

平成 29 年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

平成 28 年度技術士二次試験「原子力・放射線部門」

—そのポイントを探る～全体解説、必須科目及び選択科目の設問と解説—

一般社団法人 日本原子力学会 教育委員会 技術者教育小委員会 監修

1. はじめに

平成 28 年 7 月 18 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。試験制度改正後 4 回目の試験であり、平成 16 年に本部門が漸設されてからは 13 回目を数える。28 年度は 99 名が二次試験を受験し、29 名が合格（合格率 29.3%）している。^[1]

本講座では、それぞれの技術分野における専門家が、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。

【参考文献】

[1] 日本技術士会ホームページ（平成 28 年度技術士第二次試験統計）
https://www.engineer.or.jp/c_topics/001/attached/attach_1013_2.pdf

2. 第二次試験の試験要領

平成 28 年度の第二次試験は、筆記試験と口頭試験の 2 段階で実施されること、また問題の種類及び解答時間については前年度から変更は無く、選択科目（本章では以下、「科目」と略記する）は従来どおり、原子炉システムの設計及び建設（以下、「設計・建設」という）、原子炉システムの運転及び保守（以下、「運転・保守」という）、核燃料サイクルの技術（以下、「核燃料サイクル」という）、放射線利用、放射線防護の 5 科目である。詳しくは二次試験実施大綱^[2]及び技術士第二次試験の科目^[3]を参照されたい。なお、福島第一原子力発電所の廃炉及び関連する廃棄物の処理・処分に関わる技術は、「廃止措置その他の原子炉システムの運転及び保守に関する事項」の一環として「運転・保守」の科目でカバーされる部分と、「放射性廃棄物の処理及び処分」の一環として「核燃料サイクル」の科目でカバーされる部分があるため、福島第一の廃炉の分野を専門とする事項として受験する者は、どちらを選ぶかを十分に検討して欲しい。

(1) 筆記試験

筆記試験は、必須科目については択一式、選択科目については記述式で行われる。問題の種類及び解答時間は表 1 のとおり。

表 1 平成 28 年度技術士第二次試験（筆記）の試験方法

問題の種類（解答方法）	解答時間
I 必須科目（択一式：30 問中、15 問選択） 「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（記述式：4+2 問中、2+1 問選択） 「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（記述式：2 問中から 1 問選択） 「選択科目」に関する課題解決能力	2 時間

(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、願書に記述し

た経歴、技術的体験論文を主体に進められる。試問事項、時間は表 2 のとおり。

表 2 平成 28 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 （10 分程度）
II 技術士としての適格性及び一般知識	延長可

【参考文献】

[2] 日本技術士会ホームページ（平成 29 年度技術士第二次試験実施大綱）
https://www.engineer.or.jp/c_topics/004/attached/attach_4805_2.pdf
 [3] 日本技術士会ホームページ（技術士第二次試験の科目）
https://www.engineer.or.jp/c_topics/002/attached/attach_2255_1.pdf

3. 第二次試験での出題傾向とポイント

過去最近の 3 年間の設問の要旨を表 1～3 に示す。過去問は日本技術士会ホームページに掲載されているため、原文に目を通し、出題傾向を受験者自身でも分析することをお勧めしたい。^[4]

(1) 必須科目 I

原子力及び放射線に関する基礎的、かつ幅広い知識が問われる。一次試験受験時における専門科目での学習をベースに、日本原子力学会発行の書籍「原子力がひらく世紀」や原子力に関わる幅広い情報が掲載されているインターネット情報「原子力百科事典 ATOMICA」などを効果的に活用し、専門知識を体系的に習得、整理しておきたい。

必須科目 I は択一式で、設問 20 問の中から任意に選択した 15 問を 1 時間 30 分で解答（配点：1 問 2 点、30 点満点）する。16 問以上答えた場合は「失格」、選択科目（記述式）の採点も行われないため、解答終了後の見返しは抜かりなく実施しておきたい。

合格基準は、正解解答 60%以上（15 問中 9 問以上）であることから、出題される全 20 問の内、半数の正答を目標とすれば良い。試験開始時点でまずは全ての問題に目を通し、確実に得点できる自分の得意分野から取り掛かりたい。過去問の傾向分析をしっかりとっておけば、どの問題に臨めば良いかが必然と把握できることから、問題の選択に割く時間を最小限に留められるだけでなく、問題の選択に迷いも無くなり、結果として計画的に試験に取り組むことが可能となる。なお正答が 8 問以下の場合においても、選択科目（記述式）の採点が行われない。

解答方式が現在と同じ択一式である過去問は、平成 25 年度以降と平成 18 年度以前である。一方、必須科目が記述式の平成 19 年度～平成 24 年度分の問題は、選択科目 II 及び III の内、時事問題の

傾向を掴む参考になるので、そちらの学習に役立てられる。

(2) 選択科目Ⅱ

必須科目Ⅰと比較して更に専門的な知識とその応用能力を問う問題が出題される。大きな分類では2問(Ⅱ-1, Ⅱ-2)で構成されており、各々の設問に対する指定条件で合計2時間で解答する。選択科目Ⅱは、解答時間に対して記述量を多く要求されることから、まとめ切れず消化不良となる場合が多い。適切な時間配分に気を付けたい。

設問Ⅱ-1では、4つの設問から任意の2問について答案用紙1枚ずつ、設問Ⅱ-2では、2つの設問から任意の1問に対して答案用紙2枚の解答が指定されており、答案枚数が指定と相異した場合は「失格」となる。なお解答に当たっては、図表を用いても良いが、答案用紙の1/4～1/6程度の領域以下とすることを目安として欲しい。図表を用いる場合は解答本文との関わりを明確にし、図表で示す意味、効果を読み手に感じ取ってもらうことが重要である。逆に、解答本文との関連性が薄い図表は紙面を埋める目的ではないかと読み手の印象を悪くし兼ねないため、図表の活用にはその必要性を良く鑑み要否を判断して欲しい。

出題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基礎技術や最新の技術動向、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。28年度は、「設計・建設」、「運転・保守」、「核燃料サイクル」、「放射線防護」の4つの科目で福島第一原子力発電所(以下、「1F」という)の事故に関連して出題されている。1Fの事故については、その原因、背景から、プラントの廃炉や再稼働などの将来に向けた安全対策や防災まで、体系的にまとめて理解しておく必要がある。「放射線利用」では、最近では「量子ビーム」という用語で各団体での活動が活発であるため、文科省(量子放射線研究推進室)の量子ビームに関する施策と話題には関心を持っておきたい(国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構発足はH28年4月)。Spring-8(放射光)、SACRA(XFEL:X線自由電子レーザー)、J-PARC(中性子源)、TIARA(イオンビーム)の重要施設の量子ビームに関する話題には常に関心を持っておく。これは何も最新研究・利用状況を把握しておくことではなく、日本原子力学会、応用物理学会等で解説、最新の話題、Review等ある程度公知となったものに対して関心を持ち、自分の専門分野との関連を有機的に結び付けておくことが必要である。「放射線防護」では、ポストクライシス時における技術士の役割を1F事故時の反省を踏まえた行動に主眼を置くことが良い。社会的に最も関心が高く、リスクコミュニケーション(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。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。

解答は、書籍などによる単なる技術論(知識の暗記)では得点は難しい。技術士に相応しい実務経験を踏まえた、総合的に物事を考え説明できる応用能力を示すことが望まれる。

具体的な学習方法としては、専門とする技術分野におけるキーワードを各種白書や関連省庁のホームページ、新聞や社会的ニュース特番などからピックアップし、その定義、背景・位置づけ、用途、課題、問題点及び将来展望等を整理しておく。加えて、自分なりの意見や考えを整理しておくことが肝要である。

(3) 選択科目Ⅲ

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「多面的に答えよ」「あなたの考えを述べよ」といった問いが多い。他の国家資格とは異なる技術士特有の設問例である。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及び課題解決能力が求められている。中には、トランスサイエンスに代表されるような正解の無い課題、答えの分かれる設問も多い。

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」の設置理由に基づくと考えられる。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問われていることを理解しなければならない。答申で期待される原子力・放射線部門の技術士が、高度に専門的な技術分野と一般社会との接点に立って、説明責任を担う役割が求められていることを改めて肝に銘じておきたい。

次に、このような分析に基づいて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体系的に整理し、それぞれに対する自分の考えをまとめておく必要がある。そのためには、日頃から新聞やニュース、インターネットなどで社会の動向を把握しておくと共に、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、エネルギー白書などの白書類
- ・原子力規制委員会の規則及び旧原子力安全委員会の指針類
- ・技術士会(原子力・放射線部会)の活動報告

1Fの事故から6年が経過した。発電所内(オンサイト)では汚染水問題や燃料デブリの取り出し、廃炉に至るまでの技術的課題が山積している。また発電所外(オフサイト)においては、除染、中間貯蔵、農林水産業に向けた風評被害への対策が復興には欠かせない。一方、他地域にとっては再稼働の準備に対して、規制基準による1Fのような事故を起こさないための施策が図られているかどうか、また万一の時の防災、減災対策が関心事である。規制基準をクリアした発電所でも地方裁判所から運転差し止めの仮処分を受けた事例もあり、行政と司法の見解が一致しない理由は、一般国民には分かりにくいと言えよう。コミュニケーターとしてこれを説明しようとするなら、背景となる状況や技術的なポイントについて多くの論点があるので、これらに対する自分の考えを事実と共に、整理しておくことが重要であろう。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、技術士の公益確保の責務を見据え、どのような貢献がどういった具体的な行動でできるのかを示すことが望ましい。実際の試験では、時間内に指定された様式・分量に解答をまとめなければならないため、想定問題を自ら作り、限られた時間内で文章化する練

習を行っておくことは有効である。

以上、必須問題、選択問題の傾向と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、技術者としての視野を広げ、業務の質の向上にもつながる筈である。地道な努力を重ねていただきたい。

技術士第二次試験を受験する者は、既に技術士としての資質を身に付けており、それを国に認めてもらうだけの試験であるとの気概で日々の業務で経験を積んでいく姿が望ましい。先輩技術士

による客観的な指摘も参考になる。周囲にいない場合は、技術士会の活動に参画し、資質向上の必要性、常日頃から課題を感じ取るセンスを磨くよう努力することも一法であろう。^[5]

【参考文献】

- [4] 日本技術士会ホームページ (過去問題)
(https://www.engineer.or.jp/c_categories/index02022240.html)
- [5] 日本技術士会ホームページ (原子力・放射線部会 CPD/行事案内)
(http://www.engineer.or.jp/c_dpt/nucrad/topics/001/001452.html)

表1 直近3年間における必須科目Ⅰの出題内容

試問番号	平成26年度	平成27年度	平成28年度
1-1	福島事故後の原子力安全規制の転換	エネルギー基本計画	炉心、反応度制御系統等の設計
1-2	新規性基準 (法令)	高速増殖炉「もんじゅ」	長期エネルギー見通し/2030年度エネルギー需要構造
1-3	原子炉体系における実効増倍率	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (法令)	冷却材喪失事故の解析
1-4	炉心、反応度制御系統	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則等 (法令)	確率論的安全評価 (PSA)
1-5	原子炉における平均燃焼度	原子炉における Xe-135 の変化	原子炉の反応度変化
1-6	原子炉の動特性	原子炉の運転	シビアアクシデントに関する記述
1-7	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則等	過去に発生した事故・事象	発電用原子炉施設の高経年化に関する解説
1-8	軽水炉における制御系	非破壊検査	原子炉安全保護系における原子炉トリップ (スラム) 信号
1-9	核燃料物質等の輸送	ウラン濃縮	核燃料物質の貯蔵に関して事業者の取るべき措置
1-10	放射性廃棄物の処理・処分	再処理工場における使用済み燃料プールの過酷事故	日本の核燃料サイクル政策について
1-11	再処理	原子燃料	日本の原子力施設から発生する放射性廃棄物の処理処分
1-12	ブルトニウムの特徴	原子力発電及び核燃料サイクルの歴史的経緯	化学反応と核燃料サイクルにおける施設の組合せ
1-13	体内における C-14 の量	ポジトロン断層撮影法 (PET)	細胞の放射線感受性
1-14	放射線検出器	コンプトン効果	放射線計測
1-15	細胞の放射線感受性	ヒトの半致死線量	放射線の線エネルギー付与 (LET) による放射線の生物効果比 (RBE)
1-16	放射線の種類	水に対する放射線作用	真空中の電子の特性
1-17	ICRP 1990 年勧告	放射線防護と健康影響	放射線影響・障害について
1-18	放射線加重係数 (ICRP 2007 年新勧告)	ICRP が勧告する放射線防護	GM計数装置でのβ線源の放射能 (Bq) と標準偏差
1-19	甲状腺における放射線防護上考慮する核種	バイオアッセイ法	ICRP (国際放射線防護委員会) 勧告における組織加重 (荷重) 係数
1-20	国民線量の再評価	自然放射線	γ線照射の空気の吸収線量率 (Gy/s)

表2 直近3年間における選択科目Ⅱの出題内容 (1/2)

科目	試問番号	平成26年度	平成27年度	平成28年度
設計・建設	Ⅱ-1-1	「運転時の異常な過渡変化」、「設計基準事故」及び「重大事故」に関する説明	TMI-2、チェルノブイリ、1Fにおける事故原因、特徴及び得られた教訓 (設計面に着目して説明)	「燃料要素の許容損傷限界」について
	Ⅱ-1-2	安全重要度分類における「クラス1」機器の定義と設計上の留意点	原子炉格納容器バウンダリの定義と構成設備の設計要求事項	高温ガス炉のシステム上及び安全上の特徴
	Ⅱ-1-3	原子炉冷却材圧力バウンダリの定義と技術的留意点	深層防護の基本的考え方及び設計における留意事項	熱中性子炉の温度による主要な反応度変化
	Ⅱ-1-4	高速炉の冷却材に金属ナトリウムを使用する理由と設計上の留意点	反応度制御系等及び原子炉停止系統に要求される機能と設備設計上の要求事項	軽水炉の発電原価の構成と特徴、1F事故の影響
	Ⅱ-2-1	冷却機能強化の設備変更責任者として計画時の考慮点、業務推進手順及び信頼性確保・向上のための工夫	発電用原子炉施設における火災防護設計の担当責任者として調査すべき事項、業務を進める手順及び留意点	受動的 (静的) 安全システム設計に当たり検討、留意すべき事項
	Ⅱ-2-2	担当業務の責任者としてデザインレビューを実施する場合の手順と留意点	重大事故対処設備の設置に係る設備担当者として調査すべき事項、業務を進める手順及び留意点	外的事象対策の設計に当たり、検討、留意すべき事項
運転・保守	Ⅱ-1-1	重大事故と定義と設計基準事故を超えても重大事故に至らない事が求められている事故シナリオの例と対応策	事故時等の運転操作手順書類に係る文書体系及び個別の書類の目的と適用範囲	「運転上の制限」(LCO) と、LCO逸脱時の取るべき措置
	Ⅱ-1-2	規制委員会等の関係行政の平時及び緊急時の防災対策の枠組みと役割、原子力災害対策重点区域について	特定重大事故対処設備の事例を挙げ、その目的と目的を達成するための要求事項	軽水炉の出力振動のメカニズム、検知方法、与える影響
	Ⅱ-1-3	決定論的安全評価と確率論的安全評価の違いと、これらが原子力プラントの安全性を担保する上で果たすべき役割	原子炉における異常発生時の緊急活動レベル (EAL) の改正理由と3区分の内容及びそれぞれの区分における異常等の内容	「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」制度
	Ⅱ-1-4	「原子力損害の賠償に関する法律」の3つの柱、及び事業者の責任と損害賠償措置について	燃料交換中における未臨界を担保するための方策及び未臨界を担保することができる理由	原子炉起動時の中性子源の目的、種類、振舞い
	Ⅱ-2-1	長期停止中の保全業務の担当責任者として保全計画立案時に検討すべき内容、保全業務手順と留意点	原子力発電プラントの確率論的リスク評価 (PRA) で検討すべき事項、業務への組み入れるための手順並びに留意点	人的過誤によるトラブル防止・低減のための手順、留意すべき事項
	Ⅱ-2-2	新規制基準の骨子と現行の発電所での具体的な適用例	プラント長期停止中における技量の維持計画で考慮すべき内容、実施手順及び力量評価	重大事故等対処設備や多様性拡張設備他の保守管理
核燃料サイクル	Ⅱ-1-1	商業規模で使用されたウラン濃縮方法 (2例) の歴史・現状・特徴	核燃料サイクル施設におけるテロ対策として注意すべき設備・対策及び情報管理	ウラン採鉱から燃料になるまでの工程の概要と安全上の留意点
	Ⅱ-1-2	再処理施設の安全設計において考慮しなければならない過去に発生した事故 (3例) の概要	核燃料サイクル施設における核不拡散として注意すべき設備と問題点及び情報管理	使用済燃料を中間貯蔵施設で貯蔵する利点と問題点
	Ⅱ-1-3	高レベル放射性廃棄物の最終処分における可逆性と回収可能性の取入れの意義と技術課題	高速炉あるいは加速器を用いた長寿命放射性核種の核変換におけるそれぞれの長所と短所	低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分について
	Ⅱ-1-4	軽水炉でのプルスールマール推進の意義、効果について	プルスールマール実施における課題と内容 (2例)	食品への放射線照射が及ぼす効果と実施状況
	Ⅱ-2-1	製品開発の責任者として、安全性向上と競争力向上のために既存製品を改造する場合の課題、業務手順と留意すべき事項	事故に伴う放射性廃棄物の中間貯蔵施設を作るための責任者として、調査・検討すべき事項、建設計画の立案手順及び業務遂行上の留意点	放射性廃棄物の減容処理実証試験業務での調査、留意すべき事項
	Ⅱ-2-2	重大事故の防護計画策定の責任者として、防護計画策定に当たって調査・検討すべき事項、計画立案手順及び留意点	使用済み燃料の直接処分の有効性調査の責任者として、有効性を判断する上で調査検討すべき事項、手順及び留意点	高レベル放射性廃液貯蔵の冷却機能喪失時の事象とその対応

表2 直近3年間における選択科目Ⅱの出題内容(2/2)

科目	試問番号	平成26年度	平成27年度	平成28年度
放射線利用	Ⅱ-1-1	放射線の直接効果と間接効果、DNAに対するそれらの効果	LET(線エネルギー付与)とRBE(生物学的効果比)について	放射線の直接効果と間接効果の説明と細胞への効果の解説
	Ⅱ-1-2	X線を利用した無機系材料及び生体系物質のイメージングの応用例(コントラスト形成過程とその差異への言及)	イオンビームを用いた元素分析法(2例)	加速された陽子で生成される中性子及び μ 粒子の生成方法と応用例
	Ⅱ-1-3	放射線を利用した医療診断技術(3例)	放射性同位元素を用いた物質動態の可視化(放射線の種類の観点から3例)	量子ビームとは何か、我が国の代表的な施設の特徴と利用事例
	Ⅱ-1-4	放射線を利用した水素原子検出法(2例)	食品への放射線照射の効果と国内外における実施状況	工業、農業、医学・医療分野で利用されている放射線の種類と用途
	Ⅱ-2-1	放射線による細胞の影響を調べる担当者として計画策定に当たって検討すべき事項と業務手順、留意すべき項目	放射線による品種改良担当者として計画策定に当たって検討すべき事項と業務手順、留意すべき項目	粒子線治療方法確立のための業務における調査、留意すべき事項
	Ⅱ-2-2	γ線のエネルギーの高精度の制御について	高分子材料の放射線化学プロセス開発従事者として計画策定で検討すべき事項と手順、留意点	材料や製品に対する照射計画立案業務においての調査、留意すべき事項
放射線防護	Ⅱ-1-1	ヨウ素131及びセシウム137の実効半減	等価線量と実効線量の定義と放射線リスクを説明する際の留意点	放射性物質の内部被ばくによる障害を低減させるための薬剤投与
	Ⅱ-1-2	過剰相対リスクと過剰絶対リスクの評価と、一般の方に放射線リスクを説明する際の留意点	鉛、タンゲステン、アクリルを用いた遮へいにて対象とする放射線の種類と利点及び欠点	ICRP勧告(1977)での放射線防護の三原則による基本的な考え方
	Ⅱ-1-3	確率的影響、確率的影響の観点からの吸収線量、実効線量、等価線量、1cm線量当量の説明	確率的影響と確定的影響において発生する障害の事例(2例)及び特徴(被ばくの観点から)	サーベイメータでエネルギー特性を改善するための工夫
	Ⅱ-1-4	内部被ばくの測定方法の比較	プラスチックシンチレーション検出器、NaIシンチレーション検出器、Ge半導体検出器の利用目的と利用に当たっての特徴	自然起源の放射線による外部被ばくの内容について
	Ⅱ-2-1	放射線防護の専門家として一般の方に自然放射線量及び追加線量を説明する	避難住民の帰還地周辺における空間線量率測定のための技術指導を任せられた技術者として、使用する検出器の測定原理と特徴、シンチレーションを用いた空間線量率測定の測定前中後における計画、測定結果の解釈	アイントープ取扱施設における火災を想定した時の措置
	Ⅱ-2-2	Ge半導体検出器を用いて原子力発電所事故直後の土壌測定を行う場合の留意点	公衆の線量限度が過去の法改正により5⇒1mSv/年に変更された背景、環境修復に当たって5mSv/年という目標にした場合とのベンチマーク	除染された土壌を仮置き場で保管する時の技術指導内容

表3 直近3年間における選択科目Ⅲの出題内容

科目	試問番号	平成26年度	平成27年度	平成28年度
設計・建設	Ⅲ-1	PRA等に基づく原子炉の継続的な安全性向上のために検討すべき項目、技術的課題と技術的提案、効果と負の影響・不確実性	共通要因による安全機能の一斉喪失を防止するために検討すべき項目、技術的課題と技術的提案、効果と負の影響・不確実性	次世代の原子炉システムが達すべき要件、技術的課題と提案、提案がもたらす効果とそこに潜む負の影響や不確実性
	Ⅲ-2	過酷事故対策を含めた軽水炉の安全性・信頼性・効率性向上のために検討すべき項目、技術的課題と提案、効果と留意点	中小型炉の大型炉との利害得失比較と中小型炉を実用化するに当たっての技術的課題と解決するための提案及び留意点	1F事故を踏まえた新設プラントの設計に当たり、安全設計として自主的に強化すべき点とその提案、効果、留意事項
運転・保守	Ⅲ-1	事業者が自主的に取り組む安全性向上対策とその技術的課題と提案、提案の利点と欠点	原子力プラントへのロボット技術導入に当たって期待される効果と機能要件、技術的課題と解決するための提案及び留意点	実用発電炉に対し策定すべき原子力防災上の計画・指針、課題と解決策、留意すべき事項
	Ⅲ-2	運転期間延長認可制度及び高齢者考化対策の概要と1F事故を受けた改正点、今後の原子力発電所の安全運転の為の課題と対応策	原子力プラントにおけるシフトワーク用計装系(3例)が重要な理由、耐えるべき環境条件、技術的課題と技術的提案及び利点・欠点	深層防護の考え方と1Fが十分に無かったこと、過酷な外的事象で複数の防護策が同時に破られることを想定した時の方策、一般の人への説明のための工夫
サイクル 核燃料	Ⅲ-1	使用済燃料貯蔵能力拡大の対策、技術的課題と課題解決への提案、提案がもたらす効果とリスク・留意点	ガラス固化設備における不具合事象に対する取り組み、技術的課題と解決するための提案とその成果、リスク及び問題点	核燃料サイクル施設の克服すべき技術的課題やトラブルの内容と特徴
	Ⅲ-2	オフサイト除染の責任者として検討すべき事項、課題と課題解決への技術的提案、提案がもたらす効果とリスク・問題点	福島事故におけるオンサイトの廃炉計画の立案を任せられた技術者としての検討事項、解決すべき技術的提案、効果及びリスク	核的制限値の事例と未臨界維持のための考え方、機器故障やヒューマンエラーを加味した設定の手法、生産性と相反を軽減する取り組みべき課題
放射線利用	Ⅲ-1	安全・安心・効果的な粒子線治療のために検討すべき項目、技術的課題と解決策、解決策の効果と問題点	重粒子線治療における照射技術の高度化として検討すべき課題、課題解決策、効果及び留意点	放射線育種で目的以外の用な変位が付属する問題に対する課題と解決策、その効果と留意点
	Ⅲ-2	原子空孔やその集合体を検出するための放射線利用について	汚染大気や排煙を清浄化する技術における技術的課題、放射線を利用した清浄化技術の課題(他の清浄化技術との比較)	イメージングの考え方と従来からの計測法との違いと具体例、問題点、問題を解決すべき課題と提案
放射線防護	Ⅲ-1	場の線量と個人線量の差異、及び帰還住民の放射線管理上の課題	LNTモデル成立の背景とLNTモデルでは説明できない事例及び誘導されるシナリオ案の構築	SPEEDIとそれによる住民避難活用に対して弊害が多いとされる理由と課題、解決策とリスク及びデメリット
	Ⅲ-2	規制対象外のウランを使用する際の事業者としての自主管理について	ICP-MSを用いた一般環境水分析の課題、課題解決策、リスク及びデメリット	防護量と実用量の異なる線量の単位を全て「シーベルト」としたことで混乱を生じた事例、問題を解決すべき課題と解決策、リスク及びデメリット

4. 必須科目 I の問題と解説

平成 28 年度技術士第二次試験において【必須科目 I】として出題された各設問に対する解答と解説を以下に示す。過去の試験から繰り返し出題されている問題やテーマは、技術士としての必須知識であると理解し、過去の解説と併せた学習を期待したい。

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

I-1 実用発電用原子炉施設の炉心、反応度制御系統等の設計において考慮すべき要求事項に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

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

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は④

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の内容を問う問題である。

②は第二十三条に、①③④⑤は第三十六条に規定されている。このうち④の「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態」については、「少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。」と規定されている。

(平成 26 年度技術士第二次試験 I-4 類似問題)

【参考文献】

[1]実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈

I-2 経済産業省が平成27年7月に決定した「長期エネルギー需給見通し（エネルギーミックス）」における2030年度のエネルギー需給構造の見通しに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 一次エネルギー供給構造について、東日本大震災後大きく低下した我が国のエネルギー自給率は、再生可能エネルギー及び原子力を含めて、24.3%程度に改善する。
- ② 総発電電力量に占める再生可能エネルギーの割合は22%~24%程度となる。
- ③ 原子力発電については、東日本大震災前に総発電電力量の約3割を占めていた原発依存度は、15%~18%程度へと大きく低減する。
- ④ 総発電電力量に占めるLNG火力及び石炭火力の割合はそれぞれ27%程度及び26%程度となり、石油火力は3%程度である。
- ⑤ 水力・石炭火力・原子力等によるベースロード電源比率は56%程度となる。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は③

平成 26 年度 4 月に閣議決定されたエネルギー基本計画を受け、長期エネルギー需要構造が見直され、2030年度のエネルギー需要構造の計画値について問う問題である。

2030年度のエネルギー需要構造における原子力発電については、安全性の確保を大前提としつつ、エネルギー自給率の改善、電力コストの低減及び欧米に遜色ない温室効果ガス削減の設定といった政策目標を同時に達成する中で、徹底した省エネ、再生可能エネルギーの最大限の拡大、火力の高効率化等により可能な限り依存度を低減することを見込み、東日本大震災前に約3割を占めていた原発依存度は20%~22%程度へと大きく低減し、水力・石炭火力・原子力等によるベースロード電源比率を56%程度とした。

【参考文献】

[1]長期エネルギー需要見通し 平成27年7月 経済産業省
(http://www.meti.go.jp/press/2015/07/20150716004/20150716004_2.pdf)

I-3 発電用原子炉施設（PWR 及び BWR）の非常用炉心冷却系（ECCS）は、配管の破断、配管に付属する機器の故障等による原子炉冷却材喪失事故時に、炉心の冷却可能な形状を維持しつつ、事故を収束させる機能及び性能を有しなければならない。このことを確認するため、想定原子炉冷却材喪失事故の解析を行い、次の基準を満足することを示さなければならない（燃料被覆管はジルカロイ製である）。

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

上記文中のに入る語句の組合せとして最も適切なものはどれか。

	ア	イ	ウ	エ
①	800℃	5%	酸素	崩壊熱の除去
②	800℃	15%	水素	核的反応の停止
③	1000℃	5%	酸素	核的反応の停止
④	1200℃	5%	水素	崩壊熱の除去
⑤	1200℃	15%	水素	崩壊熱の除去

【解答と解説】

正解は⑤

「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和56年7月20日原子力委員会決定）」からの抜粋である。また、新指針である「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」においても、具体的な評価は『「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和56年7月20日原子力委員会決定）等による。』とされている。

(平成 25 年度技術士第二次試験 I-4、平成 16 年度技術士第二次試験 II-1-3 類似問題)

【参考文献】

[1]軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和56年7月20日原子力委員会決定）

[2] 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (改正 平成26年7月9日 原規技発第1407092号 原子力規制委員会決定)

I-4 確率論的安全評価 (PSA) に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① レベル1 PSAでは、起因事象発生時にその拡大を防止するために設けられている安全機能のうち、成功・失敗の組合せを考えて事故緩和系や人的操作の信頼性解析を行い、炉心の大規模な損傷事象の発生確率である「炉心損傷頻度」を求める。
- ② 起因事象がランダムな機器故障や原子炉運転員の誤操作によって生じる場合を「内的事象」と呼び、火災もこれに含まれる。
- ③ 地震や航空機の墜落等の外部からのインパクトによって生じる場合を「外的事象」と呼ぶ。
- ④ レベル2 PSAでは、炉心損傷後の事象進展の解析を行い、格納容器から大量の放射性物質が放散する事象の発生確率である「格納容器破損頻度」等を求める。
- ⑤ レベル3 PSAでは、格納容器の破損形態や放射性物質の放出量の類似性を考慮して放出カテゴリにまとめ、大気中拡散や食物連鎖等による環境中の放射性物質の移行及び公衆の被ばく量の解析を行い、「公衆の健康リスク」を求める。

