

安全性向上評価のコメント反映状況について

1. 安全性向上評価のコメント反映状況について

安全性向上評価報告書作成に係り、10月23日、11月21日、12月19日、1月17日及び2月15日の行政相談において原子力規制庁からのコメントをいただき、その対応状況を添付資料 1 コメント対応表にまとめた。また、反映状況のエビデンスを添付資料 2 から 10 までに提示している。

安全性向上評価報告書への反映状況を確認いただくとともに、今後とも三菱原子燃料は同報告書の改善を継続的に行っていくので、ご助言、ご鞭撻を今後ともお願いいたします。

以上

#	面談日	コメント内容	MNF回答
1	10月23日 (2月15日)	・「1.3.1 加工施設の位置」以降の記載については、評価時点における施設の状態として、許認可を受けた加工施設の評価時点における設計情報（位置、構造及び設備）に係る記載が必要。	「1.3.1 加工施設の位置」以降の記載は、評価時点における施設の状態として、許認可を受けた加工施設の評価時点における設計情報に係る記載を作成した。
2	10月23日	・その上で、資料 P3 の「1.3.8 加工の方法の概要」等の概要的な記載については、「1.3 構築物、系統及び機器」（評価対象範囲の機器等の宣言に係る記載）などの別の箇所に記載することが望ましい。	「1.3.8 加工の方法の概要」等の概要的な記載について、「1.3 構築物、系統及び機器」などの別の箇所に記載することの検討を踏まえ、1/22での日本原燃濃縮殿との構成打ち合わせ及び1/24での日本原燃濃縮殿の構成確認を考慮し、添付資料2の目次の通りの対応とした。 (添付資料2 目次比較参照)
3	10月23日	・また、「1.3.11 加工施設における放射線の管理に関する事項」等の評価に係る事項については、「1.6 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」以降の個別の章に記載することが望ましい。	「1.3.11 加工施設における放射線の管理に関する事項」等の評価に係る事項については、「1.6 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」以降の個別の章に記載することを検討し、1/22での日本原燃濃縮殿との構成打ち合わせ及び1/24での日本原燃濃縮殿の構成確認を踏まえて放射線管理は、保安規定での取り扱い及び1.6.1項の敷地周辺境界での被ばく評価での記載で対応した。 (添付資料2 目次比較参照)
4	10月23日	・第2章においては、書類管理方法の改善に係る取組など、現在事業者が取り組んでいる事項について、その取組の計画等を記載することは問題ない。	・拝承 事業者が取り組んでいる事項について、取組の計画等を記載しました。
5	10月23日 (2月15日)	・「2.5 ピアレビュー」の記載事項については、安全性向上評価に関する外部評価の活用等について取り組みの記載を求めるものである。	「2.5 ピアレビュー」の記載事項は、安全性向上評価に関する外部評価の活用等について取り組みの記載を検討し、「2.5.4 今後の取り組み」で今後の計画を記載 (添付資料8 参照) するとともに、「4.1章の外部評価の結果」、「4.2章の安全性向上計画」に以下の文言を追記した。 (添付資料7 参照) 「安全性向上評価の外部評価はJANSI等のピアレビューの際に、安全性向上評価に関しても依頼する予定である。さらに、業者間でのピアレビューのシステムを、新金属協会を通じて構築することを検討する。」
6	10月23日	・「3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価」について、航空機落下のみ評価すると記載があるが、当然、航空機落下以外についても、評価すべき最新の知見があれば、適時評価を実施する必要がある。	2.2.2章「国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」の結果を踏まえて、1章に記載した評価項目への影響の有無を判断した。今回の新知見では、NRAのNRA技術ノート「航空機落下事故に関するデータ（平成13～令和2年）」NTEN-2023-2001を考慮し、再評価が必要と判断した。 (添付資料9 参照) 航空機落下以外についても、評価すべき最新の知見があれば、適時評価を実施する。
7	10月23日 (2月15日)	・第3章については、今回の説明では全体的に「今回は実施しない方針としたい。」とのことだが、初回の届出であり評価自体ができないことは理解するところ、今後の対応に係る計画や方針については、ここで示されるべきと考えている。	「3.2.2 評価実施予定について」で今後の計画及び方針を記載した。 (添付資料2 目次比較参照) 3.2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価 3.2.1 評価の実施について 3.2.2 評価実施予定について 具体的な記載を 添付資料10 に示す。
8	11月21日	・第1章の構築物、系統及び機器の記載については、単に事業許可を受けた内容を記載するだけでなく、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」の第2章1-3に記載のとおり、許可を受けている内容並びに設工認を受け又は届出が行われている設計及び工事の計画の内容を基本とし、安全性向上評価の評価時点における施設の状態について記載するものである。 なお、その記載の程度については、実用炉で届け出られた内容及び日本原燃株式会社の濃縮施設を対象に行われている事業変更許可申請書の記載事項の整理等を参考に検討し、考え方を整理すること。	構築物、系統及び機器の記載について、事業許可を受けた内容を記載するだけでなく、運用ガイドを考慮し、許可を受けている内容並びに設工認を受け又は届出が行われている設計及び工事の計画の内容を基本とし、安全性向上評価の評価時点における施設の状態について記載した。 構成・記載程度については、11/21の打ち合わせ後、11/22、日本原燃濃縮殿及び加工3社で対応を打ち合わせし、1.3章の構成を検討したが、最終的には1/17の面談コメント及び1/22での日本原燃濃縮殿との構成打ち合わせを考慮し、日本原燃濃縮殿と同様の構成とした。 (添付資料2 目次比較参照) その記載の程度については、実用炉で届け出られた内容及び日本原燃濃縮殿の濃縮施設を対象に行われている事業変更許可申請書の記載事項の整理等を参考に検討し、日本原燃濃縮殿との打ち合わせで考え方を整理した。
9	11月21日	・資料中、第1章において取り消し線で削除されている項目があるが、当該箇所に記載が不要ということではなく、届出評価時点の許認可を受けた情報を記載するものである。	取り消し線は、削除ではなく章番号の変更を明確にするために記載した。 「1.2.11 社会環境」の位置が日本原燃濃縮殿、美浜3号機とずれているのはこのためであり、項目は削除していません。 (添付資料2 目次比較参照)
10	12月19日 (2月15日)	届出の項目のうち「1-3 構築物、系統及び機器」は、認可を受けた設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）における詳細設計の内容について、設工認の本文に記載の加工施設の位置、構造等の内容を記載すること。 なお、今回の届出における設工認の記載の反映において、既認可の設工認の仕様表を用いることは問題ないが、本来届出に直接関係ない改造内容等の記載が含まれていることから、それらに対し届出の読みやすさの観点の配慮として、適切な説明を記載すること。	「1-3構築物、系統及び機器」は、認可を受けた設計及び工事の計画における詳細設計の内容について、設工認の本文に記載の加工施設の位置、構造等の内容を記載した。 1/22での日本原燃濃縮殿との構成打ち合わせ及び1/24での日本原燃濃縮殿の構成確認を踏まえて、日本原燃濃縮殿と同様の章立てとした (添付資料2 目次比較参照) ・基本設計は、日本原燃濃縮殿との調整で参考資料に移動させた。 参考資料では、既認可の設工認の仕様表を用いることになり、本来届出に直接関係ない改造内容等の記載が含まれていることから、届出の読みやすさの観点の配慮として、適切な説明を記載した。 (添付資料3 参照)
11	12月19日	・基本設計方針については、共通項目で全体方針を示した上で、個別項目で具体的に説明する形にするなど、共通項目と個別項目の関連性を考慮した記載とすること。	基本設計方針は、共通項目で全体方針を示し、個別項目で具体的に説明する形にし、共通項目と個別項目の関連性を考慮した記載とした。 例として、臨界の単一ユニットの設定方針を共通項目に記載し、個別項目として、各施設の設備に対する核的制限値を記載している。 (添付資料3参照) なお、基本設計方針は他社の記載や加工メーカーでの記載を踏まえて今後とも改善していく。
12	12月19日 (2月15日)	・その他、基本設計方針の目次案については、同様の内容が複数記載されているなど、全体的に記載の順序や項目の整理ができていない部分があるので、記載の考え方を整理した上で、届出の準備を進めること。	基本設計方針の目次案は、全体的に記載の順序や項目の整理を下記の通り行った。 「内部飛来物に対する安全設計」は「1.1.8 安全機能を有する施設」に統合した。 5次から7次設工認から引用した「1.2.9 放射線管理施設」「1.2.10.2 非常用電源設備」「1.2.10.3 通信連絡設備」は、各々の項目にまとめた。 (添付資料4 参照)
13	1月17日	・昨年末から安全性向上評価に係る面談を実施してきており、ガイドを踏まえた届出の記載の考え方や三菱原子燃料の疑問点への回答を行い、互いの共通認識を得ながら進めてきたと理解しているが、事業者の理解が十分か不明確であるため、三菱原子燃料においては、対応方針を整理し、説明できるようにすること。	安全性向上評価に係る面談及びガイドを踏まえた届出の記載の考え方を踏まえ、報告書記載の対応方針を整理した。 1/22での日本原燃濃縮殿との構成打ち合わせ及び1/24での日本原燃濃縮殿の構成確認を考慮し、 添付資料2 の目次の通りの構成で、報告書作成の対応とした。 (添付資料2 目次比較参照)
14	1月17日 (2月15日)	・目次案について、第4章の安全性向上計画の記載がないなど、ガイドで記載を求めている事項と整合していない箇所があることから、届出の際は、ガイドに示す事項を全て記載するようにすること。 また、平成25年12月6日の加工規則改正の際に削除された定期評価の項目など、今後の届出で記載を変更することが予定されている事項については、その旨を明確化しておくこと。	ガイドで記載を求めている事項と整合を踏まえ、ガイドに示す事項をすべて記載した。 ガイドに記載された項目とMNFの項目について比較し、漏れがないことを確認した。 (添付資料2 目次比較参照) 今後の届出で記載を変更することが予定されている事項について、1.5章の冒頭に保安規定の評価時期を明記し、 (添付資料5 参照) 2.3.1章 第2.3.1-2表、4章及び第4.2.1-1表に保安規定の変更による定期評価の削除及び運用を記載し、明確化した。 (添付資料6及び7 参照)
15	1月17日 (2月15日)	・日本原燃からの事業変更許可申請書の記載方針等の情報については、第1章の記載内容の改善に資するものであることから、説明のあった方針を今回の届出の中で明確になるよう記載すること。 また、当該記載内容については、他の加工事業者とも連携しつつ、次回に向けて検討を進めておくこと。	日本原燃濃縮殿からの事業変更許可申請書の記載方針等の情報をもとに、第1章の記載内容の改善に資するため、説明のあった方針を、1/22での日本原燃濃縮殿との構成打ち合わせを踏まえ、届出の中で明確になるよう記載した。 記載内容方針については、新金属協会を通じて他の加工業者とも連携し、共有していく。 4.2章の安全性向上計画に今後、安全性向上評価で改善していく以下の3点を追記し、対応を明確化した。 (添付資料7 参照) ・基本設計方針の継続的改善 ・国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の収集の改善 ・外部評価での業者間によるピアレビューの検討、JANSIでのピアレビュー依頼



