

JAERI-Review

94-001



核燃料取扱主任者試験問題解答例集

1994年8月

内田正明・吾勝永子・荒井康夫・湊 和生
末武雅晴・高田和夫・井川勝市

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。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 (株)原子力資料サービス

核燃料取扱主任者試験問題解答例集

日本原子力研究所原子力総合研修センター

内田 正明・吾勝 永子・荒井 康夫⁺・湊 和生⁺
末武 雅晴・高田 和夫・井川 勝市

(1994年6月21日受理)

核燃料取扱主任者試験問題（第22回～第25回）の解答例集である。各解答例には簡単な説明または参考書を付した。なお、法令関係は含まれていない。一方、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行令が、1990年（平成元年）改正、施行となっており、その前後で、“放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術”の問題に差がみられる。このため、本報では第22回（1990年）～第25回（1993年）の分を取り上げることとした。

-
- * 本報告における試験問題の転載許可取得済み。
 - * 本試験問題を活用して出版事業等の営利活動を行う場合には、別途「科学技術庁原子力安全局核燃料規制課」への手続きが必要です。

日本原子力研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

+ 燃料研究部

Example of Answers to Problems of the 22nd~25th Examination
for the Chief Technician of Nuclear Fuel

Masaaki UCHIDA, Eiko AKATSU, Yasuo ARAI⁺
Kazuo MINATO⁺, Masaharu SUETAKE, Kazuo TAKADA
and Katsuichi IKAWA

Nuclear Education Center
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received June 21, 1994)

This is an example of the answers to the 22nd~25th examination problems for certification of the chief technician of nuclear fuel. Short explanations or references are given for each answer. Those for laws and regulations are not contained.

Ordinance for the enforcement of the law concerning prevention from radiation hazards due to radioisotopes etc. was amended and enforced in 1990. Therefore, some difference was seen before and after 1990 in the examination problems of "technologies concerning radiation and radioactivity measurement and radiation protection". Thus the 22nd ~ 25th examination problems were adopted in this report.

Keywords: Nuclear Fuel, Examination, Example of Answers.

* Copyright of the problems of the examination is permitted to use in the present report.

* Permission of Nuclear Material Regulation Division, Nuclear Safety Bureau, Science and Technology Agency is additionally required in the case that commercial activities such as publishing business are conducted by utilizing this problems of the examination.

+ Department of Chemistry and Fuel Research

目 次

1. 第22回核燃料取扱主任者試験問題解答例	1
1.1 第22回核燃料取扱主任者試験	
核燃料物質の化学的性質および物理的性質	1
1.2 第22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	7
1.3 第22回核燃料取扱主任者試験	
放射線の測定および放射線障害の防止に関する技術	15
2. 第23回核燃料取扱主任者試験問題解答例	23
2.1 第23回核燃料取扱主任者試験	
核燃料物質の化学的性質および物理的性質	23
2.2 第23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	31
2.3 第23回核燃料取扱主任者試験	
放射線の測定および放射線障害の防止に関する技術	39
3. 第24回核燃料取扱主任者試験問題解答例	47
3.1 第24回核燃料取扱主任者試験	
核燃料物質の化学的性質および物理的性質	47
3.2 第24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	58
3.3 第24回核燃料取扱主任者試験	
放射線の測定および放射線障害の防止に関する技術	65
4. 第25回核燃料取扱主任者試験問題解答例	72
4.1 第25回核燃料取扱主任者試験	
核燃料物質の化学的性質および物理的性質	72
4.2 第25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	78
4.3 第25回核燃料取扱主任者試験	
放射線の測定および放射線障害の防止に関する技術	87
謝 辞	94

Contents

1. Example of Answers to the 22nd Examination Problems for Chief Technician of Nuclear Fuel	1
1.1 Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials	1
1.2 Technologies Concerning the Handling of Nuclear Fuel Materials	7
1.3 Technologies Concerning Radiation and Radioactivity Measurement and Radiation Protection	15
2. Example of Answers to the 23rd Examination Problems for Chief Technician of Nuclear Fuel	23
2.1 Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials	23
2.2 Technologies Concerning the Handling of Nuclear Fuel Materials	31
2.3 Technologies Concerning Radiation and Radioactivity Measurement and Radiation Protection	39
3. Example of Answers to the 24th Examination Problems for Chief Technician of Nuclear Fuel	47
3.1 Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials	47
3.2 Technologies Concerning the Handling of Nuclear Fuel Materials	58
3.3 Technologies Concerning Radiation and Radioactivity Measurement and Radiation Protection	65
4. Example of Answers to the 25th Examination Problems for Chief Technician of Nuclear Fuel	72
4.1 Chemical and Physical Properties of Nuclear Fuel Materials	72
4.2 Technologies Concerning the Handling of Nuclear Fuel Materials	78
4.3 Technologies Concerning Radiation and Radioactivity Measurement and Radiation Protection	87
Acknowledgement	94

1. 第22回核燃料取扱主任者試験問題解答例

1.1 第22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 セラミック燃料及び金属燃料について、核燃料として重要な物理的・化学的性質としてどのようなものがあるか、箇条的に少なくとも5項目を上げよ。

第1問解答例

ウラン密度： ウラン密度が高くなければならない。研究炉燃料では、他の性質以上にこの性質が重視され、金属ウラン、 U_3Si_2 などが使用される。

融点： 融点はできるだけ高いことが望ましい。セラミックス燃料は一般に融点が高い。

熱伝導度： 燃料温度を下げて溶融までの余裕を確保するため、熱伝導度はできるだけ大きいことが望ましい。熱伝導度が高いのは金属燃料および炭化物燃料であり、酸化物燃料は低い。

熱膨張率： 一般に燃料は被覆材より高温になるため、被覆材に過大な応力を及ぼさないため、熱膨張率は小さい方がよい。

寸法安定性（相転移）： 相転移があると、一般に体積が変化するので、室温から融点まで相転移がないことが望ましい。金属ウランはこの要求に合致しない。

寸法安定性（異方性）： 異方性の大きい結晶構造をもつ物質は、巨視的にも異方性をもちやすい。寸法安定性を確保するためには、立方晶系の等方性の大きい物質が望ましい。金属ウランは常温で斜方晶であり、異方性が大きい。

加工性： 寸法精度を満たすため、圧延、研削等の加工が容易に行えることが望ましい。炭化物燃料はこの点で問題がある。

空気との反応性： 加工を容易に行うため、空気（特に湿分を含む空気）との反応性が低いことが望ましい。炭化物は反応しやすい。また金属ウランも反応性が高い。

被覆管との両立性： 使用温度において被覆管材料と固体化学反応を起こさないことが必要である。

(参考文献) この問題にぴったりあてはまる記述はないが、たとえば
三島良績編著 「核燃料工学」 同文書院

第2問 核燃料は照射中に体積変化を起こす。その理由と、体積変化が引き起こす効果について述べよ。

第2問解答例

体積変化を起こす理由

- 1) 熱膨張 燃料は高温になるので、熱膨張が大きい。
- 2) 相転移 金属ウランは室温から融点までの間に2回相転移がある。それぞれにおいて不連続な体積膨張をする。
- 3) 焼きしまり セラミックス燃料は、一般に理論密度より低い密度まで焼結された状態で装荷される。照射中に高温と照射損傷のために焼結過程が再開されて、体積が減少することがある。照射初期に起こる。
- 4) スエリング 固体FPの生成により、また高温では気体FPによる気泡の成長により、燃料の体積が増大するのをスエリングという。燃焼度が高くなるほど顕著になる。

体積変化がひきおこす効果

燃料と被覆材のギャップ幅は、伝熱と過大な応力の防止という相反する要求のバランスによって決められている。一般に燃料の体積増加は被覆管におよぼす過大な応力の発生につながる要因であり、体積減少はギャップ幅の増大によって燃料温度を上昇させる要因である。このほか特殊な例として、焼きしまりが非常に大きくなった結果、軸方向にペレット間ギャップが生じ、被覆管のつぶれによる破損や局所出力ピーキングが起こったこともある。

安全上問題となる体積増加をもたらす主たる要因はスエリングであるが、軽水炉燃料においては、実際には問題になるようなスエリングはこれまでほとんど観測されていない。

(参考文献) 三島良績編著 「核燃料工学」 同文書院
原子力安全研究協会「軽水炉燃料のふるまい」

第3問 次の文章中の空欄の部分に記入すべき語句または数値を記せ。元素名は元素記号を用いて解答してもよい。

〔解答例〕 ㉑—核分裂

(1) ビュレックス法は、湿式法再処理方式のうち ㉑ 法に属しており、抽出溶媒に ㉒ を、また塩析剤に ㉓ を用いる。抽出溶媒としては、核分裂性物質に対する ㉔ が高く、 ㉕ に対する ㉔ の低いことが要求される。㉒ の希釈剤としては ㉖ が最も広く用いられる。ただし、芳香族の ㉗ は爆発性化合物を生成するおそれがあるので、 ㉘ 族の化合物、例えばドデカンなどが用いられる。

(2) 応力腐食割れ(SCC)とは、材料に応力がかかっている場合に、 ㉙ 限界内の低い応力レベルで ㉚ 割れを起こす現象を言い、その ㉛ に特定の物質が含まれている場合に発生する。軽水炉では ㉜ 被覆管がFPのうち ㉝ あるいは ㉞ などによってSCCを起こす可能性があると言われている。

(3) 二酸化ウラン UO_2 の融点は ㉟ °C、理論密度は ㊱ g/cm^3 であるが、混合酸化物(U, Pu) O_2 では UO_2 に比べて融点は ㊲ し、理論密度は、 ㊳ する。ウランは水溶液中では、普通は ㊴ 価が安定で ㊵ イオンとして存在する。プルトニウムは水溶液中で ㊶ 種類の酸化状態をとり、それらの酸化還元電位は比較的近接している。

第3問解答例

- (1) ㉑ 溶媒抽出 ㉒ TBP ㉓ 硝酸 ㉔ 分配係数、分配比
 ㉕ FP ㉖ 炭化水素 ㉗ 脂肪
- (2) ㉙ 降伏 ㉚ 脆性 ㉛ 雰囲気 ㉜ ジルカロイ ㉝ ヨウ素
 ㉞ 臭素
- (3) ㉟ 2850 ㊱ 10.96 ㊲ 低下 ㊳ 増大 ㊴ 6
 ㊵ UO_2^{2+} ㊶ 4

(注) 軽水炉燃料の出力急昇破損がSCCによるという説は、設問の文体からも察せられるように、確証があるわけではない。SCCが起こるとすれば、腐食性元素としてはヨウ素が最も可能性が大きい、㊸で出題者が何を期待しているのか明かでない。テルルという説が唱えられたこともあるが、ヨウ素SCCでさえ仮説であるのだからこれは全く推測の域をでない。解答例の「臭素」は、たぶん出題者の求める答ではない。しかしヨウ素SCCを認めるならば臭素を誤答とはできない。臭素の収率はヨウ素の約1/10であるが、同じハロゲン元素であり、ハロゲンとしての性質はヨウ素より強いからである。

(参考文献)

基礎から製造、再処理まで、化学を中心にまとめた本としては
菅野昌義「原子力工学シリーズ、2 原子炉燃料」東大出版会
アクチノイドの水溶液中の原子価については、岩波「理化学事典」の「アクチノイド」の項に一覧表がある。

再処理についてはたとえば

山本 寛「原子力化学工学」 日刊工業新聞社
原子力化学工学シリーズ(第IV分冊) 日刊工業新聞社
鈴木篤之「核燃料サイクル工学」 日刊工業新聞社

軽水炉燃料については

原子力安全研究協会「軽水炉燃料のふるまい」

第4問 二酸化ウランペレットを製造する工業的方法について、ウラン精鉱以後の工程の概略を述べよ。ただし、ウラン濃縮工程は省略してよい。

第4問解答例

ウラン精鉱以後の工程は、いくつかの異なったものがある。以下に述べるのはガス拡散法で濃縮する場合の、最も一般的な工程である。

精製錬： ウラン精鉱(イエローケーキ)は粗精錬製品であり、純度を高めるために精製錬を行う。通常、湿式法として再処理工程と同様なTBP(リン酸トリブチル)を用いた溶媒抽出法が使われる。製品はADU(重ウラン酸アンモン)または硝酸ウランイルであるが、これを分解して UO_3 が、さらに還元して UO_2 が得られる。

転換： ウランを気体にするために、 UO_2 とHFを反応させて UF_4 に、さらに F_2 と反応させて UF_6 ガスを得る。

濃縮： 省略

再転換： UF_6 を UO_2 に転換するプロセスである。いくつかの方法があるが、ADU法が最も優れているとされている。これは UF_6 を加水分解により UO_2F_2 とし、さらにアンモニアを加えてADU（重ウラン酸アンモン、 $(NH_4)_2U_2O_7$ ）を得る。これを精製練と同様に熱分解、還元して UO_2 粉末を得るものである。

プレス、成形： UO_2 粉末の粒径をそろえる等の前処理の後、金型に入れ、コールドプレスして成形する。できた圧縮体をグリーンペレットといい、50-60%程度の密度をもつ。

焼結： グリーンペレットを電気炉に入れ、還元性雰囲気中で1700°C以上の高温で数時間焼結する。

研削： 焼結された UO_2 ペレットは、センターレス・グラインダー等で所定の直径まで研削する。

(参考文献) 菅野昌義「原子力工学シリーズ、2 原子炉燃料」東大出版会

第5問 次の用語を簡単に説明せよ。(ただし、(1)(2)(3)と(4)(5)は別の答案用紙に記入すること。)

- (1) レキ青ウラン鉱
- (2) 不定比性(非化学量論性)
- (3) 被覆管ライニング

-
- (4) 電解精製再処理
 - (5) 減損ウラン

第5問解答例

(1) レキ青ウラン鉱

ピッチブレンドとよばれ、最も一般的なウラン鉱石である。 UO_2 と UO_3 の化合物で、ウラン含有率は50-80%、黒色の鉱物である。

(2) 不定比性 (非化学量論性)

一般に無機化合物は高温になると、 $M_m X_n$ (m, n は整数) という簡単な組成からのずれが顕著になり、 $M X_{n \pm x}$ のような非整数比の組成をもつようになる。核燃料物質では二酸化ウランの非化学量論性が、特に酸素過剰側で顕著であり、 UO_{2+x} と表記される。非化学量論性は結晶格子の乱れ(格子欠陥)によってもたらされるものであり、化学量論的な化合物に比べて融点や熱伝導度が低下する一方、クリープ速度などの欠陥濃度依存の動的な性質は大きくなる。

(3) 被覆管ライニング

応力集中の緩和や燃料、FPとの反応防止の目的で、被覆管の内側に異種の物質の層を設けることをいう。ジルカロイ被覆管について、銅、ジルコニウムのライニングが試みられ、後者はジルコニウムライナー被覆管として、BWR燃料で標準的に採用されている。

(4) 電解精製再処理

高速炉用金属燃料のために考案された代表的な乾式再処理法である。電解槽は下半部が熔融カドミウムで満たされ、その上にLiCl-KCl熔融塩の層が乗っている。切断された燃料棒は熔融カドミウム層中に投入され、被覆管と貴金属FPが溶けないことでまず分離される。さらに一部のFPを残して燃料物質が熔融塩層に移行することで分離が行われ、最後に熔融塩中に設置された電極により、塩化物の電解度の差によって陰極にウラン、陽極に主としてプルトニウム、熔融塩中にFPという形で分離が行われる。

(5) 減損ウラン

濃縮工程で濃縮ウランを得るかわりに発生する、 ^{235}U 濃度が天然ウラン(0.71%)より低いウランをいう。ウラン燃料サイクルでは単なる廃棄物であるが、プルトニウム混合燃料ではウランマトリックスとして使用することができる。また高速炉ではブランケット燃料として使用できる。

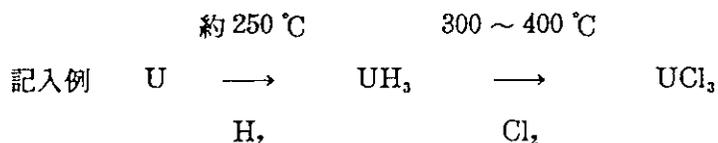
(参考文献) 特別記事「乾式再処理プロセスと廃棄物処理」

原子力工業 vol. 35, No. 9, p43 (1989)

1.2 第22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

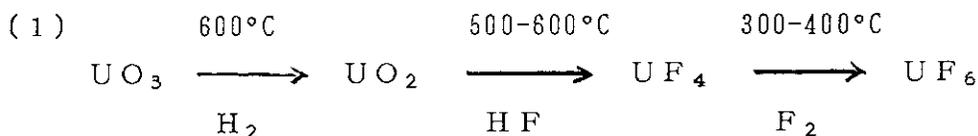
第1問 軽水炉で使用済の UO_2 燃料を ビューレックス法で再処理して得られる回収 (または再生) UO_2 を再濃縮して原子炉へリサイクルする工程及び燃料の取扱いについて以下の問に答えよ。

- (1) UO_2 を出発物質として、再濃縮を行うために UF_6 へ転換する工業的な工程を記入例に従って示せ。



- (2) UF_6 ガスが湿気を含んだ空気と接触した場合どんな現象が起こるか。
- (3) 所定の濃度まで ^{235}U を濃縮した UF_6 を UO_2 へ再転換する工程を2つ以上、(1)の記入例に従って示せ。
- (4) 回収ウラン中には、天然ウラン同位体のほかに微量の ^{232}U 及び ^{236}U が含有されている。これらの同位体は、燃料の取扱い及び同位体組成にどのような影響を与えるか。

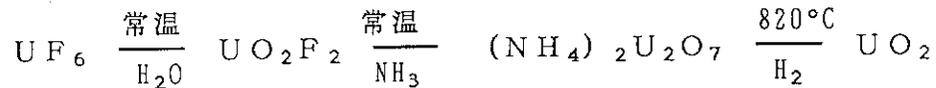
第1問解答例



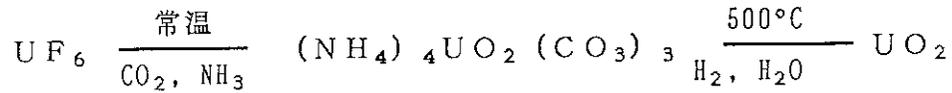
- (2) 加水分解して UO_2F_2 と HF が生成する。



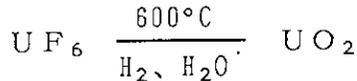
(3) (ADU法)



(AUC法) (炭酸ウラニルアンモニウム法)



(IDR法)



(4) ^{236}U は半減期が 2.3×10^7 年であり、 α 放射性はあまり大きくないが、再加工燃料に利用した場合、中性子の寄生吸収が問題になる。

^{232}U は ^{236}Pu の娘核種であり、半減期72年で ^{228}Th に変わるが、これ以後天然崩壊系列の1つであるトリウム系列をたどって崩壊を繰り返す。トリウム系列は末端付近(^{212}Bi 、 ^{208}Tl)で高エネルギーの γ 線の放出が大きいことで知られており、取扱上の障害になる。

(参考文献) この問題の(1)、(3)は、工程の概要はどの本にもあるが、温度の記述は一般的なテキストのレベルを超えている。ここでは

- F.J. Rahn et al, "A Guide to Nuclear Power Technology",
Krieger Publishing Co., 1992

- 原子力化学工学第II分冊「核燃料と材料の化学工学」日刊工業新聞社
- Gmelin Handbook, U
等からとった。

(4)については

火原協会講座「原子燃料サイクルと廃棄物処理」火力原子力発電技術協会

第2問 高速炉用ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料ペレットの確性試験

(Characterization)に関して以下の問に答えよ。

(1) 次の項目について分析法(名称)を示せ。

- (イ) U, Pu
- (ロ) Al, Co, W等の金属不純物
- (ハ) CO, H₂等蒸発性不純物ガス
- (ニ) U及びPuの同位体組成

- (2) 上記の試験項目及びフッ素、水分等の化学分析を除いたその他の確性試験項目とその方法(名称)または使用する装置名を4つ以上示せ。

第2問解答例

- (1) (イ) 湿式分析(滴定) (ロ) 発光分光分析 (ハ) ガスクロマトグラフィ
 (ニ) 質量分析

- (2) プルトニウム・スポットー — α オートラジオグラフィ
 外観検査 — 目視
 密度 — 寸法重量法またはメタキシレン液浸法
 寸法 — マイクロメータ
 結晶粒度 — 光学顕微鏡

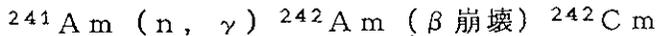
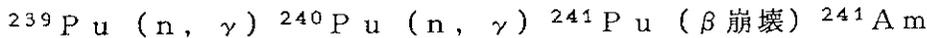
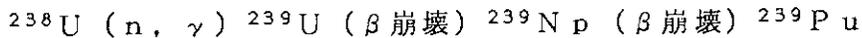
- 第3問 ウラン燃料を中性子照射することにより、燃料中に生成される次の4つの超ウラン核種に関連して、以下の問に答えよ。

4つの超ウラン核種 : ^{237}Np , ^{239}Pu , ^{241}Am , ^{242}Cm

- (1) これらの核種が、 ^{235}U 及び ^{238}U から生成される主な反応について簡単に説明せよ。
- (2) これらの核種の核的及び放射能的な特徴について簡単に説明せよ。

第3問解答例

(1)

