

# 平成 31 (2019) 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

## 平成 30 年度技術士第二次試験「原子力・放射線部門」

—そのポイントを探る～全体解説、必須科目及び選択科目の設問と解説—

一般社団法人 日本原子力学会 教育委員会 技術者教育小委員会 監修

### 1. はじめに

平成 30 年 7 月 15 日、技術士第二次試験「原子力・放射線部門」の筆記試験が実施された。平成 16 年に本部門が新設されてから 15 回目を数える。統計的には、毎年 100 人程度が受験し、合格率は 25%程度である。<sup>[1]</sup>

本講座では、それぞれの技術分野における専門家が、原子力・放射線部門の技術士第二次試験の出題傾向と対策について解説する。

なお、技術士第二次試験では、決められた枚数の解答用紙内に解答を全て書き込むことが求められるが、本稿での解説はあえて制限にとらわれず、受験者に多くの情報を与えることを旨とした。受験者には、解答用紙に記入すべきポイントを絞り込むスキルも求められるため、試験本番までにはポイントを絞り込む訓練を行っておくことをお勧めする。

### 2. 第二次試験の試験要領

平成 30 年度の第二次試験は、筆記試験と口頭試験の 2 段階で実施されること、また問題の種類及び解答時間については前年度から変更は無かった。<sup>[2]</sup>

**ただし、平成 31 年度からは第二次試験方法が参考 1～5 の通り変更となることから、平成 31 年度の受験生は改正後の試験要領を入念に確認しておきたい。**<sup>[3],[4]</sup>

まず参考 1 に示す通り必須科目が択一式から記述式に変更となるとともに、問題の種類に応用能力、問題解決能力及び課題遂行能力が追加となった。Ⅱ 選択科目及びⅢ 選択科目はこれまで各 2 時間で休憩を挟み合計 4 時間だったが、休憩無し連続 3 時間 30 分の試験となるとともに、Ⅲ 選択科目に課題遂行能力が追加された。

参考 2 には問題の概念、出題内容、評価項目が示されている。特に、評価項目は重要といえる。なぜならば、採点者は受験者が書いた回答を評価項目に従って採点するはずであり、評価項目に関する内容が書かれていないと零採点となると考えられるためである。参考 3 に示す技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）を良く理解し、求められる資質が有ることを回答で示す必要が有る。

参考 4, 5 に示す通り、選択科目の数が 5 科目から 3 科目に減少する。受験生には、自身の専門分野だけでなく原子力・放射線に関する幅の広い知見を有することが求められている。

### 3. 第二次試験での出題傾向とポイント

最近の設問の要旨を表 1～3 に示す。過去問は日本技術士会ホームページに掲載されているため、原文に目を通し、出題傾向を受験者自身でも分析することをお勧めしたい。<sup>[5]</sup>

#### (1) Ⅰ 必須科目

必須科目については平成 31 年度の改正によって最も大きく問題の内容が変更となり、従来択一式であった試験方法が記述式となることから、文章として回答を作成するトレーニングを十分に行っておく必要がある。

作文のトレーニングはⅡ 選択科目、及び、Ⅲ 選択科目にも有効であり、作文時には、主語と述

語の位置を近くする、1センテンスを過度に長くしない、箇条書きを活用する等、読み手が理解しやすい作文テクニックも習得しておきたい。

上述の通り試験方法は変更となるものの、必須科目において原子力及び放射線に関する基礎的、かつ幅広い知識が問われることには変わりがないことから、一次試験受験時における専門科目での学習をベースに、日本原子力学会発刊の書籍「原子力がひらく世紀」や原子力に関わる幅広い情報が掲載されているインターネット情報「原子力百科事典 ATOMICA」などを効果的に活用し、専門知識を体系的に習得、整理しておきたい。また、出題されそうなテーマをいくつか予想して正確な情報を体系的に整理し、それぞれに対する自分の考えをまとめておくことが有効である。そのためには、日頃から新聞やニュース、インターネットなどで社会の動向を把握しておくと共に、次のようなものから情報を収集しておくことが望まれる。

- ・学協会や関連雑誌の特集記事や時事問題紹介記事など
- ・原子力白書、エネルギー白書などの白書類
- ・原子力規制委員会の規則及び旧原子力安全委員会の指針類
- ・技術士会(原子力・放射線部会)の活動報告

技術士試験の問題は各分野の最近の課題を取り上げたものが多いことから、過去問題を分析することも、出題テーマを予測する上で役立つと考えられる。

また、平成 31 年度の改正では、I 必須科目の問題の種類として、従来の専門知識に加え、応用能力、問題解決能力及び課題遂行能力に関するものが追加されることとなる。ここで、応用能力、問題解決能力及び課題遂行能力については、II 選択科目、及び、III 選択科目において従来から取り扱われていることから、選択科目の対策を十分に行うことも I 必須科目の対策として有用と考える。

## (2) II 選択科目

II 選択科目は I 必須科目と比較してより専門的な知識を問う問題が出題されるが、参考 1 に示す通り従来と問題の種類は変更がないことから、過去問題を用いた回答のトレーニングが有効と考えられる。ただし、参考 4、5 の通り、平成 30 年度以前の専門分野が統合されることから、平成 31 年度の受験生はより広範囲な専門分野について試験対策を行う必要がある。そのため、平成 31 年度の受験生は自身の受験分野の出題範囲を入念に確認するとともに、関連する過去問題については分析を行っておきたい。

参考 2 より、II 選択科目の出題内容は、以下の通り、2 つに分類される。

- ①「専門科目」における重要なキーワードや新技術等に対する専門知識を問う。
- ②「専門科目」に係る業務に関し、与えられた条件に合わせて、専門知識や実務経験に基づいて業務遂行手順が説明でき、業務上で留意すべき点や工夫を要する点等についての認識があるかどうかを問う。

まず、①については、各専門分野の重要なキーワードや新技術等について簡単に文章で纏める問題が多く、概要、課題、及び、具体例等を事前に整理しておくことが重要である。具体的な学習方法としては、各種の指針や規格の内容を広く理解するとともに、各キーワードについて概要、課題、具体例を整理し文章として簡単にまとめる練習をしておくことが有効と考えられる。

次に、②については、業務遂行手順を問う問題が多く、計画に当たって考慮すべき事項、計画を進める手順、及び、留意すべき事項を事前に整理しておくことが重要である。具体的な学習方法としては、各種の手順をまとめたガイドライン等の内容を広く理解するとともに、過去問題も参考として、問題を想定した回答作成のトレーニングを行っておくことが有効と考えられる。

## (3) III 選択科目

多くの選択科目において、それぞれの設問で対象とする現象・技術・設備の特徴を説明させた後、

課題・対策、在り方について「論ぜよ」や「多面的に答えよ」「あなたの考えを述べよ」といった問いが多く、他の国家資格とは異なる技術士特有の設問例であるとともに、最大の難関である。

具体的な学習方法としては、I 必須科目と同じく、日頃から新聞やニュース、インターネットなどで各選択科目の最新の動向を把握すると共に、課題、問題点、具体的な解決策、及び、解決策の負の影響等を整理しておくことが望まれる。

また、試験当日に回答の内容を一から検討することは、試験時間的に難しいことから、事前に様々な試験問題を想定して回答のパーツを作成しておき、試験ではこれらパーツを組み立てるとともに、足りない文章を付け足すように回答を作成することが有効である。

また、回答作成の際には、参考書から得た知識に基づく解決案の提示のみ示すのではなく、自身のこれまでの業務経験・技術者としての成長を踏まえて解決案を抽出するプロセスも論じることが重要である。これは技術士試験が単なる知識を問うのではなく、課題解決のアプローチや業務遂行手順について、経験に基づく広い視野を要求しているためである。

特に、実務における課題解決では負の影響を伴うことが多いことから、如何に負の影響を最小化し正負の効果のバランスを取った提案ができるか、且つ、そのバランスを見出すための十分な業務経験を有しているかがアピールポイントとなる。

以上、必須問題、選択問題の傾向と対策について述べた。社会や技術の動向に対する感受性を高め、自分自身の意見を的確に表現する訓練は、単なる受験準備のみならず、技術者としての視野を広げ、業務の質の向上にもつながる筈である。地道な努力を重ねていただきたい。

技術士を受験する者は、既に技術士としての資質を身に付けており、それを国に認めてもらうための試験であるとの気概で日々の業務で経験を積んでいく姿が望ましい。先輩技術士による客観的な指摘も参考になる。周囲に技術士がいない場合は、技術士会の活動に参画し、資質向上の必要性、常日頃課題を感じておくセンスを磨くことも一手であろう。

原子力・放射線部門の技術士が増え、我が国の原子力・放射線分野の技術力、技術者倫理が継続研鑽されることを強く望む。

#### 【参考文献】

- [1] 日本技術士会ホームページ (技術士第二次試験 統計情報)  
([https://www.engineer.or.jp/c\\_topics/001/001013.html](https://www.engineer.or.jp/c_topics/001/001013.html))
- [2] 日本技術士会ホームページ (平成30年度技術士第二次試験実施大綱)  
([https://www.engineer.or.jp/c\\_topics/005/attached/attach\\_5657\\_1.pdf](https://www.engineer.or.jp/c_topics/005/attached/attach_5657_1.pdf))
- [3] 日本技術士会ホームページ (平成31(2019)年度 技術士試験の概要について)  
([https://www.engineer.or.jp/c\\_topics/005/attached/attach\\_5698\\_1.pdf](https://www.engineer.or.jp/c_topics/005/attached/attach_5698_1.pdf))
- [4] 日本技術士会ホームページ (技術部門別の選択科目の内容【新旧対照表】)  
([https://www.engineer.or.jp/c\\_topics/005/attached/attach\\_5698\\_2.pdf](https://www.engineer.or.jp/c_topics/005/attached/attach_5698_2.pdf))
- [5] 日本技術士会ホームページ (過去問題)  
([https://www.engineer.or.jp/c\\_categories/index02022240.html](https://www.engineer.or.jp/c_categories/index02022240.html))

<筆記試験(総合技術監理部門を除く技術部門)>

	改正前 <～平成 30 年度>				改正後 <平成 31 (2019) 年度～>			
試験科目	問題の種類	試験方法	試験時間	配点	問題の種類	試験方法	試験時間	配点
必須科目	「技術部門」全般にわたる専門知識	択一式 20 問出題 15 問解答	1 時間 30 分	30 点	「技術部門」全般にわたる専門知識、 <u>応用能力、問題解決能力及び課題遂行能力に関するもの</u>	<u>記述式</u> <u>出題数は 2 問程度</u> <u>600 字詰用紙 3 枚以内</u>	<u>2 時間</u>	<u>40 点</u>
選択科目	「選択科目」に関する専門知識及び応用能力	記述式 出題数は回答数の 2 倍程度 600 字詰用紙 4 枚以内	2 時間	40 点	「選択科目」についての <u>専門知識及び応用能力に関するもの</u>	記述式 出題数は回答数の 2 倍程度 600 字詰用紙 3 枚以内	<u>3 時間</u>	<u>30 点</u>
	「選択科目」に関する課題解決能力	記述式 出題数は 2 問程度 600 字詰用紙 3 枚以内	2 時間	40 点	「選択科目」についての <u>問題解決能力及び課題遂行能力に関するもの</u>	記述式 出題数は 2 問程度 600 字詰用紙 3 枚以内	<u>30 分</u> ※ 選択科目の試験中 休憩時間はありません。	<u>30 点</u>

## ○筆記試験

### 【A】総合技術監理部門を除く技術部門

#### I 必須科目

「技術部門」全般にわたる専門知識、応用能力、問題解決能力及び課題遂行能力に関するもの

概 念	<b>専門知識</b> 専門の技術分野の業務に必要で幅広く適用される原理等に関わる汎用的な専門知識
	<b>応用能力</b> これまでに習得した知識や経験に基づき、与えられた条件に合わせて、問題や課題を正しく認識し、必要な分析を行い、業務遂行手順や業務上留意すべき点、工夫を要する点等について説明できる能力
	<b>問題解決能力及び課題遂行能力</b> 社会的なニーズや技術の進歩に伴い、社会や技術における様々な状況から、複合的な問題や課題を把握し、社会的利益や技術的優位性などの多様な視点からの調査・分析を経て、問題解決のための課題とその遂行について論理的かつ合理的に説明できる能力
出題内容	現代社会が抱えている様々な問題について、「技術部門」全般に関わる基礎的なエンジニアリング問題としての観点から、多面的に課題を抽出して、その解決方法を提示し遂行していくための提案を問う。
評価項目	技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）のうち、専門的学識、問題解決、評価、技術者倫理、コミュニケーションの各項目

#### II 選択科目

1. 「選択科目」についての専門知識に関するもの

概 念	「選択科目」における専門の技術分野の業務に必要で幅広く適用される原理等に関わる汎用的な専門知識
出題内容	「選択科目」における重要なキーワードや 新技術等に対する専門知識を問う。
評価項目	技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）のうち、専門的学識、コミュニケーションの各項目

2. 「選択科目」についての応用能力に関するもの

概 念	これまでに習得した知識や経験に基づき、与えられた条件に合わせて、問題や課題を正しく認識し、必要な分析を行い、業務遂行手順や業務上留意すべき点、工夫を要する点等について説明できる能力
出題内容	「選択科目」に関係する業務に関し、与えられた条件に合わせて、専門知識や実務経験に基づいて業務遂行手順が説明でき、業務上で留意すべき点や工夫を要する点等についての認識があるかどうかを問う。
評価項目	技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）のうち、専門的学識、マネジメント、コミュニケーション、リーダーシップの各項目

#### III 選択科目

「選択科目」についての問題解決能力及び課題遂行能力に関するもの

概 念	社会的なニーズや技術の進歩に伴い、社会や技術における様々な状況から、複合的な問題や課題を把握し、社会的利益や技術的優位性などの多様な視点からの調査・分析を経て、問題解決のための課題とその遂行について論理的かつ合理的に説明できる能力
出題内容	社会的なニーズや技術の進歩に伴う様々な状況において生じているエンジニアリング問題を対象として、「選択科目」に関わる観点から課題の抽出を行い、多様な視点からの分析によって問題解決のための手法を提示して、その遂行方策について提示できるかを問う。
評価項目	技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）のうち、専門的学識、問題解決、評価、コミュニケーションの各項目

#### 専門的学識

- ・技術士が専門とする技術分野（技術部門）の業務に必要な、技術部門全般にわたる専門知識及び選択科目に関する専門知識を理解し応用すること。
- ・技術士の業務に必要な、我が国固有の法令等の制度及び社会・自然条件等に関する専門知識を理解し応用すること。

#### 問題解決

- ・業務遂行上直面する複合的な問題に対して、これらの内容を明確にし、調査し、これらの背景に潜在する問題発生要因や制約要因を抽出し分析すること。
- ・複合的な問題に関して、相反する要求事項（必要性、機能性、技術的実現性、安全性、経済性等）、それらによって及ぼされる影響の重要度を考慮した上で、複数の選択肢を提起し、これらを踏まえた解決策を合理的に提案し、又は改善すること。

#### マネジメント

- ・業務の計画・実行・検証・是正（変更）等の過程において、品質、コスト、納期及び生産性とリスク対応に関する要求事項、又は成果物（製品、システム、施設、プロジェクト、サービス等）に係る要求事項の特性（必要性、機能性、技術的実現性、安全性、経済性等）を満たすことを目的として、人員・設備・金銭・情報等の資源を配分すること。

#### 評価

- ・業務遂行上の各段階における結果、最終的に得られる成果やその波及効果を評価し、次段階や別の業務の改善に資すること。

#### コミュニケーション

- ・業務履行上、口頭や文書等の方法を通じて、雇用者、上司や同僚、クライアントやユーザー等多様な関係者との間で、明確かつ効果的な意思疎通を行うこと。
- ・海外における業務に携わる際は、一定の語学力による業務上必要な意思疎通に加え、現地の社会的文化的多様性を理解し関係者との間で可能な限り協調すること。

#### リーダーシップ

- ・業務遂行にあたり、明確なデザインと現場感覚を持ち、多様な関係者の利害等を調整し取りまとめることに努めること。
- ・海外における業務に携わる際は、多様な価値観や能力を有する現地関係者とともに、プロジェクト等の事業や業務の遂行に努めること。

#### 技術者倫理

- ・業務遂行にあたり、公衆の安全、健康及び福利を最優先に考慮した上で、社会、文化及び環境に対する影響を予見し、地球環境の保全等、次世代にわたる社会の持続性の確保に努め、技術士としての使命、社会的地位及び職責を自覚し、倫理的に行動すること。
- ・業務履行上、関係法令等の制度が求めている事項を遵守すること。
- ・業務履行上行う決定に際して、自らの業務及び責任の範囲を明確にし、これらの責任を負うこと。

#### 継続研さん

- ・業務履行上必要な知見を深め、技術を修得し資質向上を図るように、十分な継続研さん（CPD）を行うこと。

参考4 第二次試験 選択科目の新旧対照表<sup>[3]</sup>

部門	改正前の選択科目(～平成30年度)		改正後の選択科目(平成31年度～)
原子力・放射線	1. 原子炉システムの設計及び建設	▶	1. 原子炉システム・施設
	2. 原子炉システムの運転及び保守		
	3. 核燃料サイクルの技術	→	2. 核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分
	4. 放射線利用	▶	3. 放射線防護及び利用
	5. 放射線防護		

参考5 原子力・放射線部門の選択科目の内容<sup>[4]</sup>

〔原子力・放射線 部門〕

〔原子力・放射線 部門〕		(新)
技術部門	選択科目	選択科目の内容
20 原子力・放射線部門	原子炉システム・施設	原子炉物理、原子炉及び原子力発電プラントの設計、製造、建設、運転管理及び保守検査並びに品質保証、安全性の確保・向上、高経年化対策、過酷事故対策、原子力防災、核セキュリティ、原子炉の廃止措置(過酷事故後の措置を含む。)、核融合炉その他の原子炉システム・施設に関する事項
	核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分	核燃料の濃縮及び加工、使用済燃料の再処理、輸送及び貯蔵、放射性廃棄物の処理及び処分、保障措置、核セキュリティ、核燃料サイクルシステムの安全性の確保・向上、過酷事故対策及び廃止措置並びに原子炉の過酷事故後の燃料・放射性廃棄物の処理及び処分その他の核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分にに関する事項
	放射線防護及び利用	放射線の物理、化学及び生物影響、計測に関する事項 遮蔽、線量評価、放射性物質の取扱い、放射線の健康障害防止及び被曝低減その他の放射線防護に関する事項 工業利用、農業利用、医療利用、加速器その他の放射線利用に関する事項

(注)各選択科目の内容には関連する法令・許認可に係る事項を含む。

(旧)		
技術部門	選択科目	選択科目の内容
20 原子力・放射線部門	原子炉システムの設計及び建設	原子炉の理論、原子炉及び原子力発電プラントの設計、製造、建設及び品質保証、安全性の確保、核融合炉その他の原子炉システムの設計及び建設に関する事項
	原子炉システムの運転及び保守	原子炉の理論、原子炉及び原子力発電プラントの運転管理及び保守検査、安全性の確保、原子力防災、廃止措置その他の原子炉システムの運転及び保守に関する事項
	核燃料サイクルの技術	核燃料の濃縮及び加工、使用済燃料の再処理、輸送及び貯蔵、放射性廃棄物の処理及び処分、安全性の確保、保障措置その他の核燃料サイクルの技術に関する事項
	放射線利用	放射線の物理、化学及び生物影響、工業利用、農業利用、医療利用、加速器その他の放射線利用に関する事項
	放射線防護	放射線の物理、化学及び生物影響、計測、遮へい、線量評価、放射性物質の取扱い、放射線の健康障害防止その他の放射線防護に関する事項



表 1 (1/2) 過去の I 必須科目の出題内容

設問	H25	H26	H27	H28	H29	H30
I-1	原子力規制委員会の設置目的	1F 事故を契機とした原子力安全規制の転換	エネルギー基本計画	炉心, 反応度制御系統等の設計	原子力規制委員会の新規制基準における従来からの変更内容	原子力規制委員会の設置目的
I-2	発電用原子炉の設置許可の基準	新規制基準で新設・強化された要求事項	高速増殖炉「もんじゅ」	長期エネルギー見通し/2030 年度エネルギー需要構造	米国 NRC の原子炉許認可の新しい審査方法	重大事故等対処設備
I-3	原子炉システムの構成	原子炉体系での実効増倍率	実用発電用原子炉の技術基準に関する規則	冷却材喪失事故の解析	実用発電用原子炉の原子炉システムで考慮すべき要求事項	設計基準対処施設が満たすべき要件
I-4	解析による非常用炉心冷却系の機能・性能確認	炉心, 反応度制御系統の考慮すべき要求事項	実用発電用原子炉の技術基準に関する規則	確率論的安全評価 (PSA)	原子力関係閣僚会議で決定された「高速炉開発の方針」	原子炉の動特性
I-5	スクラム後の炉心の崩壊熱	取り出し燃料集合体の平均燃焼度	原子炉における Xe-135 の変化	原子炉の反応度変化	特定核燃料物質の防護のため監督が義務付けられている区域	取り出し燃料集合体の平均燃焼度
I-6	熱中性子炉における Xe-135 の変化の影響	原子炉の動特性	原子炉の運転	シビアアクシデントに関する記述	原子炉の動特性	品質管理の方法及び検査の基準
I-7	BWR 及び PWR の制御系	実用発電用原子炉の技術基準, 構造規則	過去に発生した事故・事象	発電用原子炉施設の高経年化に関する解説	監視試験片に関する, 実用発電用原子炉の技術基準	BWR 及び PWR の制御系
I-8	軽水炉のシビアアクシデント進展プロセス	現行の軽水炉における制御系	非破壊検査	原子炉安全保護系における原子炉トリップ (スクラム) 信号	原子力災害対策	廃止措置計画の認可の基準
I-9	核燃料サイクル	我が国の核燃料物質等の輸送	ウラン濃縮	核燃料物質の貯蔵に関して事業者の取るべき措置	核燃料に関係深いアクチノイド元素	再処理技術の開発の歴史とその内容
I-10	環境省「除染ロードマップ」の除染の進め方	原子力施設から発生する放射性物質の処理・処分	再処理工場の使用済燃料プールの過酷事象	日本の原子力施設から発生する放射性廃棄物の処理・処分	核拡散防止条約 (NPT)	核燃料サイクル

表 1 (2/2) 過去の I 必須科目の出題内容

設問	H25	H26	H27	H28	H29	H30
I-11	核燃料サイクル施設における水溶液系の臨界事故現象	再処理技術の開発の歴史とその内容	原子燃料	日本の核燃料サイクル政策	原子力発電及び核燃料サイクルの歴史的経緯	核燃料サイクル施設における水溶液系の臨界事故現象
I-12	使用済燃料の管理	プルトニウムの特徴	原子力発電及び核燃料サイクルの歴史的経緯	化学反応と核燃料サイクルにおける施設の組合せ	1F 事故により環境に放出された放射性物質	科学的特性マップ
I-13	成人の体内に存在する K-40 の量	日本人成人の体内に存在する炭素 14 の量	ポジトロン断層撮影法 (PET)	細胞の放射線感受性	植物・農作物の放射線を利用した品種改良技術 (放射線育種)	放射線と物質の相互作用
I-14	Co-60 で発生する $\gamma$ 線、電子線の線エネルギー付与	放射線検出器の原理と素材	コンプトン効果	放射線計測	放射線検出器の素材	放射線と物質の相互作用
I-15	真空中で電子の運動方向変化で放出される電磁波	細胞の放射線感受性	ヒトの半致死線量	放射線の線エネルギー付与 (LET) による放射線の生物効果比 (RBE)	飲食、呼吸により人体内に取り込まれる天然の放射性物質の量	放射線の線エネルギー付与 (LET)
I-16	ポジトロン断層撮影法 (PET)	放射線の透過、散乱特性	水に対する放射線作用	真空中の電子の特性	放射線と物質の相互作用	放射線の食品照射
I-17	放射線影響・障害	放射線防護の対象となる被ばく及び線量限度	放射線防護と健康影響	放射線影響・障害	ICRP 勧告における、放射線防護の対象となる被ばく及び線量限度	コンプトン効果
I-18	GM 計数測定での $\beta$ 線源の放射能及び標準偏差	放射線加重計数に関する新旧 ICRP 勧告の比較	ICRP が勧告する放射線防護	GM 計数装置での $\beta$ 線源の放射能 (Bq) と標準偏差	内部被ばくの測定	線量限度
I-19	内部被ばく検査から 1 年後の残存 Cs-134 量の評価	体内汚染の場合に、甲状腺に移行する核種	バイオアッセイ法	ICRP 勧告における組織加重計数	線源を保管する遮蔽壁を有する施設の線量率評価	放射線と物質の相互作用
I-20	非密封放射性同位元素使用施設火災の応急措置	我が国の自然放射線による被ばく線量の増加要因	自然放射線	ガンマ線照射の空気の吸収線量率 (Gy/s)	ICRP 勧告における放射線加重計数	自然放射線

表 2 (1/5) 過去のⅡ 選択科目の出題内容 (原子炉システムの設計及び建設)

設問	H25	H26	H27	H28	H29	H30
Ⅱ-1-1	原子炉施設の設計の多重性, 多様性, 独立性	各事象における安全評価上の判断基準	TMI-2, チェルノブイリ, 1Fにおける事故	燃料要素の許容損傷限界	炉心設計における核, 熱, 機械的制限事項	原子炉制御室
Ⅱ-1-2	最終ヒートシンク	安全重要度分類「クラス1」設備	原子炉格納容器のバウンダリー	高温ガス炉のシステム上及び安全上の特徴	原子炉構成材料の選定	軽水炉以外の原子炉の冷却材
Ⅱ-1-3	運転状態Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ, Ⅳ及び試験状態	原子炉冷却材圧力バウンダリー	深層防護の基本的考え方	熱中性子炉の温度による主要な反応度変化	安全保護回路の要件	高燃焼度化
Ⅱ-1-4	高レベル放射性廃棄物の長寿命核種の核変換処理	高速中性子炉の原子炉冷却材	反応度制御系統及び原子炉停止系統	軽水炉の発電原価への1F事故の影響	ナトリウム冷却高速炉の安全上, システム上の特徴	フィルタベント装置
Ⅱ-2-1	1F事故を受けた電源設備の安全強化の計画	1F事故を受けた残留熱除去系設備の設計変更	発電用原子炉施設における火災防護設計	受動的(静的)安全システムの設計	新設プラント計画時の被ばく低減計画	内部溢水評価の手順
Ⅱ-2-2	設計で適用するシミュレーション解析	デザインレビュー計画	重大事故対処設備の設置	外的事象対策の設計	1F事故の教訓を踏まえた電源喪失に対する耐性向上	使用済燃料貯蔵槽からの放射性物質放出防止・緩和

表2 (2/5) 過去のII 選択科目の出題内容 (原子炉システムの運転及び保守)

設問	H25	H26	H27	H28	H29	H30
II-1-1	軽水炉「運転時の異常な過渡変化」の判断基準	新規制基準の重大事故	事故時等の運転操作手順	「運転上の制限」(LCO)と、LCO逸脱時にとるべき措置	実用発電用原子炉の運転管理に関する保安規定	倍化時間と添加反応度の関係
II-1-2	主要制御系の目的、機能	原子力災害特別措置法	特定重大事故対処設備	軽水炉の出力変動	臨界近接の手法の原理	使用済核燃料の保管・貯蔵
II-1-3	軽水炉の炉心設計での可燃性毒物使用	決定論的安全評価と確率論的安全評価	異常発生時の緊急活動レベル(EAL)の改正	「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」制度	PWR/BWRの一次冷却水の水化学管理	廃止措置計画の申請に当たり必要な説明書
II-1-4	最終ヒートシンク確保、使用済燃料貯蔵プール冷却、遮へい、未臨界確保対策	原子力損害の賠償に関する法律	燃料交換中における未臨界性の担保方策	原子炉起動時の中性子源の目的、種類、振る舞い	実用発電用原子炉の運転期間延長認可	国際原子力・放射線事象評価尺度(INES)
II-2-1	高経年化対策を考慮した保守計画	長期間停止中の原子力発電プラントの保全	原子力発電プラントの確率論的リスク評価(PRA)	人的過誤によるトラブル防止・低減	既設原子炉施設の再稼動のための設置許可変更	重大事故等対処設備の工事計画
II-2-2	営業運転開始後に必要な諸手続き	新規制基準の骨子	プラント長期停止における技量の維持計画	重大事故等対処設備や多様性拡張設備他の保守管理	事業者の自主的な安全向上における外部レビュー	状態監視保全方式の導入手順

表2 (3/5) 過去のⅡ 選択科目の出題内容 (核燃料サイクルの技術)

設問	H25	H26	H27	H28	H29	H30
Ⅱ-1-1	我が国のウラン資源確保	商業規模使用のウラン濃縮方法	核燃料サイクル施設におけるテロ対策	ウラン採鉱から燃料になるまでの工程	商用再処理施設で製造されるガラス固化体	PWRとBWRの軽水炉ウラン燃料の差
Ⅱ-1-2	核燃料サイクル施設における保障措置	再処理施設で過去に発生した事故事例	核燃料サイクル施設における核不拡散留意事項	使用済燃料の中間貯蔵施設での貯蔵	MOX 燃料製造施設の安全上の留意事項	核不拡散の実現に向けた保障措置
Ⅱ-1-3	国内外での過去の再処理実施例	高レベル放射性廃棄物の最終処分プログラム	高速炉や加速器を用いた長寿命放射性核種の核変換	低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分	濃縮ウラン製造のコストに影響を及ぼす事項	クリアランス制度
Ⅱ-1-4	我が国のクリアランス制度	我が国の、軽水炉でのプルサーマル推進の意義	プルサーマル実施における課題と内容	核兵器不拡散条約に関するIAEA-日本の追加議定書	PUREX 法	再処理施設やMOX 加工施設等に用いる基準地震動
Ⅱ-2-1	核燃料サイクル施設の保守計画	原子力施設の既存製品改良	事故に伴う放射性廃棄物の中間貯蔵施設	放射性廃棄物の減容処理実証試験	現地試運転試験で要求性能未達となったトラブル対応	1F 事故の燃料デブリー一時保管施設の概念設計業務の手順
Ⅱ-2-2	核燃料サイクル施設への新規海外技術導入	燃料加工施設、再処理施設の重大事故防護計画	使用済燃料の直接処分の有効性	高レベル放射性廃液貯蔵の冷却機能喪失	1F 事故のよりに汚染された廃棄物の埋立処分施設	核燃料施設における排気モニタ指示値異常時の対応手順

表 2 (4/5) 過去のⅡ 選択科目の出題内容 (放射線利用)

設問	H25	H26	H27	H28	H29	H30
Ⅱ-1-1	ガンマ線とイオンビームの生物効果比(RBE)の特徴	放射線の直接効果と間接効果, DNA に対する効果	LET (線エネルギー付与) と RBE (生物学的効果比)	放射線の直接効果と間接効果	LET (線エネルギー付与) と RBE (生物学的効果比)	量子ビームを用いた元素分析法
Ⅱ-1-2	金属系, 有機系物質へのイオン及び中性子の照射効果	X 線を利用した無機系材料, 生体系物質のイメージング	イオンビームを用いた元素分析法	加速陽子による中性子及び $\mu$ 粒子の生成方法	農業・食品分野で実用化されている放射線利用技術	放射線の工業分野での応用
Ⅱ-1-3	農業分野で用いられる放射線利用技術	放射線を利用した医療診断技術	放射性同位元素を用いた物質動態の可視化	量子ビーム	材料の放射線照射効果を調べる装置, 方法・原理	放射性同位元素を用いた医療診断・治療技術
Ⅱ-1-4	加速器質量分析法の利用核種と原理	放射線を利用した 2 種類の水素原子検出方法	食品への放射線照射の効果	工業, 農業, 医療分野で利用されている放射線	放射線により誘起される「分解」「架橋」等の化学反応	農業分野における放射線利用技術
Ⅱ-2-1	放射性核種製造手法開発	放射線の細胞への影響調査計画	放射線による品種改良計画	粒子線治療方法の確立	$\alpha$ 核種を用いたがん治療薬の開発	イオンビーム加速器施設における加速器の選定
Ⅱ-2-2	放射線を用いた先端機能性材料の開発	エネルギー可変 $\gamma$ 線発生原理, $\gamma$ 線源利用方法	高分子材料の放射線化学プロセス開発計画	材料や製品に対する照射計画	爆発物や核物質を放射線により外部から探査する方法	放射性同位元素を用いた植物体内のイメージング技術の開発

表2 (5/5) 過去のII 選択科目の出題内容 (放射線防護)

設問	H25	H26	H27	H28	H29	H30
II-1-1	ICRP 放射線防護の目標と目標達成のための3原則	物理学的半減期, 生物学的半減期, 実効半減期	等価線量と実効線量の定義と放射線リスク	内部被ばくによる障害を低減させるための薬剤投与	バイスタンダード効果, 適応応答	放射線防護における線量の概念
II-1-2	自然放射線と人工放射線	過剰相対リスク, 過剰絶対リスクを用いた放射線リスク評価	鉛, タングステン, アクリルを用いた遮へい	ICRP 勧告 (1977) での放射線防護の三原則	「計画被ばく状況」「緊急時被ばく状況」「現存被ばく状況」	個人線量計の原理と特徴
II-1-3	Sn 法 (離散座標法), モンテカルロ法による遮へい設計解析	吸収線量, 実効線量, 等価線量, 1 cm 線量当量の違い	確定的影響, 確率的影響において発生する障害	サーベイメーターのエネルギー特性改善	γ線用線量当量 (率) サーベイメーターの特性	代表的な核分裂生成核種が環境中にある場合の被ばく
II-1-4	放射線管理区域の根拠となる4種類の法令	内部被ばく測定手法 (鼻孔スミア, 対外計測法, バイオアッセイ)	シンチレーション検出器, Ge 半導体検出器	自然起源の放射線による外部被ばく	天然放射線核種による内部被ばく	放射性核種の規制に係り, IAEA が挙げる規制免除, クリアランス, 規制除外の概念の違い
II-2-1	破損が生じた原子力施設等の処理における放射線防護	自然放射線と人工放射線の種類, 被ばく形態	避難住民帰還地周辺の空間線量率測定に用いる検出器	アイソトープ取扱施設における火災	気体状 I-131 漏えい時の作業者の内部被ばく評価	ICRP 声明を受けた水晶体の被ばく管理
II-2-2	汚染環境中の放射線量測定	Ge 半導体検出器による測定留意事項	公衆の線量限度が変更 (5⇒1 mSv/年) された背景	除染された土壌の仮置き場での保管	内包物質不明容器の RI の調査方法	老朽化した小規模 RI 施設における漏洩, 湧水の早期発見

表3 (1/2) 過去のⅢ 選択科目の出題内容

選択科目	設問	H25	H26	H27	H28	H29	H30
原子炉システムの設計及び建設	Ⅲ-1	地震・津波起因のSA発生防止, 影響緩和	PRA等のリスク評価手法の適用	共通要因による安全機能の一斉喪失の防止	次世代の原子炉システムの技術的課題	軽水炉のプラント熱効率の改善方策	新設発電用原子炉施設における核セキュリティを考慮したシステム設計
	Ⅲ-2	次世代原子炉システム	過酷事故対策を含む安全性向上, 信頼性・効率向上	中小型炉を実用化するためにあつての技術的課題	1F事故を踏まえた, 新設プラント安全設計の強化	リスク情報を活用した実用発電炉の安全確保	新設発電用原子炉施設における確実な溶融炉心の冷却設備の設計
原子炉システムの運転及び保守	Ⅲ-1	外部自然現象からの防護	事業者として優先的, 自発的に取り組むべき安全性向上策	原子炉プラントへのロボット技術導入	実用発電炉の原子力防災上の計画・指針	プラントの停止状態が続く状況での運転・保守の人材確保	原子炉の運転・保守に係る品質マネジメントシステム(QMS)
	Ⅲ-2	原子力発電所の定検の実施を規定する法令と定検計画	運転期間延長認可制度	原子炉プラントにおけるシビアアクシデント用計測系	過酷な外的事象で複数防護策が同時に破られる想定に対する方策	1F事故での原子炉制御室及びオフサイトセンターの問題点	原子力事業者等に対する検査制度改正
核燃料サイクルの技術	Ⅲ-1	核燃料サイクル施設の性能未達設備の問題解決	今後の使用済燃料貯蔵対策	ガラス固化設備における不具合事象に対する取り組み	核燃料サイクルの克服すべき技術的課題やトラブル	六ヶ所再処理工場の, 新規制基準適合の設計基準と重大事故対策	日本の核燃料サイクル技術の現状と今後のあり方
	Ⅲ-2	LWR-MOXリサイクルとLWRワンズルー	1F事故のオフサイト除染	福島事故におけるオンサイトの廃炉計画	核的制限値の事例と未臨界維持のための考え方	我国の使用済燃料の再処理シナリオ, 直接処分シナリオ	使用済燃料の冷却貯蔵期間が核燃料サイクルに及ぼす影響



表3 (2/2) 過去のⅢ 選択科目の出題内容

選択科目	設問	H25	H26	H27	H28	H29	H30
放射線利用	Ⅲ-1	粒子線がん治療が広く受けられるための検討	ホウ素中性粒子捕捉療法 (BNCT)	重粒子線治療における照射技術の高度化	放射線育種で目的以外の不用な変位が付属する問題	食品への放射線照射	海底に残留した Cs137 の系統的な放射能測定計画の立案
	Ⅲ-2	放射線透過能利用の材料の歪コントラスト形成	原子空孔検出手法に利用する放射線と相互作用過程	放射線を利用した、汚染大気及び排煙清浄化技術	イメージングの考え方と従来からの計画法との違い	人文科学分野での放射線利用	粒子線がん治療普及に対する技術的課題の検討
放射線防護	Ⅲ-1	学術会議提案「被ばくの一元管理」	帰還後住民の放射線管理	LNT モデル 成立の背景と LNT モデルでは説明できない事例	SPEEDI とそれによる住民避難活用	人工, 天然核種の我が国のクリアランスレベル	IF 事故で発生した汚染土壌の処理
	Ⅲ-2	放射線の危険性に関する一般公衆の理解	天然起源放射性物質に対する ICRP 勧告の立場	ICP-MS を用いた一般環境試料、廃水試料の分析	防護量と実用量の線量単位を全て「シーベルト」としたことによる混乱	放射線の取扱いで被ばくする作業者の多い業種と作業内容	管理区域内における RI 飛散事故時の措置

#### 4. 必須科目 I の問題と解説

平成 30 年度技術士第二次試験において【必須科目 I】として出題された各設問に対する解答と解説を以下に示す。

I - 1 原子力規制委員会設置法第一条（目的）において、東京電力福島第一原子力発電所事故を契機とした我が国での原子力規制の転換に関して述べられている。第一条において原子力規制委員会に関する次の記述のうち最も不適切なものはどれか。

- ① 原子力の研究、開発及び利用に関する政策に係る縦割り行政の弊害を除去する。
- ② 一の行政組織が原子力利用の推進及び規制の両方の機能を担うことにより生じる問題を解消する。
- ③ 確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図るため必要な施策を策定し、又は実施する事務を一元的につかさどる。
- ④ 重大な原子力事故が発生した場合に備えた政府の総合的な取組を確保するための施策の実施を推進する。
- ⑤ 委員長及び委員が専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使する。

#### 【解答と解説】

正解（最も不適切な記載）は④

「原子力規制委員会設置法」の内容を問う問題である。①②③⑤は原子力規制委員会設置の目的を述べた第一条に規定されている。④の原子力事故が発生した場合に備えた政府の総合的な取組を確保するための施策の実施の推進は、原子力基本法の第一章の三 第三条の四に、原子力防災会議がつかさどる事務として規定されている。

I-2 原子力規制委員会の「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」における重大事故等対処設備に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 通常時に使用する設備を本来の使用の目的以外に重大事故等に対処するために使用してはいけない。
- ② ある条件を満たせば、二以上の発電用原子炉施設において共用することができる。
- ③ 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれないことがないよう、適切に措置を講じたものであること。
- ④ 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
- ⑤ 可搬型重大事故等対処設備が水又は電力を供給するため、常設設備と接続する場合、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

**【解答と解説】**

正解（最も不適切な記載）は①

重大事故等対処設備の要件については第四十三条に規定されており、その四で「本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること」とあり、通常時に使用する設備を重大事故等に対処するために使用することは認められている。

④⑤については重大事故等対処設備全般に対する要件として規定されており、②③は第四十三条の2において、常設重大事故等対処設備に対する要件として規定されている。

I-3 原子力規制委員会の「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」において定められている設計基準対象施設が満たすべき要件に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 運転時の異常な過渡変化時においては、最小限界熱流束比又は最小限界出力比が許容限界値以上であること、燃料被覆材が破損しないものであること及び燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。
- ② 運転時の異常な過渡変化時においては、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.1倍以下となること。
- ③ 設計基準事故時においては、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。また、燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。
- ④ 設計基準事故時においては、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍以下となること。
- ⑤ 設計基準事故時においては、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍以下、原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用温度以下となること。

【解答と解説】

正解（誤りが含まれる記載）は⑤

第十三条に運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止として満たすべき要件がまとめられている。⑤に関して、「設計基準事故時においては、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度は、最高使用圧力及び最高使用温度以下となること」が要件とされており、最高使用圧力の1.2倍以下という記述が誤り。（最高使用圧力の1.2倍以下は、④にあるように原子炉冷却材圧力バウンダリに対する要件である。）

これら要件は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（一部改訂 平成13年3月29日）（以下、安全評価指針と称す）を踏襲するものであり、安全評価指針の解説の3.判断基準にてこれら基準の基本的な考え方として以下が述べられている。

- ・「運転時の異常な過渡変化」については、基本的には原子炉施設は、事象の原因となった故障部等の復旧を除けば、格段の修復なしに通常運転に復帰できることを求めるもの
- ・「設計基準事故」については、事象の発生によっても、炉心の溶融あるいは著しい損傷に至ることなく、かつ、周辺への放射性物質の放出をある限度内にとどめ得ることを確認することが基本である。この場合、一つの事象が収束されるまでに、新たな異常状態の原因となつてはならないということが考慮されている。

I-4 原子炉の炉心動特性に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① ドップラー反応度効果は、核燃料の温度の上昇に伴いウラン238の中性子共鳴吸収が増加するために、中性子数を減少させ、炉心の反応度が低下する効果である。
- ② ボイド反応度効果は、沸騰その他の原因によるボイド（気泡）の変化が反応度に及ぼす効果であり、軽水炉ではボイド反応度係数が通常運転状態で常に負の値を取ることが義務づけられている。
- ③ 加圧水型軽水炉では、燃料の燃焼と共に減少する反応度をケミカルシム（ほう酸）を用いて制御しているため、冷却材温度が上昇するとほう酸濃度が減少して中性子吸収効果が減少し反応度が上昇する。
- ④ 沸騰水型軽水炉では、ボイド反応度効果を利用して、冷却材の流量を制御することにより炉心出力を調整しており、炉心流量調整範囲の上限・下限に達した場合に制御棒の位置による調整が行われる。
- ⑤ 大型高速炉においては、冷却材のナトリウムにボイドが発生しても反応度を低下させる効果はない。