MNF-原燃濃縮 - 発電炉の評価書記載項目の比較

MNF 第1届出方針		MNF			原燃濃縮			発電所 美浜3号機 2023年		
運用ガイド	記載方針(概要)	番号	目次	記載内容	番号	目次	番号	目次		
1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲の評価時点における施設の状態	安全性向上評価の対象範囲を明確にするため、以下の項目について説明する。	1.	安全規制によって法令への適合性が確認された範囲の評価時点における施設の状態	・運用ガイド等の趣旨を踏まえ、最新の事業変更許可申請書、設工認申請書、保安規定を反映することに加え、重要な設計要件を明確化するための図書であるDBDを取り込む構成とする旨を記載する。	1.	安全規制によって法令への適合性が確認された範囲の評価時点における施設の状態	1.	安全規制によって法令への適合性が確認された範囲の評価時点における施設の状態		
1-1 施設概要	本届出に係る施設の概要(設置の経緯、施設及び設備の概要、操作実績、施設に係る組織等)を記載する。	1.1	施設概要	・安全性向上評価の対象範囲の概略を示すことを宣言する。	1.1	施設概要	1.1	発電用原子炉施設概要		
		1.1.1	設置等の経緯	・事業変更許可申請書 加工施設の経緯を参考に記載する。	1.1.1	設置等の経緯	1.1.1	設置等の経緯		
		1.1.2	施設の概要	・事業変更許可の構造及び設備、加工の方法の記載を踏まえ、加工施設の各施設及び設備の概要を記載する。	1.1.2	加工施設の設備概要	1.1.2	発電所の設備概要		
		1.1.3	生産実績	・MNFの加工実績を記載する。	1.1.3	運転実績	1.1.3	運転実績		
		1.1.4	施設に係る組織	・保安管理組織図を提示する。	1.1.4	施設に係る組織	1.1.4	施設に係る組織		
1-2 敷地特性	施設を設置する工場または事業所の所在地の特性(気象、地盤、水理、地震、津波、火山、外部火災、社会環境等)を記載する。	1.2	敷地特性	・本項1.2では、気象、地盤、水理、地震等に係る施設所在地の特性を説明すること記載する。	1.2	敷地特性	1.2	敷地特性		
		1.2.1	敷地	・事業変更許可申請書 「加工施設の位置、構造及び設備」を参考に記載する。	1.2.1	敷地	1.2.1	敷地		
		1.2.2	気象	・加工事業許可内容 添付資料3 イ. 気象を参考に記載	1.2.2	気象	1.2.2	気象		
		1.2.3	地盤	・加工事業許可内容 添付資料3 ロ. 地盤を記載	1.2.3	地盤	1.2.3	地盤		
		1.2.4	水理	・加工事業許可内容 添付資料3 ハ. 水理を記載	1.2.4	水理	1.2.4	水理		
		1.2.5	地震	・加工事業許可内容 添付資料3 ニ. 地震を参考に記載 地域で想定される地震力に変更がないことを確認して、記載。	1.2.5	地震	1.2.5	地震		
		1.2.6	洪水、津波及び高潮	・加工事業許可内容 添付資料3 ホ. 洪水、へ津波及び高潮を参考に記載	1.2.6	社会環境	1.2.6	社会環境		
		1.2.7	火山	・加工事業許可内容 添付資料3 ト. 火山を記載	1.2.7	津波	1.2.7	津波		
		1.2.8	竜巻	・加工事業許可内容 別添ト-3 竜巻検討地域の設定 ・加工事業許可内容 別添ト-4 飛来物評価について	1.2.8	火山	1.2.8	火山		
		1.2.9	生物	・加工事業許可内容 (ト)その他の主要な構造」生物学的影響を参考に記載	1.2.9	竜巻	1.2.9	竜巻		
		1.2.10	外部火災	・加工事業許可内容 別添リ-18 敷地内の屋外危険物による火災・爆発影響評価結果を記載	1.2.10	生物	1.2.10	生物		
		1.2.11	社会環境	・加工事業許可内容 添付資料3 チ. 社会環境を参考に記載 会社名、人口、産業などデータが更新されているので確認して、記載。	1.2.11	外部火災	1.2.11	外部火災		
1-3 構築物、系統及び機器	認可を受けた又は届出が行われた設計及び工事の計画の内容を基本とし、評価時点における施設の状態について記載する。	1.3	構築物、系統及び機器	・本項1.3では、事業変更許可本文の「加工施設の位置」～「その他の加工施設の構造及び設備」の記載を基本とすること及びDBDを取り込むことで記載の充実を図る旨を記載する。	1.3	構築物、系統及び機器	1.3	構築物、系統及び機器		
1-3-1 設計基準への適合の状況	なお、当該記載に当たっては、設計情報を維持管理し、保安活動を適切に実施する観点から、その位置、構造及び設備の評価時点における施設の状態を的確に把握した上で設計文書及び図面により記載する。	1.3.1	加工施設の位置、構造及び設備	安全性向上評価の対象範囲の内、構築物、系統及び機器につき、宣言する	1.3.1	加工施設の位置、構造及び設備	1.3.1	発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備		
		1.3.1.1	加工施設の位置	・加工事業許可内容 I 加工施設の位置、構造及び設備を記載	1.3.1.1	加工施設の位置	イ	発電用原子炉施設の位置		
		1.3.1.2	加工施設の一般構造	・加工事業許可内容 ロ. 加工施設の一般構造を記載	1.3.1.2	加工施設の一般構造	ロ	発電用原子炉施設の一般構造		
		1.3.1.3	加工設備本体の構造及び設備	・加工事業許可内容 ハ. 加工設備本体の構造及び設備を記載	1.3.1.3	加工設備本体の構造及び設備	ハ	原子炉本体の構造及び設備		
		1.3.1.4	核燃料物質の貯蔵施設の構造及び設備	・加工事業許可内容 ニ. 核燃料物質の貯蔵施設の構造及び設備を記載	1.3.1.4	核燃料物質の貯蔵施設の構造及び設備	ニ	核燃料物質の貯蔵施設の構造及び設備		
							ホ	原子炉冷却系統施設の構造及び設備		
							ヘ	計測制御系統施設の構造及び設備		
		1.3.1.5	放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	・加工事業許可内容 ホ. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備を記載	1.3.1.5	放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	ト	放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備		
		1.3.1.6	放射線管理施設の構造及び設備	・加工事業許可内容 ヘ. 放射線管理施設の構造及び設備を記載	1.3.1.6	放射線管理施設の構造及び設備	チ	放射線管理施設の構造及び設備		
							リ	原子炉格納施設		
		1.3.1.7	その他加工設備の附属施設の構造及び設備	・加工事業許可内容 ト. その他加工設備の附属施設の構造及び設備を記載	1.3.1.7	その他加工設備の附属施設の構造及び設備	ヌ	その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備		
		1.3.2	加工の方法		1.3.2	加工の方法				
		1.3.2.1	加工の方法の概要	・加工事業許可内容 II 加工の方法を記載	1.3.2.1	加工の方法の概要				
		1.3.2.2	加工工程図	・加工事業許可内容 ロ. 加工工程図を記載	1.3.2.2	加工工程図				
		1.3.2.3	加工工程における核燃料物質収支図	・加工事業許可内容 ハ. 加工工程における核燃料物質収支図を記載	1.3.2.3	加工工程における核燃料物質収支図				
		1.3.3	設計基準文書(DBD)	・施設の安全機能を確保する上で重要な設計要件を明確化する図書として整備を進めている設計基準文書(DBD)を添付する。	1.3.3	設計基準文書(DBD)	1.3.2	設計基準文書(DBD)		
1-4 ウラン加工施設の安全上重要な施設の要否の確認	安全上重要な施設が不要であることに変更がないことについて確認し、その結果を記載する。	1.4	安全上重要な施設の要否の確認	「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(別記1)に従い、安全上重要な施設の有無の確認に当たっては実効線量の評価を行う。被ばく評価のモデルへの変更がない場合は、実効線量値は変更ないとして記載する	1.4	安全上重要な施設の要否の確認				
1-5 保安のための管理体制及び管理事項	保安規定に記載されている施設の操作及び管理を基本とし、評価時点における最新の状況について記載する。	1.5	保安のための管理体制及び管理事項	保安規定 第3章 保安管理体制及び、保安のための管理体制及び管理事項と保安規定で定める内容の対比表につき、作成する。	1.5	保安のための管理体制及び管理事項	1.4	保安のための管理体制及び管理事項		
		1.5.1	加工施設での保安の考え方	保安規定 第1章 総則(目的)をもとに記載する。	1.5.1	加工施設の保安の考え方	1.4.1	発電用原子炉施設の運転に係る保安の考え方		
		1.5.2	品質マネジメントシステム	保安規定 第2章 保安品質マネジメントシステムを記載	1.5.2	品質マネジメントシステム	1.4.2	品質保証活動		
		1.5.3	保安管理体制	保安規定 第3章 保安管理体制をもとに文書を追記する。						
		1.5.4	教育・訓練	保安規定 第4章 教育・訓練をもとに文書を追記する。						
		1.5.5	加工施設の操作	保安規定 第5章 加工施設の操作を元に文章を追記する	1.5.3	加工施設の操作	1.4.3	運転管理		
		1.5.6	放射線管理	保安規定 第6章 放射線管理を記載	1.5.7	放射線管理	1.4.6	放射線管理		
		1.5.7	施設管理	保安規定 第7章 施設管理 で文章を追記	1.5.5	施設管理	1.4.7	施設管理		
		1.5.7.1	施設管理計画	保安規定 第7章 施設管理 第1節 施設管理計画を記載。						
		1.5.7.2	設計及び工事管理	保安規定 第7章 施設管理 第2節 設計及び工事管理を記載。						
		1.5.7.3	事業者検査	保安規定 第7章 施設管理 第3節 事業者検査の実施を記載。						
		1.5.7.4	計器及び放射線測定器の校正	保安規定 第7章 施設管理 第4節 計器及び放射線測定器の校正を記載。						
		1.5.7.5	計画停電時の措置	保安規定 第7章 施設管理 第5節 計画停電時等の措置を記載。						
		1.5.7.6	加工施設の経年変化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針	保安規定 第7章 施設管理 第6節 加工施設の経年変化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針を記載する。						
		1.5.8	核燃料物質の管理	保安規定 第8章 核燃料物質の管理を記載	1.5.4	核燃料物質の管理	1.4.4	燃料管理		
		1.5.9	放射性廃棄物及び放射性廃棄物でない廃棄物の管理	保安規定 第9章 放射性廃棄物及び放射性廃棄物でない廃棄物の管理を記載	1.5.6	放射性廃棄物管理	1.4.5	放射性廃棄物管理		
		1.5.10	非常時の措置	・保安規定 第9章 非常時の措置の活動を要約して目的として記載	1.5.8	非常時の措置	1.4.8	緊急時の措置		
		1.5.11	設計想定事象に係る加工施設の保全に関する措置	第11章 設計想定事象に係る加工施設の保全に関する措置を記載						
		1.5.12	重大事故に至るおそれがある事故・大規模損壊に係る加工施設の保全に関する措置	保安規定 第12章 重大事故に至るおそれがある事故・大規模損壊に係る加工施設の保全に関する措置を記載						
		1.5.13	六ふっ化ウラン漏えい事故のリスクを低減させるための措置	保安規定 第13章 六ふっ化ウラン漏えい事故のリスクを低減させるための措置を記載						
		1.5.14	定期評価	保安規定 第14章 定期評価を記載						
		1.5.15	記録及び報告	保安規定 第15章 記録及び報告を記載						
		1.5.9	安全文化の醸成活動		1.5.9	安全文化の醸成活動	1.4.9	安全文化の醸成活動		
1-6 法令への適合性の確認のための安全性評価結果	通常時及び設計基準事故時における安全性の評価(通常時の被ばく評価を含む。)を基本とし、評価時点における施設の状態について記載する。	1.6	法令への適合性の確認のための安全性評価結果	・本項1.6では、「周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果」及び「設計基準事故、重大事故に至るおそれがある事故」の記載を基本とする旨を記載	1.6	法令への適合性の確認のための安全性評価結果	1.5	法令への適合性の確認のための安全性評価結果		
1-6-1 設計基準事故の評価		1.6.1	周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果	・加工事業許可内容 添付書類六及び七の「周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果」の実効線量の算定の条件及び結果を基に記載する。	1.6.1	周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果	1.5.1	周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果		
							1.5.2	運転時の異常な過渡変化		
		1.6.2	設計基準事故の評価	・加工事業許可内容 添付書類七の「設計基準事故」の条件、経過、評価結果を基に記載する。	1.6.2	設計基準事故の評価	1.5.3	設計基準事故		
		1.6.3	重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故	・加工事業許可内容 添付書類七の「重大事故に至るおそれがある事故」を基に記載する。	1.6.3	重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故	1.5.4	重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故		
		1.7	加工施設の安全設計	・加工事業許可内容 添付書類五 航空機落下、内部溢水、内部火災などの記載						
2. 安全性の向上のために自主的に講じた措置	自主的に講じた措置がウラン濃縮加工施設の安全性に与える影響に関し、以下の項目について説明する。	2.	安全性の向上のために自主的に講じた措置		2.	安全性の向上のために自主的に講じた措置	2.	安全性の向上のために自主的に講じた措置		
2-1 安全性の向上に向けた継続的取組の方針	安全性向上への継続的な取組に関して、組織の方針を明らかにする。また、提出される安全性向上評価の実施に係るものを含め、その実現のための目的、目標、実施体制及びプロセスを記載する。	2.1	安全性の向上に向けた継続的取組の方針		2.1	安全性の向上に向けた継続的取組の方針	2.1	安全性の向上に向けた継続的取組の方針		
		2.1.1	企業理念、保安品質方針及び施設管理方針	・品質方針等を記載する。	2.1.1	基本方針	2.1.1	基本方針		
		2.1.2	安全性向上評価の目的及び目標	・安全性向上評価の目的と目標を記載する。	2.1.2	安全性向上評価の目的及び目標	2.1.2	安全性向上評価の目的及び目標		
		2.1.3	安全性向上評価の流れ、作業概要、実施体制及びプロセス	・安全性向上評価の実施体制とプロセスを記載する。	2.1.3	安全性向上評価の実施体制及びプロセス	2.1.3	安全性向上評価の実施体制及びプロセス		
		2.1.4	Configuration Management System(CM)の概要	CMシステムの概要について記載する。						
2-2 調査等		2.2	調査等		2.2	調査等	2.2	調査等		

