

平成 28 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成 27 年度技術士二次試験「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

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

(取りまとめ・執筆)

高橋直樹、芳中一行

(執筆・協力：順不同)

原田晃男、山中淳至、上野隆、栗原良一、鈴木惣十、高松操、
前田茂貴、井関淳、齋藤拓人、清水義雄、吉田忠義、山外功太郎、
宇都成昭、土田昇、小林泰彦、中村秀夫、吉澤道夫、根本工、
中村武彦、河野恭彦、藤本望*

※：九州大学

1. はじめに

平成 27 年 7 月 20 日に平成 27 年度技術士二次試験「原子力・放射線部門」の筆記試験が実施された。今回の試験は、試験制度改正後 3 回目の試験であり、平成 16 年に原子力・放射線部門が新設されて 12 回目の試験となる。

本講座では、それぞれの技術分野における専門家が技術士二次試験（原子力・放射線部門）の各設問に対する解答作成をする上で鍵となるポイントについて詳しく解説する。

2. 技術士第二次試験では何が求められているのか？

～実施大綱より～

技術士二次試験の各設問について解説する前に、日本技術士会 HP にて示されている「平成 28 年度技術士第二次試験実施大綱（以下、「大綱」という）」を基に技術士試験において問われる事項について、整理してみたい。

(1) 出題範囲

出題について大綱では、①必須科目については当該技術部門（原子力・放射線部門）の技術士として必要な当該「技術部門」全般にわたる専門知識について、②選択科目については当該「選択科目」に関する専門知識及び応用能力並びに課題解決能力について問うと述べられている。すなわち、必須科目については、後に詳細に述べるが「原子力・放射線に関する幅広い知識」を、選択科目については「科学技術に関する専門的応用能力を必要とする事項についての計画、研究、設計等の業務への従事経験を踏まえた応用力や課題への取り組み、解決能力」が問われている。特に、選択科目については大綱で何が要求されているのかを知らずに回答してしまうと十分な加点は望めない。従って、受験者諸氏は、大綱をしっかりと読み解き、意識した上で解答を作成すること。まずは敵を知ることである！

(2) 試験方法及び配点

出題範囲が理解できたら、次に「2. 技術士二次試験の試験方法」より試験方法及び配点を確認し、解答作成のための戦略（時間配分等）等についてイメージを持つこと。特に選択科目Ⅱ及びⅢの試験時間は 2 時間と長く感じるかもしれないが、実際の試験では論文をテキパキと書いても時間一杯という位、時間がないものである。時間配分や構成をきちんと考えず、行き当たりばったりで解答しようとするとの外れな回答になったり、時間切れで空白が目立つ回答になってしまいかねない。表-1 に大綱に記載されるそれぞれの科目における試験方法及び配点を示す。

(3) 出題傾向

出題傾向については、大綱では読めないが日本技術士会 HP には、これまでの過去問を見ることができるので、受験者諸氏は少なくとも試験制度改正後の平成 25 年以降の問題を分析し、出題傾向を踏まえた効果的な学習をすることを薦める。試験を制するには、事前の情報収集（何が問われ、どう戦略をたて、対策するか）でほぼ決まるのではないだろうか？表-2～4 にそれぞれの科目（必須科目Ⅰ、選択科目Ⅱ及びⅢ）における平成 25～27 年における出題内容を示す。

本講座を読まれる受験者が一人でも多く難関を突破し、技術士となることを期待する。

3. 平成 27 年度の技術士二次試験の出題傾向と学習のポイント等

(1) 必須科目Ⅰ

必須科目Ⅰについては、例年同様に原子力及び放射線に関する基礎的な知識を問う問題が出題されている。原子力・放射線部門の技術士は、自分の専門分野だけ理解していれば良いというものではなく、原子力及び放射線に関して幅広い知見を有することが求められている。

そのため、試験勉強に当たっては、一つひとつの事項を深く理解する必要はなく、原子力・放射線に関する幅広い知識（技術、関連法令、制度等）の習得に努めるべきである。必須科目Ⅰは、設問 20 問の中から任意に選択した 15 問を 1 時間 30 分で解答（配点：1 問 2 点、30 点満点）するものである。なお、**16 問以上解答した場合には「失格」となり、選択科目（記述式）の採点は行われない**（例年、16 問以上解答し失格となる事例あり）ので**解答終了後、解答数のチェックを必ず実施すること**。

必須科目Ⅰの合格基準は、正解解答 60%以上（15 問中 9 問以上）であることから、解答に当たってはすべての問題を斜め読

みし、確実に得点が取れる問題から解答すること。くれぐれも自信のない問題に長時間とられ、時間切れで確実に解答できる問題を取りこぼすことがないように戦略的に解答を行うこと。なお、正解解答が60%を下回った場合には、選択科目（記述式）の採点は行われない。

(2) 選択科目Ⅱ

選択科目Ⅰが原子力・放射線に関する幅広い知識を問う問題であったのに対して、選択科目Ⅱは、より専門的な知識を問う問題である。平成28年度技術士試験実施大綱によれば、選択科目Ⅱでは、「専門知識及び応用能力」を問うとしている。

設問はⅡ-1及びⅡ-2の2問から構成され、いずれの設問に対して指定された条件に基づき2時間以内に解答を行う。

設問Ⅱ-1では、4つの設問から任意の2問について、設問Ⅱ-2では、2つの設問から任意の1問について、指定された条件に従い解答を作成する。なお、解答に当たっては、図や表を用いても良い。ただし、ここで注意すべきは、問題文に示された条件（解答に使用する原稿用紙の枚数）を守ることである。例年、設問Ⅱ-1では、原稿用紙1枚以内（1問につき）、設問Ⅱ-2では原稿用紙2枚以内との条件となっている。仮に原稿用紙1枚以内との指示があるにもかかわらず、2枚で解答した場合には失格となる。また、仮に1枚以内であっても原稿用紙の枠目（原稿用紙1枚600字）からはみ出た回答は同様に失格となる。なお、解答作成にあたっては、できるだけ条件一杯に原稿用紙を埋めるようにすること。（原稿用紙1枚以内と指定されているからといって、半分程度の記載では十分な得点は望めない。また、600字を1文字たりとも超えるようなことはあってはならない）そして、意外に多い失格事例として、受験番号及び受験者氏名の書き忘れがある。そんなことは・・・？と思うかもしれないが、受験番号及び氏名の書き忘れによる失格事例は多いのである。特に注意すべきは、試験科目Ⅱ-2の解答作成時である。原稿用紙2枚を使って解答する場合、1枚目の原稿用紙には受験番号、氏名を書かなければという意識があるため問題にはならないが、2枚目については解答に意識が向き、ついうっかりといったことが多い。解答用紙が配られたら、まずは全ての原稿用紙に受験番号と名前を最初に書いた上で、解答作成に着手すること。そして、解答提出前にもう一度受験番号と氏名が記載されていることを確認するだけで、失格という残念な結果は回避できるのである。

次に、解答の作成にあたっては、単なる技術論（知識）ではなく、これまでの実務経験や知識を組み合わせ、総合的に物事を考え説明する応用能力が要求されることを忘れてはならない。

受験勉強に当たっては、専門とする技術分野における過去問や直近で話題となった事項等からキーワードをピックアップし、それぞれのキーワードに関する定義、背景・位置づけ、用途、課題、問題点及び将来展望等を整理する。なお、課題及び問題点に対しては、自分なりの解決策等の考え方を整理しておくこと。

技術士試験は、技術士たる資質の有無を見極める試験である。すなわち、単なる知識を確認する試験とは異なり、知識や経験をベースにして課題や問題点に取り組むことができるかが問われている。受験者諸氏は、既に技術士たる資質を有しており、本試験に望むのであるあり、如何に自分自身が技術士たる資質を有していることをアピールできるかが合格への最短ルートであることを忘れてはならない。

(3) 選択科目Ⅲ

選択科目Ⅱが知識と応用能力を問う問題であったのに対して、選択科目Ⅲは、「課題解決能力」を問う問題である。選択科目Ⅱに比較して、より自分自身の考え方を論理的に展開し、課題解決策の提案を行うことが求められる。選択科目Ⅲでは、技術士として課題や問題点に対してより多様な視点から実現可能な解決策を導き出せるかが問われており、これこそ技術士試験の真髄といった設問である。

選択科目Ⅲ解答に当たってのポイントは、上述した多様な視野から課題解決策を導き出すことはもとより、その課題解決策が有するリスクについても評価した上で最善の提案をしなければならぬ。すなわち、見た目がどんなに良い提案であったとしても、実際に実行するにあたってリスクが高ければ、その提案は実効性を有しない机上の空論に過ぎない。技術士には、技術コンサルティングを行うものとして、より実効性のある課題解決策が求められていることを忘れてはならない。言い換えれば、技術士試験ではその能力があるかが問われているのである。

選択科目Ⅲは、受験者それぞれの考えを記載するわけであり、極言すれば、選択科目Ⅲには明確な回答がない。明確な回答がないといいつつも、上述した「多様な視点」と「リスク評価」について織り込んだ解答でなければ高得点は望めない。

また、選択科目Ⅲについては二次試験（口頭）の場合において、審査官から「なぜそのような解答をしたのか？」を問われる可能性があるため、試験終了後に解答を再現し、考え方を整理しておく必要がある。

(4) 選択科目Ⅱ及びⅢの効果的な学習方法

前述したように選択科目Ⅱ及びⅢは論文記述式の問題であり、これまで受験者諸氏が受験してきた単に知識を問う国家資格等の受験対策ではまったく歯が立たないことをまずは認識すべきである。

技術士試験は、限られた時間内に決められた枚数の解答用紙で解答を作成しなければならず、解答の作成にあたっては単なる知識だけではなく、論点をしっかり整理（何が問われているのか？）した上で、聞かれていることに対して論理的かつ的確に解答するスキルが必要である。これらのスキルは、一朝一夕に身に付くものではなく、日々の業務等において論点を整理し、論理的な思考をする訓練を意識することにより訓練することが可能である。また、解答作成にあたっては、論理的であること

は当然のことながら、問われている内容について技術的な視点から簡潔明瞭にポイントを絞った解答を作成する能力が求められる。これらについては、日々の業務（報告書等の作成等）を意識的に行うことによって訓練・強化することが可能である。

また、解答論文をいきなり書き出すのではなく、先ず論文の構成（章立て）を考え、それぞれの章毎の配分を決めた上で、主要となるキーワード等を織り込みながら論文を完成させること。一度書き出したら書き直しをする時間はない。故に、事前の論文構成等については限られた時間内ではあるものしっかりと考えるための訓練を行うこと。

なお、選択科目Ⅱ及びⅢについては、身近に技術士がいれば、必ず技術士に添削してもらい、論理展開や文章構成等について添削を受けることを薦める。技術士は、受験者同様に難関試験を突破した人たちであり、何をどう答えるべきかを理解している人であるからこそ、技術士の添削を受けることは何よりの受験対策といえる。先輩技術士は、多分論文を真っ赤にするほど添削してくることが予想されるが、添削するからにはそれなりのポリシーと合格させたいという思いを持って添削しているわけであるから、受験者諸氏はその意図を汲み取り、次回以降の論文作成に活かすことが最短合格ルートといえる。ただし、添削を受けても次回以降に活かすことができなければ、何回論文を書いても合格論文となることはない！

(5) その他注意事項

筆記用具は手になじんだ使いやすいものを使用し、文字は大きく、はっきり、丁寧に書くこと。採点者は多くの論文を限られた時間内に採点しなければならないため、そのためには、**第一印象として「読んでみたい」と思うような論文**でなければならない。仮に自分自身が採点者であった場合、薄く小さな字で書かれた論文を読んでみたいと感じるだろうか？また、専門用語は正しく、漢字等は正確に書くことも心がけたい。受験者諸氏が作成する解答は、**採点者というクライアントに向けた提案である**ことを忘れてはならない。クライアントに対する提案に対して、専門用語を正しく使用していなかったり、漢字等に間違いがあった場合、クライアントは「この人は大丈夫だろうか?」、「技術士としての資質はあるのだろうか」と思われてしまう。すなわち、試験に当たっては十分な点数を獲得できないということを意味する。たかが試験での論文だと侮ることなく、信頼にたる技術士としての資質を滲ませるような解答作成ができるよう、気合を入れて取り組んで欲しい。繰り返すが、**採点者は「あなたが技術士たる資質を持ち合わせているか」を論文でしか知ることができない**。その論文をおざなりにするようでは到底合格は望めないことを肝に銘じ、試験に臨むこと。

表-1 試験方法及び配点

問題の種類	求められる能力	解答方法	解答時間	配点	
Ⅰ 必須科目	「技術部門」全般にわたる専門知識	マークシート式	1時間30分	30点満点 (1問2点)	
		30問の中から任意の15問を選択して解答 ※16問以上解答した場合には失格となる			
Ⅱ 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	2時間	80点満点	
		4問の中から任意の2問を選択し、指示された原稿用紙の枚数（通常、1問につき1枚）で解答を作成			
Ⅲ 選択科目	「選択科目」に関する課題解決能力	記述式	2時間	40点	
		2問の中から任意の1問を選択し、指示された原稿用紙の枚数（通常、2枚）で解答を作成			

表-2 直近3年間における必須科目Ⅰの出題内容

	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度
1-1	原子力規制委員会設置の目的（法令）	福島事故後の原子力安全規制の転換	エネルギー基本計画
1-2	発電用原子炉の設置許可基準（法令）	新規制基準（法令）	高速増殖炉「もんじゅ」
1-3	原子炉システムの構成	原子炉体系における実効増倍率	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（法令）
1-4	ECCS	炉心、反応度制御系統	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等（法令）
1-5	原子炉スクラム後の崩壊熱	原子炉における平均燃焼度	原子炉における Xe-135 の変化
1-6	熱中性子炉における Xe-135 の変化	原子炉の動特性	原子炉の運転
1-7	BWR 及び PWR について	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等	過去に発生した事故・事象
1-8	シビアアクシデント発生時の進展	軽水炉における制御系	非破壊検査
1-9	核燃料サイクル	核燃料物質等の輸送	ウラン濃縮
1-10	除染ロードマップ	放射性廃棄物の処理・処分	再処理工場における使用済燃料プールの過酷事故
1-11	水溶液系の臨界事故	再処理	原子燃料
1-12	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
1-13	体内における K-40 の量	体内における C-14 の量	ポジトロン断層撮影法（PET）
1-14	γ線（Co-60）の水中での LET	放射線検出器	コンプトン効果
1-15	電磁波	細胞の放射線感受性	ヒトの半致死線量
1-16	ポジトロン断層撮影法（PET）	放射線の種類	水に対する放射線作用
1-17	放射線による影響・障害	ICRP 1990 年勧告	放射線防護と健康影響
1-18	GM 計数管による計測	放射線加重係数（ICRP 2007 年新勧告）	ICRP が勧告する放射線防護
1-19	Cs-137 の内部被ばく検査	甲状腺における放射線防護上考慮する核種	バイオアッセイ法
1-20	非密封 RI 施設における火災対応（法令）	国民線量の再評価	自然放射線

表-3 直近3年間における選択科目Ⅱの出題内容（1/3）

	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	
設計・建設	II-1-1	原子炉施設の多重性・多様性・独立性の意味と、信頼性確保上の意義・特徴	「運転時の異常な過渡変化」、「設計基準事故」及び「重大事故」に関する説明	スリーマイル、チェルノブイリ、福島第一原子力発電所における事故原因、特徴及び得られた教訓（設計面に着目して説明）
	II-1-2	最終ヒートシンクの意味と（熱輸送系も含めた）設計上の留意点	安全重要度分類における「クラス1」機器の定義と設計上の留意点	原子炉格納容器バウンダリの定義と構成設備の設計要求事項
	II-1-3	運転状態Ⅰ～Ⅳ、試験状態の定義と設計で想定される各運転状態	原子炉冷却材圧力バウンダリの定義と技術的留意点	深層防護の基本的考え方及び設計における留意事項
	II-1-4	高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核種を短寿命核種に変換する核変換技術の概要、技術的な留意点	高速炉の冷却材に金属ナトリウムを使用する理由と設計上の留意点	反応度制御系等及び原子炉停止系統に要求される機能と設備設計上の要求事項
	II-2-1	電源設備の設計変更の担当責任者として計画時に考慮すべき点、業務手順と信頼性確保の工夫	冷却機能強化の設備変更責任者として計画時の考慮点、業務推進手順及び信頼性確保・向上のための工夫	発電用原子炉施設における火災防護設計の担当責任者として調査すべき事項、業務を進める手順及び留意点
	II-2-2	設計業務で行うシミュレーション解析の概要、業務手順と留意点	担当業務の責任者としてデザインレビューを実施する場合の手順と留意点	重大事故対処設備の設置に係る設備担当者として調査すべき事項、業務を進める手順及び留意点
運転・保守	II-1-1	軽水炉の運転時の異常な過渡変化の判断基準と燃料健全性・プラント安全性の確保	重大事故と定義と設計基準事故を超えても重大事故に至らない事が求められている事故シナリオの例と対応策	事故時等の運転操作手順書類に係る文書体系及び個別の手順書類の目的と適用範囲
	II-1-2	PWR もしくは BWR における制御系の目的と機能と制御例	規制委員会等の関係行政庁の平時及び緊急時の防災対策の枠組みと役割、原子力災害対策重点区域について	特定重大事故対処設備の事例を挙げ、その目的と目的を達成するための要求事項
	II-1-3	炉心設計で可燃性毒物を用いる理由と主要な核反応	決定論的安全評価と確率論的安全評価の違いと、これらが原子力プラントの安全性を担保する上で果たすべき役割	原子炉における異常発生時の緊急活動レベル（EAL）の改正当理由と3区分の内容及びそれぞれの区分における異常等の内容
	II-1-4	重大事故防止対策における最終ヒートシンク確保対策及び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」の3つの柱、及び事業者の責任と損害賠償措置について	燃料交換中における未臨界を担保するための方策及び未臨界を担保することができる理由
	II-2-1	保守業務の担当責任者として計画時に考慮すべき点、業務手順と留意点	長期停止中の保全業務の担当責任者として保全計画立案時に検討すべき内容、保全業務手順と留意点	原子力発電プラントの運転・保守部門におけるリスク情報を活用する計画立案の責任者としてリスク情報管理を活用する上で検討すべき事項、検討事項の業務への組み入れ及びリスク情報を活用する上での留意点
	II-2-2	営業運転開始後に行う諸手続き	新規制基準の骨子と現行の発電所での具体的な適用例	プラント長期停止中における技量の維持計画で考慮すべき内容、実施手順及び力量評価

表-3 直近3年間における選択科目Ⅱの出題内容(2/3)

	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	
核燃料サイクル	Ⅱ-1-1	我が国のウラン資源確保に関わるリスクと対策	商業規模で使用されたウラン濃縮方法(2例)の歴史・現状・特徴	核燃料サイクル施設におけるテロ対策として注意すべき設備・対策及び情報管理
	Ⅱ-1-2	核物質の拡散を防ぐための保障措置の実施例と課題	再処理施設の安全設計において考慮しなければならない過去に発生した事故(3例)の概要	核燃料サイクル施設における核不拡散として注意すべき設備と問題点及び情報管理
	Ⅱ-1-3	国内外の再処理実施例と課題	高レベル放射性廃棄物の最終処分における可逆性と回収可能性の取入れの意義と技術的な課題	高速炉あるいは加速器を用いた長寿命放射性核種の核変換におけるそれぞれの長所と短所
	Ⅱ-1-4	我が国のクリアランス制度の適用状況と普及への課題	軽水炉でのプルサーマル推進の意義、効果について	プルサーマル実施における課題とその内容(2例)
	Ⅱ-2-1	保守業務の責任者として想定するプロセス設備の内容、計画立案時に検討すべき内容、業務手順と留意点	製品開発の責任者として、安全性向上と競争力向上のために既存製品を改造する場合の課題、業務手順と留意すべき事項	福島事故に伴うオフサイト除染により発生した放射性廃棄物の中間貯蔵施設を作るためのプロジェクトリーダーとして調査検討すべき事項、建設計画の立案手順及び業務遂行する上での留意点
	Ⅱ-2-2	核燃料施設に適用する技術を海外から導入する際に想定する内容、導入する際の留意点、業務遂行手順と遂行時の留意点	重大事故の防護計画策定の責任者として、防護計画策定に当たって調査・検討すべき事項、計画立案手順及び留意点	使用済み燃料の直接処分の有効性に関する調査検討責任者として有効性を判断する上で調査権とすべき事項、手順及び留意点
放射線利用	Ⅱ-1-1	放射線の生物影響に関し、生物効果比(RBE)の説明とガンマ線とイオンビームのRBEについての特徴	放射線の直接効果と間接効果、DNAに対するそれらの効果	LET(線エネルギー付与)とRBE(生物学的効果比)について
	Ⅱ-1-2	金属系及び有機系物質に対するイオン系及び中性子の照射効果	X線を利用した無機系材料及び生体系物質のイメージングの応用例(コントラスト形成過程とその差異への言及)	イオンビームを用いた元素分析法(2例)
	Ⅱ-1-3	農業分野で用いられる放射線利用技術(3例)	放射線を利用した医療診断技術(3例)	放射性同位元素を用いた物質動態の可視化(放射線の種類の観点から3例)
	Ⅱ-1-4	極微量の放射性同位元素を検出可能な加速器質量分析法(2例)	放射線を利用した水素原子検出法(2例)	食品への放射線照射の効果と国内外における実施状況
	Ⅱ-2-1	放射性医薬品開発の担当責任者として事務所で調査・検討すべき項目、業務手順と留意点、大量製造に向けて検討すべき項目	放射線による細胞の影響を調べる担当者として計画策定に当たって検討すべき事項と業務手順、留意すべき項目	放射線による品種改良担当者として計画策定に当たって検討すべき事項と業務手順、留意すべき項目
	Ⅱ-2-2	先端機能材料開発の過程で有用な放射線種とエネルギー領域	γ線のエネルギーの高精度の制御について	高分子材料の放射線化学プロセス開発従事者として計画策定に当たって検討すべき事項と業務手順、留意すべき項目

表-3 直近3年間における選択科目Ⅱの出題内容(3/3)

	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	
放射線防護	Ⅱ-1-1	放射線防護の目標を達成するための3つの原則の解説	ヨウ素131及びセシウム137の実効半減期	等価線量と実効線量の定義と放射線リスクを説明する際の留意点
	Ⅱ-1-2	自然放射線と人工放射線の解説	過剰相対リスクと過剰絶対リスクの評価と、一般の方に放射線リスクを説明する際の留意点	鉛、タングステン、アクリルを用いた遮へいにて対象とする放射線の種類と利点及び欠点
	Ⅱ-1-3	S n(離散座標)法とモンテカルロ法の概要と数値計算結果を設計適用する場合の注意点	確定的影響、確率的影響の観点からの吸収線量、実効線量、等価線量、1cm線量当量の説明	確率的影響と確定的影響において発生する障害の事例(2例)及び特徴(被ばくの観点から)
	Ⅱ-1-4	放射線管理区域に係る管理項目と基準値の概説	内部被ばくの測定方法の比較	プラスチックシンチレーション検出器、NaIシンチレーション検出器、Ge半導体検出器の利用目的と利用に当たっての特徴
	Ⅱ-2-1	放射線防護の3原則、放射線レベルの高い箇所での作業計画時の留意点	放射線防護の専門家として一般の方に自然放射線量及び追加線量を説明する	福島事故に伴う避難住民の帰還地域周辺における空間線量率測定のための技術指導を要請されたものとして空間線量率測定に使用する代表的なサーベイメータ(電離箱、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、GMサーベイメータ)の測定原理と特徴、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータを用いた空間線量率測定の測定前中後における計画、測定結果の解釈
	Ⅱ-2-2	放射線測定器の取り扱いや測定法に関する適切な助言、指導	Ge半導体検出器を用いて原子力発電所事故直後の土壌測定を行う場合の留意点	公衆の線量限度が平成元年の法改正により5mSv/年から1mSv/年となった背景、環境修復に当たって5mSv/年という目標が議論されていることを踏まえ、子供の放射線感受性を踏まえた影響、メリット及びデメリット

表-4 直近3年間における選択科目Ⅲの出題内容

		平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度
設計・建設	Ⅲ-1	世界最高水準の安全性を有する原子炉施設実現のために検討すべき項目、技術的課題と技術的提案、効果と負の影響・不確実性	P R A等に基づく原子炉の継続的な安全性向上のために検討すべき項目、技術的課題と技術的提案、効果と負の影響・不確実性	共通要因による安全機能の一斉喪失を防止するために検討すべき項目、技術的課題と技術的提案、効果と負の影響・不確実性
	Ⅲ-2	第4世代原子炉システムが具備すべき要件、課題と技術的提案、効果と負の影響・留意点	過酷事故対策を含めた軽水炉の安全性・信頼性・効率性向上のために検討すべき項目、技術的課題と提案、効果と留意点	中小型炉の大型炉との利害得失比較と中小型炉を実用化するに当たっての技術的課題と解決するための提案及び留意点
運転・保守	Ⅲ-1	外部自然事象に対する防護を行うために検討すべき項目、技術的課題と提案、効果と負の影響、設備保守時の留意点	事業者が自主的に取り組む安全性向上対策とその技術的課題と提案、提案の利点と欠点	原子力プラントの運転・保守及び廃炉過程におけるロボット技術導入に当たって期待される効果と機能要件、技術的課題と解決するための提案及び留意点
	Ⅲ-2	定期検査を規定する法令、日本電気協会電気技術規定、定期検査期間短縮を可能にする方策	運転期間延長認可制度及び高経年劣化対策の概要と 1 F 事故を受けた改正点、今後の原子力発電所の安全運転の為の課題と対応策	原子力プラント（BWR 又は PWR）におけるシビアアクシデント時に重要となる計装系（3 例）が重要な理由、耐えるべき環境条件、技術的課題と技術的提案及び利点・欠点
核燃料サイクル	Ⅲ-1	燃料サイクル施設において担当する設備の不具合を解決する際に調査すべき内容、業務手順、技術的提案の効果とリスク	使用済燃料貯蔵能力拡大の対策、技術的課題と課題解決への提案、提案がもたらす効果とリスク・留意点	ガラス固化設備における不具合事象に対する取り組み、技術的課題と解決するための提案とその成果、リスク及び問題点
	Ⅲ-2	LWR-MOX リサイクル路線と LWR ワンスルー路線の得失比較、課題	オフサイト除染の責任者として検討すべき事柄、課題と課題解決への技術的な提案、提案がもたらす成果とリスク・問題点	福島事故におけるオンサイトの廃炉計画の立案を任せられた技術者として廃炉検討しなければならない計画の各段階において検討しなければならない項目、解決すべき技術的提案、効果及びリスク
放射線利用	Ⅲ-1	安全・安心・効果的な粒子線治療のために技術士として検討すべき項目、技術的課題と解決策、解決策の効果と問題点	安全・安心・効果的な粒子線治療のために検討すべき項目、技術的課題と解決策、解決策の効果と問題点	重粒子線治療における照射技術の高度化として検討すべき課題、課題解決策、効果及び留意点
	Ⅲ-2	イメージングの実現に有用と考える放射線の問題点と解決策	原子空孔やその集合体を検出するための放射線利用について	汚染大気や排煙を清浄化する技術における技術的課題、放射線を利用した清浄化技術の課題（他の清浄化技術との比較）
放射線防護	Ⅲ-1	被ばくの一元管理の必要性和課題、除染作業も含めた現状の被ばく管理システムの問題点と解析方法	場の線量と個人線量の差異、及び帰還住民の放射線管理上の課題	LNT モデル成立の背景と LNT モデルでは説明できない事例及び誘導されるシナリオ案の構築
	Ⅲ-2	放射線の危険性に関する一般公衆の理解の現状、中長期的な方策	規制対象外のウランを使用する際の事業者としての自主管理について	ICP-MS を用いた一般環境廃水分析の課題、課題解決策、リスク及びデメリット

4. 原子力・放射線部門【必須科目Ⅰ】の解説

平成 27 年度技術士二次試験において原子力・放射線部門【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 2014年4月に閣議決定されたエネルギー基本計画における原子力に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 原子力は、安全性の確保を大前提に、エネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源である。
- ② 原子力発電所の安全性については、原子力規制委員会の専門的な判断に委ね、原子力規制委員会により世界で最も厳しい水準の規制基準に適合すると認められた場合には、その判断を尊重し原子力発電所の再稼働を進める。
- ③ 原発依存度については、省エネルギー・再生可能エネルギーの導入や水素の利用などにより、可能な限り低減させるとの方針の下で、2030年代に原発稼働ゼロを可能とするよう、あらゆる政策資源を投入する。
- ④ 原子力利用に伴い確実に発生する使用済燃料問題は、世界共通の課題であり、将来世代に先送りしないよう、現世代の責任として、国際的なネットワークを活用しつつ、その対策を着実に進めることが不可欠である。
- ⑤ 核燃料サイクル政策については、これまでの経緯等も十分に考慮し、関係自治体や国際社会の理解を得つつ、再処理やプルトニウム等を推進するとともに、中長期的な対応の柔軟性を持たせる。

【解答と解説】

正解（不適切な記述）は③

「エネルギー基本計画」では原発依存度については、省エネルギー・再生可能エネルギーの導入や火力発電所の効率化などにより、可能な限り低減させる。その方針の下で、我が国の今後のエネルギー制約を踏まえ、安定供給、コスト低減、温暖化対策、安全確保のために必要な技術・人材の維持の観点から、確保していく規模を見極める。とある。それ以外の選択肢はエネルギー基本計画の以下のページに記載されている。①：P.21、②：P.21～P.22、④：P.22、⑤：P.44

【参考文献】

[1] 経済産業省 資源エネルギー庁 HP
http://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/140411.pdf

I-2 高速増殖原型炉「もんじゅ」に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 液体金属ナトリウムを冷却材として用いている。
- ② 原子炉容器は低合金鋼製である。
- ③ 主冷却系ループは3ループである。
- ④ 蒸気発生器は、蒸発器と過熱器に分かれている。
- ⑤ 熱効率はPWRよりも良い。

【解答と解説】

正解（不適切な記述）は②

① 正しい：高速増殖炉は、核分裂反応により熱エネルギーを得るとともにその過程で発生した高速中性子を利用して新たな核燃料を得る（核分裂しないU-238と中性子との核反応により核分裂するPu-239を得る）ことを目的とした原子炉である。新たな核燃料を得るには、核分裂反応により発生した中性子（高速中性子）を減速させることなく、核反応させる必要があるため、

冷却材には中性子の減速効果の小さいナトリウムが使用される。

- ② 不適切：もんじゅの原子炉容器は、軽水炉のように低合金鋼製ではなく、耐熱性、ナトリウム中での耐食性、耐中性子照射性に優れるオーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）が用いられている。なお、低合金鋼については、二次系の蒸気発生器に使用されている。[2]
- ③ 正しい：もんじゅにおける主冷却系ループは、3ループから構成されている。[3]
- ④ 正しい：もんじゅにおける蒸気発生器は、冷却材であるナトリウムから水に熱を伝熱させ、予熱及び蒸気を発生させる「蒸発器」と高温・高圧の過熱蒸気を発生させる「過熱器」の2つのユニットから構成される。[4]
- ⑤ 正しい：もんじゅの熱効率は39%であるのに対して、PWRにおける熱効率は34%であり、もんじゅの熱効率がのほがましい。[5]

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA. 高速増殖炉の炉心設計 (03-01-02-04)

[2] 原子力百科事典 ATOMICA. ナトリウム冷却システム (03-01-02-09)

[3] 原子力百科事典 ATOMICA. 高速増殖炉の蒸気発生器 (03-01-02-11)

[4] 原子力百科事典 ATOMICA. 高速増殖炉のプラント構成 (03-01-02-02)

[5] 原子力百科事典 ATOMICA. 原子炉機器（PWR）の原理と構造 (02-04-01-02)

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」の第12条（安全施設）第2項から引用した次の記述の、□に入る語句の組合せとして最も適切なのはどれか。

安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の□ア□が発生した場合であって、□イ□が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び□ウ□を考慮して、多重性又は□エ□を確保し、及び□オ□を確保するものでなければならない。

	ア	イ	ウ	エ	オ
① 単一故障	外部電源	位置	多様性	信頼性	
② 機能喪失	非常用電源	動作原理	冗長性	独立性	
③ 重大事故	外部電源	性能	多様性	信頼性	
④ 単一故障	外部電源	動作原理	多様性	独立性	
⑤ 機能喪失	非常用電源	位置	冗長性	信頼性	

【解答と解説】

正解は④

「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）」の第12条（安全施設）第2項より

なお、受験者諸氏は、各選択肢に挙げられている言葉の概念や設備について、説明できるよう、しっかりと理解しておくこと。

I-4 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として、次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以下となること。
- ③ 設計基準事故時には、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が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

【解答と解説】

正解（不適切な記述）は②

- ① 正しい：第十三条 一 イ～ハ
- ② 不適切：第十三条 一 ニ 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一・一倍以下となること。
- ③ 正しい：第十三条 二 イ～ロ
- ④ 正しい：第十三条 二 ハ
- ⑤ 正しい：第十三条 二 ニ

I-5 原子炉の出力を100%出力から50%出力にステップ状に変化させたとき、原子炉内のキセノン（Xe）135濃度はどのように変化するかを説明している次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① キセノン濃度は一旦低下するが、やがて上昇して100%出力時のキセノン濃度に達し一定となる。
- ② キセノン濃度は一旦上昇するが、やがて低下して100%出力時のキセノン濃度に達し一定となる。
- ③ キセノン濃度は一旦低下するが、やがて上昇して50%出力時のキセノン濃度に達し一定となる。
- ④ キセノン濃度は一旦上昇するが、やがて低下して50%出力時のキセノン濃度に達し一定となる。
- ⑤ キセノン濃度は単調に低下し、50%出力時のキセノン濃度に達し一定となる。

【解答と解説】

正解（適切な記述）は④

Xe-135の濃度は、先行核であるI-135のβ崩壊（半減期6.7h）による生成と、熱中性子吸収及び自身のβ崩壊（半減期9.2h）による消滅によるバランスで決まり、I-135の濃度は、核分裂生成物としての生成と、前述のXe-135へのβ崩壊のバランスで決まる。出力一定の状態では、上記のバランスがとれた平衡状態が成立する。平衡する濃度のレベルは、出力レベルと大まかな比例関係にある。出力がステップ状に低下すると、I-135の生成とXe-135の熱中性子吸収による消滅がステップ状に減少する。I-135の濃度が低下するには時間遅れを伴うので、Xe-135の生成はすぐには減少せず、消滅だけが即座に減少することになる。このため、Xe-135の濃度は一旦上昇する。その後、低下した出力レベルでの平衡状態に漸近していく。このため、正解は④。

I-6 原子炉の運転に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 軽水炉の反応度投入事象において、反応度投入直後に生じる急激な出力上昇は、制御棒による原子炉緊急停止によって抑制される。
- ② 軽水炉の出力運転中に制御棒を引き抜くと、出力は安定ペリオドに従って上昇し続け、出力は一定になることはない。
- ③ 核分裂の際に発生する遅発中性子の割合は、一般的に核分裂で発生する中性子全体の1%以下であるが、原子炉の動特性に大きな影響を与える。
- ④ 崩壊熱は、燃料などに含まれるキュリウム（Cm）などの自発核分裂から放出される中性子によって、未臨界状態で発生する核分裂反応により生じるものである。
- ⑤ 軽水炉燃料の燃焼度は、一般的にMWd/t又はGWd/tの単位で表す。これは、燃料（UO₂等）の酸化物重量1トン当たりの発熱量を表す。

【解答と解説】

正解（適切な記述）は③

- ① 不適切：反応度投入事象時の急激な出力上昇は、まず、燃料温度上昇によるドップラ効果により抑制される。
- ② 不適切：燃料温度、減速材温度、冷却材ボイド率の上昇によって負の反応度フィードバックが働くため、制御棒引抜による反応度とバランスする出力で安定する。もし、安定するレベルが安全保護系による原子炉トリップが起こるレベルよりも高い場合には、安定する前に原子炉がトリップする。いずれにせよ、出力が一定にならず上昇し続けることはない。
- ③ 正しい：遅発中性子とは、核分裂と同時に放出される中性子（即発中性子）に対して、核分裂に伴い生成した核分裂片がβ崩壊した後に放出される中性子を遅発中性子という。核分裂に伴い発生する全中性子に対する遅発中性子の割合は僅か0.6%と小さいが、原子炉を安全に運転する上で遅発中性子の果たす役割は大きい。（即発中性子だけで原子炉を制御しようとした場合、人が管理（制御）することができないきわめて短時間で系内の中性子が大きく変動するため、原子炉を安全に運転することはできない）
- ④ 不適切：原子炉内の燃料は、核分裂連鎖反応が停止（原子炉運転の停止）した後も燃料中に生成・蓄積された核分裂生成物等の放射性崩壊により発熱する。この時に発する熱を崩壊熱という。
- ⑤ 不適切：燃焼度とは、酸化物重量1トン当たりの発熱量（熱出力）ではなく、原子炉内に装荷される燃料を金属に換算した場合の重量1トン当たりの発熱量（熱出力）を示す単位であり、原子炉内で使用される期間が長くなるほど燃焼度は大きくなる。燃焼度単位にはMWd/tまたはGWd/tが一般的に用いられる。

にともなう急激な圧力上昇によって配管の破断に至った事象である。[5]