【解答と解説】

正解(誤りが含まれる記載)は③

原子炉の炉心特性(主に反応度フィードバック)およびその規制要求に関する問題である。

①、②は記載の通り。

③については、冷却材温度上昇に伴う密度減少により、単位体積当たりのほう酸存在量減少により中性子吸収効果が減少し、正の反応度成分が添加されることまでは正しい。しかし、冷却材温度上昇（密度減少）による、中性子減速の低下（熱中性子減少）や炉心からの中性子漏れの増加が負の反応度成分を与え、減速材温度係数はこれらの成分の合計として正にも負にもなりうる、即ち減速材温度上昇に伴い反応度は低下する場合も上昇する場合もありうるので、記載は誤りである。なお、より正確に言えば、加圧水型軽水炉の運転時の減速材温度係数は、負となることが要求されており、可燃性毒物などを使用して余剰反応度を低下させ、冷却材中のほう素濃度を低下させることで、減速材温度係数が負となるように炉心を設計・運転するという説明となる。

④は記載の通り。⑤は記載の通りである。なお大型高速炉の炉心部のナトリウムボイド係数は一般的には正である。

【参考文献】

- [1] 岡 芳明 編著、「原子力教科書 原子炉設計」(オーム社)
- [2] 笠原 直人編著、「原子力教科書 高速炉システム設計」(オーム社)
- [3] 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針

I-5 電気出力120万キロワット、熱効率約33%、炉心の装荷ウラン量が160トンの発電用原子炉がある。この原子炉の運転サイクル長は全出力換算で400日であり、定期検査時に炉心に装荷されている燃料のうち4分の1が新燃料と交換される。この炉心から使用済燃料として取り出される燃料集合体の平均燃焼度として最も近い値はどれか。

- ① 32000MWd/t(U)
- ② 36000MWd/t(U)
- ③ 42000MWd/t(U)
- ④ 48000MWd/t(U)
- ⑤ 52000MWd/t(U)

【解答と解説】

正解は②

燃焼度の定義、計算方法は参考文献(1)等を参照のこと。取り出し燃焼度とは、装荷された燃料の単位ウラントン数あたりの取り出しまでの総発熱量で求められる。問題の原子炉の熱出力は、

120万KW/33% = 3636MW である。1サイクルごとに4分の1ずつ燃料が交換されるとすると、あるサイクルで装荷された新燃料は、取り出しまでの400日×4サイクルの期間、出力分担を均等と仮定すると前記の熱出力の1/4を出し続けるものとみなせる。ゆえに、取り出し時の燃焼度は、総出力を装荷ウラントン数で除して、

$$\{(3636(\text{MW})/4) \times (400(\text{日}) \times 4(\text{サイクル}))\} / (160(\text{トン})/4) = 36360(\text{MWd/t})$$

となる。よって、最も近い値は②である。

【参考文献】

[1] 岡 芳明編著、「原子力教科書 原子炉設計」(オーム社)

I-6 平成25年に施行された原子力規制委員会の規制基準（実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則）において、手順書の作成を明示的に規定しているプロセスとして、最も不適切なものはどれか。

- ① 文書の管理
- ② 記録の管理
- ③ 不適合の管理
- ④ 是正処置
- ⑤ 経営責任者照査

【解答と解説】

正解（最も不適切な記載）は⑤

⑤以外はいずれも、「手順書を作成しなければならない」もしくは「手順書に定めなければならない」と、発電用原子炉設置者に対する要求として規定されている。一方、⑤については、経営責任者に対して品質管理システムを照査するよう規定しているものであり、手順書の作成ではなく、照査の結果の記録を作成し、管理することが規定されている。なお、「経営責任者照査」は ISO9001 で言うところのマネジメントレビューに該当する。

I-7 現在用いられている実用軽水炉の制御系に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① BWRの原子炉水位制御では、原子炉水位信号、給水流量信号及び主蒸気圧力信号の3要素により原子炉水位の変化を予測し、給水流量を調整して、あらかじめ定めた水位を保つように制御する。PWRの場合は給水制御系により蒸気発生器水位を制御する。
- ② PWRの加圧器制御系は、一次冷却材の体積変化による、加圧器の圧力変化及び水位変化を制御するものである。一次冷却材の圧力が一定の値になるように、スプレイ弁、逃がし弁及びヒータにより制御される。
- ③ BWRの原子炉出力は、制御棒及び原子炉再循環流量により制御される。再循環流量制御は負のボイド反応度係数を利用したものであり、その特徴として、出力レベルにより炉心内出力分布が大きく変わることが挙げられる。
- ④ PWRのほう素濃度制御系は、一次冷却材ループのほう素濃度の調整を行うことにより、短時間の出力変化に伴う反応度変化を制御するものである。このほう素濃度調整は、化学体積制御設備を使用して行われる。
- ⑤ BWRでは、原子炉出力を増加すれば、蒸気流量が設定値より上がるので、自動的に蒸気加減弁を開けてタービン出力を増し、逆に原子炉出力を減少させた場合には、タービン出力を減らして、いずれの場合も蒸気流量を一定に保つようになっている。

【解答と解説】

正解は②

①は主蒸気圧力信号ではなく、主蒸気流量信号であれば正しい。原子炉水位制御系は、原子炉への給水を制御して原子炉水位をあらかじめ定められた範囲に維持するものであり、給水流量と主蒸気流量とのミスマッチを検出し、原子炉への流入・流出の差で原子炉水位の変化を予測することにより、より高速で安定な制御が行われる。

BWRの再循環流量制御系は炉心の再循環流量を変化させ、負のボイド反応度効果を利用して出力を制御するものであるが、局所的な出力分布の変化を小さくすることができる特徴が有り、出力レベルにより炉心内出力分布が大きく変わることは無い。そのため、③の記載は誤り。

PWRのほう素濃度制御系は、化学体積制御設備を使用して1次冷却材ループのほう素濃度

の調整を行うことにより、比較的緩やかな反応度変化を制御するものであり、④の記載は誤り。

BWRの圧力制御系では、蒸気流量ではなく、主蒸気圧力を一定に保つようにタービン蒸気加減弁開度が調整されるため、⑤の記載は誤り。主蒸気圧力を一定に保つことで、反応度を安定に制御することができる。

#### 【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA, 原子力発電プラント (BWR) の制御 (02-03-06-01)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA, 原子力発電プラント (PWR) の制御 (02-04-06-01)
- [3] 原子力教科書 原子炉動特性とプラント制御, 岡芳明、鈴木勝男 編著
- [4] 軽水炉発電所のあらし 改訂第3版, (財)原子力安全研究協会

- I-8 実用発電用原子炉に関し、原子炉設置者が原子炉を廃止しようとする際、廃止措置に関する計画（廃止措置計画）を定め、原子力規制委員会の認可を受けなければならない。廃止措置計画の認可の基準に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。
- ① 廃止措置計画に係る発電用原子炉の炉心から使用済燃料が取り出されていること。
  - ② 核燃料物質の管理及び譲渡しが適切なものであること。
  - ③ 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の管理、処理及び廃棄が適切なものであること。
  - ④ 廃止措置の実施に係る施設の解体撤去の期間が適切なものであること。
  - ⑤ 廃止措置の実施が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上適切なものであること。

#### 【解答と解説】

正解（最も不適切な記載）は④

廃止措置計画における安全審査の認可基準を問う問題である。

法令（「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」。以下「実用炉規則」という。）において、廃止措置計画の認可基準は以下のとおり規定されている<sup>[1]</sup>。

- 廃止措置計画に係る発電用原子炉の炉心から使用済燃料が取り出されていること（実用炉規則第119条1号）
- 核燃料物質の管理及び譲渡しが適切なものであること（実用炉規則第119条2号）
- 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の管理、処理及び廃棄が適切なものであること（実用炉規則第119条3号）
- 廃止措置の実施が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上適切なものであること（実用炉規則第119条4号）

従って、問題の選択肢の内、上記の規則に記載のない④が最も不適切である。



【参考文献】

- [1] 原子力規制委員会 HP 廃止措置段階 安全規制概要,  
<https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/haishi0.html>

I-9 再処理に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 近年、核不拡散の観点から注目されている先進的再処理法とは、プルトニウムをできるだけ精製された単体として使用済燃料から分離することを目的とする。
- ② 高温冶金法は、装置がコンパクトとなる利点があるが、腐食性や反応性の高い薬品を高温で用いるために装置の腐食の問題がある。
- ③ 低濃縮ウラン燃料の再処理に用いられるピューレックス (PUREX) 法は、現在の商業用再処理工場では使われていない。
- ④ 世界最初の実用規模の再処理方法は、米国で実施された共沈原理を用いたリン酸ビスマス沈殿法であり、廃棄物の発生が少ないという利点があった。
- ⑤ 溶媒抽出法として最初に大規模に用いられたのは、リン酸トリブチル (TBP) を用いるレドックス (REDOX) 法であった。

【解答と解説】

正解は②

再処理技術の開発の歴史とその内容を問う問題である。

- ① 誤り。核不拡散の観点からは、プルトニウムを精製された単体として分離することは望ましくない。  
なお、先進的再処理法 (先進的核燃料リサイクル) は、原子力利用の持続性を可能とするために、核廃棄物の環境負荷、核拡散のリスク等を極力低減する観点から、プルトニウムを単体では分離せず、超ウラン元素の混合回収を目指している<sup>[1]</sup>。
- ② 記載の通り<sup>[2]</sup>。正しい。
- ③ 誤り。ピューレックス法は、フランスで稼働中のラアグ再処理工場 (UP2-800, UP3) や国内で建設が進められている六ヶ所再処理工場に使われている技術<sup>[3]</sup>であり、現在の商業用再処理の主流の技術である。
- ④ 誤り。リン酸ビスマス法は廃棄物の発生が多い<sup>[3]</sup>という難点があった。
- ⑤ 誤り。TBP を用いるのはピューレックス法<sup>[3]</sup>である。  
なお、レドックス法は、初期 (1960 年代前半以前) に開発された、TBP ではなくヘキソンを抽出剤とする溶媒抽出法の 1 つである<sup>[3]</sup>。

【参考文献】

- [1] ATOMICA 先進的核燃料リサイクルと湿式分離技術開発 (04-07-01-13)  
[2] ATOMICA 金属燃料の再処理 (04-08-01-03)  
[3] ATOMICA 再処理技術開発の変遷 (歴史) (04-07-01-04)

I-10 核燃料サイクルに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 天然ウランは主に2つの同位体からなり、ウラン235が0.7%、ウラン238が99.3%である。その他に僅かであるがウラン234が0.005%程度含まれている。
- ② 軽水炉で生成されたプルトニウムにはプルトニウム239以外の核種としてプルトニウム238、240、241、242などの同位体が含まれる。奇数核種が20%以上含まれるものは原子炉級プルトニウムと呼ばれている。
- ③ 高速増殖炉でウラン238をプルトニウムに変換しつつ利用する場合のウランの利用効率は約60%と推定されている。
- ④ ウランの可採年数（＝確認可採埋蔵量／年間消費量）は、約100年程度と評価されている。これは、評価時点（2008年）のウラン需要の継続を想定したものであり、世界の原子力発電所の設備容量が拡大すれば可採年数はより短縮する。
- ⑤ 高速増殖炉が実用化されれば数千年分以上の核燃料を確保したことになる。2017年の時点で、海外では、フランス、中国、ロシア、インドなどの国で積極的に開発が進められている。

【解答と解説】

正解（誤りが含まれる記載）は②

核燃料サイクルや核物質に関する基礎的な問題である。

- ① 正しい。天然ウランの平均的な同位体組成は $^{238}\text{U}$ が99.274%（99.278重量%）、 $^{235}\text{U}$ が0.720%（0.711重量%）、 $^{234}\text{U}$ が0.0058%（0.006重量%）である。<sup>[1]</sup>
- ② 誤り。軽水炉で生成されたプルトニウムには $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ 、 $^{242}\text{Pu}$ などの同位体が含まれる。  
原子炉級プルトニウムとは、通常の発電用原子炉の使用済燃料から回収される、核分裂性同位体の組成比率がやや低めのプルトニウムをいう。例えば、発電用軽水炉から回収されるプルトニウムは核分裂性同位体（ $^{239}\text{Pu}$ と $^{241}\text{Pu}$ ）の比率が60～70%程度であり、これを軽水炉で濃縮ウラン燃料の代わりに利用することができる。  
これに対して、兵器級プルトニウムと呼ばれるのは、 $^{239}\text{Pu}$ の組成が93%以上（非核分裂性同位体の比率が6%以下）のプルトニウムである。<sup>[2]</sup>
- ③ 正しい。熱中性子炉である軽水炉では、投入された天然ウラン（U）燃料の中で最終的に核分裂するものの割合（U利用率或いはU利用効率）は、ワンスルーの核燃料サイクル（使用済燃料は再利用せず、廃棄物として処分する）の場合約0.5%、1回リサイクルの場合、約0.75%である。一方、高速増殖炉（Fast Breeder Reactor、FBR）では、U利用率は最終的に60%程度になる。<sup>[3]</sup>
- ④ 正しい。可採年数の記述は種々の数値がある。資源エネルギー庁のエネルギー白書2014<sup>[4]</sup>では、世界のウラン確認可採埋蔵量（2010年）7,096,600tUと世界のウラン需要約6.4万トンU（2010年）の記載があり、可採年数は約110年となる。また、日本原子

力文化財団の原子力・エネルギー図面集<sup>[5]</sup>では、ウランのエネルギー資源埋蔵量 572 万トン（2015 年 1 月）で可採年数 102 年の記載がある。いずれにしても、可採埋蔵量は 100 年程度である。

更に、Uranium 2018<sup>[6]</sup>の Executive summary の conclusion 冒頭には、1F 事故以降の状況を考えても世界のウラン需要は増加していくことが書かれており、2008 年時点で評価された可採年数はより短縮していくことが予想される。

- ⑤ 正しい。軽水炉では全ウラン埋蔵量の内の 0.7%程度の <sup>235</sup>U を主たる燃料資源として 100 年程度利用可能であるが、高速増殖炉が実用化されれば、軽水炉の場合の 2 桁多くのウラン資源を活用できる。つまり、高速増殖炉が実用化されれば、数千年分の核燃料を確保できたことになる。また、海外では、フランス、中国、ロシア、インドなどで積極的に開発が進められている。<sup>[7],[8]</sup>

従って、問題の選択肢の内②が誤りである。

#### 【参考文献】

- [1] ATOMICA 天然ウラン（原子力用語辞書）
- [2] ATOMICA 原子炉級プルトニウム（原子力用語辞書）
- [3] ATOMICA 高速増殖炉の必要性（03-01-01-02）
- [4] 資源エネルギー庁，エネルギー白書 2014，第 2 部第 2 章第 2 節一次エネルギーの動向  
(<http://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2014html/2-2-2.html>)
- [5] 日本原子力文化財団 HP 原子力・エネルギー図面集【1-1-6】世界のエネルギー資源確認埋蔵量  
(<https://www.ene100.jp/zumen/1-1-6>)
- [6] Uranium 2018 Resources: Production and Demand, IAEA NEA
- [7] 高速炉サイクルの現状と課題  
([https://www.jaif.or.jp/member/contents/cm\\_kaiin-forum18-1-2\\_kosokurocycle.pdf](https://www.jaif.or.jp/member/contents/cm_kaiin-forum18-1-2_kosokurocycle.pdf))
- [8] 世界の高速炉開発の動向  
([https://www.jaea.go.jp/04/fbr/pdf/intl\\_dev\\_trend.pdf](https://www.jaea.go.jp/04/fbr/pdf/intl_dev_trend.pdf))

I-11 次の記述は、核燃料サイクル施設における水溶液系の臨界事故に関するものである。文章中の□に入る語句・数値の組合せとして最も適切なものはどれか。

水溶液系の臨界事故は、一般的に、最初に臨界に達した後は、□(ア)□，臨界未満状態となり終息する。過去の水溶液系の臨界事故で発生した核分裂の数は、一般的に□(イ)□程度である。核分裂ひとつ当たり，放出されるエネルギー量の代表的な値は約□(ウ)□MeVであり，この□(イ)□程度の核分裂で発生するエネルギーを灯油の量に換算すると約□(エ)□Lに相当する。ただし，電子の電荷は $1.6 \times 10^{-19} \text{C}$ とし，灯油の単位熱量は37MJ/Lとする。

	ア	イ	ウ	エ
① 臨界バースト現象が継続した後		$10^{18}$	200	0.86
② 臨界バースト現象が継続した後		$10^{18}$	20	8.6
③ 臨界バースト現象が継続した後		$10^{24}$	20	0.86
④ 臨界状態は瞬時に終わり		$10^{18}$	20	8.6
⑤ 臨界状態は瞬時に終わり		$10^{24}$	200	0.86

【解答と解説】

正解は①

溶液系での臨界事故の現象を問う基本的な問題である。

何らかの原因で溶液系の核物質に反応度が添加され臨界を超過し、系の反応度が1\$を超過（即発臨界）すると初期出力暴走（バースト）が生じるが、水の放射線分解等で生じたガスボイドによる負の反応度により出力は急速に低下する。その後、ガスボイドが液面から離脱してボイドによる反応度低下分が消失すると、再び即発臨界となり出力が上昇して、出力振動を繰り返す。その後、体系に添加された反応度が、溶液温度の上昇あるいは液が煮詰ることによる持続的な反応度フィードバックで相殺されて、体系は臨界未満となり、事象は終息する。<sup>[1]</sup>

臨界安全ハンドブック<sup>[1]</sup>記載の通り、1980年以前に発生した18件の臨界事故の内、1件を除いて他は $10^{18}$ (fission)程度以下である。また、我が国のJCO施設で発生した事故の場合は、 $2.5 \times 10^{18}$ (fission)と評価されている。<sup>[2]</sup>

1つの核分裂により放出されるエネルギーは約200MeVである。1(eV) =  $1.6 \times 10^{-19}$ (J)であり、 $200(\text{MeV}/\text{fission}) = 3.2 \times 10^{-17}(\text{MJ}/\text{fission})$ なので、 $10^{18}(\text{fission}) = 32(\text{MJ}) = 32/37 = 0.86(\text{L})$ となる。

【参考文献】

[1] 臨界安全ハンドブック第2版 JAERI 1340 (1999年3月)

[2] ATOMICA JCO ウラン加工工場臨界被ばく事故の概要 (04-10-02-03)

I-12 国は、高レベル放射性廃棄物の処分に関する取組を一層強化するために「科学的特性マップ」を作成し2017年7月に公表を行った。この「科学的特性マップ」に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

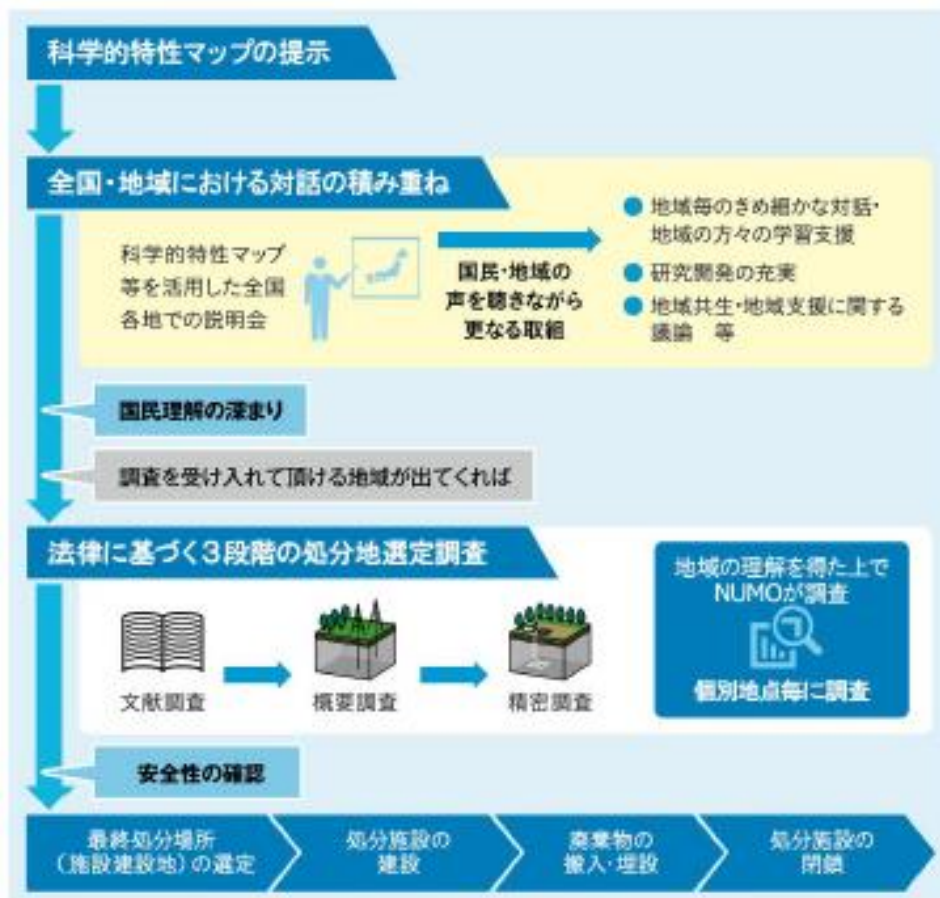
- ① 処分場選定のための調査は、「文献調査」、「概要調査」及び「精密調査」の3段階であるが、そのうち、今までの文献調査の結果を取りまとめてマップを作成した。
- ② 処分場に「好ましくない要件・基準」のうち自然要件として、「火山の近傍」、「活断層の近傍」、「隆起・侵食が大きい範囲」及び「風雨・降雪などの気象条件が厳しい範囲」などがある。
- ③ 処分場に「好ましくない要件・基準」のうち人的要件として、「鉱物資源が分布し将来採掘がされると予想される場所」及び「人口が密集する場所」がある。
- ④ 処分場に「好ましくない要件・基準」のいずれにも該当しない場合を「好ましい特性が確認できる可能性が相対的に高い地域」としており、国はこの地域の自治体に対して重点的な働きかけを行う。
- ⑤ 「好ましい特性が確認できる可能性が相対的に高い地域」の中でも、「海岸からの距離が短い範囲」は「輸送面でも好ましい地域」としている。

【解答と解説】

正解は⑤

2017年4月にまとめられた「科学的特性マップ」に関する問題である。

- ① 誤り。  
資源エネルギー庁が公表<sup>[1]</sup>している科学的特性マップ提示後の流れを下記に示す。  
法律に基づく3段階の処分地選定調査（文献調査、概要調査、精密調査）は、科学的特性マップの提示後、全国・地域における対話の積み重ねを経て、調査を受け入れる地域が出た後に行うものであり、科学的特性マップの後流の作業である。



② 誤り。

処分場に「好ましくない要件・基準」に「風雨・降雪などの気象条件が厳しい範囲」は含まれていない（下図参照）。

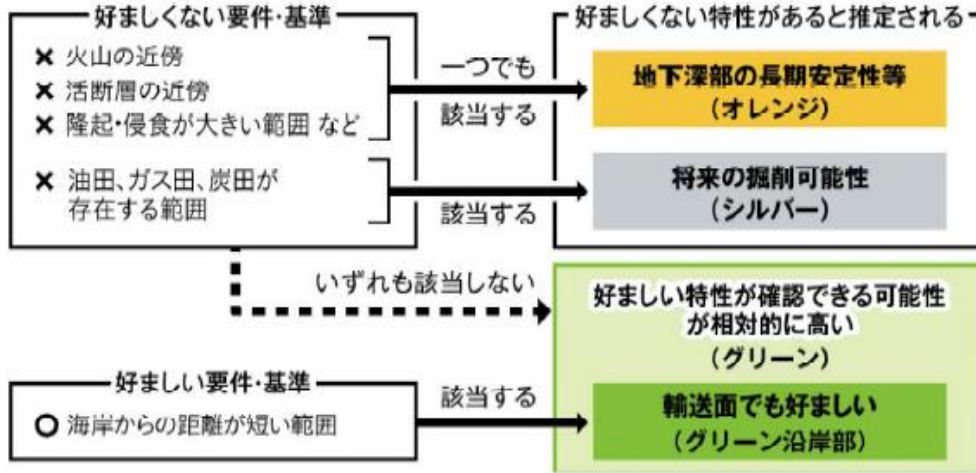
**好ましくない範囲の要件・基準**

	要件	基準
火山・火成活動	火山の周囲（マグマが処分場を貫くことを防止）	火山の中心から半径15km以内等
断層活動	活断層の影響が大きいところ（断層のずれによる処分場の破壊等を防止）	主な活断層（断層長10km以上）の両側一定距離（断層長×0.01）以内
隆起・侵食	隆起と海水面の低下により将来大きな侵食量が想定されるところ（処分場が地表に接近することを防止）	10万年間に300mを超える隆起の可能性のある、過去の隆起量が大きな沿岸部
地熱活動	地熱の大きいところ（人工バリアの機能低下を防止）	15℃/100mより大きな地温勾配
火山性熱水・深部流体	高い酸性の地下水等があるところ（人工バリアの機能低下を防止）	pH4、8未満等
軟弱な地盤	処分場の地層が軟弱なところ（建設・操業時の地下施設の崩落事故を防止）	約78万年前以降の地層が300m以深に分布
火砕流等の影響	火砕流などが及びうる場所（建設・操業時の地上施設の破壊を防止）	約1万年前以降の火砕流等が分布
鉱物資源	鉱物資源が分布するところ（資源の採掘に伴う人間侵入を防止）	石炭・石油・天然ガス・金属鉱物が賦存

出典：資源エネルギー庁 HP<sup>[1]</sup>

- ③ 誤り。  
 処分場に「好ましくない要件・基準」に「人口が密集するところ」という条件は含まれていない（②の解説参照）。
- ④ 誤り。  
 資源エネルギー庁のHP<sup>[1]</sup>によれば、「『好ましい特性が確認できる可能性が相対的に高い地域』のなかで、特に輸送面でも好ましいと考えられる『グリーン沿岸部』を中心に、処分主体である NUMO が重点的に対話活動を展開していく考え」と説明している。

⑤ 正しい（下図参照<sup>[1]</sup>）。



【参考文献】

[1] 資源エネルギー庁 HP 科学的特性マップ公表用サイト,  
[http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity\\_and\\_gas/nuclear/rw/kagakuteki\\_tokuseimap/](http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakuteki_tokuseimap/)

I-13 放射線に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 電子の阻止能は電子のエネルギーの増加に伴い減少する。
- ② 気体のW値は放射線のエネルギーに比例して増加する。
- ③ 電子と陽電子が静止状態で結合すると消滅して1個の光子が放出されるが、そのエネルギーは1.022MeVである。
- ④ 4MeV α線と1MeV陽子の空気中での飛程はほぼ等しい。
- ⑤ 鉄(フリッケ)線量計の $Fe^{2+} \rightarrow Fe^{3+}$ の反応に対するG値は放射線の種類に関係なく一定である。

【解答と解説】

正解は④

- ① 誤り：電子の阻止能は、エネルギーの増加に伴い減少した後（衝突阻止能主体）、光速度に近づくにつれ増加する（放射阻止能主体）。
- ② 誤り：気体のW値はエネルギーにあまり依存しない。
- ③ 誤り：電子と陽電子が静止状態で結合すると、概ね2個の光子（消滅放射線）を互いに反対方向に放出する。
- ④ 正しい：重荷電粒子の飛程は、同じ物質に対しては、概ね、「荷電粒子のエネルギーの二乗」に比例し、「質量」と「荷電数の二乗」に反比例することから、次のとおり、設問の各飛程はほぼ等しい。  
 $(\alpha \text{線/陽子}) \text{ 飛程} = 4^2/1^2 \times 1/4 \times 1^2/2^2 = 1$
- ⑤ 誤り：フリッケ線量計の反応に対するG値は、放射線の種類、酸素の有無等により変化する。

【参考文献】

- [1] 先進放射線利用 大阪大学出版会
- [2] 放射線概論 通商産業研究社

I-14 放射線に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 放射線によるグラフト重合では、すでに高分子化した材料に活性種を生成させ、そこを開始点として別のモノマーを重合させる。
- ② 放射線により生成したOHラジカルは強い酸化剤として働き、電子移動反応が起こる。また有機物との反応ではOHラジカルの付加反応や水素原子の引抜き反応を起こす。
- ③ 放射線によりアルコールが電離される際に生ずる電子は、アルコール中で運動するうちにエネルギーを失い、電子の周りにアルコール分子が配向し溶媒和電子を形成する。
- ④ イオンビームは物質中をほぼ直進し、その飛跡に沿って高密度に電離や励起を起こす。その空間分布は飛跡を軸とした円筒状となり、この円筒状の構造をトラックという。
- ⑤ 線エネルギー付与(LET)は荷電粒子の飛跡に沿って単位長さ当たりに局所的に与えられるエネルギー量のことであり、阻止能(Stopping Power)と同じ量である。

【解答と解説】

正解（誤りが含まれる記載）は⑤

- ① 正しい：グラフト重合は、放射線の照射によって幹ポリマーの主鎖上にラジカルを生成し、ラジカルを開始点として別のモノマーをグラフト重合させること。
- ② 正しい：記載のとおり。
- ③ 正しい：記載のとおり。
- ④ 正しい：イオンビームは電子に比べ質量がはるかに重いため、電子との衝突ではほとんど曲げられず、そのエネルギーを電子励起（電離）により徐々に失い、照射後もその通り道に影響を残す。その円筒状の通り道をイオントラックという。
- ⑤ 誤り：阻止能は荷電粒子が物質中で単位長さ当たりに失うエネルギーであり、線エネルギー付与（LET）は、物質側からみて局所的に吸収したエネルギーである。このため、制動放射損失が無視できない場合等は異なる量となる。また、線エネルギー付与は、局



所的との観点から、開放した電子の運動エネルギーに制限を設け、より遠くでエネルギーを付与する電子の総和を差し引いて評価される。

【参考文献】

- [1] 先進放射線利用 大阪大学出版会
- [2] 放射線概論 通商産業研究社

I-15 線エネルギー付与(LET)は、放射線が物質中を通過するときの単位飛程当たりのエネルギー付与密度の指標である。工業的な放射線滅菌処理で広く使われるコバルト60のガンマ線の水中でのLET値として、最も適切なものはどれか。

- ① 0.2 ~ 0.3 keV /  $\mu\text{m}$
- ② 2 ~ 3 keV /  $\mu\text{m}$
- ③ 20 ~ 30 keV /  $\mu\text{m}$
- ④ 0.2 ~ 0.3 MeV /  $\mu\text{m}$
- ⑤ 2 ~ 3 MeV /  $\mu\text{m}$

【解答と解説】

正解は①

【参考文献】

- [1] 放射線取扱技術 日本原子力産業会議

I-16 食品照射とは、認可された放射線を、適正な管理の下で定められた条件で食品や農産物に照射し、殺菌、殺虫、芽止めなどを行う食品処理技術である。食品照射に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① WHO (世界保健機関)は、食品を介する疾病や食料資源の損失への対策として、食品照射の適切な利用を積極的に推奨している。
- ② 食品の貯蔵期間の延長、害虫や寄生虫、病原性細菌、カビ、腐敗性酵母の殺滅又は不活性化、果実や野菜の成熟の遅延、収穫後の根茎菜類の発芽抑制などに利用できる。
- ③ 食品照射は、毒性学的な見地から十分検討された食品技術であり、これまでの毒性試験のデータで、照射食品中に生じた量で毒性学的な危険性があることを示すものはなかった。
- ④ 照射食品では、照射によって食品に生じる変化も加熱処理などと大差がないため、照射の有無の検知は比較的困難であるが、いくつかの実用的な方法が確立されている。
- ⑤ ノロウイルスによる食中毒の発生を防ぐためには、手洗いの徹底に加えて、生牡蠣など原因となる食材を1～3 kGy照射することが有効な対策となる。

**【解答と解説】**

正解（誤りが含まれる記載）は⑤

- ① 正しい：WHOは食糧対策（食物の殺菌、貯蔵等）として食品照射は重要な技術であるとしている。
- ② 正しい：記載のとおり。放射線技術は、農業分野においても広く利用されている。
- ③ 正しい：食品照射による毒性については、FAO/WHO等で議論が行われ、毒性学的な危険性は認められないとされている。
- ④ 正しい：照射によって食品に生じる変化はほとんどなく、検知は比較的困難であるが、欧州では、照射食品の表示を義務付けており、表示の裏付けとして照射食品の標準分析法の開発を行い、多様なコーデックス標準分析法を採択している。日本でもバレイショに対する熱ルミネッセンス法を用いた検知試験が行われ、有効性が確認されている。
- ⑤ 誤り：食品安全委員会におけるノロウイルスに係る調査においても、生牡蠣のノロウイルスを直接的に低減させる有効な対策は今のところないとされている。ウイルス自体は60℃～70℃で加熱調理すれば不活性化するため、特殊な場合を除いては放射線処理する必要性はない（なお、ウイルスは放射線に耐性のため不活性化には10kGy以上の線量が必要）。

**【参考文献】**

- [1] ATOMICA 「照射食品の安全性と利用の動向 (08-03-02-07)」
- [2] 食品安全委員会「カンピロバクター属菌及びノロウイルスのリスク評価の検討に関する調査」報告書（2017年3月15日報告）
- [3] 食品照射Q&Aハンドブック（2007年3月） 日本原子力産業協会

I-17 エネルギー  $E$  の  $\gamma$  線が角度  $\theta$  方向にコンプトン散乱後に持つエネルギー  $E'$  は

$$E' = \frac{E}{1 + E(1 - \cos\theta)/m_e c^2} \quad (m_e c^2 : \text{電子の静止エネルギー})$$

である。エネルギー 1 MeV の  $\gamma$  線を NaI (Tl) 検出器で測定した時に観測されるコンプトンエッジのエネルギーに最も近い値は次のうちどれか。

- ① 0.2MeV    ② 0.4MeV    ③ 0.6MeV    ④ 0.8MeV    ⑤ 1.0MeV

**【解答と解説】**

正解は④

光子と電子の衝突で電子と散乱光子が生じる現象をコンプトン散乱という。

$\theta = 180^\circ$  の時のコンプトン電子（反跳電子）のエネルギースペクトルのエッジをコンプトンエッジと呼ぶこと、電子の静止エネルギーが 0.511MeV であることが分かれば解くことができる。

散乱光子のエネルギー  $E'$  は上式より 0.2MeV となることから、コンプトンエッジのエネルギー、即ち  $E - E'$  は  $1 - 0.2 = 0.8$  MeV となる。

（平成 18 年度二次試験 択一問題 II-1-13 と同じ問題）

**【参考文献】**

[1]放射線概論 第 10 版、通商産業研究社

I-18 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」による線量限度に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 周辺監視区域外の実効線量については、1 年間につき 1 ミリシーベルトとする。
- ② 周辺監視区域外の皮膚の等価線量については、1 年間につき 15 ミリシーベルトとする。
- ③ 原子力規制委員会が認めた場合は、周辺監視区域外の実効線量限度を 1 年間につき 5 ミリシーベルトとすることができる。
- ④ 妊娠中の女子の放射線業務従事者については、本人の申し出た時から出産するまでの間につき、内部被ばくについて 1 ミリシーベルトとする。
- ⑤ 妊娠中の女子の放射線業務従事者の腹部表面については、本人の申し出た時から出産するまでの間につき 2 ミリシーベルトとする。

**【解答と解説】**

正解（誤りの含まれる記載）は②

周辺監視区域外の皮膚の等価線量に係る限度は 1 年間で 50 ミリシーベルト。（眼の水晶体の等価線量の限度が年間 15 ミリシーベルト）

I-19 放射線の物質との相互作用を示す次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ①  $\alpha$ 線は一般に飛程が短いので、薄いシンチレータで測定される。
- ②  $\gamma$ 線のエネルギー損失をする過程にはレイリー散乱 (Rayleigh scattering) は含まれない。
- ③ 熱中性子はカドミウムを被せた金箔を用いて測定される。
- ④ 原子の内核の励起状態からX線が発生する確率は、原子番号が大きいほど大きい。
- ⑤ 荷電粒子の電離によるエネルギー損失の過程でも線は放出される。

**【解答と解説】**

正解 (誤りの含まれる記載) は③

①正しい。薄い硫化亜鉛シンチレータを用いたシンチレーション式の検出器にて測定される。なお、アルファ線の測定には表面障壁型半導体検出器も用いられる。

②誤り。レイリー散乱では低エネルギーの光子が軌道電子と衝突する際の反跳を原子全体で受け止めるため、散乱によって光子エネルギーは実質上変化しない。レイリー散乱は原子の質量が光子の質量よりもはるかに重いため光子のエネルギーは変化せずに方向だけが変わる現象であるため、光子の弾性散乱と言える。

③誤り。カドミウムは熱中性子の吸収断面積が大きいいため、カドミウムを被せた金箔では熱中性子ではなく中速中性子を測定することとなる。熱中性子を測定するためには、カドミウムを被せた金と、被せていない金を一組として使用し、カドミウムを被せた金で測定される中速中性子線と、カドミウムを被せていない金で測定される熱中性子線及び中速中性子線の測定値の差分から評価することが必要である。

④正しい。原子を構成する電子のうちの内殻電子の励起状態から発生するX線は特性X線である。軌道電子の空席あたりに放出される特性X線の割合で定義される蛍光収率は、原子番号が大きくなるほど大きくなる。

⑤正しい。荷電粒子線が電離させた電子のうち、さらに次のイオンを作るに足る十分な運動エネルギーを持つものをデルタ線と呼ぶことがある。

**【参考文献】**

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA サーベイメータ ( $\alpha$ 線、 $\beta$ 線、 $\gamma$ 線、中性子) (09-04-03-04)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 環境における中性子線量測定の現状 (09-04-08-08)
- [3] 放射線概論 第6版
- [4] 放射線計測ハンドブック 第3版

I-20 我が国における国民線量が平成23年に再評価された。以下の自然放射線による実効線量のうち、最も大きいと評価されるのはどれか。

- ① 宇宙線による外部被ばく
- ② 大地放射線による外部被ばく
- ③ ラドン、トロンの吸入摂取による内部被ばく
- ④ 鉛210、ポロニウム210の経口摂取による内部被ばく
- ⑤ トリチウム、炭素14、カリウム40の経口摂取による内部被ばく

**【解答と解説】**

正解は④

日本人の自然放射線による平均被ばく線量は2.1mSvと推定されている。この中で最も被ばく線量寄与が大きいのは、食物からの経口摂取による内部被ばくである。

日本人は魚介類の摂取量が多いため、食品中の鉛210やポロニウム210の経口摂取による内部被ばくが約0.8mSvと世界平均に対して高いとされている。(世界平均ではラドン・トロンの吸入接種による内部被ばくが食物からの経口摂取より被ばく線量が高い)

**【参考文献】**

[1] 「放射線による健康影響等に関する統一的な基礎資料(平成26年度版)」、環境省

## 5. 選択科目の問題と解説

### 5.1 「原子炉システムの設計及び建設」の問題と解答のポイント

#### 20-1 原子炉システムの設計及び建設【選択科目Ⅱ】

Ⅱ 次の2問題（Ⅱ-1、Ⅱ-2）について解答せよ。（問題ごとに答案用紙を替えること。）

Ⅱ-1 次の4設問（Ⅱ-1-1～Ⅱ-1-4）のうち2設問を選び解答せよ。（設問ごとに答案用紙を替えて解答設問番号を明記し、それぞれ1枚以内にまとめよ。）

Ⅱ-1-1 我が国の発電用原子炉施設の原子炉制御室の規制上の要求事項を述べよ。また、原子炉制御室が利用できない場合の要求事項を述べよ。

Ⅱ-1-2 軽水炉以外の原子炉の冷却材として使用実績のある物質を3つ以上挙げ、軽水と比較し、それぞれの長所・短所を記述し、各冷却材を使用する原子炉のその特徴に応じた利用方法を述べよ。

Ⅱ-1-3 軽水炉においては、これまで燃料の高燃焼度化がなされてきているが、その目的について述べよ。また、高燃焼度化に伴う燃料設計上の影響と対策について述べよ。

Ⅱ-1-4 軽水炉における重大事故等対処施設のうち格納容器の圧力・温度を低下させるための設備としてフィルタベント装置が挙げられるが、同装置の設計、設置に当たり考慮すべき要件について説明せよ。

#### 【解答のポイント】

##### Ⅱ-1-1について

原子炉制御室は中央制御室、中央操作室とも呼ばれ、原子力発電プラントの運転状態の監視および操作の中心となる区画である。原子力発電プラントの原子炉制御室に対する要求事項、原子炉制御室が利用できない場合の要求事項については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」<sup>[1]</sup>第三十八条、第七十四条または、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」<sup>[2]</sup>第二十六条、第五十九条に記載されている。本問題は原子力発電プラントの中央制御室を設置する上での規制要求についての知識を問う問題であり、上記基準で要求されている事項（原子力発電プラントを安全に運転するための主要な監視制御手段の設置、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備の設置、火災他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置の設置など）を、答案用紙1枚（600字）以内の分量にまとめ解答する。上記基準に記載されている具体的要求事項は以下の通りである。

#### 【原子炉制御室に対する規制上の要求事項】

- ・原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。（[1]三十八条第二項）
- ・発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設けなければならない。（[2]二十六条第一項）
  - 一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。
  - 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。
  - 三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。
- ・原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。（[1]三十八条第三項）
- ・原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に入入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。また、原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置を設置しなければならない。（[1]三十八条第五項）（[2]第二十六条第三項）
- ・原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。（[1]三十八条第六項）
- ・原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設しなければならない。（[1]七十四条第一項）（[2]第五十九条第一項）

#### 【原子炉制御室が利用できない場合の要求事項】

- ・発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。（[1]三十八条第四項）
- ・発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。（[2]二十六条第二項）

#### 【参考文献】

- [1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成二十五年六月二十八日原子力規制委員会規則第六号）
- [2] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年六月二十八日原子力規制委員会規則第五号）

## II-1-2について

本設問の解答にあたっては、軽水炉以外の原子炉を含む、原子炉の開発の流れについて理解しておく必要がある。

### (1)重水

重水は、軽水炉で使用されている軽水と比較して中性子吸収量が小さく、燃料効率が良い点が長所である。しかしながら、高価であるとともに濃度管理が必要になるという短所がある。

重水炉で使用される重水冷却材は減速材を兼ねていることから、濃縮していない天然ウランを利用できるという特徴があり、カナダのようにウラン資源の豊富な国で利用されている。また、軽水炉に比べてプルトニウムの生産効率が高いことから、平和利用ではなく、核開発に利用されることもある。

### (2)金属ナトリウム

金属ナトリウムは、軽水と比較して熱伝導率が高く、かつ、沸点が高いため、水との熱交換により過熱蒸気を利用でき、熱効率を高められる。また、融点が約98℃で沸点が約880℃であり常圧で液体であることから、配管等の高圧設計が不要となり薄肉構造で済む点が長所である。しかしながら、化学的にきわめて活性であり、空気や水と反応するため、配管からの漏れい時のナトリウム燃焼火災や蒸気発生器伝熱管損傷時のナトリウム・水反応を引き起こすという短所がある。

金属ナトリウムを冷却材として使用する高速炉は、中性子を減速しにくいというナトリウムの特徴を活かして、高速中性子を利用し、ウラン238から燃料となるプルトニウム239を生成することができ、核燃料の増殖に利用されている。また、高速中性子はマイナーアクチニドを核変換することができることから、高レベル放射性廃棄物の減容にも利用される。

### (3)ヘリウムガス

ヘリウムガスは、軽水と比較して高温での使用が可能であることから熱効率を高められること、及び、高温・高放射線下においても化学的にきわめて安定であり、他の元素とまったく化合物を作らないため、燃料被覆管や構造物と反応しない点が長所である。一方、中性子の減速性能が低いため、熱中性子に減速するには黒鉛のような減速材を別に用意し、かつ、炉心を大型化する必要がある点が短所である。

ヘリウムガスを冷却材として使用する高温ガス炉は、原子炉出口温度を900℃近傍まで高くすることができ、熱効率が高いとともに、この高温ガスをISプロセス等による水素製造に利用することができる。