No.9 該当場所

No.8、10 該当場所

No.2 該当場所

No.3 該当場所

MNF 第1回届出方針		MNF			原燃濃縮		発電所 美浜3号機 2023年	
運用ガイド	記載方針(概要)	番号	目次	記載内容	番号	目次	番号	目次
2-2-1 保安活動の実施状況	保安活動に加えて、施設の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組を含めた活動の実施状況について記載する。	2.2.1	保安活動の実施状況	・保安活動に加えて、施設の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する当社の自主的な取組を含めた活動の実施状況について記載する。	2.2.1	保安活動の実施状況	2.2.1	保安活動の実施状況
		2.2.1.1	品質保証活動	・評価対象期間における品質マネジメントシステムの活動の実施状況を記載する。	2.2.1.1	品質マネジメントシステム	2.2.1.1	品質保証活動
		2.2.1.2	運転管理	・評価対象期間における運転管理の活動の実施状況を記載する。	2.2.1.2	運転管理	2.2.1.2	運転管理
		2.2.1.3	施設管理	以下の(1)～(8)の事項が、保安の品質保証システムに基づき適切に行われることにより、設備の健全性が維持・向上されていることを確認する。	2.2.1.3	施設管理	2.2.1.3	施設管理
		(1)	保安の結果の確認・評価					
		(2)	保安の有効性評価					
		(3)	施設管理の有効性評価					
		(4)	設計及び工事管理					
		(5)	定期事業者検査					
		(6)	計器及び放射線測定器の校正					
		(7)	計画停電時の措置					
		(8)	加工施設の経年変化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針					
		2.2.1.4	核燃料物質の管理	・評価対象期間における核燃料物質管理の活動の実施状況を記載する。	2.2.1.4	核燃料物質の管理	2.2.1.4	燃料管理
		(1)	核燃料物質の管理の状況					
		2.2.1.5	放射線管理及び環境モニタリング	・評価対象期間における放射線管理及び環境モニタリングの活動の実施状況を記載する。	2.2.1.5	放射線管理及び環境モニタリング	2.2.1.5	放射線管理及び環境モニタリング
		(1)	従業者放射線被ばく線量の推移と評価					
		(2)	周辺監視区域境界の線量測定値の推移と評価					
		2.2.1.6	放射性廃棄物管理	・評価対象期間における放射性廃棄物管理の活動の実施状況を記載する。	2.2.1.6	放射性廃棄物管理	2.2.1.6	放射性廃棄物管理
		(1)	施設外への放射性物質放出量(気体、液体)の推移と評価					
(2)	固体廃棄物の保管量の推移と評価							
2.2.1.7	事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置	・評価対象期間における事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置の活動の実施状況を記載する。	2.2.1.7	事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置	2.2.1.7	非常時の措置		
(1)	事故・故障等発生時の対応							
(2)	緊急時の措置							
(3)	防災訓練の実施状況							
2.2.1.8	事故・故障等の経験反映状況	・評価対象期間における事故・故障等発生時の対応状況を記載する。	2.2.1.8	事故・故障等の経験反映状況				
(1)	主なトラブルと是正処置/予防処置の実施状況							
(2)	グレードIIの不適合管理について							
(3)	是正処置/予防処置の評価							
2.2.1.9	安全文化の育成維持活動	・評価対象期間における安全文化の育成維持活動の実施状況を記載する。	2.2.1.9	安全文化の醸成活動	2.2.1.9	安全文化の醸成活動		
							2.2.1.9	安全性向上に資する自主的な設備
2-2-2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見(運転経験の反映を含む。)	以下を含め、安全性向上に資すると判断される国内外で得られた最新の科学的知見及び技術的知見について収集し、記載する。また、その判断の根拠についても説明する。 ①施設の安全性を確保する上で重要な設備に関して、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等 ②国内外の原子力施設の設備の操作経験から得られた教訓(設備の操作経験及び品質マネジメント活動から得られた教訓及び知見並びに原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項に関する措置状況を含む。) ③国内外の基準(IAEA等の国際機関における基準等の策定に係る会合及び規制活動に係る会合における情報を含む。) ④国際機関、国内外の学会等の情報(例えば、地震及び津波を始めとする外部事象及び溢水、火災等の内部事象に関する知見)	2.2.2	国内外の最新の科学的知見及び技術的知見	-	2.2.2	国内外の最新の科学的知見及び技術的知見	2.2.2	国内外の最新の科学的知見及び技術的知見
					2.2.2.1	新知見の収集方法	2.2.2.1	新知見の収集方法
					2.2.2.2	安全性向上に資する新知見情報	2.2.2.2	安全性向上に資する新知見情報
(1)	ウラン加工施設の安全性を確保する上で重要な設備に関して、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等			・安全に係る研究について、情報源、知見の抽出、抽出した知見の反映結果を記載する。				
(2)	国内外の原子力施設の設備の操作経験から得られた教訓(設備の操作経験及び品質マネジメント活動から得られた教訓及び知見並びに原子力規制委員会(旧原子力安全・保安院を含む。)が文書で指示した調査及び点検事項に関する措置状況を含む。)			・国内外の原子力施設の設備の操作経験から得られた教訓(設備の操作経験及び品質マネジメント活動から得られた教訓及び知見並びに原子力規制委員会(旧原子力安全・保安院を含む。)が文書で指示した調査及び点検事項に関する措置状況を含む。)				
(3)	国内外の基準(IAEA等の国際機関における基準等の策定に係る会合及び規制活動に係る会合における情報を含む。)			・国内外の基準について、情報源、知見の抽出、抽出した知見の反映結果を記載する。				
(4)	国際機関、国内外の学会等の情報(例えば、地震及び津波を始めとする外部事象及び溢水、火災等の内部事象に関する知見)			・国際機関、国内外の学会等の情報について、情報源、知見の抽出、抽出した知見の反映結果を記載する。				
2-2-3 プラント・ウォークダウン	施設の現状を詳細に把握するためにプラント・ウォークダウンを実施した場合、その実施目的、実施計画及び結果を説明する。	2.2.3	ウラン加工施設の現状を詳細に把握するための調査	・プラント・ウォークダウンを実施した場合、その実施目的、実施計画及び結果を記載する。	2.2.3	ウラン加工施設の現状を詳細に把握するための調査(プラント・ウォークダウン)	2.2.3	発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査(プラント・ウォークダウン)
2-3 安全性向上計画	1.で示された施設に対して、2-2の調査等を踏まえ、安全性向上に資する自主的な追加措置が抽出された場合には、その実施に係る具体的な計画について記載する。	2.3	安全性向上計画	・1.で示された施設に対して、2-2の調査等を踏まえ、安全性向上に資する自主的な追加措置が抽出された場合には、その実施に係る具体的な計画について記載する。	2.3	安全性向上計画	2.3	安全性向上計画
		2.3.1	保安活動から抽出された追加措置					保安活動から抽出された追加措置
		2.3.2	国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の科学的知見及び技術的知見から抽出された追加措置					国内外の最新の科学的知見及び技術的知見から抽出された追加措置
2-4 追加措置の内容	-	2.4	追加措置の内容	-	2.4	追加措置の内容	2.4	追加措置の内容
2-4-1 構築物、系統及び機器における追加措置	自主的に講じた追加措置(事故の発生防止等に資する機器等)について、その概要、運用方針、期待される効果等を記載する。	2.4.1	構築物、系統及び機器における追加措置	・自主的に講じた追加措置(事故の発生防止等に資する機器等)について、その概要、運用方針、期待される効果等を記載する。	2.4.1	構築物、系統及び機器における追加措置	2.4.1	構築物、系統及び機器における追加措置
2-4-2 体制における追加措置	2-4-1で記載された安全性向上を図るために配置又は設置した機器等の運用を円滑かつ効果的に実施するための措置、例えば人員配置及び指揮命令系統のほか、教育・訓練等について記載する。	2.4.2	体制における追加措置	・2-4-1で記載された安全性向上を図るために配置又は設置した機器等の運用を円滑かつ効果的に実施するための措置、例えば人員配置及び指揮命令系統のほか、教育・訓練等について記載する。	2.4.2	体制における追加措置	2.4.2	体制における追加措置
2-5 外部評価の結果	外部の有識者又は組織による評価を受けた場合には、その実施目的及び内容を記載するとともに、評価を踏まえて実施した対応について記載する。	2.5	外部評価の結果	・JANSI等の外部評価を受けた結果を記載する。	2.5	外部評価の結果	2.5	外部評価の結果
3.安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査、分析及び評価	自主的に講じた措置に係る調査、分析及び評価について、長所及び短所を明らかにした上で説明する。調査、分析及び評価に際しては、1.及び2.の内容を踏まえるものとし、以下の手法を適用する。	3.	安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査、分析及び評価	-	3.	安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査、分析及び評価	3.	安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査及び分析
3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価	-	3.1	安全性向上に係る活動の実施状況の評価	-	3.1	安全性向上に係る活動の実施状況の評価	3.1	安全性向上に係る活動の実施状況の評価
3-1-1 内部事象及び外部事象に係る評価	評価時点における最新の文献、調査等から得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価を行う。第1回目の評価については、評価時点における内部事象及び外部事象に係る評価を記載する。	3.1.1	内部事象及び外部事象に係る評価	・最新の知見を踏まえ、内部事象及び外部事象(内部火災、溢水、風、凍結、高温、降水、積雪、地盤、地震、津波、竜巻、生物、外部火災、航空機落下、電磁的障害等)に係る評価について確認した結果を記載する。	3.1.1	内部事象及び外部事象に係る評価	3.1.1	内部事象及び外部事象に係る評価
		3.1.1.1	内部事象に係る評価		3.1.1.1	概要	3.1.1.1	概要
		3.1.1.2	外部事象に係る評価(自然事象)		3.1.1.2	確認方法	3.1.1.2	確認方法
		3.1.1.3	外部事象に係る評価(人為事象)		3.1.1.3	確認結果	3.1.1.3	確認結果
		3.1.1.4	航空機落下に係る確認					
3-1-2 決定論的安全評価	前回の評価時点(直近の評価時点又は事業変更許可のいずれか直近の評価時点)以降に自主的に講じた措置、直近の定期事業者検査等において確認された施設の性能等を踏まえて、当該施設の現状について安全評価を行い、その効果について確認する。その際の評価手法(安全解析コード等)は最新知見を踏まえて適用する。なお、第1回目の評価については、評価時点におけるウラン濃縮加工施設の安全評価を記載する。	3.1.2	決定論的安全評価	・最新の知見を踏まえ、決定論的安全評価(通常時、設計基準事故、重大事故に至るおそれがある事故の安全評価の範囲、解析条件、解析コード等)について確認した結果を記載する。	3.1.2	決定論的安全評価	3.1.2	決定論的安全評価
		3.1.2.1	決定論的安全評価の見直し要否		3.1.2.1	概要	3.1.2.1	概要
		3.1.2.2	確認結果		3.1.2.2	確認方法	3.1.2.2	確認方法
					3.1.2.3	確認結果	3.1.2.3	確認結果
3-2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価	保安活動に加えて、ウラン濃縮加工施設の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する当社の自主的な取組を含めた活動について調査及び分析し、その安全性の向上に対する中長期的な観点からの有効性の評価について、以下の(1)から(11)に示す安全因子ごとに整理し、記載する。	3.2	安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価	・PSRの評価期間及び評価内容の継続性を考慮し、前回評価終了時期の2021年3月31日から10年を超えない期間で、中長期的な評価を実施することを記載する。	3.2	安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価	3.2	安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価
3-2-1 施設設計	(1) 施設設計	3.2.1	評価の実施について	・評価の実施プロセス等を記載する。	3.2.1	評価の概要について	3.2.1	評価の概要について
3-2-2 構築物、系統及び機器の状態	(2) 構築物、系統及び機器の状態	3.2.2	評価実施予定について	・今後の計画を記載する。	3.2.2	評価実施予定(計画)について	3.2.2	評価実施予定(計画)について
3-2-3 機器の性能認定	(3) 機器の性能認定							
3-2-4 経年劣化	(4) 経年劣化							
3-2-5 安全実績	(5) 安全実績							
3-2-6 他の施設及び研究成果から得られた知見の活用	(6) 他の施設及び研究成果から得られた知見の活用							
3-2-7 組織、マネジメントシステム及び安全文化	(7) 組織、品質マネジメントシステム及び安全文化							

No. 7 該当場所

MNF 第1回届出方針		MNF			原燃濃縮		発電所 美浜3号機 2023年	
運用ガイド	記載方針 (概要)	番号	目次	記載内容	番号	目次	番号	目次
3-2-8 手順	(8) 手順							
3-2-9 人的要因	(9) 人的要因							
3-2-10 緊急時計画	(10) 緊急時計画							
3-2-11 環境への放射線影響	(11) 環境への放射線影響							
4.総合的な評価	施設全体に係る安全性についての総合的な評価について説明する。	4.	総合的な評価	-	4.	総合的な評価	4.	総合的な評価
4-1 評価結果	1~3の内容を踏まえ、施設の安全性に関して長所及び短所を明らかにした上で評価の結果を説明する。外部有識者による外部評価の内容を記載するとともに、当該評価を踏まえて実施した対応について記載する。	4.1	評価結果	-	4.1	評価結果	4.1	評価結果
		4.1.1	第1章まとめ	・総合的な評価について記載する。	4.1.1	安全性向上評価の結果	4.1.1	安全性向上評価の結果
		4.1.2	第2章まとめ	(外部有識者による外部評価の内容及びその対応結果を含む)	4.1.2	外部評価の結果	4.1.2	外部評価の結果
		4.1.3	第3章まとめ					
4-2 安全性向上計画	4-1の内容を踏まえ、今後の安全性向上に向けた取組みについて短期的及び中長期的な方針ならびに安全性向上のための具体的な措置に係る計画を記載する。	4.2	安全性向上計画	-	4.2	安全性向上計画	4.2	安全性向上計画
		4.2.1	安全性向上のための具体的な措置に係る実施状況	・安全性向上のための具体的な措置に係る状況について記載する。	4.2.1	安全性向上のための具体的な措置に係る計画	4.2.1	安全性向上のための具体的な措置に係る実施計画
		4.2.2	安全性向上のための具体的な措置に係る実施計画	・安全性向上のための具体的な措置に係る計画について記載する。			4.2.2	安全性向上のための具体的な措置に係る実施状況
		4.2.3	まとめ	・まとめについて記載する。	4.2.2	まとめ	4.2.3	まとめ
参考資料				・基本設計方針、保安規定、設工認仕様表、図面等を添付する。		・基本設計方針、保安規定、設工認仕様表、図面等を添付する。		・基本設計方針、保安規定、設工認仕様表、図面等を添付する。

