

日本語翻訳版

IAEA 安全基準

人と環境を防護するために

研究炉の安全

個別安全要件

No. SSR-3

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 Research Reactors, Specific Safety Requirements No. SSR-3」©International Atomic Energy Agency, (2016)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 -1.3).
 - 目的(1.4-1.5)
 - 範囲(1.6-1.11).
 - 構成(1.12)
2. 研究炉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(2.2-2.3)
 - 基本安全原則(2.4-2.5).
 - 放射線防護(2.6-2.9)
 - 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〕(2.15-2.17)
3. 研究炉施設に対する規制上の監督
 - 法令及び規制基盤(3.1-3.3)
 - 許認可プロセス(3.4-3.5)
 - 要件 1:安全解析書(3.6-3.12)
 - 検査及び執行(3.13-3.16)
4. 研究炉施設の安全の管理及び検証
 - 要件 2:安全の管理における責任(4.1-4.3)
 - 要件 3:安全方針(4.4-4.6)
 - マネジメントシステム
 - 要件 4:統合マネジメントシステム(4.7-4.20)
 - 安全の検証
 - 要件 5:安全評価(4.21-4.26)
 - 要件 6:安全委員会(4.27)
5. 研究炉施設に対する立地評価(5.1-5.12)
6. 研究炉施設の設計
 - 全般(6.1-6.5)
 - 基本的な技術要件
 - 要件 7:主要な安全機能(6.6-6.7)
 - 要件 8:放射線防護(6.8)
 - 要件 9:設計(6.9-6.12)
 - 要件 10:深層防護の概念の適用(6.13-6.17)
 - 要件 11:安全とセキュリティ及び国の核物質計量管理制度との取合い
 - 要件 12:等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕の使用(6.18)
 - 要件 13:実証された工学的手法(6.19-6.24)
 - 要件 14:建設に対する 規定(6.25-6.26)

要件 15:放射性廃棄物管理及び廃止措置を容易にする仕組み
設計に対する全般的要件(6.27-6.28)

要件 16:構築物、系統及び機器の安全分類(6.29-6.32)

要件 17:安全上重要な機器等に対する設計基準(6.33-6.34)

要件 18:想定起因事象(6.35-6.44)

要件 19:内的ハザード及び外的ハザード(6.45-6.57)

要件 20:設計基準事故(6.58-6.62)

要件 21:設計限度(6.63)

要件 22:設計拡張状態(6.64-6.69)

要件 23:工学的安全施設(6.70-6.72)

要件 24:安全上重要な機器等の信頼性(6.73-6.75)

要件 25:単一故障基準(6.76-6.79)

要件 26:共通原因故障(6.80)

要件 27:安全系の物理的分離及び独立性

要件 28:フェールセーフ設計(6.81)

要件 29:安全上重要な機器等の認証(6.82-6.84)

要件 30:試運転に対する設計(6.85)

要件 31:安全上重要な機器等の較正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視
(6.86-6.89)

要件 32:緊急事態に対する準備と対応に対する設計(6.90-6.91)

要件 33:廃止措置に対する設計(6.92-6.93)

要件 34:放射線防護に対する設計(6.94-6.102)

要件 35:最適な運転員パフォーマンスに対する設計

要件 36:安全な利用及び改造に関する方策 (6.103-6.107)

要件 37:経年変化管理に対する設計 (6.108-6.111)

要件 38:長期間停止に対する方策 (6.115)

要件 39:安全上重要な機器等に対する無許可の接近又はこれらへの妨害の防止
(6.116)

要件 40:安全上重要な系統間の混乱を引き起こす又は有害な相互作用の防止
(6.117-6.118)

要件 41:設計の安全解析(6.119-6.125)

設計の個別要件

要件 42:建屋及び構築物(6.126-6.127)

要件 43:封じ込め手段(6.128-6.137)

要件 44:原子炉の炉心及び燃料の設計(6.138-6.145)

要件 45:反応度制御の具備(6.146-6.149)

要件 46:原子炉停止系(6.150-6.155)

要件 47:原子炉冷却系及び関連系の設計(6.156-6.163)

要件 48:非常用炉心冷却(6.164-6.166)

要件 49:計装制御系の具備(6.167-6.171)

要件 50:原子炉保護系(6.172-6.181)

