃焼度に比例して、または加速して増大する。これに伴って内圧を支えるべき金属部が減少するばかりでなく、腐食に伴って吸収された水素がジルコニウム水素化物を作り、被覆管を脆化させる。

第3問　Purex 法再処理工場で使用済燃料よりウラン、プルトニウムをそれぞれ単独に分離するとする。これはどのような方法によって行われるか。ウラン、プルトニウム、核分裂生成物の化学的性質に基づき説明せよ。また、この分離プロセスにおいてアメリシウム、ネプツニウムはそれぞれどのような挙動をするか理由を附して説明せよ。

第3問解答例

ウランは硝酸中で6価、プルトニウムは4価が比較的安定であり、共に 3M の硝酸溶液から、30%TBP ドデカン溶媒に抽出され、1価のアルカリ元素, 2価のアルカリ土類元素、3価の希土類元素、その他の核分裂生成物の大部分、及び3価の陽イオンとして存在するアクチノイド元素は抽出されないため分離される。　有機相をウラン4価あるいはヒドラジンを含む 3M 硝酸と接触するとプルトニウムは3価に還元され、水相に逆抽出されウランと分離される。6 価に酸化されたウランは有機相に抽出される。　6 価のウランを含む有機相から希硝酸でウランを逆抽出し、ウランを単離する。　アクチノイド元素で3価が安定なアメリシウムは有機相に抽出されず、他の FP と共に水相に留まる。　ネプツニウム5価は有機相に抽出されず、水相に留まるが、酸化、還元条件により6価のネプツニウムが生成し、有機相中に抽出され、ウラン－プルトニウム分離工程で5価に還元され、プ

ルトニウムと共に水相に移行する。

第4問 軽水炉燃料を原子炉にて30 GWD/t程度燃焼させた場合、次のFPはどのような形で燃料中に存在するか。簡単に理由を附して説明せよ。

(1) Ce
(2) Pd
(3) I
(4) Kr
(5) Ru
(6) Ba
(7) Cs
(8) Pr
(9) ^{3}H
(10) Sr

第4問解答例

（1）Ｃｅ、（6）Ｂａ、（8）Ｐｒ、（１０）Ｓｒ：　酸化物を形成する。

（2）Ｐｄ、（5）Ｒｕ　：　貴金属元素であり、合金相を形成する。

（3）Ｉ：　ＣｓＩを形成する。揮発性である。

（4）Ｋｒ：　希ガスであり、一部が原子状に固溶するほか、一部は流界気泡を形成し、一部はプレナム部に放出される。

（7）Ｃｓ：　ＣｓＩを形成する他、燃料中低温部でウラン錯酸化物を作る。

（9）^{3}Ｈ：　被覆管中に移行する。

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

(1)　プルサーマル用MOX燃料

(2)　照射下での粒成長

---

(3)　高温ガス炉燃料

(4)　イエローケーキ

(5)　劣化ウランと減損ウラン

第５問解答例

（１）　プルサーマル用ＭＯＸ燃料

UO_2－PuO_2混合酸化物燃料であるが、軽水炉で使用するため、核分裂性のプルトニウム（^{239}Pu、^{241}Pu）含有割合をウラン燃料の濃縮度とほぼ同じ程度とする。このため全体のプルトニウム含有量は６％程度とする。このため物性的にはウラン燃料と大差ないが、核的には中性子吸収断面積が大きいなど、原子炉制御上の問題は増大する。

（２）　照射下での粒成長

核燃料は一般に焼結で製造され、１０ミクロン程度の結晶粒径をもっているが、照射下で高温条件におかれると、結晶粒の成長がおこる。UO_2の場合、その下限温度は１２００°Ｃ程度であり、その場合の結晶粒は正多角形的な形状をもっていることから、等軸晶とよばれる。（なお、高出力下で２０００°Ｃに近い温度領域ができると、半径方向に長く伸びた結晶粒が形成されて、柱状晶とよばれるが、実用燃料がこのような温度条件で使用されることはない。）

（３）　高温ガス炉燃料

高温ガス炉は実用されておらず、歴史的に種々の設計が考えられ、それに伴って燃料も種々のタイプが考えられた。いずれも黒鉛を構造の主体にするという点では共通している。日本で試みられているのは被覆粒子燃料とよばれるもので、UO_2の微少な球形粒子を黒鉛、炭化ケイ素などで被覆した燃料球を黒鉛マトリックス中に散在させたものである。

（4） イエローケーキ

ウラン鉱石の粗精錬後の製品の総称であり、６価のウランが一般に黄色を呈することからその名がある。具体的な化合物名としては、重ウラン酸アンモニウムである。

（5） 劣化ウランと減損ウラン

天然ウランを濃縮する工程で、廃棄物として生ずる^{235}Uをほとんど含まないウランを劣化ウランという。濃縮ウランを原子炉中で燃焼させることにより、濃縮度が天然ウラン（0.71 %）以下に低下したものを再処理により回収した場合、これを減損ウランという。なお、濃縮度が天然以下であるかどうかで区別しない場合には、一般に回収ウランとよばれる。

１．３ 第３１回核燃料取扱主任者試験 核燃料物質の取扱いに関する技術

第１問 核燃料施設の機能に関して以下の問に答えよ。

(1) 空欄部に適切な語句または簡単な文章を記入せよ。

〔解答例〕⑳ —— 日本の首都

核燃料施設においては、通常、核燃料物質は各工程ごとに［①］や［②］を変化させながら各工程間を移動する。従って、各工程を通じて［③］対策や［④］対策が必要となる。ウラン加工施設においては、［③］対策は、単一ユニットの［⑤］、［⑥］、［⑦］、［⑧］、［⑨］、［⑩］により核的制限を加えること、また、複数ユニットに関しユニット間の［⑪］又は［⑫］により行うこととされている。［④］対策は、［⑬］、［⑭］、［⑮］によって行うこととされている。

(2) ウラン加工施設の作業環境を監視する項目を３つ挙げその測定法を記せ。

第１問解答例

(1) ① 形状、 ② (化学)形態、 ③ 臨界防止、 ④ 被曝防止（又は放射性物質の閉じ込め）、 ⑤ 形状寸法、 ⑥ 質量、⑦ 容積、 ⑧ 溶液濃度、 ⑨ 中性子吸収材、 ⑩ これらの組合せ、 ⑪ 間隔の維持、 ⑫ 中性子遮蔽材の使用、 ⑬ 適当な遮蔽材を設ける（又は包蔵性） ⑭ 作業時間を制限する（又は負圧維持） ⑮ 線源からの距離を確保すること（又は排気処理）。

解説：①～④は、「核燃料施設安全審査基本指針」の「まえがき」からの出題と考えられる。⑤～⑫はウラン加工施設安全審査指針の指針10及び11からの出題と考えられる。⑬～⑮は「核燃料の臨界安全」核燃料施設臨界安全管理編集委員会、（財）原子力安全

研究協会　実務テキストシリーズ No.2 (1984)の p.118 からの出題と考えられる。

注記－　③の解答は、後に続く「単一ユニット」や「複数ユニット」という表現から自明である。しかし④の解答は、後の文を読んで導出することはむずかしい。④を（　）とすれば、⑬～⑮も（　）となる。

(2) ①　監視項目：空間線量測定

測定方法：電離箱サーベイメータまたは GM サーベイメータ、エリアモニタ、ＴＬＤ等による γ 線測定

②　監視項目：空気汚染測定

測定方法：ダストモニタ、ダストサンプラ、エアースニファ等によりろ紙に集塵し、α 線測定

③　監視項目：表面汚染測定

測定方法：スミヤ法による α 線測定

解説－　作業環境を監視する項目については、「ウラン加工施設安全審査指針　指針 6.放射線被ばく管理」及び「加工施設の設計及び工事の方法の技術基準　第 15 条放射線管理施設」に示されている。

参考文献

○ウラン加工施設安全審査指針

指針 6.　放射線被ばく管理（指針本文及び解説）

核燃料施設においては、放射線業務従事者の放射線被ばくを十分に監視し、管理するための対策が講じられていること。

1.　作業環境における放射線被ばく管理

ウランの取扱われる部屋の線量率、ウランの表面密度及び空気中濃度を十分に監視、管理するため

(1)　サーベイメータ、ダストモニタ等の監視設備・機器を設けること。

(2)　第１種管理区域入口等には、防塵マスク等適切な呼吸保護具を備えること。

(3)　適切なところに放射線管理担当者が駐在できる施設を設けること。この施設には放射線管理上必要な監視、通報設備が設けられていること。

○加工施設の設計及び工事の方法の技術基準より

第 15 条　放射線管理施設

加工施設を設置する工場又は事業所には、次に掲げる事項を計測する放射線管理施設を施設しなければならない。

三　管理区域における外部放射線に係る経済産業大臣の定める線量当量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によつて汚染された物の表面の放射性物質の密度

第2問 プルトニウム燃料に関して以下の問に答えよ。

(1) プルトニウムを用いた代表的な燃料は、二酸化ウランと二酸化プルトニウムを混合したMOX燃料であるが、これを軽水炉で使用する場合に、炉心設計上考慮すべき点を2つ挙げその対策を簡単に記せ。

(2) MOX燃料ペレット独特の品質規格に「プルトニウム分布の均一性」があるが、この検査法の名称と方法の概略を記せ。

(3) 「プルトニウム分布の均一性」が問題となる理由を記せ。

(4) MOX燃料ペレットに関する以下の検査法の概略を記せ。

1）同位体組成比
2）Pu含量
3）O/M比分析

第2 問解答例

(1)

①制御棒の効きの低下。: MOX 燃料を制御棒から熱中性子の平均自由行程の数倍程度の距離をとって配置する。

②減速材密度変化時の反応度変化が大。: UO_2燃料とMOX燃料の最適水対燃料体積比の不一致。MOX燃料の単位長さ当たりの量を減らす。

③局所的な出力ピーキングが大きくなりやすい。: UO_2燃料とMOX燃料の出力分布の不連続。MOX 燃料を最大出力密度の領域から遠ざけて配置する。また、数種類の富化度の燃料棒を使用し出力平坦化を実施する。

参考文献：三神尚、関本博訳、H. W. グレイブス、「核燃料管理の方法と解析」、第13章、現代工学社（1983）

(2) α オートラジオグラフィ

Puスポット検査（α オートラジオグラフィ法）

ペレットにニトロセルロースフィルムを密着させ、ペレット中から放射されるα線によりフィルムの原子結合部を破壊させＮａＯＨによりエッチングし、エッチピット集合部の径を測定する。

参考文献:「オートラジオグラフ法によるプルトニウムの粒度分布測定および性状把握」p. 4 公開試料 TN841-82-04

(3) ペレット内に PuO_2 濃度の高い部分(プルトニウムスポット)が生じると、ペレット内のプルトニウム分布が不均一になる。プルトニウムスポットでは核分裂が選択的に進行するため、局所的な発熱が起こり燃料温度の上昇やペレット表面近くにある場合には、部分的な被覆管温度上昇等の悪影響を及ぼす。また、FP ガス放出が大きくなる問題に発展する。

参考文献　「動力炉　燃料・材料ハンドブック」、p.274、日本原子力産業会議 (1998)

(4)

1)同位体組成比

精度の高い同位体組成比の分析には、MOX 燃料を溶解した後、イオン交換によりウランとプルトニウムを分離し質量分析装置により同位体組成比を測定する方法が用いられている。しかし、この方法では前処理に日数を要するため査察検査に対応するための分析法としては、好ましくない。そのため、プルトニウムから放出されたガンマ線を高分解能ガンマ線分析器で識別し、各エネルギーのガンマ線強度の相対比からプルトニウムの同位体組成比を算出する非破壊測定が広く保障措置分野等で利用されている。

参考文献：非破壊分析装置の概要　公開試料　PNC TN8440 95-040

2) Pu 含量

MOX 燃料中のプルトニウムの含量を測定する方法として同位体希釈質量分析法、電位差滴定法および電位規制クーロメトリ法がある。

- 同位体希釈質量分析法による測定では、MOX 試料(未知試料)にスパイク試料(同位体組成の異なる濃縮同位体)を添加し、質量分析装置により MOX 試料および混合試料（MOX 試料とスパイク試料を混合したもの）の同位体組成比を測定する。そして、この同位体組成比の違いから MOX 試料中のウランおよびプルトニウム濃度を算出する。
- 電位差滴定法によるプルトニウム量の求め方は、試料に硝酸とフッ化水素酸（1～2 滴）を加え加熱溶解・放冷後、硝酸銀と過硫酸アンモニウムを加えて、プルトニウムを VI 価に調整する。その後、標準溶液(鉄 II 価)を過剰に加えてプルトニウムを IV 価に還元する。過剰の標準溶液(鉄 II 価)を標準溶液(セリウム IV 価)で逆滴定し白金電極を用いて終点電位を確認して、プルトニウムを定量する。しかし、この方法は、アメリシウムおよびネプツニウム等の不純物の存在が妨害するため、現在では、他の分析法に変わりつつある。
- 電位規制クーロメトリ法によるプルトニウムの測定は、(1)式に示す反応で行われる。

$$Pu^{3+} \Leftrightarrow Pu^{4+} + e^- \qquad (1)$$

まず、プルトニウムが 100%Pu^{3+}となるための還元電位を設定し、還元を行う。次にこの Pu^{3+}を Pu^{4+}にするための酸化電位を設定する。この電位で酸化を行い、得られた電気量(クーロン数)からファラデーの法則に従いプルトニウム量に換算する。すなわち(2)式で示される電流の時間積分値からプルトニウム量を直接的に求めることができる。

$$\int_0^t I dt = Q = nF\frac{W}{M} \qquad (2)$$

I ：電解電流[A]

t ：時間[sec]

Q:全電気量[C]

F: ファラデー定数[96485C/mol]

W ：プルトニウム量[g]

M ：プルトニウムのグラム当量[g/mol]

n ：電解に関与した電子数[個]

ただし、ウランの比率の高い MOX 燃料(ATR 燃料)にはウランが間接的影響を与えるためこの分析法は適さない。

そのほか、保障措置情報を提供する非破壊分析には、パッシブ中性子同時計数法による Pu の定量が利用されている。この方法では、試料より放出される中性子を ^{3}He 比例計数管で計測し、その中性子分布（計数率変動分布）により Pu の同位体である Pu－238、Pu－240、Pu－242 からの自発核分裂量を導き出し、同位体組成比を使用して Pu 量を求めている。

参考文献：非破壊分析装置の概要　公開試料　PNC TN8440 95-040

3) O/M 比分析

0℃の水蒸気で飽和させたヘリウム-6%水素混合ガスを使って、800℃で試料を加熱すると、O/M 比がほぼ化学量論組成の MOX を調整することができる。したがって、この加熱処理で得られた試料の重量変化から O/M 比を計算する重量法が用いられている[1]。

その他、試料を空気中 850℃で空気酸化し、次いで還元ガス(NH 混合ガス)中 850℃で一定重量になるまで加熱し、得た重量から O/M 比を計算する酸化還元重量法や試料を空気中 850℃で空気酸化し、得た重量を測定し計算式から計算する酸化重量法などがサイクル機構のプルトニウム転換施設等で行われているようである[2]。

しかし、これらの測定には時間を要するため不活性ガス融解法による O/M の測定が行われ始めている。この方法では、黒鉛るつぼに試料および金属助燃剤をいれ、ヘリウムガス雰囲気中で試料を加熱融解した際に発生する酸素と黒鉛が反応し、生成する CO ガスを定量することで酸素含有率を求め、O/M を決定する[3]。

参考文献：

[1]" Standard Test Methods for Chemical, Mass Spectrometric, and Spectrochemical Analysis of Nuclear-Grade Mixed Oxides ($(U,Pu)O_2$) " , Annual Book of ASTM Standards, Vol.12.1 C698 (1990) 122-158

[2]「標準分析作業法」　公開試料　PNC TN8520 92-003

[3]「不活性ガス融解—非分散赤外吸収法による MOX 燃料の O/M 分析法の開発」　公開試料 PNC TN8410 95-105

第3問 以下(1)から(5)に示す文章は、ある放射性核種について記述したものである。それぞれの文章が下欄に示すどの放射性核種に当てはまるか、その核種を記せ。

〔解答例〕(6) —— Th-232

(1) 天然には存在しない半減期約70年のアルファ壊変核種。有為なガンマ線を放出しないが、この核種が存在すると、時間経過とともに高エネルギーガンマ線を放出する娘核種 Tl-208 を生成するので、量によっては取扱上遮へいを必要とする。

(2) 半減期約14年のベータ壊変核種。この核種は有為なガンマ線を放出しないが、時間経過とともに約60 keV のガンマ線を放出するAm-241 に変化するので、量によっては取扱上遮へいを必要とする。核分裂性核種。

(3) 半減期約18年のアルファ壊変核種。（α, n）反応及び自発核分裂により、再処理施設における中性子放出の主要源となる。この自発核分裂により僅かではあるが、再処理施設で短半減期 FP 核種が観測される。

(4) 天然中にも僅かな割合で存在している半減期約25万年のアルファ壊変核種。回収ウランのアルファ放射能に最も寄与する核種でもある。

(5) 半減期約88年のアルファ壊変核種。燃焼度が増した軽水炉燃料中のアルファ線及び崩壊熱の大部分はこの核種の寄与によるものである。また、（α, n）反応により、回収プルトニウムにおける中性子発生に最も寄与する。

U-232	U-233	U-234	U-235	U-236	U-237
U-238	Np-237	Np-238	Np-239	Pu-238	Pu-239
Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241	Am-242	Am-243
Cm-242	Cm-243	Cm-244			

第3問解答例

(1) U-232、(2) Pu-241、(3)Cm-244、(4)U-234、(5) Pu-238

第4問　高レベル放射性廃棄物の処分について、以下の問に答えよ。

(1)　高レベル放射性廃棄物の処分に関してはこれまで各種の方法が提案されているが、現時点で最も信頼性が高いとされているのは地層処分である。この地層処分方法の概要について記せ。

(2)　上記の地層処分では、高レベル放射性廃棄物を深地下に埋設することとされているが、その主な理由について考えられる点を3点以上列挙せよ。

第4問解答例

(1)　高レベル放射性廃棄物(HLW)の地層処分については、国によって多少のちがいがあるが、基本的には、(a)再処理第1抽出工程から分離された高濃度の核分裂生成物(原子力安全委員会資料の定義)をガラスの材料であるフリット(ホウ珪酸ガラス系)と混合して溶融、キャニスターと呼ばれるステンレス製の容器に流し込み固化、ふたを溶接封入(一般的には、この状態をガラス固化体と呼ぶ。)、(b)冷却貯蔵期間を経て花崗岩(花こう岩)などからなる深地層(国によって、想定される地層の種類や深さは自然環境等に応じて異なる。)坑道内に設けられたピットと呼ばれる縦穴に運び入れ周囲をベントナイト(工業用粘土の一種)で埋め戻し、最終的には坑道を埋め戻し閉鎖して処分することを想定している。

この安全評価においては千年を超える期間を想定し、そのときに重要となる核種(プルトニウムやネプツニウムなどの超ウラン元素(TRU。長半減期の核種)ほか)の想定される地層中での移動(この分野では移行という。)挙動、各種使用材料の耐久性や共存物質との安定性などを幅広く総合的に評価する必要がある。

(2)

①　長期間にわたる耐久性、信頼性

千年先の信頼性を実証するのはきわめて困難であるが、千年前の材料が現在どうなっているかを調べることは十分に可能である。耐久性加速試験にも限界があり、このことは人工的に作成した材料については特に重要である。数千年経過した人工ガラス(古代ガラス)、それより十分な時間を経過した天然ガラス(地球上の鉱物内)、宇宙ガラス(隕石や月の岩石中など)の知見などから総合すると、ガラス自体、金属酸化物(この場合は、核分裂生成物の酸化物)をよく溶かす一方で、なかなか地下水などには溶けにくい安定した材料である。また、耐熱性にも優れており、地層の中できわめて安定した材料である。

②　生物圏からの隔離

埋設を想定しているのは、深地層(数百メートルから千数百メートルの地下の地層)である。この場所は生物圏から十分に隔離されており、埋設が終わったあとを考えると放射線遮へいのために特別な措置を必要としない。また、1本あたり少なくても十数キロワットと想定される発熱に対しても、特別な熱除去(設備や施設)も必要としない。テロ対策としても有効で

ある。

③ 地下水と核種移行

埋設を想定している地層の種類はたとえば花崗岩などからなる近傍に断層や割れ目のない地層である。また、地下水が少ないまた移動の少ない地層(あるいは化石水(地表水と混ざることのない孤立した水)がわずかに存在する程度の地層)である。そのため、放射性物質を運び出す(核種移行の)可能性のある地下水がもともと浸入しにい構造である。たとえ水が侵入したとしても、その移動速度は高々年数ミリメートル程度である。また、深地層であるため生物圏から遠く、生物圏へその水が到達するのにきわめて長い時間がかかると考えられる。

④ 水の移動抑制

ガラス固化体を埋設したあと、その周辺はベントナイトで埋め戻すことを想定している。このベントナイトは、地下水などが侵入すると水を吸って膨らみ水の浸入路(水路。「みずみち」と読む。)を塞ぐ効果を持っている。また、その膨らんだ状態で水の移動速度を遅くする役目ももっている。このことは、仮にガラス固化体から放射性物質が地下水に溶け出たとしても、それが地層内を移動していく速度を大幅に遅くできることにつながる。入る水、出る水の両方に効果が期待されている。

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)と(3)(4)(5)は別の答案用紙に記入すること。)

(1) 不明物質量(MUF)

(2) ペント型燃料

---

(3) 不溶解性残渣

(4) 乾式再処理法

(5) 包蔵性管理

第5問解答例

(1) 核燃料物質の帳簿在庫と実在庫との差で、核物質の秤量誤差、計測誤差、分析誤差から生ずる量と測定できない工程上のロス量である。計量管理上はMUF量を極力抑える必要がある。真のMUFを把握するためには、計量技術の向上が必要。

(2) 高価な高速炉炉心を有効に働かないプレナム部分で占有するのは不経済であるから、ガス状 FP のみを燃料ピンからナトリウム冷却材に逃がし、ナトリウムが燃料ピンに侵入することのないような特殊構造を有する燃料。冷却材中の FP ガス量が増大するためそのコントロールが課題。

参考文献：三島良績編著“核燃料工学”同文書院、p. 77

(3) Purex 法において使用済燃料の硝酸溶解工程で発生する不溶解性物質のこと。組成は一定ではなく、溶解条件、燃料の燃焼度によって変化する。主成分は Ru-Rh-Pd-Tc-Mo5 元系金属間化合物であり、これに構造材料に起因する固体粒子、 Zr 錯体、コロイド等が混合している。

参考 http://sta-atm.jst.go.jp/jicst/NC/backend/sonota/sonota06/4sanko13.htm

(4) 使用済燃料を気体状、粉末状または溶融状にして再処理する方法のこと。水溶液を用いる湿式再処理に比べて、（1）水を用いないので、臨界制限がゆるやかである。（2）廃棄物が固体状で得られる。（3）有機溶媒を使用しないので放射線損傷の影響が少ない。（4）工程の数が少なく、かつ水溶液に比べて高濃度で処理されるので装置の寸法が小さくてすむ、などの利点がある。しかし、この乾式法は開発の初期の段階にあり、高温冶金法、フッ化物揮発法等の開発試験が行われている。乾式再処理には、大別して低除染法（高温法）と高除染法（ハロゲン化揮発法）がある。そのほかに湿式再処理と組み合わせた半乾式法もある。「Atomica の用語解説より」

乾式再処理法にはハロゲン化揮発法、高温冶金化学法がある。これらは、湿式法に比べ工程が簡単で廃液が少なく臨界安全管理も容易で、放射線損傷の影響も少ない等の利点がある。反面プロセスの安定性、粉体の取扱い、オフガス系、連続処理、除染係数等に解決すべき点が多い。

参考文献　鈴木篤之、他、「核燃料サイクル工学」、p.89、日刊工業新聞社 (1981)

(5) プルトニウム利用にかかわる安全確保は、プルトニウムを閉じ込めて取扱い（包蔵性管理）、体内に摂取されないようにすることが基本である。その閉じ込めの機構を確実にするため、施設及び設備の設計や管理に多重防護の概念が採用されている。

すなわち、第一に粉末やペレット等の固体状の取扱いはグローブボックス等に閉じ込め、液体などはステンレス鋼の容器や配管で隔離して、作業者が素手で直接接触しないようにした形で取り扱われることになる。

第二に、グローブの破損等で１次の閉じ込め機構から、プルトニウムが万一作業環境に漏洩した場合でも汚染の拡大を防止するため、建物内の空気の気流が汚染度の高い方向に流れるように大気に対して負圧管理がされている。

第三に、排風機の故障・異常に対して、予備の排風機及び非常発電機の設置の義務 が課せられていて、周辺環境にプルトニウムが漏洩することを確実に防止している。

参考文献：原子力百科事典 ATOMICA、

http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/owa/display?opt=1&term_no=09-03-01-05

１．４　第３１回核燃料取扱主任者試験　放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術

第１問　作業室の床面全域が ^{137}Cs で一様に汚染した。表面密度は 200 Bq/cm^2 で遊離性汚染である。この場合次の問に計算過程を示して答えよ。

(1)　表面密度と表面密度限度との比はいくらか。

(2)　全面マスクを着用して除染作業を行ったとき、作業者の吸入する空気中の ^{137}Cs 放射能濃度はいくらか。但し、全面マスクの防護係数を 50、除染作業による再浮遊係数を 5×10^{-5} cm^{-1} とする。

(3)　除染作業を１時間 40 分行った場合、作業者の ^{137}Cs の体内摂取量はいくらか。但し、作業者の呼吸率は毎分 0.02 m^3、作業中の空気中の放射性濃度は一定とし、吸入した ^{137}Cs はすべて体内にとどまるものとする。

第１問解答例

（１）　^{137}Cs は $\beta\gamma$ 放射体で、α 線は放出しないから表面密度限度は 40 Bq/cm^2 である。問題の表面密度と表面密度限度との比は、

$$\frac{200\,\mathrm{Bq/cm^2}}{40\,\mathrm{Bq/cm^2}}=5$$

（２）　再浮遊係数を表面密度に乗ずると再浮遊による空気中濃度が算定できる。

$$200\ (\mathrm{Bq/cm^2})\times 5\times 10^{-5}\ (\mathrm{cm^{-1}})=0.01\ \mathrm{Bq/cm^3}$$

マスクを着けた作業者が吸入する空気中濃度は、

$$0.01\ \mathrm{Bq/cm^3} \div 50 = 2\times 10^{-4}\ \mathrm{Bq/cm^3}$$

（注）マスクの防護係数は、作業環境空気中の放射性核種濃度が装着したマスク中の濃度の何倍になるか、その倍数である。

（３）　作業者が吸入する空気中濃度に作業者が吸入した空気の容積を乗ずれば体内摂取量が算定できる。作業者が吸入した空気の容積は、0.02 m^3/min×(60＋40) min ＝ 2 m^3 ＝2×10^6 cm^3 であるので、体内摂取量は

$$2\times 10^{-4}\ \mathrm{Bq/cm^3} \times 2\times 10^6\ \mathrm{cm^3} = 4\times 10^2\ \mathrm{Bq}$$

答　(1) 5,　(2) 2×10^{-4} Bq/cm^3 ，(3) 4×10^2 Bq

第2問 次の文章の空欄に入る適切な語句、数値又は記号を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ㉑ —— 核燃料

(1) ^{226}Ra—Be線源、^{124}Sb—Be線源の遮へいには、[①]線とγ線に対する考慮が必要である。

(2) β^+線の飛程は[②]線とほぼ同じであるが、最終的には[③]と結合して[④] MeVの消滅放射線を[⑤]本放出するので、これに対する遮へいが必要である。

(3) ある放射性核種の物理的半減期をT_p、生物学的半減期をT_bとすると、[⑥]半減期T_eはT_e = [⑦]で求められる。

(4) ある放射性核種の現時点における原子数をN_0、半減期をT (s) とすると、崩壊定数λは λ = [⑧]で、t秒経過後の原子数Nと放射能Aは、それぞれN = [⑨]、A = [⑩]で求められる。

(5) シンチレーション検出器は、放射線を感じて光に変換する[⑪]と、その光を検出する[⑫]とから構成される。

(6) ^{60}Coは[⑬]線と2本のγ線を放出し、このγ線のエネルギーは[⑭] MeVと[⑮] MeVである。

(7) 吸収線量の単位として、[⑯]が用いられる。1[⑯]は、放射線によって照射された物質[⑰]が放射線から[⑱]のエネルギーを吸収したときの吸収線量である。

(8) 自然放射線による被ばくは、年間約[⑲] mSvで、原子力施設周辺の一般公衆に対する線量限度の約[⑳]倍である。

第2問解答例

① －中性子 ② －β ③ －電子 ④ － 0.511 ⑤ － 2 ⑥ －実効
⑦ $-T_pT_b/(T_p+T_b)$ ⑧ － 0.693/T または ln2/T ⑨ $-N_0 e^{-\lambda t}$
⑩ $-\lambda N$ ⑪ －シンチレータ ⑫ －光電子増倍管 ⑬ －β
⑭ － 1.17 または 1.173 ⑮ － 1.33 または 1.333 ⑯ －グレイ

または Gy ⑰ － 1 kg ⑱ － 1 J または 1 ジュール ⑲ － 2.4 ⑳ － 20 （原子力安全委員会指針の軽水炉に対する ALARA の線量目標値である年間 50 μSv を“原子力施設周辺の一般公衆に対する線量限度”と解釈。）

第 3 問 次に①から⑤に示す放射性核種の空気中濃度の測定において、採取に用いる捕集材及び測定に用いる検出器として適切なものを、イに示す捕集材及びロに示す検出器の中からそれぞれ選択せよ。

〔解答例〕 ⑥ ^{235}U—水—TLD

① ^{90}Sr（粒子状）、 ② ^{239}Pu（粒子状）、 ③ ^{3}H（水蒸気状）
④ ^{131}I（ガス状）、 ⑤ ^{60}Co（粒子状）

イ．捕集材： ろ 紙
シリカゲル
活性炭カートリッジ

ロ．検出器： GM 検出器
NaI（Tl）シンチレーション検出器
液体シンチレーション検出器
ZnS（Ag）シンチレーション検出器

第 3 問解答例

① ^{90}Sr(粒子状)－ろ紙－GM 検出器
② ^{239}Pu(粒子状)－ろ紙－ZnS(Ag)シンチレーション検出器
③ ^{3}H(水蒸気状)－シリカゲル－液体シンチレーション検出器
④ ^{131}I(ガス状)－活性炭カートリッジ－NaI(Tl)シンチレーション検出器
⑤ ^{60}Co（粒子状）－ろ紙—NaI(Tl)シンチレーション検出器

第4問 放射線障害に関わる次の文章の中の空欄に最も適した語句を下から選び、その記号を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ⑪ —— (Q)

照射された個体うち、被ばく線量が少ない場合、あるいは局部照射された場合には急性死をまぬがれ、長期間生存を続ける。このような個体では、[①] 後、数年～数十年を経てから障害が現れることがある。このような長期間の [②] をもつ障害を晩発障害という。放射線業務従事者では、[③] 死を起こすような大線量被ばくをうける可能性は極めて [④] なことである。むしろ [③] 障害を起こさないような小線量被ばくをうける機会のほうが多いと考えられ、晩発障害が問題となる。晩発障害には次のようなものが考えられる。

(イ) [⑤]

皮膚、造血器官、骨、肺、甲状腺などに [⑤] の発生がみとめられている。種々の臓器・組織における致死性の [⑤] の発生確率を [⑥] という。

(ロ) 寿命の短縮

放射線照射をうけると、急性あるいは晩発性障害によって生存期間が短縮する。このほかに放射線は [⑦] 的老化を促進させ、その結果、寿命を短縮させる。

(ハ) 白内障

放射線によって目の [⑧] が照射されると、[⑧] の赤道付近の上皮細胞が障害をうけ、長い [②] をおいて [⑧] の混濁を起こす。これを放射線白内障という。白内障に対する中性子線の [⑨] は高く、X線やγ線に比べて [⑩] で発生する。

(A) 悪性腫瘍	(B) リスク係数	(C) 小線量	(D) 水晶体
(E) 潜伏期	(F) 非特異	(G) 被ばく	(H) 生物学的効果比
(I) ま れ	(J) 荷重係数	(K) 大線量	(L) 急 性
(M) 日常的	(N) 角 膜	(O) 特 異	(P) 良性腫瘍

第4問解答例

①－G（被ばく） ②－E（潜伏期） ③－L（急性） ④－I（まれ） ⑤－A（悪性腫瘍）
⑥－B（リスク係数） ⑦－F（非特異） ⑧－D(水晶体) ⑨－H（生物学的効果比）
⑩－C(小線量)

第5問 放射線防護に関連する次の用語について、簡単に説明せよ。

(1) 末しょう血液中の白血球像

(2) 線量率効果

(3) 軟ベータ核種

(4) ビルドアップ係数

(5) 制動放射線

第5問解答例

(1) 末しょう血液中の白血球像

体内を流れる血液中の白血球について、質的、量的、形態的に検査した結果の記録をいう。白血球像の主な項目は、白血球数及び白血球百分率である。白血球は、(無色の有核の細胞で、) 好中球 (かん球、分葉球、その他)、好酸球、好塩基球、リンパ球及び単球に分けられる。白血球は、1 mm^3 に約5,000～9,000個含まれている。

(2) 線量率効果

X線あるいはγ線など (低LET放射線) によって総線量を同じにして生物に1回照射を行ったとき、線量率が異なると効果の大きさが異なる場合が多い。一般に小さい線量率で照射すると同一効果を得るためには多くの総線量を必要とする。これを線量率効果という。生体に回復作用があるために起こる。

(3) 軟ベータ核種

^{3}H、^{14}C、^{35}S など低エネルギーのβ線だけを放出する放射性核種。

(4) ビルドアップ係数

広い線束 (ビーム) のγ線またはX線が物質中を透過するとき散乱線が加わり、細い線束の場合に適合する減衰の式 ($I = I_0e^{-\mu x}$) からずれてくる。ビルドアップ係数は、このずれを補正する係数であり、記号 B で通例表される。B は1より大きく、γ(X)線のエネルギー、物質の種類及び幾何学的状況などで異なった値となり、減衰式は $I = I_0Be^{-\mu x}$ で表される。ここに、x は物質の厚さ、μ は線減弱係数、I_0 は透過前の線量、I は透過後の線量である。

(5) 制動放射線

高速の荷電粒子が原子核に接近すると原子核との間の強いクーロン力によって加速度を

受けて運動エネルギーを失い、電磁波を放射することを制動放射といい、放射されるX線を制動放射線という。電子は質量が小さいので原子核との間のクーロン力によって運動エネルギーを失いやすく、そのため制動放射線を発生しやすい。

2．第３２回核燃料取扱主任者試験問題解答例

2．1　第３２回核燃料取扱主任者試験　核燃料物質に関する法令

第１問　次の文章は，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律並びにその関連する法令に関するものである。文章中の空欄にあてはまる適切な語句又は数値を番号とともに記せ。（なお，同じ番号には同じ語句又は数値が入る。）

〔解答例〕 ㉑ ―― 東　京

(1)　核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律は，［　①　］の精神にのっとり，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の利用が［　②　］に限られ，かつ，これらの利用が計画的に行われることを確保するとともに，これらによる［　③　］を防止し，及び核燃料物質を［　④　］して，公共の安全を図るために，製錬，加工，再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関する必要な規制等を行うことなどを目的とする。

