

日本語翻訳版

IAEA 安全基準

人と環境を防護するために

核燃料サイクル施設の安全

個別安全要件

No. SSR-4

国際原子力機関

2021年 5月

原子力規制庁 翻訳

本翻訳版発行に当たっての注記事項

A：本翻訳版は非売品である。

B:本翻訳版は、「Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, Specific Safety Requirements No. SSR-4」©International Atomic Energy Agency, (2017)の日本語訳である。

本翻訳版は、原子力規制庁により作成されたものである。本翻訳版に係る IAEA 出版物の正式版は、国際原子力機関 (IAEA) 又はその正規代理人により配布された英語版である。IAEA は、本翻訳版に係る正確性、品質、信頼性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、何らの責任を負うものではない。

C：著作権に関する注意：本翻訳版に含まれる情報の複製又は翻訳の許可に関しては、オーストリア国ウィーン市1400 ウィーン国際センター(私書箱100)を所在地とする IAEA に書面により連絡を要する。

D:本翻訳版は、業務上の必要性に基づき、原子力規制庁が IAEA との合意に基づき発行するものであり、唯一の翻訳版である。

E：原子力規制庁は、本翻訳版の正確性を期するものではあるが、本翻訳版に誤記等があった場合には、正誤表と合わせて改訂版を公開する。また、文法的な厳密さを追求することで難解な訳文となるものは、分かりやすさを優先し、本来の意味を損なうことのない範囲での意識を行っている箇所もある。

なお、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、原子力規制庁は何らの責任を負うものではない。

目次

1. はじめに

背景(1.1-1.4)

目的(1.5-1.7)

範囲(1.8-1.13)

構成(1.14-1.15)

2. 核燃料サイクル施設に対する安全目的、安全概念及び安全原則の適用

全般(2.1)

基本安全目的(2.2-2.4)

基本安全原則(2.5-2.6)

放射線防護(2.7-2.9)

深層防護の概念(2.10-2.14)

等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕(2.15)

3. 核燃料サイクル施設に対する規制上の監督

法律及び規制の基盤

許認可プロセス(3.3-3.4)

要件 1: 許認可文書(3.5-3.12)

検査及び執行(3.13-3.16)

4. 核燃料サイクル施設に対する安全の管理及び検証

安全に対する責任

要件 2: 安全に対する管理の責任(4.1-4.4)

要件 3: 安全方針(4.5-4.7)

マネジメントシステム

要件 4: マネジメントシステム(4.8-4.23)

安全の検証

要件 5: 安全評価及び定期安全レビュー(4.24-4.28)

要件 6: 安全委員会(4.29-4.33)

5. 核燃料サイクル施設に対する立地評価

立地評価(5.1-5.9)

新規施設に対する立地評価(5.10-5.12)

継続的な立地の評価(5.13-5.14)

6. 核燃料サイクル施設の設計

設計及び安全評価

- 要件 7: 主要な安全機能(6.1-6.5)
- 要件 8: 放射線防護(6.6-6.7)
- 要件 9: 全般的な設計上の考慮事項(6.1-6.18)
- 要件 10: 深層防護の概念の適用(6.19-6.27)
- 要件 11: 等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕の使用(6.28-6.30)
- 要件 12: 設計のための実証された工学的的手法(6.31-6.36).
- 要件 13: 安全上重要な機器等の安全分類(6.31-6.36).

設計基準

- 要件 14: 安全上重要な機器等に対する設計基準(6.41-6.42)
- 要件 15: 内的ハザード(6.43-6.48)
- 要件 16: 外的ハザード(6.49-6.54)
- 要件 17: 設計判断基準及び工学的設計規則(6.55-6.57)
- 要件 18: 運転上の制限及び条件の仕様(6.58-6.597)
- 要件 19: 想定起因事象(6.60-6.64)
- 要件 20: 設計基準解析(6.65-6.72)
- 要件 21: 設計拡張状態(6.73-6.76)
- 要件 22: 火災及び爆発の解析(6.77-6.79)
- 設計に対する特定要件(6.80-6.90)
- 要件 23: 多重性、多様性及び独立性(6.91-6.93)
- 要件 24: 放射性廃棄物管理に対する設計方策(6.94-6.99)
- 要件 25: 大気状及び液体状の放射性物質の排出の管理に対する設計(6.100-6.104)
- 要件 26: 安全上重要な機器等の保守、定期的な試験及び検査に対する設計(6.105-6.106)
- 要件 27: 人間工学(6.107-6.110)
- 要件 28: 放射性物質及びその他の危険性を有する物質の輸送の管理(6.111-6.112)

核燃料サイクル施設の存続期間にわたる方策

- 要件 29: 建設に対する設計上の方策(6.113)
- 要件 30: 安全上重要な機器等の認証(6.114-6.115)
- 要件 31: 試運転に対する設計上の方策(6.116)
- 要件 32: 経年変化の管理に対する設計上の考慮(6.117-6.118)
- 要件 33: 廃止措置に対する設計上の方策(6.119)

放射線防護

- 要件 34: 内部放射線被ばくの防護に対する設計(6.120-6.122)
- 要件 35: 封じ込め的手段(6.123-6.128)
- 要件 36: 外部放射線被ばくに対する防護に対する設計(6.129-6.134).
- 要件 37: 放射線監視系(6.135-6.137)
- 要件 38: 臨界安全に対する設計(6.138-6.156)

要件 39:熱除去に対する方策の設計(6.157-6.159)

放射線以外のハザードに対する防護に関する設計要件

要件 40:物質間の危険性を有する反応を防止し、制御するための設計対策(6.160-6.161)

要件 41:火災を防止し管理するための及び爆発を防止するための設計対策(6.162-6.167)

要件 42:有毒化学物質からの防護に対する設計(6.168)

計装制御系

要件 43:計装制御系の設計(6.169-6.177)

要件 44:計装制御系の信頼性及び試験可能性(6.178)

要件 45:安全上重要な系統における計算機を基にした設備の設計及び開発(6.179)

要件 46:制御室及び制御盤の設計(6.180)

緊急事態体制

要件 47:緊急事態の準備と対応に対する設計(6.181-6.183)

要件 48:緊急時対応施設の方策(6.184-6.186)

要件 49:非常用電源供給の方策(6.187-6.189)

その他の設計考慮事項

要件 50:圧縮空気系の方策(6.190-6.191)

要件 51:核分裂性物質及びその他の放射性物質の取扱い及び貯蔵に対する設計(6.192-6.198)

要件 52:プロセス化学の監視及び分析に対する設計(6.199)

7.建設

要件 53:建設計画(7.1-7.7)

8.試運転

要件 54:試運転実施計画(8.1-8.27)

9.運転

組織(9.1-9.8)

要件 55:事業者の構成及び任務(9.9-9.12)

要件 56:運転要員(9.13-9.26)

運転上の安全の管理

要件 57:運転上の制限及び条件(9.27-9.37)

要件 58:要員の訓練、再訓練及び資格認定(9.38-9.50)

要件 59:安全関連活動の遂行(9.51-9.52)

要件 60:経年変化管理(9.53-9.55)

要件 61:改造の運用上の管理(9.56-9.61)

要件 62:記録及び報告(9.62-9.65)

施設の運転

要件 63: 運転手順書(9.66-9.70)

要件 64: 運転上の管理維持及び資材の状態(9.71-9.73)

保守、定期的試験及び検査

要件 65: 保守、定期的試験及び検査(9.74-9.82)

臨界安全

要件 66: 運転における臨界管理(9.83-9.89)

放射線防護プログラム並びに放射性の廃棄物及び排出物の管理

要件 67: 放射線防護プログラム(9.90-9.101)

要件 68: 放射性廃棄物及び排出物の管理(9.102-9.108)

運転上の安全計画

要件 69: 火災及び爆発に対する防護(9.109-9.115)

要件 70: 産業安全及び化学安全の管理(9.116-9.117)

要件 71: 運転時のアクシデントマネジメント計画(9.118-9.119)

要件 72: 緊急事態の準備(9.120-9.132)

要件 73: 運転経験の反映 (9.133-9.137)

10. 廃止措置に対する準備

要件 74. 廃止措置計画(10.1-10.13)

11. 安全とセキュリティ間の取り合い

要件 75: 安全、核セキュリティ及び核物質の計量・管理に係る加盟国の体制間の取り合い
(11.1-11.4)

付属書 核燃料サイクル施設に対する選定された想定起因事象

参考資料

添付資料: 核燃料サイクル施設に対するリスク判断基準

定義

草案作成及び査読関係者

1. はじめに

背景

1.1. 本安全要件刊行物は、核燃料サイクル施設の存続期間中の全ての段階における安全の全ての重要分野に対する要件を定めており、これには、設計及び運転[操業]並びに施設が建設された目的を達成するために実施される全ての活動を含んでいる。これらの活動には、放射性物質の施設への放射性物質の搬入から施設からの搬出までの処理全般とともに、保守、供用期間中検査及びその他の付随する活動を含む。本刊行物は、2008年に発行され、2014年に追加の付属書と共に改訂され、再発行された、安全要件刊行物「核燃料サイクル施設の安全」(IAEA 安全基準シリーズ No. NS-R-5)¹に取って代わるものである。

1.2. 原子力安全に対する要件は、原子力施設から生じる電離放射線の有害な影響からの作業員、公衆及び環境の防護に対して、合理的に達成することができる最高水準の安全を確かなものとするを意図している[1]。技術及び科学的な知識は進歩することが認識されており、また、原子力安全及び放射線リスクに対する防護の妥当性は、現状の知識の視点で考慮される必要があることが認識されている。本安全要件刊行物は、現在の国際的な合意及び旧版を使用したことによる IAEA 加盟国の経験を反映したものである。

1.3. 本刊行物において、核燃料サイクル施設とは、原子力発電所、研究用原子炉及び臨界集合体実験装置以外の原子炉等施設であって、核物質及び放射性物質が、要員、公衆及び環境に対して潜在的なハザードをもたらす量又は濃度で処理され、取り扱われ、貯蔵され処分のための準備が行われる原子炉等施設である。核燃料サイクル施設には、次を行う施設を含む。

- (a) ウラン鉱石及びトリウム鉱石の採鉱及び処理
- (b) ウランの転換及び濃縮
- (c) 全ての種類の核燃料の再転換及び加工
- (d) 照射前及び照射後の核分裂性物質と親物質の中間貯蔵
- (e) 発電、研究及びその他の目的のための原子力エネルギーの生産
- (f) 熱中性子炉及び高速炉からの使用済核燃料及び増殖材の再処理
- (g) 付随的な廃棄物の梱包物作成操作、放出物の処理、並びに後の処分のために廃棄物の再取り出しを可能とする中間貯蔵施設
- (h) 照射済みのトリウム及びウランからの放射性核種の分離
- (i) 関連する研究開発

原子力発電所、研究用原子炉及び臨界集合体実験装置、天然鉱石の採鉱と処理のための施設並びに廃棄物処分施設に対する要件は、他の IAEA 安全基準において定められてお

¹ 国際原子力機関、IAEA 安全基準シリーズ No. NS-R-5 (Rev. 1) 「核燃料サイクル施設の安全」、IAEA、ウィーン(2014年)。

り、従って、本刊行物では取り上げられていない。

1.4. 核燃料サイクル施設は、多くの多様な技術及びプロセスを採用している。放射性物質は、相互に連結された一連の設備群を通して処理されることが多く、その結果、施設全体にわたって見出すことができる。また、単一の施設内においても処理される物質の物理的形態及び化学的形態が変化する場合もある。プロセスによっては、危険性を有する化学物質及び気体を使用しているものがあり、それらは有毒性、腐食性、可燃性又は反応性である場合があり、その結果、原子力安全に対する要件に加えて特定の要件の必要性を生じる場合がある。例えば、多くの核燃料サイクル施設で使用される反応性の高い化学薬品は発熱反応を引き起こすことができ、過熱、火災又は爆発などの影響を防止するために制御される必要がある場合がある。核燃料サイクル施設に特有のさらなる特徴は、運転モード、設備及びプロセスにおける頻繁な変更によって特徴付けられることが多いことである。核燃料サイクル施設の運転は、一般に、原子炉の運転より運転員による多くの介入を要求し、これにより、要員に対して特定のハザードをもたらす場合がある。一方、多くの核燃料サイクル施設では、公衆への全体的なハザードは低い。核燃料サイクル施設に付随するプロセスの性質と多様性は、安全解析において考慮される必要がある多種多様な危険性を有する状態及び潜在的な事故をもたらす。施設及びハザードが広範であるとの観点で、本刊行物で定められた要件は、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕が記されている場合は、それを使用して適用されることになる〔1〕。

目的

1.5. 本刊行物の目的は、安全を確実なものとするために満足されなければならない、立地評価、設計、建設、試運転、運転及び廃止措置のための準備に対する要件を定めることにより、核燃料サイクル施設の存続期間における全ての段階に対する安全のための基礎及び安全評価のための基礎を確立することである。

1.6. 本刊行物は、核燃料サイクル施設の設計、製造、建設、改造、保守、運転及び廃止措置に関与する組織、安全解析、検証及び審議に関与する組織、並びに技術支援の提供に関与する組織による使用を意図しており、また、同様に規制機関による使用を意図している。設計及び試運転を含む運転に対する安全要件を特に強調している。

1.7. 本刊行物はまた、核燃料サイクル施設に対する規制上の監督、安全の管理及び立地評価に関係する側面に関連する他の IAEA 安全要件刊行物を参照している。本刊行物は、これらの関係する IAEA 安全要件刊行物、並びに特定の種類の施設及び特定の活動に対してこれらの要件を満たすことに関する推奨事項を提供する IAEA 安全指針と合わせて使用されることが意図されている。

範囲

1.8. 本安全要件刊行物は、全ての種類及び規模の核燃料サイクル施設に適用し、それには、処理全般、製錬、転換、濃縮及び燃料成型加工のための施設、使用済核燃料の貯蔵及び使用済核燃料の再処理のための施設、核燃料サイクル研究開発施設、並びに放射性物質が取り扱われる支援的な付帯設備を含む。本刊行物の範囲は、ウランの製錬・転換から、処分前の放射性廃棄物の貯蔵にまで及ぶ。天然鉱石の採鉱及び鉱石処理のための施設、原子力発電所、研究用原子炉、臨界集合体実験装置並びに廃棄物処分施設は、本刊行物の範囲外である。これらの要件の対象とされる放射性物質の種類には、熱中性子炉及び高

速炉において核分裂性燃料又は燃料親物質として使用される核物質を含む。そのような物質には、処理されたウランに加えて、プルトニウム、MOX (混合された酸化ウラン UO_2 と酸化プルトニウム PuO_2) 燃料、トリウム増殖材及びその他の種類の実験燃料を含む。廃棄物の処分前管理並びに放射性物質及び付随する危険性を有する化学物質を含む排出物の管理に関する施設特定要件も含まれる。核物質から化学分離により同位体を生成する施設のプロセス及びハザードは、核燃料の処理及び再処理のための施設のプロセス及びハザードと同様である。臨界安全及び封じ込めに関係する本刊行物の要件はまた、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従ってこれらのプロセスに適用することができる。

1.9. 本刊行物に定められる安全要件は、新規の核燃料サイクル施設に対して適用されることになり、また、実行可能な範囲で既設の核燃料サイクル施設にも適用されることになる。

1.10. 対象とされる施設及び運転の広範な多様性の視点から、本刊行物に定められる要件は、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って、各施設に対する潜在的なハザードに相応する形で適用されることになる。要件の適用が等級付けされる各々の状況は、所与の施設及び実行される活動により提示されるハザードの性質及び可能性の大きさを考慮に入れて特定されなければならない(第2章参照)。

1.11. 本刊行物は次のものを扱わない。

(a) 他の IAEA 安全要件刊行物 (例えば、参考文献[2-6]) で個別に対象とされている要件。ただし、これら他のいくつかの要件の適用に等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕を要求する場合を除く。

(b) 核セキュリティ(第11章に定められている原子力安全と核セキュリティとの間の取り合いについての要件以外) 又は加盟国の核物質の計量及び管理体制に関する事項

(c) いかなる状況下においても、核燃料サイクル施設の原子力安全と干渉する可能性がない通常の産業安全事項 (例えば、ディーゼル発電機燃料の輸送時のディーゼル燃料の流出は、これが施設の原子力安全に影響を及ぼす可能性がないのであれば扱われない。しかし、 UF_6 の漏れや加水分解による HF の放出は扱われる。)

1.12. 放射性物質を巻き込むある特定の核燃料サイクル施設又は活動が、1.8 項に示されている範囲又は説明に厳密には合致しない場合でも、本刊行物に定められた安全要件は、特定の要件を定める基礎として適用される。

1.13. 本刊行物における用語は、特に明記されない限り、「IAEA 安全用語集」[7]で定義され、説明されるように理解されるべきである(「定義」を参照)。

構成

1.14. 本刊行物の第2章は、IAEA 安全基準シリーズ No. SF-1 「基本安全原則」[1]を参考としており、核燃料サイクル施設の放射線安全及び原子力安全の側面に重点をおき、原子炉等施設の安全に対する全般的な安全目的、安全概念及び安全原則を紹介している。第3章は、IAEA 安全基準シリーズ No. GSR Part 1 (Rev. 1) 「政府、法律及び規制の安全に対する枠組み」[3]を参考としており、核燃料サイクル施設に関連する範囲の、法律及び規制の基盤に関する全般的な要件を定めている。第4章は、マネジメント及び安全の検証に関する要件を定めている。この章は、IAEA 安全基準シリーズ No. GSR Part 2 「安全のためのリーダーシップとマネジメント」[4]に基づいている。第5章は、新規及び既設の核燃料サイクル施設の

立地評価に対する要件を定めている。この章は、IAEA 安全基準シリーズ No. NS-R-3 (Rev. 1)「原子炉等施設の立地評価」[5]に基づいている。第 6 章は、全ての種類の核燃料サイクル施設の安全設計に対する安全評価の要件を定めている。これは、新規の施設に適用され、また、既設の施設の安全を再評価する際にも適用することができる。第 7 章は、核燃料サイクル施設の建設に対する要件を定めている。第 8 章は、試運転プロセスに対する要件を定めている。それは、放射性物質を伴わない試運転から放射性物質を伴う試運転までの段階的な移行に対する要件を定めており、このときには、運転に対する要件が初めて適用される。第 7 章と第 8 章はまた、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って既設の施設の改造にも適用することができる。

1.15. 第 9 章は、保守、利用及び改造を含む核燃料サイクル施設の安全な運転に対する要件を定めている。これはまた、核燃料サイクル施設に対する記録及び報告に対する要件も対象範囲としており、施設の存続期間における他の段階でも適用可能である。第 10 章は、IAEA 安全基準シリーズ No. GSR Part 6「施設の廃止措置」[8]に基づき、核燃料サイクル施設の安全な廃止措置の準備に対する要件を定めており、第 11 章は、安全とセキュリティとの間の取り合いに対する要件を定めている。附属書は、核燃料サイクル施設に対する安全解析において考慮されるべき想定起因事象のリストを提供している。添付資料では、安全に対するリスクの判断基準の設定についての情報を示している。

2. 核燃料サイクル施設に対する安全目的、安全概念及び安全原則の適用

全般

2.1. SF-1[1]は、基本安全目的及び 10 項目の安全原則を定め、作業員、公衆及び環境を電離放射線の有害な影響から防護するための要件及び対策に対する根拠並びに放射線リスクを生じる施設と活動の安全に対する根拠を提供している。未臨界の制御の喪失もしくは放射性物質の封じ込めの喪失又は人の放射線被ばくにつながる可能性がある事象の可能性を制限することは、核燃料サイクル施設の化学的ハザード及びその他の放射線以外のハザードに対する管理をも要求している。

基本安全目的

2.2. 基本安全目的は、人と環境を電離放射線の有害な影響から防護することである。SF-1[1]の 2.1 項は、以下を述べている。

『人(個人及び集団)及び環境を防護する本基本安全目的は、放射線リスクを生じる施設の運転又は活動の実施を過度に制限することなく達成されなければならない。合理的に達成できる安全の最高水準が達成されるように施設が運転され活動が実施されることを確実にするために、次の手段が講じられなければならない。

- (a) 人の放射線被ばく及び環境への放射性物質の放出を管理すること。
- (b) 原子炉の炉心、核連鎖反応、放射性線源またはその他の全ての放射線源に関する制御の喪失に至ると思われる事象の可能性を制限すること。
- (c) そのような事象が発生した場合、その影響を緩和すること。』

2.3. SF-1[1]の 2.2 項は、以下を述べている。

『基本安全目的は、全ての施設と活動に適用され、また、計画立案、立地、設計、製造、建設、試運転及び運転、さらには廃止措置と閉鎖を含む、施設または線源の存続期間全ての段階に適用される。これには付随する放射性物質の輸送及び放射性廃棄物の管理が含まれる。』

この目的は、施設の全ての状態²に適用される。本刊行物においては、「製造」は施設の安全にとって重要な機器の製造を表しており、また、「輸送」は敷地(サイト)内での輸送を含む。敷地外の輸送に対する IAEA 安全要件は、IAEA 安全基準シリーズ No. SSR-6「放射性物質安全輸送規則」[9]に定められている。廃棄物処分場の閉鎖に対する要件は、IAEA 安全基準シリーズ No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」[10]に定められている。

2.4. 核燃料サイクル施設の関連では、作業員、公衆及び環境へのリスクを最小にするため、施設での放射性物質に付随した非放射線ハザードもまた管理される必要がある。化学的ハザード及び施設において使用される有毒な化学物質に起因する事象は基本安全目的の達成に重大な関係をもつ。施設の設計、試運転及び運転においては、放射性物質に付随した産業上のハザードが考慮される必要がある。核燃料サイクル施設での活動はまた、安全な原子力の運転、敷地にいる要員及び環境に対し追加のハザードをもたらす産業プロセスを含む場合がある。また、これらが施設の原子力安全に干渉し得る場合、純粋に産業上のハザードが考慮される必要がある。

基本安全原則

2.5. SF-1[1]の 2.3 項は、以下を述べている。

『安全原則 10 項目が制定され、それらに基づいて基本安全目的を達成するために、安全要件が策定され、安全対策が講じられる。これらの安全原則は、全体として適用できる一式を構成している。実際には特定の状況に応じてそれぞれの原則の重要性に大小があるとはいえ、全ての関連する原則の適切な適用が必要である。』

2.6. 本刊行物に提示された要件は、人と環境を防護する基本安全目的及び関係する安全原則[1]から導かれている。

原則 1:安全に対する責任

安全に対する一義的な責任は、放射線リスクを生じる施設と活動に責任を負う個人または組織³が負わなければならない。

原則 2:政府の役割

独立した規制機関を含む安全に対する効果的な法令上及び行政上の枠組みが定められ、維持されなければならない。

原則 3:安全のためのリーダーシップとマネジメント

放射線リスクに関係する組織並びに放射線リスクを生じる施設と活動では、安全に対する効果的なリーダーシップとマネジメントが確立され、維持されなければならない。

原則 4:施設と活動の正当化

放射線リスクを生じる施設と活動は、正味の便益をもたらすものでなければならない。

原則 5:防護の最適化

² 定義を参照。

³ 核燃料サイクル施設については、これは事業者である。

合理的に達成できる最高レベルの安全を実現するよう防護を最適化しなければならない。

原則 6: 個人のリスクの制限

放射線リスクを制御するための対策は、いかなる個人も許容できない害のリスクを負わないことを保証しなければならない。

原則 7: 現在及び将来の世代の防護

現在及び将来の人と環境を放射線リスクから防護しなければならない。

原則 8: 事故の防止

原子力または放射線の事故を防止及び緩和するために実行可能な全ての努力を行わなければならない。

原則 9: 緊急事態の準備と対応

原子力または放射線の異常事象に対する緊急事態の準備と対応のための取決めを行わなければならない。

原則 10: 現存又は規制されていない放射線リスクの低減のための防護措置

現存又は規制されていない放射線リスクの低減のための防護措置は、正当化され、最適化されなければならない。

これらの原則から導出される要件は、作業員及び敷地にいる要員、公衆並びに環境に対する放射線リスクを最小にするために、また、管理するために適用されなければならない。

放射線防護

2.7. 安全原則を満足するためには、核燃料サイクル施設の全ての運転状態(通常運転及び予期される運転時の事象(運転時の異常な過渡変化))に対して、施設内での放射線被ばくによる線量又は放射性排出物による被ばく線量を運転上の制限値内及び線量限度未満に並びに合理的に達成可能な限り低く保持されることを確実なものとするのが要求される(防護及び安全は最適化されることが要求される[2])。

2.8. 安全原則を適用するために、核燃料サイクル施設は、全ての放射線線源及び全ての核物質を、厳格な技術的管理及び運営上の管理の下に保持するように設計され、運転されることが要求される(要件 57 を参照)。しかし、これらの原則は、制限された被ばく又は運転状態にある施設から環境への許可された量の放射性物質の放出を排除するものではない。そのような被ばく及び放射能放出は、放射線防護要件とともに規制上及び運転上の制限値を遵守して、厳格に管理され、測定又は推定され、記録され、かつ、合理的に達成可能な限り低く保持されていることが要求される。

2.9. 全ての運転状態における放射線被ばくを合理的に達成可能な限り低い水準に制限するために、また、放射線源に対する通常管理の喪失に至る可能性のある事象の発生見込みを最小にするために対策が講じられるが、(非常に低くはあるが)事故が起きる可能性は残ることになる。従って、発生するいかなる事故の影響も緩和されることを確実なものとするため、緊急事態の取決めが整備されていることが要求される。そのような対策及び取決めには、工学的安全施設、予期される運転時の事象[運転時の異常な過渡変化]に対する安全上の仕組み⁴、事業者により定められた所内の緊急事態の取決め、及び、必要な場合は IAEA 安全

⁴ 要件 21 及び定義を参照。

基準シリーズ No. GSR Part 7「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」[6]に従って適切な当局により定められた所外の緊急事態の取決めを含む。

深層防護の概念

2.10. 核燃料サイクル施設での事故を防止し、事故が発生した場合、事故の影響を緩和する主要な手段は、深層防護の概念の適用である(SF-1[1]、原則 8)。この概念は、全ての運転状態において、組織上の、行動上の又は設計上の関連であるかどうかを問わず、化学的ハザードを伴う活動を含め安全関連の全ての活動に適用される。このことは、これらの層の内のいずれか1つの層に故障が発生すれば、それは検知され、また、他の層での対策を上手く適用することにより補償されるか又は是正されるように、安全に関連する全ての活動が、独立した防護層(又は障壁)の対象となっていることを確実なものとするためである。

2.11. 設計及び運転全体にわたる深層防護の概念の適用は、施設内の設備故障又は人的行動からもたらされるものを含む、過渡事象、予期される運転時の事象及び事故、並びに外的ハザードにより誘発される事象に対する防護を提供することである。

2.12. SF-1[1]の 3.31 項は、以下を述べている。

『深層防護は、それらが機能し損なったときにはじめて、人あるいは環境に対する有害な影響が引き起こされ得るような、多数の連続しかつ独立した防護レベルの組み合わせによって主に実現される。ひとつの防護のレベルあるいは障壁が万一機能し損なっても、次のレベルあるいは障壁が機能する。…異なる防護レベルの独立した有効性が、深層防護の不可欠な要素である。』

等級別扱い[グレーデッドアプローチ]は、核燃料サイクル施設における深層防護の概念に適用される。次の5つの防護階層がある。

- (1) 第1の防護階層の目的は、通常運転からの逸脱を防止すること及び安全上重要な機器等の故障を防止することである。これは、マネジメントシステム及び適切かつ実証された工学的手法に従って、施設が、健全にかつ保守的に立地、設計、建設、保守、運転及び改造されるという要件につながる。これらの要件を満たすために、適切な設計規格と材料の選定、機器の製造と施設の建設における品質管理、さらにその試運転に注意深い配慮が行われる。プロセスの選択を含め、内的ハザードの可能性を低減する設計上の選択は、この防護階層での事故の防止に寄与する。設計、製造、建設並びに供用期間中検査、保守及び試験に係わるプロセスと手順への注意、このような活動のための立入りの容易さへの注意、並びに施設の運転の方法及び運転経験の利用方法への注意も払われる。このプロセスは、施設の運転及び保守に対する要件と、運転行為及び保守行為に対する品質管理に対する要件を決定する詳細な分析により支えられる。
- (2) 第2の防護階層の目的は、施設での予期される運転時の事象が事故状態⁵に拡大することを防止するために、運転状態からの逸脱を検知し管理することである。これは、想定起因事象が、それらを防止するための処置が取られているにもかかわらず、核燃料サイクル施設の運転寿命中に発生する可能性があるという事実の認識に立っている。この第2の防護階層では、そのような起因事象を防止するか、そうでなければその影響を最小にして、その施設を安全な状態に戻すために、設計で特定の系統と仕組みを備えるこ

⁵ 定義を参照のこと。

と、それらの有効性を安全解析により確認すること、さらに運転手順を確立することを必要とする。

- (3) 第3の防護階層では、可能性は極めて低い、特定の予期される運転時の事象又は想定起因事象の拡大が、前段の階層で制御されない場合があること、また、事故が発生する可能性があることが想定される。施設の設計では、そうした事故が発生するものと仮定する。これにより、固有の及び／又は工学的な安全の仕組み、フェールセーフ設計並びに手順が、そのような事故の影響を制御するために備えられるという要件に行き着く。このような工学的な安全の仕組みは、施設の大規模な損傷又は所外への著しい放出を防止すること及び施設を安全な状態に戻すことができ、また、放射性物質の封じ込めのための少なくとも1つの物理的障壁を維持することができることになる。この障壁は、「静的な」障壁と、相補的な『動的な』障壁（例えば、換気系）の組合せにより提供される場合があり、これは、一緒になって放射性物質の効果的な封じ込めを提供する。この階層の最も重要な目的は、放射性物質と付随する危険性を有する物質の放出又は所外の防護措置を要求する放射線レベルを防止することである。
- (4) 第4の防護階層の目的は、深層防護の第3の防護階層が失敗した結果の事故の影響を緩和することである。この階層の最も重要な目的は、封じ込め機能が維持されることを確実にすることであり、これにより、放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低く保持されることを確実なものとするすることである。
- (5) 第5の防護階層の目的は、事故によりもたらされる可能性のある放出の放射線影響及び付随する化学的影響又は放射線レベルを緩和することである。これは、十分な設備を備えた緊急時対応施設の準備並びに所内及び所外の緊急時対応のための緊急時計画及び緊急時手順の準備を要求する。

2.13. 深層防護の概念の適用の際には、放射性物質に付随した化学的ハザード（即ち、放射性物質の化学的性質から生じる危険な特性あるいは施設での活動の結果として生じる危険な特性）が、全ての防護階層各々で考慮に入れられる必要がある。また、同一敷地内にある複数施設の潜在的な相互作用又は多重事故が、該当する場合には第4と第5の防護階層で考慮される必要がある。

2.14. SF-1[1]に述べられた目的及び原則を履行するために従うべき安全哲学は、深層防護の概念に及び核燃料サイクル施設の存続期間全体にわたるマネジメント及び安全の検証に関する対策の採用に依存する。多くの核燃料サイクル施設は、施設全体にわたって放射性物質の安全を維持し、管理するために、自動制御に加え運転員の措置に依存している。安全哲学は、人的、技術的及び組織的な側面の間の相互作用を考慮に入れて、自らの作業を安全に実施する際に、組織が個人及びグループを支援する手段を扱っている。従って、個人による安全事項の認識及び安全への個人の責任ある係わり、並びに該当する場合には安全の効果的なリーダーシップ及びマネジメントが深層防護の概念の適切な適用に必須である。