(a) ^{235}U を出発点とする生成過程(b) ^{238}U を出発点とする生成過程(2) これらの核種はすべて α 放射性である。

^{237}Np : 半減期が 2×10^6 年と非常に長いので、高レベル廃棄物中で最後にのこる核種として問題にされる。

^{239}Pu : 核分裂断面積が大きい。プルトニウム燃料の主要構成核種である。

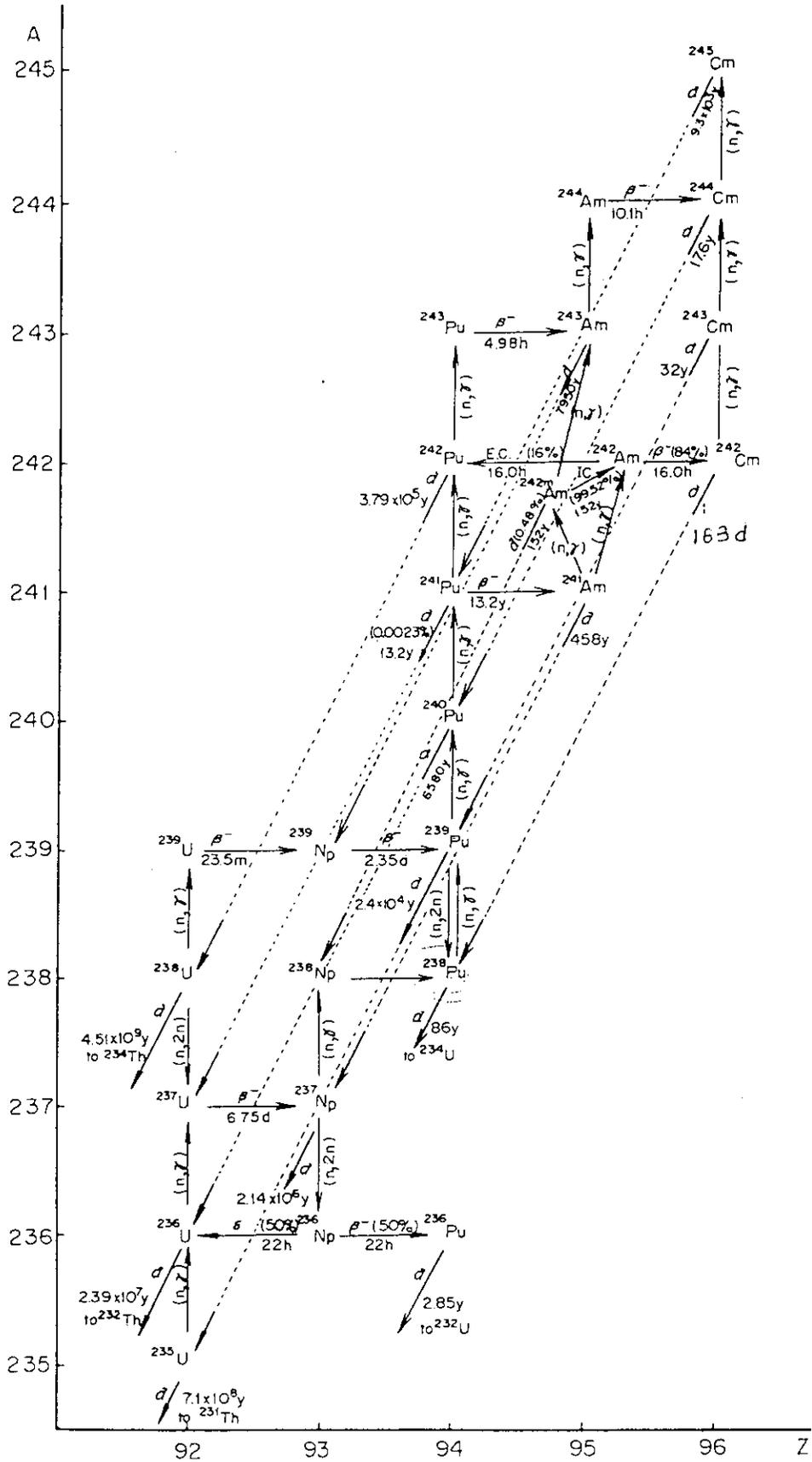
^{241}Am : ^{241}Am の親核種である ^{241}Pu は、 ^{239}Pu に次いで重要な核分裂性プルトニウムであるが半減期が13.2年と短い。一方、 ^{241}Am は中性子吸収断面積は大きい、核分裂断面積は小さい。そこで原子炉装荷までの期間が長くなると、プルトニウム燃料の核分裂性の減少と寄生吸収の増加という二重のペナルティーが生じる。

^{242}Cm : ^{242}Cm の半減期は163日である。半年程度の冷却後の使用済燃料においては、 ^{242}Cm が最大の α 放射線源となる。また、娘核種である ^{238}Pu は、自発核分裂による中性子放出が大きい。

(参考文献) プルトニウムを中心とするTRU元素の基礎をまとめたものとして、
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」

日刊工業新聞社

ただし生成と崩壊の概要は次頁の図表の半減期から大体の概念を得ることができる。



Decay Scheme of Actinide Nuclides.

第4問 次の文章中の空欄に入れるべき適当な語句等を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ㉑——核燃料

(1) 高レベル放射性廃棄物は、さらに安全な ㉑ や安全な廃棄処分を行うために固化される。固化法として、種々な方法が検討されてきたが、現在のところ ㉒ ガラスを用いるガラス固化法が世界的に採用されている。深地層処分されるガラス固化体に要求される特性は、大きな廃棄物 ㉓ 率、㉔ に対する安定性、ガラスの失透と関連する ㉕ 的安定性、機械的衝撃による破砕に関連する機械的強度安定性及び放射能放出と関連する ㉖ 率にからんだ化学的安定性である。

(2) 核燃料施設では、核燃料物質の臨界管理は安全上極めて重要な事項であり、施設の ㉗ や運転にあたっては、特に考慮が必要である。臨界特性に影響を及ぼす因子のうち、 ㉘ の際に考慮すべきものは、

- ・ 核分裂性核種の種類
- ・ 核分裂性物質の濃縮度、 ㉙ 及び濃度
- ・ 核分裂性物質を保持する領域の形状、 ㉚ 及び体積
- ・ 中性子減速材の種類と濃度
- ・ 中性子反射材の種類と厚さ
- ・ 中性子 ㉛ の種類と濃度
- ・ 核分裂性物質を含む2つのまたはそれ以上の領域の間の ㉜ の度合い等であり、これらの因子に ㉝ を設けることにより、未臨界を保証するようにしている。

(3) 再処理施設の設計の基本方針に、 防護の考え方が適切に採用されていることを確認するために、設計基準事象を選定し、評価することになっている。設計基準事象はその発生の可能性との関連において「運転時の異常な過渡変化」と「運転時の異常な過度変化を 事象」に分けられる。「運転時の異常な過度変化」とは、再処理施設の寿命期間中に予想される機器の単一 または誤動作もしくは運転員の単一 などによって、再処理施設の平常運転を越えるような外乱が加えられるが、 防護システムにより、核的、熱的、化学的に適切と認められる 幅の中にある事象をいう。

「運転時の異常な過度変化を 事象」は、 防護システムによりその発生の可能性は前者よりさらに小さいが、発生した場合には、環境への影響が「運転時の異常な過渡変化」よりは大きい事象で、施設の安全設計の 性を確認するために仮定して評価するものである。

また、一般公衆との隔離 の妥当を判断するために 評価事故を想定し評価することにもなっている。

第4問解答例

- (1) ① 貯蔵 ② ほう珪酸 ③ 含有 ④ 放射線照射 ⑤ 熱力学
⑥ 侵出

(参考文献) 原子力化学工学シリーズ第I V分冊

- (2) ⑦ 設計 ⑧ 核種 ⑨ 寸法 ⑩ 吸収材 ⑪ 相互干渉
⑫ 制限値

(参考文献)

実務テキストシリーズ「核燃料の臨界安全」、原子力安全研究協会

- (3) ⑬ 多重 ⑭ 超える ⑮ 故障 ⑯ 誤操作 ⑰ 許容
⑱ 妥当 ⑲ 距離 ⑳ 立地

(参考文献)

松岡伸吾「6カ所村再処理施設の安全設計と安全評価」

日本原子力学会誌、vol 35 (1993) No.10, p 864

原子力安全委員会安全審査指針集、大成出版社

第5問 核燃料物質の取扱い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) 炭素熱還元反応(Carbothermic Reduction)
 - (2) 天然放射性核種の壊変(または崩壊)系列(Disintegration or Decay Series)
 - (3) デコミッショニング(Decommissioning)
-
- (4) 保障措置(Safeguards)
 - (5) 燃焼度(Burn-up)

第5問解答例

(1) 炭素熱還元反応

炭化物を製造するプロセスのひとつであり、酸化物と黒鉛粉末を混合して高温で加熱する。酸化物は還元されて炭化物となり、COまたはCO₂ガスが発生する。

(2) 天然放射性核種の崩壊系列

アクチノイド元素は代表的な天然放射性物質であるが、安定同位体になるまでアルファ壊変とベータ壊変を次々に繰り返す崩壊系列をなす。ウラン-ラジウム系列、トリウム系列、アクチニウム系列、ネプツニウム系列の4種がある。

(3) デコミッショニング

一般に、施設を供用開始することをコミッショニングといい、解役する事をデコミッショニングという。しかし原子力では、原子炉などを解役後に解体することをデコミッショニングとっている。

(4) 保障措置

核物質の軍事利用を防止するためにとられる手段であって、第一議的には国際機関が主権国家にたいして行うものである。その中心は計量管理であるが、所在の検知のためのさまざまな非破壊検査手段も使われる。また盗難防止等のためのphysical protectionも広義の保障措置に含まれる。

(5) 燃焼度

燃料内の核燃料物質がどれだけ核分裂したかを示す尺度である。装荷量にたいする分裂量の割合で示す場合(%FIMA)、単位重量あたりの累積発熱量で表す場合(MWd/t-U)、単位体積あたりの核分裂量で表す場合(fission/cc)等がある。

1.3 第22回核燃料取扱主任者試験 放射線の測定および放射線障害の防止に関する技術

第1問 下記の各問について、(イ)~(ホ)の中から該当するものを1つ選び、その記号を記せ。

[解答例] (6)——(イ)

(1) 次の放射性物質の組合せのうち、自然放射性核種であって、内部被ばくの原因となるものの組合せはどれか。

(イ) ^{32}P , ^{87}Rb (ロ) ^{60}Co , ^{137}Cs (ハ) ^{40}K , ^{45}Ca

(ニ) ^{90}Sr , ^{222}Rn (ホ) ^{40}K , ^{222}Rn

(2) 外部被ばく管理において、眼の水晶体に対する線量当量は、次のどの値で管理されているか。

(イ) 30 マイクロメートル線量当量 (ロ) 70 マイクロメートル線量当量

(ハ) 1 ミリメートル線量当量 (ニ) 3 ミリメートル線量当量

(ホ) 1 センチメートル線量当量

(3) 放射性気体廃棄物の放出による公衆の線量当量に直接影響しない要因は、次のうちのどれか。

(イ) 放出口の高さ (ロ) 風 向 (ハ) 風 速

(ニ) 気 圧 (ホ) 大気安定度

(4) ある試料を、分解時間 $200\ \mu\text{s}$ の GM 計数管で計測した結果、計数率が 500s^{-1} であった。この場合、分解時間による数え落としを補正した真の計数率は、次のうちのどれに最も近いか。

- (イ) 550 s^{-1} (ロ) 600 s^{-1} (ハ) 650 s^{-1}
 (ニ) 700 s^{-1} (ホ) 750 s^{-1}

(5) 次に示す放射性核種と、その測定に用いる放射線検出器との組合せのうち、正しいものの組合せはどれか。

- A ^3H ——液体シンチレータ
 B ^{14}C ——NaI(Tl)シンチレーション検出器
 C ^{60}Co ——ZnS(Ag)シンチレーション検出器
 D ^{85}Kr —— BF_3 比例計数管
 E ^{239}Pu ——表面障壁型 Si 半導体検出器

- (イ) AとB (ロ) AとE (ハ) BとE (ニ) CとD (ホ) CとE

第1問解答例

(1) (ホ)

註：自然放射性核種は、 ^{40}K 、 ^{222}Rn 、 ^{87}Rb である。 ^{40}K は食物、大地などに広く存在し、人体内にも存在する。 ^{222}Rn は大気中に存在し呼吸により吸入される。 ^{87}Rb も天然放射性核種であるが、ルビジウム自身存在量のきわめて少ない元素であるので、被曝量は微少である(第23回第1問解答参照)。

(2) (ニ)

註：わが国の法令では、このように定められている。なお(ロ)70マイクロメートル線量当量は皮膚に対する線量当量、1センチメートル線量当量は実効線量当量に用いる。
 辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 54、日刊工業新聞社、東京(1989)

(3) (ニ)

註：拡散の基本式や図で、気圧は含まれない。それ以外はすべて、気体放射性物質の放出と公衆の線量当量に関係する。
 環境放射線モニタリングテキスト編集委員会、“環境放射線モニタリング” p. 273、原子力安全協会、東京(1987)

(4) (イ)

註
$$N_0 = \frac{n}{1 - n\tau} = \frac{500}{1 - 500 \times 200 \times 10^{-6}} = 555.5$$

N_0 真の計数率 n 計数率測定値 τ 分解時間

(5) (ロ)

註：B→低エネルギーβ線放出核種とγ線用検出器の組合せ

C→β、γ線放出核種とα線用検出器の組合せ

D→β線放出核種と中性子線用検出器の組合せ

第2問 次の文章中の、空欄の部分に記入すべき語句又は数式を、記号とともに記せ。

〔解答例〕 ①——放射線, ②—— $F \times J$

(1) ある試料の T 分間の計数値が N カウント, T_b 分間のバックグラウンドの計数値が N_b カウントであった。計数装置の計数効率〔計数率(s^{-1})／壊変率(Bq)] を ϵ とすると、この試料の放射能 A は、次の式によって計算される。

$$A(\text{Bq}) = \boxed{\text{①}} \times \left[\boxed{\text{②}} \pm \boxed{\text{③}} \right]$$

ただし、装置の分解時間による数え落しは、無視するものとする。

(2) 放射線防護の目的から、すべての放射線の被ばくの影響を共通の尺度で評価するために用いられる $\boxed{\text{④}}$ H は、

$$H = D \cdot Q \cdot N$$

で表され、単位は Sv である。ここで、 D は $\boxed{\text{⑤}}$ を表し、単位は $\boxed{\text{⑥}}$ である。また、 Q は、線エネルギー付与のちがいを考慮した係数であり、 $\boxed{\text{⑦}}$ といわれる。 N は修正係数といわれ、現在のところ 1 とされている。

(3) 放射性液体廃棄物の処理は、廃液の性状によってイオン交換樹脂法、凝集沈澱法、 $\boxed{\text{⑧}}$ などを用いて処理される。これらの処理における放射能の除去性能は、 $\boxed{\text{⑨}}$ を $\boxed{\text{⑩}}$ で除した、除染係数(DF)で表される。

第2問解答例

(1)

$$\textcircled{1} \frac{1}{60 \epsilon} \quad \textcircled{2} \frac{N}{T} - \frac{Nb}{Tb} \quad \textcircled{3} \left(\frac{N}{T^2} + \frac{Nb}{Tb^2} \right)^{1/2}$$

註：Aは Bq単位、N/Tは min単位なので、60で除する。

日本アイソトープ協会、“アイソトープ手帳”、p. 9、丸善、東京(1989)

(2) ④線量当量 ⑤ 吸収線量 ⑥Gy ⑦線質係数

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 35~41、日刊工業新聞社、東京(1989)

(3) ⑧蒸発法 ⑨放射性液体廃棄物の処理前濃度 ⑩放射性液体廃棄物の処理後濃度

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 219、日刊工業新聞社、東京(1989)

第3問 $^{239}\text{PuO}_2$ 取扱施設における放射線管理に関して、次の問に答えよ。

- (1) 床、器具の表面などの汚染を検査する方法を2つあげ、それらについて簡単に述べよ。
- (2) 床汚染の早期発見のために効果的な、定期汚染検査の検査箇所について述べよ。
- (3) 作業者の放射線防護及び放射性物質の環境への放出を低減するために必要な設備、器具類、及び放射線管理上特に留意すべき点について述べよ。

第3問解答例

(1) 1：間接測定法（スミヤ法、拭き取り検査法） JISに決められている。規定の濾紙で放射性汚染の可能性のあるものの表面を拭き取ったあと、通常の方法で放射能を測定する。単位面積あたりのdpsになおして表面汚染を表す。遊離性（とれやすい）の汚染の測定法である。
 註：日本工業標準調査会 審議、JIS Z 4504 “放射性表面汚染の測定方法”、日本規格協会(1993)

江藤ほか、“放射線の防護” p. 328, 丸善、東京 (1972)

2: 直接測定法 (サーベイ法) 表面汚染検査用の α 線用サーベイメーター (ZnS (Ag) シンチレーションカウンターまたはガス充填型ポータブル比例計数管式) で表面を測る。 α 線用は、 α 壊変核種の比放射能が一般に低いこと、およびバックグラウンドを含めて α 汚染検出の場合計数率が低いことから、時間をかけて測るのが肝要である。また α 線検出器の窓は、 α 線の吸収が大きくなるように薄い材料で作ってあるので、取扱注意である。 α 線の飛程 (約5 MeVの α 線に対して約4 cm) も考慮して、汚染源からの距離を短くとの必要がある。
 註: 原子力安全技術センター、“放射性表面汚染の測定・評価マニュアル”、原子力安全技術センター、東京 (1988)

- (2) ① 絶対に汚染があつてはいけない場所; 管理区域出入口、
 ② 正常な使用状態では汚染のない場所; 廊下、汚染検査室、
 ③ 汚染しやすい場所; 管理区域内作業室床、貯蔵室床
 ④ 汚染レベル変化の激しい場所; 更衣室床、作業台上など

註: 日本アイソトープ協会、“放射線管理実務マニュアルII”、日本アイソトープ協会、東京 (1991)

(3) 閉じ込めのための設備、器具: グローブボックスとグローブやフード、ケープ; ピンセットや簡単な遠隔操作作用の器具。排気、排水のフィルター、モニター、衣服検査用のモニターおよび除染設備、作業衣等の交換、除染場所。排気、排水の管理設備。

注意事項: ^{241}Am に伴う γ 線等の遮蔽、線量率の測定。グローブボックス負圧、フード風速の検査、管理、グローブのピンホール検査。排気、排水のモニター管理。

註: 日本アイソトープ協会、“放射線管理マニュアルII”、p. 62、日本アイソトープ協会、東京

(1991)

第4問 次の文章中の空欄の部分に記入すべき語句を記せ。

〔解答例〕 ⑬——原子核

放射性物質の体内への侵入経路には、、、がある。により摂取されたトリチウム水は、からただちに吸収され、体内のに均等に分布する。

により不溶性の ^{239}Pu が摂取された場合は、その大部分がに長時間とどまるので、 ^{239}Pu からのエネルギーのい線を体外から検出して摂取量の評価を行うことができる。また、体外へ排出される量の大部分は短期間にとして排泄されるので、これを採取し、法による摂取量の評価の試料とすることができる。

可溶性の ^{239}Pu が ③ により体内に侵入した場合には、体液により ⑪ 及び ⑫ に移行するが、その残留期間は ⑫ の方が長い。この過程では、一部が ⑬ として体外へ排泄されるので、これを取り、⑩ 法の試料とすることができる。

^{239}Pu の体内摂取による晩発障害の主なものとして、不溶性のものについては ⑭ ，可溶性のものは ⑮ がある。

第4問解答例

①経口 ②経気道 ③経皮膚 ④胃腸管 ⑤体液 ⑥肺 ⑦低 ⑧X ⑨ふん
⑩バイオアッセイ ⑪肝臓 ⑫骨 ⑬尿 ⑭肺ガン ⑮骨腫瘍

註：トリチウムは、水蒸気（気体の水）の形で空気中に存在する場合、吸入量のほぼ半分の量が皮膚から人体にはいる。一方、吸入されたHTOは、ほぼ全量が肺から吸収される。摂取されたHTOはまもなく全身にゆきわたり、血液、尿、呼気のトリチウムレベルは等しくなる。

プルトニウムでは、体外からの計測が可能なのは、肺モニタだけであり、呼吸で吸入されたものの一部が測定される。一旦肺に入ったプルトニウムは、繊毛運動で気管内をさかのぼり、咽喉から胃腸管に移動する。胃腸管における吸収はほとんどなく、比較的短時間のうちに、ふんとともに排せつされる。

可溶性プルトニウムの内部被曝は、再処理工場で可能性がある。ウランとは異なり、胃腸管からの吸収はきわめて小さいが、零ではない。創傷のない皮膚からの侵入はほとんどない。皮膚からの侵入で問題になるのは創傷のある場合である。吸入、経皮、経口いずれの場合でも一旦体液内に入ったプルトニウムは、おもに骨、肝臓に沈着し、長期間とどまる。肝臓のプルトニウムは胆汁とともに胃腸管にはいり、胃腸管での再吸収がほとんどないから、そのまま排せつされる。また量は少ないが、体内にプルトニウムがあるかぎり、腎臓をとおり尿中に排せつされる。

松岡理、“プルトニウムの安全性評価”、日刊工業新聞社、東京（1993）

日本原子力学会トリチウム研究専門委員会、“トリチウムその性質と挙動”、p. 128、日本原子力学会、東京（1972）

原子力安全研究協会、“個人被曝モニタリングの指針”、p. 13、原子力安全研究協会、東京（1975）

第5問 次の用語を簡単に説明せよ。

- (1) しきい線量
- (2) 倍加線量
- (3) リスク係数

- (4) ビルドアップ係数
 (5) 生物学的半減期

第5問解答例

(1) しきい線量：放射線の影響が発生する最低線量。放射線影響には、しきい線量が存在するものと存在しないと仮定されているものがある。前者を非確率的影響といい、しきい線量以上では、線量とともに放射線障害が重くなる（たとえば白内障）。後者を確率的影響といい、遺伝的影響と発ガンがある。この場合、しきい線量がないと考えられている。また、放射線障害の発生確率は線量とともに増すが、発生する障害の重さは線量と関係がない。

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 66、日刊工業新聞社、東京（1989）
 飯田博美ほか編、“詳解放射線取扱技術”、P. 306、日本原子力産業会議、東京（1990）

(2) 倍加線量：遺伝的障害の自然発生率を2倍にするような線量をいう。単位線量あたりの遺伝的リスクを算定するために用いることができる。ヒトの場合、約1 Gyである。

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 84、日刊工業新聞社、東京（1989）
 飯田博美ほか編、“詳解放射線取扱技術”、P. 306、日本原子力産業会議、東京（1990）

(3) リスク係数：確率的影響のリスクを表す係数で、Svあたりの数値である。

ICRPが、放射線防護の目的で用いる遺伝的影響およびガンのリスク係数を勧告している。

全身均等被曝では、生殖腺、肺、甲状腺、腸など、各組織や器官における確率的影響（遺伝的影響やガンの誘発）に差があるが、それぞれの確率的影響の発生割合を各器官等のリスク係数という。個体において確率的影響の現れる確率は、このような各リスク係数の総和になる。

註：飯田博美ほか編、“詳解放射線取扱技術”、P. 306、日本原子力産業会議、東京（1990）

辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 75、日刊工業新聞社、東京（1989）

(4) ビルドアップ係数：X線、γ線を放出する線源の遮蔽で、放射線の減衰に対して用いる指数法則の式にはいる補正。X線、γ線の散乱による影響を補正するための係数。放射線のエネルギー、放射線の広がり（ビーム状であるかないか）、透過した物質の厚さや密度などに関係する。理論的に求めるのは困難である。

註：

$$I = I_0 B e^{-\mu x}$$

I_0 ：入射X線、γ線の強さ、 I ：同じく遮蔽体厚さ x におけるX線、γ線（一次放射線＋散乱放射線）の強さ、 μ ：線減弱係数、 B ：ビルドアップ係数

ビルドアップ係数 = (一次放射線 + 散乱放射線) の線量 / 一次放射線の線量
 (一次放射線とは散乱していない成分をいう)

