

平成 25 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成 24 年度技術士二次試験「原子力・放射線部門」

—そのポイントを探る～全体解説、必須科目及び選択科目の設問と解説—

一般社団法人 日本原子力学会 教育委員会 技術者教育小委員会 監修

平成 24 年 8 月 5 日、技術士二次試験「原子力・放射線部門」の筆記試験が実施された。平成 16 年に本部門が漸設されて以来、9 回目となる。24 年度には 117 名が二次試験を受験し、19 名が合格（合格率 16.2%）している。

本講座では、最近の 3 年間の試験の出題を踏まえて、原子力・放射線部門の技術士第二次試験の出題傾向と対策について解説するとともに、24 年度の設問について解答例を提示する。

第二次試験の試験要領

平成 25 年度の第二次試験は、例年のように筆記試験と口答試験の 2 段階で実施されるが、以下のように問題の種類及び解答時間が昨年と異なっている。詳しくは日本技術士会 HP に掲載された二次試験実施大綱を参照されたい。

(1) 筆記試験

筆記試験は、必須科目については択一式で、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。

表 1 平成 25 年度技術士第二次試験（筆記）の試験方法

問題の種類	解答時間
I 必須科目 「原子力・放射線部門」全般にわたる専門知識	1 時間 30 分
II 選択科目 「選択科目」に関する専門知識及び応用能力	2 時間
III 選択科目 「選択科目」に関する課題解決能力	2 時間

(2) 口頭試験

口答試験は筆記試験合格者に対してのみ行われる。昨年までの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 2 平成 25 年度技術士第二次試験（口頭）の試験方法

試問事項	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	20 分
II 技術士としての適格性及び一般知識	

なお、本対策講座は平成 24 年度の筆記試験を対象として対策と解答例を解説するものであるため、これ以降に示す回答例や説明については、以下に示す昨年の試験方法に従って記載する。

1 選択科目（解答時間：3 時間 30 分）

「選択科目」に関する専門知識と応用能力

2 必須科目（解答時間：2 時間 30 分）

「原子力・放射線部門」全般にわたる論理的考察力と課題解決能力

第二次試験での出題傾向とポイント

(1) 必須科目

原子力・放射線分野全般にわたる論理的考察力と課題解決能力を問う試験であり、選択科目に関わらず共通の設問が出題されている。最近の 3 年間の設問の要旨を表 3 に示す。過去の試験問題については、日本原子力学会 HP「原子力・放射線部門」の技術士情報を参照されたい。

設問のテーマは、22 年度は原子力政策大綱、23 年度は同年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれに伴う津波による東京電力福島第一原子力発電所の事故（以下、1 F 事故という）、そして、24 年度は原子力委員会の年頭の所信から出題されており、社会的に関心が高いテーマが取り上げられている。

例年このようなテーマが選定される理由は、平成 15 年の科学技術・学術審議会の「技術士試験における技術部門の見直しについて（答申）」に記載された技術士「原子力・放射線部門」の設置理由に基づいていると考えられる。すなわち、答申には「社会から信頼される個人としての技術者の必要性」が掲げられており、原子力・放射線部門の技術士は高度な専門的応用能力を有するだけでなく、社会に対して技術的事項を適切で分かりやすく説明する役割を果たすことが求められている。社会的に関心が高く、必ずしも見解が統一されていない案件に対して、正しい知識と現状認識に基づいて、自分の意見を的確に分かりやすく示せるかどうかが問われていることを理解しなければならない。

24 年度の設問では原子力委員会の年頭の所信が引用され、(1)「被災住民の方々の安心・安全の確保のための取組み」、(2)「シビアアクシデントを防止する方策又はシビアアクシデント発生時の影響緩和方策（防災対策を含む）」、(3)「我が国のエネルギーミックスの一翼を担うに相応しい、リスク管理に万全を期した国民に信頼され、期待される姿」、に対する意見が求められている。設問の文章は、「あなたの考えるところを述べよ」、「どうすべきかを論ぜよ」という問いになっており、単に専門的知識の有無を問うだけではなく、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。上述の答申のように、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。

次に、このような分析に基づいて、必須科目の受験対策について考える。まず、出題されそうなテーマをいくつか予想して正確な情報を系統的に集め、自分の考えをまとめておく必要がある。そのためには、日頃から新聞やテレビニュースなどで社会の動向を把握しておくとともに、次のようなものから情報を収集しておくことが望ましい。

- ・学協会や関連雑誌の特集記事や時事問題紹介記事など
- ・原子力白書、原子力安全白書などの白書類
- ・原子力安全委員会及び原子力委員会や関連する審議会

1F事故から2年あまりが経過した。今後も社会の最大の関心事であることに変わりはないが、事故の直接的な原因や対策に関わる事項から、復興に向けた取組みに視点がシフトしてゆくものと考えられる。このため、事故とその後の推移を踏まえたうえで、1Fの廃止措置、再稼働の前提となる新規制基準、エネルギー基本計画の見直し、原子力政策大綱策定会議廃止後の原子力委員会の政策提言等に関する動向についても情報を集めておく必要がある。特に、1F事故の前後で、何を、どのような理由で、どう見直したか、あるいは、見直そうとしているか、を整理しておくことが重要であろう。

上述のように、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、どのような貢献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・分量に回答をまとめなければならないので、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。

以上、必須問題の分析及び対策について述べた。社会や技術の動向に対する感受性を高め、自分自身の意見を的確に表現する訓練は、単なる受験準備のみならず、技術者としての幅を広げる訓練にもなるので地道に努力を重ねていただきたい。

(2) 選択科目

選択科目に関する専門知識と応用能力を問う試験であり、それぞれの選択科目で出題された4問から2問を選択して解答する。最近の3年分の設問の要旨を表4に示す。出題の傾向は従来と大きく変わっておらず、各選択科目における最新の技術動向や、その年の社会的関心の高いトピックスが出題されている。23年度と同様に24年度も、「設計・建設」、「運転・保守」、「放射線防護」の3つの科目

で1F事故に関連する出題がなされている。特にこの3科目については、(1)必須科目で述べたように、1F事故の経緯から将来に向けた安全対策まで、体系的にまとめて理解しておく必要がある。

多くの選択科目において、それぞれの設問で対象とする現象・技術・設備の特徴を説明させた後、課題・対策、在り方について「論ぜよ」や「あなたの意見を述べよ」といった問いがなされている。当該分野における専門知識だけでなく、自らの意見を限られた時間で分かりやすく伝える応用能力が求められている。(1)必須科目の対策で述べたように、想定問題と解答を「書く」練習を日頃から積み重ねておくことが大切である。

次に、選択科目ごとに24年度の出題傾向をまとめる。

「原子力システムの設計及び建設」では、発電用軽水型原子炉施設における深層防護とシビアアクシデント対策(I-1)、発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(I-2)、原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備(I-3)、次世代原子力システムの受動的安全設備(I-4)、の4つの設問が出題されている。この中でI-2とI-3が1F事故と直接関連する内容の出題であるが、I-1とI-4についても1F事故を踏まえたうえでの安全強化策や新しいコンセプトの安全設備に関する出題となっている。いずれの設問も原子力施設の安全に関わる主要機器・システムに関するもので、機能、設計、法令、規制、規格、基準等についての正しい知識と、安全性を確保するための設計・評価・研究等の在り方に対する受験者の意見が求められている。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必要がある。

「原子力システムの運転及び保守」では、原子炉が有すべき固有の安全性(I-1)、シビアアクシデント時の水素対策(I-2)、PWR及びBWRの反応度制御方式(I-3)、日本政府からIAEAに提出した1F事故の報告書(I-4)、の4つの設問が出題されている。このうち、I-1とI-3は軽水炉プラントの動特性と制御に関わる基礎理論を問うものであり、例年、同様の設問が出題されている。原子炉物理や動特性に関する大学レベルのテキスト等を使って、軽水炉プラントの制御システムの構成や反応度投入時の出力応答を正しく理解しておくことで対応できるだろう。I-2はシビアアクシデント時の水素発生、水素燃焼、安全対策に関わるものである。各国の水素対策を踏まえたうえで、今後の課題が問われている。I-4は原子力災害対策本部による事故報告書をベースに、1F事故とそこから得られた教訓に基づく安全強化策について、我が国及び世界の原子力安全にどのように寄与できるか、受験者自身の意見が問われている。極めて大きな課題であり、日頃から、国会や政府の事故調査委員会に

表3 必須科目の設問要旨

試験年度	H24年度	H23年度	H22年度
解答方法： 1設問 (共通問題)	原子力委員会の年頭の所信に関して (1)「被災住民の方々の安心・安全の確保のための取組」の現状と、今後どうあるべきかについて、あなたの考えるところを述べよ。 (2)「安全確保のための深層防護の取組が不十分であった」とはどういうことか、具体的に説明せよ。津波を原因とするシビアアクシデントを防止する方策又はシビアアクシデント発生時の影響緩和方策(防災対策を含む)について論ぜよ。 (3)「我が国のエネルギーミックスの一翼を担うに相応しい、リスク管理に万全を期した国民に信頼され、期待される姿」とは如何にあるべきか、その要件を3件挙げ、それを達成するために具体的にどうすべきかを論ぜよ。	東北地方太平洋沖地震による東京電力福島第一原子力発電所の全電源喪失事故に関して (1)直接的及び間接的要因の考察、事故収束過程及び防災対策における教訓を3つ論ぜよ。 (2)放射線業務従事者並びに一般公衆の外部被ばくと内部被ばくに対してとられた対策に対する意見を述べよ。 (3)今後の原子力利用が社会から受け入れられるために何をなすべきか、目指すべき方向性に関する意見を述べよ。 (各1枚に解答)	(1)原子力政策大綱及びOECD/NEAのNuclear Energy Outlook 2008の問題提起を踏まえたうえで、原子力利用と放射線利用の推進のための課題を理由を付けて5つ記述せよ。 (2)上記のうち、重要度の高い課題を3つ選定、各々の解決策を記述せよ。

よる1Fの事故調査報告書に目を通すなどして、自分の考えをまとめておくことが望ましい。

「核燃料サイクルの技術」では、核燃料サイクルの実用化に関する我が国の課題(I-1)、ウラン濃縮技術の課題と今後の方向性(I-2)、我が国における高レベル放射性廃棄物の地層処分(I-3)、軽水炉使用済み燃料の中間貯蔵(I-4)、の4つの設問が出題されている。例年通り、フロントエンドからバックエンドに至る幅広い範囲からの出題であり、他の選択科目と異なり、各設問とも提示された対象とするテーマについて、「論ぜよ」、「あなたの考えを述べよ」という短文での出題形式になっている。I-1核燃料サイクルの実用化に時間を要している状況や、I-3我が国で地層処分を実現していくために何をなすべきか等、技術的な対策だけでは解決が難しい問題も含んでいると考えられる。このため、設問の対象となるテーマの現状認識、課題と解決策を考えるスコープ、今後の在り方までを受験者自身が定義し、論理的な構成を考えて解答の文章を組み立てていく訓練が必要であろう。

「放射線利用」では、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(I-1)、農業分野における放射線利用(I-2)、中性子の医療及び半導体分野での利用(I-3)、シンクロトロン放射の原理と利用法(I-4)、の4つの設問が出題されている。例年と同様に、比較的オーソドックスな傾向であり、線源の種類(電子線、γ線、荷電粒子線、中性子線、放射光、光量子等)と利用(医療、材料、生命・バイオ、環境・エネルギー)との関連を問うものが多い。線源と利用

についてマトリックスを作成し、整理していくことが必要である。また、放射線利用に関する課題や対応策に対する論述は、原子力白書や原子力政策大綱等で公知となっている内容を元に論理を展開していくと記載しやすいだろう。

「放射線防護」では、放射性セシウムの被ばく低減措置の現状と課題(I-1)、放射線関連施設を設計する際の放射線防護上の評価項目・計算方法・除染等(I-2)、食品に含まれる放射性セシウムの基準(I-3)、食品からの被ばくと人体への影響(I-4)、の4つの設問が出題されている。4問とも1F事故を踏まえた出題であり、一般公衆の放射線防護は、社会的に最も関心が高い問題である。そしてまた、社会に対する技術的事項の説明という、技術士が担う重要なミッションに関わる内容でもある。1F事故の処理は今後も継続する。受験者は事故処理の推移を正しく認識し、意見の分かれるような事項についても、専門家としての意見を正しく表明できるように準備しておくことが大切である。

【参考文献】

- 1) 原子力規制委員会、原子力委員会のHPから、白書、各種会議、専門部会の資料・議事録が閲覧できる。
<http://www.nsr.go.jp/index.html>
<http://www.aec.go.jp/>
- 2) 日本原子力学会「原子力がひらく世紀」

表4 選択科目の設問要旨

	H24年度	H23年度	H22年度
	解答方法2問選択 (3枚×2問=6枚)		
設計・建設	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	1. 高速炉の意義、次世代炉設計の重要項目
	2. 原子炉格納容器の機能と設計の在り方	2. 電源喪失に対する設計上の考慮等	2. PSAと決定論的安全評価の比較等
	3. 使用済み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	3. 原子炉立地、配置に関する重要事項と対策
	4. 次世代原子力システムの受動的安全設備	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	4. 多重性・独立性に関する安全設計と要件等
運転・保守	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	1. 低出力炉の出力、臨界時の出力変化
	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	2. 高経年化対策、評価実施・体制等
	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	3. 出力調整の制御棒値曲線、Xe効果
	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. プラントライフマネジメント、過去の異常事象・事故の概要、再発防止策	4. 炉出力増加の米国の例、影響と意義等
核燃料サイクル	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	1. 使用済み燃料中間貯蔵の現状と長期健全性
	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	2. NORM/クリアランス、低レベル廃棄物の課題
	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	3. 軽水炉再処理の現状と対策
	4. 使用済み燃料の中間貯蔵、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、管理設備と機能	4. 高燃焼度燃料設計、燃料製造の課題と対策
放射線利用	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	1. X線・RI診断の原理と特徴、課題と対策
	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	2. ¹⁴ C年代測定(β線、AMS、年輪年代測定法)
	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	3. 放射線の工業利用、具体例と新技術
	4. シンクロトロン放射光、原理、利用法	4. ⁹⁹ Mo供給量、製造法、製造技術の将来	4. 加速器利用分析、性能影響、産業利用
放射線防護	1. 放射性セシウムの特徴、測定、被ばく低減措置の現状と課題	1. レムカウンターの構造、	1. 輸送の技術基準、運搬時の遵守事項等
	2. 放射線関連施設を設計する際の、放射線防護上の評価項目、計算方法、除染等	2. クリアランスレベルの定義と設定趣旨、運用等	2. 胎児の放射線影響、女性の被ばく等
	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. 福島事故における放射線防護	3. トリチウムの特徴と測定法、安全管理
	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、福島事故との関係	4. 環境モニタリング、異常警報時の対応等

必須科目の問題と回答のポイント

以下に、平成24年度の必須科目の問題と回答のポイントを示す。

II 次の問題に解答せよ。

原子力委員会の年頭の所信(平成24年1月10日)を以下に示す。

『平成24年の活動を開始するに当たり、所信を申し上げます。

昨年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれに伴う津波により東京電力福島第一原子力発電所は全電源喪失に陥り、これに対する備えが十分でなかったために炉心溶融と水素爆発が発生し、大量の放射性物質を環境に放散しました。その結果、広域で放射性物質による環境汚染が発生したことにより、いまなお、多くの人々が避難先から帰宅できず、コミュニティが分断され、不安かつ不便な生活を強いられています。また、各地の産業活動に出荷制限等が課せられ、生活空間の放射線レベルの上昇が、特にお子さんを安心して生活させたいと願う多くの家庭に負担を強いています。原子力基本法に則り、「原子力の研究、開発及び利用(以下では、原子力利用という。)は、平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的にこれを行うものとし、その成果を公開し、進んで国際協力に資するものとする」との基本方針の下で、「将来におけるエネルギー資源を確保し、学術の進歩と産業の振興を図り、もって人類社会の福祉と国民生活の水準向上に寄与する」ための原子力利用に関する政策を企画、審議、決定する責務を有する原子力委員会は、このことを誠に申し訳なく存じ、改めて、心からお詫び申し上げます。

年頭に当たり、原子力委員会は、国と東京電力に対し、被災された方々の生活支援、放射性物質により汚染された地域の復旧及び事故を起こした原子炉の廃止措置に向けての取組に引き続き万全を期すことを強く求めます。具体的には、放射性物質により汚染された地域において、その程度・様態を詳しく把握するとともに、汚染状況を日常生活や産業活動に差し支えない水準に低下させる取組を、多様な状況と住民の要望を踏まえて実施し、回収した汚染物質を適切に管理していくことに力を尽くすべきです。また、放射線安全に関して知見を有する原子力関係機関は、自治体が行う放射線に関する情報提供やリスクコミュニケーションを含む(A)被災住民の方々の安心・安全の確保のための取組に全面的に協力すべきです。なお、これらの取組においては、地域・コミュニティに寄り添ってきめ細かく対応することを強く期待します。同時に、現在被ばく地域における住民の健康管理や被ばくの影響評価を含む放射線防護に対する取組に万全を期すべきです。

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けては、大量の放射性廃液や放射性廃棄物の処理と管理、使用済燃料の運び出しや損傷燃料の取り出し等の取組が安全に行われる必要があります。国は、多大な費用と長期間を有する取組が完遂されることに責任を有するとの認識の下、東京電力がこれを透明性を確保しながら安全かつ着実に推進するよう監督・指導するとともに、創意工夫が求められる困難な取組に関しては、内外の叢智を結集し、効果的な技術の研究開発や実証を先行して推進していくべきです。

本委員会は、これらと並行して、国はもとより、広く原子力関係者に対し、この事故を深く反省し、今後の原子力利用の取組におい

ては、それが国民生活の水準向上に寄与すべきものであることを片時も忘れず、リスク管理に万全を期すことを求めます。

(B) 第一には、国は、この事故は原子力発電所における安全確保のための深層防護の取組が不十分であったことに起因すると判明したことを踏まえて、現在、全ての原子力施設に対して、津波を原因とするシビアアクシデントの防止を目指す緊急安全対策の実施及びストレステストの考え方に基づく安全裕度の評価を求めています。関係者は、これらの結果がリスク管理に万全を期す観点から妥当なものであるかどうかを十分に評価し、国民に明確に説明するべきです。

第二には、原子力施設が有する潜在的危険性の大きさを十分に踏まえて行われるべき安全規制活動に不十分な点があったことがこうした事態を招いた根本原因の一つとの認識に基づき、安全上の重要度に応じて手厚い対応を取るべきという原則に従い、絶えず安全を高めることを目指す、より高い独立性、専門性、透明性を備えた原子力規制組織を整備すべきです。関連して、この事故で明らかになった核セキュリティに係る課題を整理して取組の充実を求めていくことや、原子力損害賠償制度を国際的な動向と調和を図りつつ見直していくことも重要です。

なお、関係者は、これら福島事故対応に関する情報を迅速かつ正確に国際社会と共有していくことは我が国の責務であることを強く認識し、その取組を継続・強化していくべきです。

一方、本委員会は、政府が安全、経済性、環境適合性、エネルギーセキュリティを目指す今後のエネルギー供給において原子力依存度の低減を図るとしていること踏まえ、原子力発電を、そうした特性を目指す(C) 我が国のエネルギーミックスの一翼を担うに相応しい、リスク管理に万全を期した国民に信頼され、期待される姿に革新しなければならぬと考えます。このため、世界最高水準の安全性を有する原子力施設を実現するための施策や使用済燃料の再処理及び中間貯蔵並びに放射性廃棄物の管理及び最終処分を取組を着実に前進させるための施策を決定しなければなりません。同時に、高速炉や高温ガス炉、核融合といった人類にとって革新的な原子力エネルギー技術及び国民生活の水準向上に大きな貢献をなしている放射線利用に係る技術並びに他の基礎・基盤的科学技術に関する研究開発、人材育成、原子力科学技術のもたらす利益を享受したいとする国々が増加しつつあることを踏まえた国際協力の取組や国際社会における原子力安全、核セキュリティ、核不拡散の確保・充実の先頭に立ち、これに貢献する取組等に関する施策を決定することも重要です。

今年、これらの施策の実現には国民の信頼が不可欠であることを片時も忘れることなく、国民の皆様のご意見を伺いつつ、こうした施策を含む原子力利用に関する国の施策のあり方を定め、新たな原子力政策大綱をとりまとめます。』

この年頭の所信における記述内容に関し、次の問いに答えよ。

(1) 下線部(A)に関連し、災害から復旧・復興に当たり、「被災住民の方々の安心・安全の確保のための取組」の現状と、今後どうあるべきかについて、あなたの考えるところを述べよ。(答案用紙1枚以内にまとめよ。)

(2) 下線部(B)に関連して、「安全確保のための深層防護」の取組が不十分であった」とはどういうことか、具体的に説明せよ。そ

して、リスク管理に万全を期す観点から、津波を原因とするシビアアクシデントを防止する方策又はシビアアクシデント発生時の影響緩和方策（防災対策を含む）について論ぜよ。（答案用紙1枚以内にまとめよ。）

* 多重防護ともいう。

(3) 下線部 (C) について、「我が国のエネルギーミックスの一翼を担うに相応しい、リスク管理に万全を期した国民に信頼され、期待される姿」とは如何にあるべきか、その要件を3点挙げ、それを達成するために具体的にどうすべきかを論ぜよ。（答案用紙1枚以内にまとめよ。）

【解答のポイント】

(1) について

まず現状どういう取り組みがなされているかを記述し、技術士として自分がどういう役割を果たせるかを考え、今後の提言を述べる事が重要である。

(回答例)

原子力規制委員会平成24年度年次報告によると、被災住民の健康管理調査が福島県により行われている他、住民の健康管理の在り方についての議論が行われている。この中では、外部被ばく線量並びにホールボディカウンタによる内部被ばく線量の把握や、甲状腺検査及び健康診査等の利用が提言されている。また、福島県では除染対策課を設置し、除染活動を進めるとともに、セシウム吸着剤の使用など除染技術の実証試験も実施している。

今後の取り組みとしては、被災地域の復興が重要であり、上記除染活動の推進による線量低下、補助金等による地域経済の復興の促進が必要である一方、放射線に対する理解の促進も重要である。見えない放射線に対する恐怖が住民の方々に不安をさせていることから、放射線に対する教育の充実、正しい放射線知識を教えられる教師の育成が急務と考えられる。例えば原子力学会では高等学校教科書の放射線に関する調査や提言を行っており、正しい知識を伝える活動が行われている。内部被ばくや外部被ばく、放射線による長期的影響や短期的影響の他にも、放射線が細胞に影響を与えるメカニズムを遺伝子の観点やアポトーシス（細胞の自死）の概念等を含め、わかりやすい教材の作成や、原子力・放射線の専門家による出張講義の実施などを進めていくことが重要である。

(2) について

深層防護、シビアアクシデントの概念について述べ、福島事故には何が足らなかったかを論述する。技術的見地から、シビアアクシデント対策として、福島事故後の取り組みについて論ずる。

(回答例)

原子力発電所の安全確保の目標は放射性物質等による災害の防止であり、その実現のため複数の予防策をとっており、それを「深層防護」と呼ぶ。深層防護には「異常発生防止」「異常の拡大防止」「異常の影響緩和」といった3つのレベルが考えられていたが、最近では炉心溶融を伴わない範囲あるいは設計基準として考慮されている範囲に事故を制御することを第3のレベルとし、炉心溶融を伴うシビアアクシデントの影響を抑制するレベルを第4、更にはサイト外対策を第5とする考え方が国際的に主流になっている。一方、わが国では、第4以降のレベルは事業者による自主的対応としての

アクシデントマネジメントに任されており、明確な基準は設けられていなかった。1F事故の際には、津波という共通原因によって電源・最終ヒートシンクが喪失したことで、用意されていたアクシデントマネジメントも十分に機能しなかった。

あるいは、従来の3レベルのそれぞれの観点から福島事故に対して不十分であった点を挙げる回答例も考えられる。すなわち、「異常発生防止」は安全上の重要度を検討し、重要度の高いものには設計余裕を大きくして設計する。この観点からは津波に対する設計余裕が十分でなく、そのため、浸水による非常用ディーゼル発電機の停止を招いた。「異常の拡大防止」は異常の早期検知やシステムが安全側に自動停止するフェールセーフシステムによる。この観点からは、事故時の原子炉内の水位や冷却状態の把握が十分でなかったことから、炉心溶融にいたるシビアアクシデントを引き起こしたといえる。「異常の影響緩和」は、崩壊熱の除去、周辺への放射性物質の流出防止が重要である。この観点からは、電源喪失時の冷却機能の不足、ベント時の放射性物質の外部放出の低減策の不足が挙げられる。また、本来、独立であるべき3レベルの対策が、津波という共通原因によって全て喪失したという点は、深層防護上の欠陥であった。

