

令和5年度技術士試験「原子力・放射線部門」対策講座

令和4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

令和4年(2022年度，以降，西暦表示)7月14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。2004年に本部門が新設されてから19回目を数える。統計的には，2013年度から2021年度まで平均で83人が受験し，合格率は21.7%である。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。2021年度における受験者数は55名であり，2019年度以前には100名前後であったものから大きく低下し，COVID-19の蔓延下で実施された2020年度から若干の回復傾向はみられるものの，依然として低調に推移している。

2021年度の合格者は，原子炉システム・施設5名，核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分2名，放射線防護及び利用1名の合計8名であり，合格率は14.5%であった。合格率の推移は，2013年度から2019年度までは，全体で概ね20～30%程度であったが，2020年度以降は約15%程度に低下している。2020年度の振り返りにおいて，合格率低下の要因として，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，試験方法について必須科目が択一式から記述式に変更されたこと等であると推測された。2021年度においても同じ理由で合格率が低調に推移していると考えられ，合格のハードルは依然として高いことから，受験生には以前にも増して入念な試験対策が必要である。

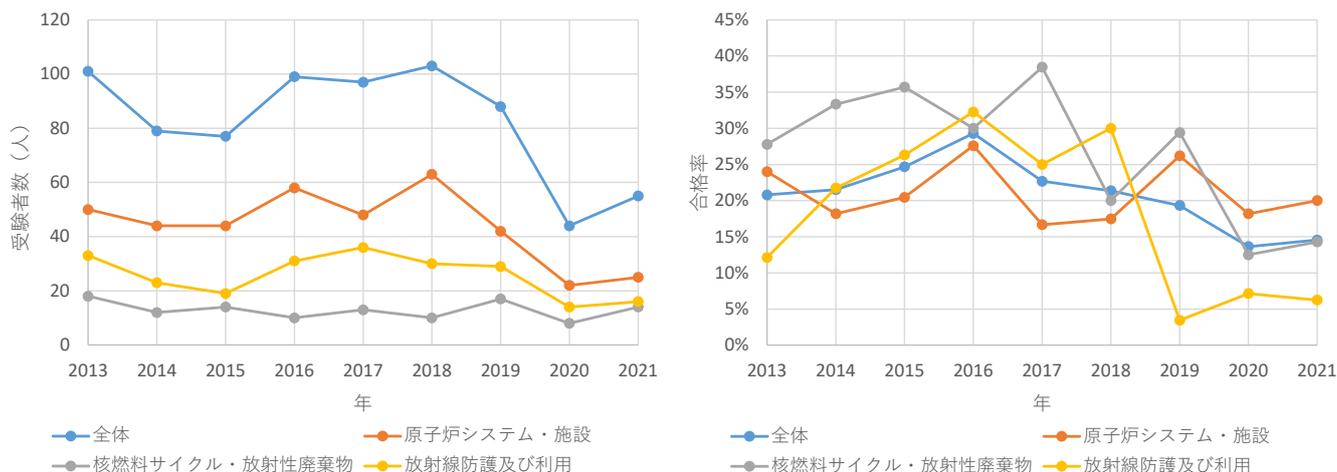


図 2013年度から2021年度にかけての受験者数及び合格率の推移(技術士 原子力・放射線部門)

現在，カーボンニュートラルへの国際的な取り組みに加え，ロシアのウクライナ侵攻に起因する化石燃料価格の高騰により，原子力発電の重要性が高まっている。国内においても，既存原子力発電所の運転期間延長のほか，次世代革新炉の開発・建設についても12月のGX実行会議にて国の方針として示されており，今後はそれらの具体的な技術的検討，制度作りが進むと考えられる。原子力を取り巻く環境の変化が大きくなっていることから，受験生各位においては時事情報に関しても十分な情報収集と整理を行ったうえで，出題予想と対策に活かして欲しい。

2. 第二次試験の試験要領

第二次試験の試験要領は、前年度と同様であり、詳細は日本技術士会ホームページの「令和 5 年度 技術士第二次試験の実施について」及び「技術士第二次試験実施大綱」を参照いただきたい。

(1) 筆記試験

- (a) 必須科目及び選択科目は、いずれも記述式により行う。
- (b) 筆記試験の問題の種類及び解答時間は、次のとおりである。

問題の種類	解答時間	配点	合否判定基準
I 必須科目 「技術部門」全般にわたる専門知識、応用能力、問題解決能力及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及び応用能力に関するもの III 選択科目 「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	3時間30分	60点満点 <div style="display: inline-block; vertical-align: middle; margin-left: 10px;"> { <div style="display: inline-block; vertical-align: middle; margin-left: 5px;"> 30点 30点 </div> </div>	60%以上の得点

(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及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留意されている。
- (c) 試問事項及び試問時間は、次のとおりである。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留意されている。

試問事項	試問時間	配点	合否判定基準	
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
		2. 評価, マネジメント	30点満点	60%以上の得点
II 技術士としての適格性		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。必須科目、選択科目とも、2019 年度に出題内容が変更されて以降の設問内容は一貫しており、課題の抽出から解決する流れを問うものである。そのプロセスの中で、コンピテンシーを発揮して課題解決していく様子を、論理的にまとめ上げることを念頭に置いて答案作成の練習をされたい。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 30 (2018) 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 及び選択科目 III について表にまとめた。類似項目には独断的に色分けをしたので、試験対策に際して参考として貰いたい。

(色分けの凡例)

<ul style="list-style-type: none"> : 原子力人材の確保 : リスク情報の活用 : 原子炉の反応度 : 原子炉構造材 : 放射線計測 : 原子炉の安全システム : 原子炉の高経年化・保守 : 原子力施設の廃止措置 : 既設原子炉の再稼働 : 原子力施設の核セキュリティ : 新設軽水炉の安全性向上 : 検査制度・運転中保全 	<ul style="list-style-type: none"> : 原子力事故の汚染廃棄物 : ガラス固化体 : ウラン転換 : ウラン濃縮 : 使用済燃料の中間貯蔵 : クリアランス制度 : 高レベル放射性廃棄物 : 使用済燃料の再処理 : 低レベル放射性廃棄物 : 放射性物質取扱設備の更新 : LET と RBE : 個人被ばく線量管理 	<ul style="list-style-type: none"> : 目の水晶体の被ばく管理 : 工業分野の放射線利用 : 農業分野の放射線利用 : 医療分野の放射線利用 : 食品等への放射線利用 : 内部被ばく線量評価 : X線発生装置 (加速器) : RI を用いたイメージング技術 : RI 施設の事故時対応 : 放射線発生装置の導入・廃止 : 人文科学分野の放射線利用 : 中性子発生装置 (加速器)
--	--	--

(1) 必須科目 I

2018 年度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、不得意な問題は回避することが出来た。2019 年度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 問とも不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、出題数が 2 問と少ないため、問題としては広く認知されているものが題材として出題され、深い専門知識を問う内容ではない。反面、幅広い知識は必要であるため、原子力を取り巻く状況を日頃から認識し、それに対する多面的な意見や社会的な取り組みと、それに紐づく知識をセットで身につけておくことは、必須科目 I への対策になると思われる。

2019 年度以降は問題のパターンは同じであり、設問事項の説明の後に、(1) 課題抽出と分析、(2) 解決策の立案、(3) リスクと対策、(4) 必要な要件と留意点と続く。(4) では一貫して技術者としての倫理、社会の持続可能性の観点から必要な要件と留意点を問われており、技術士の責務の一つである公益確保も念頭に置いて答案をまとめられるようにすると良い。なお、「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次のとおりである。

～「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た 2019 年度以降の出題内容を比較した。2019 年度は専門を問わない人材確保に関するものと、やや専門領域に足を踏み入れた使用済燃料に関する設問であった。以降は、東京電力福島第一原子力発電所事故を背景とした設問となったほか、引き続きリスクコミュニケーション、リスク情報活用といった社会科学的な観点、一般性の高い内容からの出題となっている。2022 年度には東欧地域の政情不安定等による資源価格高騰を背景とした設問、ALPS 処理水の海洋放出に関する設問に対して、国内におけるエネルギーの安定供給、風評被害の抑制の課題等、時事かつ一般性の高い内容となっており、幅広い観点で問題解決を図らせている。

問われている内容としては、依然として技術士法第四十四条から四十七条に規定される 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”や“公益確保”の実践が設問において試されていると感じる。受験者は自身の専門分野以外にも目を向け、原子力、放射線を基礎技術として世界を取り巻く問題の把握に努められたい。なお、令和 3 年度版 原子力白書^[3]では世界におけるカーボンニュートラルに向けた取組状況が特集として取り上げられているほか、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、是非とも目を通してほしい。

～必須科目 I～

設問	R1/2019	R2/2020	R3/2021	R4/2022
I-1	技術継承と人材確保	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）	国内におけるエネルギー供給
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を踏まえたリスク情報活用	ALPS 処理水の海洋放出

(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。したがって、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5年間に類似の問題が出題された割合を見てみると、選択科目Ⅲの項目も含めると、2022年度は、「原子炉システム・施設」では6問中3問、「核燃料サイクルの技術及び放射性廃棄物の処理・処分」及び「放射線防護及び利用」では6問中5問だった。2021年度に比べて再出の割合が上がっており、過去5年分程の過去問⁵⁾は確認しておいた方がよい。2022年度の新規の出題は、「原子炉システム・施設」では、事故耐性燃料、新設研究炉の許認可取得、設備利用率向上となっている。許認可取得は2017年度にも出題されているが、ここでは新設の原子炉施設の許認可であるとして別の分類とした。なお、再出と分類したⅡ-1-1の放射線検出器については、「放射線防護及び利用」で出題されてきた内容であり、出題の範囲が広がっていると考えられる。「核燃料サイクルの技術及び放射性廃棄物の処理・処分」及び「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	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021	R4/2022
Ⅱ-1-1	炉心設計における核、熱、機械的制限事項	原子炉制御室	原子力災害対策特別措置法	原子力発電所の安全目標	原子炉の反応度に影響を与える核分裂生成物	放射線検出器の動作モードと適用例
	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	原子炉構成材料の選定	軽水炉以外の原子炉の冷却材	トリチウムの原子力発電所内管理	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	新型炉の崩壊熱除去システムに自然循環を適用する際に考慮すべき事項
	臨界近接の手法の原理	使用済核燃料の保管・貯蔵				
Ⅱ-1-3	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)	事故耐性燃料の特徴と課題
	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	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	応力腐食割れの種類、発生機構・原因及び防止対策
	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	新設プラント計画時の被ばく低減計画	内部利益水評価の手順	リスク情報を活用した意思決定 (RIDM)	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	試験研究用原子炉の新設に係る許認可取得
	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	IF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	発電用原子炉の設備利用率向上
	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	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021	R4/2022
II-1-1	商用再処理施設で製造されるガラス固化体	PWR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	高レベル放射性廃液のガラス溶融炉
II-1-2	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	核燃料物質の臨界安全管理
II-1-3	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	高レベル放射性廃棄物の地層処分
II-1-4	PUREX 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	ウラン濃縮の性能評価
II-2-1	現地式運動試験で要求性能未達となったトラブル対応	IF事故の燃料デブリー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	使用済燃料の中間貯蔵容器の設計
II-2-2	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	グローブボックス内の分析機器の更新

～「放射線利用」関連（上段）／「放射線防護」関連（下段）～

設問	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021	R4/2022
II-1-1	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	放射線障害防止法の改正内容と水晶体の被ばく管理
	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	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	放射性同位元素時の摂取量及び被ばく線量評価手法
	「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	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	中性子とガンマ線の混合場における個人被ばく線量管理
	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	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	放射線グラフト重合の実用例
	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	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	原子力・放射線施設の緊急時の被ばく防護管理計画
	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	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	工業利用ガンマ線源の電子線形加速器への置き換え
	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に続く。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。「技術士第二次試験実施大綱」に記載のとおり、選択科目Ⅲは問題解決能力及び課題遂行能力に関するものであるため、必須科目Ⅰと比較して、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。したがって、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次のとおりである。

～「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、2022 年度は「原子炉システム・施設」と「核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分」で 2 問中 2 問、「放射線防護及び利用」で 2 問中 1 問が、過去に類似の問題であった。「原子炉システム・施設」では、2021 年度まで続いた新規制基準に関連する問題はなくなり、近年議論されている運転期間延長に関する出題及び過去から引き続き新設炉に関する検討が出題されている。「核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分」では、従来「原子炉システム・施設」の分野において問われてきた廃止措置について出題されている。内容は、廃棄物発生量の低減等について検討する等、従来の内容に合致するものであるが、実際に東海再処理施設の廃止措置が行われていることもあり、「核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分」の分野においても解決すべき課題として認識し、試験対策に取り組んで欲しい。「放射線防護及び利用」においても、2021 年度から引き続き放射線発生装置における廃止措置までを問う問題が出題されており、前述の再処理施設の廃止措置と同様、分野を超えた課題であることが伺える。他の 1 問は電子機器の放射線耐性に関するものであり、新しいテーマが選定されている。「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	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021	R4/2022
III-1	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と次期炉への反映	原子炉施設の防護区域内における作業効率とセキュリティの堅牢性	新設軽水炉のSA緩和設備の開発
	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（RI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	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	実用発電炉の運転期間延長
	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	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021	R4/2022
III-1	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及び安全性向上	日本の核燃料サイクル技術の現状と今後のあり方	1F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	核燃料取扱施設の廃止措置
III-2	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	原子力施設の核セキュリティ対策

～「放射線利用」関連（上段）／「放射線防護」関連（下段）～

設問	H29/2017	H30/2018	R1/2019	R2/2020	R3/2021	R4/2022
III-1	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	放射線防護の観点での放射線発生装置の導入計画から廃止措置の実施・終了までの対応
	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	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 施設の設定	電子機器の放射線耐性評価と管理
	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/gi_jyutu/gi_jyutu7/sonota/1381612.htm
- [3] 令和 3 年度版 原子力白書
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/hakusho2022/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/index02022240.html

令和4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、より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、所定の字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。（解答問題番号を明記し、答案用紙3枚を用いてまとめよ。）

I-1 我が国において現在運転可能な原子力発電炉のうち半数以上が運転年数30年を超え、実際の稼働基数は半数以下の状況となっている。日本政府が第6次エネルギー基本計画（令和3年10月）において「可能な限り原発依存度を低減する」と述べている一方で、東欧地域の政情不安等によるエネルギー資源高騰などでの低コストでのエネルギー供給が難しい局面も発生している。

上記のような状況を踏まえて、国内におけるエネルギー供給に関して、以下の問いに答えよ。

- (1) 原子力分野における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、その課題の内容を示せ。
- (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、専門技術用語を交えて示せ。
- (3) 前問(2)で示したすべての解決策を実行して生じる波及効果と専門技術を踏まえた懸念事項への対応策を示せ。
- (4) 前問(1)～(3)の業務遂行に当たり、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・留意点を題意に即して述べよ。

【解答のポイント】

本設問では、第6次エネルギー基本計画における「可能な限り原発依存度を低減する」というキーワードを引用しているが、2022年6月の新しい資本主義実現会議¹⁾、同年8月、12月のGX実行会議²⁾³⁾では原子力の「脱炭素電源としての最大限活用」といった政府の方向性が示されており、原子力を取り巻く環境は変化してきている。本設問の解答にあたっては、幅広く原子力・放射線分野に関する最新の情勢を捉えつつ、多面的な観点から自らの意見を述べる事が受験者には求められる。

以下の解答例では(1)～(4)の設問に対し、2022年8月以降の政府方針も踏まえて、GX実行会議²⁾³⁾にて示された原子力の活用の具体的な取り組み内容を課題として取り上げ整理した。本解説で抽出した3つの観点での課題以外にも、エネルギー供給に関して原子力技術者の立場から技術的成立性、開発の可能性、必要期間やコスト、許認可上のハードルの有無など様々な切り口での課題の抽出が考えられるため、受験者各位の知見や経験に基づき自らの専門性を発揮できる内容で解答を記載すると良い。例えば核燃料サイクルの観点では、原子力発電所の運転に伴って発生する使用済燃料の保管や余剰プルトニウムに関する問題、MOX燃料の利用、再処理施設の稼働に関する課題などが挙げられる。

(1) 国内におけるエネルギー供給に関する課題

東欧地域の政情不安定化を受けて、エネルギー自給率の低い我が国では、安定的に発電が可能で低コスト、かつ発電の際に温室効果ガスを排出しない原子力発電の重要性が改めて見直されている。そこで、原子炉システム・施設分野における話題の例として既設原子力発電所の再稼働の観点、稼働率向上の観点、新設・リプレースの観点から、我が国が原子力を活用していくにあたっての課題を3点挙げる。

① 既設原子力発電所の再稼働の観点

我が国のエネルギー供給の足下の問題として、電力需要に対する予備率の低下が挙げられている。これまで老朽化火力の再稼働等により対応してきているが、2022年3月には東京電力管内において電力需給ひっ迫警報が発令されるに至っている。このような電力需要の十分な予備率確保の観点から、安全性が確認された既設原子力発電所の再稼働を進めることが課題である。

② 既設原子力発電所の稼働率向上の観点

第6次エネルギー基本計画では、2030年の原子力発電比率として20～22%が目標値とされている。しかしながら、①の既設原子力発電所の再稼働により新規制基準適合性審査の許可済及び申請中の発電所が全て再稼働したとしても、稼働率が震災前と同程度の場合には原子力発電比率は20%に満たないことが予想されている。そのため、長期サイクル運転や定期検査の短縮等の稼働率向上の取り組みを進めることが課題である。

③ 原子力発電所の新設・リプレースの観点

既設原子力発電所の運転期間を60年と仮定しても、2040年代以降には、我が国の原子力発電所の設備容量は大幅に減少する見通しである。一方で、原子力発電所の新設には計画開始から約10年程度の期間を要する。そこで、わが国が原子力を脱炭素電源として最大限活用していくにあたっては、将来の原子力発電の設備容量の減少を見据えて、早期の新設・リプレースを実現することが課題である。

(2) 課題に対する複数の解決策

エネルギー安全保障の観点から原子力を継続的に活用していくためには、原子力発電所の新設・リプレースの実現が最も重要な課題と考える。この課題解決のためには、原子力発電所の安全性向上、立地地域をはじめとした国民理解の促進、原子力技術者の育成・技術伝承に取り組む必要がある。

新設・リプレースにおける原子力発電所の安全性向上では、東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、様々なリスクに備えた多重的

な安全対策を取り込んだ発電所を設計する必要がある。

次に国民理解の促進については、事業者・国・原子力関係者が一体となって取り組み、安全性が向上した原子力発電所と、信頼回復を実現するための組織のマネジメントのハードとソフトの両面について理解を得る活動に取り組む必要がある。例えばハードの側面からは、万が一の重大事故における周辺住民の避難計画整備の難しさが既設原子力発電所では課題となっていることから新設・リブレースにおいては事故時の周辺住民への影響の極小化や避難不要を目指した安全設計を取り入れることが考えられる。またソフトの側面からは、国民の原子力に対する不信・不安が根強く残っている中で信頼回復に努めるため、原子力分野の技術者として国民と真摯に向き合い、コンプライアンスを遵守し、ルール違反を起こさず、不都合な情報も隠蔽しないことを肝に銘じる必要がある。そのうえで国民理解の促進に向けては、原子力関係者に限らず国民一人一人が原子力への理解を深め「じぶんごと」として考えられるよう、国が主体となり開催する説明会や意見交換会を通じて対話やリスクコミュニケーションを進める等の活動を進めることが重要である。

原子力技術者の育成・技術伝承については、わが国では原子力発電所の新設が長らく行われておらず、新設に従事した経験のある現役の熟練技術者が年々減少している。さらには、サプライチェーンにおける一部企業の原子力事業撤退、原子力専攻の大学、大学院生の減少も顕在化している。各組織においては、技術・知識の形式知化を早急に進めるとともに、産学連携等、組織を横断した人材育成もその手段として提案することができる。

(3) 解決策による波及効果と懸念事項への対応策

上述した対策による波及効果として、原子力発電所自体の安全性の向上、安全性に対する国民理解の促進により産業界、国民の両側面において、新設・リブレースの受け入れを進める環境が整備されていくと考える。また、技術者の育成・技術伝承についても、組織を横断した人材育成等により、我が国全体として効率的な原子力人材の育成が可能になると考える。一方で、懸念事項としては、人材育成の最も効果的な機会は、OJT であるため、早期の新設・リブレースへ向けた準備を進めることが必要である。懸念事項の対策としては、新設リブレースを通じた人材育成のみに限定せず、既設原子力発電所の再稼働関連業務や再稼働した発電所の予防保全など、代替のOJT となる業務を通じた人材育成も重要となる。

(4) 業務遂行において必要となる要件・留意点

技術者の倫理的観点からは、公衆の安全、健康、福利を最優先することに基づいて、東京電力福島第一原子力発電所事故の反省を踏まえつつ、二酸化炭素を排出しないエネルギーとして社会の持続可能性を実現するために、安全性を向上した原子力発電所の新設・リブレースを進める必要がある。そのためには、原子力プラントの安全性向上の観点から、万が一の場合でも立地自治体の住民の方々の生活に影響を及ぼさないような安全対策を講じた発電所を設計・運用していただくだけでなく、原子力の国民理解の観点から、これまでの原子炉と比べて安全性がどのように高まっているのか立地自治体をはじめ国民全体にわかりやすく示していく必要がある。

【参考文献】

- [1] 第2回 新しい資本主義実現本部/新しい資本主義実現会議（令和4年6月7日）配布資料
https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/atarashii_sihonsyugi/honbu/dai2/shiryoul.pdf
- [2] 第2回 GX実行会議（令和4年8月24日）配布資料
https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/gx_jikkou_kaigi/dai2/siryoul.pdf
- [3] 第5回 GX実行会議（令和4年12月22日）配布資料
https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/gx_jikkou_kaigi/dai5/siryoul.pdf
- [4] 第22回原子力委員会定例会議（令和4年6月7日）配布資料 原子力産業の現状と課題
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryoy2022/siryoy22/1-1_haifu.pdf
- [5] 第5回 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 革新炉ワーキンググループ（令和4年10月24日）配布資料 革新炉開発の深堀について
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/005_04_00.pdf
- [6] 第34回 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（令和4年11月28日）配布資料 今後の原子力政策の方向性と実現 に向けたアクションプラン（案）
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/034_05_00.pdf
- [7] 第21回 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（令和3年2月25日）配布資料 事業者の不断の安全性向上への取り組み
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/021_05_00.pdf
- [8] 原子力利用に関する基本的考え方、原子力委員会（令和5年2月20日）
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/kettei/kettei230220.pdf>