- 要件 51:計装制御系の信頼性及び試験可能性(6.182-6.183)
- 要件 52:安全上重要な系統における計算機を基にした設備の使用(6.184)
- 要件 53:制御室(6.185-6.187)
- 要件 54:補助制御室(6.188)
- 要件 55:敷地内の緊急時対応施設(6.189)
- 電源供給
- 要件 56:電源供給系(6.190-6.192)
- 要件 57:放射線防護系(6.193-6.194)
- 要件 58:燃料及び炉心機器に対する取扱系及び貯蔵系(6.195-6.200)
- 要件 59:放射性廃棄物系(6.201-6.203)
- 要件 60:支援系及び補助系の性能(6.204)
- 要件 61:火災防護系(6.205-6.209)
- 要件 62:照明系
- 要件 63:揚重設備(6.210)
- 要件 64:空調系及び換気系(6.211)
- 要件 65:圧縮空気系
- 要件 66:実験装置(6.212-6.214)

7. 研究炉施設の運転

組織規定

- 要件 67:運転組織の責任(7.1-7.9)
- 要件 68:運転組織の構成及び任務(7.10-7.12)
- 要件 69:運転要員(7.13-7.27)
- 要件 70:要員の訓練、再訓練及び資格認定 (7.28-7.31)
- 要件 71:運転上の制限及び条件(7.32-7.43)
- 要件 72:安全関連活動の実施(7.44-7.46)

試運転

- 要件 73:試運転実施計画(7.47-7.56)
- 要件 74:運転手順書(7.57-7.62)
- 要件 75:中央制御室、補助制御室及び制御設備(7.63-7.65)
- 要件 76:資材の状態及び管理維持 (7.66-7.67)
- 要件 77:保守、定期的試験及び検査(7.68-7.76)
- 要件 78:炉心管理及び燃料取扱い(7.77-7.84)
- 要件 79:火災安全(7.85-7.87)
- 要件 80:放射線関連以外の安全(7.88)
- 要件 81:緊急事態の準備(7.89-7.93)
- 要件 82:記録及び報告(7.94-7.97)
- 要件 83:研究炉の利用及び改造(7.98-7.106)
- 要件 84:放射線防護プログラム(7.107-7.114)
- 要件 85:放射性廃棄物の管理(7.115-7.119)
- 要件 86:経年変化管理(7.120-7.122)
- 要件 87:停止の延長(7.123-7.125)

要件 88:運転経験の反映(7.126-7.129)

8. 研究炉の廃止措置の準備

要件 89:廃止措置計画(8.1-8.8)

9. 研究炉の安全とセキュリティ間の取合い

要件 90:原子力安全と核セキュリティとの間の取合い(9.1-9.8)

付属書 I :研究炉に対する選定された想定起因事象

付属書 II :特別な考慮を必要とする研究炉の運転側面

参考文献

添付資料 I :研究炉に対する選定された安全機能

添付資料 II :未臨界集合体実験装置に対する安全要件の適用の概略

定義

基準案の作成と査読の協力者

1. はじめに

背景

1.1 本刊行物は、2005年 IAEA 安全基準シリーズ No. NS-R-4 として発行された安全要件刊行物「研究炉の安全」¹に取って代わるものである。これには、2006年に刊行された IAEA 安全基準シリーズ No. SF-1「基本安全原則」^[1]が考慮されている。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作業員及びその他の敷地内要員並びに公衆の防護、また、環境の防護のために合理的に達成することができる最高水準の安全を確保するものとするを意図している。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。安全要件は、時とともに変わることになる。この安全要件刊行物は現状の国際的な総意を反映している。

1.2 本安全要件刊行物は、研究炉〔研究用原子炉〕の安全の全ての重要分野に対する要件を、特に設計及び運転に対する要件を強調して定めている²。

1.3 研究炉の安全の多くの要件は、原子力発電用原子炉³に対する要件と同じであるか、類似している。発電用原子炉と研究炉との間の重要な違い並びに臨界集合体実験装置及び未臨界集合体実験装置を含む様々な型式の研究炉の間の重要な違いを考慮して、これらの要件は、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕により、原子炉に付随する潜在的なハザードに従って適用されることになる(2.15-2.17 項及び IAEA 安全基準シリーズ No. SSG-22「研究炉の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」^[2]を参照)。