飯田博美ほか編、“詳解放射線取扱技術”、p. 45、日本原子力産業会議、東京(1990)

江藤ほか、“放射線の防護” p. 275、丸善、東京(1972)

日本アイソトープ協会、“主任者のための放射線管理の実際”、p. 145、日本アイソトープ協会、東京(1987)

(5) 生物学的半減期：生物個体および器官内にとりこまれた放射性物質が、体外への排出などの生物学的過程で系外に出て行くとき、はじめに存在していた放射性物質の量の半分が排出されるまでの時間をいう。系外への排出は、だいたい指数関数的におこなわれるので、この値があたえられる。

註：人体内放射性物質の減少は、同時に放射性核種自身の半減期（物理的半減期ともいう）によっても起こるから、全体としては、次式で表される実効半減期で減少する。

$$\frac{1}{\text{物理的半減期}} + \frac{1}{\text{生物学的半減期}} = \frac{1}{\text{実効半減期}}$$

辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 104、日刊工業新聞社、東京(1989)

2. 第23回核燃料取扱主任者試験問題解答例

2.1 第23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 次の文章中の空欄に入れるべき適当な語句等を記せ。

〔解答例〕 ㉑——東京

(1) ㉑系列の元素は、周期表ではⅢa族に位置し、原子番号順の配列は次のようになっている。

Ac, ㉒, Pa, U, ㉓, Pu, ㉔, Cm, Bk, ……,
Lr この系列では、外殻電子の構造が殆ど変らないまま、5f軌道の電子が順次充填されるので、この系列に属する化合物の物理的・化学的性質は、原子番号の順に次第が変わるが、共通点も多い。酸化物の種類としてAcに近いものは二酸化物 MO_2 (ここでMは金属)が代表的であるが、原子番号が大きくなると㉕が代表的酸化物になる。化学的性質は、一般に㉖系列のそれと対比される。

(2) ウラン-235が中性子を吸収、分裂したときの分裂収率と質量数との関係は、縦軸に分裂収率の対数値を、横軸に質量数をとると質量数㉗付近と㉘付近に最大値を持つM字形の曲線になる。分裂収率の比較的大きい主な核分裂生成物を、周期表に従って分類すると、0族の希ガスでは㉙と㉚、Ⅰa族(アルカリ金属)ではRbと㉛、Ⅱa族(アルカリ土類金属)では㉜とBa、Ⅲa族(希土類元素)では㉝、La, Ce, Pr, Nd、Ⅳa族では㉞、Ⅴa族のMo、Ⅶa族のTc、Ⅷ族のRu, Pdなどである。これらの分裂生成物の中で最も半減期の長い核種は㉟と㊱である。

(3) ウランは、水溶液中では6価が安定であって黄色を呈し、㊲イオンとして存在する。緑色の㊳価イオンは、適当な還元剤を用いて得られるが、赤色の㊴価イオンは、アルミニウムのような強力な還元剤を用いなければ得られない。6価イオンは多くの陰イオンと錯塩を作りやすく、イオン交換樹脂を用いて精製する場合には、㊵交換樹脂を用いる必要がある。

第1問解答例

- (1) ① アクチノイド ② Th ③ Np ④ Am ⑤ M_2O_3
 ⑥ ランタノイド
- (2) ⑦ 95 ⑧ 140 ⑨ Kr ⑩ Xe ⑪ Cs ⑫ Sr
 ⑬ Y ⑭ Zr ⑮ ^{87}Rb ⑯ ^{144}Nd
- (3) ⑰ UO_2^{2+} ⑱ 4 ⑲ 3 ⑳ 陰イオン

(注) (2)の⑮と⑯は、出題意図が不明瞭である。最も半減期の長い核種は1つのはずである。ここでは、上に列挙された元素の中から、収率が極端に小さくない核種を2つ、半減期の長い順に2つ挙げることにした。

(参考文献) FPに関する基礎的なデータは、たとえば
 日本アイソトープ協会「アイソトープ手帳」

第2問 次の文章の記載には誤りがある。誤りを指摘するとともに、それがなぜ誤りであるかを簡単に説明せよ。

- (1) ウラン-酸素系の代表的化合物には、 UO_2 、 U_4O_9 及び U_3O_8 の3種類がある。硝酸ウラニル、あるいは重ウラン酸アンモニウムを空气中、 $500^\circ C$ 以下の温度で熱分解すると U_3O_8 が得られる。
- (2) 二酸化ウラン UO_2 は、空气中において $1000^\circ C$ に加熱しても変化しない。
- (3) 二酸化ウラン UO_2 を水素中において $1000^\circ C$ に加熱すると、還元されて金属ウランになる。
- (4) 二酸化ウラン UO_2 は、沸騰水中では水と徐々に反応して水酸化ウラン $U(OH)_4$ になる。
- (5) 二酸化ウラン UO_2 は、室温において無機系の強酸(塩酸、硫酸、硝酸)に容易に溶けてウラニルイオンになる。

- (6) 二酸化ウラン UO_2 は、500°C付近においてフッ化水素 HF と反応して六フッ化ウラン UF_6 になる。
- (7) 二酸化ウラン UO_2 は、1000°C程度の高温において金属ナトリウムと反応してウラン酸ナトリウム Na_2UO_4 が生成する。
- (8) プルトニウム-酸素系には、 PuO 、 Pu_2O_3 、 PuO_2 、 Pu_3O_8 の化合物がある。硝酸プルトニウムを空気中において加熱・熱分解すると Pu_3O_8 が生成する。
- (9) 高速炉燃料として用いるウラン-プルトニウム混合酸化物は、 UO_2 と PuO_2 を機械的に混合した物質である。
- (10) トリウム-酸素系には、 ThO と ThO_2 がある。 ThO は ThO_2 を水素還元すると得られる。

第2問解答例

- (1) 低温での最も代表的な酸化物は UO_3 である。硝酸ウラニルやADUの熱分解で得られるのは UO_3 である。
- (2) UO_2 を空気中で1000°Cに加熱すると、 U_3O_8 になる。
- (3) 水素中で1000°Cに加熱しても、化学量論的組成の $UO_{2.00}$ 以下には還元されない。 UO_2 ペレットの焼結は水素中で行われる。
- (4) UO_2 の沸騰水中での酸化は非常に遅い。生成物は $UO_3 \cdot 0.8H_2O$ だといわれている。
- (5) 室温では溶けない。ピュレックス法再処理では、 UO_2 燃料は沸点に近い濃硝酸中で溶解される。
- (6) HF との反応では、 UF_4 が得られる。 UF_6 を得るには、さらに F_2 と反応させる。
- (7) ウラン酸ナトリウムの化学式は Na_2UO_4 である。

- (8) プルトニウムの最終酸化物は PuO_2 である (最大4価)。硝酸プルトニウムを熱分解すると、 PuO_2 が得られる。
- (9) 高速炉用 MOX 燃料は、以前は機械的混合法が用いられたが、現在では共沈法で混合するのがふつうである。
- (10) トリウム固体酸化物で存在が確実に知られているのは ThO_2 のみである。

(参考文献) 菅野昌義「原子力工学シリーズ、2 原子炉燃料」東大出版会

第3問 次の文章の空欄に適切な語句、文字あるいは数字を入れよ。

〔解答例〕 ㉑—東京

(1) 金属ウランの結晶構造は、 $1132^\circ\text{C}\sim 774^\circ\text{C}$ の温度範囲の γ 相は ㉑, $774^\circ\text{C}\sim 668^\circ\text{C}$ の ㉒ 相は、㉓, 668°C 以下の ㉔ 相は ㉕ である。この中で、特に ㉖ 相は三軸方向の ㉗ があるため、熱サイクルや ㉘ を受けると変形する。金属燃料に共通する一般的欠点としては ㉙ があり、低融点でかつ相変態があることやスエリングが大きいことがあげられる。一方長所は熱導度、㉚ が高い、加工性がよく再処理が容易であることなどである。研究用原子炉では、使用温度が商用炉ほど高くないため、中性子経済性、加工性等から、これまではアルミニウム被覆をした高濃縮ウランを含むウラン・アルミニウム合金燃料などが用いられたが、核拡散防止上の配慮から中濃縮の燃料への移行が必要となり、燃料芯材中の ㉛ が高い ㉜ などの使用が検討されている。

(2) 現在広く用いられている二酸化ウラン燃料は、未照射の場合、その融点が、約 ㉝ と高く、低温から融点までの温度範囲の結晶構造は ㉞ 系で対称性が高く、こうした点では金属系燃料の欠点を克服するものである。しかしながら室温での熱伝導度は約 ㉟ で、昇温していくと約 ㊱ $^\circ\text{C}$ あたりまでの温度範囲で ㊲ の寄与により ㊳ 程度まで ㊴ する。さらに昇温を続けると熱伝導度は ㊵ の寄与により ㊶ する。なお高温では ㊷ の変化があり、熱伝導度の不確かさが大きい。

第3問解答例

- (1) ① 体心立方晶 ② β ③ 正方晶 ④ α ⑤ 斜方晶 ⑥ α
 ⑦ 異方性 ⑧ 照射 ⑨ 密度 ⑩ シリサイド燃料
- (2) ⑪ 2850 ⑫ 立方晶 ⑬ 8 W/m K ⑭ 1500
 ⑮ 熱振動 ⑯ 2 W/m K ⑰ 減少 ⑱ 電子伝導
 ⑲ 増大 ⑳ 化学量論組成、または格子欠陥濃度

(参考文献) 三島良績編著「核燃料工学」 同文書院

第4問 核燃料の燃焼によって核分裂生成物および熱の発生がある。軽水炉、高速炉では、燃料の形状として一般に円筒状ペレットを使うので、核発熱と燃料特性により半径方向に急激な温度勾配が発生する。こうした照射場の下での燃料ふるまいに関して、以下の項目の中から4項目選び、その概要を述べよ。

- (1) 燃料組織の変化とその影響
- (2) ペレット形状の変化とその影響
- (3) 核分裂生成物の挙動
- (4) 酸素ポテンシャルの効果
- (5) サーマルフィードバック
- (6) 線出力密度の効果

第4問解答例

- (1) 燃料組織の変化とその影響

出力の上昇と共に、燃料ペレットの内奥部に高温領域ができる。酸化物燃料の場合、約1200°C以上の領域では、等方的な結晶粒成長が起こる（等軸晶成長）。体積変化（とくにスエリング）、FPガス放出等の現象はこの温度領域で急激に大きくなる。さらに1700°C以上の高温領域では、温度勾配の直接的な効果として、半径方向に長い結晶粒成長が起こる（柱状晶）。しかし、最近の燃料では燃料温度は低く抑えられるので、柱状晶成長は高速炉燃料においてさえ重要ではない。

(注) 設問は「組織の変化とその影響」である。しかし実際に観察されているのは、上に示したような同時進行的な諸現象であり、組織変化が先行し、それが何かに影響したという確実な観察事実は少ない。(照射初期に高出力下で結晶粒成長が起こると、その後のFPガス放出が小さくなることはある。)

(2) ペレット形状の変化とその影響

温度勾配による熱応力のために、ペレットは割れて断片が被覆管と接触する。(リロケーション)。この現象は燃料温度を下げる半面でペレット被覆相互作用を促進する。

ペレット中心部は熱膨張が大きいので、ディッシュが設けられている場合にはその空間がつぶされることになる。さらにペレットは有限の長さをもち、中心と外周で熱膨張が違うので、ペレットは多少とも鼓型の変形をすることになる。これは燃料棒の設計(ギャップ幅)や運転条件によっては、被覆管の竹の節状の変形(リッジング)の原因になることもある。

(3) 核分裂生成物の挙動

核分裂生成物のうち、固体中の易動度が大きい元素は、低温または高温領域に再配置する。特に顕著なのはセシウムの移動であり、ペレット表面の低温領域での濃度が大きくなる。また、特に高出力、高温照射の場合には、クリプトン、キセノンの気泡が固体マトリックスと位置交換して高温側に移動する。

(4) 酸素ポテンシャルの効果

一般に酸化物燃料では、ウランの核分裂とともにウランと結合していた酸素が結合相手を失い、酸素が過剰になる(酸素ポテンシャルの上昇)傾向がある。プルトニウムの核分裂では、貴金属FPの生成率が大きいので特にこの傾向が大きい。また一般に高温領域では酸素が過剰傾向であり、遊離した酸素が低温側に移動する。過剰酸素は燃料-被覆材-FPの錯酸化物の形成により、燃料-被覆材化学的相互作用を促進する一要因となる。軽水炉用ウラン燃料ではこの効果はあまり大きくなく、高出力や高燃焼度下でのみ観察される。

(5) サーマルフィードバック

FPガスがギャップ空間に放出されると、ガスの熱伝導度が低下するのでギャップ熱伝達率が低下し、燃料温度が上昇する。燃料温度の上昇はさらにFPガスの放出を促進するので、一種の正のフィードバック・ループが形成されることになる。これをサーマルフィードバックという。しかしFPガスの放出には時間遅れがあり、また燃料温度が上昇すればペレットの熱膨張により接触熱伝達が増大するので、この正のフィードバックが無限に続くことはない。

(6) 線出力密度の効果

(「線出力密度」は出力を規定する変数のひとつに過ぎない。「出力の効果」というべきであろう。) 出力は人間が制御し得る要因であり、(1)から(5)までの「効果」とは性格が異なる。出力が増大すると燃料温度が上昇し、温度勾配も大きくなる。したがって(1)から(5)までの効果はすべて出力の増大と共に促進されることになる。

(参考文献) 実務テキストシリーズ「軽水炉燃料のふるまい」原子力安全研究協会

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) 窒化物燃料
 - (2) 燃料と被覆管の両立性
-
- (3) 蒸発凝縮機構
 - (4) Boothの等価球モデル
 - (5) FIMA

第5問解答例

(1) 窒化物燃料

UN、PuNおよびその固溶体を窒化物燃料という。高速炉燃料で増殖率を高めるためには、軽元素をできるだけ含まない化合物が望ましい。この目的には炭化物、窒化物燃料が金属燃料に次いで適している。炭化物、窒化物は岩塩型構造をもち、熱伝導度が大きいなど、酸化物にくらべると金属的な特性をもっている。しかし炭化物が化学的に非常に活性なのに比べて、窒化物は物性がやや酸化物に近く安定性が高い。

(2) 燃料と被覆管の両立性

二種の固体が接触しているとき、または同じ液体中におかれたとき、これらの中で固体化学反応が起こらないことを両立性があるという。軽水炉燃料と被覆管の間でも、高出力、高燃焼度下ではFPを介して若干の反応は起こるがほとんど問題にされていない。燃料と被覆管の両立性が問題にされたのは、高速炉燃料、とくに炭化物燃料とステンレスの組み合わせの場合である。

(3) 蒸発凝縮機構

酸化物燃料を極端に高い出力で照射したとき、ギャップ封入ガス（一般にヘリウム）とFPガスが燃料中の高温領域にレンズ型をした気泡を形成する。この気泡の高温側壁面で燃料の蒸発、低温側で凝縮を繰り返す結果、気泡は燃料の中心に向かって移動し、その後ろに柱状の結晶粒を残すこと蒸発凝縮機構による柱状晶形成という。パイパック燃料で特に顕著であったが、超高出力、パイパック燃料ともに過去の問題である。

(4) Boothの等価球モデル

燃料ペレットからのFPガスの放出は、拡散型の時間依存を示し、結晶粒径依存性が大きいことが古くから知られていた。そこでBoothは、燃料をほぼひとつの結晶粒に対応する「等価球」で代表させ、その中で生成したFPガスがランダムに移動し、球の表面に達すると放出されたとして扱うモデルを提出した。もとの数学的モデルは単純な出力履歴の場合のみを考慮したものであったが、これをもとに任意の出力履歴を扱えるANS5.4その他の計算機モデルが作られた。

(5) FIMA

Fissions per Initial Metal Atoms（金属原子個数あたりの核分裂数）の頭文字をとったものであり、燃焼度の単位のひとつである。金属原子数とはウラン、プルトニウムのようなアクチノイド元素の原子数の合計であり、合金燃料の合金元素、ガドリニア入り燃料中のガドリニウム等は金属元素であっても含めないのがふつうである。

(参考文献)

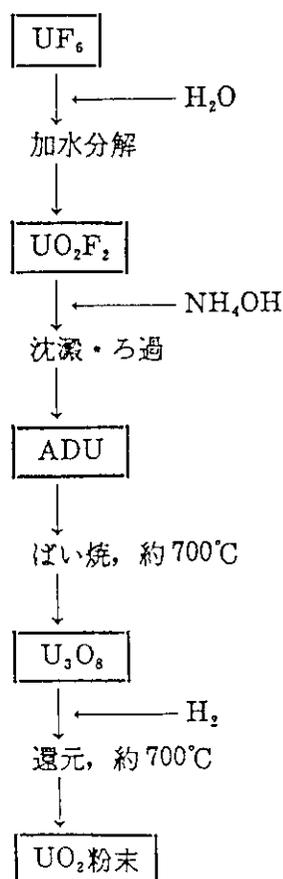
三島良績編著 「核燃料工学」 同文書院
実務テキストシリーズ「軽水炉燃料のふるまい」 原子力安全研究協会

2.2 第23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 高温ガス炉用被覆粒子燃料の照射挙動及び製造法について以下の問に答えよ。

- (1) 被覆粒子燃料は、 UO_2 燃料核を低密度のバッファ(Buffer)熱分解炭素(Pyrolytic Carbon:PyC)層、内部PyC層、炭化ケイ素(SiC)層及び外部PyC層で4重に被覆している。照射時における核分裂生成物の燃料粒子内保持(Retention)の観点から、各々の被覆層の機能について述べよ。
- (2) UO_2 燃料核の製造は、工業的には現在湿式法で行われており、幾つかの方法が開発されている。出発物質を $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 水溶液として、高密度 UO_2 燃料核を生産する工程を記入例(軽水炉用 UO_2 粉末製造)に従って一つ以上示せ。また、その方法の名称を記せ。

記入例 ニウラン酸アンモニウム(ADU)法



第1問解答例

(1) バッファPyC層：気体核分裂生成物のガス溜めとなるとともに内部PyCを核分裂生成物の生成時エネルギー及び反跳エネルギーによる衝撃から守る。

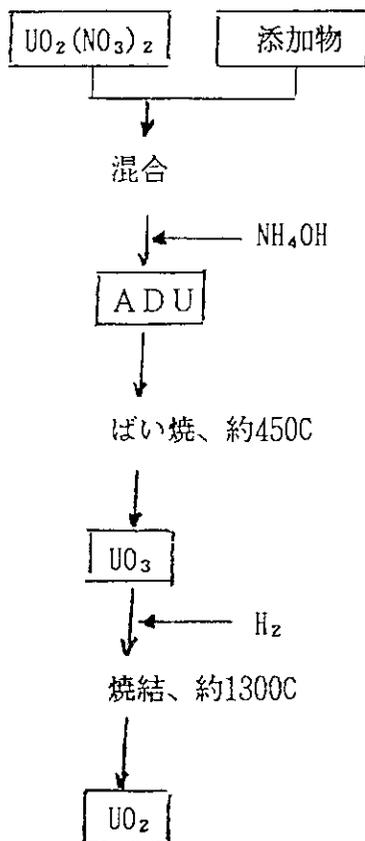
内部PyC層：気体核分裂生成物の拡散障壁

SiC層：Cs、Sr、Baの拡散障壁

外部PyC層：気体核分裂生成物の拡散障壁となるとともに照射による収縮の結果生ずる

SiC層に対する圧縮応力によってSiC層の内圧破損を防ぐ。

(2) 外部ゲル化法



第2問 ウラン濃縮技術及び施設について次の問に答えよ。

- (1) 実用化されている遠心分離法について、その原理及び分離する二つの気体の分子量 M_1 及び M_2 と分離係数の関係を述べよ。
- (2) 遠心分離法によるウラン濃縮施設における核燃料物質の閉じ込め機能に関して、考慮すべき事項をあげて簡単に説明せよ。
- (3) 次世代のウラン濃縮技術として、レーザ法及び化学交換法の開発が進められている。前者は原子法と分子法に区分される。これら三つの濃縮法のうち、二つを選んでその原理を記せ。

第2問解答例

- (1) 遠心分離法とは、回転ドラムに分子量の違う2種類の気体を充填して高速で回転させると、ドラムの中心部と周辺部のあいだに圧力の勾配が生じ、中心部で軽い気体の濃度が、周辺部で重い気体の濃度が高くなる現象を利用した分離法である。中心と周辺での分圧の比を平衡分離係数と称し、次の式で与えられる。

$$\begin{aligned}(\alpha \beta) &= [P_1(0)/P_2(0)]/[P_1(a)/P_2(a)] \\ &= \exp[(M_2 - M_1) \omega^2 a^2 / 2 RT]\end{aligned}$$

ここで P_1 はそれぞれの気体の分圧、 a は回転ドラムの半径、 ω は回転の角速度、 T は絶対温度、 R は気体定数である。

- (2) 遠心分離法は気体 (UF_6) を用いる点では、気体拡散法と共通であり、気体の閉じこめ、とくに出口でのトラップを入念に行わなければならない。遠心分離法特有の問題として、高速回転するドラムの軸封部のシールの問題がある。きわめて多数のドラムを連結してカスケードを構成するので、一般工業用コンプレッサの1万倍以上の気密度が要求される。ラビリンス・シール、メカニカル・シール、スパイラル・シール等が使われる。

(3) (a) レーザ法 (原子法) :

原子法では、 ^{235}U と ^{238}U の電子エネルギーのわずかな差とレーザー光の単色性を利用する。ウラン金属から発生した蒸気にきわめて狭い波長幅のレーザー光を照射し、 ^{235}U 原子のみを選択励起して $^{235}\text{U}^+$ イオンにする。イオンは電磁氣的に分離・捕集する。

(b) レーザ法 (分子法)

分子法では、 UF_6 ガスに赤外領域のレーザー光を照射して $^{235}\text{UF}_6$ 分子の振動エネルギーを選択励起する。ついで紫外レーザー光により、 $^{235}\text{UF}_5$ (固体) とフッ素ガスに分離する。 $^{235}\text{UF}_5$ は粉末として $^{238}\text{UF}_6$ 気体から分離することができる。

(c) 化学交換法

化学交換法は同位体間の化学平衡や反応速度のわずかの違いを利用して分離する方法である。化学交換法として最も有望なイオン交換法では、4価のウランと6価のウランを共存させると、 ^{235}U のほうがわずかに6価になりやすい性質を利用する。6価のイオンを吸着するイオン交換樹脂を充填した吸着塔に溶液を流し込むと ^{235}U が選択的に吸着される。

(参考文献)