I-2 廃炉が進められている東京電力福島第一原子力発電所の建屋内に存在する放射性物質に汚染された水（汚染水）は、多核種除去設備（ALPS）等によって浄化され、敷地内の貯蔵タンクに保管されている。ALPSは、汚染水に含まれるトリチウム以外の放射性核種を、環境へ放出する場合の規制基準以下の濃度に低減する浄化能力を持っているものの、設備の不具合等により、保管されている水の一部には、規制基準を満たしていない処理上の水も存在している。政府は、2021年4月にALPS処理水の処分方法として海洋放出を選択し、海洋放出に当たっては、ALARAの原則に基づいてリスクをできる限り低減するとともに、風評影響を最大限抑制する方針を示している。

この例のように、大規模な原子力災害の後、汚染水の1次的な浄化処理に伴って発生した大量の処理水を適切な方法によって海洋放出する場合について、以下の問いに答えよ。

- (1) 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) 上記の解決策を実行して生じる新たなリスクと専門技術を踏まえた懸念事項への対応策を示せ。
- (4) 前問(1)～(3)の業務遂行に当たり、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・留意点を題意に即して述べよ。

【解答のポイント】

本設問は東京電力福島第一原子力発電所の汚染水浄化処理に伴い発生した処理水の海洋放出を例として、大規模原子力災害後に放射性物質を含む液体を環境中に放出する場合の課題と対応を問うものであり、原子力・放射線分野の技術者として多面的な観点から自らの意見を述べる事が求められる。以下の解答例では設問の前提条件として、大規模原子力災害の後に現状の東京電力福島第一原子力発電所のように浄化設備が設置され汚染水が1次的に処理されている状況を想定し、(1)～(3)の解答にあたっては東京電力が作成している処理水放出に関する資料¹⁾等を参考とした。また、(4)の技術者倫理、社会の持続性の観点から技術者に必要となる要件の解答にあたっては日本技術士会の倫理綱領や、国連サミットにて採択された持続可能な開発目標(SDGs)に係る知識が求められる。

(1) 処理水の海洋放出における課題

海洋へのALPS処理水放出を、規制基準以下の濃度に低減しALARAの原則に基づいてリスクをできる限り低減するとともに、風評影響を最大限抑制しつつ実施するための課題として考えられることを以下に挙げる。

① 基準濃度を上回る処理途上水の二次処理

多核種除去設備等処理水(ALPS処理水)の水質については、処理を開始した当初の性能向上前の処理や、敷地境界における追加の被ばく線量を下げたため処理量を優先したこと等により、トリチウム以外の放射性物質が環境中へ放出する際の基準(告示濃度比総和1未満)を超えて含まれている、いわゆる「処理途上水」が含まれている。こうした十分に処理されていない処理途上水については、放出前にトリチウム以外の放射性物質が告示濃度比総和1未満になるまで確実に浄化処理(二次処理)を行い、ALPS処理水とした上で放出を行う。二次処理については、性能確認試験を実施し、トリチウムを除く核種の告示濃度比総和が1未満に低減できることを確認し、ALARAの原則に基づき放出される放射性物質の量を可能な限り低減することが課題である。

② ALPS処理水の分析に関する信頼性向上

海洋放出の前にALPS処理水中の放射性物質濃度の測定・評価を実施し告示濃度限度を満足することの確認が必要であるが、風評影響を最大限抑制し、海産物の消費者等の懸念を払拭する観点から、分析結果に関する信頼性向上が課題と考えられる。

③ 希釈・放出における緊急時の措置

ALPS処理水の海洋放出は、告示濃度限度を満足するとはいえず環境中への放射性物質放出を伴う行為であるため、海洋放出設備の故障や停電により計画している機能を発揮できない場合等の緊急時の措置を検討し、その措置を実行できるよう準備しておくことが課題と考えられる。

④ 海洋放出に伴うモニタリングの対応計画の立案と情報公開の方法の決定

上記①～③の課題への対応により、海洋放出される放射性物質質量・濃度の情報把握や緊急時措置による管理は可能であるが、消費者の視点からは除去が困難なトリチウムの海洋中濃度や海産物への影響有無のモニタリング結果も必要な情報と考えられるため、モニタリングの対応計画の立案とその結果の公開方法の検討が課題となる。

上記の他に、海洋放出までの敷地内の貯蔵タンクでの保管における課題、海洋放出設備設置までの期間の保管量の推移、低減対策や設備設置後の維持管理(健全性維持の方法など)に関する課題、風評被害を含む利害関係者とのコミュニケーションにおける課題など、受験者の専門分野なども踏まえて多面的な観点での解答が求められる。

なお、本解答例では上述の通り現状の東京電力福島第一原子力発電所の汚染水処理の状況を前提条件としたが、設問の前提条件をどこに置くかによって解答方針は変化する。例えば事前に大規模原子力災害に備えるという観点で、東京電力福島第一原子力発電所の処理水放出の実績を踏まえて今後論点となり得る課題とその対策を問う設問と捉えた場合には、以下のような項目が課題の抽出例として挙げられる。

・大規模原子力災害におけるALARAの原則とリスク低減目標の設定

東京電力福島第一原子力発電所の二次処理においては告示濃度限度を満足することを基準としているが、その設定が適切かどうかは

規模原子力災害の様態とその際に許容できるリスクの程度にも依存するため検討すべき課題と考えられる(被ばく状況とALARAの考え方)。

- ・緊急時の放射性物質海洋放出時の管理放出量とモニタリング計画

東京電力福島第一原子力発電所事故における海洋放出時の環境動態の評価結果など最新の知見を踏まえた管理放出量とモニタリング計画の見直しに関する課題。

- ・採用する浄化処理技術・装置の選定

採用する浄化処理技術・装置の信頼性、緊急時の設置可能性、浄化処理に伴い発生する2次廃棄物の発生量低減や処分可能性などが事前の準備の観点で課題として挙げられる。また、大規模原子力災害の直後に浄化処理装置を手配できるような環境の整備や、関連する技術開発の在り方の検討についても論点として考えられる。

- ・緊急時の処理水海洋放出への事前準備

処理水放出時の濃度基準を守るための希釈用水の確保や、海洋放出設備の設置方法、海洋放出までの汚染水の発生量そのものの抑制方法が課題として挙げられる。

- ・風評影響の抑制に向けた国民理解のための活動

トリチウムから放出される放射線の生体影響に関する一般層の知識獲得のための取組みや、義務教育段階における放射線教育など、科学的リテラシーの底上げを通じた風評影響の抑制に関する論点も課題として挙げられる。

(2) 課題に対する複数の解決策

(1) にて抽出した①～④の課題に対する解決策の例として、海洋放出に当たっての実施事項、想定される異常状態と対処法について次ページに示す(参考文献[1]の具体的実施事項より)。

(3) 解決策を実行して生じる新たなリスクと対応策

海洋放出については、福島第一原子力発電所においては、放水トンネルを設置し処理水を放出する設計としているが、新たなリスクとしては新規構造物を設置するため、漏洩リスクが考えられることからリスクを低減させるため岩盤内を通過させている。このように、システムを追加する場合には、追加しない場合と比較し、放射性物質の想定しない放出や機能喪失した場合等の新たなリスクを抽出しあらかじめ対処等を検討する必要がある。また、放射性物質の放出を実施するため、公衆の放射線防護の観点から線量評価を実施し、影響がないことを事前に確認する必要がある。被ばくを最小化する観点からどのような処理水から放出を開始するか事前に検討しておく必要がある。その他リスクへの対処も参考文献[1]に示されているので一読されたい。

(4) 業務遂行に当たり必要な要件

技術者としての倫理としては、日本技術士会の倫理綱領(参考文献[2])や日本原子力学会の倫理規程(参考文献[3],[5])が参考となる。風評影響抑制の観点からは、真実性の確保、公正かつ誠実な履行、社会に対する説明責任等が重要となり、成果を積極的に発信し、かつ、利害関係者(今回の処理水放出の場合には漁業関係者、消費者等)と交流する必要があるが、同時に秘密保持にも留意しなければならない。

また、社会の持続可能性の観点からは、SDGsの目標6(水、衛生)、目標14(海洋資源)等(参考文献[4])に留意し活動する必要がある。例えば、参考文献[1]では、海洋動植物に対する海域での放射性物質の移流、拡散の評価及び線量評価を実施し、環境影響を評価している。

表 5-2-1 具体的な実施事項

処理途上水の二次処理	<ul style="list-style-type: none"> ・処理途上水については、ALPS 等により二次処理を実施し、放出されるトリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準値を確実に下回る（トリチウム以外の告示濃度比総和が 1 未満になっている）ことを確認し、放出される放射性物質の量を可能な限り低減する。
ALPS 処理水の分析	<ul style="list-style-type: none"> ・希釈前の ALPS 処理水中のトリチウム、62 核種（多核種除去設備等除去対象核種）および C-14 の放射性物質の濃度の測定・評価結果については、希釈放出前に毎回公開するとともに、第三者による測定・評価や公開等も実施する。
希釈・放出 (緊急時の措置含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・除去が困難なトリチウムは、濃度が告示濃度限度を十分下回るよう、十分な量の海水を用いて希釈（100 倍以上）して放出する。これに伴い、放出水のトリチウム以外の核種による告示濃度比総和は、0.01 未満となる。 <ul style="list-style-type: none"> －トリチウム濃度は、地下水バイパスおよびサブドレン等の排水濃度の運用目標（1,500Bq/L 未満）と同じとする。 ・トリチウムの年間放出量は、当面、事故前の福島第一の放出管理目標値である年間 22 兆 Bq を上限とし、これを下回る水準とする。 なお、トリチウムの年間放出量は、廃炉の進捗等に応じて適宜見直す。 ・故障や停電等により移送設備や希釈設備が計画する機能を発揮できない場合は、直ちに放出を停止する。 ・海域モニタリングで異常値が検出された場合には、いったん放出を停止するとともに、その状況を調査する。放出を再開する際には、安全に放出できることを確認したうえで実施する。
海域モニタリング	<ul style="list-style-type: none"> ・放出開始予定の約 1 年前から強化した計画にしたがい海域モニタリングを開始する。 ・海水および魚類・海藻類のモニタリングを強化する。 <ul style="list-style-type: none"> －これまでの Cs-137 を中心としたものに加え、トリチウムも重点的に測定・評価する。 －測定試料は引き続き海水が中心であるが、加えて魚類、海藻類の採取数を増加させる。 ・放出時の放射能測定結果は随時公開する。 <ul style="list-style-type: none"> －第三者による分析や公開等について検討する。

【参考文献】

- [1] 第 15 回東京電力福島第一原子力発電所 多核種除去設備等処理水の処分に係る実施計画に関する審査会合
多核種除去設備 等処理水（ALPS 処理水）の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（案）（設計段階・改訂版）2022.4 東京電力 HD
<https://www.nra.go.jp/data/000387048.pdf>
- [2] 日本技術士会 技術者倫理綱領
https://www.engineer.or.jp/c_topics/001/001285.html
- [3] 日本原子力学会 倫理規程
http://www.aesj.or.jp/ethics/02/_02_02/
- [4] Japan SDGs action platform
<https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/oda/sdgs/about/index.html>

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。）

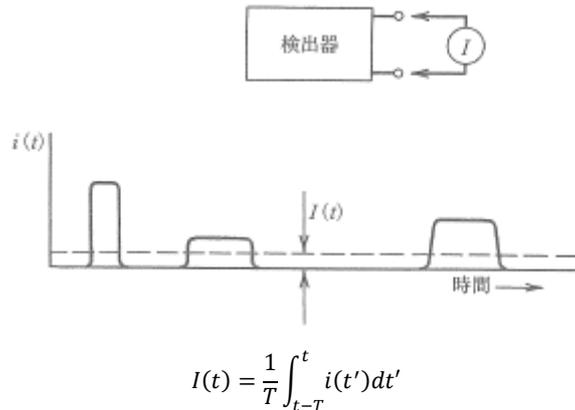
Ⅱ-1-1 放射線検出器の動作モード（電流モード、MSVモード、パルスモード）の概要と適用例について述べよ。

【解答のポイント】

放射線検出器の動作モードである三つの方式について、その概要と適用例について以下の通り述べる。

1. 電流モード

放射線検出器の出力端子に接続されている電流測定装置（電流計、実際にはピコアンペアメータ（ピコアンメータ））によって電流値を計測するモードである。装置の構成と検出される電流値のグラフを下図に示す。もし測定装置が一定の応答時間 T を持つとすると、連続事象により記録される時間依存の電流は次の式で与えられる。

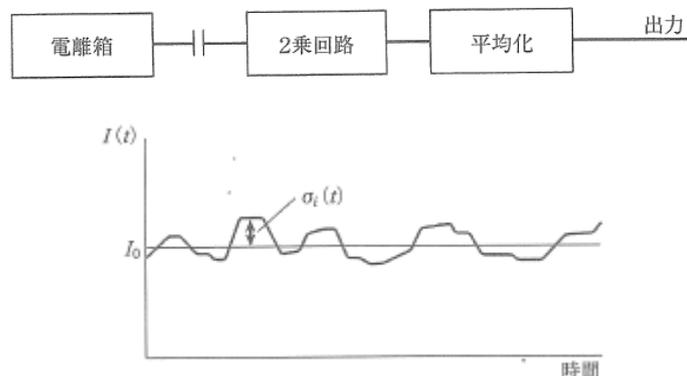


応答時間は検出器からの個々の電流パルス間の平均時間に比べると長いので、個々の放射線相互作用の多くの変動は平均化されてしまい、相互作用の時間率と相互作用当たりの平均電荷の積だけに依存する平均電流が記録されることになる。電流モードでは、この個々の電流パルスの時間平均値が基本的な信号として記録される。

適用例としては、出力運転中の原子炉の炉外核計装の電離箱に用いられる。原子炉出力が高い状態で中性子束を計測する場合にはバックグラウンドのガンマ線の影響を無視できるので、計測された電流値が原子炉出力に比例する特性を利用している。

2. MSV モード

検出器の電流を時間について任意の瞬間についてみると、事象到達時間のランダムな変動によって信号には統計的な不確かさがある。MSV モードでは平均電流 (I_0) に対する変動成分 ($\sigma_i(t)$) 振幅の2乗をとり、その時間平均を計算した結果を出力する。信号処理の概念及び平均電流と変動成分の関係を下図に示す。



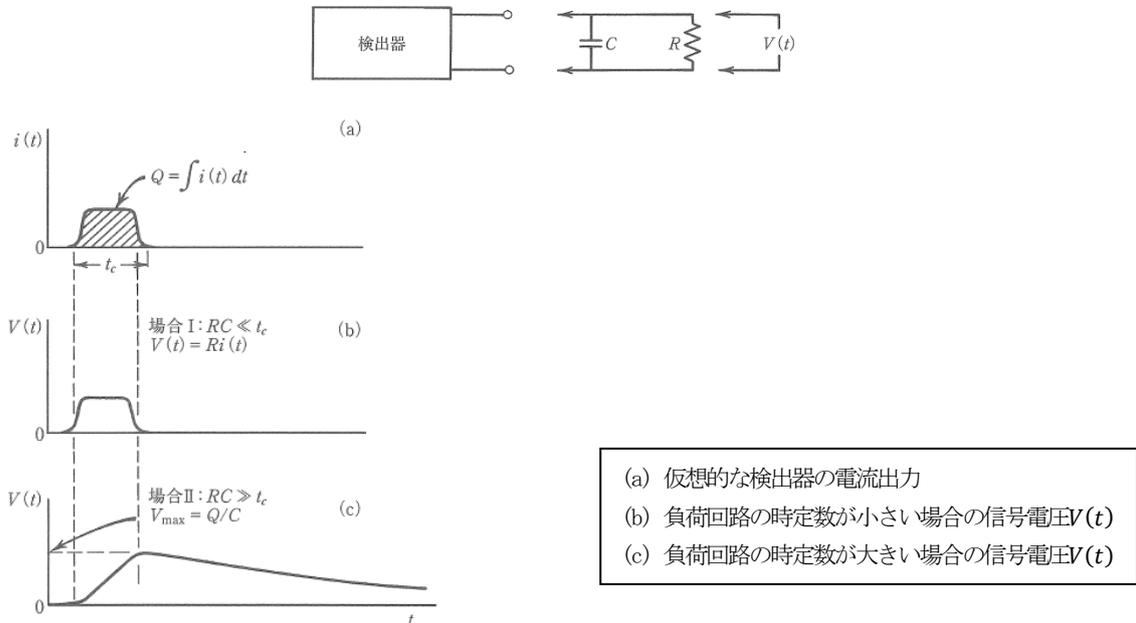
第一の放射線によって生成する電荷が第二のものによる電荷と大きく異なるような混合放射線場で測定を行なうとき最も有用である。もし単純な電流モードを選択していると、測定される電流はそれぞれの種類の放射線により生成する電荷に比例するものとなる。しかし、MSV モードで

は、得られる信号は各事象の電荷の2乗に比例する。したがって、この動作モードは1事象当りより大きな平均電荷を与えるような種類の放射線が有利になるような検出器応答の重率を持っている。

適用例としては、原子炉内核計装の核分裂計数管・電離箱に用いられる。原子炉内のガンマ線による小さな応答に比べ中性子による大きい応答の中性子信号が強調される特性を利用している。

3. パルスモード

検出器で検出される個々の放射線をパルス信号として出力する。測定装置の構成及び検出される信号を下図に示す。



ここで、 R は回路の入力抵抗、また C は検出器自体と測定回路の等価静電容量を示す。例えば前置増幅器が検出器に接続されている場合では、 R はその入力抵抗であり、 C は検出器の容量、検出器と前置増幅器を接続するケーブルの容量及び前置増幅器自体の入力容量を合わせた容量である。ほとんどの場合、負荷抵抗両端に現れる時間に依存した電圧 $V(t)$ がパルスモードの基本的な信号電圧になる。個々のパルスの波高は個々の放射線相互作用によって生成された電荷の量を反映しており、この波高分布の記録から入射放射線に関する情報を求めることができる。

適用例としては、起動時及び停止時の原子炉の炉外核計装の比例計数管に用いられる。原子炉からの中性子の信号とガンマ線の信号をここに検出する特性を利用し、必要な信号のみをフィルタリングすることができる。

【参考文献】

[1] Glenn F. Knoll. 放射線計測ハンドブック (第4版) . 株式会社オーム社, 2013

【類似問題】

- ・平成29年度 放射線防護 II-1-3
- ・令和元年度 放射線防護及び利用 II-1-2

II-1-2 軽水炉並びにヘリウムガスや液体金属ナトリウムなどを冷却材とする新型炉の設計において、受動的安全性を備えた崩壊熱除去システムとして自然循環による除熱を適用する例がある。自然循環を活用するうえで、設計で考慮すべき点を1つ示し、その重要性について対象とする炉の種類とともに理由を述べよ。

【解答のポイント】

一般的に自然循環除熱を効率よく行うためには以下が重要となる。

- ① 1次側、2次側とも、十分大きな自然循環高さを確保すること。
- ② 1次側、2次側とも、系統圧損を十分に小さくすること。

炉型固有の配慮事項は以下の通りである。

1. ナトリウム冷却高速炉の場合

冷却材のナトリウムは水に比べて熱伝達特性が良いこと、軽水炉に比べて温度が高いことから、自然循環除熱に適していると言える。一方で、設計においては以下の点に留意する必要がある。

(1) 熱流動特性の評価

自然循環時は定格運転時と比較して流量が大きく低下することとなる。それによって、炉心の流量に有意な分布が生じたり、自然循環が発達するまで流動不安定が生じたりすることが示唆されている。これらについては、多くのスケール試験や熱流動解析が実施されているが、実機の設計に当たってはその不確実性の考慮を含め、十分な裕度の確保が必要となる。

(2) ナトリウム漏えい対策

ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去には空気冷却器を使用することが一般的である。空気は熱伝達特性が悪いことから、多本数の伝熱管が必要となる。ナトリウムは化学的に活性であることから、伝熱管破損時のナトリウム漏えい対策（ナトリウム火災対策）が必要となる。

(3) ナトリウム凍結対策

ナトリウムの融点は約98℃である。空気冷却器で冷却する場合、空気の入口温度は常温であることから、過冷却によってナトリウムが凍結する可能性がある。これに対しては、空気流量の制御などで対応する必要があるが、制御装置の信頼性に配慮する必要がある。

2. 高温ガス炉の場合

高温ガス炉の崩壊熱は、炉心設計にもよるが、原子炉圧力容器の周囲に設置した冷却パネルで除熱でき、原子炉圧力容器の表面温度が数百度と大気に比べて高いため、この冷却パネルは大気による自然循環で冷却可能性がある。なお、設計において以下の点を考慮する必要がある。

(1) 炉心設計への考慮

崩壊熱は、炉心の黒鉛構造物に吸収されると共に、炉心外側部の反射体から伝熱・放射等を介し、原子炉圧力容器へ伝わり、最終的に原子炉圧力容器の周囲に設置された冷却パネルで除熱されるが、燃料健全性の観点から事故時の燃料最高温度を1600℃以下に保つ必要があり、炉心設計において炉心寸法や出力密度等をバランスよく設計する必要がある[3]。

(2) 冷却パネル設計への考慮

炉心の冷却機能に加え、炉冷却室のコンクリート温度を低く保つ必要があり、局部も含め冷却性能の成立性については設計確認が必要である[4]。また、1次He系の減圧事故時にも冷却機能を維持できるように、大気との圧力差に耐える構造が必要である。

3. 軽水炉の場合

受動的安全性として設計上は以下が要求される。

- ・動力については、圧縮ガス、重力、自然循環力などの静的なものであること。
- ・運転操作については、運転員操作に依存しない期間を設定し、その期間の自動作動できるシステムであること。