目的

1.4 本安全要件書刊行物の主要な目的は、規制管理、安全のためのマネジメント、立地⁴評価、設計、製造、建設、試運転、利用及び改造を含む運転並びに廃止措置計画に関する計画作成に関連する諸側面に関する要件を定めることにより、研究炉の存続期間全ての段階における安全及び安全評価の基準を提供することである。

1.5 研究炉の安全に対する技術要件及び管理要件は、この目的に従って定められる。本刊行物は、規制機関による使用ばかりでなく、研究炉の設計、製造、建設、運転、改造、保守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いる。

範囲

¹ 国際原子力機関、IAEA 安全基準シリーズ No. NS-R-4「研究炉の安全」IAEA、ウィーン(2005年)

² 研究炉の安全の重要分野は、研究炉が、設計され、建設又は改造される目的を達成するために実施される全ての活動を含む。これは、保守、試験及び検査、燃料取扱及び放射性物質の取扱(放射性同位体の製造を含む)、実験装置の設置、試験及び運転、中性子線の利用、研究炉体系を使用する研究開発作業並びに教育及び訓練、その他の付随する活動を含む。

³ 研究炉は、研究及び他の目的のための中性子束及び電離放射線の生成及び利用のために主に使用される原子炉であり、原子炉に付随する実験施設並びに研究炉の安全運転に直接関連する同一敷地内にある放射性物質の貯蔵、取扱い及び処理の施設を含む。臨界集合体実験装置及び未臨界集合体実験装置として広く知られる施設が含まれる。

⁴ この文脈内で、立地地域は、許可を受けた施設、許可を受けた活動又は放射線源を含む地理的な地域であり、この地域内で、許可を受けた施設の管理又は許可を受けた活動は、緊急時措置を直接開始することができる。立地地域の境界は、立地地域の周囲境界線である。

1.6. 本刊行物で定められた安全要件は、臨界集合体実験装置及び未臨界集合体実験装置を含む研究炉の、立地評価、設計、製造、建設、試運転、利用及び改造を含む運転並びに廃止措置に適用可能である。また、本刊行物で定められた安全要件は、実施可能な範囲で既設の研究炉にも適用されることになる。

1.7. 本刊行物の目的に関して、研究炉とは、原子力研究のために並びに研究及びその他の研究目的の放射線の発生及び利用のために使用される原子炉（臨界集合体実験装置及び未臨界集合体実験装置を含む）である。この定義は、発電、船舶推進、淡水化又は地域暖房に用いられる原子炉を除外している。この用語は、原子炉の炉心、用いられる放射線源、実験装置⁵、それらの運転に必要とされる全ての系統、核物質（照射済又は未照射）を格納する施設によって管理される設置物及び放射性廃棄物管理施設並びに原子炉又は原子炉敷地に設置された研究炉付随の実験施設及び装置の何れかに関連するその他の全ての施設を対象範囲としている。

1.8. 数十メガワットを超過する出力レベルを持つ研究炉、高速原子炉並びに高圧高温ループなどの実験装置を使用する原子炉及び冷中性子源又は高温中性子源を使用する原子炉は、補完的な対策の適用、又は発電用原子炉の要件及び／又は追加的安全対策の適用さえも必要とする場合がある（例えば、危険性のある物質を試験するために用いられる原子炉の場合において）。そのような施設に対しては、適用される要件（及び工学的標準）、それらの適用範囲及び取られる必要があるあらゆる追加的安全対策は、運転組織によって提案され、規制機関による承認を受けることを要求される。均質型原子炉及び加速器駆動システムは、本刊行物の範囲外である。

1.9. ここに定められた全ての要件は、特定の研究炉、臨界集合体実験装置又は未臨界集合体実験装置について、ある要件の適用が等級化されてもよいことが正当化できなければ、適用されることになる。要件の適用が等級化されるそれぞれの事例は、所与の施設及び実施される活動によってもたらされるハザードの性質と起こり得る規模を考慮して特定されなければならない。以下では、未臨界集合体実験装置については、個別要件が未臨界集合体実験装置に関係ないか又は未臨界集合体実験装置にのみ適用可能である場合に限って、個別に言及されることになる。2.17 項は、ここに定められた特定の個別要件の適用が等級化されてもよいか否かを決定する際に考慮される要因を提示する。