このような津波を原因とするシビアアクシデントの防止策、影響緩和策としては、異常発生防止の観点からは非常用電源設置箇所の高台への設置、水密構造の強化が挙げられる。また、異常拡大防止の観点からはシビアアクシデント時にも機能する水位計や放射線モニターなどの計装システムの開発、リモートで原子炉操作が可能な遠隔制御室の開発等が考えられる。異常影響緩和の観点からは、重力による冷却システムである静的安全系の開発や放射性物質の放出を抑制するフィルタードベントシステムの設置が有効と考えられる。

(3) について

まず、原子力の利点、不利点を述べ、エネルギーミックスの中での原子力の位置づけを明確に示し、それを確立するために何が必要かを論ずる。要件3点については、問題文にある「安全、経済性、環境適合性、エネルギーセキュリティ」に関連するものが妥当と考えられるが、必ずしも正解が決まっているとは言えない。

(回答例)

原子力の利点は化石燃料に比べ、二酸化炭素の放出が少ないこと、少量の燃料で長期間エネルギーを取り出せること、ウランが世界的に広く分散しており供給不足のリスクが小さいこと、発電コストが安いことなどが上げられる。一方、不利点としては、事故時の影響が大きいこと、高い放射能を持つ使用済み燃料が発生すること、核兵器の原料となるプルトニウムが生じることなどが挙げられる。

エネルギーミックスとしての原子力の優位性は、発電コストとエネルギーセキュリティが挙げられる。特に、化石燃料資源を十分に持たない日本においては、供給が止まれば数ヶ月で備蓄が枯渇する石油やLNGのようなエネルギーに比べ、一度炉心に装荷すれば4-5年燃え続ける原子燃料は、燃料交換頻度を考えても備蓄は容易であり、エネルギーセキュリティの観点から大きな価値がある。また、高速増殖炉サイクルが完成すれば、ウラン資源の利用可能年数は飛躍的に増大し得る。

この原子力システムが国民に受け入れられるためには上記不利点を解決する必要があり、当面は、下記3点を要件としてあげる。

1. 安全性の高い原子力発電システムの開発
2. 使用済み燃料の処理・廃棄物処分法の確立
3. 核不拡散の徹底

これらを達成するための方策を下記に述べる。

1. 安全性の高い原子力発電システムの開発

福島事故を教訓とした安全システムの開発を進める。具体的には電源喪失時にも、確実に原子炉を冷却できる静的安全系、高温耐性が高く、事故時に水素発生を抑制するセラミック系原子炉材料の開発などが挙げられる。

2. 使用済み燃料の処理・廃棄物処分法の確立

六ヶ所再処理工場の確実な稼働、高レベル廃棄物ガラス固化体処分場の選定、高レベル廃棄物中の長寿命核種を低減する高速炉システムの開発、中間貯蔵施設の建設等が挙げられる。

3. 核不拡散の徹底

余剰プルトニウムを処分するための軽水炉へのMOX燃料装荷、核兵器になりにくい燃料の開発、IAEAとの協力による核燃料管理の徹底などが挙げられる。

【参考文献】

- 1) 原子力規制委員会平成24年度年次報告
http://www.nsr.go.jp/houkoku/
- 2) 日本原子力学会 教育委員会 「新学習指導要領に基づく高等学校教科書のエネルギー関連記述に関する調査と提言」
http://www.aesj.or.jp/teigen/
- 3) 日本原子力学会 「原子力がひらく世紀」

選択科目

選択科目では「専門知識」と「応用能力」が問われているので、以下の解答のポイントを参考に、それぞれの専門分野に基づいて自分の意見を示すことが重要である。

「原子炉システムの設計及び建設」の問題と解答のポイント

以下に、平成24年度に出題された選択科目「原子炉システムの設計及び建設」の問題と解答のポイントを示す。

選択科目【20-1】原子炉システムの設計及び建設

I 次の4問題のうち2問題を選んで解答せよ。(問題ごとに答案用紙を替えて**解答問題番号**を明記し、それぞれ**3枚以内**にまとめよ。)

I-1 平成23年10月20日原子力安全委員会決定の「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について」に、以下の記述がある。

『放射線リスクに対する人と環境の防護が原子炉施設の安全確保における最も基本的な目的であることに鑑み、シビアアクシデントによって大量の放射性物質が環境中に放出されるような事態発生の可能性を極めて低いものにするため、シビアアクシデントの発生

防止、影響緩和について、合理的に実行可能な全ての努力を行うべきである。これらの努力の有効性は、継続的に評価され、改善が図られるべきである。このため、シビアアクシデント対策の整備を下記の方針で進めることが適切である。』

そして、以下の5項目の方針を掲げている。

1. シビアアクシデント対策:第4の防護レベルの強化
2. シビアアクシデント対策における原子炉設置者と規制の役割
3. シビアアクシデントに係る安全評価
4. 法令要求化の範囲
5. 安全研究の推進

この記述内容に関し、次の問いに答えよ。

- (1) IAEA-INSAG*の深層防護(多重防護ともいう)策の定義による上記の「第4の防護レベル」とは何か説明せよ。
* 国際原子力機関-国際原子力安全諮問グループ
- (2) 第4の防護レベルの強化の方策について、論ぜよ。
- (3) シビアアクシデント対策における原子炉設置者と規制の役割について、論ぜよ。
- (4) シビアアクシデントに係る安全評価及び安全研究の在り方や方向性について、あなたの考えを述べよ。

【解答のポイント】

(1) について

IAEA-INSAGは深層防護に関して1996年に参考文献1)示す報告書を刊行している。これによると深層防護は、以下の5段階の前段否定の手段で公衆の放射線障害を防護する¹⁾。表1にINSAG-10の深層防護のレベルについて正確を期すため原語で示す。

表1 INSAG-10の深層防護のレベル¹⁾

Levels	Objective	Essential means
Level1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation
Level2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features
Level3	Control of accidents within the design basis	Engineered safety features and accident procedures
Level4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management
Level5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials	Off-site emergency response

これによると、以下のように解釈できる。

レベル1：プラント運転の異常及び故障の防止

レベル2：プラント運転の異常の制御と故障の検知

レベル3：設計基準内の事故の制御

レベル4：プラントの過酷状態の制御による事故の拡大防止とシビアアクシデントへの進展の抑制

レベル5：放射性物質の多大な放出による放射線障害の抑制

この内、レベル1からレベル4は放射性物質の放出障壁の保護と放出緩和を目的としオンサイト処置に関連し、レベル5は重大な放射性物質の放出時に公衆を守るオフサイト緊急処置に関連する¹⁾。

原子力安全委員会決定「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について」(平成23年10月20日)(参考文献2))で言うところの「第4の防護レベル」はINSAG-10のレベル4に該当し、設計上の想定を超える内的要因(共通原因故障等)や設計上の想定を超える外的要因(巨大な地震、津波等)によって、第3の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれた場合における、シビアアクシデントの発生防止、影響緩和を目的とするものである²⁾。また、原子力委員会は参考文献2)で、「わが国では、設計、建設、運転管理の各段階での規制において①異常の発生防止、②異常の拡大防止と事故への発展の防止、及び③放射性物質の異常な放出の防止という多重防護の考えに基づく防護策を要求することによって、原子炉施設の安全性の確保を図ってきた。これらの規制要求は、設計基準事象への対処の範囲(INSAG-10の多重防護策の定義による第3の防護レベルまで)にとどまっていたが、今後はIAEA-INSAGの定義による第4の防護レベルに相当するシビアアクシデントの発生防止、影響緩和に対しても、規制上の要求や確認対象の範囲を拡大することを含めて、安全確保策を強化することとすべきである」としている²⁾。

尚、原子力安全委員会は、平成4年5月28日に決定した「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としてのアクシデントマネージメントについて」(平成9年10月20日一部改正)において、原子炉施設がシビアアクシデントに至る可能性をできるだけ小さくするとともに、万が一、シビアアクシデントに至った場合でもその影響を緩和するため、原子炉設置者において効果的なアクシデントマネージメントを自主的に整備し、万一の場合にこれを的確に実施できるようにすることは強く奨励されるべきであるとした²⁾が規制要求ではなかったという経緯がある。

(2) について

原子力発電所などの人為的工作物の設計は設計基準に基づき設計される。そして、設計基準を超える事象が起きることが否定できないことも人為的工作物の設計の宿命である。このことは福島事故が特に示しているものである。第4の防護レベルは設計基準を超えるような事象を緩和するもので、福島事故によりその強化の必要性が求められている。

第4の防護レベルの強化の方策は、第3の防護レベルまで破られていることが前提で機能することが求められる。また、その方策は事故シーケンスによって異なるので多様な事故シーケンスを体系的に取り扱う確率論的安全評価によって公衆被曝リスク上重要なシーケンスを見だし有効な防護方策(アクシデントマネージメント)を検討することが重要である。

一般的な、アクシデントマネージメントとしては以下の目的が挙げられる¹⁾。

- ① プラント状態のモニター
- ② 炉心の未臨界コントロール
- ③ 炉心熱除去回復と長期冷却の維持
- ④ 格納容器の健全性確保
- ⑤ プラント制御の復活(もし事故終息し可能なら)、プラントの

更なる損傷の抑制、オンサイトとオフサイトの緊急対応の実施
具体的なハード強化策としては、例えば、上記④を目的として、格納容器フィルターベントの設置や格納容器の不活性ガス化(水素爆発防止)、などが挙げられている¹⁾。

(3) について

シビアアクシデント対策における原子炉設置者と規制の役割は、例えば、原子力安全委員会決定「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について」(平成23年10月20日)(参考文献2))の5項目の方針のうち、「2. シビアアクシデント対策における原子炉設置者と規制の役割」で以下のように論じている。

「原子炉施設の安全確保の第一義的責任を負うのは原子炉設置者であり、この意味においてシビアアクシデントの発生防止、影響緩和に係る防護策の有効性の維持や、継続的改善に係る第一義的責任は原子炉設置者にある。原子炉設置者は、規制による要求の範囲にとどまらず、合理的に実行可能な全ての努力を行うべきである。規制の役割は、技術的独立性に基づいて、防護策の有効性を継続的に評価・監視し、合理的に実行可能な防護策が的確に採り入れられることを促し、確認することにある。合理的に実行可能な範囲は、防護のための技術の進展ならびに安全評価の手法の進歩によって変化するものであって、規制の内容は、このような変化を適切に取り込むことを含めて、継続的な改善が図られるべきである。」

この原子炉設置者と規制の役割は、原子炉設置者と規制を司る行政の当事者がその役割を深く洞察し、きめ細かく連携し職務を果たすことで有効性が発揮されるものと考えられる。

(4) について

例えば、原子力安全委員会決定「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について」(平成23年10月20日)(参考文献2))の5項目の方針で、以下のように論じている。

「3. シビアアクシデントに係る安全評価」

「シビアアクシデントの発生防止、影響緩和に係る安全評価は、原子炉のリスクを的確に把握し、これを効果的に抑制する方策を見いだすことを目的とするものであるため、多様な事故シーケンスを体系的に取り扱う確率論的安全評価によってリスク上重要なシーケンスを見だし、これらについて決定論的安全評価を行うことを基本とし、事故事象をできるだけ現実的に予測すること(最適予測)に重点を置くべきである。ここでは、シビアアクシデント時の事象進展や設計上の想定を超える自然事象の発生確率など不確かさが大きい領域や、発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象についても取り扱う必要がある。その際、専門家による工学的判断も用いて、確率論的および決定論的な安全評価から得られる情報をリスクの低減に遅滞なく活用するとともに、新たな科学的な知見や運転経験から得られる情報を反映させ、その不確かさを低減する不断の努力が必要である。安全評価の技術水準は、シビアアクシデントの発生防止、影響緩和のための対策の有効性に対して重要な影響を与えるため、関連の研究を実施することによって継続的な改善を図ることが必要である。」

「5. 安全研究の推進」

「シビアアクシデントに関する安全研究は、TMI事故、チェルノブイリ事故の後、わが国においても活発に行われたが、急速に縮小して今日に至り、産業界も含めて専門家の数が著しく減少している。この原因は一定の研究成果が得られたことにもあるが、わが国におけるシビアアクシデント対策において、継続的改善が図られず、このために研究成果が防護策や安全評価に反映されることが少なく、安全評価コードの開発、改良のような継続的、基礎的な研究開発が

重視されなかったことの影響が大きい。今後、シビアアクシデント対策の整備と継続的改善を図る中で、安全研究と安全規制の間での双方向的な意思疎通が行われ、安全規制の科学技術的基盤としての安全研究がより適切に位置づけられ、機能する必要がある。」

【参考文献】

- 1) INSAG-INSAG “DEFENSE IN DEPTH IN NUCLEAR SAFETY “ INSAG-10 (1996)
- 2) 原子力安全委員会決定「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について」(平成23年10月20日)
- 3) 原子力安全委員会決定「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としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月28日、平成9年10月20日一部改正)

I-2 平成2年8月30日原子力安全委員会決定の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」では、原子炉格納容器について、指針28(原子炉格納容器の機能)において、「原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因する荷重(圧力、温度、動荷重)及び適切な地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能とあいまって所定の漏えい率を超えることがない設計であること」が求められている。

(1) ここでいう「原子炉格納容器設計用の想定事象」とは何か、これらの想定事象の安全評価上の主要な条件及び判断基準を含めて説明せよ。また、耐えるべき「適切な地震荷重」について説明せよ。

(2) 「適切に作動する隔離機能」とは何か、その機能確保の方策を含めて説明せよ。

(3) 福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、原子炉格納容器及び関連設備の設計の在り方について論ぜよ。

【解答のポイント】

(1) について

「原子炉格納容器設計用の想定事象」として以下のものが挙げられる¹⁾。

- 1) 原子炉冷却材喪失 (PWR、BWR)
- 2) 可燃性ガスの発生 (PWR、BWR)
- 3) 動荷重の発生 (BWR)

以下に、安全評価上の主要な条件及び判断基準を説明する¹⁾。

- 1) 原子炉冷却材喪失 (PWR、BWR)
 - a) 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の損傷により、原子炉冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。
 - b) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
 - c) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管1本が、瞬時に両端破断するものと仮定する。なお、破断を仮定する配管及びその破断箇所は、原子炉格納容器内の圧力が最大となるように選定されなければならない。
 - d) 事象発生と同時に、外部電源は使用できないものと仮定する。
 - e) 判断基準としては、原子炉格納容器内温度が、最高使用温度を超えないことを確認した上で、原子炉冷却材圧力バウンダリにかか

る圧力は、最高使用圧力の1.2倍以下であること。

- 2) 可燃性ガスの発生 (PWR、BWR)
 - a) 上記1)で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。
 - b) 金属-水反応による水素の発生量は、別途実施する「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化の「原子炉冷却材喪失」事故解析において計算された金属-水反応による発生量の5倍、又は全燃料棒の被覆管の表面から0.0058mmの厚さの金属が水と反応した場合に相当する量のいずれか大きい値とする。
 - c) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲンの50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の水の液相中に存在するものと仮定して、原子炉格納容器内の水の放射線分解を適切に評価しなければならない。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとして、炉心に存在する水の放射線分解を適切に評価しなければならない。水の単位吸収エネルギー当たりの分解率は、実験で確認されている値に適切な余裕を見込んだ値とする。
 - d) 原子炉格納容器内の水に、アルカリ等の物質が添加される設計にあつては、原子炉格納容器内の金属構造物との化学反応によって発生する水素について、適切に評価しなければならない。
 - e) 水素再結合器等の可燃性ガスの濃度を制御する系統が設置される設計にあつては、これら系統の設計の範囲内で、その機能を期待することができる。
 - f) 判断基準としては、事象発生後少なくとも30日間は、原子炉格納容器内雰囲気中の酸素又は水素の濃度のいずれかが、それぞれ5%又は4%以下であることとする。
- 3) 動荷重の発生 (BWR)
 - a) 圧力抑制型原子炉格納容器において、原子炉冷却材喪失、安全弁作動等の際に、局所的な動荷重が発生する事象を想定する。
 - b) 原子炉格納容器内の動荷重は、「BWR、MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」あるいは「BWR、MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に従って評価するものとする。
 - c) 評価の結果、原子炉格納容器各部の応力等が、準拠すべき規格、基準等の定めるところを満足していることが示されるか、あるいは、満足するように設計する方針であることが示されれば、その設計ないし設計方針は妥当と認められる。

次に、「適切な地震荷重」について以下に論ずる。

原子力発電所の耐震設計は、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針²⁾に適合するように実施される。この、耐震設計審査指針²⁾では、

- ① 施設の耐震設計上の重要度を、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点から、施設の種別に応じ分類する。
- ② 地震動は、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切なもの(この地震動を「基準地震動S_s」)を策定する。また、この基準地震動S_sによる地震力に対して、耐震安全上重要な施設の安全機能が保持されることが基本である。さらに、この基準地震動S_sに対する施設の安全機能の保持をより高い精度で確認するために、工学的な観

点から基準地震動 S_s と密接に関連付けられると弾性設計用地震動 S_d を設定する。

- ③ 施設は、耐震設計上のクラス別に、耐震設計に関する基本的な方針を満足していなければならない。
- としている。

発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針²⁾に基づくと、格納容器は耐震設計上の重要度 S クラスとされ、基準地震動 S_s と弾性設計用地震動 S_d に基づく「適切な地震荷重」を設定し、以下の耐震設計に関する基本的な方針を満足するように設計する。

i) 基準地震動 S_s との組合せと許容限界

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも、過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがないこと。なお、動的機器等については、基準地震動 S_s による応答に対して、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。

ii) 弾性設計用地震動 S_d 等との組合せと許容限界

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。

(2) について

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針³⁾の指針 30 (原子炉格納容器の隔離機能) で、「主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有する設計であること。」とされ、指針 31 (原子炉格納容器隔離弁) では、以下のように機能確保の方策を要求している

- ・ 原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。
- ・ 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。
 - 原子炉格納容器の内側において開口しているか又は原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡している配管系のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていない配管系については、原則として原子炉格納容器の内側に1個及び外側に1個とすること。
 - 前号1の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原則として原子炉格納容器の外側に1個とすること。
 - 原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失することがないこと。
 - 原子炉格納容器隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること。

(3) について

福島第一原子力発電所の事故は、多量の放射性物質を放出したことから、各種事故調査、等を踏まえ原子炉格納容器及び関連設備に関して格納機能強化が指摘されている。例えば、原子力安全・保安院は、今後の規制に反映すべきと考えられる事項として、30項目の対策として整理し中間的に取りまとめた⁴⁾。この中で、原子炉格納

容器及び関連設備に関するものとして以下の項目があげられている⁴⁾。

- ・ 格納容器の除熱機能の多様化
- ・ 格納容器トップヘッドフランジの過温破損防止対策
- ・ 低圧代替注水への確実な移行
- ・ ベントの確実・操作性の向上
- ・ ベントによる外部環境への影響低減
- ・ ベントは配管の独立性確保
- ・ 水素爆発の防止 (濃度管理及び適切な放出)

また、冷却機能の確実な維持に関連して、以下が指摘されている。

- ・ 隔離弁、SRVの動作確実性の向上

さらに、INSAG-10⁵⁾では従来から、以下のような対策を推奨している。

- ・ 格納容器フィルターベントの設置
- ・ 格納容器の不活性ガス化 (水素爆発防止)

これらについて、今後の規制基準としての扱いは現在検討中である。

以上を踏まえると、原子炉格納容器及び関連設備の設計の在り方として、設計基準事象への対処の範囲 (IAEA-INSAG の多重防護策の定義による第3の防護レベルまで) にとどまらず、IAEA-INSAG の定義による第4の防護レベルに相当する「シビアアクシデントの発生防止、影響緩和」に対しても安全確保策を強化すべきと考える。そのためには、効果的なアクシデントマネージメントの構築とその実効性を確実にする格納容器及び関連設備設計を緊密に関連付けて実施して行くことが重要である。

【参考文献】

- 1) 原子力安全委員会決定「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2年8月30日)
- 2) 原子力安全委員会決定「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(平成18年9月19日)
- 3) 原子力安全委員会決定「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(平成2年8月30日)
- 4) 原子力安全・保安院「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について (中間取りまとめ)」(平成24年2月)
- 5) INSAG-INSAG “DEFENCE IN DEPTH INNUCLEAR SAFETY “ INSAG-10 (1996)

I-3 原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備に関して、以下の問いに答えよ。

(1) 使用済燃料の貯蔵設備に係わる安全設計上の要求事項について、平成2年8月30日原子力安全委員会決定の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」で規定されている事項のうち5項目を挙げ、それぞれについて簡潔に説明せよ。

次に、代表的な原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備の一例について、先に挙げた要求事項に適合させるための具体的な設備設計の方針を簡潔に述べよ。

(2) 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書において、「(第1の教訓のグループ)シビアアクシデント防止策の強化」の中に、使用済燃料プールの確実な冷却機能の確保について以下のような記述がある。

『今回は電源の喪失により使用済燃料プールの冷却ができなくなったため、原子炉の事故対応と並行して、使用済燃料プールの冷却機能喪失による過酷事故を防止する対応も必要となった。これまで使用済燃料プールの大きな事故のリスクは、炉心事故のリスクに比べて小さいとして、代替注水等の措置は考慮されてこなかった。』

使用済燃料の貯蔵設備に係る事故のリスクについて、炉心事故のリスクとの対比において、その特徴を論ぜよ。さらに、使用済燃料貯蔵設備の過酷事故を防止する観点から、今回の福島第一原子力発電所の事故で明らかになった課題について説明するとともに、それらの課題解決の具体的な方策について論ぜよ。

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

【解答のポイント】

(1) について

平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」¹⁾における使用済燃料の貯蔵設備に係わる安全設計上の要求事項は、「指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備」に 8 項目と「指針 50. 燃料の臨界防止」及び「指針 51. 燃料取扱場所のモニタリング」に各 1 項目あり合計 10 項目が規定されている。この内、使用済み燃料のみに適用するものは次の 5 項目であり、それぞれについて説明する。

① 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。(指針 49_2 項(1))

使用済み燃料は大量の FP を閉じ込めているので高い放射線強度を有する。従って、使用済み燃料の取り扱い時や貯蔵中における従事者や作業員などの放射線防護のための適切な遮へいを有することが求められる。

② 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。(指針 49_2 項(2))

使用済み燃料は大量の FP を閉じ込めており、その FP は高い崩壊熱を有している。その熱を除去しないと使用済み燃料が高温になり損傷し FP を放出する (FP の閉じ込め機能喪失) ことが懸念される。従って、その熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送することが必要である。また、熱除去と熱輸送性能を確保するため浄化系を有することが求められる。

③ 貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができること。(指針 49_2 項(3))

②項で述べた使用済み燃料の崩壊熱を除去するためには使用済み燃料が冷却水に漬かっていることが必要である。従って、貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができることが求められる。

④ 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。(指針 49_2 項(4))

安全機能として「FP の閉じ込め」機能と「冷やす」機能を確保する必要がある。従って、使用済み燃料自身の落下により使用済み燃

料が損傷し FP の閉じ込め機能を損なうことのないこと、及び (②項で述べた使用済み燃料の崩壊熱を除去するための) 冷却回路が確保され冷やす機能を損なうことのないことが要求される。

⑤ 燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、これを適切に従事者に伝えるか、又はこれに対して自動的に対処できる設計であること。(指針 51)

上記①及び②から④の要求を逸脱した場合等を想定し、深層防護の考え方に添い本項が求められる。

上記①～⑤の要求事項に適合させるための具体的な設備設計として、浜岡原子力発電所 5 号機の設備設計の方針²⁾を例として以下に述べる。

① に対して

燃料プール内の壁面及び底部に関してはコンクリート壁による遮へいを施すとともに、使用済燃料の上部には十分な遮へい効果を有する水深を確保する設計とする。燃料の取扱設備は、使用済燃料の炉心から燃料プールへの移送操作、燃料プールから炉心への移送操作及びキャスクへの収容操作が、使用済燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計とする。

② に対して

燃料プール冷却浄化系を設置し、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料からの崩壊熱を除去でき、かつ燃料プールの水中及び水面上の不純物を除去できる設計とする。計画取り出し量以上の使用済燃料を燃料プールに貯蔵した場合、又は燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した場合等には余熱除去系を使用できる設計とする。燃料プールの冷却浄化系及び余熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉機器冷却系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

③ に対して

燃料プール水の漏えいを防止するため、燃料プールには排水口を設けない設計とする。また、燃料プールに接続された配管には逆止弁を設け、配管が破損しても、サイフォン効果により燃料プール水が流出しない設計とする。万一の燃料プール水の漏えいを監視するため、漏えい水検出器及び燃料プール水位検出器を設ける設計とする。

④ に対して

燃料プールのライニングは、万一の燃料集合体の落下時にも燃料プールの機能を失うような損傷を生じない設計とする。また、落下防止のため燃料プール上には、重量物を吊った原子炉建屋天井クレーンを通過できないようにインターロックを設け、貯蔵燃料への重量物の落下を防止できる設計とする。さらに、燃料取扱機の燃料つかみ具は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、また原子炉建屋天井クレーンの主要要素は種々の二重化を施すことにより、燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

