

平成 24 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成 23 年度技術士二次試験「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ー

日本原子力学会 原子力教育・研究小委員会 監修

平成 23 年 8 月 6 日に、平成 16 年度に新設されて以来 8 回目となる「原子力・放射線部門」技術士第二次試験の筆記試験が実施された。23 年度には 125 名が二次試験を受験し、23 名が合格(合格率 18.4%)している。

本稿では、最近 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、23 年度の設問について回答例を提示する。

第二次試験の試験要領

第二次試験は、以下に示すように筆記試験と口頭試験の 2 段階で実施される。

(1) 筆記試験

- ① 選択科目 I は、選択科目に関する専門知識と応用能力を問う、記述式試験であり、試験時間は 3 時間 30 分で、回答を 600 字×6 枚以内にまとめる。
- ② 必須科目 II は、技術部門(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を問う記述式試験であり、試験時間は 2 時間 30 分で、回答を 600 字×6 枚以内にまとめる。

(2) 口頭試験

口頭試験は筆記試験合格者に対してのみ行われる。筆記試験合格者は、技術的体験論文を A4 用紙 2 枚以内(白黒で図表を含め 3,000 字以内)にまとめ、提出する。口頭試験は、この技術的体験論文と業務経歴(受験申込書の業務経歴票)に基づいて、技術士としての適確性を判定することを主眼に、技術的体験、経歴、専門知識の幅及び深さ、応用能力等について試問される。試験時間は 45 分間である(従って、受験申込書を作成する段階で、技術的体験論文のテーマを選定しておき、経歴票については、そのテーマとの関連が的確にわかるような記載としておくことを強く推奨する。受験申込書作成時点から、試験が始まっているのである)。

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、21 年度から選択科目にかかわらず共通の設問が出題されている。最近 3 年分の設問要旨を表 1 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¹⁾を参照のこと)。

設問のテーマは、21 年度は新潟沖中越地震、22 年度は原子力政策大綱、そして、23 年度は、平成 23 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事故(以下、1 F 事故という)から出題されており、その時点での原子力・放射線分野において、社会の最も関心の高いテーマが取り上げられている。

このような設問テーマの選定については、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)²⁾」において述べられている技術士「原子力・放射線部門」の設置を必要とする理由として「社会から信頼される個人としての技術者の必要性」から、容易に理解できる。すなわち、原子力・放射線分野の技術士には、高度の専門的応用能力を職場や学会等で発揮するのみならず、社会との接点において、技術的事項を適切でわかりやすく説明する役割を求められているのであり、社会的関心が高く、また、社会の中で必ずしも意見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、的確に自身の意見をわかりやすく示すことが問われているのである。

23 年度の設問では、1 F 事故について、(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、(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取られた対策に対する意見、(3)今後の原子力利用が社会から受け入れられ、貢献していく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求められている。設問においては、「論ぜよ」、「あなたの意見を述べよ」という問いとなっており、単に技術的知識を問うだけでなく、受験者が正しい知識・認識に基づいて、自身の意見を的確に示すことが問われている。これも、上述のように、原子力・放射線分野の技術士が社会に対して技術的事項をわかりやすく説明する役割を求められていることの現れであろう。

さて、こうした分析に基づいて、取るべき対策について考える。まず、出題されるテーマを予想し、正確な知識を系統的に構築しておく必要がある。このため、日頃から新聞・TV等で社会的関心のトレンドを把握するとともに、次のようなものから情報を収集しておくことが望まれる。

- ・学協会誌や関連雑誌の特集記事や時事問題紹介記事等
- ・原子力白書、原子力安全白書等の白書類^{3,4)}
- ・原子力安全委員会及び原子力委員会や関連する審議会(HP に提出資料や議事録が公開されている)⁵⁾

1 F 事故に関しては、今後も社会の最大の関心事項となるであろうから、その推移についてきちんと把握しておくべきであろう。加えて、エネルギー基本計画見直し及び原子力政策大綱策定に関する議論や各種指針類の見直しの動向についても、目

を向けておく必要があるものとする。また、1F事故以前の
問題についても正しく把握しておくべきであり、これらには、
「原子力がひらく世紀」⁶⁾等の解説図書や、上述の白書類等が役
に立つ。

次に、上述したように、出題されたテーマに対して、受験者
自身の意見を述べる事が求められる。このためには、それぞ
れに案件について、現状の問題・論点を整理するとともに、自
身の意見をまとめておくべきである。

最後に、回答を時間内に指定された様式・分量にまとめる練

る。ただし、内容としては、従来同様に原子力発電所の設計思想や

習も必要となる。このためには、自身で想定問題を準備し、そ
れに対する回答を作成する練習を行うことが効果的であると考
える。その際、実際に“書く”練習も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が、社会の動
き、技術動向に対する感受性を高め、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、自身の技術者として
の幅を広げることに繋がると考えられる。

表1 必須科目設問要旨

試験年度	H23 年度	H22 年度	H21 年度
解答方法： 1 設問 (共通問題)	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取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 踏まえた上で、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	(1) 平成19、20年度版原子力白書にお ける新潟県中越沖地震を踏まえた耐 震安全性確保の取り組みのうち 「新潟県中越沖地震による影響」 における、原子炉の安全性重要機能 「止める」「冷やす」「閉じ込める」 の確保について(1枚に解答) (2) 同取り組みのうち「原子炉施設の危 機管理体制の再点検」について(2枚 に解答)

(2) 選択科目

選択科目に関する一般の専門知識と応用能力を問う試験であり、
各選択科目で出題されている4もしくは5問から2問を選択して解
答する。最近3年分の設問要旨を表2に示す。出題の傾向は、従来
と大きく変わっていないが、各選択科目での最新技術動向やその年
の社会的関心の高いトピックスが出題されている。23年度では、「設
計・建設」、「運転・保守」及び「放射線防護」において、直接ある
いは間接的に1F事故に関連する出題がなされている。従って、過
去問題を整理して、出題される傾向の高い項目について知識の体系
化を行っておくとともに、時事的な話題や技術動向のトレンド把握
を行い、トピックスとなりうる案件についての知識の習得を行って
おくべきである。

なお、すべての選択科目において、具体的な設備名称・機能、設
計基準、指針、規格、利用例等を提示させた後、「論ぜよ」や「あな
たの意見を述べよ」等の設問がなされており、単に当該分野におけ
る専門知識のみならず、受験者の応用能力が問われている。これに
対しては、(1) 必須科目の対策で述べたように、個々の案件毎に論点
を整理し、自身の意見をわかりやすく表現する訓練を行っておくべ
きである。

以下に選択科目毎に23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」では原子炉施設の安全確保の
基本原則・「冷やす」機能について(I-1)、電源喪失に対する審査指
針(I-2)、シビアアクシデント対策(I-3)及びチェルノブイリ事故
(I-4)について出題されている。I-4は1F事故と直接結びつけた
出題であり、残る3問も1F事故をふまえた出題であると考えられ

構成機器・系統の機能を問うものであり、原子力施設の安全設計の
基本的な考え方(学習の好適書として「原子力安全の論理」⁷⁾があ
げられる)、設計・審査指針、法令、規格、基準とともに、原子力シ
ステムを構成する機器・系統の機能及び重要度分類について理解し
ておく必要がある。また、最近の原子力発電所におけるトピックス
の把握も必要である。なお、出題形式として、例年同様、問題文が
長文化するとともに、設問が細分化されている。解答全体の枚数制
限があるため、細分化された設問に対し、問題文で提示されたキー
ワードを含みながら、コンパクトに解答をまとめる練習をしておく
ことが望まれる。

「原子力システムの運転及び保守」では、反応度と炉周期の関係
(I-1)、原子力災害・緊急事態に関連する法令・指針(I-2)、反応度
添加時の原子炉の挙動(I-3)及び原子力施設における異常事象及び
事故(I-4)について出題されている。このうち、I-1、3は原子炉
物理に関する基礎的な事項を問うものであり、例年、類似問題が出
題されている。原子炉物理あるいは炉心制御の初等テキストにおい
て、反応度添加時の炉心挙動(含む、反応度フィードバック)、反応
度もしくは炉周期の計算、キセノン等毒物挙動について、きちんと
理解しておく事が望まれる。I-2は1F事故を踏まえた出題であり、
関連する法令・指針類に関する知識を習得しておく必要がある。ま
た、I-4は過去の異常事象・事故に関する出題であり、代表的なも
のについて概要及び再発防止対策等を把握しておくべきである(原
子力施設での異常事象・事故については「原子力エネルギーの選択
—その安全性と事故事例—」⁸⁾等の図書が参考となる)。上述の「設
計・建設」と同様に、問題文の長文化及び設問の細分化が顕著であ
り、解答をコンパクトにまとめる練習が必要である。

「核燃料サイクルの技術」では、ピューレックス法再処理工場か

ら発生する放射性廃棄物の処理処分の課題(I-1)、軽水炉でのMOX燃料利用の技術的課題(I-2)、六フッ化ウランの特徴・管理の方策(I-3)及び再処理施設に内蔵される放射性物質の管理設備(I-4)について出題されている。従来通り、フロントエンドからバックエンドまでの幅広い範囲からの出題である。なお、他の選択科目とは異なり、設問は「論ぜよ」という短文で出題されており、細分化されていない。このため、出題された内容に関する現状認識、課題と解決策、今後のあり方までを、受験者自身が文章構成を考え、論理立てて解答していく必要がある。

「放射線利用」では、放射線の発生過程、利用の具体例等(I-1)、放射線がん治療の現状と課題(I-2)、放射化分析法の具体例・特徴・今後の課題等(I-3)及び⁹⁹Mo(⁹⁹Tc)製造技術・将来展望(I-4)が出題されている。例年同様、比較的オーソドックスな問題ではあるが、I-4は核医学検査に用いる⁹⁹Tcの親核種である⁹⁹Moに関して、最大の供給元であったカナダの原子炉の停止に伴う供給不足というタイムリーな話題に対応した出題であり、関連分野の時事的な話題や技術動向のトレンド把握を行っておく必要があり、解答が難しい問題である。また、細分化された設問には、「(あなたの意見を)述べてよ」という設問が含まれ、普段から、社会的関心の高いトピックスについて、

自分の意見を整理しておくことが求められるであろう。

「放射線防護」では、中性子実効線量の評価・レムカウンターの構造・測定値誤差要因(I-1)、クリアランスレベルの定義と運用等【参考文献】

1) 日本原子力学会 HP「原子力・放射線部門」技術士情報(I-2)、1F事故における放射線防護(I-3)及びICRP 概要・新勧告での3つのバンド理論・1F事故との関係(I-4)が出題されている。I-1、2は比較的オーソドックスな出題であるものの、I-2は1F事故で飛散した放射性物質の処理というタイムリーな問題を含む。I-3、4は1F事故を取り扱う出題であり、事故の経緯を正しく把握していないと解答は困難であるとともに、公衆の不安軽減のための方策や、目安線量の設定等現在進行中の問題について、受験者自身の意見が問われている。まさに、社会に対する技術的事項の説明という技術士の役割を問う内容となっている。1F事故の処理は今後も継続し、従事者及び一般公衆の放射線防護も関心の高い事項であり続ける。受験者は、これらの推移を正しく認識し、社会で意見の分かれるものについても、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べきであろう。

表2 選択科目設問要旨

	H23 年度	H22 年度	H21 年度
	解答方法2問選択(3枚×2=6枚)		
設計・建設	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	1. 1/3MOX 炉心の安全設計、ウラン炉心との比較
	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	2. 新検査制度による計画策定時留意事項
	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	3. TMI 事故を受けた設計、安全研究項目
	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	4. 火災防護上の施設安全確保策
	—	—	5. 安全保護系の構成・概要・重要事項
運転・保守	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	1. Xe 効果の反応度への影響、Sm との相違他
	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	2. 遅発中性子効果、即発中性子との比較等
	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	3. 異常な過渡変化・事故の定義と事象等
	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、再発防止対策	4. 炉出力増加の米国の例、影響と意義等	4. 定検が必要な設備、新検査制度での評価法
核燃料サイクル	1. 再処理工場からの放射性廃棄物、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	1. 核燃料サイクル技術開発の方向性、課題等
	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	2. MOX(LWR/FBR)の特徴、現状、対策
	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	3. 放射性廃棄物処理処分の課題と対策
	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	4. 環境保護の観点からの湿式再処理
放射線利用	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	1. 農業利用、品種改良の成果例、展望と対策
	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)	2. RI製造の比較(原子炉、加速器)、課題と展望
	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	3. 微細加工技術の例示と特徴、ニーズ、対策
	4. ⁹⁹ Mo供給量、製造法、製造技術将来展望	4. 加速器利用分析、性能影響、産業利用促進	4. 蛋白質X線結晶構造解析、分野、環境整備
放射線防護	1. レムカウンターの構造、測定値誤差要因等	1. 輸送の技術基準、運搬時の遵守事項等	1. 内部被ばく対策、表面汚染への応急措置
	2. クリアランスレベルの定義と設定趣旨、運用等	2. 退治の放射線影響、女性の被ばく等	2. 中性子遮蔽設計、核設計との比較等
	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	3. 放射線防護の3要素、最適化の具体例
	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	4. むつぎの事故と経緯、原子力開発への影響

- http://www.aes.j.or.jp/gi_jyutsushi/index.html
- 2) 「技術士試験における技術部門の見直しについて (答申)」
平成15年6月2日 科学技術・学術審議会
http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gi_jyutu/gi_jyutu7/tou shin/03060203.htm
- 3) 「原子力白書」原子力委員会
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/index.htm>
- 4) 「原子力安全白書」原子力安全委員会
http://www.nsc.go.jp/hakusyo/hakusyo_kensaku.htm
- 5) 原子力安全委員会、原子力委員会、原子力安全・保安院等の HP から各種会議、専門部会等の資料・議事録を閲覧できる。
<http://www.nsc.go.jp/>、<http://www.aec.go.jp/> または
<http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/index.html>
- 6) 「原子力がひらく世紀」日本原子力学会(2011)
- 7) 「原子力安全の論理(改訂)」佐藤一男、日刊工業新聞社(2006)
- 8) 「原子力エネルギーの選択—その安全性と事故事例—」
ジョン・G. コリアー・ジェフリ・F. ヒューイット、コロナ社(1992)

必須科目の問題と解答のポイント

以下に、23年度の必須科目の問題と解答のポイントを示す。

II 2011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長時間にわたる全電源喪失に至り、原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能が失われたことにより多くの燃料が損傷し、多量の放射性物質を環境中に放出し、周辺住民をはじめとする多くの人々に甚大な被害・影響を与える事態となった。

- (1) このような事態に至った直接的要因及び間接的要因について考察せよ。また本事故を収束させていく過程及び避難等の防災対策を講じる過程における一連の危機管理について教訓と考えられる重要事項を3つ挙げ、なぜ重要と考えるかを論ぜよ。(答案用紙1枚以内にまとめよ。)
- (2) 本原子力災害において、放射線業務従事者の外部被ばく並びに一般公衆の外部被ばくと内部被ばくに対して採られた対応策に対してあなたの意見を根拠に基づき述べよ。(答案用紙1枚以内にまとめよ。)
- (3) 本原子力災害を踏まえて、今後の原子力利用が社会から受け入れられ一定の貢献を果たすために何をなすべきか、また目指すべき方向性についてあなたの意見を述べよ。(答案用紙1枚以内にまとめよ。)

【解答のポイント】

必須科目では、「技術部門」全般にわたる「論理的考察力」と「課題解決能力」が問われ、特に「問題点や課題の抽出・分析能力」が問われている。また、設問に忠実に解答することが大切であり、それぞれの専門分野に基づき、決められた時間で決められた文字数にまとめる能力が必要である。

(1) 直接的要因の視点としては、「地震、津波による全電源喪失による炉心冷却機能長時間喪失」が挙げられる。考察せよとあるので

福島第一、福島第二、女川、東海各炉の地震、津波での損傷の違いを説明することも有効。間接的要因の視点としては「原子力安全へのおごり」、「原子力安全文化未成熟」、「設計審査指針の不備」などが挙げられる。そこから考察し、津波対策不備、AM対策不備、危機管理体制不備等々の個別のテーマを展開していく。

論理的考察と言う意味では、①地震及び津波 → ②長時間の全電源喪失 → ③原子炉/プールの冷却機能喪失 → ④燃料破損 → ⑤放射性物質の環境放出 → ⑥周辺住民他へ被害・影響と事態が進む中で、どれが原因で後流の事態が発生したのかが明確に述べる必要がある。②の原因は地震なのか津波なのか。津波ならなぜそう考えるのか。次に、②は商用電源、非常用電源等を区別して説明する必要がある。全電源喪失時間の想定には商用電源を含むことを明記して、商用電源は何が原因で喪失したのか、非常用電源は何が原因で喪失したのか。これらを明確にして「直接要因」を導き出し、「論理的考察力」を示す必要がある。

設問には「なぜ重要と考えるかを論ぜよ」と書かれているため、「なぜ重要か」を示す必要がある。事故収束の過程や防災対策の過程で、抽出した重要事項3点の個々ではなく全体として、本来どのような危機管理が必要であったが、(あるべき姿に対して)現状こうでしかなかった、だから、こういう問題点が分かった。それを解決するために最も重要なものから3つを挙げた・・・といった説明が必要。