軽水炉での設計上の考慮すべき点は、以下の通りとなる。

(a) 原子炉内の除熱

冷却水による除熱の場合、炉心に反応度が添加されないような措置(例 冷却材はホウ酸水を用いる)を行う必要がある。また、ポンプ等の動力を用いず自然循環で除熱する必要がある。また、原子炉内の内圧に応じた注水システムを用意する必要がある。

事例としてウェスチングハウス社のAP600[5]の受動的な安全注入系を示す。本事例では大LOCA時に炉心補給水タンク(重力駆動)、蓄圧タンク(窒素ガス駆動)、燃料取替用水タンク(重力駆動)により炉心冷却を行う。注水される冷却水はいずれもホウ酸水である。大LOCAにより発生した水蒸気が格納容器内で放出されるが、その除熱は、(b)に記載した方法で行う。システムは一定期間の運転操作や補給が不要なよう設計されている。

(b) 格納容器内の自然循環による除熱

事故時に炉内で発生し格納容器内に放出された水蒸気を、伝熱面まで自然循環で移送し、伝熱面で凝縮させて効率的に伝熱し最終ヒートシンクまで熱を移送する。このためには格納容器内において、凝縮熱伝達で除熱できる必要があり、格納容器内が過熱状態にならないようにシステムを構築し、最終ヒートシンクで大気等に熱を移送する必要がある。

事例としてウェスチングハウス社の AP600[5]の受動的格納容器冷却系を示す。本事例では格納容器内で事故時に発生した水蒸気を自然循環で格納容器外壁に移送し凝縮により除熱、格納容器外壁面外は重力注水によるスプレーで大気に除熱するシステムとなっている。システムは一定期間の運転操作や冷却水の補給が不要なよう設計されている。

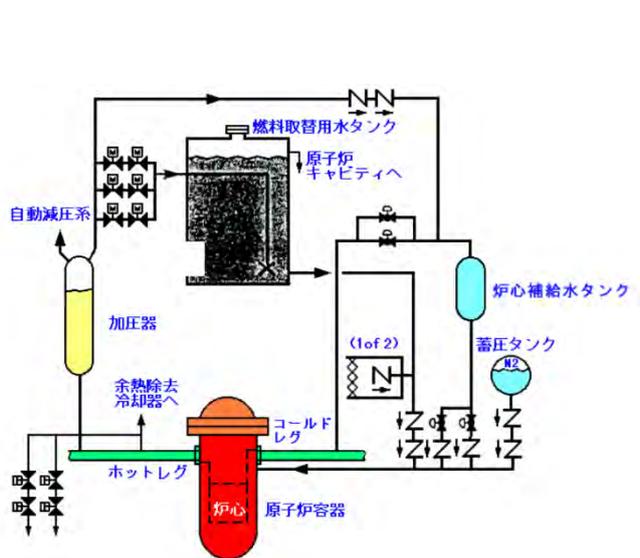


図-1 AP600の受動的安全注入系

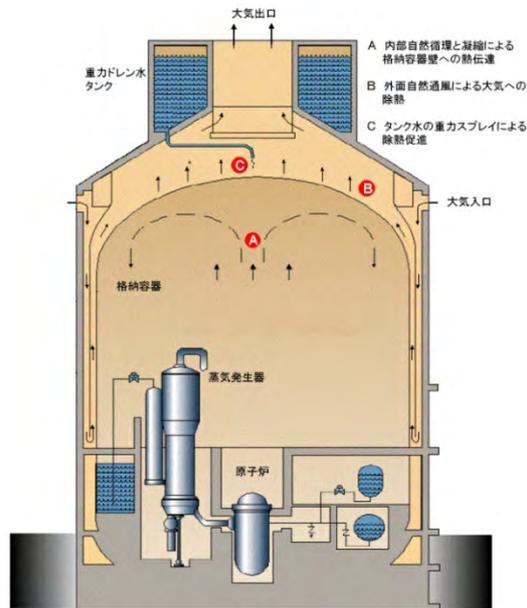


図-2 AP600の受動的格納容器冷却系

【参考文献】

- [1] ATOMICAの「高速増殖炉 崩壊熱除去システム」
- [2] 高速炉開発会議 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ 戦略ワーキンググループ (第7回会合) 資料「高速炉の安全性について」
https://www.meti.go.jp/committee/kenkyukai/energy/fr/senryaku_wg/pdf/007_01_00.pdf
- [3] ATOMICAの「高温ガス炉の安全性」
- [4] 片西昌司ほか：高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の受動的冷却設備の設計, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 3, No. 3, 257-267 (2004)
- [5] ATOMICAのAP600及びAP1000の記事

図-1 AP600の受動的安全注入系 https://atomica.jaea.go.jp/data/fig/fig_pict_02-08-03-04-05.html, [出典] T. van de Venne: Application of Passive Safety Systems to Large PWRs. Proceedings Vol II, Inter. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Plants. Oct. 25-29. 1992, Tokyo, Japan

図-2 AP600の受動的格納容器冷却系 https://atomica.jaea.go.jp/data/fig/fig_pict_02-08-03-04-06.html, [出典] R. A. Matzie: The AP1000 Reactor Nuclear Renaissance Option (September 26, 2003)

【類似問題】

- ・平成28年度：原子炉システムの設計及び建設 II-2-1
- ・平成28年度：原子炉システムの設計及び建設 II-1-2
- ・平成29年度：原子炉システムの設計及び建設 II-1-4

【解答のポイント】

事故耐性燃料は、海外では試験装荷が行われているとともに、EU タクソノミーの原子力発電施設に対するスクリーニング基準として 2025 年に事故耐性燃料装荷が挙げられるなど、実用化に向けた動きが進んでいる。国内でも事故耐性燃料の開発が進められており、技術ワークショップ^[1]が開催されるなど実用化の機運が高まっている。

1. 事故耐性燃料の特徴と種類

東京電力・福島第一原子力発電所事故では、全電源喪失により炉心冷却機能が失われた結果、燃料が露出し Zr 被覆管と水蒸気の反応より発生した水素が爆発し格納容器の損傷に至り、環境への大規模な放射性物質の放出に至った。これを踏まえ、従来の軽水炉にて用いられている UO₂-ジルコニウム合金被覆管からなる燃料(棒)に比較して、事故時における水-Zr 反応の低減・抑制、燃料の熔融温度等の燃料特性の改善、FP ガスの発生を抑制する等の FP 閉じ込め機能の改善、燃料と被覆管の反応特性といった被覆管の特性の改善により事故時の事象進展を抑制することで炉心損傷の防止、あるいは損傷までの時間を拡大すること並びに通常運転時の性能向上を目標とし、そのような性能を持たせた燃料が事故耐性燃料である。

事故耐性燃料として、国内では主に以下に示す被覆管の技術開発が進められている。^[2]

(1) コーティング被覆管

従来の Zr 合金被覆管の表面に Cr 等の高温耐性に優れる金属をコーティングすることで Zr-水反応の抑制を図る。比較的従来技術に近い。

(2) FeCrAl ステンレス鋼被覆管

鉄材料を母材とすることにより水との酸化反応の抑制を図る。従来の Zr 被覆管と異なり鉄を用いることから、中性子経済への影響がある。

(3) SiC 被覆管

高い融点と耐酸化性を有するセラミックス材を被覆管とすることで事故時における水との反応の防止を図る。Zr 被覆管や鉄被覆管と異なるセラミックス材であり、概念から従来技術とは異なる。

2. 実用化に向けた課題

事故耐性燃料の実用化に際しては、先行照射試験による性能確認、データの蓄積が必要なことはもとより、加工・製造面でも従来の Zr 被覆管とは異なる工程が必要となる点も課題となる。国内で開発が進む事故耐性燃料の実用化に際しての主な課題としては以下が挙げられる。^{[3] [4]}

(1) コーティング被覆管

事故時やシビアアクシデント時における効果の定量化

(2) FeCrAl ステンレス鋼被覆管

鉄の中性子吸収断面積が大きいため中性子経済が悪化する等の欠点も踏まえた導入効果の見極め

(3) SiC 被覆管

セラミックス材による長尺被覆管の製造技術の確立

【参考文献】

[1] 事故耐性燃料開発に関するワークショップ

https://nsec.jaea.go.jp/ATFWS/ATFWS_2022s.html

[2] 「原子力の安全性向上に資する技術開発事業での事故耐性燃料の開発」2022 年 3 月 11 日事故耐性燃料開発に関するワークショップ資料

https://nsec.jaea.go.jp/ATFWS/pdf/2022s/atfws_material_4.pdf

[3] 「事故耐性燃料への対応について」2022 年 6 月 20 日原子力規制庁-原子力エネルギー協会面談資料

<https://www2.nra.go.jp/data/000394451.pdf>

[4] 「我が国における ATF 開発のこれまでの経緯と現状」2022 年 6 月 20 日原子力規制庁-原子力エネルギー協会面談資料

<https://www2.nra.go.jp/data/000394452.pdf>

II-1-4 応力腐食割れの概要と、原子炉施設の設備における応力腐食割れの、割れの形態から見た種類、発生機構・原因及び発生防止対策（発生防止対策は具体的な方法も含む）を述べよ。

【解答のポイント】

<応力腐食割れの概要>

- ・ 応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking, SCC）とは、金属材料が引張応力の下で環境の影響を受け、脆性的な割れが生じる現象をいう。環境、応力、材料の3要因が重畳した場合に、このような割れが発生する。

<原子炉施設の設備の応力腐食割れ>

- ・ 原子炉施設においては、環境（冷却系の水、高温）、応力（溶接や製作加工時の残留応力、運転中の作用応力、ボルト締結力等）、材料（オーステナイト系ステンレス鋼、インコネル600合金等のSCC感受性のある材料等）の3要因がそろった条件下で割れが発生する。

<割れの形態から見た種類>

SCCは、割れの形態から主に2種類に分類されている。原子力プラントにおいて代表的なものは以下の通り。

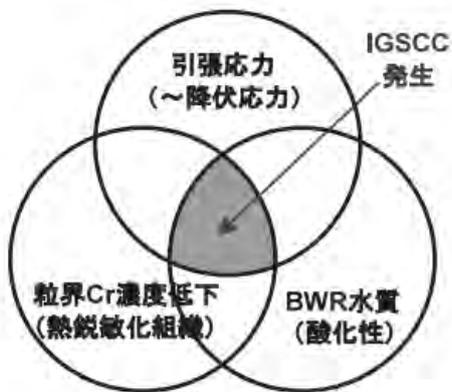
- ・ 粒界型応力腐食割れ（Intergranular SCC, IGSCC）：
結晶粒界に沿って割れが生じるもの、溶存酸素濃度が高く304ステンレス鋼の配管等の溶接熱影響部に生じる割れが代表例
- ・ 粒内型応力腐食割れ（Transgranular SCC, TGSCC）：
結晶粒内を貫くように割れが進展するもの、溶液中の塩化物イオンが高い場合による割れが代表例

さらに、上記のIGSCCには、以下も挙げられる。

- ・ 照射誘起応力腐食割れ（Irradiation Assisted SCC, IASCC）：
炉内構造物のステンレス鋼に中性子が照射されることで、結晶粒界のクロム濃度が低下する照射誘起偏析が生じ、結晶粒界に沿って割れが生じるもの、BWRの制御棒ブレードやPWRのバップルフォーマボルトに生じる割れが代表例
- ・ PWR1次系水環境条件下での応力腐食割れ（Primary Water SCC, PWSCC）：
PWR1次冷却材環境下において、Ni基合金（600合金、X-750合金）や溶接部の結晶粒界に沿って割れが生じるもの、蒸気発生器の伝熱管や支持ピン、原子炉容器貫通部材の溶接部に生じる割れが代表例

<発生機構・原因及び発生防止対策>

- ・ これらのSCC発生を未然に防ぐためには、環境、応力、材料の3要因の重畳を防止する対策を施す必要がある。
- ・ 具体的な方法としては、
 - 環境条件を変更する（例：塩化物イオン、高溶存酸素濃度水が滞留しない環境を整える等）
 - 高い引張応力を作用させない条件とする（例：溶接残留応力の除去やボルトの締結力を下げる、圧縮応力の付与等）
 - 材料をSCC感受性の低い材料に変更する（例：低炭素ステンレス鋼、690合金の採用等）などが挙げられる。



参考図：IGSCC 発生の3条件 [2]

【参考文献】

- [1] 機械材料学 社団法人 日本材料学会
- [2] 応力腐食割れ（SCC）発生機構の本質的な理解を目指して 原子力安全委員会事務局 温地健雄 日本原子力学会誌, Vol. 49, No. 11・12 (2007)

【類似問題】

- ・ 令和3年度 原子炉システム・施設 II-1-4

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 新たな試験研究用等原子炉施設を設置する計画が立ち上がることになった。資金供出を行う組織において, 当該原子炉の基本設計方針, 設置予定箇所及び運転開始の時期が大枠で決定されているものとする。当該原子炉に係る許認可取得業務の統括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) 調査, 検討すべき事項とその内容について述べよ。
- (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】

試験研究用等原子炉施設とは, 発電用原子炉以外の原子炉(試験研究炉)及びその付属施設のことであり, 中性子を利用した研究・開発及び教育を利用目的とするものである⁴⁾。研究開発段階にある新型の発電用原子炉や臨界実験装置も試験研究炉に含まれる。国内における試験研究用等原子炉施設の許認可の手続きは発電用原子炉と同様に, 設置許可申請, 設計及び工事の計画認可申請(設工認), 及び保安規定の認可申請から成り, 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。

なお, 試験研究炉は原子炉ごとに特性が大きく異なることから, 実用発電用原子炉とは異なり具体的な設計基準を示すガイドは作成されていない点に注意する必要がある。そのため, 規則の解釈でも引用されているように, 「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を水冷却型研究炉以外の炉型についても参考とする必要がある。

試験研究炉には, 中性子ビーム炉や照射炉, 新型炉開発の工学的実証用, 教育訓練用などがあり, 利用目的に応じて原子炉の規模, 構造は異なってくるが, ここでは設置許可取得に関する一般的な内容として以下に解答例を示す。

(1) 調査, 検討すべき事項とその内容

当該原子炉の基本設計方針, 設置予定箇所及び運転開始の時期が大枠で決定されているとの前提のもと, 新たに試験研究用等原子炉施設を設置する場合, 以下のような内容について調査, 検討を行う必要がある。

・試験研究用等原子炉の仕様

基本設計方針で定められている場合もあるが, 当該試験研究炉の利用目的を達成可能な, 炉型と炉出力等のスペックの選定を行う必要がある。利用目的が同じ既存の国内外の試験研究炉の調査を行うことや, 工学的実証炉であれば数値シミュレーションを活用する等により原子炉部分の基本仕様を決定する必要がある。その際に, 自己制御性等の炉型固有の安全性についても配慮が必要となる。

・試験研究用等原子炉の付属施設の仕様

冷却手段や構造, 安全機能を有する付属施設について, 調査, 検討を行う必要がある。冷却手段が同じ原子炉を参考にする, あるいは工学的実証炉であれば, 想定事故の設定及び事故時の安全性について数値シミュレーションや要素試験を行うなどしたうえで, 十分な余裕を持たせた仕様とする必要がある。

・試験研究用等原子炉の配置, 構造

設置予定箇所の地震や溢水等の外的事象要因を調査し, 安全機能と重要度分類に応じて必要な耐力を有するように, あるいは機能喪失を避けるように位置的分散を図るなどについて検討する必要がある。

・適合すべき法令要求

国内における法令要求のうち, 設計に関するものとしては「試験研究の用に供する原子炉等の位置, 構造及び設備の基準に関する規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」が定められている。ただし, 試験研究炉は原子炉ごとに特性が大きく異なることから, 実用発電用原子炉とは異なり具体的な設計基準を示すガイドは作成されていないため, 「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」や「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考に, 法令要求を満たす仕様を検討する必要がある。

(2) 業務を進める手順と留意・工夫を要する点

1. 試験研究用等原子炉施設の許認可取得のための計画の策定

許認可取得業務の統括責任者として, 運転開始の時期までに実施する基本設計, 詳細設計, 機器調達, 工事, 試運転などの期間を考慮して許認可取得までの工程を計画し, 策定する必要がある。このとき, 期間内に許認可取得するために必要な要員, 体制の構築を図るとともに, 資金供出を行う組織に対して予算計画も策定, 提示することに留意が必要である。

2. 試験研究用等原子炉施設の基本設計の実施

1. で策定した計画及び基本設計方針に基づき基本設計を進める。法令要求に留意し、安全機能の設定及び重要度分類を定め、系統、設備に対する要求性能を明確にしながらか基本設計を進めることになるが、許認可取得業務の統括責任者としては、システム間の要求のすり合わせや情報の共有を図るよう留意する必要がある。また、設計レビューを取り入れるなどの手戻りを減らすための工夫が必要である。

3. 設置許可申請書の作成

設置許可申請書、及び関連文書（基準規則適合性説明書等）を作成する。基本設計の内容に基づき作成するが、許認可取得業務の統括責任者として作成分担を明確にしつつ、作成方針書の作成や相互レビューなどにより全体整合性を確保するよう留意が必要である。また、先行プラント例にて作成された資料の内容を参考にするなどの工夫も行う。

4. 国の審査を踏まえた試験研究用等原子炉施設の基本設計の更新

設置許可申請後には規制審査にて規則に対する適合性の確認が行われるが、許認可取得業務の統括責任者としては、エビデンスの追加や論理修正が求められた場合に速やかに対応できるような体制の構築を図る。また、試験研究用原子炉施設として前例のない炉型の場合、審査において更なる安全性向上や追加設備、対策の要求がなされることも想定され、審査内容を反映して基本設計の変更が必要な場合には、システム全体としてのバランスを意識して、設計変更に伴うシステム全体への波及影響の確実な潰しこみを行ったうえで、変更反映を確実にし、関連部門に設計変更が確実に伝わるよう留意する必要がある。そのための工夫としてインターフェース図書の最新管理とその共有を工夫する。

(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策

許認可取得業務に関しては、地元（自治体、住民）、設計に係わる関係者（事業者、メーカー他）及び審査を行う関係者（規制側）とそれぞれに調整を図る必要がある。

(a) 地元との調整

許認可取得業務の統括責任者としては、試験研究炉を設置する地元に対して、利用目的や仕様、安全対策等についての了解が得られるように、説明資料の準備や説明会の開催を企画し、丁寧な説明を行うように実務者に働きかけを行う。

(b) 設計に係わる関係者との調整

許認可取得業務の統括責任者としては、全体工程や設計インターフェース情報の必要時期について一元的に管理して共有を図るとともに、定期的に会議を行い進捗上のリスクや発生した課題について共有し、課題解決を速やかに進めることで手戻りを最小化することで、業務を効率的、効果的に進めるようにする。また、対応に漏れが生じないように、課題やリスク、インターフェース図書をリスト化して管理を行う。

(c) 審査を行う関係者との調整

許認可取得業務の統括責任者としては、審査側と議論の食い違いが生じないよう、審査における論点について文書による明確化を徹底し、曖昧さの回避を図ることで、効率的、効果的な審査となるようにする。また、議論において不明瞭な点がある場合には、相互の認識に差がないかを確認しながら着実に進めるような働きかけを行う。

【参考文献】

- [1] 日本原子力学会 炉物理部会 教育用資料集 原子炉の物理 14章：試験研究炉
https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_each/chap14_20191225.pdf
- [2] 近畿大学原子力研究所年報 Vol. 51 (p27-37) 試験研究炉に係る新規制基準の概要
https://kindai.repo.nii.ac.jp/?action=repository_uri&item_id=6470&file_id=40&file_no=1

II-2-2 原子力発電事業を安定的に運営していくためには、高い設備利用率を実現する必要がある。あなたが国内実用発電用原子炉の更なる設備利用率を向上させるための具体的な方策を検討する立場になったことを想定し、以下の問いに答えよ。

- (1) 実用発電用原子炉の更なる設備利用率を向上させるために必要な調査、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】

設備利用率とは、発電プラントが定格運転をした場合に得られる電力量に対する実際の発電量との比率である。年間の設備利用率は以下

の式で計算される。

$$\text{年間設備利用率(\%)} = \frac{\text{実際の年間発電量(kWh)}}{\text{発電プラントの定格出力(kW)} \times 365(\text{day}) \times 24(\text{h/day})}$$

(1) 更なる設備利用率向上に必要な調査、検討すべき事項とその内容

設備利用率を向上させるためには、上式より、実際の電力量を可能な限り確保する必要がある。これを達成するためには、最大限の運転期間の確保が考えられ、大きくは以下の2つの対応が考えられる。なお設備利用率に影響する要因としては、新規基準への適合性審査や裁判による停止措置命令などによる運転停止もある。

- ① 出力運転期間の確保
- ② 計画外停止リスクの低減

それぞれの対応の具体的な方策の実現のために必要となる調査、検討すべき事項、内容については以下の通りである。

- ① 出力運転期間を確保する方策としては、定検工程の短縮や長期運転サイクルの導入が挙げられる。前者については、定検工程でクリティカルとなる作業を調査し、その作業の効率化（新工法の開発等）や作業の並列化を検討する。後者については、運転サイクル期間の延長に伴う影響項目について網羅的に調査し、プラントの安全性確認や機器の点検周期延長に係る評価、及び評価結果を踏まえた点検計画を検討する。
- ② 計画外停止リスクを低減する方策は、停止要因に応じたものとする必要がある。計画外停止の実例として、過去の日本国内^[2]及び海外プラントの計画外停止の情報を収集し、原因整理及び発生頻度の高い要因の調査を行ったうえで、設備の改良、あるいは計画外停止リスクを増加させないような保安規定の適正化等を検討する。

(2) 業務を進める手順と留意すべき点、工夫を要する点

(1) では、調査内容及び検討すべき事項を大まかに提示したが、(2) では業務を進める手順に細分化して提示する必要がある。(1) の②を想定した解答例を以下に示す。