1.10. 本刊行物は以下に対処していない。

- (a) 他の IAEA 安全要件刊行物（例えば、参考文献[3-7]）で個別に対象範囲とされている要件
- (b) 核セキュリティに関連する事項（第 9 章で取り上げられている、原子力安全と核セキュリティとの間の取合いを除く）又は国の核物質計量管理制度に関する事項
- (c) いかなる状況下でも研究炉の安全に影響を与える可能性がない従来の労働安全事項
- (d) 研究炉施設の運転から生じる放射線以外の影響

1.11. 本刊行物における用語は、別段の記載がない限り（「定義」参照）、「IAEA 安全用語集」[8]において定義され及び説明されたように理解されるべきである。

⁵ 本安全基準の目的上、実験装置という用語には、研究、開発、放射性同位体の製造又はその他の目的で原子炉からの中性子束及び電離放射線を利用するために原子炉の内部又は周辺に設置された装置を含む。

構成

1.12. 本安全要件刊行物は、安全目的と安全原則との関係、及び原子力の安全機能に関する要件と安全に関する設計上の判断基準及び運転上の判断基準との関係に従っている。本書は、9つの章、2つの付属書及び2つの添付資料より構成されている。第2章は、SF-1[1]を参考としており、研究炉の放射線安全及び原子力安全の側面に重点を置いて、原子炉等施設の安全の全般的な安全目的、概念及び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、研究炉に関連する範囲の、法的及び規制上の基盤に関する全般的な要件を取り扱っている。第4章は、安全についてのマネジメント及び検証に関連する事項に関する要件を取り扱う。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、研究炉の立地地点の評価と選定に関する要件を定め、また、新規の立地地点及び既設の研究炉施設の立地の評価を扱っている。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、1.8項及び1.9項で言及された検討事項を考慮して、全ての型式の研究炉の安全設計に対する要件を定めている。原子力発電所の同一主題に関する安全要件刊行物、IAEA 安全基準シリーズ No. SSR-2/1 (Rev. 1) 「原子力発電所の安全:設計」[9]との整合性が確保されている。第7章は、試運転、保守、利用及び改造を含む研究炉の安全運転に対する要件を定めている。同様に、原子力発電所の同一主題に関する安全要件刊行物、IAEA 安全基準シリーズ No. SSR-2/2 (Rev. 1) 「原子力発電所の安全:試運転及び運転」[10]との整合性が確保されている。第8章は、IAEA 安全基準シリーズ No. GSR Part 6 「施設の廃止措置」[11]に基づく研究炉の安全な廃止措置の準備に対する要件を定め、第9章は、安全とセキュリティとの間の取合いに対する要件を定めている。付属書 I では、研究炉の安全解析で検討されるべき選定された想定起因事象の一覧表を提示している。付属書 II は、特別の考慮を必要とする運転上の側面を取り扱う。添付資料 I では、研究炉の安全系及び研究炉の設計において通常含まれるその他の安全関連機器等の選定された安全機能を列挙している。添付資料 II は、未臨界集合体実験装置への安全要件適用の概略を提示している。

2. 研究炉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、基本安全目的を定め、また、電離放射線の有害な影響から人と環境を防護するための並びに放射線リスクを生じる施設及び活動に対する安全のための、要件及び対策の根拠を提供する10項目の基本安全原則を定めている。

基本安全目的

2.2. 基本安全目的は、電離放射線の有害な影響から人と環境を防護することである。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に過度に制限することなく達成されなければならない。また、10項目の安全原則は、適用されなければならない。合理的に達成することができる最高水準の安全を達成するように研究炉が運転され、活動が実施されることを確実なものとするために、以下を達成するために対策が取られなければならない(SF-1[1]の2.1項を参照)。

- 『 (a) 人の放射線被ばく及び放射性物質の環境への放出を管理すること
- (b) 原子炉の炉心、核連鎖反応、放射性線源又はその他のあらゆる放射線源に関する制御

の喪失に至ることがあ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、試運転並びに運転[及び利用]、さらには廃止措置と閉鎖を含む、施設又は放射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。』

基本安全原則

2.4. 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。』

2.5. 本刊行物において提示された要件は、人と環境を防護する基本安全目的及び関連する安全原則[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又は組織⁶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、安全のための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

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が最適化されなければならない。

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、いかなる個人も害の許容できない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が放射線リスクから防護されなければならない。