我が国のIAEA閣僚会議への報告書(平成23年6月「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—」)に記載された危機管理に関連する教訓を見ると、シビアアクシデント対応訓練、緊急対応用資機材の集中管理とレスキュー部隊の整備、大規模な自然災害と原子力事故との複合事態への対応、環境モニタリングの強化、中央と現地の関係機関等の役割明確化、事故に関するコミュニケーションの強化、国際社会への情報発信、放射性物質の影響の適格な把握・予測、原子力災害時の広域避難や放射線防護基準の明確化等々が挙げられているため、参考になる。

解答例を以下に示す。ここでは客観的事実に即した記載となっているが、実際の解答に当たっては各専門の立場から更に踏み込んだ意見の表明が重要である。(2)、(3)項に関しても同様。

直接要因は津波への対策と全電源喪失時間に対する想定のおごりである。津波に対する対策ができていた女川原発は大きな問題はなかった。全電源喪失時間は8時間を想定していたが、実際には1号機の隔離時復水器は約半日、2号機と3号機のタービン駆動隔離時冷却系は約3日と約1日半炉心を冷却し続けた後、炉心の冷却機能を失った各プラントは水素爆発又は圧力抑制室の損傷に至った。間接要因は安全に対するおごりである。その結果、地震規模、津波高さ、全電源喪失時間の想定が甘く、アクシデントマネジメント対策が不十分であった。結果的に全電源喪失に至り、燃料溶融、水素爆発を起こしてしまった。

事故収束及び防災対策を講じる課程における危機管理における教訓としては次の3点が重要である。¹⁾

1) 組織、危機管理に対する教訓として、責任体制が不十分であった。危機管理においては強いリーダーシップが必須であり、米国NRCの

ような専門性の高い規制組織が必要である。

2) 情報公開に対する教訓として、早く正確な情報公開が必要だった。技術的説明が欠如しており、SPEEDIによる被ばくマップの早期公開も必要であった。広報の仕方に問題がありリスクコミュニケーションの観点が欠如していた。

3) 緊急時安全管理に対する教訓として、緊急時の作業管理に問題があった。緊急事態での従業員・作業員への健康等への影響の認識が不足していたところに問題がある。

(2) 被ばく対策に対し意見を根拠に基づき述べよとの設問であり、被ばく対策として何が重要なかどのような被ばく対策が取られていたのかを示し、それらの対策が十分だったか、不十分だったかについて根拠を持って意見を言う必要がある。一般公衆の被ばく管理は、警戒区域設定による避難が主要な対策であつが、基準の設定の考え方、同心円管理、年齢や当人の意向が配慮されなかったこと、正確、迅速な情報の発信等々の視点での意見を述べる必要がある。また、放射線の人体への影響は、核種とその量を測定して線量を正しく評価することが基本であり、その観点からSPEEDIやモニタリングの問題点を述べることも必要。事故当初、収束過程及び収束後の時系列並びに福島第一からの距離によって分けて、どの段階・場所のどこかを明確に述べることも必要。

解答例を以下に示す。

放射線業務従事者の外部被ばく対策に関しては、今回の緊急時において放射線被ばくによる死亡又は重篤な被害が出ていないことからほぼ妥当な対応であったと考えるが、作業員3名が汚染水につかり足を汚染したことを初め、十分な放射線管理が出来ていなかった。また、緊急時の訓練が不足していたことは否めない。初期の緊急時には現場はかなり混乱し、個人放射線被ばく管理が十分にできなかったことから、緊急時における放射線管理要員の確保及び資機材の調達の事前計画と実行可能性確認、並びに緊急時の人間行動など行動科学および健康科学面からの分析とその知見の反映が必要である。

一般公衆の外部被ばくと内部被ばくに対する対応策に関しては、ICRP勧告の年間100mSvから20mSvの間の下限值である年間20mSvで管理したことから安全上の問題はないと考えられるが、専門家の間ではより小さな管理値を提唱する人もいる。また、避難地域の順次拡大や米国による80km以遠への退避命令(後に誤りを認めた)等により、無用な混乱の増大を招いたと考える。SPEEDIによる汚染マップを早期に公開しこれに基づく非難区域の設定と技術的な根拠に基づく説明が必要であった。内部被ばくについては食品の暫定規制値を早い時期に示したので、内部被ばくを適切に制限できたと考えるが、厚生労働省の暫定規制値や内閣府食品安全委員会の基準値の妥当性に対する議論が多くあり、この点でも世間の信頼を失うこととなった。

(3) 設問は「何をなすべきか」と「目指すべき方向性」を求めている。「社会から受け入れられる」ためには、原子力・放射線技術者(技術士)の立場からは、安全性について「設問に忠実に書く」ことが大切。「安全性」を、短期・中・長期に分けて、どの時点の話

かを明確にする。また、「深層防護」の考え方も今後の方向性が提案されているので、「目指すべき方向性」を明確に書く必要がある。設問に忠実に書かない、もしくはそれが不明確だと減点の対象になる。何をなすべきかの視点では事故に伴う避難民の原状回復、原子力業界の信頼回復、原子力施設の安全性向上、ベストミックス等々を考慮し、すべきことは多くある。ただ、総花的に書くより、自分が置かれている立場や環境を念頭におき最後は自分も貢献すると括るべきである。

解答例を以下に示す。

温暖化防止と必要なエネルギー消費量確保の両立のためには、天然ガスなどの化石燃料と太陽光及び風力などによる自然エネルギーだけでは不十分であり、当面は原子力とこれら自然エネルギーのベストミックスが必要である。そのためには、まず、事故の収束、原発周辺の放射能汚染があるがれき等のかたづけ、生活地域の除染等による環境整備、長期にわたる環境モニタリング、事故の損害賠償等を誠実にやり避難住民の帰宅と国民の信頼回復が必要である。また、原子力発電の安全性の一層の強化が必要であり、津波対策を十分にやり、非常用電源の配置を適切に行いその多様化を図り、外部電源消失が長時間に亘っても外部からの支援無しに自力で「冷やす」「閉じ込める」を達成しなければならぬ。また、過酷事故時の事故対応、訓練を十分にやることである。オフサイトセンターの場所及び機能についても再検討して事故時の機能維持を図り、既存原発に関してはストレステスト等十分な安全性確認を行い、順次発電を再開できるように地元住民の合意形成に努力する。長期的には、原子力・放射線に関する理解を得られるように初等教育を充実させ、国民の原子力に対する理解を促進し原子力利用の合意を得る必要がある。

【参考文献】

- 1) 日本原子力学会 原子力安全調査専門委員会 技術分析分科会 「福島第一原子力発電所事故からの教訓」(平成23年5月9日)の提言10、11、12より

選択科目

選択科目では「専門知識」及び「応用能力」が問われているので、以下の解答例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、23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。

【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 原子炉施設の安全確保の基本原則として、深層防護(多重防護)と放射性物質に対する多重障壁が挙げられる。また、達成す

べき基本的安全機能として、原子炉停止（止める）、炉心冷却（冷やす）及び放射能閉じ込め（閉じ込める）があるとされる。

(1) 深層防護と多重障壁について、それぞれ簡潔に説明せよ。そして、これらの相互関係や基本的安全機能の達成との係わりを考察し、安全確保の在り方について論ぜよ。

(2) 代表的な原子炉施設を設定した上で、その原子炉施設において「冷やす」という基本的安全機能を達成するために必要な系統について、当該系のみならず当該系の機能遂行に直接必要となる関連系も含めて全て挙げ、それぞれ簡潔に説明するとともに系統間の機能の相互依存関係を示せ。

(3) これらの「冷やす」という基本的安全機能に係わる系統についての設計上の考慮事項として、特に重要と考える事項を3点挙げ、それについての具体的な方策を論ぜよ。

【解答のポイント】

(1) 深層防護 (Defence In Depth) は、原子力施設の安全が機器や系統の単一の故障により脅かされないようにするため、多段の安全防護手段を設けるという考え方、多重障壁は、原子炉施設が保有する放射性物質の放散を防止するため設けられる物理的な多重の防護策のことであり、いずれも原子炉施設の安全設計に関する基本的な考え方である。

深層防護は、次の3段階からなる。

I) 異常状態の発生防止

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

II) 異常状態の拡大防止

異常を早期に見出し、そして異常が拡大しないうちに原子炉を「止める」措置を講じる。具体的には、各種の監視装置によって異常を早期に検知、判断し、異常の拡大と事故への進展を防止するために必要な信号を出す (安全保護系)。この信号を受けて全ての制御棒を炉内に急速挿入し、確実に核分裂を停止させ (原子炉停止系)、必要に応じて圧力バウンダリの健全性を維持するための機器を起動させながら、原子炉停止後も発生する崩壊熱を除去し、原子炉を安定した停止状態に移行させる。

III) 放射性物質の異常放出の防止、影響の緩和

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

また、多重障壁について、軽水炉の場合の例を次に示す。

1) 燃料ペレット (第1の壁) : 燃料ペレットそのものが閉じ込め機能を果たしており、固体状核分裂生成物と気体状核分裂生成物の大

部分が燃料ペレット中に保持される。

2) 燃料被覆管 (第2の壁) : ペレットから出た気体状核分裂生成物は燃料被覆管内に保留される。

3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ (第3の壁) : 万一、燃料棒が破損し、冷却材中に核分裂生成物が放出された場合は、圧力容器、配管、隔離弁等からなる原子炉冷却材圧力バウンダリによって核分裂生成物を閉じ込めることになる。

4) 格納容器 (第4の壁) : 1次冷却材配管破断事故が発生し、かつ燃料が破損して核分裂生成物が放出された場合は、格納容器が独立した障壁になる。

5) 2次格納施設 (第5の壁) : 格納容器からさらに核分裂生成物が漏れてくるような場合は、原子炉建屋またはアニュラス部の様な負圧維持された施設内でフィルタ処理し、環境への放出を一層低減できようとしている。

(2) 以下、PWRについて述べる。PWRにおける炉心冷却機能 (冷やす) としては、非常用炉心冷却系 (蓄圧注入系、高圧注入系、低圧注入系) が挙げられる。これらの系統の機能は以下の通りである。

高圧注入系 : 1次冷却材喪失事故 (LOCA) 時に燃料取替用水タンクのほう酸水を注入して炉心の冷却を行うとともに、原子炉に負の反応度を添加し、炉心の早期冷却を確保する。主として1次冷却系の圧力が高く維持される小破断事故時に破断流により失われた冷却材を補給する役割を持つ。

蓄圧注入系 : 1次冷却材喪失事故時に1次冷却系の圧力が設定圧力以下となった場合に蓄圧タンクから自動的にほう酸水を炉心に注入し、炉心の早期冷却を確保する。主として中破断時においてブローダウン終了後早期に原子炉容器下部プレナム並びにダウンカマを満水にし、炉心再冠水に必要なダウンカマ水頭を確立する役割を持つ。

低圧注入系 : 余熱除去ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水を1次冷却材低温側配管を通して炉心に注入し、炉心の冷却を確保する。主として大破断時において、蓄圧タンクからのほう酸水注入終了後の冷却材を補給する役割を持つ。

また、関連系とは当該系が機能を果たすのに直接、間接に必要な構築物、系統及び機器であり、上記の非常用炉心冷却系 (当該系) の関連系としては、起動信号を発生する安全保護系、動力を供給する電源系 (非常用所内電源系を含む)、機器を冷却する補機冷却系等を始めとし、その信頼性を担保し、監視するための計装、試験用設備、機器の据付けの基礎、支持物、系統を收容する建屋とその換気空調系等がある。安全保護系と非常用所内電源系について具体的機能を以下に示す。

安全保護系 : 原子炉の安全を損なう恐れのある異常な過渡状態や誤動作が発生した場合に、これを防止し抑制するために安全保護動作を起こして原子炉を保護する。1次冷却材喪失事故の際には、1次冷却系統の圧力低下の検知と起動信号 (工学的安全施設作動信号) の発信を行い、高圧注入系、低圧注入系の起動を行う役割を持つ。

非常用所内電源系 : 工学的安全施設を含む安全上重要な負荷を動作させるのに必要な電力を給電する。高圧注入系、低圧注入系も非常用所内電源系の供給する電力により動作する。

(3) 非常用炉心冷却系に求められる設計上の考慮事項としては、

安全設計審査指針 指針 2 5 に記載されている以下の 3 条件が挙げられる。

- 1) 非常用炉心冷却系は、想定される配管破断等による原子炉冷却材喪失に対して、燃料の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆の金属と水との反応を十分小さな量に制限できる設計であること。
- 2) 非常用炉心冷却系は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。
- 3) 非常用炉心冷却系は、定期的に試験及び検査ができるとともにその健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること。

上記の条件に対しては具体的に以下の方策が考えられている。

- 1) 非常用炉心冷却設備は、指針「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に基づき、1 次冷却材喪失事故時にも燃料被覆管の温度を 1 2 0 0℃以下とするのに十分な設備容量とする。
- 2) 非常用炉心冷却系は独立した 2 系統を設置し、多重性を持たせることで構成する機器の単一故障時も機能を果たすこと出来る設備構成としている。
また、非常用所内電源系から電力の供給を受けることにより、外部電源が喪失した場合でも非常用ディーゼル発電機から電力の供給を受けることが可能な設計としている。
- 3) 高圧注入ポンプにはミニマム・フローラインを設け、ポンプの定期テストが可能な設計としている。

の機能であるが、クラス 2 についても一部についてはこの要求が適用される。クラス 2 であって非常用所内電源への接続を求められるのは、使用済燃料プール水の補給機能と異常時の対応上特に重要な機能であり、事故時監視計器の一部、制御室外からの原子炉停止装置、並びに PWR の加圧器逃がし弁(手動開閉機能)及び同元弁である旨規定されている。

(2) 原子力発電プラントの所内電力系統としては、通常時の運転に必要な負荷に給電する常用系電源系、および工学的安全施設を含む安全上重要な負荷に給電する非常用所内電源系で構成される。本問題で問われている非常用所内電源系は、非常用所内電源設備(非常用ディーゼル発電機、バッテリー等)および、工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給設備(非常用電源母線スイッチギア、ケーブル等)から構成される。

非常用所内電源系は、当該系の動作に必要な動力を供給する役割を担っていることから関連系に該当するが、重要度分類指針では関連系としての支援対象が広いもの(例えば重要度分類指針で「安全上必須なその他の構築物、系統及び機器」に分類されている設備)についてはそれ自身が当該系と位置付ける旨規定されており、非常用所内電源系も本定義により当該系と位置付けられる。

(3) 全交流電源喪失事象(Station Blackout)は、外部電源喪失と同時に非常用所内電源が喪失する事象のことである。即ち、全交流電源喪失事象は外部電源がすべて喪失し、かつ非常用ディーゼル発電機が全台起動失敗等により発生する複合事象であり、設計基準を超えた事象でその発生頻度は非常に低いと考えられている。しかし、原子力発電プラントでは万一の事態も考慮し、短時間の全交流電源喪失に対して原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を確保できるように設計している。PWRにおいては、全交流電源喪失が生じると蓄電池による無停電電源を電源とする安全保護系の作動によって原子炉は自動停止し、タービン動補助給水ポンプによる給水及び主蒸気安全弁作動による蒸気放出によって、蒸気発生器の冷却を介した 1 次冷却系の自然循環が行われ、炉心を冷却(崩壊熱除去)できる設計としている。

(4) 指針 2 7 の解説に「本指針では、長期間にわたる全交流動力電源喪失は、送電線の復旧又は非常用交流電源設備の修復が期待できるので考慮する必要はない。」と記載されている通り、安全設計審査指針上これまで長時間の全交流電源喪失事象は想定されていなかったが、平成 2 3 年 3 月 1 日の東北地方太平洋沖地震とそれに引き続発生した津波によって、福島第一原子力発電所 1 ~ 3 号機は長時間の全交流電源喪失に陥り、大規模な炉心損傷に至った。現在、以下の基本的考えを元に原子力安全委員会で指針 2 7 を含む安全設計審査指針における要求事項の見直しを実施している。

- ・全交流電源喪失事象の発生確率を極めて低いものとする
- ・全交流電源喪失事象が発生した際には、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却を確保し、かつ、復旧できること
- ・全交流電源喪失事象の下で炉心損傷の防止及び炉心の損傷に至った場合でも、環境への放射性物質の放出を十分低く制限するための措置が可能であること

I-2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」では電気系統について、指針 4 8 (電気系統)において、「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を達成するために電源を必要とする場合においては、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計であること」が求められている

(1) ここでいう「重要度の特に高い安全機能」とは何を指すか説明せよ

(2) 非常用所内電源系はどのような設備から構成され、安全上の機能別重要度分類ではどのような位置付けとされているか、「当該系」「関連系」「安全上必須なその他の構築物、系統及び機器」「特記すべき関連系」などの用語を使用して説明せよ