⑤ に対して

万一の燃料プール水の漏えい、又は崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を監視するため、漏えい水検出器、燃料プール水位検出器及び燃料プール水温度検出器を設け、異常が検出された場合には中央制御室に警報を出す。

(2) について

使用済燃料の貯蔵設備に係る事故のリスクについて、炉心事故の

リスクと以下に対比する。

① 臨界事故

炉心は過剰反応度体系で運転時の臨界維持を制御棒等で能動的に行い、原子炉停止時には制御棒が完全に挿入され未臨界状態を維持している。そのため制御棒等の故障（誤引き抜き等）で臨界維持が損なわれ燃料損傷に至ることが考えられるが、その発生防止と保護対策（異常を検知し原子炉を停止する等）を厳重に行って防止している。一方、使用済燃料の貯蔵設備では、制御棒等の能動的な装置は使わず燃料は幾何学的な安全配置等により未臨界体系として臨界を防止している。また、燃料の取扱時は両者とも燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、燃料の臨界を防止する設計としている。

② 冷却材喪失事故

炉心は運転時には核発熱を除去し軽水炉の場合冷却材を約 300°C に加熱しつつ燃料温度を適切に維持し燃料健全性を確保している。冷却材喪失事故が生じた場合燃料温度が上昇し燃料損傷に至ることが考えられるが、その発生防止と保護対策（異常を検知し原子炉を停止する等）を厳重に行って防止している。一方、使用済燃料の貯蔵設備では運転時の 1/100 以下の崩壊熱レベルでプール水温度は例えば浜岡原子力発電所 5 号機の場合 52°C を超えないように冷却している²⁾ので炉心の場合より燃料温度は極めて低く維持されている。冷却材喪失事故が生じ場合燃料温度が上昇し燃料損傷に至ることが考えられるが、時間余裕はあるため、発生防止と保護対策は炉心に比べると厳重ではない。また、貯蔵している燃料に含まれる放射性物質の総量が炉心よりも多くなることもあり、また原子炉のような閉込機能がないことから、冷却機能を喪失し、貯蔵していた燃料が損傷した場合には環境に与える影響がより大きくなる可能性を有している。

③ 燃料集合体の取扱い中に想定される落下事故

燃料集合体の取り扱いには炉心も使用済み燃料プールも未臨界状態でを行い、燃料集合体等の落下を防止できる設計としており落下事故リスクの差は小さい。

④ 放射線被爆事故

炉心も使用済み燃料プールもそれぞれの人が近接する隣接エリアの遮蔽区分に添って設計されえているため、放射線被爆事故リスクの差は小さい。

次に、使用済燃料貯蔵設備の過酷事故を防止する観点から、今回の福島第一原子力発電所の事故で明らかになった課題について説明するとともに、それらの課題解決の具体的な方策について以下に示す。

参考文献3)によると、以下のことが明らかになった。

- ・ 今回の福島第一原子力発電所では各号機の使用済燃料プールでは、電源喪失、水素爆発による冷却浄化系配管の損傷等により冷却・水補給機能が喪失し、また、海水系も津波により機能喪失した結果、水冷による冷却機能は容易に復旧できなかった。
- ・ 一方で、空冷であった共用プールは電源回復とともに冷却が可能となり、また、乾式貯蔵キャスクは冷却に問題は生じなかった。1、3、4号機では建屋上部から冷却水を補給することができたものの、高所への継続的な注水手段の確保には時間がかかった。
- ・ 使用済燃料プールの冷却については、原子炉に比べると時間余裕はあるものの、貯蔵している燃料に含まれる放射性物質の総

量が炉心よりも多くなることもあり、また原子炉のような閉込機能がないことから、冷却機能を喪失し、貯蔵していた燃料が損傷した場合には環境に与える影響がより大きくなる可能性を有している。従って、使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上が必要である。

それらの課題解決の具体的な方策として、参考文献3)では「対策17 使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上」として、以下を挙げている。

- ・ 使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上のため、機能の多重性及び多様性を確保すること。
- ・ また、その際、貯蔵している燃料の崩壊熱等を踏まえ、冷却対応が必要となるまでの猶予期間が十分確保できるように、冷却水量の確保、貯蔵の分散化、空冷設備の設置、乾式貯蔵の採用などについて検討すること。

【参考文献】

- 1) 原子力安全委員会決定「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2年8月30日）
- 2) 中部電力「浜岡原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（5号原子炉の増設）」（平成9年4月（平成10年2月一部補正）（平成10年11月一部補正））
- 3) 原子力安全・保安院「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（中間取りまとめ）」（平成24年2月）

I-4 次世代原子力システムの開発に向けた国際協力を推進している第4世代国際フォーラムの活動や我が国の次世代軽水炉開発の取り組み等において、開発対象としている有力な原子炉概念の多くが受動的（静的）安全設備（Passive Safety Systems）を採用し安全性の強化・向上を図ろうとしている。これに関して以下の問いに答えよ。

(1) 「受動的安全設備」とは何か、その意味するところを説明せよ。そして「受動的安全設備」の具体的な一例を挙げて、その機能、動作原理、特徴などについて述べよ。

(2) 「受動的安全設備」を原子炉の設計に導入することによる利点及び課題を説明するとともに、それらの課題の解決方策について論ぜよ。

【解答のポイント】

(1) について

「受動的安全設備」とは、液体の自然循環あるいは大気との自然対流通風、水の蒸発、重力落下、蓄圧されたエネルギー、物質特性（熱特性、磁性、等）、等の単純な物理原理に基づいた安全機能をもつ特性（受動的安全性（passive safety））を利用したもので、事故時の原子炉停止、炉心あるいは原子炉格納容器の冷却等にこれらの安全原理を採用することを指している。なおこれらの安全特性を、静的安全性、固有安全性（inherent safety）と呼び、これらの安全原理を採用した原子炉を受動的安全炉と呼んでいる。

具体的な一例として、FBRの受動的炉停止系として開発してきた自己作動型炉停止機構（SASS：Self Actuated Shutdown System）について以下に説明する。

SASSの概要を図1に示す。SASSは磁気回路にキュリー点（ある温

度以上では磁性を消失する特性) が作動温度となる磁気材料を組み込んだ電磁石 (キュリー点電磁石) で制御棒を吸着保持し、SASS 温度がキュリー点温度まで上がると磁気回路が遮断し吸引保持していた制御棒が切り離されるシステムである。この SASS を炉心出口付近に設置して制御棒を吸着保持し待機しておくと、冷却材流量低下事故や制御棒後引き抜き事故が生じて冷却材温度が上昇し SASS 温度がキュリー点温度まで上がることで磁気回路が遮断し吸引保持していた制御棒が切り離され重力により落下し炉心に挿入し原子炉が停止する。これにより、異常時に通常の制御棒がスクラム失敗する事象 (ATWS : Anticipated without Scram) が生じて SASS により事故を終息できる。

このように、通常の制御棒に採用されている「①温度計 (温度異常検知) ⇒ ②安全保護系ロジック回路 (異常判定) ⇒ ③安全保護系遮断回路 (電流遮断) ⇒ ④電磁石 (制御棒切り離し)」の各能動プロセスを順次引き継いで制御棒を切り離した「能動システム」に対して、SASS は途中の能動プロセスを経由せず①の「異常検知」が直接④の「制御棒切り離し」となる「受動システム」である。このような、受動システムを原子炉の停止系という安全系に採用したものを「受動安全設備」という。

(2) について

「受動的な安全設備」を原子炉の設計に導入することによる利点及び課題と、それらの課題の解決策について、高速炉の炉停止系として開発されている SASS を対象に以下に示す。

<利点>

- ① 原子炉の異常検知が直接作動の切り離し動作トリガとなることから、通常の「能動システム」によるトリッププロセスと比べて介入するプロセスの失敗が排除できるので事故時の炉停止の信頼性が格段に高い。
- ② また、「温度検知⇒安全保護系ロジック回路⇒安全保護系遮断指令⇒制御棒切り離し動作」という能動的作用に必要なシステムを組み込まないため経済性に優れる場合がある。

<課題と課題の解決方法>

- ① 受動的に作動するため制御が困難
SASS が原子炉の異常を検知して作動するまでの情報が運転員に伝わらないため、SASS が原因で何か異常が生じた場合適切な状態に修正することが難しい。
間接的な情報と SASS の関係を把握して SASS の状況を推測する。間接的な情報として SASS 近傍の温度変化、原子炉流量変化、原子炉出力変化、等。
- ② 実作動条件での作動試験が困難
作動温度が事故時条件である高温のため、通常運転の範囲における定期的な作動試験が困難。
解決策としては、SASS を局部的に加熱する装置を組み込んで事故条件を模擬して作動試験を行う。あるいは、例えば、作動不良が生じる原因となる電磁石のキュリー温度の経時変化はサーベイランス試験片をおき定期的に取り出しモニターする等、不確定要因ごとにデータを収集し SASS の性能変化を把握する間接的に有効性を確認する。
- ③ 自然現象の大きな不確幅で設計窓 (Design Window) が狭い
図 1 の右側の「キュリー点電磁石の特性」に SASS の設計窓 (Design Window) を示す。破線がキュリー点電磁石の温度による保持力変化で、640℃までは作動しないように (制御棒自重に十分な余裕を見た

保持力を確保)、680℃以上では確実に作動する (制御棒自重より十分小さい保持力) ように設計されている。このように、キュリー点電磁石の保持力設定は温度に沿った要求を満足しなければならないが、磁石の強度、磁石の吸着面の状況、冷却材の温度の変化、流体力振動等の流体力、等の様々な不確かさよりその設計窓 (Design Window) が狭い。

解決策としては、設計精度と製作精度を向上させ不確定幅を少なくする。

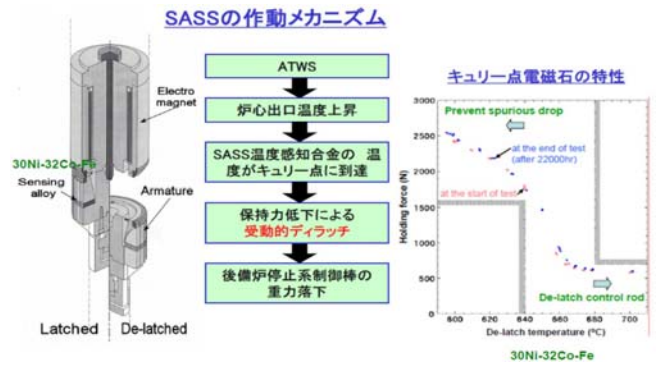


図 1 自己作動型炉停止機構 (SASS) の作動メカニズム¹⁾

【参考文献】

- 1) 日本原子力学会「第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クワイテリアに関する調査研究」(平成 24 年 1 月)

「原子炉システムの運転及び保守」の問題と解答のポイント

以下に、24 年度に出題された選択科目「原子炉システムの運転及び保守」の問題と解答のポイントを示す。

選択科目【20-2】原子炉システムの運転及び保守

I 次の 4 問題のうち 2 問題を選んで解答せよ。(問題ごとに答案用紙を替えて解答問題番号を明記し、それぞれ 3 枚以内にまとめよ。)

- I-1 原子炉が有すべき重要な特性の一つとして、固有の安全性がある。これに関する以下の問いに答えよ。
 - (1) 軽水炉における反応度投入事象の例として、加圧水型軽水炉 (PWR) では制御棒飛び出し事故、沸騰水型軽水炉 (BWR) では制御棒落下事故がある。これら 2 つの事故がどのように発生するか、その発生メカニズムをそれぞれ説明せよ。
 - (2) 反応度投入事象では、原子炉は即発臨界状態になる。プラント防護の観点から、即発臨界と遅発臨界への対応策の違いを説明せよ。
 - (3) (1) を参考にしつつ、反応度投入事象が発生した場合の、炉心の熱出力の時間推移を図示せよ。この際、横軸には時間スケールを明示せよ。また、炉心の熱出力が図示された時間推移を示すことについて、物理的な理由を説明せよ。
 - (4) 安全評価における、反応時投入事象に関する判断基準を述べよ。また、判断基準の根拠について、反応度投入事象時のプラント、及び燃料の振る舞いの観点から説明せよ。
 - (5) 原子炉の固有の安全性を、一般の人にわかりやすく説明する方法を論ぜよ。

【解答のポイント】

(1) について

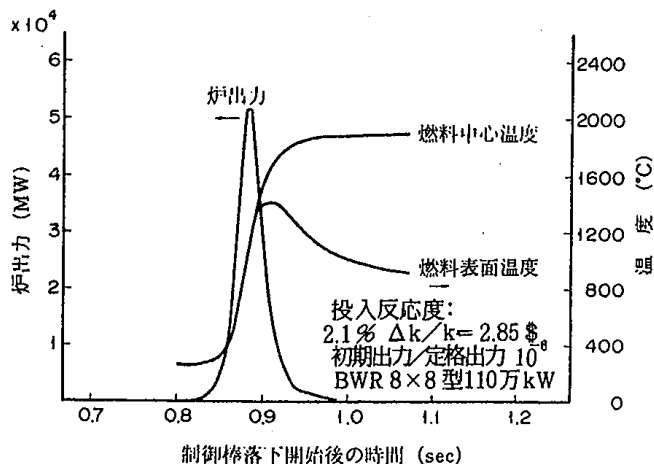
本来、原子炉はドップラ効果、減速材温度効果及びボイド効果といったいわゆる負のフィードバック効果が働き、原子炉出力の異常な上昇を抑制する固有の自己制御能力を有するが、反応度の投入量及び投入率が異常に大きい場合、原子炉出力の異常上昇に伴い、急激に燃料温度が上昇し、終局的には燃料が破損する。燃料の溶融が著しくなると、高温のペレットが冷却水中に飛散して水との相互作用により、圧力波や水撃力といった機械的エネルギーが発生する。これが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリに損傷を与える可能性が生じる。PWRについては圧力容器の一部を構成する制御棒ハウジングが完全に破断して制御棒が飛び出すこと、BWRでは制御棒が駆動機構から完全に離れかつ炉心内で引っかかった状態から一転して最大速度で落下することが考えられる。¹⁾²⁾³⁾

(2) について

反応度投入事象とは、臨界又は臨界近傍の原子炉に、原則的に1ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピー増大が生じる事象をいう。1ドル以上の即発臨界の場合、ピーク出力は反応度投入量の増大に伴って急激に増大し、出力の上昇率(炉周期)も厳しいものとなり、1秒も経たない間に原子炉が膨大な出力レベルに到達する。例えばBWRであれば、制御棒を十分信頼性の高い構造に設計とすることや、万一事故が発生した場合でも、制御棒落下速度リミッタ、制御棒値ミニマイザの設置や、主蒸気管ラインの放射能高もしくは核計装による中性子束高によるスクラムにより事故拡大防止対策が図られている。一方、反応度投入量が1ドル未満の遅発臨界の場合は、原子炉出力の上昇は緩慢で原子炉停止系の作動にも十分な時間的余裕があり、人為的な制御棒の操作で原子炉制御が可能となる。核計装系における監視及び運転領域範囲を確認しながらの制御棒位置の調整などがあげられる。¹⁾²⁾³⁾⁴⁾⁵⁾

(3) について

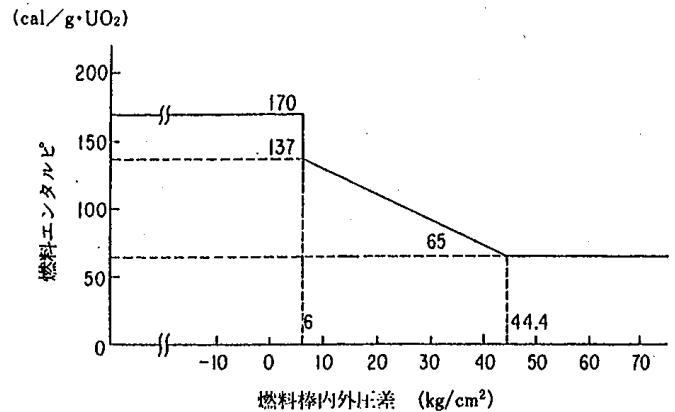
1ドル以上の反応度投入事象においては、燃料破損は燃料からの熱移動がさほど顕著でない時刻(高々数秒の間)に生じる。この間燃料からの除熱量は与えられた発熱量の数%程度にすぎず、これは燃料破損に到るまでの所要時間が短いことに加えて、被覆管表面の伝熱様式の主体が膜沸騰熱伝達であることに起因する。印加された反応度が自己制御効果により即発臨界条件にまで補償されたとき(炉周期 ∞ の時刻がピーク出力部)に出力の上昇は止む。¹⁾⁴⁾



BWR制御棒落下事故における出力と燃料温度の過渡変化
(「軽水炉燃料のふるまい」(財)原子力安全研究協会⁴⁾より)

(4) について

反応度事故時の安全評価基準を示した「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」を原子力安全委員会が策定している。これによると、燃料の許容設計限界とする燃料エンタルピーを、燃料棒内圧から冷却材圧力を差し引いた圧力(燃料棒内外圧差)の関数として下図のように定め、運転時の異常な過渡変化にあってもこれを超えないこととしている。また、破壊力発生限界を230cal/gUO₂とし、事故にあつてはこれを超えないこととしている。さらに、浸水燃料の破損しきい値を65cal/gUO₂と定め、破壊による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉停止能力および原子炉圧力容器の健全性を損なわないこととしている。以上の数値は、NSRR実験の標準燃料実験、予加工燃料実験および各種の燃料設計条件や冷却条件をパラメータとした実験結果をデータベースとし、これに実験条件と実際の原子炉条件との違いを考慮した安全余裕を見込んで定められたものである。⁴⁾



反応度投入事象における燃料の許容設計限界
(「軽水炉燃料のふるまい」(財)原子力安全研究協会⁴⁾より)

(5) について

原子炉固有の安全性を一般の人に分かりやすく説明するためには、一般の人がイメージしやすい身近な現象と対比することが一つの有効な方法と考える。例えば、自動車のエンジンとブレーキである。自動車のエンジンはその中でガソリンと空気を混ぜて火を付け爆発させ、この爆発力でピストンを動かして回転力を得ているが、これを原子炉と考えると、何らかの原因でエンジンの回転数が増えて自動車の速度が増していったとき、何もしなくても自然にブレーキが作動するようになってるのが「固有の安全性」である。これは、燃料温度上昇によるドップラ効果、ボイド率(BWR)、減速材温度(PWR)の上昇による負の反応度効果によって与えられるのであり、エンジンの回転数増加によってブレーキが作動する制御回路が「自然の摂理」として組み込まれていることに相当する。

運転中の原子炉では、ウランが核分裂してエネルギーをうみだし、その時中性子が生まれ、この中性子が次のウランにあたって次の核分裂を引き起こします。これが続くことを「連鎖反応」と呼ぶ。原子炉が一定の出力を保っているということは、一定の連鎖反応が続いている、すなわち一定の中性子が一定の核分裂を引き起こしてい

という状態である。もし何らかの原因で核分裂の数が急速に増えようとするときに、上述のドップラ効果や、ポイド率の増加や、減速材の温度上昇などにより原子炉に何の操作をすることもなく連鎖反応を続ける中性子の発生が抑えられるように設計されている。この特性はウラン燃料の組成、燃料と冷却材である水との割合などを適切に選ぶことで得られるため、これを「固有の安全性」と呼んでいる。

【参考文献】

- 1) 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について」、昭和五九年一月一九日、原子力安全委員会決定
- 2) 原子炉設置(変更)許可申請書(添付書類十：原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書)
- 3) 「原子炉安全工学」、昭和50年10月31日、村主進著、日刊工業新聞社
- 4) 「軽水炉燃料のふるまい(改訂新版)」、(財)原子力安全研究協会、平成2年7月

I-2 シビアアクシデント(SA)時には、原子炉容器や格納容器内における水素の蓄積と、その事故の拡大に大きな影響を及ぼす水素燃焼に伴う圧力負荷により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの健全性への影響が懸念される。格納容器内で水素燃焼が生じた場合には、熱と高圧の負荷により、原子炉格納容器バウンダリの健全性への影響のほか、さらにアクシデントマネジメント(AM)に用いられる格納容器内の監視計器類や、安全設備等への影響の可能性も考えられる。格納容器内におけるこれらの大量水素燃焼の影響は、水素ガスの総量や濃度だけでなく、格納容器内雰囲気条件、及び格納容器スプレイ設備等のような、プラント固有の条件にも依存すると考えられている。これらに関連して、下記の問いに答えよ。

(1) SA時に予想される水素の発生源を5つ挙げ、それぞれについて、水素発生のプロセスを概説せよ。また、炉心損傷の度合いと水素発生量のおおよその程度について述べよ。

(2) 水素燃焼は、燃焼時の条件によっては、静的加圧(緩やかな燃焼及び拡散炎)あるいは動的加圧と、それに伴うミサイル発生による格納容器への影響や、加熱、加圧効果により安全系機器へ深刻な影響を与える。これについて、格納容器内における水素燃焼条件及び水素燃焼現象について説明せよ。また、それに伴い想定される現象について述べよ。

(3) SA時に想定される水素発生に対する、各国における対策について、少なくとも3ヶ国を挙げ述べよ。また、今回の、東北地方太平洋沖地震に伴う大津波によって引き起こされた、東京電力福島第一原子力発電所における、深刻な事故に伴う水素爆発について、その教訓とすべきと考えられること、及び今後の課題は何か、問い(1)及び問い(2)を参考にして、思うところを述べよ。

【解答のポイント】

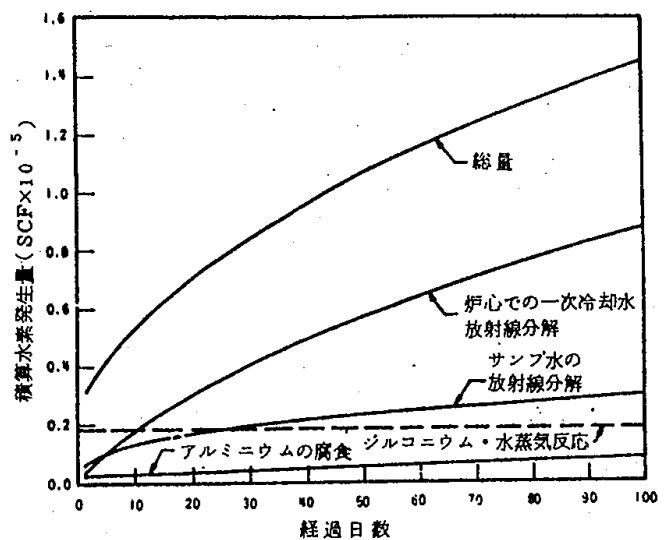
(1) について

SA時に考えられる水素の発生源を以下に示す。

- ・ 燃料集合体のジルコニウム(Zr)と水の反応

事故時に燃料被覆管が過熱することによりZrの酸化が進み、水と反応することで熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換(急速なFCI)されて、格納容器(以下PCVという)への荷重を生じる恐れが出る。更に原子炉圧力容器(以下RPVという)下部が損傷すると、溶融炉心がRPV外に流出し、この時、RPV下部のPCV床面に冷却材が存在していれば、この冷却材と溶融炉心が接触して急速なFCIが発生し、PCVの健全性を脅かす荷重を与える恐れがある。また、冷却機能喪失時の使用済燃料プールにも同様のことがいえる。

なお、SA時の水素発生量を考える上では、有効燃料長被覆管のジルコニウム量を想定すると事故後数日は支配的であるが、日数が経過するにつれ、放射線分解が最大の発生源といえる。水素爆発が発生した東京電力福島第一原子力発電所の1号機と3号機のオペレーティングフロアの容積と各事象に至る発生条件(1号機は8%以上の濃度で水素燃焼、3号機は13%以上の濃度で水素爆轟と想定)からその発生量は試算できる。¹⁾²⁾



PWR低温側配管破断事故時の水素発生量の時間変化
(「軽水炉燃料のふるまい」(財)原子力安全研究協会²⁾より)

- ・ 水の放射線分解

事故時のみならず通常運転中にも発生しており、BWRではこれらを処理する系統(OG系再結合器)がある。崩壊熱の減衰とともに減少し、非沸騰状態の場合は水分解量と再結合量が平衡状態となり、発生水素はほとんどない。不活性化されてない雰囲気とするなど厳しい条件を考慮しても、放射線分解により発生する水素ガスの発生割合(G値)は、 $G(H_2) = 0.5$ 分子/100eV程度と考えておけばよい。¹⁾³⁾

- ・ 溶融炉心とコンクリート相互作用(MCCI)

SAが進捗し、溶融炉心がRPVからPCV床面のコンクリート上に落下すると、高温の溶融炉心によりコンクリートが熱分解し、溶融に至り浸食されると、蒸気・非凝縮性ガス・核分裂性物質のエアロゾルを格納容器雰囲気に放出し、ガスの一部は溶融金属と反応して還元され CO, H_2 となるため水素が発生する。¹⁾⁴⁾

- ・ ジルコニウム以外の金属と水の反応

炉心構造物が高温状態で水蒸気中に曝されると酸化還元反応により水素ガスが発生する。水蒸気に接触する表面積はジルコニウムに比べ狭いため、それに比べると発生量は少ない。¹⁾