火原協会講座「原子燃料サイクルと廃棄物処理」火力原子力発電技術協会

第3問 核燃料施設の臨界安全に関する次の各問について、簡単に答えよ。

- (1) 核燃料施設における単一ユニットの臨界を防止するための管理方法について、5つ記せ。
- (2) 核燃料施設における複数ユニットの臨界を防止するための基本的な方法について、2つ記せ。
- (3) 溶液系における臨界事故の反応停止機構は、原子炉の制御で用いられている負の反応度係数に類似しているが、溶接系での臨界状態の停止につながる現象について、3つ記せ。

第3問解答例

(1) 単一ユニットの臨界防止手段

(この設問は、「管理方法」として抽象的なレベルの記述を求めているのか、具体的な技術手段を求めているのか不明確である。安全審査指針から、前者の例が次のように読み取れる。)

核燃料物質の質量管理

核燃料物質および減速材の濃度および均一性の管理

核燃料物質中の減速材および吸収材の割合の変動

中性子吸収材の管理

壁等からの中性子反射効果の考慮

臨界されていない機器への核燃料物質の流入の防止

(2) 複数ユニットの臨界防止

複数ユニットの臨界防止手段とは、「相互干渉効果を考慮すること」として要約することができる。さらに具体的に述べれば、

幾何学的位置関係 (立体角)

単一ユニット間に存在する物質による中性子減速、吸収効果

機器の落下、転倒などによる位置関係の変化

などの要素を考慮することが挙げられる。

(3) ドプラー効果：原子炉の場合と同様に温度の上昇により ^{238}U による共鳴吸

収が増大して反応度を下げる。

ボイド効果： 蒸発や化学反応により気泡ができると、減速効果が低下して反応度を下げる。

溶液の飛散： 沸騰などにより液滴が飛散すると、反応度が低下する。

(参考文献)

実務テキストシリーズ 「核燃料の臨界安全」 原子力安全研究協会
があるが、やや詳しすぎる。

昭和55年「ウラン加工施設安全審査指針について」

昭和61年「再処理施設安全審査指針について」

(原子力安全審査指針集、大成出版社)

には、指針と解説がのっている。

第4問 軽水炉(LWR)燃料及び液体金属冷却高速増殖炉(LMFBR)燃料の湿式再処理について、主要な相違点を4つあげ説明せよ。その際、必要ならば再処理に用いる機器について両者の違いを例示しながら説明せよ。

第4問解答例

一般にLMFBR燃料の湿式再処理は、軽水炉燃料の再処理より困難である。それは次のような理由による。

- (1) 比放射能の相違： 高速炉燃料の燃焼度は軽水炉燃料の場合の2～3倍大きい。したがってある期間冷却した後の放射能は、ほぼこの比だけ大きい。放射能が大きいことは、作業を困難にするだけでなく、溶媒の寿命を短くする。
- (2) 核分裂性物質濃度の相違： 高速炉燃料は軽水炉燃料にくらべて、(特に照射後は)核分裂性物質濃度が格段に大きい。このために臨界管理上の要求が厳しくなる。
- (3) 付着ナトリウムの問題： 取り出し後の高速炉燃料にはナトリウムが付着している。これをそのまま酸溶解しようとする、激しく反応する。したがってあらかじめナトリウムを除去しなければならない。
- (4) 溶解の困難性： 軽水炉燃料でも、燃焼度が高くなると、Pd, Rhのような貴金属FPが合金介在物を形成し、酸溶解が困難になる。高速炉燃料では燃焼度が高い上にプルトニウムの核分裂では貴金属FPの生成割合が大きいので、溶解はさらに困難になる。
- (5) 冷却期間の問題： 軽水炉燃料にも共通する問題であるが、冷却期間を長くすると核分裂性物質である ^{241}Pu が崩壊して、 ^{241}Am に変わり燃料としての価値を下げる。高速炉燃料では(1)の理由により、より長期の冷却が要求されるうえにプルトニウム中の ^{241}Pu 割合が大きい。

(参考文献) 原子力化学工学シリーズ第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

第5問 核燃料物質の取扱い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) EPMA (Electron Probe Microanalyzer, X線マイクロアナライザとも呼ばれている。)
- (2) マイクロ波加熱直接脱硝法
- (3) ^{129}I

- (4) 凝集沈澱処理法
- (5) 高レベル放射性固体廃棄物処分のオーバーバック

第5問解答例

(1) EPMA

X線の分析装置の一種で、試料上に直径1ミクロン程度の細い電子ビームを集束し、被検物質から放出される特性X線の波長をX線分光器により測定し、定性・定量分析を行なう装置をいう。

(2) マイクロ波加熱直接脱硝法

プルトニウムを単体で取り出すことは核不拡散上好ましくないとの観点から、硝酸プルトニウム溶液を硝酸ウラニル溶液と混合して粉末に転換する方法が開発された。具体的には、混合溶液をマイクロ波により直接加熱し、蒸発濃縮脱硝する。この方法の長所は、①液調整、ろ過など複雑だった溶液工程が溶液の受入れだけになったこと、②プルトニウムとウランが均一に混合されるとともに焼結性の良い粉末が得られること、③廃液量が少なく放射線管理が容易なこと、である。(高速増殖炉FBR開発実用化データ集 Nuclear Industry Clearinghouse)

(3) ^{129}I

再処理廃棄物の放射能の主体は、アクチノイドの α 放射能と核分裂生成物の β 、 γ 放射能である。前者は半減期が長く、後者は短い。従って、前者と後者を化学処理によって分離し、前者を核分裂または核変換により消滅させることができれば、廃棄処分技術の観点から好都合である。しかし、核分裂生成物の中に例外的に長半減期の核種がある。それが ^{129}I と ^{99}Tc である。これらが処分技術上問題で、最近では、これらを更に他の核分裂生成物から分離し、核変換で消滅させることが考えられている。

(4) 凝集沈澱処理法

低レベル液体廃棄物処理の最も安価な方法である。その原理は、水溶液中の Fe_2O_3 またはリン酸カルシウムのような担体への放射性核種の吸着、あるいは CaCO_3 に伴うストロンチウムのようなある適当な結晶性沈澱物との同時晶出である。生成したスラッジは沈降またはろ過によって捕集され、濃縮放射性廃棄物として取扱われる。(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)

(5) 高レベル放射性固体廃棄物処理のオーバーパック

高レベル廃棄物処分において、地層処分というのは、万一漏れた時を仮定した場合での地質環境のバリア機能を評価のうえで取り込んだシステムであるので、放射性物質を精一杯外に漏らさないように工夫した廃棄物体の存在が前提になる。廃棄物体は、再処理が組み入れられない場合は使用済燃料そのもの、再処理が組み入れられている場合は核分裂生成物等がガラス組織の中に混ざり込んだガラス固化体となる。いずれも放射性物質を外に漏らさないための工夫として、さらに何らかの金属容器の存在をそれらの外側に想定している。これをオーバーパックと呼ぶ。(新版原子力ハンドブック オーム社)

2.3 第23回核燃料取扱主任者試験 放射線の測定および放射線障害の防止に関する技術

第1問 次の各問に答えよ。

〔解答例〕 (6)——カ

(1) 自然放射線による平均的な年間の実効線量当量として最も近い値のものはどれか。

ア 1.0 mSv イ 2.0 mSv ウ 3.0 mSv エ 4.0 mSv オ 5.0 mSv

(2) 分解時間 τ 秒の測定器で計数率 n cps が得られた。この場合、真の計数率 N_0 cps を求める補正式で正しいものはどれか。

ア $N_0 = n \times (1 + \tau)$

イ $N_0 = n / (1 + \tau n)$

ウ $N_0 = n / (1 - \tau n)$

エ $N_0 = n / (1 - \tau)$

オ $N_0 = n / (1 + \tau)$

(3) 放射線のエネルギー測定において、放射線の種類と検出器の組み合わせで間違っているものはどれか。

ア ガンマ線——Ge(Li)半導体検出器

イ ベータ線——プラスチックシンチレーション検出器

ウ アルファ線——表面障壁型 Si 半導体検出器

エ ガンマ線——NaI(Tl)シンチレーション検出器

オ 中性子線——BF₃ 検出器

(4) 放射線の線質係数Qについて、Qの大きいものから又は小さいものから順に正しく並べられている組み合わせのものはどれか。

- ア ガンマ線—陽子線—熱中性子線—ベータ線
- イ アルファ線—速中性子線—陽子線—ガンマ線
- ウ 陽子線—熱中性子線—アルファ線—ベータ線
- エ アルファ線—ベータ線—ガンマ線—陽子線
- オ 速中性子線—熱中性子線—アルファ線—X線

(5) ろ紙捕集法により空気中の放射性塵埃濃度を測定する場合、捕集後のろ紙を3日間程度放置したあとで放射線計測することが多い。この理由として最も適切なものはどれか。

- ア 自然放射性核種の⁴⁰Kを減衰させるため
- イ 静電気や有害化学物質を放散させるため
- ウ 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
- エ ろ紙の損傷の程度を確認するため
- オ 自然放射性核種と目的核種を自然分離させるため

第1問解答例

(1) イ

自然放射線源からの1人あたりの年間実効線量当量の評価 (mSv)

線 源	外部被ばく	内部被ばく	合 計
宇宙線 電離成分	0.30	—	0.30
中性子成分	0.055	—	0.055
宇宙線生成核種	—	0.015	0.015
原始放射性核種			
⁴⁰ K	0.15	0.18	0.33
⁸⁷ Rb	—	0.006	0.006
²³⁸ U 系列	0.1	1.24	1.34
²³² Th 系列	0.16	0.18	0.34
合 計	0.8	1.6	2.4

(UNSCEAR, 1988)

註：国連科学委員会報告（1988）によると、合計2.4mSv（上表参照）
 草間朋子、別所遊子、太田勝正、甲斐倫明、“放射線防護の考え方”、p.89、日刊工業新聞社、東京（1990）
 日本アイソトープ協会、“アイソトープ手帳”、p.131、丸善、東京（1989）

(2) ウ

註：時間 τ_n の間計数していないので、こうなる。

(3) オ

註：BF₃ 検出器では、エネルギーを測ることができない。

(4) イ

註：ICRPによる。（下表参照）
 日本アイソトープ協会、“アイソトープ手帳”、p.114、丸善、東京（1989）
 日本アイソトープ協会編、“ラジオアイソトープ講義と実習”、p.210、丸善、東京（1975）
 江藤ほか、“放射線の防護” p.39、丸善、東京（1972）

線質係数 (quality factor) Q の値

(ICRP Publication 26 による)

水中における L_w (keV/ μ m)	Q
3.5以下	1
7	2
23	5
53	10
175以上	20

放射線の L_w 分布が、問題とする体積中のすべての点ではわかっていない場合、右に示すそれぞれの一次放射線に対する Q の近似値を体外および体内放射線のいずれについても使用してよい。

一次放射線	\bar{Q}
X線、 γ 線、電子	1
エネルギー不明の中性子 [*] 、陽子、静止質量が1uより大きい電荷1の粒子	10
エネルギー不明の α 粒子、多重電荷の粒子、電荷不明の粒子	20

Q値を当分の間2倍にすることが勧告された (1985年ICRPバリ声明)

(5) ウ

日本アイソトープ協会編、“ラジオアイソトープ講義と実習”、p.543、丸善、東京（1975）

第2問 次の各問の空欄を適切な用語又は数値でうめよ。

〔解答例〕 ⑯——線量当量

- (1) 速中性子線を遮へいするときは、まず [①] を使用して速中性子を熱中性子化し、その後、 [②] を使用して熱中性子を [③] する。このとき、使用する [②] の種類によってはエネルギーの強い中性子 [④] が発生するので、この遮へいを考慮しておかなければならない。
- (2) ガンマ線エネルギーが 200 KeV ~ 1.5 MeV の範囲にあるときは、物質のガンマ線エネルギーの吸収が主として [⑤] によることとなるため、遮へいの効果は物質中の [⑥] の数に比例する。物質を構成する元素の [⑦] と [⑧] の比はほぼ 1/2 であるため、単位重量物質中の [⑥] の数は物質の種類によらずほぼ一定となる。このため、前記エネルギー範囲にあるガンマ線の遮へい効果は、遮へい材の厚さが同じである場合、遮へい材の [⑨] に比例する。
- (3) ベータ線を遮へいするときは、 [⑩] の発生を少なくするため、ベータ線の [⑪] を幾分超える厚さの原子番号の [⑫] 物質で遮へいし、さらに、発生した [⑩] を鉛板や鉄板で遮へいする。
- (4) 人間の皮ふ表面には、平均して [⑬] mg/cm² の [⑭] が存在し、さらに、空気層や線源の自己吸収などにより、アルファ線による外部被ばくが問題となることは極めて少ない。しかしながら、アルファ線の [⑮] 係数が大きいいため、組織内に取り込まれたアルファ核種による線量当量への寄与は大きい。

第2問解答例

- (1) ①減速材 ②吸収材 ③捕獲、吸収 ④捕獲γ線

註：減速材では、原子番号の大きい元素(鉄など)との非弾性衝突、つづいて軽い元素(パラフィン、水など)との弾性衝突を、吸収材では、カドミウムなどを利用する。

辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 120、日刊工業新聞社、東京(1989)

飯田博美ほか編、“詳解放射線取扱技術”、P. 59、日本原子力産業会議、東京(1990)

江藤ほか、“放射線の防護” p. 278、丸善、東京(1972)

飯田博美、“放射線管理技術”、p. 62、通商産業研究社、東京(1985)

山県登、“放射線取扱主任者必携実務編”、P. 216、産業図書、東京(1978)

- (2) ⑤光電効果 ⑥原子 ⑦原子番号 ⑧質量数 ⑨密度

(3) ⑩制動X線 ⑪飛程 ⑫小さい

註：江藤ほか、“放射線の防護”、272、丸善、東京（1972）

辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 116、日刊工業新聞社、東京（1989）

(4) ⑬7 ⑭角質層 ⑮線質

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 40, 94、日刊工業新聞社、東京（1989）

第3問 次の各問に答えよ。

(1) ^{239}Pu の酸化物粉末を取扱中、作業時間1時間でアルファ線用ダストモニタが警報を発した。直ちに作業を中止させ、ダストモニタの集塵用ろ紙を取り外して ^{239}Pu の α 線を計測したところ、正味計数率 3600 cpm であった。このモニタの集塵流量率は 100 Nℓ/min, 検出器の計数効率を 10% としたとき、この作業者の内部被ばくによるおおよその実効線量当量及び骨表面の組織線量当量を計算の過程とともに有効数字2桁で示せ。ただし、ダストモニタは作業域の空气中放射能濃度を代表する位置に設置されているものとし、集塵用ろ紙の集塵効率は 100%, 試料の自己吸収及び数え落としはないものとする。 ^{239}Pu の酸化物粉末の吸入による実効線量当量に対する年摂取限度は $6.1 \times 10^2 \text{Bq}$, 骨表面の組織線量当量に対する年摂取限度は $5.9 \times 10^2 \text{Bq}$ とする。また、作業者の呼吸率は $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

(2) 上記作業において、骨表面の荷重係数を 0.03 としたとき、骨表面の線量当量の実効線量当量への寄与は何%となるか。

第3問解答例

摂取量 = 濃度 (Bq/cm^3) \times 呼吸率 $\{2 \times 10^4 (\text{cm}^3/\text{min})\}$

\times 作業時間 (min) $\times F \div$ 防護マスクの防護係数

ここでは $F =$ 作業場所の放射性物質質量 / モニタ-場所の放射性物質質量 = 1 とする

防護マスクの防護係数：使っていなかったので省略

$$\begin{aligned} \text{濃度} &= \frac{3600 (\text{cpm})}{\text{計数効率} \times \text{流量率} (\text{l}/\text{min}) \times \text{作業時間} (\text{min})} \\ &= \frac{3600 (\text{cpm})}{0.10 \times 100 (\text{l}/\text{min}) \times 60 (\text{min})} = 6 (\text{dpm}/\text{l}) \\ &= 1 \times 10^{-4} (\text{Bq}/\text{cm}^3) \end{aligned}$$

したがって、摂取量 $= 1 \times 10^{-4} \text{ (Bq/cm}^3) \times \{ 2 \times 10^4 \text{ (cm}^3/\text{min}) \}$
 $\times 60 \text{ (min)} = 120 \text{ (Bq)}$

実効線量当量 $= 50 \times 120 \text{ (Bq)} \div \{ 6.1 \times 10^2 \text{ (Bq)} \} = 9.8 \text{ mSv}$

骨表面の組織線量当量 $= 500 \times 120 \text{ (Bq)} \div (5.9 \times 10^2 \text{ (Bq)}) = 100 \text{ mSv}$

註：Nl/minのNは、圧力補正係数を1としてよいことを示す。

原子力安全技術センター、“内部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、原子力安全技術センター、東京(1988)

(2) 組織の預託線量当量 \times その組織の加重係数 $= 100 \times 0.03 = 3 \text{ mSv}$

$(3/9.8) \times 100 = 31 \text{ (\%)}$

第4問 次の文章の空欄の部分に記入すべき最も適切な語句又は数値を記せ。

〔解答例〕 ㉑——放射能

摂取された放射性物質による体内被ばくの危険性は、主要な組織、臓器に対する ㉑ 性、 ㉒ 及び放出する放射線の種類や ㉓ などによって左右される。 ㉔ に関与するものとして ㉕ , ㉖ がある。 ㉗ はある組織や臓器中の放射性物質の ㉘ が、 ㉙ , ㉚ などのために最初の値の ㉛ に減少するまでの ㉜ で、この際 ㉝ 的な変化は ㉞ に行われると仮定している。体内被ばくの原因となる放射性物質の侵入経路としては ㉟ , ㊱ 及び ㊲ があるが、 ㊳ による障害の危険性は放射性物質の種類のほか、物理的には ㊴ や ㊵ など、化学的には ㊶ の種類や溶解性などに関する。 ㊷ の場合に問題となるのは ㊸ 性の核種であり、 ㊹ の場合には皮ふの ㊺ の有無によって放射性物質の ㊻ は異なってくる。

第4問解答例

- ①親和 ②代謝 ③エネルギー ④(組織への)分布割合 ⑤実効半減期 ⑥沈着量
 ⑦放射性壊変、物理的半減期 ⑧生物学的半減期、排せつ ⑨2分の1 ⑩時間
 ⑪指数関数的 ⑫経気道 ⑬経口 ⑭経皮膚 ⑮粒径 ⑯沈着率 ⑰化合物
 ⑱可溶性 ⑲創傷 ⑳取り込み量

註：原子力安全技術センター、“内部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、原子力安全技術センター、東京(1988)

第5問 次の事項について簡単に説明せよ。

- (1) バイオアッセイ(Bioassay)
- (2) 除染係数
- (3) スミア法(Smear Method)
- (4) LET(Linear Energy Transfer)
- (5) 放射線被ばくとリンパ球

第5問解答例

(1) バイオアッセイ：内部被曝を評価するため排せつ物(尿、ふんなど)や皮膚、血液、毛髪などに含まれる放射性核種を同定したり、その量を測定する方法。体内放射能の間接的な測定法。摂取された放射性物質が人体の組織内に取り込まれたことを確認する上で重要である。

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 164、日刊工業新聞社、東京(1989)

原子力安全技術センター、“内部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、p. 21、原子力安全技術センター、東京(1988)

(2) 除染係数：放射性液体廃棄物の処理で、

$$DF = \frac{\text{放射性液体廃棄物の処理前濃度}}{\text{放射性液体廃棄物の処理後濃度}}$$

をいう。DFが大きいほど、処理装置あるいは処理法の効率がよいことを示す。

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 219、日刊工業新聞社、東京(1989)

(3) スミア法：間接的表面汚染測定法。ふきとり試験法ともいう。100cm²の表面を規定の濾紙片で拭き取り、濾紙面に付着した放射性物質の放射線を通常の方法で測定する。JISに決められている。とれやすい放射性汚染の測定法である。

註：日本工業標準調査会 審議、JIS Z 4504 “放射性表面汚染の測定方法”、日本規格協会(1993)

江藤ほか、“放射線の防護” p. 328、丸善、東京(1972)

(4) LET (linear energy transfer) : 線エネルギー付与という。放射線が透過した物質単位長さ (1 μm) あたりに失う (物質に与える) エネルギー (keV)。制動放射によるエネルギー損失は除外される。放射線の種類によって異なる。生体に対する放射線の作用では、 γ 線よりも中性子線や α 線の方が作用が大きいことを表す線質係数が用いられるが、線質係数は、LETによって変化する。

(5) 放射線被曝とリンパ球 : リンパ球は白血球の一種で、放射線に対する感受性の大きな細胞である。末梢血管内のリンパ球は、0.5 Gy以上の比較的低い急性全身照射で細胞死を起こしほかの血球にくらべて早い時期に減少が始まる。このリンパ球の細胞死は、間期死 (被曝した細胞が細胞分裂をせずに死ぬこと) の例として知られる。リンパ球は中に核を有し、核の放射線障害によって染色体異常が見られる線量はさらに低く、0.05 Gyといわれている。

註 : 辻本忠、草間朋子、"放射線防護の基礎"、p. 69、日刊工業新聞社、東京 (1989)

3. 第24回核燃料取扱主任者試験問題解答例

3.1 第24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 以下の(1)~(5)に示す項目群は、それぞれ核燃料に関連した特性値、パラメータ及びそれを算出するためのデータ項目である。例にならい、不足している項目があれば適宜それを定義して補い同様の整理をせよ。

(例) 全核反応断面積 σ_t : 散乱断面積 σ_s

(答)

項目名	関数関係	説明
全核反応断面積	$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_a$	中性子と原子核との相互作用の確率は全核反応断面積 σ_t により表現される。 σ_t は、さらに核反応の種類によって散乱と吸収とに分類され、その関数関係は、それぞれの断面積、散乱断面積 σ_s および吸収断面積 σ_a の和で表現される。

(1) 吸収断面積 σ_a : 捕獲断面積 σ_c , 分裂断面積 σ_f

(2) 無限大炉の中性子増倍率 k_∞ : 中性子再生率 η , 高速中子核分裂効果 ϵ

(3) 燃料棒の線出力密度 q : 熱伝導度 k , 温度 T

(4) 酸素ポテンシャル ΔG_{O_2} : 平衡酸素圧 P_{O_2}

(5) はじき出し損傷量 dpa : 中性子フラックス $\phi(E, t)$, 中性子エネルギー E , 時間 t

第1問解答例

(1) 吸収断面積 σ_a : 捕獲断面積 σ_c , 分裂断面積 σ_f ,

項目名	関数関係	説明
吸収断面積	$\sigma_a = \sigma_c + \sigma_f + \sigma(n, p) + \sigma(n, \alpha)$	<p>中性子が原子核に散乱されずに吸収される核反応断面積 σ_a は、捕獲されて γ 線を放出する (n, γ) 反応の捕獲断面積 σ_c、核分裂を起こす (n, f) 反応の分裂断面積 σ_f、陽子を放出する (n, p) 反応の断面積 $\sigma(n, p)$ 及び α 粒子を放出する (n, α) 反応の断面積 $\sigma(n, \alpha)$ の和で表現される。熱中性子の場合には、(n, p) 反応及び (n, α) 反応の断面積は無視できる。また、1核分裂の中性子発生数 ν と、1熱中性子吸収当たりの中性子発生数 η との間には、$\eta = \nu (\sigma_f / \sigma_a)$ の関係がある。</p>