(3) 指針 2 7 (電源喪失に対する設計上の考慮)では、「原子炉施設は、短時間の全交流電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること」とされている。これに基づき、いかなる安全確保の考え方の下に、どのような対策が講じられてきたかについて論ぜよ

(4) また、電源喪失に対するこの指針 2 7 の要求のあり方についてどう考えるか、あなたの考えを述べよ

【解答のポイント】

(1) 「重要度の特に高い安全機能」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」V. 2. (3) 「電気系統に対する設計上の考慮」において、原則としてクラス 1

I-3 平成 2 2 年 1 2 月に改定された「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について」の中に以下の記述がある。

『(3)発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策の高度化

原子力施設については、これを災害の防止上支障のないように設計・建設・運転管理することが求められている。たとえば、発電用軽水型原子炉施設の基本設計段階では各種の事故（設計基準事象）を想定し、万一それらが発生したとしても、炉心は著しい損傷に至ることはなく、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を確認している。それでもなお、同原子炉施設のシビアアクシデント（設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象）に至る可能性は、極めて小さいもののゼロではない。委員会では平成4年に「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」を決定し、事業者による自主努力によるシビアアクシデントへの設計上及び運転上の対処を求め、それまでの対策によって十分低くなっているリスクをさらに低減してきた。その後現在までにおいて、シビアアクシデントに関する知見が充実してきたことを踏まえ、今後、発電用軽水型原子炉施設について合理的に実行可能な限りリスクを小さくすることを明確かつ体系的に求めるべく、シビアアクシデント対策の一層の充実を目指した方策について検討する。』

この記述内容に関し、次の問いに答えよ。

- (1) 原子炉施設を設計するに当たって想定し考慮すべき事象（自然現象も含めた設計基準事象）について、現状の設定の考え方を説明するとともに、今後の在り方について考えるところを述べよ。
- (2) 原子炉施設におけるシビアアクシデントへの設計及び運転上の対処として現在整備されているアクシデントマネージメントについて知るところを述べよ。
- (3) シビアアクシデント対策の一層の充実を目指す方策について論ぜよ。

【解答のポイント】

- (1) 設計基準事象（Design Basis Event: DBE）については「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の中で規定されており、また、その選定の考え方は解説の中で述べられている。指針では、DBEは「運転時の異常な過渡変化」（機器の単一の誤動作や運転員の単一の誤操作により生じる恐れのある事象）と「事故」（運転時の異常な過渡変化よりは発生頻度は低い、放射性物質の放出の可能性のある事象）から原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出されたものとされている。具体的には、「運転時の異常な過渡変化」に関するDBEは、原子炉施設の寿命期間中に1回以上発生する可能性があると思われる事象を包絡するものを選定しており、「事故」に関するDBEは、発生する頻度はより低い、原子炉施設及び周辺公衆により以下に示す状態を生じさせる可能性のある事象を選定している。各DBEの具体的な事象、基本的な解析条件については指針の付録に記載されている。
- (2) アクシデントマネージメントについては、シビアアクシデントへの拡大防止のため（フェーズⅠ）のアクシデントマネージメントと、シビアアクシデント時の影響を緩和するため（フェーズⅡ）のアクシデントマネージメントに大別される。フェーズⅠのアクシ

デントマネージメントとしては、何らかの原因で喪失した炉心冷却等の安全機能を回復させるための様々な運転操作から構成される。現在、各電力会社にてアクシデントマネージメントに対応した運転手順書を整備し、「運転訓練センター」等で運転員に対する教育・訓練が行われている。フェーズⅡのアクシデントマネージメントは、格納容器ベント設備及びPWRアイスコンデンサ型格納容器への水素燃焼装置の設置等が実施されている。

(3) 福島第一原子力発電所1～3号機で発生した大規模な炉心損傷事象を踏まえ、平成23年10月20日付で原子力安全委員会より指針「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」が発行された。本指針においては、シビアアクシデント対策（第4の防護レベルの強化：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、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の明確化、シビアアクシデントに係る安全評価の実施、シビアアクシデントの事故発生防止と影響緩和に係る設備設計ならびに原子炉設置者の緊急時対応能力について、より確かなものとするための法令要求整備、シビアアクシデントに関する安全研究の推進がシビアアクシデント対策の充実を目指す方策として示され、具体化されようとしている。

I-4 今年チェルノブイリ事故から25年目に当たるが、くしくも本年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、福島第一原子力発電所において国際原子力事象評価尺度（INES）で同じレベル7相当の事故が起こった。

- (1) チェルノブイリ事故について、設計上の特徴を踏まえつつ、事故の発生・推移、事故の収束並びに環境への影響について説明せよ。その中で、事故の発生原因について、あなたが重要と考える事項を3点挙げて論ぜよ。
- (2) 今回の福島第一原子力発電所の事故もINESのレベルで同じ7相当とされているが、両者の事故の規模・特徴の相違するところについて論ぜよ。
- (3) チェルノブイリ事故から得られた教訓を3点以上挙げて説明せよ。また、これらの教訓のうち、今回の東京電力福島第一原子力発電所の事故に何らか共通すると思われる点を挙げ、それについて論ぜよ。

【解答のポイント】

(1) チェルノブイリ事故は1986年4月26日に旧ソ連のチェルノブイリ原子力発電所4号機で発生した炉心損傷事故であり、大量の放射性物質が周辺環境に放出された。事故が発生した原子力発電所は旧ソ連が開発した黒鉛減速軽水沸騰冷却型原子炉（RBMK型）である。事故は、外部電源が喪失した場合に、タービン発電機の回転エネルギーにより主循環ポンプと非常用炉心冷却系の一部を構成する給水ポンプに電源を供給する能力を調べる試験を実施しようとしていた最中に原子炉が不安定な状態になり、制御棒を挿入したところ急激な過出力が発生したために生じたものである。事故によって原子炉および原子炉建屋が破壊され、次いで高温の黒鉛の飛散により火災が発生した。火災は鎮火され、引き続き除染作業と原子炉部分をコンクリートで閉じ込める作業が実施された。運転員と消火作業に当たった消防隊員に放射線被ばくによって計31名が死亡し、

発電所の周囲30kmの住民等、約13万5千人が避難し移住させられた。事故の原因としては、RBMK型原子炉の特性による低出力時の出力不安定性（ポイド発生による正の反応度フィードバック効果が燃料自身が持つ負の反応度フィードバック効果よりも大きくなる）、制御棒が挿入されると、正の反応度が印可される性質（ポジティブスクラム）、原子炉の緊急停止系の問題（緊急停止信号が発せられても、制御棒の全引き抜き位置から全挿入までに約18秒以上必要であった）、安全文化の欠如（十分な安全解析がなされておらず、十分な規則や手順が整備されていなかった。）が挙げられる。

(2) 国際原子力事象評価尺度 (International Nuclear Event Scale: INES) は、原子力発電所などで発生した事故・故障などの影響の度合いを簡明かつ客観的に判断出来るように示した評価尺度であり、IAEA及びOECD/NEAが策定した。事故・事象を安全上重要ではないレベル0から、重大な事故レベル7までの8段階に分けている。最も高いレベルであるレベル7は、ヨウ素131換算で数万テラベクレル以上の放射性物質の外部放出が発生した事象に適用される。福島第一原子力発電所での放射性物質の想定放出量はヨウ素131換算で約63万テラベクレル（原子力安全委員会発表値）であり、レベル7に相当する。一方、チェルノブイリ事故における放射性物質の放出量は約520万テラベクレルであり、現時点での福島第一原子力発電所での放出量はチェルノブイリ事故での約1割程度と見込まれている。また、福島第一原子力発電所の事故とチェルノブイリ事故の相違点としては以下が挙げられる。

事故原因（チェルノブイリは運転中の試験が発端で発生、福島第一は自然災害（津波）による長時間の全交流電源喪失が原因で発生）事故が発生した原子炉の数（チェルノブイリ：1基、福島第一原子力発電所：4基）

(3) チェルノブイリ事故から得られた教訓としては、以下が挙げられる。

- ・安全文化の醸成の重要性（チェルノブイリ事故の根本原因は、いわゆる人的要因にあり『安全文化』の欠如にあった）
- ・運転員の規則遵守のみに依存しない安全確保（RBMK炉では、機械による自動保護よりも人間による操作に信頼を置く設計思想をとっていたと言われており、正のポイド係数に対する対策は、インターロックよりも運転規則に依存していた）
- ・前兆事象のレビュー（チェルノブイリ事故以前にも類いの事象が経験されていたが、その教訓が生かされなかった）。
- ・リスクの評価とシビアアクシデントに対する事故管理（旧ソ連では定量的なリスク評価が行われておらず、RBMK炉の格納容器も反応度事故発生の可能性を工学的に排除した上での設計になっていた）

東京電力福島第一原子力発電所の事故においては、津波による外部電源喪失とそれによるシビアアクシデント発生のリスク認識が不十分で、結果として炉心損傷事故が生じることとなった。今回の事故を受け、確率論的安全評価（PSA）手法を用いた津波発生時のリスク評価と対応策の検証が学協会でも今後進められていく予定である。

【参考文献】

1) 「軽水炉発電所のあらまし」、財団法人 原子力安全研究協会、2

008年

- 2) 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」、原子力安全委員会、2001年
- 3) 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」、原子力安全委員会、1992年
- 4) 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」、原子力安全委員会、2009年
- 5) 「原子力発電所における全交流電源喪失事象について」、原子力施設事故・故障分析評価検討会、1993年
- 6) 「所内電気関係設備に関する現行規制と見直し動向について」、原子力安全・保安院、2011年
- 7) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、原子力安全委員会、2001年
- 8) 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針および関連の指針類に反映させるべき事項の見当について（中間報告）(案)、原子炉安全基準・指針専門部会、2011年
- 9) 「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」、原子力安全委員会、2011年
- 10) 原子力百科辞典ATOMICA「チェルノブイリ原子力発電所事故の経過（02-07-04-12）」、<http://www.rist.or.jp/atomica/>
- 11) 「東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所の事故・トラブルによるINES（国際原子力・放射線事象評価尺度）の適用について」、原子力安全・保安院、2011年
- 12) 「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取組を評価するガイドライン」、原子力安全・保安院、2007年
- 13) 「チェルノブイリ事故から私たちが学んだこと」、日本原子力学会誌 Vol. 44(2002), No. 2, 2002年

「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、23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。

【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 原子炉の起動、運転時には、起動率や炉周期といったパラメータが監視される。これらは原子炉の反応度に関連するものである。原子炉の反応度について、以下の問いに答えよ。

- (1) 反応度の定義を説明せよ。
- (2) 原子炉反応度 ρ が十分小さい時は、 ρ と炉周期 T の関係式は下記のように近似できる。 β と λ は、遅発中性子を6群とした際の各群の値であり、下記の表に示す。

$$\rho = \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T}$$

この方程式は何と呼ばれているか？

- (3) ここでいう炉周期について説明せよ。また、原子炉起動に際して、炉周期についてどのような留意が必要とされるか、理由を述

べて説明せよ。

(4) 通常の原子炉や実験炉においては、炉周期の測定ではなく、倍加時間(ダブリングタイム)が測定される。この理由は何か。また炉周期との関係を示せ。

(5) 炉周期が200秒のとき、反応度はいくらか。必要に応じて、下記の定数を使用せよ。なお、有効数字は2桁でよい。

遅発中性子群	遅発中性子割合 β	遅発中性子先行核崩壊定数 λ (sec ⁻¹)
1	0.000215	0.0124
2	0.001424	0.0305
3	0.001274	0.111
4	0.002568	0.301
5	0.000748	1.14
6	0.000273	3.01

【解答のポイント】¹⁾

(1) 原子炉工学における反応度 ρ とは、原子炉が臨界状態からずれている程度を示す無次元の量で、次の式で定義される(ここで、臨界状態とは、核分裂で発生した中性子が、次の分裂に寄与する分と核分裂に寄与しない吸収又は体系から逃げて行く分の釣り合いが継続的にとれている状態をいう)。 $\rho = K_{ex} / K_{eff} - 1 = (K_{eff} - 1) / K_{eff}$ 。ただし、 ρ は反応度、 K_{ex} は過剰増倍率、 K_{eff} は実効増倍率である。反応度(ρ)が正の場合は、原子炉内部の中性子の数(原子炉出力)が時間とともに増加し、臨界超過の状態と呼ばれる。一方、反応度が負の場合は時間とともに中性子の数が減少し、臨界未満の状態と呼ばれる。

(2) 問題の式は、逆時間方程式と言われ、一点炉動特性方程式の時間固有値 ω (炉周期Tの逆数)と反応度 ρ との関係を表す。

(3) 原子炉に小さな正の反応度を投入すると、原子炉出力は指数関数的に上昇する。このとき出力がe(自然対数の底であり約2.718)倍になる時間を原子炉の安定炉周期あるいはペリオドという。原子炉起動に際して炉周期が小さすぎる(添加反応度が大きすぎる)と原子炉の制御が困難となるため、通常原子炉起動時の炉周期には制限が設けられる。実験炉や商業炉で臨界近接するときには炉周期があまり長すぎると臨界の確認に手間がかかるため、臨界近接のように常時反応度を監視している状態では炉周期を数分程度にするのが適切と考えられる。一方、商業炉において定格出力への出力上昇をするときには1例として3%/hr程度の出力上昇率が設定される。この場合、炉出力が1.03倍になるのに1時間を要し、e倍となる時間、つまり、炉周期は34時間程度と非常に長いものである。

(4) 炉周期Tは炉出力が2.718倍になる時間であり測定しづらいため、通常は測定の容易な倍加時間 T_2 (炉出力が2倍になる時間)を特定する。炉周期Tと倍加時間 T_2 との間には、 $T = T_2 / \ln 2$ の関係がある。

(5) $T = 200$ 秒と問題の表中の β_i, λ_i ($i=1\sim 6$)の値を(2)の逆時間方程式に入力することにより、 $\rho = 0.00036 = 0.036\% \Delta k = 36\text{pcm}$ となる。

【参考文献】

1) 原子力百科事典 ATOMICA <http://www.rist.or.jp/atomica/>

I-2 原子力災害が発生し、周辺住民が放射線被ばくを受ける事態となった場合、住民の放射線被ばくを最小限に抑え、国民の健康と財産を保護するため、原子力防災に関する法制面が整備されている。原子力災害発生時は、それらに基づき原子力事業者は地方自治体と共に、原子力施設内外の放射線の測定を行い、異常事態を迅速に察知することにより、原子力災害を極力防止し、原子力安全・防災対策に全力で取り組むことが義務づけられている。これらに関連して、以下の問いに答えよ。

- (1) 原子力災害、及び原子力緊急事態とは何か。また原子力防災の対象となる原子力事業所(施設)を挙げよ。
- (2) 原子力防災に関する法律・指針類を、「原子力災害対策特別措置法」を含め4つ挙げ、それらの概要と相互の体系的な関連を述べるとともに、JCO臨界事故の反省が、国、地域、及び原子力事業者の防災計画に、どのように反映されているか述べよ。また、「原子力災害対策特別措置法」をとりあげ、同法は、原子力災害に対する対策の強化を図り、原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的として、どのような義務や体制の設置、また実施すべき措置について制定されているか、その内容を述べよ。
- (3) 平成23年3月11日に発生した、東日本大震災により大津波に見舞われた東京電力福島第一原子力発電所において、同1~3号機及び4号機は、全電源喪失により炉心冷却機能、使用済み燃料プール冷却機能が失われ、炉心損傷を伴う深刻な原子力災害を引き起こした。「原子力防災」の観点から、今回の同原子力発電所において発生した原子力災害に対して、「原子力災害対策特別措置法」はどのように機能したか、また今回の深刻な災害を教訓として今後の課題は何か、問い(1)及び(2)を参考にして、思うところを述べよ。

【解答のポイント】^{2), 3)}

(1) 原子力防災に関する法律・指針類の主要な用語の定義に関して、原子炉システムに留まらず、原子力施設にわたる確実な知識が求められる。原子力緊急事態とは『原子力事業者の原子炉の運転などにより放射性物質又は放射線が異常な水準で当該原子力事業者の原子力事業所外へ放出された事態をいう』と定義され、原子力災害とは『原子力緊急事態により国民の生命、身体または財産に生じる

被害をいう』と定義されている。対象となる原子力事業所としては、原子力発電所の他に、燃料加工施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、低レベル放射性廃棄物の管理施設及び埋蔵処分施設、並びに高レベル放射性廃棄物の貯蔵管理施設がある。

(2) 法律・指針類の体系立った理解と、事故事例を受けた改正や対策実務の改善状況の経緯を含めた把握が求められる。原子力防災に関する法律・指針類としては、災害対策基本法、原子力災害対策特別措置法、防災基本計画、防災指針（原子力施設等の防災対策について）、環境放射線モニタリング指針などがある。原子力防災関連法令等の概要と関連を示す図1⁴⁾を念頭に解答する。