⁶ 研究炉施設に対しては、これは運転組織である。

原則 8: 事故の防止

原子力又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が行われなければならない。

原則 9: 緊急事態の準備と対応

原子力又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が行われなければならない。

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、作業員及びその他の要員、公衆並びに環境に対する放射線リスクを最小限にし、管理するために適用されなければならない。

放射線防護

2.6. 安全原則を満足するためには、研究炉の全ての運転状態に対して及び実験を含むあらゆる付随する活動に対して、研究炉施設内での放射線被ばくによる線量又は施設からのあらゆる計画的な放射性物質の放出に起因する線量が、線量限度未満に保持されており、また、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(防護及び安全は、最適化されることを要求される[7])。

2.7. 安全原則を適用するために、全ての放射線源を厳格な技術的管理及び組織運営上の管理の下で保持するように、研究炉が設計され運転されることも要求される。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研究炉施設からの放射性の物質の許可された量の環境へ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性物質の放出は、放射線防護要件ばかりでなく、規制上及び運転上の制限値を遵守して、厳格に管理され、記録され、かつ、合理的に達成可能な限り低く保持されることが要求される。

2.8. 全ての運転状態において、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し、また、放射線源に対する通常管理の喪失に至りうる事象の可能性を最小にするために対策が取られるが、(非常に低いながらも)事故が起きる可能性は残ることになる。それ故に、発生するあらゆる事故の影響が緩和されることを確実なものとするために緊急事態の取決めが適用されなければならない。そのような対策及び取決めは、工学的安全施設、設計拡張状態〔重大事故等〕に対する安全の仕組み、運転組織によって定められた所内の緊急事態の計画及び手順、また、場合によっては、IAEA 安全基準シリーズ 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整備された所外の緊急時介入対策を含む。

2.9. SF-1[1]において述べられた原則を満たすために従う安全思想は、深層防護概念及び研究炉施設の存続期間全体にわたる安全の管理と検証に対する対策の採用に依拠する。安全思想は、人、技術及び組織的側面の間の相互作用を考慮しながら、組織が個人及び集団が彼らの業務を安全に実施することを支援する手段を扱っている。

深層防護の概念

2.10. 研究炉施設における事故を防止し、事故が発生した場合、その影響を緩和する主要な手段は、深層防護概念の適用である。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、全ての安全関連の活動に適用される。

2.11. 設計及び運転の全体にわたる深層防護概念の適用は、施設内の設備故障又は不適切な人的行動及び外的ハザードによって誘発される事象に起因するものを含めて、予期される運転時の事象〔運転時の異常な過渡変化〕及び事故に対する防護を提供する。

2.12. 研究炉の設計における深層防護概念の適用は、事故を防止すること、また、事故が発生した場合に、放射線の有害な影響に対する人と環境の適切な防護及び事故の影響の緩和を確実なものとするを目的とする一連の防護階層（固有の仕組み、設備及び手順書に基づく）を提供している。SF-1 の 3.31 項は、「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」と述べている。しかし、深層防護の概念は、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕を考慮して適用されなければならない。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並びに多重性、独立性及び多様性の適用などの実証された工学的手法に従って、研究炉施設が、健全でかつ保守的に立地、設計、建設、運転及び保守されなければならないという要件を導き出す。この目的を満たすために、適切な設計規格及び材料の選定、機器の製造管理並びに研究炉の建設、試運転、運転及び保守の管理に十分な注意が払われる。
- (2) 第 2 の防護階層の目的は、予期される運転時の事象が事故状態に拡大することを防止するために、通常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に予防措置が取られているにも関わらず、研究炉の運転期間のある時点で発生する可能性があるという事実の認識に立っている。この防護階層は、安全解析において決定されるように、設計における特定の系統及び仕組みの備えを必要とし、また、そのような想定起因事象から生じる損傷を防止し又は最小にするために運転手順書の確立を必要とする。
- (3) 第 3 の防護階層では、可能性は極めて低いがある予期される運転時の事象又は想定起因事象の拡大が、前段の防護階層で制御されないことがあり、より深刻な事象が進展する場合があることが想定されている。これらの起こりそうにない事象は、研究炉の設計基準において想定されており、その影響を制御するために、また、そのような事象発生後の研究炉施設の安定かつ容認できる状態を達成するために、固有の安全の仕組み、フェールセーフ設計、追加的な設備及び手順書が用意される。これは、工学的安全施設が、研究炉を、まず、制御された状態に移行させ、次いで安全状態に移行させることができるという要件につながる。放射線学上の目的は、敷地外の放射線影響を皆無又は微々たるものだけにすることである。
- (4) 第 4 の防護階層の目的は、第 3 の防護階層の失敗から生じる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、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) 最後となる第 5 の防護階層の目的は、事故から生じる可能性のある放射性物質の放出の放射線影響を緩和することである。このことは、十分な設備を備えた緊急時対応施設の整備並びに所内及び必要な場合は所外の緊急時対応のための緊急時計画及び緊急時手順書の整備を要求する。