### (4)炭酸ガス

炭酸ガスは、ヘリウムガスと同様に軽水と比較して高温での使用が可能であり熱効率を高められる特徴をもつ。中性子吸収の極めて少ない黒鉛減速材とともに使用することで、天然ウランを燃料として利用できること、及び、化学的に不活性で燃料被覆管や構造物と反応しない点が長所である。一方、熱容量や熱伝導率が低いため、原子炉が大型化し出力密度が低下してしまうことが短所である。

天然ウランを燃料とすることができるため、ウラン濃縮設備は不要であり、ウラン濃縮の技術が無い国や時代に建設され、国内でも最初の商業用発電所として黒鉛減速のコールダーホール型の東海発電所が運転されたが、多くは政治的・経済的理由により運転は終了している。

## II-1-3について



燃料高燃焼度化とは、燃料のウラン濃縮度を高め、燃料集合体1体の反応度を高めることにより燃料1体当たりの発生エネルギーを増加させることであり、その目的は、使用済燃料発生量低減<sup>[1]</sup>と、原子力発電の経済性向上である<sup>[2], [3], [4]</sup>。まず前者について、燃料1体当たりの発生エネルギーを増加させることで、総発生エネルギーあたり必要とする燃料集合体数を減らすことができ、運転サイクル長を13ヶ月に固定する場合、1サイクル当たりに必要な新燃料体数を減少させ、発生する使用済燃料体数を減少させることが可能となる。後者については、新燃料体数及び使用済燃料体数減少により、ウランの転換、燃料の成型加工、新燃料の輸送等のフロントエンド費用、使用済燃料の中間貯蔵、輸送、再処理、処分など、使用済燃料及び廃棄物にかかるバックエンド費用を低減することができる。また、運転サイクル長を可変とする場合、新燃料体数を増やさなくても運転サイクル長を長期化でき、プラントの設備利用率向上により経済性を向上させることが可能となる。

燃料高燃焼度化による燃料設計上の影響<sup>[2]</sup>として、1体の燃料の炉内滞在時間が長くなるため、被覆管の腐食・水素吸収量の増加、及び、核分裂生成(FP)ガスの放出量増加による燃料棒内圧の上昇が考えられる。これらの影響に対し、次のような対策が講じられている。被覆管腐食量の増加による被覆管の減肉量増加と水素吸収量の増加による水素脆化に対してはPWRではニオブ添加等による耐食性改良被覆管の開発、BWRでは熱処理による被覆管の耐食性向上が図られている。またペレットからのFPガス放出量増加に対しては二酸化ウランの結晶大粒径化により放出量を低減するFPガス放出量低減改良ペレットの開発や燃料棒設計の合理化(プレナム体積増加)等により内圧上昇の緩和が図られている。

#### 【参考文献】

- [1] 原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会：「PWR燃料の高燃焼度化(ステップ2)及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について」(2001年12月7日)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA「軽水型原子炉のための高燃焼度燃料」(04-06-03-05)
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA「BWRにおける高燃焼度燃料」(04-06-03-06)
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA「PWRにおける高燃焼度燃料」(04-06-03-07)

#### II-1-4について

解説では、フィルタベントシステム全般の理解のためにやや詳細に記述するが、設問では、「設計、設置に当たり考慮すべき要件」と記載されているので、回答としては主に下線部(システムの機能要求及び考慮すべき要件)を記載すればよい。型式については乾式又は湿式の一方に着目して回答すれば良いと考えられる。

フィルタベント装置は、シビアアクシデント時に格納容器の圧力が上昇した際に、格納容器の破損防止のために、格納容器内のガスを放出(ベント)するとともに、ベントに伴う放射性物質の放出を低減する機能を持つ。したがって、格納容器保護のために高い信頼性と確実な動作が要求される。

フィルタベント装置の設計、設置における機能要求は以下である。

- ① 適切な減圧機能(圧損評価)
- ② 被ばく低減要求に対応した放射性物質(粒子状物質(CsI、CsOH等)、ガス状ヨウ素(元素状ヨウ素： $I_2$ 、有機ヨウ素： $CH_3I$ 等)の除去性能  
また、上記機能要求を果たす上で、以下の事項について考慮する必要がある。
- ③ 捕集した放射性物質の崩壊熱の除去
- ④ 水素燃焼による設備破損の防止
- ⑤ 格納容器減圧後の負圧破損防止
- ⑥ 高い耐震性(Sクラス)
- ⑦ 高い信頼性(安全系の電源、格納容器隔離弁の多重化(並列、直列))

我が国ではそれぞれの軽水炉プラントにおいて乾式又は湿式フィルタベント装置が設置もしくは設置される計画であるが、以下それぞれの特徴と上記機能要求及び考慮すべき事項への対応について概説する。

(1) 乾式フィルタベント装置

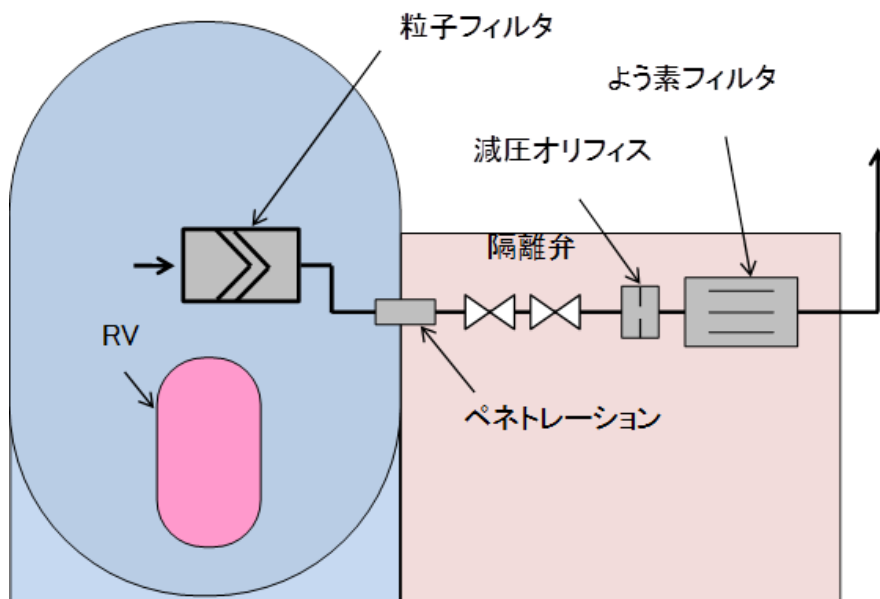
粒子フィルタ、よう素フィルタ、減圧オリフィス、隔離弁、前後の配管類から構成される。

我が国で採用している乾式フィルタベント装置は格納容器内に粒子フィルタを設置して、長半減期のセシウムを格納容器内に保持可能である。細径の金属繊維を内包し、拡散、衝突、さえぎり効果により物理的に粒子状物質を除去する。

格納容器外部には隔離弁（ベント弁）、減圧オリフィス、よう素フィルタを順次設置し、最終的に大気開放する構成となっている。よう素フィルタは銀ゼオライト（アルミノケイ酸塩に銀を沈着させた物質）を内包している。

減圧オリフィスは以下の機能を有する。

- ① ベントガスを減圧膨張させ、よう素フィルタ部での過熱度（露点温度との差）を確保することにより銀とよう素の高い化学反応性を確保する。
- ② よう素フィルタ等の減圧オリフィス下流を低圧設計（薄肉構造）とすることができる。
- ③ 減圧オリフィス部で臨界流とすることにより、上流側での体積流量をほぼ一定に維持する。これにより粒子フィルタ部での流速がほぼ一定になり、安定した除去効率が維持できる。



参考文献 図 6.1-1 より

設計上考慮すべき要件は以下の通りである。

- ① 減圧機能を満足するための減圧オリフィス径を適切に設定する必要がある。
- ② 粒子フィルタの除去性能を確保するために、金属繊維の面積を確保する必要がある。また、よう素フィルタの性能を確保するために銀ゼオライト内のガス滞留時間とガス過熱度を適切に確保する必要がある。

- ③ 崩壊熱に対しては自然対流冷却となるため、フィルタ表面からの放熱の他、必要に応じ冷却管を設置する。
- ④ 格納容器で発生した水素がベント配管中で燃焼しないように留意する必要がある。この対策としては、格納容器外の配管を上り勾配にするなどの極力水素滞留部を作らない設計や、系統内を不活性ガスで置換できる設計などにする必要がある。

(2) 湿式フィルタベント装置

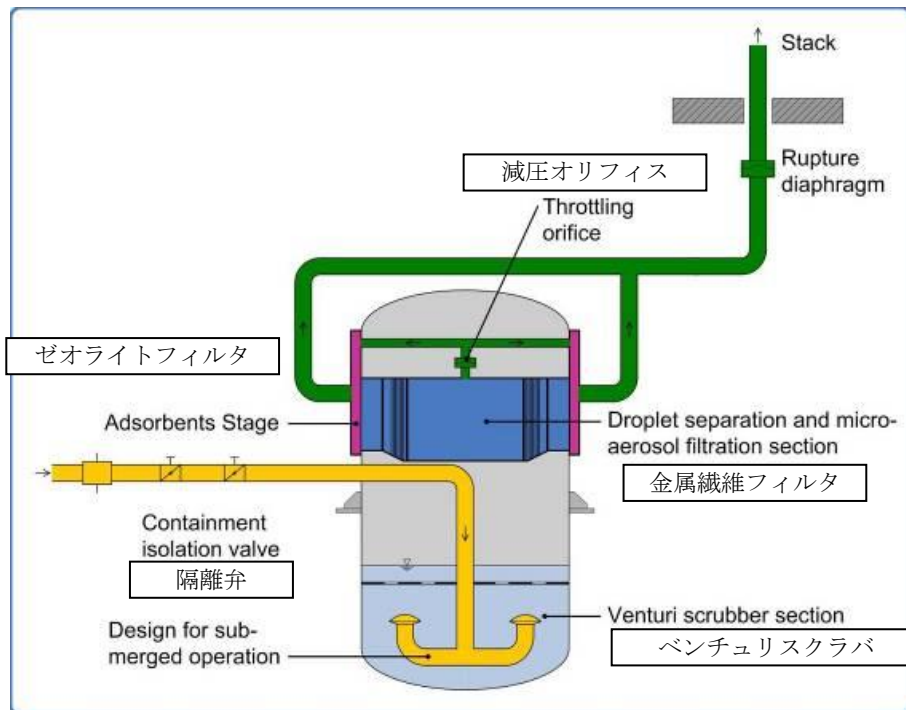
粒子フィルタとよう素フィルタを分離したタイプもあるが、ここでは近年主流の一体型について解説する。

フィルタ装置（減圧オリフィス内蔵）、隔離弁及び前後の配管類から構成される。

圧力容器形状（円筒縦型）のフィルタ装置は格納容器外に設置する（配置上、格納容器内設置は困難）。フィルタ装置内にはスクラバ水と言われるアルカリ性の水溶液を有しベンチュリスクラバ部（図の Venturi scrubber section）を通じてベントガスがスクラバ水に流入する。その下流に金属繊維フィルタとゼオライトフィルタを有する。それぞれの役割は以下の通りである。

- ベンチュリスクラバ部： 粒子状物質及び元素状よう素 ( $I_2$ ) の除去
- 金属繊維フィルタ： 粒子状物質の除去
- ゼオライトフィルタ： ガス状よう素 ( $I_2$ 、有機よう素) の除去

内蔵される減圧オリフィス（下図の Throttling orifice）の目的は乾式の①、③と同じであり、ゼオライトフィルタの上流に設置される。



参考文献 図 5.1-2 より

設計上考慮すべき要件は以下の通りである。

- ① 減圧機能は乾式と同じである。
- ② 除去性能についても金属繊維フィルタとゼオライトフィルタについては乾式と同

- 様である。ベンチュリノズル部では、一定以上のベントガス流速を確保することにより、水滴を微細化して表面積を大きくし、粒子状物質の捕集を促進する。
- ③ 崩壊熱については水の蒸発潜熱で除去することから、スクラバ水を補給できるように設計しておく必要がある。
- ④ 水素燃焼対策は基本的に乾式と同じである。

なお、上記情報は参考文献の5章及び6章による。

【参考文献】

「フィルタベント」日本機械学会編 フィルタベントワーキンググループ著

Ⅱ-2 次の2設問（Ⅱ-2-1，Ⅱ-2-2）のうち1設問を選び解答せよ。（解答設問番号を明記し，答案用紙2枚以内にまとめよ。）

Ⅱ-2-1 発電用原子炉施設は，施設内の溢水が発生した場合においても安全性が損なわれないものでなければならない。このような事象に対し，内部溢水影響評価を担当責任者として進めるに当たり，下記の内容について記述せよ。

- (1) 内部溢水対策の基本的考え方
- (2) 内部溢水影響評価の業務を進める手順
- (3) 業務を遂行する際に留意すべき事項

Ⅱ-2-2 発電用原子炉施設には，使用済燃料貯蔵槽についても，設計基準を上回る事象が発生した場合に貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料からの放射性物質の異常な水準の放出を防止，緩和するために必要な設備を設けなければならない。このような設備の基本計画を進めるに当たり，下記の内容について記述せよ。

- (1) 設備計画を進めるに当たって想定すべき事象とそれに対して満足すべき要件を挙げよ。
- (2) 当該業務の主要実施事項について述べよ。
- (3) (2) の実行に当たり留意すべき事項について述べよ。

【解答のポイント】

Ⅱ-2-1 について

(1) 内部溢水対策の基本的考え方

溢水とは、発電所内に施設される機器の破損による漏水又は原子炉格納容器スプレイ及び消火栓等の系統の作動による放水が原因で、系統外に放出された流体であり、溢水は、滞留水、流水（蒸気を含む）の形態で存在する。この溢水に対して、溢水防護対象設備が没水・被水・蒸気によって機能喪失しないように対策を実施する必要があるが、防護対象は設計基準対象施設及び重大事故等対処施設となる。

このような内部溢水対策に関する要求は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下、「技術基準規則」）の第12条（設計基準対象施設）及び第

54 条（常設重大事故防止設備）において、共通要因事象となる内部溢水によって、その機能喪失にならないようにしなければならないとして規定されており、具体的には「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」（以下、「ガイド」）において、内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統<sup>※1</sup>の安全機能、並びに使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の冷却、給水機能が喪失することのないように適切な防護措置が求められている。

溢水防護個所に適用可能な具体的な対策を複数検討する。以下はその例である。

内部溢水対策としては防護対象設備が設置される区画に溢水が伝播しないように水密扉や貫通部にシール材等を設置し、止水対策を実施する。他の溢水対策としては、他区画へ溢水が伝播しないように堰を設ける方法や、ドレン系統を通じて溢水防護区画に逆流しないように床ドレンにフロート式逆流防止弁を設置する方法がある。

防護対象設備に対しては、溢水水位（最高水位）が機能喪失高さより高くなるようにする必要はある。例えば安全上重要な空気作動弁のアクチュエータの排気口が、評価結果から没水する場合は排気口を嵩上げして水没しないようにする。

耐震設計上の重要度分類 B・C クラスに分類される機器・配管類（以下、「B,C クラス機器等」）に対して、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水量が大きい場合、耐震補強し、溢水量を軽減する。

蒸気影響緩和対策としては、蒸気影響範囲内に設置された防護対象設備（電気計装品含む）が蒸気で機能喪失しないために、蒸気漏えい検知用に温度センサを設置し、早期検知し蒸気の漏えいを止めることで蒸気影響を軽減する。漏えいの早期隔離のため、漏えい源となる蒸気配管等の高エネルギー配管<sup>※2</sup>の上流部に遮断弁等を設置して漏えい量を軽減する。

この他、高エネルギー配管の口径が比較的大きい場合、ガイドに沿って全周破断を想定するため早期検知・早期隔離だけでは間に合わず、蒸気影響が大きくなる。そのため、全拘束（全 6 方向）となるターミナルエンド部には防護カバーを設置し、全周破断時の漏えい量低減を図る。

使用済燃料ピットの地震によるスロッシングにより放射性物質を含む水が非管理区域へ流出する可能性がある場合は、必要に応じて対策する。なお、使用済燃料ピットスロッシングによる水位低下を考慮しても使用済燃料ピットの冷却及び給水機能が維持できる設計とする。

※1：重要度の特に高い安全機能を有する系統として原子炉停止、高温停止及び低温停止（停止状態の維持含む）に必要な設備、溢水に起因する原子炉外乱に対処するための設備（放射性物質の閉じ込め機能維持に必要な設備も含む）

※2：高エネルギー配管とは呼び径 25A（1B）を超える配管で、運転温度 95℃を超えるか、又は運転圧力が 1.9MPa[gauge]を超える配管のことである。一方、低エネルギー配管とは呼び径 25A（1B）を超える配管で、運転温度 95℃以下で、かつ運転圧力が 1.9MPa[gauge]以下の配管である。

## (2) 内部溢水影響評価の業務を進める手順

内部溢水評価としては溢水（没水、被水、蒸気）の影響に対する評価と放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えい防止の評価（使用済燃料ピットのスロッシング影響）となる。

評価対象となる溢水源としては、発電所内に設置される機器・配管類の想定破損及び消火系統等の作動（誤作動含む）及び地震に起因する機器の破損等により発生するものを想定している。ここで発電所内に設置される機器とは、発電所内に設置される発電設備及びその関連設備であり、この中には建屋内に収納される原子炉・タービン及びその

附属設備、並びに建屋外に設置される屋外タンク、海水ポンプ及びその周辺設備がある。

内部溢水影響評価においては、安全設備が配置されている評価対象区画で想定される溢水事象に対して、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けずに、その機能が確保されるかを評価する。

内部溢水影響評価の手順として、①溢水源の想定及び溢水量の算出から始める。次いで溢水影響評価として、②防護対象設備を設定し、溢水防護区画、及び溢水経路を設定する。③溢水による影響評価として没水、被水、蒸気による影響評価を実施し、対象設備が機能喪失しないことを確認する。また、④使用済燃料ピットの溢水評価を行う。

#### ① 溢水源の想定及び溢水量の算出について

溢水源として(a)溢水想定機器の破損、(b)火災を含む異常状態の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水、(c)地震に起因する機器の破損等による溢水が想定される。(a)及び(b)の溢水源の想定は一系統における単一機器の破損とし、他系統及び機器は健全であると仮定する。

#### ② 防護対象設備、溢水防護区画、及び溢水経路の設定

溢水の影響評価においては、防護対象設備がその安全機能を失わないことを確認する。

溢水防護に対する評価対象区画は、防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室、現場操作が必要な切要な設備へのアクセス通路が対象となる。なお、中央制御室及び現場操作が必要な設備に対しては、そのアクセスルートが環境温度、放射線量を考慮し、アクセスの可能性が失われないことを確認する。

溢水経路は溢水防護区画内での漏えいと溢水防護区画外からの漏えいを想定し、溢水防護区画外からの漏えい水が開口部等から防護区画区内に流入すること、あるいは、床ドレン等から逆流して流入することを想定する。

#### ③ 溢水影響評価

溢水影響評価のうち没水影響評価については、想定される溢水量、経路等から評価した溢水水位が溢水防護区画にある防護対象設備の機能喪失高さを超えないか評価する。

被水影響評価については、評価対象区画に流体を内包する機器・配管類が設置されている場合、溢水源となる当該機器・配管類からの飛散や滴下によって防護対象設備が被水するか、天井面の開口部や貫通部からの溢水から防護対象設備との間に障害物がない場合、被水するか確認する。溢水源となる破断口からの噴出速度等から飛散距離内に防護対象設備が存在しない場合評価不要となり、また、溢水源と防護対象設備との間に障害物があれば評価不要となる。

蒸気影響評価は、評価対象区画に高エネルギーの流体を内包する機器・配管類が設置されている場合、漏えいする蒸気の拡散によって評価対象区画内の全機器が評価対象となる。また、溢水防護区画外からの蒸気は開口部や貫通部から拡散するので、防護対象設備との間に障害物があっても上記の影響について評価する。

#### ④ 使用済燃料ピットの溢水評価

使用済燃料ピットについて、上記と同じ要領で高エネルギー配管・低エネルギー配管からの溢水の評価し、火災時の消火水系統からの放水による溢水の評価する。なお、使用済燃料ピットとしてはさらに地震に伴うスロッシングによってピット水が系外に漏えいする可能性がある場合、溢水源として影響評価を行う。

### (3) 業務を遂行する際に留意すべき事項

想定破損による溢水は単一の配管破損を溢水源として想定するが、評価対象は高エネルギー配管と低エネルギー配管とに大別する。高エネルギー配管は完全全周破断を想定

し、破断想定箇所までの配管抵抗と系統圧力とのバランスにより流出流量を算出する。一方、低エネルギー配管は貫通クラックを想定し、貫通クラックの破損個所の条件は、各系統の最大運転圧力又は最高使用圧力・最大口径とする。

この配管破損の想定に当たっては、詳細な応力評価を実施することによって、破損位置及び破損形状を特定することが可能である。

高エネルギー配管では、小口径（25A 以下）等の条件を満足すれば、完全全周破断を想定することは不要であり、低エネルギー配管においても同様に除外規定がある（詳細はガイドを参照）。

蒸気配管の隔離等、運転員が中央制御室から遠隔で操作する場合、中央制御室にて漏えいを検知した後に少なくとも 10 分間の時間余裕を見込んだ後に運転員が隔離操作を開始するものとして漏えい量を評価する。

蒸気評価については破損個所からの流出量は隔離までの漏えい時間量で評価するので、早期検知・遠隔隔離できるように自動検知や遠隔隔離弁を迫設するが、自動検知・遠隔自動隔離システムだけでは防護対象設備の健全性が確保できない場合、破損想定箇所に防護カバーを設置することで漏えい量の抑制を図る（この場合は蒸気配管と防護カバーの隙間から蒸気が漏えいするものとして評価する）。

#### 【参考文献】

- [1] 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（原子力規制委員会）
- [2] 「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」（原子力規制委員会）

#### II-2-2 について

- (1) 設備計画を進めるに当たって想定すべき事象とそれに対して満足すべき要件

規制要求として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」<sup>[1]</sup>において、第 54 条「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に以下の記載がある。

##### <第 54 条 1>

発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

##### <第 54 条 2>

発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

同規則の解釈<sup>[2]</sup>に、第 1 項については、「代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること」「代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること」との記載があり、また、第 2 項については、「スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること」「スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること」「燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること」との記載がある。また、第 1 項及び第 2 項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視

について「使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること」「これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること」「使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること」と記載されており、これらが設問（１）で問われている、想定すべき事象とそれに対する満足すべき要件となる。

## (2) 当該業務の主要実施事項

前述した①第１項に対する設備、②第２項に対する設備、③第１項及び第２項の監視設備の３種類についてそれぞれ検討する必要がある。

### ①第１項に対する設備<sup>[3]</sup>

- ・使用済燃料貯蔵槽への冷却機能が喪失することによる使用済燃料貯蔵槽の水温上昇及び保有水量減少（蒸散）を補うための使用済燃料貯蔵槽への必要補給水流量を算出
- ・上記の流量算出のベースとなる崩壊熱の評価（使用済燃料貯蔵槽の熱負荷としては、燃料取替のために原子炉から使用済燃料貯蔵槽に取り出した燃料（全炉心分）から発生する崩壊熱と、従来の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として、崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。）

これらの評価結果を満足する使用済燃料貯蔵槽に対する給水手段（仮設ポンプ及びホース等）及び給水源の検討を行う。

### ②第２項に対する設備<sup>[4][5]</sup>

使用済燃料貯蔵槽で大規模漏えいが発生した場合、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、可能な限り環境への放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料貯蔵槽全面にスプレイを実施し、ラック及び燃料体等を冷却する機能を持った可搬型スプレイ設備（使用済燃料貯蔵槽へのスプレイ）の検討を行う。

可搬型スプレイ設備の流量については、使用済燃料貯蔵槽の熱負荷（崩壊熱）による蒸散率を上回る量の水を使用済燃料貯蔵槽に全面に向けてスプレイする設計とする。これにより、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、蒸散率を上回るスプレイは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

### ③第１項及び第２項の監視設備<sup>[6]</sup>

使用済燃料貯蔵槽水位の異常な低下事象時においては、以下の３点を監視する必要があるため、これらの監視要求を満足する設備を検討する必要がある。

#### 1) 水位監視

使用済燃料貯蔵槽の燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

#### 2) 水温監視

水位監視を主として、必要に応じて状態監視カメラ等による水温監視を行う。（水温は沸騰による蒸散状態では、ピット水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

#### 3) 空間線量率監視

使用済燃料貯蔵槽付近の空間線量率を把握するため線量率監視を行う。  
実プラントの対応例を挙げると、可搬型使用済燃料貯蔵槽水位計による水位監視、状態監視カメラによる水位及び水温監視、可搬型周辺線量計による空間線量率監視が採用されている。



(3) (2)の実行にあたり、留意すべき事項<sup>[4]</sup>

①第1項に対する設備

給水設備は外部電源喪失を想定し、多重性もしくは多様性を満足する設備とする。また、更なる信頼性向上の観点から、給水手段は可能な限り追加検討することが望ましい。

②第2項に対する設備

大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵槽の未臨界性評価は、可搬型スプレー設備（使用済燃料貯蔵槽へのスプレー）にて、ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮したラック形状において、スプレーや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認する。例として、使用済燃料貯蔵槽全体の水密度を一様に  $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$  まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。

③第1項及び第2項の監視設備

使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失による蒸散蒸気の影響として、高温多湿状態での計器の健全性について留意する必要がある。また、防水性や高線量下等、過酷な使用状態における健全性も検討すべきである。これらを考慮した上で、多様性、多重性を持たせることで更なる信頼性向上を考慮することが望ましい。

【参考文献】

- [1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年六月二十八日原子力規制委員会規則第五号）
- [2] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（改正 平成30年1月24日 原規技発第1801246号 原子力規制委員会決定）
- [3] 平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書（改訂版）（高浜発電所）  
（[https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2011/\\_icsFiles/afieldfile/2011/05/30/0427\\_2j\\_02.pdf](https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2011/_icsFiles/afieldfile/2011/05/30/0427_2j_02.pdf)）
- [4] 日本原子力発電株式会社 東海第二発電所 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する補足説明書、平成30年2月14日  
（<http://www.nsr.go.jp/data/000221097.pdf>）
- [5] 日本原子力発電株式会社 東海第二発電所 工事計画審査資料 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書、平成30年4月3日  
（<http://www.nsr.go.jp/data/000226900.pdf>）
- [6] 九州電力株式会社 川内原子力発電所1号炉および2号炉 使用済燃料ピット監視設備について 補足説明資料、平成26年1月28日  
（<http://www.nsr.go.jp/data/000035189.pdf>）

## 20-1 原子炉システムの設計及び建設【選択科目Ⅲ】

Ⅲ 次の2問題(Ⅲ-1, Ⅲ-2)のうち1問題を選び解答せよ。(解答問題番号を明記し, 答案用紙3枚以内にまとめよ。)

Ⅲ-1 発電用原子炉施設では, 大量の核物質並びに放射性物質が貯蔵・使用されているが, その盗取, 妨害破壊行為等犯罪行為又は故意の違反行為によって, 人の生命, 身体, 社会及び環境が脅かされることがないようにすべきである。核セキュリティを考慮した新設発電用原子炉施設のシステム設計を設計責任者として進めるに当たり, 下記の内容について記述せよ。

- (1) 原子炉施設の核セキュリティを確保するため, 対策の考え方を示すとともに, 具体的にどのような対策がとられなければならないか述べよ。
- (2) 上述した対策のうち, 設計基準を超える厳しい自然現象への対応とも共通する最も重要と考える技術的課題を取り上げ, 新設プラントにおいて, それを解決するための合理的な提案を述べよ。
- (3) あなたの技術的提案がもたらす効果を具体的に示すとともに, 留意すべき事項を述べよ。

Ⅲ-2 新規制基準においては, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 熔融し, 原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けることとされており, 具体的には原子炉格納容器下部への注水が求められている。しかし, 熔融炉心の冷却には様々な不確かさが考えられ, 海外の一部の国においては, より確実な熔融炉心の冷却のための設備を有したプラントの設計が認証を受けている。このような状況を考慮し, 以下の問いに答えよ。

- (1) 現状の既設プラントでの対策における考えられる不確かさについて述べよ。
- (2) 新設プラントにおいて, より確実に炉心損傷後の熔融炉心を冷却するための設備の計画, 設計をすることとなった場合に, (1)の課題を解決するための技術的提案を2件挙げ, それぞれについて有効性を含む特徴について述べよ。
- (3) 技術的提案のうち, より優れていると考える提案について, その理由と実現するに当たって留意すべき事項を述べよ。

### 【解答のポイント】

#### Ⅲ-1 について

本設問を解答するにあたっては, 核セキュリティの定義を認識しておく必要がある。

核セキュリティは, 核物質や放射性物質を使用したテロ活動(いわゆる「核テロ活動」)の防止を中心とした取り組みであり, IAEAはテロ活動として核物質や放射性物質の悪用の想定される脅威を以下の4種類に分類している。<sup>[1]</sup>

- A)核兵器の盗取
- B)盗取された核物質を用いて製造される核爆発装置の製造
- C)その他の放射性物質の発散装置（いわゆる「汚い爆弾」）の製造
- D)原子力施設や放射性物質の輸送等に対する妨害破壊行為

この中で、発電用原子炉施設においてこれらの脅威が現実のものとならないよう、設計により防止を図るべきものは、B)項の核爆発装置やC)項の汚い爆弾の製造につながる“盗取”及び、D)項の妨害破壊行為につながる“妨害破壊行為等犯罪行為”及び“故意の違反行為”である。

#### (1)について

設備面及び運用面の対策が考えられるが、ここで問われているのはシステム設計責任者として実施すべき対策であることから、設備面での対策を解答する必要がある。

設備面の対策としては、

- (ア) 盗取及び妨害破壊行為の実行を防止するための重要設備の障壁による区画化
- (イ) 監視装置の設置、異常発生時の連絡手段の確保
- (ウ) 核物質や安全機能に関する情報管理
- (エ) 妨害破壊行為の影響の緩和及び最小化

等が挙げられる。<sup>[2]</sup>

これらの対策について、具体的な達成手法の例を以下に示す。

- ① 盗取及び妨害破壊行為の実行を防止するための重要設備の障壁による区画化
  - ・周辺防護区域への接近を防止するための立入制限区域の設定とフェンス等による防護
  - ・防護区域への侵入を防止するための堅牢な建屋と出入管理可能な配置設計
  - ・従来、屋外に設置していた重要設備の堅牢な建屋内への配置変更
- ② 監視装置の設置、異常発生時の連絡手段の確保
  - ・監視機能、連絡機能の多重化
  - ・無停電電源に接続されたセンサ、カメラ、通信装置等の設置
- ③ 核物質や安全機能に関する情報管理
  - ・通信連絡時の盗聴防止
- ④ 妨害破壊行為の影響の緩和及び最小化
  - ・妨害破壊行為発生時の原子力施設の異常収束に必要な電源車、ポンプ車の配備

上述は物理的脅威に対する対策であるが、設備のデジタル化が進む中、今後はインターネット等を介した情報盗取や妨害破壊行為等のサイバー攻撃への対策（サイバーセキュリティ）も重要となる。サイバーセキュリティの具体的な達成手法の例を以下に示す。

- ⑤ サイバーセキュリティ
  - ・重要な安全システムおよびセキュリティシステムのインターネットからの隔離。
  - ・インターネットから隔離しない（できない）システムの入口対策（攻撃の検知・駆除等）／出口対策（攻撃を受けることが前提の流出防止・追跡機能等）

#### (2)について

本解答を作成するにあたっては、新規制基準において考慮しなければならない自然現象を理解しておく必要がある。新規制基準では以下の自然現象に対する考慮が新設されており<sup>[3]</sup>、(1)における対策の内、これらを含む自然現象への対応とも共通する対策を挙げ、その技術的課題とその合理的な解決提案を説明する。

<新規制基準において新たに考慮が必要となった自然現象>

- ・火山事象<sup>[4]</sup>
- ・竜巻<sup>[5]</sup>

## ・外部火災<sup>[6]</sup>

一例として、①項における屋外設置の重要設備の建屋内への配置変更について述べる。

新設発電用原子炉施設において、重要な設備を堅牢な建屋内に配置することは、火山灰、竜巻飛来物や森林火災等の自然現象への対策と共通である。しかし、屋外設置の重要設備は、非常時の水源となる燃料取替用水タンク等大型かつ大量に水を保有する設備であり、円筒型のタンクを一般的に立方形の部屋で構成される建屋内に設置することは、その形状差で生じる空間体積（無効体積）が建屋容積を増大させる。また、水源はその送水に使用するポンプより高い位置に配置する必要があり、建屋内の高い階層に大量の水を有するタンクを配置することは建屋の重心位置を高くする。従って、大型のタンクを建屋内に配置することは、構造・耐震強度の観点から不合理とならざるを得ない。この技術的課題を合理的に解決する提案として、タンクから建屋壁を利用したコンクリートピットに変更することが考えられる。

### (3)について

(2)の技術的提案の効果の説明だけでなく、その設計変更が従来の規制基準及び新規規制基準で要求される安全性に影響しないことの確認及び、影響する場合はその対応について述べる必要がある。

(2)に一例として示した技術的提案の効果及び留意事項の例を以下に示す。

タンクのコンクリートピット化の効果は、円筒型のタンクと立方形の部屋の間にあった無効体積を排除することによる建屋容積の縮小と、貯水断面積が大きくなることによる水位（重心位置）の低下が耐震設計上の負荷の低減につながり、その結果として合理的な建屋設計が可能となることである。一方、保有水を建屋内の溢水源と考えた場合、タンク構造であればタンクを収納する部屋の建屋壁が周辺設備とタンクを隔離し、溢水時の障壁となり得たが、コンクリートピット化することで建屋壁自体が保有水のバウンダリとなることから、コンクリートピットの漏水処置（ステンレス鋼板の内張設置等）及び継続的な維持管理（供用中検査による健全性の確認等）を実施する必要がある。

### 【参考文献】

- [1] 平成 29 年度版原子力白書（内閣府原子力委員会）  
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/hakusho2018/4-2.html>
- [2] 核セキュリティの現状（原子力規制委員会原子力規制庁）  
<https://www.nsr.go.jp/data/000049521.pdf>
- [3] 新規規制基準について（原子力規制委員会）  
[http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/shin\\_kisei\\_kijyun.html](http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/shin_kisei_kijyun.html)
- [4] 原子力発電所の火山影響評価ガイド（原子力規制委員会）  
<http://www.nsr.go.jp/data/000213308.pdf>
- [5] 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原子力規制委員会）  
<http://www.nsr.go.jp/data/000069162.pdf>
- [6] 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原子力規制委員会）  
<http://www.nsr.go.jp/data/000069140.pdf>

### III-2 について

#### (1) 既設プラントにおける対策及び熔融炉心の冷却の不確かさについて

現状の既設プラントでの対策における考えられる不確かさを論じるためには、現状の既設プラントのシビアアクシデント対策を理解しておくことが重要である。現状の既設プラントでの対策は、例えば、[1]～[3]に纏められているため参考とされたい。

既設プラントにおける対策、及び、熔融炉心の冷却の不確かさの例を以下に示す。

- ・既設プラントにおける対策

原子炉格納容器への注水設備を用いて原子炉容器の下部に水張りを行うことで、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を水没させ、長期的に冷却する対策が講じられている。

また、原子炉格納容器への注水設備については、設計基準設備の故障に備え、重大事故等対処設備として注水ラインやポンプ等を追設するとともに、多様性の観点から、可搬型設備による注水手段を整備している。

- ・熔融炉心の冷却の不確かさ

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心は、内部に部分的な空隙が生じるなど複雑な形状となる可能性があるとともに、その形状については不確かさが大きいと考えられる。そのため、熔融炉心の形状によっては、熔融炉心上面のみが冷却され、下面は冷却されず、MCCI (Molten Core Concrete Interaction, 熔融炉心-コンクリート相互作用) が発生するリスクが出てくる。また、大量の水の中に高温の熔融炉心が落下する場合には、水蒸気爆発のリスクも出てくる。

(2) 「(1) の不確かさ」の解決策について

熔融炉心をより確実に冷却するための技術的解決策として、第3世代+の原子炉としては、コアキャッチャー(ドライコアキャッチャー、もしくはウェットコアキャッチャー)、もしくは、IVR (In-Vessel Retention, 熔融炉心の原子炉容器内保持) が採用されている。また、これら大型の設計変更を伴わない方策としては、原子炉格納容器への注水機能の強化等が挙げられる。これらの方策をベースに案を提示し、有効性を含む特徴を述べることで解答として考えられる。

ここでは、コアキャッチャー、及び、IVR の特徴の概要を示す。なお、各設備の詳細については、コアキャッチャーについては例えば[4]を、IVR については例えば[5]～[7]を参考にされたい。

- ・コアキャッチャーの特徴の概要

コアキャッチャーにはドライコアキャッチャー、及び、ウェットコアキャッチャーがあるが、ドライコアキャッチャーを例にとると図1のような構造であり、いずれの方式も、原子炉と原子炉格納容器下部コンクリートの間に熔融炉心を受け止める「金属製の受け皿」(=コアキャッチャー)を設置する点は共通している。この「受け皿」で熔融炉心を受け止めることで、熔融炉心を上下両面から効率よく冷却することが可能になり、またコンクリートに接触しなくなることから、MCCI が発生するリスクを低減している。

ここで、既設プラントでは原子炉容器下部には制御棒駆動装置 (BWR) や炉内計装設備を原子炉内部までガイドするライナーが配置されており、コアキャッチャーと干渉する可能性が出てくる。この干渉を避けるために、原子炉容器上部から炉内計装設備を挿入するなどの変更の検討が必要となる。

ウェットコアキャッチャー、及びドライコアキャッチャーのそれぞれの特徴は以下である。

#### ウェットコアキャッチャー

事故直後から注水を開始し、熔融炉心が落下する段階で、原子炉格納容器下部に大量の水を貯めておく方式。落下してきた熔融炉心を確実に冷却することが可能であり、また熔融炉心の水没することから放射性物質飛散防止効果も期待できる。一方、水蒸気爆発のリスクは残ったままとなるため、原子炉格納容器下部水プールの水深や水温等を制限することによる水蒸気爆発の発生確率の低減や、仮に水蒸気爆発が発生しても格納容器やコアキャッチャーが破損しないように構造物の設計において適切な荷重を想定する等、水蒸気爆

発に対する設計上の工夫が必要がある。

### ドライコアキャッチャー

溶融炉心落下後に注水する方式。これにより溶融炉心が徐々に水没するため、水蒸気爆発のリスクを低減することが可能となる。

一方、注水のタイミングが遅れた場合は、溶融炉心が受け皿を貫通し、原子炉格納容器下部コンクリートに到達、MCCI が発生する可能性も出てくることから、設計においては注水を開始するタイミングの設定方法が特に重要である。

ここで、注水開始タイミングの妥当性はシビアアクシデント事象向けの事故進展解析コード (MAAP、MELCOR、等) を用いて評価する必要があるが、シビアアクシデントで取り扱う物理現象は詳細な機構が解明されていないものが多いことから、事故進展解析コードを用いる場合には、入力パラメータを変更した感度解析を多く実施し、入力パラメータ及び評価モデルの不確かさの影響を確認しておくことが重要である。

また、注水タイミングの設計想定以上の遅れも想定し、仮に注水がない場合においても合理的な範囲でコアキャッチャーの健全性が維持されるように、構造及び材質等の観点で検討しておくことが望ましい。

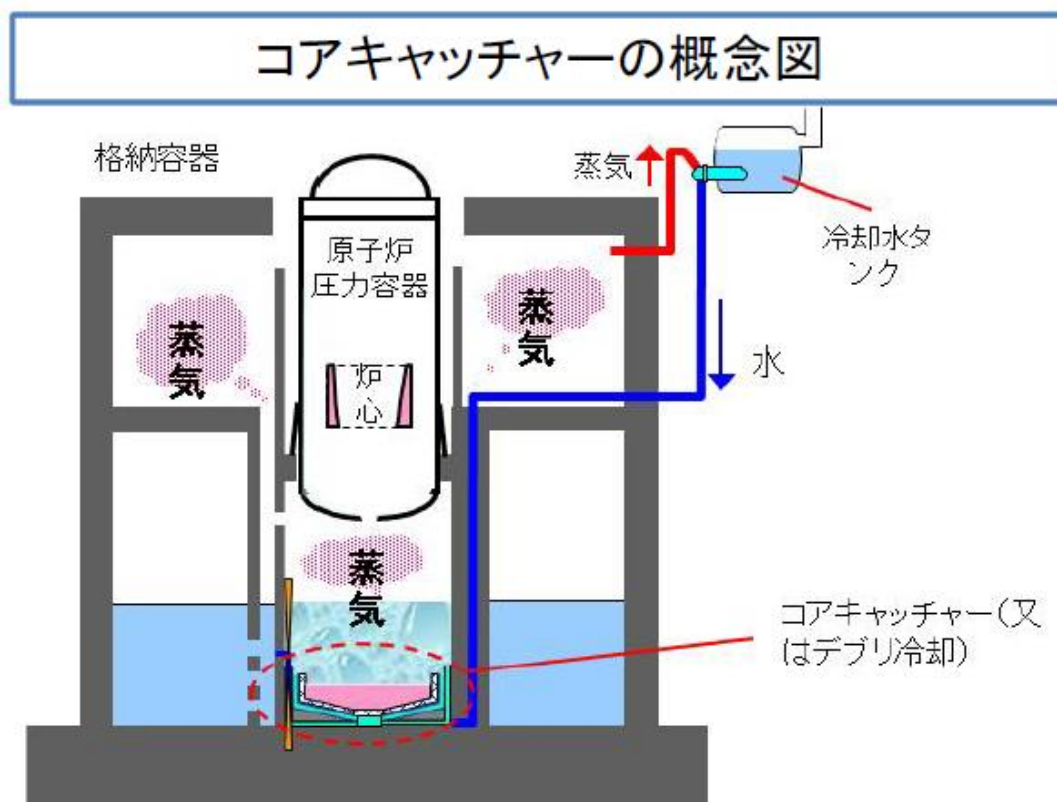


図1 コアキャッチャーの概念図[5]

#### ・IVRの特徴の概要

IVRでは、原子炉格納容器に外部から重力による注水を行い、压力容器を水没させることで、压力容器を冷却し、破損を回避するものであり、構造の例は図2のようになる。

IVRでは原子炉容器の破損を回避するという特徴があることから、放射性物質の原子炉容器外への放出を大幅に抑えることができる。また、コアキャッチャーのように原子炉格納容器内に要するスペースを最小化し建設コストを抑える効果が期待できると考えられるが、原子炉の出力規模が大きい場合には、崩壊熱の除去が難しいとも言われている[7]。

そのため、仮に IVR を採用する場合には、炉心出力や原子炉容器の形状等をパラメータにするとともに、溶融炉心の組成や構造について不確かさを考慮した上で、熱水力評価によって IVR による崩壊熱除去の成立性を確認する必要がある。さらに、熱水力評価に使用する各種の評価式（限界熱流束等）については、試験等によって適用の妥当性を確認しておく必要がある。