(3) 「原子力災害対策特別措置法」が機能した点としては、以下が挙げられる。⁵⁾

- ・原子力事業者（東京電力）による緊急時態勢の発令と、政府、福島県及び関係市町村等への迅速な通報。
- ・内閣総理大臣による原子力緊急事態宣言の発出と原子力災害対策本部の設置。
- ・政府から福島県及び関係市町村への非難区域及び屋内退避区域の指示。
- ・原子力災害対策本部長である内閣総理大臣から関係自治体への放射性物質に関する暫定規制値を超えた食品に関する出荷制限の指示。
- ・原子力災害対策本部長から防衛大臣への自衛隊派遣要請と自衛隊の原子力災害派遣の実施。

また、教訓としての今後の課題は、以下が挙げられる。⁵⁾

- ・大規模な自然災害と原子力事故との複合事態の対応として、通信連絡手段、物資調達体制・環境の整備、長期化を想定した対応人員の実効的動員計画の策定等の対応強化。
- ・緊急時環境モニタリングの役割を負っていた地方自治体の施設が地震・津波により損害を受け、機能不全となったため、国が責任を持って確実かつ計画的に実施する体制の構築。
- ・大規模な自然災害に耐え得るオフサイトセンター（緊急事態応急

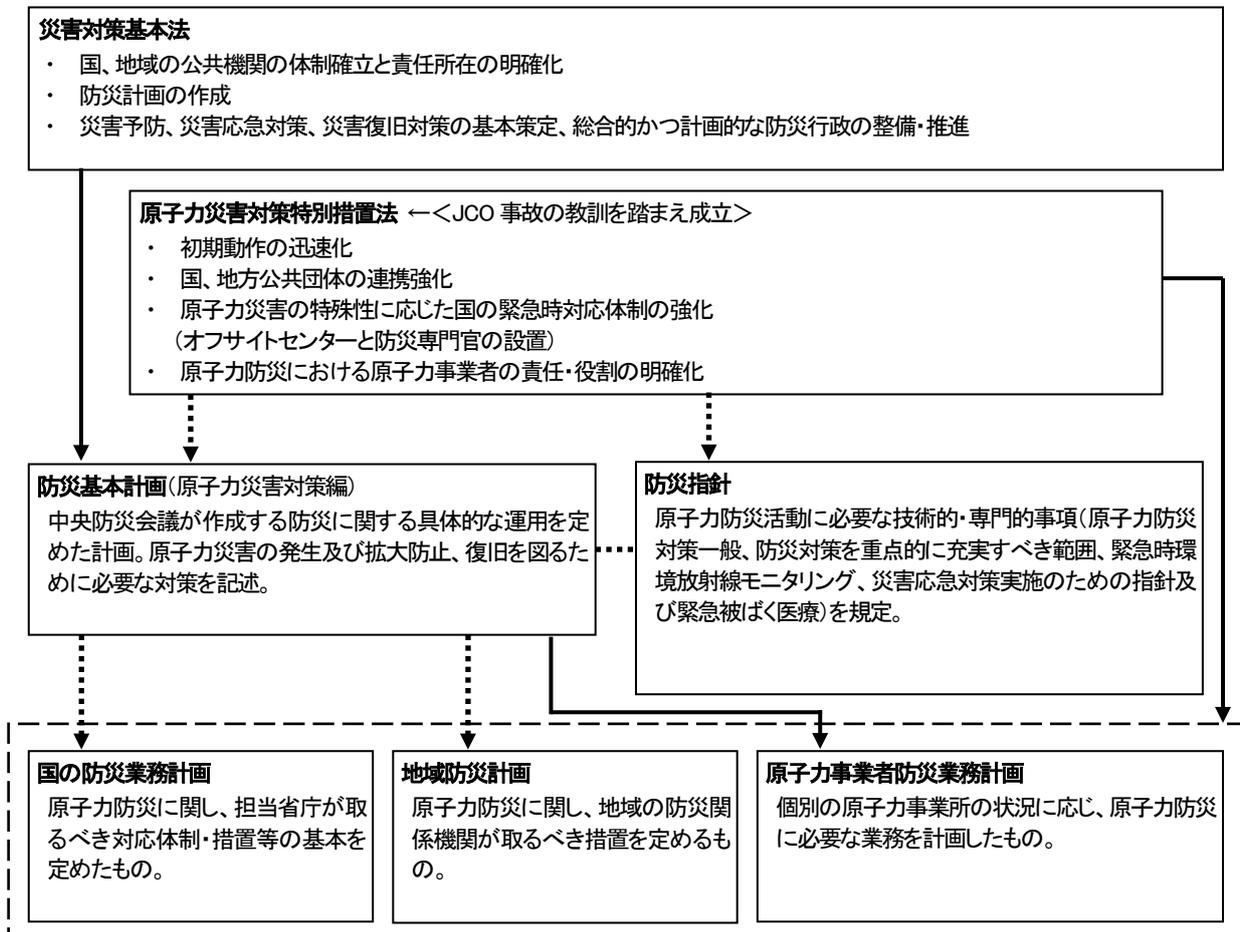


図1 原子力防災関連法令等の概要

対策拠点施設)の整備。

- 原子力災害対策本部を始めとする関係機関等の責任関係や役割分担の見直しと明確化、情報連絡に関する責任と役割、手段等の明確化と体制整備の推進
- 周辺住民等に対し、事故の推移に伴う今後のリスクを含めた的確な情報提供、放射線影響等についての適切な説明などの取組みの強化。
- 放射原情報未確定条件下においても緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム (SPEEDI) の効率的活用とその迅速な結果公開。事故時放射原情報が確実に得られる計測設備等の強化。
- 原子力防災時の広域避難の範囲や放射線防護基準の指針類を明確化する取組みの強化。

【参考文献】

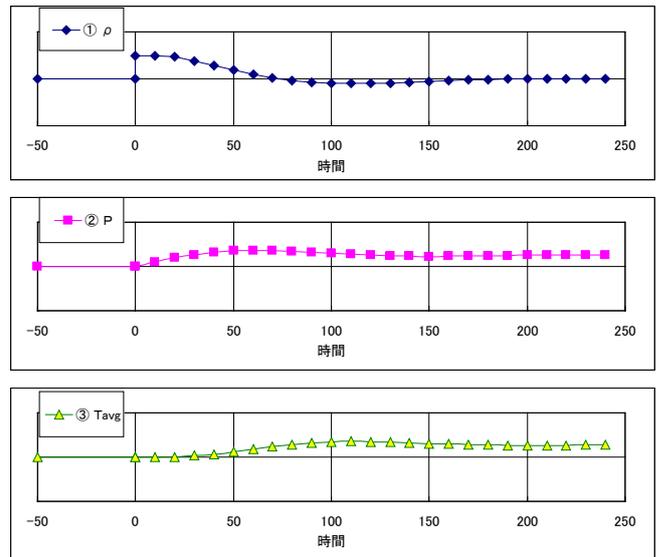
- 原子力安全規制の業務内容「原子力防災」、原子力安全・保安院 HP
<http://www.nisa.meti.go.jp/genshiryoku/bousai/bousai.html>
- 文部科学省原子力安全課原子力環境防災ネットワーク：環境防災Nネット、原子力安全技術センターHP
<http://www.bousai.ne.jp/vis/index.php>
- 防災関係パンフレット「もしも原子力災害がおこったら (実務者用2)」、原子力安全基盤機構、2007年2月、原子力安全基盤機構HP
<http://www.jnes.go.jp/kouhou/pamphlet/bousai/saigai04/book1/#page=1>
- 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、首相官邸 HP
http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/iaea_houkokusho.html

I-3 負の反応度フィードバック係数を有する原子炉体系で、制御棒により、小さな正のステップ状反応度を、一定出力で定常運転中に添加した。この操作後の原子炉の下記パラメータについて過渡変化を図示せよ。さらにそれぞれの挙動について相互に関連付け、炉物理、熱除去の観点から、できる限り定量的に説明せよ。必要に応じて、原子炉体系のパラメータを定義しても良い。ただし、原子炉体系での原子炉特性、熱伝導、熱伝達に関するパラメータ並びに原子炉体系からの熱除去は、反応度添加前後で変化無いものと仮定せよ。

- ① 反応度
- ② 原子炉出力
- ③ 原子炉温度

【解答のポイント】

炉物理の基礎的な知識が必要である。PWR を例に以下に記す。
 まず、①反応度を ρ 、②原子炉出力を P 、③原子炉冷却材平均温度を T_{avg} とおくと、それぞれの関係は下図のようになる。



時間 0 までは原子炉出力 P は 100% の定格出力で運転され、反応度 ρ は 0 pcm、原子炉冷却材平均温度も定格値で一定である。ここで、燃料温度を T_f 、冷却材炉心入口温度を T_{in} 、冷却材炉心出口温度を T_{out} とする。このとき T_{out} と T_{in} の差は炉内でのエンタルピー上昇つまり原子炉出力 P によって定まり、近似的には比例すると言える。また、 T_{out} と T_{in} との平均値 ($=T_{avg}$) は制御棒制御系によりある一定の範囲に制御される。つまり添加反応度が大きく T_{avg} が大きく上昇する場合には制御棒が自動挿入され T_{avg} 及び P の上昇が抑えられる。以下では制御棒制御系が動作しない程度の小さな反応度添加を想定する。

時間 0 において、制御棒をわずかに引き抜くことにより小さな正の反応度が添加されると、炉周期で定まる出力上昇率で P は上昇を開始する。それに伴い、燃料温度 T_f が上昇を開始する。燃料温度が上昇しても冷却材温度は直ぐには上昇しないが、燃料ペレットの温度が被覆管に伝わり、冷却材に伝わることにより、ある時間遅れを伴って冷却材温度は上昇する。つまり、 T_{out} が上昇し、平均温度 T_{avg} も上昇する。ここでは T_{out} の上昇は蒸気発生器で全て奪われ、冷却材が炉心入口に戻るときの温度 T_{in} はほとんど変わらないものとする。ここで、原子炉の固有の安全性として、ドップラーフィードバック及び減速材温度フィードバックがかかる。つまり、 T_f の変化量に比例して負のフィードバックがかかり、反応度が減少する。この比例係数をドップラーフィードバック係数という。また、 T_{avg} の変化量に比例して負のフィードバックがかかり、この比例係数を減速材温度フィードバック係数という。これらの反応度フィードバックにより反応度は低下し場合によっては ρ が負になり、 P や T_{avg} はオーバーシュートしてピークを経た後に反応度の 0 への漸近とともに一定の出力に落ち着く。添加反応度が小さければオーバーシュートすることなしに、一定の出力に落ち着く。つまり、添加された反応度は燃料と減速材の温度上昇に費やされ、 ρ は 0 となり、出力は別の値で一定値となる。

熱除去の観点から補足すると、燃料ペレット内の温度は分布を持ち中心部の温度が高く周辺部の温度は低く、発生エネルギーとこの温度勾配と熱伝達係数に応じた除熱によりペレットの温度上昇は抑制される。また、ペレットと被覆管の間には燃焼初期にはギャップがあり燃焼に伴いギャップはなくなるがこの間の熱伝達に応じてペレ

ットが除熱される。更に、被覆管と冷却材との間の温度差と熱伝達係数により被覆管が冷却され、被覆管の温度が定まる。冷却材は、この被覆管と冷却材との間の熱伝達を熱源として温度上昇（エンタルピー上昇）が定まる。

I-4 原子力発電プラントは、全運転期間中にわたり安全性を維持・確保し、かつ効率的な運転、保守を計画的に実施するため、定期安全レビュー、及び総合的な設備管理（プラント・ライフ・マネジメント）方策の確立を図ってきた。さらに、シビア・アクシデントに対し、国はその発生と拡大を防止するため、アクシデント・マネジメントのあり方について検討してきた。原子力発電プラントのみならず、原子力施設においては、全運転期間中にわたり、安全性と信頼性を維持する必要があるのは言うまでもない。しかしながら、国際原子力機関（IAEA）が定めた国際原子力事象評価尺度（INES）の対象となる異常な事象、及びレベル4以上の事故を、国内外において、いくつか経験してきた。これらの異常な事象及び事故の経験から、より厳しい安全性・信頼性の要求に取り組み、それらの改善が図られてきたと考えられるが、これに関し以下の問いに答えよ。

- (1) 原子力発電プラントにおける、全運転期間中にわたるプラント・ライフ・マネジメント方策について、その概要を述べよ。また、原子力発電所において、設計上想定している事象を大幅に超え、炉心が重大な損傷に至るシビア・アクシデントに対する、アクシデント・マネジメントについて、その概要を述べよ。
- (2) 下記の原子力発電所及び原子力施設に関する異常事象又は事故について、[2-1]～[2-3]から1つ、[2-4]～[2-6]から2つ選び、それらの概要と原因、及び事象もしくは事故を悪化させた主な要因、また事故の収束と再発防止のためにとられた対策について述べ、さらに、国際原子力事象評価尺度（INES）の評価レベルが与えられているものについては、その評価レベルをその根拠とともに示し、それらの事象及び事故が、その後の運転・保守のあり方、及び安全維持・向上の考え方に、どのように影響を与えたか述べよ。

[2-1] 1995（平成7）年12月8日、動力炉・核燃料開発事業団（当時）の高速増殖原型炉もんじゅで、出力上昇試験中、ナトリウム温度高警報及び火災報知器が発信、引き続きナトリウム漏えい警報が発信した。このもんじゅの事象について。

[2-2] 2001（平成13）年11月7日、中部電力浜岡原子力発電所1号機において、定格出力運転で高圧炉心注水系の起動試験実施中、中央制御室及び現場の運転員は衝撃音を聞いた。同時に、原子炉建屋内の複数箇所で火災報知器が作動した。この浜岡原子力発電所1号機の事象について。

[2-3] 2004（平成16）年8月9日、関西電力美浜原子力発電所3号機で、定格熱出力運転中に「火災報知器動作」などの警報が発信し、運転員がタービン建屋内を現場点検したところ、蒸気が充満していることを確認した。その後原子炉が自動停止した。この美浜原子力発電所3号機の事象について。

[2-4] 1957年10月10日、英国ウィンズケール（現セラファイールド）で発生した、火災をともなった、世界で初めてと考えられている原子炉に関わる重大な事故について。

[2-5] 1961年1月3日、米国アイダホフォールズの海軍軍用試験炉、SL-1（Stationary Low-Power Reactor Number One）で発生した、原子炉に関わる重大な事故について。

[2-6] 1979年3月28日、米国ペンシルベニア州スリーマイル・アイランド（TMI）原子力発電所で発生した、炉心の重大な損傷をともなった事故について。

【解答のポイント】

(1) プラント・ライフ・マネジメント方策は、以下の管理によって安全性・信頼性を確保しつつ、かつ効率的な運転・保守が可能となるための長期保全計画を策定し、原子炉システムを維持・管理していくことを念頭に解答する。^{6)~10)}

- ・経年劣化メカニズムに立脚し、優先度を考慮した経年劣化事象と対象部位の抽出により、運転初期からの継続的に効率的な経年劣化管理
- ・10年ごとの定期安全レビュー（PSR）のうち、中期的な傾向監視が有効な経年劣化事象を主体とした経年劣化管理
- ・運転開始30年以降の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対し、最新知見を反映して評価を見直していく経年劣化管理

また、アクシデント・マネジメント対策は、原子力発電所の安全設計で対策が施されている「原子炉を止める」「原子炉を冷やす」「放射能を閉じ込める」という3つの機能をさらに高めることになる。アクシデント・マネジメントでは、異常事態に際して、本来はほかの機能のために用意されている設備までフル活用し、異常事態がシビアアクシデントへ拡大することの防止（フェーズI）と、シビアアクシデントへ拡大した場合の影響の緩和のための対策（フェーズII）を行う。また、アクシデント・マネジメントは、このような施設や設備の整備のほか、シビアアクシデントが発生したときに迅速に対応するための詳細なマニュアルや通報連絡体制の整備、教育・研修などの実施も含まれる。^{11)~16)}

東京電力福島第一原子力発電所事故発生以前においても対策の範囲と程度はともあれ、過去の事故の研究を通じて、事故に至るプロセスを検討した結果、以下の機能を強化することがアクシデント・マネジメント対策として有効であることはわかっていた。

- ・原子炉停止機能の強化
- ・原子炉および格納容器への注水機能の強化
- ・格納容器からの除熱機能の強化
- ・電源供給機能の強化

なお、平成24年度試験対策としては、東京電力福島第一原子力発電所事故を受けた見直し¹⁷⁾結果を幅広く把握し、理解しておくことが重要である。

(2) 海外を含めた重大事故の概要とその対策及び影響（教訓）の正確な理解が求められる。表1に解答のポイントを整理して示す。

^{18)~21)}

【参考文献】

- 6) 原子力安全規制の業務内容「運転段階の安全規制：高経年化対策」、原子力安全・保安院HP
<http://www.nisa.meti.go.jp/genshiryoku/untan/koukeinenn.ht>