[註：炉修講義テキスト，核燃料工学短期講座No.4，原子炉燃料照射挙動の基礎]

(2) 無限大炉の中性子増倍率 k_∞ : 中性子再生率 η , 高速中性子の核分裂効果 ϵ

項目名	関数関係	説明
無限大炉の中性子増倍率	$k_\infty = \eta \epsilon p f$	<p>無限大炉の中性子増倍率 k_∞ は、無限に広い媒質の中で、ある1世代に吸収される熱中性子の総数と、その1世代前に吸収された熱中性子の総数の比で定義される。左の関数関係は四因子公式と呼ばれ、η は中性子再生率、ϵ は高速中性子の核分裂効果、p は共鳴をのがれる確率、f は熱中性子利用率を表す。</p>

(3) 燃料の線出力密度 q : 熱伝導度 k , 温度 T

項目名	関数関係	説明
燃料の線出力密度	$\int_{T_s}^{T_c} k dt = QR^2/4$ $= q/4\pi$	<p>燃料の単位体積当たりの発熱を $Q(\text{W}/\text{m}^3)$ とすると、燃料棒内の温度分布は、燃料ペレットで発生した熱が径方向のみに流れるとした定常1次元の熱伝導の式</p> $\pi r^2 Q = -2\pi r k \frac{dT}{dr}$ <p>を解くことによって求められる。左の関数関係は上の式を積分したものであり、T_s, T_c はそれぞれ燃料表面温度、燃料中心温度、R はペレット半径である。</p> <p>なお、核熱設計では単位長さ当たりの出力、線出力 $q(\text{W}/\text{m})$ を用いて表すのが便利である。ただし、実際の燃料中では発熱量が径方向で一様でないので、右辺に補正因子 F を導入する必要がある。</p>

[註：核燃料工学，三島良績編著，同文書院]

(4) 酸素ポテンシャル $\overline{\Delta G_{O_2}}$: 平衡酸素圧 P_{O_2}

項目名	関数関係	説明
酸素ポテンシャル	$\overline{\Delta G_{O_2}} = RT \ln P_{O_2}$	<p>酸素ポテンシャル、あるいは酸素部分モル自由エネルギーは、気相の平衡酸素圧P_{O_2} (atm.) と左記の関数関係で結び付けられる。ここでRは気体定数、Tは絶対温度である。酸素ポテンシャルは、任意の温度における非化学量論的酸化物の定比性を特性づける。二酸化物の酸素ポテンシャルはO/M比2.00を境にして大きく変化している。言い換えれば、O/M比の僅かな変化が、酸素ポテンシャルすなわち酸化能力の大きな変化に結びつく。</p>

[註：炉修講義テキスト，核燃料工学短期講座No. 3，原子炉燃料の物性]

(5) はじき出し損傷量 dpa : 中性子フラックス $\phi(E, t)$, 中性子エネルギー E , 時間 t

項目名	関数関係	説明
はじき出し損傷量	$dpa = \sigma_d t \int_0^{\infty} \phi(E, t) dE$	<p>照射によるはじき出し総数を議論する上では、標的原子当たりのはじき出し数 dpa(displacement per atom)を用いると便利な場合が多い。はじき出し断面積を σ_d、エネルギー E と $E+dE$ の間の入射中性子フラックスを $\phi(E, t)dE$、照射時間を t とすると、左記の関数関係がある。</p> <p>はじき出し断面積 σ_d は、格子原子が反跳エネルギー T を得る微断面積を $d\sigma(E, T)$、はじき出し損傷関数を $\nu(T)$、しきいエネルギーを T_d、標的原子が得る最大エネルギーを T_m とすると、$\sigma_d = \int_{T_d}^{T_m} \nu(T) d\sigma(E, t)$ で定義される。dpa は粒子によって誘起される理論的はじき出し数であるから、これを用いることにより、異なった粒子による照射効果を同一の基準で比較できる。</p>

[註：原子力材料，講座・現代の金属学 材料編 8，日本金属学会]

第2問 燃料の高燃焼度化に伴い各種物性が変化することが予測されるが、重要と考えられる物性を2つ以上選び、その予測される変化と燃料ふるまいへの主な影響を200～300字程度で概説せよ。

第2問解答例

①酸素ポテンシャルの増加

燃料の高燃焼度に伴い、Puの核分裂の寄与の増加とも相まって、余剰酸素量が増加してくる。従って燃料のO/U比が増加し、酸素ポテンシャルも増加する。これに伴い、PCI破損の要因となる被覆管の内面腐食に対する留意が必要となる。

②FPガス放出率の増加

燃料の高燃焼度に伴い、燃料内に保持されるFPガスの相対的な比率が低下して、FPガス放出率が増加する。その結果、熱伝導度の低いKrやXeがギャップ中に放出され、燃料-被覆管のギャップコンダクタンスが低下し、燃料温度の上昇をもたらす。また、FPガス放出率の増加は燃料棒内の内圧上昇をもたらす。

③熱伝導度の低下

燃料の高燃焼度に伴い、FPガスの蓄積のみならず、固体状FPの蓄積が燃料の熱伝導度に与える影響も無視できなくなり、熱伝導度は徐々に低下する。その結果、ペレット内の温度勾配がきつくなると共に、燃料中心温度も上昇する。従ってペレットは組織再編を一層起こし易くなり、FPガス放出率の増加にもつながる。

④スエリング

燃料の高燃焼度に伴い、FPガスの蓄積のみならず、固体状FPの蓄積によるスエリングも無視できなくなる。その結果、当初存在していた燃料-被覆管のギャップが消失し、機械的相互作用(PCM I)が始まる。これにペレットから放出されたFPの化学作用が加わると、PCI破損にもつながる。

[註：炉修講義テキスト，核燃料工学短期講座No. 3，原子炉燃料の物性，

核燃料工学短期講座No. 4，原子炉燃料照射挙動の基礎]

第3問 次の文章中の空欄に入れるべき適当な語句等を記せ。

〔解答例〕〔 ② 〕トリウム

- (1) 水溶液中でトリウムの4価イオンは〔 ① 〕色である。ウランは水溶液中で3価イオンは〔 ② 〕色, 4価イオンは〔 ③ 〕色, 6価イオンは〔 ④ 〕色を呈する。この6価イオンはウランに酸素が配位して UO_2^{2+} として存在するが, これを〔 ⑤ 〕イオンという。一方, 水溶液中においてプルトニウムは, 3価イオンは〔 ⑥ 〕色, 4価イオンは〔 ⑦ 〕色を呈する。
- (2) UO_2 とUCの結晶構造は, ともに〔 ⑧ 〕晶系に属し, 空間群も〔 ⑨ 〕であって同じであるが, 結晶内の原子の配置は両化合物で異なっている。すなわち, UO_2 は〔 ⑩ 〕型構造をとるのに対し, UCは〔 ⑪ 〕型構造をとる。ウラン-炭素系の化合物にはUCの他に〔 ⑫ 〕と〔 ⑬ 〕がある。
- (3) 燃料棒の中には, 熱伝導度の〔 ⑭ 〕い〔 ⑮ 〕ガスが加圧して封入されている。このガス圧が低いと, 照射中 UO_2 ペレットから〔 ⑯ 〕, 〔 ⑰ 〕のような核分裂ガスが放出され易くなる。これらのガスは熱伝導度が〔 ⑱ 〕いので, 放出されれば UO_2 のペレットの径方向表面に近い部分の温度が〔 ⑲ 〕くなり, 核分裂ガスの放出量を〔 ⑳ 〕ように作用する。

第3問解答例

- (1) ① 無 ② 赤 ③ 緑 ④ 黄 ⑤ ウラニル ⑥ 青 ⑦ 黄褐

〔註：炉修講義テキスト, 核燃料工学短期講座No. 2, 原子炉燃料の化学〕 (緑)

- (2) ⑧ 面心立方 ⑨ $Fm\bar{3}m$ ⑩ CaF_2 ⑪ NaCl ⑫ U_2C_3 ⑬ UC_2

〔註：原子炉材料ハンドブック, 長谷川正義, 三島良績監修, 日刊工業新聞社〕

- (3) ⑭ 高 ⑮ He ⑯ Xe ⑰ Kr ⑱ 低 ⑲ 高 ⑳ 増加させる

〔註：核燃料工学, 三島良績編著, 同文書院〕

第4問 次の文には誤った記述が2箇所ずつある。その語句あるいは文を指摘するとともに、どのように間違っているかを述べよ。

- (1) 二酸化ウラン燃料の不定比性（非化学量論性ともいい、 $\text{UO}_{2\pm x}$ と表わしたときの x ）を定量する方法の一つに酸化重量法がある。これは二酸化ウランを空气中または酸素中で 1500°C に加熱し、生じた八酸化三ウラン（ U_3O_8 ）との重量の違いから定量する方法である。八酸化三ウランには不定比性が全く存在しないので、この方法が可能となっている。
- (2) アクチノイドとはプロトアクチニウムに始まりローレンシウムに終る元素群の総称で、どの核種も放射性である。アクチノイドでは一般的傾向として原子番号が増すとともに4f電子殻が次第に充填されていく。
- (3) 蒸発凝縮機構は見掛け密度の高い柱状晶が 1400 ないし 1600°C 以上で生ずるのに対し、見掛け密度の低い等軸晶が 1700 ないし 1900°C 以上で存在するため、この差が空洞となり、内面の高温部が蒸発し、低温部に凝縮して空洞がペレット中心部に生ずることをいう。
- (4) トリウムは4価以外の酸化状態はとり難いが、フッ化物の場合には ThF_4 の他に ThF_3 が存在する。一方、ウランでは UF_3 は得られるが、 UCl_3 の存在は知られていない。
- (5) 二酸化ウラン燃料の酸素ポテンシャルは、照射の初期においては高い値をもつ。（酸素ポテンシャルは通常、負の値をとるので、その表わし方としては0に近いほど高い値であるということにする。）また、この酸素ポテンシャルは燃料のO/U原子比によって変るが、この比が小さければ酸素ポテンシャルは高い。

第4問解答例

(1) $1500^\circ\text{C} \rightarrow 750\sim 850^\circ\text{C}$

不定比性が全く存在しない \rightarrow 室温付近では不定比性がない

[註：原子炉材料ハンドブック，長谷川正義，三島良績監修，日刊工業新聞社]

(2)プロトアクチニウム → アクチニウム

4 f → 5 f

[註：無機化学全書 XVII-3 放射性同位元素, 丸善株]

(3)見掛け密度の高い柱状晶が1400ないし1600°C以上で生ずるのに対し、見掛け密度の低い等軸晶が1700ないし1900°C以上で存在する → 見掛け密度の高い柱状晶が1600ないし1700°C以上で、見かけ密度の低い等軸晶が1400~1700 °Cの温度領域で存在する

この差が空洞となり、内面の高温部が蒸発し、低温部に凝縮して → 燃料製造時のポアが急激な温度勾配下に置かれると、内面の高温部が蒸発し、低温部に凝縮するため中心側に移行して

[註：炉修講義テキスト, 核燃料工学短期講座No. 4, 原子炉燃料照射挙動の基礎]

(4)フッ化物の場合にはThF₄の他にThF₃が存在する → フッ化物の場合ThF₄以外の存在は知られていない

ウランではUF₃は得られるが、UC₂の存在は知られていない → ウランではUF₃やUC₂の存在も知られている

[註：原子力化学工業 第II分冊 核燃料・材料の化学工学, 清瀬量平訳, 日刊工業新聞社]

(5)照射の初期においては高い値を持つO/U比が小さければ酸素ポテンシャルは高い → 照射の初期においては低い値を持つO/U比が小さければ酸素ポテンシャルは低い

[註：炉修講義テキスト, 核燃料工学短期講座No. 4, 原子炉燃料照射挙動の基礎]

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) ガドリニア入り燃料
- (2) 応力腐食割れ
-
- (3) アメリシウム
- (4) 理論密度
- (5) 燃料ペレットのリム組織

第5問解答例

(1) 「ガドリニア入り燃料」

軽水炉用燃料の中で、可燃性毒物であるGdの酸化物ガドリニア(Gd_2O_3)を UO_2 中に含ませた燃料である。ガドリニアの濃度は数wt%から10wt%程度が一般的であり、Gd原子が UO_2 の格子中に固溶して(U,Gd) O_2 固溶体を形成する。Gdは中性子吸収断面積が大きい
ため、核燃料の燃焼に伴う反応度低下をGdの燃焼によって生じる正の反応度で補うことができ、同時に中性子束の平坦化も兼ねられる。近年の燃料の高燃焼度化の傾向に伴い実炉においてもガドリニア入り燃料の採用がより一般的なものとなってきた。

[註：核燃料工学－現状と展望，「極限燃料技術」研究専門委員会，（社）日本原子力学会]

(2) 「応力腐食割れ」

機械的応力に腐食環境が作用して材料が結晶粒界割れを起こす現象であり、過去にはBWRの一次系配管のステンレス鋼等にしばしば見られた。応力腐食割れは、材料因子、応力因子及び環境因子が相関関係を持って起きる現象であり、複雑な挙動を示す。材料因子には、材料中に含まれる合金成分、溶接部近傍での偏析等が含まれ、中でもCは著しく有害であることが知られている。応力因子には、システム構造上外部から加わる応力と溶接によって材料内部に生ずる残留応力がある。環境因子の中で最も重要なのは高温高圧水中の溶存酸素であり、溶存酸素量を低減化することにより耐応力腐食割れ性は大きく向上する。応力腐食割れは、しばしば英語の Stress Corrosion Crackingの頭文字をとってSCCと略される。

[註：新版原子力用語辞典，原子力用語研究会編，日刊工業新聞社]

(3) 「アメリシウム」

原子番号95、アクチニド系列に属し7番目に当たる元素である。天然には存在せず、全て人工的に作られる放射性同位元素である。原子力技術において重要な同位体は ^{241}Am 、 ^{242}Am 、 ^{243}Am 、 ^{244}Am 等であるが、アメリシウムに関する研究の大部分は ^{241}Am (半減期458年)を用いて行われている。 ^{241}Am は燃料加工のためリサイクルされるプルトニウム中で時間と共に蓄積されてゆき、崩壊に伴う γ 線は燃料加工施設における外部ひばくの要因となる。また、 ^{241}Am は実験用及び原子炉起動用の中性子源における α 粒子の発生源であり、Beとの合金 AmBe_{13} の形で用いられ、 (α, n) 反応によりエネルギーの高い中性子を発生する。

[註：原子力化学工業 第三分冊 使用済燃料とプルトニウムの化学工学，清瀬量平訳，日刊工業新聞社]

(4) 「理論密度」

格子定数、分子量、単位胞当たりの分子数、アボガドロ数等から理論的に求められたその物質の密度である。セラミックス燃料の焼結体中には通常気孔が含まれているが、その密度を表す指標として、絶対値の代わりに気孔率がゼロの時の密度すなわちこの理論密度に対する比率を用いることが多い。 UO_2 の理論密度は 10.97g/cm^3 である。理論密度は、しばしばT.D.と略される。

[註：カリティ X線解説要論，松村源太郎訳，(株)アグネ]

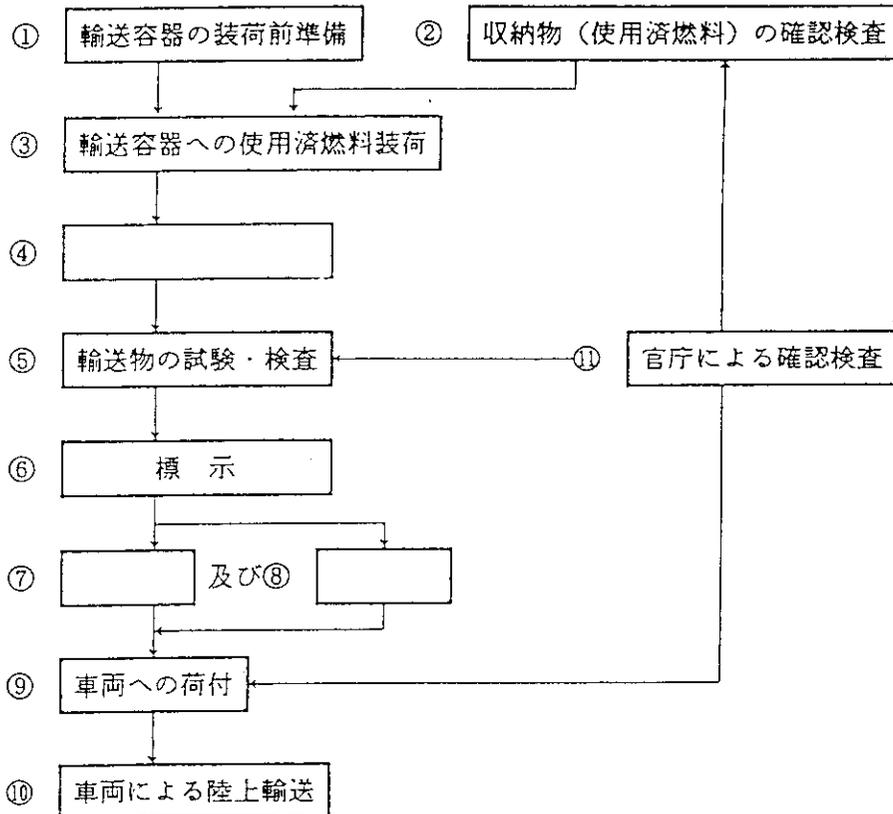
(5) 「燃料ペレットのリム組織」

高燃焼度燃料の開発の進展に伴い、燃焼度が $40,000\text{MWD/MTM}$ を越えた軽水炉燃料の外周領域で新たに発見された組織である。軽水炉用燃料では、燃料の外周領域の局所燃焼度は中心部に比べて1.3~2倍程大きい。リム組織はこの領域に発生し、燃料組織が多孔性になるとともに、結晶粒が数ミクロンに微細化する。リム組織の微細構造の外観は”カリフラワー”状を呈する。なお、リム組織の発生機構については、現在解明段階である。

[註：核燃料工学—現状と展望，「極限燃料技術」研究専門委員会，(社)日本原子力学会]

3.2 第24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 次のフローチャートは、開封容易な輸送容器を用いて、「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」第13条の2に該当する使用済（又は照射された）燃料の輸送作業の一部を示したものである。以下の問に答えよ。



- (1) 上記フローチャートの空欄の④、⑦及び⑧の工程を記せ。
(例 ④—専用船での海上輸送)
- (2) ①の工程において、輸送容器の設計に適合するように輸送容器が維持・管理されていることを示す検査が実施される。それに関して、輸送容器に必要な検査項目を2つ示せ。
- (3) ⑤の工程において、運搬に関する規則上、必要な輸送物の検査項目を3つ示せ。但し、問題(2)の①の工程の検査項目とは重複しないこと。
- (4) ⑨及び⑩の工程においてそれぞれ留意すべき事項を簡単に説明せよ。

第1問解答例

- (1) ④ 線量当量率測定 ⑦ 施錠 ⑧ 封印
- (2) 外観検査 気密漏洩検査 (吊り上げ検査) (作動確認検査)
- (3) 重量検査 線量当量率検査 温度測定検査 表面密度検査 収納物検査 未臨界検査
- (4) ⑨ 運搬中において、移動、転倒、転落等により核燃料輸送物の安全性が損なわれな
いように積み込む。
- ⑩ 車両の速度、伴走車の配置、車両編成、駐車及び一時保管をする際の見張人の配
置等の保安措置を遵守する。

[註：放射性物質等の輸送法令集，日本原子力産業会議]

第2問 次の文章の空欄の部分に最適な語句又は記号(①～⑱)及び文章(⑳～㉑)
を番号とともに記せ。

(解答例) ㉑——半減期

- (1) 天然ウランは、 ^{235}U 、 ^{238}U 及び の混合物である。 ^{238}U は
系列、 ^{235}U は 系列である。再処理回収ウラン中には、天然ウラン
には存在しない や のウラン同位体が混在する。
 は72年の α 崩壊半減期を有し、 α 崩壊により となり、
以降は 系列に従って崩壊し、最後に安定な ^{208}Pb となる。この崩壊
系列の中の ^{212}Bi と は高エネルギー γ 線を放出するので回収ウラン
取扱には被ばく防止策が必要な場合がある。 は が大きく、
 ^{235}U の実効濃縮度を低下させるので、回収ウランを含む燃料の設計において
は注意すべき核種である。

(2) Puは α 放射体であるが、大多数のPu同位体及び一部のPu崩壊生成物は、それぞれ中性子線及び γ 線を放出する。 γ 線の主な放出源は ^{241}Pu の娘核種である ⑩ と ^{237}U である。これらは、共に約 ⑪ keVの最大 γ 線強度を持つが、 ^{237}U は208 keVにもかなり強い γ 線強度を有している。Puから放出される中性子線は ⑫ によって生じるもの及び酸素やフッ素などの軽元素との ⑬ 反応によって生じるものがある。⑫ によって生じる中性子の大部分は、 ⑭ , ⑮ 及び ⑯ のPu同位体に起因している。Pu同位体組成は燃料の燃焼度によって著しく異なる。燃料の高燃焼度化に伴いPu同位体のうち、 ⑰ は相対的に減少するものの、 γ 線や中性子線の主要な放出源となるPu同位体は増加するため、Pu取扱施設で使用されるPuからの線量当量率は高燃焼度化に伴って一層高くなると予想される。 γ 線及び中性子線による被ばくの低減対策として、いくつか考えられるが、代表的なものとして、

- ⑱ ,
 ⑲ 及び
 ⑳ の3つが挙げられる。

第2問解答例

- (1) ① ^{234}U ② $4n+2$ (ウラン) ③ $4n+3$ (アクチニウム) ④ ^{232}U
 ⑤ ^{236}U ⑥ ^{228}Th ⑦ $4n$ (トリウム) ⑧ ^{208}Tl
 ⑨ 中性子吸収断面積

[註：原子力化学工業 第Ⅱ分冊 核燃料・材料の化学工学，清瀬量平訳，日刊工業新聞社]

[註：原子力化学工業 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，日刊工業新聞社]

- (2) ⑩ ^{241}Am ⑪ 60 ⑫ 自発核分裂 ⑬ (α, n) ⑭ ^{238}Pu
 ⑮ ^{240}Pu ⑯ ^{242}Pu ⑰ ^{239}Pu
 ⑱ グローブボックスの窓面等にしゃへいを設ける、もしくはセル化を図る。
 ⑲ 遠隔操作を行う。 ⑳ 作業の効率化を図り、作業時間を短縮する。