(2) について

発生した水素は、格納容器雰囲気中の酸素と反応して燃焼し、熱エネルギーを放出して格納容器を加圧・加熱し、その結果PCVの閉じ込め機能を劣化させる恐れがある。PCVが不活性化されている場合（主にBWR）には水素燃焼を、不活性化されていない場合（主にPWR）には水素爆轟の発生防止まで考えておく必要がある。水素燃焼に関しては、水素濃度4%以上、酸素濃度5%以上、水蒸気濃度5.5%以下の可燃限界濃度があることが確認されている。また、水素濃度に応じて燃焼挙動が変化すること、すなわち、水素濃度8%以上では全体燃焼が、水素濃度1.3%以上では、狭い区間においては火炎が加速され、爆燃爆轟（DDT）が生じる可能性があることが知られている。爆轟が発生した場合、衝撃波ならびにそれによる飛来物が発生する可能性があり、PCVに動的な荷重がかかる。¹⁾

(3) について

PCVの過圧破損の防止を目的として核分裂生成物（FP）を含む格納容器雰囲気部分を部分的に環境へ放出せざるを得なくなった場合にも、これを管理された状態で行うために、PCVに専用のベントライン（フィルター付の場合を含）を設置して利用すること等が考えられ、欧米諸国においてはその整備が進められてきた。スウェーデン、フランス、ドイツを代表する国ではPCVにフィルター付ベント設備を有する。また、PWRアイスコンデンサー型PCVについては、大量の水素ガス発生への対応策として水素燃焼装置を設置することが米国、フィンランドなどで行われている。⁵⁾

今回の原子力発電所の事故の教訓と今後の課題を以下にあげる。

・水素爆発防止対策の強化

TMI-2の事故を契機にPCV内の水素対策は数多く研究され、例えばBWRではPCV内の不活性化と可燃性ガス濃度制御系の設置を徹底している。しかしながら、原子炉建屋に水素が漏えいして爆発するような事態は想定しておらず、原子炉建屋の水素対策はとられていなかった。PCV外への水素漏えい及び爆発のメカニズムを検証した上で、発生した水素を的確に逃すか減じるための措置（SA時に機能する可燃性ガス濃度制御系の設置、静的触媒再結合器の設置、水素を外に逃すための設備の整備等）が必要である。但し、水素燃焼装置の作動時期を誤り、水素濃度が高くなった時点で作動させることになった場合には、爆轟の発生を想定した適切な操作要領等の検討も合わせて行なっておくことが必要である。また、電源喪失時においても予備電源の供給などにより機能を果たすPCVパラメータ計測システムや水素結合器、パラメータの遠隔監視も望まれる。

・PCVベントシステムの強化

今回の事故では、SA時のPCVベントシステムの操作性と放射性物質除去機能が十分でなかったため、AM対策として効果的に活用できなかった。さらに、ベントラインの独立性が十分でないため、接続する配管等を通じて他の部分に悪影響をもたらした可能性（SGTSを介しての流入など）も否定できない。このため、操作性の向上や独立性の確保、放射性物質除去機能の強化を図ったPCVベントシステムへ強化する必要がある。

【参考文献】

- 1) 「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、1999年4月、(財)原子

力安全研究協会

- 2) 「軽水炉燃料のふるまい（改訂新版）」、(財)原子力安全研究協会、平成2年7月
- 3) 「運転状態を踏まえたBWRにおける可燃性ガスへの対応」電気事業連合会 平成22年1月19日
- 4) 原子力百科辞典ATOMICA「シビアアクシデント時の格納容器の健全性に関する研究」(06-01-01-10)
<http://www.rist.or.jp/atomica/>
- 5) 「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としてのアクシデントマネジメントについて」、平成四年五月二八日、原子力安全委員会決定

I-3 動力用原子炉の運転について、以下の問いに答えよ。

(1) 一般的なPWR及びBWRで用いられている反応度制御方法を述べよ。また、PWRとBWRの反応度制御方法の特質について論ぜよ。

(2) 取替炉心設計に関し、PWRもしくはBWRどちらかを対象にして、以下の点について説明せよ。

- ① 取替炉心の安全性確認項目になっているパラメータ
- ② 取替炉心の安全性確認項目に関する制限値を遵守することで、取替炉心の安全性が確保できる理由
- ③ アップレートや長期サイクル運転など、運転条件が変化した場合の取替炉心の安全性確認項目に関する考え方

(3) 定常運転をしていた原子炉がスクラムし、大きな負の反応度が加わった。この際の核分裂出力の時間変化について、一点炉動特性方程式（下記参照）を用いて説明せよ。

(参考) 一点炉動特性方程式

$$\frac{dP(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\ell} P(t) + \lambda C(t)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\ell} P(t) - \lambda C(t)$$

【解答のポイント】

(1) について

原子炉運転中に生じる外乱（反応度変化）には、燃料の燃焼に伴うもの、出力の調整運転に伴うもの、出力分布の変動に伴うものなど、ゆっくりとしたものから速いものまで種々ある。これら外乱に対して、原子炉制御設備および原子炉固有の特性が有効に働くことで、応答速度や炉心内の出力分布変化に適切に対応でき、原子炉を停止することなく安定状態に回復させている。原子炉制御設備におけるこれら制御方法の概要を以下に示す。

PWRにおける原子炉の反応度制御は、比較的急速な反応度変化（起動、停止、負荷変化など）に対する制御棒の操作と、緩慢な反応度変化（燃料の燃焼、キセノンやサマリウムの変化、温度変化に伴う反応度変化など）に対する一次冷却材中のほう素濃度調整の独立した2つの方法がある。また、これらの制御方式に加えて、炉心サイクル初期における減速材温度係数を負に保つために余剰反応度の制御の一部を受け持つバーナブル・ポイズン又はガドリニア入り燃料を使用する。初期の余剰反応度が大きくなると、臨界ほう素濃

度が上昇し、減速材温度係数が正側に移行するが、バーナブル・ポイズンやガドリニア入り燃料を装荷することで、臨界ほう素濃度を低く保つことにより抑制できる。

BWRにおける原子炉の反応度制御は、原子炉出力制御系（制御棒の操作、再循環流量制御）とほう酸水注入系がある。制御棒の操作は、中性子吸収材である制御棒の炉心内での位置を調整して原子炉出力を制御する方法である。一方、再循環流量制御は、炉心流量を変え中性子減速材である水の密度を変えて原子炉出力を制御する方法である。この再循環流量制御方式は、炉心内の出力分布をほぼ一定に保ちながら高速かつ大幅に原子炉出力を変更でき、BWRの大きな特徴といえる。ほう酸水注入系は、制御棒の挿入不能の場合に、原子炉に中性子吸収材であるほう酸水を注入して負の反応度を与えて原子炉を停止する。¹⁾

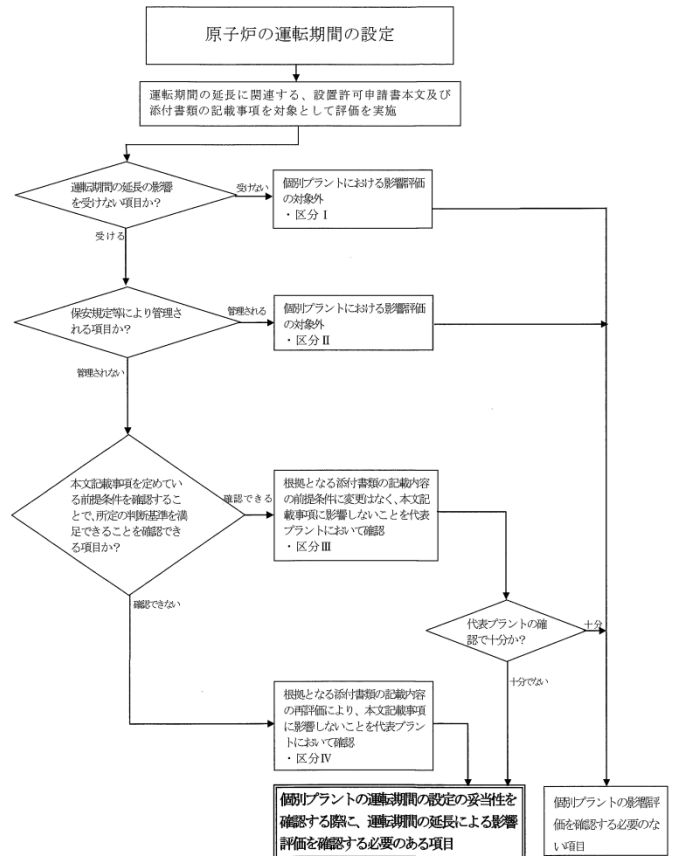
(2) について

取替炉心設計に関しBWRを例に概要を以下に示す。

① 燃料交換によって変化し得るパラメータは数多いが、これらは必ずしも独立性を持ったパラメータばかりではないことなどから、取替炉心の安全性確認項目になっているパラメータは、反応度停止余裕、最大線出力密度、限界出力比、燃料集合体最高燃焼度、ポイド係数、ドップラ係数の6つで必要十分となる。限界出力比とは、沸騰遷移すなわち核沸騰を超えた状態となる燃料集合体熱出力をいい、限界出力比は“限界出力比=限界出力/燃料集合体発生熱出力”で定義される。ここで、炉心内各燃料集合体の中で限界出力比の最小のものを最小限界出力比(MCPR)と呼び、通常運転時のMCPRは1.2~1.3である。²⁾³⁾

② 取替炉心の安全性は燃料交換によって生ずる炉心パラメータの変化が安全上許容できる範囲内に入っていることによって保証される。前記パラメータの内、反応度停止余裕、最大線出力密度、限界出力比、燃料集合体最高燃焼度については、燃料装荷前に原子炉設置者が計算を行なう。国は、反応度停止余裕、最大線出力密度及び限界出力比を定期検査で実測により確認し、通常運転中においてもプロセス計算機により最大線出力密度、限界出力比及び燃料集合体最高燃焼度を確認する。加えて、原子炉熱的制限値(MCPR及び燃料棒最大線出力密度)を保つこと及び定期検査時に試験結果により停止余裕を確認することが原子炉施設保安規定において定められている。なお、ポイド係数とドップラ係数は、十分な安全余裕が確認されているため、取替炉心毎に確認しないパラメータである。⁴⁾

③ 例えば運転期間を延長するためには、現行炉心より炉心の反応度を増加させる必要があることから、新燃料の装荷体数を増加させ、運転期間の延長分の反応度を確保する必要がある。これにより、サイクル初期の余剰反応度が増加する傾向になるとともに、反応度の高い新燃料が増え炉心内の出力ピーキングが高くなることが考えられる。原子炉の運転期間の延長に関し、期間の設定が基本設計等に則して適切に設定されていることを評価するための確認項目を下図の流れに沿って抽出し、個別プラントにおいて影響評価を確認すべきとされた項目については、個別プラントの運転期間の延長に係る保安規定の審査の中でその影響を評価することが必要となる。⁵⁾



原子炉の運転期間の設置の妥当性確認項目抽出の流れ図
 (「原子炉運転期間の設定の妥当性確認に関する評価の基本的考え方」安全評価ワーキンググループ 経済産業省HP⁵⁾より)

(3) について

設問の式(一点炉動特性方程式)は、原子炉内で中性子束の空間分布が変化しないと仮定したときの、原子炉の動特性を支配する方程式である。

- ρ : 反応度 $\{=(k-1)/k\}$
- k : 増倍率 $\{=(\text{ある世代の中性子数})/(\text{一つ前の世代の中性子数})\}$
- β : 遅延中性子割合
- ℓ : 中性子寿命
- λ : 遅延中性子先行核崩壊定数 $\{1/s\}$
- $P(t)$: 原子炉出力
- $C(t)$: 遅延中性子先行核数

ここで、 Λ (中性子世代時間) $=\ell/k$ を用いて書き直すと
 $(dP/dt) = \{(\rho - \beta)/\Lambda\} P(t) + \sum \lambda_i C_i \dots (1)$
 $(dC_i/dt) = (\beta_i/\Lambda) P(t) - \lambda_i C_i \dots (2) \quad (i=1, \dots, 6)$
 となり、最も基本的な場合として、 $t=0$ まで臨界状態にあり、一定出力で運転していた原子炉に ρ_0 というステップ状の反応度が加えられた場合を考える。 $P(t) = A \exp(\omega t)$ 、 $C_i(t) = C_i \exp(\omega t)$ として (A, C_i : 定数)、これらを式(1)と(2)に代入すると、反応度方程式

$$\rho_0 = \omega \Lambda + \sum \{ \omega \beta_i / (\omega + \lambda_i) \} \quad (i=1, \dots, 6) \dots (3)$$

が得られる。この方程式の7つの根、 ω_j ($j=1, \dots, 7$) を用いて原子炉出力の時間変化 $P(t)$ は

$$P(t) = \sum A_j \exp(\omega_j t) \quad (j=1, \dots, 7) \dots (4)$$

で与えられる。

ここで ω (逆原子炉周期) を $1/T$ に置き換え、負の反応度について考える。 ρ_0 が負の場合、7つの ω_j はみな負であるが、 $\omega_1 > \omega_2 > \dots > \omega_7$ のため、十分時間が経った時には、中性子束はやはり $\exp(\omega_1 t)$ の形で変化する。しかし負の反応度に対しては、負の反応度の絶対値 $|\rho_0|$ をいくら大きくしても ω_1 がある一定値以上 ($-\lambda_1$) より小さくなることはない。すなわち $\omega_1 \rightarrow -\lambda_1$ である。この λ_1 は第1組の壊変定数であり、おおよそ $0.0125s^{-1}$ であるから、大きな負の反応度を挿入した時の原子炉出力の時間変化は $\exp(-0.0125t) = \exp(-t/80)$ の形となる。つまり、どんなに大きな負の反応度を与えたとしても原子炉出力を80秒より速いペリオドで低下させることはできないことを示している。⁶⁾⁷⁾

【参考文献】

- 1) 「軽水炉発電所のあらまし (改訂版)」、(財) 原子力安全研究協会、平成4年10月
- 2) 「取替炉心検討会報告書」、昭和52年5月20日、原子炉安全専門審査会、http://www.mext.go.jp/b_menu/hakusho/nc/t19770520001/t19770520001.html
- 3) 原子力百科辞典 ATOMICA 「BWR の炉心設計 (02-03-02-01)」
<http://www.rist.or.jp/atomica/>
- 4) 「ABWR フルMOX 検討小委員会第1回会合におけるコメント回答」平成11年2月18日、原子力発電安全企画審査課、
<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/senmon/shidai/abwr/abwr005/abwr-si005.html>
- 5) 「原子炉運転期間の設定の妥当性確認に関する評価の基本的考え方について」、平成21年10月26日、経済産業省 HP、
<http://www.meti.go.jp/report/data/g91026aj.html>
- 6) 「原子炉の動特性と制御」、昭和46年3月15日 第5刷発行、須田信英著 東京同文書院
- 7) 「原子炉の理論と設計」、1980年3月15日発行、安成弘著、(財) 東京大学出版会
- 8) 原子力百科辞典 ATOMICA 「原子炉物理の基礎 (9) 中性子束の時間的变化 (03-06-04-09)」<http://www.rist.or.jp/atomica/>

I-4 昨年3月、東北地方太平洋沖地震に伴う大津波によって引き起こされた、東京電力福島第一原子力発電所の事故について、日本国政府から IAEA 閣僚会議及び IAEA に対して、昨年の6月^{註1)}と9月^{註2)}に、原子力安全及び事故対策に関する報告書が提出されている。この報告書の中で、東京電力福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓として、(第1の教訓のグループ) シビアアクシデント防止策の強化、(第2の教訓のグループ) シビアアクシデントへの対応策の強化、(第3の教訓のグループ) 原子力災害への対応の強化、(第4の教訓のグループ) 安全確保の基盤の強化、及び(第5の教訓のグループ) 安全文化の徹底について、計28項目にわたって述べられているとともに、今後の事故収束への取り組みについて述べられている。これに関し、以下の(1)及び(2)の問いに答えよ。

^{註1)} 「原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島第一原子力発電所の事故について—」平成23年6月、原子力災害対策本部

^{註2)} 「国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書—東京電力福島第一原子力発電所の事故について—(第2報)」平成23年9月、原子力災害対策本部

(1) 東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓について、上記の第1から第5の教訓のグループの中から少なくとも3グループを挙げ、得られた教訓とそれをもとに考えられる事故への対応強化策について、あなたの考えに基づき説明を加えると共に、東京電力福島第一原子力発電所の事故の収束に向けた取組について、思うところを述べよ。

(2) 上記の、第1及び第2の教訓のグループに関して、これらのシビアアクシデントに対する防止・対応強化策について、さらなる課題は何か、また、この教訓を我が国及び世界にどのように発信して、東京電力福島第一原子力発電所事故の再発を防ぎ、世界の原子力の安全に寄与できるか、思うところを述べよ。

【解答のポイント】

(1) について

原子力安全を確保する上で最も重要な基本原則である深層防護の考え方を基礎に、日本国政府は5つのグループに分類した教訓を提示した(下表参照¹⁾)。事故の収束に向けた取り組みとしては、原子炉や使用済燃料プールを安定に保ちながら、燃料取り出しを含めた廃炉作業(取り出し後の貯蔵・管理・処理・処分・廃止措置を含む)とその過程で生じる放射線や汚染水の管理と情報提供、冷却水の漏れ箇所特定と補修・維持が必要であり、これらについては、地方自治体や地域住民に対するリスクコミュニケーションを図りつつ、ロードマップを提示し、着実に進めていくことが重要となる。

教訓第1のグループ (シビアアクシデント防止策の強化)		
(1)	地震・津波への対策の強化	想定しなかった複数震源の連動により極めて大規模な地震・津波が発生した。適切な発生頻度と十分な大きさを想定し、それを上回った場合のリスクと回避方法を事前検討及び準備しておく。
(2)	電源の確保	外部事象を踏まえた電源の多様性が図られていなかった。コモンフェールに至らない電源設計と、十分なバッテリー源の確保が必要。
(3)	原子炉及び格納容器の確実な冷却機能の確保	海水ポンプの損傷により最終ヒートシンクを喪失した。長期に渡る代替ヒートシンク(代替注水機能及び注水水源の多様化や増量化、AFCの導入など)の維持・確保が必要。
(4)	使用済燃料プールの確実な冷却機能の確保	炉心に比べて、使用済燃料のリスクは小さいとし考慮してこなかった。電源喪失を想定した自然循環もしくはAFCなどの代替冷却機能の確保が必要。
(5)	AM対策の徹底	事業者の自主判断(法規制上の要求外)により、整備の内容に厳格さを欠いた。
(6)	複数炉立地における課題へ	複数炉の同時事故により必要な資源が分散すると共に、隣接する互いの原子炉の緊急

	の対応	時対応に影響した。原子炉の工学的な独立性の確保が必要。
(7)	原子力発電施設の配置等の基本設計上の考慮	使用済燃料プールが高所にあり冷却が困難であったことや、原子炉建屋からタービン建屋への汚染水の拡大を防止できなかった。各建屋・設備の適切な配置、もしくは同等の対策が必要。
(8)	重要機器施設の水密性の確保	重要機器施設が冠水し、電源供給や冷却機能に支障した。重要機器の水密性の確保、津波や洪水に襲われた場合でも機能確保ができる対策が必要。

教訓第2のグループ (シビアアクシデントへの対応策の強化)

(9)	水素爆発防止対策の強化	PCV 外の水素漏えいを想定していなかった。水素の排出装置や燃焼装置の設置など、水素爆発防止対策が必要。
(10)	格納容器ベントシステムの強化	操作性、放射性物質除去機能が十分でなく、効果が得られなかった。さらには独立性が十分でなく、接続配管を通じて他に悪影響を与えた可能性もある。ベントラインの操作性の向上、独立性の確保、放射性物質除去機能の強化が必要。
(11)	事故対応環境の強化	中操の線量上昇、通信及び照明の機能不全により居住性が低下した（緊急時対策所も同様）。遮へい、空調、交流電源を使わない通信や照明の機能確保が必要。
(12)	事故時の放射線被ばくの管理体制の強化	放射線管理が困難の中で現場作業に携わらざるを得ない状況となった。空気中の放射性物質の濃度測定も遅れ、内部被ばくのリスクを増大させた。防護用資材を十分に備えておくこと、放射線管理の要員を拡充できる体制の整備が必要。
(13)	シビアアクシデント対応の訓練の強化	事故収束の対応や関係機関との連携の観点での訓練が十分でなかった。発電所内外における状況把握、住民の安全確保に必要な人材の緊急参集など、国会いのもと地方自治体などとの連携を含めた SA 対応の訓練が必要。
(14)	原子炉及び格納容器などの計装系の強化	電源の喪失などにより、原子炉の水位や圧力、放射性物質の放出源や放出量などの重要な情報を把握できなかった。SA 時に機能する計装系の強化が必要。
(15)	緊急時対応資機材の集中管理とレスキュー部隊の整備	事故当初は周辺においても地震・津波の被害が発生していたため、緊急対応用資機材やレスキュー部隊の動員ができなかった。十分対応可能なリソースの確保や整備が必要。

教訓第3のグループ (原子力災害への対応の強化)

(16)	大規模な自然災害と原子力	連絡・通信、人の参集、物資の調達等が極めて困難だった。大規模な自然災害と原子
------	--------------	--

	事故との複合事態への対応	力事故が同時に発生する場合を想定し、適切な通信連絡手段や円滑な物資調達ができる体制・環境の整備が必要。
(17)	環境モニタリングの強化	地方自治体の資機材が被害を受けたこと、避難を余儀なくされたことから適切なモニタリングができなかった。航空域や海域を含め、国が責任をもって環境モニタリングを実施する。
(18)	中央と現地の関係機関等の役割の明確化等	政府と事業者、事業者内（本店と現場）、政府内部の役割分担の明確化が不十分であり、意思疎通も図れていなかった。責任関係や役割分担の見直しや、テレビ会議による情報収集と指示を活用。
(19)	事故に関するコミュニケーションの強化	放射線、放射性物質の健康への影響や、放射線防護の分かりやすい説明が不十分であった。事実の公表に加え、リスクの見通しまで含めた情報公開が必要。
(20)	各国からの支援等への対応や国際社会への情報提供の強化	海外各国からの資機材等の支援の申出を活用できず、また低レベル汚染水の海水への放出について情報提供が遅れた。資機材の在庫リストやコンタクトポイントの明確化など、国際協力による体制、仕組みの構築が必要。
(21)	放射性物質放出の影響の確かな把握・予測	避難行動の参考等とすべきであった SPEEDI の試算結果は活用されなかった。事故時の放出源情報が確実に得られる計測設備等を強化すると共に、仮定を設けてでも放射性物質の拡散傾向等を推測し、SPEEDI を効果的に活用・公開する。
(22)	原子力災害時の広域避難や放射線防護基準の明確化	事故で設定した防護区域は当初範囲を大きく上回った。原子力災害時の広域避難の範囲や放射線防護基準の指針を明確化し、避難基準の整備、防災対策の充実が必要。

教訓第4のグループ (安全確保の基盤の強化)

(23)	安全規制行政体制の強化	行政組織が分かれていることにより、第一義的責任の所在が不明確であった。原子力安全委員会や各省も含めて原子力安全規制行政や環境モニタリングの実施体制の見直しが必要。また同一組織による規制と推進の役割を独立させる。
(24)	法体系や基準・指針類の整備・強化	今回の事故から様々な法体系や関係する基準・指針類の整備に課題が出てきている。許認可済みの施設に対する新法令や新知見に基づく技術的要求、すなわちバックフィットの法規制上の位置づけを、炉型と事故要因との関係の検証、既設炉の安全性・信頼性に関する評価結果を踏まえた上で明確にする。
(25)	原子力安全や原子力防災に	事故の収束、原子力安全や原子力防災など、高度な人材の確保が求められる中、専門家

	係る人材の確保	と人材の育成が極めて重要。
(26)	安全系の独立性と多様性の確保	コモンフェールの回避策が十分でなかった。安全系の独立性や多様性の確保を強化する。
(27)	リスク管理における確率論的安全評価手法 (PSA) の効果的利用	PSAにおいても大規模な津波のような稀有な事象のリスクを定量的に評価するのは困難である。PSAの活用は積極的に進めつつ、不確実性を伴うがリスクの不確かさなどを示し、信頼性を高める努力が必要。

教訓第5のグループ (安全文化の徹底)		
(28)	安全文化の徹底	原子力事業者や安全規制に携わる者が組織や個人の両方において新しい知見の把握などに真摯に取り組む姿勢の再構築を図る。義務であり責務である。

(2) について

各事故調の報告内容や今後新たに明らかとなる現場確認結果や実証試験結果などを踏まえ、多くの事象・事故 (巨大な地震・津波、電源喪失、除熱能力喪失、水素爆発、操作室の監視機能喪失、プールにおける使用済燃料の冷却・監視機能喪失、汚染水の漏えいなど) とその進展を回避できなかったことに対し、事故前に対策 (想定) できなかったもしくははしなかった真相の究明、研究成果の公開が必要。その上で、今回の地震・津波に限らない人為的攻撃 (テロを含む) なども含めたあらゆる外的事象に対処できる新しい基準・規格類の整備、国内における実績 (既設発電所への適用)、全世界とのスタンダード設計としてのノウハウの送受信が肝要と考える。