等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕

2.15. 核燃料サイクル施設には多様な性質及び種類のものがある。これらの設計及び運転特性は著しく異なる場合があり、また、様々な異なったハザードをもたらす場合がある。あるハザードが存在しないか又は非常に小さいことが実証された場合、より高いハザードを有する施設に要求される一部の仕組み又は手順の適用は、それほど関連しないか重要ではない場合がある。核燃料サイクル施設は、発電用原子炉よりも広範なハザードをもたらすため、本刊行

物のある特定された要件の適用においては等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕が使用できる(要件 11 を参照)。

3. 核燃料サイクル施設に対する規制上の監督

法律及び規制の基盤

3.1. SF-1[1]によれば、政府は、安全に対する一義的責任を事業者に課す法律の採択に責任を負い、また、許認可及び検査の体制⁶、原子力の活動の規制管理並びに法律、規則及び許認可の条件に係る行政執行に責任を負う規制機関の設置に責任を負う。これらの原則は、SF-1[1]の第 3 章(原則 1 及び原則 2)に定められている。

3.2. これらの原則を果たす全般的要件は、GSR Part 1 (Rev. 1) [3]に定められており、これは、規制機関を設置することに関する、また、平和目的のために利用される既設及び新規の施設と活動の実効的な規制管理を確実なものとするために必要な措置を講じることに関する、政府及び法律の枠組みに必要不可欠な側面を対象としている。また、世界的安全体制における連携、(放射線防護を含む)安全、緊急事態に対する準備と対応、並びに核セキュリティ⁷(GSR Part 1 (Rev. 1) [3]及び参考文献[11]を参照)との取り合い及び核物質の計量・管理に係る加盟国の体制との取り合いのために必要な支援役務を提供することに関する連携のような、その他の責任及び任務も対象とされている。これらの全般的な要件は、立地評価、設計、建設、試運転、運転、改造及び廃止措置の準備時の、核燃料サイクル施設の安全に関する全般的な法律及び政府の基盤に適用される。これらの要件の適用においては、施設の潜在的なハザードに相応する等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕が使用されなければならない(2.15 項を参照)。

許認可プロセス

3.3. 施設の存続期間の様々な段階に対して、様々な種類の許認可が要求される[3]。許認可プロセスは加盟国間で異なる場合があるが、核燃料サイクル施設の存続期間中の段階には、通常、次の段階を含む。

- (1) 立地評価
- (2) 設計
- (3) 建設
- (4) 試運転
- (5) 運転⁸(利用と改造を含む)
- (6) 運転停止
- (7) 廃止措置

⁶ GSR Part 1 (Rev. 1) [3]の要件 23、27 及び 28 を参照のこと。

⁷ IAEA は、IAEA 核セキュリティ・シリーズの刊行物において核セキュリティに関する手引きを発行している。

⁸ 核燃料サイクル施設の利用及び改造は、通常、運転に含まれる活動であるが、これらの安全上の関わり合いにより、施設の存続期間にわたり何度も繰り返される大量の審議及び評価の活動を生じるため、一部のケースでは、これらは許認可プロセスにおいて別個の段階と見なされる(要件 5 を参照)。

(8) 規制管理の解除

3.4. 場合によっては、後段の段階を管理するために条件が付けられ、数段階が単一の許可証で許認可される場合がある。運転の終了などのその他の段階は、規制機関により要求される可能性がある。

要件 1: 許認可文書

事業者は、許認可文書(又はセーフティケース)として知られる一組の文書を通して、自らの施設の安全を実証しなければならない。許認可文書は、その存続期間中の全ての段階における施設の安全についての根拠を提供しなければならない。また、施設になされる改造及びその他の変更を考慮に入れて定期的に更新されなければならない。許認可文書は、国内の法律上及び規制上の要件の下に必要な許認可が付与されるべきか否かを判断する際に規制機関により考慮されなければならない。

3.5. 許認可文書は、規制機関によって要求される他のあらゆる情報とともに、十分な安全解析書並びに運転上の制限及び条件を含まなければならない。許認可文書は、施設の安全についての詳細な実証を提示しなければならない。また、事業者により為された施設の安全に係る全ての決定の根拠を形成するものでなければならない。このようにして、許認可文書は、事業者と規制機関との間の重要な繋がりを形成する。

3.6. 安全解析書には、施設への搬入物及び施設からの搬出物に対するいかなる制限事項をも含め、安全上の重要性を伴う全ての活動を適切な詳細さで記述しなければならない。それはまた、作業員、公衆及び環境の防護のための設計における安全の原則及び判断基準の適用を記述しなければならない。安全解析書は、施設の運転に付随するハザードの分析を含めなければならない。また、規制上の要件及び判断基準への適合を実証しなければならない。それはまた、事故の分析を含めなければならない。また、深層防護の概念に従って、事故を防止することに関して又はその発生の可能性を最小にすることに関して、及び事故の影響を緩和することに関して設計に組み込まれる安全上の仕組みについての解析もまた含めなければならない。

3.7. 安全機能、付随する安全限界及び安全上重要な機器等は、安全解析書の中で特定されなければならない。安全解析書はまた、核燃料サイクル施設の存続期間を通しての事業者、運転の実行及びマネジメントシステムについて詳細も提供しなければならない。許認可文書は、施設に対する緊急事態の取決めの詳細を提供しなければならない。

3.8. 安全解析書において提示されるべき情報の詳細さの程度は、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]を用いて決定されなければならない。安全解析書は、徹底的な審査及び評価に必要となる場合がある追加の参考文献を引用しなければならない。参照される資料は、規制機関にとって容易に利用可能なものとしなければならない。すべての場合において、安全解析書は、3.6 項と 3.7 項で特定された全ての事項を網羅しなければならない。

3.9. 許認可文書では、安全上重要な機器等の定期的な試験及び検査に対して要求される間隔を明記しなければならない。施設の設計及び運転における防護の最適化の原則(SF-1[1]の原則 5)の適用の検討は、許認可文書に含まなければならない。

3.10. 事業者は、施設の存続期間中の一つの段階から別の段階に移行する意図について規制機関に十分な通知をしなければならない。許認可の必要性に関する決定は、規制機関により文書化されなければならない。規制機関は、許認可を付与する前に許認可文書を評価し

なければならない。事業者は、施設又は活動の許認可に対する申請を裏付ける許認可文書を規制機関に提出しなければならない。許認可プロセスにおける諸段階に対する審査及び評価のための文書提出のスケジュールは、規制機関と事業者との間で同意されなければならない。

3.11. 規制機関は、施設が、敷地にいる要員、公衆及び環境に不当な放射線リスクを与えないことを確実なものとするために、安全に対する適切な目的、原則及び付随する判断基準に基づいて、施設の存続期間中の諸段階に対する後続の許認可の基礎を作らなければならない。規制機関は、評価を行う際、付随する化学的ハザード及びセキュリティ上の助言を考慮に入れなければならない。規制上の審査及び評価についての特定目的は **GSR Part 1 (Rev. 1) [3]** に提示されている。規制機関による審査及び評価は、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って施設に付随するハザードの潜在的な大きさに見合っていないなければならない。

安全を判断することに対する判断基準

3.12. 各加盟国は、その特有の法律及び規制の基盤に従って、安全を判断することに関する判断基準への取り組み方法を策定しなければならない。安全を判断することに関する判断基準は、安全な設計及び運転のための原則に基づかなければならず、また、理想的には、核燃料サイクル施設のプロジェクトが始まる前に、事業者を利用可能にされなければならない。本刊行物の添付資料では、事象発生の可能性とその事象による影響との間の関係の観点から表された、安全を判断することに関する判断基準の概念を説明している。

検査及び執行

3.13. **GSR Part 1 (Rev. 1) [3]** の 2.5 項は、政府、法律及び規制の安全に対する枠組みは、「等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従った、施設及び活動に対する検査並びに規則の執行に関する方策を提示しなければならない。」と述べている。

3.14. **GSR Part 1 (Rev. 1) [3]** の 4.50 項は、以下を述べている。

『規制機関は、規制要件及び許認可に明記されているすべての条件への遵守を確認するために、施設及び活動に対する検査の計画を策定しかつ実施しなければならない。規制機関は、この計画の中で、規制検査の種類（定期的検査及び抜き打ち検査を含む）を指定しなければならない。また、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って、検査の頻度及び検査されるべき区域と計画を規定しなければならない。』

3.15. **GSR Part 1 (Rev. 1) [3]** の要件 30 は、次のように記している。

『規制機関は、規制要件又は許認可で明記されているすべての条件への許認可取得団体の不適合に対応して、法律の枠組みの範囲内で、違反に対する措置政策を策定しかつ実施しなければならない。』

3.16. 不適合事象の証拠が存在するのであれば、又は許認可プロセスにおいて予見できないリスクを含め、リスクが特定されたのであれば、**GSR Part 1 (Rev. 1) [3]** の 4.55 項に記されるような違反に対する措置が執られなければならない。

4. 核燃料サイクル施設に対する安全の管理及び検証

安全に対する責任

要件 2: 安全に対する管理の責任

事業者は、核燃料サイクル施設の存続期間全体にわたってその安全に対する一義的な責任を持たなければならない。この責任には、設計が全ての適用される安全要件を満たすことを確実に満たすものとするを含む。

4.1. 核燃料サイクル施設の安全上重要な活動に従事する事業者及び他の全ての組織は、安全に関する事項に最高の優先順位が与えられることを確実にものとするに責任を負わなければならない。事業者は、施設がすべての適用される安全要件を満たすことを確実にものとするために必要な力量を有していなければならない。また、設計又はその他の解析を含め、いずれかのプロセスを下請けに出した場合でも事業者は安全に対する責任を持ち続けなければならない。

4.2. 全ての活動における安全の達成及び維持において、全ての階層の個人による厳格さ及び徹底を確実にものとするため、事業者は、次を行わなければならない。

- (a) 安全に対する責任及び説明責任を、対応する指揮命令系統及び連絡系統とともに明確に定義しなければならない。また、個人が安全に対する責任とは矛盾する他の業務上の役割を与えられないことを確実にものとしなければならない。
- (b) 適切な経験を有する資格認定された十分な要員を全ての階層において有していることを確実にものとしなければならない。
- (c) 管理者及び監督者が、良好な安全事例を推進し、支援し、また、不十分な安全事例を是正することを確実にものとしつつ、強固な安全文化を醸成しなければならない。また、安全に影響を及ぼす場合がある全ての活動に対して健全な手順を厳格に固守しなければならない。
- (d) 定期的に全ての安全関連事項を再評価し、監視し、監査⁹しなければならない。また、必要な場合は適切な是正措置を具体化しなければならない。
- (e) 廃止措置のための財的資源の準備が政府によって提供されない場合を含め、その準備を含めて、安全を確実にものとするために十分な財的資源を割り当てなければならない。

4.3. 事業者は、安全についての詳細な実証を作成しなければならない。これには、施設の存続期間中の各段階における十分な安全解析を含めなければならない。各段階の安全解析は、核燃料サイクル施設の存続期間中のその後の全ての段階において、事業者が安全に対する責任をどのようにして果たすことを意図しているかの十分な実証を含まなければならない。

⁹ 監査又はサーベイランスなどの独立した評価は、マネジメントシステムに対する要件が満たされる程度を判断し、マネジメントシステムの有効性を評価し、改善の機会を特定するために行われる。評価は、内部目的に対しては組織自身により若しくは組織を代表して行なうことができ、顧客などの利害関係者により、規制機関により(もしくはそれを代表して他の者により)、又は、独立の外部組織により、行なうことができる。

4.4. 事業者は、適時に、要請されたいかなる情報も規制機関に提出しなければならない。事業者は、いかなる追加の新しい情報をも、また、以前に提出された情報の著しい変更についても規制機関に通知しなければならない。事業者により規制機関に提供される全ての情報は、完全かつ正確でなければならない。許認可の申請を裏付ける、事業者により規制機関に提出された安全文書の書式及び内容は、本刊行物で定められた要件と整合していなければならない。

要件 3:安全方針

事業者は、その重要性により正当化された最高の優先度を防護と安全に与える、安全、保健及び環境についての各方針を確立し、実装しなければならない。

4.5. 事業者により確立され、実装される安全方針は、施設の生産スケジュール及びプロジェクトスケジュール並びに研究開発計画の要求を含む全ての他の要求を乗り越えて、安全を最優先にしなければならない。安全方針は、安全上重要な全ての活動における問いかける姿勢及び優れた実務への責任ある関与を含めて、強固な安全文化を醸成しなければならない。管理者は、組織内の個人間に安全を意識する姿勢を促進しなければならない(参考文献[12]を参照)。

4.6. 安全方針は、安全事項における最上位管理者の指導的役割を明確に規定しなければならない。上級管理者¹⁰は、組織全体にわたって安全方針の諸規定を周知し具体化することに責任を負わなければならない。組織内の全ての個人は、安全方針を認識し、また、安全を確実なものとするに各自の責任を認識するようにさせられなければならない。上級管理者の行動上の期待事項は、外部支援組織及び請負業者を含め、全ての個人に明確に周知されなければならない。また、これらを満たすことが期待されている全ての者に当該の期待事項が理解されていることが確実なものとなさなければならない。

4.7. 事業者の安全方針には、運転上の安全の強化を達成することへの強い決意を含めなければならない。安全を強化することに対する、また、安全基準を満たすより効果的な方法を見つけることに対する事業者の戦略は、明確な目的及び目標を持つ明確に規定された実施計画によって、継続的に監視され、定期的に改訂され、また、支援されなければならない。

マネジメントシステム

要件 4:マネジメントシステム

事業者は、全ての安全要件が核燃料サイクル施設の存続期間中の全ての段階で満たされていることを確実なものとするに對して、統合マネジメントシステムを確立し、実行し、評価し、継続的に改善しなければならない。

4.8. 事業者は、単一の首尾一貫したマネジメントシステムを確立し、適用しなければならない。マネジメントシステムにおいては、その構成、資源及びプロセスを含め、組織の全ての構成要素が組織の目的が達成できるように統合されている¹¹。施設及び活動に対する統合マネジメントシステムの要件は、GSR Part 2 [4]に定められている。これらの要件並びに付随する目

¹⁰ 上級管理者は、最高レベルで組織に指示し、これを管理し、又、評価する、組織によって指名された者又はグループである[7]。

¹¹ このシステムは、安全が損なわれないように、安全、保健、環境、セキュリティ、品質、人的及び組織的要因、社会及び経済の要素を含め、マネジメントの全ての要素を統合する。

的及び原則は、各々の機器、役務又はプロセスの安全に対する重要度に基づいて、核燃料サイクル施設に対するマネジメントシステムの策定及び実装において考慮に入れられなければならない。マネジメントシステムの策定及び適用の範囲は、個別の核燃料サイクル施設に対する等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って決定されなければならない。

4.9. 事業者は、マネジメントシステムの確立及び適用により、安全な形で並びに安全解析書などの許認可文書で特定された運転上の制限及び条件の範囲内で、核燃料サイクル施設が立地、設計、建設、試運転、運転及び廃止措置されることを確実なものとしなければならない。

4.10. マネジメントの取決めは、核燃料サイクル施設の存続期間中における主要な段階間の移行の前に、適時に策定され、定められなければならない。特に、通常はプロジェクトの設定のはるか以前に開始される立地調査の活動は、マネジメントシステムの範囲とされなければならない。

4.11. マネジメントシステムには、安全上重要なプロセス及び活動が、リーダーシップ、人的パフォーマンス、セキュリティ、品質、健康の防護及び環境の防護に関連する要件を含めた他の要件と整合して確立され、実行されるように、マネジメントの要素全てを含めなければならない。マネジメントシステムは安全方針を具体化するものでなければならない。

4.12. マネジメントシステムは、次の要件を特定し、含まなければならない。

- (a) 加盟国の関連する法令上及び規制上の要件
- (b) 利害関係者と合意したあらゆる要件
- (c) 項目(a)及び(b)で扱われていない事項に関連する IAEA 安全基準

4.13. マネジメントシステムの文書は、において審議され、管理者の適切な階層での承認¹²の対象とされなければならない。また、要求された場合には、規制機関による審査及び評価のために提出されなければならない。

4.14. マネジメントシステムの規定は 4 つの機能分類に基づかなければならない。すなわち、管理者の責任、資源管理、プロセスの実装並びに測定、評価及び改善である。

管理者の責任

4.15. 管理者の責任は、組織の目的を達成するために必要な手段と支援を計画し、実行し、提供することを含む。安全に影響を及ぼす主要な決定が行われる前に、管理者は、必要に応じ、規制機関による独立した助言と合意を求めなければならない。この点に関して、マネジメントシステムには、効果的な情報伝達及び明確な責任の割り当てを確実なものとする規定を含めなければならない。この規定において、安全上重要なプロセス及び活動が、安全目的が達成されることを確実なものとする形で管理され、実施されることを確実なものとするために、組織内の個人の役割に及び供給者に明白に説明責任が割り当てられる。

資源管理

¹² 本刊行物では、別段の定めがない限り、事業者のマネジメントによる承認又は規制機関による承認のいずれかを意味することが出来る。

4.16. 資源管理は、安全方針の具体化及び安全の強化並びに組織の目的の達成にとって不可欠な資源が特定され、利用可能にされることを確実なものとするための対策を含む。マネジメントシステムは、次のことを確実なものとしなければならない。

- (a) 事業者が、施設の安全な運転のために、資格認定された十分な要員の資源を持っていること。
- (b) 安全上重要な機器等の供給者、製造者及び設計者が、効果的なマネジメントシステムを整備していること。
- (c) 外部の要員(資材と役務の両方の供給者を含む)が、適切に資格認定され、施設の要員と同一管理下で、同一標準の下で活動を実施していること。
- (d) 存続期間の全ての段階で安全な方法で施設を運転するために必要な設備、工具、資材、ハードウェア及びソフトウェアが、マネジメントシステムに従って、指定され、供給され、点検され、検証され、また、保守されること。

プロセスの実装

4.17. プロセスの実装には、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]に従って、適切な水準の品質を達成するために必要な措置及び業務を含む。このような措置及び業務には、マネジメントシステムのプロセスの特定並びにこれらのプロセス間の順序の決定及びプロセス間の相互作用の決定を含む。

4.18. マネジメントシステムは、核燃料サイクル施設の設計(その後の変更、改造又は安全改善を含む)、建設、試運転、運転活動及び廃止措置が、定められた規格、標準、仕様書、手順書及び運営管理¹³に従って行われることを確実なものとするための規定を含まなければならない。これらの活動のいずれかにおける欠陥を検出し、是正する手段が提供されなければならない。安全上重要な機器等及び役務は、これらの適正な使用、保守及び構成を確実なものとするために指定され、管理されなければならない。施設の安全の正当化のための計算コードの使用並びにその検証及び妥当性確認(例えば、試験及び実験)は、マネジメントシステムの対象とされなければならない。

4.19. 核燃料サイクル施設の安全上重要な機器等の製造、据付及び建設に対しては、関連する規則及び安全要件が満たされていること並びに建設作業が適正に行われていることを確実なものとするために、プロセスが確立されなければならない。そのプロセスは、安全上重要な機器等の製作及び建設が、設計意図及び規制要件に従って実施されることを事業者が確実なものとしてできるようなものでなければならない(要件 13 を参照)。

4.20. マネジメントシステムの一部として、改造の管理に対するプロセスが確立され、改造の安全上の重要度に従って等級分けされなければならない。これらのプロセスは、改造プロジェクトの設計、審議、評価及び承認、製作、試験並びに具体化を範囲としなければならない。プロセスを記述する関連手順書は、核燃料サイクル施設の試運転段階の前に、事業者により効力のあるものとされなければならない。核燃料サイクルの研究開発施設に対しては、利用計画の活動(新しい実験を含む)は、改造に対する要件と同一要件に従わなければならない。

¹³ 本刊行物では、運営管理とは、安全を維持又は強化する目的で、個人及び要員のグループの行動を修正することに対する指示である。

4.21. 核燃料サイクル施設が、核物質、有毒物質もしくは引火性物質を持ち込むか、又は生産物、廃棄物もしくは排出物を発生する場合、これらの物質の及びそれら物質のあらゆる敷地内移送の、いかなる安全上の関わり合いも等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従ってマネジメントシステムのプロセスの範囲とされなければならない。敷地外への放射性物質の輸送に対する要件は、SSR-6[9]に定められている。

4.22. マネジメントシステムは、調達中の機器等及び役務が定められた設計、品質及び性能の判断基準を満たしていることを確実なものとしなければならない。供給者は、指定された判断基準に基づいて評価され、選定されなければならない。その判断基準は定期的に見直されなければならない。それにより、供給者は再評価される。調達仕様書からの逸脱を報告することに対する要件は、調達文書で規定されなければならない。購入された機器等及び役務が調達仕様書を満たしていることの証拠は、機器等が使用される前又は役務が提供される前に、検証のために利用できるようにされなければならない。

測定、評価、評価及び改善

4.23. 測定、評価及び評価は、マネジメントプロセスの有効性及び作業実績の指標が提供する。マネジメントシステムの有効性は、監査を通じて定期的に評価されなければならない。プロセスと実績における弱点が特定されなければならない。また、適切な時期及び方法で是正措置が講じられなければならない。事業者は、このような監査の結果を評価しなければならない。また、継続的な改善のために必要な措置を決定し、具体化しなければならない。

安全の検証

要件 5: 安全評価及び定期安全レビュー

核燃料サイクル施設の設計の妥当性は、安全のために要求される運転上の制限及び条件を規定する、包括的な安全評価により検証されなければならない。その結果は安全解析書となる。施設の全ての状態に対する施設又は活動の安全は、安全解析において評価されなければならない。また、独立して審議されなければならない。事業者は、施設の全存続期間にわたり、規制要件に従って施設の体系的な安全評価を実行しなければならない。事業者は、このような定期安全レビューの結果に基づいて、あらゆる必要な是正措置を具体化しなければならない。また、安全を強化するために改造についての必要性を検討しなければならない。

4.24. 施設及び活動に対する安全評価の要件は、IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 4 (Rev. 1) 「施設と活動に対する安全評価」[13]に定められている。核燃料サイクル施設の設計の妥当性は、設計ツール及び設計上の入出力を含め、体系的な安全評価プロセスを用いて、検証され、妥当性確認され、また、承認されなければならない。安全評価プロセスは、当初設計作業を行った個人又はグループとは独立した個人又はグループによって取り行われなければならない。施設設計の検証、妥当性確認及び承認は、設計及び建設のプロセスにおいて実行可能な限り早い時期に、また、いかなる場合も施設の試運転が開始される前に、完了されなければならない。放射性条件下の妥当性確認の前に行なわれる検証は、安全上の重要度の決定を裏付けるのに十分な程度に厳格でなければならない。

4.25. 安全評価は、設計活動と確認解析活動との間でなされる繰り返しの伴い、また、設計が進展するにつれて安全評価の範囲及び詳細さの程度を大きくしていく、設計プロセスの一部でなければならない。設計段階における安全評価の根拠は、研究など他の情報源からの情報及び他の施設における運転経験とともに、安全解析から導き出された情報でなければならない(第 6 章を参照)。可搬型機器が安全上重要であれば、それは解析に含まれなければならない。

らない。

4.26. 国の規制要件に従い、事業者は、経年変化、改造、人的及び組織的要因、運転経験、技術開発、立地評価に関する新しい情報並びに他の情報源からの安全に係るその他の情報を考慮に入れて、核燃料サイクル施設の体系的な定期安全レビューをその存続期間を通して行わなければならない。事業者は、解析、サーベイランス、試験及び検査により、施設の物理的状态が、あらゆる改造を含め、安全解析書及びその他の安全文書に記述されている通りであること、また、施設が安全解析並びに運転上の制限及び条件に従って試運転され、運転されていることを検証しなければならない。

4.27. 定期安全レビューでは、安全解析書及びその他の文書(運転上の制限及び条件並びに保守及び訓練についての文書など)が現行の規制要件の視点で見て有効なままであることを確認しなければならぬか又は、改善が必要である場合がある箇所を示さなければならない。このようなレビューにおいて、立地特性の変化、利用計画(特に研究開発施設に対して)の変更、経年変化及び改造の累積的影響、手順書の変更、運転経験の反映並びに技術開発が考慮されなければならない。また、安全上重要な機器等及びソフトウェアが設計要件を遵守していることも検証しなければならない。

4.28. 安全評価及び定期安全レビューから得られた知見は、安全委員会によって検討されなければならない(要件6を参照)。事業者は、安全への関わり合いを持つ定期安全レビューで確認された知見を、要求されているように、適切な時期方法で規制機関に報告しなければならない。これらの知見に基づき生じるいかなる改造も、改造の安全区分に従って適切な時期方法で具体化されなければならない。

要件6:安全委員会

独立した安全委員会(又は助言グループ)は、核燃料サイクル施設の全ての安全の側面に関して事業者の経営者層に助言するために設置されなければならない。

4.29. 事業者は、施設の試運転、運転及び改造に係る安全課題について事業者の経営者層に助言するため、1つ又はそれ以上の内部安全委員会(又は助言グループ)を設置しなければならない。安全委員会は、適切な助言を提供するために、知識及び経験についての必要な広がりを持つ専門家を委員として入れていなければならない。委員会は、規制機関から独立していなければならない。また、その委員は、実行可能な範囲で、運転経営者層から独立していなければならない¹⁴。

4.30. 安全委員会の任務、責任、構成及び委任事項は文書化されなければならない。また、要求されれば、規制機関に提出されなければならない。新規の施設については、安全委員会¹⁵は、放射能を伴う試運転が始まる前に完全に機能していなければならない。

4.31. 安全委員会が審議することを求められる項目のリストも設定されなければならない。リストには、例えば、次を含めて定めなければならない。

(a) 施設のあらゆる運転上の制限及び条件についての変更提案

¹⁴ 安全委員会の委員資格は、施設の種類によって異なる場合があり、また、議長は施設の管理者である可能性がある。

¹⁵ 一部の加盟国では、別の助言グループ(又はもう一つの安全委員会)が、施設の日常的な運転の安全面について運転組織の経営者層に助言するために設置されている。

- (b) 安全上の意義がある新しい試験、設備、系統又は手順の提案
- (c) 試運転の計画及び結果
- (d) 安全上の意義があるプロセス、構築物、系統又は機器についての改造(暫定的又は恒久的)の提案
- (e) 該当する場合、運転上の制限及び条件への違反、許可証への違反並びに安全上重大な手順への違反
- (f) 時折発生する誤警報以外の、規制機関に報告することが要求される又は報告された事象
- (g) 施設の運転実績及び安全実績についての定期レビューの知見
- (h) 環境への定常的な放射性物質の放出に関する報告
- (i) 施設の要員及び公衆の放射線被ばくに関する報告
- (j) 廃止措置計画
- (k) 規制機関に提供される安全報告
- (l) 安全に対する規制上の検査に関する報告

4.32. マネジメントシステムは、施設の設計、設計変更、運転手順、組織体制及び安全評価の関連する側面が、安全委員会による適切な程度の審議を受けていることを確実なものとするための規定が含まなければならない。

4.33. 作業の量により又は複数の施設のある敷地のため一つ以上の安全委員会が設置されることを要求している場合、マネジメントシステムには、それらの委員会の検討事項及び助言が相補的で、整合かつ首尾一貫していること並びに安全が損なわれないこと、を確実なものとするための規定を含めなければならない。安全委員会による議題の範囲及び会合の頻度は、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って定められなければならない。

5. 核燃料サイクル施設に対する立地評価

立地評価

5.1. 核燃料サイクル施設に対する立地評価の主要な安全目的は、通常時及び事故時の放射性物質の放出から生じる放射線ハザード及び付随する化学的ハザードに対する公衆の防護及び環境の防護である(NS-R-3 (Rev. 1) [5]を参照)。これは、施設に影響を及ぼすか又は影響を及ぼす可能性がある立地地点特性の特定及び評価、また、施設が有しているか又は有している場合がある周辺に対する影響の特定及び評価を要求している。情報は、その立地地点において施設が安全に運転できることを実証する安全解析を裏付けるのに十分な詳細さで収集されなければならない。立地評価は、新規の施設に対する許認可文書の策定の最初の部分の構成要素となる場合があるか、又は許認可文書の再策定もしくは認可更新のための安全再評価の一部を形成する場合がある。立地評価の結果は、規制機関による独立評価が可能となるのに十分な詳細さで文書化され、提供されなければならない。

5.2. 核燃料サイクル施設に対する立地地点の適性の評価においては、次の側面が考慮されなければならない。

- (a) 特定の立地地点の地域で発生する外部事象の影響(外部事象は、自然に起因するか又は人的に引き起こされる可能性があり、また、その立地地点で発生する場合がある。NS-R-3 (Rev. 1) [5]を参照)
- (b) 放出された放射性物質の人及び環境への移行に影響を及ぼす可能性がある敷地の特性及びその環境の特性
- (c) GSR Part 7[6]に規定されている、所外の緊急時計画区域及び緊急時計画距離を規定することに対して、周辺区域の人口密度及び人口分布並びにその他の特性、また、個人及び住民へのリスクを評価する必要性
- (d) 核セキュリティと原子力安全との間の取り合い
- (e) 自己発熱性物質を取り扱う施設については、最終的な熱の逃がし場の能力
- (f) 政府により決定されるその他の要因。これらには公衆の受容性を含む場合がある。

5.3. 立地評価は、内在するハザードが低い施設(例えば、天然ウラン燃料加工施設)に要求される詳細さの程度が、ハザードの中程度又は高い施設(例えば、軽水炉燃料加工施設あるいは再処理施設)に要求される詳細さの程度より実質的に低くすることができるように、等級分けされなければならない。立地評価の範囲とされる地区及び評価の詳細さの程度は、施設の安全実績の判断基準を定義するのに十分な事実に基づく根拠を提供しなければならない。立地評価については、次の要件が適用される。

- (a) 施設の全ての状態における施設の放射線効果及び付随する化学的效果による影響を潜在的に受ける場合のある地区の環境特性が調査されなければならない¹⁶ 予想される環境影響を検証するために、適切な監視体制が設計されなければならない。
- (b) 放射性物質及びその他の危険性を有する物質が排出されるか又はそれ以外で環境に入る可能性がある施設の近傍になる可能性がある場所が調査されなければならない。水域の希釈及び分散の特性を必要な広がり度で評価するため、水理調査及び水理地質調査が行われなければならない。地表水及び地下水の汚染による公衆及び環境への想定しうる影響を評価するために用いられるモデルが記述されなければならない。立地地点周辺の地域の気象条件が調査されなければならない。また、大気への排出物の分散が解析されなければならない。
- (c) 施設の全ての状態において環境に放出された放射性物質及びその他の危険性を有する物質の分散を評価するために用いられるモデルは、運転組織事業者の必要性及び規制機関の要件を満たしていなければならない。
- (d) 施設からの放射性物質及びその他の危険性を有する物質の予想される排出及び放射性物質の移行挙動とともに、公衆への線量の並びに生体系及び食物連鎖の汚染の評価を可能にする情報が収集されなければならない。

¹⁶ 本刊行物では、環境に対する放射線及び付随する化学的又は毒物学的な影響は、集合的に「環境に対する影響」と名付けられている。

(e) 立地地点の適性の解析では、放射性物質、処理用化学物質、放射性廃棄物及び化学廃棄物の保管及び移送並びに既存の立地地点の社会的基盤(例えば、電源供給とその信頼性)への考慮が払われなければならない。