【解答と解説】

正解 (不適切な記載) は②

確率論的安全評価 (PSA) の実施手順について問う問題である。ランダムな機器故障や原子炉運転員の誤操作によって生じる場合を「内的事象」、地震や航空機の墜落等の一般には外部からのインパクトによって生じる場合を「外的事象」と呼ぶが、火災は「外的事象」に分類されることが多い。尚、評価レベルについては、炉心損傷の発生に至る事故シーケンスを同定するとともに、各事故シーケンスの発生頻度を定量評価し、炉心損傷頻度を評価する PSA をレベル1 PSA、レベル1 PSAを受けて、格納容器機能喪失に至り、放射性物質が環境中に放散するような事故シーケンスそれぞれの発生頻度及び放射性物質環境放出量を評価する PSA をレベル2 PSA、レベル2 PSAを受けて、対象施設から環境に放散される放射性物質によって周辺公衆が受ける健康影響とその発生確率 (健康リスク) を評価する PSA をレベル3 PSA という。

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA 確率論的安全評価に関する研究 (06-01-01-15)
 [2] 原子力発電所における確率論的安全評価 (PSA) の品質ガイドライン (試行版) (平成18年4月原子力安全・保安院 原子力安全基盤機構) (http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/genshiryoku/risk/012_04j.pdf)

I-5 ある原子炉システムを考える。この原子炉の反応度変化として、温度上昇分を $3\% \Delta k/k$ 、核分裂生成物 (FP) 蓄積分を $4\% \Delta k/k$ 、燃焼度補償分を $10\% \Delta k/k$ 、それぞれ見込む必要がある。また、制御棒を炉心に全挿入した場合の未臨界度を $1\% \Delta k/k$ 以上とする必要がある。この場合、制御棒に持たせるべき最低の反応度として最も適切なものはどれか。ただし、燃焼度補償分の反応度の設計値及び制御棒反応度の設計値にはそれぞれ相対値で10%の誤差が存在する。

① $18\% \Delta k/k$ ② $19\% \Delta k/k$ ③ $20\% \Delta k/k$
 ④ $21\% \Delta k/k$ ⑤ $22\% \Delta k/k$

【解答と解説】

正解は④

制御棒の反応度値を求める基礎的な計算問題である。温度上昇分の反応度、核分裂生成物の蓄積分の反応度、燃焼度補償分の反応度 (10% 誤差加味) と停止余裕分の反応度を加え、さらに 10% の評価誤差を考慮する。
 $(3\% \Delta k/k + 4\% \Delta k/k + 10\% \Delta k/k \times 1.1 + 1\% \Delta k/k) \times 1.1 = 20.9\% \Delta k/k$

ワンロードスタックでの反応度停止余裕を求める計算手順と非常に似通っており、なれた実務者が経験にとらわれると却って惑わされる問題である。技術士試験では、実務と類似していても、実務と全く同じではない問題も見受けられるため、落ち着いて問題文をよく読むこと。

(平成17年度技術士第二次試験 II-1-2 類似問題)

【参考文献】

[1] 火力原子力発電必携 (改定8版) (社) 火力原子力発電技術協会
 [2] 原子力 eye (2006年1月号) 日刊工業新聞社

I-6 シビアアクシデントに関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 1979年に発生したスリーマイルアイランド2号機における事故では、溶融した炉心により原子炉圧力容器の貫通破損に至った。
- ② 溶融炉心が格納容器床面のコンクリートを侵食するコアコンクリート反応において、コンクリートの分解過程から可燃性ガスが発生する。
- ③ UO_2 がジルコニウム製の被覆管と共存する場合、 UO_2 単体より低い温度で溶融物となる。
- ④ ジルコニウム製の被覆管と水蒸気が高温で反応するジルコニウム-水反応は発熱反応であり、この反応熱によりジルコニウム-水反応はさらに加速される。
- ⑤ BWRのMark-I型格納容器では、溶融した炉心が格納容器床面で広がり、格納容器壁面と直接接触して格納容器破損に至る格納容器直接接 (シェラタック) と呼ばれる現象が想定されている。

【解答と解説】

正解 (不適切な記載) は①

①不適切。1979年3月に米国スリーマイル島2号機 (TMI-2) で起きた事故では、原子炉炉心の約半分が溶融 (メルトダウン) したが、原子炉圧力容器貫通破損 (メルトスルー) までには至っていない。
 ②適切。溶融炉心が格納容器の床面に落下した場合、構造材であるコンクリートとの溶融炉心コンクリート反応が生じる。溶融炉心コンクリート反応によりコンクリートが侵食され、FPを含むエアロゾルや、水素、二酸化炭素等の非凝縮性あるいは可燃性の気体が生成される。
 ③、④適切。ジルコニウム-水反応は温度が摂氏900度以上で顕著になり、温度が高くなれば反応速度も大きくなる。
 ⑤適切。

【参考文献】

[1] 原子力百科事典 ATOMICA シビアアクシデント時の炉心溶融進展に関する研究 (06-01-01-09)
 [2] 原子力百科事典 ATOMICA CSARP 計画 (06-01-01-20)
 [3] 格納容器破損防止対策について (平成24年11月9日 原子力安全基盤機構) (<https://www.nsr.go.jp/data/000050189.pdf>)

I-7 次の記述は、発電用原子炉施設の高経年化に関する解説文である。文章中の□に入る語句の組合せとして最も適切なものどれか。

営業運転が開始して□ア年が経過する前（その後□イ年ごと）に、事業者は安全上重要な機器・構造物について、今後長期間運転することを想定した技術評価（高経年化に関する評価）を実施し、それに基づいた□ウを策定し、保安規定に記載することが義務づけられています。そして、その内容について原子力規制委員会により厳格に審査され認可されます。□エを具体化した運転サイクルごとの実施内容を含めて、原子力発電所の点検実績は機器の□エ状況等を踏まえた個別機器の点検・修繕の計画（保全計画）を運転サイクルごとに届け出て国の確認を受けることとなります。保全計画の実施内容については、保安検査や定期安全管理審査において確認しています。

	ア	イ	ウ	エ
①	30	1	定期保守計画	補修
②	30	1	定期保守計画	劣化
③	30	10	長期保守管理方針	劣化
④	40	1	定期保守計画	補修
⑤	40	10	長期保守管理方針	補修

【解答と解説】

正解は③

「実用発電原子炉施設における高経年劣化対策実施ガイド」における長期間運転することを想定した技術評価及び保全計画について問う問題である。（下記に当該部分を抜粋）

4. 高経年化対策に係る定期安全レビューにおける評価

①発電用原子炉の運転を開始した日から30年を経過する日以前からの高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生の可能性があり、通常保守管理活動の一環として監視等を行うことが重要である経年劣化事象への保守管理における対応、及び②安全文化の醸成活動のうち組織風土の劣化防止への対応について、発電用原子炉の運転を開始した日以降10年ごとに実施する定期安全レビューにおいて評価すること。

【参考文献】

[1]実用発電原子炉施設における高経年劣化対策実施ガイド
平成25年6月 原子力規制委員会
(<https://www.nsr.go.jp/data/000069146.pdf>)

I-8 発電用原子炉施設（PWR及びBWR）の原子炉安全保護系における原子炉トリップ（スクラム）信号として、用いられていないものは次のうちどれか。

- ① 中性子束高
- ② 格納容器内放射能高
- ③ 原子炉圧力高
- ④ 主蒸気止め弁閉
- ⑤ 地震加速度大（高）

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は②

軽水炉型発電用原子炉の原子炉安全保護系に関する問題で、実際に用いられていないのは②である。安全保護系は、原子炉の安全性を損なう恐れのある異常な過度状態や誤動作が生じた場合、それを防止あるいは抑制するために安全保護動作を起こす作動回路である。

- ①適切。過剰な反応度が投入された場合など、中性子高信号を検出して原子炉を停止する。
- ②不適切。格納容器内放射能は、工学的安全施設系の計測装置で監視され事故時のプラント状況把握に使用される。原子炉緊急停止系では無いことから、原子炉スクラム信号としては使用していない。
- ③適切。原子炉圧力が設計値を超えた場合、原子炉を緊急停止し安全弁の作動と相まって压力容器バウンダリーの健全性を確保する。
- ④適切。PWRでは直接原子炉をトリップさせる信号にはなっていないが、タービンをトリップさせるので原子炉もトリップすることになる。
- ⑤適切。発電用原子炉は耐震設計がなされているが、深層防護の観点より地震加速度大（高）を検出すると原子炉をスクラムさせる。（平成16年度技術士第二次試験 II-1-7 類似問題）

【参考文献】

[1]軽水炉発電所のあらまし（財）原子力安全研究協会
[2]原子力eye（2005年3月号） 日刊工業新聞社

I-9 核燃料物質の加工の事業に関する規則及び使用済燃料の再処理の事業に関する規則において、事業者が貯蔵に関して採らなければならないとされている措置についての次の記述のうち、最も不適切なものどれか。

- ① プルトニウム又はその化合物の貯蔵は、プルトニウム又はその化合物が漏えいするおそれがない構造の容器に封入して行うこと。ただし、グローブボックスその他の気密設備の内部において貯蔵を行う場合、その他プルトニウム又はその化合物が漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。
- ② 核燃料物質の貯蔵は、貯蔵施設において行うこと。
- ③ 貯蔵施設の目につきやすい場所に、貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- ④ 核燃料物質の貯蔵に従事する者以外の者の貯蔵施設への立入りを禁ずること。
- ⑤ 核燃料物質の貯蔵は、いかなる場合においても、核燃料物質が臨界に達するおそれがないように行うこと。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は④

「核燃料物質の加工の事業に関する規則」および「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」における「貯蔵」に関する規定の知識を問う問題であり、正解は④である。貯蔵に関してはそれぞれ第7条の7（核燃料物質の加工～）、第15条（使用済燃料の再処理～）に規定されている。

- ①適切。第6号による。
- ②適切。第1号による。
- ③適切。第2号による。
- ④不適切。第3号に、核燃料物質の貯蔵に従事する者以外の者が貯蔵施設に立ち入る場合は、その貯蔵に従事する者の指示に従わせることと規定されている。
- ⑤適切。第4号（核燃料物質の加工～）及び第5号（使用済燃料の再処理～）による。（平成17年度技術士第二次試験 II-1-10 類似問題）

【参考文献】

[1]原子力eye（2006年1月号） 日刊工業新聞社

I-10 我が国の核燃料サイクル政策の状況について解説した次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 2010年時点でのエネルギー自給率は、原子力を国産としない場合は4.4%、化石燃料に比べて備蓄が容易なウラン燃料を用いる原子力を国産とみなした場合は19.5%であり、原子力は我が国のエネルギーセキュリティ確保の観点から重要な役割を果たしてきた。
- ② 2013年10月に総合資源エネルギー調査会において資源エネルギー庁から提出された資料「今後の原子力政策について」では、使用済燃料を直接処分する場合と、再処理後に高レベル廃棄物をガラス固化体として処分する場合とを比べると、両者の容積は同程度であるとされている。
- ③ プルトニウムは、軽水炉の使用済燃料の約1%（重量比）を占めるが、放射能あたりの人体への影響が大きな元素であり、これを廃棄するのではなく、リサイクルによってエネルギー源として有効利用しながら他の元素に変換していくことは、使用済燃料の潜在的有害度を低減する観点から意義が高い。
- ④ 再処理工程によって分離されたプルトニウムは核兵器に転用される可能性があるため、平和利用に徹する日本で核燃料サイクル政策を進めるには、核拡散抵抗性の高いプロセスを採用するとともに、国際原子力機関（IAEA）の査察に積極的に協力するなどして、国際社会からの理解を得ることが重要である。
- ⑤ 2005年10月に定められた「原子力政策大綱」では、全量再処理の場合は全量直接処分の場合に比べて発電コストが1割程度高いと試算されている。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は②

2013年10月に総合資源エネルギー調査会において資源エネルギー庁から提出された資料「今後の原子力政策について」では、使用済み燃料や高レベル放射線廃棄物の最終処分は、世界共通の課題として今後研究開発を進めていく等の原子力政策の見直しが記載されている。また、設問で記載の使用済み燃料の直接処分とガラス固化体の容積比較では、例えば、「高レベル放射性廃棄物処分について」（平成25年5月、資源エネルギー庁）によると、ガラス固化によって、軽水炉では約1/4、高速炉では約1/7の減容効果があるとされている。

【参考文献】

- [1] 今後の原子力政策について 平成25年10月 資源エネルギー庁
http://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/007/pdf/007_002.pdf
- [2] 高レベル放射性廃棄物処分について（平成25年5月、資源エネルギー庁）P.8
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki_jigyuu/houshasei_haikibutsu/pdf/25_01_s01_00.pdf

I-11 我が国の原子力発電所及び原子力発電に関連する施設から発生する放射性廃棄物の処理処分に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 再処理施設において使用済燃料からウラン・プルトニウムを回収した後に残る核分裂生成物を主成分とする廃棄物を「高レベル放射性廃棄物」という。
- ② 「低レベル放射性廃棄物」は、発電所廃棄物、超ウラン核種を含む放射性廃棄物（長半減期低発熱放射性廃棄物）及びウラン廃棄物に区分されている。
- ③ 深地層処分は、高レベル放射性廃棄物を地下50～100mの深さに最終処分する概念である。
- ④ 高レベル放射性廃棄物の処分候補地選定に向け、原子力発電環境整備機構が2002年から、高レベル放射性廃棄物の最終処分場の設置可能性を調査する区域の公募を開始しているが、2015年に、国が前面に立ち取り組むことが閣議決定された。
- ⑤ 低レベル放射性廃棄物のうち発電所廃棄物の処分を、青森県六ヶ所村にある日本原燃株式会社の低レベル放射性廃棄物処理センターにおいて行っている。

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は③

「高レベル放射性廃棄物処分について」（平成25年5月、資源エネルギー庁）等によると、深地層処分は地下300m以深を前提としており、地下50～100mの深さというのは不適切である。

（平成26年度技術士第二次試験 I-10 類似問題）

【参考文献】

[1] 高レベル放射性廃棄物処分について（平成25年5月、資源エネルギー庁）P.16

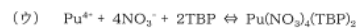
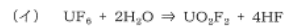
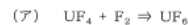
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki_jigyuu/houshasei_haikibutsu/pdf/25_01_s01_00.pdf

[2] 電気事業連合会「高レベル放射性廃棄物の地層処分」

http://www.fepec.or.jp/nuclear/haikibutsu/high_level/shobun/

I-12 以下の（ア）～（エ）は核燃料サイクルにおいて用いられる化学反応である。この化学反応と核燃料サイクルにおける施設の組合せとして最も適切なのはどれか。

化学反応



	（ア）	（イ）	（ウ）	（エ）
①	採鉱・粗製錬	転換	再転換	再処理
②	採鉱・粗製錬	再転換	転換	再処理
③	転換	再転換	採鉱・粗製錬	再処理
④	転換	再転換	再処理	採鉱・粗製錬
⑤	再転換	転換	再処理	採鉱・粗製錬

【解答と解説】

正解は④

ウラン精鉱から六フッ化ウランを製造する過程を転換といい、六フッ化ウランから軽水炉の燃料として使用する二酸化ウランの化合物として燃料加工する工程を再転換という。再処理とは使用済燃料中に含まれているウランとプルトニウムとを化学的にそれぞれ回収し、さらに分離された残りの核分裂生成物を安全に処理することである。また、鉱石からウランを酸またはアルカリ溶液に浸出（溶出）し、ウランを濃集、精製させた後、強アルカリなどで沈殿させ、ウラン精鉱（いわゆるイエローケーキ）を生産する工程を一般にウラン粗製錬という。

【参考文献】

[1] 原子力百科事典ATOMICA 六フッ化ウランの製造（ウランの転換）（04-04-02-01）

[2] 原子力百科事典ATOMICA 六フッ化ウランから二酸化ウランへの再転換（04-06-02-01）

[3] 原子力百科事典ATOMICA 再処理技術の現状（04-07-01-06）

[4] 原子力百科事典ATOMICA ウラン粗製錬（04-04-01-01）

I-13 細胞の放射線感受性に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

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

【解答と解説】

正解 (不適切な記載) は④

- ①適切。分裂期細胞が放射線に感受性が高いことは「ベルゴニー・トリボンドーの法則」として古くから知られている。
- ②適切。LETが増すと酸素効果は小さくなる。
- ③適切。酸素存在下での放射線感受性は、無酸素下での放射線感受性に比べて大きい。これは「ラジカルが酸素と反応し更に有害なラジカルを発生する」ためと、「損傷部位が酸素と反応して修復されにくくなる (損傷が固定化される)」ためと考えられている。
- ④不適切。一般的に細胞再生系に属する組織では放射線の影響を受け易く、細胞増殖のもとになる幹細胞の放射線感受性が高い。また、細胞分裂が盛んで分化の程度が低い細胞の放射線感受性が高くなる傾向がある。
- ⑤適切。間期の細胞核体積を染色体数 (2n) で割った値を「分裂間期染色体体積 (ICV ; interphase chromosome volume)」といい、この値が大きいほど放射線感受性が高いことが知られている。
(平成26年度技術士第二次試験 I-15 類似問題)

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA 放射線のDNAへの影響 (09-02-02-06)

I-14 放射線計測に関する次の記述のうち、最も不適切なものはどれか。

- ① 光電子増倍管は、シンチレータに入射する放射線によって発生した微弱な光を電子に変換し、多数のダイノードによって増幅するが、その増幅率は高く通常10°程度である。
- ② 整流作用を持つ半導体接合に電気が流れない方向に電圧をかけると、ほとんど電子が存在しない、非常に大きな電気抵抗値を持つ領域が作られる。この領域を空乏層又は空乏領域という。
- ③ パルス型検出器では、次々に入射する放射線がパルス幅の短い別々のパルスを作る必要がある。パルスの幅は検出器の不感時間を決め、計数率が高い場合には計数損失をもたらす。
- ④ 光子と物質との相互作用では光電効果、コンプトン効果、電子対生成等の相互作用を起こすことが知られている。0.1 MeVの光子がヨウ素 (Z=53) に入射したときに起こす相互作用は主に電子対生成である。
- ⑤ γ線スペクトル測定において、電子対消滅による0.511 MeVのピークの半値幅は、他のγ線のピークと比較して、ドップラー効果により若干広がっている。

【解答と解説】

正解 (不適切な記載) は④

- ①適切。光を電流に交換増倍することのできる一種の変換器で、微弱な放射線を増幅し測定する目的で良く用いられている。光電子増倍管の前端部には、放射線が衝突すると光を放出する物質があり、この光電子による光電流をさらに10万倍から100万倍位に増加させ、2次電子増倍管として用いられる。
- ②適切。半導体のPN接合部分やショットキー接合、MOS接合におい

て見られる、電子や正孔 (キャリア) のほとんど存在しない領域、多数キャリアを欠くことで帯電し、電気二重層と内蔵電場を形成する。

③適切。

④不適切。電子対生成とは、ガンマ線と物質との相互作用の過程で、1.02 MeV以上のエネルギーを有する電磁放射線 (ガンマ線) が原子の近くを通る際、原子核のクーロン電場の中で光子が消滅し、陽電子と電子が対になって生成される現象である。

⑤適切。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA 原子核物理の基礎 (6) 放射線と物質の相互作用 (03-06-03-06)
- [2]原子力百科事典ATOMICA 環境放射線の測定法 (09-01-05-03)

I-15 放射線の生物効果比 (RBE) は、放射線の線エネルギー付与 (LET) によって大きく異なる。種々のガンマ線のうち、0.2~0.3 keV/μmのLETを示すガンマ線のRBEとして最も適切なものはどれか。

- ① 0.1 ② 0.5 ③ 1 ④ 5 ⑤ 10

【解答と解説】

正解は③

放射線に被曝した場合に同じ吸収線量であっても、放射線の種類、エネルギーの違いにより生物に及ぼす効果に量的な差がある。その違いを比で表したものが生物学的効果比 (RBE) である。通常、対象とする放射線と基準放射線とが生体に等しい変化を与えるときに、前者の吸収線量を後者の吸収線量で割って得られる値であらわす。基準の放射線としてはX線またはγ線が用いられる。線量当量 (放射線の生物学的な影響を計算するための量) の算出に用いられる線質係数は、確率的影響に対するRBEにはほぼ等しい。この場合のRBEはx、γ、β線は1、エネルギー2MeV以上の陽子は5、α線は20、中性子はエネルギーにより5~20とされている。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA 線エネルギー付与 (LET)・生物学的効果比 (RBE)・放射線荷重係数 (WR) (09-02-02-11)

I-16 真空中を光速に近い速度で運動する電子の進行方向が変化したときに放出される電磁波として、次のうち最も適切なものはどれか。

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

【解答と解説】

正解は②

磁場中で円運動 (一般にはらせん運動) する電子がその求心速度に基づいて電磁波を放射する現象で、相対論的高エネルギー電子によるものはシンクロトロン放射と言ひ、その電磁波をシンクロトロ

ン放射光いう。GeV オーダーの電子は相対論的エネルギー領域になる。

電子のエネルギーを E (eV)、静止エネルギーを mc^2 (eV)、その運動方向に垂直な成分を B (G) とすれば、スペクトルの極大は $5.4 \times 10^6 BE^2$ (Hz) にあり、電子のエネルギー損失 $1.6 \times 10^{-15} (E/mc^2)^3 B^2$ (erg/s) で電磁波は電子の進行方向と mc^2/E (rad) の角をなす立体角中に大部分放射され、その偏りは磁場の方向と垂直である。

他の用語については以下に示す。

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

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

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

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

（平成25年度技術士第二次試験 I-15、平成16年度技術士第二次試験 II-1-13 類似問題）

【参考文献】

[1]原子力百科事典ATOMICA シンクロトロン放射光 (08-01-03-08)

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

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

【解答と解説】

正解（不適切な記載）は②

①適切。確定的影響とは放射線による被ばく量があるしきい値を超えた場合に発生する影響をいい、しきい値より小さい被ばく線量では影響は現れない。しきい値を超えて被ばく線量が増加するととも

に影響の発生確率が増加し、また影響の程度すなわち重篤度も増大する。

②不適切。不妊は確定的影響としてICRPから生殖腺（精巣、卵巣）に対する推定しきい値が提示されている。

③適切。放射線に被ばく後、長い潜伏期間を経て症状が現れる障害で晩発障害と呼ばれる。がん・白血病・白内障・悪性貧血・老化・寿命短縮などがある。

④適切。骨髄など造血組織は放射線感受性が最も高い組織に分類されている。

⑤適切。放射線防護上、低い被ばく線量の範囲内では線量と影響の起こる確率の間に比例関係が存在すると仮定している。

（平成25年度技術士第二次試験 I-17、平成16年度技術士第二次試験 II-1-17 類似問題）

【参考文献】

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

I-18 GM計数装置で、あるβ線源とバックグラウンドをそれぞれ1分ずつ測定したところ、β線源の計数値は6,600カウント、バックグラウンドは1,200カウントであった。この測定の全計数効率を10%として、そのβ線源の放射能（Bq）と標準偏差に最も近い値は、次のうちどれか。ただし、このGM計数装置の分解時間は十分小さいものとする。

① 90±1.5 ② 900±15 ③ 900±88
 ④ 5,400±88 ⑤ 540±8.8

【解答と解説】

正解は②

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

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

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

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

β線源の放射能（正味の計数率）を求めるには、バックグラウンドを減じるとともに全数効率の補正をする必要がある。また計数率は一秒間あたりの計数値であり、下記のように求められる。

$$n = (6600 - 1200) / (0.1 \times 60) = 900$$

標準偏差については、下記となる。

$$\begin{aligned} \sigma &= \{(\sqrt{6600} / (0.1 \times 60))^2 + (\sqrt{1200} / (0.1 \times 60))^2\}^{1/2} \\ &= 14.7 \dots \approx 15 \end{aligned}$$

（平成25年度技術士第二次試験 I-18 類似問題、平成16年度技術士第二次試験 II-1-20 類似問題）

【参考文献】

[1]原子力百科事典ATOMICA 放射線測定の統計的誤差 (09-04-03-18)

I-19 ICRP (国際放射線防護委員会) 勧告における組織加重 (荷重) 係数は、新たな知見を基に変更されてきているが、次の器官の組織加重係数が、1990年勧告から2007年勧告によって、半分以下の小さな値に変更されたものはどれか。

- ① 生殖腺 ② 甲状腺 ③ 肺 ④ 皮膚 ⑤ 乳房

【解答と解説】

正解は①

1990年勧告及び2007年勧告におけるそれぞれの組織加重係数 (w t) を下表に示す。1990年勧告では残りの組織に含まれていた脳に、2007年勧告では個別のw t が与えられた。また、新たに唾液腺についてw t が設定され、胆嚢、心臓、リンパ節、口腔粘膜及び前立腺が残りの組織に追加された。係数の増減に関しては、乳房と残りの組織のw t が0.12に引き上げられ、生殖腺のw t が0.20から0.08へ、膀胱、食道、肝臓及び甲状腺のw t が0.05から0.04へ引き下げられた。

(平成17年度技術士第二次試験 II-1-18 類似問題)

組織	1990年勧告	2007年勧告
赤色骨髄	0.12	0.12
結腸	0.12	0.12
肺	0.12	0.12
胃	0.12	0.12
乳房	0.05	0.12
生殖腺	0.20	0.08
膀胱	0.05	0.04
食道	0.05	0.04
肝臓	0.05	0.04
甲状腺	0.05	0.04
骨表面	0.01	0.01
皮膚	0.01	0.01
脳	—	0.01
唾液腺	—	0.01
その他	0.05	0.12
合計	1.00	1.00

【参考文献】

- [1] ICRP 2007年勧告の組織加重計数等に基づく内部被ばく線量計数、濃度限度等の試算 (受託研究) 日本原子力研究開発機構
 [2] 原子力百科事典ATOMICA ICRPによって提案されている放射線防護の基本的考え方 (09-04-01-05)
 [3] 原子力eye (2006年2月号) 日刊工業新聞社

I-20 体積10 cm³の空洞に空気を満たした空気電離箱にガンマ線を照射する。空気を電離して得られる測定電流が0.1 nAのとき、空気の吸収線量率 (Gy/s) に最も近い値はどれか。ただし空気の密度を1.2 kg/m³、電子による空気のW値 (1イオン対を生成するのに必要なエネルギー) は34 eV、素電荷は1.6×10⁻¹⁹ Cとする。電離箱の壁は空気と類似の化学組成とし、壁でのガンマ線の減衰は無視する。

- ① 3×10⁻⁴ ② 3×10⁻³ ③ 3×10⁻² ④ 3×10⁻¹ ⑤ 3

【解答と解説】

正解は①

0. 1nA 電離電流に相当するイオン対の生成率N(1/s)、10 cm³の空気の質量G (kg) はそれぞれ

$$N = (0.1 \times 10^{-9}) / (1.6 \times 10^{-19}) = 6.25 \times 10^8 \text{ (1/s)}$$

$$G = 10 \times 10^{-6} \times 1.2 = 1.2 \times 10^{-5} \text{ (kg)}$$

となる。

空気吸収線量率 [Gy/s⁻¹] は、空気1kgの吸収エネルギー(J)であるので、これをDとすると、

$$D = (N \times 34 \times 1.6 \times 10^{-19}) / G = 2.83 \times 10^{-4}$$

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典ATOMICA 吸収線量に関する単位 (18-04-02-04)

5. 選択科目Ⅱの解説

本章及び次章では、できるだけ多くの情報ないし解答作成の参考となる助言を与えることを旨とし、直接の解答事例では無いことに留意頂きたい。限られた紙面における説明力及び表現力は合否判定に大きく作用するが、これら字数調整のスキルを含め、読者側で磨かれることを期待する。

5.1 「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

<p>Ⅱ 次の2問題(Ⅱ-1, Ⅱ-2)について解答せよ。(問題ごとに答案用紙を替えること。)</p> <p>Ⅱ-1 次の4設問(Ⅱ-1-1~Ⅱ-1-4)のうち2設問を選び解答せよ。(設問ごとに答案用紙を替えて解答設問番号を明記し、それぞれ1枚以内にまとめよ。)</p> <p>Ⅱ-1-1 実用発電用原子炉施設における「燃料要素の許容損傷限界」とは何か、定義及び設定する意義・役割等を含めて簡潔に説明せよ。</p> <p>Ⅱ-1-2 高温ガス炉のシステム上及び安全上の特徴について簡潔に解説せよ。</p> <p>Ⅱ-1-3 原子炉の出力が上昇する際、燃料、減速材、冷却材の各温度が上昇するが、これらの原子炉構成要素の温度変化と反応度変化の関係をよく理解しておく必要がある。熱中性子炉を対象として、温度による主要な反応度変化を列挙してその特徴を述べよ。</p> <p>Ⅱ-1-4 軽水炉を対象として発電原価の構成と特徴を他の発電方式との比較において述べよ。また、発電原価に対する福島第一原子力発電所事故の影響についても述べよ。</p>
--

【解答のポイント】

Ⅱ-1-1について

<定義>

「燃料要素の許容損傷限界」とは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」^[1]の第二条第2項二十五において『燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内で、かつ、発電用原子炉を安全に運転することができる限界をいう。』と定義されている。

また、「同規則」の第十五条の2では、『炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。』と記載されている。