[註：原子力化学工業 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，日刊工業新聞社]

第3問 臨界に関する、次の問に答えよ。

- (1) 過去に発生した核燃料施設における臨界事故として、核分裂数が 10^{18} 程度のものが主であるが、核分裂数が 10^{18} である臨界反応が生じた際に発生するエネルギーは、1 kW の電熱器を何時間使用した時に発生するエネルギーに相当するか、その時間を計算により有効数字1桁まで求めよ。

参考：1 eV = 1.6×10^{-19} Joule, 1 W = 1 Joule/sec

- (2) 再処理施設の溶解槽における臨界管理の方法として、どのような管理方法が考えられるか、5つ記せ。

第3問解答例

$$(1) \text{発生するエネルギー} \quad 200 \text{ Mev} \times 10^{18} = 200 \times 10^6 \times 1.6 \times 10^{-19} \times 10^{18} \text{ Jourle} \\ = 3.2 \times 10^7 \text{ Jourle}$$

$$\text{電熱器の発熱量} \quad 1 \text{ kW} = 10^3 \text{ Jourle/sec}$$

$$\text{従って} \quad 3.2 \times 10^7 \text{ Jourle} / 10^3 \text{ Jourle/sec} = 3.2 \times 10^4 \text{ sec} \\ = 9 \text{ 時間}$$

[註：核燃料工学，三島良績編著，同文書院]

- (2) ①用いる装置、機器、容器等の形状及び配列を制限する「形状寸法管理」
 ②溶液中の核分裂性物質の濃度を制限する「濃度管理」
 ③取り扱う核分裂性物質の量を制限する「質量管理」
 ④同位体の組成を制限する「同位体組成管理」
 ⑤適切な中性子吸収材を用いる「中性子吸収材管理」

[註：核燃料の臨界安全，（財）原子力安全研究協会・核燃料施設臨界安全管理編集委員会]

第4問 放射性物質の閉じ込め機能に関する、次の問に答えよ。

- (1) プルトニウムを含む溶液及び高レベル放射性液体廃棄物を取り扱う施設での換気系における負圧管理及び放射性物質の除去の2点について、どのような配慮をなすべきか、これらの目的のために設置する機器を例示しながら述べよ。
- (2) また、上記の施設における液体の漏洩に対してどのような対策を講ずべきか、この目的のために設置する機器を例示しながら述べよ。

第4問解答例

- (1) 管理区域内に多重障壁を設け、排風機ファンを用いた強制換気方式により、各障壁で区分された内部（グローブボックス・セル等、作業室・工程室等、管理区域内廊下等）を常時その外部より負圧に管理する。排風機ファンには非常用電源を設け、外部電源喪失時においても負圧を確保させる。また、排気系には高性能エアフィルタ、洗浄塔等の放射性物質の除去を目的とした濾過装置を設ける。
- (2) 放射性物質を収納する系統及び機器は、放射性物質が漏洩し難い構造であること。また使用する化学薬品等に対して、適切な腐食対策が講じられていること。液体を収納する系統及び機器は、原則としてセル等に収納されること。セル等は、液体状の放射性物質が万一漏洩した場合にも、その漏洩を検知し漏洩の拡大を防止すると共に、漏洩した放射性物質を安全に移送及び処理できる設計であること。

[註：原子力安全委員会安全審査指針集，科技庁原子力安全局 原子力安全調査室，大成出版社]

第5問 核燃料物質の取扱い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) IFR (Integral Fast Reactor) 燃料サイクル
 - (2) 被覆燃料粒子製造用流動床
 - (3) 核分裂電離箱 (Fission Chamber)
-
- (4) NRTA (Near Real Time Materials Accountancy)
 - (5) 放射性廃棄物処分におけるナチュラル・アナログ研究

第5問解答例

(1) 「I F R (Integral Fast Reactor) 燃料サイクル」

米国から提案された新しい金属燃料F B Rサイクルであり、小型のタンク型の炉心を用いて再処理をオンサイトで行うという概念に基づいている。I F R燃料サイクルでは、燃料の再処理に高温冶金法を、成型加工に射出成型法を採用しているのが特徴で、それに伴い工程の簡素化、建屋ならびに機器の小型化、廃棄物量の低減化が期待される。研究開発は、主に米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) で実施されている。

[註：常磐井他，金属燃料F B Rサイクルー開発の現状と課題－，原子力工業，33 (5) (1989)]

(2) 「被覆燃料粒子製造用流動床」

被覆燃料粒子製造工程において、化学蒸着 (CVD) を応用した方法を用いて燃料核に熱分解炭素 (P y C) あるいはシリコンカーバイド (S i C) を被覆するための装置である。ラッパ状の黒鉛反応管に燃料核あるいは被覆途中の粒子を装荷し、約1500°Cに加熱した反応管の下部ノズルから粒子流動ガスおよび原料ガスを吹きつけ、原料ガスから熱分解した炭素あるいはシリコン原子を、流動している粒子上に蒸着させる。

[註：核燃料工学－現状と展望，「極限燃料技術」研究専門委員会，(社)日本原子力学会]

(3) 「核分裂電離箱 (Fission Chamber)」

中性子検出用の測定装置の1つであり、電離箱の一方の電極に酸化ウラン等を塗布した形が典型的なものである。中性子が核分裂を引き起こし、その結果生じた核分裂片の電離作用により中性子を検出する。動作が安定なため、原子炉制御等に用いられる。電極に塗布する核分裂性物質は熱中性子用には ^{235}U 、 ^{239}Pu 等が、高速中性子用には ^{238}U 、 ^{237}Np 、 ^{232}Th 等が使用される。

[註：詳解放射線取扱技術，日本原子力産業会議]

(4) 「NRTA (Near Real Time Materials Accountancy)」

バルク施設に対する物質計量管理の一種で、核物質の移動の検認の他に、実在庫検認が工程内の計測器類を使用して、当工程の操業を阻害することなく頻繁な間隔で行われるようなシステムを言う。NRTAの目的は、データが逐次得られる特徴を生かして、統計検定法を用いながら探知の感度と適時性を改善することにある。

[註：IAEA保障措置用語集，科技庁原子力安全局保障措置課監修，（財）核物質管理センター]

(5) 「放射性廃棄物処分におけるナチュラル・アナログ研究」

放射性廃棄物の地層処分に関連して、人工バリア、天然バリア中の放射性物質の移行を自然界に存在する地層等を利用して調べる研究である。放射性物質の移行については、研究対象となる時間軸が非常に長くなるため、実験室での研究には限界がある。ところが、例えば処分環境に類似した自然環境を選び、その中での何千年あるいは何億年にわたる物質移行を調べることで、放射性廃棄物処分の安全性が評価できる可能性がある。

[註：原子力化学工業 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，日刊工業新聞社]

3.3 第24回核燃料取扱主任者試験 放射線の測定および放射線障害の防止に関する技術

第1問 次の各文章について、正しいものには○印を、誤っているものには×印をつけ、誤っている理由を簡単に説明せよ。

〔解答例〕 (1)——○

(2)——× GM計数管は出力波高が一定となるため放射線のエネルギー測定はできない。

- (1) 作業環境の1センチメートル線量当量率 (Sv/h) を測定するには、空気吸収線量率に対してエネルギー特性のよい電離箱サーベイメータの測定値 (Gy/h) をそのまま使用するとよい。
- (2) 1.02 MeV 以上のエネルギーを有する γ 線のエネルギースペクトル分析を行うと、所定のエネルギーの光電ピーク以外に 0.511 MeV だけエネルギーの低い位置にも光電ピークが現れる。これは、 γ 線と物質との相互作用のうち電子対生成の影響によるものであり、エスケープピークと呼ばれる。
- (3) 照射線量 C/kg は γ 線の空気に対する線エネルギー減弱係数 (cm^{-1}) と線源からの距離の2乗に反比例し、放射能強度 (Bq) に比例する。
- (4) γ 線の遮へい計算においてビルドアップ係数は重要である。このビルドアップ係数は、 γ 線のエネルギーには関係なく、線源の照射野の広さ、遮へい体の厚さ、遮へい体の密度などに関係する。
- (5) γ 線のエネルギー分析には Ge 半導体検出器が使用され、 α 線のエネルギー分析には表面障壁型 Si 半導体検出器が使用される。また、 β 線のエネルギー分析には 4π ガス比例計数管が使用される。
- (6) プルトニウム用肺モニタにはホスウィッチ検出器が有効である。

第1問解答例

(1) ×

1 cm線量当量率表示の電離箱式サーベイメーターを用いる。1 cm線量当量対応型という。新しいものは、すべてそのようになっている。

註：空気吸収線量率ではなく、照射線量率の測定において、電離箱のエネルギー特性がよいのは事実であるが、低エネルギー領域で、1 cm線量当量率との対応に若干のずれがある。空気吸収線量率が必要になるのは、β線による被曝の場合であり、70 μm線量当量 (H_{70 μm}) が問題になる。

辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 147、日刊工業新聞社、東京 (1989)

(2) ○

註：電子対生成で発生した+β線が電子と結合して消滅するときに、0.511 MeVのγ線を2本放出する。2本のγ線がいずれも検出器外に逃れた場合には、1.022 MeV、2本のうち1本が検出器外に逃れ、一本が検出器内でエネルギーを失った場合には0.511 MeVだけエネルギーの低いところで、全エネルギー吸収ピークが現れる。それぞれダブルおよびシングル・エスケープ・ピークという。

日本アイソトープ協会編、“ラジオアイソトープ講義と実習”、p. 70、丸善、東京 (1975)

(3) ×

γ線のエネルギー、γ線の空気に対する線エネルギー吸収係数、線源の放射能強度 (Bq) に比例し、線源からの距離の2乗に反比例する。

註：日本アイソトープ協会編、“ラジオアイソトープ講義と実習”、p. 87、丸善、東京 (1975)

(4) ×

γ線のエネルギーに関係なく→ “に関係なく” を取る。

ビルドアップ係数は、X線、γ線の散乱による影響を補正するための係数で、放射線のエネルギー、放射線の広がり (ビーム状であるかないか)、透過した物質の厚さや密度などに関係する。理論的に求めるのは困難である。

註：

$$I = I_0 B e^{-\mu x}$$

I₀：入射X線、γ線の強さ、I：同じく遮蔽体厚さxにおけるX線、γ線 (一次放射線+散乱放射線) の強さ、μ：線減弱係数、B：ビルドアップ係数

ビルドアップ係数 = (一次放射線+散乱放射線) の線量 / 一次放射線の線量
(一次放射線とは散乱していない成分をいう)

日本アイソトープ協会編、“ラジオアイソトープ講義と実習”、p. 275、丸善、東京
飯田博美ほか編、“詳解放射線取扱技術”、p. 45、日本原子力産業会議、東京 (1990)
江藤ほか、“放射線の防護” p. 275、丸善、東京 (1972)

日本アイソトープ協会、“主任者のための放射線管理の実際”、p. 145、日本アイソトープ協会、東京（1987）

(5) \times 4 π ガス比例計数管 \rightarrow Liドリフト型Si検出器

4 π ガス比例計数管は、原理的に β 線エネルギーの測定はできない。

註：Al吸収板のセットを用いても、 β 線の最大エネルギー推定は可能である。

β 線は連続スペクトルで最大エネルギーが、放出核種の特性を示すものとして測定される。

比例計数管ではスペクトル測定はできない。液体シンチレーション・スペクトロメーターでもスペクトル測定はできるが、クエンチングの影響があるので、エネルギーの確定は難しい。

木村、阪井 訳、KNOLL著“放射線計測ハンドブック、第2版” p. 497、日刊工業新聞社、東京（1991）

(6) O

註：100keV以下の低エネルギーX、 γ 線を検出する肺モニター用ホスウィッチ検出器は、NaI(Tl)とCsI(Tl)を組合せ、それぞれのシンチレータによる波形の違いを利用してバックグラウンドを減らすようにしたものである。 ^{239}Pu からは約13keV(15%)、 ^{241}Pu の娘核種 ^{241}Am からは約90keVの γ 線が放出される。

原子力安全技術センター、“内部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、p. 23、原子力安全技術センター、東京（1988）

Knoll著、木村、阪井訳、“放射線計測ハンドブック、第2版”、p. 347、日刊工業新聞社、東京（1991）

第2問 次の問に答えよ。

- (1) 個人被ばく管理用測定器のフィルムバッジとTLDバッジについて、それぞれ長所を3つ、短所を2つずつ記せ。
- (2) 床や器具の表面汚染検査の方法について記し、併せて当該検査法に使用できる測定器の種類を α 線用と β 線用について1種類ずつ記せ。

第2問解答例

(1) フィルムバッジ長所：データの保存性がよい、こわれにくい、小型軽量、フィルターで放射線の種類とエネルギーを判別できる、安価。集積線量測定用。

同上短所：繰り返し使用はできない、退行、カブリがある、方向性あり、現像に手間がかかる。

TLD長所：繰り返し使用ができる、温度に注意すれば退行は少ない、線質特性がよい。

生体等価のものは（低エネルギーでも過大なレスポンスがなく）個人線量計として適する。

高感度のものは数 $10\mu\text{Sv}$ から 100Sv の広範囲で直線性が保たれる。

同上短所：データの保存性がない、加熱の影響を受ける、素子ごとの感度が一定しない、ガラス封入素子はこわれやすい。

辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 158、日刊工業新聞社、東京（1989）

(2) 間接法（スミヤ法）と直接法（サーベイ法）がある。

スミヤ法は、直径約 2.5cm のおたまじやくし形の濾紙で検査対象を拭き取り、濾紙に付着した、遊離性の放射性汚染を測る。

註：日本工業標準調査会 審議、JIS Z 4504 “放射性表面汚染の測定方法”、日本規格協会（1993）

江藤ほか、“放射線の防護” p. 328、丸善、東京（1972）

直接測定法（サーベイ法）では、表面汚染検査用の α 線用サーベイメーターで表面を測る。 α 線用は、一般に計数率が低く、バックグラウンドも低いので、時間をかけて測るのが肝要である。また α 線検出器の窓は、 α 線の吸収が大きくなるように薄い材料で作ってあるので、取扱注意である。 α 線の飛程も考慮して、汚染源からの距離を短くとる必要がある。

サーベイ法は汚染検査用のサーベイメーターで、遊離性および固着性の汚染を同時に測る。

α 線用測定器：ZnSシンチレーションサーベイメーター

ガス充填型比例計数管式汚染検査計

β 線用測定器：大口徑GM管式表面汚染測定用サーベイメーター

ガス充填型比例計数管式汚染検査計

註：日本工業標準調査会 審議、JIS Z 4504 “放射性表面汚染の測定方法”、日本規格協会（1993）

原子力安全技術センター、“放射性表面汚染の測定・評価マニュアル”、原子力安全技術センター、東京（1988）

江藤ほか、“放射線の防護” p. 328、丸善、東京（1972）

原子力安全技術センター、“放射性表面汚染の測定・評価マニュアル”、原子力安全技術センター、東京（1988）

日本アイソトープ協会編、“ラジオアイソトープ講義と実習”、p. 320、丸善、東京（1975）

第3問 放射性廃棄物に関し、次の各文章のカッコ内に適切な語句を当てはめ文を完成せよ。

〔解答例〕 ①——測定効率

(1) 気体廃棄物の処理には、粒子状放射性物質に対して（ ① ）、放射性よう素に対して（ ② ）を使用してろ過、吸着捕集し、浄気して処理する。浄気後の排気は環境への影響をできるだけ少なくするため、（ ③ ）排気塔から放出される。

- (2) 液体廃棄物の処理法には、(④), (⑤), (⑥), 希釈法などがある。(④) は除染係数が $10^4 \sim 10^8$ 程度と高いが、設備費や処理費が高い。(⑤) は除染係数が $10^2 \sim 10^4$ 程度得られ、装置の取扱も簡単であるが、非放射性的の塩濃度の高いものは処理できない。(⑥) は除染係数が $10 \sim 10^2$ 程度と低い、大量の廃液処理が可能である。
- (3) 固体廃棄物は、可燃性廃棄物と不燃性廃棄物にわけ、可燃性廃棄物は (⑦) して減容するが、揮発性の放射性物質を含むものは不燃性廃棄物と同じ扱いとなる。不燃性廃棄物は (⑧) して減容する。
- (4) 使用済燃料の再処理から発生する高レベル廃棄物は現在最も確実な方法として (⑨) が試験されている。また、超ウラン元素等の長半減期核種の処理法として、原子炉、粒子加速器などを使用した (⑩) が検討されている。この方法は、長半減期核種を短半減期核種または安定核種にしようという試みである。

第3問解答例

- (1) ①HEPAフィルター ②活性炭フィルター ③モニターしながら
 (2) ④蒸発濃縮法 ⑤イオン交換法 ⑥凝集沈殿法
 (3) ⑦焼却 ⑧圧縮処理
 (4) ⑨ガラス固化 ⑩消滅処理

第4問 次の文章の 内に入る適当な語句を番号とともに記せ。

〔解答例〕 ⑪——放射性物質

放射線損傷は、生体が放射線を受けたのち、経時的に物理的変化、化学的変化、そして生物学的変化の過程を経て発現する。

物理的変化の過程では、放射線を受けた系（生体の一部又は全部）内に

① または ② の状態の分子（又は原子）を生成する。

化学的変化の過程では、これらの生成物が他の分子と反応して活性 ③ やラジカル等を生じ、分子的变化となって系は準安定な状態に達する。

生物学的変化の過程では、これらの分子的变化が損傷に進展するか、
④ するかは系の状態に左右されるが、損傷としては細胞分裂の
⑤ , 細胞 ⑥ , ⑦ 細胞の発現等が挙げられ、ある期間を
 経て症状が現われることがある。また、⑧ 細胞に誘発された ⑨
 は、次の世代に ⑩ 影響を与える可能性がある。

第4問解答例

①励起 ②電離 ③化合物 ④回復 ⑤遅延 ⑥死 ⑦変異 ⑧生殖
 ⑨遺伝子損傷 ⑩遺伝的

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 57、日刊工業新聞社、東京（1989）

第5問 次の事項について簡単に説明せよ。

- (1) 全身計数装置 (Whole-body Counter)
- (2) 預託線量当量
- (3) 実効半減期 (Effective Half-life)
- (4) RBE (Relative Biological Effectiveness)
- (5) 放射線による晩発障害

第5問解答例

(1) 全身計測装置：大型の放射線検出器と人体が入る遮蔽により、人体内の、 γ 線またはX線を放出する放射性物質を測る装置。内部被曝線量評価のための体外測定法のひとつで、全身の残留放射能を測定する。 γ 線放出核種に適する。体内分布の時間的変化も追跡できる。ただし、設備に費用がかかる。体内、体外の汚染を区別するため、シャワー設備等が必要である。

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 161、日刊工業新聞社、東京（1989）
 原子力安全技術センター、“内部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、p. 22、
 原子力安全技術センター、東京（1988）

(2) 預託線量当量：内部被曝において、ある量のある放射性物質を体内に1回摂取したとき、その後50年間に、ある組織または器官が被曝する線量当量。

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 43、日刊工業新聞社、東京（1989）
 原子力安全技術センター、“内部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、p. 73、
 原子力安全技術センター、東京（1988）

（3）実効半減期：体内の器官に沈着した放射性核種が、物理的過程（放射性壊変）および生物的過程（排せつ）の両方によって最初の量の半分に減少するまでの時間。3種の半減期の関係はつぎの式で与えられる。

$$\frac{1}{\text{物理的半減期}} + \frac{1}{\text{生物学的半減期}} = \frac{1}{\text{実効半減期}}$$

註：日本アイソトープ協会編、“ラジオアイソトープ講義と実習”、p. 245、丸善、東京（1975）

有効半減期ともいう。

辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 104、日刊工業新聞社、東京（1989）
 日本アイソトープ協会、“アイソトープ手帳”、p. 8、丸善、東京（1989）

（4）RBE：生物学的効果比。線質係数とほぼ等しい。吸収線量が同じでも、放射線の種類やLETによって生物学的効果に差があるので、これを区別するための数値。LETが極端に大きくなければ、LETが大きい放射線ほどRBEは大きくなる。

$$RBE = \frac{\text{ある効果を生じるのに必要な基準放射線の吸収線量}}{\text{同じ効果を生じるのに必要な試験放射線の吸収線量}}$$

基準放射線は、X線またはγ線（水中のLET $3 \text{ keV}/\mu\text{m}$ 、線量率 $0.1 \text{ Gy}/\text{min}$ ）、効果とは生物学的効果（染色体異常など）である。

註：日本アイソトープ協会編、“ラジオアイソトープ講義と実習”、p. 210、丸善、東京（1975）

（5）放射線による晩発障害：主に確率的障害で、被曝ののち長い潜伏期を経てあらわれる放射線障害。白血病、固形ガン、白内障などがある。

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 66、日刊工業新聞社、東京（1989）

4. 第25回核燃料取扱主任者試験問題解答例

4.1 第25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 以下の計算をせよ。結果は有効数字2桁まで記せ。

- (a) TBPをドデカンで希釈(有機相)し、2 M硝酸溶液(水相)間のU(VI)の分配比(有機相中のU(VI)濃度/水相中のU(VI)濃度)を計ったところ、10.0であった。いま、U(VI) 1.0×10^{-2} モルを含んだ2 M硝酸溶液 1000 mlに、このTBP—ドデカン溶液 100 mlを加えて、よく振り混ぜた。このとき有機相に移ったU(VI)のモル数を求めよ。ただし、両相は硝酸濃度に関して予め平衡に達しているものとする。
- (b) 定比組成の三酸化ウラン(UO_{3.00})の一定量を取り、水素気流中で加熱、還元して、定比組成の二酸化ウラン(UO_{2.00})とした。この反応中、生じた水蒸気のみをトラップに捕集したのち、200°C、1気圧として体積を測定したところ、500 mlであった。初めの三酸化ウランのモル数を求めよ。ただし、水蒸気は理想気体と考え、必要であれば気体定数を 8.2×10^{-2} l・気圧・K⁻¹・mol⁻¹ とおいて計算せよ。

第1問解答例

- (a) 有機相に移ったU(VI)のモル数をxとすると、分配比が10.0であることから、

$$(x/100) / \{ (1.0 \times 10^{-2} - x) / 1000 \} = 10.0$$

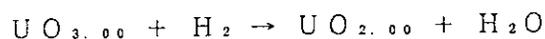
$$\therefore x = 5.0 \times 10^{-3}$$

答え 5.0×10^{-3} モル

[参考書の紹介]

- ・清瀬量平(訳)、“核燃料・材料の化学工学”(日刊工業新聞社、1984)
- ・I S U原子力情報リサーチグループ(編集)、“核燃料再処理”(アイ・エス・ユー株式会社、1977)