5.4. 立地評価には、立地地点周辺の人及び環境に対する施設の全ての状態における施設の影響の解析を含む。過酷さは低いが高確率の事象が全体的なリスクに著しく寄与するのであれば、これらの事象は、施設の構築物、系統及び機器に対する設計容認基準を規定するときに考慮されなければならない。

5.5. 立地地点の評価及び運転上の予測可能な展開を含む運転の区域の評価が、工学的な仕組み、立地地点の防護対策又は運営管理により補償できない欠陥を特定したのであれば、その立地地点は適性がないと見なされなければならない。設計上の仕組み及び立地地点防護対策は、欠陥を補償する望ましい手段である。

5.6. 外部事象から(又は事象の組合せから)生じるハザードは、核燃料サイクル施設の設計において検討されなければならない。重要な自然現象の発生及び過酷さに関する情報及び記録が、立地地点が位置する地域に対して収集されなければならない。また、信頼性、精度及び完備性に対して注意深く分析されなければならない。また、放射性物質の大量の放出及び早期の放出¹⁷につながる外部事象、内部事象及び予期される運転時の事象の組合せも、設計において検討されなければならない。

5.7. 評価に対して検討されるべき外部事象には次を含む(要件 16 及び要件 19 並びに NS-R-3(Rev.1) [5]を参照)。

- (a) 地震、火山及び地表断層活動
- (b) 気象学的事象。これには、気象現象の極端な値並びに雷、竜巻及び熱帯低気圧などの稀な事象を含む。
- (c) 洪水。これには、地震もしくは他の地質学的現象により引き起こされる水波、又は治水構造物の損壊により引き起こされる洪水及び波を含む。
- (d) 地盤工学的ハザード、これには、立地地点地表面の斜面不安定性、陥没、沈下又は隆起及び地盤の液状化を含む。
- (e) 外部人為事象。これには、航空機衝突などの輸送事象及び化学爆発などの周辺活動における事故を含む。

5.8. 同一地域の複数の申請者及び許可取得者によって作り出された外的ハザードデータは、比較及び品質確認が完了した後に組合せられなければならない。

5.9. 人口の特性及び分布に関して、立地地点と施設との組合せの影響は、次のようではない。

¹⁷ 早期の放射性物質の放出は、所外の防護措置が必要であるが、所定の時間では全く効果が表れそうでない放射性物質の放出である。大量の放射性物質の放出は、適用する時間及び場所の面で限定された所外の防護措置では、人及び環境を防護するには十分でない放射性物質の放出である。

- (a) 施設の全ての運転状態に対して、住民の放射線被ばく及び付随する毒物ハザードへの住民の曝露は、国際的な推奨事項を考慮に入れて、合理的に達成可能な限り低く保持され、また、いかなる場合においても国の要件に適合していること。
- (b) 緊急時対応措置が必要となる状況に至る可能性がある事故を含め、事故状態に伴う住民への放射線リスクが受け入れられるくらいに低いこと。

新規施設に対する立地評価

5.10. 立地評価において、また、核燃料サイクル施設の建設開始前に、該当する場合は、核燃料サイクル施設の運転開始に先立って、所外の緊急事態の取決めの策定において克服できない難問がないようになることが確認されなければならない[5, 6]。

5.11. 立地評価には、自然発生源又は人工的発生源から生じる場合がある、立地地点の当初の放射線学的及び化学的な特性の評価を含めなければならない。

5.12. 新規の核燃料サイクル施設が、都市又は都市郊外の環境内又はその近くに計画されるときには、敷地にいる要員及び公衆への受け入れ難い放射線リスクを回避するために、原子炉等施設を受け入れる立地地点の適性が注意深く分析されなければならない。

継続的な立地地点の評価

5.13. 事業者は、人口統計の変化を含め、その地区の自然の変化及び人工的な変化を評価するため、施設の存続期間を通して監視する計画を設定しなければならない。監視の計画は、遅くとも建設の開始より前に整備されていなければならない。また、廃止措置までを通して、許可の終了まで継続しなければならない。事業者は、監視結果を立地地点特性の考え得る変化についての当初予測と比較するために、監視結果を再評価しなければならない。

5.14. 継続的な立地地点の監視の結果及び運転経験からの反映は、通常、10年毎に定期的に再評価されなければならない。ハザードに顕著な変化の可能性の証拠が現れた時には、これより短い間隔の再評価が考慮されなければならない。再評価が、立地地点の特性、工学的管理などの安全上の予防措置及び緊急時準備に関して新しい情報を特定した場合、これらが審議されなければならない。必要に応じて修正されなければならない。立地地点の再評価は、施設に対する定期安全レビューと組合せられる場合がある。

6. 核燃料サイクル施設の設計

設計及び安全評価

要件 7: 主要な安全機能

設計は、核燃料サイクル施設の全ての状態に対して、次の主要な安全機能が満たされるものでなければならない。

- (a) 放射性物質及び付随する有害物質の封じ込め及び冷却
- (b) 放射線被ばくに対する防護
- (c) 核分裂性物質の未臨界を維持すること

6.1. 主要な安全機能は、その喪失が、要員、公衆又は環境への顕著な放射線影響又は付随する化学的影響に至る場合があり、SF-1 [1]における原則及び IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 3「放射線防護と放射線源の安全: 国際基本安全基準」[2]における個別要件に対応している。主要な安全機能を果たすために必要な安全上重要な機器等を特定することに対して、また、施設の全ての状態に対して主要な安全機能を果たすことに寄与しているか又は影響を及ぼす、条件及び固有の仕組みを定義することに対して、体系的な方法が取られなければならない。主要な安全機能を脅かすか又はその故障を引き起こし、許容できない影響をもたらす可能性のある、全ての設計基準事故¹⁸及びそれらの付随する起因事象を特定するために、ハザード解析(又は同等なもの)が行われなければならない。主要な安全機能を確実なものとするために依存する機器等は、実行可能な範囲で、施設の通常運転に使用される機器から独立していなければならない。¹⁹

6.2. 封じ込めは、放射性物質又は付随する危険性を有する特性を持つ物質のいかなる計画外放出も防止しなければならない。第2の安全機能は、事故を防止し、その影響を緩和するために、必要などころでは規定されなければならない。封じ込めに付随する第2の安全機能には、放射線分解によるガスなどの引火性又は爆発性の物質の蓄積を防止する対策を含む。

6.3. 核燃料サイクル施設においては、放射性物質の封じ込め及び制御は、放射性崩壊及び化学反応による熱の効果的な除去に依存することができる。制御のために冷却が要求される場合、冷却は安全機能とみなされなければならない(要件 39 を参照)。

6.4. 核分裂性物質を取り扱う全ての施設について未臨界が確実なものとなさなければならない(要件 38 を参照)。燃料サイクル施設において核暴走に対する防護のための遮へい又は臨界に対する停止系を設けることは、多くの場合、実行不可能である。従って、核暴走及び臨界の防止に重点が置かれなければならない。

6.5. 主要な安全機能が施設の全ての状態に対して果たされることを確実なものとする、施設の状態を監視する手段が備えられなければならない。

要件 8: 放射線防護

核燃料サイクル施設の設計は、作業員及びその他の施設の要員並びに公衆の構成員への放射線量が線量限度を超えないこと、施設の全存続期間の運転状態において合理的に達成可能な限り低く保持されること、また、事故状態中に及びその後において許容限度を下回りかつ合理的に達成可能な限り低く保持されることを、確実なものとしなければならない。

6.6. 施設の設計は、運転状態及び事故状態に対して、放射線被ばく及び付随するハザードからの作業員及び公衆の十分な防護を提供しなければならない。施設の全ての状態の該当する区分に付随する放射線防護に対する許容限度は、内部被ばくと外部被ばくの両方に対して、規制要件と整合して定められなければならない。防護及び安全は、GSR Part 3[2]に従って線量拘束値を使用して最適化されなければならない。

¹⁸ 定義を参照。

¹⁹ 核燃料サイクル施設における系統及び特性は原子炉のものとは異っており、また、通常運転のための系統からの安全系の分離は、共通要因故障を避ける主要な手段の 1 つである。通常運転の制御のための主要な系統として安全機能を提供する系統のどのような使用も、正当化を要求する。要件 10 及び定義を参照。

6.7. 放出の化学的形態及び被ばく経路の動力学が、事故の影響を決定する際に考慮されなければならない。設計は、高い放射線量、大量の放射性物質の放出又は付随する重大な化学的影響につながる可能性のある施設の状態が実質的に排除されること²⁰、また、発生する可能性がかなりある軽微な潜在的放射線影響を越える施設状態が存在しないこと、を確実なものとしなければならない。

要件 9: 全般的な設計上の考慮事項

核燃料サイクル施設の設計は、施設及び安全上重要な機器等が必要な信頼性をもって安全機能が実施することができることを確実なものとするために適切な特性を有していること、施設がその存続期間全体にわたって運転上の制限及び条件内で安全に運転でき、安全に廃止措置ができること、また、人及び環境への影響が合理的に達成可能な限り低いことを、確実なものとしなければならない。

6.8. 核燃料サイクル施設の設計は、適用される国内の及び国際的な規格及び標準だけでなく、事業者の必要性、規制機関の要件及び関連する法令の要件が満たされているようではなければならない。設計においては、人の能力と限界について、また人的パフォーマンスに影響を及ぼす可能性のある要因について、十分に考慮に入れられなければならない。核燃料サイクル施設の安全な運転、利用、保守及び廃止措置を確実なものすることに対して、また、後日の改造及び新しい運転の体制が実装できるようにするため、設計についての十分な情報が提供されなければならない。

6.9. 設計では、第2章における安全目的並びに他の核燃料サイクル施設の設計、建設及び運転において得られた関連する利用可能な経験を、また、関連する研究開発計画の結果を、十分に考慮に入れなければならない。

6.10. 適切な水準の深層防護を提供するための設計上の仕組み、制御及び対処方策の様子は、事故の防止及び事故の影響の緩和を確実なものとするために、決定論的安全解析（及び、適宜、補完的な確率論的安全解析）の結果を考慮に入れなければならない。安全解析は、設計が安全要件及び規制要件を満たしていること、また、設計が健全な工学的手法、研究及び運転経験からの反映の適用に基づいていることを実証しなければならない。

6.11. ハザードは、施設の配置を設計する際に、また、安全上重要な関連機器等の設計に使用する想定起因事象及び発生荷重を決定する際に、考慮されなければならない。放射性物質を含む運転及びプロセスに対して、人間工学的設計（例えば、保守に対して）及び防護の最適化に対する要件を満足するため、並びに安全に影響を及ぼすことがある衝突のリスクを最小にするため、十分な空間が提供されなければならない。

6.12. いかなる想定起因事象においても施設の期待される挙動は、優先度順に、以下の状態が達成されるようなものであらねばならない。

- (1) 想定起因事象の後で、静的な安全の仕組みにより又は継続的に利用可能な系統の作動により、施設が安全な状態に戻されること。

²⁰ ある状態が生じることが物理的に不可能な場合又はそのような状態が極めて発生しにくいものであると高いレベルの確信度で考えられる場合に、その状態が発生する可能性が実質的に排除された（即ち、更なる検討から排除された）とみなされる。

(2) 想定起因事象の後で、その想定起因事象に対応して運転に投入される必要がある安全上重要な動的機器等の起動により、施設が安全な状態に戻されること。

(3) 想定起因事象の後で、その後の定められた手順により、施設が安全な状態に戻されること。

6.13. 想定起因事象に対応して迅速かつ確実な措置が必要となるような場合には、設計基準事故より過酷な状態への進展を防止するために、設計において自動安全作動に対する準備がなされなければならない²¹。

6.14. 想定起因事象に対応して迅速な対応措置が必要ない場合には、系統の手動起動又はその他の運転員による措置に依存することが許される。そのような場合には、想定起因事象又は事故の検知と要求される措置との間の時間間隔は十分に長いものでなければならず、また、そのような措置の実施を確実なものとするための適切な運営管理が規定されなければならない。設備の操作、事象の診断及び必要な回復プロセスにおける人間信頼性について評価がなされなければならない。

6.15. 想定起因事象発生後の核燃料サイクル施設の状態を診断し、また、適切な時間方法で安全で安定した状態にするために必要となる運転員の措置は、必要に応じ、施設の状態を監視するために十分な計装及び設備の手動操作に対する十分な手段を設計において備えることによって、容易にされなければならない(要件 43 を参照)。

6.16. 安全解析は、予期される運転時の事象の組合せに耐える設計上の能力を実証しなければならない。

6.17. 実行可能な限り、廃棄物(二次廃棄物を含む)の量及び放射能含有量及び環境への排出は、「廃棄物発生量を低減すること、当初意図されたように機器等を再利用すること、物質を再生利用すること、及び、最後に廃棄物としての処分を検討するという順序で、一般的に適用される」管理対策の適用によって最小とされなければならない(IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 5 「放射性廃棄物の処分前管理」[14]の 4.6 項を参照)。この方法を容易にするための設計上の方策は要件 24 に定められている。

6.18. 設計者は、事業者に対し、品質保証された設計文書類の整然として包括的な提供を手配しなければならない。

要件 10: 深層防護の概念の適用

核燃料サイクル施設の設計は、深層防護の概念を適用しなければならない。深層防護の階層は、実行可能な限り独立していなければならない。

6.19. 深層防護の概念は、事故を防止するために適正な数の防護階層を提供するために、また、防止が失敗した場合には、有害な影響を緩和するために適切な対策が講じられることを確実なものとするために、適用されなければならない[1]及び[15]。

6.20. いずれかの防護階層が利用できない中での施設の継続運転は、残りの防護階層を提供する構築物、系統及び機器の安全分類を考慮に入れて、保守操作を含む特定の運転モ

²¹ このような状態には、設計基準事故に対する汚染レベル又は放射線レベルの判断基準を超える敷地外への放射線影響をもたらす施設の状態を含む。

ードについて正当化されなければならない。

6.21. 核燃料サイクル施設の設計は、以下でなければならない。

- (a) 要件7に列挙された主要な安全機能を果たすために一連の検証可能な障壁を設けなければならない。
- (b) 保守的な余裕を使用しなければならない。また、製造と建設は、故障及び通常運転からの逸脱が最小限にされること、事故が実行可能な限り防止されること、の保証を提供するように高品質なものでなければならない。安全余裕は、施設のパラメータの僅かな逸脱がクリフエッジ効果に至らないことを確実なものとするのに十分でなければならない。
- (c) 固有の仕組み及び工学的な仕組みにより、施設の挙動の制御を準備しなければならない。これは、故障及び安全系の起動を要求する通常運転からの逸脱が、可能な範囲で設計により最小化されるか又は除外されるようにするためである。
- (d) 安全系の自動起動により施設の補完的な制御を準備しなければならない。これは、故障及び制御系の能力を上回る通常運転からの逸脱が、高いレベルの確信度をもって制御できるようにするためである。そのような事象で運転員による措置が必要な時は常に、運転員が必要な措置を講ずるために十分な時間を持てるようになることが確実なもののできる場合に、その措置のみが安全系の故障の初期段階において保証されなければならない。
- (e) 故障及び安全系の能力を上回る通常運転からの逸脱の進行を制御し、その影響を実行可能な限り制限するため構造物、系統及び機器並びに手順書を準備しなければならない。
- (f) 主要な安全機能の各々が実施されることを確実なものとし、それにより、事象の進展を防止する又はその影響を緩和する安全上重要な機器等及び手順書の有効性を確実なものとするに対して信頼できる手段を設けなければならない。設けられるこれらの手段は、可能な場合、例えば、封じ込めを提供する静的及び動的な障壁のように、多様で、独立していなければならない(要件23を参照)。

6.22. 設計は、実行可能な限り以下を防止しなければならない。

- (a) 物理的障壁の健全性及び手順に係わる防護階層の信頼性に対する脅威
- (b) 1つ又はそれ以上の障壁又は防護階層の故障
- (c) ある障壁又は防護階層の故障の結果生じる別の障壁又は防護階層の故障及び共通原因故障
- (d) 運転及び保守における過誤[エラー]又は見落としの有害な影響の可能性

6.23. 安全分類に応じて、深層防護の異なる階層を提供する構造物、系統及び機器は、1つの階層の故障が他の階層の有効性を低減するのを避けるために独立していなければならない。通常運転においては、安全上重要な機器等は、日常的に起動もしくは試用されてはならない、又は十分な安全余裕をもった形でのみ試用されなければならない。

6.24. 核燃料サイクル施設に対する安全解析は、深層防護の第4層及び第5層にまで広げなければならない。施設の設計は、施設の緊急時準備の区分に従い、必要な非常用電源供

給(要件 49)を含む緊急事態の準備と対応(要件 47)の方策、火災防護のための方策(要件 41)及び緊急事態における要員の避難のための方策を含まなければならない。避難前の運転員による措置(火災、臨界、爆発又は有毒物質の放出を防止するための措置)の必要性が、解析において考慮されなければならない。また、要員に対する適切な防護が提供されなければならない。

6.25. 実行可能な限り、緊急時対応施設は、通常運転に使用される施設から独立していなければならない。適切な場合には、別個の緊急時対応施設が準備されなければならない(要件 48 を参照)。

6.26. 国際的な標準に従って緊急時対応の目標を達成するために所外の防護措置が必要となる可能性がある場合、緊急事態の取決めは、同一の緊急時準備の区分に属する他の施設において発生した事象を含め、深層防護の第 1、第 2 又は第 3 の階層において考慮されていなかった想定事象に対して定められなければならない(GSR Part 7 [6]の表 1 を参照)。複数施設からなる敷地については、同一敷地内にある他の施設の事故との潜在的な相互作用又はその事故による影響が、深層防護の第 4 階層及び第 5 階層の解析において考慮されなければならない。

6.27. 第 2 章及び要件 11 に記載されているように、深層防護は、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]を考慮に入れて適用されなければならない。存在する放射性物質及び有毒物質の量と種類、これらの分散の可能性、核反応、化学反応又は熱反応の可能性及びそのような事象の動特性は全て、要求される防護階層の数、各防護階層の強度及び相互の独立性を判断する際に検討されなければならない。

要件 11: 等級別扱い[グレーデッドアプローチ]の使用

核燃料サイクル施設に対する安全要件の適用における等級別扱い[グレーデッドアプローチ]の使用は、施設の潜在的リスクに見合っていないなければならない。また、安全解析、専門家判断及び規制要件に基づくものでなければならない。

6.28. 等級別扱い[グレーデッドアプローチ]は、本刊行物に示されたある要件の適用の厳密さにおいて用いなければならない。等級別扱い[グレーデッドアプローチ]の使用は、要件を免除する手段と見なされてはならず、また、これにより安全を損ねてはならない。施設の定性的な分類は、施設に付随する潜在的なハザードに基づいて実施されなければならない。分類を実施するために用いられる分析及び専門家判断は、文書化されなければならない。事業者による等級別扱い[グレーデッドアプローチ]の使用は、施設の分類に従って正当化されなければならない。このことは規制機関による審査の対象でなければならない。

6.29. いかなる核燃料サイクル施設に対しても安全要件の適用は、その潜在的なハザードに見合っていないなければならない。施設の種類と次の施設固有の属性が考慮されなければならない。

- (a) 施設で使用され、処理され、また貯蔵される放射性物質の性質並びに物理的形態及び化学的形態
- (b) 施設で行われる運転の規模(即ち、施設の「処理量」)並びに保管中の製品及び廃棄物を含む危険性を有する物質の保有量
- (c) プロセス、技術及び放射性物質に付随する危険性を有する化学物質

- (d) 放射性廃棄物管理に対する戦略。これには、排出物の放出に利用可能な経路及び放射性廃棄物の貯蔵のための施設を含む、
- (e) 施設の安全な運転に干渉する可能性がある他のハザードの近さ及び規模
- (f) 敷地。これには、敷地に付随する外的ハザード及び敷地の住民集団に対する近さを含む

6.30. 安全に顕著な影響を有する可能性がある要件の等級分けは、詳細な分析並びに適正な資格及び経験を有する専門家の判断により裏付けられなければならない。

要件 12: 設計のための実証された工学的手法

核燃料サイクル施設に対する安全上重要な機器等は、関連する国内及び国際的な規格及び標準に従って設計されなければならない。

6.31. 安全上重要な機器等は望ましくは、同様な用途でこれまでに実証された設計のものでなければならない。²² いかなる場合においても、機器等は高品質のものであり、認証されかつ試験済みの技術のものでなければならない。

6.32. 安全上重要な機器等の工学的設計規則として使用される国内及び国際的な規格及び標準は、それらの適用性、妥当性及び充足性を判断するために特定され、評価されなければならない。また、それらの規格類は、設計の品質が付随する安全機能及び故障の影響に見合うことを確実なものとするために、必要に応じて補完されるか又は改訂されなければならない。

6.33. 適切に定められた規格又は標準がない安全上重要な機器等に対しては、類似した環境要件及び運転要件を持つ類似の設備に対する既存の規格又は標準から導かれる手法が適用されなければならない。そのような規格及び標準がない場合、経験、試験、解析又はこれらの組合せの結果が適用されなければならない。結果に基づいた手法の使用は正当化されなければならない。

6.34. 実証されていない設計上の仕組みが導入される場合又は確立された工学的手法から乖離がある場合は、適切な裏付け研究計画、特定の容認基準を持った性能試験又は他の関連する用途で得られた運転経験の精査により安全が実証されることを確実なものとするために、マネジメントシステムにおいてそのプロセスが規定されなければならない。新しい設計上の仕組み又は新しい手法は、供用に付される前に実行可能な範囲で適切に試験されなければならない。また、核燃料サイクル施設の挙動が予期されたとおりであることを検証するために供用中に監視されなければならない。

6.35. 安全に対する容認基準は、施設の全ての状態に対して確立されなければならない。安全上重要な機器等の設計については、工学的設計規則という形式の容認基準が使用される場合がある。これらの規則には、加盟国において又は国際的に確立された関連する規格及び標準における要件を含む場合がある。安全上特に重要な機器等に対する容認基準は、審査のために規制機関に提示されなければならない[3]。

6.36. 多くの核燃料サイクル施設は、しばしば熱的及び機械的な繰り返し並びに研磨粒子を

²² これは、適切な性能保証、試験及び安全解析を条件として、新規又は改良された設計及び技術の使用により安全が強化される必要性を無視するものではない。

含む物質の移行を含む厳しい環境条件下で反応しやすい化学品を、また、場合によっては施設に特有な元素と化合物の複雑な混合体を使用する。工学的設計規則及び容認基準を確立する際には、腐食、侵食及び同様なプロセスの影響が考慮されなければならない。これらの影響はまた、監視要件及び検査要件を定めるとき、また、該当する場合は施設の経年変化の管理に対して、検討されなければならない。

要件 13:安全上重要な機器等の安全分類

核燃料サイクル施設に対する全ての安全上重要な機器等は特定されなければならない、また、それらの安全機能及びそれらの安全上の重要度に基づいて分類されなければならない。

6.37. 構築物、系統及び機器の安全上の重要度は、設計に対する安全要件の適用を等級付けすることに対して使用されなければならない。安全上重要な機器等を分類する²³方法は主として、次の因子を十分に考慮に入れて、適切な場合は確率論的方法(利用可能な場合)で補完された、決定論的方法に基づいていなければならない。

- (a) 機器によって実施されるべき安全機能
- (b) 安全機能を実施することに失敗したときの影響
- (c) 想定起因事象発生後の、機器が安全機能を実施するために起動要求されることになる時間又はそれに向けての期間

6.38. 設計は、安全上重要な機器等の機器間でのいかなる干渉も防止されることになること、及び、特に、低い安全クラスの系統における安全上重要な機器等のいかなる故障も、より高い安全クラスの系統又は深層防護の他の階層の機器等に伝播することがないこと、を確実なものとしなければならない。

6.39. 複数の安全機能を実施する設備は、最も高い安全上の重要度を有する機能に指定される安全クラスに分類されなければならない。

6.40. 安全上重要な計装制御のための機器等及びソフトウェアは、安全に対する機能及び重要度に従って分類されなければならない。ソフトウェアを含む機器等の安全分類の根拠は明記されなければならない、また、設計要件は安全分類に従って適用されなければならない。

設計基準

要件 14:安全上重要な機器等に対する設計基準

核燃料サイクル施設の安全上重要な機器等に対する設計基準は、施設の存続期間にわたり具体的な容認基準を満たすために、関連する運転状態、事故状態並びに内的ハザード及び外的ハザードから生じる状態に対して、必要な能力、信頼性及び機能性を規定しなければならない。

6.41. 設計は、実行可能な限り、核燃料サイクル施設の運転期間にわたって事故が発生する可能性がありそうにないことを確実なものとするようなものでなければならない。安全上重要な個々の機器の設計基準は、体系的に正当化され、文書化されなければならない。この文書

²³ 安全上重要な機器等は、様々な方法で(例えば、耐震性能保証もしくは環境性能保証又は品質分類)、及び2つ又はそれ以上のレベルに分類される場合があり、又は、さらに単純な「安全」と「非安全」の2区分が、核燃料サイクル施設の全ての機器等に使用される場合がある。要件 17 を参照

は、事業者が核燃料サイクル施設を安全に運転するために及び維持するために、また、必要があれば、いつかは機器を交換品と交換するか又は元の機器の設計意図及び全ての機能要件を満たす機器に取り替えるために、必要な情報を全て提供しなければならない。

6.42. 核燃料サイクル施設が存続期間中に直面すると予期されるかもしれない難題は、設計プロセスにおいて考慮に入れられなければならない。そのような難題には、例えば、施設の運転寿命中の諸段階及び施設の全ての状態に関係する全ての予測可能な状態及び事象、立地地点の特性、設計要件並びに運転パラメータ及び運転モードの制限値を含む。

要件 15: 内的ハザード

全ての予見し得る内的ハザードが特定されなければならない、また、直接的又は間接的に安全に影響を及ぼす可能性がある施設の全ての状態が精査されなければならない。

6.43. 安全評価の目標は、施設における放射性物質及び付随する化学物質から要員、公衆及び環境へのリスクが、施設の能力及び運転の安全を考慮に入れたとき、施設の全ての状態において十分に低いことを実証することによってなければならない。

6.44. 全ての予見可能なハザード及び相関関係がある事象は、潜在的な放射線ハザード又は付随する化学的ハザードの全ての発生源を特定するため、体系的に、かつ施設の状態²⁴と運転員の措置とを組合せて、精査されなければならない。施設の安全な運転に干渉する可能性のある内部の産業上のハザードが特定されなければならない。

6.45. 危険性を有する事象をもたらす可能性のある全ての想定し得る安全機能の故障及び全ての人的過誤は、停止を含む施設の全ての運転状態に対して精査されなければならない。放射性物質自体の処理全般から生じるハザードが含まれなければならない。施設の安全に影響を及ぼす場合があり、また、容認できない放射線影響又は化学的影響に至る場合がある全ての放射線以外のハザード(例えば、産業ハザード及び化学的ハザード)が考慮に入れられなければならない。

6.46. 爆発、火災、溢水、飛来物の発生、配管のむち打ち、流体噴出の衝撃、腐食、侵食、振動、熱若しくは圧力の繰り返し荷重、又は、故障した系統若しくは敷地内の他の施設からの流体の放出といった、内的ハザードの可能性が施設の設計において考慮に入れられなければならない(付属書を参照)。安全が損なわれないことを確実なものとするため、適切な防止対策及び緩和対策が講じられなければならない。また、外部事象の内的ハザードとの相互関係又は相互作用が、適宜、設計において考慮されなければならない。

6.47. 特定された一連のハザードは、包括的であることが確認されなければならない、また、施設の安全上重要な機器等の想定し得る故障及び施設のいかなる運転状態でも発生する可能性がある人的過誤を対象範囲とするような形で、定義されなければならない。

6.48. 同一立地地点内にある複数の施設に影響を及ぼす可能性がある内的ハザード及び外的ハザードが特定されなければならない。

要件 16: 外的ハザード

全ての予見し得る外部事象は、個別に、また、想定し得る組合せの両方で評価されなければ

²⁴ 想定される異常な状態と呼ばれる状態を含む

ならない。

6.49. 自然及び人為的な外部事象に対する設計基準が決定されなければならない。考慮されるべき事象には、立地評価において特定された事象を含まなければならない(付属書を参照)。外部事象が内部の火災若しくは内部溢水を起こすか又は飛来物の発生に至る可能性が検討されなければならない。

6.50. 気象事象、水理事象、地質事象及び地震事象並びに全ての想定し得るこれらの組合せを含め、自然外的ハザードが対処されなければならない。近傍の産業及び輸送経路から生じる人為的な外的ハザードが対処されなければならない。短期的には、施設の安全は、電力供給及び消防隊のような敷地外の公益事業の利用可能性に依存してはならない。設計は、敷地外の公益事業が利用可能となるのに必要な最大の遅延時間を決定するために、立地地点特有の条件を十分に考慮に入れなければならない。

6.51. 核燃料サイクル施設に地震検知体制を装備する必要性が考慮されなければならない。安全解析により規定された閾値を超える地震の発生時に、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って、自動プロセス又は施設の停止系が起動されなければならない。

6.52. 設計で考慮された外部事象の結果として、安全上重要な機器等(電源ケーブル及び計装制御ケーブルを含む)を内包する建造物とその他のあらゆる構築物との間でのいかなる相互作用をも最小にするための仕組みが設けられなければならない。

6.53. 設計は、全ての安全上重要な機器等が、考慮された外的ハザードの影響に耐えることができることを確実なものとするようなものでなければならない。そうでない場合、核燃料サイクル施設を防護するため、また、主要な安全機能が達成されることになることを確実なものとするため、静的な障壁などの他の仕組みが備えられなければならない。

6.54. 設計は、立地地点のハザード評価から導き出される、設計基準に対して選定されたハザードより過酷なレベルの外的ハザードに対して安全上重要な機器等を防護するため、十分な余裕を備えていなければならない。

要件 17: 設計判断基準及び工学的設計規則

関連する物理的パラメータに対応する設計判断基準は、施設の各運転状態に対して及び各設計基準事故又は同等な事故に対して規定されなければならない。工学的設計規則は、安全余裕の範囲内で運転上の制限値を超えても顕著な影響が生じないような安全余裕を設けるために、適用されなければならない。

6.55. 事業者は、安全上重要な機器等に適用可能な判断基準、規格及び標準を特定しなければならず、また、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕を用いて、それらの使用を正当化しなければならない。規格及び標準による対象とされる典型的な分野には、構造設計、機械設計及び電気設計、臨界安全並びに火災防護を含む。特に、異なる判断基準、規格及び標準が、同一の機器又は系統の様々な側面に使用される場合、それらの間の整合性が実証されなければならない。要求される場合には、設計規格の選択は、規制機関による審査の対象とされなければならない。

6.56. 保守的な設計判断基準は、設計に対して最も問題となるパラメータの値を特定するた

めに、設計基準事故(又は同等なもの)の評価で使用されなければならない²⁵。結果として得られた、合理的な余裕を持つ制限パラメータの値は、研究開発施設の実験装置を含め、安全上重要な機器等の設計において使用されなければならない。

6.57. 事業者は、クリフエッジ効果を回避するため、また、予期される運転時の事象として予見されるものよりも過酷な施設状態の発生を防止するため、設計に対して広く認知された工学的設計規則を規定しなければならない。

要件 18: 運転上の制限及び条件の仕様

運転上の制限及び条件は、設計段階において準備され、試運転段階において確認され、また、施設の運転が始まる前に確立されなければならない。

6.58. 運転上の制限及び条件は、施設の安全な運転に対するパラメータの制限値、機能上の能力並びに設備及び要員の行動レベルを設定する一連の規則である。安全な運転に必要な運転上の制限及び条件は、新規施設の設計段階において策定されまた、必要に応じ、妥当性確認及び承認のための時間を許す試運転期間中に更新されなければならない。