(2)　加工事業者は，核燃料物質の取扱いに関して［　⑤　］を行なわせるため，核燃料取扱主任者免状を有する者のうちから，核燃料取扱主任者を選任しなければならない。また，加工の事業において核燃料物質の取扱いに従事する者は，核燃料取扱主任者がその取扱いに関して［　⑥　］に従わなければならない。

(3)　貯蔵の事業に関する規制に関して，通商産業大臣は事業の許可を受けようとする者から許可の申請があった場合においては，次の各号に適合していると認めるときでなければ許可をしてはならない。

一　使用済燃料貯蔵施設が［　②　］以外に利用されるおそれがないこと

二　その許可をすることによって原子力の開発及び利用の［　⑦　］に支障を及ぼすおそれがないこと

三　その事業を適確に遂行するに足りる［　⑧　］及び［　⑨　］があること

四　使用済燃料貯蔵施設の［　⑩　］が使用済燃料又は使用済燃料によって汚染された物による災害の防止上支障がないものであること

(4)　使用者は，次の核燃料物質の使用施設の工事について内閣総理大臣の検査を受け，これに合格した後でなければ，当該使用施設を使用してはならない。同様に，次の核燃料物質を使用する場合においては，［　⑪　］を定め，使用開始前に内閣総理大臣の認可を受けなければならない。

一　プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であって，プルトニウムの量が［　⑫　］以上のもの（密封されたものを除く。）

二　［　⑬　］ベクレル以上の使用済燃料

三　［　⑭　］であって，ウランの量が１トン以上のもの

四　ウラン及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であって，ウランの量が３トン以上のもの（液体状のものに限る。）

(5)　事業を廃止した加工事業者は，核燃料物質を［⑮］し，核燃料物質による汚染を［⑯］し，核燃料物質等を廃棄し，及び［⑰］を科学技術庁長官が定める機関に引き渡さなければならない。

(6)　周辺監視区域外の線量当量限度は，実効線量当量について１年間（四月一日を始期とする１年間をいう。以下同じ。）につき［⑱］シーベルトであり，皮膚及び眼の水晶体の組織線量当量についてそれぞれ１年間につき［⑲］シーベルトである。また，これにかかわらず，科学技術庁長官が認めた場合は，実効線量当量につき［⑳］シーベルトとすることができる。

第１問解答例

	回　答	備　考
①	原子力基本法	法律第１条
②	平和の目的	
③	災害	
④	防護	
⑤	保安の監督	法律第22条の２
⑥	保安のためにする指示	法律第22条の４
⑦	計画的な遂行	法律第43条の５
⑧	技術的能力	
⑨	経理的基礎	
⑩	位置、構造及び設備	
⑪	保安規定	施行令第16条の２
⑫	１ｇ	
⑬	3.7テラ	
⑭	六フッ化ウラン	
⑮	譲り渡	加工規則第14条
⑯	除去	
⑰	放射線管理記録	
⑱	１ミリ	線量告示第３条
⑲	５０ミリ	
⑳	５ミリ	

第2問　平成11年9月30日に加工施設の重大な事故が発生したことに伴い加工の事業についての保安対策の強化を図るとともに，加工の事業その他の原子力事業における核燃料物質の取扱い等について万全を期するため，第146国会（平成11年10月29日～平成11年12月15日）において核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律が改正された。その内容に関して以下の問に答えよ。

(1)　この法律改正の契機となった加工施設の重大な事故について，当該事故の概要及びその原因（核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及びその関係法令との関係にも言及すること）について述べよ。

(2)　次の文章は，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正に関するものである。文章中の空欄にあてはま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

(イ)　加工事業者は，加工施設の工事及び［　①　］について内閣総理大臣の検査を受け，これに合格した後でなければ，加工施設を使用してはならない。

(ロ)　加工事業者は，加工施設のうち政令で定めるものの性能について，内閣総理大臣が［　②　］回定期に行う検査を受けなければならない。

(ハ)　加工事業者，原子炉設置者，使用済燃料貯蔵事業者，再処理事業者，廃棄物埋設事業者及び使用者が定め，主務大臣の認可を受けなければならないものとされる保安規定に，核燃料物質の取扱い等に関する［　③　］についての規定を含むものとする。

(ニ)　加工事業者，原子炉設置者，使用済燃料貯蔵事業者，再処理事業者，廃棄物埋設事業者及び使用者は，［　④　］について，主務大臣が定期に行う検査を受けなければならない。

(ホ)　製錬事業者等が核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく命令の規定に違反する事実がある場合においては，これらの者の従業者は，その事実を主務大臣に［　⑤　］することができる。また，製錬事業者等は，［　⑤　］をしたことを理由として，その従業者に対して解雇その他不利益な取扱いをしてはならない。

第2問解答例

(1)　この加工施設における重大な事故は我が国で初めての臨界事故である。当時、この加工施設では作業員3名が濃縮度18．8％のウラン粉末を硝酸と純水を用いて溶解（硝酸ウラニルを生成）する作業をステンレス製のバケツを使用して行っていた。硝酸ウラニルを均一化する作業は、本来ならば臨界管理のため形状制限された細長い貯塔を用いて1バッチごとに管理して行わな

ければならなかったが作業効率のため太くて大きい沈殿槽を使用し複数バッチの処理をしていた。この中にバケツで溶解した硝酸ウラニル溶液を注入していったところ、沈殿槽の臨界質量制限量を大きく超えたウランが注入され臨界事故が発生した。この事故では作業員2名が死亡した他、多くの地域住民が被ばくした。

この加工施設では、加工の事業を行うに際し原子炉等規制法に基づく許認可を得、また保安規定及び作業手順書を定めてはいたが、沈殿槽の臨界質量制限値を超えて作業を行ったことは保安規定違反であり、この他、下部規定の手順書や核燃料取扱主任者の関与等の点でも多くの問題点が指摘された。

(2)

	回　答	備　考
①	性能	法律第 16 条の 3
②	毎年	法律第 16 条の 2
③	保安教育	法律第 22 条
④	保安規定の遵守の状況	
⑤	申告	法律第 66 条の 2

第 3 問　核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 46 条の 7 第 2 項には，内閣総理大臣が再処理の事業の指定を取り消し，又は一年以内の期間を定めてその事業の停止を命ずることとされる事項が 16 号にわたって挙げられている。このうち 5 つを挙げよ。

第 3 問解答例

法律第 46 条の 7(指定の取消し等)　第 2 項　参照

（1 号から第 16 号のうち 5 つを記載する。）

第4問 核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）に基づく廃棄の事業等に関して，次の問に答えよ。

次の文章は，原子炉等規制法及びその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。文章中の空欄に入る適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ⑪ —— 東　京

(1) 加工事業者は，核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物（輸入されたものを除く。）を加工施設を設置した工場又は事務所の外において廃棄する場合には，保安のために必要な以下の措置を講じなければならない。

a．核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの（以下「放射性廃棄物」という。）は，［ ① ］の効果を持った廃棄施設に廃棄すること。

b．当該廃棄施設を置した者に，当該放射性廃棄物に関する［ ② ］の写しを交付すること。

(2) 廃棄物埋設事業者は，廃棄物埋設を行う場合においては，廃棄物埋設施設，埋設しようとする放射性廃棄物及びこれらに関する保安のための措置が以下の基準に適合することについて，内閣総理大臣の［ ③ ］を受けなければならない。

a．廃棄物埋設施設及びこれに関する保安のための措置に関し，埋設開始前においては，埋設を行おうとする場所にたまっている［ ④ ］を排除し，埋設時においては，当該場所に［ ⑤ ］が浸入することを防止する措置を講ずること。

b．廃棄物埋設施設及びこれに関する保安のための措置に関し，廃棄物埋設地は，土砂等を充填することにより，当該廃棄物埋設地の埋設が終了した後において［ ⑥ ］が残らないように措置すること。

c．廃棄物埋設施設及びこれに関する保安のための措置に関し，埋設を行うことによって，廃棄物埋設施設を設置した事業所に埋設された放射性廃棄物に含まれる［ ⑦ ］の種類ごとの放射能の総量が申請書等（※）に記載した［ ⑦ ］の種類ごとの総放射能量を超えないこと。

d．放射性廃棄物及びこれに関する保安のための措置に関し，放射線障害防止のため，放射性廃棄物を科学技術庁長官の定める方法により容器に［ ⑧ ］してあること。

e．放射性廃棄物及びこれに関する保安のための措置に関し，表面の放射性物質の密度が科学技術庁長官の定める表面密度限度の ⑨ を超えないこと。

f．放射性廃棄物及びこれに関する保安のための措置に関し，廃棄体の ⑩ を損なうおそれのある物質として科学技術庁長官の定める物質を含まないこと。

※申請書等：原子炉等規制法第51条の2第1項又は同法第51条の5第1項の許可に係る申請書及び同法第62条第1項の規定により許可の際に附された条件を記載した書類

第4問解答例

	回　答	備　考
①	放射線障害防止	外廃棄規則第2条
②	記録	
③	確認	法律第51条の6
④	水	埋設規則第6条
⑤	雨水等	
⑥	空げき	
⑦	放射性物質	
⑧	固形化	埋設規則第8条
⑨	10分の1	
⑩	健全性	

第5問　「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき，核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場等の外において運搬する場合について，次の文章の空欄の部分に適切な数値又は語句を記せ。

〔解答例〕　㉑ ―― 東　京

(1)　[①] 輸送物，[②] 輸送物又は [③] 輸送物を運搬する場合は，使用者等は核燃料輸送物が技術上の基準に適合することについて科学技術庁長官（以下本問において「長官」という。）の確認を受けなければならない。また，使用者等は，運搬に使用する容器について，あらかじめ，長官の [④] を受けることができる。この場合において，[④] を受けた容器は核燃料輸送物に関する技術上の基準のうち [⑤] に関する基準は満たされたものとする。

(2)　A型輸送物として運搬できる核燃料物質等の [⑥] の量の限度は，核燃料物質等が [⑦] の場合は [⑧] 値といい，[⑦] 以外の場合は [⑨] 値という。

(3)　核分裂性物質（ウラン233，[⑩]，プルトニウム238，[⑪]，[⑫] 及びこれらの化合物並びにこれらの1又は2以上を含む核燃料物質（長官の定めるものを除く。））を運搬する場合は，核分裂性輸送物の技術上の基準に適合しなければならない。

(4)　特定核燃料物質を運搬する場合，発送人の工場等から受取人の工場等に搬入されるまでの間における運搬に責任を有する者を明らかにし，運搬の責任が [⑬] される時期及び場所その他総理府令で定める事項について，発送人，運搬に責任を有する者及び受取人の間で [⑭] が締結されるように措置しなければならない。この [⑭] について，総理府令に定めるところにより科学技術庁長官の [⑮] を受けなければならない。

(5)　核分裂性輸送物は次のいずれの場合にも臨界に達しないものでなければならない。

(イ)　長官の定める [⑯] の条件の下に置くこととした場合

(ロ)　長官の定める核分裂性輸送物に係る [⑰] の試験条件の下に置いたものを長官の定める [⑯] の条件の下に置くこととした場合

(ハ)　当該核分裂性輸送物と同一のものを長官の定める [⑱] の条件の下で，当該核分裂性輸送物の [⑲] の5倍に相当する個数積載することとした場合

(ニ)　当該核分裂性輸送物と同一のものであって長官の定める核分裂性輸送物に係る [⑰] の試験条件の下に置いたものを，長官の定める [⑱] の条件の下で，かつ，当該核分裂性輸送物の相互の間が最大の [⑳] になるような状態で，[⑲] の2倍に相当する個数積載することとした場合

第5問解答例

	回　答	備　考
①	A型	法律第59条
②	BM型	
③	BU型	
④	承認	
⑤	容器	
⑥	放射能	外運搬告示第3条
⑦	特別形核燃料物質等	
⑧	A1	
⑨	A2	
⑩	ウラン235	外運搬規則第11条
⑪	ﾌﾟﾙﾄﾆｭｳﾑ239	
⑫	ﾌﾟﾙﾄﾆｭｳﾑ241	
⑬	移転	法律第59条の3 外運搬規則17条の7
⑭	取決め	
⑮	確認	
⑯	孤立系	外運搬規則第11条
⑰	特別	
⑱	配列系	
⑲	輸送制限個数	
⑳	中性子増倍率	

２．２　第３２回核燃料取扱主任者試験　核燃料物質の化学的性質及び物理的性質

第１問　核燃料物質の性質に関する以下の文章の空欄に入る適切な語句又は数式を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ⑪ —— 東　京

UC や UN などの [①] 型結晶構造（格子定数を a とする。）を有する核燃料において，最近接原子間距離を r，原子のジャンプする頻度を f とすれば，原子の自己拡散係数 D は [②] で与えられる。また，格子定数 a と r との間には [③] の関係がある。UC や UN 内における原子の拡散機構としては，U は [④] 機構により，C や N は [⑤] 機構により，拡散すると言われている。

一般に，核燃料 UO_2 の粒成長は拡散係数が [⑥] イオンである [⑦] の拡散により，酸化は [⑧] イオンである [⑨] の拡散で支配される。照射下におかれた二酸化ウラン燃料中のウランの拡散係数は未照射材と比べて，[⑩] する。

第１問解答例

①岩塩(NaCl)②$D=(1/3)r^2f$　③a=2r④陽イオン空格子⑤格子間⑥遅い⑦陽イオン⑧速い⑨酸素⑩増大

第２問　軽水炉において，二酸化ウラン燃料を MOX（混合酸化物）燃料に変えて使用するときの注意点及び物性への影響を，以下に示す項目に関し，具体的に述べよ。

(1)　核特性

(2)　融　点

(3)　酸素ポテンシャル

(4)　クリープ

第２問解答例

（１）　（核特性）　プルトニウムの各核種は、ウラン核種に比べて中性子吸収断面積（核分裂断面積を含む）が大きく、核分裂あたりの中性子数が多い。従ってプルトニウム炉心には、制御棒等、制御手段としてウラン炉心の場合より大きい中性子吸収能力が要求される。さらに^{239}Ｐｕには、核分裂断面積が単純な１／ｖ特性に従わない、

遅発中性子割合が小さい、等の制御をより困難にする要素もある。

（2）　（融点）　PuO_2の融点（通常の酸素圧力下では実現されないが）はUO_2の融点より３００°C程度低い。UO_2－PuO_2固溶体の融点は、PuO_2割合に従って単調に低下するが、MOX燃料ではPu割合が小さいために、高速炉用MOX燃料でもその低下量は１００°C程度以下である。

（3）　（酸素ポテンシャル）　PuO_2はPuの最終酸化物であり、酸素分圧（酸素ポテンシャル）がUO_2に比べて大きい。MOX固溶体の場合も、酸素分圧は高くなる傾向にある。

（4）　（クリープ）　上記の、酸素ポテンシャルが高いという性質は、格子欠陥濃度が大きいことに関連し、従って格子欠陥の移動が関係する現象はUO_2に比べて活発になる傾向がある。クリープはその一例であり、クリープ速度は大きくなる。

第３問　アクチノイド元素の水溶液化学についての次の各文章について，正しいものについては○印を，誤っているものには×印をつけ，誤りを理由をつけて指摘せよ。

〔解答例〕 (8) ―― ○

(9) ―― ×（誤りを理由をつけて指摘すること）

(1)　アクチノイド元素はランタノイド元素と同じくⅢA元素に属するので水溶液での化学的性質はランタノイド元素と同じである。

(2)　ウランを硝酸水溶液に溶かすと $UO_2(NO_3)_2$（ウラナス）となる。これを Fe^{2+} により還元すると $U(NO_3)_4$（ウラニル）となる。

(3)　アクチノイド元素は4f電子の遷移による光の吸収のため水溶液中で次のような変化に富む色が見られる：Th^{4+}（無色），U^{4+}（赤色），UO_2^{2+}（緑色），Pu^{4+}（無色）

(4)　アクチノイドイオンはpHが高くなると加水分解しやすい。加水分解のしやすさは次の順である：$M^{4+} > M^{3+} > MO_2^{+} > MO_2^{2+}$

(5)　Pu^{4+} は Fe^{2+} によって Pu^{3+} に還元されるが U^{4+} によっては Pu^{3+} に還元されない。

(6)　プルトニウムを硝酸水溶液に溶かすと Pu^{4+} のみができる。

(7)　UF_6 より UO_2 に再転換する方法の一つであるADUプロセスは UF_6 を水溶液に溶解後，アンモニア水を加えADU($UO_2(OH)_2$）として沈澱を作り，ろ過後ばい焼して UO_2 の粉末を作るものである。

第３問解答例

（１） X アクチノイド元素はグループ３ アクチノイドグループ、 ランタノイド元素はグループ３ランタノイドグループに属し、Am 以上のアクチノイド元素の水溶液中の化学的性質は比較的ランタノイド元素のそれに類似するが、Pu 以下のアクチノイド元素の水溶液中の化学的性質は対応するランタノイド元素の水溶液中の化学的性質と全く異なる。

（２） X ウラニル UO_2^{++} イオン ウラナス U^{4+} イオン になる。

（３） X U^{4+} （青緑） UO_2^{++}（黄色） Pu^{4+}（褐色、 濃い硝酸中で緑）

（４） X $M^{4+} > MO_2^{2+} > M^{3+} > MO_2^{+}$

（５） X U^{4+} によって Pu^{3+} に還元される。

（６） X Pu^{3+}, Pu^{4+} PuO_2^{2} が共存する場合がある。

（７） X ADU $(NH_4)_2U_2O_7$ ろ過ばい焼して U_3O_8 とし、さらに H_2 気流中で加熱して UO_2 粉末を作る。

第４問 軽水炉用 UO_2 燃料ペレットを 50,000 MWD/t 程度まで燃焼させたときの組織変化について説明せよ。

第４問解答例

燃料ペレットの組織変化は、燃焼度の大小よりも線出力密度による差が大きい。ＰＷＲ、ＢＷＲともに炉心平均の線出力密度は 180W/cm 程度であるが、軸方向に分布があり、さらにＢＷＲ燃料では燃料棒毎の差が大きいので、最高位置では 400W/cm 程度に達する。炉心平均出力程度では、燃料中心温度は 1000°Ｃに達せず、ペレットに割れが生じて断片が移動する（リロケーション）以外は、おおむね焼結時の組織が保存される。

最高出力位置では、中心温度は 1500°Ｃ近くに達し、中心付近では結晶粒成長（等軸晶）がおこり、また中心に製造時気泡、ＦＰ気泡が集まって中心孔ができることがある。

このような組織変化は、燃焼度の増大と共により低温側（外側）に移動すると考えられるが、燃焼度の効果は温度の効果ほど大きくない。また、50,000 MWd/t まで照射する間には燃料体のシャフリングが行われ、そのモードにより温度が大きく変わるので、燃焼度効果を論ずるのは困難である。

なお、軽水炉燃料で燃焼度が約 40MWd/kgU を超えるとペレット外周部（リム部）の 100-数 100μm に燃焼度とポロシティ率の高い領域が出現し、これをリム効果と呼ぶ。これは、238-U の共鳴吸収によりプルトニウムが蓄積し、局所的に燃焼度が高くなるためであり、UO_2 結晶が細粒化して、高圧の FP ガスを含む粗大化した気泡を取り囲み高いポロシティ率を持つ組織となる。このリム組織は、局所燃焼度約 70MWd/kgU 以上で温度約 1100℃以下で生ずる。

第5問 核燃料物質に関連して，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) 岩石型燃料

(2) 累積焼鈍パラメータ

(3) 二酸化ウランの相合蒸発と非相合蒸発

---

(4) 照射成長

(5) ウラン廃棄物

第5問解答例

（1） 岩石型燃料

プルトニウムを燃料物質とし、親物質を含まない自然界に存在する安定な岩石類似化合物で構成された、ワンススルー型の燃料。親物質を含まないためプルトニウムの高い燃焼率が達成できプルトニウムの効率的な削減が可能なこと、使用済燃料も安定な岩石類似化合物の集合体となるため直接地層中処分が可能であること、核拡散に対して高い抵抗性があること等の特徴を有する。燃料候補材としては、安定化ジルコニア、スピネル、アルミナ等が検討されている。

（2） 累積焼鈍パラメータ

被覆管の熱処理履歴を一元的に表す指標として提案されたものであり、以下のように定義される。

$\Sigma Ai = \Sigma ti \cdot \exp(-Q/RTi)$

ここで ΣAi は累積焼鈍パラメータ(h)、ti は加熱保持時間(h)、Q は活性化エネルギー、R はガス定数、Ti は加熱温度である。この累積焼鈍パラメータは被覆管の金属間化合物の平均粒径と相関を持っており、被覆管の耐食性とも相関を示す。このため被覆管の耐食性を調整するための指標として用いられている。

（3） 二酸化ウランの相合蒸発と非相合蒸発

二酸化ウランは O/U=2 の時に固相の組成と気相の組成が一致し、相合蒸発となる。一方 O/U が2からずれている場合は固相の組成と気相の組成は一致せず、非相合蒸発となり、

蒸発の進行とともに固相の組成が変化する。過定比UO_{2+x}では気相の O/U 比は固相のそれより大きく、蒸発の進行とともに、固相の組成は定比組成に近づく、逆に亜定比 UO_{2-x}では気相の O/U 比は固相のそれより小さいのでやはり、蒸発の進行とともに、固相の組成は定比組成に近づく。

（4） 照射成長

ジルカロイ被覆管は、高速中性子の照射を受けると長さ方向に伸びる。これを照射成長という。これは、ジルコニウムは六方晶でありその底面は被覆管の軸方向と平行であるが、照射により六方晶の c 軸方向に収縮し、a 軸方向に拡がるためである。この照射成長量は、高速中性子照射量、従って燃焼度にほぼ比例する。

（5） ウラン廃棄物

原子力発電所で使用する核燃料の加工施設、濃縮施設等から発生する放射性廃棄物をいう。再処理による回収ウランや劣化ウランは含まれない。ウラン廃棄物は、ウランの転換・成型加工、濃縮等に伴って発生する半減期が極めて長いウラン及びその娘核種を含んでいること、放射能レベルが極めて低い廃棄物が大部分を占めること等の特徴を有しており、段階管理を伴わない簡易な方法による浅地中処分を行うことが検討されている。

2．3 第３２回核燃料取扱主任者試験 核燃料物質の取扱いに関する技術

第１問 この流れ図はウラン精製過程の概略を示したものである。以下の問に答えよ。

鉱 石
↓
酸浸出
H_2SO_4 → ↓
「①」
↓
溶媒抽出
0.05 M−HCl → ↓
「②」
↓
電 解
↓
「③」
↓
フッ化
HF → ↓
脱 水
↓
「④」

(1) 流れ図の中の①から④までの空欄に最適なウラン化合物の化学式を記入せよ。
〔解答例〕 ⑤ —— U_3O_8

(2) ①の物質を取り扱う際の注意点を放射線防護の観点から簡潔に述べよ。

(3) 溶媒抽出過程で用いられるパルスカラム法について簡単に説明せよ。

(4) ④の物質は濃縮のため UF_6 に変換される。その化学反応式を示せ。

(5) UF_6 の取り扱い上の注意点を述べよ。

第１問解答例

(1) ① $UO_2(SO_4)$ ② UO_2Cl_2 ③ UCl_4 ④ UF_4

参考文献 三島良績、他、「核燃料工学」、p.153、同文書院 (1982)

(2)天然ウランに対する一般的な放射線防護に関する注意点を述べる。天然ウランの比放射能が低いため、外部被曝管理は問題ない。しかし、体内に摂取された場合は、放射性物質としての内部被曝管理が重要となる。したがって、天然ウランが粉体あるいはガス状として

存在する工程の汚染管理は重要で、取扱いはできるだけフード内で行うようにする。

しかし、この問題設定で対象となっている $UO_2(SO_4)_3^{4-}$ は、液体中に存在するイオンであるので問題作成者の意図する解答とは違うであろう。

(3) 塔状円筒の途中に有孔板を置いて比重の小さな有機相の上昇に際していったん保持し、圧力パルスを与えることによって細かく分散した溶媒が水層の中を有孔板の間隔を水相を通って上昇する。パルスカラムは他の型の接触器よりも性能が格段と改善されており、また、装置も単純かつ信頼性が高い。

参考文献：「原子力化学工学第ＩＩ分冊、核燃料・材料の化学工学、清瀬量平訳、日刊工業、 s 59.3.30. p. 66～69

(4) $UF_4+F_2 \rightarrow UF_6$

(5) UF_6 は、常温・常圧下では無色透明の固体であるが、低圧にしたり温度を高めると容易に気化し、高温・高圧化では液体となる。UF_6 は、三重点(64℃、1138mmHg)以上の温度と圧力下で液化し、UF_6 シリンダーに充填されてウラン濃縮工場に出荷される。

UF_6 シリンダーなどの容器に充填された UF_6 を加熱液化する場合には35%程度の体積膨張があるので液圧破裂を避けるためには、過充填を避けるように注意する。

UF_6 は液化して UF_6 シリンダーに充填されるが、シリンダー運搬時にはシリンダー内の UF_6 は固体となっており、重心位置が空シリンダーと大きくズレている場合が多いので、転倒防止に注意する。

UF_6 は、水とは烈しく反応する。このとき

$$UF_6+2H_2O \rightarrow UO_2F_2+4HF$$

の反応によって有害なフッ化水素を発生するので取り扱いには注意する。

ガラスに対しては、水分が存在すれば次の反応によって

$$UF_6+2H_2O \rightarrow UO_2F_2+4HF$$

$$SiO_2+4HF \rightarrow SiF_4+2H_2O$$

SiF_4 と UO_2F_2 が生成する。また、UF_6 は金属と反応して UF_4 を生成するが、純金属では Al, Ni, Cu などが比較的耐食性が高い。通常の有機溶媒に対して激しく反応し、また、通常のゴムは気体 UF_6 によって火を発して作用する場合があるのでパッキングとしてはフッ素樹脂系あるいは金属系のものが用いられる。

参考文献：「燃料サイクルフロントエンドＩ　ウラン資源・ウラン精錬およびウラン濃縮教育資料１　PNC TN8420 91-009」p. 26、27

第2問 プルトニウムの取扱いに関して以下の問に答えよ。

(1) 混合酸化物（MOX）を調製する方法として共沈法と機械混合法がある。それぞれについて，概略を説明し，長所及び短所を挙げよ。

(2) プルトニウム燃料製造施設ではウラン燃料製造施設にはない，厳しい管理が必要となる。それらのうち，次のア～ウについて取るべき対策を示せ。

ア．包蔵性管理

イ．外部被ばく管理

ウ．臨界管理

第2問解答例

(1) 共沈法は原料となる硝酸プルトニウムに硝酸ウラニルを加えておいて、この液にシュウ酸を加えて、U, Pu の混合シュウ酸塩を同時に沈殿させ、これをばい焼して混合酸化物を作る方法である。長所は、機械混合法に比べて微細によく混合している利点がある。機会混合法は UO_2 と PuO_2 とを別々に作っておいて、それらの粉末をボールミルなどで機械的に混合する方法である。相互の粉末の粒度が適当であれば十分よく混合できるがその条件を整えるのが難しい。しかし共沈法よりコストは安い。

参考文献：「原子炉燃料、菅野昌義　著、p. 180 東京大学出版会１９７６」

共沈法は、再処理工程で得られる硝酸プルトニウムから ADU 法で水酸化物を得るところで UF_6 より作ったフッ化ウラニル(UO_2F_2)を溶液にまぜ、いっしょに混合物として沈殿させて混合酸化物粉末を得る方法である。均一に混ぜる点では、この方法がすぐれているが、水を使った方法であるため臨界管理が厳しくなり単位作業量が小さくなり不利である。

参考文献：三島良績編著「核燃料工学」 p. 183 同文書院（1982）

(2)

ア．第31回 第5問 (5) を参照。

イ．Pu の放出する α 線と β 線はあまり問題とならない。^{238}Pu、^{240}Pu、^{242}Pu 等の偶数核種の自発核分裂及び（α, n）反応に伴って発生する高速中性子、及び ^{236}Pu、^{238}Pu 及び ^{241}Pu の各娘核種（^{237}U や ^{241}Am 等）からの γ 線に対する被曝対策が必要である。中性子の遮蔽にはアクリル板やポリエチレン板を用いる。γ 線の遮蔽には鉛ガラスを用いる。Pu を多量に取り扱う大型施設では、自動化による外部被ばく防止が図られている。

参考文献　「動力炉　燃料･材料ハンドブック」、p. 265、日本原子力産業会議（1998）

ウ．プルトニウムの臨界量はウランに較べて小さいので、より厳しい臨界管理が求められる。1バッチ当りの取扱量を少なくする必要がある。

^{239}Puの最小臨界量は溶液で0.51kg、金属で5.6kgであり、^{235}Uのそれは溶液で0.82kg、金属で22.8kgであり、それぞれウランの場合の60%及び25%である。

MOX燃料の場合、MOX中の^{239}Pu、^{241}Pu、^{235}Uの総量を制限値以下とする。

参考文献　「動力炉　燃料・材料ガイドブック」、p.265、日本原子力産業会議 (1998)

第3問　以下の臨界防止に関する文章中の空欄の部分に記入すべき最もふさわしい数値または語句を，下に示した(ア)から(ネ)の中から一つずつ選び，番号とともに記号で記せ。

〔解答例〕 ⑪ —— (ノ)

(1)　ウラン-233水溶液の最小臨界質量は [①] kg，ウラン-235水溶液の最小臨界質量は [②] kg，プルトニウム-239水溶液の最小臨界質量は [③] kgとされている。

(2)　臨界量は核分裂性物質がどのような幾何学的形状に置かれているかにも依存する。無限円筒を仮定した場合，ウラン-233水溶液入り容器直径の最小臨界値は [④] cm，ウラン-235水溶液入り容器直径の最小臨界値は [⑤] cm，プルトニウム-239水溶液入り容器直径の最小臨界値は [⑥] cmとされている。

(3)　臨界となる可能性は核分裂性物質自身の量や特性のみならず，その周囲の条件，すなわち非核分裂性物質との相互作用にも依存する。そのような物質として特に大切なのは，中性子に対して [⑦] や [⑧] をもっている場合である。

(4)　ウラン水溶液の場合に4因子公式を当てはめれば，水対ウラン比が大きくなるにつれて主として [⑨] が大きくなり，逆に [⑩] が小さくなる。

(ア) 0.22　(イ) 0.35　(ウ) 0.51　(エ) 0.59　(オ) 0.82　(カ) 0.96

(キ) 9.4　(ク) 10.7　(ケ) 11.2　(コ) 12.4　(サ) 13.8　(シ) 15.6

(ス) 共鳴を逃れる確率　(セ) 中性子再生率　(ソ) 熱中性子利用率

(タ) はやい中性子による核分裂係数　(チ) 増殖効果　(ツ) 透過効果

(テ) 加速効果　(ト) 減速効果　(ナ) 反射効果　(ニ) 化学的両立性

(ヌ) 機械的両立性　(ネ) 距　離

第 3 問解答例

(1) ① (エ)、② (オ)、③ (ウ)
(2) ④ (ケ)、⑤ (サ)、⑥ (コ)
(3) ⑦ (ト)、⑧ (ナ)
(4) ⑨ (ス)、⑩ (ソ)

解説：(1)及び(2)は、"Nuclear Safety Guide," TID-7016 Rev.1 (1961)の Table I からの出題である。

(4)は以下のように説明できる。

f：熱中性子利用率 [-]、
Σa(F)：燃料(ウラン)領域の巨視的吸収断面積 [cm^{-1}]、
Σa(M)：減速材(水)領域の巨視的吸収断面積 [cm^{-1}]、
A：水対ウラン原子個数比

$$f=\frac{\Sigma_a(F)}{\Sigma_a(F)+\Sigma_a(M)}=\frac{1}{1+\dfrac{\Sigma_a(M)}{\Sigma_a(F)}}=\frac{1}{1+\dfrac{\sigma_a(M)\bullet N(M)}{\sigma_a(F)\bullet N(F)}}=\frac{1}{1+\dfrac{\sigma_a(M)}{\sigma_a(F)}\bullet A}$$

上式から、A→大によって f→小になることが分かる。より詳細には、杉暉夫、「原子炉物理演習」、改訂第 3 版の例題 6.4 参照。

第4問 以下の(1)から(10)の文章について，正しいものには○，誤っているものには×をつけ，誤りの場合にはその理由を簡単に述べよ。

〔解答例〕 (11) × 日本の首都は札幌ではなく東京である。

(1) 製錬工程や再処理工程で用いられる溶媒TBPは引火点が約300 °Cで可燃性である。このように可燃性薬品を用いる場合には，火災・爆発防止のため，引火源を排除し，あわせて引火点以下に温度を維持する必要がある。

(2) ウラン235の最小臨界質量は金属ウランよりウラン水溶液の場合の方が小さい。これは中性子が減速され核分裂を起こしやすくなるからである。このため，臨界安全上は乾燥系に加えて溶液系の最小臨界量を知っておくことが重要である。

(3) プルトニウムを大量に取扱う施設では外部被ばく低減のためガンマ線に加えて中性子線遮へい対策も重要となる。中性子線はその透過力が強いため，遮へい材料としては，鉛，鉄等の厚い層が要求される。

(4) 燃料加工工場から輸送される軽水炉用ウラン燃料は通常L型輸送物となるが，MOX燃料の場合はプルトニウム同位体のA_2値が極めて小さいため，通常A型輸送物となる。

(5) 核分裂性輸送物に適用される特別の試験条件中の耐火試験では，火災に巻き込まれても輸送物が健全性を失わないことを証明するため，輸送物を平均火災温度，500 °Cの熱的環境に少なくとも30分間おくことが要件となっている。

(6) 使用済燃料中に含まれるヨウ素のうち約75 %が長半減期の^{129}Iであり，^{131}Iは半減期が約8日で貯蔵期間中に殆ど壊変してしまう。ヨウ素は反応性が大であるので，アルカリ水溶液による洗浄や銀による固定が行われている。

(7) 見かけ上の不明物質量（MUF）は，核燃料物質の実在庫量とすべてのわかっている損耗や移動を計上して確定した量と，それに対応する帳簿在庫量の差であり，正または負のいずれかの値をとる。

(8) Purex法による再処理工程において，有害な核分裂生成物はほぼ全量がヘッドエンドプロセスや共除染工程で除去されるので，これ以降の工程では特に除去処理を行う必要はない。

(9) プルトニウム取扱い用グローブボックスは閉じ込め機能を確保するため，停電による外部電源喪失時を除いては，常に室内に対して約30 mmH_2O程度の負圧に維持されてなければならない。

(10) 高レベル廃液のガラス固化において一時期リン酸ガラスが検討されたものの現在は主にホウケイ酸ガラスが選択されているが，その主な理由としては，廃棄物成分の許容含有量が比較的高く熱や放射線に対する抵抗も高いためである。

第4問解答例

(1) × 引火点は約150℃

(2) ○

(3) × 遮蔽材としては、水、パラフィン等

(4) × ウラン燃料はA型、MOX燃料はB型輸送物

(5) × 耐火試験温度は800℃

(6) × 約75%ではなく大部分（^{129}I以外のヨウ素はすべて再処理前に崩壊してしまう。）

参考文献：「原子力化学工学第IV分冊、燃料再処理と放射性廃棄物管理の化学工学、清瀬量平訳、日刊工業、s58. 12.29. p.233

(7) ○ 帳簿在庫量BI、実在庫量PIとするとMUFは

$$MUF=BI-PI$$

MUFは秤量誤差、計測誤差、分析誤差から生じる量と測定できない工程上あるいは実験上消耗する量（取扱中の粉末がグローブボックス内壁面や内装設備等に付着した量）の合計である。したがって、MUFは実際にロスした量を表すものでないことに注意を要する。