さらに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第15条(炉心等)の解説3においても、『燃料の許容損傷限界の設定は、燃料ペレットの最高温度、燃料被覆管の最高温度、最大熱流束、最小限界熱流束比、最小限界出力比、燃料ペレットの最大エンタルピー、燃料被覆管の最大変形量及び最大線出力密度(BWR)等が判断の基礎となる。なお、具体的な評価は「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」(昭和55年1月19日原子力安全委員会決定)等による。』と記載されている。

従って、「燃料要素の許容損傷限界」と旧安全審査指針(「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」^[2])に定める「燃料の許容設計限界」はほぼ同等と見なすことができる。(旧指針の「燃料の許容設計限界」は炉心設計の条文でのみ使用されているが、新指針の「燃料要素の許容損傷限界」は原子炉安全に運転するための限界条件として複数の条文で使用されている。)

この「燃料の許容設計限界」については、「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」^[3]の中で、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(燃料棒内外差圧)の関数として定め、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、第2図に図示している。ここで示されている数値は、NSRR 実験の標準燃料実験、予加圧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、これを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]

<意義・役割>

上述の通り、「燃料要素の許容損傷限界」は、「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には燃料被覆管の(系統的)損傷を許容しない」等、深層防護と多重バリアを関係づける重要な設計要求(設計思想)を実現するためのツールになっている。また、この設計要求を達成するために、制限すべき物理量とその許容値のセットを明確に定義している。これらの点が、「燃料要素の許容損傷限界」を規定した意義・役割である。

Ⅱ-1-2について

高温ガス炉とは

高温ガス炉(HTR)とは、原子炉出口冷却材温度が700℃~950℃の黒鉛減速ヘリウム冷却型炉である。また、HTRの中でも、特に原子炉出口冷却材温度が950℃以上となるHTRを超高温ガス炉(VHTR)と呼ぶこともある。^[5]

高温ガス炉のシステム上の特徴

高温ガス炉は、軽水炉と比較して以下のシステム上の特徴を有している。^[6]

- 冷却材：ヘリウムガス。化学的に不活性で、高温でも燃料や構造材と化学反応を起こすことがない。
- 冷却材温度：900~1000℃
- 減速材：黒鉛。中性子の吸収が少ない、放射線に強い、耐熱性に優れている、熱伝導性が良い。
- 燃料：セラミックスで被覆された被覆粒子燃料。耐熱性に優れたセラミックスを使用。1000℃を超える高温での長期運転でも、事故時に制限温度の1600℃になっても被覆の健全性を損なわずに、確実に放射能を燃料内に閉じ込めることができる。
- 出力規模：熱出力30万~60万kWt(電気出力だと、15~30万kWe弱)程度。大出力を必要とする場合への対応として、モジュール化した原子炉を複数基、同じ区域に設置する概念例もある。
- 用途：高温のヘリウムガス用いた高効率発電、水素製造等の核熱利用
 - 1) 水蒸気発電または熱電併給
 - 2) ヘリウムガスタービン発電または複合サイクル発電
 - 3) 石炭ガス化、重質油改質、天然ガス改質、メタノール製造
 - 4) 熱化学ヒートパイプ、熱化学水素製造、水蒸気電解水素製造
 - 5) 原子力直接製鉄等

高温ガス炉の安全上の特徴

高温ガス炉は、炉心の構成材料および冷却材の特性に基づく固有の安全性が高く、異常時の過渡挙動も極めて緩慢な原子炉であり、以下の安全上の特徴を有する。^[7]

- 炉心の熱容量が大きく出力密度が小さいため、反応度の異常な上

昇や冷却能力の異常な低下などが生じて、炉心温度の変化が極めて緩慢

- ・中性子寿命が長く、燃料および減速材による反応度の温度係数が負→大きな反応度が印加された場合でも出力は急上昇しにくく、かつ上昇幅は小さく抑えられる
- ・炉心が高温になっても燃料被覆や炉心構成物は溶融することなく、炉心溶融の心配がない
- ・原子炉冷却材のヘリウムガスは化学的に不活性であり、燃料や構造材との化学的相互作用が少なく、またヘリウムガス、黒鉛とも放射化されにくいので、従事者の被ばく線量が低く、放射性廃棄物の発生量が少ない

II-1-3について

原子炉は出力上昇に対して反応度変化の総和が常に負となるように設計する。反応度(ρ)は以下のように定義する。

$$\rho = (k-1) / k \dots \dots \dots (II-1-3-1)$$

ここで、k=増倍率

この増倍率は、無限体系の原子炉に対して k_{∞} 、有限体系に原子炉に対して k_{eff} で、以下のように表II-1-3-1に示す因子に支配される。

$$k_{\infty} = \epsilon \times \eta \times f \times P \dots \dots \dots (II-1-3-2)$$

$$k_{eff} = \epsilon \times \eta \times f \times P_{NL} \times P_{NL} \dots \dots \dots (II-1-3-3)$$

表II-1-3-1 反応度係数と四因子 (1~4)・六因子 (1~6)

1	ϵ	高速中性子による核分裂反応の寄与 (高速核分裂因子)
2	η	核燃料に吸収された中性子1個当たり発生する中性子数 (再生率)
3	f	吸収された熱中性子が燃料に吸収される確率 (熱中性子利用率)
4	p	減速過程で共鳴吸収反応を逃れる確率 (共鳴を逃れる確率)
5	P_{NL}	高速中性子が体系から漏れ出ない確率
6	P_{NL}	熱速中性子が体系から漏れ出ない確率

反応度変化はこれらの因子が外乱により変化するものである。温度変化による反応度変化とは温度変化によりこの因子が変化することである。以下に参考文献[8-1]を参考にして解説する。

熱中性子炉には軽水炉、重水減速冷却炉 (CANDU)、黒鉛減速軽水冷却炉 (RBMK)、黒鉛減速He冷却炉 (HTTR)、等がある。軽水炉は減速材と冷却材が同じ (軽水) であるが、他は減速材と冷却材が分離されている。以下に、まず軽水炉を例に温度変化による反応度変化の特徴について記し、引き続き重水減速冷却炉 (CANDU)、黒鉛減速軽水冷却炉 (RBMK)、黒鉛減速He冷却炉 (HTTR) に関して軽水炉との違いに着目して説明する。

<軽水炉 (減速材と冷却材が同じ) の特徴>

(1) 減速材温度変化に伴う反応度フィードバック (PWR, BWR)

軽水炉は減速材と冷却材が同じ (軽水) であるため冷却材と減速材を分けることなく、ここでは、減速材温度変化に伴う反応度フィードバックとする。一般に熱中性子炉では減速材温度が中性子の平均エネルギーを決めているので、減速材温度が上昇すると中性子の平均エネルギーが上昇し中性子吸収率が減少し (f 減少) 中性子漏洩も増加する (P_{NL} 減少)。即ち減速材温度が上昇すると f (中性子利用率) と P_{NL} (熱速中性子が体系から漏れ出ない確率) が低下して負の反応度が入る。この反応度フィードバックは減速材 (冷却材) 温度変化に伴うもので減速材 (冷却材) の熱容量が大きいので後述

するドップラ効果のように即時には働かない。

(2) 燃料温度変化に伴う反応度フィードバック (PWR, BWR)

軽水炉燃料は低濃縮のため燃料中に ^{238}U が多量に含まれている。したがって燃料温度が上昇すると ^{238}U の中性子共鳴吸収の増加により反応が減少する (ドップラ効果)。つまり、燃料の温度が上昇すると P (共鳴を逃れる確率) が減り負の反応度が入る。このドップラ効果はサイクル末期にはPuの蓄積により負に深くなる。また、ゼロ出力臨界時や高温ゼロ出力臨界時は減速材密度が高く中性子スペクトルがより柔らかいので共鳴吸収率が小さくなるためドップラ係数は小さい。この反応度フィードバックは燃料温度変化に伴うもので即時的に働く。

(3) ボイド係数:ボイド率変化に伴う反応度フィードバック (BWR)

減速材温度が上昇しボイドが増え、減速材密度の低下による中性子減速能力の低下により反応が減少する。原理的には (1) と同じである。

<減速材と冷却材が分離したタイプの特徴>

減速材と冷却材が分離しているため冷却材と減速材は別々に振る舞い、冷却材温度変化、減速材温度変化、及び燃料温度変化に伴う反応度フィードバックがある。

(1) 冷却材温度変化に伴う反応度フィードバック

冷却材密度の減少は軽水炉のように減速材密度の減少や中性子スペクトルの硬化をもたらさず、冷却材の中性子吸収の減少 (f の増加) となって反応度増加をもたらす冷却材密度係数が正になることがある。軽水は重水やHeに比べ熱中性子吸収断面積が数百倍以上大きい。したがって、圧力管で分離された黒鉛減速軽水冷却炉 (RBMK) では冷却材温度係数が正になりやすい。これが正の係数の原因となり、チェルノブイリ炉の核暴走を引き起こした。

(2) 減速材温度変化に伴う反応度フィードバック

減速材温度が上昇すると中性子の平均エネルギーが上昇し中性子吸収率が減少し負の反応度が入ることは、軽水炉と同じである。

(3) 燃料温度変化に伴う反応度フィードバック

燃料温度が上昇すると ^{238}U の中性子共鳴吸収の増加により反応が減少する (ドップラ効果) ことは、軽水炉と同じである。

以上、六因子のうち主に温度変化による反応度変化に寄与する因子は f (中性子利用率)、 P_{NL} (熱速中性子が体系から漏れ出ない確率) と P (共鳴を逃れる確率) である。因みに、 P_{NL} は大型炉ではあまり効かないこと、 ϵ (高速核分裂因子:極小)、 η (再生率:極小負) の温度係数への寄与は小さいことが知られている^[8-2]。

II-1-4について

発電原価 (円/kWh) *1 は一定期間における発電に必要な費用の合計を総発電量(kWh)で割ったものである。

以下に、総合資源エネルギー調査会発電コスト検証ワーキンググループの「長期エネルギー需給見通し小委員会に対する 発電コスト等の検証に関する報告 (以下、発電コスト等の検証に関する報告と称す)」^[4]に基づき解説する。

発電原価 (円/kWh) は基本的に以下の式で導出される。

発電原価 (円/kWh) = (資本費 (円) + 運転維持費 (円) + 燃料費 (円)) / (総発電量(kWh)) ··· (II-1-4-1)
 費用の内訳は夫々について以下に示す。

(1) 資本費 (円)

減価償却費 (建設費に減価償却率を乗じたもの)、固定資産税、水利使用料、設備の廃棄費用の合計。福島事故以降の追加的安全対策を含む。

(2) 運転維持費 (円)

人件費、修繕費、諸費、業務分担費の合計

(3) 燃料費 (円)

単位数量当たりの燃料価格に必要な燃料量を乗じた値。原子力は核燃料サイクル費用として、使用済燃料の半分を20年貯蔵後に再処理し、残りの半分以上を45年貯蔵後に再処理するモデルで算出。

表II-1-4-1に「発電コスト等の検証に関する報告」による2014年発電モデルにおける主要発電コストの試算結果を示す。

表II-1-4-1 2014年主要発電モデルプラント試算結果^[9]

		原子力	火力 (石炭)	火力 (LNG)	水力 (一般)	風力 (陸上)
発電原価	資本費	3.1	2.1	1.0	8.5	12.1
	追加的安全対策	0.6	-	-	-	-
	運転維持費	3.3	1.7	0.6	2.3	3.4
	燃料費	1.5	5.5	10.8	-	-
社会的費用	CO ₂ 対策費	-	3.0	1.3	-	-
	事故リスク対応費	0.3	-	-	-	-
	政策経費	1.3	0.04	0.02	0.2	6.3
合計	10.1	12.34	13.72	11.0	21.8	

資本費、運転維持費、燃料費について原子力即ち軽水炉の特徴と他の電源と比較して解説する。まず、これらを原子力と同じような100万kW前後の大容量である火力発電と比較すると、原子力は資本費と運転維持費が高く燃料費が安いのが特徴である。一方、火力発電は資本費と運転維持費が安く燃料費が高い。原子力発電所の場合、放射線の防護等の安全基準が厳しいことから建設費が高く、保守・補修に費用が掛かっているが、高密度のエネルギーを含む核燃料を使用していることから発電当たりの燃料費が安い。一方、火力発電所は建設費や保守補修などの費用は少ないもの、エネルギー密度の低い化石燃料を使用していることから発電当たりの燃料費が高く、更に輸入に頼っているため価格変動の影響も受けやすい。次に、1~2万kWの再生可能エネルギー発電である陸上風力及び一般水力と比較すると原子力はシステムの構成が複雑にもかかわらず資本費は非常に小さい。100万kWレベルの大容量である原子力に規模の経済効果(スケールメリット)働いている結果である。

以上に加え、原子力発電の発電原価には福島事故以降に追加的安全対策として0.6円/kWhを計上していることも発電原価構成の特徴である。追加的安全対策費とは、東京電力福島第一原子力発電所事故後、4回にわたる政府からの追加的安全対策の指示、原子力関係設備・施設に係る新規規制基準、自主的安全性向上の取組を踏まえて講じられた安全対策の費用である。

また、エネルギー政策の見直しの中で上記発電原価に加え福島事故対策費用なども踏まえた社会的費用も加えた発電コスト^{*1}(式II-1-4-2)の比較を行っている。

$$\begin{aligned} \text{発電コスト(円/kWh)} &= \text{発電原価} + \text{社会的費用} \\ &= (\text{資本費(円)} + \text{運転維持費(円)} + \text{燃料費(円)} + \text{社会的費用(円)}) / \text{総発電量(kWh)} \cdot \cdot \cdot \cdot (\text{II-1-4-2}) \end{aligned}$$

この社会的費用は以下のものを計上している。^[2]

○ CO₂対策費用 (化石燃料関係電源)

発電のための燃料の使用に伴い排出されるCO₂対策に要する費用

○ 事故リスク対応費用 (原子力)

シビアアクシデントのリスクに対応するコスト

○ 排熱利用価値 (コジェネ、燃料電池)

発電時に生ずる熱を有効活用することが可能であるため、排熱利用価値として発電コストから控除

○ 政策経費

発電事業者が発電のために負担する費用ではないが、税金等で賄われる政策経費のうち電源ごとに発電に必要と考えられる社会的経費

社会的費用について、表II-1-4-1において火力発電、一般水力発電及び陸上風力発電と比較して解説する。

事故リスク対応費用は、原子力特有の費用でシビアアクシデント時の損害費用を共済方式で支払うものとして以下のように算定している。

事故リスク対応費用(円/kWh) = 損害費用(円) / 算定根拠(炉・年) / モデルプラントの年間総発電量(kWh) ··· (II-1-4-3)
 事故リスク対応費用の0.3円/kWhは、プラント当たり損害費用として9.1兆円(損害費用を精査した結果、追加的廃炉費用、賠償費用、除染・中間貯蔵、行政経費等の下限は12.2兆円。モデルプラントベースに補正)と想定し事故発生確率である算定根拠を4000炉・年としたものである^[4]。同じように火力発電所には社会的費用としてCO₂対策費用(火力発電からのCO₂排出量に相当する排出権の購入費用)を石炭3円/kWh、LNG1.3円/kWh計上されている。原子力事故費用は膨大な損害費用にもかかわらず発生頻度が小さいことから火力のCO₂対策費用に比べ極めて小さい結果となっている。ただし、損害費用が下限値であることに注意が必要である。

政策経費としては、国内の発電活動を維持する上で必要となる費用及び蓋然性の高い費用が計上され、原子力発電は、立地交付金やもんじゅ等の研究開発費を含めた予算額を反映している。その結果、技術的、政策的に成熟している火力発電や水力発電では発電原価の数%以下に対して原子力に対しては約18%と国の政策支援がなされている。因みに、陸上風力発電に関しては固定価格買取制度の調達価格の優遇された利潤相当分を含んでいるので発電原価の約40%にも達している。

*1: 総合資源エネルギー調査会発電コスト検証ワーキンググループの「長期エネルギー需給見通し小委員会に対する 発電コスト等の検証に関する報告」では直接発電にかかる費用を発電原価と呼び、社会的費用を加えたものを発電コストと定義している。したがって、ここではその定義に従っている。

【参考文献】

- [1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年六月二十八日原子力規制委員会規則第五号）
- [2] 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成二年八月三十日原子力安全委員会決定）
- [3] 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（昭和五十九年一月十九日原子力安全委員会決定）
- [4] 軽水炉燃料のふるまい（改訂第5版 平成25年3月）：公益財団法人 原子力安全研究協会
- [5] 原子力百科事典ATOMICA 高温ガス炉概念の特徴（03-03-01-02）
- [6] 原子力百科事典ATOMICA 高温ガス炉と軽水炉の相違（03-03-01-03）
- [7] 原子力百科事典ATOMICA 高温ガス炉の安全性（03-03-03-02）
- [8-1] 岡芳明、鈴木勝男 「原子炉動特性とプラント制御」オーム社
- [8-2] 平川直弘、岩崎智彦 「原子炉物理入門」東北大学出版社
- [9] 総合資源エネルギー調査会 発電コスト検証ワーキンググループ「長期エネルギー需給見通し小委員会に対する発電コスト等の検証に関する報告」平成27年5月
http://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/mitoshi/cost_wg/pdf/cost_wg_01.pdf

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

II-2-1 発電用原子炉施設の安全性の強化・向上を図るために「受動的（静的）安全システム（Passive Safety System）」を設計に導入することが考えられる。このような受動的安全性を活用したシステム設計を担当責任者として進めるに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 設計を計画するに当たって調査・検討すべき事項
- (2) この計画業務を進める手順
- (3) 安全機能の信頼性を確保・向上する観点から留意すべき事項

II-2-2 東京電力福島第一原子力発電所事故は、大規模な地震や津波といった外的事象によって誘発されたものであり、このような外的事象に対しても安全性の向上を図ることが求められている。あなたは新設プラントの安全設計の責任者として参画することになった。外的事象対策を計画するに当たり、下記の内容について記述せよ。

- (1) 地震、津波以外に考慮すべき外的事象を3つ挙げよ
- (2) 前項で挙げた外的事象の対策を検討する手順
- (3) この業務を進めるに当たって留意すべき事項

【解答のポイント】

II-2-1について

- (1) 設計を計画するに当たって調査・検討すべき事項

受動的安全性（passive safety）とは、液体の自然循環あるいは大気の流れによる対流通風、水の蒸発、物質の熱膨張あるいは重力落下、物質中の熱輻射、蓄圧されたエネルギー等、単純な物理原理に基づいた安全機能をもつ特性を意味し、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。^[1]

例えば、受動的注水系には、蓄圧注入系、重力注入系、均圧注入系がある。蓄圧注入系は、高圧ガス（通常、窒素）と水を保有するタンクと逆止弁等で構成され、事故等により1次系圧力がタンク圧

より低くなると自動的にタンク保有水がガス圧により注入されるシステム。重力注入系は、炉心より高い位置に水面を有する水源と1次系の減圧系と逆止弁等で構成され、1次系圧力が十分減圧された後、水頭により水が注入されるシステム。均圧注入系は、保水タンクと均圧配管と隔離弁等で構成され、通常運転時は隔離弁を閉鎖して均圧配管により保水タンクに1次系と同じ圧力を加圧し、事故時に隔離弁を開放することにより、タンク保有水を1次系に注水するシステムである。

受動的機器には、その性能が持続する期間が原理的に有限なものがある。例えば、タンクに貯めた水を注入するシステムでは、循環ループが形成されない限り無限に水を注入し続けることはできない。従って、受動的システムを用いて事故時に長期的な冷却を行う原子炉を設計する場合、どのくらいの期間炉心冷却を継続できるかを定める必要がある。

また、受動的システムは、外部動力源を必要としない自然の力を駆動力とし、可動部がない機器を主に使用することを基本としているが、それだけではシステムを構築することができない場合が多く、バッテリー等の電源や、逆止弁や逃し弁等の弁類が必要となるため、これらの機器の信頼性の確保も重要である。^[3]

受動的安全炉では、長い操作不要時間（grace period: 事故発生後原子炉運転員などの操作が必要になるまでの余裕時間）、低出力密度の炉心、および軽水炉の場合はLOCA（原子炉冷却材喪失事故）時炉心冠水維持等の安全設計方針を取り入れることが多く、これにより炉心損傷確率の大幅な改善を目標としている。

(2) 計画業務を進める手順

炉心冷却の継続期間を定める手順を示す。

まず、計算機シミュレーションを行って、炉心で発生する熱と除熱能力のバランス設計を行って、システムの規模を決定する。計算機シミュレーションに於いては、対流計算、熱伝導、炉心性能計算などの複数の計算結果を結合する必要がある、それぞれの計算結果から境界条件（または、初期条件）を決定して、計算結果が収束するまで繰り返し計算を行うことが必要となる。^[2]

次に、計算機シミュレーションで設計したシステムの実証試験を行うため、システム規模を縮小したモデル試験や、実規模のモックアップ試験を実施する。

実システムの設計が固まった後には、耐熱性、耐圧性や耐振動性／耐震性の評価を行って、システムの信頼性を確認する必要がある。

更に、grace period中の原子炉の状態を正確に把握するための、計装系機器の設計を行う必要あり、監視パラメータの選択とその監視方法の確立が必要となる。

(3) 安全機能の信頼性を確保・向上する観点から留意すべき事項

受動的安全システムの計算機シミュレーションに於いては、複数の事象を複合的に評価するので、単純な物理モデルを扱うプログラムでは対応できないため、多次元化などシミュレーションプログラム自体の開発が必要になる場合がある。この場合には、プログラムの妥当性を代替計算や実証試験で確認する必要がある。

システム規模を縮小したモデル試験では、規模の相違に起因する事象に注意する必要がある。対流による冷却能力の評価では、温度成層や非凝縮性ガスの蓄積などによる対流の停滞に注意する必要がある。

受動的安全システムでは大量の水を高い位置に保留する機器が多くあり、各機器の耐振動性だけでなく、原子炉建屋等の構造物の耐震性を確保することが重要となる。自然の力を駆動源とする受動的な安全システムでは、駆動力が弱く応答性が緩慢である場合が多いため、システム規模が大型になる。更に、福島事故を鑑みても大規模地震後に受動的な安全システムが必要となることが想定されるので、我が国においては施設の耐震性の検証が重要となる。

システムの有効性の検証に於いてはPRAを実施して、炉心損傷頻度（CDF）、格納容器機能喪失頻度（CFF）等を評価することも必要となる。正確なPRAの実施のためには、個々の機器の正確な信頼性データに基づいて確率を計算する必要があるため、先に述べた個々の機器の信頼性試験データの収集を行って、信頼性の高いデータベースを構築することが重要となる。

II-2-2について

設問（1）地震、津波以外の外的事象3つ挙げよ。

地震、津波以外の外的事象には以下のものが挙げられる。これらから3つの事象を選ぶ。^[6]

●自然事象

- ・洪水（高潮、河川氾濫等）
- ・火山（山灰、火砕流等）
- ・強風・飛来物（台風、竜巻）
- ・高温/低温
- ・積雪

●人的事象

- ・事故的 航空機落下 /意図的航空機 衝突
 - ・外的火災（航空機 落下、森林^{*1}、工場）
 - ・戦闘テロ
 - ・サイバーテロ
- *1 自然発生でないもの

設問（2）前項で挙げた外的事象対策の検討手順

これらの対策を検討する手順としては必ずしも決定的なものはない。設問には抽出した外的事象につき対策を検討する手順を求めているがここでは、共通的な検討手順例である。過去の経験が少ないため以下のように概念的な検討から詳細に入るような段階的に進める事が効果的と考える。

- ① 外的事象の地勢的特徴と想定規模の調査
 - ・外的事象に関わる知見の調査と規制基準の調査
 - ・敷地に影響を及ぼす可能性のある外的事象の特徴と規模の設定
- ② 外的事象による原子力発電所内の構築物・系統機器への影響調査
 - ・事故シーケンスグループの設定
 - ・リスク情報の活用
- ③ 原子力発電所内の構築物・系統機器の機能維持のため対策検討
 - ・深層防護を支える 設備 への要求性能と重要度分類の設定
 - ・設計基準外的事象の設定と設計基準を超える事態への対応
 - ・適切な信頼性の確保(多様性、等)
- ④ 原子力発電所内の構築物・系統機器の機能維持の有効性評価
 - ・リスク情報の活用

設問（3）この業務を進めるうえでの留意点。

設問（1）で挙げた外的事象を誘因として原子炉施設の事故の発端

となる起回事象に対する防護を計画する安全設計の責任者として留意すべき点の例を下記に示す。

① 外的事象に対する留意点

- ・ 外的事象による施設内火災等の発生、複数の事象の荷重（作用）の効果が重畳（同時発生/事後発生）する可能性の考慮。
- ・ 立地地域の状況に応じて、その外的事象の特徴に応じた対策。
- ・ 外的事象リスクに対する効果的な深層防護の実現。
- ・ 低頻度の事象であり過去の経験も少ないケースが多く、将来の発生可能性や発生時のシナリオの予測に不確かさが大きいことへの留意。
- ・ 外的事象という共通原因により、事故の発端となる起回事象の発生、異常・故障の事故への拡大、設計基準事故における事故の制御、重大事故等への対処のための各種設備の機能喪失や機能低下といった、様々な事態が同時に発生する可能性があることへの留意。
- ・ 事故への対処を行う人員や組織も同時に影響を受け、発電所敷地内のみでなく、敷地外においても被害が同時に発生して、事故時の対応に影響する可能性。
- ・ 事故リスクの 特徴及び重要度に応じた効果的なリソース投入を行うこと（グレーデッド アプローチ）。

② 安全設計を進める上での留意点

- ・ 外的事象に関わる知見は様々な分野の専門家判断等を活用せざるを得ない。その際、自然現象等を予測対象とすることから予測の不確かさや未知の部分が残ること、統一的な専門家判断が得られない場合がある。公正な対応に留意。
- ・ 外的事象では広域で被害が同時に発生するため、敷地外の緊急時対応などにおいて、多数の関係者が関与する（事業者、協力企業、規制機関、原子力発電所に直接かかわる者、地域住民、地方自治体、一般の自然災害を扱う国の諸機関、など）。これらとの意思疎通に留意。
- ・ リスク低減策を決定する際には、その意思決定に説明性や透明性が求められ、リスク情報の活用が有効。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA 受動的安全炉の安全概念 (02-08-03-01)
- [2]受動的安全設備を有する次世代軽水炉熱流動解析の現状と課題 (JAERI-Review 98-006)
- [3]原子力プラント工学：オーム社
- [4]受動的安全システムに関する調査報告（概要）（平成03年 原子力委員会月報36巻第7号：原子力委員会）
- [5]原子力施設の安全の基本（改訂第5版）：財団法人 原子力安全研究協会
- [6]糸井達哉、中村秀夫、中西宣博「多様な誘因事象に対する原子力安全の確保（その2） 外的事象対策の原則と具体化」、原子力学会誌、58（5）、2016

5.2 「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

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

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

II-1-1 実用発電用原子炉施設保安規定における運転管理の項目で定めている「運転上の制限」（LCO：Limiting Condition for Operation）に関して以下の問いに答えよ。

- (1) 「運転上の制限」とは何か説明せよ。
- (2) 「運転上の制限」を逸脱した場合に取るべき措置について、プラント運転中に非常用ディーゼル発電機が1台故障となった場合を例にとって原子力発電所として直ちに取るべき活動を具体的に述べよ。

II-1-2 加圧水型軽水炉若しくは沸騰水型軽水炉においては、出力運転中に出力振動現象が生じる場合がある。加圧水型軽水炉若しくは沸騰水型軽水炉のいずれかの炉型に対し、以下の問いに答えよ。

- (1) 出力振動が発生する物理的メカニズム、振動周期について説明せよ。
- (2) 出力振動の検知方法について説明せよ。
- (3) 出力振動がプラントの安全性に対して与える影響について説明せよ。

II-1-3 国際原子力機関（IAEA）の東京電力福島第一原子力発電所事故報告書（2015年9月事務局長報告）に、「原子力発電所の安全は、知見の進歩を考慮して定期的に再評価する必要がある、必要なのは正措置または補充措置が速やかに実施される必要がある」という主旨の教訓が記述されている。我が国でも、「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」制度が平成25年（2013年）に導入されている。本改正について以下の問いに答えよ。

- (1) 制度の目的、法的な位置づけ、評価に当たっての義務等について、従前の定期安全レビュー（PSR）制度と比較して説明せよ。
- (2) 事業者による自主的な安全性向上に向けた取組と規制当局が本制度を定めたことについて、安全性向上の観点から意義を述べよ。

II-1-4 原子炉の起動に際しては、炉心内に中性子源が存在する必要がある。中性子源に関連する以下の問いに答えよ。

- (1) 原子炉の起動に際し、炉心内に中性子源を配置する必要性について、安全性確保の観点から説明せよ。
- (2) 加圧水型軽水炉及び沸騰水型軽水炉の起動において、どのような中性子源が利用されているかを説明せよ。
- (3) 原子炉起動時、炉心が未臨界の状態において制御棒引き抜きによってステップ状の正の反応度を印加した。原子炉内の中性子束レベル及びベリオド計の指示値はどのような時間的変化を示すか、理由とともに説明せよ。なお、ステップ状の正の反応度印加後も炉心は未臨界であり、炉心内には中性子源が存在すると仮定する。

【解答のポイント】

II-1-1について

(1) 「運転上の制限」とは実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第八十七条9に記載されているものであり、保安規定で定める発電用原子炉施設の運転に関する条件であって、当該条件を逸脱した場合に発電用原子炉設置者が講ずべき措置が保安規定で定められているものをいう。保安規定に「運転上の制限」（LCO）を設定する設備等を明記し、LCOを満足していることの確認の内容（サーベランス）、LCOを満足していない場合に要求される措置及び要求される措置の完了時間（AOT）を適切に設定している。運転上の制限を逸脱したときには、その旨を直ちに原子力規制委員会に報告する義務がある。原子炉の安全機能を確保するための、予備も含めた動作可能な機器（ポンプ等）の必要台数や、原子炉の状態ごとに遵守すべき温度や圧力の制限のことで、一時的にこれを満足しない状態が発生すると、原子炉施設保安規定に従い、事業者は運転上の制限からの逸脱を判断し、状態の復旧等の処置を実施する必要がある。なお、それらの処置を行えば保安規定違反に該当しない。