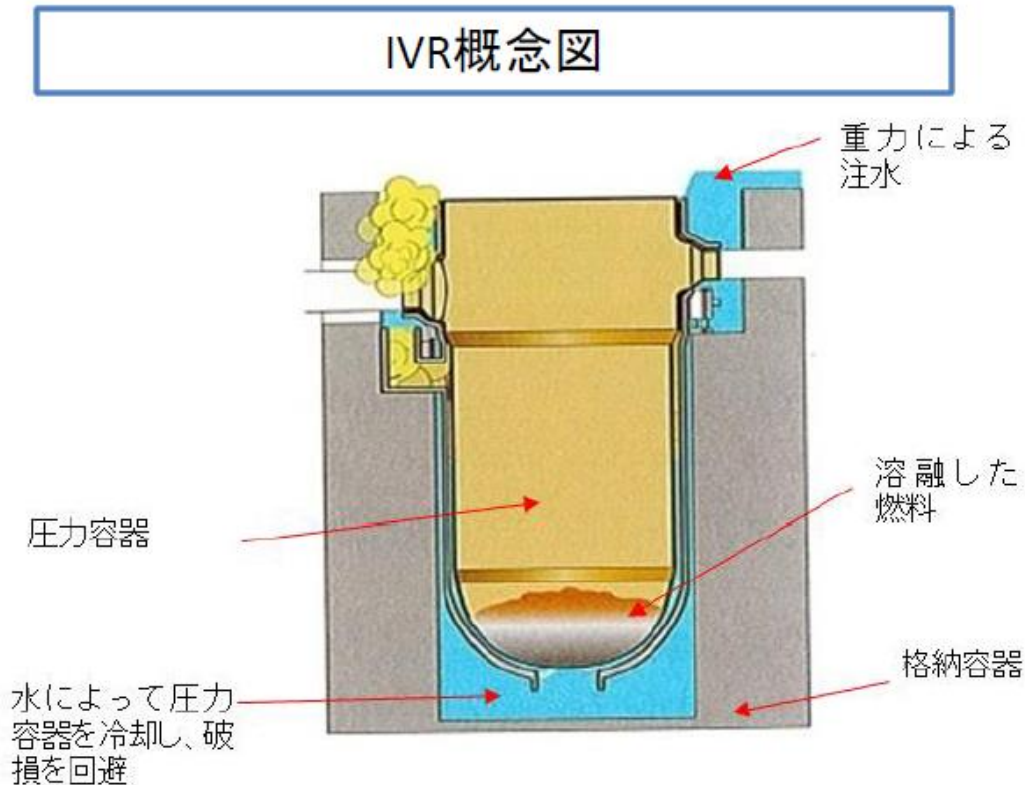


図2 IVR の概念図[5]

- (3) 「(2) で挙げた解決策」のうち優れていると考える案の理由と留意事項について
- (2)で述べた通り、それぞれの技術的提案にはメリット/デメリットがあり、一概に良し悪しを決めることができない。そのため、それぞれの特徴を踏まえ、どの提案を推奨するか解答者自身が選定の上、解答を作成する必要がある。
- (3)の設問では、実現するに当たって留意すべき事項を記載するように指定されているが、ただ単純に留意事項を列挙するだけではなく、メリットを最大化するとともに、デメリットを最小化するような方策を合わせて記載すべきである。
- ここで、上記の方策を論じる場合には、参考資料から得られるような知識に基づくもののみを纏めるのではなく、自身の専門性に沿った深い着眼点で提案を論じていただきたい(例：熱水力設計の観点、構造設計の観点、FPの拡散の観点、等)。

**【参考文献】**

- [1] 九州電力川内原子力発電所 設置変更に関する審査結果について－概要－，平成26年10月，原子力規制委員会 (<http://www.nsr.go.jp/data/000087528.pdf>)
- [2] 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉に関する審査の概要，原子力規制庁，平成30年5月 (<http://www.nsr.go.jp/data/000233859.pdf>)
- [3] 東海第二発電所 新規規制基準への適合性の概要，平成29年7月，日本原子力発電株式会社 (<http://www.nsr.go.jp/data/000197494.pdf>)

- [4] The severe accident mitigation concept and the design measures for core melt retention of the European Pressurized Reactor (EPR)  
([https://people.mech.kuleuven.be/~william/BNEN/Intro\\_2015-2016/8.%20New%20Nuclear%20Reactors/Fischer\\_core%20catcher%20EPR\\_NEandD\\_2004.pdf](https://people.mech.kuleuven.be/~william/BNEN/Intro_2015-2016/8.%20New%20Nuclear%20Reactors/Fischer_core%20catcher%20EPR_NEandD_2004.pdf))
- [5] 原子力技術開発の動向(総合資源エネルギー調査会 基本政策分科会 第8回会合 資料 2-3), 平成25年10月, 資源エネルギー庁  
([http://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic\\_policy\\_subcommittee/008/pdf/008\\_003.pdf](http://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/008/pdf/008_003.pdf))
- [6] AP1000の安全系設備について (Westinghouse 社ホームページ)  
(<http://www.westinghousenuclear.com/New-Plants/AP1000-PWR/Safety>)
- [7] Considerations concerning the strategy of corium retention in the reactor vessel, IRSN, July 2015  
([https://www.irsn.fr/EN/publications/technical-publications/Documents/IRSN\\_Considerations-strategy-corium-retention\\_07-2015.pdf](https://www.irsn.fr/EN/publications/technical-publications/Documents/IRSN_Considerations-strategy-corium-retention_07-2015.pdf))



## 5.2 「原子炉システムの運転及び保守」の問題と解答のポイント

Ⅱ－１ 次の４設問（Ⅱ－１－１～Ⅱ－１－４）のうち２設問を選び解答せよ。（設問ごとに答案用紙を替えて解答設問番号を明記し、それぞれ１枚以内にまとめよ。）

Ⅱ－１－１ 臨界状態にある炉心に微小な正の反応度  $\rho$  [%  $\Delta k/k$ ] をステップ状に添加した場合の出力応答と、十分な時間が経過した後の倍化時間  $T_2$  と添加反応度  $\rho$  の関係について説明せよ。ただし、炉心は理想的な零出力系とする。

Ⅱ－１－２ 軽水炉における使用済み核燃料の保管・貯蔵について以下の問いに答えよ。

- (1) 安全確保上、留意すべき事項を３点以上述べよ。
- (2) プール方式と乾式キャスク方式（容器収納方式）に関してそれぞれのメリット及びデメリットを述べよ。

Ⅱ－１－３ 廃止措置計画の申請に当たり、申請書に添付が義務付けられている書類のうち、「廃止措置の実施体制に関する説明書」及び「品質保証計画に関する説明書」以外の説明書を３つ以上挙げよ。

Ⅱ－１－４ 国際原子力機関（IAEA）が定める国際原子力・放射線事象評価尺度（INES：The International Nuclear and Radiological Event Scale）について以下の問いに答えよ。

- (1) 制度の目的、評価尺度について簡潔に説明せよ。
- (2) 東京電力福島第一原子力発電所の事故におけるINES評価の経緯を踏まえ、課題を述べよ。

### 【解答のポイント】

#### Ⅱ－１－１について

空間的な分布を無視して、原子炉が一点で近似できるとする。炉心が理想的な零出力系であると言うことは、ドップラー効果や減速材温度・密度変化等による反応度フィードバックを受けず、初期に添加された反応度が出力上昇の影響を受けず一定である状態を言う。

炉心に正の反応度が添加されると、出力の上昇が始まる。このとき、出力および遅発中性子先行核数の挙動は、一点炉動特性方程式で表される。炉心の動特性パラメータとして、即発中性子寿命を  $\ell$  とし、遅発中性子先行核を一般的な扱いとして６群で近似し、その崩壊定数および遅発中性子割合を  $\lambda_i$ 、および  $\beta_i$  ( $i=1\sim 6$ ) とする。添加反応度  $\rho$  が遅発中性子割合  $\beta$  (前記  $\beta_i$  の合計値) より大きいとき即発中性子のみで臨界超過となり、急激な出力増加が生じる(即発臨界)が、ここでは  $\rho \ll \beta$  となる微小な反応度添加を考える。

反応度が添加された直後には、即発中性子の増加に伴い短い時間で出力が増加する(即発跳躍)。その後は、遅発中性子に支配されて、指数関数的に増加していく。この時、時間

変化の速さ（時定数）は、動特性方程式から求められる逆時間方程式の解として得られるが、一般的に複数の解が存在する（遅発中性子先行核を6群で表した場合には、7つの解が存在する）。しかし、十分な時間がたつと、最も大きな時定数のみが残りに、他は減衰する。この状態では、出力の上昇は、原子炉周期（ペリオド） $T_0$ を用いた指数関数で表される。

$$n(t) = n_0 \cdot \exp(t/T_0)$$

ペリオドと反応度の関係は、逆時間方程式の解として、

$$T_0 = \frac{1}{\rho} \cdot \left[ \ell + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i} \right]$$

で与えられる。ペリオド  $T_0$  は出力が  $e$  倍になる時間であるため、倍加時間  $T_2$  は、ペリオド  $T_0$  に  $\ln(2)$  を乗じたもので与えられるので、結局、 $T_2$  と  $\rho$  の関係は、以下のものとなる。

$$T_2 = \ln(2) \cdot \frac{1}{\rho} \cdot \left[ \ell + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i} \right]$$

#### 【参考文献】

[1] 岡 芳明 他編著、「原子力教科書 原子炉動特性とプラント制御」（オーム社）

## II-1-2 について

### (1) 使用済燃料保管・貯蔵設備の安全確保上留意すべき事項

金属キャスクを用いた使用済燃料保管・貯蔵設備を例にとって説明する。「使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」では、安全上必要な機能として、臨界防止機能、遮へい機能、閉じ込め機能、除熱機能の4つの機能が求められている。

- ①臨界防止機能：キャスク内の仕切り板等で構成される構造物（バスケットと呼ばれる）により燃料集合体の適切な間隔を確保すること、また、適切な中性子吸収材を用いることで、使用済燃料が臨界に達することを防止する機能である。このため、配置・形状（バスケット内の燃料集合体の配置、バスケット材の形状等）、中性子吸収材の効果、減速材の影響（燃料集合体の冠水を想定）、燃焼度クレジット（使用済燃料の燃焼に伴う反応度効果を考慮）の4つを考慮することで臨界を防止する。
- ②遮へい機能：公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすことのないよう、金属キャスクに封入された使用済燃料からの放射線を遮蔽する機能である。一般的には、ガンマ線遮へい体であるキャスク胴体に加えて中性子線遮へい層を備えることで、使用済燃料からの放射線を減衰させ、貯蔵設備からの直接線・スカイシャイン線による事業所周辺の線量を十分に低いものとする。周辺線量の線量を法令に定める限度を下回るとともに、ALARAの考え方に基づいて合理的に達成可能な限り低減する。
- ③閉じ込め機能：公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすことのないよう、金属キャスクに封入された使用済燃料等を閉じ込める機能である。金属キャスクは、貯蔵期間を通じて、使用済燃料を内封する空間を負圧に維持できるとともに、金属製のパッキン（ガスケット）を備えた二重のふたによる多重の閉じ込め構造により、使用済燃料を内封する空間を容器外部から隔離できる設計が求められる。
- ④除熱機能：使用済燃料の健全性及び金属キャスクを構成する部材の健全性を維持するよう、金属キャスクに封入された使用済燃料等の崩壊熱を除去する機能である。使用済燃料から発生する崩壊熱をキャスク胴体および伝熱フィンなどを通じて表面に伝え、外気で冷却する。この際、外部からの動力を用いずに、燃料被覆管やキャスクの構造材の温度を、それぞれの健全性が確保される温度以下とすることが求められる。  
また更に、上記の基本的安全機能を維持する上で重要な金属キャスクの構成部材について、設計貯蔵期間中の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐

食割れ等の経年変化に対して十分な信頼性のある材料を選定し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのない設計とすることが求められる。

なお、上記に加えて、火災、地震、津波、外部からの衝撃による損傷を防止して、上記の安全機能が損なわれないこと、使用済燃料貯蔵施設への人の不法な侵入等の防止にも留意する必要がある。

ここでは、金属キャスクを使用する保管・貯蔵設備について述べたが、基本的な安全機能は、他の方式でも同様である。

## (2) プール貯蔵と乾式キャスク貯蔵のメリット・デメリット

① プール貯蔵：原子炉建屋に付属する使用済燃料貯蔵プールやサイト内の共用プール内の水中に設置された金属製の枠組み（ラック）に使用済燃料を収納する方式である。ラック格子の適切な間隔やラック材に中性子吸収材を添加することにより、臨界を防止する。使用済燃料からの崩壊熱はプール水により除去され、水、建屋（コンクリート）により放射線遮へいを行う。

メリット：

- ・除熱能力および遮へい能力が高いため、炉心から取り出されてからの期間が短く、発熱量および放射線量の高い使用済燃料の貯蔵に適している。

デメリット：

- ・除熱および遮へい機能をプール水に依存しているため、プール水の循環（冷却）機能維持が重要となる。このため、機能喪失を防止するための重層的な対策が必要となる。
- ・施設の規模が大きく、コスト高となる傾向がある。

② 乾式キャスク貯蔵：使用済燃料輸送キャスクと同一の技術で、使用済燃料からの崩壊熱は、キャスク周辺の空気の流れにより自然対流により冷却される。放射線は、キャスク及び建屋（コンクリート）によって遮へいされ、放射性物質はキャスクにより密封、キャスク内の中性子吸収材入り仕切りの配置により臨界防止を行う。金属キャスク方式の他に、ボルト貯蔵やコンクリートキャスク貯蔵等がある。

メリット：

- ・使用済燃料からの崩壊熱除去には、自然対流を利用しているため、安全機能維持のための動的機器・設備が不要となる。
- ・プール水を使用しないので、水による冷却機能・遮蔽機能の喪失は想定不要。
- ・不活性ガス中に貯蔵するため、燃料被覆管の腐食は起こりにくい環境にある。
- ・水を使用していない事から、水の管理・処理に伴い発生するもの等の放射性廃棄物が少ない。
- ・設備・施設構成が単純であるとともに、災害時の対応が容易となる。このため、プール貯蔵に比べてコストが低くなるとともに、維持管理が容易となり、施設設置場所の柔軟性も高くなる。

デメリット：

- ・放射線量及び崩壊熱の高い、短期冷却燃料を貯蔵・保管する場合には、キャスク 1 体当たりの収納体数を制限する必要があり、収納効率が低下する。

上記のような比較から、炉心から取り出された燃料集合体の保管は、発電所内での使用済燃料貯蔵プールで行い、中間貯蔵を含む中・長期貯蔵には乾式キャスク方式が多く計画されている。

## 【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA「海外諸国の使用済燃料貯蔵の現状」（04-07-03-17）
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA「使用済燃料の乾式貯蔵に関する研究（06-01-05-08）」
- [3] 使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

- [4] 使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備基準に関する規則の解釈
- [5] 山名元 他著、「原子力安全基盤科学②原子力バックエンドと放射性廃棄物」（京都大学学術出版会）
- [6] 電力中央研究所 著、「使用済燃料核燃料貯蔵の基礎」ERC 出版

### II-1-3 について

1966年に日本初の商業用原子力発電所（GCR）が運転を開始してから約50年を経て、2018年11月末現在、試験研究用発電原子炉を含む国内60基の発電用原子力炉のうち、廃止措置終了が動力試験炉JPDR-II（BWR）の1基、廃止措置中が新型転換炉原型炉ふげん及び高速増殖原型炉もんじゅを含む11基あり、さらに9基が廃止を決定している。なお、世界中の発電用原子炉としては、廃止措置終了が17基、廃止措置中及び廃止決定が153基となっている。

[1], [2]

国内の原子炉を廃止しようとする際、廃止措置計画を定め、原子力規制委員会の認可を受けなければならない。廃止措置段階においては、施設内の放射性物質の「閉じ込め」や放射線の遮へいが安全確保のため要求される主な機能となる。廃止措置計画の認可の際に、具体的には以下のものが適切であることが確認される。

- ・解体中における保安のために必要な原子炉施設の適切な維持管理の方法
- ・一般公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくの低減策
- ・放射性廃棄物の処理等の方法

廃止措置計画の認可基準は、法令において以下のとおり規定されている。

- ・廃止措置計画に係る発電用原子炉の炉心から使用済燃料が取り出されていること
- ・核燃料物質の管理及び譲渡しが適切なものであること
- ・核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の管理、処理及び廃棄が適切なものであること
- ・廃止措置の実施が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上適切なものであること

認可の為の審査に当たっては、「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方—JPDRの解体に当たって—」（昭和60年12月19日原子力安全委員会決定、平成13年8月8日「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」として一部改訂）が参考とされる。

廃止措置計画認可申請書に添付が義務付けられている書類のうち、「廃止措置の実施体制に関する説明書」及び「品質保証計画に関する説明書」以外の説明書は以下の5つがあり、以下から3つ以上を解答する。<sup>[3]~[8]</sup>

#### (1) 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書

公衆及び放射線業務従事者の受ける線量の抑制又は低減の観点から、廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物の形態（気体、液体等の別）に応じて適切な放射線管理の下に、確実に廃棄が行われること、また、廃止措置期間中の平常時における周辺公衆への影響を説明する。

##### 1) 廃止措置期間中の放射線管理

核燃料物質による汚染の除去及び放射性廃棄物の廃棄に係る放射線管理の基本的考え方と具体的方法及び、核燃料物質による汚染の除去・廃棄に係る以下の安全対策を説明する。

##### ① 核燃料物質による汚染の拡散防止策

必要に応じた汚染拡大防止囲い、局所フィルタ使用等対応措置。施設内給排気系機能維持。

##### ② 被ばく低減対策

汚染除去時必要に応じた遮蔽体設置、呼吸保護具着用等外部・内部被ばく防止等の対応措置。

- 2) 廃止措置に伴う放射性廃棄物の発生量
- 3) 廃止措置期間中の平常時における周辺公衆の線量の評価  
適切な気象条件の下、放射性気体廃棄物・放射性液体廃棄物の環境への放出量の算出、周辺公衆の被ばく線量、放射性固体廃棄物の保管に伴う直接線及びスカイシャイン線による周辺公衆の線量の適切な評価。
- 4) 廃止措置期間中における放射線業務従事者の受ける線量  
総被ばく線量の事前評価による、廃止措置作業方法、被ばく低減対策の妥当性検討。
- (2) 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書  
核種ごとの被ばくへの寄与を考慮したうえで、放射性物質の放出量が最大となる事故を想定し、適切な気象条件の下、事故時における放射性物質の放出量を算出し、周辺公衆の被ばく線量を評価していることを説明する。
- (3) 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書（試験研究用原子炉は対象外）  
発電用原子炉の機能停止時又は発電用原子炉施設の解体撤去時に発電用原子炉施設に残存する放射性物質（放射化放射性物質、汚染放射性物質及び発電用原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物）の種類、数量及び分布を、発電用原子炉の運転履歴等を基にした計算結果、測定結果等により、適切に評価していることを説明する。
- (4) 廃止措置期間中に機能を維持すべき原子炉施設等及びその性能等並びにその性能等を維持すべき期間に関する説明書  
原子炉施設の廃止措置においては、公衆及び放射線業務従事者の受ける線量の抑制又は低減の観点から、当該施設内に残存する放射性物質の数量及び分布等を踏まえ、核燃料物質による汚染の除去手順、設備・機器又は施設の解体手順等の措置が立案されていること。また、これら措置との関係において、維持すべき設備・機器及びその機能並びに必要な期間が、廃止措置期間を見通し適切に設定され、適切に維持管理することを説明する。
- (5) 廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書（試験研究用原子炉は対象外）  
廃止措置に要する費用として、発電用原子炉施設解体に要する費用の見積もり総額を明示し、また、資金調達計画として、発電用原子炉施設解体引当金累積積立額を明示し、それを含めた費用の調達方法を明示する。

【参考文献】

- [1] 電気事業連合会，原子力発電所の廃止措置 パンフレット，2018年6月  
[https://www.fepc.or.jp/library/pamphlet/pdf/19\\_haisisochi.pdf](https://www.fepc.or.jp/library/pamphlet/pdf/19_haisisochi.pdf)
- [2] 原子力デコミッションング研究会，世界の廃止措置データベース，2018年11月30日更新  
<http://www.decomiken.org/worlddb/index.html>
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA，「原子炉廃止措置に係る国の考えと安全規制」(05-02-01-01)，2015年11月更新  
[http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat\\_detail.php?Title\\_No=05-02-01-01](http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=05-02-01-01)
- [4] 原子力規制委員会，廃止措置段階の安全規制 概要  
<http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/haishi0.html>
- [5] 発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準の制定について，2013年11月27日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000069228.pdf>
- [6] 原子力規制委員会，廃止措置実施方針の作成等に関する運用ガイド，2017年11月22日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000213281.pdf>

- [7] 原子力規制委員会，廃止措置段階の発電用原子炉施設における保安規定の審査基準，2017年11月29日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000120151.pdf>
- [8] 原子力規制委員会，廃止措置実施方針の作成等に関する運用ガイドの制定について，2017年11月22日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000213281.pdf>

## II-1-4 について

国際原子力事象評価尺度（以下、INES と呼ぶ）は、原子力施設、放射線利用施設等で発生した事象の重大性を示す世界共通の指標として、国際原子力機関（IAEA）と経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）が協力して1990年に策定した指標であり、発生した事象の安全上の意味をメディアや公衆に迅速かつ総合的に伝達し、防災に役立てることを目的としている。当初は原子力発電所での事象のみを対象としていたが、医療用放射線利用や放射性物質の輸送を含め、原子力関連産業全体に適用できるように拡張された。我が国でも1992年8月より運用を開始している。

INESによる評価では、図1に示すように、事象をレベル0からレベル7までに分類している。低い方のレベル1からレベル3までを異常事象、高い方のレベル4からレベル7までを事故として大別している。レベル1は、深層防護の劣化のみをカバーする。レベル2と3は、深層防護のより重大な劣化、または人や施設へのより低レベルの実際の影響をカバーする。レベル4～7は、人、環境、施設へのより高レベルの実際の影響をカバーするものとして設定されている。各レベルの概略は次の通りである。

レベル0：尺度未満：安全上の問題がない事象であり、日本では、さらに、安全に影響を与え得る事象（レベル0+）と、安全に影響を与えない事象（レベル0-）に分けて、評価している。

レベル1：逸脱：年間許容量の超過

レベル2：異常事象：10mSvを超える公衆被ばく／作業従事者被ばく（1年間）超過を伴う事象

レベル3：重大な異常事象：作業従事者が年間許容線量の10倍を被ばくなど

レベル4：局地的な影響を伴う事故：地域の食品制限以外の計画的閉鎖を必要としない軽微な放射性物質の放出

レベル5：広範囲への影響を伴う事故：計画的閉鎖が必要な限定的な量の放射性物質の放出

レベル6：重大な事故：計画的閉鎖が必要な相当量の放射性物質の放出

レベル7：深刻な事故：広範囲にわたる健康と環境への影響を伴った放射性物質の深刻な放出

なお、事象のレベル決定には、次の3つの基準が用いられる。

基準1：人と環境（放射性物質の放出量と被ばく）

公衆または作業者の被ばく量、レベル4以上の事故では放出量を指標に用いる。また、被ばくによる死亡も考慮する。

基準2：施設における放射線バリアと管理

施設内での放射性物質の放出・汚染などを指標とする。

基準3：深層防護

原子力施設の安全を確保する機能の劣化の程度を評価する。

事象の最終評価は上記の中で関連するすべての基準に基づいて行われ、2つ以上の基準が適用される事象においては、各基準の中で最も高いレベルがその事象のレベルとなる。

(2) 1F 事故における INES 評価の経緯および課題

1F 事故においては、INES 評価は 4 回にわたってなされている。  
 3 月 12 日：レベル 3（“深層防護基準”に基づいた判断）  
 3 月 12 日：レベル 4（“施設における放射線バリアと管理“基準に基づく判断”）  
 3 月 18 日：レベル 5（“人と環境”基準に基づく判断。原子炉水位低下を示す燃料温度の上昇、水素爆発の確認、敷地内外での放射線レベル上昇の確認による）。  
 4 月 12 日：レベル 7（“人と環境”基準に基づく判断。事故進展解析コードの試算および放射線モニタリングの結果から放射性物質の環境放出量の評価による）。  
 (INES 評価の経緯に関する情報は複数あるが、ここでは、参考文献[5]に従っている)。  
 この経緯に基づき、考えられる課題は次の通りである。

- ・評価が比較的短期間に変更がなされたこと。これは、事故の全容把握が困難であり、各時点での知見に基づいて判断を行った結果、やむを得ないとも言えるが、評価が迅速になされなかったこと、および結果的に、レベルを引き上げていったことは、公衆に対して適切な事故レベルの発信にならなかった。今後、重大事故の際に、事象評価に必要な情報の速やかな取得を行える仕組みを作るとともに、判断の迅速化が求められる。
- ・最終的に、1F 事故の評価は最高レベルの 7 となり、チェルノブイリ事故と同じレベルとなった。事故に伴う環境への放射性物質の放出量は、両者で大きく異なるにもかかわらず、同一レベルとなっていることに対して、評価基準についての議論も起きている。

## 原子力災害 国際原子力事象評価尺度

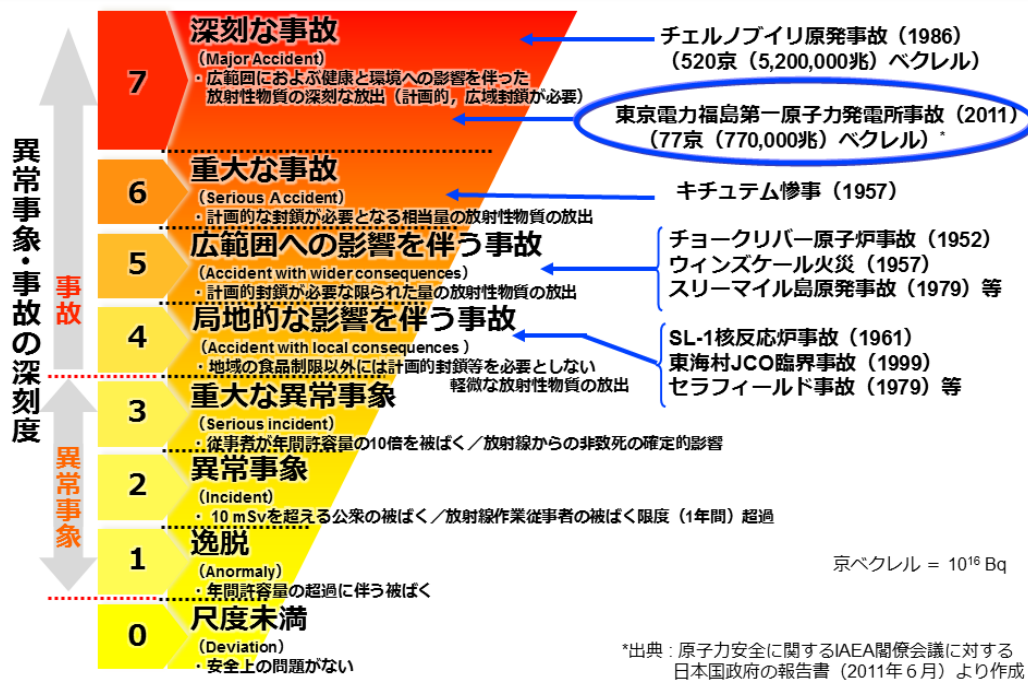


図1 国際原子力事象評価尺度 (参考文献[4])

### 【参考文献】

- [1] 原子力規制委員会、「原子力施設等の事故・故障等に係る国際原子力・放射線事象評価尺度の運用について」
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子力施設の故障・トラブル・事故の国際評価尺度」(11-01-04-01)
- [3] IAEA、「The International Nuclear and Radiological Event Scale (INES) User's Manual,

2008 Edition] (日本語翻訳版)

[4] 環境省 HP

<https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h28kisoshiryo/h28kiso-02-02-01.html>

[5] 阿部清治 著、「原子力のリスクと安全規制」(第一法規)



Ⅱ－２ 次の２設問（Ⅱ－２－１，Ⅱ－２－２）のうち１設問を選び解答せよ。

（解答設問番号を明記し，答案用紙２枚以内にまとめよ。）

Ⅱ－２－１ 原子炉施設は，設置変更許可に伴い必要に応じて施設の変更工事を行う必要がある。あなたが，新しい規制に適合させるために設置する重大事故等対処設備に関する工事の責任者として業務を進めることになったとして，以下の問いに答えよ。

(1) 担当業務を進めるに当たって法令に適合し規制に対応する観点から検討すべき事項について述べよ。

(2) 既存の施設の中で当該工事を行うための方策と実施手順について述べよ。

Ⅱ－２－２ 原子炉施設の設備保全において，状態監視技術を導入して合理的かつ効果的な保守管理を行う重要性が高まっている。あなたが状態監視保全（状態基準保全とも言う）方式を導入する設備保全部門の責任者に任命されたとして，以下の問いに答えよ。

(1) 状態監視保全の特徴と期待すべき効果を述べよ。

(2) 状態監視保全を業務に組み入れるための方策と導入手順について述べよ。

(3) 設問(2)の活動を進めるに当たって留意すべき事項を述べよ。

#### 【解答のポイント】

Ⅱ－２－１について[1]～[9]

(1) 重大事故等対処設備設置工事の法令適合性上検討すべき事項

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，新規制基準として，設計基準事故に対処するための設備が機能喪失し，さらに炉心の著しい損傷が発生した場合も想定した安全確保の対策が要求されることとなった。

具体的には，諸外国で対策を行っている設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合における炉心の著しい損傷防止対策と格納容器破損防止対策だけでなく，福島第一原子力発電所の事故を経験した日本として独自に，敢えて格納容器が破損した場合を想定した対策も要求され，加えてテロリズム対策も要求されることとなった。その安全確保対策のハード面に該当する重大事故等対処設備の設置工事を進めるに当たって，法令に適合し規制に対応する観点から検討すべき事項として以下の内容が考えられる。

- ①深層防護の観点から，重大事故の発生防止対策として，炉心，燃料体若しくは使用済燃料，及び運転停止中の原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために講じる対策の検討。
- ②万一，重大事故が発生した場合においても，重大事故の拡大防止対策として，原子炉格納容器の破損及び原子炉施設外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために講じる対策の検討。
- ③さらに，敢えて格納容器が破損した場合も想定し，放射性物質の拡散を抑制する対策の検討。
- ④大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉

施設の大規模な損壊への対応として、一部の設備が使用できない場合でも残存した設備を用いて柔軟に活動を実施できるような体制・手順の整備及び必要な資機材の整備まで含めた検討。

- ⑤信頼性向上のためのバックアップ対策とし設ける特定重大事故等対処施設及び 3 系統目の所内常設直流電源設備（特重施設等）の検討。

なお、特定重大事故等対処施設（特重施設）とは、重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するためのものである。特重施設等の審査は、特重施設等以外の施設及び設備（本体施設等）の設計条件等が確定されることが前提となり、本体施設等の工事計画認可後に本格的な審査が行なわれることとなるため、特重施設等に係る規定については、その本体施設等に係る工事計画認可時を起算点とし、5年間の経過措置規定が設けられている。

## (2) 既存施設中での当該工事の実施方策と実施手順 [10]～ [12]

既存の原子炉施設の中で重大事故等対処設備の設置工事を行うための方策に関しては、原子炉施設の新規建設工事や補修・改良工事の実績、経験が参考となる。重大事故等対処設備は特重設備等も含めて多岐に亘り、必要に応じて複数の設置工事に分割されることになる。新設炉の建設工事と大きく異なるのは、既施設との設計上の取り合い条件、既施設の配置上の占有スペース、既施設放射化部からの放射線被ばく、既施設の運転や保守期間との作業期間の取り合い、各種揚重設備の取り合い等、重大事故等対処設備の設計、現地搬入、組立て・据付作業、試運転作業等工程の各段階で、広範囲な制約条件を考慮した検討が必要となることである。

実施方策としては、基本計画、設計、品質保証、許認可対応、工程調整・管理、コスト管理、調達管理（土木工事、建設工事、機械工事、電気工事）、放射線管理、既施設との調整、現地工事管理、試運転までのプロジェクト体制を構築し、策定した工事計画に基づき進捗状況をフォローし、予定と実績のギャップを是正し、所定の期限までに所定の品質と性能を確保して工事を完了させることになる。

実施手順としては、以下の項目を必要に応じて計画変更しながら、順に実施していくことが考えられる。

- ①プロジェクト体制の確立
- ②基本計画策定・工程の策定
- ③設計及び必要に応じた研究・技術開発の実施
- ④調達（土木工事、建設工事、機械工事、電気工事）
- ⑤許認可対応（設置（変更）許可申請、設工認申請、保安規定変更認可申請、溶接安全管理審査申請、各許認可取得）
- ⑥現地工事計画の策定
- ⑦放射線防護計画の策定
- ⑧現地工事の施工
- ⑨使用前検査申請・受検を含む試験検査の実施
- ⑩工事完了

### 【参考文献】

- [1] 原子力規制委員会、実用発電用原子炉及び核燃料施設等に係る新規制基準について（概要）、2016年2月17日更新  
<http://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf>
- [2] 原子力規制委員会、新規制基準適合性に係る審査・検査の流れ  
<http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/untan.html>

- [3] 原子力規制委員会，実用発電用原子炉に関する審査業務の流れについて，2017年6月29日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000183859.pdf>
- [4] 原子力規制委員会，新規制基準適合性に係る審査・検査の流れ  
<http://www.nsr.go.jp/data/000104907.pdf>
- [5] 原子力規制委員会，実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について，2017年11月8日改訂  
<http://www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf>
- [6] 原子力規制委員会，実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について 正誤表，2018年5月8日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000229555.pdf>
- [7] 原子力規制委員会，発電用原子炉施設の設置（変更）許可及び工事計画認可関連法令集（法令，規則，告示，審査基準，規則の解釈，影響評価ガイド，審査ガイド等）  
<http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/kisei/hourei/index.html>
- [8] 原子力規制委員会，実用発電用原子炉に係る許認可等の手続きに関連する内規（運用ガイド等）  
[http://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/kettei/02/jitsuyoro\\_ninka\\_naiki.html](http://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/kettei/02/jitsuyoro_ninka_naiki.html)
- [9] 原子力規制委員会，新規制基準適合性に係る審査（原子力発電所）  
[http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/power\\_plants/index.html](http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/power_plants/index.html)
- [10] 電気事業連合会，原子力発電所の安全確保  
<https://www.fepc.or.jp/nuclear/safety/index.html>
- [11] 電気事業連合会，原子力の安全性向上に向けた取り組みについて，2013年9月  
[https://www.fepc.or.jp/library/pamphlet/pdf/14\\_genshiryokuanzenseikojo.pdf](https://www.fepc.or.jp/library/pamphlet/pdf/14_genshiryokuanzenseikojo.pdf)
- [12] 電気事業連合会，原子力の自主的安全性向上に向けたこれまでの取り組みと今後の取り組みについて，総合資源エネルギー調査会 第21回自主的安全性向上・技術・人材WG会合，2018年2月21日  
[http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyou/jishutekianzensei/pdf/021\\_02\\_01.pdf](http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyou/jishutekianzensei/pdf/021_02_01.pdf)

## II-2-2について [1]～[10]

### (1) 状態監視保全の特徴と期待すべき効果

原子力発電所の保全方式は，予防保全と事後保全に大別される。さらに，予防保全は，時間基準保全，状態監視保全及び両者を組み合わせた保全に区分される。時間基準保全は，構築物，系統及び機器が所定の機能を発揮できなくなる前に保全を行うように計画を策定するものである。なお，時間基準保全と状態監視を合わせて実施する場合は，その内容に応じて，状態監視保全を選定した場合に準じて必要な事項を定めることとなる。

状態監視保全は，構築物，系統及び機器の運転中の状態監視又は傾向監視により，故障の兆候を捉え，適切な時期に点検・補修等の処置ができるように計画を策定するものである。プラントの状態を把握することで，異常を早期に発見でき，適切な時期に適切な方法で効率的な予防保全を実施可能となることが期待される。さらに，時間基準保全の分解点検等による所謂いじり壊しのリスク低減や，作業員の被ばく量低減も期待される。以上により，原子力発電所運転中における状態監視保全は，保守管理の実効性を上げ，保全活動の一層の充実を図ることが期待される。

### (2) 状態監視保全を業務に組み入れるための方策と導入手順

主要な劣化モードと故障モードに対応した状態監視データを適切に採取及び評価するこ

とにより、故障の兆候が捉えられ、また適切な時期に点検・補修等の処置ができることと判断される場合、保守管理として定めた保全重要度を勘案し、保全方式として状態監視保全を適用可能と判断されれば、保全計画へ組み入れ、トップマネジメントの承認を得て、状態監視保全を実施する。

状態監視保全は、上記の組み入れ方策に準じ、以下の手順で導入する。①構築物、系統及び機器に想定される劣化モードと故障モードに応じ、測定を行う具体的な状態監視パラメータ、具体的な測定装置及び測定方法を選定し、適切な設備診断技術を適用する。②状態監視データから設備の状態の特性を抽出し、劣化又は故障の兆候の評価方法及び劣化又は故障の兆候が確認された場合に対策立案する体制・仕組みを策定する。③測定及び評価の結果並びに対策立案の内容及び測定に用いる装置の校正結果を記録し保存する要領をマニュアル等によって規定する。④測定に関する知識、経験など測定者並びに測定及び評価に関する知識、経験など評価者の力量要件をマニュアル等によって規定するとともに教育計画も策定する。⑤状態監視保全に対する保全の有効性評価を行うことで状態監視保全のPDCAを廻し、継続的な改善活動を実施していくことをマニュアル等によって規定する。⑥適用する設備診断技術及び必要な設備を調達し、試運用、訓練を経て、状態監視保全の実運用を実施する。

### (3) 設問(2)の活動を進めるに当たって留意すべき事項

状態監視保全に適用する設備診断技術としては、以下の3種類の指針が日本電気協会において原子力発電所の設備診断に関する技術指針として策定されている。①回転機械振動診断技術 JEAG 4221-2007、②潤滑油診断技術 JEAG 4222-2008、③赤外線サーモグラフィ診断技術 JEAG 4223-2008。状態監視保全の信頼性向上として、個々の診断技術の改善、その他の診断技術を含めた複数の診断技術の併用や新たな診断技術の開発を継続的に検討し、推進していくことが望まれる。

また、状態監視診断技術に基づく設備診断を健全に発展させるための重要課題の一つが、技術者の認証制度であり、国内におけるISO 18436シリーズに基づく機械の状態監視診断技術者の認証については、日本機械学会において、2004年から振動(ISO 18436-2)、2009年からトライボロジー(ISO 18436-4)、また、日本非破壊検査協会において2016年から赤外線サーモグラフィ(ISO 18436-7)の技術者認証がそれぞれ実施されている。上記(2)④の測定者及び評価者に関しても、これらの認証を取得することが、状態監視保全の信頼性向上のために望まれる。[11]～[14]

### 【参考文献】

- [1] 原子力安全・保安院、原子力発電施設に対する検査制度の改善について、経済産業省総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 検査の在り方に関する検討会、2006年9月7日  
<http://search.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000039921>
- [2] 原子力安全・保安院、保全プログラムを基礎とする検査の導入について、2008年6月  
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2008/siryo29/siryo29-1-1.pdf>
- [3] 原子力安全・保安院及び原子力安全基盤機構、日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程(JEAC 4209-2007)」及び関連指針類に関する技術評価書、2008年12月  
<http://search.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000047527>
- [4] 日本原子力発電、保全プログラムの充実と新検査制度、2009年3月  
[http://www.aesj.or.jp/~wchem/imemo6\\_1m.pdf](http://www.aesj.or.jp/~wchem/imemo6_1m.pdf)
- [5] 日本原子力発電、状態監視技術導入の取組み、2009年3月  
[http://www.aesj.or.jp/~wchem/imemo6\\_2m.pdf](http://www.aesj.or.jp/~wchem/imemo6_2m.pdf)
- [6] 原子力安全・保安院、原子力発電所における検査制度の充実(新検査制度)に係る保安院の取組み状況について、2011年2月  
[https://www.pref.fukushima.lg.jp/download/1/girenH22\\_8\\_6.pdf](https://www.pref.fukushima.lg.jp/download/1/girenH22_8_6.pdf)

- [7] 日本エヌ・ユー・エス, 「信頼性重視保全によるスマートな保安の確保に関する調査・検討」報告書, 平成 28 年度電気施設保安制度等検討調査, 2017 年 3 月  
[http://www.meti.go.jp/meti\\_lib/report/H28FY/000834.pdf](http://www.meti.go.jp/meti_lib/report/H28FY/000834.pdf)
- [8] 日本保全学会, 状態監視技術に関する事例紹介, 原子力規制庁検査制度見直しに関する保全学会との面談, 2017 年 1 2 月 7 日  
<http://www2.nsr.go.jp/data/000213184.pdf>
- [9] 日本保全学会, ディーゼル機関診断の概要と保全への適用について, 原子力規制庁検査制度見直しに関する保全学会との面談, 2017 年 12 月 7 日  
<http://www2.nsr.go.jp/data/000213183.pdf>
- [10] 望月正人, 「状態監視技術の動向」特集号の刊行にあたって, 機関誌「非破壊検査」バックナンバー2009 年 1 月度, 日本非破壊検査協会, 2009 年 1 月  
[http://www.jsndi.jp/bulletin/J\\_01\\_Jan09.html](http://www.jsndi.jp/bulletin/J_01_Jan09.html)
- [11] 日本機械学会, ISO 18436-2 準拠 機械状態監視診断技術者 (振動) パンフレット, 2018 年 3 月  
<https://www.jsme.or.jp/jotaiweb/uploads/sites/2/2018/07/pamph.18v.pdf>
- [12] ISO18436-4 準拠 機械状態監視診断技術者 (トライボロジー) パンフレット, 2015 年 3 月  
<https://www.jsme.or.jp/jotaiweb/uploads/sites/2/2016/08/pamph.15t.pdf>
- [13] 望月正人, 「機械の状態監視診断技術者 (サーモグラフィ) 認証制度の紹介」特集号刊行にあたって, 機関誌「非破壊検査」バックナンバー2017 年 6 月度, 日本非破壊検査協会, 2017 年 6 月  
[http://www.jsndi.jp/bulletin/J\\_01\\_Jun17.html](http://www.jsndi.jp/bulletin/J_01_Jun17.html)
- [14] 日本非破壊検査協会, 機械の状態監視及び診断 第 7 部 サーモグラフィに基づく認証制度のご案内, 2017 年 7 月 10 日  
[http://www.jsndi.jp/qualification/pdf/ISO18436-7\\_ninsyouseido\\_20170710.pdf](http://www.jsndi.jp/qualification/pdf/ISO18436-7_ninsyouseido_20170710.pdf)

## 20-2 原子炉システムの運転及び保守【選択科目Ⅲ】

Ⅲ 次の2問題(Ⅲ-1, Ⅲ-2)のうち1問題を選び解答せよ。(解答問題番号を明記し, 答案用紙3枚以内にまとめよ。)

Ⅲ-1 原子力事業者における品質マネジメントシステム(QMS: Quality Management System)は法令において要求されており, 原子炉施設での品質管理を要求する規則については, 保安のための重要度に応じてQMSに係る要求事項を適切に定める様に規定されている。原子力分野におけるQMSについて以下の問いに答えよ。

- (1) 原子炉の運転・保守に係るQMSについて意義と概要を述べよ。
- (2) 前述のQMSを展開するに当たり, あなたが一番課題と考える点とその理由について述べよ。また, この課題に対する解決案を述べよ。
- (3) 設問(2)の解決案を実行するに当たり留意すべき点を述べよ。

Ⅲ-2 現在, 原子力事業者等に対する検査制度改正に関する詳細制度検討が, 平成32年の全面施行に向けて検討ワーキング等を設けて進められている。この検査制度の見直しに関して以下の問いに答えよ。(平成29年4月公布「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律」による)

