

令和4年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

令和3年度技術士二次試験「原子力・放射線部門」

ーそのポイントを探る～全体解説，必須科目及び選択科目の設問と解説

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

令和3年7月11日に技術士第二次試験「原子力・放射線部門」の筆記試験が実施された。近年における技術士 原子力・放射線部門の受験者数と合格率の推移を下図に示す。令和2年度(2020年度，以降，西暦表示)における技術士合格者は，原子炉システム・施設4名，核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分1名，放射線防護及び利用1名の合計6名であった。合格率は13.6%であり7～8名の受験生のうち1名の合格者ができる狭き門となった。近年の傾向としては，受験者数は2010年がピークであり，その後は100名前後であったが2020年度の受験者数は44名まで低減した。この原因の一つはCOVID-19の影響であると推測される。2020年度の受験生は，組織内外の会議や講義などがオンラインになり，人の行き来も制限されて技術者同士の直接交流が難しくなるなか，感染対策をしながら受験勉強を進めてきたものの，筆記試験，口頭試験は受験日程の変更や，試験を受けられなかった方への追試験の実施が行われた状況であった。この状況を踏まえ，受験準備に影響が出たり受験時期を翌年度にずらした受験生もいたことが受験者数が減少したことにつながったと思われる。

次に，合格率については2010年度から2019年度までは，全体で概ね20～30%の合格率を維持してきたが，こちらも2020年度の合格率には低下の傾向が見られた。これについては，2019年度の第二次試験から選択科目数が5科目から3科目に再編され，1科目あたりの出題範囲が拡大したことや，試験方法が変わり必須科目が択一式から記述式に変更されたこと，さらに，技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）に係わる項目が各設問の中で問われるようになったことが影響したと思われる。特にコンピテンシーについては，設問に対して専門的学識，問題解決，評価，技術者倫理，マネジメント，コミュニケーション，リーダーシップを意識した解答が必須となっている。これらの試験方法の変化に合わせた確かな受験準備が受験者の間に定着するまでに時間を要しているものと推測される。

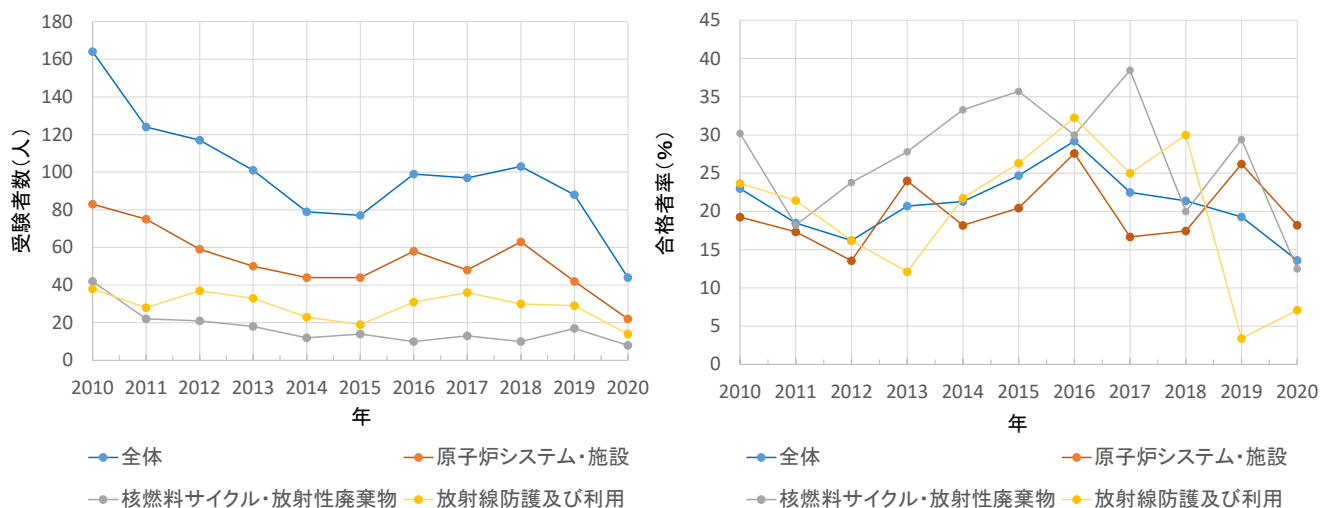


図 2010～2020年度の技術士 原子力部門 受験者数および合格率の推移

現在，国内外では原子力の次なる成長に期待が寄せられている。令和2年には2050年カーボンニュートラルが宣言され，このカーボンニュートラルを実現するための将来シナリオとして，原子力発電を取り込んだエネルギー供給のありかたが議論されている。また，EUでは脱炭素投資として原子力発電が投資対象になるEUのタクソミー委任法案が公開になるとともに，フランスでは複数の原子力発電所を新設する計画が示された。原子力発電は安定的にかつ大容量の電気を生み出すことができる重要な発電システムの一つと認識されており，カーボンニュートラルの実現やタクソミーの対象となることが大いに期待される。現在，原子力分野の技術士が技術的バックグラウンドを背景に産官学の各フィールドにおいて各種の開発の推進や社会の抱える課題へ対応している最中である。近年の国内外の原子力を取り巻く環境の変化は良い機会と受け止められる。

2. 第二次試験の試験要領

第二次試験の試験要領は、前年度と変わっていないが、日本技術士会ホームページの『令和4年度 技術士第二次試験の実施について』とそこに添付されている「令和4年度技術士第二次試験大綱」に記載されているので確認頂きたい。以下はその抜粋である。

(1) 筆記試験

- (a) 必須科目および選択科目は、いずれも記述式により行う。
- (b) 筆記試験の問題の種類および解答時間は、次のとおりとする。

問題の種類	解答時間	配点	合否判定基準 (注)
I 必須科目 「技術部門」全般にわたる専門知識、応用能力、問題解決能力および課題遂行能力に関するもの	2時間	40点満点	60%以上の得点
II 選択科目 「選択科目」についての専門知識および応用能力に関するもの	3時間30分	60点満点	60%以上の得点
III 選択科目 「選択科目」についての問題解決能力および課題遂行能力に関するもの			

(2) 口頭試験

- (a) 口頭試験は、筆記試験の合格者に対してのみ行う。
- (b) 口頭試験は、技術士としての適格性を判定することに主眼をおき、筆記試験における記述問題の答案および業務経歴を踏まえて実施するものとし、筆記試験の繰り返しにならないように留意する。
- (c) 試問事項および試問時間は、次のとおりとする。なお、試問時間を10分程度延長することを可能とするなど受験者の能力を十分確認できるように留意する。

試問事項	試問時間	配点	合否判定基準 (注)	
I 技術士としての実務能力	20分	1. コミュニケーション, リーダーシップ	30点満点	60%以上の得点
II 技術士としての適格性		2. 評価, マネジメント	30点満点	60%以上の得点
		3. 技術者倫理	20点満点	60%以上の得点
		4. 継続研さん	20点満点	60%以上の得点

3. 第二次試験での出題傾向とポイント

各設問のポイントについては、「平成31(2019)年度 技術士試験の概要について」^[1]に出題内容等についての記載があり参考になると考えられるので再掲する。実際に答案に書くかは別として、それぞれの設問の評価項目に含まれているコンピテンシーのキーワード(専門的学識を除く)を入れて答案を構想する練習をして置くが良い。なお、参考文献^{[2]~[5]}についても参照しておくが良い。

出題傾向を調べるために、平成28(2016)年度以降の出題項目を必須科目I、選択科目毎の選択科目IIおよび選択科目IIIについて表にまとめた。類似項目には独断的に色を付けたので、そのことを考慮して参考にして貰いたい。

(1) 必須科目 I

2018年以前の必須科目は択一式で、20問出題される中から15問解答し、合格基準は正解解答60%以上(15問中9問以上)であった。そのため、得意な問題は回避することが出来た。2019年以降は記述式となり、2問から1問を選んで解答するので、運悪く2問とも得意な問題である可能性が多少なりとも高くなった。ただし、60%以上の得点であることには変わりがないので、作文力で得意な問題でも60%の得点を得られる様に工夫する余地ができたとも言える。2019年、2020年とも問題のパターンは同じで、設問事項の説明の後に、(1)課題抽出、(2)解決策、(3)リスクと対策、(4)必要要件と留意点と続く。従って、このパターンで自分の考えをまとめる練習をしておくが良い。特に、出題数が減ったので、選択科目による差が生じない様に、より一般的な事項が取り上げられる可能性が高い。日頃から、新聞やニュースになる様な原子力関連事項について作文の練習をしておくことを推奨する。「平成31(2019)年度 技術士試験の概要について」に記載されている出題内容は下記である。

～「技術部門」全般にわたる専門知識、応用能力、問題解決能力及び課題遂行能力に関するもの～

概念	専門知識 専門の技術分野の業務に必要で幅広く適用される原理等に関わる汎用的な専門知識
	応用能力 これまでに習得した知識や経験に基づき、与えられた条件に合わせて、問題や課題を正しく認識し、必要な分析を行い、業務遂行手順や業務上留意すべき点、工夫を要する点等について説明できる能力
	問題解決能力及び課題遂行能力 社会的なニーズや技術の進歩に伴い、社会や技術における様々な状況から、複合的な問題や課題を把握し、社会的利益や技術的優位性などの多様な視点からの調査・分析を経て、問題解決のための課題とその遂行について論理的かつ合理的に説明できる能力
出題内容	現代社会が抱えている様々な問題について、「技術部門」全般に関わる基礎的なエンジニアリング問題としての観点から、多面的に課題を抽出して、その解決方法を提示し遂行していくための提案を問う。
評価項目	技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）のうち、専門的学識、問題解決、評価、技術者倫理、コミュニケーションの各項目

必須科目が記述式に変更されてから第2次試験はまだ3回しか実施されていないので、傾向分析として3年分の出題内容を比較した。過去2年間は、選択科目とあまり関連性のない事項と廃棄物に関わる問題との組合せであったため、選択科目に「核燃料サイクルの技術及び放射性廃棄物の処理・処分」を選択する人にとっては少し有利であったかも知れない。一方、令和3年度は、2問とも国際原子力機関での基本原則や考え方に関する問題となり、より一層一般性の高い内容からの出題になったといえる。問われている内容としては、依然として技術士法第2条に規定される3義務2責務、“信・秘・公・名・資（しんぴこうめいし）”の一つである“資質向上”の実践が設問において試されていると感じる。医療分野など原子力分野以外から受験する人にとっては必須科目Ⅰが難関に感じられるかも知れない。令和元年度版 原子力白書^[3]は可能な限り、また、参考資料 [4] も2019年の出版で、福島事故後の原子力の課題がまとめられているので出来るだけ読んで置くと良い。

～必須科目Ⅰ～

設問	R1/2019	R2/2020	R3/2021
I-1	技術継承と人材確保	福島事故の汚染土壌を含む廃棄物管理	国際原子力機関の深層防護第5層（防災対策）
I-2	使用済燃料問題	原子力に関するリスクコミュニケーション	国際原子力機関の基本安全原則

(2) 選択科目Ⅱ

いずれの選択科目においてもⅡ-1では4設問から1つを選んで解答が求められており、問われ方も「～について述べよ」など単一の設問が多い。従って、Ⅱ-1では専ら専門的学識が問われている。一方、Ⅱ-2では2設問から1つを選んで解答が求められており、設問の説明の後に、(1) 調査・検討、(2) 留意すべき点・工夫、(3) 関係者との調整方法が問われている。Ⅱ-2では専門的学識に加えて、コンピテンシーのうち、マネジメント、コミュニケーション、リーダーシップを意識して解答する必要がある。また、必須科目Ⅰと同様に、個々の技術的課題については選択科目Ⅱ-2の設問パターンで作文する練習をしておくが良い。「平成31（2019）年度 技術士試験の概要について」に記載されている出題内容は下記である。

～ (1) 「選択科目Ⅱ」についての専門知識に関するもの～

概念	「選択科目」における専門の技術分野の業務に必要で幅広く適用される原理等に関わる汎用的な専門知識
出題内容	「選択科目」における重要なキーワードや新技術等に対する専門知識を問う。
評価項目	技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）のうち、専門的学識、コミュニケーションの各項目

～ (2) 「選択科目Ⅱ」についての応用能力に関するもの～

概念	これまでに習得した知識や経験に基づき、与えられた条件に合わせて、問題や課題を正しく認識し、必要な分析を行い、業務遂行手順や業務上留意すべき点、工夫を要する点等について説明できる能力
出題内容	「選択科目」に関係する業務に関し、与えられた条件に合わせて、専門知識や実務経験に基づいて業務遂行手順が説明でき、業務上で留意すべき点や工夫を要する点等についての認識があるかどうかを問う。
評価項目	技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）のうち、専門的学識、マネジメント、コミュニケーション、リーダーシップの各項目

それぞれの選択科目で過去に類似の問題が出題された割合を見てみると、令和3年度は、「原子炉システム・施設」と「核燃料サイクルの技術及び放射性廃棄物の処理・処分」では6問中3問、「放射線防護及び利用」では6問中2問だった。ちなみに、令和2年度は、「原子炉システム・施設」と「核燃料サイクルの技術及び放射性廃棄物の処理・処分」で6問中2問、「放射線防護及び利用」で6問中4問だった。「原子炉システム・施設」と「核燃料サイクルの技術及び放射性廃棄物の処理・処分」では再出の割合が上がっているが、「放射線防護及び利用」では下がっている。傾向としては、隔年もしくは数年単位で同様の問題が出題される傾向が強いようなので、過去5年分程の過去問⁵は確認しておいた方がよい。令和3年度の新規の出題は、「原子炉システム・施設」では新規基準に関する内容が目立つ。「核燃料サイクルの技術及び放射性廃棄物の処理・処分」および「放射線防護及び利用」では、それぞれの分野で長年の懸案となっている事項が繰り返し出題されている。日頃から選択科目における懸案事項について自らの考えをまとめておくとうまい。

～「原子炉システムの設計及び建設」関連（上段）／「原子炉システムの運転及び保守」関連（下段）～

設問	H28/2016	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021
II-1-1	燃料要素の許容損傷限界	炉心設計における核熱、機械的制限事項	原子炉制御室	原子炉災害対策特別措置法	原子炉発電所の安全目標	原子炉の反応度に影響を与える核分裂生成物
	「運転上の制限（LC0）と、LOI逸脱時とすべき措置	実用発電用原子炉の運転管理に関する保安規定	倍化時間と添加反応度の関係			
II-1-2	高温ガス炉のシステム上及び安全上の特徴	原子炉構成材料の選定	軽水炉以外の原子炉の冷却材	トリチウムの原子炉発電所内管理	原子炉圧力容器鋼材の照射脆化と構造健全性評価	安全機能の重要度分類
	軽水炉の出力変動	臨界近接の手法の原理	使用済核燃料の保管・貯蔵			
II-1-3	熱中性子炉の温度による主要な反応度変化	安全保護回路の要件	高燃焼度化	原子炉の反応度測定法	原子炉施設における個人の信頼性確認制度	原子炉施設のコンフィグレーション管理（CM）
	「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」制度	PWR/BWRの一次冷却水の水化学管理	廃止措置計画の申請に当たり必要な説明書			
II-1-4	軽水炉の発電原価への1F事故の影響	ナトリウム冷却高速炉の安全上、システム上の特徴	フィルタベント装置	軽水炉の経年劣化と保守管理	原子炉施設の廃止段階における安全確保	配管溶接継手の疲労割れ
	原子炉起動時の中性子源の目的、種類、振り舞い	実用発電用原子炉の運転期間延長認可	国際原子力・放射線事象評価尺度（INES）			
II-2-1	受動的（静的）安全システムの設計	新設プラント計画時の被ばく低減計画	内部溢水評価の手順	リスク情報を活用した意思決定（RIM）	原子炉施設における火災防護	特定重大事故等対処施設の基本設計
	人的過誤によるトラブル防止・低減	既設原子炉施設の再稼働のための設置許可変更	重大事故等対処設備の工事計画			
II-2-2	外的事象対策の設計	1F事故の教訓を踏まえた電源喪失に対する耐性向上	使用済燃料貯蔵槽からの放射性物質放出防止・緩和	廃止措置実施方針	是正処置プログラムCAP	既設原子炉設備の再稼働のための試験・点検計画
	重大事故等対処設備や多様性拡張設備他の保守管理	事業者の自主的な安全向上における外部レビュー	状態監視保全方式の導入手順			

～「核燃料サイクルの技術（及び放射性廃棄物の処理・処分）」関連～

設問	H28/2016	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021
II-1-1	ウラン採鉱から燃料になるまでの工程	商用再処理施設で製造されるガラス固化体	PIRとBWRの軽水炉ウラン燃料の差	ウラン資源の利用から高レベル処分までの概要	ウラン濃縮の目的、原理、手法、装置構成	計量管理におけるMUF
II-1-2	使用済燃料の中間貯蔵施設での貯蔵	MOX燃料製造施設の安全上の留意事項	核不拡散の実現に向けた保障措置	燃料製造段階における燃料破損防止対策	使用済燃料の中間貯蔵の方式	ウラン濃縮の前段階で行われる転換工程
II-1-3	低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分	濃縮ウラン製造のコストに影響を及ぼす事項	クリアランス制度	再処理工場の工程フロー	核燃料再処理におけるトリチウムの工程内挙動と環境放出	高レベル放射性廃棄物の処分場建設地の選定
II-1-4	核兵器不拡散条約に関するIAEA-日本の追加議定書	FUEX 法	再処理施設やMOX加工施設等に用いる基準地震動	低レベル放射性廃棄物の区分と処分方法（L1, L2, L3）	ウラン廃棄物の埋設処分の現状の課題	高レベル放射性廃棄物の核変換技術
II-2-1	放射性廃棄物の減容処理実証試験	現地式運転試験で要求性能未達となったトラブル対応	IF事故の燃料デブリ一時保管施設の概念設計業務の手順	オフサイト環境修復	放射性物質を含む水溶液（汚染水）の吸着剤の性能評価	核燃料サイクル施設の再稼働
II-2-2	高レベル放射性廃棄物の冷却機能喪失	IF事故により汚染された廃棄物の埋立処分施設	核燃料施設における排気モニタ指示値異常時の対応手順	低レベル放射性廃棄物の減容処理	計算機による核燃料サイクル施設の安全性解析評価	放射性廃棄物の焼却設備のリプレイス

～「放射線利用」関連（上段）／「放射線防護」関連（下段）～

設問	H28/2016	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021
II-1-1	放射線の直接効果と間接効果	LET（線エネルギー付与）とRBE（生物学的効果比）	量子ビームを用いた元素分析法	確率的影響と確定的影響、急性障害と晩発性障害の特徴	実効線量などの防護量と実用量についての内容と問題点	中性子とガンマ線の混合場における作業環境測定
	内部被ばくによる障害を低減させるための薬物療法	バイスタンダー効果、適応応答	放射線防護における線量の概念			
II-1-2	加速陽子による中性子及びμ粒子の生成方法	農業・食品分野で実用化されている放射線利用技術	放射線の工業分野での応用	X線、γ線の測定（放射線防護用、吸収線量測定用）の特性の違い	放射線のLET（線エネルギー付与）とRBE（生物学的効果比）	国際貿易における植物検疫処理の放射線照射
	ICRP勧告（1977）での放射線防護の三原則	「計画被ばく状況」「緊急時被ばく状況」「現存被ばく状況」	個人線量計の原理と特徴			
II-1-3	量子ビーム	材料の放射線照射効果を調べる装置、方法・原理	放射性同位元素を用いた医療診断・治療技術	滅菌処理に用いられる放射線の種類とその長所短所	農業分野で実用化されている放射線利用技術	ALARAの原則と国際放射線防護委員会の基本原則
	サーベイメーターのエネルギー特性改善	γ線用線量当量（率）サーベイメーターの特性	代表的な核分裂生成核種が環境中にある場合の被ばく			
II-1-4	工業、農業、医療分野で利用されている放射線	放射線により誘起される「分解」「架橋」等の化学反応	農業分野における放射線利用技術	核医学診断・治療の具体例と放出される放射線の特徴	放射性炭素年代測定法の原理と測定方法	低線量放射線被曝による発がんリスクのLNTモデルの問題点と採用理由
	自然起源の放射線による外部被ばく	天然放射線核種による内部被ばく	放射性核種の規制に係り、IAEAが挙げる規制免除、クリアランス、規制除外の概念の違い			
II-2-1	粒子線治療方法の確立	α核種を用いたがん治療薬の開発	イオンビーム加速器施設における加速器の選定	最近の法令報告事象、管理不備の例に係る傾向と対策	RI取扱施設における応急措置（けが・病人）と事故（盗難・紛失）の準備と対応	⁹⁹ Moの小型加速器による代替生成方法
	アイントープ取扱施設における火災	気体状I-131漏えい時の作業者の内部被ばく評価	ICRP声明を受けた水晶体の被ばく管理			
II-2-2	材料や製品に対する照射計画	爆発物や核物質を放射線により外部から探査する方法	放射性同位元素を用いた植物体内のイメージング技術の開発	放射性同位元素を用いた植物体内のイメージング技術の開発	可搬型高エネルギーX線源を使用した非破壊検査装置の実証試験	放射線障害防止法における下限数値以下の非密封放射性同位元素の実験・実習
	除染された土壌の仮置き場での保管	内包物質不明容器のRIの調査方法	老朽化した小規模RI施設における漏洩、湧水の早期発見			

(3) 選択科目Ⅲ

いずれの選択科目においても設問のパターンは同じで、(1) 課題抽出、(2) 解決策、(3) 解決策のリスクと対策とつづく。これは、必須科目Ⅰの(1)～(3)と同じであり、出題パターンを意識して考えをまとめる練習をしておくが良い。必須科目Ⅰとの違いは、設問のパターンに“ (4) 技術者としての倫理、社会の持続可能性の観点から必要となる要件・留意点”がなく、概念に“応用能力”がなく、評価項目に“技術者倫理”がない点である。必須項目Ⅰのパターンで練習しておいて、選択科目Ⅲを解答する時にその違いに留意すれば良いだろう。また、当然であるが、出題内容は必須科目Ⅰの方が全般的で、選択科目Ⅲの方がより専門的になっている。「平成 31 (2019) 年度 技術士試験の概要について」に記載されている出題内容は下記である。

～「選択科目」についての問題解決能力及び課題遂行能力に関するもの～

概念	社会的なニーズや技術の進歩に伴い、社会や技術における様々な状況から、複合的な問題や課題を把握し、社会的利益や技術的優位性などの多様な視点からの調査・分析を経て、問題解決のための課題とその遂行について論理的かつ合理的に説明できる能力
出題内容	社会的なニーズや技術の進歩に伴う様々な状況において生じているエンジニアリング問題を対象として、「選択科目」に関わる観点から課題の抽出を行い、多様な視点からの分析によって問題解決のための手法を提示して、その遂行方策について提示できるかを問う。
評価項目	技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）のうち、専門的学識、問題解決、評価、コミュニケーションの各項目