(2) 端的に言えば、実用炉規則第八十二条に従い、原子力規制庁に報告すると共に、原子炉施設保安規定に従い、必要な処置を行い、許容時間内に対処出来ない場合は保安規定逸脱を宣言することになる。

本問では、非常用ディーゼル発電機（以後DGと略す）が一台故障となった時の処置を問われている。非常用ディーゼル発電機は、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（設置許可基準規則）第43条第3項第1号の解釈において、「1基あたり2セット以上を持つこと」が要求されていることから、LCOは1基あたり2台となる。既設の原子炉施設においては、DGが3台設置されていて、内1台が予備機、残り2台が待機状態であり、定期的に点検が行われている。点検において待機状態にあるDGの1台故障したとすると、原子炉の運転モードに応じたAOT以内に機能回復（修理、予備設備との交換等）を行う。AOT以内に機能回復が出来ればLCO逸脱とはならず、単一故障事象として保安規定に従い報告・処置される。原子炉1基あたり2台のDGが確保できない場合、LCO逸脱となり、直ちに原子力規制委員会に報告するとともに、原子炉を停止する。

II-1-2について

(1) 沸騰水型原子炉（以後BWRと略す）を例に説明する。軽水を減速材として用いるBWRでは、固有の出力抑制特性は以下の3つの出力フィードバック特性が負になるように設計されることで確保している。* (a)燃料温度（ドップラー）フィードバック、(b)減速材/冷却材温度フィードバック、(c)減速材/冷却材ボイドフィードバック

これらのフィードバックのうち、フィードバック(a)は、出力変動に対して、事実上時間遅れ無しに作用することが特色である。それに対し、フィードバック(b)及び(c)は、燃料から減速材に熱が伝わることで生ずる現象であるので、燃料内の伝熱抵抗に起因する時間遅れが伴うフィードバックである。このような時間遅れを伴う大きな負のフィードバックにより、外乱に起因する出力振動が生じる。

振動周期は、一時遅れ系の振動周期であり、出力上昇からボイド増加にまでに掛かる時間遅れで決まる。

BWRの設計において、次の5個の安定性を評価対象にしている。

①チャンネル安定性、②炉心安定性、③領域安定性、④キセノン安定性、⑤プラント安定性

①チャンネル安定性：BWRの炉心内では、炉心下部から流入する冷却水が燃料棒を取り囲むジルコニウム合金製の枠（以下、チャンネル）内で燃料棒から熱を受けて沸騰している。炉心入口では冷却水は飽和温度より低く、チャンネル内で熱を受けて蒸気（ボイド）を多量に含んだ二相流になっている。炉心内には多数のチャンネルが存在し、並行流路体系をなしている。炉心入口と炉心出口での圧力は各チャンネルで共通と考えるので、各チャンネル内の圧力差（以下、圧力損失）はすべて同一と考えられる。このような並行流路では、特定のチャンネル内の流動状況が変化しチャンネル内の流量が変化した場合に他の多くのチャンネル内が存在することにより炉心における圧力損失は一定に保たれる。この場合、チャンネル内流量と圧力損失の間の相互作用がフィードバック系として作用し、特定の条件でチャンネル流量が振動する不安定な状態なり得ることを指す。チャンネル安定性に影響する因子としてチャンネル出力、チャンネル流量、軸方向出力分布がある。

②炉心安定性：炉心安定性は、主として核動特性に起因する炉心全体の安定性である。炉心の不安定事象が発生すると炉心全体の出力（中性子束）が振動し始める。米国 LaSalle2 号機において発生した事例がある。

定常状態の炉心に何らかの要因で正の反応度が入ると原子炉出力は増加する。燃料棒から熱が冷却水に伝わるが、燃料棒の熱容量等のため熱流束は遅れて増加する（時定数は4～6秒程度）。冷却水に伝わった熱でボイドが増加するので、負の反応度が発生（BWRでは、ボイド反応度係数が負になるように設計している）し、出力が低下、熱流束も遅れて減少し始める。増加したボイドは冷却水に運ばれて炉心から流出するためボイドは減少し始める。この減少し始める時点で反応度は極小（負の反応度 $-\Delta k_1$ ）となった後、再び増加し始める。しかし、反応度はまだ負であるので、出力は低下して行く。ボイド率が初期値以下になると反応度は正に転じ、出力は増加し始める。熱流束の上昇は遅れて始まるのでボイドは減少し、熱流束が上昇開始時点でボイドは増加し始め、反応度は極大値（ Δk_2 ）を取る。以下、振動の繰り返しとなり、 Δk_1 より Δk_2 の方が大きいと振幅が大きくなり、不安定な状態になる。時には、暴走事故を起こしうる。

③領域安定性：領域安定性は、炉心の領域間で中性子束の位相がずれて振動する現象である。動特性の立場から言えば、炉心安定性が基本モードの安定性であるのに対し、領域安定性は高次モードの安定性であり、核特性のみを考えれば通常の炉心ではすぐに、減衰・消滅するモードである。しかしながら、炉心周辺部に熱水力的に励起され、高次モードの持続振動が起きると考えられる。領域安定性は核特性と熱水力特性の両方の影響を受ける安定性である。

④キセノン安定性：炉心内では、熱中性子吸収断面積が大きい ^{135}Xe （3M）が核分裂による直接生成及び ^{135}I の β 崩壊（半減期：6.58時間）で生じている。 ^{135}Xe の量によって、炉心反応度が大きく変化する可能性があり、原子炉出力の動特性や中性子束の空間振動に重要な関連を持っている。

^{135}Xe の振動は炉心内部における核的結合の他に出力係数が大きく影響する。

BWRでは、炉心内でボイドが発生しているため、本質的に負で大きな出力係数を持つことになり、 ^{135}Xe による振動が発生する可能性は少ない。

PWRでは、炉心内の冷却材はほぼ単相の液体であるため、出力や原子炉圧力の変化に対しても冷却材流路の圧損は殆ど変化せず、熱水力的に非常に安定な体系であり、熱水力的要因による不安定性は生じず、このキセノン安定性が出力分布の安定性に関わっている。

PWRの炉心においては、キセノンによる径方向の中性子束分布振動に対し収束性を持つように設計されている。一方、軸方向の中性子束分布の振動については、炉心の高さ、出力分布、ドップラー係数及び減速材温度係数が影響することが知られている。

(2)BWRには、局所出力モニター（LPRM）を備えているので、これらの出力信号を監視すれば出力振動を検知できる。なお、常時これらの出力信号を監視し、出力振動を検知するシステムがある。

また、BWRでは過度な高出力低炉心流量の運転状態に至ると、炉心の安定性が保持されない状態となることがあるので、このような状態を回避するために選択制御棒挿入システム（SRIシステム）及び安定性制限曲線を導入している。

PWRでは、キセノン不安定性が課題となるが、キセノン不安定性の時定数が長いこともあり、炉外中性子束検出器による出力分布指示設備の指示値に基づき、制御棒クラスタの手動操作により、抑制出来る。

(3)出力振動が起こり、線出力密度や燃料集合体出力が増加すると、蒸気流に覆われて条件によっては燃料表面に沿って流れる伝熱能力が低下し、燃料表面温度が上昇（ドライアウト）し、熱応力に要る機械的損傷もしくは燃料熔融に至る可能性がある。さらには、出力振動が減衰せず発振すると炉心全体の出力が増大し、暴走事故を起こし、原子炉その物を壊す可能性がある。

II-1-3について

(1)本出題は参考文献[4]に基づいているものと思われる。本資料の「発電用原子炉施設に係る定期安全レビューと安全性向上評価の比較（3/3）」において、それぞれ下記の様に記載されている。

- 制度の目的
 - 定期安全レビュー；今後、当該プラントが最新の原子力発電プラントと同等の高い水準を維持しつつ安全運転を継続できる見通しを得る。
 - 安全性向上評価；規制要求を上回る事業者の自主的取組の評価（公表前提の制度、施設及び保安のための措置等について最新の状態で評価）。
 - 法的位置づけ
 - 定期安全レビュー；原子炉等規制法43条の3の22の第1項の保安のために講ずべき措置にもとづくもので、その細目は、実用炉第77条において規定された制度。
 - 安全性向上評価；原子炉等規制法第43条の3の29に基づく制度。原子炉の安全性の向上を図るため、平成25年度の改正で導入された制度。
 - 評価実施の際の発電用原子炉設置者への義務付けと規制機関の対応
 - 定期安全レビュー；10年ごとに実施する義務はあるが、書面を国に提出するだけで、公表は義務づけられていない。
 - 「定期安全レビュー実施ガイドライン」（原子力安全・保安院制定）に基づき、規制機関は事業者が実施する定期安全レビューの実施状況を保安検査において確認する。
 - 安全性向上評価；評価の結果を原子力規制委員会に届け出る義務、定期検査終了ごと（一部5年毎）に評価を実施。評価に係わる調査及び分析並びに評定の方法が規則で定められた方法に適合していないと認めるとき、調査もしくは分析又は評定の方法を変更することを命ずることができる。
- 定期安全レビューと安全性向上評価は、制度上の位置付け等は異なっているが、定期安全レビューと同様の内容の評価は、安全性向上評価により実施されることとなる。

(2)本資料は、原子力規制委員会の立場でまとめられているが、回答者は自身の立場で上記資料の内容を踏まえて意見をまとめること。自主評価と強制評価のメリット・デメリットを、客観性、網羅性、達成度等の観点でまとめる。自主評価は、実施者の都合の良い結果だけが報告され、網羅性に欠ける可能性がある。一方、強制評価では評価範囲が限定されてしまうことが懸念される。双方の欠点を補い、網羅性を確保しつつ、範囲を限定しないで常に最新の情報に基

づく安全性向上を可能にするためには、規制側・実施側の双方の不断の努力が必要となる。

II-1-4について

(1) 仮に、初装荷の原子炉燃料に含まれている自発核分裂物質だけで原子炉を起動したとすると膨大な時間が掛かるため、燃料初装荷時の原子炉の起動には中性子源が使用される。また、原子炉停止時及び燃料交換時の原子炉の未臨界状態を監視するためには、停止時の炉心を監視する中性子モニターが正常に動作していることが必要である。BWR では、原子炉停止時および燃料交換時は起動領域モニターの指示値が $3s^{-1}$ 以上であることを保安規定で定めており、燃料初装荷時等で原子炉燃料の自発核分裂だけでは起動領域モニターの指示値が $3s^{-1}$ に達しない場合にも中性子源が使用される。中性子源を用いて核計装による適切な監視が可能な中性子信号強度を確保することは、低出力原子炉の正常動作確認のために必要である。

中性子源を含む未臨界原子炉の中性子数は、中性子源強度 (S) と未臨界度 ($1 - k_{eff}$) との関係で一意的に決まる。すなわち、中性子数 (中性子束レベル) は中性子源強度に比例し、未臨界度に逆比例する。未臨界では中性子源があることで中性子束を定常的に形成することが出来るので中性子源を有する原子炉は安定性がある。また、未臨界状態では即発跳躍後に中性子数は安定状態となるため、投入反応度を適切に保つことで、原子炉を安全に制御することが可能である。^[5]

(2) 初装荷炉心では一次中性子源として ^{252}Cf を使用する。 ^{252}Cf の原子核は主に α 線を出して ^{248}Gm に変化するが、3.1%位の割合で自発性核分裂反応を起こし、複数の中性子 (^{252}Cf の場合は平均 3.8 個) が放出される。 ^{252}Cf はこの自発性核分裂が起きる確率が比較的大きく、一回あたりの自発性核分裂反応で放出される中性子の数も多いので、Be を使ったものよりも強力な中性子源となる。

取替炉心では二次中性子源として ^{124}Sb -Be を使用する。Be と高エネルギー γ 線を出す放射性物質を組み合わせたもの。半減期が 60 日と短い、24keV の単色低エネルギーの中性子が得られる。

なお、Be と α 線を出す放射性物質を組み合わせたものには、 ^{241}Am や ^{239}Pu 、 ^{226}Ra 、 ^{210}Po などがある。Be が α 線を吸収する約 4MeV の高エネルギーの中性子を放出するが、Po 以外は半減期が比較的長く中性子発生効率はあまり高くない。

(3) 反応度が印可された直後は遅発中性子量が一定と見なせるので、中性子レベルはいったん急上昇した後、緩やかな上昇に変わりやがて安定状態となる。このためペリオド計の指示値 (秒) は、いったん短くなった後、無限大に落ち着く。反応度が印加される前の中性子束を n_0 、反応度を ρ_0 、遅発中性子発生割合を β として、正の反応度 $\delta\rho$ が印加された直後の即発跳躍量 δn は、 $\delta\rho \cdot n_0 / (\beta - \rho_0 - \delta\rho)$ となる。すなわち、未臨界度 $|\rho_0|$ が小さいほど即発跳躍量は大きくなる。反応度 $\delta\rho$ 印加後の新しい反応度 $\rho_0 + \delta\rho$ での安定状態における中性子束 n_1 は、 $\rho_0 \cdot n_0 / (\rho_0 + \delta\rho)$ となるので、中性子の上昇量 $\delta n = n_1 - n_0$ も未臨界度 $|\rho_0|$ が小さいほど大きくなる。^[6]

【参考文献】

- [1] 原子炉動特性とプラント制御、オーム社、ISBN978-274-20516-3
- [2] BWR の安定性評価基準：2007 (AESJ-SC-P007:2007)

[3] <http://www.nsr.go.jp/data/000111624.pdf>、「解析コード (TRACC) 説明資料」、平成 27 年 6 月、東京電力株式会社、中国電力株式会社

[4] 「第 11 回発電用原子炉施設の新たな安全規制の制度整備に関する検討チーム」会議資料 11-1 「実用発電用原子炉施設の安全性向上評価の実施を踏まえた定期安全レビューの取扱いについて(案)」

[5] 「原子炉動特性とプラント制御」、岡芳明・鈴木勝男、オーム社

[6] 「原子炉主任技術者試験問題集」、通商産業研究社

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

II-2-1 原子力発電プラントの運転や保守において、人的過誤により事故やトラブルに至った事例を多く経験している。これらの再発防止や未然防止を図ることは運転に責任を持つものの重要な使命である。あなたが、原子力発電プラントの運転、保守部門で行われる活動に関して人的な過誤によるトラブルを防止・低減する活動の責任者として業務を進めることとなったとして、以下の問いに答えよ。

- (1) 人的過誤の防止について、再発防止と未然防止それぞれの視点から実施すべき基本的事項を述べよ。また、両者の関係について説明せよ。
- (2) それらの項目を業務に組み入れるための手順について述べよ。
- (3) 上記活動に当たって留意すべき事項を述べよ。

II-2-2 平成25年7月に施行された発電用軽水炉の新規制基準においては、重大事故等対処設備の整備を求めている。また、技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラントの状況によっては、事故対応に有効に使用できる設備(以下、多様性拡張設備/自主対策設備と呼ぶ)も存在する。重大事故等対処設備、多様性拡張設備/自主対策設備の保守管理について、以下の問いに答えよ。

- (1) 保全重要度を設定する際の考え方と保全重要度を設定する際に考慮すべき事項について説明せよ。
- (2) 保全活動管理の有効性を評価するための指標とこれらを設定する際に考慮すべき事項について説明せよ。
- (3) 保全計画の策定に際し、考慮すべき事項について説明せよ。

【解答のポイント】

II-2-1 について

- (1) 通常、プラントで発生した人的過誤による事故やトラブルについては、原子力施設の品質保証に係る是正処置の取組みとして再発防止対策が採られている。人的過誤に対する再発防止の取組みについては、原子力安全・保安院から発出されているガイドライン^[1]が参考とでき、これに沿った対応が基本となる。

再発防止対策を実施するにあたっては、まず、事故やトラブルが発生した際の事実関係(時系列)を確認し、様々な側面から検討することが重要になる。検討の側面としては、同ガイドラインの参考資料「人的過誤の要因の分類体系」が参考にできる。大きく、個人特性要因(心理的ストレス、作業遂行能力等)、作業特性要因(作業の負荷、困難さ等)、作業環境特性要因(ヒューマンマシンインターフェースの問題、特殊装備等)、職場環境特性要因(コミュニケーション、チーム編成等)、管理特性要因(教育訓練、作業計画、手順書の不備等)に分類されている。

要因分析の手法については、なぜなぜ分析などの手法が用いられる^[2]。

なお、類似のトラブルが頻発する場合や、重大な事故については、組織的な要因まで分析して改善を図るために根本原因分析を行うことがある。

一方、未然防止については、上記と同様、品質保証に係る予防処置の取組みとして対策を検討することになる。予防処置においては、他プラントでの事象や現場の特徴等を踏まえ、自らのプラントでどのような事象が起きうるのかについての検討することが必要となる。このとき、如何に起こり得る事象について、幅広く考えることができるかどうかのポイントとなる。例えば、保守の手順書の記載内容、現場において認識ミスを誘発するような表示の不明確さ、設備の設置環境に改善すべきところがないか等、気づきが重要である。設計・建設段階で配慮されるものもあるが、運転管理、保守管理の経験を踏まえると共に、他プラントで発生した情報などを収集し、その情報を分析して、どう取り組むかを検討することが基本となる。

是正処置は発生した事象の再発防止であるが、時系列や原因分析をする際に、他の設備で類似の事象が起きるかも知れない又は同じ原因でこういうことが起こり得ると考えることができれば、是正処置の情報は予防処置の参考材料にできる。

- (2) 業務に組み入れる際には、品質保証に従った保安活動として、運転管理や保守管理等を行うことになるため、そのプロセスに係る手順書（文書）、業務の計画、力量付与のための教育・訓練の計画などに取込み、それを実行し、効果を確認することで、継続的な改善が可能な体系的な取組みを実施できる。
- (3) 再発防止対策、未然防止対策を実施する場合、広くトラブルや事故の発生の芽を摘むためには、原因を適確に捉えると共に、対策が必要となる範囲を見極めることが重要である。過度の負担をかける無理な対策は定着せず、新たなトラブル、事故を誘発する可能性が考えられる。逆に、対策の実施範囲が必要以上に限定的になった場合、原因を適確に捉えていない場合は、類似の事故・トラブルが起きる可能性が残される。

また、再発防止対策、未然防止対策等を含めた継続的な改善への取り組みにあたっては、常に安全について考える姿勢が重要であり、安全文化を醸成することを心がけなくてはならない。

II-2-2について

- (1) 保安規定に定める保守管理計画は、「原子力発電所の保守管理規定（JEAC4209-2007）」に基づき実施することが規定されており、重要度分類指針、発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令に規定される設備、炉心損傷または格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備等が対象となっている。一方、東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所の事故を受け、平成25年7月に施行された「商業用原子力発電所に係る新規基準」^[5]において、重大事故等対処設備、多様性拡張設備／自主対策設備等が追加され、これに伴いこれらの設備も保守管理計画の対象となった^[6]。

重大事故等対処設備については、従来から規定する炉心損傷または格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備（AM 設備）に相当するもの、多様性拡張設備／

自主対策設備については、重大事故対処設備が使用不可能となった場合において、重大事故等対処設備が運転上の制限（LO）逸脱時において、代替機能として位置づけるものとそれ以外のものについて設定する。

設定に際し、構築物、系統及び機器の保全重要度は、重要度分類指針の重要度に基づき、PRA（確率論的安全評価）から得られるリスク情報を考慮して設定することが求められるが、新たに対象となった機器の一部については、重要度分類指針が適用できない、あるいはPRAからのリスク情報が適用できないことから、重大事故等対処設備および重大事故等対処設備がLO逸脱時において、代替機能として位置づけるものについては、保全重要度が高い設備（クラス1,2相当）、それ以外の多様性拡張設備／自主対策設備については、保全重要度は低（クラス3相当）と位置づけて判断する^[6]。

- (2) 保全活動管理指標はプラントレベルと系統レベルにわけられるが、重大事故等対処設備及び多様性拡張設備／自主対策設備については、系統レベルとなり、予防可能故障（MPFF）回数及び非待機時間（UA）を設定する。MPFF回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定し、UA時間の目標値は、点検実績及びLOを満足していない場合に要求される措置を実行するための許容時間（AOT）を参照して設定する^[6]。
- (3) 重大事故等対処設備であれば保全重要度が高い設備（クラス1,2相当）であること、また防護設備については前記のとおりクラス2であれば保全重要度が高であること、多様性拡張設備であれば重大事故等対処設備の後段としてその機能の一部を果たす設備であり、その代替できる程度によって全てをリスク重要度の高に位置づけられるものではないと判断し、保全重要度は高または低であることを考慮して保全計画を策定する^[6]。

【参考文献】

- [1] 「人的過誤の直接要因に係る不適合等を是正するための事業者の自律的取組を規制当局が評価するガイドラインについて（NISA-166c-08-03）」
- [2] IAEA 安全ガイド（NS-G-2.11）
- [3] 安全文化の醸成（IAEA GS-G-3.1）
- [4] 「ヒューマンファクター概論」（オーム社）
- [5] 「2016年02月17日更新 実用発電用原子炉及び核燃料施設等に係る新規基準について（概要）」、原子力規制委員会、平成28年2月17日
- [6] 「保安規定変更に係る基本方針（改訂5）」、北海道電力、関西電力、四国電力、九州電力、平成28年2月18日

5.3 「核燃料サイクルの技術」の問題と解答のポイント

<p>II 次の2問題(II-1、II-2)について解答せよ。(問題ごとに答案用紙を替えること。)</p> <p>II-1 次の4設問(II-1-1～II-1-4)のうち2設問を選び解答せよ。(設問ごとに答案用紙を替えて解答設問番号を明記し、それぞれ1枚以内にまとめよ。)</p> <p>II-1-1 ウランを採鉱してから軽水炉用燃料として原子炉に装荷するまでの各工程の概要を簡潔に解説し、各工程における安全上の留意点を述べよ。</p> <p>II-1-2 使用済燃料を再処理施設で処理するまでの間、敷地外の間接貯蔵施設で貯蔵することの利点と問題点について簡潔に述べよ。</p> <p>II-1-3 低レベル放射性廃棄物の処分に関する以下の設問に簡潔に答えよ。 (1) 余裕深度処分の対象となる廃棄物について、トレンチ処分・ピット処分及び深地層処分と対比させ述べよ。 (2) 余裕深度処分の概念と方法を述べよ。</p> <p>II-1-4 核兵器不拡散条約は、原子力の平和利用は各国固有の権利であることを保証するとともに、IAEAによる査察の受け入れが求められている。過去においては、1999年に日本-IAEA間の追加議定書が発効されている。近年においては、核拡散抵抗性に関する技術が求められている。 これらについて以下の設問に簡潔に答えよ。 (1) 追加議定書に至った国際的な背景と追加議定書の概要を述べよ。 (2) 制度的な強化策である追加議定書に加え、技術的な面で核拡散抵抗性を高めようとすることの意義を述べよ。</p>
--

【解答のポイント】

II-1-1について

ウランを採鉱してから軽水炉用燃料として原子炉に装荷するまでの各工程の概要と安全上の留意点を以下に示す。

(1) ウラン採鉱

ウラン採鉱の方法としては、大きく分けて露天掘と坑内掘およびインシチュリーチング(ISL)による方法がある。

ISL法とは、鉱床から鉱石を採掘せず鉱床そのものに直接溶媒を流し込み、有用金属成分を溶液中に溶出させて回収する採鉱技術で、経済性や放射線被ばく防護の観点から直接採鉱よりも有利とされている。^{[1][2]}

安全上の留意点は、ウランと放射平衡状態で共存していたラジウムやラドンなどの放射能が含まれているウラン鉱率は、放射能濃度は低い量が多く地域住民への放射線被ばく源ともなり得るので、元の鉱山に埋め戻すか、粘土層で覆うなどの放射線防護上の管理・対策が必要なことである。^[3]

(2) 製錬

鉱石からウランを酸またはアルカリ溶液に浸出(溶出)し、ウランを濃集、精製させた後、強アルカリなどで沈殿させ、ウラン精鉱(いわゆるイエローケーキ)を生産する工程をウラン粗製錬という。ウラン粗製錬の中のウラン浸出(ウラン溶出)方法には硫酸を用いた酸浸出法と炭酸ナトリウムと炭酸水素ナトリウム(重曹)を用いたアルカリ浸出法がある。^[4]

発展途上のウラン産出国における粗製錬工程で大きな問題となっているのは、強アルカリ廃液による環境汚染である。製錬で使用される溶液は強い酸性であるため、中和処置が必要である。強い酸性とそこに残留する強い放射能を伴う廃液の水溜りが出来てしまうと、容易に人が近づけなくなり、対処が非常に困難となる。

(3) 転換

ウラン精鉱から二酸化ウランを経て六フッ化ウランを製造する工程をウランの転換という。^[5]

六フッ化ウランは、常温、大気圧で白色の固体であるが、約60℃で気体になる。従って、六フッ化ウランは一般にボンベに入れて貯蔵または運搬される。^[6]

六フッ化ウランは気化し易いため、転換工程に於いては作業員が六フッ化ウランを吸入して内部被ばくしない様に注意する必要がある。また、転換施設から環境へ六フッ化ウランが排出されないよう排気塔にフィルタを設置し、監視する必要がある。

(4) ウラン濃縮

ウラン濃縮とは、天然ウラン中の核分裂性ウラン(²³⁵U)が0.7%と非核分裂性ウラン(²³⁸U)が99.3%の比率から、²³⁵Uの含有率を高めるために行う方法をいう。^[7]

軽水炉で実用するためにはウラン中の²³⁵Uの含有率を天然ウランの約5～7倍の3～5%程度に濃縮する必要がある(低濃縮ウラン)。

²³⁵Uと²³⁸Uは同位体で、単体原子の核外電子の数が等しく、単体及び化合物はほとんど同じ物理的・化学的性質を持つ。その質量差を利用した濃縮法として、ガス拡散法と遠心分離法がある。前者は原子力開発の当初では主流であったが、圧縮に要する電力消費が極めて大きいことから、今では、より電力消費の少ない遠心分離法が世界の主流となっている。

六ヶ所ウラン濃縮工場でも採用されている遠心分離法の概要を説明する。真空中で高速回転している円筒に気化した六フッ化ウラン(UF₆)を入れるとUF₆の気体分子も高速回転し非常に大きな遠心力を受ける。このため、気体が均一に混じり合おうとする力に打ち勝ってより軽い分子の²³⁵UF₆は円筒中心部へ、より重い分子の²³⁸UF₆は円筒壁部(外側周辺部)に集まる。二つの分子が分かれる度合いは遠心力の大きさ、即ち円筒の回転速度と円筒の半径による。軽水炉燃料用の低濃縮ウランを得るためには、回転円筒の中心部から軽い分子が僅かに濃くなった気体を抜き出し、次の遠心分離機に導入してさらに濃縮するという操作を何回も繰り返す必要があり、非常に多くの遠心分離機を系統的に組み合わせて使う遠心分離機の組み合わせを「カスケード」という。^[8]

ウラン濃縮の安全上の留意点は、臨界安全管理と気体状であるUF₆の閉じ込め対策である。

臨界安全として、カスケード設備で分離した濃縮ウランは濃縮度が5%以下になるように管理が行われる。カスケード設備以外は、濃縮度管理に加え減速度管理、形状寸法管理又は質量管理を行う。

閉じ込め対策はUF₆を設備・機器内に密封して取扱うことにより第一の閉じ込め機能を確保する。大気圧以上の圧力でUF₆を取扱う機器・配管は、第一の閉じ込め機能を喪失した場合に、UF₆の大量漏えいに至るおそれがあることから、更に閉じ込め機能を有する機器等に収納することで第二の閉じ込め機能を設ける。また、最終の閉じ込め機能として、これらの設備・機器は負圧管理した建屋に収納し、建屋内の空気は気体廃棄物の廃棄設備(排気フィルタユニット)により処理して放出する。また、液体廃棄物を取扱う建屋(室)には堰を設ける設計とする。^[9]

(5) 再転換

濃縮工程を経たウランを原子炉で使用しやすい化学形態のウラン(二酸化ウラン)に転換する工程で、湿式法と乾式法がある。

湿式法には重ウラン酸アンモニウム(ADU)法と炭酸ウランアンモニウム(AUC)法があり、ADU法にはさらに従来法と溶媒抽出法がある。乾式法には総合乾式(IDR)法とフレームリアクタ法がある。各工程の詳細はATOMICAを参照されたい。^[10]

再転換ではガス状のUF₆を取り扱うため、濃縮施設と類似の安全管理が求められる。

(6) 燃料加工

軽水炉では二酸化ウランをペレットに加工し、一端にスプリングを装備したジルコニウム合金製の被ふく管にヘリウムガスと伴にペレットを装填して燃料棒を製作し、複数の燃料棒を組み合わせて燃焼集合体を製作するのが燃料加工工程である。燃料被ふく管は非常に細長くかつ薄く作られているので、ウランペレット内で発生する核分裂生成物(希ガス)の漏えいがない様に、傷やピンホールがないことを厳重に検査する必要がある。軽水炉燃料加工においては、水などの中性子減速材を排除して臨界安全性を確保することが必要である。また、ペレット焼結炉では水素ガスを使用するので、その爆発防止対策を講じる必要がある。

(7) 原子炉装荷

燃料加工工場から原子力発電所へ輸送された新燃料は、原子炉の定検時に燃料取扱クレーンによって原子炉に装荷される。安全上の留意点は燃料集合体の落下等の燃料取扱ひ事故を起こさないことである。