参考文献：プルトニウムの安全取扱い技術、核燃料工学短期講座 No.22、1999年 阿部治郎日本原子力研究所 国際原子力総合研修センター 東海研修センターp.28,29

MUFの用語説明atomica

Material Unaccounted For(在庫差) 簿在庫と実在庫との差。ＭＵＦは次の式で計算される。ＭＵＦ＝ＰＢ＋Ｘ－Ｙ－ＰＥ。帳簿在庫は、前回の棚卸しの時に確認された実在庫（前収支期間の期末実在庫であり当該収支期間の期首在庫：ＰＢ）とその実在庫が確定された後に生じた在庫変動（増加分の合計：Ｘと、減少分の合計：Ｙ）との代数和であり、施設内に在庫するはずの核物質量を示す。この量から期末実在庫（実際の測定及び推定によって確定された在庫：ＰＥ）を差し引いた値が、在庫差（ＭＵＦ）となる。ＰＢは、先の実在庫を使用するが、ＸとＹはＭＢＡの全てを受入れたあるいは払出した核物質を測定した値を使用する。

(8) × 共除染工程後の有機相の中で不純物として着目される元素はジルコニウム、ルテニウム、テクネチウム、ネプツニウムである。

(9) × 外部電源喪失時には非常用発電機を働かせて

(10) ○ ホウケイ酸ガラスは核分裂生成物含有率20ないし25w/oがほぼ上限とされている。また、ホウケイ酸ガラスは、リン酸ガラスよりも熱伝導度、軟化点、融点が比較的高い。放射能が十分含まれているとリン酸ガラスは500℃で強い失透を示し耐浸出性の劣化が起こるが、同条件下でホウケイ酸ガラスは7ヶ月の間失透を起こさなかった。

参考文献：清瀬量平訳、「原子力化学工学第IV分冊、燃料再処理と放射性廃棄物管理の化学工学」、日刊工業新聞社、s58. 12.29. p.186～200(1983)

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)と(3)(4)(5)は別の答案用紙に記入すること。）

(1) 振動充填燃料

(2) 遠心法ウラン濃縮の長所と短所

(3) 即発臨界と遅発臨界

(4) 大気圧比較法による気密検査

(5) パッシブ中性子法

第5問解答例

(1) 被覆管に振動を与えながら、UO_2 や PuO_2 の粒子を充填して製作する燃料のことである。粒子製造法としてゾルゲル法による球状粒子製造法とロシアで開発された乾式再処理からの塊状粒子製造法がある。ペレットを必要としないので、ギャップコンダクタンスの問題が解消される。

工程が簡単で、ダストの発生が避けられ、被ばくの点でも有利なので、高速炉燃料の MOX 燃料には、この製作方法の採用が期待されている。核分裂生成物を閉じ込める能力は、振動充填燃料よりもペレット型燃料の方が勝る。充填時の均一化や充填密度の向上が課題である。

参考文献　辻本日東実編、「核燃料取扱主任者試験問題集」、p.取-39、通商産業研究社 (1982)

(2) 遠心ウラン法では、理論的には単位分離パワー当たりの電力消費は拡散法の 1/7 から 1/10 に少なくする可能性がある。しかしながら遠心機1台の製作費を低下させることおよびきわめて多数の高速回転機群の運転管理と保守法が遠心法ウラン濃縮経済の要因である。

参考文献　三島良績、他、「核燃料工学」、p.167、同文書院 (1982)

(3) 核分裂によって発生する中性子は、分裂後すぐに発生する即発中性子と、しばらくしてから発生する遅発中性子の2種類がある。即発中性子と遅発中性子の両方の寄与によって臨界に達した状態を遅発臨界と呼ぶ。この時 $k_{eff}=1.0$ である。遅発中性子の寄与なしで、即発中性子のみで臨界に達した状態を即発臨界と呼ぶ。この時 $k_{eff}=1.0+\beta_{eff}$ である。ここで、β_{eff} は実効遅発中性子発生割合である。

(4) 大気圧比較法による気密検査

大気圧比較法は、大気圧にたいしグローブボックス内を数 100Pa ほど負圧にひき、気密状態にした時のグローブボックスと大気圧との差圧の時間変化を測定し、測定中の温度変化や気圧変化を補正した上で漏れ率を算出する方法である。

(5) 核燃料から自然に放出される中性子を計測して、その属性を推定する方法である。一例として核査察では、自発核分裂によって Pu 燃料試料から放出される中性子を計測して、予め分かっている Pu の同位体組成を参照して Pu 重量を推定することが行われる。(中性子源からの中性子を試料に照射して、何らかの反応を強制的に起こさせ、その結果生じる中性子を測定して試料の属性を知る方法を、アクティブ中性子法という。)

２．４　第３２回核燃料取扱主任者試験　放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術

第１問　次の各問に計算過程を示して答えよ。

(1) 作業室の床面が ^{239}Pu 酸化物で一様に汚染している。ZnS（Ag）表面汚染検査計を用い，スミヤ試料を測定をしたところ，21 cpm であった。作業室床面の汚染密度（Bq/cm^2）を求めよ。

ただし，汚染検査計の測定効率を 20 %，自然計数率を 1 cpm とする。また，スミヤ試料の拭き取り面積を 100 cm^2，拭き取り効率を 10 % 及び自己吸収率を 90 % とする。

(2) $^{238}_{92}$U は α 壊変と β^- 壊変により，最終的には $^{206}_{82}$Pb になる。α 壊変と β^- 壊変の数はそれぞれ何回か求めよ。

(3) 6 g の ^{60}Co がある。半減期（5.26 年）を経過するまでに放出する γ 線の数はおよそ何本か求めよ。

(4) 作業室内の空気が水蒸気状トリチウムによって，一様に汚染している。冷却凝縮捕集方法（コールドトラップ）によって採取した空気中の水試料を液体シンチレーション測定装置で測定したところ，5×10^4 Bq/g であった。作業室内の空気中トリチウム濃度（Bq/cm^3）を求めよ。

ただし，この時の作業室内の平均相対湿度は 50 % であり，採取時間中の平均飽和水蒸気密度は 2×10^{-5} g/cm^3 とする。

第１問解答例

（１）試料の係数率 n_n ＝21、自然係数率 n_b＝1、計数効率＝ η 、自己吸収率＝ ε とすればスミヤ試料の放射能 A は

$A=(n_n-n_b)/(60\times\eta/100\times(1-\varepsilon/100))$

$A=(21-1)/(60\times0.2\times(1-\varepsilon/100))=16.66$

拭き取り面積をD, 拭き取り効率Sとすれば

汚染密度Asは A/DS

$A_s=16.66/(100\times10/100)=1.66\mathrm{Bq/cm^2}$

（2）α壊変では質量が4原子番号は2減少し、β壊変では質量は変わらず原子番号が1増える。

$^{238}_{92}U$ と $^{206}_{82}Pb$ の質量の差は32であり32の質量変化に必要なα壊変の数は8回である。 8回のα壊変で原子番号は16減少するが、$^{238}_{92}U$ と $^{206}_{82}Pb$ の原子番号の差は10であり、16との差6回のβ壊変が必要になる。

α壊変　8回

β壊変　6回

（3）半減期経過後には3gの ^{60}Co が崩壊する。^{60}Co の原子量を60とすれば3gの ^{60}Co の原子数は $3/60\times6.022\times10^{23}$ になり 3×10^{22} の崩壊が起き、また ^{60}Co は1崩壊に付2本のγ線を放出するので 6×10^{22} 本のγ線が放出される。

（4）作業室内の平均水蒸気密度は $2\times10^{-5}\times50/100$ で $1\times10^{-5}\mathrm{g/cm^3}$、水の放射能濃度は $5\times10^{4}\mathrm{Bq/g}$ であるから 空気中のトリチウム濃度は $1\times10^{-5}\times5\times10^{-4}=5\times10^{-1}\mathrm{Bq/cm^3}$

第2問 次の各文章には1箇所ずつ誤りがある。誤りを含む下線部の番号を指摘して，その理由を簡単に記せ。

〔解答例〕 (6) —— ⑥ 日本の首都は大阪でなく東京である。

(1) 放射線測定装置と測定対象核種に関し，①窓なしガスフロー比例計算管では ^{210}Po，^{239}Pu を，②高純度 Ge 半導体検出器では ^{60}Co，^{24}Na を，③表面障壁型半導体検出器では，^{137}Cs，^{241}Am を，④GM 検出器では ^{32}P，^{90}Sr を測定できる。

(2) ^{3}H，^{14}C，^{32}P，^{35}S，^{45}Ca のうち，①放出される放射線エネルギーの最も高い核種は ^{32}P，②半減期の最も短い核種は ^{35}S である。また，③γ 放出体及び β^{+} 放出体はなく，④同位体効果の最も大きい核種は ^{3}H である。

(3) ^{90}Sr は食物摂取により体内に入ると，①主に骨に蓄積され，②体外に排出されにくい。③半減期は約 30 年で，④娘核種は安定同位体である。

(4) 個人線量計として TLD，ガラス線量計は①再使用が可能であるが，フィルムバッジは再使用できない。②測定範囲も TLD，ガラス線量計がフィルムバッジより優れている。しかし，③TLD，ガラス線量計はフェーディングという点で，フィルムバッジに劣っている。

(5) 原子力施設から排出される気体状放射性廃棄物の風下地表面上の空気中濃度は，①排気筒の高さ，②風向，風速，③降雨，④温度，湿度及び⑤大気安定度によって影響される。

第2問解答例

（1）③ ^{137}Cs は β、γ 放出体であり、表面障壁型半導体検出器の様な有感厚さの薄い検出器は測定に向いていない。

（2）② ^{35}S の半減期は 87.5 日、^{32}P の半減期は 14.3 日で、^{32}P の方が短い。

（3）④娘核種の ^{90}Y は半減期 64.1 時間の β 放出体である。

（4）③ガラス線量計のフェーディングは無視出来る。

（5）②温度、湿度により、風下地表面上の空気中濃度は影響されない。

第3問 使用済核燃料の再処理施設に関して，次の各問に答えよ。

(1) 臨界モニターの具備すべき性能を4つ挙げよ。

(2) 再処理施設から大気中に放出される ^{131}I に関して，下記の①～④の事項を簡単に説明せよ。

① 排気中濃度のモニタリング方法

② 環境への放出低減対策

③ 人体への摂取経路

④ 人体への選択的に沈着する組織

第3問解答例

（1）1. 高レベルの高速中性子線、高エネルギーのγ線にも応答すること
2. 時定数が短いこと
3. 他の警報と明確に識別できること
4. 誤動作防止方式であり、停電の影響を受けないこと

（2）

① 排気を活性炭含侵濾紙でろ過し、定期的に濾紙を交換し、濾紙上の ^{131}I を NaI(Tl) または Ge 検出器付のγ線スペクトロメーターで測定する。

② 冷却期間の長い使用済核燃料を再処理する。
オフガスをアルカリ洗浄、活性炭カートリッジ、銀ゼオライトカラム等で処理して、オフガス中の ^{131}I の濃度を下げる。

③ 空気中を拡散した ^{131}I が牧草に沈着し、牛により摂取、ミルクとともに経口摂取
空気中を拡散した ^{131}I が野菜に沈着し野菜とともに経口摂取
ガス状 ^{131}I を直接吸入

④ 甲状腺

第4問 以下の(1)～(10)の問について適切な答えを1つ選べ。

〔解答例〕 (11) —— ⑥

(1) 次の核種のうち同じ放射能量(Bq)を体内に摂取したとき，最も危険性の高い核種はどれか。

① ^{59}Fe ② ^{90}Sr ③ ^{3}H ④ ^{35}S ⑤ ^{40}K

(2) 次の身体組織のうち放射性感受性の最も高いものはどれか。

① 皮　膚 ② 消化管 ③ 神　経 ④ 造血組織 ⑤ 脳

(3) 次の核種のうち年摂取限度が最も小さいものはどれか。

① ^{238}U ② ^{239}Pu ③ ^{137}Cs ④ ^{85}Kr ⑤ ^{131}I

(4) 次の核種のうち体内に摂取されたとき有効半減期が最も短いものはどれか。

① ^{60}Co ② ^{59}Mn ③ ^{137}Cs ④ ^{90}Sr ⑤ ^{131}I

(5) ヒトが中性子線を被ばくしたとき，直後の体内に生成している主な放射性核種は次のどれか。

① ^{90}Sr ② ^{137}Cs ③ ^{24}Na ④ ^{32}P ⑤ ^{40}K

(6) 次の臓器・組織のうち，γ線によって1Svの全身均等被ばくしたときに急性障害として最も早く変化の観察されるものはどれか。

① 赤血球 ② 毛　髪 ③ 神経細胞 ④ 血小板 ⑤ 白血球

(7) プルトニウムが吸入摂取された場合に，肺から吸収された成分が体内で沈着しやすい組織・臓器の組合せはどれか。

① 骨と肝臓 ② 腎臓と膵臓 ③ 脾臓と甲状腺 ④ 生殖腺と胃 ⑤ 小腸と筋肉

(8) 日本人が自然放射線によって年間に受ける平均被ばく線量に最も近い値はどれか。

① 0.1 mSv ② 0.5 mSv ③ 2 mSv ④ 10 mSv ⑤ 50 mSv

(9) トリチウム水（HTO）の有効半減期は約10日である。摂取後，体内量がおおよそ1/1000になるために必要な日数はどれか。

① 10日 ② 50日 ③ 100日 ④ 500日 ⑤ 1000日

(10) 実効線量当量Hは，H＝D·Q·N，で定義され，Qは線質係数，Nはその他の修飾係数である。Dは次のうちのどれか。

① 局部線量 ② 預託線量 ③ 遺伝線量 ④ 照射線量 ⑤ 吸収線量

第４問解答例

（１）②　（２）④　（３）②　（４）②　（５）③　（６）⑤　（７）①　（８）③　（９）③　（１０）⑤

第５問　放射線防護に関連する次の用語について，簡単に説明せよ。

(1)　放射線に誘発される染色体異常

(2)　放射性核種 ^{222}Rn

(3)　内部被ばく防護の三原則

(4)　確定的影響

(5)　放射線測定装置の窒息現象

第５問解答例

（１）放射線によって、他の外的因子によって起きるのと同様な染色体異常が生じる。　異常には、構造異常と数的異常がある。構造異常は染色体の切断が前提であり、切断の仕方、その後の経過により 1.切断部分が接合して.正常な染色体になる。2..一本の染色体が二箇所切断し、間が欠けてしまった異常、中間部が逆に接合した場合がある。　前者の場合細胞分裂が正常に行われず、細胞が死滅する可能性が高く、後者の場合、細胞分裂は正常に行われるが、奇形が生じる可能性がある。数的異常は細胞分裂の過程で、染色体の分離に異常が生じて起き、染色体の数の異常は、遺伝病の原因になる可能性がある。

（２）ウラン-238 の崩壊系列に属する半減期 3.8 日のα放射体でラジウムの娘。希ガスであるため空気中に漏洩して、吸入摂取される。　自身及び崩壊系列に属する核種のα線により、肺の細胞に損傷を与え、肺がんを引き起こすリスクをもたらす。ラドン濃度の高い所では空気呼吸器の使用や換気を行う。

（３）内部被ばくを防止するためには、　皮膚傷口からの摂取の防止、吸入摂取の防止、経口摂取の防止を図る事が原則である。

１．皮膚、傷口からの摂取の防止

怪我、傷が露出部にある場合、放射性物質の取り扱わない。

ゴム手袋の着用。

表面汚染の防止。

2.吸入摂取の防止

呼吸保護具を使用する。

放射性物質の取扱をフード、グローブボックスの中で行う。

実験室の空気中放射能濃度の監視と汚染防止。

3.経口摂取の防止

管理区域内での喫煙、飲食、化粧の禁止。

口を使う実験操作を行わない。

ゴム手袋を着用し、手の汚染を防止する。

表面汚染検査を励行し、手、機器、汚染の無い事を確認する。

（4）影響の重さの程度が線量の大きさと共に変化するもので、しきい線量が存在しうる様な影響。放射線による骨髄細胞の減少、不妊、皮膚の障害、脱毛、白内障など。　組織を構成する多数の細胞の内のかなりの割合細胞が損傷した場合のみ発生する。

（5）GM 計数管を用いたサーベイメーターや計数装置は、分解時間が 100－500μ秒と長いため、入射放射線量が高くなると数え落しを起こす、更に入射放射線量が多くなると計数率が減少し、極端な場合、計数しなくなってしまう。　電気的に窒息現象を防止する装置もあるが、100mSv/h 以上の高線量の場合注意が必要。　また、加速器からのパルス状放射線の測定についても窒息現象が生じる可能性があり、　短いパルス運転ではシンチレーションサーベイメータのような比較的短い分解時間のサーベイメータでも窒息現象を起こすことがある。

3．第３３回核燃料取扱主任者試験問題解答例

3．1　第３３回核燃料取扱主任者試験　核燃料物質に関する法令

第１問　次の文章は，「原子力基本法」，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下，本問において，「原子炉等規制法」という。）及び「原子力災害対策特別措置法」並びにその関係する法令に関するものである。文章中の空欄に当てはまる適切な語句又は数値（必要に応じて単位を付すこと。）を空欄の番号とともに記せ。

〔解答例〕 ① ―― 東京

(1) 原子力基本法においては，原子力の研究，開発及び利用の基本方針として，平和の目的に限り，［ ① ］を旨として，民主的な運営の下に，［ ② ］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ことが定められている。

(2) 加工事業者は，［ ③ ］に関して［ ④ ］を行わせるため，核燃料取扱主任者を選任しなければならない。加工の事業において［ ③ ］に従事する者は，核燃料取扱主任者が［ ③ ］に関して保安のためにする［ ⑤ ］に従わなければならない。

(3) 管理区域においては，外部放射線に係る線量当量は［ ⑥ ］を超えるおそれがある。また，管理区域においては，放射性物質によって汚染されたものの表面の汚染密度は，アルファ線を放出する放射性物質については［ ⑦ ］を超えるおそれがあり，アルファ線を放出しない物質については［ ⑧ ］を超えるおそれがある。

(4) 放射線業務従事者の線量当量限度は，実効線量当量について一年間に［ ⑨ ］である。緊急作業に係る線量当量限度は，実効線量当量について［ ⑩ ］である。

(5) 加工事業者は，その事業を廃止したときには，［ ⑪ ］にその旨を届け出るとともに，核燃料物質を［ ⑫ ］，核燃料物質による汚染を除去し，または核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染されたものを［ ⑬ ］等の措置を講じなければならない。

(6) 再処理事業者及び［ ⑭ ］は，保安規定を守らなければならない。また，再処理事業者は，保安規定の遵守の状況について［ ⑪ ］が毎年［ ⑮ ］回行う検査を受けなければならない。

(7) 加工施設の施設定期自主検査においては，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動作のための性能検査を ⑯ ごとに，当該装置全体の当該作動のための総合試験を ⑰ ごとに行うこととされている。

(8) 原子力事業者は，原子力災害の ⑱ に万全の措置を講ずるとともに，原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の ⑲ 及び原子力災害の ⑳ に関し，誠意をもって必要な措置を講ずる責務を有する。

第1問解答例

	回　答	備　考
①	安全の確保	基本法第2条
②	自主的に	
③	核燃料物質の取扱い	法律第22条の4
④	保安の監督	
⑤	指示	
⑥	1週間につき 300μSv	線量告示第2条、第5条
⑦	0.4Bg/cm²	
⑧	4Bg/cm²	
⑨	50mSv	線量告示第6条、第8条
⑩	100mSv	
⑪	主務大臣	法律第65条
⑫	譲り渡し	
⑬	廃棄	
⑭	その従業者	法律第50条
⑮	4	
⑯	1月	法律第7条の4の2
⑰	1年	
⑱	防止に関し	原災法第3条
⑲	拡大の防止	
⑳	復旧	

第2問 次の文章は，「原子力基本法」，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下，本問において，「原子炉等規制法」という。）及び「原子力災害対策特別措置法」並びにその関係する法令に関するものである。解答例にならって，その内容が正しいものに○印を，誤っているものには×印を記し，誤っている理由を付すか，又は誤っている部分を訂正せよ。

〔解答例1〕 問題(13) 日本の首都は東京である。

解答(13) ○

〔解答例2〕 問題(14) 満20歳に至らない者は，結婚することができない。

解答(14) × 理由：男は満18歳，女は満16歳で結婚できるから。

又は，

(14) × 訂正：満20歳に至らない者は

↓

男は満18歳に，女は満16歳にならなければ，

(1) 加工施設に関して，人の障害（放射線障害以外の障害であって軽微なものを除く。）が発生し，または発生するおそれがあるとき等には，加工事業者は，その旨及びその状況を1週間以内に，それに対する処置を一月以内に経済産業大臣に報告しなければならないこととされている。このため，加工施設で核燃料物質が臨界に達したときであっても，人の障害が発生し，または発生するおそれがなければ，報告は要しない。

(2) 加工事業者が原子炉等規制法又は同法に基づく命令の規定に違反する事実がある場合においては，当該加工事業者の従業者は，その事実を国家公安委員長に告発することができることとされている。本制度は，株式会社ジェー・シー・オーにおける臨界事故の教訓として加工事業者についてのみ設けられたものである。

(3) 使用済燃料貯蔵事業の許可の基準は，以下の四点である。

一 使用済燃料貯蔵施設が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。

二 その許可をすることによって使用済燃料貯蔵の能力が著しく過大にならないこと。

三 その事業を適確に遂行するに足りる技術的能力及び経理的基礎があること。

四 使用済燃料貯蔵施設の位置，構造及び設備が使用済燃料による災害の防止上支障がないものであること。

(4) 再処理施設からの放射性廃棄物の海洋放出に起因する線量当量限度は，外部被ばく及び放射性物質がある空気を呼吸することによる被ばくがない場合には，実効線量当量について三月間に二百五十マイクロシーベルトとされている。

(5) 再処理施設における気体状の放射性廃棄物の廃棄については，排気施設によって排出する，又は放射線障害防止の効果をもった廃気槽に保管廃棄するのいずれかの方法で廃棄することとされている。その際，廃気槽で保管廃棄する場合には，崩壊熱等による過熱を考慮することは求められていないが，これは，気体状であり密度が低いためである。一方，加工施設における気体状の放射性廃棄物の廃棄については，排気施設によって排出することのみが，その廃棄の方法とされているが，これは，その発生量が少なく廃気槽で保管廃棄する必要性がないためである。

(6) 加工事業に係る施設定期検査において，性能を検査される施設は，加工施設のうち，加工設備本体，貯蔵施設及び廃棄施設並びに加工設備の附属施設（核燃料の検査設備及び計量設備並びに主要な実験設備）である。

(7) 再処理事業に係る記録に関して，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，圧力及び流量は，連続して記録し，１年間保存しておかなければならない。

(8) 再処理施設の使用前検査及び施設定期検査に係る技術基準には，製品に関して，製品中の不純物の含有率及び製品の回収率に係るものが含まれているが，加工施設の使用前検査及び施設定期検査に係る技術基準においても，製品に関して，製品中の不純物の含有率に係るものが含まれている。

(9) 再処理施設の設計及び工事方法の技術基準に関する経済産業省令では，臨界警報装置の設置その他の臨界事故の発生を想定した適切な措置が講じられているものでなければならないとされているが，加工施設の設計及び工事方法の技術基準に関する経済産業省令では，そのような臨界事故の発生を想定した措置を講ずることは求められていない。

(10) 再処理事業者の保安規定において定めることとされている保安教育の内容に関することは，次の５項目である。

一　関係法令及び保安規定に関すること

二　再処理施設の位置，構造及び設備に関すること

三　放射線管理に関すること

四　核燃料物質の取扱に関すること

五　非常の場合に採るべき措置に関すること

第2問解答例

		訂正箇所・訂正後	備　考
(1)	×	訂正箇所 その旨及び～されている。	加工規則第10条
		訂正後 その旨直ちに、その状況及びそれに対する処置を 10 日以内に経済産業大臣に報告しなければならない	
		訂正箇所 核燃料物質が臨界に～報告を要しない。	
		訂正後 核燃料物質が臨界に達し、又は達するおそれがあるときも同様である。	
(2)	×	訂正箇所 当該加工事業者～設けられたものである	法律第66条の2
		訂正後 製錬事業者、加工事業者、原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄物事業者又使用者	
(3)	×	訂正箇所 使用済燃料貯蔵の能力が著しく過大にならないこと。	法律第43条の5
		訂正後 原子力の開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと。	
(4)	○	—	線量告示第9条
(5)	×	訂正箇所 崩壊熱等による～低いためである。	再処理規則第16条
		訂正後 当該保管廃棄された放射性廃棄物の崩壊熱等により著しい加熱が生じるおそれがあるときは、冷却について必要な措置をとること。	
		訂正箇所 一方、加工施設における～必要性がないためである。	法律第7条の8

		訂正後 加工施設も同様である。	
(6)	×	訂正箇所 （核燃料の検査設備及び軽量設備並びに主要な事件設備） 訂正後 （非常用設備、核燃料物質の検査設備及び計量設備、主要な実験設備）	加工規則第3条の15
(7)	○	—	再処理規則第8条
(8)	×	訂正箇所 加工施設の使用前検査～含有率に係るものが含まれている。 訂正後 加工施設の使用前検査及び施設検査に係る技術基準については含まれていない。	加工規則第3条の6の2
(9)	×	訂正箇所 臨界警報装置の設置～されているが、 訂正後 核燃料物質が臨界に達することを防ぐ能力及び使用済燃料を限定された区域に閉じ込める能力が申請書等及びその添付書類に記載した能力を満足するものであること。	再処理規則6条の2
		訂正箇所 加工施設の設計及び～求められていない。 訂正後 加工施設も同様である。	加工規則第3条6の2
(10)	×	訂正箇所 二　再処理施設の位置、構造及び設備に関すること 訂正後 二　再処理施設の構造、性能及び操作に関すること 訂正箇所 四　核燃料物質の取扱に関すること	再処理規則第7条

		訂正後 四　核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱に関すること	

第3問

(1) 再処理施設の設計及び工事方法の技術基準に関する経済産業省令に規定されている火災等による損傷の防止に関する措置のうち3つを記せ。

(2) 原子力災害対策特別措置法第10条の規定に基づいて原子力防災管理者が主務大臣等に通報すべき事象の中には，施設の特性ごとに原子力緊急事態に至る可能性のある事象として定められているものがある。同事象のうち，特に再処理施設に係るものとして定められている事象3つを記せ。

第3問解答例

(1) 再処理設計工事総理府令第4条（火災等による損傷の防止）参照
（1号から12号のうち、3つ記載する。）

(2) 原災法施行令　第4条（通報すべき事象）参照
（1号から6号のうち、3つ記載する。）

第4問 核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）に基づく廃棄の事業等に関して，次の問に答えよ。

(1) 原子炉設置者が原子炉施設において生じた放射性廃棄物を，廃棄物埋設事業者が設けた廃棄物埋設地に埋設しようとする場合，原子炉設置者と廃棄物埋設事業者との関係，また，採るべき措置及び手続きについて簡潔に述べよ。

(2) 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物埋設の事業に関する規則（以下「埋設規則」という。）及び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物管理の事業に関する規則（以下「管理規則」という。）に規定されている保安規定に定めるべき事項について，両規則において共通でない事項がある。その事項を1つずつ挙げ特徴を簡潔に述べよ。

(3) 次の文章は，原子炉等規制法及びその関連する法令において定められている廃棄の事業に関するものである。その内容が正しいものには○印を，誤っているものには×印を番号とともに記せ。また，誤っているものについては，その理由を付すか，又は誤っている部分を訂正せよ。

① 廃棄物埋設事業者が，毎月１回以上，廃棄物埋設施設の保全に従事する者に廃棄物埋設施設についての巡視及び点検を行わせた。

② 廃棄物管理事業者が，５テラベクレルの放射性廃棄物の廃棄物管理施設の工事を行い使用した。

③ 廃棄物埋設事業者から廃棄物埋設地を譲り受けようとする者は，経済産業大臣に届け出ればよい。

④ 原子炉設置者が輸入した放射性廃棄物を，廃棄物管理事業者が設置した廃棄物管理設備に廃棄する際に，法第58条の２に定める主務大臣の廃棄に関する確認を受けなかった。

⑤ 廃棄の事業を行おうとする者が廃棄物埋設及び廃棄物管理についてそれぞれ許可を受けた場合には，廃棄事業者として１つの保安規定を定めればよい。

第４問解答例

(1) 放射性廃棄物の埋設処分に当たっては、原子炉設置者と廃棄物埋設事業者とは、炉規法上は独立した関係にある。なお民法上は、廃棄物埋設処分に関する委託関係にある。

採るべき手続きとしては、外廃棄規則第２条第１項２号の規定により、原子炉設置者は、埋設処分しようとする放射性廃棄物に関する記録の写しを交付しなければならない。また、原子炉設置者は、埋設規則第８条に定められた廃棄物等の技術上の基準を満足するように、埋設処分しようとする放射性廃棄物を処理する必要がある。

(2)

	共通でない事項	埋設規則 規則第20条	管理規則 規則第34条
1	保安上特に管理を必要とする設備の操作に関すること。	無	有
2	埋設保全区域に関すること。	有	無
3	廃棄物管理施設の定期自主検査に関すること。	無	有
4	放射能の減衰に応じた廃棄物埋設についての保安のために講ずべき措置に関すること。	有	無

(3)

		訂正箇所・訂正後	備　考
①	×	訂正箇所 毎月１回以上 訂正後 毎週１回以上	埋設規則第 16 条
②	×	理由 ３．７テラベクレル以上の放射性廃棄物を取り扱う施設は特定廃棄物管理施設となり、経済産業大臣の認可を受けなければならない。	政令第１３条の１２ 炉規法第５１条の７
③	×	（特に定められてはいない）	—
④	○	—	炉規法律第 58 条の 2
⑤	×	訂正箇所 廃棄事業者として 1 つの保安規定を定めればよい。 訂正後 廃棄物管理事業者、廃棄物埋設事業者はそれぞれ保安規定を定めなければならない	埋設規則第 20 条 管理規則第 34 条

第5問 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたもの（以下，本問において「核燃料物質等」という。）を事業所の外で運搬する場合，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉等の規制に関する法律」及び「原子力災害対策特別措置法」に関して，次の空欄の部分に入る適切な数値又は語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ㉑ —— 東　京

(1) 核燃料物質等は，その区分に応じ，それぞれ次の種類の輸送物として運搬しなければならない。

(イ) 危険性が極めて少ない核燃料物質等として主務大臣が定めるもの —— [①] 輸送物

(ロ) 主務大臣が定める量を超えない量の放射能を有する核燃料物質等 —— [②] 輸送物

(ハ) 主務大臣が定める量を超える量の放射能を有する核燃料物質等 —— [③] 輸送物又は [④] 輸送物

ただし，これらの規定にかかわらず，放射能濃度が低い核燃料物質等であって危険性が少ないものとして主務大臣が定めるもの（ [⑤] という。）及び核燃料物質等により表面が汚染されたものであって危険性が少ないもの（ [⑥] という。）は，主務大臣の定める区分に応じ，IP 1，IP 2，IP 3 型輸送物として運搬することができる。

また，ウラン 233，235，プルトニウム 238，239，241 を 1 又は 2 以上含む核燃料物質を運搬する場合は，[⑦] 輸送物の技術上の基準に適合しなければならない。

(2) 輸送指数とは，当該輸送物の表面から 1 m の位置における最大線量当量率をミリシーベルト毎時単位で表した値に，[⑧] を乗じた数値とする。ただし，核分裂性輸送物にあっては，当該値と当該核分裂性輸送物の [⑨] で 50 を除して得た値のうち，いずれか大きい値とする。専用積載で運搬する場合を除き，1 の車両に積載する輸送物，オーバーパック及び輸送物を収納したコンテナの輸送指数の合計は 50 を超えてはならない。

(3) 核燃料物質を車両に積載した状態における線量当量率は，車両の表面では [⑩] ミリシーベルト毎時を超えず，車両の前面，後面及び両側面から 1 メートル離れた位置では [⑪] マイクロシーベルト毎時を超えず，車両による運搬に従事するものが通常乗車する場所では [⑫] マイクロシーベルト毎時を超えてはならないこととされている。

(4) 防護対象特定核燃料物質を収納された輸送物を運搬する場合には，[⑬] 及び [⑭] を配置し，保安及び防護のために必要な措置を講じさせなければならない。

(5) 「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第59条の2第5項の規定による核燃料物質等の運搬の届出をして，運搬証明書の交付を受けようとするものは，運搬届出書を当該運搬の経路である区域を管轄する ⑮ に提出しなければならない。

⑮ は，運搬の届出があった場合において，運搬の経路，⑯ その他内閣府令で定める事項について，必要な ⑰ をすることができる。

(6) 事業所外運搬において，以下の事象が発生した場合は，原子力防災管理者は，主務大臣に原子力災害対策特別措置法第10条に基づく通報を行わなければならない。

i．輸送容器から1m離れた場所において，1時間当たり ⑱ マイクロシーベルト以上の放射線量が検出された場合。

ii．火災，爆発その他これらに類する事象の発生の際に，当該事象に起因して，放射性物質が ⑲ すること，または，当該 ⑲ の蓋然性が高い状態にあること。

同法第15条により，内閣総理大臣は，次の場合，原子力緊急事態宣言を行う。

i．輸送容器から1m離れた場所において，1時間当たり ⑳ ミリシーベルト以上の放射線量が検出された場合。

ii．主務省令で定められた量以上の放射性物質が ⑲ すること，または，当該 ⑲ の蓋然性が高い状態にあること。

第5問解答例

	回　答	備　考
①	L型	外運搬規則第3条
②	A型	
③	BM型	
④	BU型	
⑤	低比放射性物質	
⑥	表面汚染物	
⑦	核燃料	外運搬規則第11条
⑧	百	車両運搬規則第8条
⑨	輸送制限個数	
⑩	2	車両運搬規則第11条
⑪	100	
⑫	20	
⑬	責任者	車両運搬規則第17条2
⑭	見張人	

⑮	都道府県公安委員会	法律第 59 条
⑯	運搬に日時	
⑰	指示	
⑱	100	原災施行規則第 4 条
⑲	漏えい	原災施行規則第 21 条
⑳	10	原災施行規則第 6 条

3．2 第３３回核燃料取扱主任者試験 核燃料物質の化学的性質及び物理的性質

第１問 アクチノイド元素の性質に関する次の各小問中の空欄に入る適切な言葉，式等を入れよ。
〔解答例〕 ㉗ —— ジルコニウム

(1) 金属ウランの室温での結晶構造は [①] であり，1132 °C の融点までの間に [②] 回結晶構造が変わる。

(2) UO_2，PuO_2 の結晶形はともに，[③] である。ウラン，プルトニウムの酸化物はウラン，プルトニウムが多くの原子価を取ることのために [④] 性が顕著であり，UO_2 は UO [⑤] の領域が広く，PuO_2 では PuO [⑥] の領域が広い。