1. 設計基準への適合の状況

1.1 共通項目

用語の定義は「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」、「加工施設の技術基準に関する規則」及びこれらの解釈並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成25年6月19日原子力規制委員会）による。

また、安全機能を有する設備・機器の仕様表を別添1.3.1.2に示すが、本資料はマスキング対象となる。詳細設計の内容として、仕様表のうち「事業許可との対応」、「変更内容」、「技術基準に基づく設計（一部の数値等を除く。）」、「その他事業許可で求める仕様」等のほか、添付図（一部の設計図面を除く。）等は含まれないものもある。

なお、仕様表の記載の適正化については、他事業者の動向を踏まえつつ適宜実施していくこととする。

1.1.1 核燃料物質の臨界防止

No.10 該当箇所

「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第2条(核燃料物質の臨界防止)及び「加工施設の技術基準に関する規則」第4条(核燃料物質の臨界防止)にて適合することを要求している事項に対し、加工施設の安全性が損なわれることのないよう、核燃料物質が臨界に達しないことの対策を行う。

核燃料物質の臨界防止は、以下の基本設計とする。

- 加工施設で取り扱う核燃料物質は、濃縮度5%以下の濃縮ウラン、天然ウラン及び劣化ウランとし、このうち濃縮ウランを取り扱う設備・機器に対して適切な核的制限値を設定して臨界管理を行う。
- 加工施設で取り扱う濃縮ウランは、通常時に予想される機械若しくは器具の単一故障、若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作を想定した場合に、核燃料物質が臨界に達する恐れがないようにするため、核燃料物質の取り扱い上の一つの単位を単一ユニットとし、形状寸法を制限し得るものについてはその形状寸法について適切な核的制限値を設ける。それが困難な設備・機器等については質量若しくは幾何学的形状を管理し、又はそれらのいずれかと減速度を組み合わせ管理する。
- 複数の単一ユニットに対し、臨界安全評価を行う上で領域区分を定め、臨界安全評価により領域毎に核的に安全な配置を決定する。

No.11 該当箇所

1.1.1.1 単一ユニットの臨界安全

安全機能を有する施設は、核燃料物質の取り扱い上の一つの単位を単一ユニットとし、核的制限値を設定する。核的制限値の設定に当たっては、工程で取り扱うウランの性状・化学形態の変化、ウランの均質・非均質の別、取り扱う設備・機器又は容器（以下「設備・機器」という。）の形状の違い、設備・機器の取扱量を考慮する。臨界管理の対象とする設備・機器のうち、形状寸法を制限し得るものについてはその形状寸法について適切な核的制限値を設けて管理する。それが困難な

1.2 個別項目

1.2.1 化学処理施設

化学処理施設は、転換加工を行う転換加工設備とウラン回収を行うウラン回収設備から構成される。

転換加工設備は、UF₆蒸発・加水分解設備、沈殿設備、洗浄・固液分離設備、乾燥設備、焙焼還元設備、粉碎・充填設備、混合設備、濃縮度混合設備から構成され、ウラン回収設備は、ウラン回収設備（第1系列）、ウラン回収設備（第2系列）、ウラン回収設備（第3系列）、ウラン回収設備（第4系列）から構成される。

1.2.1.1 主要な核的、熱的及び化学的制限値

(1) 主要な核的制限値

No.11 該当場所

第1.2.1.1-1表 化学処理施設の各機器における単一ユニットの核的制限値

設備・機器	主要なユニット	核燃料物質の 状態	核的制限値
蒸発・加水分解 設備	蒸発器 (UF ₆ シリンダ)	UF ₆ 固体 UF ₆ 液体 UF ₆ ガス	濃縮度 5%以下 (UF ₆ シリンダ) 減速度 H/U=0.088 以下
	コールドトラップ	UF ₆ 固体 UF ₆ 液体 UF ₆ ガス	濃縮度 5%以下 減速度 H/U=0.088 以下
	コールドトラップ (小)	UF ₆ 固体 UF ₆ 液体 UF ₆ ガス	濃縮度 5%以下 減速度 H/U=0.088 以下
	加水分解装置 (エジェクタ)	UO ₂ F ₂ 溶液 UF ₆ ガス	濃縮度 5%以下 直 径 26.7cm 以下
	循環貯槽	UO ₂ F ₂ 溶液	濃縮度 5%以下 直 径 26.7cm 以下
	熱交換器	UO ₂ F ₂ 溶液	濃縮度 5%以下 容 積 26.5L 以下
	UO ₂ F ₂ 貯槽	UO ₂ F ₂ 溶液	濃縮度 5%以下 直 径 26.7cm 以下
	調液貯槽	UO ₂ F ₂ 溶液	濃縮度 5%以下 直 径 26.7cm 以下
	液受槽	UO ₂ F ₂ 溶液	濃縮度 5%以下 直 径 26.7cm 以下
	堰(循環貯槽)	UO ₂ F ₂ 溶液	濃縮度 5%以下 厚 み 12.7cm 以下
	堰(UO ₂ F ₂ 貯槽)	UO ₂ F ₂ 溶液	濃縮度 5%以下 厚 み 12.7cm 以下

詳細設計は、変更内容、技術基準に基づく設計(一部の数値等を除く)等を含まない。詳細は、1.1共通項目参照

No.10 該当場所

表イ設-5 洗浄液受槽(2) 仕様表 (1/2)

事業許可との対応	許可番号(日付)	原規規発第1711011号(平成29年11月1日付)
	設備・機器名称	{256} ウラン回収設備(第4系列) 洗浄液受槽(2) {257} ウラン回収設備(第4系列) 液位高警報設備
設置場所		付属建物 シリンダ洗浄棟 洗浄室
機器名		ウラン回収設備(第4系列) 洗浄液受槽(2)
変更内容		改造 ・ 閉じ込め性強化のため、警報設備を改造する。(※1) ※1: {257} 液位高警報設備を改造する。
員数		1基
一般仕様	型式	円筒縦型
	主要な構造材	別表イ設-5
	寸法(単位:mm)	<input type="text"/>
	その他の構成機器	配管系統(ポンプ含む)、液位計
	その他の性能	有効容積: 約 <input type="text"/>
	取扱う核燃料物質の状態	液体廃棄物
技術基準に基づく設計(注)	核燃料物質の臨界防止	-
	安全機能を有する施設の地盤	[5.1-設1] 十分な支持性能を有する基礎及び地盤上に建造された付属建物シリンダ洗浄棟の土間コンクリートに設置する。{257} 液位高警報設備は耐震強度を有し十分な支持性能を有する設備に設置する。

部は商業上の機密情報が含まれておりますので、公開できません。

No.10 該当場所

表イ設-5 洗浄液受槽(2) 仕様表(2/2)

技術基準に基づく設計(注)	地震による損傷の防止	[6.1-設1] 耐震重要度に応じ分類する。 耐震重要度分類第3類 [6.1-設2] 地震力に耐える強度を有する部材を使用し、ボルトで固定する(配管系を含む)。 [6.1-設6] {257}液位高警報設備の制御部は耐震重要度分類第3類に分類する。 [6.1-設7] 耐震重要度分類が上位の地震力が作用しても、上位の分類に属する設備・機器が波及的破損を生じない設計とする。
	津波による損傷の防止	—
	外部からの衝撃による損傷の防止	[8.2-設1] インターロック回路の信号の受け渡しはメカニカルリレーを使用する。
	人の不法な侵入等の防止	—
	閉じ込めの機能	[10.1-設1] 液体を内包する部位は漏えいのない構造とする。 [10.1-建5(6次)] 第1種管理区域から第2種管理区域への溢水の漏えいを防止するため、シリンダ洗浄棟の1階には高さ140mm以上の緊急対策設備(3)(堰(内部溢水止水用))を設置する。(三原燃 第20-0695号 図り非-6-2 参照)。 [10.1-設8] 耐腐食性材料を使用する。 [10.1-設37] 放射性液体廃棄物のオーバーフローを運転員が未然に処置できるように、{257}液位高警報設備を設置する。
	火災等による損傷の防止	[11.3-設2] 主要な構造材には不燃性材料を使用する。
	溢水による損傷の防止	[12.1-設7] 被水又は没水による電気火災防止のため、配線用遮断器を設置する。
	安全避難通路等	—
	安全機能を有する施設	[14.1-設1] 設置場所の通常時及び設計基準事故発生時に想定される温湿度状態、圧力及び放射線環境下において、必要な安全機能(臨界、閉じ込め、遮蔽等)を発揮できる設計とする。 [14.2-設1] 検査又は試験及び保守又は修理ができ、作業員の立入が容易な場所に設置する。
	材料及び構造	—
	搬送設備	—
	核燃料物質の貯蔵施設	—
	警報設備等	[18.1-建1(6次)] シリンダ洗浄棟には、施設外への漏えいを防止するための緊急対策設備(3)(堰(内部溢水止水用))に{875}堰漏水検知警報設備を設置する(表り設-2参照)。 [18.1-設3] 放射性液体廃棄物のオーバーフローを運転員が未然に処置できるように、{257}液位高警報設備を設置する。
	放射線管理施設	—
	廃棄施設	—
	核燃料物質等による汚染の防止	—
	遮蔽	—
	換気設備	—
	非常用電源設備	—
	通信連絡設備	—
その他事業許可で求める仕様	—	
添付図	図イ配-1、図イ系-1、図イ系-補1、図イ設-5、図イ制-5、図イ制配-1	

注 加工施設の技術基準に関する規則第三章 重大事故等対処施設 第26条～第39条は該当しない。

凡例 { } 内に示す数字：事業許可の「表 安全機能を有する施設の安全機能一覧」における該当機器の番号を示す。

[] 内に示す数字：加工施設の技術基準の条番号、項番号、及び設計番号、又はその他事業許可で求める仕様に関する設計番号を示す。

(例) [4.1-設1]は、加工施設の技術基準第4条第1項に対する設計番号 設1を示す。

[99-設1]は、その他事業許可で求める仕様に関する設計番号 設1を示す。

原燃との打ち合わせを反映した 基本設計方針 目次	12/19時点 基本設計方針 目次
1. 設計基準への適合の状況	1.3.3 基本設計方針
1.1 共通項目	1.3.3.1 共通項目
1.1.1 核燃料物質の臨界防止	(1) 核燃料物質の臨界防止
1.1.1.1 単一ユニットの臨界安全	(a) 単一ユニットの臨界安全
(1) 核的制限値の設定	(i) 核的制限値の設定
(2) 核的制限値の設定方法	(ii) 核的制限値の設定方法
(3) 核的制限値の維持・管理	(iii) 核的制限値の維持・管理
1.1.1.2 複数ユニットの臨界安全	(b) 複数ユニットの臨界安全
(1) 複数ユニットの未臨界評価方法	(i) 複数ユニットの未臨界評価方法
(2) 複数ユニットの維持・管理	(ii) 複数ユニットの維持・管理
1.1.2 放射線の遮蔽	(2) 放射線の遮蔽
1.1.2.1 公衆に対する放射線防護設計	(a) 公衆に対する放射線防護設計
1.1.2.2 従事者に対する放射線防護設計	(b) 従事者に対する放射線防護設計
1.1.3 核燃料物質等の閉じ込め	(3) 核燃料物質等の閉じ込め
1.1.3.1 飛散又は漏えい防止及び拡大防止・影響緩和設計	(a) 飛散又は漏えい防止及び拡大防止・影響緩和設計
(1) UF6取扱設備に関する設計	(i) UF6取扱設備に関する設計
(2) 粉末状のウランに関する設計	(ii) 粉末状のウランに関する設計
(3) 液体状のウラン及び液体廃棄物に関する設計	(iii) 液体状のウラン及び液体廃棄物に関する設計
(4) その他設備設計	(iv) その他設備設計
1.1.3.2 第1種管理区域に関する設計	(b) 第1種管理区域に関する設計
1.1.3.3 核燃料物質等による汚染の防止	(c) 核燃料物質等による汚染の防止
1.1.4 火災及び爆発の防止	(4) 火災及び爆発の防止
1.1.4.1 火災及び爆発の発生防止	(a) 火災及び爆発の発生防止
1.1.4.2 火災の感知及び消火	(b) 火災の感知及び消火
1.1.4.3 火災及び爆発の影響軽減	(c) 火災及び爆発の影響軽減
1.1.5 耐震	(5) 耐震
1.1.5.1 地盤	(a) 地盤
1.1.5.2 耐震重要度分類の考え方	(b) 耐震重要度分類の考え方
1.1.5.3 建物・構築物の耐震設計の考え方	(c) 建物・構築物の耐震設計の考え方
(1) 一次設計	(i) 一次設計
(2) 二次設計	(ii) 二次設計
(3) 耐震重要度分類第1類の建物・構築物における概ね弾性及び保有水平耐力の確保	(iii) 耐震重要度分類第1類の建物・構築物における概ね弾性及び保有水平耐力の確保
1.1.5.4 設備・機器の耐震設計の考え方	(d) 設備・機器の耐震設計の考え方
(1) 一次設計	(i) 一次設計
(2) 二次設計	(ii) 二次設計
1.1.6 耐津波	(6) 耐津波
1.1.7 その他	(7) その他
1.1.7.1 地震・津波以外の自然現象による外部からの衝撃による損傷防止	(a) 地震・津波以外の自然現象による外部からの衝撃による損傷防止
(1) 竜巻	(i) 竜巻
(2) 洪水	(ii) 洪水
(3) 風 (台風)	(iii) 風 (台風)
(4) 凍結	(iv) 凍結
(5) 降水	(v) 降水
(6) 積雪	(vi) 積雪
(7) 落雷	(vii) 落雷
(8) 地滑り	(viii) 地滑り
(9) 火山の影響	(ix) 火山の影響
(10) 生物学的影響	(x) 生物学的影響
(11) 森林火災	(xi) 森林火災
(12) 自然現象の重畳	(xii) 自然現象の重畳
1.1.7.2 人為事象による外部からの衝撃による損傷防止	(b) 人為事象による外部からの衝撃による損傷防止
(1) 飛来物 (航空機落下等)	(i) 飛来物 (航空機落下等)
(2) ダムの崩壊	(ii) ダムの崩壊
(3) 船舶の衝突	(iii) 船舶の衝突
(4) 近隣工場等の火災・爆発、有毒ガス	(iv) 近隣工場等の火災・爆発、有毒ガス
(5) 敷地内の屋外危険物等貯蔵施設の火災・爆発	(v) 敷地内の屋外危険物等貯蔵施設の火災・爆発
(6) 電磁的障害	(vi) 電磁的障害
1.1.7.3 内部溢水に対する安全設計	(c) 内部溢水に対する安全設計
(1) 溢水等による損傷防止の設計方針 (統合)	(i) 溢水等による損傷防止の設計方針
	(ii) 設備・機器 (気体廃棄設備を除く) の溢水による損傷防止
	(iii) 気体廃棄設備の溢水による損傷防止
	(d) 内部飛来物に対する安全設計
1.1.7.4 加工施設への人の不法な侵入等の防止	(e) 加工施設への人の不法な侵入等の防止
1.1.7.5 誤操作防止	(f) 誤操作防止
1.1.7.6 安全避難通路等	(g) 安全避難通路等
1.1.8 安全機能を有する施設 (内部飛来物統合)	(8) 安全機能を有する施設
1.1.9 材料及び構造	(9) 材料及び構造
1.2 個別項目	1.3.3.2 個別項目
1.2.1 化学処理施設	(1) 化学処理施設
1.2.1.1 主要な核的、熱的及び化学的制限値	(a) 主要な核的、熱的及び化学的制限値