II-1-2について

原子力発電所の運転に伴って発生する使用済燃料は、再処理または直接処分何れかの対策を施すことになる。世界各国における使用済燃料対策は、各国の政策によって、再処理または直接処分何れかの方針が決められているが、国によっては、その両方を採用する場合もある。また、現時点では、その処理方針を決定せず、当面の間、使用済燃料を貯蔵しておく国も少なくない。

使用済燃料対策方法については、各国の政策により異なるものの、現実的には再処理も直接処分も計画通りに進んでいるわけではなく、大半の使用済燃料は、原子力発電所の敷地内貯蔵施設(燃料プールを含む)または敷地外貯蔵施設において、一時貯蔵されているのが現状である。この様な状況下において、使用済み燃料を中間貯蔵施設に貯蔵することは、政策決定や技術課題解決がなされるまでの時間を稼ぐことができる利点があるとも言える。

エネルギー資源の乏しいわが国においては、使用済燃料をリサイクル燃料資源として有効利用することを原子力政策の基本としている。しかし、わが国の使用済燃料発生量は、建設中の六ヶ所再処理施設の年間処理能力を上回っており、更に、今後の発電量増加に伴って使用済燃料の発生量が増えると見込まれていることから、長期的にみれば貯蔵する使用済燃料の量は増加していくこととなる。中間貯蔵施設は、「使用済燃料が再処理されるまでの間の時間的な調整を行うことを可能にするので、核燃料サイクル全体の運営に柔軟性を付与する手段として重要」としている。^[11]

一方、多量の核分裂性物質をまとめて保管することは、常に臨界事故の危険性を認識して再臨界のリスク、および貯蔵容器の腐食等による放射性物質の環境への漏えいリスクに対処する必要がある。

次に、貯蔵施設の安全性の対策について説明する。

(1) 放射性物質の閉じ込め対策

燃料被覆管に損傷が生じた場合等の対策として、金属キャスクは、二重の蓋を備える鋼製の容器とし、二重の金属製のガスケットにより蓋部を密封することとし、二重の蓋間空間の圧力を常に監視することにより、閉じ込め機能の健全性の確認、異常の検知ができる設計としている。

(2) 放射線しゃへい対策

金属キャスク本体の金属材料及び中性子しゃへい材により、使用済燃料から放出されるγ線や中性子線をしゃへいし、一般公衆の放射線被ばくを十分低くする観点から、貯蔵建屋には適切なしゃへい機能をもたせる設計としている。

(3) 臨界防止対策

金属キャスク内は、臨界防止のため減速材となる水の無い乾燥状態として、さらに中性子吸収材を含有させた格子構造のバスケットに、使用済燃料を幾何学的に配置し、最も臨界になりやすい水中でも臨界とならない設計としている。

(4) 除熱対策

使用済燃料から発生する熱(崩壊熱)は、金属キャスクの表面に伝えられ、表面から輻射、対流により建屋内の空気に伝えられ、建屋内の空気自然対流により貯蔵建屋の外に排熱し、さらに金属キャスク全数の表面温度及び貯蔵建屋の給排気温度差が、設計上考慮した温度以下であることを常に監視する設計としている。

(5) 火災・爆発防止対策

火災・爆発の発生を防止するため、可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用するとともに、異常な温度上昇の防止、可燃性ガスの漏えい防止等適切な対策を講じ、火災の拡大を防止するため、適切な検知、警報及び消火設備を設置する設計としている。

(6) 地震対策

想定される最大級の地震が発生した場合でも、必要な安全機能を維持できるように金属キャスクは、床に固定される上に法令で定める事業所外運搬用の輸送容器の安全要件を満足する十分な構造強度を有する設計としている。^[12]

(7) 貯蔵後の輸送

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。長期間貯蔵後の輸送については、キャスクの蓋を開けることなく使用済燃料等を直接目視点検せずに発送前検査を行う検査技術を確立する必要がある。

II-1-3について

わが国では、放射性廃棄物は、放射能濃度や発生源に応じて、トレンチ処分、ピット処分、余裕深度処分、深地層処分を行うこととされている。なお、現在は、トレンチ処分、ピット処分については既に操業を開始している事業所はあるが、余裕深度処分、深地層処分については、法制化されてはいるものの、事業の実施には至っていない。

放射性廃棄物の処分においては、住環境との隔離を考慮する必要がある。長半減期核種を含むものについては、長期間の隔離が必要となる。それぞれの放射性廃棄物に含まれる放射性核種の種類、濃度によって、トレンチ処分、ピット処分にはそれぞれの処分が可能な上限値が、深地層処分については、これ以上の濃度のものを対象は深地層処分が必要となる基準値が定められている。

余裕深度処分については、明示された基準値はないが、大よそ、ピット処分の基準値を超え、深地層処分の基準値を超えない放射性廃棄物を対象とすることになると考えられる。

処分の方法	放射能濃度
トレンチ処分 (L3) 深さ五十メートル未満の地下の廃棄物埋設地に埋設することで処分する方法	下記濃度を超えないことが条件 Co-60 : 10 GBq/t Sr-90 : 10 MBq/t Cs-137 : 100 MBq/t
ピット処分 (L2) 深さ五十メートル未満の地下の廃棄物埋設地に以下のいずれかの方法で処分する方法 ・外周仕切設備を設置した廃棄物埋設地に放射性廃棄物を定置する方法 ・外周仕切設備を設置しない廃棄物埋設地に放射性廃棄物を一体的に固化する方法	下記濃度を超えないことが条件 C-14 : 100 GBq/t Co-60 : 1 PBq/t Ni-63 : 10 TBq/t Sr-90 : 10 TBq/t Tc-99 : 1 GBq/t Cs-137 : 100 TBq/t アルファ線を放出する放射性物質 : 10 GBq/t
余裕深度処分 (L1) 深さ五十メートル以上の地下に設置された廃棄物埋設地に埋設することで処分する方法	余裕深度処分は、埋設事業において、第二種廃棄物埋設に限るとされており、下欄の基準値を超えるものは第一種埋設となることから、対象とはできないことになる。
深地層処分 地下300m以深への埋設	以下の基準値を超えるものは、第一種埋設事業とされる。 C-14 : 10 PBq/t Cl-36 : 10 TBq/t Tc-99 : 100 TBq/t I-129 : 1 TBq/t アルファ線を放出する放射性物質 : 100 GBq/t

「低レベル放射性廃棄物」のうち、コンクリートや金属など、化学的、物理的に安定な性質の廃棄物のうち放射能レベルの極めて低いもの (L3) は、浅地中トレンチ処分が行われる。これは、コンクリートピットなどの人工構築物を設置せず、浅地中に埋設処分する方法で、50年程度の管理期間を経たあとは、一般的な土地利用が可能になる。

「低レベル放射性廃棄物」のうち、液体廃棄物を濃縮した廃液や放射能レベルの低い使用済樹脂、可燃物を焼却した焼却灰などをセメントなどでドラム缶に固化したものや、配管やフィルターなど固体状の廃棄物で放射能レベルの比較的低いもの (L2) は、浅地中にコンクリートピットなどの人工構築物を設置して埋設する方法で処分される。放射性物質濃度の減衰に応じて段階的な管理を行い、放射性物質の漏出を防止するために人工構築物の積極的な補修を行う段階から、漏出状況を監視する段階を経て、最終的には放射性物質の濃度が十分低くなるまで埋設地の掘削を制限するなどの管理を行う。管理が必要な期間として、300～400年が一つの目安とされており、管理期間終了後は、一般的な土地利用が可能になる。

制御棒や炉内構築物など、炉心から生ずる廃棄物は「低レベル放射性廃棄物」のうち放射能レベルの比較的高い廃棄物 (L1) に該当し、一般的な地下利用に十分余裕を持った深度への処分 (余裕深度処分) が行われる。これは、建造物の基礎や地下鉄、共同溝などの一般的な地下利用に対しても十分に余裕を持った深度に、コンクリートでトンネル型やサイロ型の建造物をつくり、廃棄物を埋設処分する方法である。L1廃棄物についても、放射性物質濃度の減衰に応じた段階的な管理が可能であり、数百年の管理期間を経た後には、一般的な土地の利用が可能と考えられているが、具体的な管理の内容については今後検討されることになっている。

上記は、原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物について、それぞれの処分に該当すると考えられる廃棄物の具体例を示したが、再処理事業に伴って発生する「高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体)」とTRU廃棄物 (超ウラン元素を含む放射性廃棄物)、ウラン廃棄物の一部については、地下深く (地下300m以深) の安定した地層 (天然バリア) に、複数の人工障壁 (人工バリア) を組み合わせた「多重バリアシステム」を用いることにより、最終的にはモニタリングなどの人為的な管理を終了しても安全を確保できるような、深地層処分をすることとしている。^[13]

また、福島第一原子力発電所事故に伴って発生した放射性廃棄物については、通常の原子力発電所から発生する廃棄物と異なり、放射性核種の組成が大きく異なること、放射能濃度が広範囲に渡り、性状も多岐に渡ることから、これらの処分概念、基準を考慮しつつも廃棄物の処理・処分をどのように進めるかが重要な課題となっている。

II-1-4について

(1) 追加議定書背景と概要

IAEA追加議定書とは、IAEAと保障措置協定締結国との間で追加的に締結される保障措置強化のための議定書である。イラクや北朝鮮の核疑惑を契機に、IAEA保障措置強化の検討 (「93+2」計画とも呼ばれる) が行われ、その結果、強化策として現行の法的権限 (包括的保障措置協定に規定された権利義務) を超える権限を含む「追加議定書」が導入された。モデルとなる議定書 (INFCIRC/540 (corrected)) は1997年 (平成9年) にIAEA特別理事会で採択された。^[14]

追加議定書の導入により、従来の「申告された核物質」が兵器に転用されていないことを検証する査察から、「未申告施設」が存在するかもしれないという前提に基づく査察へと変革された。法的には従来の「包括的保障措置協定」に加え、「追加議定書」を発効することにより、申告すべき情報およびIAEAの入手する情報が拡大し、また「補完的アクセス」とよばれる方法により査察範囲が大幅に拡張 (申告施設以外にも基本的に査察が可) されるとともに、「環境サンプリング」と呼ばれる手法により、仮に未申告活動などがあった場合に、いわば「証拠」を押さえる、ということが可能な形態に変わった。

包括的保障措置協定と追加議定書の組み合わせに基づく保障措置が適用された場合、「情報」に基づく新たな査察手段を併せて駆使すれば、核物質の抜き取り、原子力施設のプロセスの不正な使用はもとより、核兵器製造に係る秘密裡な活動の存在などについては、非常に高い確率で検知できる状況にあると言える。

(2) 技術面で核拡散抵抗性を高める意義

わが国では、原子力開発の進展とともに、ウラン濃縮や再処理などの機微な技術の取扱いやプルトニウム (Pu) などの核物質の取扱量が徐々に増加していった。そのため国際的な信頼確保を図りつつ、原子力平和利用を推進する目的から、IAEA及び原子力開発を推進する各国と協力して保障措置技術等の開発を推進してきた。日米再処理交渉中における東海改良保障措置技術試験 (TASTE X) や、それに続く対IAEA保障措置技術支援協力計画 (JASPAS) などを通し、わが国は一貫して、核燃料サイクルに対する保障措置技術開発に努めた。これにより再処理や濃縮といった、いわゆる機微技術の平和利用における保障措置技術の体系が確立されてきたと言

える。技術面で核拡散抵抗性を高めることにより、有効かつ効率的な核不拡散対応が実現できるとともに、各国が原子力エネルギーを可能な限り平等に享受できる世界が構築されものと考えられる。^[15]

【参考文献】

[1] 原子力百科事典ATOMICA ウラン採鉱法とその特色 (04-03-01-01)

[2] 日本原子力学会HP, テキスト「核燃料サイクル」, 2-2 ウラン採鉱, 採鉱, 製錬
(http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_2-2.pdf)

[3] 原子力がひらく世紀 第3版 (P. 225) 日本原子力学会

[4] 原子力百科事典ATOMICA ウラン粗製錬 (04-04-01-01)

[5] 原子力百科事典ATOMICA 六フッ化ウランの製造(ウランの転換) (04-04-02-01)

[6] 原子力がひらく世紀 第3版 (P. 226) 日本原子力学会

[7] 原子力百科事典ATOMICA ウラン濃縮法 (04-05-01-02)

[8] 原子力がひらく世紀 第3版 (P. 225~228) 日本原子力学会

[9] 日本原燃株式会社, 新規規制基準に対する適合性【設計基準事故評価】, 平成27年10月23日公開版

[10] 原子力百科事典ATOMICA 六フッ化ウランから二酸化ウランへの再転換 (04-06-02-01)

[11] 原子力百科事典ATOMICA 使用済燃料中間貯蔵技術 (06-01-05-14)

[12] 青森県HP, 使用済燃料中間貯蔵施設(リサイクル燃料備蓄センター)の概要
(<http://www.pref.aomori.lg.jp/sangyo/energy/sf-check.html>)

[13] 資源エネルギー庁HP, 放射性廃棄物の概要,
(http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/gaiyo/gaiyo02.html)

[14] 原子力百科事典ATOMICA IAEAの保障措置 (13-01-01-05)

[15] 日本原子力学会HP, テキスト「核燃料サイクル」, 1-6 核燃料サイクルと核不拡散,
(http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_1-6.pdf)

【解答のポイント】

II-2-1について

処理対象が可燃性廃棄物のため、焼却設備の実証試験業務を前提に説明する。

焼却設備の目的は福島第一原子力発電所事故で放出された放射性廃棄物により汚染された廃棄物を焼却することで減容し、保管スペースを確保することである。放射性物質を含む様々な性状の放射性物質を焼却する設備は実施例が少なく、汚染物の種類や焼却条件(温度等)を変え、対象廃棄物において最適な焼却条件を見出すことが必要となる。また、焼却により、周囲環境の汚染や作業者の被ばくなどの副次的な影響がないことも確認する必要がある。

(1) 着手時に調査すべき内容

焼却対象となる廃棄物の可燃物割合や水分割合などの性状が炉の燃焼特性に影響を与えること、及び放射性物質の種類による挙動の違いや塩素系化合物によるダイオキシンの発生の有無などを確認する必要があることから、着手時には実証試験の前提として、以下の条件を調査する必要がある。^{[1]-[3]}

① 廃棄物の種類

- ・ 除染除去物 (枝葉類、落葉・枯葉、草類、下水汚泥等)
- ・ 除染作業廃棄物 (タイボックス、ブルーシート等)

② 廃棄物の性状

- ・ 発熱量、水分量、形状、化学成分
- ・ 放射能濃度 (Bq/Kg)、核種

③ 焼却設備の処理能力 Kg/h

(2) 業務を進める手順

ここでは実証試験の計画の策定手順について説明する。

はじめに実証試験の目的を明確化したうえで処理対象に応じた焼却炉の方式や処理能力などの基本仕様を決定する。次に、試験場所や試験日程(基本設計・詳細設計から調達、建設、施工、試験、評価まで)、費用計画を策定する。試験日程を立案するにあたっては、放射性物質を含む廃棄物の焼却設備であることから、(1)項の条件より挙動が既知の廃棄物や放射能濃度の低い廃棄物から実施するなど、試験の難易度を考慮したうえで立案する。そして、実証試験の検証項目の詳細を決定する。検証項目の具体例を以下に示す。

- ・ 焼却処理の処理能力 (処理量、減容率等)
- ・ 保管中 (焼却前) の廃棄物、焼却灰、飛灰の放射能濃度から焼却処理による放射性物質のマスマランス (放射性物質の挙動)
- ・ 排ガス中の核種毎の放射能濃度、放射性物質の放出量
- ・ 環境汚染物質 (ダイオキシン類、ばいじん、塩化水素、硫酸化合物等) の発生状況
- ・ 焼却設備周辺の空間線量率、大気、河川、土壌、生物の放射能濃度 (焼却前後)

(3) 留意事項

焼却による放射性物質の環境への影響を最も留意しなければならない。特に、放射性物質の種類により、排気系へ移行するのか、灰へ移行するのか、フィルタでトラップできるのかなど焼却後の挙動を明らかにする必要がある。そのためには施設内の廃棄物の濃度や周辺環境 (線量率、放射能濃度) の測定に留意する必要がある。さらに、作業員の被ばく (外部被ばく、内部被ばく) や、一般公衆の関心が高いことから、関連する自治体や周辺住民への説明、必要なデータの公開にも留意する必要がある。

その他に、実証試験としての一般的な留意事項を以下に示す。

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

II-2-1 あなたは放射性物質で汚染された廃棄物の減容処理の設計・建設・運営・解体を一括して行う会社の焼却炉の建設・運転部門の技術責任者である。このたび、会社は東京電力福島第一原子力発電所の事故により敷地外に放出された放射性物質で汚染された可燃性廃棄物の実証試験業務に応札することとなった。このような状況において下記について記述せよ。

- (1) 着手時に調査すべき内容
- (2) 業務を進める手順
- (3) 業務を進めるに当たって留意すべき事項

II-2-2 再処理施設の高レベル放射性廃液貯槽の冷却機能が何らかの原因で喪失する

- 事態に陥り、そのまま冷却機能が回復しない状態が継続したとして以下の設問に答えよ。
- (1) 冷却機能喪失後、高レベル放射性廃液中の核分裂生成物等はどうのような挙動を取り、環境影響のおそれとなるか、事象進展を段階的に述べよ。
 - (2) 事象の確認方法及び各段階で取るべき対策について述べよ。
 - (3) その対策の留意点について述べよ。

- ・灰の保管管理、安定性
- ・機器の耐久性、運転操作性、保守性
- ・データの品質保証、測定機器の校正、トレーサビリティ
- ・不適合管理、リスク管理（マネージメント）、異常事態への対処

II-2-2について

以下、商用再処理施設を念頭に解説する。

(1) 事象進展

はじめに系統の概要について説明する。再処理施設の高レベル放射性廃液貯槽は、放射性物質の崩壊熱を除去するために安全冷却水系により常時冷却されている。冷却水系は2系統あり、冷却水により除熱された崩壊熱は中間熱交換器を介して冷却塔から大気中に放熱される。また冷却水循環ポンプの電源は系統電源の他にバックアップの非常用ディーゼル発電機からも給電される設計となっている。

高レベル放射性廃液貯槽は閉じ込め機能を有するセル内に設置されており、貯槽の廃ガスは塔槽類廃ガス処理設備を経由してフィルタにより廃ガス中の放射性物質が除去されて主排気筒から放出される。また、セルからの排気はセル換気系のフィルタにより放射性物質が除去されて主排気筒から放出される。

次に冷却機能喪失後の事象進展について説明する。

①安全冷却水系の機能喪失後、崩壊熱により機器内の溶液の温度は上昇するが、沸騰に至るまでは硝酸溶液の蒸発のみであることから、気相への放射性物質の移行は通常運転時と同程度であり、放射性物質の放出は無視できる。

②沸騰により蒸気量が増大するため、飛まつ同伴により気相、放射性物質を含む溶液が移行することで、放射性物質が放出される。

③沸騰が継続すると硝酸溶液が蒸発し、硝酸濃度が上昇することにより、沸点が上昇する。硝酸濃度が高い状態(6mol/L程度)で、かつ溶液の温度が約120℃に達すると溶液中のルテニウムと硝酸との化学反応が顕著となり、溶液からのルテニウムの揮発がはじまる。揮発性のルテニウムが気相へ移行することにより、放射性物質の放出量が増大する。四酸化ルテニウム(RuO₄)の沸点は129.6℃。

④周辺環境への影響については、揮発したルテニウムによる寄与が大きい。仮に機器内の溶液が沸騰したとしても溶液の酸濃度が上昇せず、ルテニウムが揮発しない場合、放射性物質の異常な放出に至ることはない。

⑤液面から発生した蒸気は、貯槽およびセル内で、雰囲気および壁面等と接触して凝縮する。このとき、壁面や雰囲気は凝縮熱を吸収し、蒸気保有熱量に応じて最大で沸点まで温度上昇する(蒸気加熱)。

⑥溶液が温度120℃、6mol/L以上になった時点で揮発性Ruは気相に移行開始し、貯槽気相部およびセル等の凝縮水に接触したRuは吸収されてRu(III)となる。

⑦Ruは液中で3価の状態が存在するが、高温、高濃度のHNO₃等により酸化され一部が8価のRuO₄となると考えられている。また、液中では酸として働く。硝酸蒸気と共に揮発したRuO₄は凝縮液に吸収される。硝酸液が全て蒸発すると、液体中の核分裂生成物は乾固した状態で貯槽内に残留する。

(2) 事象の確認方法、対策

事象進展①(安全冷却水系の機能喪失)の確認方法は、直接的には貯槽の温度や液位、冷却水の流量の監視で、それ以外に冷却ポンプなどの系統機器の運転状況、冷却塔の異常有無、電源系統、漏えいなどの異常の有無、外部要因(大気状態、地震、津波、火災、竜

巻など)、などを監視することで安全冷却水系の系統全体の機能が維持されていることが確認できる。また、事象進展②③(環境への放出)の確認方法は、オフガス中の放射能濃度や排気筒からの放出放射能濃度の監視、さらにモニタリングポストやモニタリングカーなどでの環境放射線、放射能濃度を測定することである。

次に、要因毎の対策を以下に示す。

①冷却機能喪失の対策

- ・非常用電源系統の多重故障による冷却水循環機能の喪失の対策として、電源車から給電する。

- ・内部ループの冷却水ポンプの多重故障の対策として、中間熱交換器をバイパスし、外部ループの冷却水を直接内部ループに導く。

- ・外部ループの冷却水ポンプの多重故障の対策として、他系統(使用済燃料受入れ施設などの安全冷却水系)と連携する。

- ・全てのシナリオに有効な対策として内部ループの注水と蒸発によって減少した貯槽に直接注水する。

②異常放出の対策

- ・セルへの導出及び換気流路遮断により、沸騰により発生した蒸気により高性能粒子フィルタの除去機能が低下した塔槽類廃ガス処理設備から放射性エアロゾルを大気中に放出することを防止し、セルからの排気系の高性能粒子フィルタによる除去効果を期待できる。

- ・何らかの原因でグローブボックスやセル排風機の運転が停止した場合、建屋換気設備の排気系ダクトに仮設ダクトにて代替換気設備(仮設排風機)を接続し、建屋換気設備の高性能粒子フィルタで除去する。

(3) 留意点

仮設機器を扱う場合は良好な保管状態の確保と保管時の点検、定期的な機能維持が必要である。また非常時のアクセスルートの確保や異常時の作業環境条件(屋内、屋外)の評価が必要である。さらに作業時の体制や、通信手段の確保、対処にかかる所要時間と事象進展の評価、事故時の放出量の評価、被ばく評価などが必要になる。

個別の処置の留意点としては①電源車の接続では受電状態の確認、

②～④注水では、注水流量、貯槽温度の監視、水源の確保、⑤放射性物質をセルへ導出、⑥流路遮断では排風機の入口圧力の確認、動作状態の確認が必要になる。^{[4][5]}

【参考文献】

[1]JAEA, 難燃性廃棄物焼却設備の実証試験(1)(2), 日本原子力学会, 2016年春の年会 3I11, 3I12,

(<https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2016s/3I11/public/pdf>)

(<https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2016s/3I12/public/pdf>)

[2]環境省HP, 放射性物質含有下水汚泥(指定廃棄物等)焼却実証事業

(http://shiteihaiki.env.go.jp/initiatives_fukushima/specified_waste/pdf/purge_center_04_01.pdf)

[3]日立造船株式会社, 放射性物質により汚染された廃棄物処理技術の紹介

(<http://www.jefma.or.jp/jefma/61/pdf/jefma61-20.pdf>)

[4]渡利一夫ら, 揮発性ルテニウム, 日本原子力学会誌Vol. 28, No. 6(1986)

[5]日本原燃, 六ヶ所再処理施設における新規性基準に対する適合性, 重大事故等への対処の基本方針及び想定する条件(蒸発乾固の例), 平成27年6月23日

(<https://www.nsr.go.jp/data/000113116.pdf>)

5.4 「放射線利用」の問題と解答のポイント

20-4 放射線利用【選択科目Ⅱ】

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

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

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

Ⅱ-1-2 高エネルギーに加速された陽子を用いて生成される中性子及び μ 粒子について、生成方法及び応用例を1つ挙げ、それぞれ簡潔に述べよ。

Ⅱ-1-3 量子ビームとは何かについて簡潔に説明するとともに、我が国の代表的な量子ビーム施設を3つ挙げ、その特徴と主な利用事例を解説せよ。

Ⅱ-1-4 工業、農業、医学・医療の分野で放射線が利用されているが、そのうち2分野を選んで、利用されている例を1つずつ挙げ、どの様な放射線が、どの様な用途に、どの様な方法で用いられているか、簡潔に述べよ。

【解答のポイント】

Ⅱ-1-1について

用語の定義の問題。ポイントは下記^[1]

直接作用:放射線が生体高分子(生物学的影響にとつてはDNA分子)を直接に電離あるいは励起し、高分子に損傷が生じること。結果として細胞が直接侵害され、DNA障害が起きる効果がある。

間接作用:放射線が水分子を電離あるいは励起し、その結果生じたOH \cdot (OHラジカル)やH \cdot (Hラジカル)などのフリーラジカル(遊離基)が生体高分子に作用して損傷を引き起こすこと。間接作用の効果は以下の4つ。

- ・希釈効果:ある物質の水中濃度が低くなるほど、放射線によって不活性化される分子の割合が増加する現象
- ・酸素効果:放射線の生体への作用が酸素の存在で増強される現象。酸素は照射中に存在することが必要であって、照射直前あるいは直後に酸素分圧を高めても酸素効果は見られない
- ・保護効果:ラジカルと反応しやすい化学物質(放射線防護剤:主にチオール(S-H)をもつ化合物)が照射時に存在すると、照射によってラジカルが生じた場合に、それがラジカルを捕捉する結果、生体高分子の損傷が軽減される効果
- ・温度効果:低温または凍結によって照射によって生じたラジカルの拡散が妨げられ、放射線の影響が減少する効果。温度は直接作用にも影響を及ぼす

【参考文献】

[1] 放射線概論 通商産業研究社

Ⅱ-1-2について

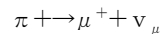
大強度陽子加速器施設(J-PARC)^[1]と関連の深い問題。中性子、ミュオンを用いて物質・科学研究が行われている。J-PARCはリニアック、3GeVシンクロトロン、50GeVシンクロトロンの3つの加速器があるが、物質・材料研究は3GeVまで加速された陽子を水銀Targetに当てると中性子が、グラファイトターゲットに衝突させるとミュオンが発生する。いずれも下記の核反応によって生成される。



中性子:J-PARCでは3GeVまで加速された陽子ビームを水銀ターゲットに照射し、中性子を発生させる。この中性子は高速中性子であ

り、軽水や液体水素を材料とする減速体をターゲット近傍に設置し、高速中性子を減速させ、物質科学や生命科学研究用に適した熱中性子を取り出す。

ミュオン:(1)式により、まず π 中間子を作り、超伝導ソレノイド磁石の内部を飛んでいる間に π 中間子が崩壊(26ns)してミュオンが発生する。



μ^+ は4MeVのエネルギーを持つ。得られたミュオンから目的の電荷、エネルギーのものを選り分ける。

中性子の応用例^{[2][4][5]}

中性子は核反応を起こしやすいのでH、Liなど軽元素の観察が可能となる。中性子散乱を用いたたんぱく質の構造解析ではX線では観察できない水分子の構造決定やそれを創薬設計に生かす例やリチウムイオン電池のLiの挙動を直接観察できる。他にはCNT(カーボンナノチューブ)の中の水や氷の観察、分析素吸蔵合金の3次元原子構造解明に利用できる。また、中性子による放射化分析は核励起による微量分析が可能となりppbオーダーの分析による環境汚染物質の特定に威力を発揮する。

ミュオンの応用例^{[3][6]}

ミュオンは電子の約100倍の質量および正負の電荷とスピンをもつ。したがって磁場との相互作用がある。これによりミュオンのスピンの回転やその緩和を観察することで試料内の磁場構造が観察可能となる(μ SR法)。この例として磁性の海に島状に存在するFe-As系超伝導体の局所的超伝導の観察に成功している。

【参考文献】

- [1]大強度量子ビーム施設 J-PARC:量子ビームテクノロジー革命 シュプリンガー・ジャパン、2006
- [2]J-PARCの概要と中性子の産業利用の現状:原子力学会誌 Vol.58 No.11
- [3]原子力機構の研究開発成果
(<http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai/2016/>)
- [4]量子ビームが切り拓く未来(III):原子力学会誌 Vol.51, No.1
- [5]量子ビームが切り拓く未来(I):原子力学会誌 Vol.50, No.11
- [6]原子力機構における放射線利用:第46回原子力委員会資料1-1

Ⅱ-1-3について

放射線利用という言葉は最近、量子ビーム応用と言葉を変えてきた。国の政策については内容をよく確認しておくこと。

量子ビームとは^[1]:加速器、高出力レーザー装置、研究用原子炉等の施設・設備を用いて得られる高強度・高品位のイオンビーム、高強度レーザー、放射光、中性子ビーム等を総称したものである。量子ビームは、原子や分子レベルで”観る”、”創る”、”治す”などに活用できる。

量子ビーム施設の特徴

我が国の代表的な量子ビーム施設としては、Spring-8(放射光)、SACLA(X線自由電子レーザー)、J-PARC(中性子、ミュオン)の3つの施設の例を挙げることができる。その他にもPF(放射光:高エネルギー研究所)KEKB(電子-陽電子ビーム:高エネルギー研究機構)、TIARA(イオンビーム:高崎量子応用研究所)などがある。自身の得意な施設について説明すればよい。Spring-8はX線を含んだ放射光をシンクロトロンを使って発生させる。一方SACRAのX線自由電子レーザーはシンクロトロンを使わず、加速器とアンジェレータで