- ・ 計画外停止の実例分析：実際に計画外停止に至った原因調査においては、その原子炉停止が安全上真に必要なものであったか否かに留意する必要がある。安全上問題ない場合の停止に対して、原因に応じた対策検討を行う。また、工夫として、その事象が人的ミスか機械的故障かで整理することで対策の方向性を固めることができる。（人的であれば、ミスしないための操作器への変更など）
- ・ 対策検討：原因分析を踏まえ、対策の具体化を行う。設備変更が対策となる場合の留意事項としては、既存の類似技術の確認や費用対効果の事前調査を行ったうえで、仕様を確定させていく工夫が必要となる。設備変更を伴わない運用の見直しであれば、先事例の対策や原因が生じた際の速やかな体制構築の準備等、複数の対策を検討しておくといった工夫が必要となる。
- ・ ハード対策の実施：設備対策を行う場合には、導入計画を立てたうえで仕様の詳細検討を行う。想定した工程通りに検討が進んでいるか、また、仕様通りのシステム構成が準備できるかについて留意する。また、状況に応じて計画へのフィードバックを行い、必要に応じて仕様見直しを行いながら進めて、最終的に動作検証を行う。これら検討に際しては、他のシステム影響を含めプラントの安全性が損なわれるリスクがないかに留意する。その際、当該技術に関する有識者だけでなく、関連する技術部門のレビューを受けるといった工夫が求められる。
- ・ 対策の導入と運用：設備あるいは新たな運用を実機に導入する。その際の留意事項として、導入後の動作確認試験や運転手順の整備、訓練を必ず行うようにする。

(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策

各作業フェーズで調整リストを作成し、課題となる点が生じた時点でリストに記入、整理することでメンバーと情報共有する。そのうえで、定期的に関係者や有識者を交えた調整会議を行い、調整リストに整理しておいた課題について解決策の検討状況を確認する。また、現状の進捗状況に問題ないかを相互に確認することで、手戻り防止を図る。

【参考文献】

- [1] 「多様な設備による安全性向上のための保安規定改定ガイドライン」(ATENA 技術レポート：2022/7/29)
<https://www.atena-j.jp/report/2022/07/atena-22-s01rev0.html>
- [2] 原子力施設情報公開ライブラリ「ニューシア」
<http://www.nucia.jp/>

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 我が国にて採用されている高レベル放射性廃液のガラス溶融炉の構造, 特徴及びガラス溶融炉を安定的に運転するうえでの留意点について述べよ。

【解答のポイント】

実用化されているガラス固化体の製造プロセスには以下の2種類がある。

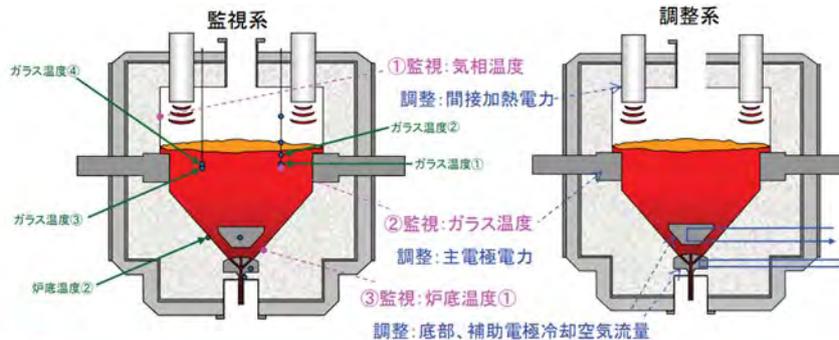
- ・LFCM法 (Liquid Fed Ceramic Melter: 液体供給式直接通電型セラミックメルタ法)
- ・AVM法 (Atelier de Vitrification de Marcoule: 高周波加熱法)

日本ではLFCM法が採用されている。LFCM法のガラス溶融炉は耐熱、耐食性に富んだセラミック(耐火レンガ)で炉が形成されており外側は金属製のケーシングで囲われており、ガラスを溶融させるために耐食性に優れた電極(インコネル)が炉内に付いており、溶融ガラスが流下ノズル(インコネル製)を通してキャニスターに注入される構造となっている。LFCM法の特徴として大容量化、長寿命化、プロセス単純化などの面でAVM法に比べて有利とされている。

LFCM法のガラス溶融炉を安定的に運転するうえでの留意点は以下のとおりである。

(1) 炉内温度管理

ガラス溶融炉の運転では、ガラス温度と気相温度を目標範囲内に制御する必要がある。炉内の温度監視とその調整は以下のとおり実施される。



	炉上部		炉底部
目的	安定運転		白金族元素の沈降防止
監視箇所	①: 気相温度	②: ガラス温度	③: 炉底温度①
調整方法	間接加熱電力	主電極電力	底部&補助電極冷却流量

出典: 参考文献[4]のガラス溶融炉の温度監視とその調整より

(2) 白金族元素の管理

高レベル廃液中に存在する白金族元素 (Ru, Rh, Pd) が炉底部に堆積すると電気抵抗値の低下による不十分な加熱や流下ガラスの抜き出し性低下が運転上の問題となる。これは白金族元素の以下の特徴によるものである。

- ① ガラスへの溶融性が悪い
- ② 密度が大きく沈降しやすい
- ③ 濃度の増加によりガラス粘性が増加する
- ④ 濃度増加によりガラス電気抵抗が低下し、加熱性能が低下する

上記を防ぐために、炉底部温度を低くし、溶融ガラス粘性を上昇させることで、白金族元素の沈降・堆積を抑制する運転(炉底低温運転)、白金族を含まない模擬ガラスビーズもしくは模擬廃液と原料ビーズによる洗浄運転、攪拌棒を挿入して炉底部に堆積した白金族元素を含むガラスを抜き出す攪拌運転を実施している。

【参考文献】

[1] 日本原子力学会 再処理・リサイクル部会 テキスト「核燃料サイクル」第7章 放射性廃棄物処理・処分 7-1. 「高レベル廃棄物処理」
http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_7-1.pdf

[2] ATOMICA 原子力百科事典 高レベル放射性廃液の処理 (04-07-02-07)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-07-02-07.html

[3] 原子力・エネルギー図面集 ガラス固化体ができるまで

<https://www.ene100.jp/zumen/8-3-1>

[4] 日本原燃株式会社 ガラス固化設備について

https://www.iae.or.jp/wp/wp-content/uploads/2014/09/cycle_201308/03_attachment/attachment_02_r.pdf

【類似問題】

- ・平成27年度 核燃料サイクルの技術 III-1
- ・平成29年度 核燃料サイクルの技術 II-1-1

II-1-2 核燃料施設において取扱う核燃料物質の臨界安全管理について述べよ。

【解答のポイント】

解答のポイントとしては、臨界安全管理及び設計における基本的な内容を挙げることになる。どの内容も教科書やハンドブックなどに載っている内容であり、臨界安全の関係者としては必須の知識で、解答は比較的容易と考えられる。また、施設全体の安全管理に携わる場合にも押さえておきたい知識であるため、この機会に学習・復習することをおすすめする。

解答内容に含めるべき内容としては以下が挙げられる。核燃料施設では、様々な形態の核燃料を扱い、工程毎に異なった要求を満たす必要があることから、複数の臨界安全管理方法が用いられており、その具体的な内容は以下のとおりである。

(1) 質量管理

臨界になるために最低限必要な量を最小臨界量といい、それ以下の質量の核燃料物質しか取扱わないようにすることで未臨界を担保する。フードやグローブボックスなど少量の核物質しか扱わない設備で主に用いられる。

(2) 形状寸法管理

同じ体積でも表面積が大きい複雑な形状であるほど体系からの中性子の漏れが大きくなり、実効増倍率が低下する。このように形状や寸法に制限を設けて中性子の漏れを大きくすることで未臨界を担保する方法を形状寸法管理という。例えば、容器の半径を非常に小さくし、細長いパイプ状にすることで、どのような濃度の核燃料溶液に対しても未臨界を担保することができる。形状寸法管理は、再処理施設では溶解槽やバルスカラム等で用いられ、中性子が機器の外へ漏れやすくなるように機器の形状を平板状や円環状にしている。

(3) 濃度管理

核燃料物質の濃度に上限を設けることで無限増倍率 k_{∞} （ある核燃料物質が無限に広がっている場合の増倍率に相当）が大きくなりすぎないようにし、未臨界を担保する方法を濃度管理という。工程の都合により質量管理や形状寸法管理が適切でない場合に用いられる。再処理施設では廃液受槽等で用いられる。

(4) 容積管理

容積に制限をかけることで、未臨界を担保する方法を容積管理という。同一の核燃料物質に対して、臨界となる容積が最も小さい形状は球であり、球の場合の形状寸法管理で求められた推定臨界下限値（臨界管理因子がその値以下であれば未臨界であると判断される値）に対応する容積以上にならないように管理する。ポンプや弁など、質量や濃度単体による管理が適切でない場合に用いられる。

(5) 中性子吸収材管理

核燃料の間にカドミウムなどの中性子吸収材を挟むことで核燃料間の中性子の相互作用を制限し、未臨界を担保する方法を中性子吸収材管理という。円環状タンクの中央に中性子吸収材を配置するなど、形状寸法管理と併せて用いられる。六ヶ所再処理施設の溶解槽では、硝酸ガドリニウム溶液の添加が行われる。

また、2つ以上の核燃料容器がある場合、1つの容器から飛び出した中性子が、他の容器に入射して核分裂を生じる可能性があるため、容器の距離を十分に離すか、中性子吸収材を間に挟むなどして、容器間の中性子の相互作用が生じないようにする必要がある。

【参考文献】

[1] 日本原子力学会 炉物理部会 炉物理教科書：初級編 原子炉の物理 第16章 臨界安全

https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_each/chap16_20191224.pdf

[2] 日本原子力研究所 臨界安全ハンドブック第2版 JAERI 1340

<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-1340.pdf>

[3] 日本原子力学会 再処理・リサイクル部会 テキスト「核燃料サイクル」第6章 核燃料再処理 6-2. 「再処理プロセスと安全対策、保障措置」

http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_6-2.pdf

【類似問題】

・平成28年度 核燃料サイクルの技術 III-2

II-1-3 高レベル放射性廃棄物の地層処分概念と期待する効果について述べよ。

【解答のポイント】

本問題では、まず、高レベル放射性廃棄物の地層処分概念を説明したうえで、期待する効果について述べることになっている。地層処分概念については、多重バリアシステムについて説明し、長期管理との比較の観点、および、検討されてきた各処分概念(氷床処分、海洋底処分、宇宙処分)との比較の観点から、地層処分のメリットについて述べるのが解答のポイントとなる。大きな視座からは、日本原燃による再処理工場の操業開始とともに、原子力発電環境整備機構による高レベル放射性廃棄物の地層処分が実現することは、わが国の核燃料サイクルが完結することを意味し、その期待される効果は絶大である。この点について述べることも有効である。

・地層処分概念

わが国における高レベル放射性廃棄物は、地下300m以深に地層処分することが「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」^[1]で定められている。地層処分ではまず、放射性物質が廃棄物から地下水へ溶け出すことによる影響が地上に及ばないよう、長期にわたり安定し、地下水の流れの遅い岩盤を有する処分地を選定する。そして、廃棄物を放射性物質の移動を妨げる複数の「人工バリア」を施して埋設し、岩盤という「天然バリア」とともに多重バリアシステムを構成することにより、廃棄物中の放射性物質を長期にわたって人間の生活環境から隔離する。人工バリアは、ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材で構成される。ガラス固化体とすることにより、放射性物質はガラスと一体化した状態で閉じ込められ、地下水に溶け出しにくくなる。オーバーパックは金属製の容器で、炭素鋼の場合厚さは19cmであり、ガラス固化体の放射能がある程度減衰するまでの期間(1000年)、地下水とガラス固化体の接触を防ぐ。緩衝材は、圧縮されたベントナイト(膨潤性を持つ粘土。ブロックもしくは現場施工)で、オーバーパックの周囲に厚さ約70cm施工され、地下水による核種移行を遅延させる。天然バリアである岩盤は、地下水による核種移行をさらに遅延させる。地下300m以深では地下水の動きが極めて遅く、また、岩盤に吸着されることで、核種が生物圏に到達するには極めて長い時間(10万年以上)を要する。このため、生物圏に到達した地下水による放射線は、人間が日常生活で受けているものに比べて十分に低く、環境への影響は無視し得るものとなる。

・期待する効果

高レベル放射性廃棄物には、Np-237(半減期約214万年)やZr-93(半減期約153万年)などの非常に長い半減期をもつ核種が含まれている。このため、長期貯蔵・管理については、数万年以上の保管施設維持が必要となり、現実的ではない。人間による管理を不要とした処分方法には、これまで氷床処分、海洋底処分、宇宙処分、地層処分などが検討されてきた。氷床処分は、南極条約により禁止されており、また、氷床の特性解明が不十分である。海洋底処分は、海洋投棄を規制しているロンドン条約により禁止されている。宇宙処分は、発射技術等の信頼性や経済性などの問題がある。地層処分は、地下資源などが長期間保存されてきた多数の実例(ナチュラルアナログ)があり、現在の技術で実現可能な処分方法と言える。地層処分は、高レベル放射性廃棄物を、人間の生活環境から十分離れた場所に長期にわたって隔離することにより、恒久的な人間による管理を不要とした処分方法であり、将来の世代に管理の負担を負わせない効果がある。

日本原燃による再処理工場の操業開始とともに、原子力発電環境整備機構による高レベル放射性廃棄物の地層処分が実現することは、核燃料サイクルが完結することを意味する。わが国の持続的発展に不可欠な、エネルギーセキュリティを将来世代に渡って確保することに大きく貢献するほか、原子力平和利用の理想像の一つを示すこととなり、世界においても指導的役割を担うことが期待される。

【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>

[3] わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—、総論レポート、JNC TN1400 99-020
1999年 核燃料サイクル開発機構

【類似問題】

・令和3年度 核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分 II-1-3

・令和3年度 核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分 II-1-4

【解答のポイント】

日頃からウラン濃縮に携わっている関係者以外にとって一度は見聞きしたことがある単語であるものの、実際に単語の定義や概念の詳細まで把握している人は少ないと考えられる。しかし、ウラン濃縮は原子燃料製造において重要な工程であり、その概念や概要についてはサイクル関係の技術者として押さえておきたい内容である。実際の解答では図を用いるのは紙面の関係で難しいが、ウラン濃縮過程でどのようなことが起きているかは絵的なイメージを掴んでおくとう解答も書きやすくなるため、参考文献を一読しておくことを勧める。

ウラン濃縮に用いる遠心分離機やガス拡散筒等の分離を行う機器を分離ユニットといい、分離ユニットを直列・並列に多数組み合わせ、高い分離効果を達成するようにしたものをカスケードという。

分離ユニット（及びカスケード）の性能は分離係数と分離作業量（SWU：Separative Work Unit）という指標で表現される。

分離係数は分離の質的な良さを示す指標であり、具体的には分離後の2成分の比を分離前の2成分の比で割った値で、以下のとおり定義される。

$$\text{ヘッド分離係数 } \alpha \equiv X_p (1 - X_f) / X_f (1 - X_p)$$

$$\text{テイル分離係数 } \beta \equiv X_f (1 - X_w) / X_w (1 - X_f)$$

$$\text{段分離係数 } \alpha \beta \equiv X_p (1 - X_w) / X_w (1 - X_p)$$

Xf：原料ウラン濃度

Xp：製品ウラン濃度

Xw：廃棄ウラン濃度

普通はヘッド分離係数または段分離係数を略して分離係数と呼ぶことが多い。分離係数は単に濃度のみによって求められるものであり、分離ユニットの技術的優劣を判断するには処理量も合わせて考慮する必要がある。

分離作業量は分離ユニットの性能を総合的に評価するための指標であり、天然ウランから濃縮ウランを製造する際に必要な作業量を表す。分離作業量は以下の式で定義される。

$$SWU = P \times V(X_p) + W \times V(X_w) - F \times V(X_f) \dots (1) \text{式}$$

$$V(X) = (2X - 1) \times \ln\left(\frac{X}{1-X}\right)$$

SWU：分離作業量[kgSWU] *質量の次元を持つ

V(X)：価値関数

F：原料ウラン量[kg-U]、Xf：原料ウラン濃度

P：製品ウラン量[kg-U]、Xp：製品ウラン濃度

W：廃棄ウラン量[kg-U]、Xw：廃棄ウラン濃度

ここで、ウラン濃縮工程では原料は全て製品ウランと廃棄ウランに分割されるため、F=P+W となり、(1)式は以下のとおり書き換えられる。

$$SWU = P \times \{V(X_p) - V(X_f)\} + W \times \{V(X_w) - V(X_f)\}$$

分離作業量を言葉で表現すると以下となる。

$$\begin{aligned} \text{分離作業量} = & \text{製品ウラン量} \times (\text{製品ウラン「価値」} - \text{原料ウラン「価値」}) \\ & + \text{廃棄ウラン量} \times (\text{廃棄ウラン「価値」} - \text{原料ウラン「価値」}) \end{aligned}$$

このとおり、分離作業量は製品ウラン量及び廃棄ウラン量に依存しており、濃縮工程の末に生成される製品ウラン量及び廃棄ウラン量は分離ユニットの分離係数に依存している。(分離作業量が分離係数を含む関数であることは参考文献[9]にて詳述されている)

【参考文献】

[1] 日本原子力学会 再処理・リサイクル部会 テキスト「核燃料サイクル」第3章 ウラン濃縮 3-2. 「ウラン濃縮」
http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_3-2.pdf

[2] 日本原燃株式会社 遠心分離機・カスケードとは
<https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/uran/summary/centrifuge-cascade.html>

[3] ATOMICA 原子力百科事典 ウラン濃縮におけるカスケード (04-05-01-07)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-05-01-07.html

[4] ウラン濃縮と遠心分離機について
https://www.jstage.jst.go.jp/article/jvsj1958/12/1/12_1_5/_pdf/-char/ja

[5] ATOMICA 原子力百科事典 分離係数
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1183.html

[6] ATOMICA 原子力百科事典 分離作業量 (04-05-01-03)

https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_04-05-01-03.html

[7] ATOMICA 原子力百科事典 SWU

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_125.html

[8] 日本原子力学会 研究論文 非対称分離過程の分離機の分離作業量 日本原子力学会誌 Vol.16, No.7 (1974)

https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesj1959/16/7/16_7_397/_pdf

[9] 日本原子力学会 連載講座 原子力科学技術の進歩(その15) 日本原子力学会誌 Vol.10, No.3 (1968)

https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesj1959/10/3/10_3_137/_pdf/-char/en

【類似問題】

- ・平成29年度 核燃料サイクルの技術 II-1-3
- ・令和2年度 核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分 II-1-1

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 使用済燃料の中間貯蔵容器の設計を実施することとなった。あなたは, この業務を担当する責任者である。設計業務を進めるに当たって, 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】

Ⅱ選択科目の応用能力に関するものについては, 解答に当たっては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を踏まえた解答とする必要がある。(技術士二次試験受験申込み案内に記載されている技術士に求められる各資質能力を理解しておく)

使用済燃料の中間貯蔵容器^(※)の設計においては, 4つの安全機能(臨界防止, 放射線遮蔽, 崩壊熱の拡散, 放射性物質の閉じ込め)が要求され, これら安全機能を確保するための構造強度が要求される。また中間貯蔵期間は40~60年と想定されており長期健全性の維持も併せて要求される。これら安全機能要求を高次元で達成するため, 各安全機能の相反性の解決のための設計が必要となる。参考文献[1], [2]を参照のこと。

- (※) 使用済燃料の中間貯蔵容器は, 発電所の使用済燃料ピットからの搬出(輸送)―中間貯蔵―再処理施設への輸送の機能を併せ持つ輸送貯蔵兼用金属キャスクを例に解答例を示す。

以下に解答案を示す。

上述したコンピテンシーを意識して実務を遂行することを念頭に置き解答を作成する。字数については適宜調整されたし。

(マネジメント: 業務計画策定, コミュニケーション: 関係者との意思疎通・協調, リーダーシップ: 関係者の相反性の解決, 取り纏め)

(1) 調査, 検討すべき事項とその内容

安全で顧客ニーズに合う使用済燃料中間貯蔵容器(以下「キャスク」)の設計仕様(使用済燃料収納体数, 輸送貯蔵性を考慮した寸法・重量制約, 製造・検査方法, 取り扱い操作・取り扱い設備, 長期貯蔵中の監視・貯蔵後移送前の検査など保守・運用方法の検討等)を実現するため, 下記につき調査, 検討する。

調査項目

A-1: 収納する使用済み燃料の型式(U濃度等の燃料仕様, 形状・構造・重量等), 貯蔵対象とする燃料体数の調査

A-2: 輸送及び貯蔵に関する条件の調査(寸法, 重量, 吊上げ高さなど)

A-3: 適用法令, 民間規格など(輸送, 貯蔵それぞれ)の調査

A-4: 中間貯蔵施設の条件(気象条件, 地震, 外部飛来物等)の調査

検討項目

B-1: A-1の燃料仕様をもとに放射線源強度, 放射エネルギー, 発熱量を検討(線源条件)し, キャスク設計のインプットとする。

B-2: A-2に基づく発電所での取り扱い, 輸送状態, 貯蔵状態のキャスクに課せられる制限の検討。一般的に輸送状態のキャスクは両端に緩衝体(木材など)を設置して落下や衝突による衝撃を吸収させるため, 発電所や中間貯蔵施設での状態とは寸法や重量が異なる。発電所では既存設備で取扱作業を行うため, 設備容量による制約を受けるため, それぞれの状態や作業を整理して制限条件を検討する。

B-3: A-4を基に気象条件から最高霪困気温度等や地震加速度, 外部飛来物が想定される場合は最高速度・重量等を検討し, キャスクの設計条件とする。国内で先行しているRFS(リサイクル燃料貯蔵センター)は建屋内にキャスクを保管するが, 米国のコンクリートキャスクなどのように屋外保管する場合は, 降雨・降雪などによる設計条件も検討する。

B-4: 上記設計インプット, 設計条件に基づき燃料の間隔, 中性子吸収材や遮蔽材料の仕様および配置, 伝熱構造などを考慮したキャスク構造の検討。キャスクの設計作業では, 適宜民間規格などに従って行う。また, A-3の適用法令等に対する適合性の見通しを考慮する。