No.12 該当箇所

No.12 該当箇所

(1) 主要な核的制限値	(i) 主要な核的制限値	
(2) 熱的制限値	(ii) 熱的制限値	
(3) 化学的制限値	(iii) 化学的制限値	
1.2.2 濃縮施設	(2) 濃縮施設	
1.2.3 成形施設	(3) 成形施設	
1.2.3.1 主要な核的、熱的及び化学的制限値	(a) 主要な核的、熱的及び化学的制限値	
(1) 主要な核的制限値	(i) 主要な核的制限値	
(2) 熱的制限値	(ii) 熱的制限値	
(3) 化学的制限値	(iii) 化学的制限値	
1.2.4 被覆施設	(4) 被覆施設	
1.2.4.1 主要な核的、熱的及び化学的制限値	(a) 主要な核的、熱的及び化学的制限値	
(1) 主要な核的制限値	(i) 主要な核的制限値	
(2) 熱的制限値	(ii) 熱的制限値	
(3) 化学的制限値	(iii) 化学的制限値	
1.2.5 組立施設	(5) 組立施設	
1.2.5.1 主要な核的、熱的及び化学的制限値	(a) 主要な核的、熱的及び化学的制限値	
(1) 主要な核的制限値	(i) 主要な核的制限値	
(2) 熱的制限値	(ii) 熱的制限値	
(3) 化学的制限値	(iii) 化学的制限値	
1.2.6 核燃料物質の貯蔵施設	(6) 核燃料物質の貯蔵施設	
1.2.6.1 貯蔵する核燃料物質の種類及び最大貯蔵能力	(a) 貯蔵する核燃料物質の種類及び最大貯蔵能力	
1.2.6.2 主要な核的制限値		
1.2.7 搬送設備	(7) 搬送設備	
1.2.7.1 搬送能力及び停電時保持機能	(a) 搬送能力及び停電時保持機能	
1.2.8 放射性廃棄物の廃棄施設	(8) 放射性廃棄物の廃棄施設	
1.2.8.1 気体廃棄物の廃棄設備	(a) 気体廃棄物の廃棄設備	
(1) 放射性廃棄物を廃棄する機能	(i) 放射性廃棄物を廃棄する機能	
(2) 逆流を防止する機能	(ii) 逆流を防止する機能	
(3) 排気口から排出する機能	(iii) 排気口から排出する機能	
(4) ろ過装置を維持する機能	(iv) ろ過装置を維持する機能	
1.2.8.2 液体廃棄物の廃棄設備	(b) 液体廃棄物の廃棄設備	
(1) 液体状の放射性廃棄物を廃棄する機能	(i) 液体状の放射性廃棄物を廃棄する機能	
1.2.8.3 固体廃棄物の廃棄設備	(c) 固体廃棄物の廃棄設備	
(1) 固体状の放射性廃棄物を廃棄する機能	(i) 固体状の放射性廃棄物を廃棄する機能	
1.2.9 放射線管理施設 (統合)	(9) 放射線管理施設	No.12 該当箇所
	(a) エリアモニタ、エアスニファ、ダストモニタ、ハンドフットモニタ、放射能測定装置 α、β線用)、気象観測装置	
	(b) ダストモニタ、モニタリングポスト	
	(c) モニタリングポスト	
1.2.10 その他加工設備の附属施設の構造及び設備	(10) その他加工設備の附属施設の構造及び設備	
1.2.10.1 警報設備等	(a) 核燃料物質の検査設備及び計量設備	No.12 該当箇所
1.2.10.2 非常用電源設備 (統合)	(b) 警報設備等	
1.2.10.3 通信連絡設備 (統合)	(c) 非常用電源設備	
	(i) 非常用通報設備 (非常ベル設備、放送設備、通信連絡設備)、自動火災報知	
	(ii) 廃棄設備	
	(iii) 非常用ディーゼル発電機	
	(d) 通信連絡設備	No.12 該当箇所
1.2.10.4 核燃料物質の検査設備及び計量設備 (移動)	(i) 非常用通報設備 (非常ベル設備、放送設備、通信連絡設備)	

1.5 保安のための管理体制及び管理事項

No.14 該当場所

今回の安全性向上評価では、評価時点となる定期事業者検査終了日（2023年8月18日）が評価時点となることから、保安規定は第78回改訂（原規規発第2205307号）が対象となる。また、平成25年7月（2013年7月）に改正施行された原子炉等規制法に基づく基準等への適合に係る変更認可以降の保安規定変更の概要を第1.5-1表に示す。

なお、保安のための管理体制及び管理事項については、

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法第22条（保安規定）

加工事業者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、保安規定（核燃料物質の取扱いに関する保安教育、使用前事業者検査及び定期事業者検査についての規定を含む。以下この条において同じ。）を定め、加工施設の設置の工事に着手する前に、原子力規制委員会の認可を受けなければならない。これを変更しようとするときも、同様とする。

及び

核燃料物質の加工の事業に関する規則第8条（保安規定）

法第22条第1項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次の各号に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。

- 一 関係法令及び保安規定の遵守のための体制（経営責任者の関与を含む。）に関すること。
- 二 品質マネジメントシステムに関すること（品質管理基準規則第5条第4号に規定する手順書等（次項第2号及び第3号において単に「手順書等」という。）の保安規定上の位置付けに関することを含む。）。
- 三 加工施設の操作及び管理を行う者の職務及び組織に関すること（次号に掲げるものを除く。）。
- 四 核燃料取扱主任者の職務の範囲及びその内容並びに核燃料取扱主任者が保安の監督を行う上で必要となる権限及び組織上の位置付けに関すること。
- 五 加工施設の操作及び管理を行う者に対する保安教育に関することであつて次に掲げるもの
 - イ 保安教育の実施方針（実施計画の策定を含む。）に関すること。
 - ロ 保安教育の内容に関することであつて次に掲げるもの
 - (1) 関係法令及び保安規定の遵守に関すること。
 - (2) 加工施設の構造、性能及び操作に関すること。
 - (3) 放射線管理に関すること。
 - (4) 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること。
 - (5) 非常の場合に講ずべき処置に関すること。
 - ハ その他加工施設に係る保安教育に関し必要な事項
- 六 加工施設の操作に関することであつて、次に掲げるもの
 - イ 加工施設の操作を行う体制の整備に関すること。
 - ロ 加工施設の操作に当たつて確認すべき事項及び操作に必要な事項
 - ハ 異状があつた場合の措置に関すること（第13号に掲げるものを除く。）。
 - ニ 加工施設の操作の安全審査に関すること。
- 七 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定並びにこれらの区域に係る立入制限等に関

第 1.5-1 表 保安規定の改訂履歴

改訂番号	認可日付	許認可番号
第 70 回改訂	平成 25 年 11 月 29 日	原管研発第 13112711 号
第 71 回改訂	平成 26 年 2 月 27 日	原管研発第 1402271 号
第 72 回改訂	平成 27 年 4 月 30 日	原規規発第 1504302 号
第 73 回改訂	平成 28 年 3 月 31 日	原規規発第 16031114 号 原規規発第 16031132 号
第 74 回改訂	平成 28 年 6 月 10 日	原規規発第 1606095 号
第 75 回改訂	平成 31 年 3 月 28 日	原規規発第 1903281 号
第 76 回改訂	令和 3 年 1 月 14 日	原規規発第 2101146 号
第 77 回改訂	令和 3 年 3 月 16 日	原規規発第 2103161 号
第 78 回改訂	令和 4 年 8 月 26 日	原規規発第 2205307 号

第 1.5-2 表 保安のための管理体制及び管理事項と保安規定で定める事項との関係

1.5 保安のための管理体制及び管理事項		保安規定で定める事項
1.5.1	加工施設での保安の考え方	第 1 章 総 則
1.5.2	品質マネジメントシステム	第 2 章 保安品質マネジメントシステム
1.5.3	保安管理体制	第 3 章 保安管理体制
1.5.4	教育・訓練	第 4 章 教育・訓練
1.5.5	加工施設の操作	第 5 章 加工施設の操作
1.5.6	放射線管理	第 6 章 放射線管理
1.5.7	施設管理	第 7 章 施設管理
1.5.8	核燃料物質の管理	第 8 章 核燃料物質の管理
1.5.9	放射性廃棄物及び放射性廃棄物でない廃棄物の管理	第 9 章 放射性廃棄物及び放射性廃棄物でない廃棄物の管理
1.5.10	非常時の措置	第 10 章 非常時の措置
1.5.11	設計想定事象に係る加工施設の保全に関する措置	第 11 章 設計想定事象に係る加工施設の保全に関する措置
1.5.12	重大事故に至るおそれがある事故・大規模損壊に係る加工施設の保全に関する措置	第 12 章 重大事故に至るおそれがある事故・大規模損壊に係る加工施設の保全に関する措置
1.5.13	六ふっ化ウラン漏えい事故のリスクを低減させるための措置	第 13 章 六ふっ化ウラン漏えい事故のリスクを低減させるための措置
1.5.14	定期評価	第 14 章 定期評価
1.5.15	記録及び報告	第 15 章 記録及び報告

第 1.5.1 項から第 1.5.15 項に示す図及び別表については、参考資料 1.5 を引用するものとする。

2.3 安全性向上計画

「安全性向上評価の内容及び届出書記載事項」で示された施設に対して、調査等を踏まえ、安全性向上に資する自主的な追加措置が抽出された場合には、その実施に係る具体的な計画について記載する。

2.3.1 保安活動から抽出された追加措置

「2.2.1 保安活動の実施状況」を考慮し、安全性向上及び信頼性向上に寄与する自主的な追加措置について以下の通り抽出した。

「実績」 調査対象期間内に実施済または運用済の自主的な追加措置

調査対象期間は、2022年8月19日から2023年8月18日となる。

「計画」 今後計画している追加措置

調査対象期間内に実施済み又は運用開始済みの追加措置について第2.3.1-1表に、今後実施を計画する追加措置を第2.3.1-2表に示す。

自主評価記載追加部分

なお、三菱原子燃料は2014年に実施した定期評価の実施内容を引き継ぎ、2015年から2022年までの自主評価^(注)で、保安活動の実施状況の評価及び運転経験の包括的な評価を行っている。この自主評価報告書の内、安全性向上に資する自主的な追加措置として、「事故・故障等の経験反映状況」及び「国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」を年度毎に抜粋し、参考資料2.3.1にまとめる。

