

平成 27 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成 26 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

1. はじめに

平成 26 年 8 月 3 日、技術士第二次試験「原子力・放射線部門」の筆記試験が実施された。平成 16 年に本部門が新設されて以来、11 回目となる。

本講座では、平成 26 年度技術士第二次試験（原子力・放射線部門）の出題傾向について解説するとともに、各設問について解答のポイントを示す。

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

2. 平成 27 年度 第二次試験の実施要領

第二次試験は平成 25 年度から試験制度が改正され、必須科目の試験方法は平成 16 年度～平成 18 年度にかけて採用されていた択一式設問が復活し、また、選択科目（課題解決能力）が新設された。さらに、筆記試験合格者に課せられていた技術的体験論文の提出が廃止された代わりに、出願時に業務経歴票に 720 字以内で業務内容の詳細（当該業務での立場、役割、成果等）の記入が求められる。口頭試験の実施時間についても 45 分から 20 分（10 分程度延長可）に短縮されている。

平成 27 年度の第二次試験は、平成 26 年度と同様筆記試験と口頭試験の二段階で実施される。試験制度の詳細及び最新情報は日本技術士会のホームページに掲載されている「平成 27 年度技術士第二次試験実施大綱」及び「平成 27 年度技術士第二次試験実施について」を参照されたい。

受験の申込受付期間は平成 27 年 4 月 6 日（月）から 4 月 27 日（月）まで（土曜日・日曜日を除く。）、また、試験日は平成 27 年 7 月 19 日（日）となる。申込期間、実施日共に平成 26 年度より約 2 週間早まるので注意されたい。

(1) 筆記試験

新試験制度における筆記試験の概要を表 1 に示す。原子力・放射線部門の選択科目は、「原子炉システムの設計及び建設」、「原子炉システムの運転及び保守」、「核燃料サイクルの技術」、「放射線利用」、「放射線防護」の 5 科目があり、受験者は出願時に科目を選択する。

(2) 口頭試験

口頭試験は筆記試験合格者に対してのみ行われる。新試験制度における口頭試験の概要を表 2 に示す。

【参考】

[1] 日本技術士会ホームページ、試験・登録情報、第二次試験
http://www.engineer.or.jp/c_categories/index02010.html

3. 平成 26 年度の第二次試験の出題傾向とポイント

(1) 必須科目 I

必須科目 I は、原子力・放射線部門において不可欠な技術、社会的に重要なキーワード、業務における関連法規・制度等に対する専門的知識を問う試験であり、出題された設問 20 問から 15 問を選び解答する。[1]

受験対策としては、「アトモス」（日本原子力学会誌）、「原子力がひらく世紀」（日本原子力学会編）、「原子力百科事典 ATOMICA」等を参照し、「原子力・放射線」に関するキーワードをひとつお確認しておくこと、また、平成 16 年度～平成 18 年度及び平成 25、26 年度に実施された技術士第二次試験の択一式の過去問題、第一次試験（択一式）の過去問題等を復習しておくことが有効であろう。

(2) 選択科目 II

選択科目 II は、原子力・放射線部門の選択科目に関する専門知識及び応用能力を記述式で問う試験であり、設問 II-1 及び II-2 から構成される。設問 II-1 では、4 設問から 2 設問を選択し、それぞれ 600 字詰の答案用紙 1 枚以内で解答する。また、設問 II-2 では 2 設問から 1 設問を選び答案用紙 2 枚以内で解答する。日本技術士会がホームページで公開している「平成 25 年度技術士試験の概要」では、「選択科目」における重要キーワードや新技術等に対する専門的知識や「選択科目」に係る業務に関し、与えられた条件に合わせて、専門的知識や実務経験に基づいて業務遂行手順が説明でき、業務上で留意すべき点や工夫を要する点等についての認識があるかを問うとされる。[1]

受験対策としては、関連するキーワードをひとつお集めて、定義、背景・位置づけ、用途を整理し、また、キーワードに関連する課題及び自身の考え等を予め整理しておくことが有効である。また、文字数が限られるので、簡潔に自分の考えをまとめられるように日頃から訓練しておくことも有効である。

表 3 に平成 24 年度から 26 年度までの選択科目 II の出題傾向を比較して示す。

(3) 選択問題 III

選択科目 III は平成 25 年度に新設された課題解決能力を記述式で問う試験であり、設問 III-1、2 の 2 設問から 1 設問を選択し、600 字詰答案用紙 3 枚以内で回答する。日本技術士会が公開している「平成 25 年度技術士試験の概要」では、「選択科目」に係る社会的な変化・技術に係る最新の状況や「選択科目」に共通する普遍的な問題を対象とし、これに対する課題等の抽出を行わせ、多様な視点からの分析によって実現可能な解決策の提示が行えるか等を問うとされる。[1] 具体的には選択科目に関わる最新のテーマについて、その技術的効果と課題の分析、課題解決策の考案、更に、その解決策が有するリスク評価までを自身の視点から提案できる幅広い知識

と論理的洞察力を有しているかが問われることになる。技術士試験で解決提案に残るリスクや問題点について問われるのは新制度になってからの新たな傾向と言えるので、リスクマネジメントの考え方についても理解しておくことが望ましい。

受験対策としては、日ごろから、最新の技術情報に触れた際には、そこに潜む課題、解決策、リスクを調査し、考察する地道な努力が必要であり、技術者としての幅を広げるためにも継続して頂ければと考える。また、福島原発事故以来、原子力施設では発生確率は低くても一度発生すると甚大な影響を与える事故に対して深層防護の概念を取り入れ対応しており、これらの具体的な取組みなどについても日頃から情報を収集し理解しておくことが重要である。

表4に平成25年度と26年度の選択科目Ⅲの出題傾向を比較して示す。

(4) 対策

原子力・放射線部門の技術士には高度な専門的応用能力に加えて、公衆への被ばくリスクなど社会的に関心の高いテーマに対して、正しい知識と確かな見識で自らの意見を正確に分かりやすく示せる能力が求められる。また、原子力に関する社会の意見は必ずしも統一されたものではないので、自らの意見の正当性を論理的、客観的に示すことが重要である。以下に分野ごとの試験対策として留意点をまとめる。

「原子炉システムの設計及び建設」及び「原子炉システムの運転及び保守」分野では、平成25年7月に実用発電用原子炉に係る新規規制基準が施行されたことを受け、平成26年度には新規規制基準に関する問題が出題されている。新規規制基準施行により設備の再稼働に向けた新たな動きが出ていることが関連しており、日ごろのニュースや学協会誌はもとより、原子力規制委員会での審査会合等の内容についてもよく理解しておくことが有効と考えられる。

「核燃料サイクルの技術」分野には福島第一発電所事故に関連する問題が出題されている。これらは、福島の廃炉プロジェクトが依然社会的関心事であることが大いに関連しているものと考えられる。また、厳密には「核燃料サイクルの技術」ではないがオフサイト除染に関する設問が出題されており、受験に当たっては、このような範囲も勉強範囲に含めるか、試験会場ですっぱり捨てる覚悟をして

おくのか、予め選択しておくことも重要である。なお、平成25年12月に施行された核燃料施設等に係る新規規制基準に関する出題はなされていないが、新規規制基準の内容はもとより原子力規制委員会での審査会合の状況などの情報を収集し、それぞれの施設に存在する課題やその解決方法などについて自分の意見をまとめておくことも有効と考えられる。

「放射線利用」部門は、平成25年度に続いて放射線の生物的影響、医学への利用、計測・診断への利用といった分野の出題となっている。いずれも、放射線により生じる現象や利用される効果についての原理を正しく理解することが必要であり、線源や利用分野ごとに整理しておくことが有効と考えられる。

「放射線防護」分野でも福島第一発電所事故に関わる問題が出題されており、特にこの分野では、原発事故後の放射線計測やリスクについて、一般の人への説明手法などを問われている。原子力・放射線の技術士が、高度な専門分野の内容を一般の人に対して分かりやすく正確に理解できる説明ができる能力を求められていることの表れと考えられる。

【参考】

- [1] 日本技術士会ホームページ、試験・登録情報、技術士試験における変更点、平成25年度技術士試験の試験方法の改正について
http://www.engineer.or.jp/c_topics/002/attached/attach_2294_1.pdf
- [2] 日本技術士会ホームページ、試験・登録情報、過去問題（第一次試験）
http://www.engineer.or.jp/c_categories/index02021.html
- [3] 日本技術士会ホームページ、試験・登録情報、過去問題（第二次試験）
http://www.engineer.or.jp/c_categories/index02022.html
- [4] 日本原子力学会ホームページ、「原子力・放射線部門」技術士情報ページ
http://www.aesj.or.jp/gi_jyutsushi/index.html

表1 技術士第二次試験 筆記試験の概要（平成27年度）

問題の種類	解答時間	試験方法	配点	合否決定基準
I 必須科目 「技術部門」全般にわたる専門知識	1時間 30分	択一式 20問出題 15問解答	30点	60%以上の 得点
II 選択科目 「選択科目」に関する専門知識及び応用能力	2時間	記述式 600字語用紙 4枚以内	40点	60%以上の 得点
III 選択科目 「選択科目」に関する課題解決能力	2時間	記述式 600字語用紙 3枚以内	40点	60%以上の 得点

注) 必須科目(択一式)の成績が合否決定基準に満たない者については、選択科目(記述式)の採点を行わない。

表2 技術士第二次試験 口頭試験の概要（平成27年度）

試問事項	配点	試験時間	合否決定基準
I 受験者の技術的体験を中心とする経歴の内容及び応用能力 ・筆記試験における答案(課題解決能力を問うもの)と業務経歴により試問	60点	20分 ・10分程度 延長可	60%以上の 得点
①「経歴及び応用能力」			
II 技術士としての適格性及び一般的知識	20点		60%以上の 得点
②「技術者倫理」			
③「技術士制度の認識その他」	20点		60%以上の 得点

表3 選択科目Ⅱの出題傾向の比較（平成24年度～26年度）

項目		平成26年度（新試験制度）	平成25年度（新試験制度）	平成24年度（旧試験制度）
設計・建設	Ⅱ-1-1	「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	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	1. シビアアクシデント対策の意義・強化方策・役割・在り方や方向性
	Ⅱ-1-2	安全重要度分類における「クラス」機器の定義と設計上の留意点	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	2. 原子炉格納容器の安全機能と福島第一事故を踏まえた設計のあり方
	Ⅱ-1-3	原子炉冷却材圧力バウンダリの定義と技術的留意点	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	3. 使用済燃料貯蔵施設に関する安全設計上の要求事項の条件・判断基準・機能確保方策と設計のあり方
	Ⅱ-1-4	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	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、技術的留意点	4. 次世代原子炉システムの受動的な安全設備の動作原理と特徴、利点、課題と課題の解決方法
	Ⅱ-2-1	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	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	
	Ⅱ-2-2	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	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	
運転・保守	Ⅱ-1-1	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ジスの例と対応策	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	1. 反応度投入事象の発生メカニズム、対応策、熱出力の推移と安全評価における判断基準及び原子炉固有の安全性の説明
	Ⅱ-1-2	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	PWRもしくはBWRにおける制御系の目的と機能と制御例	2. シビアアクシデント時の水素発生、水素燃焼、各国の対策と、福島第一を踏まえた教訓と課題
	Ⅱ-1-3	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	炉心設計で可燃性毒物を用いる理由と主要な核反応	3. PWR、BWR各々で用いられている反応度制御方法と得失、取り替え炉心の安全確認項目及びスクラム時の核分裂出力の時間変化
	Ⅱ-1-4	「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	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	4. 津波による1F事故の取戻に向けた取組み、シビアアクシデントに対する防止・対応強化策に関する課題と原子力の安全への寄与
	Ⅱ-2-1	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	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	
	Ⅱ-2-2	新規制基準の骨子と現行の発電所での具体的な適用例	営業運転開始後に行う諸手続き	
核燃料サイクル	Ⅱ-1-1	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	我が国のウラン資源確保に関わるリスクと対策	1. 核燃料サイクル実用化の課題と技術的対策
	Ⅱ-1-2	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	核物質の拡散を防ぐための保障措置の実施例と課題	2. 各種ウラン濃縮方法の特性、活用状況、課題、今後の方向性
	Ⅱ-1-3	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課題	国内外の再処理実施例と課題	3. 高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術的成立性（安全性、経済性）及び表現に向けた課題と解決策
	Ⅱ-1-4	軽水炉でのプルトニウム推進の意義、効果について	我が国のクリアランス制度の適用状況と普及への課題	4. 使用済燃料の中間貯蔵の世界で実用化されている技術の特徴、MOXへの適用に対する課題と対策、中間貯蔵後の再処理に向けて輸送を行う場合に対応すべき事項
	Ⅱ-2-1	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	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	
	Ⅱ-2-2	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	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、業務遂行手順と運行時の留意点	
放射線利用	Ⅱ-1-1	放射線の直接効果と間接効果、DNAに対するそれらの効果	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	1. 放射線の種類と標的物質の組合せに関する体系的理解に関し、ガンマ線と荷電粒子線の無機系物質・有機系物質に及ぼす照射効果の差異と具体例の説明
	Ⅱ-1-2	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）	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	2. 農業分野における放射線利用、品種改良、害虫駆除、食品商社、トレーサに関する方法（特徴）と現状、課題と対策。（2例）
	Ⅱ-1-3	放射線を利用した医療診断技術（3例）	農業分野で用いられる放射線利用技術（3例）	3. 中性子利用技術であるBNCTとNTDの各々の特徴、課題と対策
	Ⅱ-1-4	放射線を利用した水素原子検出法（2例）	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）	4. シンクロトロン放射光の原理と光の特徴、利用例、利用の高度化に必要な方策
	Ⅱ-2-1	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	放射性医薬品開発の担当責任者として事務所調査・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	
	Ⅱ-2-2	γ線のエネルギーの高精度の制御について	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	
放射線防護	Ⅱ-1-1	ヨウ素131及びセシウム137の実効半減期	放射線防護の目標を達成するための3つの原則の解説	1. 放射線セシウムの特徴、測定、被ばく、低減措置の現状と課題
	Ⅱ-1-2	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	自然放射線と人工放射線の解説	2. 放射線関連施設設計の際の放射線防護上の項目、計算方法、放射線防護上の課題と除染作業の課題
	Ⅱ-1-3	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	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留意点	3. 食品に含まれる放射性セシウムの新たな基準、他国との比較、新たな基準を守るための課題と対策
	Ⅱ-1-4	内部被ばくの測定方法の比較	放射線管理区域に係る管理項目と基準値の概説	4. 食品からの被ばくに関する人体への影響、放射性ヨウ素・放射性セシウムに対する内部被ばく、生涯線量目安（100mSv）の経緯と根拠及び低線量放射線の影響
	Ⅱ-2-1	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	放射線防護の3原則、放射線レベル高箇所での作業計画時の留意点	
	Ⅱ-2-2	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	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	

表4 選択科目Ⅲの出題傾向の比較（平成25年度～26年度）

項目		平成26年度（新試験制度）	平成25年度（新試験制度）
設計・建設	Ⅲ-1	PRA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	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
	Ⅲ-2	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	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
運転・保守	Ⅲ-1	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	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
	Ⅲ-2	運転期間延長認可制度及び高齢年劣化対策の概要と1F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策	定期検査を規定する法令、日本電気協会電気技術規定、定期検査期間を可能にする方策
核燃料サイクル	Ⅲ-1	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	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
	Ⅲ-2	オフサイト除染の責任者として検討すべき事項、課題と課題解決への技術的提案、提案がもたらす効果とリスク・問題点	LWR-MOXリサイクル路線とLWRワンスルー路線の物質比較、課題
放射線利用	Ⅲ-1	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	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
	Ⅲ-2	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	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
放射線防護	Ⅲ-1	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	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
	Ⅲ-2	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	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

4. 原子力・放射線部門【必須科目Ⅰ】の解説記事

以下に平成26年度に出題された原子力・放射線部門【必須科目Ⅰ】の設問と解答のポイントを示す

I 次の20問題のうち15問題を選び解答せよ。(解答欄に1つだけマークすること。)

I-1 東京電力福島第一原子力発電所事故を契機とした我が国での原子力安全規制の転換に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 「原子力基本法」の一部が平成24年に改正された。この中で原子力利用における安全確保についての基本方針は「確立された国際的な基準を踏まえ、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として、行うものとする。」とされている。
- ② 経済産業省から原子力の安全規制部門を分離し、内閣府に独立性の高い組織として「原子力規制委員会」が設置された。
- ③ 新たに設置された原子力規制委員会は、委員長及び委員4人をもって組織された。
- ④ 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の改正では、法律の目的として、重大な事故の発生に伴う放射性物質の原子力事業所外への以上放出といった災害の防止が含まれることが明記された。
- ⑤ 緊急時に備えて、平時から政府全体で原子力防災対策を推進するために、内閣に「原子力防災会議」が新たに常設された。

【解答と解説】

正解(不適切な記載)は②

- ① 適切。原子力基本法 第二条(基本方針)第2項に規定されている。[1]
- ② 不適切。原子力規制委員会設置法(平成24年6月27日法律第47号)第二条に基づき、原子力規制委員会は「環境省」の外局として設置されている。[3]
なお、原子力規制委員会及びその事務局として設置された原子力規制庁は、経済産業省の原子力の安全規制部門(原子力安全・保安院)が担ってきた業務だけでなく、原子力安全委員会、文部科学省及び国土交通省が所掌してきた原子力安全規制に係る事務も所掌している。[6]
- ③ 適切。原子力規制委員会設置法第六条に基づき、委員長及び委員4人をもって組織された。なお、発足時の委員長及び委員は以下のとおりであった。
委員長：田中俊一氏
委員：島崎邦彦氏、更田豊志氏、中村佳代子氏、大島賢三氏[5]
- ④ 適切。核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉等規制法) 第一条(目的)に「…、原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外に放出されること、その他の核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止し…」と規定されている。[2]
- ⑤ 適切。原子力基本法第三条の三に「内閣に原子力防災会議を置く」と規定された。またこれを受け、原子力防災会議令(平成24年9月14日政令第234号)が制定された。[4]

【参考文献】

- [1] 原子力基本法
- [2] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
- [3] 原子力規制委員会設置法
- [4] 原子力防災会議令
- [5] 原子力規制委員会 HP (<http://www.nsr.go.jp/>)
- [6] 原子力百科事典 ATOMICA, 原子力規制委員会(10-04-03-02)

I-2 平成25年6月に公布された原子力規制委員会の新規制基準(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)において、新設又は強化された要求事項として最も不適切なものはどれか。

- ① 安全施設は、想定される自然現象(敷地の自然環境を基に、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。)が発生した場合においても安全機能を損なわないこと。
- ② 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないこと。
- ③ 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を適切に備えた設計であること。
- ④ 発電用原子炉施設は重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものであること。
- ⑤ 特定重大事故等対処施設は、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。

【解答と解説】

正解(不適切な記載)は③。

新規制基準において、①に係る記載は第六条に、②は第九条に、③は第二十二条に、④は第三十七条に、⑤は第四十二条にある。このうち、③については、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備は「津波、溢水又は工場等内若しくはその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわないものとする」と規定している。[1], [2]

なお、問題文にある内容は、旧原子力安全委員会『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』指針二六に規定されていたものであり、設計基準事故の範囲での機能維持のみが要求されていた。現行の技術基準では、福島第一原子力発電所事故の教訓から、設計基準事故を超えた範囲を含めて機能を維持することが求められている。[3], [4]

【参考文献】

- [1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
- [2] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
- [3] 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」

[4] 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈

I-3 原子炉体系では、その体系内中性子の連鎖反応の消長は実効増倍率(k)の大きさで支配される。さらに、その体系の反応度(ρ)が実効増倍率の1からのずれとして定義されている。

すなわち、

$$\rho = (k - 1) / k$$

いま、ある原子炉体系で実効増倍率を評価したところ、その値は0.980であった。この原子炉体系を正確に臨界にするためには、別途正の反応度を加えることが必要になる(例えば、燃料の追加等)が、この時加えるべき反応度として最も適切な数値はどれか。

- ① 2.00% $\Delta k/k$ ② 2.04% $\Delta k/k$ ③ 2.08% $\Delta k/k$
 ④ 2.12% $\Delta k/k$ ⑤ 2.16% $\Delta k/k$

【解答と解説】

正解は②

原子炉体系が臨界の時、反応度 $\rho = 0$ である。

従って、臨界時と $k=0.980$ の体系の反応度の差は、

$$\begin{aligned} \rho(\text{臨界時}) - \rho(k=0.980) &= 0 - (0.980 - 1) / 0.980 \\ &= 0.020 / 0.980 \\ &= 0.0204 \end{aligned}$$

従って、加えるべき反応度($\Delta k/k$)は下記となる。

$$\Delta k/k = 0.020 / 0.980 = 0.0204 \quad (2.04\%)$$

I-4 炉心、反応度制御系統等の設計において考慮すべき要求事項に関する次の記述のうち最も不適切なものはどれか。

- ① 燃料体は、通常運転における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。
- ② 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。
- ③ 反応度制御系統(原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。)は、制御棒、液体制御材その他反応度を制御するものによる2つ以上の独立した系統を有するものとする。
- ④ 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならないが、制御棒の挿入の程度及び配置状態を制御する等、反応度値を制限する装置が設けられている場合には、その効果を考慮してもよい。
- ⑤ 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち2つ以上の独立した系統は、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。即ち、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び原子炉冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ、低温未臨界を達成し、かつ、維持すること。

【解答と解説】

正解(不適切な記載)は⑤。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の内容を問う問題であり、①は第二十三条に、②は第三十六条に、③、④及び⑤は第三十六条に規定されている。このうち、⑤の「通

常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態」については、「少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。」と規定されている。

【参考文献】

[1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈

I-5 熱出力3,000MW、炉心の装荷ウラン量が100トンの原子炉がある。この原子炉の運転サイクル長は全出力換算で400日であり、定期検査時に炉心に装荷されている燃料のうち4分の1が新燃料と交換される。この炉心から使用済燃料として取り出される燃料集合体の平均燃焼度として最も適切なものはどれか。

- ① 12,000MW d/t ② 24,000 MW d/t ③ 36,000 MW d/t
 ④ 48,000MW d/t ⑤ 60,000 MW d/t

【解答と解説】

正解は④

定期検査時に燃料の4分の1が交換されるということは、燃料は平均4サイクル燃焼すると仮定できる。

したがって、燃料の平均燃焼度は、

(熱出力[MW]) × (全出力換算運転日数[d]) / (炉心の装荷ウラン重量[t])

$$= 3000 \times (400 \times 4) / 100 = 3000 \times 16000 / 100$$

$$= 48000 \quad (\text{[MWd/t]})$$

I-6 原子炉の動特性に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 一般的な軽水炉では、反応度投入量が約0.2% $\Delta k/k$ を超えると即発臨界となる。
- ② 一般的な軽水炉において、全出力運転中に制御棒を引き抜くと、出力は上昇する。この状態で制御棒を元の位置まで挿入すると出力は一定になり、引き抜き前に比べて出力が高くなった状態が保持される。
- ③ 原子炉スクラムなどにより非常に大きな負の反応度が投入された場合、原子炉内の核分裂出力は即時に零となる。
- ④ ステップ状に微妙な反応度 ρ を投入した場合、原子炉の出力は反応度投入直後に約 $\beta / (\beta - \rho)$ 倍となる。ここで、 β は遅発中性子割合である。
- ⑤ 原子炉の動特性に大きな影響を与える遅発中性子は、核分裂性核種が中性子を吸収した後、時間遅れを伴って核分裂が起こることによって発生する。

【解答と解説】

正解は④。

① 即発臨界は、反応度投入量が遅発中性子割合 β を超えると原子炉の動特性が即発中性子に支配される状態をいう。一般的な軽水炉の場合、 β は0.0065(0.65%)程度となる。[1][2]

② 全出力運転中に制御棒を引き抜いて出力を上昇させると、燃料温度が上昇しドップラー効果により反応度は低下する。また、冷却水温度が上昇すると密度が減少し負の減速材温度効果により反応度は低下する。したがって、出力が高くなった状態を保持するためにはこれらの反応度変化を補償するよう制御棒位置を調整す

る必要がある。[3]

- ③ 原子炉に大きな負の反応度を投入すると即発中性子に起因する核分裂はほぼ瞬時に低下するが、遅発中性子に起因する核分裂は継続する。したがって、原子炉内の核分裂出力は即時に零にはならない。
- ④ 適切。
- ⑤ 遅発中性子は、核分裂生成物の原子核から放出されるものであり、核分裂が時間遅れを伴って起こるものではない。例えば、核分裂生成物の ^{87}Br は 55 秒の半減期で β 壊変し励起状態の $^{87}\text{Kr}^*$ になり、これは中性子を放出して ^{86}Kr となる。[4]

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA, 原子炉物理の基礎 (9) 中性子束の時間的变化 (03-06-04-09)
- [2] 原子炉の動特性
www.kz.tsukuba.ac.jp/~abe/ohp-nuclear/nuclear-08.pdf
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA, PWR の動特性 (02-04-06-02)
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA, 原子炉物理の基礎 (9) 中性子束の時間的变化 (03-06-04-09)

I-7 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技術基準に関する規則」、並びに「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」に関する記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 安全施設における、安全機能の重要度が特に高いものは、単一故障が発生した場合であって、外部電源が採用できない場合においても機能できるように、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保しなければならない。
- ② 原子炉圧力容器の安全弁の容量の合計は、過圧防止に必要な容量以上であること。ただし、安全弁以外の過圧防止効果を有するものにあっても、当該装置の加圧防止能力に相当する値を減ずることはできない。
- ③ 発電用原子炉施設では、人がみだりに立ち入ることを防止するため、管理区域、保全区域及び周辺監視区域の3つの区域について、それぞれの他の場所と区別し、当該区域である旨を表示して管理しなければならない。
- ④ 原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において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耐えることができ、かつ、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。
- ⑤ 安全施設における重要安全施設は、2以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、当該2以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。

【解答と解説】

正解 (不適切な記載) は②

- ① 適切。「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の技術基準に関する規則」第二条 (安全施設) 第2項に規定されている。[2]
- ② 不適切。「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」第二十条 (安全弁等) 第5項口に「… ただし、安全弁