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA. 福島第二原子力発電所 3号炉の原子炉再循環ポンプ損傷事象について (02-07-02-08)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA. 美浜発電所 2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の概要 (02-07-02-04)
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA. 高速増殖炉「もんじゅ」2次冷却系からのナトリウム漏洩事故 (03-01-03-09)
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA. JCO ウラン加工工場臨界被ばく事故の概要 (04-10-02-03)
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA. 浜岡原子力発電所 1号機余熱除去系配管破断事故 (02-07-02-19)

I-7 我が国の原子力施設において、過去に様々な原因による事故・事象等を経験してきている。次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 福島第二原子力発電所 3号機原子炉再循環ポンプ損傷事象 (1989年1月発生)
原子炉再循環ポンプの水中軸受けリングがポンプ運転に伴う冷却材の圧力変動で共振したことによりリング溶接部が損傷し、ポンプを運転し続けた間に金属粉等が原子炉に流入した。
- ② 美浜発電所 2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象 (1991年2月発生)
蒸気発生器の伝熱管の損傷により1次冷却材が2次系に流出。モニタの警報発信後、出力降下を開始。降下操作開始後直ちに原子炉が自動停止し、非常用炉心冷却系が作動した。
- ③ 高速増殖原型炉「もんじゅ」2次冷却系からのナトリウム漏洩事故 (1995年12月発生)
2次主冷却系配管のナトリウム温度計のさや管が、配管内を流れるナトリウムの流力振動により疲労折損。2次冷却系のナトリウムが系外に流出し、直ちに火災報知器が発報した。
- ④ JCOウラン加工工場臨界被ばく事故 (1999年9月発生)
手順書を無視して、臨界形状管理がなされていない「沈殿槽」に濃縮度18.8%の硝酸ウランニル溶液を注入。その結果臨界状態に達し、その後1時間以内に臨界状態は終息した。
- ⑤ 浜岡原子力発電所 1号機余熱除去系配管破断事故 (2001年11月発生)
余熱除去系蒸気凝縮系配管の一部(立ち上がり部)に原子炉水の放射線分解によって生じた水素と酸素が蓄積。高圧炉心注入系の定期作動試験開始直後、蓄積した水素と酸素の急速燃焼の結果生じた急激な圧力上昇により配管が破断。蒸気漏洩を検知して、元弁が自動的に閉まって漏洩は停止した。

【解答と解説】

正解 (不適切な記述) は④

- ① 正しい: 本事象は、原子炉運転中に原子炉再循環ポンプに振動が見られたことから原子炉を停止させ、振動が見られたポンプの分解点検を行ったところ、水中軸受けリング部分が軸受本体との接触部分で破損・脱落し、当該ポンプの羽根車の一部が欠損、摩耗していた。その後、欠損部また磨耗した金属粉 (約 30~33kg と推定) の大部分は回収されたが、一部が原子炉内に残ることとなった。[1]
- ② 正しい: 本事象は、蒸気発生器の伝熱管 1本が完全に破断し、一次冷却材が二次系へ流出したことにより ECCS (非常用炉心冷却装置) が自動作動した事象である。その後の調査の結果、伝熱管の振れ止め金具が設計どおりの範囲まで挿入されていなかったことによる振動により、伝熱管が破断したと推定された。[2]
- ③ 正しい: 本事象は、2次主冷却系の配管から冷却材であるナトリウムが漏えいしたものであった。その後の調査により、ナトリウムの漏えい原因は配管に挿入して取り付けられたナトリウム温度計 (熱電対温度計) のさや管の細管部が流力振動により折損し、漏えいに至ったことが分かった。[3]
- ④ 不適切: 本事象は、わが国における初めての臨界事故であった。臨界事故に至った根本的な要因は安全よりも作業効率を優先させようとした手順を無視し、臨界管理されていない沈殿槽に濃縮度 18.8%の硝酸ウランニル溶液を臨界量以上に投入したことによって発生した。臨界が発生した沈殿槽の周囲には冷却用の水冷ジャケットが設置されており、この冷却水が中性子の反射材となることにより、反応が促進され、冷却水の抜き取りされるまでの間、臨界状態が約 20時間も継続した。[4]
- ⑤ 正しい: 本事象は、余熱除去系蒸気配管の頂部に水の放射線分解により発生・蓄積していた水素と酸素に着火し、急速な燃焼

I-8 非破壊試験 (非破壊検査) に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 浸透探傷試験は、内部の傷を調べるために用いられる。
- ② 渦流探傷試験 (電磁誘導試験) は、導電性材料の深い内部の傷を調べるために用いられる。
- ③ 超音波探傷試験は、主として溶接部表面の傷を調べるために用いられる。
- ④ 放射線透過試験は、主に供用期間中の原子炉圧力容器に用いられる。
- ⑤ 磁粉探傷試験は、強磁性材料の表面又は表面直下の傷を調べるために用いられる。

【解答と解説】

正解 (適切な記述) は⑤

- ① 正しい: 浸透探傷試験は、検査対象物表面に赤色の浸透液を塗布、ふき取り及び現像液を塗布することにより、金属の表面の欠陥の有無を目視で可能な非破壊的検査の方法である。(毛細管現象により欠陥内に浸透した浸透液を現像液により可視化する検査方法)
- ② 正しい: 渦流探傷試験は、コイルに高周波電圧を印加した際に発生する交流磁界中に置かれた金属材料に渦電流の変化に基づいて材料の欠陥等を調べる非破壊検査法であり、導電性のある材料表面の欠陥を調べるために使用される非破壊検査方法である。
- ③ 正しい: 超音波探傷試験は、試験体の表面に超音波を送受信する探触子を押し当て入射した超音波と反射してきた超音波をもとに試験体内部の欠陥を調べるために使用される非破壊検査方法である。
- ④ 正しい: 放射線透過試験は、放射線源から発せられた放射線の透過像を直接フィルムに撮影する方法であり、試験体の内部に存在する欠陥をフィルムの黒化度 (透過する放射線の強さの差) として捉える非破壊検査方法である。なお、本法は原子力発電プラントの製造段階の検査、とくに溶接部の検査に適用される。
- ⑤ 不適切: 磁粉探傷試験は、強磁性体材料の表面や表面近傍に欠陥により表層部の磁束が乱れる現象を強磁性体の微粒子からなる磁粉により可視化する非破壊検査方法である。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA. 原子力発電所の溶接検査

(02-02-03-11)

I-9 ウラン濃縮に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

① 100万kWe軽水炉に必要な濃縮役務量は約60 tSWU/年である。

② UF₆は激しく水と反応する。

③ レーザ法の理論分離係数はガス拡散法及び遠心分離法より極めて大きい。

④ ガス拡散法の理論分離係数は²³⁵UF₆と²³⁸UF₆の質量比に依存する。

⑤ 遠心分離法の理論分離係数は²³⁵Uと²³⁸Uの質量差に依存する。

【解答と解説】

正解 (不適切な記述) は①

- ① 不適切：100万kWe軽水炉に必要な濃縮役務量は約120tSWU/年である。
- ② 正しい：UF₆は、水と反応 (UF₆ + 2H₂O → UO₂F₂ + 4HF + 反応熱) し腐食性のフッ化水素 (HF) ガスを発生する。
- ③ 正しい：レーザー濃縮法では、選択的にU-235のみをレーザーで励起して分離できる。これに対してガス拡散法や遠心分離法では、U-235とU-238のわずかな質量の違いそのものを利用する (④、⑤参照) ため1段当たりの分離係数が極めて小さく、多段に分離ユニットを組み合わせる必要がある。
- ④ 正しい：ガス拡散法は、微細な穴が開いた隔膜の前後の圧力差で透過させ、透過するガスと透過しないガスとに分ける技術であり、軽い分子の方がわずかに平均運動速度は大きくなる現象を利用し、²³⁵UF₆ (軽い) と²³⁸UF₆ (重い) に分離する。ガス拡散法における理論分離係数は (²³⁵Uの質量/²³⁸Uの質量) の1/2乗に依存する。
- ⑤ 正しい：遠心分離法は、遠心力により²³⁸UF₆ (重い) を遠心分離機の外側へ、²³⁵UF₆ (軽い) を遠心分離機の内側に分離する技術であり、理論分離係数は質量差に依存する。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典ATOMICA. 分離作業量 (SWU) (04-05-01-03)
- [2] 原子力百科事典ATOMICA. 六フッ化ウランの化学的有害性と その規制 (11-02-03-03)
- [3] 原子力百科事典ATOMICA. ガス拡散法によるウラン濃縮 (04-05-01-05)
- [4] 原子力百科事典ATOMICA. 遠心分離法によるウラン濃縮 (04-05-01-04)

I-10 再処理工場の使用済燃料貯蔵プールの過酷事故の進展について問う。

前提：使用済燃料の貯蔵容量は1400体、冷却期間は200日、その崩壊熱の総量は25.4 MWとする。使用済燃料集合体を除いたプールの水量を12000 m³とする。また、沸騰により8500 m³のプール水が蒸発すると、燃料棒の一部が露出する。水面やプール壁面及び底面からの放熱及び燃料集合体の熱容量は考慮しないものとする。なお、1J=0.239 cal、蒸発潜熱は2237.8 kJ/kgとする。

上記の前提から、次の記述の□に入る数値の組合せとして最も適切なものはどれか。

プールの冷却系が故障し、初期に40℃であったプール水が100℃になるまでに要する時間は約「ア」時間である。

プール水が沸騰により蒸発して、燃料棒の一部が露出するまでに要する時間はプール水が沸騰を開始してから約「イ」時間である。

	ア	イ
①	10	20
②	10	100
③	33	100
④	33	210
⑤	33	420

【解答と解説】

正解は④

(ア) 100℃到達時間は、プール水の重量及び崩壊熱量から以下の式で算出する。

$$t = \rho VC(T_a - T_o) / Q$$

ここで、

t：プール水が100℃に到達するまでの時間 (h)

ρ：プール水の密度 (=1,000 kg/m³=1×10⁶ g/m³)

V：プール水の量 (=12,000 m³)

C：水の比熱 (=1 cal/g℃)

T_a：プール水の沸点 (=100℃)

T_o：プール水の初期温度 (=40℃)

Q：使用済燃料の崩壊熱量 (=25.4 MW=25.4×10⁶ W (J/s))

$$t[h] = \frac{1 \times 10^6 [g/m^3] \times 12,000 [m^3] \times 1 [cal/g^\circ C] \times (100 - 40) [^\circ C]}{25.4 \times 10^6 [J/s] \times 0.239 [cal/J] \times 3,600 [s/h]} = 32.9 [h] \approx 33 [h]$$

(イ) プール水の沸騰に伴い、8,500m³の水が蒸発するまでの時間は、使用済燃料の崩壊熱及び蒸発潜熱から以下の式で算出する。

$$t = \rho V \lambda / Q$$

ここで、

t：燃料棒の一部が露出するまでに要する時間 (h)

ρ：プール水の密度 (=1,000 kg/m³)

V：プール水の蒸発量 (=8,500 m³)

λ：水の蒸発潜熱 (=2237.8 kJ/kg)

Q：使用済燃料の崩壊熱量 (=25.4 MW=25.4×10⁶ W (J/s))

$$t[h] = \frac{1 \times 10^3 [kg/m^3] \times 8,500 [m^3] \times 2237.8 [kJ/kg]}{25.4 \times 10^6 [kJ/s] \times 3,600 [s/h]} = 208.0 [h] \approx 210 [h]$$

I-11 原子燃料に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 二酸化ウラン燃料の融点は約2800℃である。
- ② 二酸化ウラン燃料の融点は、混合酸化物燃料の融点より高い。
- ③ 高速炉用燃料ピンの直径が軽水炉用燃料ピンより細いのは、出力密度が低いためである。
- ④ 軽水炉（PWR）において燃焼度3万MWd/tで使用済みとなった燃料中のプルトニウムの含有率（重量比）は約1％である。
- ⑤ 軽水炉（PWR）において燃焼度3万MWd/tで使用済みとなった燃料中の核分裂生成物の含有率（重量比）は約3％である。

【解答と解説】

正解（不適切な記述）は③

- ① 正しい：二酸化ウラン燃料の融点は、約2800℃である。[1]
- ② 正しい：混合酸化物燃料（MOX）の融点は、二酸化ウラン燃料の融点（約2800℃）と二酸化プルトニウムの融点（約2400℃）の間にある。[2]
- ③ 不適切：高速炉用燃料は軽水炉燃料に比べて出力密度が高いため、発生する熱を効率よく冷却材（ナトリウム）へ伝達するため、細径の燃料ピンとなっている。なお、軽水炉燃料の外形（PWR：約8.05～8.19mm、BWR：約10.4mm）に対して、もんじゅ燃料（高速炉燃料）の外径は約5.4mmである。[3]
- ④ 正しい：使用済み燃料中のプルトニウム含有率（重量比）は、約1％である。[4]
- ⑤ 正しい：使用済み燃料中の核分裂生成物の含有率（重量比）は、約3～5％である。[4]

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典ATOMICA. 原子燃料の基礎 (03-06-01-01)
- [2] 原子力百科事典ATOMICA. ウラン燃料とプルトニウム燃料の相違 (04-09-01-04)
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA. 高速増殖炉と軽水炉の相違 (03-01-02-03)
- [4] 電気事業連合会 HP (原子力・エネルギー図面集) .

<http://www.fepec.or.jp/library/pamphlet/zumenshu/pdf/all107.pdf>

I-12 原子力発電及び核燃料サイクルの歴史的経緯に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 世界で最初に原子力発電を行ったのは、米国の高速実験炉EBR-1である。
- ② 日本の原子力開発は1953年の国連総会でのアイゼンハワー米国大統領の演説が一つのきっかけとなっている。
- ③ ウラン資源も輸入に頼らざるを得ない我が国では、当初からウラン利用効率を上げるため「再処理リサイクル」路線が選択された。
- ④ 1973年の第1次オイルショック以降、我が国では石油依存を低下させるべく原子力の利用拡大が加速された。
- ⑤ 2010年3月末時点で、我が国のすべての電源による発電設備容量は約4,900万kWに至り、原子力発電は総発電電力量の約3割を支える基幹電源へと成長した。

【解答と解説】

正解（不適切な記述）は⑤

- ① 正しい：1951年12月20日イリノイ州アルゴンヌ国立研究所（ANL）の科学者達は、アイダホ州アイダホ・フォールズの国立原子炉試験場（NRTS）で小型の高速増殖実験炉（EBR-1；電気出力100kW）を完成させ、小規模ながら原子力発電に成功した。「1」
- ② 正しい：アイゼンハワー米大統領は、1953年12月8日、国連総会で「原子力平和利用の提案」（Atoms for Peace）の演説を行った。これを契機に、日本を含め、各国において原子力の平和利用の検討が始まった。
- ③ 正しい：エネルギー資源の乏しい日本では、石油依存度を低下させるべく原子力の利用が拡大したが、原子力発電に必要なウランについても他のエネルギー資源同様に海外からの輸入に頼らざるを得ない状況にある。そこで、わが国は、原子力発電導入に際してウラン資源を効率的に利用する「再処理リサイクル」路線が選択され、現在に至っている。「2」
- ④ 正しい：第一次石油危機以降、石油依存度の低下と、天然ガスおよび原子力の比率が向上したことが特徴としてあげられる「3」
- ⑤ 不適切：2010年3月末時点での全ての電源による発電設備容量は約2.4億kWに対して、原子力の発電設備容量は約4,900万kWであり、総発電設備容量の20.2%。発電電力量での原子力比率は29.2%であり約3割は正しい。「4」

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典ATOMICA. 米国初期の動力炉開発計画 (16-03-01-02)
- [2] 原子力百科事典ATOMICA. 再処理の経済性 (04-07-01-05)
- [3] 原子力百科事典ATOMICA. 石油危機と日本 (01-02-03-04)
- [4] 「平成21年度エネルギーに関する年次報告」（エネルギー白書2010）PDF版 (<http://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2010pdf/>) pp189

I-13 次の記述の、□に入る語句の組合せとして最も適切なものはどれか。

核医学診断としてポジトロン断層撮影法（PET）がある。この検査に使われる放射性核種は、半減期が最も長い□アから、最も短い□イまでの4核種が利用されている。

- | | | |
|---|--------|--------|
| | ア | イ |
| ① | フッ素-18 | 酸素-15 |
| ② | 酸素-15 | 炭素-11 |
| ③ | 窒素-13 | フッ素-18 |
| ④ | 炭素-11 | 窒素-13 |
| ⑤ | 酸素-15 | 窒素-13 |

【解答と解説】

正解（適切な記述）は①

核種の半減期($T_{1/2}$)は、C-11:20.39m、N-13:9.965m、O-15:122.24s、F-18:109.77mである。これから、ア(最長):F-18、イ(最短):O-15となる。

【参考文献】

- [1] Table of Isotopes (8thEdi. :1996) John Wiley & Sons, Inc.
- [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] 「原子力教育・研究」特別専門委員会編 原子力がひろく世紀(初版改訂版、2004年3月)、社団法人 日本原子力学会 pp139~140

I-14 X線やγ線のエネルギーが物質に吸収される過程で起こるコンプトン効果に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 0.1 MeVの光子と炭素の相互作用は、主にコンプトン効果で起こる。
- ② 0.1 MeVの光子と鉛の相互作用は、主にコンプトン効果で起こる。
- ③ 1.0 MeVの光子と炭素の相互作用は、主にコンプトン効果で起こる。
- ④ 1.0 MeVの光子と鉛の相互作用は、主にコンプトン効果で起こる。
- ⑤ 10 MeVの光子と炭素の相互作用は、主にコンプトン効果で起こる。

【解答と解説】

正解(不適切な記述)は②

コンプトン効果が主要な吸収過程となるX線やγ線(光子)のエネルギー範囲は、吸収される物質によって異なり、炭素で約0.03~20MeV、鉛で約0.6~4MeVである。従って、問題文の②の0.1MeVの光子と鉛の相互作用に最も寄与する過程のみが光電効果である。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA. 原子核物理の基礎(6) 放射線と物質の相互作用 (03-06-03-06)

I-15 生物の放射線感受性は生物種間で大きく異なることが知られている。細菌などの単細胞の半数致死線量は1k~数千Gyと非常に大きいものもあるが、ヒトの半数致死線量に最も近い値はどれか。

- ① 4 mGy
- ② 40 mGy
- ③ 0.4 Gy
- ④ 4 Gy
- ⑤ 40 Gy

【解答と解説】

正解(適切な記述)は④

急性障害は、一般に0.25Gy以下の急性被ばくでは臨床的症候は認められず、0.25~0.5Gyで白血球の一時的な減少が始まり、1Gyで吐き気、嘔吐、全身の倦怠感などがみられる。そして2Gyの急性被ばくで約5%の人が、4Gyでは30日で約50%の人が死亡し、7Gy以上では100%の人が死亡すると言われている。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA. 放射線の身体的影響 (09-02-03-03)

I-16 水に対する放射線作用に関する次の記述の、に入る語句の組合せとして最も適切なものはどれか。

水分子が放射線のエネルギーを吸収するとアイが起きる。アで生じた H_2O^+ と e^- の一部は再結合してウの水分子を形成する。ウの水分子は分解してOH、H、 H_2 、Oなどの原子や分子を生じる。再結合を逃れた H_2O^+ は周りの水分子と反応して H_3O^+ とエを生ずる。また、再結合を逃れた電子の一部は熱化の後、周りの水分子と強い配向構造を形成し安定化したオとなる。

	ア	イ	ウ	エ	オ
①	励起	電離	励起状態	O	水和電子
②	励起	電離	基底状態	OH	熱化電子
③	電離	励起	励起状態	O	熱化電子
④	電離	励起	励起状態	OH	水和電子
⑤	電離	励起	基底状態	O	熱化電子

【解答と解説】

正解(適切な記述)は④

水分子が放射線のエネルギーを吸収すると励起や電離が起こり、イオンラジカルや中性のラジカルが生成する。問題文から、ア：電離、イ：励起となる。電離で生じた H_2O^+ と e^- の一部は再結合して水分子となるが、吸収したエネルギーのため励起状態の水分子となる。従って、ウ：励起状態となる。また、励起状態の水分子は分解するとOH、H、 H_2 、Oなどの原子や分子を生成する。さらに、再結合を逃れた H_2O^+ は周りの水分子と反応して H_3O^+ とエ：OHを生じる。また、再結合を逃れた電子の一部は熱化の後、周りの水分子と強い配向構造を形成し安定化したオ：水和電子となる。

従って、順に、ア：電離、イ：励起、ウ：励起状態、エ：OH、オ：水和電子となり、正解(適切な記述)は④である。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA. 放射線の直接作用と間接作用 (09-02-02-10)
- [2] 海老原 充. 現代放射化学(第1版第8刷、2014年9月)、(株)化学同人 pp99~100

I-17 放射線の防護と健康影響に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① ジェット機の乗務員の宇宙線被ばくは、国際放射線防護委員会(ICRP)の1990年勧告では、放射線防護の対象とすべきとされている。
- ② 末梢血中の赤血球はリンパ球に比べ放射線感受性は高い。
- ③ 広島・長崎で胎児期に、原爆により被ばくした子供の精神発達遅滞の調査では、受精後8週から25週の時期の放射線感受性が高い。
- ④ 放射線誘発がんの潜伏期間は長い。潜伏期間が短いとされている白血病の場合でも最小潜伏期間は2年である。
- ⑤ 放射線の確率的影響は、放射線防護上しきい線量は存在せず、発生確率(頻度)は線量の増加とともに増えると仮定されている。

【解答と解説】

正解(不適切な記述)は②

- ① 正しい：航空機乗務員の乗務に伴い付加される実効線量は年間平均で3~4mSvにも達するとの事実を踏まえ、ICRP1990年韓国では、航空機乗務員が宇宙線から受ける被ばくを職業被ばく

に含めることを勧告している。[1]

- ② 不適切：全身に数 Gy の全身被ばく後の末梢血中のリンパ球は被ばく直後から減少（リンパ球減少のしきい線量は 0.25Gy）する。一方、赤血球は被ばく後の減少は他の血球に比べて顕著ではない。[2]
- ③ 正しい：胎児への放射線の影響は①着床前期、②器官形成期、③胎児期の3つに区分される。このうち、①着床前期（受精8日まで）に受精卵が放射線被ばくを受けた場合は受精卵の死亡（流産）に至り、②器官形成期（受精9日～8週）では奇形が発生し、③胎児期のうち受精8週～25週では精神発達遅滞（知恵遅れ）が引き起こされ、受精後8週～40週では発育遅延（発育遅れ）が発生する。[2]
- ④ 正しい：一般に放射線によって誘発されるがんの潜伏期間は、固形がんでは10年とされているのに対して、白血病の潜伏期間は最も短く2年である。[2]
- ⑤ 正しい：放射線が人体に及ぼす影響は①確率的影響と②確定的影響の2つに大分される。①確率的影響は、線量の増加に伴い影響の発生頻度が増加する（しきい線量を持たないと仮定されている）影響であり、がんや遺伝的影響が該当する。一方、確定的影響は、しきい線量を超えるような被ばくをした場合に影響が発現し、被ばく線量の増加に伴い重篤度が大きくなる影響であり、白内障、脱毛、不妊等が該当する。[2]

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA. 航空機搭乗者の被ばく線量 (09-01-05-11)
- [2] 飯田 博美編. 放射線概論 第1種放射線試験受験用テキスト

I-18 国際放射線防護委員会（ICRP）が勧告する放射線防護の基本的考え方に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 放射線防護上、放射線被ばく対象は、職業被ばく、公衆被ばく、医療被ばくの3つに区分される。
- ② 放射線防護の目的では、個人の確定的影響の発生を防止すること、確率的影響の発生を制限することなどが挙げられている。
- ③ 行為の正当化とは、「正味の便益のあることが確実な場合以外は、放射線被ばくを伴う行為（あるいは線源）を導入（あるいは利用）してはならないこと」をいう。
- ④ 防護の最適化とは、「経済性や社会性にとらわれることなく、実行可能な対策をすべて講ずること」をいう。
- ⑤ 医療被ばくには、職業被ばくや公衆被ばくに適用される線量限度は存在しない。

【解答と解説】

正解（不適切な記述）は④

- ① 正しい：ICRP では、放射線を扱う仕事での被ばく（職業被ばく）、患者として診断や治療のための被ばく（医療被ばく）、それ以外の被ばく（公衆被ばく）の3つに区分している。[1]
- ② 正しい：ICRP では、一定以上の高い線量の被ばくをするとその個人に発症する身体症状（確定的影響）の発生を防止し、被ばく後5～10年以上経て被ばく集団に頻度が増加する可能性がある発がんリスク（確率的影響）の発生を制限するために、あらゆる合理的な手段を確実に取ることが求められている[1]
- ③ 正しい：行為の正当化とは、放射線被ばくに伴ういかなる行為もその導入が被ばくによる損失を上回る便益を生むものでな

ければ採用してはならないことを意味する。[1]

- ④ 不適切：防護の最適化とは、正当化された行為であってもその被ばくは経済的および社会的要因を考慮に入れながら、合理的に達成できる限り低く保たなければならないことを意味する。[1]
- ⑤ 正しい：患者の医療被ばくについては、線量限度は定められていない。

【参考文献】

- [1] 佐々木 康人, 安田 仲宏. 放射線防護の変遷

I-19 バイオアッセイ法を用いた体内放射能の測定と評価に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 対象試料となるものは主に、尿、便であるが、鼻汁、血液、痰、呼気も使用されることがある。
- ② α線あるいはβ線のみしか放出せず、体外計測法の適用が困難な核種に有効な方法である。
- ③ 排泄物等の試料中の放射性物質を直接測定することから直接法と呼ばれる。
- ④ 一般的には測定用の試料を作成するまで試料採取や化学分析処理に時間を要する。
- ⑤ 超ウラン元素の中にはバイオアッセイ法を用いなくとも測定できる核種がある。

【解答と解説】

正解（不適切な記述）は③

- ① 一般的にバイオアッセイに用いられる試料としては排泄物（尿、糞）が用いられるが、他に必要に応じて血液、呼気、鼻汁、毛髪等が用いられる。
- ② α線あるいはβ線のみ放出する核種では、飛程が短いためγ線を放出する核種のように体外からの計測は困難である。そのため、内部被ばくの推定にあたってはバイオアッセイ法が有効な方法となる。
- ③ 体内に取り込まれた放射性物質を直観測定するのではなく、排泄物等へ移行した放射能を測定することにより、間接的に内部被ばくの推定を行う方法である。
- ④ 試料の種類と採取量は、測定の対象となる核種とその化学形、摂取の経路、採取の容易さ、試料中の放射能等を考慮しなければならない。また、採取された尿、糞など試料は、そのままでは取り扱いが難しく、有機物の除去や減容、あるいは分析法に適した化学形にさせるため、蒸発濃縮、灰化、共沈等の前処理が必要である。
- ⑤ γ線を放出する超ウラン元素であれば、バイオアッセイ法を用いなくとも体内に取り込まれた放射性物質による内部被ばくを評価することが可能である。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA. バイオアッセイ（排泄物等分析による体内放射能評価）(09-04-03-13)

I-20 自然放射線が高いことが知られている次の場所のうち、その高い原因が大地からの放射線ではない場所はどれか。
 ① イランのラムサール
 ② ボリビアのラパス
 ③ ブラジルのガラバリ
 ④ 中国の陽江
 ⑤ インドのケララ

【解答と解説】

正解（大地からの放射線でない場所）は②

イランのカスピ海沿岸（ラムサール）には放射能泉があり、ブラジルのカラバリとインドのケララはモナザイト（Th, U、希土類元素を含むリン酸塩鉱物）地帯、中国の陽江は近郊で産するレンガ・泥などによる建築建材（Th, U を含む）により高自然放射線地域となっており、いずれも大地由来の放射線による高自然放射線地域である。一方、ボリビアのラパスは高地（約 3,900m）のため、大地由来の放射線ではなく、宇宙線由来による影響が大きい地域である。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA. ブラジルの高自然放射線地域における住民の健康調査 (09-02-07-03)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA. 中国の高自然放射線地域における住民の健康調査 (09-02-07-01)
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA. インドの高自然放射線地域における住民の健康調査 (09-02-07-02)
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA. 世界における自然放射線による放射線被ばく (09-01-05-05)
- [5] 公益財団法人 体質研究会
(<http://www.taishitsu.or.jp/index.html>)
- [6] 放射線リスクに関する基礎的情報 (内閣府 et al)
- [7] 「SOURCES AND EFFECTS OF IONIZING RADIATION Annex A: Exposures from natural sources of radiation」 UNSCEAR 1993 REPORT

3. 原子力・放射線部門【選択科目Ⅱ】の解説

平成 27 年度技術士二次試験において原子力・放射線部門【選択科目Ⅱ】として出題された各設問に対する解答例と解説を以下に示す。

3.1 原子炉システムの設計及び建設

II-1-1
 スリーマイル島原子力発電所事故、チェルノブイリ原子力発電所事故及び東京電力福島第一原子力発電所事故に関して、それぞれの事故の原因と特徴及び得られた教訓について、主に設計面に着目して簡潔に比較し解説せよ。

【解答のポイント】

- 過去に起きた世界規模の3つの原子力発電所事故について知識を問う問題である。それぞれの事故の概要を踏まえた上で、

事故に至った背景と原因を述べ、そこから得られる教訓について設計対応を主体に原稿用紙1枚に要約する。

(1)～(3)にそれぞれの事故概要（原因と特徴及び教訓）を示す。

(1) スリーマイル島原子力発電所事故

事故の主要原因は、補助給水系ポンプ出口弁が閉じていたことに加え、加圧器逃し弁が開固着して冷却材が流出し、炉心の冷却が不十分になっていたにもかかわらず、以下の理由により運転員が冷却材が過剰なほどにあると誤判断したことが大きい。① 加圧器逃し弁の開閉の表示が不適切で、開固着していたのに「閉」を表示していた。② 運転員が最も重視していた加圧器水位計は、事故時のように冷却材が飽和温度になると、系内の冷却材の水位を正しく示さなかった。③ 加圧器水位計の指示の誤りや、他のプラント情報から加圧器逃し弁の開固着や冷却材の流出が判断できるように運転員の訓練が十分になされていなかった。

事故が発生したのは、初臨界に達してから1年、営業運転を開始してから3カ月後のことである。この間に、TMI-2号炉には数多くのトラブルが発生しており、それらを完全に解決しないうまま運転を継続していた。種々の故障、誤操作が重なって、放射性物質が外部環境に異常に放出されるという事故であった。事故による周辺公衆の被ばく線量は最大でも 1mSv (100mrem) 以下で、健康に与えた影響はほとんど無視できる程度であった。

事故後、わが国でも原子力安全委員会は特別調査委員会を設けてこの教訓を様々な角度から検討し、これをもとに「設計に係わる事項」、「運転管理に係わる事項」、「研究開発に係わる事項」に分けて、その後の安全確保対策に反映させるべき事項を決定した。このうち設計に関しては、代表的な反映事項として、1)安全機能として分類すべき機器・系統の分類の明確化と、それらの安全機能上の相対的重要度の分類基準の制定 2)運転員の誤操作防止対策の充実（人間工学的視点からの制御版のレイアウト改善等）が挙げられた。

(2) チェルノブイリ原子力発電所事故

事故原因は、事故当初、「運転員の規則違反」とされていたが、事故後にシールド内部の調査が進んだ結果、運転員の規則違反が主原因ではなく、事故の主原因はチェルノブイリ型原子炉が持っていたポジティブ・スクラム（制御棒が挿入されると正の反応度が印加される現象）、および旧ソ連全体にあった安全文化（セイフティー・カルチャー）の欠如であったとされている。

チェルノブイリ事故は、不安定な状態にあつて運転をしてはいけぬ出力領域で、安全装置を外して実験を実施した結果発生したものである。しかも格納容器がないために冷却材配管からでた放射能が直接的に大気中に放出された結果、大きな被害をもたらしたものである。この事故により 31 人が数カ月以内に亡くなった。

この事故の教訓に基づき、このタイプの原子炉については反応度係数を改善することと安全装置を強化することの二つの緊急措置がとられ、運転管理に当たっての安全文化尊重の教育

が世界で進められている。

(3) 福島第一原子力発電所事故

東北地方太平洋沖を震源とする巨大地震とこれに伴う津波の流入により、東京電力福島第一原子力発電所では電源喪失、海水による冷却機能（最終ヒートシンク）喪失等の重大な事態が発生した。事故後行われた、政府の「東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会」報告書では、原子力発電所に致命的な打撃を与えるおそれのある大津波に対する緊迫感と想像力が東京電力に欠けていたことが、事故を生じさせたとしている。さらに、事業者や国が、燃料の損傷によって環境中へ大量の放射性物質を放出するようなシビアアクシデント（過酷事故）は、起こり得ないという「安全神話」にとらわれていたことに根拠的な問題があるとした。

地震によって送電鉄塔が倒れたことで外部電源が失われ、津波によるタービン建屋への海水流入によって非常用ディーゼル発電機や配電盤が浸水したため、全交流電源喪失（ステーション・ブラック・アウト）状態に陥り、3機の原子炉で炉心熔融と水素爆発を起こした。この事故により、1号機から3号機まで全体でおおよそ900PBq（ヨウ素換算値、東京電力推計値）の放射性物質を大気中に放出した。また、その降下物によって広範囲の地域が汚染し、汚染レベルの高い発電所周辺地域の住民約15万人が避難した。

事故を教訓に、地震・津波対策の強化やシビアアクシデントを未然に防ぐ対策、シビアアクシデントが発生した場合でも大量の放射性物質の放出を防ぐための対策などが求められ、規制のあり方が大きく見直されることになった。設計においては、津波対策として防潮堤・防潮壁の設置や建屋の水密化、独立した2ルート以上の外部電源（送電線）確保、移動可能な非常用電源（電源車など）の配備などを求めている。また、シビアアクシデント時に格納容器内の圧力を下げるため放射性物質を低減して排気する「フィルタ・ベント」、水素爆発を防ぐため水素濃度を低減できる「水素再結合装置」などの設備対応が求められている。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA. 米国スリー・マイル・アイランド原子力発電所事故の概要 (02-07-04-01)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA. チェルノブイリ原子力発電所事故の概要 (02-07-04-11)
- [3] 原子力教育・研究特別専門委員会編. 原子力がひらく世紀 (改訂3版, 2011年3月). 一般社団法人 日本原子力学会
- [4] 原子力総合パンフレット2014. 一般財団法人 日本原子力文化財団

II-1-2

実用発電用原子炉施設の原子炉格納容器バウンダリについて、その定義を説明するとともに、それを構成する設備に対する主要な設計要求事項を簡潔に解説せよ。

【解答のポイント】

- 原子炉格納容器バウンダリ及びそれを構成する主要な設備について「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（以下、「設置許可基準規則」）」に規定される定義及び設計要求事項をもとに解答すれば良い。

「原子炉格納容器バウンダリ」は、設置許可基準規則の第二条（用語）において、「発電用原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定される事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分をいう」と定義されている。

「原子炉格納容器バウンダリ」を構成する主要な設備としては、原子炉格納容器及び隔離弁がある。これらの設計要求事項については、設置許可基準規則第三十二条（原子炉格納施設）に記載された事項が基本となる。主な設計要求事項を以下に示す。

- ① 原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。
- ② 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものでなければならない。
- ③ 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁（安全施設に属するものに限る）を設けなければならない。ただし、計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りでない。
- ④ 主要な配管（事故の収束に必要な系統の配管を除く）に設ける隔離弁（安全施設に属するものに限る）は、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる場合において、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有するものでなければならない。

なお、「原子炉格納容器バウンダリ」については、原子炉格納容器等が安全重要度分類のクラス1（MS-1）及び耐震重要度分類のSクラスに該当すること等に鑑み、設置許可基準規則第三十二条（原子炉格納施設）以外にも、例えば、第四条（地震による損傷の防止）、第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）第十二条（安全施設）、第十三条（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）、第十四条（全交流動力電源喪失対策設備）に、さらには、第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）以降にも設計要求事項があり、「設置許可基準規則」を網羅的に学習することを勧める。

II-1-3

「深層防護」は、原子力発電所の安全確保における基本思想であるが、その基本的な考え方を簡潔に説明するとともに、具体的な設計事例を挙げながら設計への適用における留意事項について述べよ。

【解答のポイント】

- 原子力発電所の安全確保における基本思想「深層防護」について知識を問う問題である。解答に当たっては、福島第一原子力発電所事故の背景要因を踏まえ、従来の深層防護の考え方に加えて新たな深層防護の目的とそれを達成するために設計上考慮すべき事項について解答すれば良い。

深層防護 (Defense-In-Depth) は、原子力施設の安全が機器や系統の単一の故障により脅かされないようにするため、多段の安全防護手段を設けるという考え方であり、原子炉施設の安全設計に関する基本的な考え方である。深層防護は、従来の3段階の考え方に著しい炉心損傷 (シビアアクシデント) 対応と防災対応の2段階を加えた次の5段階からなる。

(1) 異常状態の発生防止

事故の原因となるような異常、故障を防止するための対策を講ずる。具体的には、安全上の余裕を持った設計、フェイルセーフ設計 (装置の一部に故障が生じた場合でも事態が安全な方へ収束するような特性を持たせた設計)、インターロック (誤操作や誤動作を防止するため装置自体がある条件を満たさなければ作動しないようにする仕組み)、バックアップ装置の採用、高度な品質保証活動の実施等により、個々の系統、機器について重要度に応じた信頼性の確保を図る。

(2) 異常状態の拡大防止

異常を早期に発見し、そして異常が拡大しないうちに原子炉を「止める」措置を講じる。具体的には、各種の監視装置によって異常を早期に検知、判断し、異常の拡大と事故への進展を防止するために必要な信号を出す (安全保護系)、必要に応じて圧力バウンダリの健全性を維持するための機器を起動させながら、原子炉停止後も発生する崩壊熱を除去し、原子炉を安定した停止状態に移行させる。