- [ml](#)
- 7) 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ライン、原子力安全・保安院、平成20年10月22日
<http://www.meti.go.jp/policy/tsutatsutou/tuutil/aa648.pdf>
- 8) 高経年化技術評価審査マニュアル「総括マニュアル」、JNES - SS - 0808 - 02、原子力安全基盤機構、平成21年4月3日
<http://plec.jnes.go.jp/doc/VLM/ss0808-02.pdf>
- 9) 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008 (AESJ-SC-P005:2008)、日本原子力学会、2009年2月28日
- 10) 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2010 追補1 (AESJ-SC-P0052010)、日本原子力学会、2010年9月17日
- 11) 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、原子力安全委員会決定、平成4年5月28日
<http://www.nsc.go.jp/shinsashishin/pdf/1/ho016.pdf>
- 12) 「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」の一部改正、原子力安全委員会、平成9年10月20日
<http://www.nsc.go.jp/anzen/shidai/genan1997/genan064/siryu2.htm>
- 13) 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係る活動について、意交基原第1-4号、原子力安全委員会事務局、平成23年2月16日
<http://www.nsc.go.jp/annai/kihon22/gensoku/20110216/siryu1-4.pdf>
- 14) アクシデントマネージメント、電気事業連合会HP
http://www.fepec.or.jp/present/safety/shikumi/accident_management/index.html
- 15) 原子力百科事典 ATOMICA 軽水炉におけるシビアアクシデントマネージメントについて (11-03-01-24)、
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=11-03-01-24
- 16) 原子力百科事典 ATOMICA 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 (1997年一部改正) (10-03-02-13)、
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=10-03-02-13
- 17) 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、安委決第8号、原子力安全委員会決定、平成23年10月20日
http://www.nsc.go.jp/info/20111021_2.pdf
- 18) 国際原子力事象評価尺度 (INES)、原子力防災基礎用語集、原子力安全技術センターHP
http://www.bousai.ne.jp/vis/bousai_kensyu/glossary/ko18.html
- 19) 解説書「原子力施設の事故例」、原子力教育支援情報提供サイトあとみん、(財)日本原子力文化振興財団HP
<http://www.atomin.go.jp/reference/atomic/trouble/index01.html>
- 20) 原子力百科事典 ATOMICA 原子力発電所の事故・故障 (02-07-01、

02、04)

http://www.rist.or.jp/atomica/database.php?Frame=../data/bun_index.html

- 21) 原子力発電所における事故経験の反映、平成2年原子力安全年報第2編第1章第2節、原子力安全委員会、
<http://www.nsc.go.jp/hakusyo/H2/2-1-2-1.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、23年度に出題された選択科目「核燃料サイクルの技術」の問題と解答のポイントを示す。

【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 ピューレックス法再処理工場から発生する放射性廃棄物について述べ、その処理処分に関する課題を挙げ、その解決策について論ぜよ。

【解答のポイント】^{1)~5)}

放射性廃棄物の形態について定義し、個々について記載する。以下一般的な解答案を記載するが、課題、解決策については、専門に応じた掘り下げた解答を作成する。

(1) 放射性廃棄物は、物理的形態によって気体廃棄物、液体廃棄物、固体廃棄物に分類される。以下にピューレックス法再処理工場から発生する放射性廃棄物の、主な発生経路、処理処分方法、課題及び解決策について述べる。

(2) 気体廃棄物の大部分は使用済み燃料の「せん断」及び「酸溶解」工程で、主に燃料棒のプレナム部等にたまっていったガスが解放されることにより発生する。主要な核種はKr (主に⁸⁵Kr)、とよう素 (¹²⁹I、¹³¹I) である。このようなオフガスは、HEPAフィルタ等で処理された後、その放射能レベルが放出基準未満の場合には、排気筒から環境に放出される。特に問題となるヨウ素核種に対しては短半減期核種のような素 (¹³¹I) はほとんど消滅しており、大部分が¹²⁹Iであるが、一部はよう素酸や有機よう素として揮発化合物となっている。このよう素の捕集方法としては、アルカリ洗浄 (含ヨウ素の洗浄廃液のセメント固化) や銀吸着 (ヨウ化銀吸着体のセメント固化) 等の処理が行われている。

気体廃棄物は基準を満足した上で環境に排出されるものであるが、周辺公衆に与える被ばく線量は可能な限り小さくすることが望ましい (ALARA)。そのため、希ガス (⁸⁵Kr等) については、回収・固定化が検討されたが、施設内に高濃度のガスを蓄積するよりも、希釈・拡散効果の方が周辺環境に与える影響が少ないとして、現在は採用されていない。なお、今後、再処理の拡大に伴い放出量が増加する場合には、長半減期核種増大の対応が課題となる可能性もあるため、一つの対応策としてあげられる。

(3) 液体廃棄物の大部分は「抽出残液」、「溶媒洗浄廃液」、「廃溶媒」等であり、それらは再処理の主工程で発生する。その放射能レベルは広い範囲にわたっているが、抽出残液の放射能レベルは極めて高い。低、中レベル放射性廃液は主に凝集沈殿、蒸発等で除染され、海洋放出されるが、それら濃縮液の殆どすべては濃縮され減容固化されるの

が通常である。

(4) 高レベル放射性廃液は共除染・分配工程で発生する。これは、大部分の不揮発性核分裂生成物と若干量のアクチニド元素（主としてアルファ線放射能）を含み、長期にわたって発生熱対策が必要な廃棄物である。高レベル廃液は圧倒的に高い放射能を持つので（処理された使用済み燃料中の放射能の90%以上を含むが、容積割合は大変小さい）、数年間貯槽中で冷却し、その後においてガラス等を用いて固化する。得られた「ガラス固化体」は30～50年間地上施設で貯蔵し、300 mより深い安定な地層中に処分（地層処分）することとされている⁶⁾。現在六ヶ所村の日本原燃株式会社再処理工場では、高レベル廃液の処理については、主工程はおおむね目途がついているとされているが、このガラス固化については、白金族の堆積が原因とみられる影響により継続運転が難しいという課題がある。今後、運転方法の改善等により技術を確立するとともに並行して中間貯蔵施設建設を推進し、原子力発電所と再処理施設間の使用済み燃料移送に対する柔軟性を確保していく必要がある⁷⁾。また、ガラス固化体の保管施設についても、海外からの返還廃棄物も存在するため、増設完了分1440本分⁸⁾を考慮しても、合計2880本の貯蔵能力では十分とはいえず、国民理解を深め、現在課題となっている最終処分施設の計画を含め順次推進していく必要がある。更に米国の例では、最終処分施設は監視期間を操業終了後50年としているものがあるが、高レベル放射性廃棄物の放射能が生活環境に影響を及ぼさない程度に減衰するまでには数千年、数万年という極めて長い時間が必要となる。安全性を更に向上する為には、分離・核変換の技術等の確立を併せて行っていく必要がある⁹⁾。

(5) 次に、固体廃棄物の代表は不溶性の燃料棒被覆管（一般にハルと呼ばれる）や燃料集合体部材等である。通常、ハルには微量ではあるがプルトニウムが付着しているため、いわゆるTRU廃棄物の一種とみなすことができる。現在ハル等は水中に保管されているが、最終処分時には減容が必要であり、その減容方法を確立していく必要がある。

その他、運転に伴い固体廃棄物が発生するが、可燃性廃棄物は焼却減容され、不燃性廃棄物は圧縮減容、セメント固化等が行われる。

これら固体廃棄物は、現在は再処理施設敷地内に保管されており、将来の処分施設についても今後検討を進めていく必要がある⁶⁾。

I-2 軽水炉発電所にMOX燃料を利用することによる燃料サイクル上の技術的課題を挙げ、その解決策について論ぜよ。

【解答のポイント】^{5), 6), 11)}

MOX燃料利用の必要性、現状、プルサーマルの課題を述べ、核燃料サイクル完結のための高速増殖炉に向けた知見の蓄積の重要性を記載する。

(1) 我が国では、原子力発電の初期段階から、軽水炉でのMOX燃料を利用するプルサーマルの実施に研究開発等の取組を進めてきた。これは、既存の軽水炉を活用しながら核燃料のリサイクルを図っていくものであり、既に複数の軽水炉にMOX燃料が装荷され、営業運転を進めておりその成果がみられている。

(2) プルトニウムを軽水炉で利用するプルサーマルでは、現行の軽水炉設備設計の大幅な変更を行わないことを主眼としており、できるだけ炉心の諸特性をこれまでのウラン燃料炉心から変えないようにするため、MOX燃料集合体は現行のウラン燃料集合体と互換性を持つように設計されている。このため燃料集合体の形状寸法等は通

常のBWR及びPWR燃料と構造的に全く同一であり、燃料組成の相違により核的な特性が異なっているのみである。しかしながら、核的特性の違いにより、軽水炉炉心にその特性を維持したまま、装荷出来るMOX燃料の量は炉心の約1/3までといわれている。また、現在のところ、MOX燃料の許認可燃焼度は、安全性確認のための知見や実績がウラン燃料に比べて限られているため、相対的に低いレベル（45000MWd/t程度^{12), 13)}に設定されている。これらについては、大間原子力発電所の稼働に向けて全炉心でMOX燃料を装荷する準備が進められており¹⁴⁾。また今後、MOX燃料の照射経験を積むことで、近い将来、現行のウラン燃料の燃焼度レベル（55000MWd/t）を目指していくことが望まれている。¹⁵⁾

(3) これら制約の中、着実にMOX燃料の利用が進められているが、以下の課題があげられる。

① 原料にプルトニウムが使用されていることより、核不拡散が重要な課題となる。この対応としては、プルサーマルでは再処理、輸送/貯蔵、MOX燃料加工のそれぞれにおいて、内在的不拡散性は比較的高いものであるため、保障措置及び厳重な核物質防護がなされることで、これを補完的に担保することが考えられる¹⁶⁾。

② 再処理による原料プルトニウムの回収、MOX燃料加工を現状ではほぼ海外に依存していることがあげられる。これについては、基礎研究を基に現在、六ヶ所再処理施設、MOX燃料加工施設建設が進められており、その建設、試運転、実運転の中で着実にデータを整えていくとともに、基礎研究を継続し知見を蓄えていく必要がある。

③ 使用済MOX燃料は小規模の再処理実績があり¹⁷⁾技術的には再処理可能とされているが、軽水炉燃料に比較し、高放射能、高発熱であるため、実際の再処理は第二再処理工場で実施されるものと想定される。これらの具体的な方針は、今後の高速増殖炉及び再処理技術に関する研究開発の進捗状況、核不拡散を巡る国際的な動向等を踏まえて検討が行われるものとされているが¹⁸⁾、実現までには長期間（数十年単位）の燃料保管が必要となり、貯蔵プール若しくは中間貯蔵における安全な保管方法の確立が重要である。

④ プルサーマルによるウランの節約率は、ウラン資源1000kgに対し、MOX燃料として約130kg、回収ウラン燃料として約130kg¹⁸⁾とされており必ずしも大きな割合を占めるものではない。

このことは先の再処理の問題と含め、高速増殖炉による核燃料サイクルの完結の重要性を示している。

今後は以上の課題を踏まえつつ、MOX燃料の着実な利用と知見の蓄積を行い、来るべき高速増殖炉サイクルへの反映を行っていく必要がある。

I-3 ヲフッ化ウラン (UF₆) について、その固有の特徴及び燃料サイクルにおいて如何なる役割を果たしている物質であるかについて述べ、また大量のUF₆を安全に管理するために安定な形態にする方策について論ぜよ。

【解答のポイント】^{1), 19)}

UF₆の特徴、核燃料サイクルでの用途、保管・輸送方法を順に述べ、その特徴に対する安全な管理方法との関連を述べる。

(1) UF₆は大気圧中・常温付近で白の昇華性固体であって、かなり高い蒸気圧を示す安定なウラン化合物である。

(2) 現在、ウラン濃縮法で実用されているガス拡散法と遠心分離法

では、両方式ともにUF₆を用いている。これは前述のとおり、定圧で比較的低い沸点を有するため、処理の開始から完了まで気体の状態を維持するのが容易だからである。そのため、濃縮工場への搬入、搬出（及び加工施設への搬入）はUF₆の形態にてなされることとなる。

(3) 次にUF₆の詳細な特徴と、それに対する安定な形態にする方策及び安全な管理方法について論ずる。

UF₆の昇華点は大気圧において 56.4°Cである。昇華点に非常に近い付近で、固相・液相・気相の三重重点(640°C、152kPa)が存在する。常混付近で圧力を低めていけばUF₆は固体から気体に変わり、ガス状UF₆を冷却すれば凝固する。このような性質を利用し、UF₆はシリンダと呼ばれる耐圧性の容器に固体状態として安定な形態として保管及び輸送される。シリンダ 1 体当たりのUF₆の収納量は天然ウランで十数トン、濃縮ウランで数トンにも及ぶ¹⁾。

しかしながら、固体状UF₆を閉鎖空間で加熱した場合、固体と気体が共存する状態を経て、固体状のUF₆が液体状のUF₆に変わる。例えば三重重点を少し超えた温度で液化したとすると常温付近で約 5.1g/cc であった密度が、1g/cc 程度減って¹⁰⁾ 体積が急激に増えることとなる。そのため、シリンダへの過充填を防ぐことは、安全管理上重要な事項である。また、酸素、窒素あるいは乾燥した空気とは反応しないが、空気中に水分が含まれていると激しく反応（加水分解）して白煙状のフッ化ウラニル及びフッ化水素が発生する。フッ化水素は強腐食性であるとともに、生体に対して強い毒性を持っている。なお、UF₆自体は不燃性であるが、可燃物がある場合には支燃剤となる²⁰⁾。

(4) UF₆の取扱いに際しては、これらについて、十分な配慮が必要になる。UF₆の取り扱い施設では、以上のような物理的・化学的性質を考慮し、過去の事故を参考として、設備、手順、作業教育等を進める事が重要である。なお、海外におけるウラン加工施設で発生した事故・トラブル等としては、UF₆の漏えいが主なものである。国内においては、海外における事故からの教訓事項を適切に反映すること等により、周辺環境に有意な影響を与えるような事故は一件も発生していない。¹⁵⁾

で取り扱う湿式の設計となっており、ここで使用済み燃料を一定期間貯蔵することで、放射能と崩壊熱を減らす機能を持っている。3000tU の規模は現在国内の原子力発電所で発生する使用済燃料の3年分程度に当たる²⁶⁾。

(3) 一定期間保管された使用済み燃料は機械的前処理工程におくられ燃料要素は約 4cm 程度の小片に切断され溶解槽に送られる。溶け残った燃料被覆管等（一般にハルトと呼ばれる）は固体廃棄物として高放射性生廃棄物貯蔵施設に貯蔵される。ここでは放射線のレベルが高いため、セルは厚いコンクリートの壁に囲われており、遠隔操作が行われる。なお、機器の保守点検のため、除染保守セル、エアロックセルが設けられている。

(4) 溶解槽で発生したよう素等は、排ガス処理工程に送られ場合によっては一次貯槽されたあと、一定基準以下であることを確認しながら HEPA フィルター等を通したのち気体廃棄物として主排気筒から排出される。気体廃棄物は Kr-85 が大半を占めるものと予想され、年間 10¹⁷Bq オーダーの放出量になるものと考えられる²⁷⁾。溶解液は硝酸によって希釈されパルスフィルタによって不純物を取り除かれたのち、分離サイクルに送られる。分離サイクルは第一、第二に分かれており、第一サイクルは核分裂生成物の除去を行い、第二サイクルではウランとプルトニウムを分離する。なお、分離工程及び精製工程の溶媒抽出装置は、パルスカラム及びミキサセトラが適宜使用される。これら機器の形状等についても臨界管理がなされている。

(5) 分離精製工程に使用された酸は放射性物質を含んでいるため、酸回収蒸発缶等により処理されたのち再利用され、再利用不可能な廃液は、分離等により発生する高レベル廃液と同じく 高レベル廃液ガラス固化施設におくられキャニスターと呼ばれる容器内にガラス固化された状態で一定期間保管されたのち最終処分施設に搬送される。これらの工程で発生する放射性生廃棄物は、全体に占める体積割合は少ないが、放射能の大部分を占め、処理量 1tU 当たり 5×10⁵Ci 程度の放射性生廃棄物が発生する²⁸⁾ と考えられ、年間 400 tU の処理量に対しては、2×10⁸Ci 程度の放射性生廃棄物が発生することとなる。また、それに伴い発生するガラス固化体は年間 500 本程度に及ぶものと考えられる²⁹⁾。なお、これらの工程に付随して発生する、中低レベル液体廃棄物は、アスファルトもしくはプラスチック固化され、極低レベルの液体廃棄物は海洋に一定レベル以下であることを確認しながら放出される。雑固体廃棄物についても、不燃性のはセメント固化され、可燃性のは焼却灰がセメント固化され、ドラム缶の形態で施設内に保管される。³⁰⁾

(6) 精製、脱硝されたウランは三酸化ウランとしてステンレス製の容器に保管される²³⁾。同じくプルトニウムはウラン・プルトニウム混合酸化物として保管される。これらは処理量の約 5%がガラス固化されるものと考え、年間 400tU の処理量に対し、380 t のウランおよびプルトニウムが発生する。特に、プルトニウムについては約 1%の 4t が発生することとなる。¹⁹⁾