- (b) この反応は、下式で表わされる。



反応前の三酸化ウランのモル数は、反応で生じる水蒸気のモル数に等しい。したがって、水蒸気のモル数(三酸化ウランのモル数)をnとすると、理想気体の状態方程式により、

$$n = PV / (RT)$$

$$= 1 \times 0.5 / \{ 8.2 \times 10^{-2} \times (200 + 273) \}$$

$$= 0.0128 \dots$$

答え 1.3×10^{-2} モル

[参考書の紹介]

・菅野昌義、"原子炉燃料" (東京大学出版会、1976)

第2問 次の文章中の空欄の部分に記入すべき語句、化学式、あるいは数値を記号とともに記せ。ただし、 と には、酸化、あるいは還元のうちいずれかの語句を記入せよ。

[解答例] ⑪ U_3O_8

(a) トリウムの一窒化物には と の二つがある。このうち は 組成の化合物で電気伝導率も低く、 結晶と考えられる。

ウランの一窒化物では と U_2N_3 の二つがよく知られている。そのほかに、 を合成したという報告もあるが、N/U原子比として1.84程度以上の窒素を含んだ化合物は得られず、この相の存在は確認されていない。

U_2N_3 には α 相と β 相の2相がある。 α 相の結晶系は 晶系で、N/U原子比が1.54から1.75位までにわたる広い不定比領域がある。ネプツニウム、プルトニウム、アメリシウムのように原子番号が大きな元素では、窒素/金属の原子比が の窒化物のみが得られる。

アクチノイドの一窒化物 (MN, Mはアクチノイド) の製法には大別して二つのものがある。一つは あるいは水素化物を加熱し、ここに窒素あるいはアンモニアを流して反応させる方法である。もう一つは、酸化物と の混合物を高温に加熱し、ここに窒素あるいはアンモニアを流して反応させる方法である。

(b) 重ウラン酸アンモニウム ($(NH_4)_2U_2O_7$) を空气中 $500^\circ C$ に加熱すれば が得られる。

二酸化ウランを空气中で次第に温度を上げていけば、 $200^\circ C$ ぐらいから による重量の増加がはじまる。昇温速度を一定に保ち、重量増加を温度に対してプロットしてみると、 200 から $400^\circ C$ の間に 相の生成による重量増加の停滞がみられる。温度をさらに上げ、 700 から $800^\circ C$ とすれば、化学式が のように表わされる酸化物になる。これを二酸化ウランに するには、 あるいは のようなガス気流中で加熱すればよい。

二酸化ウランをアルカリ金属あるいは 金属のような陽性金属と高温で加熱すれば、金属ウランが得られる。もっとも、この方法では二酸化ウランよりも、 を出発物質とした方が効率が良い。金属ウランを得るのに、別のよく用いられる方法は、 法である。

第2問解答例

- | | |
|---------------------------------|----------------------------------|
| (a) ① ThN | ② Th ₃ N ₄ |
| ③ 定比 | ④ イオン |
| ⑤ UN | ⑥ UN ₂ |
| ⑦ 体心立方 | ⑧ 1 |
| ⑨ 金属 | ⑩ 炭素 |
| (b) ⑪ UO ₃ | ⑫ 酸化 |
| ⑬ U ₃ O ₇ | ⑭ U ₃ O ₈ |
| ⑮ 還元 | ⑯ 真空中 |
| ⑰ H ₂ | ⑰ アルカリ土類 |
| ⑱ UF ₄ | ⑱ 熔融塩電解 |

[参考書の紹介]

- ・菅野昌義、“原子炉燃料”（東京大学出版会、1976）
- ・長谷川正義、三島良績（監修）、“原子炉材料ハンドブック”（日刊工業新聞社、1977）

第3問 次の文章中の空欄の部分に記入すべき語句、記号または数値を記せ。

〔解答例〕 ①核反応断面積

(1) アクチノイドは、原子番号 89 の を起点として、以下、原子番号順に , , , , , , Cm, Bk, Cf, Es, Fm, Md, No, Lr の 15 元素から構成されるが、核燃料としては , , などを含む物質が用いられる。アクチノイドの電子構造は、ランタノイドのような f 電子逐次充填系列を形成せず、5f, , 7s 電子から構成され、この電子構造を反映して磁気的には , 原子価については , イオン半径については , などの特性を示す。また、アクチノイド微粉末は、 であるため、その取り扱いに注意が必要である。

(2) および の融点は、, , 室温における結晶構造は、, であるが、商用炉で利用されている二酸

化ウラン燃料の融点は、， によって異なり、ほぼ
，結晶構造はである。

第3問解答例

- | | |
|------------------|------------|
| (1) ① A c | ② T h |
| ③ P a | ④ U |
| ⑤ N p | ⑥ P u |
| ⑦ A m | ⑧ 6 d |
| ⑨ 常磁性 | ⑩ 3～7 価 |
| ⑪ アクチノイド収縮 | ⑫ 発火性 |
| (2) ⑬ 1 1 3 2 °C | ⑭ 6 4 0 °C |
| ⑮ 斜方晶 | ⑯ 単斜晶 |
| ⑰ O/U 比 | ⑱ 微量の不純物 |
| ⑲ 2 8 5 0 °C | ⑳ 面心立方晶 |

[参考書の紹介]

- ・菅野昌義、“原子炉燃料”（東京大学出版会、1976）
- ・極限燃料技術研究専門委員会（編集）、“核燃料工学 —現状と展望—”（(社)日本原子力学会、1993）
- ・内藤奎爾、“原子炉化学 上、下”（東京大学出版会、1978）

第4問 二酸化ウランにおいて、その不定比性が固体物性におよぼす影響について

300字程度で説明せよ。

第4問解答例

融点は、O/U比が2.00から増加しても減少しても、低下する。熱伝導度は、O/U比が2.00から増加すると、過剰酸素がフォノンによる熱の伝導を妨げるために、著しく低下する。O/U比が2.08では、2.00の場合の約50%である。O/U比が1.9～2.00の範囲では、熱伝導度には顕著な差がないとされている。機械的特性については、O/U比が2.00から増加すると、縦弾性係数は減少し、曲げ強さは増加する。クリープ速度は、O/U比が2.001から2.01に増加すると数倍に増加し、2.001から2.1に増加すると数10倍に増加する。

[参考書の紹介]

- ・菅野昌義、“原子炉燃料”（東京大学出版会、1976）
- ・極限燃料技術研究専門委員会（編集）、“核燃料工学 —現状と展望—”（(社)日本原子力学会、1993）
- ・軽水炉燃料のふるまい編集委員会（編集）、“軽水炉燃料のふるまい”（(財)原子力安全研究協会、1990）

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) 酸素ポテンシャル
 (2) 水素化ウラン
 (3) FPガス

- (4) 焼きしまり
 (5) 照射クリープ

第5問解答例

(1) 酸素ポテンシャル

酸素ポテンシャルとは、 $RT \ln(p_{O_2}/p^{\circ}_{O_2})$ で定義される。ここで、 R : ガス定数、 T : 絶対温度、 p_{O_2} : 酸素分圧 (MPa or atm)、 $p^{\circ}_{O_2}$: 標準状態の酸素圧 (0.101MPa or 1atm) である。熱力学的には、ある元素が酸化物になるにはある一定の酸素ポテンシャルが必要である。酸化物燃料においては、酸素ポテンシャルに応じて、燃料、核分裂生成物、被覆管などが核分裂により解き放たれる酸素と結合するので、酸素ポテンシャルはそれらの化学形を知るうえで重要な指標である。

[参考書の紹介]

- ・ 極限燃料技術研究専門委員会 (編集)、"核燃料工学 - 現状と展望 -" ((社)日本原子力学会、1993)
- ・ 軽水炉燃料のふるまい編集委員会 (編集)、"軽水炉燃料のふるまい" ((財)原子力安全研究協会、1990)

(2) 水素化ウラン

水素化ウランとしては、 100°C 以上で生成する $\beta\text{-UH}_3$ と低温型の $\alpha\text{-UH}_3$ の2つが知られている。 $\beta\text{-UH}_3$ の比容積は $\alpha\text{-UH}_3$ の1.77倍であり、金属ウランが水素化ウランになると著しい体積膨張を示す。水素化ウランは、室温では極めて低い平衡水素圧を有し、数 100°C においては比較的高い平衡水素圧を有するので、水素の一時貯蔵材料として優れている。とくに、トリチウム生産プロセスにおけるトリチウム吸蔵・精製材料として、また、核融合炉燃料サイクルにおけるトリチウム貯蔵材料として検討されている。

[参考書の紹介]

- ・ 菅野昌義、"原子炉燃料" (東京大学出版会、1976)
- ・ 極限燃料技術研究専門委員会 (編集)、"核燃料工学 - 現状と展望 -" ((社)日本原子力学会、1993)

(3) FPガス

核分裂生成物 (fission product, FP) のうち、核分裂収率約25%であるXe、Krなどの希ガスをFPガスと呼ぶ。これら希ガスは化学的に不活性であり、マトリックスに対する溶解度が小さいので、気孔として成長したり、拡散して結晶粒界に気泡として析出する。粒界気泡は、成長、連結してトンネルを形成し、FPガスはこのトンネルを通過して燃料ペレットから放出される。FPガスの放出は、ペレット-被覆管のギャップ熱伝達率を低下させる。また、マトリックス中のFPガスおよび粒界気泡は、燃料のスエリングの要因の1つである。

[参考書の紹介]

- ・極限燃料技術研究専門委員会(編集)、“核燃料工学 -現状と展望-”(社)日本原子力学会、1993)
- ・軽水炉燃料のふるまい編集委員会(編集)、“軽水炉燃料のふるまい”(財)原子力安全研究協会、1990)

(4) 焼きしまり

照射中に燃料ペレットが収縮する現象を焼きしまりという。燃料を照射すると、核分裂のために燃料中の格子欠陥が増大し、燃料構成原子の自己拡散の促進およびそれに伴う焼結の促進、気孔の収縮・消滅など起き、これらが焼きしまりの原因と考えられている。焼きしまりにより、線出力密度の増大、軸方向ギャップの形成による出力スパイク、軸方向ギャップ部での被覆管のつぶれ、ペレット-被覆管ギャップの増大などが引き起こされる。焼きしまりの程度は、1700℃、24時間の炉外加熱による熱的焼きしまりの測定により評価できる。

[参考書の紹介]

- ・軽水炉燃料のふるまい編集委員会(編集)、“軽水炉燃料のふるまい”(財)原子力安全研究協会、1990)
- ・長谷川正義、三島良績(監修)、“原子炉材料ハンドブック”(日刊工業新聞社、1977)

(5) 照射クリープ

照射下におけるクリープ速度は炉外における値よりも増大する。熱クリープが起こらないような1000℃以下の低温においては、熱中性子束および応力に比例し、ほとんど温度に依存しないクリープ速度を示す。これを照射誘起クリープ(irradiation induced creep)という。また、熱クリープが起こる高温においては、照射下におけるクリープ速度は炉外における値よりも大きく、これを照射加速クリープ(irradiation enhanced creep)という。

[参考書の紹介]

- ・極限燃料技術研究専門委員会(編集)、“核燃料工学 -現状と展望-”(社)日本原子力学会、1993)
- ・軽水炉燃料のふるまい編集委員会(編集)、“軽水炉燃料のふるまい”(財)原子力安全研究協会、1990)

4.2 第25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 軽水炉燃料の加工は、大別して再転換工程、 UO_2 ペレット製造工程、被覆管等加工工程、燃料棒組立て工程及び燃料集合体組立て工程から成る。各工程について以下の問に答えよ。

- (1) UF_6 から UO_2 への再転換工程において、湿式法及び乾式法を1例ずつ挙げ、それぞれの概要を簡単に説明せよ。
- (2) UO_2 ペレットの製造において、 UO_2 原料粉末の比表面積とペレット焼結密度との関係について述べよ。
- (3) ジルカロイ被覆管の検査に関わる F_n 値について説明せよ。
- (4) 燃料棒及び燃料集合体組立て工程について、次の文の空欄をうめよ。

〔解答例〕 ⑩—軽水炉

燃料棒の組立て工程においては、所定の個数の UO_2 ペレットを1本の燃料棒に装填するスタック長に並べ、この全長と ① を測定した後、これらを下部端栓を溶接している燃料被覆管に挿入する。ペレット挿入後、真空中で ② した後、③、ゲッター等を装填したうえで、上部端栓を ④ 溶接する。

燃料集合体の組立て工程は、BWRとPWRとで大きく異なっている。BWRでは、スペーサーを取り付けた ⑤ を下部タイプレートに差込み、スペーサーを通して燃料棒を取り付ける。次に、燃料棒上部に ⑥ を付けた後、上部タイプレートをはめ込む。PWRでは、⑦、計装用シンプル、グリッド及び上下のノズルで ⑧ を組立て、これに燃料棒を挿入する。

第1問解答例

(1) 湿式法：炭酸ウラニルアンモニウム法（ACU法）

UF_6 、 CO_2 、 NH_3 ガスを水中で反応させ、炭酸ウラニルアンモニウム（ $(NH_4)_4UO_2(CO_3)_3$ 、ACU）を沈殿させた後、流動層中で水蒸気、水素と反応させて UO_2 を得る。

湿式法：重ウラン酸アンモニウム法（ADU法）

UF_6 を水に溶解し加水分解により UO_2F_2 とした後にアンモニアを添加し、重ウラン酸アンモニウム（ $(NH_4)_2U_2O_7$ ）を沈殿させ、水素により還元して UO_2 を得る。

乾式法：IDR法 (integral dryway route, IDR)

UF₆に水蒸気を混ぜ、帯状に温度制御をした傾斜ロータリーキルンに通し、これに水素を向流させて、直接UO₂に転換する。

[参考書の紹介]

- ・内藤奎爾（監訳）、“燃料サイクル〔上〕、〔下〕”（筑摩書房、1987）
- ・清瀬量平（訳）、“核燃料・材料の化学工学”（日刊工業新聞社、1984）

- (2) 比表面積の大きい粉末は、高い焼結密度を得ることができる。微粉状といわれている比表面積 8 m²/g程度のもは、化学的に活性であり酸化されやすいために、O/U比は2.1と大きい、活性であるため焼結温度1500℃以下で95%TDの焼結体を得られる。粗粉状といわれている比表面積 2 m²/g程度のもは、不活性で酸化されにくいためにO/U比は2.01と低いが、95%TDの焼結体を得るためには1700℃以上の高温が必要である。UO₂ペレットの製造においては、微粉状と粗粉状の中間のセラミック用と言われているものが用いられる。

[参考書の紹介]

- ・菅野昌義、“原子炉燃料”（東京大学出版会、1976）
- ・内藤奎爾（監訳）、“燃料サイクル〔上〕、〔下〕”（筑摩書房、1987）

- (3) ジルカロイが炉内で徐々に水素を吸収し、ジルコニウム水素化物として析出する際の析出方位の指標であり、オートクレーブによる高温高圧水中での腐食試験後の金相観察に基づき次式により定義される。

$$F_n \text{ 値} = \frac{\text{(管半径方向に対し} 40^\circ \text{以内の角度を持つ水素化物の数)}}{\text{(観察した水素化物の総数)}}$$

ジルカロイは六方晶であり、加工の方法によって結晶の方位が特定の方向に集中する傾向がある。一方、ジルコニウム水素化物は、無応力状態ではC軸に対し直角に近い粒界に優先析出する傾向がある。通産省令では、F_n値を0.45以下と規定している。

[参考書の紹介]

- ・軽水炉燃料のふるまい編集委員会（編集）、“軽水炉燃料のふるまい”（(財)原子力安全研究協会、1990）

- | | |
|-------------|------------|
| (4) ① 重量 | ② 乾燥 |
| ③ プレナムスプリング | ④ ヘリウムガス中で |
| ⑤ ウォータロッド | ⑥ 膨張スプリング |
| ⑦ 制御棒案内シンプル | ⑧ 支持骨格 |

[参考書の紹介]

- ・軽水炉燃料のふるまい編集委員会（編集）、“軽水炉燃料のふるまい”（(財)原子力安全研究協会、1990）
- ・長谷川正義、三島良績（監修）、“原子炉材料ハンドブック”（日刊工業新聞社、1977）

第2問 核物質の非破壊分析 (NDA: Non-Destructive Assay) について以下の問に答えよ。

- (1) 非破壊分析は、アクティブ法とパッシブ法に大別される。それぞれの特徴を簡単に説明せよ。
- (2) パッシブ法で一般に使用される使用済燃料検認装置 (SFAT: Spent Fuel Attribute Tester) について説明せよ。
- (3) 次の文は、非破壊分析で使用される中性子照射用の3つの中性子源を説明したものである。文中の に最適な語句をイ、ロ、ハそれぞれの文の下から選んで記せ。

〔解答例〕 ①-p

イ. (γ, n) 反応を利用するフォトン中性子源は ^{226}Rn などから放射する高エネルギーガンマ線を ① または ② ターゲットに照射する。発生する中性子エネルギーは比較的 ③ ので、核分裂で放出される中性子と容易に区別できる。

a ^{10}B , b ^9Be , c ^2H , d ^7Li , e 高い, f 低い

ロ. (α, n) 反応を利用する α -n 中性子源は ④ -Li で代表される。線源から放出される中性子と試料の核分裂で放出される ⑤ を区別するために、 ⑥ のような同時計数法を利用して核分裂中性子のみを検出する。

g ^{237}Np , h ^{241}Pu , i ^{241}Am , j 即発中性子, k ガンマ線,

l 遅発中性子, m HLNC (High-Level Neutron Coincidence Counter),

n MCA (Multi-Channel Analyzer), o ホウ素電離箱

ハ. 自発核分裂中性子源には ⑦ が一般に使われる。 ⑦ は、平均中性子エネルギーが ⑧, 中性子放出率が ⑨ であるため、遮蔽が必要である。この場合、試料の核分裂で放出される ⑩ を測定し、全核分裂性物質質量を求める。

p ^{242}Cm , q ^{252}Cf , r ^{253}Es , s 0.67 MeV, t 1.8 MeV,

u 2.3 MeV, v 2.3×10^4 n/s/g, w 2.3×10^8 n/s/g,

x 2.3×10^{12} n/s/g, y 即発中性子, z 遅発中性子

第2問解答例

(1) アクティブ法では、中性子線や γ 線を試料に照射して核反応をおこさせ、その核反応によって発生する即発中性子、遅発中性子、 γ 線などを測定する。

パッシブ法では、核物質中に含まれている特定の核種がその放射性崩壊によって発する放射線を検出する。検出する放射線は、多くの場合 γ 線と自発核分裂に

伴う中性子線であり、場合によって α 線による発熱量を測定（カロリメトリ）することもある。

[参考書の紹介]

- ・鈴木篤之、清瀬量平、“核燃料サイクル工学”（日刊工業新聞社、1981）
- ・（財）核物質管理センター（編集）、“保障措置用語の概念の解説”（（財）核物質管理センター、1990）

(2) 水中に貯蔵されている使用済みの燃料集合体を移動することなく、貯蔵状態のままにその集合体からの ^{137}Cs または ^{144}Pr の γ 線を測定し、使用済み燃料であることを確認するものである。装置の構成は、円筒状の鉛遮蔽の中にNaI(Tl)検出器を固定し、その先端に直径2～3cm、長さ1.5～2mの空気の入ったパイプを取り付けたものである。これをプール内に沈めて集合体の上に置き、集合体からの γ 線を測定する。このとき、パイプ中の空気が水中でコリメータの役割を果たす。

(3)

イ	①	b	②	c	③	f		
ロ	④	i	⑤	j	⑥	m		
ハ	⑦	q	⑧	u	⑨	x	⑩	z

(注) 問題文 イ. の「 ^{226}Rn 」は誤りで、正しくは「 ^{226}Ra 」であると考えられる。

[参考書の紹介]

- ・石樽頭吉、他（編集）、“放射線応用技術ハンドブック”（朝倉書店、1990）
- ・日本アイソトープ協会（編集）、“アイソトープ便覧 改定3版”（丸善、1984）

第3問 次の再処理に関する文中の誤りを指摘し、その理由を簡単に説明せよ。

- (1) 再処理施設における臨界事故は、膨大なエネルギーが瞬時に放出され、その破壊力により重大な災害を招きうるので、臨界の生じうる場所は破壊力に耐えられるような堅牢な構造としなければならない。
- (2) Puの溶媒抽出工程において、Pu濃度を管理することは臨界防止上から重要であり、Puストリップ液として供給する希硝酸の流量が異常に増加すると、工程内のPu濃度が上昇して臨界を招く可能性が生じるので、流量計には警報を設けている。
- (3) 使用済燃料の再処理におけるせん断・溶解工程で発生するKr-85は半減期が長く、環境において生態系を通じて濃縮されて内部被ばくの原因となりうるので、Kr回収技術を開発している。

(4) 使用済燃料の再処理における蒸発工程において、過去において TBP 等の錯体を含む有機溶媒の急激な分解反応による爆発が生じたことがあり、蒸発缶内への有機溶媒の流入を防ぐことのみにより防止可能であり、よって嚴重な流入防止対策が施されている。

(5) 再処理施設に用いられる材料として、オーステナイト系ステンレス鋼が中心となっており、溶接等により加熱されるとステンレス鋼中の炭素がクロムと結合して炭化物を形成し、粒界に析出してクロム欠乏層が生成され、腐食速度を抑える効果があるので、よってオーステナイト系ステンレス鋼中の炭素濃度の高いものを用いるようにしている。

第3問解答例

(1) 誤り：臨界の生じうる場所は破壊力に耐えられるような堅牢な構造

臨界にならないようにしなければならない。その方法としては、装置、容器などの形状・寸法および配列を制限する形状寸法制限法、溶液中の濃度を制限する濃度制限法、溶液の体積を制限する体積制限法、核燃料物質の量を制限する質量制限法、中性子吸収材を用いる中性子吸収材法、などがある。

[参考書の紹介]

- ・鈴木篤之、清瀬量平、"核燃料サイクル工学"（日刊工業新聞社、1981）
- ・I S U 原子力情報リサーチグループ（編集）、"核燃料再処理"（アイ・エス・ユー株式会社、1977）
- ・内藤奎爾（監訳）、"燃料サイクル [上]、[下]"（筑摩書房、1987）

(2) 誤り：希硝酸の流量が異常に増加すると

希硝酸の流量が異常に減少すると水相中の Pu 濃度が高くなり、工程内の Pu 濃度が上昇し臨界を招く可能性が生じる。流量計には警報を設けるとともに、形状寸法制限法により、臨界安全管理を実施している。

[参考書の紹介]