- (1) これまでの実用原子炉等に係わる検査制度の弱点や課題を踏まえて, どのようなねらいで新しい検査制度が制定されたか述べよ。
- (2) 新しい検査制度のねらいを実現するための課題の中からあなたが最も重要と考える課題を1つ選び理由を説明せよ。また, この課題に対する解決案を述べよ。
- (3) 設問(2)の提案を実行するに当たり留意すべき点を述べよ。

### 【解答のポイント】

#### Ⅲ-1 について

(1) 原子炉の運転・保守に係るQMSの意義と概要[1]~[9]

原子炉の運転・保守に係るQMSの意義としては, 原子力発電所を運営する事業者が, 安全文化の醸成活動を含む原子力安全のためのマネジメントシステムを確立し, それを実行し, 評価確認し, 継続的に改善することにより, それらのPDCAサイクルを事業者の自発的リーダーシップによって, 継続的に回すことにより, 原子力発電所の安全を達成・維持・向上を図ることである。

解答に際しては, 以下の補足も踏まえたものとするのが望まれる。

事業者が実施する原子力安全に係る業務へ適用される民間規格として日本電気協会の

JEAC4111-2013「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」が、原子力発電所を含めた原子力施設の建設段階、試運転段階及び運転段階において適用される。JEAC4111は、1972年に米国連邦規則10CFR50 Appendix B, “Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants”を参考として発行された JEAG4101-1972「原子力発電所の品質保証手引」が、その後、IAEAの原子力プラントにおける安全のための品質保証実施基準を参考に、改定を重ねた。そして国の検査制度見直しに伴う品質保証に関する要求事項を受け、ISO 9001を参考とした JEAC4111-2003、および対応する指針として JEAG4121-2005が発行された。IAEAの安全基準シリーズも参考として2009年改定版が発行され、JEAC4111-2009が原子力安全・保安院によってエンドースされた。[3]～[5]

2011年3月の福島第一原子力発電所事故を踏まえて改訂されたIAEAのGS-R-3の改訂版(GSR Part2: Leadership and Management for Safety) [6]等の主旨を反映し、JEAC4111-2013改定版が発行された。この中で、原子力安全の取組の明確化を図る観点から、要求事項の中で「業務」を内容に応じて「業務・原子力施設」に修正するとともに、世界最高水準の安全を達成するために、「安全のためのリーダーシップ」、「安全文化の継続的改善」及び「安全文化及び安全のためのリーダーシップに対するアセスメント」について、推奨事項としてまとめ、また、規定の名称自体も変更した。この中で、品質保証と原子力安全のためのマネジメントシステム、原子力安全のためのマネジメントシステムモデルの基本的考え方を明記し、要求事項、推奨事項、規定の目的・適用範囲・定義、原子力安全のためのマネジメントシステム、経営者の責任、資源の運用管理、業務の計画及び実施、評価及び改善、安全文化及び安全のためのリーダーシップを規定し、それらの解説も記載している。[1]

2013年には原子炉等規制法の改正(新規基準)に伴い、原子力規制委員会より国の品質保証に関する技術基準「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」(以下品質基準規則)が JEAC4111の要求事項の主旨を踏襲する形で制定され、更には2020年度の「検査制度の見直し」に向け、現在、改定作業中である。

## (2)QMS 展開に際しての一番の課題点とその理由及び課題解決案 [10]～[17]

福島第一原子力発電所 事故の教訓として“安全文化”の重要性が取り上げられる。事業者が規制要求への遵守だけでなく、自身の責任による自主的、自律的な活動により、原子力発電所の安全が確保されることが重要であり、即ち自主保安への弛まぬ取組みが不可欠とされている。原子力発電所としては、前述(1)の原子力安全のための品質マネジメントシステム(QMS)を効果的に遂行するためには、それらを自主保安活動に有効に組み込み、実行していくことがQMS展開への重要な課題と言える。そのためには原子力発電所のトップマネジメントのリーダーシップのもと、従事者全員が強固な安全文化を基礎とし、一丸となって原子力発電所の安全を達成・維持・向上のために活動することが重要である。

原子力規制委員会(NRA)は、米国の原子炉監督プロセス(Reactor Oversight Process: ROP)を参考として検査制度を見直し、上述の視点を盛り込んだ新たに原子力規制検査として、2018年10月から試運用を開始し、2020年4月から全面的な本格運用を予定している。ROPに基づく新検査制度では、リスク情報をベースとしたパフォーマンス指標を、保安活動の監視・評価の基軸に置き展開しているが、これらのパフォーマンスを維持、向上させる活動として取り分け重要となるのが事業者によるCAP(Corrective Action Program)活動であり、これらの確立と実行がQMS上の大きな課題となる。CAPの適切な運用には、発電所及びすべての利害関係者が、安全に係る問題意識を常に持ち、問題、課題の重要性の如何にかかわらず、いつでも自由に提言でき、それらをマネジメントが適切に扱い上げ、プラントの安全性の維持向上に寄与するための継続的活動が肝要となり、組織全体の安全文化醸成と併せ、これらを実現できる効果的なCAPシステムの確立が上記課題対策には不可欠であると考える。

(なお、検査制度見直し、原子力規制検査に関しては、III-2の解答のポイントも参照のこと)

と。)

また、新検査制度への対応としては、事業者のQMSのベースとなるJEAC4111の改定検討の改定作業が、原子力規制検査試運用状況を確認しながらの並行作業となり、かつ、2020年4月までに改定版が発行予定であるため、原子力発電所の運転・保守に係る事業者及び関係者が、JEAC4111の改定検討状況を適切にフォローアップし、原子力規制検査の本格運用開始までに遅滞なく対応準備を推進することであると考え。その解決策としては、あらゆる利害関係者の原子力安全に対する要求事項を踏まえた上で、JEAC4111改定検討に関する原子力安全規制当局、関係自治体、公衆、関連学協会、供給者とのコミュニケーション状況及び結果をフォローし、周到的な事前検討を実施することを提案することが考えられる。

なお、設問(3)の解答として挙げた留意すべき点から最重要課題として一つ選択し、その解決案とともに解答することでもよい。

(3) 設問(2)の解決案を実行するに当たり留意すべき点 [18]～[28]

原子炉の運転・保守に係るQMSを、新しい検査制度要求のもと展開し、実行するに当たっては、以下の項目が留意点であると考え。

- ・品質マネジメントシステムへのリスク情報活用の織り込み  
(リスク情報を活用した意思決定 (Risk-Informed Decision-Making : RIDM) プロセスの反映等 [18])
- ・プロセス、原子力施設及び調達製品の原子力安全に対する重要度に応じて、グレイデッドアプローチを適用した要求事項の適用程度の明確化 [19]
- ・米国に倣ったCAP (Corrective Action Program) システムの具体化。 [20], [21]
- ・設計要件、施設構成情報、現場の施設の物理構成の3要素の一貫性を維持するための取り組みであるコンフィギュレーション管理 (Configuration Management: CM) の明確化。
- ・パフォーマンス指標 (Performance Indicator: PI) 活用 (パフォーマンス指標に基づいた安全性評価)
- ・検査・試験を行う者の独立性の明確化
- ・安全文化および品質マネジメントシステム各々についてのセルフアセスメント、独立アセスメントの要求明確化

#### 【参考文献】

- [1] 日本電気協会, JEAC4111-2013 原子力安全のためのマネジメントシステム規程, 2013年12月
- [2] 日本電気協会, JEAG4121-2009 [2013年追補版]「品質マネジメントシステムに関する標準品質保証仕様書」の内容の充実, 2013年12月
- [3] 日本電機工業会, 原子力発電プラントにおける品質保証, 2011年6月  
[https://www.jema-net.or.jp/jema/data/2011\\_quality\\_J.pdf](https://www.jema-net.or.jp/jema/data/2011_quality_J.pdf)
- [4] 原子力安全基盤機構, 基本安全原則, IAEA 安全基準シリーズ, No. SF-1 日本語翻訳版, 2008年12月  
<http://www.ikata-tomeru.jp/wp-content/uploads/2017/03/%E7%94%B2%EF%BC%A2%E7%AC%AC439%E5%8F%B7%E8%A8%BC%E3%81%AE2.pdf>
- [5] 原子力安全・保安院, 日本電気協会「原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2009)」に関する技術評価書, 2009年9月14日  
<http://search.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000057352>
- [6] 原子力規制庁, GSR Part2 における重要な概念の共通理解, 第1回規制に係る人的組織的要因に関する検討チーム, 2017年7月27日



- <http://www.nsr.go.jp/data/000197627.pdf>
- [7] 日本保全学会 QMS分科会, 原子力規制におけるQMSの役割と適正な運用 –原子力規制委員会への提言–, 2012年9月14日  
[http://www.jsm.or.jp/jsm/images/at/qms/JSM\\_QMS\\_20120914.pdf](http://www.jsm.or.jp/jsm/images/at/qms/JSM_QMS_20120914.pdf)
- [8] 班目春樹, 今後の原子力利用の進め方と技術士の役割, 日本技術士会 原子力・放射線部会10周年記念大会, 2014年6月20日  
[https://www.engineer.or.jp/c\\_dpt/nucrad/topics/002/attached/attach\\_2707\\_2.pdf](https://www.engineer.or.jp/c_dpt/nucrad/topics/002/attached/attach_2707_2.pdf)
- [9] 渡邊邦道, 原子力安全のためのマネジメントシステム規程 (JEAC 4111) 及び適用指針 (JEAG 4121) の改定と普及活動, 2015年6月4日  
<https://nusc.jp/sympo/old/02/watanabe02.pdf>
- [10] 原子力規制庁, 検査制度の見直しについての説明  
<http://www.nsr.go.jp/data/000190546.pdf>
- [11] 原子力規制庁, 許可・指定基準への品質管理に必要な体制の整備に関する事項の追加等に係る検討について, 第9回検査制度の見直しに関する検討WG, 2017年6月26日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000193830.pdf>
- [12] 関村直人, (1) 国際的な動向と大学での教育について, 日本原子力学会 安全部会フォローアップセミナー「原子力安全文化醸成への取組みの現状と課題」, 2017年7月11日  
[http://www.aesj.or.jp/~safety/20170711\\_1\\_Sekimura.pdf](http://www.aesj.or.jp/~safety/20170711_1_Sekimura.pdf)
- [13] 原子力規制庁, 品質管理に必要な体制の基準に関する許可・指定基準への追加事項について; 2017年12月22日, 第14回検査制度の見直しに関するWG; 2017年12月20日  
<https://www.nsr.go.jp/data/000213990.pdf>  
<http://www.nsr.go.jp/data/000213638.pdf>
- [14] 原子力規制庁, 新品質基準規則に関する安全文化及び原因分析に係るガイドの検討状況, 2018年1月29日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000216869.pdf>
- [15] 原子力規制庁, 原子力規制検査の検査ガイドの運用準備状況, 第19回検査制度の見直しに関するWG, 2018年7月2日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000237123.pdf>
- [16] 高橋 毅, 検査制度の見直しに伴う学協会規格の検討状況について, 2018年6月5日  
<https://nusc.jp/sympo/old/05/takahashi05.pdf>
- [17] 関村直人, 継続的な安全性向上とその基盤, 日本原子力学会 原子力安全部会夏期セミナー, 2018年8月20日  
[http://www.aesj.or.jp/~safety/1-sekimura\\_201808\\_final.pdf](http://www.aesj.or.jp/~safety/1-sekimura_201808_final.pdf)
- [18] 電気事業連合会, リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン, 2018年2月8日  
[https://www.fepc.or.jp/about\\_us/pr/oshirase/\\_icsFiles/afieldfile/2018/02/08/press\\_20180208\\_a.pdf](https://www.fepc.or.jp/about_us/pr/oshirase/_icsFiles/afieldfile/2018/02/08/press_20180208_a.pdf)
- [19] 更田豊志, 規制におけるリスク情報の活用, 日本原子力学会「2015年春の年会」, 2015年3月20日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000101670.pdf>
- [20] NRC, Inspection Procedure 71152 Problem Identification and Resolution (PI&R), 2015年2月26日改正  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1431/ML14316A042.pdf>
- [21] 原子力規制庁, 資料 1-2 検査ガイド試運用版, 第21回検査制度の見直しに関する

WG , 2018年9月3日

<http://www.nsr.go.jp/data/000244873.pdf>

- [22] 原子力規制庁, 原子力安全, 核セキュリティ及び保障措置について, 2018年3月28日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000227049.pdf>
- [23] 日本電気協会, 原子力規格委員会 品質保証分科会 会議開催実績 議事録  
[https://nusc.jp/giji/qa/sc\\_qa.html](https://nusc.jp/giji/qa/sc_qa.html)
- [24] 日本電気協会, 原子力規格委員会 品質保証分科会 JEAC4111 改定基本方針検討タスク 会議開催実績 議事録  
<https://nusc.jp/giji/qa/qatask.html>
- [25] 日本電気協会, 原子力規格委員会 品質保証検討会 会議開催実績 議事録  
<https://nusc.jp/giji/qa/qakentou.html>
- [26] 原子力規制委員会, 検査制度の見直しに関する検討チーム 開催一覧  
[http://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/kensaseido\\_minaoshi/index.html](http://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/kensaseido_minaoshi/index.html)
- [27] 原子力規制委員会, 規制に係る人的組織的要因に関する検討チーム 開催一覧  
[http://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/kisei\\_jinteki/index.html](http://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/kisei_jinteki/index.html)
- [28] 東京電力, IAEA OSART (運転安全調査団) 評価報告書 (参考和訳付き), 2017年11月22日  
[http://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171122\\_j0203.pdf](http://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171122_j0203.pdf)

### III-2 について [1]~[28]

#### (1) 新しい検査制度が制定のねらい

原子力安全・保安院は、検査の在り方に関する検討会における検討を踏まえ、2008年9月7日、「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」を取りまとめ、『『保全プログラム』に基づく保全活動に対する検査制度の導入』、「安全確保上重要な行為に着目した検査制度の導入」,「根本原因分析のためのガイドラインの整備」等を柱とする検査制度の改善の方向性を示した。しかしながら、制度の見直しは十分ではなく、2007年6月に行われたIAEAによる総合規制評価サービス (Integrated Regulatory Review Service: IRRS) において見直すべき課題が指摘されていた。また、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた2013年施行の法律改正においては、新規制基準の策定による安全確保の水準を高める早急な対応が必要であったことから、検査制度については抜本的な見直しが図られてはいない。そのため、2016年1月に行われた2度目のIRRSにおいても、改めて、法令改正による検査制度の改善、リスク情報の活用や事業者等の保安活動による安全確保の実績の反映、検査官のフリーアクセスの確保を含めた検査方法の改善、原子力安全に影響を及ぼす重大な不適切事象に対する行政上の措置の多様化とその運用の明確化、検査官に対する研修及び再研修の改善等が指摘され、事業者による安全確保の取組がより強化されるよう規制制度の整備に取り組むことが課題とされた。

これらの課題解決に向け、効率的で、パフォーマンスベースの、より規範的でない、リスク情報を活用した原子力安全と放射線安全の規制を行えるよう、また、原子力規制委員会がより柔軟に対応できるように、米国の原子炉監督プロセス (Reactor Oversight Process: ROP) における体系的な検査の仕組みやIAEA安全基準を参考とし、更にIRRS報告書の指摘を踏まえて検査制度の見直しを実施している。この新しい検査制度のねらいは、事業者の安全確保に関する一義的責任が果たされ、自らの主体性により継続的に安全性の向上が図られるようにすることと、事業者及び規制機関双方の努力により、より高い安全水準を実現していくことである。

## (2) 新しい検査制度の最重要課題、選定理由と解決案

安全確保に係る事業者の一義的責任を果たすために、新しい検査制度では従来の規制側の検査が事業者の自主検査に取って代わることになる。規制機関は、原子力規制検査として、事業者の保安活動全般を包括的に監視して、その実態を把握し、事業者による安全性改善活動を評価していくこととなる。従って、新しい検査制度のねらいを実現するための最重要課題は、前述したように原子力規制検査が参考としている米国 ROP の仕組みを、日米の法体系の違い等を踏まえた上で、いかに合理的、効率的に日本の原子力規制検査として確立し、実効的に PDCA を回していくことができるかということである。

米国 ROP は、TMI の事故を受けて 1980 年に導入された SALP (Systematic Assessment Licensee Performance) 制度の失敗点を改善し、新たに 2000 年に導入された制度であり、これまで十数年間の運用によって制度の完成度を高めてきたものである。米国では新たな制度を導入する場合、まず、パイロットプラントで試行し、課題の抽出と改善を図ったのちに、全面的な適用へ拡大していくことで、効率的かつ円滑な展開を実施している。

一方、日本の原子力規制検査は、2018 年 10 月から試運用が開始され、2020 年 4 月から全面的な本格運用が予定されている。1 年半の短期間の試運用において、限られた資源（人材、資金等）によって効率的に本格運用に向けた問題点の抽出とその改善を図るために、現状は原子力規制検査の項目毎に対象とする原子力発電所を割り振って、試運用を実施しているが、試運用対象を再稼働している原子力発電所に絞り込み、再稼働していない原子力発電所の駐在検査官も極力一緒に参画して試運用を実施することを解決案として提案することが考えられる。あるいは、以下の設問(3)の解答として挙げた留意すべき点から最重要課題として一つ選択し、その解決案とともに解答することでもよい。

## (3) 設問(2)の提案を実行するに当たり留意すべき点

原子力規制検査の試運用が適切に実施されるための留意点としては、米国 ROP の仕組みと極力整合化を図ることがポイントである。リスクインフォームド（リスク情報の活用）によってパフォーマンスベースの評価が実施されるように、以下の項目が留意点と考える。

- ・プラントの改造や運転に係る意思決定を、従来の決定論的評価からの知見に加えて、確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment: PRA) から得られる知見を組み合わせた評価に基づき行うリスク情報を活用した意思決定 (Risk-Informed Decision-Making: RIDM) の活用。
- ・事業者における問題を発見して解決する取り組みであり、問題の安全上の重要性の評価、対応の優先順位付け、解決するまで管理していくプロセスを含み、良好事例に基づく改善も含めた是正処置プログラム (Corrective Action Program: CAP) 活動の実効的展開。
- ・設計要件、施設構成情報、現場の施設の物理的構成の 3 要素の均衡（一貫性）を維持するための取り組みであるコンフィギュレーション管理 (Configuration Management: CM) の徹底。
- ・事業者の保安活動の有効性を客観的に評価するパフォーマンス指標 (Performance Indicator: PI) 及び重要度決定プロセス (Significant Determination Process: SDP) の適切な設定と評価。
- ・RIDM へのインプットとして使用する PRA の品質基準の策定と PRA の品質向上。
- ・米国のリスク情報を活用した SSC (Structures, Systems and Components) 重要度分類 (10CFR50.69, NRC RG 1.201, NEI 00-04, NEI Efficiency Bulletin 17-09, NEI Efficiency Bulletin 17-16 等) を参考としたリスク情報を活用した安全重要度分類及び保全重要度分類の導入。
- ・安全確保の意識が高い職場環境 (Safety Conscious Work Environments: SCWE) の確立等安全文化醸成活動の推進。[29]～[31]

【参考文献】

- [1] 原子力安全・保安院, 原子力発電所の安全規制における「リスク情報」活用の基本ガイドライン (試行版), 2006年4月  
<http://search.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000009816>
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA, 「アメリカの原子力安全規制体制」(14-04-01-04), 2006年5月更新  
[http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat\\_detail.php?Title\\_No=14-04-01-04](http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=14-04-01-04)
- [3] 原子力安全・保安院, 原子力発電施設に対する検査制度の改善について, 経済産業省総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会検査の在り方に関する検討会, 2006年9月7日  
<http://search.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000039921>
- [4] 原子力安全・保安院, 保全プログラムを基礎とする検査の導入について, 2008年6月  
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2008/siryo29/siryo29-1-1.pdf>
- [5] 原子力安全委員会事務局, 米国における構築物, 系統及び機器分類の考え方とリスク情報活用, 2008年6月25日  
<http://ioj-japan.com/xoops/download/mokuji/h8.pdf>
- [6] 日本原子力発電, 保全プログラムの充実と新検査制度, 2009年3月  
[http://www.aesj.or.jp/~wchem/imemo6\\_lm.pdf](http://www.aesj.or.jp/~wchem/imemo6_lm.pdf)
- [7] 原子力安全・保安院, 原子力発電所における検査制度の充実(新検査制度)に係る保安院の取組み状況について, 2011年2月  
[https://www.pref.fukushima.lg.jp/download/1/girenH22\\_8\\_6.pdf](https://www.pref.fukushima.lg.jp/download/1/girenH22_8_6.pdf)
- [8] 桐本順広, PRAによる安全性と信頼性の向上について, 第3回原子力の自主的安全性向上に関するWG, 2013年9月11日  
[http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denryoku\\_gas/genshiryoku/anzen\\_wg/pdf/003\\_02\\_00.pdf](http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denryoku_gas/genshiryoku/anzen_wg/pdf/003_02_00.pdf)
- [9] 原子力規制庁, 米国の監視評価の仕組みの変遷について(SALPからROPへ), 2016年7月5日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000155940.pdf>
- [10] 越塚誠一, リスク活用に必要なPRAの品質確保, 原子力学会2016秋の大会, 2016年9月7日  
<http://www.aesj.net/document/sc2016f-0104.pdf>
- [11] 原子力規制庁, 原子力施設等に係る検査制度の見直しについて, 総合資源エネルギー調査会自主的安全性向上・技術・人材WG第12回会合, 2016年11月24日  
[http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyuu/jishutekianzensei/pdf/012\\_04\\_00.pdf](http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyuu/jishutekianzensei/pdf/012_04_00.pdf)
- [12] 原子力規制委員会検査制度の見直しに関する検討チーム, 検査制度の見直しに関する中間取りまとめ, 2016年11月  
<https://www.nsr.go.jp/data/000171604.pdf>
- [13] 日本エヌ・ユー・エス, 「信頼性重視保全によるスマートな保安の確保に関する調査・検討」報告書, 平成28年度電気施設保安制度等検討調査, 2017年3月  
[http://www.meti.go.jp/meti\\_lib/report/H28FY/000834.pdf](http://www.meti.go.jp/meti_lib/report/H28FY/000834.pdf)
- [14] カリフォルニア大学ロサンゼルス校・電力中央研究所, リスク情報を活用した意思決定: 米国の経験に関する調査, 2017年5月  
[https://eriepi.denken.or.jp/jp/nrrc/pdf/ridm\\_report\\_jp.pdf](https://eriepi.denken.or.jp/jp/nrrc/pdf/ridm_report_jp.pdf)
- [15] 原子力規制庁, 検査制度の見直しについての説明  
<http://www.nsr.go.jp/data/000191196.pdf>
- [16] 関村直人, (1)規制全般に対する課題と今後の展望, 「この5年間の原子力規制を踏まえて - 原子力安全部会の認識 - 」, 原子力安全部会フォローアップセミナー, 2018年2月

17日

- [http://www.aesj.or.jp/~safety/2\\_Sekimura\\_20180217.pdf](http://www.aesj.or.jp/~safety/2_Sekimura_20180217.pdf)
- [17] 古作泰雄, 我が国の検査制度の改革において原子力産業界に期待する取組について, 第3回原子力安全合同シンポジウム, 2017年12月22日  
[http://www.jsm.or.jp/jsm/images/news/symposium20171222\\_1.pdf](http://www.jsm.or.jp/jsm/images/news/symposium20171222_1.pdf)
- [18] 岡本孝司, ROP制度のあるべき姿とその実現に向けて, 第3回原子力安全合同シンポジウム, 2017年12月22日  
[http://www.jsm.or.jp/jsm/images/news/symposium20171222\\_2.pdf](http://www.jsm.or.jp/jsm/images/news/symposium20171222_2.pdf)
- [19] 爾見 豊, 検査制度見直しが目指すパラダイムシフト, 第3回原子力安全合同シンポジウム, 2017年12月22日  
[http://www.jsm.or.jp/jsm/images/news/symposium20171222\\_5.pdf](http://www.jsm.or.jp/jsm/images/news/symposium20171222_5.pdf)
- [20] 原子力発電事業者, リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン, 2018年2月8日  
[https://www.fepc.or.jp/about\\_us/pr/oshirase/\\_icsFiles/afieldfile/2018/02/08/press\\_20180208\\_a.pdf](https://www.fepc.or.jp/about_us/pr/oshirase/_icsFiles/afieldfile/2018/02/08/press_20180208_a.pdf)
- [21] 電気事業連合会, 原子力発電の安全性向上におけるリスク情報の活用について, 原子力リスク研究センターシンポジウム2018, 2018年2月8日  
[https://www.fepc.or.jp/about\\_us/pr/oshirase/\\_icsFiles/afieldfile/2018/02/08/press\\_20180208\\_b.pdf](https://www.fepc.or.jp/about_us/pr/oshirase/_icsFiles/afieldfile/2018/02/08/press_20180208_b.pdf)
- [22] 総合資源エネルギー調査会原子力小委員会自主的安全性向上・技術・人材WG, 現在の「立ち位置」の再確認, 2018年2月21日  
[http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki\\_jigyuu/jishutekianzensei/pdf/021\\_01\\_02.pdf](http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki_jigyuu/jishutekianzensei/pdf/021_01_02.pdf)
- [23] 電気事業連合会, 原子力の自主的安全性向上に向けたこれまでの取組みと今後の取組みについて, 2018年2月21日  
[http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki\\_jigyuu/jishutekianzensei/pdf/021\\_02\\_01.pdf](http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki_jigyuu/jishutekianzensei/pdf/021_02_01.pdf)
- [24] 電気事業連合会, 今後の原子力産業界における自律的な安全性向上の実現に向けた役割について, 2018年2月21日  
[http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki\\_jigyuu/jishutekianzensei/pdf/021\\_02\\_02.pdf](http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki_jigyuu/jishutekianzensei/pdf/021_02_02.pdf)
- [25] 山中康慎, 『リスク情報を活用した意思決定: 米国経験の調査』におけるPRAの活用について, 原子力学会リスク部会講演会, 2018年3月25日  
<http://risk-div-aesj.sakura.ne.jp/seminar.html>
- [26] 日本保全学会, 新検査制度に向けた対応について(コンフィグレーション管理の視点から), 検査制度見直しに関する保全学会との面談, 2018年4月13日  
<http://www2.nsr.go.jp/data/000227894.pdf>
- [27] 榎本晋嗣, 原子力規制検査に係る事業者の準備状況について, 第5回日本電気協会原子力規格委員会シンポジウム, 2018年6月5日  
<https://nusc.jp/sympo/oId/05/masumoto05.pdf>
- [28] Dr. George Apostolakis, リスク情報を活用した意思決定(RIDM), 2018年9月10日  
<http://www.nsr.go.jp/data/000244988.pdf>
- [29] 一木邦康, 米国原子力発電所における安全文化改善活動に関する分析, INSS JOURNAL, VoI.16(2009), pp233-243  
[http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/2009\\_16J233\\_243.pdf](http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/2009_16J233_243.pdf)
- [30] 一木邦康, 米国原子力発電所での安全文化改善活動事例に対する考察, INSS JOURNAL, VoI.17(2010), pp276-294  
[http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/2010\\_17J276\\_294.pdf](http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/2010_17J276_294.pdf)

[31] 日本原子力学会 倫理委員会, 海外及び他産業の事例に学ぶ技術者倫理醸成活動 (第17回倫理研究会) 報告書, 2014年3月  
[http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/17kenkyukai\\_report.pdf](http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/17kenkyukai_report.pdf)

### 5.3「核燃料サイクルの技術」の問題と解答のポイント

Ⅱ 次の2問題（Ⅱ－1、Ⅱ－2）について解答せよ。（問題ごとに答案用紙を替えること。）

Ⅱ－1 次の4設問（Ⅱ－1－1～Ⅱ－1－4）のうち2設問を選び解答せよ。（設問ごとに答案用紙を替えて解答設問番号を明記し、それぞれ1枚以内にまとめよ。）

Ⅱ－1－1 国内の原子力発電所で使用されている軽水炉ウラン燃料には、PWR用とBWR用の2種類がある。両者の集合体構造の主な違いを簡潔に述べよ。また、PWR、BWR燃料のどちらか一方について改良の変遷を簡潔に述べよ。

Ⅱ－1－2 核不拡散の実現に向けた保障措置について、その意義と実現するための技術的手段について、それぞれを簡潔に説明せよ。

Ⅱ－1－3 我が国のクリアランス制度について、制度の目的とクリアランスレベルの考え方、制度運用に係る問題について述べよ。

Ⅱ－1－4 再処理施設やMOX加工施設などにおける耐震設計で用いる基準地震動に関して、以下の問いに答えよ。

（1）基準地震動を策定する際に考慮する地震について述べよ。

（2）Sクラス施設は、基準地震動に対して、どのような状態を保持しなくてはならないかを述べよ。

#### 【解答のポイント】

##### Ⅱ－1－1について

国内の軽水炉（PWR、BWR）で使用されている燃料集合体構造の炉形式による違いと、改良の変遷について以下に示す。

##### —集合体構造の主な違い—

国内BWR用燃料集合体の一例として、9×9型燃料は9×9の正方配列で、燃料棒74/72本、中央に配置されたウォーターロッド／ウォーターチャンネル、これらを支持するスペーサー7枚および、上部、下部タイプレートで構成されており、上下のタイプレートは8本の結合燃料棒（タイロッド）で結合・保持されている。また、燃料集合体はチャンネルボックスと呼ばれる角筒状の部材を被せた上で炉内に装荷され、隣接する燃料集合体4体のチャンネルボックス間に十字型の制御棒が挿入されるという特徴を有する。

一方、国内PWR用燃料集合体の一例として、17×17型燃料は17×17の正方配列で、燃料棒264本、制御棒案内シングル24本、炉内計装用案内シングル1本、これらを支持する支持格子9個および上部、下部ノズルで構成されており、上下のノズルはシングルによって結合・保持されている。また、制御棒はそれぞれの制御棒案内シングル内に挿入される。

以上のように、BWR用とPWR用燃料集合体では次のような相違がある。

- ・BWR 燃料集合体は、燃料の型式が異なっても形状・寸法は同じである。このため、一つの炉心に異なる型式の燃料を混在させて装荷することができる。
- ・PWR 燃料集合体は、燃料の型式が異なると形状・寸法も異なるため、炉心寸法も変わってくる。このため、原子炉毎に装荷できる燃料集合体の型式は固定され、他の型式の燃料は装荷できない。
- ・BWR 燃料集合体で用いられるチャンネルボックスは、PWR 燃料集合体では用いられない。
- ・BWR 燃料集合体に比べて、PWR 燃料集合体の方が大きく、燃料集合体を構成する燃料棒本数が多い。

#### —燃料改良の変遷—

##### ■BWR の場合

世界では 10×10、11×11 燃料の導入が進んでいる<sup>[1][2]</sup>が、国内で認可・採用されている燃料は 9×9 型燃料までである。燃料棒配列数が大きいものはプラント出力増加に伴い伝熱面積を増加させ、熱的余裕を拡大させることを目的としている。このため、集合体の外形寸法を変えずに燃料棒径を細くし、ピッチを狭くすることで配列数を増やしている。国内における改良の変遷は主に I. 初期の性能向上期、II. 信頼性向上期、III. 利用率向上期、IV. 高性能化/高燃焼度化期に分けられる。それぞれの具体的な改良変遷は以下の通り。

##### I. 初期の性能向上期

1963 年に国内で初めて装荷された燃料は 6×6 型燃料であり、国産燃料の性能実証に用いられた。ペレットは UO<sub>2</sub>、被覆管はジルカロイ-2 冷間加工材、スペーサーはステンレス鋼がそれぞれ用いられ、ペレットスタック長も約 2700mm と短かった。また、同時に 7×7 型燃料の開発も進められた。

##### II. 信頼性向上期

1970 年に国内初の商用炉に装荷された燃料は 7×7 型燃料であったが、一部の燃料で破損が生じたため、信頼性向上を目的に 7×7 改良型、8×8 型へと改良された。7×7 改良型から、一部の燃料棒のペレットは Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> が添加された UO<sub>2</sub> に変更され、被覆管材料は冷間加工材から応力除去焼鈍材、さらには再結晶化焼鈍加工したジルカロイ-2 に変更された。また、スペーサーはジルカロイ製に変更され、ペレットスタック長も約 3700mm に変更された。

##### III. 利用率向上期

1980 年代前半には新型 8×8 燃料が実用化された。新型 8×8 燃料は、BWR 炉心のボイド係数を改善し、局所ピーキング係数を軽減する目的で集合体外寸を小さくし、ウォーターロッドの径を太径に変更している。また、ペレットと被覆管の熱伝達率を向上し、ペレット-被覆管相互作用 (PCI) の発生を低減させるために、ヘリウム加圧量を従来の 1 気圧から 3 気圧まで増加させた。

##### IV. 高性能化/高燃焼度化期

1980 年代後半には経済性を向上させるために燃料の高燃焼度化が要求され、段階的な高燃焼度化が進められた。新型 8×8 ジルコニウムライナ、高燃焼度 8×8、最新型の 9×9 型燃料が実用化され、PCI 対策として、被覆管材には薄いジルコニウム内張りされた再結晶化焼鈍加工ジルカロイ-2 が採用されている。また、ヘリウム加圧量も増加し、最新型である 9×9 型燃料では 10 気圧まで加圧している。上記の改良の結果、取出平均燃焼度は新型 8×8 燃料で 29.5GWd/t であったのに対し、最新型である 9×9 型燃料では 45GWd/t まで向上した。



## ■PWR の場合

現在、世界及び国内で採用されている燃料は 14×14、15×15、17×17 型燃料がある。燃料棒配列数が大きいものはプラント出力増加に伴い伝熱面積を増加させ、熱的余裕を拡大させることを目的としている。国内における型式及び仕様の改良変遷は以下の通り。

### -型式-

- ・ 14×14 型燃料：30 万～60 万 kW クラスの原子炉に用いられている。10ft 型 6 段支持格子、12ft 型 7 段支持格子、12ft 型 8 段支持格子とあり、燃料棒曲がり対策として長さに対する支持格子段数を増加させた。
- ・ 15×15 型燃料：90 万 kW クラスの原子炉に用いられており、燃料棒、制御棒案内シングル数の増加に伴い、断面寸法は 14×14 型燃料で 197mm×197mm だったのが 214mm×214mm に大型化された。
- ・ 17×17 型燃料：90 万～110 万 kW クラスの原子炉で用いられており、断面寸法は 15×15 型燃料から変更せずに、燃料棒外径及びピッチを小さくした。

### -仕様-

1970 年に国内で初めて装荷された燃料は 14×14 型の 10ft 型 6 段支持格子であり、燃料被覆管材、及び制御棒案内シングルには、中性子経済を考慮し、ジルカロイ-4 製が用いられた。以降 1970 年代には、炉心の大型化が図られ、14×14 型の 12ft 型 7 段支持格子、12ft 型 8 段支持格子、15×15 型(12ft, 7 段支持格子)が実用化された。また、信頼性向上を目的に従来よりもペレット密度を高くし、燃料棒内部をヘリウム加圧した燃料に変更された。ヘリウムによる加圧はペレットと被覆管の熱伝達率を向上し、ペレット-被覆管相互作用(PCI)の発生を低減させる効果がある。

1980 年代には最新型の 17×17 型(12ft, 9 段支持格子)が実用化された。また、経済性向上を目的とし、従来よりも濃縮度を増加させたペレットに変更すると共に、Gd 入り燃料ペレットの実用化、さらに被覆管材を低スズジルカロイ-4 製に変更することで、それまでの最高燃焼度 39Gwd/t を 48Gwd/t まで向上させた。

2000 年代には高性能/さらなる高燃焼度化を目的とし、高濃度 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 入りペレットを導入すると共に、被覆管材料に耐食性を向上させたジルコニウム基合金を採用することで最高燃焼度を 55Gwd/t まで引き上げている。また、従来のインコネル製支持格子に変わり、ジルカロイ製支持格子も実用化されている。

### 【解答方針】

BWR 及び PWR 燃料集合体の違いはそれぞれの特徴を抽出し、相違点について記述すればよい。燃料設計の変遷に関する解説は軽水炉燃料のふるまいに詳しく解説<sup>[3]</sup>されているので、これらを参考にするとよい。

### 【参考文献】

- [1] <https://www.neimagazine.com/features/featureatrium-10-ten-years-of-operational-experience/>
- [2] [http://www.framatome.com/businessnews/liblocal/docs/3\\_Actualites/CP/2018/PR\\_Susquehanna\\_Atrium11\\_VA.PDF](http://www.framatome.com/businessnews/liblocal/docs/3_Actualites/CP/2018/PR_Susquehanna_Atrium11_VA.PDF)
- [3] 軽水炉燃料のふるまい(改訂第 5 版) 公益財団法人 原子力安全研究協会 平成 25 年 3 月

## II-1-2 について

核不拡散の実現に向けた保障措置の意義と、その実現に向けた技術的手段について以下に示す。

### (1) 保障措置の意義

保障措置の意義は、「有意量の核物質が平和的な原子力活動から核兵器その他の核爆発装置の製造、あるいは不明の目的のために転用されることを適時に探知することおよび早期探知の危惧を与えることによって、このような転用を抑止すること。」にある。(INFCIRC/153の第2部)<sup>[1]</sup>

### (2) 技術的手段

保障措置を実施するための具体的な技術的手段としては、基本手段としての「核物質計量管理」とその重要な補助手段としての「封じ込め・監視」および「査察」がある。<sup>[2],[3]</sup>

「核物質計量管理」：核物質計量管理の方法としては、核物質を使用あるいは保有している原子力施設（施設）に、核物質計量管理区域を設定し、この区域についての核物質の流れ（受け払い）と在庫の量を測定・記録するとともに計量管理報告にまとめる。この計量管理報告には在庫変動報告書、物質収支報告書および実在庫量明細表があり、決まった期日までに施設から原子力規制委員会に報告される。国はこれらと査察結果をIAEAに報告する。

「封じ込め・監視」：IAEAは、核物質を収納している容器および機器に封印が施され、みだりに開封されることがないように、また開封されたことが判るようにする。さらに必要な箇所には監視用のカメラやテレビを設置し、核物質の移動などを監視できるようにしている。

「査察」：国とIAEAはこれらの計量管理報告などに間違いのないことを確認し、また封じ込め・監視の状況を調べるため、施設現場の査察を行う。査察は国の査察官（および／または保障措置検査員）とIAEAの査察員の両者によって行われる。

【解答方針】保障措置は国際条約に基づく国際的な枠組みであり、その実施にあたっては「保障措置検査」として「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第61条の8の2に規定されている。これらの解説については、原子力規制委員会のホームページ<sup>[4]</sup>等を参考にすると良い。

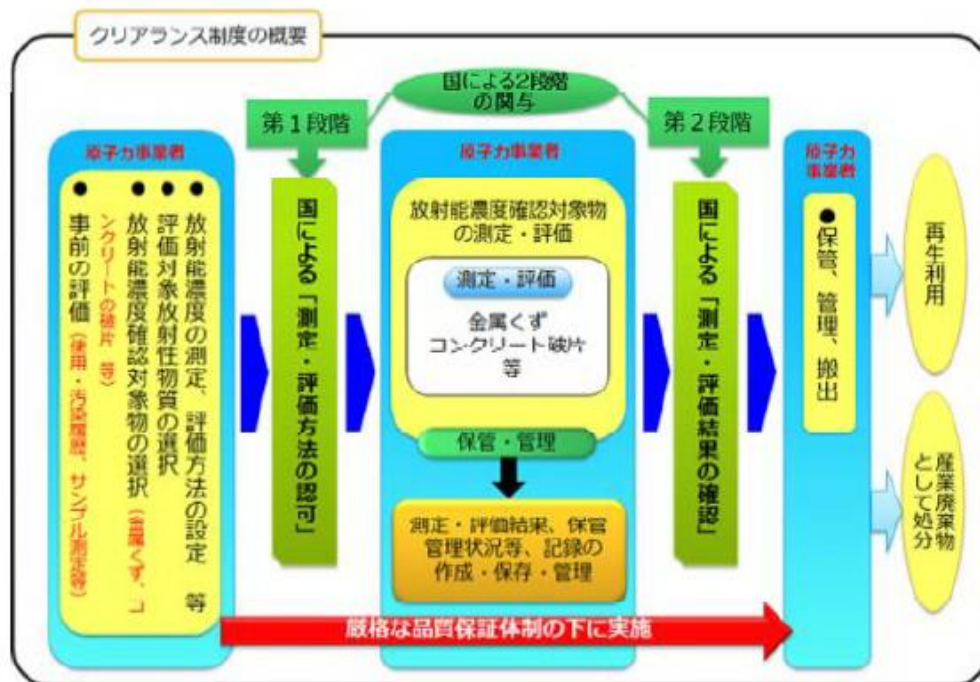
設問では、「保障措置の意義」と「技術的な手段」について簡潔な説明が求められており、本稿では該当する部分を抽出した解答例を記載したが、具体的な測定技術などに関する解説はATOMICAなどにも詳しく解説<sup>[5]</sup>されているので、これらを参考にすると良い。

### 【参考文献】

- [1] 国際保障措置ハンドブック 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 2016年3月
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 保障措置のための目標と技術的手段 (13-05-02-04)
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 保障措置のあらまし (13-05-02-01)
- [4] 原子力規制委員会ホームページ：  
<http://www.nsr.go.jp/activity/hoshousochi/about/index.html>
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA 保障措置に関する技術開発 (13-05-02-19)

### II-1-3について

クリアランス制度は、「総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会」での検討<sup>[1]</sup>を踏まえ、2005年の「核燃料物質、核原料物質及び原子炉の規制に関する法律」の改正において導入された制度であり、その概要は、原子力規制委員会のホームページ（廃棄事業の安全規則 クリアランス制度）<sup>[2]</sup>や、電気事業連合会のホームページ（原子力発電所の廃止措置 クリアランス制度）<sup>[3]</sup>に記載されている。



クリアランス制度の概要（原子力規制委員会ホームページ<sup>[2]</sup>）より

各々の解答ポイントを下記に示す。

(1) 制度の目的

制度の目的としては、以下の3点を挙げることが出来る。

① 循環型社会への貢献

環境負荷の低減が必要な現代社会において、原子力施設の運転・解体に伴って発生する廃棄物も、ほとんど汚染のない資材などを資源として有効に再利用することで、日本が目指す循環型社会形成に貢献することが出来る。

② 放射性廃棄物量の低減

本来、放射性廃棄物として取扱う必要がない廃材を本制度により有効利用または一般の廃材と同様に処理することで、放射性廃棄物として処分する量を減らすことが出来る。

③ 原子力施設の廃止措置をスムーズに進める

原子力発電所等の原子力施設の廃止措置からは大量の廃材が発生するため、本制度により放射性廃棄物として取扱う必要のないものを適切かつ合理的に処理することで、廃止措置をスムーズに進めることが出来る。

このうち、③は事業者の視点であるが、参考文献<sup>[1]</sup>の「1. はじめに」にも記載されているように、本制度導入の背景には今後本格化する原子力施設の廃止措置に伴う廃棄物の発生があることから、目的の一つとして記載することは適切であろう。

(2) クリアランスレベルの考え方

クリアランス制度では、「どのように使用あるいは廃棄されたとしても、人体への影響がない放射能濃度」の基準を設けている。これをクリアランスレベルといい、具体的には“年間  $10 \mu\text{Sv}$  以下”の被ばく量となる放射能濃度と定められている。

この  $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$  という被ばく量は自然界から受ける被ばく線量の  $1/100$  以下の値であり、ICRP など、国際的にも放射線防護の体系の中で“人体への健康に対するリスクが無視しえる線量”として使用されている。