6.59. 安全解析書は、仮定を記述しなければならず、また、許認可文書に示された運転上の制限及び条件の根拠を提供しなければならない。

要件 19: 想定起回事象

安全に影響を及ぼす可能性のある想定起回事象は、人為事象を含め、特定されなければならない。また、それらの影響が個別に及び想定し得る組合せの両方で評価されなければならない。

6.60. 人為的なハザードを含む内的ハザード及び外的ハザードのリストは(要件 15 及び 16 を参照)、詳細なさらなる解析に対する起回事象を選定するために使用されなければならない。想定起回事象は、専門家判断、運転経験からの反映及び適切な場合には確率論的方法によって補完された決定論的評価に基づいて特定されなければならない。結果として得られる、特定された一連の想定起回事象は包括的であると確認されなければならない。

6.61. 地震後の洪水のように、ある事象が他の事象の結果として起きることがある。地震のような外的ハザードは、一つの敷地で複数事象の同時発生並びに様々な発生場所からの危険性を有する化学物質及び放射性物質の大きな放出を引き起こすことができる。想定し得る結果として生じる影響は、起回事象の一部であるとみなされなければならない。単一の施設に対する複数の相関関連のある事象の影響及び同一敷地内にある全ての施設に対する単一事象の影響が、安全解析において検討されなければならない。

6.62. 核燃料サイクル施設の全体的安全評価及び詳細解析において安全上重要な機器等に対する性能要件を策定することに対して使用される想定起回事象は、安全上重要な機器等に対する設計及び運転上の制限値の根拠を与える限界的な状況を特定するために使用されなければならない。

6.63. 想定起回事象の解析は、要求される安全機能が実施されるようになることを確実なものとするために必要な予防措置及び防護措置を確立するために行われなければならない。

²⁵ 最適評価の判断基準は、設計拡張状態に対して使用される。6.35 項を参照。

6.64. 包括的な一連の想定起因事象に従って特定された、いかなる起因事象も設計から除外するためには技術的に裏付けされた正当性が示されなければならない。

要件 20: 設計基準解析

包括的な安全解析が核燃料サイクル施設に対する設計プロセスで行われなければならない。体系的で広く認められた決定論的解析方法が、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]に従って、適切などころでは確率論的評価による補完を受けて、用いられなければならない。解析の目的は、設計が十分な水準の安全を提供しており、また、要求された設計容認基準を満たしていることを確実なものとするものでなければならない。

6.65. 安全解析及び設計は、十分な水準の安全を確実なものとするために行われる相互に作用する繰り返しのプロセスである。安全解析は、全ての運転状態(通常運転時に発生すると予期される放射線被ばくを含む)及び事故状態を対象にしなければならない [13]。各々の設計基準事故又はそれと同等なものについて、要員、公衆及び環境への影響が評価されなければならない。核燃料サイクル施設の運転による放射線以外の影響が、安全解析で検討されなければならない。新規の核燃料サイクル施設については、その施設が近傍の既存の原子力活動に及ぼす潜在的な影響が安全解析に含まれなければならない。

6.66. 安全解析の一部として、事象シナリオ又は事象シナリオのグループが特定されなければならない。また、設計基準事故又はそれと同等なものが想定されなければならない。事象シナリオは、事象及びハザードの種類(例えば、封じ込めの喪失、臨界、火災)によってグループ分けされる場合がある。解析では、設計基準事故の影響によるリスクが容認できるほどに低いこと、また、事故の可能性が実行可能な範囲で最小化されていることを確認しなければならない。単一の起因事象から同時に進展する複数の事故シナリオの可能性が検討されなければならない。

6.67. 各々の事象シナリオ(又は事象シナリオのグループ)について、深層防護概念を具体化するために使用される安全機能及びそれに対応する安全上重要な機器等並びに運営上の管理が特定されなければならない。安全解析は、設計において不確かさが十分に考慮されていること、また、特に、クリフエッジ効果及び放射性物質の大量の放出又は早期の放出を避けるために十分な余裕があること、の保証を提示しなければならない。

6.68. 潜在的なハザードに対する防護のために、次に示す階層的な設計対策が使用されなければならない。

- (1) 固有のハザードが避けられるような運転プロセスの選定
- (2) 受動的な設計上の仕組み
- (3) 能動的な設計上の仕組み
- (4) 運営上の管理(要件 57 を参照)

6.69. 事業者は、これらの安全要件及び第 2 章に示された安全に対する全般的な枠組みに従い、達成されるべき安全の水準に対する明確な設計判断基準を規定しなければならない。線量拘束値、リスク拘束値及び参照レベルは、直接的及び間接的な放射線被ばく並びに施設の全ての状態における許可された放射性物質の排出からの、作業員、公衆及び環境の防護のために設定されなければならない。そのような拘束値及び参照レベルは、施設の条件及び処理物量の全範囲にわたっての適合を確実なものとするため、国の規則、規制指針、国際

的な及び国内の標準に定められた限度と同等又はそれを下回るように設定されなければならない²⁶。関連する法令及び標準から適切な設計判断基準を導出する際には、付随する化学的ハザード及び産業上のハザードも考慮に入れられなければならない。

6.70. 設計基準事故に対する許容限度を設定する際には、有害な事象によるリスクは、影響の過酷さ及び発生頻度又は確率の両者に応じて、耐えられるリスク又は許容できないリスクとして特徴付けされなければならない。環境、公衆、作業員及び敷地にいる他の要員に対する許容限度は異なる場合がある。設計基準における事故の影響が許容限度を超える場合には、結果として生じるリスクを耐えられる範囲内に抑えるように、事故の頻度を下げること及び／又は事故の影響を緩和するための追加の方策が深層防護の原則に従って講じられなければならない(添付資料を参照)。

6.71. 安全重要度分類に応じて、構築物、系統及び機器の設計と適合性解析作業は、定められた容認基準に従って、十分なレベルの安全が設計により成し遂げられるまで繰り返されなければならない。

6.72. 安全解析の主要な結論には、安全上重要な機器等及び活動に対する安全限度並びに必要なあらゆる運転上の制限及び条件を含まなければならない。放射線防護、臨界防止、産業安全及び緊急事態の準備と対応に対する運転手順書と計画の作成は、安全解析の結果に基づいていなければならない。

要件 21: 設計拡張状態

一式の設計拡張状態は、設計基準事故より厳しい事故又は追加の故障を伴う事故のいずれかの事故に、許容できない影響を生じることなく、施設が持ちこたえる能力を強化することによって、核燃料サイクル施設の安全を一層向上させるために、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従い、(適宜)補完的な確率論的評価をともなう決定論的評価及び工学的判断に基づいて、導出されなければならない。設計拡張状態は、設計で対処されるべき追加的な事故シナリオを特定するために、また、そのような事故の防止のための又は影響の緩和のための実行可能な方策を立案するために使用されなければならない。

6.73. 設計拡張状態の解析は、放射性物質の大量の放出又は早期の放出の可能性がある、既存施設及び新規施設について実施されなければならない。設計拡張状態を検討することの主要な技術的目的は、施設の設計が、設計基準事故で考慮されていない事故状態²⁷を防ぐように、又は、合理的に達成可能な限り、その影響を緩和するようにしていることの保証を提供することである。設計基準を超える事故に至るクリフエッジ効果の可能性が検討されなければならない。解析により設計拡張状態が特定された施設については、設計拡張状態で検討されたクリフエッジ効果及び他の事象を防止するため、またその影響を緩和するために、適切に認証された追加の機能又は安全系及び手順書の能力の拡大が提供されなければならない。

6.74. 新規の施設は、放射性物質の早期の放出又は放射性物質の大量の放出につながる可能性を有する状態が発生する可能性が実質的に排除されるように設計されなければならない。設計は、設計拡張状態に対して、適用する時間と区域の面で限定された所外の防護措置が公衆の防護のために十分でなければならない、また、そのような措置を講じるために十分

²⁶ 加盟国の中には、「拘束値」より、「目標値」という用語が使われる。

²⁷ 所外への影響はないが要員を害する可能性がある事故状態を含む。

な時間が利用できるものでなければならない。設計拡張状態につながる想定起因事象は、効果的な緊急時対応を提供する能力を損なうような特性についても解析されなければならない。現場で十分な時間内に確実に開始できる防護措置のみが、利用可能とみなされなければならない。

6.75. 実施される解析は、設計拡張状態において又はその影響を緩和する際に考慮される事象での使用に対して設計される仕組み、又は、そうした事象を防止する能力がある仕組みの特定を含んでいなければならない。これらの仕組みは次のようであらねばならない。

- (a) 適宜、設計拡張状態に伴う環境条件の中で実施することができること
- (b) 履行することを要求される機能に見合った信頼性を持つこと

設計拡張状態で使用される仕組みの、より頻繁な事故で使用される仕組みからの独立性が検討されなければならない。

事象と故障との組合せ

6.76. 専門家の判断及び(利用可能な場合には)確率論的安全解析により補完された決定論的安全解析の結果が、事象の組合せが予期される運転時の事象と他の事故状態との組合せに至る可能性があることを明示している場合には、そのような事象の組合せは、主に事象の組合せの発生確率とその潜在的な影響の大きさに応じて設計基準事故であると見なされなければならないか又は設計拡張状態の一部として含まれなければならない。地震後の火災のように、ある事象が他の事象の結果であることがあるか、又は、複数箇所での漏えいのように、施設内での複数の事象が1つの外部事象によって開始されることもある。こうした結果として生じる影響は、当初の想定起因事象の一部であるとみなされなければならない。

要件 22: 火災及び爆発の解析

外部及び内部の火災及び爆発の可能性が解析されなければならない。また、関連する潜在的な起因事象が安全解析での使用のために特定されなければならない。火災及び爆発に対して要求される特有の管理が明確に特定されなければならない。

6.77. 火災ハザード解析及び爆発ハザード解析は、防火障壁の必要な格付けを決定するために、また、火災及び爆発に対する受動的な防護の手段及び適切な物理的分離の手段を特定するために、核燃料サイクル施設に対して行われなければならない。敷地外及び敷地内で発生する火災及び爆発が検討されなければならない。解析では、火災及び爆発の防止並びに火災管理の全ての手段を対象としなければならない。

- (a) 火災の防止
- (b) 暴走化学反応の防止
- (c) 火災の検知
- (d) 消火
- (e) 火炎及び煙の拡がりを防止するための分離及び障壁
- (f) 要員の避難経路

6.78. 火災ハザード解析及び爆発ハザード解析では、放射性物質が関わる火災と放射性物

質に影響を及ぼす火災との両者を明確に検討しなければならない。解析は、単一の事象が施設の安全な停止を妨げることがないこと、又は、施設から放射性物質若しくは付随する危険性を有する物質の管理されない放出をもたらすことのないことを実証しなければならない。解析は、次の事項を特定しなければならない。

- － 安全解析で用いる想定起回事象
- － 火災又は爆発により引き起こされる共通原因故障の可能性
- － プロセス区域、開閉器室及び制御室における引火性物質についての適切な制限

6.79. 適切な場合には、解析は、消火系が臨界リスクを増加させることのないこと、運転要員に危害を及ぼすことがないこと、安全上重要な機器等の能力を著しく損なうことのないこと、また、多重性を持つ安全機器群に同時に影響を及ぼすことがなく、それにより単一故障基準に適合するために講じられる対策を無効にすることのないことを、実証しなければならない(要件 23 を参照)。消火系の破損及び不要な作動又は偶発的な作動が、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って解析で対象とされなければならない。

設計に対する特定の要件

6.80. 安全評価では、建屋を含め、内部事象又は外部事象による故障が主要な安全機能を損なう可能性がある機器等を特定しなければならない。また、その故障は設計により防止されなければならない。それらの安全に対する重要度に応じて、機器等は、安全に対する他の関わりを十分に考慮して、ハザードの影響に耐えるように、又は、ハザード及び共通原因故障メカニズムに対して防護されるように設計され、配置されなければならない。

6.81. 安全上重要な機器等(建屋を含む)は、全ての運転状態に対して、設計基準事故に対して及び実行可能な限り設計拡張状態に対して設計されなければならない。設計は、要件 27 の下で特定された人的及び組織的要因を考慮に入れなければならない。

6.82. 安全上重要な機器等は、運転状態において及び関連する設計基準事故時において生じる極端な荷重及び極端な環境条件(例えば、温度、湿度、圧力、放射線レベルの極端な値)の影響に耐えるように設計されなければならない²⁸。

6.83. プロセス制御の設計は、異常な運転状態を安全で安定した状態に持ち込むことに対する方策を組み込まなければならない。施設又はその一部の急停止が必要であれば、異なるプロセス間の相互依存性が検討されなければならない。

6.84. 予期される運転時の事象において及び事故状態において、施設を長期にわたり安全で安定な状態に置くため、運転員がさらなる措置を講じることが必要となる場合がある。手動による運転員の措置は適切に分析されなければならない。また、以下を条件として、プロセスを安全な状態に持ち込むために十分に信頼できるものでなければならない。

(a) 運転員が安全のための措置を講じる十分な時間があること

²⁸ 極端な荷重の影響には次のものを含む。

- －核分裂性物質のための容器の歪み
- －核物質が扱われる建屋内への雨水の侵入
- －核物質又は廃棄物を吊上げるために使われるタワークレーンに対する風圧の影響
- －排出気体に起因する圧力サージによる高効率エアフィルタ(HEPA フィルタ)への影響
- －実際には振り切れた計器(例えば、放射線検出器)の不正確な指示値又はゼロ指示

- (b) 利用できる情報が適切に処理され、提供されること
- (c) 診断が単純であり、必要な措置が明確に指定されていること
- (d) 運転員に課される要求が過大でないこと

6.85. 上記の条件のいずれかが満たされない場合であれば、安全系は施設が安全な状態に達することを確実なものとするようなものでなければならない。

6.86. 予期される運転時の事象及び事故の期間中及びその後に、全ての必須のプロセス及び設備を監視する能力が備えられなければならない。必要であれば、遠隔監視能力及び遠隔安全停止能力が備えられなければならない。

6.87. 施設の設計の範囲内で、臨界事故の影響を軽減するために、実行可能なところでは、外部被ばくに対処するために設計された遮へいをさらに増強することに考慮が払われなければならない。遮へいの設計及び配置は、その劣化の可能性を考慮に入れなければならない。

6.88. 爆発又は臨界のような事故状態の影響に耐えるため又はその影響を緩和するために、構築物の強化に考慮が払われなければならない。

6.89. 安全上重要な機器等は、圧縮空気などの支援系の喪失後に機能を果たすことができなければならないか又は、それができないのであれば、受容できる位置、設定及び信号(又は故障した状態の明確な表示)により、故障しても安全な構成になるように設計されなければならない。

6.90. 事業者は、安全な運転、保守(試験の十分な間隔を含む)及び改造に必要とされる設計及びその構成に関する知識を全面的に入手できることを確実なものとしなければならない。

要件 23: 多重性、多様性及び独立性

設計では、安全解析により要求されているように、設備の多重性、多様性及び独立性に対する十分な方策を講じなければならない。

6.91. 施設は、単一の故障又は設備の故障が設計基準の状態を超える事故に至ることがないように設計されなければならない。適切な多重性、多様性及び物理的な分離による独立性が安全上重要な機器等に対して備えられなければならない。

6.92. 多重性及び独立性の原則は、安全上重要な機能の信頼性を向上させることに関する重要な設計原則として適用されなければならない。安全重要度分類に依って、安全上重要な機器等は物理的に分離されなければならない。また、共用される系統の使用は最小限とされなければならない。施設の設計は、いかなる単一故障によっても系統が意図されたとおりに実施する能力の喪失をもたらす可能性がないことを確実なものとするようなものであることが実証されなければならない。ただし、事故発生後に運転員による措置のために十分な時間があればこの限りでない。

6.93. 安全上重要な機器等の信頼性を強化するために、また、共通原因故障の可能性を低減するために、多様性の原則が施設の設計において考慮されなければならない。

要件 24: 放射性廃棄物管理に対する設計方策

核燃料サイクル施設の放射性廃棄物管理に対する方策の組み込みは、設計段階で検討されなければならない。放射性廃棄物の発生は、適切な設計対策によって放射能と量の両方

の観点で実行可能な最小に保たれなければならない。作業者、公衆及び環境への全体的な影響を最小限にするのと同じ目的で、廃棄物の処分前管理及び処分経路が検討されなければならない。

6.94. 施設の設計は、放射性廃棄物管理を容易にするために適切な仕組みを設けなければならない。現在及び将来の放射性廃棄物の保有量を対象とする放射性廃棄物の特性付け、分離、コンディショニング、前処理、固定化及び中間貯蔵を可能とするために、放射性廃棄物の安全管理のための系統及び施設が設けられなければならない。これらの系統及び施設は、予め定められた判断基準並びに国の放射性廃棄物管理に関する方針及び戦略に従って設けられなければならない。また、敷地内外の貯蔵容量及び処分の選択肢の両者を考慮に入れなければならない。放射性廃棄物管理施設は、それ自体が、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕を用いて本刊行物の要件が適用される核燃料サイクル施設である。

6.95. 施設の設計は、施設の運転状態、保守及び定期的な抜き出しから生じる放射性の廃棄物及び排出物の安全管理を可能とするものでなければならない。施設で発生する廃棄物の様々な特性、組成及び放射能レベルに十分な考慮が払われなければならない。

6.96. 設計には次の事項を取り入れなければならない。

- (a) 放射性廃棄物の量が実行可能な範囲で最小化されることになり、また除染が容易に行われることになるように、最も適した材料及び適用できるところでは最も適切な表面仕上げ
- (b) 接近可能性及び必要となることがある、吊上げ要求を含む取扱い手段
- (c) 運転時に発生する放射性廃棄物の処理全般（例えば、前処理、処理及びコンディショニング）及び貯蔵に必要な諸施設並びに施設の廃止措置で発生することになる放射性廃棄物の管理に対する方策

6.97. 施設の設計は、施設の存続期間中に生成されると予想される全ての種類の廃棄物が、指定された処分経路を有することを確実なものとするために、実行可能な限り努力しなければならない。そのような経路が施設の設計段階で存在しない場合には、予想される将来の選択肢を容易にするための方策が講じられなければならない。

6.98. 廃棄物処理施設、及び必要な場合には中間貯蔵施設が、全体の施設設計の範囲の中で検討されなければならない。GSR part 5 [14] に定められた放射性廃棄物の発生、処理全般及び貯蔵に関する要件が適用されなければならない。

6.99. 熱を発生する核物質は、十分な封じ込め及び遮へいに加え、相応に信頼できる熱除去機能を維持する施設に貯蔵されなければならない(要件 39 を参照)

要件 25: 大気状の及び液体状の放射性排出の管理に対する設計

環境への気体、液体及び粒子状の放射性物質並びに付随する危険性を有する化学物質の排出が、許可された限度に適合していることを確実なものとするに対する、設計方策が確立されなければならない。そのような方策は、公衆への線量及び環境への影響が合理的に達成可能な限り低いことを確実なものとしなければならない。

6.100. 核燃料サイクル施設は、通常運転からの放射性物質及び付随する有毒な排出物による公衆及び環境への影響を最小とするように設計されなければならない。排出を含む放射性排出物の管理は、GSR Part 3 [2]及び GSR Part 5 [14]に定められた要件を満たさなければならない。設計者は、これらの要件を適用するときには、防護と安全の最適化の原則を考慮

に入れて敷地全体を検討しなければならない。

6.101. 気体状及び液体状の放射性排出物の量、放射能濃度及び放射能の総量を合理的に達成可能な限り低く、また許可された排出限度未満に保持するために、それらの排出物の処理のためのシステムが備えられなければならない。これらの備えは、現に存在するか又は存在の可能性のある危険性を有する化学物質及び粒子状物体を考慮するものでなければならない。

6.102. 許認可文書にある安全評価及び環境影響評価は、(例えば、イオン交換又はろ過により)汚染された可能性がある排出物の環境への排出前に、それらの監視、収集及び適切な処理の必要性を検討しなければならない。環境への放出に先立って排出量が許可された限度内であることを確実なものとするために設計上の仕組みが備えられなければならない。

6.103. 設計は、危険性を有する物質及び放射性物質の(フィルタ、洗浄器又はろ床による)除去の手段の最終段での効率の試験(認められた国際的な標準に従って)に対応するものでなければならない。これは、効率が設計で考慮された除去効率に相応していることを確実なものとするためである。

6.104. 安全評価では、浄化系が有効に働いていることを確認するために、及び排出が連続的に測定されることを確実なものとするために、実時間測定に対する必要性を判断しなければならない。空気状の及び液体状の放射性物質の環境への排出を監視する設計上の方策が確立されなければならない。

要件 26:安全上重要な機器等の保守、定期的試験及び検査に対する設計

安全上重要な機器等は、施設の存続期間にわたり、それらの機能上の能力に対して、保守、検査及び試験をしやすいように設計されなければならない。

6.105. 安全上重要な機器等の設計及び配置は、保守、検査及び試験の作業時の防護を最適にするための方策を含まなければならない。「保守」という用語には予防措置と是正措置の両者を含む。

6.106. 次の設備の保守に対する設計に特別な注意が払われなければならない。²⁹

- ホットセルなど高放射線区域に据付けられる設備
- 設計寿命の長い施設で使用されることになる設備

要件 27:人間工学

人的及び組織的要因並びにヒューマンマシンインターフェイスは、設計プロセス全体を通して考慮されなければならない。

6.107. 設計プロセスは、施設の全ての状態における運転員と施設との間の相互作用を容易にするように、施設及び設備の配置に対して並びに保守及び検査に対する手順を含む手順書に対して正当な配慮を払わなければならない。

6.108. 遠隔操作設備、グローブボックス、制御室及び制御盤の設計には、運転員による状況認識を考慮して(例えば、作業負荷、配置、通信連絡及び運転員支援ツールについての

²⁹ 要件 30 及び 44 も参照。

総合的な評価を通して)、人的因子及び人間工学の原則が適用されなければならない。制御盤には、安全上重要なパラメータに対する明確な表示及び可聴信号を具備しなければならない。

6.109. 設計は、通常運転において、予期される運転時の事象において、また、事故状態において、下記の方策を考慮することにより運転員への要求を最小にしなければならない。

- (a) 操作をうまくいくようにする適切な措置の自動起動
- (b) プロセスの状態の著しい変化が起きた場合にはいつでも示される明確な表示
- (c) 過誤の防止のための適切なインタロック、施錠、パスワード及び他の制御装置

6.110. 人的及び組織的要因の解析を行う個人は、適切に訓練され、資格を付与された者でなければならない。将来的な(施設の全ての状態において)施設の運転及び設備の保守に対して考慮が払われていることを確実なものとするため、類似の施設での運転経験を有する運転要員が実施可能な限り設計プロセスに積極的に巻き込まなければならない。

要件 28: 放射性物質及びその他の危険性を有する物質の輸送の管理

放射性物質及び他の危険性を有する物質の輸送は安全解析で検討されなければならないが、また、必要な管理が特定されなければならない。設計では、放射性物質及び付随する化学物質の安全輸送を確実なものとするための仕組みを備えなければならない。

6.111. 区域間及び建屋間の放射性物質、核分裂性物質及びその他の危険性を有する物質の輸送の管理³⁰が、安全解析で組まれなければならない。運転員が物質の輸送先を正確に指定し、輸送先を間違えた物質を検知し、また、受け入れ基準を満たさない搬入物質を拒否するための方策が講じられなければならない。排出物の流れ又は環境への潜在的な経路、及び閉じ込め構造又は遮へいの内部から封じ込め又は遮へい水準のより低い区域への物質の移送に関する管理には、特に注意が払われなければならない。放射性物質の安全が、それ自体は危険性を有しない場合がある化学物質によって脅かされ得る。

6.112. 臨界管理の対象となる核分裂性物質を内包する輸送物には、明確な標識が付けられなければならない。適切な計装制御、分離及び試料採取が等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って具備されなければならない。

核燃料サイクル施設の存続期間における方策

要件 29: 建設に対する設計上の方策

核燃料サイクル施設の安全上重要な機器等は、設計仕様書及び要求される安全水準の達成を確実なものとする、確立されたプロセスに従って、製造、建設、組立て、据付及び組上げできるように設計されなければならない。

6.113. 他の類似の施設並びにそれらに付随する構築物、系統及び機器の建設で得られた関連する経験に十分な考慮がなされなければならない。他の関連産業における最良事例が採用されるところでは、そのような事例が特定の原子力への適用にとって適切なものであると

³⁰ 減速材の不慮の追加又は共存できない危険性を有するもしくは反応性の高い化学物質もしくは放射性物質の不注意による混合を含む。

示されなければならない。

要件 30:安全上重要な機器等の認証

認証プログラムは、安全上重要な機器等が、それらの設計寿命を通して、必要ときに及び代表的な環境条件においてそれらの意図された機能を実施する能力があることを検証するために、保守及び試験の期間中の状態を十分に考慮に入れて、実装されなければならない。

6.114. 核燃料サイクル施設の安全上重要な機器等の認証プログラムにおいて考慮される環境条件及び供用条件は、設計基準³¹において予想される及び特定された設計拡張状態に対して予想される、周囲の環境条件の変動を含まなければならない。

6.115. 安全上重要な機器等³²の認証プログラムは、安全上重要な機器等の予期される供用期間を通して(照射、湿度又は温度のような)環境因子により引き起こされる経年変化影響の検討を含まなければならない。安全上重要な機器等が自然外部事象にさらされ、また、そのような事象の発生時又は発生後に安全機能を実施することを要求されるときには、認証プログラムは、試験若しくは解析又はこれら両者の組合せのいずれかにより、そのような事象により安全上重要な機器等に課される条件を可能な限り現実的に模擬しなければならない。

要件 31:試運転に対する設計上の方策

設計は、核燃料サイクル施設に対する試運転プロセスを容易にする仕組みを必要に応じて含まなければならない。

6.116. 核燃料サイクル施設の場合、試運転は、建設された系統及び機器が運転可能とされるプロセスであり、また、それらが設計に従っていること及び要求される性能基準を満たしていることを検証されるプロセスである。全ての安全上重要な機器等は、それらの安全機能が、安全分類に従い、必要な場合にはいつでも十分に検査、試験及び保守できるように、設計され、また配備されなければならない。可能なところでは、安全上重要な機器等は、試運転段階の前に認証されなければならない。機器に十分な試験性能を備えることが現実的でない場合は、安全解析は、そのような設備の検知されない故障の可能性を考慮に入れなければならない。(第 8 章を参照)

要件 32:経年変化の管理に対する設計上の考慮

材料の経年変化の影響及び劣化プロセスを見込むため、安全上重要な機器等の予想される特性に適応するように、設計上の安全余裕が採用されなければならない。

6.117. 閉じ込め系及び中性子吸収材を含む安全上重要な機器等の設計及び配置は、材料の経年劣化及び早期故障の可能性を考慮に入れなければならない。機器が安全機能を備えている場合には、同等の品質の交換用機器が準備されなければならない。

6.118. 機械的特性が供用中に変化する場合がある材料の詳細な特性が利用できない場合には、経年変化、プロセス化学、侵食、腐食及び照射が材料に及ぼす影響によってもたらされるリスクを最小にするために、監視する系統が設計において策定されなければならない(要件 26 及び 60 を参照)。

³¹ 要件 26 も参照。

³² 臨界安全の維持に不可欠な機器等並びにプール中の使用済燃料及び増殖要素を吊上げるために使われる機器等を含む。

要件 33: 廃止措置に対する設計上の方策

核燃料サイクル施設の設計において、廃止措置から生じる作業員及び公衆の被ばくを合理的に達成可能な限り低く保つように、また、廃止措置で発生する放射性廃棄物の量を最小にするとともに人の防護及び環境の防護を確実なものとするように、最終的な廃止措置を容易にすることに対して考慮が払われなければならない。

6.119. 施設の安全な運転を確保する一方で、設計は、以下であらねばならない。

- (a) 廃止措置段階での浄化を容易にするため、汚染区域の数及び大きさを最小にしなければならない。
- (b) 供用期間の終わりに除染をしやすくするため、使用する全ての化学物質に対する耐性を有し、また、十分な摩耗耐性を持つ、閉じ込め構造用の材料を選定しなければならない。
- (c) 化学物質又は放射性物質の望ましくない蓄積を避けなければならない。
- (d) 必要に応じて、遠隔除染できるようにしなければならない。
- (e) 廃止措置段階で発生することになる廃棄物の処理全般、貯蔵、輸送及び処分のしやすさを考慮しなければならない。
- (f) 設計に関わる知識の管理のための方策を講じなければならない。
- (g) 廃止措置を容易にするために、主要な系統機器及び汚染の可能性がある場所、特に施設の構築物内の場所が容易に接近可能であることを確実なものとしなければならない。

放射線防護

要件 34: 内部放射線被ばくの防護に対する設計

設計は、作業員、公衆及び環境が施設の全ての状態において放射性物質の管理されない放出に対して防護されることを確実なものとしなければならない。放出は、合理的に達成可能な限り低く、通常運転では許可された限度内に、また、事故状態においては許容限度内に保持されなければならない。

6.120. 通常運転では、内部被ばくは設計によって最小にされなければならない。また、合理的に達成可能な限り低くなければならない等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って、内部被ばくを管理し制限することに対する設計上の仕組みには、次のような封じ込め及び漏えい検知の手段を含む。

- 施設での放射性物質、放射性廃棄物及び汚染の不必要な放出又は分散を防止する方策が講じられなければならない。
- 汚染の可能性がある区域への運転要員の立入りが適切に管理されることを確実なものとするように施設の配置が設計されなければならない。
- 空気汚染をモニタリングする手段及び適切な警報システムが据付けられなければならない。可搬式又は個人用の空気モニタリングシステムが、相当量の放射性物質がある作業場所に設けられなければならない。

6.121. 作業員が滞在する区域は、表面汚染及び空気汚染の予測可能なレベルに従って分類されなければならない。その分類に従ってモニタリング設備が据付けられなければならない (GSR Part 3 [2] の要件 24 を参照)。汚染区域での特定の操作に対する適切な方策の必要性が設計において考慮に入れられなければならない。放射性物質の効果的な封じ込めを検

証するために、人、設備、製品及びその他の物品の表面汚染を検出する固定式及び可搬式
の設備が設けられなければならない。

6.122. 運転要員及び設備の除染のための施設が設けられなければならない。

要件 35: 封じ込めの手段

設計は、安全解析により要求されているように、放射性物質及び付随する危険性を有する物
質の動的及び静的な封じ込め手段を含まなければならない。汚染の管理のために、適宜漏
洩検知が実装されなければならない。

6.123. 封じ込め障壁の性質及び数並びにその設計性能は、換気系の設計性能と同様に、
 α 線を放出する放射性物質の分散の可能性に特別な配慮を行い、潜在的ハザードの程度
に相応したものでなければならない。空気汚染のレベルは、合理的に達成可能な限り低くな
ければならず、また、許可された限度内に保たれなければならない。

6.124. 閉じ込めは、汚染の拡大に対する封じ込めに対する主要な方法でなければならない。
適切な数の相補的な静的な物理的障壁及び動的な閉じ込め系が、安全解析により決定
されたとおりに設けられなければならない。

(a) 静的な閉じ込め系は、放射性物質と要員又は環境との間の物理的障壁で構成しなけれ
ばならない。物理的障壁の数は、安全解析により決められたとおりに個別的に決定されな
ければならない。