(3) UO_2 の化学結合はほぼ [⑦] 性であるのに対して，UC の化学結合は [⑧] である。また，UC の熱伝導度が UO_2 のそれより大きいのは，UO_2 の場合は [⑨] 伝導が主であるのに対して，UC の場合は [⑩] 伝導が主になっているからである。

(4) UF_6 は約 [⑪] °C で昇華する。この性質を用いて，遠心法ウラン濃縮で用いられている。UF_6 はガラスと反応しないが，水蒸気がある場合には反応式 [⑫] によって，[⑬] が生成するので容器として用いることはできない。

(5) ウランを酸に溶解後アンモニア水を溶かすと [⑭] が沈澱する。この反応はウランの精製や再転換で用いられる。

(6) アクチノイド元素は原子番号の小さい順に示すと，Ac, [⑮]，Pa, [⑯]，[⑰]，[⑱]，[⑲]，Cm, Bk, Cf, Es, Fm, Md, No, Lr となる。Pu, U, Cm の空気に接触している水溶液中で最も安定な原子価はそれぞれ，[⑳]，[㉑]，[㉒] である。

(7) ウランは空気と接している海水中では [㉓] の化学形で存在しており，酸化性酸性水溶液中での [㉔] の化学形とは異なる。

(8) UO_3 より金属ウランを製造するには，UO_3 をまず [㉕] で還元し，HF ガスによって UF_4 とした後，Ca や Mg によって [㉖] の反応式で表される反応でウラン金属に変える。

第１問解答例

① 斜方晶、 ② 2， ③ 蛍石型、 ④ 不定比、 ⑤ 2＋ｘ、 ⑥ 2－ｘ、
⑦ イオン結合、 ⑧ 金属結合と共有結合が混じった結合、 ⑨ フォノン、
⑩ 電子， ⑪ 57、 ⑫ $UF_6+2H_2O \rightarrow 4HF+UO_2F_2$ ⑬ HF ⑭ 重ウラン酸アンモン、
⑮ Ｔｈ、 ⑯ Ｕ、 ⑰ Ｎｐ、 ⑱ Ｐｕ、 ⑲ Ａｍ、 ⑳ 4，(21) 6、(22) 3 、
(23) $UO_2(CO_3)_3^{4-}$、 (24) UO_2^{2+} (25) 水素、 (26) $UF_4 + 2Mg \rightarrow U + 2MgF_2$

第２問 軽水炉用核燃料の挙動に関する次の小問に答えよ。

(1) 高燃焼度化に伴って問題となる燃料挙動について列挙し，その対策を簡単に説明せよ。

(2) 冷却水の温度より燃料ペレット中心温度を計算により評価する際に考えなくてはならない熱移行プロセスについて簡単に説明せよ。

第２問解答例

（１） ①FP ガス放出量の増大… 大粒径ペレットの採用
初期加圧量の増大（ＢＷＲ）
プレナム体積増加（PWR）
② 被覆管の腐食と水素吸収の増大… 新合金の開発

（２） 冷却水－被覆管表面 ……対流熱伝達（ＰＷＲ）、沸騰熱伝達（ＢＷＲ）
被覆管外面－内面 …… 固体熱伝導
被覆管内面－ペレット表面…・・ギャップガスの熱伝導、固体間の熱伝達、
輻射熱伝達、（ギャップ熱伝達と総称される。）
ペレット表面－ペレット中心……固体熱伝導（ただし実際にはクラック形成による気体熱伝導も含まれている。）

第3問 二酸化ウラン燃料に下記の化合物を添加し，軽水炉で燃焼させるとする。化合物を添加していない二酸化ウラン燃料と比べ，それぞれの化合物を添加した二酸化ウラン燃料の化学的・物理的性質はどのように変化すると考えられるかについて簡潔に論ぜよ。

(1) Nb_2O_5

(2) Gd_2O_3

(3) PuO_2

(4) $Al_2O_3 + SiO_2$

第３問解答例

（１） Nb_2O_3 大粒径ペレットを作っても、クリープ率を大きめにすることができ、被覆管に比べてペレットの強度が強く成りすぎるのを防止できる。

（２） Gd_2O_3 融点が大きく低下する。低温での熱伝導度が低下する。また添加量が大きいと割れやすくなる。ガドリニウムの熱中性子吸収断面積が大きいため可燃性吸収体（バーナブルポイズン）と働き、燃料集合体の運転初期の余剰反応度を低減させる。

（３） PuO_2 融点、熱伝導度が低下する。また、クリープ率等、格子欠陥濃度に比例する現象が促進され、その結果ＦＰガス放出率も若干増加する。

（４） $Al_2O_3+SiO_2$ 粒界に第二相として析出し、特に大粒径ペレットを作った場合のクリープを促進する。

第4問 以下に示す各物性値の定義，室温におけるUO_2の各物性値のおおよその値とその単位について記述せよ。また，核燃料物質UO_2の物性値はどのような温度変化を示すか。横軸に温度，縦軸に各物性値をとり，その概略図を示せ。そのように描いた理由についても簡単に説明せよ。

(1) 定圧モル熱容量（C_p）

(2) 線熱膨張係数（α）

(3) 熱伝導率（λ）

(4) ヤング率（E）

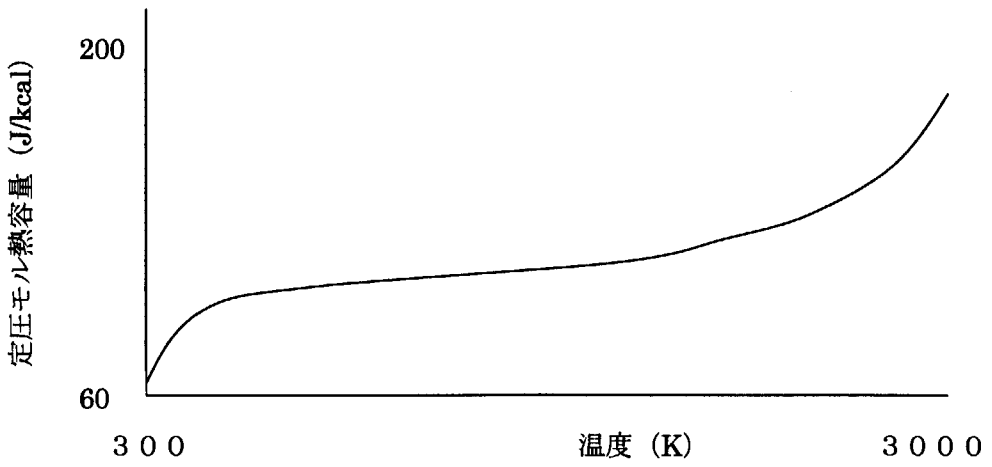
第4問解答例

（1）定圧モル熱容量(Cp)

Cp=(dH/dT) ここで、Cpは、定圧モル熱容量、Hはエンタルピー、Tは温度。

約64(J/Kmol)

UO_2はイオン結晶であり、格子熱容量が主である。このうち調和項の寄与は室温よりやや高温で飽和するが、膨張項とショットキー熱容量の寄与によりその後もやや増大する。さらに高温では、格子欠陥生成、電子・ホール対生成の寄与により熱容量が増大する。



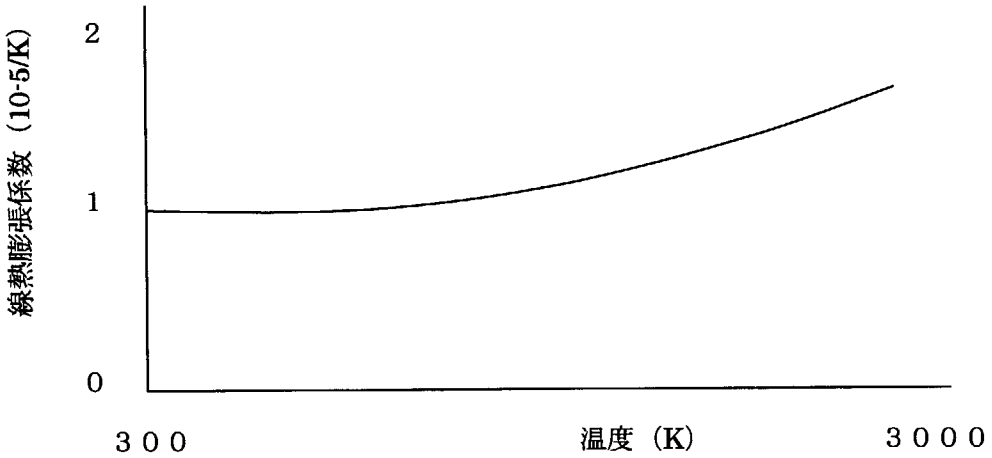
（2） 線熱膨張係数

$\alpha=(1/L_0)(dL/dT)$

Lは試料長さ、L_0は初期長さ、Tは温度

約1.0×10^{-5} (/K)

線熱膨張係数は、温度依存性が小さい。ただし、高温では格子欠陥生成によりやや増加する。(一般には、Gruneizen の式により、(線) 熱膨張係数は熱容量に比例する。このため、熱容量と同様に高温で飽和する。)



(3) 熱伝導率

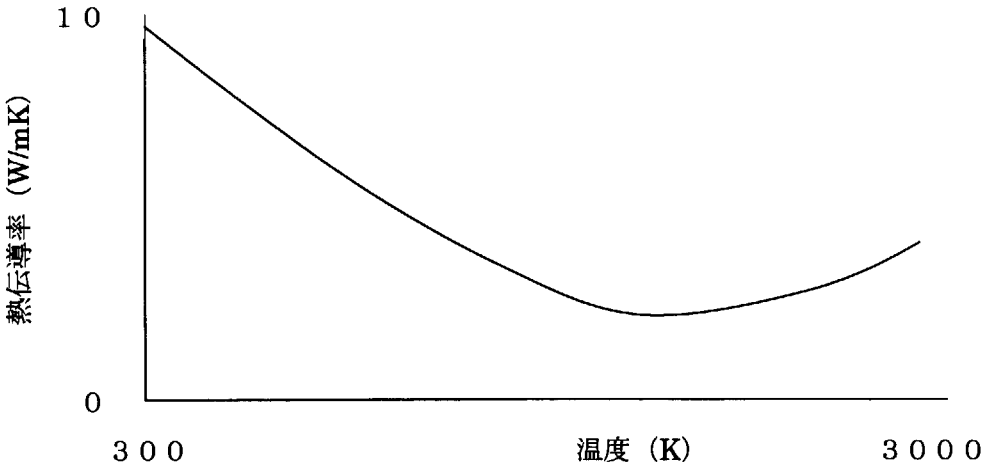
熱伝導率 k は次式で定義される。

$Q=-k(dT/dx)$

ここで、Qは単位時間に単位面積を過ぎる熱量を表し、dT/dx は温度勾配である。

約 8 (W/mK)

2000K 以下の温度範囲では、UO_2 はフォノンによる熱伝導が主であり、1/(AT+B)の依存性で温度が上がるにつれて熱伝導率は低下するが、2000K 以上では、電子の寄与が大きくなり増加する。



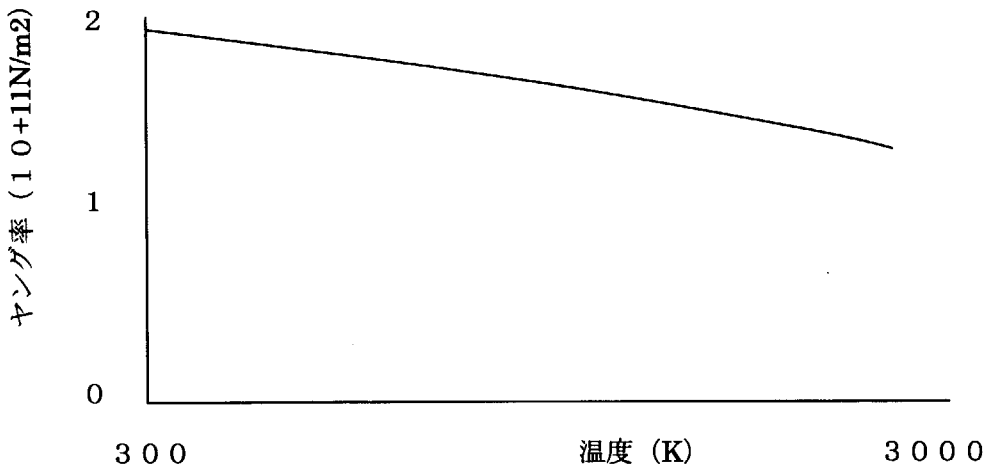
(4) ヤング率

応力 σ と歪み ε の間には比例限界内でフィックの法則が成り立ち

$\sigma = E\varepsilon$

の比例関係が成り立つ。この E をヤング率という。約 $2x10^{11}(N/m^2)$

ヤング率は、結晶格子の結合力に比例する。温度の上昇とともに結晶の結合力は減少する。



第５問 核燃料物質に関連して，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) 応力腐食割れ

(2) 熱拡散

(3) 阻止能

---

(4) スウェリング

(5) リム効果

第５問解答例

（１） 応力腐食割れ　腐食性の環境下で引張応力がかかった場合に割れが進行する現象で、合金において一般的に見られる。軽水炉燃料では、被覆管がハロゲンＦＰ蒸気の存在下で割れを起こすといわれている。

（２） 熱拡散　動的に熱が伝わる現象。比熱と密度が比較的一定値に近いため、熱拡散率の相対変化は熱伝導度の相対変化とほぼ同一である。

（３） 阻止能　放射線が物質中を通過する場合に、単位通過距離あたりに失うエ

ネルギー量。線減弱係数ともよばれる。

（4） スウェリング　　材料がふくれる現象。FP による燃料ペレットのスウェリング（固体スウェリングと気体スウェリング）、ヘリウムガスによる被覆管のスウェリング等がある。

（5） リム効果　　軽水炉燃料で燃焼度が進むと燃料ペレット周辺部（リム部）に燃焼度とポロシティ率の高い領域が出現する現象をリム効果と呼ぶ。これは、238-U の共鳴吸収によりプルトニウムが蓄積し、局所的に燃焼度が高くなるためであり、組織変化としては、UO_2結晶が細粒化して、高圧の FP ガスを含む粗大化した気泡を取り囲み高いポロシティ率を持つリム組織 g が生じる。リム組織は、ポーラスな構造から熱伝導率が小さいと推定され、また多量の FP ガスを含むため、その熱特性やＦＰガス放出挙動が高燃焼度燃料挙動に大きな影響を与える可能性があり、注目されている。

３．３　第３３回核燃料取扱主任者試験　核燃料物質の取扱いに関する技術

第１問　下表は軽水炉及び高速炉使用済燃料から抽出したプルトニウム同位体組成の一例である。これらのプルトニウムの取扱いに関して次の問に答えよ。

炉型別のプルトニウム同位体組成（重量％）

同　位　体	軽 水 炉 Pu	高 速 炉 Pu
^{238}Pu	2	0.03
^{239}Pu	63	74
^{240}Pu	19	22.7
^{241}Pu	12	2.8
^{242}Pu	4	0.47

(1)　ガンマ線による外部被ばく管理上はどちらのプルトニウムがより厳しくなるか。対象となる核種を挙げて説明せよ。

(2)　ガンマ線線量当量の低減のために取られる対策を３つ記せ。

(3)　中性子線発生の原因を２つ挙げよ。また，その中性子線遮へい法を記せ。

(4)　中性子線による外部被ばく管理上はどちらのプルトニウムがより厳しくなるか。対象となる核種を挙げて説明せよ。

(5)　臨界管理上はどちらのプルトニウムがより厳しくなるか。その根拠も併せて記せ。

第１問解答例

(1) 軽水炉 Pu。^{238}Pu 及び ^{241}Pu の娘核種から放出されるγ線が、外部被曝管理上最も厳しい。これらの核種の含有割合は軽水炉 Pu の方が大きい。

(2) ガンマ線線量当量の低減のための対策３つ

１．作業時間の短縮

２．作業場所、機器等に適合した遮蔽材料を設ける

３．グローブボックス内の清掃、ハウスキーピング

(3) 酸素原子との(α, n)反応及び自発核分裂。

中性子遮蔽法

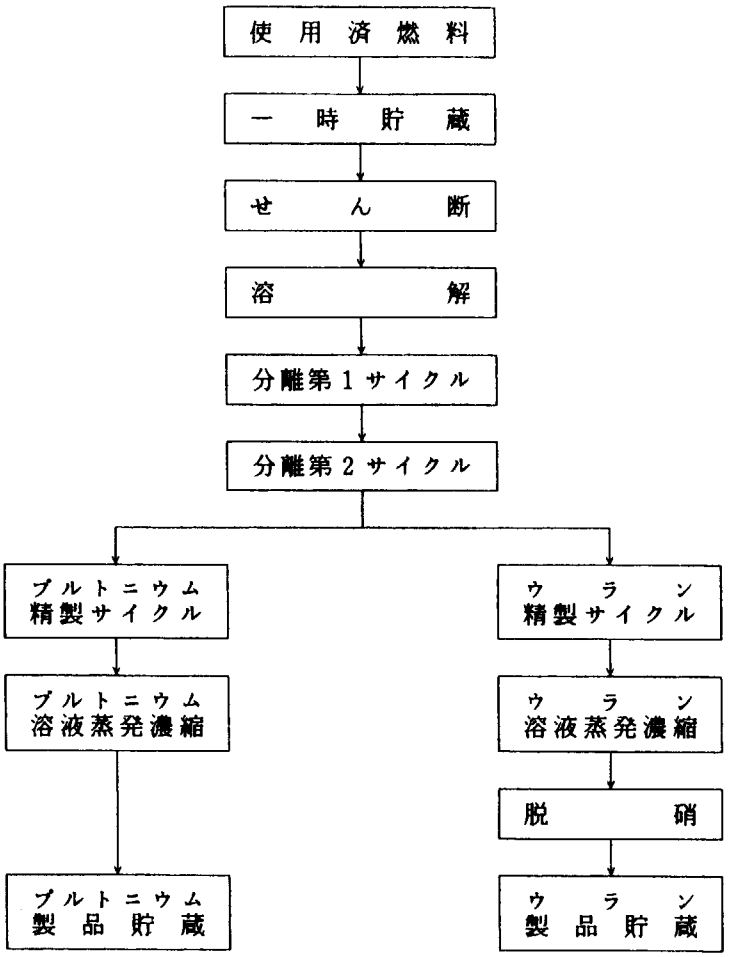
中性子エネルギーが 1MeV 以上であるため、水、パラフィンなどで中性子の減速を行い、カドミウムなどの中性子吸収剤を配置する。しかし、グローブボックス中のプルトニウムの遮へいでは、臨界管理や防火管理上の問題から、水やパラフィンは用いることができないので、アクリル板が一般に使用されている。また、遮蔽材を厚くすると作業性が悪くなることから、グローブボックスの遮へいは困難で、作業者を線源から遠くに離すことが重要である。

(4) 軽水炉 Pu。中性子の発生は偶数核種の ^{238}Pu、^{240}Pu、^{242}Pu が中心であり、特に、^{238}Pu と ^{242}Pu の中性子発生量が大きい。偶数核種の割合は軽水炉 Pu で 25%、高速炉 Pu で 23.5%であり、^{238}Pu と ^{242}Pu の含有割合も軽水炉 Pu の方が大きい。

(5) 計算結果によれば、軽水炉 Pu の方がより厳しい。理由の提示は難しい。

解説：仮に Pu 濃度 50g/・の硝酸プルトニウム水溶液を考えて k∞を計算したところ、軽水炉 Pu の同位体組成の場合 k∞=1.488、高速炉 Pu の同位体組成の場合 k∞=1.459 になった。与えられた同位体組成からこの大小を見分けることは極めて難しい。この問題では、核分裂性プルトニウム(^{239}Pu と ^{241}Pu)の比率の大小関係から、臨界安全上どちらが厳しいかのを問いかけていると考えられる。この意図に沿って解答するなら、解答は「高速炉 Pu の方がより厳しい。理由は、核分裂性プルトニウムの比率が、軽水炉 Pu で 75%、高速炉 Pu で 77%で、高速炉 Pu の方が大きい。」となる。しかし、吸収断面積の大きい ^{240}Pu の効果とその比率を考慮すると、上記のような計算結果を得ており、短時間の間に直観的に解答することは極めて難しい。

第2問 この流れ図は再処理工程の概略を示したものである。以下の問に答えよ。



(1) 使用済燃料受入後，一時貯蔵を行うが，この目的は何か。

(2) せん断，溶解工程で発生しオフガスに移行する物質や核種のうち，主要なものを4つ挙げよ。

(3) 分離第1サイクルではウランとプルトニウムが抽出される。この工程は何と呼ばれているか。また，このときのウランとプルトニウムの原子価は何か。

(4) 核燃料溶液を取扱う工程で用いられる臨界管理の方法を述べよ。

(5) ウラン製品の貯蔵に際し被ばく防止の観点から留意すべき点を2つ挙げよ。

第2問解答例

(1)

1) 半減期が8.05日のI-131の崩壊により再処理工程内での気体状および溶解した放射性ヨウ素の量が問題とならない程度まで減少する。

2) 半減期が6.75日のU-237が崩壊するため、燃料再処理により回収され精製されたウランを遠隔操作で取扱う必要がなくなる。また、U-237の高い放射能が存在すると回収されたウランの核分裂生成物からの除染の度合を検査するときの障害となることもある。

3) 核分裂生成物の放射能及び発熱が減衰するため輸送が簡単となり、また放射能の低下により燃料再処理で用いられる有機溶媒の放射線損傷が少なくなる。

4) 半減期が5.27日のXe-133が崩壊消滅するので、Kr-85だけが燃料再処理から放出される放射性希ガスとして残る。

「原子力化学工学第IV分冊」では、放射能と崩壊熱の減少以外の理由として「この程度の冷却期間(150日)をとる他の理由はトリチウム、Kr-85、及びI-131以外の全ての気体状核分裂生成物を考える必要のないレベルまで減衰させ、半減期が8日のI-131の放射能を制御しうる程度まで減衰させ、半減期2.35日のNp-239を完全にPu-239に壊変させ、さらに半減期6.75日のU-237を完全に崩壊させることである。」

参考文献：「原子力化学工学第III分冊、使用済燃料とプルトニウムの化学工学、清瀬量平訳、日刊工業、s59. 8.20.、2.2 使用済ウラン燃料の再処理前貯蔵期間 p.26～28」

(2) 燃料の粉塵、^{85}Kr、^{129}I、トリチウム、$^{14}CO_2$、NO_X から4つ

参考文献 鈴木篤之、他、「核燃料サイクル工学」、p.84、日刊工業新聞社 (1981)

(3) 共除染工程、ウランは6価 (UO_2^{2+})、プルトニウムは4価

参考文献 鈴木篤之、他、「核燃料サイクル工学」、p.96-97、日刊工業新聞社 (1981)

(4) 臨界管理は質量制限、体積制限、形状制限、濃度制限、及び中性子毒物添加等の方法により行われる。一般的にいって、実験室規模の操作やフード内で少量ずつ核燃料を取り扱う場合には、質量制限法が用いられる。パイロット規模の場合には、全装置について形状寸法制限法が用いられる。大容量の核燃料の処理を行う施設では、核燃料の種類や濃縮度に応じた形状寸法制限法と濃度制限法とを併用する必要があることが多い。原理的に形状寸法制限法が最も確実な方法である。濃度制限法の信頼性はプロセス制御計測系等による工程管理に依存する。質量制限法は作業管理に頼ることになりやすく、人為的誤操作等があり得ることを考慮しなければならない。質量制限法では、既に容器に核燃料が一定量あるにもかかわらず、次のバッチ操作時に誤って核燃料を装荷してしまった場合(二重装荷)の可能性も考慮して制限値が決められることもある。

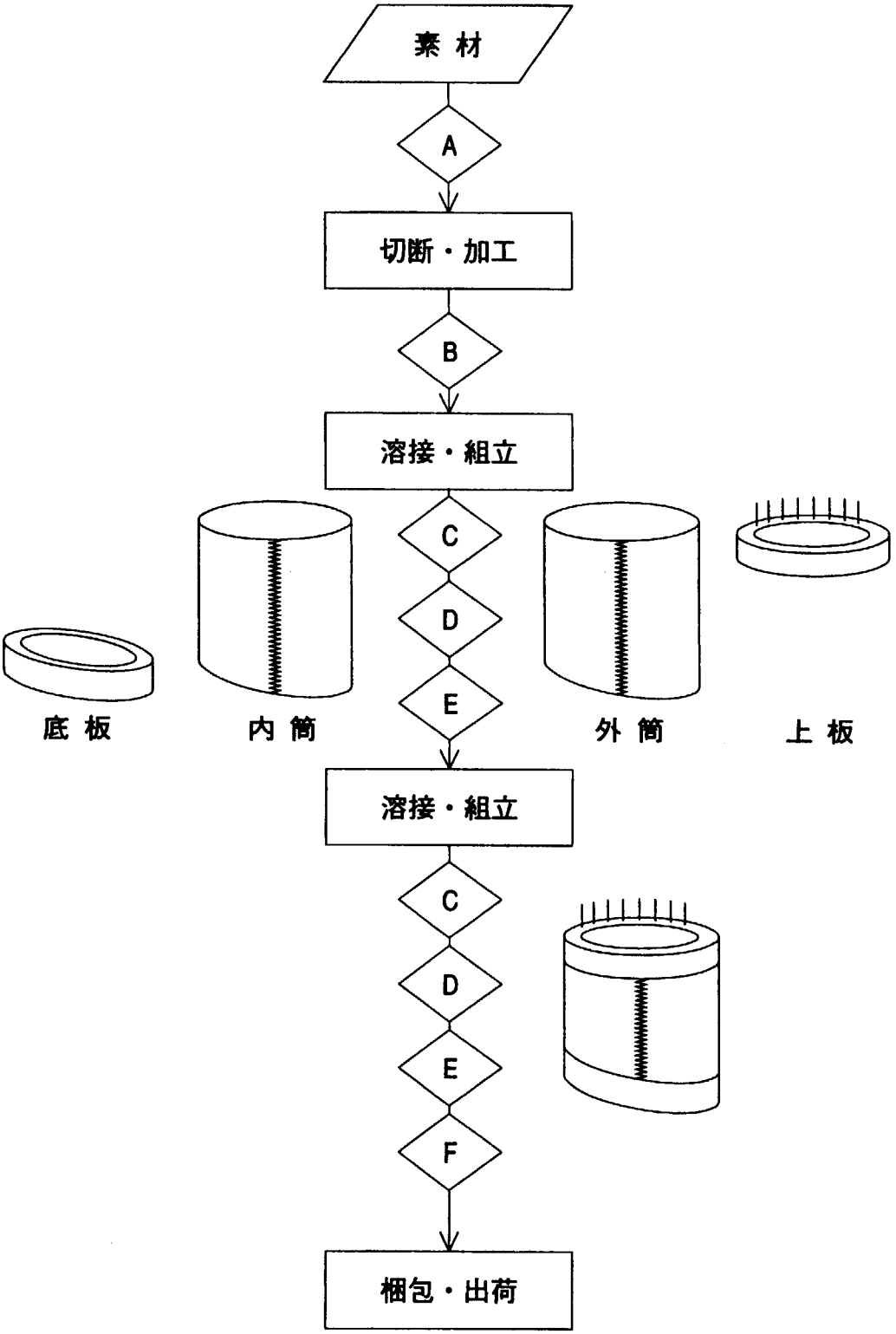
参考文献 鈴木篤之、他、「核燃料サイクル工学」、p.200、日刊工業新聞社 (1981)

(5) 極微量含まれる核分裂生成物からの放射線と ^{232}U の娘核種である ^{208}Tl の高エネルギーγ線(2.61MeV)

参考文献：「回収ウランの UF_6 転換試験 公開資料 PNC TN6410 ９１－３７」

第3問 次の図は，プルトニウム溶液を貯蔵する環状槽の製作工程の一例である。空欄の部分の製作時の試験・検査の名称と目的，方法について説明せよ。

記号	検査の名称	目的	方法
A	①	④	材料メーカ等が発行したミルシート等により，材料の成分及び機械的強度等が規格に合致していることを確認
B	②	溶接部の開先が溶接施工法で定められた形状，寸法であることの確認	開先角度，ルート間隔，目違い等が定められた形状・寸法であることを計測治具を用いて測定
C	浸透探傷試験	⑤	⑦
D	③	溶接部の溶接欠陥の検査	⑧
E	寸法・外観検査	槽の寸法，形状及び有害な傷等の確認。溶接部の形状，有害な傷等の確認	⑨
F	耐圧・漏洩検査	⑥	⑩


素 材
A
切断・加工
B
溶接・組立
C
D
E
底 板
内 筒
外 筒
上 板
溶接・組立
C
D
E
F
梱包・出荷

第3問解答例

プルトニウム溶液を貯蔵する環状槽の製作における試験・検査の名称、目的、方法

① 材料検査
② 溶接施工検査
③ X線透過試験
④ 環状槽の構成材料が定められた材質であることの確認
⑤ 溶接部の溶接欠陥の検査
⑥ 環状槽が定められた強度及び気密性を有していることの確認
⑦ 検査物の表面に有色の染色浸透液を塗布すると、欠陥がある場合には浸透液が毛細管現象により欠陥の中に浸透する。次に表面の余分な浸透液を除去したのち、現像液を塗布することによる着色の有無によって微細な欠陥を肉眼で発見できる。
⑧ 溶接部のX線透過写真フィルムを現像して、欠陥の有無を判定する。
⑨ 外観により形状、有害な傷のないことを確認。計測機器を用いて寸法を測定し、定められた寸法であることを確認する。
⑩ 環状槽内を加圧して加圧した際に形状の変化がないこと及び加圧後の槽内の圧力変化により定められた気密性を有していること確認する。

第4問 次の文章中の空欄にいれるべき適当な語句等を記せ。

(1) フランスの臨界安全の手引き（CEA-R 3114）によれば，質量制限による安全管理の場合，二重装荷が単一の偶発事故により起こりうるならば，安全係数として［①］を用いることとされている。これは，臨界質量算出の計算誤差を［②］％と見込んでいるためである。

また，相互干渉を無視できるとして扱うことができる一例として，

① 厚さ［③］cm以上の水

② 最も接近したユニット間の隔離距離［④］m以上

③ 球又は円筒で，中心もしくは軸間距離が半径の和の［⑤］倍以上との記載もある。

上述の前半の二重装荷の考え方を国内の安全審査指針に照らせば，起こるとは考えられない［⑥］が［⑦］に起こらない限り臨界に達しないものと同じ解釈である。

(2) MOX燃料加工施設の安全管理上特に留意すべき事項は，包蔵性管理，遮へい，［⑧］，［⑨］，［⑩］であり，燃料製造上留意すべき特質は［⑪］がある。

このうち，包蔵性管理は，ウラン加工施設に比べ管理の厳しさが10の5乗オーダー厳しい。これは，酸化物の場合，プルトニウムの［⑫］がウランのそれとほぼ同じ程度（約1/3）であるのに対し，プルトニウムの［⑬］がウランのそれと比較し10の5乗オーダー大きいことによる。

(3) MOX燃料加工施設では，ウラン加工施設に比べプルトニウムの包蔵性管理を厳しく行うため，施設全体で［⑭］の管理を行い，空気は更衣室⇒廊下⇒［⑮］⇒［⑯］⇒排気筒と流れるように設計される。

排気系に取り付ける高性能粒子用フィルタは，JIS Z 4812により，捕集効率は，［⑰］μmの粒子に対し，［⑱］％以上であり，また，標準風量に対し，初期の圧力損失は250 Pa以下であることが規定されている。また，試験用の粒子としては，［⑲］が一般的に用いられており，捕集効率は白色光源，またはレーザを用いた［⑳］式粒子計数器により測定される。

第4問解答例

(1) ① 0.43、② 15、③ 30、④4、⑤6、⑥ 独立した事象、⑦ 同時

解説：① から⑤までは、CEA-R3114の日本語版からの出題である。①及び②は第2巻第IV.2節(p.41)から、③、④及び⑤は第2巻第I.1節(p.39)からの出題である。仏語で書かれた原本はもちろん、日本語版を所蔵している組織等は限られており、問題の引用元として適切ではない。加えて、解答として求められている各数値は、一つの文献に記載されている値に過ぎない。物理定数のようなものとは性格が異なる。記述式は酷である。

この文献を実務で十分に使い込んだ技術者以外に、正解は書けない。

(2) ⑧被曝、⑨放射性廃棄物放出、⑩放射線監視 ⑪臨界管理 ⑫濃度 ⑬比放射能

(3) ⑭負圧 ⑮工程室 ⑯グローブボックス ⑰0.15 ⑱９９．９７ ⑲ジオクタルフタレート（DOP）、⑳光散乱

ＨＥＰＡフィルタ ＨＥＰＡふいるた atomica

High Efficiency Particulate Air Filter の略である。日本語では、超高性能エアフィルタといい空気あるいは排気中に含まれる微粒子を高性能で捕集するフィルター。原子力施設では頻用される。一般には定格風量に対し、粒径0.15μmのジオクタルフタレート（ＤＯＰ）粒子を９９．９７％以上の効率で捕集するものをいう。

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)と(3)(4)(5)は別の答案用紙に記入すること。）

(1) 封じ込め/監視

(2) 管理区域に入域する場合に，遵守すべき事項

.....