本問の解答としては、「どのように使用あるいは廃棄されたとしても、人体への影響が

ない放射能濃度」という考え方と共に、その具体的なレベルを示す“被ばく線量が年間10 $\mu$ Sv 以下となる放射能濃度”という記述も記載しておくことが望ましいと考えられる。

(3) 制度運用に係る問題

参考文献<sup>[1]</sup>には、クリアランス制度の定着に向けた留意点として以下の事項が挙げられている。

- ・ クリアランス制度についての理解の促進と信頼の醸成
- ・ 処分量の低減と再生利用等の促進
- ・ クリアランスされた物の取り扱い（再利用されず、廃棄物として処理する場合の適切な処理、処分）

また、国民のクリアランス検認制度への信頼感を高めるためには、原子力事業者においてはクリアランス制度が社会に定着するまでの間、処分、再生利用の際の最初の搬出先が把握できるよう、例えば、埋設処分であれば処分場を、有価物として再生利用する場合には中間処理を行う会社等について、把握・記録するような枠組みを構築することが必要との記載もされている。

本問の解答としては、「制度の目的」、「クリアランスレベル設定の考え方」を踏まえた上で、上記留意点の中から未だ対策が不十分と考える問題点とその対応策を論じることが望まれる。

例えば「クリアランス制度についての理解の促進と信頼の醸成」が不十分であり、その結果「クリアランスされたものの再利用が不十分である」という問題点に対し、電気事業者や公的機関がクリアランスされたものを更に積極的に再利用し、かつその再利用実績<sup>[4]</sup>を学校等の授業を通じて広く知らしめることで制度の理解促進と信頼醸成に繋げる、というような解答が考えられる。（ここは、受験者各位の独自の解決策が期待される）

【参考文献】

- [1] 原子力施設におけるクリアランス制度の整備について平成16年9月14日 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会
- [2] 原子力規制委員会 HP, クリアランス制度の概要 <http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/nuclearfuel/haiki4.html>
- [3] 電気事業連合会 HP, クリアランス制度 <http://www.fepc.or.jp/nuclear/haishisochi/clearance/>
- [4] 日本原子力発電株式会社 HP, 東海発電所の廃止措置, クリアランス制度の適用 [http://www.japc.co.jp/haishi/clearance\\_results2.html](http://www.japc.co.jp/haishi/clearance_results2.html)

II-1-4 について

再処理施設と MOX 加工施設では、「耐震設計で用いる基準地震動」に関する基本的な要求事項は同じである。

多くの受験者は、規制基準で要求されている事項を細かく記憶している訳ではなく、また、解答スペース（答案用紙1枚）からも、全ての要求事項を逐一解答するのではなく、規制で要求されている基本的事項のポイントを解答する必要がある。以下にそのポイントを示す。

- (1) 基準地震動を策定する際に考慮する地震について述べよ。

原子力規制委員会が定めた「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」<sup>[1]</sup>において、基準地震動の策定に関する基本方針は以下のように記載されている。

なお、このガイドの適用範囲は、発電用軽水型原子炉施設であるが、本ガイドの基本的な考え方は、原子力関係施設及びその他の原子炉施設にも参考となるものとされている。

- (1) 基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、それぞれ解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定されていること。
- (2) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに不確かさを考慮して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価により、それぞれ解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定されていること。不確かさの考慮については、敷地における地震動評価に大きな影響を与えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなどの適切な手法を用いて評価すること。
- (3) 「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に各種の不確かさを考慮して、敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定されていること。
- (4) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考慮することによって、敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として策定されていること。

本問は「考慮する地震について述べよ」との問いであるので、上記基本方針を受け、以下のポイントを解答すべきである。

- ① 「震源を特定して策定する地震動」と「震源を特定せず策定する地震動」の両方を考慮する必要があること。
  - ② 震源を特定して策定する地震動は、敷地に大きな影響を与えると予想される地震を複数選定し、選定した地震毎に不確かさを考慮した動評価を行うこと。
  - ③ 震源を特定せず策定する地震動においても、地震動各種の不確かさを考慮して、敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定すること。
  - ④ この「震源を特定して策定する地震動」と「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考慮することによって、敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として策定されていること。
- (2) S クラス施設は、基準地震動に対してどのような状態を保持しなくてはならないかを述べよ。

「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第7条において、耐震に関し以下の事が要求されている。

（なお、MOX 加工施設に対しては「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第7条に同様の規定がある。）

（地震による損傷の防止）

第七条 安全機能を有する施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある安全機能を有する施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定し

なければならない。

3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

上記基準の解釈（参考文献[2],[3]）において、本既定の具体的な要求として、以下の解説が述べられている。

（第1項） Sクラス（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）

① 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。

② 建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。

③ 機器・配管系については、運転時、停止時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。なお、「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

（第3項）

① 基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。

② 建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

③ 機器・配管系については、運転時、停止時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

本問は「基準地震動に対してどのような状態を保持しなくてはならないか」との問いであり、上記第3項の要求内容を求めたものであると解釈される。

従って、本問いの解答としては以下のポイントを解答する必要がある。

- ① 基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ② 建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、変形能力に対し十分な余裕を有し、終局耐力に対しても妥当な安全余裕を有していること。
- ③ 機器・配管系については、運転時、停止時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。  
なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。  
また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。

なお、前述のとおり、本問は「基準地震動に対する要求」をまず解答すべきであるが、一方ではSクラス機器に対しては「弾性設計用地震動」に対する要求や「静的地震力」に対する要求事項も満足する必要がある。答案用紙に余裕があれば、本問の解答時には、「基準地震動に対する要求事項」に加え、これら他の地震動に対する要求事項にも触れておいても良いと考える。

#### 【参考文献】

- [1] 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド,平成 25 年 6 月 19 日 原管地発第 1306192 号 原子力規制委員会決定
- [2] 再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈, 制定 平成 25 年 11 月 27 日 原管研発第 1311275 号 原子力規制委員会決定, 改正 平成 26 年 10 月 29 日 原規技発第 1410291 号 原子力規制委員会決定
- [3] 加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈, 制定 平成 25 年 11 月 27 日 原管研発第 1311271 号 原子力規制委員会決定, 改正 平成 28 年 11 月 30 日 原規技発第 1611304 号 原子力規制委員会決定

Ⅱ－２ 次の２設問（Ⅱ－２－１，Ⅱ－２－２）のうち１設問を選び解答せよ。（解答設問番号を明記し，答案用紙２枚以内にまとめよ。）

Ⅱ－２－１ あなたの会社は，福島第一原子力発電所の廃炉作業に伴って取り出される燃料デブリを所定の処理施設に搬入して処理作業を開始するまでの間，保管しておくための「燃料デブリ一時保管施設（仮称）」の概念設計業務を受注した。あなたはエンジニアリング部門に所属する技術者で，この業務のプロジェクトマネージャとして業務を推進することとなった。このような状況において，以下の問いに答えよ。

- （１）燃料デブリ一時保管施設として，どのようなものをあなたは想定しているか。概念設計の対象となる施設を具体的に述べよ。
- （２）概念設計業務の手順を明確に述べよ。
- （３）業務を進める上で特に留意すべき事項を述べよ。

Ⅱ－２－２ あなたは，核燃料施設において工程と設備を管理する責任者である。施設が操業中のある日，排気モニタの指示値が上昇傾向にあるとの報告を受けた。指示値は管理基準からはまだ十分に低いものの上昇傾向は継続している。このような状況で，以下の問いに答えよ。

- （１）報告を受けた後，実施すべき事項を述べよ。
- （２）業務を進める手順を明確に述べよ。
- （３）業務を進めるに当たって特に留意すべき事項を述べよ。

#### 【解答のポイント】

##### Ⅱ－２－１について

ここでは，概念設計業務の対象となる燃料デブリ一時保管施設（仮称）を，解答者が具体的に想定したうえで，概念設計の手順，留意すべき事項を述べる設問となっている。

##### （１）概念設計の対象となる施設の例示

概念設計の対象となる施設の想定にあたっては，米スリーマイル島２号機（TMI-2）を対象に実際に行われた，アイダホ国立研究所（INL）へのデブリキャニスタの移送（1986～1990年），使用済燃料貯蔵プールでの湿式保管（1990～2000年），乾燥処理後の乾式保管（1999年～）が参考になる。

TMI-2では，燃料デブリをまず収納缶に収納し，燃料プールでの一時保管後，収納缶を輸送キャスクへ装荷し，長期的な一時保管を行うため INL への構外輸送を行っている。INLでは，輸送キャスクを受入れ，収納缶を気中，遠隔で取り出し，まず INL プールでの湿式保管を実施している。その後，INL プールから収納缶を気中，遠隔で取り出し，加熱真空乾燥用容器に収納，乾燥処理後，収納缶を乾式保管用のキャニスタに溶接封入し，キャニスタをコンクリート製の横型サイロにて乾式保管している。





米 TMI-2 燃料デブリの乾式保管施設<sup>[1]</sup>

上記の TMI-2 での処理の流れから、福島第一の燃料デブリについても、まず収納缶に収納、湿式保管し、乾式保管施設への受け入れが可能となった段階で、乾燥処理後、乾式保管することが大まかな流れとして考えられる。

一時保管施設の範囲を上記全て（収納缶への収納以降）とする場合、設備構成としては、収納缶受入れ・確認設備、湿式保管設備、燃料デブリ乾燥設備、乾式保管容器への収納設備、敷地内の乾式保管エリア（別建屋とするとも考えられる）及びこれらの設備間におけるマテハン設備が考えられる。このうち、湿式保管設備については、福島第一向けの乾燥処理技術が今後確立されれば必ずしも必要ではないが、メルトスルーを生じた福島第一のデブリには、ケーブル被覆や PCV 底部のコンクリートとの反応生成物、事故直後の海水注入による塩の残留等も想定され、乾燥処理技術の確立やデブリの溶出物の確認等のために相応の期間を要する可能性もある。また、湿式保管設備は乾式保管効率向上のための冷却期間確保等への活用も考えられることから、概念設計段階では、必要な設備として考慮しておくことが現実的と考えられる。

あるいは、受け入れる乾式保管容器を、使用済燃料キャスク等を参考に何らかの想定したうえで、一時保管施設としては、敷地内の乾式保管エリアに限定して解答することも考えられる。

ただし、想定する施設の範囲にかかわらず、デブリは圧力容器内や PCV 底部等で異なる反応をしており、採取場所等により特性が変わるため、乾式保管開始時に十分な知見が得られているとは想定せず、監視等で継続的に知見を拡充し、万が一の事象や新知見にも柔軟に対応できる概念としておくことが重要である。

## （２）概念設計業務の手順

上記（１）項にて想定した施設について、概念設計業務の手順を述べる設問である。燃料デブリの取り出し、一時保管は、世界的にも前例は TMI-2 のみであり、また、TMI-2 と福島第一では作業環境、燃焼度、物量等が相違するため、研究開発要素が多分に含まれる概念設計業務となる。

燃料デブリの取り出しに係る研究開発は、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）にて取り組まれており、燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発については、平成 30 年 6 月に平成 29 年度実施分報告<sup>[2]</sup>が公開されており、参考になる。

概念設計業務としては、①前提条件、設計上の要求事項を整理したうえで、保管システム全体のプロセスフローを設定し、既存技術での対応可否等、成立するための課題を抽出する。前提条件では、概念設計時点のデブリの特性の仮定と一時保管中の確認等による知

見の更新も整理しておくといよい。②プロセスフローに基づき、保管方式の検討、抽出された課題に対する検討を行う。(例えば、収納缶の取扱装置の検討など。)③(1)項にて想定した施設の基本仕様案を設定する。④施設構成、配置、監視及び主要機器の概要、保守・補修の基本方針、廃棄方針等についてまとめる。が手順の一案として考えられる。

### (3) 留意事項

概念設計業務を進める上で特に留意すべき事項としては、まずは、これまでに IRID にて整理されている、保管施設への以下の要求機能案<sup>[3]</sup>を満足させるよう、検討を進める必要がある。また、乾式保管開始時点でも安全を確実にする十分な知見が得られない場合も想定して、万が一の対応や新たな知見の反映の可能性にも留意しておく必要がある。

未臨界：通常時/事故時に未臨界性を維持すること

除熱：燃料デブリを冷却できること

遮へい：必要な遮へい板厚を有すること

閉じ込め：放射性物質を閉じ込め可能であること、水素発生の対策

構造/材料：貯蔵時に構造健全性が維持されること

上記の他にも、福島第一構内での施設とする場合には、限られた敷地内での施設検討となることにも留意が必要である。

また、解答者は、この業務のプロジェクトマネージャとして業務を推進する立場にある。一般的なプロジェクトマネジメントの留意事項として、現状では 2021 年にデブリ取り出しが開始される計画であることを踏まえた、体制・予算・工程の確立、予算・工程・検討状況(課題等)のフォロー、組織内コミュニケーションの維持、組織の判断・意思決定の適切な舵取り等、が挙げられる。これに加え、本件の特徴である、多分の研究開発要素を含む業務であることを踏まえたリスク管理、時々刻々と得られる新たな知見の収集と設計への反映を的確に行うことにも留意が必要である。

### 【参考文献】

- [1] Three Mile Island Reactor Accident: Recovery, Cleanup, Lessons, & Future, IRID Symposium Tokyo 18 July, 2014 Lake H. Barrett  
[http://irid.or.jp/\\_pdf/Sympo\\_Barret\\_E.pdf](http://irid.or.jp/_pdf/Sympo_Barret_E.pdf)
- [2] 平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発)」平成 29 年度実施分報告 平成 30 年 6 月 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)  
[http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000\\_03.pdf](http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000_03.pdf)
- [3] 燃料デブリ取り出し工法の検討状況 2017 年 9 月 13 日 日本原子力学会 水化学部会 企画セッション@北海道大学 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID) 高守 謙郎  
[http://irid.or.jp/\\_pdf/20170913\\_takamori.pdf](http://irid.or.jp/_pdf/20170913_takamori.pdf)

## II-2-2 について

設問にある核燃料施設として、ここでは我が国の六ヶ所再処理工場を想定して解説する。

### (1) 報告を受けた後、実施すべき事項

再処理工場が発生する気体廃棄物中に含まれる放射性核種の発生源は主としてせん断・溶解工程であり、主な核種はヨウ素、クリプトンとトリチウムである。<sup>[1]</sup><sup>[2]</sup>このうち、ヨウ素はフィルタで除去され、トリチウムはほとんど全て酸化されてトリチウム水になり溶液系に流入し、排気中に混入するのはごく微量であることが判っている。一方、クリプトンは回収しないまま放出されるため、通常運転時においても排気モニタの指示値が上昇することがあることから、計器に異常がないことの確認と同時に、せん断・溶解操作の時系列とモニタ指示値の経時変化との関連性から当該操作による正常な上昇か否かを判断することが最初に実施すべき事項となる。

ここで正常と判断された場合には、モニタの指示値が正しく記録されているかの確認と放射線管理部門などあらかじめ決められている報告先への報告を行うこと、せん断・溶解操作の終了後にはモニタ指示値が元のレベルに戻っていることの確認を行うこととなる。

一方、主要な運転監視データ指示値が有意に上昇したときなど、正常な状態でないと判断された場合には、いずれかの設備からの気体廃棄物の漏洩、換気系統に設置された各種フィルタの機能喪失を念頭に、あらかじめ定められた手順に則り、異常事象の発生防止、拡大防止、影響緩和に向けた操作を遅滞なく実行することになる。加えて、行政機関や地元自治体等への速やかな報告・公表、社内関係部署への報告、工場内作業員への状況連絡や退避指示などの異常時の初動も実行する必要がある。

### (2) 業務を進める手順

上述に記載の通り、まずはモニタ指示値の上昇が正常な運転操作によるものか否かの判断が最初の業務となる。この手順としては、①計測器が正常に機能していることを確認した上で、次の手順として②せん断・溶解操作の時系列との照合、③工場周辺のモニタリングポスト等のデータとの照合、④過去の正常な指示値との照合を同時並行で実施し正常な挙動か否かを判断する。

ここで正常と判断されれば、①運転は継続して指示値の記録と②所定部署への報告が次の手順となる。

正常でないと判断された場合には、定められた要領に則り行政機関や地元自治体等への速やかな報告・公表を行うと同時に、気体廃棄物の漏洩源の特定のための手順として①放出される核種の特特定、②設備の異常を示すアラームやデータの確認を行う。この結果漏洩源が確認された場合には当該設備の運転を停止する。また、各種フィルタの機能確認のための手順としては、①ヨウ素フィルタやHEPAフィルタの機能確認、②フィルタ前後の差圧データの確認を行うことが挙げられる。フィルタは1系統が停止しても機能を維持する必要があるため複数系統準備されているので、フィルタの異常が確認された場合には、待機している系統に切り替える操作を行う。なお、参考であるが異常が重大事故に進展した場合、新規基準対応として排気系統を停止して放射性物質をセル内に滞留させる操作を行うことが検討されている。

加えて、作業員の被ばく防止のために、排気モニタの指示値が正常でないと判断された時点で工場内の作業員にページング機能等で状況連絡や状況に応じて作業中断や退避の指示を出すための準備を進めることが必要となる。

### (3) 業務を進めるにあたって特に留意すべき事項

再処理施設の原子力安全の基本的考え方は気体廃棄物も含めて施設の特徴を考慮した深層防護とそれを実装するためのグレーデッドアプローチの考え方を採用して、公衆および作業員（人）と環境を放射線の有害な影響から防護することとしている。<sup>[3]</sup>この考え方に沿って検討し原子力規制庁の認可を得て再処理工場の保安規定が制定されており、更にそれを遵守するための業務マニュアルや作業手順書、各種規則が作られている。したがって、いかなる状況においてもマニュアルや手順書を理解し遵守することが特に留意する点として挙げられる。

また、本設問からは離れるが、異常時にその条件に適合したスムーズな対応を可能とするために、異常時対応訓練を計画的に行うこと、その結果見出された課題を解決するためにマニュアルや手順書を適宜見直すPDCAサイクルを回すことが重要となることを申し添える。

### 【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 気体廃棄物の処理 (04-07-02-06)

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 再処理施設からの放射性廃棄物の処理 (05-01-02-03)

[3] 標準委員会 技術レポート 再処理施設における原子力安全の基本的考え方について、

Ⅲ 次の2問題(Ⅲ-1, Ⅲ-2)のうち1問題を選び解答せよ。(解答問題番号を明記し、答案用紙3枚以内にまとめよ。)

Ⅲ-1 我が国では、使用済燃料を再処理して取り出したプルトニウムを高速増殖炉の燃料とするプルトニウムサイクルの確立を一貫して目指してきているが、現状はその完成に向けて克服すべき課題がいくつか指摘されている。我が国の核燃料サイクル技術の現状と今後のあり方について次の問いに答えよ。

- (1) 核燃料サイクル技術の完成に向けて、あなたが重要と考える課題を3点挙げよ。
- (2) あなたが最も重要と考える課題に対して技術的提案を述べよ。
- (3) あなたの提案がもたらすメリットと潜在するリスクを述べよ。

Ⅲ-2 原子炉から燃料を取り出し後、使用済燃料の再処理を行うまでの冷却貯蔵期間によって、核燃料サイクルにどのような影響があるかについて、以下の設問に答えよ。

- (1) 冷却貯蔵期間が及ぼす核燃料サイクル施設の設計や運転管理、プルトニウム利用効率などへの影響について、技術的な評価を述べよ。
- (2) 上記の技術的評価を踏まえ、さらに核燃料サイクル全般を見渡した時、あなたが重要と考える課題を挙げ、その課題に対する技術的提案を述べよ。
- (3) あなたの提案を実現する際のリスクを抽出するとともに、リスク対応策を述べよ。

### 【解答のポイント】

#### Ⅲ-1 について

- (1) 平成30年7月に公表された第5次エネルギー基本計画<sup>[1]</sup>では、安全性、安定供給、経済効率性、環境適合性の3E+Sの原則の下、「2030年のエネルギーミックスの実現、2050年のエネルギー選択に際して、原子力については安全性を優先し、再生可能エネルギーの拡大を図る中で、可能な限り原発依存度を低減する」ことを基本方針としている。2030年のエネルギーミックスの実現に向けては、原子力は、東京電力福島第一発電所事故を教訓に「いかなる事情よりも安全性を全てに優先させ、国民の懸念の解消に全力を挙げる前提」の下、原子力規制委員会の安全性に係る判断を尊重し、立地自治体等関係者の理解と協力を得て再稼働を進めるとしている。

資源の有効活用、及び高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減から高速炉サイクルが我が国の方針であるが、原型炉「もんじゅ」の度重なるトラブル等による高速炉開発の遅れから、貯まり続ける使用済燃料問題を背景に、利用目的のないプルトニウムは持たないとの原則から、軽水炉サイクルの確立を先行して進め、併せて高速炉サイクルの開発に取り組んできた。

一方、再処理施設及びMOX加工施設の稼働遅延、処分地選定調査に着手できない高レベル放射性廃棄物の最終処分の取り組みの遅れ、東京電力福島第一発電所事故後の既存軽水炉の再稼働がなかなか進まない現状は軽水炉サイクルの抱える重要な課題であり、高速炉サイクルの燃料製造や処理・処分を含む高速炉技術の確立という課題と共に、将来世代に負

担を先送りせず、現世代が確実に取り組みを進める必要がある。  
軽水炉サイクルに関しては、国内では日本原子力研究開発機構をはじめとして多くの知見を蓄積してきており、海外にも多くの知見・経験がある一方、使用済 MOX 燃料の再処理に関する知見は乏しい。また、高速炉サイクルに関しては、燃料製造及び処理・処分、高速炉の確立という特有の技術について、実験炉「常陽」及び原型炉「もんじゅ」を通じてこれまで蓄積した知見を基に、福島第一発電所事故を教訓に、より高い安全性と経済性を実現する技術開発の取り組みが、国民の理解を得て実用化するために重要である。  
以上の現在の状況整理を踏まえ、設問の核燃料サイクル技術の完成に向けての重要な課題の例をいくつか上げる<sup>[2]</sup>。

#### ①使用済 MOX 燃料の再処理技術の構築

再処理法としては、沈殿法、ピューレックス法等の湿式法、フッ化物揮発法、高温化学法等の乾式法があるが、以下は、現在実用化され、高速炉使用済燃料の再処理の候補の一つとされる湿式法のピューレックス法を採用した六ヶ所再処理施設のような施設を前提として記載する。

使用済ウラン燃料に比べて、使用済 MOX 燃料は Pu 含有量が高い、長期的に放射能及び発熱量が高いという特徴があり、さらに高速炉由来の場合は燃焼度が高くなるため、例えば、白金族元素等による不溶液残渣が生成しやすい特徴が予想される<sup>[3]</sup>。このため、使用済 MOX 燃料の再処理では、外部被ばく及び内部被ばく抑制のための遮へい機能の強化や  $\alpha$  核種に対する閉じ込め機能の強化、これに伴う装置の遠隔化及び自動化の要求が強くなり、発熱量の増加や Pu 含有量の増加に伴う臨界防止に対し取扱量の制約や希釈等、不溶液残渣の増加に対し清浄工程の追加やメンテナンスの頻度の増加、溶媒の放射線劣化による廃液の増加対策等が必要となる。また、使用済 MOX 燃料を扱うことを仮定した場合、分配工程以降の設備は Pu 質量流量の違いに対応可とする必要がある。

そこで、使用済 MOX 燃料の特徴が安全性や設備の機能、及び経済性に与える影響の大きさを考慮して、主要なプロセスや設備を選定し、できるだけ具体的に課題を述べる。

#### ②高速炉の確立

高速炉開発会議（経済産業省）では、現在の取り巻く状況を踏まえ、更なる安全性の向上、経済性の追求、最先端の知見の獲得と国際標準の探求を新たな目標として、開発方針を具体化するため、今後 10 年程度の開発作業を特定するロードマップを現在検討中である<sup>[4]</sup>。高速炉の確立では、核燃料の有効利用だけでなく、核変換による高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減が最終処分の推進への効果も期待される。そこで、高速炉開発会議や戦略ワーキンググループの議論等を参考に、高い安全性と経済性の両立、並びにマイナーアクチニドの積極的な活用等、高速炉に望むべき目標を想定し、その目標実現に向けた課題を抽出する。例えば、高い安全性の実現に向けた方策として、受動安全性の採用や、炉心出力に対する負の反応度フィードバック特性、ナトリウムの不活性化等の他、燃料やナトリウムと水のバウンダリの信頼性向上などをあげることができ、これらを実用化するために必要となる特性データ等基礎データの拡充、最適設計、試験等による実証等を課題として上げることができる。また、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減では、マイナーアクチニドを分離・回収する技術やそれをリサイクルする燃料の製造技術の課題と共に、実機適用に向けた炉内特性データの拡充と設計方法の確立等も課題に上げることができる。

#### ③高レベル放射性廃棄物の最終処分の確立

軽水炉サイクルから発生する高レベル放射性廃棄物の最終処分では、有害度の減衰のために非常に長い隔離期間が必要とされる。高レベル放射性廃棄物の有害度がウラン鉱物程度まで減衰するのに要する期間が軽水炉サイクルでは 1 万年程度、高速炉サイクルでは数百

年程度という試算もある<sup>[5]</sup>。

軽水炉使用済燃料の高レベル放射性廃棄物の実現性の高い最終処分方法と想定される地層処分の取り組みが進まない原因の一つには、この非常に長い離隔期間がもたらす不確定性があげられ、有害度低減技術が実現し離隔期間が短くなれば地層処分以外の方式の選択肢も広がり、国民の理解も進む可能性がある。このため、長期間の地質環境の不確定性から、地層処分施設の構造的安定性や、放射性物質の移行・拡散による安全性への影響の長期予測、監視・管理方法、国民の理解促進と立地調査に向けた取り組み等を重要な課題に上げることができる。

- (2) (1)で上げた重要な課題に対して解決に向けた技術的な提案を求めている。技術提案の内容は、より重要なプロセス等に絞り込み、自ら重要と考える理由、及び対策が効果的で現実的であることが分かるよう、できるだけ具体的に示すことが望ましい。

#### ①使用済 MOX 燃料の再処理技術の構築

再処理プロセスにおける作業員の外部被ばくの対策としては、使用済燃料の解体・せん断以降のプロセスにおいて、設備の板厚増加やポリエチレン等の追加によるガンマ線及び中性子線の有意な増加の防止、作業者が近接して作業を行う装置等ではメンテナンス作業も含め、遮へい物を介した遠隔操作又は自動化を基本とすることが上げられる。また、 $\alpha$ 核種による内部被ばく対策は、濃度増加への対策が必要な場合にはバッチあたりの取扱量を少なくする、希釈により濃度を低下する、漏えいが想定される機器や配管の接続部にはバウンダリの多重性を持たせ、万が一の外部への放出防止を図る等が考えられる。なお、希釈では廃液増加への対策を伴うため、リサイクル等の対策も併せて提案する必要がある。発熱量の増加では、例えば廃液タンクの温度上昇対策の場合、材料や板厚変更等の高温対応設備への更新、タンク容量の縮減、廃液の希釈、フィン追設等のタンクの冷却機能向上等の対策が上げられる。高レベル放射性廃棄物の有毒度低減の観点から、高速炉燃料としての活用に向けてマイナーアクチニドの分離・回収プロセスを追加すれば、下流プロセスにおける温度上昇の抑制効果も期待できる。

Pu 含有量の増加では、臨界に至らない形状の配管や機器の採用、希釈等が対策に上げられるが、隙間や流れのよどみ、あるいは残滓の蓄積等により非均一な濃度増加の可能性を考慮して、試験による検証や十分に余裕を持たせた安全評価、プロセスの監視を併せて行うことも必要である。また、溶媒の放射線劣化への対策には、溶媒と放射性溶液の接触時間を短縮できる遠心抽出器等が上げられる。さらに、分配工程以降の Pu 精製工程、Pu 転換工程やこれらの廃液処理等について、使用済 MOX 燃料の処理量のニーズに応じて、Pu 質量流量の増大に対応した運用計画や、処理能力の強化が対策として上げられる。

#### ②高速炉の確立

高速炉の安全性向上としては、FaCT プロジェクト等を通じ、SASS (事故動作型炉停止系) 及び自然循環崩壊熱除去系の受動的な安全機能や、万が一の大規模炉心損傷に備えるコアキャッチャ、耐震性向上のための免震システム等の研究開発が行われ、これらの多くは、炉外試験、スケール試験、解析評価等により、実機適用の見通しが得られている<sup>[6]</sup>。また、小型炉は、熱出力の低さと炉心の小ささ等から、出力急昇に対し負の反応度フィードバックを得られやすく、また、受動的な安全機能を適用し易い<sup>[7]</sup>。各国でも小型炉の研究開発が進められ、炉外試験等で主要な機能、設備等の検証が進められているものもある。

これらについては、固有技術ごとに試験による特性データの調査や検証、設計及び実規模検証試験を行い、実機適用に向け機能と安全性を実現する取り組みを確実に進めることが対策に上げられる。

また、軽水炉のウラン使用済燃料や MOX 使用済燃料の再処理の廃液からマイナーアクチ

ニドを分離・収集し、マイナーアクチニド燃料として高速炉に適用することは、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減の具体的対策の一つである。

### ③高レベル放射性廃棄物の最終処分方法の確立

軽水炉使用済燃料の高レベル放射性廃棄物における非常に長い隔離期間による最終処分の不確定性については、火山や地震、隆起等による地質環境の長期的な変化、地下の大型施設となる処分施設の建設が地質環境にもたらす影響、放射性核種の地中での移行・拡散特性等に関する調査・研究を進め、処分施設の安定性と安全性に関する長期的な評価方法を高度化すること、安全性に十分余裕を持たせた処分施設の設計を行うこと、稼働後には閉じ込め機能や施設内の状態について監視を行い適切な保管状態を確実にすること等が、対策として上げられる。最終処分における具体的な対策の例は、NUMOの技術年報等が参考になる<sup>[8]</sup>。

一方、高速炉技術が実用化し、高レベル放射性廃棄物の隔離期間が数百年程度に短縮することが確実な見通しになれば、前述の保管期間による不確定性は大幅に縮小されることになる。このため、軽水炉ウラン使用済燃料やMOX使用済燃料の放射性廃液、また軽水炉使用済燃料に由来するガラス固化体からマイナーアクチニドを分離・収集し、MA燃料の製造技術を確立することは、高速炉技術の確立と合わせて、軽水炉使用済燃料の最終処分の不確定性に対する対策にもなる。

- (3) メリットについては(2)の提案と共に記載している。そこで、以下には提案がもたらすリスクの例を上げる。

#### ①使用済MOX燃料の再処理

遮へい機能の増強や $\alpha$ 核種の漏えい対策等は、設備のサイズアップや重量増加を伴うため、耐震性への影響や、設備のコスト増加及び高分子材料による中性子遮へい機能の保守による経済性への影響、保守・補修の増加による作業員の被ばく増加がリスクとして想定される。設備の遠隔化や自動化では、経済性への影響の他、追加される機能や設備による保守・補修の増加や異常やトラブルの発生頻度の増加により稼働率の低下、経済性への影響、補修作業等による作業員の被ばくの増加の可能性がリスクとして想定される。希釈による廃液処理作業の増加や、リサイクルする場合の設備やプロセスの追加では、経済性への影響や作業員の被ばくの増加の可能性がリスクとして想定される。また、分配工程以降のPu精製工程、Pu転換工程やこれらの廃液処理等について、使用済MOX燃料処理量のニーズに応じたPu質量流量の増大が、運用計画や、処理設備、及び安全管理等のリスクとなる可能性がある。

#### ②高速炉の確立

受動的な安全機能や万が一の大規模炉心損傷対策、耐震性向上対策等は、総合的な確証試験等を通じて機能の実現を確実にすることが前提ではあるが、実際の環境や万が一シビアアクシデントが発生した場合に現場で取り得る対処の想定と現実の違い等が与える影響がリスクとして上げられる。また、設計・建設時点と稼働後の技術の進歩や知見の更新等により、自然現象や設備等の経年劣化、テロリズム対策、社会要請の変化等が、安全設計における適切な余裕の確保、万が一を想定した設計、及び稼働後の施設の更新の柔軟さ等により必要な対策を取ることになるが、安全性に関するリスクとなる可能性はある。

#### ③高レベル放射性廃棄物の最終処分方法の確立

軽水炉使用済燃料の高レベル放射性廃棄物における非常に長い隔離期間による最終処分の不確定性については、慎重かつ広範な知見の蓄積と長期的な評価方法の構築を前提と

しても、知見や予測性の不完全さを常に認識し、可逆的な最終処分方法を構築し、次世代、次々世代へと継続して更新される取り組みがなされなければ、安全性に関するリスクとなる可能性がある。

一方、高速炉技術が実用化した後の高レベル放射性廃棄物に関しては、軽水炉使用済燃料の保管状況や再処理施設の稼働状況等を踏まえて、必要な時期及び要領の実用化を進めていくことが、新たな使用済燃料保管量や放射性廃棄物の一時保管、国民の理解の醸成等のリスクになる可能性がある。

#### 【参考文献】

- [1] 経済産業省資源エネルギー庁、「エネルギー基本計画」、平成 30 年 7 月
- [2] 経済産業省資源エネルギー庁、資料 7「これまでの議論の整理について」、平成 30 年 3 月 20 日、総合エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 第 17 回原子力小委員会配布資料
- [3] ATOMICA、「高速炉使用済燃料の再処理 (04-08-01-02)」  
[http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat\\_detail.php?Title\\_No=04-08-01-02](http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=04-08-01-02)
- [4] 高速炉開発会議、「高速炉開発の方針(案)」、平成 28 年 12 月 19 日
- [5] 日本原子力研究開発機構、「FBR サイクルの導入効果と開発に要する費用について」、平成 23 年 2 月 22 日、第 4 回 FaCT 評価委員会
- [6] 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ 統括チーム、「高速炉サイクル技術の概要」、平成 30 年 6 月 1 日
- [7] 小型モジュール炉 (SMR) のタイプ、March 15, 2015、FORUM on ENERGY  
<http://forumonenergy.com/2015/03/15/%e5%b0%8f%e5%9e%8b%e3%83%a2%e3%82%b8%e3%83%a5%e3%83%bc%e3%83%ab%e7%82%89%ef%bc%88%smr%ef%bc%89%e3%81%ae%e3%82%bf%e3%82%a4%e3%83%97/?lang=ja>
- [8] 原子力発電環境整備機構、「技術年報 2014 年度」、NUMO-TR-15-01、2015 年 6 月

### III-2 について

この設問は、(1) では冷却期間の影響を受けるバックエンド側の各施設での具体的な影響の現れ方を述べた上で、(2) では取り巻く環境の不確定性に対するサイクルの柔軟性確保、プルトニウム利用効率等への影響をキーワードに、この観点から現在の状況に照らして課題を挙げ、この観点で最適化(望ましい状態)を提案するという内容である。

ここでは、軽水炉サイクル(プルサーマル)を想定して記載する。

#### (1) 冷却貯蔵期間が及ぼす影響

現状では、再処理工場の建設が遅れ冷却期間は長くなる方向であるが、ここでは一般的に、冷却期間が短くなる場合と長くなる場合について考察する。

##### a. 冷却期間が短い場合の影響

###### ① 再処理施設

六ヶ所再処理施設は、当初より冷却期間が 1 年以上の使用済燃料を受け入れ、冷却期間が 4 年以上のものを再処理する設計としてきた。冷却期間がこれより短い場合、放射能及び発熱量の増加から、設備等の遮へい機能の強化、構造強度への影響、溶媒やシール材等の劣化が早まりメンテナンス頻度や廃棄物量が増加することから、適用温度の高いシール材等の適用、溶媒の劣化抑制等の観点から、溶媒中に溶かす使用済燃料の量を減らす等の対策が必要となる。

###### ② 使用済燃料キャスク

使用済燃料キャスクによる輸送は、冷却年数が 1~2 年以上の使用済燃料を対象としている。短冷却の燃料を輸送する場合、キャスクの発熱量及び放射線量の制約内で、収納する使用済燃料を減らして輸送する等の運用、除熱及び遮へい性能を高めたキャスクの設計が



必要となる。

b. 冷却期間が長くなる場合の影響

各発電所の使用済燃料貯蔵は、使用済燃料プールや乾式キャスクにより、貯蔵容量として約 20,000 トン、2017 年 9 月末時点の貯蔵量として約 15,000 トンの使用済燃料が貯蔵されており、一部プラントに於いては、貯蔵に余裕がない状況になっている。(下表参照)

電力会社	発電所名	2017 年 9 月末時点				試算値 <sup>※1</sup>		
		1 炉心 (t U)	1 取替分 (t U)	管理容量 ※2 (t U)	使用済燃料 貯蔵量 (t U)	管理容量 ※2 (A) (t U)	使用済燃料 貯蔵量 (B) (t U)	貯蔵割合 (B)/(A) x100 (%)
北海道電力	泊	170	50	1,020	400	1,020	600	59
東北電力	女川	260	60	790	420	790	660	84
	東通	130	30	440	100	440	220	50
東京電力 HD	福島第一	580	140	※3 2,260	2,130	2,260	2,130	94
	福島第二	520	120	1,360	1,120	1,360	※4 1,120	82
	柏崎刈羽	960	230	2,910	2,370	※5 2,920	※6 2,920	※6 100
中部電力	浜岡	410	100	※7 1,300	1,130	※8 1,700	1,530	90
北陸電力	志賀	210	50	690	150	690	350	51
関西電力	美浜	70	20	760	470	※9 620	550	※9 89
	高浜	290	100	1,730	1,220	1,730	1,620	94
	大飯	360	110	2,020	1,420	2,020	1,860	92
中国電力	島根	100	20	680	460	680	540	79
四国電力	伊方	120	40	1,020	640	1,020	800	78
九州電力	玄海	230	80	1,130	900	※10 1,600	1,220	※10 76
	川内	150	50	1,290	930	1,290	1,130	88
日本原子力発電	敦賀	90	30	910	630	910	750	82
	東海第二	130	30	440	370	※11 510	490	96
合計		4,780	1,260	20,740	14,870	21,560	18,490	

※1：各社の使用済燃料貯蔵量については、下記仮定の条件により算定した試算値であり、具体的な再稼働を前提としたものではない。  
 ○各発電所の全号機を対象。(廃炉を決定した福島第一、浜岡1・2号機、美浜1・2号機、伊方1号機、島根1号機、玄海1号機、敦賀1号機を除く)  
 ○貯蔵量は、2017年9月末時点の使用済燃料貯蔵量に、4サイクル運転分の使用済燃料発生量(4取替分)を加えた値。(単純発生量のみを考慮)  
 ○1サイクルは、運転期間13ヶ月、定期検査期間3ヶ月と仮定。(この場合、4サイクルは約5年となる)  
 ※2：管理容量は、原則として「貯蔵容量から1炉心+1取替分を差し引いた容量」。なお、運転を終了したプラントについては、貯蔵容量と同じとしている。  
 ※3：福島第一については、廃炉作業中であり、第一回推進協議会時点(2015年9月末値)を参考値とし、その後の廃炉作業に伴う乾式キャスク仮保管設備拡張は除外している。  
 ※4：福島第二については、新たな使用済燃料の発生は考慮していない。  
 ※5：柏崎刈羽5号機については、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の増強(リラッキング)に関する工事未実施であるが、工事完了後の管理容量予定値を記載。  
 ※6：柏崎刈羽については、約2.5サイクル(3年程度)で管理容量に達する。(運転時期は未考慮)  
 ※7：浜岡1、2号炉は廃止措置中であり、燃料プール管理容量から除外している。  
 ※8：浜岡4号機については、乾式貯蔵施設の設置に関する申請中であり、竣工後の管理容量予定値を記載。  
 ※9：美浜3号機については、耐震性向上対策工事の許可取得済みであり、竣工後の管理容量予定値を記載。  
 ※10：玄海3号機については、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の増強(リラッキング)に関する申請中であり、竣工後の管理容量予定値を記載。  
 ※11：東海第二については、乾式貯蔵キャスクを24基(現状+7基)とした管理容量を記載。  
 注) 四捨五入の関係で、合計値は、各項目を加算した数値と一致しない部分がある。

[1]

再稼働が進む中、使用済燃料の冷却貯蔵期間が長期となる場合、貯蔵対策が重要となり、核燃料施設に対して次の影響及び対策が必要となる。

①使用済燃料プールの運用管理

使用済燃料プールに余裕のあるプラントへ使用済燃料の輸送を行い、運転に必要な貯蔵容量を確保する必要が生じる。輸送は、既設の使用済燃料輸送容器が使用出来、また使用済燃料の搬出、搬入は既設の設備で対応できるため技術的には問題がない。

②使用済燃料プールのリラッキングによる容量アップ

リラッキングでは使用済燃料を収納するラックの間隔を狭め、再配置し燃料の密度を高めることによって使用済燃料プールの大きさを変えずに貯蔵能力を増やすことができる。未臨界性を維持するために、燃料収納ラックの材料に中性子吸収能力が高い材料(ボロンステンレス等)を使用する。既に実施したプラントもあり、技術的に確立されている。しかしながら、使用済燃料による発熱密度が増加するため外部電源なしでの冷却能力等の安全性確保が必要となる。また、貯蔵量増加により地震時に躯体に加わる荷重が増し、プールの耐震設計が厳しくなる場合がある。

③ 中間貯蔵施設の建設

使用済燃料貯蔵キャスクを利用して、サイト内外での貯蔵容量拡大を図る。金属製のキャスク内に使用済燃料を乾式状態で貯蔵し、キャスク自体が遮へい性能、密封性能、除熱性能、臨界防止機能を持ち、設備側は特別な安全機能を必要としない。また、キャスクは、現存の使用済燃料キャスクの技術を応用でき、技術的ハードルは少ない。

ここでは、金属キャスクでの中間貯蔵施設を説明しているが、その他にスウェーデンのCLABで実施されている水プール貯蔵方式、コンクリートキャスクによる貯蔵方式、ボール

ト貯蔵方式等がある。

c. Pu の利用効率に関して

核分裂性 Pu は、 $^{239}\text{Pu}$  と  $^{241}\text{Pu}$  である。炉型によるプルトニウムの割合より (表 2.3 参照)、軽水炉の場合核分裂性 Pu は 64~75 重量%の割合となる。一方半減期は、 $^{239}\text{Pu}$  が 24100 年に対し、 $^{241}\text{Pu}$  は 14.4 年である (表 2.1 参照)。核分裂性の Pu に対する  $^{241}\text{Pu}$  の割合はおおよそ 2 割程度である。

冷却年数が長期化すれば  $^{241}\text{Pu}$  の量が減り 15 年で核分裂性の Pu の量が 1 割程度低下することになり、軽水炉に装荷する場合の MOX 燃料の反応度が低下する。又は、反応度低下を回避するためには MOX 燃料内の Pu 富化度 (含有率) を上昇させる必要がある。冷却年数がさらに長くなると Pu 効率が低下するが、 $^{239}\text{Pu}$  の半減期は長いため、核燃料サイクル中での Pu 利用効率としては、最大でも 2 割程度の低下となる。

ウラン利用効率は、ワンスルーの場合約 0.5%<sup>[4]</sup>であるのに対して、核燃料サイクル 1 回の Pu を利用した場合 1.5 倍<sup>[4]</sup> (回収ウランの寄与を含む) となる。また、冷却期間による  $^{241}\text{Pu}$  の低下を考慮した場合約 1.4 倍となる。以上より、冷却期間によって Pu の利用効率は、変化するが、1~2 割程度の変化である。なお、再処理前の冷却期間に関する設問なので、Pu 製品中での Am 蓄積は問題にならないことに注意すること。