B-5: B-4のキャスク材料や構造の検討では, 施設竣工までの全体工程, キャスクの調達期間等を踏まえて, 長期的に安定した調達性やコストなどを考慮した材料選定, 製作期間やコストの観点から製作性, 並びに法令や民間規格の要求する各種検査を考慮する。

B-6: A-3の適用法令等に対する適合性の検討。輸送状態, 貯蔵状態のそれぞれについて, 法令適合性を定量的に評価する(例えば放射線の観点では, キャスク外面線量当量率基準: 表面2mSv/h以下, 表面から1m位置0.1mSv/h以下)などして確認する。

(2) 業務手順

- ① 設計業務計画の策定：キャスク仕様[※]、法令要求、各安全機能要求の設計を担当する部門、工程、品質管理等
 (※) 収納対象とする使用済燃料の最大収納体数と各仕様（燃料型式、燃焼度、冷却期間等）、キャスク制限寸法、制限重量等
- ② キャスク概念設計：各担当部門と連携し、キャスク仕様に対するキャスク概念構造案を検討する
- ③ 各安全機能の成立性検討：各部門にて、概念構造に対して各安全機能要求を満足する構造見直し案の検討（自部門の安全機能要求（臨界防止など）を達成する構造検討）をする
- ④ キャスク構造決定検討：③の各安全機能要求を達成する構造案を各部門から集約し、全安全機能要求を達成する構造案を各部門と連携して検討する。この際各機能要求同士の相反性（遮蔽が厚いと放射線安全性は高いが遮蔽材物量が増えキャスク重量が重くなり落下等の異常事象時に対する構造部材への耐性が落ちる等）を解決すべく、個別に詳細構造の検討をする

特に留意すべき点／工夫すべき点として、いずれかの安全機能要求のみ過剰に達成してもトータルの安全性・経済性等の点で優れた設計とはならないため、各安全機能を併せて高次元に達成する構造とするべく設計イタレーションが必要である（例えば、遮蔽要求（遮蔽厚）と制限重量／強度、臨界防止要求（使用済燃料間隔）と制限重量／強度等の相反性が想定され、両者の安全機能を損なうことなく、キャスク仕様及び法令基準を共に達成する等）。設計責任者として、相反性を解決に向け各部門の設計進捗の管理と部門間の連携の取り纏めが特に重要である。

(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

- ・ 詳細工程におけるマイルストーンと時期（概念設計、各安全機能要求に対する設計、設計イタレーション、顧客報告等）を明確化する
- ・ 各部門の設計進捗（キャスク構造に対する安全機能上の要求、相反性、他課題事項等）を定期進捗会議にて共有・フォローする
- ・ 詳細工程、設計進捗等に関する最新情報及び状況を関係者全員がいつでも容易に閲覧できる管理ツールにてPJ管理する
- ・ 各部門間における設計の相反性等が生じた場合、責任者＋関連部門の対策会議を直ちに設定し、関連外部部門にも共有する

【参考文献】

- [1] 「使用済燃料輸送貯蔵キャスクの開発」（三菱重工技報 VOL. 43 NO. 4:2006）
<https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/434/434050.pdf>
- [2] 「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2021」（F002:2021）

【類似問題】

- ・ 令和2年度 核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分 II-1-2

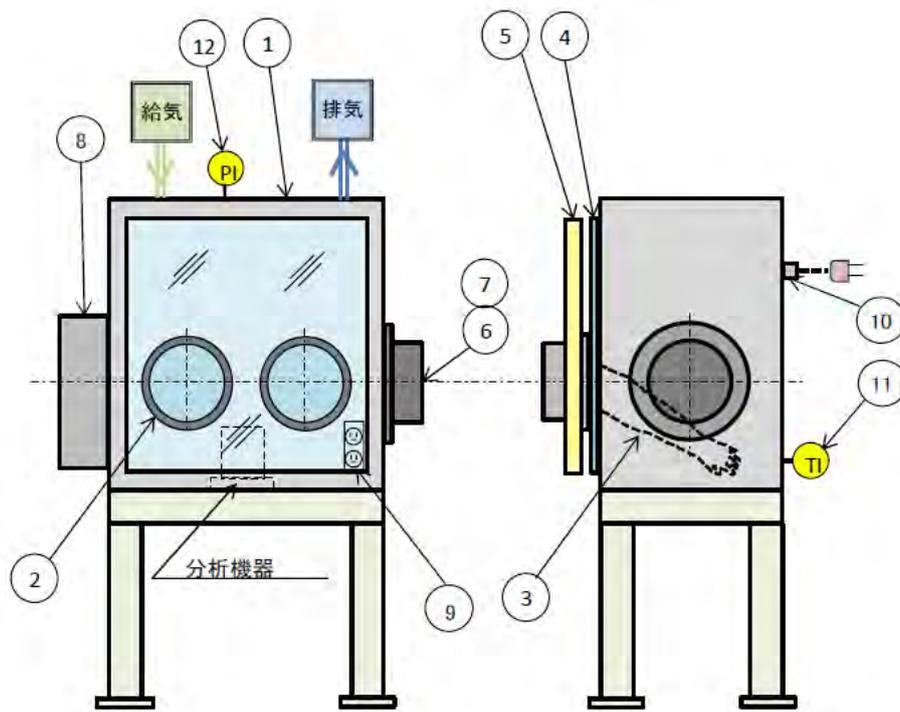
II-2-2 核種分析をはじめとする分析装置の著しい発展に伴い、核燃料サイクル施設のホットエリアにあるグローブボックス内の分析機器の更新計画を検討することとなった。あなたは、この検討を行うグループの責任者である。計画策定に当たって、以下の内容について記述せよ。

- (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】

分析機器の更新計画に関する問題であるが、主にグローブボックスに対する知識が求められる。また、解答にあたっては、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、リーダーシップを意識しておく必要がある。

グローブボックスには、規格として「放射性物質取扱作業用グローブボックス」JIS Z 4808があるので参考にされたい。グローブボックスとは放射性物質を閉じ込めた状態でグローブボックス内部を観察しながら、作業者がグローブポートに設けられたグローブを介して放射性物質又は内部機器を操作できるものである（図1参照）。



No	品名
1	グローブボックス本体
2	グローブポート
3	グローブ
4	気密パネル
5	含鉛アクリルパネル(遮へい体)
6	ビニールバッグ用ポート
7	ビニールバッグ
8	気密扉
9	コンセント
10	電気コネクタ
11	温度計
12	圧力計

図1 分析グローブボックスの例

このようにグローブボックスは密閉された構造物であるため、その内部に設置された機器を更新する場合、グローブボックスに設けられている搬出入口から機器の搬出入を実施することとなる。グローブボックスの搬出入口は、一般的に、ビニールバッグによるバググイン・アウト方式が主流であるが、ダブルカバーポート方式又はエアロック方式も採用する場合がある。また、グローブボックス内における機器の取外し、移動、据付などの一連の作業は、グローブを介しての人手作業となることを考慮する必要がある。

一方、核燃料サイクル施設のホットエリアにおける分析は、工程管理、計量管理、製品管理を目的とし、その分析項目は核種分析を含めて数百種類あるため、分析機器の種類は多数存在する。対して問題文では対象とする分析機器の種類や数量を限定されていないため、大小様々な分析機器を想定して解答する必要がある。

各設問に対する要点を以下に解説する。

(1) 調査、検討すべき事項とその内容について

グローブボックス内の分析機器更新の計画策定においては、対象とするグローブボックスと更新対象の分析機器の両方の情報を考慮して検討すべきである。また、関係法令として、加工施設であれば「核燃料物質の加工の事業に関する規則」及び「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」を、再処理施設であれば「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」があるため、対象とするグローブボックスが該当する関連法規、基準を調査し、満足させる計画を検討する必要がある。

具体的な内容として以下に記載する。

更新する分析機器に対する要件を整理する。更新する目的が老朽化によるものでない場合には、分析項目の追加や精度向上のような要求仕様の変更有無についても確認する。その上で、要件を満足する更新後の分析機器を広く調査し、機種選定にあたっては、仕様だけでなく、コスト、メンテナンス性等も考慮する。

更新が想定される分析機器は、一体あるいは分解することで搬出入口から搬出入可能となるようにグローブボックスが設計されているのが一般的であるが、万が一、グローブボックスのパネルを分解しての更新が必要な場合には、非常に大がかりな更新計画となる。

このため、更新対象の分析機器の寸法、形状とグローブボックスの搬出入口の仕様を確認し、分析機器がグローブボックスの搬出入口を通過できるか、通過できない場合には、分析機器の分割は可能か調査することが重要となる。

また、更新対象の分析機器の重量・設置位置によって、人手でハンドリングできる重量か吊具が必要か、分析機器の搬入・搬出ルート及びスペースが確保できるか、グローブ操作範囲内にあるか、窓部からの可視範囲内にあるかなどの状況に応じて作業性を改善する方法を検討し、グローブボックス内の汚染状況の調査結果に応じて更新時の汚染拡大防止方法を検討の上、既設分析機器及び周辺の除染作業方法を検討する。

さらに問題文に記載されているように分析装置が著しく発展していることから、分析機器の更新前後において、ユーティリティ（電源、冷却水など）の取合条件や据付方法（取付ボルトの位置、寸法など）に相違があることが考えられる。したがって、グローブボックスに新たな給電端子を設ける、分析機器の電源を給電端子に取合可能なコネクタ形状に改造する等により、分析機器を適切に設置・運用できるような改造計画を検討する。

以上により策定される工事において関係法令、基準で要求される耐震性等を満足できることを調査・確認し、許認可上の影響を考慮した上で更新計画の最適化を検討する。

(2) 業務を進める手順、留意すべき点、工夫を要する点

問題文の記載に基づいて業務を進める手順を列挙しての解答が求められている。また、グループの責任者である立場であることを踏まえてマネジメント、リーダーシップに関わる資質能力を問われていることを念頭に解答したい。業務を進める手順としては以下が考えられる。

(2)-1 業務計画の構築

グループの責任者として、更新対象の規模に応じて、計画策定業務に関わる体制、予算、工程を構築し、効率的に分担しながら更新計画の策定業務を進める。

(2)-2 更新計画の要求条件の整理

計画策定の基本条件を整理する。グローブボックスに対する関連法規、基準から逸脱することのないように計画を進めることを念頭に解答したい。また、分析機器に対する分析項目や要求される性能を整理し、次の作業手順につなげる。

(2)-3 グローブボックス関連の情報調査・検討

(1)項で解説したとおり、更新計画策定に必要な情報を調査・検討し、更新作業の計画を策定することでグローブボックスに対する改造計画、グローブボックス内の除染作業の計画、分析機器の搬入・搬出作業の計画を進める。

(2)-4 更新対象の分析機器に対する要求

分析機器は、要求される性能を満足させることは当然であるが、グローブボックス内で使用することを前提に難燃性材料の使用、放射性物質を蓄積させない形状、グローブを傷つけるような突起物のない形状などの火災防護、放射性物質の飛散防止などの安全性に留意し、市販品をカスタマイズすることも計画に取り入れる。

また、机上検討のみでなく、実機を模擬したグローブボックスに更新後の分析装置を検証用として設置し、分析装置の操作性を検証することで操作性の改善検討や組立作業対象のボルト・ナットなどの部品を大型化するなどにより作業性を改善するような工夫が望まれる。ただし、品質確保、工程及びコスト管理の観点で最適な計画を検討するよう留意が必要である。

(2)-5 安全性評価

立案した更新計画において想定されるリスクを抽出し、更新作業全体を通しての放射性物質の飛散及び漏洩、作業員への被ばく、核物質の臨界などによる事故など安全性に問題ないことを評価し、必要に応じて計画にフィードバックする。

(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策

本問題については、コミュニケーション、リーダーシップに関わる資質能力を問われていると思われ、関係者との調整方策として、以下が考えられる。

- ・施設内の各部門が横断的に参画する会議体を設置し、分析機器、グローブボックスを運用する部門からは更新前の設備における課題や改善要望を事前に抽出し、更新計画のレビュー会を開催する。また、電源、ユーティリティなどに影響を与えることが予想される場合には、これら付帯設備の担当部門とも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。
- ・更新計画を策定するグループ内において定例ミーティングを開催し、進捗状況を確認するとともに情報共有を密とし、迅速な調整を可能とする。
- ・グローブボックス及び分析機器の製造メーカーや、更新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。

【参考文献/参考情報】

- [1] JIS Z 4808 「放射性物質取扱作業用グローブボックス」
- [2] 日本原子力学会 「高放射性物質取扱施設設計マニュアル」(1985. 11)
- [3] 使用済燃料の再処理の事業に関する規則
- [4] 再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
- [5] 核燃料物質の加工の事業に関する規則
- [6] 加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
- [7] 日本原子力研究所 「NUCEF 分析設備」(1996. 2)
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-Tech-96-007.pdf>
- [8] 日本原子力研究所 「第36回核燃料取扱主任者試験問題・解答例集」(2004. 9)
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-Review-2004-020.pdf>

【類似問題】

- ・令和3年度 核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分 II-2-2

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 電離放射線障害防止規則等が改正され、眼の水晶体の被ばく線量限度等の見直しが行われた。眼の水晶体に対する放射線防護に関して、改正された内容と医療従事者等に対する眼の水晶体の被ばく管理に関する問題点及びその対応について説明せよ。

【解答のポイント】

電離放射線障害防止規則等が改正され、令和3年4月1日から施行された。改正された内容について整理する。

(1) 放射線業務従事者の眼の水晶体に受ける等価線量の限度の引下げ

眼の水晶体に受ける等価線量を1年間につき150mSv以内としていたものを、5年間につき100mSv以内及び1年間につき50mSv以内に引き下げた。

(2) 線量の測定および算定方法の一部変更

放射線業務従事者等が管理区域内で受ける外部被ばくによる線量の測定は、1cm線量当量及び70μm線量当量で行うとしていたものを、3mm線量当量での測定を追加し、実効線量及び等価線量の区分に応じて、放射線の種類及びエネルギーによって適切と認められるものについて行うことが必要となった。

眼の水晶体の等価線量の算定は、3mm線量当量の測定による算定を原則とするが、放射線の種類及びエネルギーに応じて、1cm線量当量、3mm線量当量または70μm線量当量のうちいずれか適切なものによって行うこととなった。

(3) 線量の測定結果の算定・記録・保存期間の追加

眼の水晶体に受ける等価線量の測定結果について、3か月ごと及び1年ごとの合計を算定・記録・保存するとしていたものを、3か月ごと、1年ごと及び5年ごとの合計を算定・記録・保存することが必要となった。

(4) 電離放射線健康診断結果報告書様式の項目の一部変更

受診労働者数の欄中「眼の水晶体の等価線量による区分」の欄に関する項目が、「20mSv以下の者」、「20mSvを超え50mSv以下の者」及び「50mSvを超える者」に変更となった。また、全区分の欄に「検出限界未満の者」の項目が追加された。

熟練を要する治療を実施する医療機関や少数の医師で救急医療等を行う医療機関で、放射線業務に従事する労働者を柔軟に増員することが困難であること等に留意が必要である。これらの医療機関では、十分な放射線防護を行っても、なお高い被ばく線量を眼の水晶体に受ける可能性（5年間につき100mSvを超える）のある労働者が存在する可能性があり、一律に新たな水晶体の等価線量限度が適用された場合、必要な診療ができなくなることが懸念される。

このため、遮蔽その他の適切な放射線防護措置を講じてもなお5年間につき100mSvを超えるおそれのある場合、以下の等価線量限度を適用する移行期間が設けられた。

- ・令和3年4月1日～令和5年3月31日の間 1年間につき50mSv
- ・令和5年4月1日～令和8年3月31日の間 3年間につき60mSv および1年間につき50mSv

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] 【令和3年4月1日施行】改正電離放射線障害防止規則及び関連事業について（厚生労働省）
https://www.mhlw.go.jp/stf/seisakunitsuite/bunya/koyou_roudou/roudouki_jun/enzen/0000186714_00003.html
- [2] 眼の水晶体の被ばく限度の見直し等に関する検討会 報告書
<https://www.mhlw.go.jp/content/11303000/000549964.pdf>

【類似問題】

- ・平成30年度 放射線防護 II-2-1

Ⅱ-1-2 ある放射線業務従事者が、放射性同位元素を体内に摂取したときに、摂取量及び被ばく線量を評価する手法について説明せよ。

【解答のポイント】

放射線同位元素の摂取量を推定するためには、体内からの γ 線を体外で測定する対外測定法と、排泄物に含まれる放射性物質量を測定するバイオアッセイ法がある。

体外測定法は甲状腺モニタやホールボディカウンタ等を用いて γ 線を測定する手法であり、線量評価の精度は高いものの、 γ 線や X 線を放出しない核種は測定できない。

バイオアッセイ法は γ 線や X 線を放出しない核種でも測定可能であるが、化学分析を要するため、評価結果を得るのに時間を要することと、体調等による変動があり、評価結果の誤差が大きくなる。

上記の手法により、摂取量を推定した後に、各核種の預託実効線量換算係数を乗じることで内部被ばく線量を推定することができる。

【参考文献】

[1] 環境省「放射線による健康影響等に関する統一的な基礎資料 令和3年度版」

【類似問題】

- ・平成26年度 放射線防護Ⅱ-1-4
- ・平成29年度 放射線防護Ⅱ-2-1

Ⅱ-1-3 中性子及びガンマ線混在場での個人被ばく線量の管理に関して、代表的な測定器の原理も含めてその方法について説明せよ。

【解答のポイント】

ガンマ線の場合には蛍光ガラス線量計（ガラスバッジ）やOSL（Optical Stimulated Luminescence）線量計がよく用いられているが、中性子及びガンマ線の混在場では、これらに中性子用の線量計である固体飛跡検出器を組み合わせたものが用いられる。固体飛跡検出器はガンマ線に対してほとんど感度を持たないため、混在場であっても中性子のみの被ばくを測定することができ、それぞれの結果を合算して被ばく線量を測定できる。以下に各線量計の原理と特徴を整理する。

(1) 蛍光ガラス線量計

放射線を照射された銀活性リン酸塩ガラスに紫外線による刺激を与えることで蛍光を発するラジオフォトルミネセンス現象を利用する。被ばくによって生じた蛍光中心は読取りによって消滅することがなく、繰返し読取りが可能で、なおかつ時間経過によるフェーディングが小さいという特徴を持つ。また、素子間の均一性も優れている。

(2) OSL 線量計

シート状の酸化アルミニウムの結晶格子に放射線が照射されると、放射線との相互作用によって格子欠陥に電子が捕獲され準安定状態になる。ここに強い光を当てることで安定状態に戻るときの蛍光（輝尽性蛍光）を読み取る。

(3) 固体飛跡検出器

プラスチック板に水素原子を多く含んだポリエチレンなどのコンバーターを密着させ、高速中性子を照射すると反跳陽子が生成されプラスチック表面に微小な傷をつける。この傷を化学薬品によるエッチングで拡大させ、顕微鏡観察で検出する。また、ホウ素10を含む物質をコンバーターに用いることで、 (n, α) 反応により熱中性子の検出も可能である。

解答を作成するにあたっては、参考文献[1]～[3]についても参照されたし。

【参考文献/参考情報】

- [1] 社団法人日本アイソトープ協会「放射線安全管理の実際」
<https://www.jrias.or.jp/books/cat1/104.html>
- [2] 社団法人日本アイソトープ協会「放射線管理実務マニュアル」
<https://www.jrias.or.jp/books/cat1/104.html>
- [3] 通商産業研究社「放射線概論」
<http://www.tsken.com/menu.htm>

[4] 牧 大介ほか「CR-39 を用いた中性子周辺線量当量測定用線量計の開発」

https://www.jstage.jst.go.jp/article/jhps/45/4/45_4_335/_pdf

【類似問題】

- ・平成30年度 放射線防護 II-1-2
- ・令和3年度 放射線防護及び利用 II-1-1

II-1-4 放射線グラフト重合について、どのような技術かを説明するとともに、実用化された例と今後考えられる実用例を述べよ。

【解答のポイント】

放射線の工業利用の1つである放射線グラフト重合に関する知識を問う設問である。類似問題が過去にも出題されており、以下のような技術的特徴や実用例を挙げると良い。

放射線グラフト重合とは放射線の作用を利用した化学の接ぎ木の技術である。ある高分子鎖に別の高分子鎖を結合することをグラフト重合といい、高分子鎖上に放射線照射や触媒などにより活性点を形成し、これによって別のモノマーの重合を開始させ、グラフト重合体を合成するものである^[1]。この技術は、繊維や粒子、膜などの既存の素材の特性を損なうことなく新しい機能を付与する手法として優れている。放射線グラフト重合は次に示す幾つの特徴を有している。^[2]

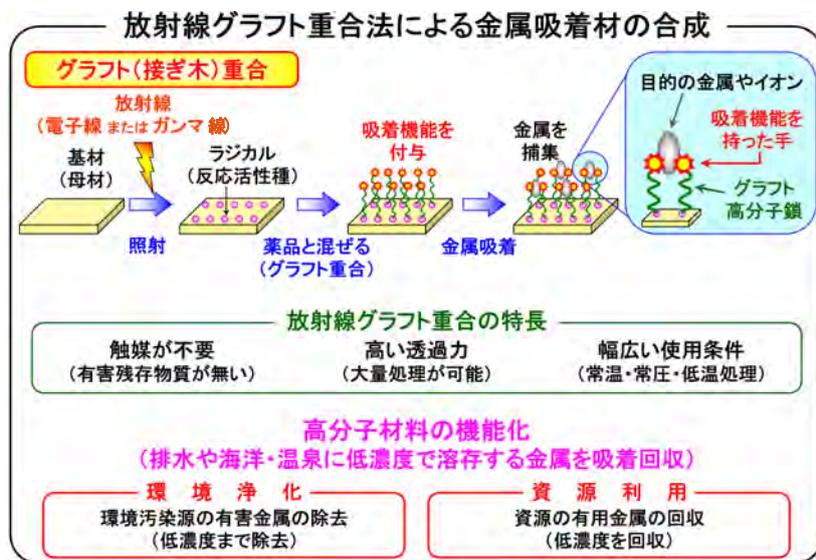
- ・既存の成形材料への機能の付与が可能。
- ・グラフト共重合*や多段グラフト重合技術の応用で官能基の複合化が可能。
- ・加速電圧の選択と遮蔽技術の組合せにより反応の場のコントロールが可能。
- ・照射ラジカルの保存環境を制御することにより30日以上長期保存ができるため、放射線照射工程とグラフト重合工程との分離が可能。
 - * グラフト共重合：モノマーをその重合体とは異なったポリマーの共存下で放射線照射したり、あらかじめ放射線照射したポリマーに他のモノマーを接触させると、ポリマー上に生成したラジカルやイオンが開始点となって重合が起こり、ある幹ポリマーに別のポリマーを接木した形のグラフト共重合体が得られる。