また、教訓第1グループと第2グループに対する更なる課題の一例を以下に列記する。全世界での原子力安全が望まれる中、一企業、一地域、一国では無い、トータルで対策する仕組みと体制の構築がより重要になるのではないだろうか。

・ 地震と津波の想定

地震条件と津波に対して加味すべき設備の安全率 (余裕) とその考え方を、他のリスクとの比較データを踏まえて整理、検証すること。

・ 独立性の確保の具現化

複数号機の発電所を同一サイトに設置している場合の号機間の物理的分離や、共有設備 (中央制御室、排気筒など) や安全設備 (ベントライン) の独立性を図る手段を考案し、技術的に解決すること。

・ 電源のバックアップ

現状、電源車が最終的な給電手段とされているが、例えば東日本大震災のようなその地域や国全体が混乱している状況では、その役目が果たせない可能性がある。東日本と西日本、太平洋側と日本海側など物理的に離れている地域との連携や、海外との協力も視野に入れ、例えば空輸型の移動式電源も考慮しておくべきではないか。重量オーバーで電源車を空輸できなかったことなどの事例を踏まえれば、バッテリー搭載の給電専用輸送機も一案であり、その開発や運用、近隣諸国との相互協力体制の構築が望まれる。

・ 水素爆発

PCV 外への水素漏えいルートのみならず、メカニズムを解明し、恒久対策を

図る。ベントラインの再チェックと逆流や流入の可能性のある箇所でのピックアップ、漏洩検査がその第一歩。

【参考文献】

- 1) 「原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書 - 東京電力福島第一原子力発電所の事故について -」平成 23 年 6 月, 原子力災害対策本部
- 2) 「国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書 - 東京電力福島第一原子力発電所の事故について - (第 2 報)」平成 23 年 9 月, 原子力災害対策本部
- 3) 「福島第一原子力発電所事故からの教訓」, 2011 年 5 月 9 日, (社) 日本原子力学会, <http://www.aesj.or.jp/info/pressrelease/pressrelease.htm>

「核燃料サイクルの技術」の問題と解答のポイント

以下に、24 年度に出題された選択科目「核燃料サイクル」の問題と解答のポイントを示す。

選択科目【20-3】核燃料サイクルの技術

I 次の4問題のうち2問題を選んで解答せよ。(問題ごとに答案用紙を替えて解答問題番号を明記し、それぞれ3枚以内にまとめよ。)

- I-1 我が国の核燃料サイクルの必要性について次の問いに答えよ。国内で、核燃料サイクルの商業的実用化に時間を要している状況について、
- (1) あなたの考える課題について述べよ。
 - (2) その技術的対応策について論ぜよ。

【解答のポイント】

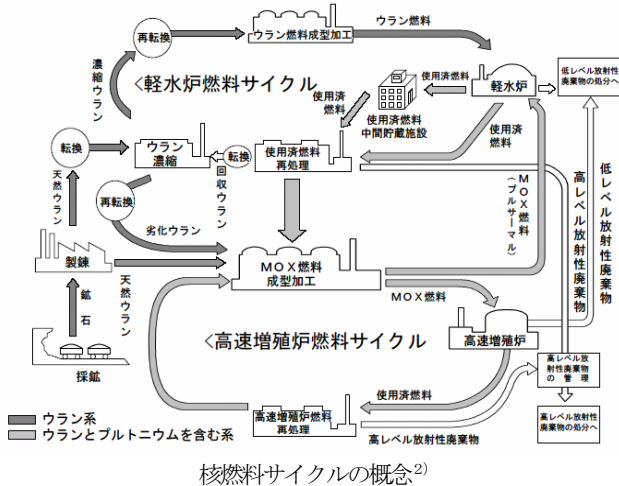
(1) について

我が国における核燃料サイクルをめぐる現状について以下に整理する。

ウラン資源の全量を輸入に頼る我が国は1950年代の原子力開発・利用の草創期より概ね5年ごとに原子力委員会が策定する「原子力長期計画」に基づき、核燃料サイクルの確立を目指してきた。この核燃料サイクルの最終目標は、消費した以上の燃料を生成できる高速増殖炉を導入し、ウラン資源の飛躍的な有効利用を実現させ、我が国の脆弱なエネルギー供給構造を改善することにある。そのため、青森県の六ヶ所村に軽水炉の使用済み燃料を処理する商業規模の再処理施設の建設が進められてきた¹⁾。

六ヶ所に建設中の商用再処理施設の建設工事は全て終了し、原子力発電所から使用済み燃料を受け入れて2006年3月からアクティブ試験を開始したが、2007年12月にガラス溶融炉の不適合が発生し、国内外の知見を結集して取り組んでいるものの対策は難航している。その他にもアクティブ試験で発生した様々な事象に対する品質改善の取組のため2012年9月に提出された再処理施設の工事計画の変更の届出では、しゅん工予定は2013年10月となっている。また、事業指定申請を行った平成元年には建設費を約8千億円と見込んでいたが相次ぐ設計変更等により2011年2月には3倍の2.1兆円を超える規模に膨らみ³⁾、2011年3月に発生した東日本大震災による福島第一原子力発電所事故後の安全強

化対策により建設費はさらに増加する見通しとなっている。



東日本大震災以降、国内のほとんどの原子力発電所が停止し、今後の原子力に関するエネルギー政策は不透明となっている。このような状況において原子力委員会では将来のエネルギー政策を見据えた核燃料サイクルの選択肢について検討が行われ、原子力発電所の依存度に応じた使用済み燃料の取扱の基本方針が示された⁴⁾。

① 軽水炉燃料サイクル

原子力発電所の新增設は行わず2030年時点で原子力発電所比率を0%とする場合は、「全量直接処分」を採用するのが適切である。

② 再処理・直接処分併存

2030年時点での原子力発電所比率を15%程度まで下げる場合は、「再処理・直接処分併存」を採用するのが適切である。

③ 低減と再処理

当面原子力発電所の比率を低減させていくものの、その後は新增設を行い、原子力発電所の比率を20~30%程度とする場合、「全量再処理」の政策が有力であるが、将来の不確実性に対する柔軟性を確保することを重視するのであれば、「再処理・直接処分併存」を選択することが有力である。

どの選択肢であっても将来の政策変更に対応できるような備えを進めることが重要であるとされている。

一方、使用済み燃料を再処理することにより取り出したプルトニウムを燃料とする高速増殖炉「もんじゅ」では1995年12月にナトリウム漏えい事故の影響で性能試験はいったん中断し、2010年5月に性能試験を再開したが、2010年8月に炉内中継装置が落下する事象が発生し、復旧工事が行われた。事業者の日本原子力研究開発機構は試運転の第2段階に当たる40%出力確認試験を開始し、10年程度運転する計画案を文部科学省の作業部会に提示しているが、原子力規制委員会はもんじゅ敷地内で断層調査を行う予定で、2013年7月には新たな安全基準も策定されるため、「現時点でその先のスケジュールは見通せない」として2013年度のエネルギー政策対応費は見送られ、高速増殖炉サイクルの動向も不透明となっている。

以上の通り核燃料サイクルの商業的実用化にあたっては六ヶ所再処理施設のしゅん工遅れ及び建設費の高騰の他に東日本大震災を契機とする我が国のエネルギー政策の方向性が不透明となっていることも一因となっている。

(2) について

(1) 項で説明した我が国における核燃料サイクルをめぐる現状を踏まえて核燃料サイクルの商業的実用化に時間を要している課題として六ヶ所再処理施設のしゅん工遅れに対する技術的な対応策について説明する⁵⁾。

① ガラス固化溶融炉の不適合

2007年11月にガラス固化溶融炉Aで固化試験を開始したがガラス固化体60本を製造したところで安定運転が困難となり試験は中断された。時系列を以下に示す。

- 2007年11月 溶融炉A系で固化試験を開始
- 2007年12月 白金族の堆積で安定運転が困難となり中断
- 2008年6月 安定運転条件の検討結果を国に報告
- 2008年7月 試験再開するも、翌日流下ノズル閉塞により中断
- 2008年10月 試験再開するも、不溶解残渣投入後、流下性が低下し、白金族体積指標も悪化
- 2008年12月 かくはん棒の曲がり、天井レンガの一部損傷を確認
- 2009年11月 東海村の実規模モックアップ試験施設(KMOC)で試験を開始
- 2010年3月 溶融炉A系の熱上げを開始
- 2010年6月 溶融炉A系のレンガを回収
- 2010年7月 ガラス固化溶融炉運転方法の改善検討結果を報告
- 2010年10月 最終報告

ガラス固化溶融炉は、レンガで組み上げた炉内で、ガラスに直接通電して加熱し溶融するもので、高レベル廃液にアルカリ廃液、不溶解残渣(ファイン)廃液を混合した廃液を、炉の上部からガラスビーズとともに投入し、ガラス液面上で水分を蒸発させ、仮焼層を形成させて廃棄物成分のみを溶融ガラスの中に溶かし込むものである。廃棄物成分を含む溶融ガラスは、炉の底部から流下ノズルを通して抜き出し、ステンレス製キャニスタの中に流下させるものである。

天井レンガの損傷の原因は、過去に実施した間接加熱装置のヒータ温度の急激な降下により発生した熱応力によりレンガに亀裂が発生して損傷に至ったもので、対策としては、ヒータ温度降下速度が10℃/10分程度にゆるやかにするように運転方法を改善することとした。

また、不溶解残渣投入後、流下性が低下する事象に関してKMOCでの再現試験の結果、模擬の不溶解残渣(ファイン)及びトリブチリン酸(TBP)を供給した際に仮焼層の変化によりガラス温度が上昇することが判明し、新たに温度計(測定点2個)を追加設置し適切に加熱電力を調整することとした。また、炉底部への白金族元素の沈降、堆積が促進する前に白金族元素を抜き出すため、定期的に洗浄運転を行い、更に洗浄運転中に仮焼層を壊さぬよう、模擬ビーズに替えて低模擬廃液とガラス原料ビーズを供給するように運転方法を改善することとした。

② 高レベル廃液濃縮缶漏えい

高レベル廃液濃縮缶の温度計保護管内先端のキャップ部の損傷により高レベル廃液の漏えいが発生した。(2010年8月2日確認)原因は、濃縮缶内の析出物と温度上昇により腐食が発生したもので、直接補修が困難な部位のため対策としては保護管内部を圧縮空気により加圧し、保護管内への廃液の浸入を防止する加圧方式を採用し、加えて、温度計の汚染防止用の管を保護管内に挿入することとした。

③ 品質強化対策

平成22年3月31日までのアクティブ試験において発生した不

適合・改善事項（計981件）の傾向を分析し、「設備の不適合等の早期発見とその処置に関する評価」及び「不適合事項の発生を低減するための対応を評価、検討」が行われた。不適合事項についてはその原因を特定し、是正処置が実施された。改善事項についても処置内容を検討し予防処置が実施された。これらの処置の対応として設備の改善及びシステムの改善を図ってきたことでその実効性が評価できる。また、初期不良については、概ねその抽出がなされ、経年劣化による不適合事項については、アクティブ試験で得られた知見を有効に活用し定期的な保守計画に反映し、予防保全に取り組んでいる。その他に手順書の不備等に起因する不適合事項や知識・教育の不足に起因する不適合事項についても一連のアクティブ試験を通して概ねその抽出がなされたものと評価されている。

一方、「原子力発電所における安全のための品質保証規定（JEAC 4111-2003）の適用指針（JEAG4121-2005）」の2007年追補版2が発行され「根本原因分析のガイド」が示され、これまで実施してきた根本原因分析の経験を反映したガイドラインと JEAG4121-2005の2007年追補版2の内容を満たすように仕組を整え、「不適合の根本原因分析実施要則」の制定、「再処理事業部不適合等管理要領」の改正が行われた。

④東日本大震災の安全対策⁶⁾

2011年3月の福島第一原子力発電所事故では、地震によって想定を超える規模の津波が発生し、設計上では想定していなかった同時多発的で長時間にわたる安全機能喪失が発生した。再処理施設に関して、規制庁行政は同年5月1日に再処理規則を改正し、津波その他の事象によって全交流電源供給機能、崩壊熱除去機能、水素滞留防止機能の3機能が喪失した状況に対する緊急安全対策を事業者へ指示した。その後に出されたシビアアクシデントへの対応指示への対応も含めて、非常用動力装置の複数台の運転待機状態の確保、緊急時の電源確保及び崩壊熱除去機能の追加措置、緊急時対応計画の点検と訓練、制御室の作業環境の確保等の措置が実施された。また、内閣官房は、2012年1月に核燃料サイクル施設も含めた新しい安全規制を構築するとして原子炉等規制法の改正案を発表した。福島第一原子力発電所事故は、サイト内電気設備の共通要因故障が長時間の全電源喪失を引き起こし、アクシデントマネジメントが不十分であったことなどから、結果としてシビアアクシデントを防止できず、大量の放射性物質を環境中に放出したものであり、今後は、設計上の想定を超える重大事故も考慮した安全規制に転換するとして。即ち、これまで事業者の自主的取組と位置付けてきたアクシデントマネジメントを法令による規制対象とする、また、施設的设计及び運用における安全対策の総合的なリスク評価の公表の義務付け、既設施設に対しても最新の規制基準への適合を義務付けるいわゆるバックフィット制度の導入など、不断の安全性向上を行うとしており、これに対応する更なる安全強化対策を講じる必要がある。

【参考文献】

- 1) 「核燃料サイクルをめぐる議論—再処理か、直接処分か—」, 2005年5月17日 国立国会図書館 ISSUE BRIEF NUMBER 473 経済産業課
- 2) 「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」、平成12年11月24日 原子力委員会
- 3) 「六ヶ所再処理工場の現状と今後の見通しについて」、2011年2

月21日 日本原燃（株）新大綱策定会議（第4回）資料第2-2号

- 4) 「核燃料サイクル政策の選択肢について」、平成24年6月21日 原子力委員会
- 5) 経済産業省 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 核燃料サイクル安全小委員会 六ヶ所再処理施設総点検に関する検討会 配布資料
- 6) 日本原子力学界 再処理・リサイクル部会テキスト「核燃料サイクル」1-4 燃料サイクル施設の安全性

I-2 ウランの濃縮技術には幾つかの方法がある。

- (1) 我が国が開発した濃縮技術の特性を述べ、現状でどのように活用されているか説明せよ。
- (2) また、技術的課題がどこにあり、その課題克服と今後の濃縮技術の方向性についてあなたの意見を述べよ。

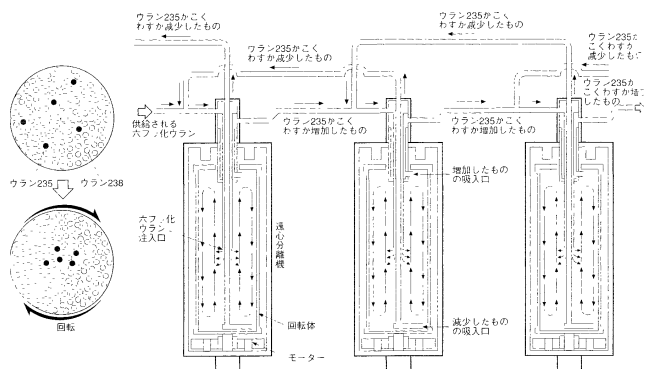
【解答のポイント】

(1) について

ウラン濃縮には①ガス拡散法、②遠心分離法、③レーザ分離法等がある。ウラン濃縮技術は核不拡散上の機微情報のため、各国独自の自主技術で開発が進められており我国においては一貫して純国産技術として研究開発が進められてきた。

1972年に遠心法ウラン濃縮技術がナショナルプロジェクトに指定されて以降、遠心分離機及び濃縮プラント機器の開発が行われ、動力炉・核燃料開発事業団（現日本原子力研究開発機構）が人形峠にパイロットプラントおよび原型プラントを建設し、ウラン濃縮プラントの開発・実証が行われてきた。その後日本原燃産業（株）（現日本原燃（株））に技術が移転され、1992年に青森県六ヶ所村に商用のウラン濃縮プラントが操業を開始して現在に至っている¹⁾。

遠心分離法とは重い成分と軽い成分から成る混合ガスを円筒に注入して高速回転させると、円筒半径位置の内側（中心軸に近い方）に軽い成分が、外周側（円筒の内壁付近）に重い成分が集まりやすいという性質を利用してウラン濃縮を行うものである。ウラン濃縮用の遠心分離機ではUF₆ガスを使用し、核分裂性物質として着目される²³⁵UF₆が軽い成分であり、²³⁸UF₆が重い成分に相当する²⁾。



ウランの遠心分離法のしくみ²⁾

音速をはるかに超える速度で回転を安定的に維持するため強大な遠心力に長期間耐える回転胴と、胴内の超音速流の最適化等の技術開発が必要である。

また、濃縮ウランを扱う設備であることから臨界管理などの安全対策や核セキュリティ問題にも配慮する必要がある。

(2) について

ウラン濃縮技術に関する技術課題とその克服及びその方向性について説明する³⁾。

① 《新型遠心分離機の開発》

六ヶ所ウラン濃縮工場では経年劣化により遠心分離機が停止し生産能力が低下しているため従来の金属胴遠心分離機を改良し高性能で経済性に優れた新素材胴を用いた新型分離機を開発し順次導入していく計画である。

新型遠心分離機はウラン濃縮の国際役務価格 100 ドル/KgSWU 程度を想定し国際競争力のある経済性を確保するため、現行の金属胴遠心分離機と比較し濃縮性能は設計値の約5倍、寿命は設計値以上を目標として開発が行われた。分離性能を高めるため、高周速化と長胴化を図る必要があり、高周速化に対応した回転胴構造の開発や上下軸受、モータ、駆動電源の長期信頼性の確保が課題となる。また、新素材特有の粘弾性クリープ現象を解析し、寿命末期の10年後でも安定運転可能であることを検証する必要がある。

② 《安全上の対策》

濃縮ウランを取り扱うので、臨界事故を防止する対策が必要である。主工程においては大量のUF6を取り扱う必要があるため、容器の大きさを制限する方法は適当でない。そのため臨界管理は、濃縮度制限と減速材の抑制を組合せた管理方法が採用されている。カスケード運転に際しては、濃縮度制限値(5w%)を超える運転条件となる圧力・流量の範囲に対してインターロックが設定されており、万一誤操作等によってこの運転領域に入り込む可能性が生じた場合には、自動的に濃縮流と減損流を混合する運転モードに移行し、濃縮度が制限値を超えないようにしている。そのうえで、UF6を収納する容器に、減速材となり得る水分が混入しないように管理している。そのため、工程の随所で圧力と温度を適宜測定し、その温度におけるUF6の平衡蒸気圧と比較して不純ガスの含有量を評価し、必要に応じて不純ガスを排気してUF6の純度を高める。なお、不純ガスのうちフッ化水素が最も中性子減速効果が大きいので、不純ガスの全量をフッ化水素と仮定した最も厳しい条件で臨界安全性評価がなされている。なお、水分を管理することが困難な使用済み吸着剤の廃棄処理やシリンダ洗浄等の湿式工程においては、取扱うウランの量を制限する管理方法等が採用されている。

UF6は、容器から漏洩すると空気中の水分と反応して猛毒のフッ化水素を生じるので、常に閉じ込めておく必要がある。そのため、工程の大部分が大気圧よりも低く維持されており、室内への漏出リスクを低減している。内部の圧力が大気圧を超える液化均質工程等については、シリンダを耐圧気密槽に収納して閉じ込めバリアを多重化するとともに、槽内空気中のフッ化水素の有無を常時監視している。UF6配管の着脱操作や機器類の分解を行う部屋においては、室内を負圧に維持するとともに排気中の放射能濃度やフッ化水素濃度を常時監視している。

日本は地震国であるので、六ヶ所濃縮工場の建物及び設備・機器は、国が定めた指針に従い、立地地点で想定される最大の地震力に対して十分耐えられるように設計・建設されている。遠心分離機については、破損時の衝撃が閉じ込め性能の低下に繋がらないように、ケーシングの強度が特に考慮されている。もともと遠心分離機は、通常運転時においても偶発的に破損することが想定されているため、確認試験により十分なケーシング強度を有することが実証されている。なお、財産保護の観点から、我が国の遠心分離機は、発生頻度

の高い通常規模の地震程度では容易に破損しないように構造上の考慮がなされている。

六ヶ所ウラン濃縮工場においては、測定器に付属するアイソトープを除けば、強い放射線を伴う物質を取り扱うことがない。工場内の作業で潜在的被ばくリスクが高まるのは、空の原料シリンダに接近する場合であるが、通常の作業時間内で被ばく線量が管理基準値に達することはない。したがって、遮へいのための設備は特に必要ない。なお、空の原料シリンダの内面には、ウランが崩壊して生成した娘核種が微量残存しており、また、高密度のウランによる自己遮蔽効果がないため、シリンダ表面の線量が比較的高くなっている。

③ 《保障措置》

保障措置とは、核分裂性物質が本来の使用目的から外れて核爆発装置等に転用されることのないように、その使用状況を国際条約に基づいて確認する活動であり、日本国政府が主体となって国際機関(IAEA)も参加して実施されている。我が国が国際社会の中で原子力の平和利用を着実に進めていくためには、保障措置活動に対する誠実な対応が大前提となる。六ヶ所ウラン濃縮工場においては、遠心分離法によるウラン濃縮施設の特徴(短期間のうちに有意量の濃縮ウランを製造可能、遠心分離機に関する機微な技術情報を確実に管理する必要性等)に応じた査察手法が開発され適用されている。

④ 《今後の濃縮技術の方向性》

ウラン濃縮事業は、世界中の主要国において数多く実施され、あるいは計画されており、当面は供給過剰状態が続くため、ウラン濃縮役務費の面で厳しい競争に直面している。世界のウラン濃縮の主流は遠心分離法に移っており、我が国の遠心分離機は、性能の面ではトップクラスに属するものと考えられるが、厳しい競争に勝ち残るためには、一層のコスト削減及び信頼性向上に努力していく必要がある。特に、遠心分離機の部品に関する材質、構造の改良、製作工程の合理化等を引き続き推進していくことが重要である。

【参考文献】

- 1) 「ウラン濃縮技術開発(課題説明資料)」、平成13年9月改訂 核燃料サイクル開発機構
- 2) 「原子力がひらく世紀」、日本原子力学会(2011)
- 3) 日本原子力学界 再処理・リサイクル部会テキスト「核燃料サイクル」3-2 ウラン濃縮

I-3 我が国において高レベル放射性廃棄物の地層処分が、
 (1) 安全にしかも経済的に実施可能とする技術的成立性について説明せよ。
 (2) さらに我が国で地層処分を実現していくために、今後何をなすべきかあなたの意見を述べよ。

【解答のポイント】

(1) について

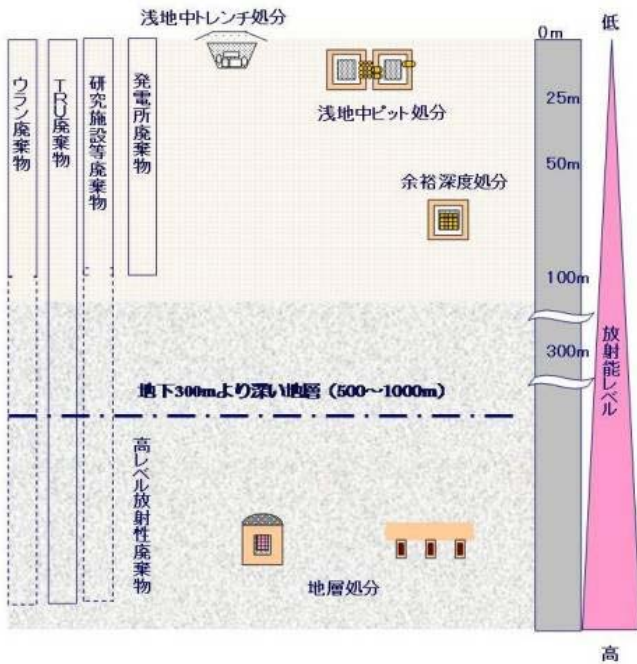
我が国で発生する放射性廃棄物の種類と処分方を以下の図、表に示す。

「高レベル放射性廃棄物」は使用済み燃料を再処理することによって発生し、ほう珪酸ガラスと共に固化されたものがガラス固化体となる。出力30GW_eの原子力発電所を1年間運転して発生する使用済燃料から約1千本、発電所を40年間運転した場合、約4万本のガラス固化体が発生する。我が国の高レベル放射性廃棄物の処