出題傾向としては、選択科目Ⅱの項目も含めると、令和2年度は「原子炉システム・施設」と「放射線利用」で2問中1問、過去と類似の項目が出題された。「原子炉システム・施設」では新規規制基準に関連する出題が4年連続している。IRRS イニシャルエミッションについては、聞きなれない単語であったかもしれないが、昨今のセキュリティ対策の問題点を懸念したものと考えられる。「放射線防護及び利用」では2問中1問が類似だった。「放射線防護及び利用」の他の1問は、小型の放射線発生装置における廃止措置までを問う問題であり、「原子炉システムの設計及び建設」以外でも、そういったことに関心を持って取り組んで欲しいという出題者の意向が伺える問題であった。「放射線防護及び利用」で受験する場合は、放射線取扱主任者試験の問題も参考になる。選択科目Ⅱと選択科目Ⅲの内容には大きな違いは無く、相互に混じっているため、過去問を確認する際には、それぞれの評価項目に含まれているコンピテンシーの内容を検討しておくことを推奨する。

～「原子炉システムの設計及び建設」関連（上段）／「原子炉システムの運転及び保守」関連（下段）～

設問	H28/2016	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021
Ⅲ-1	次世代の原子炉システムの技術的課題	軽水炉のプラント熱効率の改善方策	新設発電用原子炉施設における核セキュリティを考慮したシステム設計	小型モジュール炉開発を考慮した軽水炉の革新的安全性向上	現行規制基準に基づく既設炉の安全性向上対策の課題	IRRS イニシャルエミッションの提言13
	実用発電炉の原子力防災上の計画・指針	プラントの停止状態が続く状況での運転・保守の人材確保（R1必須科目に類似）	原子炉の運転・保守に係る品質マネジメントシステム（QMS）			
Ⅲ-2	1F事故を踏まえた、新設プラント安全設計の強化	リスク情報を活用した実用発電炉の安全確保	新設発電用原子炉施設における確実な溶融炉心の冷却設備の設計	規制検査見直し（使用前事業者検査）	実用発電炉の運転中保全の導入の課題	実用発電炉の重大事故等施設の保全計画
	過酷な外的事象で複数防護策が同時に破られる想定に対する方策	1F事故での原子炉制御室及びオフサイトセンターの問題点	原子力事業者等に対する検査制度改正			

～「核燃料サイクルの技術（及び放射性廃棄物の処理・処分）」関連～

設問	H28/2016	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021
Ⅲ-1	核燃料サイクルの克服すべき技術的課題やトラブル	六ヶ所再処理工場の、新規規制基準適合の設計基準と重大事故対策	日本の核燃料サイクル技術の現状と今後のあり方	IF事故に伴うオンサイト、オフサイトの廃棄物処理・処分	クリアランス制度の効率的実現のための課題	プルトニウム需給バランスの確保
Ⅲ-2	核的制限値の事例と未臨界維持のための考え方	我国の使用済燃料の再処理シナリオ、直接処分シナリオ	使用済燃料の冷却貯蔵期間が核燃料サイクルに及ぼす影響	核燃料施設へのIoT、AI取込み	ロボット等、高度制御機械装置を使用する場合の課題	中間貯蔵施設における除去土壌と廃棄物の処理・貯蔵

～「放射線利用」関連（上段）／「放射線防護」関連（下段）～

設問	H28/2016	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021
III-1	放射線育種で目的以外の 不都合な変位が付属する 問題	食品への放射線照射	海底に残留した Cs137の系統的な放射 能測定計画の立案	非密封放射性同位元素 の使用計画	極めて大きい放射性 同位元素の使用施設 または大規模研究用 加速器施設の緊急事 態への対応	放射線発生装置の廃 止を考慮した導入計 画から廃止措置の実 施・終了までの対応
	SPEEDIとそれによる住民 避難勧告活用	人工、天然核種の我が 国のクリアランスレベ ル	IF事故で発生した汚染 土壌の処理			
III-2	イメージングの考え方 と従来からの計画法との 違い	人文科学分野での放射 線利用	粒子線がん治療普及に 対する技術的課題の検 討	食品照射に係る課題	国内外の中性子源の 利用状況と課題	治療専用加速器駆動 型BNCT施設の設置
	防護量と実用量の線量 単位を全て「シーベルト」 としたことによる 混乱	放射線の取扱いで被ば くする作業者の多い業 種と作業内容	管理区域内におけるRI 飛散事故時の措置			

【参考文献】

- [1] 平成31（2019）年度 技術士試験の概要について、日本技術士会ホームページ
https://www.engineer.or.jp/c_topics/005/attached/attach_5698_1.pdf
- [2] 「今後の技術士制度の在り方について」
https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu7/sonota/1381612.htm
- [3] 令和元年度版 原子力白書
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/hakusho2020/zentai.pdf>
- [4] 日本原子力学会, 「原子力のいまと明日」, 丸善出版, 2019
- [5] 日本技術士会ホームページ（過去問題）
https://www.engineer.or.jp/c_categories/index0202240.html

令和3年度技術士第二次試験において出題された各設問に対する解答のポイントを以下に示す。

技術士第二次試験では、決められた枚数の解答用紙内に、自らの知見や経験に基づくコンピテンシーを示しつつ、記入すべきポイントをまとめて書き込むことが求められる。解答のポイントの中に解答例を示したものもあるが、各受験生の知見、経験は異なる。答案作成は自らの経験、知見に基づく内容を含めたものの方が説得力がありコンピテンシーを示しやすい場合もある。示した解答例は模範解答ではなく参考例として捉えてもらいたい。また、本稿での解説は受験者に多くの情報を与えることを考慮したため、所定の時数制限にとらわれたものとしていない。受験者には、解答用紙に記入すべきポイントを絞り込み、論理立てて記載するスキルも求められるため、試験本番までに答案作成の訓練を行っておくことをお勧めする。

なお、本解説の作成は、関連する分野の技術士が中心となっているが、問題によっては必ずしも直接的業務経験を有する技術士によらない場合もあり、提供する参考情報に濃淡があることを、予め、ご了承ください。

4. 必須科目 I の問題と解説

I 次の2問題（I-1、I-2）のうち1問題を選び解答せよ。（解答用紙に解答問題番号を明記し、答案用紙3枚を用いてまとめよ。）

I-1 国際原子力機関の深層防護の考え方における第5層の対応策（防災対策）として、オンサイト及びオフサイトの緊急時対応がある。東京電力福島第一原子力発電所事故では様々な課題が浮き彫りとなった。当該事故の教訓を踏まえて以下の問いに答えよ。

- (1) 原子力災害の緊急時対応（第5層の対応策）について技術者の立場で多面的な観点から3つ課題を抽出し、それぞれの観点を明記したうえで、課題の内容を示せ。
- (2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ、その課題に対する複数の解決策を示せ。
- (3) 解決策に関連して新たに生じるリスクとそれへの対応について、専門技術を踏まえた考えを示せ。
- (4) 業務遂行において必要な要件を技術者としての倫理、社会の持続性の観点から述べよ。

【解答のポイント】

国際原子力機関の深層防護レベル第5層の考え方には、放射性物質の放出による外部への影響を緩和するための対策、住民避難等に対する放射線防護対策、その事前準備としての地域防災計画・避難計画の策定・強化が含まれる。東京電力福島第一原子力発電所事故でのオンサイト及びオフサイトの緊急時対応の教訓を踏まえて策定された原子力災害対策指針^[1]及び原子力災害対策特別措置法^[2]の内容を踏まえ、技術者としての倫理、社会持続性を念頭に置き緊急事態における原子力施設周辺の住民等に対する放射線影響を最小限に抑えるための防護措置を簡潔に説明する。

(1) 原子力災害の緊急時対応（第5層の対応策）についての課題

原子力災害時対応の課題には、①自然災害を伴う複合災害により安全機能が喪失する場合に備えること、②住民への避難指示の意思決定、③原子力防災のための計画、訓練を充実させることが挙げられる。

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえたオンサイト緊急時対応の課題としては、緊急事態の初期対応段階から情報収集により事態を把握し、放射性物質の放出状況を連続的に監視しオフサイトセンターに正確な情報伝達する機能、訓練を強化すること。原子炉建屋（格納容器）への放水による敷地内・敷地外への放出放射線エネルギー抑制のための散水設備の設置及び作動訓練を強化すること。上記のような対応に必要な人員が安全に就業し、休憩できるよう遮蔽機能が強化された建屋の設置、換気空調設備による建屋内へのインリーク低減、放射性物質によって汚染されたものを室内に持ち込まないよう汚染検査、洗浄、更衣設備を充実すること等がある。一方、オフサイト緊急時対応の課題としては、住民視点を踏まえた対策の欠如、複合災害や原子力施設の過酷事故への対策を含む教育訓練の不足、緊急時に対する意思決定の不明確さ、住民に情報を提供する体制や避難計画、資機材不備等がある。原子力災害時において、国民の生命及び身体の安全を確保することが最も重要であり、東京電力福島第一原子力発電所事故での教訓を踏まえて策定された原子力災害対策指針では以下の基本的な考え方が示されている。

- ・住民の視点に立った防災計画を策定すること
- ・継続的に情報を提供する体系を構築すること
- ・最新の国際的な知見を取り入れ、計画立案に使用する判断基準を常に最適なものになるよう見直すこと

(2) 課題に対する複数の解決策

オフサイトにおける原子力災害に対する課題解決策の例について以下に示す。

原子力災害時において、住民への情報提供、避難計画に対する判断基準を常に最適なものにすること、事業者や国、地方公共団体は、平時から環境放射線モニタリング体制を強化し、情報発信する体制を構築することが求められる。また、原子力災害対策に関する計画を整備し、繰り返し原子力災害に備えた訓練を実施することも重要である。

原子力防災に関する国際知見を取り入れた例としては、緊急時防護措置を準備する区域(UPZ: Urgent Protective Action Planning Zone)にお

ける防護措置実施の基準である OIL(運用上の介入レベル)の導入。なお、UPZ より原子力発電所に近い予防的防護措置を準備する区域(PAZ: Precautionary Action Zone)では、原子力災害時に大量の被ばくをさせない(確定的影響回避)の考え方で放射性物質の異常な量の放出がされる前に避難することを原則としている。OIL の考え方のポイントはあらかじめ判断基準を定めて原子力災害対策実施の要否を各地区の環境状況(空間線量率や土壌汚染の度合い)に応じて迅速に判断することに重点をおいている。

原子力災害対策重点区域
予防的防護措置を準備する区域(PAZ) : 原子力発電所から半径概ね 5km 以内 放射性物質が放出される前の段階から予防的に避難等を行う。
緊急時防護措置を準備する区域(UPZ) : 原子力発電所から半径概ね 5km~30km 予防的な防護措置を含め段階的に屋内退避、避難、一時移転を行う。

(3) 解決策に関連して新たに生じるリスクと対応

原子力災害時に緊急時モニタリング情報(大気中放射能濃度、空間線量率の時系列情報)を国が一元的に集約、評価を実施し、迅速かつ分かりやすく発信すること、確実な情報に基づき避難等の指示を住民に提示することは重要であるが、受け取った情報を住民が理解し、放射線防護のための行動に移すことは困難を伴う場合がある。例えば、高齢者や傷病者等の要配慮者については避難行動に伴う健康影響も踏まえ、避難場所で被ばくリスクを下げながら安全に一時的に避難できる施設の整備が求められる。また、原子力災害では、周辺住民が屋内退避や長時間の避難、集団生活を強いられ、長期間の帰還困難になることもある。このため放射線との関連が明らかな疾患でない場合であってもメンタルケアも含めて長期的に住民の健康状態を把握することが重要である。

(4) 業務遂行において必要な要件

公衆の安全、健康及び福利を最優先し、放射線による健康影響への不安、原子力災害に伴う長期間避難生活を強いられる不安等の社会的要因を鑑み、原子力事業者、国、地方公共団体、医療関係者が連携し、早期に避難指示解除が出来るように措置を講じることが望まれる。その手段として原子力災害地域の環境保全の観点から土地、森林、家屋等に沈着した放射性セシウム等の除染を計画的に進め、住民が生活できる空間線量率レベルへ戻していくことが重要である。

解答を作成するにあたっては、参考文献^[3]についても参照されたし。

【参考文献】

[1] 「原子力災害対策指針」(令和元年7月3日、原子力規制委員会)
<https://www.nsr.go.jp/data/00002441.pdf>

[2] 原子力災害対策特別措置法
https://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/lsg0500/detail?openerCode=1&lawId=411AC0000000156_20180627_430AC0000000066#66

[3] 原子力総合パンフレット 一般財団法人 日本原子力文化財団
<https://www.jaero.or.jp/sogo/>

【類似問題】

・令和元年度 原子炉システムの設計及び建設 II-1-1

I-2 国際原子力機関の基本安全原則では「実行可能な範囲で最高レベルの安全を確保するよう最適な安全防護対策が図られなければならない。」としている。合理的に最高レベルの安全性が確保できるようにするために、定量的なリスク情報を活用した科学的合理性の高いリスク管理手法に基づく安全防護対策の実施が考えられる。

(1) リスク情報の活用について、技術者の立場で多面的な観点から3つ課題を抽出し、それぞれの観点を明記したうえで、課題の内容を示せ。

(2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ、その課題に対する複数の解決策を示せ。

(3) 解決策に関連して新たに生じるリスクとそれへの対応について、専門技術を踏まえた考えを示せ。

(4) 業務遂行において必要な要件を技術者としての倫理、社会の持続性の観点から述べよ。

【解答のポイント】

リスク情報の活用については、平成29年度に設置許可基準等で求められているリスク情報を活用した安全確保について、令和元年度にリスク情報を活用した意思決定(Risk Informed Decision Making:RIDM)の原子力発電プラントのリスクマネジメントへの導入に関して出題があった。令和3年度の出題は、IAEAの基本安全原則に基づく、定量的なリスク情報を活用した科学的合理性の高いリスク管理手法に基づく安全防護対策の実施である。

(1) リスク情報の活用について、技術者の立場で多面的な観点から3つ課題を抽出

リスク情報の活用について、日本原子力学会標準「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」¹⁾（以下、RIDM 標準と略す。）では、統合的な分析を求めており、その中で表1に示す七つのキーエレメントを選定し、分析することが要件とされている。この七つのキーエレメントは、IAEAのINSAG-25 “IAEA, A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process” に定義されており、原子力安全に関する洞察を得る場合に、考慮する必要がある観点・視点であり、設定した問題に関する好ましくない影響へ対応する解決策の選択肢を評価するため必要となる要素である。

したがって、この七つのキーエレメントから、三つの課題を抽出して、課題の内容を記載する。課題の選定としては、プラントの計画・設計に関連している方であれば、1. 基準及び良好な慣行、3. 決定論的考慮事項及び4. 確率論的考慮事項を選定、プラントの運営に関連している方であれば、2. 運転経験、3. 決定論的考慮事項及び4. 確率論的考慮事項を選定することが考えられる。

表1 IAEA INSAG-25 でのキーエレメント

1.	基準及び良好な慣行 (Standards and good practices) : 例えば、規格基準、手順、経験・研究に基づくエンジニアリングの安全余裕、及びエンジニアリングの管理・慣行。
2.	運転経験 (Operational experience) : 例えば、類似プラント及び/又は他産業プラントの経験。
3.	決定論的考慮事項 (Deterministic considerations) : 例えば、フォールト・トレラント設計*、深層防護、決定論的な安全基準、事故の防止・緩和、及び安全余裕。
4.	確率論的考慮事項 (Probabilistic considerations) : 例えば、PRA 手法、確率論的ターゲット、PRA の品質及び適用範囲、並びに不確かさ。
5.	組織に係る考慮事項 (Organizational considerations) : 例えば、マネジメントシステム、訓練及び手順書、リーダーシップ、コア・コンピタンス†、並びにコミュニケーション。
6.	セキュリティに係る考慮事項 (Security considerations) : 例えば、物的防護、及び安全対策との関係。
7.	その他の考慮事項 (Other considerations) : 例えば、人と環境に与える放射線影響、研究、経済的要因、将来の運転に関する潜在的な影響からの洞察、及びレジリエンス。

*: フォールト・トレラント設計 (Fault tolerant design) はシステム設計の手法の一つであり、システムの一部に問題が生じても全体が機能停止するということなく（たとえ機能を縮小しても）動作し続けるようなシステムを設計するもの。

†: コア・コンピタンス (Core competence) とは、ある企業の活動分野において“競合他社を圧倒的に上回るレベルの能力”又は“競合他社に真似できない企業の中核となる能力”の事を指す。

(2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ、その課題に対する複数の解決策

リスク情報活用に関する課題であるので、(1)の課題の中から「確率論的考慮事項」を選定して記載するのが良いと考えられる。RIDM 標準では、表2に示すように原子力プラントの計画、設計、運営等の種々の分野に対してリスク情報の活用例が示されている。解答者の専門分野に合わせて、リスク情報の活用例を解決策として複数記載する。表2のリスク情報の活用例には、試験済のような事例もあるが、(3)にて新たなリスクとして問題点を記載することも考慮し、解決策を選定して記載する。

表2 RIDM の対象となる活動事例

活動の目的と対象		活動の内容
プラントの設備変更	設計評価	設計段階の意思決定をサポートするためのPRAの適用 設計認可 外部事象及び共通原因故障に対する防護の最適化 製造時の設備の信頼性目標値の設定 設計をサポートするための研究開発 (R&D) の特定 運転手順及び訓練プログラムの策定、並びに人間工学のサポート
	プラントの変更	プラントの更新、バックフィット作業及びプラントの改良 寿命延長
プラントの運用改善	保守	保守プログラムの最適化 リスク情報を活用した状態監視 リスク情報を活用した経年劣化管理プログラムのサポート リスク情報を活用したオンライン保守 プラント停止時管理

	事故緩和及び緊急時計画	緊急時操作手順の策定と改善 アクシデントマネジメントのサポート（シビアアクシデントの防止、緩和） 緊急時計画のサポート
	訓練	運転員訓練プログラムの改善 保守要員訓練プログラムの改善 プラント管理者訓練プログラムの改善
	リスクに基づく構成管理/ リスクモニタ	プラントの保守及び試験のサポート リアルタイムの構成評価及び管理 運転継続のための技術仕様（TS）の適用除外と正当化 動的リスク情報を活用した TS
プラントの包括的な 安全管理	技術仕様の変更	許容待機除外時間の変更及び必要な TS の変更に関する判断及び評価 リスク情報を活用した TS の最適化 監視テスト間隔（STI）に対する変更の決定及び評価 リスク情報を活用した供用期間中試験 リスク情報を活用した供用期間中検査
	SSCs 用の等級付け品質保証 プログラムの確立	設備のリスク重要度評価における SSCs の分類 QA 要件の変更がリスクにもたらす影響の評価
	リスク情報を活用した特別な サイト保護手段	リスク情報を活用した火災防護 リスク情報を活用した内部溢水防護 個別サイトのリスク情報を活用した深層防護（RI-DID）
	安全上の問題への対処のため のリスク評価	是正措置のリスク評価 安全上の問題の特定及びランク付けのためのリスク評価 決定論的設計ルール又はサイトハザードに関する新情報に対する既存のプラント設計と更新/修正後の相違における安全重要度の評価 マルチユニット事故に関するサイト全体のリスク重要度の評価 全放射線源がもたらすサイト全体のリスク重要度の評価
プラントの安全性向上 評価及びパフォーマンス 監視	プラント全体の評価	プラント全体の安全性の評価 定期安全レビュー 設計基準を超えるサイトハザードに対する深層防護（DID）及び安全裕度の分析
	性能モニタリング	検査活動（規制及び業界）の計画及び優先順位付け 長期的リスクに基づいたパフォーマンス指標 短期的リスクに基づいたパフォーマンス指標
	性能評価	検査結果の評価 運転事象の評価及び格付け
	規制の意思決定	長期的な規制の意思決定 暫定的な規制の意思決定

(3) 解決策に関連して新たに生じるリスクとそれへの対応について、専門技術を踏まえた考え

解決策の例として、RIDM 標準に示す表 2 の中から「リスク情報を活用した供用期間中検査」（以下、RI-ISI と略す）を選定し、解決策に関連して生じるリスク及びリスクへの対応、専門技術を踏まえた考えについて記載すると、以下のような例となる。

従来、供用期間中検査は圧力バウンダリとの相互関係からクラス分類され、そのクラスに従い検査の範囲、頻度が決められていた。これに対し、RI-ISI では、以下のように CDF を定義し、その機器損傷による CDF への影響を定量化し、リスクに基づき供用期間中検査のクラスを再分類できる。

$$CDF = \text{機器損傷頻度} \times \text{条件付炉心損傷確率}$$

機器損傷頻度：確率論的破壊力学コード等から評価

条件付炉心損傷確率：PRA から評価

図 1 に示すように各機器損傷頻度に対する CDF への影響は、リスク重要度として表現され、リスク情報により補正された機器のクラス分類が可能となる。また、機器破損頻度評価において検査頻度に関する感度解析が実施できる。リスク情報による検査では、このような情報が検査計画に反映される。さらに、プラント情報（発見された亀裂等の情報）は損傷頻度の評価において反映され、専門家パネルが実施される。この専門家パネルでは従来の決定論的な考え方と付き合わせ、総合的な意思決定が実施される。

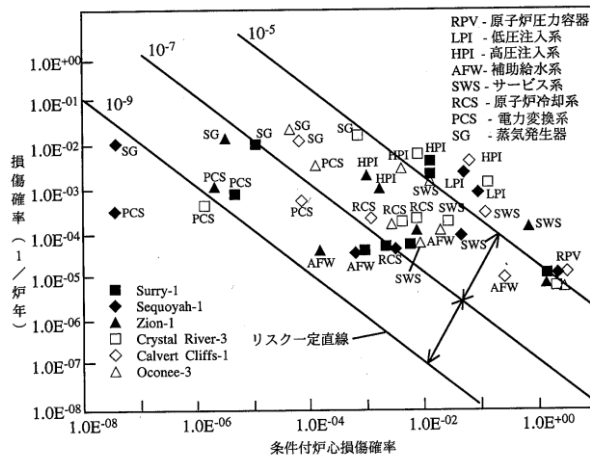


図1 米国PWRのリスク評価事例(ASMEパイロット研究例)

このようにRI-ISIは、米国にて実施されているが、米国Davis Besseプラント(PWR)のRPV上蓋劣化のような事例も発生している^[2]。これは、RPV上蓋のCRDM(Control Rod Drive Mechanism)ノズル部の検査をリスク情報を活用した要請に基づきNRCが部分的に承認(延長期間の半分の期間を許可)したが、その後の検査でRPV上蓋の著しい損耗が見つかった例である。つまり、リスク情報を活用した意思決定において、新たなリスクを発生させた可能性のある事例である。したがって、RI-ISIではリスク評価のみで意思決定することは無く、専門家パネルにおいて運転経験に基づく知見や確率的な評価では考慮されていない損傷モード等、定性的な分析も踏まえて議論し、意思決定することが推奨されている。また、確率論的破壊力学コードを用いた評価では、ベースとなる初期欠陥データや検査検出失敗確率等の不確実な要素が多いことも考慮することが重要である。また、解答を作成するにあたっては、参考文献^{[3][4]}についても参照されたし。