(7) 再処理工場では上記に示した、大量かつ形態の異なる放射性物質を、また多様な機器を扱うこととなるが、被ばくと放射性物質の漏えいを防ぐため、高レベルの放射性物質を取扱う設備、機器については重コンクリートの厚い遮へい体で覆われたセル内に設置され、自動化が図られており、保守等の機能も施されている。また、多重障壁を設け、負圧管理をすることで放射性物質の閉じ込めを行

I-4 年間処理量400tU、使用済み燃料貯蔵量3,000tU規模の再処理施設において内蔵される放射性物質について述べ、それを管理する設備とその機能について論ぜよ。

【解答のポイント】 1)、5)、21)、22)、24)、25)

設問は六ヶ所再処理工場の 1/2 の処理量に対する記述の要求であるが、放射性物質の発生量、設備規模以外、解答には大きく影響しないと考えられるため解答案では六ヶ所再処理工場を念頭に記載した。個々の要素についてまず述べ、最後に総論を記載している。必要に応じ具体的数値を記載するとよい。

(1) 再処理工場において内蔵される放射性物質は、使用済燃料、再処理工程で発生する気体廃棄物、液体廃棄物、高レベル廃液のガラス固化体を含む固体廃棄物に分けることができる。以下再処理工場への使用済燃料搬入から工程ごとに各々について述べる。

(2) 再処理工場に内包される放射性物質のもととなる、使用済み燃料は、輸送キャスクに入れられて再処理工場に搬入される。使用済み燃料受入れ・貯蔵施設は、キャスク・使用済み燃料をプール水中

っている。プルトニウムの取り扱い 機器、設備については、更にセルや、グローブボックス内に設置する等し、また、厳重な臨界管理が行なわれ安全性が確保されている。

【参考文献】

- 1) 電機事業講座 12 核燃料サイクル 電気事業講座編集委員会 編纂
- 2) 原子力教科書 放射性廃棄物の工学 長崎 晋也・中山 真一共著
- 3) 平成 14 年度研究開発課題評価(中間評価) 報告書 評価課題「再処理施設におけるクリプトン回収・固定化技術開発」核燃料サイクル機構 JNC TN1440 2003-005
- 4) 原子力百科事典 ATOMICA 再処理プロセスにおける放射性廃棄物の発生源 (11-02-04-02)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=11-02-04-02
- 5) 軽水炉燃料のふるまい 平成 10 年 7 月 原子力安全研究協会
- 6) 平成 21 年度版 原子力白書 原子力委員会(編)
- 7) 原子力発電 使い終わった燃料の話 電気新聞特別号 原子力を考える Vol. 25
- 8) ガラス固化体貯蔵建屋B棟のしゅん工について 日本原燃株 http://www.jnfl.co.jp/press/press_j2011/pr110425-2.html
- 9) 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 一 地層処分研究開発第 2 次取りまとめ 別冊地層処分の背景 核燃料サイクル開発機構 JNC TN1400 99- 024
- 10) プルサーマルの化学 桜井 淳 朝日新聞社
- 11) 六ヶ所再処理工場の現状と今後の見通しについて 日本原燃株式会社 新大綱策定会議(第 4 回) 資料第 2 - 2 号
- 12) 発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について (平成 7 年 6 月原子力安全委員会了承)
- 13) プルサーマルについての Q&A 九州電力 HP http://www.kyuden.co.jp/nuclear_pluthermal_qa.html
- 14) MOX 燃料の使用 電源開発株 HP <http://www.jpowers.co.jp/bs/field/gensiryoku/project/aspect/mox/attribute/index.html>
- 15) 平成 4 年度 原子力安全白書 原子力安全委員会
- 16) 新計画策定会議(第 9 回)資料第 2 号 原子力委員会
- 17) 日本原子力開発機構 HP <http://www.jaea.go.jp/04/cycle/naiyou/yakuwari02.html>
- 18) 原子力政策大綱 平成 17 年 10 月 11 日 原子力安全委員会
- 19) 原子力百科事典 ATOMICA 六フッ化ウランおよび二酸化ウランの輸送 (11-02-06-03)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=11-02-06-03
- 20) 六フッ化ウラン空容器の洗浄処理 日本原子力研究開発機構 JAEA-Technology 2009-052
- 21) 六フッ化ウラン安全取扱手引き 日本原子力研究所 JAERI 6486
- 22) 核燃料物質等取扱業務 特別教育テキスト 核燃料施設編 労働省労働衛生課編
- 23) わかりやすい原子力の規制 原子力安全:保安院 <http://nisa.jsf.or.jp/wakariyasui/>
- 24) 施設の安全性と信頼度 日本原子力開発機構 http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/katsudo/risk/slides/pdf/1_01.pdf
- 25) 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=04-07-03-16
- 26) 原子力百科事典 ATOMICA 原子力発電所からの使用済燃料貯蔵の現状と見通し (04-07-03)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=04-07-03-16
- 27) 六ヶ所処理施設の概要 日本原燃株式会社 <http://www.nsc.go.jp/senmon/shidai/kanhou/kanhou012/ssiryo7.pdf-16>
- 28) 核燃料サイクル工学 大島恵一・高島洋一・田宮茂文監修
- 29) 高レベル放射性廃棄物の処分について 経済産業省 <http://www.meti.go.jp/report/data/ggebc02j.html>
- 30) 原子力百科事典 ATOMICA 再処理施設からの放射性廃棄物の処理 (05-01-02-03)
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=05-01-02-03

「放射線利用」の問題と解答のポイント

以下に、23 年度に出題された選択科目「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

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 放射線を有効に利用するためには、放射線の発生過程や物質との相互作用に関する理解などが重要である。中性子線、電子線、荷電粒子線、X線、γ線の 5 種類の放射線から 3 種類を選択し、

- (1) それぞれの発生過程について述べよ。
- (2) それぞれの放射線について、物質との相互作用の特徴を述べるとともに放射線利用の具体例を示せ。
- (3) また、それぞれの放射線の今後の利用法についてあなたの意見を述べよ。

【解答のポイント】^{1), 2)}

- (1) 荷電粒子線にはα線、β線などがあり、ある種の放射性同位元素の放射性崩壊によって発生する。α線は、α崩壊によって放出されるヘリウム原子核の素粒子線である。β線はβ崩壊によって発生する電子線である。X線は、波長の短い電磁波であり、加速した電子(陰極線)をタングステン等の金属に衝突させることによって発生する。γ線は、ごく波長の短い電磁波である。発生過程はX線とは異なり、放射性崩壊により発生する。
- (2) 荷電粒子線(α線やβ線)が物質原子内の電子に衝突すると、エネルギーを失う。電子に与えられるエネルギーが大きく、電子が

原子から放出される場合（電離）と、電子が放出されず、原子がより高エネルギー状態となる場合（励起）がある。電磁波（X線やγ線）が物質原子内の電子に吸収されると、そのエネルギーに応じ、光電効果、コンプトン散乱、電子対生成の相互作用を生ずる。放射線利用の具体例としては、β線源による電離（イオン化）作用を利用したガスクロマトグラフィ、物質にX線を照射したときに発生する蛍光X線を用いた元素分析、γ線の透過・減衰を利用した鋼板の厚さ計などが一例として挙げられる。

（3）荷電粒子線、X線、γ線はいずれも医療、工業、農業、学術等のさまざまな分野で利用されており、今後もその物理的特性、化学作用、生物効果を活用した技術は、我々の生活や社会において重要な役割を果たしてゆくことが期待される。最近では、電磁波や粒子線を発生・制御する技術及びこれらの利用技術が進展し、より高強度、かつ、目的に合致した荷電粒子線、電磁波の発生・制御が可能になってきており、「量子ビームテクノロジー」という新たな技術領域が形成されつつある。この技術領域は、最先端の科学・技術分野の発展に貢献し、幅広い産業分野を支えていくものと考えられるが、一方、利用機会の増大と高度化に伴う、原子力関連施設の事故や医療被ばく事故等のリスクも増大する。適切な法整備、放射線防護基準を策定し、体制整備も含め、リスクを適切に管理してゆくことが重要である。また、放射線利用については、国民は潜在的な不安を有しているものと考えられることから、理解促進に向けた取り組みを進めることも、重要である。

を低減できる。

（2）γ線・X線を用いた放射線治療には、身体の外からがんの病巣を狙って照射する方法と、γ線を放出する線源を直接がんの組織に刺入あるいは密着させるかして照射する方法の2種類があつて、がんの性質と部位によって、適した方法が選ばれている。外部照射に使われる医療用線形加速器は、国内で700台以上普及しており、放射線治療の主力となっている。γ線・X線を用いた放射線治療は、治療効果が高く実績も豊富であるが、低酸素細胞を含むがんに対しては、治療効果に限界がある。一方、炭素、ネオンなどの重粒子を用いる粒子線治療は、低酸素状態でもがん細胞に対する放射線の作用が弱くならない照射法である。わが国の重粒子線治療は炭素を用いて始まり、治療成績もよく、放射線損傷による合併症も著しく低減できる治療法として注目されている。重粒子線治療は2003年に承認され、実績を挙げつつあるが、治療を受けられる施設が国内にまだ3ヶ所（陽子線を入れても9ヶ所）しかなく、また、高度先進医療のための特別料金（自己負担314万円）が患者負担であり、誰もが恩恵を享受できる状態にはないと言わざるを得ない。

（3）γ線・X線を用いた放射線治療は、低酸素細胞を含むがんに対しては、治療効果に限界がある。そこで、低酸素条件でもがん細胞に対する放射線の作用が弱くならない照射法として重粒子線治療が研究、実用化された。γ線・X線を用いた放射線治療は治療効果に限界はあるものの、普及率が高い特徴がある。陽子線については、線量分布が重粒子線と同様に優れ、装置も比較的小型であることから、普及に貢献することが期待される。一方、重粒子線は、がんの性質に合った重粒子を選択可能であり、X線や陽子線で効果が得られないがんの治療にも応用できる期待が大きい。このように、それぞれの特徴を生かした放射線治療を進めてゆくことが必要である。さらに、放射線治療は、現在はがん細胞を除去、死滅させる治療のみであるが、将来はこれに加え、遺伝子治療、再生医療への応用を進めてゆくことが重要である。

I-2 放射線によるがんの治療が進んでいる。以下の問いに答えよ。

（1）放射線治療の特徴を述べるとともに放射線の種類によるがん治療の生物効果について解説せよ。

（2）2種類の放射線を選択し、それぞれの技術の現状と課題を挙げよ。

（3）課題の対応策についてあなたの意見を述べよ。

【解答のポイント】 1)、2)、3)

（1）放射線治療には、γ線、X線等を体外から照射する外部照射治療法と体組織内に密封または非密封のRIを投与する内部照射治療法がある。放射線治療は、身体の形態と機能を温存できることが特徴である。例えば、咽頭がんでは手術すると失われる音声や、放射線治療を選んだことにより温存される。また、身体の機能低下によって手術ができなくなった場合や、時期が遅れて手術が困難になったがんでも放射線治療によって根治できる可能性がある。γ線、X線は、身体を透過して進むために、がんの病巣より外れた正常な組織も無視できない被ばくをする。電荷を持たない速中性子線もX線と同じように身体を通過するが、その特徴は、人体組織の水素と衝突して水素の原子核すなわち陽子をはじき出すことである。その陽子は荷電粒子として電離作用を周囲に起こしてエネルギーを失い、周囲の腫瘍組織を破壊する。一方、炭素、ネオンなどの重粒子の原子核は、粒子が進む途中の電離作用によってエネルギーを失い、速度を緩めて停止する。荷電粒子による電離作用は、粒子の速度の2乗に反比例するので、飛程の最後で電離作用が非常に強くなり、ピーク状の鋭い線量分布ができる。このピークをがんの病巣に当てれば、必要十分な線量を局所的に照射でき、健康な細胞の放射線損傷

I-3 放射線（中性子、荷電粒子）を利用した微量元素の定量法として放射化分析法がある。

以下の問いに答えよ。

（1）放射化分析法を2つ以上の他の元素定量法と比較し解説せよ。また、中性子と荷電粒子を利用した放射化分析の具体例をそれぞれ1つずつ示し、その特徴を述べよ。

（2）中性子を利用する方法には即発γ線や多重γ線を測定する方法がある。それぞれの原理と特徴を示せ。

（3）放射化分析法の今後の課題を2つ以上挙げ、その解決策を述べよ。

【解答のポイント】 1)、2)、4)

（1）放射化分析法とは、試料に放射線を照射し、原子核反応により生成した放射性核種から放出される放射線を測定し、元素の分析、定量を行う方法である。原子吸光分析法、ICP発光分析法、X線分析法などと比較し、検出感度が良い。また、ICP発光分析法及びX線分析法と同様に、試料を分解することなく少量の試料でも多元素同時分析が可能であり、測定後の試料を他の目的に使用することもできる。さらに、照射後に化学操作を行っても他の微量分析法で問題となるような試薬からの目的元素の混入の心配がない、化学的に

類似する元素が共存しても妨害とはならない、などの優れた特徴をもっている。中性子放射化分析は、小惑星探査機「はやぶさ」が小惑星イトカワから持ち帰った微粒子など物質中の微量分析に応用されており、高感度である特徴がある。荷電粒子放射化分析は、例えば中性子放射化分析が適用できない酸素の分析に応用されており、熱中性子捕獲反応が起こりにくい元素を分析することができる特徴がある。

(2) 即発γ線分析とは、原子炉中性子導管により引き出した中性子ビームを試料に当て、中性子捕獲反応により発生したガンマ線を周囲に配置したゲルマニウム検出器で測定し、γ線のエネルギー分析により元素の定性分析を、γ線強度から定量分析を行うものである。大型試料の分析が可能であること、試料の再利用が可能である等の特徴がある。多重γ線を測定する方法については、従来のγ線分析では共存する大きなシグナルに妨害され、微弱なγ線の観測が困難だったが、これを連続する多重のγ線を2次元に展開することにより、従来のγ線スペクトルに比べて高い分解能を得ることができる特徴がある。

(3) 放射化分析法は、高感度な分析法であるが、分析試料調製、中性子・荷電粒子照射、γ線計測の過程で多くのパラメータを考慮する必要がある。分析者によるばらつきを排除するためには、分析手法の高度化(多重γ線等)を図るとともに、分析方法の標準化を進めることが重要である。また、中性子放射化分析により、詳細な分析が可能となってきたが、現状では、分析に要する時間が長く、動的な挙動観察は難しい状況である。また、軽元素を含む材料の解析には、大きな試料、高強度の中性子源が必要である等の課題もある。中性子線源の出力増強が必要であるが、現状では J-PARC などの大型共用施設を利用することになる。共用施設では、産官学連携をより強化し、技術面、運用面で利用しやすい環境を積極的に整えることが重要である。

をカナダ、残りをオランダ、南アフリカから輸入している。2009年の5月に、カナダの原子炉(NRU炉)で原子炉容器の腐食による重水漏れのトラブルが発生し、停止した。さらに、オランダの原子炉も2008年のトラブルからの改修が終わったばかりであり、モリブデンの供給をストップしている状態であった。このため、2009年度は、一時⁹⁹Mo-^{99m}Tc(G)の供給元を南アフリカのみに頼らざるを得ない状況になり、原料の確保が非常に困難な状況に陥った。2009年度の⁹⁹Mo-^{99m}Tc(G)供給量の極端な落ち込みの原因は、これらのカナダ、オランダの製造用原子炉のトラブルによるものである。この動きに対応して、^{99m}Tcの供給量は増加することとなった。

(2) ⁹⁹Moの製造法は、ウランの核分裂反応による方法と、天然モリブデンの中性子放射化による方法がある。ウランの核分裂反応による方法には、高濃縮ウラン(HEU)あるいは低濃縮ウラン(LEU)が用いられるが、全需要の95%がHEUをターゲットとして使用しているのが現状である。HEUの核分裂反応による方法が世界の主流ではあるが、原材料のコストが高いこと、多量の放射性廃棄物が発生するなどの課題がある。また、原料HEUの貯蔵、輸送が必要なこと、及びPuが生成されることにより、核不拡散性の観点からも課題がある。LEUの核分裂反応による方法については、HEUを用いる場合と比較し、同量の⁹⁹Moを得るための原材料が多量に必要となること、放射性廃棄物も多量となること、さらには、PuがHEUを使用するよりも多く生成されてしまうことなどの課題がある。天然モリブデンの中性子放射化による方法は、⁹⁹Moの中性子照射により生成した⁹⁹Moを抽出するものである。ウランの核分裂反応による方法と比較して、原材料コストが安い、放射性廃棄物の発生が少ない、核不拡散性に優れているなどの特徴がある。