放射線グラフト重合により、例えば平膜や繊維、織布、不織布などの素材にイオン交換基や錯体形成機能を容易に導入することができ、実用化された例として以下が挙げられる。^[2]

- ・アルカリ一次電池用隔膜：
ポリエチレンにアクリル酸をグラフト重合した薄膜がアルカリ一次電池用隔膜として採用されている。
- ・スーパークリーンルーム用ケミカルフィルター：
放射線グラフト重合法で合成した繊維状イオン交換フィルターは活性炭等の従来技術では除去不能であったppbオーダーの極微量の有害気体成分の除去に優れているため、超LSI製造設備のスーパークリーンルーム用ケミカルフィルターの主要製品として採用されている。

また、今後考えられる放射線グラフト重合の実用例としては以下が挙げられる。イメージ図を下図に示す。^[3]

- ・海水や温泉水中の有用希少金属の捕集を可能とする吸着材の合成
- ・産業廃棄物中の有害金属の除去を目的とした分離機能材料の開発



【参考文献】

[1] 原子力百科事典ATOMICA「グラフト重合」

https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1301.html

[2] 放射線利用技術データベース 「放射線グラフト重合」

<http://www.rada.or.jp/database/home4/normal/ht-docs/member/synopsis/010013.html>

[3] 量子科学技術研究開発機構 Project 「環境資源材料研究」放射線グラフト重合法

<https://www.qst.go.jp/site/kankyuu/28702.html>

【類似問題】

・平成 29 年度 放射線利用 II-1-4

・平成 30 年度 放射線利用 II-1-2

II-2 次の2設問 (II-2-1, II-2-2) のうち1設問を選り解答せよ。(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 原子力・放射線施設での事故現場等では通常と異なった緊急時の被ばく管理を要求されることがある。そのような状況を想定した被ばく防護を含めた管理計画をあらかじめ作成しておくことは重要である。あなたがその被ばく防護管理計画作成の責任者として業務を進めるに当たり, 具体的な放射線場を例に下記の内容について記述せよ。

- (1) 緊急時の被ばく防護管理の立案に着手するに当たって調査, 検討すべき事項について説明せよ。
- (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) 被ばく防護管理を効率的, 効果的に進めるに当たって留意すべき事項について述べよ。

【解答のポイント】

以下に, 原子力発電所において重大事故が発生し, 放射線物質が環境に放出された場合の事故収束活動における被ばく防護を例として解答のポイントを整理するが, 放射線施設においても参考となる。

(1) 緊急時の被ばく防護管理の立案に着手するに当たって調査, 検討すべき事項

(a) 緊急時の状況想定

(b)以降の検討の前提条件として, 事故の想定や高線量被ばくが予想されるシチュエーションなど, 施設の特徴を踏まえ, 状況を想定しておく。

(b) 緊急作業従事者の被ばく防護管理計画の検討

被ばく防護管理計画に定めておく以下のような項目について検討しておく。

・緊急作業従事者の選定

・緊急作業従事者の緊急作業期間中の放射線防護措置 (放射線防護マスクの着用等), 被ばく線量の評価・管理方法, 健康診断の受診

・緊急作業従事者の緊急作業従事期間及び当該期間の被ばく線量の記録, 保存

(c) 緊急時の被ばく管理方法の調査・検討

東京電力福島第一原子力発電所事故において, 電源不足により APD (電子式線量計) 及び放射線管理システムが使用できなかった事例を踏まえ, 線量計やシステムのバックアップについて調査・検討しておく。

(d) 緊急時モニタリング方法の調査・検討

緊急時モニタリングに備えてモニタリングポストの電源強化, モニタリングカーの増強等について調査・検討しておく。

(e) 緊急時の放射線防護資機材の配備の調査・検討

緊急時の放射線防護資機材の資機材の種類・数量・配備場所について調査・検討しておく。

(f) 緊急時の放射線測定要員の育成計画の検討

緊急時には多数の放射線測定要員が必要となるため, 必要な要員数及び育成計画について検討しておく。

(g) 事業者内他部署や他事業者からの支援についての検討

万一の場合に備え, 線量計や放射線防護資機材について, 事業所内他部署や他事業者からの支援について検討しておく。

(2) 業務を進める手順

① 東京電力福島第一原子力発電所事故等の教訓やモニタリング訓練等の訓練での課題・気付事項を整理する。

② 事故による電源不足, 緊急作業時にはアクセスルートの見直しがあり得ること等を考慮し, (1)の各項目について調査・検討する。

③ 上記の調査・検討結果を踏まえ, 緊急作業従事者の選定, 放射線管理・放射線防護の資機材の必要数・配備場所等を決定し, (1) (a)で調査・検討した項目をまとめ, 被ばく防護計画を作成する。

④ 第三者によるレビュー, 訓練等により作成した計画の有効性を確認し, 適宜計画を改正する。

(3) 被ばく防護管理を効率的、効果的に進めるに当たって留意すべき事項

- ① 線量測定やモニタリングにおける測定時間の短い測定器や被ばく管理システムを導入する。被ばく管理システムについては緊急時にも使用可能となるよう電源のバックアップを用意しておく等、信頼性を高めた設計としておく。
- ② 緊急時を模擬した被ばく防護管理の訓練を実施し、管理の熟練度を上げていき、かつ計画を改善する仕組みを作っておく。

解答を作成するにあたっては、参考文献についても参照されたし。

【参考文献】

- [1] 厚生労働省，原子力施設における緊急作業期間中の健康管理や被ばく線量管理の方法等について（平成27年5月）
<https://www.mhlw.go.jp/stf/houdou/0000084011.html>
- [2] 日本保健物理学会第48回研究発表会 若手研究会セッション，緊急時作業における放射線防護の課題（平成27年7月）
http://www.jhps.or.jp/wakate/events/150702_radiation%20protection%20in%20emergency.pdf
- [3] 東北電力，第136回女川原子力発電所環境保全監視協議会資料「女川原子力発電所の状況について」（平成28年2月）
<https://www.pref.miyagi.jp/documents/10431/364989.pdf>

Ⅱ-2-2 放射線の工業利用に多く用いられる照射用ガンマ線源は、現在、主として海外の研究炉で製造されている。供給の安定性、輸送コスト等の面から、電子線に置き換えようとする動きがある。あなたの勤務先は、放射線による工業プロセスを導入し、電子加速器を最優先候補としようとしており、あなたがその担当になったと想定して、以下の設問に答えよ。

- (1) 調査、検討すべき事項とその内容について説明せよ。
- (2) 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針について述べよ。

【解答のポイント】

一つのテーマに対して(1)～(3)を問う様な出題形式は比較的多く出題されている。その為、日常業務においても、検討すべき事項、注意点、業務を効率的に進める為の方策を常に意識して取り組んでおくが良い。

本設問は電子加速器を利用した放射線による工業プロセスの導入について問われている。

放射線の工業プロセスへの利用は多岐にわたっているが、設問では照射用ガンマ線源の代替としての電子加速器を優先候補としていることから、特に(1)(2)の設問については、ガンマ線を利用した工業プロセスとして受験者の馴染みがある例を想定し、ポイントを定めて論旨を明確にすると解答し易いと考えられる。

電子加速器の導入にあたって考慮するべきは大きく分けて以下の点が挙げられる。

- ① 技術的成立性
- ② 安全上の配慮
- ③ 法規整合性
- ④ 経済的妥当性

以上を考慮しつつ、技術士に求められる資質能力を踏まえた解答をすることが肝要である。

(1)調査、検討すべき事項とその内容について説明せよ。

- ① 技術的成立性

放射線（特にガンマ線）を利用した工業プロセスとしては、厚さ、密度、濃度、レベルなどの「計測」、「滅菌処理」、「高分子等の材料加工」等が挙げられるが、特に設問に挙げられているガンマ線照射から電子線照射への移行が進められている分野は、「滅菌処理」や「高分子、半導体等の材料加工」に前例が多い。

電子加速器により発生可能な電子線、又は二次放射線（X線）が、想定した工業プロセスで問題なく達成できるか検討する必要がある。特に電子線はガンマ線と比較すると透過能力が低い為、照射対象のボリュームが大きい場合は、高エネルギー対応の電子加速器や変換X線の適用も考慮した適用方法の検討が必要となる。

- ② 安全上の配慮

加速器などの放射線発生装置の安全管理では、装置が発生させる1次ビームが放射線管理対象となるが、設問で指定されている電子加速器では、この他二次的に発生する制動放射線（X線を含む）も考慮する必要がある。また、電子加速器では、加速エネルギーが約10MeV未満であれば放射化を考慮する必要は無く、通電を停止することで放射線の発生を停止できる点も二次廃棄物取り扱いにおける安全性確保の観点か

ら合理的な検討が可能となる。

安全面については、遮蔽能力や安全設備等のハードウェア的な部分と、安全管理要領等ソフトウェア的な部分があり、ガンマ線源による照射施設とは異なる部分があるので、これらを整理しておくが良い。

③ 法規適合性

放射線発生装置の使用にあたっては、RI 規制法により原子力規制委員会の使用許可を取得する必要がある。また、既に照射用ガンマ線源の使用許可を得ている場合においても、放射線発生装置を使用する場合には、使用許可の変更等が必要になることから、これらの変更点を整理しておく必要がある。

④ 経済的妥当性

放射線の工業利用においては、ビジネス成立性を検討する必要がある。新規に工業プロセスを導入する場合、または、現状の施設の運用状況と電子線加速器を導入した際の費用対効果の比較、機器の維持費や将来的な機器更新時期も踏まえた投資対効果が得られる仕様を調査・検討すべきである。

(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。

設問に合わせて手順、それぞれの留意点、工夫点を整理して記載すると良い。

手順① 事業遂行のため電子加速器の仕様の決定

(1) で技術的成立性が確保可能と考えられた電子加速器の仕様を検討する。

【留意点】 特に既に照射用ガンマ線源による工業プロセスを運用している状況から電子加速器への置き換えを検討する場合、電子加速器は照射用ガンマ線源に対して冷却装置や電源装置が追加で必要となる場合もあり、これら装置の設置場所などを考慮することが重要である。

【工夫点】 電子加速器の選定にあたっては、現状の使用目的以外に拡張性を持たせる必要の有無等を検討し、その具体的な内容をふまえた機種選定プロセス等が挙げられると良い。また、選定した機種がプロセス目的を満足するか等は、メーカーデモンストレーション等を通じて確認する等の工夫点が挙げられる。

手順② 電子加速器設置に向けた前準備・法手続きの実施

加速器設置の場所の確保、許認可の申請等の準備作業を実施する。

【留意点】 電子加速器を運転した際に発生するビーム等の遮蔽、安全設備である自動表示装置及びインターロックの設置は義務として行う必要があり、これらを考慮した施設の確保が必要である。なお、加速器表面から 10cm 離れた位置における 1cm 線量当量率が 600nSv/hr を超えないものは法規制の対象とならない。

【工夫点】 既に照射用ガンマ線源を運用している施設であれば、既存設備を継続的に使用出来るものも多いが、必要に応じて施設の増強の要否や内容を検討する等、合理的な電子加速器導入に向けた準備方法等が挙げられると良い。また、完全に電子加速器を利用したプロセスへ移行する場合には、既存の照射用ガンマ線源の処分方法について検討する必要がある。照射用ガンマ線源の処分にあっては、日本アイソトープ協会を通じた処分、または、同線源を購入したメーカーへの譲渡の可能性もあるので、これらの対応を工夫点として記載しても良い。また、電子加速器の導入と使用許可（変更許可）申請、施設検査などの工程などを考慮して手順③とのタイミングを考慮した工程を作成する。

手順③ 電子加速器の導入

手順①で定めた仕様の電子加速器を手配導入する。

【留意点】 電子加速器の手配、設置は手順②の使用許可申請段階でも問題は無いが、使用許可を得られる迄は装置の運転を実施してはならない。また、使用許可を取得する段階において法令上の技術基準に適合しない部分が認められた場合、是正と補正申請が必要となるため注意が必要である。

【工夫点】 既存の照射用ガンマ線源の置き換えであれば、既存設備を極力流用可能な電子加速器形状の選択や改造等の可能性検討が工夫点として挙げられる。

手順④ 試験照射後の品質評価

使用許可取得後には導入した電子加速器を運用したシステムの試運転試験を実施し、導入プロセスの品質評価を実施する。

【留意点】 導入目的に対して十分に性能品質が確保されることが確認できるようにするため試験方法を具体化する。

【工夫点】 品質向上に向けた改善方法などを工夫点として挙げると良いが、電子線照射の場合は、 γ 線に比べてオゾンや窒素酸化物の生成が増加する等の問題点を提起し、局所排気の増設等も工夫点として挙げられる。

(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述べよ。

電子加速器を用いた工業プロセスの導入は比較的大きなプロジェクトになると考えられることから、プロジェクトを担当する者をリーダーとしたタスクチームを組織し、プロジェクトリーダーに付与される権限を明確にしておくことが、業務を円滑に進めるうえでも重要である。なお、設問では解答者が「担当者」になったことを想定されているため、これらの解答を一人称として記述していくと良い。

①タスクチームの編成とキックオフ

電子加速器を用いた工業プロセスの導入には多方面における調整が必要になることから、タスクチームを編成してキックオフ会議を開催し、プロジェクトの目的と課題を共有する。タスクチームのメンバーには以下の様な人材を招集する。また、最終的な導入期日の目標を設定し、これの実現に向けた大まかな検討スケジュールを協議する。

- ・電子加速器を用いた工業プロセスを導入する建屋の管理者
- ・電気設備工事の有識者（施設の電気主任技術者）
- ・放射線管理法規の有識者（施設の放射線取扱主任者）
- ・安全衛生管理者
- ・電子加速器を用いた工業プロセスの担当者（担当者）
- ・その他、既に照射用ガンマ線源を運用している施設であれば現有プロセス管理の責任者

②機種選定

技術的成立性を考慮した機種選定を合理的に進めるにあたっては、装置メーカーとの協議はもちろんのこと、既に照射用ガンマ線源を用いたプロセスを運用している場合は、当該プロセスの設計に携わった社内関係者、設計業者との綿密な打ち合わせにより、適用可能な加速器を選定する。その際には、関連法規整合性、性能確認方法、導入工事を進める上でのリスクアセスメントを十分に実施する。特に、電子加速器そのものの性能だけにとらわれず、プロセス全体を想定した特質、ランニングコスト、保守性なども考慮して機種候補を複数挙げた得失表を作成し最適な電子加速器を選定する。

③導入工法の検討

機種選定と並行して、実際に電子加速器を導入するにあたり工法の検討をタスクチーム内で十分に検討する。この段階では、装置メーカーや導入業者もタスクチームに含めて効率的な作業を進める上での協議を実施する。

④導入工程の策定

機種選定と導入工法が明確になった際には機種導入までに必要となる期間が凡そ確認できるため、タスクチームの装置納入までの期間を織り込んだ工程表を作成する。装置の導入には殆どの場合 RI 規制法の手続きが必要になることから、変更手続きに必要な手続き期間を工程に織り込む。

⑤工程管理

許認可申請や加速器の発注等は同時進行で進めることが合理的であるが、機器配置と遮蔽の関係、インターロック等の安全対策が不十分であった場合は、設置許可取得時に構造変更を伴う補正申請が求められる場合もあることから、原子力規制委員会とも行政相談などの手段により密にコミュニケーションをとり、法規関係で漏れが出ないように努める等の対応で手戻り防止する。プロジェクト進行中は、定期的に関係者（装置メーカー、許認可手続き実施担当者間）で情報共有を実施し工程に遅れが出ないよう管理を行う。

【関連問題】

- ・平成 30 年度 放射線利用 II-2-1
- ・平成 30 年度 放射線利用 II-1-2
- ・令和元年度 放射線利用 II-1-3

【参考文献】

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA 「放射線利用 (08)」
<https://atomica.jaea.go.jp/list2.html>
- [2] 放射線安全管理の実際 (2017) 公益社団法人日本アイソトープ協会, (株)丸善出版
- [3] 電子線照射装置の技術とその利用, 柏木正之, 星康久
<https://sei.co.jp/technology/tr/bn181/pdf/sei10723.pdf>
- [4] 放射線化学のすすめ 日本放射線化学会編 2006 年 2 月 学会出版センター

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 東京電力福島第一原子力発電所での事故から11年を経過する中, 原子力プラントの新增設には時間を要する状況となっている。このような状況下, S+3E(安全性, エネルギーの安定供給, 経済効率性, 環境への適合)を追求する一環として軽水炉におけるシビアアクシデントの緩和機能の強化を目的として, 新規に建設する原子炉の安全設備を具体化するため, 当該設備の必要機能とその実現手段の開発に関する新たな提案を行うこととなった。下記の内容について記述せよ。

- (1) 以上のような状況を踏まえ, 新規建設炉のシビアアクシデント緩和機能の強化を目的とする設備の必要機能とその実現手段の開発について, 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, その課題の内容を示せ。
- (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】

1979年の米国スリーマイルアイランド事故, 1986年の旧ソ連チョルノービリ事故を受けて, 日本国内でも1990年代にシビアアクシデント対策であるアクシデントマネジメントの整備が奨励され, 各電力会社がアクシデントマネジメント検討報告書を作成した^[1]。その結果に基づき, 電力会社は自主的な取り組みとしてアクシデントマネジメントの整備を行った^{[2][3]}。さらに, 2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて原子力の安全規制が変更され, 既設原子力施設に対して重大事故対策が義務付けられた^[4]。電力会社ではその規制に対応し, 既存のアクシデントマネジメント策について設備強化などを行ったほか, 特定重大事故等対処施設の追加なども実施している。新たなシビアアクシデント緩和機能を検討する際には, 既設炉に適用されたこれらのシビアアクシデント対策が前提となる。

シビアアクシデント対策については, 現在でも様々な機能・設備について研究・開発が行われているほか, 近年設計された原子炉には, シビアアクシデント対策を含めた安全性向上対策として機能・設備が追加されたものも多い。本問題の解答には, そういった研究・開発事例や新型炉に追加される設備などが参考となる。

【解答例】

以下に, PWRに対するシビアアクシデント緩和機能を例として解答例を示す。

(1) 新設建設炉のシビアアクシデント緩和機能の強化を目的とする設備に関する課題抽出

シビアアクシデント緩和機能を強化するためには, 炉心損傷頻度や格納容器破損確率に対する影響の大きい現象への対策を行うことが基本的な方針となる。これまでの知見より, 格納容器の過圧破損の確率が比較的大きいことが知られているため, アクシデントマネジメント策として格納容器の冷却や格納容器内雰囲気フィルタベントなどの対策が取られている。

シビアアクシデント緩和機能を強化するにあたっては, 複数の方法が考えられる。例えば, 格納容器内雰囲気フィルタベント機能の強化など, 既存の対策をさらに補強するような設備・機能を追加することは有効であろう。また, 炉外水蒸気爆発は発生頻度が小さいと考えられているが, 発生した場合の影響が大きいと考えられるため, 炉外水蒸気爆発を防止するコアキャッチャ^[5]などを追加することも有効であると考えられる。さらに, 事故耐性燃料の採用など, 炉心損傷の発生頻度自体を低減する対策も選択肢となる。

新たなシビアアクシデント緩和機能を追加するにあたっては, 以下のような課題が考えられる。

(a) シビアアクシデント緩和の効果

シビアアクシデントの進展を緩和する手段としては, 炉心や格納容器内を冷却することで放射性物質が放出される確率を低減する機能や, 格納容器からの放射性物質の放出を抑制する機能を追加することが考えられる。一方で炉心が激しく損傷した場合には, 格納容器内を冷却すると水蒸気が凝縮し, 格納容器内雰囲気の可燃性ガス濃度が相対的に上昇するため, 格納容器内で燃焼が起きる確率が相対的に上昇するといった負の影響も考慮する必要がある。このような波及的影響を含め, 導入した機能・設備が総合的にシビアアクシデント進展の緩和に寄与することを明確に示せるかどうか課題である。

(b) 機能を追加するための設備の実現可能性

シビアアクシデント緩和機能を追加するための設備については, 開発, 設計活動のなかで仕様を定めていくが, 最終的に製品として製造・設置可能な仕様を達成できるかが課題である。また, 新たな原子力発電所の建設までに詳細設計まで完了して実用に供することができるかどうか課題となる。

(c) 発電事業者の導入コスト

発電事業者にとっては原子力発電所の建設・維持のコストが重要となる。そのため, 機能・設備を追加することで導入コストを含めた建設費用, 設備メンテナンスの作業量が大きく増大することは望ましくない。設備のコスト面で商業的に成立するような設備設計とできるか

が課題である。

(d) 現行の規制との合致

建設する国によって規制要求は異なるが、新規に追加する設備が規制の要求内容に反しないかどうかは課題である。また、規制で要求されている他の機能や設備の働きを、新規追加する設備が阻害しないかどうかも課題となる。

(2) 最も重要な課題の抽出と解決策の提示

実際の試験では(1)で抽出した課題の中から1個だけ選んで解答するが、ここでは上述の課題のうち(a)および(b)の2個について解答例を示す。

(a) シビアアクシデント緩和の効果

シビアアクシデントが有意に緩和されることを示すためには、放射性物質が放出される確率が低減されるか、放射性物質の放出量が低減されることを示す必要がある。放射性物質の放出確率については、確率論的リスク評価を行い、放出確率が低減することを確認する。放射性物質の放出量については、溶融炉心の冷却挙動を評価し、環境への放出量が有意に低減することを示す。