(4) 業務遂行において必要な要件を技術者としての倫理、社会の持続性の観点

RIDM標準では、リスク情報の活用における統合的な意思決定のプロセスの流れにおいて、コミュニケーションが業務遂行において必要な要件となっている。RIDM標準のプロセスでは、コミュニケーションによって意思決定のための確実な情報の収集、及び関係主体の関与を得るべく、社会を取り巻くリスクに関する正確な情報を、行政、専門家、企業及び市民などの外部並びに組織内部のステークホルダーで共有し、相互に意思疎通を図ることになる。

このリスクコミュニケーションにおいて、特に外部コミュニケーションは、それが扱う問題並びにその目的及び方法は様々であり得ることから、図2のように、六つの分類軸によって体系的にリスクコミュニケーションの類型を複合的に整理した類型枠組みを考慮することが必要である。この類型枠組みはリスクコミュニケーションの実践の企画、及び評価における目安として活用できるが、この中で、特にリスクに関する“知識の不定性”による分類は、とくに意思決定に係るリスクコミュニケーションの関与者の範囲と対応しており、有効なコミュニケーションとして関与者(ステークホルダー)ごとにアプローチの方法を検討する場合に有用である。

リスクコミュニケーションは、まずこの知識の不定性を社会の共通課題として認知するところから始まる。リスク問題を、それらに関する知識の不確かさ(不定性)の違いによって四段階に分け、表3のようにリスクマネジメント並びにリスクコミュニケーションの関与者の範囲及びコミュニケーションの様式を分類している。

組織の内部リスクコミュニケーションで取り扱うリスク問題は、基本的に表3の単純、複雑な問題が主体であり、不確実な問題の範囲程度までしか取り扱わない。一方、外部リスクコミュニケーションでは、社会全体の問題と関係し、様々な価値観をもつステークホルダーとのコミュニケーションとなるので、その範囲も不確実な問題、曖昧(多義的)な問題(倫理も含む)をも取り扱うことになる。このような場合には、組織の意思決定といえども組織の意思決定者が収集した情報だけで判断できるものではなく、様々なステークホルダーの参加の下で彼らの意見をフィードバックして意思決定し、各ステークホルダーのコミットメント(社会的合意)の下で社会の持続性に考慮した意思決定を実行して行くことが必要になる。

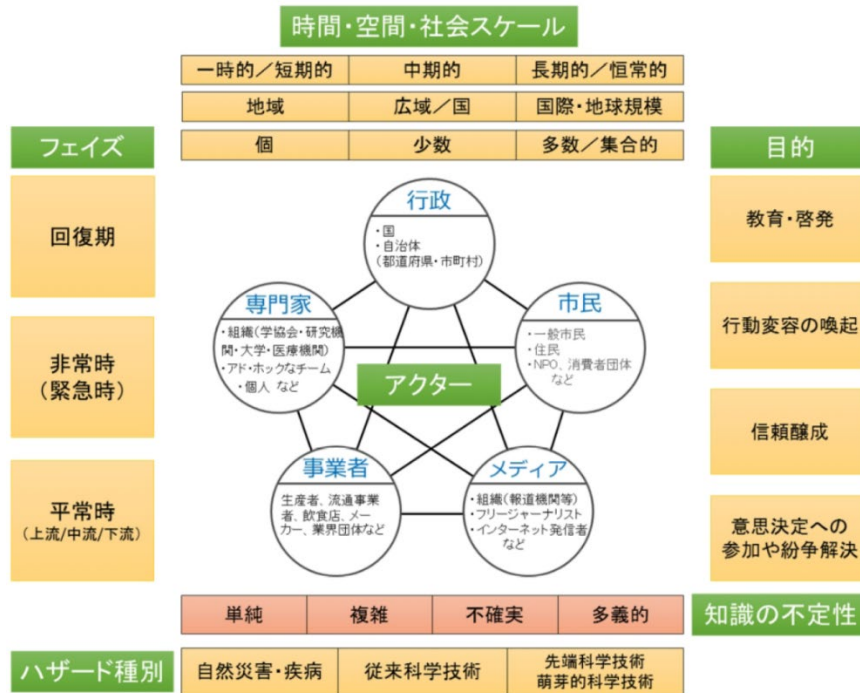


図 2 リスクコミュニケーションの類型枠組み

表 3 問題の種別(知識の不定性)の度合いによる分類とコミュニケーション

問題種別	問題の特徴	討議 (discourse) のタイプと目的	意思決定への関与者
単純 (simple)	リスクの性質及び管理方法がよく分かっている。そのことが社会で広く認知されており、異論及び対立が見られない。	手段的討議 (instrumental discourse) 1. リスク削減措置の協力的実施。	規制当局, 直接的関係者, 執行機関職員など
複雑 (complex)	リスクの評価及び管理の仕方について科学的不一致がある。	認識論的討議 (epistemological discourse) 2. 認識の不一致を解消。	上記プラス 科学的見解を異にする 専門家・有識者一般
不確実 (uncertain)	リスクの評価に関して大きな科学的不確実性がある。	反省的討議 (reflective discourse) 3. 不確実性・無知も考慮したうえでの受忍性を判断。 4. 規制・保護の過剰/過小も吟味。	上記プラス 主要な利害関係集団の代表 (産業, 直接的被影響者)
曖昧 (多義的) (ambiguous)	解釈の曖昧さ (多義性)	参加的討議 (participative discourse) 5. 競合する議論, 価値観及び信念についてオープンに討議。 6. 共通の価値, 各自の“善き生活”を実現できる選択肢, 公正な分配ルール, 共通の福祉を実現する方法を追求。	上記プラス 一般市民
	規範的な曖昧さ (多義性)		

【参考文献】

- [1] 原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019, 日本原子力学会標準 (AESJ-SC-S012)
- [2] “Davis-Besse Reactor Vessel Head Degradation Lessons-Learned Task Force Report”
<https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/vessel-head-degradation/lessons-learned/lltf-report.html>
- [3] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：2010, 日本原子力学会標準 (AESJ-SC-RK002)
- [4] リスク情報活用における PSA の品質保証に関する報告, 平成 18 年 10 月, 財団法人 原子力安全研究協会

【類似問題】

- ・令和元年度 原子炉システムの設計及び建設Ⅱ-2
- ・平成29年度 原子炉システムの設計及び建設Ⅲ-2

5. 選択科目Ⅱの解説

5.1 「原子炉システム・施設」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1設問を選び解答せよ。(緑色の答案用紙に解答設問番号を明記し, 答案用紙1枚にまとめよ。)

Ⅱ-1-1 原子炉の反応度に影響を与える核分裂生成物の毒物質について, 代表的な核種の原子炉停止後における有害度の変化について説明せよ。

【解答のポイント】

原子炉を運転すると核分裂により燃料内に核分裂生成物(FP: fission product)が生成される。核分裂生成物の種類は数百を越えるが, その中には ^{135}Xe と ^{149}Sm という特に大きな中性子吸収断面積を持つ核種がある。

これらの核種は核分裂で生成される割合も大きく, その中性子吸収は原子炉の増倍率に大きな影響を持つことから, 核分裂生成物の毒作用(fission product poisoning)と呼ばれている。ただし, ほとんどの核分裂生成物核種の断面積は1eV以上のエネルギー領域で急速に小さくなるため, 核分裂生成物の毒作用はもっぱら熱中性子炉にのみ関係する。以下では, ^{135}Xe の原子炉停止後における有害度の変化について説明する。

長期間一定の中性子束レベルで運転した炉心を突然停止する場合を考える。図において, 核分裂による ^{135}I と ^{135}Xe の直接生成(図の核分裂 $\rightarrow^{135}\text{I}$ 及び核分裂 $\rightarrow^{135}\text{Xe}$ の生成パス)及び ^{135}Xe の中性子捕獲による消滅(図の $^{135}\text{Xe}\rightarrow^{136}\text{Xe}$ のパス)が無くなり, ^{135}I の崩壊による ^{135}Xe の生成と ^{135}Xe の崩壊が残る。 ^{135}I の半減期は ^{135}Xe より短いので, ^{135}Xe は初め蓄積され, ついで減少する。

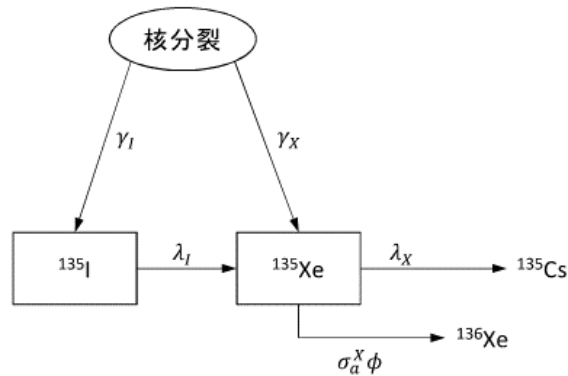


図1 簡略化した ^{135}Xe の崩壊図^[1]

図2に, クリーン炉心状態から起動し, 炉心が平衡状態となる t_0 時間運転し, 停止した後の ^{135}I 及び ^{135}Xe の濃度変化を示す。図の(a)に示すように, クリーン炉心(時間0より以前には炉心は停止状態にあり, 核分裂生成物濃度もゼロであったとする。)を時間0から t_0 まで一定出力で運転した場合, 図の(b), (c)に示す ^{135}I と ^{135}Xe の濃度はともに0から増えてそれぞれの平衡値に近づく。出力運転を停止すると, ^{135}I 濃度は指数関数的に減少する。一方, ^{135}Xe 濃度は ^{135}I の崩壊による ^{135}Xe 生成のため, 一旦増加するが, そのあと減少する。図3には停止後の ^{135}Xe の濃度の中性子束依存性を示す。Xe毒による反応度は炉心停止前の中性子束, 即ち出力が大きいほど大きい。図3から明らかなように, 停止後30時間以内に再起動する時に大きな正の反応度が必要になる。このことは短時間の運転停止の場合に重要である。図4は, 再起動不能時間の終わり頃に再起動し, 定格出力に戻した時の ^{135}Xe による負の反応度の推移を示している。炉心内に多くの ^{135}Xe が存在している状態で原子炉が再起動されると, ^{135}Xe は元の平衡状態に戻るべく中性子吸収反応によりその量を大幅に減少させる。その結果, 正の反応度が入ることに注意する必要がある。

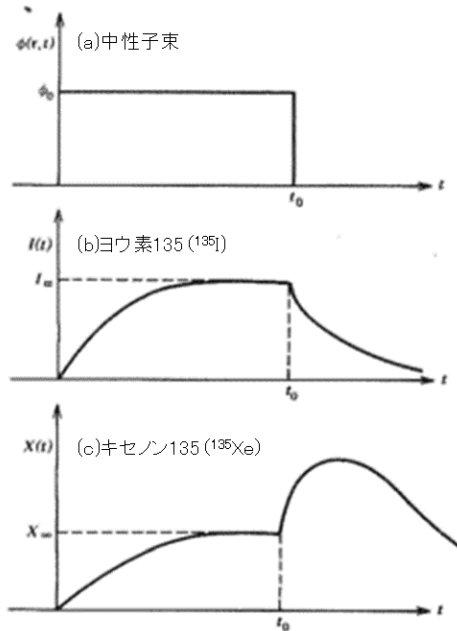


図2 クリーン炉から起動、停止した後の¹³⁵I及び¹³⁵Xeの濃度変化^[2]

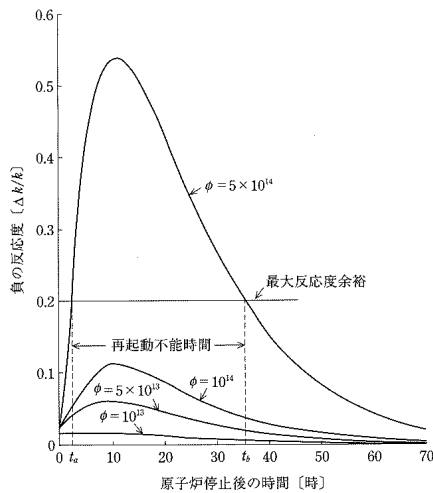


図3 原子炉停止後の¹³⁵Xe蓄積による負の反応度変化^[3]

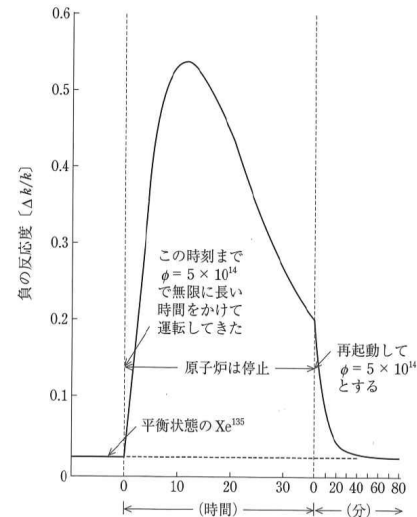


図4 再起動時の¹³⁵Xeの核変換による正の反応度印加^[3]

【参考文献】

- [1] 成田正邦, 藤田文行訳, J. J. ドッデルスタット, L. J. ハミルトン, 原子炉の理論と解析(下巻), 現代工学社, 1981. 1.
- [2] 石森富太郎編, 原子炉工学講座3 原子炉物理, 培風館, 1947. 7.
- [3] 岡芳明編, 原子力教科書 原子炉設計, オーム社, 2010. 7.

II-1-2 安全機能の重要度分類について説明せよ。また、実用発電用原子炉の各分類のそれぞれについて代表的な機能を1つ挙げよ。

【解答のポイント】

発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能（以下「安全機能」という。）について、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定めて分類することを安全機能の重要度分類といい、これらの機能を果たすべき構築物、システム及び機器の設計に対して、適切な要求を行うために規定されたものである。安全機能の重要度分類については、「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」^[1]（以下、「設置許可基準規則」という）の第12条及び「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の解釈」^[2]（以下、「設置許可基準規則の解釈」という）の第12条にて規定されており、「設置許可基準規則の解釈」の第12条にて「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」^[3]（以下、「重要度分類指針」という）が参照されている。

「重要度分類指針」において、以下に示す具体的な安全機能の分類及び重要度の分類が定められている。

(1) 安全機能の区分

安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種類に分類する。

- (a) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの(異常発生防止系。以下「PS」という。)
- (b) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの(異常影響緩和系。以下「MS」という。)

(2) 重要度の分類

PS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。それぞれのクラスの呼称は表1に掲げるとおりとし、それぞれのクラスに属する構築物、系統及び機器の定義並びにその安全機能は、表2に掲げるとおりとする。

表1 安全上の機能別重要度分類

重要度による分類	機能による分類	安全機能を有する構築物、系統及び機器		安全機能を有しない構築物、系統及び機器
		異常の発生防止の機能を有するもの(PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの(MS)	
安全機能に関連する構築物、系統及び機器	クラス1	PS-1	MS-1	
	クラス2	PS-2	MS-2	
	クラス3	PS-3	MS-3	
安全に関連しない構築物、系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの

表2 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能

分類		定義	機能
クラス1	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損 を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 2) 過剰反応度の印加防止機能 3) 炉心形状の維持機能
	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器 2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能 2) 未臨界維持機能 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 4) 原子炉停止後の除熱機能 5) 炉心冷却機能 6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能 1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 2) 安全上特に重要な関連機能
クラス2	PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器 2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。) 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能 3) 燃料を安全に取り扱う機能 1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能
	MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器 2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び	1) 燃料プール水の補給機能 2) 放射性物質放出の防止機能 1) 事故時のプラント状態の把握機能

		機器	2) 異常状態の緩和機能 3) 制御室外からの安全停止機能
クラス3	PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1 及びPS-2 以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能(PS-1、PS-2 以外のもの。) 2) 原子炉冷却材の循環機能 3) 放射性物質の貯蔵機能 4) 電源供給機能(非常用を除く。) 5) プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。) 6) プラント運転補助機能
		2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能 2) 原子炉冷却材の浄化機能
	MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能 2) 出力上昇の抑制機能 3) 原子炉冷却材の補給機能
		2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能

ここで、各分類のそれぞれについて代表的な機能を BWR の重要度分類を例に述べる。PS-1 は、「その損傷又は故障により発生する事象によって、(a)炉心の著しい損傷、又は(b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器」であり、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を有する原子炉圧力容器が該当する。また、PS-2 は、「その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器」等であり、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能を有する使用済燃料ピット等が該当する。さらに、PS-3 は、「異常状態の起因事象となるものであって、PS-1 及びPS-2 以外の構築物、系統及び機器」等であり、プラント計測・制御機能を有する原子炉制御系等が該当する。

また、MS-1 は、「異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器」であり、原子炉の緊急停止機能を有する制御棒及び制御棒駆動系、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能を有する逃がし安全弁(安全弁としての開機能)、炉心冷却機能を有する非常用炉心冷却系(高圧炉心スプレイ系等)、放射性物質の閉じ込め機能としての原子炉格納容器等が該当する。さらに、MS-2 は、「PS-2 の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器」であり、燃料プール水の補給機能を有する使用済燃料ピット補給水系等が該当する。そして、MS-3 は、「運転時の異常な過渡変化であっても、MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器」であり、原子炉圧力の上昇の緩和機能を有する BWR の逃がし安全弁(逃がし弁機能)が該当する。

【参考文献】

- [1] 原子力規制委員会、実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則、令和2年4月1日。
- [2] 原子力規制委員会、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の解釈、令和3年6月23日。
- [3] 原子力安全委員会、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針、平成2年8月30日。

II-1-3 原子炉施設のコンフィグレーション管理(CM)とは何か、その概要を述べよ。

【解答のポイント】

原子力施設のコンフィグレーション管理(CM)については、例えばIAEA-TECDOC-1335[1]に示されるCMの3要素の「均衡」がベースの考え方となる。なお、原子力規制庁(NRA)は、事業者に対してCMを実施するよう期待を示す一方で、原子力関係法令やNRA文書には、CMに関する定義や明示的な要求は示されていない。

以下に示す解答案では、次の点についてまとめた。

- 米国CMBG(Benchmarking Group)の基礎講座用のスライド^[1]の冒頭と、最終を参考に、「CMとは」について説明するとともに、NRAがCMに期待することを示す。
- CMの3要素、「均衡」が具体的には変更管理であることの説明。
- 原子力事業者の取り組み
- 検討課題
- 「変更管理」に係る、事業者主体の取り組みであるという点が共通する施策である、「安全性向上評価」届出書との関係

なお、CMについては、ガイドが検討されている段階であるので、具体的な情報が得られる場合は、海外の情報を国内の情報に置き換えて検討されてもよいと考える。

原子力施設のCMとは、事業者自らが所有する設備（特に安全に関連するもの）の設計要件を理解・把握し、自らの責任で実際の設備（物理構成）及び関連図書・図面（施設構成情報）が設計要件に合致していることを保証することであり、CMはプラントの安全を確保するための基盤のひとつである。国内では、原子力規制検査の導入にあたって、NRAから事業者に対してCMを実施するよう期待が示されている。

原子力施設におけるCM実施とは、「設計要件」「施設構成情報」「物理的構成」の3要素の平衡を保つことである。各要素について簡潔に説明すると、設計要件は安全性を維持するための設備・機器の機能を達成するための設計要求であり、施設構成情報はプラントの設計や運転について示した図書・情報、そして物理構成は実際に在る設備・機器、である。CMベースラインを構築した後に、設計変更を適切に実施することにより、この平衡が保たれる。海外のCMガイドは、この設計変更管理が主な内容となっている。

現在、多くの事業者では、「設計要件」を明確にするため、法令や設置許可申請書等にもとづき機能・性能に係る要求を整理した「設計基準文書」の整備を、安全重要度の高い機能から優先的に進めている段階である。今後の運用段階では、保安規定に定める設計管理等に従って、変更管理を行うことになる。

なお、プラントの最新の状態に基づく安全評価の結果は、事業者が毎運転サイクル「安全性向上評価届出書」にまとめ、公開するが、これに「設計要件」や「施設構成情報」の概要が含まれるという関係となると考えられる。CMの対象としては、今後、届出書の全スコープを含むよう確率的リスク評価（PRA）のモデルに含まれている設備や、安全機能達成に必要な運転員操作に係る手順書なども対象としていくことが必要と考えられる。

解答を作成するにあたっては、参考文献^{[2][3]}についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] 米国CMBG (Benchmarking Group) の基礎講座用のスライド(CM Fundamentals (CM-101))
<https://www.cmbg.org/papers-publications.aspx>
- [2] IAEA TECDOC No. 1335, "Configuration Management in Nuclear Power Plants"
<https://www.iaea.org/publications/6612/configuration-management-in-nuclear-power-plants>
- [3] JANSI CM-WG Web サイト
<http://www.genanshin.jp/report/configurationmanagement/index.html>

II-1-4 配管溶接継手の疲労割れについて発生原因とその対策について説明せよ。

【解答のポイント】

本問題文には「配管溶接継手の疲労割れについて発生原因とその対策について説明せよ。」とあるが、ここで出題者のいう「対策」とは疲労割れが発生した現品への修理・補修他の対策ではなく、疲労割れの予防対策を意図しているものと解釈する。また、運転中の熱サイクルは設計で考慮されており、熱サイクルに起因する低サイクル疲労割れの事例はほとんどないことから、「疲労割れ」を高サイクル疲労割れと解釈し、次のように解答のポイントを示す。

材料が振動などの繰返し荷重を受ける状態で使用されると、疲労割れが発生することがある。配管溶接継手で疲労割れが発生しやすいのは、溶接により形状が不連続となる部分が生じるためである。配管の溶接継手は、大きな区分として、すみ肉溶接と突合せ溶接の2種類に分けられる。すみ肉溶接の方では過去に、すみ肉溶接止端部において疲労割れが発生している^{[1][2]}。この対策として、すみ肉溶接のような形状不連続部を有しない突合せ溶接化への変更や溶接止端部のR形状処理等を適用している。また、(一社)日本機械学会発行の「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」では、それぞれの溶接部の形状に適した強度評価が行えるように応力係数を与えるとともに、疲労強度減少係数も使用できるようにしている。

配管に疲労割れを生じさせる繰返し荷重の発生源の例には、ポンプによる振動や流力振動などがある。配管設計では、これらの繰返し荷重による疲労割れ抑制のため、配管ルートや配管支持構造物の位置を工夫して配管系の固有振動数がポンプ等に起因する固有振動数と共振しないよう設計する、配管に対する拘束力を高めて繰返し荷重を低減・抑制する、伸縮継ぎ手使用による振動減衰等の対策を施している。

【参考文献】

- [1] ニューシア, 2003-東京-M020
- [2] ニューシア, 1993-原電-T009, 等

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。(青色の答案用紙に解答設問番号を明記し、答案用紙2枚を用いてまとめよ。)