Spring-8 の 10 億倍の明るさの X 線レーザーを 100fs 以下のパルスで発生させることができるものである。短時間観察が得意なため、電荷の動きが観察できる。

主な利用事例^{[2][3]}

“観る” 例: 太陽の 1 億倍以上の明るい光を細いビームにして物質に照射し、物質の原子レベルでの構造、結合状態が観察でき、その物質の機能を “観る” ことができる

“創る” 例: C と Si からなる高分子材料のポリカルボシラン (PCS) を電子線で架橋したのち高温で焼成することで 1700°C 以上の耐熱性をもつ SiC セラミクスを作成できる。また、 “観る” で得られた物質の構造を使って、創薬に応用していく

“治す” 例: 重粒子を照射し、がん細胞に特化して死滅させることによるがん治療やシンクロトロンで発生させた陽電子を用いた陽電子-電子対消滅を活用した PET による高度診断に活用させる

【参考文献】

[1] 文部科学省 量子ビーム

(http://www.mext.go.jp/a_menu/shinkou/ryoushi/index.htm)

[2] 量子ビーム基盤技術開発プログラム

(<http://quantumbeam.kek.jp/>)

[3] 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: 量子ビームテクノロジー革命 シュプリンガー・ジャパン、2006

II-1-4 について

選択した分野で、利用例、放射線の種類、用途、方法の 4 点をきちんと示せばよい^[1]。例えば

工業利用^{[2],[3]}

利用例: 高分子の加工

放射線の種類: 電子線

用途: ラジアルタイヤの製造、材料の強度や耐熱性の向上

方法: 高分子に電子線を照射し、分子間の結合が切れ、ラジカルが発生し、 “活性種” となる。このラジカル同士が結合することによる分子間の網目構造が形成される。

利用例: 高分子の改質への応用

放射線の種類: 電子線

用途: (ボタン電池用隔膜) 材料の機能負荷 (機能変換) 導電性付加

方法: 高分子に電子線を照射し、分子間の結合が切れ、ラジカルが発生し、 “活性種” となる。このラジカルにポリエチレンフィルムを基材膜に使い、アクリル酸をモノマーとして添加する同士が結合することによる分子間の網目構造が形成される。

農業利用^[4]

利用例: 花卉・花型の品種改良

放射線の種類: 炭素イオンビーム

用途: 突然変異による新花色・花型の菊やカーネーションの生育

方法: 植物の炭素イオンビームを照射し、遺伝子の突然変異体を効率よく作出でき、DNA 変異を手かがりに遺伝子の単離を行う。

医学・医療分野^[2]

利用例: がん治療

放射線の種類: 炭素イオンビーム

用途: 炭素イオンビームの質量が大きいので、体内での散乱が受けづらく、がん細胞に直接、高いエネルギーを照射し、さらに直接放射線にさらされていないがん細胞が放射線の影響を受けるバイスタンダー効果により効率的にがん細胞を死滅させる。

方法: 炭素イオンをシンクロトロンで最終的に 800MeV まで加速し、人体に照射する。

利用例: がん診断

放射線の種類: 陽電子-電子対で生成されるガンマ線

用途: ブドウ糖の臓器への取り込みにより特定の臓器の機能を描出し、診断する。

方法: サイクロトロンで製造された ¹⁸F を標識としたグルコース誘電体 (¹⁸F-FDG) を体内に注射する。¹⁸F は半減期が 110 分比較的長く、陽電子放出核種を含んでおり、この陽電子が電子と衝突する際に 0.511MeV のガンマ線を放出する。この特定のエネルギーのガンマ線を検出することにより FDG の集まり具合を画像描出して診断する。

【参考文献】

[1] 原子力発電・放射線基礎講座 V 放射線利用: 技術士 2014, 2

[2] 放射線利用と展望 工業・医療分野における利用動向: 原子力学会誌 Vol. 50 No. 9

[3] 生活の中の放射線利用 工業利用: FBNews No. 374

[4] 生活の中の放射線利用 生命科学・農学へのイオンビーム応用

FBNews No. 375

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

II-2-1 加速器を用いた粒子線治療法の確立のため、基礎的研究開発として、細胞・組織に対する陽子線照射と重粒子線 (炭素イオン) 照射の効果を調査する業務を行うこととなった。あなたが担当責任者として業務を進めるに当たり、下記の内容について記述せよ。

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

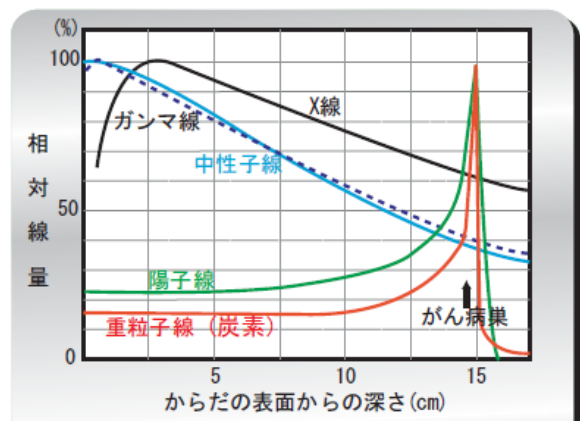
II-2-2 いろいろな材料や製品 (食品を含む) に対して放射線の照射計画を立案することになり、あなたがその計画の責任者として担当することになった。業務を推進するに当たり、以下の内容について記述せよ。

- (1) 照射計画の立案に着手するに当たって調査・検討すべき事項
- (2) (1) で検討した事業の中で、あなたが選んだ照射計画立案の手順
- (3) 業務を進めるに当たって留意すべき事項

【解答のポイント】

II-2-1 について

まず、細胞・組織に対する陽子線照射と重粒子線照射の違いについて整理する必要がある。^{[1],[3],[4]}



陽子線と重粒子線比較^[2]

	陽子線治療	重粒子線治療
線量の集中性	ガンマ線より優れている	陽子線より優れている
細胞の殺傷効果	ガンマ線とほぼ同じ	陽子線より2～3倍強い
酸素濃度の低いがんに対する効果	ガンマ線と同じ	効果あり
放射線抵抗性がんに対する効果	ガンマ線と同じ	効果あり
分割照射回数	ガンマ線より少ない	陽子線よりさらに少ない
照射角度	360度 (回転ガントリー)	縦・横・ななめの 3方向
治療期間	8回～38回	陽子線より短期
稼働中の施設数(世界)	50以上	9
過去の治療者数	12万人	2万人
適用部位	前立腺、頭頸部、肺、骨軟部、肝臓	骨軟部、骨肉腫に効果発揮
非適用部位	血液、胃、大腸、	
副作用	ほとんどない(ガンマ線と線量が同等だから)	神経へのダメージ(有害事象の症例あり) 抗がん剤の併用なし
加速器	シンクロトロン サイクロトロン	シンクロトロン

医療機器を用いた臨床試験の方法論は簡単ではない。いわゆる「薬効の違いで治療効果に差が出る」との仮説を検証する目的で行う薬物療法のランダム化試験はできない。粒子線による治療以外に競合する外科治療、抗がん剤治療または同じ放射線治療であってもガンマ線による治療など競合する治療方法をその特定した患者に対して施行されることはできない。したがって、本設問に対応する技術士としての対応としては、臨床試験そのものについて記述するより、テストサンプルを用いた比較が適切と考えられる。この前提で、技術士としての立場を取ることで本設問に対する解答を考える。

(1) 調査、検討すべき事項

まず、比較対象となっている陽子線治療と重粒子線治療の粒子線発生原理の違い、治療対象部位等の比較すべき項目を列挙し、基礎的研究に適切なパラメータを設定する。パラメータとしては下記があげられる。

- 線源の種類(陽子線、重粒子線)
- 線源の絞り方法
- 線源の拡大 Bragg Peak の生成
- 検出器：比例係数など
- 線量計(照射線量の把握)

臨床評価については過去の文献上の成績との比較を行う。比較にあたり、同一患者に対して陽子線と重粒子線を比較したデータはないと思われるので比較対象として既存治療(外科、抗がん剤、X線照射)との比較を行うことによって粒子線治療の効果を検証する^[6]

患者に相当するものとして各種人体ファントムやアクリル樹脂(PMMA：軟組織に類似した組成)が有用である。

(2) 業務を進める手順 ^{[7], [8]}

TIARA で重イオンをサイクロトロンで加速し、ビーム径を1μmに集束して細胞に照射する実験が成功している。陽子線照射にはこのような施設はないが、手順としては十分に参考になる。

- ・照射するビームの準備
線源(陽子線と重粒子線)、照射する領域(アパーチャー)の選択、照射ビームと照射領域の軸合わせ
- ・照射領域の確認
シンチレーション付カメラや検出器等で照射領域が対象とする領域を覆っているか(細胞照射なら細胞位置)を確認。同時に2次元のビーム強度、エネルギー分布を確認する
- ・対象物(ファントム、PMMA、細胞等)への照射の実行
- ・照射後の評価

ファントム、PMMA等：ビーム方向の陽子線、重粒子線の強度分布
細胞等：照射前後の細胞の放射線応答結果の表示

(3) 留意すべき事項

陽子線、重粒子線の測定には、散乱線特に中性子線が出るので過大評価しないことが上げられる。散乱除去の基本は照射野を同一にすることが肝要である。

また、陽子線や重粒子線が照射された細胞における放射線の影響だけでなく、照射されていない細胞との間に互いに影響を及ぼす状況が生じるバイスタンダー効果に留意しなければならない。TIARAでは照射するビームをμm程度に絞り、個別細胞への照射が有効となり、どの細胞に何個イオンに照射されるかによる細胞の放射線応答が解析できるようになってきている。同様な考え方を陽子線にも適用することを検討する必要がある。

【参考文献】

[1] 医学分野における量子ビームの利用 とくに粒子線治療について：量子ビームテクノロジー革命 シュプリンガー・ジャパン、2006
 [2] 重粒子線がん治療 HIMAC パンフレット：放射線医学総合研究所
 [3] メディポリス国際陽子線治療センター
 (<http://medipolis.sakuraweb.com/patient/treatment/detail3/>)
 [4] がん治療における重粒子線の現状と将来：Vita Vol. 32 No. 1 2015
 [5] 公益財団法人 医用原子力技術研究振興財団
 (http://www.antm.or.jp/05_treatment/0201.html)
 [6] 粒子線治療：日本放射線腫瘍学会 先進医療会議発表資料 2015
 [7] 重イオンマイクロビームを用いた細胞局部照射実験：原子力教科書 放射線利用 2011
 [8] 生物照射用マイクロビーム装置の利用手引書：JAEA 2004

II-2-2について

対象とする試験を考えながら議論を組み立てていけばよい。比較的やりやすいのが放射光を線源として物質に照射し、物質の構造を特定する実験と思われる。放射光のエネルギー、照射角度、強度などパラメータ設定が比較的容易である。前問のII-2-1と異なり、臨床試験のことを記述しないので、絶対比較が容易に行える。

データ整理にあたっては主要因が何かを把握できるようにしておくこと。以下にX線医用画像についての照射計画例を示す。

(1) 照射計画の立案にあたり調査・検討すべき事項

- ・立案する照射計画
腹部X線撮影を2次元平面検出器(FPD)を利用するにあたり画質・照射線量として最適な照射条件を決定する

・調査・検討すべき事項

照射するX線のエネルギーおよび照射線量

画質(客観評価(数値)および主観評価(視覚評価))

(2) 照射計画立案

X線照射条件: X線管電圧を 50kV から 120kV まで変化させるとともに適切な付加フィルタを設置し、IEC61267 標準線質 RQA3、5、7、9 を選択する。F PDに入射するX線量を 50nC/kg から 200 nC/kg まで50nC/kg 変化するX線管電流と時間をあらかじめ測定しておく。

腹部相当: アクリルを模擬する。F PD前面にアクリルを 20 cm する。

客観評価用

F PDから出力される電気信号から得られる画素値を用いて解像度特性(MTF)^[1]、SN比、量子検出効率^[2]を測定する

主観評価用^[3]

アクリル板に深さ方向 10 cm の位置に信号として 1 mm から 10mm (1 mm 毎) の直径、深さ 5 mm から 20mm (5 mm 毎) の合計 40 個の信号(バーガーファントム)を設け、上記の 20 cm アクリルの深さ方向 10 cm のところに設置し、X線条件を変化させてモニターにて信号が識別できるかどうか少なくとも 5 名の技術者で判定する。各X線照射条件と客観評価による画像評価データと主観評価による信号識別能を比較し、最も比較的X線量が少なくとも相応な画質が得られるX線照射条件を得る。

(3) 留意すべき事項

客観評価^[4]

線形性の保証。各X線線質でF PDに入射するX線量を変化させたとき、興味対象としている画素値がX線量に対して線形を有していることを確認する。

解像度特性(MTF)ではスリットを画素と並行にならないように(エアアシング除去) 5度ほど傾ける。

主観評価

表示する画素数(画素数が多いと被写体は小さく表示される)。

評価に使用するモニターの解像度及び観察している領域。

【参考文献】

[1] DRの物理的画質評価法 解像特性(スリット法): 日本放射線技術学会誌 Vol. 65 No. 8 2009

[2] DRの物理的画質評価法 DQE: 日本放射線技術学会誌 Vol. 65 No. 8 2009

[3] 画像解析の基礎 主観的評価: 日本放射線技術学会誌 Vol. 66 No. 10 2010

[4] デジタルX線撮影システムの画質特性の評価における測定の実際 Flat panel detector system を中心に: 日本放射線技術学会誌 Vol. 65 No. 3 2009

5.5 「放射線防護」の問題と解答のポイント

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

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

II-1-1 放射性物質の内部被ばくによる障害を低減させるために、薬剤投与などによって、放射性物質の器官組織への沈着を減少させる方法や、体内に取り込まれた物質を積極的に体外へ除去する方法などがある。以下の薬品はどのような放射性物質に対してどのような効果で有効か簡潔に記述せよ。

- (1) 安定ヨウ素剤
- (2) プルシアンブルー
- (3) DTPA (ジエチレントリアミンペンタ酢酸)

II-1-2 国際放射線防護委員会(ICRP)は1977年の勧告で放射線防護の基本的な考え方として、正当化、最適化、線量限度という3つの基本原則を導入し、その後の勧告においてもこの基本原則に基づいて放射線防護の具体的指針が示されている。この正当化、最適化、線量限度について説明せよ。

II-1-3 以下のγ線用線量当量(率)サーベイメータは、同じ線量当量率でも校正に用いるγ線と異なるエネルギーでは応答が異なる。測定エネルギー範囲80 keV~1.5 MeVのサーベイメータでエネルギー特性を改善するために行われている工夫を記述せよ。

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

II-1-4 我が国の通常の生活環境における被ばくは、自然起源の放射線と人工起源の放射線による、内部被ばく、外部被ばくがある。このうち自然起源の放射線による外部被ばくについて、下記の内容について記述せよ。

- (1) 放射線の発生過程、又は発生源の核種
- (2) (1)の各々の線質
- (3) 被ばく線量の地域差とその要因

【解答のポイント】

II-1-1について

外部被ばくは、距離、遮蔽、時間などの防護策により低減することができるが、内部被ばくの場合は、体内にある線源を除去する必要がある。この方法として①希釈、②吸着、③錯体形成、④代謝攪乱などが用いられる。

(1)安定ヨウ素剤 ヨウ素が甲状腺に集まる性質があることから、安定ヨウ素剤を飲むことで、①希釈により、放射性ヨウ素の沈着を少なくする効果が得られる。

(2)プルシアンブルー 投与することで、②吸着により、放射性セシウムの排泄を促進させる効果が得られる。

(3)DTPA(ジエチレントリアミンペンタ酢酸) ③金属イオンに結合し、プルトニウムやアメリシウムなど自然に体外へ排せしにくい物質を排泄する効果が得られる。

II-1-2について

国際放射線防護委員会(ICRP)は放射線防護の目的を以下のように定義している。

- (1)放射線被ばくを伴う行為であっても明らかに便益をもたらす場合には、その行為を不当に制限することなく人の安全を確保すること。
- (2)個人の確定的影響の発生を防止すること。
- (3)確率的影響の発生を減少させるためにあらゆる合理的な手段を確実にとること。

ICRPはこれらの目的を達成するために、放射線防護体系に、正当化、最適化、線量限度という3つの基本原則を導入することを勧告

している。以下に、正当化、最適化、線量限度について説明する。

行為の**正当化** 人が放射線に被ばくする行為は、それにより、個人あるいは社会全体に利益がもたらされる場合でないと行うことはできないとすること。

防護の**最適化** 集団の被ばく線量を経済的及び社会的な考慮を計算に入れた上で、合理的に達成可能な限り低く(ALARA)保つようにすること。

線量限度 確定的影響に対する線量に対してはしきい値以下で、ガンなどの確率的影響に対してはしきい値がなく、そのリスクが線量に比例するという仮定の下に、容認可能な上限値として設定された線量のこと。実効線量と等価線量の限度が、職業人と一般公衆の個人に対してそれぞれ勧告されている。

II-1-3について

エネルギー特性とは、様々なエネルギーに対する検出器感度の違いを示すものであり、検出器の種類や測定器の形式ごとに特有の傾向を持っている。以下の3つのサーベイメータについて、エネルギー特性の特徴および測定エネルギー範囲80keV~1.5MeVのエネルギー特性を改善する工夫について記述する。

(1) 電離箱式サーベイメータ

電離箱式サーベイメータは、内部の空気とγ線との相互作用で生じた電子による電離電流を測定する原理であるため、30keVから1.25MeV(60Coγ線)のエネルギーまで、ほぼ平坦な線量当量を示す特性を持っているため、一般的にはエネルギー特性を改善する工夫は行われていない。

(2) NaI(Tl)シンチレーション式サーベイメータ

NaI(Tl)シンチレータは低エネルギー領域で感度が大きく変化する。そのため、NaI(Tl)シンチレーション式サーベイメータのうち、エネルギー補償機能を持つサーベイメータは検出器からのパルス信号の処理によりエネルギー特性を改善する工夫を行っている。具体的には、NaI(Tl)シンチレーション検出器は、Ge検出器ほど良くないものの、検出器の出力信号がある程度のエネルギー直線性を有しているため、検出器出力信号の処理によりエネルギー補償を行うことが可能となる。

(3) GM計数管式サーベイメータ

GM計数管は、GM領域の検出器印加電圧で使用することから、検出器出力信号の波高は、入力放射線のエネルギーに関係なくほぼ一定となり、検出器出力信号ではエネルギー補償ができない。そのため、GM計数管式サーベイメータのうち、エネルギー補償機能を持つサーベイメータではGM計数管のまわりに金属フィルター等を取付け、検出器に入射する低エネルギーγ線を吸収することで特性を改善してエネルギー補償を行っている。

3つのサーベイメータ(代表例)のエネルギーと校正定数との関係を図-1に示す。^[3]

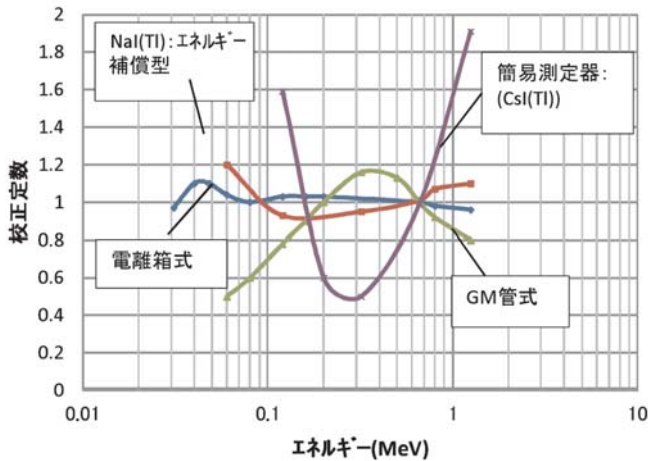


図-1 各種サーベイメータのエネルギーと校正定数の関係^[3]

II-1-4について

自然起源の放射線は、宇宙線と天然放射性核種からの放射線の2種類に大別され、この両方から外部被ばくを受ける。

(1) 放射線の発生過程、又は発生源の核種

宇宙放射線は、地球外の空間（太陽系外や太陽フレア等）から地球大気中に侵入する高エネルギー放射線（一次宇宙放射線）や地球大気に侵入した一次宇宙線が大気中原子核と反応して新しい粒子や核種が生成されることで発生する二次宇宙線がある。

天然放射性核種からの放射線は、地球の誕生時から地殻中に存在してきた原始放射性核種が主な発生源であり、その主な核種には⁴⁰K、²³²Thを親とするトリウム系列核種、²³⁸Uを親とするウラン系列核種がある。

(2) (1)の各々の線質

一次宇宙放射線の線質は、高エネルギー陽子がほとんどで約90%、Heイオンが約10%、その他重粒子、電子、光子、ニュートリノも存在する。二次宇宙線は中性子、陽子、 π 中間子、K中間子等の二次粒子である。

天然放射性核種からの放射線の線質は、 α 線、 β 線、 γ 線である。^[4]

(3) 被ばく線量の地域差とその要因

日本国内において自然起源の放射線から受ける被ばく線量は、関西地方が関東地方より年間2～3割ほど高くなっている。この要因は関西地方には大地に放射性物質を比較的多く含む花こう岩が多く存在しているためである。^[5]

また、宇宙線による被ばくは、高度と地磁気緯度により変動し、高山に登ると被ばく率が上昇し、それは1,500m上昇するごとに2倍になると言われている。日本においては高度の高い長野県の方が東京より宇宙放射線の線量率は高くなる。^[6]

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA 放射性核種の体内取込みと体外除去(09-03-03-04)
- [2]原子力百科事典ATOMICA ICRPによって提案されている放射線防護の基本的考え方(09-04-01-05)
- [3]放計協ニュース No. 48 Oct. 2011 財団法人 放射線計測協会
- [4]原子力百科事典ATOMICA 自然放射線(能) (09-01-01-01)

[5]放射線等に関する副読本 高等学校教師用解説書 1/3 文部科学省研究開発局開発企画課

[6]原子力百科事典ATOMICA 宇宙放射線による年間被ばく (09-01-06-04)

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

II-2-1 放射性同位元素の取り扱い施設における安全な運営管理は、事故・トラブルが発生した場合に社会的信用を失墜するなど、影響が大きくなることが予想され、その適切な対応が重要である。密封及び非密封放射性同位元素の取り扱い施設における火災を想定した危険時の措置について、あなたが放射線管理の責任者である場合、どのような対応をするか記述せよ。

- (1) 事前の対応
- (2) 火災発生時の対応

II-2-2 東京電力福島第一原子力発電所事故に伴い放出された放射性物質の除染作業を、コミュニティが自主的に行っている場所がある。あなたが除去された土壌をコミュニティ単位で設置した仮置場で保管する場合の技術的指導を行うに当たり、以下の内容について記述せよ。

- (1) 空間線量率が0.5 μ Sv/h程度の場所における除染で発生した除去土壌100 m³を仮置場へ搬入する前にすべきこと。
- (2) 積み込み・輸送時の措置
- (3) 仮置場における保管時の措置
- (4) 将来、仮置場から汚染土壌の撤去を行う場合の措置

【解答のポイント】

II-2-1について

「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」では、放射線障害予防規程に、災害が発生したときの措置および危険時の措置を定めるよう規定している。火災を想定した危険時の措置および事前の対応については、総務省消防庁より「原子力施設等の消防活動対策マニュアル」^[1]が発行されており、以下にその概要と放射線管理責任者が対応すべき項目を示す。

(1) 事前の対応

1. 火災事故時においては、消防機関等へ通報を行うとともに、第一義的に消防活動等を実施することとなる。また、消防隊が到着後は、連携を図りながら消防隊の活動に協力することとなる。このようなことから、火災事故時において、放射線取扱責任者は次の事項に関し報告、助言等ができるようあらかじめ協議し定めておく。

- ① 消防隊の誘導
- ② 消防隊への情報提供
- ③ 消防隊へ提供可能資機材

消防隊への情報提供としては、建物状況（事故現場までの経路と緊急避難口等、注水及び破壊の禁止場所、立入り禁止場所とその理由）、事故の概要（被ばく・汚染のおそれ、汚染拡大の可能性、火災等がR I等取扱施設に係わるものか否か又はR I等取扱施設への延焼危険の有無）、要救助者の状況（要救助者の人数及び場所の把握、要救助者の被ばく及び汚染状況の把握）、放射性物質の性状（火気・熱気に対する危険性、禁水・劇毒性、人体への影響）、これまでに施設関係者等が行った措置（放射線測定箇所と測定結果、消火活動及び救護活動の概要、放射性物質等の移動状況、放射線危険区域の設定状況）が挙げられる。

2. 放射線危険区域の設定等の判断資料を得るための放射線検出体制及び連携方法について施設側と予め協議し定めておく。

3. 汚染検査（身体や資機材に付着している放射性物質の程度の検査）及び除染が効果的に行えるよう、施設側と協議し定めておく。

4. 適時、放射性同位元素等取扱施設と共同訓練を実施する。

以上が「原子力施設等の消防活動対策マニュアル」に記載された「事前の対応」に関する部分である。加えて、放射線管理責任者として実施しておく項目について以下に示す。

① 施設・設備の管理状況の定期点検と無用な放射線被ばくや放射能汚染の防止対策の実施

- ・防護具、非常口(重要)、電気・ガス等の定期点検
- ・消火器等の種類、数量および設置場所の適正化(施設の特徴を考慮)
- ・鉛ブロック、コンクリートブロック等重量物の転倒防止
- ・棚の各段に栈をつけるなどの落下防止措置
- ・非常口への通路等避難路の確保
- ・排水処理のための(規模の大きな)貯留槽の設置
- ・排塵による汚染拡大を防ぐため、防火壁や防火ダンパの設置
- ・放射線測定器類、被ばく防護用具類、RI 除染器類などの非常用機器材の整備とそれらの定期的な機能確認

② 放射性物質の厳重な保管・管理による放射性物質の紛失・盗難防止

- ・火災発生時の放射性物質の回収保管方法のマニュアル化
- ・火災発生時の停電等による放射性物質の保管・管理機能喪失対策

③ 発火性、引火性、爆発性物質等の持込制限による災害の拡大防止

- ・発火性、引火性、爆発性薬品、溶媒の適性、厳重な保管・管理
- ・強酸、強アルカリ、有機溶媒等の分別貯蔵
- ・火災発生時の停電等による危険物質の保管・管理機能喪失対策

(2) 火災発生時の対応

1. RI 等取扱施設より火災の通報を受けたときは、次の事項について情報収集を行う。

発生時刻、火災等の種別（火災、爆発、放射性物質（放射線）の漏えい、その他）、要救助者数と被ばく及び汚染の有無、火災等の場所（施設名）、消防隊等が向かう RI 等取扱施設の構内の入口名または施設名及び誘導者名、消防活動を行う際の被ばく及び汚染のおそれの有無、燃焼物及び火災等の状況、管理区域の内外及び管理区域への延焼危険の有無、放射線量率の程度、放射性物質の拡散危険の有無、すでに実施した防護措置及び消火等の状況、消防用設備等の配置状況及び使用状況、消防隊が使用可能な測定機器、その他消防活動に影響を及ぼす事項、通報者の氏名・所属・電話番号。

なお、通報受信時においては、以下の事項に関する施設側の措置状況を確認するとともに、未措置のものについては必要に応じてその措置について依頼する。また、確認した事項を消防隊に伝達する。

- ① 消防隊到着時に、事故の概要、放射線量の程度、警戒区域の設定状況等の被ばく防止のために必要な情報を伝達できるようにしておく。
- ② 要救助者が被ばくし又は被ばくしたおそれがある場合には、放射線の影響のない地域に速やかに救出するとともに、除染等の必要な措置を講じておく。
- ③ 放射線量の測定等、消防隊等の被ばくを防止するために必要な措置を講じておく。

2. 先着隊は、汚染拡大の防止及び隊員の安全確保のため、放射性物質等について正確かつ詳細に情報収集する。情報収集要領は、次に掲げるとおりである。

- ① 施設責任者又は専門家が現地にいる場合には、直ちにこれらの者から情報の収集を行う。
- ② 施設責任者又は専門家が現場にいない場合は、十分な知識を持っている関係者から情報の収集を行う。
- ③ 情報収集は施設責任者等の示す安全な位置で行う。
- ④ 放射線障害の危険性が把握できないときは、検出活動等が実施されるまでは、風上側のコンクリート壁等遮へい物の外側等の安全な位置まで退避する。

収集する情報の内容は、事前対策 1. ②「消防隊への情報提供」に掲げるとおりとする。

3. 施設責任者及び専門家等と協議のうえ、検出活動の方針を具体的に決定する。この場合、施設側からモニタリング情報の提供、検出活動時の隊員の誘導や助言等を得るなど施設関係者と積極的に連携する。

4. 放射線レベル、放射能汚染の可能性に関する施設関係者の意見を考慮のうえ、住民等の安全確保及び現場における消防活動エリアを確保するため、消防警戒区域を設定する。この場合、安全を見込んで十分広く設定する。

5. 汚染検査及び除染については、施設側と協議又は依頼し実施する。

II-2-2 について

空間線量率が $0.5 \mu\text{Sv/h}$ の災害廃棄物の放射能濃度は、約 3000Bq/kg (3Bq/g) と推定され、従来の法令（放射性同位元素による放射線障害の防止に関する法律）の規制値 370Bq/g に満たないため「放射性同位元素」には該当しない。