- ・鈴木篤之、清瀬量平、"核燃料サイクル工学"（日刊工業新聞社、1981）
- ・I S U 原子力情報リサーチグループ（編集）、"核燃料再処理"（アイ・エス・ユー株式会社、1977）
- ・内藤奎爾（監訳）、"燃料サイクル [上]、[下]"（筑摩書房、1987）

(3) 誤り：環境において生態系を通じて濃縮されて内部被曝の原因となりうるので

半減期 10.7 年の Kr-85 は希ガスであり不活性であるので、生態系を通じて濃縮されることはない。大気中に存在する Kr-85 は、外部被曝の原因となる。

[参考書の紹介]

- ・山本 寛（編集）、”原子力化学工学”（日刊工業新聞社、1976）
- ・鈴木篤之、清瀬量平、”核燃料サイクル工学”（日刊工業新聞社、1981）

(4) 誤り：蒸発缶内への有機溶媒の流入を防ぐことのみにより防止可能であり、デカンター、希釈剤洗浄器もしくはスチームストリッパーを設けるとともに、缶内温度を135℃以下に維持されるようにスチーム温度が設定され、温度を常時監視している。

[参考書の紹介]

- ・ISU原子力情報リサーチグループ（編集）、”核燃料再処理”（アイ・エス・ユー株式会社、1977）

(5) 誤り：腐食速度を抑える効果があるので、・・・・炭素濃度の高いものをクロム欠乏層の生成により、不動態被膜の破壊、活性化になるため、腐食速度は速くなる。それゆえ、炭素濃度の低いものを用いるようにしている。

[参考書の紹介]

- ・長谷川正義、三島良績（監修）、”原子炉材料ハンドブック”（日刊工業新聞社、1977）

第4問 放射性廃棄物の処理について、次の事項について簡単に説明せよ。

- (1) 放射性固体廃棄物の処理について、処理の対象となる廃棄物の具体例及びその処理方法を1例あげ、その内容を説明せよ。
- (2) 放射性液体廃棄物の処理について、処理の対象となる廃棄物の具体例及びその処理方法を2例ずつあげ、その内容を説明せよ。
- (3) 上記の(2)において処理されたものを更に安定な形態とするために固化するが、処理の対象となる廃棄物の具体例及びその処理方法を2例ずつあげ、その内容を説明せよ。

第4問解答例

- (1) ウェス、ティッシュ、その他可燃性廃棄物
焼却処理する。排ガス処理はセラミックフィルター、HEPAフィルターを通して行なう。

[参考書の紹介]

- ・角谷省三、石原健彦(編集)、“放射性廃棄物管理ガイドブック”(日本原子力産業会議、1988)
- ・鈴木篤之、清瀬量平、“核燃料サイクル工学”(日刊工業新聞社、1981)

(2) 再処理プロセスにおける使用済燃料中のFPの大部分が含まれている抽出廃液を蒸発処理する。放射性廃液を蒸発缶に送り加熱し、不揮発性の成分を濃縮する。高レベル廃液となる。

再処理プロセスにおける廃ガス処理、除染などに伴う廃液

凝集沈殿処理する。放射性廃液に各種の化学薬品を加えて沈殿を作り、この沈殿中に放射性核種を吸着、吸蔵によってとり込む。

[参考書の紹介]

- ・角谷省三、石原健彦(編集)、“放射性廃棄物管理ガイドブック”(日本原子力産業会議、1988)
- ・山本 寛(編集)、“原子力化学工学”(日刊工業新聞社、1976)

(3) 高レベル廃液のガラス固化法

固化体に要求される特性としては、放射線に対する安定性、熱的安定性、機械的安定性、および化学的安定性に優れていることであり、ホウケイ酸ガラスが選択されている。現在、実用化されている方法は、液体供給式直接通電式セラミックメルト法(LFCM法)と廃液をロータリーキルン等で仮焼し、金属製高周波外部加熱炉で熔融する方法(AVM法)である。

中・低レベル液体廃棄物(中・低放射性廃液の蒸発処理による濃縮液など)のアスファルト固化法

150℃程度に加熱されたアスファルトと含水廃棄物を蒸発装置内で混合すると、水分が蒸発し、廃液中の固形分がアスファルトと均一に混合し、これを冷却すると均一な固化体が生成する。アスファルト固化は、セメント固化に比べて、減容性に優れている。

[参考書の紹介]

- ・角谷省三、石原健彦(編集)、“放射性廃棄物管理ガイドブック”(日本原子力産業会議、1988)
- ・内藤奎爾(監訳)、“燃料サイクル[上]、[下]”(筑摩書房、1987)

第5問 核燃料物質の取扱い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) キャニスタ (Canister)

(2) 固体FPによる燃料のスエリング (Swelling)

- (3) 環状形パルスカラム
- (4) 消滅処理
- (5) 放射性廃棄物処分におけるベントナイト

第5問解答例

(1) キャニスタ (Canister)

高レベル廃液の固化体のバリア特性を維持するために、固化体はステンレス鋼製容器に封入されるが、この容器のことをキャニスタという。ガラス固化体の体積は、使用済み燃料1kgあたり0.11程度であり、キャニスタ1本分がほぼ使用済み燃料1トンに対応する。

[参考書の紹介]

- ・角谷省三、石原健彦(編集)、“放射性廃棄物管理ガイドブック”(日本原子力産業会議、1988)
- ・内藤奎爾(監訳)、“燃料サイクル[上]、[下]”(筑摩書房、1987)

(2) 固体FPによる燃料のスエリング (Swelling)

FPは、Xe、Krなどのガス状のFPと固体FPとに分類され、それぞれ燃料のスエリング、すなわち燃料の体積増加 $((V-V_0)/V_0)$ の要因である。固体FPの燃料中での化学的挙動としては、希土類元素のように燃料中に固溶するもの、Mo、Tc、Ru、Rh、Pdのように金属析出物を形成するもの、アルカリ土類元素を含む酸化物析出物を形成するもの等に大きく分けられる。これら各相の体積と核分裂収率とから固体FPによる燃料のスエリングが求められるが、Cs、I、Te等の化学形は酸素ポテンシャルに強く依存することなどから単純には計算できず、信頼性の高いモデルは開発されていない。

[参考書の紹介]

- ・極限燃料技術研究専門委員会(編集)、“核燃料工学—現状と展望—”(社)日本原子力学会、1993)
- ・軽水炉燃料のふるまい編集委員会(編集)、“軽水炉燃料のふるまい”(財)原子力安全研究協会、1990)

(3) 環状形パルスカラム

パルスカラムは、目皿板またはじゃま板を多数内蔵する塔状の抽出装置である。塔の上部から水溶液、下部から有機溶媒をそれぞれ供給し、塔の下部から与える脈動により液を粒子化して抽出を促進する。大型の抽出装置、プルトニウム量の多い燃料の再処理には、臨界安全性を考慮して、装置の形状を円柱状から環状にした、環状パルスカラムが開発されている。

[参考書の紹介]

- ・内藤奎爾(監訳)、“燃料サイクル[上]、[下]”(筑摩書房、1987)
- ・鈴木篤之、清瀬量平、“核燃料サイクル工学”(日刊工業新聞社、1981)

(4) 消滅処理

消滅処理とは、核反応を利用して長半減期核種を短半減期核種または安定核種に変換するものである。長半減期核種を消滅処理できれば、放射性廃棄物管理上、きわめて有益である。対象核種としては、Np、Pu、Am、Cm等の超ウラン元素、 ^{99}Tc 、 ^{129}I 等の長寿命核分裂生成物が挙げられる。消滅処理を行うためには、その前提として個々の性質に基づいたいくつかの核種の群に分けるプロセス、群分離が必要である。消滅処理の方法としては、原子炉を利用する方法、加速器を利用する方法等が検討されている。

[参考書の紹介]

- ・内藤奎爾、“原子炉化学 上、下”（東京大学出版会、1978）
- ・角谷省三、石原健彦（編集）、“放射性廃棄物管理ガイドブック”（日本原子力産業会議、1988）
- ・極限燃料技術研究専門委員会（編集）、“核燃料工学 -現状と展望-”（(社)日本原子力学会、1993）

(5) 放射性廃棄物処分におけるベントナイト

ベントナイト（粘土の1種）は、低い透水性および高い陽イオン交換容量を持っているので、放射性廃棄物の地層処分におけるキャニスタ周囲の緩衝材に適している。ベントナイトは、廃棄物固化体への水の侵入を防ぐとともに、浸出した放射性核種を吸着する。また、ベントナイトは、十分な塑性を持っているので、キャニスタが設置されている岩体の少々の動きに対しては、それを吸収することができる。

[参考書の紹介]

- ・内藤奎爾（監訳）、“燃料サイクル [上]、[下]”（筑摩書房、1987）
- ・角谷省三、石原健彦（編集）、“放射性廃棄物管理ガイドブック”（日本原子力産業会議、1988）

4.3 第25回核燃料取扱主任者試験 放射線の測定および放射線障害の防止に関する技術

第1問 次の各問について、それぞれ正しい答えを1つだけ選べ。

〔解答例〕 (6)——⑦

- (1) 次の用語のうち、バイオアッセイ法による内部被ばく線量の評価に直接関係のない用語はどれか。
 ① 残留関数 ② 排泄率 ③ 呼吸率 ④ 崩壊定数 ⑤ 摂取経路
- (2) 液体シンチレーションカウンタにより測定する場合に問題となるクエンチングについて、クエンチャーに該当しないものはどれか。
 ① 化学薬品 ② 温度 ③ 酸素 ④ 着色 ⑤ 溶質濃度
- (3) 次の自然放射性核種のうち実効線量当量に最も大きく寄与するものはどれか。
 ① ^{14}C ② ^{40}K ③ ^{87}Rb ④ ^{232}Th 系列核種 ⑤ ^{238}U 系列核種
- (4) 次の測定対象と検出器の組み合わせのうち、適切でないものはどれか。
 ① アルファ線エネルギー測定——グリッド電離箱
 ② ガンマ線スペクトル測定——Ge (Li) 半導体
 ③ 医療診断用ガンマカメラ——ビスマスゲルマネート (BGO)
 ④ トリチウム表面汚染測定——端窓型 GM 計数管
 ⑤ 低エネルギーガンマ線スペクトル測定——Si (Li) 半導体
- (5) 次の量と次元の組み合わせのうち、誤りのあるものはどれか。ただし、Eはエネルギー、Mは質量、Lは長さ、Tは時間の次元を表すものとする。
 ① エネルギーフルエンス率—— $E \cdot L^{-2} \cdot T^{-1}$
 ② 質量吸収係数—— $M^{-1} \cdot L^{-2}$
 ③ LET—— $E \cdot L^{-1}$
 ④ 吸収線量—— $E \cdot M^{-1}$
 ⑤ 崩壊定数—— T^{-1}

第1問解答例

(1) ③呼吸率

註：1回の摂取で単位量あたり、1日あたり、全排せつ系を通じて排せつされる割合を排せつ率、全身に残留する割合を残留関数という。

原子力安全技術センター、“内部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、p. 105、原子力安全技術センター、東京（1988）

(2) ②温度

註：クエンチングには、濃度クエンチング、酸素クエンチング、化学クエンチング、着色クエンチングがある。

石河寛明、“最新液体シンチレーション測定法”、南山堂、東京（1992）

(3) ⑤ ^{238}U 系列核種

註：第23回第1問解答参照

草間朋子、別所遊子、太田勝正、甲斐倫明、“放射線防護の考え方”、p. 89、日刊工業新聞社、東京（1990）

日本アイソトープ協会、“アイソトープ手帳”、p. 131、丸善、東京（1989）

(4) ④トリチウム表面汚染測定 - 端窓型GM計数管

註：トリチウムの β 線はエネルギーがきわめて低い（約19keV）ため、GM管の窓で吸収され、測定できない。BGOは、NaIの進歩したもの、と思えばよい。

(5) ②質量吸収係数 - $\text{M}^{-1} \cdot \text{L}^{-2}$

註：

$$\text{質量吸収係数} = \frac{\text{線吸収係数} (\text{cm}^{-1})}{\text{密度} (\text{g}/\text{cm}^{-3})} = \text{L}^{-1} \times \text{L}^3 \cdot \text{M}^{-1} = \text{L}^2 \cdot \text{M}^{-1}$$

第2問 作業室床をスミア法により汚染検査したところ、全域にわたって ^{137}Cs による一様な汚染が検出された。採取したスミア試料を計数効率10%、自然計数率が0.6 cpsのGM検出器でベータ線測定したところ、55.6 cpsであった。スミア試料の拭き取り面積 100 cm^2 、拭き取り効率50%及びスミア試料の自己吸収率を50%としたとき、次の問について計算過程を示して答えよ。

- (1) 作業室床の表面密度 (Bq/cm^2) を求めよ。ただし、数え落としの補正は必要ない。

(2) 作業室床を除染しようとするとき、作業室内の空气中放射能濃度を求めよ。
ただし、除染作業による再浮遊係数を $5 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ とする。

(3) 除染作業を行う者の呼吸する空气中の放射能濃度を空气中濃度限度の100分の1以下にするためには、防護係数 $(= \frac{\text{作業環境中放射能濃度}}{\text{吸気中放射能濃度}})$ いくつ以上の呼吸保護具を着用させる必要があるか。ただし、 ^{137}Cs の空气中濃度限度は $2 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$ とする。

第2問解答例

(1)

$$\begin{aligned} \text{表面汚染密度 (Bq/cm}^2\text{)} &= \frac{\text{計数率 (cpm)} - \text{自然計数率 (cpm)}}{100 \times \text{拭き取り効率} \times \text{計数効率} \times \text{自己吸収率}} \\ &= \frac{55.6 \text{ (cpm)} - 0.6 \text{ (cpm)}}{100 \times 0.5 \times 0.1 \times 0.5} \\ &= 22 \text{ (Bq/cm}^2\text{)} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{(2) 表面汚染密度 (Bq/cm}^2\text{)} \times \text{再浮遊計数} \\ &= 22 \text{ (Bq/cm}^2\text{)} \times (5 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}) \\ &= 1.1 \times 10^{-3} \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{(3) 防護係数} \\ &= \text{空气中放射能濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \div \text{吸気中放射能濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ &= \{1.1 \times 10^{-3} \text{ (Bq/cm}^3\text{)}\} \div \{2 \times 10^{-3} \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \times 10^{-2}\} \\ &= 55 \end{aligned}$$

註：日本工業標準調査会 審議、JIS Z 4504 “放射性表面汚染の測定方法”、日本規格協会 (1993)

第3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)——⑨ アルファ線の空気中の飛程は10 cm 程度である。

- (1) 個人線量計の基本測定器としてフィルムバッチ、熱蛍光線量計 (TLD)、^① 蛍光ガラス線量計^②がある。これらの線量計はいずれも数ヵ月間の積算線量当量の^③測定が可能であり、^④線量当量の繰り返し読み取りも可能である。^⑤
- (2) フード、グローボックス及びセルはいずれも放射性物質の封じ込め設備である。フードの前面窓の半開時における風速は $5\text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ 以上必要であり、^①グローボックスは^②気密性を維持するため常に負圧を保つ必要がある、セルは大量の放射性物質を取り扱うので、^③マニプレータホール等からの放射線漏洩に注意する必要がある。
- (3) 低バックグラウンド用測定器の遮へい体として、外側に10 cm 厚程度の鉛、その内側にカドミウム板、銅板及びアクリル板を順次内張りしたものがある。これらの構造材の役割は、鉛が外部からのガンマ線の遮へい、^①カドミウム板が主に中性子線の遮へい、^②銅板がカドミウムのKX線の遮へい、^③アクリル板が銅のKX線の遮へい、^④2次電子の遮へい及び汚染の防止である。
- (4) 大気中に放出された放射性物質による環境影響を監視するため、農作物、^①土壌、^②牛乳、牛肉、飲料水、^③河川水、湖沼水などの環境試料中の放射能調査が定期的^④に実施されている。^⑤

第3問解答例

(1) ⑤ TLDは、読み取り1回かぎりである。読み取りの際、データが消去されて再使用に供される。フィルムバッジ、蛍光ガラス線量計は、保存可能であり、繰り返し読み取りができる。当然、再使用はできない。

(2) ① $5 \text{ m} \cdot \text{sec}^{-1} \rightarrow 0.5 \text{ m} \cdot \text{sec}^{-1}$ この風速では、フード床面上の物体が吹きとぶものもあり、作業ができない。かえって危険である。

(3) ②③カドミウムまたは銅板を、鉛のKX線 (75 keV) の遮蔽に用いる
 註：KX線のエネルギーは、鉛約 75 keV 、カドミウム約 23 keV 、銅約 8 keV である。
 カドミウム板は、熱中性子線の遮蔽にも有効である。
 註：科学技術庁、“ゲルマニウム半導体検出器を用いた機器分析法”、日本分析センター、千葉 (1979)
 飯田博美ほか編、“詳解放射線取扱技術”、日本原子力産業会議、東京 (1990)

(4) ③牛肉、⑤河川水、湖沼水は指針にない。代わりに、大気中浮遊塵、指標生物 (松葉、よもぎなど) があるが、問題中“など”に含めることはできる。
 註：原子力安全委員会“環境モニタリングに関する指針”
 科学技術庁原子力局監修、“原子力ポケットブック”、日本原子力産業会議、東京 (毎年発行)
 山県登監修、“環境放射線ハンドブック”、情報センター出版会、東京 (1985)

第4問 内部被ばくに関する次の文章中の空欄の部分に入る適当な語句を記せ。

〔解答例〕 ①—アイソトープ

放射性物質が体内に取り込まれる主な経路には、, , がある。職業上体内汚染を生じる可能性の高い経路は ^3H の場合を除き 摂取である。粒子状の放射性物質による汚染空気を 摂取した場合、口または鼻腔に入った放射能の総量を という。このうちの一部は呼気とともに排出されるが、吸入直後に呼吸気道内に沈着した量を という。

プルトニウム (Pu) の場合、 のうち、気管、上部気管支の内壁に沈着した Pu 粒子は内壁の の活動によって気管上部に運ばれ、大部分が数日以内に に送り込まれる。 に入った Pu はほとんど吸収されずに に排泄されるが、 に沈着した Pu 粒子は徐々に吸収され、 を経て血中に移行する。移行する速度は によって異なり、 から Pu が消失する速度は硝酸 Pu の方が酸化 Pu より

⑫ い。血中に移行したPuは主として ⑬ と ⑭ に沈着する。

Puは ⑮ が高く、⑯ の大きな ⑰ を放出するため、組織の受ける線量は ⑱ 放出核種と比較すると大きい。一方、同じ ⑰ 放出物質である天然ウランの場合、⑲ 毒性よりも ⑳ 毒性が中心である。その理由は ⑮ の差による。

第4問解答例

- ①経口 ②経皮膚 ③経気道 ④摂取量 ⑤負荷量 ⑥繊毛 ⑦胃腸管
 ⑧ふん ⑨肺 ⑩肺胞壁 ⑪化学形 ⑫速 ⑬肝臓 ⑭骨 ⑮比放射能
 ⑯エネルギー ⑰α線 ⑱β線 ⑲放射線、放射能 ⑳化学的

註：ウランは、腸管内で可溶性で、消化管吸収がある点に差がある（可溶性ウランの吸収率は5%）。化学的毒性については、比放射能の高さのため、比較のしようがない。また、肺に沈着したプルトニウムには、リンパ節を通して血中に移行するものもある。

松岡理、“プルトニウムの安全性評価”、日刊工業新聞社、東京（1993）

辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 42, 103、日刊工業新聞社、東京（1989）

第5問 放射線防護における次の用語について簡単に説明せよ。

- (1) 組織線量当量
- (2) 酸素効果
- (3) 年摂取限度 (ALI)
- (4) 呼吸器モデル
- (5) 線量率効果

第5問解答例

(1) 組織線量当量：一般の組織（器官）の線量当量をいう。非確率的影響の発生を防止するために年間500mSvの被曝限度が与えられている。外部被曝の評価では、皮膚および水晶体の線量当量を70μm線量当量および3mm線量当量で近似するのに対し、実効線量当量を同様に1cm線量当量で近似する。

註：原子力安全技術センター、“内部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、

p. 75、原子力安全技術センター、東京（1988）

原子力安全技術センター、“外部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、p. 75、
原子力安全技術センター、東京（1988）

（2）酸素効果：放射線を受けて細胞死が起こるとき、照射中に細胞周囲の酸素分圧が高いほうが放射線感受性が高い。この効果をいう。

註：酸素分圧の差による細胞の感受性をあらわす指標がある。

$$\text{OER} = \text{酸素増感比} = \frac{\text{無酸素状態である効果を生じるのに必要な線量}}{\text{有酸素状態で同一効果を生じるのに必要な線量}}$$

辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 63、日刊工業新聞社、東京、（1989）

（3）年摂取限度（ALI）：放射性核種の摂取による預託線量当量が年限度（実効線量当量50mSvあるいは組織線量当量500mSv）を生じるような量（摂取量）をいう。核種、化学形、摂取経路の違いにより異なった値をとる。数値が告示別表に与えられているので、内部被曝評価において、摂取量から線量当量を計算するのに用いることができる。

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 42, 150、日刊工業新聞社、東京（1989）

（4）呼吸器モデル：内部被曝線量を評価する目的で、吸入された放射性核種の呼吸器系内における挙動（沈着および排除）を記述したモデル。ICRPが与えた。このモデルによれば、呼吸器系は、（1）鼻、咽喉、（2）気管、気管支、（3）肺胞部の3領域に区分され、吸入化合物は、肺胞部における残留の程度に応じて、クラスD、クラスW、クラスYに区分される。

註：原子力安全技術センター、“内部被曝における線量当量の測定・評価マニュアル”、p. 94、原子力安全技術センター、東京（1988）

（5）線量率効果：単位線量あたりの生物学的影響は、一般に線量率が低くなると小さくなる。このように、線量率により影響量が変化することを、線量率効果という。低線量率下で影響量が減少するのは、回復効果が起こるためといわれる。

註：辻本忠、草間朋子、“放射線防護の基礎”、p. 40、日刊工業新聞社、東京（1989）

謝 辞

本解答例集作成にあたり、柴是行原子力総合研修センター長および半田宗男燃料研究部長のご指導を得た。ここに感謝の意を表す。

執筆分担

第22、23回	核燃料物質の化学的性質及び物理的性質	内田正明
	核燃料物質の取扱いに関する技術	内田正明
	放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術	末武雅晴・吾勝永子 高田和夫
第24回	核燃料物質の化学的性質及び物理的性質	荒井康夫
	核燃料物質の取扱いに関する技術	荒井康夫
	放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術	末武雅晴・吾勝永子 高田和夫
第25回	核燃料物質の化学的性質及び物理的性質	湊 和生
	核燃料物質の取扱いに関する技術	湊 和生
	放射線の測定及び放射線障害の防止に関する技術	末武雅晴・吾勝永子 高田和夫
編集担当		井川勝市・吾勝永子