Ⅱ-2-1 既設実用発電用原子炉の特定重大事故等対処施設の基本設計を、電力会社側の設計責任者として進めるに当たり、下記の問いに答えよ。

- (1) 調査、検討すべき事項とその内容について説明せよ。
- (2) 業務を進める手順を列挙して、それぞれの項目ごとに留意すべき点、工夫を要する点を述べよ。
- (3) 業務を効率的、効果的に進めるための関係者との調整方策について述べよ。

【解答のポイント】

特定重大事故等対処施設の基本設計に関する設問である。過去にも「特定重大事故等対処施設」に関する出題がされており、法令上の要求事項や、原子力規制委員会の審査ガイドなどに一度目を通しておくとよい。

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(以下、「設置許可基準規則」という)第二条(定義)において、「特定重大事故等対処施設」とは、重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するためのものをいうと定義されている。

また、設置許可基準規則第四十二条(特定重大事故等対処施設)において、以下のとおり設計上の要求事項が記載されている。

(特定重大事故等対処施設)

第四十二条 工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。

- 一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- 二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。
- 三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。

設置許可基準規則の解釈では、第1号に規定する「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備としている。

「原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離(例えば100m以上)を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。」

第2号に規定する「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備である。

- i. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能(例えば、緊急時制御室からの原子炉減圧操作設備)
- ii. 炉内の溶融炉心の冷却機能(例えば、原子炉内への低圧注水設備)
- iii. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能(例えば、原子炉格納容器下部への注水設備)
- iv. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能(例えば、格納容器スプレイへの注水設備)
- v. 原子炉格納容器の過圧破損防止機能(例えば、格納容器圧力逃がし装置(排気筒を除く))
- vi. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能(必要な原子炉)(例えば、水素濃度制御設備)
- vii. サポート機能(例えば、電源設備、計装設備、通信連絡設備)
- viii. 上記設備の関連機能(例えば、減圧弁、配管等)

また、第3号に規定する「発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること」とは、例えば、少なくとも7日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。

解答にあたっては、上記の要求事項を踏まえつつ、特定重大事故等対処施設は新規規制基準への適合のための工事計画の認可の日から5年の間に稼働が必要であること、特定重大事故等対処施設の情報は機微情報であり情報取り扱いにあたっては留意する必要があることなど、特定重大事故等対処施設に特有の事情に触れるのもよい。

答案用紙2枚以内に(1)～(3)について解答をまとめるためには、詳細に記述することは難しい。選択科目Ⅱ-2の評価項目が、技術士に求められる資質能力(コンピテンシー)のうち、専門的学識、マネジメント、リーダーシップ、コミュニケーションの各項目であることを意識しつつ、概要的に要点を絞った内容で解答を作成していくのがよいと思われる。参考までに答案用紙2枚以内にまとめた解答例を示す。答案用紙2枚の

記載量についてイメージをつかむために役立てば幸いである。なお、解答を作成するにあたっては、参考文献^{[1]~[4]}についても参照されたし。

【解答例】

(1) 調査、検討すべき事項とその内容

特定重大事故等対処施設（以下、「特重設」という）の基本設計に当たっては、設置許可基準規則や技術基準規則等の法令要求事項を踏まえ、以下のような内容を調査、検討すべきである。

(a) 特重設の配置・構造

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにも対処するために、必要な機能を確保できるよう特重設の配置・構造を調査、検討する。

(b) 原子炉格納容器の破損防止に必要な設備の設置

原子炉格納容器の破損防止のために、原子炉減圧操作設備、格納容器スプレイへの注水設備、格納容器圧力逃がし装置等の設置を調査、検討する。これらの操作に必要な緊急時制御室、電気設備、計装設備、通信連絡設備の設置もあわせて調査、検討する。

(c) 事象発生後に当面支援がないことを想定した設計

大型航空機の衝突やその他のテロリズム発生後、当面は原子炉施設外からの支援が受けられないことを想定し、例えば7日間は必要な設備が機能するために十分な容量を有する設計とするよう調査、検討する。

(2) 業務を進める手順と留意・工夫を要するべき点

(a) 特重設の基本設計を進めるための計画の策定

設計責任者として主体的に基本設計に必要な要員や予算を確保して体制を構築し、基本設計の工程を計画・策定する。特重設は新規規制基準適合の工事認可日から5年以内に完成が必要に留意して基本設計、国の審査や工事施工の工程を計画する。また、先行電力会社の対応状況の情報を入手すべく工夫を行う。

(b) 特重設の基本設計の実施

策定した計画に基づき基本設計を進める。設置許可基準規則、技術基準規則等の特重設に対する要求事項に留意し、基本設計に確実に反映させる。基本設計の内容をもとに原子炉設置変更許可申請書の作成を進めるため、作成が必要な文書の内容と期限、作成の分担を一覧表で関係者に共有できるように工夫する。

(c) 国の審査対応を踏まえた特重設の基本設計の更新

原子炉設置変更許可申請に向けて段階的に国の審査対応を進める。審査対応を踏まえて基本設計の内容に変更が必要なものは、見直し忘れないように留意して確実に図書に反映するよう文書管理を工夫する。

(3) 業務を効率的、効果的に進めるための調整方策

(a) 社内、メーカー、協力企業との調整

特重設の情報は機微情報であるため情報管理に十分留意しつつ、関係者と全体工程や設計上の課題、リスクを共有し、定期的に会議を行って迅速に課題解決を図ることにより、業務を効率的、効果的に進める。

(b) 国との調整

国の関係者とよくコミュニケーションをとり、審査における論点について相互の理解を明確にすることで効率的、効果的な審査ができるよう進める。以上

【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の解釈（原子力規制委員会）

<https://www.nsr.go.jp/data/000382455.pdf>

[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（原子力規制委員会）

<https://www.nsr.go.jp/data/000382457.pdf>

[3] 実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド（原子力規制委員会）

<https://www.nsr.go.jp/data/000069283.pdf>

[4] 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（原子力規制委員会）

<https://www.nsr.go.jp/data/000187187.pdf>

【類似問題】

[1] 平成27年度試験問題「原子炉システムの運転及び保守」（Ⅱ-1-2）

II-2-2 10年以上停止していた原子力発電所が再稼働に必要な規制上の手続や改造工事を全て完了し、半年後に再稼働を迎えることになった。原子炉を安全に再起動させるため、発電所内の設備の試験・点検計画を既に実行中の計画を遅延無く遂行させる管理責任者として進めるに当たり、以下の内容について記述せよ。

- (1) 調査、検討すべき事項とその内容について説明せよ。
- (2) 留意すべき点、工夫を要する点を含めて業務を進める手順について述べよ。
- (3) 業務を効率的、効果的に進めるための関係者との調整方策について述べよ。

【解答のポイント】

問題文に記載されているこの業務の前提条件（以下の事項）を踏まえて、各設問への対応を考える必要がある。問題文の『試験・点検計画を既に実行中の計画を遅延無く遂行させる』において、『計画を』が続いているために日本語として難解であるが、前提条件を以下と解釈して解説する。

- ・10年以上停止していた原子力発電所
- ・再稼働に必要な規制上の手続や改造工事を全て完了⇒新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可，設計及び工事計画認可(下図では「工事計画認可」と表記)，保安規定変更認可が得られ，使用前検査受検中の状況
- ・安全に再稼働させるための設備の試験・点検計画を既に実行中
- ・半年後に再稼働させる計画どおり遅延無く遂行させる管理責任者

新規制基準へ適合させるために実施した改造工事だけではなく、再稼働に際しては、長期停止期間中の設備の保管対策や点検の実施状況を踏まえ、必要に応じて機器等の取替又は起動前点検を行い、使用前事業者検査を含めて機能・性能検査等を実施することで、構築物、系統及び機器の機能を確保することが重要となる。再稼働までに至る、大筋の流れ（下図参照）を踏まえた解答とすることがポイントとなる。

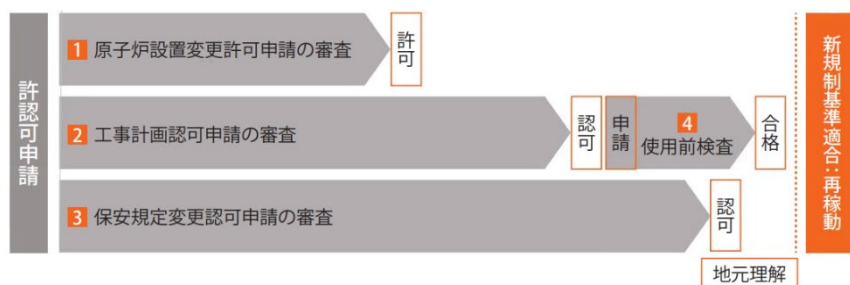


図 新規制基準適合性に係る許認可申請と再稼働の概略の流れ¹⁾

(1) 調査、検討すべき事項とその内容について

再稼働した原子力発電所はPWRプラント10基に留まっている（2022年1月末現在）^{2),3),4)}。これら再稼働プラントから得られた教訓を調査・検討し、その結果に基づき実行中の計画をブラッシュアップし、計画を実行していくことが半年後の確実な再稼働に繋がるものと考えられる。具体的な調査、検討すべき事項を以下に列記する。

- ・再稼働済みPWRプラントからの再稼働に係る教訓（規制や地元対応を含む良好事例、失敗事例の原因と対策など）の調査
- ・数年以上停止後に再稼働した国内外プラントの起動時の運転経験情報（OE情報）の調査
- ・万全を期すための上記以外の国内外プラントの起動時の運転経験情報の調査
- ・再稼働済み事業者への再稼働支援要請の検討
- ・JANSI^{5),6)}、WANOへの再稼働支援要請の検討
- ・再稼働済みPWRプラントのメーカーへの助勢作業委託の検討
- ・ATENAプラント長期停止期間中における保全ガイドライン⁷⁾適用状況の調査・確認⁸⁾
- ・長期停止期間中の設備の保管状況、点検実績の調査
- ・機器の故障を想定した代替措置の有無、予備品確保状況の調査
- ・JANSI再稼働ガイドライン適用の検討⁹⁾
- ・OBを含めた経験豊富な発電所員への支援要請の検討
- ・事業者検査¹⁰⁾、燃料装荷、使用前事業者検査完了、再稼働への地元の理解・同意取得^{11),12)}などマイルストーンの確認と再稼働計画への反映検討

(2) 留意すべき点、工夫を要する点を含めて業務を進める手順について

設備の試験・点検計画が既に実行中であること、目標は半年後に再稼働させることから、半年間の再稼働プロジェクト業務と位置付けて、

多岐にわたる関係者と連携を密とし、合理的、効率的にPDCAサイクルを回しながら推進していくことが留意点となる。また、停止期間中に新規制で変更・追加された機器・ルールに対して横断的な確認が必要である。さらに、再稼働が40年超運転と同時になる場合には、規制要求の特別点検の実施なども留意点となる。

一方で、10年振りということでも予期せぬ事象が発生する可能性があることも考慮し、余裕を持った工程の確保や、起動・運転の実務経験がほとんど無い若手社員のサポート体制の充実などが工夫を要する点となる。

業務を進める手順として、以下の流れで業務を進めることが考えられる。^{[5]-[13]}

なお、以下の5)以降の手順は、並行作業や繰り返し作業として実施する場合が多い。

- 1) 調査、検討結果に基づく再稼働計画の見直し
- 2) 再稼働プロジェクトの体制（広報含む）、予算、人員、工程の再確認と定例フォローの実施
- 3) 社内ルール・手順書が新規制基準に照らして過不足ないものになっているかの確認。
- 4) 起動工程以降は特に世間からの注目が集まることから、不具合に迅速に対応できるよう予備品・在庫品の積み増しを行う。
- 5) 見直した計画に基づく、安全に再稼働させるための設備の試験・点検の実施
 - ・OBや協力会社、メーカーの実務者も交えて、実施しておくほうがよい試験・点検を抽出し、追加して実施
 - ・起動前総点検としては、長期停止期間中の保管対策、点検計画対象外設備の試験・点検も対象に含めて実施
- 6) 再稼働済み事業者、JANSI、WANOへの再稼働支援要請と受け入れの推進
 - ・BWRプラントの再稼働の場合も、PWRとの型式の違いを認識した上で合理的な支援受け入れ
 - ・エキスパートによるプラントウォークダウン
 - ・起動時発報が予想される警報のリストアップ
- 7) 再稼働済みPWRプラントのメーカーへの助勢作業委託発注と受け入れの推進
 - ・BWRプラントの再稼働の場合も、PWRとの型式の違いを認識した上で合理的・効率的な委託実施
 - ・最終運転時の申し送り事項については、現行の設備・手順で要件を満足しているか再確認
- 8) 異物確認の徹底
 - ・工事途中段階で異物が混入する可能性を踏まえ、工事最終段階における確認を徹底
- 9) 重大事故を想定した訓練
 - ・事故シナリオにおいて定められた時間内に操作が完了できることの確認
- 10) シミュレータを用いた再稼働時工程変更対応の訓練
 - ・運転操作経験者においても、長期停止中にポジションがアップし、当該ポジションでの起動は初めてとなることから、原子炉起動、発電機並列、出力上昇等のシミュレータ訓練の実施
- 11) 若手社員のサポート体制の充実
 - ・運転経験のあるベテラン社員を若手社員のコーチとして割り当て、個別にサポート
- 12) 規制当局との調整、審査、原子炉規制検査対応
- 13) 地元自治体、地域住民の理解を得るための説明
- 14) 地元自治体からの再稼働への同意の取得
- 15) 原子炉起動から定格熱出力運転までの再稼働工程の各段階での重要ポイントの確認
 - ・通常よりも確認者を増員して各パラメータを確認し、安全をしっかりと確認した上で、慎重に進める

(3) 業務を効率的、効果的に進めるための関係者との調整方策について

本業務で想定される関係者と調整方策として、以下が考えられる。

- ・発電所内の各部門が横断的に参画する会議体を設置し、総括する会議体と、その傘下として個別案件に対応する会議体群の構成とし、総括会議体と個別会議体が連携しながら効率的に検討し、調整していくことを可能とする。
- ・発電所、本店、支社等で再稼働に関する毎日定例ミーティングを開催し、情報共有を密とし、迅速な調整を可能とする。
- ・支援を受けるJANSI、WANO、再稼働済み事業者・メーカーや、作業を担うメーカー、協力会社との双方向の良好なコミュニケーションを確保し、迅速な調整を図っていく。
- ・地元自治体、地域住民から再稼働へ理解を得るために、徹底した安全対策、安全運転に取り組み、その状況を分かり易く、タイムリーに情報発信することや、コミュニケーション活動によって双方向に理解が深まるよう努めていく。
- ・規制当局との使用前事業者検査に対する使用前確認の日程調整に関して、事業者が精度の高い工程を提示するよう努め、NRA現地検査官による確認も可能な運用など検査官の体制強化の検討を要望し、合理的、効率的な調整を図っていく^[14]。
- ・原子炉起動時には運転員に不要な負担がかからないようにするため、マスコミ・地元関係者・政府要人などの入域を最小限にするよう事前に調整を図る。

【参考文献】

- [1] 関西電力、原子力プラントの再稼働に向けて、関西電力グループレポート2018

- https://www.kepco.co.jp/share_corporate/pdf/report2018_08.pdf
- [2] 原子力安全推進協会 (JANSI), 原子力施設新規規制基準適合性審査状況
<http://www.genanshin.jp/facility/map/index.html>
- [3] 原子力安全推進協会 (JANSI), 原子力発電所再稼働に係る最新OE 情報
http://www.genanshin.jp/report/restart_operations/index.html
- [4] 日本原子力産業協会 (JAIF), 原子力発電所の運転・建設状況 日本語版 (月例更新)
<https://www.jaif.or.jp/data/japan-data>
- [5] 原子力安全推進協会, 自主規制組織としてのJANSI の活動について, 2021年2月4日
<https://www2.nsr.go.jp/data/000342321.pdf>
- [6] JANSI ニュースレター Vol. 12 (2015年冬), 原子力施設の再稼働への助言などの支援活動について
http://www.genanshin.jp/association/newsletter/data/newsletter_vol12.pdf
- [7] 原子力エネルギー協議会, ATENA 20-ME02 (Rev.0) プラント長期停止期間中における保全ガイドライン, 2020年9月25日
<https://www.atena-j.jp/report/2020/09/atena-20me02rev0.html#000126>
- [8] 原子力発電事業者 11 社, 原子力発電所の運転期間と構築物, 系統及び機器の経年劣化影響に関する技術レポート, 2018年11月改訂
<https://www.fepec.or.jp/nuclear/other-materials/pdf/20180730.pdf>
- [9] 九州電力, 原子力事業における更なる安全・安心の追及に向けた取組について, 2017年4月14日
<https://www.nsr.go.jp/data/000185481.pdf>
- [10] 原子力エネルギー協議会, ATENA 20-R01 (Rev.0) 事業者検査に関する運用ガイドライン, 2020年7月31日
<https://www.atena-j.jp/report/2020/07/atena-20r01rev0.html#000115>
- [11] 関西電力, 美浜町から美浜発電所3号機の再稼働へのご判断をいただきました, 美浜発電所だより VOL. 108, 2021年3月22日発行
<https://www.kepco.co.jp/corporate/profile/community/mihama/kouhoushi/vol108.html>
- [12] 関西電力, 福井県知事から美浜発電所3号機の再稼働へのご判断をいただきました, 美浜発電所だより VOL. 109, 2021年5月26日発行
<https://www.kepco.co.jp/corporate/profile/community/mihama/kouhoushi/vol109.html>
- [13] 江藤和敏, 川内原子力発電所1, 2号機の再稼働までの取り組みについて, 日本原子力学会2016年春の年会
<https://confit.atlas.jp/guide/event/img/aesj2016s/TN1201/public/pdf?type=in>
- [14] 原子力エネルギー協議会 (ATENA), 新検査制度における事業者の取組み状況の振り返りについて, NRA 第6回検査制度に関する意見交換会合, 2021年6月4日
<https://www.nsr.go.jp/data/000354416.pdf>

5.2 「核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分」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1設問を選び解答せよ。(緑色の答案用紙に解答設問番号を明記し, 答案用紙1枚にまとめよ。)

II-1-1 計量管理におけるMUFの発生要因とMUFが有意量を超えた場合の問題について述べよ。

【解答のポイント】

本問の前提となっている保障措置は、原子力施設において核物質が平和目的だけに利用され、核兵器等に転用されないことを担保するために行われる検認活動のことである。具体的には下記の3つの方法がある。

1. 計量管理
2. 封印, カメラ等による封じ込め, 監視
3. 査察

このうち計量管理は、原子力施設において、原子炉等規制法に基づき、施設で核物質を取扱う場所を定め、その区域で一定期間に搬入・搬出される核物質の増減、そして現在の核物質の在庫の量を厳密・正確に管理し、原子力規制委員会に報告するものである。国は事業者から受け取った計量管理報告書を取りまとめ、IAEAに提出している。

原子力施設に存在する核物質は、原子炉の運転、処理の実施、自然崩壊、核施設間の移動などで刻々と変動する。これらの変動による在庫量の増減は記録、管理されるが、その際、分析誤差や測定誤差、廃棄物や施設の装置等に付着したために未測定となった核物質などのため記録上の在庫量と実際に測定された在庫量に差異が生じる。このような査察における核物質量の不明量、帳簿との差異がMUF(核物質不明量(Material unaccounted for : MUF))であり、

$$\text{MUF} = \text{帳簿在庫量} - \text{実在庫量}$$

で定義される。一般的に考えられるMUF発生要因としては下記が挙げられる。

1. Normal Operation Loss (通常の操作に伴う損失)
2. Historical Loss (長期間にわたり蓄積された損失)
3. Systematic Error (計量の系統的誤差)
4. Random Error (軽量のランダムな誤差)
5. Measured Discards (測定される廃棄分)
6. Unmeasured Unidentified Loss (測定されえない不明の損失)

これらは相互に判然と区別できないものが含まれており、各種の要因が絡み合っていると考えるべきと思われるが、少なくとも横流し(Diversion)とその他の要因を識別することが計量管理における重要な点である。

保障措置の技術的な目標は「有意量」の核物質が平和的な原子力活動から核兵器、その他の核爆発装置の製造、または不明な目的のために転用されることを検知することである。したがって有意量は1個の核兵器を製造するために必要な核物質の量(しきい値: Threshold Amount (TA))に関連する量として定義される。このしきい値としては、

Pu (Pu239 : 95%以上)	8 kg
高濃縮U (90~95%濃縮)	25 kg
U233	8 kg

である。

ここでひとつのMBA(物質収支区域(Material Balance Area))を考える。このMBAの物質収支期間の最大核物質取扱量、測定・分析に係る誤差量、核物質の流れ、誤差の伝搬などに関する情報は、そのMBAの所属する施設に関する設計情報によって査察者側に明らかになっている。それ故、ある物質収支期間において設計情報に記載された通りの操業がなされた場合には、その期間の物質収支にどの程度の誤差(MUF)が出て、その精度の限界(σ_{MUF})はどの程度のものか予想できる。一方、実際の操業は必ずしも設計情報通りになるとは限らない。この期間の物質収支の結果、MUF₀というMUFが生じ、精度の限界がS_{MUF}と得られたとする。このときS_{MUF}という計量誤差の限界から考えて、MUF₀が計量誤差の内に入っているのかどうか、それとも有意量の核物質がその物質収支から脱落して行方不明になってMUF₀の中に入ってきているのか、統計検定理論を用いて判定することが出来る。ただし、 σ_{MUF} の値がしきい値よりも極端に大きい場合、計量管理に基づく核物質の転用検知は原理的に困難となる。 σ_{MUF} の値が可能な限りしきい値を超えないように設計することが必要である。そのためにはMBAにおける核物質在庫量を小さくすることが重要である。大型プラントでは、わずかな測定誤差でも取扱量が多いためにすぐMUFが大きくなってしまふ本質的な課題があるので、より検知性の高い技術の開発が進められている。なお、計量管理については、原子炉等規制法第61条の八により、計量管理規定を定め原子力規制委員会の認可を受ける必要がある。

法令(国際規制物資の使用等に関する規則)には、核物質不明量が生じた場合には、核燃料物質の種類別の不明物質質量(帳簿上の在庫量と実

在庫量との差)を記録することが求められている。核物質不明量が計器の誤差、容量の誤差などから合理的説明ができない状況になれば、核兵器等への転用が疑われることになってしまう。この場合、転用していないことを証明するための対応として、工程設備内の滞留量等の非破壊測定、物質収支区域(MBA)の細分化、サンプリングポイント(KMP)の追加、廃棄物中の核物質量の測定、その他査察対応の見直し・増強などの処置を施すことなどを要求される可能性があり、認可を受けた計量管理規定を変更して、適正な計量及び管理を確保する必要がある。このように、MUFは測定誤差や核燃料物質を粉末や液体で取り扱う施設については必然的に発生するものの、有意量のMUFが確認された場合は、国際的問題や事業者の信頼失墜に発展する可能性もあり、原子力事業者はMUFが合理的に極力小さくなるよう務めなければならない。

解答を作成するにあたっては、参考文献^{[1]~[13]}についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] 原子力規制委員会ホームページ 放射線・原子力防災—保障措置
<https://www.nsr.go.jp/activity/hoshousochi/index.html>
- [2] ATOMICA 原子力百科事典 保障措置のための目標と技術的手段 (13-05-02-04)
- [3] 核燃料物質保障措置の概要 (日本原子力学会誌, Vol. 28, No. 5 (1986))
- [4] 核物質管理技術と保障措置 (化学工学, Vol. 37, No. 2 (1973))
- [5] 保障措置システムの解析(I) (日本原子力研究所 JAERI-M 9197(1980))
- [6] 次世代湿式再処理プロセスの核拡散抵抗性高度化のための保障措置システム (日本原子力学会和文論文誌, Vol. 9, No. 3, p. 305-317(2010))
- [7] 核不拡散・核セキュリティにおける米国DOE/NNSAとJAEAの協力
https://www.jaea.go.jp/04/isdn/archive/leaflet/JAEA-DOE_30th.pdf
- [8] 国際規制物資の使用等に関する規則
- [9] 原子力白書1994年(第2章1.(4)我が国の核不拡散への取り組み)
- [10] IAEA-TECDOC-261_IAEA SAFEGUARDS TECHNICAL MANUAL PART F STATISTICAL CONCEPTS AND TECHNIQUES VOLUME 3 (1982)
- [11] Fundamentals of MATERIAL ACCOUNTING for Nuclear Safeguards (1989), LANL
- [12] The Safeguards at Reprocessing Plants under a Fissile Material (Cutoff) Treaty, Research Report No. 6 International Panel on Fissile Materials (2009)
- [13] Sensitivity of MBA structure and KMP instrumentation on MUF (2005), G. Janssens-Maenhout, et al.