(注) 旧加工規則第7条の8の2により品質保証活動、運転管理、施設管理、核燃料物質管理、放射線管理、放射性廃棄物管理、事故・故障対応・非常時の措置、設計想定事象等に係る加工施設の保全に関する措置、六ふっ化ウラン漏えい事故のリスクを低減させるための措置、事故・故障の水平展開に関する保安活動の実施状況の評価及び最新の技術的知見の反映状況の評価を、10年を超えない期間毎に定期的な評価として実施している。定期評価は、本来長期的な観点から、評価を加えることにあるため、毎年実施する評価を自主評価と定義し、定期評価と同じく「定期評価標準」SQAS-20に基づき実施している。

2.3.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見から抽出された追加措置

「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」を考慮し、安全性向上及び信頼性向上に寄与する自主的な追加を以下に示す。

- ・臨界計算コードの導入と妥当性の評価

日本原子力研究開発機構で開発された3次元モンテカルロコードMVP及び、JENDL4またはJENDL5の導入とICSBEPを対象としたベンチマークの実施による妥当性の確認。

第 2.3.1-2 表 今後実施を計画する追加措置

No.	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期	関連する保安活動
6	保安規定の改訂	<p>2023 年 8 月 19 日時点での保安規定の記載内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・組立工場の台車等の移動範囲変更による記載の適正化 ・定期評価項目の削除に伴う安全性向上評価への修正 ・保安管理組織の改編 <p>以上の項目につき、修正・適正化することから保安規定の改訂版を 2024 年 2 月に提出する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・組立工場の台車等の移動範囲変更による記載の適正化 <p>組立工場と成型工場との接続エリアは、作業員による運搬としていたが、補修・解体する燃料棒は重量物であり、作業員への負荷が大きい。作業員の安全性向上の観点から、台車による運搬に変更する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・定期評価項目の削除に伴う安全性向上評価への修正 <p>平成 25 年に核燃料物質の加工の事業に関する規則が改正され、第 7 条の 8 の 2 (加工施設の定期的な評価) 第 1 項が削除されたことから、関連する保安規定条文を変更する。また、安全性向上評価に変更する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保安管理組織の改編 <p>設備技術課の業務所管であった施設・設備の保全・更新対応等の業務を効果的かつ効率的に行えるよう、生産管理部に「施設技術課」と「生産技術課」を設け、業務分掌を変更する。</p>	2024 年 2 月	<p>保安活動</p> <p>運転管理</p>

No.14 該当部分

No.15 該当場所

4. 総合的な評価

4.1 評価結果

三菱原子燃料株式会社における第1回安全性向上評価は、2015年4月1日から2023年8月18日の期間を対象に評価を実施した。

評価は、保安活動の実施状況、国内外の最新の科学的及び技術的知見の収集・分析、プラントウォークダウン、内部事象及び外部事象に係る評価、決定論的安全評価の有無を実施した。

4.1.1 第1章まとめ

評価時点における最新の許認可図書等の内容を整理することで、「安全規制によって法令への適合性が確認された範囲」を明確にすることができた。また、加工施設の概要を容易に把握することが可能となった。

また、日本原燃の濃縮工場の記載方針を参照に安全性向上評価の記載の見直しも併せて実施した。なお、数値の表記など加工事業許可申請書との表記を踏まえて検討する必要があることから、次回の安全性向上評価において検討することとしたい。

第1.3章での構築物、系統及び機器では、「加工施設の技術基準に関する規則」に要求される事項に対し、基本設計につき最新の設工認申請書の設計方針をまとめた。

このことにより、技術基準の対処が一覧として把握することが容易となった。

なお、見易さなどの工夫については継続して安全性向上評価の報告書で修正していく方針としたい。

第1.4章では、加工施設は重大事故がないことから、安全上重要な施設がないことの確認を実施した。新規制基準に基づく加工事業変更許可処分に当たって確認された安全上重要な施設がないことに変更がないことについて、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（別記1）に従って確認した。

第1.5章では、2023年8月18日時点での保安規定（改78）に係る記載を確認した。

第1.6章では、加工施設の安全機能を有する施設について、内的事象として機器等の破損、故障、誤動作あるいは運転員の誤操作によって放射性物質を外部に放出する可能性のある事象を想定し、その発生の可能性との関連において各種安全設計の妥当性を確認する観点から設計基準事故を選定し評価する設計基準事故に係る設備について確認した。

第1.7章では、加工施設の安全設計の基本的考え方について再認識し、内部事象及び外部事象の取り扱いにつき、確認した。

4.1.2 第2章まとめ

(a) 保安活動の実施状況

安全性の向上に向けた継続的取組の方針として、安全性向上への継続的な取組に関して、組織としての方針を明らかにした。また、提出した安全性向上評価の実施に係るものを含め、その実現のための目的、目標、実施体制及びプロセスを記載した。

第4.1.2-1図に示す通り、三菱原子燃料株式会社では品質保証マネジメントシステムに基づき経営者の責任により保安品質方針を策定し、加工施設の安全確保及び施設管理の継続的な改善を図るため施設管理方針及び施設管理目標を定めている。これに

従い、保全プログラムの作成を行い、保全活動を実施する。保全活動では保全計画を策定し、保全の実施、記録・保管を行いながら、PDCAを回している。

さらに、「2.2.1 保安活動の実施状況」で示した通り、各課長は、「安全性向上評価実施項目の内容、評価の観点」及び「パフォーマンス指標 (PI)」に示した評価項目について必要なデータを採取し、保安活動の実施状況の評価及び最新の技術的知見の反映状況を評価していることを確認した。

なお、その際、以下を含めている。

- ① グレードⅠ不適合に対して実施した是正処置／予防処置の有効性のレビュー
- ② 根本原因分析に基づく是正処置／予防処置の有効性フォローアップ
- ③ グレードⅡ不適合の管理状況及び実施した是正処置／予防処置の有効性のレビュー
- ④ 管理監督する業務に関する自己評価

CMの記載追記

また、保安活動の自主的な追加項目の1つとして、Configuration Management Systemの構築があり、加工施設の安全機能を有するすべての設備・機器及び建物・構築物を対象に、どのような要求事項（設計要件）があつて、それらに対してどのような設計（施設構成情報）で、現在の物理的な状態（物理的構成）があるのか、経緯が把握できることを目標としている。

- (b) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

安全性向上に資すると判断される国内外で得られた最新の科学的知見及び技術的知見について収集し、記載した。

- ① 原子力施設等の安全性を確保する上で重要な設備に関して、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等（国内外の安全研究で明らかになった最新知見のほか、国内外の研究開発情報を含む。）

日本原子力研究開発機構で実施した臨界評価結果と比較し、三菱原子燃料株式会社で導入したJACSシステム及びMVP2/JENDL4は、東海工場の加工施設の体系に類似した臨界実験データに対する臨界計算に対し、その評価は妥当であることを確認した。また、ICSBEPベンチマークを評価することにより、低濃縮ウランでのJACSシステム及びMVP2/JENDL4による臨界計算誤差及び不確かさを評価し、各々のコードは十分な精度を有することが確認できたことから、東海工場での臨界評価に導入したJACSシステム及びMVP2/JENDL4を適用することができるとの知見を得た。また、2022年、日本原子力研究開発機構よりJENDL5が公開されたことから、MVP3/JENDL4及びMVP3/JENDL5（H1差替）を用いた低濃縮ウランを対象にしたベンチマーク計算を行い、臨界計算誤差及び不確かさを評価し、十分な精度を有することが確認できたことから、東海工場での臨界評価にMVP3/JENDL4及びMVP3/JENDL5（H1差替）を適用することができるとの知見を得た。

- ② 国内外の原子力施設の設備の操作経験から得られた教訓（加工事業者が設置した原子力施設等での設備の操作経験及び品質マネジメント活動から得られた教訓及び知

見並びに原子力規制委員会（旧原子力安全・保安院を含む。）が文書で指示した調査及び点検事項に関する措置状況を含む。）

三菱原子燃料株式会社のウラン加工施設の操業経験から得られた教訓は6件、国内外のウラン加工施設の操業経験から得られた教訓に係る新知見情報について、34件抽出された。

- ③ 国内外の基準（国際原子力機関等の国際機関における基準等の策定に係る会合及び規制活動に係る会合における情報を含む。）

法令関係50件、内規・ガイダンス関係21件、企画・基準、学会標準等73件、海外基準国際原子力機関、NRA、ANS等26件であり、合計170件を調査し、当社に反映が必要な新知見21件について社内文書・基準に反映した。

- ④ 国際機関、国内外の学会等の情報（例えば、地震及び津波を始めとする外部事象及び溢水、火災等の内部事象に関する知見）

国際機関及び国内外の学会等の情報に係る収集結果は、2023年原子力学会の秋の大会分が14件、電力中央研究所による降下火山灰ハザード評価ツールが3件、国際学会等の調査が10件であった。

- (c) 原子力施設等の現状を詳細に把握するための調査

プラントウォークダウンは原子力発電所での確率的リスク評価(PRA:Probabilistic Risk Assessment)に用いる評価条件が実際のプラントの状態や運転方法を反映していることを確認するために実施される。ウラン加工施設では、重大事故は想定されていないことから確率的リスク評価は実施しない。決定論的安全評価は設計基準事故が対象となることから、「1.6.2 設計基準事故」及び「1.6.3 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故」で記載している設備及び評価手順・評価前提の条件を確認することとした。

プラントウォークダウンは、2023年12月4日に実施した。「1.3.3 設計基準図書(DBD)」で示された設工認図書の図面及び仕様書との比較、現場チェックシートに基づく外観確認による経年劣化及び配管接続部の不具合などを第三者の観点から確認した。また、各設備の班長等に手順書の遵守状態、制限値の認識等を確認した。

その結果、現場の状況に不具合点は見られなかったことから、決定論的安全評価との整合性はあることを確認した。

- (d) 安全性向上計画

「安全性向上評価の内容及び届出書記載事項」で示された施設に対して、調査等を踏まえ、安全性向上に資する自主的な追加措置を確認した。詳細は、第4.2章の安全性向上計画で記載する。

なお、三菱原子燃料は2014年に実施した定期評価の実施内容を引き継ぎ、2015年から2022年までの自主評価で、保安活動の実施状況の評価及び運転経験の包括的な

評価を行っている。この自主評価報告書の内、安全性向上に資する自主的な追加措置として、「事故・故障等の経験反映状況」及び「国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」を年度毎に抜粋し、参考資料 2.3.1 にまとめ、2014 年に実施した定期評価からの自主的な追加措置の継続性を示した。

自主評価継続性の追記

(e) 体制における追加措置

安全性向上を図るために配置又は設置した機器等の運用を円滑かつ効果的に実施するための措置について、確認した。

① 三菱原子燃料株式会社の運営体制の見直し

2023 年 3 月 15 日付で三菱原子燃料株式会社は運営体制の見直しを図り、累積赤字解消、及び負債圧縮により財務基盤の健全化を図り、営業及び設計部門を三菱重工業株式会社に移管し、加工事業に特化したスリムな体制を構築することで、安定的な収益を確保するとともに継続的な安全対策への取り組みを強化する。なお、この体制変更での保安活動に対する影響はない。

② 三菱原子燃料株式会社の生産管理部体制の見直し

生産管理部の 2023 年度現在における体制は、2015 年に新規制基準適合工事実施に向けた対応として検討、整備したものである。前述工事を終え、通常操業状況にある現在において、今後の設備の老朽化や生産性向上に対する課題解決のため、生産技術の向上及び管理スパンの適正化を図る必要があることから、組織変更を行うこととし、**保安規定を改訂し反映するものとする。**

保安規定改訂追記

今後の設備の老朽化や生産性向上のため、技術検討および基本設計を実施する部門として生産技術課を新設する。

気体廃棄設備を含む加工施設、付帯設備の運転と保全を全て設備技術課で対応していたが、業務を分割し、気体廃棄設備および付帯設備の運転と保全を対応する部門として施設技術課を新設する。

上述の施設技術課で対応する業務以外の加工施設の保全については従来通り設備技術課で対応する。

なお、生産管理部には核燃料物質管理課と業務管理グループがあるが、生産管理課を新設の上、これらと工程管理機能その他を統合する。

この体制変更は従来からの保安業務を分割して対応することとなるため、保安への影響はない。

(f) 外部評価の結果

外部の有識者又は組織による評価を受けた場合には、その実施目的及び内容を記載するとともに、評価を踏まえて実施した対応を記載する。

三菱原子燃料株式会社は工場設備のピアレビューとして 2000 年から 2022 年の間計 6 回実施し、自主的な安全推進活動の向上を図っている。

外部組織 (JANSI) による評価活動は、今後も引き続き取り組んでいき、次回の外部組織による評価の対象として、安全性向上評価も対象に加えていく。

さらに、業者間でのピアレビューのシステムを、新金属協会を通じて構築することを検討する。

4.1.3 第3章まとめ

外部評価改善記載

(a) 内部事象及び外部事象に係る評価

2023年8月18日定期事業者検査が終了した評価の実施時点における最新の文献、調査等から得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価を行った。「1.7 加工施設の安全設計」で事業許可での評価結果を示し、見直しの要否及び当該評価を踏まえた防護措置の妥当性について確認した。

「2.2.2(3)国内外の基準」での、NRA技術ノート「航空機落下事故に関するデータ(平成13～令和2年)」NTEN-2023-2001により、外部事象の航空機落下への影響を確認した。再評価の結果、航空機落下確率評価ガイドで示される判断基準となる 10^{-7} 回/年未満であることから、航空機落下に対する防護設計は不要であることを確認した。