(3) ⁹⁹Mo(^{99m}Tc)については、全量を輸入に頼る現状であり、半減期が短いこと(約66時間)、海外からの輸送手段を確保する必要があること、⁹⁹Mo原料を製造している原子炉が世界で6ヶ所しかなく、そのうち5ヶ所が稼働40年を超えており供給不安があることから、国産化を図ることが望ましい。国産化する場合の製造技術としては、ウランの核分裂による方法と、中性子放射化法が考えられる。ウランの核分裂による方法の場合、今後新たに稼働する原子炉については、IAEAがLEUを使用した製造しか認めていないため、LEUを用いて放射性廃棄物量を抑えつつ、効率良くモリブデンを抽出する製造技術の確立が必要である。また、原子炉については、完全国産化を目指す場合は医療用の原子炉の新設が必要と考えられる。輸入中心とし、トラブル時に備えた国産とする場合には、JAEAのJMTR等、既存の原子炉を利用することで対応可能であると考えられる。完全国産化を目指すか、一部国産化とするかについては、海外の供給動向(オーストラリアのOPAL炉の本格稼働、他の医療専用炉の計画)なども見極めつつ合理的に判断する必要がある。中性子放射化法については、照射方法、抽出方法などの開発、実証が必要な段階であるが、低コスト、低廃棄物量、核不拡散性に優れた製造技術として実用化が進められている。さらに、加速器を用いた製造技術も研究されており、将来的には低コストな供給源として期待される。

【参考文献】

- 1) 原子力百科事典 ATOMICA <http://www.rist.or.jp/atomica/>
- 2) (社)日本原子力学会編：「原子力がひらく世紀」(2011)
- 3) がん粒子線治療研究センターHP

I-4 下表はアイソトープ等流通統計(2010)に見られる放射性医薬品で *in vivo* 供給量が多い^{99m}Tcに関する2つの供給形態(核種)ごとの推移を示したものである。その間、^{99m}Tcの原料である⁹⁹Moはほぼ全量輸入されていた。

以下の問いに答えよ。

<i>in vivo</i> 供給量の推移 (単位:GBq)					
核種 \ 年度	2005	2006	2007	2008	2009
⁹⁹ Mo- ^{99m} Tc(G)	166,474	159,658	151,370	141,679	43,453
^{99m} Tc	326,682	316,394	308,878	307,304	406,343

(G):ジェネレータ

(1) 2008年から2009年に供給量の推移に大きな変化が見られた。この原因を考察せよ。

(2) 原料である⁹⁹Moの製造法を2つ以上挙げ、その特徴を述べよ。

(3) また、国内における⁹⁹Mo(^{99m}Tc)の製造技術について将来を展望せよ。

【解答のポイント】 1)、2)、5)、6)、7)

(1) わが国の⁹⁹Mo-^{99m}Tc(G)は、ほぼ全量輸入に頼っており、7割

<http://www.medipolis-ptrc.org/>

- 4) (財)放射線利用振興協会 放射線利用技術データベース
<http://www.rada.or.jp/database/index.html>
- 5) (社)日本アイソトープ協会：アイソトープ等流通統計2010
- 6) 源河次雄：「世界のMo-99の供給 現状と課題」(第47回原子力委員会資料第1-1号)
- 7) 日本原子力研究開発機構 HP「材料試験炉(JMTR)を用いたモリブデン-99(⁹⁹Mo)の国産化に向けた検討を開始」
<http://www.jaea.go.jp/02/press2008/p08111701/>

「放射線防護」の問題と解答のポイント

以下に、23年度に出題された選択科目「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

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 中性子による外部被ばくに対する実効線量の評価は、エネルギーEの中性子の単位フルエンスから実効線量への換算係数に、フルエンスで表した中性子スペクトルをかけてエネルギーで積分して求めるとする原理に基づいている。

- (1) 10⁻³eV から 200MeV までの中性子について、上記の換算係数の概要のグラフを示し、その換算係数の意味(ICRPによる防護量と実用量との関係等)とエネルギー依存性について説明せよ。(座標軸を明記すること。縦軸については絶対値は不要である。)
- (2) 放射線管理に使用されている中性子線量測定装置(レムカウンター)の構造を示し、その原理を説明せよ。
- (3) 原子力施設で検証されている中性子線量測定装置を、250MeV程度の医療用陽子線発生装置に対して使用した場合の線量測定値の誤差の要因を説明せよ。

【解答のポイント】 1)、2)、3)、4)

- (1) 実効線量への換算係数の概要を図1に示す。

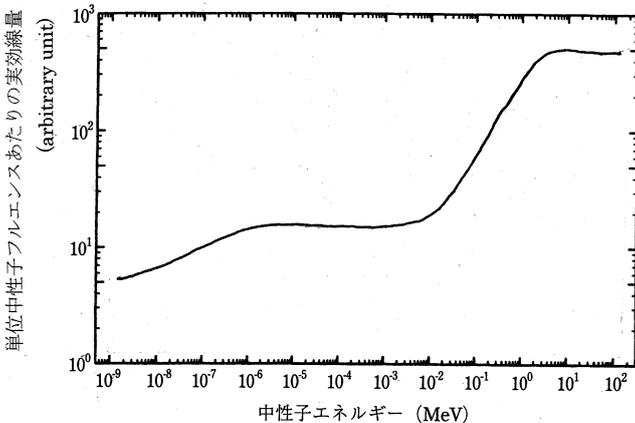


図1 実効線量への換算係数(概要)

上記に示す換算係数は防護量の実効線量と放射線場の物理量(フルエンス)を結び付けるものであり、実用量についても同様のものがある。測定可能な実用量(周辺線量当量、個人線量当量)は防護量を適切に予測できる必要があり、周辺線量当量の換算係数は原子力工業施設の典型的な中性子スペクトルのエネルギー範囲(0.1~1MeV)が支配的)で実効線量より大きい(ため過大評価(被ばく管理の観点で保守側)を与えている。エネルギーによっては逆に過小評価になる場合があるため場の中性子スペクトルを知っておくことは重要である。また、換算係数は熱エネルギーから約1eVまでは増加が見られ1eVから約10keVまではエネルギーにほとんど依存しない。10keVから約1MeVの間では急増が見られる。このエネルギー範囲では中性子の相互作用による反跳陽子及びその他の二次荷電粒子が吸収線量に大きく寄与しはじめるからである。10MeVを超える入射エネルギーでは、照射された体表面近くの位置での吸収線量は、エネルギー増加とともに減少する傾向がある。それは、電離飛程がエネルギーとともに増加する二次荷電粒子によって、相互作用点からエネルギーが運び去られるためである。

- (2) レムカウンターの構造を図2に示す。

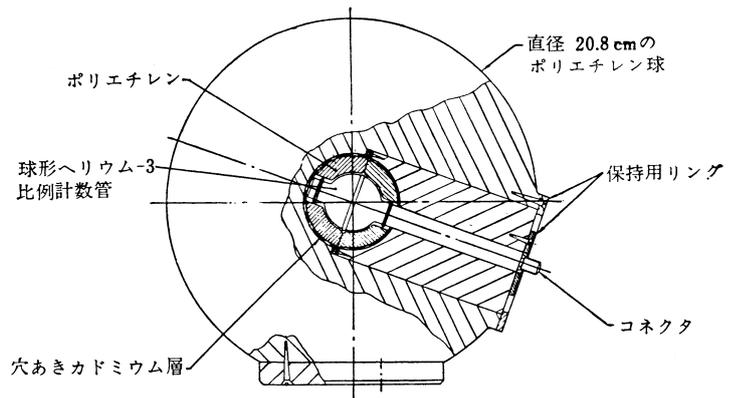


図2 レムカウンターの構造(例)

構造はBF₃や³Heカウンタ等の熱中性子検出器のまわりをポリエチレン等の水素含有の減速材で取り巻き、その内部にカドミウム、ボロン等の熱中性子吸収材を挿入したものである。基本的には高速中性子を減速させて検出し易くするものであるが、減速材の厚さを変えることで、エネルギーに依存した減速材での吸収効果と減速効果を調節して、入射エネルギーに依存する検出器の応答を変えることができる。このエネルギー別の応答を換算係数に合うように設計することで、場の中性子スペクトルが分からずとも線量が測定できる。

- (3) 250MeV程度の医療用陽子線発生装置の設置された環境では、加速された陽子ビームとターゲットやビームダンプ等との相互作用(ハドロンカスケード)により、数十MeV以上の中性子が生成される可能性がある。一方、原子力施設的环境では中性子エネルギーは高々数MeVまでの範囲であり、中性子線量測定装置はこのエネルギー

一範囲で検証されていると考えられる。従って、当該医療用陽子線発生装置の環境では、検証された範囲を超えた未検証領域での測定となるため、線量への影響がある場合は測定誤差の要因となる。なお、図1に示したような換算係数は計算値であるため200MeV程度までの値があるが、測定装置のレスポンスの確認は一般的には15MeV程度までで、中性子線量当量(率)計の校正方法を規定しているJIS Z 4521:2006においては適用範囲を熱中性子から20MeVとしている。

I-2 原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生する廃棄物について定められたクリアランスレベルについて、次の問いに答えよ。

- (1) クリアランスレベルの定義と設定の趣旨について述べよ。
- (2) クリアランスレベルの設定値を算出するのに用いられたデータの種類と数値例を述べ、設定値に至る評価の流れを説明せよ。
- (3) 設定されたデータの種類の数値例を述べよ。
- (4) クリアランスレベルの適用と運用について、その課題を論ぜよ。
- (5) 東京電力福島第一原子力発電所の事故で環境中に広範囲に飛散した放射性物質の処理について、その課題と手順を論ぜよ。

【解答のポイント】 ⑤、⑥、⑦、⑧、⑨

(1) クリアランスレベルとは、原子力施設の解体撤去や運転保守に伴って発生する固体廃棄物のうち、放射性物質の放射能濃度が極めて低く、放射性物質からの線量が自然界の放射線レベルに比較して十分小さく、人の健康に対するリスクが無視できるため、放射線防護に係る規制体系から外して放射性物質として扱う必要のないものを区分する放射能レベルをいう。クリアランスを導出するための線量の目安値として実効線量 $10\mu\text{Sv/y}$ (自然界から受ける年間の被ばく線量の1/100以下)を用い、この線量に相当する放射性核種の濃度に換算してクリアランスレベルを設定している。クリアランスレベルの設定により、本来放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物を資源として再使用・再生利用することが可能になるとともに、再使用・再生利用が合理的でない場合には放射性防護の観点を考慮する必要がない処分ができるなど、廃棄物の処理処分及び再使用・再生利用を安全かつ合理的に扱うことが可能となり、循環型社会の形成に資することとなる。

(2) クリアランスレベルは以下の流れで評価している。

- ①評価対象物：主な原子炉施設(軽水炉及びガス炉)の廃止措置及び運転に伴い発生する固体状物質(コンクリート及び金属(保温材等を含む))。
- ②評価対象核種：原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生する廃棄物に含まれ、かつ、人体への影響度及び対象廃棄物中の存在量の相対的に大きな核種58核種を選定。
- ③評価対象者：ICRP等の決定グループの考え方に従う。対象物に起因して線量を最も高く受ける人々を代表。評価経路毎に決定グループを定めており均質な集団を選定。日常生活の態様等は平均的な値、代謝パラメータは代表値を選定。埋設処分では発生場所から処分場までの各作業員、処分場直上での建設業者、住居者、作業員、農畜産物摂取者等、再利用では金属再処理の各作業員、金属再処理場周辺の住居者、金属再利用製品の使用者等がある。
- ④評価経路：対象物に起因して、現実的に起こり得ると想定される

経路を網羅的に抽出(埋設処分125経路、再利用77経路)。他の経路に包含される経路、他の経路と比較して線量が十分小さいと判断される経路を考慮し、評価経路を選定(埋設処分41経路、再利用32経路)。経路ごとに被ばく線量を評価するための計算モデルを構築。

⑤評価パラメータ：参考となる文献等から評価対象者に対して判断できるものは平均的な値、代表値を選定。参考となる文献等から評価対象者に対して判断できないものは、現実的な範囲で保守的に設定。評価パラメータのばらつきは、分布幅及び分布型を考慮して評価パラメータのばらつき評価を確認。

⑥算出の方法：線量の目安値($10\mu\text{Sv/y}$)に相当する放射性核種の濃度を算出。放射性核種ごとの決定経路となる放射性核種の最小値を選定。

⑦クリアランスレベルの設定：前述の算出値と、IAEA安全指針RS-G-1.7に示される規制除外又は規制免除が適用できる放射性物質濃度を考慮してクリアランスレベルを設定。

算出に用いられたデータの例としては、埋設処分ではクリアランス対象廃棄物の割合(0.1)、発生場所から処分場までの各作業員の作業時間(年間労働時間約2,000時間の1/2)、処分場直上での建設業者の作業時間(IAEA等より年間建設時間500時間)、ダスト濃度(IAEA等より建設作業時 $5\times 10^{-4}\text{g/m}^3$)、呼吸量(ICRPの活動時の標準人 $1.2\text{m}^3/\text{h}$)等がある。再利用では再利用される金属中のクリアランス対象物割合(0.7)、金属再処理の各作業員の作業時間(年間労働時間約2,000時間の1/2、但し、スラグ作業員はIAEAを基に200時間)等がある。

(3) クリアランスレベルの設定値例は、 ^3H :100Bq/g、 ^54Mn :0.1Bq/g、 ^{60}Co :0.1Bq/g、 ^{90}Sr :1Bq/g、 ^{134}Cs :0.1Bq/g、 ^{137}Cs :0.1Bq/g、 ^{152}Eu :0.1Bq/g、 ^{154}Eu :0.1Bq/g、 ^{238}Pu :0.1Bq/g、 ^{241}Am :0.1Bq/g等である。

(4) クリアランスレベルは、目安として数トン程度の大きさの固体状物質を対象に、対象物ごとの平均放射能濃度に対して適用することを基本としており、その対象物内部の濃度分布のばらつきを許容することが想定されている。評価単位内における放射能濃度の著しい偏りがないこと、具体的には特定箇所にクリアランスレベルの10倍を超える部分がないことが前提であるため、対象物の種類や態様によって濃度の幅を適切に予測し、評価単位の大きさの設定も含め検証する方法論を個別に構築する必要がある。また、平均放射能濃度を上回る物を下回る物で希釈することにより、平均放射能濃度が規制値を見かけ上満足するような操作は問題である。規制の運用に当たっては、廃棄物発生者が希釈行為を意図的に行う可能性を考慮することが重要である。

(5) 課題としては以下の事項が考えられる。

- ・汚染状況の把握：汚染分布の把握は市区町村レベルのマクロ的なものと、地区内でのホットスポットの把握や家屋・学校単位の把握などミクロ的なものに分けて測定。ホットスポットとして、放射能の集約しやすい排水溝や草木などのチェックが重要。
- ・処理の目安となる線量の設定：緊急を要する場所とそうでない場

所、除染が容易な場所と困難な場所等の仕分けをして、それに応じた暫定的/段階的な数値を設定。また、線量との関係において放射能濃度を設定し、クリアランス適用の可否も考慮。

- ・処理方法の検討: 処置を施す場所に応じた除染方法を選択。また、長期的視野で除染困難な場所の対処方法と除染技術の開発。
- ・作業員被ばく低減の検討: 特に吸入や経口摂取の防止対策と作業後の衣服等の除染や処理方法を明確化するとともに、作業員のモニタリング方法を確立。
- ・一時仮置き場と最終処分場の検討: 短期的緊急的な除染のための汚染物一時仮置き場と最終処分場を決定。
また、手順としては以下のとおりである。
- ・上記課題の解決と人的資源の確保: 技術的課題は JAEA、大学等の研究機関やメーカーの技術力を集約して対応。汚染状況の把握や除染のための人員確保。
- ・計画の策定: 汚染分布と除染方法が決まったら、場所ごとに、短期、中長期の大まかな計画を策定するとともに、短期的計画を具体化。計画においては、緊急を要する場所とそうでない場所、除染が容易な場所と困難な場所等の仕分けが重要。
- ・短期的計画の実行: 短期的計画の具体化ができたところで、緊急性の高い場所から除染を開始。一時仮置き場への汚染物保管とその散逸防止、被ばく防止が重要。
- ・中長期的計画の具体化: 中長期的計画の具体化に際して、短期的除染結果を踏まえ修正を加える。最終処分場の選定を始める。法の整備も必要。
- ・中長期的計画の実行: 最終処分を視野に汚染物を集約。

力施設等の防災対策について（昭和 55 年 6 月 30 日原子力安全委員会決定）において、詳細については原子力安全委員会の指針等によることとされており、「環境放射線モニタリング指針」がこれに該当する。当該指針の「緊急時モニタリング」によると、目的及び実施内容は以下のとおりである。目的は次の3つである。①原子力施設周辺の空間放射線量率及び周辺に放出された大気中の放射性物質（放射性希ガス、放射性ヨウ素、ウラン又はプルトニウム）の濃度の把握。②放射性物質の放出により影響を受けた環境試料中の放射性物質の濃度の把握。③適切な防護対策に資するための周辺環境における予測線量の迅速な推定。また、実施する測定項目と測定地点/試料採取地点は次のとおりであり、周辺住民等に対する防護対策の必要性の有無の判断に必要な情報を短時間で得ることに最重点があり、迅速さが要求されるので一般車両を用いたサーベイ車によるモニタリングが中心となる。