(3) 放射性物質の異常放出の防止、影響の緩和

放射性物質が系外に移行し、周辺環境に放出される恐れがある場合、これらの放出とその影響を少しでも緩和させるため、原子炉を「冷やす」機能と放射性物質を「閉じ込める」機能を設ける。具体的には、冷やす機能として配管の破断等により原子炉の冷却材が喪失するような事故の発生等に備えて緊急炉心冷却装置 (ECCS) を設置すること、放射性物質の放出を防止するために多重障壁を設けることなどである。

さらに、福島第一原子力発電所で起きたような多重故障及び共通要因故障によって設備の安全機能が喪失した場合に対して

も、著しい炉心損傷の発生及び周辺環境への放射性物質の放出を防止するための対策を講じることが必要である。例えば、全交流電源喪失に陥った場合に、既設の代替電源により電気を迅速・確実に供給できるようにするなどである。

(4) 著しい炉心損傷に対する影響緩和

上記までの対策を採ったにもかかわらず、著しい炉心損傷が発生した場合においても、著しい炉心損傷の進行を抑制し、若しくはできるだけ長時間格納容器の健全性を維持し、大規模な放射性物質の放出を防止するための対策を講じる必要がある。例えば、交流電源以外で駆動する格納容器スプレイによる冷却及びフィルタ付きベントにより除熱・減圧して、格納容器の健全性を維持することなどである。

また、特定の事故シーケンスによらず原子炉施設の安全機能喪失により格納容器からの大規模な放射性物質の放出が発生した場合でも、放射性物質の放出抑制・拡散緩和策を整備しておくことが必要である。例えば、格納容器から原子炉建屋へ放射性物質が放出されている場合は、スプリンクラーや放水、原子炉建屋の水素爆発防止対策等により、環境への放射性物質の拡散を緩和することなどである。

(5) 放射性物質の環境への大規模な放出に対する防災対策

上記の対策を講じたとしても、放射性物質の環境への大規模な放出が「絶対に起こらない」と断定してはならない。このため施設の状態に基づいて緊急事態区分を迅速に決定するための緊急時活動レベル (EAL: Emergency Action Level) に加え、環境モニタリング等の結果を踏まえた運用上の介入レベル (OIL: Operational Intervention Level) に基づき、屋内退避、避難、安定ヨウ素剤の予防服用を行うなどの緊急防護措置を決定する仕組みを整備する。

なお、福島第一原子力発電所事故の最大の背景要因に深層防護の実践に不足があったとして、なぜ深層防護が原子炉の安全確保に有効に働かなかったかについて、事故後多くの報告書で考察されている。

【参考文献】

- [1] 平成 24 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座：選択科目【20-1】原子炉システムの設計及び建設 I-1
- [2] 標準委員会編、原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 深層防護の考え方、一般社団法人 日本原子力学会、2014 年 5 月
- [3] 発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について (現時点での検討状況)、原子力安全・保安員、平成24年8月
- [4] Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, IAEA (2012)
- [5] 原子力発電所の安全:設計、個別安全要件No. SSR-2/1, 国際原子力機関 日本語翻訳版(2012年12月、独立行政法人 原子力安全基盤機構)

【補足】

平成24年度 第36回原子力安全委員会資料 第4-1号
 発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策—多重防護の考え方について—（平成24年9月10日原子力安全委員会）中にて、五つの防護レベルについて、以下のとおり記載されている。（以下、資料より抜粋）

○ IAEA 安全基準SSR-2/1「原子力発電プラントの安全：設計」¹¹では、原子炉施設的设计における多重防護¹²を、目的によって定義された五つの防護レベルによって概ね以下のように表している¹³。

第1の防護レベル（第1層）：

通常運転からの逸脱及び安全上重要な故障や失敗を防止する。

第2の防護レベル（第2層）：

第1層の防護策の機能失敗によって起こりうる、想定される初期事象(Postulated Initiating Events: PIEs)のうち、比較的高頻度の事象である「予期される運転時の事象」(Anticipated Operational Occurrences: AOOs)が事故状態に進展することを防止するために、通常運転状態からの逸脱を検出して制御する。

第3の防護レベル（第3層）：

想定される初期事象(PIEs)が第2層の防護策によって制御できない場合において、工学的安全施設、事故時手順等によって、炉心の損傷及びサイト外への重大な放出を防止し、プラントを安全な状態に復帰させる。

第4の防護レベル（第4層）：

第3層の機能失敗に起因する事故影響を緩和する。第4層の最も重要な目的は、格納機能を確認し、これによって確実に放射性物質の放出を合理的に達成可能な限り低くすることである。

第5の防護レベル（第5層）：

事故状態の帰結として起こる可能性のある放射線影響を、防災対策によって緩和する。

11 IAEA, “Safety of Nuclear Power Plants: Design” Specific Safety Requirements, SSR-2/1 (2012) .

12 多重防護概念を原子炉施設的设计に適用した結果としての防護レベルの組合せであって、各防護レベルは、原子炉固有の特性、設備、運転手順等を含んでいる。

13 これは、あくまで多重防護概念の具体的適用例の一つである。

II-1-4

発電用原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統を設けなければならないが、それらの機能と設備の具体例を簡潔に述べるとともに、その設計上の要求事項を解説せよ。

【解答のポイント】

- 原子炉の安全な運転を行う上で重要となる反応度制御系統及び原子炉停止系統について知識を問う問題である。

ここでは、PWR を例として、その反応度制御系統及び原子炉停止系統の内容を以下に記す。

原子炉の主たる反応度制御は制御棒の制御とホウ素濃度の制御により行われる。小さな瞬間的出力変動は原子炉が固有にもっている自己制御性（ドップラー係数、減速材温度係数など）によって反応度が制御される。制御棒制御は、出力変化、一次冷却材温度等の運転条件における短期の反応度変化を補償している。通常運転状態での出力変更はタービン第一段での蒸気圧力を加減して行なわれ、原子炉側ではタービン第一段圧力に対してプログラムされた一次冷却材温度を維持するように制御グループの制御棒クラスタが操作される。

ホウ素濃度の制御系は、燃料の燃焼、核分裂生成物（キセノン、サマリウムなど）の中性子吸収等の長期にわたる反応度変化、および一次冷却材の低温から高温出力状態までの比較的緩やかな反応度変化を制御する。このホウ素濃度制御により全出力運転状態では制御棒クラスタはほとんど引き抜かれた状態になり、軸方向出力分布はなだらかになる。

通常の原子炉停止は、定格出力状態からタービン負荷減少に追従して原子炉出力を低下させ、原子炉出力約15%で制御棒制御を自動運転から手動運転に切り替え、原子炉出力を徐々に下げる。タービンバイパス制御系によって一次冷却材系統を冷却していく。その後、余熱除去系を使用して冷却を続け、一次冷却系が60℃以下になると停止操作は終了する。

制御棒を全数炉心に挿入すれば、炉心は深い未臨界状態になり、出力は急速に低下し、高温停止状態に至る。そこで、機器の故障、人間の判断ミス、地震など、なんらかの異常が発生したら制御棒を一斉に炉心に自動的に挿入する（これを緊急停止操作、原子炉トリップと呼んでいる）ことが行えるように設計されている。PWR の場合、制御棒を上から挿入するので、駆動装置からこれを切り放せば重力の作用で自動的に落下するため、異常発生を知らせるトリップ信号で制御棒駆動装置のコイルへの通電を遮断し、一斉に切り放す方式を採用している。

高温停止状態から低温停止状態への移行には、化学体積制御設備を用いて一次冷却材中のホウ素を濃縮する必要があり、燃料温度低下、減速材温度低下に加え、運転中に蓄積したXe-135の崩壊による反応度上昇を補償する。

【参考文献】

- [1] 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)
- [2] 原子力教育・研究特別専門委員会編. 原子力がひらく世紀 (改訂3版, 2011年3月). 一般社団法人 日本原子力学会

の区画」と定義される。

II-2-1

発電用原子炉施設は火災により安全性が損なわれないよう、必要な機能（火災の発生防止、火災の感知及び消火、並びに火災による影響の軽減）を有することが求められる。このような火災防護の設計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) 設計を計画するに当たって調査すべき事項
- (2) 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

【解答のポイント】

- 解答に当たっては、火災の発生防止、火災の感知及び消火、並びに火災による影響の軽減を図るうえで、「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」における要求事項、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（原子力規制委員会）」（以下、「火災防護審査基準」）及び日本電気協会「原子力発電所の火災防護規程（JEAC4626-2010）」、「原子力発電所の火災防護指針（JEAC4626-2010）」等における要求事項等を踏まえた上で解答すれば良い。

(1) 設計を計画するに当たって調査すべき事項

設計を計画するにあたっては、まず、要求事項を明確にすることが必須である。基本的な要求事項は、「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」の第八条（火災による損傷の防止）及び第四十一条（火災による損傷の防止）に定められている。その内容を以下に示す。

- ① 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」）及び消火を行う設備（以下「消火設備」：安全施設に属するものに限る）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。
- ② 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。
- ③ 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

また、その基準は、火災防護審査基準に定められている。ここでは、基本事項として以下が記載されている。なお、「火災区域」は「耐火壁によって囲まれ、他の区域と分離されている建屋内の区域」、「火災区画」は「火災区域を細分化したものであって、耐火壁、離隔距離、固定式消火設備等により分離された火災防護上

- ① 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護することを目的として、以下に示す火災区域及び火災区画の分類に基づいて、火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じること。
 - (ア) 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域及び火災区画
 - (イ) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域
- ② 火災防護対策並びに火災防護対策を実施するために必要な手順、機器及び職員の体制を含めた火災防護計画を策定すること。

(2) 業務を進める手順

火災防護の設計に係る業務は、上記要求事項を満足するように、前述した火災防護審査基準をベースとし、詳細については、日本電気協会「原子力発電所の火災防護規程（JEAC4626-2010）」及び「原子力発電所の火災防護指針（JEAC4626-2010）」を参考として進めることとなる。以下に、業務を進める手順の例を示す。

① 火災防護対象施設の明確化

「原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器」及び「放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器」（以下、「火災防護対象施設」）を明確化する。

② 火災区画及び火災区域の設定

火災防護対象施設等の配置計画を策定（既設炉にあっては火災防護対象施設の配置を確認）し、火災区画又は火災区域を設定する。なお、火災防護対象施設については、当該施設における火災発生防止を目的に、基本的に、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計であることが求められる。また、地震に対して、十分な支持性能をもつ地盤に設置すること、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止することも要求される。そのため、当該施設の設計にあっては、使用材料、設置位置及び構造健全性にも留意が必要である。

③ 火災防護対策の検討・設計

「火災発生防止」、「火災の感知及び消火」及び「火災の影響軽減」の観点で、火災防護対策を検討し、設計する。主な内容を以下に示す。

(i) 火災発生防止

原子炉施設には、設置された施設等が火災防護対象施設であるかどうかに係らず、火災の発生を防止するための対策が必要となる。例えば、「発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域」にあっては、a) 発火性物質又は引火性物質の漏えいの防止対策及び拡大防止対策、b) 適切な

配置、c) 換気、d) 防爆、e) 火災防護対象施設を設ける火災区域における発火性物質又は引火性物質の貯蔵の最小化がキーワードであり、これらを満足する設計を行う必要がある。また、落雷等による火災発生防止対策として、避雷設備を設置することも必要である。

(ii) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火の目的は、早期の火災感知及び消火により、火災の影響を限定することである。設計対象施設は、火災感知設備及び消火設備であり、例えば、火災感知設備では、(i) 各火災区域の環境条件等を踏まえた型式及び設置場所の選定、(ii) 多様性確保、(iii) 誤作動防止、(iv) 電源喪失時の機能維持、(v) 中央制御室等での適切な監視等が設計上のインプットとなる。なお、消火設備にあつては、破損、誤作動又は誤操作による散水の安全機能への影響について、「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)」により確認する必要がある。

(iii) 火災の影響軽減

火災の影響軽減は、基本的に、耐火壁又は隔壁の設置や距離の確保、また、火災感知設備及び消火設備との組み合わせ等により達成される。影響評価の方法は、例えば、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド(原子力規制委員会)」が参考となる。ここでは、ある火災源を想定し、その影響を考慮しても、原子炉の高温停止及び低温停止を達成できること(火災区画及び火災区域の設定が妥当であること)を確認することが主な業務となる。

④ 火災防護計画の策定

火災防護計画には、火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順・機器及び組織体制を定めることが要求されている。ここでは、上記①～③の設計結果等に基づき、火災防護対策等を実施するために必要な手順・機器について記載するとともに、組織体制として、(i) 事業者の組織内における責任の所在、(ii) 火災防護計画を遂行する各責任者に委任された権限、(iii) 火災防護計画を遂行するための運営管理及び要員の確保について検討することとなる。

(3) 業務を遂行する際に留意すべき事項

火災防護の設計に係る業務にあつては、その対策を実効的なものとするため、例えば、火災発生防止の観点で「可燃性の作業用資材等の置き場所」等にも留意が必要である。また、消火活動に伴う二次的な影響を防止するため、例えば、①使用済燃料貯蔵設備又は新燃料貯蔵設備の臨界防止対策、②放水した消火水が放射性物質により汚染されることを想定した回収対策(液体廃棄物処理設備を使用/放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂やフィルタ類を事前に金属製容器等に封入する措置を含む)、③換気設備を経由した放射性物質の放出防止対策(隔離機能を設置)等に配慮が要求される。

II-2-2

原子力規制委員会の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」では重大事故等対処設備の設置が求められているが、あなたはその設備担当責任者として参画することになった。重大事故等対処設備のうち可搬型重大事故等対処設備を計画するに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 計画するに当たって考慮すべき事項
- (2) 設備の事例を示して計画業務を進める手順
- (3) 実施可能性のある設備とする観点からの留意すべき事項

【解答のポイント】

(1) 計画するに当たって考慮すべき事項

代表的な可搬型重大事故等対処設備として、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備(原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る)がある。計画にあつては、まず、要求事項を明確にすることが必須である。重大事故等の拡大の防止等については、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(原子力規制委員会) / (以下、「設置許可基準規則解釈」)」の第三十七条(重大事故等の拡大の防止等)において、「炉心の著しい損傷」、「使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷」及び「運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷」に至るものに大別し、その事故の進展シナリオの同定方法、及び拡大防止を図るために必要な措置の有効性評価に係る基準等が定められている。可搬型重大事故等対処設備の計画にあつては、対象となる事故の進展シナリオ等に基づき、可搬型重大事故等対処設備に要求される機能及びその機能が必要と認知されてから発揮されるまでの時間(以下、「要求時間」という)の明確化が必要となる。

設置許可基準規則解釈第四十三条(重大事故等対処設備)には、以下に示すように可搬型重大事故等対処設備に要求される機能等が定められている。可搬型重大事故等対処設備の計画にあつては、上述した機能及び要求時間に基づき、これらの要求事項を考慮した設計が必要となる。

- 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。
- 常設設備(発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備)と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。
- 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備(原子炉建屋の外から水又は電力

を供給するものに限る)の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。

- ▶ 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- ▶ 地震、津波その他の自然現象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影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。
- ▶ 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。
- ▶ 重大事故防止設備のうち可搬型のもは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(2) 設備の事例を示して計画業務を進める手順

可搬型重大事故等対処設備として、ここでは、可搬型代替電源設備(原子炉建屋の外から電力を供給するもの)の配備に係る計画業務を進めるための手順例を示す。

手順1:可搬型代替電源設備に必要な容量及び要求時間を明確化する。なお、「必要な容量」とは、「想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量」と定義される。

手順2:要求事項に基づき、可搬型代替電源設備を整備する(仕様の検討:電圧・電流/発電方式/燃料の種類及び容量/環境条件(最低使用温度等)/接続方式等)。なお、十分に余裕のある容量を確保するため、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を、1基あたり2セット以上配備すること、また、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保することが必要であることに留意する。

手順3:常設設備との接続方法や接続場所等を整備する(接続盤/ケーブル/作業環境等)。

手順4:保管場所及びアクセスルートを整備する。なお、保管場所については、故意による大型航空機の衝突を考慮することが求められており、原子炉建屋から100m以上の離隔距離を有し、原子炉建屋と同時に影響を受けない位置とすること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することが例示されている。

(3) 実施可能性のある設備とする観点からの留意すべき事項

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象等や随伴する火災や溢水等に対して、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を喪失しないようにすることが肝要である。そのため、まずは、保管場所の選定が重要となる。なお、分散配置できるものについては、分散して保管することが望ましいと考える。また、接続場所までのアクセスルートの確保も必須であり、迂回路を含めた複数のアクセスルートの整備や瓦礫等によりアクセスルートが塞がれた場合に備え、ホイールローダーやショベルカー等の重機の配備が有効と考える(夜間及び悪天候等での対応を含む)。

可搬型重大事故等対処設備の運用にあつては、上記を踏まえた上で、要員の参集・常設設備への接続・設備運用までの時間が、要求時間を満足し、必要な機能を発揮することが重要である。したがって、設備・保管場所・アクセスルート等を対象とした定期的な点検、及び要員参集・模擬訓練等の教育・訓練の実施も、実施可能性のある設備とする観点からの留意すべき事項である。

3.2 原子炉システムの運転及び保守

II-1-1

我が国の軽水炉の事故時等における運転操作手順書類は、事象の進展や事故の深刻度合いに応じて階層化されて整備されている。加圧水型(PWR)原子炉プラントあるいは沸騰水型(BWR)原子炉プラントのいずれかについて、事故時等の運転操作手順書類に関する下記の内容について記述せよ。

- (1) 手順書類の体系
- (2) 個別の手順書類の目的と適用の範囲

【解答のポイント】

軽水炉における事故時等の運転操作手順書類について

(1) 手順書の体系

PWR型原子炉発電所の事故時等の運転操作手順書は、①設計基準事象に対応する手順書(緊急処置編I)と②その対応に失敗し、設計基準外事象となったとき、炉心損傷を防止するために行う措置に対応する手順書(緊急処置編II)、③炉心損傷の防止に失敗した場合にその影響を緩和し、格納容器の破損を防止するために主に運転員が行う措置に対応する手順書(緊急処置編III)から構成される。

事故発生直後に事象の判別を行い、「緊急処置編I」に基づき判別された事象に応じた対応操作を行う。「緊急処置編I」は事象ベースの手順書であり、「原子炉トリップ」、「外部電源喪失」、「1次冷却材喪失」、「2次冷却材喪失」及び「蒸気発生器細管漏洩」の処置手順から構成されている。

事故の事象判別の結果では、直ちに緊急処置編IIの事象ベース又は安全機能ベースの手順書に移行していく場合があり、その場合、事象ベースの手順書として「全交流動力電源喪失」、「インターフェイスシステム冷却材喪失事故(ISLOCA)」、「補機冷却機能喪失」及び「海水冷却機能喪失」が安全機能ベースの手順

書として「未臨界の維持」、「格納容器健全性の確保」及び「蒸気発生器(SG)除熱機能の維持」等が整備されている。

また、緊急処置編Ⅰにて対応操作中に必要な安全機器の多重故障の発生により、緊急処置編Ⅱの事象ベースに移行する場合がある。例えば「1次冷却材喪失」から「冷却材喪失事故(LOCA)時再循環不能」、「LOCA時再循環サンプスクリーン閉塞」又は「補機冷却機能喪失」に移行するもの、「2次冷却材喪失」から「SGの異常な減圧」に移行するもの、「蒸気発生器細管漏洩(SGTR)」から「SGTR時破損SG減圧継続」又は「SGTR時減圧操作不能」に移行するものである。

運転員は、事故が発生した場合、事象判別、各対応操作に加えて常に安全機能の連続監視を行うことになっている。事象進展に伴い、安全機能が脅かされ、適用条件を満たした場合は、緊急処置編Ⅱの安全機能ベースの手順書に移行し、安全機能を確保する。安全機能ベースの手順書は緊急度が最も高い「未臨界の維持」から「炉心冷却の維持」、「SG除熱能力の維持」、「格納容器健全性の確保」、「放射能放出防止」、「1次系保有水の維持」等の手順が整備されている。

緊急処置編Ⅱの安全機能ベースによる対応で事故が収束せず炉心損傷に至った場合は、緊急処置編Ⅲにより炉心損傷後の影響緩和操作及び格納容器破損防止操作を実施する。

なお、緊急処置編ⅡからⅢへ移行する判断基準は、炉心損傷を示すパラメータが確認された場合であり、炉心出口温度350℃以上、原子炉格納容器内高レンジエリアモニタで $1.0 \times 10^6 \text{mSv/h}$ 以上となった場合と予め定めている。緊急処置編Ⅲに移行した場合、緊急処置Ⅱや緊急措置Ⅰに後戻りすることなく、緊急措置Ⅲで対応することになっている。

ここでは、「放射能放出の防止及び緩和」、「格納容器健全性の維持」及び「炉心損傷の進展防止及び緩和」に着眼した処置がとられる。具体的な対応手順書としては、「格納容器スプレイ作動(注入・減圧)」、「格納容器消火水スプレイ(注入・減圧)」、「SGへの給水」、「1次系の減圧」、「1次系へのほう酸水注入」等の手順書が整備されている。

(2) 個別手順書類の目的と適用の範囲

設計基準外事象が進展した場合、緊急処置編Ⅱや緊急処置編Ⅲの手順にて操作が行われるが、安全機能を担保するため代替手段による対応操作が必要となった場合、関連する個別手順書類に基づいて緊急時対策本部と連携を図りながら予め配備された資機材等を利用して対応操作を行うことになっている。このためにそれぞれ事態に対応した個別手順書類が整備されている。

設計基準外事象となり代替措置が要求される時点から、事象が進展して炉心損傷後の影響緩和措置に至るまで、長期にわたり行われるものである。

その範囲は、原子炉冷却材圧力バウンダリ、冷却系(最終ヒートシンクへの熱移送系)、原子炉格納容器、原子炉建屋、使用済燃料プール、中央制御室を対象としており、代替措置を講じながら「冷やす」、「閉じ込める」を継続維持することを目的に整備されている。手順としては、電源の確保、一次系(RCS)冷却、減圧、原子炉への注水、格納容器への注入、減圧、補機冷却水確保、水源確保、使用済燃料ピット水位維持、燃料損傷

緩和、水素爆発防止、環境改善(中央制御室)等が整備されている。

【参考文献】

- [1] 九州電力. 玄海3, 4号機の公表資料「重大事故等発生時の体制と使用する手順書の整備及び教育訓練等について」(平成25年12月26日付)からアレンジして作成

II-1-2

平成25年7月に施行された発電用軽水型原子炉の新規制基準においては、一定の猶予期間の後、特定重大事故等対処施設の設置が求められている。特定重大事故等対処施設の例を2つ挙げるとともに、特定重大事故等対処施設の設置の目的と目的を達成するための要求事項を3つ説明せよ。

【解答のポイント】

「特定重大事故等対処施設」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(以下、「設置許可基準規則」)」の第二条(用語)において、「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をいう」と定義されている。特定重大事故等対処施設の代表例としては、緊急時制御室、及び原子炉格納容器の破損を防止するための「原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能(例:緊急時制御室からの原子炉減圧操作設備)」、「炉内の熔融炉心の冷却機能(例:原子炉内への低圧注水設備)」、「原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能(例:原子炉格納容器下部への注水設備)」、「格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能(例:格納容器スプレイへの注水設備)」、「原子炉格納容器の過圧破損防止機能(例:格納容器圧力逃がし装置(フィルタ付バント設備))」、「水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能(例:水素濃度制御設備)」及び「サポート機能(例:電源設備、計装設備、通信連絡設備)」等がある。

特定重大事故等対処施設の設置は、国際的なテロ脅威の高まり等を踏まえて、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第一条(目的)に「(中略)～原子炉の設置及び運転等に関し、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行うほか～(中略)」が追加されたことに鑑み、バックアップ設備を常設化し、安全性の向上を図ることを目的としている。目的を達成するための要求事項は、設置許可基準規則第四十二条(特定重大事故等対処施設)において、以下のように定められている。なお、その詳細については、「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の解釈(原子力規制委員会)」の第四十二条(特定重大事故等対処施設)を参照いただきたい。

- 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテ

ロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

- ▶ 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。
- ▶ 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。

II-1-3

原子力事業者は原子力事業者防災業務計画を適切に定め、原子炉施設に異常等が発生した場合において適切に緊急事態区分を判断し、通報等を行わねばならない。各区分を判断するための原子炉施設の状態等に基づく緊急活動レベル (EAL) は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて3区分とされている。その改正の理由と3区分の内容を述べよ。また、原子炉施設 (原子炉格納容器内に照射済燃料集合体が存在している場合) の異常等の内容について、EAL3区分それぞれ1例を挙げて記述せよ。

【解答のポイント】

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故 (以下、「1F 事故」) を契機に、原子力災害対策特別措置法 (以下、「原災法」) が改正された。また、当該改正を踏まえ、「原子力災害対策指針」が策定された。「原子力災害対策指針」の「過去の経緯」には、1F 事故において、従来の原子力防災について多くの問題点が明らかとなったこと、国会・政府・民間の各事故調査委員会等において、住民等の視点を踏まえた対応の欠如、複合災害や過酷事象への対策を含む教育・訓練の不足、緊急時の情報提供体制の不備、避難計画や資機材等の事前準備の不足、各種対策の意思決定の不明確さ等について多数の提言があったことが記載されている。また、「原子力災害対策指針」の“目的・趣旨”には、当該指針が「原子力事業者、指定行政機関の長及び指定地方行政機関の長、地方公共団体、指定公共機関及び指定地方公共機関その他の者が原子力災害対策を円滑に実施するために定めるもの」であること、目的を「国民の生命及び身体の安全を確保することが最も重要であるという観点から、緊急事態における原子炉施設周辺の住民等に対する放射線の影響を最小限に抑える防護措置を確実なものとする」とし、この目的を達成するため、「原子力事業者、国、地方公共団体等が原子力災害対策に係る計画を策定する際や当該対策を実施する際等において、科学的、客観的の判断を支援するために、『住民の視点に立った防災計画を策定すること』、『災害が長期にわたる場合も考慮して、継続的に情報を提供する体系を構築すること』及び『最新の国際的知見を積極的に取り入れる等、計画の立案に使用する判断基準等が常に最適なものになるよう見直しを行うこと』を基本的な考え方とし、専門的・技術的事項等について定めるものである」ことを記載している。回答は、上記を踏まえて作成することとなる。

緊急活動レベル (EAL) は、警戒事態・施設敷地緊急事態・全面緊急事態の3区分で構成される。各区分の内容を以下に示す。なお、「原子力災害対策指針」は平成27年8月までに5回の改正があった

こと、また、本設問の類似問題として、原子力災害対策重点区域の範囲 (PAZ、UPZ) や運用上の介入レベル (OIL) について問われる可能性もあるため、適宜当該指針を確認し、内容を整理することを推奨する。

▶ 警戒事態

警戒事態は、その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子炉施設における異常事象の発生又はそのおそれがあるため、情報収集や、緊急時モニタリング (放射性物質若しくは放射線の異常な放出又はそのおそれがある場合に実施する環境放射線モニタリング) の準備、施設敷地緊急事態要避難者 (避難の実施に通常以上の時間がかかり、かつ、避難の実施により健康リスクが高まらない要配慮者、安定ヨウ素剤を事前配布されていない者及び安定ヨウ素剤の服用が不適切な者のうち、施設敷地緊急事態において早期の避難等の防護措置の実施が必要な者) の避難等の防護措置の準備を開始する必要がある段階である。この段階では、原子力事業者は、警戒事態に該当する事象の発生及び施設の状況について直ちに国に連絡しなければならない。国は、原子力事業者の情報を基に警戒事態の発生の確認を行い、遅滞なく、地方公共団体、公衆等に対する情報提供を行わなければならない。国及び地方公共団体は、原子炉施設の近傍のPAZ (Precautionary Action Zone : 予防的防護措置を準備する区域) 内において、実施に比較的時間を要する防護措置の準備に着手しなければならない。

▶ 施設敷地緊急事態

施設敷地緊急事態は、原子炉施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が生じたため、原子炉施設周辺において緊急時に備えた避難等の主な防護措置の準備を開始する必要がある段階である。この段階では、原子力事業者は、施設敷地緊急事態に該当する事象の発生及び施設の状況について直ちに国及び地方公共団体に通報しなければならない。国は、施設敷地緊急事態の発生の確認を行い、遅滞なく、地方公共団体、公衆等に対する情報提供を行わなければならない。国、地方公共団体及び原子力事業者は、緊急時モニタリングの実施等により事態の進展を把握するため情報収集の強化を行うとともに、主にPAZ内において、基本的にすべての住民等を対象とした避難等の予防的防護措置を準備し、また、施設敷地緊急事態要避難者を対象とした避難を実施しなければならない。

▶ 全面緊急事態

全面緊急事態は、原子炉施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が生じたため、確定的影響を回避し、確率的影響のリスクを低減する観点から、迅速な防護措置を実施する必要がある段階である。この段階では、原子力事業者は、全面緊急事態に該当する事象の発生及び施設の状況について直ちに国及び地方公共団体に通報しなければならない。国は、全面緊急事態の発生の確認を行い、遅滞なく、地方公共団体、公衆等に対する情報提供を行わなければならない。国及び地方公共団体は、PAZ内において、基本的にすべての住民等を対象に避難や安定ヨウ素剤の服用等の予防的防護措置を講じなければならない。また、事態の規模、時間的な推移に応じて、

UPZ (Urgent Protective Action Planning Zone : 緊急時防護措置を準備する区域) 内においても、PAZ内と同様、避難等の予防的防護措置を講じる必要がある。

また、「原子力災害対策指針」には、EAL の枠組みが提示されている、ここでは、BWR における EAL の一例を示す。その他の項目については、「原子力災害対策指針」や「原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説」等を参照していただきたい。

- 警戒事態：

原子炉の運転中に保安規定で定められた数値を超える原子炉冷却材の漏えいが起こり、定められた時間内に定められた措置を実施できないこと。
- 施設敷地緊急事態：

原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生すること。
- 全面緊急事態：

原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において、全ての非常用の炉心冷却装置による当該原子炉への注水ができないこと。

BWR の燃料交換は、制御棒とのインターアクションがあり、未臨界を担保するために1本以上の燃料が挿入されている単一のセルから制御棒を引き抜く場合は下記事項(保安規定の運転上の制限事項)が義務付けられている。

- (1) 原子炉モードスイッチが「燃料取替」位置にあり、1本制御棒引き抜きインターロック(引き抜かれた制御棒が1本ある場合は2本目の制御棒が選択できない)が作動していること。
- (2) 全制御棒の位置を確認していること。
- (3) 燃料交換において適用される原子炉保護計装の要素が動作可能であること。
- (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること。

また、燃料移動の場合は下記を満足する必要がある。

- (1) 制御棒を引き抜くセルについては、燃料を全て取り出しておく。
- (2) 燃料を装荷するセルには、制御棒を全挿入しておく

燃料取替機のインターロックとしては、次の機能がある。

- (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できず、炉心上での操作ができない。また、燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は制御棒が引き抜けない。

II-1-4

加圧水型 (PWR) 原子力プラントあるいは沸騰水型 (BWR) 原子力プラントのいずれかについて、燃料交換中に未臨界を担保するための方策と、それらの方策によって未臨界を担保できる理由を説明せよ。

【解答のポイント】

- 解答に当たっては、「BWRあるはPWRのいずれかについて」とあることから、自分自身が得意とする炉系について、燃料交換中に未臨界を担保するための方策とその理由を記載すればよい。ただし、BWR及びPWRについて解答した場合には、問題文の指示 (BWRあるはPWRのいずれかについて) に反するため採点されないので注意すること。

ここでは、BWR を例とし、燃料交換中に未臨界を担保するための方策とその理由として解答すべき事項を表-1 に示す。解答に当たっては、表-1 に示すような表形式で解答しても良いし、代表的な未臨界担保策を少なくとも2つ以上挙げ、その理由を詳細に記載しても良い。ただし、解答にあたって原稿用紙に余白がありすぎると減点対象となるので、概ね9割位は埋められるように事例を挙げる、理由をより詳細に記載する等の調整を行うこと。

【補足解説】

表-1 に示したソフト対策について、下記の通り補足する。

表-1 燃料交換中に未臨界を担保するための方策とその理由

項目	燃料交換中に未臨界を担保するための方策	未臨界を担保できる理由
ハード対策	1 使用済燃料プールの中に燃料を保管するための使用済燃料貯蔵ラックには、中性子吸収効果の高いホウ素を添加したステンレス鋼やアルミニウムを使用する。	中性子吸収材により中性子の増倍を抑制し、未臨界を確保
	2 原子炉内の燃料が装荷されているセルには、必ず制御棒を挿入し燃料取り出し中の未臨界を確実に維持	制御棒の挿入により中性子の増倍を抑制し、未臨界を確保
	3 使用済燃料プール中の燃料が臨界安全上十分な間隔となるようにラックを設計(ラックが全て燃料で満たされたとしても未臨界を確保)	燃料同士の相互干渉により臨界となることを考慮し、燃料同士の面間距離を離すことにより、中性子の増倍を抑制し、未臨界を確保
	4 地震時等に使用済燃料の間隔が変わることがないように十分な構造強度を持つ構造材でラックを設計	
ソフト対策	5 原子炉内の燃料を燃料プールへ燃料を取り出す際には、同時に複数の燃料を取り扱わず、1体ずつ取り扱う	燃料を1体ずつ取り扱うことにより移動中に燃料同士が近接し相互干渉により臨界となることを防止
	6 燃料の移動または制御棒操作毎に起動領域モニタ(原子炉内の中性子数を計測し、監視(警報発報、制御棒引抜阻止等)する装置)の指示値に有意な変動がないこと(臨界未満であることを確認する	燃料交換時及び制御棒操作時の状態を監視することにより、作業中の未臨界状態が維持されていることを確認(異常な状態の早期検知、早期対応による臨界回避)

II-2-1

原子力発電プラントの運転・保守において、法令、基準や規定等のルールを遵守することはもちろんの事であるが、確率論的リスク評価等（PRA）に基づいてできる限り定量的に設備や作業等のリスクを明らかにし、作業の優先度を決定したり、必要に応じて事前に対策や手順等を定めたりすることは、安全性を維持・向上するために重要な基本的活動である。あなたが、運転・保守部門で行われる作業に関してリスク情報をさらに積極的に活用する計画立案の責任者として業務を進めるに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) リスク情報を活用する計画を定めるに当たり検討すべき内容
- (2) 検討事項を業務に組み入れるための手順
- (3) リスク情報を活用する際に留意すべき事項

【解答のポイント】

- 問題文中に「原子力発電プラントの運転・保守において・・・」との記載があり、設計・建設段階の計画、業務ではなく、運転・保守に係る事項であることを考慮して解答を作成する。
- PRAが検討され始めた背景、その特徴（事故シーケンス（イベントツリー）、フォールトツリー、個々の故障確率の考え方等）、レベル等（レベル1～レベル3、地震に係るもの等）による検討対象の違いを把握しておくことと解答しやすい。

【解答に記載する内容（項目）の例】

- (1) リスク情報を活用する計画を定めるに当たり検討すべき内容
 - 計画段階では、現状のリスク評価のデータを基にして、改善すべき事項を抽出する必要がある。PRAによるリスク評価が十分でないことが想定される場合、その評価結果についてレビューした上で課題を抽出する。外部のレビューを受ける、プラントウォークダウンによる確認などが考えられる。
 - 現状の対応能力を評価すること。設備の能力、運転員の力量、手順書の整備状況など。その結果を基に、リスクに対する脆弱な部分を特定し、改善すべき課題を整理する。
- (2) 検討事項を業務に組み入れるための手順
 - 品質保証体系に含まれる運転管理、保守管理、非常時の措置等のPDCAに組み込む、又はシビアアクシデント等への体制整備に係る個別の業務として、PDCAサイクルを構築すること等が考えられる。
 - 実施の際には、計画通り進んでいるか、目標を達成できるかどうかについて、確認をしながら、業務を進める。関連する業務としては、設備改造などハード上の改善、手順書類の見直し・整備、教育・訓練等が考えられる。
 - 実施した結果を評価し、計画の見直しに反映しながら、継続的に改善していく。

(5) リスク情報を活用する際に留意すべき事項

- 福島第一原子力発電所の事故においては、外的要因によって、用意していたシビアアクシデント防止対策が機能しきれなかった。リスク評価の段階においては、共通的な因子によって、必要な対応がとれない、機能が失われる等のリスクを十分に考慮する必要がある。
- 確率論的リスク評価には不確実な要素（事象の解明が不十分なもの、故障率算定における定義の曖昧さやばらつき、幅のある量を一定値を用いて算出することなど）を含んでいる。改善の可否や計画の適切性を判断する場合に、このことを認識して意思決定、対応の検討を行う必要がある。特に、影響の大きい低頻度事象に対する考え方（方針）は、具体的対策を大きく左右する。
- 事故対処設備等新規制基準における要求事項を満足する必要がある。

上記の例には、具体的な事例を挙げていない。紙面に余裕がある場合は、事例を挙げて、説明を補足するとよい。

【参考文献】

- [1] 日本原子力学会標準 原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準 2013
- [2] 原子力規制委員会ホームページ
- [3] 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準、平成25年6月、原子力規制委員会
- [4] 軽水炉発電所のあらまし

II-2-2

原子力発電プラントの停止期間が長期にわたる場合、プラントの運転・保守にかかわる技量の維持が重要となる。運転又は保守のいずれかを対象として、以下の内容について説明せよ。