(b) 決定論的安全評価の見直し要否

ウラン加工施設の決定論的安全評価について、三菱原子燃料株式会社は、2017年11月に加工事業変更許可(新規基準への適合)を受けた「1.6 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価への影響を評価し、その見直しの要否を確認した。

安全評価の前提となっている設備を変更する工事を実施する場合は、当該工事等の計画に当たり、当該工事等の担当課からの依頼を受けた安全法務課において、加工事業許可申請書の本文記載事項に影響がないことなどにより、影響有無を確認している。

確認の結果、「3.1.2.1 決定論的安全評価の見直し要否」に示す評価対象期間において、「1.6 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価に影響を与える設備の変更はなく、「1.6 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価を見直す必要がないことを確認した。

4.2 安全性向上計画

第2章の調査・分析の結果から、保安活動において管理面や設備面の改善が図られており、保安活動を行う仕組みが有効に機能していることが確認できた。

ウラン加工施設の安全性を向上させる観点から、第4.1章での安全性向上評価の結果は、第3章の中長期的な評価の結果も踏まえたうえで、安全性向上に資する自主的な追加措置を抽出し安全性向上計画として取りまとめた。

4.2.1 安全性向上のための具体的な措置に係る実施状況

第2章及び第3章を踏まえ抽出した、安全性向上に資する調査対象期間内に実施済み又は運用開始済みの追加措置について第4.2.1-1表に示す。

4.2.2 安全性向上のための具体的な措置に係る実施計画

第2章及び第3章を踏まえ抽出した、安全性向上に資する自主的な追加措置について第4.2.2-1表に示す。

また、以下の項目については、安全性向上評価の品質向上のため継続的に改善していく。

No.15 該当箇所

・基本設計方針

基本設計方針は、ウラン加工施設事業者が作成した新しい様式を考慮し、記載内容を継続的に改善していく。

・保安規定の構成

1.5章に示す保安規定の構成について、他事業者の動向を踏まえつつ継続的な改善を適宜実施していく。

・国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の収集

国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の収集はウラン加工事業者単独での実施は収集範囲が限定的であることから、新金属協会等に協力を要請し、幅広い情報収集のシステムを構築し、情報を共有するシステムを検討する。

・外部評価

安全性向上評価の外部評価は JANSI 等のピアレビューの際に、安全性向上評価に関しても依頼する予定である。さらに、業者間でのピアレビューのシステムを、新金属協会を通じて構築することを検討する。

4.2.3 まとめ

第1回安全性向上評価では、日常の保安活動及び保全活動から7件の追加措置を抽出し、今後実施を計画する追加措置を6件抽出した。

また、国内外のウラン加工施設の操業経験から得られた教訓に係る新知見情報について、34件抽出されたが、弊社への展開を必要とする項目は確認できなかった。

今回の安全性向上評価の作業を踏まえ、今後とも、日常の保安活動及び保全活動における安全性向上に向けた不断の努力に加え、安全性向上評価において抽出した追加措置を実施していく。

追加措置についても、措置を講じた以降は、日常の保安活動及び保全活動において、設備の状態あるいは措置の実施状況とその改善の状況を適宜確認し、安全性の向上を継続的に図っていく。

第 4.2.1-1 表 調査対象期間内に実施済み又は運用開始済みの追加措置

No.	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期	関連する保安活動
1	防火ダンプの温度ヒューズの定期点検	アンモニア雰囲気による腐食環境下での使用が想定される防火ダンプについて、温度ヒューズをメタル製から塩ビ製に交換し、これらについて定期的に点検を実施することとした。	アンモニアが含まれる排気系統で、防火ダンプのメタル製温度ヒューズが破損し、防火ダンプが閉止した事象があったため。	2023年1月から	施設管理
2	原子力安全に関する社外施設の見学会開催	東電福島第一発電所事故の被災状況見学や経験者（語り部）の講話を通して原子力安全の重要性を体感、再認識する機会を設けた。	原子力安全を自分事として意識させるには、座学に加え事故の現場、状況を実際に見学し、身をもって体感する。	2022年	安全文化育成
3	意識向上に寄与する e-learning 公開	他社トラブル事例の e-learning を公開し、個人学習や職場懇談会等で活用できるようにした。 事故・災害から学ぶだけでなく、社員のモチベーションを高めるため、社外講師を招き講演会を開催した。コロナ後の働き方の変化を踏まえ、Web 視聴型の講演会を昨年度 2 回開催した。	原子力安全意識を高めるため、原子力関係だけでなく、航空安全など他部門の事故事例からも学び、知見を広める。	2023年	安全文化育成

第 4.2.1-1 表 調査対象期間内に実施済み又は運用開始済みの追加措置

No.	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期	関連する保安活動
4	設工認厳守教育の実施	新規制対応のキーパーソンを講師に設工認遵守教育を実施した。	常に正しい業務を遂行するには、意識に加え正しい知識の習得も重要である。新規制対応での生みの苦しみの経験を風化させず、伝承させるとともに設工認遵守の風土醸成に繋げる。	2023 年	安全文化育成
5	自分事シートを用いた安全意識向上	自分事シートを用い、過去の災害事例から自分の業務に反映できることを一人ひとりが考え、自分事シートに宣言することで、災害防止への意識向上に繋げる。	三菱原子燃料株式会社製造部門は転換、成形、組立、環境保全、部材製造とそれぞれ専門的な分野が集まっている。例えば転換の事例は組立には当てはまりにくく、自分事して考える機会提供に課題があった。	2023 年	安全文化育成
6	社長タウンミーティング 現場ウォーク	社長タウンミーティングは、2023 年 4 月～9 月に課単位で計 20 回開催した。聴取した意見は分析し、改善活動に繋げるとともに、社員には HP で公開している。 また、現場とトップマネジメントの距離を縮める活動として、幹部が現場に出向き、作業中のメンバーとコミュニケーションを図る“現場ウォーク”活動も実施した。	社長が社員全員へ直接社長の想いを伝えるとともに社員からの生の声を傾聴し、社内のモチベーション向上、安全文化育成及び課題抽出の場として開催した。	2023 年	安全文化育成

第 4.2.1-1 表 調査対象期間内に実施済み又は運用開始済みの追加措置

No.	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期	関連する保安活動
7	業革ブレスト 課間ミーティング	<p>各課から同世代を集め、通常業務から離れ、三菱原子燃料株式会社の改善に繋がるテーマについて自由に意見を交わす場として“業務改革ブレインストーミング（業革ブレスト）”を開催した。</p> <p>協議結果はブレスト終了時に直接社長以下幹部へ報告し、三菱原子燃料株式会社の業務改善の参考意見として活用している。</p>	<p>生産再開に伴いこの1年間で多くの新しいメンバーを受け入れており、トップマネジメントから現場社員までの縦方向のコミュニケーションに加え、同世代、課間といった横方向のコミュニケーション強化の必要性を認識した。</p>	2023年	安全文化育成

第 4.2.2-1 表 今後実施を計画する追加措置

No.	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期	関連する保安活動
1	MNF-CAP システム導入	現在運用中の保安情報リストの仕組みを強化し、低いしきい値での幅広く気づき、課題を収集し、改善に繋げるシステム改修を行う。	自主的安全性向上を推進するため、自主的に問題プロセスを見つけて改革できる仕組みを強化することが必要。	2023 年 下期 (実施済み)	安全文化育成
2	Cf 線源の取替工事	燃料棒内ペレットの異濃縮度検査を行うために使用している γ 線走査装置内の Cf 線源のうち最も低強度の線源を高強度の線源へ取替え (0.4GBq → 16.9GBq) 工事を行う。	Cf 線源の線源強度低下に伴い同線源の取替えを行うもの。	2024 年 上期	運転管理
3	NaI ウラン量測定装置の導入	200L ドラム缶内の放射性固体廃棄物のウラン量および濃縮度を測定するための装置を導入した。	現在、放射性固体廃棄物はドラム缶の線量で管理しているが、保障措置上の要求に答えるために導入、測定開始をした。	2023 年 10 月 から (実施済み)	運転管理

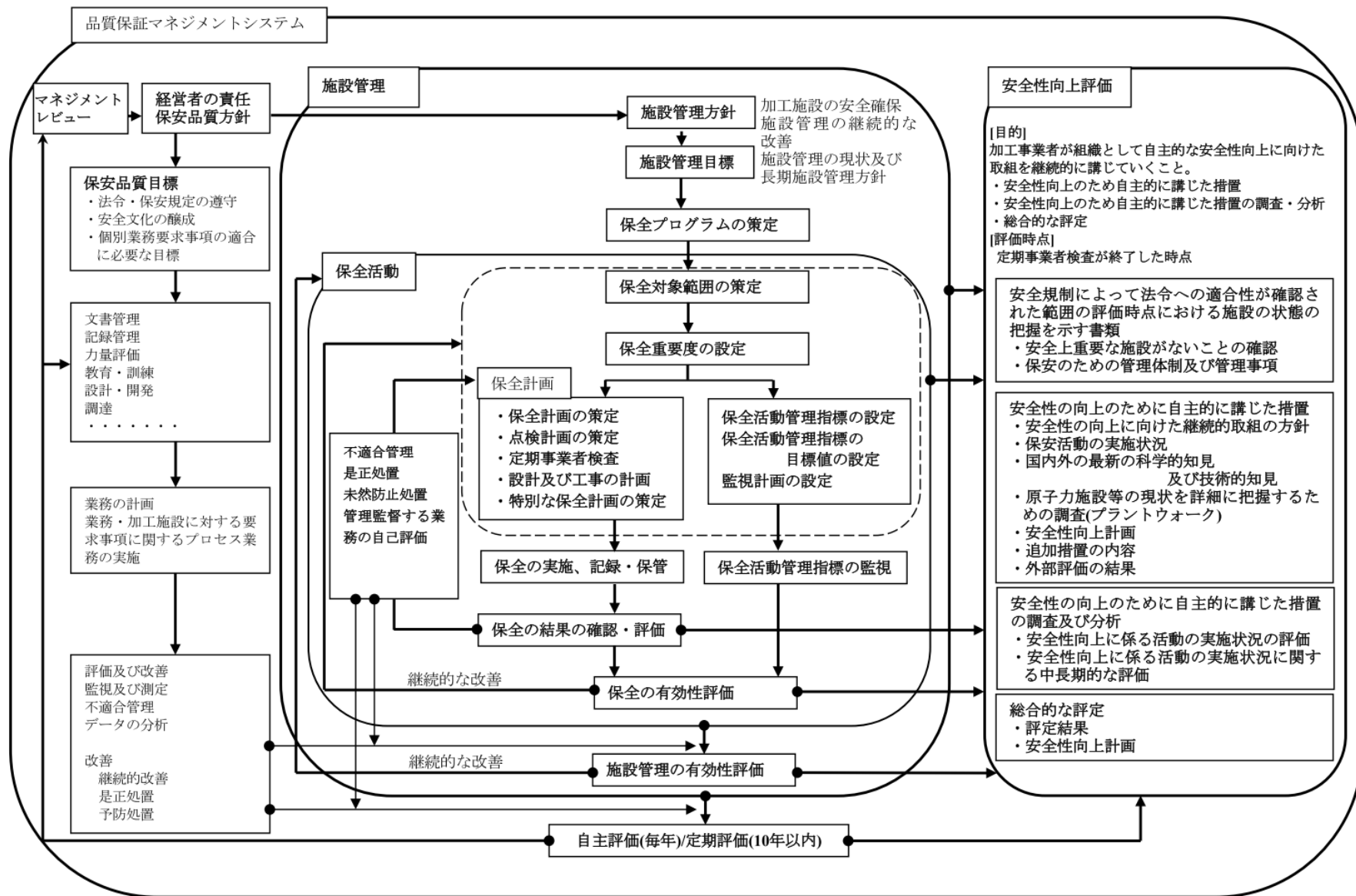
第 4.2.2-1 表 今後実施を計画する追加措置

No.	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期	関連する保安活動
4	保安情報共有会議	不適合事象及び不適合の可能性のある事象、法令報告事象、加工事業者・濃縮事業者からの不適合事象等に関する情報、加工施設に係る各種パトロールの気付き事項及びヒヤリハット・キガカリ情報、防災組織の訓練の反省事項、原子力事業者等の組織外の者からの意見等を社内で共有するとともに安全確保につながる些細な気付きを拾い上げ、低いしきい値で広範囲の情報を収集し、安全への影響度に応じた予防処置を行う。	低いしきい値で広範囲の情報を収集し、安全への影響度に応じた予防処置を行うことにより、重要な問題の未然防止を図ることを目的とする。	2024 年度	安全文化育成
5	Configuration Management System	加工施設の安全機能を有するすべての設備・機器及び建物・構築物を対象に、どのような要求事項（設計要件）があつて、それらに対してどのような設計（施設構成情報）で、現在の物理的な状態（物理的構成）があるのか、経緯が把握できるようにシステムを構築する。	DBA 関連機器などに対し、現状の状態と設工認図書や詳細設計図書と比較でき、経緯を把握することは、保全活動を適切に実施していく上で必要である。	2023 年～	施設管理