(b) 機能を追加するための設備の実現可能性

導入しようとする機能、設備について、ある程度設備仕様を固めたうえで実機に近い条件での実証実験を行い、実際の動作環境においても健全性や機能が損なわれないことを示す。また、他の解決策として、同様の機能を実装した他の原子炉施設の知見を調査することが考えられる。

(3) 解決策に関連するリスクとその対策

実際の試験では(2)で選んだ1個の課題について解答するが、ここでは課題(a)および(b)の2個について解答例を示す。

(a) シビアアクシデント緩和の効果

格納容器内での溶融炉心の挙動など、不確かさが大きい現象が存在するため、放射性物質放出確率が低減するかどうかを確率論的リスク評価で定量的に示せない可能性がある。環境への放射性物質放出量の低減についても同様に、溶融炉心挙動の不確かさのため、定量的に放出量がどの程度抑制されるかを示せない可能性がある。不確かさが大きく定量的な評価が困難である場合は、実験結果などを元に、シビアアクシデント緩和効果を工学的に判断することが考えられる。

(b) 機能を追加するための設備の実現可能性

実証試験を行う場合、試験装置の寸法は実機となるべく近いことが望ましい。しかし実物大の実験装置を製作することはコストなどで難しい場合がある。実物よりも小さい寸法でしか実験できない場合、設備挙動に影響が大きいパラメータをなるべく実態に近い形で模擬できるように実験条件を定める必要がある。

また、実機同様の条件での実験ができない場合もある。例えば、崩壊熱を発生する溶融炉心を用いた実験などは困難である。設備の有効性を実証できるようにするため、実験の結果にあわせたシミュレーションを併用するなど、実機と実験装置で異なる実験条件の影響を最小化するような検討を行うことが有効である。

【参考文献】

- [1] 通商産業省、資源エネルギー庁、「軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備について 検討報告書」、平成6年
- [2] 原子力百科事典ATOMICA、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて (1997年一部改正)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_10-03-02-13.html
- [3] 原子力百科事典ATOMICA、「軽水炉におけるシビアアクシデントマネージメントについて (1992年)」
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_11-03-01-24.html
- [4] 原子力規制委員会規則、「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」
- [5] Wikipedia、「コアキャッチャー」
<https://ja.wikipedia.org/wiki/%E3%82%B3%E3%82%A2%E3%82%AD%E3%83%A3%E3%83%83%E3%83%81%E3%83%A3%E3%83%BC>

【類似問題】

・令和2年度 原子炉システム・施設 III-1

III-2 国内実用発電用原子炉の運転期間は原則40年間であるが、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」においては、事業者から申請が行われた場合、原子力規制委員会の認可を受けて、1回に限り、最大20年間の延長が可能である。あなたが事業者として国内実用発電用原子炉の運転期間延長を検討する立場になったことを想定し、以下の問いに答えよ。

- (1) 40年を超えて運転期間を延長する場合、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、その課題の内容を示せ。
- (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】

日本では「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条の1（発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価）にて、事業者は運転開始後30年が経過する前（その後10年ごと）に、安全上重要な機器及び構造物について経年劣化に関する技術的な評価（高経年化技術評価）を行い、その評価結果に基づく施設管理に関する方針を策定し、保安規定に記載することが義務付けられている。あわせて、法的に40年に制限された運転期間の延長に関して、原子力規制委員会に運転期間延長認可申請を行い、40年が経過する前に認可を得る必要がある。これらに対してガイド^{[1][2]}が制定されており、運転期間延長に際し取り組むべき事項を把握するうえで参考となる。

また、電力事業者が公開している高経年化技術評価結果や、原子力規制委員会のHPにある高経年化対策概要^[3]も本設問に関連した現状理解の参考となる。

■ 通常保安と追加保安の主な内容(図はPWRの例)

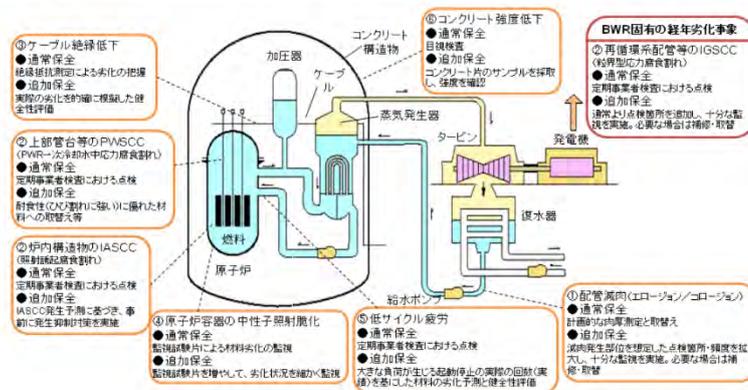


図 経年劣化事象と保安対策の例^[3]

なお、令和4年度第二次試験の設問当時においては、運転期間は原則40年、1回に限り最大20年間の延長可能との法規制であるが、令和5年4月時点で60年超運転の法規制について検討が進められている状況にある。

(1) 課題の抽出

原子炉の運転期間延長を検討する場合、物理的な劣化現象のみならず、設計時期の古さといった非物理的な劣化についても課題となる。非物理的な劣化としては、運転経験等を踏まえた最新の設計や海外プラント事例と比べた場合のシステム設計の古さに起因した相対的な安全性の低下や、システム構成品の製造中止品への対応等が挙げられる。一方、物理的な劣化としては、一般的な疲労や腐食、劣化といった経年変化に加え、中性子照射に伴う影響を考慮する必要がある。

以下、物理的な経年劣化現象の例を示す。

a) 中性子照射脆化

高エネルギーをもつ中性子などの放射線が金属材料に照射されることで、金属材料中の原子配列の乱れ（析出物や原子空孔の集合体など）が生じ、じん性が低下する。特に原子炉容器は炉心から中性子を受けることにより、「上部棚吸収エネルギー」の低下、「遷移温度」の上昇が起こる（次図）。運転期間延長に伴い累積の中性子照射量が増加するため、脆性破壊を引き起こす可能性が高まる。

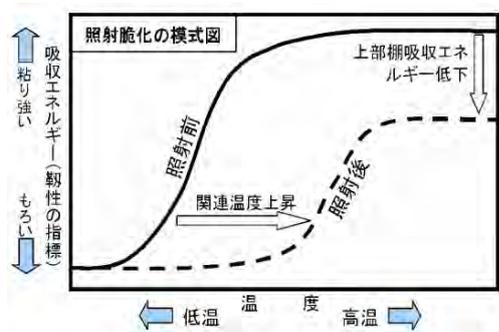


図 中性子による照射脆化^[4]

b) 低サイクル疲労

プラントの起動、停止等による熱過渡が繰り返されることで、材料に繰り返し応力が発生し疲労が蓄積される。運転期間延長に伴い繰り返しの発生回数が増加し、疲労に伴う機械的強度の低下が増大する。

c) 応力腐食割れ (SCC) / 照射誘起型応力腐食割れ (IASCC)

金属材料が引張応力の下で環境の影響を受け、脆性的な割れが生じる現象を応力腐食割れ (SCC) と言う。特に中性子照射の影響として生じる SCC を、照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) と呼ぶ (詳細については、II-1-4 解説を参照)。運転期間延長に伴い腐食環境に長くさらされることで SCC の可能性が高まる。また、累積の中性子照射量が増加することで IASCC の可能性が高まる。

d) 熱時効 (2相ステンレス鋼)

鍛造により製造されたステンレス鋼は、オーステナイトと呼ばれる組織のほかフェライト組織が残留した2相組織となっているが、高温で加熱されると、時間と共にフェライト相内でより安定な状態へ移行しようと相分離が起き、じん性が低下する。運転期間延長に伴い高温環境に長くさらされることになり、熱時効による脆性破壊を引き起こす可能性が高まる。

e) 電気・計装品の絶縁低下

発電機や変圧器、ケーブルなどで絶縁物として使用されているゴム、プラスチックなどが熱や放射線などを受け、時間の経過とともに変質して絶縁性能の低下が生じる。運転期間延長に伴い性能低下が進展する。

f) コンクリート強度、遮蔽能力低下

コンクリート中の水酸化カルシウムが空中の二酸化炭素と反応する中性化や、熱、放射線照射、塩分浸透、機械振動等により強度が低下する。また、コンクリート内の水分の逸散により、放射線の遮蔽能力低下のおそれがある。運転期間延長に伴い、これらの性能低下が進展する。

g) 配管内の減肉 (エロージョン、コロージョン)

配管の内面で、水流等による浸食 (エロージョン) と腐食 (コロージョン) が発生して、相互作用により減肉が生じる。運転期間延長に伴い、減肉が進展していく。

(2) 課題に対する複数の解決策

(1) で挙げた課題のうち、物理的な劣化現象に対する解答例を以下に示す。

物理的な劣化現象への対処として一般的には、状態監視・予測、評価による確認、機器の補修・取替が挙げられる。いずれも、プラントの総合的な保全計画を立案、実行して、プラントライフマネジメント (Plant Life Management ; PLM) を適切に行うことで効果が発揮される。

a) 中性子照射脆化

- ・ 超音波探傷試験による構造健全性に有意な影響を及ぼす亀裂や欠陥が存在しないことの確認
- ・ 照射試験片に対する衝撃試験や引張試験の実施による脆化の状態確認
- ・ 照射試験片に対する試験より得られたデータを基にした脆化予測
- ・ 破壊力学に基づく構造健全性評価

b) 低サイクル疲労

- ・ 超音波又は浸透探傷試験による材料欠陥の有無の確認

- ・ 繰り返しの過渡条件に基づく疲労評価
- ・ 実際の過渡の繰り返し回数と許容繰り返し回数の比較

c) 応力腐食割れ (SCC) / 照射誘起型応力腐食割れ (IASCC)

- ・ 超音波、渦流又は浸透探傷試験による材料欠陥の有無の確認
- ・ SCC 感受性の低い材料への変更 (低炭素ステンレス鋼, など)
- ・ 環境条件の改善 (脱酸化剤であるヒドラジン注入, など)
- ・ 引張応力の改善 (ボルト長尺化, など)
- ・ 表面の残留応力を圧縮応力に改善するピーニング
- ・ SCC の発生した部位の研削による切除

d) 熱時効 (2相ステンレス鋼)

- ・ 超音波探傷検査による材料欠陥の有無の確認
- ・ 破壊力学に基づく構造健全性評価

e) 電気・計装品の絶縁低下

- ・ 絶縁抵抗測定による状態の確認
- ・ 事故時の環境条件を想定したケーブルの健全性評価
- ・ 絶縁性能低下部品の交換

g) コンクリート強度, 遮蔽能力低下

- ・ 躯体からのコアボーリング試料を用いた圧縮強度, 遮蔽能力, 中性化, 塩分浸透状況などの確認

g) 配管内の減肉 (エロージョン, コロージョン)

- ・ 超音波による配管肉厚測定
- ・ 減肉配管の交換

(3) 新たに生じうるリスクと対策

(2) で挙げた解決策に関するリスクとしては、全般、予測や評価に対する不確かさが挙げられる。試験片など限られたデータに基づく場合には、十分な安全マージンを考慮する必要がある。試験や評価の方法はエンドースされた規格^{[5][6]}に従うことで信頼性が確保されるとともに、国内外における最新知見^[7]の調査・分析、蓄積された実機データに基づく保全計画の更新を行うといった対策が挙げられる。検査の実施に関しては、高線量により人が近づけない場合も考えられるため、遠隔の検査装置の開発が対策として挙げられる。また、材料の変更を行う場合には、想定される環境条件において解決すべき課題以外に別の悪影響が生じる可能性がリスクとして挙げられる。これに対する対策としては、実際の環境条件に近い状態での検証を事前に行うことが挙げられる。また、予測や評価の結果、劣化の進みが想定よりも速い場合には、点検間隔の見直しや検査項目の追加も検討する必要がある。

そのほか個別の案件として、試験片は当初設置した数では運転期間延長時に不足するリスクがある。使用済み試験片の再利用や、試験方法の改善によるデータ精度の向上を図り、取り出し試験片数の増加が対策として考えられる。

【参考文献】

- [1] 実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド (<https://www.nra.go.jp/data/000069249.pdf>)
- [2] 実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド (<https://www.nra.go.jp/data/000069250.pdf>)
- [3] https://www.nra.go.jp/activity/regulation/reactor/unten/unten3_1.html
- [4] http://www.pref.kagoshima.jp/aj02/documents/100123_20220801134126-1.pdf
- [5] JEAC4201-2007 (2013 追補版), 原子炉構造材の監視試験方法
- [6] JEAC4206-2007, 原子力発電用機器に対する破壊確率性の確認試験方法
- [7] 安全な長期運転に向けた経年劣化に関する知見拡充レポート (<https://www.atena-j.jp/report/docs/e8737b82a1c5058a68b01bd3bf5e96c67e7fd4a1.pdf>)

【類似問題】

- ・ 令和元年度 原子炉システム・施設 II-1-4
- ・ 令和2年度 原子炉システム・施設 II-1-2
- ・ 令和3年度 原子炉システム・施設 II-1-4

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 ウラン濃縮、使用済燃料の再処理等を行う核燃料取扱施設の廃止措置が進められている。これら施設の解体・撤去作業からは大量の放射性廃棄物が発生することが想定される。さらに廃止措置を終了するためには、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律で定める廃止措置の終了の確認を受ける必要があり、その基準の1つとして「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄が終了していること。」が求められる。

このような状況を踏まえ、核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分の技術者として、以下の問いに答えよ。

- (1) 解体・撤去作業に伴う放射性廃棄物の発生量の低減及び発生する放射性廃棄物の処理・処分を進めるに当たって、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】

廃止措置のエンドステート(最終的な状態)は対象施設や状況によって異なる。今回の解説では更地化することを想定している。

(1) 当該施設を対象とした場合の課題は以下のとおりである。

- ①解体前の系統除染という観点では、用いられる化学的除染では表層の酸化被膜や系統内流動条件により除染効果に偏りが生じる可能性があり、再処理施設の構成機器の材料として耐硝酸性ステンレス鋼、Ti、Zr合金等が用いられているため、先行する原子炉の廃止措置と同じような除染効果(DF20~100)が得られるとは限らないという課題がある。また、再処理施設の構成機器は原子炉に比べると小口径配管、小型機器、塔槽類が多く、系統が複雑であるため、系統除染がしづらい、機器内の除染効果が小さい、除染効果にムラが出てしまうなどして、複数回の除染・大量の除染溶液の使用が必要となる可能性があり、その際には二次廃棄物(放射性物質を含んだ除染溶液)が大量に発生する上に、その処理のスケジュールとコストも考慮に入れる必要があるという課題がある。
- ②解体作業時の被ばく線量低減の観点では、再処理施設では取り扱う核種の半減期が長く、主な汚染源は¹³⁷Cs(半減期:約30年)や長半減期の α 核種であり、原子炉解体時での主な汚染源である⁶⁰Co(半減期:約5.27年)と異なり、時間経過による放射能の減衰効果が小さく、施設閉鎖後の貯蔵期間による放射能の低減が期待できないという課題がある。また、再処理施設ではウランや α 核種であるプルトニウム等の超ウラン元素等をガス状、液状、粉末状等の様々な形態で取り扱っており、それらで汚染した機器・配管・コンクリート等の処理・処分にあたっては、特に内部被ばくに注意しながら作業を進めなければならないという課題がある。
- ③放射性廃棄物の発生量の低減・処理処分の観点では、廃棄物量の精緻化・低減のため、運転中の放射性物質による汚染や放射化による廃棄物量を詳細に特定しなければならないという課題がある。また、解体撤去作業に伴って発生する廃棄物の処分場については、現在は低レベル放射性廃棄物及び高レベル放射性廃棄物の処分方法をこれから決定しなければならないという課題がある。あわせて、処分場の建設までに中間貯蔵等を行わなければならないという課題もある。

上記以外の課題として、系統除染の効果次第で遠隔解体範囲が変わり、その範囲特定をどのように実施するかや解体後の高線量の廃棄物の移動、保管などの課題も挙げられる。また、廃棄物(処分体)に求められる要件(放射性物質濃度、安定性、核種の密封性など)や解体から最終処分までの具体的手順の明確化、既存の廃棄物処理設備の利活用なども挙げられる。

(2)・(3) ここでは最も重要な課題として、上記の①を対象とした。①を対象とした理由としては、除染効果の不確実性及び二次廃棄物の増加は解体作業・二次廃棄物処理のコスト増大に加え廃棄物量の増大による廃棄物処分場に対する負担増、除染効果が小さかった場合には被ばく線量の増加に繋がるなど、複合的なリスクを抱えていると考えたためである。

①の課題に対する解決策、新たに生じるリスク及び対応策は以下のとおりまとめた。(実際の試験ではリスクと対応策は分けて解答する必要があるが、今回の解説では読みやすくするためにまとめて記載する。)

- ・解決策(1) 試験・シミュレーションなどで再処理施設を構成する機器・配管を模擬し、事前に効率的な除染方法(どのように除染溶液を充填するか、どの程度まで浸食させても強度の観点などで安全上問題ないか、など)を模索し、適当な除染方法を決定する。リスクとしては、試験・シミュレーションは実際の再処理施設を模擬できているわけではないため、得られる試験・シミュレーション結果は実際の再処理施設で得られる結果とは大なり小なり異なる可能性がある。対応としては、実際に再処理施設で除染する際には、まずは限られた小さな範囲で試験的に除染を実施し、想定範囲内の除染効果を得られるか、安全性を担保できるか試した上で、徐々に除染範囲を広げていくことで、無駄な除染作業を減らし、作業/コストの観点で合理的、かつ被ばくの観点でも安全に作業を進められる。
- ・解決策(2) 除染溶液を再利用することで使用する除染溶液の量を減らすことができる。

リスクとしては、除染溶液を繰り返し使用することにより、除染効果の変化や除染溶液に放射性物質が蓄積し、除染作業者の被ばく線量が増加する可能性がある。

対応としては、除染効果の変化は除染箇所の線量測定により判断し、除染作業者の被ばく線量を抑えるためには除染溶液自体の線量を測定し、被ばく線量の管理上、問題ないレベルかを常に監視、必要であれば遮蔽対策を施しておくことが挙げられる。また、除染溶液中の放射性物質を樹脂などで吸着して、除染溶液周辺の線量を下げる手段もある。

- ・解決策(3) 除染作業者の技量、習熟度を高めることにより、除染効果のムラを無くし安定した除染効果を得ることで、除染回数や二次廃棄物を減らすことができる。
リスクとしては、除染・解体作業が長期で継続的に生じない場合には作業者の世代構成に偏りが生じ、技術伝承や知識継承が上手いかない可能性がある。
対応としては、技術継承の観点では考慮して除染/解体作業を継続的に実施するように長期計画を立てることが挙げられる。知識継承の観点では、IT技術を活用したナレッジマネジメントやVR技術を用いた作業の疑似体験などが挙げられる。

[1] 日本原子力学会 再処理・リサイクル部会 テキスト「核燃料サイクル」第7章 放射性廃棄物処理・処分 7-3. 「廃止措置」
http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_7-3.pdf

[2] ATOMICA 原子力百科事典 再処理施設の廃止措置 (04-05-01-07)
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_05-02-05-01.html

[3] 原子力教科書 放射性廃棄物の工学 オーム社 平成23年1月20日

[4] 原子力バックエンド推進センター 東海再処理施設の廃止措置計画の概要 デコミッションング技報 No.57 2018
http://www.randec.or.jp/publish/documents/gihou/Decommissioning%20gihou_57.pdf

[5] ATOMICA 原子力百科事典 解体関連除染技術
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_05-02-02-04.html

[6] 日本原子力学会 連載講座 21世紀の原子力発電所廃止措置の技術動向 第5回廃止措置技術-除染の技術動向 日本原子力学会誌 Vol.52, No.1 (2010)
https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/52/1/52_48/_pdf/-char/en

[7] 日本原子力研究開発機構 東海再処理施設の廃止措置計画 平成30年9月12日
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2018/siry032/4.pdf>

【類似問題】

- ・平成30年度 原子炉システムの運転及び保守 II-1-3
- ・令和元年度 原子炉システム・施設 II-2-2
- ・令和2年度 原子炉システム・施設 II-1-4

III-2 我が国は、「核物質及び原子力施設の防護に関する条約」の義務を遵守しており、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律において、原子力施設に対する妨害破壊行為や核物質の輸送や貯蔵、原子力施設での使用等の各段階における核物質の盗取を防止するための対策を原子力事業者等に義務付けている。

原子力施設における核セキュリティを担当する技術者として、以下の問いに答えよ。

- (1) 原子力施設の一般的な核セキュリティ対策を実施するに当たって、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られる課題を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】

核物質及び原子力施設の防護に関する条約では、自国の管轄下にある核物質や原子力施設の防護の制度を確立し、犯罪を世界的規模で防止するため法的権限なしに核物質の国際的な移動を犯罪とすることについて定められている。その中には、紛失・盗取された核物質の所在の特定、妨害行為からの防護や妨害行為による放射線影響の最小化、セキュリティ文化の発展・維持、脅威の評価に基づく防護、深層防護、防護に係る品

質保証、緊急時計画などについて基本原則が含まれる。

一方、原子炉等規制法では、核物質防護管理者の選任や核物質防護規定の設定が、各事業に関する規則（「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」や「核燃料物質の加工の事業に関する規則」など）で核燃料物質の種類に応じて必要な防護措置、核物質防護規定に定めるべき事項などが規定されており、これらに規定されている一般的な対応をすることを想定して、論述することが求められていると考えてよい。

なお、多面的な観点からの抽出が必要となるが、規制検査の検査ガイドでは、「評価領域」に分類がなされており、偏った記載とならないように、こうした分類を参考にすることもできる。

[事業規則で求められる主な防護措置の対応（再処理施設の例）]