以外の過圧防止効果を有する装置を有するものにあつては、当該装置の過圧防止能力に相当する圧力を減ずることができる。」と規定されている。[1]

- ③ 適切。「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」第八条 (立ち入りの防止) に規定されている。[1]
- ④ 適切。「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の技術基準に関する規則」第三十二条 (原子炉格納施設) に規定されている。[2]
- ⑤ 適切。「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の技術基準に関する規則」第一条 (安全施設) 第6項に規定されている。[2]

【参考文献】

- [1] 実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則
- [2] 実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の技術基準に関する規則

I-8 現行軽水炉における制御系に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

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

【解答と解説】

正解 (不適切な記載) は③。

BWRにおいて原子炉再循環流量で原子炉出力を調整する方法は負のボイド反応度係数を利用したものであり、緩やかできめ細かい反応度制御が可能となる。また、局所的な出力分布の変化を小さくすることができることが特徴であるので、出力レベルにより炉心内出力分布が大きく変わることはない。

なお、制御棒による制御は低出力状態で採用されるのに対して、再循環流量による制御は中出力から定格出力の間で用いられる。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA, BWR の炉心設計 (02-03-02-01)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA, 原子力発電プラント (BWR) の制御

I-9 我が国の核燃料物質等の輸送に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 軽水型原子力発電所で生じる低レベル放射性廃棄物を詰めたドラム缶を六ヶ所村の低レベル放射性廃棄物埋設センターへ輸送する際は、ドラム缶を複数本収納するコンテナが用いられている。
- ② 軽水型原子力発電所用濃縮六フッ化ウランは、気密性を有する専用容器に封入され、A型輸送物（核分裂性）として輸送される。
- ③ 軽水型原子力発電所用に濃縮六フッ化ウランから転換された二酸化ウランは、専用容器でA型輸送物（非核分裂性）として輸送される。
- ④ 軽水型原子力発電所用の新ウラン燃料の輸送は、成型加工工場から原子力発電所まで、専用の輸送容器でA型輸送物（核分裂性）として、トラックによる陸上輸送、又は海上輸送される。
- ⑤ 軽水型原子力発電所から発生する使用済燃料は、放射性物質を多く含んでおり、また発熱を伴うので、通常原子力発電所内の使用済燃料プールで一定期間冷却したのち、専用の輸送容器でB型輸送物（核分裂性）として再処理工場まで海上輸送（一部陸上輸送）される。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は③。

我が国の核燃料サイクルにおいて、軽水型原子力発電所用に濃縮六フッ化ウランから転換された二酸化ウランは、専用容器でA型輸送物として輸送される。③の記述はここまでは適切であるが、二酸化ウランは非核分裂性ではなく、核分裂性であり、()内の記述（非核分裂性）が不適切である。①、②、④、⑤の記述は適切。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典ATOMICA 六フッ化ウランおよび二酸化ウランの輸送 (11-02-06-03)

I-10 我が国の原子力施設から発生する放射性廃棄物の処理処分に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 我が国では再処理施設において使用済燃料からウラン・プルトニウムを回収した後に残る核分裂生成物を高濃度に含む廃液を「高レベル放射性廃棄物」という。
- ② 低レベル放射性廃棄物は、発生場所により発電所廃棄物、長半減期低発熱放射性廃棄物、ウラン廃棄物、RI・研究所等廃棄物に区分されている。
- ③ 現在、我が国では、低レベル放射性廃棄物のうち、発電所廃棄物と長半減期低発熱放射性廃棄物の処分を、青森県六ヶ所村にある日本原燃（株）の低レベル放射性廃棄物埋設センターで行っている。
- ④ 余裕深度処分は、放射能レベルの比較的高い低レベル放射性廃棄物を、地下50～100mの深度に処分する概念である。
- ⑤ 高レベル放射性廃棄物の処分候補地選定に向け、原子力発電環境整備機構が2002年から、高レベル放射性廃棄物の最終処分施設の設置可能性を調査する地域の公募を開始した。

【解説と正解】

正解（不適切な記述）は③

2014年現在、青森県六ヶ所村にある日本原燃（株）の低レベル放

射性廃棄物埋設センターで処分が行われている低レベル放射性廃棄物は、発電所廃棄物のみである。[1]

長半減期低発熱放射性廃棄物（TRU 廃棄物）の処分に関しては、核燃料サイクル開発機構と電気事業者より、2000年に「TRU 廃棄物処分概念検討書(第1次 TRU レポート)」、2005年に「TRU 廃棄物処分技術検討書(第2次 TRU レポート)」が公表されているが、実際の処分は許可されていない。

なお、問題文①にある「高レベル放射性廃棄物」であるが、本来は放射性廃棄物のうち発熱を考慮する必要のあるものを指す言葉であり[2]、わが国では「ガラス固化体」を指す[3]場合が多いと考えられる。一方で、問題文①にある廃液は、通常「高レベル廃液」と呼ばれている[4]。明らかな間違いではないが、適切とは言い難い内容であることも指摘しておく。

【参考文献】

- [1] 日本原燃(株)HP：現在埋設している低レベル放射性廃棄物
<http://www.jnfl.co.jp/business-cycle/llw/now.html>
- [2] 原子力百科事典ATOMICA 放射性廃棄物(05-01-01-01)
- [3] 原子力発電環境整備機構 (NUMO) HP：高レベル放射性廃棄物について
http://www.numo.or.jp/g_and_a/01/
- [4] 原子力百科事典ATOMICA 高レベル廃液の処理 (04-07-02-07)

I-11 再処理に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

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

【解答と解説】

正解は⑤

- ① 不適切。 磷酸ビスマス沈殿法は、高品位のプルトニウム 239 を単独分離することを目的とした方法であり、処理操作が複雑で、「薬品を多量に添加し、「ウランを回収しない」ことから「廃棄物の発生量が増大する」という難点があった。[1]
- ② 不適切。 抽出剤として TBP を用いる方法は「ピュレックス法」である。レドックス法は抽出剤として「ヘキソン (Hexon)」を使用する。[2]
- ③ 不適切。 ピュレックス法は仏国 (UP3, UP2-800)、日本 (六ヶ所再処理工場) 等「現在の商業用再処理工場でも」使われている。[1]
- ④ 不適切。 先進的再処理法は、核不拡散の観点で「Pu の単独分離を避け」核拡散 (軍事転用) への抵抗性を高めている。[3]
- ⑤ 適切。 高温冶金法は、金属燃料を乾式で再処理する方法であ

り、使用済みの金属燃料を1400℃の高温で溶解処理する融解精製法や、使用済みの酸化物燃料を高温の溶融塩中で溶解処理する融解金属塩法などがある。乾式再処理法は安全性を損なうことなく施設を小型に出来るという利点があるが、500℃といった高温での操業技術が必要であり、装置の腐食の問題が課題となっている。[4]

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA, 再処理技術開発の変遷 (歴史) (04-07-01-04)
- [2] 日本原子力学会再処理リサイクル部会テキスト「核燃料サイクル」6-1 再処理の概要 (東海大学 浅沼徳子 (2013年4月15日))
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA, 先進的核燃料リサイクルと湿式分離技術開発 (04-07-01-13)
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA, 金属燃料の再処理 (04-08-01-03)

I-12 プルトニウムの特徴に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 金属プルトニウムの融点は約640℃であり、金属ウランより低い融点を持つ。
- ② 常温から融点の間に6種の結晶構造に相変態し、化学的にも活性で、放射性物質としての毒性も高い。
- ③ 金属プルトニウムは、水溶液状のプルトニウムよりも臨界にやりやすく、その扱う物量、形状に注意を要する。
- ④ プルトニウムは、主に使用済燃料を再処理することによって得られる。
- ⑤ ^{241}Pu は、 ^{238}U 、 ^{235}U と比べて、半減期が極端に短く、比放射能は極めて高い。

【解答と解説】

正解 (不適切な記載) は③。

- ① 適切。金属プルトニウムの融点は639.5℃に対して金属ウランの融点は、1132℃。
- ② 適切。プルトニウムの化学的毒性は通常の重金属と同等であるが、放射性毒性は化学毒性の数万倍の上とされている。[1]
- ③ 不適切。他に減速材のない環境での金属プルトニウムの臨界質量は5.6kgに対して、減速材を内在する水溶液では510gと臨界になりやすい。[2]
- ④ 適切。プルトニウムは原子番号94の超ウラン元素で天然にはごく微量しか存在せず、主に使用済核燃料の再処理により得られる。
- ⑤ 適切。比放射能は半減期に反比例し、 ^{241}Pu の半減期は14年に対して、 ^{238}U は45億年、 ^{235}U は7億年である。[1]

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA, プルトニウムの毒性と取扱い (09-03-01-05)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA, プルトニウム燃料施設の安全管理 (04-09-01-02)

I-13 体内には、主として食物や呼吸を通じて、炭素14、カリウム40、ポロニウム210などの自然の放射性核種が取り込まれる。日本人の成人 (体重の目安: 60キログラム) の体内に存在する炭素14の量として最も近いものはどれか。

- ① 10,000ベクレル
- ② 4,000ベクレル
- ③ 2,500ベクレル
- ④ 500ベクレル
- ⑤ 20ベクレル

【解答と解説】

正解は③。

炭素14は、大気中の窒素が宇宙線などの影響を受け生成する核種で、生成と崩壊のバランスが得られており天然に存在している。カリウム40やルビジウム87は、地球誕生時から天然に存在する超長期 (地球の年齢に匹敵する) 半減期をもつ核種である。ポロニウム210や鉛210は、ウラン系列の原始放射性物質からの娘核種として生成されたものである。これらは、体内には、主として食物や呼吸を通じて取り込まれている。体重60kgの日本人の場合、体内にはカリウム40は4,000ベクレル、炭素14は2,500ベクレル、ルビジウム87は500ベクレル、鉛210・ポロニウム210は20ベクレル存在している[1]。よって③が正解。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 人体中の放射能 (09-01-01-07)

I-14 次の物質は何れも放射線検出器の素材として用いられる。これらのうち、熱中性子との核反応により生成される粒子の電子励起現象を利用する検出器の素材として用いられるものはどれか。

- ① ヨウ化ナトリウム
- ② アルゴン
- ③ α 酸化アルミニウム
- ④ シリコン
- ⑤ フッ化ホウ素

【正解と解説】

正解は⑤

ほう素の同位体のうち ^{10}B は、中性子 (熱中性子) との核反応 [$^{10}\text{B}(n, \alpha)\text{Li}^7$] によりリチウムと α 粒子を生成する。熱中性子の検出器には、ガス状の3フッ化ホウ素 (BF_3) を封入したチャンバーが用いられ、核反応で生成した α 粒子がガスの原子を電離するので、この電離作用の電気信号を測定することで中性子を測定できる。

ヨウ化ナトリウムは γ 線検出を目的とするシンチレーション検出器、アルゴンは α 線及び β 線の検出を目的とする比例計数管、シリコンは X 線や α 線の検出を目的とする半導体検出器、 α 酸化アルミニウムは熱ルミネッセンス検出器 (TLD) として主に β γ 線の検出に用いられる。

【参考文献】

- [1] 放射線計測ハンドブック【第3版】日刊工業新聞社

I-15 細胞の放射線感受性に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 放射線感受性は、細胞周期に依存し、分裂期は放射線感受性が高い。
- ② 放射線感受性の酸素効果は、放射線の線エネルギー付与 (LET) が増すと減少する。
- ③ 放射線感受性は、酸素が少ないときに高くなる。
- ④ 放射線感受性は、細胞の増殖能力の程度に比例し、分化の程度に反比例する。
- ⑤ 間期の細胞核体積を染色体数で割った値が大きい生物の種類ほど放射線感受性が高い。

【解答と解説】

正解 (不適切な記載) は③

- ① 適切。分裂期細胞が放射線に感受性が高いことは「ベルゴニー・トリボンドーの法則」として古くから知られている。[1]
- ② 適切。LETが増すと酸素効果は小さくなる。[2]
- ③ 不適切。酸素存在下での放射線感受性は、無酸素下での放射線感受性に比べて大きい。これは「ラジカルが酸素と反応し更に有害なラジカルを発生する」ためと、「損傷部位が酸素と反応して修復されにくくなる (損傷が固定化される)」ためと考えられている。[2]
- ④ 適切。一般的に細胞再生系に属する組織では放射線の影響を受け易く、細胞増殖のもとになる幹細胞の放射線感受性が高い。また、細胞分裂が盛んで分化の程度が低い細胞の放射線感受性が高くなる傾向がある。[3]
- ⑤ 適切。間期の細胞核体積を染色体数 (2n) で割った値を「分裂間期染色体体積 (ICV ; interphase chromosome volume)」といい、この値が大きいほど放射性放射線感受性が高いことが知られている。[4]

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA, 放射線の細胞への影響 (09-02-02-07)
- [2] 放射線概論—第1種放射線試験受検用テキスト—柴田徳思 編 第7版 (2011年1月) 生物学 (杉浦紳之) 第3章「分子レベルの影響」
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA, 放射線の細胞系への影響 (09-02-02-08)
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA, 放射線による植物への影響 (09-02-01-05)

I-16 ある指向性を持った放射線は、物質中表面層を透過する場合、電子励起過程が支配的で、表面からの距離とともに大きくエネルギーを減少しつつ直進する。また、広角散乱することなく直進すると見なすことができる。この時に低い確率で後方散乱する放射線のエネルギーを分析することにより、元素の深さ分布に関する情報が得られる。次のうち、上述の内容に最も適合する放射線はどれか。

- ①高速イオン ②電子線 ③γ線 ④X線 ⑤熱中性子線

【解答と解説】

正解は①。

MeV 領域のイオンビームを物質に入射し物質の原子核によって後方散乱する放射線のエネルギーから物質の非破壊定量分析を行う方法はラザフォード後方散乱分光 (RSB; Rutherford backscattering spectrometry) と呼ばれている。後方散乱されるイオンのエネルギーは対象原子が重いほど高く、また、物質の内部を通過する際にイオン粒子はエネルギーを失うことから、散乱イオンのエネルギーと収率の測定から、物質や不純物の種類や深さ方向の分布などを求めることができる。

【参考文献】

- [1] 計測自動制御学会オンラインハンドブック, RBS (ラザフォード後方散乱分光)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA, 放射線と物質の相互作用 (08-01-02-03)

I-17 国際放射線防護委員会 (ICRP) 1990年勧告における、放射線防護の対象となる被ばく及び線量限度に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 被ばくは、職業被ばく、医療被ばく、及び公衆被ばくの3つのカテゴリーに区分されている。
- ② 公衆被ばくの線量限度は実効線量で1mSv/年である。
- ③ 生物医学研究の際のボランティア (被験者) としての被ばくは医療被ばくである。
- ④ 放射線診療を受ける患者の付添いと看護をする個人 (職業人を除く。) が承知の上で自発的に受ける被ばくは医療被ばくである。
- ⑤ 医療被ばくにも線量限度は適用される。

【解答と解説】

正解 (不適切な記載) は⑤。

ICRP Publication 60 国際放射線防護委員会の1990年勧告によれば、医療被ばくの管理について、「医療被ばくは普通、被ばくする個人に直接の便益をもたらすことを意図している。その行為が正当化されておりかつ防護が最適化されていれば、患者の線量は医学上の目的と両立する程度の低さであろう。したがって、委員会は、医療被ばくに対しては線量限度を適用すべきでないと勧告する。」とされている。よって、⑤の記述は不適切である。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 医療被ばく (患者の診断・治療時) の評価 (09-04-04-09)
- [2] ICRP Publication 60 国際放射線防護委員会の1990年勧告 社団法人 日本アイソトープ協会

I-18 放射線の違いによる身体への影響について同じ尺度で評価するために設定された係数を放射線加重係数という。放射線加重係数(注)は、国際放射線防護委員会(ICRP)1990年勧告による数値がこれまでは広く使用されてきたが、2007年に発表された新勧告で一部に修正がなされた。この新旧の勧告を比較している次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 光子に対する放射線加重係数は、全エネルギーの範囲で、1990年勧告と2007年勧告の両方共に1である。
- ② 電子に対する放射線加重係数は、全エネルギーの範囲で、1990年勧告と2007年勧告の両方共に1である。
- ③ 陽子に対する放射線加重係数は、全エネルギーの範囲で、1990年勧告と2007年勧告の両方共に5である。
- ④ 中性子の放射線加重係数については、1990年勧告ではエネルギー領域ごとに固有の数値として設定されたが、2007年勧告ではエネルギーの連続関数として設定された。
- ⑤ アルファ粒子、核分裂片、重原子核(又は重イオン)に対する放射線加重係数は、エネルギーに依存せず、1990年勧告と2007年勧告の両方共に20である。

(注) 国際放射線防護委員会の1990年勧告では「荷重係数」とし、2007年新勧告では「加重係数」としている。ここでは「加重係数」に統一している。

【正解と解説】

正解(不適切な記述)は③

陽子の放射線荷重係数は1990年勧告では反跳陽子以外の陽子で2MeVを超えるものは「5」としていた。2007年勧告では、中性子と陽子の加重係数がそれぞれ見直され、中性子に対する加重係数は、中性子エネルギーの連続関数として与えられ、また、荷電パイ中間子に関する値が含まれ、その値は「2」となっている。

1990年勧告で荷重係数「5」が与えられていた電子は、主に宇宙放射線場、又は高エネルギー粒子加速器の近傍の高エネルギー陽子を想定した値であった。組織中の10MeV陽子の飛程は1.2mmで、エネルギーの低下とともに飛程も減少するため、一般的な外部陽子線に対しては単一の放射線加重係数「2」を用いても、放射線防護の目的では十分な精度があると判断されて、見直されている。

なお、光子、電子、ミュー粒子、及びアルファ粒子に関する加重係数は変えられていない。

【参考文献】

- [1] 2007年ICRP勧告(Publ.103)

I-19 体内汚染の場合に、甲状腺に移行すると放射線防護上考えられている核種はどれか。

- ① 60Co(酸化物) ② 90Sr(炭酸塩) ③ 131I(カリウム塩)
- ④ 137Cs(塩化物) ⑤ 239Pu(酸化物)

【解答と解説】

正解は③

参考として、代表的な核種の臓器親和性を下記に示す。

核種	親和性臓器
① Co-60	肝臓, 脾臓
② Sr-90	骨
③ I-131	甲状腺
④ Cs-137	全身(筋肉)
⑤ Pu-239	骨, 肝臓, (不溶性)肺
H-3 (トリチウム水)	全身
Fe-55	造血器, 肝臓, 脾臓
I-125	甲状腺
Rn-222	(呼吸することにより) 肺が被ばく
Ra-226	骨
Th-232	骨, 肝臓
U-238	骨, 腎臓
Am-241	骨, 肝臓

【参考文献】

- [1] 放射線概論—第1種放射線試験受験用テキスト—
柴田徳思 編 第7版(2011年1月) 生物学(杉浦神之)

I-20 我が国における国民線量が平成23年に再評価され、その中で自然放射線による被ばく線量が、過去(平成4年)の評価結果である年間1.5mSvと比較して年間2.1mSvと増加しているが、その最も大きな要因はどれか。

- ① 家屋の気密性が向上しラドンによる内部被ばくの評価結果が増加したため。
- ② 評価方法の変更により肉類摂取による40Kの内部被ばくの評価結果が増加したため。
- ③ 航空機の利用が多くなり宇宙線による外部被ばくの評価結果が増加したため。
- ④ 新たに喫煙によるウラン系列核種の内部被ばくの評価結果が追加されたため。
- ⑤ 評価手法の変更により魚介類摂取によるウラン系列核種の内部被ばくの評価結果が増加したため。

【解答と解説】

正解は⑤。

公益法人原子力安全研究協会では平成4年と23年に国民線量の算定値を公表しており、両者では食物摂取による自然放射性物質からの年間被ばく線量が0.38mSvから0.98mSvに増加しており、これが年間被ばく量の増加した要因となっている。

放射性物質別ではウラン系列の210Poによる実効線量が0.082mSvから0.73mSvに変わっている。当時の体内被ばく線量は体組織中の放射性物質濃度から計算されていたが、平成23年の評価は食習慣による影響などが考慮されたもので、210Poは魚介の内臓に多く含まれていることから日本人の食習慣に起因して増加したものである。

【参考文献】

- [1] 下道國, 他, Isotope News, 706, 23-32(2013)

5. 原子炉システムの設計及び建設の問題と解答のポイント

以下に平成 26 年度に出題された【選択科目 原子炉システムの設計及び建設Ⅱ、Ⅲ】の設問と解答のポイントを示す。

20-1 原子炉システムの設計及び建設【選択科目Ⅱ】

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

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

Ⅱ-1-1 原子力規制委員会の「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則」において使用される用語である「運転時の異常な過渡変化」、「設計基準事故」及び「重大事故」について、それぞれの定義を簡潔に説明するとともに、それぞれの事象において発電用原子炉施設が満たすべき主要な要件(安全評価上の判断基準)について述べよ。

【解答のポイント】

福島第一発電所事故の教訓を反映して施行された設置許可基準規則における重大事故の定義と安全評価上の判断基準である。

(1) 運転時の異常な過渡変化

通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心(以下単に「炉心」という。)又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。安全評価上の判断基準は、運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 最小限界熱流束比(燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束(単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。)と運転時の熱流束との比の最小値をいう。)又は最小限界出力比(燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。)が許容限界値以上であること。
- (b) 燃料被覆材が破損しないものであること。
- (c) 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。
- (d) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.1倍以下となること。

(2) 設計基準事故

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。安全評価上の判断基準は設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 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。
- (b) 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。
- (c) 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。

- (d) 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。
- (e) 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

(3) 重大事故

設計基準事故を超えるものであり、炉心の著しい損傷、核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷を伴うものをいう。安全評価上の判断基準は以下の項目を満足することである。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。

上述(3)重大事故の(a)、(b)の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すことが必要となる。

なお、実際の解答にあたっては、上記の内容を1枚の答案用紙にまとめるため、安全評価上の判断基準などは、代表的なものを例示する、又は、概要のみを記載する等の要約を行う必要がある。

【参考文献】

- [1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 第二条
- [2] 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第四条

Ⅱ-1-2 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」では、安全機能を有する構築物、系統及び機器をそれが果たすべき安全機能の重要度に応じて「クラス1」から「クラス3」に分類している。このうち「クラス1」の定義について説明せよ。また、代表的な原子炉施設において「クラス1」に属する設備の具体例を1つ挙げ、それが果たすべき安全機能とその安全機能を確保するために必要となる設計上の主要な留意事項について述べよ。

【解答のポイント】

安全機能の重要度分類に関する知識を問う問題である・機器・設備の重要度分類は出題される頻度が高いので、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」を十分に理解しておくことが重要である。この問題では、クラス1の定義、設備の具体例、設計上の留意事項が問われているが、項目毎に記述すると解答しやすい。

- (1) クラス1の定義

重要度分類上の最重要クラスであり、その定義は、「異常の発生防止の機能を有するもの（PS）」では、PS-1分類として「その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷、又は燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器」と定義されている。

また、「異常の影響緩和の機能を有するもの（MS）」では、MS-1分類として「(1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器 (2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器」として定義されている。

(2) クラス1に属する設備の具体例

PS-1及びMS-1に分類される機能と、それに属する代表的な設備をPWRを例にとりて説明する。BWRに関しては当該審査指針を参照されたい。

PS-1：①原子炉冷却材圧力バウンダリ機能（原子炉圧力容器）、②過剰反応度の目加防止機能（制御棒駆動装置圧力ハウジング）、③炉心形状の維持機能（炉心支持構造物）

MS-1：①原子炉の緊急停止機能（原子炉停止系の制御棒による系）、②未臨界維持機能（原子炉停止系（制御棒による系、化学体積制御設備及び非常用炉心冷却系のほう酸注入機能）、③原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止機能（加圧器安全弁（会機能）、④原子炉停止後の除熱機能（残留熱を除去する系統（余熱除去系等）、⑤炉心冷却系（低圧注入系、高圧注入系、蓄圧注入系）、⑥放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能（原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ弁等）、⑦工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能（安全保護系）、⑧安全上特に重要な関連機能（非常用所内電源系等）

上に列挙したものの中から、1つを取り出し解答すれば良い。例えば、PS-1の原子炉冷却材圧力バウンダリ機能として、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く）等。なお、一つの系・設備を構成する機能・機器でも、クラスが分かれる場合があるので、こうした場合には機器・機能まで区別して解答する必要がある。例えば、化学体積制御設備にはいくつかの機能があるが、MS-1に該当するのはほう酸注入機能である。

(3) 設計上の主要な留意事項

(2)で例示した原子炉圧力バウンダリを構成する機器・配管系では、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となることが果たすべき安全機能である。クラス1機器・設備設計目標としては、「合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ維持すること」が求められる。安全機能を確保するために耐震設計としてはSクラスが求められるとともに、「信頼性に対する設計上の考慮として」多重性又は多様性、独立性を考慮すること、「自然現象に対する設計上の考慮、」として地震以外の想定される自然現象に対する設計上の考慮、「電気系統に対する設計上の考慮」として、電動弁等について非常用所内電源からも電力の供給を受けられることが求められる。

II-1-3 実用発電用原子炉施設の原子炉冷却材圧力バウンダリについて、その定義を説明するとともに、それを構成する主要な機器及び配管を示せ。さらに、原子炉冷却材圧力バウンダリの

設計上の主な技術的留意点について述べよ。

【解答のポイント】

「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、発電用原子炉施設のうち、原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の苛酷な条件下で圧力障壁を形成するもので、それが破壊すると原子炉冷却材喪失事故となる範囲の施設をいう。

構成する主要な機器及び配管は、PWRを例に取れば、原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、1次冷却系配管及び弁、接続配管である。また、BWRでは原子炉圧力容器及びその付属物、主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第2隔離弁を含むまでの範囲が該当する。

設計上の主な技術的留意点として、問題II-1-2の回答も参照されたいが、「原子炉冷却材圧力バウンダリ」はその機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（安全重要度分類：PS-1）であることから、設計の基本方針として、合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ維持することが要求されている。具体的には耐震設計Sクラスが要求されている。また、バウンダリ隔離弁に対しては多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること、自然現象に対する考慮、外部電源喪失を考慮した設計が要求されている。