(3) 放射性廃棄物処分における浅地埋設

(4) フッ化物揮発法

(5) 減損ウランと回収ウラン

第5問解答例

(1) 核物質計量管理の補助的手段である。例えば、検認対象となる核物質の容器自体やその貯蔵場所の出入り口に封印を一旦施せば、封印が破られない限り、計量をしなくても、核物質の量は変わらないと判断できる。封印の他に、監視装置を用いることもある。

(2)

管理区域に立ち入る場合

1. 個人線量計を着用する。
2. 保護靴、保護衣等の防護具を着用する。
3. 所定の出入口から立ち入る。
4. 作業に直接必要のない物を持ち込まない。
5. 掲示板などに記載されている放射線管理データ及び注意事項を確認する。

6. 線量当量率、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度により、作業時間を調整するなどして、被曝低減に努める。
7. 区域管理者の許可を得るとともに、区域放射線管理係から立入時間の制限及び着用すべき防護具等の助言を受ける。

管理区域に退出する場合

1. 手を洗い、ハンドフットクロスモニタ等により手、足及び衣服等の表面汚染検査を行う。
2. 着用した保護衣及び保護靴を脱ぎ、所定の場所に戻す。
3. ハンドフットクロスモニタ等の警報が発生した場合には、区域管理者及び区域放射線係に連絡する。汚染が発見された場合、汚染が除去されるまでは、管理区域から退出しない。
4. 所定に出入口から退出する。

常時立入者以外のものに対する追加注意事項

1. 区域管理者の許可を得る。
2. 見学者等を管理区域に立ち入らせる場合には、必要な指示を与えるとともに、職員等である放射線業務従事者が付き添う。
3. 管理区域出入管理記録に所属、氏名、着用する個人線量計等必要事項を記入させる。

(3) 低レベル放射性廃棄物の処分方法には海洋投棄、地中埋設、地層埋設等がある。地中埋設は浅地埋設(処分)ともいわれ、トレンチピットを設けて廃棄物を収納し、不透水性の土壌で上部を覆う方法である。降雨量が少なく、地下水の流れる滞水層から離れた地点を選定することが大切である。但し、ある程度自然環境条件が良好でなくても、人工構造物を強化することによって対応できる利点がある。

参考文献　鈴木篤之、他、「核燃料サイクル工学」、p.122、日刊工業新聞社 (1981)

(4) 乾式再処理法の一つ。適切なフッ化剤を用い照射済燃料のフッ化を行い、生成したウラン、プルトニウム及び核分裂生成物のフッ化物を沸点の差、あるいは化学的性質の差を利用して分離する。

参考文献　三島良績、他、「核燃料工学」、p.226, p.233-234、同文書院 (1972)

フッ化物揮発法　ふっかぶつきはつほう atomica　使用済燃料の乾式再処理法の一つで、U、Ｐｕなどの核燃料物質や、いろいろな核分裂生成物のフッ化物の揮発性の差を利用して、核燃料の除染、回収を行う方法である。

(5) 減損ウラン げんそんうらん atomica

わが国の発電用原子炉では一般にウラン２３５の濃縮度が３％前後のウランを燃料として用いている。原子炉で使用済みとなった燃料は、再処理工場において溶解され、燃え残ったウランと生成されたプルトニウムが回収される。このときのウランの濃縮度はほぼ０．５％前後で初期濃縮度から低下しており、これを減損ウランと言う。減損ウランは、再濃縮して利用できる他、プルトニウムと混合して軽水炉や高速炉に再利用される。わが国では濃縮カスケードの廃材から得られる劣化ウランとは区別して用いているが、区別しないで用いられ

ることもある。

参考文献　原子力百科事典

(http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/owa/dict_src?opt=1&dic_no=1127&synon_no=01)

回収ウラン　かいしゅううらん

使用済燃料から再処理によってＵとＰｕを分離精製して回収したウランのことをいう。天然ウランには、燃料となるＵ―２３５が０．７２％しか含まれていないが、使用済燃料には燃焼度にも依存するが約１％のＵ―２３５が残っているため分離回収して濃縮し再利用する価値がある。

他に ^{232}U や ^{236}U を含み燃料物質としての性質や外部被ばくなどの問題に留意する必要がある。

参考文献　原子力百科事典

(http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/owa/dict_src?opt=1&dic_no=0296&synon_no=01)

劣化ウラン

^{235}U の同位体存在比が天然のものよりも少ないウランをいう。天然ウランの同位体組成は、^{234}U が 0.0057%、^{235}U が 0.714%、^{238}U が 99.3%である。このウランを軽水炉の燃料として使用するためには、^{235}U の割合をおよそ 3 から 5%に高めたウラン、すなわち濃縮ウランを必要とする。この濃縮ウランを製造すると、^{235}U の割合が 0.2%程度のウランが残る。このウランを劣化ウランという。劣化ウランは、高速増殖炉の燃料の親物質として使用できるので、廃棄物になるわけではない。

参考文献　原子力百科事典

(http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/owa/dict_src?opt=1&dic_no=0906&synon_no=01)

3．4 第３３回核燃料取扱主任者試験 放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術

第１問 次の各問に計算過程を示して答えよ。

(1) 13.7 g の ^{137}Cs がある。半減期の２倍の時間が経過した後の ^{137}Cs の原子数はおよそいくらか。

(2) 放射能測定装置で自然計数値を 10 分間測定したところ 18 カウントであった。この装置で試料を 10 分間測定したときの検出下限計数率（cpm）はおよそいくらか。自然計数率の標準偏差（σ）の３倍として計算せよ。

(3) アルミニウム吸収板を用いて β 線の最大飛程を測定したところ，950 mg/cm^2 であった。この β 線の最大エネルギーはおよそいくらか。

(4) 分解時間 180 μsec の放射能測定装置で試料を測定したところ 30,000 cpm であった。数え落としに対する補正をした真の計数率（cpm）はおよそいくらか。

第１問解答例

（１）^{137}Cs 137g は、アボガドロ数（6.02×10^{23}）の原子数を有する。^{137}Cs 13.7g の原子数は、半減期の２倍の時間が経過すると 1/4 に減少するので、そのときの原子数は比例計算によって、

$$13.7\times\frac{1}{4}\times\frac{6.02\times10^{23}}{137}=1.51\times10^{22}$$

（２）自然計数率の標準偏差は、$\sqrt{18}/10=\sqrt{1.8/10}=0.42$ である。検出下限計数率は、試料を測定した計数率が自然計数率に変わりなかった（正味０の差の標準偏差）で、

$$3\sqrt{1.8/10+1.8/10}=3\sqrt{2}\times\sqrt{1.8/10}=3\times1.4\times0.42=1.8\ \text{cpm}$$

（３）最大エネルギーが 0.8MeV 以上の β 線の飛程（mg/cm^2）は、$R_{Al}=542E-133$ で表される。このに、E の単位は、MeV である。したがって、

$$E=\frac{R_{Al}+133}{542}=(950+133)/542=2.0\text{MeV}$$

解説：近似式 R{g/cm^2}=0.5E{MeV} を用いて、E=2R=2×0.95=1.9MeV としても良いと思われる。

（４）分解時間を τ (s) とし、測定して得られたままの計数率（cps）を n_a とし、数え落しに対する補正をした計数率（cps）を n とすれば、$n=\dfrac{n_a}{1-\tau n_a}$ の関係がある。この式に分解時間 180 μ s＝1.8×10^{-4} s、$n_a=30{,}000/60=500$ を代入すると、

$$n=\frac{500}{1-1.8\times10^{-4}\times500}=549\ (\mathrm{cps})\ =33{,}000\ \mathrm{cpm}$$

第2問 次の各問の解答として，最も適切なものを1つ選び，番号とともに記せ。

〔解答例〕 (11) —— ⑥

(1) 次のうち，プルトニウムの測定に用いられない測定方法はどれか。

① α-β 消去方法　② α-β コインシデンス方法　③ α 線スペクトル分析方法
④ X 線スペクトル分析方法　⑤ β 線スペクトル分析方法

(2) 次のうち，個人被ばく線量の測定に用いられない線量計はどれか。

① ポケット線量計　② 化学線量計　③ 熱ルミネッセンス線量計
④ フィルムバッジ　⑤ 蛍光ガラス線量計

(3) 次のうち，外部被ばくに係る線量当量と測定部位について正しいものはどれか。

① 3 mm 線量当量 —— 皮膚　② 3 mm 線量当量 —— 眼の水晶体
③ 70 μm 線量当量 —— 眼の水晶体　④ 70 μm 線量当量 —— 体幹部
⑤ 1 cm 線量当量 —— 手，足

(4) 次のうち，熱中性子線の遮へいに最も適しているものはどれか。

① 鉛　② 鉄　③ コンクリート　④ カドミウム　⑤ アルミニウム

(5) 次のうち，測定対象と検出器の組み合わせで適切でないものはどれか。

① 低エネルギー γ 線スペクトル測定 —— Si（Li）半導体検出器

② α 線エネルギー測定 —— グリッド電離箱

③ トリチウム表面汚染測定 —— GM 計数管

④ γ 線スペクトル測定 —— NaI（Tl）シンチレータ

⑤ 速中性子線 —— BF_3 検出器（パラフィン付）

(6) ろ過捕集法により空気中の放射性物質濃度を正しく評価する場合，自然放射性核種のラドン及びトロンの娘核種を減衰させるため，捕集したろ紙を一定時間放置した後に計測する。次のうち，娘核種を減衰させるための適切な時間はどれか。

① 30 分　② 1 時間　③ 1 日　④ 3 日　⑤ 10 日

(7) 次のうち，フードの窓面の半開時における面速として適切なものはどれか。

① $5\,cm \cdot s^{-1}$　② $50\,cm \cdot s^{-1}$　③ $5\,m \cdot s^{-1}$

④ $10\,m \cdot s^{-1}$　⑤ $50\,m \cdot s^{-1}$

(8) 次のうち，空気中の放射性物質と捕集材の組み合わせで適切でないものはどれか。

① ^{60}Co —— 活性炭含浸ろ紙　② ^{131}I —— 活性炭カートリッジ

③ ^{32}P —— 活性炭含浸ろ紙　④ ^{3}H —— シリカゲル

⑤ ^{239}Pu —— ろ紙

(9) 次のうち，内部被ばく線量への寄与が最も大きい自然放射性核種はどれか。

① ^{3}H　② ^{14}C　③ ^{40}K　④ ^{87}Rb　⑤ ^{232}Th

(10) 次のうち，α 線に対する放射線荷重係数（線質係数）の実効的な値はどれか。

① 1　② 3　③ 5　④ 10　⑤ 20

第 2 問解答例

(1) － ⑤　例えば、労働省安全衛生部労働衛生課編、“作業環境測定ガイドブック（4）－電離放射線関係－”、54－55 頁、（財）作業環境測定士試験協会

(2) － ②　(3) － ②　(4) － ④　(5) － ③　(6) － ④　例えば、上記参考文献、50 頁

(7) － ②　(8) － ①　(9) － ③　(10)－ ⑤

第3問 次の各問に答えよ。

(1) 放射性廃液の処理の方法について3つあげ，それぞれの長所と短所を簡単に説明せよ。

(2) 放射性物質の体内への摂取の仕方について3つあげ，説明せよ。

第3問解答例

(1) 放射性廃液の処理の方法

1) 蒸発法

廃液を蒸発して濃縮する。

- 長所：①除染効果が高い（10^4～10^6）。②塩濃度の高い廃液でも処理できる。
- 短所：①^{131}I など揮発性の RI を含む廃液には使えない。②処理能力が小さい。

2) イオン交換法

イオン交換体により廃液中の RI を除去する。イオン交換体として、有機のイオン交換樹脂を使う方法と無機イオン交換体（例えば、バーミキュライト）を使う方法がある。

- 長所：①イオン交換樹脂法は、除染係数が比較的大きい（10^2～10^4）。②無機イオン交換体を用いる方法の長所は、a) 交換体の値段が安く使い捨てできること、b) 塩濃度の高い溶液中の特定の RI を選択的に吸着すること。
- 短所：①イオン交換樹脂法では、a) 樹脂の値段が高い。再生利用するときに高放射能の廃液が生じる。b) 樹脂の交換容量には限度があり、塩濃度の高い廃液処理には適さない。②無機イオン交換体では、a) 使った後、交換体を捨てるとき、大量の不燃性廃棄物が生じる。b) 有機のイオン交換樹脂より除染係数が低い（10～10^3）。

3) 凝集沈殿法

凝集沈殿剤（リン酸カルシウム、水酸化鉄など）を加えて生成する沈殿に RI を吸着捕集させ分離する。

- 長所：①大量の廃液が処理可能。②固形物や塩濃度の高い廃液でも処理できる。
- 短所：①除染係数が低い（10～10^2程度）。②凝集沈殿物が大量の不燃性廃棄物となる。

(2) 放射性物質の体内への摂取の仕方

1) 吸入

空気中にガス、ダストなどのかたちで浮遊する放射性物質が呼吸とともに体内に入ることをいう。放射性物質は一部呼吸とともにはき出され、一部は肺から出て胃腸管に入るが、一部は呼吸器系内に止まり、物理・化学的性状によって程度が決まる溶けやすさで血液中へ取り込まれる。血液中に取り込まれた放射性核種は、体内を循環していろいろな臓器に沈着する。

2) 経口摂取

水や食物に含まれ、あるいは、汚染した指をなめるなどして、放射性物質が口から飲み込まれることをいう。放射性物質の一部は、その化学形で決まる割合で胃腸管から血液中に取り込まれる。

3) 経皮吸収

正常な皮膚あるいは傷口から放射性物質が体内（血液中）に取り込まれる。

第4問 次の文章中の空欄に入る適当な語句又は数値を下欄から選び，番号とともに記号で記せ。

〔解答例〕 ⑪ —— (レ)

放射線被ばくにより個体に発現する障害は，その線量依存性により2種類に分類できる。

一方は，［①］と呼ばれるある一定の線量以下では障害が生ずる確率は［②］％だが，それ以上では線量が増すにつれて高くなる。そして障害の［③］も線量につれて増加する。これは臓器において，ある一定数の細胞が照射により失われて初めて障害が生ずる場合に見られる。このような障害は以前は［④］と呼ばれていたが，現在では［⑤］と呼んでいる。［⑥］がその一例である。

もう一方は，被ばく線量の増加とともに障害が生ずる確率が増加するが，［①］は［⑦］と考えられる障害である。その［③］は被ばく線量の増加によって［⑧］。このような障害は［⑨］と呼んでいる。［⑩］がその一例である。

(イ) 非確定的障害	(ロ) 重篤度	(ハ) 放射線誘発白内障
(ニ) 0	(ホ) 50	(ヘ) 半致死線量
(ト) な い	(チ) 減少する	(リ) 非確率的障害
(ヌ) 閾値線量	(ル) 変化しない	(ヲ) 無限に大きい
(ワ) 確率的障害	(カ) 種 類	(ヨ) 確定的障害
(タ) 放射線発がん		

第4問解答例

① －(ヌ) ②－(ニ) ③－(ロ) ④－(リ) ⑤－(ヨ) ⑥－(ハ) ⑦－(ト) ⑧－(ル) ⑨－(ワ) ⑩－(タ)

第5問 次の事項について簡単に説明せよ。

(1) 細胞に対する放射線の間接効果

(2) 倍加線量

(3) 自然放射線源としてのラドン

(4) ベルゴニー・トリボンドーの法則

(5) 半価層

第5問解答例

(1) 細胞に対する放射線の間接効果

放射線が細胞中の水の分子を電離あるいは励起し、その結果生じた $OH^{\cdot}$ (OH ラジカル)、$H^{\cdot}$ (H ラジカル) などのフリーラジカルが細胞内高分子に作用して障害を起こすことをいう。

(2) 倍加線量

自然突然変異率の2倍を発生させるに要する放射線量を倍加線量という。ヒトの場合、低線量率の被ばくでは 1Gy とされ、重篤な遺伝的影響のリスクの評価に用いられる。

(3) 自然放射線源としてのラドン

ラドンには、ウラン(^{238}U)系列の ^{222}Rn(半減期 3.8d)とトリウム(^{232}Th)系列の ^{220}Rn(半減期約1分[55.6s])がある。天然の放射線源からの被ばく年間2.4mSvの半分の実効線量約1.2mSvはラドンとその娘核種を呼吸することによる肺の内部被ばくである。^{222}Rn とその娘核種からの被ばくは、^{220}Rn とその娘核種からの被ばくに比べ、約20倍大きい。屋外のラドン濃度はおおよそ $1Bq/m^3$ から $10Bq/m^3$ であるが、屋内のラドン濃度は建築物の構造と材料によってはるかに高い濃度になることがある。

(4) ベルゴニー・トリボンドーの法則

生物の細胞あるいは組織の一般的な放射線感受性についての法則で、"①細胞分裂の頻度が高いものほど感受性が高い。②将来行う細胞分裂の多いものほど感受性が高い。③形態及び機能において未分化のものほど感受性が高い。" とするものである。ラットの睾丸によって研究された

解説：ベルゴニーとトリボンドーによって1906年に発表された説。

(5) 半価層

放射線の線量率を 1/2 に減少させるに必要な吸収体の厚さをいう。X 線または γ 線の場合には、線減弱係数 μ との間に、半価層＝$0.693/\mu$ の関係がある。

4．第３４回核燃料取扱主任者試験問題解答例

4．1　第３４回核燃料取扱主任者試験　核燃料物質に関する法令

第１問　「原子力基本法」，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下，本問において「原子炉等規制法」という。)及びその関係法令に関する次の問に答えよ。

(1)　次の記述中，［　　］の部分に入れるべき適当な語句又は数値を番号とともに記せ。なお，同じ番号の［　　］には同じ語句又は数値が入る。

〔解答例〕　⑩―東京

・原子力基本法においては，原子力の研究，開発及び利用の基本方針は，［①］に限り，［②］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ことが定められている。

・原子炉等規制法の目的は，原子力基本法の精神にのつとり，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の利用が［①］に限られ，かつ，これらの利用が計画的に行われることを確保するとともに，これらによる［③］し，及び核燃料物質を防護して，［④］を図るために，精錬，加工，再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関する必要な規制等を行うことなどである。

・核燃料物質の加工の事業に関する規則において，「［⑤］」とは，核燃料物質の加工，加工施設の保全，核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物(「核燃料物質等」)の運搬，貯蔵又は廃棄等の業務に従事する者であって，管理区域に立ち入るものをいう。

・［⑤］の線量限度は，実効線量について，平成13年4月1日以降［⑥］年ごとに区分した各期間につき［⑦］ミリシーベルト，1年間につき50ミリシーベルトである。また，等価線量は，眼の水晶体については1年間につき150ミリシーベルト，皮膚については1年間につき500ミリシーベルトである。

・緊急作業に係る［⑤］の線量限度は，実効線量について［⑧］ミリシーベルトである。

(2)　次の文章は，原子炉等規制法及びその関連法令に関するものである。その内容が正しいものには○印を，誤っているものには×印を，番号とともに記せ。また，誤っているものについては，その理由を付すか，誤りを訂正せよ。

〔解答例〕　⑩―×　日本の首都は京都ではなく東京である。

①　加工事業者，使用済燃料貯蔵事業者，再処理事業者及び廃棄物管理事業者は，政令で定める施設の性能について，経済産業大臣が定期に行う検査を受けなければならない。この検査は，加工施設及び再処理施設にあっては毎年2回，使用済燃料貯蔵施設及び特定廃棄物管理施設にあっては1年ごとに行われる。

② 加工事業者，使用済燃料貯蔵事業者，再処理事業者，廃棄物埋設事業者及び廃棄物管理事業者は，経済産業省令で定めるところにより，事業の実施に関し経済産業省令で定める事項を記録し，これをその工場又は事業所(使用済燃料貯蔵事業者又は廃棄事業者にあっては事業所)に備えて置かなければならないこととなっている。その記録に当たっては，各記録事項とも当該事項を間接的に推定することができる記録でもよいこととなっている。

③ 加工事業者，使用済燃料貯蔵事業者，再処理事業者及び廃棄事業者並びにその従業者は，保安規定を守らなければならない。また，これら事業者は，保安規定の遵守状況を自ら定期的(年4回)に検査し，その結果を経済産業大臣に報告しなければならない。

④ 原子炉等規制法第63条の規定により，製錬事業者，加工事業者，原子炉設置者，外国原子力船運航者，使用済燃料貯蔵事業者，再処理事業者，廃棄事業者及び使用者(第66条第1項に規定する者を含む。)並びにこれらの者から運搬を委託された者及び受託貯蔵者は，その所持する核燃料物資について盗取，所在不明その他の事故が生じたときは，遅滞なく，その旨を警察官又は海上保安官に届け出なければならない。

⑤ 製錬事業者，加工事業者，原子炉設置者，使用済燃料貯蔵事業者，再処理事業者，廃棄事業者又は使用者がこの法律又はこの法律に基づく命令の規定に違反する事実がある場合においては，これらの者の従業者は，その事実を原子力安全委員会に申告することができるが，事業者は，申告をしたことを理由として，その従業者に対して解雇その他不利益な取扱いをしてはならず，これに違反した場合には，罰則が課せられる。

⑥ 加工事業者は，加工施設において，核燃料物資が臨界に達し，又は達するおそれがあるときや放射線業務従事者について線量限度を超え，又は超えるおそれのある被ばくがあったときには，その旨を直ちに，その状況及びそれに対する処置を10日以内に経済産業大臣に報告しなければならないが，その他の加工施設の故障(加工に及ぼす軽微なものを除く。)があったときは，30日以内に報告すればよい。

第1問解答例

(1)

	回　答	備　考
①	平和の目的	基本法第2条
②	安全の確保	

③	災害を防止	法律第1条
④	公共の安全	
⑤	放射線業務従事者	加工規則第1条
⑥	5年	線量告示第6条
⑦	100	
⑧	100	線量告示第8条

(2)

		訂正箇所・訂正後	備　考
①	×	訂正箇所 毎年2回 訂正後 毎年1回	法律第16条の5 法律第13条の11 法律第46条の2の2 法律第51条の10
②	○	—	法律第21条 法律第43条の17 法律第47条 法律第51条の15
③	×	訂正箇所 保安規定の遵守状況　～報告しなければならない。 訂正後 保安規定の遵守状況の検査を毎年4回受けなければならない。	法律第22条 法律第43条の20 法律第50条 法律第51条の18
④	○	—	法律第63条
⑤	×	訂正箇所 原子力安全委員会 訂正後 主務大臣	法律第66条の2
⑥	×	訂正箇所 30日以内に報告すればよい。 訂正後 （同様に） その旨直ちに。その状況及びそれに対する処置を10日以内に経済産業大臣に報告する。	加工規則第10条

第２問　原子炉等規制法に基づく加工事業及び再処理事業の規制に関して，以下の(1)～(3)の小問のうち二つを選択して答えよ。解答には，小問番号をはっきり記すこと。

(1)　臨界管理上のすべての単一ユニットについて形状管理を行うとして設計されている加工施設(施設Ａと称する。)と，一部の単一ユニットについて濃度管理または質量管理を行う(それ以外の単一ユニットについては，形状管理を行う。)として設計されている加工施設(施設Ｂと称する。)がある。それぞれの施設に係る設計及び工事方法の認可申請書及び保安規定を作成する際に，単一ユニットの臨界管理に関してどのような記載を盛り込むべきと考えるか。簡潔に述べよ。

(2)　加工施設の使用前検査に関して次の問に答えよ。

イ．使用前検査について，「認可を受けた設計及び方法」及び「経済産業省令で定める技術上の基準」を必ず用いて，説明せよ。

ロ．経済産業省令で定める技術上の基準のうち，３つを記せ。

(3)　以下は，加工施設を設置した工場または事業所において，液体状の放射性廃棄物を排水施設によって排出する方法で廃棄する場合についての，核燃料物質の加工の事業に関する規則の規定の抜粋である。

＜核燃料物質の加工の事業に関する規則の規定(抜粋)＞

排水口において又は排水監視設備において排水中の放射性物質の［　①　］を監視することにより，［　②　］が経済産業大臣の定める［　③　］限度を超えないようにすること。

次の問に答えよ。

イ．空欄を埋めよ。

ロ．加工施設に起因する外部放射線に被ばくするおそれがあり，かつ，水中の一種類だけの放射性物質を経口摂取するおそれがある場合についての二重下線部の限度について説明せよ。(空気中の放射性物質の吸入摂取は無視するものとする。)

第２問解答例

(1)

施設Ａ：単一ユニットの形状と寸法に対して、核的に安全な制限値を設定する。この制限値の維持・管理については、起こるとは考えられない独立した２つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものとする。

施設 B ：形状管理を行う単一ユニットに対しては施設 A と同じ。濃度管理または質量管理を行う単一ユニットに対しては、燃料の濃度または質量に対して核的に安全な制限値を設定する。この場合、誤操作等を考慮してもユニット内の燃料の濃度または質量が制限値を超えないような、十分な対応策を講じる。制限値の維持・管理については、起こるとは考えられない独立した２つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものとする。

解説：一般のウラン加工施設を想定した問題と解釈して、ウラン加工施設安全審査指針の指針 10.を参照した。よって、上記が満足されるならば、臨界事故に対する記述は必要ない。しかし、ウラン濃縮度が 5%を超える加工施設及びウラン・プルトニウム混合酸化物加工施設では、万一の臨界事故を想定し、これに対する適切な対策を講じる必要がある。

(2)

イ.

①法第 16 条の２（設計及び工事の方法の認可）

②法第 16 条の３（使用前検査）

加工規則第３条の５（使用前検査の申請）

加工規則第３条の６（使用前検査の実施）

加工規則第３条の６の２（性能の技術上の基準）

（設工認（設計及び工事の方法の認可）の認可のあと工事を行う。使用前検査の申請を行い、施設の完成後の使用前検査を受け、その工事が認可を受けた設工認の方法に従って行われていること、またその性能が技術上の基準に適合するものであれば、使用前検査合格の後、施設の使用が可能となる。）

ロ.

加工規則第３条６の２（性能の技術上の基準）参照

（1 号から 5 号のうち、3 つ記載する。）

(3)

イ.

	回　答	備　考
①	濃度	加工規則第７条の８
②	周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度	
③	濃度	

ロ.

線量当量告示第９条（周辺監視区域外の濃度限度等）第１項

「放射性物質の種類が明らかでかつ１種類である場合にあっては、別表第１の第１欄に掲げる放射性物質に種類に応じて、空気中の濃度については第５欄、水中の濃度については第６欄に掲げる濃度」を超えないようにすること。

第3問　次の文章は，原子炉等規制法に基づく加工事業及び再処理事業の規制に関する記述である。その内容が正しいものには○印を，誤っているものには×印を，番号とともに記せ。また，誤っているものについては，その理由を付すか，誤りを訂正せよ。なお，記述中，単に「事業者」とあるものは加工事業者及び再処理事業者を，「施設」とあるものは加工施設または再処理施設を意味する。

〔解答例〕　(11)—×　日本の首都は京都ではなく東京である。

(1)　加工事業の許可の基準は，

一　その許可をすることによって原子力の開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと。

二　その事業を適確に遂行するに足りる技術的能力及び経理的基礎があること。

三　加工施設の位置，構造及び設備が核燃料物質による災害の防止上支障がないものであること。

である。

(2)　施設を解体しようとするとき，再処理事業者は原子炉等規制法に基づき経済産業大臣に届出を行わなければならないが，加工事業者には，解体の届出は義務付けられていない。

(3)　事業者は，施設定期自主検査を年1回行えばよい。

(4)　事業者は，設備の操作の訓練のために操作を行う場合には，訓練を受ける者が守るべき事項を定め，核燃料取扱主任者の監督の下にこれを守らせねばならない。

(5)　加工事業者は，毎週1回以上，また，再処理事業者は，毎日1回以上，従事者に施設について，巡視及び点検を行わせなければならない。

(6)　1,000 kg を超える濃縮度5％のウランを取り扱うウラン加工施設を設置する加工事業者は，防護区域を定め，さらにその周辺に周辺防護区域を定めなければならない。

(7)　全ての加工施設は，臨界警報設備の設置その他臨界事故の発生を想定した適切な措置が講じられていなければならない。

(8)　再処理施設の安全上重要な施設については多重性が求められているが，加工施設の安全上重要な施設については多重性が求められていない。

(9)　施設において，プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質を取り扱うグローブボックスは，その内部を常時負圧状態に維持しうるものでなければならない。

(10)　施設において，プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質を取り扱う室(保管廃棄する室を除く。)は，その内部を負圧状態に維持しうるものでなければならない。

第3問解答例

		訂正箇所・訂正後	備　考
(1)	×	訂正箇所 原子力の～おそれがないこと。 訂正後 加工の能力が著しく過大にならないこと。	法律第14条
(2)	×	訂正箇所 が、加工事業者には、～義務づけられていない。 訂正後 、加工事業者も同様に届け出なければならない。	法律第50条の2 法律第22条の2
(3)	×	訂正箇所 年1回行えばよい。 訂正後 (加工規則第7条の4の2参照)	加工規則第7条4の2 再処理規則第12条
(4)	×	訂正箇所 訓練を受けるものが守るべき事項を定め、 訂正後 事業者及びその従業者は保安規定にもとずき行わなければならない。 訂正箇所 核燃料取扱主任者の監督の下にこれを守らせねばならない。 訂正後 核燃料取扱主任者は、核燃料物質の取扱に	法律第22条 法律第51条の18

		関して保安の監督を行なう。	
(5)	×	訂正箇所 加工事業者は、毎週1回以上、また、再処理事業者は、	加工規則第7条の4 再処理規則第11条
		加工事業者及び再処理事業者は、	
		訂正箇所 従事者	
		訂正後 従業者	
(6)	×	訂正箇所 防護区域を定め、さらに～定めなければならない。	法律第21条の2 法律施行令第4条3 加工規則7条の9
		訂正後 防護区域を定めること。	
(7)	×	訂正箇所 全ての加工施設は、	加工総理府令第3条
		訂正後 臨界質量以上のｳﾗﾝ又はﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑを取扱う加工施設は、	
(8)	○	—	加工総理府令第11条 再処理総理府令第11条
(9)	×	訂正箇所 ならない。＿＿＿＿	加工総理府令第7条 再処理総理府令第7条
		訂正後 ならない。かつ、給気口及び排気口を除き密閉することができる構造であること。	
(10)	○	—	

第4問 次の文章は，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及びその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。文章中の［　　］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

(1) 加工事業者は，核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの（以下本問で「放射性廃棄物」という。）（輸入されたものを除く。）を，加工施設を設置した工場又は事業所の外で廃棄する場合には，［①］のために必要な措置を講じなければならない。当該措置には以下の措置が含まれる。

a．放射性廃棄物は，［②］の効果を持った廃棄施設に廃棄すること。

b．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［③］を交付すること。

c．廃棄に従事する者の［④］が経済産業大臣の定める［⑤］を超えないようにすること。

(2) 放射性廃棄物を輸入した加工事業者は，当該放射性廃棄物を加工施設を設置した工場又は事業所の外で廃棄する場合には，以下に揚げる［⑥］のために必要な措置を講じて［⑦］に廃棄しなければならない。

a．輸入した放射性廃棄物は，放射線障害防止のため［⑧］に［⑨］した物であること，放射性物質が容易に［⑩］し，及び［⑪］しないものであること，著しい［⑫］がないこと，等の基準に適合するものとすること。

b．輸入した放射性廃棄物を［⑬］に廃棄する場合には，当該放射性廃棄物に関し［⑭］の方法，放射性物質の種類ごとの［⑮］などの事項を記載した書類を作成し，［⑯］を設置した［⑰］に交付すること。

c．輸入した放射性廃棄物には，b．の書類に記載された事項と照合できるような［⑱］を表示すること。

(3) 放射性廃棄物を輸入した加工事業者は，当該放射性廃棄物を加工施設を設置した工場又は事業所の外で廃棄する措置が経済産業省令の規定に適合することについて，当該放射性廃棄物を［⑲］に廃棄する前に，経済産業大臣の［⑳］を受けなければならない。

第4問解答例

	回　答	備　考
①	保安	法律第11条の2
②	放射線障害防止	外廃棄規則第2条

③	記録の写し	
④	線量等量	
⑤	線量等量限度	
⑥	保安	
⑦	廃棄物管理設備	
⑧	容器	
⑨	固型	
⑩	飛散	
⑪	漏えい	
⑫	破損	
⑬	廃棄物管理設備	
⑭	固型化	
⑮	数量	
⑯	当該廃棄物保管設備	
⑰	廃棄物管理事業者	
⑱	整理番号	
⑲	廃棄物管理設備	法律第58条の2 外廃棄規則第2条、第4条
⑳	確認	

第５問　「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下，「原子炉等規制法」という。)」に基づき，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。)を工場等の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又は数値(必要に応じて単位を付すこと。)を番号とともに記せ。なお，同じ番号の［　　］には同じ語句又は数値が入る。

〔解答例〕　㉑―東京

【輸送規則一般／届出】

(1)　使用者，製錬事業者，加工事業者，原子炉設置者，外国原子力船運航者，再処理事業者及び廃棄事業者並びにこれらの者から運搬を委託された者(「使用者等」という。)は，核燃料物質等を工場等の外で運搬する場合は，原子炉等規制法に基づき，経済産業省令等で定める技術上の基準に従って［①］のために必要な措置を講じなければならない。この場合，運搬する核燃料物質に，政令で定める［②］を含む場合は，［①］及び［②］の［③］のために必要な措置を講じなければならない。

使用者等は，［②］等を運搬する場合，当該運搬の経路のある区域を管轄する［④］に届け出て，届出を証明する文書(運搬証明書)の交付を受けなければならない。

【輸送物の区分】

(2)　我が国では，［⑤］，［⑥］，線量当量率を基準として，核燃料物質等を以下の４つの輸送物に区分している。更に，臨界安全性の確保が必要な輸送物は，［⑦］と区分されている。

(a)　［⑥］，線量当量率が極めて小さい核燃料物質等(例：劣化ウラン)……［⑩］

(b)　［⑥］が主務大臣の定める値以下で，輸送物の表面及び表面から１ｍの点での線量当量率が各々［⑧］，［⑨］以下のもの(例：新燃料)……［⑪］

(c)　［⑥］が主務大臣の定める値を超え，輸送物の表面及び表面から１ｍの点での線量当量率が各々［⑧］，［⑨］以下のもの(例：使用済燃料)……Ｂ型輸送物

(d)　［⑤］の極めて低いもの又は表面のみ汚染している物質(例：天然ウラン，低レベル放射性廃棄物)……［⑫］

なお，Ｂ型輸送物のうち，［⑬］は国際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。

【輸送物の試験】

(3) 収納される ⑥ が多いB型輸送物及び臨界安全性の確保が必要な ⑦ については，国際原子力機関(IAEA)輸送規則に基づき，過酷な事故を想定した落下試験(9 m，非降伏面)， ⑭ (800℃，30分)， ⑮ (深さ 15 m，8時間)等の特別の試験条件が課されている。

【主務大臣の承認等】

(4) B型輸送物， ⑦ 及び 0.1 kg 以上の ⑯ を収納する輸送物を運搬する場合は，使用者等は，核燃料輸送物が技術上の基準に適合することについて主務大臣の ⑰ を受けなければならない。また，使用者等は，運搬に使用する容器について，あらかじめ，主務省令で定めるところにより，主務大臣の承認を受けることができる。この場合において，主務大臣の承認を受けた容器(⑱)については，技術上の基準のうち容器に関する基準は満たされたものとする。

【輸送時の放射線被ばく及び臨界安全性の管理】

(5) 1985年版IAEA輸送規則においては，輸送物等(オーバーパック，貨物コンテナ，非梱包のLSA－1，SCO－1を含む)について，臨界安全性及び輸送中の放射線被ばくの両方を管理する指数として ⑲ が用いられていたが，1996年版IAEA輸送規則においては，核分裂性物質を含む輸送物等の集積の臨界安全性を管理するために臨界安全指数(CSI)が新たに定義され，放射線被ばくの管理に用いられる指数は，従来の呼称である ⑲ として再定義されている。

(a) 臨界安全指数(CSI)は，臨界安全評価で決定される輸送制限個数で50を除した値と規定される。

(b) ⑲ は，輸送物の表面から1 mでの線量当量率をmSv/h単位で表記した値の最大値を ⑳ 倍した値と規定されている。

臨界安全の管理からCSI ≦ 50，放射線被ばく管理からTI ≦ 10の限度が設けられているが，専用積載の場合は追加的な運用管理によりこれらを超えることができるとしている。

第5問解答例

	回　答	備　考
①	保安	法律第59条の2
②	特定核燃料物質	

③	防護	
④	都道府県公安委員会	
⑤	比放射能	外運搬規則 3 条～10 条
⑥	放射能量	
⑦	C型輸送物	
⑧	20μSv	
⑨	100μSv	
⑩	L型輸送物	
⑪	A型輸送物	
⑫	IP型輸送物	
⑬	BM	
⑭	耐火試験	
⑮	浸漬試験	
⑯	六フッ化ウラン	
⑰	確認	法律第 59 条の 2
⑱	承認容器	
⑲	輸送指数	放射性安全輸送規則
⑳	100	

４．２　第３４回核燃料取扱主任者試験　核燃料物質の化学的性質及び物理的性質

第１問

H																	He
Li	Be											B	C	N	O	F	Ne
Na	Mg											Al	Si	P	S	Cl	Ar
K	Ca	Sc	Ti	V	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Zn	Ga	Ge	As	Se	Br	Kr
Rb	Sr	Y	Zr	Nb	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	Sb	Te	I	Xe
Cs	Ba	イ	Hf	Ta	W	Re	Os	Ir	Pt	Au	Hg	Tl	Pb	Bi	Po	At	Rn
Fr	Ra	ロ	Rf	Ha													