- 1) 防護区域を定め、鉄筋コンクリート造りの障壁等の堅固な構造の障壁によって区画すること、監視装置を同区域内に設置すること。
- 2) 周辺防護区域を定め、人の侵入を防止する柵等の障壁によって区画すること。周辺に人の侵入を確認することができる設備又は装置を設置すること。
- 3) 周辺防護区域の周辺に立入制限区域を定め、柵等の障壁によって区画すること。当該障壁の周辺に標識及びサイレン、拡声機その他の警告設備、人の侵入を確認することができる設備又は装置を設置すること。
- 4) 見張りに、防護区域、周辺防護区域、立入制限区域を巡視させること。
- 5) 防護区域、周辺防護区域及び立入制限区域への人の立入者に対し、証明書等を発行、所持させること。
- 6) 防護区域、周辺防護区域等への業務用の車両以外の車両の立入りを禁止すること。立ち入る車両は設定した駐車場に駐車させること。
- 7) 妨害破壊行為に供され得る物品の持ち込み、特定核燃料物質の持出しが行われないよう点検すること。
- 8) 見張り人による常時監視
- 9) 特定核燃料物質運搬時の措置として、収納容器の施錠、封印などの措置を講じること
- 10) 中央制御室の壁は容易に破壊されないものとし、出入口の扉は鉄製、その他の堅固な扉とすること
- 11) 交流電源を供給する全ての設備、崩壊熱等による過熱を除去する全ての設備、水素の滞留を防止する全ての設備のうち、妨害破壊行為により機能が喪失し事業所外に漏出させるおそれがある設備（防護区域内防護対象重要設備）について、近づけないようにする、破壊されないようにする等の措置を講ずること。
- 12) 情報システムは妨害破壊行為を受けないように、電気通信回線を通じた外部からのアクセスを遮断すること。妨害破壊行為が行われた場合等に適切に対応できるように情報システムセキュリティ計画を定めること。
- 13) 特定核燃料物質の防護のために必要な設備、装置には非常用電源設備等により機能を常に維持するための措置を講じること。点検等により機能を維持すること。
- 14) 見張人が常時監視を行うための詰所の設置すること。災害時に詰所が使用できない場合に備えて必要な措置を講ずること。
- 15) 特定核燃料物質の盗取、妨害破壊行為が行われた場合等に対応できるようにするための緊急時対応計画を定めること。
- 16) 特定核燃料物質の防護のために必要な措置に関する詳細な事項は、当該事項を知る必要がある者以外の者に知られないよう管理すること。

[核物質防護に係る検査ガイドでの評価領域：検査分野]

- (1) 特定核燃料物質の管理：特定核燃料物質の管理、常時監視、出入口の施錠及び検知装置の設置、設備及び装置の点検など
- (2) 核物質防護情報の管理：核物質防護秘密の管理、管理情報の管理など
- (3) 立入承認：防護区域等への人の立入り（証明書の発行）、個人の信頼性確認など
- (4) 出入管理：防護区域等への人の立入り（一時立入者の監督）、車両の立入り、防護区域出入口の措置（目視、金属探知）など
- (5) 物理的防護：防護区域、周辺防護区域、立入制限区域の設定、巡視、鍵管理など
- (6) 情報システム防護：情報システムに対する外部からのアクセス遮断、情報システムセキュリティ計画作成など
- (7) 核物質防護体制：防護体制の整備、緊急時対応計画、法令遵守及び核セキュリティ文化醸成の体制など

また、課題から対策を論じるにあたっては、実際の事例を念頭に論述を進めると記載がしやすい。

例えば、東京電力福島第一原子力発電所事故の際の対応から、最終ヒートシンクや電源の喪失により、安全性に大きな影響を及ぼし、広範囲に影響を及ぼすことが広く知られるようになったが、そうした設備が妨害破壊行為のターゲットとなる脅威につながるようなことが考えられる。これを参考に、広く捉えると、想定される事故や事故への対処に係る施設の情報、安全対策に関する情報等は取扱いを誤ると、それがそのまま妨害破壊行為の脅威となり得るということになる。この観点から、安全性に係る情報をどこまで公開すべきか、緊急時の対応や情報の取扱いの

在り方等、論理展開できると考えられる。

また、最近の時事問題に着目して、柏崎刈羽原子力発電所で起きた不正入域問題から核燃料サイクル施設における同様の事例の発生の可能性を考えながら、核セキュリティ文化に関する課題などに触れるように論理展開することも可能であろう。

さらに、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」では、「原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにすること。」との要求があり、ここでいう、「それ以外の事項」には、セキュリティ対策が含まれる。すなわち、セキュリティ対策が原子力の安全に与える潜在的な影響を特定し、解決することを求めていると捉えることができる。

前述の柏崎刈羽原子力発電所の事例に関する調査報告においても、保安上の措置に対する資源との関りに触れられているところもあり、保安活動と核セキュリティに係る要求は相反することが少なくない。

例えば、本質的な問題として、保安上は保守管理を容易にするためには簡単にアクセスできるようアクセスルートが確保されていた方が良いが、逆に、妨害破壊行為を行う者のアクセスが容易になることは好ましくない。情報管理においては、保安上の措置を講じるためには、施設の運転状況や系統構成、危機の特徴等の情報は理解されやすいように教育や実務における参照がしやすいように確認できるようになっておいた方が良いが、その機器・設備が標的になる可能性が考えられるケースでは、こうした情報を一部の関係者にしか知らせない方が良い。

受験者は、普段の入退域管理、物品の搬出入、写真撮影の制限等の普段の活動での不便さ、情報発信のしにくさ、手続きの煩雑さ、工事や作業の制約事項などは実感できるところであろう。自らの核燃料サイクル施設で従事した経験に基づき、具体例を示しながら、課題を取り上げて説明することができれば、題意に沿った論述で自らの資質・能力（コンピテンシー）を示すことができると考えられる。

このほか、課題解決策の提案に際し、非破壊測定等の技術を駆使した核検知技術や情報セキュリティ技術、AI システムの導入等、関連する技術開発の状況に着目して論じることも考えられるが、その場合、設定した課題との関連性を明確にすることに留意しておきたい。

【参考情報】

- [1] 原子力規制委員会ホームページ（核セキュリティ関連（条約含む））
https://www.nra.go.jp/activity/bousai/Physical_Protection/index.html
- [2] 関係法令
 - ・ 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
 - ・ 使用済燃料の再処理の事業に関する規則
 - ・ 核燃料物質の加工の事業に関する規則
 - ・ 原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則
- [3] 規制検査ガイド
 - ・ 核物質防護に関する検査ガイド（実用発電炉，研究開発炉，加工（Ⅰ），貯蔵，再処理施設）
 - ・ 核物質防護に関する検査ガイド（加工（Ⅲ），廃棄物）
 - ・ 核物質防護に関する検査ガイド（試験研究炉・使用施設）
 - ・ 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド
- [4] 福島原発事故独立検証委員会調査・検証報告書 第4部第10章
- [5] 東京電力ホールディングス柏崎刈羽不正入域問題関連
 - ・ 検証報告書（2021年9月22日）；核物質防護に関する独立検証委員会
 - ・ 東京電力における核セキュリティに関する評価報告書（第1回報告）（2022年7月25日）；核セキュリティ専門家評価委員会
- [6] 原子力百科事典ATOMICA
 - ・ 13-05-03-01 核物質防護とは（世界と日本の現状）
 - ・ 13-05-03-02 防護すべき核物質と対象となる施設
 - ・ 13-05-03-03 核物質防護のための設備と管理
 - ・ 13-05-03-04 不正行為発生時の措置
- [7] 原子力学会誌関連

- ・ 2020年4月号「核セキュリティとは何か」 宇根崎博信
- ・ 2020年8月号「核セキュリティのための核物質検知技術」 高橋佳之, 小泉光生
- ・ 2020年10月号「核セキュリティを支える核鑑識技術」 木村祥紀
- ・ 2021年9月号「原子力安全と核セキュリティのインターフェース」 玉井広史
- ・ 2022年8月号「放射性物質等の輸送における原子力安全と核セキュリティの確保に関するIAEAの最近の活動」 玉井広史

[8] その他

- ・ 原子力安全, 核セキュリティ及び保障措置の調和に向けた検討について (平成30年4月25日); 原子力規制庁
- ・ 「核セキュリティの動向: 核物質防護条約改正レビュー締約国会議に向けて」 福井康人, CISTEC journal 2022.1No.197
- ・ 「今後の核不拡散・核セキュリティ研究開発の進め方について (中間とりまとめ) (平成29年6月); 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 核不拡散・核セキュリティ部会

【類似問題】

- ・ 令和3年度 原子炉システム・施設 III-1

6.3 「放射線防護及び利用」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。(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 新たに加速器を設置する場合、アクセスや容積等の敷地条件や経済的な視点から地下に設置することも有力な選択肢の1つである。そこで大型の放射線発生装置の導入を計画し、装置等を地下に建設することを想定する。あなたが放射線安全の設計責任者としてその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) 放射線防護の技術者として多面的な観点から3つ課題を抽出し、それぞれの観点を明記したうえで、その課題の内容を示せ。
- (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】

国内の大型の放射線発生装置のうち加速器施設は、SPRING-8：大型放射光施設、HIMAC：重粒子がん治療装置、J-PARC：大強度陽子加速器施設などが挙げられるが、いずれも多段の加速器構成で高エネルギーまで加速する大規模な施設である。本問においても同レベルのビームスペックで大規模な施設を想定するものと考えられる。また、本問では、取り扱うビームの放射線種別や加速器種別は指定されていないため、想定条件を明示した方が各設問に答えやすいものと考えられる。

(1) について課題例を示す。

- (a) 大型の加速器における高エネルギーの粒子や電子ビームの条件で、その特徴に合わせた遮蔽設計が必要となる。
- (b) 特に、放射性物質の漏えいは社会的影響も大きく、建設計画段階から過去の事故等の事例を踏まえた上で、放射性物質の漏えい防止システムを完備する必要がある。(放射性物質が各機器・区画から外部に漏洩しないよう各放射性物質の性質とバウンダリ機能に合わせ、例えば、ビームの照射等によって高濃度の放射能を内包する機器に対して、放射能濃度の変化を検知し、インターロックを作動させビームさせる等の処置を図ったり、ビーム運転中はビーム周辺の区画は空調を循環運転とすることで外部への漏洩を防止する機構を採用することが考えられる。)
- (c) 廃止措置の観点として、放射化を考慮した遮蔽材等の選定や汚染・放射化の評価手法を検討し、稼働中の測定などを通して評価手法を確立していくことが望まれる。

(2) について、(1) (a) の解決策としては、粒子線加速器においてはハドロンカスケード^註により放出される中性子が遮蔽対象で、電子加速器においては電磁カスケードにより放出される制動放射線、制動放射線の光核反応により放出される光中性子が遮蔽対象で、更に加速エネルギーがGeV領域になると、粒子線加速器と電子加速器のいずれにおいても π 中間子や μ 粒子の発生が無視できなくなり、これら放射線や崩壊等で生じる二次的な放射線が遮蔽対象であり、これら放射線について、線量基準値を定め、適切な線源設定に基づく遮蔽設計(ダクトストリーミング、スカイシャインなどの考慮)を行うとともに、残留放射能評価、放射線による発熱や材料損傷評価なども必要である。(1) (b) について、入射エネルギーが100MeV以上の高エネルギーの核反応機構は一般的に核破砕反応と呼ばれ、原子核内のハドロンカスケードによる多粒子放出や励起エネルギーが十分に高い残留核からの粒子蒸発など複雑な機構の反応のため、反応を考慮した評価手法で定量化し、例えば生成する ^3H 線源等は空气中放射能濃度管理において留意が必要である。^[1]

具体的な遮蔽設計としては、放射線発生装置を使用する施設には管理区域を設けることが定められているため、放射線障害防止法に基づく外部放射線、空气中のRI濃度、汚染される物の表面のRI密度基準に準じて各区画の管理区域と管理区域外の区分を設定する。線量評価としては、例えば加速器のビーム損失に伴う線源を設定し、ダクトストリーミング等を考慮した遮蔽計算により外部線量率評価を行い、管理区域外の線量を満足するとともに管理区域内は立ち入り頻度を考慮して線量率に応じた遮蔽設計区分を設け、基準値以下にする。また、運転に伴って構造物、遮蔽材などに生成される残留放射能、室内空気・冷却水・地下水などに誘導される放射能を評価し、基準値以下に抑制するための空調設備や必要に応じて放射性物質の処理設備を設ける。この点に関しては、地下設備であることを考慮し立ち入り場所でのラドン濃度に配慮することも視野に入れるべきである。その他、公衆に対してはスカイシャイン等の事業所の境界等での被ばく線量評価が必要になる。^[1]

注：高エネルギーのハドロンが厚い物質に入射した際、原子核との衝突により複数のハドロンをはじき出し、それらのハドロンがまた他の原子核と衝突していく連鎖反応をハドロンカスケードと言う。この現象における中性子放出は、衝突された原子核の前平衡過程からのカスケード放出と励起状態にある残留核からの蒸発放出との2段階の放出で説明される。

(3) について、新たに生じるリスクとして、例えば、大型の放射線装置では、装置設置後においても様々な目的で照射設備等の変更や増設が行われることがありえるが、装置設置後に年数を経ると、建設時の基本設計思想などの技術伝承が薄れ設備変更が適切に行えず、安全性を脅かす可能性がある。この対策として、建設時から設計フェーズに応じたドキュメントを残しておくこと、遮蔽設計などは建設後に大きな工事は基本的にはないが、小口の工事等で建設メーカーの技術維持を進めることや、運営主体においても着実に各技術分野の技術伝承を行う体制を組み継承していくことがリスク低減に繋がるものとする。

また、高エネルギーの放射線照射による設備の経年劣化の促進も懸念されるため、点検項目を明確にして定期的な設備点検が重要である。

解答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] 「放射線物理と加速器安全の工学[第2版]」中村尚司
- [2] 大強度陽子加速器施設 J-PARCハドロン実験施設における放射性物質の漏えいについて（第三報），原高機構（J）第045号平成25年9月24日（第35回原子力委員会資料第3号）
- [3] 松村 宏等，加速器施設廃止のための放射化の測定と評価，「加速器」Vol. 18, No. 2, 2021（63-71）

【類似問題】

- ・令和3年度 放射線防護・利用 III-1

III-2 近年の半導体デバイスなどの高性能化により、放射線の影響評価が重要な課題となっている。特に原子力施設などで使用される電子機器については、さまざまな放射線に対する耐性を評価するとともに、放射線環境下で管理する方法を検討する必要性が生じている。

このような状況を踏まえて、以下の問いに答えよ。

- (1) 原子力施設などで使用される電子機器の放射線耐性の評価と放射線環境下での管理を担当する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、その課題の内容を示せ。
- (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】

電子機器に用いられている半導体は、放射線の照射を受けることで誤作動や性能劣化、故障といった影響が生じる。配線材料の絶縁体に使用される高分子材料や、光学機器に使用されるガラスなども放射線の照射に起因して特性劣化が生じ、電子機器の性能劣化、故障の発生要因となり得る。問題文でも挙げられている通り、高集積化、高性能化によって半導体の放射線による影響はより大きくなっており、電気機器の放射線影響としては、多くの場合半導体への照射による影響が支配的になるものと考えられる。

原子力施設など、放射線環境下で電子機器を使用する場合、その管理としては対象となる電子機器の放射線耐性の把握、当該機器に対する被ばく管理目標値の設定、運用時の当該機器の被ばく量計測が必要になる。

本問では、上記管理を行う上での課題、解決策、リスクとその対策について述べていく。

以下に解答例を示す。

(1) 多面的な観点からの3つの課題の抽出

①管理対象電子機器の耐放射線性の把握

もともと放射線環境下で使用することを前提とした製品を除き、一般的には電子機器について、その耐放射線性に関する仕様が明示されていることは少ない。このため、放射線環境下という特殊性の観点から、使用しようとしている電子機器について、放射線に対する耐性を定量的に評価し、把握することが必要である。

②管理対象電子機器の被ばく管理パラメータの選定

電子機器の管理に当たっては、①で把握した放射線に対する耐性を基に、信頼性確保の観点から、定量的な評価及び管理を行うために、実運用時に適用する管理パラメータを選定する必要がある。管理パラメータの選定に当たっては、電子機器の使用環境、使用方法に応じて被ばく状況または性能劣化傾向を把握可能かつ計測可能なパラメータを選定するとともに、①で把握した放射線に対する耐性ととの相関関係を把握する必要がある。

③管理対象電子機器の被ばく管理目標値の設定

②で選定した管理パラメータに対して、電子機器の運用目的、許容される性能劣化の程度に応じ、目標値を設定する必要がある。安全性確保の観点から、管理パラメータの不確かさを考慮して適切な裕度を持たせた目標値を設定する必要がある。

(2) 抽出した課題に対する解決策

(1)で挙げた課題の中から1つを選び、解決策を提示する。ここでは、3つの課題それぞれの解決策を解答例として挙げる。

①管理対象電子機器の耐放射線性の把握

耐放射線性の把握方法としては、対象の電子機器を供試体として放射線照射試験を実施し、性能劣化や故障の発生する照射線量を確認することが考えられる。なお、電子機器に用いられている半導体の耐放射線性は、品種、半導体の製造メーカーや製造ロットによっても大きく変わる場合がある。従って、放射線照射試験の供試体と実運用に供する電子機器は同一ロット品を用いることが必要である。

②管理対象電子機器の被ばく管理パラメータの選定

原子力発電プラントの計測制御設備に用いられる現場検出器の出力信号の様に性能に関わるパラメータを出力する電子機器の場合は、当該パラメータの正確さ（精度）を管理パラメータとする。

また、原子力災害時に使用するロボットなど、直接性能に関わるパラメータを採取することが難しい場合は、①の放射線照射試験結果を基に、被ばく線量を管理パラメータとすることや、使用環境における放射線の線量があらかじめ分かっている場合には、電子機器の使用時間を管理パラメータとすることが考えられる。

③管理対象電子機器の被ばく管理目標値の設定

②で例示した現場検出器の場合は、当該計器に要求される精度が管理目標値となる。また、原子力災害時に使用するロボットなどの場合は、放射線照射試験で把握した放射線への耐性と故障時における対応（回収可否等）を考慮し、裕度を持たせた目標値を決定する。詳細については参考文献[2][3][4]を参照されたい。

(3) 解決策に関連して新たに生じうるリスクと対策

(2)で挙げた解決策を講ずることによって発生するリスクを示すとともに、そのリスクへの対策を提示する。

①管理対象電子機器の耐放射線性の把握

管理対象の電子機器が一般産業向けの購入品である場合、内部で使用される電子部品の品種や製造ロットまでをエンドユーザーが指定することは多くの場合困難であり、①で把握した放射線への耐性が電子機器の更新後は適用不可能となるリスクがある。対策としては、更新時に毎回放射線照射試験を実施し、耐性の確認を実施することや、耐放射線性の明らかな半導体を使用した製品の調達（場合によっては製造メーカーと調整の上、特注対応を実施）等の対応が考えられる。

②管理対象電子機器の被ばく管理パラメータの選定

電子機器の出力信号の正確さ（精度）を管理パラメータとする場合、当該機器の性能劣化の状況を直接把握することが可能であるが、原子力発電プラントの現場検出器などの場合、精度を確認できるのはプラント停止中の定期的な保守点検時に限られる（出力信号の突変など故障の発生は運転中も検知可能）。使用環境における照射線量と当該機器の耐放射線性の程度によっては、保守点検時期到来前に性能劣化の進展や故障が発生するリスクがある。この場合の対応としては、保守点検間隔を加味して管理目標値に裕度を持たせることが対策として考えられる。

また、放射線照射試験で把握した耐放射線性に基づき被ばく線量や電子機器の使用時間を管理パラメータとする場合、試験環境と実運用環境の違いにより実運用時における性能劣化、故障までの時間が試験結果から評価した値より短くなるリスクもある。この場合の対応としても、管理目標値に裕度を持たせることが対策として考えられる。

③管理対象電子機器の被ばく管理目標値の設定

管理目標値の設定において、②で示したリスクへの対応として裕度を持たせる場合、裕度の量によっては、電子機器が性能劣化、故障に至る十分前の段階で保守点検、交換等を実施することとなり、経済性が悪化するリスクが生じる。この場合の対策としては、運用実績を蓄積し、実績を踏まえて裕度が課題にならないよう最適化していくことが考えられる。

【参考文献】

- [1] 市販CPU等半導体素子を使用したロボットおよび無人建設重機の耐放射線性評価と放射線環境下での管理方法, 日本ロボット学会紙 Vol. 34, No. 8, pp. 552~557, 2016
https://www.jstage.jst.go.jp/article/jrsj/34/8/34_34_552/_article/-char/ja/
- [2] 汎用重機やロボットにおける耐放射線性評価と管理方法の基本的な考え方 第1版, 2014. 4. 27, リモートコントロール化プロジェクトチーム
<https://roboticstaskforce.files.wordpress.com/2011/05/20110427-rcpt-radiation.pdf>
- [3] 原子力緊急時ロボットの運用方策構築に関する研究, 川妻伸二, 平成29年度 博士論文, 東京大学
<https://repository.dl.itc.u-tokyo.ac.jp/records/52244#/.Y3kFEsfP1dh>
- [4] 耐宇宙環境設計標準(耐放射線設計標準), JERG-2-143 Notice-3, 平成20年9月3日制定, 宇宙航空研究開発機構
https://sma.jaxa.jp/TechDoc/Docs/JAXA-JERG-2-143_N3.pdf

7. おわりに

技術の高度化、統合化等に伴い、技術者に求められる資質能力がますます高度化、多様化している中で、技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）として「専門的学識」「問題解決」「マネジメント」「評価」「コミュニケーション」「リーダーシップ」「技術者倫理」が示され、2019年度の技術士第二次試験以降、そのコンピテンシーを発揮して問題解決に貢献する力を設問への解答を通じて示すことが受験者には求められている。受験される方は、各設問で問われているコンピテンシー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。

多くの設問には、最新の原子力・放射線分野の技術的課題や、それらの対応策を説明することが問われている傾向が見取れる。例えば原子炉システム・施設の分野では、これまでは東京電力福島第一原子力発電所事故に関する設問が多く出題されていたが、2022年度は新規建設炉の安全機能や既設炉の運用高度化に関する設問が出題されている。これらの出題傾向は裏返せば、技術士に原子力・放射線分野の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。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）を持って対応すること、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。