II-1-2 ウラン濃縮の前段階として行われる転換工程について、その役割、工程、原料、製品について述べよ。

【解答のポイント】

ウラン鉱石の精錬により得られたイエローケーキ(粗精錬後のウラン化合物)を、六フッ化ウラン(UF₆)に転換する工程をいう。天然の同位体比のウラン(天然ウラン)は現在主流の軽水炉燃料として使用できないので、ウラン235の濃縮が行われる。現在、工業規模のウラン濃縮工程としてはガス拡散法と遠心分離法があるが、いずれの方法でも気体状のUF₆を使用してウラン235の濃縮を行うため、この濃縮の前工程として転換工程が必要とされる。なお、濃縮後のUF₆は再転換工程により二酸化ウランとなり、燃料棒に成型加工される^[1]。

(1) 役割:

工業規模のウラン濃縮としてはガス拡散法と遠心分離法があり、いずれの方法でも気体状のウラン化合物の分子量の差を利用して、ウラン235の濃縮を行うため、イエローケーキをフッ化反応によりUF₆(常温では固体だが約56°Cで昇華して気体となる)の形態とする^[1]。

(2) 工程:

転換プロセスとしては、イエローケーキからフッ化水素(HF)ガスによっていったんフッ化してUF₄にしたのちに、フッ素(F₂)ガスによってUF₆とする2段フッ化法が主流となっている。具体的なプロセスとしてフランスCOMURHEX社の例を示す。イエローケーキを精製した後、得られた溶解液中のウランをアンモニアと反応させて沈殿回収し、これを加熱焙焼してUO₃を得る。次に、LC炉と呼ばれる連続的な反応炉で、UO₃と還元水素ガスとを高温で接触、反応させてUO₂とした後、400°Cを超える温度でHFガスと接触、反応させUF₄とする。フレーム炉と呼ばれる円筒縦型反応炉で、UF₄とF₂ガスを高温で接触、反応させてUF₆とする^[2]。

(3) 原料:

転換工程の原料となるイエローケーキは、採掘された鉱石を受け入れて粗砕・粉碎後、ウラン浸出(ウラン溶出)、固液分離(鉱さいとウラン浸出液との分離)、ウラン濃集・精製などの工程を経て得られる。イエローケーキは、ウラン溶解液に沈殿剤として添加するアルカ

りの種類によって、その種類も異なる。種類としては重ウラン酸ナトリウム、重ウラン酸アンモニウムおよび含水四酸化ウランなどがある^[3]。

(4) 製品：

転換工程の製品となるUF₆は、温度と圧力の条件によって、気体、液体、または固体に変化し、三 形態が共存する三重点（64.02℃、1137.5mm-Hg）を有する。常温、大気圧では固体であるが、約56℃で昇華して気体となる^[4]。UF₆は常温固体の形でシリンダー（弁などが保護された耐圧密封性を有する鋼鉄製の容器）に封入した形で出荷される。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「「ウラン転換」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_190.html
- [2] 日本原子力学会 テキスト「核燃料サイクル」-「ウラン転換」
<http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt.html>
- [3] 原子力百科事典 ATOMICA 「ウラン粗製錬（04-04-01-01）」、「イエローケーキ（ウラン精鉱）の性質（04-04-01-03）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-04-01-01.html
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-04-01-03.html
- [4] 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）」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-04-02-01.html
- [5] 日本原燃ホームページ「天然六フッ化ウラン・濃縮ウランの輸送」
<https://www.infl.co.jp/ja/business/report/transport/fuel.html>

II-1-3 高レベル放射性廃棄物の処分場建設地の選定までに行われる3段階の調査について、それぞれの目的と内容を述べよ

【解答のポイント】

高レベル放射性廃棄物の処分場建設地の選定に関しては、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」^[1]（以下、最終処分法）に基づき、原子力発電環境整備機構（NUMO）が調査を実施する。調査においては、文献調査、概要調査、精密調査の3段階で実施され、各調査から次の調査へ移行する際には、地域への説明や地元への意見照会が行われ、反対の場合は先に進まないこととなっている^[2]。各調査の目的と内容を以下に示す。

(1) 文献調査

文献調査は、対象地区に関連した文献・データでわかる範囲で地下の状況を把握することを目的としている。

文献調査では、地層の著しい変動（火山・火成活動、断層活動、隆起・侵食などによるもの）がないこと、地層処分を行おうとする地層に鉱物資源や岩盤としての強度が小さく地下施設建設が困難となる未固結堆積物がないことについて文献・データを収集・評価する。その結果を用いて、概要調査地区の候補を検討する。

(2) 概要調査

概要調査は、文献調査により選定された候補地区に関し、ボーリングやその他政令で定める方法により、地層の物理的及び化学的性質を調査するものである。概要調査の結果により、当該対象地層等において、地震等の自然現象による地層の著しい変動が長期間生じていないこと、坑道の掘削に支障のないこと、活断層、破碎帯又は地下水の水流があるときは、これらが坑道その他の地下の施設に悪影響を及ぼす恐れが少ないと見込まれることなどを確認し、精密調査地区の候補を選定する。

(3) 精密調査

精密調査は、最終処分施設建設地を選定するため、概要調査により選定された候補地区に関し、当該地層又はその周辺の地層内に必要な測定及び試験を行う施設において政令で定めるものを設けることにより、これらの地層の物理的及び化学的性質を調査するものである。精密調査の結果により、地下施設が当該対象地層内において、異常な圧力や腐食作用などを受けるおそれがないと見込まれること等、物理的・化学的性質が最終処分施設の設置に適していることと見込まれること、地下水又はその水流が地下施設の機能に障害を及ぼすおそれがないと見込まれることを確認し、最終処分施設建設地の選定を行う。

【参考文献/参考情報】

- [1] 平成十二年法律第百十七号「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」
- [2] 原子力発電環境整備機構ホームページ
<https://www.numo.or.jp>

II-1-4 高レベル放射性廃棄物の処分場に対する負荷低減が期待される核変換技術について、その方法および期待される効果について述べよ

【解答のポイント】

本問題で問われている「核変換」とは、使用済み核燃料の再処理の過程にて発生する高レベル放射性廃棄物中に含まれる、アルファ線を放出し、放射性毒性が強く、寿命の長いマイナーアクチノイド (Np-237, Am-241, Am-243, Cm-245, Cm-246) を「非放射性的核種」あるいは「より寿命の短い核種」にすることである。核変換の方法としては、核変換対象核種を高速炉もしくはADS (加速器駆動核変換システム) に装荷し、高速中性子を照射することで核分裂を促して短寿命の核分裂生成物とするものである。

核変換を行うことにより、①高レベル廃棄物の潜在的な有害度を低減し、長期管理の負担を低減、②深地層に最終処分する高レベル廃棄物の量の低減、③隔離期間の短縮を図り、最終処分場の合理的かつ安全な放射性廃棄物管理が可能となる。

さらに、核分裂生成物 (FP) のうち発熱性元素や長寿命核分裂生成物 (LLFP) も核変換の対象として、ADS、高速炉、陽子と重陽子を照射することにより、これらの放射性核種を壊す反応 (破碎反応) などが検討されている。また、LLFPには希少元素も含まれるため、放射性毒性の影響が生じない核種・用途や、安定化できれば資源としての活用も期待される。

ただし、核種ごとに分離方法や核種ごとに分離方法や核変換に最適な中性子スペクトルが異なって、熱中性子で核変換する場合には減速材を必要とし、中性子吸収断面積が小さく核変換しにくい核種も含まれる、核反応データの未整備など、まだ技術的な課題が多い。

このような技術的な課題から、近年では、国立研究開発法人科学技術振興機構 革新的研究開発推進室 (ImPACT) などで LLFP を核変換の対象として、高レベル放射性廃棄物処分場の隔離期間をより短縮することも検討されている。

ImPACT の「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」のプログラムでは、高レベル放射性廃液、不溶性残渣及びガラス固化体に含まれる放射性毒性が強く、寿命の長い LLFP (Se-79, Zr-93, Pd-107, Cs-135) をガラス再溶解、分離回収、レーザー偶奇分離することで、核種ごとに核変換処理、資源化することが検討されている。LLFP を対象とした分離回収技術、核反応データ取得、核変換システムと要素技術開発が行われ、核変換により半減期の短い核種または安定核種に変換する合理的なシナリオを作成され、これを実現するプロセス概念を構築する検討が行われている。

平成 25 年度技術士試験、問題「II-1-4」が類似問題であり、その解説についても併せて参考にされたい。

上述のポイントを踏まえた解答を以下に示す。また、解答を作成するにあたっては、参考文献^{[1]~[7]}についても参照されたい。

【解答案】

核変換とは、長寿命で有害度の高い放射性核種に対し、高速中性子を衝突させるなどして非放射性的もしくは短寿命の核種に変換するものである。その方法としては、高速炉や ADS (加速器駆動核変換システム) への核変換対象核種の装荷が想定されている。高速炉は劣化ウランをプルトニウムに変換しながら発電と核変換を進めることが可能で、ADS は加速器を停止すればただちに核分裂反応が止まるため安全性が高いとされる。

核変換の対象としては、マイナーアクチノイドと総称される長寿命核種 (Np-237, Am-241, Am-243, Cm-245, Cm-246) が考えられている。これらは、アルファ線を放出し、放射性毒性が強く、発熱量が大きいものもあることから、高レベル放射性廃棄物処分場の長期管理の上で障害となる。マイナーアクチノイド以外では長寿命核分裂生成物 (LLFP) の一部も有害度が高く、近年は核変換の対象として検討されているが、核種ごとに分離方法や核変換しやすい中性子スペクトルが異なり、減速材で包む等の処理を必要とし、Cs-135 や Zr-93 のように中性子吸収断面積が小さい核種もあるなど、マイナーアクチノイドに比較すると核変換の難易度は高い。

上記のような有害度の高い核種を再処理の過程で取出し、核変換することで、高レベル放射性廃棄物処分場の潜在的な有害度を低減し、処分場の隔離期間の短縮により後世代への負担を軽減できる。また、核分裂生成物の一部は白金族や希土類元素であり、核変換により有害度を低減できれば、現在輸入に依存している希少資源の代替としての活用も期待できる。

【参考文献】

- [1] 文部科学省 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会「群分離・核変換技術に係る研究開発の今後の進め方について」平成 27 年 8 月 21 日
- [2] 2020 年度「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門員会 成果報告書 2021 年 3 月 一般社団法人原子力学会
- [3] 日米共同実験により加速器駆動核変換システムの研究開発の進展に期待 ～高濃縮ウラン等を用いた新たな日米研究協力体制を構築～ 平成 30 年 6 月 8 日 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
- [4] 革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) 「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」全体計画について プログラム・マネージャー 藤田玲子
- [5] 長寿命核分裂生成物の半減時間を9年以下に短縮 ―高速炉を用いた効率的な核変換方法を提案― 令和2年1月14日 東京工業大学、東北大学、東京都市大学、日本原子力研究開発機構
- [6] 理化学研究所 放射性廃棄物の処理問題解決への第一歩―世界初の破碎反応データ取得に成功― 2016年2月19日 理化学研究所

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。(青色の答案用紙に解答設問番号を明記し, 答案用紙2枚を用いてまとめよ。)

Ⅱ-2-1 10年以上停止していた核燃料サイクル施設において, 許認可をはじめ周辺環境が整ってきたことから運転を再開する目処が立ってきた。運転経験のある職員の大 半は異動や退職をしており, 交換部品についても入手が困難なものもある。あなたは, この施設の運転管理の責任者である。運転再開に際して以下の内容について記述せよ。

- (1) 調査, 検討すべき事項とその内容について説明せよ。
- (2) 業務を進める手順を列挙して, それぞれの項目ごとに留意すべき点, 工夫を要する点を述べよ。
- (3) 業務を効率的, 効果的に進めるための関係者との調整方策について述べよ)

【解答のポイント】

核燃料サイクル施設としては, ウラン濃縮施設, 再処理施設, 燃料製造施設, 放射性廃棄物処理施設等があるが, ここでは近々に竣工が計画されている再処理施設を想定して解説を行う¹⁾。

- (1) 調査, 検討すべき事項とその内容について説明せよ。

まず, ハード面, ソフト面の両面で, 調査, 検討を進めるべきである。

- (a) ハード面としては,

- ・安全対策(新規制対応含む)が確実に完了し, 安全対策ともなう新設・改造を行った設備が, 適切に使用できる状態となっていることを確認する。
- ・中断中の定期点検, 保全等で出た課題に適切に対応できていること
- ・各設備, 装置の交換時期の確認および交換部品の入手性を確認し, 必要性に応じ代替品(後継機種, 別メーカー機種への変更等)の適用性を確認する。
- ・試運転, 使用前検査を実施し, 計画・仕様通りに運転ができることを確認する。
- ・さらなる信頼性向上の取組みがなされていること

- (b) ソフト面としては,

- ・マネジメント体制の確立(指示命令系統, 分担の明確化)・人材育成
- ・過去運転実績, 事故事例の確認と対応策の検討
- ・運転計画, 運転要領書・手順書の整備(上記試運転, 使用前検査で確認し, 必要に応じ見直す)
- ・特に, 安全対策等ともなう新規・改造設備については, 設計から運用計画, 運転手順書等への実運転を想定した反映, および試運転の実施と試運転結果に基づく運転手順書の見直し
- ・必要に応じて, シミュレータ等を活用した運転手順の確認と運転習熟度の向上を図る。
- ・継続的な訓練の実施(通常運転, 事故対応)

- (2) 業務を進める手順を列挙して, それぞれの項目ごとに留意すべき点, 工夫を要する点を述べよ。

- (a) 運転員の技術力維持・向上,

- ・運転操作に応じたクラス(初級・中級・上級)ごとの力量を定義し, 力量管理を行う。
- ・訓練を通じた経験者から若手への技術継承, 海外先行施設経験者によるコーチングを実施する。
- ・上記にあたっては, 若手と経験者を組み合わせたチームを編成し, 手順書の読み合わせ, 訓練・試運転を行い, 過去の不具合事例等を踏まえた運転上の注意点を確認するとともに, 運転技術の向上を図る。

- (b) 新規制基準への適合性確認

- ・使用前事業者検査による安全審査, 設工認での要求事項の現場への確実な反映を行う。

- (c) ・社内規定への反映準備を進めるとともに, 保安規定の変更を行う。設備確認・運転手順確認

- ・機器個別の単体作動確認, およびシステムの起動前確認を行う。
- ・保全プログラムに基づいた機器の点検・保守を行う。具体的には, 各設備・装置の使用・点検履歴, 交換時期などを調査し, 点検・更新計画を見直し, 必要に応じ交換・更新, 予備品の手配, 故障発生時の対応策の策定(メーカーサポート確認含む)を実施する。特に, 設備・装置の交換・更新については, メーカーの該当設備・装置へのサポート状況を確認し, 必要に応じて後継機種, 別メーカー機種への変更を検討する。

- (d) 事故対応訓練

- ・事故対処に係る資機材の配備および対応手順書の整備を行う。

- ・事故対処に係る社内訓練を行う。

(3) 業務を効率的、効果的に進めるための関係者との調整方策について述べよ。

核燃料施設においては、法令に基づく手続きが多数あるため、原子力規制委員会、環境省、地方自治体との調整が発生する。また、社内においても機械・電気・建築・廃棄物管理・放射線管理・渉外部門等、多数の部署との調整が必要となる。そのため、関係者と早い段階から計画の全体像を示して情報交換を進め、手続きの漏れによる戻り作業・工程遅延を防ぐ必要がある。社内調整としては、全関係部署を集めたキックオフや進捗報告を行うことが方策の一つとして考えられる。設備仕様や工程など、計画の具体化のために調達先の協力が必要である。基本設計を発注し調達先の知見を得ることが有効と考えられる。また、運転再開にあたっては、地元理解が必要であり、地域の理解を得るための地元自治体や住民の方々ほかステークホルダーへの事前説明、意見聴取などが考えられる。いずれも、対策の方針の提示の必要性や追加の安全性対策の可能性などを考慮して、早い段階から説明して理解を得ておくことが、円滑な業務遂行につながるものと考えられる。

【参考文献】

[1] 日本原燃ホームページ「しゅん工・操業および安全性向上に向けた取組み（2022年1月12日）

<https://www.jnfl.co.jp/ja/release/topics/2021/detail/20220112-1.html>

II-2-2 放射性廃棄物の焼却設備^[1]が長年の高温環境で高経年化し、リプレースが必要となった。敷地の関係などから、既存焼却炉を撤去したのち、新たな焼却炉に更新する。あなたはこの更新計画策定の責任者である。更新計画の策定に際し、以下の内容について記述せよ。

- (1) 調査、検討すべき事項とその内容について説明せよ。
- (2) 業務を進める手順を列挙して、それぞれの項目ごとに留意すべき点、工夫を要する点を述べよ。
- (3) 業務を効率的、効果的に進めるための関係者との調整方策について述べよ

【解答のポイント】

本解答では、放射性廃棄物の焼却設備の更新計画として、既設設備撤去の手順・工程、新設設備の型式・容量・系統構成、設計・製作・建設工程を策定する際の留意点に関し述べる。

(1) 調査、検討すべき事項

焼却炉の更新計画策定において、インプット条件、制約条件となる事項を以下に示す。

・既設設備の状況把握

解体計画に必要な既設設備の図面等図書の有無確認、既設設備の炉内の空間線量、ダイオキシン濃度、劣化度合等を確認する。また、運転期間中の対象廃棄物、放射能濃度や塩素濃度の変遷を把握するとともに、炉内への残留や排ガス処理系への飛散状況、塩素による腐食の状況、露点の管理状況を確認することで、新設設備を設計する際に配慮すべき点を整理する。

・適用法令・手続きの確認

焼却炉撤去・設置に伴い必要となる、原子炉等規制法、大気汚染防止法^[2]やダイオキシン類対策特別措置法^[3]等の適用法令とそれに基づき必要となる手続きの内容及び実施時期を確認する。

・処理対象廃棄物の整理

施設の長年の運用状況により、既設設備設置時と新規設備設置時で、処理対象廃棄物の種類や量が異なる可能性があるため整理を行う。

・実施体制の検討

焼却炉更新における社内実施体制及び社外関係先の整理を検討する。また、調達先に関しては、1社で実施するか、複数社から選定するかの方針を検討する。

・更新中に発生する廃棄物の取り扱いの検討

既設焼却炉と同じ場所に新たな焼却炉を設置するため、更新中に処理対象廃棄物が発生する場合、廃棄物を一時的に保管する必要がある。そのため、その廃棄物の量の算出及び保管場所・保管方法の検討をする。

・予算・必要期間の検討

焼却炉更新における予算と更新に必要な期間(設備停止可能期間)を検討する。

(2) 業務を進める手順、留意する点、工夫を要する点

・インプット条件、制約条件の整理

(1)で示すインプット条件、制約条件の整理において、既設設備の炉内の空間線量等の情報に関し、計画段階で入手できない可能性がある。不確定な情報に関しては、暫定策として保守的な値で検討を行い、確度の高い情報が得られる時期を更新計画に織り込む必要がある。

・既設設備撤去手順・工程の策定

既設設備の撤去においては、単に解体するだけでなく、空間線量、放射性物質、アスベストやダイオキシンによる作業員への影響や環境へ

の放出を避けるよう、撤去工法や手順を検討する必要がある。また、適用法令に基づく手続きの実施時期を把握し、特に撤去前に必要となる手続きの実施時期を工程に織り込む必要がある。

・解体廃棄物の種類・量の把握

解体廃棄物の種類・量を把握し、各廃棄物が保管可能であることを確認する。特にアスベストや高線量廃棄物等、個別に管理が必要となる廃棄物が発生する場合は、留意が必要である。また、保管後の処理・処分方法もあらかじめ検討し、その方法に応じた分別・保管方法を検討する必要がある。

・新設設備の方式・容量の検討

新設設備の処理対象廃棄物の種類・量に基づき、適切な方式・容量を選定する。特に難燃物の種類・量により、焼却炉の型式や排ガス処理設備の構成が変わってくることから注意が必要である。また、既設設備の運転状況・損傷状況より、温度制御、露点管理等、焼却炉の安定運転、長寿命化のための改善点が無いか検討する必要がある。

・新設設備の設計・製作・建設工程の検討

新設焼却炉の設置に関し、設置前に適用法令に基づく様々な手続きが必要となるため留意する必要がある。例えば発電用原子炉の場合は、設置許可変更申請、工事認可申請が必要であり、その準備期間、審査期間を考慮する必要がある。なお、更新期間中にプラントから発生する廃棄物保管場所が狭い等、設備停止期間に制約がある場合は、手続きと並行して進行可能な部分の工程を進める等、工程短縮の工夫が必要となる。

(3) 業務を効率的、効果的に進めるための関係者との調整方策

焼却炉の更新においては、法令に基づく手続きが多数あるため、原子力規制委員会、環境省、地方自治体との調整が発生する。また、社内においても機械・電気・建築・廃棄物管理・放射線管理・渉外部門等、多数の部署との調整が必要となる。そのため、関係者と早い段階から計画の全体像を示して情報交換を進め、手続きの漏れによる戻り作業・工程遅延を防ぐ必要がある。社内調整としては、全関係部署を集めたキックオフや進捗報告を行うことが方策の一つとして考えられる。