1. 上記周期律表中のイおよびロの位置の元素系列に関する以下の問いに答えよ。

(1) イに入る元素の系列を何というか。また，この元素系列に含まれる元素はいくつあるか。

(2) イの元素系列に属する元素を３個選び元素名と元素記号で示せ。また，この系列では原子番号の増加とともに，主としてどの軌道に電子が入るか。

(3) イの元素の系列の中で，中性子吸収断面積が大きくポイズンの役目をする元素を２個あげよ。

(4) ロに入る元素の系列を何というか。また，この元素系列に含まれる元素はいくつあるか。

(5) ロの元素系列に属する元素を３個選び元素名と元素記号で示せ。また，この系列では原子番号の増加とともに，主としてどの軌道に電子が入るか。

(6) ロの元素の系列の中で，マイナーアクチニド(MA)と言われている元素を３個あげよ。

2. 上記周期律表を利用して酸化物燃料中に生成する核分裂生成物(FP)の存在状態について以下の問いに答えよ。

(1) 気体状又は揮発性 FP として存在する代表的な元素をそれぞれ３個ずつ挙げよ。

(2) 金属折出物を作る FP として存在する代表的な元素をそれぞれ３個ずつ挙げよ。

第１問解答例

１．（１）　ランタニド、　１５個

（２）　ランタン（Ｌａ）、　セリウム（Ｃｅ）、ネオジム（Ｎｄ）、　４ｆ軌道

（３）　ガドリニウム（Ｇｄ）、　ディスプロシウム（Ｄｙ）

（4） アクチニド、 １５個

（5） トリウム（Ｔｈ）、 ウラン（U）、 プルトニウム（Ｐｕ）、 ５ｆ軌道

（6） ネプツニウム（Ｎｐ）、アメリシウム（Am）、キュリウム（Cm）

２．（1） Ｋｒ、Ｘｅ、Ｉ（またはＢｒ）

（2） Ｒｕ、Ｒｈ、Ｐｄ

第２問 軽水炉燃料の被覆管のPCI破損が問題になって以降，燃料ペレットおよび被覆管の高性能化さらには高燃焼度化を目的として，国内外で成されてきている種々の試みについて説明せよ。

第２問解答例

ＰＣＩ破損対策、および高燃焼度化のための対策で最大のものは、燃料棒を細径化することであった。これは、同じ炉心出力密度の条件下で、細径化することによって線出力密度を下げることができ、燃料温度を下げることができるからである。この他、ＰＣＩ破損がとくに問題となったＢＷＲ燃料では、ジルコニウム・ライナー被覆管の採用、ペレット端面形状の変更などの対策がとられた。

高燃焼度化に関連しては、被覆管の腐食と水素吸収を抑制するための新合金の開発、ＦＰガス放出率の低減化のための大粒径ペレットの採用、等が試みられている。

第３問 Purex法再処理工場での元素の化学挙動に関する次の問に答えよ。

(1) FPはU+Puからどのような方法により分離されるのか，それぞれの元素の化学的性質より説明せよ。

(2) PuとUの分離はどのようにして行われるのか，それぞれの元素の化学的性質より説明せよ。

(3) Cmはこれらの分離プロセスにおいてどのような挙動をするのか，Cmの化学的性質より説明せよ。

第３問解答例

（1） 大部分のFP、１価のアルカリ元素,２価のアルカリ土類元素、３価の希土類元素等は3M硝酸溶液から30%TBPドデカン溶媒に抽出されず、６価のウラン、４価のプルトニウムは抽出されるので、ウラン、プルトニウムから分離される。

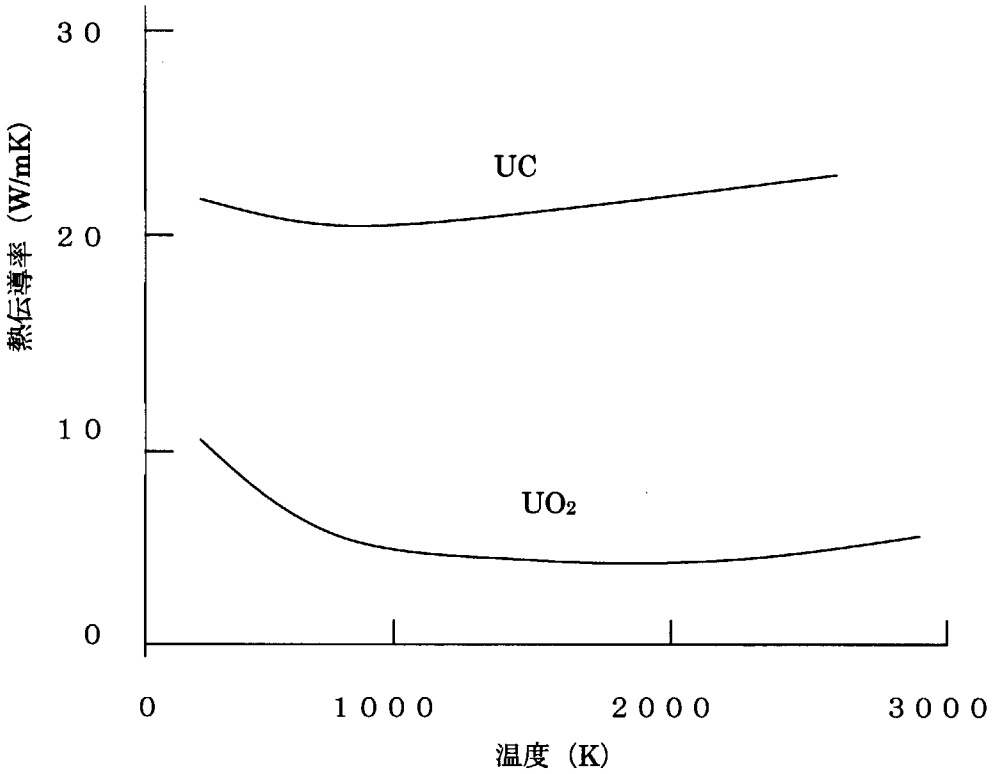
（2） ６価のウラン、４価のプルとニウムを含む30%TBPドデカン溶媒をウラン４価また

はFe 2価あるいはヒドラジンを含む3M硝酸溶液と接触させるとプルトニウムは3価に還元され、硝酸溶液に逆抽出される。ウラン4価は一部のものがウラン6価に酸化されるが、どちらも30%TBPドデカン溶媒に抽出され、プルトニウムから分離される。

（3） Cmは、主として3価の原子価で存在し、（5価以上の原子価を取らず）TBPとあまり強い錯形成を行わないために、TBPと強い錯形成を行うU,Pu,Np等との溶媒抽出による分離が可能である。

第4問 UO_2, UCの熱伝導度の概略を横軸に温度をとって図示せよ。また，UO_2とUCの熱伝導度の異なる理由を説明せよ。

第4問解答例



UO_2はイオン結晶で、その熱伝導率は低温側では主にフォノン伝導であり 1/(AT+B)の依存性で温度が上がるにつれて熱伝導率は低下する。一方、2000K以上では、電子の寄与が大きくなり増加する。

一方、UCは高い電気伝導度を持ち金属的な性質を示し、熱伝導は電子伝導が主である。このため、UCの熱伝導度はUO_2に比べて高温側でほぼ一桁大きい。電子伝導は温度に対してほぼ一定であるため、UCの熱伝導度の温度依存性は小さい。

第５問　核燃料および被覆管に関連して，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)　被覆粒子燃料

(2)　ラドン

(3)　不定比性

(4)　金属燃料

(5)　照射硬化と照射脆化

第５問解答例

（１）　高温ガス炉用に開発されてきた燃料で、微小球の燃料核（通常UO_2）を熱分解炭素や炭化ケイ素で多重に被覆したものである。

（２）　ラジウムの娘核種で気体元素である。アルファ放射性をもつ。

（３）　無機化合物で構成元素のモル比が簡単な整数比にならない現象をいう。一般にセラミックス燃料は高温で不定比性を示すが、これは格子欠陥濃度が増すためで、格子欠陥に関連した物性値は不定比性によって変化する。

（４）　ウラン単体,U-Pu 合金または、金属を加えた合金を用いた燃料。原子力の初期には、動力炉でも使われたが化学反応性、寸法安定性などの問題から、現在では一部の研究炉でウラン-アルミ合金燃料等が使われている。また、高速増殖炉燃料として、U-Pu-Zr 合金の研究も実施されている。

（５）　一般に材料は中性子照射を受けることによって、強度が増す。これを照射硬化という。同時に破断に至るまでの伸び量が減少する。これを照射脆化という。

４．３ 第３４回核燃料取扱主任者試験 核燃料物質の取扱いに関する技術

第１問 核燃料の加工に関して述べた次の文章の［　　］の部分に適切な化学式又は語句を番号とともに記せ。また，以下の問に答えよ。なお，同じ番号の［　　］には同じ化学式又は語句が入る。

〔解答例〕 ⑪―東京，(6)東京は日本の首都である。

濃縮工場から供給された低濃縮ウランは［①］の化学形を持ち，気体状であるので，原子炉燃料とするために粉末状の［②］に変換される。この工程を［③］という。［③］プロセスは湿式法と乾式法に大別されるが，我が国では［④］が主流である。湿式法のうち，ADU 法は［①］と水との加水分解反応により，［⑤］を含む水溶液とし，これにアンモニアを加え，［⑥］を沈殿させる。この沈殿を，ろ過，乾燥，ばい焼，還元し，［②］粉末に変換する。一方，乾式法は高温の反応炉において［①］と水蒸気又は水素・酸素との気相反応により直接［⑦］を生成させ，さらに水素還元を行うことで［②］とするプロセスである。いずれの方法においても，反応副産物である［⑧］に対する対策が重要である。

(1) 湿式法の長所及び短所をそれぞれ２点づつ挙げよ。

(2) 乾式法の長所を２点挙げよ。

(3) 湿式法と乾式法共に，ばい焼・還元を行う過程で水蒸気を加える。この目的は何か。

(4) 水素還元を行う過程で，火災・爆発防止のために用いられるガスについて述べよ。

第１問解答例

① UF_6、②UO_2、③ 再転換、④ 湿式法、⑤ ウラニルイオン（UO_2^{2+}、UO_2F_2）、⑥ 重ウラン酸アンモニウム（$(NH_4)_2U_2O_7$）、⑦ウラン酸化物、⑧フッ化水素酸（HF）

(1)

湿式の長所

1. 広範な実績がある。
2. 高純度のウラン製品を得ることができる。

湿式の短所

1. プロセスが複雑である。
2. 各工程から廃液が出るため廃棄物量が多くなる。

(2)

1. 廃液発生量が少ない。

2. プロセスが単純なため大型設備を必要としない。

3. 水を用いないため、臨界安全上の燃料取扱制限値を湿式法に較べて大きくできる。

参考文献 「動力炉 燃料・材料ガイドブック」、p.221、日本原子力産業会議 (1998)

(3) ばい焼・還元過程の水蒸気について

高温加水分解によりフッ素の含有率を５０ないし６０ｐｐｍまで減少させるため。

参考文献：「原子力化学工学第ＩＩ分冊、核燃料・材料の化学工学、清瀬量平訳、日刊工業、ｓ５９．３．３０．ｐ．１５８

(4) アルゴン、ヘリウム、窒素等の不活性ガスで水素による爆発限界濃度以下に希釈して用いる。

第2問 核燃料サイクルに関して，以下の問いに答えよ。

(1) 軽水炉使用済燃料を再処理して得られる回収ウランを再濃縮した低濃縮ウランの同位体組成例を下表に示す。これをもとに以下の問いに答えよ。

	再濃縮ウラン (μg/g 全 U)
^{232}U	0.014
^{233}U	0.034
^{234}U	1350
^{235}U	4.5×10^{4}
^{236}U	2.1×10^{4}
^{238}U	残り

ア）天然ウランを濃縮した低濃縮ウランと比べ，放射線防護上最も注意しなければならない核種はどれか。その理由も簡単に述べよ。

イ）^{236}U の影響について簡単に述べよ。

(2) 使用済燃料を再処理して得られる回収プルトニウムの同位体組成例を下表に示す。これをもとに以下の問いに答えよ。

	回収プルトニウム (重量%)
^{238}Pu	0.7
^{239}Pu	67.4
^{240}Pu	22.2
^{241}Pu	6.9
^{242}Pu	2.8

ア）核分裂性プルトニウム量は何重量%か。

イ）^{238}Pu の影響について簡単に述べよ。

ウ）分離後数年が経過した際，放射線防護上最も注意しなければならない核種はどれか。その理由及び対策を簡単に述べよ。

エ）プルトニウム核種から放出される中性子線のしゃへい方法を述べよ。

(3) 実験室規模でウランやプルトニウムの精製を有機溶媒により行う場合，火災防止の観点から採られる対策を3点挙げよ。

第2問解答例

(1)

ア) ^{232}U。^{232}U の娘核種である ^{208}Tl の高エネルギーγ線(2.61MeV)による外部被曝が問題となるため。

参考文献：「回収ウランの UF_6 転換試験　公開資料　PNC　TN6410　９１－３７」

イ) 中性子吸収効果がある他、回収ウランのα放射能にも寄与する。

(2)

ア) 67.4 wt% + 6.9 wt% = 74.3 wt%。

イ) α線および崩壊熱の大部分はこの核種の寄与による。(α、n)反応により、回収プルトニウムの中性子発生に最も寄与する。

ウ) ^{241}Pu。半減期 14.9 年で β 壊変した娘核種の ^{241}Am から６０KeV の・線が放出される。 対策は、含鉛アクリル等による遮へい。多量の Pu を扱う場合には前もって Am を化学分離で除去する。

エ) パラフィン、水、グラファイトなど原子番号の小さい元素でできた物質を用いて、中性子を減速、炭化ホウ素等により遅中性子を吸収する。減速遮蔽する。遮蔽材と中性子との主たる相互作用、すなわち(n, γ) 反応、で生じた 2 次ガンマ線の遮蔽には、原子番号の大きい物質である鉛や鉄を用いる。

(3)

1.　容器から溶媒が漏えいし難い構造をしている。

2.　漏えいが発生しても直ちにこれを検知する機器を設置する。

3.　溶媒を加熱使用する場合は、50℃以下に制御する。

4.　着火源となるような機器は近くに設置しないとともに静電放電を防止するため機器等を接地する。

5.　火災検知器を設置するとともに、流入する空気を遮断できる防火ダンパ及びガス消火装置を設置する。

第3問　以下の問に対して，それぞれ重要な項目を5種類記せ。

1)　プルトニウムを取り扱うグローブボックスの包蔵性を確保，確認するために，製作据え付け時に行う試験・検査項目及び運転(供用)中に行う保守・点検項目

2)　ウラン燃料加工施設の運転管理において，爆発事故を防止するために実施する管理項目及び点検項目

3)　核燃料取扱施設において，施設者が実施すべき計量管理活動

4)　使用済み燃料溶解液から Pu, U 及び FP 等を分離精製する装置の名称とその特長

第3問解答例

(1)

製作・据付け時の試験・検査項目

配置・員数検査、寸法検査、負圧維持機能検査、気密検査、材料検査、外観検査、安全機能検査(負圧破壊、負圧超過、温度上昇時の警報発信の確認)、系統検査(主要配管の系統を確認)

保守項目

定期的にグローブ、HEPAフィルターの交換

点検項目

グローブ等の汚染検査、線量当量率測定、外観検査、フィルターの差圧確認、負圧警報作動試験、気密検査、温度上昇警報試験、換気風量測定

(2)

管理項目

1. 爆発限界以下のガスを使用する。
2. 難燃性の溶剤を使用する。
3. 使用温度を限定する。
4. 可燃性ガスを使用する付近で電気部品などの着火源を置かない
5. 静電放電を防止するため機器等を接地する。
6. 可燃物をできるだけ少なくする。

点検項目

1. 可燃性ガス検知器の作動試験
2. 温度上昇検知器の作動試験
3. 加熱源(電気炉等)の遮断試験
4. 流入する空気を遮断できる防火ダンパの作動試験
5. ガス消火装置の作動試験

(3) Puの計量管理は「いつ、どこで、どういう状態で、どれだけの」Puが存在しているかを把握する「在庫管理」と、このPuが「いつ、どこで、どういう状態で、どれだけ、何の目的で」移動したかを把握する「流れの管理」の2つからなる。

(4) ミキサセトラ みきさせとら

ｍｉｘｅｒ－ｓｅｔｔｌｅｒ。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。有機相と水相を撹拌羽根によって撹拌・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。

http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/owa/dict_src?opt=1&dic_no=0804&synon_no=01

パルスカラム ぱるすからむ

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目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。

http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/owa/dict_src?opt=1&dic_no=0752&synon_no=01

遠心抽出器（えんしんちゅうしゅつき）

高速回転場を利用して油水を混合して微小な液滴を生成、二相間での物質移動を行わせ、ついで遠心場を利用してエマルジョンの高速沈降を行わせる分離装置。小型化・自動化が可能、インベントリーが小さい、接触時間が短く溶媒損傷を低減できる、等の特長から、次世代の核燃料再処理用抽出装置として、各国で技術開発が進められている。

http://sta-atm.jst.go.jp/jicst/NC/backend/sonota/sonota06/4sanko13.htm

多段向流接触器（向流接触 こうりゅうせっしょく ）

ある放射性物質などを含む流体と他の抽出溶媒などの流体を接触させつつ互いに逆方向に流す（この操作により放射性物質を抽出する）方法を向流接触（抽出法）という。ある流体と他の流体または流れの間に電熱や物質の移動を連続的に行わせるために、両流体を直接または間接的に接触させつつ逆方向に流す場合を向流といい、同方向に流す場合を並流という。並流の場合は装置の入口において流体の推進力が最大で徐々に減少し出口で最小となる。これに対し、向流の場合は推進力の分布は装置の各部で比較的均一となる。さらに装置出口の両流体の状態に関して、たとえば熱交換の場合に向流では低温流体の出口温度を高温流体の出口温度より高くすることが可能であるが、並流ではできない。ウランの精錬、再処理などに利用される。

http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/owa/dict_src?opt=1&dic_no=1167&synon_no=01

電解還元抽出接触器（電解採取法）

溶液中のイオンを分離する方法の一つ。金属の選鉱・精錬に用いられている。溶液中に二つの電極を挿入し、通電することにより、イオンが還元され陰極（カソード）表面に析出する。定電流電解法では基本的に標準酸化還元電位の貴なイオンが優先的に析出するので、他元素イオンから分離することができる。高レベル廃液からは、硝酸酸性が高いにも拘らず、白金族（Pd、Ru、Rh）、Te、Se、Ag 等のイオンが析出してくる。硝酸溶液からは Re（VII）も析出するので同属の Tc（VII）の分離も可能と考える。本プロセスでは基本的に化学試薬は必要ないので、二次的廃棄物は発生しない。

http://sta-atm.jst.go.jp/jicst/NC/backend/sonota/sonota06/4sanko13.htm

イオン交換カラム（イオン交換 いおんこうかん）

不溶のイオン結合化合物を含む固体を電解質溶液に触れさせるときに、固体内のイオンと溶液中のイオンとが入れ代わる現象をいう。陽イオン交換と陰イオン交換の二通りある。この現象を利用すると、電解質中に存在する有用物質の捕捉や不要物質の除去が可能である。原子力の分野でイオン交換反応は、原子炉冷却水中の放射性物質（イオン）の分離・除去、放射性廃棄物からの同位体の分離、使用済核燃料再処理施設における分離・精製、ウランの採鉱などに用いられている。放射性廃棄物の地下埋設・処分において、イオン交換反応は、人工的な施設（人工バリア）から漏れてくるかもしれないイオン（放射性物質を含む）の移動を、その周囲の岩盤・土壌が阻止する能力（天然バリア）の一つとして、期待されるものである。

http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/owa/dict_src?opt=1&dic_no=0212&synon_no=01

第４問 以下は，臨界安全管理の基本的考え方を示す文章である。［　　］の部分に適切な語句を番号とともに記せ。なお，同じ番号の［　　］には同じ語句が入る。

〔解答例〕 ㉑―臨界安全管理

(1) 臨界安全管理の基本は，［①］されるいかなる場合でも臨界を防止することである。このため，施設の臨界安全性を［②］，製作，施工及び［③］の各段階で十分な安全裕度を見こんで確保する。基本的には，［②］において臨界安全性を担保し，製作，施工において［④］が満たされていることを確認し，［③］において設計どおり臨界安全を維持できるように［⑤］する。

(2) ［⑥］とは，一組の臨界管理因子について核的制限値が設定できる核燃料物質取り扱い上の１つの単位である。二つ以上の［⑥］及び反射体，しゃへい体等からなる体系を複数ユニットという。臨界安全確保のためには，［⑥］間の［⑦］を考慮し，［①］されるいかなる場合でも臨界にならないように［⑥］の配置及び中性子しゃへい材の配置等が決められなければならない。

［⑥］の臨界安全性は，ユニットに含まれる核燃料物質及びその他の物質の種類，量，［⑧］等を考慮し，指定されたユニットの［⑨］や寸法のもとで核的に安全であることを平常時ばかりでなく［⑩］時をも含めて確認する。複数ユニットの臨界安全性を確認するには，ユニット間の距離或いはしゃへい材厚さを考慮し，［⑦］効果を平常時ばかりでなく［⑩］時をも含めて評価する。

(3) 未臨界を計算により確認する場合には，計算に使用するデータ及び手法の［⑪］を考慮し十分に［⑫］を見込んで評価する。この場合，使用するデータ及び計算手法に関し

ては，評価対象系と類似の物理体系の [⑬] との比較によりその信頼性を十分確かめておくべきである。なお，評価対象系と同一の物理体系について実施された [⑬] が入手できる場合は，その [⑬] により直接臨界安全性を評価してよい。

(4) [⑭] とは，臨界安全管理を行う体系の未臨界確保のために臨界管理因子に対して設定する値である。この値は具体的な機器の設計及び運転条件の妥当性の判断を容易かつ確実に行うための，寸法，濃度等，直接的に計量可能な値または間接的に管理可能な値であり，最大許容限度以下に設定され，これを超えた機器の製作並びに平常時における運転条件の設定は許されない。[⑭] の例としては，[⑮] 制限値，[⑯] 制限値，[⑰] 制限値，濃度制限値，体数制限値，配列制限値，立体角制限値などがある。

(5) 臨界警報装置は，臨界事故が発生した場合に，従事者に [⑱] を発することにより，迅速に退避させて [⑲] を低減するために設置される。臨界事故時に発生するガンマ線あるいは中性子を検出する測定系と臨界事故の発生を周知する [⑳] からなる通報系からなり，設置にあたっては設置区域，検知すべき臨界事故の特性，臨界警報装置の配置について検討する必要がある。

第 4 問解答例

(1) ① 技術的に想定、② 設計、③ 運転、④ 設計条件、⑤ 管理

(2) ⑥ 単一ユニット、⑦ 中性子相互干渉、⑧ 物理的化学的形態、 ⑨ 形状、⑩ 異常

(3) ⑪ 信頼性、⑫ 安全裕度、⑬ 実験データ

(4) ⑭ 核的制限値、⑮ 質量、⑯ 寸法、⑰ 容積

(5) ⑱ 警告、⑲ 被曝、⑳ 警報機

解説：①から⑰は、臨界安全ハンドブック 第 2 版、JAERI 1340 (1999)の p.7-9 からの出題である。⑱及び⑲は、おなじく p.173 からの出題である。

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) 溶融塩電解法

(2) 二重偶発性の原理

(3) 乾式貯蔵

(4) 可燃性放射性廃棄物を処分するまでの手順

(5) プルトニウム取扱施設の設計で考慮すべき核物質防護上の要件

第5問解答例

(1) 溶融塩電解法

使用済金属燃料を陽極(+)、固体(鉄の棒)あるいは液体カドミウムを陰極(-)として、溶融塩中で電気分解を行うことにより、陽極からU、TRUが溶融塩中に溶解し、陰極に析出する。この際、各金属の還元されやすさの違いによって、固体陰極ではUが、液体カドミウム陰極ではU、TRUが、夫々選択的に析出するために、FPと分離して回収することができる。

http://sta-atm.jst.go.jp/jicst/NC/backend/sonota/sonota06/4sanko13.htm

(2) 臨界安全管理の手法の一つである。この手法は、起こるとは考えられない独立した2つ以上の異常な事象が同時の発生しない限り臨界事故が発生いないような設計を要求する。

(3) 使用済燃料の貯蔵法には湿式（水中）と乾式（気体中）がある。湿式貯蔵は数十年の経験があり、安全に貯蔵する技術も確立されている。しかし、運転経費がかさむ、放射性廃棄物が多い、などの理由により経済性に難点がある。特に貯蔵期間が長くなればこの欠点がさらに大きくなる。乾式貯蔵はこれらの欠点を解消するために開発された方式であるが、歴史が浅く、安全性、経済性が実証された方式であるか否かは議論が分かれるところである。

乾式貯蔵は不活性ガス・炭酸ガス・空気雰囲気で気体雰囲気中で使用済燃料を貯蔵する方式である。貯蔵施設の形式で分類すると、キャスク貯蔵、サイロ貯蔵（コンクリートキャニスタ)、ボールト貯蔵、およびドライウェル貯蔵がある。

原子力百科の＜タイトル＞ 使用済燃料の乾式貯蔵に関する研究（06-01-05-08）から引用。

(4)

1. ポリ塩化ビニル（PVC）バックに溶封した後、指定容器に封入する。
2. 放射性廃棄物中に含まれる主要な核種及び放射性物質の量を測定又は推定する。
3. 容器表面の線量当量率を測定する。

4. 容器の表面密度を測定する。ただし、汚染されていないことが明らかなポリエチレン袋、ポリエチレンシート等によって包装したものについては、表面密度測定を省略することができる。
5. 放射性廃棄物の表示(性状、内容物等)
6. 焼却処分するまでは、不燃性の材料による区画または不燃性の容器を設けている所定の廃棄物保管場所に保管する。

(5) ① 核燃料物質の防護のための区域(防護区域)を定め、その区域をコンクリート等の堅固な障壁で区画する。

② 防護区域の周辺に周辺防護区域を定め、その区域を柵等の堅固な障壁で区画する。

③ 上記2区域を巡視する。

④ 上記2区域への人、車両、物品等の出入りを管理する。

⑤ 防護区域の核燃料物質を管理する。

解説 「原子力関係規制法令集」の各事業規則の(防護措置)の条項を参照した。実際には全部で15の要件が記載されているが、常識的には上の5項目程度で十分と考える。

4．4 第34回核燃料取扱主任者試験 放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術

第1問 バイオアッセイ法による線量評価について下記の設問イの［　　］の部分に適切な語句，数値又は記号を番号とともに記せ。また設問ロについては計算過程とともにその数値を示せ。

〔解答例〕 ⑪—防護係数

イ．^{90}Srは最大エネルギー545 keVの［①］線を100%放出する。また，^{90}Srの［②］核種である^{90}Yの［③］は64.1時間であり，最大エネルギー［④］MeVのβ線を100%放出する。^{90}Srを吸入摂取してから3日後に尿を採取して，^{90}Srを［⑤］分離した後，［⑥］に達した^{90}Yを［⑦］分離して，^{90}Yの［⑧］線を測定するため，放射能測定器として［⑨］を用いて1日当たりの尿中のストロンチウム濃度を算定してから，［⑩］を求めて実効線量を算出する。

ロ．チタン酸ストロンチウムを吸入摂取した場合の^{90}Sr核種における尿中の排泄量による評価において，^{90}Sr核種を吸入摂取3日後に尿分析した結果，1日当たり尿中の^{90}Srを44 Bq算出した場合の実効線量を評価せよ。

ただし，^{90}Srの吸入摂取3日後に対する尿中放射能を示す排泄率を2.2×10^{-4}とし，実効線量係数は7.7×10^{-5}(mSv/Bq)とする。

第1問解答例

イ

(1) － β (2) － 娘 (3) － 半減期 (4) － 2.279 (2.3でもよいと考えられる。)

(5) － 発煙硝酸 (6) － 放射平衡 (7) － 共沈 (8) － β (9) － GM計数管

(10)－ 摂取量

ロ

$$摂取量=\frac{44[\mathrm{Bq}]}{2.2\times10^{-4}}=2\times10^{5}\,\mathrm{Bq}$$

実効線量＝7.7×10^{-5}[mSv/Bq]×2×10^{5}[Bq]＝15.4 mSv (答)

第2問 ある原子炉内において，熱中性子束密度$1.0\times10^{14}\,\mathrm{cm^2\cdot s^{-1}}$の照射場で塩化コバルト($CoCl_2$)5.0 gの試料を連続168時間照射したとき，照射直後に得られた^{60}Co試料0.10 gによって床汚染を生じさせた。汚染した床面積を100 m^{2}として，このときの表面密度(Bq/cm^2)はどのくらいか。計算過程を示して答えよ。

ただし，照射直後^{60}Coの放射能の生成は^{59}Co(n, γ)^{60}Co反応であり，生成した^{60}Coの半減期は5.27年，放射化断面積は37バーン，原子量は58.9，^{59}Co同位体存在度は1とし，Clの原子量は35.5とする。また^{60}Coで汚染した床面は均一に汚染したとする。

第2問解答例

試料中コバルト-59の初期の原子数をM_0とする。また、ϕ [cm^{-2} s^{-1}] を熱中性子束密度、σ [cm^2] を放射化断面積とする。コバルト-60の時刻tにおける原子数を$n(t)$とすれば、

$$\frac{dn(t)}{dt}=\phi\sigma M_0-\lambda n(t) \qquad (1)$$

ここに、λ [s^{-1}] はコバルト-60の壊変定数である。または、

$$\frac{dn(t)}{dt}+\lambda n(t)=M_0\phi\sigma$$

この式を(例えば、$n(t)=z(t)e^{-\lambda t}$とおいて$z(t)$をはじめ求めるなどして)解くと、Cを積分定数として、

$$n(t)=\frac{M_0\phi\sigma}{\lambda}+Ce^{-\lambda t}$$

$t=0$のとき、$n(t)=0$であるから、

$$\frac{M_0\phi\sigma}{\lambda}+C=0 \qquad したがって、\quad C=\frac{-M_0\phi\sigma}{\lambda}$$

コバルト-60の原子数は、

$$n(t) = \frac{M_0 \phi \sigma}{\lambda}(1 - e^{-\lambda t})$$

コバルト-60 の放射能 $A(t)$ [Bq]は、

$$A(t) = \lambda n(t) = M_0 \varphi \sigma (1 - e^{-\lambda t}) \qquad (2)$$

$$M_0 = 5.0[\mathrm{g}] \times \frac{58.9}{58.9 + 2 \times 35.5} \times \frac{6.02 \times 10^{23}}{58.9} = 2.32 \times 10^{22} \text{(個)}$$

$$\lambda = \frac{0.6931}{T} = \frac{0.6931}{5.27 \times 365 \times 24 \times 3600} = 4.17 \times 10^{-9}\ [\mathrm{s}^{-1}]$$

$\phi\ \sigma = 1.0 \times 10^{14}\ [\mathrm{cm}^{-2}\ \mathrm{s}^{-1}] \times 37 \times 10^{-24}\ [\mathrm{cm}^2] = 3.7 \times 10^{-9}\ [\mathrm{s}^{-1}]$

$t = 168[\mathrm{h}] = 6.05 \times 10^5\ [\mathrm{s}]$

汚染放射能 $A(t)$ は (2)に代入して計算すると

$A(t) = 2.32 \times 10^{22} \times 3.7 \times 10^{-9}\{\mathrm{s}^{-1}\} \times (1 - e^{-4.17 \times 10^{-9} \times 6.05 \times 10^{-5}}) = 2.16 \times 10^{11}\ [\mathrm{Bq}]$

汚染物になった放射能は、$\frac{0.10[g]}{5.0[g]} \times A(t) = 0.02 \times 2.16 \times 10^{11} = 4.32 \times 10^9\ [\mathrm{Bq}]$

汚染物になったコバルト-60 の表面密度は、

$$\frac{4.32 \times 10^9\ [\mathrm{Bq}]}{100[\mathrm{m}^2] \times 10000[\mathrm{cm}^2/\mathrm{m}^2]} = 4.32 \times 10^3\ \mathrm{Bq/cm^2}$$

（答）　約 $4 \times 10^3\ \mathrm{Bq/cm^2}$

第3問　次の文章の［　　］の部分に入る適切な語句，数値又は記号を番号とともに記せ。なお，同じ番号の［　　］には同じ数値又は記号が入る。

〔解答例〕　㉑－γ線

(1)　熱ルミネセンス線量計はLiF，CaF_2，$CaSO_4$等の物質に放射線があたるとイオン化した［①］が格子欠落に捕捉され，これを解放するため［②］を加えると［③］を出すことを利用している。

(2)　液体シンチレーション計測装置では［④］時間は約0.1μ秒なので，計数効率10,000 cpmでは数え落としは問題がない。しかし^{14}Cや^{35}Sの分別測定は［⑤］線エネルギーが［⑥］ためむかない。

(3)　プラスチックシンチレータは加工が容易であるが［⑦］のため［⑧］効果の確率が低いため，［⑨］線スペクトルにむかない。

(4)　中性子線が照射されると多くの物質は核反応により放射化する。これは物質が中性子に対する［⑩］及び［⑪］に依存するためで，中性子照射後に誘導された放射能を測定することができるので［⑫］モニタとして利用される。

(5)　GM計数管は円筒状の計数管の中にアルゴン等の［⑬］とハロゲン化合物又はアルコールの蒸気を封入し，密封され中心に一本の［⑭］極，外側を［⑮］極として両極を約1,000ボルトの電圧を加える。管内に放射線が入射すると，封入されているガスが［⑯］作用によって［⑰］と［⑱］に分かれ，負の電荷を持つ［⑱］は［⑭］極に移動しながら数が増し，［⑰］は［⑮］極に移動し，瞬間的に大きな［⑲］電流が流れるが，放射線の種類や［⑳］を判別することはできない。

第3問解答例

②　－電子　②－熱　③－光　④－分解　⑤－β　⑥－ほとんど等しい

⑦　－軽元素　⑧－光電　⑨－γ　⑩－散乱　⑪－捕獲　⑫－中性子

⑬　－不活性ガス　⑭－陽　⑮－陰　⑯－電離　⑰－陽イオン　⑱－電子　⑲－パルス

⑳　－エネルギー

第4問　次の文章中の［　　］の部分に入る適当な語句又は数値を下欄から選び，番号とともに記号で記せ。

〔解答例〕　⑪―(ツ)

被ばく後比較的長い潜伏期間を経てから発症する障害を［①］という。これには放射線発がんや［②］等が含まれる。放射線発がんの潜伏期間は腫瘍の種類によって異なる。固形腫瘍の潜伏期間は通常20年以上であるが，白血病のそれは［③］である。放射線発がんが発生する年齢は，その腫瘍が自然発生する年齢［④］傾向を示す。ヒトの放射線発がんに関する限られたデータに基づいて様々な年齢あるいは被ばく線量についてそのリスク評価を行うためには，［⑤］を仮定することが必要である。被ばく後，全年代に亘ってがんの自然発生率を一定因子で増加させると仮定しているのが［⑥］である。現在入手可能なデータに基づいて科学的に放射線発がんのリスク評価を行っている国際的機関として，［⑦］と米国の国立科学アカデミーが設置した［⑧］がある。これらの分析に基づいて［⑨］は放射線防護上，就業年齢集団の放射線発がんによる死亡率を低線量・低線量率被ばくの場合シーベルトあたり［⑩］と推定するよう示唆している。