第 4.2.2-1 表 今後実施を計画する追加措置

No.	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期	関連する保安活動
6	保安規定の改訂	<p>2023 年 8 月 19 日時点での保安規定の記載内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・組立工場の台車等の移動範囲変更による記載の適正化 ・定期評価項目の削除に伴う安全性向上評価への修正 ・保安管理組織の改編 <p>以上の項目につき、修正・適正化することから保安規定の改訂版を 2024 年 2 月に提出する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・組立工場の台車等の移動範囲変更による記載の適正化 <p>組立工場と成型工場との接続エリアは、作業員による運搬としていたが、補修・解体する燃料棒は重量物であり、作業員への負荷が大きい。作業員の安全性向上の観点から、台車による運搬に変更する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・定期評価項目の削除に伴う安全性向上評価への修正 <p>平成 25 年に核燃料物質の加工の事業に関する規則が改正され、第 7 条の 8 の 2 (加工施設の定期的な評価) 第 1 項が削除されたことから、関連する保安規定条文を変更する。また、安全性向上評価に変更する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保安管理組織の改編 <p>設備技術課の業務所管であった施設・設備の保全・更新対応等の業務を効果的かつ効率的に行えるよう、生産管理部に「施設技術課」と「生産技術課」を設け、業務分掌を変更する。</p>	2024 年 2 月	<p>保安活動</p> <p>運転管理</p>

No.14 該当箇所



第 4. 1. 2-1 図 安全性向上評価の作業概念

2.5 外部評価の結果

外部の有識者又は組織による評価を受けた場合には、その実施目的及び内容を記載するとともに、評価を踏まえて実施した対応について記載する。

2.5.1 外部組織による評価

当社の原子力事業について客観的な評価や外部の知見等の活用の観点で、(一社)原子力安全推進協会(JANSI)及び日本原子力技術協会(原技協)といった原子力安全に係る外部専門組織等の知見を活用しつつ、継続的に安全性向上に取り組んでいる。

なお、ピアレビューは、世界原子力発電事業者協会(WANO)のピアレビュー手法等を参考に、専門家により構成したチームにより、レビュー対象とする加工施設の原子力安全に関する取り組みを、現場観察及び書類審査、面談などの意見交換を通して専門的立場からレビューし、課題や良好事例を抽出することによって、自主的な安全推進活動の向上に寄与するものである。

2.5.2 JANSI 及び原技協によるピアレビューの評価

(1) ピアレビュー実施時期

第一回ピアレビュー

実施期間 : 2000年4月18日～21日

第二回ピアレビュー

実施期間 : 2005年1月12日～14日

第三回ピアレビュー

実施期間 : 2008年6月25日～27日

第四回ピアレビュー

実施期間 : 2012年8月7日～9日

第五回ピアレビュー

実施期間 : 2018年1月30日～2月1日

第六回ピアレビュー

実施期間 : 2022年7月11日～13日

(6) 第五回ピアレビューの実施内容と評価

(一社) 原子力安全推進協会 (JANSI) ピアレビュー計画部により実施された。評価の具体的内容については、外部組織との取り決めにより非開示情報の扱いとしている。

(7) 第六回ピアレビューの実施内容と評価

(一社) 原子力安全推進協会 (JANSI) ピアレビュー計画部により実施された。評価の具体的内容については、外部組織との取り決めにより非開示情報の扱いとしている。

2.5.3 外部組織による評価を踏まえた対応等

(一社) 原子力安全推進協会 (JANSI) 及び日本原子力技術協会 (原技協) によるピアレビューの評価結果については、保安活動への反映を通じて、改善を図り、加工施設の安全性向上に資することとしている。

No.15 該当部分

2.5.4 今後の取り組み

核燃料物質の加工事業という特殊性から、三菱原子燃料株式会社は同業他者および他業界の事業活動を学ぶ機会が少ない。現場観察、インタビュー、書類調査によるピアレビューを通して、安全文化の向上に繋がるアドバイスや改善項目に対応することで、安全性を維持及び向上を図っていく。

前項までに述べた外部組織 ((一社) 原子力安全推進協会 (JANSI))による評価活動は、今後も引き続き取り組んでいく。

また、次回の外部組織による評価の対象として、安全性向上評価も対象に加える。

さらに、業者間でのピアレビューのシステムを、新金属協会を通じて構築することを検討する。

3. 安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査及び分析

原子炉等規制法第 22 条の 7 の 2 第 2 項第 1 号及び第 2 号(加工施設の安全性の向上のための評価)及び加工規則第 9 条の 3 の 5 第 1 号ハ及び第 2 号(評価に係る調査及び分析並びに評定の方法)の規程に基づき実施する自主的に講じた措置に係る調査及び分析について長所及び短所を明らかにした上で説明することが要求されている。調査、分析及び評価に際しては、「安全性向上評価の内容及び届出書記載事項」及び「安全性の向上のために自主的に講じた措置」の内容を踏まえるものとし、以下の手法を適用する。

調査、分析及び評価に当たっては、原子炉等規制法第 22 条の 7 の 2 の規定を踏まえた上で、IAEA 安全ガイド(「Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants」(No. SSG-25))又はこれと同等の規格である「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針： 2015」を参照する。

3.1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

以下の内容について評価した。

3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価

「評価時期」に示した定期事業者検査の終了した評価の実施時点における最新の文献、調査等から得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価を行う。

前回の評価結果(直近の届出又は事業(変更)許可のいずれか直近のもの)からの見直しの要否及び当該評価を踏まえた防護措置の妥当性についての確認の結果、事業(変更)許可に係る内容の変更の必要が生じた場合には、速やかに事業変更許可等の手続を実施しなければならないことが要求されている。

なお、第 1 回目の評価については、「評価時期」に示した定期事業者検査の終了した評価時点における内部事象及び外部事象に係る評価を記載することから、新規制基準適合性審査に係る加工事業変更許可(原規規発第 1711011 号)を受けた日(2017 年 11 月 1 日)における決定論的安全評価から、評価時点となる定期事業者検査終了日(2023 年 8 月 18 日)までの期間を評価の対象とした。

内的事象は、機器のランダム故障又は人的過誤によって生じるものであり、加工施設の安全機能を有する施設について、機器等の破損、故障、誤動作あるいは運転員の誤操作によって放射性物質を外部に放出する可能性のある事象を想定することから、対象は設計基準事故等が該当する。

外的事象は、内部事象と外部事象に大別され、当該項目を第 3.1.1-1 表に示す。

雪」に適用方針、設計方針を記載しており、「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す規格・基準に新たに反映する知見は積雪に関するものはないことから、設置変更許可の内容を変更する必要はないことを確認した。

(9) 生物学的事象

生物学的事象に関する適用規格及び適用基準を「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す。

「1.7.7.6 自然現象の重畳」に生物学的事象に関する情報を記載しており、「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す規格・基準に新たに反映する知見は生物学的事象に関するものはないことから、設置変更許可の内容を変更する必要はないことを確認した。

(10) 火山の影響

火山の影響に関する適用規格及び適用基準を「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す。「1.7.7.4 火山の影響」に適用方針、設計方針を記載しており、「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す規格・基準に新たに反映する知見は火山の影響に関するものはないことから、設置変更許可の内容を変更する必要はないことを確認した。

3.1.1.3 外部事象に係る評価(人為事象)

No.6 該当部分

(1) 飛来物(航空機落下等)

飛来物(航空機落下等)に関する適用規格及び適用基準を「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す。「1.7.9.1 航空機落下に対する考慮」に適用方針、設計方針を記載しており、「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す規格・基準に新たに反映する項目を確認している。対象となる文献は、NRA技術ノート「航空機落下事故に関するデータ(平成13~令和2年)」NTEN-2023-2001となる。

「3.1.1.4 航空機落下に係る確認」で影響を確認する。

(2) ダムの崩壊

ダムの崩壊に関する適用規格及び適用基準を「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す。「1.7.9.4 その他人為事象に対する考慮」にダムに関する情報を記載しており、「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す規格・基準に新たに反映する知見がないことから、設置変更許可の内容を変更する必要はないことを確認した。

(3) 船舶の衝突

船舶の衝突に関する適用規格及び適用基準を「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す。「1.7.9.4 その他人為事象に対する考慮」に船舶の衝突に関する情報を記載しており、「2.2.2(3) 国内外の基準」に示す規格・基準に新たに反映する知見がないことから、設置変更許可の内容を変更する必要はないことを確認した。

(4) 近隣工場等の火災・爆発、有毒ガス

近隣工場等の火災・爆発、有毒ガスに関する適用規格及び適用基準を「2.2.2(3) 国内外

3.2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」及び、IAEA 安全ガイド「Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants」(No. SSG-25) と同等の規格である日本原子力学会標準「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針:2015」(AESJ-SC-S006:2015)(以下、「PSR+指針」という。)に基づき評価を行うことを検討する。

3.2.1 評価の実施について

安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価を実施するにあたり、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」及び PSR+指針では、安全因子のレビューと総合的な評価を実施し、安全性向上措置を抽出し、その安全性向上計画を実行することによりウラン加工施設の安全性向上を図ることが要求されている。

3.2.1.1 安全因子レビューについて

安全因子として挙げられる以下の 12 項目に対し、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」及び PSR+指針に沿った評価を実施する。

具体的には、安全因子毎の評価を行い、その評価結果を“好ましい所見”と“好ましくない所見”に分類した上で、それぞれに対して安全性向上措置候補の検討を行う。

- ① 施設設計
- ② 構築物、系統及び機器 (SSC) の状態
- ③ 機器の性能認定
- ④ 経年劣化
- ⑤ 決定論的安全解析
- ⑥ 安全実績
- ⑦ 他の施設及び研究結果から得られた知見の活用
- ⑧ 組織、品質マネジメントシステム及び安全文化
- ⑨ 手順
- ⑩ 人的要因
- ⑪ 緊急時計画
- ⑫ 環境への放射線影響

②項の「構築物、系統及び機器 (SSC) の状態」は、PSR+指針において安全上重要な SSC の現状に関して改善点を見出すことが要求されている。ウラン加工施設では、設計基準事故事象が 6 事象挙げられているが、これらの事象に関連する SSC が安全上重要な SSC として取り扱う。

3.2.1.2 総合的な評価について

総合的な評価として、安全因子間の相関関係を分析し、第 3.2.1.1 項で評価した安全因子毎の評価結果及び安全性向上措置候補から実行可能な安全性向上措置を抽出する。

さらに、将来のウラン加工施設運用の安全性を確認するとともに、安全性向上計画を策定する。

3.2.2 評価実施予定について

PSR+指針において、安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価は、ウラン加工施設の運転が開始されてから定期的実施し、時間経過に伴い顕在化するウラン加工施設及び環境の諸変化について、ウラン加工施設の安全性へ及ぼす累積的影響の評価を可能とするため実施間隔が極端に短期にならないよう留意することとされている。安全上重要な問題の発見の遅れや評価の連続性が喪失する可能性を考慮し、10年を超えない期間で実施することが望ましいとされている。

安全因子は、現状での調査も関連しており、12の安全因子のレビュー項目と本届出書にて関連する箇所の関連を第3.2.2-1表に示す。

安全性向上評価において「安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期評価」を実施するにあたり、以下の課題があると考えており、現時点でPSR+指針に沿った総合評価を行うことは難しいと考えている。

評価実施に向けて、以下に示す課題について、解決に取り組んでいく。

(1) 安全因子の傾向把握

安全因子のうち、新規基準の導入後の再稼動に伴って安全因子に係る管理方法などが大きく変化し、中長期的な傾向を把握できる主での実績がないため、安全因子毎の評価が難しいものがある。そのため、中長期の傾向把握するため実績を重ねる必要がある。

(2) 評価手法の習熟

総合的な評価として、安全因子間の相関関係を分析し、安全因子毎の評価結果及び安全性向上措置候補から実行可能な安全性向上措置を抽出するが、ウラン加工施設での活動は、安全因子が複雑に関連し成り立っていることを踏まえて、総合評価の実施に向けて、安全因子間の相関関係の分析や安全因子毎の評価等の総合評価に至る一部分の評価を取り出して試評価を行い、評価手法の習熟に努める。

第 3.2.2-1 表 安全因子と報告書の項目

安全因子	報告書関連項目
① 施設設計	1.1 施設概要 1.2 敷地特性 1.3 構築物、系統及び機器 2.2.1.3 施設管理 2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見
② 構築物、系統及び機器 (SSC) の状態	1.3 構築物、系統及び機器 2.2.1.3 施設管理
③ 機器の性能認定	1.3 構築物、系統及び機器 2.2.1.3 施設管理
④ 経年劣化	2.2.1.3 施設管理
⑤ 決定論的安全解析	1.6 法令への適合性の確認のための安全性評価結果 3.1.2 決定論的安全評価
⑥ 安全実績	2.2 調査等
⑦ 他の施設及び研究成果から得られた知見の活用	2.2.1.1 品質保証活動 2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見
⑧ 組織、品質マネジメントシステム及び安全文化	2.2.1.1 品質保証活動
⑨ 手順	2.2 調査等
⑩ 人的要因	2.2.1.2 運転管理 2.2.1.3 施設管理
⑪ 緊急時計画	1.5.10 非常時の措置 2.2.1.7 事故・故障等発生時の対応及び緊急時の措置
⑫ 環境への放射線影響	2.2.1.5 放射線管理及び環境モニタリング 2.2.1.6 放射性廃棄物管理