放射性廃棄物の種類と処分方法

発生場所	放射性廃棄物の種類	処分方法等	
再処理工場	高レベル放射性廃棄物	地層処分 (冷却貯蔵後、地下300m以上の地層への処分)	
MOX燃料成型加工工場	長半減期低発熱放射性廃棄物	(含まれる放射性物質の濃度に応じて区分し、コンクリートピット処分、余裕深度処分、地層処分を想定)	
原子力発電所	低レベル放射性廃棄物	炉心等廃棄物(仮称) (放射能レベルの比較的高い廃棄物)	余裕深度処分 (一般的な地下利用に余裕を持った深度、例えば50~100m程度の地中への処分)
		低レベル放射性廃棄物 (放射能レベルの比較的低い廃棄物)	浅地中処分(コンクリートピット処分) [日本原子力研究開発機構低レベル放射性廃棄物施設センター(六ヶ所)で実施]
		極低レベル放射性廃棄物 (放射能レベルの極めて低い廃棄物)	浅地中処分(トレンチ処分) [日本原子力研究開発機構原子力科学研究所で実施]
		ウラン廃棄物	(含まれる放射性物質の濃度に応じて区分し、トレンチ処分、コンクリートピット処分、余裕深度処分、地層処分を想定)
ウラン濃縮工場 ウラン燃料成型加工工場	ウラン廃棄物	(含まれる放射性物質の濃度に応じて区分し、トレンチ処分、コンクリートピット処分等 ^(注1))	
病院、研究所等	研究施設等廃棄物	(含まれる放射性物質の濃度に応じて区分し、トレンチ処分、コンクリートピット処分等 ^(注1))	
原子力施設の運転・解体等に伴い発生	放射性廃棄物として取り扱う必要のないもの (クリアランス相当の廃棄物)	再生利用や産業廃棄物と同様の処分が可能	

注1 文部科学省にて処分事業の具体的な推進方策について検討中



原子力規制委員会HPより

分方策は人間生活環境から十分離れた安定な地層中（地表から300メートル以深）に処分する地層処分が採用されている。

東海村と六ヶ所村にある高レベル廃棄物貯蔵施設には海外から返還されたものを含めてガラス固化体が1703本あり、2020年頃にはガラス固化体4万本に相当する使用済み燃料が発生する見通しである（東日本大震災前の試算）。ガラス固化体の放射能は固化直後では人間が近づくとできないほど高く、数万年以上の時間をかけて減衰するため、長期にわたり人間の生活環境から隔離する必要がある。そこで人間が直接関与しなくても安全に隔離できる方策として地層処分が多く採用されている。

地層処分は長期にわたって物質を閉じ込めることができるという地下深部の性質を利用した天然バリアと埋設された廃棄物から放射性物質が天然バリアへ移行することを抑制するために人工的に設けられる人工バリアによって構成される。天然バリアと人工バリアを組み合わせた多重バリアによって、長期間にわたって人間の生活環境から放射性物質を隔離することができる¹⁾。

1999年に核燃料サイクル開発機構（現、日本原子力研究開発機構）は、1976年からの20年以上にわたる研究開発成果²⁾を公表し、その研究成果に基づき2000年6月に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が制定された。

この最終処分法に基づいて、2000年10月に原子力発電環境整備機構（NUMO）が高レベル放射性廃棄物の地層処分を行う実施主体として設立された。NUMOは「安全な処分の実施に係る技術的信頼性が向上したことを示し、地層処分事業の安全確保に関する説明の技術的拠り所とする」ことを目的として、2000年のNUMO設立から現在までの地層処分技術の整備状況を中心とした報告書「地層処分事業の安全確保（2010年度版）—確かな技術による安全な地層処分の実現のために—」³⁾を取りまとめ公表されているので技術的な成立性の詳細については本レポートが参考となる。

(2) について

高レベル放射性廃棄物の処分に関しては、2000年に制定された「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」に基づく方針及び最終処分計画に沿って、関係行政機関やNUMOにより、文献調査開始に向けた取組みが行われてきている。2007年1月に高知県東洋町から初めての応募があったものの同年4月に応募は撤回された。このような経験から国自らがいっそう積極的に関与するという観点でNUMOによる公募活動に加え、国による申し入れ制度が追加された。しかしながらその後は文献調査開始に必要な自治体からの応募もなく、最終処分地は決定していない状態が長く続いている。

NUMOでは実施主体として処分事業の的確かつ合理的・効率的な実施を目的とする事業化技術開発を実施しており、これまでに概要調査地区選定段階とその次の段階である精密調査地区選定段階の実施事項を支える具体的な技術の準備を整えた。現在は、精密調査地区選定段階以降に必要となる技術を含めて、地層処分事業の安全な実施や効率性の向上等を目指した技術開発を実施している。

一方、国および関係研究機関では、処分事業や安全規制の基盤となる技術の確立を目指した研究開発（基盤研究開発）が行われている。資源エネルギー庁は、この基盤研究開発を計画的かつ効率的に進めるために「地層処分基盤研究開発調整会議（以下、「調整会議」という）」を設立した。

NUMOは、この調整会議に、基盤研究開発成果のユーザーとして参画し、実施主体として体系的に整理した地層処分技術を確実に整備するための技術的要求事項（ニーズ）等を提示するとともに、基盤研究開発成果の確認を行っている。このようにNUMOは、基盤研究開発機関との緊密な連携の下、技術開発に取り組んでいる。

処分事業は100年にもわたる長期の事業であるため、長期的な技術力の維持・向上が必要となる。NUMOでは、関係研究機関からの技術移転、人材確保・育成や技術継承について、関係研究機関と連携して取り組んでいる。

処分事業への信頼を獲得していくうえでは、まずNUMO自身の業務や活動の状況を国民にわかりやすく伝えていくことが必要である。そこで、技術開発成果について、NUMO技術開発成果報告会の開催、NUMO技術報告書の公表、各種の国内学会および国際会議における報告等を行い、積極的な公表に努めている。

さらに2011年3月の東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、追加検討として事業期間中や閉鎖後長期の安全確保に関するより幅広い観点からの検討を実施し、そこで得られた成果を別途取りまとめる予定である。

このような状況で、原子力委員会は日本学術会議に対して、平成22年9月7日付「高レベル放射性廃棄物の処分に関する取組について（依頼）」を發出し、高レベル放射性廃棄物の処分の取組における

国民に対する説明や情報提供の在り方についての提言を依頼した。

これに対し、日本学術会議は、社会科学、地震学等の広範な学術分野の専門家を委員とする「高レベル放射性廃棄物の処分に関する検討委員会」を設置して検討を進め、平成24年9月11日に「高レベル放射性廃棄物の処分に関する取組みについて（回答）」を原子力委員会に提出した⁴⁾。

日本学術会議からの「回答」は、原子力発電を巡る大局的政策についての合意形成に十分取り組まないまま高レベル放射性廃棄物の最終処分地の選定という個別課題について合意形成を求めるのは手続き的に逆転しており手順として適切ではないとして、高レベル放射性廃棄物の処分に関する政策を抜本的に見直すとともに、科学・技術的能力の限界の認識と科学的自律性の確保、暫定保管及び総量管理を柱とした政策枠組みの再構築、負担の公平性に対する説得力ある政策決定手続きと討論の場の設置による多段階合意形成の手続きの整備等が必要であるとした上で、問題解決のため長期的な粘り強い取組を進めるべきとした。

この「回答」に対し、原子力委員会からは次のような（見解）が提示されている⁵⁾。

『科学・技術的能力の限界を認識し、地層処分に懐疑的な国民や専門家が存在することを踏まえた包括的なコミュニケーションを学術界を含む国民との間で行うべきであったにも関わらず、そうした努力が十分なされてこなかった。過去の原子力政策や核燃料サイクル政策において、廃棄物処分の取組が原子力発電の取組と一体で議論されてこなかったのではないかと批判がある。そこで、国は、今後のエネルギー・環境政策についての閣議決定を踏まえて、再処理事業については引き続き従来の方針に従い取り組むとしているが、将来において「どのような核燃料サイクルの取組を行うとすれば、どのような形態の放射性廃棄物をどの程度の規模の処分場に処分することになるのか」について、段階的調査や建設・操業の進展により新たに得られる知見への対応の実現性、処分体の技術仕様や事業の進め方の変更可能性などの様々な不確実性に対応するリスクマネジメントの在り方も含めて整理し、選択肢を示し、それらの得失について丁寧に国民に説明していくべきである。この内容は新しく得られた情報を取り入れて定期的に改定されるべきであり、したがって、この取組は継続的に行なわれるべきことはいまでもない。原子力委員会は、高レベル放射性廃棄物の処分方法については、その時点までの研究開発によって得られた科学的知見とその限界を認識した上で、科学の進展に応じて、新たな知見を反映できるように、リスクマネジメントの観点を取り入れ、可逆性を確保しながら段階的かつ柔軟に意思決定しながら進めることを条件に、地層処分を妥当な選択とした。したがって、国は、定期的に、その時々最新の知見を踏まえて、そうしたリスクマネジメントの在り方を含めての選択の妥当性を確認していく作業を実施し、その成果を国民と共有していく必要がある。特に地層処分に係る取組は長期間にわたるものであり、取組に着手してから時間が経過していくにつれ、科学技術は進歩する一方、国民も世代を交代し、価値観も変化する可能性があるから、定期的に最新の知見でこの選択とそれに続く取組を評価し、その時々国民とその判断を共有する取組を行うことは、地層処分の取組を進めていく際に最も重要なことと考える。東日本大震災により東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故は政府、事業者、専門家だけではなく科学技術そのものに対しても国民の不信感を増大したとの指摘もある。政府や実施主体から独立した第三

者機関のアドバイスや評価を踏まえたものとする。実施主体の取組をレビューし、適宜に実施主体並びに政府に対して取組の改善提案を行う使命をきちんと果たせる第三者組織を整備する。高レベル放射性廃棄物の処分に関する取組の進め方に関しては、国民の間に多様な意見があり得るから、関係者は、この取組に係る様々な決定を国民の関与を得て行なっていくべきことは当然として、その際に、そうした多様な意見を十分踏まえる仕組みを整備することが大切である。』

一方、国の基盤研究開発のうち、地質環境調査評価技術に関する研究開発は、処分地の選定や処分場の設計・性能評価の検討に必要となる地質環境情報を取得するための調査機器や調査手法、あるいは得られたデータを用いて地質環境特性の空間的な分布や長期的な変化を推定しモデル化するための解析・評価手法などを対象として行われている。

実際の処分場やその候補サイトにおける地質環境の調査や評価を如何に行うか、また、その結果を規制としてどのように確認・評価するかについては、それぞれNUMOや規制機関において、サイトの状況などを勘案しつつ、具体化がなされていくものであり、これが適切に行われるに足るだけの技術基盤を先行的に整備していくことが、地質環境調査評価技術に関する国の基盤研究開発の役割である。技術基盤の整備においては、「基本的な技術として漏れがなく信頼できること」、「技術の体系として実用的に整備されていること」が主眼となる。地質環境調査評価技術に関する研究開発を進めるにあたっては、上述の役割を踏まえて研究開発全体の計画を策定したうえで、事業や規制の進展に応じて、その内容を適宜見直していくことが必要である⁶⁾。

【参考文献】

- 1) 「原子力年鑑2013」、2012年11月26日日本原子力産業協会
- 2) 「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—」、1999年11月26日日本原子力研究開発機構
- 3) 「地層処分事業の安全確保（2010年度版）」、2012年9月原子力発電環境整備機構NUMO-TR-12-04
- 4) 「回答 高レベル放射性廃棄物の処分について」、平成24年9月11日 日本学術会議
- 5) 「今後の高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る取組について（見解）」、平成24年12月18日 原子力委員会
- 6) 「高レベル放射性廃棄物の地層処分基盤研究開発に関する全体計画」、2006年12月 資源エネルギー庁

I-4 軽水炉使用済み燃料の中間貯蔵において、
 (1) 世界で実用化されている中間貯蔵技術の特徴を述べよ。
 (2) 中間貯蔵施設の技術を高燃焼度使用済み燃料及びMOX（混合酸化物）使用済み燃料へ適用するに当たっての課題と対策についてあなたの意見を述べよ。
 (3) 中間貯蔵後の再処理に向けて輸送を安全かつ合理的に行うために対応すべき事項についてあなたの意見を述べよ。

【解答のポイント】

- (1) について
 使用済み燃料の貯蔵方式には大きく分けると湿式貯蔵と乾式貯蔵

の2種類がある。

湿式貯蔵では水プールに貯蔵する方式があり、冷却されたプール水により使用済み燃料の崩壊熱を除去するとともに、使用済み燃料からの放射線を遮へいする。代表的な施設としては、スウェーデンのCLAB 中間貯蔵施設があり、水プール貯蔵方式としては、世界最大規模の貯蔵容量を誇る。水プール貯蔵方式の特徴は除熱性能に優れていることであり、大容量の貯蔵及び原子炉から取り出して間もない、発熱量の高い使用済み燃料の貯蔵に適している。但し、他の貯蔵施設と比較して非常用電源や水冷システムが必要であり、建設及び運転コストは高い。

乾式貯蔵では金属キャスク貯蔵方式、コンクリートモジュール方式及びボルト貯蔵方式などがある。

金属キャスク貯蔵方式は、使用済燃料等の輸送に使用してきた衝撃や火災などに耐えうる金属製の容器（キャスク）に収納して貯蔵する方式であり、金属キャスク自身が閉じ込め機能、遮へい機能、臨界防止機能および除熱機能の4つの基本的安全機能をしている。輸送貯蔵を兼用とする場合が多いが、輸送条件を考慮しない貯蔵専用容器とし、キャスク内へ収納する燃料集合体数を増加させている例もある。代表的な施設としては、ドイツのゴアレーベン、スイスのヴェーレンリンゲン、米国のサリー発電所内の貯蔵施設などがある。金属キャスク貯蔵方式は、必要な時期に比較的容易に増設できるため、初期投資の抑制および投資計画の容易さ等のメリットがあることから、1990年以降、欧州圏を中心に採用するサイトが増加してきている。

コンクリートモジュール方式には、コンクリートキャスク貯蔵方式およびサイロ貯蔵方式などがあり、両者とも、使用済燃料を収納したキャニスタ（ステンレス鋼製の円筒状の密封容器）をコンクリート製の遮へい構造物内に貯蔵する方式である。コンクリートモジュール方式は、北米大陸を中心に実用化が進んでおり、貯蔵建屋を設置しない屋外貯蔵としている例が多い。コンクリートモジュール方式の代表的な施設としては米国のパリセード、カナダのピッカリングなどがある。サイロ貯蔵方式の代表的な施設としては、カナダのジェンテリーPS2（縦型サイロ）、米国のオコニー（横型サイロ）などがある。同方式については、容器単位の拡張性を持っていることがメリットとして挙げられるが、容器単位であるが故に貯蔵密度が低くなってしまふことから、ボルト貯蔵施設と類似の連結タイプとすることにより、貯蔵密度を高めたタイプの開発が進められている。また、フランスにおいては、より長期の貯蔵が可能となるよう燃料集合体1体を内部コーティングした小型キャニスタに収納し、更に同キャニスタ複数大型キャニスタに収納する方式を用いた貯蔵システムの開発・研究が行われている。

ボルト貯蔵方式は、使用済燃料を収納したキャニスタをコンクリート製の貯蔵ピット内で貯蔵する方式である。代表的な施設としては、米国のフォート・セント・ブレイン、ハンガリーのパクシュなどがある。ボルト貯蔵施設は、貯蔵効率が良く、大容量の貯蔵に適した方式であるが、その分貯蔵密度が高くなるため、冷却方法に工夫が必要となる。金属キャスクやコンクリートモジュール方式では、自然空冷により使用済燃料からの崩壊熱を除去しているが、ボルト貯蔵方式では自然空冷が主流になりつつあるものの、ドイツやスイスではヒートパイプ方式を採用する強制冷却方式についても開発が進められている¹⁾。

(2) について

高燃焼度の使用済燃料は発熱量が高く、炉内から取り出した直後は除熱能力の大きいプール水方式の貯蔵施設で保管されるのが一般的である。乾式貯蔵施設で貯蔵する場合は除熱能力が重要な課題となり使用済み燃料の発熱量とキャスク等の貯蔵容器の除熱能力の評価を適切に行う必要がある。また、使用済高燃焼度燃料の被覆管は水素を多く吸収しており水素化合物は機械的に脆い性質があり貯蔵中の燃料の崩壊熱の影響により脆化の特性が変化しないか、その挙動を確認しておく必要がある。

使用済みMOX燃料は、ウラン燃料と同じ燃焼期間であれば、ウラン燃料よりも崩壊熱は高くなるがウラン燃料に比べて原子炉での燃焼期間が短いため、炉心から取り出した直後の発熱量はウラン燃料とはほぼ同等である。しかしながら、使用済みMOX燃料はウラン燃料に比べて発熱量の低下が相対的に遅いため、長期的には使用済みMOX燃料の方が発熱量は高くなる。

また、使用済みMOX燃料はウラン燃料と比較して核分裂生成物（ジルコニウム95、ニオブ95、ランタン140）の収率は、ウラン235よりプルトニウムのほうが低いため、ガンマ線源強度は若干低くなるがキュリウム242の自発核分裂などによる中性子発生量が多くなるという課題がある。貯蔵施設（貯蔵容器）においてはこれらの特徴を考慮した遮へい設計を行う必要がある。

(3) について

むつ市に建設される使用済み燃料の中間貯蔵施設では金属製乾式キャスクを用いることになっている。金属キャスクの蓋を開放することは金属キャスクの閉じ込め境界を破ることとなり、作業員の被ばく低減や放射性物質の漏えい防止の観点から望ましくないばかりか新たな事故の発生原因ともなりリスクの増大につながるため、金属キャスクの蓋を開放するための設備を設けないこととしている。

当該中間貯蔵施設では金属キャスクにより、使用済燃料を詰め替えずに50年程度貯蔵することとしており、貯蔵後の輸送容器としても用いることになっている。しかしながら、中間貯蔵終了後に中間貯蔵施設から再処理施設等に輸送する際の発送前検査においては、当該中間貯蔵施設には金属キャスクの蓋を開放しないことから、目視確認等ではなく他の確認方法を検討する必要がある。また、長期間にわたって貯蔵されるため、貯蔵期間中の確認も必要になってくる。

以上より金属キャスクの長期健全性を確認するための検査、発送前検査等について次のような検討を行う必要がある。

- ① 中間貯蔵後の輸送における金属キャスク及びその収納物の健全性確認の観点から、乾式貯蔵の状況調査等を継続的に実施し、長期健全性に関する知見の蓄積を図る。
- ② 中間貯蔵後の金属キャスク及びその収納物の輸送に係る安全性を確保するための発送前検査として、中間貯蔵施設の特徴を考慮した合理的な検査方法を定める²⁾。

【参考文献】

- 1) 原子力百科辞典 ATOMICA 「使用済燃料中間貯蔵技術」(06-01-05-14)
- 2) 「使用済燃料中間貯蔵に係る貯蔵後輸送の安全性確保方策について」、平成22年2月3日 原子力規制委員会 輸送物技術顧問会

「放射線利用」の問題と解答のポイント

以下に、平成24年度に出題された選択科目「放射線利用」の問題と回答のポイントを示す。

選択科目【20-4】放射線利用

I 次の4問題のうち2問題を選んで解答せよ。(問題ごとに答案用紙を替えて解答問題番号を明記し、それぞれ3枚以内にまとめよ。)

I-1 放射線を高度に利用するためには、放射線の種類と標的物質の組合せに依存する照射効果に関する体系的理解が必要になる。下記の問いに答えよ。

(1) γ 線及び荷電粒子線(電子線を除く)、それぞれが無機系物質(半導体、化合物など)と有機系物質(高分子、生体など)両者に及ぼす照射効果の差異を明確に示せ。(

(2) γ 線の利用について、無機系物質と有機系物質を対象としたそれぞれの具体例を1つずつ挙げ、説明せよ。

(3) また、荷電粒子線(電子線を除く)の利用について、無機系物質と有機系物質を対象としたそれぞれの具体例を1つずつ挙げ、説明せよ。

【解答のポイント】

(1)について

・無機系物質に対する γ 線と荷電粒子線の照射効果差異

γ 線は無機系物質の比較的深部まで侵入し、無機系物質と相互作用を及ぼす。その結果、回折や散乱、吸収や透過、蛍光X線や光電子など γ 線と物質の相互作用を利用した分析に適している。一方、荷電粒子線は10-500keV (1,600-80,000eV)の範囲で使用され、イオンが表面近くの10nmから1 μ m程度のところで停止する。荷電粒子線によるイオン注入は対象物の表面付近で化学変化・構造変化が求められる場合に特に有効である。

・有機系物質に対する γ 線と荷電粒子線の照射効果差異

放射線が遺伝子物質であるDNAが直接作用するか、放射線で水が分解して生成したフリーラジカルやイオンにより、DNAが損傷する。その損傷の影響は、発芽組織のような細胞分裂が活発な組織ほど受けやすい。がん細胞は細胞組織増殖が速いため、放射線感受性が高い。そこで、特に生体のがん細胞に対する放射線治療に関する照射効果の差異について記述する。 γ 線は体表面近くで最も強く、深く進むにつれて減弱する。この結果、深部のがんを治療する時、それに至るまでに正常組織の障害を受けやすい。一方、荷電粒子線は重粒子線を例として記述する。がん治療を示す指標としては、生物化学的効果比(RBE)と酸素増感比(OER)がある。重粒子線の治療効果はRBEで γ 線の3倍、OERで約2倍である。重粒子線はエネルギーに応じて体内のある深さで急に強くなるブラッグピークと呼ばれる高線量域を形成が、その前後は弱いので、ピークの部分をがんの患部に合わせることで、正常組織の障害を少なくすることができる。特に炭素イオン線はこの性質に加えて、陽子線よりも体内飛跡の単位長さあたりに与える平均エネルギー(LLET: Liner Energy Transfer)が大き

いため、高い生物学的効果を持つ高LET放射線であるので、治療上大変都合の良い性質を有している。

(2)について

・ γ 線の無機系物質への利用の具体例

γ 線の半導体加工の市場規模5兆円以上である。特に今後期待される技術としてはX線リソグラフィがある。現在の光学露光では線幅で40-45nmが限界である(実際は193nm程度)が、より高精細にするために軟X線領域の13.5nmの極端紫外線(EUV: Extreme ultra Violet)の波動性を利用して結像光学系でマスクパターンを縮小露光するものである。量産化に向いていることから、将来のナノ構造デバイスへの応用を目指している。ただし、ナノ空間領域での反応を制御する必要があることが明らかになってきた。

γ 線の有機物質への利用の具体例

・ γ 線の有機物質への利用の具体例

滅菌、CTや核医学に代表される画像診断および、 γ 線治療が挙げられる。殺菌は電子線による殺菌より経済規模は大きい γ 線による滅菌では、大量のRI(放射線同位元素、例えば ^{60}Co)が用いられること、滅菌に必要な時間が長く、大量の物質の滅菌には対応できていないので、電子線による滅菌が増加している。

画像診断装置であるCTや核医学に代表される画像診断への適用の例として核医学を挙げる。核医学でin vivo検査では用いられるRIでは $^{99\text{m}}\text{Tc}$ の利用が多い。 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ は、がんの骨転移を調べるのに適している。 Tc-99m を生み出す Mo-99 の半減期は6.6時間と短いにも関わらず、ほとんどがカナダからの輸入に頼っている。2007年のカナダの原子炉トラブルにより1カ月程度輸入が停止した。国内での製造が望まれる。

γ 線によるがん治療は広く行われている。放射線医薬品の投与による治療には、 ^{131}I による甲状腺がん治療、 ^{90}Y による悪性リンパ腫、 ^{89}Sr による多発性骨転移の疼痛緩和治療などがある。小密封線源による治療には、 ^{192}Ir による腔内照射や患部に挿入して行う肺がん、食道がん、子宮頸がんなどの治療、 ^{198}Au を用いた舌がん、中咽頭がん、 ^{125}I による前立腺がんの治療などがある。X線や γ 線による照射では、線量が体表面で高く、体内部で知策になるので、患部での線量を高くする工夫がいる。このためには多方面からの照射が必要となる。このような方式を進めた治療として、200個あまりの密封線源を用いて γ 線を患部に集中させる γ ナイフ、X線発生装置をコンピュータで制御し、X線を患部に集中させるサイバーナイフ、患部の形状に合わせて多方面から強度を変化させて照射する強度変調放射線治療(IMRT)などの治療法が用いられる。

(3)について

・荷電粒子の無機物質への利用の具体例

荷電粒子によるイオン注入は、対象の物質と別の元素を注入することにより、物質に化学的変化を与える。半導体ウェハの任意の位置に添加したい元素を導入でき、半導体の伝導性を制御してダイオードやトランジスタが作り込める。注入深さは10nmから1 μ m程度である。イオン注入は対象物の表面付近で化学変化・構造変化が求められる場合に特に有効である。

イオン注入が最も一般的に用いられるのは、半導体中へのドーパント注入である。半導体において普通ボロン、リン、砒素など純度の高いドーパント原子を注入したい時、ドーパント原子のボロンは

三フッ化ホウ素 (BF_3) ガス、リンはホスフィン (PH_3) ガス、砒素はアルシン (AsH_3) ガスが一般的に使われ、数 keV から MeV 級のエネルギーで加速させ、半導体シリコンに注入する。

・荷電粒子の有機物質への利用の具体例

荷電粒子の物質内でのエネルギー付与は、荷電粒子の飛程の最終端で大きくなるブラッグカーブで表わせるため、体内の患部への大きな線量を与えることができ、がん治療に適した方法であり(①)、陽子線の治療と重粒子線治療がある。

陽子線治療の特徴は、(1)飛程より遠くには線量を与えないため、周囲に健常組織があっても十分な線量を安全に照射できる。(2)世界で30,000例以上の実績がある。一方、重粒子線治療の特徴は、(1)荷電粒子の質量が大きいいため体内で散乱の影響を受けにくく、直進性が陽子線より高い、(2)細部の与えるエネルギーが高いため細胞周期による放射線効果の違いを超えて、細胞を死滅させるので、がんによっては1回の照射で治療効果が期待できる。(3)がん組織の中心部は血流が不足し、酸素不足状態になっていて、このための放射線感受性が低いのが、重粒子線ではこの影響を受けないなどがある。荷電粒子を利用したがん治療は切らずに治せる治療方法としては広まりつつあるが、設備の高額な予算が必要であることなどのため、現在、治療施設が数か所程度と限られている。

【参考文献】

- (1) 水木純一郎他、量子ビームが切り拓く未来(I V) 光子・放射光利用技術のフロンティア、日本原子力学会誌、Vol. 51, No. 2, P16, (2009).
- (2) 辻井博彦、医学分野における量子ビームの利用、量子ビームテクノロジー、P71、(2006)、スプリング・ジャパン
- (3) 柴田徳思、放射線の利用と展望 工業・医療分野における利用動向、日本原子力学会誌、Vol. 50、No. 9、P48、(2008).
- (4) 伊藤久義、生活の中の放射線利用—工業利用—、No. 374、P1、(2008)、FBNews.
- (5) 南波秀樹他、量子ビームが切り拓く未来(II) バイオ・環境・エネルギーに貢献する荷電粒子・R I 利用研究、日本原子力学会誌、Vol. 50, No. 12, P29, (2008).