また、輸送においても 100 m^3 の土壌の重量を比重 1.7 で計算すると 170t となり、放射能濃度 3000Bq/kg の場合、総放射能量は 510MBq となる。 ^{137}Cs が主成分だとすると 600MBq より低いので L 型容器（容器の大きさは無視）を適用できる。更に、保管においても、覆土によって 3 ヶ月での実効線量を 1.3mSv より低くできる場合は、管理区域を設定する必要がない。仮に、保管場所での線量も $0.5 \mu\text{Sv/h}$ としても、3 ヶ月で 1.08mSv となるので、 1.3mSv より低い。

一方、「放射性物質汚染対処特別措置法」（特別措置法）では、除染に伴う除去土壌は放射線を規定せず中間貯蔵施設の保管対象となっている。このうち、 8000Bq/kg 以下の低濃度土壌は、土壌貯蔵施設（I 型）で貯蔵することが検討されているが、具体的な施設の設置場所などは未決定である。

(1) 空間線量率が $0.5 \mu\text{Sv/h}$ 程度の場所における除染で発生した除去土壌 100m^3 を仮置場に搬入する前にすべきこと

除去土壌が分別されていなければ、除去土壌と除染廃棄物（草木類、保護具等）にできるだけ分別し、フレキシブルコンテナ等の容器に入れて口をしっかりと閉じて飛散防止を図る。また、仮置場等に運搬・保管する際には放射線量の把握が必要になるので、それを容易にするため除去土壌等を入れた容器の表面（1cm 離れた位置）の空間線量率を測定して記録しておく。さらに、仮置場のバックグラウンドとして除去土壌を置く場所の土壌の放射性セシウム濃度、地下水の放射能濃度、空間線量率を測定し記録しておく。

仮置場については、除去土壌から発生する γ 線に対し施設を土壌で覆う覆土によって遮へいを行うことや、柵、標識を設けるなどの措置によって周囲に人がみだりに立ち入らないようにし、こ

これらの放射線による公衆の追加被ばく線量を抑えるための措置を行う。状況に応じて施設そのものを住居等から隔離することも必要となる。

具体的には、空間線量率 $0.5\mu\text{Sv/h}$ 程度の場所から発生した除去土壌 100m^3 を保管する場合、その形態は縦横高さ $10\times 10\times 1\text{m}$ となり、地上・地下の両方式共に保管する場合は、 30cm 以上の覆土により土壌と敷地境界とを離す必要がなくなる。覆土による遮へいをしない場合は $1\sim 4\text{m}$ 程度距離をとる設計とする必要がある。

(2) 積み込み・輸送時の措置

除去土壌は土のう袋や大型土のう、フレキシブルコンテナ、ドラム缶等の容器に入れることや、シート等で梱包、もしくは有蓋車で運搬することで放射性物質の飛散を防止する。水分を多く含んでいる場合は可能な範囲で水切りを行い、水を通さない容器を用いない場合は防水性のシートを敷くなどして運搬する。また、降雨により除去土壌に水が浸入すると放射性物質が流出する可能性があるため、遮水シート等の防水シートで覆いを行う。

容器に入れた除去土壌の積み込み、荷下ろしの際は、除去土壌が外部に飛散・流出しないようにし、万が一流出があった場合には人が近づかないよう縄張り、事業所等への連絡を行う。

流出土壌の回収・除染を行うための器具、装置等も携行し、車両火災に備えて消火器も携行する。

また、除去土壌を運搬車に積み込む時にはできるだけ運搬車の表面に除去土壌が付着しないようにし、運搬車が仮置場等から出発する際には表面やタイヤ等を洗浄する。

運搬車は表面から 1m 離れた位置で $100\mu\text{Sv/h}$ を超えないようにし、超えている場合は遮へいや運搬土壌の量を減らすなどの措置を行う。

運搬ルートは、可能な限り住宅街、商店街、通学路、狭い道路を避け、また混雑した時間帯や通学通園時間を避けて運搬する。さらに、除去土壌の運搬中は運搬車の外側に除去土壌の運搬車である旨、運搬者の氏名や名称を記した標識を容易に剥がれない方法で見やすい場所につける。

(3) 仮置場における保管時の措置

保管時は覆いまたは覆土によって除去土壌の飛散を防止し、仮置場の底面に遮水シート等の耐候性・防水性のあるシートを敷いて放射性セシウムの流出を防止する。

さらに、必要に応じガス抜き、耐震のため積み上げて保管する場合は側部の勾配がなだらかになるようにする。

管理の面では、敷地境界に囲いを設け、除去土壌の保管場所であることと緊急時連絡先を記入した掲示板を設置する。その他、敷地境界の空間線量率モニタリングや外観異常のための目視点検、周辺地下水のモニタリングを行う。

除去土壌の保管開始後は、開始前の空間線量率や地下水放射能濃度と比較を行い、バックグラウンド値の変動幅に入っていることを確認する。

また、除去土壌の保管に係る記録項目について記録し、施設の廃止までの間保存する。

(1) 将来、仮置場から汚染土壌の撤去を行う場合の措置

保管期間が終了し除去土壌を回収・撤去した後、除去土壌が置かれていた場所の土壌を採取して、土壌中に含まれる放射性セシウムの濃度を測定し、測定値が保管開始前の濃度と同程度

であることを確認する。^[2]

【参考文献】

[1]総務省消防庁「原子力施設等の消防活動対策マニュアル」

(<http://www.fdma.go.jp/html/data/tuchi1407/140711toku100.htm#01>)

[2]除染関係ガイドライン（第2編、第3編、第4編）平成25年5月第2版 環境省

6. 選択科目Ⅲの解説

6.1 「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

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

Ⅲ-1 平成26年4月に閣議決定されたエネルギー基本計画において、原子力に係る技術開発課題として、過酷事故対策を含めた軽水炉の安全性向上に資する技術や信頼性・効率性を高める技術等の開発を進め、また、放射性廃棄物の減容化・有害度低減や安定した放射性廃棄物の最終処分に必要な技術開発等を進めるとしている。このような状況を考慮しつつ、次世代の原子炉システム開発について、以下の問いに答えよ。

- (1) 次世代の原子炉システムが達成すべき要件について、あなたが重要と考えるものを複数挙げよ。次に、次世代原子炉システムとしてあなたが適切と考えるシステム概念を1つ取り上げ、その特徴とそれを開発する上で検討すべき課題について、先に挙げた要件との関連を含めて多面的に述べよ。
- (2) 上述した検討すべき課題のうち、あなたが最も重要と考える技術的課題(原子炉システムの設計及び建設に関わるもの)を1つ挙げ、それを解決するための提案を示せ。
- (3) あなたの技術的提案がもたらす効果を具体的に示すとともに、そこに潜む負の影響や不確実性についても論述せよ。

Ⅲ-2 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、平成26年4月に閣議決定されたエネルギー基本計画においては、原子力事業者を含む産業界による自主的かつ不断に安全を追求する事業体制や文化の醸成が必要であるとされた。これを受けて、新設プラントの設計をするに当たって以下の問いに答えよ。

- (1) 今後の新設プラントの安全設計として自主的に強化をしなければならないと考える点を述べよ。
- (2) 上述した強化すべき点を表現するための設計提案を論理的かつ具体的に示せ。
- (3) あなたの提案がもたらす効果を具体的に示すとともに、それを実行するに当たって留意すべき事項について論述せよ。

【解答のポイント】

Ⅲ-1について

- (1) 設問に原子力に係る技術開発課題として軽水炉の安全性向上、信頼性・効率性向上及び放射性廃棄物の減容化・有害度低減や最終処分を掲げているので、これらの中から次世代の原子炉システムが達成すべき要件をあげれば良い。次に、次世代原子炉システムとして、現状開発されている軽水炉、高速炉、加速器駆動原子炉等からひとつを取り上げ、特徴や課題を説明すればよい。

また、第4世代国際フォーラム(GIF)で検討されている第4世代原子炉は、エネルギー源としての持続可能性、安全性/信頼性の向上、および、高い経済性の3項目を開発目標としている。それぞれの項目に於ける具体的な目標を下記に示す。^[2]

○エネルギー源としての持続可能性

- ・燃料の効率の利用により持続可能なエネルギー生産手段を提供する。
- ・核廃棄物の最小化と管理により長期的な管理役務を低減し、公衆の健康と環境保護を可能とする。
- ・兵器用物質としての転用や盗難が極めて困難なことを保証する。

○安全性/信頼性の向上

- ・卓越した安全性および信頼性の確保
- ・炉心損傷の頻度及び度合いの飛躍的低減と早急なプラント運転の回復
- ・敷地外の緊急時対応の必要性を排除

○高い経済性

- ・他のエネルギー源よりもライフサイクルコストにおいて優位

- ・資金的リスクレベルが他のエネルギープロジェクトに匹敵

この中の一つないし複数を取り上げて、議論しても良い。

- (2) 重要な技術課題を抽出のこと。

第4世代原子炉として選定されている6つの概念炉のそれぞれの技術的課題を下記に示す。^[3]

○超臨界圧軽水冷却炉

水の臨界圧 22.1MPa 以上の高圧かつ高温(500°C)で運転し、貫流サイクルを採用するため機器構成の簡素化が図れるが、タービン系により外部ループが形成されるため、現在のBWR同様にタービン系を含めて放射線管理が必要となる。特に使用温度および圧力が高くなるため、材料の耐久性の確認が重要となる。また、軽水を使用する場合は、ウラン燃料の濃縮が必要となることも核燃料サイクルを構築する上では問題となる。

○ナトリウム冷却高速炉

「もんじゅ」で発生した問題が全てナトリウム冷却高速炉に当てはまる訳ではないが、金属ナトリウムの取り扱い技術、ナトリウム中での可視化技術等の確立は重要である。常温で凝固する金属ナトリウムを使用するための多重ループは構成機器を複雑化するので、経済性や品質維持上の問題となる。また、原型炉の許認可時に策定された『高温構造設計指針』をさらに充足する必要がある。

○鉛合金冷却高速炉

冷却材に使用される鉛合金には毒性があるためその管理技術の確立が必要である。また、バッテリー炉は燃料リサイクルのために原子炉を解体する必要があり、再処理コストが高くなることが懸念される。

○超高温ガス炉

1000°C以上の高温に於ける材料の耐久性の検証が重要である。炉心用溶融に対する耐性は基本的高いが、低出力密度によるプラントの大型化の問題がある。また、使用済み燃料が再処理に適さない点にも課題がある。

○ガス冷却高速炉

ガス冷却炉は、気体を冷却材として用いる原子炉のことで、気体としては空気、炭酸ガス、ヘリウム、窒素などが用いられる。ガス冷却高速炉はウラン・プルトニウム混合燃料を用いる高速増殖炉で、従来から研究が進められているが、燃料形状、炉心構造など、概念の基本部分についてはまだ未決定で、燃料サイクル技術を含めて開発要素が多い。

○溶融塩炉

液体のトリウム及びウランのフッ化物を燃料として黒鉛炉心チャンネル内を流れる熱中性子炉である。液体の核燃料が使用されるため燃料配管破断時の再臨界事故の可能性が懸念され、耐腐食性構造材料開発、運転中に常時発生するF Pガス(特に短半減期希ガス)の閉じ込め技術等の課題がある。

何れの炉型に於いても安全性の確立が最優先であり、経済性に勝る。その意味で、シビアアクシデント(炉心溶融事故)に対する耐性が高い高温ガス炉が優れていると考えた場合を例に以降の解答を検討する。ただし、高温ガス炉において一次冷却材圧力バウンダリ破断事故(減圧事故)が発生すると、一次冷却設備内に空気が浸入し、被覆粒子燃料の被覆層および炉心構造材である黒鉛との酸化反応によりその健全性が低下し、著しい炉心損傷に至る恐れがある。また、黒鉛を反射体として使用

する原子炉としてチェルノブイリ事故を無視することはできない。チェルノブイリ事故の教訓の1つとして、黒鉛火災が長時間継続することを仮定しても閉じ込め機能を維持できるような強固な原子炉格納容器は、万一の事故時の放射性物質の拡散、大気流入による黒鉛火災の防止のために必要と考えられる。

- (3) ドイツのAVRや我が国のHTRに於ける冷却材喪失実験での検証の結果、事故時に高温ガス炉を放置しても、燃料最高温度は1600℃を上回ることなく、FPは被覆燃料粒子内に確実に閉じ込められるので、耐圧気密の原子炉格納容器は必要としないと評価されている。また、概念炉であるGTHTR300では、想定される減圧事故においても炉心構造材の構造健全性が問題となることはなく、被覆燃料粒子の追加破損の割合はわずかであり、被ばく評価の観点で問題となることはないとして設計評価されている。^[4]

このため、強固な格納容器の建設は、プラントの建設コスト、発電単価を引き上げることとなり、経済性を損なう要因になる可能性がある。現在においても軽水炉が高温ガス炉より広く普及している理由は主に経済性によると考えられることを考慮すると、経済性を損ねる様な不要な設備の強化は、高温ガス炉の普及を妨げることが懸念される。

しかしながら、ヒューマンエラーを含め、あらゆる可能性を考慮して、可能な限り周辺環境へのFPの放出確率を低くするには、高温ガス炉に於いても強固な格納容器は必要であると考えられる。

III-2について

- (1) 安全設計として自主的に強化しなければならぬと考える点

安全設計として自主的に強化とは、国が定める安全（規制）基準に適合することのみならず、プラントの特性、立地に関わる地勢上の特徴、社会風土の特徴、等、個別のプラントに関わる特有の特徴を鑑みて設計基準内及び設計基準を超えた範囲を対象に行う外的事象を踏まえた深層防護の強化（独立性の確保）とクリフエッジまでの裕度拡大を目指す安全設計と考える。参考文献[5]によると、原子力の自主的・継続的安全性向上に向けた提言の中で、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を出発点に実践が求められる取組として以下①～④の項目を挙げられている。これらのうち安全設計として自主的に強化が求められるものとして①、②、③が該当する。

- ① 低頻度の事象を見逃さない網羅的なリスク評価の実施
- ② 深層防護の充実を通じた残余のリスクの低減
- ③ 我が国特有の立地条件に伴う地震・津波等の外的事象に着目したプラント毎の事故シーケンス及びクリフエッジの特定と、既存システムでは想定されていない事態への備え及び回復を含むレジリエンスの向上
- ④ 我が国で商業運転されている軽水炉の更なる安全性向上のための研究の再構築と国内外関係機関とのコーディネーションの強化

(2) 設計提案

設問（1）で適出した自主的に強化すべきと考えた安全設計として挙げた中から「既存システムでは想定されていない事態への備え及び回復を含むレジリエンスの向上」に関して提案例を以下に示す。

東京電力福島第一発電所事故で最も復旧フェーズ（或いは廃炉フェーズ）を困難としているのは損傷炉心の様子が分からず炉心の取り出し計画が立たないことが挙げられている。そこで、炉心の

損傷が生じたときその振る舞いがある程度予測できその結果が推測でできる炉心システムと、溶融燃料を原子炉内に留めて安定に冷却できる冷却システムを提案する。

炉心システムとしては炉心損傷時に燃料集合体の溶融する順序をあらかじめ決めてその通りとなるように炉心設計をする。例えば濃縮度の異なる燃料の入った燃料集合体で炉心を構成し濃縮度の高い燃料の燃料集合体を炉心の外側に配置して濃縮度の低い燃料の燃料集合体炉心の真ん中に配置し、外側の燃料集合体の燃料温度が内側の燃料集合体の燃料温度より高くするように設計する。このようにしておくこと炉心損傷時は外側の燃料集合体の燃料から先に溶けて下に落下する。一方で、炉心下部にはコアキャッチャをつけて炉心損傷時に上から落下してくる燃料を保持するようにしておく。炉心上部から落下する燃料は外側と内側と2段階で落下してほぼ平坦になり再臨界が起きないようにコアキャッチャを設計する。さらに、コアキャッチャ部分は通常運転中から炉心冷却用の冷却材が通過するようにしておりコアキャッチャに保持された溶融燃料はこの冷却材で崩壊熱が徐熱され安定な温度で保持される。このようにすることで溶融燃料を安定的に予測可能な状態で保持し、復旧（或いは廃炉）を容易に行うことができる。

(3) 提案の効果と実行するための留意点

この提案例は炉心損傷時に溶融燃料の落下、コアキャッチャへの堆積挙動が予測可能でありコアキャッチャ上の溶融燃料の形態をコントロールすることができる。その形態は溶融燃料の冷却と取出し方法との関係で限定されるものではない。例えば、コアキャッチャ上にほぼ均一厚さで保持されるようにした場合、崩壊熱除去は予測可能であり原子炉冷却材で安定的に冷却できる。溶融燃料の取り出しは崩壊熱が下がるまで待ち、原子炉容器内の構造物（損傷している）を遠隔で解体して、コアキャッチャごと取り出すことができる。分割して取り出すのであればそのようにコアキャッチャを設計すると共にそれに見合った溶融燃料の落下順序を炉心設計で設計する。以上は原子炉容器が健全であり原子炉冷却系が機能していることを前提としている。

これらを実行するに当たって留意すべき事項は、設計上は炉心性能の低下の許容範囲及び原子炉構造の複雑化（高コスト化）の許容範囲、等、炉心燃料運用への制約、溶融燃料の取り出し後の対応、等と調和を図ることである。また、この提案には以下のような開発が必要である。

- (a) 溶融燃料の溶融・落下挙動に関する研究
- (b) 溶融燃料のコアキャッチャ上堆積挙動・冷却に関する研究
- (c) 溶融燃料の取り出しに関わる研究

設問1の解説で挙げた参考文献[6]の東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を出発点に実践が求められる取組として挙げている④項（我が国で商業運転されている軽水炉の更なる安全性向上のための研究の再構築と国内外関係機関とのコーディネーションの強化）を踏まえ、研究開発費の費用対効果に留意が必要である。

【参考文献】

- [1] エネルギー基本計画 資源エネルギー庁（平成26年4月）
http://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/140411.pdf

- [2]原子力百科事典ATOMICA 第4世代原子炉
(07-02-01-10)
- [3]原子力百科事典ATOMICA 第4世代原子炉の概念
(07-02-01-11)
- [4]原子力百科事典ATOMICA 高温ガス炉の安全性
(03-03-03-02)
- [5]「核燃料サイクルのための高速炉等の代替炉の開発の意義と課題」発表資料 東京工業大学
(<http://www.nr.titech.ac.jp/~mtakahas/seminar-1.html>)
- [6]「原子力の自主的・継続的な安全性向上に向けた提言」総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会原子力小委員会 原子力の自主的・継続的な安全性向上に関するワーキンググループ (平成26年5月30日)
(http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denryoku_gas/genshiryoku/anzen_wg/pdf/report02_01.pdf)

6.2 「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

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

Ⅲ-1 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて、原子力防災に関する制度の見直しが行われている。原子力事故に際しての体制や原子力災害対策重点区域の設定、また、避難等の仕組みや手順等の整備が進んでいる。これに関して以下の問いに答えよ。

- (1) 実用発電炉に関して、国、地方自治体、事業者が策定すべき原子力防災上の計画・指針の名称を挙げ、それぞれが規定している内容を簡潔に述べよ。
- (2) 上記計画・指針を踏まえて、実効的な避難計画の策定や事故収束及び被災者支援充実のため継続して取り組んで行くべき課題を挙げ、あなたが最も重要と考える課題を1つ選び、これに対する解決案を述べよ。解決案の提案に当たっては、国、地方自治体、事業者など実施主体を明確にして解答すること。
- (3) 設問(2)の提案を実行するに当たり留意すべき点を述べよ。

Ⅲ-2 東京電力福島第一原子力発電所事故の要因の1つとして、深層防護の実践が不十分であったことが各種事故調査報告書で指摘されている。以下の問いに答えよ。

- (1) 深層防護の考え方について説明するとともに、東京電力福島第一原子力発電所事故において、深層防護の実践がどのように不十分であったか、あなたの考えを述べよ。
- (2) 過酷な外的事象に対しては、深層防護の複数の防護レベル（防護策）が同時に破られる可能性がある。このような事象に対応するための方策について、あなたの考えを述べよ。
- (3) 設問(2)の対策を一般の方に分かりやすく説明するための工夫について、あなたの考えを述べよ。

【解答のポイント】

Ⅲ-1について

(1)について

参考文献1に基づき、国、地方自治体、事業者が策定すべき計画・指針を記載する。

・国が策定すべき計画・指針

「防災基本計画」：災害対策基本法に基づき、想定される大規模広域災害に対する基本計画を規定する。特に、原子力災害については、原子力災害対策特別措置法に基づき、「原子力災害対策編」において、国の危機管理体制、オンサイト対応、住民防護・被災者支援の整備、防災インフラ、事後対策についての計画を作成する。

「原子力災害対策指針」：本指針の主な内容は、原子力災害対策に係る基本的事項、原子力災害事前対策に係る事項、緊急事態応急対策に係る事項、および、原子力災害中長期対策に係る事項である。P A Z (Precautionary Action Zone: 予防的防護措置を準備する区域)、U P Z (Urgent Protective action planning Zone: 緊急時防護措置を準備する区域) など、防災対策に係る専門的、技術的内容を規定する。

「原子力災害対策マニュアル」：関係省庁の役割を規定する。官邸を中心とした事務局体制や、オンサイト・オフサイトの業務手順を記載する。

・自治体が策定すべき計画

「地域防災計画」：道府県、市町村の防災に関する計画であり、P A Z・U P Zの設定に基づく広域避難計画の作成、防災資機材の整備等について計画する。

・事業者が策定すべき計画

「原子力事業者防災業務計画」：原子力事業者の予防対策、緊急事態応急対策、事後対策を策定する。政府との連絡調整拠点や原子力リスクキューの整備、シビアアクシデントを想定した訓練の実施等について計画する。

(2)について

・実効的な避難計画の策定における課題

「原子力災害対策指針」では、事故の進展に応じて避難の準備等を行うため、原子力施設の事故の状況に応じて、警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態の三つに区分し、その区分を客観的に判断できる基準として、E A L (Emergency Action Level: 緊急時活動レベル)を設定し、P A Z (Precautionary Action Zone: 予防的防護措置を準備する区域)と、屋内退避などの防護措置を行うU P Z (Urgent Protective action planning Zone: 緊急時防護措置を準備する区域)を設定している。これを受けて「地域防災計画」では、広報手段、避難手段、避難方法、避難者支援体制を設定している。緊急事態の区分に応じて早期の段階から避難等の準備を開始し、施設敷地緊急事態の段階でP A Z圏の要配慮者等の避難を開始し、全面緊急事態の段階でP A Z圏の全ての住民の避難開始を指示を実施するための具体的な手順を明確に規定することが重要であり、また、策定した計画を確実に実行出来る様に定期的な訓練を実施することが重要である。

・事故収束における課題

事故収束に於いても、シビアアクシデント（炉心溶融）発生から収束までの手順を詳細に設定し、設定された手順通りに実行出来る様に事業者として訓練を行うこと、国や自治体との連携を図る訓練することが重要である。

国は事故収束の現場責任は事業者にあることを念頭に、事業者の活動をサポートするための体制及び広域な住民を避難させるため、避難の主体となる自治体をサポートするための体制を作る必要がある。

自治体は、住民の保護を最優先に、適切な情報伝達及び避難指示伝達手段（外部支援が得られないことが前提）の確立が必要である。また、計画を作るだけでなく実践と体制改善を続けることが重要である。

・被災者支援充実のための課題

被害者支援は、短期的な避難と長期的な生活支援の両方を策定する必要がある。福島事故での教訓に基づき、国や自治体は高齢者等の避難困難者に対する対策、長期的な避難生活に於ける心のケア対策を充実させる必要がある。

(3)について

(2)の提案では、地域、事業者とも実効性を伴った訓練を実施することが重要であるとした。事業者に於ける訓練は、全ての作業者を参加させることも可能であるが、地域に於ける訓練では全住民の参加を得ることは現実的に困難である。このため、訓練に代わる方法として、地域毎の手順を具体的に設定した詳細な計画を作成して住民に配布する等の広報活動の充実が必要となる。その際に住民が抱く不安や質問に丁寧に対応し、訓練を行うことやマニュアルを配布することで返って不安を助長することの無い様に配慮する必要がある。

Ⅲ-2について

(1)について

「深層防護の考え方」とは、一般に、安全に対する脅威から人を守る事を目的として、ある目標を持ったいくつかの障壁（以下「防護レベル」）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら次のレベルで防護するという概念である^[2]。

従来、我が国では、原子力安全のための深層防護は、異常の発生防止、異常の拡大防止、事故影響緩和の3つのレベルに対し、設計基準で想定した外的事象（地震、津波など）への考慮という基本的な考えに基づき、設計基準事故への対応が行われてきた。しかしながら、米国TMI事故、旧ソ連のチェルノブイリ事故以降、設計基準事故を超える過酷事故（シビアアクシデント）についても効果的なアクシデントマネジメント（AM）を自主的に整備する事が原子力安全委員会から奨励され事業者もそれに応えてきたがあくまで事業者による自主的な保安措置であった。一方、IAEA等では、上述した3つのレベルに過酷なプラント状態の制御、放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和の2つのレベルを加え5段階の防護レベルを定義しており、諸外国では規制要件化が進んでいた^[3]。

1Fにおいては、設計基準の3つのレベルの深層防護がなされ、また、第4レベルにおけるシビアアクシデント時のAMも自主的に実施されていたが、設計基準を超える津波により第1から第3のレベルを突破され、全ての電源を長期間喪失し、炉心冷却の喪失、最終ヒートシンクの喪失が生じ、燃料破損および炉心溶融、更に、大量の放射性物質の環境放出に至った。1Fの事故では、第4レベルにおいて全ての電源を長期間喪失するという事象に考えが至らず、結果として、電源喪失後の炉心状態の把握、原子炉への注水手段の確保、格納容器ベントの遅れ、格納容器シール部の加温損傷等により第5レベルの機能に期待すべき状態に至っている。更に、放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和に対応する第5レベルにおいても、政府事故調において、住民視点の避難計画・訓練の欠如が指摘^[4]されており、“事故は起こり得る”ことを前提とした総合的な緊急時計画と訓練が不足していたと判断される。以上に示した内容を中心に述べる。

(2) について

設問（1）で上述した深層防護の考え方のように、一つの防護レベルが損なわれることがあっても全体の安全が脅かされることがないようにする必要がある。また、各防護レベル内においても、種々の対応においても冗長性の確保や独立性の確保が重要である。即ち、一つが失敗すると、その失敗が同一防護レベルにおける対応や下位の防護レベルでの対応に伝播することを防ぐ事が重要であること、一つ一つの防護レベルは独立して考え、上位の防護レベルの突破は起こりうるとの前提で、地震・津波等の共通原因で機能を全て喪失しないよう、多様化することが特に重要である事を述べる。

(3) について

原子力発電所においては、“想定範囲（過去の知見や経験）”の中では、“絶対安全”と考え、“想定範囲”を超える状況を想定した準備が発電所内の設備や事故発生時の発電所外での避難計画・訓練に不足していた事をまず説明する。

その上で、例えば、第1層のトラブルの発生防止では、防潮堤の設置、水密扉の設置・貫通口止水、排水ポンプの設置等、3層の事故後の炉心損傷の防止では、代替高圧注水系や大容量送水ポンプ等、各深層防護レベルでの強化や多様化さらに多重化を電気事業者として図る一方、事象の拡大を想定し、最終的には第5層への対策につながる避難訓練等の定期的な実施などの平時からの準備を整えておくこと、またそれら準備は電気事業者を中心に、発電所周辺の住民の皆様、地域の各機関（自治体、消防、学校、病院など）や企業との連携、協力関係の構築が必要であることの重要性を説明する^[5]。

【参考文献】

- [1]「原子力災害対策について」、第35回原子力委員会資料第2号、平成25年9月
- [2]「原子力安全の基本的な考え方について、第I編、別冊、深層防護の考え方」、（一社）日本原子力学会、平成26年5月
- [3]「原子力発電所が二度と過酷事故を起こさないために— 国、原子力界はなにをなすべきか — 原子力発電所過酷事故防止検討会報告書」、原子力発電所過酷事故防止検討会、平成25年4月22日
- [4]「政府事故調 中間報告書」、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検討委員会、平成23年12月26日、p.484
- [5]「原子力発電所の安全性向上に向けて」、東北電力、平成25年11月

6.3 「核燃料サイクルの技術」の問題と解答のポイント

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

Ⅲ-1 我が国では、使用済燃料を再処理してプルトニウムを取り出し、これを燃料として再利用するウラン-プルトニウム路線が核燃料サイクル政策として採られてきた。東京電力福島第一原子力発電所事故後の政策見直しにおいても、原子力は今後もベースロード電源としての重要な一翼を担う必要があるとされている。核燃料サイクルについては、六ヶ所再処理工場の竣工遅延やもんじゅのトラブルなどが続いてきた。これら技術的課題やトラブルの克服など直面する問題の一つ一つを解決することが重要であると指摘されている。このような状況を考慮して次の問いに答えよ。

- (1) 核燃料サイクル施設において重要と考えられる克服すべき技術的課題やトラブルとは、どのようなものがあるか、どのような特徴があるのかを複数例を挙げて論ぜよ。
- (2) 上述の中で、あなたが最も重要と考える問題点について、解決するための対策を示せ。
- (3) あなたが提示した対策がもたらす効果を具体的に示すとともに、想定されるリスクについて記述せよ。

Ⅲ-2 核燃料サイクル施設では、濃縮ウランやプルトニウムを扱うことから、核的制限値を設け臨界管理を行う。核的制限値は計算コードを利用して解析、臨界実験等の結果をまとめたハンドブック類等に記載の未臨界量等を利用して設定する。実際の機器形状は複雑であり、機器の周囲の条件も複雑であるが、臨界計算コードを利用しての核的制限値の検討では、解析モデルに近似ないしは簡略化が行われる。また、ハンドブック類を利用して核的制限値を設定する場合には、まったく同一の条件での体系や同位体組成ではない場合もあり、類似の体系の値を参照しながら核的制限値を設定することになる。このような状況を認識した上で、以下の核的制限値に関する問いに答えよ。