- (1) 技量の維持について計画を立案する際に検討すべき内容
- (2) 技量の維持をはかる際の実施手順
- (3) 技量の維持をはかる際に留意すべき事項

【解答のポイント】

- 運転又は保守のいずれかとあるので、自らが経験している業務に応じて、選択することができる。
- キーワードとして、プラントの停止期間が長期に渡る場合とあり、長期停止に伴う課題は何かを見極め、それを意識した解答とすることが望ましい。
- 運転員や保全員の技能レベルは問題文中に記載されていないので、広く考えることが可能。

原子力発電プラントの運転を対象にして、技量維持を以下のとおり論ずる。

(1) 技量の維持について計画を立案する際に検討すべき内容について、その一例を以下に示す。

- ① 現状の運転員（保全員）の技量を把握し、業務の遂行にあたって求められる技量のレベル（目標）を明確にすること。
- ② 長期停止等により運転技量維持が困難と懸念される事項（例：ベテランの運転員の退職等による、運転技量や技術の伝承不足）を明確にすること。
- ③ 運転技量維持のための自施設内で代替措置実施の可能性の検討
- ④ 自施設内で代替措置不可能のもの他施設、他機関での教育・訓練施設等利用の可能性の検討
- ⑤ 長期停止等に伴う要員の高齢化、配置変更による技量・ノウハウの維持方策の検討
- ⑥ 長期停止等と運転再開を見通した要員確保と人員配置の計画
- ⑦ 教育や訓練を実施する場合の講師についての要件の設定と、講師の確保。
- ⑧ 技量継続維持を認定する運転員再教育・訓練プログラムの策定検討
- ⑨ （長期停止に伴い現場実習経験のない）新卒者（転入者）に対する教育・訓練プログラムの策定検討
- ⑩ 教育、訓練等の手段の制約（例：実際に運転操作を行うことができないなど）を明確にすること。
- ⑪ 技量の評価基準を明確にすること（新たな要件がある場合は、それを含む）。
- ⑫ 長期運転停止の状況を考慮した場合に、評価項目を追加すべきかどうかについての検討を行うこと。新規制基準への適合に係る対策（設備の補強、手順の変更、運転員の力量そのものに関する追加要件等）を考慮したとき、新たな評価項目が必要になる場合が考えられる。

※JEAC4804-2014 では、運転責任者の判定に関する事項が記載されており、その中で、運転責任者の基準が示されているほか、判定の方法として、シミュレータによる運転実技試験、筆記試験、口頭試験等が規定されている。

(2) 技量の維持をはかる際の実施手順については、(1) の計画を立案する際に検討すべき事項（課題）に対して何をすべきか（解決策）を具体的に示す。全体の流れとしては、「業務及び教育・訓練に関する分析」、「教育・訓練プログラムを設計」、「教育・訓練の資機材の開発」、「教育・訓練の実施」の順に一連の流れに対する具体的な内容を記載する。なお、設定した実施手順に基づく教育の効果に対する評価を行い、必要に応じて教育・訓練方法の見直し等を含めて改善を図ることについても忘れてはならない。以下に回答すべき内容の一例を示す。

- ① 長期停止中における保安教育実施計画及び保安訓練実施計画を年度毎に策定する。

- ② 上記計画に基づいた長期停止期間中における運転員の教育・訓練の具体的実施内容を策定する。
- ③ 策定された教育・訓練を計画的に実施する。
- ④ 教育・訓練を行った効果を測定し、技量が備わっているか評価する。
- ⑤ 評価結果に基づき、技量の認定を行う。
- ⑥ 認定を受けたものは、管理監督者のもとで業務を行う。
- ⑦ 管理監督者は、運転員が技量認定を受けた業務が適切に行われているか測定する。
- ⑧ 管理監督者は、運転員の技量が維持されるか評価する。
- ⑨ 一定の期間後、運転員の技量の維持と向上のための再教育・訓練を行う
- ⑩ 再教育・訓練を行った効果を測定し、技量が維持、向上されているか評価する。
- ⑪ 評価結果に基づき、技量の継続維持の認定を行う。
- ⑫ 継続認定を受けたものは、引き続き管理監督者のもとで業務を行う。

(3) (1) に記述した事項のうち、長期停止に伴う情勢変化に係る事項について抽出して記載する、或いは新規制基準に関する追加要求（シビアアクシデント対策を含む）に言及するなどの解答構成が考えられる。技量の維持をはかる際に留意すべき事項の一例を以下に示す。

- ① 必要な技量が備わっているか適宜測定し、必要に応じて再教育を行うこと。
- ② 長期停止に伴い、運転員の高齢化と世代交代、配置転換が進むため、プラント特有のノウハウを技術継承ができるシステムを構築すること。
- ③ プラント運用上求められる運転技量が運転員において維持されていることを常に測定すること。
- ④ 運転再開に必要な技量を有する運転員を確保する要員計画を立案すること。
- ⑤ 最新の知見、情報を教育・訓練に反映させ、技量の維持と向上に努めること。
- ⑥ 技術指導及び技術伝承が可能な環境を整備すること。

上記 (1) ～ (3) に示した例には、具体的な項目を含んでいない。具体例の記載にあたっては、自らの教育・訓練の経験や下記参考資料等を参照してもらいたい。

【参考文献】

- [1] 原子力発電所運転員の教育・訓練指針JEAG4802-2002
- [2] 原子力発電所運転責任者の判定に係る規程JEAC4804-2014
- [3] 日本原子力学会標準 原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2013
- [4] 原子力規制委員会ホームページ

治安当局による対応が図れるまでの間の遅延を図る。

3.3 核燃料サイクルの技術

II-1-1
核燃料サイクル施設のテロ対策について、特に注意の対象となる設備を挙げ、その設備でどのような対策を講じねばならぬか、どのような情報管理が求められるか述べよ。

【解答のポイント】

- 解答にあたっては、従来の核物質の不法転用対策に主眼が置かれていた「核物質防護」の考え方から、旧ソ連や東欧諸国を中心とした核密輸や米国における同時多発テロや自爆テロの多発を受け、従来の核物質防護に基づく管理を包含した総括的な対策として、原子力施設などへの妨害破壊行為対策に主眼を置いた「核セキュリティ」へと移行するに至った背景を踏まえた上で、IAEA及び原子力委員会等において「核セキュリティ」を実施する上でどのような要求事項（詳細については、参考を参照のこと）について理解した上で、それら要求を達するために何をすべきかを論じる必要がある。
- (1) 核燃料サイクル施設において注意の対象となる設備
- テロリストにとってその目的を有効かつ効率的に達成する手段として、表に示すプルトニウムあるいは高濃縮ウランの盗取が挙げられる。これらのうち、テロリストにとって最も魅力的な核物質を保有し、厳重な防護管理が必要となる区分は表中の色塗りした区分である。ただし、当該量に相当する核物質を仮にテロリストが盗取しても核兵器を作り出すことは困難である。（核兵器を作り出すには、4～5回の盗取が必要である）
- 厳重な管理が要求される上述した区分に該当する核物質は、「枢要区域」と呼ばれる周辺防護区域及び防護区域で取り囲まれた区域にて管理される。
- 以上のことを踏まえ、核燃料サイクル施設において注意が必要となる対象設備は、上述した「枢要区域」に設置される設備となる。なお、枢要設備に設置される設備については、後述する「情報の管理」に示す情報に該当することからここではその詳細は割愛する。
- (2) 注意の対象となる設備におけるテロ対策
- 枢要区域におけるテロ対策として、
- ① テロリスト等の周辺監視区域への侵入をセンサ等の監視設備により早期に検知し、治安当局に対して迅速に通報する。
 - ② 治安当局が到着するまでの間、テロリスト等が防護区域、枢要区域へ接近する時間を遅延させるため、周辺防護区域へのフェンスの設置（センサ等による監視を含む）
 - ③ 周辺防護区域を突破されたとしても容易に防護区域内に侵入できないように防護区域境界の扉を強化扉とし、

- (3) 情報の管理
- 核燃料サイクル施設のテロ対策の一環として管理すべき情報は、大きく以下に示す「核物質防護秘密」と「管理すべき情報」の2つに大分される。
- ① 核物質防護秘密

「核物質防護秘密」とは、不法に開示されると核物質及び原子力施設の防護を損なう恐れのある情報であり、IAEA技術指針によれば以下のように定義されている。

 - (ア) 設計基礎脅威
 - (イ) 防護されなければならない個々のターゲット
 - (ウ) 原子力施設の核物質防護計画
 - (エ) 核物質防護システムの設計の特徴を示す図面等
 - (オ) 侵入者検知システム、刑法システムの配線、緊急時の電源等の場所を示すレイアウトの詳細
 - (カ) 施設内外の防護用通信連絡システムの詳細
 - (キ) 警備員の行動
 - (ク) 輸送の日程・経路
 - (ケ) 緊急時対応計画
 - ② 管理すべき情報

「管理すべき情報」とは、上述した核物質防護秘密には該当しないが、防護措置に関する詳細な事項に係る情報であり、知る必要があると認められるもの以外には知られないように管理しなければならない情報である。防災小委員会報告書「原子力施設における核物質防護対策の強化について」には以下のように定義されている。

 - (ア) 重要施設の建屋図面に関する防護上重要なデータ
 - (イ) 防護区域の範囲
 - (ウ) 監視に関する事項（侵入警報装置・監視装置の位置、種類、性能、配線、電源等、巡視頻度・経路等）
 - (エ) 出入管理方法（検査の方法、検査装置の性能、鍵の種類・構造・管理・暗証番号等）
 - (オ) 核物質の管理（貯蔵方法等に関する詳細事項、貯蔵施設への侵入警報装置の種類・性能等）
 - (カ) 連絡装置の種類、系統等
 - (キ) 緊急時対応計画
 - (ク) 組織体制
 - (ケ) 従業員への教育訓練内容
 - (コ) 核物質防護規定とその具体的運用

表 未照射核物質の防護区分

		区分		
		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
プルトニウム ^{※1}		2kg以上	500gを超え 2kg未満	15gを超え 500g以下
濃縮 ウラン ^{※2}	20%以上	5kg以上	1kgを超え 5kg未満	15gを超え 1kg以下
	10%以上、 20%未満		10kg以上	1kgを超え 10kg未満
	天然ウラン以上、 10%未満			10kg以上
ウラン-233		2kg以上	500gを超え 2kg未満	15gを超え 500g以下

※1：プルトニウム-238の同位体比、80%を超えない全てのプルトニウム

※2：ウラン-235の同位体比、重量はウラン-235の量を示す

(参考)

IAEAは、核セキュリティを「核物質、その他の放射性物質あるいはそれら関連施設に関する、盗取、妨害破壊行為、不法アクセス、不法移転、またはその他悪意を持った行為に対する予防、検知および対応（IAEA General Conference Document, GC(49)/17, "Nuclear Security—Measures to Protect Against Nuclear Terrorism," Report by Director General, 23 September 2005）」と定義づけており、これを踏まえ、原子力委員会は、「核物質、その他の放射性物質、その関連施設およびその輸送を含む関連活動を対象にした犯罪行為または故意の違反行為の防止、検知および対応（原子力委員会報告書「核セキュリティの確保に対する基本的考え方（平成23年9月13日）」と定義した。なお、従来の核物質防護は、核セキュリティにとって変わるものではなく、概念的には核セキュリティに包含されるものである。言い換えれば、核セキュリティとはこれまでの核物質防護を含む幅広いリスクへの対応を図るための活動といえる。

では、想定すべき「核テロ」とは何か？ということになるが、大きく以下に示す4つに大分される。（Mohamed ElBaradei, "Nuclear Terrorism: Identifying and Combating the Risks", Nuclear Security: Global Directions for the Future—Proceedings of an International Conference, London, 16–18 March 2005, IAEA, 2005, p.4)

- ① 核兵器の盗取
- ② 核爆発装置の製造を目的とした核物質の取得
- ③ 「ダーティ・ボム」を含む放射線源の悪意を持った利用
- ④ 放射線影響を引き起こすような施設等への妨害破壊行為

II-1-2

核燃料サイクル施設の核不拡散について、特に注意を要する設備又は機器を挙げ、その設備又は機器で何が問題となるのか、どのような情報管理が求められるか述べよ。

【解答のポイント】

- 本問題に対しては、保障措置の枠組みが見直されてきた背景を踏まえ、何が問題となって、どのような情報管理が求められるのかを述べるとよい。

核不拡散は、非核兵器国が核兵器を保有する権利を自ら放棄し、国際的な合意に基づいて核兵器の拡散を防止することがその目的である。

従来の包括的保障措置の枠組みで、核不拡散の対象施設は、IAEAの保障措置が適用される物質、すなわち核物質を保有、使用する全ての施設が保障措置の対象施設とし、“施設”と“その他の場所”に分けて定義されてきた。

- (1) 原子炉、臨界実験施設、転換工場、加工工場、再処理工場、同位体分離工場または独立の貯蔵施設
- (2) 1実効キログラムを超える量の核物質が通常使用される場所
 なお、実効キログラム量（国内法では実効値という）とは次のように算定した数値をいう。
 - ① プルトニウム：その重量をキログラム単位で表した数値
 - ② 濃縮度（ウラン233の量とウラン235の量のウラン総量に対する比率）が0.01（1%）以上のウラン：そのキログラム単位の重量に濃縮度の二乗を乗じて得られる数値
 - ③ 濃縮度が0.005（0.5%）を超え、0.01（1%）未満であるウラン：そのキログラム単位の重量に0.0001を乗じて得られる数値
 - ④ 濃縮度が0.005（0.5%）以下の劣化ウランおよびトリウム：そのキログラム単位の重量に0.00005を乗じて得られる数値
 - ⑤ ①～④の一または二以上を含む物質：当該物質ごとに①～④の方法で算出される数値を合計した数値

1991年にイラクの包括的保障措置協定（INFCIRC/153）違反が発覚したことを契機に、追加議定書に基づく新しい保障措置が実施されるようになった。

それまでは申告が義務付けられていなかった、閉鎖または廃止措置された施設、保障措置開始以前の物質、保障措置から免除されたまたは保障措置の終了した物質、核分裂性物質の濃縮、再処理または放射性廃棄物の処理に関連する核物質を伴わない核燃料サイクル関連の研究開発活動および特定設備および非核物質の輸出入に関する情報を提出することが規定されている。

- (1) 核燃料サイクル関連の研究開発活動として、以下の活動が該当する。
 - ① 同位体濃縮用の遠心分離機回転胴の製造またはガス遠心分離機の組立
 - ② ガス拡散同位体濃縮用の拡散隔壁の製造
 - ③ レーザー同位体濃縮用のレーザーを使用したシステム

の製造または組立

- ④ 電磁式同位体分離装置の製造または組立
- ⑤ 化学またはイオン交換同位体分離用のカラムまたは抽出設備の製造または組立
- ⑥ 同位体分離用の空気動力学を用いた分離のノズルまたは渦巻管の製造
- ⑦ プラズマの製造
- ⑧ 重水または重水素の生産または精錬
- ⑨ 原子炉級黒鉛の生産
- ⑩ 照射済み燃料用フラスコの製造
- ⑪ 原子炉制御棒の製造
- ⑫ 臨界上安全なタンクおよび槽の製造
- ⑬ 照射済み燃料要素切断機の製造
- ⑭ ホットセルの建設

(2) 輸出入の報告が義務付けられている特定の設備、非核物質として以下のものが規定されている。

- ① 原子炉およびその設備
- ② 核物質ではない原子炉用資材（重水、黒鉛など）
- ③ 再処理施設およびその為に特別に設計・製作された設備
- ④ 燃料要素加工施設
- ⑤ ウラン同位体濃縮工場およびその為に特別に設計・製作された設備
- ⑥ 重水、重水素および重水素化合物の生産プラントおよびその為に特別に設計・製作された設備
- ⑦ ウラン転換施設およびその為に特別に設計・製作された設備

上記のことから分かるように、追加議定書では、保障措置の対象に核物質ではない重水等を規制品目としたこと、濃縮、再処理、重水製造設備に関連した技術移転も規制の対象とし、関連する技術の情報管理が求められるようになったことにその特徴がある。

追加議定書の検討が行われる契機となった、イラクの核兵器開発では、これらの輸出規制対象資機材を密かに調達する努力が行われるとともに、自らウラン濃縮技術やプルトニウム生産技術を開発されていたことが背景にある。その資機材の多くが、英、米、独、日等の先進国から輸入された一般の資機材(汎用品)であったことで、もっぱら原子力専用資機材を規制の対象としてきた核不拡散体制の実効性に疑問が投げかけられる事態となったためである。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典ATOMICA. 包括的保障措置協定の追加議定 (13-05-02-20)
- [2] 原子力百科事典ATOMICA. 保障措置の対象となる物質と施設 (13-05-02-03)

II-1-3

高速炉あるいは加速器を用いて長寿命放射性核種（マイナーアクチニドと寿命の長い核分裂生成物）を核変換することが検討されているが、両者についてそれぞれの長所と短所を述べよ。

【解答のポイント】

- 本問題で問われている「核変換」とは、使用済み燃料の再処理の過程にて発生する高レベル放射性廃棄物中に含まれるアルファ線を放出し、放射性毒性が強く、寿命の長いマイナーアクチニド（ $Np-237$ 、 $Am-241$ 、 $Am-243$ 、 $Cm-245$ 、 $Cm-246$ ）を「非放射性的核種」あるいは「より寿命の短い核種」にすることである。核変換を行うことにより、①高レベル廃棄物の潜在的な有害度の低減し、長期管理の負担を軽減、②深地層に最終処分する高レベル廃棄物の量の低減、③隔離期間の短縮を図り、最終処分場の合理的かつ安全な放射性廃棄物管理が可能となる。
- 核変換にあたっては、現在、①高速増殖炉を中心とする核燃料サイクルの中で発電とMA等の核変換を同時に行うことを目指す「発電用高速炉利用型」及び②加速器を利用したMAの変換システムを核変換サイクルの中心に据え、商用発電サイクルと核変換サイクルからなる独立した2つのサイクルの最適化を目指す「階層型」の2つの概念が主な研究対象となっている。

以上のことを踏まえ、高速炉及び加速器を用いた核変換の長所及び短所をそれぞれ論じると良い。

(1) 高速炉を用いた長寿命放射性核種の核変換

高速炉を用いた核変換として、発電用高速炉を用いた均質型（燃料中のMA含有率が5%以下の低濃度燃料を炉心全体に装荷）または非均質型（燃料中のMA含有率が20～30%（やや高濃度）の燃料を炉心またはブランケットの一部に装荷）の2つの概念が検討されている。

(長所)

- ① 熱中性子を利用する場合（軽水炉による核変換）には、MA核種は中性子捕獲とベータ改変を繰り返した後、核分裂するのに対して、高速炉では高エネルギーの中性子を利用できるため、直接核分裂させることが可能であるため、効率的に核変換処理を行うことが可能。
- ② 高次の長寿命核種ができていく。
- ③ MAの核分裂により大量のエネルギーを得ることができ、(MA核種の核変換による短半減期化をおこないつつ、発電することが可能)

(短所)

- ① $Sr-90$ や $Cs-137$ は、高速中性子に対する中性子捕獲断面積が小さいため、高速炉を用いて効率的に核変換することが難しい。

- ② MA含有燃料の挙動に関する知見（反応度係数等の安全特性、燃焼反応度や出力分布等の核的及び熱的特性、燃料設計等）に関する信頼性の高いデータが不足。
- ③ MA燃料製造に関する知見や技術が不足。
- ④ 原子炉制御技術に関する知見(MAによる炉内挙動)や技術が不足。

(2) 加速器を用いた長寿命放射性核種の核変換

加速器を用いた核変換の概念として、加速器起動核変換システム(ADS: Accelerator Driven System)を用いた未臨界状態での核分裂連鎖反応を利用したシステムとして、J-PARC(大強度陽子加速器)を用いた核変換施設(核変換物理実験施設: TEF-P、ADSターゲット試験施設: TEF-T)が計画されている。また、実験炉級ADSに係る国際共同プロジェクトであるMYRRHA計画(ベルギー)と連携し、ADSによる核変換技術の確立及び実用化を目指している。

ADSを用いた核変換の流れとしては、加速器により10~15億電子ボルトまで加速された陽子をターゲットである鉛-ビスマスへ当てると、核破砕反応により鉛-ビスマスの原子核が数十個の破砕核となるとともに、平均20~30個の高速中性子が発生する。発生した高速中性子がMAを含む燃料と反応し、約3個の高速中性子が発生するとともに、MAは寿命の短い核種や安定核種となる。なお、MAと核破砕反応により生じた高速中性子との反応により生じる高速中性子により核分裂連鎖反応が維持される。以下に加速器を用いた核変換システムの長所及び短所をそれぞれ示す。

(長所)

- ① 加速器を止めれば連鎖反応が停止するため、安全性が高い。
- ② MA濃度の高い燃料が使用でき、効率的な核変換を行うことが可能(1基で軽水炉10基分、高速炉8基分のMAの核変換が可能)
- ③ ADSを用いた核変換技術は、将来考えられる様々な状況に柔軟に対応できる可能性を有している(有望な技術的選択肢のひとつ)

(短所)

- ① ADSの起動には大強度の陽子加速器が必要であり、加速器の更なる高出力化に向けた開発が必要(加速器の性能、コスト)
- ② 鉛-ビスマス(Pb-Bi)冷却炉の設計及び未臨界炉心の制御等の炉物理的課題についての工学的成立性の確認が必要
- ③ MA分離・燃料製造をセル内で実施するための知見・技術が不足。
- ④ MA分離・燃料製造施設のプラント規模での成立性検討が必要。

【参考文献】

- [1] 杉野和輝 (2) FBRによる核変換技術の現状と課題 核データ

ニュース No. 86 (2007) pp23-31

- [2] 群分離・核変換技術評価について(中間的な論点のとりまとめ): 文部科学省 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会 平成25年11月
- [3] 超寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方: 原子力委員会 バックエンド対策専門部会 平成12年3月31日

II-1-4

ブルサーマルの実施における代表的な課題を2項目挙げ、それぞれの内容を簡潔に解説せよ。

【解答のポイント】

- 原子炉でMOX燃料を利用することに着目すれば、その融点や熱伝導度がウラン燃料に比べ、低いことから、原子炉の運転における安全性評価のような課題を挙げることもできるが、ここでは、核燃料サイクルの問題であることに留意して、課題を挙げるのが適当である。

「ブルサーマルの実施における課題」とあるため、ブルサーマルの実施に至っていないのは何故か、障害は何かということを念頭にすると、課題を挙げるができる。例えば、以下のような課題を挙げるができる。

- ① 核燃料サイクル関連施設を新規規制基準に適合させること等により、稼働可能な状態とすること。
- ② 商業規模でプルトニウムを取り扱うことになることから、再処理、燃料加工等における保障措置技術の確立など核不拡散に係る課題
- ③ 使用済MOX燃料の処理・処分に関する課題
- ④ 柔軟なリサイクルを可能とするための中間貯蔵に関する課題
- ⑤ その他、プルトニウムの取扱いに係る個別の技術的課題、再処理や燃料加工で発生する高レベル放射性廃棄物以外の多種多様な放射性廃棄物に係る課題など

考えられる課題から受験者の得意な課題、切り口を2項目選んで、それぞれ解答用紙1枚程度を目安にまとめることになる。

六ヶ所再処理工場は未だ本格操業がされていないが、課題とされてきたガラス固化処理については、運転状態を適切に管理することで処理が可能となる見通しを得ており、現在、新規規制基準への適合に向けた審査が行われているところである。

自然災害への対処、重大事故への対処(臨界事故、高レベル放射性廃液の蒸発乾固、溶媒火災などに対する対処)など、新規規制基準へ適合させるための安全対策が第一の課題となっている。また、この他にも、施設の稼働にあたって、避難計画の整備、近隣自治体、住民の理解を得るためのコミュニケーション活動など、

実現するために取り組むべき事項は多くある。

プルトニウムを消費するはずの原子炉稼働ができない状況では、MOX燃料を製造したとしても使用ができないことから、関連施設（再処理施設、MOX燃料加工施設、プルスーマル用の原子炉等）がバランスよく稼働する状態にすることが必要であり、核燃料サイクル事業に係る事業者間の連携も必要である。

日本は非核兵器保有国でありながら、国際交渉の上、使用済燃料の再処理を行うことが認められている。再処理においては、使用済燃料からウラン、プルトニウムを抽出、分離することから、その際に核兵器への転用を行っていないことを証明しなければならない。これまで、東海再処理施設において、保障措置に係る査察への対応や関連する技術開発などを行ってきたが、商業規模での各事業の操業を考えたとき、プルトニウム量の誤差（在庫差：MUF）が大きくなるため、その技術の高度化や、保障措置に係る対応の調整を含めて、保障措置技術を確立していく必要がある。

六ヶ所再処理工場では、使用済MOX燃料を再処理の対象とはしていない。世界的に見れば使用済MOX燃料の再処理についても実績はあるものの、使用済ウラン燃料に比べ、中性子線の強度、発熱量が高くなるなど特性が異なることから、その取扱い、安全対策等において配慮が必要である。また、再処理せずに直接処分することも考えられる。これらの選択、長期貯蔵を含めた必要な技術の確立等が課題となる。

前述したように、プルトニウム利用が見通せない状況であることから、柔軟に再処理施設等の操業を行えるようにするために、使用済燃料を再処理するまでの間、一時的に使用済燃料を貯蔵する中間貯蔵技術を確立する必要がある。現在、乾式貯蔵方式で中間貯蔵を行う施設の操業に向けて準備が進められている。

その他、プルトニウム取扱いに係る技術的課題として、高燃焼度化等に伴うプルトニウム高次化やマイナーアクチノイドの影響のような切り口で課題を挙げることも考えられる。アメリカシウム241の存在割合が高くなると、グローブボックスでの取扱い等において、その放射線に対する防護を考慮する必要がある。また、TRU廃棄物と呼ばれる、比較的高濃度の核分裂生成物（FP）や超ウラン元素を含んださまざまな放射性廃棄物が発生するが、これらの放射性廃棄物の処理・処分に係る対策が課題となっている。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典ATOMICA. プルトニウムの軽水炉への利用の必要性 (02-08-04-01)
- [2] 原子力百科事典ATOMICA. プルスーマルの安全性 (02-08-04-05)
- [3] 原子力百科事典ATOMICA. 核燃料リサイクルの概要 (04-01-01-01)
- [4] 原子力百科事典ATOMICA. 混合酸化物 (MOX) 燃料とその軽水炉への利用 (04-09-02-03)
- [5] 原子力百科事典ATOMICA. 日本のプルトニウム利用計画 (04-09-02-11)
- [6] 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)

- [7] 原子力百科事典ATOMICA. 使用済燃料中間貯蔵技術 (06-01-05-14)

II-2-1

あなたが東京電力福島第一原子力発電所事故に関係する福島県内のオフサイト除染から発生する放射性廃棄物を対象に福島県内に中間貯蔵施設をつくるプロジェクトの責任者となった。業務を推進するに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 中間貯蔵施設建設に当たって、調査・検討すべき事項
- (2) 中間貯蔵施設建設計画立案の手順
- (3) 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】

- 解答に当たっては、中間貯蔵施設に関して国がその建設候補地の自治体及び地域住民に対する建設の進め方や調査内容についてHP等で情報公開を行っていることから、そこに記されるプロセスを理解した上で、プロジェクトを推進する上で考慮・調査・検討すべき事項及びそれらに対して具体的に何をすべきかについて論じると良い。

- (1) 中間貯蔵施設建設に当たって、調査・検討すべき事項
- (2) 中間貯蔵施設建設計画立案の手順
 中間貯蔵施設の建設に当たっては、以下の①～⑥に示す6つの観点から調査候補地を複数選定する。

【調査候補地の選定に当たって考慮すべき6つの事項】

- ① 除染土壌や指定廃棄物等を効率的に搬入するため、これらが高濃度・大量に発生する地域になるべく近いこと
- ② 除染に伴う土壌や廃棄物の搬入、分別、減容化、貯蔵等の一連の作業を行うために必要な敷地面積を確保すること
- ③ 主要幹線道路へのアクセスが容易であること
- ④ 地震や津波、地すべり等の自然災害に備えるため、断層や浸水域、地滑り地、軟弱地盤を避けること。
- ⑤ 河川の流れ変更等の最小限とすること
- ⑥ 設置自治体の負担を軽減することや搬入車輛による交通渋滞を防止すること

中間貯蔵施設の設置場所を絞込むため、選定された調査候補地について、「施設概要の具体化」、「環境保全策の策定」、「搬入計画の策定」の3つの観点について、それぞれ考慮・調査・検討すべき事項及び具体的な実施内容を表-1に示す。解答にあたっては、これらの内容について論じればよい。

- (3) 業務を進めるに当たって留意すべき事項
 本業務を円滑に進めるに当たって、最も留意すべきは中間貯蔵施設の建設を受け入れる地域住民に対して、調査候補地の選

定段階から調査方法やその結果、安全対策等について情報共有のための対話を積極的に実施し、不安や疑問の払拭に努める必要がある。そのためには、入念な計画に基づく緻密な調査と科学的な検証に基づき、調査をオープン（透明性の確保）にし、かつ、その結果を住民に対して分かりやすく伝える努力（難しい用語を多用しない等）を惜しまず、粘り強く説明を行い、信頼関係に基づく相互理解の構築を図るべきだと考える。また、中間貯蔵建設後もその運営状況と環境影響（線量等）について情報を公開する取り組みを継続する仕組みづくりが必要である。

【参考文献】

- [1] 除去土壌等の中間貯蔵施設の案について：中間貯蔵施設等福島現地地推進本部 平成26年5月
http://josen.env.go.jp/chukanchozou/about/pdf/aggregate_draft.pdf

表-1 中間貯蔵施設の建設に当たって事前に調査すべき事項

目的	項目	考慮・調査・検討すべき事項	実施方法
施設概要の具体化	現地調査	ボーリング調査等の実施地点の特定、ため池や井戸等の水源（水みち）の把握、地表に露出している地質の観察を通じた地形（斜面、断層）や地質分布状況の把握	調査候補地周辺を調査員が歩き、観察等を実施
	ボーリング調査	除去土壌等の保管施設等の安全性確保、構造等を検討するための地質や地下水位等の把握、地盤の硬さ等の把握	現地調査や文献調査等から調査ポイントを選定し、地面を削孔するなどして得た試料等を分析し、地質や地下水位等の把握、地盤の固さなどを把握
	線量測定	調査作業員の健康管理、施設設計や安全評価のための基礎的データの取得。併せて、環境影響評価を行うための補完的なデータの取得。	各調査の実施に先立ち、調査場所の空間線量を計測する。また、施設設計や安全性評価等ができるよう、代表的な地域・地点において空間線量を計測
	盛土試験	盛土の閉め硬めに必要となる重機の転圧回数や施工方法等を把握・検討。	調査候補地周辺で代表性のある土を掘削・採取し、その土を試験場所に運搬し、盛土を形成し、重機での締め固めを実施。
環境保全策の策定	環境調査	環境を保全するとともにその影響を評価するために必要な動植物等の現況の把握。併せて、放射性物質による人や野生生物への影響の評価のためのデータの取得。	災害耐性（津波、地滑り、洪水等）、大気、水質、騒音・振動、動植物、居住地からの距離、景観等の一般的な環境調査に加えて、線量測定でカバーできていない地域における空間線量を計測。
搬入計画の策定	交通量調査・道路状況調査	除去土壌等の搬入計画策定のために必要な交通量や道路状況の把握	現地調査の結果等を踏まえ、調査候補地周辺において、交通量の調査及び道路の被災状況の調査を実施

II-2-2

使用済み燃料の処分方法として、我が国ではウランの有効利用の観点から再処理リサイクル方式が踏襲されてきているが、直接処分方式も選択肢として考えられてきている。あなたは、責任者として直接処分方式の有効性に関する調査検討を求められることとなった。このような状況において、以下の問いに答えよ。

- (1) 直接処分方式の有効性を判断するに当たって調査検討すべき事項を述べよ。
- (2) 調査検討の手順を示せ。
- (3) 調査検討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】

- (1) 原子力政策大綱（平成17年10月11日 原子力委員会）では、今後の使用済み燃料の取り扱いについて4つのシナリオ（シナリオ1：全量再処理、シナリオ2：再処理+直接処分、シナリオ3：全量直接処分、シナリオ4：当面貯蔵）について、表-1に示す①～⑩の観点から検討を行っている。本問題の解答に当たっては、①～⑩の観点から論じると良い。

上記、原子力政策大綱では「核燃料資源を合理的に達成できる限りにおいて有効に利用することを目指して、安全性、核不拡散性、環境適合性を確保するとともに、経済性にも留意しつつ、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用することを基本的方針とする」との方向性が示されているが、直接処分を積極的に推進する責任者としては、表-1に示した再処理する場合との優位性が同等と判断された「△」で示された事項について、直接処分することが優位であることを合理的に説明する調査検討を行う必要がある。

- (2) (3) ここでは、「△」が付いた5つ（①安全性、⑤核不拡散性、⑦社会的受容性、選択肢の確保、⑩海外動向）のうち、①安全性及び⑤核不拡散性について調査検討の手順と留意点を以下に示す。

① 安全性

- 再処理を行う場合と直接処分を行う場合の潜在的なリスク（地震、津波等の自然災害、全電源喪失時におけるリスク等々）について調査を行う。
- 上記A)にて調査した潜在的なリスクに対する事象進展とそれに伴う影響を調査する。
- 上記B)にて調査した影響を緩和するための対策とその効果を比較し、影響を緩和の結果、その影響が十分許容できるレベルか否かについて評価する。この際、影響を緩和するための対策が現実的なものか、コスト的な面から十分見合うものかといった観点で総合的に評価する。

⑤ 核不拡散性

- ▶ 使用済み燃料の再処理を行う場合と直接処分を行う場合のPuやUといった核兵器の原料となりうる核物質を管理、防護する上の課題（使用済み燃料を再処理することにより回収されるPu及びUが利用されることなく保管量を増やしつつある現状や核兵器の原料となりうるPu等を含む使用済み燃料を地下に大量に埋設することによる課題（Pu鉱山問題）といった観点）について調査を行う。
- ▶ 上記A)にて調査した課題に対して、我が国に対して国際社会が抱く疑念や不安を払拭するために何をすべきか（保障措置のあり方、核物質防護の強化等）について、その合意性等を含めて調査を行う。
- ▶ 上記A)及びB)における調査結果を踏まえ、核不拡散を図る上で合理的な方法はどれかという観点で評価を行う。

ドイツ：ドイツでは、1994年の原子力法改正で、電気事業者が再処理または直接処分のいずれかを選択できるようになり、当初は使用済み燃料の再処理に関しては英国及びフランスと再処理委託契約を結び使用済み燃料の再処理を行っていた。しかし、2002年4月原子力法の全面改正により、原子力の段階的撤退が決定され、2005年7月以降に発生する使用済み燃料については再処理しないことになった。

北欧：北欧（フィンランド）では、使用済み燃料を再処理することなく、直接処分するため、最終処分地の選定及び事業へ向けて着実に歩んでいる数少ない事例である。フィンランドでは使用済み燃料を金属製のキャスクに収納した後、結晶質岩への処分を行うべく、オルキオ原子力発電所があるユネラ自治体のオルキオへの最終処分場の建設が進められている。

以下に参考として、海外における使用済み燃料の処分方法における事例を示す。

アメリカ：アメリカでは、使用済み燃料は再処理せずに直接処分する方針で、ネバダ州ユッカマウンテンを処分サイトとすることを決定（2002年）し、原子力規制委員会（NRC）により処分場の建設許可に関する安全審査を行っていたが、ネバダ州自体が反対を表明したことから、使用済み燃料・固体放射性廃棄物の安全で長期的な管理方策を検討・提言するブルーリボン委員会を設置した。当該委員会はDOE長官に対して、将来の放射性廃棄物の貯蔵施設及び処分場の立地選定は同意に基づくアプローチとすること、高レベル放射性廃棄物管理プログラムの責任をDOEから独立した新しい組織へ移すことなどを記した最終報告書が提出され、処分場建設計画は行詰まりを見せている。

