

平成30年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成29年度技術士第二次試験「原子力・放射線部門」

— 専門科目の解説 —

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29年7月11日、平成29年度の技術士第二次試験「原子力・放射線部門」の筆記試験が実施された。平成29年度には97名が第二次試験を受験し、22名が合格（合格率22.7%）している。

本講座では、平成30年度技術士第二次試験（原子力・放射線部門）の受験者に向けて、過去の試験での出題傾向と対策について解説するとともに、平成29年度の設定問について解答のポイントを示す。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トレーニングを行っておくことをお勧めする。

なお、平成30年度の技術士第二次試験は、現行の選択科目の構成で実施する最終年度の試験となる。（本稿「5. 今後の技術士試験に関する参考情報」参照）

2. 平成30年度 第二次試験の試験要領

第二次試験は筆記試験と口頭試験の二段階で実施され、平成30年度の試験方法は以下に示すとおり（平成25年度以降同じ）であり、試験要領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30年度技術士第二次試験実施案内」を参照されたい。

(1) 筆記試験

筆記試験は、必須科目については択一式、選択科目については記述式で行われる。問題の種類、解答時間及び合格基準は表1のとおりとなっている。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、出願時あらかじめこれらのうちから1科目を選択する。

各選択科目の内容は、後述の表6の左側の枠内を参照されたい。

(2) 口頭試験

口頭試験は筆記試験合格者に対して行われる。試問事項、試問時間及び合格基準は表2のとおりとなっている。

【参考】

[1] 日本技術士会、平成30年度技術士第二次試験実施案内
https://www.engineer.or.jp/c_topics/005/005460.html

3. 第二次試験（筆記試験）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・放射線部門全般にわたる専門知識、業務遂行に関連する法規及び制度等を択一式で問う試験であり、出題された設問数20から15問を選び解答する。

現在の試験形式となった平成25年度以降の出題内容を、表3-1（平成29年度）、表3-2（平成28年度）及び表3-3（平成25～平成27年度）に示す。表3-1、表3-2には、出題技術分野（選択科目相当）の分類と、政府方針、法令、許認可等に係わるものか否かの分類を併せて示す。

必須科目Ⅰの可否決定基準は表1に示すとおり60%以上の得点となっているので、選択した15問のうち9問以上に正解することが求められる。このためには、表3-1、表3-2から判るように特定の選択科目に関する専門知識だけでは対応が難しく、まさに原子力・放射線部門全般にわたる広い専門知識が必要となる。

また、法令、許認可等に係わる設問の比重が高まってきており、このことは、平成31年度の試験から実施される選択科目の変更に伴う選択科目の内容（表6参照）として、「（注）各選択科目の内容には関連する法令・許認可に係る事項を含む。」と特記されていることから、この傾向は平成30年度試験でも同様と思われる。

受験対策としては、「日本原子力学会誌ATOMOΣ」、「原子力がひらく世紀」、「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とおり確認しておくこと、原子力規制庁のHP等に記載されている情報を通じて、原子力・放射線部門に関連する主要な法令・規則について、目的、適用範囲、基本方針等の基本事項を理解しておくことが重要と思われる。

また、表3-1～表3-3に示す必須科目Ⅰの過去問題の他、平成16年度～平成18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答案用紙1枚以内で解答する。設問Ⅱ-2では、2設問から1設問を選択し答案用紙2枚以内で解答する。

問題形式は、平成25年度試験以来概ね変わりはなく、

- ・設問Ⅱ-1は専門知識を問うことを主眼に、「～について簡潔に説明せよ」「～のうち重要と思われるものを～項目以上あげ概説せよ」といったパターンで問われている。
- ・設問Ⅱ-2は応用能力を問うことを主眼に、「(1)～を行うにあたっての検討事項、(2)業務を進める手順、(3)業務を進めるにあたっての留意事項」といった段階的小設問形式で問われている。

平成25年度以降の選択科目Ⅱの問題で取り上げられている主題を、選択科目ごとにそれぞれ表4-1～5に示す。

選択科目に関する技術分野全般にわたる専門的な知識が必要とさ

れることから、これらの対策としては、過去問題で主題となっている技術項目を含めて、当該技術分野に関連するキーワードをひととおり集めて、定義、背景・位置づけ、用途等を整理するとともに、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。

(3) 選択科目Ⅲ

選択科目Ⅲは、原子力・放射線部門の選択科目に関する課題解決能力を記述式で問う試験であり、設問Ⅲ-1の2設問から1設問を選択し、答案用紙3枚以内で解答する。選択科目に関する課題解決能力として、社会的なニーズや技術の進歩に伴い、最近注目されている変化や新たに直面する可能性のある課題に対する認識を持っていること、多様な視点から検討を行い、論理的かつ合理的に解決策を策定できる能力が必要とされる。また、選択科目に係わる社会的な変化・技術に関係する最新の状況や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行可能な解決策の提示が行えるか等が問われる。解説記事に示すとおり、出題されたテーマに対して受験者自身の意見を述べる事が求められる。

問題形式は、平成25年度試験以来概ね変わりはなく、課題解決能力を問うことを主眼に「(1)～に関する問題点を多面的観点から述べよ、(2)問題点の解決のための技術的課題と課題解決策を提案せよ、(3)解決策の効果と実施にあたっての留意事項を述べよ」といった段階的小設問形式で問われている。

平成25年度以降の選択科目Ⅲの問題で取り上げられている主題を表5に示す。

受験対策としては、過去問題で取り上げられている主題の他、テーマを予想して関連する事実を把握するための情報を整理し、問題点や課題を抽出して自分の考えをまとめておくことが重要である。特に、今後の取組みについての問いには、受験者が自身の専門分野の視点から、どのような対応ができるかを具体的に示すことが望ましい。実際の試験では、時間内に指定された様式・分量に解答をまとめなければならぬので、想定問題に対する解答を文章に「書く」練習を行っておく必要がある。また、単なる知識ではなく自分の考えをコンパクトにまとめる練習をしておくこと、意見の分かれるような事項についても、専門家としての意見を正しく表明できるように準備しておくことが大切である。

【参考】

[1] 日本技術士会 HP、過去問題（第二次試験）原子力・放射線部門 (https://www.engineer.or.jp/c_categories/index02022240.html)

4. 平成30年度の第二次試験受験にあたっての対策

福島第一原子力発電所事故から7年あまりが経過したが、今後も社会の最大の関心事のひとつであることに変わりはない。原子力・放射線部門の技術士は高度な専門的応用能力を有するだけでなく、社会に対して技術的事項を適切で分かりやすく説明する役割を果たすことが求められている。社会的に関心が高く、必ずしも見解が統一されていない案件に対して、正しい知識と現状認識に基づいて、自分の意見を論理的に分かりやすく示せるかどうかが問われていることを理解しなければならない。多くの選択科目において、それぞれの設問で対象とする事象・技術・設備の特徴を説明させた後に実

施例、課題、対策、長所・短所等について「述べよ」、また、当該分野における「担当責任者」として業務計画時に考慮すべき事項、業務遂行手順、業務遂行時に留意すべき事項を「述べよ」といった問いがなされている。

原子力・放射線部門の技術士が、高度に専門的な技術分野と一般社会との接点に立って、説明責任を担う役割が求められていることの現われであろう。単に専門的知識の有無を問うだけではなく、限られた時間で正しい知識と認識に基づいて自分の意見を論理的に組み立て、的確に分かりやすく示す能力が求められている。社会や技術の動向に対する感受性を高め、自分自身の意見を的確に表現する訓練は、単なる受験準備のみならず、技術者としての幅を広げる訓練にもなるので地道に努力を重ねて頂きたい。具体的には、最近の試験問題の出題例や新聞やテレビのニュースなどから出題されそうなテーマをいくつか想定して正確な情報を系統的に集め、自分の考えをまとめておく必要がある。そのためには、日頃から社会の動向を把握しておくとともに、学協会や関連雑誌の特集記事、時事問題紹介記事、原子力委員会の定例会議資料、原子力規制委員会の定例会議資料、新規基準適合性に関する審査会合資料に加え、エネルギー政策全体を対象としている総合資源エネルギー調査会 基本政策分科会会議資料等から情報を収集しておくことが望ましい。また、5.で後述するように平成31年度試験からは1つの選択科目でカバーする専門分野が広げられることになっており、この指向は平成30年度試験でも一部先取りされることも考えられることから、自身の選択科目だけではなく他の選択科目の過去の試験問題についても目を通し、視野を広げておくことをお勧めする。平成29年度試験「原子炉システムの設計及び建設」II-2-1で「新設プラント計画時の被ばく低減計画」について出題されているのはこの指向の現れとも受けとれる。

5. 今後の技術士試験に関する参考情報

昨年12月28日に「技術士法施行規則の一部を改正する省令」が公布（平成31年4月1日施行）されており、平成31年度試験から第二次試験の各部門の選択科目が変更となる。原子力・放射線部門の選択科目は、表6に示すとおり、現在の5科目（「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」）から3科目（「原子炉システム・施設」、「核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分」、「放射線防護及び利用」）に統合され、受験に際して1つの選択科目でカバーする専門分野が広がることになる。

<参考になる資料及びWEBサイト>

- [1] 日本原子力学会「日本原子力学会誌ATOMO」
- [2] 日本原子力学会「原子力がひらく世紀」
- [3] 原子力規制委員会 HP (<http://www.nsr.go.jp/>)
- [4] 原子力委員会 HP (<http://www.aec.go.jp/>)
- [5] 「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)
- [6] 日本技術士会 原子力・放射線部会ホームページ (http://www.engineer.or.jp/c_dpt/nucrad/topics/002/002467.html)
- [7] 原子力百科事典ATOMICA (<http://www.rist.or.jp/atomica/>)
- [8] 総合資源エネルギー調査会 基本政策分科会（資源エネルギー庁 HP） (http://www.meti.go.jp/committee/gizi_8/18.html)

表1 平成30年度技術士第二次試験(筆記)の試験方法及び合格基準

試験科目	問題の種類	試験方法	試験時間	配点	合否決定基準
必須科目	「原子力・放射線部門」全般にわたる専門知識	択一式、20問出題 15問解答	1時間 30分	30点	60%以上の得点
選択科目	「選択科目」に関する専門知識及び応用能力	記述式、600字詰用紙4枚以内	2時間	40点	60%以上の得点
選択科目	「選択科目」に関する課題解決能力	記述式、600字詰用紙3枚以内	2時間	40点	

表2 平成30年度技術士第二次試験(口頭)の試験方法及び合格基準

試問事項	配点	試問時間	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 ①「経歴及び応用能力」	60点	20分(10分程度 延長の場合あり)	①60%以上の得点
II 技術士としての適格性及び一般知識 ②「技術者倫理」	20点		
③「技術士制度の認識その他」	20点		

表3-1 必須科目Iの出題内容(平成29年度)

問題番号	問題内容	出題技術分野(選択科目相当)						政府方針, 法令, 許認可等に係わるもの
		設計及び建設	原子炉システムの運転及び保守	原子炉システムの技術	核燃料サイクルの技術	放射線利用	放射線防護	
I-1	原子力規制委員会の新規性基準における従来からの変更内容	○						○
I-2	米国NRCの原子炉許認可の新しい審査方法	○						○
I-3	実用発電用原子炉の原子炉システムで考慮すべき要求事項	○						○
I-4	原子力関係閣僚会議で決定された「高速炉開発の方針」			○				○
I-5	特定核燃料物質の防護のため監督が義務付けられている区域					○		○
I-6	原子炉の動特性	○						
I-7	監視試験片に関する, 実用発電用原子炉の技術基準		○					○
I-8	原子力災害対策		○			○		○
I-9	核燃料に関係深いアクチノイド元素			○				
I-10	核拡散防止条約(NPT)						○	○
I-11	原子力発電及び核燃料サイクルの歴史的経緯			○				
I-12	1F事故により環境に放出された放射性物質					○		
I-13	植物・農作物の放射線を利用した品種改良技術(放射線育種)					○		
I-14	放射線検出器の素材					○		
I-15	飲食, 呼吸により人体内に取り込まれる天然の放射性物質の量					○		
I-16	放射線と物質の相互作用					○		
I-17	ICRP 勧告における, 放射線防護の対象となる被ばく及び線量限度					○		○
I-18	内部被ばくの測定					○		
I-19	線源を保管する遮蔽壁を有する施設の線量率評価					○		
I-20	ICRP 勧告における放射線加重計数					○		○

表 3-2 必須科目 I の出題内容 (平成 28 年度)

問題 番号	問題内容	出題技術分野 (選択科目相当)						政府方針, 法令, 許認 可等に係 わるもの
		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	その他・全般	
I-1	炉心、反応度制御系統等の設計	○						
I-2	長期エネルギー見通し/2030 年度エネルギー需要構造						○	○
I-3	冷却材喪失事故の解析	○						
I-4	確率論的安全評価 (PSA)	○						
I-5	原子炉の反応度変化		○					
I-6	シビアアクシデントに関する記述	○						
I-7	発電用原子炉施設の高経年化に関する解説		○					○
I-8	原子炉安全保護系における原子炉トリップ (スクラム) 信号		○					
I-9	核燃料物質の貯蔵に関して事業者のとるべき措置			○				
I-10	日本の核燃料サイクル政策			○				○
I-11	日本の原子力施設から発生する放射性廃棄物の処理・処分			○				
I-12	化学反応と核燃料サイクルにおける施設の組合せ			○				
I-13	細胞の放射線感受性					○		
I-14	放射線計測					○		
I-15	放射線の線エネルギー付与 (LET) による放射線の生物効果比 (RBE)				○			
I-16	真空中の電子の特性				○			
I-17	放射線影響・障害					○		
I-18	GM 計数装置での β 線源の放射能 (Bq) と標準偏差					○		
I-19	ICRP 勧告における組織加重計数					○		○
I-20	ガンマ線照射の空気の吸収線量率 (Gy/s)					○		

表 3-3 必須科目 I の出題内容 (平成 25～27 年度)

問題番号	出題内容		
	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度
I-1	原子力規制委員会の設置目的	1F 事故を契機とした原子力安全規制の転換	エネルギー基本計画
I-2	発電用原子炉の設置許可の基準	新規制基準で新設・強化された要求事項	高速増殖炉「もんじゅ」
I-3	原子炉システムの構成	原子炉体系での実効増倍率	実用発電用原子炉の技術基準に関する規則
I-4	解析による非常用炉心冷却系の機能・性能確認	炉心、反応度制御系統の考慮すべき要求事項	実用発電用原子炉の技術基準に関する規則
I-5	スクラム後の炉心の崩壊熱	新燃料交換割合と使用済燃料の平均燃焼度	原子炉における Xe-135 の変化
I-6	熱中性子炉における Xe-135 の変化の影響	原子炉の動特性	原子炉の運転
I-7	我が国における BWR 及び PWR	実用発電用原子炉の技術基準、構造規則	過去に発生した事故・事象
I-8	軽水炉のシビアアクシデント進展プロセス	現行の軽水炉における制御系	非破壊検査
I-9	核燃料サイクル	我が国の核燃料物質等の輸送	ウラン濃縮
I-10	環境省「除染ロードマップ」の除染の進め方	原子力施設から発生する放射性物質の処理・処分	再処理工場の使用済燃料プールの過酷事象
I-11	核燃料サイクル施設における水溶液系の臨界事故	使用済燃料の再処理方法	原子燃料
I-12	使用済燃料の管理	プルトニウムの特徴	原子力発電及び核燃料サイクルの歴史的経緯
I-13	成人の体内に存在する K-40 の量	日本人成人の体内に存在する炭素 14 の量	ポジトロン断層撮影法 (PET)
I-14	Co-60 で発生するγ線、電子線の線エネルギー付与	放射線検出器の原理と素材	コンプトン効果
I-15	真空中で電子の運動方向変化で放出される電磁波	細胞の放射線感受性	ヒトの半致死線量
I-16	ポジトロン断層撮影法 (PET)	放射線の透過、散乱特性	水に対する放射線作用
I-17	放射線影響・障害	放射線防護の対象となる被ばく及び線量限度	放射線防護と健康影響
I-18	GM 計数測定でのβ線源の放射能及び標準偏差	放射線加重計数に関する新旧 ICRP 勧告の比較	ICRP が勧告する放射線防護
I-19	内部被ばく検査から 1 年後の残存 Cs-134 量の評価	体内汚染の場合に、甲状腺に移行する核種	バイオアッセイ法
I-20	非密封放射性同位元素使用施設火災の応急措置	我が国の自然放射線による被ばく線量の増加要因	自然放射線

表 4-1 過去の選択科目 II の問題で取り上げられている主題 (1/5)

問題番号	選択科目： 原子炉システムの設計及び建設				
	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度
II-1-1	原子炉施設の設計の多重性、多様性、独立性	各事象における安全評価上の判断基準	TMI-2、チェルノブイリ、1F における事故	燃料要素の許容損傷限界	炉心設計における核熱、機械的制限事項
II-1-2	最終ヒートシンク	安全重要度分類「クラス 1」設備	原子炉格納容器のパウダリー	高温ガス炉のシステム上及び安全上の特徴	原子炉構成材料の選定
II-1-3	運転状態 I、II、III、IV 及び試験状態	原子炉冷却材圧力パウダリー	深層防護の基本的考え方	熱中性子炉の温度による主要な反応度変化	安全保護回路の要件
II-1-4	高レベル放射性廃棄物の長寿命核種の核変換処理	高速中性子炉の原子炉冷却材	反応度制御系統及び原子炉停止系統	軽水炉の発電原価への 1F 事故の影響	ナトリウム冷却高速炉の安全上、システム上の特徴
II-2-1	1F 事故を受けた電源設備の安全強化の計画	1F 事故を受けた残留熱除去系設備の設計変更	発電用原子炉施設における火災防護設計	受動的 (静的) 安全システムの設計	新設プラント計画時の被ばく低減計画
II-2-2	設計で適用するシミュレーション解析	デザインレビュー計画	重大事故対処設備の設置	外的事象対策の設計	1F 事故の教訓を踏まえた電源喪失に対する耐性向上

表 4-2 過去の選択科目Ⅱの問題で取り上げられている主題 (2/5)

問題番号	選択科目： 原子炉システムの運転及び保守				
	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度
Ⅱ-1-1	軽水炉「運転時の異常な過渡変化」の判断基準	新規制基準の重大事故	事故時等の運転操作手順	「運転上の制限」(LC0)と、LC0逸脱時とるべき措置	実用発電用原子炉の運転管理に関する保安規定
Ⅱ-1-2	主要制御系の目的、機能	原子力災害特別措置法	特定重大事故対処設備	軽水炉の出力変動	臨界近接の手法の原理
Ⅱ-1-3	軽水炉の炉心設計での可燃性毒物使用	決定論的安全評価と確率論的安全評価	異常発生時の緊急活動レベル (EAL)の改正	「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」制度	PWR/BWRの一次冷却水の水化学管理
Ⅱ-1-4	最終ヒートシンク確保、使用済燃料貯蔵プール冷却、遮へい、未臨界確保対策	原子力損害の賠償に関する法律	燃料交換中における未臨界を担保の方策	原子炉起動時の中性子源の目的、種類、振る舞い	実用発電用原子炉の運転期間延長認可
Ⅱ-2-1	高経年化対策を考慮した保守計画	長期間停止中の原子力発電プラントの保全	原子力発電プラントの確率論的リスク評価(PRA)	人的過誤によるトラブル防止・低減	既設原子炉施設の再稼働のための設置許可変更
Ⅱ-2-2	営業運転開始後に必要な諸手続き	新規制基準の骨子	プラント長期停止における技量の維持計画	重大事故等対処設備や多様性拡張設備他の保守管理	事業者の自主的な安全向上における外部レビュー

表 4-3 過去の選択科目Ⅱの問題で取り上げられている主題 (3/5)

問題番号	選択科目： 核燃料サイクルの技術				
	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度
Ⅱ-1-1	我が国のウラン資源確保	商業規模使用のウラン濃縮方法	核燃料サイクル施設におけるテロ対策	ウラン採鉱から燃料になるまでの工程	商用再処理施設で製造されるガラス固化体
Ⅱ-1-2	核燃料サイクル施設における保障措置	再処理施設で過去に発生した事故事例	核燃料サイクル施設における核不拡散留意事項	使用済み燃料の中間貯蔵施設での貯蔵	MOX燃料製造施設の安全上の留意事項
Ⅱ-1-3	国内外での過去の再処理実施例	高レベル放射性廃棄物の最終処分プログラム	高速炉や加速器を用いた長寿命放射性核種の核変換	低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分	濃縮ウラン製造のコストに影響を及ぼす事項
Ⅱ-1-4	我が国のクリアランス制度	我が国の、軽水炉でのプルサーマル推進の意義	プルサーマル実施における課題と内容	核兵器不拡散条約に関するIAEA-日本の追加議定書	PUREX法
Ⅱ-2-1	核燃料サイクル施設の保守計画	原子力施設の既存製品改良	事故に伴う放射性廃棄物の中間貯蔵施設	放射性廃棄物の減容処理実証試験	現地試運転試験で要求性能未達となったトラブル対応
Ⅱ-2-2	核燃料サイクル施設への新規海外技術導入	燃料加工施設、再処理施設の重大事故防護計画	使用済み燃料の直接処分の有効性	高レベル放射性廃液貯蔵の冷却機能喪失	1F事故のより汚染された廃棄物の埋立処分施設

表 4-4 過去の選択科目Ⅱの問題で取り上げられている主題 (4/5)

問題番号	選択科目： 放射線利用				
	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度
Ⅱ-1-1	ガンマ線とイオンビームの生物効果比 (RBE) の特徴	放射線の直接効果と間接効果、DNAに対する効果	LET (線エネルギー付与) と RBE (生物学的効果比)	放射線の直接効果と間接効果	LET (線エネルギー付与) と RBE (生物学的効果比)
Ⅱ-1-2	金属系、有機系物質へのイオン及び中性子の照射効果	X線を利用した無機系材料、生体系物質のイメージング	イオンビームを用いた元素分析法	加速陽子による中性子及びμ粒子の生成方法	農業・食品分野で実用化されている放射線利用技術
Ⅱ-1-3	農業分野で用いられる放射線利用技術	放射線を利用した医療診断技術	放射性同位元素を用いた物質動体の可視化	量子ビーム	材料の放射線照射効果を調べる装置、方法・原理
Ⅱ-1-4	加速器質量分析法の利用核種と原理	放射線を利用した2種類の水素原子検出方法	食品への放射線照射の効果	工業、農業、医療分野で利用されている放射線	放射線により誘起される「分解」「架橋」等の化学反応
Ⅱ-2-1	放射性核種製造手法開発	放射線の細胞への影響調査計画	放射線による品種改良計画	粒子線治療方法の確立	α核種を用いたがん治療薬の開発
Ⅱ-2-2	放射線を用いた先端性機能材料の開発	エネルギー可変γ線発生原理、γ線源利用方法	高分子材料の放射線化学プロセス開発計画	材料や製品に対する照射計画	爆発物や核物質を放射線により外部から探査する方法

表4-5 過去の選択科目Ⅱの問題で取り上げられている主題 (5/5)

問題番号	選択科目：放射線防護				
	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度	平成29年度
Ⅱ-1-1	ICRP 放射線防護の目標と目標達成のための3原則	物理学的半減期, 生物学的半減期, 実効半減期	等価線量と実効線量の定義と放射線リスク	内部被ばくによる障害を低減させるための薬剤投与	バイスタンダー効果, 適応応答
Ⅱ-1-2	自然放射線と人工放射線	過剰相対リスク, 過剰絶対リスクを用いた放射線リスク評価	鉛, タングステン, アクリルを用いた遮へい	ICRP 勧告 (1977) での放射線防護の三原則	「計画被ばく状況」「緊急時被ばく状況」「現存被ばく状況」
Ⅱ-1-3	Sn法 (離散座標法), モンテカルロ法による遮へい設計解析	吸収線量, 実効線量, 等価線量, 1cm線量当量の違い	確定的影響, 確率的影響において発生する障害	サーベイメーターのエネルギー特性改善	γ線用線量当量 (率) サーベイメーターの特性
Ⅱ-1-4	放射線管理区域の根拠となる4種類の法令	内部被ばく測定手法 (鼻孔スミア, 対外計測法, バイオアッセイ)	シンチレーション検出器, Ge半導体検出器	自然起源の放射線による外部被曝	天然放射線核種による内部被ばく
Ⅱ-2-1	破損が生じた原子力施設等の処理における放射線防護	自然放射線と人工放射線の種類, 被ばく形態	避難住民帰還地周辺の空間線量率測定に用いる検出器	アイソトープ取扱施設における火災	気体状I-131 漏えい時の作業者の内部被ばく評価
Ⅱ-2-2	汚染環境中の放射線量測定	Ge半導体検出器による測定留意事項	公衆の線量限度が変更 (5⇒1mSv/年) された背景	除染された土壌の仮置き場での保管	内包物質不透明容器のRIの調査方法

表5 過去の選択科目Ⅲの問題で取り上げられている主題

選択科目	問題番号	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度	平成29年度
原子炉システムの設計及び建設	Ⅲ-1	地震・津波起因のSA発生防止, 影響緩和	PRA等のリスク評価手法の適用	共通要因による安全機能の一斉喪失の防止	次世代の原子炉システムの技術的課題	軽水炉のプラント熱効率の改善策
	Ⅲ-2	次世代原子炉システム	過酷事故対策を含む安全性向上, 信頼性・効率向上	中小型炉を実用化するにあたっての技術的課題	1F事故を踏まえた, 新設プラント安全設計の強化	リスク情報を活用した実用発電炉の安全確保
原子炉システムの運転及び保守	Ⅲ-1	外部自然現象からの防護	事業者として優先的, 自発的に取り組むべき安全性向上策	原子炉プラントへのロボット技術導入	実用発電炉の原子力防災上の計画・指針	プラントの停止状態が続く状況での運転・保守の人材確保
	Ⅲ-2	原子力発電所の定検の実施を規定する法令と定検計画	運転期間延長認可制度	原子炉プラントにおけるシビアアクシデント用計測系	過酷な外的事象で複数防護策が同時に破られる想定に対する方策	1F事故での原子炉制御室及びオフサイトセンターの問題点
核燃料サイクルの技術	Ⅲ-1	核燃料サイクル施設の性能未達設備の問題解決	今後の使用済燃料貯蔵対策	ガラス固化設備における不具合事象に対する取り組み	核燃料サイクルの克服すべき技術的課題やトラブル	六ヶ所再処理工場の, 新規基準適合の設計基準と重大事故対策
	Ⅲ-2	LWR-MOXリサイクルとLWRワンスルー	1F事故のオフサイト除染	福島事故におけるオンサイトの廃炉計画	核的制限値の事例と未臨界維持のための考え方	我国の使用済み燃料の再処理シナリオ, 直接処分シナリオ
放射線利用	Ⅲ-1	粒子線がん治療が広く受けられるための検討	ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT)	重粒子線治療における照射技術の高度化	放射線育種で目的以外の不用な変位が付属する問題	食品への放射線照射
	Ⅲ-2	放射線透過能利用の材料の歪コントラスト形成	原子空孔検出手法に利用する放射線と相互作用過程	放射線を利用した, 汚染大気及び排煙清浄化技術	イメージングの考え方と従来からの計画法との違い	人文科学分野での放射線利用
放射線防護	Ⅲ-1	学術会議提案「被ばくの一元管理」	帰還後住民の放射線管理	LNTモデル成立の背景とLNTモデルでは説明できない事例	SPEEDIとそれによる住民避難活用	人工, 天然核種の我が国のクリアランスレベル
	Ⅲ-2	放射線の危険性に関する一般公衆の理解	天然起源放射性物質に対するICRP勧告の立場	ICT-MSを用いた一般環境廃木分析	防護量と実用量の線量単位を全て「シーベルト」としたことによる混乱	放射線の取扱いで被ばくする作業者の多い業種と作業内容

表6 平成31年度技術士試験からの原子力・放射線部門の選択科目の変更（変更箇所は下線部）

改正前（平成30年度試験まで）		⇒	改正後（平成31年度試験から）	
選択科目	選択科目の内容		選択科目	選択科目の内容
<u>原子炉システムの設計及び建設</u>	<u>原子炉の理論，原子炉及び原子力発電プラントの設計，製造，建設及び品質保証，安全性の確保，核融合炉その他の原子炉システムの設計及び建設に関する事項</u>		<u>原子炉システム・施設</u>	<u>原子炉物理，原子炉及び原子力発電プラントの設計，製造，建設，運転管理及び保守検査並びに品質保証，安全性の確保・向上，高経年化対策，過酷事故対策，原子力防災，核セキュリティ，原子炉の廃止措置（過酷事故後の措置を含む），核融合炉その他の原子炉システム・施設に関する事項</u>
<u>原子炉システムの運転及び保守</u>	<u>原子炉の理論，原子炉及び原子力発電プラントの運転管理及び保守検査，安全性の確保，原子力防災，廃止措置その他の原子炉システムの運転及び保守に関する事項</u>			
<u>核燃料サイクルの技術</u>	<u>核燃料の濃縮及び加工，使用済燃料の再処理，輸送及び貯蔵，放射性廃棄物の処理及び処分，安全性の確保，保障措置その他の核燃料サイクルの技術に関する事項</u>		<u>核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分</u>	<u>核燃料の濃縮及び加工，使用済燃料の再処理，輸送及び貯蔵，放射性廃棄物の処理及び処分，保障措置，核セキュリティ，核燃料サイクルシステムの安全性の確保・向上，過酷事故対策及び廃止措置並びに原子炉の過酷事故後の燃料・放射性廃棄物の処理及び処分その他の核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分にに関する事項</u>
<u>放射線利用</u>	<u>放射線の物理，化学及び生物影響，工業利用，農業利用，医療利用，加速器その他の放射線利用に関する事項</u>		<u>放射線防護及び利用</u>	<u>放射線の物理，化学及び生物影響，計測に関する事項</u> <u>遮蔽，線量評価，放射性物質の取扱い，放射線の健康障害防止及び被曝低減その他の放射線防護に関する事項</u> <u>工業利用，農業利用，医療利用，加速器その他の放射線利用に関する事項</u>
<u>放射線防護</u>	<u>放射線の物理，化学及び生物影響，計測，遮へい，線量評価，放射性物質の取扱い，放射線の健康障害防止その他の放射線防護に関する事項</u>			<u>（注）各選択科目の内容には関連する法令・許認可に係る事項を含む。</u>

6. 原子力・放射線部門【必須科目 I】の設問と解説

以下に、平成 29 年度技術士第二次試験（原子力・放射線部門）【必須科目 I】の設問と解答及び解説を示す。

I 次の 20 問題のうち 15 問題を選び解答せよ。

I-1 平成 25 年 6 月に公布された原子力規制委員会の新規規制基準（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、新設又は従来から特に強化されておらず、変更のないものはどれか。

- ① 安全施設は、想定される自然現象（敷地の自然境界を基に、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 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。
- ③ 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。
- 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恐れがないものであること。

【解答と解説】正解は②

②旧安全設計審査指針においても、最終ヒートシンクを構成する機器の多重性、多様性は個別に要求されている。^[1]

【参考文献】

[1] 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 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統

I-2 米国 NRC は、1990 年代より原子炉許認可に関して、それまでの建設許可と運転認可を別々に審査する方法とは異なる新たな審査方法を導入した。この米国の新しい審査方法に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 米国の新たな原子炉許認可は、合衆国連邦規制基準 10CFR Part 52 で制定されている。
- ② 早期立地許可（ESP）は、設置する原子力プラントの詳細が定まらない段階から、立地予定地がプラントの建設に適しているかどうかを審査するものである。
- ③ 標準設計認証（DC）は、原子炉安全諮問委員会（ACRS）のレビューを必要とする。
- ④ 標準設計認証（DC）には有効期限が定められていない。
- ⑤ 建設と条件付き運転の一括認可（COL）の申請には、必ずしも標準設計認証（DC）の取得は必要ではない。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は④

<概要>

NRC は、許認可プロセスの効率化・簡素化を目指し、1989 年 4 月 18

日付官報（54FR15372）で、新規則 10CFR Part 52 を公表した。

10CFR Part 52 は、2007 年 8 月 28 日付で改定された際に、タイトルが「原子力発電所の認可、証明、及び承認」に改められた。10CFR Part 52 に基づく許認可プロセスでは、以下の 3 つの新しいアプローチが導入されている^[1]。

- － 早期立地許可（Early Site Permit : ESP）: 10CFR52 サブパート A : 具体的な建設許可等の申請がなくても、サイトのみ単独承認する。早期立地許可の有効期間は 10 年以上 20 年以下で、更新もできる。
- － 標準設計認証（Standard Design Certification : DC）: 10CFR52 サブパート B : 具体的な建設許可等の申請がなくても、プラント設計のみ単独承認する。標準設計認証の有効期間は 15 年間で、更新もできる。
- － コンバインド・ライセンス（Combined License : COL）: 10CFR52 サブパート C : 建設許可と運転認可をほぼ一括・統合したライセンスを発給する。

早期立地許可と標準設計認証では、サイト固有特性とプラント設計とのインターフェイス要件の詳細を除いて、緊急時計画を含めたほとんど全ての問題が先行的に解決される。また、コンバインド・ライセンスでは、建設が実質的に完了しても審査承認が遅れるような手続き上の要件はない（なお、コンバインド・ライセンス発給前の公聴会には必ず開催されるが、建設完了後運転開始前の公聴会は、要請がありかつ NRC が必要と認めた場合に限り開催される）。

<解説>

①適切。概要に示すとおり。

②適切。概要に示すとおり。

③適切。DC 申請後、NRC スタッフ審査が実施され、その後原子炉安全諮問委員会（ACRS）レビューミーティングが開かれる。

④不適切。概要に示すとおり、DC には有効期間があり、15 年間である。

⑤適切。COL 申請時には、ESP や DC を得ておく必要はない。

【参考文献】

[1] 10CFR (NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations) Part 52: Licenses, certifications, and approvals for nuclear power plants, United States Nuclear Regulatory Commission (U. S. NRC)

(<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part052/>)

I-3 実用発電用原子炉について、原子炉システムの設計で考慮すべき要求事項について次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 設計基準事故において、反応度制御系統のうち少なくとも 1 つは、原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも 1 つは、原子炉を未臨界に維持することが要求される。
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有することが要求される。
- ③ 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、設計基準事故と重大事故を除き、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できることが要求される。
- ④ 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有することが要求される。

- ⑤ 原子炉施設には、原子炉制御室以外の場所から原子炉を高温停止の状態にただちに移行させ、その後、安全な低温停止の状態に移行させ、維持させる機能を有する装置が要求される。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は③

- ① 適切。実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の第二十五条に記載。
- ② 適切。実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の第十七条に記載。
- ③ 不適切。実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の第十五条に記載。「燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。」ので誤り。
- ④ 適切。実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の第三十二条に記載。
- ⑤ 適切。実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の第二十六条に記載。

【参考文献】

[1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号）

I-4 平成28年12月の原子力関係閣僚会議で開催された「高速炉開発の方針」における次の技術のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 高速炉は、核燃料サイクルによって期待される高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減、資源の有効利用の効果をより高めるものである。
- ② 高速炉の開発に当たっても、地震・津波対策の強化やシビアアクシデント対策等の新たな規制要求に応じていかなくてはならない。
- ③ 安全性や供給信頼性、環境負荷低減性等を考慮した上で、運転経済性を含めた発電原価換算での経済性を備えたものでなければならない。
- ④ 国際協力の場を戦略的に活用して開発の合理化を図るとともに、最先端の知見を獲得して、国際標準を探索していくことが重要である。
- ⑤ 高速炉の開発については、メーカー・電力の民間事業者が主体となって進め、必要に応じて国が支援していく体制が重要である。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は⑤

- ① 適切。「高速炉開発の方針」の「はじめに（我が国の方針）」に、2014年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」を引用する形で設問相当の記述がある。
- ② 適切。「高速炉開発の方針」では3つの目標が掲げられているが、その1で東日本大震災後の更なる安全性の向上対策があり、高速炉にも設問相当の対応が求められている。
- ③ 適切。上記の3つの目標のその2で経済効率性の追求と市場環境への適応が求められており、そこで題記の要求がある。
- ④ 適切。上記の3つの目標のその3で国際協力があげられ、そこに設問相当の記述がある。
- ⑤ 不適切。開発体制に関する記載は「高速炉開発の方針」の4つ

の原則の4番目にあるが、「国、メーカー、電力、研究機関が密に連携し、責任関係を一元化した体制」となっているが、設問の記述は、研究機関が抜けており、また、国の関わりが支援に限られていることから適切ではない。

【参考文献】

[1] 高速炉開発の方針（案）、原子力関係閣僚会議資料1（2016.12.21）

https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/genshiryoku_kakuryo_kaigi/dai6/siryoul.pdf

[2] エネルギー基本計画

http://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/140411.pdf

I-5 実用発電用原子炉施設において核物質防護に関係する場所のうち、常時立入者以外の者が立入る場合に、常時立入者が同行し、特定核燃料物質の防護のために必要な監督が義務付けられている場所がある。次のうち、前述の義務が課せられていない場所はどれか。

- ① 防護区域
- ② 中央制御室外から発電用原子炉施設を安全に停止させるための機能を有する機器を設置した区域。
- ③ 立入制限区域
- ④ 安全保護装置周辺区域
- ⑤ 見張人の詰所

【解答と解説】正解は③

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第九十一条2項において、以下の様に規定されている。

「五号ハ 防護区域又は安全保護装置周辺区域（技術基準規則第二条第二項第九号ハに規定する安全保護装置が防護区域の外に設置されている場合における当該装置の周辺の区域をいう。以下この項において同じ。）に、ロに規定する証明書等を所持する者が立ち入る場合は、常時立入者を同行させ、当該常時立入者に特定核燃料物質の防護のために必要な監督を行わせること。」

「十四号 中央制御室外から発電用原子炉施設を安全に停止させるための機能を有する機器については、次に掲げる措置を講ずること。イ 周囲に容易に破壊されない壁その他の障壁を当該機器の操作に支障を及ぼさないように設置すること。

ロ イの規定により設置された障壁によって区画された区域に第五号ロに規定する証明書等を所持する者が立ち入る場合は、常時立入者を同行させ、当該常時立入者に特定核燃料物質の防護のために必要な監督を行わせること。

従って、①、②、④の区域については、常時立入者以外の者が立入る場合に、常時立入者が同行することが義務付けられている。また⑤については、防護区域内又は周辺防護区域内の鉄筋コンクリート造りの施設その他の堅固な構造の施設内に設置することが義務付けられているため、同様に常時立入者が同行する必要がある。③の立入制限区域は、周辺防護区域の周辺に設置される区域のため、本義務の対象外となる。なお、周辺防護区域とは、防護区域の周辺に、核物質を不法な取得や妨害、破壊行為から防護するため、侵入検知・警報システム等の設置や見張人を配置する区域をいう。

【参考文献】

[1] 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則

http://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/ls0500/detail?lawId=353M50000400077&openerCode=1

- 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 ステップ上に微小な反応度 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 は実効値発中性子割合である。
 - ② 国内の発電用軽水炉では、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。
 - ③ 原子炉スクラムなどにより比較的大きな負の反応度が投入された場合、原子炉内の核分裂による出力は即時に零となる。
 - ④ 遅発中性子の平均エネルギーは、即発中性子の平均エネルギーである約2MeVよりも大きい。
 - ⑤ 国内の発電用軽水炉において、ドップラ係数は正となるように設計する。

【解答と解説】正解は①

- ① 適切。ステップ状に反応度が投入された直後に限り、遅発中性子先行核濃度は一定で反応度投入前の値を取るという近似が成り立つ。投入反応度 ρ が微小($\rho < \beta$)な場合、原子炉の出力は反応度投入直後に約 $\beta/(\beta-\rho)$ 倍となる。これを即発跳躍という。^[1]
- ② 不適切。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]
- ③ 不適切。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即時に低下するが、遅発中性子に起因する核分裂は継続する。従って、原子炉内の核分裂出力は即時に零にはならない。^[2]
- ④ 不適切。U-235の熱核分裂で放出される遅発中性子の平均エネルギーは、0.2~0.6 MeV程度である。^[2]
- ⑤ 不適切。ドップラ係数を正となるように設計すると、出力上昇による温度上昇に伴い正の反応度が投入されてしまう。国内の発電用軽水炉では、固有の安全性を有するように、ドップラ係数は負となるように設計する。^[3]

(平成26年度技術士第二次試験 I-6 類似問題)

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 「原子炉物理の基礎(9) 中性子束の時間的変化 (03-06-04-09)」

http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=03-06-04-09

[2] ラマーシュ「原子炉の初等理論(上)」第3章、吉岡書店

[3] 原子力百科事典 ATOMICA 「安全設計思想 事故の発生防止 (02-02-05-02)」

http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=02-02-05-02

I-7 次の記述は、実用発電用原子炉に関する技術基準のうち、監視試験片に関するものである。文章中の□に入る語句の組合せとして最も適切なものはどれか。

- 設計基準対象施設に属する容器であって、1メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれのあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において(ア)を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるように次に定める監視試験片を備えなければならない。
- 一 監視試験片の材料は、中性子の照射領域にある容器の材料と同等の(イ)を有するものであること。
 - 二 監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の(ウ)及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。
 - 三 監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける(エ)、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。
- | | | | |
|--------|------|--------|----------|
| ① 応力腐食 | 溶接条件 | 表面状態 | 中性子スペクトル |
| ② 脆性破壊 | 合金成分 | 機械的強度 | 応力変化 |
| ③ 応力腐食 | 製造履歴 | 表面状態 | 腐食電位変化 |
| ④ 疲労破壊 | 合金成分 | サイクル疲労 | 応力変化 |
| ⑤ 脆性破壊 | 製造履歴 | 機械的強度 | 中性子スペクトル |

【解答と解説】正解は⑤

実用発電用原子炉に関する技術基準のうち、監視試験片に関する問題である。「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」の第十二条がそのまま問題となっている。(下記に当該部分を抜粋)

第十二条 原子炉施設に属する容器であって、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれのあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるように次の各号に定める監視試験片を備えなければならない。

- 一 監視試験片を採取する材料は、中性子の照射領域にある容器の材料と同等の製造履歴を有するものであること。
- 二 監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。
- 三 監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。

【参考文献】

[1] 経済産業省 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (http://www.meti.go.jp/policy/safety_security/industrial_safety/law/law3.html)

- I-8** 原子力災害対策に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。
- ① 原子力施設の状況に応じて、緊急事態を、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の3つに区分する。
 - ② 防護措置の実施を判断する基準として、空間放射線量や環境試料中の放射性物質の濃度等の原則計測可能な値で表される運用上の介入レベル(OIL:Operational Intervention Level)を設定する。
 - ③ 原子力災害対策重点区域の設定に当たっては、原子力施設の種類に応じて想定される事故の規模及び立地点における地域特性

を判断の目安とする。

- ④ 緊急時モニタリングセンターは、国、地方公共団体、原子力事業者及び関係指定公共機関の要員で構成され、原則として国が指揮を執る。
- ⑤ 安定ヨウ素剤の予防服用に当たっては、副作用や禁忌者等に関する注意を事前に周知する。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は③

- ① 適切。原子力災害対策特別措置法により、緊急時活動レベル（EAL）として、「施設敷地緊急事態（EAL2）」、「全面緊急事態（EAL3）」に加え、新設の「警戒事態（EAL1）」の3つに区分し、区分ごとに事業者や国・地方公共団体の役割を整理している。「警戒事態」の新設により、緊急事態に至る以前に早期に情報の収集が行われる。^[1]
- ② 適切。例えばOIL1では、空間線量500 μ Sv/h以上において、防護措置として避難が行われる。^[1]
- ③ 不適切。PAZ（予防的防護措置を準備する区域）は約5km圏内、UPZ（緊急時防護措置を準備する区域）は約5～30km圏内と定められている。^[1]
- ④ 適切。参考文献[2]参照。
- ⑤ 適切。参考文献[3]参照。

【参考文献】

- [1] 電気事業連合会 HP
(<https://www.fepec.or.jp/nuclear/safety/bousai/index.html>)
- [2] 原子力規制委員会 HP
(<http://www.nsr.go.jp/activity/monitoring/monitoring6-5.html>)
- [3] 原子力規制委員会 HP
(http://www.nsr.go.jp/activity/bousai/measure/iodine_tablet/index.html)

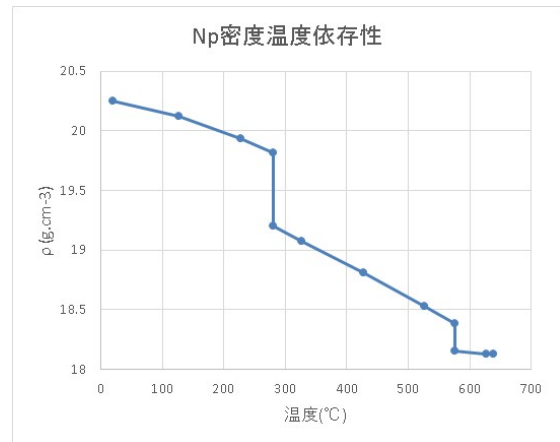
I-9 核燃料に関係深いアクチノイド元素（Th, U, Np, Pu, Am）に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① U-234は、ウラン系列の α 壊変、 β 壊変の結果により生成され、天然に約0.0055%存在する。
- ② ネプツニウムは、常温における密度が最も大きい。
- ③ 米国で発見された最初のプルトニウムの同位体は、Pu-238である。
- ④ Am-241は、主にPu-241の β 壊変で生成される。
- ⑤ 天然トリウムの地殻存在度は、天然ウランのそれより低い。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は⑤

- ① 記載のとおり。^[1]
- ② 題意が「ネプツニウムは、（Th, U, Np, Pu, Amの中では）常温における密度が最も大きい」であれば、常温における各元素の密度（g/cm³）は、Th：11.72、U：18.95、Np：20.25、Pu：19.84、Am：13.67であり、Npが最も大きく記載のとおりとなる。^[2]
なお、Npは温度により α （ $\leq 278^\circ\text{C}$ ）、 β （ $> 278^\circ\text{C}$ ）、 γ （ $> 577^\circ\text{C}$ ）の3つの結晶形態をもち、各々の密度（g/cm³）は α ：20.25（20 $^\circ\text{C}$ ）、 β ：19.36（313 $^\circ\text{C}$ ）、 γ ：18.0（600 $^\circ\text{C}$ ）である。^[2] また、熱膨張を考慮した計算密度は下図のようになる。^[3] 本データからは、常温付近の密度が最も大きいと言えなくも無いが、問題には温度範囲の記載はないことより、常

温未満の温度での密度は常温より大きくなると考えられ必ずしも適切とは言えず、迷う場合があると思われる。しかしながら、⑤は明らかに不適切であるため、本記述が最も不適切とはならない。



- ③ 記載のとおり。U-238に重陽子を照射した際に得られるNp-238の β 壊変の生成物としてPu-238が得られた。^[3]
- ④ 記載のとおり。^[3]
- ⑤ 地殻存在度（ $\mu\text{g/g}$ ）は、天然トリウム：3.5、天然ウラン：0.91となっており、天然トリウムのほうが高い。^[2]

【参考文献】

- [1] 理科年表(国立天文台編)、丸善
- [2] 化学便覧基礎編Ⅰ(日本化学会編)、丸善
- [3] AAA Fuels Handbook, Argonne National Laboratory
(<http://www.ipd.anl.gov/anlpubs/2003/03/45803.pdf>)
- [4] 元素111の新知識、講談社

I-10 核拡散防止条約（NPT）に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① イラク、北朝鮮の核兵器開発疑惑やインド、パキスタンの核実験といったNPT体制内外からの挑戦を抱えている。
- ② 締約国は191か国・地域（2015年2月現在）であり、非締約国はインド、パキスタン、イスラエル、南スーダンである。
- ③ 米、露、英、仏の4か国を「核兵器国」と定め、「核兵器国」以外への核兵器の拡散防止を目的の1つとする。
- ④ 各締約国による誠実に核軍縮交渉を行う義務を規定している。
- ⑤ 原子力の平和的利用の軍事技術への転用を防止するため、非核兵器国が国際原子力機関（IAEA）の保障措置を受諾する義務を規定している。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は③

核拡散防止条約（NPT）は、米、露、英、仏、中5か国を「核兵器国」と定めている。よって、③は不適切。
NPTの詳細は参考文献[1]参照。

【参考文献】

- [1] 外務省 HP
(<http://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku/npt/gaiyo.html>)

I-11 原子力発電及び核燃料サイクルの歴史的経緯に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 「長期エネルギー需給見通し」(平成27年7月経済産業省決定)によれば、東日本大震災前に約3割を占めていた我が国の原発依存度(総発電電力)は、2030年度には約1割に低減すると見込まれている。
- ② 我が国では、1970年代に二度にわたる石油危機が生じ、原子力発電の利用が加速された。
- ③ 世界で最初の実験的原子力発電は、1951年、米国的高速実験炉EBR-Iによって行われた。
- ④ 原子力は、第二次世界大戦中に核兵器として実用化されたが、1953年に当時のアイゼンハワー米国大統領が国連総会で行った「平和のための原子力(Atoms for Peace)」演説を契機として、原子力発電など平和目的への利用が進められた。
- ⑤ 使用済燃料の再処理は、我が国においても1950年代からその必要性が叫ばれており、当時の原子力開発利用長期計画では、極力国内技術によることとしていた。

【解答と解説】正解(最も不適切なもの)は①

- ① 不適切。「長期エネルギー需給見通し」では2030年度の原発依存度は20~22%としており、選択肢①の1割という記載は不適切。ただし新規規制審査の長期化、廃炉の増加等により上記の原発依存度の確保は難しい状況となっている。(平成27年度技術士第二次試験 I-12 に類似問題があり、正しい選択肢についてはほぼ同様な記述となっている。)
- ② 適切。参考文献[2]に該当する記載がある。
- ③ 適切。参考文献[3]に該当する記載がある。
- ④ 適切。参考文献[3]に該当する記載がある。
- ⑤ 適切。参考文献[4]の第3章「2.核燃料サイクル」に該当する記載がある。

【参考文献】

- [1]「長期エネルギー需給見通し」(平成27年7月、経済産業省)
(http://www.meti.go.jp/press/2015/07/20150716004/20150716004_2.pdf)
- [2]原子力百科事典ATOMICA「石油危機と日本(01-02-03-04)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=01-02-03-04)
- [3]原子力百科事典ATOMICA「米国初期の動力炉開発計画(16-03-01-02)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=16-03-01-02)
- [4]「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」(昭和57年6月30日、原子力委員会)
(<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/tyoki1982/chokei.htm>)

I-12 東京電力福島第一原子力発電所の事故により環境に放出された放射性物質に関する次の記述のうち、最も適切なものはどれか。

- ① 環境に放出された放射性セシウムの主な同位体はCs-134とCs-137であるが、現在(2017年時点)は半減期が約8日のCs-134は減衰し、主にCs-137が環境中に残っている。
- ② 食品中の放射性物質の規制値は核種ごとに定められており、例えば放射性ストロンチウムの規制値は放射性セシウムの規制値の10分の1である。

- ③ 実焼却炉を用いた焼却処理試験で、廃棄物中の放射性セシウムのほとんどは主灰(炉底に残る灰)にとどまり、排ガス系へは、ほとんど移行しないことが確認されている。
- ④ 国がその地域内にある廃棄物の収集、運搬、保管及び処分を実施する必要があるとして環境大臣が指定した地域を汚染廃棄物対策地域という。
- ⑤ 汚染廃棄物対策地域外において、放射性セシウムの放射能濃度が1キログラム当たり8,000ベクレルを超える廃棄物は指定廃棄物として各自治体が収集、運搬、保管及び処分をしなければならない。

【解答と解説】正解は④

- ① 不適切。Cs-134の半減期は約2年。^[1] なお、半減期が8日なのは、Csと共に多量に放出されたI-131である。
- ② 不適切。食品中の放射性物質の規制値は、放射性物質を含む食品からの被ばく線量が年間1mSv以下となるような濃度と定められており、核種ごとに定められていない。^[2]
- ③ 不適切。Csはイオン活性が高くさまざまな化学形態をとりえるが、金属との複合塩は加熱すると分解し、CsOHは脱水して酸化セシウムとなり最終的には熱分解して単体Cs(沸点670℃)が揮発し気体として放出される。^[3]
- ④ 適切。汚染廃棄物対策地域とは、放射性物質汚染対処特措法に基づき、環境大臣が、国がその地域内にある廃棄物の収集・運搬・保管及び処分を実施する必要があると指定した地域である。^[4]
- ⑤ 不適切。指定廃棄物の収集・運搬・保管及び処分は国が実施する。^[4]

【参考文献】

- [1]「アイソトープ手帳」,(社)日本アイソトープ協会
- [2]「食品中の放射性物質の新たな基準値」厚生労働省HP
(http://www.mhlw.go.jp/shinsai_jouhou/dl/leaflet_120329.pdf)
- [3]TG-DTA分析結果、「福島原発事故における燃料及び核分裂生成物の挙動」(東北大学多元物質科学研究所、佐藤修彰)
(<http://www.applc.keio.ac.jp/~tanaka/lab/AcidRain/%E7%AC%AC35%E5%9B%9E/1.pdf>)
- [4]「対策地域内廃棄物について」環境省HP
(http://shiteihaiki.env.go.jp/radiological_contaminated_waste/regional_measures/)

I-13 放射線育種とは、放射線による人為的な突然変異誘発を利用した植物・農作物の品種改良技術である。放射線育種に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 1920年代にX線やガンマ線を用いてオオムギやトウモロコシの突然変異の誘発に成功したのが放射線育種の始まりである。
- ② 放射線以外に、アルキル化剤などの化学変異原を用いても人為的な突然変異の誘発と新品種の育成が可能である。わが国で育成された農作物の新品種は化学変異原を用いたものが多く、放射線による突然変異を誘発したものは少ない。
- ③ 1990年に命名登録された梨の新品種「ゴールド二十世紀」は、原品種「二十世紀」へのガンマ線照射で誘発された枝変わりであり、ナシ黒斑病への抵抗性を獲得したものである。
- ④ X線やガンマ線の代わりにイオンビームを照射すると、変異の

誘発率が高い、得られた変異の種類幅が広い、特定の遺伝子変異だけが誘発される「ワンポイント変異」が期待できる、などの利点が明らかになっている。

- ⑤ 最近では、ヒラタケやハタケシメジなどのキノコ類や微生物の品種改良にもイオンビーム育種が用いられている。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は②

化学変異原として用いる薬剤のほとんどは発癌性があることなどから、突然変異育種により開発された新品種の大部分が放射線によるものである。

【参考文献】

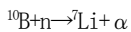
- [1] 飯田敏行監修「先進放射線利用」, 大阪大学出版会(p144)

I-14 次の物質はいず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離作用を利用する検出器の素材に用いられるものとして最も適切なものはどれか。

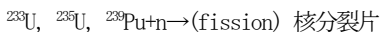
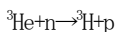
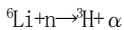
- ① ヨウ化ナトリウム
② フッ化ホウ素
③ α酸化アルミニウム
④ シリコン
⑤ アルゴン

【解答と解説】正解は②

熱中性子の測定原理としては、熱中性子に対して大きな断面積を持つ以下のような原子核反応を利用する。素材の中で、熱中性子に大きな捕獲断面積を持つのは、フッ化ホウ素のホウ素(¹⁰B)であるため、正解は②である。中性子との反応式は以下である。



なお、その他、熱中性子検出に利用される捕獲反応は以下である。



【参考文献】

- [1] 「中性子検出について」(東北大学チェトリ/科学研究センター)
(http://ppwww.phys.sci.kobe-u.ac.jp/~newage/workshop/B02_20150517_18/slides/shimizu.pdf)

I-15 人体内には、主として飲食物や呼吸を通じて、炭素 14、カリウム 40、ポロニウム 210 などの天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）の体内に存在するカリウム 40 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②

人体内でもっとも放射能として多量に存在するのが K-40 であり、体重 60kg の成人男性の体内には K-40 が約 4000Bq 存在している^[1]ことを記憶していると回答しやすい設問である。

なお、上記の算出方法は以下の通りである。

日本人の成人男性の全身カリウム量は約 130g である。カリウム元素

中のカリウム 40 の割合は 0.012%、半減期は 1.28×10^9 年なので、その量は下記となる。

$$\frac{130 \times 0.012 \times 10^{-2} \times 6.02 \times 10^{23}}{40} \times \frac{1}{\ln(2)} \times \frac{1}{1.28 \times 10^9 \times 365 \times 24 \times 3600} = 4031 \text{ Bq}$$

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「人体中の放射能 (09-01-01-07)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=09-01-01-07)
[2] 「放射線概論」, 通商産業研究社

I-16 放射線と物質との相互作用に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 気体が荷電粒子により電離されるとき、イオンと自由電子の対が生じる。このイオン対を作る平均エネルギーを W 値という。
② 誘電体の中を荷電粒子が通過すると、その粒子の電場により飛跡上の分子が分極して電磁波を発生する。荷電粒子の速度がこの電磁波の速度を超えた時、飛跡上の各点から発生した電磁波が干渉し、円錐状に放出される電磁波（光）をチェレンコフ光という。
③ 光電効果の前後における運動量保存とエネルギー保存の関係によって、γ線のエネルギーが高いほど粒子的性質が強くなるので、光電子の放出方向はγ線の入射方向に対して小さい角度の成分が多くなる。
④ エネルギーが 1~500keV の中速中性子と軽い原子核の主な反応は弾性散乱、非弾性散乱、核変換反応であり、全断面積は低速中性子に比べて大きくなる。
⑤ X線には、核外軌道電子のエネルギーの状態の遷移により放出される、特定の単一エネルギーを持った特性 X 線と、電子と原子核のクローン場との相互作用に放出される、連続エネルギーを持った制動放射線又は制動放射 X 線がある。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は④

- ④は不適切。全断面積は低速中性子に比べて小さくなる。

【参考文献】

- [1] 「放射線概論」, 通商産業研究社

I-17 国際放射線防護委員会 (ICRP) 2007 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 核医学治療を受けた患者を直接的に介助と介護をする成人に対しては、公衆被ばくの線量限度が適用される。
② 生物医学研究におけるすべての志願者（志願被検者）の被ばくは医療被曝のカテゴリーに含まれる。
③ 計画被ばく状況における公衆被ばくの線量限度は実効線量で 1 年につき 1mSv である。
④ 被ばくは、職業被ばく、患者の医療被ばく、及び公衆被ばくの 3 つのカテゴリーに区分されている。
⑤ 妊娠している作業者の胚と胎児の被ばくは公衆被ばくとして規

制される。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は①

①は不適切。ICRP2007の勧告では「公衆被ばくの線量限度を適用すべきでない」と記述されている。

【参考文献】

[1]「放射線概論」, 通商産業研究社

I-18 内部被ばくの測定に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 吸入摂取により胸部に残留したPu-239やAm-241からの低エネルギーガンマ線や特性X線を測定するため低バックグラウンドの肺モニタが使われる。
- ② トリチウム水蒸気を吸入摂取した場合、バイオアッセイ法で尿を用いる手法以外に、より簡便な呼気を用いる手法がある。
- ③ 吸入摂取した物質がCo-60酸化物の場合、吸収速度が速く肺における残留時間が短いことから、摂取後の迅速な体外計測法による測定が必要である。
- ④ バイオアッセイ法は人体から採取した便、尿等の測定結果から体内の放射能を評価するため間接手法と呼ばれる。
- ⑤ バイオアッセイ法は α 線や β 線のみを放出する核種のように体外からの計測が困難な核種について必要不可欠な手法である。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は③

③は不適切。血液に吸収されたコバルトは、生物学的半減期0.5日で血液から消失して全身の組織に移行し、肺における残留時間が特に短いわけではない。（ここでいう生物学的半減期とは、人間や動物の体内に取り込まれた物質が、代謝や排泄などでおよそ半量が体外に排出されるのに要する時間をさす。）

【参考文献】

[1]「被ばく線量の測定・評価マニュアル2000」, 財団法人原子力安全技術センター

I-19 Co-60ガンマ線源をコンクリート遮蔽壁（厚さ50cm程度）でできた施設に保管し遮蔽外側での線量率を求める場合、以下の説明についてもっとも不適切なものはどれか。

- ① 管理区域に係る基準の線量を計算する場合、Co-60ガンマ線の1cm線量当量率定数でなく、実効線量率定数を用いて計算する。
- ② 質量減衰係数は線減衰係数を物質の密度で割った値で、物質の密度が変わっても一定の値になる。
- ③ ビルドアップ係数は、測定点に入る全光子による線量を、直接線による線量で割った商である。
- ④ ガンマ線が物質中に入ったとき、最初に相互作用するまでに通過する距離の平均値を平均自由行程といい、線減衰係数 μ に比例する。
- ⑤ 線量透過率は、遮蔽体があるときの線量を遮蔽体がないときの線量で割った商である。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は④

④は不適切。平均自由行程は線減衰係数 μ に反比例する。

【参考文献】

[1]「放射線概論」, 通商産業研究社

I-20 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。放射線加重係数に関する国際放射線防護委員会（ICRP）2007年勧告に関する次の記述のうち、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1である。
- ② 電子、ミュー粒子に対する放射線加重係数は、全エネルギーの範囲で1である。
- ③ 中性子の放射線加重係数はエネルギーの関数であり、1MeV近傍でおよそ20になる。
- ④ 陽子に対する放射線加重係数は、全エネルギーの範囲で5である。
- ⑤ アルファ粒子、核分裂片、重イオン（又は重原子核）に対する放射線加重係数は、エネルギーに依存せず20である。

【解答と解説】正解（最も不適切なもの）は④

④は不適切。陽子に対する放射線加重係数は、全エネルギーの範囲で2である。

【参考文献】

[1]「放射線概論」, 通商産業研究社

7. 原子力・放射線部門【選択科目Ⅱ及びⅢ】の解説記事

7.1 「原子炉システムの設計及び建設」の設問と解答のポイント

(1) 「原子炉システムの設計及び建設」【選択科目Ⅱ】

以下に、平成29年度に出題された【選択科目Ⅱ】「原子炉システムの設計及び建設」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。)(答案用紙1枚:600字)

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 原子炉の炉心設計では、核、熱及び機械的な種々の制限を満足させなければならないが、それらのうち安全上留意をしなければならない制限事項を3つ以上挙げ、その条件を簡潔に述べよ。

【解答のポイント】

沸騰水型原子炉の炉心設計について以下に示す。

沸騰水型原子炉の炉心設計は、核設計(自己制御性の確保、停止余裕)、熱水力設計(最小限界出力比、最大線出力密度の遵守)等により構成される。

炉心の核設計では原子炉安全上の見地から以下を考慮して設計される。

- いかなる運転時の異常な過渡状態においてもプラントの各系統の保護動作と相まって、過渡時の限界値を超えないだけの十分な負の反応度効果を有すること。
- 出力の発振及び持続振動が生じないような核的特性を有すること。
- 最大反応度値を持つ制御棒が1本または水圧制御ユニット(HCU)を共有する1組が全引き抜き状態でも常に炉心を臨界未満にすることができること。

また、炉心の熱水力設計は、通常運転のみならず、何らかの故障や誤操作により原子炉の出力が増加し、冷却能力が低下する等の異常な過渡変化を生じた場合にも燃料の機械的健全性が維持されるように以下を考慮して設計される。

- 冷却不十分のために生じる過熱による被覆管の損傷を防止するため、燃料から冷却材への熱伝達において沸騰遷移が生じることを防ぐこと。
- 被覆管と燃料ペレットの相対的膨張によって生じる歪による被覆管の損傷を防止するため、被覆管に1%の円周方向平均塑性歪が生じる線出力密度以下とすること。

【参考文献】

[1] 社団法人火力原子力発電技術協会「原子力発電所—全体計画と設備—(改訂版)」(平成14年6月)

Ⅱ-1-2 原子炉を構成する材料は、その使用目的と使用環境などを考慮して適切な材料を選定しなければならないが、燃料材料(核燃料材、燃料被覆材など)や冷却材を除く原子炉材料の使用目的を2つ以上挙げ、その考慮すべき材料特性と代表的な事例を簡潔に述べよ。また、これらの原子炉材料が共通して考慮されなければならない特性を2つ以上挙げ、簡潔に述べよ。

【解答のポイント】

原子炉を構成する部材の使用目的とその材料を例示して回答する。発電用原子炉施設のうち、沸騰水型原子炉(BWR)では、原子炉圧力容器、炉心シュラウド、上部格子板及び炉心支持板等により原子炉は構成されている。原子炉圧力容器は原子炉冷却材圧力バウンダリとしての機能を有する。この機能はプラント寿命期間を通して健全に維持する必要があり、また、LOCA事象発生などECCS作動によっても脆性破壊しないことも必要となる。上部格子板、炉心支持板は燃料集合体を所定の位置に保持し、冷却材の流路を確保する機能を有する。

これら原子炉を構成する部材は、原子炉圧力容器に低合金鋼、炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板にオーステナイト系ステンレス鋼を使用している。原子炉圧力容器に使用される低合金鋼は高温において強度特性が低下せず、低温での靱性も優れており脆性破壊に対しても十分な靱性を有している。また、中性子に対する特性として照射脆化が小さく、かつその照射特性もよく知られており、機械的な加工性も優れていることから原子炉圧力容器の使用鋼材として適している。

炉心シュラウド等の炉内構造物に使用されるオーステナイト系ステンレス鋼は耐食性に優れ、中性子脆化に対する裕度も有している。また、製造過程での機械加工性や溶接性も良好であることから炉内構造物の使用材料として適している。

原子炉圧力容器に使用される低合金鋼や炉心シュラウド等の炉内構造物は高温・高圧の炉水及び放射線等の環境下で使用されるため、耐食性、耐中性子照射性及び加工性・溶接性に優れていることが要求される。また、保守性の観点から誘導放射能を生ずる成分を極力低減する配慮もなされている。

(a) 耐食性

全面腐食、エロージョン・コロージョン、応力腐食割れ等に対する抵抗性が良いこと。

(b) 耐中性子照射性

中性子照射脆化に対する裕度があること。

(c) 加工性・溶接性

製造過程での各種機械加工性や溶接性が良いこと。

(d) 保守性

被ばく低減の観点から誘導放射能の原因となるコバルトの含有量を低く抑える。

【参考文献】

[1] 実務テキストシリーズNo.1「軽水炉発電所のあらまし(改訂第3版)」、公益社団法人原子力安全研究協会

[2] 火力原子力発電Vol.45(1994)「原子力設備の設計と材料」

Ⅱ-1-3 実用発電用原子炉施設における「安全保護回路」について、安全設計に当たって満足すべき要件のうち重要と考える項目を4つ以上挙げ、その要件を簡潔に説明せよ。

【解答のポイント】

「安全保護回路」は、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(原子力規制委員会規則第五号)に「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事

象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設備をいう。」と定義されており、同規則第24条に要求事項が7項目定められている。

1 過渡時の機能	2 事故時の機能	3 多重性	4 独立性
5 故障時の機能	6 不正アクセス防止	7 計測制御系との分離	

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(原子力規制委員会規則第六号)では、ほゞ同定義の「安全保護装置」の要求事項が同規則第35条に定められており、上記7項目に加え、以下の2項目が要求されている。

8 試験可能性	9 設定値の変更
---------	----------

上記9項目の内から4項目以上が挙げられていけばよい。

1 過渡時の機能

運転時の異常な過渡変化が発生した場合に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することで、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできる設計とする。

2 事故時の機能

設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させ、その動作原因が中央制御室に表示される設計とする。安全保護動作が一度開始されたならばそれが完全に終了する設計とし、通常状態への復帰は、実用上可能な限り運転員の操作によって行う設計とする。

3 多重性

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保した設計とする。チャンネルがバイパス又は使用状態から取り外しされているときは、実用上可能な限りそれが連続的に中央制御室に表示される設計とする。

4 独立性

安全保護回路を構成するチャンネルは、チャンネル間を物理的及び電気的に分離し、それぞれのチャンネル間において共通要因又は従属要因によって同時に安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。

5 故障時の機能

駆動原の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。原子炉停止系(原子炉の緊急停止機能)に関する安全保護回路は、電力若しくは計装用空気の喪失又は何らかの原因により論理回路が遮断されるなどの状況においても、原子炉施設が安全な状態となるようなフェイルセーフ設計とする必要がある。

6 不正アクセス防止

不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

7 計測制御系との分離

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に

分離された設計とする。具体的には、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、これにより悪影響を受けない部分の安全保護回路に必要な機能が達成される設計とする。

8 試験可能性

発電用原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができる設計とする。

9 設定値の変更

運転条件に応じて適切な保護を行うために作動設定値を変更でき、設定値を変更する必要がある場合には、適切な設定値変更が行われる設計とする。

【参考文献】

- [1]原子力規制委員会「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」
- [2]原子力規制委員会「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」
- [3]JEAC4604-2009「原子力発電所安全保護系の設計規程」、一般社団法人日本電気協会
- [4]JEAC4620-2008「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」、一般社団法人日本電気協会

Ⅱ-1-4 ナトリウム冷却高速炉の安全上及びシステム上の特徴について簡潔に説明せよ。

- (1)冷却材としてナトリウムを用いていることによる安全上の特徴を4つ以上挙げ、その各特徴について関連するシステム上の特徴を述べよ。
- (2)高速中性子による核分裂を用いていることによる安全上の特徴を2つ以上挙げ、その各特徴について関連するシステム上の特徴を述べよ。

【解答のポイント】

(1)冷却材としてのナトリウム

①運転温度が高く除熱しやすい。

ナトリウム冷却高速炉は500℃前後で運転され、軽水炉(運転温度300℃前後)より運転温度が約200℃高いことから最終ヒートシンクとの温度差が大きく、除熱しやすい。このため最終ヒートシンクが比熱容量の大きい水に限られず、空気を選択肢に加えることができる。既存炉や検討中の高速実証炉・実用炉でも崩壊熱除去は原則として空冷とし、煙突効果により無動力でも下方から空気を吸い込んで除熱可能な設計を採用しているケースが多い。^[1]

②系統内の圧力が低く冷却材が失われにくい。

ナトリウムの沸点は大気圧で約900℃であり運転温度より高く、軽水炉のように高圧をかけなくても液相が維持できることから、系統内の圧力は、大気圧を少し上回る程度の低圧になっている。このため配管に亀裂が生じて冷却材が噴出して急激に失われることはなく、亀裂が配管破断につながる可能性も低い。また漏れたナトリウムも液相を保つので、漏れたナトリウムを受けるガードベッセルと呼ばれる容器を外側に設けることで、一定以上の液位低下が生じないように設計している。一方で小漏えいでは軽水炉

のように圧力低下が起きないため漏えいを発見しにくく、既存炉では多数のナトリウム漏えい検出器が設置されている。^{[1][2]}

③比熱が小さく温度差が付きやすいため自然循環除熱が容易。

ナトリウムは水に比べて比熱が小さく、熱伝達率が大きく、温度差が付きやすいのでヒートシンクの前後での密度差が大きくなりやすい。さらに運転温度より沸点が高いことから気相は生じにくく、ナトリウムの自然循環による無動力での崩壊熱除去運転が容易で、電源喪失時の冷却確保対策は軽水炉よりも容易と言える。

④ナトリウム高温運転に伴う構造設計上の配慮が必要。

ナトリウム冷却高速炉では高温運転を行うために、通常運転時や原子炉スクラムのような過渡時の原子炉構成機器の強度部材に温度変化による過度の熱応力が負荷されないように設計する。例えば、原子炉の主要構成機器は耐震性に配慮しつつ薄肉構造にする。さらに、原子炉出力変更時やスクラム時などにおいて原子炉容器内の冷却材ナトリウムが十分に混合しないことで生じる温度成層化(サーマルストラティフィケーション)に伴って原子炉容器軸方向に温度分布が形成されて熱応力が発生しうるので、原子炉出力や原子炉出口温度の変化率を制限したり、原子炉容器内側に熱遮蔽構造を設けたりする。また、系統内で温度差が生じやすいことから配管合流部での不規則な温度揺らぎ現象(サーマルストライピング)による高サイクル疲労損傷にも注意が必要である。^[5]

⑤系統内でのナトリウム凍結防止対策が必要。

融点が約100℃であること、熱容量が小さく冷えやすいことから、冷却機能喪失に結びつくような系統内ナトリウムの凍結を回避のための子熱設備が必要である。凍結とナトリウム中の不純物析出防止の観点から、ナトリウムの最低温度は一般的には、150～200℃に維持される。^[1]

⑥空気や水と反応するため開放することができない。

ナトリウムは空気や水と発熱反応するため、運転中はもちろん点検中でも開放することはできない。純度の高いナトリウムは金属に対する腐食性が小さいが、酸素や水素が混じると腐食性を持つため、空気混入した場合は純化作業が必要になる。このため燃料や点検機器を出し入れする場合は空気に触れさせないようにエアロックのような機構を設けて行う。ナトリウム中での操作は視認することができないため、位置決めを確実に実施して行う必要がある。所定の位置から機器がずれると操作が行えなくなる。^{[2][3]}

(2)高速中性子による核分裂

①減速材によらず臨界になっている。

熱中性子炉は減速材により高速中性子を減速し、核分裂断面積の大きい熱中性子とすることで臨界にしている。特に軽水炉では水が冷却材と減速材を兼ねているため、冷却材喪失は出力低下につながる。高速炉の場合は炉内の中性子速度分布を高い状態に維持しており、高速領域では核分裂断面積が小さいので、核分裂性物質を高密度で炉心に装荷し、反射体等も含め高速中性子の漏れを十分に考慮して炉心サイズを決める必要がある。このため、燃料中の核分裂性Pu富化度や、常陽のようにUを用いる場合はU-235濃縮度を熱中性子炉より高くし、燃料棒も稠密格子とすることで、実現可能な炉心サイズで臨界となるようにしている。このようにナトリウムの存在によって臨界を維持しているわけではないため

冷却材喪失により出力低下しない(下記③参照)。このためもんじゅの例では2系統の制御棒を用意し、いずれかが作動すれば原子炉停止が可能のように設計して確実な原子炉停止を図っている。^[4]

②中性子の平均自由行程が大きい。

減速材がないため高速中性子であり、また冷却材の中性子吸収が少ないことから中性子の平均自由行程が大きい。このため1本の制御棒の効果が及ぶ範囲が広く、制御棒の分散配置にあまり配慮する必要がなく、少数箇所への中性子吸収物質の集中配置が可能であるため独立した2系統の制御棒を設置することを可能にしている。^[4]

③ナトリウムボイド反応度が正である。

冷却材喪失や出力/冷却材比増大によりナトリウムがボイド化して中性子スペクトルが硬くなった場合に、①のごとく高速中性子によって臨界になっているため、中性子1吸収あたりの核分裂発生数が増加するなどの理由で、一般的にボイド反応度は正となる。^[6]従って、高速炉では、ナトリウムボイドを発生させないことが重要であるので、確実なスクラムのために上記のとおり制御棒を2系統することに加えて、スクラムできなかった場合の反応度増加抑制策やボイド反応度自体を低減する設計対応策が検討されている。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA「崩壊熱除去システム(03-01-02-12)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=03-01-02-12)
- [2]原子力百科事典ATOMICA「ナトリウムの安全性(1次系ナトリウム)(03-01-03-04)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=03-01-03-04)
- [3]原子力百科事典ATOMICA「高速増殖炉の安全対策(03-01-03-06)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=03-01-03-06)
- [4]原子力百科事典ATOMICA「高速増殖炉と軽水炉の相違(03-01-02-03)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=03-01-02-03)
- [5]原子力百科事典ATOMICA「高速増殖炉の構造設計(03-01-02-05)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=03-01-02-05)
- [6]原子力百科事典ATOMICA「高速増殖炉の制御特性(03-01-03-02)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/database_bun.html)

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 原子力施設で働く従事者の被ばく管理については、法令で定める線量限度(5年間100ミリシーベルト、1年間最大50ミリシーベルト)を、超えることのないようにすることはもちろん、国際放射線防護委員会(ICRP)の勧告で示されたALARA(合理的に達成できる限り低く)の考え方にに基づき、これを下回るよう努力することが

必要である。そこで、あなたは新設プラントの計画に当たって従事者の被ばく低減計画の責任者として参画することになった。被ばく低減対策を計画するにあたり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 被ばく低減に当たって考慮すべき事項
- (2) 具体的な被ばく低減対策設計
- (3) 被ばく低減対策の設計を進めるに当たって留意すべき事項

【解答のポイント】

被ばく低減を実現するため、沸騰水型原子炉（BWR）における放射性物質の発生量低減と遮蔽対策を例に以下説明する。

(1) 被ばく低減に当たって考慮すべき事項

燃料破損が殆どない現在、原子力発電所における主要な放射線源は、Co-60（親核種はCo-59）、Co-58（親核種はNi-58）、Mn-54（親核種はFe-54）等の放射性腐食生成物とN-16である。放射性腐食生成物は冷却水中の腐食生成物が燃料表面に付着することで中性子照射を受け放射性腐食生成物となり、一部が冷却水中に剥離・溶出することで冷却水中に存在することとなる。従って、被ばく低減対策に当たっては、腐食生成物の発生抑制、発生した腐食生成物の除去、除去されなかった腐食生成物の機器・配管への沈積・皮膜への付着速度抑制が考慮すべき事項となる。また、N-16（親核種はO-16）は、冷却水中の酸素原子が放射化することにより発生し、高エネルギーガンマ線を発生するため、特に原子炉周りの被ばく低減対策に当たっては適切な遮蔽計画が考慮すべき事項となる。

(2) 具体的な被ばく低減対策設計

放射性腐食生成物については、プラント水化学の進歩に伴い、種々の対策が講じられ標準化されてきており、新設プラントにおいては、低コバルト材料の採用範囲の拡大（発生抑制）、原子炉冷却材浄化系の容量（除去）、機器・配管の表面処理（例：前酸化処理）の範囲や亜鉛注入の適用（皮膜への付着速度抑制）が低減対策となる。N-16については、貫通孔や埋設配管等の設置に起因する遮蔽壁内部のわずかな欠損により実効的な遮蔽厚が失われ、低線量率エリアの雰囲気線量率が局所的に上昇することが無いよう、きめ細かく配慮した遮蔽体設置の検討が低減対策となる。

(3) 被ばく低減対策の設計を進めるにあたって留意すべき事項

上記の被ばく低減対策の設計を進めるに当たっては、対策がプラント全体の安全性を損なうことが無いことを確認する必要がある。また、被ばく低減効果とコストとの比較考量が必要となり、どの程度まで対策を講ずるかは建設費用との兼ね合いとなる。また、プラントの被ばく線量は採用する水質管理の方法にも依存する。BWRプラントでは、従来のFe/Niコントロールで、冷却材中の放射性腐食生成物濃度を低下させ、機器・配管への放射性腐食生成物の付着低減が図られたが、燃料部材（スペーサ）の材料変更等により水質環境が変化する場合、新たな水質管理が求められるなど、被ばく低減対策は、新たに採用する材質・機器・水質管理に依存する事にも留意する必要がある。

Ⅱ-2-2 安全性の強化・向上を図るために、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、電源設備の信頼性を確保するとともに電源喪失に対する体制を高めたプラントを設計することが求めら

れる。この要求に対し新設プラントの設計を進めるに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 設計を進めるに当たって考慮すべき事項
- (2) 業務を進める手順
- (3) 安全性の強化・向上の観点からの工夫

【解答のポイント】

(1) 設計を進めるに当たって考慮すべき事項

福島第一原子力発電所では、地震により外部電源が喪失し、かつ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侵入し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った。電力の復旧までに長時間を要し、この間プラント安全システムは十分に機能せず、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。この事故の教訓としては、地震や津波等により複数の安全系設備が同時に機能喪失に至る共通原因故障に対する設備の信頼性ととも耐性を高める必要性が挙げられる。電源設備に限らず、プラントの安全性を高めるためには、まずどのような脅威が存在するかを抽出し、それへの対策を検討するのが基本的な考え方となる。

①電源設備の信頼性に対する考慮事項

電源設備の信頼性に対する脅威としては、大きく内的事象と外的事象に分けられる。内的事象としては、火災や溢水、ランダム故障などがある。外的事象としては、地震や津波、航空機衝突などが挙げられる。このとき留意すべきは、電源設備本体だけでなく、サポート設備の喪失も考慮に入れる必要があることである。例えば電源供給機能を有するディーゼル発電機の場合、海水ポンプの水没による発電機冷却機能の喪失や、航空機衝突による吸排気口の機能喪失によっても電源喪失となる。したがって、電源設備の設計にあたっては、内的事象や外的事象による影響とともに電源供給機能を有する系統構成を考慮したうえで、電源の多重性、多様性ととも独立性（物理的分離）等を検討して有効策を選定し、新設プラントへの適用を計画、設計を進める。

②電源喪失に対する耐性に関する考慮事項

電源喪失に対する耐性を高めるためには、上述のような電源の多重性、多様性ととも独立性（物理的分離）等の対策の他に、建屋外部から安全設備へ接続して給電する可搬式電源設備を設ける等、状況に応じて運転員により柔軟な対応を取ることが出来る設備設計を進める。または、電源喪失時においても安全機能が確保されるパッシブシステムを用いた設備設計を進めることも手段のひとつである。

(2) 業務を進める手順

(1) の考慮事項を踏まえた設計の手順例を以下に示す。

- ①新設プラントの安全性向上のため、先行プラントの設計例等を参考に設備仕様を検討し、電源の種類（交流電源/直流電源）、仕様毎の必要電源容量を概算する。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。
- ②上記の必要電源容量を実現する電源設備の設計を実施する。
- ③上記の各電源設備に対して、前記(1)①で述べた対策を検討、選定する。火災や溢水、ランダム故障といった内的事象への対応とし

ては、ハザード源の特定、事象発生時の影響波及範囲の特定を行い、複数区分の電源設備が同時に喪失することが無いような対策（多重性、多様性ととも独立性（物理的分離）等）を考慮した設計を行う。また、外的事象への対応の一例としては、津波に対しては、防潮堤の設置、電源の高台移設、電源設置場所の水密化等が、地震に対しては、耐震サポートの追設、電源建屋の免震化等を考慮した設計が挙げられる。航空機落下対策については、独立した電源の分離配置により電源の同時機能喪失を回避するのが現実的な設計として挙げられる。

④上記の設備設計に対して、更に前記(1)②で述べた対策を検討する。常設電源を使用せずに安全機能を発揮できる設備として、以下の例のような設備の設計を検討する。

- ・可搬型の設備
車載あるいは人力で移動可能な設備で動力が組み込まれたもの（可搬式電源車、可搬式注水等）
- ・受動的に機能する設備
プラント内部のプロセス変化（温度や圧力の変化）を利用するものや重力等を利用するもの（前述の下部ドライウェル注水系や格納容器過圧破損防止系等）
- ・手動で機能する設備
現場作業員が手動により弁の開操作などを行うもの（遠隔手動操作機能付きバルブ等）
- ・蒸気を利用する設備
BWRにおける原子炉隔離時冷却系やPWRにおけるタービン動補助給水ポンプのように、炉心燃料の崩壊熱により発生する蒸気を利用し、駆動力とするもの

⑤上記で記載した対策を講じる場合においては、以下を設計に考慮することも重要となる。

- ・設計する場合には、プラント事象進展解析に基づいて要求される時間内の電源復旧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。
- ・可搬式電源設備等、過酷事故発生後の使用も想定される電源については、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設計仕様とする。

(3)安全性の強化・向上の観点からの工夫

前記(1)(2)で述べた設備設計に対する安全性の強化・向上の観点からの工夫の例としては以下が挙げられる。

①恒設電源に関する工夫

- ・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
- ・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
- ・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
- ・周辺機器の地震等による損壊の波及的影響による電源の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、補強等により当該電源と同等以上の強度を確保

②可搬式電源に関する工夫

- ・可搬式電源の電路との接続構造の標準化、電源接続口の複数設置

による適用のフレキシビリティ拡大

- ・電源設置、電路への接続作業のマニュアル整備及び定期的トレーニングの実施
- ・可搬式電源の保管場所から設置場所への運搬経路は、複数の陸路の他に空路も考慮して設定。陸路及び設置場所の耐震性強化。

(2)「原子炉システムの設計及び建設」【選択科目Ⅲ】

以下に、平成29年度に出題された【選択科目Ⅲ】「原子炉システムの設計及び建設」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枚以内にとどめよ。)

Ⅲ-1 原子力発電プラントにおいてもプラント熱効率の向上は重要な課題であるが、軽水炉発電では33~35%程度にとどまっている。こういう状況において、以下の問いに答えよ。

- (1)現状の軽水炉はなぜ33~35%の熱効率に留まるのかを簡潔に説明せよ。
- (2)軽水炉において熱効率を改善する方策を具体的に設計提案せよ。
- (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、それを実行するに当たって留意すべき事項について論述せよ。

【解答のポイント】

(1)蒸気を使った発電では、蒸気タービンを駆動するための蒸気の圧力、温度が高いほど蒸気の仕事量が多くなり、熱効率が高くなる。火力発電所では、超々臨界圧(31MPa[gage]、約560°C)での過熱蒸気をボイラで生み出せるようになり、高効率で発電している。一方、軽水炉におけるタービン入口蒸気条件は、低圧(4.9~6.9MPa[gage])の飽和蒸気であるため、熱効率は33~35%程度に留まる。

(2)BWRプラントにおける主な熱効率改善方策としては、以下のようなものがある。なお、以下は現状の技術に基づく実務的な方策を例として記載したが、最新火力発電プラント並みの蒸気条件を目指し、主蒸気圧力を水の臨界圧力(22.1MPa)以上まで向上した第4世代炉である超臨界圧軽水冷却炉の採用など持論を展開して解答してもよい。

① 主蒸気圧力の上昇

主蒸気圧力を上昇させると、タービン有効熱落差が増加し、熱効率が向上する。主蒸気圧力を上昇させる手段としては、原子炉圧力上昇、主蒸気管圧力損失の低減があるが、特に原子炉圧力上昇については、原子炉設計の変更が必要になる。

② 復水器真空度の上昇

復水器真空度を上昇させるとタービン排気エンタルピーが小さくなるため、タービン有効熱落差が増加し、熱効率が向上する。復水器真空度は、冷却水の温度に大きく影響されるため、発電所の立地条件に依存する。

③ 低圧タービン最終段長翼化(最適化)

低圧タービン排気損失は、低圧タービン排気流速によって変化し、排気流速が速くなると排気損失は増加し、逆に排気流速が遅くなりすぎても排気損失は増加する。したがって、想定される運転範囲において最適な排気流速になるように最終段翼長を選定することで熱効率を向上させることができる。

特に、原子炉熱出力の増加により排気流量が増加する場合や、復水器真空度が高くなる場合には、より長翼化することが考えられる。

④ 再熱システム(湿分分離加熱器)の採用

高圧タービン出口に湿分を除去して加熱する湿分分離加熱器を設置し、低圧タービンへ過熱蒸気を供給することで、低圧タービンの効率が向上し、熱効率が向上する。再熱システムの採用により、加熱蒸気系及びドレン系設備が追加となるが、熱効率が向上するだけでなく、低圧タービンのエロージョン防止にも寄与する。

⑤ 給水加熱器性能向上

給水加熱器の性能を向上させることで、タービン抽気蒸気の熱回収が増加し、熱効率が向上する。一方で、給水加熱器の性能を向上させると伝熱面積が増加し、建設費の増加につながることから、経済性を考慮した適正な性能とする必要がある。

⑥ 最終給水温度上昇

最終給水温度を高くすれば熱効率は向上する。一方で、給水流量、主蒸気流量が増加し、給水系統、主蒸気系統の容量増加となることから、経済性を考慮した適正な給水温度に設定する必要がある。

⑦ 給水加熱器段数増加

給水加熱器の段数を増加させれば熱効率は向上する。一方で、給水加熱器台数の増加、抽気管の増加により建設費の増加につながることから、経済性を考慮した適正な段数とする必要がある。

⑧ 給水加熱器ドレンアップシステムの採用

給水加熱器のドレンを復水系配管へポンプアップすることで熱効率は向上する。ドレンタンク、ポンプなどの設備が増加するが、熱効率が向上するだけでなく、復水系設備容量の低減も図れる。

(3)プラント熱効率は、プラントの立地条件に影響され、また、熱効率改善策を実現するためには一般に建設費や運転費の増加を伴うため、その立地条件に合った最適な熱計画を検討する必要がある。(2)で挙げた方策のうち、低圧タービン最終段長翼化(最適化)を具体例として示す。

復水器真空度は発電所立地条件によって変わるため、熱効率も変動する。排気損失の特性から、真空度が高くなる場合は、長翼タービンを採用して環帯面積を大きくし、排気流速を低減することで排気損失の増加が抑えられ熱効率が向上する。一方、真空度が低くなる場合は、長翼タービンを採用して排気流速が遅くなりすぎると逆に熱効率を悪化させることになる。従って、特に年間の冷却水温度の変化が大きい地域では、最適な年間熱効率を考慮したタービン翼長の選定が重要である。

【参考文献】

- [1]「軽水炉発電所のあらまし」、(財)原子力安全研究協会
- [2]「火力原子力発電必携」、(社)火力原子力発電技術協会
- [3]「蒸気タービン」、日本工業出版

Ⅲ-2 東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえて施行された設置許可基準では、重大事故が設置許可要件となり、審査に当たっては重大事故の重要シーケンスについて確率論的リスク評価の結果を参照するなど、リスク情報の活用が導入されてきている。このようにリスク情報の活用が様々な分野で行われる状況を踏まえ、リスク情報を活用した実用発電炉の安全確保について、以下の問いに答えよ。

- (1) リスク情報を活用した安全確保について概説し、決定論的な安全確保と比較しその期待される効用と課題を多面的に述べよ。
- (2) リスク情報を活用した設計にかかわる安全確保の具体的事例を取り上げ、どのようにリスク情報を導出し、どのようにプラントの安全確保に活用するのか提案せよ。
- (3) 上記の具体的提案の実施に当たっての懸念事項を示し、それを回避するための配慮事項について述べよ。

【解答のポイント】

(1) リスク情報を活用した安全確保

リスク情報を活用した安全確保とは、主に確率論的リスク評価(PRA)によって得られる情報(例えば炉心損傷頻度(CDF)やリスク重要度)に基づいて定量的、客観的に安全確保の方策に関する意思決定をすることである。具体的には、PRAの結果であるCDFや重要度あるいはその増減に基づいてプラント脆弱性を把握し、それに対するリスク低減措置を講ずることで安全性向上を図ることや、特定の安全機能の低下が必ずしも安全性に重大な影響を与えないことをPRAで確認した上で許容すること等で、より合理的にプラントを運転することなどがこれに当たる。

決定論的な安全確保は、特定の事故シナリオを予め設定し、それが原子力安全を脅かすことが無い様に各種の防護措置を設計し、それらが十分な余裕を持って機能することを確認することで安全確保を確認する考え方である。この考え方は、想定しうる最も厳しい事故シナリオに対する対処方法が、保守的に考えても十分であることを説明することができ、プラントの設計方法として有用である。

一方、確率論的な安全確保は、事故に対処する機能を持つ設備が必ずしも機能しないことを想定するため、決定論的な安全確保の考え方の中で抽出されない事故シナリオについても網羅的に抽出される。これにより、すべてのリスク源について定量的に議論することが可能となり、すべての事故シナリオやそれに関する緩和設備のリスクへの寄与が相対的、定量的に確認できる。しかし、確率論的アプローチには、故障率等の計算に用いるパラメータや、事故シナリオや機器の故障に関する知見の不足等による不確実さがあり、場合によってはその不確実さが検討結果に及ぼす影響についても十分留意する必要がある。特に外部事象を対象とする場合には不確実さが大きくなる傾向がある。

(2) リスク情報を活用した設計にかかわる安全確保の具体例

リスク情報を活用した設計の事例としては、各プラントで実施されてきたアクシデントマネジメント策の採用がある。具体的には、リスク情報の導出として内的事象PRAの結果に基づいて炉心損傷に至る重要事故シーケンスが抽出され、それらのリスクに寄与する機器を把握しその機能喪失によるリスクを低減するための具体的方策を検討するものである。BWRにおけるアクシデントマネジメント策の提案例としては耐圧強化ベント、代替注水、電源融通等があり、

これらが採用されることで寄与の高い事故シーケンスのリスクが低減されることが確認された。また、福島第一原子力発電所の事故を受けた新規規制基準においては、このリスク情報に基づく重要事故シーケンスの抽出が要求され、これに対して各種対策の有効性評価を実施し、確認することとなっており、リスク情報活用の考え方が取り込まれた形となっている。

(3) 上記に関する懸念事項

PRAに基づくリスク情報活用にあたっては、(1)で述べたように不確実さがあることに留意する必要がある。特に、地震や津波のような外部事象については内的事象に比べ一般に不確実さが大きい。例えば、ある一定のCDFを下回することを目標にリスク情報を活用して安全性向上を図り、その目標を達成した場合にも、それで安全性向上のための行動を止めることなく、自らの評価に用いたパラメータやモデルの不確実さを考慮し、常に更なる安全性向上を考慮した行動を続ける必要がある。また、リスク低減に寄与すると考えられた対策が他のリスク要因になることも十分考えられ、対策が全体に及ぼす影響を常に留意しておく必要がある。

また、上記のように定量的には十分リスクを低減できていたとしても、確率的に十分発生頻度が低いとされていた事象（たとえば想定を大幅に超える規模の地震や津波等）が起きないことを保証するものではない。これらの事象は、これまでの安全対策が広範囲に機能喪失に陥ることも考えられ、そういった場合にも柔軟に対処できるような対処（たとえば可搬型設備や十分な離隔をとった場所からの内部/外部支援）が必要な場合がある。

上記のような懸念事項に対処するためには、安全性向上の考え方として確率論的なリスク情報活用に加え、従来の決定論的な手法や、深層防護の考え方を踏まえた総合的な観点が重要である。例えば、前述の様な大規模な外部事象を想定した場合、深層防護の観点から、対象とする安全設備が何を理由に機能を喪失し、その後段としてどのような対応が有効か検討し対処しておくことは大変有用である。

(回答例)

(2)で例示したうち「代替注水」に対し、上記で述べた懸念事項やその設計上の配慮の考え方を適用した場合について、下記の2点を例として挙げる。

- i. 代替注水の整備に伴う他のリスク要因:代替注水のもたらす懸念事項としては、リスク要因の一つとして溢水影響を考慮する必要がある。代替注水は、複雑なライン構成を強いられる可能性や、過酷な状況下で必ずしも機能/構造上の健全性が確認できないことも想定され、意図しない箇所へ誤って注水することで溢水が発生し一連のアクシデントマネジメントに悪影響を与えることが考えられる。これに対する配慮として、当該のラインがもたらす溢水影響がもともと考えていたリスク低減効果を上回ることがないよう、発生しうる溢水量、溢水区画及び影響が考えられる区画にある機器等を把握し、必要に応じて溢水区画の見直しや代替注水ライン構成の変更等を検討することが重要である。
- ii. 代替注水操作の不確実さ:代替注水は、運転員による手動操作で実施することが考えられ、そのリスク低減効果の定量化には人的過誤確率を算出する必要がある。この人的過誤確率の算出には不確実さが伴い、これについて検討することが重要である。特に、

内的事象では考慮しなかった要因が、特定の事象に対するリスク低減効果を限定してしまう（例えば地震等外部事象発生時に現場へアクセスできない、等）ことが懸念される。これに対する配慮として、リスク低減効果の定量化に当たっては、予め不確実さが内在することを念頭に、感度解析等によりその寄与を検討しておくことで、その有効性がどのような場合に発揮されるか、あるいは発揮されないかを把握しておくことが考えられる。また、代替注水の手順としては、実際に実行する場合に想定される周囲の状況を予め多面的に検討した上で、運転員操作を実行するための手順を多段に構えておくこと（アクセスルートの複数確保等）が重要である。

【参考文献】

- [1]「原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010」、日本原子力学会標準(AESJ-SC-RK002)

7.2 「原子炉システムの運転及び保守」の設問と解答のポイント

(1) 「原子炉システムの運転及び保守」【選択科目Ⅱ】

以下に、平成29年度に出題された【選択科目Ⅱ】「原子炉システムの運転及び保守」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。)(答案用紙1枚:600字)

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 実用発電用原子炉の保安規定における運転管理について以下の問いに答えよ。

- (1) 法令上、運転管理に関して保安規定に定めることが求められている事項を3項目以上述べよ。ただし、「発電用原子炉施設の運転に関すること」を除く。
- (2) 保安規定で運転管理について具体的に規定している内容を設問(1)で挙げた項目を除き3つ以上述べよ。

【解答のポイント】

(1) 保安規定は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の第九十二条にて定められており、この条文の中に、保安規定として実施すべき事項とともに、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならないことが記載されている。本条文には、以下のような事項を保安規定として定めることが求められており、この中の第九十二条第1項第九号「発電用原子炉施設の運転に関すること」を除いた条文の中から運転管理に関する事項を3項目以上上げて回答することになる。例えば、以下の条文字項のうち、運転管理に関する事項としては、第九十二条第1項第十二号「管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定並びにこれらの区域に係る立入制限等に関すること」、第九十二条第1項第十四号「線量、線量当量、放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の監視並びに汚染の除去に関すること」、第九十二条第1項第二十四号「発電用原子炉施設に係る保安に関する適正な記録及び報告に関すること」、第九十二条第1項第二十五号「発電用原子炉施設の保守管理に関すること」等が挙げられる。

第九十二条で保安規定として定めることが求められている事項

- 一 関係法令及び保安規定の遵守のための体制に関すること。
- 二 安全文化を醸成するための体制に関すること。
- 三 発電用原子炉施設の品質保証に関すること。
- 四 発電用原子炉施設の運転及び管理を行う者の職務及び組織に関すること。
- 五 発電用原子炉主任技術者の職務の範囲及びその内容並びに発電用原子炉主任技術者が保安の監督を行う上で必要となる権限及び組織上の位置付けに関すること。
- 六 電気主任技術者の職務の範囲及びその内容並びに電気主任技術者が保安の監督を行う上で必要となる権限及び組織上の位置付けに関すること。
- 七 ボイラー・タービン主任技術者の職務の範囲及びその内容並びにボイラー・タービン主任技術者が保安の監督を行う上で必要となる権限及び組織上の位置付けに関すること。

八 発電用原子炉施設の運転及び管理を行う者に対する保安教育に関することであって次に掲げるもの

イ 保安教育の実施方針(実施計画の策定を含む。)に関すること。

ロ 保安教育の内容に関することであって次に掲げるもの

- (1) 関係法令及び保安規定の遵守に関すること。
- (2) 発電用原子炉施設の構造、性能及び運転に関すること。
- (3) 放射線管理に関すること。
- (4) 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること。
- (5) 非常の場合に講ずべき処置に関すること。

ハ その他発電用原子炉施設に係る保安教育に関し必要な事項

- 九 発電用原子炉施設の運転に関すること。
- 十 発電用原子炉の運転期間に関すること。
- 十一 発電用原子炉施設の運転の安全審査に関すること。
- 十二 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定並びにこれらの区域に係る立入制限等に関すること。
- 十三 排気監視設備及び排水監視設備に関すること。
- 十四 線量、線量当量、放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の監視並びに汚染の除去に関すること。
- 十五 放射線測定器の管理に関すること。
- 十六 発電用原子炉施設の巡視及び点検並びにこれらに伴う処置に関すること。
- 十七 核燃料物質の受払い、運搬、貯蔵その他の取扱いに関すること。
- 十八 放射性廃棄物の廃棄に関すること。
- 十九 非常の場合に講ずべき処置に関すること。
- 二十 火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関すること。
- 二十一 内部漏水発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関すること。
- 二十二 重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関すること。
- 二十三 大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関すること。
- 二十四 発電用原子炉施設に係る保安に関する適正な記録及び報告に関すること。
- 二十五 発電用原子炉施設の保守管理に関すること。
- 二十六 保守点検を行った事業者から得られた保安に関する技術情報についての他の発電用原子炉設置者との共有に関すること。
- 二十七 不適合が発生した場合における当該不適合に関する情報の公開に関すること。
- 二十八 その他発電用原子炉施設に係る保安に関し必要な事項

(2) 前述の(1)項の回答で挙げていない項目の中から保安規定として具体的に記載している内容を回答することになるが、回答例としては以下のようなものが挙げられる。

- ・ 第九十二条第1項第十六号「発電用原子炉施設の巡視及び点検並びにこれらに伴う処置に関すること」については、保安規定では、原子炉の安全機能を確保するために、発電用原子炉施設の

運転に関する条件を「運転上の制限」(LO)として明記し、このLOを満足していることを確認するために行う事項(サーベランス)及びLOを満足していないと判断した場合に要求される措置を規定している。例えば、ホウ酸水注入系に対しては、LOとして“1系列が動作可能であること”を規定し、これを確認するために“1ヶ月に1回の割合でポンプを起動し、ポンプ吐出圧力が定める値であること”をサーベランス項目として設定している。また、LOを逸脱していると判断された場合には、“ホウ酸水注入系を復旧すること”更には“プラントを高温停止すること”を定めている。

第九十二条第1項第十七号「核燃料物質の受払い、運搬、貯蔵その他の取扱いに関すること」については、保安規定では、燃料管理に関する条項を起し、この中において、新燃料の運搬、新燃料の貯蔵、燃料の検査、燃料の取替実施計画、燃料の移動手順、燃料移動、使用済燃料の貯蔵、使用済燃料の貯蔵等に係る遵守事項等を記載している。また、燃料移動に関しては、燃料移動中に確認すべき事項とともに、確認できない場合の措置について規定している。

第九十二条第1項第十八号「放射性廃棄物の廃棄に関すること」については、保安規定では、放射性廃棄物管理に関する条項を起し、この中において、放射性固体廃棄物の管理、放射性液体廃棄物の管理、放射性気体廃棄物の管理、放出管理用計測器の管理に係る遵守事項等を記載している。放射性固体廃棄物に係る廃棄施設等への貯蔵、保管に関する管理内容や、放射性液体及び気体廃棄物に係る法令限界を考慮した放出管理等について規定されている。

【参考文献】

[1] 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の第九十二条

Ⅱ-1-2 臨界近接について、手法の原理を説明せよ。この時、中性子源からの単位時間当たりの中性子放出数を n 、任意の未臨界状態における実効増倍率を k とする。

【解答のポイント】

ここでは、逆増倍法による臨界近接について、基本的な原理を解説する。未臨界の原子炉に中性子源が入っていると、定常状態の中性子束は未臨界の度合いに逆比例し、臨界になると中性子束は無限に増大する。そこで、逆増倍法による臨界近接では、中性子源から放出される中性子が、ある体系において何倍に増倍されたかを示す値である M を測定し、その逆数から臨界点を推定する。^{[1][2]}
中性子源が挿入された未臨界体系 ($k < 1$) において、中性子の総数 S は以下の式で示される。

$$S = n + nk + nk^2 + nk^3 + nk^4 + nk^5 \dots = \frac{1}{1-k} n$$

上式は、中性子源からの n 個の中性子が $1/(1-k)$ 倍になることを示している。したがって M は以下の式で示される。

$$M = \frac{1}{1-k}$$

臨界 ($k = 1$) となった場合、 M は無限大となってしまうため測定値としては扱いにくい。そこで、 M の逆数を逆増倍率として用いる。定義より逆増倍率は、 $k=0$ で 1 、 $k=1$ で 0 となる。

また、逆増倍率は中性子束を測定することで求めることができる。基準となる炉心の中性子束を Φ_0 、制御棒の操作などにより外乱を与えた炉心の中性子束を Φ_i とすると、逆増倍率は以下の式で示される。

$$\frac{1}{M} = \frac{\Phi_0}{\Phi_i}$$

以上より、反応度操作量に対して測定された逆増倍率をプロットし、その値が零となる点を外挿することで、臨界までに必要な反応度操作量を推定することができる。

【参考文献】

[1] 「原子炉物理実験【第一刷】」、京都大学学術出版社
[2] 「原子炉の動特性と制御」、同文書院

Ⅱ-1-3 加圧水型 (PWR) 原子力プラントあるいは沸騰水型 (BWR) 原子力プラントのいずれかについて、一次冷却水の水化学管理 (水質管理) について以下の問いに答えよ。

- (1) 起動・停止を含め通常運転時における水化学管理の目的を3つ以上述べよ。
- (2) 測定・監視する水化学管理項目を2つ以上列挙し、上記目的との関係を述べよ。

【解答のポイント】

(1) 通常運転時における水化学管理の目的
沸騰水型原子力プラントを例にポイントを以下に示す。起動・停止を含めた通常運転時における一次冷却水の水化学管理の主な目的は、
① 燃料健全性の維持
② 構造材料の長期健全性の維持
③ 作業従事者の被ばく線量の低減
の3つである。これに放射性廃棄物の低減を目的に加えることもある。

(2) 測定・監視する水化学管理項目
BWR における目的と主要な測定・監視項目の関係を表1に示す。BWR は一次冷却材が直接タービンを回して発電するプラントのため、一次冷却水も復水、給水、炉水などに分けて管理される。水質管理の基本は中性純水で、腐食生成物を含む不純物を低く維持することが原則となる。ただし、例外的に炉内構造材の SCC を抑制するために水素を注入する場合や放射性コバルトの構造材への蓄積を抑制するために減損亜鉛を注入する場合には、これらのパラメータは最適な範囲に制御される。

電気伝導率や pH の測定は燃料や材料の健全性に影響する不純物の変動を連続的に監視するために管理される。よう素 131 は燃料破損の監視のために測定される。BWR では過去に CILC (Crud Induced Localized Corrosion: クラッド誘発局所腐食) と呼ばれる銅と鉄クラッドの相乗効果として多くの燃料破損を経験したことから鉄クラッドを含む金属不純物と銅も監視対象とされている。炉水の塩化物イオン、硫酸イオン、溶存酸素は SCC を加速する因子であるため監視の対象となっている。給水の溶存酸素については酸素注入によってコントロールすることで、炭素鋼配管の FAC (Flow Accelerated Corrosion: 流れ加速型腐食) を抑制し、構造材の健全性を維持するだけでなく、腐食で発生する鉄クラッドを抑制することにより被ばく線源、放射性廃棄物の低減にもつながる。コバルト 60 は従事者被ばくの大半を占める核種であるため、特に監視項目と

して炉水で測定される。給水中の金属不純物は炉内に持ち込まれると大半は燃料に付着し放射化され、その一部が炉水中に剥離、溶出し、従事者被ばくと放射性廃棄物の原因となるために測定される。

表1 BWRの測定・監視項目

水化学管理の目的	測定・監視項目
燃料健全性の維持	炉水：電気伝導率, pH, よう素131, 銅 給水：金属不純物, 銅
構造材料の長期健全性の維持	炉水：電気伝導率, pH, 塩化物イオン, 硫酸イオン, 溶存酸素 給水：溶存酸素, 溶存水素
作業従事者の被ばく線量の低減	炉水：コバルト60, 亜鉛 給水：金属不純物, 亜鉛, 溶存酸素
放射性廃棄物の低減	炉水：コバルト60 給水：金属不純物

【参考文献】

[1] 日本原子力学会編「原子炉水化学ハンドブック(2000年)」, コロナ社

Ⅱ-1-4 実用発電用原子炉の運転期間延長認可制度について以下の問いに答えよ。

- (1) 運転期間延長許可を得るために必要な条件に関し、時期と評価内容を述べよ。
- (2) 高経年化対策制度との違いを述べよ。

【解答のポイント】

(1) では、高浜1, 2号機や東海第二等で申請された「運転期間延長認可申請」の内容が問われている。3つの条件があること、いずれも運開39年経過前に評価を行わなければならないこと、特別点検は運開35年経過後に実施したものでなければならないことを説明する。

(2) では、特別点検実施要否、実施時期、回数等に言及することで、混同しやすい「運転期間延長認可と高経年化対策(PLM: Plant Life Management)制度との違い」を説明する。

なお運転期間延長に関しては、「1回限り」「最長20年」というキーワードを盛り込みたいため、ここではPLMとの差異に絡めて(2)で記載した。

(1) について。

運転期間延長認可を得るために必要な条件は3つあり、いずれも運転開始後39年経過する以前に申請し、40年経過する以前に認可を受けなければならない。

a) 特別点検の実施

延長の可否の判断に当たっては、プラントの現状を詳細に把握することが必要であることから、劣化状況の把握のための点検(特別点検)として、通常保全で対応すべきものを除き、これまで劣化事象について点検していないもの、点検範囲が一部であったもの(例:RPVの溶接部のみUTを行っていたものを、母材及び溶接部の点検とする)等を抽

出し、詳細な点検を行う。

- b) 延長期間の劣化状況に関する技術的評価
延長しようとする運転期間における重要な機器・構造物の劣化状況につき、技術的評価を行う。
- c) 延長期間の長期保守管理方針の策定
劣化状況評価結果を踏まえ、今後実施する保守管理に関する方針を定める。

なお、上記a)については、運転開始後35年経過以降に実施したものでなければならない。

(2) について。

運転期間延長認可と高経年化対策制度の違いは、以下の2点である。

a) 特別点検の要否

運転期間延長認可制度においては、前述の特別点検実施が必要だが、高経年化対策制度では求められていない。

b) 実施時期及び回数

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、その満了までに認可を受けた場合には、1回に限り最長20年延長することを認める制度であるため、40年経過する以前に1回認可を受けることになる。一方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、以後10年ごとに下記2点の実施を求める制度である。

- 1) 機器・構造物の劣化評価(高経年化技術評価)
- 2) 長期保守管理方針の策定

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

Ⅱ-2-1 2013年(平成25年)の規制基準改訂を受け、既設原子炉施設の再稼働を目的とした許認可業務の総括責任者にあなたが任命された。設置許可変更に係る業務を進めるに当たり、以下の内容について記述せよ。

- (1) 着手に当たって調査・検討すべき事項
- (2) 業務を進める手順
- (3) 業務を進めるに当たって留意すべき事項

【解答のポイント】

(1) 着手に当たって調査・検討すべき事項

東京電力福島第一原子力発電所(以下、「福島第一発電所」という)の事故では地震、津波により安全機能が一斉に喪失した。地震により外部電源が喪失し、津波によって所内電源の喪失・破損が生じ、このように大部分の電源を長時間失ったことにより、冷却不全、炉心損傷、格納容器破損、水素発生と漏洩、水素爆発による原子炉建屋の損傷、放射性物質の外部放出というようにシビアアクシデントが進展していった。この事故の教訓に基づき、2012年(平成24年)6月に核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉等規制法)が改正された。原子力規制委員会は、この法改正に基づき、下記等の規則を2013年(平成25年)6月28日に制定した^[1]。

- ・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則
- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造の基準に関する規則

・ 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
上記の背景を踏まえ、既設原子炉施設の再稼働を目的とした設置許可変更に係る業務を進めるに当たり、新規基準に対する適合性が審査されることから、新規基準にて追加・強化された事項を調査・検討する必要がある。

新規基準では、「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、自然現象の規模の想定を大幅に引き上げ、対策を強化した。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)について対策を強化することとした。

具体的には以下の項目である^[2]。

- 1) 「深層防護」の徹底(シビアアクシデント対策、テロ対策の導入)
 - ・ 「炉心損傷防止」、「格納機能維持」、「ベントによる管理放出」、「放射性物質の拡散抑制」という多段階にわたる防護措置
 - ・ 可搬設備での対応を基本とし、恒設設備との組み合わせによる信頼性のさらなる向上
 - ・ 使用済み燃料プールにおける防護対策の強化
 - ・ テロとしての航空機衝突への対策(可搬式設備を中心とした対策、特定重大事故等対処施設の整備)
- 2) 共通要因故障をもたらす自然現象等に係る規模の想定的大幅な引き上げとそれに対する防護対策の強化
 - ・ 地震・津波の評価の厳格化(基準地震動、基準津波の策定)、津波浸水対策の導入、多様性・独立性の十分な配慮
 - ・ 火山・竜巻・森林火災の評価の厳格化
- 3) 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の強化
 - ・ 火災防護対策の強化・徹底、内部溢水対策の導入、電源の確保

(2) 業務を進める手順

(1) で調査・検討した項目を満足するように、既設原子炉施設の設計変更を実施する。手順としては、シビアアクシデント対策の場合を例とすると、以下のとおりである。

まず、新規基準における具体的な要求事項を明確にする。具体的には、想定すべき事故シーケンスグループや、シビアアクシデント防止対策の評価項目が規定されている^[3]。

なお、内部事象に関する確率的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRAを実施し、上記想定すべき事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加することとなっている^[3]。そこで、機器故障率・人的エラー発生率等のデータベースを整備し、PRAを実施し、炉心損傷頻度(CDF)、格納容器損傷頻度(CFF)等を評価する。

次に、要求事項を満足するための対策設備を検討する。具体的には、可搬式設備(可搬式電源、可搬式注水設備等)、格納容器除熱設備(格納容器代替循環冷却系、フィルタ・ベント系)、格納容器下部注水設備(ポンプ車、ホースなど)等である。

その後、上記対策設備の設計を進める。具体的には、システム構成や機器、計装、電源の設計を行う。また、従来のシビアアクシデント時操作手順をさらに充実させ、人員の確保、訓練の実施等を行う。

最後に、上記対策設備の有効性を確認するために、解析による評価を実施する。

(3) 業務を進めるに当たって留意すべき事項

シビアアクシデントや共通要因故障を引き起こす事象については、低頻度の事象であり過去の経験も少ないため、その影響範囲・規模には不確かさが大きい。また、複数の事象の効果が重畳(同時発生/事後発生)する可能性や、事故への対処を行う人員や組織も同時に影響を受け、発電所敷地内のみでなく、敷地外においても被害が同時に発生して、事故時の対応に影響する可能性がある。事故対策設備の設計には、これらの不確かさに留意しなければならない。

また、追加された事故対策設備による既存の設計・設備への影響に留意しなければならない。そのために、原子炉施設全体のPRAを実施し、安全性向上の度合いを定量評価することも考えられる。

【参考文献】

- [1] 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)」
- [2] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規基準について一概要」
- [3] 原子力規制委員会「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」

Ⅱ-2-2 原子力施設の安全性を高めるためには、規制・基準への適合のみならず事業者による自主的な安全性向上の努力が必要である。組織内での監査や内部チェックに加えて外部機関による専門家レビューや相互レビューの取組が行われている。あなたが外部レビューを受け入れ、そのレビュー結果を活用して安全性を高め業務改善を進める運転・保守部門の責任者に任命されたとして、以下の問いに答えよ。

- (1) 外部レビューの意義と期待すべき効果を述べよ。
- (2) 外部レビューを受け入れその成果を業務に組み入れるための手順について述べよ。
- (3) 設問(2)の活動を進めるに当たって留意すべき事項を述べよ。

【解答のポイント】

原子力安全推進協会(JANSI)が実施している原子力施設評価(ピアレビュー)プログラム^[1]を対象としてポイントを解説する。

(1) ピアレビューとは、専門家が発電所やメーカーなどを訪問し、その専門的立場から事業所の安全性(原子力安全、放射線安全、労働安全等)と信頼性の確保に係わるパフォーマンスをレビュー(評価)する事により、事業所の安全性と信頼性を向上させることを目指すものである^[1]。その意義は、国内外の良好事例や新発見が事業者にもたらされること^[2]、事業者の気付いていない客観的な良好事例や要改善事項が特定されること、更に発電所総合評価システムプログラム^[3]などを通じてピアプレッシャー(事業者CEO間の安全性向上に関する議論)が強化されることである^[2]。期待すべき効果は、安全性と信頼性の継続的向上である^[1]。

(2) JANSI はレビュー前に事業者からの事前情報の提供を受け、レビューする項目(フォーカスエリア)を絞り込む。レビュー期間中

には、絞り込んだフォーカスエリアに対応して、事業所のパフォーマンスの観察、事業所員との面談(インタビュー)、議論を通して、事業所側が進めている活動を原子力安全の向上の観点から評価する^[1]。よって、事業者はまず JANSI が指定する事前情報を準備して提供する。次に、JANSI によって絞り込まれたフォーカスエリアについて準備し、現地でのピアレビューを受査する。ピアレビューで特定された要改善事項が JANSI から周知されると、改善のための行動計画を策定し、レビューチームに提出するとともに計画を実行する。行動計画の実施状況は、社内で確認するとともにフォローアップレビューで客観的に確認される^[4]。

(3) 現地でのピアレビューをサポートする受け入れ体制への留意が必要である。例えば、レビューチームがフォーカスエリアの全項目を「観察」できるようなスケジュール策定、複数部署にまたがる適切な説明者やインタビュー対象者の確保、必要な記録や書類の準備、レビューチームが独立して議論・作業できる場所の確保などが挙げられる。要改善事項に対する行動計画の策定にあたっては、部分最適化に陥らず、施設全体の安全性・信頼性向上に留意する必要がある。計画の実現可能性(工程を含む)にも留意が必要である。行動計画の実行にあたっては、改善効果の見える化や経営トップへの定期的な報告などに留意する必要がある。

【参考文献】

- [1] 「原子力施設評価(ピアレビュー)プログラム」(JANSI)
(<http://www.genanshin.jp/activity/peerreview.html>)
- [2] 「原子力の自主的安全性向上に向けた これまでの取り組みと今後の対応について」, 電気事業連合会
(http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki_jigyuu/ji-shutekianzensei/pdf/010_10_00.pdf)
- [3] 「発電所総合評価システムプログラム」, JANSI
(<http://www.genanshin.jp/activity/pi.html>)
- [4] 「島根原子力発電所の安全性向上に向けた取り組みについて」, 中国電力株式会社
(<https://www.nsr.go.jp/data/000205272.pdf>)

(2) 「原子炉システムの運転及び保守」【選択科目Ⅲ】

以下に、平成 25 年度に出題された【選択科目Ⅲ】「原子炉システムの運転及び保守」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 我が国において、労働人口の減少や大学等における原子力関連の高等教育の場の減少が続いている。加えて、東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、新規規制基準への適合審査や安全強化工事等のため多くの原子力施設で長期の運転停止状態が続いている。こうした状況や背景を踏まえて、以下の問いに答えよ。

- (1) 原子炉施設における運転・保守部門の人的資源開発の課題について、短期的課題と中長期的課題に分けてそれぞれ述べよ。
- (2) 設問(1)の課題のうち最も重要と考える課題を挙げ、その理由と解決案を述べよ。
- (3) 設問(2)で提案した解決案のメリットとデメリットを述べよ。

【解答のポイント】

わが国の原子力分野を取り巻く状況、人材育成の基本的な考え方、人材育成のため取り組むべき課題、それを踏まえた施策については、「原子力人材育成作業部会中間とりまとめ」^[1]に纏められている。また、産学官の連携と分野横断的な取組を目的とした「原子力人材育成ネットワーク」が設立され、「原子力人材育成の課題と今後の対応-原子力人材育成ロードマップの提案」^[2]が公表されている。これら資料の内容を理解し、キーワードを用いて解答を作成する。資料の内容の抜粋とともに解答例を以下に記載する。

(1)について。

まず、原子力分野が抱える課題として、既設プラントの安全性維持・向上、東京電力福島第一原子力発電所及び今後増えていく既設原子力発電所の廃止措置、放射性廃棄物減容化・有害度低減の取組、原子力利用先進国としての国際貢献、2030年度の電源構成における原子力依存度 20~22%程度実現のための取組、核燃料サイクルへの取組等の対応が求められる。また、原子力分野の社会的受容性の確保のため、原子力に携わる全ての関係者は、我が国における原子力エネルギーの役割、その安全な利用のための種々の対策等に取り組むとともに、社会に対して伝えていくことも必要である。

前述のような原子力特有の課題がある中で、人的資源の開発、人材確保を実施していく必要があるが、まずは、一貫した施策を議論する上では、現状把握と共に、今後必要となる分野と規模の定量的な把握が求められる。(十分な分析とともに将来的な人材のニーズ調査を行う必要がある。)福島第一事故以降、次代を担う若者の原子力への関心の低下、事故後の原子力発電所停止による現場実務経験の機会(OJT)の減少等が顕在化している。文部科学省の学校教員統計によると、原子力分野を専門とする大学教員の数は、平成16年度の調査では総数438人であったのに対して、平成25年度の調査では345人と減少している。原子力産業は総合工学を中心とする分野であるため、様々な分野の人材に興味を持ってもらう必要があるが、文部科学省の調査によれば、福島第一事故後、名称に「原子」を含む学科等への応募者、入学者数が減少傾向が続いている。JAIFが開催する原子力産業セミナー(原子力関連企業説明会)では、福島第一事故後、参加企業数の減少もあり、参加学生数が事故前年の5分の1に激減した。その後、参加企業数については回復しているが、参加学生数については、原子力・エネルギー系については回復しているが、それ以外の分野については大きく減少したままである。学生が企業の現場を見学することや社員との交流の場を持つこと等、学界-産業界間の人材の交流が進められているが、企業のニーズと学生の期待のミスマッチを解消するには十分でないとの指摘がある。

(1)の解答例:

[短期的課題]

2011年の福島第一原子力発電所事故以来、国内の多くの原子力施設は現在まで停止している状態である。これに並行していわゆるベテラン運転員の高齢化、定年退職も合わせ、現場実務経験(OJT)を通じた運転・保守技術の継承が困難となっており、これへの施策を講じる事が短期的課題であると考え。

[長期的課題]

労働人口の低下に加え、上記福島第一事故以来、次代を担う若者の原子力への関心が低下しており、継続的に原子力施設運転・保守に必要な人材を確保することが困難となっており、これへの施策を講じる事が長期的課題であると考えます。

(2)(3)について。

以上の状況を踏まえ、原子力人材育成作業部会では今後の施策の方向性として以下が提言されている。

- ・ 将来必要となる原子力分野の人材の見通し(規模等)の明確化;文部科学省は、原子力人材育成ネットワーク等の関係機関とも連携の上、我が国で必要とされる人材の量や質のニーズを最新の状況を踏まえて把握する。
- ・ 原子力分野の人材育成に携わる関係機関の連携や分野横断的な取組;上記のニーズを踏まえ、総合的な施策ロードマップの策定を行う等、関係機関と連携しながら継続的な議論を進める。政府一体となった人材育成体制の構築を図る観点から、事業運営の連携強化を図る。産学官が連携した人材育成事業を通じて、学界-産業界間の人材の交流を進める。分野横断的な研究開発の拡充をとおして、幅広い分野の研究者等が原子力に関与する恒常的な仕組みを強化する。
- ・ 原子力分野の人材育成施策の継続性等の課題;産学官が連携した人材育成の取組を支援する「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」では、採択された課題の実施期間が短く継続性に課題があることや、研究施設の維持に費用の充たができない等の事業費の使途についての意見が出されている。文部科学省は、事業の実施期間や事業費の使途等について、平成29年度概算要求に向けて事業の改善を行う。
- ・ 原子力分野の人材育成で重要な役割を担う施設に関する課題;原子力機構等の研究炉等を所有する各機関においては、早期の再稼働を目指して新規基準対応に取り組む。また、我が国の研究炉等が持続的に運営できるように必要な支援を行う。文部科学省は、中長期的に必要とされる原子力の研究・教育基盤に関する戦略立案に速やかに取り組み、その具体化を進める。

(2)(3)の解答例:

(2)将来に渡り原子力施設を運転する上で、継続的な人材の確保と教育は必要不可欠であり、したがって人材確保の困難は特に重要な課題であると考えます。解決策として、若い世代の原子力への関心を得るため、産学官の連携による人材育成事業を通じ、企業や研究機関でのインターンシップ、企業説明会、関係者による学校訪問等の取組を促進し、学界-産業界間の人材の交流を進めることを提案する。

(3)本解決案のメリットとして、学会と産業界の交流の場を小単位で個々に設ける上では、必要となる原子力関係者のリソースが比較的少なく、実施が容易である点が挙げられる。一方、この活動を拡大し広く交流活動を展開する上では、相当量の原子力関係者の協力が必要である。原子力施設再稼働のため産業界の負荷が増加している現状において実現するためには、解決案実施のための要員を確保するための工夫が必要である。

【参考文献】

- [1]「原子力人材育成作業部会 中間とりまとめ」(平成28年8月,原子力人材育成作業部会,他)
http://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/_icsFiles/afieldfile/2016/08/29/1375812_2.pdf#search=%27%E5%8E%9F%E5%AD%90%E5%8A%9B%E4%BA%BA%E6%9D%90%E8%82%B2%E6%88%90%E4%B%D%9C%E6%A5%AD%E9%83%A8%E4%BC%9A+%E4%B8%AD%E9%96%93%E3%81%A%E3%82%8A%E3%81%BE%E3%81%A8%E3%82%81%27
- [2]「原子力人材育成の課題と今後の対応—原子力人材育成ロードマップの提案—」(2015年4月,原子力人材育成ネットワーク)
<https://jn-hrd-n.jaea.go.jp/material/activityreports/policy-roadmap-20150513.pdf#search=%27%E5%8E%9F%E5%AD%90%E5%8A%9B%E4%BA%BA%E6%9D%90%E8%82%B2%E6%88%90%E3%81%AE%E8%AA%B2%E9%A1%8C%E3%81%A8%E4%BB%8A%E5%BE%8C%E3%81%AE%E5%AF%BE%E5%BF%9C%27>
- [3]「平成28年版 原子力白書」(2017年9月,内閣府原子力委員会)
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/hakusho2016/ind_ex_pdf.htm

Ⅲ-2 東京電力福島第一原子力発電所の原子力事故の際に、事故対応の拠点となる原子炉制御室(中央制御室または中央操作室)及び発電所敷地外の緊急事態応急対策等拠点施設(オフサイトセンター)は、期待される機能を十分果たせない事態となった。また、当該発電所の重要免震棟内の緊急時対策所では発電所職員及び関係者が滞り、事故対応活動に当たっていた。こうした経験や教訓を踏まえて、それぞれの施設は機能強化や改善が図られて来ている。これに関して以下の問いに答えよ。

- (1)当該事故に際して、原子炉制御室、緊急時対策所及び緊急事態応急対策等拠点施設にはどのような問題点や教訓があったかそれぞれ具体的に述べよ。
- (2)上記3施設について、過酷事故対応の面で強化すべき課題を挙げ、その中からあなたが最も重要と考える課題を1つ選び理由を述べよ。また、この課題に対する解決案を述べよ。
- (3)設問(2)の解決案を実行するに当たり留意すべき点を述べよ。

【解答のポイント】

設問中の「施設」という語句より設備面を対象としているものと考えられることから、以下はこれを念頭に説明する。なお、福島第一原子力発電所事故における問題点や教訓については、「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」^[1]に設備と運用の両面からの分析が示されており、運用面の問題点や教訓についてはこちらを一読されることをお勧めする。

(1)について

原子炉制御室、緊急時対策所および緊急事態応急対策等拠点施設が期待される機能を十分果たせなかった理由としては、大別すると、1)地震発生後の電源喪失等によって通信や照明、監視・計測等の手段が損なわれたこと、および2)放射線量の上昇によって居住性が悪化したことがあげられる。これらの要因を具体的に記載し、問題点と教訓について記載する。

1)通信や照明、監視・計測等の機能不全

東北地方太平洋沖を震源とする巨大地震とこれに伴う津波の流入に

より、東京電力福島第一原子力発電所では電源喪失、海水による冷却機能（最終ヒートシンク）喪失等の重大な事態が発生した。

地震によって送電鉄塔が倒れたことで外部電源が失われ、津波によるタービン建屋への海水流入によって非常用ディーゼル発電機や配電盤が浸水し、1、2号機では、津波到達と同時に直流電源が喪失し全電源喪失状態となった。3号機では、津波到達後もバッテリーによる直流電源が維持されたが、最終的にはバッテリー枯渇にともない全電源喪失状態となった。

原子炉制御室では、電源が失われたことで通信、照明等の環境が著しく悪化した。また、計装用電源が喪失したことで、プラントの状態の把握が困難となる事態に至った。

原子力発電所内の緊急時対策所でも通信、照明等の悪化により居住性が低下した。また、原子炉制御室との通信手段がなく、プラントの状態把握に支障を来していた。

原子力発電所外の緊急事態応急対策等拠点施設では、地震による停電を受けて非常用電源が稼働したが、地震の影響で非常用電源の燃料タンクから燃料を汲み上げるポンプが故障したため、予備タンクの燃料を使い果たした時点で、再び停電状態となった。また、緊急事態応急対策等拠点施設には、官邸や原子力安全・保安院の緊急時対応センター等をつなぐ専用回線、及び衛星回線が整備されていたが、地震発生後、翌12日昼ごろまでに、衛星回線以外は使用できなくなった。

ここでの問題点は、地震発生後に、事故対応に必要な電源が十分に確保できず、結果的に通信や照明、監視・計測等の手段が制限されたことがあげられる。したがって、得られた教訓としては、電源の多様化を図ることで緊急時の厳しい状況でも長時間にわたって現場で電源を確保できるようにすることや交流電源によらない通信や照明、監視・計測等の関係設備の整備によって、通信や照明、監視・計測等の設備の信頼性を向上させることがあげられる。

2) 居住性の悪化

長期にわたる全電源喪失の結果、1号機から3号機で炉心溶融が発生し1号機、3号機では原子炉建屋で水素爆発を起こした。この事故により、1号機から3号機まで全体でおよそ900PBq（ヨウ素換算値、東京電力推計値）^[2]の放射性物質を大気中に放出した。また、その降下物によって広範囲の地域が汚染した。

原子炉制御室は、原子炉压力容器から放出された放射性物質の影響により、放射線量が高くなり一時は運転員が立ち入れなくなるとともに、その後も長時間の作業が困難となった^[3]。

緊急時対策所においても、放射線量の上昇や前述の通信や照明、監視・計測等の悪化によって様々な面で事故対応活動に支障をきたした。

緊急事態応急対策等拠点施設においても、事故進展に伴い、施設周辺及び施設内部の線量が上昇し、最終的に福島県庁に移転する結果となった。

ここでの問題点は、原子炉制御室、緊急時対策所、および緊急事態応急対策等拠点施設における放射線遮蔽機能が不十分であり、シビアアクシデント時に長時間の滞在が困難となるほど施設内の放射線量が高くなったことがあげられる。したがって、得られた教訓としては、当該施設における放射線遮蔽の強化および現場専用の換気空

調系の強化などによる居住性の確保があげられる。

(2)について

(1)で教訓として記載した事柄がそのまま強化すべき課題としてあげられる。すなわち、シビアアクシデント時における通信や照明、監視・計測等の機器の信頼性向上および事故時における居住性の確保が強化すべき課題となる。

それぞれの課題についての重要性和解決案を以下に示す。

1) 通信や照明、監視・計測等の機器の信頼性向上

福島第一原子力発電所事故時には、情報通信手段の確保が困難であったことなどから、中央と現地を始め、関係機関等との連絡・連携が十分に行えなかった。事故発生当初の周辺住民等への情報提供も困難となり、その後の情報連絡についても、周辺住民等や自治体に対して適切なタイミングで実施できないことがあった。また、監視・計測が困難となったことで、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）等の本来の機能を活用することができなかった。

福島第一原子力発電所事故のような、大規模な自然災害と原子力事故が同時に発生したような場合の対応としては、適切な通信連絡手段や円滑な物資調達方法を確保できる体制・環境の整備が重要となる。したがって、事故対応の拠点となる原子炉制御室、緊急時対策所および緊急事態応急対策等拠点施設において通信や照明、監視・計測等の手段を確実に確保することは重要な課題となる。

この解決策としては、事故時においても通信や照明、監視・計測等の電源が確保できるように電源の多様化・多重化を図るとともに、バッテリーで利用できる機器をバックアップとして用意する等、機器自体の多様化・多重化を図ることがあげられる。

2) 事故時における居住性の確保

福島第一原子力発電所事故においては、事故時における原子炉制御室の居住性の悪さ及び事故時計装の不備が様々な操作に至る判断の遅れをもたらした。

これは、原子力発電所内の緊急時対策所に対しても同様であり、福島第一原子力発電所事故においては、原子炉制御室からの運転員の退避に伴い、原子力発電所緊急時対策所がプラント状況の把握の中心となったが、ここでも居住性の悪さがアクシデントマネジメントを実施する上で迅速な作業の妨げになった。

シビアアクシデントが発生した場合にあっても事故対応活動を継続的に実施できる事故対応環境を強化する上では、原子炉制御室、緊急時対策所及び緊急事態応急対策等拠点施設の居住性の確保は重要な課題となる。

この解決策としては、各施設の放射線遮蔽の強化に加えて、事故時にも使用可能な専用の換気空調系の整備・強化があげられる。

(3)について

(2)で上げた解決策に対し、留意点を記載する。

1) 通信や照明、監視・計測等の機器の信頼性向上

非常用の電源として、発電機やバッテリーを整備するに当たっては、燃料やバッテリー自体の備蓄量に留意する必要がある。外部電源の回復や外部からの支援が得られるまでに要する時間の目標を明確化

し、定められた時間において現場で電源を確保できるように備蓄量を設定する必要がある。

また、非常時の通信や照明、監視・計測等は、燃料・バッテリーなどの備蓄を含め、地震や津波といった災害時に同時に使用不能とならないように設置場所や保管場所の分散についても留意する必要がある。

2) 事故時における居住性の確保

放射線遮蔽の強化にあたっては、地震によって機能を喪失することのないように耐震性を確保するとともに、その他、津波や竜巻といった外部事象によって機能が損なわれないような配置等への考慮が必要となる。また、必要に応じて防護壁などの対策を講じることが効果的であると考えられる。

専用の換気空調系の整備・強化に関しては、遮蔽の強化と同様に耐震性の確保を行うとともに、建屋内での火災や溢水などの内部事象に対して機能を喪失しないような配置への考慮が必要となる。また、必要に応じて、電源等の補助系も含めた多重化・多様化を行うことが効果的であると考えられる。

さらに、原子炉制御室が共用のツインプラントの場合や隣接してプラントがある場合には、隣接プラントの事故を外部事象として考慮し、その際の運転操作継続のために必要な居住性を確保する必要がある。

【参考文献】

[1] 「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」(2013年3月29日、東京電力株式会社)

(http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu13_j/images/130329j0401.pdf)

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 「福島第一原発事故の概要(02-07-03-01)」

(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=02-07-03-01)

[3] 「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書―東京電力福島原子力発電所の事故について―」(平成23年6月、原子力災害対策本部)

(https://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/iaea_houkokusho.html)

7.3 「核燃料サイクルの技術」の設問と解答のポイント

(1) 「核燃料サイクルの技術」【選択科目Ⅱ】

以下に、平成29年度に出題された【選択科目Ⅱ】「核燃料サイクルの技術」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。)(答案用紙1枚:600字)

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 商用再処理施設で製造されるガラス固化体に関連して以下の問いに答えよ。

- (1) 最終処分形態としてガラス固化体が選定された理由について簡潔に述べよ。
- (2) ガラス固化体を製造する工程(受け入れから貯蔵まで)を概説せよ。

【解答のポイント】

(1) 再処理施設から発生する高レベル廃液(HALW)は、長半減期の放射性物質を含み極めて高い放射能を有し、生活環境から隔離して安全に処分する必要がある。このため、高レベル廃液を物理的、化学的に安定であり、輸送、貯蔵、処分に適した形態の固化体にする必要がある。

固化体として要求される特性には、放射線に対する安定性、熱的、機械的、化学的安定性に優れていることが挙げられ、これら特性を満たすものとして、ガラス固化体、セラミックス固化体、ガラス-金属複合固化体等が開発されてきた。ガラス固化体は、廃液をケイ素酸化物、ホウ素酸化物等から成るガラス素材と共に溶融し固化体としたものである。また、セラミックス固化体は、廃液と上記ガラス素材を混合・加熱・圧縮し安定な焼結体としたものである。また、ガラス-金属複合固化体は、上述のガラスをビーズ状に成型し、化学的に安定な低融点金属(鉛または鉛合金)母材に埋め込み、熱伝導性と機械的強度の向上を図ったものである。

各種固化体の中でも、ガラスは歴史的に見ても非常に安定な人工物質であり、溶融温度はセラミックス材料と比べて低く、固化処理過程での取り扱いが容易である。また、ガラスの中でも、ホウケイ酸ガラスは、イオン半径が異なる多種類の放射性核種を安全に、均一に保持することができ、且つ放射性核種の溶解度が高く、物理的安定性、耐浸出性、耐放射性に優れている。固化体のバリエーションを維持するのにステンレス鋼製容器(キャニスター)及び炭素鋼製などのオーバーパック材が有効であり、これらから構成されるパッケージとしての製造技術の開発も進んでおり、実用規模で実証されつつあることから、ガラス固化体がHALWの最終処分形態として選定されている。

(2) 商用再処理施設のガラス固化法としては、LFCM法(Liquid Fed Ceramic Melter: 廃液直接供給セラミックメルターガラス固化法)及びAVM法(Atelier de Vitrification de Marcoule: ロータリーキルン仮焼-誘導加熱ガラス溶融法)等があるが、ここでは炉寿命が長く、且つ大型化が可能であるLFCM法を採用している六ヶ所再処理工場を例に製造工程を概説する。

固化体製造は、①高レベル廃液ガラス固化設備、②ガラス固化体取扱工程、③ガラス固化体貯蔵設備で構成される。

①においては、種々の再処理工程で発生したHALWを高レベル濃縮廃液、アルカリ濃縮廃液、不溶解残渣廃液として貯蔵する高レベル廃液貯蔵設備よりそれぞれの廃液を受け入れ混合槽にてガラス固化に適した組成に調整を行い、調整後の廃液はガラス原料と共にガラス溶融炉へ供給され直接通電(ジュール加熱)により加熱・溶融されステンレス製のキャニスターに流し込み、蓋が溶接される。製造されたガラス固化体は②ガラス固化体取扱工程にて表面汚染・閉じ込め検査を行い③ガラス固化体貯蔵設備に移送・収納管内に収納され、約30~50年間の期間貯蔵される。固化体はガラスの結晶化を防ぐため崩壊熱を除去する必要があり、貯蔵設備は収納管の間接自然空冷却により崩壊熱を除去できる構造となっている。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典ATOMICA「高レベル廃液の処理(04-07-02-07)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=04-07-02-07)
- [2] 原子力百科事典ATOMICA「高レベル廃液ガラス固化処理の研究開発(05-01-02-04)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=05-01-02-04)
- [3] 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」7-1 高レベル廃棄物処理
(http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_7-1.pdf)

Ⅱ-1-2 MOX燃料製造施設において、ウラン燃料製造施設よりさらに必要となる安全上の留意事項を3項目以上挙げ解説せよ。

【解答のポイント】

MOX燃料はプルトニウム混合ウラン燃料であり、プルトニウムを含むことから、製造工程においてはプルトニウム混合工程が追加される以外は、ウラン燃料と同じであるが、プルトニウムがウランより強い α 放射体であること、子孫核種より γ 線、中性子線を放出すること、臨界量が小さいこと等から、その取扱いにおいてウラン施設よりも厳しい安全上及び保障措置上の規制が課せられている。主な事項としては、閉じ込め対策、中性子線の遮蔽、設備の自動化、臨界管理、計量管理等があり、また、核拡散防止条約に基づく保障措置も厳しいので、これらに対する厳重な対策をハードとソフトの両面で取る必要がある。

(1) 閉じ込め

内部被ばくをした場合の影響が大きいため、燃料棒の中にプルトニウムを含む核燃料物質を完全に封じ込めるまでは、基本的に放射性物質の拡散を防止できるグローブボックス中での遠隔・自動作業とする。

また、火災は閉じ込めの機能を喪失させ放射性物質を外へ放出する駆動力を伴う事象であることより、新規性基準ではいっそうの対策の強化が求められている。

(2) 遮蔽

子孫核種より γ 線、中性子線も考慮し、一般公衆の被ばく防止対策としては、核燃料物質は地下で取り扱い、かつ、建屋構造壁等による遮蔽を徹底する。また、放射線作業従事者の被ばく

防止対策として、作業の遠隔操作・自動化並びに設備・機器の遮蔽を徹底する。

(3) 臨界管理

製造工程では水を使わない乾式工程を採用する。

取り扱う MOX 量を臨界質量よりも少ない量に制限する(質量管理)、中性子を吸収し臨界を起りにくくする材質を用いて取り扱う、MOX 粉末を保管する際には一定以上の距離を保って配置するなどにより臨界安全管理を実施する。また、プルトニウムは天然ウラン由来の濃縮ウランと異なり、核分裂性、非核分裂性それぞれに複数の同位体が存在する。同位体組成はフィッサイル(Pu-239, Pu-241, U-235 等)の量が同じであっても²⁴¹Puの量が多いと臨界に達しやすいため中性子増倍率の値に大きく影響するため、質量管理に当たっては同位体組成に考慮が必要である。

(4) 保障措置

臨界量が小さいことから盗取等による核兵器転用リスクが大きい。またプルトニウムを不法盗取してテロ行為への利用の恐れもある。それ故、在庫管理を含む保障措置及び核物質防護への要求として、各工程の秤量記録を厳正に行う計量管理として、計量機による計量システム、放射能を検知し定量及び移動を監視するモニター等を考慮する。また、プルトニウムの施設内外の移動、盗難を防ぐための閉じ込め、核物質防護には施設外周りの二重柵、施設内外の侵入検知器、監視カメラ等も考慮する。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典 ATOMICA「混合酸化物(MOX)燃料の製造加工工程(04-09-01-07)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=04-09-01-07)
- [2]原子力百科事典 ATOMICA「ウラン燃料とプルトニウム燃料の相違(04-09-01-04)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=04-09-01-04)
- [3]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」第4章 核燃料加工
(http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_4-1.pdf)
- [4]原子力規制委員会 第217回核燃料施設等の新規基準適合性に係る審査会合 資料3 MOX燃料加工施設における設計基準事故の見直し及び重大事故等対処の再整理
(<http://www.nsr.go.jp/data/000202909.pdf>)
- [5] MOX燃料工場の概要について
(<https://www.jnfl.co.jp/mox/pdf/about-mox-plant.pdf>)

Ⅱ-1-3 ウラン濃縮は、原料である天然ウランから濃縮ウランを製品として生産するが、同時に劣化ウランも発生する。ウラン濃縮工場について以下の問いに答えよ。

- (1) 製品のコストに影響を及ぼす主要な事項を簡潔に述べよ。
- (2) 劣化ウランの発生量と関連させて、ウラン濃縮工場のプラント能力を分離作業量 SWU であらわす理由を簡潔に述べよ。

【解答のポイント】

- (1) 製品である濃縮ウランの濃度、量を需要者の要求として固定する

と、それを達成するための設備・運転費、そして原料の天然ウランの調達費用がコストに影響を及ぼす因子となる。天然ウランの調達費用を減らすためには、調達費用は調達量に比例するため調達量を減らす必要がある。製品と廃品(劣化ウラン)の量の合計が原料である天然ウランの量であるため、製品である濃縮ウランの量は要求事項で一定とすると、調達量を減らすためには廃品の量を減らすことが必要となる。ウラン 235 のマスバランスを考えると廃品の量を減らすには廃品中のウラン 235 濃度を減らすことが必要となる。一方、廃品中の濃度を下げるためには廃品側のカスケード段数を増やす必要があり、設備・運転費は増加することとなる。

従って、天然ウラン調達費と設備・運転費を比較しコスト最下点を探ることになり、天然ウラン価格が低いほど廃品濃度が高い条件で、逆に天然ウラン価格が高いほど廃品濃度が低い条件でコスト最下点が生じる。

(2) 通常の産業においては、使用するプラントの規模は製品の年間生産量に比例するので、作業の量は製品生産量で表現するのが普通である。一方ウラン濃縮は、ウラン同位体の混合物で形成されている原料を、ウラン 235 濃度の高い製品(濃縮ウラン)とウラン 235 濃度の極めて低い廃品(劣化ウラン)との2つに分離する作業であるため、その作業の量を製品である濃縮ウランの生産量のみで決めることはできない。上記(1)で説明したように、廃品のウラン 235 濃度をどこまで下げるかについては原料である天然ウランの使用量との見合いで決める必要がある。また、原料の天然ウランの使用量は製品と廃品である劣化ウランの量の合計であるため、製品である濃縮ウランの量を一定とすると、劣化ウランの発生量となり、廃品のウラン 235 濃度を下げれば劣化ウランの発生量は減り、廃品のウラン 235 濃度を上げれば劣化ウランの発生量は増加することとなる。このように、同じ量の製品を生産する場合であっても廃品のウラン 235 濃度をどこまで下げるかでプラントとの規模と作業量は変化し製品生産量のみでは表現できない。ウラン濃縮工場がこのように濃縮ウランを生産するのみならず、劣化ウランも生産するものであるため、作業の量としては製品のウラン 235 濃度、量のみならず廃品のウラン 235 濃度、量も考慮した新しい尺度を案出することが必要となる。この尺度は分離作業量と呼ばれ、ウラン濃縮工場のプラント能力と対応するよう、次のような基本概念から導入されている。

$$\begin{aligned} \text{分離作業量 (SWU)} &= \text{製品量} \times \text{製品濃度に対応する「価値」} \\ &\quad + \text{廃品量} \times \text{廃品濃度に対応する「価値」} \\ &\quad - \text{原料量} \times \text{原料濃度に対応する「価値」} \end{aligned}$$

ウラン濃縮工程では、原料は全て製品と廃品とに分割されるので、この式は次のように書き換えることができる。

$$\begin{aligned} \text{分離作業量 (SWU)} &= \text{製品量} \times (\text{製品「価値」} - \text{原料「価値」}) \\ &\quad + \text{廃品量} \times (\text{廃品「価値」} - \text{原料「価値」}) \end{aligned}$$

理論解析によると、「価値」は濃度のみの関数で無次元の数値であり、従って分離作業量は物質の量の単位 (Kg 等) を持っているが、重量との混同をさけるため、KgSWU 又は tSWU と表記される。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典 ATOMICA「分離作業量(SWU) (04-05-01-03)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=04-05-01-03)

[2]日本原子力学会「原子力がひらく世紀」第7章 核燃料とリサイクル

Ⅱ-1-4 軽水炉の商用再処理施設では、PUREX 法により使用済み燃料からウランとプルトニウムが化学的に分離される。この化学分離に関する以下の問いに答えよ。

- (1) 分離に用いる主要な試薬と化学的な分離の原理について簡潔に述べよ。
- (2) 分離に用いる装置の概要及び設計上の留意事項について簡潔に述べよ。

【解答のポイント】

(1) PUREX 法における化学分離の原理は「溶媒抽出法」であり、互いに混じり合わない2相間における着目成分の親和性(分配率)の違いを利用して物質の分離を行うものである。一般に、分離したい物質を溶解している水溶液中に有機溶媒を接触させることにより、その物質を有機溶媒に選択的に移行させる。分配係数(溶媒相中の成分の濃度/水溶液中の成分の濃度)の値は、成分元素の種類及び原子価、水溶液の酸濃度、温度、溶媒組成などにより変化するため、これらの因子を目的に合わせて調整し、抽出単位操作を所要の純度と回収率が得られるまで繰り返す。

PUREX 法においては、抽出剤としてリン酸トリブチルを用い希釈剤であるドデカンでリン酸トリブチル濃度を約 30wt%とした混合溶液(有機相)を使用溶燃料が溶解した約 3モルの硝酸溶液(水相)と接触・混合することでウランとプルトニウム(4価)が選択的に有機相側に移行するのに対し、大部分の核分裂生成物とマイナーアクチノイド(MA:ネプツニウム, アメリシウム, キュリウム)は水相中に残存することでウランとプルトニウムが分離される。

上記工程で分離された有機相については、還元剤として硝酸ウラナス(安定化のためにヒドラジンを添加してある)を用いてプルトニウムを3価に還元し水相に移行させ、ウランとプルトニウムを分離した後、ウランを保持している有機相から0.2モル程度の硝酸溶液によりウランを水相に逆抽出する。

この他、プルトニウムの価数調整のための還元剤としては硝酸ヒドロキシルアミン(HAN)も使用される。

(2) 分離に用いる抽出装置としては、ミキサセトラ、パルスカラム、遠心抽出器が挙げられる。遠心抽出器については、サバンナリバープラント等への適用が数例あるのみであり、開発途上の装置のため参考情報とされたい。

ミキサセトラは、抽出攪拌機(ミキサ)と2相分離槽(セトラ)で構成される。ミキサ部で攪拌機により混合された水溶液(水相)と溶媒(有機相)は、セトラ部で分離され、比重差により水相は下部に設けられた堰を持つ出口から次の段のミキサ部へ流入するのに対し、溶媒はセトラ上部の出口から前段のミキサ部へ流入する仕組みである。再処理工場では豊富な使用実績があり、技術的に高い信頼性がある反面、抽出器内の滞留時間が長いので溶媒が放射線損傷を受けやすい欠点がある

パルスカラムは、形状が円筒状あるいは円環状の装置で、内部に目皿を多数配置しており、塔の上部から水相を、下部から有機相を供給し、脈動(パルス)を加えながら両者を向流接触させることで

抽出操作を行う。パルスカラムは、ミキサセトラと比べて処理能力が大きいこと、装置が単純なため保守が容易なこと、抽出時間が比較的短く放射線による有機溶媒の分解が少ないこと等の利点がある。

遠心抽出器は、ミキサセトラ及びパルスカラムの臨界安全形状制限及び溶媒劣化をさらに改善するために開発されてきたものである。遠心力を利用して両相を強制的に相分離し、効率よく抽出・分離を行うことが特徴であり、水相と溶媒相は回転板を通過して上方へ流れ強制分散が行われ、次いで両相分離部に入る。遠心力により比重の大きい水相は回転筒の外周部に集まり、回転筒に開けられた孔を通過して静止外筒と回転筒との間の受液部に流れる。比重の小さい溶媒相は回転軸の近くに集まり、上端仕切り板の孔を通過して上方へ流れ受益部に流出する仕組みである。

これらの装置の設計においては、上記の臨界防止のための機器の形状管理の実施、放射線分解等による溶媒劣化防止のための溶媒と放射性物質の接触時間を可能な限り短くする他、腐食環境下で大量の放射性物質及び可燃物を取扱う再処理施設における安全性への配慮事項である。

- ①一般公衆及び従事者から放射性物質を隔離・閉じ込めること
- ②火災爆発・漏えい等の事故の発生を防止し、万一事故が発生してもその影響を緩和する方法が設けられていることを考慮する必要がある。

閉じ込めに関しては、地震・衝突等の外力、熱応力、疲労、摩耗等の機械的な力や、化学薬品等による腐食に対する抵抗性を持たせるように、ステンレス等腐食し難い材料を用いて必要な強度を維持できるようにすると共に、原則として溶接構造とし漏えいし難い構造とする。なお、装置は万一漏えいが起こった場合でも閉じ込め機能を持つセル等に収納されることより、セル内設置部分は基本的に保守が必要のない設計を行う。

装置内での火災爆発の防止に関しては、溶媒抽出に使用する有機溶媒、放射線分解により発生する水素に対する留意が必要であり、有機溶媒に対しては溶媒抽出を行う工程の運転温度を引火点以下となるように制御できるようにする。放射線分解により発生する水素に対しては、放射性物質を取り扱う機器の内部で水素が滞留し爆発限界を超えることがないように、機器内に空気を送り込み水素濃度の上昇を防ぐようにする。また、機器には接地を施し着火源を排除できるようにする。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA「溶媒抽出工程(04-07-02-03)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=04-07-02-03)
- [2]原子力百科事典ATOMICA「再処理施設の安全設計(04-07-03-01)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=04-07-03-01)
- [3]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」第6章 核燃料再処理
(http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_6-1.pdf)
- [4]Manson Benedict(著)、清瀬量平(訳)、原子力化学工学(第4分冊)「燃料再処理と放射性廃棄物管理の化学工学」、日刊工業新聞社(1983)

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

Ⅱ-2-1 あなたは核燃料サイクル関連施設に設置される設備(装置)の製作メーカーの技術者として、当該設備(装置)の設計・工事・試運転に一貫してかわる品質管理の責任者です。工場搬出前の試験では要求性能が満足できることが確認されていたにもかかわらず、現地据え付け後の客先立ち会い試験では、その設備(装置)の要求性能が満たされない事が判明した。このような状況で、あなたがとるべき措置について以下の設問に答えよ。

(1)前提とする設備(装置)と条件を具体的に設定し、またトラブル対応の着手時に調査すべき内容を述べよ

(2)業務を進める手順を述べよ。

(3)業務を進めていくに当たっての留意事項を述べよ。

【解答のポイント】

問題が生じた場合、品質管理者としての取るべき対応については各組織で対応マニュアル等が作成され、それに従って対応が取られることが通例であると思われる。組織の体制・権限等により実施すべきことに多少の差異はあると思われるが、体系的に問題を解決できるようにしていくことが重要である。

問題解決の手順に関する規格としては

・ JIS Q 9024「マネジメントシステムのパフォーマンス改善 6. 継続的改善の手順」

があり、また、体系的な問題解決の思考方法としては

・ KT法

等があるため以下の解答例と共に、参考にされたい。

(1)前提とする設備(装置)として廃液ろ過フィルタを設定する。系統構成としては、入口タンク、入口ポンプ、フィルタ、受タンクで構成される。トラブルとしては、流量が要求流量を満足できない場合を想定する。

トラブル対応の着手時に調査すべき内容としては、トラブルの内容を明確にし、事実に基づいて定量的に現状を把握できるようデータを集める必要があり、次の事項を考慮し調査する。

- 何が発生しているのか (WHAT)

- いつ発生したのか、日時 (WHEN)

- どこで発生したのか (WHERE)

- 発生した時誰がいたか、誰が処理していたか (WHO)

- なぜ発生したのか (WHY)

- どのようにして発生したか (HOW)

本例では、客先立ち会い試験における試験条件、試験時の設備の各パラメータとして、ポンプ入口/吐出圧力、電動機電圧・電流、弁開度、フィルタ差圧、水質(廃液中の固形分濃度、温度等)等を上記に留意して調査する。

また、工場搬出前試験との差異を明確化できるよう、工場搬出前試験での条件・結果、系統構成、各パラメータ値も調査する。

(2)トラブル対応に関し、以下の手順で進める。

① 着手時の調査事実により、生じている問題を明確化し、所定の手順に従い、速やかに客先及び社内周知する。また、不具合が生じていることが明らかな機器等があれば、使用により状況が悪

化しないよう隔離等必要な処置をとる。

② 必要な対応体制を組成すると共に対策計画を策定する。

計画は具体的な解決策の実施ではなく、目標達成までに行う大まかな作業をタイムスケジュールと共に示すものとして、マイルストーンと各項目の責任者が解るように策定する。

本例の対策計画では、下記のような項目となる。

・計画の策定(チーム構成、キックオフ会議、分担決定・承認)

・要因分析(データ分析、不足データ入手、実験・試験)

・対策の検討と実施(対策案立案、対策案検討、事前テスト・訓練、水平展開要否、顧客承認)

・効果の確認(試験計画見直し、試験、結果評価、副作用の評価)

・顧客報告と社内管理対応(再発防止・恒久対策の文章化等)

③ 対策計画の実行と対策計画の見直し・詳細化

対策の進捗に従い、PDCAを回す。

(3)業務を進めるに当たっての留意事項を以下に示す。

・客観的、網羅的に要因分析を実施するために、特性要因図(Fish Bone Diagram)やFTA(Fault Tree Analysis)等が網羅的な分析手法用いる。要因分析において、特定の要因に固執し網羅的に検討を行わない場合、想定した要因でトラブルが解決しなかった場合は、対処療法的な対応となり、トラブルが収束しにくくなる。そのため、初期検討に時間はかかるものの、網羅的な分析手法を使用して検討を進める必要がある。

・特定した要因に基づき現品対策を実施するが、現品対策においては、その対策により他へ悪影響を与えることが無いかの確認が必要となる。例えば流量増加のためにポンプ出力を増加させた場合、上流の電源容量の裕度、ケーブルサイズ、荷重増加による基礎への影響などを考慮する必要がある。

・再発防止策の検討には、トラブルの発生した経緯、根本原因を整理し、再発防止策を検討する。手法としては、時系列事象関連図、根本原因分析(RCA)、なぜなぜ分析等がある。

また、本例の場合、トラブルは設備が完成した試運転段階で発生しており、現品対策は当該設備固有の制約条件を考慮したものとなっている場合があり、必ずしも最初から設計する場合の対策(恒久対策)にはならない場合があることに留意する。

【参考文献】

[1] 日本工業規格「マネジメントシステムのパフォーマンス改善-継続的改善の手順及び技法の指針」(JIS Q 9024)

[2] KEPNER-TREGOE Problem Solving & Decision Making 問題解決と意思決定(KT法)

(<http://jp.kepner-tregoe.com/?LinkServID=9D868206-AA99-018A-9FE9812B98633CE4>)

Ⅱ-2-2 福島第一原子力発電所の事故によって環境に放出された放射性物質で汚染された廃棄物は、収集、運搬、保管を経ていずれは埋立処分される予定にある。その埋め立て処分施設について基本技術仕様を検討するチームが組織された。チームメンバーは、あなたのほかは他社の原子力・放射線分野ではない技術者である。発注者との契約では、あなたの所属会社には幹事会社として技術的取りまとめを行う役割がある。この基本技術仕様検討の業務を進めるに当たって以

下の問いに答えよ。

- (1)仕様検討を着手する前に調査すべき事項を述べよ。
- (2)仕様検討の手順を述べよ。
- (3)仕様検討を進めるに当たっての留意すべき事項と取るべき対策を述べよ。

【解答のポイント】

将来設置される埋め立て処分施設についての基本技術仕様を定めるための検討として施設の概念設計を、複数社で行うことを前提に説明する。

設計業務の遂行であり、JIS Q 9001「品質マネジメントシステム-要求事項 8.運用」の関連要求事項は満たすように回答することが望ましい。

(1)仕様検討を着手する前に、検討依頼者からの要求事項(最終成果物とそのレベル等)と検討のためのインプット条件。

インプット条件としては以下を調査する必要がある。

- ①廃棄物性状：種類、体積、重量、梱包状態・寸法、石綿やばいじん等の有無
- ②廃棄物放射能：表面線量当量率、セシウム等の放射能濃度
- ③処分施設予定地：位置、形状、地質、地下水の流れ
- ④適用される法令・規制要求事項：廃棄物処理法に基づく廃棄物の処理基準及び維持管理基準に加えて、特別の処理基準(特定一般廃棄物処理基準、特定産業廃棄物処理基準)に従わなければならない。

特定一般廃棄物及び特定産業廃棄物の埋め立て処分に係る基準の概要としては以下となる。²⁾

- ・分散の禁止による集約管理
- ・下部土壌層の設置による埋立層外へのセシウム流出防止
- ・層状埋立によるセシウムの移動抑制
- ・不透水層による雨水侵入防止

また、維持管理基準としては、地下水及び放流水の定期的な放射性セシウム濃度の測定や、埋立地敷地境界の放射線量の定期的な測定を考慮する必要がある。また、放流水中の放射性セシウム濃度が濃度限度を超えた場合には、ゼオライトの投入等の放射性セシウム濃度を低減する方法をあらかじめ考慮しておく必要がある。

埋立位置としては、埋設物が雨水に浸漬し、放射性セシウムが水中に溶出することを防止するために、処分場中の水が溜まりやすい場所を避けて埋め立てを行うことが重要である。既存の最終処分場での埋め立てに当たっては、埋立場所を浸出水集排水管や処分場内部法面の底部位置からできる限り離れた場所とするため最下層ではなく既存の廃棄物層の上に埋め立てることが重要である。

(2)仕様検討の手順は以下となる。

- ①検討依頼者からの要求事項(最終成果物とそのレベル等)と検討のためのインプット条件のレビュー：矛盾がなく必要かつ十分であることを確認し、不足等がある場合は依頼する。
- ②検討計画の作成と各メンバーの役割分担の明確化：計画は最終成果物を念頭に検討依頼者からの要求事項を具体的な検討作業としてプロセス・機器・電気計装・土木建築等の各プロセスに織り込みタイムスケジュールと共に示すものとして、中間報告・レビュー会等のマイルストーンと各項目の責任者が解るように策定

する。

③検討計画の実行と進捗管理

幹事会社のため進捗や変更要求の管理を行い必要に応じて計画の見直しを行う。また、懸案等はリスト化し担当、期限、処置方針を検討依頼者も含めて共有する。

(3)検討を進めるに当たっての留意事項と取るべき対策としては、

①仕様検討を進めるに当たり、幹事会社として、埋め立て処分施設全体の構造及び維持管理の成立性を確認する必要がある。

②当該設備は初物であり、他のチームメンバーは原子力・放射線分野ではない技術者であるため、福島第一原子力発電所の事故によって環境に放出された放射性物質で汚染された廃棄物の埋め立て処分施設とは規制等は異なるが、類似施設である六ヶ所の「低レベル放射性廃棄物埋設センター」の調査も計画に含め、特に放射線安全に係る事項について検討に漏れが無いように配慮する。放射線安全に係る具体的留意点を以下に示す。

- ・地下水及び放流水の放射性セシウム濃度の測定方法・設備
- ・埋立地敷地境界の放射線量測定方法・設備
- ・放流水中の放射性セシウム濃度が濃度限度を超えた場合には、ゼオライトの投入等の放射性セシウム濃度を低減する方法及び設備
- ・作業者の被ばく管理方法及び設備
- ・敷地境界での線量評価

③仕様の検討に当たっては、埋め立て処分施設の他管理棟等必要な施設を想定し、必要電源、その他ユーティリティ量等も概算評価し全体設備の成立性に支障が無いようにする。

【参考文献】

- [1]日本工業規格「品質マネジメントシステム-要求事項」(JIS Q 9001(ISO 9001))
- [2]環境省 放射性物質汚染廃棄物処理情報サイト
(http://shiteihaiki.env.go.jp/radiological_contaminated_waste/guidelines/)

(2)「核燃料サイクルの技術」【選択科目Ⅲ】

以下に、平成29年度に出題された【選択科目Ⅲ】「核燃料サイクルの技術」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 資源エネルギー庁の発表によると、六ヶ所再処理工場は竣工前の最終試験を完了し安定運転が可能であるとの確認が行われた。稼働に当たっては、新規基準への適合性が確認されることは勿論であるが、実際に稼働した後も、事業者自らが異なる安全性の向上等に努めていくことが重要であるとされている。このような状況を想定して以下の問いに答えよ。

- (1)設計基準の強化と重大事故対策について、核燃料サイクルの技術に携わる技術者として多面的な視点から解説せよ。
- (2)稼働後も事業者自らが異なる安全性向上等に努めることが重要とされているが、どのような対応が効果的であると考えるか、その理由

も述べよ。

(3) (2) で述べた対応がもたらす効果を具体的に示すとともに、そこに潜む懸案事項について述べよ。

【解答のポイント】

(1) 再処理施設も含めた核燃料施設等に係る新規規制基準の概要は参考文献[1]に示されており、福島第一原子力発電所事故の教訓等を反映し、国際原子力機関（IAEA）の安全要件等に示された考え方が取り入れられたほか、各国の基準も参考にされて策定され、平成 25 年 12 月 18 日に施行されている。以下に設計基準の強化と重大事故対策の概要を記載するが、多面的な視点に関しては IAEA 安全基準「基本安全原則」の 10 の原則（原則 5：防護の最適化、原則 8：事故の防止等）も良く理解しておく必要がある。

1) 設計基準の強化

設計基準については下記視点で基準が強化されている。

a) 安全機能の重要性和耐震重要度の関係を明確化

安全機能の重要性和耐震重要度の基準は、いずれも「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超える」として運用されてきたことから、再処理の安全性を確保するために必要な構築物、系統及び機器を「安全機能を有する施設」と広く定義し、このうち「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超える」ものを、安全上重要な施設及び耐震重要度 S クラスと整理されている。

b) 自然現象に対する設計基準を明確化・厳格化

従来においても自然現象への考慮はされていたが、IAEA の安全基準等国際基準を踏まえ、火山、竜巻、森林火災等についても考慮するよう明記されている。また、地震・津波については、設計のための基準地震動及び基準津波の評価方法について、厳格に規定されている。

c) 火災防護対策の強化・徹底

再処理施設特有の火災・爆発に対する考慮が明記されている。また、従来の「安全上重要な施設は、可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計であること」を「核燃料物質を取り扱うグローブボックス等は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とすること」とし、従前より可燃性材料の使用を制限する規定となっている。

d) 外部人的事象、内部発生飛来物、溢水及び化学薬品の内部漏えい等に対する考慮を明確化

外部人的事象、内部発生飛来物、溢水及び化学薬品の内部漏えいに関する事項を考慮することが新たに規定されている。外部人的事象とは、再処理施設への人の不法な侵入等であり、これにはサイバーテロも含め、これら侵入の防止のための設備を設けることを要求されている。また、安全機能を有する施設の安全機能を損なわないため、再処理施設内に設置された機器及び配管の破損等による溢水、化学薬品の漏えい及びポンプや配管等の破損に伴う飛来物への考慮が規定されている。

e) 電源の信頼性強化

外部電源の安全機能への要求度が発電用原子炉施設とは異なることから、原子炉施設への要求と同様な物理的に独立な外部からの 2 回線までは要求せず、従来と同様「少なくとも 2 回線から受電可能」という要求であるが、非常用電源の確保が重要であることから、設計基準として、7 日分の連続運転に必要な燃料を敷地内に貯蔵するよう規定されている。

2) 重大事故対策

重大事故とは、設計基準を超える条件で発生する事故のうち大きな影響を及ぼす事故のことであり、下記視点で規定されている。

a) 重大事故の定義とその対策の有効性

重大事故とは具体的に下記と定義されている。

- ・臨界事故：安全対策（濃度管理、送液（施設管理））から逸脱し、臨界事故が発生。
- ・冷却機能の喪失による蒸発乾固：冷却機能が喪失すると、廃液等が沸騰し、蒸発乾固が発生。
- ・放射線分解により発生する水素の爆発：水素掃気機能が喪失すると、放射線分解で発生した水素が滞留し、水素濃度が可燃限界濃度を超えて爆発が発生。
- ・溶媒等の火災・爆発：溶媒等がセルへ漏えいし、温度が上昇して引火点に達し、着火して火災・爆発が発生。
- ・使用済燃料貯蔵プールの燃料損傷：冷却機能が喪失すると、プール水が蒸発し、使用済燃料の著しい損傷が発生。
- ・放射性物質の漏えい：セル内又は建屋内において放射性物質の漏えいが発生。

また、重大事故の措置として整備した設備が有効に機能するよう、重大事故の発生時における保全活動を行う体勢を整備し、これを保安規定に追加するとともに、重大事故への対処設備を事故故障等の報告対象として追加されている。

b) テロ対策

大型航空機の衝突等のテロリズムによる大規模損壊発生時への考慮として、重大事故等対処設備の分散配置や保管、もしくは施設の頑健性の確保を要求している。

(2) 原子力の自主的安全性向上については参考文献[6]、[7]、[8]に示す提言が行われており、参考にされたい。

安全確保については、リスクはゼロにならないという考えのもと、上記(1)に示す規制基準における安全対策に加えて、自主的に安全対策を追求していくことが必要であるが、六ヶ所再処理工場の立地条件等を踏まえた場合には下記が重要と考えられる。

1) 過去の記録等から、安全性に影響を与えるような厳しい条件は想定されない事象として、設計上定める条件より厳しい事象の想定外とした事象（津波、風（台風）、竜巻、降水、高温、低温・凍結、航空機落下）の継続的評価：

津波についてはプラントが高台に設置されているため今後とも対応が必要になる可能性は低いと考えられるが、その他の気象条件については地球温暖化等の影響により厳しさが増してきており、また、航空機落下については三沢基地に配備される機種も今後変わっていく可能性があるため継続して新たな知見の収集に努め、評価の見直しを進めていく必要がある。^[9]

2) 再処理 PSA の手法を整備：

再処理施設における PSA の手法は整備されていないため、現状確率は考慮せず決定論的に事象が特定されているが、今後は再処理 PSA の手法を整備し安全機能の喪失にいたるリスクを定量化するとともに、その結果を踏まえて設計・運転管理等の改善を行い、リスクの低減を進めていく必要がある。^[9]

3) さまざまな状況を想定した訓練の継続的な実施：

訓練を繰り返す中で改善点を抽出すると共に、新知見に対する対応も取り込み対応手順書に反映することで、継続的改善を図っていく必要がある。また、運転員の経験年数も時間と共に変化するため継続が必要である。^[10]

また、上記以外にも今後の課題としては

- ①高レベル廃液沸騰時の Ru の移行挙動評価^[11]
 - ②高レベル廃液の実廃液における水素発生メカニズムの詳細把握と定量化（パラジウムイオンの影響等含む）^[12]
- 等がある。

(3) 上記の活動における具体的な効果と考えられる懸案事項を以下に示す。

- 1) 環境条件の変化による新たなリスクへの対応が可能となる。なお、今回想定外とされた以外の事象も含めて最新知見に基づき想定するリスクを継続的に見直していく必要がある。
 - 2) 再処理 PSA の手法を整備することにより、PSA 評価結果に基づく設備改善による安全性の向上が図れるとともに、運転管理手順の見直し、検査・保守の強化を進め、さらなるリスク低減が可能となる。但し、再処理施設は軽水炉等原子炉施設と比較し、プラント数・運転実績が少いため、定量的な PSA 評価手法をどのように確立していくかが大きな課題となるため、再処理施設の運転実績を有する仏等の機関と連携をはかっていく必要がある。
 - 3) 継続的な訓練の実施により、再処理施設に従事する作業員の安全意識の向上、事故時対処スキルの向上を図ることが可能となる。これら活動は陳腐化、マンネリ化していくことが懸念されるため、PDCA を回し継続的な改善が図れるようにしていく必要がある。
- なお、これら活動は事業者のみで実施することには限界もあり、産業界関係機関、規制当局等との綿密な連携を図って進めることが出来る体制をいっそう整えていく必要がある。

【参考文献】

- [1] 核燃料施設等に係る新規規制基準の概要について 原子力規制庁 (<http://www.nsr.go.jp/data/000053164.pdf>)
- [2] IAEA 安全基準「基本安全原則」(日本語翻訳版) (<http://www.nsr.go.jp/data/000058894.pdf>)
- [3] 「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 (http://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/ls/g0500/detail?lawId=425M60080000027)
- [4] 再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則 (http://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/ls/g0500/detail?lawId=425M60080000029)
- [5] 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」 「1-5 重大事故への対策」 (http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_1-5.pdf)
- [6] 原子力の自主的・継続的な安全性向上に向けた提言 (http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denryoku_gas/genshiryoku/anken_wg/pdf/report02_01.pdf)
- [7] 原子力の自主的安全性向上の取組の改善に向けた提言 (http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyogenshiryoku/pdf/012_s04_00.pdf)
- [8] 原子力の自主的な安全性の向上について

(<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryu2018/siryu07/siryu1-2.pdf>)

[9] 重大事故等に対する再処理施設の安全性向上について 重大事故等：対処の基本方針

(http://www.aesj.or.jp/~recycle/rsemi13_tm2-1.pdf)

[10] 安全性向上に関する取組みについて

(<https://www.nsr.go.jp/data/000119561.pdf>)

[11] 重大事故等に対する再処理施設の安全性向上について(その2) 重大事故等：冷却機能喪失による蒸発乾固に係る安全対策 (http://www.aesj.or.jp/~recycle/rsemi13_tm2-2-1.pdf)

[12] 重大事故等に対する再処理施設の安全性向上について(その2) 重大事故等：放射線分解による水素爆発に係る安全対策 (http://www.aesj.or.jp/~recycle/rsemi13_tm2-2-2.pdf)

Ⅲ-2 今後の我が国の核燃料サイクルを展望し、以下の問いに答えよ。

(1) 以下の2つを典型的なシナリオとしたとき、それぞれの長所・短所を比較せよ。

シナリオA：使用済燃料は、適切な期間貯蔵した後、再処理する。

シナリオB：使用済燃料は直接処分する。

(2) (1)のシナリオA、Bの中からいずれか1つを選び、重要と考える技術的課題を挙げ、課題に対する技術的提案を述べよ。

(3) (2)の提案の具体的効果を述べよ。また、その提案を実施した場合に想定されるリスクを抽出し、その対応策を述べよ。

【解答のポイント】

エネルギー基本計画(2014年4月閣議決定)では、核燃料サイクルに関する基本的考え方として、

「i. 我が国は、資源の有効利用、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的方針とする。」とあり、シナリオAの立場をとっているが、「ii. 核燃料サイクルに関する諸課題は、短期的に解決するものではなく、中長期的な対応を必要とする。また、技術の動向、エネルギー需要、国際情勢等の様々な不確実性に対応する必要があることから、対応の柔軟性を持たせることが重要である。」^[1]となっており、シナリオBの直接処分との比較を問うものである。なお、(2)、(3)についてはシナリオA、B各1例を記載した。

(1) シナリオAは再処理に伴う回収ウラン、プルトニウム活用により資源節約面では優位である。OECD/NEA-IAEAの2008年報告によると、経済的に発掘できる資源は未発見資源を含めても約1600万トンU程度と推定され、約100年の可採年数としている。この天然ウランを現在主流の軽水炉において利用し、使用済燃料を再処理せずに放射性廃棄物として直接処分する方式(ワンスルー方式)の場合には、利用可能期間は化石燃料(石炭：約109年、石油：約53年、天然ガス：約56年)に比べて決して長いものではない。しかし、使用済燃料を再処理し、プルトニウムやウランなどの残存核燃料物質をリサイクルする方式(再処理方式)の場合には、回収された核燃料物質をウラン・プルトニウム混合酸化物燃料として軽水炉で再利用(プルーサーマル利用)した場合、10%以上の天然ウランの有効利用を図ることができる。特に高速増殖炉を実用化すれば天然ウランの有効

利用を飛躍的に高められ、ワンスルー方式の軽水炉の30～60倍で、3,000年以上の半永久的な資源を確保したこととなり、ウラン濃縮が不要となる。また、廃棄物の有害度低減も期待でき、廃棄物量も減るため最終処分場が小さくできる。一方で使用済燃料再処理に関する技術課題が多く、開発費用を含めた費用が大きい。

シナリオBは開発要素が小さく、費用が小さい。一方で使用済み燃料に含まれる資源を使い捨てにすることになり、ウラン資源を有効利用できない。また、最終処分場は大きくなり、プルトニウムも含めて埋設することから廃棄物の有害度持続期間も長い。シナリオBにはシナリオAにある「貯蔵」の記載がないが、崩壊熱が大きい状態では処分できないため最終処分前の貯蔵期間は必要である。^[2]

(2)シナリオA：再処理技術については、核燃料サイクル全体で、考えていく必要があるが、どのような原子力システムを選んだにせよ燃料の効率的な利用のために、現在の軽水炉よりも燃料の燃焼度が格段に高くなる。燃料の高燃焼度化は経済性をより高めるが、その一方で使用済燃料に含まれる核分裂生成物や超ウラン元素の比率が高くなるので、再処理工程にも影響が及び対応が必要となる。なお、現在、建設、試運転が進められている六ヶ所再処理工場は、軽水炉ウラン燃料の比較的低燃焼度の使用済燃料に対応しており、上記のような高燃焼度化した使用済燃料を処理することは困難である。高燃焼度化した使用済燃料を再処理するにあたっては、使用済燃料に含まれる核分裂生成物や超ウラン元素の比率が高く、線量が高くなるので、放射線分解による溶媒や抽出剤の劣化が課題となる。具体的には、抽出剤や放射線分解した物質が核分裂生成物と化学的に結合し、溶媒相でも水相でもない別の“第3相”を形成し、ウランやプルトニウムの抽出を阻害することや、これらの現象が安全上の問題を引き起こす可能性がある。溶媒や抽出剤の放射線分解を低減するためには、それらと放射性物質との接触時間を短くすることであり、その方策として遠心抽出器の採用が考えられる。^[3] 遠心抽出器では、水相及び有機相がそれぞれの入口から供給され、下部の混合部ではロータの回転力により両相が激しく混合され、核物質等の抽出又は逆抽出を行なう。また、混合液はロータの下部からロータ内に吸い込まれ、ロータ回転により生じる遠心力により強制的な相分離を行う。これにより、接触時間が短くでき溶媒劣化を軽減することが可能となる。^[4]

なお、核変換や有用元素の利用を考慮した再処理の開発課題に関しては参考文献[3]を参照されたい。

シナリオB：このシナリオを取る場合、ウランの可採年数は石炭等の化石燃料とはほぼ同程度となり、近い将来に枯渇する。この対策としては、海水中に存在するウランを回収して資源とすることが考えられる。海中には45億トンの膨大な量のウランが存在し、利用可能な鉱石中のウランの約1000倍の量が存在する。試験的な回収は成功しているが経済的に成立しておらず、経済的に成立する回収方法の実用化に向けた検討を継続していくことが重要である。^[4]

なお、使用済燃料の直接処分の設計・施工上の課題については、「基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書」中に記載があるので参考にされたい。^[5]

(3)シナリオA：遠心抽出器を採用による具体的な効果としては、

①接触時間が短く溶媒劣化が軽減される。②抽出器内のホールドアップが少なく、起動・停止時間が短いため設備稼働率が高い。③小型で高処理能力を有するため、コンパクトな抽出システムの構成が可能。④形状管理による臨界安全設計が容易である。

ことが上げられる。ただし、実機適用にあたっては、多数の駆動部を有することから、機械的故障がリスクとなるため、安定運転制御性、耐久性及び遠隔保守性の確保がいつそう必要となる。例えば耐久性向上に向けては、現在想定されているセラミックボール軸受け型を、非接触方式の磁気軸受け型に変更する開発が必要となってくる。^[4]

シナリオB：海水中の無尽蔵のウランを活用することでウラン資源寿命が長くなる。しかしシナリオAに比べて大きい処分場が必用になり、廃棄物処分場建設が滞りやすくなる原子力利用ができなくなるリスクがある。直接処分については特有な課題である、

A. 安全評価上の課題

- ① 評価上考慮するシナリオ
- ② 臨界回避・評価
- ③ 核種の瞬時溶出挙動と評価
- ④ UO₂マトリクス溶解挙動とそれに伴う核種溶出挙動及びそれらの影響
- ⑤ 放射線分解や酸化還元フロント進展の挙動と影響
- ⑥ 廃棄体が大きくなることによる掘削影響領域の拡大等の挙動と影響
- ⑦ 核種挙動や移行特性

B. 設計・施工上の課題

- ① ガラス固化体に比べ、寸法、重量ともに大きくなることに対する処分坑道、処分孔、人工バリア仕様等の検討
- ② ガラス固化体に比べ発熱量が大きくなることに対する処分場設計への影響評価
- ③ ガラス固化体に比べ放射線量が大きくなることに対する遮蔽対策
- ④ 放射線分解による酸化還元フロントに対する対策
- ⑤ 臨界を避けるための検討
- ⑥ 非収着性核種(C-14)に対する被ばく低減化対策
- ⑦ 地上施設の詳細検討
- ⑧ 操業中及び閉鎖後管理段階の保障措置やテロ対策
- ⑨ 回収可能性の検討

について研究開発を進め、処分場の安全性を高めていく必要がある。また、技術論のみで処分を進めることには限界があり、その技術的取組も含めて地域及び社会が処分技術の内容やその意味を理解し、社会がこれらを受け入れる必要がある。

このためには、まずは、社会的なニーズを把握した上で、ニーズに沿った技術的アプローチを行っていくことが重要であり、把握したニーズをもとに実施可能なものに取り組みしていくことが必要である。また、より効果的な取組とするため、積極的に外部有識者を活用し、その意見を反映しつつ社会との共有に向けた取組に関する対応策を検討していく。^[6]

なお、処分場に対する社会の受容性の問題については、シナリオAの場合の高レベル放射性廃棄物のガラス固化体の処分についても同様である。

【参考文献】

- [1] エネルギー基本計画 (2014 年 4 月 11 日 閣議決定)
(http://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2014pdf/whitepaper2014pdf_1_3.pdf)
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA 「再処理の経済性(04-07-01-05)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=04-07-01-05)
- [3] 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 章 6-5. 次世代再処理」
(http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_6-5.pdf)
- [4] 高速炉燃料再処理用遠心抽出器の開発 サイクル機構技報 No. 21 2003. 12 (04-02-01-12), PP23-32
(<http://jolifukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/gihou/pdf2/n21-03.pdf>)
- [5] 「基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書」
(原子力委員会)
(<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2004/kettei/sakutei041124.pdf>)
- [6] 「地層処分基盤研究開発に関する全体計画」(地層処分基盤研究開発調整会議)
(http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/docs/library/rprt3/rprt06.pdf)

7.4 「放射線利用」の設問と解答のポイント

(1) 「放射線利用」【選択科目Ⅱ】

以下に、平成29年度に出題された【選択科目Ⅱ】「放射線利用」の問題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。)(答案用紙1枚:600字)

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LET(線エネルギー付与)とRBE(生物学的効果比)を説明し、電子線とイオンビームを例に用いて、それらの関連を簡潔に述べよ。

【解答のポイント】

一般に荷電粒子(電子、陽子、アルファ線等その他のイオン)が物質に照射されると、運動エネルギーの大きい段階では物質の電子との相互作用(電離や励起)で非弾的に物質にエネルギーを付与し、続いて原子核と衝突(弾性的な相互作用)して停止することが知られている。荷電粒子が物質内を進行した距離を飛程と呼ぶが、この距離は極めて短い。特に生体物質に照射された荷電粒子が飛程に沿って局所的に付与した単位長さあたりのエネルギーがLET(Linear Energy Transfer:線エネルギー付与)であり、放射線の線質の違いを表す指標として用いられている。一方電磁波であるガンマ線は物質内での軌道電子との相互作用(光電効果、コンプトン効果及び電子対生成)によって二次電子を生じ、これらが電離や励起を起こして間接的にエネルギーを付与する。但し電荷を持たないため透過性は非常に高く、物質への影響は荷電粒子に比べて小さい。それぞれの放射線に対し水中におけるLETとして、MeVオーダーのエネルギーのベータ線(電子線)やガンマ線で0.2 keV/ μ m、アルファ線で120 keV/ μ m、炭素イオン(ガン治療用)で500 keV/ μ m以上、等の値が挙げられている。本来LETは荷電粒子に適用される量であるが、ガンマ線に対しても二次電子に着目し拡張して用いられている。

以上のように、イオンは透過性が低くLETが大きいため生体物質の極表層に局所的な影響が生じ、一方でガンマ線は透過性が高くLETが小さいため生体物質の深さ方向に均一に影響するのが特徴である。このように放射線種及びエネルギーの違いによって生体物質へ与える影響が相違することから、一概に比較することが難しい。そこで生物学的効果の効率の大小を表す指標としてRBE(Relative Biological Effectiveness:生物学的効果比)が用いられる。RBEは、ある生物効果に着目し、それを引き起こすための基準となる放射線種及びエネルギーに対して、問題とする放射線種とエネルギーを受けたときの生物学的効果の比で表される。実際には診療用X線(最高250kV)やコバルト60のガンマ線を基準とし、ある生物効果を引き起こす吸収線量の比の逆数で求められる。

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

電子線のRBEは、LETがほぼ同じであることから、ガンマ線のそれと同じ(≒1)である。イオンビームの場合は、LETがガンマ線よ

りも大きいことから、同じ線量でも細胞を死滅させる力が強い。例えば、日本でがん治療に対する利用開発を進めている重粒子線(炭素線)のRBEは光子線の約2.5倍以上である。

【参考文献】

- [1] 飯田敏行監修「先進放射線利用」, 大阪大学出版会(p246)
- [2] 平成28年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座:【選択科目Ⅱ】の解説 放射線利用Ⅱ-1-1
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA「重粒子線照射によるがんの治療(08-02-02-01)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=08-02-02-01)
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA「放射線の種類と生物学的効果(09-02-02-15)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=09-02-02-15)

Ⅱ-1-2 農業・食品分野で実用化されている放射線利用技術を3つ以上挙げ、それぞれの目的及び照射効果が利用される原理を簡潔に説明せよ。なお、「食品照射」については、一まとめにせず、目的などに従って分けて記述すること。

【解答のポイント】

「食品照射」

食品や農産物にガンマ線や電子線などの電離放射線を照射することによって、発芽防止、熟度遅延、殺菌、殺虫などの効果が得られ、食品の保存期間が延長される。このような放射線の作用を利用した食品保存技術は「食品照射」と呼ばれている。食品照射は、照射線量に応じて以下のように分類される。

低線量照射(1キログレイ以下)

- (1) 馬鈴薯、玉葱、ニンニク、ショウガ他への照射により発芽を抑制、(2) 穀類、豆類、生鮮果実、乾燥果実、乾燥魚、乾燥肉、豚肉他への照射により殺虫及び害虫を不妊化、(3) 熱帯果実、野菜他への照射により熟度を調整。

中線量照射(1~10キログレイ)

- (1) 生鮮魚、イチゴ他への照射により貯蔵期間を延長、(2) 冷凍魚介類、生鮮魚介類、生鮮鶏肉と畜肉、みかん、魚肉・畜肉加工品他への照射により腐敗菌や病原菌の殺菌、(3) 乾燥野菜の水戻し、ブドウの搾汁率向上、デンプンの低粘度化他、照射による食品の物性改良。

高線量照射(10~50キログレイ)

- (1) 香辛料、酵素製剤などへの照射により調味料、食品素材の殺菌、(2) 肉、魚介類、調理食品、病院用減菌食への照射により完全殺菌

「害虫防除(不妊虫放飼法)」

ウリミバエのような幼虫がウリ類などの果実の内部を食い荒らす害虫駆除を目的とする。

対象害虫の雄を人工的に大量増殖し、羽化2-3日前に70Gyのガンマ線を照射して不妊化したのちに野外に放飼する。この不妊化した雄の成虫は、正常な雌の成虫と交尾することはできるが、受精させる

ことはできなくなる。このような不妊処理を施した雄の成虫を自然界の害虫集団に継続的に大量に放飼すると、雌が受精能力のある雄と交尾する機会が少なくなり、受精卵を産む割合が減ってゆくの最終的に害虫集団は絶滅する。

「放射線育種」

放射線照射による突然変異を利用して耐病性、耐環境ストレス性が高いなどの優良な特性を有する新品種を開発することを目的とする。

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

【参考文献】

[1]飯田敏行監修「先進放射線利用」(大阪大学出版会), p144, p162, p173

Ⅱ-1-3 放射線を照射された材料の照射効果 (照射における変化) を直接調べる装置あるいは方法 (化学的方法を除く。) を3つ以上挙げ、それぞれの原理について簡潔に述べよ。

【解答のポイント】

・光ファイバの伝送損失の増加

ガラスを素材とする光ファイバは、放射線によって構造欠陥や不純物が電子やホールを捕捉し、容易にカラーセンターが形成されることにより、光伝送損失の増加という照射効果が生じる。

この光伝送損失の増加は、以下の方法により調べることができる。光ファイバの入力端に一定出力、一定波長の光源 (Light Source) を取り付ける、出力端に入力に合った波長の光出力計 (Light Power Meter) を取り付ける。光ファイバを放射線で照射し、照射前後 (あるいは照射中) の光出力計の出力値を比較することにより伝送損失の増加量が算出できる。なお、光ファイバの照射中は光源、光出力計への放射線の照射量が十分低くなるような考慮が必要である。

・発光素子の特性劣化

発光ダイオードや半導体レーザーといった発光素子は、放射線の照射により、電流-光出力特性が劣化するという照射効果が生じる。

この電流-光出力特性の劣化は、以下の方法により調べることができる。

放射線源の近くに設置した発光素子を可変電圧電流発生器に接続して電流を流す。この発光素子の位置をマニピュレータなどの機構を利用して照射位置と発光量の測定位置の間を移動可能にする。発光量の測定位置に光度計を接続した積分球を置き発光素子の発光量を測定する。また、このときの電圧・電流を測定する (データロガーで記録する)。放射線の照射量も線量計により測定、記録し、発光量測定時の積算照射線量の関係を求めることにより、発光素子の放射

線による特性の劣化のデータを得ることができる。

・ボイド・スエリング

高線量の中性子にさらされる原子炉材料の照射損傷の最初の過程は主として中性子による結晶格子の原子のはじき出しである。その結果、空孔と格子間原子を生じ、照射が進む (原子炉運転時間の経過) とともに格子間原子のクラスターや空孔のクラスター (ボイド) が生成する。ボイド等は電子顕微鏡によって観察できる。原子のはじき出しによって結晶格子の構造が破壊され、乱される結果、格子の形状がゆがみ、格子ひずみを生じ、局所的に残留弾性応力を生成する。格子ひずみはX線回折などによって検出できる。ひずみが広い範囲にわたって生じると外形の寸法変化として測定できる場合もある。

【参考文献】

[1]河村, 住田「RTNS-II による研究成果」, 核融合研究 第 64 巻 (1990) 第 1 号, p5-31

<https://doi.org/10.1585/jspf1958.64.5>

[2]T. Iida, et. al., : Fusion Neutron Damage in Optical Fibers, J. of Nuclear Science and Tech., 24[12] (1987), pp. 1073-1075.

[3]原子力百科事典ATOMICA「原子炉材料の基礎 (1) (03-06-01-09)」

http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=03-06-01-09

Ⅱ-1-4 放射線を利用してつくられた高分子 (プラスチックやゴム等) 製品が身の回りで使われている。下記の内容について簡潔に記述せよ。

(1) 高分子が放射線の照射に多く用いられる理由を述べよ。

(2) 放射線により「分解」「架橋」「重合」「グラフト重合」「キュアリング」等の化学反応が有機されるが、そのうちの2つ以上について反応機構及び具体例とその特徴について述べよ。

【解答のポイント】

(1) プラスチックやゴム等の高分子は、共有結合が放射線による非弾性散乱 (電離や励起) を通して損傷を受け、化学反応性が高くなる。このため、①高分子を反応させるのに添加物がいらぬため廃液などが出ない、②添加物がないため処理後に不純物が残らない、③加熱しなくても常温で処理できる、④材料の元の形状を維持したまま処理できる、⑤処理が簡単にできるなどの利点があり、高分子が放射線の照射を利用した加工に多く用いられる。

(2) 高分子材料に放射線を照射すると、放射線が通り抜けた近傍の分子に励起や電離が起こり、反応性の高い活性種 (ラジカル) が生じる。この活性種の反応によって、高分子鎖の切断 (放射線分解) や、高分子鎖同士を橋掛け状に結合する反応 (放射線架橋) が起こる。また活性種と反応性の高い別の化合物を高分子に混ぜておくと、元の高分子鎖に新しく枝を付ける (放射線グラフト重合) ことができる。

分解: フッ素樹脂のポリテトラフルオロエチレン (PTFE) は典型的な放射線切断型の高分子であるが、放射線照射で分子鎖が切断されると、切断点近傍の分子鎖は周りからの束縛が軽減されるので分子

鎖方向に並びやすくなり小さな結晶が多数生成する。その結果、硬くなり粉砕しやすくなり機械的に細かく砕くことができるようになる。微粉末化されても、自己潤滑性や耐薬品性は保存されているので、固体潤滑剤、各種樹脂の摩耗を大幅に低下させる添加剤、インク・塗料などの原料に使用されている。

架橋:放射線の照射により生成されたラジカルにより高分子鎖間で結合が形成されて構造が変化する(架橋する)。電線に被覆した後、放射線照射で被覆材を架橋すると、高温に加熱しても流動性が無くなり、電線に被覆するときの製造温度をはるかに超える温度まで、電気絶縁性が保持できるようになる。これによって、電線の使用可能な温度の上限が上がり、安全性が確保できる。

重合:単一または複数の化合物がラジカルにより反応してポリマー(=重合体)が生成される。木材の空隙部に液状モノマーを含浸させて放射線重合させた木材・プラスチック複合材料という例がある。
グラフト重合:グラフトとは、「接ぎ木」という意味で、ある高分子鎖に別の高分子鎖を結合することをグラフト重合という。高分子鎖上に放射線照射や触媒などにより活性点(ラジカル)を形成し、これを開始点として別のモノマーの重合を開始させ、グラフト重合体を合成する。繊維やプラスチックなどの高分子材料に別のモノマーをグラフト重合することによって、新しい性質をもつ材料を製造することができる。化学開始剤法、プラズマ法、紫外線法と比べると、放射線法には、ポリマーの形状に制限がないこと、ポリマー内部深くまでグラフトが可能であること、大量生産できることなどの特徴がある。ポリエチレンにアクリル酸をグラフト重合させたものは、ボタン型電池の隔膜に使用されている。また、ポリオレフィンとメタクリル酸グリニジル等の組合せによる空気浄化フィルター用イオン交換不織布(ケミカルフィルター)が半導体工場において採用されている。

キュアリング:硬化(キュアリング)とは、熱硬化性樹脂の予備重合体である液状樹脂(プレポリマー、オリゴマー)が、流動性のある柔らかい状態から三次元網目を形成して、硬いプラスチック状態になることをいう。放射線により分子にラジカルを生成、生成されたラジカルにより、分子中の多重結合が開裂して、分子間で新たな結合が形成。炭素原子が新たなラジカル部位に変化。付加重合を繰り返すことによりネットワークを形成する。塗装の場合、従来の熱硬化法では、ポリマーを有機溶剤に溶かした塗料を80~280℃で高温乾燥するが、長いもので10数分も要していた。電子線法では常温でわずか1秒で処理できるという特徴(利点)がある。

【参考文献】

- [1] 飯田敏行監修「先進放射線利用」(大阪大学出版会) p237
- [2] 原子力百科事典 ATOMICA「放射線照射による有機材料の性能向上(08-04-02-01)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=08-04-02-01)

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 アルファ線を放出する放射性同位元素(α核種)を用いた新しいがん治療薬を開発することとなった。あなたがその担当責任

者として業務を進めるに当たり、以下の内容について記述せよ。

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

【解答のポイント】

- (1) 計画策定に当たって調査・検討すべき事項
計画策定に当たっては、α核種を用いたがん治療薬の特性を考慮したうえで、主に以下の観点で調査、検討を進める。
 - a) α核種を用いたがん治療薬の特性
 - ・α線は飛程が数十ミクロン程度と短く、生物学的効果が大きい。そのため、局所的ながん細胞の治療に有効と考えられている。一方でα放出核種をがん細胞部位に選択的に運ぶドラッグデリバリーの手法が不可欠である。
 - ・治療対象組織への集積性が高く、体内から迅速に排出される生化学的特性を持つように核種と形態を選択する必要がある。
 - ・RI 製造、分離、合成、臨床の各過程で高度な技術を要するため、個々の技術開発と全体統合、人材育成が不可欠である。
 - b) 外科、化学、放射線のがん治療の三大療法、特に放射線治療の技術動向を調査し、開発対象とするがん治療薬の目的、用途、適応症例を検討する。
 - c) 開発対象とするα核種の種類や起源、生化学的な要件を明らかにして、開発した治療薬を臨床使用した場合の有効性、安全性の見通しや検証方法、技術的な実現性、課題を調査、検討する。
 - d) α核種の製造、分離、合成、臨床使用に必要な施設を調査し、放射線管理、放射線防護の考え方を検討しておく。

α核種を用いた内用療法と(n, α)反応を利用したホウ素中性子捕獲治療法(BNCT)を対象として、調査・検討事項の例を以下に示す。

No.	調査・検討事項	内用療法	BNCT
1	目的、用途	組織内に分布するがん細胞を選択的に治療する。	
2	適応症例	有効な治療法がない初診時進行がん等	脳腫瘍等
3	α核種の種類	アスタチン ²¹¹ At ラジウム ²²³ Ra	ホウ素
4	製造方法	高効率な加速器を開発	原子炉または加速器による(n, α)反応を利用
5	分離方法	自動化による被ばく低減	不要
6	合成方法	がん細胞に自発的に集積し、実効半減期が短い形態とする	がん細胞に自発的に集積する形態とする。
7	臨床使用方法	α核種を含む薬剤を投与	ホウ素を含む薬剤を投与、中性子線を照射し、α線を発生させる。

(2)業務を進める手順

加速器ベースのホウ素中性子捕獲治療法(BNCT)を対象として、担当責任者として業務を進める手順の一例を以下に示す。

No.	業務手順	内容
1	開発コンセプト策定	中性子源(陽子線加速器+中性子発生ターゲット)、ホウ素含有薬剤の組合せ、施設計画等を検討する。
2	協力体制構築	施設、加速器、ターゲット、患者搬送機器、薬剤供給者の選定、設置、調整、保守等の役務の役割分担を明確しておく。
3	評価方法検討	安全性、有効性の評価手法を定めておく。
4	治療薬の候補選定	実績のある薬剤や有望な薬剤の中から最適なものを選定する。
5	システムの概念設計	開発コンセプトを具現化するシステムの構成、機能、仕様等を明確にする。
6	詳細設計、試作、検証	プロトタイプ的设计、評価、検証を進め、結果を実機設計にフィードバックする。
7	妥当性の確認 (非臨床、臨床)	中性子線の分布や二次放射線の遮蔽などの非臨床的な評価及び患者を対象とした臨床研究や治療により、有効性、安全性を評価する。

(3)業務を進めるに当たって留意すべき事項

国内での実用化、臨床使用を念頭におくと、開発した装置や治療薬は薬機法の適用対象となるため、臨床研究、治験、承認取得、先進医療、保険診療につなげる道筋と出口を明確にしておく必要がある。特に、医薬品、医療機器の開発という観点で、以下の事項に留意する必要がある。

- リスクマネジメント(便益-リスク評価を含む)
臨床使用シナリオ等を想定し、リスクを受容可能なレベルに低減させる。
- 臨床的評価の進め方
安全性、有効性の評価に当たっては、国際的に認められているGCP(Good Clinical Practice)に準拠した信頼性、中立性の高い評価が重要となる。

【参考文献】

- [1]「RI 内用療法の将来展望と提言」(核医学53 巻1号(2016年))
- [2]「医理核物連携プロジェクトの概要説明-放射性核種の製造からα線内用療法によるがん治療へ」(大阪大学大学院理学研究科 深瀬浩一、新規医療イノベーションのためのシンポジウム2015 医理連携による進行がん治療のための国際医療拠点形成事業、平成27年10月21日)
- [3]古林徹「BNCTの概要及び加速器BNCT治療システムへの移行」, RADIOISOTOPES, 64, 1-12 (2015)

Ⅱ-2-2 トラックや船舶等に積載された爆発物や核物質等に対して、放射線を利用して外部から速やかに探査する方法を開発するプロジェクトチームが生まれ、あなたはそのチームの責任者として参画することになった。装置の開発に当たり、下記の内容について記述せよ。
(1)装置開発を行うに当たって調査・検討すべき事項
(2)プロジェクトを遂行する手順
(3)プロジェクトを遂行する際に考えられる問題点や課題

【解答のポイント】

(1)装置開発を行うに当たって調査・検討すべき事項
開発計画の策定に当たっては、現状の問題点を調査し、解決すべき課題、目的やゴールを明確にしたうえで、どのような場面で誰がどのように使うか、ユースケースと装置が満たすべき要件を検討する必要がある。そのうえで、適用可能な要素技術を調査し、装置のコンセプトを検討しておくべきである。
探査対象の条件や目的(バルクが微量の高感度分析か、大きさなど)に依って種々の探査方法があり、X線、中性子、放射線源が利用されているが、ここでは、大規模イベントでのテロ対策を目的として、放射線を利用した爆発物探査装置を開発することを想定して、以下に調査・検討事項の例を示す。

No.	調査・検討事項	内容
1	現状の問題点	非合法に入手、流通されている爆発物を簡便に探査する方法が確立されていない。
2	解決すべき課題	トラックや船舶に積載されている貨物(コンテナ等)を対象に、爆発物の積載有無を非破壊で探査できる実用的な技術を確立すること。
3	目的、ゴール	爆発物が大規模イベント開催中の特定のエリアに非合法的に持ち込まれ、テロに使用されることがないように未然防止を図る。
4	ユースケース	イベント会場近隣の港湾施設及び業者用搬入口等に専用の探査装置を設置し、対象貨物の検査を実施し、水際で非合法的な持ち込みを防止する。
5	装置の要件	可搬式のセンサ部と解析用のPCの組合せ等、簡便で持ち運びが容易な構造とする。探査時間は5分/件以内を目標とする。
6	適用可能な要素技術と特徴	- 電子捕獲型検出器 ニトログリセリンなどのニトロ化合物に対して感度が良く、通常の有機化合物には反応しないなど選択性が高い。 装置の構造が簡単で低コストであり、操作方法が簡単だが、蒸気圧の低いRDXなどを検出することが出来ない。 - 中性子後方散乱式爆発物探知器 対象物が全く何も放出していないでも検知可能であり、対象物の寸法、形状に依存しにくいなどの長所があるが、高価格で大規模な装置になる。

(2) プロジェクトを遂行する手順

チームの責任者として、大規模イベントでのテロ対策を目的とした爆発物の探査装置を開発するプロジェクトを遂行する手順の一例を以下に示す。

No.	業務手順	内容
1	開発コンセプト策定	要素技術の選定とユースケースの詳細化、具体化
2	実行体制構築	技術開発、導入、運用、保守等に関わる実行体制を明らかにする。
4	開発スケジュール策定	開発から導入までのアクション事項をWBSなどに整理する。
3	開発予算算定	投入費用の見通しを積算し、回収計画を立案する。
5	詳細設計、試作、検証	コンセプトを具現化して、試作、検証を進め、製品化にあたっての課題を抽出し、対策を講じる。
6	妥当性の確認 (模擬、実使用)	ユースケースを考慮した模擬環境を構築し、試験的に検証、改善を図った後、実使用環境で最終確認する。
7	不具合対策、製品化	初期不良を対策しつつ、市場への導入を進める。

(3) プロジェクトを遂行する際に考えられる問題点や課題

プロジェクトの遂行において想定される問題点や課題とその対応策の検討例を以下に示す。

- 試験環境と実環境の相違等により、探査装置の検出率が想定よりも低い。
→性能向上とともに、別法による冗長化を図る。
- 探査可能な対象物品が限定される。
→より拡張性の高いシステムへのアップグレードを検討する。
- 探査に要する時間が想定よりも長い。
→実際の使用環境を精度よく模擬できるよう、ユースシナリオの作りこみと効率化を開発の初期から進めておく。
- 装置の操作が難しく、探査に必要な人員が不足する。
→操作性の改善とともに、マニュアルの充実やトレーニングプログラムの提供などを検討する。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「爆薬・薬物探知への放射線利用 (08-04-01-29)」
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=08-04-01-29

(2) 「放射線利用」【選択科目Ⅲ】

以下に、平成29年度に出題された【選択科目Ⅲ】「放射線利用」の設定と解答のポイントを示す。

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 食品への放射線照射利用(食品照射)について、日本を除く

すべての先進国が国際機関による評価をもとに繰り返し安全性を評価し、規格・基準を整備してきた。しかし、我が国では、消費者の理解が不十分であることと事業者のニーズが少ないことを理由に、食品への放射線照射の適用については慎重な姿勢が続いている。そういった状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

- (1) この現状にはどのような問題があるか、食品照射の技術的な特徴と国内外の現状を踏まえて多面的な観点から述べよ。
- (2) (1)の問題解決のために検討すべき技術的課題を列挙し、それぞれ適切な解決策を提示せよ。
- (3) (2)の解決策がもたらす効果を具体的に示すとともに、それを実施する際の留意点について述べよ。

【解答のポイント】

(1) 食品照射技術は梱包された食品の内部まで均一に殺菌・殺虫処理などができ、有害物質が残留しないこと、温度上昇が小さいことなどの利点がある。また、食品照射は、毒性学的・微生物学的安全性及び栄養学的適格性の観点から多面的な検討がなされた食品処理技術であり、意図した技術上の目的を達成するために適正な線量を照射した食品はいかなる線量でも適正な栄養を有し安全に摂取でき(WHO, 1977) 安全性に関して喫緊の懸念事項はない(EFSA, 2011)とされ、Codex 規格や ISO などの国際基準・規格が整備されている。海外では、香辛料・乾燥野菜類、にんにく・馬鈴薯、肉類・魚介類に対する食品照射が、アジア・オセアニア、アメリカ大陸をはじめとする多くの国で食品照射技術の実用化が進んでいる。

しかし、日本においては消費者の放射線に対するアレルギーや、事業者のニーズが少ないことにより馬鈴薯以外の食品への放射線照射は海外で照射処理されたものの輸入も含めて食品衛生法で禁止されている。

問題点1：海外では食品照射が実施されていることから、食品衛生法で禁止されている照射済の食品が輸入され国内で流通する恐れがある。

問題点2：貿易の自由化を求める外圧によって、将来、照射食品の輸入を認めざるを得なくなることが考え得る。この場合に、消費者が照射済の食品かどうかを容易に識別できる方法、また、照射済の食品に対する線量が既定の量以下であることを確認する標準的な手段を確立しなければならない。

問題点3：海外における実用化が拡大することにより、将来、国内における食品照射に対する消費者の理解が進むことが考え得る。この場合に、国内で食品照射を実施する施設を運営することになるが、施設そのものや、運転に関するノウハウ、規制などが未整備の状態である。

(2) 問題点1の技術的課題解決策: 輸入された食品が照射されているかどうかを簡易に判定できる技術が少ない。照射済の食品の検知・分析法としては、①照射によって、食品中に生成する比較的安定なラジカルを電子スピン共鳴装置により検出する方法(ESR)、②食品に付着した鉱物物質(ケイ酸塩)を分離し、放射線照射によってトラップされた対電子を熱的に励起して放出される光を検出する熱ルミネッセンス(TL)法、③TL法による熱的励起に代わって赤外線振動励起によって対電子の状態を開放し観測する光励起ルミネッセンス(PSL)法、④脂肪(トリグリセリド)の放射線分解によっ

て生成する化合物GC/MSなどによって検出する化学分析法(シクロブタノン法、炭化水素法)、などがある。これらの検知・分析法は、検出装置が高額であり、分析精度と適用範囲が限定されていることや、試料の分離などの煩雑な処理が必要などの、さらなる改良を要するところがあるが、これらを改善することにより、容易に照射済の食品を検知・分析することができるようになる。

問題点2の技術的課題と解決策:将来、照射済の食品の国内における流通が認められる場合は、照射済食品には現在、国内で認められている照射済の馬鈴薯の場合と同様に、食品照射を適切に行うためには工程管理が適切に行われていることを確認し、消費者に選択権を与えるために適切な表示を行う必要がある。それを簡易に確認するための方法、すなわち検知法が必要とされる。食品の流通段階における履歴の管理は、放射線の照射以外にもニーズは多く、例えば、食品の産地や、使用される飼料の種類、農薬の使用などの記録を商品ごとにIDを割振り、データベースで管理する方法などを用いることが可能である。

問題点3の技術的課題解決策:将来、国内で食品照射が認められる場合は、運転管理が容易で安全性に優れ、価格が安い照射施設が必要となる。コバルト-60ガンマ線照射施設は透過力が優れており運転操作が簡単であるが、立地上の問題がある。電子線加速器は透過力が限られているが、短時間に大量処理が可能で大都市でも立地が可能である。また、小型の電子加速器を開発すれば小規模事業所にも設置可能になるであろう。電子線加速器も5MeVまでのエネルギーではX線転換が可能であり、ガンマ線と同じような厚い梱包物の照射処理が可能である。

(3)照射されているかどうかを容易に判定できる技術・機器の開発により、消費者が安心して食品を選択できるようになるという効果がある。また、食品照射が国内で広く普及することにより、食中毒の防止などの食品衛生のより一層の向上、食品の品質保持期間の延長による食糧の安定的な供給という効果も期待される。

実施にあたって留意すべき事項としては、以下があげられる。

(a) 機器の使用にあたって、判定結果の信頼性を担保できる仕組みの構築に留意が必要である。これは、例えば、当該機器の信頼性をチェックする公的な機関の設立などの方法が考えられる。

(b) 国内における照射設備の運転においては、施設の規模に応じた放射線管理・運転に関する規制の整備とともに、食品衛生の観点での運転管理の規制の整備に関する留意が必要である。

(c) 放射線の食品照射のメリット、他の食品の保存や殺菌に関する技術との比較をした上で消費者にPRするとともに、デメリットについてもわかりやすく説明する。また、情報の発信が規制側からの一方通行とならないように注意し、開発者、管理者だけではなく、消費者を代表する機関などを含めた幅広いステークホルダーが関与した上で開発・実施を進めるようにする。

【参考文献】

- [1]飯田敏行監修「先進放射線利用」(大阪大学出版会) p 173,
- [2]古田雅一「食品の放射線照射の現状と展望」(生活衛生 Vol. 55 No. 1 PP23-33 (2011),
- [3]伊藤均「日本における食品照射の開発の経緯と今後の課題」(食品照射 第38号(2003))

Ⅲ-2 芸術や考古学のような人文科学の分野でも盛んに放射線の利用が行われるようになった。以下の問いに答えよ。
(1)人文科学分野での放射線の利用にはどのようなものがあるか、その分野と用途、用いられる放射線の種類、その放射線が用いられる理由、また技術的進展がある場合にはその経過について述べよ。
(2) (1)で述べた方法に関して技術的課題を挙げよ。
(3) (2)で述べた技術的課題の解決策や対処法について述べよ。

【解答のポイント】

(1)人文科学分野での利用例を題意に即して整理して記述する。

No.	分野	用途	放射線の種類	用いられる理由
			技術的進展とその経過(該当する場合)	
1	考古学	年代測定	炭素-14同位体	放射性壊変の半減期を利用する。
		ベータ線計数法が用いられてきたが、バックグラウンドが無視できないこと、測定に多くの試料量が必要なことなどから、検出効率が飛躍的に高まった加速器質量分析法(AMS)に移行している。		
2		非破壊検査(内部構造の解明)	X線(ジグァッパ)	主に物質内の電子密度分布に関する情報が得られる。
			中性子線(ジグァッパ)	主に水素のような軽い原子の密度分布に関する情報が得られる。
3		元素分析(生産地解明)	放射光(蛍光X線)	遠赤外線からX線までの幅広い波長領域の高輝度な光であり、
4		化石の構造調査	放射光(マイクロCT法)	微細な物質構造や状態解析が可能である。
		フォトンファクトリー、大型放射光施設(Spring-8) ^(*) などの放射光研究施設のほか、RIビームファクトリー、大強度陽子加速器施設(J-PARC) ^(**) など、広範な領域の科学技術の研究に「量子ビームテクノロジー」研究施設が利用されている。		
5	芸術	絵画の技法、履歴調査	X線(ジグァッパ)	調べたいものを傷つけることなく、内部の微細な構造を観察できる。
6		仏像内包物調査	X線(透過試験)	
7		仏像修復	X線(CTスキャナ)	

(*) Spring-8 : Super Photon ring-8GeV

(**) J-PARC : Japan Proton Accelerator Research Complex

(2) (1) で述べた方法のうち、「量子ビームテクノロジー」の活用を例として技術的課題を挙げる。

「量子ビームテクノロジー」とは、加速器、高出力レーザー装置、研究用原子炉等の施設・設備を用いて、高強度で高品質な光量子、放射光等の電磁波や、中性子線、電子線、イオンビーム等の粒子線を発生・制御する技術及びこれらを用いて高精度な加工や観察等を行う利用技術からなる先端科学技術の総称であり、様々な量子ビーム研究施設を利用して、量子ビームテクノロジーと呼ぶべき新たな技術領域が形成されている。一方、文化財や考古遺物の場合、当該品を量子ビーム研究施設に移動させることが難しい、少量の試料での分析が必要となる、統計的解析のために必要となるビームタイムの確保が難しい、考古学特有のニーズがあるといった制約条件から、

- ①分析装置としての小型化・可搬化
- ②小型分析装置の場合の分析性能（精度、分解能、ワークサイズなど）の維持・向上
- ③高速撮像化
- ④考古学者の使用・分析に支障の出ないシステム、測定と測定後のデータ処理の適切化

などの技術的課題が存在する。
さらに総合的視点から当該技術を維持、発展させていくには、装置の小型化や経済性、汎用性の向上のほか、放射線利用の理解促進、人材育成、潜在的利用者の掘り起しなども課題となっている。

- 例えば、中性子分野では、X線のように研究室規模で使用できる小型線源が少なく普及の上での課題である。
- 最先端の研究開発を支えるには、放射線や放射能の利用が、非常に役立つという認識が生まれるようにすることが必要であり、放射線利用の理解促進、利用を拡大させるための制度が望まれる。
- 人材育成、社会基盤の整備、基礎基盤研究の支援等も継続していく必要がある。

(3) (2) で述べた技術的課題の解決策、対処法を述べる。

- (2) ①～④の技術的課題に関して、X線を例として記述すると、
- ①CT スキャナーでは既に小型化が実現しているが、分析性能は低い。高エネルギーX線CTは、X線源としての加速器や高性能の半導体検出器の開発等により小型化が進み、考古学関連研究所への導入・設置が実現し始めている。
 - ②精度については、高剛性のグラナイトをベースに基幹部品を配置し高精度な回転ステージを組み込み、X線源、ワーク、検出器の位置安定性の向上を行うことで、高精度で安定したCT画像を取得可能とする開発がなされている。また、分解能についてはX線源の実効焦点サイズを小さく抑えることが必要で、そのために加速器の開発、性能向上を行う。さらにワークサイズの拡大のためには高エネルギー化して透過能力を上げれば良いが、それに伴いX線源の実効焦点サイズが大きくなるので、新線源を開発し測定性能を維持したまま透過能力を向上させる必要がある。具体的事例として、小型シンクロトロン「みらくる」の採用が考えられる。高エネルギー化とともに、高エネルギーX線に耐えてワーク全体を視野に収めることができるサイズの検出器の開発や高エネルギーX線を遮蔽可能とするシールドの開発も必要である。

③については、半導体検出器のさらなる高性能化、データ処理システムの高性能化などがある。

④については、装置の汎用化や人材育成と関連し、以下に示す総合的観点からの課題解決策とともに検討していく必要がある。

- 他分野の利用者への技術支援等を行う人材の確保及び人材育成を行う。
- 潜在的な利用者の掘り起こし、新しい利用研究・利用分野の開拓を強化するために、利用料金を無料にしたトライアルユース制度を周知させる。
- 利用拡大を行うために、基礎基盤研究の成果を広く産業界に周知する。
- 小型加速器をベースにした中性子源の開発など、高度化・小型化、省エネ・低コストの技術を創出し、産業界で簡便に使用できる普及型の装置の開発を行う。

これらは、参考文献[1][2]で述べられている対策であるが、実際の回答においては、技術士としての見解を自分の言葉で表現することが重要である。

【参考文献】

- [1]「放射線利用の現状と今後のあり方」(平成24年5月9日、内閣府原子力政策担当室)
- [2]今後の光・量子ビーム研究開発の推進方策について(平成25年1月31日科学技術・学術審議会先端研究基盤部会)
- [3]「平成28年版 原子力白書」(内閣府原子力委員会)
- [4]「暮らしの中の放射線」(高エネルギー加速器研究機構)
- [5]「放射線等に関する副読本」(文部科学省)
- [6]原子力百科事典 ATOMICA 「考古学研究への放射線利用(08-04-01-13)」
(http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=08-04-01-13)
- [7]「計測用X線CTの高精度化に関する調査研究」産総研軽量標準報告 Vol.9, No.3 (2016年6月)
- [8]次世代3次元内外計測の評価基盤技術開発プロジェクト 技術評価結果報告書 産業構造審議会産業技術環境分科会(平成29年1月)

7.5 「放射線防護」の設問と解答のポイント

(1) 「放射線防護」【選択科目Ⅱ】

以下に、平成29年度に出題された【選択科目Ⅱ】「放射線防護」の問題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。)(答案用紙1枚:600字)

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 以下の放射線の影響について分かり易く簡潔に説明せよ。

- (1) バイスタンダー効果
- (2) 適応応答

【解答のポイント】

代表的な生物学的応答であるバイスタンダー効果、適応応答、ホルミシス、ゲノム不安定性等のうち、前2者に関する説明が求められている。この機会に平成27年度に出題されたLNT仮説(閾値なし直線モデル)との関連性も含めて、用語の意味や実例を整理しておくといえよう。なお、最新の知見に関しては「日本原子力学会誌ATOMO」^[1]や日本保健物理学会誌「保健物理」も大いに参考になる。

- (1) バイスタンダー効果^{[2][3][4]}

放射線が細胞に照射される際、その影響(増殖阻害、DNAや染色体の損傷、突然変異の誘発等)が直接放射線を浴びた細胞だけではなく、これに近接した非照射細胞にも現われることがある。すなわち、細胞が受けたストレスはその細胞のみに影響が現れるだけではなく、分泌や細胞間ギャップ結合等によるシグナルによって非照射細胞へ伝達される。この細胞間の放射線影響伝達をバイスタンダー効果という。

- (2) 適応応答^{[5][6][7]}

適応応答とは、予め低線量放射線を照射することにより、その後の高線量放射線に対する抵抗性が誘導される現象を指す。細胞レベルでは、染色体異常、突然変異、細胞死、免疫系障害などの軽減が確認されている。また、動物実験では発がんやがん転移の抑制、奇形発生や致死の抑制などの多くの効果が認められている。

【参考文献】

- [1] 日本原子力学会HP
<http://www.aesj.net/publish/atomos/tachiyomi>
- [2] 原子力百科事典ATOMICA「バイスタンダー効果」
http://www.rist.or.jp/atomica/dic/dic_detail.php?Dic_Key=2022
- [3] 日本原子力研究開発機構HP
<https://www.jaea.go.jp/02/press2015/pl15050701/03.html>
- [4] 保健物理, 52(2), 68~76(2017)
- [5] 放射線科学, 56(2), 12~14(2013)
<http://www.nirs.qst.go.jp/publication/rs-sci/pdf/201306.pdf>
- [6] 内閣府HP
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/sonota/study/aecall/book/pdf/>

[2syoun.pdf](#)

[7] 原子力百科事典ATOMICA「放射線ホルミシス(09-02-01-03)」

http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=09-02-01-03

Ⅱ-1-2 ICRP2007年勧告では、被ばく状況のタイプとして以下の3つが示されているが、それぞれの被ばく状況について、被ばくを制限するための線量限度、線量拘束値、参考レベルの用語を用いて簡潔に記述せよ。

- (1) 計画被ばく状況
- (2) 緊急時被ばく状況
- (3) 現存被ばく状況

【解答のポイント】

平成23年度の2次試験I-4(3)でも出題されている。

- (1) 計画被ばく状況

廃止措置、放射性廃棄物の処分、及び以前の占有地の復旧を含む、線源の計画的操業を伴う日常状況。操業中の行為は計画被ばく状況である。被ばくが生じる前に防護対策を計画でき、被ばくの大きさと範囲を合理的に予測できる状況である。

この状況で個人があらゆる線源から受ける線量に対して線量限度が設定され、防護の最適化の手段に用いる指標として、特定の線源ごとにその被ばく線量を制限する線量拘束値が設定された。

(線量限度)

一般公衆：年間1mSv(実効線量)

職業人：年間20mSv(実効線量で5年間の平均、しかし、どの1年間も年間50mSvを超えてはならない)

(線量拘束値)

一般公衆：1mSv以下(急性若しくは年間あたり)

職業人：1~20mSv(急性若しくは年間あたり)

- (2) 緊急時被ばく状況

ある行為を実施中に発生し、至急の対策を要する不測の状況。緊急時被ばく状況は行為から発生することがある。急を要するか、長期的な防護対策も要求されるかもしれない不測の状況。

緊急時被ばく状況において、参考レベルは線量又はリスクのレベルを示しており、これを上回る被ばくの発生を許す計画の策定は不適切であると判断される。またそれゆえ、このレベルに対し防護対策が計画され最適化されるべきである。参考レベルに対して選択される値は、考慮されている被ばく状況の一般的な事情に依存する。緊急時被ばく状況が起こった場合、かつ防護措置が履行されたときは、作業員及び公衆の構成員の線量を測定又は評価することができる。ただし可能であれば、参考レベルより高いどのような被ばくも、参考レベルより低いレベルへの低減を目指した努力がなされるべきである。

(参考レベル) 20~100mSv/年

- (3) 現存被ばく状況

自然バックグラウンド放射線やICRP勧告の範囲外で実施されていた過去の行為の残留物などを含む、管理に関する決定をしなければ

ならない時点で既に存在する状況。管理についての決定をしなければならぬ時点ですでに被ばくが発生している状況。

現存被ばく線量は、通常のバックグラウンド線量として、上述の被ばく状況すべてに係わりがある。計画被ばくの拘束値及び現存被ばく状況での参考レベルは、従来どおり年間実効線量(年間のmSv)で表されている。緊急時被ばく状況において、参考レベルは、急性被ばくで超えないように計画され、緊急事態の結果としての個人への合計残存線量として表されるであろう。

(参考レベル)

1~20mSv/年のうち低線量域、長期目標は1mSv/年

【参考文献】

- [1]ICRP2007 年勧告, "The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection" (Publication 103. Annals of the ICRP, Vol. 37, Nos. 2-4 (2007))
- [2] 首相官邸 HP (http://www.kantei.go.jp/saigai/senmonka_g63.html)

Ⅱ-1-3 以下のγ線用線量当量(率)サーベイメータの各々の特性を、適応する線量率、エネルギーの特性の用語を用いて説明せよ。

- (1) 電離箱式サーベイメータ
- (2) NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータ
- (3) GM 計数管式サーベイメータ

【解答のポイント】

γ線用サーベイメータには様々な種類があるが、それぞれ特徴がある。本設問では測定範囲やエネルギー特性について問われているが、過去にも類題が出題されていることから、α線・β線・中性子線用サーベイメータを含め、検出原理、使用上の注意事項等についても整理するとよいだろう。

(1) 電離箱式サーベイメータ^[1]

電離箱式サーベイメータは、内部の気体とγ線との相互作用で生じた電子による電離電流を測定する原理であるため、30keV から1.25MeV (⁶⁰Co γ線) のエネルギーまで、ほぼ平坦な優れたエネルギー特性を持っている。しかし、適応する線量率は1μSv/h~300mSv/h程度と感度が低いため、自然放射線レベルの測定には不向きである。

(2) NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータ

NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータは、低エネルギー領域で感度が大きく変化するため、エネルギー特性は悪い。そのため、エネルギー補償機能を持つ機種もあり、検出器からのパルス信号を処理することにより線量率を正しく測定できる。一方で検出効率は他2者に比べ高く、適応する線量率は0.01~30μSv/h程度と自然放射線レベルの測定に向いている。

(3) GM 計数管式サーベイメータ

GM 計数管式サーベイメータは、GM 領域の検出器印加電圧で使用することから、検出器出力信号の波高は、入力放射線のエネルギーに関係なくほぼ一定となり、エネルギー特性は低くなる。適応する線量率は、前2者の中間に位置し、0.3~300μSv/h程度である。なお、高線量場では放射線の数え落としが顕著になり、窒息現象も見られ

るため、十分な注意が必要である。

各種サーベイメータのエネルギー特性の例を図-1に示す。

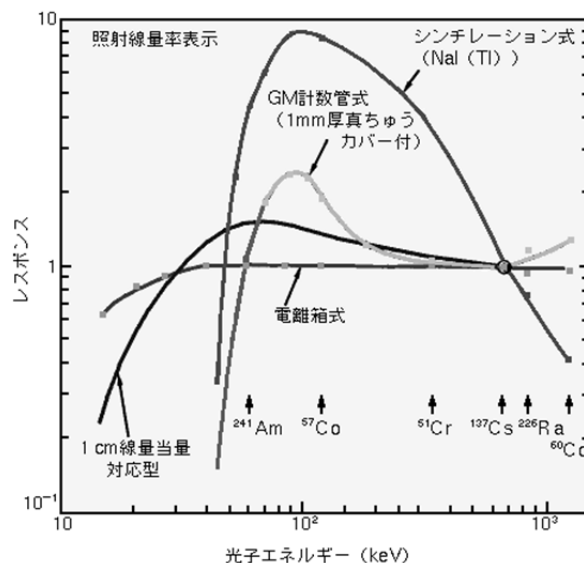


図-1 1cm線量当量に対する代表的なサーベイメータのエネルギー特性^[2]

【参考文献】

- [1]放射協ニュース, No. 48, Oct. 2011 (<https://www.irm.or.jp/news48.pdf>)
- [2] 飯田博美ほか「詳細—放射線取扱技術—新版」(日本原子力産業会議, 1995年4月)

Ⅱ-1-4 我が国の通常の生活環境における被ばくのうち、天然放射線核種による内部被ばくについて、以下の問いに答えよ。

- (1) 放射能を体内に取り込む経路ごとに代表核種を示せ。
- (2) 核種と線質を、系列を作るもの、系列を作らないもの、宇宙線による生成核種に分けて示せ。
- (3) 経路ごと、核種の系統ごとのおよその実効線量を示せ。

【解答のポイント】

(1) 天然に存在する放射性核種による被ばく経路として経口摂取と呼吸摂取があり、対象の放射性物質としてはK-40、フォールアウトとしてのCs-137、トリチウム、ウラン系列核種(Rn-222 (3.82日), Po-218 (3.1分), Pb-214 (26.8分), Bi-214 (19.7分))が考えられる。

(代表核種)

- ・経口摂取：K-40
- ・呼吸摂取：Rn-222

(2) Rn-222については子孫核種についても線質を併せて示す。

核種	線質	系列	宇宙線による生成
K-40	β	作らない	あり
Rn-222	α, β	作る(ウラン系列)	なし

(3) 自然放射線の約1/2である1mSv程度は屋内の花崗岩質構造材から放出されるラドンとその子孫核種による吸入被ばくであり、それ以外の約1/3として0.3mSv程度をK-40等による食品摂取被ばくが

占める^[1]。

表-1 自然放射線源による被ばくの年間実効線量(世界平均)^[1]

被ばく源	年間実効線量(mSv)	
	平均値	典型的範囲
宇宙放射線		
直接電離及び光子成分	0.28(0.30) ^a	
中性子成分	0.10(0.08)	
宇宙線生成放射性核種	0.01(0.01)	
宇宙線と生成核種の合計	0.39	0.3-1.0 ^b
外部大地放射線		
屋外	0.07(0.07)	
屋内	0.41(0.39)	
屋外と屋内の合計	0.48	0.3-0.6 ^c
吸入被ばく		
ウラン及びトリウム系列	0.006(0.01)	
ラドン(²²² Rn)	1.15(1.2)	
トロン(²²⁰ Rn)	0.10(0.07)	
吸入被ばくの合計	1.26	0.2-10 ^d
食品摂取被ばく		
⁴⁰ K	0.17(0.17)	
ウラン及びトリウム系列	0.12(0.06)	
摂取被ばくの合計	0.29	0.2-0.8 ^e
合計	2.4	1-10

- a. かっこ内は、以前の評価結果
b. 海面高度から標高の高い地域までの範囲
c. 土壌と建材の放射性核種の成分構成に依存する
d. ラドンの屋内濃度に依存する
e. 食品と飲料水の放射性核種の成分構成に依存する
【出典】原子放射線の影響に関する国連科学委員会(編)、放射線医学総合研究所(監訳):放射線の線源と影響、原子放射線の影響に関する国連科学委員会の総会に対する2000年報告書、附属書B、実業公報社(2002年3月)、p.165

【参考文献】

[1]原子力百科事典 ATOMICA「表2 自然放射線源による被ばくの年間実効線量(世界平均)
<http://www.rist.or.jp/atomica/data/pict/09/09010502/02.gif>

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

Ⅱ-2-1 ある実験施設から気体状の I-131 が作業環境に漏えいし、作業者の内部被ばくが発生した。あなたが被ばく評価の責任者であるとして、以下の内容について記述せよ。なお、作業者がいた場所の空气中濃度は20Bq/cm³と仮定し、作業者の滞在時間は30分間、呼吸率は1.2×10⁶cm³/h、実効線量換算計数は2×10⁻⁵mSv/Bq、甲状腺の組織加重係数は0.04とする。

- 空气中濃度から予想される実効線量と等価線量
- 作業者に対して必要と考えられる内部被ばく測定
- 最終的な評価として(1)と(2)のどちらを用いるか、その理由
- 電離放射線障害防止規則で要求されている放射線防護上の措置、及び線量限度と比較しどのような放射線障害のリスクが考えられるか。

【解答のポイント】

- (1) 空气中濃度から予想される実効線量と等価線量
- 実効線量

$$\text{実効線量} = \text{空气中濃度} \times \text{呼吸率} \times \text{被ばく時間} \times \text{実効線量換算係数}$$

$$= 20[\text{Bq}/\text{cm}^3] \times 1.2 \times 10^6[\text{cm}^3/\text{h}] \times 0.5[\text{h}] \times 2 \times 10^{-5}[\text{mSv}/\text{Bq}]$$

$$= 240[\text{mSv}]$$
 - 等価線量(甲状腺)

$$\text{実効線量} = \Sigma (\text{組織 } i \text{ の等価線量}) \times (\text{組織 } i \text{ 組織加重係数})$$

$$240[\text{mSv}] / 0.04 = 6[\text{Sv}]$$

(2) 作業者に対して必要と考えられる内部被ばく測定
経口あるいは経気道摂取により体内に取り込まれたヨウ素は甲状腺に多く沈着する。このため、体内に取り込まれたヨウ素の検出には、NaIシンチレーション検出器を備えた甲状腺モニタで測定される。バイオアッセイ法を用いてヨウ素化合物の生物学的半減期80日(成人、海産物摂取なし)を考慮した核種分析によって摂取されたヨウ素量を逆算する。生物学的半減期には、被ばくした作業者の食習慣、文化的背景、年齢の影響があるため、適宜注意して評価する必要がある。

(3) 最終的な評価として(1)と(2)のどちらを用いるか、その理由
一般的には体内量推定の精度が比較的良好(2)を用いる。(1)の方法では、呼吸率などに不確かさが含まれる。

(4) 電離放射線障害防止規則で要求されている放射線防護上の措置、及び線量限度と比較し、どのような放射線障害のリスクが考えられるか

電離放射線障害防止規則に示される緊急作業時における被ばく限度として、100mSvが定められている。また、原子力緊急事態又はそれに至るおそれの高い事態が発生した場合は特例緊急被ばく限度として250mSvが定められている。なお、本件は、100mSv以上の被ばくの可能性がある、仮に甲状腺モニタによる内部被ばく評価においても、100mSv以上の被ばくが推定される場合には、以下の処置が行われる。

- 緊急作業従事後の健康管理
- がん検診の項目(胸部CT検査、大腸内視鏡検査)を追加
- 感染症検査(ピロリ菌、肝炎検査)を新設、甲状腺検査で、頸部エコー検査を必須化
- 慢性腎臓病の検査(腎機能検査等)を追加、禁煙指導の追加
- ストレスチェックの実施

本件の放射線障害のリスクとしては、甲状腺がんのリスクが高まる事が挙げられる。

Ⅱ-2-2 ある非密封RIの使用の許可がある事業所で、RIマークが張られた履歴が分からない古い物が発見された。放射線防護の専門家としてあなたに、中身の確認依頼と、どのような安全対策が必要かと聞かれ、できれば引き取ってくれる所を探してほしいと要請があった。以下の問いに答えよ。

- 中を開ける前に放射線防護上することは何か述べよ。
- 中身をどのように確認するか。核種をどのように推定するか。事故報告の要否をどのように確認するか述べよ。
- 中身が非密封のRIと判ったとき、法令上の対応及び放射線防護上どのような対策が必要か述べよ。

【解答のポイント】

解答のポイントとしては、非密封RIを取扱う際の放射線防護上の注意点はどのようなものがあるか、履歴が分からない古いRIの入った容器を開封する際にはどのようなリスクがあるか、また、そのリスクや緊急時対応を鑑みて作業手順やホールドポイント(異常兆候を

確認して)を含めた作業計画を策定することが重要となる。以上を踏まえ、放射線防護の専門家としてとるべき行動を解答する。

(1)中を開ける前に放射線防護上注意すること。

RI 取扱作業において放射線防護上注意しなければならないのは被ばく線量を少なくすることである。体外被ばく線量を低減するには線源からの距離をとる、被ばく時間を短くする及び遮蔽をすることであり、これを踏まえて作業計画を立てることが重要である。

非密封 RI を取扱う作業においては、上記の他に、空気汚染による内部被ばくを生じない作業環境をつくることが重要となる。体内へ放射性物質が取り込まれる経路は、肺への吸入摂取、消化管への経口摂取及び経皮侵入があり、侵入経路毎の適切な防護対策をとることが必要である。

RI の入った容器を開封する前に実施すべきことは、作業に使う場所の放射性物質の汚染状況をあらかじめサーベイメータで確認しておくこと、作業手順を策定し作業者に周知させるとともに RI 取扱い上の知識・操作を習熟させることが求められる。

作業を行う際の注意点は以下が挙げられる。

- 放射線障害防止法及び関連法令を遵守する。
- 作業は原則 2 人以上で行い、RI を操作する人と非汚染を操作する人に分けて行う。
- 管理区域内の作業室で行い、管理区域に立ち入るときは作業衣類の着用、個人被ばく線量計を携帯する。
- 作業者はゴム手袋を着用し、手に傷があるときは RI 取扱い作業を行わせない。また、保護眼鏡を装着し RI 飛沫から目を防護する。
- 作業は、排気設備のついたフードまたはグローブボックスで行い、ポリエチレンシートを接着したろ紙を張り、汚染が広がらないようにし、廃棄物容器を準備する。特に開封時の破裂等危険性が伴う場合は、気密性の高いグローブボックス内で作業することが望ましい。

(2)中身をどのように確認するか。核種をどのように推定するか。事故報告の要否をどのように確認するか。

容器内の試料を一定量採取し、NaI シンチレーション計数装置、Ge 半導体検出装置等でガンマ線エネルギースペクトルを測定することで核種を特定し、容器内の放射能濃度を定量する。なお、核種が低エネルギーβ線放出核種(H-3, C-14)と想定される場合は、液体シンチレーション計数装置を用いて核種を特定し、定量する。

RI の盗取・所在不明、異常漏えいがあったとき、計画外被ばくがあり限度値を超えるか超えるおそれがあったとき、その他放射線障害の発生が生じたときに直ちに、その状況及び措置を 10 日以内に原子力規制委員会へ報告することが放射線障害防止法施行規則で義務づけられている。本事例のように管理下に無い RI を発見した場合においても原子力規制委員会に直ちに連絡の上、その指示に従う。本事例では、非密封 RI の使用許可がある事業所であることから、RI 取扱いの技術的能力を有していることを前提に、開封、詰替、核種推定、放射能定量、記録、廃棄の手続きまでを行う。

(3)中身が非密封 RI と判ったときの法令上の対応、放射線防護上の対策。

RI の使用によって発生する固体や液体状の放射性廃棄物は、許可廃棄業者に廃棄委託することができる。公益社団法人 日本アイソトープ協会 (JRIA) では、廃棄物を入れる容器を貸与しており、その容器に放射性廃棄物を封入し引き渡すことができる。

なお、廃棄の記録として、廃棄年月日、廃棄物の種類、核種名とその数量(放射能、放射能濃度)を廃棄物容器ごとに記入する。廃棄物業者へ引き渡すまでの間は、廃棄物容器を保管廃棄施設で保管する。

【参考文献】

- [1]「放射線概論」, 通商産業研究社
- [2]「改訂 2 版 主任者のための放射線管理の実践」, (社)日本アイソトープ協会
- [3]原子力規制委員会 HP
<http://www.nsr.go.jp/nra/gaiyou/panflet/houshasen.html>

(2)「放射線防護」【選択科目Ⅲ】

以下に、平成 29 年度に出題された【選択科目Ⅲ】「放射線防護」の設問と解答のポイントを示す。

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 国際原子力機関 (IAEA) の国際基本安全基準 (BSS) で規制免除レベルが示され、安全指針「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」(RS-G-1.7)を受けて、わが国でもクリアランスレベルとして導入されている。このような状況を踏まえ、以下の問いに答えよ。

(1)どのような考え方で数値が決められているか人工核種、天然核種に分けて記述せよ。

(2)これらの数値を使用するに当たって、考えられるリスクや課題、及びその解決策について人工核種、天然核種に分けて記述せよ。なお、共通する部分についてはまとめて記載してもよい。

【解答のポイント】

原子炉施設やその他原子力利用や放射線利用施設において発生する廃棄物には、放射性廃棄物以外に放射性廃棄物でない廃棄物や放射性物質として扱う必要のない物も含まれる。人の健康への放射線影響が無視できると確認された対象物は放射性物質として扱う必要はなく、これらを放射線防護に係る規制の体系から外すことをクリアランス (Clearance) という。原子炉の廃止措置計画が進行・予定されており、クリアランス以外に、放射性廃棄物ではない廃棄物や低レベル放射性廃棄物についても整理しておくことを勧める。なお、クリアランスレベルについては平成 23 年度の第二次試験 I-2 でも出題されている。

(1)クリアランスレベル設定の考え方

国内のクリアランス制度は 2005 年に制定され、原子炉施設で運用されている。クリアランスレベルとしては原子炉施設で重要とされる 33 核種 (H-3, Mn-54, Co-60, Sr-90, Cs-134, Cs-137, Eu-152, Eu-154 他) が選定され、各放射性核種の放射能濃度は IAEA の安全指針文書 RS-G-1.7 で示された値を採用している。

IAEA 安全指針 (RS-G-1.7) では、天然起源の放射性核種 (以下、「天

然核種」という。)及び人工起源の放射性核種(以下、「人工核種」という。)の両方に対して、大量物質を規制除外、規制免除またはクリアランスをする際の「放射能濃度」を定めている。

天然核種に対する放射能濃度レベルは、世界規模での土壌、岩石、砂及び鉱石中の天然核種の放射能濃度の測定結果(UNSCEAR 2000年報告書)の上限をもとに設定しており、K-40は10Bq/g、その他の天然に存在する放射性核種は1Bq/gとしている。

これに対して、人工核種については、すべての固体状物質(all material)を対象に、外部被ばく、ダスト吸入及び経口摂取(直接及び間接)を包含するように選定された典型的な被ばくシナリオの評価に基づいている。クリアランスレベルは、基準線量 $10\mu\text{Sv/y}$ (自然放射線による被ばく線量の200分の1未満としている。発生頻度の小さいシナリオでは 1mSv/y 、皮膚に関しては 50mSv/y を基準線量とする)を超えないように、設定した放射性核種257核種毎に固体物質中の放射性核種の放射能濃度を算出している。

線量規準とした $10\mu\text{Sv/y}$ については、個人が自然放射線及び医療被ばくを除くその他の線源からの可能性のある被ばくを考慮に入れて定められた線量限度である 1mSv/y に対して、個人が自分の行動を決定する際に考慮に入れないリスク($10^{-6}/\text{y}$ の死亡確率)を前提として、これに対する放射線のリスクレベルが $100\mu\text{Sv/y}$ オーダーとなることを踏まえ、現在又は将来において複数の規制免除された線源から被ばくする可能性を考慮してさらにその1/10としたものである。

(2)「これらの数値を使用するに当たってのリスク、課題」という設問の解釈が難しい。ここでは、「これらの数値を使用する」を「クリアランスレベルを用いてクリアランス以下であることを判断する場合」に読み替えて、この場合のリスク、課題及びその対策の例を示す。

(回答例)

クリアランスレベルは核種濃度(Bq/g)で定義されているため、対象物の評価単位がクリアランスを判断する上で重要である。評価単位とは、クリアランスレベルと比較する重量単位である。クリアランスレベルは10トン程度の固体状物質ごとに平均化された値であるため、通常は数トン以内として設定する。評価単位を大きく設定する場合、局在汚染の存在の有無を把握し、対象物の汚染分布が均一性であることの確認が必要である。このため、事前に汚染状況、汚染形態の調査を行い、局部的に放射能濃度が高い場合は、除染やクリアランス対象外とすることで局在汚染のリスクを低減させる等の対策を講じる。評価単位を小さくする場合でも、測定への負荷が大きくなるので留意が必要である。

クリアランスレベル以下であることの確認のための測定評価では、グロス測定値から評価した主要核種または核種グループ濃度を基に、予め評価した核種組成比で比例補正し、各核種濃度を評価する。核種組成比は、汚染性状、対象物発生範囲や発生状況に応じて設定する。

放射化汚染対象物の核種組成比は、まず発生位置の中性子束を計算又は計算と測定併用で求め、次いで対象物の元素組成を用いて放射化計算で核種組成比を求める。元素組成は核種組成比への影響が大きいいため、対象物の微量元素分析を行い、得られた測定データに基づき組成を安全側に決定することが望ましい。実測データがない場合には規

格や文献等を用いるが、評価結果の不確かさへの配慮が必要である。

二次的な汚染対象物の核種組成比は、分析測定で評価する。放射化学分析では、広い範囲に対して主要核種濃度と他の核種濃度を求め、これらの比を求めることが重要である。また、汚染で付着する放射性核種の挙動は濃度に依らず同一であるため、データを採取する試料は、クリアランスレベルより高い濃度範囲を含めて広い濃度範囲から採取することを考慮すべきである。この分析測定によって評価した核種組成比は、幾何平均値で設定する。

表面汚染から放射性核種濃度を算出する場合、対象物の汚染が存在しない領域の全てを考慮してしまうと放射性核種濃度を低めに評価する可能性があるため注意が必要である。また、表面汚染密度(Bq/cm²)から放射性核種濃度(Bq/g)に換算する場合、評価単位の表面積を表面汚染密度に乗じるが、この場合厚みのある構造物については浸透汚染の有無を考慮するとともに、適切な評価厚さを設定して評価単位(g)を決定する必要がある。

クリアランス測定では、対象とするコンクリート中に天然核種が含まれている。この天然核種のコンクリート中の核種濃度は、セメント、骨材の種類によって変わる。クリアランス測定では、グロス計数率から放射線計測前(後)に測定するBG計数率を差し引いて対象物の計数率を決定している。この方法では、コンクリート中に含まれる天然核種(例えばK-40等)に起因する計数率(天然核種BG計数率)を無視して対象物の放射能濃度としているため、保守的な結果となっている(グロス計数率-BG計数率=対象物の計数率+天然核種BG計数率)。この方法はケースによっては過度に安全側の評価になる場合もあるので、合理化要求がある場合は天然核種BG計数率を考慮する等適切に対応する必要がある。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典 ATOMICA「各国における放射性廃棄物規制除外(クリアランス)の動向(11-03-04-05)」
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Ke_y=11-03-04-05
- [2]原子力百科事典 ATOMICA「日本のクリアランス制度(11-03-04-10)」
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Ke_y=11-03-04-10
- [3]「原子力施設におけるクリアランス制度の整備について」(平成16年12月13日改訂、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会)

Ⅲ-2 我が国で放射線を取り扱う作業者の多い業種を、原子力施設、教育研究機関、医療業務、非破壊検査、一般工業、獣医療に分類する。これらの福島第一原子力発電所での事故以前の状況の職業被ばくについて、以下の問いに答えよ。

- (1)放射線を取り扱う作業者が多い業種を順に3つ挙げ、主な作業内容を示せ。
- (2)1人当たりの平均被ばく量が多い業種である原子力施設、医療業務の主な線源・線質と被ばく理由を示せ。
- (3)原子力施設、医療業務での、不均等被ばく、内部被ばくの管理上の問題を上げ、低減化対策を提案せよ。作業者の移動が多いこの職種

の被ばくの一元管理の問題点と、その対策を提案せよ。

【解答のポイント】

はじめに、職業被ばくを管理する際に重要な点は、

- ・ 放射線源 (放射性核種、線種、量及び放出エネルギーなど)
- ・ 被ばく経路 (外部被ばく、内部被ばく)
- ・ 防護量と実用量を理解し、対象とする被ばく線量 (実効線量、皮膚の等価線量、水晶体の等価線量)

を明確にした上で、個人の被ばく量を適切に測定、管理することが肝要である。なお、被ばくの一元管理については平成 25 年度の 2 次試験Ⅲ-1 でも出題されている。

(1) 回答例

福島第一原子力発電所での事故以前の状況における職業被ばくは、作業員数が多い業種に則し、

- ・ 医療業務：X 線撮影、消化管透視、血管造影、インターベンシヨナルラジオロジー (IVR)、X 線 CT、核医学検査、放射線治療などがあり、それらの検査または治療に関係する作業
- ・ 原子力施設：運転員または作業員による、パトロール、定期線量率サーベイ、設備の目視点検、機器・配管の点検・保守作業
- ・ 教育研究機関：高エネルギー加速器施設等を使用した試験に関連する作業

となり、主な作業は併記したとおりである。

(2) 回答例

原子力施設：

原子炉施設の場合、主な線源は、原子炉運転中、原子炉から放出される中性子及びガンマ線、原子炉一次冷却水の移行する系統はその冷却材中に存在する放射化生成物である ^{16}N 等のガンマ線であり、沸騰水型原子力発電所のタービン発電機周りではその影響によって高線量率の場が形成される。このときの主要な被ばくは、運転員によるパトロール、定期線量率サーベイ、設備の目視点検などの作業によるものである。一方、原子炉運転停止期間中は、系統配管等の内面に付着したガンマ線を放出する比較的半減期の長い ^{60}Co 、 ^{57}Co や ^{54}Mn 等の放射化生成物が主たる線源となり、主要な作業員被ばくは、機器・配管のメンテナンス作業、非破壊検査などの作業によるものである。

医療業務：

胸部 X 線検査、CT 検査時では、発生する X 線による検査員の被ばく、核医学検査のうち PET 検査の場合、薬剤として使用する ^{18}F 及び検査装置に装填されている外部線源からのガンマ線による検査員の被ばくがある。

(3) 回答例

不均等被ばく、内部被ばくの管理上の問題点及び低減化対策

原子力施設：

不均等被ばくに関しては、グローブボックス等封じ込め設備は、その構造自身が有効な遮蔽として機能するが、設備内機器の保守作業等においてグローブボックス内に手を差し込む必要があるた

め前腕から手にかけての末端部が、さらに手を差し込むその開口部から漏洩する放射線によって局所的に被ばくを受ける。特に被ばく低減対策の一環として鉛エプロンを作業員が着用する場合は、エプロン内外の線量率に顕著な差が生じ体幹部不均等被ばくとなるため、エプロンの内側と外側にそれぞれ個人線量計を装着するなどの対策が講じられる。

内部被ばくに関しては、原子力発電所や再処理工場などの内部被ばくの可能性がある管理区域では、空气中放射性物質濃度を監視すると共に、管理区域退出時の体表面汚染検査や、鼻スミヤの測定などを行い、従事者の体内への放射性物質の取り込みの可能性の有無を確認し、もし内部被ばくの可能性がある場合には、WBC (全身カウンタ) やバイオアッセイによる従事者 1 人 1 人に応じた内部被ばくの測定・評価を行う。

これらの評価は、直接法と間接法の 2 つに大別でき、WBC に代表される体外計測法のような直接法は、体外に位置する放射線検出器により、体内負荷量を直接的に評価する方法であり、バイオアッセイ法や空气中放射性物質濃度計算法のような間接法は、被検者からの尿、糞、血液などの生体試料や大気塵捕集器紙などの放射能評価により、体内負荷量を間接的に推定する方法である。直接法、間接法ともに、体内負荷量、排泄 (率)、空气中濃度で表現される放射能について、信頼性高く測定評価することが課題となる。直接法には被検者の測定条件と同一条件となる人体形状ファントムを用いた校正法が、間接法には十分な量の試料採取と迅速かつ高感度な組成分析法が極めて重要となる。

医療業務：

不均等被ばくに関しては、X 線装置等を利用した作業などで含鉛防護衣等を着用する場合に、体幹部上で防護衣による被覆部分と露出部分における線量値が明らかに異なることが予想される。この場合、防護衣の内側と外側 (主に頭頸部の被ばくを代表する位置) の 2 ヶ所ないしは 3 ヶ所にそれぞれ線量計を着用するなど、作業環境に応じて着用位置を決めることが重要である。内部被ばくに関しては、原子炉施設の例で記述した内容と同様の対策が必要となる。

被ばくの一元管理の問題点と、その対策⁴⁾：

わが国においては個人ごとの線量を集積する体制が整っておらず、雇用が多様化し、放射線作業員の移動が多い医療・研究領域等の放射線作業員については、法令上の線量限度を超えていないことを確認するシステムすらできていない。このため、線量限度を超えて被ばくをしている放射線作業員が確認されているにもかかわらず、法的に必要な措置さえとられていないのが現状である。放射線作業員の被ばく線量の把握システムを公的機関等で確立することの必要性に関しては、わが国で商業用の原子力発電が始まった昭和 40 年代前半に原子力委員会等からも提言されてからほぼ 50 年が経過したが、一元的な管理は未だに実現していない。放射線作業におけるキャリアの多様化に対応した、放射線作業員の生涯を通しての被ばくに対するリスク管理は必須である。また、放射線作業員の国際的な雇用の流動化に対応するためにも、全放射線作業員について、放射線作業員個人の管理期間内被ばく線量

及び生涯線量を一括把握するための一元管理は、喫緊の課題となっている。被ばくの一元管理を実現するために、以下の対策が考えられる。

1) 行政における対策

①放射線作業者の被ばくの一元管理の必要性について認識すること
原子力・放射線の利用に際しては、放射線作業者の安全・安心のための被ばく管理は最も重要な基本事項の一つである。国は、放射線作業者の被ばく線量を一元的に管理するシステム確立の必要性を十分に認識し、具体的な方法を法令等で規制し、徹底していく必要がある。

②関連法令の改正等

被ばくの一元管理を実現するためには、以下の法令等の改正が必要である。

- ア 施設管理者に被ばく線量を国へ報告させることの制度化
- イ 認証済線量測定サービス制度等の制定
- ウ 被ばくの一元管理に必要な情報に関する個人情報保護法の適用除外

③放射線作業者の被ばくの一元管理を検討する場（検討会等）を設定すること

被ばくの一元管理に関しては、所管する省庁、関連する法令及び事業者が多いことから、府省横断的な検討会を設置し、本報告書で提言した方策を含め、一元化に向けた具体的な方策の検討を開始すべきである。

2) 関連学会における対策

①医療放射線安全に関連した学会に対する提言：放射線診療従事者の定義の明確化

②日本保健物理学会、日本原子力学会等に対する提言：被ばくの一元化の実現に向けた理解と協力

【参考文献】

[1]公益財団法人放射線影響協会 HP

<http://www.rea.or.jp/index.htm>

[2]個人線量測定機関協議会 HP

<http://www.kosenkyo.jp/siryoudatalink.htm>

[3]「水晶体の放射線防護に関する専門研究会中間報告書 (Ⅴ) わが国の各分野における従事者の水晶体被ばく及び防護の現状」, Jpn. J. Health Phys. 50(1) , 76 ~ 89(2015) ,

https://www.istage.jst.go.jp/article/jhps/50/1/50_76/pdf

[4]「提言 放射線作業者の被ばくの一元管理について」(平成 22 年(2010 年) 7 月 1 日, 日本学術会議 基礎医学委員会・総合工学委員会合同 放射線・放射能の利用に伴う課題検討分科会)

<http://www.sc.j.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-t99-1.pdf>