表 2.1 代表的なプルトニウム同位体と  $^{241}\text{Am}$ <sup>[2]</sup>

同位体	半減期	崩壊形式	比放射能 (Ci/g)	比放射能 (Bq/g)
$^{236}\text{Pu}$	2.85 年	$\alpha$	532.0	$1.97 \times 10^{13}$
$^{238}\text{Pu}$	87.7 年	$\alpha$	17.5	$6.34 \times 10^{11}$
$^{239}\text{Pu}$	24,100 年	$\alpha$	0.0613	$2.30 \times 10^9$
$^{240}\text{Pu}$	6,540 年	$\alpha$	0.226	$8.40 \times 10^9$
$^{241}\text{Pu}$	14.4 年	( $\beta$ )	112	$3.82 \times 10^{12}$
$^{242}\text{Pu}$	$3.76 \times 10^5$ 年	$\alpha$	$3.90 \times 10^{-3}$	$1.46 \times 10^8$
$^{243}\text{Pu}$	4.96 時間	( $\beta$ )	$2.60 \times 10^6$	$9.62 \times 10^{16}$
$^{241}\text{Am}$	433 年	$\alpha$	$3.25 \times 10^9$	$1.11 \times 10^{11}$

表 2.3 炉型別のプルトニウム同位体存在比（重量%）<sup>[2]</sup>

同位体	BWR	PWR	GCR	FBR
<sup>238</sup> Pu	1.7	2	0.05	0.03
<sup>239</sup> Pu	52	63	81	74
<sup>240</sup> Pu	28	19	16	23
<sup>241</sup> Pu	12	12	3	3
<sup>242</sup> Pu	6	4	0.3	0.5
<sup>241</sup> Am	0.2	—	—	—

## (2) 課題と提案

現在の核燃料サイクルの状況（使用済燃料の貯蔵量、再処理施設が未稼働）から、冷却期間が長期化する傾向にあることから、ここでは、このポイントを課題とし記載する。

冷却期間が長期となれば、使用済燃料の貯蔵できなくなり、発電プラントの停止等が余儀なくされる。また、再処理施設が稼働し、再処理を進めた場合、MOX 燃料加工施設の稼働状況、原子炉の稼働状況によって、MOX 燃料として使用される以上の Pu を再処理すると、余剰 Pu の増加により保障措置等の問題がさらに高まる。原子力発電所、再処理施設、MOX 燃料加工施設での需給バランスをとった核燃料サイクルを築くことが重要である。

これらの課題を解決する方法として金属キャスクによる中間貯蔵を提案する。理由は、以下による。

①中間貯蔵は、再処理されるまでの時間的な余裕を与え、また需給バランスに応じた量の調整に柔軟に対応できる。

②金属キャスクは、通常、キャスク自体に、以下の安全機能を持っている。

密封機能；金属ガasketを用いた二重の蓋構造とし、内部を負圧、蓋間を高い圧力とし、内部からの漏洩が無い構造としている。

除熱機能；内部より発生する熱を伝導性の良い金属で外部へと伝え、キャスク表面より、輻射及び対流熱伝達による自然冷却により外部に逃がすため、電源が不要。

遮へい機能；金属キャスク本体の金属製の胴部及び、中性子遮へい体により、遮へいされる構造としている。

臨界防止機能；使用済燃料は、中性子吸収材を含んだ格子状のバスケットに収納され、水が入った厳しい状態の評価でも未臨界とするが、実際の貯蔵中は、水の無い乾式状態としているため十分な未臨界を維持している。

構造機能；輸送中に想定される事故（落下、火災、浸漬等）に耐える丈夫な構造となっている。

③金属キャスク自体が安全機能をもっているため、貯蔵施設には冷却設備等の特別な安全設備が不要。また、キャスクの蓋を開けることなく、キャスクの搬入、貯蔵、搬出を行うため、使用済燃料を取り扱うための設備が不要である。

このことにより、必要な初期投資を低く抑えることができる。また、必要に応じてキャスクを追加することで柔軟に貯蔵容量を増強することができる。

④建設するためには地元の理解と同意を得る必要があり、このためには、安全性の確保が極めて重要である。金属キャスクによる中間貯蔵は電源を必要としない自然冷却（電源喪失の影響を受けない）であり、②に示されるように安全性が確保できること。③に示されるようにコスト抑えられることから、地元・事業者ともに受け入れやすい提案と考

える。

### (3) リスク

貯蔵キャスクは、50年程度の貯蔵期間を想定しており、次のようなリスクが考えられる。

#### ①長期間の貯蔵に対する燃料健全性、密封健全性の確認

長期間蓋を開放せずに貯蔵し、貯蔵後輸送するため、燃料の健全性を直接確認は出来ない。このことから、他の確認方法で検討する必要がある。

対策として、米国アイダホ国立研究所(INL)では、1980年代から使用済燃料を金属キャスクやコンクリートキャスクに貯蔵する実証試験を行っている。一方、国内では、福島第一原子力発電所の貯蔵施設にて1995年から貯蔵専用金属キャスクによる乾式貯蔵が行われている。また、日本原子力発電所東海第二発電所でも貯蔵専用金属キャスクによる乾式貯蔵が行われている。<sup>[3]</sup>

これらの乾式キャスクに対する実施状況調査等を継続的に実施し、長期健全性に関する知見の蓄積を図り、目視によらない検査方法の信頼性と精度を高めて行くことが必要である。

#### ②適用規則に対する適合性

長期間の貯蔵後に輸送するため、キャスク設計時と貯蔵後輸送する時点の適用規則がそのまま同じとは限らない。大幅な変更によっては、運びだすことができない可能性もある。<sup>[3]</sup>

対策として、常に適用規則の動向に注意し、変更に際しては常に影響を検討し対応していくことが重要である。

### 【参考文献】

- [1] 使用済燃料貯蔵対策への対応状況について 2017年10月24日 電気事業連合会  
[http://www.fepec.or.jp/about\\_us/pr/oshirase/\\_icsFiles/afieldfile/2018/01/09/press\\_20171024.pdf](http://www.fepec.or.jp/about_us/pr/oshirase/_icsFiles/afieldfile/2018/01/09/press_20171024.pdf)
- [2] プルトニウムの安全性評価 日刊工業新聞社
- [3] 「使用済燃料中間貯蔵に係る貯蔵後輸送の安全性確保方策について」輸送物技術顧問会平成22年2月3日  
<http://www.mlit.go.jp/maritime/committee/yusoubutsugijutsukomonnkai/tyozouhoukoku.pdf>
- [4] 「核燃料サイクルについて」原子力委員会 平成15年8月  
[http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siry02003/kettei/kettei030819/cycle\\_full.pdf](http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siry02003/kettei/kettei030819/cycle_full.pdf)

## 5.4 「放射線利用」の問題と解答のポイント

### 20-4 放射線利用【選択科目Ⅱ】

Ⅱ 次の2問題(Ⅱ-1,Ⅱ-2)について解答せよ。(問題ごとに答案用紙を替えること。)

Ⅱ-1 次の4設問(Ⅱ-1-1~Ⅱ-1-4)のうち2設問を選び解答せよ。(設問ごとに答案用紙を替えて解答設問番号を明記し、それぞれ1枚以内にまとめよ。)

Ⅱ-1-1 量子ビームを用いた元素分析法について3つ挙げ、それぞれについて簡潔に説明せよ。

Ⅱ-1-2 放射線は工業分野でも盛んに利用されているが、「工業製品の高機能化」「工業製品の検査」の観点から、それぞれ2つずつ応用例を挙げ簡潔に説明せよ。

Ⅱ-1-3 放射性同位元素(RI)を用いた医療診断・治療技術を3つ挙げ、それぞれについて簡潔に説明せよ。

Ⅱ-1-4 農業分野における放射線利用技術を3つ挙げ、それぞれについて簡潔に説明せよ。

### 【解答のポイント】

設問Ⅱ-1では、いずれの設問も、3~4つの例を挙げ用紙1枚(600字)以内にまとめることが求められる。すなわち、1例は150字~200字程度で簡潔に説明することが必要であり、用途、放射線の種別、利用する放射線の特性、装置概要等に絞って解答するとよい。解答を始める前に1例の字数の目安(印)を答案用紙に付けておくと、手戻りなく解答をまとめられる。

### Ⅱ-1-1について

量子ビームによる元素分析には、蛍光X線分析、放射化分析、即発 $\gamma$ 線分析、放射線吸収分析等がある。夫々について概要を示す。

#### 〔蛍光X線分析〕

物質にX線を照射したときに物質中に含まれる元素から2次的に発生する蛍光X線を観測すると、そのエネルギー(波長)から元素の種類を知ることができ、また強度から含まれる量を求めて化学組成を知ることができる。様々な材料の評価分析に定常的な分析手法として確立したものとなっている。非破壊の特徴を生かして、考古学・美術資料等の貴重資料の分析や専用装置による野外での分析などにも用いられている。また最近では、放射光を用いた高感度・微小領域分析等の超高感度微量分析法などが発展してきている。

#### 〔放射化分析〕

中性子、荷電粒子、高エネルギー光子を試料に照射して核反応を起こし、生成される放射性核種から放出される放射線を測定することにより、元素の同定・定量を行う。検出感度が良く、少量の試料でも多元素同時分析が可能である、などの優れた特徴を持つ

ている。今日では、微量元素定量の代表的な方法のひとつであり、自然科学、工学の分野だけではなく、考古学、医薬、環境などの分野でも有効な元素分析法として利用されている。

#### 〔即発 $\gamma$ 線分析〕

試料に中性子、荷電粒子等を照射し、核反応により原子核を励起状態にしたとき、極短時間( $10^{-14}$ s程度)に発生する誘起 $\gamma$ 線をスペクトル計測することによって元素分析を行う。中性子を用いるものには、低速中性子による放射捕獲反応を利用するものと、高速中性子の非弾性散乱を利用するものがある。荷電粒子を用いるものは、固体試料の表面表層部における深さ方向の元素分布濃度測定の手段となる。

#### 〔放射線吸収分析〕

元素によって吸収係数が大きく異なる放射線を選んで用い、その試料透過率を測定することによって、特定元素あるいは各元素の試料中含量を求める。目的や対象に応じて、光子、中性子等を適当にコリメートしたビームが用いられる。X線吸収分光法では、物質にX線を照射しその吸収スペクトルを解析し、元素分析や局所構造解明を行う。X線源としては、吸収スペクトルの微細構造が測定できる程度の強度があること等から放射光が適している。

#### 【参考文献】

- [1] 放射線応用技術ハンドブック 朝倉書店
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 蛍光X線分析の原理と応用 (08-04-01-26)
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 放射化分析 (09-04-03-20)

## II-1-2について

放射線を利用した「工業製品の高機能化」の分類では、高分子加工、半導体加工が経済規模も大きく、本利用分類から具体的な応用例を挙げればよい。

次に、高分子加工における利用例を示す。

#### 〔放射線による架橋〕

放射線の照射によって生成したポリマーラジカル同士が再結合することにより3次元的につながる反応。ラジアルタイヤでは電子線架橋によるゴムの機械的強度の向上図られている。架橋が起こるには、2つのラジカルが近くに存在することやラジカルが酸化反応で消費されないこと等が必要であり、線量のみならず、線量率、温度、雰囲気などのコントロールが重要となる。

#### 〔放射線によるグラフト重合〕

放射線の照射によって幹ポリマーの主鎖上にラジカルを生成し、ラジカルを開始点として別のモノマーをグラフト重合させること。本グラフト重合により、新しい性質を持つ材料を製造することができる。電子線を用いてポリエチレンにアクリル酸をグラフト重合させたものはボタン電池の隔膜に使用されており、ポロオレフィンとメタクリル酸グリニジル等を組み合わせたものは半導体工場向け空気清浄フィルタ用イオン交換不織布として採用されている。

放射線を利用した「工業製品の検査」の分類では、部材や製品の厚さ、密度、水分含有量の精密な測定や非破壊検査等への応用が進んでおり、本利用分類から馴染みのある例を挙げれば良い。

次に、生産ライン検査における利用例を示す。

#### 〔厚さ計〕

厚さを計測したい測定対象の両側に放射線源と検出器を配置し、測定対象の厚さに応じて検出される放射線が減少する現象を利用して厚さを測定する。 $\beta$ 線や $\gamma$ 線の透過力を利用。精度と長期安定性に優れ、非接触での連続測定が可能であり、高温、高速で移動する測定対象の測定が可能であることから、紙やフィルムの生産ライン、鉄や銅の圧

延ラインのセンサとして普及している。

#### 〔X線検査〕

X線の透過力を利用した放射線画像法。X線を物体に照射し、透過X線を測定／画像化し、画像処理ソフトと組合せて検査等の用途に使用するもの。食品生産ラインの異物検査装置では、X線発生装置から細いビーム状にしたX線を、生産ラインを流れる被検査品に照射し、半導体型ラインセンサ等で透過量を計測／画像として撮影／解析し、異物を自動判別する。金属、石、ガラス、骨、硬質ゴムなどの異物検出に用いられている。

#### 〔レベル計〕

容器の内容物のレベル（有無）を検出したい位置の両側に放射線源（ $\gamma$ 線源）と検出器を配置し、内容物のレベル（有無）により検出される放射線が大きく変化する現象を利用して内容物のレベル（有無）を検出する。容器内部にセンサを設置する必要がないことから、高温、高圧、腐食性の内容物の検出に適用できる特徴を持つ。化学工業の反応タンク内の液面計測、製鐵所における連続鋳造ラインの制御などに用いられている。

#### 【参考文献】

- [1] 先進放射線利用 大阪大学出版会

### II-1-3 について

医療分野では放射線を用いた診断・治療が普及しており、その中で、放射性同位元素 (RI) を用いた例を解答する。以下に診断2例、治療2例を示す。

#### 〔陽電子断層撮像法 (PET)〕

PET (Positron Emission Tomography) は、陽電子放出核種で標識した RI 薬剤を放射線源とする。陽電子は近くの電子と結合して消滅し、その場所から透過力の強いガンマ線 2 本が互いに反対方向へ飛び去る。この一対の放射線を人体周囲に並べた検出器で同時に計数し、そのデータから X 線 CT と類似の計算方法を用いて、放射線源の体内集積度を 3 次的に再構成する。標識薬剤としては、水やブドウ糖、アミノ酸などが用いられる。がん細胞は正常細胞より盛んに分裂を起こしブドウ糖代謝が盛んである為、集積が起こることを利用している。

#### 〔ガンマカメラ〕

体内に投与した  $\gamma$  線放出 RI の体内分布を測定し、その分布状態から臓器、組織の機能を診断するのに必要な画像情報を提供する装置である。放射線検出器には主にシンチレーション検出器が用いられ、シンチレーションカメラとも呼ばれる。患部があれば放射性医薬品は正常な場合と異なる分布を示す。断層撮影や動画も可能であり、脳の血流や臓器の動きや働きを詳しく知ることができる。放射性医薬品に用いられる RI に、特定の臓器や疾患に親和性が大きく半減期の短いこと、さらに排泄の速いことが必要である。

#### 〔ガンマナイフ〕

ガンマナイフは脳を対象とする放射線治療装置で、脳の深い部分や重要な機能を担う部分に病気がある場合、大切な部位を温存し病変部だけを選択的に治療することができる。放射線源として  $^{60}\text{Co}$  を用い、約 200 個の RI 線源が半球面状に配列され、線源コリメータと患者のヘルメットコリメータとによって、線源から出る細いビーム状ガンマ線が頭蓋内の一点に集中するようにしたものである。開頭せずに、0.5mm 以下の極めて高い精度で目標病変に対する一括大量照射ができる。

#### 〔密封小線源治療〕

比較的小寸法・少量の RI 線源を病変組織の中や近傍に配置して照射を行うものである。密封小線源として、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{198}\text{Au}$ 、 $^{192}\text{Ir}$ 、 $^{125}\text{I}$  等が用いられる。治療は、モールド (体表面照射)、組織内照射、腔内照射がある。目的とする部分に線量を集中することができるが、適用範囲が限られること、外部照射に比べて複雑な手技、施術者の放射線被ばく等の問題があり、様々な対策が採られている。

#### 【参考文献】

- [1] 放射線応用技術ハンドブック 朝倉書店
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 医療分野での放射線利用 (08-02-01-03)
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA PET の原理と応用 (08-02-01-04)
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA ラジオサージャリー (ガンマナイフ、リニアックナイフなど) (08-02-02-10)
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA R I 小線源によるがん治療 (08-02-02-04)

#### II-1-4 について

農業分野においては、品種改良、害虫防除、食品照射、飼料等の殺菌に放射線技術が利用されており、自身に馴染みのある適用例を選び解答すれば良い。

##### 〔品種改良〕

放射線を農作物等に照射することによって突然変異を誘発し、優良変異を選抜／育成することで新品種を作り出すこと。品種改良例として、 $\gamma$ 線照射により、青森県のイネ「むつはまれ」や黒斑病耐性のナシ「ゴールド二十世紀」などの新品種が作り出されている。日本では、放射線育種場として、農研機構の次世代作物研究センターに上部遮蔽付き  $^{60}\text{Co}$   $\gamma$ 線照射塔、遮蔽堤防付きのガンマフィールド (屋外) が設置されており、屋内照射用のガンマルームと共に多くの新品種作成が行われている。

##### 〔害虫防除／不妊虫放飼法〕

対象害虫を人工的に大量増殖し、これに  $\gamma$ 線を照射して不妊化したのちに野外へ放飼する方法。広く繁殖した害虫に対しては、大量の殺虫剤を散布しても根絶は困難であり、大量の殺虫剤散布が環境汚染を引き起こす恐れがあることから、本不妊虫放飼法が取り上げられている。応用例として沖縄県でのウリミバエを根絶する事業がある。本例では、羽化の2～3日前の蛹に70Gyの  $^{60}\text{Co}$ - $\gamma$ 線が照射された。

##### 〔食品照射 (発芽抑制)〕

日本では、1970年にジャガイモの芽止め照射が認可され、北海道士幌町にある士幌アイソトープ照射センターでジャガイモの発芽防止のための  $^{60}\text{Co}$  を用いた  $\gamma$ 線照射 (～0.15kGy) が行われている。ジャガイモは収穫後2～3ヶ月の休眠期間を経ると発芽してしまうため、通常は低温貯蔵して発芽を抑えながら出荷しているが、気温が高くなる春先には店頭でどうしても発芽してしまうため、3月～4月に出荷するジャガイモに本照射が適用され、ジャガイモの安定供給に貢献している。

#### 【参考文献】

- [1] 先進放射線利用 大阪大学出版会



Ⅱ－２ 次の２設問（Ⅱ－２－１，Ⅱ－２－２）のうち１設問を選び解答せよ。（解答設問番号を明記し，答案用紙２枚以内にまとめよ。）

Ⅱ－２－１ 主に材料照射や化学・物性分析，それらの基礎となる研究を推進するイオンビーム加速器施設の建設プロジェクトに加速器選定の担当者として参画することになった。加速器の選定を進めるに当たり，以下の内容について記述せよ。

- (1) 加速器選定を進めるに当たって調査・検討すべき事項
- (2) 加速器選定を進める手順
- (3) 加速器選定で考えられる技術的課題とその対処法

Ⅱ－２－２ 放射性同位元素（RI）を用いて，植物体内の光合成産物や栄養，有害金属などの物質・元素動態をモニタリングするためのイメージング技術を開発することとなった。あなたがその担当責任者として業務を進めるに当たり，以下の内容について記述せよ。

- (1) モニタリング対象と使用するRI及びイメージング方法の具体例の設定
- (2) 上記の設定に基づき開発に着手するに当たって事業所で調査・検討すべき事項
- (3) 業務を進める手順
- (4) 業務を進めるに当たって留意すべき事項

### 【解答のポイント】

#### Ⅱ－２－１について

- (1) 加速器選定を進めるに当たって調査・検討すべき事項

利用目的に応じたイオンビーム仕様、関連法規を調査・検討する必要がある。また、利用者の視点で、利用先（材料照射、分析他）の需要予測、類似加速器施設の所在・稼働実績・利用費用や建設計画等を考慮することが重要である。

利用目的毎に要求されるイオン種、ビームエネルギー、ビーム電流強度、ビームエネルギー幅、ビームのサイズと形状、照射面積、ビームパルスの幅・間隔等を調査する必要がある。

化学・物性分析を例にとると、イオンビームを対象物に入射することで、対象物内の原子と相互作用してイオンの散乱や粒子及びフォトンの放出をもたらす。これらの放出物を検出・エネルギー解析することにより、同位体の識別、元素の識別、格子欠陥の識別を行いながら、深さ方向の分布測定が可能となる。入射イオンと物質との相互作用は、イオン種やエネルギー等によって異なる為、分析目的・手法に応じたイオンビーム仕様を調査・検討する必要がある。また、利用目的、二次粒子を含めた放射線源、エネルギー等を基に関連する法律を調査・検討する。

広範な利用目的に対応する為には、イオンビーム仕様を広くとることになり、複数の高エネルギー加速器を組み合わせた大規模な施設が必要となる為、多大な建設費用や維持費用が求められる。既設イオンビーム照射施設のビーム仕様・稼働実績・利用費用等や将来の建設計画等を調査し、利用先（材料照射、分析他）の需要予測と照らし合わせて、投資

対効果が得られるイオンビーム仕様を調査・検討すべきである。

(2) 加速器選定を進める手順

加速器はイオンビーム加速器施設の心臓部であり、一般的に加速器単体として選定できるものではない。施設の利用目的や施設全体の仕様、利用者視点での利便性や価値等を客観的に評価し、建設及び運用時における投資回収が成立する様、加速器選定の検討を行う。また、放射線を取扱う施設である以上、関連法規の遵守に加え、周辺住民の理解・信頼を得る必要がある。例えば、①利用目的の検討、②イオンビーム仕様の検討、③加速器方式の検討、④イオンビーム加速器全体設備の概念検討のプロセスによる加速器選定が考えられる。これらの加速器選定プロセスは、透明性とトレーサビリティが確保されるべきである。

- ① 利用目的の検討では、材料照射や化学・物性分析に対して、具体的に照射対象材料、照射目的（表面処理、改質等）と照射イオン、イオンビーム分析手法（弾性散乱分析、核反応解析等）の具体化と優先順位づけを行う。
- ② イオンビーム仕様の検討では、①の利用目的の検討結果に基づき、必要となるイオンビーム仕様（イオン種、ビームエネルギー、ビーム電流強度、ビームエネルギー幅、ビームのサイズと形状、照射面積、ビームパルスの幅・間隔等）を整理する。
- ③ 加速器方式の検討では、②の整理結果を基に、イオンビーム発生に適した加速器をリストアップする。イオン加速器はイオン源、高電圧発生部、加速管、真空排気部で構成される。イオンの加速方式には、直流高電圧（静電場）による加速（コッククロフトーウォルトン型加速器、パン・デ・グラーフ加速器等）、高周波電場による多重加速（線形加速器）、高周波電場と磁場による加速（サイクロトロン、シンクロトロン、シンクロサイクロトロン）がある。夫々の加速方式や加速器型により、発生可能なビームエネルギー、電流強度、ビーム品質等が異なる。①で検討した利用目的の優先度を考慮しつつ、所要のイオンビーム仕様を満足する加速器あるいは加速器の組合せを抽出する。
- ④ イオンビーム加速器全体設備の概念検討では、③で抽出した加速器を用いた照射設備全体の概念検討を行い、建設及び運用費用が利用価値に対して適切であるかを評価する。当該加速器照射設備に適用される法規を基に遮蔽を含む安全設計、周辺住民の受容性、利用目的に応じた設備のコンセプトを検討し、稼働率、ユーティリティ、運営費用等の検討を行い、建設及び運用費用を算出する。先に調査した利用目的（材料照射、分析他）の需要予測と照らし合わせ、投資対効果を評価する。投資対効果に問題がある場合は、③に戻り、利用目的を絞り込んで加速器方式の検討を実施し、再度④の検討・評価を行う。
- ④の投資対効果を満足した段階で、説明性のある加速器選定となる。選定過程は全て記録として残し、トレーサビリティを確保すべきと考える。

(3) 加速器選定で考えられる技術的課題とその対処法

加速器の技術的課題は利用目的により異なるが、一例として、設間にある化学・物性分析に共通する技術であるマイクロビーム技術について記載する。

マイクロビームとは数  $10\mu\text{m}$  以下のビームのことを指し、高感度の局所微量分析での利用が進んでいる。マイクロビームの形成方式には、微小孔を通してビームを引き出す「コリメート方式」と焦点距離の短い精密電磁石で集束する「レンズ集束方式」とがある。「コリメート方式」では、ビーム強度が不足する短所がある。「レンズ集束方式」では、最小ビーム径への影響要因として、レンズに起因するものと、外的要因に起因するものがある。レンズ起因の影響に対しては、精密加工による製作精度の向上（レンズの寸法誤差低減）による光学収差の抑制等の対処法が考えられる。外的要因としては、機械的振動、漂遊磁場、光学系の熱的変動、残留ガスによるビーム散乱等があり、レンズ系への機械的振動抑制に対しては防振架台の設置、漂遊磁場や光学系の熱的変動抑制に対しては、電磁気雑音の低減、温度管理精緻化等の対処法が考えられる。また、加速器自体のエネルギー、電流

の安定度向上によるイオンビーム品質の向上も対処法となる。

【参考文献】

- [1] 放射線応用技術ハンドブック 朝倉書店
- [2] 放射線物理と加速器安全の工学、中村尚司 地人書館
- [3] イオンビームの応用、田中隆一 RADIOISOTOPES, 50, 27S (2001)
- [4] イオンビーム利用の基礎と現状、氏平祐輔 RADIOISOTOPES, 44, 59 (1995)
- [5] マイクロビーム技術、田中隆一 RADIOISOTOPES, 44, 140 (1995)
- [6] バイオ・材料科学研究用イオン加速器技術の開発、荒川和夫他、「加速器」Vol. 44、No. 4、2007

II-2-2 について

(1) モンタリング対象と使用する R I 及びイメージング方法の具体例の設定

設問で、モニタリングする動態として「植物体内の光合成産物や栄養、有害金属などの物質・元素」が挙げられていることから、これらの中からモニタリング対象を設定し、関与する物質・元素より使用する R I を設定すれば良い。光合成産物であれば  $^{14}\text{C}$ 、栄養（窒素化合物）であれば  $^{13}\text{N}$ 、有害金属では  $^{107}\text{Cd}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  などの R I を使用することが考えられる。

【参考】

陽電子放出核種 :  $^{22}\text{Na}$ 、 $^{52}\text{Fe}$ 、 $^{64}\text{Cu}$ 、 $^{65}\text{Zn}$

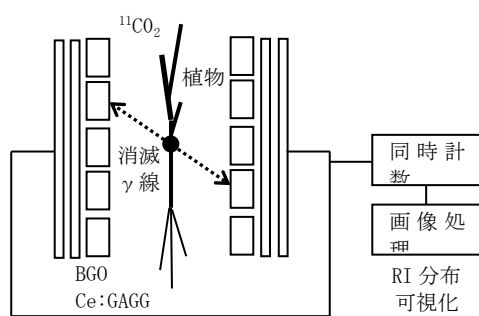
$\beta$  線放出核種 :  $^{14}\text{C}$ 、 $^{32}\text{P}$ 、 $^{33}\text{P}$ 、 $^{35}\text{S}$ 、 $^{45}\text{Ca}$

$\beta$  線、 $\gamma$  線放出核種 :  $^{28}\text{Mg}$ 、 $^{42}\text{K}$ 、 $^{59}\text{Fe}$ 、 $^{109}\text{Cd}$

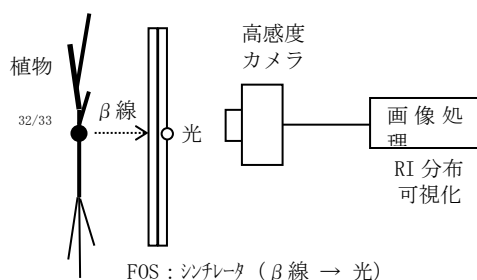
イメージング方法については、設定した R I から放出される放射線に応じ、適切なイメージング方法を設定すれば良い。陽電子（ポジトロン）放出核種であればポジトロンイメージ計測装置、 $\beta$  線放出核種ではシンチレーション光を利用したイメージングシステム、 $\gamma$  線放出核種であればガンマカメラやコンプトンカメラを用いた計測装置やシンチレーション光を利用したイメージングシステムの利用が考えられる。なお、設問にイメージング方法の具体例とあることから、設定したイメージング装置の構成等について図を用いて説明を加えると良い。

次に各計測装置の図例を示す。

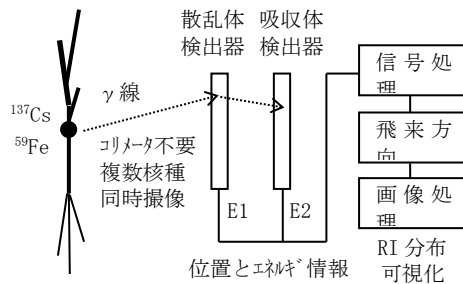
[ポジトロンイメージ計測装置]



[シンチレーション光利用イメージングシステム]



[コンプトンカメラ計測装置]



(2) 上記の設定に基づき開発に着手するに当たって事業所で調査・検討すべき事項  
 まず、当該R Iを取り扱うにあたり、次の調査を行い、遵守事項や制約条件を明確とすることが必要となる。

- ・ 関連する法律や規則
- ・ R I の取扱いに関するガイドライン
- ・ R I の入手/製造方法
- ・ R I (投与物質) を製造するための設備、手順
- ・ R I (投与物質) の植物への投与方法
- ・ R I 取扱い施設の利用要件 (取扱い可能核種、制約条件、利用可能期間等)

次に、イメージング技術を開発するにあたっての準備として、植物体内における物質動態のモニタリング要件から求められる開発目標の検討/設定、最新技術動向の調査/情報収集、並びに、本調査結果に基づく、現状の技術環境の把握と新規開発/解決が必要な技術要素の抽出が必要となる。

[モニタリング要件 (開発目標)]

- ・ 可視化情報に定量性があること  
 画像として示される信号の強度分布等を元に、実際のR I 分布の絶対量または大小が議論できること  
 (空間分解能、ダイナミックレンジ、線形応答性等の開発目標を設定)。
- ・ R I 分布の経時変化を追跡できること  
 連続的に可視化情報が取得できること。  
 (時間分解能、追跡可能時間等の目標を設定)。
- ・ 非侵襲であること  
 供試植物を傷つけず、供試植物に負荷をかけないこと。  
 (イメージング技術に対す制約条件等を設定)

[技術動向の調査項目]

- ・ 計測器技術、入手性、適合性
- ・ 物質 (R I) の植物への投与技術
- ・ 供試植物の育成条件 (温度、湿度、照度、大気組成等) の維持技術
- ※ 特に、植物中の物質動態のモニタリングでは、植物の育成条件 (温度、湿度、照度、大気組成等) をシステム環境として再現/維持しつつ、非密封のR I をモニタリングすることが求められるため、計測器の非密封R I 環境での取扱いと合わせ、植物の育成環境への適合性についても調査・検討しておくことが必要である。

また、イメージング技術の開発に係る管理事項として、次の項目の調査を行い、要領書や手順書等を検討/整備しておくことが必要である。

- ・ R I の保管・管理要領
- ・ イメージング技術の検証方法
- ・ 不具合/異常事象発生時の対処手順
- ・ 廃棄物の処理/処分要領

(3) 業務を進める手順

業務を進める手順は、概略、次の手順となる。

- ① 全体計画の策定/承認取得
- ② システム/装置設計
- ③ 技術要素の開発
- ④ 技術要素の試験（検証）
- ⑤ 購入品の調達/使用施設の確保
- ⑥ 組合せ（コールド、密封 RI）試験（検証）
- ⑦ 組合せ（ホット/非密封 RI）試験（検証）
- ⑧ 評価フィードバック（妥当性確認）
- ⑨ 終結

(4) 業務を進めるに当たって留意すべき事項

以下に、ポジトロンイメージ計測装置を例として、留意すべき事項を示す。

- ・ 全体計画の策定においては、作業項目を可能な範囲で細分化し、各作業項目に対して必要となるリソースを評価し、体制、工程、予算等を設定の上、関係者の承認を得ることとなるが、クリティカルパス、ホールドポイントを明確とし、工程におけるバッファについても考慮しておくことが肝要である。
- ・ 使用する R I については、購入するか、もしくは加速器によるイオンビームで特定の元素を核変換して製造することとなるが、ポジトロン放出核種の場合、半減期が短く、市販されていないものが多いため、必要に合わせ製造しなければならない場合が多い。故に、イメージ計測装置を設置する施設と同じ施設内や事業所内に、加速器を用いてポジトロン放出核種を製造/試験に供することができる環境が望ましい。ただし、加速器が利用できる環境にあっても、通常、利用には「マシンタイム」と呼ばれる割り当て時間を獲得する必要があるため、十分な事前調整が重要となる。その他の R I の入手方法として、昨今、加速器施設の連合体により、短寿命 R I 供給プラットフォームと呼ばれる「研究用 R I の年間を通じた速やかで安定な供給とその安全な取り扱いのための技術的な支援を行う活動」が行われており、こうしたプラットフォームを利用することも候補の一つになると考えられる。
- ・ R I の植物への投与は、通常、水耕液やガスの形で行われるため、R I の化学的精製や所定の物質への合成が準備として必要となる。例えば、光合成産物に係る動態を  $^{14}\text{C}$  によりモニタリングする場合には、サイクロトロンで高速に加速した陽子ビームを窒素ガスに照射し、照射後の窒素ガスを液体窒素で冷やしたステンレス管の内部に通し、窒素ガス中に含まれる極微量の  $^{14}\text{CO}_2$  をトラップする方法が考えられる。有害金属の動態を  $^{107}\text{Cd}$  によりモニタリングする場合は、陽子ビームを銀箔に照射し、 $^{107}\text{Cd}$  を生成した後、塩化銀沈殿法を用いて化学精製することで植物動態のモニタリングに適した  $^{107}\text{Cd}$  溶液を製造することができる。なお、ポジトロン放出核種の場合、半減期が短いものが多いことから、これらの準備に要する時間を評価しておき、試験計画に織り込んでおくことが必要である。
- ・ ポジトロン（短寿命核種）を用いたイメージングは、日単位となる長時間の元素のモニタリングには不向きであるが、同一植物個体で繰り返し実験を行い、個体差間を気にすることなく、環境に応答した植物内の元素動態の変動を定量できるメリットがある。  
※ 動きが遅い元素を撮像する場合は、数日間にわたり測定環境を維持する必要があるため、環境維持技術が、イメージングの成否を左右する大きな要因となる。すなわち、植物の生長を見込んだ視野設定、R I を含む水耕液の水面を一定に保つ工夫や植物体内に効率よく R I を送り込む方法が重要となる。
- ・ ポジトロンは、電子と再結合するまでに R I の周辺密度に応じて一定距離を移動するため、R I の周辺密度が計測装置の空間分解能に影響するが、非常に薄い植物が試験

対象となる場合は、ポジトロンが供試体の外に抜けてしまう可能性にも注意する必要がある。

- ・ 廃棄物の処分に関しては、PET 4核種 ( $^{11}\text{C}$ ,  $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ ,  $^{18}\text{F}$ ) をRIとして使用する場合、7日間管理区域に保管しておくことで放射性廃棄物にしないことができ（施行規則第15条第10条の2）、管理上の負担が低減できる。ただし、この規則を適用するためには、他核種が絶対に混入しないこと等、種々の条件を満たすことが必要であり、同室内で4核種以外の核種が使用できなくなる等のデメリットも考慮し、使用施設を選定することが必要である。

#### 【参考文献】

- [1] 先進放射線利用 大阪大学出版会
- [2] 「展望」Isotope News 2016年4月号 No.744
- [3] 「RIを利用した植物の元素動態のライブイメージング」化学と生物 Vol.52 No.9 2014
- [4] 「放射線利用の現状と課題について」原子力委員会定例会議資料（平成30年4月24日）

#### 20-4 放射線利用【選択科目Ⅲ】

Ⅲ 次の2問題（Ⅲ-1、Ⅲ-2）のうち1問題を選び解答せよ。（解答問題番号を明記し、答案用紙3枚以内にまとめよ。）

Ⅲ-1 福島沖の海底では現在も残留しているCs137が検出されるが、海底の複雑な地形のために、これまで系統的な計測は地上の計測に比べると数少ない。そのような状況を踏まえ、海底での系統的な放射能計測を行う計画立案について、以下の問いに答えよ。

- (1) 計画を立案する上での基本的な考え方について述べよ。
- (2) 海底の放射能計測について、有効な計測手法を列挙し、簡潔に説明せよ。
- (3) (2) で挙げた計測手法に関して重要な技術的課題について2つ挙げ、その解決策を述べよ。
- (4) 海底での系統的な放射能計測が成功した場合、計測結果をどのように取り扱うべきか、述べよ。また計測結果を公表した場合、社会に対してどのような影響があると考えられるか、述べよ。

Ⅲ-2 我が国では、世界に先駆けて陽子線や重粒子線を用いた粒子線がん治療が進められている。現在、粒子線治療施設は全国に十数カ所あり、適用となるがんの種類も増え、治療を受ける患者数の増加が見込まれている。しかし、施設の建設費や患者の医療費が高額になることに加えて、技術的な進歩が著しい強度変調放射線治療（IMRT）やホウ素中性子捕捉療法（BNCT）等との適切な棲み分けが必要との指摘もある。そういった状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

- (1) より多くの患者がより安全で効果的にQOLが高い治療を受けられるために、検討すべき事項を多面的に述べよ。
- (2) 上述した検討すべき事項について、あなたが最も重要と考える技術的課題を1つ挙げ、適切な解決策を提示せよ。
- (3) あなたが提示した解決策がもたらす効果を具体的に示すとともに、それを実施する際の問題点や生じうるリスクについて述べよ。

#### 【解答のポイント】

##### Ⅲ-1 について

(1) 計画を立案する上での基本的な考え方について述べよ。

設問の記載から放射能計測の対象、課題を読み取り、それらの対処法となる放射能計測計画を立案する。基本的な考え方の例を以下に示す。

- ・ 福島第一事故による海洋汚染の中長期的モニタリングを行う。事故により放出された核種 Cs-137 を放射能計測の対象とする。
- ・ 従来の海域モニタリングは海底土を定期的に定点で採取し分析する調査となっており、

地理的に断片的な情報となっていた（複雑な地形の為に系統的な計測は少ない）。海洋汚染の中長期的モニタリングを行う為に、河川からの流入及び海流等の影響によって変化する海底土中の面的な分布状況を経時的に把握する。

- (2) 海底の放射能計測について、有効な計測手法を列挙し、簡潔に説明せよ。

上述の解答した基本的な考えに対して対応例を説明する。

海底の面的な放射性核種の分布状況計測に有効な手法として、曳航型スペクトロメータによる測定法とプラスチックシンチレーションファイバーによる測定法が開発されている。

曳航型スペクトロメータによる測定では、船舶の船尾からガンマ線スペクトロメータが収納された曳航体を曳航し、検出部分が海底に常に接触するような状況でガンマ線を計測するものである。ガンマ線スペクトロメータとしては、NaI(Tl)シンチレータ等が使用され、計測システムは水密・耐圧容器に封入される。また、放射線計測と同時に様々な海の情報を取得して分析に活用する為、曳航体には深度計、水温計等が装備され、計測された放射線の情報と突き合わせて利用することが可能となっている。

プラスチックシンチレーションファイバー（PSF）による測定では、PSFを海底に設置することにより、放射性物質の分布状況を把握する。PSFは、入射放射線によって生じるシンチレーション光がPSFの両端に設置されている光電子増倍管に到達する時間差から放射線の位置を特定することが可能である。検出部（ファイバー部分）自身は、機械的な構造を有しないため、水中に沈めることが比較的容易であり、海底の堆積物の放射線分布を測定することに有用と考えられる。

- (3) (2)で上げた計測手法に関して重要な技術課題について2つ挙げ、その解決策を述べよ。

上述した計測手法に対して述べる。ここでは、曳航型スペクトロメータによる測定における技術課題と解決策について2例を記載する。

ガンマ線スペクトロメータで計測される量はCs-137の光電ピークカウントであり、単位はcpsである。海底土中の放射性物質濃度は乾土換算のBq/kgであり、cpsからの換算を行う必要がある。この換算係数は、海底土壌及び検出器体系をモデル化し、モンテカルロ法により体系内でのガンマ線の挙動を評価することにより算出される。このガンマ線の輸送評価により、検出器が海底土に沈みこむことによる換算係数への影響が大きいことが分かっており、沈みこみ量の補正が計測値の精度向上の技術課題となる。解決策として、曳航体の先端に曳航式ソナー等を装備させ、沈みこみ量を放射線と同時に計測し、換算係数の補正に用いることが考えられる。

調査船の曳航速度は放射性物質の検出効率の観点から遅い方が望ましいが、船舶を低速で航行させ、針路を一定に保ち航行することは海流の影響もあり困難であるため、約2ノット以上で曳航されている。これが空間分解能の制約となり、局所的な放射性物質を面的に把握する上で技術的な課題となっている。解決策として、高精度な位置制御ができ、海底で静止可能な海底調査用ロボット（ROV：Remotely Operated Vehicle）を放射線計測に用いることが考えられる。福島沖での海底土放射能分布調査に用いられたROVの例では、センサー類として水中照明やカメラ等の工学機器、前方探査ソナーや水中音響測位装置等の音響機器、放射線測定用のNaI(Tl)シンチレーション検出器を装備して、着底状態で海底土の放射能測定及び採泥作業が可能となっている。

- (4) 海底での系統的な放射線計測が成功した場合、計測結果をどのように取り扱うべきか、述べよ。また計測結果を公表した場合、社会に対してどのような影響があると考えられるか、述べよ。

計測結果報告の基本的な考え方、本件の背景や目的を考えた際の留意事項、現在の社会情勢等から、自分の考えを述べる。

海底での系統的な放射線計測結果は漁業復興の為の対策検討、海中作業の安全確保等に活用可能であり、海底地形や底質の分析結果も活用することで、海域における放射性物質



の沈着メカニズムの解明にも有効である。また、継続的なデータ取得により、放射性物質の海底での分布状況の将来予測にも活用できる。

計測結果は一切の主観を入れず、客観的な記録として公開することが肝要である。計測結果には、第三者が検証可能な様に透明性とトレーサビリティが確保されていること、誤差とその要因が示されていること、測定時の環境が可能な限り記録されていること、長期的なデータ採取及び照合が可能な形で整理されていることが求められる。

計測結果の公表は、社会にとって様々な影響があり、立場によって捉え方も異なると考えられる。漁業への影響を例にとっても、海底の放射能計測値の経年的な減少により影響が緩和されていると捉える立場と、海底で放射能が計測される自体で影響ありと捉える立場があるものと推定される。計測結果を公表することは、風評被害を防ぐための情報発信としても必要であると考ええる。

#### 【参考文献】

- [1] 海底土中の放射性物質濃度の面的な把握に向けて、小野田直光,FBNews No. 449(2014)
- [2] 放射線を面で捉える (2)水中の測定,小野田直光 RADIOISOTOPES, 65, 35 (2016)
- [3] 平成 27 年度放射性物質測定調査委託費(海域における放射性物質の分布状況の把握等に関する調査研究)事業成果報告書、海上技術安全研究所
- [4] 平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費(海洋環境における放射能調査及び総合評価)事業調査報告書、海洋生物環境研究
- [5] 水底の in-situ 放射線分布測定手法の開発, 眞田幸尚他, JAEA-Research 2014-005
- [6] 海底土放射能分布測定ロボットの開発, 三井造船他, 震災復興シンポジウム「第三分科会」資料 平成 26 年 2 月 20 日