【参考文献】

- [1] 原子力政策大綱（平成17年10月11日 原子力委員会）

表-1 今後の使用済み燃料の取り扱いに関して検討すべき10の観点

観 点	優位性	備 考		
		再処理	直接処分	
① 安全性	使用済み燃料を再処理するよりも直接処分の方がより安全であるという観点	△	△	適切な安全対策を講じることにより再処理及び直接処分における安全性を確保することが可能である
② エネルギーセキュリティ	エネルギー資源に乏しい我が国においてエネルギーの安定的な供給及び資源の節約という観点	○	×	エネルギー資源として再利用可能なUやPuを使用しないで廃棄するという観点では再処理の方が有利
③ 環境適合性	循環型社会との整合性、放射性廃棄物の発生量、CO ₂ の発生量という観点	○	×	再処理することにより、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度、体積及び処分場の面積を低減することが可能（廃棄物の最小限化）であり、再処理するほうが有利
④ 経済性	燃料サイクルコスト（再処理するよりも直接処分するほうが安い）という観点	×	○	現時点において直接処分に比べて再処理するほうが1割程度コスト高となるため、直接処分のほうが有利
⑤ 核不拡散性	平和利用の担保（再処理することにより得られるPuが核兵器へ転用されるリスクに対して、処分した使用済み燃料が掘り起こされ悪用されるリスクの方が十分許容できる）という観点	△	△	国際的な保障措置、核物質防護措置及び日米間で合意された技術的措置を講じる限りにおいては、国際的な懸念をもたれることはない。なお、直接処分に当たっては、新たな核物質防護措置技術の開発を行う必要があるが、これらを講じることにより再処理する場合、その有利性には差はない
⑥ 技術的成立性	成立しうる技術かという観点	○	×	直接処分については、技術的知見の蓄積が不足している
⑦ 社会的受容性(社会的受容性、立地困難性)	再処理工場の立地に比べて使用済み燃料の処分場の立地を社会として受入れやすいかという観点	△	△	新たな再処理工場及び処分場の立地について受入は、いずれも困難であり、優位性はほぼ同程度
⑧ 選択肢の確保(将来の柔軟性)	将来、社会情勢が変化することを考慮し、複数の選択肢を事前に検討した上で、技術を確認するという観点	△	△	再処理、直接処分等々の選択肢を確保することは、社会情勢の変化に柔軟に対応する上で重要である。
⑨ 政策変更に伴う課題(既投資、追加発生コスト)	現状の再処理路線を変更した場合の課題についての課題の整理と検討が必要であるという観点	○	×	これまでの再処理路線から直接処分に政策変更した場合、これまで再処理施設の立地を受け入れてきた地元との信頼関係を再構築する必要がある、多くの時間と労力を要する点では、再処理の方が有利
⑩ 海外動向	海外では、再処理と直接処分においてどちらが優位かという観点	△	△	海外情勢は、ほぼ同程度

【凡例】 ○：優位である、△：優位性は同程度、×：優位ではない

3.4 放射線利用

II-1-1

LET（線エネルギー付与）とRBE（生物学的効果比）について、ガンマ線とイオンビームを例に用いて簡潔に解説せよ。

【解答のポイント】

一般に荷電粒子（電子、陽子、アルファ線等その他のイオン）が物質に照射されると、運動エネルギーの大きい段階では物質の電子との相互作用（電離や励起）で非弾性的に物質にエネルギーを付与し、続いて原子核と衝突（弾性的な相互作用）して停止することが知られている。荷電粒子が物質内を進行した距離を飛程と呼ぶが、この距離は極めて短い。特に生物物質に照射された荷電粒子が飛程に沿って局所的に付与した単位長さあたりのエネルギーがLET（線エネルギー付与：Linear Energy Transfer）であり、放射線の線質の違いを表す指標として用いられている。一方電磁波であるガンマ線は物質内での軌道電子との相互作用（光電効果、コンプトン効果及び電子対生成）によって二次電子を生じ、これらが電離や励起を起こして間接的にエネルギーを付与する。但し電荷を持たないため透過性は非常に高く、物質への影響は荷電粒子に比べて小さい。

それぞれの放射線に対し水中におけるLETとして、MeV オーダーのエネルギーのベータ線やガンマ線で0.2 keV/μm、アルファ線で120 keV/μm、炭素イオン（ガン治療用）で500 keV/μm以上、等の値が挙げられている。本来LETは荷電粒子に適用される量であるが、ガンマ線に対しても二次電子に着目し拡張して用いられている。

以上のように、イオンは透過性が低くLETが大きいため生物物質の極表層に局所的な影響が生じ、一方でガンマ線は透過性が高くLETが小さいため生物物質の深さ方向に均一に影響するのが特徴である。このように放射線種及びエネルギーの違いによって生物物質へ与える影響が相違することから、一概に比較することが難しい。そこで生物学的効果の効率の大小を表す指標として生物学的効果比（Relative Biological Effectiveness: RBE）が用いられる。RBEは、ある生物効果に着目し、それを引き起こすための基準となる放射線種及びエネルギーに対して、問題とする放射線種とエネルギーを受けたときの生物学的効果の比で表される。実際には診療用X線（最高250kV）やコバルト60のガンマ線を基準とし、ある生物効果を引き起こす吸収線量の比の逆数で求められる。例えば1回の照射で半数のマウスを死亡させる線量がX線（標準放射線）で8Gy、あるエネルギーの中性子線で0.8 Gyであった場合、この中性子線のRBEは10と評価される。同一の放射線種であればエネルギーが小さいほど、また粒子線であれば質量が大きいほどLETは大きくなる。

LETの具体的な事例としてマウスの臓器の重量低下や致死、また高等植物の染色体異常等についての検討がなされている。これらは全く異なった生物反応であるが、いずれも約80 keV/μm付近のLET値をもつ放射線が、最大のRBE値を示すことが示されている。

【参考文献】

- [1] (財)日本原子力文化振興財団編「原子力の基礎講座」(第6分冊 人体と放射線・原子力と環境) p20
- [2] 社団法人日本原子力学会編「原子力が開く世紀」 p83

- [3] 原子力百科事典ATOMICA
線エネルギー付与(LET)・生物学的効果比(RBE)・放射線荷重係数(WR) (09-02-02-11)
- [4] 原子力百科事典ATOMICA、放射線の種類と生物学的効果 (09-02-02-15)

II-1-2

物質の元素分析を行う方法はいくつか挙げられるが、その中でイオンビームを用いた元素分析法について2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】

イオンビームを用いた代表的な元素分析方法とその概要を以下に示す。

- (1) ラザフォード後方散乱分析(RBS: Rutherford Back scattering Spectrometry)

RBSは、MeV領域のHまたはHeイオンビームを固体表面に照射した時に後方に散乱されるイオンのエネルギースペクトルを測定することにより、試料表面の組成（構成元素の種類）を分析するものである。

ヘリウムよりも原子量大きい元素から構成される試料表面にヘリウムイオンを照射した場合、ヘリウムイオンは試料中の原子核との弾性散乱によって後方に跳ね返る。この時のヘリウムイオンの跳ね返り方は、照射した試料表面の構成元素の原子量の大きさに依存することから、ヘリウムイオンの跳ね返り方を捉えることにより、構成元素の種類を同定することが可能である。

本分析法は、1) 標準試料無しで正確に定量することができ、2) 非破壊で深さ方向の濃度分布が得られる、3) 原子番号の2乗に比例して感度は高くなるため、重元素では100 ppm レベルまで検出できるといった特徴を有する。

なお、単結晶試料では、結晶軸に平行にイオンビームを照射することにより、結晶性、欠陥の深さ方向分布などの情報を得ることも可能である。

- (2) 反跳粒子検出法(ERDA: Elastic Recoil Detection Analysis)

ERDAは、イオンビームを固体表面に照射した際、Heイオンにより前方にはじき出された（反跳によって放出された）原子のエネルギースペクトル（弾き出された原子のエネルギースペクトルはその原子核の質量を反映）を測定する分析方法である。特にERDAは、従来法では極めて困難であった水素含有量の定量化や固体中の深さ方向における水素の分布等に関する情報を得ることが可能である。

- (3) 核反応分析(NRA: Nuclear Reaction Analysis)

NRAは、入射イオンビームを固体表面に照射し、核反応によって生じた粒子線やγ線のエネルギースペクトルを測定することにより試料を分析する方法である。共鳴型の核反応の場合には非常に狭いエネルギー範囲で核反応が生じるため、入射イオンのエネルギーを変えながら測定することによって、着目元素の深さ方向濃度分布を調べることができる。最も良く用いられて

いるのは、6.385MeV以上のエネルギーの¹⁵Nイオンを照射して4.43MeVの γ 線を検出する、水素の深さ方向分析である。

(4) その他のイオンビームを用いた分析法

RBS, ERDA, NRA 以外のイオンビームを用いた分析法として、以下に示す分析法がある。

- 中エネルギーイオン散乱 (MEIS: Middle Energy Ion Scattering)
- 高分解能RBS (HR-RBS (HRBS): High-resolution RBS)

【参考文献】

[1] 笹川 薫; イオンビーム分析概論 (I) (HEIS, MEIS, LEIS), Journal of Surface Analysis Vol. 12 No. 4 (2005) pp. 435 - 441

たオートラジオグラフィであり、ベータ線壊変核種である炭素14で標識化した炭酸ガスを植物に吸収させ、糖として貯蔵される仕組みの解明において実績がある。近年はイメージングプレート (Imaging Plate: IP) の実用化により感度及び定量精度の向上、デジタル化が図られている。

【参考文献】

[1] (財)日本原子力文化振興財団編「原子力の基礎講座」(第6分冊 人体と放射線・原子力と環境)p. 95
 [2] 国立研究開発法人 国立国際医療研究センター 放射線核医学科HP
<http://www.ncgm.go.jp/sogoannai/housyasen/kakuijaku/index.html>
 [3] (財)日本原子力文化振興財団編「原子力の基礎講座」(第7分冊 アイソトープ・放射線の利用)p. 55
 [4] 社団法人日本原子力学会編 「原子力が開く世紀」、p. 135
 [5] 原子力百科事典ATOMICA、放射線の写真作用 (08-01-02-04)

II-1-3

放射性同位元素 (ラジオアイソトープ) を用いてヒトや植物等の生体内の物質動態をイメージングする方法が次々と開発されてきている。放射性同位元素の崩壊によって放出される放射線の種類の観点から代表的な方法を3つ挙げ、簡潔に解説せよ。

【解答のポイント】

核医学分野において、放射性同位元素を体内深部の軟部組織 (活動性病変) に選択的に凝集させてイメージングし、病変の分布や病勢を評価する腫瘍診断等への適用が進められている。ここで用いられているのは主に放射性同位元素から放出されるガンマ線と、陽電子 (β^+) 壊変によって放出された陽電子と電子の対消滅で生成したガンマ線 (0.511 MeV) が用いられる。このような画像診断法をシンチグラフィと呼ぶ。

かつてはガンマ線放出放射性同位元素としてヨウ素131が用いられたが、現在ではベータ線を伴わずにガンマ線を放出するテクネチウム99mやヨウ素123の適用が主流となってきている。単一光子放射断層撮影 (Single photon emission computed tomography: SPECT) 法はガンマ線をシンチレータで捕捉して画像化する方法の一つである。

一方、陽電子と電子の対消滅によって反対方向に放出された1対のガンマ線を画像化に用いる方法は陽電子放出断層撮影法 (Positron Emission Tomography: PET) と呼ばれ、炭素11、カリウム40、窒素13、酸素15、フッ素18、ヨウ素121等の陽電子を放出する放射性同位元素が用いられる。PETは同時計数によってより多くのガンマ線発生位置の情報を得ることが特徴であり、SPECTよりも分解能が高い。一方PETに用いられる放射性同位元素は短寿命であると共にこれらを製造するためのサイクロトロンや原子炉等の施設が必要であり、長寿命で入手しやすい放射性同位体を使用するSPECTに比べて高価となる。

農業・生物分野での放射性同位元素を用いたイメージング技術の応用例として、植物の光合成で生成した炭酸同化産物の移行・代謝に関する研究が挙げられる。ここで用いられているのは放射性同位元素が放出する放射線によって写真フィルムが感光する原理を用い

II-1-4

食品への放射線照射について、その及ぼす照射効果と国内及び海外での実施状況について簡潔に説明せよ。

【解答のポイント】

安全かつ栄養価の高い食料の安定供給は人類生存のための必須条件であり、農業の発展と共に食品の加工・保存技術の発見と多様化はこれまでの食料の確保に大きく貢献してきた。特に農産物の収穫後の損耗や畜産物に含まれる病原菌の繁殖等は直接食料不足に繋がる要因であるため、加工・保存技術の多様化は食料の安定供給に直結するものである。瓶詰や缶詰等の近代的な食料加工・保存技術の確立以降、貯蔵環境の制御、化学薬剤の使用、密封性の高い保存用包装材料を使った真空保存、加熱殺菌、無菌化包装等、様々な技術開発が進められている。特に農産物の保存 (熟度調整) や殺菌に薬品の添加や燻蒸剤処理が行われてきたが、栄養価の損失のみならず、薬品による健康被害の懸念も指摘されている。

食品を構成する高分子材料 (タンパク質、核酸、炭水化物、脂質等) に放射線を照射すると原子、分子レベルでの相互作用の結果電離や励起を生じ、炭素に結合している水素が外れて反応性の高い有機ラジカルが生成する。これらが更に他の分子と反応し、高分子材料の分解反応を引き起こす (直接作用)。また細胞組織に含まれる水への放射線照射によって生成したフリーラジカルやイオンが高分子材料と反応して損傷を起こす (間接作用)。放射線の種類やエネルギーによって程度や頻度に相違があるものの、特にデオキシリボ核酸 (DNA) の二本鎖切断やDNAの修正エラーや修正不能の原因となり、突然変異の発生や細胞死に繋がるものである。また塩基の損傷はDNAの変質や誤修復等によって突然変異等の遺伝的影響として顕在化する。食品への放射線照射は上記のような細胞の不活性化を利用したものであり、代表的な例として、(1) 食品の衛生化を目的とした腐敗菌や病原菌の殺菌、寄生虫や害虫の殺滅、熟度遅延、(2) 食品保存長期化を目的としたジャガイモやタマネギ等の発芽抑制の2つが挙げられる。

食料農業機関(FAO)、国際原子力機関(IAEA)及び世界保健機関(WHO)の共同専門家会議において、10 kGy以下の食品照射であれば問題ないとの結論に達し勧告として1980年に発表された。このような国際機関における検討と共に各国において研究開発が進められた結果、日本を含め37カ国において食品への放射線照射が実用化されている。適用対象品としては、香辛料の殺菌が圧倒的に多く、続いてジャガイモやタマネギの発芽防止利用が多い。このような農産物への適用は特に発展途上国の輸出拡大に寄与するもので、広く実用化が進められている。また米国等では肉類に起因する食中毒防止を目的とした殺菌を中心に実用化が進んでいる。さらに英国では、免疫不全の病人に対応するため、放射線照射による病人食の完全殺菌が行われている。一方ドイツ、スイス、オーストリア、スウェーデン等のように食品照射を全面禁止している国もある。

わが国においては、食品衛生法に「食品に放射線を照射してはならない」と言う条項があるためその例外規定として、北海道土幌においてジャガイモの発芽防止を目的とした1 kGy以下(0.02~0.15 kGy)のガンマ線照射が毎年15,000トン程度実施されている。それ以外にも、ソーセージや魚介練物の0-157やサルモネラ菌等の食中毒を引き起こす細菌の殺滅効果や、米、小麦の殺虫、香辛料や切花等の輸入品に対する検疫処理として臭化メチル等の有毒ガスによる薬剤処理の代替技術として放射線による殺虫効果等が確認されているが実用化に至っていない。

【参考文献】

- [1] 社団法人日本原子力学会編 「原子力が開く世紀」 p. 130
- [2] (財)日本原子力文化振興財団編「原子力の基礎講座」(第6分冊 人体と放射線・原子力と環境)p. 14
- [3] (財)日本原子力文化振興財団編「原子力の基礎講座」(第7分冊 アイソトープ・放射線の利用)p. 188
- [4] 飯田敏行監修「先進放射線利用」(大阪大学出版会) p. 173
- [5] 原子力百科事典ATOMICA、放射線のDNAへの影響(09-02-02-06)

II-2-1

農業分野の放射線利用として、植物の有用な突然変異(品種改良)を起こす業務を担当者として進めるに当たり、下記の内容について記述せよ。なお、対象とする植物はイネ若しくは花きと仮定し、用いる放射線は、ガンマ線とイオンビームとする。

- (1) 計画策定に当たって調査・検討すべき事項
- (2) 業務を進める手順
- (3) 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】

- (1) 計画策定に当たって調査・検討すべき事項

植物の受粉過程において優良な形質を持った他の品種と交配することでより優秀な遺伝子を導入し、得られた次世代の個体からより優良なものを選抜して改良する作業を育種と呼び、農業の発展において重要な位置を占める。遺伝子の突然変異は自然界においても普通に見られ、子孫に伝えられる現象であり、

これを利用したのが突然変異育種である。化学物質や放射線を用いることで突然変異の発生頻度が上がることは良く知られており、形質発現の選択肢を拡充して突然変異育種の効率化を図ることが出来る。

計画策定に先立って、選択した植物を突然変異によってどのように改良して市場に投入していくかと言った目的と開発目標、ニーズを明確にした上で、これまでのその植物の品種改良実績、線質の相違する放射線が細胞に与える照射効果等、技術的(機構論的)な知見の調査は必須であろう。特に最終ゴールである製品化を見据えた全体計画策定の際には、各開発段階において競合技術の開発状況と比較を行い、放射線利用の長所・優位性や短所、費用対効果等、計画の妥当性や方向性を多角的に検証する(PDCAサイクルが機能する)仕組みを備えておくことが肝要である。

細胞への放射線照射によって遺伝情報を保持するデオキシリボ核酸(DNA)に断鎖や塩基損傷が生じる。一般的には一本断鎖は比較的正確に修復される確率が高く、一方二本断鎖や塩基損傷ではDNAの変質、修正エラーによる遺伝情報の修正不能が生じ易い。そのため二本断鎖や塩基損傷によって稔性(有性生殖によって結実し種子を生じること)低下や奇形形的或いは増殖能力を失う致死の変異が生じる反面、有用な突然変異が生じることも知られている。このような突然変異で生成したDNAを自家受粉等によって分離選抜して育成するのが放射線を用いた突然変異育種(または放射線育種)である。

また放射線による照射効果の相違に着目すると、

- ① ガンマ線は電荷が無く透過性が高いため、損傷は入射(深さ)方向に均一に分布する。また細胞内の水の放射線分解で生成したラジカルがDNAを損傷する間接作用が主な反応であり、二本断鎖より一本断鎖が生じ易い。さらに線量率、酸素、温度等の影響を受けやすい。
 - ② イオンビームによる損傷は深さ分布を示すことから、イオンの入射エネルギーを調整して損傷領域を局所的に選択することが可能である。また高LET放射線の特徴として直接DNAに損傷を付与する直接作用が主であるため、一本断鎖と二本断鎖の発生頻度に大きな差は認められない。
- 等のそれぞれの特徴を考慮し、目的に合致した放射線を選択する必要がある。

本設問で対象としているイネに対しては、食感や旨味、栄養素等の改良(モチ化、白粒化、低タンパク化)や、早生化、耐病性、耐候性、耐倒伏性向上による収穫性の改善等を目的とした品種改良においてガンマ線照射を中心とした利用が進められている。またキクやバラ等自家受粉可能な被子植物の花きへの適用例として、花色や花形の変異体の産出、花持ちの良さ、花房数の増加等、観賞用植物としての改良を目的としたガンマ線照射の実績がある一方でイオン照射についても検討が進められている。例えば、キク品種「大平」に炭素イオンとガンマ線を照射した場合の比較を挙げると、突然変異の発生率はガンマ線照射の方が炭素イオン照射のほぼ倍であったが、ガンマ線では単色の変異が大部分であったのに対して炭素イオンでは複色や条斑タイプの変異誘発が観察されたことが報告されており、放射線の種類によって突然変異の発生率だけでなくその質的な相違が見られることも考慮する必要がある。

(2) 業務を進める手順

最初に、選択した植物に対する突然変異育種全般に関する公知技術(特許、公開文献)を調査して放射線を利用した開発技術の長所・優位性や短所等を整理し、全体計画の目的と成果目標、詳細試験計画に反映する。

続いて放射線源としてガンマ線源(密封したコバルト60やセシウム137等)やイオン照射用の加速器を確保した上で、細胞への照射条件を検討する。検討に当たっては、代表的な細胞に放射線照射した場合の致死と突然変異の発生確率と照射条件に関する一般的な知見を参考に、選択した植物のDNAに対してガンマ線またはイオン照射による効果の発現を合理的に検証できる系統的なパラメータを設定することが肝要である。特にイオン照射では以下を考慮した照射計画や施設設計が必要である。

- ① イオンによる照射効果の深さ方向と細胞の厚さを考慮したイオンの入射エネルギー選定
- ② 細胞の他の器官に対する直接的な影響評価
- ③ 高LET放射線の高線量率照射による細胞の発熱の懸念と、特に照射と加熱の重畳影響を回避するための冷却システムの設置及び温度評価

更に昨年度も同様の問題で指摘されている通り、これらを取り扱う上では、技術的観点だけでなく放射線障害防止法及びその関連規則といった関係法令等を調査し、放射線管理の側面においても法令を遵守した計画とすることは、改めて指摘するまでも無い事項であろう。

その上で放射線照射試験を実施する。開発の初期段階では目標とする育種に必要な突然変異の発現の有無を確認するためのスクリーニング試験が中心になると思われ、中後期開発段階では照射方法と条件の最適化と、突然変異種の分離選抜と育成に当たっての再現性、効率等を重視した内容になるものと考えられ、自ずと開発段階によって内容は異なってくるであろう。いずれにせよ照射後試験として、照射後の細胞の培養による致死評価、突然変異評価として照射後の交配と育成を行うと共にDNA解析を行う。その過程において、放射線源の取扱、照射条件の評価、照射前及び照射後の細胞の保管・管理等の確立と記録が必須であることは言うまでもなく、突然変異種の生成に関わるDNA損傷・修復過程に及ぼす放射線の影響を明確にするため、得られた結果と放射線照射試験パラメータの関係を分析する必要もある。

(3) 業務を進めるに当たって留意すべき事項

被子植物の花きの突然変異育種を計画する場合、その植物が自家受粉できない(自家不和合性を有する)場合種子が形成されない場合が考えられる。したがって突然変異育種を適用する花き類の選定においては、子孫への遺伝情報伝達の観点から、まずこのような性質を精査することが肝要である。

またイネや花き類の突然変異育種には、化学薬品を用いる方法も検討されている。このような従前からの方法を精査することは、同様の効果が期待される放射線照射条件の絞り込みに資することは合理的な計画策定に資するものである。さらに放射線利用を進める上で、例えばこれまで得られなかった品種改良への期待と言った新規性や、薬品利用に伴う作業者の健康や

環境負担の低減といった優位性等を見出し、推進に当たってのインセンティブの確立も必要であろう。

最後にイネへの適用に当たっては、食品としての安全性確認が求められる可能性も考慮しておく必要がある。但しこれについては、放射線照射したイネに放射性物質が残留することはなく、また他の遺伝子を組み込む(組み換える)技術とも異なるので、化学薬品を用いた突然変異育種に対する検証と同等のもので良いものと思われる。

【参考文献】

- [1] 社団法人日本原子力学会編 「原子力が開く世紀」 p125
- [2] 飯田敏行監修「先進放射線利用」(大阪大学出版会) p144
- [3] (財)日本原子力文化振興財団編「原子力の基礎講座」(第7分冊 アイソトープ・放射線の利用) p186
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA、放射線と突然変異(09-02-06-02)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=09-02-06-02
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA、放射線の DNA への影響(09-02-02-06)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=09-02-02-06
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA、放射線による植物への影響(09-02-01-05)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=09-02-01-05
- [7] 放射線を利用した突然変異育種(解説)、放射線利用技術試験研究データベース: 放射線利用振興協会,
<http://www.rada.or.jp/database/home4/normal/ht-docs/member/synopsis/029198.html>

II-2-2

現在、我が国では高分子材料に対して放射線の照射効果を用いた化学プロセス、すなわち放射線化学プロセスが盛んに行われている。あなたが高分子への放射線化学プロセスの開発に従事するとして、以下の内容について記述せよ。

- (1) 高分子材料に対する放射線化学プロセスの開発計画策定に当たって調査・検討すべき事項
- (2) 放射線化学プロセスの開発を進める手順
- (3) 放射線化学プロセスの新たな応用企画

【解答のポイント】

本設問で取り上げる高分子材料への照射効果の基本原則や放射線源の取扱い等については、設問II-1-1、II-1-4及びII-2-1の解説と重複する部分が多いことから、高分子(有機)材料の合成プロセスを中心とした内容に絞って記載することとする。

- (1) 高分子材料に対する放射線化学プロセスの開発計画策定に当たって調査・検討すべき事項

高分子材料とは、分子量の小さいモノマー(monomer:単量体)を構成単位として化学反応(重合:polymerization)によって結合させ、分子量の大きいポリマー(polymer:重合体)としたもので、その分子構造の故に大きな延性や優れた可塑性等の特性を発現する。反応を起こすためには不対電子を持ったラジカル

(free radical)を形成する必要があり、熱や光などの形でエネルギーを加えたり、開始剤や触媒等を用いるなどしてモノマーに含まれる電子の一部を励起してラジカルとする。一般にラジカルは反応性が高いため、生成した後に短時間のうちに他の原子や分子との間で酸化還元反応を起こし、安定な分子やイオンとなる。

以下に、高分子材料に関する化学プロセスについて概説する。

① 重合反応

ポリマーには、A)モノマーの二重結合位置が不対電子化し、モノマーどうしが繰り返し結合(付加重合: addition polymerization)した重付加ポリマー、B)モノマーを形成する異なる官能基どうしが水等の分子量の小さい物質の離脱を伴って結合する縮重合(consolidation polymerization)によって生成する重縮合ポリマーがある。A)の代表としてポリエチレン、B)は6,6-ナイロンが挙げられる。

② 架橋反応

鎖状の高分子中の原子どうしが直接あるいは他の原子を介して共有結合し、網目構造のより大きな高分子を形成することを架橋と呼び、架橋によって化学結合された構造を架橋構造と呼ぶ。架橋により網目構造になると分子は動きにくくなり、加熱しても流動性を示さなくなる特徴を有する。触媒を加えて加熱する方法の代表的なものとして、天然ゴムに硫黄を添加(加硫)した架橋反応が挙げられる。

③ グラフト重合反応

グラフトとは接ぎ木の意味で、ある高分子鎖を幹として別の高分子鎖を枝のように結合させることをグラフト重合(graft polymerization)という。繊維やプラスチックなどの高分子材料に別のモノマーをグラフト重合することによって、既存の高分子材料の性能を損なうことなく新しい性質や機能を付加することができる。

④ 硬化反応

比較的少数のモノマーで形成されたポリマー(オリゴマー)やプレポリマー等の流動性のある柔らかい液状樹脂から三次元網目を形成して、硬いプラスチック状態になる反応を硬化(キュアリング)と呼ぶ。硬化プロセスには加熱、触媒添加、紫外線、電子線照射が用いられ、接着剤や塗装の分野で用いられている。

⑤ 分解反応

高分子材料は、その種類や環境によって熱や光によって生成したラジカルが主鎖、副鎖を切断し、分子量の小さい状態に分解して高分子化合物としての性質を失う。これは高分子材料の劣化機構の一つである。

⑥ 高分子材料を対象とした化学プロセスにおける放射線利用

高分子材料に対する放射線照射効果は、荷電粒子(電子、イオン)照射による直接作用、若しくは電磁波(ガンマ線、X線)照射による二次電子による間接作用でモノマーの電子を励起し、これによって生成したラジカルが化学反応を促

進することによって発現する。

放射線照射によってラジカルが生成し、モノマー及びポリマーの結合(または分解)反応を誘発する点で、熱や触媒を用いた既往の反応プロセスと同等である。このように既往の化学反応プロセスと比して放射線照射の活用が進んでいる技術分野があることは、利点として、比較的低温でも反応が生じることから昇温のためのエネルギー投入量を削減できる、触媒等の反応に必要な物質を削減し、目的の物質の純度を上げることができる、硬化反応中の有機溶剤の放散を抑制できる、等が挙げられよう。現状では、電子照射を用いた架橋反応と硬化反応の利用が非常に進んでいるが、一方重合反応への適用例はあまり多くない。また機能性材料開発の一環において、グラフト重合の適用が広く検討されている。

(2) 放射線化学プロセスの開発を進める手順

最初に放射線化学プロセスを適用しようとする高分子材料に関する公開技術の調査と放射線源の選定と確保、また放射線源の管理のための施設及び運用マニュアル等の確立が必要であることは前問Ⅱ-2-1でも触れた通りである。このような共通的な内容については、前問の解説を参照されたい。

放射線照射試験の実施に当たっては、開発の初期段階では目標とする高分子材料の合成に必要な放射線照射条件探索のためのスクリーニング試験が中心になると思われる、中後期開発段階では、製品の生産に向けた照射方法と条件の最適化、再現性、均質性、効率向上等を重視した内容になるものと考えられる。特にこれまでの知見では、以下のような点に注意して照射条件の探索を行う。

- ① 放射線照射による化学反応への効果として、高分子材料によって分解型と架橋型に分類されること
- ② 架橋と主鎖切断の発生頻度に係る放射線のエネルギー(G値)がポリマーによって異なること
- ③ 放射線照射で形成したラジカルは目的の化学反応だけでなく、結合の切断も起こすことから、化学反応により多く利用するため、それを阻害する物質(主に酸素)の共存を適正に管理すること
- ④ 放射線のLETや透過性を考慮すること
- ⑤ 反応過程のラジカルの密度や反応速度に影響することから、温度や線量率を適切に設定すること

照射後試験として、製作した高分子材料の特性を評価し、適切な照射条件を選定し、製品化に向けた生産プロセスの確立を図る。

(3) 放射線化学プロセスの新たな応用企画

「新たな応用企画」への回答に当たっては、問題出題時点における対象技術の現状と課題を踏まえておくことが求められる。加えて技術自体も日々進歩していることから、日常より最新の研究内容等を把握し、自分なりに整理しておくことが必要である。

【参考文献】

- [1] 日本材料科学会編 「照射効果と材料」(裳華房) p. 168他
- [2] 社団法人日本原子力学会編 「原子力が開く世紀」 p. 116 等
- [3] 原子力百科事典ATOMICA、放射線照射による有機材料の性能向上(08-04-02-01)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=08-04-02-01

【補足】

EB硬化に用いられる樹脂系オリゴマーは、普通、ビニル重合性の不飽和基をもつプレポリマーおよびモノマーの液相混合物で、硬化の反応形式はラジカル共重合である。このため、空気中の酸素がラジカルと反応して硬化を阻害するため、反応は窒素のような不活性ガスの雰囲気で行われる。カチオン重合系の場合は酸素による硬化阻害はないが、発生するオゾンに対する対策が必要になる。

熱硬化性樹脂の一つである不飽和ポリエステル樹脂が放射線によって硬化することは、1950年代に発見されたが有望な硬化法として注目され、実用化(EB硬化法)が活発になったのは、工業用の低エネルギー電子加速器の進歩に伴う1980年頃からである。表1に現在実用化されている代表的な電子線硬化型オリゴマーの例を示す。

EB硬化法の利点は、室温でしかも短時間に反応し、高速処理が可能であることで、熱に弱い素材あるいは熱容量の大きい素材への適用が可能なことである。表面あるいは必要な厚さの層だけを照射すればよいので、300keV以下の自己遮蔽型の低エネルギー電子加速器が一般に用いられ、エネルギー利用効率が大きく、省エネルギー的なプロセスといえる。また、電子線硬化型オリゴマーは、無溶剤型のため樹脂の使用量が少なく、大気汚染の恐れがないのが特徴であり、無公害プロセスともいえる。

3.5 放射線防護

II-1-1
人が受ける被ばく線量を表す用語である「等価線量」と「実効線量」についてそれぞれの定義を簡潔に説明するとともに、これらを使って放射線リスクを評価する際に留意すべき点について述べよ。

【解答のポイント】

「等価線量」：
放射線の組織・臓器に対する障害は、吸収線量のみでなく、放射線の種類とエネルギーに依存する。組織・臓器、放射線の種類とエネルギーに対して決められた放射線荷重係数で荷重された吸収線量(単位Sv)である。

目の水晶体、皮膚等の確定的影響を考慮した放射線リスクを評価する際に用い、放射線業務従事者の等価線量限度は、目の水晶体については150mSv/年、皮膚については500mSv/年、一般公衆の等価線量限度は、目の水晶体については15mSv/年、皮膚については50mSv/年である。

「実効線量」：
確率的影響は、照射された組織・臓器に依存する。そのため、確率的影響を評価する場合、異なった複数の組織・臓器に異なった線量を照射した場合には各組織・臓器の(T)の等価線量に組織・臓器(T)の相対的な感受性を表す組織荷重係数を乗じて評価する。こうして求めた線量が実効線量であり、単位はSvである。

確率的影響に対する放射線リスクを評価する際に用い、放射線作業従事者の実効線量限度は、50mSv/年(連続した5年間で100mSv)、一般公衆の実効線量限度は、1mSv/年である。

【以下、ATOMICA から(参考)】

➤ 等価線量
人体各組織が放射線を被ばくするとき、その組織に対する生物学的効果を勘案した放射線の線量を等価線量という。当初は「組織線量当量」と表記されていたが、平成12年に国際放射線防護委員会(ICRP Pub. 60) 勧告の取り入れにより、「等価線量」に改正された。等価線量限度は、放射線の確定的影響を考慮し、「しきい値」を超えることのない線量として、ICRP(国際放射線防護委員会)が勧告している。これは通常の組織に対しては、職業人に対して500mSv/年と定められている。ただし水晶体に対しては、白内障の発生を考慮して、150mSv/年と定められている。一般公衆に対しては、ICRPの1990年勧告では、水晶体に対して15mSv/年、皮膚に対して50mSv/年としている。

➤ 実効線量
Effective dose. ICRP-1990年勧告での用語であり、1977年勧告での実効線量当量に相当する。身体の放射線被曝が均一又は不均一に生じたときに、被曝した臓器・組織で吸収された等価線量を相対的な放射線感受性の相対値(組織荷重係数)で加重してすべてを加算したものである。単位はシーベルト(Sv)で表される。例えば、ICRP-1990年勧告における線量限度は放射線作業従事者に対して連続した5年間につき年当たり20mSv、一般公衆に対して年当たり1mSvとしている。

II-1-2
以下の材料は遮蔽体として利用されているが、それぞれについて対象とする放射線の種類とその効果や利用に当たっての利点、欠点について説明せよ。なお、ガンマ線に対する厚さ当たりの遮蔽効果の順位がわかるように記述すること。

- (1) 鉛
- (2) タングステン
- (3) アクリル

【解答のポイント】

- (1) 鉛
対象とする放射線の種類：ガンマ線
効果：ガンマ線の遮蔽効果
利点：遮蔽性能が高い、安価

欠点 : 重い, 人体に有害(環境への影響), 施工性

(2) タングステン

対象とする放射線の種類: ガンマ線

効果 : ガンマ線の遮蔽効果

利点 : 遮蔽性能が高い, 施工性, 密度が高いため厚さを薄くできる

欠点 : 重い, 高価

(3) アクリル

対象とする放射線の種類: ベータ線

効果 : ベータ線の遮蔽効果

ガンマ線の遮蔽効果は高くないが, 水素含有材料であり, 中性子線の遮蔽効果もある。

利点 : 視認性が高い, 加工性

欠点 : 放射線による劣化

ガンマ線に対する遮蔽効果について

鉛、タングステン、アクリルのガンマ線に対する遮蔽効果は、「タングステン、鉛、アクリル」の順となる。以下にその根拠を示す。

単位厚さあたりの遮蔽効果の比較に当たっては、1MeV のガンマ線に対する質量減衰係数[cm²/g]を密度[g/cm³]で乗じた線減衰係数[/cm]を基に比較した結果を表-1 に示す。

表-1 単位厚さあたりの遮蔽効果の比較

	質量減衰係数 [cm ² /g] ※1	密度 [g/cm ³] ※1	線減衰係数 [/cm]	単位厚さあたりの遮蔽効果 (順位)
鉛	6.844E-2	11.35	7.8E-1	2
タングステン	6.403E-2	19.1	1.2E+0	1
アクリル	7.062E-2 (※2)	1.17~1.20	8.5E-2	3

※1: アイソトープ手帳第10版より引用

※2: 水の質量減衰係数を使用(放射線施設の遮蔽計算実務マニュアルの最新版には、アクリルの減衰係数も記載されているため、そちらを使用すると良い。)

II-1-3

放射線の人体への影響には、影響が生じるメカニズムの違いにより、確定的影響と確率的影響がある。それぞれについて障害の例を2つ挙げよ。また、被ばく線量との関係から確定的影響と確率的影響の特徴を説明せよ。

【解答のポイント】

(1) 確定的影響:

① 被ばく線量との関係

確率的影響とは、被ばく線量が一定のレベル(閾(しきい)値)を超えた場合に影響であり、被ばく線量が大きくなるほど障害の重篤度が大きくなる。なお、閾値は一定ではなく、それぞれの器官や組織において異なる。

一般的に細胞分裂が激しい生殖腺、眼の水晶体、骨髄、皮膚、消化器等は、放射線感受性が高く、閾値が低い。

② 障害の例

確定的影響に分類される主な障害を以下に示す。解答に当たっては以下に示すA)~F)のうち、2つを回答すれば良い。

A) 不妊

一時不妊: 男性の場合 約0.1Gy

永久不妊: 男性の場合 約6Gy、女性の場合 約3Gy

B) 白内障

白内障に係る閾値(1%閾線量)は、約1.5Gy

C) 造血機能の低下

造血機能低下に係る閾値(1%閾線量)は、約0.5Gyであり、骨髄障害に伴う半致死線量(LD50/60)は、3~5Gy

D) 皮膚障害

代表的な皮膚障害と閾線量は、次の通り。

- 1) 紅斑: 約3~6Gy、
- 2) (一時)脱毛: 約4Gy、
- 3) 乾性落屑: 約3~5Gy、
- 4) 湿性落屑(水泡発症): 約20Gy、
- 5) 壊死: 約50Gy

E) 胃腸障害

小腸の胃腸障害死は、約6Gy

F) 胚及び胎児への影響

胚の致死、奇形の発生に係る閾線量は100mGy、発達障害に係る閾線量は300mGy

(2) 確率的影響:

① 被ばく線量との関係

確率的影響とは、確定的影響に見られる閾値を持たず被ばく線量が増加するほど影響の発生確率がおおきくなるものの、障害の重篤度は変わらないことを特徴とする。なお、低線量域では、他の理由による症例(例: 自然発生等)との統計的な比較から判断が難しい。ICRP(国際放射線防護委員会)では、被ばく線量と確率的影響が比例するというLNT仮説により、放射線防護の考え方を策定している。

② 障害の例

確率的影響に分類される主な障害は、A) 発がんとB) 遺伝的影響である。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA, 放射線の確定的影響と確率的影響 (09-02-03-05)

II-1-4

内部被ばく測定における体外計測法で用いられている以下の検出器について、利用目的や利用に当たっての特徴について説明せよ。なお、説明に当たっては、エネルギー分解能、スクリーニング、精密測定用語を適宜使用せよ。

- (1) プラスチックシンチレーション検出器
- (2) NaIシンチレーション検出器
- (3) Ge半導体検出器

【解答のポイント】

体外測定法において、全身を測定する装置は、一般にホールボディカウンタと呼ばれる。本装置を大別すると、体内への放射性物質の摂取の有無をスクリーニングする目的のものと、摂取した放射性核種の定性・定量を行う目的のものに分けられる。前者にはプラスチックシンチレーション検出器やNaIシンチレーション検出器、後者にはNaIシンチレーション検出器やGe半導体検出器が多く用いられる。

プラスチックシンチレータは大型のものが入手しやすく、検出感度が高く、短時間で測定できる利点があることから、スクリーニング測定に用いられることが多いが、一方でエネルギー分解能が悪いため、放射性核種の定性・定量には向いていない。

Ge半導体検出器は、エネルギー分解能が良く精密測定に向いているが、高価であり、検出器の冷却が必要であるなど取扱いが面倒である。

NaIシンチレータは、比較的大型のものも入手可能であり、冷却の必要もないが、Ge半導体検出器に比べてエネルギー分解能が劣るため、前記2種類の検出器の中間的な特徴をもつ。

【参考文献】

- [1] 被ばく線量の測定・評価マニュアル2000, 原子力安全技術センター
- [2] 全身カウンタ(09-04-03-11), 高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)

II-2-2

東京電力福島第一原子力発電所事故後の環境修復に対して、長期的な目標として年間1mSvが設定され、除染が進められているが、年間5mSvという目標値についても議論されている。この年間5mSvという数値について、放射線防護の専門家として以下の問いに答えよ。

- (1) ICRP1977年勧告等を受け、平成元年の法令改正により公衆の線量限度が年間1mSvとされたが、それ以前は年間5mSvに相当する値であった。年間1mSvにされた背景について述べよ。また現行法令や指針でも年間5mSvに言及されている例を記述せよ。
- (2) 子供の放射線感受性を考慮した放射線の影響の観点から、年間5mSvという数値をどのように一般公衆に伝えたらよいか、あなたの考えを述べよ。
- (3) 環境修復に対してこの年間5mSvという目標値を採用した場合のメリットを示すとともに、そこに潜むデメリットについても記述せよ。

【解答のポイント】

- 福島第一原子力発電所の事故以後、放射線防護に係る線量基準が数多く取り入れられている。これら線量基準及び線量基準から濃度限度などへの誘導の考え方は、理解しておくべきであろう。特に線量基準について、国際放射線防護委員会(ICRP)の勧告を踏まえたものが多い。放射線防護に係る技術的基準を国内法令に取り込むには、放射線審議会(原子力規制庁発足までは、文部科学省が所管省庁であった。)に、担当大臣が諮問し答申を受ける必要があるため、ここでの議論内容も参考となる。ICRP勧告の日本語版の無償公開が、公益社団法人日本アイソトープ協会の尽力によりICRPウェブサイトから逐次公開されているので参考にしていただきたい。放射線審議会は原子力規制庁のホームページから閲覧可能である。
- 本問(2)にあるような放射線学的に立証することが困難な低線量被ばくの人体影響、(3)の国による意思決定がなされていない事項に関する問いかけについて、これといった明確な正解がないものがある。受験者は、専門家の一人としてこれまでの国の方策の状況整理を行い、今後の課題解決に向けての持論を展開することとなる。

(1) 公衆の線量限度が年間1mSvとされた理由

ICRP1977年勧告[1]では、一般公衆に対する放射線のリスクの大きさを、日常生活での他のリスクを公衆がどう容認しているかに照らして考察することが合理的としている。また、日常生活で通常受け入れられているリスクの情報から、その容認できるレベルは職業上のリスクより1桁低いと結論付けた。その結果、一般公衆の容認できるレベルは、一生涯を通し1mSv/年相当であるとされた。また、ICRP1977年勧告では、

これまで勧告していた 5mSv/年という線量限度は、決定グループに適用した場合でも同程度の安全を確保できるものとし、5mSv/年を引き続き使用することを勧告している。その後、1985年のICRPパリ声明において、主となる線量限度は1mSv/年とし、ただし書きとして、生涯にわたる平均が1mSv/年を超えることのない限り数年にわたって5mSv/年が適用できるとされた。

現行法令において5 mSv/年に基づいて設定されている例には、管理区域に係る基準がある。①外部放射線に係る実効線量について1.3mSv/3月、②空気中の放射性同位元素の濃度について3月間についての平均濃度が空气中濃度限度の1/10、③表面汚染について表面密度限度の1/10とされている。近年においては、第110回放射線審議会総会[2]において、放射線発生装置の使用にともなう空気放射化による排気設備の設置基準について、上記②と同様の基準が妥当であるとの答申が得られている。

なお、国内法令では、公衆の年間線量限度が1mSvである旨を明確に規定していない。原子炉等規制法では、周辺監視区域の境界においてICRPが推奨する公衆の年間線量限度(実効線量:1mSv, 眼の水晶体への等価線量:15mSv, 皮膚への等価線量:50mSv)を超えないことを担保できるよう、施設に対して線量基準を適用しているところである。

(2) 年間5mSvという目標値について(子供の放射線感受性を考慮した放射線の影響の観点から)

一般公衆が専門家から情報提供を受け取るとき、一般公衆が要望することは、①結論が明瞭であること、②馴染みのない専門用語は分からないこと(専門用語を用いる場合は説明を十分に行う。)、③平易な言葉によって簡単に理解したいこと、④知りたい情報を得たい(本問の場合には子供への健康リスク)ことが一般的であろうと考える。この設問のような低線量率被ばくによる確率的影響(発がん)について、そのリスクが科学的にははっきりしていないため、一般公衆に伝えることは容易ではないと思うが、現在分かっている正確な情報について、平易な言葉で丁寧に説明していくことが大切と考える。

ここでは、年間5mSvという数値設定について、確率的影響(がん)が発生するおそれについて科学的に検出できる限界を踏まえ、低線量率の被ばくの健康リスク、並びに国際社会での共通理解について述べる。

現在までに放射線による発がんが明らかになっていることは、一度に100~200 mSv程度の被ばくをするとがんが増加する証拠があるが、100 mSv以下でははっきりした傾向は認められていないということである。[4]100mSvという線量ではっきりした傾向が認められない理由は、がんの発生が放射線によるものかどうか科学的に検出できないためである。がんを発生させる因子は放射線だけではなく、私たちの生活の中では、喫煙(受動喫煙含む)、感染、飲酒、塩分摂取、過体重・肥満などが主要因である。[4][5]すなわち、放射線によるがんの誘発は、様々な発がん因子によるがんの誘発から識別できないほど影響が小さいということになる。

上述の線量は、短期間での被ばくの疫学調査の結果が根拠

となっている。低線量率における慢性的な被ばくでは単位時間当たりの被ばく線量が低くなり、同じ総線量であれば、低線量率での被ばくの影響はより低くなる。世界には、年間数~数十 mSv に達するような自然放射線の高線量地域が多数存在する。これらの地域の疫学調査において、がんの増加は認められていない[4]。

一般的な放射線の生物学的影響では、細胞分裂が盛んな細胞は、放射線に対する感受性が高いことで知られている。これは放射線の人体への影響にも当てはまり、成人と比べ成長過程にある子供の方が放射線感受性は高くなる。放射線に対するリスク推定値を与えているICRPも、放射線のリスクが年齢に依存することを認めているが、子供と成人とでは放射線によるリスクは付随する不確実性から考えてそれほど大きなものではないとし、全ての年齢群に同一のリスクを与えている。[6]事故後の復旧状況においては、一般公衆の被ばくレベル1~20 mSv/年という線量範囲は容認できるレベルとして、IAEA, ICRPなどの国際機関において整合が取れている状況であるが、成人と子供とを区別していない[6][7][8]。

これらの事実から年間5mSvの線量が子供の健康に影響を与える可能性は極めて小さい。

(3) 年間5mSvという目標値を採用した場合のメリット・デメリットについて

ICRP Publ. 111では事故後の現存被ばく状況における一般公衆の参考レベル1~20 mSv/年の低いところから段階的に被ばく線量を低減していき、事故時の長期的な追加線量として1 mSv/年を目指すことを推奨している[7]。この長期的な追加線量を実現するには、除染作業に加え、日常生活パターンの工夫、ウェアリング及び放射性物質の減衰の効果などを踏まえた総合的な対策が必要であると考えられる。除染作業によって1mSv/年以下を達成しようとする場合には広域にわたる面的な除染を行う必要があり、これを実現するための費用及び時間は莫大となる。一方、投入した資源に対し、放射線防護上のリスクの低減効果はそれほどあがらない。そのような追加線量が高くない地域に対しては、効果的にリスクを低減するよう除染エリアに優先順位を付けたり、放射線防護に対する知識向上のための地域コミュニティ活動の促進(放射線教育のための資料の導入、放射線測定器の導入など)に対し予算の再配分を行うべきである。目標となる追加線量が設定され、追加線量による健康リスクが小さいこと、住民の実際の被ばく線量の程度について十分に周知できるのであれば、住民の理解は得られるかもしれない。しかし、それが十分ではないことから、1 mSv/年実現に向けた数字ありきの除染を邁進するしかない状況と考えられる。

年間5mSvという目標値を採用した場合のメリットについて、汚染レベルの高い地域にとっては、その地域に優先して資源(専門家・作業員・金銭・設備等)の集中化がなされることで、費用対効果の改善、効果的な除染方法・技術の向上の促進がなされると考えられる。その結果として、地域住民の早期帰還、対象となる地域コミュニティの再生の促進に繋がることが期待できる。また、効果的に再配分された資源によって得られた利益は、地域復旧のためのインフラストラクチャ

等の整備に充てることも可能となる。

次にデメリットについて述べる。追加線量5mSv/年を目標に再設定した場合、住民により十分な地域整備がなされていない区域も除染対象となる。インフラストラクチャ等に制限がある環境では、除染作業者にとって多大な負荷となり被ばく線量も増す。そのため、現時点で除染が可能な地域とそれが困難な地域とを評価し、綿密な計画を立案し、環境修復ロードマップを予め明示すべきである。除染作業者を放射線から防護するため、労働環境を整え、安全及び健康の確保の手法について事前に十分検討しなければならない。

福島第一原子力発電所事故後は、多くの市町村が、ICRP Publ. 111 で推奨される長期的な追加線量1mSv/年を目指して努力している。地域住民等のステークホルダーに対し、5mSv/年の被ばくによる健康リスクに係る十分な説明ができ、コミュニケーションのとれる力量を有する十分な人数の専門家の確保が必要となる。一方、住民の帰還が始まった際に、住民が放射線によるリスクと正しく向き合い安心して生活するための地域コミュニティ活動を支援する体制が求められる。

【参考文献】

- [1] ICRP Publication 26 (社団法人 日本アイソトープ協会、財団法人仁科記念財団訳)
- [2] 放射線審議会ウェブサイト (平成25年8月2日時点)
http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/mext/b_menu/shingi/housha/index.htm
- [3] 専門家が答える暮らしの放射線 Q&A, 一般社団法人日本保健物理学会, 朝日出版社
- [4] 低線量放射線と健康影響, 独立行政法人放射線医学総合研究所, 医療科学社
- [5] 科学的根拠に基づくがん予防, 国立がん研究センターがん情報サービス
- [6] ICRP Publication 103
- [7] ICRP Publication 111
- [8] IAEA Safety Standards, “Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards”, IAEA

4. 原子力・放射線部門【選択科目Ⅲ】の解説

平成27年度技術士二次試験において原子力・放射線部門【選択科目Ⅲ】として出題された各設問に対する解答例と解説を以下に示す。

4.1 原子炉システムの設計及び建設

Ⅲ-1

ロボット技術は、「センサ、知能・制御系、駆動系の3つの技術要素を有する、知能化した機械システム」と定義されており、多くの分野で活用されている。供用中の原子力発電プラントにおいて、これまで主に遠隔操作技術が検査や改造・修理工事等において利用されてきた。また、廃炉作業においてもロボット技術の活用が期待される。以下の問いに答えよ。

- (1) 原子力プラントの運転・保守及び廃炉過程におけるロボット技術の活用に関し、導入実績等を踏まえ期待される効果を述べよ。また、その効果を発揮するために考慮すべき機能要件を述べよ。
- (2) 供用中プラント若しくは廃炉プラントのどちらかを選び、着目した業務を明確にした上で、ロボット技術の活用が最も効果を発揮するとあなたが考える技術的課題を1つ挙げ、これを解決するための技術的提案を述べよ。
- (3) 上記(2)のロボット技術を活用するに当たり留意すべき点を述べよ。
(注記) 本設問における廃炉は、東京電力福島第一原子力発電所・1～4号機のような事故プラントではなく一般的な軽水炉の廃止措置を前提として考察のこと。

【解答のポイント】

- (1) 運転・保守及び廃炉過程におけるロボット技術の活用に関する導入実績と期待される効果、考慮すべき機能要件をそれぞれ示す。
 - ① 運転・保守
 - 1) 燃料交換機
原子炉内における燃料の配置替えや交換作業をするためのロボットである。本装置の導入により、配置換え作業等の遠隔自動化、作業時間の短縮及びヒューマンエラーの排除を図ることが可能となった。
 - 2) 保全ロボット
保全ロボットの導入事例として、原子炉内構造物の溶接線を目視検査や超音波探傷試験をするための装置や水中カメラを搭載したロボット（フラット型水中ビークル、アーム型ロボット、水中浮遊型ロボット）やBWRの制御棒駆動機構の点検（必要に応じて当該機構の交換）用ロボットが挙げられる。これらのロボットが使用され

る環境は、非常に狭く、高放射線環境下である。ロボット技術の導入により、炉内（特に水中及び狭隘箇所）の点検や保守を遠隔で実施することが可能となり、精度良く点検・保守を行うことが可能となっただけでなく、作業期間の短縮及び作業員の被ばく低減を図ることが可能となった。

3) 補修ロボット

補修ロボットの導入事例としてPWR蒸気発生器の点検ロボットが挙げられる。蒸気発生器は冷却水に含まれる不純物が放射化したコバルト60等で汚染されており、空間線量率が高いため、作業員の被ばくが多であった。ロボット技術の導入により、作業員はロボットの取り付け・取り外し時のみ空間線量率が高いエリアに立ち入らばよいようになり、作業員の被ばく低減が可能となった。

② 廃炉過程

我が国において廃炉においてロボット技術が導入された最初の事例として、動力試験炉（JPDR）の解体が挙げられる。原子炉解体に当たっては、その大半は作業員が直に解体作業を行うことが可能な放射線環境であるが、原子炉容器内は極めて線量が高い環境であり、人が作業を行うことが難しく、パワーコンピューターを用いた遠隔解体技術が導入された。ロボット技術の導入により、作業員の被ばくを抑えつつ、安全かつ効率的に廃炉作業を進めることができた。

上述した運転・保守及び廃炉過程でロボット技術が導入される環境は、極めて放射線レベルが高い環境である。このような過酷な環境下においても使用されるロボットには、誤動作や故障のないことが求められる。

- (2) 供用中プラントに着目した業務についてロボット技術の活用する上での技術的課題とその解決に向けた技術的提案を以下に記す。

原子炉には、炉心の冷却や熱伝達のための重要な配管が数多く接続されており、これらの配管の経年劣化により破断や腐食（漏えい）が発生した場合、原子炉の安全機能を失う恐れがあるため、定期的にその健全性を確認し、必要に応じて補修する必要がある。配管の点検に当たっては、配管表面から渦電流や超音波等を用いて欠陥の有無や減肉の程度を測定評価する方法もあるが、欠陥や減肉等は配管内面から進行するため、より精度の高い点検を実施するには配管内面から直に測定すべきである。

【技術的課題】

上記事項を踏まえ、ロボット技術が最も効果を発揮するフィールドとロボット技術を導入する上での技術的課題を以

下に示す。

これらの配管は、炉内を上下左右に曲がりくねっている上、狭隘な箇所や人が立ち入ることができないほどの放射線環境下に設置されており、このような過酷な環境下こそ、ロボット技術が最も効果を発揮するフィールドであると考えられる。

【課題解決に向けた技術的提案】

上記課題を解決する上での技術的提案を以下に示す。

- ① 複雑な配管形状に対して自由自在に変形するため、多くの自由関節を設ける。
 - ② カメラや探傷子等が回転し配管内を抜けなく点検できる機能をロボットに付加する。
 - ③ ロボットが自立的に移動し測定（記録）するため、ロボットが自らの位置を把握（例えば、基準点（配管入口）からの移動した距離と配管スプール情報を基に位置を把握）に人工知能を付加する。
 - ④ 上下方向に設置された配管内でも落下することなく確実に移動できる推進機能（例えば、吸盤等による壁面付着）を付加する。
- (3) 配管点検にロボット技術を活用するに当たっての留意点を以下に示す。
- 先に記したように、点検対象となる配管は高い放射線環境下にあるため、放射線により半導体等の電子部品が破損し動作不良を起こすことがないように遮蔽を行う等の対策を行う必要がある。

【参考文献】

- [1] 原子力ロボット記録と提言 日本ロボット学会、東日本震災関連委員会、原子力関係記録作成分科会 2014年10月1日

III-2

東京電力福島第一原子力発電所事故では、プラント計装系の機能喪失によりプラントの状態を的確に把握できなかったことがアクシデントマネジメントにおいて大きな障害となった。以下の問いに答えよ。

- (1) 加圧水型（PWR）原子力プラントあるいは沸騰水型（BWR）原子力プラントのいずれかについて、シビアアクシデント時において重要な計装系を3つ挙げ、これらの計装系がアクシデントマネジメントにおいて重要となる理由及びこれらの計装系が耐えるべき環境条件について説明せよ。
- (2) シビアアクシデント時の計装系について、あなたが最も重要と考える技術的課題を挙げ、それを解決するための現実的な提案を説明せよ。また、その提案の利点と欠点を分析せよ。

【解答のポイント】

- (1) シビアアクシデント時に重要な計装系（炉型依存性、アクシデントマネジメント時に重要となる理由、耐えるべき環境条件を含む）

シビアアクシデントは「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の第四条に規定される様に、原子力発電所にある燃料体の冷却が不十分となって過熱し、著しく損傷して多量の放射性物質を環境に放出する可能性を伴う事故であり、その損傷の程度に応じて周囲の構造の破壊を含む非常に多様な現象を生じうる。このとき計装に求められる機能は、燃料体が設置されている原子炉压力容器や使用済燃料プールをはじめ、放射性物質の大気放出を防ぐための格納容器や原子炉建屋の健全性（設計機能の保全性）の確認のほか、シビアアクシデントの収束ないし影響緩和のためのアクシデントマネジメント策の実施に必要な機器や設備の健全性およびアクシデントマネジメント策の効果（有効性）の確認、さらに事故の進展の予測や事故後の分析に必要な情報の収集を行うことである。また、事故の進展（原子力発電所の状態）に応じて、計測パラメータ（計測理由）も変化し、注目すべき機器や設備の機能・構造（設置場所）にも依存して、計装に要請される内容は極めて多様である。

以下、PWR、BWR、両者に共通するものの主な例を挙げ、アクシデントマネジメントに重要となる理由、耐えるべき環境を併記する。ただし、福島第一原子力発電所の事故の様な全交流電源喪失に伴う直流電源の喪失は耐えるべき環境の条件として共通するものであり、あらためて併記しない。

① PWR

A) 炉外核計装（中性子束計測）

（理由）炉心の未臨界維持の把握に利用。

（環境）出力に応じてBF3 比例計数管や、 γ 線補償型電離箱（CIC : Compensated Ionization Chamber）や非補償型電離箱（UIC : Uncompensated Ionization Chamber）など種々の検出器が原子炉压力容器に至近の格納容器内で用いられるが、シビアアクシデント時には主に格納容器内の高温環境が耐環境上で考慮すべき点である。

B) 炉心出口温度計

（理由）炉心の健全性の確認、一次系への（代替）注水操作開始の判断などに利用。

（環境）熱電対を用いた計測だが、炉心損傷後には極めて高温の蒸気やガスが到達するため、高温が耐環境上で考慮すべき点である。

C) 一次系（冷却材）圧力計

（理由）炉心の健全性の確認、原子炉压力容器の健全性の確認、一次系強制減圧操作の有効性の確認、などに利用。

（環境）一次系（冷却材）の管理に使用される圧力計測に使用される圧力計は、放射線環境下で使用されることから、検出器内の半導体回路の耐放射性、有機材料やケーブル・ペネトレーションの

温度、蒸気、放射線、化学物質による劣化は、計測結果に著しい誤差を生じさせる可能性があることから、環境上考慮すべき点である。

D) 原子炉圧力容器水位計

(理由) 炉心の冠水状態の確認、原子炉圧力容器の健全性の確認に利用。

(環境) 差圧計を用いた計測であり、格納容器内雰囲気温度が上昇して、格納容器内に敷設される差圧導圧管内の水が昇温、沸騰、蒸発・消失等変化すると、計測結果に著しい誤差を生じる可能性が有る。

E) 蒸気発生器水位計

(理由) 蒸気発生器の除熱の能力の確認として伝熱管冠水状態の確認、二次系への(代替)注水操作開始の判断などに利用。

(環境) 差圧計を用いた計測であり、格納容器内雰囲気温度が上昇して、基準水柱や格納容器内に敷設される差圧導圧管内の水が昇温、沸騰、蒸発・消失等変化すると、計測結果に著しい誤差を生じる可能性が有る。

F) 格納容器圧力計

(理由) 原子炉圧力容器の健全性の確認、格納容器の健全性の確認(排気筒ガスモニタなどを併用)、水素の燃焼・爆発の有無の確認、格納容器雰囲気直接過熱(DCH)の有無の確認、格納容器スプレイ操作の判断、格納容器内自然循環対流冷却操作の判断、フィルタードベント操作の判断などに利用。

(環境) 差圧計を用いた計測だが、導圧管は熱環境には曝されにくく、耐えるべき環境条件は特に苛酷ではない。

G) 格納容器水素濃度計

(理由) 水素の発生や燃焼・爆発の有無の確認(アナログの水素濃度などを併用)、原子炉圧力容器の健全性の確認などに利用。

(環境) 水素濃度計は雰囲気温度、圧力、さらに毒物としてヨウ素(エアロゾルやガス)の影響を受けるものがあるため、事故の推移に応じた特性の変化に注意を要する。

H) 格納容器温度計

(理由) 格納容器の健全性(過温破損のリスク)の確認、格納容器に放出された燃料デブリの冷却状態の把握などに利用。

(環境) 熱電対を用いた計測だが、耐えるべき環境条件は特に苛酷ではない。

I) 排気筒ガスモニタ(放射線計測)

(理由) 格納容器等からの多量のF P放出の有無の確認などに利用。

(環境) プラスチック・シンチレーション検出器やNaIシンチレーション検出器などによって放射線を検出(事故時(高レンジ時)にはプラスチック・シンチレーション検出器等の排気塔ガスマ

ニタが使用できなくなるため、GM管等の検出器を設置している場合もあり)するが、格納容器の外部に設置されており、耐えるべき環境条件は特でない。

J) 主蒸気管モニタ(放射線計測)

(理由) 炉心損傷に伴う高温の過熱蒸気による蒸気発生器伝熱管の誘因破損(バイパスシーケンス)の確認や二次系からの大量F P放出の確認などに利用。

(環境) 主に電離箱によって放射線を検出するが格納容器の外部に設置されており、耐えるべき環境条件は特でない。

K) ICIS シンプル配管室 ないし 格納容器再循環サンプの水位計

(理由) 原子炉圧力容器の健全性の確認、炉心冷却に用いる水源の確保の確認、落下した燃料デブリの状態把握などに利用。

(環境) ヒーター加熱式熱電対を用いた水位計などを利用しているが、耐環境性として格納容器内雰囲気の温度、水質などが考えられる。

② BWR

A) 原子炉水位計

(理由) 炉心の冷却状態と健全性の確認、原子炉圧力容器の健全性の確認、代替注水の開始の判断などに利用。

(環境) 主に差圧計を用いた計測である。格納容器内雰囲気温度が上昇して、格納容器内に敷設される差圧導圧管内の水が昇温、沸騰、蒸発・消失等変化すると、計測結果に誤差を生じる可能性が有る。差圧計の健全性確保も重要である。

B) 原子炉圧力計

(理由) 原子炉圧力容器の健全性の確認、原子炉圧力容器の減圧操作の判断などに利用。

(環境) 差圧計を用いた計測である。導圧管はシビアアクシデント時の原子炉圧力容器及び格納容器内雰囲気に耐える必要がある。

C) 格納容器温度計

(理由) 格納容器の健全性の確認などに利用。

(環境) 熱電対などを用いた計測であり、圧力容器破損口などから放出した原子炉冷却水等による没水によって配線の接続端子部などがショートすると計測の信頼性が失われる。

D) 格納容器圧力計

(理由) 格納容器の健全性の確認、格納容器の減圧(ベント)開始の判断などに利用。

(環境) 弾性圧力計などを用いた計測である。導圧管は内包するシビアアクシデント時の格納容器雰囲気に耐える必要がある。

E) 格納容器ウェットウエルの水位計

(理由) 格納容器への注水制御の判断等に利用。

(環境) 差圧計を用いた計測だが、差圧導圧管は主に格

納容器外に敷設されるため、耐えるべき環境条件は特に苛酷ではない。

F) 格納容器内線量計 (CAMS: Containment Atmosphere Monitoring System)

(理由) 炉心損傷の間接的な確認に利用。

(環境) 電離箱を用いた計測である。サンプリングラインは内包するシビアアクシデント時の格納容器雰囲気能耐える必要がある。

G) 原子炉圧力容器の表面温度

(理由) 炉心の健全性の確認、原子炉圧力容器の健全性の確認に利用。

(環境) 熱電対などを用いた計測であり、格納容器内水位の上昇や圧力容器破損口などから放出した原子炉冷却水等による水没によって配線の接続端子部などがショートすると計測の信頼性が失われる。

H) 格納容器ドライウェルの水位

(理由) 格納容器への注水制御の判断等に利用。

(環境) 電極式などによる計測である。シビアアクシデント時の格納容器雰囲気能耐える必要がある。

③ PWR と BWR の両者に共通するもの

A) 格納容器及び原子炉建屋内の水素濃度

(理由) 炉心の健全性の確認、格納容器の健全性の確認、水素燃焼のリスクの把握に利用。

(環境) 専用のセンサを用いた計測であり、格納容器内ではヨウ素などセンサ機能に対する毒物の付着により機能が低下する可能性がある。

B) 使用済燃料プールの水位

(理由) 使用済燃料の健全性の確認、使用済燃料プールへの代替注水の開始の判断に利用。

(環境) 主に差圧計ないし熱電対を用いた計測である。耐えるべき環境条件は特に苛酷ではない。

C) 原子炉建屋エリア放射線モニタ

(理由) 格納容器の健全性の確認、使用済燃料プールの水位や使用済燃料の健全性の確認、水素燃焼のリスクの把握などに利用。

(環境) 半導体検出器を用いた計測であり、耐えるべき環境条件は特に苛酷ではない。

(2) シビアアクシデント時の計装系に最も重要と考える技術的課題と、現実的な解決策の提案 (提案の利点と欠点の分析を含む)

シビアアクシデント時の計装系は、本来要求される計測結果を確実に提供する性能を有する必要がある。シビアアクシデント時の計装環境は厳しく、福島第一原子力発電所の事故時には、外部電源喪失に続いて生じた直流電源の喪失によって計装が利用できなくなった時期があっただけでなく、通常運転時には発生しない多様で過酷な環境要因が発生し、溶融燃料(デブリ)の安定的な冷却確認後は、保守・点検を行わない状態でも長期にわたる安定的な計測が期待されている。このような過酷な条件下で、最も重要と考えられる課題の主

な例を、現実的な解決策の利点と欠点の分析と共に示す。

① 耐環境性の確保

シビアアクシデント時に計装がおかれる環境は、通常運転時には生じない高温(燃料溶融物を含む)、高圧(燃料溶融物を含む)、多量の放射性物質(腐食性物質を含む)と高放射線量率、海水注水やアルカリ水スプレーなどによる腐食環境、非常用注水などによる水没をはじめ、特殊かつ多様である。一方で、計装は個別の目的を持ち、設置される原子炉の型式(PWR、BWR)、計測パラメータ、センサやトランスデューサ(変換器、発信器など)の形態や設置場所、信号線(材質や敷設経路)やコネクタの種類など、シビアアクシデント時に想定される環境、およびその変化に応じて、予め耐環境性を考慮して設計することができる。さらに、シビアアクシデントに伴って破壊的な現象が生じる具体的な環境条件を想定し、計測の限界を整理・分類すると共に、その様な整理を基に、1つの計測パラメータに対して多種類の計装を複数(個数及び場所)準備することが、現実的対応として求められる。

例えば、軽水炉の安全確保上、多量の放射性物質が含まれる燃料体の安定冷却の確保が最も重要である。燃料体は崩壊熱で発熱を継続するが、水没していれば冷却は十分に確保されるため、水位の計測が重要となるが、熱電対などを用いた局所計測の場合、超高温の燃料溶融環境に耐える材質は無い。このような水位計が高温環境下で破損すると機能回復は期待できないため、燃料破損後に再冠水したとき、水位確認が行える別の計装が必要となる。このため、多種類の水位計を複数カ所に準備して、燃料破損の前後における水位の継続的な確認を可能とする水位計装系を準備することが望ましい。

この例の場合、利点としては安全の判断に必要な確実な計測データ取得の実施が、欠点としては複数種類の計装間の連続性の確保における困難性の増加や、保守、管理、性能を維持すべき計装点数の増加、多種類の計測に対応するデータ表示・記録装置との整合性の確保などが考えられる。

シビアアクシデントに対応する計装の準備においては、設問(1)への回答例の計装毎に異なった内容が有りうる。準備においては欠点を最小に抑制するための合理化を合わせて考える必要がある。

なお、日本電気協会による「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(JEAG 4623-2008)」では、計装品が期待される安全機能を、想定される環境条件においても発揮・維持できることを目的とし、通常運転時の劣化を加味した後に、設計想定事象における環境条件に曝されても、設備の安全機能を発揮・維持できることを検証することとしている。本指針は設計基準事象における従来の耐環境性能の検証方法について考え方を示すものだが、設計基準事象をシビアアクシデントと置き換えて考えることができる。

② シビアアクシデントにおける計測性能の確保

軽水炉で燃料体が損傷するシビアアクシデントが発生

した場合、事態は経時的に大きく変化する可能性があり、それに伴って計装の環境条件も刻々と変化する。計装は、このようなプロセス変動環境下で対象の物理量を正確に長期間、計測し続けるロバスト性が求められる。このため、現実的対応として、変動する環境条件下での計装の出力特性や限界について、対応する条件下で性能評価試験や耐久性試験を行い、把握する必要がある。計測性を確保する上で、特性の変化を考慮すべき環境要因としては、温度、圧力、放射線強度、湿度（水分）、酸素分圧、海水やアルカリスプレイ、一部のF Pなど腐食物質や被毒物質の影響などが挙げられる。

計測性の確保を考慮した場合、利点としては安全の判断に必要な計測データの確実な取得が挙げられる。欠点としてはシビアアクシデントの多様な事故モードを予め把握して、個々の計装に特有かつ多様な環境変動要因を特定し、性能評価試験や長時間の耐久性試験に反映し実施すること、関連して、計測結果の補正について、事故の途中にも対応できる様に準備することなど、計装の開発段階での煩雑さが考えられる。

なお、計測性の確保に係る評価は、設置する製品と同等の構成や構造である必要があるため、次の「③耐震性の確保」についても同様に、実施することが求められる。

③ シビアアクシデントの起因事象としての耐震性の確保

シビアアクシデント用の計装は、現在開発中のものを含め、新しい設計（原理、特性、材質）のものが有る。そのとき、特に新しく設計される計装については、シビアアクシデントの起因事象の1つに挙げられる地震に対してその条件を想定した試験を行い、十分な耐震性を評価・確認しておく必要がある。このとき、耐震性の評価については、日本電気協会による「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）」の電気計装機器の耐震設計などを参照し、計器の地震時機能維持評価法を基に、振動試験を通じて評価することが現実的対応として考えられる。

耐震性の確保を考慮した場合、利点としては、シビアアクシデントに至る前から計装の健全性確保を図ることができ、安全の判断に必要な計測データの確実な取得が挙げられる。欠点としてはシビアアクシデントの多様な事故モードを予め把握して、個々の計装に特有かつ多様な環境変動要因を特定し、性能評価試験や長時間の耐久性試験を実施すること、関連して、計測結果の補正の準備を行うことなど、計装の開発段階での煩雑さが考えられる。

なお、耐震性評価は、設置する製品と同等の構成や構造である必要がある、上記 ②の計測性の確保が確認された後に実施することが求められる。

④ シビアアクシデントを想定した計装システムとしての成立性の確認

実機でのシビアアクシデント時に生じる条件は多様かつ複雑であり、事故発生前の経時変化を含め、それを完全に模擬した試験は困難である。このため、実機適用時に検討されるシステムとしての成立性の確認にあたっては、検

出器の基本性能に関わる影響に対して予測評価解析などを通じて評価を行い、評価試験を含む模擬評価を可能な範囲で行うことが現実的対応と考えられる。このときの評価項目としては、事故発生以前の長期安定性、実機への設置性、校正法を含む保守性などが挙げられる。

計装システムとしての成立性を確認することにより、利点としては、シビアアクシデント時に当該計装の確実な利用と計測データの取得、さらに日常の点検・保守業務の円滑な実施が挙げられる。欠点としては、シビアアクシデントの多様な事故モードを予め考慮して設置性を検討するなど、計画の準備段階での煩雑さが考えられる。

4.2 原子炉システムの運転及び保守

III-1

東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、原子炉施設の安全を確保するに当たって深層防護を基本とし、共通要因による安全機能の一斉喪失を防止することの重要性が改めて認識されている。このような状況を踏まえて、以下の問いに答えよ。

- (1) 原子炉施設において共通要因による安全機能の一斉喪失を防止するために、原子炉システムの設計あるいは建設に携わる技術者として検討しなければならない項目を多面的に述べよ。
- (2) 上述した検討すべき項目に対して、あなたが最も重要な技術課題と考えるものを1つ挙げ、解決するための技術的提案を示せ。
- (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、そこに潜む負の影響や不確実性など実行するに当たって留意すべき事項について論述せよ。

【解答のポイント】

- (1) 原子炉施設における共通要因による安全機能の一斉喪失を防止する上で原子炉システムの設計あるいは建設に携わる技術者として検討すべき方策としては、「多重性」、「多様性」及び「独立性」がある。

これらの言葉は、「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」において以下のように定義されている。

- ① 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。

「多重性」が要求される背景としては、1系列の故障によって、全ての安全機能が喪失されないようにするため、安全確保上重要な設備をそれぞれが十分な容量を有する独立の多重の系列で構成することである。例えば、非常時に必要となる電源を複数系列用意し、一つが故障しても、他の電源が使用可能であるように設計することである。

- ② 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因(二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。)又は従属要因(単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。)によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

「多様性」が要求される背景としては、多重性を確保するために準備された同一仕様機器には、①設計や製造過程での共通原因により故障の可能性を伴い、②共通ソフトウェアが介在していると単一のバグによる共通原因による故障が考えられるため、時として準備した機器がいざと言う時に使用できなくなる可能性があることから、これらのリスクを回避することを目的として「多様性」が求められている。具体例として、同じ冷却水注入ポンプであっても、その動力源を電気駆動、蒸気タービン駆動、ガス圧駆動など、いくつかの方式を用意し、いかなる場合でも冷却水の注入が可能な状態を保つことが挙げられる。

- ③ 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。「独立性」の確保については、その定義にもあるように共通要因及び従属要因による機能喪失を防ぐ手立てを講じる必要がある。共通要因とは、ある事象が発生した場合、その事象が複数箇所へ同時に影響が及ぶ(並列的な影響)ものをいう。一方、従属要因とは、ある事象を起因とし、連鎖的に複数箇所へと影響が及ぶ(直列的な影響)ものをいう。

共通要因による機能喪失に至る事例としては、内部ハザード(内部火災、溢水、機器故障等)と外部ハザード(津波、地震、その他の自然災害)が挙げられる。内部ハザードによる機能喪失を防ぐための対策例としては、隔壁による区分分離、距離による分離(隔離)、ローカルバリア等による分離といった物理的方法による分離が挙げられる。一方、外部ハザードによる機能喪失を含む対策例として、地震を例に挙げると耐震性の低い冷却水配管の耐震性向上させることにより、地震発生時に冷却水配管が複数箇所と同時に破断し、防護対象設備が被水し、機能喪失に至るような事象を防ぐことが可能となる。

従属要因による機能喪失に至る事例としては、機能達成のために要求される設備の共有(例:配管、弁、ポンプ、熱交換器、フィルタ、冷却設備、電源設備、水源等)することにより、これらを共有する防護対象設備が連鎖的に機能喪失に至る。これらの影響を防ぐためには機能達成に必要な設備を共用せず、独立させることで機能喪失に至るような事象を防ぐことが可能となる。