(イ)　より早い	(ロ)　人口分布	(ハ)　晩発障害
(ニ)　相対リスクモデル	(ホ)　0.04	(ヘ)　急性障害
(ト)　放射線誘発白内障	(チ)　0.1	(リ)　と同じ
(ヌ)　約5年	(ル)　造血器障害	(ヲ)　約1年
(ワ)　数理モデル	(カ)　過剰リスクモデル	

(ヨ)　国際放射線防護委員会(ICRP)

(タ)　国連科学委員会(UNSCEAR)

(レ)　放射線防護・測定に関する国立評議会(NCRP)

(ソ)　電離放射線生物効果に関する委員会(BEIR)

第4問解答例

(1)－（ハ）　(2)－（ト）　(3)－（ヌ）　(4)－（イ）　(5)－（カ）　(6)－（ニ）

(7)－（タ）　(8)－（ソ）　(9)－（ヨ）　(10)－（ホ）

第5問 次の放射線生物学的略語について簡単に説明せよ。

(1) RBE

(2) DRF

(3) OER

(4) SCE

(5) $LD_{50(30)}$

第5問解答例

(1) RBE

標準の放射線（200kVp のX線、水中の LET が 3keV/μm、線量率 0.1Gy/min）による吸収線量に対する、これと同一の生物学的効果を与えるのに必要なある種の放射線の吸収線量との比の逆数を生物学的効果比(RBE)という。主として放射線生物学において放射線に対する感受性の違いを表現するのに用いられる。

RBE＝（ある効果を与える標準放射線量）／（同一効果を与える試験放射線量）

(2) DRF

線量減少率(Dose Reduction Factor)は、放射線の障害を少なくする目的で投与される防護剤の効果を表す指標である。

DRF＝(防護剤投与で、ある効果に対する必要線量)／(防護剤なしで、ある効果に対する必要線量)

(3) OER

酸素効果比(Oxygen Enhancement Ratio)は、放射線照射部位の酸素分圧の高低による組織または細胞の放射線感受性の差を表す指標である。

OER＝(無酸素状態である生物学的効果を得るに要する線量)／(空気中で同一の生物学的効果を得るに要する線量)、によって求める。

(4) SCE

姉妹染色分体交換(Sister Chromatid Exchange)は、細胞分裂に際して、一本の染色体が複製によって二つの相同染色体になるとき、同一箇所で切断し、相互に交換することをいう。放射線照射によっても生じる。

(5) $LD_{50(30)}$

被ばくした個体の半数が一定期間（30 日）内に死亡する線量を半致死線量 $LD_{50(30)}$ と表す。

参考：第2問のより厳密な解

試料中コバルト-59の初期の原子数をM_0とする。また、コバルト-59の時刻tにおける原子数を$m(t)$とする。

$$\frac{dm(t)}{dt} = -\phi\sigma\, m(t) \qquad (1)$$

ここに、ϕ [cm^{-2} s^{-1}]は熱中性子束密度、σ [cm^2]は放射化断面積とする。(1)を解くと

$$m(t) = M_0 e^{-\phi\sigma t} \qquad (1')$$

コバルト-60の時刻tにおける原子数を$n(t)$とすれば、

$$\frac{dn(t)}{dt} = \phi\sigma\, m(t) - \lambda\, n(t) \qquad (2)$$

(2)に(1')を代入して、

$$\frac{dn(t)}{dt} + \lambda\, n(t) = M_0\phi\sigma\, e^{-\phi\sigma t}$$

ここに、λ [s^{-1}]はコバルト-60 の壊変定数である。この式を(例えば、$n(t) = z(t)e^{-\lambda t}$ とおいて$z(t)$をはじめ求めるなどして)解くと、Cを積分定数として、

$$n(t) = \frac{M_0\phi\sigma}{\lambda - \phi\sigma} e^{-\phi\sigma t} + Ce^{-\lambda t}$$

$t = 0$のとき、$n(t) = 0$であるから、

$$\frac{M_0\phi\sigma}{\lambda - \phi\sigma} + C = 0 \qquad \text{したがって、} \qquad C = \frac{-M_0\phi\sigma}{\lambda - \phi\sigma}$$

コバルト-60の原子数は、

$$n(t) = \frac{M_0\phi\sigma}{\lambda - \phi\sigma}(e^{-\phi\sigma t} - e^{-\lambda t})$$

コバルト-60の放射能$A(t)$ [Bq]は、

$$A(t) = \lambda n(t) = \frac{\lambda M_0\phi\sigma}{\lambda - \phi\sigma}(e^{-\phi\sigma t} - e^{-\lambda t}) \qquad (3)$$

$$M_0 = 5.0[\mathrm{g}] \times \frac{58.9}{58.9 + 2\times 35.5} \times \frac{6.02\times 10^{23}}{58.9} = 2.32\times 10^{22}\ (\text{個})$$

$$\lambda = \frac{0.6931}{T} = \frac{0.6931}{5.27\times 365\times 24\times 3600} = 4.17\times 10^{9}\left[s^{-1}\right]$$

$\phi\ \sigma = 1.0\times 10^{14}$ [cm^{-2} s^{-1}] $\times 37\times 10^{-24}$ [cm^2] $= 3.7\times 10^{-9}$ [s^{-1}]

$t = 168$[h] $= 6.05\times 10^5$ [s]

汚染放射能$A(t)$は (3)に代入して計算すると

$A(t) = 2.16 \times 10^{11}$ [Bq]

汚染物になった放射能は、$\dfrac{0.10[g]}{5.0[g]} \times A(t) = 4.32 \times 10^{9}$ [Bq]

汚染物になったコバルト-60 の表面密度は、

$$\frac{4.32 \times 10^{9}\ [\mathrm{Bq}]}{100[\mathrm{m}^2] \times 10000[\mathrm{cm}^2/\mathrm{m}^2]} = 4.32 \times 10^{3}\ \mathrm{Bq/cm^2}$$

（答）　約 4×10^{3} Bq/cm²

5．第３５回核燃料取扱主任者試験問題解答例

5．1 第３５回核燃料取扱主任者試験 核燃料物質に関する法令

第１問 次の文章は，「原子力基本法」及びその関係政令並びに「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下，本問において「原子炉等規制法」という。)の条文の一部である。文章中の空欄にあてはま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

(1) 原子力基本法

(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［①］を確保し，学術の進歩と産業の振興とを図り，もつて［②］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 原子力の研究，開発及び利用は，［③］の目的に限り，安全の確保を旨として，［④］の下に，［⑤］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。

(定 義)

第三条 この法律において次に掲げる用語は，次の定義に従うものとする。

一 「原子力」とは，［⑥］の過程において［⑦］から放出されるすべての種類の［⑧］をいう。

二 「核燃料物質」とは，ウラン，トリウム等［⑨］の過程において［⑩］を放出する物質であつて，政令で定めるものをいう。

三 「核原料物質」とは，ウラン鉱，トリウム鉱その他［⑪］の原料となる物質であつて，政令で定めるものをいう。

四 「原子炉」とは，核燃料物質を燃料として使用する装置をいう。ただし，政令で定めるものを除く。

五 「放射線」とは，［⑫］又は粒子線のうち，直接又は間接に空気を［⑬］する能力をもつもので，政令で定めるものをいう。

(2) 核燃料物質，核原料物質，原子炉及び放射線の定義に関する政令

(核燃料物質)

第一条 原子力基本法第三条第二号の核燃料物質は，次に掲げる物質とする。

一 ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が［⑭］であるウラン及びその化合物

二　ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が ⑭ に達しないウラン及びその化合物

三　トリウム及びその化合物

四　前三号の物質の一又は二以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの

五　ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が ⑭ をこえるウラン及びその化合物

六　⑮ 及びその化合物

七　ウラン二三三及びその化合物

八　前三号の物質の一又は二以上を含む物質

（放射線）

第四条　原子力基本法第三条第五号の放射線は，次に掲げる ⑫ 又は粒子線とする。

一　アルファ線，重陽子線，陽子線その他の重荷電粒子線及びベータ線

二　⑯

三　ガンマ線及び特性エックス線（軌道電子捕獲に伴つて発生する特性エックス線に限る。）

四　一メガ電子ボルト以上のエネルギーを有する電子線及びエックス線

(3)　原子炉等規制法

（目　的）

第一条　この法律は，⑰ の精神にのつとり，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の利用が ③ の目的に限られ，かつ，これらの利用が ⑱ に行われることを確保するとともに，これらによる ⑲ を防止し，及び核燃料物質を ⑳ して，公共の安全を図るために，製錬，加工，貯蔵，再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関する必要な規制等を行うほか，原子力の研究，開発及び利用に関する条約その他の国際約束を実施するために，国際規制物資の使用等に関する必要な規制等を行うことを目的とする。

第１問解答例

	回　答	備　考
①	ｴﾈﾙｷﾞｰ資源	基本法第１条
②	人類社会の福祉	
③	平和	基本法第２条
④	民主的な運営	
⑤	自主的	
⑥	原子核変換	基本法第３条

⑦	原子核	
⑧	エネルギー	
⑨	原子核分裂	
⑩	高エネルギー	
⑪	核燃料物質	
⑫	電磁波	
⑬	電離	
⑭	天然の混合率	定義政令第１条
⑮	ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ	
⑯	中性子線	定義政令第４条
⑰	原子力基本法	法律第１条
⑱	計画的	
⑲	災害	
⑳	防護	

第2問　次の問に答えよ。

(1)　次の(ア)～(ス)は，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく核燃料物質の加工の事業に関する規則に規定された保安規定に定めるべき事項である。文章中の空欄にあてはまる適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕　㉑―東京

(ア)　加工施設の操作及び管理を行う者の職務及び組織に関すること。

(イ)　加工施設の放射線業務従事者に対する［　①　］に関すること。

(ウ)　［　②　］の操作に関すること。

(エ)　［　③　］並びにこれらの区域に係る立入制限等に関すること。

(オ)　線量，線量当量，放射性物質の濃度及び放射性物質によつて汚染された物の表面の放射性物質の密度の監視並びに［　④　］に関すること。

(カ)　放射線測定器の管理及び放射線の測定の方法に関すること。

(キ)　加工施設の［　⑤　］並びにこれらに伴う処置に関すること。

(ク)　加工施設の［　⑥　］に関すること。

(ケ)　核燃料物質の受渡し，運搬，貯蔵その他の取扱いに関すること。

(コ)　放射性廃棄物の廃棄に関すること。

(サ)　［　⑦　］処置に関すること。

(シ)　加工施設に係る保安（［　⑧　］を含む。）に関する記録に関すること。

(ス)　その他加工施設に係る保安に関し必要な事項

(2)　核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づき，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又は原子炉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危険時の措置として応急の措置をとらなければならないとされているが，次の(セ)～(テ)は，そのような措置として，核燃料物質の加工の事業に関する規則に規定されている事項である。文章中の空欄にあてはまる適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕　㉑―東京

(セ)　加工施設に火災が起こり，又はこれらの施設に延焼するおそれがある場合には，消火又は延焼の防止に努めるとともに直ちにその旨を消防吏員に通報すること。

(ソ)　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，見張人をつけることにより，［　⑨　］を禁止すること。

(タ) 放射線障害の発生を防止するため必要がある場合には，加工施設の内部にいる者及び附近にいる者に [⑩] すること。

(チ) 核燃料物質による汚染が生じた場合には，すみやかに，その [⑪] を行なうこと。

(ツ) [⑫] 又は [⑬] 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。

(テ) その他放射線障害を防止するために必要な措置を講ずること。

(3) 加工の事業に関する規制に関する以下の(ト)～(ノ)の文章について，文章中の空欄にあてはま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

(ト) 加工事業者は，保安規定を定め，[⑭] に，経済産業大臣の認可を受けなければならない。

(ナ) 加工事業者は，周辺監視区域を定め，同区域については，[⑮] を禁止する措置を講じなければならない。

(ニ) 加工事業者は，保安規定の遵守の状況について，毎年 [⑯] 回，経済産業大臣が定期に行う検査を受けなければならない。

(ヌ) 加工事業者は，[⑰] 一回以上，従業者に，加工施設について巡視及び点検を行わせなければならない。

(ネ) 加工事業者は，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 [⑱] ごとに，当該装置全体の当該作動のための総合検査を [⑲] ごとに行うこと。

(ノ) 加工事業者は，核燃料物質等が異常に漏えいしたとき，その旨を直ちに，その状況及びそれに対する処置を [⑳] 以内に経済産業大臣に報告しなければならない。

第 2 問解答例

	回　答	備　考
①	保安教育	加工規則第 8 条
②	保安上特に管理を必要とする設備	
③	管理区域及び周辺管理区域の設定	
④	汚染の除去	
⑤	巡視、点検及び検査	
⑥	施設定期自主検査	
⑦	非常の場合採るべき	

⑧	保安規定の遵守状況	
⑨	関係者以外のものが立入ること	加工規則第 11 条
⑩	非難するよう警告	
⑪	ひろがりの防止及び除去	
⑫	放射線障害を受けた者	
⑬	受けたおそれがある者	
⑭	事業開始前	法律第 22 条
⑮	人の居住	加工規則第 7 条の 2 の 2
⑯	4 回	加工規則第 8 条の 2
⑰	毎日	加工規則第 7 条の 4 の 2
⑱	1 月	
⑲	1 年	
⑳	10 日	加工規則第 10 条

第3問 次の(1)～(10)は，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及びこれに関連する法令に関するものである。文章中の下線部の記述について，その内容が正しいものには○印を，誤っているものには×印を番号とともに記せ。また，×印を記したものについては，その理由を記せ。

(1) 加工事業者は，核燃料物質の取扱いに関して保安の監督を行なわせるため，核燃料取扱主任者免状を有する者のうちから，核燃料取扱主任者を選任しなければならない。

(2) 核燃料取扱主任者の選任は，工場又は事業所ごとに行なうものとする。

(3) 加工事業者は，核燃料取扱主任者を選任したときは，選任した日から2週間以内に，その旨を経済産業大臣に届け出なければならない。

(4) 加工事業者は，核燃料取扱主任者を解任したときは，ただちに，その旨を経済産業大臣に届け出なければならない。

(5) 経済産業大臣は，この法律又はこの法律に基づく命令の規定に違反し，罰金以上の刑に処せられ，その執行を終わり，又は執行を受けることがなくなつた後，一年を経過していない者に対しては，核燃料取扱主任者免状の交付を行なわないことができる。

(6) 経済産業大臣は，核燃料取扱主任者免状の交付を受けた者がこの法律又はこの法律に基づく命令の規定に違反したときは，その核燃料取扱主任者免状の返納を命ずることができる。

(7) 加工事業者により選任された核燃料取扱主任者は，加工の事業における核燃料物質の取扱いに関し，誠実にその職務を遂行しなければならない。

(8) 加工の事業において核燃料物質の取扱いに従事する者は，核燃料取扱主任者がその取扱いに関して保安のためにする指示に従わなければならない。

(9) 経済産業大臣は，加工事業者により選任された核燃料取扱主任者がこの法律又はこの法律に基づく命令の規定に違反したときは，加工事業者に対し，核燃料取扱主任者の解任を命ずることができる。

(10) 加工事業者は，特定核燃料物質の防護に関する業務を統一的に管理させるため，核燃料取扱主任者免状を有する者のうちから，核物質防護管理者を選任しなければならない。

第3問解答例

		訂正後	備　考
(1)	○	—	法律第22条の2
(2)	○	—	加工規則第8条の2
(3)	×	30日以内	法律第22条の2の2
(4)	×	解任した日から30日以内の届け出る。	
(5)	×	2年を経過していないものに対して	法律第22条の3

(6)	○	—	
(7)	○	—	法律第 22 条の 4
(8)	○	—	
(9)	○	—	法律第 22 条の 5
(10)	×	総理府令で定めるところにより、特定核燃料物質の取扱い等の知識等について総理府令で定める用件を備える者	法律第 22 条の 7

第 4 問　次の文章は，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」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。文章中の空欄にあてはま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，核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物(以下，本問において「核燃料物質等」という。)を，加工施設を設置した工場又は事業所において廃棄する場合には，［①］のために必要な措置を講じなければならない。当該措置には以下の措置が含まれる。

(1)　核燃料物質等で廃棄しようとするもの(以下，本問において「放射性廃棄物」という。)の廃棄は，廃棄及び廃棄に係る［②］について必要な知識を有する者の監督の下に行わせること。

(2)　気体状の放射性廃棄物を排気施設によって排出する場合は，排気施設において，［③］，放射能の時間による［④］，多量の空気による［⑤］その他の方法によって排気中における放射性物質の［⑥］をできるだけ低下させること。

(3)　液体状の放射性廃棄物を排水施設によって排出する場合は，排水施設において，［⑦］，［⑧］，イオン交換樹脂法等による［⑨］，放射能の時間による［⑩］，多量の水による［⑪］その他の方法によって排水中における放射性物質の［⑫］をできるだけ低下させること。

(4)　液体状の放射性廃棄物を［⑬］の効果を持った廃液槽に保管廃棄する場合は，保管廃棄される放射性廃棄物の［⑭］等により著しい［⑮］が生じる恐れがあるときは，［⑯］について必要な措置を採ること。

(5)　液体状の放射性廃棄物を容器に封入して［⑰］の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄する場合において，当該容器は，［⑱］が浸透しにくく，［⑲］に耐え，及び［⑳］が漏れにくい構造でなければならないこと。

第4問解答例

	回　答	備　考
①	保安	法律第21条の2
②	放射線防護	加工規則第7条の8
③	ろ過	
④	減衰	
⑤	希釈等	
⑥	濃度	
⑦	ろ過	
⑧	蒸発	
⑨	吸着	
⑩	減衰	
⑪	希釈	
⑫	濃度	
⑬	放射線障害防止	
⑭	崩壊熱	
⑮	加熱	
⑯	冷却	
⑰	放射線障害	
⑱	水	
⑲	腐食	
⑳	放射性廃棄物	

第5問　「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下，本問において「原子炉等規制法」という。)に基づき，核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物(以下，本問において「核燃料物質等」という。)を工場等の外において運搬する場合，次の文章の空欄にあてはまる適切な語句又は数値(必要に応じて単位を付すこと。)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〕　㉑―東京

【運搬に関する確認等】

使用者，製錬事業者，加工事業者，原子炉設置者，外国原子力船運航者，使用済燃料貯蔵事業者，再処理事業者及び廃棄事業者並びにこれらの者から運搬を委託された者(以下「使用者等」という。)は，核燃料物質等を工場等の外で運搬する場合において，原子炉等規制法に基づき主務省令で定める［①］に従って［②］のために必要な措置を講じなければならない。

運搬する核燃料物質に，政令で定める［③］を含む場合は，［②］及び［③］の防護のために必要な措置を講じなければならない。

核燃料物質等による災害の防止及び［③］の防護のため特に必要がある場合として政令で定める場合(［④］型輸送物，［⑤］輸送物及び0.1 kg以上の［⑥］を収納する輸送物を運搬する場合)に該当するときは，使用者等は，その運搬に関する措置が主務省令の［①］に適合することについて，主務省令で定めるところにより主務大臣の［⑦］を受けなければならない。

使用者等は，運搬に使用する容器について，あらかじめ，主務省令で定めるところにより，主務大臣の承認を受けることができる。この場合において，主務大臣の承認を受けた容器(「［⑧］」という。)については，［①］のうち容器に関する基準は，満たされたものとする。

使用者等は，［③］等を運搬する場合，当該運搬の経路のある区域を管轄する［⑨］に届け出て，届出を証明する文書(「［⑩］」という。)の交付を受けなければならない。

【輸送物の区分】

比放射能，放射能の量，線量当量率を基準として，核燃料物質等を以下のような輸送物に区分している。更に，［⑪］の確保が必要な輸送物は，［⑤］輸送物とされる。

(a)　［⑫］，［⑬］が極めて小さく(表面における［⑬］が［⑭］を超えない)，かつ，危険性が極めて少ない核燃料物質として主務大臣の定めるもの
……［⑮］型輸送物

(b)　主務大臣の定める量を超えない［⑫］を有する核燃料物質等　……A型輸送物

(c)　主務大臣の定める量を超える ⑫ を有する核燃料物質等 …… ④ 型輸送物

なお，④ 型輸送物のうち，⑯ 型輸送物は国際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。

(d)　放射能濃度が低い核燃料物質等であって危険性が少ないもの(「⑰」という。)及び核燃料物質等によって表面が汚染された物であって危険性が少ないもの(「表面汚染物」という。)は，主務大臣の定める区分に応じ，⑱ 型輸送物として運搬することができる。

【輸送時の放射線被ばく及び臨界安全性の管理】

従来，輸送物等(オーバーパック，貨物コンテナ，非梱包のLSA－1，SCO－1を含む)について，臨界安全性及び輸送中の放射線被ばくの両方を管理する指数として ⑲ が用いられていたが，IAEA安全輸送規則の改訂に伴い，平成13年の「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」等の改正において，核分裂性物質を含む輸送物等の集積の臨界安全性を管理するために ⑳ が新たに定義され，放射線被ばくの管理に用いられる指数は，従来の呼称である ⑲ として再定義されている。

第5問解答例

	回　答	備　考
①	技術上の基準	法律第59条の2 外運搬規則第11条の2
②	保安	
③	特定核燃料物質	
④	BU	
⑤	六フッ化ウラン輸送物	
⑥	六フッ化ウラン	
⑦	確認	
⑧	承認容器	
⑨	都道府県委員会	
⑩	運搬証明書	
⑪	負圧	外運搬規則第11条の2 外運搬規則第3条
⑫	放射能	
⑬	線量当量率	
⑭	5μSv	
⑮	L	
⑯	BM	
⑰	低比放射性物質	

⑱	ＩＰ型	
⑲	輸送指数	放射性物質安全輸送規則
⑳	臨界安全指数	

５．２　第３５回核燃料取扱主任者試験　核燃料物質の化学的性質及び物理的性質

第１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化学的性質の相違点について簡単に説明せよ。

(2) トリウム，ウラン，プルトニウムの空気に接触した硝酸水溶液中における酸化状態をそれぞれ示せ。

(3) プルトニウム金属の融点は640℃と比較的低く，室温から融点まで5回相変化するなどの特徴をもつ。この原因を簡単に説明せよ。

(4) UF_6 より UO_2 への転換方法の一つにADUプロセスがある。これは UF_6 を水溶液に溶解後アンモニア水を加え，ADUの沈殿物を作り，ろ過後，ばい焼して U_3O_8 の粉末を作り，次に，水素により還元して UO_2 の粉末にするものである。これらについて，化学反応式を示せ。

(5) 軽水炉において核分裂生成物の燃料中での存在状態は，酸化物等の化合物の作りやすさ，蒸発しやすさ等によって決まる。Nd，Pd，Ｉの燃料中における存在状態をそれぞれ述べよ。

第１問解答例

（１）軽アクチノイド元素は、6d と 5f 電子軌道のエネルギー準位の差が非常に小さく、この点がランタノイド元素の 4f 電子軌道と大きく異なっている。このため、ランタノイド元素の場合水溶液中での主な酸化が３価であるのに対して、アクチノイド元素、特に軽アクチノイド元素は様々な価数をとる。

ウラン　は３価、４価、６価、　ネプツニウムは４価、５価、６価、プルトニウムは３価、４価、５価、６価の酸化状態を示す。３価の他に、４価の酸化状態を示すセリウム、２価の酸化状態を示す、サマリウム、ユーロピウム、イッテルビウムと取りうる酸化状態が大いに異なる。

（２）　トリウム　４価　　ウラン　６価　　プルトニウム　４価、６価

（3） この原因については理論計算に基づき以下のような考え方も提案されている。トリウムからプルトニウムにかけてのアクチノイド軽元素では、5f電子が重なり合って狭い伝導バンドを形成する。このような狭い伝導バンドを持つ物質は、伝導バンドをスプリットさせることで結晶の全エネルギーを低下させる傾向がある。軽アクチノイド元素においては、伝導バンド内でスプリットした5f電子エネルギー準位が内殻のs,p,d電子のエネルギー準位とも重なり合うので、軽アクチノイド元素の伝導バンド内では多数の電子エネルギー準位が非常に近接して存在しているものと考えられる。結晶の相状態を決定する一つの因子として、（価）電子の存在する最高エネルギー準位（いわゆるフェルミ準位）が考えられており、軽アクチノイド元素においては伝導バンド内でフェルミ準位が位置する電子エネルギー準位（の数）に応じて結晶の相構造が複雑に変化すると考えられる。プルトニウムは特に電子エネルギー準位が複雑になっているために5回の相変態と低融点を有していると思われる。

（4） $UF_6 + 2H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4HF$

$2UO_2F_2 + 6NH_4OH \rightarrow (NH_4)_2U_2O_7 + 4NH_4F + 3H_2O$

$3(NH_4)_2U_2O_7 + 1/2O_2 \rightarrow 2U_3O_8 + 3N_2 + 6H_2O$

$U_3O_8 + 2H_2 \rightarrow 3UO_2 + 2H_2O$

（5） Nd　Nd_2O_3

Pd　Pd(合金)

I　CsI

第2問 核燃料の使用中での破損防止に関する次の問に答えよ。

(1) 核燃料を原子力発電所で使用するとき，様々な原因により燃料が破損する可能性があり，それを防ぐための対策がとられている。次の破損について簡単に説明するとともに，その破損を防ぐためにとられている対策について，説明せよ。

① サンバースト破損

② PCI破損

③ フレッティング破損

(2) 高燃焼度化に伴う燃料の破損を防止するためにとられている対策を説明せよ。

第2問解答例

(1)

① 燃料棒の製造段階で、燃料棒内に湿分が混入していると、照射時に水分が被覆管内表面と局部的に反応してジルコニウム水素化物を形成するが、この水素化物は非常に脆く、また水素化物形成によって体積が増加すること等により、被覆管が破損することがある。この破損を水分破損、または、水素化物の形状が日の出に似ているのでサンバースト破損という。この破損の防止策としては、ペレット密度を上げて吸蔵水分を低減すること、被覆管にペレットを充填するとき乾燥を十分に行うこと、水分と反応し易いジルコニウム合金をゲッターとして燃料棒上部のプレナム部に封入することなどの対策が採られており、現在はほとんどこの種の破損は起こっていない。

② 燃料の燃焼度が10MWd/kgU程度以上の腐食性のFPが蓄積した状態で燃料棒の出力を上昇させると、強いペレット－被覆管力学的相互作用（PCMI）が発生する。その結果、腐食性物質などの作用により被覆管の脆性割れが発生し、燃料棒が破損する場合がありこれをPCI破損という。この破損機構は、ヨウ素等による被覆管の応力腐食割れ（SCC）であると考えられている。こPCI破損の防止対策として、燃料の改良（燃料棒の細径化による線出力の低減、チャンファあるいはディッシュなどのペレット形状の改良、ジルコニウムライナー付き被覆管の採用など）と原子炉運転手順の改良（ならし運転）などが実施された。

③ 燃料ピンが振動してグリッド等と接触を繰り返し、磨耗破損する。 グリッドを改良してピンの磨耗を軽減する、また水流がピンを振動させなよう設計する、異物の混入を防ぐ等の対策をとる。

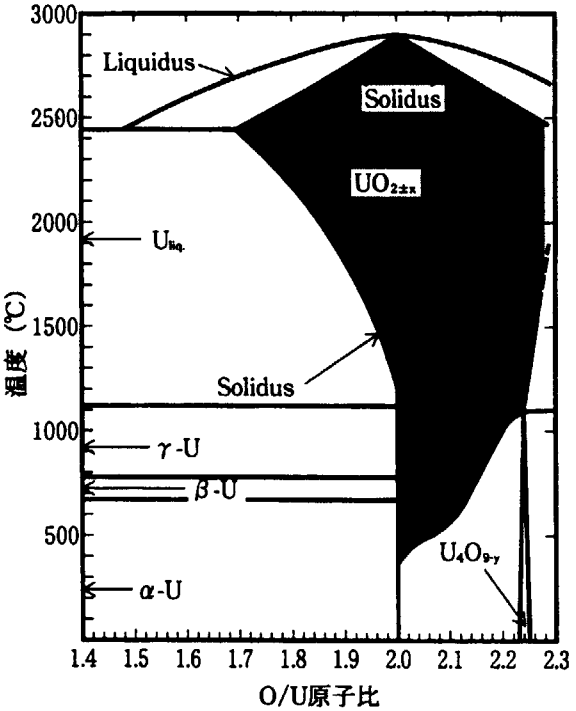
(2) 高燃焼度化に伴う燃料の破損としては、PCI破損、水側腐食による破損等がある。高燃焼度では、クリープダウンにより、ギャップが閉じるとともに、スエリングやボンディングが生じて、PCIが大きくなる。このPCI破損を防ぐため、半径方向にc軸を集積させた集合組織調整管が採用されている。また、結晶粒界までの距離を大きくするとともに、流界に滑りやすい物質を析出させるペレットの改良も行われている。水側腐食については、冷却水温度が高いPWR燃料で腐食破損を起こす可能性があり、新被覆管材料の開発が行われている。

第3問 以下のU－O系の状態図から次の(1)～(3)の組成を持つ化合物の場合について，それぞれ500℃から3000℃までゆっくりと平衡状態を保ちながら昇温させた時の相変化を，存在する相と相変化をする転移温度の概数値を用いて簡単に説明せよ。

(1) O/U原子比＝1.60

(2) O/U原子比＝2.00

(3) O/U原子比＝2.10



第3問解答例

(1)O/U原子比=1.60

500℃～670℃ UO_2+α-U

670℃～780℃ UO_2+β-U

780℃～1110℃ UO_2+γ-U

1110℃～2440℃ UO_{2-x}+$U_{liq.}$

2440℃～2600℃ UO_{2-x}+ $UO_{2-x-y\ liq.}$

2600℃～3000℃ $UO_{1.6\ liq.}$

(2)O/U原子比=2.00

500℃～2880℃ UO_2

2880℃～3000℃ $UO_{2\ liq.}$

(3)O/U 原子比=2.10

500℃～550℃ $UO_2+U_4O_{9-y}$

550℃～2750℃ $UO_{2.1}$

2750℃～2860℃ $UO_{2+x}+UO_{2+x+y\ liq.}$

2860℃～3000℃ $UO_{2.1\ liq.}$

第4問　軽水炉用燃料として使用されている UO_2 燃料の O/U 原子比は，温度，酸素雰囲気等によって 2.00 からずれる。この O/U 原子比の変化は，UO_2 燃料の種々の物性に影響を与えることがわかっている。次の(1)～(5)の物性について，500－1500℃ の温度範囲で O/U 原子比が 2.00 より大きくなるとどのように変わるか，その理由を付けて簡単に説明せよ。

(1)　UO_2 燃料の熱伝導率

(2)　UO_2 燃料中の酸素の拡散係数

(3)　UO_2 燃料中のウランの拡散係数

(4)　UO_2 燃料中の核分裂生成ガス(Xe，Kr 等)の拡散係数

(5)　UO_2 燃料のクリープ速度

第4問解答例

(1)　UO_2 燃料の熱伝導率　O/U 比が増加すると過剰酸素がフォノン伝導に対する不純物散乱中心としてはたらくため、熱伝導率は急激に減少する。

(2)　UO_2 燃料中の酸素の拡散係数　　酸素の拡散は格子間酸素を介して起こるため O/U 比が増加するにつれて酸素の格子間酸素が増加し拡散係数は著しく増加する。

(3)　UO_2 燃料中のウランの拡散係数　ウランの拡散はウランの空格子を介して起こると考えられるが、O/U 比が増加するにつれてウランの空格子も増加し、酸素の拡散係数は増加する。

(4)　UO_2 燃料中の核分裂生成ガス(Xe,Kr)の拡散係数　　Xe,Kr 等の FP ガスは、空孔クラスターを介して UO_2 中を拡散する。定比組成からのわずかなずれが大きな拡散係数の増大をもたらすが、不定比組成では、拡散係数は組成にあまり大きな影響を受けない。

(5)　UO_2 燃料のクリープ速度　　O/U 比が増大すると U 空格子点が増大し、U 原子の拡散が促進されるため、クリープ速度は増大する。

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)　クリープダウン

(2)　ギャップ熱伝達率

(3)　窒化物燃料

(4)　リム効果

(5)　ガドリニア入り燃料

第5問解答例

(1) クリープダウン　　被覆管が照射中に、燃料棒の内外圧差により、ペレットとのギャップを埋めるように直径が減少していくクリープ変形をクリープダウンという。この変形により、ペレットと被覆管のギャップ熱伝達が変化し、また、ペレットと被覆管の接触により力学的相互作用(PCMI)が生じる等燃料挙動に影響を与える。

(2) ギャップ熱伝達率　　被覆管内面とペレット表面間のギャップでの熱伝達率をギャップ熱伝達率（ギャップコンダクタンス）という。熱伝達の機構としては、ガス熱伝導が支配的であるが、ペレットと被覆管が接触する場合は、さらに固体の接触熱伝達が追加される。しかし、ボンディングをおこした場合は、固相を通しての直接的な熱伝導となる。照射を受けたペレットにおいて、核分裂性ガス等が燃料棒内のギャップ等の空間に放出されると製造時に封入されたヘリウムガスと混合し、この結果、ギャップ熱伝達率は低下し、ペレット温度が上昇する。

(3)　窒化物燃料　　ウラン、プルトニウム、アメリシウム等の窒化物はNaCl構造を持ち金属的性質を示す。　従って、電気伝導度、熱伝導度が良く、燃料ペレットの中心温度を低く保つことが出来る。また、重金属密度が高く高速炉燃料として優れている。電気伝導度が良いことは、高温化学法における再処理に電解溶解法が使える等の利点がある。しかし、窒素14からの炭素14の生成が問題であり、窒素15濃縮同位体を使用する必要があり、コスト面で不利である。

(4)　リム効果　　軽水炉燃料で燃焼度が進むと燃料ペレット周辺部（リム部）に燃焼度とポロシティ率の高い領域が出現する現象をリム効果と呼ぶ。これは、238-Uの共鳴吸収によ

りプルトニウムが蓄積し、局所的に燃焼度が高くなるためであり、組織変化としては、UO_2結晶が細粒化して、高圧の FP ガスを含む粗大化した気泡を取り囲み高いポロシティ率を持つリム組織が生じる。リム組織は、ポーラスな構造から熱伝導率が小さいと推定され、また多量の FP ガスを含むため、その熱特性やＦＰガス放出挙動が高燃焼度燃料挙動に大きな影響を与える可能性があり、注目されている。

(5) ガドリニア入り燃料　235-U の燃焼に伴う反応度変化を小さく抑えるために、バーナブルポイズン(可燃性吸収体)として熱中性子吸収断面積の大きいガドリニウムの酸化物（ガドリニア）を添加した燃料が用いられており、これにより燃料集合体の運転初期の余剰反応度を調整している。ガドリニア入り燃料は、熱伝導率が UO_2燃料に比べて小さいため、235-U の濃縮度を低くする設計がなされている。

5．3 第３５回核燃料取扱主任者試験 核燃料物質の取扱いに関する技術

第１問 核燃料施設における核燃料物質の取扱いに関し，以下の問に答えよ。

(1) 次の文章の空欄にあてはまる適切な語句を番号とともに記せ。
〔解答例〕 ⑥―東京

「核燃料施設における単一ユニットは，技術的にみて想定されるいかなる場合でも，単一ユニットの形状寸法，質量，［①］，［②］の制限及び［③］等並びにこれらの組み合わせによって核的に制限することにより臨界を防止する対策が講じられていることが要求されている。