#### III-2 について

(1) より多くの患者がより安全で効果的にQOLが高い治療を受けられるために、検討すべき事項を多面的に述べよ。

検討すべき事項は、観点や立場により変わるが、設問内に含まれるキーワードを念頭に解答することが考えられる。具体的には、「多くの患者」、「安全」、「効果的」、「QOLが高い」との視点から検討すべき事項を挙げると良い。設問に「多面的に」とあることから、「医師」、「患者」、「医学物理士」、「装置技術者」等の異なる立場の視点を加えても良いが、技術士試験であることから、「医学物理士」、「装置技術者」の視点に重きを置くことが適当と思われる。

まず、「多くの患者」が治療を受けられるためには、施設の利便性が良いこと、経済的負担が小さいこと、日常生活への影響が少ないことが必要であり、本視点では、装置の低コスト化&コンパクト化による施設数の増加、保険適用範囲の拡大による個人負担費用の低減、治療期間の短縮による生活負荷の軽減等が検討項目として挙げられる。また、設問に挙げられた治療法は、いずれも最新技術を用いるものであることから、「多くの患者」を受け入れるためには、対応できる人的リソース(放射線治療に関わる専門医、医学物理士等)の育成や最適な照射計画を選定するためのソフトウェアの高速化も検討すべき項目となる。

「安全」は、まず副作用が少ないことであり、本視点では、がん組織のみへの高い線量の照射、照射領域の縮小、位置決め精度の向上等について検討する必要がある。加えて誤照射や過剰照射、機器故障といった医療事故の発生抑制の観点では、品質管理向上、人的リソース(医学物理士や装置技術者等)の育成も検討事項となる。

「効果的」は、各治療法の治療成績となるが、設問に挙げられた最新技術を利用する治療法は、日進月歩の面があり、症例の蓄積が少ない場合が多く、又、同一患者に対する効果比較もできないため、第三者的な立場の機関がデータの蓄積と整理を行い、情報提供す

ることや、放射線治療に関わる専門医、医学物理士の間で相互に情報共有できる仕組み等につき検討が必要と思われる。なお、放射線治療に関わる専門医が少ない現状では、手掛け易い治療法や当該施設で可能な治療法を勧められることや、専門外の治療法や他の施設でしかできない治療法は勧められないことも懸念としてあり、選択肢に放射線治療が挙げられないケースも考えられる。故に、フラットな立場で患者の治療方法の選択相談に対応できる窓口（セカンドオピニオン）の整備も検討すべきと思われる。

「QOLが高い」ことは、治療や療養生活を送る患者さんがいかに納得いく生活の質を維持できるか、すなわち安心して治療を受けられるかである。特に、最近は、

「がん治療の評価」＝「治療成績」＋「QOL評価」

と言われるようになってきており、QOLが重要な要素となっている。一方で、QOLは前述のとおり、個人の年齢、生活環境、治療後の経過年数等に大きく依存するため、治療前の段階で患者に、定量的な指標としてQOLの実績を情報提供し、患者自身の治療方法の選択判断に寄与できる環境を整えることが必要となる。QOLの定量化は、患者の方に、包括的質問と疾病特有の質問から成る質問票を渡し、治療開始前、治療開始以降、定期的に解答頂き、数値換算をしてスコア測定をする方法等が行われているが、スコア測定の標準化、病状や治療法、患者の年齢や環境に応じたQOL情報の蓄積、患者への情報提供の仕組みについて検討することが必要である。

設問の前書きの中には、「適切な棲み分けが必要」との言葉があるが、最新技術は、社会的議論や選択の結果として評価が定まる（共存する状態となる）ことが健全と考えられ、前もってそれぞれの技術の適用範囲を限定することは適当ではないと思われる。

(2) 上述した検討すべき事項について、あなたが最も重要と考える技術的課題を1つ挙げ、適切な解決策を提示せよ。

(1) で挙げた検討すべき事項の中で、最も重要と考える課題は、各自の考えに基づき選択することで良い。最新技術においては、「棲み分け」の議論を含め、各手法を同じ土俵で比較評価し、選択できる環境をまず整えることが重要であり、本設問に置き換えると、「多くの患者」が治療を受けられること、すなわち、陽子線や重粒子線を用いた粒子線がん治療装置の低コスト化&コンパクト化が最も重要な技術的課題の1つとして挙げられる。

粒子線治療装置は、加速系、ビーム輸送系、照射系（固定照射、回転ガントリ）、及び制御系から構成されるが、必要な粒子エネルギーを得るためには大型の加速装置が必要であり、高いエネルギーを持つ粒子を偏向するためには強い磁場（大型の電磁石）が必要となる。強度変調放射線治療（IMRT）やホウ素中性子捕獲療法（BNCT）と比較した場合、本技術的理由から、粒子線治療装置は施設規模が大規模となり、建設費も高額となっており、このことが、粒子線治療施設の普及、患者への利便性を向上する上で大きな課題となっている。

小型化への解決策としては、超伝導材料の適用や限界に近付きつつある加速方式に新たな手法を適用することが考えられる。

陽子線治療装置においては、本装置の世界的なトップメーカーであるIBA社から陽子線治療用の低温超電導加速器が既に商品化されており、IBA社の加速器の直径は2.5m程度と大幅な小型化が達成されている。

重粒子線治療においては、施設レイアウトから分かるとおり、治療装置の内、特に、入射系（イオン源、予備加速）と加速系（シンクロトロン）が大きな面積を占めており、本系統の小型化が重要となる。重粒子線治療は1994年頃から開始され、当時、入射系30m程度、加速系（シンクロトロン）直径40m程度であったものが、現在では入射系6m程度、加速系直径20m程度まで小型化が図られてきているが、依然、病院内に設置するには大きすぎるサイズである。本状況を打開すべく、入射系へのレーザー駆動イオン加速技術の適用や、加速系や照射系への超伝導技術の適用に向けた開発が始められており、早期実用化、普及が待たれる状況にある。

(3)あなたが提示した解決策がもたらす効果を具体的に示すとともに、それを実現する際の問題点や生じうるリスクについて述べよ。

ここでは、各自が(2)で提示した解決策に対する効果を具体的に示し、派生する問題点やリスクについて述べれば良い。

(2)で提示した「粒子線治療装置へのレーザー駆動イオン加速技術の適用や、超電導技術の適用」による効果は、粒子線治療装置の小型化&低コスト化であり、病院内への設置(普及)が進むことによる多くの人への治療機会の創出、経済的負担の低減、並びに、各種の治療法を比較評価し、選択できる環境の整備である。結果として、高いQOLの治療を受けることが可能になると考えられる。その他の効果としては、国内での開発が先行し、世界的に競争力のある治療装置として市場に送り出すことができれば、国内企業の活性化を通じた国力の強化に繋がるものと思われる。

派生する問題点としては、(1)でも述べたとおり、最新技術の普及に伴う人材不足であり、本技術に対応できる人的リソース(放射線治療に関わる専門医、医学物理士等)の育成も並行して進める必要がある。生じうるリスクとしては、小型化によりシステムとしてのエネルギー密度が高くなるため、安定性や異常発生時の安全な停止等に対する要求が挙げられ、品質保証、品質管理、保守管理、稼働率の向上について考慮しておく必要がある。特に、低温超伝導材料の適用では、冷却機能の安定維持/管理について担保する必要がある。また、治療装置は、薬事法に対応することが必要であり、開発段階から医療機器として開発することが重要であり、将来の保険適用を見据えた計画としておくことが望ましい。競争力のある製品化に向けては、他国の特許や規格への対応が求められるため、継続的に調査を行うことが必要である。

#### 【参考文献】

- [1] QST NEWS LETTER 2018 Vol.06 Sep.
- [2] IBA 社 HP <https://iba-worldwide.com/proton-therapy>
- [3] みずほ情報総研レポート vol.10 2015

## 5.5 「放射線防護」の問題と解答のポイント

Ⅱ 次の2問題（Ⅱ-1，Ⅱ-2）について解答せよ。（問題ごとに答案用紙を替えること。）

Ⅱ-1 次の4設問（Ⅱ-1-1～Ⅱ-1-4）のうち2設問を選び解答せよ。（設問ごとに答案用紙を替えて解答設問番号を明記し、それぞれ1枚以内にまとめよ。）

Ⅱ-1-1 放射線防護における線量の概念として、物理量、防護量、実用量があるが、それぞれの量について、その特徴と相互の関係、具体的にはどのような量があるか2種類以上を単位とともに簡潔に説明せよ。

Ⅱ-1-2 個人線量計として利用されている以下の線量計の原理と特徴を記載せよ。

- (1) TLD (Thermo Luminescence Dosimeter)
- (2) ガラス線量計
- (3) OSL (Optically Stimulated Luminescence Dosimeter)

Ⅱ-1-3  $I-131$ ， $Xe-133$ ， $Cs-137$ の放射性核種が環境中にある場合の被ばくについて、以下の問いに答えよ。

- (1) これらの核種が空気中にある時、各々をどのようにサンプリングして測定するか簡潔に説明せよ。
- (2) サブマージョン核種である $Xe-133$ の実効線量について概説せよ。
- (3) これらの空気中濃度の測定結果から、実効線量をどのように推定するか簡潔に説明せよ。

Ⅱ-1-4 放射性核種の規制に関して、IAEAが挙げる以下の概念の違いを説明し、我が国での適用例があるものは、それについて記述せよ。

- (1) 規制免除
- (2) クリアランス
- (3) 規制除外

### 【解答のポイント】

Ⅱ-1-1 について

物理量は直接計測できるものを示す。具体的には以下の通りである。

- 放射エネルギー、ベクレル(単位:Bq) : 1秒あたりに変化する原子核の数(1秒あたりの崩壊数)
- 放射線粒子密度、フルエンス(単位: $s^{-1}m^{-2}$ ) : 単位面積に入射する粒子の数
- 吸収線量、グレイ(単位:Gy) : 物質1kgあたりに吸収されるエネルギー
- 照射線量(単位:C/kg) 空気1kgに与えられるエネルギー

防護量と実用量は、人への被ばく影響を示す線量であり、物理量から定義され直接計測ができない。

防護量は、人の臓器や組織が個々に受けた影響を放射線の種類によって重み付けした等価線量(単位:Sv)、臓器ごとに受けた等価線量の単純平均ではなく臓器ごとの放射線の感受性の違いで重み付けをして個々の組織が受けた影響を全身分に換算する実効線量(単位:Sv)がある。個々の臓器への影響の大きさを重み付けする係数を組織加重係数という。

実用量は、放射線防護のため管理に用いる線量であり、周辺線量当量(単位 Sv)と方向性線量当量(単位 Sv)がある。これらは環境モニタリングにおいて用いられ、また、個人線量当量(単位 Sv)は個人モニタリングにおいて用いられる。いずれも防護量の近似値である。

## II-1-2について

### (1)TLD: Thermo Luminescence Dosimeter

熱ルミネッセンス線量計のこと。固体の熱ルミネッセンス現象(蛍光体が放射線照射されたことにより自由電子が生まれ蛍光体内に捕捉され、加熱昇温すると捕捉電子が飛び出し、同時に蛍光を発する発光現象)を利用した線量計である。

高感度で温湿度等の環境変化にあまり影響されず、また測定に際して現像等の複雑な処理が不要であるが、測定原理から一回の測定で積算線量に係る情報が消失してしまう特徴がある。

### (2)ガラス線量計

放射線を照射したガラスに紫外線を当てると蛍光を発生するいわゆるラジオフォトルミネッセンス(RPL)現象を利用した線量計である。

ガラス線量計には、フェーディング(潜像退行。フィルタバッチなどで生じる照射によって生じた潜像が時間の経過および着用期間中の温度、湿度によって消失してゆく)がきわめて少ない、素子間の均一性に優れている、読取によるデータの消失がないなどの優れた特長がある。

### (3)OSL線量計(Optically Stimulated Luminescence Dosimeter)

光刺激ルミネッセンスを用いた線量計で、光刺激ルミネッセンスとは放射線との相互作用によりそのエネルギーを蓄積した物質に光照射を加えたとき現れる蛍光現象である。

発光のメカニズムは、TLDとよく似ているが、通常の熱刺激では開放されない、より深いエネルギー準位の捕獲中心に取り込まれた電子を利用している。光刺激によって開放される電子は全体の一部であるため繰り返し測定ができる特徴がある。

## II-1-3について

### (1)について

#### I-131について<sup>[1]</sup>

空気中に浮遊する放射性ヨウ素の物理化学形態としては、主に元素状ヨウ素、次亜ヨウ素酸、ヨウ化メチル及び粉じん吸着した粒子状ヨウ素があげられる。捕集方法としては、空気吸引部にポンプまたはブロアを用い、捕集部に粒子捕集用ろ紙、活性炭含浸ろ紙及び活性炭カートリッジ等の捕集材の組み合わせを用いる。粒子捕集用ろ紙で粒子状ヨウ素及びそれ以外を含めた全ての粒子状物質が、活性炭含浸ろ紙及び活性炭カートリッジでヨウ素ガス類が捕集され、NaI(Tl)シンチレーション検出器やGe半導体検出器等を用いて測定する。Ge半導体検出器はエネルギー分解能に優れ、I-131の $\gamma$ 線に注目した精密な定量が可能である。なお、活性炭捕集材としては、繊維と活性炭細粒を混ぜてろ紙にした活性炭含浸ろ紙、円筒状カートリッジに活性炭の粉を充填させた活性炭カートリッジ、活性炭繊維をろ紙状に編んだ活性炭繊維ろ紙がある。また、有機ヨウ素成分の捕集効率を向上させ

るために、活性炭にトリエチレン・ジアミンなどの薬品を添着したものもある。

#### Xe-133 について<sup>[2]</sup>

放射性ガスによって汚染した空気を吸引装置により連続的に検出器内に取り込み測定する通気型電離箱式、及び汚染空気を通気型ガスタンクに流し、このタンクを中心に NaI (Tl) シンチレーション検出器やプラスチックシンチレーション検出器などを挿入する構造の通気型ガスモニタがある。

#### Cs-137 について

主に空気中に浮遊する粒子状物質として存在する。捕集方法としては、空気吸引部にポンプまたはブロアを用い、捕集部にろ紙を用いる。粒子状物質に対してはセルロース・ガラス繊維系ろ紙が広く利用されている<sup>[2]</sup>。測定方法には、このダストサンブラにより捕集した試料の放射能を測定し、捕集した時間中の平均濃度を求める方法と、ろ紙に捕集した放射能を連続的に測定できる計測部がダストサンブラと一体になったダストモニタを用いる方法がある<sup>[3]</sup>。

##### (2) について

サブマージョン核種とは、人が放射性の気体に囲まれた場合に、呼吸により身体組織に放射性物質が集積することによる線量よりも、体外又は肺の中の放射性気体からの線量の方がはるかに大きくなる核種を意味するものであり、例えば放射性希ガスである Xe-133 が該当する。

サブマージョン核種による実効線量の算出に当たっては、以下の 4 点を考慮する必要がある<sup>[4]</sup>。

- 1) 体外の線源から放出される X 線及びγ線による各組織の被ばく
- 2) 体外の線源から放出される β 線による皮膚の被ばく
- 3) 体外の線源から放出される β 線が空気中で減速される際に放出される制動 X 線による各組織の被ばく
- 4) 肺中の線源から放出される放射線による肺及び気道組織の被ばく

なお、主な放射性希ガスについては、半無限大の放射性雲からの外部放射線による線量(サブマージョン線量)、即ち体外照射による被ばくの寄与が支配的である。

##### (3) について

#### I-131 及び Cs-137 について

主な被ばく経路は吸入摂取による内部被ばくと放射性雲からの放射線による外部被ばくであり、以下のように実効線量を算出し推定する。

##### ①吸入摂取による内部被ばく

吸入摂取後、放射性物質が体内からなくなるまでの総被ばく実効線量を、摂取時に被ばくしたものと見なす預託実効線量を求めるものであり、以下のように算出される。

吸入摂取による預託実効線量(Sv) = 吸入摂取期間中の空気中濃度の時間積分値(Bq・h/m<sup>3</sup>) × 呼吸率(m<sup>3</sup>/h) × 吸入摂取による実効線量係数(Sv/Bq)

ここで、呼吸率は ICRP Publication 71<sup>[5]</sup>や JAERI-Data/Code 2000-001<sup>[6]</sup>に記載されている年令別の呼吸率が参考になる。吸入摂取による実効線量係数は ICRP Publication 71<sup>[5]</sup>や Publication 72<sup>[7]</sup>に年令別に示されている。なお、物理化学形態や肺から血液への吸入のタイプによってこの数値は異なるため、物質の性状が不明な場合は推奨される吸入のタイプを用いるか、安全側の係数を用いるかなどの選択が必要である。

##### ②放射性雲からの放射線による外部被ばく

サブマージョン線量の算出と同様に半無限大の放射性雲、又は十分に大きな放射性雲の線源からのγ線及びX線による実効線量率を求める。これは、線源からの放射線束を求め、その線束に ICRP Publication 74<sup>[8]</sup>に示される単位フルエンス当たりの空気カーマ換算係数と、「放射線を放出する同位元素の数量等を定める件」(文部科学省告示)<sup>[9]</sup>に示される単位空気カーマ当たりの前方-後方ジオメトリ (AP) 照射による実効線量を乗じることで算出さ

れる。さらに、放射性崩壊等による空气中濃度の時間変化を考慮して、被ばく期間中の実効線量率を時間積分することで実効線量を推定することができる。また、I-131 及び Xe-133 は平均エネルギー0.1~0.2MeV 程度のβ線も放出される。ICRP Publication 74<sup>[8]</sup>には電子の単位フルエンス当たりの実効線量が示されており、確認しておくといよい。

### ③その他

その他の被ばく経路として、特に Cs-137 に関して、長期的には地表等に沈着したものからの外部被ばくやその再浮遊物の吸入摂取による内部被ばくが考えられる。地表等の沈着については、降雨による沈着速度への影響や風雨などの自然要因による減衰（ウェザリング効果）の影響がある。

### Xe-133 について

サブマージョン核種であり、(2) で説明した被ばく経路を考慮する必要がある。それらを踏まえた線量換算係数として、ICRP Publication 68<sup>[10]</sup> 付属書 D、または ICRP Publication 72<sup>[7]</sup> 付属書 A に、希ガスについての単位空气中濃度当たりの実効線量率が示されている。この値に空气中濃度の測定結果を乗ずることでその時点での実効線量率が求まり、放射性崩壊等による空气中濃度の時間変化を考慮して、被ばく期間中の実効線量率を時間積分することで実効線量を推定することができる。

### 【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「ヨウ素モニタ」 (09-04-03-10)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「空気汚染モニタ」 (09-04-03-09)
- [3] 柴田編著「放射線概論 第1種放射線試験受験用テキスト 第7版」2011年、(株)通商産業研究社
- [4] 「ICRP 2007年勧告の組織加重係数等に基づく内部被ばく線量係数、濃度限度等の試算」 JAEA-Data/Code 2010-020 2010年、日本原子力研究開発機構
- [5] The International Commission on Radiological Protection: “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intakes of Radionuclides: Part 4”, ICRP Publication 71 (1995)
- [6] 「ICRP の内部被ばく線量評価法に基づく空气中濃度等の試算」 JAERI-Data/Code 2000-001 2000年、日本原子力研究所
- [7] The International Commission on Radiological Protection: “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intakes of Radionuclides: Part 5”, ICRP Publication 72 (1996)
- [8] The International Commission on Radiological Protection: “Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation”, ICRP Publication 74 (1996)
- [9] 放射線を放出する同位元素の数量等を定める件(最終改正 平成17年6月1日 文部科学省告示第74号) の別表第5
- [10] The International Commission on Radiological Protection: “Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers”, ICRP Publication 68 (1994)

### II-1-4 について

IAEA の関連文書としては参考文献[1]等があり参照するとよいが、具体的には以下のとおりである。

#### (1) 規制免除について

人工放射性物質による健康への影響が無視できるほど小さく、放射性物質として取り扱う必要がないことから、当該人工放射性物質を放射線防護に係る規制の対象としないことである<sup>[2]</sup>。IAEA などの国際機関が策定した国際基本安全基準で提唱されている免除レベル(核種ごとの放射能濃度と放射エネルギー)があり、それは線量基準(通常時の実効線量:年間

10  $\mu$  Sv、事故時の実効線量：1mSv) と様々な被ばくシナリオを設定して核種ごとに算出されたものである<sup>[3]</sup>。この国際標準が国内法に取り入れられ、平成17年6月に放射線障害防止法が改正された。研究用トレーサ、校正用線源や白熱ガスマントル、光学用レンズ、陶磁器製食器のような消費財が該当する<sup>[2]</sup>。

### (2) クリアランスについて

微量の放射能を有する人工放射性物質に起因する被ばく線量が、自然界の放射線レベルと比較して十分に小さく、また、人の健康に対するリスクが無視できるものであるならば、当該人工放射性物質を放射性物質として取り扱う必要がないとして、放射線防護に係る規制の枠組みの中にある人工放射性物質であっても、当該規制の枠組みから外してもよいとすることである<sup>[2]</sup>。このクリアランス制度の創設により、本来放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物を資源として再使用・再生利用することが可能になるとともに、再使用・再生利用が合理的でない場合でも、放射性廃棄物としてではなく産業廃棄物と同様に埋設処分できるため、廃棄物の処理処分及び再使用・再生利用を安全かつ合理的に扱うことが可能となり、循環型社会の形成に資することとなる。適用例としては、日本原子力発電(株)東海発電所のクリアランス認可があり、平成18年6月に、当該発電所において用いられた資材等に含まれる放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請が行われ、同年9月に認可された。一般の資材として、遮蔽体、ベンチ、配管サポート用コンクリート基礎の埋め込み金具等に再利用された実績がある。また、JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリート廃棄物のクリアランス認可があり、2007年11月に、コンクリート廃棄物約4000トンの認可申請が行われ、2008年7月に認可された。研究所内の戻し材や駐車場の路盤材等に再利用された実績がある<sup>[4]</sup>。

### (3) 規制除外について

自然放射性物質による被ばくのように、制御が不可能で規制のしようがないか、または規制をしても効果がほとんどないことから、このような放射性物質を規制の対象としないことである。自然放射性核種には、地球誕生以来存在する放射性核種(例えば、K-40, Rb-87, La-138, Sm-147, Lu-176, Th-232 系列核種, U-238 系列核種)と宇宙線によって自然に生成される放射性核種(例えば、H-3, Be-7, C-14, Na-22, Cl-36)がある。これらの放射性核種は土壌・岩石中や空気中に存在する。なお、自然放射性物質を含む物質には人為的に濃度が高められたものもあり、塗料や温泉浴素の原料に使用するモナザイト、リン酸アンモニウムを製造するためのリン鉱石、酸化チタンを製造するためのチタン鉱石などが該当する<sup>[2]</sup>。但し、自然放射性物質を規制の対象外と考えるかどうかについては、健康に関する科学的側面から国際的に議論が進められており、放射線審議会基本部会においても平成15年10月(平成16年7月修正)に、自然放射性物質を含む物質を分類し対応案をまとめており、一部の物質には新たな法令による規制の必要性を提言している<sup>[5]</sup>。

### 【参考文献】

- [1] IAEA SAFETY STANDARDS SERIES Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, SAFETY GUIDE No. RS-G-1.7
- [2] 長崎・中山編著「原子力教科書 放射性廃棄物の工学 第1版」平成23年1月20日、オーム社
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射性廃棄物としての規制免除についての考え方」(11-03-04-04)
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA 「日本のクリアランス制度」(11-03-04-10)
- [5] 「自然放射性物質の規制免除について」平成15年10月(平成16年7月修正)放射線審議会基本部会



Ⅱ-2 次の2設問（Ⅱ-2-1、Ⅱ-2-2）のうち1設問を選び解答せよ。（解答設問番号を明記し、答案用紙2枚以内にまとめよ。）

Ⅱ-2-1 2011年のICRP主委員会で「眼の水晶体に対して、しきい線量は0.5Gyと考えられ、等価線量を年間50mSv、5年間で100mSvを超えないようにすべき」と声明が出され、放射線審議会でも対応が検討されている。このような状況を踏まえて以下の問いに答えよ。

- (1) 目の水晶体に対して、しきい線量が0.5Gyとされた障害と、影響が大きい業種について記述せよ。
- (2) (1) で記述した業種でどのような課題が考えられるか、法令の要求事項も考慮して記述せよ。
- (3) (2) の課題に対する解決策を提案せよ。

Ⅱ-2-2 あなたが30年前に建設された小規模のRI施設の維持・管理を行っており、管理区域内に床下配管、建屋内の埋設配管があり、湧き水も発生している。さらに貯留槽・配管の一部は地下埋設されている。古い設備では漏洩の報告例もあり、点検が難しい施設で日常から漏洩を防止するため、どうするか以下の問いに答えよ。

- (1) 漏水、湧き水を早期に発見するために、日常、どのように点検するか記述せよ。
- (2) 漏洩防止、早期発見を容易にするため、何を優先的に改良するか記述せよ。
- (3) 管理区域内、管理区域外で漏洩のおそれが確認された場合、各々どのように対応するか。さらに、土壌に汚染があった場合、施設由来の汚染か、どのように判断するか記述せよ。

### 【解答のポイント】

#### Ⅱ-2-1について

放射線審議会については、原子力規制委員会のホームページ ([https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/houshasenetc\\_index.html](https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/houshasenetc_index.html)) で議論が公開されているため、状況をフォローしておく必要がある。

ICRPは2011年のソウル声明において、最近の疫学データを見直した結果、眼の水晶体のしきい線量（急性被ばくによる白内障）はこれまでより低い約0.5Gyと考えられるとし、眼の水晶体の等価線量限度についてこれまでの年間150mSvよりも低い、5年間の年間平均20mSv（年最大50mSv）が示された。<sup>[1]</sup>

水晶体被ばくを考慮すべき作業者としては、インターベンショナルラジオロジー（IVR）、核医学（医薬品準備含む）、密封小線源療法（手動）、CT（透視）、加速器運転員などの医療従事者、グローブボックス作業、デコミッションング作業、Puや使用済燃料の操作などを行う原子力施設従事者、その他の労働者としては工業用X線撮影を行う従事者が考えられる。<sup>[2][3]</sup>

我が国における放射線業務従事者の水晶体の被ばく管理に係る規制は、各種規制法令で定められており、事業者は、これらの法令に基づき、放射線業務従事者の水晶体の等価線量が限度（年間150mSv）を超えないようにしなければならないほか、その線量を測定し、記録するなどの義務を負っている。事業者による水晶体の等価線量の測定については、「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針」（以下「技術的指針」という。）において考え方が示されており、これを踏まえて我が国の法令においては、1cm 又は70 $\mu$ m 線量当量のうち適当な方を採用することを要求している（なお、国際放射線単位測定委員会（International Commission on Radiation Units and Measurements）は、眼の水晶体の等価線量を3mm の深さで評価することを推奨している）。<sup>[3]</sup>

放射線業務従事者の水晶体に係る被ばくの現状として、約50.3 万人の放射線業務従事者（原子力関係事業者を除く）のうち、ほとんどは年間20mSv 以下である一方、約2.4 千人が年間20mSv を超えており、さらにそのうち約4 百人が年間50mSv を超えている。これらの者のほとんどが一般医療分野に存在し、何らかの防護策又は適切な測定を実施しなければ新たな水晶体等価線量限度を超えるおそれがある。<sup>[3]</sup>

課題としては、我が国における放射線業務従事者の水晶体の被ばくの実態を踏まえて新たな水晶体の等価線量限度を取り入れた場合の防護策が円滑に実行可能かどうか、特に、現状で水晶体の被ばくが年間20mSv を超えているような一部の従事者について、防護策の実施や適切な測定を組み合わせることにより新たな等価線量限度に対応可能か、測定・評価の在り方として3mm 線量当量の取扱いについて技術的指針において測定の義務を課さないこととしていることとの関係を含めどのように整理するか、また、中性子に対して1cm線量当量のみを測定することで十分な管理できるとしている我が国の運用実態を見直す必要があるかどうか、不均等な被ばくが生じる場で作業する従事者について水晶体の等価線量をいかに測定・評価するか、が挙げられる。<sup>[3]</sup>

解決策として、医療分野においては代表的な水晶体の防護方策として防護板や鉛を含む防護眼鏡の活用が可能であり、これらの方策はIVR の分野では既に相当程度普及している。他方、IVR 以外の分野では導入が十分でないという指摘がある。また、体幹部を覆う防護衣は多くの医療現場で活用されており、これを着用した場合には不均等被ばくとして扱うことになることから、頭頸部における測定がなされている。ただし、眼の近傍で3mm 線量当量を測定することは、現行の規制で求められていないことから、試験的な実施を除いては行われていない。このため、防護眼鏡を着用しているにもかかわらず、頭頸部で測定をしている場合に過大評価をしている可能性がある。手技、使用する機器、職種等によって被ばくの状況が異なる（例えば線源と医療従事者の位置関係により不均等被ばくの発生状況が異なる）ことから、望ましい防護方策と測定・評価方法を一律に定めることが困難である。また、医療行為の妨げにならないような配慮が求められる。<sup>[3]</sup>

我が国の規制では、水晶体の等価線量の測定については「1cm 線量当量又は70 $\mu$ m線量当量のうち、適当な方」と規定され、3mm 線量当量の測定は求められていない。今後、新たな水晶体等価線量限度が規制に取入れられることによって、正確に線量を測定することが事業者にとって必要となる場合が見込まれることから、3mm 線量当量での測定を可能とするべきである。一方、事業者において水晶体の等価線量を適切に評価できることを示せる場合には、従前の1cm 線量当量又は70 $\mu$ m 線量当量での測定も認めるべきである。<sup>[3]</sup>

#### 【参考文献】

- [1] 放射線審議会 資料 134-1 号 <https://www.nsr.go.jp/data/000192738.pdf>
- [2] 放射線審議会 資料 134-2 号 <https://www.nsr.go.jp/data/000192739.pdf>
- [3] 放射線審議会 資料 138-2 号 <https://www.nsr.go.jp/data/000212892.pdf>

#### II-2-2 について

- (1) 貯留槽について、内部の腐食の状況を確認するため、槽が空になった時点で内部を

確認する。埋設部分については、定期的に水張試験を実施し、漏れがないことを確認する。

(2) 地下埋設部分については外観から漏えい等を検知するのが困難なため、地下埋設部分をなくすことを優先的に考える。まず貯留槽を地上設置式のタンクとし、漏えいの発見を容易にする。あわせて、漏えい発生時に拡大を防止する受槽を設置する。埋設配管については、コンクリート溝を設け、その中に設置する。

(3) 一般的に液状の放射性物質の漏えいが生じた場合の対応として、放射線取扱主任者に連絡を行い、その指示の下、汚染箇所付近の退避及び立ち入り禁止措置、拡大防止措置を行うとともに、漏えいした放射性物質の量及び種類の推定を実施する。

管理区域外で漏えいのおそれが確認された場合においては、原子力規制庁事故対処室に直ちに連絡するとともに、状況及びそれに対する処置を10日以内に同じく原子力規制庁事故対処室に報告する。なお、管理区域内の漏えいであっても、漏えいが汚染拡大防止の堰にとどまらなかった場合については同様の対応を取る。

土壌の汚染があった場合には、これまでの施設の使用記録等を確認し、漏えいが疑われる項目を確認するとともに、当該土壌を採取した上で核種分析を実施し、当該施設で用いられている核種と比較することで、施設由来の汚染かどうかを判断する。

### 20-5 放射線防護【選択科目Ⅲ】

Ⅲ 次の2問題（Ⅲ-1、Ⅲ-2）のうち1問題を選び解答せよ。（解答問題番号を明記し、答案用紙3枚以内にまとめよ。）

Ⅲ-1 東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う環境除染の作業が進み、除染に伴い各地で発生した大量の土壌や廃棄物等を最終処分までの間、集中的に貯蔵する中間貯蔵施設の整備が進められている。福島県内の除染土壌などの発生量は、減容化（焼却）した後で、約2,000万 $\text{m}^3$ と推計されている。このように大量に発生する汚染土壌の処理としてどのような対策が放射線防護の観点から技術的に可能であるか、現在進められている対策にとらわれずに、以下の問いに答えよ。

- (1) セシウム の性質を踏まえて、環境への影響と作業に伴う被ばくを最小限にし、コストも抑える手法を提案せよ。
- (2) 提案した手法の技術的リスクと解決策を記述せよ。
- (3) 提案した手法の社会的な課題について考察を述べよ。

Ⅲ-2 ある実験室でフード内の機器が破裂しRIが室内に飛散した。作業員が半面マスク、特殊作業衣等に表面汚染があることを室内で確認した場合に、以下の問いに答えよ。

- (1) 退避する前に作業員が行うことは何か記述せよ。
- (2) 作業員の被ばくの可能性を減らすために、放射線防護の担当者にはどのような措置が必要か記述せよ。
- (3) 汚染拡大防止のため、どのような措置が必要か記述せよ。
- (4) 事故での被ばくをどのように低減するか。この種の事故に備えて、予め準備して決めておくことは何か記述せよ。

#### 【解答のポイント】

##### Ⅲ-1 について

放射性物質を含む土壌等の除染によって発生した除去土壌などの処理対策に関する問いである。

除染等で生じた除去土壌については、中間貯蔵施設で一定期間保管した後、安全に処分する必要があるが、約2,000万 $\text{m}^3$ と推計される除去土壌を全量そのまま最終処分することは、必要な規模の最終処分場の確保等の観点から実現性が乏しいと考えざるを得ない。このような状況の中、環境省の中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会

([http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative\\_commission/](http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/))より提示されている「中間貯蔵除去土壌の減容・再生利用技術開発戦略」において、最終処分必要量を減少するための、減容・再生利用技術の開発、再生利用の推進、最終処分の方向性の検討、全国的な理解の醸成等について今後の中長期的な方針が整理されている。

本設問では、除染土壌等の減容化技術について、リスク、解決策と社会的課題について

放射線防護の観点から整理することが求められる。

### (1) 除去土壌等の減容処理手法

除去土壌等の減容処理に用いることが可能と考えられる主な技術としては、分級処理技術、化学処理技術、熱処理技術などがあり、このうち環境影響、作業被ばくを最小限にし、コストを抑える手法としては、土壌の分級処理技術が挙げられる。分級処理は、放射性セシウムが土壌のうち細粒分（シルト・粘土）に付着しやすいという特性を踏まえ、土壌を細粒分と砂・レキに分離する方法であり、同様の特性を持つ重金属を分離する技術として従来から多用されている技術である。重金属除去技術として実績があることから、要素技術としては実用化段階の技術が多く、また、大量かつ比較的安価に処理が可能という特徴を有している。<sup>[1]</sup>

また、処理プロセスの自動化により作業員が除染土壌及び処理回収物への近接を不要とすることで作業被ばくを低減することが可能と考えられる。分級処理では、化学処理技術のように分離後の土壌に強酸等の溶媒が含まれることが無いため環境影響の観点からも負荷が少ないと考えられる。

### (2) 提案した手法の技術的リスクと解決策

土壌の分級処理においては、重金属の場合と異なり、線量が比較的高くなる分離した細粒分の取扱い、使用した機器のメンテナンスにおける被ばく対策、粘土分の割合が高い土壌や砂・レキの表面に固着した放射性セシウムの分離の課題がある。<sup>[1]</sup>

高線量の細粒分の取扱い、及び機器メンテナンス時の被ばくに関する解決策としては、必要に応じて一定以上の線量率となった細粒分の遮蔽容器への収納、メンテナンスフリー設計とすることが挙げられる。

粘土分の多い土壌や砂・レキからの、放射性セシウムの分離に関する解決策としては、土質に関わらず適用可能という特徴を持つ熱処理、化学処理システムの高度化が挙げられる。熱処理は、放射性セシウム除去のために反応促進剤を相当量添加し、また気化した放射性セシウムを排ガスフィルタ等で捕集した後、高濃度の放射性セシウムを安定した状態で回収するためのシステムが必要である。また、化学処理については、土壌に強固に吸着しているセシウムを溶出するために、強酸等の試薬を使用することから、廃液処理システム及び放射性セシウムを安定した状態で回収するためのシステムが必要である。<sup>[2]</sup>

### (3) 提案した手法の社会的な課題

上記の減容処理手法を用いたとしても、約2,000万 $m^3$ に及ぶ除去土壌をトレンチ方式で最終処分することは困難であると考えられる。「平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境の汚染への対処に関する特別措置法」の基本方針において、「減容化の結果分離されたもの等汚染の程度が低い除去土壌について、安全性を確保しつつ、再生利用等を検討する」としており、追加被ばく線量を制限するための放射能濃度や覆土等の遮へい措置を講じた上で、適切な管理の下で限定的に利用することとされている。追加被ばく線量の制限は、上記の措置を講じた供用中の状態で周辺住民・施設利用者の追加被ばく線量が、放射線による障害防止のための措置を必要としないレベル（年間0.01mSv）としている。<sup>[2]</sup>

土壌処理・再生利用を実施するにあたっての課題としては、年間0.01mSvという追加被ばく線量の制限値も含め、地域住民等のステークホルダーや幅広い国民の理解・信頼を得つつ、関係府省庁、自治体等と連携して再生利用先の具体化を図ることが必要である点が挙げられる。この際、放射線影響に関する安全性については、その知見を有している再生資材の供給側において、関連する知見を有する専門家とも連携し、地域住民、自治体等に対して特に丁寧な説明を行っていくことが重要である。<sup>[1]</sup>

### 【参考文献】

- [1] 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略（平成28年4月 環境省）  
[2] 日本原子力学会誌 ATOMOS 連載講座 福島環境回復に向けた取り組み 第6回  
安全性の確保を大前提とした除去土壌等の再生利用（2017年10月）

### III-2 について

管理区域内の非密封 RI の取扱いについては作業室内でフードまたはグローブボックス等にて実施となる。フード及びグローブボックスで取扱える RI の量と種類、非密封 RI の取扱い、管理区域の管理、につき、放射線取扱主任者テキスト「放射線概論」及び放射線管理の実務マニュアル「放射線安全管理の実際」等の内容を把握しておく必要がある。

- (1) 室内で作業している他の作業員の吸入接種による内部被ばくを防止するため、汚染発生を伝え室外に退避させるとともに、放射線障害予防規程に基づき定められた管理者または放射線取扱主任者に連絡する。（フードで取扱い可能な RI は少量かつ低レベルの放射性物質であるため、RI 飛散により留意すべきは主に内部被ばくである）
- (2) 連絡を受けた放射線防護の担当者（放射線障害予防規程に基づき定められた管理者または放射線取扱主任者）は、応急措置として以下の措置を実施の指示をする。
- ・ RI の飛散率（紛体状、ガス状）によっては作業室における吸入接種による内部被ばくが大きくなる恐れがあるため、作業員にその他汚染拡大防止や汚染箇所の特定制の措置は行わず速やかに作業室外に退避させる。
  - ・ 作業室への立入りによる内部被ばく防止の応急措置として、作業室への立入りを禁止する。
  - ・ 汚染検査室にてサーベイメータ等を使用して作業員の汚染部位の特定をする（この際サーベイメータを用いて検査する作業員には RI の種類に応じて適切なマスクを着用させる）。作業員のマスク及び作業服等の汚染部位については、ガムテープ等で養生した後、作業服等を脱がして放射性廃棄物として保管する。身体部位の汚染部位については中性洗剤による洗浄または汚染除去剤を用いて除染する。身体部位の汚染が取り除けない場合については緊急被ばく医療機関に搬送する。
- また、作業員の内部被ばく線量を下記等の方法にて推定し、被ばく線量が大きい場合は上述と同様に緊急被ばく医療機関に搬送する。
- ・ バイオアッセイ法：作業員の尿中等の放射能濃度を測定することで RI 摂取量を推定する。
  - ・ 空気中濃度計算法：RI の推定飛散率等から推定した空気中濃度（Bq/m<sup>3</sup>）に発生から退避までの時間（s）と呼吸率（m<sup>3</sup>/s）を考慮して RI 摂取量を推定する。
- (3) フード及び作業室内に飛散した RI は作業室及びフードの排気設備によりフィルタ等にて除染され排気される。また作業室は排気設備による風量管理により負圧維持されているため、RI を含んだ空気が汚染検査室側に流出することもないと考えられる。
- 本事案において作業室外への汚染拡大の可能性があるとすれば、作業室内で汚染された物品及び作業員が汚染検査室側に出ることによるものであると考えられる。
- よって、放射線防護の担当者は、作業室への無用な立入りを禁止した上で汚染拡大防止のために以下の除染の措置を実施の指示をする。
- ・ フード内の RI 飛散元の機器からの更なる RI の飛散を防止するため、フード内の扉を閉める。（フード内は一様に汚染されていると想定されるため、汚染の規模及び箇所の特定に依らず全面が除染対象となる）
  - ・ フィルム等で検出部を覆ったサーベイメータ（汚染防止のため）、またはスミア法により作業室内の汚染の規模及び箇所の特定を行う。また、汚染箇所にマーキング

をして汚染箇所を明示し拡大を防ぐ。

- ・汚染箇所に対して、紙タオル、布片等を用いて除染する。なお、除染には、汚染の状況、汚染物質の性状、科学的特性等を勘案する。
- ・除染作業に従事した作業員については汚染検査室で汚染検査し、作業時に用いたマスク及び防護服については放射性廃棄物として保管する。

なお、(2)にて示した被ばくにより緊急搬送する作業員の搬送時についても、作業員周辺に対してビニールシート等を用いることにより汚染拡大の防止に努める。

(4) 事故での被ばくを低減させるためには、RI や機器の認可条件/使用条件を順守することはもちろんのこと、管理者は放射線障害予防規程にて以下に示す事項を明確化・作業員への管理徹底することで、発生時の事象の拡大、被害影響を最小限に留める必要がある。

- ・放射線管理体制の整備：起こり得る事故を想定して対応要領等を作成し、連絡体制/応急措置体制等を明確にする。また従事者の緊急時対応の習熟のため定期的に訓練を実施する。
- ・施設/設備の把握：施設/設備の備えるべき構造/性能（許可条件）を具体的に把握し、定期検査等により維持に努める。
- ・作業環境の把握：作業場所の定期測定を実施/記録保管し、異常が見られた場合は原因究明実施の上作業環境として問題がないよう措置を取る。
- ・放射線作業の把握：放射線作業開始前に作業計画書を作成し、作業従事者含め作業内容を明確化する。この際 ALARA の原則に従い不必要な被ばくを抑えるような作業計画とする。
- ・RI の記録：RI の受入れ/保管/使用/払出し/廃棄等の記録を明確化し許可条件を逸脱していないことを常に確認しておく。
- ・作業従事者への教育/訓練：放射線管理の履行を徹底させるため教育/訓練を定期的実施する。

#### 【参考文献】

[1] 「放射線安全管理の実際」、公益財団法人 日本アイソトープ協会

[2] 「放射線概論 第10版」、通商産業研究社

(執筆)

三菱重工業株式会社、MHI NSエンジニアリング (株)、三菱FBRシステムズ (株)、  
六ヶ所再処理メンテナンスサービス (株)、ニュークリア・デベロップメント (株)

(代表)

井村 諭、松本 敦史

(支援者)

菊池 裕彦、的場 一洋、丸山 学、高野 直樹、田淵 士郎、松尾 健、伊東 孝男、大崎 智  
之、黒川 芳隆、和地 永嗣、中野 誠、金川 昭宏、徳田 弘、木野 健一郎、竹内 茂雄、  
伊藤 貴司、横山 武、夏目 智弘、西林 俊樹、田中 豊、日暮 浩一、森島 誠、大崎 将司、  
今野 眞樹、平野 良太、大沢 竜也