福島第一原子力発電所における事故では、想定を超える津波により水冷式非常用ディーゼル発電機の冷却用海水ポンプが水没するとともに、ディーゼル発電機自身も被水し、その機能が喪失した。水冷式非常用ディーゼル発電機の代替として空冷式非常用ディーゼル発電機が使用可能な状態であったが、電気盤が被水し使用できなくなったため、空冷式非常用ディーゼル発電機を活用することができず、安全機能が失われ

れ、その結果としてメルトダウンに至ったことを踏まえて、「多重性」、「多様性」、「独立性」の重要性を論じれば良い。

- (2) (1) にて挙げた「多重性」、「多様性」、「独立性」について最も重要な技術課題と考えるものを1つ挙げ、解決するための技術的提案を示せば良い。それぞれの事項に関する解答例を以下に示す。

「多重性」については、非常用発電機を複数配備し、仮に非常用発電機の1台故障が発生しても、予備機である非常用発電機がバックアップすることにより、防護対象設備に対して必要な電源の継続を図るといった例を挙げれば良い。この他にも冷却水の継続要求を図るためのポンプ等について述べても良い。

「多様性」については、福島第一原子力発電所でも対策していたような水冷式ディーゼル発電機と空冷式ディーゼル発電機の設置といった異なる冷却方式の発電機の設置等について挙げれば良い。

「独立性」については、福島第一原子力発電所では、電源盤が想定を超える津波により浸水し、使用できなくなったため、発電能力を持ちつつも電源供給ができなかったことを踏まえて、電源盤を津波の影響を受けない高台に設置すること等について挙げれば良い。

- (3) (2) にて挙げた技術的提案がもたらす効果として、安全機能を維持する上で防護すべき機器の機能を維持することにより、過酷な事態にあっても安全性を確保する上で必要最小限な機能を維持し続けることができることについて論じれば良い。

また、そこに潜む負の影響や不確実性など実行するに当たって留意すべき事例の一例として津波対策について以下に示す。

津波対策として、電源盤や電源供給のための非常用ディーゼル発電機（場合によっては、移動式高圧電源車等）を津波被害の少ない高台に設置したとしても想定をはるかに超えるような大津波が襲来する可能性がわずかに残る（残余のリスク）ことを考慮し、合理的に実行可能な限りそのリスクを低減するよう努めるべきである。ただし、残余のリスクを低減するには莫大なコストを伴うことから、コストと効果について十分に考慮すべきである。ただし、残余のリスクについては、過小評価することなく、かつ、そのリスクについて社会が受容できるリスクまで低減するよう努めるべきである。そのためには、ある事象が発生した場合、その事象がどのように推移するかを検討し、考えられる共通要因と従属要因を洗い出し、それに対する合理的かつ効果的な対策を講ずることが必要である。

III-2

中小型炉の研究は国内外で継続的に行われており、様々な中小型炉概念が提案されているが、未だ実用化の段階に至った炉型はない。このような状況で、中小型炉を実用化する上で考えなければならない技術課題に関して以下の問いに答えよ。

- (1) 中小型炉の利害得失を現在実用化されている大型炉との比較において多面的に述べよ。
- (2) 上述した利害得失のうち、あなたが中小型炉を実用化する上で特に重要と考える課題を挙げ、解決するための技術提案を示せ。
- (3) あなたの技術提案がもたらす効果を具体的に示すとともに、それを実現するに当たって留意すべき事項について論述せよ。

【解答のポイント】

- (1) 軽水炉の開発は中型炉から始まってきたが、元来、原子力発電所の建設費は火力発電所等の他の発電システムに比較して高価となることから、大型化することにより限られたサイトの有効活用、出力当たりの建設費や運転保守費の低減といった経済性の追及及びエネルギー需要の増大に対して十分な電力を安定的に供給するため、次第に大型化してきた。しかし、原子力発電所大型化により、事故時における環境中への放射性物質の大量放出により環境に対して甚大な影響を及ぼすリスクが高まってきた。

人口減少・少子高齢化の進展による人口構造の変化をはじめ、産業構造や社会構造、ライフスタイルも含めた経済社会構造が長期的に変化してゆく中で、電力・エネルギー需給の不確実性が増しつつある。そのような社会情勢の変化に対して、柔軟かつ社会の持続的発展を図るため、原子力開発に当たっては従来の大型化路線を踏襲するのではなく、電力供給・エネルギー供給の多様化、立地の多様化、さらには国際競争力の強化を考慮した新たな概念に基づく中小型炉の技術開発が進められてきた。ただし、中小型原子炉の開発に当たっては、従来のような経済性のみを追求したのでは、規模の経済性という観点では大型原子炉を超えることができない。従って、その開発に当たっては、①高い経済性の確保、②高い安全性の確保、③プラントの単純化による運転保守の簡素化と高い保守性の確保、④核不拡散性の向上といった観点から開発を進められている。

上述した概念に基づき、世界各国において中小型炉の開発が進められている。我が国のみならず、世界各国においてこれまで開発が進められてきた代表的な中小型炉についてその概要を以下に示す。

日本：

- 東芝が開発した 4S (Super-Safe, Small and Simple) 炉

は、小型の原子炉が中性子を漏らしやすいという特徴を逆手に取った発想に基づき、燃料棒に沿ってリング状の中性子反射板をスライドさせることで、漏れた中性子を反射させて燃料の連鎖反応を維持させる設計のナトリウム小型高速炉である。緊急時には中性子反射板を重力に従って落下させるだけで緊急停止でき、装填されている核燃料も少量なため高い安全性を備えている。

- ▶ GE 日立ニュークリア・エナジーが開発した PRISM (革新的小型モジュール: Power Reactor Innovative Small Module) 炉は、ナトリウム冷却高速増殖炉である。
- ▶ 日本原子力研究開発機構が開発した高温ガス炉 (高温工学試験研究炉、HTTR: High Temperature engineering Test Reactor) は、冷却材としてヘリウムを利用した黒鉛減速ガス冷却炉である。HTTR 設備の簡略化、高効率、モジュール化、メンテナンスの容易性、および設計上の工夫による高い経済性が期待できる原子炉である。また、冷却材喪失時において停止操作(制御棒を挿入)しなくても燃料温度の上昇による ^{235}U の中性子吸収量が増えることにより核分裂反応が自然に止まり、自然対流・ふく射で圧力容器外部から自然に冷えるといった高い安全性を有する。さらに、発電だけでなく、熱・蒸気供給、水素製造などの幅広い利用が期待される。

アメリカ:

- ▶ 米国エネルギー省 (DOE) は、官民折半による SMR (Small Modular Reactor) 開発支援計画を進めており、Babcock & Wilcox (B&W) は DOE の支援の下に原子炉圧力容器内に蒸気発生用の熱交換器を内蔵し、一次冷却水配管をなくすことで冷却水喪失事故を防ぎ、原子炉停止時は自然循環で炉心を冷却できる受動的な安全システムを導入することによる安全性の向上及び原子炉本体を地下に埋設し地震に対して安全性を高めた mPower が開発され、これまでにその実証に向けて NRC への設計承認申請 (既に事前申請段階に入っている) 段階へと進み、2020 年までの稼働を目指している。

韓国:

- ▶ 発電と海水淡水化装置を一体化させた PWR である SMART (System-integrated Modular Advanced Reactor) を独自開発した。SMART は、発電と同時に 4 万トンの海水を淡水化でき、1 基で 10 万人の都市に「電力と水」を供給できるとされており、国内における運用だけでなく第三国への輸出を行うべく、サウジアラビアとの間で共同輸出を推進する覚書が締結されている。

中国:

- ▶ 中国では、重油回収や石油化学工業用の熱源として高温ガス炉利用の検討がドイツの協力の下に HTR-10 の開発が進められてきた。

- (2) 中小型炉を実用化する上で特に重要と考える課題については、(1) にて示した①~④の観点から論ずればよい。各項

目における課題と解決するための技術提案の概要を以下に示す。

- ① 高い安全性の確保

事故時においても固有の安全性を十分に生かした安全設計 (例: 事故時における原子炉の緊急停止 (4S)、緊急停止操作をすることなく燃料の温度上昇により物理的な反応により核分裂が自然に停止 (HTTR)、一時冷却水配管をなくすことによる冷却水喪失事故の防止、自然循環で炉心を冷却できる受動的な安全システムの導入、原子炉本体を地下に埋設し地震に対する安全性の向上 (mPower)) や静的機器の利用による安全性の追求を図る。
- ② 高い経済性の確保

静的機器を取り入れた安全機能の簡素化、機器の一体化、モジュール化による物量低減、燃料の長寿命化等により大型炉に引けをとらない経済性による効率の良いシステムの開発
- ③ プラントの単純化による運転保守の簡素化と高い保守性の確保

運転時の保守・保全の簡素化と高い保守性を考慮し、プラントの単純化、モジュール化を図る。
- ④ 核不拡散性の向上

今後、発展途上国において原子力発電所の建設が進むことを考慮し、核不拡散性の高い燃料、炉心の開発、燃料の長寿命化等により核不拡散性の向上が求められる。

- (3) (2) にて示した技術提案がもたらす効果としては、以下に示す観点で論じると良い。

中小型炉は、液体の自然循環あるいは大気との自然対流通風、水の蒸発、物質の熱膨張あるいは重力落下、物質中の熱輻射、蓄圧されたエネルギー等、単純な物理原理に基づいた受動的な安全性 (passive safety) が最大の特徴であり、その高い受動的な安全性があるが故に、地域 (特に山間部や離島等) における電力源としての利用、電力源だけでなく、熱源としての利用 (水素ガスの生産、石炭ガス化や重油改質、海水の淡水化等)、電力消費地近くへの立地による送電効率の向上、発展途上国における電力源としての利用が期待される。

技術提案を実施するに当たって留意すべき事項としては、上述したように如何に受動的な安全性を高めるかという点に尽きる。

4.3 核燃料サイクルの技術

III-1
 あなたが再処理施設のガラス固化設備の試験を担当することになった。試験を開始したものの種々の困難に直面している。まず、炉内の詰まり、汚染漏えいの発生、煉瓦の脱落のトラブルが発生する。更にパッチ処理を続ける毎に、抜き出し能力が低下する。全体として所定の能力を達成することができない。このような状況において、以下の問いに答えよ。

(1) この取組みにおいて検討すべき事柄を多面的に述べよ。

(2) (1) の検討すべき項目の中から最も重要と考えられるものを1つ挙げ、その課題を解決するための技術的な提案を述べよ。

(3) (2) の技術的提案がもたらす成果、リスク、問題点をそれぞれ述べよ。

③ 煉瓦の脱落	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 材料選定が不適切だった(侵食、劣化しやすい材料) ▶ ガラス溶融炉ケーシング内への煉瓦積み上げ時の施工が悪かった(熱膨張を吸収できない) ▶ 設計どおりに施工されていなかった(寸法、材料、施工方法の間違え) ▶ ガラス溶融炉の急激な温度変化(特に降温時)の不適切な温度調整に伴う熱衝撃、熱膨張によるレンガの損傷 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 炉内を構成する材料は高温の溶融ガラスやアルカリ成分により侵食・劣化しにくい材料か? ▶ 炉内の煉瓦の施工は適切か? ▶ 施工は所定の手順に従い適切に行われたか? ▶ ガラス溶融炉の温度調整は適切であったか?(急激な温度変化はなかったか?)
④ 抜き出し能力が低下	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 炉内への白金族元素の堆積に伴う炉内温度の低下 ▶ 煉瓦の脱落によりガラス溶融炉の断熱性能が低下し、炉内温度が十分に上昇しない ▶ 脱落した煉瓦が炉底のガラス抜き出し部を閉塞 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 炉底へ白金族元素が堆積していないか?(主電極-炉底電極間の抵抗値が著しく低下していないか?) ▶ 通常運転時と比較して炉内温度が低下していないか? ▶ 炉底部に煉瓦の破片はないか?

【解答のポイント】

- (1) 本問題に記載されるガラス固化設備の試験を実施するに当たって直面した不具合事象と想定される要因について検討すべき事項を整理した結果を表-1に示す。

表-1 直面した不具合事象と想定される要因及び検討すべき事項について

直面した不具合事象	想定される要因	検討すべき事項
① 炉内の詰まり	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 炉内への廃液の供給速度が速かったため、仮焼層が十分に形成されなかった ▶ 溶融ガラス表面から気相へ放熱され、炉内温度が十分に上昇せず、溶融炉内のガラスの温度が十分に上がらず、ガラスの流動性が低下 ▶ 流下ノズルの加熱が不十分な状態で流下を開始 ▶ 結合装置からガラス溶融炉へのリークエアの増加により、流下ノズル加熱のために加えられた熱が放熱することにより、流下ノズルの加熱不足 ▶ 流下時のガラスの偏流により高周波加熱コイルへのガラスの付着し、流下ノズルの昇温不足し流下ノズルが閉塞 ▶ 流下ノズルに生じたクラックから溶融ガラスが漏れ出し、流路を閉塞 ▶ 白金族元素が炉底に堆積し、主電極間に電圧をかけても電流が電気伝導度の高い白金族元素側へ回り込み、炉内のガラスが十分に加熱されない 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 炉内への廃液の供給速度は適切だったか? ▶ 炉内温度は適切だったか? ▶ 流下ノズルの加熱は適切か? ▶ リークエア量は適量か? ▶ 高周波加熱コイルへのガラスの付着、流下ノズルの閉塞はないか? ▶ 流下ノズルにクラックはないか? ▶ 炉底へ白金族元素が堆積していないか?
② 汚染漏えいの発生	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 仮焼層が十分に形成されず、揮発性核種の気相への移行量が上昇 ▶ ガラス溶融炉内へ供給された高レベル廃液の突沸による炉内内圧の上昇 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 仮焼層が適切に形成されているか? ▶ 炉内内圧は正常か?

- (2) 表-1に示す①～④の不具合事象に対して検討すべき事項として抽出した項目について、重要と思うものを選択した上で、技術的課題とその解決策について論じる。なお、重要と考え選択した項目については、なぜそれが重要であると考えたのかについての説明を述べた上で、課題と解決策を論じること。解答に当たっては、「最も重要と考えられるものを1つ挙げ」という問題文の指示に従うこと。2つ以上解答した場合には採点されないので注意すること。

ここでは、直面した不具合事象のうち「①炉内の詰まり」を引き起こす要因として想定した「白金族元素が炉底に堆積し、主電極間に電圧をかけても電流が電気伝導度の高い白金族元素側へ回り込み、炉内のガラスが十分に加熱されない」という要因を例とした場合の解答例を以下に示す。

(解答例)

高レベル廃液中に含まれる白金族元素のスムーズな抜き出しは、ガラス溶融炉の安定運転上、極めて重要な運転管理項目であることから、「白金族元素が炉底に堆積し、主電極間に電圧をかけても電流が電気伝導度の高い白金族元素側へ回り込み、炉内のガラスが十分に加熱されない」という要因について、その解決策を以下に示す。

技術的課題と課題解決のための技術的提案：

- ① 白金族元素は、熱対流により溶融ガラス中に分散・移動していれば、ガラス溶融炉の安定運転に影響を及ぼすことはないが、例えば白金族元素が炉底に達し動きを止めてしまうと白金族元素は炉内からのガラスの抜き出し時の流れ程度ではガラスとともに流れ出すことはなく炉底へ滞留する。とりわけ、白金族元素は密度の高い元素であり、ガラス溶融炉内の溶融ガラス中を沈降しやすく炉底に堆積しやすい。また、白金族元素は電気伝導性が極めて高い元素であり、白金族元素が炉底に堆積するとガラス溶融のために炉内へ投入されたガラス原料と高レベル廃液を

炉内に設置された電極(主電極)間に電圧を印加し、ジュール熱により加熱・溶融させようとしても、炉底に白金族元素が堆積していると電流はガラスよりも電気を流しやすい白金族元素側へと回り込んでしまい、炉内のガラスの温度が十分に上がらなくなり、炉内からのガラスの抜き出しが悪くなる。これら課題解決のための技術的提案として、「底部の温度を低くし、ガラスの粘性を下げる等の運転方法の見直し」が挙げられる。

(3) 上記(2)にて記した技術的提案がもたらす成果、リスク、問題点を表-2に示す。

表-2 技術的提案がもたらす成果、リスク、問題点

課題解決のための技術的提案	成果	リスク	問題点
底部の温度を低くし、ガラスの粘性を下げる等の運転方法の見直しを行う。	溶融ガラス中の白金族元素がガラス固化設備の底部に沈降、堆積することを防ぐ。	ガラス溶融炉内に残留するガラス中の白金族元素濃度が局所的に高濃度(ガラス固化体中の平均的な白金族元素濃度約0.8wt%に対して、約10wt%)となる。	流下初期のガラスの粘性が上昇し、ガラスの抜出までに時間がかかり、処理能力が低下

【参考文献】

- [1] 再処理施設アクティブ試験におけるガラス固化試験結果等に係る報告について
<http://www.jnfl.co.jp/press/pressj2013/pr130726-2.html>
- [2] 池田 秀雄他, 溶融炉改良に係るガラス固化モックアップ試験の評価, サイクル機構技報 No.14 2002. 3

III-2

現在、東京電力福島第一原子力発電所の事故に関して、オフサイトの復興のみならず、オンサイトでは廃炉に向けた未経験の課題解決に向けた作業が進められている。廃炉の準備作業から始まって原子炉を解体撤去して、取出廃棄物の処分に至るまでには少なくとも30~40年は要するものとみられている。あなたはオンサイトの長期的な廃炉計画立案をまかされた技術者であるとし、このような状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

- (1) 廃炉計画の各段階において検討しなければならない項目をそれぞれ多面的に述べよ。
- (2) 上述した検討すべき項目の中から、1つ挙げ、解決するための技術的な提案を示せ。
- (3) 上述した技術的提案がもたらす効果を具体的に示すとともに、そこに潜むリスクについても論述せよ。

【解答のポイント】

以下に示す①~⑤に示す5つの観点を踏まえ解答を作成すること。

- ① 問題文中に長期的には廃炉計画立案を任された技術者としての立場が設定されており、その職に沿った内容の解答が期待されている。
- ② 問題文中にオフサイトの復興に言及されていること、多面的に述べよとの記載があり、主題ではないものの、周辺環境等に係る調整事項に触れることは可能と考えられる。核燃料サイクルを専門とする技術者としては、多面的視点で提案できる能力を示す観点から、少し触れておく程度が適当。
- ③ 廃炉計画は明らかに福島第一原子力発電所の廃止措置であり、他の原子力発電所の廃止措置計画との違いを認識した上で解答を作成すること。
- ④ 試験実施時期の数か月前に原子力損害賠償・廃炉等支援機構からロードマップの改訂に向けての資料(参考文献1)、中長期ロードマップ改訂版(参考文献2)が公表されており、これらに記載された内容について、把握しておくことが重要になっている。その情報を把握していない場合、その他の情報と、自らの技術力で同程度の記述が求められる。
- ⑤ 解答の構成としては、3つの設問があることから、各1枚程度の記載が望ましい。

以下に、各設問の解答に記載する事項の例とその解説を示す。

【各設問に係る解答に記載する事項の例とその解説】

- (1) 福島第一原子力発電所は事故による影響があることから、廃炉計画の検討を行う上で、以下のような特徴を考慮する必要がある。通常の原子炉の廃止措置計画のシナリオとの違いを念頭において整理すると、以下のような注目すべき特徴が浮かび上がってくる。
 - 炉心が溶融していること(デブリの発生)、放射性物質の飛散(高線量)、爆発による設備、構築物の破損等の環境から、燃料の取出し、デブリの取出しが容易ではない。
 - サイト内に流入する雨水、地下水が放射性物質と接触し、汚染水が増加しており、汚染水の処理、保管のための設備、スペースが必要な状況となっている。
 - 閉じ込め機能の喪失により、施設内外が汚染されており、放射能が存在する箇所が限定的ではない。
 - サイト内で瓦礫等を含めた種々雑多な性状の放射性廃棄物が発生している。廃棄物に含まれる放射性核種についても、通常の発電所から発生する放射性廃棄物とは異なり、多種多様である。
 - 複数の事故炉について同時並行的に廃止措置を進める必要がある。

これらの特徴を踏まえ、現在の策定されている廃炉に向けた取組みの中長期ロードマップの段階毎に論理立てて解答に盛り込むとよい。

当該ロードマップでは、以下のような4つの項目に分類し、デブリ取出し開始前後で段階を区切って、それぞれに目標（マイルストーン）が設定された計画が作成されている。①、②については、主にデブリ取出し前の実施、③、④については、その後も対応が継続する事項となる。

- ① 汚染水対策（多核種除去設備による汚染水浄化対策、地下水バイパス、タンクの増設、建屋内滞留水の処理）
- ② 燃料の取出し（建屋カバー解体・設置、瓦礫除去、燃料取出し）
- ③ 燃料デブリの取出し（炉内状況確認、工法検討、デブリ取出し、処理処分方法の検討）
- ④ 廃棄物対策（性状把握の実施、既存技術の調査、研究開発等）

多面的に述べる視点としては、以下のようなものが考えられる。

- ① 臨界防止対策（臨界管理）、核物質防護、セキュリティ、作業環境、作業安全（高線量下、設備・構築物損傷等）等のリスク低減
- ② 既存サイクル施設の活用、放射性廃棄物の処理・処分政策との関連
- ③ 廃炉に係る研究開発、地域との共生
- ④ 放出放射能と環境評価、風評被害、住民とのコミュニケーション
- ⑤ 人的資源に係る視点（長期的に進めるための人材育成、被ばく管理等）

これらの事柄を関連付け、述べるとよい。

- (2) 上述した検討すべき項目の中から一つ挙げとあるので、前設問で挙げた事項の一つを取り上げ、解答を作成する。ここでは、「技術的な提案を示せ」ということであるので、技術的提案が明解であることと、その提案が問題の解決につながることを論理的に説明できればよい。構成としては、それぞれ、現状の課題や問題点に触れた上で、提案の内容を示すとよい。ただし、既に対策が採られている事項や対策が自明なものは、提案としては相応しくないので留意して解答を作成する。また、次の設問で、効果とリスクに関することを問われているので、当該技術的提案に係る評価については次の設問で解答するので、紙面を有効に活用し、なるべく重複しないように解答を作成する。以下に2～3例を挙げて解説する。

1) 「汚染水関連」とする場合

浄化設備として既に多核種除去設備が設置されているが、雨水、地下水等の流入などにより、大量の汚染水を保

管している状況にある。また、設置したタンクからの漏えい事象などが発生しており、その点においても改善すべき点がある。これらに係る対策として、解答者の経験、知見を基に、凍土による遮水対策に係る改良や、タンクからの漏えい対策、トリチウムに係る対策（希釈放出等の実現に向けた提案）等、技術的な課題や改善が望まれる事項に対する解決策、改善の提案を行うとよい。

2) 「デブリの取出し関連」の提案とする場合

現時点においては、炉内の状況が明確に分かっていない状況にある。関連する技術開発や調査研究に携わっている受験者であれば、例えば、デブリ特性の予測、評価や調査の手法や、一定の想定条件下でのロボット技術の適用など各種の具体的提案が可能と思われる。

スリーマイル島2号機の事故に係る情報との相違点に触れながら、関連する技術的提案を行うことも可能と考えられる。

3) 「廃棄物の処理・処分関連」の提案とする場合

廃棄物の処理・処分に關しては、長期的に取り組む必要がある課題となる。通常は含まれない大量の塩分の存在、種々雑多な性状の廃棄物があること、汚染により多様な放射性核種が含まれることなど課題は山積している。

発生した廃棄物の性状把握、分析技術、固化化するためのマトリクスの選定などの個別技術や、廃棄体化した後の評価、処分の区分など、各受験者の得意な提案を行うことが可能と考えられる。

- (3) 最後の設問で、技術的提案がもたらす効果とそこに潜むリスクについても論述せよとある。前設問での自らの提案に対しての評価を求めていると考えられる。提案の効果は、当該提案の目標とする課題の解決につながっていること、初めの設問に掲げた「多面的」な視点とつなげられる記載にするとよい。

また、リスクについては、長期的には廃炉計画立案を任せられた技術者の立場を考慮して、各種リスクを適確に捉えておく必要があると考えられる。廃炉プロジェクトを進める中で放射線物質によるリスクを段階的に低減することや、技術開発に失敗するリスク、社会的受容性、核燃料サイクルに係る情勢の変化等のリスク等、廃炉計画への影響まで含めて論述するとよい。

【参考文献】

- [1] 東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2015～2015年中長期ロードマップの改訂に向けて～、平成27年4月30日 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
- [2] 東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ 平成27年6月12日 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議

4.4 放射線利用

III-1

我が国では、世界に先駆けて重粒子線治療が進められており、政府からも重要視されている。しかし、建設等の莫大な施設整備費用、高い治療費用、医療現場を支える人材の不足、他の治療法との競合など、課題も多い。特に技術革新が見られるX線を用いた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であるとの指摘も見られる。そういった状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

- (1) 他の放射線治療法との競合を考えた場合、重粒子線治療における照射技術の高度化として検討しなければならない課題を多面的に述べよ。
- (2) 上述した検討すべき項目に対して、あなたが最も大きな技術的課題と考えるものを1つ挙げ、適切な解決策を提示せよ。
- (3) あなたの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留意点について述べよ。

【解答のポイント】

- (1) 重粒子線（炭素イオン）によるがん治療は、外科治療や化学療法に比べ、臓器の形を損なわず、副作用も少なく、また患者の社会復帰が早いなど、術後のQOL（生活の質）が高い治療である。X線やγ線による放射線治療に比べ、からだの深いところにある“がん”のみを集中的にたたいて、その手前や奥など周りの正常な細胞を傷つけにくいいため、副作用が少ない。また、X線や陽子線などによる放射線治療と比べて、がんを殺傷する能力が強いため、今までの放射線治療が効きにくかった肉腫など難治性のがんにも効くという特徴がある。

重粒子線（炭素イオン）治療施設は、2016年4月現在、日本では5施設（放射線医学総合研究所 重粒子医科学センターHIMAC、兵庫県粒子線医療センターHIBMC、群馬大学医学部附属病院 重粒子線医学センターGHMC、九州国際重粒子線がん治療センターSAGAHIMAT、神奈川県立がんセンター重粒子線治療施設 i-ROCK）が稼働中である。他に陽子線を使った粒子線治療施設が10カ所稼働している。

重粒子線治療装置のシステムは、入射系（イオンの発生、予備加速）、主加速器系（治療に適したエネルギーまでイオンを加速するシンクロトロン）、ビーム輸送系（イオンビームを照射室に導く）、照射系（腫瘍に適切に照射する）、制御系（治療装置全体の調整、運転、監視、治療計画システム）から構成されている。照射技術の高度化として検討しなければならない課題を以下に示す。

① 加速器の小型化

X線を用いた強度変調放射線治療（IMRT）やホウ素中性

子捕捉療法（BNCT）等と比較した場合、重粒子線（炭素イオン）治療の最大のネックは、加速装置が大きく、施設整備費用が100億円程度と大きくなることである。重粒子線（炭素イオン）を加速する主加速器（シンクロトロン）は1994年治療開始のHIMAC（直径40m、周長約130m）から、2001年開設のHIBMIC（周長90m）、2010年治療開始のGHMC（周長63m）、2013年開設のSAGAHIMAT（直径20m）（施設レイアウト90m×54m、高さ26m）と小型化が図られてきた。入射系の予備線形加速器についてもHIMACの32mからGHMCの6mに小型化、低コスト化が図られた。施設規模でIMRT、BNCTと競合するには更なる小型化、省力化が必要となる。

② 照射系の改善

複雑な形状の腫瘍に、高精度に重粒子線を照射するために、X線のIMRTと同等の360度方向からの回転照射とビーム強度変調を実現するため大型回転ガントリー、腫瘍の3次元形状に合わせて塗りつぶすようにビームを照射するスキヤニング照射技術等が開発されている。回転ガントリーでは超伝導技術などの採用により小型が図られているが、更なる小型化、コンパクト化、さらに治療適応部位（体幹部）を広げるためには呼吸の動きに合わせて腫瘍を照射する動体追尾照射技術などの高精度な照射技術の開発が望まれる。

③ 治療方式の高度化、標準化

患者の負担を最小限にして、最大限の治療効果を発揮する治療法を開発し、他の治療法では困難な難治がんの治療成績を向上させ、副作用をより少なくするとともに、適応できるがんの種類や器官の拡大を図ることが重要である。重粒子線治療を行うには、加速器の使用、高エネルギーの放射線の取り扱い、高精度な照射技術など、特殊で専門性の高い技術が必要となる。そのため、治療方法や装置の扱い方など、国際標準化して国内外に普及する必要がある。

- (2) 加速器の小型化：従来の高周波加速原理では、重粒子加速器の小型化には限界がある。近年、超高出力レーザー駆動によるレーザープラズマ加速の研究が進み、実験的には電子、イオンが加速されることが実証されている。

レーザープラズマ加速技術により、原理的にはイオン粒子の加速長が千分の1程度に縮小でき、加速器のコンパクト化が実現できる。このような加速器を開発し、がん治療器に導入することで、現在のX線のIMRTと同等サイズの治療器が実現する。

- (3) 加速器の小型化：従来の高周波加速原理では、重粒子加速器の小型化には限界がある。近年、超高出力レーザー駆動によるレーザープラズマ加速の研究が進み、実験的には電子、イオンが加速されることが実証されている。現在の治療装置を飛躍的にコンパクトにすることにより、その整備に要する導入コスト、運用する維持コストも削減できる。

したがって、患者の負担する医療費も削減でき、一般的

な病院への普及が図られる。誰でも、いつでも、どこでも先端的ながん治療を受けることが可能となる。

実際の医療現場で使用する装置として、以下の点に留意して開発する必要がある。

- ① 安定性：故障率の低いこと。
- ② 信頼性：品質保証・品質管理が確実なこと。
- ③ 保守性：維持管理が容易なこと。保守のための停止頻度を少なく、また停止時間を短くすること。構成要素のモジュール化により、交換修理等が可能なこと。
- ④ 運転・操作性：簡便で、自動化、学習機能を備えること。

【参考文献】

- [1] 神奈川県立がんセンターHP
<http://kcch.kanagawa-pho.jp/i-rock/medical/index.html>
- [2] 経済産業省HP
http://www.mext.go.jp/component/b_menu/other/_icsFiles/afielddfile/2010/09/22/1297943_03.pdf
- [3] 第12回重粒子医科学センターシンポジウム スキャニング治療の現状と将来展望 抄録集
http://www.nirs.go.jp/publication/proceedings/pdf/proceedings_12th.pdf
- [4] HIMAC NEWS
http://www.nirs.go.jp/report/nirs_news/200203/hik2p.htm
- [5] 一般財団法人 日本原子力産業協会HP
<http://www.jaif.or.jp/ja/jaiftv/hvionhp/juryushitop.html>
- [6] 佐藤耕輔他. 東芝の加速器技術と重粒子線治療用加速器の小型・高性能化へ向けた取り組み. 東芝レビュー Vol. 68 No. 1 (2013)
http://www.toshiba.co.jp/tech/review/2013/01/68_01pdf/a04.pdf
- [7] 高強度レーザーを用いて世界最高エネルギー陽子線を発生
<https://www.jaea.go.jp/02/press2012/p12072001/index.html>
- [8] 相対論領域におけるクラスター媒質中での相乗的イオン加速機構の解明
<http://www.kansai.qst.go.jp/cluster-research/index.html>

III-2

家庭でも空気清浄器が置かれる時代になったが、ここでは、もっと汚れがひどい空気、例えば、PM2.5が多量に含まれた大気、トンネル内の車の排気ガス、石炭火力発電所の排煙などを浄化することを考える。以下の問いに答えよ。

- (1) 汚染大気や排煙を清浄にする技術について、どのような技術的課題があるか、多面的に述べよ。
- (2) (1) で述べた技術的課題を解決する場合、放射線を利用できるとすればどのような解決策が考えられるか、述べよ。
- (3) (2) の解決策を実用化するに当たっての課題を、放射線以外の解決手段と比較して述べよ。

【解答のポイント】

- 「放射線利用」に関する問題への解答にあたっては、単に放射線を利用した技術の原理・原則及び応用技術だけでなく、広く一般産業等において利用されている技術に関しても幅広い知識についても学習する必要がある。さらに、一般的な技術と比較し、放射線を利用することにより、どのようなメリット・デメリットがあるかについても整理しておくが良い。

(1) 汚染大気や排気ガスの浄化技術と技術的課題について

PM2.5とはParticulate Matter(粒子状物質)のうち大きさが2.5 μm以下の大気中に浮遊する粒子のことで、成分として炭素成分、硝酸塩、硫酸塩、アンモニウム塩、ケイ素、ナトリウム、アルミニウム等の無機元素等が含まれる。これらには、煤煙発生施設(ボイラーや焼却炉等)、粉塵発生施設(コークス炉や鉱物堆積場等)、自動車、船舶、航空機、家庭内の燃焼(喫煙や調理、ストーブ等)からの直接排出(一次生成)されたものと、同じく燃料燃焼によって排出された硫黄酸化物(SO_x)や窒素酸化物(NO_x)、石油取扱施設からの蒸発、溶剤、塗料、森林等から排出された揮発性有機化合物(VOC)等のガス状物質が、光やオゾンによる化学反応で生成(二次生成)したものとがある。なお一次生成粒子として、土壌、海洋、火山等自然由来のものや越境汚染物も挙げられる。

以下に主な汚染大気や排気ガスの浄化技術を列挙し、合わせて技術的課題について述べる。

① 火力発電所等における対策技術

A) 粒子状物質(煤じん)の低減

重油・原油燃焼時の未燃焼炭素を主体としたばい塵や、石炭燃焼で発生するフライアッシュ(石炭灰)を捕集する技術として、圧力損失が低く、メンテナンスが容易な電気集塵機(ESP: Electrostatic Precipitator)が、ガス燃焼以外のすべての火力発電所に設置されている。放電極におけるコロナ放電で負に帯電したばい塵が正極

の集塵極に付着する原理を利用する方法である。

B) 硫黄酸化物(SO_x)の低減

燃焼によるSO_xの発生源は燃料中の硫黄分であることから、その排出量は燃料中の硫黄含有率でほぼ定まると言っても良い。例えば微粉炭焼き火力発電所においては、全硫黄分が0.5%の石炭を用いた場合でも、環境規制を満足するためには排気ガス脱硫装置の設置が必要である。排気ガス脱硫装置として、水と混ぜた石灰石スラリーと排気ガス中のSO_xを反応させ、硫黄分を石膏として回収する湿式脱硫方式が広く用いられている。

C) 窒素酸化物(NO_x)の低減

燃焼によるNO_x発生源は、燃料と空気中の2通りから供給される窒素を考慮する必要がある。燃料含有の窒素の寄与はその含有率と燃焼方法によって大きく影響を受け、窒素含有率が低い燃料を用いる場合には燃焼条件を適切に調整することでNO_x排出量を低減できる。一方空気の寄与については、燃焼温度を高くすると多く生成することが知られており、こちらも燃焼条件の適正化が不可欠である。石炭燃焼で排出されるNO_xの20%程度は空気からの供給によるものであり、天然ガス燃焼では100%が空気の寄与による。このように、燃料によって空気寄与のNO_x生成を抑制する方法が異なることを考慮し、窒素含有率の少ない燃料の使用と燃焼温度の適正化による発生抑制、及び排気ガス脱硝装置による分解技術を併用して低減を図っている。排気ガス脱硝装置は、アンモニアを排気ガスに吹き込み、触媒によりアンモニアとNO_xを選択的に反応させて水と窒素に分解する原理に基づくものである(アンモニア選択接触還元法: Selective Catalytic Reduction)。触媒として活性成分(バナジウム、タングステン等)を添加した酸化チタンが用いられている。

② 自動車等における対策技術

ガソリンを燃料とする自動車の排気管の途中にはプラチナ、パラジウム、ロジウムを使用した触媒装置(三元触媒)が搭載されており、排気ガス中の主な有害物質である炭化水素(HC)は水と二酸化炭素に、一酸化炭素(CO)は二酸化炭素に、窒素酸化物(NO_x)窒素にそれぞれ酸化もしくは還元されて同時に除去することが出来る。ここで酸化・還元反応を効率よく生じさせるには、ガソリンと空気が完全燃焼しかつ余剰の酸素がない理論空燃比(ストイキオメトリ)であることが必要である。そのため、現在のガソリン車には排気ガス中の酸素濃度を絶えず測定し、燃料噴射量を適切に制御する機能が備えられている。三元触媒の長所として、理論空燃比である場合は高い排気ガスの浄化処理能力と燃費維持が両立できること、過去に実用化された種々の排気ガス対策技術に比べて性能低下が起きにくいこと、等が挙げられる。一方短所としては、触媒として貴金属を必要とすること、理論空燃比でない浄化能力が極端に低下すること、適切に動作するためには温度管理が必要であること、等がある。特に三元触媒の温度低下は、始動時のエンジンが冷えた状態や高負荷運転に必要な燃料が過剰に噴射され

ガソリンの気化熱によりシリンダーヘッド温度が低下する等、通常の使用においても生じる事象であるため、動作に必要な温度管理による浄化処理能力の低下を抑制する機構が必要である。