1-2 農業分野における放射線利用として、品種改良、害虫駆除、食品照射及びトレーサー利用がある。この中から2つを選び、下記の問いに答えよ。

- (1) それぞれの方法と特徴について述べよ。
- (2) それぞれの現状を述べ、課題を複数挙げよ。
- (3) 課題の対応策を具体的に示せ。

【解答のポイント】

農業分野における放射線利用して既に問題文に4つのテーマが与えられている。4つのテーマはどれも公知文献(原子炉がひらく世紀)、原子力白書等で記述されているものである。実際に答案を作成する際には、解答者が記述しやすい2つのテーマを選択すればよい。ここでは4つの放射線利用についてそれぞれ概略を示す。

(1)について

- ・品種改良
- ・ γ 線による品種改良

方法： γ フィールドの中心部に γ 線照射源を設置し、この γ 線源から同心円状に被写体を置く。放射線はある時刻にある量だけ放射される。フィールド外側での被ばくを防ぐため、 γ 線の直進性を利用して外周に高い土手を築く。

特徴：以下の3点があげられる。(1)自然に起こる突然変異も人為的に起きる突然変異も様相は全く同じであること。(2)突然変異は子孫に伝えられること。(3)人為的に得られたものにも有用なものがあり、自然突然変異よりも高い頻度で短い年月で有用なものが得られること。

・イオンビームによる品種改良

方法：モデル植物であるシロイヌナズナに炭素イオンビームを照射し、植物で初めてとなる紫外線耐性遺伝子や知基礎の蓄積に係る遺伝子、花卉の形態を制御する遺伝子や植物ホルモンオーキシンに関わる遺伝子を同定し、シロイヌナズナの突然変異体を生成する。

特徴：突然変異率は電子線に比べて平均17倍高く、誘発される変異は点様突然変異と逆位や転座などの大きな構造変化が同等で生じる。現品種の特性を損なうことなくワインポイントの形質改良が行えること。 γ 線の比へ変異の誘発率が高い、新しい品種・変異体が獲得できる。特定の遺伝子変異を誘発できる。

・害虫駆除

農薬を使って害虫を駆除すると、害虫は次第に農薬にも耐性を持つようになり、根絶することが難しい。また、農薬散布は多種類の昆虫を無差別に殺してしまうとともに、地下水や大気及び食品などの汚染を引き起こす可能性がある。

方法：フェロモンなどの特定の誘引物質と殺虫剤を組み合わせる誘引法と害虫のオスを放射線で不妊化させる不妊虫放飼法がある。

ここでは、不妊虫放飼法について示す。人工的に飼育した害虫の雄のさなぎに適量の放射線を照射すると、それから羽化した成虫は正常な雌成虫と交尾することはできませんが、受精させることができなくなる。このような雄の成虫を自然界の害虫集団に継続的に大量に放飼すると、雌が受精能力のある雄と交尾する機会が少なくなり、受精卵を生む割合が減り、やがて害虫集団が絶滅する。

特徴：不妊虫放飼法は生まれた卵は孵化しないので、次第に害虫の個体数が減少して、最終的には根絶できることを狙っている。雄が雌を積極的に追いかけるという生物の習性を使って隠れている虫まで探してしまうという点で、害虫の根絶が可能である。

・食品照射

方法：食品や食料を保存もしくは衛生化するために γ 線や電子線を照射する。我が国では、 ^{60}Co を放射線源とする γ 線照射施設が設置されている。

特徴：主な特徴は次の2点である。(1)処理によって食品の温度が上昇しないこと。(2)食品中で放射線のエネルギーは最終的には熱エネルギーになって消滅するため食品に残留しないということ。放射線は生きた細胞内の遺伝物質を効果的に不活性化させる能力を持っているため、食品中の腐敗菌や病原菌などの汚染微生物を殺菌する作用があると同時に食品に付く寄生虫や害虫などを殺滅することができる。

・トレーサー利用

方法：動植物の体内に検出したい元素の放射線同位元素を混入させておく。放射線同位元素は、検出元素と全く同じ働きをするので、放射線同位元素からの放射線を測定することにより、吸収速

度、移動速度が測定できる。また、中性子照射により放射線を発する安定元素を生体に取り入れさせ、捕獲したのち、中性子により安定元素を放射性同位元素に変換させ、 γ 線を調査することにより、安定元素を取り入れた場所が特定できる。

特徴：RIによるトレーサー法は、放射性物質の検出感度が極めて大きいことを利用し、その系における物質の移動や分布、化学反応の過程などを調べる手法である。その結果、極微量(トレーサー量)で検出可能であり、また試料または検体によっては非破壊かつ、リアルタイム計測が可能という特徴を有している。

農業においてトレーサー法が広く利用されている理由は、次の3点である。まず第1に、物質の移動の状態を一貫して継続的に追跡できることにある。たとえば土壤中に施用された肥料成分が、どのように土壤中を移動するか、次にどのように植物体に吸収され、どのような成分をどこで合成するかなどについて、系統的に解析することができる。第2に極微量でも精度よく分析することができることである。すなわち一般の化学分析では、分析限界が0.1ppmオーダーであるが、RI利用による分析では、ppbオーダーまで検出可能である。第3には、試験対象物を分解したり破壊したりすることの許されない場合にも、トレーサー法では非破壊的に分析でき、正常な植物活動において、ありのままの状態での養分の吸収、代謝を確認することができる。

(2)について

・品種改良

現状：日本国内各所に γ ルームと呼ばれる照射室と1961年に農水省の放射線育種場に γ フィールドが建設され、新品種が育成された。代表的な品種に稲のレイメイ(背丈を短くして台風などに倒れにくくした)、大豆のライデンやライコウ、小麦のゼンコウジコムギがある。アレルギーの原因となるたんぱく質の含有量の少ない「コシヒカリ」の新品種が γ 線照射で作られている。

植物に γ 線等を照射することによって、低蛋白質白米のイネや脱粒性をなくした飼料用イネ、黒斑病に強い梨である「ゴールド二十世紀」が鳥取県だけでも40億円以上の売上高を誇る。植物に γ 線等を照射することによって、低蛋白質白米のイネや脱粒性をなくした飼料用イネ、黒斑病に強いナン、斑点落葉病に強いリンゴ、花の色や形が多彩なキクやバラ、病害虫に強く冬でも枯れない芝等、多数の新品種が作り出されてきている。

課題：放射線による品種改良は生物のDNAに対する直接作用や、放射線で水が分解して生成したフリーラジカルやイオンがDNAに作用して損傷を作ることから得られる。したがって、有害物質の生成や栄養価の低下、子孫への影響を正確に評価していく必要がある。さらに、最近のイオンビームで品種改良する研究による品種改良への放射線利用が活発に行われているが、イオンビーム源の設置場所が限定されていることや、バイオテクノロジーと組み合わせることによって、食料資源の確保だけではなく、地球環境保全や健康保持にも役立つ植物を創り出すことが必要である。

・害虫駆除

現状：不妊虫放飼法により沖縄県と奄美群島に生息するウリミバエを根絶する事業が、昭和47年から行われている。平成5年、これらの地域からウリミバエが根絶されたことにより、ゴーヤ等ウリミバエが寄生する果菜類の移動規制が緩和され、県外への出荷ができるようになった。その他、沖縄県と奄美群島のみが生息しているサ

ツマイモの重要害虫であるアリモドキゾウムシについても、久米島、津堅島、喜界島において、不妊虫放飼法を用いた根絶防除が進められています。なお、海外での取組としては、アフリカにおいて、国際原子力機関(IAEA)により、家畜や人間の害虫であるツエツエバエの駆除が試みられている。

課題：沖縄県は常に南方の国々からウリミバエが侵入する危険にさらされているため、現在でも不妊虫放飼法を用いてウリミバエの侵入・定着の防止を図ることや海外展開と海外で実績のある害虫駆除技術の導入が挙げられる。

・食品照射

現状：我が国では、食品衛生法で食品照射が認められていない。例外として食品の製造工程又は加工工程の管理を目的とし、吸収線量が0.10Gy以下の場合または、ジャガイモの発芽防止の目的で照射する場合に限り、認められている。北海道札幌市に ^{60}Co を放射線源とする γ 線照射施設が設置され、ジャガイモの発芽防止目的で利用されている。研究上は玉ねぎの発芽防止、米、小麦の殺虫、みかん、かまぼこの殺菌に成功している。

課題：日本では、O-157等による食中毒が毎年発生しているが、食中毒防止を目的とした放射線処理は行われていない。世界では43カ国で食品照射が許可されており、37カ国で実用化されている。圧倒的に香辛料が多く、次にジャガイモや玉ねぎの発芽防止に利用されている。

・トレーサー

現状：ここでは、植物と魚の例を概説する。

植物体内への肥料や炭酸ガスの取り込み

農産物にリン酸肥料を与える場合、放射線の ^{32}P を混入させておくと ^{32}P は養分である ^{31}P と全く同じ働きをする。 ^{32}P から出る放射線を測定すると肥料がどれくらいの速度で吸収され、移動するかなど肥料の吸収状態が分かる。炭酸ガスがどう吸収されて糖として貯蔵されるかを調べるときには ^{14}C の入った炭酸ガス $^{14}\text{CO}_2$ を合成して使う。このとき、放射能をもった試料の表面に写真フィルムを密着させ、試料のRIの広がりを観察する(Auto Radiography)。また、サイクロンを使って高エネルギーの重イオンを金などのターゲットに照射し、核反応によって一度の40種類以上の放射線同位元素を生成して、一度にたくさんの元素の挙動を調べる(マルチトレーサー法)方法が実施されている。

魚の回遊と生態調査(アクチバブル・トレーサー法)

サケやマスの体内に特定の放射線を出さない安定元素(ユーロピウムEu)を稚魚の飼料の中に入れて食べさせると、うろこや骨に沈着する。回遊の段階で捕獲した魚のうちのどれかの体に中性子を照射するとこの元素が放射性同位元素に変わり、 γ 線を出すようになる。これを調べることによって出生地がわかる。体内に入った時にはRIでないので魚の害にならず、検査時にはRIとして情報を提供することができる。

課題：植物では、土壌中にはほとんどのすべての金属元素が含まれているが、これらの元素が植物に吸収されて個体内に分布する様子は分かっていないこと。魚では、どこの国のどの川に帰る魚がどれだけ捕獲されているかを調査することは、資源保護と各国別の漁獲割当などのデータの取得が重要である。

(3)について

本内容は共通の対応策が多いので、ひとつにまとめて詳述する。食品照射については、照射された食品から放射能が生じていないか、

有害物質が生じていないか、栄養価が低下していないか、子孫に影響がないかどうか等、生産者、消費者等が科学的な根拠に基づき、具体的な取組の便益とリスクについて相互理解を深めていくことが必要である。また、多くの国で食品照射の実績がある食品については、関係者が科学的データ等により科学的合理性を評価し、それに基づく措置が講じられることが重要である。

放射線育種については、国民生活の水準向上や産業振興に寄与できる品種の作出を目指す必要がある。イオンビーム育種技術は、花卉の品種改良や21世紀の食糧問題や環境問題の解決にも大きく貢献すると考えられる。

不妊虫放飼法による害虫防除等については、害虫の根絶や侵入の防止を目指し技術開発及び事業を引き続き推進していくべきである。いずれの放射線利用においても、国民の理解増進を図るため、安全確保の考え方等の丁寧な説明、学校教育での放射線に関するリテラシーの養成が必要である。さらに施設・設備の共同での整備・運営・活用や効率的な維持・管理等について検討を進めることが重要である。また、新たなユーザーの掘り起こし、利便性の高い環境の構築等が重要。さらに、意義、役割、必要性等について、国民への説明努力と理解を得る取組の一層の充実と産学官連携の推進、国や研究機関による技術移転や人材育成等の支援を実現していく。さらに、国際協力について、関係者の一体的かつ効率的な協力、成果等の効果的な技術移転、国際機関で貢献する人材の育成・確保を推進していく。

【参考文献】

- (1)原子力がひらく世紀、P116、(1998)、(社)原子力学会。
- (2)南波秀樹他、量子ビームが切り拓く未来(II) バイオ・環境・エネルギーに貢献する荷電粒子・R I 利用研究、日本原子力学会誌、Vol. 50, No. 12, P29, (2008)。
- (3)原子力白書、P123、(2010)、原子力委員会。
- (4)田中淳、No. 375、P1、(2008)、FBNews。
- (5)有馬朗人、量子ビームが拓いた世界、量子ビームテクノロジー、P47、(2006)、スプリング・ジャパン
- (6)原子力政策大綱(平成17年)第3章

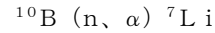
1-3 中性子を利用した技術としてBNCT (Boron Neutron Capture Therapy)とNTD (Neutron transmutation Doping)がある。下記の問いに答えよ。

- (1) それぞれの方法と特徴について述べよ。
- (2) それぞれ現状を述べ、課題を複数挙げよ。
- (3) 課題の対応策を具体的に示せ。

【解答のポイント】

(1)について
 ・BNCT (Boron Neutron Capture Therapy)
 方法：中性子捕捉療法は、中性子を照射したときに飛程が短く高LET (linear energy transfer) の重荷電粒子などを発生する安定同位元素を、あらかじめ治療すべき癌細胞に特異的に取り込ませておき、中性子照射により癌細胞だけを選択的に破壊するものである。これに用いられる安定同位元素は、高LETの重荷電粒子を発生する¹⁰B、⁶Liなどであり、中性子はこれらに対して大きな反応断面積を持つ低エネルギー中性子である。現在のところ、化合物として生体に取り込ませやすい¹⁰Bと、研究用原子炉から安定して

比較的大きな中性子束が得られる熱中性子が用いられている。これらのことから、ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) とも呼ばれている。なお、¹⁰Bと熱中性子は、



反応により、 α 粒子と⁷Li核 (生体内での飛程はそれぞれ約 10 μ mと5 μ m) の重荷電粒子を発生する。

放射線を用いる治療法では、一般的に生体内の物理的な投与線量を空間的に制御性する必要がある。通常の放射線治療では現在ではほぼ組織レベル、すなわちmmオーダーがその制御限界と考えられている。中性子捕捉療法は原理的には細胞レベル、すなわち μ mオーダーの選択性を持つと考えることができる。

特徴：細胞に与えるエネルギーは大きいので細胞は死滅する。一方、熱中性子の健全細胞に対する影響はこれらの粒子に比べて十分小さいので、がん細胞にホウ素を取り込ませることができれば、がん細胞のみを殺すことができ、理想的な治療法になる。がん細胞へ薬剤が到達した時点で熱中性子を照射する。熱外中性子 (0.6~10keV) を用いることにより、開頭せず治療が可能になり、患者への負担が少ない。最近では、MRI、CT、PET画像を元に照射計画を立て、ホウ素薬剤を¹⁸Fで標識し、PET検査で患部へのホウ素の集積状況を把握できること、治療中の中性子強度を測定できることから、信頼性が向上してきた。

NTD (Neutron transmutation Doping)

方法：²⁸Siと³⁰Siを積層させた薄膜に中性子を照射すると、シリコン中に存在する³⁰Siが中性子照射を受け³¹Siが生成され、これがベータ崩壊して安定同位元素³⁰Pに変換させる。中性子照射の前の³⁰Siは絶縁体に近いほど導電性が低いが、中性子照射によってごく少量の³⁰Pが生成すると、その量に応じて導電性が上がりn型のシリコン半導体となるので、結果としてp/n/p型半導体が形成される。

特徴：在来法では、その成長機構によって単結晶化の際に結晶中に均一に取り込まれにくく、不純物元素の含有量はばらつきが生じ易かった。NTDは、Si単結晶中のPの分布が従来の不純物元素を添加する方法では得られない均一性を示すとともに、中性子照射時間を制御することにより添加するPの濃度を精度良く決めることができる。

(2)について

BNCTの現状と課題

中性子強度を得るにはJAEAの原子炉がその時間的な安定と十分な中性子強度が得られることから、用いられてきた。しかしながら、原子炉施設を治療施設として使用することには次の課題が存在する。

核燃料管理

近年、研究用原子炉はウラン燃料や施設の維持管理、核燃料廃棄物処理の問題から世界的にも縮小される傾向にある。

施設の巨大化

原子炉のような巨大な施設は維持管理費などの運用コストが膨大なものとなり、BNCTを実用化する上で大きな問題となる。

医療施設との併設

BNCT照射に利用されている実験炉は元々が医療施設でないため、患者と医師が病院から原子炉に赴く必要があり、かなりの負担を強いることになる。また、原子炉に医療施設を併設することは、核燃料管理、放射線安全上の観点からも非常に難しい。

NTDの現状と課題

Si単結晶中のPの分布が、従来の不純物元素を添加する方法では得られない均一性を示すため、半導体製造の一分野を成している。研究炉から発生する中性子照射によって製造したシリコン半導体は、他の方法により製造した半導体よりも均一性がよいため、大電力用のサイリスタやパワートランジスタ、ダイオード等の製品に用いられている。また、中性子照射量と抵抗率の変化が明確であるため、希望する抵抗値の単結晶を作り易く、精度の高い半導体素材を得ることができる。さらに、大電力素子では、大口径に加えて、高比抵抗領域での均一性が要求されるため、NTD Siの必要性が大きくなっている。しかし、原子炉の稼働条件や設備容量不足のため、国内の研究炉を用いたNTD Siの生産量は、比較的少なく、年間約5トンと世界総生産量の約3%に留まっている。

(3)について

効果的・効率的なBNCTを実施するには、中性子源の課題の他にがん組織へ効率よくホウ素を送り込む薬剤や中性子増感加工物の開発も必要であり、これまでポリフィリンとの化合物や不活化したウィルスを用いる開発が進んでいる。また、深部照射の制御ができる中性子照射システムの開発整備も必要である。しかし、NTDも課題となっている安定した中性子源として、原子炉に依存しない加速器を使用する方法が検討されている。特に、BNCTやNTDで利用される中性子はその発生方法に無関係であるので、安定した中性子源の出現が期待される

加速器から生成される中性子にはターゲットの熱除去や大電流加速器の安定制御等、実用化にはもう一段の技術革新が必要である。現時点で原子炉由来の中性子と加速器由来の中性子を中性子捕捉療法立場から比較する場合の観点は、(1)中性子の生体への照射特性等の性能面と、(2)安全性や町中の病院への併設可否、起動停止の簡便性等の使い勝手を重視した実用面とに大別できる。しかし、十分強度を持つ中性子源を実現する加速器は実在せず、BNCTやNDT専用の原子炉や加速器を作ることは完成に長年月を必要とするので、この実現に努力しつつも当面の具体的な目標としては、既存炉に医療専用の照射設備やそれに関連するシステムを整備することが必要である。

【参考文献】

- (1) 柴田徳思、放射線の利用と展望 工業・医療分野における利用動向、日本原子力学会誌、Vol. 50、No. 9、P48、(2008)。
- (2) 古林徹、中性子捕捉療法の現状と将来展望—放射線医学物理工学の視点—日本放射線技術学会誌、No. 56、Vol. 6、P780、(2000)。
- (3) 永宮正治、量子ビーム施設と先端研究、量子ビームテクノロジー、P67、(2006)、スプリング・ジャパン

I-4 シンクロトロン放射光(SR光)は、構成元素とその結合状態及び原子配列などを反映した吸収・散乱特性を示すため、様々な物質系に利用されている。下記の問いに答えよ。

- (1) SR光の発生原理と発生したSR光の特徴を簡潔に示せ。
- (2) SR光を利用した具体例を2つ挙げ、説明せよ。
- (3) SR光利用の高度化に必要な方策を科学的根拠に基づき述べよ。

【解答のポイント】

(1)について

SRの発生原理

放射光は光速に加速された電子がその進行方向を変えた時に放射する光のことであり、赤外線から硬X線までの幅広いスペクトルを含んだ電磁波である。電磁波であるレーザーや放射光は、電磁相互作用によって、直接電子と相互作用をするために、物質の電子状態を直接観察する量子ビームとして非常に有効である。

放射光を発生させるための加速器は通常シンクロトロンを使う。電子は線形加速器の別の装置で作られ、ある程度の速度に加速されてからシンクロトロンに注入される。シンクロトロンは装置全体がドーナツ型になっていて、偏向磁石によりほぼ円形を描くように電子の軌道が曲げられ、装置の中に閉じ込められる。偏向磁石と偏向磁石の間は直線状になっており、その一部にプラスとマイナスの電極が挿入され、電位差が掛けられた部分があり、ここで電子は加速される。この部分を高周波加速空洞と呼ぶ。加速空洞の電位勾配は電子の移動に同期した高周波として与えられる。電子はシンクロトロンの中を繰り返し周り、何度も加速されて、所定の速度に到達する。磁石列により蓄積電子軌道を振動させたり、揺らしたりして非常にコヒーレント光や高エネルギー高強度光を発生させるアンジュレーターやウィグラーと呼ばれる挿入光源が大きく発展した。挿入光源は、電子を蛇行させて放射光を発生させる。電子の軌道に沿って放出される放射光は前方に集中するため、極めて輝度の高い光となる。蛇行幅の大きい挿入光源をウィグラー、蛇行幅の小さな挿入光源をアンジュレーターと呼ぶ。アンジュレーターの場合、蛇行幅が小さいため、軌道に沿って発生した放射光は強く干渉し、磁場の周期をNとすると(電子がN回曲がると)、Nの2乗倍という高い輝度の準単色光が得られる。ウィグラーの場合、蛇行幅が大きいため、波長の短い連続光がN倍の輝度で得られる。

SRの特徴

放射光の特徴は、高輝度、高指向性、広波長領域、高偏向、パルス性である。放射光の電子のエネルギーが高いほど指向性が強く、輝度が高くなり、進行方向の変化(加速度)が大きくなるほど波長は短波長側へ拡張される。放射光は指向性が強く、大強度光が得られること、連続スペクトルであり任意エネルギーの単色光が取り出されること、円偏向や直線偏向などその向きも含めて選ぶことができる。

(2)について

放射光の利用

放射光は赤外から数100keVのエネルギーまで利用可能である。回折や散乱、吸収や透過、蛍光X線や光電子などX線と物質の相互作用を利用した分析に適している。また、偏向特性や単色エネルギー光子の組合せ、コヒーレントX線の利用によりナノサイズのビームを得ることが可能となり、蛍光X線を用いたCTやX線イメージングを分子レベルで行う開発が進められている。偏向特性を利用した生体分子の組成は同じであるのに鏡像が重なりあわないカイラル特性の解明に威力を発揮している。

研究用途では、回折・散乱X線による原子配列、電子密度分布、構造揺らぎ測定(応力解析)、透過X線によるミクロンサイズのイメージ測定、X線吸収による電子状態、局所原子配置測定、光電子分光による電子状態測定(X線を資料物質に当てると電子を叩き出さ