《測定項目》①空間放射線量率 ②大気中の放射性物質の濃度 ③環境試料（飲料水、葉菜、原乳及び雨水）中の放射性物質の濃度 ④積算線量

《測定地点又は試料採取地点》①最大空間放射線量率の出現予測地点とその近傍 ②大気中の放射性物質の最大濃度の出現予測地点とその近傍 ③風下軸を中心とした約 60° の範囲において、大気中の放射性物質の最大濃度の出現予測地点を通り、風下軸と直交する線上 ④風下方向の人口密集地帯、集落、退避施設等

(2) 暫定規制値を設定するための誘導介入レベル(濃度)は式(1)を用いて算出する。放射性ヨウ素については、ICRP等の考え方に基づいて甲状腺等価線量 50mSv/年をベースとし、その2/3を介入線量レベルとする。さらに、飲食物カテゴリーごとに誘導介入濃度を求めるため、この 50×2/3mSv/年を3カテゴリーの飲食物(飲料水、牛乳・乳製品、野菜類)に対して等分に割り当てて 11.1mSv/年を用いる。式(1)は甲状腺の預託等価線量を用いて、1年間摂取し続けた場合の生涯の被ばく線量(成人は50年間、子供は70歳まで)が 11.1mSvとなる誘導介入濃度を算出している。この 11.1mSvは1年間の行為に対する打ち切り線量預託であり、1年間の摂取量が生涯継続すると仮定した場合の年間最大線量に等しい。

$$DIL_{jk} = \frac{ILD/G}{FW_{jk} \sum_i S_{ij} f_i \{1 - \exp(-\lambda_i T)\} / \lambda_i} \quad (1)$$

ここに、

DIL_{jk} : 飲食物カテゴリーkに対する年齢グループjの誘導介入濃度(Bq/kg)。飲食物カテゴリーk中の放射能濃度。

ILD: 介入線量レベル。ヨウ素の同位体及び¹³²Teに対して、年間の甲状腺等価線量 50×2/3mSv。

G: 飲食物カテゴリーに汚染がまたがることを考慮して、介入線量レベルを割り当てたことによる DIL 低減倍数(=飲食物カテゴリーの数 3)。

F: (年平均濃度)/(ピーク濃度)の値、短半減期の核種である放射性ヨウ素には適用せず F=1。

S_{ij} : 放射性ヨウ素及び¹³²Teの核種iを1Bq経口摂取した場合の年齢グループjの甲状腺預託等価線量(mSv/Bq)(ICRP Pub. 67, IAEAのBSS(Safety Series No. 115)などの数値)。

I-3 東京電力福島第一原子力発電所の事故によって、多量の放射性物質が環境中に放出され、重大な緊急被ばく状況が生じた。

(1) 緊急事態発生と同時に迅速を第一とする環境の第1段階モニタリングが行われるが、このモニタリングの目的及び実施内容について述べよ。

(2) 厚生労働省は、3月17日、原子力安全委員会による「飲食物摂取制限に関する指標」を、食品衛生法上の暫定値として各自治体に通知した。放射性ヨウ素について、「暫定規制値」の求め方(手順)を説明し、決められた数値(Bq/kg)の例を示せ。

(3) 多くの人はわずかでも線量レベルが上昇すると、健康に悪影響が生じると不安を抱く。①飲食物摂取制限に関する暫定規制値に従うならば放射線の影響を心配する必要が無いかどうかを、既存のデータ(環境放射能データ、人の疫学データなど)との比較により論ぜよ。②公衆の不安を軽減するために、放射線生物学の分野で現在議論されている内容も含めて、どのように説明して安心を高めるか、その方策を論ぜよ。

【解答のポイント】 10)、11)、12)、13)、14)

(1) 原子力施設に異常事態が生じ、放射性物質もしくは放射線の異常な事業所外への放出またはその恐れがある場合には、災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法に基づき、国、地方公共団体、指定公共機関及び原子力事業者は防災基本計画等のそれぞれの防災計画に従い、所要の防災対策を講ずることとされており、この防災対策の一環として、環境放射線モニタリングを実施することとされている。特に、緊急時の環境放射線モニタリングについては、原子

W_{jk} :年齢グループ j による飲食物カテゴリー k の 1 日当りの摂取量 (kg/d) (年齢グループは成人、幼児 (5 歳)、乳児 (3 月)、摂取量は成人は国民栄養調査(厚生省)、幼児、乳児は放射線医学総合研究所の調査を基礎に推定)。

T: 飲食物の摂取期間(365 d)。

λ_i : 核種 i の壊変定数(1/d)

f_i : 代表核種に対する核種 i の放射能の混合割合、核種は ^{131}I 、 ^{132}I 、 ^{133}I 、 ^{134}I 、 ^{135}I 、 ^{132}Te で、 ^{131}I が代表核種である。軽水炉燃料(初期濃縮度 3.0%)を比出力 18MW/t で燃焼度 30,000MWd/t まで燃焼、原子炉停止後 0.5 日の同位体割合である。

式(1)により、飲食物カテゴリーごとに、成人・幼児・乳児の誘導介入濃度を算出して、その最小値より暫定規制値を設定している。飲料水は 322Bq/kg (乳児) より 300Bq/kg、牛乳・乳製品は 382Bq/kg (乳児) より 300Bq/kg、野菜類は 2,500Bq/kg (幼児) より 2,000Bq/kg である。

(3) ①飲食物摂取制限に関する暫定規制値は、放射性ヨウ素を除いて、実効線量が年間 5mSv の被ばくに基づいている。年間 5mSv の低線量被ばくの場合は、直線しきい値なし(LNT)のモデルに従うとがん発生確率は皆無ではないものの、以下の知見からすると、確定的影響はもとより、確率的影響のがん発生においても必ずしも心配するには及ばないと考えられる。但し、低線量被ばくとがん発生の関連については完全に解明されているわけではなく、特に放射線の感受性が高い小児の被ばくを考えると、長期的には規制値を厳しく見直すことが望ましい。

- ・しきい値のある確定的影響は一般に 0.25Sv 以下では発生しない。
- ・50mSv もしくは 100mSv 以下の低線量被ばくの場合、確率的影響であるがんの発生確率増加と線量の関係は疫学調査データからは確認されていない。ICRP が採用している直線しきい値なし(LNT)のモデルを仮定すれば、放射線業務従事者が 1Sv 被ばくした場合にがん死亡する確率の増加は平均して 4%で、1mSv の場合は 0.004%と評価されており十分に低い確率。

- ・自然界から受ける年間線量は世界平均で 2.4mSv であり、これと比べてもそれほど高いものではない。世界的には 10mSv を超える被ばく線量を受ける場所があるが、がん発生確率増加は確認されていない。

- ・体内にも天然のカリウム 40 が 4,000Bq 程度存在し、食物の中にも天然のカリウム 40 は米で 20~70Bq/kg、魚で 40~190Bq/kg、ほうれんそうで 70~370Bq/kg、海藻で 40~370Bq/kg、牛乳で 40~70Bq/kg は存在している。

(3) ②上記の内容に加えて、放射線生物学の知見によると以下の生体防御機能や効果が確認されている。すべては解明されているわけではないが、低線量の被ばくに対する安心材料となり得るものである。

- ・がん発症に至る多段階の生体防御機能: 放射線により生成された活性酸素を抗酸化物質が除去、DNA 損傷の場合の正確な DNA 修復、修復が不完全/誤修復の場合のアトポーシスによる潜在的がん細胞の除去、がん化した場合の免疫系によるがん細胞の除去が挙げられる。アトポーシスとは、様々な情報を細胞自身が判断して、遺伝的プログラムによって管理・調節された細胞の自殺であり、個体によ

り良い状態に保つため、不要または異常な細胞を除去する自己防御である。

- ・放射線適応応答: 低線量を予め照射しておくことによって、その後の高線量照射に対して抵抗性を示す現象であり、低線量の照射によって放射線の耐性ができることを示唆するものである。

- ・放射線ホルミシス: 高線量では有害な放射線が、低線量であれば逆に有益な作用(活性化作用)を示すような生理的刺激作用である。

また、バスタンダー効果とあって、直接放射線を浴びた細胞だけではなく、これに近接した細胞にもその影響が現れる現象があり、細胞間のコミュニケーション等によって放射線影響が伝達されると考えられている。DNA 損傷、染色体異常、増殖阻害、アトポーシス、突然変異への誘発、子孫細胞への遅延的効果、放射線抵抗性の誘導が非照射細胞に伝わる作用が認められている。放射線影響のプラスとマイナスの面があるが説明の1つとして付け加えておく必要がある。

I-4 我が国の放射線防護基準は、通常、国際放射線防護委員会(ICRP)の勧告をもとに放射線審議会の審議を経て定められている。

(1) 国際放射線防護委員会(ICRP)を構成する主委員会と5つの専門委員会の位置づけ(あるいは目的)、及び活動内容について述べよ。

(2) 放射線の影響は確定的影響(有害な組織反応)と確率的影響に大別される。これら2つの影響の特徴を示し、確定的影響について具体的な症例を3つ以上挙げよ。ICRPは、防護の観点では、放射線影響には「しきい値」がないとするLNT仮説を採用しているが、この仮説がどのようにして生まれどのようにして定着したか述べよ。

(3) ICRP新勧告(2007年)では、被ばく状況を3つに区分し、線量拘束値及び参考レベルの枠組みを3つのバンドに分けて、放射線防護の要件を定めている。この3つの被ばく状況と3つのバンドについて説明せよ。

(4) 東京電力福島第一原子力発電所の事故に関連して、文部科学省は、福島県内の幼稚園・保育園と小中学校での屋外活動を制限する目安線量として、計画的避難区域の設定基準と同じ値の「年間20mSv」を定めたが、この数値の妥当性を疑問視する意見があった。上記の3つのバンドの理論において、屋外活動の規制値がどのバンドに位置づけられているか示し、採用された数値(20mSv)が適正であったかどうか論ぜよ。

【解答のポイント】⁹⁾、¹⁴⁾、¹⁵⁾、¹⁶⁾、¹⁷⁾

(1) ICRPは勧告の作成に当たり、適切な放射線防護方策の基礎となる基本原則を考えること、放射線防護を実施する責任を持つ専門家が国による違い、地域的な違い等を斟酌できるよう柔軟性を持たせることを基本方針としている。主委員会は各専門委員会から提案された技術指針等の審議、放射線防護の基本勧告の採択などを行っている。5つの専門委員会は各分野の科学討論を行う場であり、勧告は主委員会で決定される。5つの委員会は専門の立場から主委員会にアドバイスするとともに、ICRPレポートに対しての品質を保証する役目を持つ。第1専門委員会は放射線影響、第2専門委員会は誘導限度、第3専門委員会は医療放射線防護、第4専門委員会は委員会勧告の現場への適用、第5専門委員会は環境防護を担っている。

(2) 確定的影響は障害の種類によって異なる線量のしきい値があり、症状の重さは受けた放射線の量に関係する。確率的影響は受けた放射線の量に比例して発生確率が増加し、障害が発生した場合は、その症状の重さは受けた放射線の量とは無関係である。確定的影響の症例としては、不妊、血球数減少、脱毛、白内障、吐き気・嘔吐、放射線宿酔等がある。ICRP は特に確率的影響（発がん）に着目し放射線防護の限度を検討している。放射線被ばくによるがん発生率の評価は原爆被爆生存者等の疫学調査に基づいており、比較的高線量・高線量率での正の相関があることがわかっている。しかし 50mSv もしくは 100mSv 以下の被ばくに対するがん発生率の増加は確認されていない。低線量においても高線量被ばくのがん発生率の傾向を用いて、直線しきい値なし(LNT)のモデルとすることが被ばくのリスクを管理する最良の実用的なアプローチとして予防原則にふさわしく、慎重な立場として考えられた。他の機関において意を異にする主張もあるが、LNT モデルは UNSCEAR の見解とも一致しており、線量・線量率効果係数を考慮して放射線防護の観点からふさわしいモデルであると言われている。

(3) 被ばく状況は次の3つのタイプに分類される。①線源の意図的な導入と運用を伴う計画被ばく状況。②予想しない状況から発生する可能性のある好ましくない結果を回避・低減するための緊急時被ばく状況。③緊急事態の後の長期被ばくを含み、既に存在する現存被ばく状況。線量拘束値・参考レベルは、線源に着目しその線源から受ける個人の線量が不当に高くないように設定されるもので、被ばく状況のタイプと被ばくのカテゴリー（職業被ばく、公衆被ばく、医療被ばく）に関連している。線量拘束値・参考レベルの3つのバンドはすべての被ばく状況に適用され、以下のとおりである。
①1mSv 以下：通常は計画被ばく状況に適用され、個人には直接的な便益がないかもしれないが、その被ばく状況が社会の役に立つことがあるかもしれない場合。
②1mSv より大きく 20mSv まで：その被ばく状況から直接の便益を個人が受ける場合。
③20mSv より大きく 100mSv まで：制御できない線源による被ばくや、被ばくを低減させるためにとられる対策が不釣り合いに混乱を起こしているかもしれないような異常でしばしば極端な場合。（線量の数値は急性もしくは年間の線量を意味する。）

(4) 文部科学省の通知が4月であり、緊急事態状況下と見なせる。ICRP Pub. 103 によれば、緊急時被ばく状況における公衆被ばくの参考レベルは年間 20mSv から 100mSv の間であり、学校等での屋外活動の規制はこの範疇にあると考えられる。よって年間 20mSv の規制値はこのバンドの下端であり適正であったと考える。なお、現存被ばく状況移行後との見方であっても参考レベル(年間 1~20mSv)の範囲内である。但し、線源は汚染された校庭の土壌・校舎以外にもあること、子供への特別な配慮が必要であることを考慮し、長期汚染の管理として、現存被ばく状況の参考レベルの下端(年間 1mSv)への段階的、計画的な見直しと除染対策が急務であると考えられる。

【参考文献】

1) (社) 日本アイソトープ協会：「ICRP Publication74 外部放射線に対する放射線防護に用いるための換算係数」丸善(1998)

2) 中村尚司：「放射線物理と加速器安全の工学 第2版」地人書館(2001)
 3) 木村逸郎、阪井英次訳：「KNOLL 放射線計測ハンドブック 第3版」日刊工業新聞社(2001)
 4) (財) 日本規格協会：「中性子線量当量(率)計の校正方法 JIS Z 4521:2006」(2006)
 5) 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会：「原子力施設におけるクリアランス制度の整備について」(平成 16 年 9 月 14 日、平成 16 年 12 月 13 日改訂)
 6) 原子力安全委員会 放射性廃棄物安全基準専門部会：「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」(平成 11 年 3 月 17 日)
 7) 原子力安全委員会：「原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度について」(平成 16 年 12 月 16 日、平成 17 年 3 月 17 日一部訂正及び修正)
 8) 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第六十一条の二第四項に規定する製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則」(平成 17 年経済産業省令第 112 号)
 9) 原子力百科事典 ATOMICA <http://www.rist.or.jp/atomica/>
 10) 原子力安全委員会：「環境放射線モニタリング指針」(平成 20 年 3 月 27 日 一部改訂 平成 22 年 4 月 15 日)
 11) 須賀新一、市川龍資：「防災指針における飲食物摂取制限指標の改定について」保健物理、35(4)、449~466(2000)
 12) 原子力安全委員会 原子力発電所等周辺防災対策専門部会 環境ワーキンググループ：「飲食物摂取制限に関する指標について」(平成 10 年 3 月 6 日)
 13) 厚生労働省医薬食品局食品安全部長：「放射能汚染された食品の取り扱いについて」食安発 0317 第 3 号(平成 23 年 3 月 17 日)
 14) (社) 日本原子力学会編：「原子力がひらく世紀」(2011)
 15) ICRP の HP <http://www.icrp.org/>
 16) (社) 日本アイソトープ協会：「ICRP Publication103 国際放射線防護委員会の 2007 年勧告」丸善(2009)
 17) 文部科学省生涯学習政策局長等：「福島県内の学校の校舎・校庭等の利用判断における暫定的考え方について(通知)」23 文科第 134 号(平成 23 年 4 月 19 日)

執筆担当：日本技術士会（原子力・放射線部会）会員
 夏目智弘（なつめ・としひろ）三菱重工工業株 原子力事業本部 原子力プラント技術総括部、技術士（原子力・放射線）
 中野誠（なかの・まこと）三菱重工工業株 原子力事業本部 原子力プラント技術総括部 炉心技術部、技術士（原子力・放射線）
 嶋田昭一郎（しまだ・しょういちろう）技術士（原子力・放射線）
 高野直樹（たかの・なおき）三菱重工工業株 原子力事業本部 原子力プラント技術総括部 電気計装技術部、技術士（原子力・放射線）
 和地永嗣（わち・えいじ）三菱重工工業株 原子力事業本部 原子力製造総括部 原子力保全技術部、技術士（原子力・放射線、総合技術監理）

鈴木康隆 (すずき・やすたか) 三菱原子燃料㈱ 施設技術部、技術士 (原子力・放射線)

伊藤貴司 (いとう・たかし) 三菱重工業㈱ 原子力事業本部 原子力プラント技術総括部 原子力プラント設計部、技術士 (原子力・放射線)

日暮浩一 (ひぐらし・こういち) 三菱FBRシステムズ㈱ 炉心・安全設計部 炉心グループ、技術士 (原子力・放射線)