- (1) 前述のような状況のもとで設定する核的制限値の具体例を示し、確実に未臨界を維持するために原則的に用いる考え方を述べよ。
- (2) 核的制限値の設定には、核燃料を取り扱う機器の故障や劣化、人の介入によるヒューマンエラーの可能性も考慮しなくてはならない。機器の故障や劣化、ヒューマンエラー等の可能性を考慮するために用いる体系的な手法について述べよ。
- (3) 核的制限値は機器の設計条件や運転操作の条件を制約することにつながるため、設備能力、設備コスト、生産性等と相反する傾向がみられる。この相反を解消ないしは軽減させるために、今後、取り組むべき課題について提案し、その効果と課題解決のための方策を述べよ。

【解答のポイント】

Ⅲ-1 について、六ヶ所再処理工場のアクティブ試験中に発生した事例を基にした解答案を示す。_____で示したのが設問で要求されている事項である。

(1) 核燃料サイクル施設の技術的課題やトラブル

【事例①】高レベル廃液ガラス溶融炉の不適合¹⁾

再処理工場で発生した高レベル廃液はガラス固化体として貯蔵される。高レベル廃液のガラス固化技術は、レンガで組み上げたガラス溶融炉内で、ガラスに直接通電して加熱溶融し、高レベル廃液を溶融ガラスの中に溶かし込み、炉底部の流下ノズルからステンレス製キャニスタの中に流下させて固化する技術である。

発生したトラブルは、ガラス溶融炉底部に白金族元素が堆積し、ノズルからの流下性が低下する事象と、溶融炉の天井レンガが損傷した事象である。流下性低下事象の対策は、温度計を追加設置して仮焼層(溶融ガラス上層)の加熱電力を適切に制御することと、炉底部への白金族元素の沈降・堆積する前に白金族元素を抜き出すために定期的に洗浄運転を行うことである。また、天井レンガの損傷の対策は、ヒータ温度が急激に降下しないように、ヒータ温度の降下速度を適切に制御することである。

【事例②】高レベル廃液濃縮缶漏えい²⁾

このトラブル事例は、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から高レベル廃液が漏えいした事象である。

漏えいの原因は、設計時に知見の無かったネプチニウムによる温

度計キャップ部の腐食により発生したもので、腐食した部位は直接補修が困難なため、対策は保護管内部を圧縮空気により加圧することで保護管内への廃液の浸入を防止し、さらに温度計の汚染防止用の管を保護管内に挿入することである。[複数の事例を提示]

事例①について、ガラス固化技術は海外(仏英米)で実績はあるものの、六ヶ所再処理工場のガラス固化技術はTVF(東海村ガラス固化技術開発施設)の純国産技術をスケールアップした新技術である。事例②の濃縮缶漏えい事象は、実液によるアクティブ試験で発見された新知見である。これらの2例はいずれも、新技術の適用におけるトラブル事例であることが特徴である。さらに、どちらもセル(高線量区域)内での事象であり、運転員が容易にアクセスできないことから、現場での異常の兆候を巡視点検などで直接確認することができず、異常の早期発見が困難であることと、異常が発見された後の初期対応や復旧操作が遠隔での対応になることも特徴といえる。

(2) 解決するための対策

(1) 項で重要と考える「新技術の適用」の問題点について、解決するための対策を説明する。

新技術を適用する場合、まずベースとなる従来技術を出発点として、従来技術からの変更点を明確化し、その変更点について机上や試験にて評価・検証を行っていくことが必要である。はじめに、机上にて設計条件(プロセス条件、環境条件)、運転条件(運転時間、運転モード、運転サイクル)、保守方法(点検・交換周期、寿命評価)等を考慮して、従来技術からの変更点が有効に機能するか設計検証を行う。次に、データが蓄積されておらず知見が十分ではない点や机上では評価できない点を抽出し、そのような項目について実証試験(モックアップ試験)を行って検証を行う。

実証試験は実機と同等のフルモックアップ試験が理想ではあるが、費用と期間の制約から通常では部分モックアップ試験となる。いずれの場合も、実機との相違点について十分な評価を行うことが重要である。

(3) 対策の効果と想定されるリスク

事例①では、JAEA東海にあるKMOC(確認改良溶融炉)で事象の再現試験(モックアップ試験)を行い、模擬廃液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たことから、温度制御条件を変更する前記の対策が採用された。このようにモックアップ試験を行うことにより、机上検討では判明できなかった事象を再現でき、有効な対策を立案することができるという効果を有する。さらに、モックアップ試験では、変更後の制御条件での運転訓練や洗浄運転の習熟により、ヒューマンエラー防止の効果も期待できる。

次に想定されるリスクについて説明する。新技術の適用にあたってモックアップ試験を行う場合、実機とモックアップの試験条件との違いや部分モックアップ試験で実機を省略した箇所(上流/下流プロセス等)の影響を考慮しなければならない。例えば、事例①のKMOCでのモックアップ試験の場合、外乱による影響(ヒータの電源電圧・周波数の変動等)、機器寸法や計器精度の基準値内の機差、制御特性の差異等によりモックアップ試験では正常な制御動作を示していたものが実機では異なる挙動を示すことがリスクとして想定される。また、事例②では、実液のネプチニウムによる腐食をモックアップ試験で確認する場合、対象部材の組成・製造プロセス、試験試薬の化学組成、プロセス条件(温度・圧力・流量)、運転時間、

運転サイクル等の詳細条件が実機と相違することにより、腐食の進行度合いが異なるといったことがリスクとして想定される。このような実機とモックアップ試験との差異による不確定要素を設計に盛り込む必要があるため、事例①については外乱や精度等の機差があっても確実に制御できるように制御上の安全裕度を確保すること、事例②についてはモックアップ試験との腐食条件の相違を想定し腐食代のマージンの確保や実運転中の試験片による腐食進行度合いの確認などの手段が考えられる。以上のように、モックアップの試験条件と実機との相違によるリスク対策を考慮することが重要と考える。

Ⅲ-2について

解答を作成するのに必要な情報を参考文献から抽出し提供する。

(1) 核的制限値

未臨界を維持するため、単一ユニット（臨界管理の対象となる核燃料取扱以上の一つの単位）において、以下に示す核的制限値を設けて臨界安全管理がなされる（詳しくは参考文献^{[3],[4]}を参照されたし）。

①形状寸法管理：減速条件及び反射条件等を最も厳しく設定した状態で満たす核燃料物質（容器）の寸法に制限値を設けて、未臨界を確保する管理。

②濃度管理、減速度管理：ある指定された容器（有限体系）に含まれる核燃料物質の濃度を制限値以下として、未臨界を確保するのが濃度管理で、低濃縮ウランにおいて指定容器（有限体系）中のH/U（水素とウランの比）を制限値より小さく維持して未臨界を確保するのが減速度管理である。

③容積管理、質量管理：臨界となる容積が最も小さい形状は球であり、臨界管理の対象となる容器の容積が、球形状における臨界に至らない容積以上にならないように制限値を設けるのが容積管理である。また、一度に扱う核燃料物質の取扱量を物理的に臨界が起こらない質量に制限するのが質量管理である。

④同位体組成管理：核燃料物質の同位体（²³⁵U等）の組成に制限値を設けて、未臨界を確保する管理。

⑤中性子吸収材管理：中性子吸収材（ボロン、ガドリニウム等）をある制限値よりも多く核燃料中に混入させることで、未臨界を確保する管理。

さらに、複数ユニットの場合、単一ユニット間の中性子相互作用を限度内に抑制する必要があるため、各単一ユニット間の距離に制限値を設けるか、あるいは各単一ユニット間の空間に中性子遮へい材を置くなどの方策がある。

(2) 機器の故障、ヒューマンエラー防止の体系的な手法

リスク管理の体系的な手法としては、対象システムに固有なハザードを同定するFMEAやHAZOPがある。^[5]

FMEAはシステムの構成機器毎の故障モードから発生する危険事象を解析し、故障モードから危険事象への進展を阻止する防護機能と改善策を講じる手法である。HAZOPはプロセスパラメータからの目的状態のずれを起点として、その原因と危険事象を解析し、各々の原因から危険事象への進展を阻止する防護機能と改善すべき対策を講じる手法である。他にも体系的な手法として、FTA分析（リスク事象を頂上事象として原因となる事象とその防護手段を階層的に解析する手法）や、イベントツリー分析（初期事象からの事故進展を考慮し、イベントの成功/失敗により最終事象がどのよう

な状況となるかを分析する手法）などがあげられる。

臨界安全に関して、上記の体系的な手法を考慮した機器の故障やヒューマンエラー防止の基本的な対策としては、核的制限値に十分な安全余裕を設けることと機器の単一故障を考慮した対策を講じることである。

例えば、①形状寸法管理されている系について、安全形状を確実に維持するために耐震設計のパラメータに安全余裕を設けることや、安全形状から非安全形状のプロセス境界において、機器の単一故障があっても有意な核燃料物質の移送が起こらないシステム設計とすることがあげられる。③質量管理されている系について、単一故障の発生により臨界質量に達する恐れのある場合には、過装荷を考慮した質量に関する臨界管理値を設けることがあげられる。

ヒューマンエラーの防止に関しては、溶液状の核燃料物質を全濃度安全形状寸法管理機器からバッチ移送で非安全形状の機器へ移送する場合、施錠管理を行うと共に開錠の判断（分析データと核的制限値の確認照合）は複数操作員で照合することや、臨界安全に関係する核燃料物質の流入量・流出量・濃度が設計仕様どおり維持できるよう十分な運転管理がなされることなどがあげられる。

(3) 課題と解決策

臨界安全のため核的制限値を設けることは核燃料サイクル施設で最も重要な事項であり、絶対条件でもある。コスト等との相反性（トレードオフ）の解消または軽減する方策について、一般論として標準設計やリピート設計によるコスト削減や運転管理厳格化のためのマニュアル整備、人的管理のための安全文化の醸成などがあげられるが、すでに取り込まれていることである。

一方臨界管理に於いては、未臨界度を核的制限値として臨界への近接を直接監視するのが難しい、核的制限値管理に十分な余裕が必要になっている。この余裕を小さくすることは施設や装置の運用効率の向上に寄与する。例えば、使用済み燃料の再処理に置ける安全管理のため、発電炉の炉心管理データに基づく燃焼度クレジットを適用する技術などが想定される。また計算値だけでなく、使用済み燃料を発電所から運び出す際に放射線量を直接測定することで燃焼度および残留濃縮度を測定し、再処理施設や貯蔵施設での臨界安全管理に利用することが考えられる。計算値による管理値を直接測定による実測値で補正を行うことで、より精度の高い管理を行うことが可能となり、核的制限値管理に於ける余裕を小さくしても十分な安全確保が可能となり、施設や装置の運用効率を向上することができると考えられる。

【参考文献】

- [1] 日本原燃（株），新型ガラス溶融炉のモックアップ試験計画と成果について，2015年1月16日
(http://www.aesj.or.jp/~recycle/2015_semi_05.pdf)
- [2] 日本原燃（株），分離建屋高レベル廃液濃縮缶内の温度計保護管内への高レベル廃液の漏えいについて，平成23年1月19日，
(<http://www.jnfl.co.jp/press/pressj2010/110119betten.pdf>)
- [3] 臨界安全ハンドブック第2版，日本原子力研究所，J A E R I 1340（1999年3月）
- [4] 臨界安全ハンドブック第2版の作成について，日本原子力学会誌，Vol 39，No 10（1997）
- [5] 技術士制度における総合技術部門の技術体系，日本技術士会，平成16年1月（第2版）

6.4 「放射線利用」の問題と解答のポイント

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

Ⅲ-1 放射線利用の1つとしてガンマ線などを用いた突然変異育種(放射線育種)があり、すでに世界で3,000種以上の品種改良が進められてきた。しかし、放射線育種には、誘発される突然変異の種類が限定され、目的以外の劣悪で不用な変異が付随するなどの問題が生じることがある。そういった状況を考慮して、以下の問いに答えよ。

- (1) 目的の形質だけを効率よく誘発するために、検討しなければならない技術的課題を多面的に述べよ。
- (2) 上述した検討すべき項目に対して、あなたが最も大きな技術的課題と考えるものを1つ挙げ、適切な解決策を提示せよ。
- (3) あなたの提示した解決策がもたらす効果を具体的に示すとともに、それを実施する際の問題点について述べよ。

Ⅲ-2 最近、放射線の透過やRIからの放射、あるいは放射線照射で誘起される放射を「撮像」「可視化」あるいは「イメージング」(以下まとめてイメージングと呼ぶ)する方法の開発が活発に行われるようになった。このような状況を踏まえ、以下の問いに答えよ。

- (1) イメージングの基本的な考え方について、従来の計測法との違いを述べよ。またイメージングの方法について3つ挙げ、簡潔に説明せよ。
- (2) イメージング法における問題点や開発すべき課題を述べよ。
- (3) その問題点や課題を解決すべき提案があれば、その長所や短所とともに、記述せよ。

【解答のポイント】

Ⅲ-1について

(1) 技術的課題^{[1]、[2]}

20世紀初期にX線で人工的に突然変異を作りだすことに成功し、日本でも第二次世界大戦後、栽培に適したイネ品種、黒斑病に打ち勝つゴールド二十世紀なしや多様なキク品種の開発に成功した。突然変異は、遺伝子を構成している塩基の並び方に異常が生じるとその遺伝子から生成されるタンパク質が異常となることにより発生する。

突然変異の種類は主に次の3つである。

- ① 遺伝子の一部もしくは全体が失われること(欠失)
- ② 放射線により遺伝子を構成している数千の塩基対のうちひとつの塩基対が別なものに変化すること(塩基対置換)
- ③ 余分なDNA断片が遺伝子内に挿入されたり、一部が重複したりすること

ここで①遺伝子欠失の課題と②塩基対置換の課題について示す。

遺伝子欠失の課題

ガンマ線はエネルギー付与の小さい低LET放射線である。したがって、ガンマ線自体ではこの突然変異はエネルギーが弱い(変異の誘発率が低い)。細胞の選択ができない(非対象細胞も被ばくによる目的外形状出現)課題がある。さらにガンマ線の照射方法は致死等目的外的影響や遺伝子障害の程度が不明になりやすい急照射と直接放射による影響を小さくすることができる緩照射の2つの方法がある。主に次世代以降に発生する劣性突然変異の発生を期待する緩照射が行われる。このように適切な照射量と何世代に渡ってガンマ線による突然変異の効果を観察しなければならない。

塩基対置換の課題

塩基対の情報が得られることにより期待する特性と配列の関する知見が得られる。この知見を利用し、突然変異体の選抜の利用と未知の遺伝子機能や遺伝子解析のための有用な突然変異体リソースを作る出すことが可能になる。この実現にはゲノム解析による塩基対配列の詳細な遺伝子に関するデータを得る必要である。莫大な計算量が必要とされるゲノム解析には大型コンピューターの長時間な確

保と得られた結果の統合的かつ利便性の高いデータベースの構築を実現するため、関係機関の協力が必要である。

(2) 解決策^{[3]、[4]}

イオンビーム照射は局所的エネルギー付与、物質付与、核変換の3つの活用が期待されている。特に突然変異ではイオンビームはガンマ線には質量と電荷があるので、さらに局所にエネルギーを付与することができる。これは変異率がガンマ線等に比べて高く、新しい変異体が高頻度で誘発できる特徴を有していることによる。

また、ガンマ線の場合には、不要な変異を取り除くために戻し交雑などを繰返し行わなければならないので、新品種を作り上げるのに10年近い歳月が必要となる。しかし、イオンビームで作った突然変異体では、付随する不要な変異が起こりにくいので、早いものでは2年くらいで新品種を作り上げることができ、育種期間を大幅に短縮することができる。

(3) 効果の具体例と問題点^{[3]、[4]}

イオンビームによる突然変異の発生による育種の特徴は、原品種の特性を損なうことなくワンポイントの品種改良が行えること。基礎的にもゲノム情報だけでは機能の推測が困難な遺伝子の突然変異体を効率よく作出でき、欠出等のDNA変異を手掛かりに遺伝子の単離を行うことができる。この技術は食糧問題や環境問題の解決にも寄与する。以下に具体例と問題点を示す。

具体例

- ・植物初の紫外線耐性遺伝子や植物ホルモンオーキシン関連遺伝子の同定
- ・無側枝性の輪ギク品質の実用化
- ・ピンポイントによるDNA二本鎖切断を確実にを行い、変異を誘発

問題点

現在、イオンビーム育種のために利用できる国内の照射施設は、高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設(TIARA)、理化学研究所の加速器研究施設(RIBF)など極めて限定的であり、産業用途ではなく、研究が主である。また、放射線に対するアレルギーも少ない。これら限られた施設のトライアルユース等を通じて各施設の利便性や安全性についての潜在的な利用者の理解促進を行い、利用者のすそ野を広げていく必要がある。

【参考文献】

- [1]原子力百科事典ATOMICA 放射線と突然変異(09-02-06-02)
- [2]原子力百科事典ATOMICA 突然変異育種と放射線育種場の成果(2)(08-03-01-12)
- [3]生活の中の放射線利用 生命科学・農学へのイオンビーム応用 FBNews No. 375
- [4]量子ビームが切り拓く未来(II):原子力学会誌 Vo. 15 No. 12 2008

Ⅲ-2について

(1) 従来の計測法との違いおよびイメージングの方法

- ・従来の計測法との違い^{[1][2][3]}

イメージングは放射線利用の3要素(「観る」、「創る」、「治す」)のうち、「観る」に関わるものであり、利用される領域は多岐にわたる。イメージングは、被検物に対して画像として放射線による検査結果を示すことにある。放射線を被検物に照射すると放射線の吸収、散乱による照射される放射線とは異なる放射線の性質を利用している。その結果は、放射線種の変化、エネルギーの変化、散乱される

線質や散乱方向として主にグラフで表示される。

・イメージングの方法

方法としては、線源で分類するのが易しいと思われる。

X線(ガンマ線・放射光含む)^{[4][5][6]}

X線胸部撮影、コンピューター断層撮影(CT)に代表される画像描出ラジオグラフィ(X線の吸収の度合いを測り内部構造を吸収コントラストとして画像化するもの)に活用される。単一光子放射断層撮影(SPECT)は^{99m}TcのRIを用いて放射されるガンマ線を検出し、^{99m}Tcが集まるがんの骨転移状況を観察できる。^{99m}Tcは⁹⁹Moから放射化法で作成するが⁹⁹Moの半減期が65.9時間と短いにもかかわらず、主にカナダからの輸入に頼っている。

ラジオグラフィ以外では、放射光のように指向性、単色性の高い線源による屈折コントラストを利用した医用画像やスタッドレスタイヤのファイバーが氷に刺さる動画の撮影方法も提案されている。また、放射光の散乱の可視化によりたんぱく質の全原子構造解析を可視化することが可能となる。特に中性子との散乱情報によるH原子特定によりたんぱく質構造が正確に分かることにより「活性部位」が特定されて、創薬に不可欠な情報が得られる。

中性子^{[3][7][8]}

中性子ラジオグラフィや中性子で水分子の構造決定などがあげられる。水素原子は軽量のため、ガンマ線は透過してしまつて信号検出ができない。水素に関する情報は中性子線源が有用である。

特に燃料電池の化学反応のように、



の反応を起こしてH⁺を観察しようとするに既に電子がないため中性子線源が不可欠となる。検出器は³Heガスをを用いた2次元検出器が利用される。中性子の面検出器は100×100mm²程度はできるが、大面積化が困難という問題点がある。

ポジトロン^[9]

陽電子断層撮影(PET)で活用される。ポジトロンを利用するが、検出されるのは電子-陽電子消滅により発生する511keVのガンマ線である。このガンマ線は半減期が短いため、RI製造のためのサイクロトロン設備が必要。¹⁴C、¹³N、¹⁵O、¹⁸Fが代表的なRIで特に¹⁸Fでブドウ糖を標識した¹⁸F-FDGが広く使用される。半減期は分単位であり、非常に短いので病院内に設置された小型サイクロトロンで製造されている。CTがX線の吸収の濃淡を可視化しているのに対し、PETはブドウ糖の臓器への取り込み状況を観察しているので臓器の機能を可視化していることになる。実用上はPETとCTを併用してがん等疾病の診断に使用されることが多い。

¹⁰⁷CdによりイネのCd吸収状況の観察が可能となる。Cdは植物に有害だが、成長に必須元素であるFeやZnと挙動が類似しているため¹⁰⁷Cdが放出するポジトロンにより吸収状況が時間を追って観察できる。これによりCdは1H以内に茎に達するものの葉には2OH以上かかることが分かった。そのほか、¹⁵N標識のポジトロンイメージングや²²Na標識のポジトロンによるヨシにおけるNaの動きの可視化が行われている。ヨシではNaは茎の付け根に集まり、それより上の茎や葉に移行しないことが観察できた。

(2)イメージング法における問題点と課題

イメージングは線源の種類・強度と相応の検出器、可視化・画像化するためのデータ処理技術が必要となる。

自身の専門分野に応じて記載できる問題点と課題を記述すればよ

い。たとえば、X線管によるガンマ線源を用いた被写体の可視化では線源の強度の問題、検出感度・検出面積の問題、時間分解能の問題があげられる。当然、人体に照射される場合にはイメージングで得られる情報と被ばくのトレードオフを考慮し、適切なエネルギーと強度を選択する必要がある。

(3) 解決すべき技術施策およびその長所、短所^{[10][11]}

本設問も自身お専門分野に応じて技術施策を記述すればよい。たとえば、理想状態の静的状態の可視化から現実的な動的状態の観察に興味の対象が移ってくる(時間分解能の向上)。X線自由電子レーザー(XFEL)のような高輝度、高パルスの線源や広面積でSN比の高い2次元検出器が必要となる。

【参考文献】

- [1]量子ビーム施設と先端研究:量子ビームテクノロジー革命 ジュプリンガー・ジャパン、2006
- [2]JAEAの研究開発成果 2015
- [3]材料・ナノテクノロジーと量子ビーム:量子ビームテクノロジー革命 ジュプリンガー・ジャパン、2006
- [4]放射線の利用と展望 工業・医療分野における利用動向:原子力学会誌 Vol. 50、No. 9 2008
- [5]医用画像分野におけるX線位相イメージングの期待:応用物理 Vol. 76、No. 4 2007
- [6]ホーレントX線を利用したイメージング:応用物理 Vol. 77 No. 12 2008
- [7]量子ビームが切り拓く未来(I):原子力学会誌 Vol. 50、No. 11 2008
- [8]量子ビームが切り拓く未来(III):原子力学会誌 Vol. 51、No. 1 2009
- [9]生活の中の放射線利用 生命科学・農学へのイオンビーム応用 FBNews No. 375
- [10]量子ビームが切り拓く未来(IV):原子力学会誌 Vol. 51、No. 2 2009
- [11]X線自由電子レーザーSACRA:ぶんせき 2013 2 2013

6.5 「放射線防護」の問題と解答のポイント

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

Ⅲ-1 原子力規制委員会は、平成28年3月16日、放射性物質の拡散予測の結果について、原発事故時の住民避難に活用するのは弊害があると結論付ける文書をまとめた。これは、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓が反映されているが、放射線防護の専門家として、以下の問いに答えよ。

- (1) 拡散予測については緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム(SPEEDI)があるが、SPEEDIについて説明せよ。また、なぜ住民避難に活用するには弊害が多いとされたか、その理由を述べよ。
- (2) 拡散予測を利用しないことにより課題となる事項を述べよ。
- (3) (2)で示した課題に対して、それらを解決する上でどのような対応が考えられるか、具体的な事例を挙げて技術的提案を示すとともに、そこに潜むリスクやデメリットについて記述せよ。

Ⅲ-2 東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う一般公衆への被ばく線量の説明において、防護量と実用量の異なる線量の単位の名称が全て「シーベルト」であり、混乱が生じている。事故に伴い広範囲に汚染が及び特殊な状況が踏まえ、以下の問いに答えよ。

- (1) 単位の名称が「シーベルト」である防護量と実用量を各々2つ挙げ、簡潔に説明せよ。
- (2) 事故に伴う特殊な汚染状況において、防護量と実用量との間に差が出ている例を挙げ、その原因を考察せよ。
- (3) (2)の原因を踏まえて、混乱をなくすための解決策を提案するとともに、そこに潜むリスクやデメリットについても記述せよ。

【解答のポイント】

Ⅲ-1について

大規模事故時の公衆の防護のための介入措置について、介入の正当性の判断、最適化の判断、及びその措置方法を問う問題である。^[1]

(1) SPEEDIは1979年の米国スリーマイル原子力発電所原子炉事故後に原子炉事故時の防災対策の効率的な実施のために開発されたものであり、大気中に放出された放射性物質の拡散挙動を計算し、大気中の放射能濃度および被ばく線量を予測するものである。入力データは放射能の放出源情報(放射能量、放出開始時間)であり、気象予測・風速場計算、拡散計算、被ばく線量計算が行われる。^[2]

本予測に基づく避難の弊害は、放射能の放出時期を事前に予測することは困難であることから、拡散計算結果に信頼性がなくその予測結果に基づき避難経路を変更することは、避難渋滞やパニックに伴う事故等で避難行動を逆に混乱させることが上げられている。よって、放射性物質の放出前の避難は、同心円的に事前に決められた手順で行い、比較的施設から離れた場所についてはまずは屋内退避を基本とし、実際の放射能モニタリング結果に基づき避難することが推奨されている。^[3]

(2) 事故後に拡散予測を利用せずに一律に同心円状に避難範囲を設定した場合、被災者の救助作業等その被ばくリスクに比べ重要度の高い作業も中断されることも想定される。また、逆に同心円から外れた地域でも、被ばく線量の高いエリアができ、そのエリアを通過するリスクも考えられる。

(3) 避難時に混乱が生じないように、より正確な情報を迅速に丁寧に説明する必要がある。技術的には高い精度を確保することが重要であるが、災害時には想定した入力等が得られないことが想定され、緊急措置の基本的な考え方の中に複数の代替手段を考慮しておく必要がある。例えば今回のSPEEDIのように放出源情報等が得られない場合、多重化した地上モニタリングによる情報確保や早期の航空モニタリング実施、更にベント操作などの事故対策からの放出源の推定等により情報を補完し情報を提供することである。但し、この場合にも、リスクとして予測外の放射能放出や風向き等の急激な

変化等の可能性が残るため、被ばくリスクと放射線以外の健康障害等のリスクを考慮した一貫した避難計画を策定し、その確度を含めて避難する方に丁寧に説明することが重要である。

Ⅲ-2について

放射線防護の具体的な方策を策定する上での防護量、その評価のための実用量に関する問いである。^{[4][5]}

(1) 作業員や公衆を過度な被ばくから防護するための指標である「防護量」でシーベルト単位のものは、「等価線量」と「実効線量」がある。「等価線量」は、同じ吸収線量であっても放射線の種類やエネルギーが異なると同じ生物影響を示さないことから、各臓器・組織の平均吸収線量を求め、放射線の種類・エネルギーに対応した放射線荷重係数を乗じたものである。又「実効線量」は、放射線のリスクに関連した線量概念であり、各臓器・組織の等価線量に、その臓器・組織の組織荷重係数を乗じたものである。これにより外部被ばく線量と内部被ばく線量等の異なる条件での影響をリスクから加算し評価できる。一方、「防護量」を合理的に評価するための「実用量」としては、場のモニタリングのための「周辺線量当量」、個人線量計による個人モニタリングのための「個人線量当量」等がある。^{[4][5]}

「周辺線量当量」は直径30cm球の人体等価ファントムに放射線が平行に入射したときの球表面深さdcmでの線量当量で定義される。一方「個人線量当量」は人体(30×30×15cmの板状人体等価ファントム)表面の深さdcmの線量当量で定義される。

(2) 実用量は、各線量評価条件(ファントムの形状、評価点、放射線の種類、入射方向)でサーベイメータ等の応答を校正したものであるが、事故に伴う広範囲の汚染では、全方位から放射線が入射し、更に、地中への沈着や周辺構造物の影響で散乱線が増加することで校正係数が変化し防護量との差異が生じる。例えば個人線量当量は人体に装着し校正されているため、全方位から放射線が入射する場合人体の遮へいの効果で周辺線量当量により低い値となるが、広く分布した線源に対する実効線量に相当する値となる。

(3) 事故時の広域汚染で広い年齢層を対象とした場合、防護量と実用量の違いに伴う混乱をなくす上で、防護量はどのような実用量から、年齢や汚染分布等の特定の被ばく条件から評価されたものであることを理解してもらう必要がある。但し、デメリットとしては事故時の避難を伴う場合は被ばく条件が様々で特定できない場合も想定され、仮定した被ばく条件を逸脱した場合においても保守的な評価であることを示す必要がある。

【参考文献】

- [1] 草間他著、「放射線健康科学」、2000年4月1日、杏林書院
- [2] 原子力百科事典ATOMICA 緊急時環境線量情報予測システム(SPEEDI) (09-03-03-01)
- [3] 「原子力災害発生時の防護措置の考え方」、平成28年3月16日、原子力規制委員会、原子力規制委員会HP
(<https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/measure/00000217.html>)
- [4] 小田著、連載講座「放射線防護に用いる線量概念について」第1回物理量、保健物理、43(1)、36~40(2008)
- [5] 吉澤著、連載講座「放射線防護に用いる線量概念について」第4回被ばく線量モニタリングのための実用量について、保健物理、44(1)、36~45(2009)

執筆担当：技術士(原子力・放射線部門)有志
天田佳孝、泉幹雄、小野寺徹、笠井重夫、勝田昌治、河野繁宏(取纏め)、櫻井俊吾、菅原聡、斉藤啓一、大門清、長澤克己、藤原宏伸