上記の基本方針のもと、より具体的な設計方針として、

- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および設計基準事故時に生じる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。
 - ・原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。
 - ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有する設計とする。
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。
- を要約、例示して解答すればよい。

II-1-4 高速中性子炉の原子炉冷却材は、現状、液体金属ナトリウムが世界的に主流となっている。高速中性子炉の原子炉冷却材として液体金属ナトリウムが使用される理由について説明せよ。また、液体金属ナトリウムを原子炉冷却材として使用する際の、プラント設計上の主要な留意点について述べよ。

【解答のポイント】

液体金属ナトリウムの長所を踏まえ、数ある材料から高速炉の冷却材として採用されている理由と短所を克服するためのプラントの設計上の対応策についての理解である。

高速炉では核分裂で発生した高速中性子を減速させずに核分裂連鎖反応に使用するため、冷却材の性質として中性子をなるべく減速させず、また、中性子吸収効果が小さいことが望ましい質量数23のナトリウムの吸収断面積0.45バーンであり、高速炉の冷却材とし

てきわめて良好な核的性質を持っているといえる。また、高速炉の出力密度は軽水炉の数倍程度と高く、炉心冷却のためには、冷却材は熱伝達率が高いことが求められる。ナトリウムは化合物でなく単体で用いられ、化合物のように放射線分解することがなく、また、高速炉の運転温度は約 500℃と軽水炉より高温になるが、高温下で熱的性質が急変しないことも特徴である。ナトリウムは融点が 98℃、沸点が 883℃であるため、高速炉の運転温度においては常圧で液体として存在するため、軽水炉のように冷却材を加圧する必要がなく、配管の高圧設計が不要であり、さらに、密度が水より小さく、他の液体金属と比べても冷却材ポンプの動力を最小とすることができる。融点が 98℃と常温より高いため、原子炉停止中でも約 200℃に維持する必要があり、そのため予熱のための設備が必要である。ナトリウムは天然に豊富に存在し、工業的生産技術も確立しており、安価で大量供給が可能であるのも、大きな利点である。これらの点から水銀、ナトリウムとカリウムの合金等の液体金属、水蒸気、ヘリウム、鉛ビスマス等が検討されてきたが、総合的な判断によって、ナトリウムが高速炉の原子炉冷却材として使用されている。

ナトリウムは化学的に極めて活性であり、特に、高温では酸素及び水と爆発的に反応をする。したがって、高速炉の冷却材として使用する際、ナトリウムと空気や水との接触を防ぐことが重要であり、そのためにナトリウム自由液面の表面はカバーガスとしてアルゴンガスで覆うのが一般的である。また、万一の漏洩の場合にもその徴候を速やかに検出し、早期に最も適切な処置を施すことである。1 次冷却材のナトリウムは炉心内で中性子を吸収して放射化し、1.37MeV と 2.75MeV のガンマ線を放出するナトリウム-24 となる。万が一の漏洩による火災を防止するために、1 次系ナトリウム配管室は運転中は窒素雰囲気とする対策を取っている。ナトリウム配管などの腐食はナトリウム中への溶出によって起き、ステンレス鋼の場合、成分元素のクロム、ニッケルが高温部で溶出し、低温部で析出し、ナトリウム中の酸素濃度が高いとクロムの溶出が促進されるので、腐食率を低減させるためには、ナトリウム中の酸素濃度を低く保つことが要求される。このため、ナトリウムの純度管理が重要であり、不純物を除去するためのコールドトラップ等の設備が必要である。

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA、ナトリウムの特性 (03-01-02-08)

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

Ⅱ-2-1 東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、原子炉停止後の炉心冷却機能を強化するための設備変更を行うプロジェクトに担当責任者として参画することになった。最終ヒートシンクまで熱を輸送する系統も含めた残留熱除去に係る設備の設計変更を計画するに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 計画するにあたって考慮すべき事項
- (2) 業務を進める手順
- (3) 信頼性確保・向上の観点からの工夫

【解答のポイント】

(1) 計画するにあたって考慮すべき事項

福島第一原子力発電所では、地震に伴って発生した想定を超える規模の津波が発電所敷地内及び建屋内に浸入し、海水ポンプ・純水

タンク等に壊滅的な被害を与え、また非常用ディーゼル発電機をはじめ所内電源が浸水したことにより、発電所内が停電状態に陥るとともに外部電源も断たれ全電源喪失状態となった。このため炉心冷却機能の復旧までに長時間を要し、炉心溶融、格納容器破損、放射性物質放出といった過酷事故の発生、進展に至ったものと考えられている。

これを踏まえて、当該プラントの最終ヒートシンクまで熱を輸送する系統も含めた残留熱除去に係る設備の設計変更を計画するに当たっては、残留熱除去の信頼性向上の観点から以下を考慮すべきである。

- ① 残留熱除去に係る設備(注記)の機能喪失の要因となりうる事象(例:地震、津波、竜巻、森林火災、航空機落下、火山の噴火)を幅広く抽出し、各々の事象について、あらためて、プラント固有の最新の調査結果、最新知見を踏まえて、発生頻度、規模、残留熱除去に係る設備への影響度を勘案の上、設備の耐性設計条件(事象及び規模)を原設計から見直す。
- ② 上記の耐性設計条件での残留熱除去に係る設備の信頼性向上策として、最終ヒートシンク(例:海水、大気)、設備を構成する機器(例:ポンプ、純水タンク、熱交換器)、機器の駆動源(例:電源駆動、タービン動等)の多重化を検討し有効策を選定し、原設計への追設等を計画する。
- ③ また、想定規模を超える或いは想定外の事象の発生をリスクとして捉え、その場合の過酷事故の発生防止、並びに過酷事故発生後の事故進展の緩和に有効な防護策(例:移動式ポンプ装置の設置、海水ポンプを津波より防護する防護壁の追設、冷却水源の多様化、仮設電源等を含む)をハード/ソフト両面から計画する。

(2) 業務を進める手順

(1)の考慮事項を踏まえた設計変更の手順例を以下に示す。

- ① プラント安全性向上のための原設計からのシステム、機器の追設、仕様見直しに伴って、残留熱除去システム、最終ヒートシンク(例:海水、大気)、設備を構成する機器(例:ポンプ、純水タンク、熱交換器)、機器の駆動源(例:電源駆動、タービン動等)の多重化を行う。また、浸水に対する水密化等の処置も検討する。複数の原子炉を有する発電所においては、これらが同時に事故に至った場合も考慮する。さらに既設残留熱除去システムの増強、多重化、新設の残留熱除去システムの追加(多様化)を含めた全体システム計画を策定する。
- ② 上記計画に対して、前記(1)①で述べた耐性設計条件下で機能確保する対策を検討、選定する。津波対策の例としては、海水ポンプを防護する防護壁の設置、水密化等が、地震対策の例としては、耐震サポートの追設等が挙げられる。また、基本電源である外部電源については、単独で必要電源容量が供給可能な独立した複数回線から引き込む、非常用発電機については、複数台設置する等考慮する。
- ③ 耐性設計条件の範囲を超える事象が発生した場合には、過酷事故の発生、進展が想定されるため、以下に例示するようなリスク低減策を講じる。

海水ポンプ等が完全に機能を喪失した場合を考慮し、可搬式ポンプ装置の設置、冷却水源の多様化、仮設電源設備等をハード/ソフト両面から計画する。その場合、プラント事象進展解析に基づいて要求される時間内の残留熱除去を実現するための体制、作

業要領等の確立の計画が必要となる。

- ④ 可搬式ポンプ、仮設電源設備等、過酷事故発生後の使用も想定される機器・システムについては、事故環境条件（温度/湿度、放射線環境他）においても正常に作動するハード設計仕様とする。また、可搬式機器の保管場所についても津波到来を想定した適切な場所を考慮する。

(3) 信頼性確保のための工夫

前記(2)で述べた残留熱除去システム（含む電源設備）の多重化、多様化の他、信頼性確保のための工夫の例としては以下が挙げられる。

i 恒設残留熱除去システムに関する工夫

- ① 故障リスクの低減のため製造、据付時の品質管理レベルの引き上げ
- ② 故障が生じた場合の修理マニュアルの整備及び修理工具、交換部品の配備
- ③ 非常用電源の起動は自動遠隔操作のみではなく、起動不可を想定して現場での手動操作も可能な構造を採用
- ④ 周辺機器の地震等による損壊の波及的影響による残留熱除去システム機能喪失を回避するため、その可能性が否定できない機器は、補強等により当該システムと同等以上の強度を確保

ii 可搬式機器に関する工夫

- ① 可搬式機器の設置作業・使用方法のマニュアル整備並びに定期的トレーニングの実施
- ② 可搬式機器（含む仮設電源）の残留熱除去システムへの接続構造の汎用化、接続箇所数の複数化、適用のフレキシビリティ拡大
- ③ 可搬式機器の保管は津波等想定される事象に関して適切な場所を設定するとともに機器の経年劣化を最小限に抑えられる環境、メンテナンス作業（定期的な機能確認試験含む）も考慮
- ④ 可搬式機器の保管場所が発電所に隣接している場合のほか、離れた場所に設置せざるを得ないときは、設置場所への運搬経路は、複数の陸路の他に空路も設定、陸路及び設置場所までの移動道路等の耐震性強化

注記) BWRでは残留熱除去系、PWRでは余熱除去系と呼称されている。

II-2-2 原子炉施設の品質保証活動に関わる業務の1つに、設計の結果が要求事項を満たせるかどうかの評価等を目的として、適切な段階で実施される体系的なレビュー（以下、DR（デザインレビュー）と呼ぶ。）がある。あなたが、設備設計等、担当している業務の責任者としてDRを実施するに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 想定するDRの概要（レビュー対象、審議事項等）
- (2) DRを進める手順
- (3) DRを計画、実施する際に留意すべき事項

【解答のポイント】

(1) 想定するDRの概要

ここでは例として設問II-2-1を踏まえ原子炉停止後の炉心冷却機能を強化するための設備変更として最終ヒートシンクまで熱を輸送する系統も含めた残留熱除去に係る設備の設計変更の基本設計をレビュー対象とする。アウトプットである基本計画とその導出プロセスに対して、機能、性能、安全性、信頼性、操作性、保守性、

コスト、法令・規制、納期等の要求事項並びに設計目標に係るすべての品質特性の関連から、妥当性並びに問題点の抽出を行い、次の詳細設計へのステップへ移行できるかどうか、を審議事項とする。特に東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、原子炉停止後の炉心冷却機能の強化についての設計要求事項が基本計画にすべて反映されているか、安易に想定外の事象として設計インプット条件から除外されていないか、リスク検討は妥当か等を審議することとなる。

(2) DRを進める手順

DRを進める手順例を以下に示す。なお、DRは一般的に会議形式により行われることが多いので、本解答例では、その前提で記載する。

- ① DR用の資料を作成する。設計インプット条件の明確化、各種設計図面、仕様書類のほか、設計計算書、標準設計チェックリスト、不適合再発防止チェックリスト、FT図など必要なものを用意してまずは自部門内での徹底したレビューを行った資料を用意する。特に設計インプット条件については安易に想定外となっていないか、想定されるべき自然災害がすべてインプット条件となっているか等、明確化したわかりやすい資料の作成が重要である。また、関連する最新の規制だけでなく、今後の規制動向等を踏まえインプット条件として、どこまで考慮しているのかの記載が必要である。DRでは専門家であったとしても、DR用の資料が不十分であれば、問題点を指摘するのは非常に難しいと考えられる。DRを有意義なものにするためには、過去の不適合事例集、FTA、FMEAなどの知識ベースを整備し、設計者が、DR以前にこれらのデータベースを徹底活用して、おのずからしっかりと当該プロジェクトの不適合再発防止チェックリストやFMEAなどを実施し、あらかじめできる限りの問題点の抽出並びに対策を実施し、それを資料化しておくことが重要である。特にこれらの資料は福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえたデータベースであることが必須である。
- ② DRへの参加者を決定する。当該基本計画の信頼性、生産性、保守性、保全性、コスト等に関する様々な部署（営業、設計、経理、購買、生産管理、品質保証、研究所等）の適切な専門家を選定する。今回の場合は最新の規制動向等に精通した専門家の参加も必須である。
- ③ 参加者に対して事前にDR用資料を配布し、その資料に基づき参加者は定められた期限までに問題点の抽出・質問事項・不明点等を主催者に返却を行う。
- ④ DRにおいては基本設計で導出した設計仕様に対する設計検証の適切性を確認し、また、設計仕様の問題点抽出並びに対策課題の検討を行う。専門家の意見を反映し、詳細設計や試験への反映事項を明確にすることが重要である。また、設計開発並びに進捗状況や設計開発プロセスの変更点とその影響とその影響有無を確認する。

(3) DRを計画、実施する際に留意すべき事項

優れたDRを実施するためには十分な事前準備が必要となる。DRで討議する内容・範囲とDRでは深い討議はせず詳細は設計者自身が責任を持って細かくセルフレビューしておく内容を明確に分けた上で設計者がDRに出席することが重要である。

DRへの出席者は当該基本設計に関して適切な専門家を選定する必要がある。また、専門家も設計関係者だけでなく、あらゆる適切な関係者を含むことが重要である。

また、DR用資料はDR出席者が問題点・課題等を指摘しやすくするために設計インプットと基本設計との関係、過去の不適合の反映状況、FTA、FMEAの詳細化、各種チェックシートの確認状況等を資料に組み入れるとともに、DR実施の十分前に出席者への配布を行い、出席者が内容を事前に十分レビューする期間を設けることが重要である。

さらに、DRの議長はその設計者回答内容について議論を行い、解決事項、確認事項、要処置事項等のカテゴリーに区分けし、DR後のフォローアップを行える仕組みにしておくことが肝要である。なお、実務慣行としてDRの円滑な進行や品質保証の観点からコメント記入及び回答用の様式を規定している場合が多い。解答用紙の紙幅に余裕があれば、円滑にDRを実施する実務的なテクニックの例として各種DR用資料の書式を規定することを述べても良い。

20-1 原子炉システムの設計及び建設【選択科目Ⅲ】

Ⅲ 次の2問題(Ⅲ-1、Ⅲ-2)のうち1問題を選び解答せよ。

(解答問題番号を明記し、答案用紙3枚以内にまとめよ。)

Ⅲ-1 東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、原子力のリスクを適切にマネジメントするための体制を整備するとともに、確率論的リスク評価(PRA)等の客観的・定量的なリスク評価手法を適用することで、個々の原子炉ごとの安全性を評価し、継続的な安全性向上につなげていくことなどが求められている。そういった状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

- (1) リスク評価手法の適用に基づいて原子炉の継続的な安全性向上を図っていくために、検討しなければならないことを多面的に述べよ。
- (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課題と考えるものを一つ上げ、これを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について論述せよ。

【解答のポイント】

(1) 継続的な安全性向上のため検討すべき事項

まず、回答の基本的な前提として確率論的安全評価に関する背景について述べる(本件に知悉されている読者はこの段落は読み飛ばしてもらってもかまわない)。原子力発電所のリスク評価には、決定論的安全評価と確率論的安全評価がある。[1] 決定論的安全評価では、ある故障や事故は起きるものとして、その時のプラントや環境に対する影響を定量評価し、それが一定基準以下であれば、その事故に対して安全性が確保されていると判断する。これに対し、確率論的安全評価とは、原子力施設等で発生し得るあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を定量評価し、その積である「リスク(危険度)」がどれ程小さいかで安全性の度合いを表現する手法である。決定論的安全評価は、対象とする機器・設備が設計上の意図、あるいは安全要求に合致しているかどうかを明確に示すことが可能であるため、これまで主に用いられてきたが、東京電力福島第一原子力発電所事故以後、大規模な津波のような稀有な事象や事故シーケンスの予想ができないほど複雑な事象のリスクを定量的に評価し取り込んでいくために、確率論的安全評価手法の効果

的利用が求められている。[2] 後述の解答にも一部関連するところがあるが、確率論的安全評価を論ずる場合には、以上の背景情報を踏まえて解答することが重要である。

確率論的安全性評価は、確率論的リスク評価(PRA)によるリスク情報を活用することで行われる。[3]、[4] PRAは、対象とするシステムが、炉心損傷確率や放射性物質の放出の過酷度等の安全指標が目標をどの程度満足しているかを定量的に示すことができ、また、感度解析などにより、システムを構成する要素毎に評価パラメータに与える影響の大きさを評価することにより、システムの弱点を明確にすることができる。

PRAの適用に基づく原子力プラントの継続的安全性向上のためには、リスク情報の活用方法について検討しておく必要がある。例えば、プラントの経時変化、あるいは改造状況を反映してPRAを実施することでプラントの安全性の変化を定期的に確認していく、あるいは設備改造計画を立案する場合の資源配分にリスク情報を活用するなどの仕組みを作ることが重要である。

一方、PRAにより精度良いリスク情報を提供するために検討すべきものとしては、機器故障率・人的エラー発生率等のデータベース整備・拡充及び精度向上、評価モデルの精緻化、評価用ツールの向上などがある。また、信頼性の向上のためには、品質管理、PRA標準の整備などが挙げられる。

(2) 自身の考える技術的課題及び提案

技術的提案としては、(1)で示した検討項目の中から、自身の考えを述べればよい。ここでは、その例として、決して目新しいものではないが、リスク情報の活用方法の仕組みの整備に対して、「設備の改造におけるリスク情報の活用」を例にとり説明する。

ある設備の改造(あるいは更新)を計画する場合、現状のPRAの結果に基づき、安全指標の改善に対する寄与度を重みに、更新・改造する機器を定める。また、改造後の状態でPRAから安全指標がどの程度改善されているかにより改造に伴う効果を確認する。これにより、合理的にプラントの安全性の維持・向上を図ることができる。

(3) 技術的提案の効果及び負の影響・不確実性

期待できる効果としては、安全指標改善に効果の高い機器に重点的に資源を配分することで、限定された資源に対して最大の安全性向上の効果を上げることが可能となる。また、実施された改造により安全指標がどの程度向上したかが定量的に把握できるため、投資対効果が明確に確認できるとともに、一般公衆を含むステークホルダーに対して安全性の向上を明瞭に提示することが可能となり、リスクコミュニケーションの向上にも資することができる。

負の影響としては、リスク情報のみで判断すると、安全関連機器においても安全指標改善効果の低い機器には改善のための資源配分が少なくなる懸念がある。こうした機器でも、決定論的安全評価上は重要な役割を担うものが存在する場合もある。リスク評価は、先に述べたように、決定論的評価と確率論的評価をバランスよく組み合わせる必要がある。例えば、決定論的評価からは、深層防護を構成する防護層間の信頼性や独立性に基づき、各機器の重要性を規定することができ、確率論的評価では安全指標に対する寄与度から重要度を規定できる。この2つを組み合わせ、機器の重要度分類の再構成も提案されている。

また、PRAのリスク情報を活用する際、そこに含まれる不確実性

の影響に留意する必要がある。ランダムに発生する事象に起因する不確実性についてはPRAの確率論的モデルに取り込まれているが、認識論的不確実性と呼ばれる、故障率やフラジリティ等のパラメータに関連する不確実性、PRAモデルの不確実性、PRAモデル構築する際に知識の欠落などにより除外されている部分に起因する不確実性（完全性の不確実性）がPRAの結果に影響を与えている点に留意しなければならない。不確実性の取り扱いについては、PRAに関する各種の図書で議論されているが、完全性の不確実さなどの知識の欠如に由来するものについては、評価が困難であるため、深層防護や安全余裕により対応することになる。この点でも、決定論的評価と確率論的評価のバランスが重要であるといえる。

【参考文献】

- [1] 原子力システム研究懇話会「福島第一原子力発電所事故と原子力のリスク」平成26年6月
- [2] 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「最終報告」、平成24年7月23日
<http://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/post-2.html>
- [3] Lee McCormick「原子力発電システムのリスク評価と安全解析」平成25年、丸善出版
- [4] 原子力委員会「確率論的リスク評価手法（PRA）について」平成26年5月22日
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siry02014/siry016/siry01-1.pdf>

Ⅲ-2 本年（2014年）4月、国の「エネルギー基本計画」が閣議決定された。そこでは、戦略的な技術開発の推進のために原子力分野で取り組むべき技術課題について、「純国産エネルギーに位置付けられる原子力については、万が一の事故のリスクを下げていくため、過酷事故対策を含めた軽水炉の安全性向上に資する技術や信頼性・効率性を高める技術等の開発を進める。」とされた。そういった状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

- (1) 上記、過酷事故対策を含めた軽水炉の安全性向上や信頼性・効率性を高めるために検討すべき項目を多面的に述べよ。
- (2) 上述した検討すべき項目のうち、あなたが重要と考える技術的課題（原子力システムの設計及び建設に関わるもの）を1つ挙げ、これを解決するための提案を示せ。
- (3) あなたの提案がもたらす効果を具体的に示すとともに、それを実行するにあ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)について

過酷事故への対応としては、発電所内部の故障、不具合等を起因とする内部事象への対応だけでなく、外部ハザード、すなわち、地震、津波、外部火災、竜巻などの自然ハザード及び航空機落下などの人為ハザードへの対応、並びに内部溢水等の内部ハザードへの対応が必要となる。対策案としては以下が挙げられる。

- (a) 炉心損傷防止対策として、格納容器スプレイポンプを使用した炉心注水、大容量ポンプ車による海水供給など。
- (b) 格納容器破損防止として、常設電動ポンプや可搬型ポンプによる格納容器スプレイ、触媒式水素再結合装置など。
- (c) 放射性物質拡散抑制として、放水砲による放水など。
- (d) 使用済燃料ピットの冷却として、可搬型ポンプによる注水など。

- (e) 電源や水の確保として、電源車や可搬式代替電源の配備、淡水池や海水からの冷却水源の追加など。また、緊急時対策所の新設。
- (f) 重大事故防止に万全を期す対策として、津波監視設備の設置、火災防護対策の強化、地震での機器損壊による浸水防止対策など。
- (g) 更に、テロ等を想定した、電源、注水能力、CV減圧能力等を高めるための特定重大事故等対処施設。
- (h) リスク情報を活用した安全設計手法の確立とデータベースの拡充

(2)について

上述した検討項目のうちリスク情報を活用した安全設計手法の確立とデータベースの拡充に関する重要な技術課題は、低頻度ではあるが影響の大きな事故に対するリスク評価の方法及びリスク情報を活用した安全性向上活動の確立である。

但し、リスク情報の蓄積が必要であり、活用経験の蓄積状況に応じて進めていくことが必要であり、段階的な導入を考慮すべきである。第一段階としては、運転・保守段階の安全規制である定期検査、定期事業者検査等の検査制度への適用が考えられる。

以上の様な観点を踏まえて自身の解決策を提案すればよい。

(3)について

リスク情報の活用の効果としては、原子力の様々な分野における安全規制活動を横断的に評価することにより、整合性のとれた評価が可能となる。また、継続的な安全性向上活動における判断根拠の客観性を向上させて、国民にとって分かりやすいものとし、透明性を向上させることができる。

実行するにあたっての留意点としては、確率論的評価を主とするのではなく、多重防護の基本原則は維持しながら、従来からの工学的判断や決定論的なアプローチを補完するようにリスク情報を活用することである。また、リスクの大きさや様態等の施設の特性や運転経験に応じて、安全確保の合理性向上の観点から、有用性が期待されるものに関し、優先的な導入を図ることが適当である。

更に、リスク評価の内容を分かりやすく公開するとともに、その評価のプロセスを明らかにすることにより、透明性を高める努力も必要である。

以上の様な観点を踏まえて自身が最も大きな技術的課題になると考えるものについて、提案がもたらす効果と留意点について述べればよい。

6. 原子炉システムの運転及び保守の問題と解答のポイント

以下に平成26年度に出題された【選択科目 原子炉システムの運転及び保守Ⅱ、Ⅲ】の設問と解答のポイントを示す。

20-2 原子炉システムの運転及び保守【選択科目Ⅱ】

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

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

Ⅱ-1-1 平成25年7月に制定された発電用軽水型原子炉に対する新規規制基準における重大事故の定義を述べよ。また、新規規制基準において設計基準事故を超えても重大事故に至らないことが求められている事故シーケンスの例を挙げ、この事故シーケンスに対してどのような対応策が述べられているかを述べよ。

【解答のポイント】

(1) 重大事故の定義

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律[1]の第四十三条の三の六第一項第三号に、「重大事故(発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の原子炉規制委員会規則で定める重大な事故をいう。)」と書かれている。また、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則[2](最終改正:平成二六年一月二〇日原子炉規制委員会規則第七号)の第四条には、「重大な事故は、次に掲げるものとする。一 炉心の著しい損傷、二 核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷」と書かれている。つまり、原子炉運転時及び運転停止時に炉心の著しい損傷並びに核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷である。

(2) 重大事故に至らない事故シーケンスの例

設計基準事故を超えても重大事故に至らないことが求められている事故シーケンスの例としては、PWRの例として、「運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(大破断LOCA及び中破断LOCAを除く。)の発生後、2次冷却系からの除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。」事故及び「全交流動力電源喪失の発生後、原子炉冷却材の補給を必要とする規模のRCPシール部からの漏えい(RCPシールLOCA)が生じる場合がある。このとき、原子炉冷却材の補給に必要な交流動力電源の確保に失敗することによって炉心の著しい損傷に至る。」事故などである。

(3) 対応策(PWRの例)

この事故シーケンスに対して求められている対策としては、「i. 蒸気発生器を用いた代替の崩壊熱除去機能の確保、ii. 加圧器逃がし弁と高圧注入系によるフィードアンドブリード」や「i. 非常用高圧母線へ給電する代替交流動力電源を確保し、高圧注入系及び格納容器スプレイ系等による炉心冷却機能及び原子炉格納容器冷却機能を確保 ii. RCPへの代替シール水注入による原子炉冷却材漏えい量の停止」などである。

【参考文献】

[1] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

[2] 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則

Ⅱ-1-2 平成24年9月の原子炉規制委員会設置に合わせ、原子炉防災対策特別措置法等の関連法令が改正され施行された。この改正における、原子炉規制委員会及び原子炉防災に係わる関係行政機関からなる平時及び緊急時の原子炉防災対策の枠組み、及びそれぞれの役割について述べよ。また、実用発電炉について、重点的に原子炉防災対策を講じておくべき地域として指定された原子炉災害対策重点区域について述べよ。

【解答のポイント】

(1) 原子炉防災対策の枠組み及び役割

政府全体の原子炉防災対策を推進するための機関として、内閣に「原子炉防災会議」が常設され、原子炉規制委員会委員長が会議の副議長に位置づけられている。その役割は、原子炉災害対策指針に基づく施策等の実施を推進することや、原子炉事故が発生した場合の事故後の長期にわたる総合的な施策の実施の推進などである。

また、大量の放射性物質の放出等、原子炉緊急事態が発生した場合に設置される「原子炉災害対策本部」においては、原子炉規制委員会委員長がその副本部長に位置づけられ、原子炉施設に係る技術的・専門的事項の判断については、原子炉規制委員会が一義的に担当することとされている。その役割は、原子炉緊急事態に対する応急対策及び事後対策の総合調整などである。

原子炉防災会議も原子炉災害対策本部も議長又は副本部長は内閣総理大臣であり、環境省、内閣府、その他関係省庁と連携する。なお、「原子炉災害対策特別措置法」に基づき、原子炉規制委員会が、事業者、国、地方自治体等による原子炉災害対策の円滑な実施を確保するため、原子炉災害対策指針を定めることとされている。[1][2]

(2) 原子炉災害対策重点区域

原子炉災害対策指針において、実用発電用原子炉の原子炉災害対策重点区域は、以下のとおり定められている。[3][4]

(a) 予防的防護措置を準備する区域(PAZ:Precautionary Action Zone)

PAZとは、急速に進展する事故においても放射線被ばくによる確定的影響等を回避するため、EAL(緊急時活動レベル、Emergency Action Level)に応じた即時避難を実施する等、放射性物質の環境への放出前の段階から予防的に防護措置を準備する区域のことを指す。PAZの具体的な範囲については、IAEAの国際基準等を踏まえ、「原子炉施設から概ね半径5km」を目安とする。

(b) 緊急時防護措置を準備する区域(UPZ:Urgent Protective Action Planning Zone)

UPZとは、確率的影響のリスクを最小限に抑えるため、EAL及びOIL(運用上の介入レベル、Operational Intervention Level)に基づき緊急時防護措置を準備する区域である。UPZの具体的な範囲については、IAEAの国際基準等を踏まえ、「原子炉施設から概ね30km」を目安とする。

(c) プルーム通過時の被ばくを避けるための防護措置を実施する地域(PPA:Plume Protection Planning Area)の検討

UPZ(めやす30km)外においても、放射性物質を含んだプルーム(気体状あるいは粒子状の物質を含んだ空気の一団)による被ばくの影響を避けるため、自宅への屋内退避等を中心とした防護措置を実施する地域。プルーム通過時の防護措置としては、放射性ヨウ素等の放射性物質の吸引等を避けるための屋内退避や安定ヨウ素剤の服用など、状況に応じた追加の防護措置を講じる

必要が生じる場合もある。

【参考文献】

[1] 内閣府 防災情報のページ

http://www.bousai.go.jp/kaigirep/hakusho/h26/honbun/1b_2s_05_03.html

[2] 原子力規制委員会パンフレット

<https://www.nsr.go.jp/data/000069304.pdf>

[3] 原子力災害対策指針

<https://www.nsr.go.jp/data/000024441.pdf>

[4] 原子力災害対策について（第35回原子力委員会資料第2号）

II-1-3 決定論的安全評価と確率論的安全評価（確率論的リスク評価ともいう）の違いについて述べよ。また、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を述べよ。

【解答のポイント】

確率論的安全評価（PSA：Probabilistic Safety Assessment）とは、原子力施設等で発生し得るあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を定量評価し、その積である「リスク（危険度）」がどれ程小さいかで安全性の度合いを表現する手法である。決定論的安全評価では、ある事故は起きるものとして、解析条件を保守的に設定することにより、その時のプラントや環境に対する影響を定量評価し、それが一定基準以下であれば、その事故に対して安全性が確保されていると判断する。PSAは、決定論的安全評価を補完する有用な情報を提供できるため、核燃料サイクル施設も含めて世界各国で広範に利用されている。但し、PSAに用いるデータや知識の中には必ずしも十分な確度を持っていないものもあることに注意しなければならない。例えば、故障率データ（故障の発生頻度）、人的信頼性（人的ミス確率）、炉心損傷事故時の諸現象などである。このため、PSAの結果は常に不確実さを伴ったものとなり、PSAの結果を用いる際には、この不確実さについての十分な理解が必要である。[1]

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としては以下があげられる。

- (a) 安全性を担保する上で必要な設計の妥当性については、決定論的安全評価によって確認されるべきである。
- (b) 一方、PSAの利用は、決定論的評価では明示されにくい施設の特性や相対的な弱点を明らかにすることに役立つ。つまり、工学的判断や決定論的評価に基づく従来型の安全評価のリスク情報の活用による補完及び高度化並びに多重防護等の安全原則の維持推進を目的としてなされるべきである。
- (c) 例えば、多重防護概念が適切に適用され、どのような効果を上げているかは、最新の知見に照らして問い直される必要があり、PSAはそのための主要な手段である。ただし、多重防護の見直しに当たっては、PSAは完全な手段ではないことを認識し、工学的判断や決定論的判断も含めた総合的判断を重視すべきである。
- (d) さらにPSAは、決定論的安全評価の基盤となる現行規制における不必要な保守性の削減、及び必要な追加要求事項の提案を支援するためにも利用されるべきである。[2]、[3]、[4]

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA、確率論的安全評価に関する研究（06-01-01-15）

[2] 総合資源エネルギー調査会 原子力の自主的安全性向上に関するWG 第11回会合 資料1

[3] 総合資源エネルギー調査会 原子力の自主的安全性向上に関するWG 第3回会合 資料4

[4] 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

II-1-4 原子力事業の分野において、事故が発生した場合の損害賠償制度については、一般の民事賠償制度とは別体系に「原子力損害の賠償に関する法律」並びに「原子力損害賠償補償契約に関する法律」が制定されている。「原子力損害の賠償に関する法律」を構成する基本的柱について述べるとともに、事業者の責任と損害賠償措置について述べよ。

【解答のポイント】

「原子力損害の賠償に関する法律」（以下、原賠法という）では、原子力事故における原子力事業者の「無過失責任」、「責任の集中」及び「無限責任」の3原則により、原子力事業者が全面的にその賠償責任を負うこととしており、原子力事業者の賠償責任の限度額については特に規定がない。しかし、異常に大きな天災地変や戦争などの社会的動乱によって生じた損害については政府が措置し、事業者の損害賠償の対象から除外することとしている（第3条1）。

原子力事業者が、原子力事故による損害賠償に備え一定の資金を準備することを賠償措置という。原賠法施行令（平成25年6月26日）で「原子炉の運転等」に対する賠償措置の金額（賠償措置額）を定める。原子力事業者は、損害保険の引受共同体「日本原子力保険プール（日本プール）」と保険契約を結んでいる（第8条）。プール組織による原子力保険の引受は、世界各国に存在し、日本プールは、さらに世界の原子力保険プールと再保険取引を行うことで巨額の原子力保険の引受が可能となっている。

原子力損害賠償補償契約に関する法律（補償契約法）は、原子力事業者が政府に補償契約料（補償料）を納付し（原賠法第10条）、民間保険契約等で賠償できない原子力損害を政府が補償する契約である（補償契約法第2条）。補償契約には、地震、津波又は噴火による損害、正常運転によって生じた原子力損害、及びやむを得ない事情で遅れた補償請求などが含まれる。賠償措置額を上回る原子力損害に対しては事業者が全ての責任を負うが、原賠法の目的達成のために必要と認められる時は政府が支援する（原賠法16条、17条）。

なお、福島原発事故の後、平成23年8月に原子力損害賠償支援機構法（支援機構法）が成立し、官民共同出資で平成23年9月に原子力損害賠償支援機構（支援機構）が設立された。支援機構の目的は、大規模な原子力損害について、原子力事業者が損害賠償するために必要な資金等に関する業務を速やかに処理し、損害賠償の迅速かつ適切な実施を助け、生活の安定、経済の発展、電気の安定供給等を図ることである（支援機構法第1条）。

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA、日本の原子力損害賠償制度の概要（10-06-04-01）

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

Ⅱ-2-1 原子力発電プラントが長期間にわたって停止することとなった。あなたが長期停止中の保全業務の担当責任者として業務を遂行するに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 保全計画を立案する際に検討すべき内容
- (2) 保全業務を進める手順
- (3) 保全業務を遂行する際に留意すべき事項

【解答のポイント】

まず、解答作成の参考となる情報を示す。原子力発電プラントの保守管理は、日本電気協会の「原子力発電所の保守管理規程」(JEC4209)に基づいて実施される。そのガイドとして「原子力発電所の保守管理指針」(JEG4210)も参照される。JEC4209において、保守管理とは、『保全及びそれを実施するために必要な体制、教育等を含めた活動全般』と定義されている。また、保全とは、『プラントの運転に関わる設備の機能を確認、維持又は向上させる活動。原子炉施設の安全確保を前提に、電力の供給信頼性を維持するとの観点から設備の重要度合いに応じて、効率性、経済性を考慮しながら行われるもので、点検、補修、取替え及び改造を含む』と定義されている。[1]～[3]

長期停止中の保全業務としては、通常の保全業務に加え、特別な保全計画の策定とその実施が必要となる。ここではJEC4209に則して記述する。なお、長期停止を伴わない通常の保全業務に関しては昨年度の解説記事が参考となる。[4] これらを踏まえて、以下に解答例を示す。

(1) 保全計画を立案する際に検討すべき内容

保全計画は、①点検計画、②補修、取替え及び改造計画並びに③特別な点検計画の3種類に区分される。このうち、③特別な点検計画は、地震、事故や長期点検等により長期停止を伴った特別な措置として、原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画を検討し、策定することが必要となる。さらに、特別な点検を実施する設備(構築物、系統及び機器)が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために、点検の具体的方法、点検の実施時期、必要な点検の項目、評価方法及び管理基準を検討し、事前に確定しておく必要がある。

例としては、設備全般に対する長期保管対策並びに点検・補修等完了後の試験的なプラント起動及びその後の設備全体の健全性確認等がある。なお、設備の保管方法の例として、腐食防止、凍結防止の観点から行われる乾燥保管、真空保管、満水保管、循環運転による保管等がある。また、長期停止中に運転状態にある機器や保管状態で劣化が想定される機器について追加的な点検を計画する必要がある場合もある。さらに、長期停止中のすべての計画を一度に策定することが困難な場合は、機器の状態や点検等の進捗に応じて計画を順次策定することになる。

(2) 保全業務を進める手順

長期停止を伴わない通常の保全業務の手順と同様に、まず、保全対象範囲を策定し、設備ごとの保全重要度の設定を行い、プラント及び系統ごとに保全活動管理指標を設定し、併せて監視計画も策定する。次に、特別な点検計画を、通常の点検計画や補修、取替え及び改造計画と共に策定する。策定した保全計画を実施した後、点検や補修等の結果に対する確認と評価を実施する。その際、もし、不適合が発生した場合には、不適合管理と是正処置を施す。最後に保

全の有効性評価として、保全の実施結果、保全活動管理指標の監視結果等を基に、保全プログラム全体としての有効性評価を実施し、必要な改善を行う。

(3) 保全業務を遂行する際に留意すべき事項

保全業務の遂行に際しても、保全の計画(Plan)、保全の実施(Do)、保全の評価(Check)、保全の改善(Action)を繰り返し、PDCAサイクルを確実に回していくことが基本であり、常に留意すべきこととなる。

長期停止を伴わない通常の保全業務を遂行する際に留意すべき事項に加え、長期停止に伴う保全業務においては、地震や事故による長期停止の場合、地震や事故の影響を受けた設備や機器の健全性確認方法や必要に応じた補修、取替え及び改造の計画策定に留意することが重要である。

また、福島第一原子力発電所事故の影響により長期停止している場合は、新規規制基準対応による安全性・信頼性向上対策工事と保全業務との実施エリアや実施期間の調整に留意が必要となる。長期停止期間の完了時期を見通すことが難しい状況も想定されるため、柔軟性を持った保全計画を策定することが留意点となる。中長期的に計画していた予防保全工事を長期停止期間内へ前倒して実施する機会であるとポジティブに捉え、保全計画を検討することも有益であると考える。

さらに、国内外プラントにおいて、これまで長期停止後再稼働した際のトラブル情報を分析・評価し、同様のトラブルを回避するための検討も有益であると考える。再稼働に向けて万全を期すために、多方面からの検討を実施し、漏れのない保全計画を策定することに留意が必要である。[5]～[12]

【参考文献】

- [1] (一社)日本電気協会、「原子力発電所の保守管理規程」(JEC4209-2007)
- [2] 原子力安全・保安院、(独)原子力安全基盤機構、「JEC4209-2007及び関連指針類に関する技術評価書」、平成20年12月
<http://www.meti.go.jp/committee/materials2/downloadfiles/g90127c20j.pdf>
- [3] (一社)日本電気協会、「原子力発電所の保守管理指針」(JEG4210-2007)
- [4] (一社)日本原子力学会HP「原子力・放射線部門」技術士情報、平成26年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座【選択科目ⅡⅢ】(2)原子炉システムの運転及び保守)解説記事(Ⅱ-2-1)
http://www.aesj.or.jp/gi_jyutsushi/2014/H26_taisaku_2nd.pdf
- [5] 東北電力株式会社、「平成23年東北地方太平洋沖地震等の地震後の設備健全性確認に係る女川原子力発電所1、2、3号機の保全計画の変更届出について」、平成23年8月8日
http://www.tohoku-epco.co.jp/news/atom/topics/1183445_1984.html
- [6] 東京電力株式会社、「柏崎刈羽原子力発電所2～4号機の保全計画の変更届出について」、平成25年6月18日
<http://www.tepco.co.jp/nu/kk-np/info/pdf/25061801i.pdf>
- [7] 中部電力株式会社、「浜岡原子力発電所5号機 地震後の特別な保全計画の実施状況について」、2009年10月2日
http://www.chuden.co.jp/corporate/publicity/pub_release/press/_icsFiles/afieldfile/2009/10/02/211002_1.pdf
- [8] 北陸電力株式会社、「保安規程(原子力)改正の届出について(志

賀1号機 保全計画の追加)、平成21年4月8日

<http://www.rikuden.co.jp/press/attach/09040801.pdf>

[9] 関西電力株式会社、「美浜発電所3号機における機器の保全対策について」、第28回福井県原子力安全専門委員会、平成18年5月11日

<http://www.atom.pref.fukui.jp/senmon/dai28kai/no1-2.pdf>

[10] 四国電力株式会社、「伊方発電所における長期停止に伴う保全対策について」、愛媛県原子力情報ホームページ、平成25年3月21日

<http://www.ensc.jp/pc/user/HOUDOU/h24/o2503212/gensiryout2.pdf>

[11] 九州電力株式会社、「原子力発電所における定期検査中のプラント管理の現況について」、平成25年6月

http://www.kyuden.co.jp/library/pdf/nuclear/notice_plant_130620.pdf

[12] (一社)日本保全学会、「長期停止中の志賀原子力発電所の設備保全について」、保全の潮流 第13号、2012年12月21日

http://www.jsm.or.jp/jsm/images/at/choryu/jsm_choryu_13.pdf

II-2-2 下表は、平成25年7月に施工された発電用軽水型原子炉の新規制基準における主な検討項目である。これについて、同表の主な検討事項に対する新規制基準骨子を記述し、さらに、主な検討項目の中から1つを選択し、それに対応する新規制基準骨子について、現行の原子力発電所で具体的にどのように適用されているか、例を挙げて記述せよ。

主な検討項目	新規制基準骨子
設計基準の強化	
重大事故(シビアアクシデント)対策(炉心損傷防止対策)	
重大事故(シビアアクシデント)対策(格納容器破損防止対策)	
意図的な航空機衝突等への対策	
敷地外への放射性物質の拡散抑制対策	
津波に対する基準の厳格化	
高い耐震性を要求する対象の拡大	
活断層の認定基準の厳格化	
より精密な基準地震動の策定	
地震による揺れに加え、地盤の「ずれや変形」に対する基準を明確化	

【解答のポイント】

東京電力福島第一発電所事故を受け、その教訓及び反省をふまえ、実用発電用原子炉に係る新規制基準が策定され、平成25年7月8日に施行された。その概要は、原子力規制委員会のホームページにて確認することができる。[1]。

新規制基準の基本的な考え方は、共通原因による機能喪失及びシ

ビアアクシデントの進展を防止するための基準であり、深層防護の徹底、共通要因故障をもたらす自然現象等に係る想定的大幅な引き上げ・防護対策強化、自然現象以外の共通要因故障を引き起こす事象への対策強化、必要な性能の規定であり、従来の規制基準を強化、考慮すべき自然現象を拡大するとともに、シビアアクシデント対策やテロ対策を新設している。

以下に各項目の骨子と現行の原子力発電所での適用の例を記述する。[2]

(1) 設計基準の強化

「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観点から、自然現象の想定と対策を大幅に引き上げ(火山、竜巻、森林火災の考慮を新設)、また、自然現象以外でも、共通要因による安全機能の一斉喪失を引き起こす可能性のある事象(火災など)について対策強化を要求。適用例としては、各種自然現象に対して対策強化し原子炉設備の安全性への影響がないことの確認、外部電源の多重化・独立性の確保、所内交流電源の強化(恒設発電機の追加、可搬式電源(電源車等)の配備)、所内直流電源容量増強などが挙げられる。また、火災により安全機能の一斉喪失を防止するため、難燃ケーブルの使用等も挙げられる。

(2) 重大事故(シビアアクシデント)対策(炉心損傷防止対策)

万一共通原因による安全機能の一斉喪失などが発生したとしても炉心損傷に至らせないための対策を要求。適用例としては、電源喪失時にも可搬式電源等により逃がし安全弁を解放し、可搬式注水設備等による注水が可能となるまで原子炉を減圧する設備及び運用(BWRの例)。また、原子炉を減圧後、ポンプ車等の可搬式注水設備を設け炉心へ注水の注水を可能としている。

(3) 重大事故(シビアアクシデント)対策(格納容器破損防止対策)

炉心損傷が起きたとしても格納容器を破損させないための対策を要求。適用例としては、格納容器内圧力及び温度の低下を図り、放射性物質を低減しつつ排気するフィルタ・ベントの設置(BWR)、あるいは、溶融炉心により格納容器が破損することを防止するため、溶融炉心を冷却する格納容器下部注水設備(ポンプ車、ホース等)配備が挙げられる。

(4) 意図的な航空機衝突等への対策

意図的な航空機衝突などへの可搬式設備を中心とした対策(可搬式設備・接続口の分散配置)。バックアップ対策として常設化を要求。適用例としては、事故対応を行うための緊急時制御室、電源・水源、注入のためのポンプ等を等含む、特定重大事故等対処施設の整備が挙げられる。

(5) 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策

格納容器が破損したとしても敷地外への放射性物質の拡散を抑制するための対策を要求。適用例としては、原子炉建屋への放水で放射性物質のブルーム(大気中の流れ)を防ぐための屋外放水設備(大容量泡放水砲システム等)の設置が挙げられる。

(6) 津波に対する基準の厳格化

既往最大を上回るレベルの津波を「基準津波」として策定し、基準津波への対応として防潮堤等の津波防護施設等の設置を要求。適用例としては、津波防護壁を設置し、敷地内への浸水を防止するとともに、防潮扉の設置や扉の水密化により、万一、敷地内に浸水したとしても、建屋内あるいは重要機器・設備への浸水を防止する対策が挙げられる。

(7) 高い耐震性を要求する対象の拡大

自然事象や各種事故対応設備について、耐震クラスを見直し。例

えば、津波防護施設等は、地震により浸水防止機能等が喪失しないよう、原子炉圧力容器等と同じ耐震設計上最も高い「Sクラス」としている。

(8) 活断層の認定基準の厳格化

将来活動する可能性のある断層等は、後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の活動が否定できないものとし、必要な場合は、中期更新世以降（約 40 万年前以降）まで遡って活動性を評価することを要求。適用例としては、発電プラント毎に、この基準に適合することの確認が行われている。

(9) より精密な基準地震動の策定

原子力発電所の敷地の地下構造により地震動が増幅される場合があることを踏まえ、敷地の地下構造を三次元的に把握することを要求。適用例としては、起震車を用いて地下に振動を与え、振動の伝搬を解析することで地下構造の把握を行うとともに、新たに設定された基準地震動に対応するように耐震性を見直し、必要に応じて補強が行われている。

(10) 地震による揺れに加え、地盤の「ずれや変形」に対する基準を明確化

活断層が動いた場合に建屋が損傷し、内部の機器等が損傷するおそれがあることから、耐震設計上の重要度Sクラスの建物・構築物等は、活断層等の露頭がない地盤に設置することを要求。適用例としては、(8)と同様に発電プラント毎に、この基準に適合することの確認が行われている。

新規基準の原子力発電所での適用例は、項目ごとに記載したとおりである。上記は主に設備面での対策であるが、これらを有効に活用するために訓練等のソフト面での対策も加えることができる。詳細については、電気事業者がプラント毎に公開している説明資料（例えば参考文献[3]等）を確認しておくことが望ましい。

適用の例はプラント毎に異なるが、一例をあげると、(2)重大事故（シビアアクシデント）対策（炉心損傷防止対策）として、次のものが挙げられる。

① 原子炉緊急停止失敗対策

原子炉緊急停止失敗時に炉心の著しい損傷を防止するため蒸気タービンを自動停止させる信号などの発信回路の設置

② 原子炉冷却機能喪失時対策

原子炉への注水による冷却手段の多様化（常設電動注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプによる注水、格納容器スプレイポンプによる注入及び代替再循環）

蒸気発生器による原子炉冷却（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型バッテリーの配備）

③ 原子炉減圧機能喪失時の対策

常設の制御用空気が使用できない場合でも、加圧器逃がし弁による減圧が可能となるように、逃がし弁用窒素ガス供給設備を配備

④ 最終ヒートシンク確保

原子炉の熱を海に輸送する手段の多様化（移動式大容量ポンプ車による海水系統への海水供給）

【参考文献】

[1] 原子力規制委員会 「実用発電用原子炉及び核燃料施設等に係る新規基準について一概要」

<https://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf>

[2] 原子力百科事典 ATOMICA、商業用原子力発電炉に係る新規基準

（平成 25 年 7 月決定）（11-02-01-03）

[3] 九州電力株式会社「川内原子力発電所 1、2 号機に係る新規基準への適合性確認のための申請について」、平成 25 年 7 月 8 日

<http://www.kyuden.co.jp/var/rev/0041/3132/hmt03ssi.pdf>

20-2 原子炉システムの運転及び保守【選択科目Ⅲ】

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

Ⅲ-1 原子力発電プラントの安全性確保のためには、事業者の自主的な安全性向上への取り組みが極めて重要である。以下の問いに答えよ。

(1) 平成 25 年 7 月に制定された発電用軽水型原子炉に対する新規基準への適合を前提とした上で、事業者として優先的かつ自主的に取り組むべきとあなたが考える安全性向上対策について説明せよ。

(2) 上述した安全性向上対策を実現する上で、あなたが最も大きな技術的課題になると考えるものを 1 つ挙げ、これを解決するための技術的提案について、その提案の利点・欠点を含めて述べよ。

【解答のポイント】

(1) について

従来の安全基準では炉心損傷に至らない状態を想定した設計基準事象に対する対策とアクシデントマネジメント対策として自主保安の観点で対策を実施していた。これに対して、平成 25 年 7 月に制定された発電用軽水型原子炉に対する新規基準では、耐震・耐津波性能をはじめとする自然現象に対する考慮や電源の信頼性等の強化に加えて、シビアアクシデント対策やテロ対策等が漸設されたため、これらに対する対策が必要である。

原子力事業者は、原子力の安全確保に一義的な責任を有するものとして、規制の枠組みに留まることなく、自主的・継続的に安全性向上に向けた取り組みを行っていくことが重要であり、原子力リスク低減のため、リスクマネジメント強化が必要である。原子力リスクの中でも特に、地震や津波をはじめとする低頻度ではあるが影響の大きな外的事象への対応を強化する必要があるため、そのために、事象発生メカニズムを解明し、不確実性の大きいリスク評価の手法を確立することにより、効果的な対策を実行していくことが必要である。

この課題解決のためには、以下の取組みが考えられる。

(a) 外的事象についての PRA の開発ならびに安全性向上活動への PRA 活用手法の確立

(b) 低頻度外的事象のメカニズム・発電所の挙動解明

(c) リスク評価、対策の策定、リスクコミュニケーション手法検討

(2) について

前項で挙げた、不確実性の大きな外部事象等に対するリスク評価手法を確立する取組においては、断層活動性・連動性の可能性判断法、震源を特定しない地震動とその影響評価等、津波規模影響評価等、竜巻規模影響評価等、火山噴火規模影響評価等、火災影響評価手法等、高エネルギー配管の破断想定等、自然外部事象の PRA 手法高度化、人間信頼性評価手法等、各種の事故防止・影響緩和策の有効性評価、リスクマネジメント手法等の広範な分野での検討が必要となる。また、これらに関するデータベースの充実が必要であり、検討には膨大な検討期間がかかることとなる。

従って、継続的な安全性向上として検討を継続する必要があり、検討項目の網羅的な抽出及び整理並びに優先順位を決めて検討ロードマップを定め、計画的に推進していくことが必要である。

以上の様な観点を踏まえて自身が最も大きな技術的課題になると考えるものについて、内容と得失について述べればよい。

Ⅲ-2 平成24年に改正された原子炉等規制法においては、新たに運転期間延長認可制度が導入された。この制度では、発電用原子炉を運転開始から運転することができる期間が定められ、その満了までに認可を受けた場合に限り延長が認められる。これについて以下の問いに答えよ。

- (1) 運転期間延長認可制度の新たな枠組み、運転期間延長認可の進め方、及び高経年化対策について概要を述べるとともに、2011年3月の福島第一原子力発電所の重大事故を踏まえ、重点的に改正されたと考えられる点について述べよ。
- (2) 我が国における現行原子力発電所は、運転年数25～29年のプラントが11基、同30～34年のプラントが8基、同35～39年のプラントが6基ある(平成25年1月31日時点)。現在、原子力発電所の再稼働に向けた審査が実施されているが、今後の原子力発電の安全安定運転のために、上記を踏まえ、あなたが重要と考える課題をいくつか挙げ、その対応策について述べよ。

【解答のポイント】

(1)について

運転期間延長認可制度は、福島第一原子力発電所の重大事故を踏まえて、新たな枠組みとして設けられたものである。運転期間延長認可制度は、発電用原子炉を運転することができる期間を、運転開始から40年とし、その運転期間満了までに延長認可を受けた場合には、1回に限り延長することを認める制度である。延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で、最新の技術基準に適合し、延長期間中維持することが認可の基準となる。更に、原子力発電所の安全性を確保するために必要な機能を有する設備・機器・構築物に関し、通常の保全で対応すべきものを除き、期間延長の可否を判断するにあたって、現状の劣化状況を詳細に把握するために、これまで劣化事象について点検していないものや、点検範囲が一部であったもの等を抽出した特別点検が要求されている。[1]～[3]

運転期間延長認可の進め方としては、まず40年運転の期間満了日の1年3ヶ月前から1年前までの申請期間中に、事業者が運転期間延長の申請を実施する必要がある。事業者は、要求された特別点検を実施し、延長期間における劣化状況の技術的評価および延長期間の保守管理方針の策定を実施する。また、運転期間延長認可の時点で適用される最新の技術基準規則へ適合させるための工事に関して、工事計画の認可を事業者は取得しておく必要がある。これらの結果を踏まえて、原子力規制委員会は、認可基準への適合性を審査し、具体的な延長期間の判断を下すこととなる。[4] なお、特別点検を含めた運転期間延長認可制度自体、原子力安全規制としての合理性・科学性の具体的な理由・根拠が明確ではなく、国際的に科学的・合理的な検討を経て運用されている制度も踏まえ抜本的な見直しが必要との意見もある。[5]

高経年化対策については、福島第一原子力発電所の重大事故の原因が高経年化に伴う劣化事象ではないことから、重大事故発生以前の従前の高経年化対策の制度と大きく変わるものではない。高経年化対策制度は、運転開始後30年を経過する原子炉施設について、以降10年ごとに機器・構築物の劣化評価および長期保守管理方針の策

定が義務付けられ、これを国が保安規定の認可として確認するものである。福島第一原子力発電所の重大事故を受けた新規制基準対応に係り、新たに冷温停止状態を前提とした高経年化技術評価の実施や、大規模地震等で被災した原子力発電所については被災影響を反映した高経年化技術評価の実施等が追加された。また、耐震安全性評価に加えて、新たに耐津波安全性評価が加わり、影響する可能性がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した評価を行い、評価対象機器・構築物の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価する必要がある。[1]～[3]、[6]、[7]

(2)について

我が国の原子力発電所の過半数が運転年数25年以上であり、今後、高経年化プラントが増加していく一方で、プラント新設が見通せない状況下、原子力発電が安全安定運転を継続し、重要なベースロード電源の役割を果たしていくために、高経年化対策の確実な遂行が益々重要となる。高経年化対策を主体とした場合、重要と考える課題としては、以下のものが考えられる。[8]～[14] なお、以下のもの以外にも、個々の経年劣化モードに応じた具体的課題を挙げて、その対策を述べることも適切であると考えられる。

- (a) 連続性を持った経年劣化管理・原子力発電所の保守管理として、短期的な観点として運転初期からの経年劣化管理、中期的な観点としての10年毎の経年劣化管理および長期的な観点からの高経年化対策が連続性を持って遂行されることが課題と考える。その対策としては、高経年化対策も一項目として含まれる保全業務において、保全の計画(Plan)、保全の実施(Do)、保全の評価(Check)、保全の改善(Action)を繰り返し、PDCAサイクルを確実に回していくことが基本になると考える。
- (b) 最新知見の反映・海外の高経年化対策に係る最新の知見のひとつとしては、IAEAのInternational Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)の反映が課題と考える。その対策としては、IGALLの内容を理解し、日本原子力学会のPLM実施基準の最新版に則した高経年化対策を実施していくことになるかと考える。
- (c) 潜在的経年劣化事象の検討・高経年化に伴い時間とともに変化する事象を考慮し、新たに発現する可能性のある潜在的経年劣化事象や複合的経年劣化事象について、その発現可能性および評価の考え方を整備しておくことが課題と考える。その対策としては、予断を排し、地道に継続的な調査・検討を実施していくことが考えられる。
- (d) 重要度による意思決定・原子力発電の安全安定運転の確保という観点からは、高経年化評価としての網羅性を追求するよりも、より実効的な安全性向上の抽出という観点からの評価へ重点を置くことが課題と考える。その対策としては、リスクを考慮し、安全重要度を含めた保全の重要度を適切に設定し、保全重要度に応じた高経年化対策を実施していくことが考えられる。
- (e) 継続的改善・国の規制と事業者の保守管理とそれぞれの実効的な継続的改善が課題と考える。その対策としては、規制側と事業者との適切で良好なコミュニケーションを図り、総合的なリスクを俯瞰し、高経年化対策においてもハードウェアだけではなく、管理、人材、組織等のソフトウェアも含めた活動を継続的に改善していくことが考えられる。

【参考資料】

[1] 原子力規制庁、「運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に

係る政令・規則等の整備について」、平成 25 年度第 1 回原子力規制委員会 資料 3、平成 25 年 4 月 3 日

https://www.nsr.go.jp/committee/kisei/h25fy/data/0001_07.pdf

[2] 山本哲也、「実用発電用原子炉に係る新規規制基準について一概要」、日本原子力産業協会第 2 回原子力安全シンポジウム、H25 年 10 月 22 日

http://www.jaif.or.jp/ja/news/2013/2nd-sympo_panel_yamamoto.pdf

[3] 坂内俊洋、「高経年化対策に係る規制制度の概要」、日本原子力学会 2014 年春の大会 標準委員会セッション 2(システム安全専門部会)「原子力プラントの長期にわたる安全確保の取り組み」、平成 26 年 3 月 27 日

<http://www.aesj.or.jp/sc/committees/gijiroku/etc/sc2014s-0201.pdf>

[4] 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」、平成 26 年 8 月 26 日改正

http://www.nsr.go.jp/nra/kettei/data/20131206-02_jitsuyouuntenkikan.pdf

[5] (一社) 日本原子力学会、「原子力安全規制に係る国会審議に向けての提言」、日本原子力学会声明 プレスリリース、2012 年 6 月 7 日

<http://www.aesj.or.jp/info/pressrelease/PR20120607R.pdf>

[6] 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」、平成 25 年 12 月 6 日改正

http://www.nsr.go.jp/nra/kettei/data/20131206-02_jitsuyoukoukeinenka.pdf

[7] 原子力規制庁、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」、平成 25 年 12 月 18 日改正

https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/press/PWR/data/25/12/1218_03_02.pdf

[8] 三山彰一、「原子力発電所の高経年化対策実施基準本格改定(案)の概要」、日本原子力学会 2014 年春の大会 標準委員会セッション 2(システム安全専門部会)「原子力プラントの長期にわたる安全確保の取り組み」、平成 26 年 3 月 27 日

<http://www.aesj.or.jp/sc/committees/gijiroku/etc/sc2014s-0203.pdf>

[9] IAEA ホームページ、International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL) for Nuclear Power Plants、

<http://www-ns.iaea.org/projects/igall/>

[10] JNES、「IAEA 安全指針 No. NS-G-2.12 原子力発電所の経年変化管理」、JNES 日本語翻訳版、2010 年 2 月

<http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000014506.pdf>

[11] U.S.NRC、「Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA)」、NUREG/CR-7153、Volume 1-5、October 2014.

<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr7153/>

[12] 原子力規制庁、「発電用原子炉施設の安全性向上評価の実施を踏まえた定期安全レビューの取扱いについて(案)」、第 11 回発電用原子炉施設の新安全規制の制度整備に関する検討チーム 資料 11-1、平成 25 年 8 月 26 日

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/shin_seidoseibi/data/0011_01.pdf

[13] 岡本孝司、「原子力安全の継続的改善」、日本原子力学会 2014

年春の大会 標準委員会セッション 2(システム安全専門部会)

「原子力プラントの長期にわたる安全確保の取り組み」、平成 26 年 3 月 27 日

<http://www.aesj.or.jp/sc/committees/gijiroku/etc/sc2014s-0202.pdf>

[14] (一社) 日本原子力学会、「原子力発電所の継続的なリスク低減活動—自主的安全性向上とは—:2014」、AESJ-SC-TR008:2014、日本原子力学会 標準委員会 技術レポート、平成 26 年 11 月

<http://www.aesj.or.jp/sc/s-list/tr008-2014.pdf>

7. 核燃料サイクルの技術の問題と解答のポイント

以下に平成 26 年度に出題された【選択科目 核燃料サイクルの技術Ⅱ、Ⅲ】の設問と解答のポイントを示す。

20-3 核燃料サイクルの技術【選択科目Ⅱ】

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

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

Ⅱ-1-1 軽水炉燃料を製造するために, 天然ウランを濃縮して低濃縮ウランにする必要がある。現在までに商業規模で使用されたウラン濃縮方法を2つ挙げ, その選択の歴史, 現状, 特徴等を述べよ。

【解答のポイント】

ウラン濃縮方法には, ガス拡散法, 遠心分離法, 化学法その他, レーザーを用いる原子レーザー法, 分子レーザー法, SILEX 法がある。このうち, 国内外で現在運転中のウラン濃縮工場では, ガス拡散法と遠心分離法の2方式の技術を採用している。

i) ガス拡散法:

【歴史】

ガス拡散法は1941年にジョン・ダニングとユージン・ブースが初めてU-235を分離して以来, コロンビア大学で研究された。1945年に米国オークリッジで工場規模のウラン濃縮施設が建設された。

【現状】

ガス拡散方式は, アメリカ, フランス(フランス, イタリア, ベルギー, スペイン, イランの共同出資)の濃縮工場が採用し, 10,000tSWU/年程度の処理能力を有している。

【特徴】

ガス拡散法は, 同位体分子の質量比に基づく気体分子の運動速度の違いを利用する。ウラン同位体分離では6フッ化ウラン(UF₆)が用いられ, U-235とU-238の理論分離係数は, 1.0043となる。UF₆ガスを, ガス体の平均自由行程と同程度の細孔(100~200Å)を多く持つ隔壁を圧力差により通過させると, 軽成分のU-235がより多く透過する。

ガス拡散法は分離係数が小さいことから, 所定の濃縮度を得るためには, 多数の濃縮器を何段も直列に接続する必要がある。

ii) 遠心分離法:

【歴史】

日本国内では1959年に理化学研究所が1号遠心分離器を試作し基礎研究に着手し, 1969年に濃縮ウランの回収に成功した。1988年には100tSWU/年程度で原型プラントの運転を開始している。

JNFL六ヶ所濃縮工場は1992年から150tSWU/年の国内初の商業プラントを操業し, 現在1050tSWU/年まで処理能力を向上させている。

【現状】

イギリス, オランダ, ドイツにおいて4,000tSWU/年程度のウラン濃縮施設が稼働しており, 日本においてもJNFL六ヶ所濃縮工場にて1,050tSWU/年規模のウラン濃縮施設が稼働中である。

【特徴】

回転する中空円筒内に導入したUF₆ガスの回転運動による遠心力を利用して, ガス成分の質量差による同位体分離性能を高めている。この方式によるU-235とU-238の濃縮係数は回転に伴う周速度の2

乗に比例する。従って, 高い分離係数を得るためには, 回転する中空円筒に求められる材料的な強度と高速回転を実現させる技術が要求される。この方式では, ガス拡散に比べて高い分離係数が得られるが, ガス拡散方式に比べて少ないものの, 所定の濃縮度を得るためには, 濃縮器を何段も直列に接続するカスケード方式を採用する必要がある。

【参考文献】

- [1] 軽水炉燃料のふるまい(平成25年3月)公益財団法人 原子力安全研究協会
- [2] 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 原子力教育・研究特別専門委員会編
- [3] 日本原燃株式会社ホームページ:
<http://www.jnfl.co.jp/business-cycle/uran/plant.html>

Ⅱ-1-2 再処理施設の安全設計において, 設計及び運転に関して考慮しなければならぬ過去に発生した事故を3つ挙げ, その概要を述べよ。(事故の発生場所の軍事・民間施設の有無は問わない。)

【解答のポイント】

再処理施設に於ける事故事例は原子力百科事典ATOMICAに多く掲載されている。これらのデータのうち, 設計及び運転に関連して考慮しなければならない事例として以下の事案を示す。

【臨界事故】

再処理施設では形状が変わりやすい液体で核燃料物質を取り扱うケースが多く, 設備設計面においては貯槽等の形状や量に臨界安全上の注意が払われている。しかし, PUREX法による再処理においては, 核燃料物質が水相, 有機相と移行し, また一部はスラリーなどで施設内を移行する可能性もあることから, 過去に幾つかの臨界事故が発生している。ここでは, 1958年12月30日に米国ロスアラモス国立研究所Pu回収施設で発生した臨界事故を挙げる。

この施設は, Pu金属製造工程から生ずる廃棄物からプルトニウムを回収するものである。工程は, 廃棄物を硝酸に溶解し, ろ過後, カラムでプルトニウムをTBP溶媒抽出し, ミキサセトラで逆抽出し, シュウ酸沈殿法で回収する。

抽出残液の僅かなPuを回収するため回分式で臨界安全形状でない抽出槽で処理していた(取扱量が臨界質量以下として)。事故は, この抽出槽にPuを含む劣化溶媒のエマルジョン(水和物)が蓄積していたことに気付かないで濃硝酸をいれ空気攪拌したので, 分離した溶媒相にPuが抽出され, 攪拌停止後, 抽出槽内で約40gのPuを含む約300リットルの水相と約3,300gのPuを含む約160リットルの溶媒相に分かれた。この状態では未臨界であったが, 抽出槽の傍にいた操作員が機械式攪拌機のスイッチを入れたところ, そのため溶媒層の層厚20.3cmが21.6cmに膨れ, 臨界状態に到達してしまった。バースト(青い閃光, 核分裂数 $1.5E17$)は一回のみであったが, この操作員は約12,000ラドの線量を受け約35時間後に死亡した。○設計及び運転に関して考慮しなければならぬ点: この事故では, Puを含む水相・溶媒相が混在する液中でPuの抽出条件が整ってしまった事により有機相にPuが濃縮され, 更に攪拌によりPu濃度が高くなってしまった溶媒相の形状が臨界形状を形成させてしまった事に原因がある。設計上では, 濃度の不均衡が発生しないように, 異なる相(水相, 有機相)の混在を防止するために, 油水分離が

確実に行える設計とする必要がある。また、運転においては、攪拌による形状変化を想定し、廃液中のPu濃度を把握した上で操作を実施する必要がある。

また、Pu等の核燃料物質の存在が想定される貯槽やパルスカラムなどの設計においては、臨界安全形状としたり、中性子吸収材を設置するなどにより、より保守的な設計とすることを導いても良い。

【火災爆発事故】

PUREX法による再処理施設は、酸化性液体である硝酸を取り扱う施設であることから、潜在的な火災のリスクがある。

動燃事業団東海再処理工場（現日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所）のアスファルト固化施設で、1997年3月11日に、火災が発生し、その約10時間後に爆発が起こった。この事故での負傷者はなかった。この火災爆発事故は、廃液中に含まれていたと思われる沈殿物等が原因で、アスファルト固化体内部で微弱な発熱を伴う遅い化学反応が進行し、蓄熱によりアスファルト固化体の温度が上昇して、アスファルトと硝酸塩等との反応が急速に進み火災に至ったこと、また消火が不十分であったため固化体内部での反応が継続し、発生した可燃性物質がセル内に蓄積され、これに何らかの原因で引火し、爆発が起こったものと想定されている。

○設計及び運転に関して考慮しなければならない点：この事故では、酸化性液体である硝酸を含む廃液を有機物であるアスファルトで固化した固化体は消防法に定められる第1類危険物「酸化性固体」となる可能性があり、これが燃焼・爆発に発展したことが事故原因である。対策としては、固化体作成時に難燃剤を添加することにより、若しくは、酸素供給元となる硝酸廃液を酸素受容体でアスファルトに添加する混合比を低下させることにより、燃焼・爆発に対する感度を低下させることが考えられる。

その他、有機溶媒の引火による火災、せん断工程におけるジルコニウム粉末による爆発、有機溶媒と硝酸成分の急激な反応による爆発、水の放射性分解による水素爆発などの考慮に言及しても良い。

【漏洩事故】

原子力施設では、周辺環境への放射性物質漏洩には十分な配慮が必要である。ここでは、施設内での漏洩事故例として、2005年4月に確認された英国THORP酸化燃料再処理プラントの漏洩事故を挙げる。（六ヶ所再処理工場と同じPUREX再処理工場）

核物質バランス異常の確認のため実施したカメラ検査により前処理工程の供給清澄セル内で破損した配管が発見された。当該配管は計量槽に使用済燃料溶解液を供給する配管で、その破損により大量の使用済燃料溶解液（ウラン硝酸溶液）がセル（ステンレスで内張りされたコンクリートセル）内に漏えいした。内容物の重量測定ができるよう4本のロッドにより吊り下げ支持された計量槽に接続する配管が、計量槽の変位に起因する金属疲労により計量槽のノズルで破損したものである。流出したウラン硝酸溶液は、約83立方メートルで、その中には、ウラン約19トン（プルトニウム約200kg）が含まれていた。

○設計及び運転に関して考慮しなければならない点：この事故は、つり下げ型貯槽の固定ロッドの金属疲労による破損が原因で発生し、破損の検知が遅れたことが漏洩の拡大に繋がった。設計上では、ロッド材料の見直しや、つり下げ貯槽の廃止などが考えられ、六ヶ所再処理工場では、つり下げ型貯槽は廃止されている。また、セル内にはドリフトレイを設置して漏えいに対処しており、一時貯留処理設備等によって、漏えい液の回収、処理を適切に行えるよう設計されている。運転面においては、漏洩検知装置の設置による監視強

化策が必要であり、六ヶ所再処理工場では、これらの対策が取られている。

II-1-3 高レベル放射性廃棄物の最終処分プログラムにおいて、可逆性と回収可能性の取り入れの意義と技術的な課題について述べよ。

【解答のポイント】

地層処分は、地下数百メートルの安定な地層の中に建設される施設に高レベル放射性廃棄物を処分する概念であり、工学的に設けられたバリアと地層による天然バリアにより放射性廃棄物を接近可能な生物圏から隔離する戦略である。

【可逆性を取り入れる意義】

高レベル放射性廃棄物の最終処分プログラムで言う可逆性とは、処分システムを実現していく間に行われる決定を元に戻す、あるいは検討し直す能力であり、回収可能性とは、処分場に設置された廃棄物を取り出す能力である。

地層処分事業（サイト選定から操業を経て閉鎖に至るまで）は、その期間が1世紀を超える長期間に渡るものであり、地層処分の安全性は数万年以上の長期に渡って評価が必要である。この様に時間スケールが長い評価では、技術的、社会的側面からさまざまな不確実性が含まれる。そのため、計画を遂行している間の技術革新や得られる情報を勘案して将来世代の防護を適切に実現する、また、社会的側面において、継続的な意見交換、調整、共同での意思決定を行う機会を確保する上で可逆性と回収可能性を取り入れる事には重要な意義がある。

【回収可能性における技術的な課題】

回収可能性における技術的課題は、処分プロセスの進行段階における処分場の状態により変化する。わが国の地層処分は概略以下の段階を経て実行される。

- ① 処分場の建設
- ② 緩衝材の定置
- ③ 廃棄物の定置
- ④ 処分坑道の埋め戻し
- ⑤ 処分場の閉鎖

このうち、①～②の段階に於いては、高レベル放射性廃棄物は中間貯蔵施設にあるため、処分施設からの回収を考慮するのは③以降である。③の高レベル廃棄物の定置段階より回収可能性を維持するための技術的課題が発生する。廃棄物の定置段階では、地下水の進入は制限されることから、この段階においては高レベル廃棄物の取扱における被ばく管理が必要であるが、定置作業と同様な方法が取れることから、技術的課題は小さい。④の処分坑道の埋め戻しの段階となると、地層処分環境には地下水の進入があり、バリア材は、地下水と接触する事で膨潤が進行する。高レベル放射性廃棄物は、オーバーパックによる千年間の閉じ込めを想定していることから、④、⑤の段階においても、オーバーパックが健全である間においては、オーバーパックを破損させずに掘削および回収を行う技術等の技術開発課題は挙げられるものの、回収可能性は維持できる。しかし、埋戻し～閉鎖後の時間が経過するにつれ回収コストは増大すると想定される。

さらに、処分場閉鎖後千年以上経過後には、オーバーパックの健全性が損なわれていることが予想される。この段階では、放射能レベルは大幅に減少しているものの長半減期核種が地下水により周辺の工学バリアや地層に移流していることが予想されることから、掘

削・回収のためのアクセス技術や同作業時における内部被ばく対策が必要となり、大きな労力とコストが必要になる点が技術的課題として挙げられる。

【参考文献】

[1]日本原子力学会誌「アトモス」Vol. 55, No. 9(2013) 507-514

II-1-4 我が国において、軽水炉でのプルサーマルを推進する意義とその効果について、定量性を持って2点述べよ。

【解答のポイント】

平成26年4月に策定された「エネルギー基本計画」[1]においては、資源の有効活用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から使用済燃料の再処理し、回収するプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進が基本方針として挙げられている。また、具体策の中で「プルサーマルの推進等によりプルトニウムの適切な管理と利用を行うとともに…」との記載があり、利用目的のないプルトニウムは持たないことも記載されている。

従って、本設問においては「資源の有効活用」、「高レベル放射性廃棄物の有害度低減」、「プルトニウムの適切な管理」の観点をまず説明し、その中から(受験者が)定量性を持って説明できる2点を回答すべきである。(もちろん、経済的な効果も重要な意義を持ち、2点の説明に含めることは可能であるが、その場合においても上記3点は踏まえた説明をすべきと考える。)

ここでは、定量性を持った説明例として、「資源の有効活用」「廃棄物の有害度低減」を記載する。

【資源の有効活用としての意義】[2]

世界のウラン必要量が増加する中、ウラン資源の可採年数はあと100年程度と言われており、世界的にはウラン獲得競争が激化している。

一方、1000kgの使用済燃料を再処理すると約130kgのMOX燃料と約130kgの回収ウラン燃料を再生することができ、結果として1～2割のウラン資源節約効果が期待できる。

従って、プルサーマルの推進により使用済燃料は準国産エネルギーとして活用することができ、資源の有効活用に寄与することとなる。

【廃棄物の有害度低減としての意義】[2]

使用済燃料を再処理しない場合は、使用済燃料が高レベル廃棄物となるが、使用済燃料を再処理することにより、高レベル放射性廃棄物はガラス固化体として減容、安定化することが出来る。

試算によれば、使用済燃料と、それを再処理することにより発生するガラス固化体では、その体積は1/3～1/4、放射エネルギー(1000年後)は約1/8となる。

従って、再処理/プルサーマルを推進することにより、放射能による潜在的な有害度を低くすることが出来る。

【参考文献】

[1]エネルギー基本計画(平成26年4月)軽水炉燃料のふるまい(平成25年3月)公益財団法人 原子力安全研究協会

[2]石川県原子力環境安全管理協議会 資料No. 1-1

「プルサーマルのエネルギー政策上の必要性について」
資源エネルギー庁(平成22年7月)

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

II-2-1 原子力施設で利用する設備・機器において、製品の信頼性、安全性向上は従来に増して求められている。一方では、競争力向上のために製品の性能向上、開発スピードアップ、コストダウンなども強く求められる。基準等の改正により既存製品を大幅に改良し安全性を向上させ、他社より先駆けて市場に投入することが必要になった。あなたが製品開発の責任者であるとして、安全性向上と競争力向上達成のため、既存製品改良の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) 想定する製品とその製品に対する安全性向上と競争力向上達成への課題
- (2) 課題解決のための業務手順
- (3) 課題解決に当たり留意すべき事項

【解答のポイント】

(1)について

ここでは、対象を核燃料サイクル施設に限定せず、原子力施設で利用する設備・機器を対象としているため、想定される製品は解答者の数だけあると言って良い。経験のない製品を知識のみで記述することは避け、解答者のこれまでの経験(例えば、新規基準への対応等)に基づき、製品を具体的に想定し、記述することを推奨する。経験に基づく製品であれば、解答者は製品の持つ課題を良く把握しているからである。さらに、解決のためのプロセス、留意事項を身をもって把握しているはずであり、設問(2)以降についても解答しやすく、かつ説得力のある解答が可能となる。

安全性向上達成への課題については、原子力施設においては、運転、使用済燃料や放射性廃棄物の輸送、貯蔵、処理、処分、さらには廃止措置も含め、あらゆるプロセスにおいて、製品毎に多様なものが考えられる。自然現象、設備故障、人的過誤、テロ行為等による一般公衆の放射線被ばくや環境汚染に対するリスク低減は共通的なテーマであると考えられ、解答者が想定する製品において、具体的に課題を設定する。設定に際しては、ハード面に加え、ソフト面の課題も抽出されていることが望ましい。

競争力向上達成への課題については、①コストダウンを図る、②新技術の適用等で高付加価値を持たせる、の2つのテーマが考えられる。一般的には、①のコストダウンがメインテーマとなることが多く、②をテーマとする場合は、解答者が高度な新技術の適用等で製品の魅力を高め、競争力を向上させた経験を持っていることが前提となる。また、②をテーマとした場合でも、コスト面を全く無視することは通常無い。高付加価値を持たせつつ、コストダウンも実現した例があれば、理想的である。

(2)について

設定した課題により、業務手順にもさまざまなパターンが考えられるが、安全性向上の課題解決を優先して検討し、コスト競争力の観点でのチェックを並行的に行う方法が、安全第一を意思決定に反映させる観点からは好ましい。一般論では、(1)で設定した課題の定義⇒解決策の探索⇒解決策の実行⇒結果の評価、が大まかな課題解決の手順となる。課題の定義では、想定する製品の制限に関する仕様等、前提条件を整理し、現状の調査、情報収集結果に基づいて、課題の分析を行うことにより、解決策の探索に繋げる。解決策の探索においては、課題解決のための複数の代替案を立案し、制約条件、リスク、経済性等の観点で比較評価を行い、解決策の実行に繋げる。

解決策の実行に際しては、事前に実行計画を立案のうえ実行することが重要である。実行計画には、ホールドポイントを設け、計画の見直し可否を適宜判断できるように配慮する。結果の評価では、確認試験等により、製品改良の効果の確認を実施し、必要に応じ、課題の見直しや再設定を行う。

以上を考慮し、想定する製品に応じた具体的な手順を記載する。

(3)について

一般的に、安全性向上と競争力向上（経済性向上）はトレードオフの関係にあり、どちらかに極端に偏重することは避けるべきであるが、(2)でも述べた通り、原子力施設においては安全第一を意思決定に反映させることが重要であり、安全性向上を優先的に検討すべきである。一方で、技術士は科学技術の向上と国民経済の発展に資することを目的としており、経済性を無視することも避けなければならない。解答者が設定した安全性向上と競争力向上を達成させるための課題解決策の選定、実行に際して、技術的な留意点を記載するとともに、高い技術者倫理に基づいた計画、分析、評価を実施するために留意すべき内容（公益確保等）も記述する。

【参考文献】

[1]公益社団法人 日本技術士会ホームページ 平成20年12月度技術士CPD中央講座（第90回）「問題解決実務講座」～技術士が分野を問わず共通して習得すべき実務的知識～
http://www.engineer.or.jp/c_topics/000/000119.html

II-2-2 加工施設及び再処理施設の安全性を確保するためには重大事故に対する適切な防護が不可欠である。あなたが重大事故に対する防護計画策定の責任者となった。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) 防護計画策定に当たって調査・検討すべき事項
- (2) 防護計画立案の手順
- (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】

(1)について

防護計画策定にあたって調査すべき事項としては、①これまでの安全評価の考え方、②放射能インベントリ等の、施設が持つ潜在的リスク、③国内外の最新の科学的知見及び技術的知見、④現状の保安活動の実施状況、⑤施設の現状を詳細に把握するための調査（プラント・ウォークダウン等）が挙げられる。そのうえで、加工施設及び再処理施設における重大事故の考え方、重大事故に至る事故の例を選定し、事故の発生防止対策、事故が発生した場合の緩和対策、重大事故対策設備に係る要求事項、重大事故対策の有効性評価の考え方等を検討する。

(2)について

防護計画の立案の手順としては、①(1)で実施した調査を踏まえ、設計基準事象を超える事象を抽出する。②抽出された事象のうち、(1)の調査・検討結果を踏まえ、重大事故を選定する。③選定された重大事故に対し、発生防止対策及び影響緩和対策（いわゆるアクシデントマネージメント対策、以後AM策）を抽出・検討する。④AM策の有効性評価の考え方を検討する。が、大まかな立案の手順となる。

(3)について

(2)の手順に従い、業務を進める。設計基準事象を超える事象の抽出については、「設計基準事象とする必要のない事象」、「設計基準事

象」それぞれに対して、多重故障による安全対策の機能喪失を仮定し、その際に5mSvを上回る可能性がある事象を抽出する。抽出に当たっては、フランスの海外評価事例での対象事象等も参照が必要である。重大事故の選定については、安全上重要な施設として多重化していることによって発生の可能性との関連で設計基準事象とする必要のない候補事象としていた事象に対しても、評価事象に含む必要がある。また、設計基準事象の判断基準（5mSv）を超えるおそれのない事象であっても、施設の安全性をより向上させるという観点で、幅広く対象とする必要がある。AM策の抽出・検討に際しては、ハード面の整備に加え、確実に対応が可能となるよう、従事者の教育・訓練等のソフト面の整備計画も必要である。

また、これらの技術的な留意点を記載するとともに、高い技術者倫理に基づいた業務推進のために留意すべき内容（公益確保等）も記述する。

【参考文献】

[1]六ヶ所再処理工場の重大事故に対する考え方と対策（2013年6月3日） 日本原燃株式会社

20-3 核燃料サイクルの技術【選択科目Ⅲ】

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

Ⅲ-1 エネルギー基本計画（平成26年4月）では、原子力を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と位置づけている。そのため、原子力政策の再構築を進めるとし、その1つに使用済燃料対策を抜本的に強化し総合的に推進するとした。この対策として高レベル放射性廃棄物の最終処分に向けた取組みに加え、原子力発電に伴って発生する使用済燃料の貯蔵能力の拡大への取組みの必要性を示している。この使用済燃料貯蔵能力の拡大への取組みについて、以下の問いに答えよ。

- (1) 使用済燃料貯蔵能力の拡大への取組みに当たり、今までの貯蔵対策やバックエンドの状況を踏まえ、今後の貯蔵対策として考慮すべき事項と具体的な貯蔵対策を述べよ。
- (2) 今後の貯蔵対策において、最も重要と考えられる技術的課題と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効果を示すとともに、その提案を踏まえて使用済燃料貯蔵対策を行う場合のリスクや留意点について述べよ。

【解答のポイント】

エネルギー基本計画[1]では、使用済燃料の貯蔵能力の拡大に関し、以下の方針が述べられている。

- ・将来世代に負担を先送りしない。
 - ・現世代の責任として対策を確実に進める。
 - ・（安全を確保しつつ）使用済燃料を管理する選択肢を広げることが喫緊の課題。この取組みが対応の柔軟性を高め、中長期的なエネルギー安全保障に資する。
 - ・発電所の敷地内外を問わず、新たな地点の可能性を幅広く検討する。
 - ・中間貯蔵施設や乾式貯蔵施設等の建設・活用を促進する。
- また、同じくエネルギー基本計画[1]では「再処理やプルーサーマルの推進」も明記されている。
- 従って、これらの方針を踏まえた解答が必要である。

以下に解答例を示すが、技術的提案内容は解答例にとらわれず、受験者の経験や知識に基づいた提案内容とする必要がある。

【解答例】

(1)について

我が国は、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本方針としているが、六ヶ所再処理工場の竣工遅延により、使用済燃料の貯蔵量に余裕がない状況となっている。

今後原子力発電所の使用済燃料の貯蔵能力拡大に際しては、以下の点を考慮して進めていく必要がある。

- ・安全性の確保（安全対策の更なる向上）
- ・地元の理解と同意を得ながらの推進
- ・現世代で解決するスピード感での対応。

次に、現在適用されている貯蔵能力拡大策を下表にまとめる[2]。

場所	方式	拡大策	備考
発電所敷地内	湿式	リラッキング、 プール増設	
	乾式	乾式キャスク貯蔵施設 の増設	
発電所敷地外	乾式	中間貯蔵施設の建設	建設中

リラッキングは比較的に容易に貯蔵能力を増加出来るが、既に多くの発電所で実施済みであり、今後大幅な貯蔵能力拡大は難しい。今後は、プール増設や乾式貯蔵の推進が必要となる。

(2)について

使用済燃料貯蔵の際に考慮すべき技術的課題を以下に示す。

- ・安全性：「臨界防止」「密封性」「除熱」「遮へい」
- ・耐久性：長期間（数十年以上）に亘る機能維持
- ・取扱性：使用済燃料の受入→貯蔵→払出の各段階での操作性

使用済燃料貯蔵施設を増設（又は新設）する場合、地元の理解と同意を得る必要があるが、この為には安全性の確保が極めて重要である。特に、地震等により外部電源が喪失した場合においても、除熱機能等の安全性が維持されることが絶対条件である。

湿式貯蔵においても安全機能を維持する十分な対策が取られているが、乾式貯蔵は自然空冷による除熱が可能であり、対外的にも安全性が受け入れやすい。特に金属キャスク貯蔵方式は、輸送キャスクとして数々の安全性確認（落下試験、耐火試験、浸漬試験）が行われた実績があり、その安全性が実証されている。従って、今後は金属キャスクによる貯蔵を推進していく事が望ましいと考える。

(3)について

使用済燃料の貯蔵能力拡大策として、金属キャスクによる貯蔵の推進を提案する。

この提案は、以下の効果をもたらすと考える。

- ・外部からの電源なしに安全性（臨界防止、密封、除熱、遮へい）が確保できること、耐火性、耐衝撃性等の安全確認がなされている輸送キャスクの技術が応用できることから、地元や周辺の方に安全性が受け入れやすい。
- ・輸送キャスクと貯蔵キャスクの兼用化が可能であり、使用済燃料の移し替えが不要。また、簡単に増設できることから初期投資の

リスクが小さい。

このような効果から、地元・事業者とも受け入れやすい提案と考える。

一方、金属キャスクには以下のリスクがある。

- ・長期間の健全性、特に密封性の確保
 - ・貯蔵後、輸送キャスクとして使用する際の輸送規則適合性
- 長期間の密封性確保のために、輸送キャスクとは異なり蓋のOリングに金属ガスケットが用いられているが、定期的な密封性確認を実施するなどの管理体制に十分留意する必要がある。

なお、輸送規則の適合性に関しては、大幅な基準見直しがない限りは大きな問題にはならないと考えるが、常に最新の基準規則の動向には注意しておく必要がある。[3]

【参考文献】

[1]エネルギー基本計画（平成26年4月）
 [2]政策選択枝の重要課題：使用済燃料の管理について
 一国内の動向一（原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会（第8回）資料第3-2号
 [3]日本原子力学会 核燃料・サイクル部会
 テキスト「核燃料サイクル」5-2貯蔵の方法
 （電力中央研究所 亘 真澄）

Ⅲ-2 現在、東京電力（株）福島第一原子力発電所事故に関して、オンサイトの復旧のみならず、オフサイトの除染が注目を浴びている。あなたが、オフサイト除染の取り組みについて担当責任者として中心的に携わることになった。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一つ挙げ、その課題を解決するための技術的な提案を述べよ。

(3) (2)の技術提案がもたらす成果、リスク、問題点をそれぞれ述べよ。

【解答のポイント】

(1)について

設問では、「オフサイト除染の取り組みについて担当責任者として中心的に携わることになった。」とあるが、「担当責任者」と言っても、幅広い想定が考えられるため、どのような業務に取り組むことになったのか、想定される業務と立場をはじめに宣言した上で、検討すべき事柄の抽出結果と、抽出理由を述べたほうが試験官にとっても理解しやすくなると思われる。

東京電力（株）福島第一原子力発電所事故によって放出された放射性物質による環境の汚染に対しては、現在、環境省が中心になって、環境修復業務を行っている。

法整備、環境省の取り組みについては、以下の通りである。放出された放射性物質による環境の汚染が生じており、これによる人の健康又は生活環境に及ぼす影響を速やかに低減することが喫緊の課題となっている状況を踏まえ、平成23年8月に放射性物質汚染対処特措法が公布されている。

また、平成23年11月には放射性物質汚染対処特措法に基づく基本方針が閣議決定され、環境の汚染の状況についての監視・測定、事故由来放射性物質により汚染された廃棄物の処理、土壌等の除染等の措置等に係る考え方がとりまとめられた。これに基づき、事故

由来放射性物質による環境の汚染が人の健康又は生活環境に及ぼす影響を速やかに低減するため、放射性物質による汚染の除去等の取組を進めることとされている。

放射性物質汚染対処特措法においては、除染特別地域と汚染状況重点調査地域が規定されており、除染特別地域は、警戒区域又は計画的避難区域の指定を受けたことがある地域が指定されており、同地域では、国が除染の計画を策定し、除染事業を進めることとしている。

このような法整備がなされ、環境省の指導の下、各自治体主体に除染作業がすすめられている状況にある。自治体を中心に、事業者主体、地元の建設業界、除染装置供給メーカー、除染作業ボランティア、等が除染作業を進めていると推測される。設問の除染担当責任者は、様々な立場が想定される。解答者の現在の立場から想定しやすいスタンスを想定されることを推奨する。

このような状況の下、オフサイト除染事業の取り組みをシミュレートしてみる。

除染特別地域において、国の委託を受けて、特定地域における除染作業の委託を受けた事業者の責任担当者の立場を想定する。事業者は、国の指示を受けて、除染作業対象場所と、除染期間の指示を受け、その除染作業の実施計画を策定し、除染作業を完了するよう指示を受けているものとする。

担当責任者は、安全に予算内で除染目標を達成する責任がある。その視点から、検討すべき事柄を多面的に述べる。

1) 除染目標の設定

目標設定が現実的でないと、いたずらに作業量が増大し、除染による二次廃棄物も増大する。時間も費用もかさむことになる。除染対象個所の条件を踏まえ、合理的に達成可能な除染目標の設定が重要と考えられる。

2) 安全性確保、工事遂行上の安全性確保

除染対象エリアが居住区の場合、住民の安全確保、被ばく防止および財産保護が第一である。次に、除染作業者の安全確保、除染作業に伴う被ばく防止、被ばく低減に配慮する必要がある。

3) 工事管理、除染作業の合理化・適正化、工程管理

除染方法の選定、適用技術（適切な機材選定）により、管理除染しやすい場所か、否かを踏まえた工事管理が必要である。

4) 二次廃棄物の取り扱い発生抑制

除染作業に伴い二次廃棄物が発生する。サイト外の汚染廃棄物の中間貯蔵施設、最終処分場の建設計画が進められているが、貯蔵容量には限りがあることから、一除染工事といえども、廃棄物発生抑制、減容、適正な廃棄体化に努める必要がある。

5) 除染対象個所の状態把握

放出された放射能の挙動が明らかになりつつあり、放出された主要核種の Cs は土壌の表面近くにとどまっているという情報もある。最新情報を踏まえ、土壌を対象とした除染であれば、過度な土壌を剥離しないように留意する必要がある。

(2)について

抽出した事柄から、もっとも重要と考える事柄を選定し、その選定理由を述べる。その上で、設問で求められている課題を解決するための技術的な提案について述べる。解答例を以下に示す。

合理的に達成可能な除染目標を設定すること、その合意を得ることが最も重要と考えられる。理由は、除染目標値が現実的でないと作業負荷が増大し、計画期間を超過、人員数超過、必要資材・機材の増大を招き、ひいては計画予算を超過する恐れがあると考えられる

ためである。

実効的な目標設定のための技術的提案としては、①除染対象エリアの事前の入念なサーベイ、②類似場所の事前除染例調査で除染作業の精度を向上させること、③除染目標の適切なアロウワンス設定、が考えられる。

(3)について

もっとも重要と考える事柄について、設問通り成果、リスク及びその問題点について記載する。解答例としては、以下。

1) 成果

目標達成の確度が向上し、予算も含め計画通りの除染作業を完了させることができる。目標達成がなされれば、住民が納得する成果が得られる。成功例と評価されると思われる。

2) リスク

事前調査に時間がかかりすぎて、予算、工程を超過する恐れがある。また、実現可能と見込んで作業したとしても達成できない可能性も残る。

3) 問題点

事前情報が集められるかどうか。組織が異なると思うような情報が得られない場合もある。

【参考資料】

[1]環境省ホームページより

<http://josen.env.go.jp/about/index.html>

8. 放射線利用の問題と解答のポイント

以下に平成26年度に出題された【選択科目 放射線利用Ⅱ、Ⅲ】の設問と解答のポイントを示す

20-4 放射線利用【選択科目Ⅱ】

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

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

Ⅱ-1-1 放射線の直接効果と間接効果を説明し, DNAに対するそれらの効果を簡潔に解説せよ。

【解答のポイント】

放射線の効果には照射による電離が直接対象に作用して効果を与えるものと, 電離作用により水等に化学反応を起こし, その生成物である遊離基が対象に効果を与えるものがある。前者を直接効果, 後者を間接効果という。

直接効果では, 放射線エネルギーが生体分子に直接与えられ, 電離や励起などを起こして標的分子自身が変化し, 細胞が傷害を受ける。

間接効果では, 放射線のエネルギーが直接に標的分子に与えられず, 他の分子を介して間接的にエネルギーが与えられることによって影響を生じる。生体では, 放射線は主として水分子に作用してラジカルが生じ, このラジカルが浮遊・移動し, 標的の分子に作用して傷害を与える。

DNA に対する効果としては, 直接効果では, 放射線のエネルギーを DNA 鎖が直接吸収し, DNA 損傷を生じる。一方, 間接効果では, 放射線のエネルギーを水分子が吸収し, 生成されたラジカルが DNA 鎖と反応して DNA 損傷を生じさせる。生体ではこの間接効果による影響が主体となる場合が多い。

【参考文献】

- [1] 「放射線生物学」第8刷, 北畠隆, 森田皓三, 通商産業研究社
- [2] 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)
- [3] 日本獣医師会 HP, 「放射線診療技術研修支援システム」(放射線防護技術編)

Ⅱ-1-2 X線を利用した(1)無機系材料及び(2)生態系物質のイメージングにおいて, 考慮すべきコントラスト形成過程とその差異に言及しつつ, それぞれの応用例を簡潔に解説せよ。

【解答のポイント】

X線イメージングとは, X線の透過性が物質によって異なることを利用して, 透過像等として物質の構造を可視化することである。

物質に対するX線の透過性は, その物質とX線との相互作用(光電効果, コンプトン散乱, 電子対生成等)量により決まり, X線のエネルギーや物質の原子番号, 厚さ, 密度等に依存する。特にこの相互作用量は, 原子番号(Z)に対して, 光電効果ではZの4乗から5乗, コンプトン効果ではZ, 電子対生成ではZの2乗に各々比例する。このため, 対象物が異なる無機系材料から構成される場合, 当該材料の相違は透過X線強度の強弱として現れる。よって, 例えばX線イメージングのためにX線フィルムを用いた場合, 当該材料

の相違が濃淡(コントラスト)として現れる。

しかし, 人体の内臓のように原子番号が小さい生態系物質から構成されるものが対象である場合, 相互作用量が低いと共に物質間の原子番号も大差ないため, 物質の相違はX線の透過性の差異として現れにくくなる。このため, 人体のX線イメージングを行う場合, 大まかな状況を把握するための初期診断では単純撮影が行われるが, 対象部位(患部等)の詳細診断を行うためには, 造影剤を投与が行われる。造影剤にはX線の透過性が低い物質を含んでおり, 対象部位に取り込ませることで人工的に周辺部位とのコントラストを付けることができる。

無機系材料に対するX線イメージングの応用例として非破壊検査が挙げられる。溶接割れ, 材料内部の欠陥等を生じている場合には, 当該部位はX線を殆ど透過する気体に置換されているため, 他の材料部分とはイメージング画像においてコントラストに差異を生じる。この点を利用して, 欠陥等の形状, 位置などを把握することができる。他の応用例として荷物検査などが挙げられる。

また, 生態系物質に対するX線イメージングの応用例として, 消化管X線造影検査が挙げられる。造影剤として硫酸バリウムを含む物質を飲み込むことで消化管(食道, 胃, 十二指腸)のイメージングを行う。この結果, 消化管の形状や位置に関する異変の検診が容易になる。例えば, 潰瘍を生じた箇所では造影剤の入り込みによるコントラストの差異が生じる。

他の応用例として, 更に詳しく体内の調査を行うことができるX線CTが挙げられる。これは, 多方向からのX線透過データを取得した上でデータ処理を行うことにより断層画像を取得するものである。本方法においても, 対象部位(病変部)と周辺部位との組成が殆ど同一または対象部位が小さい場合, 造影剤としてヨード剤の静脈からの注入が行われる。

【参考文献】

- [1] 羽石秀昭, X線イメージング技術, 画像電子学会, Vol. 37 (2008) No5, P 748-754
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA, X線診断 (08-02-01-01)
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA, 工業用ラジオグラフィ(放射線透過試験) (08-04-02-03)

Ⅱ-1-3 放射線を利用した医療診断技術を3つ挙げ, それぞれについて簡潔に解説せよ。

【解答のポイント】

一般に普及している放射線を利用した医療診断技術としては, 「X線による診断技術」, 「ラジオアイソトープ(RI)による診断技術」があり, これらの診断技術の中から3つの具体的な診断技術を選び, 方法と特徴, 用途を, 選んだ3つの診断技術の差異を意識して簡潔にまとめると良い。

「X線による診断技術」としては, 一般X線撮像技術, CT撮像技術(コンピュータ断層撮像技術)などが挙げられ, 「ラジオアイソトープ(RI)による診断技術(核医学検査技術)」としては, ガンマ線放出核種とガンマカメラを組み合わせた診断技術, ポジトロン断層撮像技術(PET)などが挙げられる。

また, 放射線を利用した医療診断技術においては, デジタルラジオロジーが大きな変化であり, フィルムレス化による医用画像の保存, 管理, 検索, 遠方での診断の容易性, 並びに, 濃度, コントラストの調整による読影の容易化, 被験者の被ばく低減が進められて

いることに触れると良い。

次に、放射線を利用した医療診断技術の解説例を示す。

【一般X線撮像】

一般X線撮像は、X線の減衰の程度が人体組織により異なることを利用して、人体を透過した透過X線の強度分布（コントラスト）を画像化し、形態診断に利用する技術である。形態のコントラストが低い場合は、造影材と組み合わせた撮影を行い、コントラストの改善が行われている。撮像装置は、線源（X線管）と検出部（画像化部）より構成される。

X線管では、熱電子を管電圧（30～150kV程度）により電圧加速し、ターゲット材（タングステンなど）に衝突させることでX線を発生させる。また、管電圧を変えることで適正なX線エネルギーへの調整を行っている。

画像化部は、種々の構造のものがあるが、静止画用途としてはフィルム、イメージングプレートなどが、動画用途としてはI. I.（イメージ・インテンシファイア）などが使われてきたが、フィルムはその場確認ができない、医用I. I.は大容量、解像度が低い、画像歪みがあるなどの問題があったため、現在は、小型で、高画質、診断画像のその場確認/連続撮影が行えるフラットパネルディテクターを採用したものが多く販売されるようになってきている。また、2種の管電圧で撮影したデジタル画像を使い、コントラストの改善を図る技術も実用化されている。

【CT撮像技術】

CT撮像技術は、人体を透過した透過X線を利用する点では、一般X線撮像と同じであるが、一般X線撮像が1方向からの投影画像（透過X線の強度分布）を利用するのにに対し、CT撮像技術は多方向からの透過X線の強度分布を基にトモグラフィー技術を用いて内部の透過率分布（2次元断層像）を推定/画像化する点が大きく異なっている。トモグラフィー技術を用いることで、コントラスト分解能がすぐれ、一般X線撮像では検出困難であった心臓や肋骨などに重なる肺の病変なども描出できるなど、より微細な形態異常を検出することができる。

CT撮像装置は、線源と検出部、及び多方向撮影のために線源と検出部を人体の廻りに回転させる駆動部、並びに、複数の透過X線信号より内部の透過率分布（2次元断層像）を推定する信号処理部から構成される。また、最近では、線源と検出器を3次元的に連続移動させるヘリカルCTや、複数列の検出器を持ち1回転で複数の断層像が得られる多列検出器型CTなども登場し、コンピュータの計算速度の向上とあわせて、ほぼリアルタイムでCT画像を観察できる4次元CTも実用化されている。本4次元CTの登場により、用途も、形態診断にとどまらず、機能診断へも適用されるようになってきている。

CT撮像技術は、撮像時間が相対的に長くなることから、被ばく量の低減が課題であり、用途に応じてMRI診断と併用するなど、目的の診断に対する他の検査法との最適な組み合わせの選択など、種々の新しい検査法の特徴や限界を良く理解し、必要最低限の適用を行うことが必要である。

また、CT撮像技術は、技術が進むにつれ得られる情報量が増え、診断医師の負担増加も問題となっており、コンピュータ支援診断といったソフト開発も医療診断技術の大きな部分を占めるようになってきている。

【核医学検査】

核医学検査は、放射性医薬品（RI）を体内に投与し、RIから

放出される放射線を利用して診断を行う医学の一分野である。目的とする組織や病変部を非常に高いコントラストで描出することができるだけでなく、血流量などの機能パラメータを定量的に評価できるなどX線による診断技術とは異なる特徴を持っている。

診断用途としては、適用する放射性医薬品により種々のものがあるが、用いる検査装置により単光子放出核種を利用するガンマカメラ/SPECTや陽電子放出核種からの消滅放射線を用いるポジトロン断層撮像技術（PET）などが実用化されている。

核医学検査では、体内に投与したRIからの放射線を体外で計測することから、被験者の被ばくをできる限り低減させることが必要であり、γ線のエネルギーとしては組織透過性の点から100keV以上、測定器の検出感度等や放射線被ばく低減の観点から200keV以下が望ましい。α線やβ線を放出する核種は体外で計測することができず、被験者に不要な被ばくを与えることから使用は避けるべきである。また、被ばく低減の面で短半減期核種が有効であり、短半減期核種を用いることにより、短期間で繰り返し検査も可能となる。

【ガンマカメラ/SPECT】

ガンマカメラは、入射するガンマ線の立体角を制限するコリメータ、入射したガンマ線を光信号に変換するシンチレータ、及び光信号を検出する光電子増倍管を2次的に隙間なく配置した構造をしており、各光電子増倍管からの信号を収集して画像化する（シンチグラムとする）信号処理部と合わせて使用される。核医学検査も、X線検査と同様に、2次元のシンチグラムだけでなく、ガンマカメラを人体の廻りに回転させ断層像を取得するSPECTが実用化されており、感度向上や検査時間短縮のため2台から4台のガンマカメラを備えたものが市販化されている。

核医学診断で検出される放射線は、放射性医薬品から放出された後、人体内で吸収や散乱の影響を受けるため、より精度ある診断には補正が必要であり、CTデータを用いて高精度の補正を行えるSPECT/CTも実用化されている。

ガンマカメラ/SPECT検査では、X線による診断技術では得られない血流や代謝情報が得られるため、脳血管障害や心疾患の診断に用いられる。後述のPETに比べると装置がコンパクトで扱いやすく、コストが安いなどの特徴があり、PETに比べより広く導入が進んでいる。また、適用放射性医薬品としては、^{99m}Tc（γ線エネルギー141keV、半減期6時間、β線の放出なし）を標識とした多くの種類の化合物が開発されている。

【PET】

PETは、陽電子放出核種から放出された陽電子が対消滅する際に発生する消滅放射線（180°方向に放出される511keVの2本の放射線）をポジトロンカメラでとらえ画像化する技術である。ポジトロンカメラは被験者の周囲に多数の検出器を並べ、対向する位置にセットした1組の検出器に同時に検出された放射線を同時計数回路により検知するものであり、消滅放射線の飛来方向が限定できるためコリメータが不要となり、感度や分解能が向上する。

消滅放射線のエネルギーは単光子放出核種に比べて高いが、検出器に消滅放射線に対する検出効率が高いBGO結晶やGSO結晶またはLSO結晶を用いることで解像度や定量性に優れた情報が得られるように工夫されている。

PETも、消滅放射線の一部が体内で吸収されることから補正が必要であり、外部線源を用いたトランスミッション・スキャンを行うなどして作成した線減弱係数マップが補正に用いられる。最近では、ガンマカメラ/SPECTと同様に、CTデータを用いて補正を行

うハイブリッドカメラも製品化されており、形態画像と機能画像を重ね合わせるにより、病変の位置や広がりをもより正確に同定できる診断技術が実用化されている。

PETで使用するRIは、炭素、酸素、フッ素、窒素などの生体中に存在する元素であり、例えば ^{15}O を用いると体内局所での酸素代謝をそのままPET画像として定量的に評価することができる。また、これらのRIは半減期が数分～数十分と非常に短いことから、被験者に対する被ばく低減にも寄与することができる。ただし、半減期が非常に短いため、医療機関内に小型のサイクロトロンを設置して、検査に応じて必要な陽電子放出核種を製造し、自動合成装置を用いて標識することが必要であり、高額の初期設備投資が必要となることから、PET検査をうけることができる医療機関は、現状限られものとなっている。なお、最近では、エリア単位で共通の陽電子製造設備を有する製剤センターを設置し、本センターよりエリア内の検査施設にPET用RIを供給する試みも行われている。

【参考文献】

- [1] 原子力がひらく世紀、(2004)、(社)日本原子力学会
- [2] 先進放射線利用、(2005)、大阪大学出版会
- [3] THE PHYSICS OF RADIOLOGY, FOURTH EDITION (1983), CHARLES C THOMAS • PUBLISHER

II-1-4 機能性素子やエネルギー関連構造材料などでは、混入水素の影響を評価することが重要である。放射線を利用した2種類の素子原子検出法について、原理に言及しつつ、その差異を簡潔に説明せよ。

【解答のポイント】

検出対象が水素原子であることから、中性子の性質を利用する。材料の解析に広く利用されているX線や電子線は、電界あるいは電荷などの電気的な力を有しており、物質の持つ電荷すなわち電子との相互作用を利用している。その為、本対象である水素などの電子の少ない軽元素では、物質との相互作用が小さいため、解析に利用する信号が微弱、あるいは検出できない。一方、中性子線は、電荷を持たないため、物質に照射させた際に荷電をもつ電子とは相互作用しない。その結果、原子核との相互作用が顕著となり、X線や電子線では解析できない物質の構造や物性も明らかになる。

中性子線を利用した材料解析手法として、種々の方法と装置が開発されているが、原理で大別すると中性子線の散乱と透過を用いる方法の2種類がある。

中性子は、粒子としての性質と共に波としての性質も併せ持っており、光や音波と同様な回折・干渉効果を示す。中性子散乱はこの性質を利用して、物質の構造やダイナミズムを解明する手法である。物質に入射した中性子線は、X線と同様にブラッグの回折条件を満たして回折する。低エネルギーのX線の有効侵入深さに対して、中性子の有効侵入深さは大きくなる場合が多く、物質内部の結晶配列や磁気構造の情報を取得可能である。また、X線回折は電子が少ない分子では有効でないが中性子回折は低分子量の分子でも解析が可能である。加えて、中性子は原子核と相互作用するため、回折強度は同位体間でも異なる。このことから、中性子回折法ではH(水素)とD(重水素)を区別することもできる。

中性子線の透過を用いる方法としては、中性子ラジオグラフィがある。中性子ラジオグラフィは、X線または γ 線ラジオグラフィと類似した放射線透過法であり、試料に中性子線を照射し、透過して

きた中性子線の強度分布を画像化する。その特徴は、X線および γ 線が物質内の核外電子との相互作用により減衰されるのに対し、中性子は物質を構成する元素の原子核そのものと相互作用を起こして減衰される点である。中性子はX線または γ 線の減衰が小さい水素、炭素、硼素等を含む物質でも減衰像がえられ、またX線が透過しにくい鉄、鉛、ウラン等の重金属も透過するため、これらの重金属で構成された物質内部の水素も検査することができる。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATMICA「放射線の理工利用」(08-04-01)
- [2] 蒲生秀典他「中性子線を利用した材料解析技術の最近の動向」[科学技術動向 第121 / 2011.4], 科学技術・学術政策研究所
- [1] 「放射線応用技術ハンドブック」石橋頭吉他, 朝倉書店

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

II-2-1 我が国では、放射線を用いたがんの診断や治療、また、突然変異育種等が盛んに行われている。そこで、基礎的な調査研究として種々の細胞の放射線影響を調べる業務を行うこととなった。この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、用いる放射線は、ガンマ線と重イオンとし、放射線による細胞の致死と突然変異への影響を調べるものとする。

- (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) 業務を進めるにあたって留意すべき事項

【解答のポイント】

放射線の照射を受けることにより、細胞のDNA断鎖を生じる。一本断鎖であれば比較的正確に修復に至るが、複数断鎖の場合には修正エラーや修正不能を生じる。DNA修復がなされない場合、細胞が増殖能力を失い致死(増殖死、間期死)に至る場合がある。また、DNAに刻まれた遺伝情報に異常を生じることで突然変異を生じることがある。

1. 放射線の細胞に及ぼす影響について、一般に以下のとおり知られている。この点を考慮して計画を策定する必要がある。

(1) 放射線の種類

ガンマ線のような低LET放射線では一本断鎖は二本断鎖よりも5~6倍生じやすい。一方、重イオンのような高LET放射線では、DNAの一本断鎖と二本断鎖で発生頻度あまり差異はない。これは、細胞への影響は高LET放射線ではほぼ直接作用によるものであるが、低LET放射線では間接作用が主体(全体の2/3程度)であるためである。

間接作用は線量率効果、酸素効果、温度効果等の影響を受ける。このため、特に低LET放射線での影響を評価する際には、研究目的に応じて各パラメータを設定することが重要となる。

(2) 評価対象

細胞の致死への影響は、放射線の照射前後での細胞数により評価され、コロニー形成法などが挙げられる。本方法での評価下限値は一般に300cfu/g(cfu:コロニー形成単位)以上である。

一方、突然変異は頻度が低く、相応の精度で放射線影響を評価するには100万以上の被検体が必要となる。例えば動物実験において本要請を満足するものはマウス程度である。

このため評価対象に応じて用意する被検体の数が大きく異なる点に留意する必要がある。

(3) その他

昨年度の試験問題と同様に、技術的観点だけでなく、法令・管理といった基本的内容を調査・検討する必要がある。まず、本業務においては放射線源（R I、加速器）を取り扱う必要があるため、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に合致する計画であることが求められる。更に、動物実験を行う場合には、研究機関等における動物実験等の実施に関する基本指針等に基づく業務内容であることが求められる。

また、致死や突然変異に至る線量及び確率は、代表的な細胞で知られている。本数値の調査を行った上で、前述の各パラメータも含めた照射条件の設定を行うことが肝要である。更に、放射線源の取扱、線量評価、照射前、照射中及び照射後の対象細胞の保管・管理・取扱等の各種技術の調査・検討が重要となる。

2. 業務を進める上で、まず放射線源の確保が必要となる。対象がガンマ線と重イオンであるため、前者はR I、後者は加速器の利用が前提となる。ガンマ線源の種類としては ^{60}Co や ^{137}Cs などが挙げられる。

照射に先立ち、対象とする細胞等（被検体）の選定、準備を行う。また、選定した線源種類と評価条件（線量、線量率等）に応じて、線源と被検体を含む被照射物（ターゲット）ターゲットの距離及び照射時間を設定する。そして、放射線の照射後に、致死評価は細胞の培養等を、突然変異評価は照射後の交配を行う。

3. 業務を進めるに当たって特に重イオンにおいて種々の留意が必要となる。重イオンの阻止能は進行方向に対してブラッグ曲線を描く。この為、重イオンのエネルギーに対するターゲットの厚さ、照射源からの距離には留意が必要である。また重イオンは細胞に直接的に影響を及ぼさない種類を選定する必要がある。更に、重イオンはLETが高いため、高線量率で照射をした場合ターゲットに発熱を生じる。この場合、細胞に対する影響は、放射線照射と加熱によるものが重畳してしまう。このため、照射時はターゲット及びその近傍は冷却水等で冷却すると共に温度評価を行うことが必須となる。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典 ATOMICA、放射線と突然変異（09-02-06-02）
- [2]原子力百科事典 ATOMICA、放射線のDNAへの影響（09-02-02-06）
- [3]原子力百科事典 ATOMICA、放射線による植物への影響（09-02-01-05）

II-2-2 γ 線による構造体内部のイメージングは様々な分野で利用されてきたが、近年、より高い信号/ノイズ比と原子核まで遡った物質識別能力が要求されつつある。 γ 線のエネルギーを高精度に制御することにより、この様な要求に対処することを想定して、以下の問いに答えよ。

- (1) エネルギー可変な γ 線を発生させるために利用すべき原理と発生する放射線の特徴について、記述せよ。
- (2) Me V領域の γ 線を発生させるために必要な基本的な機器構成と、エネルギー可変な γ 線源としての利用方法について、簡潔に記述せよ。
- (3) エネルギー可変なMe V領域の γ 線を用いて可能になると想定される物質識別の原理と応用例を、簡潔に示せ。

【解答のポイント】

エネルギー可変、高輝度・高エネルギーの光源として放射光も考えられるが、問題文中で、Me V領域の極高エネルギー光子（ γ 線）と、高精度に制御されること（エネルギー分布幅が狭い、単色）が要求されていることから、逆コンプトン散乱の原理を用いた単色 γ 線の発生・利用が解答として適当と考えられる。

(1)について

エネルギー可変な γ 線の発生原理のひとつに逆コンプトン散乱がある。X線と物質の相互作用として知られるコンプトン散乱は、物質中の電子に、高エネルギーX線が衝突し、電子が弾き飛ばされると共に、X線が散乱される現象である。レーザー逆コンプトン散乱とは、光速に近い速度で運動する電子とレーザー光とのコンプトン散乱であり、光子（レーザー）のエネルギー収支は衝突前後で正となる。レーザー逆コンプトン散乱によって、レーザー光は電子から多くのエネルギーを受け取り、高エネルギーの光子（ γ 線）となる。発生する放射線（ γ 線）の特徴は、高輝度、エネルギー可変、準単色、高指向性であり、物質を介在しないで生成されるため発生源からの中性子発生がない極めてクリーンな光源である。

(2)について

逆コンプトン散乱の原理を用いて、Me V領域の γ 線を発生させるために必要な基本的な機器構成は、高エネルギー電子を供給する電子加速器、レーザー光を供給するレーザー、電子加速器のライン上に設けられ電子とレーザー光を衝突させる衝突部（逆逆コンプトン散乱発生部）、レーザーで発生したレーザー光を衝突部に導入するミラーからなるレーザーライン、逆コンプトン散乱により発生した γ 線のビームラインから成る。高精度に制御された（単色の） γ 線を高輝度で発生する為には、低エミッタンスかつ大電流の電子ビームと高出力のレーザービームを微小スポットで衝突させる必要がある。

エネルギー可変な γ 線源としての利用する際の、エネルギーの調整方法は主に二通りあり、電子線のエネルギーを変化させる方法、およびレーザーの波長を変える方法がある。これらを組み合わせることも可能である。

(3)について

エネルギー可変なMe V領域の γ 線を用いて可能になると想定される物質識別の原理として、核共鳴蛍光散乱があり、応用例として、放射性同位体の非破壊測定技術が挙げられる。

核共鳴蛍光散乱と呼ばれる光子（ γ 線）と原子核の相互作用について説明する。原子は原子核と電子から構成されており、原子の励起状態が存在するように、原子核にも核子（陽子や中性子）の軌道変化や原子核全体の集団運動による励起状態が存在する。原子核は、

原子とは異なり、核種が異なれば、励起状態の励起エネルギー等の物理パラメータは大きく異なる。そのため、核種毎に固有の励起状態が存在する。ある測定対象となる核種の励起状態のエネルギーに等しい γ 線を照射すると、特に角運動量の小さい遷移状態が選択的に励起される。この励起状態は非常に短い寿命で、励起エネルギーにほぼ等しいエネルギーの γ 線を放出して基底状態に戻る。この現象を核共鳴蛍光と呼び、この時放出された γ 線を核蛍光 γ 線と呼ぶ。このエネルギーを測定することで、対象とする同位体の存在を知ることができる。また、その発生量を計測することで、同位体の量も測定することが可能である。従い、物質識別の応用例として、放射性同位体の非破壊測定技術がある。

核共鳴蛍光によって励起できる γ 線のエネルギーは非常に狭いエネルギー幅を有する。このことは核共鳴蛍光測定には、エネルギー幅が狭い単色の γ 線を用いるのが最も効果的である事を示している。従来から用いられてきた γ 線源として制動放射 γ 線が存在するが、制動放射 γ 線は、連続エネルギー分布を持つため、これを核共鳴蛍光に用いると、核共鳴蛍光励起に寄与しないエネルギーの γ 線が圧倒的に多くなり、これらが標的物質からの原子散乱に起因するバックグラウンドノイズとなり、計測の信号/ノイズ比を著しく悪化させる。このために、エネルギー可変かつ準単色の γ 線ビームを発生できる γ 線源(逆コンプトン散乱 γ 線)が適していると考えられる。

【参考文献】

- [1] 放射線利用振興協会・放射線利用技術データベース、
「エネルギー可変ガンマ線の発生と利用」
- [2] 兵庫県立大学・高度産業科学技術研究所・ニュースパル放射光施設HP
- [3] 産業技術総合研究所HP、「レーザー逆コンプトン散乱を用いた γ 線CT技術の実用化に成功」他
- [4] 京都大学エネルギー理工学研究所, Research Report No. 101,
「次世代レーザーコンプトン散乱ガンマ線源とその利用」

20-4 放射線利用【選択科目Ⅲ】

Ⅲ 次の2問題(Ⅲ-1, Ⅲ-2)のうち1問題を選び解答せよ。

(解答問題番号を明記し、答案用紙3枚以内にまとめよ。)

Ⅲ-1 我が国では、世界に先駆けてホウ素中性子捕獲療法(BNCT)によるがん治療の研究開発が進められている。BNCTは、従来の標準的な治療では治療が困難な、悪性度の高い脳腫瘍などで優れた効果を示すと考えられる放射線治療法であり、最近では加速器中性子源の開発により、その実用化が期待されている。そういった状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

- (1) 多くの患者が安全、安心して効果的な治療を受けられるために、検討しなければならぬ技術的課題を多面的に述べよ。
- (2) 上述した検討すべき課題に対して、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) あなたが提示した解決策がもたらす効果を具体的に示すとともに、それを実現する際の問題点について述べよ。

【解答のポイント】

ホウ素中性子捕捉療法(BNCT: Boron Neutron Capture Therapy)とは、がん組織に集まり易いホウ素化合物をあらかじめ患者に投与し、当該がん組織に向けて中性子線を照射することにより、がん細胞を死滅させる治療方法である。がん組織の細胞に取り込まれたホウ素元素と中性子との核反応(例えば、 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$)により

生ずる核反応生成物の飛程が細胞の大きさと同程度(数 μm)であること、並びに、本核反応の反応確率は、生体構成元素の中で最も多い ^{14}N と中性子との反応確率の2000倍以上であることから、本治療法は、ホウ素化合物を取り込んだがん細胞を選択的に死滅させることが可能な点に特徴を持つ。また、本原理のため、他の放射線治療装置ほどには高い位置決め精度を求められない。

ホウ素と中性子の反応断面積は $1/v$ 法則に基づき増加するが、人体における中性子の透過性及び正常細胞へのダメージ低減の観点から、BNCTにおいては熱外中性子(1-10 keV)が用いられる。従来は、中性子源として、研究用原子炉から得られる中性子が利用されてきたが、原子炉は規制面や経済性の観点から病院内に設置することは困難となるため、近年は病院内に設置可能な小型の加速器を用いた中性子源の開発が進められている。

以上の現状を踏まえて、各設問についての解説を以下に示す。

(1) 多くの患者が安全、安心して効果的なBNCT治療を受けられるために検討すべき技術課題

まず、多くのがん患者がBNCT治療を受けるためには、多くの中性子源の確保が必須であり、上述のとおり設置場所が限られる原子炉に代わる、中性子源等の実用化が課題となる。

また、患者の安全・安心性の観点からは、患部への適切な照射線量の評価や正常細胞への影響低減、患者及び作業従事者の被ばく対策などの高度な治療計画を実現可能とする評価システムの実用化も課題である。

更に、BNCTにおいては、使用するホウ素化合物ががん細胞に十分な濃度で蓄積(細胞への取り込み、あるいはがん細胞での滞留)されると共に、近傍の正常組織や血中では低い濃度に抑える必要がある。このような薬剤として既にBPAやBSHなどが開発されているが、選択性、蓄積性などに一長一短がある(がん細胞/正常細胞のホウ素濃度比は2~3であり、がん細胞の選択性が十分とはいえない面があり、蓄積速度もがん細胞の増殖速度に依存する受動性を有する)。このため、今後は、腫瘍内ホウ素濃度及びがん細胞と血液及び正常細胞のホウ素濃度比が十分高いこと、毒性が低いこと、水溶性が高いこと、蓄積が選択的であることという条件を満足するホウ素化合物の開発が課題である。

(2) 最も大きな技術的課題と適切な解決策

(1)のとおり、BNCTの普及には、種々の検討すべき課題があるが、まず、広くBNCTが行える設備環境を整えることが重要であり、最も大きな技術的課題の一つとして「原子炉に代わる病院内に設置可能な中性子源の開発」が挙げられる。以下に適切な解決策例について述べる。

これまでのBNCTは、低エネルギー中性子源として原子炉施設が必要であり、治療研究を広く行う上で、「利用可能な施設が限定され、患者もはるばる当該施設まで出向く必要があること」、「医療施設に加え、原子炉の維持管理が必要であること」等、普及を図る上で大きな制約となっている。

解決策としては、小型(病院内に設置可能な装置規模)で、維持管理が相対的に容易な中性子源を開発することであり、具体的手段として「加速器を用いた高強度中性子線源の利用」が挙げられる。加速器を用いた中性子源は、近年の技術進歩により、病院内に十分設置可能な装置規模にあり、且つ、原子炉のように核物質を常時内部に保有する必要がないことから、維持自体も相対的に容易と考えられる。

(3) 解決策がもたらす効果とそれを実現するための問題点

加速器による高強度中性子源が開発でき、病院内に設置可能となれば、多くのがん患者に、居住地近辺でのBNCTによる治療が可能となり、患者への負担が軽減でき、且つ、これまで治療が困難だった脳腫瘍などへの臨床試験の拡大も可能となることから、がん治療の大きな飛躍が期待される。

加速器による中性子線源は、加速部で発生した粒子線と反応部のターゲットとの核反応により発生した高速中性子を、減速部で熱外中性子まで減速させる、という減速利用法に対応した構成をとることが一般的であり、減速部では熱外中性子への減速と共に治療に適したビーム性状に成形される。

本構成において、利用する核反応は、加速器から得ることが容易な粒子線により効率的に生じる反応であること、及び発生する中性子が取扱しやすいことが必要である。すなわち、粒子線の加速エネルギーが比較的低いこと、及び発生中性子のエネルギーが比較的低く発生量が多いことが必要であり、 ${}^7\text{Li}$ (p, n) 反応 ($\sim 2.5\text{MeV}$) や ${}^9\text{Be}$ (p, n) 反応 ($\sim 4\text{MeV}$) などが有望である。Li 反応の場合、発生中性子のエネルギーが比較的低く、且つ、前方に集中して放出される利点がある。ただし、Li は陽子線が当たると放射性的な ${}^7\text{Be}$ を生成するため、ターゲット交換時の作業員の被ばく低減等の対策が必要であり、関係者が放射線や被ばくに関する適切な知識を持てるよう、教育や資格の義務付けなどの対応が必要と考えられる。

また、加速器による中性子線の患部への適切な照射、並びに、患者及び作業従事者の不要な被ばく対策などを実現するためには、加速器の制御、特に加速エネルギー、電流量等、ビーム性状に係るパラメータの制御に加えて、反応部及び減速部の健全性確認、中性子線の諸パラメータのモニタリングなどが確実に実施される仕組み作りが必要である。

なお、減速利用法に加え、近年ではしきい値近傍反応で発生する中性子 (最大約 80 keV、平均 40 keV) を直接利用する方法 (直接利用法) の検討も進められている。本方法では減速部を簡便化できるが、粒子線の加速エネルギーの変動による影響を受けやすい問題がある。

<その他>

大きな技術課題として「薬剤の開発」を挙げた場合、解決策の例として、リポソームを用いたホウ素化合物の DDS (Drug Delivery System) の利用が考えられる。

【参考文献】

- [1] 古林徹：加速器BNCT (ホウ素中性子捕捉療法) 照射システム開発の現状と今後の展開、第 12 回同位体科学研究会特別講演要旨 (平成 26 年 2 月)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA、中性子を用いたがんの治療 (中性子捕捉療法) (08-02-02-05)
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA、ホウ素中性子捕捉法 (BNCT) の現状と将来の展開 (08-02-02-18)
- [4] 上野学他：リポソームを用いる中性子捕捉治療、Drug Delivery System, Vol. 25 (2010) No. 5、P 474-482

III-2 機能性素子や構造材料などでは、原子空孔やその集合体等の評価が、機能性向上や材料の寿命予測などに重要な役割を果たす。ところが、これらの欠陥のサイズ分布や空間分布の情報を得るには、困難が付きまとう。放射線を高度に制御・計測してこの様な状況に対処することを想定して、以下の問いに答えよ。

- (1) 原子空孔やその集合体を検出するために有用な放射線の種類と利用すべき相互作用過程について述べよ。
- (2) この手法において、エネルギーを制御したビーム状の放射線を利用すると、表面からの深さに依存した情報が得られる。この放射線の発生及びエネルギー制御のプロセスについて具体的、かつ簡潔に述べよ。
- (3) ここで示された手法により解決可能な物質科学上の課題を簡潔に述べるとともに、更なる発展に向けたアイデアを述べよ。

【解答のポイント】

(1)について

原子空孔やその集合体の検出法の一つとして、陽電子を用いた方法があり、閉空孔や微細空孔 (サブナノ空孔) に係る情報を非破壊的に検出でき、かつ、エネルギーを制御したビーム状の陽電子利用研究も広く行われていることから、有用な放射線として陽電子を挙げ、各問に展開することが考えられる。利用すべき相互作用過程としては、問題に「サイズ分布や空間分布の情報を得るには」とあることから、原子空孔及びその集合体のサイズや分布に係る相互作用過程について述べれば良く、以下に記述例を示す。

電子の反粒子である陽電子を金属材料などに入射すると、陽電子は、その材料中や表面を移動した後、材料中の電子と結合して対消滅し、同時に消滅 γ 線 (180° 方向へ 511keV の 2 本の放射線) が発生する。陽電子の移動経路に空孔があると、正の電荷を持つ陽電子は原子核から遠ざかろうとして高い確率で空孔にトラップされる。一般に、空孔内は電子密度が小さいため、対消滅発生の確率は低下し、空孔のサイズが大きいほど陽電子の寿命は長くなる。すなわち、陽電子の寿命を測定することで空孔のサイズを推定することができる。

また、陽電子は材料中の電子と対消滅する際、相手方の電子の運動エネルギーの影響を受けるため、消滅 γ 線のエネルギーピークは 511keV を中心に広がる。陽電子が内殻電子と対消滅した場合の広がり大きく、自由電子と消滅した場合の広がり小さく、空孔廻りに不純物元素が存在する場合にはその影響を受ける。すなわち、対消滅 γ 線のエネルギーの広がりを評価することで空孔の情報を得ることができる。

陽電子を絶縁物 (酸化ケイ素、高分子など) へ入射した場合は、陽電子は電子と電気的に結合し、準安定的なポジトロニウムを形成する。ポジトロニウムには、陽電子と電子のスピンが平行なオルトポジトロニウムとスピンが反平行のパラポジトロニウムが存在し、オルトポジトロニウムは 3 光子自己消滅、パラポジトロニウムは 2 光子自己消滅する。ただし、オルトポジトロニウムは、空孔内に入るとピックオフ消滅 (2 光子消滅) し、空孔が大きいほどオルトポジトロニウムの寿命が長くなるため、オルトポジトロニウムの寿命を測定することで空孔サイズを評価することができる。また、多孔質薄膜材料では、オルトポジトロニウムが開放空孔をとって膜外へ再放出されるため、オルトポジトロニウムの自己消滅割合 (3 光子消滅する割合) を測定することで開放空孔の情報を得ることができる。

(2)について

陽電子の線源としては、放射性同位元素 (${}^{22}\text{Na}$ など) から放出さ

れる白色の陽電子を利用する低強度のものと、専用 LINAC で加速した電子ビームをコンバータ（タンタルなど）に入射し、コンバータ内で生じた高エネルギーの制動X線が電子-陽電子対に転換した際に生じる陽電子を利用する高強度のものがある。いずれの場合も、後段で効率よくエネルギー制御を行うためには、陽電子を単色化/減速する必要がある。

陽電子の単色化/減速には、陽電子に対して仕事関数が負である減速材（タングステン、ニッケル、希ガス固体など）が用いられる。減速材に入射した陽電子は熱化し、仕事関数に応じたエネルギーを持って表面から再放出される。この再放出された陽電子を電場などで再加速することにより、エネルギーのそろった低速陽電子ビームが形成される。ビームライン途中には、90° 曲げ、E×B型などのエネルギーフィルターが設けられ、単色化された陽電子だけが選別されるよう工夫されている。

陽電子ビームを陽電子寿命評価に用いる場合には、陽電子ビームをパルス化し、必要な時間分解能を達成する必要があるため、チョッパーやバンチャーによるパルス圧縮が行われている。その他、再減速材を用いた輝度増強、二次集束レンズと合わせたマイクロビーム化の技術が開発されている。

(3)について

放射性同位体 (^{22}Na など) から放出される高エネルギーの白色陽電子は、簡便なことから、厚い試料の深部のバルク分析に多く適用されているが、表面状態や薄膜の分析に対しては透過性が高すぎる問題があった。近年、上述のとおり、単色化したエネルギー可変の低エネルギー陽電子ビームが利用可能となり、陽電子の打ち込み深さを変化させ、材料表面の特定深さの領域に含まれる空孔の検出、収束したビームを走査することによる三次元分布の検出などが可能となり、表面状態の詳細評価や薄膜評価への適用が可能となった。

これにより、半導体分野では、均質なナノ空孔導入による誘電率低下絶縁膜 (Low-K 膜) の機械的強度の改善、金属配線に用いられるメッキ銅薄膜の空孔評価による添加剤の内部欠陥への影響評価及びメッキ銅薄膜の機械的特性や電気的特性への欠陥の影響の評価、イオン注入による深さ方向の欠陥形成の評価や欠陥挙動の温度依存性の評価が、構造材料分野では、照射脆化における寿命支配要因 (Cu リッチ析出物やマトリックス欠陥形成) の影響評価などが可能となった。

また、最近では、低エネルギーの陽電子を大気に取り出し試料に照射する技術や陽電子オージェ分光法への適用などに加え、陽電子ビームを用いたポジトロニウムビームの生成技術も開発されており、より実環境に近い条件での試料評価や4次元 (連続) 計測、及び新しい評価手法への発展が期待される。

「更なる発展に向けたアイデア」については、問題出題時点における対象技術の現状と課題を踏まえた回答が要求され、かつ、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などを把握し、自分なりに整理しておくことが必要である。

【参考文献】

- [1] 半導体・電子材料分析、(2013)、(社)日本分析化学会編
- [2] 産総研 TODAY Vol14 No.9、(2014)、(独)産業総合研究所

9. 放射線防護の問題と解答のポイント

以下に平成26年度に出題された【選択科目 放射線防護Ⅱ、Ⅲ】の設問と解答のポイントを示す

20-5放射線防護【選択科目Ⅱ】

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

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

Ⅱ-1-1 体内に取り込んだ放射性物質の減衰特性は、①物理学的半減期、②生物学的半減期、③実効半減期を使って説明できる。これら3種類の用語の意味を述べ、さらに、東京電力福島第一原子力発電所事故で周辺環境に放出されたヨウ素131、及びセシウム137のそれぞれの物理学的半減期、及び生物学的半減期を実際を使ってそれぞれの実効半減期を求めよ。ただし、ヨウ素131及びセシウム137の生物学的半減期はそれぞれ80日、及び100日とする。

【解答のポイント】

放射性物質は放射性崩壊に伴い、時間の経過により指数関数的に減少していく。この崩壊に伴い、放射性物質の量が1/2になるまでの時間を物理学的半減期と呼ぶ。

一方、生体に取り込まれた放射性物質が、排泄により対外に排出されることにより、体内の放射性物質の量が1/2になるまでの時間を生物学的半減期と呼ぶ。実効半減期とは上述の物理学的半減期、及び生物学的半減期を併せて考慮し、生体内の放射性物質が1/2になる時間を示したものであり、以下の式で求められる。

$$1/T_{\text{eff}} = 1/T_p + 1/T_b$$

ここで、 T_{eff} は実効半減期、 T_p は物理学的半減期、 T_b は生物学的半減期を表す。

ヨウ素131の物理学的半減期は約8日であり、上式を用いると、実効半減期は約7.3日となる。同様に、セシウム137の物理学的半減期は約30年(約11,000日)であり、実効半減期は約99日となる。

Ⅱ-1-2 放射線被ばくによって増えた生涯のがん死亡リスク(過剰リスク)を表現するのに、“過剰相対リスク”を使うやり方と、“過剰絶対リスク”を使うやり方がある。仮に被ばくしていない集団1,000人のうち300人ががんで死亡し、100mSvの低線量被ばくした集団1,000人の内305人ががんで死亡したとする。この時、被ばくした集団では、被ばくしていない集団に比べ、生涯のがん死亡リスクがどの程度増えたことになるか、“過剰相対リスク”及び“過剰絶対リスク”のそれぞれで評価し、さらに、これらを使って一般の方に放射線リスクを説明する際、留意すべき点を述べよ。

【解答のポイント】

低線量被ばくした集団の相対リスクは $0.305/0.300 = 1.017$ である。過剰相対リスクはこの相対リスクから1を減ずることで求めることができる。よって、過剰相対リスクは 0.017 すなわち1.7%である。

過剰絶対リスクは、低線量被ばくした集団のリスク 0.305 から被ばくのない集団のリスク 0.300 を減ずることで求めることができ、 0.005 すなわち0.5%が過剰絶対リスクとなる。

これらの数値を用い、一般の方にリスクを説明する際には、2種類の数値が混在すると混乱を招く可能性があるため、それぞれの数値の定義を平易な言葉でわかりやすく説明することが望ましい。また、特に小さいリスクを取り上げる際には統計的な誤差についても留意が必要である。

なお、相対リスクの予測モデルは、自然のがん死亡率(加齢とともに増加)と最小潜伏期以後の全期間にわたる被ばく集団のがんの過剰死亡率との間に比例関係が存在すると仮定したもので、一方、絶対リスクの予測モデルは、過剰死亡率は自然死亡率とは無関係、すなわち年齢には依存しないと仮定したものである。ICRP1990年勧告では、相対リスクの予測モデルは現在の疫学的な観察に適合しているという立場である。ただし、このモデルの使用は必ずしも生物学的な効果の過程を意味するものではなく、がんの時間発現分布を表現する便宜的なモデルであるとしている。

【参考文献】

[1] 国際放射線防護委員会：「国際放射線防護委員会の1990年勧告」, ICRP pub. 60, (社)日本アイソトープ協会(2006年7月7日)

Ⅱ-1-3 放射線防護に関する線量の種類の中には、吸収線量、実効線量、等価線量、1cm線量当量 $\{H^*(10)\}$ がある。それぞれについてどのような量を表しているか、単位を示して違いが分かるように説明せよ。ただし、説明には必要に応じて「確定的影響」、「確率的影響」の用語を用いること。

【解答のポイント】

ある物質が放射線から受ける単位重量当たりのエネルギーを表すものが吸収線量であり、Gy(グレイ)という単位で表される。組織または臓器にわたって平均された臓器吸収線量は防護量で、確定的影響と関連する。確定的影響は、個人差はあるものの発生頻度に対して閾値があり、線量の増加に伴い症状の重篤度が増加する。

実効線量、等価線量、及び1cm線量当量 $\{H^*(10)\}$ はいずれもSv(シーベルト)という単位で表される値である。等価線量は吸収線量に対し、放射線の種類(γ 線、 β 線等)に応じた放射線荷重係数による重みづけを考慮して求められる防護量である。法令にて、放射線業務従事者の目の水晶体、皮膚等の等価線量限度が定められている。さらに、実効線量は各臓器の等価線量を基に、各臓器の組織荷重係数による重みづけを考慮して全身に対する線量として求められるもので、がんや遺伝的影響といった確率的影響の放射線障害の大きさを示す指標(防護量)である。確率的影響について、国際放射線防護委員会(ICRP)では閾値なしの直線仮説を採用しており、発生頻度は線量の増加に伴い増加するとしている。1cm線量当量 $\{H^*(10)\}$ は場のモニタリングのための実用量、周辺線量当量である。人体組成を模擬した元素組成値をもつ直径30cmの球体(ICRU球)を放射線場に置き、その球表面から1cmの深さの点での線量の値を言うものであり、皮膚、及び目以外の臓器に対する線量当量として用いられる。なお、実用量はその測定によって防護量を推定することや、モニタリングに用いられる線量計の

校正に資するものとして、国際放射線単位測定委員会 (ICRU) が考案した量である。

【参考文献】

- [1]線量に関する単位(18-04-02-02)、高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)
- [2]柴田徳思編：「放射線概論(第7版)」, 通商産業研究社(2011年7月15日)

II-1-4 内部被ばくの測定手法として、鼻孔スミア、体外計測法、及びバイオアッセイを取り上げ、それぞれの特徴について述べよ。なお、それぞれの手法に適した核種を対象事例として、長所、短所についても言及すること。

【解答のポイント】

鼻孔スミアとは、放射性物質を吸入摂取した恐れのあるときに、鼻孔内の汚染物を綿棒などでふき取って採取し、その放射能を測定するものである。対外計測法は内部被ばくを測定する方法であり、体内の放射性物質から出るγ線をホールボディカウンタ等により体外で直接測定する方法である。バイオアッセイについても同様に内部被ばくを測定する方法であり、排泄物中に含まれる放射性物質を測定する方法である。

鼻孔スミアは鼻孔内の放射性核種を採取し測定することにより、放射線の種類(α線、β線、γ線)に関わらず、簡便に短時間で吸入摂取の有無を確認することができる。ただし、本測定方法ではどの程度の量の放射性物質が体内に取り込まれているかを計測することは困難である。

対外計測法はγ線を体外で計測する手法であるため、Cs-137等のγ線放出核種の測定に適している。体内の微量の放射性物質の検出も可能であるが、精密な測定には高精度の検出器と遮へい装置が必要となり、大規模な設備となる。また、α線やβ線放出核種については測定することができない。

バイオアッセイについては体外で計測するため、γ線のみならず、プルトニウム等のα線を放出する各種やトリチウム等のβ線を放出する核種についても測定が可能である。ただし、それぞれの核種の性質に応じた測定法を用いる必要があるため、試料の調整や分析に労力や時間を要する。

【参考文献】

- [1]原子力防災基礎用語集、原子力安全技術センター
- [2]内部被ばくモニタリング(09-04-07-05)、高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)

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

II-2-1 福島県内に住む人達の勉強会で、「福島第一原子力発電所事故による追加線量(事故から約3年半が経過した現在、食による内部被ばく線量は小さく、ここでは外部被ばく線量だけとする。)と、自然放射線及び医療検査で受ける被ばく線量(自然放射線量と略す。)を比較したい。」と要請され、あなたが放射線防護の専門家として、「“自然放射線量”と“追加線量”を試算する手順の指導」を要請されたとする。

- (1)身の回りにおける自然放射線と人工放射線の種類と被ばくの形態(外部被ばくか内部被ばくか)を述べよ。
- (2)放射線医学総合研究所作成の「放射線被ばくの早見図」、及び環境省の「追加被ばく線量年間1ミリシーベルトの考え方」をそれぞれ参考にして、1年間に受けた“自然放射線量(実効線量)”及び“追加線量(実効線量)”を試算するとともに、2種類の放射線量を比較し、あなたの所見を述べよ。ただし、試算対象者は、①1階建ての木造家屋(屋外の空間線量率は毎時0.44μSv)に住み、②昨年1年間に1回の胸部X線集団検診、及び胃のX線検診(バリウム)を受けたとする。なお、自然放射線による被ばく線量は、“原子力安全研究協会編：新版生活環境放射線(国民線量の算定)2011年12月”の「自然放射線による国民一人当たりの年間実効線量(mSv/年)」を引用する。
- (3)生活環境や生活パターンが異なる人達に、自然放射線量及び追加線量を試算する手順を指導するに当たって、留意すべき事項を、あなたが重要と考える順に5つ挙げ、選んだ理由を述べよ。

【解答のポイント】

(1)について

自然放射線は地球誕生以来、地球上に残存している放射性物質からの放射線や、宇宙から地球上に降り注いでいる放射線(宇宙線)であり、その種類と被ばく形態は以下のとおりである。

- ①宇宙線(外部被ばく)
- ②宇宙線で生成される放射性物質の体内摂取で受ける放射線(内部被ばく)
- ③大地に存在する天然の放射性物質からの放射線(外部被ばく)
- ④食物摂取により体内に取り入れられた天然の放射性物質(主にK-40)から受ける放射線(内部被ばく)
- ⑤ラドンとその子孫核種(壊変生成物)の体内への吸入により受ける放射線(内部被ばく)

我々は宇宙から降り注ぐ放射線と、大地に存在する放射性カリウム(K-40)などの天然の放射性物質からの放射線を体の外から受けている。また、食物摂取によるK-40などの天然の放射性物質の体内取り込みや、呼吸によるラドン吸入で体の内側からも絶えず自然放射線を受けている。世界で平均すると合計で1年間に実効線量で約2.4mSvとなる。

人工放射線はX線の発見以来、人工的に発生させた放射線や人工的に作られた放射性物質からの放射線であり、その種類と被ばく形態は以下のとおりである。

- ①医療放射線
- ②核爆発実験に伴う放射性降下物からの放射線
- ③原子力の利用及び放射性物質の利用に伴う放射線

これらの放射線はいずれも体の内外から受ける可能性がある。

医療放射線は、X線による集団検診のほか、患者の核医学診断・治療、放射線照射によるがん治療においても使用され、個人によって大きく線量が異なる点が特徴である。X線による集団検診において、実効線量が胸部では1回当たり約0.05mSv、胃では1回当たり約3.3mSvになる。また、1950年代から1960年代ははじめに行われた大気中での核爆発実験により、核分裂生成物が成層圏にまで拡散し、放射性降下物として地上に降下して土壌や水圏に微量に存在してい

る。これによる線量は自然放射線から受ける線量に比べて小さい。また、原子力発電所や放射線利用施設などから規制値以下の微量の放射性物質が放出されて、被ばく源となる可能性がある。

【参考文献】

[1] (社)日本原子力学会編：「原子力がひらく世紀(第3版)」(2011年3月10日)

(2) について

現存被ばく状況をどのように考えるかについて、自然放射線量と追加線量を比較して所見を述べる事が求められている。

自然放射線量(医療被ばくを含む)の試算に当たっては、「原子力安全研究協会編：新版生活環境放射線(国民線量の算定)2011年12月」に記載された、自然放射線による国民一人当たりの年間実効線量2.1mSv(放射線医学総合研究所作成の「放射線被ばくの早見図」にも同様の記載あり)やX線集団検診での実効線量を知っておく必要がある。また、追加線量の試算に当たっては、環境省の「追加被ばく線量年間1ミリシーベルトの考え方」の内容(建屋の遮へい効果係数や空間線量率測定における自然放射線の寄与)を把握しておく必要がある。

医療被ばくを含む自然放射線量(実効線量)の試算は以下のとおりである。

<試算>

X線集団検診での実効線量は1回当たり胸部で約0.05mSv、胃で約3.3mSvであることから、自然放射線の2.1mSvと合わせて年間実効線量で約5.45mSvとなる。

追加線量(実効線量)の試算は次の仮定の下で、以下のとおりである。

<仮定>

- ① 試算対象者の生活パターンは、1日のうち8時間は屋外、16時間は屋内(木造家屋)とする。
- ② 木造家屋の遮へい効果は0.4倍とする。
- ③ 屋内の汚染はないものとする。
- ④ 屋外の空間線量率は通常のNaIシンチレーション式サーベイメータで測定されたものとし、測定値には宇宙線は含まれないものとする。大地からの天然由来の放射線は含まれる。
- ⑤ 追加線量は、人が水平方向から均等に照射されることを想定した回転照射の実効線量を算出することが適当であるが、与えられた屋外の空間線量率が周辺線量当量率(1cm線量当量率)であるとすると厳密には補正が必要である。例えば、主要線源であるセシウム137のγ線0.662MeVでは、ICRP pub. 74の5.3.2.場のモニタリングの図55(下図参照)より、回転照射の実効線量E(ROT)が周辺線量当量(1cm線量当量)H*(10)の0.7程度であるが、ここでは回転照射の実効線量は空間線量と等価であるとして扱う。

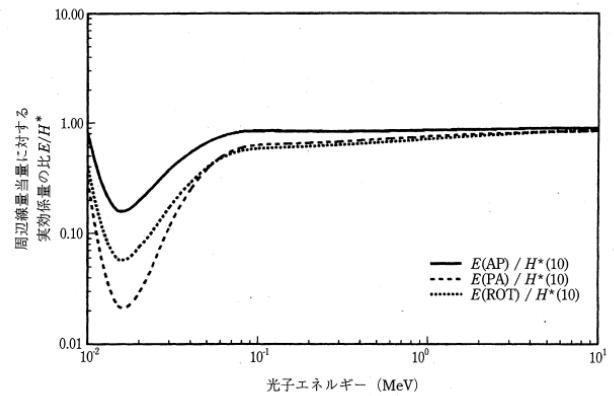


図55 光子エネルギーの関数として表した、種々の照射ジオメトリーにおける比E/H*(10)。

<試算>

環境省の「追加被ばく線量年間1ミリシーベルトの考え方」によると大地からの天然由来の線量率が0.04μSv/hであり、このバックグラウンドを屋外の空間線量率0.44μSv/hから除いて計算する。

$$(0.44 - 0.04) \mu\text{Sv/h} \times (8 \text{時間} + 0.4 \times 16 \text{時間}) \times 365 \text{日} = 2.1 \text{mSv/年}$$

以上より、試算対象者の医療被ばくを含む自然放射線量(実効線量)が年間5mSvを超えるのに対して追加線量(実効線量)は年間約2mSvである。追加線量が低線量であるため、このリスクについては不確かさがあるものの、国際放射線防護委員会(ICRP)と同様に閾値なしの直線仮説を用いることが適当であろう。その場合、線量の増分に応じてリスクが生じると考えて持論を展開することになる。議論の着目点としては以下が挙げられる。

- ① 医療被ばくを含む自然放射線量に比べて追加線量が低いこと。
- ② 追加線量が国民1人当たりの自然放射線量(医療被ばくを含まない)と同程度であること。
- ③ 追加線量はICRP pub. 103の現存被ばく状況の参考レベル1mSv~20mSvの下限値に近い数値であること、及び現存被ばく状況下においても、放射線防護の原則である行為の正当化(放射線被ばくを伴う行為は害よりも便益が勝ること)、防護の最適化(被ばくの生じる可能性、被ばくする人の数及び個人線量の大きさは経済的及び社会的要因を考慮して合理的に達成できる限り低く保つこと)が適用されること。
- ④ ICRP 1990年勧告及び2007年勧告の計画被ばく状況の公衆被ばくの個人線量限度(個人の線量を制限する数値)は年間1mSvであるが、長期被ばくの線量拘束値(ある線源からの個人線量を制限する数値)は年間約0.3mSvを超えない値が適切であろうことも参考にすること。
- ⑤ 公衆の線量限度年間1mSvは次の考え方で定められていること。
 - ・ 放射線被ばくによるがん発生確率が社会で受け入れられているリスク(死亡確率)と同程度または以下であること。
 - ・ 1年間に受ける自然放射線の世界平均値(ラドンの吸入による被ばくを除いたもの)とほぼ同程度であり、地域による線量差と同程度が小さいこと。
- ⑥ ICRP pub. 103に示される低線量率被ばく後のがん発生に対する名目リスク係数は全集団で $5.5 \times 10^{-2} \text{Sv}^{-1}$ であり、集団が1Svの被ばく線量を受けた場合に5.5%のがん発生率であるという評価があること。

現存被ばく状況において、追加線量を受け入れるか否かの判断は個人によって異なると思われるが、受け入れに肯定的な立場の例を以下に示す。大原則はICRPが示すように、「行為の正当化」である。追加線量を容認する場合の害は被ばく線量の増加であるが、確定的影響が生じることはなく、確率的影響のリスクも前述の①②③から低いものと評価できる。一方、便益については、収入面、生活面や心理面において、もし追加線量のない場所への転居を想定した多大な負担に比べれば、個人の状況にもよるが、全体としてはまだ少ないものと思われる。定量化は難しいものの、害と便益を比べると転居せずに追加線量を容認する方に利があると思われる。しかし便益を考えると、転居の想定と比較するのではなく、事故前の便益レベルを基準にするべきではないか、という意見もあり得る。その場合は、そこに留まる便益が被ばく線量増加の害を上回り、事故前の便益レベル程度にできる必要があるため、純粋な技術論だけではなく、政治的なアプローチの議論にもなる。そして、害の低減のために現実的に可能な範囲での除染に尽力することや、便益の増加のために風評被害や被ばくに対する不安に向けたリスクコミュニケーションを継続することが必要である。除染に関しては、この線量レベルになると資源（人的・資金的・時間的）の投入に対する効果が芳しくなくなることが予想されるため、現実的対応が取れるような規制の枠組みづくりも肝要である。

【参考文献】

- [1] 「追加被ばく線量年間1ミリシーベルトの考え方」（平成23年10月10日災害廃棄物安全評価検討会・環境回復検討会 第1回合同検討会資料, 環境省）
- [2] 放射線医学総合研究所作成の「放射線被ばくの早見図」（放射線医学総合研究所のホームページより）
- [3] 原子力安全研究協会編：新版生活環境放射線（国民線量の算定）（2011年12月）
- [4] （社）日本原子力学会編：「原子力がひらく世紀（第3版）」（2011年3月10日）
- [5] 国際放射線防護委員会：「外部放射線に対する放射線防護に用いるための換算係数」, ICRP pub. 74, （社）日本アイソトープ協会（平成13年6月20日）
- [6] 国際放射線防護委員会：「国際放射線防護委員会の2007年勧告」, ICRP pub. 103, （社）日本アイソトープ協会（2012年4月20日）

(3) について

個人の年間被ばく線量のうち自然放射線量（医療被ばくを含む）と追加線量を正確に試算し、比較できるようにすることが重要である。特に、追加線量は個人の生活環境や生活パターンに大きく左右されるため、個人線量を直接測定することが望ましいが、空間線量率を用いて試算する場合は以下の点が誤差要因となるため留意することが必要である。

- ① 空間線量率は活動場所により異なる可能性が高いため、生活パターンに従い、その場所の線量率、滞在・移動時間、屋内か屋外かを把握しておくこと。
- ② 建屋内での被ばくにおいては、場所（階数）に依存することや建屋の遮へい効果（建物の種類：木造かコンクリート造か）があること。

- ③ 屋内汚染の有無の確認が必要であること。
- ④ 空間線量率からバックグラウンドである自然放射線量率を除くこと。特に事故発生時から時間が経過し、追加線量率が低い状況では重要となる。
- ⑤ 空間線量率は放射性崩壊、除染、ウェザリング効果（風化などによる地象学的な減衰効果）により時間とともに低減されるため最新の情報で見直すこと。

II-2-2 原子力発電所事故発生直後に採用された環境試料の測定においては、平常時と異なり様々な核種が高いレベルで検出され、結果の解釈など特に留意する必要が生ずる。あなたがGe半導体検出器を利用する測定評価の担当責任者であると仮定して、上記のような事故直後に採取された土壌試料の測定を依頼されたとする。このような状況において、以下の問いに答えよ。

- (1) 測定に当たって留意すべき事項を述べよ。
- (2) しばらく日数を置いてからの再測定の有効性について述べよ。
- (3) 測定で得られたスペクトルの解析に当たり、Cs-134やI-132の事例に触れて留意すべき事項を述べよ。

【解答のポイント】

(1) について

標準線源を用いたエネルギー校正やピーク効率の算定の実施は当然のこととして、それ以外に次のような留意事項が挙げられる。

① バックグラウンドについて

事起因の放射能を同定することが目的であるが、バックグラウンドとして自然界にもウラン系列の放射性物質が存在する。また、大気中の原爆実験による放射性降下物として核分裂生成物（Cs-137, Sr-90）も地上に存在する。そのため事故の影響を受けていない土壌をバックグラウンドとして測定し、その寄与分を差し引く必要がある。同じ採取地点での事故の影響を受けない試料を得ることが望ましいが、入手できない場合は代替できそうなものを使用することになる。また、土壌試料以外からの寄与を防ぐため十分な遮蔽体内での測定が必要であること、遮蔽体自体からの寄与分も事前に把握しておくことが重要である。

② 試料の自己吸収について

容積試料のため試料自体とγ線が相互作用を起こして、そのエネルギーのγ線が消滅してしまう。これを自己吸収という。自己吸収は試料の厚みが厚いほど、試料の線減衰係数が大きいほど起こりやすい。容積線源で求めたピーク効率はこの影響を受けており、そのままの計数値を用いて試料の放射能濃度を計算すると、誤差が生じるため補正が必要である。

③ 高計数率の場合について

高計数率の場合には、不感時間やパイルアップ効果、サム効果の補正が必要になる。

(2) について

Ge半導体検出器は、ゲルマニウムとのコンプトン散乱による連続エネルギースペクトル部分が顕著であるため、それに隠れてしまう弱いピークを判別しづらい。そこで、時間をおいて再測定を実施すると、短半減期核種の減衰後のスペクトルが得られるため、隠れたピークを見つけられる可能性があり、より正確な定量が可能になる。

また、高放射能のためパルス計数率が比較的高い場合は、不感時間やパイラアップ効果、サム効果の補正が必要になるため、計数率が低下した数日後の測定に意味がある。

【参考文献】

[1] GLENN F. KNOLL 著 (木村逸郎/阪井英次訳) : 「放射線計測ハンドブック (第3版)」, 日刊工業新聞社(2001年3月27日)

(3) について

Cs-134 や I-132 は β -崩壊後に複数の γ 線を放出するが、そのうちカスケードに放出されるものがある。下図に Cs-134 の核崩壊図式を示す (エネルギー準位の単位は keV)。例えば、Cs-134 の β -崩壊後にエネルギー準位が 1400.61keV から 604.705keV へ遷移するときの γ 線放出と 604.705keV から stable へ遷移するときの γ 線放出はカスケードである。中間のエネルギー準位の状態は非常に短く、2つの γ 線は事実上同時に放出される。そこで1つの崩壊で出る両方の γ 線が検出器の応答時間、あるいは後続の電子回路の分解時間に比べてはるかに短い時間内に相互作用を起こし、そのエネルギーをすべて付与する可能性がある。この事象が起ると2つの γ 線エネルギーの和に対応するパルス波高のところにサムピークが現れる。これをサム効果という。本来の γ 線エネルギーピークにパルスが入らないことになり、ピーク面積測定の見誤差要因になる。これは、試料と検出器の距離が近い場合や高計数率の場合に生じやすいため留意する必要がある。

【参考文献】

[1] 「ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー (放射能測定法シリーズ7)」 文部科学省 科学技術・学術政策局原子力安全課防災環境対策室 (平成4年改訂)