また、設備仕様や工程など、計画の具体化のために調達先の協力が必要である。基本設計を発注し調達先の知見を得ることが有効と考えられる。

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「05-01-02-09 低レベル放射性固体廃棄物の減容技術に関する現状」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_05-01-02-09.html
- [2] 昭和四十三年法律第九十七号「大気汚染防止法」
- [3] 平成十一年法律第五号「ダイオキシン類対策特別措置法」

5.3 「放射線防護及び利用」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1設問を選び解答せよ。(緑色の答案用紙に解答設問番号を明記し, 答案用紙1枚にまとめよ。)

II-1-1 放射線業務を行う管理区域において, 中性子とガンマ線の混合場があると想定して作業環境測定を実施する。それぞれの放射線による線量当量を現場で測定する場合の方法と注意点及び測定に使用する検出器について例を挙げて簡潔に説明せよ。

【解答のポイント】

原子炉施設, 使用済燃料取扱施設, 加速器施設等のガンマ線以外に中性子線も放射線防護上考慮する必要のある管理区域において, 線量当量率を測定するためのガンマ線用サーベイメータ, 中性子線用サーベイメータの検出原理, 使用上の注意事項等について整理する。

(1) ガンマ線用サーベイメータ

(a) 電離箱式サーベイメータ

電離箱式サーベイメータは, 内部の気体とガンマ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 3MeV 程度のエネルギーまで, ほぼ平坦な優れたエネルギー特性を持っている。しかし, 適応する線量率は $1\mu\text{Sv/h}$ ~ 300mSv/h 程度と感度が低い。自然放射線レベルの測定には不向きである。

(b) NaI (Tl) シンチレーション式サーベイメータ

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

(c) GM 計数管式サーベイメータ

GM 計数管式サーベイメータは, ガンマ線が主として壁材との相互作用により発生した電子により封入ガスが電離され, 電子がだれが生じ, 電気パルスを計数することにより放射線が測定される。GM 領域の検出器印加電圧で使用することから, 検出器出力信号の波高は, 入力放射線のエネルギーに関係なくほぼ一定となり, エネルギー特性は低くなる。適応する線量率は, 前2者の中間に位置し, 0.3 ~ $300\mu\text{Sv/h}$ 程度である。なお, 高線量場では放射線の数え落としが顕著になり, 窒息現象も見られるため注意が必要である。前2者に比べて測定器の方向依存性が大きい。

(2) 中性子線用サーベイメータ

作業環境での中性子線量当量率測定器の代表例にはレムカウンタがあり, BF3 計数管や He-3 計数管が使用される。動作原理は, 熱中性子に対して大きな断面積を持つ核反応を利用するもので中性子を熱中性子まで減速させて充填ガス中の $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応, $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$ 反応で生じる荷電粒子の電気信号を測定する。中性子エネルギーは 0.025eV (熱中性子)~ $約15\text{MeV}$ まで測定可能であり, 対応する線量率は 0.01 ~ $10^4\mu\text{Sv/h}$ 程度と広範囲に亘る。

(3) 共通事項

サーベイメータ共通に係る線量当量率測定時の注意事項を下記に示す。

- 放射線測定器は自然放射線などの影響を受ける (バックグラウンドという)。線源がない状態 (施設の運転開始前の状態) でバックグラウンドを測定し, 線源が存在する状態での測定値から差し引く必要がある。
- 測定は数回実施し, 平均値や変動幅を求める必要がある。
- 測定器は校正がなされており, その校正実施日が有効期限内であること。なお, 使用開始前及び終了時には, 動作が正常であることを確認する。
- 作業場の測定点はあらかじめステッカ等により現場の明示を行う。
- 測定は床上約 1m の高さを保って測定し, 想定方向は最大値を測定する。

解答を作成するにあたっては, 参考文献^{[1]~[2]}についても参照されたし。

【参考文献】

[1] 放計協ニュース, No. 48, Oct. 2011

<https://www.irm.or.jp/news48.pdf>

[2] 飯田博美ほか: 放射線概論, 通商産業研究社 (2006年3月)

【類似問題】

・平成29年度 放射線防護 II-1-3

II-1-2 近年、国際貿易における植物検疫処理で放射線照射が急拡大している。照射処理の特徴・利点を3つ挙げ、それを踏まえて急拡大の理由を推測せよ。

【解答のポイント】

放射線照射処理の特徴・利点と植物検疫処理への応用（またはその可能性）に関する知識が問われる。植物検疫処理に関する専門的知識を問うものではないが、放射線処理の原理と特徴・利点に関する専門的知識と合わせて、放射線利用が急速に進展しつつある分野の動向と、その背景にある技術的課題についても、技術士として最新の情報を収集しておくことが求められる。

照射処理の特徴・利点としては、1) 温度がほとんど上昇しないため品質の劣化が少ない、2) 薬剤を使用しないため残留毒性や環境汚染の懸念がない、3) 処理効果は吸収線量だけで決まるため工程管理が容易、4) 連続処理や包装後の出荷形態での一括処理が可能、などの中から3つ挙げ、そこから合理的に推測される理由を自分の知識の範囲で述べるとよい。以下に記載例を示す。

照射処理の特徴・利点として、1) 温度上昇がほとんどない、2) 薬剤を使わないため残留ガスの除去や残留検査が不要、3) 照射効果は吸収線量だけで決まるため工程管理が容易で再現性が良い、などが挙げられる。他にも、連続処理が可能なことや包装後の最終出荷形態での一括処理が可能であることも特徴・利点である。

植物検疫処理においては、様々な農産物に潜んで農業生産に被害を与える恐れのあるミバエ類などの検疫害虫を例外なく繁殖不能とし、未発生地域への分布拡大を阻止することが求められる。そのため国際的な取り決めにより温湯浸漬や長期間の冷蔵保存、青酸ガスや臭化メチルガスによる燻蒸処理などが行われている。

ところが照射処理では、高温・低温処理よりも品質の劣化が少なく、より高品質のマンゴーなどの熱帯生産物に対する需要の増大に対応できることが広く知られてきた。燻蒸剤の残留毒性の懸念やオゾン層破壊物質である臭化メチルの使用継続への懸念も払拭できることに加えて、処理対象の形や大きさのばらつきによる果実内部の害虫への薬剤浸透度のムラや包装材・緩衝材へのガスの吸着による殺虫効果の低減もなく、線量だけで目的達成を保証できることや、ホスト農産物の種類によらず同じ線量条件で広範に適用できることも急拡大の理由と考えられる。自国農産物の輸出拡大に向けたインフラ整備や知識・技術の普及活動などの各国政府の戦略的な取り組みの結果でもあろう。

解答を作成するにあたっては、参考文献^{[1]~[11]}についても参照されたし。

【参考文献/参考情報】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「海外における食品照射の現状 (08-03-02-05)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-03-02-05.html
- [2] 放射線利用技術データベース「農産物の植物検疫処理としての放射線照射の国際基準」
<http://www.rada.or.jp/database/home4/normal/ht-docs/member/synopsis/020279.html>
- [3] 日本原子力産業協会「放射線が“食品の衛生や保存の役に立つ”って知ってる？」
http://www.jaif.or.jp/cms_admin/wp-content/uploads/2016/03/food-irradiation_pamphlet2016.pdf
- [4] 等々力節子「各国の食品照射の現状 (2013年後半～2015年前半)」食品照射, 50, 47-58 (2015)
https://www.jstage.jst.go.jp/article/jrafi/50/1/50_47/_pdf/-char/ja
- [5] 久米民和, 等々力節子「食品照射の海外動向」RADIOISOTOPES, 68, 469-478 (2019)
https://www.jstage.jst.go.jp/article/radioisotopes/68/7/68_680705/_article/-char/ja/
- [6] 食のコミュニケーション円卓会議／一緒に考えましょう／食品照射
<http://food-entaku.org/syousya.html>
・さらに詳しく 外部サイトリンク集 <http://food-entaku.org/syousai-link.html>
- [7] 食のコミュニケーション円卓会議／活動内容／公開講座／第10回市民のための公開講座・しゃべり場 (2019.7.5)「植物検疫と放射線 いま、照射に期待?! ～植物検疫の国際基準と輸出促進に向けた取り組み～」
<http://food-entaku.org/koukaikoza.html>
・資料1「世界で急拡大する、照射による検疫処理」<http://food-entaku.org/img/file94.pdf>
・資料2「植物防疫と技術開発の現状」<http://food-entaku.org/img/file95.pdf>
- [8] 原子力年鑑2022「4.2 農業利用 4. 食品照射と植物検疫」p.230-232
- [9] EUSTICE, R. F., Global Status and Commercial Applications of Food Irradiation, in “Food Irradiation Technologies: Concepts, Applications and Outcomes” Edited by Isabel C. F. R. *et al*, Royal Society of Chemistry, Cambridge (2018)
<http://foodirradiation.org/Global%20Status%20of%20Food%20irradiation.pdf>

[10] Phytosanitary Irradiation Platform (PsIP) <https://psipglobal.org/>

[11] 豪州・ニュージーランド食品安全基準機関 (FSANZ) , A1193 - Irradiation as a phytosanitary measure for all fresh fruit and vegetables (2021)
<https://www.foodstandards.gov.au/code/applications/Pages/A1193.aspx>

【類似問題】

- ・令和2年度 放射線防護及び利用 II-1-3
- ・令和元年度 放射線防護及び利用 III-2
- ・平成30年度 放射線利用 II-1-4
- ・平成29年度 放射線利用 II-1-2, III-1
- ・平成27年度 放射線利用 II-1-4

II-1-3 ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の原則について説明するとともに、国際放射線防護委員会 (ICRP) の放射線防護体系における3つの基本原則について述べよ。

【解答のポイント】

ALARA (As Low As Reasonably Achievable) とは、国際放射線防護委員会 (ICRP) が ICRP Pub. 26^[1]の中で1977年勧告として示した放射線防護の最適化として、「すべての被ばくは社会的、経済的要因を考慮に入れながら合理的に達成可能な限り低く抑えるべきである」とする基本的考え方を示した概念である。この基本的考え方に則った精神は、従事者及び公衆が極力放射線被ばくを受けないことを合理的に達成することを意図している。

放射線防護体系におけるの3つの基本原則とは、同じく国際放射線防護委員会 (ICRP) が ICRP Pub. 26^[1]の中で1977年勧告で示されたものであり、(1) 行為の正当化、(2) 防護の最適化及び(3) 個人の線量限度である。それぞれの趣旨は以下のとおりである。

(1) 行為の正当化

「放射線被ばくを伴ういかなる行為も、その導入が正味でプラスの便益を生む」ことを求めている^[1]。

(2) 防護の最適化

個人の被ばく線量や人数を、経済的及び社会的要因を考慮に入れた上、合理的に達成できる限り低く保つことである^[3]。この原則を ALARA (As Low As Reasonably Achievable) という。

(3) 個人の線量限度

実効線量限度の概念が導入され、放射線被ばく影響に関する知見を踏まえて線量限度が改訂されてきている。2007年勧告では一般公衆では実効線量で1 mSv/年、職業人では実効線量で100mSv/5年かつ50mSv/年とされている^[3]。なお、医療被ばくには適用しない。

解答を作成するにあたっては、参考文献^{[1]~[4]}についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] ICRP Pub. 26 国際放射線防護委員会 (ICRP) 1977年勧告
- [2] ICRP Pub. 60 国際放射線防護委員会 (ICRP) 1990年勧告
- [3] ICRP Pub. 103 国際放射線防護委員会 (ICRP) 2007年勧告
- [4] 環境省 HP [h30kiso-slide04-01.pdf \(env. go. jp\)](https://www.env.go.jp/h30kiso-slide04-01.pdf)

II-1-4 低線量放射線被曝による発がんリスクに関する「しきい値なし直線 (LNT)」モデルの問題点を、その科学的根拠と社会的影響の両面で指摘するとともに、それにも拘わらず同モデルが放射線防護で採用されてきた理由を述べよ。

【解答のポイント】

設問を解答するにあたり、放射線影響と評価モデルについて正しく理解しておく必要がある。本問を解答するために参考となる解説を以下に示す。

(1) 放射線影響について

放射線影響は「確定的影響」と「確率的影響」に大別される。確定的影響は障害の種類によって異なる線量のしきい値があり、症状の重さは受けた放射線の量に関係する^[1]。確率的影響は受けた放射線の量に比例して発生確率が増加し、障害が発生した場合は、その症状の重

さは受けた放射線の量とは無関係である。確定的影響の症例としては不妊、血球数減少、脱毛、白内障、吐き気・嘔吐、放射線宿酔等がある。ICRP は特に確率的影響（発がん）に着目し放射線被ばく線量の限度を検討している。

(2) しきい値なし直線（LNT）モデルについて

LNT モデルとは、放射線の被ばく線量と影響の間には、しきい値がなく直線的な関係が成り立つという考え方である。放射線被ばくによるがん発生率の評価は、原爆被爆生存者等の疫学調査に基づいており、比較的高線量・高線量率での正の相関があることがわかっている。一方で 50mSv もしくは 100mSv 以下の被ばくに対するがんの発生率の増加は確認されていないにもかかわらず、LNT モデルでは低線量においても高線量被ばくのがん発生率の傾向を用いている。低線量被ばくでは放射線ホルミシス（後述）の効果なども考えられるが LNT モデルでは考慮されていない。

また、ごく小さな被ばく線量においても潜在的な害になるという考え方は人々に放射線に関する根拠のない不安を植えつける可能性があり、医療、産業における放射線利用にマイナスの影響を与えてしまう可能性がある。

一方で、放射線防護や管理の観点からは LNT モデルを適用する利点も存在する。LNT モデルでは、線量あたりのリスクが常に一定であるため、個々の被ばくを独立に管理することで、かつ線量を相対的なリスクの指標として扱うことが可能となるため、合理的な放射線防護・管理が可能となる。

解答を作成するにあたっては、参考文献^[2]についても参照されたし。

(3) 放射線ホルミシスについて

放射線ホルミシスとは、高線量では有害な放射線が低線量では生物活性を刺激する、あるいは“適応応答”と呼ぶ後続の高線量照射に対する抵抗性を誘導するなどの現象をいう。近年、分子、細胞レベルから個体レベルまでの多様な放射線ホルミシス現象が見出され、研究が進められている^[3]。

【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)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-02-03-05.html

[2] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射線のリスク評価(09-02-03-06)」

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-02-03-06.html

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

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_09-02-01-03.html

【類似問題】

- ・ 平成 23 年度 放射線防護 I-4 (2)
- ・ 平成 27 年度 放射線防護 III-1

II-2-1 医学診断用テクネチウム 99m (^{99m}Tc) の親核種である ^{99}Mo は、海外の原子炉で高濃縮ウランを用いて製造されており、その安定供給については懸念が生じている。 ^{99}Mo の代替生成法の確立が喫緊の課題となっており、原子炉の代わりとして小型加速器から得られる中性子により ^{99}Mo を生産するプロジェクトが提案された。あなたがそのプロジェクトを遂行する責任者として業務を進めるに当たり、以下の内容について記述せよ。

- (1) プロジェクトの計画策定に当たって調査・検討すべき事項とその内容について説明せよ。
- (2) 留意すべき点、工夫を要する点を含めて業務を進める手順について述べよ。
- (3) 業務を効率的、効果的に進めるための関係者との調整方策について述べよ。

【解答のポイント】

Mo-99/Tc-99m は、核医学診断法である SPECT で使用される放射性薬剤の原料である。Mo-99 の代替生成法の確立が国としての課題であり、国が支援するプロジェクトで遂行するのか、そうでは無く、ビジネスとして進めるプロジェクトであるのかによって解答が異なると考えられる。本解答では、ビジネスとして進めるプロジェクトとしての解答を示す。ビジネスとしては、このプロジェクトがビジネスとして成り立つかが、または、成り立たせるためにはどうしたら良いかがポイントとなる。

(1) プロジェクトの計画策定に当たって調査・検討すべき事項と内容を示す。

(a) Mo-99/Tc-99m の市場規模と価格の動向調査

国内でのビジネスを前提に、海外の原子炉で製造された Mo-99 を輸入していることから、海外の原子炉の状況、及び、国内の Mo-99/Tc-99m の市場規模と価格の動向調査。

(b) 国内の商流の調査

Mo-99/Tc-99mの最終顧客は、SPECT検査を受ける患者である。しかし、商流としては、Mo-99の製造メーカー、製造されたMo-99を購入する薬剤メーカー、薬剤メーカーからMo-99/Tc-99m薬剤を購入する病院、そして、最終顧客のSPECT検査を受ける患者となる。プロジェクトを遂行する責任者が、製造されたMo-99を購入する薬剤メーカーに所属している場合、(a)の市場規模と価格の動向の情報は既に持っており、商流としても、海外から購入するMo-99を、自社で製造することになるため、最終顧客までの商流は、現状のものを使用できるが、Mo-99の製造メーカーである場合、いかに、(a)の情報を得るかが重要である。

(c) 小型加速器を用いた場合の製造手法の比較検討

設問では、小型加速器から得られる中性子により、Mo-99を製造するプロジェクトが提案されたとあるが、小型加速器を用いたMo-99の製造手法は複数あると考えられることから、それぞれの製造手法(特に製造コスト)の評価が必要である。小型加速器で濃縮Mo-100に陽子照射を行い、Mo-99/Tc-99mを製造すると考えられるが、Mo-100は、高価であることが予想されることから、再利用方法の検討が必要である^[1]。

(d) Mo-99/Tc-99mの品質調査とTc-99m抽出手法の検討

原子炉で製造されたMo-99は、比放射能が高いが、小型加速器を用いて製造したMo-99は、それと比較して、1/10000程度になることが予想される。従って、原子炉で製造されたMo-99からTc-99mを抽出する手法を、そのまま適用することが困難と考えられる。比放射能の小さいMo-99からTc-99mを抽出する手法の調査検討が必要である。また、小型加速器を用いた場合、不純物核種が製造される可能性があり、その検討評価が必要である。

(e) ビジネス成立性の検討

(a)～(d)の内容を評価し、ビジネス成立性の検討・確認を行う。

(2) 業務を進める手順を示す。

(a) (1)(c)で検討した製造方法に使用する小型加速器の設置場所の確保。

管理区域の設定が必要であり、放射線障害防止法に従った放射線業務従事者の管理、放射線モニタ類や入退域管理システムの設置が必要である。

既に使用している管理区域内に設置する場合は、小型加速器設置により変更を受ける部分の変更申請が必要である。

(b) 原料(小型加速器から得られる陽子を用いる場合は濃縮Mo-100)の入手。

(c) 小型加速器の発注、設置、試運転と、原料を設置してのMo-99製造試験。

高線量率であることが予想されるので、製造の自動化が必要である。また、Mo-100の回収、再利用試験が必要である。

(d) Mo-99/Tc-99mの品質評価試験。

小型加速器を用いて製造したMo-99は、比放射能が低いことから、(1)④で検討したTc-99m抽出手法を適用して得られたTc-99mの品質評価。原子炉で製造されたMo-99を用いた場合と同等の品質が必要である。

(3) 関係者との調整方策を示す。

関係者は、施設を管理する放射線取扱主任者、小型加速器の製造メーカー、原料販売業者、自動化システム構築メーカー、Tc-99m抽出法の開発メーカー(または国の研究機関)、品質評価員、小型加速器運転員等々、多岐にわたる。まずは、全体工程を立てることが重要で、小型加速器導入に伴う規制庁への変更申請、小型加速器の製造・設置・試運転が、律速になる可能性が高いことから、これらの工程管理をしっかりと行うことが重要である。また、重要技術(自動化、Mo-100の回収・再利用、比放射能の低いMo-99からのTc-99mの効率的な抽出等々)が確立できない場合は、重大な問題となってしまうことから、構築及び開発メーカー(または、国の研究機関)との連携強化が必要である。そのために、工程に従ったオンラインでの進捗会議に加えて、現場での確認が重要である。

解答を作成するにあたっては、参考文献^{[2]~[4]}についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] 「放射性医薬品業界における国内原子炉の利用について」2018年2月6日 日本放射性医薬品協会
https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/087/shiryo/_icsFiles/fieldfile/2018/02/19/1401284_2.pdf
- [2] 「我が国のテクネチウム製剤の安定供給」に向けてのアクションプラン、モリブデン-99/テクネチウム-99mの安定供給のための官民検討会、平成23年7月7日
- [3] 国産化⁹⁹Mo/^{99m}Tcの医療運用に向けての課題-我が国における⁹⁹Moの国内安定供給の方向性と課題-, RADIOISOTOPES, 62, 667-678(2013)
- [4] 医療用アイソトープ製造と非侵襲個別化医療, 核データニュース, No. 121(2018)

II-2-2 平成17年6月に放射線障害防止法で規制対象に関する下限数値が核種ごとに設定され、下限数量以下であれば法令で規制されないこととなった。あなたが、使用許可を持たない学校などの施設や使用許可を持つ事務所の管理区域外で下限数量以下の非密封放射性同位元素(RI)を使用した実験・実習を計画し実施する業務の担当責任者に選ばれたとして、下記の内容に記述せよ。

- (1) 実験・実習の計画策定に先立って、あらかじめ調査、検討すべき事項とその内容について説明せよ。
- (2) 業務を進める手順を列挙して、それぞれの項目ごとに留意すべき点と工夫を要する点を述べよ。
- (3) 業務を効率的、効果的に進めるための内外の関係者との調整方法について述べよ。

【解答のポイント】

本設問は、法令の規制の対象ではない下限数量以下の非密封の放射性同位元素（以下、「下限数量以下の非密封 RI」）の取り扱いに関する問題である。日本アイソトープ協会から「下限数量以下の非密封 RI の使用に関する安全マニュアル」^[1]が公表されており、参考になる。この様式の設問は、毎年出題されているが、(1)～(3)の3つの問題への解答を簡潔にしながらも、キーワードやポイントを適切に解答することが求められている。

(1) 調査、検討すべき事項とその内容

許可を持つ事業者の場合、事前に原子力規制委員会へ変更許可申請を行う必要があるため、非密封 RI の使用の場所、核種、化学形態、数量、使用目的・方法について、事前に調査しておく。また、管理区域外使用者への教育訓練の実施や管理区域外での RI 使用及び廃棄に関わる記録を作成しておく。一方、使用許可を持たない事業者の場合も上記と同様の取り扱いとすることが望ましい。

(2) 業務を進める手順（留意すべき点、考慮を要する点）

使用許可を持つ事業者の場合で想定される手順と留意点を以下に示す。

(a) 法的手続き

上記で調査した内容を基に変更許可申請や予防規定の変更と届出、管理区域外使用者の教育訓練を事前に行う。

(b) 非密封 RI の購入・受入

許可事業者の RI 購入手続きに従い購入し、下限数量を超過する RI の一部を使用する場合には下限数量以下の RI として搬出・使用するために小分けにする。

(c) 管理区域からの搬出

管理区域外使用者は RI 管理部門の許可を得た後に管理区域外に持ち出す。

(d) 管理区域外での下限数量以下の非密封 RI 取扱

実験中は「下限数量以下 RI 使用中」であることを明示し、一般実験者に注意喚起する。また、管理区域内での使用時と同様の施行規則で実施することが望ましい。

(e) 取り扱う実験室における排気・排水

十分に換気し排気口から排気、また器具等の洗浄水は大量の水を共に排水することが望ましい。

(f) 管理区域への返却

RI の残りや汚染された固体廃棄物は使用の都度、管理区域内に持ち帰る。持ち帰った下限数量以下の RI は、管理区域内での RI 使用規則に従って使用を継続、あるいは廃棄する。