核燃料施設における複数ユニットの配列については，技術的にみて想定されるいかなる場合でも，［④］，［⑤］等により臨界を防止する対策が講じられていることが要求されている。」

(2) 質量管理を行っている単一ユニット間の核燃料物質の移動に関して，臨界防止のために講ずべき措置について説明せよ。

(3) ウラン加工施設の耐震重要度分類について，次の文章の空欄にあてはま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〕 ⑥―東京

「第１類の設備・機器とは，［①］を取り扱う設備・機器及び［①］を［②］ための設備・機器並びに［③］を有する設備・機器及び［③］を維持するための設備・機器であって，その機能を失うことによる影響，効果の大きいもの。

第２類の設備・機器とは，［①］を取り扱う設備・機器及び［①］を［②］ための設備・機器並びに［③］を有する設備・機器及び［③］を維持するための設備・機器であって，その機能を失うことによる，影響，効果の小さいもの及び［④］又は［⑤］を有する設備・機器。」

(4) ウラン加工施設において，停電等の外部電源系の機能喪失時にも，十分な容量及び信頼性のある非常用電源系を有することにより，作動できるようにする必要のある設備を挙げよ。

(5) MOX 燃料製造では，ウラン燃料と異なり，プルトニウム及びその娘核種に起因する発熱の燃料製造への影響を考慮する必要がある。

① 発熱源として支配的なプルトニウム同位体を１つ挙げよ。

② MOX 粉末を空気雰囲気中で取扱いや保管をする場合，発熱による MOX 燃料製造への影響について説明し，併せて発熱の影響を軽減するための対応策について説明せよ。

第1問解答例

(1)

① 容積、② 溶液濃度、③ 中性子吸収材の使用、④ ユニット相互間における間隔の維持、⑤ ユニット相互間における中性子遮蔽材の使用

解説：「ウラン加工施設安全審査指針」の指針10及び指針11からの出題である。

(2)

①誤搬送の防止：信頼性の高いインターロック、ダブルチェック、収納した容器の識別番号の管理、搬送経路の限定

②在庫量、異動量の確認：秤量値の信頼性確保、秤量器定期的校正、秤量データのクロスチェック

③核的制限値の設定条件を満足することの確認：臨界管理条件の確認（減速条件の異なるユニット間の移動の場合）、臨界チェックの徹底

④移動時の相互干渉の防止：バードケージの使用

①～④までが必要、他に、二重装荷の防止（安全係数との関係）や臨界管理チェックフローを記述しても可。

(3)

①非密封ウラン②閉じ込める③臨界安全上の核的制限値④化学的制限値⑤熱的制限値

参考文献：「ウラン加工施設安全審査指針」の指針13

(4)

1. 第1種管理区域の排気設備
2. 放射線監視設備
3. 火災、臨界等の警報設備、緊急通信・連絡設備、非常用照明灯等、安全上必要な設備・機器

参考文献：「ウラン加工施設安全審査指針」の指針16

(5)

① ^{238}Pu

② MOX粉末は熱伝導率が低いため多量のMOX粉末を扱う場合には、保管容器中で局所的な温度上昇をもたらし、空気に曝されている原料粉末は酸化する。したがって、同一ロットの粉末組成の均一性に問題が生じ、計量データの信頼性に影響する恐れがある。また、局所的な温度上昇は、ポアフォーマの溶融や分解、バインダー、潤滑剤の分解といったことが起こり、成型不良や焼結密度においてばらつきが生じ、ペレットの均一性に影響する。

対応策としては、放熱性能の良い保管容器（材質、構造）の採用や貯蔵設備の冷却能力の強化、あるいは取扱量を制限して局所的な温度上昇を抑える。また、耐熱性のある添加剤を使用することでペレットの均一性を改善する。

第2問　核燃料加工施設における閉じ込め及びしゃへいに関して，以下の問に答えよ。

(1)　ウラン加工施設の管理区域は，第1種管理区域と第2種管理区域に区分されるが，第1種管理区域について説明し，併せて当該区域に対して周辺環境の汚染防止のために講ずべき措置について説明せよ。

(2)　ウラン加工施設における六フッ化ウランの取扱いに関して，六フッ化ウランを収納したシリンダーから工程へ供給する際の環境への漏洩防止，及び作業者の安全上注意すべき点について，六フッ化ウランの物理的，化学的性質と併せて説明せよ。

(3)　MOX燃料加工施設において，MOXを取り扱う設備・機器を収納するグローブボックスを常時負圧に維持するために講ずべき措置について説明せよ。

(4)　MOX燃料加工施設において，作業環境の汚染及びその拡大を防止するために，作業者がMOXを取り扱うグローブボックスでのグローブ作業中及び作業終了後に行うべき事項について説明せよ。

(5)　核燃料施設の被ばく管理について，次の文章の空欄にあてはま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〕　⑧―東京

「使用済燃料の再処理により回収されたプルトニウムは，長期間保管する場合には，核分裂性核種である［①］の壊変(半減期約14年)により，プルトニウム燃料としての価値の減損が起こる。

プルトニウム取扱い作業においては，［①］を親核種として，［②］壊変により生成される［③］の壊変に伴うγ線，及び比率は低いものの［④］壊変により生成される［⑤］の壊変に伴うγ線に対するしゃへい対策が必要である。

プルトニウムから放出される中性子としては，［⑥］によるものと，共存する酸素などの軽元素との［⑦］によるものがある。」

第2問解答例

(1) ウラン加工施設の管理区域は、ウランを密封して取扱い又は、貯蔵し、汚染の発生するおそれのない区域(第2種管理区域)とそうでない区域(第1種管理区域)とに区分して管理され

ている。したがって、第1種管理区域では空気または物の表面がウランで汚染する恐れがある。

周辺環境への汚染防止には、第1種管理区域は漏洩の少ない構造とするとともに、当該区域の外から当該区域に向かって空気が流れるように給排気のバランスをとる。また、汚染の恐れのある空気を排気する系統には、周辺環境の汚染を合理的に達成できる限り少なくするため、高性能エアフィルタ等適切なウラン除去設備を設けること。事故時においてウランの飛散のおそれのある部屋は漏洩の少ない構造であること。

参考文献：「ウラン加工施設安全審査指針」の指針4

(2)

UF_6は、常温・常圧下では無色透明の固体であるが、低圧にしたり温度を高めると容易に気化し、高温・高圧化では液体となる。UF_6は、三重点(64℃、1138mmHg)以上の温度と圧力下で液化し、UF_6シリンダーに充填されてウラン濃縮工場に出荷される。

UF_6シリンダーなどの容器に充填されたUF_6を加熱液化する場合には35%程度の体積膨張があるので液圧破裂を避けるためには、過充填を避けるように注意する。

UF_6は液化してUF_6シリンダーに充填されるが、シリンダー運搬時にはシリンダー内のUF_6は固体となっており、重心位置が空シリンダーと大きくズレている場合が多いので、転倒防止に注意する。

UF_6は、水とは烈しく反応する。このとき

$$UF_6+2H_2O \rightarrow UO_2F_2+4HF$$

の反応によって有害なフッ化水素を発生するので取り扱いには注意する。

ガラスに対しては、水分が存在すれば次の反応によって

$$UF_6+2H_2O \rightarrow UO_2F_2+4HF$$

$$SiO_2+4HF \rightarrow SiF_4+2H_2O$$

SiF_4とUO_2F_2が生成する。また、UF_6は金属と反応してUF_4を生成するが、純金属ではAl, Ni, Cuなどが比較的耐食性が高い。通常の有機溶媒に対して激しく反応し、また、通常のゴムは気体UF_6によって火を発して作用する場合があるのでパッキングとしてはフッ素樹脂系あるいは金属系のものが用いられる。

参考文献：「燃料サイクルフロントエンドⅠ　ウラン資源・ウラン精錬およびウラン濃縮教育資料1　PNC TN8420 91-009」p.26、27

(3)GB負圧機器

①グローブボックス自体の気密性、HEPAフィルタの性能（給気系、排気系）

②専用の排気系（ダクト、排風機）の設置、給気と排気のバランス

③負圧維持のための排風機の多重化（故障により停止した場合に自動切り替え）

④排風機電源の多重化

⑤負圧警報設備の設置、点検

⑥フィルタ目詰まりによる排気風量の低下に伴う負圧低下、フィルタ前後圧の監視、フィルタ交換

(4)作業中

1. グローブ操作中、グローブから手を引き抜くときは、負圧計の指示値を確認しながら負圧が急激に上がらないようゆっくり行う。
2. グローブを損傷させないよう、突起物及び無理な力が加わらないように注意する。
3. グローブを損傷する恐れがあるような作業を行う場合には、保護具を着けたり、養生をする。
4. グローブから手を引く抜いた際、αサーベイメータで腕部を入念に検査し、汚染のないことを確認する。
5. 汚染が確認された場合、そのレベルによらず汚染源を特定し、除染を行う。

作業終了後

1. グローブボックス内の機器及び物品が、安全な状態及び整理整頓されていることを確認する。
2. グローブ等に汚染または損傷がないことを確認する。
3. グローブボックスの表面及びその周辺の床に汚染がないことを確認する。
4. グローブボックス負圧計の指示値が、所定の範囲内であることを確認する。
5. 工程室から退出する際、各室の出入り口にてαサーベイメータにて全身や靴底を検査し、汚染のないことを確認する。

(5)

① ^{241}Pu、② β、③ ^{241}Am、④ α、⑤^{237}U、⑥ 自発核分裂、⑦ (α, n)反応

参考文献： 清瀬量平訳、「使用済燃料とプルトニウムの化学工学」、p.75-81、p.112-118、日刊工業新聞社 (1984)

第3問　ウラン加工施設における火災・爆発対策に関して，以下の問に答えよ。

(1)　文章中の空欄にあてはま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

ウラン加工施設の建家は，建築基準法等関連法令で定める［　①　］又は［　②　］で造られたものである。また，設備・機器は実用上可能な限り［　②　］又は［　③　］を使用する設計であることが求められる。

施設において［　④　］の物質又は［　⑤　］の物質を使用する設備・機器は火災・爆発の発生を防止するため，［　⑥　］，［　⑦　］，［　⑧　］等適切な対策を講じなければならない。

万一火災・爆発が発生した場合にも，その拡大を防止するための適切な［　⑨　］及び［　⑩　］等が設けられているとともに，汚染が発生した部屋以外に著しく拡大しないよう適切な対策を講じなければならない。

(2)　火災・爆発を防止するための対策について，具体例を3つ挙げよ。

(3)　火災・爆発の拡大を防止するための対策について，具体例を2つ挙げよ。

第3問解答例

(1)①耐火構造②不燃性材料③難燃性材料④有機溶媒など可燃性⑤水素ガスなど爆発性⑥発火・温度上昇の防止対策⑦水素ガス漏洩⑧空気の混入防止対策⑨検知、警報設備⑩消火設備

(2)

1.　難燃性溶剤の使用
2.　爆発限界以下のガス使用
3.　使用温度の限定と加熱源遮断
4.　最小限の可燃物

(3)

1.　各種消火器の設置
2.　隔壁などの設置

第4問 核燃料物質の取扱いに関して述べた以下の文章の下線部には誤った記述がある。誤りの理由又は根拠を簡単に述べ，下線部を正しいものに直せ。

〔解答例〕 問題(11) 鉄の安定な酸化物は Fe_2O_3 だけである。

解答(11) 鉄は2価と3価の酸化状態を取りうるため，安定な酸化物としては FeO や Fe_3O_4 などが知られている。Fe_2O_3 の他に FeO，Fe_3O_4 などがある。

(1) 採鉱されたばかりの天然ウランは放射平衡に達しており，比放射能から考えると ^{235}U 及びその娘核種による放射線に留意したしゃへいを行う。

(2) プルトニウムから放出される中性子線は，そのエネルギーが比較的低いため炭化ホウ素などの吸収材だけで容易にしゃへいできる。

(3) 金属ウランの切削くずは空気中に放置すると自然酸化から燃焼にいたるため，水中に保管する。

(4) 低濃縮二酸化ウランペレット焼結工程で火災が発生した場合，放水により消火を行う。

(5) 粉末状の酸化ウランは，フードや局所排気が可能なカバーを設けた機器・設備内で取り扱う。汚染空気の逆流を防止するため，フードに流入する風速は 0.1 m/ 秒以上とする。

(6) 使用済燃料を再処理して得られる回収ウランは，精製した天然ウラン取扱設備と同様なしゃへいを備えた設備で取り扱える。

(7) 濃縮ウランを溶液系で取り扱う設備・機器の臨界防止対策において，まず考慮すべきは質量制限による管理である。

(8) 核燃料取扱施設内に設置した臨界モニタの3個の検出端のうち1つでも設定値を超えれば，臨界警報が発報する。

(9) 六フッ化ウラン（UF_6）を取り出した後の貯蔵容器は，放射線被ばくの観点からは無害である。

(10) ^{235}U の最小臨界質量は，^{239}Pu のそれよりも小さいためより厳重な臨界管理が必要である。

第4問解答例

(1) ^{238}U 系列の比放射能は 1.2×10^{10}Bq/t、^{235}U 系列は 0.056×10^{10}Bq/t であり、約22倍 ^{238}U 系列のものが大きい。^{238}U 及びその娘核種による放射線に留意したしゃへいを行う必要がある。

参考文献： 清瀬量平訳、「核燃料・材料の化学工学」、p.77-80、日刊工業新聞社（1984）

(2) 自発核分裂や軽元素との（α,n）反応により発生する中性子は数 MeV のエネルギーを有するため、パラフィンや水などで減速しなければ、中性子吸収材でしゃへいができない。

高いため水、パラフィンなどで減速した後炭化ホウ素などの吸収材でしゃへいを行う。

(3) 金属ウランは水と徐々に反応して水素を発生し、爆発の危険性が高い。難燃性の油中に保管する。

(4) 多量の低濃縮ウランに放水すると臨界のおそれが生ずる。粉末消化器などの金属火災対応消化器で消火を行う。

(5) フード開口部の風速は 0.5m/s 以上で運用されている。また、速すぎる風速では粉末状ウランの飛散が大きくなるためダンパーの使用などで適度の風速とする必要がある。0.5m/s 程度とする。

(6) 回収ウランには微量ではあるが FP や超ウラン元素が含まれているため、γ線線量が高い。よりも厳重なしゃへいを備えた設備が必要である。

(7) 指針では、可能な限り形状・寸法制限を行い、この適用が困難な場合、質量制限、濃度制限の他、中性子吸収材の配置により臨界防止を行うこととなっている。形状・寸法制限による管理である。

(8) 検出装置の誤作動による誤報の発生の頻発を防ぐため、臨界モニタの 3 個の検出端のうち最低 2 つが設定値を超えれば、臨界警報が発報する。

参考文献：日本原子力学会誌、No. 8、Vol. 7、1975

(9) 貯蔵中にウランのα壊変により生成した Th が ThF4 として容器内に残存し、これからの放射線が無視できない。有害である。取扱いに注意を要する。

(10) たとえば水溶液系(金属)での最小臨界質量は ^{235}U が 0.82kg(22.8kg)で、^{239}Pu が 0.50kg(5.6kg)であるので、^{235}U の方が 1.6 倍(4 倍)程大きい。大きいため臨界管理は緩やかになる。

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)と(3)(4)(5)は別の答案用紙に記入すること。）

(1)　多重防護の考え方

(2)　使用済燃料輸送容器の臨界防止対策

……

(3)　四因子公式

(4)　MOX燃料ペレットのプルトニウムスポット

(5)　遠心分離法とガス拡散法

第5問解答例

(1) 事故に対して施設の安全性を確保し、一般公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないための考え方。多重防護は次の3段階からなっている。

第一段階として異常発生を防止するため、安全上余裕のある設計、誤操作や誤動作を防止する設計、自然災害に対処できる設計が採用されている。第二段階として異常拡大を防止するため、異常を早く発見し、正常な状態にすぐに戻れるような設計がなされている。第三段階として放射性物質の異常放出を防止するため、密閉空間を設け、負圧管理を行う。

解説：多重防護とは、一般に、原子力施設の安全対策を何段階にも構成して安全性を高めることを指す。核燃料の取扱いに関する多重防護の一例として、プルトニウムの利用における包蔵性管理が挙げられる。詳細は、第31回問題の第5問の(5)の解答例を参照。

この他に、臨界安全の分野における「二重偶発の原則」も多重防護の一つと考えられる。すなわち、核的制限値の維持・管理や核的に安全な配置の維持については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り、臨界に達しないようにしなければならない。すなわち、工程/設備の臨界管理を行う上で、第1の管理項目が何らかの異常で逸脱した場合においても、第2の障壁により臨界となる事態を未然に防止する設計/管理がなされることが必要である。

参考文献：「特定のウラン加工施設のための安全審査指針」、指針10、指針11、解説

(2) 容器内に収納できる燃料集合体の数の制限、

燃料バスケットの格子間隔を十分に確保する。格子間隔の調節だけで臨界安全が維持できなければ、容器内に収納できる燃料集合体の数を制限したり、収納用バスケットに中性子吸

収材（ボロン）入りステンレス鋼を採用する。

参考文献：「動力炉燃料・材料ガイドブック」、p.362、日本原子力産業会議（1998）

(3)

原子炉において、核分裂で中性子が発生してから減速し、それがまた核分裂を起こす過程で、中性子がどのように増減するか、それを計算するのに最初に用いられたのが四因子公式である。燃料と減速材を含む無限に大きい原子炉内で十分に熱中性子化された体系では、n 個の中性子が発生し、1 世代の中性子寿命の時間が経つと、n・pf・個の中性子数になる。この・つの数の比は無限増倍係数 k_∞と呼ばれ、k_∞・・pf・と表現できる。ここで、・は高速中性子核分裂効果、pは共鳴吸収を逃れる確立、fは熱中性子利用率、・は再生率である。

参考文献：石森富太郎編、「原子炉工学講座 1 原子核工学基礎」、p.44-45、培風館（1972）

(4)

・MOX 燃料製造工程の説明：MOX 粉末または PuO2 粉末と UO2 粉末を混合し、MOX 燃料ができる。その際、混合が不十分であると Pu の富化度が高い部分が残る。これをプルトニウムスポットという。

・不均一性の問題（原子炉への影響）：局所的な発熱が起こり燃料温度の上昇やペレット表面近くにある場合には、部分的な被覆管温度上昇等の悪影響を及ぼす。また、FP ガス放出が大きくなる問題に発展する。

・不均一性の問題（再処理への影響）：ウラン酸化物と比べプルトニウム酸化物は硝酸に溶け難いため再処理時ペレットの難溶性につながる。

・測定法：αオートラジオグラフィ、プルトニウムからのα線によるフィルム黒化度で Pu 濃度を測定

解説： PuO_2と UO_2粉末の混合が不十分な場合には、ペレット内に PuO_2濃度の高い部分(プルトニウムスポット)が生じ、ペレット内のプルトニウム分布が不均一になる。この場合、プルトニウムスポットでの核分裂が選択的に進行するため、FP ガス放出が大きくなる等の問題が生じる。

参考文献：「動力炉燃料・材料ガイドブック」、p.274、日本原子力産業会議（1998）

(5)

・ウラン濃縮の方法、六フッ化ウランガスを使用

・遠心分離法の原理と特徴：遠心分離器の回転道の外よりでは重成分内よりでは軽成分の存在比が増加、分離係数は分子量差と周速に依存、回転胴の高速化のために軽くて強い材料が必要、回転胴の共振現象を避ける回転技術やバランシング技術が重要、遠心分離法の方が濃縮効率は良い

・ガス拡散法の原理と特徴：隔膜の細孔を通過するウラン同位体の速度の違いを利用、低圧側に U-235 がわずかに濃縮、最大分離係数は分子量比の平方根に逆比例、分離能力の向上のためには隔膜の穴径を小さく、単位面積あたりの穴数を多く、高圧側の圧力を高くすることが必要

・それぞれの方法の実績：遠心分離法については、1960 年代頃から開発が始まり、英国、オランダ、ドイツ 3 カ国で結成した URENCO 社が、1990 年現在、2500tSWU/y 規模のプラントを有している。日本でも、1958 年に理化学研究所で基礎研究が始められ、1961 年には、サイクル機構(当時、原子燃料公社)が引継ぎ研究開発が行われ 200tSWU/y 規模の原型プラントが 10 年以上運転されてきた。そして、現在は、サイクル機構から技術移管された日本原燃㈱が六ヶ所で 1998 年現在、約 1050tSWU/y 規模のプラントを稼動させている。ガス拡散法については、米国で 1940 年代前半から数千 tSWU/y 規模の工場の建設が始まり、1990 年現在では、米国の 3 工場（Oak Ridge, Paducah, Portsmouth）の総規模は 27300tSWU/y に達している。そして、この 3 工場と仏国、イタリア、スペイン、ベルギー、イランの 5 カ国共同事業体 EURODIF が所有している 10800tSWU/y 規模のガス拡散工場が、世界の濃縮ウランの大半（70%以上）を生産している。

参考文献：「燃料サイクルフロントエンドⅠ　ウラン資源・ウラン精錬およびウラン濃縮教育資料 1　PNC TN8420 91-009」p. 56~79

5．4 第３５回核燃料取扱主任者試験 放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術

第１問 次の文章の空欄にあてはま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〕 ⑯—γ線

(1) 放射線を検出するのに最も簡単な検出器の一つには，中心に細い線を張った［①］をもつ気体を充満した［②］である。これは［③］作用により［②］内を通過する［③］放射線が気体の分子または原子と衝突して，その通路に沿って多数の［④］イオンと［⑤］との対を生じる。このとき［①］を陽極とし，外壁を陰極にすると［①］には［⑤］が集まり，［⑥］が流れることになる。電極に集められる［⑦］は，［①］と管極間の電圧に依存する。検出器の中で放射線によって作られる［⑧］については電圧が低いと［④］イオンと［⑤］は両極に達しないので，この領域を［⑨］領域と呼ぶ。また，両極の電圧が高いと［⑨］は無視できる量となる。このとき作られた［⑧］は全て電極に集められるので印加電圧に関係なく［⑩］を示す。

(2) 10 MeV の入射荷電粒子が電離箱の中でエネルギーを完全に失って停止したとすると，粒子が電離箱内の気体で一つの［⑧］を作るのに要する平均のエネルギーを 34 eV とすると，粒子によって気体中に毎秒約［⑪］個の［⑧］が作られる。したがって，外部回路に流れる平均電流は［⑫］(C/s)である。

また電離箱と外部の回路との全静電容量を 50 pF とすると外部回路に現れる電圧パルスの大きさは［⑬］V である。［④］イオンと［⑤］の移動速度は，気体の種類，圧力及び印加する電界強度に関係している。

［③］物質として気体のかわりに半導体を使う放射線検出器を半導体検出器という。この検出器は荷電粒子が半導体の中を通過すると［③］作用によって［⑥］の運び手となる多数の［⑭］電子と［⑮］を生成する。

第１問解答例

（１） ① 中心電極 ②ガス入り計数管 ③ 電離 ④ 陽 ⑤ 電子 ⑥ 電流 ⑦ 電荷 ⑧陽イオン－電子対 ⑨ 再結合 ⑩ 一定値

（２） ⑪ 0.3×10^{6}

解説：問題の設定がおかしい。 毎秒 10MeV の荷電粒子が入射するとしなければならない

⑫ 5×10^{-14} ⑬ 0.001 ⑭伝導帯（又は、自由） ⑮ホール（又は、正孔）

第2問 放射能測定に関して，次の各文章で下線部の語句が正しく使われていれば○印を，違っている場合は×印を付け適切な語句を番号とともに記せ。

〔解答例 1〕 (15)—○

〔解答例 2〕 (16)—×東京

(1) 放射線による化学作用を利用したものにフリッケ線量計及びセリウム線量計があり，主に個人線量計として取り扱われる。

(2) 数え落としは計数損失ともいわれ，測定器がもつ不感時間のために計数されずに数え落とされる現象をいう。

(3) フェーデング現象はフィルムバッジのほかチェレンコフ検出器にみられる。

(4) 光電ピークの低波高側に伸びた部分はコンプトン効果によるものである。

(5) 検出器の近傍でガンマ線がしゃへい体などの周囲の物質と光電効果を引き起こすと，しゃへい体の物質特有の制動エックス線が発生する。

(6) 一定の距離を中性子が飛行する時間を測定し，その速度からエネルギーを決定する方法に飛行時間(TOF)法がある。

(7) ガンマ線スペクトルの測定においてエネルギー分解能は，高純度のGe半導体検出器よりNaI(TI)シンチレーション検出器のほうが優れている。

(8) 放射性核種から放出されるベータ線のほとんどが4～7 MeVのエネルギーの範囲にあり，空気中の飛程は5 cm程度であるため液体シンチレーション検出器を利用して測定すると100パーセントの計数効率が得られる。

(9) カロリーメータ法は10 MBq以上の放射能において物質に吸収された熱量を測定することによって吸収線量の絶対測定が可能である。

(10) 同時計数回路は2つの入力端子をもち，これらに同時に入力があった場合は出力信号を出さずに，一方の端子のみ入力があった場合には出力信号を出す。主にバックグラウンド計数を低減するために使用される。

第２問解答例

（１）　×　高線量（化学）

（２）　○

（３）　×　熱ルミネッセンス線量計

（４）　○

（５）　×　特性エックス線

（６）　○

（７）　×　劣っている

（８）　×　アルファ

（９）　○

（１０）　×　逆同時計数回路

第３問　ある実験室で実験者の一人が^{241}Puから分離して得られたアメリシウムを誤って吸入摂取してしまった。肺モニタにより胸部計測の結果，肺中に^{241}Amを100 Bq検出した場合，吸入摂取日が測定日の１日前として摂取量を求め，計算過程を示して実効線量を求めよ。

ただし，新呼吸気道モデルではアメリシウムは全ての化合物について，その吸入速度はタイプＭに属し，アメリシウムの空気力学的放射能中央径(AMAD)は５マイクロメートルとする。

その場合の酸化アメリシウム１Bqを吸入摂取したときの胸部残留曲線から１日後の胸部残留率を求めた値は0.058とし，実効線量係数は2.7×10^{-2} mSv/Bqとする。

また，実験室はアメリシウムによって汚染しているため，汚染の除去として主要な注意事項を５つあげよ。

第３問解答例

$$吸入摂取量=\frac{100[\mathrm{Bq}]}{0.058}=1.72\times10^{3}\ [\mathrm{Bq}]$$

$$実効線量=1.72\times10^{3}[\mathrm{Bq}]\times2.7\times10^{-2}\ [\mathrm{mSv/Bq}]\ =\ 46\ \mathrm{mSv}$$

答　　46 mSv

汚染の除去で主要な注意事項

(1) α線は飛程が短いので、α線測定用のサーベイメータまたは表面汚染モニターで検査面との距離（１cm程度）を離さないように念を入れて測定する。

(2) 汚染場所が分かるように印を付け、標示をする。場合によってはロープ等をはり、立ち入りを制限する。

(3) 汚染除去に際しては、粉末状の場合は、再浮遊をできるだけ少なくするようにする。拭

き取り紙等を水で濡らし、覆うようにして拭き取る。粉末が飛散して汚染が拡大しないように中心に向かって拭き取る。

(4) 中性洗剤、ＥＤＴＡなどのキレート剤などを用いて除染する。除染は、温和な除染剤から、必要に応じて次第に浸漬性の強いものを試みる。

(5) 放射性廃棄物はポリエチレン袋などに密封し、廃棄物の分類に従って容器に納める。

第４問 次の文章中の空欄にあてはまる適切な語句を下欄から選び，番号とともに記号で記せ。
（なお，同じ番号の空欄には同じ語句が入る。）

〔解答例〕 ⑪—(ナ)

放射線防護剤とは放射線の生物効果を減少させる化合物である。放射線防護剤を用いて照射したときと，用いずに照射した時とで同じ生物効果を生じる放射線線量の比を［ ① ］という。防護剤の作用機序は［ ② ］を除去してその有害作用から細胞を守ることである。SH化合物であるシステインと［ ③ ］は初期に見出された防護剤であるが，毒性が強いことが問題である。すなわち放射線防護に必要な量のシステインを摂取すると［ ④ ］等の副作用が生じる。一方，［ ⑤ ］はより有効であり，マウスの［ ⑥ ］に対する［ ① ］が理論的最高値３に近いことから，［ ⑦ ］に優れた防護効果をもたらすことが示され，放射線治療でも用いられている。［ ⑧ ］も同じく放射線の［ ⑨ ］を修飾することからＸ線については放射線防護剤の効果が得られる。放射線防護剤の効果は，放射線のLETが増大するに連れて［ ⑩ ］なる。

(イ) 小さく	(ロ) グルタミン	(ハ) 腸　死
(ニ) 間接作用	(ホ) システアミン	(ヘ) 嘔　吐
(ト) DNA 損傷	(チ) 消化器官	(リ) フリーラジカル
(ヌ) アスコルビン酸	(ル) 脱　毛	(ヲ) $LD_{50/30}$
(ワ) 塩　素	(カ) 直接作用	(ヨ) 造血臓器
(タ) ミソニダゾール	(レ) 大きく	(ソ) 線量減少比(DRF)
(ツ) アミフォスチン(WR 2721)		
(ネ) 生物学的効果比(RBE)		

第４問解答例

① —(ソ)　②—(リ)　③—(ホ)　④—(ヨ)　⑤－(ツ)　⑥－(ヲ)　⑦－(ニ)
⑧－(ロ)　⑨－(ネ)　⑩－(イ)

第5問　次の事項について簡単に説明せよ。

(1) チェックポイント制御

(2) アポトーシス

(3) 染色体異常

(4) 線量・線量率効果

(5) 逆線量率効果

第5問解答例

(1) チェックポイント制御

細胞はG1→S→G2→M→G1の細胞周期を繰り返して増殖するが、この順序は厳密に守られている。細胞周期におけるチェックポイント制御は、このイベントが順序どおり正しく行われることを保証する監視機構の働きをいう。例えば、ある種の酵母において、X線を照射するとG2期からM期に入る際のチェックポイント制御が働いて、細胞周期の進行が止まり、時間かせぎをしているうちにX線で損傷したDNAが修復され、そこでまた細胞周期が再開する。この酵母のある変異種では、この機構を欠いたものがあり、M期に進行して異常分裂し、低線量のX線でも死んでしまったという発見からこの機構が定義された。

(2) アポトーシス

損傷を受けた細胞が積極的に自己を排除するために起きる細胞の死をいう。

(3) 染色体異常

染色体の数や構造に変化が見られることをいう。発育不良や奇形の原因ともなる。

(4) 線量・線量率効果

線量あるいは線量率が変化すると放射線の生物学的効果が異なることをいう。

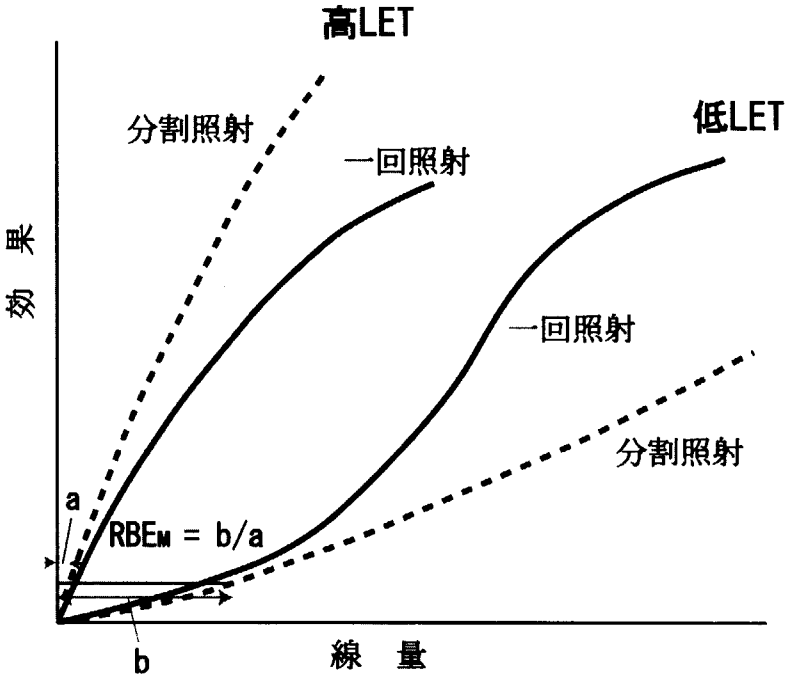
解説：低線量・低線量率の放射線リスク推定は、高線量・高線量率の実存データからの直線外挿より低い値になる。ICRP Publication 60 では、低LET放射線被ばくのとき、0.2Gy以下か、それ以上では0.1Gy/h以下の線量率の場合に限り、線量・線量率効果係数2を勧告し、直線外挿リスクに比べこの係数だけリスクを低く見積っている。

(5) 逆線量率効果

高LET放射線（とくに核分裂中性子）は低線量率あるいは分割によって初から有効性が増大することがある。このような場合、高線量率よりも低線量率で最初の勾配がもっと急である。これは、逆線量率効果と呼ばれる。

解説：放射線防護の上から注目すべきRBEの最大値RBE_Mは、低線量率・高LET反応の最も急な勾配と低線量率・低LET反応の最も緩い勾配の比で与えられる。

（参考図、ICRP Publication 60 附属書B、B64項より）



高LET放射線に対する生物学的効果比(RBE)を求めるときの概念図

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
物質量	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 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

$1\ \mathrm{eV} = 1.60218 \times 10^{-19}\ \mathrm{J}$

$1\ \mathrm{u} = 1.66054 \times 10^{-27}\ \mathrm{kg}$

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	$m \cdot kg/s^2$
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	ジーメンス	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	℃	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	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
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

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
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$1\ \text{Å} = 0.1\ \mathrm{nm} = 10^{-10}\ \mathrm{m}$

$1\ \mathrm{b} = 100\ \mathrm{fm}^2 = 10^{-28}\ \mathrm{m}^2$

$1\ \mathrm{bar} = 0.1\ \mathrm{MPa} = 10^5\ \mathrm{Pa}$

$1\ \mathrm{Gal} = 1\ \mathrm{cm/s}^2 = 10^{-2}\ \mathrm{m/s}^2$

$1\ \mathrm{Ci} = 3.7 \times 10^{10}\ \mathrm{Bq}$

$1\ \mathrm{R} = 2.58 \times 10^{-4}\ \mathrm{C/kg}$

$1\ \mathrm{rad} = 1\ \mathrm{cGy} = 10^{-2}\ \mathrm{Gy}$

$1\ \mathrm{rem} = 1\ \mathrm{cSv} = 10^{-2}\ \mathrm{Sv}$

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）

1. 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，1 eV および 1 u の値は CODATA の 1986 年推奨値によった。
2. 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。
3. 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。
4. EC 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(=10^5dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘　度　1 Pa·s(N·s/m^2)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度　1 m^2/s=10^4St(ストークス)(cm^2/s)

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm^2	atm	mmHg(Torr)	lbf/in^2(psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062×10^3	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(=10^7erg)	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 = 4.18605 J (計量法)
= 4.184 J　(熱化学)
= 4.1855 J　(15 °C)
= 4.1868 J (国際蒸気表)

仕事率　1 PS (仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

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

(86 年 12 月 26 日現在)

核燃料取扱主任者試験問題・解答例集（1999～2003年）

R100
古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています