

平成 26 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成 25 年度技術士第二次試験「原子力・放射線部門」

ーそのポイントを探る～全体解説, 必須科目及び選択科目の設問と解説～

一般社団法人 日本原子力学会 教育委員会 技術者教育小委員会 監修

1. はじめに

平成 25 年 8 月 4 日, 技術士第二次試験「原子力・放射線部門」の筆記試験が実施された。平成 16 年に本部門が漸設されて以来, 10 回目となる。平成 25 年度には 101 名が第二次試験を受験し, 21 名が合格 (合格率 20.8%) している。なお, 平成 25 年度の第二次試験では試験制度が改正され, 必須科目の試験方法は平成 16 年度～平成 18 年度にかけて採用されていた択一式設問が復活し, また, 選択科目 (課題解決能力) が漸設された。さらに, その前年度まで実施されていた筆記試験合格者の技術的体験論文の提出が廃止された代わりに, 出願時の業務経歴票の詳細欄において 720 字以内で業務内容の詳細 (当該業務での立場, 役割, 成果等) の記入が求められている。口頭試験の実施時間についても 45 分から 20～30 分に短縮されている新試験制度と旧試験制度の概要を表 1 及び表 2 に示す。

本講座では, 平成 26 年度技術士第二次試験 (原子力・放射線部門) の出題傾向と対策について解説するとともに, 平成 25 年度の設問について解答のポイントを示す。

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

表 1 新試験制度 (平成 25 年度)

試験科目	問題の種類	試験方法	試験時間	配点
必須科目	「技術部門」全般にわたる専門知識	択一式	1 時間 30 分	30 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	2 時間	40 点
選択科目 (新設)	「選択科目」に関する課題解決能力	記述式	2 時間	40 点
筆記試験合格者	廃止 (受験申込み時に提出する業務経歴票を見直し)			

表 2 旧試験制度 (平成 24 年度まで)

試験科目	問題の種類	試験方法	試験時間	配点
必須科目	「技術部門」全般にわたる論理的考察力と課題解決能力	記述式	2 時間 30 分	50 点
選択科目	「選択科目」に関する専門知識と応用能力	記述式	3 時間 30 分	50 点
筆記試験合格者	技術的体験論文の提出			

2. 平成 26 年度 第二次試験の試験要領

平成 26 年度の第二次試験の試験要領は, 平成 25 年度と同様筆記試験と口頭試験の二段階で実施される。試験制度の詳細及び最新情報は日本技術士会のホームページに掲載されている「平成 26 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

筆記試験は平成 25 年度と同様に, 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。問題の種類及び解答時間は以下のとおりとなっている。なお, 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, 受験者は出願時この科目を選択する。

表 3 平成 26 年度技術士第二次試験 (筆記) の試験方法

試験科目	問題の種類	試験方法	試験時間	配点
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
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
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

(2) 口頭試験

口頭試験は筆記試験合格者に対してのみ行われる。平成 25 年度試験と同様に平成 24 年度まで実施されていた技術的体験論文の提出はなく, 試問事項及び試問時間は以下のとおりとなっている。

表 4 平成 26 年度技術士第二次試験 (口頭) の試験方法

試問事項	配点	試問時間
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)
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	

【参考】

[1] 日本技術士会, 平成 26 年度技術士第二次試験実施案内
http://www.engineer.or.jp/c_topics/002/002983.html

3. 平成 25 年度の第二次試験で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。

受験対策としては、原子力学会誌の「アトモス」、「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つおき確認しておくこと、また、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。また、設問Ⅱ-2では2設問から1設問を選び答案用紙2枚以内で解答する。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、関連するキーワードをひとつおき集めて、定義、背景・位置づけ、用途を整理し、また、キーワードに関連する課題及び自身の考え等を予め整理しておくことが有効である。

「原子炉システムの設計及び建設」では、多重性、多様性及び独立性の意味、信頼性確保上の意義・特徴、設計上の留意点、設計で想定される運転状態、原子炉による核変換処理の概要、意義等の専門知識を問う設問が出題されている。また、業務を計画する際に考慮すべき事項、業務を進める手順、業務を遂行する際に留意すべき事項等、応用能力が問われている。

「原子炉システムの運転及び保守」では、軽水炉における運転時の異常な過渡変化の判断基準、PWRもしくはBWRの制御系の目的と機能、軽水炉の炉心設計において可燃性毒物が用いられている理由、新規基準において挙げられている重大事故対策における要求事項等の専門知識を問う設問が出題されている。また、保守計画立案の際に検討すべき内容、保守業務を進める手順、保守業務を遂行する際に留意すべき事項が問われるなどしている。

「核燃料サイクルの技術」では、わが国のウラン資源確保に関わるリスクと対策、保障措置の実施例と課題、国内外の過去の再処理実施例と課題、わが国のクリアランス制度の適用状況と普及への課題といった専門知識を問う設問が出題されている。また、保守業務の担当者として業務を行うにあたり想定するプロセス設備の内容、保守計画を立案するに当たって検討すべき内容、保守業務を遂行する際に留意すべき事項、または、メーカーのプロジェクトマネージャーとしてプロジェクトを進めるにあたり、想定するプロジェクトの内容、技術導入に当たって留意すべき事項、業務を進める手順、業務を進めるにあたっての留意事項を問う設問が出題されている。

「放射線利用」では、γ線とイオンビームの生物効果比（RBE）の特徴、金属系及び有機系物質に対するイオン及び中性子の照射効果、農業分野で用いられる放射線利用技術、加速器質量分析法の原理等、専門知識を問う設問が出題されている。また、放射性核種を製造する手法を確立する業務を行うことになった場合を想定し、着手に当たって事業所で調査・検討すべき事項、業務を進める手順、業務を進めるに当たって留意すべき事項、将来的に大量製造に向けて検討すべき事項を記述する設問が出題されている。

「放射線防護」では、ICRPの放射線防護の目標、自然放射線と人工放射線、数値計算手法（Sn法、モンテカルロ法）の概要及び長所と短所、放射線管理区域等に関する法令等、専門知識を問う設問が出題されている。また、放射線レベルの高い箇所で作業が必要になっ

た場合の処理計画について放射線防護の3原則を踏まえた留意点を述べる設問、放射線測定器の取り扱いや測定法に関する適切な助言・指導が求められている状況を踏まえて、一般的な留意点、住居の周辺環境で高い線量率が予測される場所、「汚染ポイント」を特定するための測定方法などを記述する設問が出題されている。

(3) 選択科目Ⅲ（新設）

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ことが求められる。したがって受験対策としては、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。

「原子炉システムの設計及び建設」では、リスク管理、世界最高水準の安全性を有する原子炉施設を実現することが求められており、実現するために検討すべき項目、技術的課題、解決のための技術的提案がもたらす効果と負の影響、不確実性を記述する設問が出題された。また、「第4世代原子炉システム」を実用化する上で検討すべき項目と課題、課題を解決するための技術的提案の効果及び負の効果等を記述する設問が出題された。

「原子炉システムの運転及び保守」では、外部自然現象に対する適切な防護を行うために検討すべき項目と技術的課題、課題解決のための技術的提案とその利点・欠点、外部自然現象に対する防護に用いる設備の保守について留意すべき点に関する記述を問う設問が出題された。また、定期検査の工程と内容を計画する上で考慮すべき点、定期検査中に実施される代表的な試験・検査を定めた規定、定期検査項目の中でクリティカル工程となるものを挙げ、定期検査期間の短縮を可能にすると考えられる方策例を記述する設問が出題された。

「核燃料サイクルの技術」では、設備が所定の能力を達成できない場合に問題を解決するに当たり、着手時に調査すべき内容、業務を進める手順、技術的提案がもたらす効果及びリスクを記述する設問が出題された。また、今後のわが国の燃料サイクル政策の検討に関して、LWR-MOXリサイクルとLWRワンズスルーの得失比較、わが国としていずれの路線を選択することが適切と考えるか、選択した場合の課題と解決のための提案を記述する設問が出題された。

「放射線利用」では、多くの患者が安全、安心で効果的な粒子線

治療を受けられるために検討すべき項目、検討すべき項目に対する技術的課題と解決策、解決策がもたらす効果と実施する際の問題点を記述する設問が出題された。また、材料劣化の初期過程の診断法の確立について、結晶性物質よりなる工業材料内部の歪分布のイメージングを実現するために有用と思われる放射線を選び、歪コントラスト形成のための基本過程、実現するための放射線の調整・制御過程、像記録過程について現実の問題点と解決に向けた提案を記述する設問が出題された。

「放射線防護」では、学術会議で提言された「被ばくの一元管理」の主旨とその必要性及び課題、新たな「放射能除染作業」も含めた現在の被ばく管理システムの問題点を記述する設問が出題された。また、放射線の危険性に関する一般公衆の理解の現状についての考え、科学的に正確な理解を得ることを目的として、これまで実施してきたやり方とその課題、今後の中長期的な方策についての自身の考えを記述する設問が出題された。

(4) 対策

福島第一原子力発電所事故から3年あまりが経過したが、今後も社会の最大の関心事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に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、自分の意見を的確に分かりやすく示せるかどうか問われていることを理解しなければならぬ。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、過去2、3年の試験問題の出題例(表5)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、新規制基準適合性に関する審査会合資料等から情報を収集しておくことが望ましい。さらに余力があれば、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、視野を広げることも有効である。

<参考になる資料及びWEBサイト>

- [1] 日本原子力学会誌「アトモス」
- [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/>)

表5 選択科目の出題傾向の比較(平成23年度～平成25年度)

項目	平成25年度(新試験制度)	平成24年度(旧試験制度)	平成23年度(旧試験制度)	
設計・建設	II-1-1	原子炉施設の多重性・多様性・独立性、信頼性確保上の意義・特徴	1. 発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策	1. 深層防護と多重障壁「冷やす」機能を達成するための系統等
	II-1-2	最悪ヒートシンクの設計上の留意点	2. 原子炉格納容器の機能と設計のあり方	2. 電源喪失に対する設計上の考慮等
	II-1-3	運転状態Ⅰ～Ⅳ、試験状態の定義と設計で想定される各運転状態	3. 使用済燃料貯蔵設備に関する安全設計上の要求事項	3. 原子炉設備設計で想定すべき事象、シビアアクシデント対策
	II-1-4	高レベル放射性廃棄物に含まれる超寿命核種を短寿命核種に変換する核変換技術の概要、技術的な留意点	4. 次世代原子炉システムの受動的な安全設備	4. チェルノブイリ事故の説明・教訓、福島事故との類似・相違点
	II-2-1	電源設備の設計変更の担当責任者として計画時に考慮すべき点、業務手順と信頼性確保の工夫		
	II-2-2	設計業務で行うシミュレーション解析の概要、業務手順と留意点		
運転・保守	III-1	世界最高水準の安全性を有する原子炉施設表現のために検討すべき項目、技術的課題と技術的提案、効果と負の影響		
	III-2	第4世代原子炉システムが具備すべき要件、課題と技術的提案、提案がもたらす効果と負の影響		
	II-1-1	軽水炉の運転時の異常な過渡変化の判断基準と燃料健全性・プラント安全性の関係	1. 原子炉の固有の安全性、反応度投入時の出力応答等	1. 反応度の定義、炉周期との関係、反応度の算出等
	II-1-2	FRWRもしくはBWRにおける制御系の目的と機能と制御例	2. シビアアクシデント時の水素発生、水素燃焼、各国の対策等	2. 原子力災害・緊急事態、関連法令・指針、福島事故との関連
	II-1-3	炉心設計で可燃性毒物を用いる理由と主要な核反応	3. 動力用原子炉の反応度制御方法	3. 反応度添加時の炉心挙動
	II-1-4	重大事故防止対策における最終ヒートシンク確保対策及び使用済燃料貯蔵プールの管理、意義、信頼性確保対策	4. 津波による1F事故の収束に向けた取組、シビアアクシデント対策等	4. プラントマネジメント、過去の異常事象・事故の概要、再発防止策
核燃料サイクル	II-2-1	保守業務の担当責任者として計画時に考慮すべき点、業務手順と留意点		
	II-2-2	営業運転開始後に行う諸手続き		
	III-1	外部自然現象に対する適切な防護を行うために検討すべき項目、技術的課題と技術的提案、効果と負の影響、設備保守時の留意点		
	III-2	定期検査を規定する法令、日本電気協会電気技術規定、定期検査期間の短縮を可能にする方策		
	II-1-1	我が国のウラン資源確保に関わるリスクと対策	1. 核燃料サイクル実用化の課題と技術的対策	1. 再処理工場からの放射性廃棄物に関する課題と解決策
	II-1-2	核物質の拡散を防ぐための保障措置の実施例と課題	2. 各種ウラン濃縮方法の特性、活用状況、課題、今後の方向性	2. 軽水炉でのMOX利用の技術的課題・解決策
放射線利用	II-1-3	国内外の再処理実施例と課題	3. 高レベル放射性廃棄物の地層処分、安全性・経済的成立性	3. UF ₆ の特徴と安全管理の方策
	II-1-4	我が国のクリアランス制度の適用状況と普及への課題	4. 使用済燃料の中間貯蔵、実用化されている技術、MOXへの適用、輸送	4. 再処理工場に内蔵される放射性物質質量、管理設備と機能
	II-2-1	保守業務の担当責任者として想定するプロセス設備の内容、計画立案時に検討すべき内容、業務手順と留意点		
	II-2-2	核燃料施設に適用する技術を海外から我が国に導入する際に想定する内容、導入する際の留意点、業務を遂行手順と業務遂行時の留意点		
	III-1	燃料サイクル施設において担当する設備の不具合を解決する際に調査すべき内容、業務手順、技術的提案の効果とリスク		
	III-2	LWR-MOXリサイクル路線とLWRワンスルー路線の特質比較、課題		
放射線防護	II-1-1	放射線の生物影響	1. 放射線の種類と標的物質の組み合わせに関する体系的理解	1. 放射線の発生過程、利用の具体例等
	II-1-2	金属系および有機系物質に対するα線及び中性子の照射効果	2. 農業分野における放射線利用、品種改良、害虫駆除、食品照射、トレーサ	2. 放射線がん治療の現状と課題
	II-1-3	農業分野で用いられる放射線利用技術	3. 中性子利用(BNCTとNTD)、特徴、課題、対策	3. 放射化分析法の具体例、特徴、今後の課題等
	II-1-4	極微量の放射性同位元素を検出可能な加速器質量分析法	4. シンクロトロン放射光、原理、利用法	4. 99Mo供給量、製造法、製造技術の将来
	II-2-1	放射性医薬品開発の担当責任者として事業所で調査・検討すべき項目、業務手順と留意点、大量製造に向けて検討すべき項目		
	II-2-2	先端機能性材料開発の過程で有用な放射線種とエネルギー領域		
放射線防護	III-1	安全・安心・効果的な粒子線治療を多くの患者が受けられるようになるために検討すべき項目、技術的課題と解決策、解決策の効果と問題点		
	III-2	イメージングの実現に有用と考える放射線の問題点と解決策		
	II-1-1	放射線防護の目標を達成するための3つの原則	1. 放射線の種類と標的物質の組み合わせに関する体系的理解	1. レムカウンターの構造
	II-1-2	自然放射線と人工放射線	2. 放射線関連施設設計の際の放射線防護上の項目、計算方法、除染等	2. クリアランスレベルの定義と設定値、運用等
	II-1-3	離散源標法とモンテカルロ法	3. 食品に含まれる放射性セシウムの「新たな基準」、他国との比較、課題と対策	3. 福島第一事故における放射線防護
	II-1-4	放射線管理区域に係る管理項目と基準値	4. 食品からの被ばく、人体への影響、リスク等	4. ICRP活動内容、ICRP新勧告、福島第一事故との関係
II-2-1	放射線防護の3原則、放射線レベル高所での作業計画時の留意点			
II-2-2	放射線測定器の取り扱いや測定法に関する適切な助言、指導			
III-1	被ばくの一元管理の必要性と課題、除染作業も含めた現状の被ばく管理システムの問題点と解決方法			
III-2	放射線の危険性に関する一般公衆の理解の現状、中長期的な方策			

4. 原子力・放射線部門【必須科目Ⅰ】の解説記事

以下に、平成25年度技術士二次試験（原子力・放射線部門）【Ⅰ必須科目】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 昨年(2012年)9月に発足した原子力規制委員会の設置法第一条(目的)において、目的として資する対象が挙げられている。次のうち、同法第一条に明示的に挙げられていないものはどれか。

- ① 国民の生命と健康の保護
- ② 国民の財産の保護
- ③ 放射線障害の防止
- ④ 環境の保全
- ⑤ 我が国の安全保障

【解答と解説】

正解は③。

「原子力規制委員会設置法」には③は明示されていない。下記に、同設置法的第一条(目的)からの抜粋を示す。「…東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故を契機に明らかとなった原子力の研究、開発及び利用(以下「原子力利用」という。)に関する政策にかかる縦割り行政の弊害を除去し、並びにこの行政組織が原子力の利用の推進及び規制の両方の機能を担うことにより生じる問題を解消するため、原子力利用における事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならぬという認識に立って、確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図るために必要な施策を策定し、又は実施する事務を一元的につかさどるとともに、その委員長及び委員が専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使する原子力規制委員会を設置し、もって国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とする。」

【参考文献】

[1]「原子力規制委員会設置法」(平成二十四年六月二十七日法律第四十七号)第一条(目的)

Ⅰ-2 昨年(2012年)6月に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」において、発電用原子炉の設置許可の基準が示されている。次のうち、その基準として含まれていないものはどれか。

- ① 発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。
- ② 原子力の開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと。
- ③ 発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること。
- ④ 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があること。
- ⑤ 発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。

【解答と解説】

正解(基準に含まれていない記載)は②。

平成25年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第四章第二節 発電用原子炉の設置、運転等に関する規制、「(許可の基準)第四十三条の三の六」(参考文献[1])からの出題であり、①③④⑤が明記されている。また、選択枝②は改正前の条文(参考文献[2])であり、改正後の条文からは削除されている。改正前の条文については、「原子力実務六法」の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の「(許可の基準)第二十四条」より抜粋する。「(1)原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。(2)その許可をすることによって原子力の開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと。(3)その者に原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があり、かつ原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があること。(4)原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質又は原子炉による災害の防止上支障がないものであること。」

【参考文献】

[1]「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(最終改定：平成二十五年十一月二日法律第八二号)

[2]「原子力実務六法」, 原子力安全・保安院

Ⅰ-3 原子炉システムの構成に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 実用化されている発電用原子炉システムは、核分裂により熱を発生させる原子炉系と、その発生熱を利用して発電を行う蒸気タービン及び発電機とを構成要素として持っている。
- ② 原子炉のうち、核分裂の連鎖反応による臨界の維持を主にエネルギーの低い熱中性子に依存する原子炉は熱中性子炉と呼ばれ、主にエネルギーの高い高速中性子に依存する原子炉は高速中性子炉と呼ばれている。
- ③ 熱中性子炉の炉心特性は主に減速材に支配されるため、それが軽水の場合には軽水炉、重水の場合には重水炉、黒鉛の場合には黒鉛炉と呼ばれている。この3種類の減速材のうち中性子の減速能力が最も高く、かつ中性子の吸収が最も少ないのは軽水である。
- ④ 現在、実用化され世界的に最も普及している発電用原子炉は軽水炉であり、燃料としては低濃縮ウランが用いられている。また、重水炉、黒鉛炉では燃料として天然ウランを使用することも可能である。
- ⑤ 高速中性子炉はもともとプルトニウムを燃料として用いることによる、燃料の増殖を意図してその開発が進められてきたものの、開発途上で各種の技術的及び経済的な課題を抱えており、実用化が遅れている。

【解答と解説】

正解(不適切な記載)は③

③ 軽水は中性子減速能力が大きく中性子吸収能も大きい。また、重水素からなる水である重水は軽水に次ぐ減速能を持つが吸収能力は軽水よりも小さい。従って、③の記載は不適切である。中性子の減速材としては、散乱断面積 Σ_s が大きいことが必要であり、さらに中性子吸収の少ないもの、すなわち吸収断面積 Σ_a が小さいものが望ましい。これらを総合的に評価するためのパラメータは減速能 $\xi \Sigma_s$ および減速比 $\xi \Sigma_s / \Sigma_a$ と呼ばれる。下

表に軽水、重水、炭素の減速能と減速比を示す。下表に示すように重水の減速比はきわめて大きく、優れた減速材である。

減速材	減速能	減速比
軽水 (H ₂ O)	1.36	65
重水 (D ₂ O)	0.18	4860
炭素 (C)	0.063	170

【参考文献】

[1]鳥飼, 秋山「原子力工学」 コロナ社 (1978) pp. 25-26

I-4 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系(ECCS)は、配管等の破断による原子炉冷却材喪失時に、炉心の冷却可能な形状を維持しつつ、事故を収束させる機能及び性能を有しなければならない。このことを確認するため、想定冷却材喪失事故の解析を行い、次の基準を満足することを示さなければならない(燃料被覆管はジルカロイ製である)。

- (1) 燃料被覆の温度の計算値の最高値は、**ア**以下であること。
- (2) 燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の**イ**の15%以下であること。
- (3) 炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するのに伴い発生する**ウ**の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。
- (4) 燃料の形状の変化を考慮しても、**エ**が長期間にわたって行われることが可能であること。

上記文中の**ア**に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

	ア	イ	ウ	エ
①	800℃	燃料棒質量	酸素	崩壊熱の除去
②	800℃	被覆管厚さ	水素	核的反応の停止
③	1000℃	燃料棒質量	水素	崩壊熱の除去
④	1200℃	被覆管厚さ	水素	崩壊熱の除去
⑤	1200℃	燃料棒質量	酸素	核的反応の停止

【解答と解説】

正解は④

設問は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(昭和56年7月20日原子力委員会決定)」(参考文献[1])からの抜粋である。また、新指針である「実用発電用原子炉及びその付属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(参考文献[2])においても、非常用炉心冷却設備の具体的な評価は「『軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針』等による」とされている。

【参考文献】

- [1]「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(昭和56年7月20日原子力委員会決定)
- [2]「実用発電用原子炉及び付属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(制定 平成25年6月19日 原規技発第1306193号 原子力規制委員会決定)

I-5 原子炉の炉心はスクラム後も、主として**ア**の崩壊により発熱が継続する。十分に長期間運転した後の炉心の崩壊熱は、近似的に以下の式に表すことができる。

$$P(t)=0.0622P(0)t^{-0.2}$$

ここで、 $P(t)$ 、 $P(0)$ はそれぞれスクラム後 t 秒経ったときの崩壊熱、停止直前(運転中)の原子炉熱出力である。定格熱出力3,000MWの原子炉がスクラム後1日経過したときの崩壊熱は**イ**である。この熱を除去するためには、**ウ**で給水する必要がある。ただし、除熱に当たっては水の蒸発潜熱のみを考慮し、その値は2,260J/gとする。この計算例は、原子炉停止後に給水及び**エ**を確保することが、安全上極めて重要であることを示している。

上記文中の**ア**に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

	ア	イ	ウ	エ
①	TRU核種	約20MW	約30t/h	最終ヒートシンク
②	TRU核種	約100MW	約150t/h	未臨界
③	核分裂生成物	約20MW	約30t/h	最終ヒートシンク
④	核分裂生成物	約100MW	約150t/h	最終ヒートシンク
⑤	核分裂生成物	約100MW	約150t/h	未臨界

【解答と解説】

正解は③。

TRU核種(Trans-Uranium)は、ウランの原子番号を超える超ウラン元素の核種でネプツニウムやプルトニウムが該当し崩壊熱も出すが少量である。崩壊熱の大部分は核分裂生成物によるものである。与えられた式で崩壊熱を計算すると19.2MW。給水必要流量は崩壊熱を水の蒸発潜熱で割って約30t/hと求まる。最終ヒートシンクとは、崩壊熱を海水中や大気中に逃がすことをさす。

【参考文献】

- [1]「軽水炉発電所のあらまし(改訂第3版)」(原子力安全研究協会, P7)
- [2]原子力百科事典 ATOMICA「TRU(超ウラン元素)含有廃棄物の発生源と安全対策」(05-01-01-09)

I-6 熱中性子炉の運転に大きな影響を及ぼす¹³⁵Xeの変化に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。ただし、¹³⁵Xeの変化は以下の方程式で記述できるものとする。

$$\frac{dI(t)}{dt} = -\lambda_I I(t) + \gamma_I \sum_f \phi$$

$$\frac{dX(t)}{dt} = \lambda_I I(t) + \gamma_X \sum_f \phi - \lambda_X X(t) - \sigma_{a,X} X(t) \phi$$

ここで、 $I(t)$: 時間 t における¹³⁵Iの原子数密度、 $X(t)$: 時間 t における¹³⁵Xeの原子数密度、 λ_I : ¹³⁵Iの崩壊定数、 λ_X : ¹³⁵Xeの崩壊定数、 γ_I : ¹³⁵Iの核分裂収率、 γ_X : ¹³⁵Xeの核分裂収率、 $\sigma_{a,X}$: ¹³⁵Xeの微視的吸収断面積、 \sum_f : 炉心の平均巨視的核分裂断面積、 ϕ : 炉心の平均中性子束である。なお、 $I(t)$ 、 $X(t)$ 以外は、一定値とする。

- ① 原子炉が十分長い時間運転され、¹³⁵Xeが平衡状態に達したとき

の¹³⁵Xeの原子数密度は、 $\frac{(\gamma_I + \gamma_X) \sum_f \phi}{\lambda_X + \sigma_{a,X} \phi}$ である。

- ② 一般的な軽水炉において、¹³⁵Xeによる負の反応度は、全出力の平衡状態において2~3%Δk/k程度である。
- ③ 一般的な軽水炉の出力運転時において、¹³⁵Xeが平衡状態に達した後、原子炉がスクラムすると、¹³⁵Xeの原子数密度は、100時間程度

で最大値に達し、その後減少するという変化を示す。

- ④ 一般的な軽水炉の運転サイクル末期において、原子炉がスクラムした場合、 ^{135}Xe の吸収効果により、原子炉が再起動できない期間が生じる可能性がある。
- ⑤ 一般的な軽水炉において、 ^{135}Xe の原子数密度は空間的・時間的な振動を生じることがある。これをXe振動と呼び、原子炉の運転に影響を与えることがある。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は③

- ① ^{135}Xe が平衡に達したときは、 $dI(t)/dt$ および、 $dX(t)/dt$ は0に等しい。このため、 ^{135}Xe の変化式は以下となる。

$$\gamma_I \Sigma_f \phi + \gamma_X \Sigma_f \phi - \lambda_X X(t) - \sigma_{a,X} X(t) \phi = 0$$

これより、 ^{135}Xe の原子数密度は以下となる。

$$X(t) = \frac{(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f \phi}{\lambda_X + \sigma_{a,X} \phi}$$

- ② 平衡状態での ^{135}Xe による負の反応度の大きさを確認するため、 ^{235}U を燃料とする原子炉を想定し、共鳴吸収物質や ^{235}U 以外の核分裂生成物を含まないとする。この場合、 ^{135}Xe の反応度は以下となる。

$$\rho = -\frac{\gamma_I + \gamma_X}{\nu} = -\frac{0.064}{2.44} = -2.62\%$$

一般的な軽水炉では ^{235}U を燃料としており、 ^{135}Xe による負の反応度は、全出力の平衡状態において2~3%Δk/k程度となる。

- ③ 一般的な軽水炉の出力運転時において、 ^{135}Xe が平衡状態に達した後、原子炉がスクラムすると、 ^{135}Xe の原子数密度は、10時間程度で最大値に達し、その後減少するという変化を示す。
- ④ 一般的な軽水炉の運転サイクル末期において、原子炉がスクラムした場合、 ^{135}Xe の吸収効果よりも余剰反応度が小さくなってしまっている場合には、 ^{135}Xe が崩壊するまで原子炉を再起動できない。
- ⑤ 核分裂生成物の中でも、 ^{135}Xe はとりわけ熱中性子の吸収が大きく、炉の安定運転にとって障害となる。大型の熱中性子炉では、運転中の ^{135}Xe の生成が空間的に一様でなく、また、中性子吸収によるキセノンの濃度減少も一様でない。この不均一性が反応度の局所的な空間分布変動をもたらし、原子炉出力の空間的な振動を引き起こす。振動は中性子束レベルが高い状態で起きやすく、振動の周期は約15~30時間である。発電炉等の大型実用炉では、制御棒を用いてこの空間振動を抑制している。

【参考文献】

- [1] 武田, 仁科 訳「原子炉の初等理論」(下) 吉岡書店 (1976) pp. 697-705
- [2] 原子力百科辞典 ATOMICA

I-7 我が国で、現在発電用に用いられている沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① BWRでは飽和蒸気を炉心から直接発生させるが、PWRでは炉圧をBWRの約2倍以上に加圧し、炉心においてBWRより高圧高温の水を発生させるので、PWRの蒸気発生器(SG)において発生する蒸気も、BWRの蒸気温度より高温である。

- ② PWRでは制御棒を炉心の上部から重力の働く方向に挿入するが、BWRでは炉心の下部から水圧により挿入する。
- ③ 過去に、BWRでは主に再循環系配管や中性子計測装置収納管の応力腐食割れによるトラブルが発生し、また、PWRでは主に蒸気発生器伝熱管の漏えいトラブルが発生した。
- ④ BWRでは原子炉再循環ポンプの回転数を変えることにより、制御棒を操作することなく原子炉の出力を増減させることができる。
- ⑤ BWRではタービン建屋は放射線管理区域であり、一方、PWRタービン建屋は通常は放射線管理区域とならない。しかしながら、両方のタービン建屋とも、最近のプラントでは鉄筋を密に挿入した厚い壁で覆って建造している。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は①。

PWRのSGは一次側入口側（高温高圧水側）約325℃、二次側出口（蒸気側）約277℃（約6MPa飽和蒸気温度）であるのに対して、BWRの原子炉蒸気温度は約286℃（約7MPa飽和蒸気温度）であり、BWRの方がPWRより蒸気温度が高い。よって①は誤り。②~⑤は正しい。

【参考文献】

- [1] 「軽水炉発電所のあらまし（改訂第3版）」(原子力安全研究協会, P229, P421)

I-8 軽水炉のシビアアクシデント発生時における進展プロセスを概説した次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 現在発電用に用いられている軽水炉において、設計基準事象を大幅に超えた事象が発生し、全電源を喪失して全ての常用及び非常用冷却機能が失われ、さらに、それらの機能回復に失敗する等して炉心冷却機能を喪失すると、シビアアクシデントに至る。
- ② 外部からの注水によるフィードアンドブリードなどの、シビアアクシデントの拡大防止・緩和のためのアクシデントマネジメントによっても、事故の拡大が抑制できなくなると、崩壊熱によって原子炉冷却水が蒸発し、原子炉水位が下がって燃料棒が露出する。
- ③ 高温になった燃料棒被覆管中のジルコニウムと主に高温の蒸気との発熱を伴う反応によって水素が発生する。事象が進展し、燃料棒被覆管材料であるジルコニウム合金の融点を超えると被覆管が溶融する。
- ④ さらに高温になると燃料ペレットが溶融し、その結果、溶融した炉心物質が原子炉压力容器下部に残っている冷却水中に落下すると、冷却されてデブリとなる。
- ⑤ 原子炉压力容器下部を貫通した溶融炉心物質が、高圧状態で格納容器内に分散放出されると、微粒化して表面積が増加し、崩壊熱や発熱反応で生じた熱により主に格納容器液相部を加熱し、破損に至らしめる格納容器雰囲気直接加熱の可能性が生じる。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は⑤

設問は、「溶融燃料-冷却材相互作用」の説明である。「格納容器雰囲気直接加熱」は、原子炉压力容器が高い圧力状態で損傷すると、溶融物や水蒸気・水素が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器が破損する事象をいう。なお、格納容器の破損モードには、新規基準にて必ず想定するものとして、上記のほか、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧・過温破損）」、「水素燃焼」、「格納容器直接接触（シェルアタック）」、「溶

融炉心・コンクリート相互作用」がある(参考文献[1])。「雰囲気圧力・温度による静的負荷」は、格納容器内に流出した水蒸気、水-ジルコニウム反応により発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し格納容器が破損する事象である。「水素燃焼」は、格納容器内の雰囲気に酸素のような可燃性ガスが混在すると、水-ジルコニウム反応等により発生する水素と反応することでより激しい燃焼が生じて格納容器が破損する事象である。「格納容器直接接触」は、原子炉圧力容器内の溶融物が格納容器内に流れだす時に、溶融物が格納容器の壁に接触する場合があり、溶融物からの伝熱により格納容器ライナー部の溶融貫通や高温・高圧の状況下で格納容器が破損する事象である。「溶融炉心・コンクリート相互作用」は、溶融物とコンクリートの接触により、溶融物からの崩壊熱や化学反応によりコンクリートが浸食され、一酸化炭素、水素等の非凝縮性ガス、水蒸気が多量に発生する事象であり、これにより格納容器雰囲気の温度・圧力は上昇する場合がある。

【参考文献】

[1]「実用発電用原子炉及び付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306193 号 原子力規制委員会決定)

I-9 核燃料サイクルに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 我が国のウラン資源は僅少であり、現在は全量を海外からの輸入に頼っている。
- ② 天然ウランから4%濃縮ウランを1トン(金属ウラン換算)生産するには、テイル濃度が0.25%の場合には約8トンのウラン供給が必要である。
- ③ 海外で再処理して回収されたプルトニウムを軽水炉で使用する場合は、現状では海外においてMOX燃料に加工して、我が国に輸送される。
- ④ 我が国の軽水炉使用済燃料からピューレックス(PUREX)法により高純度のウラン及びプルトニウムが回収されるが、この方法はアメリカ合衆国で最初に行われた。
- ⑤ 軽水炉の使用済燃料の再処理から発生する高レベル放射性廃棄物を処理したガラス固化体には、ネプツニウムなどの超ウラン元素は含まれない。

【解答と解説】

正解(不適切な記載)は⑤

- ① 正しい。日本ではウラン資源の自主開発のため1954年からウランの国内調査を行い、1956年に原子燃料公社が発足して1958年に人形峠、1968年には東濃地区でウラン鉱を発見したが、現在は全量をオーストラリア、カナダ等海外から輸入している。
- ② 正しい。天然ウラン中の²³⁵Uは約0.7%であり、これを濃縮する過程で発生する劣化ウラン濃度を0.25%とすると次式が成り立つ。

$$G_f \times X_f = (G_f - G_p) \times X_w + G_p \times X_p$$

$$G_f = G_p \times (X_p - X_w) / (X_f - X_w)$$

$$= 1 \times (0.04 - 0.0025) / (0.007 - 0.0025)$$

$$= 8.3 \text{ トン}$$

G_f: 必要な天然ウラン量(トンU)
G_p: 生産されるウラン量 = 約1トンU

X_p: 製品の濃縮度 = 4% = 0.04
X_w: 劣化側の濃縮度 = 0.25% = 0.0025
X_f: 供給側の濃縮度 = 0.7% = 0.007

- ③ 正しい。日本原燃は青森県六ヶ所村において国内初の商業用MOX燃料工場を建設中であるが、これまでは仏国メロックス工場等海外でMOX燃料に加工して輸送している。
- ④ 正しい。1940年代後半にリン酸トリブチル(TBP)を使用したPUREX法が米国Oak Ridge National Lab. (ORNL)にて開発され、パイロット施設を経て、その後1950年代には軍事用大型施設が次々と建設された。(1954年Savannah River Plant, 1956年Hanford Purex Plant)
- ⑤ 不適切。使用済み燃料からウラン、プルトニウムを回収した後に残る高レベル廃棄物には、ウランより原子番号の大きい超ウラン元素であるネプツニウム、アメリシウムなどのマイナーアクチノイド(MA)が含まれる。

【参考文献】

[1]原子力百科辞典ATOMICA, 日本のウラン必要量と必要量を確保する手段(04-02-01-08)
[2]資源エネルギー庁(日本のエネルギー2010)
[3]原子力百科事典ATOMICA, 劣化ウランとその利用(04-02-01-11)
[4]原子力百科辞典ATOMICA, 海外のプルトニウム燃料製造施設(04-09-01-06)
[5]原子力百科事典ATOMICA, 再処理の概要(04-07-01-01)
[6]原子力百科事典ATOMICA, TRU(超ウラン元素)含有廃棄物の発生源と安全対策(05-01-01-09)

I-10 福島第一原子力発電所の事故により放出された放射性物質により汚染された除染特別区域の除染について、環境省が平成24年1月26日に示した除染ロードマップにおける「除染特別区域の除染の進め方」と相違するものは、次の記述のうちどれか。

- ① 本格的な除染に先立ち除染モデル実証事業やインフラ等への先行除染から得られた知見を活用し、本格除染の計画を策定し除染を進める。
- ② 新たな避難指示区域の区分として、「避難指示解除準備区域」(年間積算線量が20mSv以下となることが確認された区域)、「居住制限区域」(年間積算線量が20~100mSvの区域)、及び「帰還困難区域」(年間積算線量が100mSv超の区域)が定められ、区分ごとに線量に応じた実施順序、除染の目標、地域内の優先順位を決めている。
- ③ 「避難指示解除準備区域」の除染の実施順序として、平成24年内を目途に10~20mSv/年の地域(学校等は5mSv/年以上)の除染を、平成25年3月までを目途に5~10mSv/年の地域の除染を、平成26年3月までを目途に1~5mSv/年の地域の除染をそれぞれ目指すとしている。
- ④ 「避難指示解除準備区域」の除染の目標として、平成23年8月末と比べ、平成25年8月末までに、一般公衆の年間追加被ばく線量を約50%減少した状態(子供の場合は約60%減少した状態)を実現するとしている。また、除染等の結果として追加被ばく線量が年間1mSv以下となることを長期目標としている。
- ⑤ 除染工程の主なプロセスとして次のように進めるとしている。

- 1) 土地の関係人の把握, 2) 現地調査等の住民説明会, 3) 建物等の立入りの了解, 4) 放射線モニタリング・建物等の状況調査(現地調査), 5) 除染方法の決定, 6) 除染方法の確認・除染の同意, 7) 除染作業, 8) 事後の放射線モニタリング等, 9) 結果の報告

【解答と解説】

正解(「除染特別区域の除染の進め方」と相違する記載)は②。

- ① 正しい。除染モデル実証事業等で得られた技術的知見を除染事業に活用するよう示されている。
- ② 誤り。除染特別区域は 20mSv/年以下を避難指示解除準備区、20～50mSv/年を居住制限区域、50mSv/年超を帰還困難区域としている。「居住制限地域」の20～100mSv、「帰還困難区域」100mSv/年超は誤り。
- ③ 正しい。避難指示解除準備区域の線量に応じて、平成 24 年内～平成 26 年 3 月末までを目処に対象とする地域の除染を目指すとなっている。
- ④ 正しい。避難指示解除準備区域の線量に関する除染目標として、以下を挙げている。
- 平成 25 年 8 月末までに、一般公衆の年間追加被ばく線量を平成 23 年 8 月末と比べて、放射性物質の物理的減衰等を含め約 50% (子どもについては約 60%) 減少した状態を実現する。
 - 除染等の結果として、追加被ばく線量 1mSv/年以下となることを長期目標とする。
 - 10mSv/年以上の地域については、当面は 10mSv/年未満を目指し、学校再開前に校庭・園庭の空間線量率を $1\mu\text{Sv}/\text{時}$ 未満とすることを実現する。
- ⑤ 正しい。除染工程の主なプロセスとして、ここに示される 9つが挙げられている。

【参考文献】

[1] 除染特別区域における除染方針(除染ロードマップ)について、環境省

I-11 核燃料サイクル施設における水溶液系の臨界事故は、一般的に最初に臨界に達した後、臨界状態は **ア** に終わり、臨界未満状態となり終息する。過去の水溶液系の臨界事故で発生した核分裂数は一般的に約 10 の **イ** 乗である。この際、発生したエネルギーは 100W の白熱灯を **ウ** 点灯したことに対応する。なお、1核分裂で発生するエネルギーは約 **エ** MeV である。また、1ジュールは $6.2 \times 10^{18} \text{eV}$ とする。

上記文中の **ア** に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

	ア	イ	ウ	エ
①	瞬時	14	0.3 秒間	20
②	瞬時	14	3 秒間	20
③	一定時間継続した後	18	9 時間	200
④	一定時間継続した後	18	90 時間	200
⑤	一定時間継続した後	24	4000 日	200

【解答と解説】

正解は④

ウラン 235 のような核分裂性核種が中性子を吸収し核分裂する場合、一つの核分裂の際に数個発生する中性子が次の核分裂を誘起しないで系外に去り、連鎖的な核分裂現象を呈さなければ臨界状態と

はいわない(臨界未満状態)。系内の核分裂性物質が多い(量、濃度)、中性子が核分裂性物質の核分裂に十分なエネルギーをもつ(系内の水等の減速材によって減速して)、系が中性子が逃げにくい幾何学的形状をもつ等の条件が揃うと臨界状態になる。

一方、中性子を捕獲する物質の存在、系の温度変化及び形状変化、気泡発生等により臨界状態の維持が困難になれば、臨界反応は停止する。核分裂によって生ずる熱、気泡は、停止機構を形成することが多い。

溶液系の(即発臨界を超える)臨界現象は、最初に臨界に達した直後のエネルギー放出が急激な温度上昇及び溶液の放射線分解により生じる気泡(ガスボイド)の効果で、短時間にうちに終わる。これを「バースト」というが、気泡はやがて浮力により系外へ逃げってしまうため、しばらく経つと再びバーストが生起する。これを何回か繰り返しながら、温度上昇により系が未臨界となるまでエネルギー放出が行われる。従って、**ア** は「一定時間継続した後」が正しい。

バーストの大きさ、繰り返しの数、継続時間等は、溶液の組成、量、容器の形状、核分裂反応を支える燃料物質、減速物質等の系への補給状況などによって差があるが、過去の核燃料施設における臨界事故の例から事故の規模は、核分裂数のオーダーで $10^{15} \sim 10^{19}$ 個であることが分かっている。従って**イ** の選択肢は 18 が適切である。

一回の核分裂反応で放出されるエネルギーはウラン 235 の場合で約 200MeV である。 10^{18} 個の核分裂が発生した場合の放出エネルギーは、

$$10^{18} \text{個} \times 200 \times 10^6 \text{ (eV/個)} / [6.2 \times 10^{18} \text{ (eV/J)}] \approx 32.3 \times 10^6 \text{ (J)}$$

となる。これを 100W の白熱灯の消費電力に換算すると、

$$32.3 \times 10^6 \text{ (J)} / 100 \text{ (W=J/s)} / 3600 \text{ (s/h)} \approx 89.7 \text{ (h)}$$

となり、約 90 時間点灯した場合の消費エネルギーと同等となる。

従い、**ウ** は 90 時間、**エ** は 200 が正解であり、**ア** ～ **エ** に入る語句の最も適切な組合せは④となる。

【参考文献】

[1] 高度情報科学技術研究機構「原子力百科事典 ATOMICA」世界の核燃料施設における臨界事故 (04-10-03-02)

I-12 使用済燃料管理に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 半減期の短い放射性核種は、比放射能が大きいため、再処理や照射後試験の際に特に注意が必要である。なお、十分に短い半減期を持つ放射性核種は冷却期間中に崩壊する。
- ② 核燃料物質は自発核分裂を起こすから、特に偶数の質量数を持つ Pu 同位体では核分裂に伴う中性子線の影響も考慮しなければならない。
- ③ 強いアルファ放射体が軽元素と共存すると (α, n) 反応によって中性子線を発生する場合がある。
- ④ ^{239}Pu は、 ^{235}U よりも強いアルファ放射体である。
- ⑤ ^{241}Pu の半減期は、 ^{239}U の半減期よりも長い。

【解答と解説】

正解(不適切な記載)は⑤

使用済燃料のアクチノイド元素の取り扱いと特性に関する問題で、誤っているのは⑤である。本問題は、平成 16 年度必須科目と同じであり、既に原子力 eye (2005 年 4 月号) で解説されているものであ

る。当該解説を以下に示す。

①正しい。比放射能（1gあたりのBq数）は下式で試算できる。

$$S = 1.16 \times 10^{20} M^{-1} T^{-1}$$

S = 無担体の放射性核種の比放射能 (Bq/g)

M = 原子質量 (g) T = 半減期 (h)

式より、半減期の短い核分裂生成物は比放射能が大きく、再処理や照射後試験の際、注意をする必要がある。

②正しい。主な自発核分裂の半減期および発生割合は下表のとおりで、中性子線の影響も考慮する必要がある。

	²³⁸ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴² Pu
半減期 (年)	4.9×10 ¹⁰	1.4×10 ¹¹	7.1×10 ¹⁰
発生割合 (自発核分裂 (g・s))	1.1×10 ³	4.6×10 ²	8.2×10 ²

注記：自発核分裂あたりの中性子発生割合の単位が (g・s) となっているが、(g・s)⁻¹と考えられる。

③正しい。数MeVのエネルギーを有するα粒子は軽元素と反応して中性子を放出する。使用済燃料中では、この(α, n)反応を起こす軽元素として、酸化物燃料では¹⁷O、¹⁸Oが、フッ化物では¹⁶Fが知られている。

④正しい。²³⁸Puのα線エネルギーは、5.106～5.157MeV、²³⁵Uのそれは、4.215～4.596MeVであり、²³⁸Puの方が強いアルファ放射体である。

⑤誤り。²³⁵Uの半減期は、7.038×10⁸年、²⁴¹Puの半減期は、14.35年であり、²³⁵Uの半減期の方が長い。

【参考文献】

[1]M.Benedict 他 清瀬量平 (訳)：原子力化学工学 第三分冊 使用済燃料とプルトニウムの化学工学、日刊工業新聞社

- ① 20～30eV/μm ② 0.2～0.3keV/μm ③ 20～30keV/μm
④ 0.2～0.3MeV/μm ⑤ 2～3MeV/μm

【解答と解説】

正解は②。

放射線による生物効果は、放射線のエネルギーが生物体内に吸収されることによって引き起こされる。照射された生物に与えられる放射線のエネルギー量は、その生物体内に生ずる電離と励起の量によって決まる。ところが同じ吸収線量を与える放射線であっても、放射線の種類によって電離のミクロな空間分布が異なる。荷電粒子の飛跡に沿って単位長さ当りに局所的に与えられるエネルギー量を線エネルギー付与 (LET: Linear Energy Transfer) といい、これを放射線の線質の違いを知る指標とする。

Co-60 ガンマ線や1～2MeV電子線のLETが0.2～0.3keV/μmであるのに対して、低エネルギーX線はやや高く、例えば10kV X線は2keV/μm程度でやや大きい。イオンビームに比べると著しく小さい (イオンビームは、例えば50MeV Heで19keV/μm、220MeV Cで122keV/μm)。これより、高エネルギー電子線、X線、ガンマ線は低LET放射線に分類され、これ以外のイオンビーム、中性子、核分裂片は高LET放射線と呼ばれる。高LET放射線ではエネルギー付与密度が高いため、低LET放射線ではみられないような放射線照射効果が現れたりする。

放射線の線量単位は1kg当りに吸収されるエネルギーの総量1Gy=1J/kgといったようにきわめて巨視的なものであるのに対し、実際の生物体内では、電離のミクロな空間分布の違いによって、同一線量であってもその放射線から与えられる効果が異なってくる。同一の吸収線量を与える各種放射線による生物学的効果の差異は、主としてその生体組織内のLETの差に基づくと考えられる。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA、線エネルギー付与 (LET)・生物学的効果比 (RBE)・放射線荷重 (WR) (09-02-02-11)
[2]工藤久明：放射線利用、オーム社 P.12, P.143
[3]理化学辞典 第3版 岩波書店 P.156

I-13 成人 (体重の目安: 60 キログラム) の身体内に存在する自然の放射性核種 ⁴⁰K の量として最も近い値はどれか。

- ① 4ベクレル ② 40ベクレル ③ 400ベクレル
④ 4,000ベクレル ⑤ 40,000ベクレル

【解答と解説】

正解は④。

人体に重量平均で0.2%のKが含まれる。そのうち、⁴⁰Kの同位体存在比は0.012%であり、半減期1.28×10⁹(年) (=4.04×10¹⁶秒)とする。

体重60kgの体内にある⁴⁰Kの重量=60000×0.002×0.00012=0.0144gである。

アボガドロ数を6.0×10²³とすると、原子数N₀は以下となる。

$$N_0 = 0.0144 / 40 \times 6.0 \times 10^{23} = 2.16 \times 10^{20}$$

$$\text{放射能 } A = \lambda N = 0.693 / 4.04 \times 10^{16} \times 2.16 \times 10^{20} = 3705 \text{ Bq}$$

となり、最も近い④が正解となる。

【参考文献】

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

I-14 放射線が物質中を通過するときを与えるエネルギーの指標として、線エネルギー付与 (Linear Energy Transfer: LET) がある。Co-60で発生するガンマ線や1～2MeVの電子線の水中でのLETとして、最も適切なものはどれか。

I-15 真空中を GeV オーダーのエネルギーで運動する電子の進行方向が変化したときに放出される電磁波として、最も適切なものはどれか。

- ① 逆コンプトンガンマ線 ② 特性X線 ③ レーザー光線
④ チェレンコフ放射光 ⑤ シンクロトロン放射光

【解答と解説】

正解は⑤。

磁場中で円運動 (一般にはらせん運動) する電子がその求心加速度に基づいて電磁波を放射する現象で、相対論的高エネルギー電子によるものはシンクロトロン放射と言ひ、その電磁波をシンクロトロン放射光という。GeV オーダーの電子は相対論的エネルギー領域になる。

電子のエネルギーをE (eV)、静止エネルギーをmc² (eV)、その運動方向に垂直な成分をB (G) とすれば、スペクトルの極大は5.4×10⁶BE² (Hz) にあり、電子のエネルギー損失は1.6×10⁻¹⁵(E/mc²)²B² (erg/s) で電磁波は電子の進行方向とmc²/E (rad) の角をなす立体角中に大部分放射され、その偏りは磁場の方向と垂直である。

他の用語について以下に示す。

逆コンプトンガンマ線：コンプトン効果（物質によって散乱されたX線が、入射X線より長い波長を含み、且つ電子の反跳によってX線のエネルギーが散乱角度によって変化する現象）の逆過程で、即ち、光速に近い電子と光（ガンマ線）が衝突した際、光を跳ね返して反射された光にエネルギーを与える。反跳された光は、ローレンツ効果（相対論的な空間の圧縮効果）により波長が圧縮される。この反跳光を逆コンプトンガンマ線という。

特性X線：各元素に固有な線スペクトルまたはその一部によって構成されるX線。物質に電子線などをあて、原子の内殻電子の一つが放出されると、そのあとへ原子内の他の電子が落ち込み、その時のエネルギー差がX線として放出されるが、これを特性X線という。

レーザー光線：誘導放射を利用した原子系または分子系の電磁波増幅器または発振器のうち、動作周波数が光の領域にあるものをレーザーといい、それによる電磁波をレーザー光線という。安定度の良いレーザー発振器では、ほとんど完全に位相の揃ったコヒーレント光が得られ単色性に優れている。輝度温度は高く単一モードでの発振では指向性が良い。

チェレンコフ放射光：物質中では、荷電粒子が一樣な運動をする時でも、その速さが物質中の光の速度（真空中の光速をその物質の屈折率で割ったもの）より大きい場合には、放射エネルギーを出すことができ、この放射をチェレンコフ放射という。

【参考文献】

[1]理化学辞典 第3版 岩波書店

I-16 核医学診断としてポジトロン断層撮影法（PET）がある。この検査に使われる放射線核種は、半減期が最も短い **ア** から、最も長い **イ** までの4核種が利用されている。上記文中の **□** に入る語句の組合せとして、最も適切なものはどれか。

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

【解答と解説】

正解は③。

4核種の半減期は、それぞれ、

- | | |
|--------|------|
| 炭素-11 | 20分 |
| 窒素-13 | 10分 |
| 酸素-15 | 2分 |
| フッ素-18 | 110分 |

であり、最も半減期が短い核種は酸素-15、最も半減期が長い核種はフッ素-18である。PET用核種の特徴の一つは半減期の短さであり、PET4核種と呼ばれるこれらは、いずれも分オーダー半減期である。このため、これらの核種の利用にはそれを製造するための加速器が必要である。F-18標識FDGについては、製薬会社がこれを製造し輸送するサービス（デリバリー）が提供されているが、第6回全国核医学診療実態調査報告書によると、それは全体の約20%にとどまり、院内製造が80%と殆どを占めている。

【参考文献】

[1]工藤久明：放射線利用，オーム社 P.250

I-17 放射線影響・障害に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 生殖腺(精巣、卵巣)に被ばくを受けた場合に発生する不妊は確率的影響である。
- ② 放射線影響は、多量の放射線を受けた場合を除き、被ばくしてから影響が現れるまでに潜伏期間が存在し、放射性誘発がんの潜伏期間は数十年に及ぶものもある。
- ③ 被ばくしてから、数週間以内に現れる影響が早期影響であり、脊髄障害は早期影響に分類される。
- ④ 確率的影響とは、しきい線量が存在しないと仮定されている影響で、被ばく線量の増加とともに重篤度は変わらないが、発生確率が増加すると考えられている。
- ⑤ 確定的影響に対する放射線感受性の程度はしきい線量で表される。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は①。

- ① 不適切。不妊は確定的影響としてICRPから生殖腺（精巣、卵巣）に対する推定しきい値が提示されている。
- ② 正しい。放射線に被ばく後、長い潜伏期間を経て症状が現れる障害で晩発障害と呼ばれる。がん・白血病・白内障・悪性貧血・老化・寿命短縮などがある。
- ③ 正しい。骨髄など造血組織は放射線感受性が最も高い組織に分類されている。
- ④ 正しい。放射線防護上、低い被ばく線量の範囲内では線量と影響の起こる確率の間に比例関係が存在すると仮定している。
- ⑤ 正しい。確定的影響とは放射線による被ばく量があるしきい値を超えた場合に発生する影響をいう。しきい値より小さい被ばく線量では影響は現れない。しきい値を超えて被ばく線量が増加するとともに影響の発生確率が急速に増加し、また、影響の程度すなわち重篤度も増大する。

【参考文献】

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

I-18 GM計数装置で、あるβ線源とバックグラウンドをそれぞれ1分ずつ測定したところ、β線源の計数値は6,600カウント、バックグラウンドは300カウントであった。この測定の全計数効率を10%として、そのβ線源の放射能(Bq)と標準偏差に最も近い値はどれか。

- ① 105±1.4
- ② 1,050±14
- ③ 1,050±83
- ④ 6,300±83
- ⑤ 630±8.3

【解答と解説】

正解は②。

全計数値を1標本（計測時間tの計測を1回実施）とした場合、計数値Nに対して計数率nと標準偏差σは次式で求められる。

$$n \pm \sigma = N/t \pm \sqrt{N/t}$$

また正味の計数率の標準偏差は、β線源の標準偏差σ_sとバックグラウンドの標準偏差σ_bから、次式で求められる。

$$\sigma = \sqrt{\sigma_s^2 + \sigma_b^2}$$

β線源の放射能（正味の計数率）を求めるには、バックグラウン

ドを減じるとともに全計数効率の補正をする必要がある。またベクレルは一秒間あたりの計数値であり、下記のように求められる。

$$n = (6,600 - 300) / (0.1 \times 60) = 1,050$$

標準偏差については、下記となる。

$$\begin{aligned} \sigma &= ((\sqrt{6,600 / (0.1 \times 60)})^2 + (\sqrt{300 / (0.1 \times 60)})^2)^{1/2} \\ &= 13.8 \approx 14 \end{aligned}$$

渡譲受、所持、取扱の各制限、および危険時の措置などの基準を定め遵守を求めている。当法律は、以上のことを遵守させることにより、放射線障害を防止し、公共の安全を確保することを目的としている。この観点から、①～③および⑤は正しい。

【参考文献】

[1]原子力百科事典ATOMICA、放射線障害防止法（10-07-01-06）

I-19 体内計測法による内部被ばく検査の結果、3,000 ベクレルの¹³⁴Cs(半減期：2.1年)が全身均等に分布していることが分かった。生物学的半減期を100日とすると、1年後に残存する¹³⁴Csの量として最も近い値はどれか。

- ① 70 ベクレル ② 170 ベクレル ③ 340 ベクレル
 ④ 500 ベクレル ⑤ 700 ベクレル

【解答と解説】

正解は②。

体内の¹³⁴Csは、それ自体の崩壊と生物学的半減期によって減衰していく。体内での有効半減期と生物学的半減期と物理的半減期の関係は下式で示される。

$$1/T_e = 1/T_p + 1/T_b \quad (1)$$

ここで、 T_e ：有効半減期

T_p ：物理的半減期（ $=2.1 \times 365.25 \text{ 日} = 767.025 \text{ 日}$ ）

T_b ：生物学的半減期（ $=100 \text{ 日}$ ）

(1)式から、¹³⁴Csの有効半減期は約88.47日となる。

設問は、1年後の¹³⁴Csの残存量であるので、残存量をNとすると、

$$N = 3000 \times \exp(-0.693 \times 365.25 / 88.47) = 171.6 \text{ (Bq)} \approx 170 \text{ (Bq)}$$

となり、最も近い②が正解となる。

I-20 非密封放射性同位元素の使用施設で火災が発生し、放射線障害の発生するおそれが生じた。このとき講じられた放射線障害防止法に基づく応急措置に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 放射線施設内部及び付近にいる者に、避難するよう警告した。
 ② 密封されていない放射性同位元素を、事業所内の延焼のおそれのない安全な場所に移したあと、その場所の周囲をロープで隔離し、見張り人をつけて関係者以外の者の立ち入りを禁止した。
 ③ 放射性同位元素による汚染が生じたので、速やかに、汚染拡大の防止措置を講じるとともに除染を行った。
 ④ 緊急作業に係る線量限度として、実効線量で120mSvまで被ばくできるものとして応急措置を計画した。
 ⑤ 直ちにその旨を消防署に通報した。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は④。

原子力施設等に係る関係法令、指針等は、その基本的な内容を参考文献等で調べ、記載されている内容を整理・理解しておくことが重要である。

放射線障害防止法では、放射線障害のおそれのある場所に関しては、放射線の量、汚染の状況を、人に関しては、放射線施設に立ち入る者の受けた線量、汚染の状況をそれぞれ測定し、その結果を記録し保存すること等を定めている。さらに放射線業務従事者等の教育訓練、健康診断、放射線障害を受けた者又は受けたおそれのある者に対する措置、記帳および報告の義務を定めている。その他、譲

5. 原子力・放射線部門【選択科目Ⅱ及びⅢ】の解説記事

5.1 「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25年度に出題された【Ⅱ選択科目】「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 原子炉施設の信頼性に関する設計上の考慮として、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であることが求められる。多重性、多様性及び独立性のそれぞれの意味と信頼性確保上の意義・特徴について述べよ。

【解答のポイント】

原子炉施設には高い信頼性が要求される。信頼性の高いシステムとは、異常・故障が発生し難く、また外乱により不安全な状態に移行し難いシステムをいう。この信頼度を確保する手段として、多重性、多様性、独立性を備えた設計がある。

多重性とは、同一機能を有する設備を多重に設ける、つまり冗長性を有するシステム構成とするものである。冗長系とする目的は、一方の系統が故障しても他方の系統で機能を維持できる高信頼度システムの実現ということと同時に、当該機能が失われると不安全状態に至る恐れのある場合に、1つの設備が故障しても別の設備で機能が担保される結果、直ちには不安全事故に至らないフォールト・トレラントなシステムとすることもできる。一般的に、冗長化されたシステムのコストは各設備コストの和、故障率は各設備故障率の積として与えられるので、合理的なコストの範囲で低い故障率(高い信頼性)を達成することができる。また、このフォールト・トレラント性を維持するためには、故障系統の修理が必要であり、冗長度が高ければ運転を継続しながら、故障系統の修理が可能となることも、高信頼性確保に大きく寄与する。

もちろん、多重性を持ったシステムであっても、特定の外乱で共通要因故障が発生して冗長性が意味をなさなくなるような設計であれば、冗長構成としても思ったほど信頼性が向上することにはならない。これを解決するための設計手段として用いられるのが多様性と独立性である。

多様性とは、同一機能を多様な方法で実現する設備を設けることである。例えば、送水機能という同一の機能を達成するために、電動ポンプを用いるシステムと、ディーゼル駆動ポンプや蒸気タービン駆動ポンプを用いるシステムを持つことは、ポンプの動力源を多様化させたシステムの設計である。

独立性とは、多重化あるいは多様化により冗長性を持たせたシステムのある1つの設備の故障が起因事象となって、他の設備の故障を誘発することがないように、配置設計上互いに影響のないエリアに設備を設置したり、電源系統や制御系統を互いに接続のない構成とすることである。これも共通要因故障を回避する有力な手段となる。

設計上考慮すべき共通要因には、設備レベルからシステムレベル

まで様々なレベルが考えられる。各レベルの信頼性を適切に組合せた設計を行うことで、合理的で高い信頼性を備えたプラントの設計が実現できる。

【参考文献】

[1] 「原子力の安全性」近藤駿介 同文書院

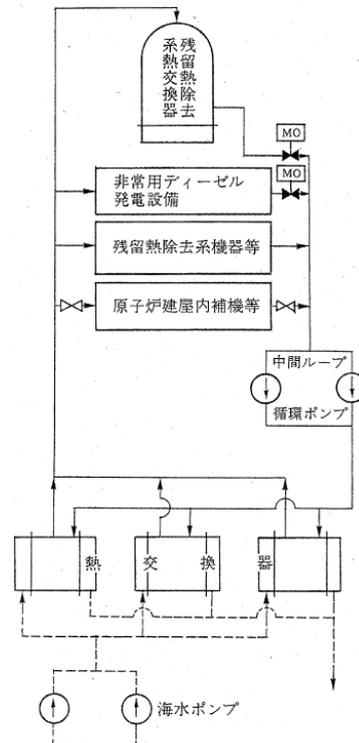
Ⅱ-1-2 原子炉停止後の崩壊熱を除去し炉心を冷却するために最終ヒートシンクまで熱を輸送する必要がある。最終ヒートシンクの意味を説明するとともに、具体例を2つ挙げて、それぞれ熱輸送系も含めて設計上の留意点について述べよ。

【解答のポイント】

原子炉の安全を確保するためには、原子炉停止後に発生する崩壊熱の安定した除去が必要である。崩壊熱をプラント外部へ放熱する最終的な放熱先のことを最終ヒートシンク(Ultimate Heat Sink)という。最終ヒートシンクは安定的に放熱が可能であることが必要であり、原子力発電所の立地条件によって海洋、湖、河川、大気の内いずれか、あるいはこれらを組み合わせて最終ヒートシンクとしている設計例が多い。ここでは、海洋を用いた例と、大気への放熱を利用した例について述べる。

(1) 海洋を最終ヒートシンクとした例

日本国内の原子力発電所は全て海岸に立地しているため、海洋を最終ヒートシンクとしている。ABWRを例として熱移送系を説明すると、被冷却側(原子炉水)と冷却側(海水)の間に中間ループを設けた間接冷却方式を採用している。熱移送系の系統概略を下図に示す。



ABWRの熱移送系は、原子炉で発生する崩壊熱によって高温となった原子炉水を循環する残留熱除去系(RHR系)と、中間ループである原子炉補機冷却水系(RCW系)、海洋との間で取水・放水を行う原子炉補機冷却海水系(RSW系)により構成されている。RHR系とRCW系、RCW系とRSW系の間にはそれぞれ熱交換器を設けられており、

崩壊熱をRHR系→RCW系→RSW系と移送し、最終的に海洋への温排水の放出という形で放熱を行う設計としている。RHR系、RCW系、RSW系は非常用炉心冷却設備と同数の3区分に分け、互いに独立な構成としている。熱移送系としての除熱容量は、ポンプ等の動的機器の単一故障を考慮して、3区分のうち2区分で十分な冷却能力を持つように設計する。

なお、ABWRのRCW系は通常運転時の常用機器冷却機能も持っており、通常運転時にはポンプ、熱交換器に予備機を有する構成とすることで、運用の幅を持たせている。

(2) 大気を最終ヒートシンクとした例

海外の原子力発電所では、河川を最終ヒートシンクとした設計例も多い。河川水のみで原子炉の崩壊熱を十分冷却できる場合の構成は、(1)とほぼ同じである。しかしながら、一般的に河川は取水可能な水量が少ないため、比較的输出が大きいプラントでは冷却塔(クーリングタワー)を利用して大気に放熱する構成とすることが多い。冷却塔には湿式、乾式、ハイブリッド型があるが、湿式を例として述べると、冷却塔に取水した河川水を塔内で蒸発させ、その気化熱により図1におけるRSW系の戻り水((1)では海洋に放水される)を除熱して、再びRSW系に冷却水として供給する構成とする。最終ヒートシンクとして用いる冷却塔は安全系施設の一部として設計すべきである。したがって、主復水器に冷却水を供給する循環水系の冷却に用いる冷却塔(大型の常用系設備)とは別の冷却塔とした方が、合理的であることが多い。

【参考文献】

- [1]「軽水炉発電所のあらし」財団法人 原子力安全研究協会 実務テキスト編集委員会

Ⅱ-1-3 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」で使用される用語のうち、「運転状態Ⅰ」、「運転状態Ⅱ」、「運転状態Ⅲ」、「運転状態Ⅳ」及び「試験状態」についてその定義を説明せよ。また、代表的な原子炉施設について、設計で想定される各運転状態(Ⅰ～Ⅳ)の代表例を具体的に述べよ。

【解答のポイント】

「運転状態Ⅰ」とは、原子炉施設の通常運転時の通常運転時の運転状態であり、計画的な運転状態又はこれらの間の計画的移行の状態を言う。BWRにおける具体的代表例としては、運転計画等で定める起動、停止、出力運転、高温待機、燃料交換が本運転状態に該当する。

「運転状態Ⅱ」とは、運転状態Ⅰから逸脱した運転状態であって、運転状態Ⅲ、Ⅳ及び試験状態以外の運転状態であり、発電設備の供用の期間中に予想される機器の単一故障、運転員の単一誤操作等の事象によって、原子炉が通常運転からはずれるような状態をいう。BWRにおける具体的代表例としては、外部電源喪失、再循環流量の異常変化・負荷の喪失、給水流量の異常変化、原子炉圧力の変化、原子炉スクラムが本運転状態に該当する。

「運転状態Ⅲ」とは、原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる運転状態であり、発生頻度が十分に低い事象によって引き起こされる状態をいう。すなわち、運転状態Ⅱという機器の単一故障、運転員の単一誤操作等によって引き起こされるもののうち、その発生頻度が十分に低いと考えられ

るものをいう。BWRにおける具体的代表例としては、小口径配管の破損事故、再循環停止ループの冷能誤起動、過大圧力が本運転状態に該当する。

「運転状態Ⅳ」とは、原子炉施設の安全性を評価する観点から異常な事象を想定した運転状態であり、発生頻度が極めて低く、発電設備の供用の期間中に起こるとは考えられない事象によって引き起こされる状態をいうが、万一発生した場合の設計の妥当性を評価するために仮想的に設けたものをいう。BWRにおける具体的代表例としては、主蒸気管破断事故、冷却材喪失事故等が本運転状態に該当する。

「試験状態」とは、耐圧試験により原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。

【参考文献】

- [1] 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- [2] 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1)

Ⅱ-1-4 高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核種を短寿命核種あるいは安定核種に変換する核変換処理の研究開発が進められている。原子炉による核変換処理について、その概要を意義、原理、適用核種などを含めて説明せよ。また、実現に向けた技術的な留意点について述べよ。

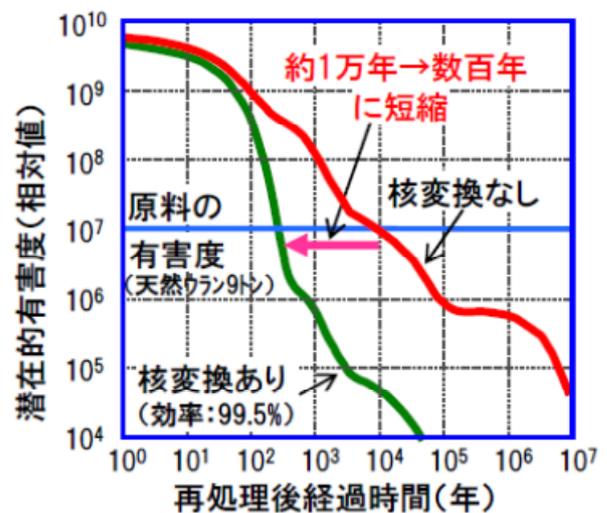
【解答のポイント】

核変換技術とは、放射性廃棄物処理・処分負担軽減のために、高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核種を、核分裂反応や中性子吸収反応を利用して、短寿命核種あるいは安定な核種に変換する技術である。核変換する前に高レベル廃棄物から長寿命核種を分離する必要があるため、分離技術とセットで、分離変換技術あるいは群分離・核変換技術と呼ばれることが多い。

核変換技術には次のような意義がある

(1) 潜在的有害度の低減

高レベル廃棄物からマイナーアクチニド(MA: Np, Am, Cm)を分離して核変換すると、地層処分する高レベル放射性廃棄物の長期的な潜在的有害度を、下図に示すように大幅に低減できる。また、潜在的有害度が天然ウランレベルになるまでの期間を約1万年から数100年に短縮できる。



(2) 地層処分場に対する要求の軽減

MAを核変換できれば、新たな処分場の開設が必要になるまでの期間を長くでき、あるいは廃棄体の管理負担を軽減できる。

(3) 廃棄物処分体系の設計における自由度の増大

MAの分離変換技術と発熱性核分裂生成物の分離技術を適用することにより、「廃棄物処分体系」をより合理的なものとして設計する自由度が増大する。

核変換技術としては、高速炉を用いた方法と加速器(加速器駆動未臨界炉、ADS)を用いた方法が、日本原子力研究開発機構(JAEA)を中心に、研究開発されている。前者は、発電炉の中でMAの核変換ができる、より実用化に近いという特徴を有し、後者は安全性が高い、核変換割合が高いという特徴を有している。

核変換技術の開発課題は、システムの安全性や性能を評価できる基礎的なデータの蓄積と設計評価コードの信頼性向上である。特にMAに関する基礎データの蓄積が必要である。ADSについては、まだ基礎的な段階であり、工学的・経済的な面からの成立性を確認する段階に移行するには、更なる研究開発が必要である。

【参考文献】

- [1] 原子力委員会 研究開発専門部会 分離変換技術検討会「分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方」, 2009年4月28日
- [2] 文部科学省 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会「群分離・核変換技術評価について(中間的な論点のとりまとめ)」, 平成25年11月
- [3] 文部科学省 科学技術・学術審議会 大強度陽子加速器施設評価作業部会(第3回)「核変換実験施設について」, 平成24年4月24日

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

Ⅱ-2-1 東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、原子炉施設の安全性を強化する観点から、電源設備の設計変更を行うプロジェクトに担当責任者として参画することになった。電源設備の設計変更を計画するに当たり、下記の内容について記述せよ。

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

【解答のポイント】

- (1) 計画するに当たって考慮すべき事項

福島第1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。

これを踏まえて、当該プラントの電源の設計変更を計画するに当たっては、電源の信頼性向上の観点から以下を考慮すべきである。

- A 電源の機能喪失の要因となりうる自然現象他の事象(例:地震、津波、竜巻、森林火災、航空機落下)を幅広く抽出し、各々の事象について、あらためて、プラント固有の最新の調査結果、最新知見を踏まえて、発生頻度、規模、電源への影響度を勘案の上、電源の耐性設計条件(事象及び規模)を原設計から見直す。
- B 上記の耐性設計条件での電力供給機能の信頼性向上策として、電源の多重化等を検討し有効策を選定し、原設計への追設等を計画する。
- C また、想定規模を超える或いは想定外の事象の発生をリスクとして捉え、その場合の過酷事故の発生防止、並びに過去事故発生後の事故進展の緩和に有効な電力供給策(電源復旧を含む)をハード/ソフト両面から計画する。

(2) 業務を進める手順

- (1) の考慮事項を踏まえた設計変更の手順例を以下に示す。

- ① プラント安全性向上のための原設計からのシステム、機器の追設、仕様見直しに伴って、電源の種類(交流電源/直流電源)、仕様毎の必要電源容量を見直す。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、既設電源の増強、新設電源の追加を含めた全体電源計画を策定する。
- ③ 上記計画の各電源に対して、前記(1)Aで述べた耐性設計条件下で機能確保する対策を検討、選定する。津波対策の例としては、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、地震対策の例としては、耐震サポートの追設、電源建屋の免震化等が挙げられる。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案として挙げられる。
- ④ 上記の対策の適用により、耐性設計条件下では決定論的に必要電源は確保されるが、故障等によるリスク低減のために、以下に示すような基本施策を原設計に反映して信頼性を向上させる。
 - ・基本電源である外部電源については、単独で必要電源容量が供給可能な独立した複数回線からを引き込む(多重化)。
 - ・非常用発電機については、複数台設置(多重化)。共通原因故障リスク低減のための方式、型式の異なる発電機の設置(多様化)も考慮する。
 - ・これらの恒設電源の代替電源として、可搬式電源を発電所内に配備する。
- ⑤ 耐性設計条件の範囲を超える事象が発生した場合には、電力供給量が不足し過酷事故の発生、進展が想定されるため、以下に例示するようリスク低減策を講じる。
 - ・電源供給機能が喪失した後に、速やかに可搬式電源を運搬、設置して電源を復旧し、事故の発生防止、進展緩和を図る。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。
 - ・耐性設計条件に対する対策に加え、追加対策の適用によ

り電源機能喪失リスクを低減する。津波対策に関しては、耐性設計条件に対する対策として防潮堤を設置した上で、防潮堤を越えてサイト内に侵入した水対策として、建屋、電源室の水密化や排水設備の設置等により、電源機能喪失リスクを低減する。

- ⑥ 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ハード設計仕様とする。

(2) 信頼性確保のための工夫

前記(2)で述べた電源の多重化、多様化の他、信頼性確保のための工夫の例としては以下が挙げられる。

i 恒設電源に関する工夫

- ・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

ii 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設定。陸路及び設置場所の耐震性強化。

Ⅱ-2-2 原子炉施設の設計では、例えば炉心の核特性、構築物・機器の耐震特性、配管系の熱流動特性など、様々な分野の検討でシミュレーション解析が適用される。あなたが設計業務の中でシミュレーション解析を進めるに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 想定するシミュレーション解析の概要(設計での位置付け、目的、要求されるアウトプット等)
- (2) 業務を進める手順
- (3) 業務を遂行する際に留意すべき事項

【解答のポイント】

本解答では、構築物・機器の耐震特性を対象に、機器・配管系の耐震設計に用いる原子炉建屋(格納容器などの大型機器や炉内構築物も含む)のシミュレーション解析について記述する。

(1) について

(a) 設計での位置付け

原子炉建屋および機器・配管系の耐震設計では、シミュレーション解析を使い、耐震設計条件を算出している。この解析で、原子炉建屋内のすべての機器・配管系を組み込んだ解析モデルを用いた場合、解析が大規模となり、時間、コスト等の観点から合理的ではない。そのため、振動特性に影響があると考えられ

る大型機器や炉内構築物を原子炉建屋に連成させた解析モデルを用いたシミュレーション解析により、原子炉建屋内の機器・配管系設置位置の応答を算出し、機器・配管系の耐震設計(参考文献[1])を実施している。

(b) 目的

シミュレーション解析より、機器・配管系の耐震設計条件を適切に算出する。

(c) 要求されるアウトプット

要求されるアウトプットは、機器・配管系の耐震設計(強度評価および機能維持評価)に用いる条件である。

主な耐震設計条件の項目例を以下に示す。

- ①時刻歴応答(加速度、速度、変位)
- ②震度
- ③地震荷重(せん断力、モーメント、軸力、ばね反力等)
- ④応答スペクトル
- ⑤地震時等価繰返し回数
- ⑥地震時相対変位

(2) について

機器・配管系の耐震設計条件算出のためのシミュレーション解析の業務手順(参考文献[2][3])を以下に示す。

- ①業務内容の確認、および業務範囲の明確化
- ②業務計画書、解析実施計画書の作成および確認
- ③大型機器や炉内構築物を含む原子炉建屋の解析モデル(以降、原子炉建屋モデル)の検討および構築
- ④原子炉建屋モデルによる時刻歴地震応答解析の実施
- ⑤④で実施した解析結果の検証および妥当性確認
- ⑥④より求まる応答を用いた機器・配管系の耐震設計条件の作成
- ⑦⑥で作成した耐震設計条件の検証および妥当性確認

(3) について

原子炉建屋モデルのシミュレーション解析では、地震により発生する挙動を適切に考慮し、原子炉建屋に設置される機器・配管系の強度評価および機能維持評価に用いる設計条件を算出する必要がある。そのため原子炉建屋モデルでは、原子炉建屋、および連成させる大型機器・炉内構築物について、以下の挙動を表現できるよう留意している。

<原子炉建屋>

- ①建物の非線形特性
- ②建物のモデル化
- ③地盤-建物動的相互作用
- ④地盤の物性値および地盤の材料非線形性
- ⑤基礎浮き上がりに伴う幾何学的非線形

<大型機器、炉内構築物>

- ①機器系のばね剛性(スタビライザ等)
- ②原子炉格納容器の剛性

また、解析業務を遂行する際に品質向上のため、解析者が留意すべき事項として、解析業務を実施する段階、解析結果を検証する段階について、例えば次のような内容がある。(参考文献[4])

<解析業務を実施する段階>

- ①解析業務の作業手順や解析結果の検証方法等の計画が適切か確認する

②解析に使用する計算機プログラムは、他の計算機プログラムによる計算結果との比較等を実施し、使用することが妥当か確認する

③入力根拠を文書等で明確にし、確認する

④エコーバック(計算機が読み込んだ入力値を出力として書き出したもの)等を用い、入力が正確に実施されたか確認する

<解析結果を検証する段階>

①類似解析結果等との比較を実施する

②物理的又は工学的整合性等を確認する

【参考文献】

[1]「原子炉発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」, 社団法人日本電気協会, 原子力規格委員会

[2]「工学シミュレーションの品質マネジメント(JSCE S-HQC001)」, 日本計算工学会

[3]「工学シミュレーションの標準手順(JSCE S-HQC002)」, 日本計算工学会

[4]「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン 平成26年3月」, 一般社団法人 原子力安全推進協会

(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25年度に出題された【Ⅲ選択科目】「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。

200-1 原子炉システムの設計及び建設【選択科目Ⅲ】

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

Ⅲ-1 東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、地震・津波を起因とするシビアアクシデントの発生防止と影響緩和を含めてリスク管理に万全を期し、国民に信頼されるような世界最高水準の安全性を有する原子炉施設を実現することが求められている。そういった状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

(1) このような原子炉施設を実現するために、「原子炉システムの設計及び建設」の技術士として検討しなければならない項目を多面的に述べよ。

(2) 上述した検討すべき項目に対して、あなたが最も大きな技術課題と考えるものを1つ挙げ、解決するための技術的提案を示せ。

(3) あなたの技術的提案がもたらす効果を具体的に示すとともに、そこに潜む負の影響や不確実性についても論述せよ。

【解答のポイント】

【参考文献】

(1) について

地震・津波に対する世界最高水準の安全性を有する原子炉施設を実現するために検討すべき項目は以下の2点である。

1. 設計想定事象として検討すべき項目

2. 設計超過事象として検討すべき項目

「1. 設計想定事象として考慮すべき項目」には以下があり、これら一連の内容を問題解決を図りながら多面的にまとめるとき、技術士の視点が役立つ。

①地震/津波設計条件(基準地震動, 基準津波)の設定

②原子炉施設の安全状態の維持に必要な地震・津波時に具備すべき機能の確認

③安全状態を維持する為の耐震/耐津波防護設計方針の設定

④地震/津波により安全上重要な設備に作用する荷重(地震/津波の独立/従属事象として組み合わせるべき原子炉施設の運転荷重, 地震/津波外力)とこれら荷重の適切な組合せの設定

⑤③の方針に基づく設計について、④の荷重の組合せを考慮したときの許容限界の設定

原子力規制委員会が示している規則の解釈(参考文献[2])によれば、津波に関しては、「耐震Sクラスに属する設備を内包する建屋及び屋外設置のSクラス設備は基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止施設を設置すること。」を要求しており、重要施設が設置されている敷地に津波を遡上させないとする耐津波防護設計により、原子炉施設の安全性を保持することが必要である。基準地震動, 基準津波の設定は地球科学の学問領域であり、原子炉システムの設計及び建設の技術者はこうした学問領域との接点をもつ必要がある。

次に、耐震/耐津波の設計方針を設定する上で、地震/津波事象の特徴を考慮することは重要である。地震の特徴は敷地全体に作用する外力(コモン事象)であり、安全系に係るすべての設備に

対して基準地震動により設定される地震力に対し機能を確保する必要があるが、津波の特徴は、防潮堤/防波壁で津波が敷地へ遡上することを阻止する設計を施すことから、影響範囲は限定的であることを考慮して検討することが必要である。技術者は、土木建築構造物の視点、及び、機械構造物の視点からプラントを把握し検討しなければならない。

さらに、津波の特徴としては押し波と引き波があり、押し波については津波防護施設/浸水防止施設の津波波力に対する構造強度設計を実施するが、引き波については非常用海水ポンプの運転維持に必要な海水が枯渇しないよう、対策の検討が必要である。こうした各論では、技術者は流体機械の検討も行う。

「2. 設計超過事象として検討すべき項目」には、基準地震動及び基準津波を超える事象に対する設備設計上の配慮やAM対策のとしての設計/運用に関する検討項目がある。

地震については、地震はコモン事象であるため多重化よりも多様化が有効であり、耐震対策の多様化として免震技術の適用等がある。技術者はこうした最新技術の情報収集も行う。

津波については、敷地内への浸水に対する多重化/多様化の対策がある。具体的には、多重化として、水密扉の設置等による重要施設設置エリアへの浸水の防止や、重要な屋外設備に対し直接作用する津波外力に耐える設計とすることを検討している。多様化としては、海水冷却系システムに加え津波の影響を受け難い空気冷却システムを加える方法を積極的に取り入れている。

さらなる設計超過事象への対応として、確率論的リスク評価の基本となるイベントツリー及びフォルトツリーならびに設計情報に基づく確定論的な裕度評価を用いて原子炉施設の脆弱部位を特定し事象進展の有効性を評価し、脆弱部位の設計へフィードバックすることにより冗長性のある対策を検討していく。

(2) について

耐津波設計において、(1)に記載したように、防潮堤等を設置することにより、重要施設が設置されている敷地に津波を遡上させないことを耐津波防護設計として求めているが、取放水路は、防潮堤の有無に係らず、海と敷地側(取放水ピット)とが連通しており、この部分の耐津波対策は重要である。

取放水路/取放水ピット(導水路)に蓋を設置し、海水を敷地内に入らない構造とすることも考えられるが、津波による圧力が過大となる場合には、蓋を設置することで津波による水圧の大気開放パスが制限され、局部的に導水路に過大な水圧が作用する恐れもある。これを解決するために、導水路の開口に蓋を設置できない場合には、開口からの漏水量を水力計算により評価して敷地内への浸水量を算定し、その浸水量に基づき、敷地内浸水の浸水範囲を制限する防潮壁を設計する。浸水範囲については、重要な建屋や屋外設備に影響を与えないよう設定する。

また、上記以外の例としては、(1)に記載した引き波に対する設計/運用対応が考えられる。

(3) について

(2)に記載した例は、取放水路/取放水ピットの機能を維持しつつ、導水路開口からの漏洩による敷地内の浸水を許容するが、その浸水範囲を制限する防潮壁を設置して重要な建屋や屋外施設と隔離し、影響を与えないように設計するものである。

敷地内への浸水を許容した設計であるため、その浸水量が想定以上に多量になる場合には、その影響が重要な施設に至ることも想定される。したがって、津波による導水路開口からの漏洩量の不確実性を考慮し、十分保守的な漏洩量を設定し、防潮壁の設計を実施することが必要である。

さらに不確実性の対応として、(1)で設計超過事象の対応として記載した水密扉の設置等による重要施設設置エリアへの浸水の防止や、重要な屋外設備に対し直接作用する津波外力に耐える設計とすることが有効と考えられる。

【参考文献】

- [1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(原子力規制委員会、平成25年6月19日)
- [2] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(原子力規制委員会、平成25年6月19日)
- [3] 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド(原子力規制委員会、平成25年6月19日)
- [4] 耐津波設計に係る工認審査ガイド(原子力規制委員会、平成25年6月19日)

Ⅲ-2 米国で提唱された「第4世代原子力システム」とは、黎明期の原子炉(第1世代)、現行の軽水炉等(第2世代)、現在導入が開始されている改良型軽水炉等(第3世代)に続く、2030年頃に基幹エネルギーを担う原子力システムの概念を指す。この「第4世代原子力システム」に代表されるような次世代の原子力システム開発について、以下の問いに答えよ。

- (1) 次世代の原子力システムが具備すべき要件について、あなたが重要と考えるものを3つ以上挙げよ。次に、このシステムとしてあなたが適切と考える概念を1つ選び^註、その特徴とそれを実用化する上で検討すべき項目について、先に挙げた要件との関連を含めて多面的に述べよ。
- (2) 上述した検討すべき項目に対して、あなたが最も大きな課題と考えるものを1つ挙げ、解決するための技術的提案を示せ。
- (3) あなたの技術的提案がもたらす効果を具体的に示すとともに、そこに潜む負の影響や不確実性についても論述せよ。

【注】 参考情報として、第4世代原子力システムに関する国際フォーラムで検討候補となっている原子力システムを以下に示す*。なお、問い(1)で選定する原子力システムはこれらに限定する必要はない。

ガス冷却高速炉(GFR)、鉛冷却高速炉(LFR)、
溶融塩炉(MSR)、ナトリウム冷却高速炉(SFR)、
超臨界水冷却炉(SCWR)、超高温炉(VHTR)
(*「第4世代原子力システムに関する国際フォーラム」
外務省ホームページ、平成24年9月)

【解答のポイント】

(1) 次世代の原子力システムが具備すべき要件として、①安全性の向上、②燃料の効率的利用、③核廃棄物の最小化などが重要である。これを実現するシステムとしてナトリウム冷却高速炉(SFR)が最も適切であると考えられる。

ナトリウム冷却高速炉は、①の安全性に関して、制御棒を保持する電磁石の電磁力が、事故時の温度上昇により低下することにより制御棒が重力で自然に落下する、またナトリウムの自然循環と大気への放熱で冷却ができるなど、受動安全性を持たせることが可能である。一方、冷却材として化学的活性の高いナトリウムを使用することから、実用化の上では、ナトリウムの漏えい対策、ナトリウム火災やナトリウム・水反応の対策が必要となる。

②の燃料の効率的利用に関しては、高速炉の核燃料サイクルでは、ウラン238を核分裂性プルトニウム239に効率よく変換できるため、ウラン利用効率を軽水炉の約100倍に高めることができ、ウラン資源寿命を千年オーダーにすることができるといわれている。また、③の核廃棄物の最少化に関しては、半減期の長いネプツニウム、アメリカシウムなどのマイナーアクチニドMAの大部分を原子炉内で燃焼させる、即ち半減期の短い核種に変換する、消滅処理ができるため、高レベル放射性廃棄物の低減が可能であり、さらに地層処分による隔離期間を大幅に短縮できる可能性がある。この高速炉サイクルを実現するためには、MAの核種分離も可能な高速炉燃料の再処理技術が必要となるが、未だ確立されてはおらず、今後の研究開発が必要である。

(2) 上記の検討すべき項目について、最も大きな課題はナトリウムに係る安全性であると考えられる。ナトリウムは空気中で燃焼し、水とも反応するため、ナトリウムの漏えい検知、漏えいナトリウムの燃焼(火災)およびナトリウム・水反応の現象把握とその影響緩和に係る試験や解析、手法などに係る研究開発が必要である。

(3) 微量のナトリウムの漏えい検知が可能になれば、漏えいを早期に検出してプラントを停止し対応処置をとるなど異常の拡大を防止することが可能となる。またナトリウムの燃焼、ナトリウム・水反応の現象解明結果に基づく、影響緩和手法の提案と試験・解析による手法確認が可能となり、ナトリウムが大規模に漏えいした場合にも、事故を防止、あるいは事故の影響を緩和することが可能となる。

しかしながら、全ての事象、現象を予め確実に想定してプラント設備を設計することは困難であり、福島第一原子力発電所の事故のように、想定外の事象、現象が発生する可能性がある。このような事態にも対応できるよう、運転員のプラントやナトリウムに係る知識向上のための教育、異常事故に適切に対応することを可能とするための訓練が必要となる。さらに、放射能が外部に漏れることを想定した、近隣住民の避難訓練なども重要となる。また、ナトリウム漏えい発生の可能性を低減するため、耐腐食性の高い材料の開発、信頼性の高い保守技術の開発も必要になると考える。

5.2 「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25年度に出題された【Ⅱ選択科目】「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 軽水炉における運転時の異常な過渡変化の判断基準を述べ、これらの判断基準と燃料健全性・プラント安全性の関係について説明せよ。

【解答のポイント】

「運転時の異常な過渡変化」については原子力委員会規則(参考文献[1])に次のように定義されている。『通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心(以下単に「炉心」という。)又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。』運転時の異常な過渡変化事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることが求められている。このことを判断する基準は以下の通り(参考文献[1],[2])。

設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。
- イ 最小限界熱流束比(燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束(単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。)と運転時の熱流束との比の最小値をいう。)又は最小限界出力比(燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。)が許容限界値以上であること。
- ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。
- ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。
- ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.1倍以下となること。

運転時の異常な過渡変化は、定義のように事象の発生が現実的であるので、FP放出の源である燃料体の健全性が損なわれることは許されず、判断基準値は健全性を保証し得る許容損傷限界である。判断基準「イ」については、沸騰遷移が生じないことを求めるもので、具体的な許容値としてBWRで用いられる最小限界出力比(MCPR)、PWRで用いられる最小限界熱流束比(最小DNBR)が判断基準となっている。判断基準「ロ」については表面熱流束が1%塑性ひずみを与えるようなレベルに達するかどうかという観点で評価される。判断基準

「ハ」は燃料ペレットのエンタルピー(半径方向平均)にもとづき燃料の破損を判断するものである。

同規則の解釈(参考文献[3])では、評価は「安全評価指針」(参考文献[4])に基づき実施するよう示されている。「安全評価指針」によると過渡事象の評価事象は次のとおりであり、各事象について厳しくなる判断基準が適用される。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
- (3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
- (4) その他原子炉施設的设计により必要と認められる事象

BWRを例にとると、(1)「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」のうち「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」については、判断基準「ハ」が判断基準「二」とともに適用されている。BWRで評価されているその他の事象については、判断基準「イ」「ロ」および「ニ」が適用されている。

以上のように、過渡事象時に、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの破損は起こらず、放射線影響の観点からは無視できることを示すことが求められている。

【参考文献】

- [1]原子力規制委員会規則 第五号「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成二十五年六月二十八日) (<http://www.nsr.go.jp/nra/kettei/>)
- [2]原子力安全研究協会、実務テキストシリーズNo.3「軽水炉燃料のふるまい」(改訂第5版)(平成25年3月,p231)
- [3]「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」(平成25年6月19日、原子力規制委員会) (<http://www.nsr.go.jp/nra/kettei/>)
- [4]発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成22年8月30日、一部改訂平成13年3月29日、原子力安全委員会) (<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsashishin/pdf/1/si008.pdf>)
- [5]原子力百科辞典ATOMICA「運転時の異常な過渡変化(BWRの場合)」(02-03-13-01)、「原子力発電プラント(PWR)の制御」(02-04-06-01) (<http://www.rist.or.jp/atomica/>)

Ⅱ-1-2 加圧水型(PWR)原子力発電プラントにおける制御系に関し、加圧器圧力及び水位制御系・タービンバイパス制御系・制御棒制御系について、又は、沸騰水型(BWR)原子力発電プラントにおける制御系に関し、再循環流量制御系・原子炉水位制御系・タービン(原子炉圧力)制御系について、PWR又はBWRいずれかを選び、それら3つの制御系の目的と機能を説明するとともに運転における制御例を1つ述べよ。

【解答のポイント】

BWRの再循環流量制御系・原子炉水位制御系・タービン(原子炉圧力)制御系の目的と機能、及び運転における制御例について以下に示す。

・再循環流量制御系

再循環流量制御系は、制御棒および制御棒駆動系とともにBWRの原子炉出力制御系を構成するものの一つである。再循環流量制御系は、再循環流量を変えることにより炉心流量を変え中性子減速材である水の炉内平均密度を変えて原子炉出力を制御する。この再循

循環流量制御方式は、炉心内の出力分布をほぼ一定に保持しながら高速かつ大幅に原子炉出力を制御することができる。再循環流量の調整は、再循環ポンプ駆動電動機の電源周波数を変え、再循環ポンプの回転数を変えることにより行われる。再循環流量制御系では、手動により再循環ポンプの回転数を変えるか、あるいは与えられた負荷偏差信号がなくなるまで再循環ポンプの回転数を自動的に変えることにより、再循環流量を調整する。

・原子炉水位制御系

原子炉水位制御系は、気水分離器(スチームセパレータ)の性能維持のため、原子炉への給水を制御して予め定められた範囲に原子炉水位を一定に保つもので、原子炉水位信号、給水流量信号、主蒸気流量信号の3つを用いた3要素制御を行っている。これは、給水流量と主蒸気流量のミスマッチを検出し、原子炉への流入・流出の差で原子炉水位の変化を予測することにより、より高速で安定な制御を行うものである。ただし、低出力時には水位信号のみによる単要素制御としている。

・タービン(原子炉圧力)制御系

原子炉圧力制御系は、タービン制御系と合わせて原子炉圧力を一定に制御する。タービン制御系の構成要素の一つである圧力調整器は、タービン入口圧力と圧力設定点を比較して圧力偏差信号を発生する。通常BWRでは原子炉の反応度制御の観点から圧力制御優先の方式をとっており、この圧力偏差信号がタービン蒸気加減弁およびタービンバイパス弁を制御する。負荷遮断時のようにタービン回転数が急上昇する場合には、低値優先回路を通じ速度/負荷信号が圧力偏差信号に優先しタービンバイパス弁を制御する。なお、100%容量のタービンバイパス弁を有するプラントでは、電力系統事故による負荷遮断でタービン蒸気加減弁が全閉したときでも、蒸気はタービンバイパス弁を介して復水器にバイパスされ、原子炉を停止することなく所内単独運転に移行する。系統事故の復旧に伴い、速やかにプラントを立ち上げることができる。

PWRの加圧器圧力及び水位制御系・タービンバイパス制御系・制御棒制御系の目的と機能、及び運転における制御例について以下に示す。

・加圧器圧力及び水位制御系

加圧器はサージ管によって一次冷却材高温側配管に接続されており、加圧器内は原子炉(一次冷却材)圧力の飽和温度に制御・維持されている。原子炉圧力が低下した場合には、液相内に設けられた電気ヒータによって圧力を回復させる。原子炉圧力が上昇した場合には一次冷却材低温側配管から導かれた低温水を気相部にスプレーし、蒸気を凝縮させて圧力上昇を抑える。さらに大きな圧力上昇がある場合には、加圧器逃し弁を通して加圧器逃しタンクに蒸気を逃がし圧力上昇を抑える。

加圧器水位制御は、化学体積制御設備による一次冷却材の抽出および充てん流量の制御により、一次冷却材の保有水量を調整して行われる。加圧器水位の設定値は、出力とともに変わる冷却材の温度変化に合わせて決められており、制御系の負担を最小にしている。

・タービンバイパス制御系

10%を超えるステップ状負荷減少および5%/minを超えるランプ(傾斜)状負荷減少に際しては、タービンバイパス弁が作動し、タービンをバイパスした主蒸気の一部は直接復水器に導かれ(ダンプさ

せ)、その結果原子炉の過渡応答が緩和される。

・制御棒制御系

制御棒制御は、出力変化、一次冷却材(原子炉減速材)温度等の運転条件における短期の反応度変化を補償している。通常運転状態での出力変更はタービンへの蒸気流量を加減して行なわれ、原子炉側でその出力変化に対応するプラント状態の変化を計測し、設定値を保つように制御グループの制御棒クラスタが操作される。このときの制御棒クラスタ駆動制御信号は一次冷却材平均温度信号、タービン負荷に比例するプログラム平均温度信号および炉出力(中性子束)信号を比較して制御棒制御系より出力される。

【参考文献】

- [1] 原子力百科辞典ATOMICA「原子力発電プラント(BWR)の制御」(02-03-06-01)、「原子力発電プラント(PWR)の制御」(02-04-06-01)(<http://www.rist.or.jp/atomica/>)
- [2] 「軽水炉発電所のあらまし(改訂第3版)」,(財)原子力安全研究協会,平成20年9月

Ⅱ-1-3 軽水炉の炉心設計において可燃性毒物が用いられる理由を説明せよ。また、軽水炉で利用されている主要な可燃性毒物について、用いられている主要な核反応及び長所と短所を述べよ。

【解答のポイント】

(1) 可燃性毒物の主要な核反応

運転サイクル初期の原子炉は、燃焼による核分裂性物質の減少と核分裂生成物の蓄積による反応度変化分に相当する余剰反応度を潜在的に有している必要がある。BWRでは、燃料交換時に新たに装荷する燃料集合体の一部に、可燃性毒物を数%程度含有した燃料ペレットを充填した燃料棒を使用し、中性子吸収反応により運転サイクル初期の余剰反応度を小さくするとともに、運転中の反応度変化を小さくしている。

(2) 軽水炉で可燃性毒物が用いられる理由

上記のような役割を果たす可燃性毒物は非常に大きな中性子吸収断面積を有している必要があり、BWRではガドリニア(Gd_2O_3)が可燃性毒物として用いられている。

(3) 可燃性毒物(ガドリニア)の長所

ガドリニア入り燃料棒による余剰反応度制御では、ガドリニア入り燃料棒の本数を多くすることで、燃焼初期の余剰反応度抑制量は増加し、またガドリニア濃度を高くすると余剰反応度抑制効果の持続する期間を長くすることができる。このように可燃性毒物を適切に使用することで、余剰反応度制御のための制御棒操作量および冷却材流量を変化させる量が少なくなり、運転制御性が大幅に向上する。

(4) 可燃性毒物(ガドリニア)の短所

燃料集合体内の出力分布は燃焼とともに変化する。一般に、燃料の燃焼初期に出力の高い燃料棒ほど、燃焼とともに出力が低下する割合が大きいことから、燃焼初期に局所出力ピーキングが大きく燃焼とともに減少する傾向をもつため、燃料棒の濃縮度分布やガドリニア入り燃料棒の配置や濃度は、燃料が取出されるまでの燃焼期間にわたって平坦な出力分布となるよう考慮して決定される。ガドリニア入り燃料では燃焼初期の燃料棒出力は低く抑えられるため、ガドリニア入り燃料での核分裂物質の燃焼速度は周囲の燃料棒より小

さい傾向がある。このため、ガドリニア入り燃料棒の濃縮度を周囲の燃料棒の濃縮度と比較して低めに設定して、ガドリニアが燃え尽きたときに周囲の燃料棒より核分裂物質が燃え残り、結果として大きな局所出力ピーキングが生じることがないように燃料設計において考慮する必要がある。また、ガドリニア等の添加物により燃料ペレットの融点は低下するため、事故時のエンタルピ制限値の設定の際にはペレット融点低下分相当のエンタルピを考慮し、適切な保守性をもった制限値を設定する必要がある。

(5) PWR での可燃性毒物の使用

なお、上記は主に BWR について述べたが、PWR においても BWR 同様、可燃性毒物としてのガドリニアが一部の燃料棒の燃料ペレットに混合して用いられている。また、初期炉心を中心にホウケイ酸ガラス管をステンレス鋼で被覆してクラスター状に組み立てた可燃性毒物棒が燃料集合体のシンプル部に挿入されて用いられている。可燃性毒物は、サイクル初期の冷却水中のホウ素濃度を減らすことができ、ホウ素濃度が高いと減速材温度計数を負にすることができる。また、可燃性毒物棒を炉心内に適切に配置することにより水平方向の出力分布を平坦化することができる。

【参考文献】

- [1] 岡「原子炉設計」オーム社 (2010) pp. 129-131
- [2] 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて (平成 10 年 4 月 13 日)
- [3] (財) 原子力安全研究協会「軽水炉燃料のふるまい」(平成 10 年 7 月) pp. 81-82

Ⅱ-1-4 平成 25 年 4 月 3 日に原子力規制委員会が示した新規規制基準(重大事故対策) 骨子において挙げられている、重大事故対策における要求事項(個別対策別の主な設備等について) に関し、(1) 事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク確保対策、及び(2) 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策について述べよ。

【解答のポイント】

平成 25 年 4 月 3 日に原子力規制委員会が示した新規規制基準(重大事故対策) 骨子において、以下の要求事項が挙げられており、これに基づき、それぞれの要求事項について記述する。

(1) について

〔基本的要求事項〕

最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統(UHSS)の機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、あるいは炉心損傷前の段階での格納容器の破損を防止するため、当該機能を復旧、代替する等して最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備、手順等を整備すること。

〔要求事項の詳細〕

A 「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

- (a) 炉心損傷を防止するため、重大事故防止設備等を整備すること。
- (b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- (c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定

した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替 UHSS の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

(d) フィルタ・ベントを整備する場合は、2. (9) 格納容器の過圧破損防止対策 A(a)を準用すること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

(2) について

〔基本的要求事項〕

1 使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水機能の喪失、小規模なプール水の漏えいを伴う事故が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール内の燃料の冷却、遮へい及び臨界防止する設備、手順等を整備すること。

2 大規模なプール水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位維持ができない場合に、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する設備、手順等を整備すること。

〔要求事項の詳細〕

A 第 1 項の「小規模なプール水の漏えい」とは、「4. (2) 使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価」で定義する想定事故 2 において想定するプール水の漏えいのことである。第 2 項の「大規模なプール水の漏えい」とは、想定事故 2 において想定するプール水の漏えいを超える漏えいである。

B 第 1 項の設備、手順等とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

(a) 代替注水設備として、可搬式代替注水設備(例、注水ライン、ポンプ車)を配備すること。代替注水設備は、設計基準対応の冷却、注水設備が機能喪失し及び小規模な漏えいがあった場合でも、プール水位を維持できるものであること。

C 第 2 項の設備、手順等とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

(a) スプレイ設備として、可搬式スプレイ設備(例、スプレイヘッダ、スプレイライン、ポンプ車)を配備すること。

(b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵プールの水位維持ができない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

(c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備、手順等を整備すること。

D 第 1 項及び第 2 項の設備、手順等として、使用済燃料貯蔵プールの監視は、以下によること。

(a) 使用済燃料貯蔵プールの水位、プール水温度、プール上部の空間線量率について、設計基準を超える事故により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

(b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源からの給電を可能とすること。

(c) プールの状態をカメラにより監視できること。

【参考文献】

[1]平成25年度 第1回原子力規制委員会 (平成25年4月3日),
配布資料 (<http://www.nsr.go.jp/index.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 長期間にわたって運転を行ってきており, 高経年化対策
を考慮すべき原子力発電プラントがある。あなたが保守業務の担当責
任者として業務を遂行するに当たり, 下記の内容について記述せよ。

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

【解答のポイント】

(1) 保守計画を立案する際には, 主に「点検計画」と「補修, 取
替え, 改造計画」について検討する必要がある。点検計画とは, 経
年劣化の知見や保全重要度等から点検の方法並びにこれらの実施頻
度及び時期を計画することである。また, 補修, 取替え, 改造計画
とは, 保全のための補修, 取替え及び改造の方法並びにこれらの実
施時期を計画することである。

プラントの高経年化に伴って, それまでの運転期間に比べ劣化進
行速度が急激に増大する, 或いは新たに発生し進行する経年劣化事
象が懸念されることから, 機器に要求される機能維持の観点から,
機器, 部位ごとに, 予測されるこのような経年劣化事象を抽出し,
これまでの点検実績, 他プラントの点検データ, 最新の技術知見他
を踏まえて, 抽出した経年劣化事象を考慮した点検計画の見直し検
討と, 「補修, 取替え, 改造」についてはその要否及び実施時期, 方
法の見直しを含めた計画の見直し検討が必要となる。このような検
討を実施すべき経年劣化事象としては, 「低サイクル疲労」, 「中性子
照射脆化」, 「照射誘起型応力腐食割れ」, 「2相ステンレス鋼の熱時
効」, 「電気・計装品の絶縁低下」, 「コンクリートの強度低下及び遮
蔽能力低下」が, 原子力規制委員会から示されている(参考文献[1])。

また, プラントの高経年化に伴って, 材料の放射化や放射性クラッ
ドの蓄積により保守作業を行う放射線作業環境の悪化も想定され
るため, これを踏まえた保守作業改善策や除染等の作業環境改善技
術の開発工程を考慮した点検計画等の見直しの検討や, 作業環境改
善が困難と判断される場合には早期に取替えを実施する等の計画見
直しの検討も必要となる。

(2) 保守業務を進める手順は, まず保守管理の実施方針及び目標
設定を行う。次に, 保全対象範囲の策定, 保全重要度の設定を行い,
保全計画の策定並びに保全活動管理指標の設定・監視計画の策定を
行う。なお, 保全計画の策定の内容としては, 点検計画・補修, 取
替え, 改造計画・特別な保全計画を含んでおり, 保全の実施後に点
検・補修等の結果の確認・評価及びプロセスの確認評価を行う。最
後に保全の有効性評価として, 保全の実施結果, 保全活動管理指標
の監視結果等から保全の有効性を評価し, 必要な改善を行う。

(3) 保守業務を遂行する際は前提条件として, 保全の適正化を進
める仕組み・活動が継続的に改善される仕組み・保全活動の「見え
る化」の促進・高経年化対策との融合の4つが挙げられる。まず,
保全の適正化を進める仕組みとは, 適切な機器を適切な時期, 方法
で保守を行うことである。また, 活動が継続的に改善される仕組み
とは, 保守データからPDCA等の手法を用いて, 自ら保守活動の改善

を行うことである。そして, 保全活動の「見える化」の促進とは,
指標による目標管理や有効性評価を行うことである。さらに, 高経
年化対策との融合とは, 経年劣化管理の充実及び長期保守管理方針
の取り込みを行うことである。また, 保全活動の充実を実現するた
めには「点検手入れ前データ」や「状態監視データ」等の保全デー
タの充実が不可欠である。なお, 保全方式, 点検周期及び保全内容
を見直す際は保全の重要度を考慮するとともに, 「手入れ前の点検」
や「状態監視の拡充」を十分評価することが大切である。

【参考文献】

- [1]「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」平
成25年12月6日改正(原子力規制委員会)
- [2]JEAC4209, 日本電気協会「原子力発電の保守管理規定」
- [3]平成21年度技術士第二次試験問題(原子力・放射線部門), 原
子炉システムの運転及び保守(I-4(2))

Ⅱ-2-2 原子力発電所は運転開始までに行わなければならない
諸手続はもちろん, 営業運転開始後も電気事業法, 原子炉等規制法,
放射線障害防止法, 及び労働安全衛生法に基づく申請, 報告, 届出,
また, 国際協定に基づく報告などを実施しなければならない。営業運
転開始後に行わなければならないこれら諸手続について, 主要なもの
を挙げ, それらについて述べよ。

【解答のポイント】

設問中の電気事業法(以降, 「電事法」と記す。)は火力, 原子力
他の発電施設全般を対象にした法, 原子炉等規制法(以降, 「炉規法」
と記す。)は原子炉や核物質の取扱いを対象にした法であり, 原子力
発電所の主要な規制はこの2つの法による。労働安全衛生法(以降,
「安衛法」と記す。)は全産業の事業所, 工場, 施設等を対象にした
法であり, 原子力発電所も規制の対象となる。放射線障害防止法(以
降, 「障防法」と記す。)は, 放射線同位元素の取扱いに関する法で,
原子力発電所に設置されている放射線分析, 計量施設等が規制の対
象となる。

また, 我国は「核兵器の不拡散に関する条約」に基づいて国際原
子力機関(IAEA)と保障措置協定を結んで, IAEAの保障措置(核物
質が核兵器等に転用されないことを担保するための検認活動)を受
け入れることを約束しており, これを遵守するために炉規法の規定
により「国際規制使用物資の使用等に関する規則」を定めている。

これらの法等に基づいて, 原子力発電所が営業運転開始後に実施
しなければならない官庁等への申請, 報告, 届出などの諸手続きの
主要なものを以下に示す。

(1) 原子力発電所の運転, 維持, 運用等の保安に関するもの【炉規
法】

- ・保安規程の認可(変更)申請
- ・保安検査(保安規程遵守状況の定期審査申請)(年4回)

保安規程は, 原子力発電所の運転の際に実施すべき事項や従業員
の保安教育の実施方針など原子力発電所の保安のために必要な事項
を事業者が定めるもので, 原子力規制委員会(以降, 「NRA」と記す。)
の認可が必要となる。事業者は保安規程の遵守が義務づけられてお
り, その遵守状況を定期的にNRAが審査する。

(2) 主任技術者等に関するもの

- ・電気主任技術者【電事法, 炉規法】、ボイラー・タービン主任技

術者【電事法、炉規法】、発電用原子炉主任技術者【炉規法】、核防護管理者【炉規法】、放射線取扱主任者【障防法】等の選出(変更)届出

(3)発電所の運転計画等に関するもの

- ・電気供給、電気工作物の設置、運用についての計画の経済産業省への届出【電事法】
- ・原子炉の運転計画の NRA への届出【炉規法】

いずれも、毎年度ごとに当該年度から3年間の計画の届出が必要。

(4)燃料に関するもの【炉規法】

- ・新燃料体の検査申請
- ・新燃料の輸送に伴う申請(核燃料等の輸送方法、輸送に伴う核燃料等の安全確認)
- ・使用済燃料の輸送に伴う申請

(5)放射線同位元素(RI)の使用に関するもの【障防法】

- ・RIの使用許可申請、RI施設検査申請、放射線障害予防規程届出

(6)放射線業務管理に関するもの

- ・放射線管理等報告、従事者被ばく放射線量等報告【炉規法】
- ・電離放射線健康診断書報告【安衛法】

放射線管理区域、施設の線量限度の設定、管理、放射線業務従事者の被ばく管理等は、安衛法の規定により定められた電離放射線障害防止規則に従って実施し、炉規法により所定の期間の実績報告が要求されている。

(7)機器等の定期的な検査に関するもの

- ・施設定期検査の申請【炉規法】
- ・定期事業者検査の健全性評価報告【炉規法】
- ・定期安全管理審査の申請【炉規法】
- ・建屋天井クレーン等の大型クレーンの法定検査【安衛法】

「技術基準」(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)が適用される機器等のうち、故障実績、運転経験、工学的知見等から定期的に技術基準に適合していることを確認する必要があるものとして NRA が定めているもの(特定発電用原子炉施設)について、定期事業者検査(機能・性能検査、分解検査等)の実施が要求されている。原子炉冷却材圧力バウンダリ構成機器、炉心シュラウド等については、検査において欠陥が発見された場合には、欠陥の進展により技術基準に適合できなくなると見込まれる時期を評価(健全性評価)し NRA へ報告することが要求されている。定期事業者検査については、国側が、組織、検査方法、検査記録の管理他の事項について確認することにより、実施体制の審査(定期安全管理審査)を行う。

また、原子炉本体、原子炉格納施設、蒸気タービン本体他、NRA が特に重要と判断して特定重要発電用原子炉施設として定めるものについては、定期事業者検査に NRA が立会う等により国側が検査(施設定期検査)を行う。施設定期検査については、対象機器毎に検査頻度(13ヶ月から24ヶ月に1回)が定められている。

(8)IAEA との保障措置協定に関するもの【炉規法】

- ・国際規制物資の使用の許可申請
- ・国際規制物資の使用の届出
- ・計量管理規程の認可申請
- ・核燃料物質管理報告(年2回)

国際規制物資とは、IAEA との保障措置協定や我国と他国の二国間

原子力協力協定といった国際約束で保障措置の対象となる核原料物質、核燃料物質、原子炉その他の設備であり、これに該当する燃料については、使用目的、使用場所、使用期間、含まれる核物質の種類、員数等について予め許可申請、届出が必要となる。発電所搬入後は、予め認可された計量管理規程に基づいて、燃料1体ごとの使用状況、設置位置等の履歴を記録するとともに、原子炉格納容器開放、閉鎖時他所定の時期に、NRA による確認検査を受けることが要求されている。

【参考文献】

[1]原子力規制委員会ホームページ>政策課題>原子力の規制>実用原子炉(原子力発電所)>運転段階

(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【Ⅲ選択科目】「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 原子力発電所の安全性を確保するためには、外部自然現象に対する適切な防護が不可欠である。以下の問いに答えよ。

- (1) 外部自然現象に対する適切な防護を行うために検討しなければならない項目について説明せよ。
- (2) 上述した検討すべき項目のうち、あなたが最も大きな技術的課題と考えるものを1つ挙げ、これを解決するための技術的提案を、その提案の利点・欠点とともに述べよ。
- (3) 外部自然現象に対する防護に用いる設備の保守について留意すべき点を述べよ。

【解答のポイント】

(1) 原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある外部自然現象としては、地震、津波、火山活動、竜巻、森林火災などがあげられる。これらの外部自然現象に対して適切な防護を行うために検討しなければならない項目の概要を以下に述べる。

- ・地震：基準地震動の策定と策定した地震動に基づく耐震設計・安全性評価(詳細は下記参照)。耐震強化工事等の対策。
- ・津波：基準津波の設定と、その最高水位に基づく耐津波設計・安全性評価。水密工事等の対策。
- ・竜巻：設計基準竜巻の設定と、竜巻による荷重に対する設計。安全上重要な設備を防護ネット等により飛来物などから防護するなどの対策。
- ・火山活動：将来の活動可能性が否定できない火山の抽出と、抽出した火山活動の安全性への影響評価。加えて、効果降下火砕物(火山灰)等への対策。
- ・森林火災：発火点および風向きの設定と設定した森林火災に対する設計。換気系統の隔離などの対策。

特に地震を例にして以下に具体的に述べる。

- ①震源、断層長さの設定。
- ②設定した震源、断層長さに基づく基準地震動、および震源を想定しない基準地震動の策定。加えて弾性設計用地震動および静的地震力の策定。
- ③②で策定した地震動および地震力に基づく施設の耐震設計、また地震随伴事象に対する耐震安全性確認。必要に応じて、耐震強化工事。
- ④②の地震動を超過する地震動が発生することを想定した確率的安全性評価。
- ⑤万が一地震によりシビアアクシデントが発生したことを想定し、シビアアクシデントの進展を食い止める対策の検討。

(2) 上述した検討すべき項目のうち、最も大きな技術的課題は、③の耐震設計にあると考えられる。その理由は、近年の大地震の経験および断層探索技術の精度向上に伴い、策定する基準地震動の最大加速度が増大する傾向にあるため、従来の弾性設計ベースの耐震設計・評価法では過度に保守的な設計・評価となり、サポート数の増加など合理的でないと考えられるためである。

この解決策としては、設備の地震時弾塑性挙動による応答低減効果(履歴エネルギー吸収こともなう減衰増加に起因)を取り込んだ耐震設計・評価法の開発があげられる。この開発の利点としては、①合理的評価が可能となるため、例えばサポート数の低減などによりコスト低減が可能、②設備の実際の地震耐力が把握可能ということにある。欠点としては、適用に向けた規格基準の策定などが必要であり、至近には実設計・評価への適用が難しいということがあげられる。

(3) 以下に示すように、外部自然現象及び外部自然現象防護設備の特徴を踏まえて、保守方法(動作試験を含む)、保守範囲、保守時期、保守頻度を設定し、必要な時に必要な機能が確保されるように留意する。

まず外部自然現象の特徴として、発生時期の予測は基本的に困難であるものの、竜巻の発生時期や森林火災が発電所に影響を及ぼす風の発生し易い時期など、一部の外部自然現象に関しては発生時期が予測可能であることがあげられる。そのような発生時期を予測可能な外部自然現象に対する防護設備の保守は、発生時期をさけて実施すべきである。

次に外部自然現象防護設備の特徴とそれに基づく保守上の留意点を以下に示す。

- ・外部自然現象防護設備は非常用設備であり、実際に外部自然現象が発生するまで使用されることはなく、特に動的機器は外部自然現象が発生すると、突然の急速始動・運転が必要となる。従って、定期的な作動確認試験により動作性等を確認しておくことが重要である。例えば、非常用ディーゼル発電機は月1回作動確認試験を実施している。
- ・外部自然現象防護設備は、止める、冷やす、閉じ込めるに関わるためプラント停止中よりもプラント運転中の方が重要な設備である。従って、分解点検等長期間を要する保守は、プラント停止中に実施する必要がある、特にプラント停止中でも燃料装荷されていない状態が望ましいと考えられる。
- ・外部自然現象防護設備には、多重化されているものもあり、多重化されているものは、急な外部自然現象の発生に備えて必ず1系統が生きているように、シリーズで保守を実施する必要がある。

【参考文献】

- [1] 実用発電原子炉に係る新規規制基準について - 概要 - , 平成26年2月, 原子力規制委員会 など

Ⅲ-2 我が国の原子力発電所は、次回までの定期検査の間隔は13か月以内と規定されているが、現状の検査制度ではプラントごとの特徴に応じた技術評価を行うことにより適切な定期検査の間隔設定が可能である。一方で、定期検査は最短でも45日程度、大型機器の交換工事が伴うと3か月以上にも及ぶ。これに関して以下の問いに答えよ。

- (1) 我が国の原子力発電所の定期検査の実施を規定する法令を挙げ、定期検査の工程と内容を計画する上で考慮すべき点を挙げ説明せよ。
- (2) 定期検査中に実施される代表的な試験・検査を定めた日本電気協会電気技術規程を3つ挙げ、試験・検査の方法及び内容について

て述べよ。

(3) 定期検査項目の中でクリティカル工程となるものを挙げ、合理化や簡素化、自動化等により、定期検査期間の短縮を可能にすると考えられる方策について、例を挙げて述べよ。

【解答のポイント】

(1) 原子力発電所の定期検査は原子炉等規制法第43条に基づいている。以下に定期検査の工程と内容を計画する上で考慮すべき点について説明する。

定期検査を計画する上で①電気事業法で定められた時期に実施、②プラントの運転状態、③供給計画に基づく発電電力の確保、④電力供給バランス、⑤定期事業者検査長期計画、⑥機器の点検周期基準、⑦運転経験、⑧事故故障の反映、⑨同一中央制御室ユニットの定期検査のオーバーラップを避けるなどを考慮すべきである。

また、定期検査期間の策定では、プラント停止、燃料交換、プラント起動など標準的な作業を考慮した期間に加えて、定期検査及び定期事業者検査の実施項目、長期保全計画に基づく特別な点検工事や大規模改造計画の有無、国内外のトラブルや運転経験の水平展開なども考慮する。

(2) 定期検査中に実施される試験・検査を定めた日本電気協会電気技術規程としては、JEAC 4201、JEAC 4203、JEAC 4212が挙げられる。

原子炉構造材の監視試験は、規定(JEAC 4201)に基づき、原子炉圧力容器用鋼材の中性子照射による機械的性質の変化を定期的に調査して材料の破壊転性の妥当性を確認することを目的とする。試験は、引張試験片(母材、溶接金属)、衝撃試験片(母材、溶接金属、溶接熱影響部)、中性子ドジメータ、温度モニタを試験用カプセルに入れ、監視を必要とする部材付近に設置し、定期的に試験片を取り出し、引張試験、衝撃試験を行い、照射による強度・延性の変化、関連温度の移行量等を評価する。

原子炉格納容器の漏えい率試験は、規定(JEAC 4203)に基づき、想定事象に対して適切に作動する隔離機能及び漏えい率の確認を目的とする。漏えい率は、原子炉格納容器バウンダリを対象に常温の空気または窒素により、設計試験圧力まで加圧し、1時間毎に24時間継続測定し、ボイル・シャルル及びドルトンの分圧の法則を利用して、%漏えい量を算出し、平均漏えい率が95%信頼限界の許容漏えい率以下であることを確認する。

原子力発電所における炉心・燃料に対する検査は、規程(JEAC 4212)に基づき、取替炉心の安全性を確保するために、定期検査中に燃料集合体の健全性、炉内配置及び炉心特性を検査する。燃料集合体の健全性は使用済燃料プールにおける水中TVカメラを用いた外観観察で検査される。燃料集合体の炉内配置は燃料体刻印番号を設計情報と照合することで検査される。原子炉の停止余裕は最大値制御棒を操作した時の中性子束変化を計測することで検査される。また、運転中に放射性物質の漏えいが認められた場合には、漏えい燃料を特定して健全燃料と交換するためにシッピング検査が適用される。

(3) 定期検査のクリティカル工程には、原子炉開放、燃料移動・装荷、機器点検、原子炉復旧、原子炉耐圧試験、格納容器漏えい率試験などの項目が含まれる。定期検査期間短縮にむけては、作業の効率化、予備品の充実、機器点検周期の延長、作業体制の強化、緻密な工程管理といった取り組みがなされている。

既に適用されている定期検査期間短縮策の例としては以下が挙げられる。

・制御棒駆動機構の予備品を準備することにより、分解・再組立作業をクリティカル工程から外し、取付・取外のみをクリティカル工程とする。[BWR]

・燃料のXYZ軸の同時移動が可能な燃料移動装置を導入し燃料移動・装荷工程を短縮[BWR]

・原子炉格納容器漏えい率試験のJEAC4203試験時間短縮規程の活用(24時間試験において6時間の漏えい率が所定の範囲内にあることを実績として確認の上、その後の9年間の定期検査での試験時間は6時間に短縮)[BWR]

・原子炉圧力容器上蓋スタッドテンションの半自動化による原子炉開放・復旧作業時間の短縮[BWR]

・原子炉容器上蓋一体化構造物(CRDM冷却ダクト、制御棒ケーブルの一体化)の採用及びクイックカップリング式スタッドテンションの導入による原子炉開放・復旧作業時間の短縮[PWR]

・燃料取出し中も継続検査を可能とする蒸気発生器ノズル蓋の採用及び検査装置の自動化による蒸気発生器伝熱管ECT検査期間の短縮[PWR]

今後、海外で適用されているオンラインメンテナンス、状態監視保全、事後保全などを導入することで、定期検査のクリティカル工程が短くできる可能性がある。また、作業体制については、24時間体制を構築することで工程短縮を図ることも可能である。

なお、類似の過去問題(平成21年度第二次試験)が出題されているので、平成21年度試験問題の解説記事も参照頂きたい。

【参考文献】

[1] JEAC4203, 日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規定」

[2] JEAC4201, 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」

[3] JEAC4212, 日本電気協会「原子力発電所における炉心・燃料に係る検査規定」

[4] 日立評論Vol. 83 No. 2(2001-2) ABWR初号機の運転と定期検査実績
(http://digital.hitachihyoron.com/pdf/2001/02/2001_02_02.pdf)

[5] 平成21年度技術士第二次試験「原子力・放射線部門」- そのポイントを探る〜必須科目・選択科目(その1)設問と解説, 公益社団法人日本技術士会 原子力・放射線部会

(http://www.engineer.or.jp/c_dpt/nucrad/topics/002/attached/attach_2467_5.pdf)

5.3「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25年度に出題された【Ⅱ選択科目】「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 我が国が原子力エネルギー利用を継続していく場合、我が国のウラン資源確保に関わるリスクとその対策について説明せよ。

【解答のポイント】

福島第一の事故を契機に日本国内では全原子力発電所が停止している状況で、再稼働に向けて更なる安全対策を講じることが必須であるが、今後とも我が国が原子力エネルギー利用を継続していく場合、海外での原子力エネルギー利用が大幅に増加していくと予想されウラン供給の逼迫が懸念される。

(1) リスク

原子力発電の燃料となるウランは、我が国では現状100%輸入に頼っている。一方、中国、インド等原子力発電の推進による世界的なウラン需要の増加等に加え、主要鉱山の産出量が枯渇することが予想されており、10年後にも供給逼迫が懸念されている。このためウラン価格の高騰や輸入先の政情不安等による供給制限・停止により、必要量のウランが確保できないことが大きなリスクとなり、中長期的なウラン資源の安定確保が原子力エネルギーの安定供給の為に必須となる。

(2) 対策例

①ウラン資源国への開発支援、資源外交展開

ウラン資源の安定供給確保の為に、多様な国の鉱山権益を取得し、自主開発を進めていくことが必要であり、後進国に対する民間企業によるウラン鉱山開発への参画を促進・支援する取り組みや、資源国に対する首脳外交等を通じた積極的な資源外交を展開していくことが重要となる。具体例として、2007年度から石炭天然ガス・金属鉱物資源機構(JOGMEC)を通じた民間事業者の海外探鉱事業への支援の強化や、2007年4月には、世界第2位のウラン資源埋蔵量を有するカザフスタンに官民合同ミッションを派遣し、日本の高度な技術(核燃料加工技術、原子炉プラント技術)を活かした日本型の資源外交を展開している。これにより、我が国のウラン総需要量の約3~4割に当たる権益を確保している。(従来は1%程度)

②ウラン資源の自主的な確保

海中に45億トンもの膨大な量が存在するウラン資源は、利用可能な鉱石に存在する量の約1000倍に達する。近年、モル状捕集材を利用することで、鉱石ウランと比べても遜色ないコストでウランが回収できる可能性が報告されており、長期的なウラン資源確保対策の一つと考えられる。

③核燃料サイクルの推進

輸入ウランの安定確保に加え、核燃料サイクルによるウラン資源の有効利用も重要な対策となる。プルサーマルではウラン資源の1~2割程度、さらにFBRの実用化により飛躍的にウランの利用効

率を高めることができ、長期的なウラン資源確保の観点から重要な対策となる。

【参考文献】

[1]資源エネルギー庁(日本のエネルギー2010)

[2]原子力百科辞典ATOMICA 日本のウラン必要量と必要量を確保する手段(04-02-01-08)

Ⅱ-1-2 核燃料サイクル施設においては核物質の拡散を防ぐための国際条約に基づき保障措置が実施されている。その実施例と課題について説明せよ。

【解答のポイント】

保障措置とは、原子力の平和利用を担保するために、ウランやプルトニウムのような核物質並びに設備、資材及び情報が、核兵器その他の核発装置の製造等に転用されないことを確認するための検閲活動である。

保障措置には、二国間原子力協定に基づく部分的保障措置、核兵器の不拡散に関する条約(NPT:Non-Proliferation Treaty)に基づく包括的保障措置、及び包括的保障措置と追加的議定書に基づく総合保障措置がある。

我が国では、昭和51年にNPTを締結しており、国際原子力機関(IAEA)の保障措置制度に従って昭和52年にIAEAとの保障措置協定が締結され、IAEAによる保証措置を受け入れることになった。また、IAEAの他、個別にアメリカ、オーストラリア、フランス、イギリス、カナダ、中国、欧州原子力共同体(ユーロラム)とも二国間原子力協力協定を締結しており、これらの国から輸入された核物質等に対しても、IAEAの保障措置を受け入れることを約束している。そして、これらの協定に従い、関連する国内法(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉法規制法)等の整備を行って国内保障措置制度を確立し、IAEAの保障措置を受け入れている。具体的には、先ず我が国が以下を行うことにより、国内にある全ての核物質が核兵器等に転用されていないことを確認し、IAEAが査察等によりこの認定を確認することにより実施されている。

①事業者による計量管理

原子力事業者は、原子炉等規制法に基づき、施設で核物質を取扱う場所を定め、その区域で一定期間に搬入・搬出される核物質の増減、そして現在の核物質の在庫の量を厳密・正確に管理し、原子力規制委員会に報告している。この報告は、いわば厳密な家計簿のようなもので、核物質の在庫量の管理を計量管理と呼ばれている。

②封じ込め/監視

核物質が密かに移動されていないことを確認するため、例えば、核物質が入れた容器の蓋や原子力発電所における燃料の出入り口等に「封印」を取付けている。また、原子力発電所等においては、「監視カメラ」が取り付けられており、常時核物質の移動を監視している。

③査察

実際に原子力施設に立ち入り、以下の査察活動を実施している。

・施設に保管されている記録と、報告された計量管理報告の内容に矛盾がないかを確認する。

- ・記録どおりに核物質が存在することを、刻印番号、核物質からの放射線の測定、採取した試料の化学分析により確認する。
- ・封じ込め/監視の結果の確認と必要な装置の保守を行う。

保障措置の課題には、短期的課題と長期的課題としてそれぞれ以下が挙げられる。

①短期的課題

北朝鮮やイランなど未申告の原子力活動が露見し、IAEA 保障措置制度の信頼性の確保に向けて、探知能力の強化が課題となっている。このため、環境サンプリング能力の拡大 (IAEA の分析所の能力の拡大、メンバー国の分析所のネットワークの拡大) や衛星探知能力、情報解析能力の強化が求められている。また、北朝鮮やイランによる核開発問題、NPT に加盟していないインドに対する保障措置のあり方など、個別の問題に対する対応も大きな課題となっている。

②長期的課題

先進国、開発途上国において原子力発電の拡大・導入が計画されている。また、冷戦構造が崩壊し、余剰の核兵器を解体し、原子炉の燃料としての平和利用も進められている。こうした原子力・核を巡る国際情勢の変化に伴い、IAEA に求められる役割は、拡大、多様化することが予想される。IAEA への保障措置上の負荷が増大することが予想されることから、より一層の重点化、効率化および人材の育成、確保が重要な課題となる。

また、将来的にマイナーアクチニド (MA) を燃料とする先進核燃料サイクルが導入される場合には、現在保障措置の対象になっていない MA に対する保障措置を検討することが必要になると考えられる。

設問では国際条約に基づき実施されている保障措置を問うているので、計量管理、封じ込め/監視、査察を柱とする実施内容を、また、課題としては、上記に挙げた短期的、長期的な課題を例を挙げて簡潔に説明する。

【解答例】

保障措置とは、原子力の平和利用を担保するために、核物質が核兵器その他の核爆発装置の製造等に転用されないことを確認するための検認活動である。我が国は、核兵器の不拡散に関する国際条約 (NPT) を締結しており、IAEA の保障措置制度に従って保障措置協定を締結している。また、個別に米、英、加、豪等の核燃料供給国と二国間原子力協力協定を締結しており、これらの国から輸入された核物質等に対しても、IAEA の保障措置を受け入れている。保障措置を実施するための具体的手段としては以下がある。

①核物質計量管理

核燃料サイクル施設で核物質を取扱う場所を定め、その区域で一定期間に搬入・搬出される核物質の増減、現在の核物質の在庫の量を厳密・正確に管理する。

②封じ込め/監視

核物質が密かに移動されていないことを確認するため、核物質容器の蓋や燃料の出入り口等に「封印」を取付けたり、「監視カメラ」を取付けたりして、常時核物質の移動を監視している。

③査察

実際に IAEA が原子力施設に立ち入り、上記①②に関する査察活動を行う。

このような保障措置制度は、未申告の原子力活動に対しては有効性を発揮しにくく、探知能力の強化が課題となっている。また、NPT に加盟していない国に対する保障措置のあり方など、個別の問題に対する対応も大きな課題となっている。

【参考文献】

- [1]特集 国際原子力機関 (IAEA) の現在と将来 核不拡散と保障措置「原子力 eye」, Vol. 51 No. 2 (2005 年 2 月号)
- [2]高度情報科学技術研究機構「原子力百科事典 ATOMICA」保障措置のあらまし (13-05-02-01)
- [3]原子力規制委員会ホームページ
- [4]核不拡散に関する日本のこれまでの取組みとその分析, JAEA-Review, 2010-040

Ⅱ-1-3 国内外での過去の再処理実施例と課題について説明せよ。

【解答のポイント】

使用済燃料の再処理技術の開発は、初期の軍事用プルトニウム生産、ガス炉燃料再処理というステップを経て、現在の主流である軽水炉使用済燃料の処理へと進んだ。ガス炉の燃料再処理は化学分別沈殿法からピューレックス法へ変遷し、このピューレックス法は軽水炉燃料再処理にも引き継がれた。ピューレックス法の再処理工程は、燃料受入貯蔵、剪断、溶解、清澄、溶媒抽出法による分離・精製、脱硝、高レベル廃液処理、中レベル廃液処理、低レベル廃液処理、オフガス処理といった工程からなる。なお、溶解や高レベル廃液処理等では高酸化性の硝酸溶液が扱われる。

これまでに世界各国で数多くの再処理施設が建設されたが、その一覧が参考文献[1]に示されている。

上記したガス炉から軽水炉への燃料の変更は、再処理法の技術開発に大きな影響を及ぼした。その一例として、燃料の燃焼度による影響があげられる。燃焼度が高くなることによって FP や Pu の含有量も多くなり、溶解工程で発生する不溶解残渣 (未溶解の FP 成分) や溶媒の放射線劣化への対策、臨界防止策等が課題となり、必要な機器開発などが進められてきた。

また、主要機器には、当初、鋭敏化防止型 (低炭素仕様) の硝酸酸性ステンレス鋼 (SUS304L または SUS347) を採用していたが、燃料の高燃焼度化と共に、鍛造部の端面腐食、伝熱管の粒界腐食等が発生するようになった。原因は、沸騰硝酸溶液中では TRU や FP 等から強酸化剤が生成し、ステンレス鋼特有の粒界腐食優先型の過不動態腐食が起こるためであった。その腐食速度は、硝酸溶液組成、沸点と共に、粒界腐食を促進する鋼中の不純物濃度等に依存する。これより、腐食対策を課題として、材料の技術開発などが実施されてきた。

以下に、過去に運転開始された幾つかの商業用再処理施設について、上記に係る課題と対策の例を挙げるが、参考文献[2]および[3]を参考に、その他の再処理施設を含めて施設ごとの課題と対策を理解する必要がある。

① 東海再処理工場

日本初の再処理工場として 0.7 トン/日の規模で 1971 年建設が開始された。1977 年からホット運転を開始して以来、「ふげん」の MOX 燃料を含み累積再処理量は 1142tU に達している。

・建設段階の課題と対策：

燃料の高燃焼度化による不溶解残渣の増加に伴って、不溶解残渣の分離除去が課題となり、清澄工程へパルスフィルターを設置した。

・運転段階の課題と対策：

過不働態腐食の防止対策として仏で開発された極低炭素仕様のステンレス鋼(SUS310Nb相当材)を溶解槽、酸回収蒸発缶等に導入したが、腐食による漏えいが発生し、その対策が課題となった。

なお、腐食機構の検討により、常圧の沸騰伝熱条件で使用するステンレス鋼製機器の耐食性低下の原因は、六価Cr等の強酸化剤の生成に伴い、非鋭敏化部を含めて過不働態と呼ばれる粒界腐食優先型の腐食を生じるためであることが分かった。

対策として、遠隔補修技術の開発による溶解槽補修と新溶解槽の増設を行い、また、酸回収蒸発缶、プルトニウム蒸発缶等の材質を高耐食性のTi-5Ta合金に変更した。

② 仏UP3

1977年～1978年にかけて、欧州および日本の電力27社の間でUP3事業化契約を締結し、外国の使用済燃料を再処理する役務契約により建設を1981年から開始し、1990年に操業を開始した。

・建設段階の課題と対策(1)：

燃料の高燃焼度化による比放射能の増大に伴い、溶媒の劣化対策が課題であった。対策として、溶媒と水溶液との接触時間が短い溶媒抽出機としてパルスカラムが開発、適用された。

また、先行施設のUP2-400が400tU/yの処理量であったのに対し、800tU/yと処理量を増大させるため、回分式の溶解槽に替え、連続溶解槽が開発、適用された。

・建設段階の課題と対策(2)：

過不働態腐食の防止対策として開発された極低炭素仕様のステンレス鋼(SUS310Nb相当材)を先行施設であるUP2へ導入したが、腐食が発生し、本事例の反映が課題となった。

対策として、腐食環境が厳しい溶解槽やプルトニウム濃縮缶に高耐食性のZrを採用した。

③ 英国THORP

再処理を商業規模で行える施設として、1983年から建設が開始され、1992年に終了した。1994年に最初の使用済燃料がせん断され、1997年の認可により、本格運転を開始した。

・建設段階の課題と対策(1)：

1973年、先行施設FEPの抽出工程において、セル内での発火により発生したセシウム、ルテニウム等の放射性エアロゾルによる被ばく事故が発生。発火の原因は、容器底に不溶解残渣が溜まっており、且つ、放射性ルテニウムの崩壊熱で高温になっていたところに、有機溶媒が流れ込んだことによる。

その後の施設では、清澄工程を重視するようになっており、当該施設では清澄工程に遠心清澄機を設置している。

・建設段階の課題と対策(2)：

先行施設の状況から、ステンレス鋼製機器の過不働態腐食を抑制することが課題であった。

浸漬での隙間腐食試験を行い、六価Cr生成に起因した腐食が起これない温度を選定して、低沸点で安定した運転が可能なサーモサイフォン型減圧蒸発缶を開発し、酸回収蒸発缶に適用した。あ

わせて、硝酸耐食性の極低炭素仕様ステンレス鋼(SUS304ULC相当)を採用した。

以上のとおり、多くの再処理技術開発が燃料の高燃焼度化並びに腐食事象に対応して実施されたことより、過去の再処理施設における主要な課題は燃料の高燃焼度化対策と腐食対策と言っても良いと考えられる。また、事故事例の詳細は、参考文献[4]を参照すると良い。

これより、再処理に関する専門知識が問われている本設問に対しては、燃料の高燃焼度化対策や腐食対策が課題となった施設を例として選定し、その対策も含めて記述すると共に、最新の再処理施設にどう反映されているかも記述するのがよい。

わが国の六ヶ所再処理工場は、仏の技術を中心に、英、独ならびに日本国内で開発、蓄積されてきた技術に関しても広く検討し、最適なものを採用した最新の施設であり、溶解槽については、耐食性に優れたZrを使用し、処理能力が高いことなどから連続式溶解槽を採用している。また、溶媒抽出工程においてパルスカラムを採用している。一方、高レベル廃液濃縮缶および酸回収蒸発缶では、沸点を下げ腐食環境を低減する英国の技術である減圧蒸発技術を採用している。六ヶ所再処理施設の設備の概要は参考資料[5]～[7]に示されている。

以下に解答例を示す。

【解答例】

わが国では、PUREX法による東海再処理工場が日本初の商業用施設として1977年から運転を開始し、現在も稼働中である。建設時、国外施設で生じた過不働態腐食の防止対策として仏開発のステンレス鋼：SUS310Nb相当材を溶解槽、酸回収蒸発缶等に導入したが、運転段階で腐食による漏洩故障が発生し、その対策が課題となった。対策として、遠隔補修技術の開発による溶解槽補修と新溶解槽の増設が行われ、また、酸回収蒸発缶等の材質を最終的に高耐食性のTi-5Ta合金に変更している。

仏では、1981年から外国の使用済燃料を再処理するためのUP3(PUREX法)の建設を行い、1990年に操業を開始した。建設時は、同国の先行施設UP2で生じた腐食事象(東海再処理工場と同様)への対応が課題となり、溶解槽やプルトニウム濃縮缶に高耐食性のZrを採用した。また、燃料の高燃焼度化に伴う溶媒の劣化対策や再処理容量向上が課題となり、溶媒と水溶液との接触時間が短いパルスカラム、連続溶解槽が開発、適用された。

なお、最新施設の六ヶ所再処理工場(アクティブ試験中)は、主に仏からの技術導入により設計されており、上記UP3の経験が反映されてZr製の連続溶解槽、パルスカラムを採用している。

【参考文献】

- [1]日本原子力学会 再処理・リサイクル部会ホームページ「テキスト核燃料サイクル」第6章 核燃料再処理 6-6 世界の再処理工場
- [2]高度情報科学技術研究機構「原子力百科事典ATOMICA」再処理施設 (04-07-03)
- [3]高度情報科学技術研究機構「原子力百科事典ATOMICA」湿式再処理プロセス用材料(04-07-01-11)
- [4]高度情報科学技術研究機構「原子力百科事典ATOMICA」世界の核燃料施設における臨界事故(04-10-03-02)、世界の再処理施設における火災・爆発事故(04-10-03-03)、東海再処理工場における火

災爆発事故(04-10-02-01)

[5]高度情報科学技術研究機構「原子力百科事典ATOMICA」六ヶ所再処理工場(04-07-03-07)

[6]日本原燃ホームページ「1. 先行再処理施設等の主な重大事故に対する当社の反映」, 「2. 先行再処理施設等の主なトラブルに対する当社の対策内容」, 「事例集」

[7]日本原子力学会 再処理・リサイクル部会ホームページ「テキスト核燃料サイクル」第6章 核燃料再処理 6-4 わが国の再処理(その2)

Ⅱ-1-4 我が国のクリアランス制度の適用状況と普及への課題について説明せよ。

【解答のポイント】

(1)制度の適用状況について

放射性物質の濃度が定められた値以下であることを国が確認し、通常の廃棄物と同様な処分・再利用ができるクリアランス制度については、2005年5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」が改正されて導入された。なお、原子力事業者はクリアランス制度が社会に定着するまでの間、クリアランスレベル以下のものを、原子力施設由来のものであることを了解済みの処理業者や、限定された産業廃棄物処分場に搬出し、搬出先を把握すること、また自ら率先して社会の理解を得つつ再生利用等を進めることとしている。

具体例として、2006年6月に日本原子力発電東海発電所、2007年11月に日本原子力研究開発機構 JRR-3 における放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請があり、国はそれぞれ2006年9月、2008年7月に認可を行っている。その後、2007年5月に107トン、2008年5月に291トンの鋼材に関するクリアランスの確認が実施され、遮蔽体や会議テーブル等に再利用されている。

(2)普及への課題について

今後廃止措置が進められるとクリアランス対象廃棄物が多量に発生することになり、発電所内の再利用にとどめず、社会の理解を得た上で将来的には一般のスクラップ鉄やコンクリート廃材のように用途を限定しないで利用すること、すなわちフリーリリースを目指している。社会への浸透・普及のためには以下の課題がある。

① クリアランス物の利活用等の仕組み構築

クリアランス物のリサイクルをフリーリリースで推進するために最も重要な基軸であり、「排出事業者⇒集荷処理事業者⇒溶融処理事業者⇒製品加工事業者⇒一般消費者」の各構成者がしっかり事業を遂行するとともに、物流フローを構築しなければ、リサイクルは現実のものとはならない。

特に、集荷処理事業者、溶融処理事業者、製品加工事業者の事業規模がそれ程には大きくないことから、これらの事業者が安心して事業を遂行できる環境を構築することが必要である。即ち、それぞれの事業推進に必要な技術的な事項はそれ程には難しいものではないが、これらの事業者がクリアランス物の利活用等に不安を抱く者から個別対応を求められたり、風評被害により自社の他の事業まで影響を受けないような、関係者のサポートが必要である。また、リサイクルの最終受け入れ者となる一般消費者の正しい理解が得られなければ仕組みを構築しても現実には進まないことから、国を初

めとする関係者で、誤解や風評を生まないような広報活動をしていくことが重要と考えられる。

②関係者の役割及び制度的な仕組み等の整備

民間が進めるクリアランス物のリサイクル利用を、わが国の循環型社会に適合させるための政策誘導を行う制度的な仕組みを構築することが必要である。炉規法ではクリアランス制度が定められ、所定の手続きをして厳しく検査されて合格した物のみが原子力施設からクリアランス物として搬出され、その後は放射性物質によって汚染されたものではない一般の物と同じ取扱いをする。

また、先般、障防法においてもクリアランス制度に向けた改正法が国会で成立し公布されたところであり、今後は、原子炉以外から発生する廃棄物なども対象となる。また、クリアランスされた物に万が一にも基準を超える放射性物質が含まれることとなると、制度そのものの信頼が失墜してしまうことから、クリアランス制度の下では、事業者は保安規定に基づく品質保証活動(QMS)に基づき厳密な管理と記録を作成・保管し、国はクリアランス物の確認方法の認可と、発電所外に出す前の確認を行うこととなっており、万一の場合には事業者は責任をもって回収する等、それぞれ適切に実施されることとなっている。

現在はこれに加えて、当分の間、環境省が中心となって、電気事業者や関係省庁、関係自治体との間で、トレーサビリティ確保の観点から、情報の共有化を行っている

④ クリアランス制度への国民の理解促進

クリアランス物のリサイクル利用を推進する上では最も重要なものである。特に、限定リサイクル利用からフリーリリース利用へ進めるためには国民の理解が得られなければ実現は難しい。この種の類似のものとして、遺伝子組み換え食品、放射線照射食品、狂牛病食肉などに対する国民の対応があり、推進事業者が国民理解を得ることに苦勞をしている。

現状では、クリアランス物に対しての国民の理解は十分ではなく、そのクリアランス基準が自然放射線の1/100以下の被ばく線量であると説明されても、理解獲得は容易ではないことが想定される。既に、高レベル放射性廃棄物処分に関する国民的理解を促進するための活動が精力的に行なわれており、クリアランス物のリサイクル利用においても、シンポジウム、意見交換会など様々な手法を取り入れることによって、理解促進活動を展開することが必要である。

なお、国民理解促進活動としては、一般国民への幅広い理解活動が中心であるが、リサイクル事業を進める自治体の理解、関連事業者の理解、近隣住民の理解も直接的には最も重要である。原子力事業者や原子力関係官庁だけが説明の前面に立っても、理解促進は進まないのが現状であり、環境省等の第三者的な組織が理解活動に加わることで、国民の安心感がより得られやすいと考えられる。

【参考文献】

[1]第46回原子力委員会「廃止措置とクリアランスに関する交流会」における意見の整理(平成22年8月31日)

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枚以内にとめよ。)

Ⅱ-2-1 核燃料サイクル施設を長期間にわたって安全に運用するには保守業務が不可欠である。あなたが保守業務の担当責任者として業務を行うに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 想定するプロセス設備の内容
- (2) 保守計画を立案するに当たって検討すべき内容
- (3) 業務を進める手順
- (4) 保守業務を遂行する際に留意すべき事項

【解答のポイント】

(1)について

核燃料サイクル施設には、高速増殖炉、再処理施設、ウラン濃縮施設、加工施設等があり、解答者のこれまでの経験から機械、電気計装、系統などプロセス設備を具体的に想定し、試験官に理解できるように具体的に記載する必要がある。

(2)について

核燃料サイクル施設に対する保守は、軽水炉と同様に原子炉等規制法さらにその下位の法令(高速増殖原型炉もんじゅの場合は、「研究開発段階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」, 「研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」等)に定められているものと事業者の自主点検によるものに分けられる。また、原子炉等規制法には保安規定を定め、それを守ることも規定されている。法令による部分については遵守する必要がある。

保守計画は、保守の対象範囲に対して、1)点検計画、2)補修、取替え及び改造計画、3)特別な保全計画を立案する。

保守計画を立案するに当たっては、保全方式を選定し、点検の方法並びにこれらの実施頻度、時期を検討する必要がある。保全方式の選定の際には、保全重要度を踏まえた上で、組織の保全実績、一般産業での保全実績、劣化、故障モード等を考慮して効果的かつ効率的な保全方式(予防保全、事後保全)を検討する。予防保全、事後保全の内容は以下の通りである。

①予防保全：構築物、系統及び機器の故障を未然に防止または故障発生確率を低減するために行う保全。暦時間の間隔または運転若しくは供用時間などを基にして保全の時期、内容をあらかじめ定めて行う時間基準保全と構築物、系統及び機器の状態に基づいて保全の時期、内容を計画し実施する状態基準保全の2つがある。

②事後保全：構築物、系統及び機器の機能喪失発見後に要求機能遂行状態に修復させるために行う保全。

機器の故障が発生した際にその機能を喪失しても施設の安全性に与える影響が小さいと判断できる場合を除き、予防保全を基本とした保全方式を選定する。

例として、核燃料サイクルにおける中核的施設である高速増殖原型炉もんじゅは建設段階であり、ナトリウム系、アルゴンガス系、燃料取扱設備等のもんじゅ特有の設備についての運転・保守経験が少ないことから、時間基準保全を中心とした予防保全としている。もんじゅでは、建設段階における保全プログラム(第1段階として炉心確認試験終了までの保全プログラム)を2009年1月に軽水炉を念頭に制定された原子力発電所の保守管理指針(JEAG4210-2007)、原子力発電所の保守管理規程(JEAC4209-2007)等の保全に関わる指針、規程を参考に策定されている。もんじゅは1次および2次ナト

リウム冷却系、水・蒸気系から成るループ型炉であり、軽水炉発電施設と大きく異なる点は冷却材にナトリウムを使用していることである。これにより以下の特徴が生じる。これらの特徴を踏まえて保守計画を立案することが必要である。

- ①系統は高温、低圧
- ②配管等は急速な破断を生じにくい
- ③材料への負荷としては、熱応力によるクリープ及びクリープ疲労が支配的
- ④ナトリウムは冷却材バウダリとして使用されているステンレス鋼との共存性がよく、腐食を生じにくく、内面の腐食減肉はほとんど無視できる
- ⑤バウダリ開放時の空気混入防止が必要
- ⑥軽水炉には無いナトリウム炉特有の機器(ポンプ、計装品等)が存在する

補修、取替え及び改造計画を立案するに当たっては、対象となる構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認、評価するための検査及び試験の方法、項目、評価方法及び管理基準、実施時期を検討する。

地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する特別な保全計画を計画する場合は、あらかじめ点検の方法、項目、評価方法、管理基準、実施時期を検討する。

(3)について

過去の点検結果に基づいた確実な予防保全と有効性の評価を行い、次回の保全計画に反映させることにより継続的な改善を行う保全のPDCA 確立のために、前出の JEAC4209, JEAG4210 に保守管理の実施フローが定められている。以下にその概要を示す。

- ①保守管理の実施方針及び保守管理目標の設定
保守管理の現状、経営的課題等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。またこの方針に基づき保守管理目標を設定する。
- ②保全対象範囲の策定
保全を行うべき対象範囲(設備)を選定する。
- ③保全重要度の設定
保全対象範囲について、系統ごとの範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統及び機器の保全重要度を設定する。
- ④保全活動管理指標の設定および監視計画の策定
保全重要度を踏まえ、プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定し、その監視計画を策定する。
- ⑤保全活動管理指標の監視
保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施する。
- ⑥保全計画の策定
保全対象範囲に対して、点検計画(方式(予防保全、事後保全)、方法、実施時期、頻度)、補修、取替え及び改造計画、特別な保全計画を策定する。必要に応じて、運転実績、事故及び故障事例などの運転経験、使用環境及び設置環境、劣化、故障モード、危機の構造等の設計的知見、科学的知見を考慮する。
- ⑦保全の実施
保全計画に従い、点検・補修等の保全を実施する。
- ⑧点検・補修等の結果の確認・評価
保全の実施段階で採取した構築物、系統及び機器の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時

期までに確認・評価し、記録する。

⑨点検・補修等の不適合管理及び是正処置

点検・補修等を実施した構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合には、不適合管理を行ったうえで、是正処置を講じる。

⑩保全の有効性評価

保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

⑪保守管理の有効性評価

保全の有効性評価の結果及び保守管理目標の達成度から、定期的な保守管理の有効性を評価し、保守管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(4)について

想定したプロセス設備の特徴を踏まえ(3)の手順を遂行する上での留意点を記載することになるが、以下の点に関しても考慮する。

①地震、事故等により長期停止と伴った保全を実施する場合などは、特別な保全計画としてあらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。

一例として、もんじゅのように長期停止中のプラントにおいては、低温停止中に機能要求のある設備・機器(ディーゼル発電機、ポンプモータ等)と低温停止中に機能要求のない設備・機器(常用・非常用エアロック、制御棒駆動機構等)を分類し、後者については特別な保全計画を定めて長期停止に伴う健全性維持・管理を進めていくことが重要である。また、長期停止中に運転状態にある機器や保管状態で劣化が想定される機器について追加的な点検を計画する。

② 過去のトラブル事例の反映

事例の反映はPDCAサイクルを回す上で重要であり、他プラントの事例はNUCIA、各事業者のホームページ等に公開されており、これらを十分に反映させることが重要である。

③ 統合型保全システムの構築

機器数が多い施設では、紙ベースでの管理には限界があり、既にデータベースを使用した管理に移行している施設は多いと考えられる。人間系での作業に伴うミスを減らし、計画～有効性評価までの一連の業務プロセスの信頼性・効率を向上させる統合型保全システムの構築が、保全のPDCA確立のための環境整備として重要である。

【参考文献】

- [1]原子力発電所の保守管理規定(JEAC4209-2007), 社団法人日本電気協会
- [2]原子力発電所の保守管理指針(JEAG4210-2007), 社団法人日本電気協会
- [3]高速増殖原型炉「もんじゅ」の保全, 日本保全学会 第8回學術講演会要旨集
- [4]高速増殖原型炉「もんじゅ」の理解活動とトラブル事例集, 保全学 Vol. 8, No. 3(2009)P17-22
- [5]長期停止後の高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転再開について, 保全学 Vol. 9, No. 4(2011)P44-49
- [6]もんじゅ保全分科会, 保全学 Vol. 11, No. 2(2012)P22-24

[7]もんじゅ保全検討分科会, 保全学 Vol. 12, No. 1(2013)P50-52

[8]もんじゅ研究計画作業部会 配付資料, 原子力科学技術委員会

[9]原子力百科事典ATOMICA

[10]運転等において想定される事故・トラブル等の事例とその対応, 日本原子力研究開発機構ホームページ,

http://www.jaea.go.jp/04/turuga/cases/operation/index_2009.html

[11]再処理工場のアクティブ試験時に発生が予想されるトラブル等とその対応について, 日本原燃(株)ホームページ

http://www.jnfl.co.jp/cycle-recycle/re_siken-tandt/

Ⅱ-2-2 あるメーカーが、核燃料サイクル施設に適用する技術を海外から導入し我が国へ適用するプロジェクトを進めている。あなたが、メーカーのプロジェクトマネージャとしてこのプロジェクトを進めるに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 想定するプロジェクトの内容
- (2) 技術導入に当たって留意すべき事項
- (3) 業務を進める手順
- (4) 業務を進めるに当たっての留意事項

【解答のポイント】

(1) について

核燃料サイクル施設には、ウラン濃縮施設、再転換施設、加工施設、再処理施設、廃棄物管理施設等があり、海外技術を導入している施設は多数あるため、解答者のこれまでの経験からプロジェクトを想定し、試験官に理解できるように具体的に記載する必要がある。なお、比較的施設情報が得易い核燃料サイクル施設の例としては、日本原燃株式会社が青森県六ヶ所村に建設している再処理施設がある。六ヶ所再処理施設では、国内外の実用可能な最良の技術を採用する方針で検討した結果、SGN社(フランス、現AREVA)から工程の大部分(せん断・溶解及び分離・精製)についての設計技術を、BNFL社(イギリス、現NDA)から減圧蒸発技術を、KEWA社(ドイツ)からヨウ素除去技術を導入している。

また、海外技術を導入する際に、メーカーが直接導入する場合と、事業者が導入する場合で実施内容が自ずと異なるため、導入する主体を明確にすることと、プロジェクトのどの段階にあるのかも明確にしておく必要がある。

(2) について

メーカーのプロジェクトマネージャとしては、海外で実績のある技術を導入する場合でも核燃料サイクル施設の事業者に対して、我が国の法令や技術基準等を満足する製品を納品することが目的のひとつになる。核燃料サイクル施設は、事業者が国に許可・指定を申請し、許可等を受けた後に、施設の設計及び工事の方法の認可の申請を行い、国の認可を受けて製作や工事の着手を行うことになるが、メーカーのプロジェクトマネージャとしては、海外の技術提供元が責任を担う範囲と、メーカーが責任を担う範囲を明確にして、プロジェクトを進める必要がある。

日本国内においては、放射性物質を内包する容器、管等のうち省令で規定されているものは、あらかじめ認可を受けた溶接方法に従っていること及び省令で規定する技術上の基準に適合していることが求められるため、海外からの技術導入にあたっては留意してお

く必要がある。

また、原子力施設に係る輸出や役務取引にあたっては、各国における外国為替及び外国貿易法(外為法)により規制を受け、安全保障(核拡散等)上のリスクから、日本国と相手国との政府間保証(口上書)が必要な場合もあり、想定以上に手続きに時間がかかる場合もあるため注意が必要である。

(3)について

海外から技術を導入する際には、技術導入の内容や相手国によりアプローチの仕方が異なるが、一般的に考えられる業務手順としては以下があげられる。

- ① 技術導入内容及び関係者を明確にしたフレームワークの決定
- ② 外為法に係る手続きの実施(政府間保証を含む)
- ③ 技術導入契約や関連契約の締結
- ④ 技術提供の手段、技術内容のチェック方法などのワークフロー、工程の具体化
- ⑤ 日本国法令を適用した場合の影響及び対応の具体化
- ⑥ 上記を踏まえてのプロジェクト管理

(4)について

海外から技術を導入する場合は、当該技術の知的財産権の所有者と技術導入の範囲や技術移転の方法について、事業者(最終使用者)も交えて決定し、契約によりお互いの責任の範囲も明確にすることが必要である。

海外技術導入による実設計にあたっては、海外からの提供技術の日本国内での設計変更に係る海外メーカのレビュー、据付後の検査、試運転段階での性能確認等、プロジェクトを進めていく上でのホールドポイントと実施内容、時期を明確にし、プロジェクトの進捗を的確に管理して運営して行くことが必要となる。また、各ホールドポイントにおいては、海外技術導入契約に基づいて、各々の責任分担のもとに、各段階での目標が達成されていることを確認する枠組み・方法を明確化しておくことが必要である。

【参考文献】

[1]原子力百科事典ATOMICA, 六ヶ所再処理工場(04-07-03-07)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=04-07-03-07

[2]一般財団法人安全保障貿易情報センター 原子力施設に係る輸出許可・役務取引許可の発行プロセス
http://www.cistec.or.jp/service/iinkaidayori/houkokusho2009/data_kamotsu/kamotsu1-8.pdf#search=%E5%A4%96%E7%82%BA%E6%B3%95%E5%8F%A3%E4%B8%8A%E6%9B%B8

[3]原子力規制委員会 核燃料サイクル施設に対する規制当局による検査についての日仏比較
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/118/002/no2-2-2.pdf#search=%E6%BA%B6%E6%8E%A5%E6%A4%9C%E6%9F%BB+%E6%A0%B8%E7%87%83%E6%96%99%E6%BD%BB%E6%BD%B2%E6%BD%B8%E6%BE%99%E6%96%BD%E8%A8%AD>

(2)「核燃料サイクルの技術」【選択科目Ⅲ】

以下に、平成25年度に出題された【Ⅲ選択科目】「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 燃料サイクル施設において、あなたが担当する設備が所定の能力を達成できない。過去に何度か試験したが、うまくいかない。この設備の責任者として、問題を解決するに当たり、下記内容について記述せよ。

- (1) 前提とする設備と条件を設定し、着手時に調査すべき内容
- (2) 業務を進める手順
- (3) あなたの技術的提案がもたらす効果及びリスク

【解答のポイント】

平成25年度より新設された選択科目として、課題解決能力が問われているものである。設問の対象である燃料サイクル施設には、転換工場、ウラン濃縮工場、再転換工場、ウラン燃料工場、再処理工場、MOX燃料工場があるが、解答者のこれまでの経験に基づき設備と条件を設定し解答する。

本設問で問われている具体的な能力は、参考文献[1]に記載のように核燃料サイクルの技術に共通する普遍的な問題を対象として、①課題等の抽出が行なえ、②多様な視点からの分析によって、③実現可能な解決策の提示が行えるか等である。したがって、設備等の特徴を踏まえ、業務上で留意すべき点や工夫を要する点も加えて上記の3点を明示することが必要である。

なお、「過去に何度か試験したが、うまくいかない」ことが前提となっていることから、過去の試験内容および結果の整理と分析、これを踏まえた今後のアプローチが必然であり、解答に際して考慮すると共に、技術士としての主張や考えを試験官がクリアに理解できるように、具体的に且つ箇条書きにする等により分かり易く記載する必要がある。

問題解決手法に関しては、ケプナー・トリゴア法(KT法)や参考文献[2]などがあるので、勉強に役立てるとよい。

(1)について

前提とする設備と条件の設定:

まず、自らが特定した設備について概要や機能を説明する。

条件の設定は、設備の所定の能力と、それがどのように達成されていないのかと共に、全体に与えている影響(工場停止など)等も記述する。また、後述の「着手時に調査すべき内容」に影響するため、設備の試運転時に達成できていないのか、あるいは、これまで達成していたものが、ある時点から達成できなくなったのかも条件として明示する必要がある。さらに、現場では工程も重要であり工場の運転に与えている影響等を勘案し、解決までの期限を含めた解決目標を記述することも必要である。

着手時に調査すべき内容:

問題解決プロセスは、通常以下で進められる。

問題の発見 ⇒ 問題の定義 ⇒ 解決策の探索 ⇒ 解決策の実行
⇒ 結果の評価

問題とは、現状とあるべき姿のギャップの全体を言い、本設問においては既に発見されている状況である。問題の定義とは、問題の構造

を明らかにすることであり、その行動としては、事実を客観的に把握し、現象を観察して原因を分析することである。そのために必要な材料を集めることが、着手時の調査に当たる。調査内容としては、①「過去に何度か試験したが、うまくいかない」ことについて、試験の具体的な目的、内容および結果、②所定の能力を得る前提となる運転条件、影響因子と、現時点での運転データ(所定の能力がある時点から達成できなくなった場合には、達成していた時の運転データを含む)、③類似の不具合事例などが挙げられる。

(2)について

一般論では(1)で説明した、問題の定義(原因分析)⇒解決策の探索⇒解決策の実行⇒結果の評価が、業務を進める大まかな手順となる。

このうち、原因分析とは、調査結果に基づいて深く問題を掘り下げ、根本原因を追求することである。設備が所定の能力を達成できない根本原因が明らかになれば、それを排除すること等の解決策が見えてくることになる。

解決策の探索は、解決策を考案し、実施案を決定することであり、解決策を立案、評価、選択し、行動目標を設定することになるが、この場合、制約条件、リスク、経済性、実行する上での課題を考慮し、複数の代替案を比較評価することが必要である。

解決策の実行段階では計画的な実行が必要であると共に途中でチェックポイントを設け、計画見直しの可否を判断すること、可能であればシミュレーションにより有効性を定量的に評価することが重要である。また、結果の評価では、確認試験により結果データを得て客観的に評価し、必要な場合には目標を再設定することになる。

以上を考慮し、制約条件等には、燃料サイクル施設の特異性(例えば、セル内に設置されておりアクセスが困難等)は必ず含めながら、設定した設備と条件に応じた具体的な手順を記載していく。

(3)について

複数の解決策を多様な視点から分析し、その結果で導いた実現可能な解決策が技術的提案となるが、複数案の比較となるため効果、リスクも含めて表形式として記載し、主案及びバックアップ案を示すことが解り易い。

技術的提案がもたらす効果としては、例えば、最短期間で問題が解決でき、事業損失を最小限に抑えることが出来る等が考えられる。

一方、リスクとしては、技術的提案を実行する段階になって、想定外の問題(例えば、分析時点からの新たな制約条件付加など)が生じ、実行不可能になるリスクが考えられる。これを回避するためには、バックアップ案が必要である。

【参考文献】

[1]公益社団法人 日本技術士会ホームページ「平成25年度技術士試験の概要について」

[2]公益社団法人 日本技術士会ホームページ「平成20年12月度技術士CPD中央講座(第90回) 問題解決実務講座 問題解決総論：奥田孝之」

http://www.engineer.or.jp/c_topics/000/attached/attach_119_1.pdf

Ⅲ-2 今後の20~30年を見通した場合、LWR-MOXリサイクル路線とLWRワンスルー路線が実用化する選択肢と言われており、先の大綱策定会議においても両者の路線について議論された。今後の我が国の燃料サイクル政策の検討に係る以下の問いに答えよ。

(1) 両者の路線の得失比較を行い、それぞれにどのような特徴があるのか論ぜよ。

(2) 原子力エネルギーを継続的に利用していくことを前提とした場合、我が国としていずれの路線の選択が現時点で適切とあなたは考えるか。その理由と選択した場合の課題について技術事項も含めて論ぜよ。

(3) 上述の課題の中で、あなたが最も重要と考える点について、解決するための提案を示せ。

【解答のポイント】

新大綱策定会議においては、核燃料サイクルに係る技術選択肢として、①LWRワンスルー ②LWR-MOX(限定リサイクル) ③LWR-MOX(多重リサイクル) ④LWR-FR(アクチノイド専焼) ⑤FBRの5つを選定し、それぞれの特性が検討された。その結果、今後20~30年を見通した場合、5つの技術選択肢のうち、LWR-MOX限定又は多重リサイクルとLWRワンスルーのみが実用化する選択肢であるとしている。

(1)では、この結論に沿い、従来のFBRサイクル路線を選択しないことを前提に、両選択肢の得失を整理することがポイントとなる。(2)は、(1)で挙げた得失、特徴の整理結果と矛盾しない論旨でどちらの選択が適切かの理由と課題を記載し、(3)ではそのなかで重要と考えられる課題について対応案を答える。

参考文献に示すような報告書に日ごろから目を通し、自分の意見をまとめておくことが必要である。

【解答例】

(1)について

LWR-MOXリサイクルは、軽水炉のウラン燃料の使用済み燃料を再処理し、回収したプルトニウムをMOX燃料に加工して軽水炉で使用。一方、LWRワンスルーは、軽水炉のウラン燃料を直接処分し、ウラン、プルトニウムのリサイクルは行わない方式である。

それぞれの方式の得失を以下の観点で述べる。

・資源の利用効率：LWR-MOXリサイクルのほうがLWRワンスルーより効率的である。

・経済性：LWR-MOXリサイクルは再処理費用がかさむ分、LWRワンスルーのほうが優位である。但し、ウラン価格が高騰した場合は優位性は変わる可能性がある。

・安全性：LWRワンスルーではフロントエンドの被ばく量が高くなるが、LWR-MOXリサイクルではバックエンドの被ばく量が高くなる。総合的にはほぼ同程度と推定されている。

・廃棄物処理/処分：LWRワンスルーのほうが高レベル廃棄物(使用済み燃料)の量が多く、その潜在的有害度も非常に高くなる。

・廃棄物処分面積：LWRワンスルーのほうが低レベル放射性廃棄物発生量は少ないものの、高レベル廃棄物の発生量が多くなり、処分面積全体としてはLWR-MOXリサイクルより大きくなる。

・核不拡散、核セキュリティ：LWRワンスルーのほうが核不拡散のリスクは低く、核セキュリティのリスクも低い。但し、ワンスルーでは使用済み燃料中にプルトニウムが含まれるため、地層処分

後も長期的な保障措置の必要性が指摘されている。

(2)について

原子力を継続的に利用するとの前提が、当面20～30年だけでなく、その後も継続的に利用するという前提で考えると、LWR-MOXリサイクル路線を選択するのが適切と考える。

なぜなら、LWRワンスルー路線を選択するということは、直接処分を前提とするため再処理をしないということであり、延いては高速炉/高速増殖炉の実用化に向けた研究も中止するというところもあるため、将来の選択肢が限定されてしまうことになるからである。LWRワンスルー路線は経済性の面からは優位とされているが、使用済み燃料の貯蔵場所が確保できなくなるリスクが高く、そのために原子力発電所の運転ができなくなり、原子力エネルギーを継続的に利用していくことができなくなると共に代替電源確保のために別の費用が発生する可能性が高い。また、再処理を前提としてきた六ヶ所での使用済み燃料受入れ・貯蔵ができなくなることや、海外返還放射性廃棄物の受入れの問題など早期に解決すべき課題も多くなると考えられるため、将来に向けて柔軟に対応できる路線を残しておくことが現時点では適切と考える。

上記路線を選択した場合の課題としては以下があげられる。

- ①六ヶ所再処理工場の処理能力を超える使用済み燃料についての、再処理、直接処分の選択方針の決定。
- ②将来の選択肢の柔軟性を確保する観点から、国産FBR/FRの実用化に関する研究開発、直接処分実施可能性に向けた取組みの開始。
- ③再処理にともなう核兵器転用の懸念の高まりに対する、核不拡散及び核セキュリティ対策の強化。
- ④日米原子力協定における包括的同意の継続。

(3)について

燃料サイクルの基本政策を決定する上では、将来の原子力発電規模、プルサーマル計画及び六ヶ所再処理工場の稼働状況の見通しを得ることが重要であるが、福島第一原子力発電所事故の影響により、当面不確実な状況が続く見通しである。このため、短期的にはLWR-MOXリサイクルの限定リサイクル路線を機軸として、将来の選択肢の柔軟性を確保する方針が採られる可能性が高い。

その意味で、上記課題に挙げた②について、種々の開発を進めておくことが最も重要と考える。特にFBR/FRについては、資源効率を飛躍的に向上させるという面もさることながら、廃棄物低減、潜在的有害度(毒性)低減の面からも有望な技術である。従い、従来の増殖炉としての技術開発に加え、マイナーアクチニドを効率的に燃焼できる技術オプションとして高速炉(専焼炉)の技術開発を進めておくことが、将来の選択肢の幅を更に広げることに繋がるものと考えられる。

【参考文献】

- [1]核燃料サイクル政策の選択肢に関する検討結果について、第22回原子力委員会資料

5.4「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25年度に出題された【Ⅱ選択科目】「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 放射線の生物影響について、生物効果比(RBE)を説明し、ガンマ線とイオンビームのRBEについての特徴を述べよ。

【解答のポイント】

放射線の種類、エネルギーの違いにより生物に及ぼす効果に量的な差があることを踏まえての生物効果比(RBE)の基礎的内容、及び電磁波(ガンマ線)と荷電粒子(イオンビーム)それぞれの物質との相互作用の本質的な相違点を理解しておくことが重要である。

放射線が照射された場合と同じ吸収線量であっても、放射線の種類、エネルギーの違いにより生物に及ぼす効果に量的な差がある。その違いを比で表したものが生物効果比(RBE)である。通常、対象とする放射線と基準放射線とが生体に等しい変化を与えるときに、前者の吸収線量を後者の吸収線量で割って得られる値であらわす。基準の放射線としてはX線またはガンマ線が用いられる。線量当量(放射線の生物学的な影響を計算するための量)の算出に用いられる線質係数は、確率的影響に対するRBEに基づいている。線質係数は、X線、ガンマ線、β線では1、エネルギー2MeV以上の陽子では5、α線は20、中性子はエネルギーにより5~20とされているが、実際のRBEは極めて複雑である。

イオンビームのRBEは種子への照射など古くから多くのデータが得られており、種々のイオン種に対してLETとの相関として整理されている。イオンビームのRBEは、例えば炭素イオンでは72~250keV/μmのLETを持つとき最大であり、ガンマ線に対してRBEが最大100くらいまで達することが知られている。イオン種やLETを変えて統一的に照射効果を調査する研究も行われており、例えばシロイヌナズナの発芽率や生存率への影響ではLETが約250keV/μmで最大効果となっている。イオンの原子番号が大きくなるにつれてRBEのピークはより高いLETにシフトし、例えばアルゴンではピークが400keV/μmを越え、RBEは10~20である。RBEのピーク値を与える最適なLETはイオン種によって異なることになる。またRBEは被照射体によって異なり、例えばタバコはシロイヌナズナより数倍以上高い。さらにRBEは植物種など被照射体だけでなく組織やその生長段階によっても大きく異なることがわかっている。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA, 線エネルギー付与(LET)・生物学的効果比(RBE)・放射線荷重(WR)(09-02-02-11)
- [2]工藤久明:放射線利用, オーム社 P.144
- [3]理化学辞典 第3版 岩波書店 P.53

Ⅱ-1-2 金属系及び有機系物質に対するイオン及び中性子の照射効果を、相互作用の特徴に言及しながら、それぞれの組合せについて簡潔に記せ。

【解答のポイント】

放射線が物質に与える照射効果は、放射線のもつ運動エネルギーが物質に移ることによって物質の構造や物性変化が起こることを意味するが、それは放射線の種類やエネルギーと物質構成の差異に依存することを踏まえつつ、エネルギー授受のメカニズムに基づいて記述することがポイントである。

金属に放射線が入射した時、主として原子衝突と電子励起が引き起こされる。

原子衝突では、入射してきた粒子が金属を構成する格子点上の原子に直接衝突し、エネルギーがあるしきい値以上の場合に原子を格子点からはじき出す。はじき出された原子(PKA; Primary Knock-on Atom 反跳原子)から原子衝突による原子のはじき出しのカスケードが始まり多数の格子欠陥が生成する。PKAはそのエネルギーの一部を電子励起によって失うが、大部分は原子衝突による格子欠陥の生成に使われ、多くの格子間原子と空格子点が形成される。PKAは単一の格子間原子として存在するものばかりでなく、数個の格子間原子の複合体になるものもある。この現象は短時間(~1×10⁻¹¹s)に終了し、欠陥生成が確定する。その結果、金属の特徴である延性や展性が失われ、金属が硬く脆くなったりする状態となる。この原子のはじき出しは、イオン、特に質量が重いとこの効果が強く1つの粒子の入射で多くのPKA生成を引き起こし、短い距離を進むうちにそのエネルギーを失う。一方中性子は、質量が軽いが電荷を持たないので原子を構成する核に近づきやすく衝突によるはじき出しや、核に入り込んでエネルギーの高い励起核を形成して核反応を引き起こし、欠陥生成を加速させるという特徴を持つ。原子炉圧力容器の寿命は中性子照射により引き起こされる上記の欠陥生成によって容器を脆くすることが影響する。

電子励起による損傷は、放射線がその進路に沿って連続的に金属中の電子にエネルギーを与えて励起することを起点とし、その励起された電子のエネルギーはまず周囲の電子系に急速に伝播され、電子系がかなり平衡に達した後に電子系から原子格子系にエネルギーが伝達され終には熱になると考えられている。放射線が電子にエネルギーを与えた結果起こる現象としては、イオン化/電子励起、制動放射、コンプトン散乱、クーロン散乱等がある。電子を励起するには、わずかなエネルギーがあれば十分で、先に述べたはじき出しに比べるとはるかに小さい。このため、高いエネルギーを持った重い粒子が金属固体内を動くと、その軌跡に沿ってたくさんの電子を励起していく。金属中には自由に動いている電子(自由電子)が無数に存在しており、動かされた電子は自由電子と直ちに衝突して、そのエネルギーを分配してしまい、もとの状態に戻ってしまうので、これにより金属の性質に与える影響は小さいと考えられている。FCC金属で、~100MeV領域の重イオンによる照射で大きな電子励起効果があるという報告もあるが、一般的には、金属の照射効果(損傷)は、原子のはじき出しが支配的であるとされている。

次に有機物の場合、有機物を構成する共有結合など多くの結合があるが、その結合を形成している電子の励起・電離による結合の切断が、放射線による影響の主要なものとなる。高分子では結合の解

離により生成する化学反応の活性点であるラジカルにモノマーとの接触で接ぎ木(グラフト)ができたり、ラジカル同士の再結合反応で新規の分子鎖が形成されたりする(架橋)。基本的には、架橋量は照射線量とともに増加し、硬度や強度が高くなる。さらに線量が高くなると分子鎖の切断が起こり分子鎖が短くなり、さらには破壊に至るようになる。生物への影響としては、細胞内での損傷を引き起こすが、それははじき出し損傷と電子励起による。はじき出し損傷では細胞のDNAを構成する原子と放射線とが衝突して、原子をはじき飛ばしてDNAを切断する。電子励起では、電子やイオン、ラジカルがDNAの結合を直接切断する場合とDNAの周囲にある水中に形成された様々なラジカルがDNAを攻撃して種々の損傷を起こさせる。生物では、電子励起・電離による影響が大きく、はじき出し損傷を大きく上回る。尚、中性子と物質との相互作用には、捕獲反応、弾性散乱、非弾性散乱、核反応(荷電粒子生成、核分裂等)がある。高分子化合物などの有機物に中性子が照射されると、原子が反跳され、特に水素原子など軽原子が散乱されやすく、これらの二次的な粒子による照射の効果が起こり得る。

金属では、放射線照射による損傷は主としてはじき出し効果によるものだが、有機物(生物体を含む)では電子励起(イオン化(電離)を含む)による効果のほうがはじき出しによる直接的な損傷を上回る(放射線の電子励起効果のみ着目する場合、電離放射線と呼ぶ)。原子よりはるかに軽い電子を動かすほうがエネルギーは小さくて済むので、それによる影響が出易い有機物質や生物では、金属に比べてはるかに低い線量で照射の影響が顕著に現れることになる。

【参考文献】

- [1]岩瀬章宏, 岩田忠夫, 仁平猛: 金属のイオン照射損傷における電子励起効果, 日本物理学会誌 48, 274 (1993)
- [2]石野菜, 蔵元英一, 曾根田直樹: 原子のはじき出しと照射欠陥, プラズマ核融合学会誌 84, 258 (2008)
- [3]工藤久明: 放射線利用, オーム社 P.13, P.58

Ⅱ-1-3 農業分野で用いられる放射線利用技術を3つ挙げ、それぞれについて簡潔に解説せよ。

【解答のポイント】

昨年度の選択科目の問題で、農業分野への利用例として、品種改良、害虫駆除、食品照射、トレーサ利用の4件が挙げられている。また、原子力白書、原子力新大綱策定会議資料などにも、品種改良、害虫防除、食品照射が挙げられている。解説すべき項目が指定されていないので解答者の自由記述になるが、「利用技術」というキーワードを踏まえて、利用分野、方法と特徴、現状、課題と対策、などを簡潔に纏めると良い。

植物育種(品種改良)、食品照射(農作物の殺菌、殺虫、芽止め技術を含む)、植物ポジトロンイメージング(植物診断)という分類での考え方もあるので、以下にはそれに沿って、概要、原理と方法、特徴、現状/実用化の例、課題と対応策、今後の展望など記載する。

《1》植物育種(品種改良)

・概要: 突然変異を起こして多様な変異体を創り出すことが生物進化の前提だが、人為的な突然変異は20世紀に入ってからで、マラーのキイロシヨウジョウバエのX線照射による突然変異、スタドラーのX線やガンマ線によるオオムギやトウモロコシの突然変異の誘発

が始まりとされている。以来、80年間にわたり放射線による植物の品種改良が進められており、IAEAによれば世界で約3,000以上の品種がX線やガンマ線などを用いて改良されている。またイオンビームは、それらより大きなエネルギーを局所的に与えるため、細胞や遺伝子DNAに大きな影響を与えると考えられ、1960年台頃から用いられてきている。

・原理と方法: 放射線の持つエネルギーを付与して、遺伝子DNAの一部を損傷させて突然変異を起こさせ品種改良をする。電子線やガンマ線では、欠失ではなくDNA末端で重複するために点様の突然変異を起こしやすいのに対して、イオンビームでは、エネルギー付与が大きいためDNA切断末端で多重の損傷が起きやすく、結果として大きな構造変化となる突然変異を誘発する。照射方法は、照射施設によって異なるが原理は同じである。TIARAの深度制御種子照射装置の場合を例にとると、サイクロトロンで光速の百分の一にまで加速された炭素イオン等のイオンビームを、均質な照射を行う工夫をした上で、30秒から2分程度かけて照射している。

・特徴: 突然変異誘発率やスペクトルの観点で述べる。

(a) 突然変異誘発率: ガンマ線とイオンビームによるイネの葉緑素突然変異頻度について、①イオンビームがガンマ線に比べ最大で約2倍の頻度を示すこと、②線量曲線に対してピークを示し生存率の肩で最も突然変異頻度が高いこと、などの報告例がある。

(b) 突然変異誘発スペクトル: キク(桃色)で得られた突然変異誘発スペクトルについて、ガンマ線では、桃色から濃淡の桃色の花色が高頻度で得られるのに対して、イオンビームでは白や黄、橙色などの花色が比較的容易に誘発されたり、花の中心部が黄色、周辺部が桃色といった複色や、花卉が2色のストライプになる条斑が誘発されたとの報告がある。このように、イオンビームで誘発される突然変異のスペクトルはガンマ線で得られるものと異なる。尚、ガンマ線では急照射(数時間以内での照射)と緩照射(数日~数ヶ月以上低線量で照射を継続)とで、突然変異スペクトルの特徴も異なる。イオンビームは、ガンマ線に比べて突然変異の形質が異なり、スペクトルも広いと言える。

・現状/実用化の例: モデル植物として、シロイヌナズナの種子へのイオンビームの照射による紫外線耐性変異体の創出、花の色や形など植物の形態や機能に重要な遺伝子の発見、マメ科のモデル植物であるミヤコグサへのイオンビーム照射による植物の窒素固定にかかわる変異遺伝子の探索などが行われている。イオンビームの特徴を最も引き出し、またいち早く実用化に結びつけたのは、花卉の品種改良で、最初に作出されたキク品種「大平」の1996年以降、キク以外にもカーネーションも市販され、最も実用化に成功した無側枝性キクの多くの品種登録の結果、2009年には生産量が4千万本を越えるに至っている。最近の実用化の例として、オステオスペルマムの品種、桜、芳香シクラメンなどでの新品種の作出に成功している。作物の品種改良としては、イネ品種コシヒカリに窒素イオンやヘリウムイオンを照射して白葉枯病やいもち病の抵抗性突然変異体が作出され、誘発頻度の違いについて熱中性子やガンマ線との比較から、白葉枯病抵抗性ではイオンビームが最も有効な変異原であることが見出されている。さらに、低アミロース米や環境浄化にかかわる新品種の開発が進められており、イネ以外にもオオムギの縞萎縮病の抵抗性が高頻度で得られている。その他にも、タバコ、イチゴ、マ

ト、メロン、ナス、ニンニク、サツマイモなど、多種多様な植物において新品種の育成が試みられている。

・課題と対応策：イオンビームを植物育種に利用する研究開発の過程で、遺伝子の突然変異だけでは説明できない新しい現象がみつかってきている。交雑不親和性の打破、性決定の制御、トランスポゾンの活性化、などがイオンビーム照射で実現されている。ゲノム構成の変化など遺伝子以外の因子が存在するのではないかとといった検討もされているが、そのメカニズムの解明が今後の課題である。

・今後の展望：イオンビームによる品種改良は花卉で最も利用されてきたが、変異率が高く変異スペクトルが広いといった特徴を活かして、作物の成分改良や耐病性、環境耐性や環境浄化といった課題の解決に役立たせることが有効である。世界的には、環境問題や人口増加、食糧危機の課題が取沙汰されている状況で、アジアを中心に放射線を利用した突然変異育種研究が極めて活発になってきている。こうしたことを背景に、新しい遺伝資源を創出できるという突然変異の特徴を生かして、長期的視野にたった環境保全や食糧資源の確保等に貢献できると期待される。

《2》食品照射（農作物の殺菌、殺虫、芽止め技術を含む）

・概要：食品照射とは、食品や農産物に電離放射線を照射して、殺菌、殺虫、芽止めなどを行うことであり、物理的な食品処理技術の1つである。その目的は、①食糧・農産物の保存と貯蔵中の損耗防止、②食品の衛生確保と食中毒防止、③農産物の植物検疫（病害虫の侵入防止）などである。食品照射の有用性と健全性について、1980年代以降に各国の研究機関、世界保健機関（WHO）、国連食糧農業機関（FAO）、国際原子力機関（IAEA）などによって確かめられ、世界各国で香辛料・ハーブ類や冷凍食肉・魚介類の殺菌、熱帯果実や柑橘類の検疫処理（殺虫）、ニンニクの芽止めなどが実用化されている。近年はアジア地域での進展が著しいが、一方、日本では、世界に先駆けて1974年からCo-60のガンマ線照射によるジャガイモの芽止めが実用化されたがそれに留まっている。

・原理と方法：食品や農産物の放射線殺菌は、医療器具や医薬品などの放射線殺菌と同様に、放射線の透過力が高いことと、食品を汚染する微生物が一般的に放射線に弱いことを利用している。線量レベルに応じて、殺菌、害虫の駆除や不妊化、食害の防止や青果物の検疫処理、ジャガイモなどの芽止めなどの使い分けができる。人為的な放射線照射によって、DNA損傷を一気に大量に起こすことで細胞の分裂・増殖を止めるものだが、放射線が物体全体ではなくごく一部に集中的にエネルギーを与え、DNAに直接、或いは照射によって生成した化学活性種がDNA分子に作用し、DNA分子の化学変化や鎖切断などの損傷をさせて殺菌効果を得ることがポイントである。

・特徴：非加熱殺菌であり、生鮮青果物や食肉魚介類、冷凍食品に適用できる。照射線量を制御しやすく、目的に応じての線量付与の使い分けが可能である。殺菌よりも低い線量では、害虫の駆除や不妊化ができ、穀物のコクゾウムシやダニなどによる食害の防止や熱帯果実・柑橘類の検疫処理に有効である。さらに低い線量では、ジャガイモやニンニク、玉葱などの芽止めができる。品質を保ったまま処理が可能という点も大きな特徴と言える。

・現状/実用化の例

(a) 芽止め（萌芽抑制）：ジャガイモやニンニクの芽のもととなる部分は他の組織よりも放射線感受性が高く、適当な時期に照射する

ことでその部分の細胞分裂だけが阻害され、芽止めが可能となる。必要な線量は、ジャガイモで60~150Gy、玉葱やニンニクで20~150Gyである。日本ではジャガイモの芽止め照射だけが認可されていて、北海道土幌町農業協同組合で1974年の春以来、専用のCo-60γ線照射施設を用いて照射芽止めを行っている。出荷量は7~8千トン/年で推移してきたが、2008年産では約4,500トンとなっている。ニンニクの芽止めには照射処理が有効で、中国や韓国ではすでに実用化され、中国の場合、2005年には約8万トンの照射芽止めが行われている。

(b) 殺虫・不妊化：穀類や青果物の害虫を駆除あるいは不妊化させることによって、保存中のゾウムシ類やダニなどの繁殖による食害の防止や、ミバエなどの検疫害虫の国内への侵入防止（農作物の植物検疫）ができる。即死には3~5kGy必要であるが、不妊化であれば放射線感受性の高い生殖細胞だけを不活性化させれば良いので1kGy以下で十分である。近年、品質を保ったまま殺虫が可能な放射線処理は、通常の害虫駆除の手段としてだけでなく、植物検疫処理の手段としても国際的に認知されている。メキシコバエの羽化防止には70Gy以上など、定められた害虫あるいは品目の防疫処理に放射線を利用する際の国際基準が定められ、インドや東南アジア、ハワイなどから米国本土に持ち込まれるマンゴーやパパイヤなどの放射線処理による検疫が実用化されている。

(c) 殺菌・滅菌：食品や加工食品の原料の放射線殺菌は、目的によって、①日持ち向上のための菌数低減化、②食中毒菌の殺滅を目的とした消毒殺菌、③医療器具や医薬品、病人食、無菌実験動物用飼料などの滅菌（完全殺菌、無菌化）に分類される。細菌の種類によって不活性化するための線量や温度レベルなどが異なり、多くのデータ、知見がある。それらを踏まえて、フランスやベルギーでは冷凍エビや冷凍カエルの脚の照射殺菌が、米国では腸管出血性大腸菌0157による食中毒防止のための冷凍牛挽肉（ビーフバーガーパテ）の照射殺菌と、サルモネラによる食中毒防止のための冷凍食鳥肉（鶏、七面鳥）の照射殺菌が実用化されている。冷凍エビや冷凍・乾燥魚介類の照射殺菌は、インドネシア、タイ、ベトナムでも実用化されている。世界的に最も照射による殺菌処理が普及し、国際貿易で広く流通しているのは、香辛料（スパイス・ハーブ類）と乾燥野菜である。

(d) 食品照射に用いられる放射線：照射された食品の放射化を避けるためエネルギーの上限値を設定し以下の3種類に限定されている。①Co-60γ線(1.17/1.33MeV)またはCs-137からのγ線(0.66MeV)。透過力が大きく厚い梱包物の照射が可能である。線量率は比較的低く高線量が必要な場合は時間オーダーのバッチ処理となる。②10MeV以下の電子線加速器から得られる電子線。透過力は弱い線量率が非常に高く、ラインを流しながら照射処理できる。電源を切れば放射線の発生も止まるため安全で、透過力の低さから表面だけを選択的に照射することも可能である。③5MeV以下の電子線加速器から得られる変換X線。透過力に優れていて電源を切れば止まる。γ線と電子線の「良いとこ取り」であるが、エネルギーの変換効率が悪くコストが高いと言われている。

・課題と対応策：長所としての特徴はこれまで述べてきたとおりだが、課題（短所）としては、①コストが高い、②食品によって向き不向きがある、③消費者に誤解され敬遠される恐れがある、などが

ある。メリットとデメリットを勘案し、実用面と採算面を総合的に評価していく必要がある。さらに、照射食品のリスクと安全性の観点で、照射食品の潜在的な危害要因としては、毒性物質の生成、誘導放射線の生成、生残菌の突然変異誘発による有害菌の発生や毒素産生の促進などが挙げられる。これらの懸念に対して、これまで適正な照射条件下において、照射食品を摂取することによる悪影響を示唆する証拠は1つもあがっていない。

・今後の展望：2005年現在、世界の57か国で食品照射が許可され、2005年の年間処理量は40万5千トン、経済規模は1兆6100億円に及んでいる。中国、米国、ウクライナの順に処理量が多い。アジア地域での増加が著しいが、日本ではジャガイモの芽止めだけが許可されている状況である。食品照射に対する懸念は科学的根拠に基づき明確化していくべきであり、また適切なリスクコミュニケーションを図っていくべきである。科学的根拠にたつて合理的な選択を実現するには、食の安全に責任を負う行政機関、食品業界、正確な知識を身につけた消費者とが、互いに対等な対場で信頼関係を深めていくような建設的なリスクコミュニケーションが必要であろう。

《3》植物ポジトロンイメージング(植物診断)

・概要：放射性同位元素(RI)のうち、陽電子を放出して崩壊するポジトロン放出核種をトレーサとし、生体内を移行する化合物に標識されたRIに起源を持つガンマ線を生体外から非侵襲で画像化計測する技術で、植物を対象としたものである。1990年代に研究開発が開始されたが、それまでダイナミクスに関する研究がほとんど手つかずの状態にあった植物を計測対象に絞り、例えばホルモンのようにごく微量でも植物の機能を個体レベルで制御する物質がどこからどこへ移動し、時間経過とともに何が起きるのかといった植物の生き様をありのままに観察しようとするものである。

・原理と方法：ポジトロン放出核種(β^+ 崩壊するRIの総称)から放出されたポジトロンが電子とともに対消滅するが、その過程で一方の511keVの γ 線(消滅 γ 線)が発生し互いにほぼ180度反対方向へと進む。これを同時計測するが、植物は1平面上に配置することで画像再構成の必要性が無く、計測結果をリアルタイムで画像として示すことができる。

RIとして良く利用される核種は、トリチウム(^3H)、炭素-14(^{14}C)、リン-32(^{32}P)、イオウ-35(^{35}S)、ヨウ素-125(^{125}I)などがある。これらの核種の半減期は、最も短い ^{32}P でも14.3日であり、 ^{14}C に至っては5730年と極めて長い。半減期の長さは、これらの核種を生体内に存在または外界から取り込まれる物質に標識した化合物を合成するために必要である。ポジトロン放出核種の植物研究への応用として、 ^{14}C を用いた光合成研究が1930年代末に試みられ、 $^{14}\text{CO}_2$ をオオムギやクロレラに投与し ^{14}C 量の変化を調べている。その後も ^{15}N 、 ^{18}F といったポジトロン放出核種を用いた植物研究が試みられており、代謝を主体とした研究から、植物体内の炭素や窒素栄養の輸送の解明を目的とした研究に広がってきている。植物ポジトロンイメージング計測用トレーサの核種としては、他にも、 ^{15}O 、 ^{22}Na 、 ^{48}V 、 ^{52}Mn 、 ^{52}Fe 、 ^{62}Zn 、 ^{64}Cu 、 ^{106}Cd 、 ^{107}Cd があり、標識化合物の製造法が開発されたり利用がされている。

・特徴：ポジトロンイメージングで得られる画像は、X線CTなどのような形態画像ではなく、生体の機能を反映した機能画像であり、特に物質の移動を伴う生理機能を解明する手段として有力である。

計測対象が植物で動物と異なり1平面上に配置され、PETのような画像再構築のステップが不要なため計測結果をリアルタイムで画像として示すことができ、またPETに比べて高いS/N比が得られる特徴を持つ。

・現状/実用化の例：炭素の植物体内動態がある。植物は固有の栄養獲得機能である光合成により炭素栄養を獲得する。炭素は、糖やアミノ酸の骨格を形成する元素であると同時に、エネルギー源としても重要な役割を果たす。成熟途中のコムギの穂へ光合成産物が流入・蓄積する様子や輸送に光環境が与える影響などについて、 $^{14}\text{CO}_2$ を用いたPETIS計測で研究されている。またソラマメの同一個体に対し、高濃度炭酸ガス環境が光合成産物輸送に与える影響を明らかにする研究も行われている。 $^{14}\text{CO}_2$ は単に光合成反応における基質としてだけでなく、これを出発物質とした有機化合物の出発物質としても利用され、 ^{14}C -メチオニンが研究に供されており、オオムギの幼植物体中による ^{14}C -メチオニンの吸収と体内移行の研究がされている。このように ^{14}C は、光合成産物の植物体における移行の可視化や植物内における代謝生理機能の解析などに応用され、新たな知見の獲得に貢献している。

他にも、窒素の植物体内動態($^{15}\text{NO}_3^-$ や $^{15}\text{NH}_4^+$ を用いたイネの窒素栄養の吸収・移行、 $^{15}\text{NO}_3^-$ を用いたダイズなどのマメ科植物の窒素の移行・集積・固定)、水の植物体内動態(H_2^{18}O を用いたトマトやイネの植物体内での水の移行計測)、糖の植物体内動態(^{18}F FDGを用いたシロイヌナズナで起こる糖の需要に伴う細胞内カルシウムイオン濃度可視化、アサでの ^{18}F FDGの経根吸収後の体内動態観察)、金属元素の植物体内動態(^{65}Fe を用いたトウモロコシやオオムギでの鉄の吸収・移行、 ^{64}Cu を用いたダイズの銅元素取り込みと輸送)、有害汚染物質の植物体内動態(^{45}Ca や ^{107}Cd などを用いたイネによる吸収・移行)などがある。

・課題と対応策：ポジトロンはエネルギーを持っており、それによる飛程がイメージング画像の劣化につながる。エネルギーが高いほどその影響は大きくなり特に厚さの薄い植物を計測対象とした場合は、植物試料中で消滅せずに突き抜けてしまうポジトロンが現れるため、計測されたポジトロンの消滅数が実際に存在したポジトロン数より少なくなる問題が発生することを念頭におかぬばならない。植物は、光、温度、湿度といった環境変化や、風や接触による振動などに対して敏感に反応する。従って、植物ポジトロンイメージング計測では、計測に供する植物の状態を一定に保つことが不可欠で、そのための設備環境を整えることが重要である。

・今後の展望：植物ポジトロンイメージングは、単に物質(トレーサ)が植物中を移行する様子を画像として見せるものから、画像の中に隠れている植物機能の情報を引出し、その意味を解き明かす強力なツールへと進化しつつある。医学利用に比べてRI利用はまだ遅れているが、裏返せば、様々なRIトレーサを上手く利用すれば新たな知見に出会える可能性が多分に残されていることを意味する。

【参考文献】

- [1] 藤原久明：放射線利用、オーム社 13章、15章、16章
- [2] 原子力政策大綱(平成17年度) 原子力委員会 第3章
- [3] 原子力白書(平成21年度版) 原子力委員会 第3章

Ⅱ-1-4 極微量の放射性同位元素を検出可能な加速器質量分析法は、特徴ある利用分野に広がりつつある。その利用核種を2種類挙げ、加速器質量分析法の原理に言及しつつ、利用のための前提条件と利用分野について具体的に示せ。

【解答のポイント】

加速器による微量分析には、加速されたイオンビームをプローブとしてターゲット中の微量分析を行う方法 (PIXE など) があるが、加速器質量分析法 (AMS) では分析したい試料自身を加速してイオンビームとして質量分析を行う。崩壊しないで残っている方の原子核の個数を直接測定対象とするので、長半減期の放射性同位体を高感度 (極微量) で検出することができる。利用核種はいくつかあるが、考古学での年代測定評価で代表的な核種 ^{14}C (半減期 5,730 年) や ^{10}Be (1.5×10^6 年), ^{26}Al (7.1×10^5 年), ^{36}Cl (3.0×10^5 年), ^{41}Ca (1.0×10^5 年), ^{129}I (1.6×10^7 年) などがある。

測定するための基本システムは、①被分析ターゲットをイオン化するイオン源、②加速器に入射するイオンを選別するための質量分析系、③加速器、④加速されたイオンのうち、最終検出器に導くイオンを選別するための質量分析系、⑤最終検出器、である。測定したいサンプルを適当な化学種としてイオン源に装着し、1 価の負イオンビームとして取り出す。次に入射電磁石により特定の質量のイオンのみを選別して加速器に入射する。加速器で加速されて出てくる高エネルギービームは、分析電磁石により特定の質量、電荷のもののみが選別され、最終的には固体検出器などを用いて高エネルギー粒子として検出する。その際、AMS では、測定したい同位体と同時に安定同位体を定量する。両者は同一の化学種として存在するためイオン化効率はほぼ等しいと考えられ、加速されるイオン中の同位体比はもとのサンプル中の同位体比を反映していると考えられる。安定同位体の絶対量を既知として、AMS で得られる同位体比により、サンプル中の極微量同位体の量を定量することができる。また一般の質量分析では、フィルター (エネルギー、磁場) を利用してイオンビームの比電荷を分析するが、目的核種と同重の分子イオンや同重体核種を分離することが難しいのに対し、AMS では加速器による加速エネルギーにより、薄膜や薄いガスを通過させることで容易に分子イオンを壊すことができ、壊れた分子イオンの質量の違いから容易に分離が可能となる利点がある。さらに最終検出器でエネルギーを測定できるので、エネルギー損失が原子番号によって異なることを利用し、媒質中のエネルギー損失と残留エネルギーの両方を測定することにより、同重体を分離することができる。

一方で、AMS 測定では、イオン化や荷電変換など確率的な素過程に支配されているため、得られた計数に伴う統計誤差が存在する。また加速器の透過率や荷電分布の同位体間での違いから系統的な誤差を生じる可能性もある。微量のサンプルを扱うため、サンプル製作過程において、コンタミネーションや同位体効果の起きる可能性もある。即ち、データの信頼性に留意することが利用にあたっての前提になる。 ^{14}C -AMS では、年代測定や創薬研究開発、生体・食品検査などへの応用がなされているが、例えば、年代測定では、全世界共通の標準試料を用いることによってラボ間での標準試料の不確定性を共通化している。その他の AMS でも同様であるが、 ^{36}Cl -AMS では、中性子積算線量計測、地下水動態解析、南極氷床コア中の宇宙線生成核種分析などの事例がある。重要なことは、用いた標準試料

を明記し、AMS 測定上の誤差に起因する部分と標準試料の既知の値の不確定性に起因する部分を明確に切り分けておくことである。

【参考文献】

- [1] 松崎浩之：加速器質量分析の原理, J. Vac. Soc. Jpn (真空), Vol. 50, No. 7, (2007)
- [2] Kimiyasu Sasa et. al, : DEVELOPMENT OF AN ACCELERATOR MASS SPECTROMETRY SYSTEM USING THE LARGE TANDEM ACCELERATOR AT THE UNIVERSITY OF TSUKUBA, Proceedings of the 5th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan (2008)

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 がんの診断や治療に役立つ放射性医薬品の開発のため、基礎的研究開発として放射性核種を製造する手法を確立する業務を行うこととなった。あなたが担当責任者として業務を進めるに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 着手に当たって事業所で調査・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
- (4) 将来、基礎的研究開発段階から放射線医薬品の開発段階に進む過程で、放射性核種の大量製造に向けて検討すべき事項

【解答のポイント】

放射性核種の製造法確立が主体であるが、放射線医薬品の開発に進むという前提の設問なので、全体を見据えて検討することが望ましい。また放射線医薬品は、診断目的 (インビボ、インビトロ) と治療目的 (体外、体内) があり、対象を定めて記述すると良い。RI 治療用は診断用に比べて圧倒的に少なく、主要となるインビボを中心に、以下、記載する。

- (1) 着手に当たって事業所で調査・検討すべき事項

放射線医薬品および一般的な放射線核種に関することという観点、開発における管理的なことおよび技術的なことという観点など、種々の捉え方があるが下記に一例を挙げる。

 - ・当該業務に関連する法律や規則に関すること
 - 放射線同位元素等による放射線障害の防止に関する法律
 - 放射線医薬品の製造及び取扱規則 (薬事法第十六条の規定に基づく) など
 - ・放射線医薬品の取り扱いに関する一般的ガイドラインに関すること
 - ・上記に基づき開発の前提となる環境条件などの整備、制約条件の解決
 - ・放射線医薬品と放射線核種に関する技術動向、技術的知識、情報の調査
 - ・開発目標の設定
 - ・放射性核種を製造するための方法、採用すべき反応
 - ・放射線核種を製造するための設備、手順
 - ・放射線核種の保管・管理、取扱要領
 - ・放射線医薬品の調製手順
 - ・放射線医薬品の品質管理など。
- (2) 業務を進める手順

インビボ検査は、シンチグラフィ、SPECTおよびPETによる計測があり、それぞれに使用する放射性核種がある。以下には、放射性核種を製造する業務について記載する。

シンチグラフィやSPECT用の放射性核種としては $Tc-99m$ 、 $I-123$ 、 $Tl-201$ など、またPET用としては、 $F-18$ 、 $O-15$ 、 $N-13$ 、 $C-11$ などが利用されている。放射性核種の製造においては、原子炉を用いる方法と加速器(サイクロトロン、ライナック)を用いる方法があり、SPECT用は前者で、PET用は後者を用いることが多い。すなわち、業務を進めるにあたっては、対象とする核種に適切な製造方法を選定する必要があり、検討すべきこともそれに依りて決まる。

原子炉を使用する方法は熱中子を利用する。ごく限られた種類の放射性核種を大量に製造するのに適している。反応性生物が β^- 崩壊やEC(電子捕獲)崩壊を起こして生じた娘核種とターゲット核種・生成核種の親核種では原子番号が変わることから、放射平衡を利用して娘核種の分離操作(ミルク)を行い、無担体の放射性核種を得ることができる。

一方、加速器を使用する方法は、加速粒子として陽子、重陽子、 α 線など、多くの粒子が利用可能であり、エネルギー範囲とターゲット、その厚みの組合せにより、多種多様な核反応が選択可能で、非常に多くの種類の放射性核種を、化学分離により無担体で製造することが容易である。また生成する核種は中性子欠損型 β^+ やEC型が多く、半減期も短いため、PET用に利用される放射性核種の必要条件とも合致する。

ちなみに、放射線医薬品としての調整手順と品質管理は、「標識キット方式による ^{99m}Tc 放射性医薬品の調整について(日本アイソトープ協会医学・薬学部放射線医薬品専門委員会(2004年)参考資料)などが参考になる。 ^{99m}Tc はSPECT用で最も頻りに利用されている。一方、PET用薬剤合成については、 $^{18}O(p,n)^{18}F$ 反応の後、FDGの生成という流れを考え、その手順の例を挙げると、放射線(陽子線)の発生、ターゲット中の ^{18}O 水の照射、 ^{18}F の生成、収量評価、FDG薬剤への合成、FDG薬剤の検定、FDG薬剤の保管、となる。

(3) 業務を進めるにあたって留意すべき事項

原子炉で製造する方法で留意すべきことは、ターゲット核種と同じ原子番号の核種が含まれることで比放射能が極めて低くなることから高い比放射能が求められる医学用には不適であることが多いことである。また原子炉という限られた場所である点にも留意が必要である。

加速器の場合は、加速する荷電粒子がターゲットに入射して非常に短い距離で全エネルギーを失い、小体積のターゲット中に大量の発熱を伴うため、冷却水などを用いたターゲットの冷却が必須となる。また高純度高収率を実現するためには、励起関数や生成核種・副生核種の半減期などとともに、加速粒子とそのエネルギー、ターゲット物質の物理・化学的性状、厚さ、照射時間と照射電流値、照射後の放置時間などを最適化する必要がある。

(4) 将来、基礎的研究開発段階から放射線医薬品の開発段階に進む過程で、放射性核種の大量製造に向けて検討すべき事項

研究段階を経て実際に患者に投与して安全性と診断的有効性を実証していくプロセスが、大量製造に向けて必要となる。以下にその手順の概要を一例としてあげる。

①スクリーニングと非臨床試験

新しい放射性薬剤の研究開発は、まず化学構造を考えながら化学的にさまざまな候補化合物を合成する。その際には、化合物の構造に加えて、放射性同位元素で標識する方法や標識位置も非常に重要である。その中から化学実験や試験管内での実験、さらには動物実験によって、有望な候補化合物を選ぶ。動物にて安全でしかも有望であることが確認されると、いよいよ人間における安全性と有効性を実証する臨床試験へと進むが、臨床へ行く前の段階として、動物実験を非臨床試験あるいは前臨床試験(preclinical study)と呼ぶ。

②臨床試験

臨床試験(clinical trial)の最初の段階においては、まず健康者を対象に、安全性の評価、血中および臓器の薬物動態、および被ばく線量の評価を行う。安全性は、投与前後において、心電図や血液検査などを行って確認する。血中薬物動態は、投与後に経時的に採血して放射能濃度を測定し、さらに代謝分析をして血中の放射性代謝物を調べる。被ばく線量は、投与後全身の撮影を繰り返し、各臓器の時間放射能曲線を得て、そこからMIRD法で被ばく線量を推定する。臨床試験の次の段階は、臨床的有効性の実証である。ある疾患を診断することを目的とする診断薬候補化合物なら、その疾患の患者と健康者、あるいは鑑別を要する別の疾患の患者を対象に、候補化合物を投与して撮像し、画像を評価して疾患かどうかを判定して感度と特異度を求める。最後の段階で、医療の場における臨床的有効性を検証するための臨床試験を行う。そのためには、医療の中でその診断薬が用いられる場面を想定し、有効性に関する仮説を立てる。検証的臨床試験では、最初に対象被験者を登録してSPECTやPET検査を実施し、その後「前向き」にデータをとる。すなわち手術にて確認したり、しかるべき治療を行って効果を確認したり、治療後の予後を追跡調査する。このようにして臨床試験で得られたデータが各国の規制当局に提出され承認が得られると、晴れて医薬品となる。臨床試験の結果は多くの場合学会や論文雑誌に学術発表される。

③多施設試験とCRO

臨床試験が進むにつれて施設の数が増え、共通の実施計画書に基づいて複数の医療機関で行う「多施設臨床試験」となる。多施設臨床試験では、医療機関によって特徴があり得手不得手もあるので、質のそろったデータを取るのには容易ではない。そこで、とくに多施設試験では、CRO(contract research organization, 臨床開発受託機関)と呼ばれる会社が、製薬企業から依頼されて、実施計画書の作成、医療機関の選定、医療機関における実施状況とデータのチェック(これをモニタリングという)、データの管理・解析と報告書の作成などを行う。

④臨床試験に用いる被験薬の製造

一方、臨床試験で用いる放射性診断薬の候補化合物の合成も、GMPと呼ばれる厳重な品質保証の元で行われる。一般の治療薬と異なり、PET薬剤(特に)やSPECT薬剤は半減期が短いので、物質としての量が微量なので、GMPに基づいて製造するのが容易ではない。また遠く離れた医療機関で多施設臨床試験を行う場合には、2カ所以上で製造する必要が出てくることもある。一般に、臨床試験で用いる候補化合物の製造は、最初の研究段階では人の手で合成されることもあるが、臨床試験のスタートまでには自動化され、臨床試験の進行にしたがって必要ならさらに方法が改良されて、より安定した品

質のものが製造されるようになる。

放射性医薬品の今後の動向も認識することが重要で、診断の精度・確度や治療効果の向上を目指した放射性核種とその標識薬剤開発のための研究が進められている。がん組織に対して特異的に親和性の高い抗体を利用して放射性核種を抗原が発現しているがん組織のみに送達することで、薬剤としての効果をより高めることができる(RI-DDS)。優れたRI-DDSを開発するうえで、放射性核種について見ると、DDSに用いる分子の特性にあわせた選択が必要となる。

新しい放射性核種の研究開発では、基本的な製造法の確立が必要なのは言うまでもないが、これが臨床レベルで広く利用されるようになるためには、診断薬あるいは治療薬としての使用に耐える品質の放射性核種を十分量供給するための施設・設備の整備と製造プロセスの開発が不可欠となる。

【参考文献】

- [1]放射線同位元素等による放射線障害の防止に関する法律
- [2]放射性医薬品の製造及び取扱規則
- [3]放射線医薬品の開発手順 核医学文献情報研究会
- [4]放射線医薬品取り扱いガイドライン(平成23年6月10日)、日本核医学会、日本核医学技術学会、日本放射線技師会、日本病院薬剤師会
- [5]わかる核医学講座、放射線医学総合研究所
- [6]工藤久明：放射線利用、オーム社 P.248, P.266

Ⅱ-2-2 先端機能性材料の開発においては、(1)目的元素の量や深さを指定した導入、(2)導入後の元素分布と原子配列の評価、及び(3)機能発現の確認に必要な電子状態の評価、が基本的な過程として想定される。

機能性材料を具体的に想定して、上記(1)～(3)のそれぞれの過程に有用な放射線種やエネルギー領域を選択し、放射線と物質の相互作用に基づいた理由と得られる情報を体系的に記せ。

【解答のポイント】

ここでの機能性材料とは、通常、各種装置や製品の構造要素を支える力学的な機能をもつ構造材料を除外して、電気、磁気、光、熱などの物理量が関係する材料、或いは、構造材料であっても、高温、高圧、高速など特殊な条件下で使用される材料と解釈できる。放射線利用という観点では、放射線の高分子加工(グラフト重合、架橋、分解)や無機材料創製やイオンビーム蒸着、表面処理・改質などもあるが、問題文に「元素の導入」とあるので、例えばイオン注入がその典型的な例であろう。

イオン注入法は、イオンを加速して物質内に入射させることにより物質表面層に異種元素(不純物)を導入し、物質の表面特性を変化させる技術である。その特徴は、導入する異種元素の量を比較的容易にある程度の精度で測定できること、加速エネルギーにより導入深さを制御できること、溶解度を無視した異種元素の導入が可能であること、導入時の温度を自由に選択できること、などである。イオン注入はSi半導体への不純物導入法として十分成熟しているが、金属材料への窒素・炭素注入による硬度・磨耗性・摩擦特性の向上や酸化防止効果、発光材料での光学的特性変化の効果などが認められている。ここでは、一例として、機能性材料としてイオン注入した無機材料を想定してみる。

(1)目的元素の量や深さを指定した導入

目的元素としては、機能発現の目的に応じて多様であるが、B, P, N, C, Al, F, O, Siなどをイオンビームとして注入する。用いられるエネルギーは概ね10keV～10MeV程度である。例えば、シリコン結晶にP型やN型の不純物をイオン注入でドーピングする場合は、P型ではBを、またN型ではP, As, Sbといったイオンがドーパントとして用いられ、加速エネルギーは10keV～5MeVといった領域となる。

深さ分布を知るためには、入射イオンの物質内での減速過程が重要であるが、通常、イオンの減速過程は単位飛行距離あたりのエネルギー損失、阻止能で記述される。高エネルギーイオンに対しては電子的阻止能(電子系へのエネルギー移行)が、低エネルギーイオンでは核的阻止能(格子系へのエネルギー移行)が支配的に作用すると考えられる。

注入量はビーム電流と注入時間に比例するが、ファラデーカップなどで検出した電流値で制御する。注入量を電流の積分値として導入評価できる。深さについては、イオンの加速電圧により制御でき、加速電圧が大きいほど、また軽い質量のイオンほど深く注入される。

(2)導入後の元素分布と原子配列の評価

結晶構造の解析となる。元素分布は例えばラザフォード後方散乱分光(RBS)法が良く用いられる。加速したイオン(H⁺やHe⁺といった軽イオン)をプローブとして照射し、固体中の原子によって散乱されたイオンを検出するもので、エネルギーは数百keV～数MeVである。その他、2次イオン質量分析(SIMS)、X線光電子分光(XPS)、オージェ電子分光(AES)なども用いられる。原子配列については、X線回折(XRD)が良く用いられる。原子間の格子間隔に相当する同程度の波長(0.5～3Å)を有するX線を照射し、各原子で散乱されたX線がある特定の方向で干渉しあつて強めあう回折現象を利用するものである。回折現象の応用からは、電子線回折や中性子回折も可能であり、透過電子顕微鏡(TEM)にて試料に電子線を透過させ、その散乱、吸収、回折によるコントラストを評価することもある。

(3)機能発現の確認に必要な電子状態の評価

元素の結合状態の評価となる。電子状態を評価するのに、X線吸収微細構造分光(XAFS)が良く用いられる。特定の原子にX線を照射し、原子の内殻電子の励起に起因して得られる吸収スペクトルにより、着目元素ごとの電子状態などの情報を得ることができる。エネルギー範囲及び励起過程の違いによりXANESとEXAFSとに分かれる。XANESは非占有軌道への励起に起因し、着目元素の価数や配位構造等に依存したスペクトル構造を得ることができ、電子状態(価数)を評価できる。EXAFSは励起電子と近接原子からの散乱電子の相互作用に起因して得られた振動構造を得ることができる。その他に、電子分光的手段も威力を発揮し、光電子分光法(UPS, XPS)や逆光電子分光法(IPES, BIS)により、それぞれ占有準位、非占有準位が調べられる。電子エネルギー損失分光法(EELS)は占有・非占有準位間のエネルギー差を与える。内殻準位のUPS・XPSやAESにおけるピークのエネルギー位置のシフトは、表面でのポテンシャル、電荷分布、吸着・界面形成に伴う電子状態の変化に関する情報を与える。また2次電子分光法や内殻準位を始状態に用いたEELSも非占有状態の研究に用いられる。

【参考文献】

- [1]青木康：イオン注入法による無機材料の特性変化，表面科学，Vol. 18, No. 5, pp. 262-268, (1997)
[2]第2版「応用物理ハンドブック」応用物理学会編 丸善（株）第4章，第5章，第10章

(2)「放射線利用」【選択科目Ⅲ】

以下に，平成25年度に出題された【Ⅲ選択科目】「放射線利用」の設問と解答のポイントを示す。

20-4 放射線利用【選択科目Ⅲ】

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

Ⅲ-1 我が国では，世界に先駆けて最先端の重粒子線治療や陽子線治療などの粒子線がん治療が進められている。現在は，治療に用いる粒子線施設は全国でも10か所に満たないほど数が限られており，また先進医療として高額な費用がかかる状況にある。そういった状況を考慮して，以下の問いに答えよ。

- (1) 多くの患者が安全，安心で効果的な粒子線治療を受けられるために，技術士として検討しなければならない項目を多面的に述べよ。
(2) 上述した検討すべき項目に対して，あなたが最も大きな技術的課題と考えるものを1つ挙げ，適切な解決策を提示せよ。
(3) あなたの提示した解決策がもたらす効果を具体的に示すとともに，それを実施する際の問題点について述べよ。

【解答のポイント】

(1) 検討すべき項目は，対象(多くの患者)の捉え方によってポイントが変わるが，治療システム自体の性能・機能面からの見地，粒子線治療の普及の見地など，多面的に考える必要がある。設問のキーワードにある安全，安心，効果的といった点も踏まえて列挙すると，例えば，性能・機能面からは，①安全性(誤照射防止，過剰な線量投与の防止，腫瘍外照射量の低減，リスク管理など)，②安心性(安定運転，稼働率確保・向上，低故障率，計画通りの治療運用など)，③効果(線量集中性の確保・向上，照射精度の向上など)，④スループット性(短時間照射，治療計画の効率向上など)，などがある。また粒子線治療の普及という点では，装置システムに対する要求として⑤小型化，⑥低コスト化，⑦操作性の向上，などが必要であり，さらに治療対象・環境に対しては，⑧治療可能な腫瘍の種類拡大，⑨体型の変化や移動性臓器への対応，⑩難治がんの治療法の確立，などが挙げられる。治療の前提として，⑪診断技術の高度化，⑫位置決め技術の高度化が必須でこの点をとらえても良い。全体に鑑みると，治療に必要な性能と安全性を備えたシステム・装置を実現して提供し，保守することは勿論，薬事法等の規制や安全規格に適合させることが大前提になるので，規制や安全規格の点でも検討すべき項目がある。

新しいシステム・装置を開発した場合は，装置の性能と安全性を客観的なデータに基づいて科学的に説明することにより，医療機器としての承認を取得し，性能と安全性を認められた装置を提供することとなり，こういった点から検討すべき項目もある。

患者の視点を中心としても，医者，医療物理士，操作者，など病院側の立場，特に安全面では操作者の観点も考慮することが必要となる。

(2) 技術的課題は，システム・装置の位置づけによってその優先度が変わるが，特に重要度が高い安全性の観点や治療効果の観点などから課題をあげれば良い。

安全性の観点については，例えば，システム誤動作による過剰な線量投与の防止，特にソフトウェアに起因する問題が挙げられる。ソフトウェアに対する要求事項への適合を実現することは勿論だが，

解決策として、ハード的な手段で安全システムを構築することで、ソフトウェアへの依存度を低くするように安全設計を進めたり、さらにソフトウェア管理プロセスで不足している箇所を補い、その結果から規制への適合性を示すことなどがあげられる。治療効果の観点については、線量集中性・照射精度の向上のために、例えば、照射する粒子線の細径化技術、位置決め技術、或いは線量計測システム技術などがあり、さらに治療対象の拡大まで含めて考えれば移動性臓器対応をあげても良い。移動性臓器対応についての解決策として、例えば、北大がX線治療で培った「動体追跡技術」と日立が初めて米国MD アンダーソン病院で臨床に応用した「スポットスキニング陽子線照射技術」を融合させる事例などがある。

(3) 解決策の実施における問題点は、先に挙げた安全性で、システム・ソフトによる合理性の追求の一般的な流れに対して、コストアップやシステム構成の複雑さなどが起こりうる。導入や運用に関しての最適性を検討・追究することが必要となる。例えば、動体追跡技術の場合は、それと相補的な臨床価値の向上が求められる。位置決め技術や、ビーム制御技術、照射効率の向上など、たゆまぬ施策・研究が続けられている。

粒子線治療システムは、X線治療システムなどと比較しても大型であり、設置数も少ない。それに加えて治療に供されている場合は特に時間的制約も重なり、解決策の実施・検証を実機で行う必要がある場合には、時間的要素も含めて多くの制約があることが問題となる。

【参考文献】

[1]梅垣菊男, 白土博樹: 動体追跡とスポットスキニング技術を融合した陽子線治療システム, Isotope News No. 706 (2013年2月号)

[2]富田和雄: 世界最先端の陽子線がん治療装置の規制対応とリスクマネジメント, 技術士—私の仕事から— (2010.2)

Ⅲ-2 放射線の透過能を利用した材料内部のイメージング法は広汎な分野で利用されているが、材料劣化の初期過程の診断法の確立は急務の課題である。

結晶性物質よりなる工業材料内部の歪分布のイメージングを実現するために有用と思われる放射線を選び、(1)歪コントラスト形成のための基本過程、(2)それを実現するための放射線の調整・制御過程、及び(3)像記録過程について、現実の問題点についても言及しつつ、解決に向けた提案を記す。

【解答のポイント】

外力に依らず構造を形成する材料内部に存在する歪を残留歪と呼ぶ。残留歪の評価に於いて有用な放射線としてX線回折や放射光を用いる方法があるが、透過能の観点や入射角に起因する測定領域の広がりなどの制約から、材料表面や微小領域の歪測定には有利だが深さを要求される材料内部の歪計測には中性子イメージングがもっとも有用な方法と考えられる。透過能の大きい中性子を用いると、直接内部の歪量が非破壊で測定でき、また測定範囲を限定することにより歪分布も求められる。着眼点としては、中性子の特徴的な透過能を利用して結晶性物質の深部に対応し、歪に直結する各部位の結晶格子間隔の精密測定にあると言える。

中性子の特徴を、X線や電子線との比較も含め、以下に記述する。

中性子は粒子としての性質と共に、波としての性質も併せ持っており、光や音波と同様な回折・干渉効果を示す。中性子散乱・回折はこの性質を利用して、物質の構造やダイナミズムを解明する研究手段である。原子炉中の減速材と熱平衡にある中性子の波長は、ほぼ0.1~0.3nm(数十meV)で、結晶構造解析に利用されるX線と同等な波長であるので、同じように利用できる。しかし、中性子はX線とは異なった次のような特徴を有している。

a) 中性粒子であるので物質の透過能が遥かに大きい。

b) X線の原子に対する散乱能は原子番号に比例する。すなわち原子番号の小さい原子からはあまり散乱されない。それに対して中性子の主な散乱は核散乱であり、原子番号と無関係である。特に水素またはプロトンによる散乱能が比較的強く、水等の水素含有物質の構造解析に大きな役割を果たす。

c) 中性子は磁性粒子であり、磁性の源となる磁性原子の電子磁気モーメントと磁気的な相互作用による散乱(磁気散乱)も存在する。X線や電子線の場合にもこの相互作用は存在するが、散乱能は遥かに小さい。これは中性子により物質の磁気構造を容易に決定できる事を意味している。

d) 数十meVのエネルギーは温度に直すと室温付近に相当する。すなわち原子間引力により束縛された物質中の原子は室温ではこの程度のエネルギーで振動している。同じように電子磁気モーメントもこの程度のエネルギーで揺らいでおり、その揺らぎや秩序の温度変化が物質の構造や磁性、すなわち物性を支配している。中性子はこれらの振動とエネルギーのやり取りを行い、自らのエネルギーと同程度の変化を示す。この情報から物質中の原子や電子磁気モーメント振動の様相を明らかにできる。原子間隔の波長をもつX線のエネルギーは数keVであるので、このような物質中の振動による微細な変化量の検出は非常に困難である。電子線の場合には可能であるが透過能が小さいので薄膜か表面の振動の測定に限られる。

(1) 歪コントラスト形成のための基本過程

中性子回折法による歪コントラスト形成のための基本過程として、基本構成と原理・測定法について述べる。要点は、高い透過能(鉄鋼材で10~20mm)を有する中性子を照射し材料内部の結晶構造に依る散乱・回折により、材料深部の原子間距離を測定して歪を評価するものである。角度分散法とエネルギー分散・飛行時間法があり、それぞれ回折角の変化、エネルギー変化(飛行時間変化)を測定することで歪を求めることができる。

中性子イメージングとしての基本構成は、中性子源、コリメータ、被写体、コンバータ、及び検出器であり、基本過程としては、中性子ビームの発生・強度の調整、コリメータの調整・透過、被写体への照射、コンバータの透過(直接法、間接法)、検出系・撮像系での画像記憶媒体への画像化が一般的である。

角度分散法は、研究用原子炉等から生成される白色中性子からモノクロメータ(シリコン結晶などのある特定の回折にて回折線を得るもの)などを用いて特定の波長の中性子を取り出し、これを試料に照射し反射する回折角を測定することにより、格子間隔を精密測定する方法である。飛行時間法は、加速器等で得られるパルス状中性子を試料に照射し、検出器と入射中性子線との角度を一定に保ち、中性子の飛行時間から格子間隔を測定する方法である。

単色中性子を試料に照射すると試料内の結晶格子による回折が観

測される。残留歪は格子間距離の変化に対応し、単色中性子の波長に応じてブラッグ反射の発生度合が変わる(ブラッグカットオフ)。ブラッグカットオフ前後の波長を持つ単色中性子にて撮像を行うと、そのブラッグカットオフの発生要因、即ち残留歪が画像上の濃度を大きく変化させる。ピクセル毎にそれらを比較することにより、残留歪の状態を浮き上がらせることができる。飛行時間法を例にとると、飛行時間を測定して波長(エネルギー)を求められるが、具体的には、加速器等で発生させる単色の中性子を試料に照射し、PSD(位置敏感型検出器)などで中性子を検出し透過率の飛行時間スペクトルをとって回折パターンを得る。フィッティングにより各格子面のブラッグカットオフの位置変化を解析し、ピクセル毎に歪み分布(コントラスト)を示すことができる(ここに、ブラッグ則： $2d\sin\theta = \lambda = ht/mL$ 。d:格子間距離、 θ :回折角、 λ :波長、h:プランク定数、t:飛行時間、m:質量、L:飛行距離)。

(2) それを実現するための放射線の調整・制御過程

放射線として中性子ビームの調整・制御で考慮すべきことは、中性子強度、非平行特性、そして(1)で述べた単色化などである。

撮像面における中性子強度は中性子密度と時間の積で決まるが、中性子密度は基本的に中性子源の種類(原子炉、加速器、RI線源)で決まる(加速器でビームエネルギー可変の場合は中性子密度も変わる)。ビーム特性(連続、パルス)にも依存するが、基本的に、一定面積に入射する中性子強度は時間を変えて決定する。次に被写体への照射条件を整えるために、コリメータを用いるが、コリメータや撮像間距離を調整・制御することで、中性子密度が決まる。開口寸法、撮像間距離は、中性子密度以外にビームの非平行性も決定する。この二つの因子は、画像の幾何学的性質として、画像の拡大および幾何学的不鮮明度を特徴づけるものでもある。

単色化については、原子炉からの中性子線ではモノクロメーターなどを使用し、加速器による中性子線では、加速器の荷電粒子の種類、加速エネルギー、ターゲットを適切に組み合わせて単色中性子線を得る。

(3) 像記録過程

中性子の検出には、核反応に伴う2次放射線あるいは反跳粒子に変換しこれをコンバータにより信号化するか、中性子線に有感な計数管などで計測する。

物質を透過してきた中性子の分布を中性子に不感なフィルムやイメージングプレートなどの画像記憶媒体に記憶させるには、コンバータが必要である。コンバータの核的特性に応じて、撮像手法は直接法と間接法に分類される。

直接法:コンバータと検出器を直接中性子照射し、核反応による即発2次放射線利用して直接イメージするものである。コンバータは、Gd、Bなどが用いられる。長所は、画像取得時間が短いことなどが挙げられる。一方、短所は、場合によっては線カブリが生じやすいとか、コンバータの放射化の問題が少ないといったことがある。

間接法:コンバータのみを中性子照射した後、蓄積したRIの崩壊2次放射線を検出器に転写して間接的にイメージするものである。コンバータは、Dy、Inなどが用いられる。長所は、 γ 線の影響が生じないこと、短所は、転写など所要時間が長い、放射化コンバータの冷却時間(数時間)が必要といったことである。

イメージングプレート(IP)が、フィルムと異なり繰り返し使用できるという特徴を活かして、直接法、間接法、それぞれに適したIPが用いられ、デジタル電子画像取得法とともに主流となっている。電子式撮像方式としては、比例計数管、イメージンテンシティ、CCDカメラなど半導体素子を用いる方式、などがある。

中性子イメージングの実施に際しては、中性子ビームのエネルギースペクトルの影響に加えて、実際の照射場における定量性を妨げる成分(散乱中性子線、 γ 線)の影響を評価して直接中性子による画像を得る必要がある。この対策として、コンバータから試料の距離を離して散乱線の寄与を平坦にすることで散乱線の寄与を除去する方法、試料の前後にCd等のグリッド状やハニカム状の吸収体を置き散乱線を吸収除去する方法などがあるが、いずれも決定的なものではなく、状況に応じて選択使用することが必要となる。

【参考文献】

- [1]玉置昌義:中性子イメージング技術の原理, RADIOISOTOPES, 56, 329-337 (2007)
- [2]小林久夫:中性子イメージング技術に関する基本因子, RADIOISOTOPES, 56, 403-416 (2007)
- [3]第2版「応用物理ハンドブック」応用物理学会編 丸善(株) 第4章
- [4]原子力百科事典ATOMICA, 中性子回折・散乱の原理と応用 (08-04-01-05)
- [5]鈴木環輝, 他:中性子回折法による鋼材溶接部の残留応力評価技術, 新日鉄技法 第390号 (2010)
- [6]川端祐司:中性子イメージングの最新技術-2, RADIOISOTOPES, 57, 267-275 (2008)
- [7]小林久夫:中性子イメージング画像取得法, RADIOISOTOPES, 56, 687-697 (2007)

5.5 「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25年度に出題された【Ⅱ選択科目】「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 ICRP(国際放射線防護委員会)の放射線防護の目標を挙げ、この目標を達成するために提案している3つの原則(①行為の正当化、②防護の最適化、③個人の線量限度)について解説せよ。

【解答のポイント】

国際放射線防護委員会(ICRP)は、放射線防護の目標として、

(1)放射線被ばくを伴う行為であっても明らかに便益をもたらす場合には、その行為を不当に制限することなく人の安全を確保すること。

(2)個人の確定的影響の発生を防止すること。

(3)確率的影響の発生を減少させるためにあらゆる合理的な手段を確実にとること。

を挙げている。この目標を達成するために、①行為の正当化、②防護の最適化、③個人の線量限度を導入することを放射線防護の三つの基本原則として1977年勧告以降提案している。この三つの基本原則の概要は以下である。

① 行為の正当化の考え

1977年勧告(ICRP Publication 26)では、防護の対象となる放射線の影響を確率的影響と非確率的影響に明確に区分した。放射線防護の目的も「非確率的影響はこれを防止し、確率的影響はその確率を容認できるとされるレベルにまで制限すること」として明確に区別されており、確率的影響、非確率的影響の両方を合理的に制限することにより、「放射線被ばくを伴う行為が確実に正当化されるようにすること」を要請している。

これは行為の正当化として、「放射線被ばくを伴ういかなる行為も、その導入が正味でプラスの便益を生むのでなければ採用してはならない」という表現で勧告の中に明記されている。

この原則は、その他の基本原則とともに、その後のICRP勧告においても堅持されている。1990年勧告(ICRP Publication 60)では、行為に対する基本的考え方を次のように述べている。

(a) 利益をもたらすことが明らかな放射線被ばくを伴う行為を不当に制限することなく、安全を確保する。

(b) 個人の確定的影響(以前の非確率的影響に同じ)の発生を防止する。

(c) 確率的影響の発生を制限する。

② 防護の最適化の考え

ICRPは、被ばく線量、被ばく人数ともにできるだけ小さく抑制する努力が必要であることを一貫して勧告している。この背景には、これまでの科学的知見から晩発性の発がん等の確率的影響に関しては線量に明確なしきい値がなく、被ばく線量を低減すればするほど確率的影響をより小さくできるという考えに基づいてい

る。一方で、被ばく線量をより低くしようとするより大きな費用が必要となるので、投資対効果の観点から過度に対策を行うのは合理的ではないと述べている。

1977年勧告では、費用と便益の観点から放射線防護の最適化を図るという考え方が明示された。1990年勧告でも大筋でこの考え方が踏襲されている。

この考え方が、「合理的に達成できる限り低く(ALARA: As Low AS Reasonably Achievable)」という最適化の基本理念として現在まで継承されている。具体的な費用-便益分析の方法論に関して近年検討が進められてきていたが、定量的な分析には限界がある。このため、2007年勧告においては、集団線量や費用-便益分析に基づく定量的な防護の最適化については重視しない姿勢が示された。

③ 個人の線量限度の考え

ICRPによる線量限度は、個人が様々な線源から受ける実効線量を総量で制限するための基準として設定されている。具体的な線量限度の数値は、確定的影響を防止するとともに、確率的影響を合理的に達成できる限り小さくするという考え方に沿って設定されている。

水晶体、皮膚等の特定の組織については、確定的影響の防止の観点から、それぞれのしきい値を基準にして線量限度が決められている。がん、遺伝的疾患の誘発等の確率的影響に関しては、放射線作業者の場合、容認できないリスクレベルの下限值に相当する線量限度として年あたり20mSv(生涯線量1Sv)と見積もっている。公衆に関しては、低線量生涯被ばくによる年齢別死亡リスクの推定結果、並びにラドン被ばくを除く自然放射線による年間の被ばく線量1mSvを考慮し、実効線量1mSv/年を線量限度として勧告している。

【参考文献】

[1] (社)日本アイソトープ協会:国際放射線防護委員会の1990年勧告ICRP60,平成4年

[2] 小佐古敏荘:ICRP新勧告-新しい放射線防護の考え方-,日本原子力学会誌,Vol.52, No.4(2010)225-229

[3] J. Valentin: Annals of the ICRP, ICRP Publication 105(日本語版),医療における放射線防護

[4] ICRPによって提案されている放射線防護の基本的考え方(09-04-01-05),高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)

Ⅱ-1-2 私たちの生活環境には、様々な自然放射線と人工放射線がある。私たちの身の回りには①自然放射線、及び②人工放射線のそれぞれについて、種類、被ばくの形態、被ばく線量等を比較して解説せよ。

【解答のポイント】

放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)による被ばくの種類などを参照すればよい。「自然放射線」とは、人間活動と関係なく自然界に本来存在する放射線を指す。自然放射線は、被ばくの観点から恒常的な被ばくと業務活動の結果として被ばくしたものに分類できる。恒常的な被ばくは、主に宇宙線と地上の天然放射性核種からの放射線が線源となる。業務活動の結果として被ばくしたものは、金属等の採鉱と精錬やラジウム・トリウム利用等の業務に

係るものがある。

「人工放射線」には、大気圏内核実験により生成され環境へ放出された放射性核種や、原子力発電や産業利用、医療等から発生する放射線がある。

以下に、自然放射線と人工放射線に分類し、一般公衆と職業人(従事者)における、被ばく形態、被ばく線量等について述べる。

自然放射線により、一般公衆は内部被ばく及び外部被ばくを受ける。被ばくの程度は、大地、構築物や食物中・空気中などの放射性核種濃度等、多くのパラメータに依存し、地域的、時間的な変動がある。

原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)は、1977年以降5回(1982, 1988, 1993, 2000, 2008年)にわたり、世界における自然放射線による年間実効線量を定期的に報告している。2008年の検討結果によると、自然放射線による年間実効線量の世界平均値は総計で約2.4mSvと推定している。その内訳は、宇宙線から約0.38mSv(外部被ばくのみ)、宇宙線によって生成された放射性核種から約0.01mSv、地球起源の放射線(大地放射線)のうち、外部被ばくにより0.48mSv、内部被ばく(吸入、食品)による約1.55mSvとなっている。この公衆被ばくの平均値に関しては、2000年報告書以降大きな変動はない。

一方、自然放射線による職業人の被ばくでは、国際線のジェット機で勤務するパイロットや客室乗務員などは、成田-ニューヨーク間の往復の飛行で0.2mSvの放射線被ばくを受けるといわれている。地球の上空400kmで周回する国際宇宙ステーション滞在中の宇宙飛行士は、1日当たり1mSv程度、地球磁気圏外の宇宙空間でも同様に被ばく線量は1日当たり1mSv程度と言われており、一般公衆の被ばく線量に比べ非常に大きな値と言われている。

人工放射線による一般公衆に対する被ばく線量については、人体への影響を心配する必要のない放射線量の目標値がICRPによって勧告され、日本も勧告に準じて値を法律で定めている。

国内法令では、一般の人が受ける放射線の量は、医療を除き、1年間に1mSv以下としている。また、原子力発電所の周辺での放射線量も、1年間に0.05mSv以下と決められている。

医療によって受ける人工放射線の被ばく線量は、胸部のレントゲン撮影で0.05mSv、胃のレントゲン撮影では0.6mSvと言われている。CTスキャンは6.9mSvと高い被ばく線量となっている。放射線環境下での職業人に対しては、5年間で100mSv以下、1年間で最大50mSvを超えてはならないと定められている。

【参考文献】

- [1] 自然放射線による被ばく (09-01-05-04), 高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)
- [2] 人工放射線による被ばく (09-01-05-06), 高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)
- [3] 放射線医学総合研究所(監訳): 国連科学委員会報告書「放射線の線源と影響」, 1993年報告書, 実業公報社(1995年10月)
- [4] 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, 上下巻, 実業公報社(2002年3月)

Ⅱ-1-3 中性子の発生を伴う施設の遮へい設計解析において、数値計算手法として用いられるSn法(離散座標法)とモンテカルロ法について、その概要を述べよ。また、それぞれの手法の長所、短所を比較し、数値計算結果を設計に適用する場合の注意点を述べよ。

【解答のポイント】

遮へい計算方法に関する設問は、数年前にも遮へい設計に用いられる簡易計算法に関する問題が出題されている。遮へい計算法は、簡易計算コードと詳細計算コードに大別されるが、最近では計算機環境の著しい進歩により、設計でも詳細計算コードの導入が加速されてきている。

JEACや原子力学会等で遮へい設計に用いられる計算コードやその概要、適用時の課題等が整理されているので、参照願いたい。

本設問は、遮へい計算でこれまで十分な実績のあるSn法と近年の計算機環境の大きな進歩に伴い設計に適用され始まったモンテカルロ法という代表的な方法に対する設問で、遮へい設計に係る者にはなじみのあるものである。

Sn法の計算コードには、1次元体系近似のANISN、2次元体系近似のDORT、3次元体系近似のTORTといったコードが整備され、原子炉施設、放射線設備等の遮へい設計で広く利用されている。コードの特徴や使用上の注意点等も学会のハンドブックや種々遮へい関連の教科書に示されているので、これらを参照することがよい。

モンテカルロ法では、代表的なコードとしてMCNPが挙げられ、その他PHITS、FLUKA等のコードもよく用いられている。この手法についても、近年輸送容器の遮へい解析、原子炉施設の直接線・スカイシャイン線解析などへの適用が検討されてきており、ベンチマーク解析とともに、分散低減法の設定の基本的な考え方が整備されつつある。しかし、依然としてユーザの経験度に依存する割合が強く、この辺りを課題として纏めればよい。

解答例を以下に示す。解答用紙の制限があるので、内容を絞ってまとめることを勧める。

Sn法(離散座標法)は、体系を表示する座標と放射線粒子の進行方向を表す角度座標を離散化してボルツマン型輸送方程式を有限差分法で解く方法である。物質内の任意のある空間領域を考え、その空間における放射線の収支(入射されるものと生成消滅するものと出て行くもの)を相対として巨視的に取り扱う。この手法は決定論的手法のため、確率過程における統計的な誤差は生じない。このため、深層透過の計算に適している。これまで一次元(ANISN)、二次元(DORT等)、3次元(TORT)が開発され、広く使われている。一次元は、線源が球で遮へい体が線源と同心の球殻の組み合わせ、線源が無限平板で遮へい体がこれと並行な無限の壁の組み合わせのように幾何条件を一次元で近似するコードである。二次元はR-Z体系やR-θ体系などの幾何学的体系に形状を近似してモデル化する。

Sn計算コードでは、すべての空間メッシュにおける線束のエネルギー分布を得ることができるため、計算対象とした体系全体での線束や線量率分布等を評価する場合によく利用される。課題としては、複雑体系におけるストリーミング計算で、ストリーミングする方向に角度分点を設定しないと結果が過小になる可能性があることが挙げられる。また、複雑体系での2次元計算、3次元計算では多くのメモリと計算時間が必要となり、計算機環境に大きく影響を与える。

モンテカルロ計算コードは、実際の粒子(中性子や光子)の物質中

における挙動を輸送方程式に基づき、計算機でシミュレートするコードである。すなわち粒子の方向、エネルギー及び行路長を確率分布に従う乱数を用いランダムに選び、物質中で粒子が吸収、散乱などのどの相互作用を行うかを断面積データに基づく確率分布から乱数を用いランダムに決定するものである。モンテカルロ計算コードは、複雑な実体系における粒子の挙動を詳細に近似出来るため、決定論的手法であるSnコードに対して精度の良い結果が得られる。代表的なコードはMCNPであり、その他PHITS、FLUKA等のコードもよく用いられている。モンテカルロ計算結果には必ず統計誤差が伴うため、必要な統計精度が得られるまで発生中性子数(ヒストリー数)を増加させる必要がある。これが、決定論的計算コードよりも計算時間が掛かる原因になっていた。近年では、計算機環境が目覚ましく進化しており、放射線施設(加速器施設、病院等)における遮へい設計と安全管理のほか軽水炉や輸送容器の遮へい設計に適用されるようになってきている。適用に際しては、特に遮蔽上重要な低線束領域で、十分な統計精度を得ることが必要であり、そのための手法を理解した上で対応することが重要である。計算効率を向上させる手段として、統計誤差を低減する手法が有効である。しかし、分散低減法の効果的利用法は解析者の経験に依存するところが多く、計算結果の妥当性を判断するための基準の考え方も標準化されていない。ユーザはコードマニュアル等をよく読んで理解し、そのコードの適用限界を正しく把握して使用しなければいけない。

【参考文献】

[1]原子力教科書 放射線遮へい・著者:小佐古 敏荘 笹本 宣雄 共編 オーム社

Ⅱ-1-4 人が放射線の不必要な被ばくを受けることを防ぐ為に設けられる放射線管理区域について、その根拠となる4種類の法令の名称を挙げよ。その中から1つの法令を選び、そこで定められている管理区域に関わる管理項目とその基準値を2つ挙げ、概説せよ。

【解答のポイント】

放射線管理区域とは、人が放射線の不必要な被ばくを防ぐため、放射線量が一定以上ある場所を明確に区域し人の不必要な立ち入りを防止するために設けられる区域のことを指す。

放射線管理区域が定義されている法令は、以下の4種類である。

- (1) 放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律
- (2) 医療法令
- (3) 労働安全衛生法、電離放射線障害防止規則
- (4) 人事院規則

上記のうち、(1)放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律を対象に定められている管理区域に関わる管理項目、基準値等の詳細を以下に示す。

この法令では、管理区域について以下のように定義している。

- a. 外部放射線に係る線量が文部科学大臣が定める線量を超え、
- b. 空気中の放射性同位元素の濃度が文部科学大臣が定める濃度を超え、又は放射性同位元素によって汚染される物の表面の放射性同位元素の密度が文部科学大臣が定める密度を超えるおそれのある場所と定義されている。

a. の外部放射線に係る線量は、実効線量が3ヶ月あたり1.3mSv以下と定義されている。遮へい設計では、管理区域境界等の壁、床に

対して必要遮へい厚を設定する必要がある。3ヶ月=500 Hrとして、 $1.3\text{mSv}/500\text{Hr}=0.0026\text{mSv/h}$ を目標値として設定している。工事認可申請書に添付される遮へい関連の計算書でも管理区域境界壁での線量率計算結果が示されており、この目標値を判断基準としている。

b. の空気中の放射性物質の濃度については、3ヶ月の平均濃度が法令で定められる空气中濃度限度の1/10、放射性物質によって汚染される物の表面の放射性物質の密度については、表面汚染密度(α線を放出するもの: $4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、α線を放出しないもの: $40\text{Bq}/\text{cm}^2$)の10分の1と定義されている。

また、外部放射線による外部被ばくと空気中の放射性物質の吸入による内部被ばくが複合するおそれのある場合は、線量と放射能濃度のそれぞれの基準値に対する比の和が1以下とされている。

<以下、参考>

(2) 医療法による管理区域では、以下の場所が管理区域となる。

- a. 外部放射線の線量が1週間につき1センチメートル線量当量(H1cm)として $300\mu\text{Sv}$ を越えるか、もしくは超えるおそれのある場所
- b. 空気中の放射線同位元素の濃度が1週間について法に定められた空气中濃度限度の3/10を超えるか、もしくは超えるおそれのある場所
- c. 放射性同位元素によって表面汚染密度がアルファ線を放出しない同位元素の場合 $4\text{Bq}/\text{cm}^2$ を超えるか、もしくは超えるおそれのある場所

施設の設計では、使用室の壁は、壁、天井、床、扉、窓などで区画する事が必要である(但し、移動用X線装置を使用する場合は除外する)。

また、画壁等の放射線の遮へい能力は画壁等の外側でH1cmが1週間につき1mSv以下とする。

医療法による管理区域としては、以下のような場所がある。

- ① 放射線治療室及び関連施設
- ② 診療用放射線照射装置使用室
- ③ 診療用高エネルギー放射線発生装置使用室
- ④ 放射性同位元素装備診療機器使用室
- ⑤ 診療用放射性同位元素使用室
- ⑥ 貯蔵施設
- ⑦ 廃棄施設

(3) 労働安全衛生法によるものは、電離放射線障害防止規則により設定されている。

- a. 外部放射線による実効線量と空気中の放射性物質による実効線量との合計が3ヶ月につき1.3mSvを超えるおそれのある区域
- b. 放射性物質の表面密度が別表第三に掲げる限度の1/10を超えるおそれのある区域
- c. 事業者は、放射線装置室、放射性物質取扱作業室、貯蔵施設又は保管廃棄施設について、遮へい壁、防護つい立てその他の遮へい物を設け、又は局所排気装置若しくは放射性物質のガス、蒸気若しくは粉じんの発散源を密閉する設備を設けて、労働者が常時立ち入る場所における外部放射線による実効線量と空気中の放射性物質による実効線量との合計を1週間につき1mSv以下にしなければならない。

- d. 管理区域内において放射線業務に従事する労働者(以下「放射線業務従事者」という)の受ける実効線量が5年間につき100mSvを超えず、かつ、1年間につき50mSvを超えないようにしなければならない。
- e. 放射線業務従事者、緊急作業に従事する労働者及び管理区域内に一時的に立ち入る労働者の管理区域内において受ける外部被ばくによる線量及び内部被ばくによる線量を測定しなければならない。
- f. 女性の放射線業務従事者(妊娠する可能性がないと診断されたもの及び妊娠中の者を除く)の受ける実効線量については、3月間につき5mSvを超えないようにしなければならない。
- g. 妊娠と診断された女性の放射線業務従事者の受ける線量が、妊娠と診断されたときから出産までの間(以下「妊娠中」という)につき次の各号に掲げる線量の区分に応じて、それぞれ当該各号に定める値を超えないようにしなければならない。
 - ① 内部被ばくによる実効線量については、1mSv
 - ② 腹部表面に受ける等価線量については、2mSvなど。

(4) 人事院規則による管理区域

- a. 外部放射線による実効線量が、3月間につき1.3mSvを超えるおそれのある区域
- b. 空気中の放射性物質の濃度が、人事院の定める濃度を超えるおそれのある区域
- c. 放射性物質によって汚染される物の表面の放射性物質の密度が、人事院の定める密度を超えるおそれのある区域
- d. 3月間についての外部放射線による実効線量の第一号に掲げる線量に対する割合と 空気中の放射性物質の濃度の第二号に掲げる濃度に対する割合の和が、1を超えるおそれのある区域

【参考文献】

- [1]管理区域(09-04-05-03), 高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)
- [2]放射線管理基準(09-04-05-01), 高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)
- [3]放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律
- [4]核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
- [5]科学技術庁原子力安全局放射線安全課:国際放射線防護委員会の勧告(ICRP Pub. 60)の取り入れ等による放射線障害防止法関係法令の改正について(通知, 平成12年10月23日(2000))

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枚以内にとめよ。)

Ⅱ-2-1 放射線防護の3原則の項目を挙げ, 概説せよ。原子力施設, 又は, 放射性物質等の利用施設において破損等が発生し, 放射線レベルの高い箇所で作業が必要になった場合の処理計画について, 放射線防護の3原則を踏まえた留意点を述べよ。

【解答のポイント】

本問は, いわゆる遮へいの3原則である。過去にも同様の設問が出題されており, 過去問題を整理しておくことを薦める。

これは, 外部放射線による被ばく線量低減の基本的な考え方であ

り, 基礎的な知識の設問である。2つめの設問は, この原則を実際に適用する場合の留意点である。放射線防護の観点では, 外部被ばく防止のほか, 内部被ばく防止も考慮する必要がある。

放射線防護の3原則は, 時間・遮へい・距離の3つである。

「時間」の原則は, 作業者が放射線環境下で作業する時間を短縮し, 被ばく線量を低減することである。具体的には, 作業手順, 作業エリア等設定を合理的に計画することで作業時間短縮を図り, 無用な被ばくを低減することや, 作業の標準化や作業者の熟練度を向上させることによる被ばく線量低減などである。

「遮へい」の原則は, 具体的には放射線源と作業者との間に遮へい物(コンクリート壁, 鉄壁等)を設置することにより, 作業者の受ける被ばく線量を低減することである。遮へいには恒久的な遮へい(建屋の壁, 床, 遮へい扉, 遮へいガラス等の施設構造物も兼ねるもの)と一時的な遮へいに分類できる。一時的な遮へいは, 例えば, 作業者(X線技師等)が着用する前掛け型プロテクタ等であり, これも「遮へい」に含まれる。

「距離」の原則は, γ 線(X線)の空間線量率が「放射線源からの距離の二乗に反比例する」ことにより, 作業者と放射線源とを離すことで作業場所における空間線量率を低減することである。

上記の3原則を効率よく組み合わせることで, 外部放射線に対して合理的な被ばく線量低減が達成できる。

次に, 原子力施設等において破損等による高放射線レベルの箇所での作業が必要となった場合の留意点を述べる。

異常時の保守・点検作業や, 補修作業等を行う場合には, 作業環境をきちんと把握しておく必要がある。破損等により当該エリアが汚染されている可能性があるため, 復旧作業前に汚染レベルの把握と汚染エリアの拡大防止, 雰囲気線量率の測定を行い, 作業環境を確認することが第一である。

復旧作業の内容, 手順, 時間等から被ばく線量を最適化する全体計画を立案する場合, 必要に応じて破損等により拡散した放射性物質の除染による作業環境改善も重要である。補修等の個々の作業については, 作業位置と放射線源の間に仮設の遮へい物を置く等の対策も効果的である。作業時間の観点から, 遠隔操作等により雰囲気線量率の低いエリアに従事者を配置することも被ばく低減対策上有効な手段となる。また, 配置上の制約等を考慮した作業手順の確認や作業のリハーサル等も有効と考えられる。

「遮へい」「距離」「時間」は, 放射線源に関する外部被ばく防護であり, 透過性のある放射線による外部被ばく線量を低減するための原則である。中性子の影響が懸念される場合には, 遮へい材質, ストリーミング等別途検討する必要がある。

体内摂取されてしまった放射性物質は体外への排出を促す以外に内部被ばくを低減する手段はない。このため, 内部被ばく防止として, 例えば放射性物質の閉じ込めのみならず, 吸入防止用のマスクや(局部的に)負圧換気設備を用いる等の防護対策も必要に応じて対策することも検討しておくことが重要である。

【参考文献】

- [1]放射線防護の3原則(09-04-01-09), 高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)
- [2]「放射線の防護」丸善, p283-284, 1978
- [3]吉澤康雄:「放射線健康管理学」, 東京大学出版会, 1984

Ⅱ-2-2 東京電力福島原子力発電所の事故以来、放射線・放射能に対する不安が高まり、放射線測定機器の取扱いや測定法等に関する適切な助言・指導が求められている。このような状況を考慮して以下の問いに答えよ。

(1) これまで放射線測定機器を扱ったことのない人が、初めて放射性物質で汚染された環境中で放射線量を測定するときの一般的な注意点を述べよ。

(2) 今回の原発事故における放射性物質による汚染に関連して、住居の周辺環境で高い線量率が予測される場所を3つ以上挙げよ。

(3) 上記の場所で、放射性物質が多く付着している「汚染ポイント」を特定するための測定方法を述べ、その測定において助言・指導すべき項目を挙げよ。

【解答のポイント】

事故以来、放射線計測に関連する出題が多く、基本的な知識を纏めておくことが重要である。

放射線測定の実験者が使用するサーベイメータの使用法として、文部科学省・日本原子力研究開発機構の方針を纏め「放射線計測に関するガイドライン」(平成23年10月21日)が公開されている。一般社団法人日本電気計測器工業会の放射線計測委員会は、一般人の放射線計測に関する様々な質問等への対応として「環境中の放射線量の測定への対応方針」を纏めており、これを一読しておくことが基本的な情報が整理できる。その他子どもが多く集まる場所における測定では、「学校等における放射線測定の手引き」(平成23年8月26日 文部科学省・日本原子力研究開発機構)も参考になる。

- (1) 放射性物質で汚染された環境中で放射線量を測定するときの一般的な注意点として、a. 目的に合致した測定器を選択すること、b. 測定方法の2点が挙げられる、
- a. 目的に合致した測定器の選択

福島第一原子力発電所事故に起因し、現在環境中に広く拡散して問題となっている放射性核種は、放射性セシウムである(希ガス及び放射性ヨウ素は現時点では環境への影響は殆どない)。放射性セシウムは、簡易測定器でも十分に検出することができる。環境測定に使用する測定器には、必要な検出分解能として0.01 μSv/hの性能が求められる。この仕様に合う測定器を選択する必要があり、次の測定器が対応可能である。

- ・ Na I シンチレータ式サーベイメータ
- ・ シンチレータ式簡易測定器
- ・ GM管式サーベイメータ
- ・ 電離箱サーベイメータ
- ・ 半導体式サーベイメータ
- ・ 半導体式簡易測定器

測定器は、基準線源で正しく値付けされていることが重要である。実際に使用する場合は、定期的(1年以内等)な基準線源による定期的校正やメンテナンス等の実施の有無を確認することが重要である。

b. 測定方法

校正済みのNa I シンチレータ式サーベイメータを用いて測定する場合の測定方法や留意点を示す。平均的な空間線量を測定する場合は、スポット汚染が考えられる建造物周辺、樹木の下や周

辺、建造物からの雨だれの跡・側溝・水たまり等の近傍での測定を避ける。また、地上面から1m高さを計測することとする(測定時の高さは固定しておくことが重要)。プローブ(検出部)は地表面に平行にし、体からなるべく離し、必要に応じて本体およびプローブ(検出部)をビニール、ラップ等で覆い、機器の表面汚染を防止するなどの対策をすることが望ましい。測定結果は、取扱説明書に記載される時定数の3倍間隔で複数回の測定を行い、平均値を計算することを推奨する。比較的高線量率なエリアでは、時定数の3倍以上経過したのち1回測定でも良い。

(2) 今回の原発事故における放射性物質による汚染に関連して、住居の周辺環境で高い線量率が予想される場所として、①雨水が集まるところ及びその出口、②植物及びその根元、③雨水・泥・土がたまりやすいところ、水たまりができやすい低くなった地面、縁石や塀際の土だまり、風の吹きだまり場所等、④微粒子が付着しやすい構造物周辺が考えられる。

これらの場所は、雨水、泥・土が溜まりやすい場所である。その泥土に放射性物質が濃縮、付着しやすく、空間線量率がスポット的に高くなる可能性がある。

(3) 放射性物質が比較的多く付着している汚染ポイントを絞り込む場合、測定には感度が高いGM管式サーベイメータを用いる。代用として、シンチレータ式簡易測定器等でもよい。放射性物質が放射するガンマ線の線量を測定した結果と、カメラで撮影した映像を重ね合わせ、放射線量の高低を色分けして表示することが出来るガンマカメラも汚染ポイントの特定では有効である。最近では、高効率で汚染ポイントを特定出来るシンチレーションファイバを利用した検出器も適用されつつある。

GM管式サーベイメータを用いた汚染ポイントの測定では、結果の信頼性/再現性の点から確立した測定方法で常に測定することが重要である。測定方法の設定例を以下に示す。

- a. GM管式サーベイメータの時定数を決め、定めた速度(例えば3cm/秒程度)で測定器のプローブ(または、検出部)を移動させ、針が大きく振れる場所を探す。
- b. 針が大きく振れる場所付近では、時定数を大きく取り、ゆっくりとした速度(1cm/秒程度)でプローブ(または、検出部)を移動させ、放射性物質が多く付着している場所を特定し、安定した時の値を記録する。測定値は、複数回測定して平均をとる。
- c. ピーク値を示す場所は1ヶ所とは限らないので、事前に測定エリアを均等に分割して測定する。

汚染ポイントとして高い線量率が予想されるエリアでの測定上の留意点を以下に示す。

雨水が集まるところ及びその出口では、土等の堆積が少ない場所でも高い空間線量率を示すことがあり注意が必要である。植物及びその根元では、複数地点でピーク値を示すことが多いため、より詳細なサーベイが必要と考えられる。雨水・泥・土がたまりやすいところは、あらかじめ雨が降った後に水たまりが残りやすい場所や風の吹きだまりを調査しておくことも必要となる。周囲に樹木や構造物等があり、それらに付着した放射性物質の影響を受ける可能性がある場合(測定点で明らかに周辺構造物等が直視できる場合等)は、測定器のプローブ側面を遮へい体でカバーし、

測定端面における周囲からの放射線の影響を排除して空間線量率を測定する必要がある。

【参考文献】

- [1]「放射線測定に関するガイドライン」(平成23年10月21日 文部科学省・日本原子力研究開発機構)
- [2]「簡易的な環境放射線測定に関するガイドライン」(平成24年8月30日 社団法人日本電気計測器工業会 放射線計測委員会)
- [3]「学校等における放射線測定の手引き」(平成23年8月26日 文部科学省・日本原子力研究開発機構)

(2)「放射線防護」【選択科目Ⅲ】

以下に、平成25年度に出題された【Ⅲ選択科目】「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 原子力・放射線利用の先進国においては、放射線業務従事者の被ばくを国レベルで一元管理している場合が多い。我が国では、昭和52年に放射線従事者中央登録センターが設置され運用されてきたが、放射線利用の多様化や雇用形態の変化によって新しい被ばく管理制度が必要であるとの議論がなされ、平成20年頃から日本学術会議「放射線・放射能の利用に伴う課題検討分科会」において、放射線業務従事者を一元管理するシステムの検討が開始された。しかし、未だ、全従事者を対象としたシステムは構築されていない。このような状況を考慮して以下の問いの答えよ。

- (1) 学術会議で提言された「被ばくの一元管理」の主旨を述べよ。
- (2) 「被ばくの一元管理」の必要性と課題について述べよ。
- (3) 新たな「放射能除染作業」も含めて現状の被ばく管理システムの問題点を挙げ、その解決方法について述べよ。

【解答のポイント】

この設問は、学術会議の提言内容を知らないとは解答できない。2011.3.11の福島第1原子力発電所の事故以降特に顕在化している放射線管理に関する課題やその対応策が議論されており、幅広く情報を収集し、整理しておくことが重要である。

被ばくの一元管理については、これまでも問題点が指摘されており、管理システムの確立と運用が緊急の課題であった。学術会議では、国、すなわち行政側の認識とそれをサポートする関連機関や関連学会の協力体制の構築が不可欠なものとして提言を纏めている。

本設問では、(1)で主旨、(2)で必要性と課題を述べるように問われている。問題の構成から、(1)の設問は「被ばくの一元管理」の解説(概要)を述べるのが作問者の意図に合っていると推測できる。主旨については(2)の設問の解答とだぶると思われるため、設問(1)で被ばくの一元管理の解説、設問(2)では必要性、課題を纏めた提言の主旨を述べることにした。

- (1) 学術会議で提言された「被ばくの一元管理」の主旨を述べよ。

学術会議では、行政と関係学会に対して「被ばくの一元管理」を実現するために行政と関係学会に対して提言をしている。

① 行政に対する提言

- a. 国は、放射線作業員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こと。
- b. 被ばくの一元管理を実現するための関連法令の改正等
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
- c. 放射線作業員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

② 関連学会に対する提言

- a. 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
- b. 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

(2) 「被ばくの一元管理」の必要性と課題について述べよ。

放射線作業の多様化に対応した放射線作業者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。放射線作業者の被ばく線量を国際的に通用可能にするために、欧米の原子力先進諸国では、被ばくの一元管理を国レベルで実施している。これらの国の原子力・放射線関連の施設で作業する場合には、信頼性の高い被ばく前歴の提供が求められる。わが国においても被ばくの一元管理システムを早急に確立し、国際的に通用する信頼性の高い被ばく線量記録を提供できる体制を整える必要がある。

現在、わが国では個人ごとの線量を集積する体制が整っていない。特に雇用が多様化し、放射線作業者の移動が多い医療・研究領域等の放射線作業者について、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者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。

全放射線作業者について、放射線作業者個人の管理期間内被ばく線量およ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。

(3) 新たな「放射能除染作業」も含めて現状の被ばく管理システムの問題点、解決方法を述べよ。

福島原発の事故後の周辺区域における放射能除染作業など雇用が多様化し、一人の放射線作業者が、同じ時期に複数の施設で作業をする機会が増加している。放射線作業者に対する線量限度の値は、国際放射線防護委員会(ICRP)の勧告を受け、生涯線量(実効線量)が1Svを超えないようにするために、法令で5年間ごと(100 mSv/5年)及び1年間ごと(50mSv/年)の線量として規定されている。各々従事した施設での被ばく線量は測定・管理されている。5年間の被ばく線量の管理を徹底するためには、被ばく前歴を確実に把握することが不可欠である。現行法令では、被ばく前歴の把握することと決められているのみで、それを証明する記録等については、決められていない。全事業者が、放射線作業個人の前歴を確実に把握できないことが大きな課題である。

被ばくの一元管理を遂行するには、取纏機関の設定が重要となる。これは、個人情報を取り扱う機関となること、従来この種の業務の経験を有している機関であることを考慮すると、現在の(財)放射線影響協会「放射線作業者中央登録センター」を有効に活用することが現実的な対応と考えられる。これは、人的、資源的な活用も含めて有効である。

この中央登録センターを中心とした対応案として以下の方法が考えられるが、基本的に関連する行政機関、事業者等において実現可能な方法を多面的に検討していく必要がある。

- ① 「放射線従事者中央登録センター」が「認定登録機関」の認定を受け、「放射線従事者中央登録センター」に登録されているデー

タに登録する。

- ②放射線管理手帳を運用している「手帳発効機関」が、それぞれ「認定登録機関」の認定を受け、原子力施設関係登録制度以外の線量(放射線従事者中央登録センターに登録されない線量)に登録する。

- ③線量測定サービスを受けている事業者によって、各線量測定サービス会社が、それぞれ「認定登録機関」の認定を受けて登録する。

- ④被ばく線量管理の全てを事業者自身で実施している「インハウス事業者」は、それぞれ「認定登録機関」の認定を受けて登録する。

【参考文献】

[1]放射線影響協会, 原子炉等規制法関係登録管理制度, RI被ばく線量登録管理制度,

[1]日本学術会議, 「提言, 放射線作業者の被ばくの一元管理について」, 2010

[3]放射線影響協会・放射線従事者中央登録センター(13-02-01-26), 高度情報科学技術研究機構(原子力百科事典ATOMICA)

Ⅲ-2 放射線の危険性に関する一般公衆の理解の現状について考えを述べよ。また、科学的に正確な理解を得ることを目的として、これまで実施してきたやり方とその課題を述べ、今後の中長期的な方策についてあなたの考えを述べよ。

【解答のポイント】

「…について考えを述べよ」という設問は、一般論等の状況説明とそれに対する受験者の持論(技術士として、課題整理と解決策の提示等)を展開して記述することになる。これという正解が決まっているとは言えない。以下に、設問に対する一般論的な状況(あくまで私見)を整理して記載するので参照されたい。

[現状]

東日本大震災に伴う福島原発事故が契機となり、一般公衆の放射線に対する意識が大きく変わった。事故前までは、放射線や放射能により日常生活が変わる可能性まで意識していた一般公衆は多くなかったはずである。また、原子力発電所の設計に関わっていた技術者も全電源喪失事故が現実的に長時間に渡って発生すると真剣に考えていたものは少ないと思われる。(少なくとも、バックアップ設備により短時間で復旧できるという認識)。このように、技術者ですら危機意識、本当の意味での安全文化が欠如していたと多くの関係者が後に述懐している。

一方、学校教育(小・中・高校)においても放射線に対する教育がなされておらず、放射線に対する基礎知識が十分理解されていた状況ではなかった。このため、事故以後、環境中の放射線に対する一般公衆の不安が一気に高まり、放射線に関する単位や放射線被ばくによる健康への影響、特に子供に対する健康影響、居住区域の周辺環境を測定するための放射線測定機器の取り扱いや測定方法等に関して、多くの情報提示依頼や問い合わせが殺到した。

新聞報道等で提示される放射線の単位や数値についても、その値がどのような意味をもつのか、キチンと理解している一般公衆は少なく、マスコミも含めて数値に振り回されている場合が多く見られた。TV

等で解説していた、いわゆる有識者においても、一般に理解出来るように事象をかみ砕いて適切に説明できていなかったとの反省も聞かれた。

〔既往実施したやり方と課題〕

一般公衆が放射線についての基礎知識を十分理解していなかった理由の1つに、教育の欠落が考えられる。一般公衆に対する放射線の基礎教育が学校教育から姿を消して30年が経つ。この結果、子供たちへの基礎的な教育が不足したと同時に、小・中・高校の教職員においても放射線に対する十分な基礎知識を有していなかった。このことから、教職員に対して放射線の基礎知識を教育することが喫緊の課題として挙げられる。

2001年から文科省主催で学校教員のためのセミナーが開催されている。また、数年前から放射線・エネルギーに関する基礎知識を高めることを目的とした小学校、中・高校において逐次新学習要領をスターとさせようと準備してきている。これも早期に体制を確立した対応が必要と考えられる。

〔中長期的な方策〕

原子力・放射線の利用に際しては、放射線を受ける立場にある一般公衆の理解と合意を得ることが不可欠である。このためには、一般公衆に放射線あるいは放射線影響などについての正しい知識をもってもらうことが重要なことであり、このための知識伝達手段を中長期にわたり対応していく必要がある。

重要な項目として、「教育」と「コミュニケーション」の2つが挙げられる。

「教育」については、いままでも義務教育の比較的早い時期に、原子力・放射線についての教育の必要性が指摘されてきた。しかし、わが国の現在の教育過程では、義務教育や高等教育の段階でも、原子力や放射線の知識を系統的かつ総合的に教育される機会はいほとんどない状況である。放射線・エネルギーに関する一般的な知識を高めることを目的とした小学校、中・高校における基礎教育を計画的に実践していくことが重要であると考えられる。

一方で、放射線による健康への影響に関した複雑な事象を一般人にどの様に説明するか、理解してもらうかという観点で「コミュニケーション」についても教育と同様に重要になると思われる。

放射線の基礎知識を有する専門家と一般公衆には、理解度に大きな隔たりがあり、専門家間で情報交換する場合と一般公衆に情報を伝達する場合の「コミュニケーション」はまったく異なるものと思われる(福島事故報道において、TVで解説していた専門家のコメントが一般人に正しく理解されていたかという視点)。対象とする年代や性別などを考慮し、説明する項目毎に適したツール又はアプローチの手法を考える必要がある。このことは、提供する情報の質にも関連する。放射線に関するリスクは、じっくり聞く、丁寧に説明する等一般人の認識に合わせて理解しやすい論理と表現を工夫する必要があると考える。

【参考文献】

[1]放射線等に関する副読本，文部科学省