(g) 使用等の記録

あらかじめ、使用する RI の下限数量以下であることを確認し、確認者の氏名も記録する。使用簿には「持出年月日」「各種・数量」「持出者（使用者）」「使用目的」等の必要事項を記入し、使用後は廃棄物の数量についても記録しておき、年度末に閉帳し、5年間保存する。

(3) 業務を効率的、効果的に進めるための関係者との調整方法

以下の方法が有効であると考えられる。

- (a) 管理区域外使用者として、管理区域内での非密封 RI の取扱いの経験を有するものを2人選任する。
- (b) 事前にコールドランを実施しておき、当日の役割分担を決めておき不測の事態に備える。

解答を作成するにあたっては、参考文献^[1]についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] 「下限数量以下の非密封 RI の使用に関する安全取扱マニュアル」、公益財団法人日本アイソトープ協会
<https://www.jrias.or.jp/report/cat1/308.html>

【類似問題】

- ・令和元年度 放射線利用 III-1

6. 選択科目Ⅲの解説

6.1 「原子炉システム・施設」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。（赤色の答案用紙に解答設問番号を明記し、答案用紙3枚を用いてまとめよ。）

Ⅲ－1 IRRS イニシャルミッションの提言13を転機として2018年4月に「原子力規制委員会における職員の信頼性確認に関する訓令」を発行し、原子力安全規制と核物質防護規制の調和が進んでおり、IRRS フォローアップミッションでも当提言については完了と確認されている。一方で、原子力事業者の現場においては、主に作業効率とセキュリティの堅牢性がトレードオフの関係となることが多い。原子炉施設の防護区域内における保守点検業務の施工管理を行う技術者として、以下の問いに答えよ。

- (1) 技術者としての立場で多面的な観点から3つ課題を抽出し、それぞれの観点を明記したうえで、課題の内容を示せ。
- (2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ、その課題に対する複数の解決策を示せ。
- (3) 解決策に関連して新たに生じるリスクとそれへの対策について述べよ。

【解答のポイント】

核物質防護とは、核燃料物質の取扱いに対する妨害行為、施設や防護設備に対する破壊行為からの防護のために必要な措置を講ずることで、核燃料物質の盗取等による不法移転や妨害行為の防止を図ることである。法令(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第91条)において、発電所の各区域内への侵入の防止、早期検知(発見)に対応するといった核物質防護のための措置が要求されている。2021年4月には、東京電力HD(株)柏崎刈羽原子力発電所におけるIDカード不正使用および核物質防護設備の機能の一部喪失の事案を受けて、原子力規制委員会より「特定核燃料物質を移動してはならない」との命令がなされた。原子力事業者の現場においては、「安全文化の醸成」のみならず「核セキュリティ文化の醸成」にも一層注力していくことが重要である。事業者は防護措置の情報漏えい等がないよう、厳格な管理が求められる。また、安全文化と共に核セキュリティ文化醸成が重要であることから、核物質防護の分野においても、経営責任者の関与が必要であると判断し、核物質防護規定に経営責任者が核セキュリティの文化醸成に関与することが法令(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第96条)に盛り込まれている。

解答にあたっては、特定核燃料物質を使用・貯蔵する設備が設置されている区域である防護区域において想定される保守点検業務に着目したうえで、課題の抽出、解決策の特定、及び解決策に関連して新たに生じるリスクへの対策について論じることがポイントとなる。また、問題文では「作業効率とセキュリティの堅牢性のトレードオフ」についても言及しているので、保守点検業務の中で、IRRSの指摘を受けたことから検討が始まっているオンラインメンテナンスを考慮した遠隔保守等とセキュリティに関しての解答を以下に記述した。

(1) 多面的な観点と3つの課題、その内容

(a) 遠隔保守と通信時のセキュリティ

効率的な保守点検を進めるためには、米国でも積極的に進められている現場作業管理のデジタル化が有効である。特に米国におけるオンラインメンテナンス¹⁾時には、限られた人員、AOT(Allowed Outage Time)の厳密な管理下で保守点検を実施するため、管理区域内での情報共有の他に、管理区域外からの遠隔保守(遠隔監視、検査、診断)を実施している。同様なプロセスをトレースすることで、国内における保守作業もプラント安全や品質を維持しながら効率的な保守点検を達成できると考えられる。一方で、通信のためのネットワークは、アタッカーからの侵入口になる可能性があり、多数あるアクセスポイントやネットワーク回線のサイバーセキュリティ、物理セキュリティを堅牢にする対策が必要になることが課題である。

(b) 保守点検時の発電所構内への立ち入り規制

保守点検時には、多くの業者、工事関係者が発電所に立ち入る。発電所に立ち入る際には、事前の身元確認を厳密に実施している。また、立ち入り認可後も、管理区域内に入る場合には、IDカード、顔認証、手型認証、静脈認証などの複数の手段を組合せて本人確認を実施している。一方で、厳密に個人認証することにより一人の確認に要する時間が長くなり、多くの立ち入り者の本人確認のための待ち時間が長くなり、実質的な作業に従事する時間が短くなるのが課題である。その他、核物質防護の観点で、保守作業のスペース、使用できる資機材、保守対象設備へのアクセスに制限がかけられる、或いはアクセスを制限された中でのあるべき作業員の避難ルートの確保といった課題が想定され、これらによるコストや工期への影響も課題としてあげられる。

(c) 保守点検時の機器、ツールレイアウトのマップ共有化

保守点検の計画時に、従来のレイアウトから作業効率向上を目指して機器ツールの搬入・搬出ルートや配置レイアウトを再検討する必要がある。その際には、原子炉建屋等の建屋図面、機器図面など核防護上、閲覧が制限されている情報については、閲覧制限、セキュリティ情報の黒塗り等に対応している。一方で、同じ図面の中でもセキュリティ上の管理レベルが低い情報も混在している。管理すべき情報はより厳密な管理を、そうでないものについてはセキュリティと作業性を考慮して運用する等のルールを決めていくことが課題である。

(2) 遠隔保守時のセキュリティの解決策^{[2][3]}

重要な課題として今後の保守点検の効率化に大きく寄与すると考えられる遠隔保守を取上げる。セキュリティ対策においては、サイバーセキュリティと物理セキュリティの視点が必要である。

<サイバーセキュリティ>^[3]

(a) 対策セキュリティチェック装置、記憶媒体チェック装置、一方通信装置などのセキュリティデバイスを導入してハードウェア面からの物理的なセキュリティ対策を行う。

(b) セキュリティ状態監視としてファイアウォール等の汎用セキュリティデバイスによるセキュリティ監視などを用いる。ただし、汎用セキュリティデバイスではプラント設備や制御装置を対象とした計測制御システム向けのセキュリティ監視としてはサポートしきれていない場合が多いので、専用の監視の仕組みを合わせて構築する必要がある。

(c) セキュリティ事故対応組織の確立^[3]

一般的に、セキュリティ監視にあたる SOC (Security Operation Center) やセキュリティ事故が発生した際に緊急対応にあたる CSIRT (Computer Security Incident Response Team) といった部門を構築してセキュリティ事故に備える。

<物理セキュリティ>

(d) 制御装置などプラント運転に必要な情報と、業務管理上必要な情報のそれぞれのネットワークを物理的に独立させる。

(e) 無線ルータなどネットワークのアクセスポイントに不正なアクセスが無いことを監視、記録するための手段を準備する。

(3) 解決策に関連して新たに生じうるリスクとそれへの対策^[3]

サイバー攻撃を受けた際には、早期発見と対策、迅速な復旧が必要となる。

サイバー攻撃を最初に発見する可能性があるのは、保守、点検に従事する設計者、作業員であるが、サイバー攻撃に対して専門的な知識を有していない場合が多い。したがって、目の前の異常事象が機器の故障であるのか、サイバー攻撃によるものであるのか判断できず、対策が後手に回ってしまう。早期発見と対策については、日常のサイバーセキュリティの教育、最新事例の共有が効果的であるとする。

また、迅速な復旧には、サイバーの専門知識を有する人材を確保しておくことも必要であるが、社外への発信、ネットワークの遮断等の経営インパクトがある判断を早期に実施することも必要になる。迅速な復旧に対しては、サイバー攻撃に対して対応する体制を構築し、役割に合わせた定期的な教育、サイバー攻撃に対するシミュレーションを実施することが効果的であるとする。

【参考文献】

[1] IRRS の指摘を受けた我が国の検査制度の大改革と新時代の統合保全検査システム、

日本保全学会、日本保全学会学術講演会要旨集 第13回、(2016)

[2] 日立が考える電力制御システムセキュリティ、日立評論、Vol.98 No.06 398-399 (2016)

[3] 原子力計装制御システムのサイバーセキュリティ対策の現状と展望、三菱電機技報 Vol.190・No.11 (2016)

III-2 実用発電用原子炉は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないように設計するよう法令により規定されている。上記機能を有する施設の保全計画を立案する技術者として、以下の問いに答えよ。

(1) 技術者としての立場で多面的な観点から3つ課題を抽出し、それぞれの観点を明記したうえで、課題の内容を示せ。

(2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ、その課題に対する複数の解決策を示せ。

(3) 解決策に関連して新たに生じうるリスクとそれへの対策について述べよ。

【解答のポイント】

「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」(以下、設置許可基準規則)では、重大事故等対処設備の設置が求められている。重大事故等対処設備とは、重大事故等に対処するための機能を有する設備であり、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する「重大事故防止設備」と、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する「重大事故緩和設備」がある^[1]。

原子力発電所の運営において、原子力事業者は運転計画の策定、工程管理、予算管理、安全管理等の発電所運営にかかる全体方針を策定し、一義的責任をもって運営を行う。原子力事業者は、設計基準事故対処設備と同様に、重大事故等対処設備に対しても保全計画を立案し、必要な機能が損なわれないように維持していく。

本設問では、原子力発電所に導入された重大事故等対処設備に対し、保全計画を立案していく上で基本的な考え方^[2]を述べた上で、重大事故等対処設備の特徴的な点について触れ、その課題と解決策を論じていく。

(1) 実用発電用原子炉の重大事故等対処設備の保全計画において、技術者としての立場で挙げる事が出来る課題について、その観点と内容を

述べる。

(a) 保全方式の選定の観点

近年の原子力発電所では、系統あるいはプラントの信頼性の最大化とし、それを効率的・効果的に達成できるように個々の機器の保全内容を決める「信頼性重視保全(RCM: Reliability Centered Maintenance)」の考え方を取り入れている。

重大事故等対処設備は、設置してからの使用期間が短いため点検実績に乏しく、これまで国内で導入実績の無い設備が一部にある。使用や設置の環境によって劣化事象・劣化メカニズムを特定し、個々の機器について適切な保全内容や点検周期といった保全内容を決めることが課題である。

(b) プラントの安全性確保の観点

重大事故等対処設備の保全活動は、定期点検中に行うことが多いと予想されるが、保全作業の増大・転換の中でプラントの安全機能の確保が課題である。

(c) 経済性の確保と向上の観点

重大事故等対処設備の追加によって、設備の保全活動に加えて重大事故時の安全確保や運営のために人員や資機材といったリソースが必要となるが、重要な活動にリソースを重点投入し、保全活動の無駄をできるだけ排除し、最適化を図ることが課題である。

図1に保全活動とリスク(コスト)の関係を図示するので、参考にしてほしい。

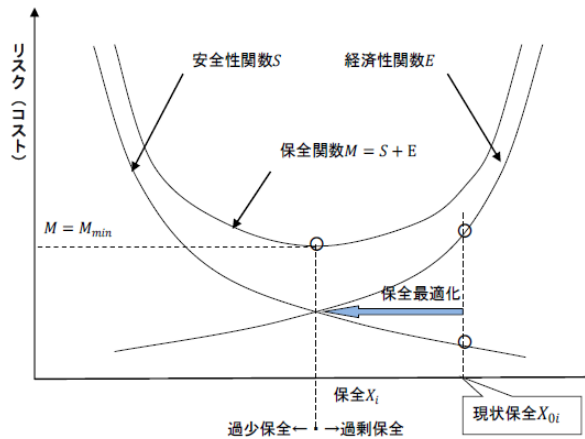


図1 保全活動とリスク(コスト)の関係

(2) (1)に挙げた課題に対し、複数の解決策を示していく。設問では、(1)で抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げるが、本書では(1)の3つの課題のそれぞれについて取り上げるとよいポイントを示す。

図2に保全方式の体系について図示するので参考にしてほしい。

(a) 保全方式の選定の観点

① シンプル化と設計裕度の確保

装置をシンプル化し、余裕のある設計を行うことで信頼性の高い設備に仕上げ、修理しやすくすることで、事後保全(BDM)をベースとする方法が考えられる。

② 予防保全

設備の故障そのものを防止するため、固定された一定の周期で機器の分解点検(Overhaul)を時間基準保全(TBM)で行い、保全計画管理システムを駆使し、それらを管理していく方法が考えられる。

③ 予防保全最適化

発生する経年劣化の進展や故障の発生を予測し、プラントの安全性と経済性が阻害されないように個々の機器の保全内容を決める方法である。保全タスクには、一般的に時間基準保全(TBM)、状態基準保全(CBM)、事後保全(BDM)と試験があるが、これらのベストミックスにより最適化を図る方法が考えられる。保全方式は、機種によっていずれかの保全方式が主体となっていたり、実施しない保全方式もあったりする場合もあるため、保全テンプレートを活用し、選定を容易化にする。

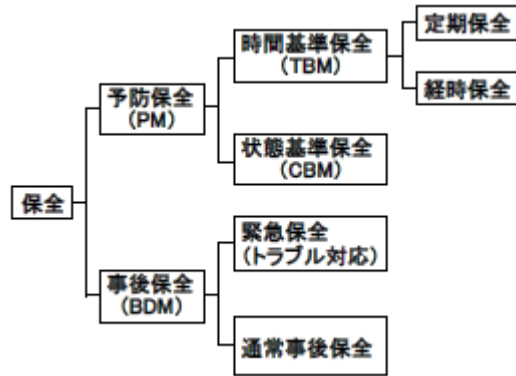


図2 保全方式の体系

(b) プラントの安全性確保の観点

① 運転上の制限と点検手順の見直し

重大事故等対処設備の保全計画立案にあたって、技術者は重大事故等対処設備がどのような設計基準事故対処設備の安全機能を代替しているか特定するとともに、プラントとして果たすべき安全機能が、冗長性を鑑みても必要な時に同時に喪失しないように、点検や取り替え時期の策定やバックアップの準備などを考慮していく。また、これまで定期検査中であっても機能維持しなければならなかった設計基準事故対処設備は、重大事故等対処設備で代替可能な場合が出てくるため、設計基準事故対処設備の点検手順の見直し（例えば、重大事故等対処設備を待機させ、機能代替した設計基準事故対処設備を同時に点検するなど）といったことも考慮事項となってくる。

② 状態監視の活用

重大事故等対処設備に対して、状態基準保全 (CBM) の導入により、運転中においても機器内部に発生・進展する経年劣化に特有の信号（例えば、振動）の発信を捉え、分析・評価することで、機器の運転状態をモニタリングし、得られたデータを活用して故障時期を推定することができる。異常検知後の早期復旧の観点から可能な範囲での巡視点検等を実施していく。

③ 運転実績の活用

機器の状態把握に努め、今後得られる知見を踏まえてより最適な保全方式を継続的に検討していくと共に、運転実績が豊富な他国情報の活用も有用である。

(c) 経済性の確保と向上の観点

① 適切な保全計画の立案による経済性の向上

プラントの安全性と経済性に与える影響の小さい機器は除外し、それ以外の機器に対して技術的に適切な保全計画を立案・実施する。その結果としてプラントの稼働率を向上させてリソースを集中することにより経済性を向上させる。

② 無駄のない保全実施計画の立案による経済性向上

保全作業のパフォーマンス（保全遂行能力）を決定する主要因子（保全作業要領書、保全実行部隊、使用資機材）を適切に考慮して保全実施計画の無駄を排除して経済性を向上させる。

(3) (2)で挙げた解決策に関連して新たに生じ得るリスクとそれへの対策について示す。ここでは、(a) (b) (c)に共通するリスクと対策についてポイントを取り上げる。

重大事故等対処設備に限らず、保全計画において生じ得るリスクとして、一般的には評価の不備によるトラブルの発生、力量不足による点検判定の不備、点検作業の形骸化が考えられる。

これらのリスクへの対応として、経験者による第三者レビューの実施などによる検査の品質向上、技能、経験、技術力を有する要員の補充や教育の徹底による検査員の技術力の向上などが挙げられる。更に、自らの改善を促進する体系を維持促進するため保全活動の継続的改善や安全・セキュリティの文化醸成活動を行うなどがある。

重大事故等対処設備に対する保全活動の継続的改善として、保全3技術（検査技術、経年劣化の発生・進展予測技術、経年劣化を修復する是正技術）を駆使し、経年劣化が予測される箇所を中心に検査を実施する計画を立案し（P: Plan）、それを実行（D: Do）、得られた検査データを評価して（C: Check）、必要に応じて補修等の是正を行う（A: Act）。

重大事故等対処設備に対する保全計画を進めることで、原子力事業者はこれまでより追加のリソースが必要になるが、対象機器が多重化された機器で待機号機があり、かつプラント運転中に機械的・電氣的に隔離でき、安全な作業環境も確保できれば分解点検等の保全を実施可能なものは、プラント運転中に実施する「運転中保全 (OLM: On-Line Maintenance)」を導入し運転サイクルを通じたリソース平準化に活用したり、リスク情報を活用することで機器の安全リスク上の重要度に応じて定期試験（サーベランステスト）や検査の頻度や内容を変更するといった解決策が考えられる。

【参考文献】

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

<https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=425M60080000005>

[2] 原子力発電所の保全活動を適正化するために必要な基本的事項とその解説（JSM MSP 001），（一社）日本保全学会 保全標準化推進検討会，2020年6月

https://www.jsm.or.jp/meet_t/hyojunka.html

【類似問題】

令和2年度試験問題〔原子力・放射線部門〕「原子炉システム・施設」（Ⅲ-2）

6.2 「核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分」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。(赤色の答案用紙に解答問題番号を明記し, 答案用紙3枚を用いてまとめよ。)

Ⅲ-1 我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方である「利用目的のないプルトニウムは持たない」を実現するため, 原子力委員会では平成30年7月に5つの方針を示している。その方針の中に「プルトニウムの需給バランスを確保し, 再処理から照射までのプルトニウム保有量を必要最小限とし, 再処理工場等の適切な運転に必要な水準まで減少させるため, 事業者に必要な指導を行い, 実現に取り組む。」がある。新規規制基準適合の対策等を経て再処理施設をはじめとする核燃料サイクルの各施設が稼働した後, プルトニウムの需給バランスを確保するための方策について, 以下の問いに答えよ。

- (1) 核燃料サイクル及び放射性廃棄物の技術者としての立場で多面的な観点から3つ課題を抽出し, それぞれの観点を明記した上で, 課題の内容を示せ。
- (2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ, その課題に対する複数の解決策を示せ。
- (3) 解決策に関連して新たに生じるリスクとそれへの対応について, 専門技術を踏まえた考えを示せ

【解答のポイント】

「利用目的のないプルトニウムは持たない」を実現するためのプルトニウムの需給バランスを確保するための方策を, 技術者として検討するにあたっては, 下記の多面的観点を踏まえる必要がある。

日本は, 核燃料サイクル推進の方針であり, 使用済燃料の再処理によって回収されるプルトニウムは平和利用が目的であり, そのことを政治的にも国内外に示す必要がある。また, 海外保有プルトニウム含めて, 保有プルトニウムを必要最小限とする必要がある^[1]。保有プルトニウムは, 再処理量, MOX加工量, プルサーマル発電による使用量に依存するものであり, 技術的観点から各施設の稼働, 運転を計画的に行っていくことが必要である。そして, このような取り組みを円滑に推進するためにも, 燃料サイクル推進, プルサーマル推進, 各燃料サイクル施設運転に向けて国民理解の促進が必要となる。

- (1) 核燃料サイクル及び放射性廃棄物の技術者としての立場で多面的な観点から3つ課題を抽出し, それぞれの観点を明記した上で, 課題の内容を示せ。課題とその内容の記載案について, 下記に示す。
 - (a) 政治的観点として
 - ① プルトニウム利用計画の明示: 「利用目的のないプルトニウムは持たない」という原則の下, 平和利用に係る透明性向上等の観点から, 電気事業者等は, プルトニウム利用計画を毎年度公表するとともに, プルトニウム量を必要最小限に削減していくことが求められる^[2]。
 - ② 海外プルトニウム保有量削減: 電気事業者が英国と仏国に保有するプルトニウムについても削減していく必要がある^[3]。
 - (b) 技術的観点として
 - ① 核燃料サイクル施設計画的な稼働と運転: 再処理工場, MOX燃料製造工場, プルサーマル軽水炉発電所の稼働・運転を計画通りに進めるために, 新規規制基準適合に向けた設計・工事を早期に完遂させる必要がある。
 - ② 使用済燃料貯蔵対策: 上記サイクル施設の稼働・運転状況によっては, 再処理が進まず使用済燃料が蓄積されていく状況となる可能性もあり, 使用済燃料の貯蔵容量の確保が必要となる。貯蔵容量の拡大の方策(サイト内, サイト外)とその安全性を国民に示し, 理解を得る必要がある。
 - (c) 国民理解の観点として
 - ① プルトニウム利用の理解促進: 燃料サイクル推進と合わせてプルトニウム利用の必要性を国民に理解してもらう活動が必要となる。
 - ② 安全性の理解促進: 上記サイクル施設における安全対策の実施状況を説明し, 各施設の稼働・運転を国民に理解してもらう活動が必要となる。

- (2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ, その課題に対する複数の解決策を示せ
上記で抽出した課題のうち, 例として上記(b)①について記載する。

課題 : サイクル施設の計画的な稼働と運転

解決策1: 六ヶ所再処理工場, MOX燃料製造工場を竣工させるとともに, 安定運転に向けた取組みを推進する。規制当局, 事業者である日本原燃, 関連するメーカーが連携し, 新規規制基準に適合するための許認可対応, 安全対策工事, 使用前事業者検査等を効率的, 合理的に推進し, 早期に竣工させる。また竣工後の安定運転に向けて, 運転員の技術力維持・向上, 過去の不具合事例や海外も含め同種施設の運転経験(OE)情報を踏まえた設備改善・運転管理方法の改善等を行う^[4]。

解決策2: 核燃料サイクル施設の各施設の操業計画を公表し, 再処理工場における再処理可能量およびMOX燃料製造工場におけるMOX燃料加工可能量, およびプルサーマル運転によるプルトニウム消費量の検討を行い, 各年度のプルトニウム保有量を把握する