れる(光電子)。光電子は元いた電子状態を反映しているため、試料の電子状態を知ることができる)、蛍光X線による微量元素分析(試料にX線を照射すると、材料に含まれる元素に固有の波長の光(蛍光X線)を放出する。この放出される蛍光X線の強度を調べることで元素の分析が可能となる)などである。ここでは、放射光の利用として材料の分析、高温超伝導の構造、材料の応力分布測定、生命・バイオ応用、環境・エネルギー利用について概説する。

・材料の分析

X線吸収微細構造(XAFS : X-ray Absorption Fine Structure (X線吸収微細構造)の略称) : 試料に照射するX線のエネルギーを変化させて吸収率の変化を調べると、特定元素の化学結合の状態が分かる。半導体や触媒など微量元素の働きを調べるのに利用される。XANES (X線吸収端近傍構造)とEXAFS (広域X線吸収微細構造)に大別される。あるエネルギーで吸収率が急激に変化する部分(吸収端)がある。吸収端近傍の吸収スペクトルをXANESと呼び、この部分の解析から、物質中の特定元素の電子構造に関する情報が得られる。また、吸収端から右側の波打ち部分はEXAFSとよばれ、この部分の解析から、測定対象原子(元素)のEXAFSの波打ち現象が、X線を吸収して光電効果を起こした原子から放出される光電子の波が、隣接する原子からの反射波と干渉することによって生じると考えられている。

・高温超伝導機構の解明研究

BCS理論に従わない高温超伝導物質の発現メカニズムを放射光による非弾性散乱法を用い、高温超伝導物質 $La_{2-x}Sr_xCuO_4$ のSr含有xを変えて観測したところ、超伝導状態となるようなSr含有の時に、Cu原子とO原子の間の結合の伸縮運動(格子振動)のエネルギーが異常に低下することが解明した。

・X線回折法による構造材料の応力分布

SRによる応力分布の測定には次の3点の利点を有する。(1)非破壊であること、(2)測定精度が高いこと、(3)非晶質材料も含む多種多様な結晶質材料に適用できることから広く利用されている。放射光源は高輝度、高指向性、エネルギー可変という特徴を活かして、従来の測定では困難とされてきた微小領域(〜1μm)、内部応力分布(深さ分解能〜20nm)などに利用される。応力腐食割れや亀裂による破壊の機構解明など原子炉材料を含む様々な実機材への適用が期待される。

・生体高分子の機能解明による新規治療法や効果の高い薬剤の創出

中性子と放射光の相補的利用により、創薬標的タンパク質の全原子構造解析から「活性部位」を特定し、創薬に不可欠な情報が得られる。例として、中性子回折により、有用酵素の水素位置を含むHI Vプロテアーゼの水素位置を含む全原子高尾図解明に成功した。特に水素位置には中性子とSRによるX線を相補的に利用し、それぞれの信号の差分から水和水位置の正確な同定に成功し、たんぱく質の生体物質の機能発現の解明や創薬設計などに寄与できる。

・インテリジェント触媒の機能解明

自動車運転中に固溶と析出を繰り返す触媒用貴金属であるパナジウム(Pd)の自己再生機能を解明し、年間の使用量の削減に成功した。

(3)について

SRはナノテクノロジーやライフサイエンス、環境エネルギーに対する基盤であるので、基礎研究、産業の国際競争力の強化、新産業に

育成と既存の基盤産業強化のための強大な融合連携システムが形成される必要がある。そのためには、以下の3点が重要である。

人材育成環境の整備

人材育成体制は長期的に非常に重要であり、大型設備の建設と同時に大学や人材教育設備の運営整備も同時にする必要がある。

異分野連携融合

現在成功している高分子、半導体、医学利用、植物育種、滅菌等を除いてよく理解されていない。そのため、異分野連携融合を通して科学技術基盤の強化や人材育成が新産業創成や産業技術基盤の促進になるように努めるべきである。

技術的なSRの高度化の例として以下の3点について概説する。

高強極短パルスレーザーがある

1985年にMourouらによって考案されたチャープパルス増幅法により、fs(フェムト秒: 10^{-15})という極短パルスの高出力レーザーが作られるようになった。この極短パルスレーザーによって「アト秒(10^{-18})と呼ばれる科学の新領域が拓かれる。fsよりさらに短いアト秒の時間幅を持つ光パルスにより物質中の電子の運動を直接観測し、あるいは操作することが可能となる。現在のアト秒パルス発生方式のほとんどは極短パルスレーザーの高次高調波を利用している。

プラズマ軟X線レーザーの開発では、チャープパルス増幅を取り入れたネオジウムガラスレーザーで波長12nmまでの小型高輝度軟X線レーザーの開発に成功した。アト秒パルス発生方式として、レーザー駆動プラズマを用いた方式では、2TW、80fsのチタンサファイアレーザーを用いてヘリウムプラズマ中で鏡を作り出し、もうひとつのチタンサファイアレーザー光を30μm程度に集光し、衝突させ、波長が60-1000分の1に圧縮された光の観測に成功した。

X線自由電子レーザー(XFEL)

従来、位相の揃った波長の短い光は存在していなかった。共振器内で多数回光を往復させて電子との相互作用を強めていくのに代えて、非常に長いアンジュレータに電子の塊を通して、後ろの電子から出る光と前の電子との相互作用によって電子を波長間隔に並べ、コヒーレントなX線を発生させる自己増幅自発放射(Self-Amplified Spontaneous Emission : SASE)機構が、1980年代に提案されたことによって、XFELの実現可能性が出現し、従来の10億倍を上回る高輝度のX線レーザーの発振を可能にした。播磨にあるXFEL(SACRA)は波長0.6Åを目指している。SACRAは、高輝度(短パルス)、単色(エネルギー選択性)、高指向性、Spring-8からのSRとの相互利用が可能等により、小型高輝度X線源としてタンパク質構造解析装置、高輝度医療診断装置、新技術での高感度イメージング、100fsレベルの物質変化の測定機器(新材料の探索)、fs領域での物質の反応過程の理解に基づく新しい高速光スイッチの開発に期待される。

【参考文献】

- (1)水木純一郎他、量子ビームが切り拓く未来(I V) 光量子・放射光利用技術のフロンティア、日本原子力学会誌、Vol.51, No.2, P16, (2009).
- (2)岡田漱平、量子ビームプラットフォームによる社会への貢献を目指して—原子力機構における量子ビームテクノロジーの研究開発—、量子ビームテクノロジー、P222, (2006)、スプリング・ジャパ

- ン。
- (3)長島章他、量子ビームが切り拓く未来(1) 量子ビームの応用研究の動向、原子力学会誌、Vol.50、No.11、P18、(2008)。
- (4)永宮正治、量子ビーム施設と先端研究、量子ビームテクノロジー、P67、(2006)、スプリングー・ジャパン。
- (5)田川精一、量子ビームが切り拓くナノテクノロジー・材料開発の新展開、量子ビームテクノロジー、P99、(2006)、スプリングー・ジャパン。
- (6)高橋直樹、量子ビームの産業応用について、量子ビームテクノロジー、P141、(2006)、スプリングー・ジャパン。

「放射線防護」の問題と解答のポイント

以下に、平成24年度に出題された選択科目「放射線防護」の問題と回答のポイントを示す。

選択科目【20-5】放射線防護

I-1 原子炉事故で放出された放射性セシウムについて、次の問いに答えよ。

- (1) 福島第一原子力発電所の事故において、現在(平成24年夏)セシウムが代表的に取り上げられる理由を述べよ。
- (2) 放射線を測定して、その放射線がセシウムから放出されたものであることを同定できる物理的根拠を述べよ。その測定を行う検出装置を1つ挙げてその構成を示し、検出素子における反応、検出素子から出力される信号、出力信号の処理によって同定する手順を説明せよ。
- (3) 環境中に放出された放射性物質による一般公衆の今後の被ばくを低減する為の現状の措置とその課題及びその解決のための考えを、内部被ばくと外部被ばくに分けて述べよ。

【解答のポイント】

(1) について

福島第一原子力発電所の事故では、原子炉燃料が破損したと考えられており、そのため主としてウラン235およびプルトニウム239の熱中性子による核分裂で生じた核分裂生成物が環境に放出されたと考えられる。この場合、核分裂生成物の収率が比較的高い核種としてセシウム、ヨウ素、テルル、ストロンチウム、キセノン等が挙げられる。まず、燃料被覆管の損傷により燃料被覆管内に閉じ込められていた揮発成分(キセノン、ヨウ素、セシウム)の一部が放出され、燃料ペレットの溶解が起ると揮発成分の放出量はさらに増加し、テルル、ストロンチウムの放出も始まる。次に、放出された核種についても事故から1年半が経過していることから短半減期核種であるキセノン、ヨウ素、テルルは既に減衰し検出されなくなっている。さらに、ストロンチウムは純ベータ核種のため、空間のガンマ線量率が注目されている現在は、環境に多量に放出され、半減期が30年あり、ガンマ線を放出するセシウム137が代表的に取り上げられることとなっている。

(2) について

放射性核種はそれぞれに固有の半減期、エネルギーを持った放射

線を放出する。このことから放射線測定において、半減期、エネルギー、放射線の種類がセシウム固有の値に一致すればそれはセシウムから放出されたものであることを同定できる。半減期から同定するのは困難であるため、通常はガンマ線のエネルギーを測定して放射性核種を同定する核種分析装置を用いる。核種分析装置は、検出素子、プリアンプ、リニアアンプ、ADC(Analog to Digital Converter)、メモリ、核種定性機能から構成される。検出素子の代表的なものとして、ガンマ線の入射エネルギーと発光量が比例するシンチレーション検出器(NaI 検出器)、または、電子-正孔対生成量が比例する半導体検出器(Ge 検出器)が挙げられる。前者は、PMT(光電子増倍管)を用いて、光を電気信号に変換するとともに微小な光を増幅した信号を、後者は検出素子の出力信号を直接プリアンプに入力する。リニアアンプはプリアンプの出力信号波形をガウス形状などのパルス波形に整形する。ADCはリニアアンプの出力信号波形のピーク値を離散的な波高値(チャンネル)に変換し、その頻度分布をメモリに記録する。核種定性機能はあらかじめ校正されたチャンネルとエネルギーとの関係から頻度分布をエネルギー分布に変換し、検出素子に入射したガンマ線のエネルギーを求め、そのエネルギーから放射性核種を同定する。以上、エネルギーを測定することができる2つの検出素子について核種を同定する手順を説明したが、いずれの検出器においても、入射したガンマ線のエネルギーを検出素子に付与するだけの大きさや形状を選択する必要がある。また、NaI 検出器は分解能が悪く、複数の核種を同定するには不向きであるが、取り扱いが容易で安価である。Ge 検出器は分解能が良く、複数の核種の定性定量ができるが、使用時は液体窒素等による冷却が必要で、高価である。放射性核種がセシウムであることを確認する程度であれば、NaI 検出器で十分であるが、たとえば、未知の核種が含まれる放射性核種からセシウムを同定する場合や、セシウム134とセシウム137を正確に定量する場合はGe 検出器の使用を考慮する必要がある。

(3) について

環境中に放出された放射性物質は、広く拡散し土壌、森林、家屋、海洋等に沈着、混入した状態にあり、一般公衆はこれらからの線量を受けている。一般公衆の今後の被ばくを低減するための現状の措置として、内部被ばくでは食品・飲用水に含まれる放射性物質の基準を定めて全数検査を行っており、外部被ばくでは立ち入り、居住可能区域の制限や家屋、土壌、田畑等の除染を行っている。その課題として、内部被ばくでは食品・飲用水中の放射性物質については厚生労働省が定めたガイドラインに基づいて地方自治体(都道府県と保健所設置市と特別区)が検査を行っているが、検査に時間、費用などの大きなコストを要すること、検査機器が特殊で高価であるため消費者側で検査することが困難であること、外部被ばくでは除染により除去された土や建造材、除染に用いた洗浄水などの除染廃棄物の処理方法や処分場所の問題が挙げられる。解決方法として、内部被ばくの低減については消費者側で簡便に食品等の放射性物質濃度を測定できる安価な測定器の開発、外部被ばくの低減については除染廃棄物の効果的な処理技術の開発と中間・最終処分に関する法整備が必要と考えられる。

【参考文献】

- 1) 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会(国会事故調) 報告書

2) Glenn F. Knoll 「放射線計測ハンドブック第3版」木村逸郎/阪井英次訳

3) 厚生労働省ホームページ「食品中の放射性物質への対応」

I-2 放射性同位元素又は放射線発生装置を使用する施設の放射線防護について、次の問いに答えよ。

(1) 施設(建物)を設計する際の放射線防護上の評価の項目と基準を示し、施設の計画から建設、使用に至るまでの放射線障害防止法に係る規制上の手続きについて述べよ。

(2) 施設設計のための放射線の評価の流れを示し、評価に使用する計算法について、一例を挙げて、概要とその特徴を説明せよ。また、その計算法が評価に適用できることが認められるための条件を述べよ。

(3) 原子力発電所の事故によって発生し、環境中に飛散した放射性物質の処理に必要な施設を挙げ、その施設における放射線防護上の課題を述べよ。また、現在進められている除染作業における課題と対応策について考えを述べよ。

【解答のポイント】

(1) について

放射性同位元素又は放射線発生装置の使用施設における放射線防護上の評価の項目と基準は、放射性同位元素等の放射線障害の防止に関する法律施行規則に定められており、その項目と基準は以下のとおりである。

場所：地崩れ及び浸水のおそれの少ない場所

構造：主要構造部等を耐火構造とし、又は不燃材料で造ること。(建築基準法第2条第1号又は同条第4号の居室の場合)

遮へい：常時人が立ち入る場所 1mSv/週、工場又は事業所の境界及び工場又は事業所内の人が居住する区域 250 μ Sv/3月

作業室：密封されていない放射性同位元素の使用をする場合は、突起物、くぼみ、すきまが少なく、平滑で気体、液体が浸透しにくく、腐食しにくい材料で仕上げる。またフード、グローブボックス等は排気設備に連結する。

汚染検査室：出入口等汚染検査を行うのに最も適した場所に、汚染されるおそれのある部分は突起物、くぼみ、すきまが少なく、平滑で気体、液体が浸透しにくく、腐食しにくい材料で仕上げる。また洗浄設備及び更衣設備を設け、放射線測定器及び除染に必要な器材を備える。洗浄設備の排水管は排水設備に連結する。

表示装置、インターロック：定められた数量以上の密封線源又は放射性発生装置の部屋の出入口に、使用の旨を自動的に表示する装置を設け、人がみだりに入ることを防止するインターロックを設けること。

さく：管理区域の境界には、さく等の施設を設けること。

標識：使用する室、汚染検査室及び管理区域の境界のさくには標識を付すること。

使用施設の計画から建設、使用に至る手続きには、使用の許可と使用の届出、さらに表示付認証機器の使用をする者の届出がある。
①使用する放射性同位元素の数量が、その種類毎に密封されたものは下限数量に1,000を乗じた数量、密封されていないものについては下限数量と同じ数量を超える場合又は放射線発生装置を使用する

場合は、文部科学大臣の許可を受けなければならない。(ただし表示付認証機器は除く)

②上記①以外の放射性同位元素を使用する場合は、あらかじめ必要事項を文部科学大臣に届け出なければならない。(ただし表示付認証機器は除く)

③表示付認証機器を使用する場合、使用の開始の日から30日以内に必要事項を文部科学大臣に届け出なければならない。

(2) について

使用施設についての放射線の評価は、

- ・使用施設の人が常時立ち入る場所における実効線量
- ・事業所の境界及び事業所内の人が居住する区域における実効線量
- ・管理区域境界の実効線量

などが限度値を満足するよう、施設の壁厚や構造材料、構造などの諸条件を決定し設計することで行われる。

その評価に使用する計算法として、透過率データを用いて実効線量率を求める方法があり、これは核種から放出される光子に対する実効線量率定数と実効線量の透過率データから実効線量率を求めるもので、特徴として上記実効線量率定数と透過率データが利用できる核種の場合は容易な計算により実効線量率の値を得ることができるが、一般的でない核種の場合はデータが与えられないため容易には計算できない。

また、本計算法を評価に適用するための条件として、

- ・対象とする放射線は γ 線、X線、制動放射線などの光子
 - ・線源は点等方線源とみなせること
 - ・遮へい時のビルドアップが無視できること
- などが挙げられる。

(3) について

原子力発電所の事故によって発生し、環境中に飛散した放射性物質の処理に必要な施設として、

- ①放射性廃棄物等の貯蔵・保管施設
- ②放射性廃棄物等の焼却・除染による減容施設
- ③放射性廃棄物等の最終処分施設

が挙げられ、これら施設における放射線防護上の課題として、

①中間貯蔵・保管施設は除染対象エリアの近くに設置されることが多く、他施設に比較して住民等一般公衆の近傍にあるため、施設や運搬車両からの線量率や汚染による影響を減らすことが課題と考えられる。

②減容は放射性廃棄物の焼却や除染によって行われるため、この処理の際に発生する排気、排水による環境影響を減らすことが課題と考えられる。

③最終処分施設は放射性廃棄物を長期間にわたり保管管理するため、施設境界の線量率に加え、施設から地下水等への放射性物質の漏えいに留意することが課題と考えられる。

また、現在進められている除染作業では、土壌の剥離・除去、樹木の伐採や建築物等の洗浄等を行っており、課題として除去した土壌、樹木等の除染廃棄物量が膨大になること、除染に使用した洗浄水の管理が難しく、漏えいした場合下流域や河川・海洋等の再汚染を引き起こすことが挙げられる。この対応策として除染廃棄物を焼却し減容すると共に、焼却灰から放射性物質を除去・濃縮することで更なる減容を図ることができる。また、除染洗浄水については大

量の水を拭き付けて洗浄する方式から少量の水を用いたブラッシング洗浄に切り替えると共に、あらかじめ洗浄の対象施設の周囲や排水溝などに防水堰を設けるなどが考えられる。

【参考文献】

- 1) 2007年版アイソトープ法令集 (社) 日本アイソトープ協会
- 2) 放射線施設のしゃべり計算実務マニュアル2007 (財) 原子力安全技術センター

I-3 食品に含まれる放射性セシウム「新たな基準値」が、平成24年4月1日から適用された。これに関して以下の問いに答えよ。

- (1) 「新たな基準値」はどのように決められたのか、これまでの「暫定規制値」と比較して論ぜよ。
- (2) ①国際機関(コーデックス)、②EU、③米国、④ウクライナ、ベラルーシ(旧ソ連)などから1つを選び、海外における食品中の放射性物質に関する基準値と日本の「新たな基準値」とを比較して、あなたの意見を述べよ。
- (3) 「新たな基準値」を守るための課題と対応策について考えを述べよ。

【解答のポイント】

(1) について

「新たな基準値」は、放射性物質を含む食品からの被ばく線量の上限を、「暫定基準値」である年間5ミリシーベルトから、年間1ミリシーベルトに引き下げ、これをもとに放射性セシウムの基準値が設定された。また、食品の区分が変更された。

これは、より一層、食品の安全と安心を確保し、事故後の緊急的な対応としてではなく、長期的な観点から新たな基準値が設定されたものである。

「暫定基準値」

野菜類、穀類、肉・卵・魚・その他	500Bq/kg
牛乳・乳製品	200Bq/kg
飲料水	200Bq/kg

「新たな基準値」

一般食品	100Bq/kg
乳児用食品	50Bq/kg
牛乳	50Bq/kg
飲料水	10Bq/kg

(2) について

一般食品に該当する基準値について比較する。

- ①コーデックス委員会は、食品の安全性と品質に関して国際的な基準を定めており、厚生労働省は関係省庁と協力して委員会に参加している。「新たな基準値」における被ばく線量の上限の判断の根拠は、コーデックス委員会が年間1ミリシーベルトを採用したガイドラインを提示していることを踏まえている。一般食品の基準値は1000Bq/kgである。
- ②EUにおける一般食品の基準値は1200Bq/kgである。
- ③アメリカにおける一般食品の基準値は1200Bq/kgである。
- ④ウクライナ、ベラルーシ(旧ソ連)では、食品ごとに基準が設け

られており、たとえば、日本の一般食品に対応するジャガイモではそれぞれ60Bq/kg、80Bq/kgである。

以上のように、原子力発電所の事故の影響を受けた国では基準を厳しくする傾向にある。また、EUでは日本の食品に対して基準(500Bq/kg)を適用していたが、現在はEUの暫定基準として用いられている。

(3) について

「新たな基準値」を守ることは、食用に適さない食品の発生を予測し、安全な食品を安定的に供給することである。課題は、いかにして食用に適さない食品を供給しないようにするかであり、その対策として、食品の検査計画、出荷制限、出荷制限の解除の考え方が明示されている。

検査については、これまで複数品目で出荷制限指示の対象となった県については特に綿密な検査を実施、これまで50Bq/kg超が検出された品目等について特に検査を実施、個別品目ごとに検査時期、検査方法など具体的に明示されている。

出荷制限については、検査結果にもとづき、基準値を超えた品目について、生産地域の広がりがあると考えられる場合、当該地域・品目を対象として、原子力災害対策本部長(首相)が関係県知事に指示する。

出荷制限は、一部の品目を除き原則として1市町村当たり3か所以上、直近1か月以内の検査結果がすべて基準値以下の場合に解除する。

以上のような、課題と対策を記載して考えを述べる。

【参考文献】

- 1) 関連省庁のホームページ

I-4 食品からの被ばくによる影響を検討していた食品安全委員会は、平成23年10月27日、「健康影響が見出されるのは生涯の累積でおおよそ100ミリシーベルト以上」とする答申をまとめた。これに関して以下の問いに答えよ。

- (1) 放射線による人への影響について、①身体的影響と遺伝的影響、②急性障害と晩発性障害、③確定的影響と確率的影響、の観点から説明せよ。
- (2) 「等価線量」と「実効線量」の概念を用いて、福島第一原子力発電所事故で問題となった放射性ヨウ素及び放射性セシウムによる内部被ばくについて論ぜよ。
- (3) 食品安全委員会が「おおよそ100ミリシーベルト」を生生涯線量の目安とした経緯と根拠を示し、そこにおける論点について、あなたの意見を述べよ。また、おおよそ100ミリシーベルト以下と言われている「低線量放射線」の影響(リスク)について、あなたの意見を述べよ。

【解答のポイント】

(1) について

放射線による人体への影響は、放射線を受けた本人に影響が現れる「身体的影響」と、放射線を受けた本人の子孫に影響が現れる「遺伝的影響」の2種類に分けられる。「身体的影響」の具体例としては紅斑、脱毛、精神遅滞、白内障、がん・白血病があり、「遺伝的影響」

の具体例としては先天異常がある。また、これらの影響が放射線を受けてから数週間以内に出現するものを「急性障害」と呼び、数ヶ月以上経過してから出現するものを「晩発性障害」と呼んでおり、紅斑、脱毛は急性障害、白内障、がん・白血病は晩発性障害に区分される。さらに影響はしきい値があり、しきい値を超えるとほとんどの人が発症し、かつ受ける放射線の量に比例して症状が重くなる「確定的影響」としきい値がないと考えられ、受ける放射線の量に比例して発症する確率が増加する（受ける放射線の量と症状の重さには相関はない）と考えられる「確率的影響」に分類される。「確定的影響」には紅斑、脱毛、精神遅滞、白内障、「確率的影響」にはがん・白血病、先天異常が分類される。

(2) について

「等価線量」は、臓器・組織の吸収線量に放射線荷重係数を乗じることで算出され、「実効線量」は、等価線量に全身に対する当該臓器・組織の相対的な放射線感受性を表す組織荷重係数を乗じて全ての臓器・組織について合計したものである。このため、福島第一原子力発電所事故で放出された放射性物質のうち、放射性ヨウ素は経口あるいは吸入摂取により体内に取り込まれると甲状腺に沈着し、甲状腺とその周辺の臓器・組織を照射に部分被ばくをもたらすことになるため等価線量として評価される。一方、放射性セシウムは経口あるいは吸入摂取により体内に取り込まれると、主に筋肉組織に沈着するため身体全体に分布し、全身均等被ばくをもたらすことになるため実効線量として評価される。

(3) について

食品中の放射性物質に関しては、平成23年3月17日から厚生労働省で設定された食品衛生法上の暫定規制値によって管理が行われてきたが、リスク評価を要請された食品安全委員会が科学的審議を行った結果、生涯における追加の累積実効線量がおおよそ100mSv以上で放射線による健康影響の可能性があること。ただし、小児の期間については甲状腺がんや白血病の感受性が成人より高い可能性があるものの、100mSv未満の放射線量の健康への影響については放射線以外の物質や生活習慣などの他の要因が与える影響と明確に区別できない、疫学データからも発がんなどの健康影響を検証できないという限界があり、結論として100mSv未満の健康影響について言及することは、現在得られている知見からは困難であることから、食品安全委員会は「おおよそ100ミリシーベルト」を生生涯線量の目安として設定している。

【参考文献】

- 1) 電気事業連合会発行「原子力・エネルギー図面集」
- 2) 高度情報科学技術研究機構「原子力百科事典 ATOMICA」
- 3) 食品安全委員会ホームページ

執筆担当：日本技術士会（原子力・放射線部会）会員