(b) 動的な閉じ込め系は、排出前の処理のために、より高いレベルの汚染のある区域に向か
う気流を作り出すために使われなければならない³³。動的な閉じ込め系は、静的な封じ
込めが失われた場合に、その有効性が達成可能な限り維持されるように設計されなけれ
ばならない。

6.125. ある種の放射性物質の少量の摂取が顕著な被ばくをもたらすことができる。そのような
物質が移動可能な形態で扱われる新規の施設では(例えば、MOX 燃料加工施設又は再処
理施設)、通常運転時に放射性物質が第1の静的障壁の内部に封じ込められるように、少な
くとも2つの静的な障壁が設けられなければならない。第2の静的障壁は、施設の全存続期
間にわたって運転状態での要員の放射線被ばくを最小にとするために、また、施設内の汚染
を実行可能な範囲で制限するために、空気汚染の制御のための仕組みを備えて設計されな
ければならない。

6.126. 核燃料サイクル施設における動的な閉じ込め系は、施設の全ての状態において空気
中の危険性を有する物質の濃度が有意となる可能性があるとして特定された区域において、適
切な容量の換気系を備えて設計されなければならない。

6.127. 動的な閉じ込め系の設計では、運転状態での、区画間の圧力差、使用されるフィル
タの種類、フィルタ両端の差圧及び適切な流速を含めて、換気及び静的な封じ込めに対する
性能基準についての考慮がなされなければならない。

6.128. フィルタの効率並びに化学物質、湿度、排気体の高温及び火災条件に対するフィ

³³ 系統又は系統の部品によっては、気流の方向又はいかなる気流も無いことが、別の要因(例えば、酸素の侵入
を防止する必要性、又は加圧された槽もしくは局所的に加圧された系統)により決まる場合もある。引火性の物質
が処理される場所では、要求される流量を与えるために不活性ガスが空気の代わりに使われる場合がある。

ルタの耐性が考慮に入れられなければならない。物質の蓄積についても考慮に入れられなければならない。換気系の設計は、性能の監視及び試験を容易にできるものでなければならない。

要件 36:外部放射線被ばくの防護に対する設計

作業員及び公衆に対する線量が、関連する線量拘束値を考慮して、合理的に達成可能な限り低く保持され、また、線量限度未満に保たれなければならないことを確実なものとする方策が講じられなければならない。

6.129. 施設全体の放射線源が包括的に特定されなければならないが、また、GSR Part 3 [2] に定められた防護要件の等級別適用により、それらの線源に伴う被ばく及び放射線リスクは合理的に達成可能な限り低く保持されなければならない。

6.130. 施設の設計は、全ての運転状態において放射線被ばくが合理的に達成可能な限り低く維持され、限度内に保たれることを確実なものとするため、人が滞在する場所、設備及び放射性物質の配置並びに遮へい設備を最適化しなければならない。自動化設備及び遠隔操作設備を使用することにより得られる安全上の利点も、人と自動化されたシステムとの間の機能の配分についての適切な評価を行って検討されなければならない³⁴。

6.131. 設計者は、予期される通常被ばくの大きさ、潜在的な被ばくの可能性及びその大きさ並びに要求される防護と安全の手順書の性質と範囲を考慮に入れることにより、区域を分類しなければならない。放射線レベルが高い線量を生じる被ばくを引き起こす場合がある区域への作業員立入りの要件は、ハザードと見合った管理のレベルで、設計により制限されなければならない [2]。

6.132. いかなる異常状態も時宜良く検知され、要員が避難できるように、放射線レベルを監視する手段が設けられなければならない。

6.133. 施設の配置は、通常運転時に作業員が受ける線量が合理的に達成可能な限り低く保つことができるようなものでなければならないが、また、これらの要件を満たすために備えられるあらゆる特別な設備の必然性について十分に考慮に入れられなければならない。頻繁な保守又は手動操作の対象となる設備は、作業員の被ばくを減らすために、実行可能な限り低線量率の区域に配置されなければならない。

6.134. 遮へいの貫通部を通過する及びその周りの直接放射線照射経路を妨げるために、適切な設計上の仕組みが設けられなければならない。

要件 37:放射線監視系

運転状態、設計基準事故及び適切な場合には設計拡張状態において、十分な放射線監視が存在することを確実なものとするための設備が核燃料サイクル施設に設けられなければならない。

6.135. 施設における放射線監視系は、次の設備を含まなければならない。

³⁴ 目的は防護の最適化である。例えば、自動化の増大が、運転員の被ばくを低減すると同時に保守職員の被ばくを増加させる場合がある。特に自動化が信頼できないものであれば、全体の被ばくが増加する可能性がある。

- (a) 作業者が日常的に立ち入る場所及び運転状態において所定の期間だけ立入りが許される他の場所(例えば、放射線レベルが変化する場合がある日常保守用のためのセル及びエジェクタギャラリー)での局所的な放射線線量率を監視する固定式の線量率計
- (b) 予期される運転時の事象、設計基準事故及び実行可能な場合には設計拡張状態において、施設の適した場所での全般的な放射線レベルを表示するための固定式の線量率計。固定式の線量率計は、必要であれば、運転要員が防護措置及び是正措置を開始することができる適切な管理場所において十分な情報を提示しなければならない。
- (c) 要員が日常的に滞在する区域において、また、空气中放射能のレベルが防護措置を必要とするようであると予期される場合がある場所において、大気中の放射性物質の放射能を測定する監視計
- (d) 施設の全ての状態において、液体処理系並びに施設又は環境から採取された気体及び液体の試料³⁵の中の特定の放射性核種の濃度を適切な時間で判断する固定式の設備及び試験室
- (e) 排出物の環境への排出の前に又は排出中にそれらを監視し制御することに対する固定式の設備。そのような設備は、環境への放射性物質及び付随する有毒化学物質の計画外の放出を検知できるものでなければならない。
- (f) 表面汚染を測定する装置
- (g) 放射線管理された区域から退出する前に、要員、廃棄物及び工具の線量及び汚染を測定する施設及び設備
- (h) 等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って、また、内在するリスクに合わせて、許可なく又は意図しない汚染によって施設建屋から取り出される放射性物質に対する、施設からの出口及びその他の考えられる退出箇所での放射線監視

6.136. 十分な監視系の手段によるものを含め、放射能汚染の拡大を防止するために対策が講じられなければならない(要件 35 及び 36 も参照)。

6.137. 施設内の監視に加えて、必要に応じて施設が環境に及ぼす放射線影響を判断するために、被ばく量及び他の放射線パラメータを評価するための取決めも作られなければならない。

要件 38: 臨界安全に対する設計

設計は、運転状態で及び想定し得る異常な状態と呼ばれる状態の下で、又は設計基準に含まれる状態の下で、未臨界の十分な余裕を確保しなければならない。

防止

6.138. 関与する核分裂性物質の量が非常に少ない施設の区域、又は同位体組成が規制機関により規定された若しくは規制機関により同意された免除基準を満たすようなものである施

³⁵ これらは、施設の状態ごとに異なる処理の流れ及び試料である場合がある。

設の区域においては、全面的な臨界安全評価は必要ない³⁶。それ以外の全ての場合においては、臨界安全は、合理的に達成可能な限り、設計において定められた防止措置により確実なものとなさなければならない。この場合、臨界管理の対象となる区域は、濃縮のカスケードの全体、建屋又は敷地全体である場合がある。

6.139. いかなるプロセスにおいても臨界安全を確保する方法は、次の項目のいずれか一つ又はそれらの組合せを含まなければならないが、それに限定されてはならない。

- (a) 設備設計を含む受動的な工学的管理
- (b) プロセス制御計装の使用を内包する能動的な工学的管理
- (c) 沈殿を許容する条件の防止のような化学的手段
- (d) 本質的に安全なプロセスへの依存
- (e) 操作手順書の遵守を確実なものとする運営面での管理

6.140. 臨界評価及び臨界計算は、保守的な仮定に基づいて実施されなければならない。

6.141. 厳密で、保守的かつ実証された安全解析方法が使用されなければならない。また、臨界事故の防止に深層防護が考慮されなければならない。臨界に対する安全管理は、独立し、多様かつ頑健であらねばならない。設計への又は核分裂性物質を含むプロセスもしくは活動に影響を及ぼす仮定へのいかなる変更も、臨界安全について再評価されなければならない。

6.142. 設計による臨界の防止のためには、二重偶発性原則が望ましい方式でなければならない。二重偶発性原則の適用に関しては、プロセスの設計には、臨界事故が起きる前に、プロセスの状態において少なくとも2つの、発生可能性が低く、独立した同時発生の変化を必要とする、十分な安全係数を含めなければならない。

6.143. 臨界安全は、運転状態に対して、及び国の規則に従って (a) 想定し得る異常な状態又は (b) 設計基準に含まれる状態(例えば、火災、溢水又は冷却機能喪失)と呼ばれる状態に対して、次に示す系統パラメータの1つ又はそれ以上を未臨界制限値以内に保つことにより達成されなければならない。

- あるプロセスに存在する核分裂性物質の質量及び濃縮度
- 処理設備の幾何形状(寸法又は形状の制限)
- 溶液中の核分裂性物質の濃度
- 減速度
- 反射材の制御
- 適切な中性子吸収材の存在

6.144. 施設に対する設計での安全は、次の重要な因子が単独及び組合せで考慮された、特有の臨界解析によって実証されなければならない。

³⁶ その代りに、物質それ自身が核連鎖反応を続けることができないこと、又は内包する核分裂性核種の最大量が関連する最小臨界パラメータを遥かに下回ることを実証することが必要になる(臨界管理の様々な面に関する指針は、IAEA 安全基準シリーズ SSG-27「核分裂物質の取扱いにおける臨界安全」 [16] に記されている)。

- (a) 標準核分裂性物質組成: 運転状態又は事故状態において、内在する核分裂性物質の最も反応度が高い放射性形態及び化学的形態が決定されなければならない。
- (b) 濃縮度: 施設のいかなる部分でも最大許容濃縮度が、全ての評価において用いられなければならない。ただし、このレベルの濃縮度に達することのあり得ないことが二重偶発性原則に従って実証されればこの限りでない。
- (c) 質量: 臨界安全は、かなりの余裕をもって評価されなければならない。
- (d) 幾何形状: 解析には、施設の配置並びに配管、槽及びその他のプロセス構成機器群の寸法を含めなければならない。運転状態中及び事故状態中の(例えば、侵食又は変形による)寸法の変化の可能性が考慮されなければならない。
- (e) 物質の濃度、密度及び形態: 該当する場合、起こり得る最も反応度の高い条件を決めるために、溶液に対する核分裂性物質の濃度の範囲が解析の中で検討されなければならない。溶液の均質性が保証できない限り、施設の処理部及び貯蔵部における核分裂性物質の最悪状況の濃度が考慮されなければならない。
- (f) 減速: 解析では、起こり得る最も反応度の高い条件を決めるために、減速度の範囲を検討しなければならない。
- (g) 反射: 反射に対して保守的な仮定がなされなければならない。
- (h) 中性子相互作用: 関与する場合がある全ての施設構成機器群間の中性子相互作用に考慮が払われなければならない。これには、その配列に接近する場合があるあらゆる可搬式の構成機器群を含む。
- (i) 中性子吸収材: 安全解析において考慮に入れられるとき、及び、劣化のリスクがある場合又は破損もしくは取り外されることになる可能性がある場合、中性子吸収材の存在すること及び健全性は定期的な検査時に検証可能なものでなければならない。
- (j) 全てのパラメータ(例えば、質量、密度、幾何形状及び核断面積データセット)の不確かさが臨界計算において考慮されなければならない。

6.145. 臨界安全を立証することに使用される計算コードは、検証され、妥当性確認されなければならない(GSR Part 4 (Rev. 1) [13] を参照)。

6.146. 臨界安全の立証においては、次の事項が考慮に入れられなければならない。

- (a) 核分裂性物質の移送先の誤り、蓄積、溢れ及びこぼれの可能性(例えば、人的過誤による移送間違い)又は核分裂性物質の(例えば、蒸発装置からの)同伴流出の可能性。
- (b) 漏洩物が濃度の増加に至る蒸発をする可能性。特に、漏洩が検知される前に蒸発が生じる可能性がある場合。
- (c) 消火剤の選択(例えば、水又は粉末)及びその使用の安全性が取り扱われなければならない。
- (d) 周期的振動に曝される系統における腐食、侵食及び震動の影響、例えば、漏洩及び形状変化。核分裂性の液体の臨界管理が形状によって達成されるときには、封じ込めの喪失が、例えば、臨界とならない滴下液の受け皿の使用又は液位を監視することによって予想されなければならない。

- (e) 臨界防止対策を損なう場合がある、内部及び外部の溢水並びに他の内的ハザード及び外的ハザードの可能性。
- (f) 通常運転中(例えば、溶解槽中の核分裂性物質の安全質量を増加させること)、通常運転からの逸脱時(例えば、可溶性の中性子毒物を規定の濃度制限値未満の濃度への希釈)及び事故状態における、ガドリニウム又はホウ素などの中性子毒物の使用の可能性が取り上げられなければならない。
- (g) 輸送中の核分裂性物質の一時的な形態。

6.147. 次の事項には特別の考慮が払われなければならない。

- 異なる場所の間、例えば、異なるプロセス、プロセス槽、下位施設又は部屋の間で核分裂性物質が移送される系統の取り合い点
- 核分裂性物質の状態又は臨界管理の方法に変化、例えば、物理的形態及び化学的形態並びに濃度の変化がある状況
- 臨界安全形状の設備から容認基準を満たさない形状の設備への核分裂性物質の移送

6.148. 施設の設計が燃焼度クレジットを考慮に入れているのであれば、その使用が臨界安全解析で適切に正当化されなければならない。

緩和

6.149. 各国は、臨界事故の緩和対策及びその影響評価に様々な手法を採用してきた。以下の対策の必要性及びその適切性が評価されなければならない。

- (a) 即時避難を開始するため臨界の検知及び警報系統の据付
- (b) 適切な避難経路及び再集合区域の特定及び標識
- (c) 適切な非常用設備の準備
- (d) 公衆を防護するための特定の対策(6.150 項を参照)。

6.150. 新規の施設を設計するときは、臨界事故の敷地外影響に対する公衆の防護のための予防措置(GSR Part 7 [6] を参照)の有効性が評価されなければならない。臨界事故の突発的性質のために防護対策が効果的になり得ないと判断される場合には、臨界事故の敷地外影響が公衆の一時避難に対して定められた判定基準を超えないように、十分な防止対策(距離、遮へい及び閉じ込め)が検討されなければならない。

6.151. 6.138 項から 6.150 項に定められる要件に加え、以下の施設固有の要件が満たされなければならない。

ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末

6.152. MOX 燃料加工施設に対する設計の安全は、系統内の以下のパラメータの 1 つ又はそれ以上を運転状態及び設計基準事故における未臨界制限値以内に保持することにより達成されなければならない。

- (a) PuO₂(原材料)
 - (i) PuO₂ の同位体組成及び減速についての安全仕様に従った質量及び形状

- (ii) 適切な中性子吸収材の存在
- (b) UO_2 (原材料) : UO_2 の同位体組成及び減速についての安全仕様に従った質量及び形状
- (c) MOX 粉末 (燃料加工プロセスの生成物) : プロセスの各段階における同位体の仕様及び PuO_2 含有量に従った質量、形状及び減速
- (d) MOX ペレット (燃料加工プロセスの生産物) : 核分裂性物質の密度の増加を考慮に入れた質量、形状及び減速
- (e) MOX 燃料棒及び集合体 (製造物) : 燃料棒の形状を考慮に入れた、質量及び減速

ウランとプルトニウムの混合液体

6.153. 標準のフローシートが定められなければならない。これは、供給される放射性物質及び供給される試薬に対して組成及び流量を規定しなければならない。臨界安全に影響する可能性のある試薬の正しくない流れ又は組成に関連する不具合が評価されなければならない。

核分裂性物質を内包する粉末又は液体の混合物

6.154. 試験室及び必要であれば固体状プルトニウム廃棄物については、プルトニウムの安全質量及び安全形状 (貯蔵用の) が、6.152 項 (a) 及び (c) に従って、同位体組成の仕様を用いて評価されなければならない。

6.155. 核分裂性物質を内包する粉末又は液体の混合物が扱われる施設に対する設計の安全は、プルトニウムの同位体組成及びプルトニウム含有量並びにウラン濃縮度 ($^{235}\text{U} > 1\%$ の場合) が考慮された、特有の臨界安全解析によって実証されなければならない。プロセスのあらゆる部分での許可された最大組成が、全ての評価において用いられなければならない。ただし、そのプルトニウム組成又は含有量 (及びあてはまるのであればウラン濃縮度) に達することがあり得ないことが二重偶発性原則に従って実証されれば、この限りではない。

6.156. 核分裂性物質の標準組成 (標準核分裂性物質組成) が指定されなければならない。そのような参照標準を使用して実施される臨界安全評価は、例えば、ウラン又はプルトニウムの同位体組成、減速材、プルトニウムの全含有量並びに核分裂性物質の質量及び体積に基づいて取り扱われるか又は処理される、核分裂性物質の実際の組成に対して保守的な包絡ケースであらねばならない。

要件 39: 熱除去に対する方策の設計

冷却系及び必要な支援系は、放射性崩壊及び化学反応による熱を除去するために設けられなければならない。冷却系及びその支援系の容量、利用可能性及び信頼性は、安全解析において解析され、正当化されなければならない。

6.157. 冷却系は、沸騰又は封じ込めの喪失をもたらす過熱を防止するため、並びに、その結果生じる、使用済燃料、プルトニウム及び他の高放射性物質の処理全般及び貯蔵のための高い放射能を有する系統からの有意な量の放射性物質の放出及び分散を防止するために、設計され、設けられなければならない。

6.158. 主要な熱の逃がし場の喪失により生じる、広範囲に拡大する影響の可能性を安全評価が特定した場合には、代替の熱の逃がし場が設けられなければならない (6.3 項及び要件

23を参照)。

6.159. 電源供給及び圧縮空気供給の喪失は、要件 49 及び 50 で取り上げられている。

放射線以外のハザードに対する防護に関する設計要件

要件 40:物質間の危険性を有する反応を防止し、管理するための設計対策

設計は、放射性物質の処理全般で使用される又はそこで生成される、反応性、引火性、腐食性及び自然発火性の物質及び混合物を管理するための仕組みを含まなければならない。

6.160. 核物質の処理全般で使用される又はそこで生成される、反応性、自然発火性、引火性又は高腐食性のあらゆる物質の化学特性が、安全解析において考慮されなければならない。そのような物質の例には、水素、フッ化水素酸及びレッドオイルを含み、これらは溶解、抽出及び燃料加工を含むプロセスで使用されるか又はそこで生成される場合がある。そのような物質は、意図的に存在するか又は、例えば放射線分解など他のプロセスの副産物として存在する場合がある。

6.161. 危険性を有する物質が存在するところでは、系統及び管理が以下のために設けられなければならない。

- (a) 放射性物質が扱われる区域内での危険性を有する物質の貯蔵を(濃度的又は量的に)制限するため
- (b) 混合気体の濃度を引火レベル未満に維持するため
- (c) 溶媒及びその分解生成物が加熱された設備の中で急激な化学分解及び高発熱反応を起こすことを防止するため
- (d) 廃棄物処理を含む下流プロセスでの急激な発熱反応及び発火の可能性を回避し、自然発火性物質の空気への露出を防止するため

要件 41:火災を防止し管理するための及び爆発を防止するための設計対策

施設は、放射線影響の可能性を伴う、火災を防止、管理し、爆発を防止し、また、その影響を最小とするように設計され、配置されなければならない。

6.162. 安全上重要な機器等は、他の安全要件の遵守を条件として、直接的又は間接的に放射線影響につながる可能性がある火災及び爆発の影響を最小にするように設計され、配置されなければならない。防火障壁の必要な格付け並びに火災及び爆発に対する受動的防護及び物理的分離の手段は、文書化された、核燃料サイクル施設に対する火災ハザード解析及び爆発ハザード解析に基づかなければならない。³⁷ 設計には以下のための方策を含めなければならない。

- (a) 火災及び爆発を防止するため
- (b) 火災発生時にそれを速やかに検知して消火し、引き起こされる損傷を限定するため

³⁷ 要件 22 及び 23 も参照。

(c) 消火されない火災の拡大を防止するため、また、火災による誘発爆発を防止して、施設の安全に対する影響を最小にするため

6.163. 内部の火災及び爆発が多重性を持つ安全機器群を損なうことがあってはならない。消火系は、必要に応じて、自動的に起動されなければならない。

6.164. 消火系は、その使用、破損又は不要な作動若しくは偶発的な作動が事故を引き起こさないことを確実なものとするように設計され、配置されなければならない(要件 22 を参照)。

6.165. 核燃料サイクル施設の全体、特に開閉器装置室及び制御室など安全機能が実施される場所の、可能などころではどこでも、不燃性又は難燃性で耐熱性のある材料が使用されなければならない。爆発性の混合物を生成するか又はそれに寄与する可能性がある、引火性の気体及び液体、反応性の化学物質、酸化剤並びに可燃性の物質は、必要最小限の量に保たれなければならない。また、反応性の物体を分離しておくために適切な施設に貯蔵されなければならない。電気回路又は反応性の物質(UF₆ など)と接触する可能性がある場所での有機物(潤滑油など)の使用は制限されなければならない。

6.166. 火災及び爆発が主要な安全機能の達成又は施設の状態の監視を妨げることがあってはならない。これらは、多重性を有する構築物、系統及び機器、多様な系統並びにフェールセーフ運転設計を適切に取り入れた手段によって維持されなければならない。

6.167. 火災の防止のための不活性化系統の設計は、要求される利用可能性、持続可能性及び信頼性を確実なものとしなければならない。

要件 42: 有毒化学物質からの防護に対する設計

設計は、要員、公衆及び環境が放射性物質に付随する有毒化学物質への曝露に対して防護されることを確実なものとしなければならない。

6.168. 設計では、有毒化学物質の管理に対して IAEA により国際機関と共に発行された刊行物を考慮しなければならない(参考資料 [17 及び 18] を参照)。放射性物質に付随する有毒化学物質への曝露による健康上の影響を回避するため、設計は、次のような防止、管理及び緩和の階層に従わなければならない。

- (a) 有毒化学物質の保有量の最少化
- (b) 危険性を有するプロセス物質の安全な輸送、貯蔵及び使用
- (c) 有毒物質の放出につながる場合がある、想定される変更に対する安全な配置及び管理
- (d) 十分な局所換気及び十分な施設換気
- (e) 化学物質又は有毒物質の放出に対する検知及び警報の能力
- (f) 相互に接触する可能性がある物質の化学的共存性
- (g) 化学化合物又は有毒物質への曝露に対して防護するための個人保護装置

計装制御系

要件 43: 計装制御系の設計

計装制御系は、全ての運転状態における安全な運転に必要な全てのプロセスパラメータ

の監視及び制御のために設けられなければならない。計装設備は、システムを安全な状態に持ち込むために、また、事故状態を監視するために設けなければならない。計装制御系について要求される信頼性、多重性及び多様性は、その安全分類に釣り合うものでなければならない。

6.169. 施設は、パラメータを施設の運転上の制限及び条件の範囲内に維持するために、適宜、手動制御及び自動制御で具備されなければならない(要件 9 及び 18 を参照)。ある事象に対応するために緊急な手動介入が必要になるところでは、安全解析が状況診断及び対応に対して必要な時間が十分あることを実証しなければならない。安全関連の計装制御系は、安全分類に従って、設計基準内の事象及び設計拡張状態に耐えるように設計されなければならない。

6.170. 施設は、施設の全ての状態に対して重要な安全パラメータを監視することにより、運転員に適切なレベルの状況認識を提示するために必要かつ十分な表示装置及び記録計で具備されなければならない。設計は、発生事象及び事故の間に、施設を通常の運転上の制限値内又は安全な停止状態に持ち込むために、施設の制御をできるようにしなければならない。危険性を有する施設と緊急時管理に使用される計装制御系との間には、十分な物理的分離がなければならない(要件 47 及び 48 を参照)。

6.171. 次の両方の目的に対して、施設の安全に関連しているプロセスパラメータを測定する十分な手段が備えられなければならない。

- 運転状態において、全てのプロセスが運転上の制限及び条件の範囲内で行われていることを確実なものとするため、また、プロセスの顕著な逸脱の表示を提示するため
- 地震又は洪水のような外的ハザードによる臨界又は悪影響(例えば、火災、危険性を有する物質の放出、支援系の喪失)などの事故状態を検知し管理するため

臨界管理に対する計装制御系

6.172. 未臨界を確実なものとするために使用される計装制御系は、高品質でなければならない。また、認知された標準器で校正されなければならない。計算コード及びデータに対する変更は、マネジメントシステムによって高い水準に管理されなければならない。

6.173. 影響を受けた区域から即時避難を開始するため、可聴型及び必要などころでは可視型の警報を備えた放射線検出器(ガンマ線検出器及び/又は中性子検出器)は、有意の量の核分裂性物質が存在する区域全てを対象としていなければならない。ただし、合理的に予測可能な一連の状況が臨界事故を発生し得ないこと、又は、臨界の発生時に要員への高い放射線量が想定し得ないことを安全解析が証明していれば、この限りでない。

ホットセル、グローブボックス及びフードに対する計装制御系

6.174. ホットセル、グローブボックス及びフードは、静的及び動的な封じ込めに対する要件を履行する計装制御系で具備されていないなければならない。

化学的ハザード

6.175. UF₆の取扱及び処理施設については以下である。

- UF₆ シリンダを加熱する前に、重量計を用いてその質量が確認されなければならない。その重量計は安全上重要であると見なされなければならない。加熱時には、2 つの独立したシステムによりシリンダの温度が制御されなければならない。
- 液体状の UF₆ の周りには、2 つ(又はそれ以上)の閉じ込め障壁がなければならない。
- 過充填シリンダ発生時に、過剰な UF₆ は昇華だけによって移送されなければならない。

6.176. 著しい化学的ハザード(例えば、UF₆ 又は HF による)がある区域及び人の滞在が制限されている区域には、化学物質の放出が極めて起こりにくいことを実証することができない限り、検出器が据付けられなければならない。

6.177. 拡散法濃縮施設では、UF₆ とそこにあり得る不純物との間の制御されない化学反応を避けるために、インライン汚染濃度検出器が使用されなければならない。

要件 44: 計装制御系の信頼性及び試験可能性

計装制御を基にした全ての安全上重要な機器等は、それらの安全機能が十分に検査でき、試験できるように、また、安全上重要なシステムが保守できるように設計され、配備されなければならない。

6.178. 計装制御を基にした全ての安全上重要な機器等は、それらの安全機能が十分に検査でき試験できるように、また、安全に対する重要度に従って試運転の前及びその後に適正かつ定期的な間隔で適宜、保守できるように設計され、配備されなければならない。機器に十分な試験可能性を持たせることが実際的ではない場合には、そのような設備の検知されない故障の可能性を安全解析で考慮に入れなければならない(要件 26 も参照)。

要件 45: 安全上重要なシステムにおける計算機を基にした設備の設計及び開発

あるシステムが計算機を基にした設備に依存するのであれば、計算機のハードウェアとソフトウェアの開発及び試験実施に対する適切な標準及び手法が、システムの供用期間、特にソフトウェアの開発サイクルを通して、定められ、実装されなければならない。開発サイクル全体が、品質管理体制の対象とされなければならない。

6.179. ハードウェア及びソフトウェアのシステムによって達成される信頼性は、その安全分類に釣り合っていないなければならない。そのようなシステムの信頼性は、次の事項によって達成されなければならない。

- (a) システムの安全上の重要性に従って、ハードウェア及びソフトウェアの高い品質とそれらに対する最良事例が用いられなければならない。
- (b) 開発の全プロセスは、設計変更の管理、試験実施及び試運転を含めて、体系的に文書化されなければならない。また、確認可能でなければならない。
- (c) 安全上重要な機器等のために特別に開発されたソフトウェアは、放射性物質を使った試運転に先立って、可能な限り現実的なプラットフォーム上で試験されなければならない [13]。
- (d) 低位の安全分類のデータシステムからの隔離を含むシステム操作の中断又は干渉に対する防護が具備されなければならない。

要件 46: 制御室及び制御盤の設計

緊急時対応のためを含め、安全のために制御室及び／又は制御盤が必要とされる場所で

は、その近接性及び居住性は、安全評価からもたらされる要件を満足していることを設計によって確実なものとなさなければならない。

6.180. 制御室に居る人の防護、すなわち、事故状態からもたらされる高い放射線レベル、放射性物質の放出、火災又は爆発性ガス若しくは有毒ガスなどのハザードからの防護のために、適切な対策が講じられなければならない。また、十分な情報が提供されなければならない。制御場所と緊急時対応施設との間の十分な通信連絡手段が備えられなければならない。

緊急時体制

要件 47: 緊急事態の準備と対応に対する設計

核燃料サイクル施設の設計は、緊急事態への迅速な対応を可能とする十分な方策を含めなければならない。そのような方策には、警報、退避経路並びにモニタリング、通信連絡及び要員の人数確認のための手段を含めなければならない。

6.181. 施設に付随する潜在的なハザードに応じて、緊急事態の準備と対応を容易にする特定の設計上の仕組みの取り入れが検討されなければならない。そのような設計上の仕組みに対する要件は、施設の緊急事態準備の区分に基づかなければならず [6]、設計拡張状態の解析によって裏付けられなければならない。緊急事態の準備と対応を容易にすることに対する容認できる対策は、可能などころでは、現実的な若しくは最適評価の仮定、方法及び解析判断基準に基づかなければならない。

6.182. 施設は、十分な保管量の非常用設備(個人用防護具など)、ハザードのモニタリングのための計装(携帯式計装を含む)及び信頼できる非常用照明を備えた明確で耐久性をもって表示された十分な数の退避経路、換気並びにそれらの安全な使用に不可欠な補助品が備えられなければならない。退避経路は、放射線区画分け及び火災防護に対する該当する国際的要件並びに産業安全に対する当該国内要件を満たしていなければならない。

6.183. 施設及び敷地内にいる全ての人々が施設の全ての状態において警告及び指示を与えられるように、相応しい警報系及び通信連絡の手段が備えられなければならない。施設内の安全に必要な通信連絡の手段の可用性は、常に確実なものとなさなければならない。通信連絡の手段は、制御室及び緊急時対応が調整される緊急時対応施設でも利用可能でなければならない。この要件は、設計において、また使用に選定された通信連絡の手段の多様性において考慮に入れられなければならない。

要件 48: 緊急時対応施設の方策

安全評価では、緊急事態に対する敷地内の対応を調整することができる、敷地内又は敷地近傍の緊急時対応施設の必要性を決定しなければならない。

6.184. 多くの施設を有する大規模な敷地については、設計拡張状態の下でその機能を実施し続けることができる適切な弾力性のある緊急時対応施設の準備が考慮されなければならない。緊急時対応施設は、設計基準事故及び設計拡張状態の間、居住に適しかつ立入り可能となることが実証されなければならない。そうでなければ、代替の緊急時センターが特定されなければならない。緊急時対応施設は、通常運転に対して使用されるいかなる制御場所からも分離されていなければならない。敷地内の重要な施設パラメータ並びに放射線及び化学的な状態に関する情報が緊急時対応施設に提供されなければならない。