なお酸素濃度が多く原理的に理論空燃比とならないディーゼルエンジンや希薄燃焼(リーンバーン)エンジンに対して三元触媒をそのまま適用することができず、前項で挙げた尿素SCR装置や他の触媒システム等の技術が必要であり、船舶や一部のディーゼル車ではアンモニア水に代えて尿素水噴射系を装備した排気ガス浄化システムが実用化されている。

③ 技術的課題

火力発電所等から排出されるばい塵、SO_x、NO_xの浄化には、それぞれに対応した設備が排気ガス処理システムに組み込まれている。こうすることで排気ガスは放散せず集中的かつ制御が容易な条件下での処理が可能となり、運用効率向上の面で有効である。一方でこのような設備を設置することによるエネルギー消費抑制の観点からは、複数の排気ガス成分を同時に浄化処理できる設備の適用が課題として挙げられるであろう。

またガソリンエンジン用の三元触媒排気ガス浄化システムは理論空燃比と温度条件が揃うことで高い浄化性能を発揮するため、排気ガスが適正条件内に収まるよう燃焼を制御するシステムと制御に必要なセンサ類、また各種補助システムを組み込む必要がある。加えて触媒用の貴金属元素の使用もコスト上昇の要因になりうることから、コスト低減、システムの簡素化といった観点より、貴金属元素の使用量を抑え、かつ適正条件の広い触媒の開発や、それに代わる酸化還元促進プロセスに基づいた新しい浄化処理システムの開発等が課題として考えられる。加えて原理的に三元触媒の適用が困難なディーゼルエンジン車への適用も期待される。

ここまで放散前の排気ガス浄化処理に関する技術的課題を示したが、一方で大気中に放散された低濃度のばい塵、SO_x、NO_xへの対応においても課題がある。これらは上述で取り扱われるような排気ガスに比べて含まれる濃度や温度が低い場合、高温で高濃度の条件下での供用を前提とした浄化システムをそのまま利用することは難しい。また既存システム利用のために大気中のばい塵、SO_x、NO_xを捕集濃縮、昇温して処理することも考えられるが、浄化効率や対費用効果の面で実用化は難しいと思われる。大気中のばい塵、SO_x、NO_x浄化に適したシステムの開発も技術的な課題として挙げておく必要がある。

(2) 前項で述べた技術的課題に対する放射線利用による解決策

電子照射によるSO_x、NO_x同時浄化プロセスは、世界に先駆けわが国において1972年より開発され、現在各国での開発が進むと共に、特にSO_xを多く排出する低質石炭焚の火力発電所を中心に実機への適用が図られている。

石炭から排出されたガスに10 kGyの電子ビームを照射すると、排気ガスの大部分を占める窒素、酸素、水等からOH・やO⁺等のラ

ジカルが生成する。これらとSO_x、NO_xが反応し、さらに酸素と結合して硫酸と硝酸に変化する。すなわち大気中において太陽光の作用で生じる化学反応を、電子ビームを用いて反応容器内で極めて短時間に起こさせているもので、同時に反応器内にアンモニアガスを吹き込んで、生成した硫酸と硝酸を硫酸と硝酸に変え、電気集じん器で回収している。従来の脱硝、脱硫装置と比較して、①燃焼排気ガス中のSO_x、NO_xを同時に除去できる、②廃水処理を必要としない乾式法である、③プロセスの構成が単純かつ低温で起き、ランニングコストも低く経済性に優れている、④共存するガス成分、ばい塵、湿度、温度等の影響を受けない、等の利点が挙げられる。

また自動車トンネルの換気ガスに含まれる低濃度NO_xに対する浄化処理に対しても電子照射処理技術の実証実績が報告されている。その結果によれば、NO_x濃度3ppmの換気ガスに温度20℃、流量50,000m³/時で電子照射したところ、脱硝率80%以上の成果が得られた。ここでは低濃度のSO_x、NO_x除去においても放射線照射が有効であることが示されている。

以上のように、触媒を用いずかつ高温維持に必要なエネルギー投入抑制を可能としながら、ラジカル生成によってSO_x、NO_xの酸化還元反応を促進出来ることが放射線照射利用のポイントであり、高い浄化プロセス効率を実現できれば、既存技術の代替としての放射線利用検討のインセンティブとなるであろう。

(3) 放射線利用を図る上での課題

放射線利用を図る上での第一の課題は線源の確保である。電子照射を利用するなら加速器が不可欠であるし、他の放射線源を用いるとしても放射線障害防止法及びその関連規則といった関係法令等を調査し、放射線管理の側面においても法令を遵守することは必須である。また火力発電所や自動車トンネルの換気ガス処理施設のような固定施設においては、管理区域の設定を始めとする放射線利用に必要な措置は比較的容易であると思われる。加えて現状においては、他の線源に比べて電子照射の経済的優位性に基づいて実用化が図られていることへのこれまでの技術検討経過を精査した上で、他の線源の適用を検討する必要がある。

一方、自動車や船舶等の浄化装置への適用については、例えばガンマ線の密封線源利用を前提としても、事故時の放射性物質の飛散防止や遮へいの観点から、その有効性及び経済性とのトレードオフの観点から評価し、技術開発に着手すべきである。

【参考文献】

- [1] 政府広報オンライン
<http://www.gov-online.go.jp/useful/article/201303/5.html>
- [2] 微小粒子状物質(PM2.5)に関するよくある質問(Q&A)
<http://www.env.go.jp/air/osen/pm/info/attach/faq.pdf>
- [3] 微小粒子状物質(PM2.5)に対する総合的な対策の取り組み状況(環境省HP)
<https://www.env.go.jp/council/07air-noise/y072-53/mat%2005.pdf/07%20%E8%B3%87%E6%96%9953-5.pdf>

- [4] 微小粒子状物質(PM2.5)について
http://www.env.go.jp/policy/assess/5-4basic/basic_h23_6/mat_6_4_2.pdf
- [5] 日本の「クリーン・コール・テクノロジー(CCT)」
<http://www.jcoal.or.jp/coaldb/shiryo/other/kiso.html>
- [6] 自動車の三元触媒
<https://www.jsae.or.jp/autotech/data/11-2.html>
- [7] 自動車排気ガス技術課題
<http://www.nts1.go.jp/kouenkai/h17/17-02.pdf>
- [8] 原子力百科事典ATOMICA、環境負荷化合物の分解・除去における放射線利用保全 (08-03-03-04)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=08-03-03-04
- [9] 原子力百科事典ATOMICA、電子ビームを利用した環境保全技術 (08-03-03-01)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=08-03-03-01
- [10] 電子ビーム照射による低濃度NOx排ガス(トンネル換気ガス)の処理技術, 放射線利用技術試験研究データベース: 放射線利用振興協会, ,
<http://www.rada.or.jp/database/home4/normal/ht-docs/member/synopsis/010163.html>

4.5 放射線防護

III-1

我が国の放射線安全規制は、国際放射線防護委員会(ICRP)の勧告を遵守し、「がんの発生頻度は受けた放射線量に比例して増えるというしきい値なし直線(LNT)モデル」を適用している。LNTモデルは本来「ヒトの放射線影響を示すものではなく、合理的な放射線防護・管理を行うための仮説」であるが、一般の人々に、「少しの放射線でもがんになる危険性を増やすと思わせる一因」となっている。近年、特に低線量放射線量域において、LNTモデルでは説明のできない事象がヒトの疫学調査、及び動物実験で注目され、LNTモデルを見直す動きがある。このような状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

- (1) LNTモデル成立の背景を述べよ。
- (2) LNTモデルで、は説明できない疫学調査、あるいは動物実験の事例を1つ挙げてその内容をわかりやすく説明せよ。
- (3) あなたの挙げた事例について、LNTモデルでは説明できない現象が誘導されるメカニズムを推論し、シナリオ案を構築せよ。さらに、そのシナリオ案を使って放射線影響を説明する上で留意すべき事項について論述せよ。

【解答のポイント】

- (1) LNTモデル成立の背景について
ICRP勧告におけるLNTモデルの位置づけについては問題文中に記されているので、以下の①～⑥について指摘すれば十分であろう。
 - ① 第二次世界大戦後の相次ぐ核実験による放射性降下物の実態が明らかとなり、全地球規模での環境汚染と人類全体への健康影響の懸念が共有された。その結果、放射線防護の対象が放射線技師などの職業人から一般公衆へと拡大した。
 - ② それに先立つ1927年のマラーによるショウジョウバエのX線突然変異の発見で、変異発生率と線量に比例関係が示されたことから、人類に対する遺伝影響の懸念が高まった。なお、これが米国のBEAR(後のBEIR)や国連のUNSCEARの発足の契機となった。
 - ③ ICRPでは1958年勧告で「遺伝線量」という概念を指標に放射線のリスクを数量化し、放射線のリスクを総量規制することを提案した。その前提として、リスクは(1)総線量に比例する、(2)線量率には影響されない、との2点を仮定したのがLNTモデルの始まりである。当時は、広島・長崎の原爆被爆後生存者の健康調査で白血病の増加が報告されており、晩発影響と言えば白血病という認識だった。
 - ④ しかし、ショウジョウバエでの実験結果と異なり、マウスを用いた実験や、ヒト(被爆二世)の調査でも、遺伝

的影響は確認できなかった。一方、原爆被爆後生存者の健康調査(1977年)では、白血病に代わって固形がんの増加が報告された。

- ⑤ これらのことから、ICRPの1977勧告では「遺伝線量」を廃止し、代わりに遺伝障害と発がんを一緒にした「確率的影響」という概念を提案した。
- ⑥ 特筆すべきは、「LNTモデルを当てはめて良い」と考えた影響を「確率的影響」と名付け、「非確率的影響(後の確定的影響)」と区別したことである。

以上の詳しい経緯については、文献1～3が参考になる。

以下の各点は、本出題の趣旨からは外れるが、もしLNTモデルの限界を指摘させるような出題があれば参考になるであろう。

- X線による放射線皮膚炎と同様に皮膚がんの誘発にも閾値があることが知られていたにもかかわらず、放射線リスクにLNTモデルが導入されたことによって、放射線発がん全般について「LNTモデルは生物学的にも正しい」と誤解され易くなった。
- 1960年代以降の分子生物学の急発展：遺伝子の本体がDNAであることの発見などによって、放射線であれ、化学物質であれ、生殖細胞の遺伝子に変化が生じれば遺伝障害につながり、体細胞の遺伝子に変化が生じればがんの発生につながる、という新しい考え方が確立された。この新しい常識と、「放射線照射によるDNA損傷の生成数は線量に比例する」という実験事実が単純に結びつくと、DNA損傷から発がんに至るまでの多くの過程が不明であるにも拘らず、「LNTモデルは生物学的にも正しい」という間違った結論になる。
- 一般公衆に対する放射線影響の懸念が、かつての「遺伝線量」から、主として発がんを念頭に置いたものに変わったにも拘らず、そのことが社会で正確に認知されなかったため、「孫子の代まで悪影響が伝わる」という恐ろしいイメージが強固に残り、社会的混乱を招いた。
- 放射線発がんのリスク管理が通常のがんリスクの管理の一部として正当に位置付けられることなく特別扱いされ続けたことによって、福島事故後のような現存被曝状況において、放射線発がんのリスクを下げるためにより一層大きな発がんリスクを人々に押し付けてしまいかねないことが危惧される。
- このLNTモデルによる「リスクの総量規制」は、総線量だけを指標とすることによる管理の容易さ(単純な足し算が使える)の利点とともに、「ゼロリスク指向は実現不可能な目標設定であり、定量的リスク評価と管理が不可欠」という進んだ考え方から、食品添加物や環境変異原物質などの化学物質のリスク管理のお手本となった。しかし、その後、化学物質のリスク管理においては、食品添加物や大気汚染物質の規制などで多くの利害関係

者を巻き込んで激しい議論が繰り返された結果、むしろ社会的な合意（リスクの相場感の共有）が進んだのに対し、放射線リスク管理ではごく一部の放射線防護関係者の仲間内の議論にとどまり、社会的合意の形成に至らなかったことが強く反省されなければならない。

(2) LNTモデルで、は説明できない疫学調査、あるいは動物実験の事例について

一見、LNTモデルでは説明できないように見える疫学調査や動物実験には、以下のような例がある。

- ① 原爆被爆後生存者の健康調査（LSS）で、固形がん全体では線形の線量反応関係があるが、皮膚がんでは閾線量（ <1 Sv）の存在が示唆される。
- ② 同じくLSSで、通常の解析に用いられる対照群（爆心地から3 km以遠の被爆者と3 km以内で5 mSv以下の被爆者）ではなく、爆心地から3 km以遠の被爆者のみを対照群とした場合には、100 mSv以下の被爆者の相対リスクが1以下となる。
- ③ 中国広東省陽光市の高自然放射線地域住民（1.9 mSv/S年）のがん死亡率は、対照地域（0.5 mSv/年）住民のがん死亡率と比べ統計的に有意な増加は見られていない。放射線に最も敏感と考えられる生物学的指標である血中リンパ球の染色体異常の頻度の調査では、不安定型異常は自然放射線量に比例して増加していたが、がんに関連すると考えられている安定型異常については、年齢による増加は観察されるものの自然放射線量に比例する増加は見られない。
- ④ 鳥取県三朝温泉の高自然放射線地域住民（1.92 mSv/S年）のがん死亡率は、1992年の報告では、対照地域住民のがん死亡率と比べ統計的に有意に低かった。しかし1998年の報告では住民のがん死亡率に有意差は認められず、2000年の肺がん死亡率に関する再調査でもラドン濃度と肺がんリスクの関係は肯定も否定もできなかった。
- ⑤ (財)環境科学技術研究所が実施した4000匹のB6C3F1マウスを用いたCs137 γ 線の低線量率長期照射実験（線量率は0.05、1.1、21 mGy/日の3種類、8週齢から照射を開始し蓄積線量がそれぞれ20、400、8000 mGyに達するまでの約400日間照射を継続）で、雄マウスの21 mGy/日群と、雌マウスの21 mGy/日群と1.1 mGy/日群に統計的に有意な寿命短縮が観察されたが、その他の群には統計的に有意な寿命短縮は観察されず、寿命の延長も認められなかった。
- ⑥ 広島大学の山本らによるトリチウム水をマウスに投与して発がん寿命短縮を観察した実験、フランスと米国でそれぞれ行われたラットをラドンとその娘核種に曝露した実験、米国ユタ大学でビーグル犬にRa-226を静脈注射した実験、米国PNNLでビーグル犬に高温焼結したプルトニウムのエアロゾルを吸入させた実験など、これらの4核種

の内部被曝による影響をまとめると、総体として発がんに関する線量反応関係はLNT仮説を否定するものではなかったが、実効的な閾線量の存在を示唆するものであった。

しかし、以上の例でも、線量に比例した放射線リスクの存在が（統計的検出力の不足のために）証明できなかったこととあり、リスクが存在しないことを証明したことにはならない。また、仮に閾線量の存在が仮定されたとしても、その線量の値そのものが有する不確かさが大きければ、LNTモデルに代えてリスク管理の指標とすることはできない。この項についても、文献1~3が参考になる。

(3) LNTモデルでは説明できない現象が誘導されるメカニズムについて

① シナリオ案1と解説（ホルミシス効果）

「LNTモデルでは説明できない現象が誘導されるメカニズム」とは、出題者は、あるいは放射線ホルミシス効果を念頭においているのかもしれない。しかし、ホルミシス効果を低線量放射線の影響として一般化し、放射線リスクの評価に取り入れるのは現時点では難しいと考えられる。

なぜなら、これまでに行われたホルミシス効果の検証実験でも、原爆被爆後生存者の健康調査（LSS）でLNTモデルを証明できないのと同様の統計的検出力の限界が避けられない。また、多くの動物発がん実験で、特定の腫瘍を誘発しやすい特別の系統の実験動物を作成して線量反応関係を調べているのと同様、ホルミシス効果の検証実験でも応答を検出し易くするために特殊な実験系が使われている。したがって、特殊な条件下で特定の状態の患者に対する医療効果を期待することはできても、一般公衆の低線量放射線リスクの評価に応用することは難しいのではないかと。

以上も一つの解答例になるかもしれないが、実際にLNTモデルの見直しと改良にはつながらないので、出題者の意図するところかどうか疑問である。

② シナリオ案2と解説（細胞、組織レベルの発がん機構）

チェルノブイリ事故の被災者での発がん増加がLNTモデルの予言通りには単純に増えず、甲状腺への高線量被曝を経験した「小児」に限定して甲状腺がんの増加が見られることなどを示し、LNTモデルでは考慮されていない発がんメカニズムを考察したシナリオ案を解説する。

高線量の放射線を受けた後のがん年齢に達したヒトでがん発症が増加する（増加が早まる）という観察事実があるが、そのメカニズムとして、次の3つの可能性が考えられる。

第1に、放射線によって組織幹細胞に生じた遺伝子変異が、自然の多段階発がんのステップを一つ進めるといふもの。放射線による直接的な電離・励起がDNA損傷を誘導し、その損傷の一部が確率的に発がん性の突然変異として固定されるとすれ

ば、突然変異頻度と発がん頻度は線量に比例して増加すると考えられる。LNT モデルは、この仮定に基づいている。しかし、放射線による直接的な電離・励起の他に、DNA 損傷が原因でゲノム不安定性が誘発され、これが二次的な突然変異を引き起こす可能性や、放射線を受けた細胞が炎症反応を起こして放出したサイトカイン（免疫系の細胞から分泌される様々な生理活性蛋白質）や活性酸素が、他の放射線を直接受けていない細胞に二次的な突然変異や発がんを誘発する可能性も考えられる。放射線による炎症反応は「確定的影響」であるから、その炎症反応を介した非標的影響による発がんリスクには閾値が存在する可能性がある。

第2に、放射線によって体組織内に誘導された細胞死が、元からあった潜在的ながん細胞に増殖の機会を与える、すなわち、すでに発がん性突然変異を持っている細胞が体組織内で選択的に増殖してしまうことでがん化が引き起こされる可能性がある。放射線による発がんでも、化学物質による発がんでも、その標的は組織幹細胞とプロジェニター（組織を構成する細胞になりうる分化能をもつ比較的未分化な細胞、組織幹細胞と分化した細胞の中間）であり、それらの増殖は組織幹細胞ニッチ（幹細胞を保護し、分化能や自己複製能を維持するための微小環境）に依存して制御されている。過剰につくられた幹細胞はニッチをめぐる厳しい競合（椅子取り競争）にさらされ、欠陥を持つ細胞は排除される。ここで、発がん性突然変異を持つ細胞や放射線損傷を受けた細胞が競合に弱いとすれば、競合が強い条件では発がんリスクは低下し、競合が弱い条件では発がんリスクは上昇することになる。動物実験や原爆被爆後生存者における高線量放射線の発がんリスクが、胎児期と成年・成人期で低く、新生児から小児期の成長期で相対的に高くなることは、その時期にニッチ数が急激に増加することにより幹細胞の競合が低下し、放射線損傷を受けた細胞が排除され難くなっていた結果として説明できる（チェルノブイリ事故後の小児甲状腺がんの増加はこのシナリオに該当する）。このメカニズムによる発がんの増加は、ごく低線量率の放射線被曝で損傷細胞の産生速度を上回って損傷細胞が排除されるような条件では、LNT モデルに反してある程度までは線量が増加してもリスクは増加しない可能性がある。

第3に、放射線によるストレスで免疫機能など個体レベルのがん抑制機能が低下することで発がんが増える可能性がある。個体レベルでは、比較的低線量の放射線を受けた細胞や個体が高線量の放射線に対する一時的な抵抗性を獲得する「放射線適応応答」や、ある線量域の放射線による免疫系の活性化などの現象が知られている。これらの現象と発がんリスクとの関係は未解明であり、現時点では放射線防護における低線量放射線リスクの評価の関連づけることは時期尚早であるが、ある程度以上の高線量の放射線による過剰のストレス、たとえば活性酸素の産生などの酸化的ストレスの増加が免疫機能を低下させる可能性はある。これは、上記の第1の可能性のところで紹介した、照射細胞の炎症反応がサイトカインや活性酸素を介して二次的な発がんを誘発する可能性とは別に、がん細胞の増殖を抑制する免疫機能の低下によって結果的にがん発症が増加する可能性である。

これらのことが低線量・低線量率放射線被曝でも同様に起きるのだろうか、単純にLNT モデルに従ってリスクを推定して良いのだろうか？という問題提起である。

③ シナリオ案3 と解説（線量率と細胞のヒット状況）

米国マサチューセッツで肺虚脱療法（人工気胸）を受けた結核患者の経過観察のため繰り返し胸部X線透視を受けた集団で乳がん発症の相対リスクが累積線量に比例して有意に増加しているのに対し、インド・ケララ州ガルナガパリの高自然放射線地域住民（4~70 mGy/年）のがん発症の相対リスクが累積線量600 mGy 以上でも増加していない例などを示し、この矛盾を説明するためには低線量・低線量率放射線被曝における線量概念の革新が必要であるとするシナリオ案について解説する。

前者の胸部 X 線透視の例では1度の線量はおおよそ 10 mGy 程度と見積もられ、その程度の線量であってもなんらかの影響が蓄積していくことを示唆している。またこの時撮影範囲にある全ての細胞が同時にX線のヒットを受けている。一方、後者の高自然放射線地域住民例では、累積線量は大きくなって、どの時点でも身体の中のごく一部の細胞しかヒットされていない、という被曝条件の違いに注目する。

自然放射線や福島事故後の現存被曝状況のような低線量・低線量率では、通常の巨視的な吸収線量の概念だけでは放射線応答の線量依存性の評価には不十分となる。

なぜなら、細胞集団に低線量の放射線を照射すると、低線量になればなるほど放射線量の細胞ごとのばらつきが大きくなり、細胞集団のごく一部にしか照射されていないという状況になる。これは高 LET の重粒子線照射では想像し易いが、 γ 線のような低 LET の光子放射線においてもさらに線量が下がれば同様のことが起こる。

Cs137 の γ 線 (661.7 keV) による水中での微視的なトラック構造のモンテカルロシミュレーションにより、コンプトン散乱で生じる二次電子のスペクトルを計算し、細胞核として直径 $5\mu\text{m}$ の球を配置し、細胞集団の系の中では二次電子平衡が成り立っているものとして計算すると、全体のマクロな平均吸収線量が 1mGy を下回るあたりからヒットしない細胞が出現し、ヒット細胞の割合が線量とともに減少していく一方、ヒットした細胞が受ける素線量（標的内の頻度平均線量： Z_p ）は 1mGy で底を打ってそれ以下にはならない。

すなわち、微視的な観点からは、低線量域における線量依存性とは素線量を付与される標的の数とその割合に対する依存性と置き換えられ、線量率はヒットの時間間隔に置き換えられる。これは吸収線量の概念の基盤となっている高線量域における状況とは大きく異なることは明らかである。

計算によるヒット細胞の割合は放射線の LET 値と標的のサイズに依存するが、仮にヒットした標的の割合が 0.2 以下（この計算モデルでは全体の吸収線量 = 0.2mGy 以下）で細胞集団の一部しかヒットしていない状況を低線量域、全ての細胞にヒッ

トしている状況（この計算では全体の吸収線量が2 mGy以上）を高線量域と呼び区別することができる。この例では、広島・長崎のLSS集団の被曝線量やX線CTなどの診断線量は高線量域に属し、自然放射線や福島事故後の現存被曝状況は低線量域に属する。

高線量域に属し、かつ短時間の被曝であるLSS集団におけるリスク係数を、X線CTなどの放射線診断のリスクの推定に用いるのは合理的かもしれないが、細胞集団のごく一部にしかヒットしない状況での長期間にわたる低線量率被曝のリスクの推定にはどこまで合理性があるだろうか？という問題提起である。このような「低線量域」における低線量・低線量率放射線のリスク推定に適用可能な全く新しい線量概念が必要とされていることは間違いない。

この項については、文献1～3に加えて4と5が参考になる。

【参考文献】

- [1] 舘野之男：「放射線と健康」、岩波新書（2001）
- [2] 佐渡俊彦、福島昭治、甲斐倫明：「放射線および環境化学物質による発がん」、医療科学社（2005）
- [3] 佐渡俊彦：「放射線は本当に微量でも危険なのか？」、医療科学社（2012）
- [4] 近藤宗平：「人はなぜ放射線に弱いのか 第3版」、講談社ブルーバックス（1998年）
- [5] 渡辺立子：「低線量放射線の微視的エネルギー付与分布」、放射線生物研究 47、335-336（2012）

III-2

近年の分析技術の進歩により微量な放射性物質の測定に、誘導結合プラズマ質量分析法（ICP-MS）が使われる傾向にある。このような状況を踏まえ、ある放射性物質をICP-MSで測定しようとする際に、以下の問いに答えよ。

- (1) 測定計画を立案する上で対象とする放射性物質の濃度（Bq/g）と質量濃度（ppb）との関係について数式を使って示すとともに、放射能を測定した場合と比較し、質量分析によるメリットを述べよ。
- (2) 測定対象として一般環境中の試料と廃水試料を分析する場合に課題となる事項を述べよ。
- (3) 上記(2)で示した課題に関して、それらを解決する上でどのような対応が可能か、具体的な核種を挙げて技術的提案を示すとともに、そこに潜むリスクやデメリットについても記述せよ。

【解答のポイント】

- 近年、急速に普及している誘導結合プラズマ質量分析計

（ICP-MS）を用いた放射性核種測定に関する問題である。ある放射性物質（核種）の放射能と個数の関係から、どのような核種がICP-MS測定に適しているか、放射能測定とは異なるICP-MS測定特有の留意点を理解し、試料に応じた分析・測定を計画立案する知識が必要となる。

- (1) 放射性物質の濃度（Bq/g）と質量濃度（ppb）との関係について

試料1gあたりの対象とする核種の放射能をA（Bq）とすると、

$$A = \cdot N \cdot \cdot \cdot \textcircled{1}$$

と表すことができる。ここで、 \cdot 及びNは、それぞれ壊変定数（sec⁻¹）及び対象とする核種の個数である。また、 \cdot は、対象核種の半減期をT_{1/2}（sec.）とすると、

$$A = \ln(2) / T_{1/2} \cdot \cdot \cdot \textcircled{2}$$

と表すことができる。一方、試料1gあたりに対象核種がB（ng）含まれているとすると、その核種の個数（N）は、

$$N = B \times N_A \times 10^{-9} / M \cdot \cdot \cdot \textcircled{3}$$

と表すことができる。ここで、N_A及びMは、それぞれアボガドロ定数及び対象核種の質量数である。よって、対象とする核種の放射能（A Bq/g）と質量濃度（B ppb）の間には、式①②③より、以下の関係が得られる。

$$B = A \times (M \times 10^9 / \ln(2) / N_A) \times T_{1/2} \cdot \cdot \cdot \textcircled{4}$$

式④より、半減期が異なる2つの核種が同じ放射能を有する場合、長半減期核種の方が、質量濃度が高くなることを示している。つまり、微量の長半減期核種測定については、放射能測定よりもICP-MSによる質量分析の方が有利となる。近年は、ICP-MSの感度が向上しており、数千年から数百年の半減期核種（例えば半減期が1600年の²²⁶Raや432年の²⁴¹Am）の測定も試みられているが、一般的には、およそ1万年以上の半減期を有する核種がICP-MSで測定されている。

長半減期核種をICP-MSで測定する場合、放射能測定と比べて高感度であることから、試料量を低減することができる。また、1試料あたりの測定時間も短いことから、多数の試料測定も可能となる。

同位体比を精度よく測定できることもICP-MS測定のメリットのひとつである。例えば、²³⁹Pu（α線エネルギー：5.157 MeV）と²⁴⁰Pu（同：5.168 MeV）は、放出する放射線のエネルギーが近いので、αスペクトロメトリーでは、汚染源等の重要な情報を有する同位体比（²⁴⁰Pu/²³⁹Pu）測定が不可能であるが、ICP-MSでは、その同位体比測定が可能である。

また、β線は連続スペクトルであり、放射能測定では核種の識別が困難であるため、純β線放出核種を放射能測定する場合は、他のβ線放出核種を除くための高度で複雑な化学的分離が必要となる。このため、ICP-MS測定は、長半減期の純β線放出核種の測定にも適している。

以上のことから、長半減期核種については、放射能測定よりもICP-MS測定の方が、メリットが多いと考えられる。

- (2) 一般環境中の試料と廃水試料を分析する場合の課題について

ICP-MSによる分析は、プラズマ部で発生させたイオンを質量（質量電荷比）により弁別し検出する。一般的に、ICP-MS

による測定を行う場合は、スペクトル干渉、物理干渉、化学干渉、イオン化干渉、主成分干渉に注意する必要がある。特に、試料中に対象核種と同じ質量数の元素（同重体）や溶液中に存在する元素（核種）、使用する Ar ガス、水等が結合した多原子イオンが同質量数になる場合、スペクトル干渉を受けることとなるため、スペクトル干渉を除去又は低減することは必須である。また、同位体比測定を行う場合、同位体比が定められている標準物質を用いて、質量差別効果を補正する必要がある。

【一般環境中の試料を分析する場合の課題】

① 溶液化

一般的には、溶液化した試料を ICP-MS に導入して対象元素（核種）を測定するため、水試料を除き、試料を分解し、溶液化しなくてはならない。溶液化するにあたり、測定対象核種の汚染が生じないように、使用する器具、薬品等を選別し、試料に応じた分解法を選択する必要がある。

② 濃縮

通常、一般環境中の人工放射性核種は非常に低濃度であるため、濃縮操作を必要とする場合が多い。

③ 干渉

一般環境中の試料には様々な元素が含まれているため、上記干渉を受ける可能性がある。

【廃水試料を分析する場合の課題】

① 装置の汚染

放射性物質を含む廃液には、環境試料とは異なり、高濃度に放射性物質を含んでいる場合があるため、ICP-MS 装置を汚染させないように注意する必要がある。

② 干渉

廃水試料の場合、実施した実験により含まれる元素（核種）の割合が天然とは異なるために、廃液には、環境試料には通常含まれていない核種が存在し、それらの核種が測定対象核種へスペクトル干渉を起こす可能性がある。

③ トレーサーの選定

対象とする元素（核種）を化学分離する場合、収率補正用トレーサーを使用する必要があるが、トレーサーとして通常使用する核種が廃水試料中に含まれている可能性がある。

(3) 上記(2)で挙げた課題に対する技術的提案について

【一般環境中の試料について】

① 溶液化について

灰化した農産物や海産物試料等は、濃硝酸及び過酸化水素で有機物を完全に分解し、ろ過をして試料溶液とする。土壌試料は、測定対象核種が酸で溶出可能か、全分解が必要であるかを検討し、抽出や溶融により溶液化する。

② 濃縮について

一般的には、環境中の人工放射性核種は低濃度である

ので、化学分離により濃縮し、測定する。なお、化学分離を行う場合、収率補正用トレーサーを添加し、同位体希釈法により対象核種の定量を行う。また、試料中の対象核種が低濃度である場合、ICP-MS の導入系に超音波ネブライザや脱溶媒装置を使用し、装置の感度を向上させる。

③ 干渉について

一般的には、種々の干渉を避けるために、対象核種を化学的に分離・精製し、ICP-MS 用測定溶液を作成する。

【廃水試料について】

① 装置の汚染について

廃水試料には、測定対象核種が非常に高濃度で含まれている可能性がある。そこで、ICP-MS を用いて廃水試料を測定する場合は、装置を汚染させないために、事前に十分に希釈してスクリーニングすることで対象核種の濃度レベルを把握し、適切な希釈倍率を決定する。

② 干渉について

測定対象核種に対してスペクトル干渉を引き起こす核種の存在の有無をスクリーニングにより確認し、必要に応じて干渉になる核種を化学分離等により除去する必要がある。

③ トレーサーの選定について

トレーサーとして通常用いる核種が廃水試料にあらかじめ含まれている可能性がある。この場合、該当核種の含有量をスクリーニングによりあらかじめ把握しておき、試料中の含有量が無視できる量を添加して分析する等の対応が必要となる。

近年、環境試料中の U (^{238}U 、 ^{235}U)、Th (^{232}Th) 及び Pu 同位体 (^{239}Pu 、 ^{240}Pu) は、ICP-MS で測定されることが多いが、ここでは、分析に係る課題が多い Pu 同位体を例に挙げ、一般環境中の試料及び廃水試料の分析・測定に必要な技術的提案、潜むリスク及びデメリットを述べる。

【一般環境中の試料に含まれる Pu の分析】

技術的提案

① 溶液化について

灰試料は、硝酸及び過酸化水素で有機物を分解し、ろ過をして試料溶液とする。土壌試料は、電気炉で加熱（500℃で 4 時間）して有機物を分解後、硝酸により Pu を溶出し、ろ過をして試料溶液とする。

② 濃縮について

化学分離には一般環境中にはほとんど存在していない ^{242}Pu を収率補正用トレーサーとして用いる。試料にトレーサーを添加後、上記の酸による分解等により得られた溶液中の Pu を亜硝酸ナトリウム等により価数を IV に調整し、樹脂（イオン交換や抽出クロマトグラフィー等）に吸着させ、試料中のマトリックス成分を除去した後、塩酸とヨウ化水素酸の混合溶液等により Pu の価数を III

にし、樹脂からPuを溶離する。

③ 干渉について

ICP-MSによるPu同位体測定では、U及びPbがスペクトル干渉を起こすことが知られている。このため、スペクトル干渉を起こさないレベルまで、化学分離によりU及びPbを除去する必要がある。また、ICP-MS測定時の感度補正には、Pu同位体測定にスペクトル干渉を起こさないTlを内標準として用いる。

潜在するリスク

- ① 高温加熱されたPu(焼結Pu)は、硝酸による溶出方法では十分に溶出させることができないため、フッ化水素酸と硝酸の混合溶液を用いてPuを溶出させる必要がある。
- ② ICP-MS測定で²³⁹Pu及び²⁴⁰Puを測定する場合、測定試料中に含まれる²³⁸UやPbがスペクトル干渉となり、過大評価することになる。このため、一度の分離で干渉元素(UやPb)が十分に除去できない場合は、さらに分離作業が必要となる。一般的には、強酸を用いた陰イオン交換により分離したPuから共存するUを除くために、更に酢酸系の陰イオン交換を実施する。
- ③ U等の高質量数の核種をICP-MSで測定する場合、内標準としてBiを使用することがあるが、Biはトレーサーとして用いる²⁴²Puの測定にスペクトル干渉を起こすことが知られている。よって、²⁴²Puをトレーサーとして用いた場合は、Biを内標準として用いることは出来ない。
- ④ 質量差別効果により、得られた計数率比が、必ずしも試料の同位体比と等しいと限らない。このため、試料中の²⁴⁰Pu/²³⁹Pu同位体比を測定する場合は、同位体比が既知の標準物質を用いて、質量差別効果を補正する。

デメリット

- ① 通常、放射能測定(α線スペクトロメトリー)されている²³⁹Puは、短半減期(87.7年)であること及び²³⁸Uと質量電荷比が同じであるため、ICP-MSによる測定が困難であり、起源推定に有用な²³⁸Pu/²³⁹Pu放射能比の情報が同時に得られない。²³⁹Puの情報が必要な場合には、ICP-MSで²³⁹Pu及び²⁴⁰Puを測定した残試料溶液を用いて、Puを電着して²³⁹Pu/²⁴⁰Pu放射能比を測定する必要がある。
- ② 核燃料物質を扱うため、核燃料物質使用許可を有する施設・設備で実験する必要がある。

【廃水試料中に含まれるPuの分析】

技術的提案

- ① 装置の汚染について
廃水試料のスクリーニングを行い、適切な希釈倍

率、化学分離作業の必要性を検討する。

② 干渉について

スクリーニングにより干渉元素(核種)の存在が無視できる場合は、適切な希釈後、ICP-MSにより測定する。多原子イオンによるスペクトル干渉の原因となる核種の存在が確認された場合は、トレーサーを添加し、Puを分離・精製後、ICP-MSにより測定する。

③ トレーサーの選定について

廃水試料に、通常トレーサーとして用いる²⁴²Puも含まれている可能性があり、測定値に影響を与えるため、スクリーニングにより²⁴²Puの有無を確認する必要がある。試料中に²⁴²Puが存在する場合は、試料中の含有量を事前に把握し、その含有量が無視できる量の²⁴²Puを添加してPuを分析する。

潜在するリスク

- ① 廃水中のPu測定の場合は、一般的なPu測定における多原子イオンによるスペクトル干渉の原因となる元素(U及びPb)に加え、干渉となり得るBi(²⁴²Puへのスペクトル干渉)やTl(内標準)等の存在量についても確認する必要がある。
- ② 廃水試料に、トレーサーとして通常用いる²⁴²Puが測定値に影響を与えるレベルで含まれている可能性がある。
- ③ 廃水試料中のマトリックス成分により、Puの化学収率が悪くなる場合がある。

デメリット

- ① 廃液中のPu濃度は、実施された実験に依存し、その予測が困難であるため、必ずスクリーニングをする必要があり、手間がかかる。
- ② 通常使用している²⁴²Puが廃水試料に含まれている場合があり、トレーサーとしての使用可能性及び添加量を試料毎に検討する必要がある。
- ③ 核燃料物質を扱うため、核燃料物質使用許可を有する施設・設備で実験する必要がある。

【参考文献】

- [1] 文部科学省(1990): プルトニウム分析法
- [2] 文部科学省(2002): 環境試料中プルトニウム迅速分析法
- [3] 長尾敬介(2011): 基礎から学ぶマススペクトロメトリー/質量分析の源流 第10回同位体の質量分析, 日本質量分析学会, Vol. 59, 35-49.
- [4] 公益社団法人日本分析化学会関東支部編(2012): ICP発光分析・ICP質量分析の基礎と実際, オーム社出版.