とともに、保有プルトニウムが最小限となるように、各施設の操業計画を適宜見直していく。

解決策 3：上記核燃料サイクル施設の稼働・運転状況によっては、再処理が進まず使用済燃料が蓄積されていく状況となる可能性もあり、使用済燃料の貯蔵施設の容量を拡充する。具体的には、各サイト内での使用済燃料プールでのリラッキング等による貯蔵能力の増強、乾式貯蔵施設の整備、サイト外中間貯蔵設備の整備を進める^[5]。

(3) 解決策に関連して新たに生じるリスクとそれへの対応について、専門技術を踏まえた考えを示せ。

(a) サイクル施設の計画的な稼働と運転

リスク：核燃料サイクル施設でのトラブル発生に伴う運転停止。長期にわたる運転停止となった場合には、使用済燃料貯蔵量が増加し、貯蔵容量が逼迫する可能性がある。

対応：トラブル未然防止に向けて、過去の不具合を踏まえた設備改善・運転管理方法の見直しの活動を継続的に推進するとともに、デジタル化技術等を活用した予兆管理システム・設備の導入等を図っていく。

(b) 核燃料サイクル施設の各施設の操業計画

リスク：プルサーマルが進み使用済 MOX 燃料が排出される場合、使用済 MOX 燃料は現状では六ヶ所再処理工場では再処理できないため、使用済 MOX 燃料の貯蔵量が増大するリスクがある。

対応：使用済 MOX 燃料処理のために新規に再処理工場を作ることも考えられるが、これには時間がかかるため当面は六ヶ所再処理工場で使用済ウラン燃料と使用済 MOX 燃料を混合して再処理することが可能なプロセスを確立し処理を進める。

(c) 使用済燃料貯蔵容量の拡充

リスク：今後発生する使用済 MOX 燃料の貯蔵含めて、サイト外中間貯蔵施設の新規設置に向けた地元自治体・地元住民の了解取得

対応：貯蔵施設そのものの安全性に加え、使用済燃料（ウラン燃料、MOX 燃料）の輸送に関わる安全性を説明し、理解いただく必要がある。

【参考文献】

[1] 日本のプルトニウム利用について、原子力委員会

<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/sitemap/bunya23.htm>

[2] 電気事業者等から公表されたプルトニウム利用計画について（見解）、2022年3月1日、原子力委員会

http://www.aec.go.jp/jicst/NC/sitemap/pdf/220301_kenkai.pdf

[3] プルトニウム利用計画について（第7回原子力委員会資料）、2022年2月18日、電気事業連合会

http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryu2022/siryu07/2-1-1_haifu.pdf

[4] しゅん工・操業および安全性向上に向けた取組み、2022年1月12日、日本原燃

<https://www.jnfl.co.jp/ja/release/topics/2021/detail/20220112-1.html>

[5] 使用済燃料貯蔵対策の取組強化について、2021年5月25日、電気事業連合会

https://www.fepec.or.jp/about_us/pr/oshirase/_icsFiles/afieldfile/2021/05/25/press_20210525_2.pdf

III-2 東京電力福島第一原子力発電所の事故により放出された放射性物質で汚染された廃棄物については、中間貯蔵開始後、30年以内に福島県外での最終処分を完了するために必要な措置を講じることが国の責務であると法律に定められている（中間貯蔵・環境安全事業株式会社法第3条）。現在、福島県内での中間貯蔵施設への貯蔵が開始され、中間貯蔵施設における除去土壌と廃棄物の処理・貯蔵が行われている。中間貯蔵施設について、以下の問いに答えよ。

(1) 放射性廃棄物の技術者としての立場で多面的な観点から3つの課題を抽出し、それぞれの観点を明記した上で、課題の内容を示せ。

(2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ、その課題に対する複数の解決策を示せ。

(3) 解決策に関連して新たに生じるリスクとそれへの対応について、専門技術を踏まえた考えを示せ

【解答のポイント】

中間貯蔵施設の概要に関しては、環境省の中間貯蔵施設情報サイト^[1]に記載されている。除染に伴う放射性物質を含む除去土壌や除染廃棄物等は、仮置き場に一時保管された後、中間貯蔵施設へ輸送される。また、焼却施設で生じた焼却灰を貯蔵している。

中間貯蔵施設の課題の抽出に当たり、多面的な観点としては、例えば「施設の技術的課題」、「コミュニケーション・情報発信」、「最終処分に向けた取組み」が挙げられる。それぞれに関し、以下に課題の内容、解決策、新たに生じるリスクの例について述べる。

(1) 施設の技術的課題

(a) 課題の内容

中間貯蔵施設は、以下の処理工程に分類される。

・受入・分別

仮置き場等から運ばれてきた除去土壌の土嚢袋を破り、ふるいにかけて可燃物と金属などの異物を取り除く。

分別した土壌は土壌貯蔵施設へ運ばれ、可燃物は減容化施設に運ばれる。

・貯蔵

分別設備で分別された土壌は、土壌貯蔵施設に貯蔵される。

・減容化

分別した可燃性廃棄物は焼却炉で焼却され、焼却灰は灰処理設備で溶融処理される。

処理後の焼却灰等は、鉄筋コンクリート造等の廃棄物貯蔵施設内に、鋼鉄製の貯蔵容器に収納され、倒れないように固定して貯蔵される。

各処理工程において、適切な放射能の散逸対策及びモニタリングが課題として挙げられる。

(b) 解決策

分別時の放射能散逸対策としては、設備を建屋で覆うとともに、換気設備で集塵する方法が考えられる。

土壌貯蔵施設においては、遮水シートを敷き、施設内の水が公共の水域や地下水に浸透することを防ぐ構造とするとともに、集排水設備を設置し、保有水を浸出水処理施設で処理し、放射性セシウムの濃度などを測定し問題無いことを確認した上で放流する方法が考えられる。

灰処理設備においては、排ガス中の放射性セシウムに関し集塵装置で除去するとともに、煙突部において連続監視し異常の無いことを確認する方法が考えられる。

(c) 新たに生じるリスク

灰処理設備においては、減容性を高めると貯蔵設備を小さくできるが、廃棄物の放射能濃度が高まるため、貯蔵容器の表面線量や作業エリアの空間線量が高まることより、作業員被ばくが課題となる。また、貯蔵施設の遮蔽も廃棄物の放射能濃度に応じた遮蔽が必要となる。

また、換気装置、集塵装置で除去した粉塵も放射性セシウムを含むため、適切な処理や貯蔵が必要となる。

(2) コミュニケーション・情報発信

(a) 課題の内容

中間貯蔵施設は、福島第一原子力発電所周辺の民有地や公有地を使用して設置される。そのため、地権者の理解が必要となる。また、公衆の理解も重要である。

(b) 解決策

地権者や公衆の理解のためには、適切な情報発信が重要である。施設の周辺への影響として、仮置き場からの輸送が適切に行われていることや、施設から大気や地下水への放出が適切にモニタリングされていることは、環境省ホームページでも公開されており、継続していくことが重要である。

(c) 新たに生じるリスク

情報公開の内容は、中間貯蔵の進捗に合わせて変化することが必要と考える。例えば、30年間の使用において、設備の老朽化に伴う放射性物質の漏洩が生じることが考えられることより、設備の維持管理・保守に関する情報公開も重要であると考えられる。

(3) 最終処分に向けた取り組み

(a) 課題の内容

中間貯蔵開始後30年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる²⁾ため、最終処分場の用地確保の他、最終処分量を低減するために再生利用することが課題として挙げられる。

(b) 解決策

異物の処理や減容処理により、放射能濃度の低い土壌は土木資材として再生利用され、放射能濃度の高いものだけが最終処分される。再生利用の方法としては以下の技術が挙げられる。

・分級

放射性セシウムが土壌のうち細粒分に付着しやすいという特性を踏まえ、土壌を細粒分と砂・礫に分離する方法である。

・化学処理

強酸等の溶媒を用いて土壌中の放射性セシウムを溶媒中に溶出させることで土壌からセシウムを分離する方法である。

溶液中のセシウムは吸着剤等で回収する。

・熱処理

熱により、放射性セシウムを昇華させて分離し、バグフィルターで吸着させて回収する。土壌に反応促進剤を添加する方法もある。

(c) 新たに生じるリスク

これらの再生利用技術に対し、各処理方法を適切に選定し、効率よく分離することが鍵となる。また、二次廃棄物の処理も重要となる。

例えば化学処理では、強酸等の溶媒を用いる。また、処理後の廃液の処理が必要であり、吸着剤を含めた二次廃棄物の処理を考慮しないとけない。

熱処理では1350℃以上で加熱して放射性セシウムを昇華させるため、非常に多くのエネルギーを使用する。また、バグフィルターで回収された飛灰は放射性セシウムを多量に含むため、飛散・潮解防止の処理を行い、厳重に保管する必要が生じる。

化学処理や熱処理は、放射性セシウムの分離効率が高いが、二次廃棄物の処理作業等の追加が必要となる。手間をかけても減容する必要がある放射性セシウム濃度の高い廃棄物に適した処理方法と考えられる。

【参考文献】

[1] 環境省中間貯蔵施設情報サイト

<http://josen.env.go.jp/chukanchozou/>

[2] 平成十五年法律第四十四号「中間貯蔵・環境安全事業株式会社法」

6.3 「放射線防護及び利用」の問題と解答のポイント

III-1 大学や研究機関などにおいて、小型の放射線発生装置の導入を計画する。放射線発生装置の設置では、将来の廃止による措置までを見据えた装置及び施設の制度設計が重要となっている。特に、放射線発生装置は、多目的、多用途であり、施設で発生する放射能の総量が少なく、廃止措置における期間が短い等の特徴がある。放射線発生装置の廃止を考慮して、装置の導入計画から最終的な廃止措置の実施・終了までに考えられる課題について、以下の問いに答えよ。

- (1) 技術者としての立場で多面的な観点から3つ課題を抽出し、それぞれの観点を明記したうえで、課題の内容を示せ。
- (2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ、その課題に対する複数の解決策を示せ。
- (3) 解決策に関連して新たに生じうるリスクとそれへの対策について述べよ。

【解答のポイント】

問題文から、「大学や研究機関での小型の放射線発生装置の導入」に係る業務を考えれば良いこと、また放射線発生装置の特徴や、廃止措置までを考慮した解答を求められていることが読み取れる。

一般的には、装置の導入を考える際、導入の目的を達成することを考えなければならない。

放射線発生装置は小型のものであれば、放射化の影響が小さく、廃止段階で放射性廃棄物として取り扱う必要がなくなることもある。そこで、対応上の課題としては、以下のような観点が考えられる。この他、本問では、粒子加速器系の放射線発生装置かX線発生装置かの種別は指定されていない。受験生自らが放射線発生装置の取扱いや導入の業務経験を有する場合には、自らの業務経験を基に、例示や想定条件を明示した上で思いつく課題を挙げ、その趣旨を説明してもよい。

- 1) 導入の目的に照らした、放射線の種類、エネルギー、出力などの設定について。また、その出力、エネルギーに応じた遮蔽設計を行うこと。
- 2) 装置使用にあたっての運用、制約となる事項の検討について。装置使用時に立入規制を行うこと、インターロック等の安全管理システムを備えること、周辺環境のモニタリング等、作業者等の安全を守るため対策を講じる必要があり、そのための安全設計を行うこと。
- 3) 放射化の可能性とクリアランスの対応に係る検討について。1) と関連するが、放射化の可能性がある場合には、保管設備、保管廃棄設備の設置等の対応が必要となる。

また、放射線利用技術データベースにおいて、加速器施設の設置に関して解説^[1]されており、加速器施設については、その記載が参考にできる。

- 1) 放射線遮蔽設計について
 - 設計基準値の設定として、
 - a) 線量の基準値：管理区域境界での線量、敷地境界の線量の考慮
 - b) 損傷・発熱の基準値：構造材/遮蔽材の放射線による損傷、材料の耐熱温度、熱応力などを考慮
 - c) 誘導放射能の基準値：装置の保守に従事する方の被ばく限度、空中/水中の放射性物質濃度限度、密度限度など。法令要求を考慮する。
 - 線源に対しては、線源の種類、エネルギー、放出角度分布、形状の評価などを考慮すること
 - そのほか、遮蔽計算の考え方、ストリーミング、スカイシャイン、残留放射能などの評価を順に行う旨が記載されている。
- 2) 安全管理設備について
 - 管理区域を設定し出入口に管理室を設けること。放射性物質による汚染を考慮する必要がある場合には、汚染検査室の設備として、ハンド・フット・クロスモニタ、シャワー等の設置すること。
 - 出入口の開閉と加速器（放射線発生装置）の運転スイッチを連動させるなどして、被ばくを防止すること。
 - 出入口付近に放射線発生装置の使用状態を表示し、入室可否を知らせること。
 - 放射線モニタリング設備を設け、作業室、管理区域境界の線量率、汚染を考慮する必要がある場合には、排気、排水のモニタリングなどを行うこと。
- 3) 加速器施設の場合、規模が大きくなるとビーム照射により放射化することが考えられる。また、放射線治療装置に対しては、X線の最大発生エネルギーが6MeVを超える場合には、放射化物として規制を受ける部品があり、その対応の在り方に対する検討がなされている^[2]。
X線の最大発生エネルギーで装置をカテゴリ分けし、そのカテゴリに応じて、解体時どの範囲の部品に関し放射化を考慮する必要があるか、検討結果が示されている。
電子加速器、粒子加速器を対象に設置台数、放射化発生物のクリアランス対象物量、生成核種等について調査された例がある^[3]。
いずれにしても、放射線発生装置の種類、規模などから、放射化の範囲や解体時の放射化物の取扱いを考慮し、再利用するものと廃棄するものを区別して保管することなど、言及しておくといよい。

また、課題解決策に応じた新たに生じうるリスクについての検討において、大学等の研究や研究機関では、研究者の発想、興味によって、装

置設置後においても様々な変更が行われる可能性があることに言及することも考えられる。装置の変更を含め、以下のようなことには新たに生じるリスクを考慮して注意を払いたい。

1) 遮蔽に関する事項

遮蔽体の密度や厚さ、配管や遮蔽の隙間などによる想定されていない線量の上昇が発生することが考えられるため、試運転時において申請条件を満足できているか確認を実施しておくこと。その結果に応じ、必要な遮蔽対策を施すこと。

装置を研究に利用する（利用させる）場合、実験課題審査段階で、利用者の安全対策のチェックを行うこと。使用予定のターゲット、実験用チェンバー、ビーム方向など照射条件の変更が承認条件を逸脱していないか、無用な被ばくの防止等の安全対策が行われているか、配管の新設などによるダクトストリーミングによる漏えいのおそれはないかなど。

2) 安全管理に関する事項

機器は故障するものとして、インターロック等の定期点検、始業点検を励行する。利用時の人の安全確保のためのマニュアルが整備され、周知されているかを確認する。（アナウンス、入退室の管理、入室時のサーベイを実施するなど）

3) 放射化安全管理に関する事項

運転中の適切なビームモニタリングの実施によって、放射化につながるような運転中の不要なビームロスを低減する。日常の搬出物品、機器の放射化の有無の点検（とくにターゲット等の放射化の恐れのある部品等の管理）を励行する。

特に、使用するターゲットやチェンバーの材質の選択によって放射化にもつながる可能性があるため、使用する材料の管理を行うと共に、無用な放射化を避けるため、室内に残置される工具、治具の管理を行う。

解答を作成するにあたっては、参考文献^{[4]~[7]}についても参照されたし。

【参考文献】

[1] 放射線利用技術データベース

<http://www.rada.or.jp/database/home4/normal/ht-docs/category/index.html>

[2] 「放射線治療装置における放射化物の管理に関する学会標準（平成26年4月14日）」；クリアランスおよび放射化物に関する医療関係学会等団体合同ワーキンググループ（（公社）日本放射線腫瘍学会、（公社）日本放射線技術学会、日本放射線安全管理学会、（一社）日本医学物理学会、（一社）日本画像医療システム工業会、（公社）日本診療放射線技師会

[3] 「放射線発生装置の解体等に伴って発生するRI汚染物の種類と物量について」（平成21年7月24日）高エネルギー加速器研究機構（榎本 和義）

[4] 平成29年度放射線安全規制研究推進事業成果報告書「加速器施設の廃止措置に係わる測定、評価手法の確立」（平成30年3月）高エネルギー加速器研究機構（松村 宏）

[5] 「加速器施設の廃止措置に係わる放射化物の測定、評価の手法の確立」平成30年度放射線安全規制研究戦略的推進事業成果報告書（平成31年3月）高エネルギー加速器研究機構（松村 宏）

[6] 原子力百科事典ATOMICA「放射線利用（08）」

<https://atomica.jaea.go.jp/list2.html>

[7] 原子力教科書「放射線利用」（H23）工藤久明，（株）オーム社

Ⅲ－２ 中性子を用いた次世代型がん放射線治療として、ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）が着目されており、治療専用の加速器駆動型BNCT施設の設置が求められるようになっている。このような状況を踏まえて以下の間に答えよ。

(1) 加速器駆動型BNCT施設の普及に関して、技術者としての立場で多面的な観点から3つの課題を抽出し、それぞれの観点を明記したうえで、課題の内容を示せ。

(2) 抽出した課題のうち最も重要と考える課題を1つ挙げ、その課題に対する複数の解決策を示せ。

(3) 解決策に関連して新たに生じるリスクとそれへの対策について述べよ。

【解答のポイント】

ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）は、あらかじめホウ素同位体（B-10）を含む薬剤を投与したがん患者に中性子ビームを照射し、B-10と中性子との核反応により生成するアルファ線（He-4）とリチウム原子核（Li-7）によってがん細胞を死滅させる治療法である。体内でのHe-4とLi-7の飛程が10ミクロン程度と細胞1個分程度であることから、がん細胞に薬剤を集中して取込ませることができれば、正常組織にあまり損傷を与えずにがん細胞のみを選択的に死滅させることが可能である。

加速器駆動型BNCT施設では、従来の原子炉で生成される中性子とは異なり、加速器中性子源を使用することから、まず、加速器中性子源に関する課題が考えられる。また、BNCTにおける従来からの課題も、普及に関する課題と考えられる。

(1) 以下に、加速器駆動型BNCT施設の普及に関して抽出した3つの課題を示す。

- (a) 従来の原子炉で生成される中性子とは異なり、加速した陽子等とベリリウムやリチウム等のターゲットとの核反応で生成する加速器中性子源を利用する。さまざまな加速器中性子源が提案され、また、一部、治療に適用されているが、今後、普及していくための課題は、さらなる高出力で安定な中性子束の生成（治療時間短縮につながり、患者の負担も減る）、低コスト化（運転コストや廃棄コストを含めた低コスト化により、他の治療手段に対する競争力が高まる）、及び、低放射化（治療スループット向上につながる）等の観点での加速器中性子源の高度化である。
- (b) BNCT では、B-10 を含む薬剤が、がん細胞にどの程度選択的に集積するかが治療の成否を決める重要な要素である。薬剤投与後や投与中の B-10 濃度の経時変化はがん細胞や正常組織によって異なると考えられる。現在、B-10 を含む薬剤として使用されている Boronophenylalanine (BPA) に F-18 を標識した F-18-BPA を用いた PET 検査により、がん細胞や正常組織への B-10 濃度や集積比を評価しているが、F-18-BPA を用いた PET の高度化を含めた B-10 濃度の動態のさらなる正確な把握手法の開発が課題である。
- (c) 現在、治療に使用されている薬剤は、BPA に限られているが、さらに高い濃度で腫瘍に集積する新たな薬剤が開発されれば、治療効果が高まりや治療時間の短縮等により、治療が広がると考えられる。したがって、新たな薬剤の開発が課題である。
- (2) 高い濃度で腫瘍に集積する新たな薬剤が開発されれば、現状の加速器中性子源を用いても、治療時間の短縮につながり患者の負担が減るとともに、飛躍的に治療効果が高まることが予想される。大量の B-10 をがん細胞に送り込むためには、ドラッグデリバリーシステム(DDS)の技術が不可欠である。課題の解決策としては、B-10 用キャリアとしての核酸医薬などの臨床で応用されているペプチドの適用、高分子ミセルの利用、DDSにおいて着目されているキャリアである抗原特異性をもつ抗体の適用が考えられる。
- (3) がん細胞に選択的に集積、B-10 のキャリアとして機能、一定時間がん細胞に滞留するといった性質をもった薬剤が開発できても、血中に投与するため低毒性であることが必須である。したがって、新たに生じるリスクとして毒性がある。対策として、動物試験による毒性の確認はもちろんであるが、動物試験結果から人への外挿性の予測を十分に行うことが必要である。また、試験のためには、中性子照射設備が必須であり、国内の中性子照射設備の充実がリスク対策にもつながる。

解答を作成するにあたっては、参考文献^{[1]~[4]}についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] BNCT の将来展望, Isotope News 2018 年 4 月号 No. 756
- [2] ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) 照射システム開発ガイドライン 2019 (手引き), 経済産業省/国立研究開発法人日本医療研究開発機構 令和元年 12 月
- [3] 加速器 BPA-BNCT に係るガイドブック, 日本中性子捕捉療法学会/日本放射線腫瘍学会編 2020 年 2 月
- [4] ホウ素中性子捕捉療法 : がん細胞内で α 線を発生させる次世代放射線治療, Drug Delivery System 35-2, 2020

7 おわりに

令和元年度の試験から、選択科目の再編に加え、技術士に求められる資質能力を評価することを考慮して、出題のされ方が変更された箇所がある。受験される方は、各問題で問われている資質能力が何であるかをよく理解し、解答することが重要となってきた。多くの問題は、現在の原子力・放射線分野の技術的課題への対応や、それらを説明することが問われているように思える。例えば福島第一原子力発電所事故に関する設問では事故により生じた新たな問題や法令による課題への対応を求める設問がここ数年は毎年のように出題されている。

これらの問題は裏返せば、技術士に問題解決への寄与を求めていると捉えることもできる。既に技術士資格を取得されている方にとっては、十分承知されていることとは思うが、技術士の資質能力の中に継続研さんがある。技術士の方にとっては、自らの研さんとして、関連する専門知識の体系的整理や学び直し、修習技術者の指導などに活用していただければと考えている。

冒頭の必須問題にもあるように人材確保は各分野共通の課題となっているが、単に企業、組織の論理に埋没する技術者を増やすことではないと思う。原子力・放射線に携わるものとしては、JCO事故、1F事故の反省を忘れてはならない。忠誠の概念（無批判的忠誠と批判的忠誠の違い）をよく認識し、公益確保の姿勢を貫いていくことが必要だと考えている。

常に最新の技術を学び、社会と向き合い、高い倫理感（技術者倫理）を以て対応すること、それぞれが直面している技術的課題の克服や革新的技術開発、研究を通じて、社会貢献を果たしてほしい。

本資料が活用され、多くの技術士の輩出と活躍につながることを期待している。

謝辞

本講座のまとめにあたり、多くの技術士、研究者、技術者に無償で協力を頂いた。各位のご協力に心より感謝する。