6.185. 緊急時対応施設には、敷地内及び敷地外の緊急時対応組織との連絡通信の手段

並びに敷地内の適切な場所との通信連絡の手段を備えなければならない。

6.186. 事故状態からもたらされるハザードに対して緊急時対応施設にいる人を防護するために、適切な対策が講じられなければならない。要求されたところでは、緊急時対応施設は、緊急時対応要員による長時間の滞在及び操作を可能とするために、必要な系統及び支援品を含んでいなければならない。

要件 49:非常用電源供給の方策

安全機能が依存する電源供給系が、安全評価において特定されなければならない。電源供給系の設計は、必要などころでは非常用電源の準備をして、要求される利用可能性、持続性及び信頼性を確実なものとしなければならない。

6.187. 施設の設計には、外部電源喪失の発生時の、予期される運転時の異常、設計基準事故及び特定された設計拡張状態において、必要な電力を供給する能力がある非常用の電源供給を含めなければならない。

6.188. 設計には、必要な電源供給を回復するために可搬型機器の安全な利用を可能とする仕組みも含まなければならない。

6.189. 潜在的に高いハザードを有する施設(例えば、使用済核燃料の処理、取扱い及び貯蔵を行う施設)については、特定された安全上重要な機器等のために非常用電源供給が備えられなければならない。非常用電源供給の信頼性及び多様性が安全解析において考慮されなければならない。電力の回復は、通常の電源供給の喪失後のそのような回復が十分かつ時宜にあっていることを確実なものとするために、体系付けられ優先度付けされなければならない。

その他の設計上の考慮事項

要件 50:圧縮空気系の方策

安全機能が依存する圧縮空気系が安全解析において特定され、適切な設計上の仕組みが設けられなければならない。

6.190. 安全上重要な各機器に供給するあらゆる圧縮空気系の設計(弁の作動など)は、供給される空気の品質、圧力及び流量を指定するものでなければならない。また、圧縮空気系の設計は、要求される信頼性を確実なものとしなければならない。補助の圧縮空気タンクの準備が安全上重要な機器等に対して考慮されなければならない。

6.191. 要求がある場合には、圧縮空気系用の計装設備は、施設の全ての状態に対して視認可能な場所に系統の状態³⁸の表示をしなければならない。

要件 51:核分裂性物質及びその他の放射性物質の取扱い及び貯蔵に対する設計

核燃料サイクル施設の設計は、核分裂性物質及びその他の放射性物質の安全な取扱い及び貯蔵に対する準備を含まなければならない。

6.192. 核分裂性物質及びその他の放射性物質の取扱い及び保管における事故が安全解析において検討されなければならない。また、その過酷さは等級別扱い〔グレーデッドアプロー

³⁸ すなわち、圧縮空気系が開いているか又は閉じているか。

チ]に従って決定されなければならない。

6.193. 核分裂性物質及びその他の放射性物質の取扱い及び貯蔵系は、次のように設計されなければならない。

- (a) 最適な減速条件下にあっても、所定の余裕により、物理的な手段により、また、望ましくは幾何学的に安全な配置形状の使用により、臨界を防止すること
- (b) 核分裂性物質及びその他の放射性物質の検査を可能にすること
- (c) 安全上重要な機器の保守、定期的な検査及び試験を可能にすること
- (d) 核分裂性物質及びその他の放射性物質に対する損傷を防止すること
- (e) 移動中の核分裂性物質及びその他の放射性物質の落下を防止すること
- (f) 核分裂性物質及びその他の放射性物質の個々の輸送物の識別情報を提供すること
- (g) 物質のいかなる紛失も防止するために又は管理の喪失を防止するために、運転手順書並びに核分裂性物質及びその他の放射性物質の計量及び管理の体制が実装できていることを確実なものとする

6.194. 可能などころではどこでも、核分裂性物質及びその他の放射性物質の移動(吊上げ)は、例えば、低い高さで、また、影響を受けやすい設備を避けるなど、本質的に安全でなければならない。取扱系は、安全解析に従って、核分裂性物質及びその他の放射性物質の移動に伴う事故の頻度及び影響を軽減するように設計されなければならない。

6.195. さらに、照射済燃料の取扱い及び貯蔵系は、次のように設計されなければならない。

- (a) 施設の全ての状態において燃料からの十分な熱除去を可能にすること
- (b) 燃料要素又は燃料集合体に容認できない取扱応力が課せられることを防止すること
- (c) 使用済燃料キャスク又はクレーンなどの重量物の、燃料上への損傷を与える可能性のある落下を防止すること
- (d) 損傷疑いのある又は損傷した燃料要素又は燃料集合体の安全な保持を可能にすること
- (e) 可溶性吸収材が臨界安全のために使用される場合、そのレベルを制御すること
- (f) 燃料の取扱い及び貯蔵施設の保守及び将来の廃止措置をやり易いようにすること
- (g) 燃料の取扱い及び貯蔵の区域及び設備の除染が必要な時にやり易いようにすること
- (h) 貯蔵場所からの燃料の取り出し及び敷地内外の輸送のための準備をやり易いようにすること

6.196. 使用済燃料又は増殖炉燃料要素の貯蔵に水プールが使用される場所では、早期又は大量の放射性放出の可能性を実質的に排除し、敷地内での高放射線場所を避けるように、施設の設計は、全ての運転状態において集合体の露出を防止しなければならない。施設の設計は、次を設けなければならない。

- (a) 自己発熱性物質のために必要な冷却能力
- (b) 漏えい又は配管破断の発生時に燃料集合体の露出を防止する仕組み

(c) 信頼性の高い水位の監視

(d) 水位を回復する手段

6.197. プールの設計は、長期間の使用済燃料の冷却及び放射線の遮へいに対し、水を供給するため可搬型機器³⁹の安全な使用を可能とする仕組みも含まなければならない。

6.198. 設計は、次のものを含まなければならない。

(a) 自己発熱性物質に関連のある施設の全ての状態に対して冷却材の温度を監視及び制御する手段

(b) 運転状態の水中及び大気中の放射能を監視及び制御する手段、並びに使用済燃料プールに関連のある事故状態の水中及び大気中の放射能を監視する手段

(c) 運転状態の冷却材の化学特性を監視及び制御する手段

要件 52: プロセスの化学特性の監視及び分析に対する設計

設計には、安全のために必要な様々な物質の化学的特性及び放射化学的特性を解析又は監視により判断するための仕組みを取り込まなければならない。

6.199. 全てのプロセスの化学特性が運転上の制限及び条件の範囲内で保たれていることを確実なものとするための仕組みが設計に盛り込まなければならない。その設計は、放射線防護を最適なものとし、また、廃棄物の発生を最低限にする技法を優先して使って、採取される試料が代表的なものであり、適切な時期方法で結果を提供することを確実なものとしなければならない。試料を採取する設備は、人間工学的原則に従って設計されなければならない。

7. 建設

要件 53: 建設計画

安全上重要な機器等は、設計仕様書及び設計意図が満たされていることを確実なものとする確立されたプロセスに従って、建設、組立て、据付及び組上げられなければならない。建設期間中の設計変更による安全上の関わり合いが評価され、文書化されなければならない。

7.1. 核燃料サイクル施設の建設は、事業者が、設計における主要な安全課題が解決されたことを検証し、関連する規制要件への設計の適合性を実証した後にのみ始まらなければならない。建設が設計に従っていることを確実なものとする責任は事業者にある。

7.2. 大規模な施設又は複雑な施設については、規制機関による許認可は、いくつかの段階に分けて付与される場合がある。各段階には留保点を設ける場合があり、次の段階に進むために規制上の承認が必要である場合がある。建設期間中に規制機関による関与の範囲は、施設の潜在的なハザードに相応したものでなければならない。

7.3. 事業者は、建設が始まる前に、建設期間中の安全を確保する責任に関して、並びに建

³⁹ 敷地外に保管される可搬型機器を含む。

設作業が施設の運転に及ぼすあらゆる悪影響及び施設の運転が建設作業に及ぼすあらゆる悪影響についての特定及び管理に関して、選定した請負業者と十分な取決めをしなければならない。

7.4. 施設及びその設備が設計仕様書に従って建設されたことを証明するため、マネジメントシステムに従って記録が維持されなければならない。建設作業に対する品質保証記録は、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って事業者により抽出され、確認されなければならない。

7.5. 大規模な又は複雑な核燃料サイクル施設の建設は、長い年月を要し、技術者及び建築士を含め建設要員が他の作業に移動し、交代することがある。建設に関係する知識及び経験は、建設期間を通して、また必要に応じて試運転段階及び運転段階を通して維持されなければならない。

7.6. 事業者は、施設の建設後、設計の意図が満たされており、また定められた安全機能が果たされるようになることを確認するために、竣工図書を審議しなければならない⁴⁰。竣工図書は(廃止措置に重要な情報及び設計図を含む)、施設が廃止措置され、敷地が無条件利用に解放されるまで保持されなければならない。

7.7. 事業者は、要求に応じて、試運転の段階に進むために規制機関による合意を求めなければならない。

8. 試運転

要件 54: 試運転実施計画

事業者は、核燃料サイクル施設に対する試運転実施計画が定められ、実装されることを確実なものとしなければならない。

8.1. 核燃料サイクル施設の機器及び系統が設計目的及び性能判断基準を満たしていることを実証するために、核燃料サイクル施設の建設又は改造の後、それらの機器及び系統を試験することに対して適切な試運転実施計画が作成されなければならない。試運転実施計画は、その実装に先立って規制上の審査及び評価を受けなければならない。

8.2. 試運転実施計画は、設計で考慮される施設状態の全範囲を対象としなければならない。試運転実施計画では、試運転に対する組織及び責任、試運転の諸段階、安全に対する重要度に基づく機器等の適正な試験、試験スケジュール、試運転の手順書及び報告書、審議及び検証の方法、欠陥及び逸脱の処理並びに文書作成に対する要件を定めなければならない。

8.3. 本章において定められる試運転実施計画に関する要件は、安全委員会により助言されるように、長時間の運転停止期間の後に既存施設(又は施設内のプロセス)の再起動にも適用されなければならない。

⁴⁰ 試運転は、施設が設計の意図を満たしていることを確実なものとする主要な手段であるが、特に深層防護の第1層の確立を実行可能な限り実証するために、例えば、竣工図書及び溶接に対するX線検査又は他の非破壊検査の記録といった他の品質保証図書の審査など、文書による証拠に高い信頼を置いている加盟国も多い。

試運転に対する組織及び責任

8.4. 事業者、設計者及び製造者は、試運転実施計画の作成及び実装に関与しなければならない。試運転のプロセスには、事業者が施設の特性について良好な理解を得ることができるために、事業者と供給者及び建設者との間の協力を含めなければならない。

8.5. 事業者は、異なるグループ(設計グループ、建設グループ、試運転グループ及び運転グループ並びに供給者及び請負業者)間の取り合い及び通信連絡系統が明確に規定され管理されることを確実なものとしなければならない。

8.6. 権限及び責任は明確に規定されなければならない。また試運転活動を実施する担当者及びグループにこれらが委ねられなければならない。事業者は、建設活動が適切な品質にあることを確実なものとする責任を負わなければならない。また試運転活動の完了に関するデータ並びに包括的な基本データ、文書及び情報が収集され、施設の存続期間を通して使用のために保持されることを確実なものとする責任を負わなければならない。事業者はまた、供給された設備が、適切な加工、清浄、校正及び操作性の検証についての検査を含むマネジメントシステムに従って製造されていることを確実なものとする責任も負わなければならない。

8.7. 建設及び試運転期間中、施設は、施設の設備を防護し、試験段階を支援し、また、安全解析書への適合性を維持するように、監視され、保存され、また、維持されなければならない。

8.8. 建設及び試運転中期間には、竣工施設とその設計パラメータとの間の比較が行われなければならない。設計、製造、建設及び運転における不適合を処理するための包括的なプロセスが確立されなければならない。当初設計との相違点及び不適合を修正する解決方法は文書化されなければならない。

8.9. 試運転期間中の適切な段階で、施設の種類によって異なる場合があるが、次の活動が等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って実施されなければならない。

- (a) 遮へい及び閉じ込め系の性能の確認。これには、適用できるところでは、静的な閉じ込め構造の溶接品質の確認を含む。
- (b) 排出物管理の有効性の確認
- (c) 実施可能な場合は、臨界管理対策の性能の確認
- (d) 臨界検知及び警報系の利用可能性の実証
- (e) 緊急停止系の性能の実証
- (f) 火災の検知及び制御のための系統の実証
- (g) 非常用電源供給の利用可能性の実証
- (h) その他の支援系(例えば、圧縮空気供給及び冷却)の利用可能性の実証

8.10. 試運転期間中に、運転上の制限及び条件並びに重要なパラメータの値が、施設の過渡変化及び他の小さな乱れによる値の容認可能な変動と同様に確認されなければならない。測定精度又は設備の応答時間を考慮するために必要なあらゆる余裕が決定され、必要に応じて、制御、警報及び安全停止の設定値、並びに運転上の制限及び条件に取り込まれなければならない。

8.11. 安全に直接的に影響を及ぼす試験の結果及び解析は、安全委員会並びに適宜規制機関の審査及び承認のために、利用できるようにされなければならない。試運転のプロセス全体にわたり、定められた手順に従って規制機関と事業者との間で連絡が維持されなければならない。

試運転の試験及び段階

8.12. 試運転試験は、機能的グループ及び論理的順序で整理されなければならない。また、合理的に達成可能な限り、全ての計画された運転の側面を範囲としなければならない。前段の要求された工程が首尾よく完了していない限り、いかなる試験順序も進めてはならない。改造についての安全評価が設計段階の評価プロセスから運転段階の評価プロセスに移管される時点は、責任の適切な移管を確実なものとするために指定されなければならない。

8.13. 安全機能についての直接的な試験が実行可能でないときには、その性能を十分に実証する代替方法が、国内要件に従った適切な承認を受けることを条件として、適用されなければならない。これは、特に核燃料再処理施設に適用可能である。

コールド試運転

8.14. コールド(即ち「放射性物質を伴わない」)試運転は、施設への放射性物質の導入前に、非放射性の物質を使用して行われる試運転及び検査の活動並びにそれらを使用せずに実施される試運転及び検査の活動の全てを含む。コールド試運転では、少なくとも次の活動が実施されなければならない。⁴¹

- 建設中若しくはホット試運転中に検証することができない安全機能又はホット試運転段階に入る前に確認される必要がある安全機能の検証
- 遮へい及び閉じ込め系の性能の確認。これには、適宜、静的な閉じ込め構造の溶接品質及び換気機能の性能を含む。
- 適宜、サイフォン現象防止装置の性能の確認
- 緊急停止系の性能の実証
- 緊急事態の準備と対応に関する研修、演習及び総合訓練 [6]。

8.15. 核分裂性物質を取扱うことに許可を得た施設については、次の活動が実施されなければならない。

- 臨界の検知及び警報系の利用可能性の実証
- 臨界緊急事態への準備と対応に対する研修、演習及び総合訓練

ホット試運転

8.16. ホット(即ち「放射性物質を伴う」)試運転は放射性物質の導入により始まる。ホット試運転に通常必要である、要員及び設備、閉じ込め、臨界安全並びに放射線の管理及び防護の取決めにおける変更に対処するため、十分な対策が整備されていなければならない。

8.17. ホット試運転では(実行可能な場合は、施設の運転の初期にも)次の活動が実施され

⁴¹ 建設段階で行われる試験も、国の規則に従ってコールド試運転に含まれる場合もある。施設によっては、「少量の放射性物質を伴う(warm)」試運転又は「微量の放射性物質を伴う」試運転の段階が加えられる場合もある。

なければならない。

- 臨界安全管理の性能の確認
- コールド試運転では検証できない又はコールド試運転よりもホット試運転の方がより効果的に検証することができる、機器等の検証
- 作業員への実際の外部線量及び内部線量が設計時になされた仮定及び実施された計算結果と整合していることの検証(可能な場合)
- 実際の排出量⁴²が計算された排出量と一致していることの検証、また、排出の低減及び管理体制の性能の検証(可能な場合)

8.18. ホット試運転の終了までに、全ての安全上重要な機器等が運転可能とされ、それらが設計に従っていること及び放射性物質を伴う運転に対して要求された性能基準を満たしていることが検証されなければならない。また、安全解析における全ての運転上の仮定が確認されなければならない。いかなる適用除外項目も運転に対する許認可文書の中で正当化されなければならない。

試運転の手順書及び報告書

8.19. 試運転の各段階について、当該の段階の試験の開始の前に手順書が作成され、審議され、承認を受けなければならない。試運転の活動は、承認された手順書に従って実施されなければならない。必要であれば、手順書には、安全委員会、外部機関、製造者及び規制機関への通知とそれらの関与のための留保点を含めなければならない。

8.20. 試運転実施計画には、その実施計画が計画どおりに実行されること及び計画の目的が全て達成されたことを確実なものとするために意図された、監査、審議及び検証に対する規定及び手順を含まなければならない。試運転試験で発見されるあらゆる逸脱又は欠陥を解決することに関する規定も含まなければならない。

8.21. 試運転試験の範囲、順序及び期待される結果を網羅する報告書が、適切な詳細さで、また、マネジメントシステムの要件に従って作成されなければならない。この報告書は次の事項を含まなければならない。

- (a) 試験の目的及び容認基準
- (b) 試験期間中に必要なものとして、要求された安全上の予防措置、前提条件及び規定
- (c) 試験の手順
- (d) 試験報告書。これには、収集されたデータ及びその分析の概要、結果の評価、もしあれば欠陥の特定並びに必要なあらゆる是正措置の実装を含む。

8.22. 全ての試運転試験の結果は、それが事業者の職員により行われたものであれば供給者の職員によるものであれ、事業者が利用できるようにしなければならない。また、施設の存続期間中、保持されなければならない。

8.23. 試運転の終結時に作成される試運転報告書は、許認可文書に要求されたあらゆる更新及び試運転の結果として安全対策又は作業実務になされたあらゆる変更を特定しなければ

⁴² 揮発性核分裂生成物の排出を含む。

ばならない。

8.24. 8.1 項から 8.23 項に定められる要件に加えて、次の施設特定の要件が満たされなければならない。

再処理施設

8.25. 再処理施設については、コールド試運転及びホット試運転において、少なくとも次の活動が実施されなければならない。

- － 使用済燃料の供給管理の実証
- － ヨウ素の監視及び管理の実証

8.26. 8.1 項から 8.23 項に定められる試運転の要件は、等級付けすることなく、再処理施設に対して全面的に適用する。

プルトニウム処理施設及びプルトニウム燃料加工施設

8.27. プルトニウムを取り扱う施設(すなわち、再処理施設、プルトニウム燃料及び MOX 燃料加工施設)については、プルトニウム(又はホット)試運転では、要員及び設備、閉じ込め、臨界、訓練並びに放射線防護の取決めにおいて次の大きな変更を必要とする。

- － 運転要員については、プルトニウムを伴う安全な運転を確実なものとするように、強固な安全文化を支える行動及び姿勢が強化されなければならない。
- － 管理層は、施設及び運転要員の両者が、プルトニウム試運転への移行が実装される前に、移行に対して十分に準備ができていることを確実なものとしなければならない。

9. 運転

組織

9.1. 本刊行物の要件 2 に従って、安全に対する一義的な責任は核燃料サイクル施設の事業者にある。この一義的な責任は、事業者自体による施設の運転に対する責任だけでなく、設計者、供給者、製造者及び建設者、発注者及び請負業者など、他の全ての関係する集団の活動を監督することに対する責任を含む。事業者は、そのマネジメントシステムに従ってこの責任を果たさなければならない [4]。

9.2. 事業者は、核燃料サイクル施設に対する適切な管理体制を確立しなければならず、また、運転が安全に行われるために必要な基盤を備えなければならない。事業者は、臨界安全、保守、定期的な試験及び検査、放射線防護、マネジメントシステムの適用、緊急事態の準備と対応並びにその他の関連する支援活動など、核燃料サイクル施設の安全な運転及び利用に関係する全ての任務に十分な資源が利用可能であることを保証しなければならず、また、産業安全及び化学安全を考慮に入れなければならない。

9.3. 事業者は、同一敷地内にある施設間で共用される安全関連の構築物及び資源(配管橋、トレンチ及びその他の移送体制を含む)が考慮されていることを確実なものとしなければならない。異なる施設間の境界は明白に定められなければならない。共用される資源の使用に対する取決めが明確に定義されなければならない。また、様々な関係組織間の効果的な通

信経路が確立されなければならない。

9.4. 必要に応じて、また国内規則に従って、敷地内輸送のための専任組織及び特定規則が定められなければならない。

9.5. 事業者は、放射線被ばくを伴う又は被ばくの可能性がある全ての活動が、被ばくが最小になるように計画され、監視され、実行されることを確実なものとしなければならない。事業者は、施設の改造から生じる放射線ハザード及び付随する化学的ハザードに対する防護を提供するために、十分な対策が整備されていることを確実なものとしなければならない。

9.6. 事業者は、設計者及び供給者と協力して、試運転中に完了することができないあらゆる試験(例えば、作業者が受ける実際の被ばく線量の測定、及び環境への排出管理対策の試験)についても、満足できる完遂に対する全面的な責任を持たなければならない。

9.7. 事業者は、規制機関の要求に応じた安全に関係する事項についての定期的な概要報告書を作成しなければならず、その報告書は安全委員会により審議されなければならず、また、要求されているのであれば規制機関に提出されなければならない。

9.8. 事業者は、次のことを確実なものとしなければならない。

- (a) 適切な施設及び役務が施設の全ての状態に対して利用可能であること。
- (b) 施設管理者には、その職務を効果的に果たすことができるようにするため、十分な権限及び資源が与えられること。

要件 55: 事業者の構成及び任務

事業者の構成並びにその要員の任務、役割及び責任が、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]に従って定められなければならない、また、文書化されなければならない。

9.9. 施設の全ての状態における運転の安全に対する任務上の責任、指揮命令系統及び内外部の通信連絡系統が、文書で明確に規定されなければならない。事業者内の重要な職位の任務及び責任が確立されなければならない。特に、事業者は、施設の上級管理者、安全委員会⁴³、臨界安全担当職員、放射線防護要員、保守、改造及び工学技術に責任を負うグループ、並びにマネジメントシステムを確立し、適用することに責任を負う要員との間の指揮命令系統及び通信連絡の取決めを明確に定めなければならない。

9.10. 組織体制の文書及び責任を果たすことに関する取決めについての文書は、職員及び規制機関が利用できるようにされなければならない。事業者の構成は、安全な運転にとって重要な全ての役割が指定され記述されるように、明確に規定されなければならない。組織構成及び付随する取決めの変更に対する提案は、安全上重要であることがあり、事業者事業者により事前に評価されなければならない。国の規則により要求される場合には、そのような組織変更に対する提案は、承認を求めて規制機関に提出されなければならない。

9.11. 事業者は、規制要件に従って、自身の責任を果たすために必要な業務を他の組織に委託することがあるが、全体的な責任及び管理は、事業者によって保持されなければならない。

⁴³ 加盟国の中には、施設の日常的運転の安全面について施設管理者に助言を行うため、別の助言グループ(又は別の安全委員会)が設置されている国もある。

9.12. 事業者は、必要な知識、技能、強固な安全文化を支える行動及び姿勢並びに安全に関する専門知識が核燃料サイクル施設で持続されていること⁴⁴、また、人材に関する方針が策定され、人材に対する長期的な目的が満たされること、を確実なものとするに責任を負わなければならない。

要件 56: 運転要員

事業者は、核燃料サイクル施設が施設の安全な運転のために力量のある管理者及び資格を有する十分な要員で職員配置されていることを確実なものとしなければならない。

9.13. 事業者は、核燃料サイクル施設の安全な運転に対する直接の責任及び権限を上級管理者に割り当てなければならない。上級管理者は、核燃料サイクル施設の運転、訓練、保守、定期的な試験、検査、利用及び改造の全ての側面の安全に対して全面的な責任を持たなければならない。この責任の履行は、上級管理者の主要な職務でなければならない。

9.14. 上級管理者は、運転要員の職務、責任、必要な経験及び訓練要件並びに通信連絡システムを明確に文書化しなければならない。核燃料サイクル施設の運転又は使用に関与する他の要員(例えば、技術支援要員及び研究者)の職務、責任及び通信連絡システムも、明確に文書化されなければならない。

9.15. 上級管理者は、全ての運転状態に対して安全な運転を確実なものとするために要求される様々な分野に対する最低限の要員配置の要件を決定しなければならない。要求を受けた運転要員は、要員の数及びそれらの要員が許可⁴⁵を受けることが要求される職務の両面で、運転上の制限及び条件か又は許可証の下で承認された適切な取決めかのいずれかで規定されなければならない。核燃料サイクル施設の運転の直接的な監督に対して責任を負う有資格者が、事業者により常に明確に特定されなければならない。また、原子力又は放射線の緊急事態の際に職務を実施することを要求されることになる職員の動員可能性についても規定されなければならない(GSR Part 7 [6] の要件 21 を参照)。

9.16. 核燃料サイクル施設の運転及び利用に対する詳細な実施計画が事前に作成されなければならない。また、上級管理者の承認を受けなければならない。

9.17. 上級管理者は、核分裂性物質の取扱いを含め、安全に付随する全ての活動に対する責任を負わなければならない。また、それらに対する手はずを整えなければならない。

9.18. 上級管理者は、核燃料サイクル施設の運転を定期的に見直さなければならない。また、特定されたあらゆる問題に対処するために適切な是正措置を講じなければならない。上級管理者は、施設の試運転、運転、保守、定期的な試験及び検査並びに改造において生じる重要な安全課題を審議するため、安全委員会の助言を求めるか又は専門家顧問の支援を求めなければならない。

9.19. 核燃料サイクル施設の運転、保守、定期的な試験、検査、利用及び改造に関する安全上有意な全ての側面は、認証された又は許可された運転要員(外部組織の要員を含む場合もある)によって行われなければならない。認証された又は許可された全ての運転要員は、安全のためにプロセス及び活動を停止させる権限を有していなければならない。

⁴⁴ これは知識管理とも呼ばれる(要件 62 も参照)。

⁴⁵ この文脈では、運転要員は運転機関により許可される場合があるか又は国内規則で要求される場合には規制機関により許可される場合がある。

9.20. 保守、定期的な試験及び検査に対する実施計画を実装するために、保守グループが事業者により設置されなければならない(要件 65 を参照)。

放射線防護要員

9.21. 放射線防護計画には、事業者内に放射線防護グループの設置を含めなければならない。また、放射線防護事項に関する技術的能力があり、施設の設計、運転及びハザードの放射線面について知識のある、1 人又はそれ以上の資格を有する放射線防護監督官の任命を含めなければならない。

9.22. 放射線防護要員は、運転要員に助言を与えなければならない。また、放射線防護要員の助言及び懸念事項は、運転手順を定めて施行する権限を有する事業者内の管理者階層による考慮に入れられなければならない。

臨界安全担当職員

9.23. 偶発的な臨界の可能性のある核燃料サイクル施設に対しては、事業者は、核臨界の物理並びに付随する安全基準、規格及び最良事例について熟知し、また、施設の設計及び運転に精通した、資格を有する臨界安全担当職員を任命しなければならない。この任務は、必要な範囲で運転管理部門から独立していなければならない。

9.24. 臨界安全担当職員は、要員の訓練の支援を提供しなければならない。また、運転手順書の策定のための技術指導及び専門知識を提供しなければならない。また、臨界管理を要求する場合がある全ての運転を点検し妥当性を確認しなければならない。

廃棄物及び排出物の専門家

9.25. 廃棄物及び排出物の放出管理に対する方針が許可された限度に従って、また、放射性廃棄物の発生を最小にするという目的に従って、実行されることを確実なものとするために、資格を有する十分な職員がいなければならない。

追加の技術支援要員

9.26. 訓練担当職員、産業安全及び化学安全に対する責任を負う要員、並びにマネジメントシステムを確立し適用することに対する責任を負う要員など、あらゆる追加の技術要員も事業者により規定された安全規則及び安全手順に従わなければならない。

運転上の安全管理

要件 57: 運転上の制限及び条件

事業者は、核燃料サイクル施設が一群の運転上の制限及び条件に従って運転されることを確実なものとしなければならない。

9.27. 施設は、予期される運転時の事象又は事故状態につながる可能性がある状況が生じるのを防止するため、また、そのような事象が発生した場合にその影響を緩和するために、包括的な一群の運転上の制限及び条件の範囲内で運転されなければならない。事業者事業者は、施設が施設の許可条件に従って運転されるだけでなく、設計上の仮定及び意図に従って運転されていることを確実なものとするために、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕を用いて、安全解析から運転上の制限及び条件を導き出さなければならない。安全制限値、安全系の設定及び安全な運転に対する制限条件を含む運転上の制限及び条件は、安全委員

会による審議の対象とならなければならない。運転上の制限及び条件は、規制機関によって要求されている場合には、運転開始前に評価及び承認を求めて許認可文書とともに規制機関に提出されなければならない。

9.28. 事業者は、運転上の制限及び条件に適合していることを実証するために十分な記録を維持しなければならない(要件 62 を参照)。

安全制限値

9.29. 安全制限値は、放射線に対する物理的障壁の健全性及び放射性物質の管理されない放出の十分な防護を提供するために維持されなければならない。

安全系の設定値

9.30. 安全制限値が要求される各パラメータに対して及びその他の重要な安全関連パラメータに対して、そのパラメータが設定された安全制限値を超えるのを防止するために、パラメータを監視して信号を提供する(可能であれば自動モードで利用できる)システムがなければならない。安全系が自動的に起動され、最小限の容認可能な安全余裕を提供することになるレベルを設定するものが、安全系の設定値である。この安全余裕は、とりわけ、システムの過渡時の挙動、設備の応答時間及び測定装置の不正確さに余裕を持たせることになる。

安全運転に対する制限条件

9.31. 安全運転に対する制限条件は、安全上重要な機器等について通常運転の値と安全系の設定値との間に容認可能な余裕があることを確実なものとするために設定される条件である⁴⁶。安全運転に対する制限条件の設定値は、安全系の不必要に頻繁な作動を避けるようなものでなければならない。安全な運転に対する制限条件には、運転パラメータへの制限値、使用可能な最小の設備及び最小の職員配置レベルに関する要件並びに安全系の作動の必要性を回避するために運転要員により講じられるべき措置を含めなければならない。

9.32. 建屋間の危険性を有する(放射性、核分裂性又は化学的反応性)物質の移送を許可することに対して、安全運転への制限条件が定められなければならない。そのような移送は、移送の始まる前に、受け取り側建屋の運転員による物質の確実な受け入れ受諾によらなければならない。

定期的な試験及びサーベイランス

9.33. 運転上の制限及び条件、安全系の設定値及び安全運転に対する制限条件への適合を確実なものとするために、全ての安全上重要な機器等について定期的な試験及びサーベイランスの頻度及び範囲に対する要件が定められなければならない。

運転上の制限又は条件を外れた運転

9.34. 施設の運転が 1 つ又はそれ以上の運転上の制限及び条件から逸脱したことが起きた場合には、是正措置が講じられなければならない。また、規制機関には通知されなければならない。

⁴⁶ 安全運転に対する制限条件は、事故状態ではない状況にも適用することができる。例えば、一人の運転員による核分裂性物質の取扱いは事故状態ではないが、施設の安全運転に対する制限条件によって防止される可能性がある。

9.35. 安全運転に対する制限条件が破れているのであれば、決められた時間内に運転員により講じられるべき措置が規定されなければならない。施設の管理層は、原因と影響の調査を行わなければならない。また、再発を防止するために適切な措置を講じなければならない。規制機関には適切な時に通知されなければならない。

運営上の管理

9.36. 運転手順書、職員配置、要員の訓練及び再訓練、審議及び監査の手順、保守、改造、記録及び報告、並びに運転上の制限及び条件に対する違反後の要求される措置に対する運営上の管理は、事業者内の重要な職位の責任でなければならない。運転上の制限及び条件には、事業者の組織体制及び施設の安全な運転に必要な重要な職位の責任に関する運営上の要件を含めなければならない。

9.37. 事業者は、安全評価書並びに運転上の制限及び条件で指定された運営上の管理の維持及び遵守を確実なものとしなければならない。

要件 58: 要員の訓練、再訓練及び資格認定

事業者は、安全に影響を及ぼす場合がある全ての活動が適切に資格認定され力量のある者によって実施されることを確実なものとしなければならない。

9.38. 事業者は、安全関連の任務を実施する要員がその職務を安全に実施する能力があることを確実なものとするため、資格認定及び力量に対する要件を明確に定義しなければならない。特定の運転上の職位は、正式な認可証又は許可証を要求する場合がある。

9.39. 適正に資格認定された要員が選ばれなければならない。また、それらの要員が適切な手順書に従って施設の全ての状態に対してその職務を正しく実施できるように、必要な訓練及び指示を与えられなければならない。

9.40. 適した訓練及び再訓練の実施計画が運転要員のために確立され、維持されなければならない。⁴⁷ 訓練実施計画は、要員の力量の定期的な確認及び定期的な再教育訓練のための規定を含めなければならない。再教育訓練は、認定された⁴⁸職務に長期間従事していなかった要員に対する再訓練規定も含めなければならない。

9.41. 訓練は、強固な安全文化を支える行動及び姿勢を推進するものでなければならない。また、施設の全ての側面における安全の重要性を強調しなければならない。それらの側面には、設計上の仕組み、安全解析、人的及び組織的要因、運転上の制限及び条件、運転手順書、放射線防護(汚染管理を含む)、臨界安全、緊急事態の準備と対応、廃棄物管理並びに化学的ハザード及び火災ハザードなどの特定の産業安全ハザードを含む。放射線ハザード及び非放射線ハザードに関する訓練の範囲は、核燃料サイクル施設によってもたらされるハザードに見合ったものでなければならない。

9.42. 上級管理者は、安全に影響を与える職務に選任された全ての個人が、施設の安全な運転に必要な訓練及び再訓練を与えられること、また、その訓練及び再訓練が適切に評価さ

⁴⁷ 例えば、訓練は、核燃料サイクル施設で作成された記録及び報告書を用いて策定される場合がある(要件 62)。

⁴⁸ この文脈では、要員は事業者により認可される場合、又は国内規制で要求されていれば規制機関により認可される場合がある。

れること、を確実なものとするに責任を負わなければならない。施設の全ての状態に対して従うべき手順について十分な訓練がなければならない。

9.43. 放射線防護要員が別にいる場合でも、技術支援要員を含む運転要員は、職務に着手する前に、放射線防護に関するふさわしい訓練を与えられなければならない。運転に関わる放射線防護についての定期的な再訓練が行われなければならない。

9.44. 運転要員、内部及び外部の消防隊並びに緊急時対応に関わるその他の要員のための特定の訓練及び演習が、施設での火災又は爆発の発生時に割り当てられた対応任務に関連して、提供されなければならない(GSR Part 7 [6])の要件 25 参照)。訓練及び再訓練の実施計画の範囲は、施設及びその工程の潜在的なハザードに従ったものでなければならない。

9.45. 放射線ハザード(例えば、臨界及び汚染)並びに化学的ハザード及び火災ハザードのような特定の従来型のハザードに対処することに関して要員の資格認定及び訓練に特別な配慮が払われなければならない。

9.46. 訓練実施計画、訓練資材、訓練自体及び訓練の成果は(再訓練のものを含む)、定められたマネジメントシステムに従って審議及び監査の対象とされなければならない。

9.47. 9.38 項から9.46 項に定められる要件に加えて、次の施設は、特定の要件が満たされなければならない。

混合酸化物燃料加工施設及び再処理施設

9.48. 汚染が生じた場合に講じられるべき措置を含めて、グローブボックス操作についての訓練に特別な配慮が払われなければならない。

転換施設、ウラン濃縮施設及び燃料加工施設

9.49. 運転員は、大量の UF_6 及びその他の危険性を有する化学物質の安全な取扱い及び処理について訓練を与えられなければならない。訓練の範囲は、その運転に付随するリスクに見合ったものでなければならない。 UF_6 及びその他の化学物質の放出に対しては、化学物質放出の発生時に適切な措置を講じるために、敷地の全要員に十分な訓練が与えられなければならない。

核燃料サイクル研究開発施設

9.50. 研究者及び運転員のいずれもが、放射性物質を取り扱うために、また、試験及び実験を実施するために、資格認定され訓練されなければならない。

要件 59:安全関連活動の遂行

事業者は、電離放射線及び付随する有毒化学物質に伴うリスクが合理的に達成可能な限り低く保持されることを確実なものとするために、全ての安全関連活動が十分に分析され、管理されることを確実なものとしなければならない。

9.51. 全ての運転上の活動は、電離放射線及び付随する有毒化学物質に伴う潜在的なリスクについて評価されなければならない。評価及び管理の程度は、その活動の安全上の重要度に応じたものでなければならない。

9.52. 既存の運転手順書によって扱われていない非定常的な運転又は試験を行う必要がある場合、改造に対して定められた手順書に従って、特定の安全再検討が実施されなければ

ならず、また、特別の手順書が策定され、承認を受けなければならない。

要件 60:経年変化管理

事業者は、要求される安全機能が核燃料サイクル施設の全運転期間にわたって遂行されるように、安全上重要な機器等の経年変化を管理するため、効果的な経年変化管理計画が実装されていることを確実なものとしなければならない。

9.53. 経年変化管理計画は、経年変化の影響並びに安全上重要な機器等の運転可能性及び信頼性を維持するために必要な活動を判断しなければならない。経年変化管理計画は、供用期間中検査、定期安全レビュー⁴⁹及び保守に対する実施計画を含め、他の関連する実施計画との調整がなされなければならない。また、それらと整合していなければならない。経年変化管理計画の策定、実装及び継続的な改善を規定することに対して体系的な手法が取られなければならない。

9.54. 材料及び系統の特性の詳細が入手できず、またこれが安全に影響を及ぼす可能性がある場合には、事業者により適切なサーベイランス計画が実装されなければならない。この計画から得られた結果は、施設設計の妥当性を適切な間隔で再検討するために使用されなければならない。

9.55. 設備の保守及び交換に対する実施計画は、経年変化管理計画の結論に従って調整されなければならない。設備の設計寿命は、運転延長に対する安全評価において考慮されなければならない。

要件 61:改造の運用上の管理

事業者は、施設への改造の管理に対する実施計画を確立しなければならず、また、実装しなければならない。

9.56. 事業者は、改造の準備及び実施の全ての安全側面に対して、全面的な責任を持たなければならない。さらに、事業者は、改造プロジェクトの管理に対する手順を定めなければならない。事業者は、他の組織に対して特定の業務の実行を割り当てる又は請負に出す場合があるが、その責任を委譲してはならない。特に、事業者は提案された改造プロジェクトの管理に対して責任を負わなければならない。それには、定められた手順に従って上級管理者が参画しなければならない。大幅な改造に対しては、この参画には、プロジェクトの目的及び体制の設定、プロジェクト管理者の任命、責任の明示並びに十分な資源の配分を含めなければならない。

9.57. 事業者は、次の事項を確実なものとするに対して責任を負わなければならない。

- (a) 複数施設のある敷地に対しては、核燃料サイクル施設における改造が、付帯する又は隣接する施設の運転可能性又は安全に悪影響を及ぼさないこと
- (b) 全ての適用される安全要件及び判断基準が満たされることを確実なものとするために、改造の準備及び実施の全ての段階においてマネジメントシステムが適用されること

⁴⁹ 要件 5 を参照。

- (c) 施設の該当する安全文書(例えば、安全評価書並びに運転上の制限及び条件)は、改造を行うことに関与する全ての要員によって応用されること、また、公衆の防護及び環境の防護が最適化されること
- (d) 改造の各々に対して該当する許認可文書が作成され、また、審査及び承認に対する付随要件が満たされること。これらには、改造に対する規制機関の承認を得るための要件を含む場合がある。
- (e) 提案された改造を行う際に関与することになる全ての要員は、その業務に対して、適した訓練を受けており、資格認定され、経験豊かであること、また、必要があれば、施設の運転及び施設の安全特性への改造の影響について事前に訓練されること
- (f) 安全解析書、運転上の制限及び条件並びに運転、保守及び緊急事態に対する関連手順書など、施設の安全特性に関係している、改造によって影響を受ける全ての文書が、必要に応じて速やかに更新されること
- (g) 適切な試運転が行われ、その結果が記録され、評価されること、また、必要に応じて、安全評価への変更を含めてあらゆる指摘事項が適切な文書に組み入れられること。
- (h) 国内要件に従って、規制機関が改造について事前に通知されること、また、必要な場合は、改造を行うための許認可の変更が行われる前に申請され、取得されること。
- (i) 本刊行物の他の要件が、適宜満たされること。

9.58. 施設への改造のための提案は区分けされなければならない、また、この区分けに対して関連する判断基準が等級別扱い[グレーデッドアプローチ]に従って定められなければならない。改造に対する提案は、その改造の安全上の重要度に従って区分けされるか又はその提案された変更が安全余裕を低減させることになるか否か、現行の運転上の制限及び条件もしくは他の重大な容認基準(例えば、作業員に対する集団線量又は個人線量)に抵触するか否かの記述に基づいて区分けされなければならない。

9.59. 大きな安全上の重要度を有する改造プロジェクトは、安全解析の対象とされなければならない、また、施設自体の設計、建設及び試運転に対して、6章、7章及び8章に記述されているものと同等の設計、建設及び試運転に対する手順の対象とされなければならない。

9.60. 核燃料サイクル施設に対する改造プロジェクトを具体化する際には、関与する作業員の放射線被ばくは、合理的に達成可能な限り低く保持されなければならない。

9.61. 一時的改造は、それらが重なることによる安全上の重要度を最小にするために時間及び件数の面で制限されなければならない。一時的改造は、それらの場所及びいかなる関連する管理部署も明確に特定されなければならない。事業者は、一時的改造並びに施設の運転及び安全に対するそれらの影響を適時に関係する要員に知らせる正式な体制を設立しなければならない。

要件 62: 記録及び報告

事業者は、核燃料サイクル施設における記録及び報告の管理に対する体制を確立し、維持しなければならない。

9.62. 施設の安全な運転に向けて、事業者は、施設の設計、建設、試運転、最新の構成配置及び運転に関する全ての必須の情報を保持しなければならない。この情報は、施設の運

転段階を通して最新のものに維持されなければならない、また、廃止措置の期間中に利用できるように保たれなければならない。事業者は、運転段階及び廃止措置段階において安全上の重要度を有する記録及び報告を作成し管理することに対する手はずを整えなければならない。これには次の事項を含む。

- (a) 許認可文書の改訂版の完全な収集
- (b) 定期安全レビューの結果
- (c) 試運転文書
- (d) 手順書及び運転要領書
- (e) 改造の履歴及びデータ
- (f) 施設の運転データ
- (g) 保守、試験、サーベイランス及び検査から得られたデータ
- (h) 事象及び異常に関する報告書
- (i) 個人モニタリングデータを含む放射線防護データ
- (j) 核物質及びその他の放射性物質の量及び移動に関するデータ
- (k) 排出物の排出の記録
- (l) 放射性廃棄物の貯蔵及び輸送の記録
- (m) 環境モニタリングの結果
- (n) 施設の各場所で実施された主要な作業活動の記録

9.63. 記録及び報告の作成、収集、保持及び記録保存に対して、マネジメントシステムと整合する手順が策定されなければならない。作業日誌、チェックリスト及び他のしかるべき記録への情報の記載は、正しく日付が付され、また署名されなければならない。

9.64. 不適合の記録及び施設を適合状態に戻すために講じられた対策の記録が、作成され、保持されなければならない、また、規制機関に利用できるようにされなければならない。事業者は、記録がそれらの指定された保存期間の間保持されることを確実なものとななければならない。

9.65. マネジメントシステムは、記録及び報告を保管し、維持することに対する取決めを含まなければならない。文書管理体系は、古くなった文書類が保管庫に入れられること、また、要員がそれぞれの文書類の最新版のみを使用することを確実なものとするように設計されなければならない。緊急事態における利用のために、敷地外での文書保管(例えば、緊急時対応施設内での)の必要性が検討されなければならない。

施設の運転

要件 63: 運転手順書

通常運転、予期される運転時の事象及び事故状態に対して包括的に適用される運転手順書は、事業者の方針及び規制機関の要件に従って策定されなければならない。

9.66. 運転手順書は、施設の全存続期間にわたり実行される場合がある全ての安全関連の運転に対して策定されなければならない。

9.67. 運転手順書は、可能な時にはいつでも設計者及び製造者と放射線防護担当職員を含む事業者の他の職員と協力して、運転要員によって策定されなければならない。運転手順書は、運転上の制限及び条件と整合し、かつその遵守に有用でなければならない。また、そのような手順書の様式、策定、見直し及び管理を統制するマネジメントシステム手順書に従って作成されなければならない。

9.68. 運転手順書は、手順書の使用において特定された教訓に基づき、またマネジメントシステムに従って、定期的に見直され、更新されなければならない。それらは、使用する時点で、容易に利用可能でなければならない。

9.69. 施設の運転及び使用に関与する全ての要員は、その職務への関連に応じて、これらの手順書の使用について十分に訓練されなければならない。

9.70. 既存の手順書で対象とされていない活動が計画されるときには、その活動が開始される前に、適切な手順書が作成され審議されなければならない。また、適切な承認を受けなければならない。これらの手順書に関連する職員の追加訓練が提供されなければならない。

要件 64: 運転上の管理維持及び資材の状態

事業者は、全ての作業区域において資材の状態、管理維持及び清浄を高い水準に維持するための実施計画を策定しなければならない。また、実装しなければならない。

9.71. 運転時の構内及び設備が維持され、適切に照明され、近接可能であること、また、一時的な貯蔵が管理されかつ制限されることを確実なものとするために運営上の管理(要件 57 を参照)が確立されなければならない。劣化した設備(例えば、漏えい、部分腐食、ゆるんだ部品又は損傷断熱材など)は、時宜を得た方法で特定され、報告され、修繕されなければならない。

9.72. 核分裂性又は高放射性物質を伴う腐食性化学物質の混合物を保持する槽及び容器に対して、材料の劣化を監視する実施計画がなければならない。

9.73. 事業者は、安全上重要な機器等、部屋、配管及び計器に対する識別及び標識が正確で、読みやすく、よく維持されていること、また、それらが共存性のある材料及びインクを使っていることを確実なものとするに責任を負わなければならない。

保守、定期的試験及び検査

要件 65: 保守、定期的試験及び検査

事業者は、保守、定期的試験及び検査に対する効果的な実施計画が定められ、実装されることを確実なものとしなければならない。

9.74. 保守、定期試験及び検査は、運転上の制限及び条件を遵守して、安全上重要な機器等がその設計意図及び安全要件に従って機能し得ることを確実なものとするために行われなければならない。また、施設の長期間の安全を裏付けなければならない。ここでは、保守は予防措置と是正措置との両方を含む。

9.75. 安全上重要な機器等の定期試験及びサーベイランスに対する要件には、その適用可

能性、定期試験及びサーベイランスの頻度並びに容認性に対する判断基準を明確に記述する仕様を含まなければならない。運転上の柔軟性を与えるために、頻度の仕様には、超えるべきではない最大の間隔とともに平均間隔を記述しなければならない。

9.76. 全ての安全上重要な機器等の保守、定期試験及び検査に対して、安全評価書に基づく実施計画が定められなければならない。また、文書化されなければならない。保守、定期試験及び検査の実行中に安全水準が低下しないことが、これらの実施計画によって確実なものとなさなければならない。

9.77. 保守、定期試験及び検査の実施計画並びにそれらの実施は、経験から学んだ教訓を組み入れるために、一定の間隔で見直されなければならない(要件 73 を参照)。安全上重要な機器等の全ての保守、定期試験及び検査は、承認された手順書に従って行われなければならない。

9.78. 手順書は、保守期間中の一時的な隔離を含めて、施設の通常の構成配置からのあらゆる変更の発生時に講じられるべき対策を規定しなければならない。また、活動の完了時に通常の構成配置に復帰するための手順を含めなければならない。

9.79. 安全上重要な機器等の不定期な検査又は事後保全は、特別に作成された計画及び手順に従って実施されなければならない。安全目的のために及び実施計画に基づいた方式で実行される供用期間中検査は、特別に作成された計画及び手順に従って行われなければならない。

9.80. 安全上重要な個々の機器等の保守、定期試験及び検査の頻度は、経験に基づいて調整されなければならない。また、十分な信頼性を確保するようなものでなければならない。事業者は、保守、定期試験及び検査の結果を評価しなければならない。また、継続的な改善のためにその反映を組み入れなければならない。

9.81. 事業者は、運転停止中(キャンペーンの合間)の保守に付随するリスクを最小にするため措置を講じなければならない。

9.82. これらの要件の遵守に対するいかなる不履行も、適時に、記録され、調査され、国内規制に従って規制機関に報告されなければならない。また、再発を防止するために、実効的な改善措置が講じられなければならない。

臨界安全

要件 66: 運転における臨界管理

核分裂性物質を伴う全ての運転は、運転状態下で及び想定し得る異常な状態又は設計基準に含まれる状態と見なされる状態の下で、十分な未臨界の余裕を維持するように行われなければならない。

9.83. 臨界安全実施計画は、運転員が臨界ハザードを認識していることを確実なものとしなければならない。臨界安全が関連している全ての運転は、承認された手順書により統制されなければならない。運転員は、臨界を引き起こす場合がある条件について訓練され、その条件を認識するようにされなければならない。手順書では、それが管理しようとする全てのパラメータ及び履行されるべき判断基準を規定しなければならない。この実施計画は、移送中の及びプロセスにおける他の適切な時点での核分裂性物質の量及び濃度に対する制限値を設定しなければならない。プロセス設備若しくはプロセス接続部又は中性子反射材の位置を変

更する前に、臨界評価が改造管理に対する手順書に従って審議されなければならない(要件 61 を参照)。

9.84. 廃棄物及び残留物を含め核分裂性物質の蓄積から生じる臨界の可能性に応じて、核分裂性物質の管理されていない蓄積が検知され、さらなる蓄積が防止されることを確実なものとするため、サーベイランス実施計画が策定され、実装されなければならない。手順書からの逸脱及び臨界安全に影響を及ぼす可能性のあるプロセス状態の予想外の変化は、上級管理者に報告されなければならない。また、速やかに調査されなければならない。規制機関にもまた通知されなければならない。そのような逸脱及び予想外の変化の再発を防止するために措置が講じられなければならない。

9.85. 臨界の可能性のある全ての種類の核燃料サイクル施設(研究開発施設を含む)に対しては、次のようであるなければならない。

- (a) 1 バッチではなく2 バッチでの偶発的な核分裂性物質の移送(「ダブルバッチ移送」)の可能性が、臨界安全の実証において分析されなければならない。ダブルバッチ移送は、設計によって及び運営上の管理対策によって防止されなければならない(要件 18 及び 57 を参照)。
- (b) 運転状態(保守を含む)中での核分裂性物質の移送又は一時的な移動に対する手順が明確にされなければならない。
- (c) 核分裂性物質の含有量に対する監視がされていなかった廃棄物を含め、核分裂性物質は容器に蓄積されてはならない。ただし、容器がその目的のために特別に設計され承認されたものはこの限りではない。
- (d) 廃棄物を含め、核分裂性物質の全ての移送は、送り側の区域と受取り側の区域との両者の臨界安全要件に従って行われなければならない。これらの要件を満たしていることを送り側の施設により認証されなければならない。また、送る前に受取り側施設により受け入れ承諾されなければならない。

濃縮ウラン燃料加工施設

9.86. 濃縮ウラン燃料加工施設に対しては、9.83 項から 9.85 項に定められている要件に加え、次の要件が満たされなければならない。

- (a) 異なる濃縮度の燃料ペレットを並行して製造するように施設が設計されている場合、異なる濃縮度の粉末、ペレット及び燃料棒の混合することを全く許さないように運転が管理されなければならない。
- (b) プロセスの物質の収支が、検証され、制御されなければならない。

MOX 燃料加工施設

9.87. MOX 燃料の加工施設に対しては、9.83 項から 9.85 項に定められている要件に加え、次の要件が満たされなければならない。

- (a) 通常運転において、臨界事象を防止するために多くのパラメータが測定され、制御されなければならない。これらのパラメータの値は、高い健全性を有するものでなければならない。また既知の基準器に対して校正されなければならない。計算コードとデータへの変更は、マネジメントシステムによって高い基準で管理されなければならない。

(b) プロセスの物質の収支が、検証され、制御されなければならない。

ウラン濃縮施設及び転換施設

9.88. 濃縮施設及び転換施設に対しては、9.83 項から 9.85 項に定められている要件に加え、次の要件が満たされなければならない。

- (a) 濃縮施設における製品の流れに高濃度の HF が存在する可能性がある場所では、その圧力は、シリンダ又は中間槽内で UF₆ の結晶化(凝華)する際の HF の凝縮を避けるため、その温度におけるフッ化水素の蒸気圧未満に維持されなければならない。
- (b) 湿式洗浄の前にプロセス設備及びシリンダを空にするとき(保守又は廃止措置のために)には、臨界は次のプロセスによって防止されなければならない。このプロセスは繰り返し行われる場合がある。
 - 滞留ウランの非破壊監視⁵⁰又は目視確認
 - 滞留ウランが検知された場合には、乾式洗浄に切り替えること
- (c) 形状寸法により安全が管理される設備を解体する時には、廃止措置作業期間中の臨界安全を確実なものとするために、特別な手順が実装されなければならない。

燃料再処理施設

9.89. 燃料再処理施設に対しては、9.83 項から9.85 項に定められている要件に加え、次の要件が満たされなければならない。

- (a) 安全要件が再処理プロセス全体を通して満たされていることを確実なものとするため、使用済燃料を受け入れること及び再処理することに対する供給計画が作成され、評価されなければならない。この目的のために、適切な計算ツールが使用されなければならない。
- (b) 核分裂性物質を内包する槽及びボックスの洗浄配管及び化学薬品供給配管は、使用されていない時を含め、適切な技術的管理及び運営上の管理の対象でなければならない。
- (c) 核分裂性物質を含む水溶液を扱うタンク内での有機相の蓄積のリスクを低減するため、また、必要などころではそのような蓄積を検知するため、特定の方策が備えられなければならない。
- (d) プロセス化学に重要な非核分裂性化学試薬が評価されなければならない。誤った組成又は誤った量の化学試薬の添加が臨界ハザードをもたらす可能性がある場合には、これは制御されなければならない。

放射線防護プログラム並びに放射性の廃棄物及び排出物の管理

要件 67: 放射線防護プログラム

事業者は、放射線防護プログラムを定め、実施しなければならない。

⁵⁰ 通常、ガンマ線又は中性子粒子の測定によって。

9.90. 事業者は、放射線防護プログラムが GSR Part 3[2] の要件に適合していることを確実なものとしなければならない。事業者は、放射線防護計画が正確に実施されていること、また、その目的が満たされ続けていることを、サーベイランス、検査及び監査の手段によって検証しなければならない。放射線防護プログラムは、定期的に見直されなければならない、また、必要ならば更新されなければならない。

9.91. 放射線防護計画は、全ての運転状態及び設計基準事故に対して、電離放射線の被ばくによる線量及び施設からの放射性物質のあらゆる排出による線量が、合理的に達成可能な限り低く保持され、また許可された制限値未満であることを確実なものとしなければならない。

9.92. 放射線防護の規則、標準及び手順並びに安全な作業方法について、それらに関する指針を提供するため、また、それらの遵守を確実なものとするため、事業者が利用可能な十分かつ独立した放射線防護職員及び資源がなければならない。

9.93. 作業者の防護が最適化されることを確実なものとするため、適宜、放射線被ばくに対して線量拘束値が設定されなければならない、また、防護措置に対して参照レベルが設定されなければならない[2]。全ての運転状態において、放射線防護の主要な目的は、基本的安全目的を遵守するために、放射線の被ばくを最小にすることであり、また線量を線量拘束値未満に保つことでなければならない。

9.94. 事故状態に対しては、適切な工学的な安全の仕組みによって、及び緊急時計画で規定された取決めの実施によって、放射線の影響が低く保たれなければならない。

職業被ばくの管理

9.95. 職業上、放射線に曝される場合がある全ての作業者は、規制機関又は他の所轄当局に要求されているように、自身の線量が測定され、記録され及び評価されなければならない。これらの記録は、国内規則で指定される場所により規制機関及び他の所轄当局が利用できるようにされなければならない。

9.96. 被ばくの管理は、定常的活動に対する取決めにおいて考慮されなければならない。例えば、試料採取装置、試料の移送方法、試料保管及び分析室は、運転要員の線量を最小にするように計画されなければならない。

9.97. プロセス区域又は貯蔵施設において放射性物質を取り扱う及び検査を行う要員であって、潜在的に有意な累積線量を受ける可能性がある要員に対して、時間、距離及び遮へいの要件を満たすようにしなければならない。

9.98. 運転状態において及び実行可能な限り事故状態において、十分な放射線モニタリングが存在することを確実なものとするため、固定式又は可搬式のモニターを含む適切な放射線モニタリング設備が施設に設けられなければならない。放射線の種類並びに放射性物質の物理的形態及び化学的形態が広範であるために、使用されるモニターの種類は(固定式及び可搬式の両者ともに)、適正に資格認定された放射線防護要員によって指定されなければならない。

汚染の管理

9.99. 放射能汚染の拡大は、合理的に達成可能な限り管理され最小化されなければならない。汚染レベルが作業者に高線量をもたらす場合のある区域への立入りは制限されなければ

ばならず、また、適用される管理の水準は、そのハザードと見合うものでなければならない[2]。トリウム、プルトニウム、濃縮ウラン又は他の放射性濃縮物を内包する微細な放射性的粉末及び水溶液の封じ込めには、周到な注意が払われなければならない。

9.100. 運転中(保守時の介入を含む)の内部被ばくの防止は、実行可能な限り個人用防護具の必要性を限定する物理的な対策及び運営面での対策の両者により管理されなければならない。UF₆ シリンダなどの放射性物質を内包する設備及び容器が開かれる際には、要員を防護するため及び汚染の拡大を制御するために、十分な換気及び／又は呼吸用保護具が準備されなければならない。

9.101. 特に、設計によって制限することができない被ばくの起こりやすさがある場所では、作業員には、遭遇しそうなハザードに対して防護するための個人用防護具が提供されなければならない。

要件 68: 放射性的廃棄物及び排出物の管理

事業者は、放射性的廃棄物及び排出物の管理に対する実施計画を定めなければならない、また、実装しなければならない。

9.102. 施設は、放射能と体積との両者の観点で、全ての種類の放射性的廃棄物の発生を合理的に達成可能な限り抑制し、最小にするように運転されなければならない。6.17 項に提示される廃棄物の階層は、放射性的廃棄物及び付随する危険性を有する廃棄物の管理を容易にするために、運転において用いられなければならない。

9.103. 廃棄物管理実施計画には、適宜、放射性的廃棄物の収集、特性付け、区分、処理全般(前処理、処理及びコンディショニング)、輸送及び貯蔵、排出物の排出並びに廃棄物の処分を含めなければならない。放射性的廃棄物並びに付随する危険性を有する化学廃棄物及び化学排出物に関する全ての活動は、マネジメントシステムに従って実行されなければならない。放射性的廃棄物の処分前管理に関する更なる要件が GSR Part 5 [14]において定められている。

9.104. 放射性的排出物及び付随する危険性を有する化学排出物の排出は、公衆及び環境の防護に対する規則に従って許可され、実行されなければならない。排出は監視されなければならない。また、その結果は該当する規制要件との適合性を検証するために記録されなければならない。廃棄物の区分、処理全般、貯蔵及び輸送とともに、廃棄物及び排出物の発生に関する記録が維持されなければならない。敷地内で処理され貯蔵された放射性的廃棄物、又は処理、貯蔵若しくは処分のために許可された施設に輸送された放射性的廃棄物の量、種類及び特性についての適切な記録が、保持されなければならない。そのような情報はまた、規制要件に従って定期的に規制機関に報告されなければならない。

9.105. 放射性的廃棄物の収集、特性付け、区分、処理全般、輸送及び貯蔵、並びに許可された処分施設への輸送に対しては、認可された手順に従わなければならない。これらの活動は、規制機関の要件に従って行われなければならない。

9.106. 処分の見通しが保留されている間に、放射性的廃棄物を貯蔵する決定がなされる場合には、廃棄物の特性に関して取得できる全ての情報は、利用可能にされていなければならない。

9.107. 廃棄物及び排出物に対する試料採取及び監視体制の厳格さ及び頻度は、発生源での監視(実行可能な限り廃棄物が発生した場所の近くで)を含めて、その廃棄物及び排出

物の潜在的な環境影響に従って並びに等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って定められなければならない。

9.108. 核燃料サイクル施設は、環境中の放射性核種(計画された放出及び計画外の放出の両者からの)を監視するため、また、それに伴う環境影響を評価するために、十分な環境監視計画を確立しなければならない。環境監視計画は、次の事項を含まなければならないが、これに限られるものではない。

- (a) 運転が始まる前のバックグラウンドの条件及びデータを確立すること
- (b) 環境の試料採取のみならず、公衆及び要員の防護のための排出物に対する措置レベル及び年間制限値(例えば、導き出された年間濃度制限)又は年間の排出物放出制限値を設定すること
- (c) 地表水、地下水、土壌及び生物相を監視するための現場及び周辺地域の屋外環境監視ステーションを設置すること
- (d) 監査及び検査の結果のみならず、流出及び放出の記録を含む記録を保管すること

運転上の安全計画

要件 69: 火災及び爆発に対する防護

事業者は、火災及び爆発に対する防護を確実なものとするための取決めを作成しなければならない。

9.109. 事業者によって作成された火災安全を確実なものとするための取決めは、次の事項を網羅しなければならない。すなわち、火災安全の適切な管理、出火を防止すること、出火した場合に素早く検知し、鎮火を行うこと、鎮火されなかった火災の拡大を防止すること(例えば、十分な防火障壁を区画間に設けて施設の防火区画分け)、及び、施設が安全かつ安定した状況に持ち込まれることを可能とするために火災からの十分な防護を備えることである。そのような取決めには、以下の事項を含めなければならないが、これだけに限定されるものではない。

- (a) 深層防護の原則の適用
- (b) 可燃性物質及び発火源の管理
- (c) 火災防護対策の検査、保守及び試験
- (d) 施設の消火能力の確立
- (e) 敷地の規模、複雑さ及び多様性並びに施設のハザードの可能性と相応した、敷地向けの緊急時対応能力及び消火能力の確立
- (f) 要員の責務の割り当て並びに訓練及び演習の実施
- (g) 火災安全対策に及ぼす改造の影響の評価

9.110. 火災安全を確実なものとするための取決めは、原子力及び放射線の安全に対する取決めと整合していなければならない。産業施設に付随する従来からの火災安全の懸念事項とともに、放射性物質及び付随する化学物質に関する火災安全課題が評価されなければならない。(例えば、金属ウラン及びジルコニウム合金粉末に関して並びに自然発火

性物質の空気との接触を防止するために)

9.111. 消火に対する取決めにおいては、火災時に放射性物質の放出のリスクがある場合に特別な注意が払われなければならない。消防要員の放射線防護及び環境への放出管理に対して、適切な対策が確立されなければならない。

9.112. 事業者は、火災安全の定期レビューを実行しなければならない。そのようなレビューには、火災に対する安全系の脆弱性の評価、深層防護の適用に対する変更、消火能力の変更、引火性物質の管理、発火源の管理、保守、試験及び要員の準備態勢を含めなければならない。火災又は爆発の発生時には、対応時間が消火にとって決定的に重要であるため、運転チームは、適切かつ定期的に消火訓練されなければならない。また、演習及び訓練が定期的に行なわれなければならない。

9.113. 火災又は爆発の可能性、発火源及び潜在的な可燃性物質の管理並びに反応性ハザードが、保守作業中を含めて検討されなければならない。

9.114. 施設における火災又は爆発に対する不適切な対応は、その事象(例えば、臨界を含む放射線ハザード、化学的ハザード)の影響を増大させる可能性がある。外部の消防隊及び救助隊のための特別な訓練が、その施設の事業者によって組織されなければならない。

9.115. 危険性を有する物質(水素、プロパン又は UF₆ など)を内包するシリンダ及びタンクに対する火災の影響が検討されなければならない。

要件 70: 産業安全及び化学安全の管理

事業者は、作業員及び公衆への産業上のハザード及び化学的ハザードに付随するリスクを管理することに関する実施計画を定め、実装しなければならない。また、このリスクを合理的に達成可能な限り低く保たなければならない。

9.116. 産業安全及び化学安全の実施計画は、関連する予防対策及び防護対策の立案、実装、監視及び審議に関する取決めを含まなければならない。また、その実施計画は、原子力及び放射線の安全に対する要件と両立していなければならない。作業員、供給者、請負業者及び訪問者を含めて、全ての要員は、産業安全及び化学安全についての必要な知識及び認識並びに原子力及び放射線の安全との相互関係に備えるために適切に訓練されなければならない。また、定められた安全規則及び実施方法を遵守しなければならない。事業者は、産業上のハザード及び化学的ハザードの分野で、要員に支援、指導及び援助を与えなければならない。

9.117. 特に、以下でなければならない。

- 危険性を有する気体(例えば、水素、フッ素)の空气中濃度が十分な余裕を持って要求された制限値未満であることを確実なものとするために、承認された手順及び監視が用いられなければならない。
- 運転要員及び保守要員は、従来型のハザードに備えて、適切かつ定期的に訓練されなければならない。
- 定期的に演習が行われなければならない。

要件 71: 運転時のアクシデントマネジメント計画

事業者は、安全解析の結果に基づいたアクシデントマネジメント計画を確立しなければならない。

い。

9.118. 事故のリスクを低減するため、また、事故が発生した場合には、施設を安全な状態に維持可能な制御された状態に戻すため、事前の対策及び手引きを対象範囲とするアクシデントマネジメント計画が策定されなければならない。アクシデントマネジメント計画は、原子力活動に付随する化学的ハザードを考慮に入れなければならない。アクシデントマネジメント計画は、アクシデントマネジメントに対する組織的な取決めを定めなければならない。また、通信連絡及び計画の実装に必要な訓練に対する取決めも含まなければならない。

9.119. アクシデントマネジメント計画は、施設の状態及び事故の過酷さの程度を監視するために必要なあらゆる計装、並びに事故を制御するため又は事故の影響を緩和するために使用されるあらゆる設備を特定しなければならない。

要件 72: 緊急事態の準備

事業者は、原子力又は放射線の緊急事態に対する敷地内の準備及び対応のための取決めを定めなければならない。

9.120. 事業者は、適用され得る要件に従って、その責任の下にある施設又は活動に対して、原子力又は放射線の緊急事態に対する敷地内の準備及び対応のための取決めを定め、維持しなければならない [6]。これらの取決めは、特定されたハザード及び核燃料サイクル施設に付随する潜在的な影響に見合ったものでなければならない。また、化学的ハザードを含めて付随する非放射線ハザードを考慮に入れなければならない。

9.121. 緊急事態の取決めは、事故が発生した場合に事故の影響を緩和するために、事業者事業者が核燃料サイクル施設での原子力又は放射線の緊急事態に効果的に対応する能力を提供するものでなければならない。緊急事態の取決めは、次の取決めを含まなければならないが、これに限られるものではない。すなわち、緊急事態の迅速な宣言、対応要員への適切な時点での通知及び警告並びに緊急時対応の発動、状況の評価並びに敷地内での必要な防護措置及び他の対応措置の実施、関係当局との対応措置及び通信連絡に関する調整、である。緊急事態の準備と対応のための取決めは、GSR Part 7 [6] で要求される、施設の緊急時準備のカテゴリーに基づかなければならない。

9.122. 事業者事業者は、適用され得る要件に従い緊急事態の取決めを策定しなければならない [6]、また、緊急時対応を管理することについて割り付けられた権限及び責任を持った、必要な緊急時計画及び組織体制を確立しなければならない。適切な時に、事業者事業者は、相互に整合的であり、また、迅速に実行でき、効果的に管理できる、所内及び所外の緊急事態の取決め策定において、所外対応組織と調整しなければならない。複数の場所を巻き込む緊急事態がその取決めの中で考慮されなければならない。

9.123. 緊急時計画は、適宜、規制機関の承認の対象でなければならない。また、放射性物質が施設に持ち込まれる前に訓練において試験されなければならない。

9.124. 緊急時計画は、GSR Part 7 [6] の第 5 章に記されるとおり、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕に従って、緊急事態において行われるべく計画された全ての任務を網羅していなければならない。緊急時手順は、GSR Part 7 [6] の要件に従って、同様に緊急時計画のために追加的に想定された事故だけでなく、安全解析書において解析された事故、また、に基づいたものでなければならない。

9.125. 臨界ハザード及び化学的ハザードが存在する敷地には特定の要件が適用される。事

故により最も影響を受ける人の特定に関する取決めには、あらゆる臨界から受ける個人線量の迅速な評価を含めなければならない。放射性物質に付随する化学的ハザードを中和するための及び化学作用を緩和するための化学薬品もまた提供されなければならない。化学的ハザード及び臨界ハザードが存在する施設に対して、化学的影響の緩和及び過剰被ばくの検出についての訓練が提供されなければならない。

9.126. 緊急事態の取決めには、必要に応じて、非放射線ハザードを含む緊急事態との組合せでの原子力又は放射線の緊急事態、例えば、かなりの規模の放射線若しくは汚染を伴う火災、又は放射線若しくは汚染を伴う有毒ガス及び／又は窒息性ガス、に対する準備と対応のための緊急時計画を、特定の敷地条件を考慮に入れて含めなければならない。特に、

- (a) 臨界事故、危険性を有する物質(放射性物質と化学薬品の両者)の放出、火災及び爆発、並びにサービス(例えば、電源供給及び冷却材)の喪失に対する緊急事態の取決めが整備されていない。
- (b) 火災又は危険性を有する物質(例えば、 UF_6)の放出に対処する際、緊急事態への対応に講じられる措置又は使用される媒体が臨界事象を作り出してはならず、また化学的ハザードを増大させてはならない。
- (c) 緊急事態への対応においては、適宜、次の事項に対する迅速な対応が行われなければならない。
 - UF_6 とその反応生成物(HF と UO_2F_2)の化学的毒性。これらは、ウランの放射線毒性よりも強い。
 - 可溶性放射性物質による毒性の影響又は汚染に至る幾つかのシナリオでの、猶予期間の限られた急速な進展

9.127. 運転要員は、緊急事態に対応して、定められた緊急時手順に従って迅速な措置を講じなければならない。緊急時計画は、緊急事態の性質及び範囲に応じて、所外の様々な緊急時サービス及びそれを行う手段から、緊急時対応において敷地内で得られるべき支援を指定しなければならない。

9.128. 事業者は、緊急事態に対応する敷地内チームの各個人の知識、技能及び能力を特定しなければならない。その中には、施設の運転に対する責任を有する個人を含まなければならない。

9.129. 緊急事態の準備と対応における研修プログラムは、GSR Part 7 [6] の要件に従って確立され、実装されなければならない。このプログラムは、施設の職員及び要求されている他の対応組織からの職員が、緊急状態下での効果的な対応のために要求される必須の知識、技能及び能力を有することを確実なものとしなければならない。緊急事態への対応に関与する全ての要員は、緊急時対応における各自の職務の実施に関して、指導を受け、訓練され、また定期的に再訓練されなければならない。

9.130. 訓練プログラムは、GSR Part 7 [6] に従って策定され、実施されなければならない。訓練は、適正な間隔で実行されなければならないが、また実行可能な範囲で、緊急事態に対応する職務を有する全ての個人を参加させなければならない。総合訓練は評価されなければならないが、また、特定された教訓は、必要に応じて、定められた緊急事態の取決めを改定するために使用されなければならない。

9.131. 緊急時計画及び緊急事態の手順は、定期的に見直されなければならないが、また経験からの反映及び他の変更(例えば、要員の連絡先の詳細)が組み入れられることを確実なものとする。

するために、必要に応じて修正されなければならない。

9.132. 緊急事態において使用される施設、計器、道具、設備、文書及び通信システムは、利用可能な状態に保たれなければならない。また、想定されるいかなる緊急状態の下でもこれらの効果的な使用を可能とする状態に維持されなければならない[6]。

要件 73: 運転経験の反映

事業者は、その施設での事象並びに他の核燃料サイクル施設及び世界中の原子力産業界での事象から学習するための実施計画を確立しなければならない。

9.133. 事業者は、体系的な方法で、施設での運転経験を報告し、収集し、選別し、分析し、傾向を調べ、文書化し、また、情報伝達しなければならない。事業者は、利用すべき他の原子炉等施設での関連する運転経験についての利用可能な情報を入手し評価しなければならない。また、自らの緊急事態の取決めを含めて自施設の運転のための教訓を組み入れなければならない。事業者はまた、運転経験の反映のための国内及び国際的な制度内で経験情報の交換を促進しなければならない。これらの活動は、マネジメントシステムに従って実施されなければならない。

9.134. 安全に対して有意な意味合いを持つ事象は、設備の設計、運転及び保守又は人的及び組織的要因に関係する原因を含めて、事象の直接原因及び根本原因を特定するために調査されなければならない。そのような分析の結果は、適宜、関連する訓練実施計画に盛り込まれなければならない。また、手順書及び指示書を見直す際に使用されなければならない。

9.135. 安全上の重要性を有する事象についての情報は、そのような事象のあらゆる調査及び意図された是正措置を含めて、適宜、規制機関に報告されなければならない。また、事業者の要員と共有されなければならない。

9.136. 運転経験に関する情報は、深刻な状態が発生する前に必要なあらゆる是正措置が講じられることができるように、安全にとって悪い状態に対するあらゆる前兆又はその傾向について精査されなければならない。

9.137. 事業者は、運転経験についての情報を反映するため、また、設備故障の発生時又は他の事象において必要であれば助言を得るために、施設設計に関与した支援組織(製造者、研究組織及び設計者)との連携を適宜維持しなければならない。

10. 廃止措置に対する準備

要件 74. 廃止措置計画

事業者は、廃止措置が安全に、また、定められた最終状態を満たすような方法で達成され得ることを実証するために、廃止措置計画を作成しなければならない。また、この廃止措置計画を施設の存続期間全体にわたって維持しなければならない。ただし、別途に規制機関により認められた場合は、この限りでない。

10.1. 新規の施設に対しては、廃止措置の計画立案は、設計段階において開始しなければならない。廃止措置計画は、規制要件の変更、改造、技術の進歩、廃止措置活動に対する

必要性の変化及び国の方針の変更に従って更新されなければならない。保守、定期試験及び検査、改造並びに実験を含む施設の運転上の全ての活動は、これらの最終的な廃止措置を容易にすることになるような方法で実行されなければならない [8]。

10.2. 一部の既設の核燃料サイクル施設に対しては、最終的な廃止措置の必要性が設計において考慮に入れられていなかった。そのような施設に対しては、廃止措置計画は、廃止措置プロセス全般にわたって安全を確保するために作成されなければならない。廃止措置計画は、安全委員会によって審議されなければならない。また、廃止措置活動が開始される前に、規制機関による審査のために提出されなければならない。施設に関する文書は、最新状態に保持されなければならない。また、施設の保守又は改造において汚染された若しくは放射化された機器等の取扱いを伴う経験に関する情報は、廃止措置の計画作成を容易にするために記録されなければならない。

10.3. 廃止措置計画は、施設に適切であり、規制機関の要件を遵守している一つ又はそれ以上の廃止措置の方法の評価を含まなければならない。

10.4. 廃止措置計画の策定する際に、廃止措置を容易にする施設の設計の側面が評価されなければならない。更に、廃止措置に関連して重要である施設の運転の全ての側面が再評価されなければならない。これらの側面には、浄化が施設の廃止措置まで延期される汚染及び完全には文書化されていないことがあるあらゆる改造を含む。廃止措置計画には、最小限の監視又は監視なしで安全が確保できるところまでの、廃止措置の最終完了まで導く全ての工程を含まなければならない。これらの段階には、貯蔵及び監視、制限された敷地の使用及び制限なしでの敷地の使用を含む場合がある。

10.5. 廃止措置計画は、廃止措置活動(例えば、大型設備の除染、切断及び取扱い並びに一部の系統の撤去)の安全への影響の評価を含まなければならない。また、これらの活動によって作り出される場合がある、あらゆる新たなハザードにも取り組む対策を確立しなければならない。

10.6. 廃止措置計画は、廃止措置期間中に発生する廃棄物の処分前管理(処理全般、貯蔵及び輸送)及び処分を考慮に入れなければならない。貯蔵及び最終的な処分を要求する照射を受けた設備及び実験装置の取扱い、解体及び処分に対する手順は、事前に定められなければならない。又は、当該設備が既に建設されているがこれらの手順が整備されていないのであれば、できるだけ早く定められなければならない。

10.7. 廃止措置計画は、廃止措置の作業に関与する要員の訓練及び資格認定とともに、廃止措置段階に対する職員配置の要件を含まなければならない。

10.8. 施設に対する事業者の責任は、規制機関の承認を得てのみ終了とされなければならない。

10.9. 運転停止と廃止措置との間に移行期間がある場合、その期間における活動の安全に関連する事項は評価されなければならない。また、過大なハザードを回避し、施設及び敷地の安全を確保するように管理されなければならない。この期間中における施設でのあらゆる発生事象は、廃止措置計画を更新する際に考慮に入れられなければならない。廃止措置前の長期の停止又は廃止措置スケジュールの長期の中断による安全に関連する事項が評価されなければならない。GSR Part 6 を参照 [8]。

10.10. 運転終了後の浄化から生じる放射性物質は、合理的に達成可能な限り回収され、再

使用されなければならない。運転中にプロセスの一部として再利用されてきた排出物に対して、代替的な処分の取決めがなされなければならない。

10.11. 廃止措置作業中の臨界安全を確実なものとするための対策は、該当する場合、形状によって臨界管理される設備の解体時における未臨界を確実なものとすることも含めて、廃止措置計画の中で定められなければならない。

10.12. 廃止措置活動を適用する際には、核分裂性物質を処理するために使用された設備（例えば、槽、グローブボックス）の解体を含めて、臨界管理が維持されることを確実なものとするための手順が実装されなければならない。

10.13. グローブボックスの解体及びその内容物から発生する廃棄物を含め、核分裂性物質で汚染された、廃止措置による廃棄物の一時的な貯蔵に対する臨界安全が確実なものとなされなければならない。

11. 安全とセキュリティ間の取り合い

要件 75: 安全、核セキュリティ及び核物質の計量・管理に係る加盟国の体制間の取り合い

安全、セキュリティ及び核物質の計量・管理に係る加盟国体制との間の取り合いは、核燃料サイクル施設の存続期間を通して適切に管理されなければならない。安全対策及びセキュリティ対策は、それらが互いにそれぞれの対策を損なわないように協調的な方法で定められなければならない。また、実装されなければならない。

11.1. 安全対策、核セキュリティ対策及び核物質の計量・管理に係る加盟国の体制に対する取決めは、それらが互いに損なわないように、統合された形で設計され、実装されなければならない。核セキュリティに関する勧告は、参考文献 [19, 20] に提示されている。

11.2. 事業者は、安全、核セキュリティ及び核物質の計量・管理に係る加盟国の体制の間の取り合いの管理を確実なものとするについて、必要な技術的及び管理上の対策を設計し、実装し、また、維持しなければならない。事業者は、核物質の計量・管理、安全及び核セキュリティに關与する加盟国の機関との調整を維持しなければならない。事業者はまた、これらの取り合いの知識を有する適切に訓練された要員を利用できることを確実なものとしなければならない。また、とりわけ、安全及び核セキュリティの目的を可能な範囲で統合するマネジメントシステムを確立し、実装しなければならない(本書の第4章及び GSR Part 3 [2]の第1章も参照)。

11.3. 規制上の監督の分野における安全とセキュリティとの間の取り合いに関する全般的要件及び施設の存続期間の全ての段階にわたるマネジメントシステムに関する全般的要件は、各々、GSR Part 1 (Rev. 1) [3] 及び GSR Part 2 [4] に定められている。安全とセキュリティとの間の取り合いは、立地段階においてだけでなく、施設の存続期間の全ての段階において考慮されなければならない。これらの要件は、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]を適切に使用し、また全ての危険性を有する物質のセキュリティを考慮して、核燃料サイクル施設に適用される。

11.4. セキュリティについての助言は、核燃料サイクル施設の立地選定において考慮に入れられなければならない。

付属書 核燃料サイクル施設に対する選定された想定起因事象

A.1. 想定起因事象の特定は、体系的な方法で行われなければならない。次に列挙された事象のうちの一部は、通常は起因事象とは見なされないが、組合せて発生したものは事故につながる。例えば、その影響が容認可能であることを確実なものとするために、通常の各支援系の喪失に続く緊急時バックアップの喪失が考慮されなければならない⁵¹。

- (a) 支援系の喪失
 - － 通常電源の喪失
 - － 圧縮空気の喪失
 - － 不活性雰囲気喪失
 - － 冷却材の喪失
 - － 最終的な熱の逃がし場の喪失

- (b) 臨界管理の喪失
 - － 取扱い中の燃料の落下
 - － 形状寸法の喪失
 - － 溢水
 - － 中性子毒物の喪失
 - － 過度な反射又は減速
 - － 予期しない相変化
 - － 構造部品の故障又は崩壊
 - － 保守の過誤
 - － 制御系の誤動作
 - － 過剰なバッチ(ダブルバッチ)

- (c) 処理時の過誤
 - － 誤った施設構成
 - － あまりに緩慢に又はあまりに遅く加えられた不十分な試薬又は冷却材
 - － 過剰な試薬もしくは冷却材、又はあまりに急速にもしくはあまりに早く加えられた試薬もしくは冷却材
 - － 誤った圧力又は気体の流れ、圧力保持槽又は配管の破断
 - － 誤った又は極端な温度
 - － 臨界又は封じ込めの喪失に繋がる予期しない相変化
 - － 作動しない又は作動が遅すぎる安全機能

- (d) 施設及び設備の故障
 - － 封じ込めの喪失又は漏えい
 - － プロセス流体の不適切な隔離
 - － フィルタ又はカラムの閉塞又はバイパス
 - － 安全上重要な機器の誤作動
 - － 構造破損

- (e) 取扱いの過誤
 - － 危険をもたらす荷重の落下

⁵¹ 例えば、電圧低下は、異なる時間に装置の故障を引き起こす場合がある。

- － 安全上重要な機器への重量物の落下
 - － 安全インタロックの作動要求失敗
 - － 不備なブレーキ、又は不十分な過速度若しくは過負荷の防止
 - － 衝突につながる障害物のある経路
 - － 吊り上げ機器(例えば、フック、ビーム、ケーブル)の故障
 - － 床に固定されたままの荷重の吊り上げ
- (f) その他の内部事象
- － 内部の火災又は爆発
 - － 内部溢水
 - － 実験中の機能不全
 - － 臨界事象
 - － 施設建屋との衝突
 - － 流体ジェット、配管のむち打ち又は内部飛来物
 - － 発熱性化学反応
 - － 蓄積された水素の発火
 - － 腐食による故障
 - － 中性子吸収の喪失
- (g) 外部事象
- － 地震(地震によって誘発された断層活動及び地滑りを含む)
 - － 洪水(上流又は下流のダムの決壊、河川の閉塞及び津波又は高波による損害を含む)
 - － 竜巻及び竜巻飛来物
 - － 砂嵐
 - － ハリケーン、嵐及び雷
 - － 熱帯低気圧
 - － 外部爆発
 - － 航空機衝突
 - － 外部火災
 - － 施設外部での毒物流出
 - － 輸送経路上の事故
 - － 隣接施設(例えば、原子力施設、化学施設及び廃棄物管理施設)からの影響
 - － 微生物腐食、げっ歯動物又は昆虫による構造上の損傷又は設備への損傷などの生物学的ハザード
 - － 極端な気象現象
 - － 外部電源系統上の電力又は電圧のサージ
- (h) 人的過誤
- － 入荷した物質及び移送された物質の誤った仕様
 - － 運転員の過誤又は見落とし
 - － 保守の過誤又は見落とし

A.2. これらの想定された事象の一部は、セキュリティ上の異常事象と関連する場合がある。そのような事象の影響は評価を必要とするが、安全解析におけるセキュリティ上の異常事象の記述は、その解析の一部が機密保持されなければならないことを意味する場合がある。

参考文献

- [1] EUROPEAN ATOMIC ENERGY COMMUNITY, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
- [2] EUROPEAN COMMISSION, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Leadership and Management for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [6] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL CIVIL AVIATION ORGANIZATION, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, INTERPOL, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, PREPARATORY COMMISSION FOR THE COMPREHENSIVE NUCLEAR-TEST-BAN TREATY ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, WORLD METEOROLOGICAL ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA, Vienna (2015).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2007 Edition, IAEA, Vienna (2007).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Facilities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, IAEA, Vienna (2014).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2012 Edition, IAEA Safety Standards Series No. SSR-6, IAEA, Vienna (2012).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5, IAEA, Vienna (2011).
- [11] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY GROUP, The Interface Between Safety and Security at Nuclear Power Plants, INSAG-24, IAEA, Vienna (2010).

- [12] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture, INSAG-15, IAEA, Vienna (2002).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 5, IAEA, Vienna (2009).
- [15] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Criticality Safety in the Handling of Fissile Material, IAEA Safety Standards Series No. SSG-27, IAEA, Vienna (2014).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS INDUSTRIAL DEVELOPMENT ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Manual for the Classification and Prioritization of Risks due to Major Accidents in Process and Related Industries, IAEA-TECDOC-727 (Rev. 1), IAEA, Vienna (1996).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS INDUSTRIAL DEVELOPMENT ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Guidelines for Integrated Risk Assessment and Management in Large Industrial Areas, IAEA-TECDOC-994, IAEA, Vienna (1998).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/ Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13, IAEA, Vienna (2011).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities, IAEA Nuclear Security Series No. 14, IAEA, Vienna (2011).

添付資料：核燃料サイクル施設に対するリスク判断基準

A-1. IAEA 安全基準は、核物質を貯蔵し、処理し及び使用する広範囲にわたる施設の設計、建設及び運転を対象としているが、全ての施設が同じ水準のリスクを提起するものでないことを認めている。核燃料サイクル施設に付随するプロセスの性質及び多様性は、いかなる容認できないリスクも排除できるか又は低減できるように、解析される必要のある広範囲な危険性を有する状態及び潜在的な事故をもたらす。このことは、新規施設に対する設計により、既存施設に対する改造により、又は手順上の取決めを通じた緩和により、達成される場合がある。リスクに関する情報はまた、緊急事態に対する計画立案に情報を提供することになる。

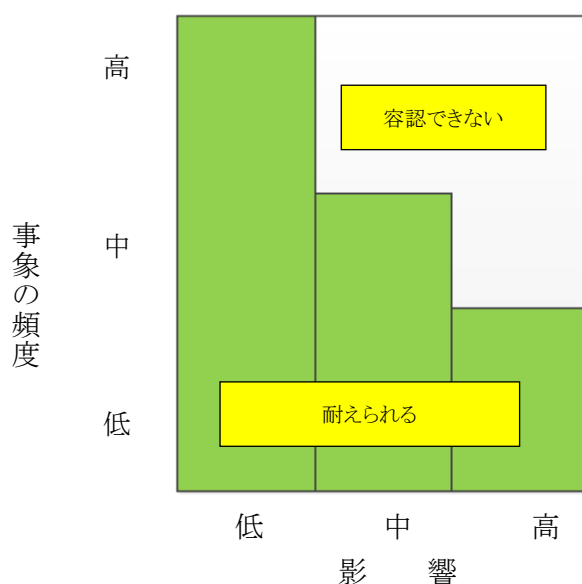
A-2. これらの理由のため、各々の核燃料サイクル施設に対して個別施設ごとにリスクについての解析が実施され、定期的に更新される必要がある。

A-3. 施設に対する安全解析は、リスク解析に要求される情報を提供することになる。不確かさを除去するため、関連する全ての利用可能な科学的及び工学的なデータが使用されることが重要である。人と環境に対する事故の影響を評価するためには、施設の全体又は一部に影響を及ぼす安全管理の喪失のリスクを解析することが必要である。

A-4. リスクに対する容認基準は、法令上の及び規制の要件並びに事業者及び設計者による防護の最適化を考慮に入れることになる。容認基準は、多くの形式で表現される場合があり、これには、事故の影響に関する定性的又は定量的な制限値、特別な影響をもたらす事故シナリオの頻度及び施設又は敷地からの全体のリスク、を含む。このような制限値は、定性的な判断基準又は図 A-1 に示されるような容認判定図の形で示される場合があり、この場合、容認できるリスクを表す領域は、緑色で示されている。

A-5. 同様の図は、公衆、作業員及び環境に対して並びに様々な種類の事象又はハザードに対して用いられる場合がある。

A-6. 構築物、系統及び機器並びに要員のパフォーマンスの目標を設定するときに、設計者又は事業者が同様の図を使用する場合がある。そのような目標は、全体的なリスクに対する個別項目の寄与を実証するために使用することができる。



図A-1. 容認判定図

A-7. ハザード又はリスクの水準が最低の核燃料サイクル施設に対しては、選択される構築物、系統及び機器は、単純化された、しかし保守的な評価手順を使用して、設計又は改造されることがある。自国内の実施例に従い、原子力以外の施設(時々、“不可欠施設”あるいは“危険施設”として知られている)に適用される手順が使用されることもある。手順上の取決めには、施設のハザード又はリスクの水準が低く維持されることを確実なものとするために、厳格な管理が含まれることになる。このような施設に対しては、敷地外への影響を伴う状態に対して設計を拡張又は修正するための要件がない可能性がある。

A-8. ハザード又はリスクの水準がより高い核燃料サイクル施設に対しては、選択される構築物、系統及び機器は、リスクを容認可能な水準に下げするために、より保守的な評価手順を使用して設計又は改造されることになる。敷地外への影響を伴う起こりそうもない事象に対しては、深層防護に対する備えを拡張するために、最適評価手法が使用されることがある。

A-9. これらのリスク管理のために適用されるべき措置及び条件の厳密さは、可能な範囲で、これらの発生の可能性と起こり得る影響に相応させる必要がある。ハザードが最も高い核燃料サイクル施設に対しては、原子力発電所に適用される安全重要度分類の体系を使用することができる。⁵²

⁵² 国際原子力機関,「原子力発電所における構築物、系統及び機器の安全重要度分類」, IAEA 安全基準シリーズ No.SSG-30, IAEA, ウィーン(2014)

定義

以下の定義は、IAEA 安全用語集：
原子力安全及び放射線防護に使用される用語(2007 年版)、
IAEA、ウィーン(2007 年)
<http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/7648/IAEA-Safety-Glossary>
におけるものとは異なる
IAEA 安全用語集の 2016 年改訂は、以下で利用可能である
<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.asp>
表示①は情報記録を表している。

事故状態 通常運転状態からの逸脱であって、予期される運転時の事象よりも頻度が低く、より過酷な状態。事故状態には、設計基準事故及び設計拡張状態を含む。

クリフエッジ効果 パラメータの小さな逸脱又は入力値の小さな変化の後に、施設がある状態から別の状態に急激に移行することにより引き起こされる過酷で異常な状態。

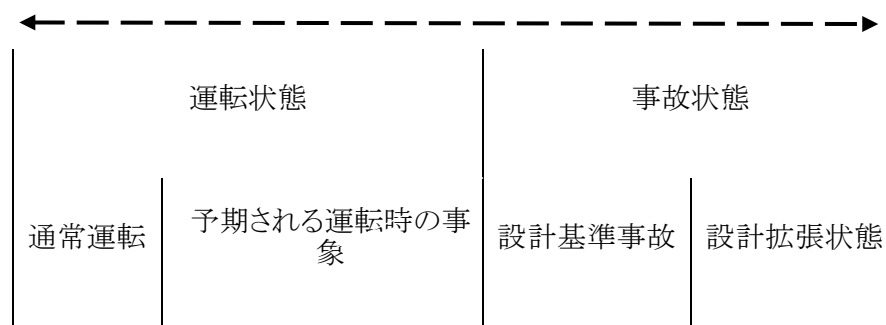
① 核燃料サイクル施設においては、クリフエッジ効果は、1つの施設パラメータの僅かな逸脱の後、施設がある状態から別の状態に急激に移行することにより引き起こされる過酷で異常な施設の挙動である。また、このような、インプットの小さな変化に応答した施設状態の突然の大規模な変化である。

制御された状態 予期される運転時の事象又は事故状態の後の施設状態であって、主要な安全機能の達成が確保され、安全状態へ到達するための対策を実行するのに十分な時間が維持できている状態。

設計基準事故 事故状態に至る想定事故であって、施設がそれに対して所定の設計判断基準及び保守的な手法に従って設計され、放射性物質の放出が許容限度内に保たれるもの。

設計拡張状態 設計基準事故としては考慮されない想定事故状態であるが、施設の設計プロセスの中で最適評価手法に従って検討され、また、放射性物質の放出が容認限界内に保たれるもの。

施設の状態(設計で考慮されるもの)



安全な状態 予期される運転時の事象又は事故状態の後の施設の状態であって、核燃料サイクル施設が未臨界で主要な安全機能が確保され、また、長期にわたり安定して維持されるもの。

安全系の設定 予期される運転時の事象又は設計基準事故が発生した場合に、安全制限を超えるのを防ぐために、安全系が自動的に起動されるレベルを設定すること。

草案作成及び査読関係者

Carr, V.	International Atomic Energy Agency
Faraz, Y.	United States Nuclear Regulatory Commission, United States of America
Gater, R.	International Atomic Energy Agency
Glazbrook, D.	International Atomic Energy Agency
Khotylev, V.	Canadian Nuclear Safety Commission, Canada
Lecinana, A.	CONUAR SA., Argentina
Nepeypivo, M.	Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Russian Federation
Nocture, P.	AREVA SA., France
Shokr, A.M.	International Atomic Energy Agency
Takanashi, M.	Japan Nuclear Regulation Authority, Japan
Ueda, Y.	Japan Nuclear Regulation Authority, Japan
Westermeier, E.	Bundesamt für Strahlenschutz, Germany

※この協力者一覧は、正本に記載のあるものを転記したものであり、これらの協力者は日本語翻訳版の作成には一切関係はありません。