2.13. 研究炉に対する深層防護概念の適用に関連する側面は、特定の場所に放射性物質を封じ込める際に物理的障壁の有効性に寄与する動的、静的及び固有の安全の仕組みの組み合わせと同様に、一連の物理的障壁を設計に含めることである。必要となる障壁の数は、放

放射性核種の量及び同位体組成で表した潜在的なソースターム、個々の障壁の有効性、起こり得る内的及び外的ハザード並びに障壁が損傷した場合の影響の大きさに依存することになる。

2.14. 深層防護概念は、主として、安全解析並びに研究及び運転経験に基づく健全な工学的慣行の使用を通して適用される。この解析は、安全目的が満たされていることを確実なものとするために、設計において行われる。これは、研究炉の構築物、系統及び機器が故障する可能性がある道筋の体系的な批判的検討を含み、そのような故障の影響を特定する。安全解析は、研究炉施設の全ての計画的な通常運転形態並びに想定される運転時の事象、設計基準事故状態及び、必要ならば、設計拡張状態(要件22及び6.64～6.68項を参照)に至る場合がある事象シーケンスにおける挙動を精査する。設計の安全解析に対する要件は、6.119～6.125項において提示される。これらの解析は、運転組織によって及び規制機関によって、独立して審査される(3.1～3.3項を参照)。

等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕

2.15. 研究炉は、研究、訓練、教育、同位体製造、中性子ラジオグラフィ及び材料試験などの特別の目的及び多様な目的に使用される。これらの目的は、様々な設計上の仕組み及び様々な運転体制を要求する。実験装置の使用が原子炉の性能に影響を与える場合があることから、研究炉の設計及び運転特性は、大きく異なる場合がある。さらに、それらの使用における柔軟性に対する必要性は、安全を達成し、管理することについての様々な進め方を必要とする。

2.16. ほとんどの研究炉は、原子力発電所よりも公衆に対する潜在的なハザードを生じることが少ないが、運転員、研究員及びその他の利用者に対しては、放射線又は放射性物質への近接が比較的容易なため、より大きな潜在的ハザードをもたらす場合がある。施設の定性的分類は、研究炉に付随する潜在的なハザードに基づいて行われなければならない(SSG-22 [2]参照)。

2.17. ここで定められたある要件の適用が等級化される場合があるかどうかを決定する際に考慮されるべき要因には以下を含む。

- (a) 原子炉出力
- (b) 潜在的なソースターム
- (c) 核分裂性物質及び核分裂可能物質の量及び濃縮度
- (d) 原子炉の安全に影響する場合がある、使用済燃料要素、高圧系統、加熱系統及び可燃性物質の貯蔵
- (e) 燃料要素の種類
- (f) 減速材、反射体及び冷却材の種類及び質量
- (g) 反応度の投入可能量及び投入速度、反応度制御並びに固有の及び追加の安全上の仕組み(不注意による臨界を防止するものを含む)
- (h) 格納構築物又はその他の封じ込め手段の品質
- (i) 原子炉の利用(実験装置、試験及び炉物理実験)
- (j) 立地評価。これには立地地点及び人口密集地付近に付随する外的ハザードを含む。

- (k) 全体構成を変更する際の容易性又は困難性

3. 研究炉施設の規制上の監督

法的及び規制基盤

3.1. GSR Part 1 (Rev. 1) [3]は、政府が研究炉施設に対する十分な法的基盤が確立されることを確実なものとするを要求している。これは、施設の存続期間の全ての段階において原子力活動の規制及び安全に対する責任の明確な割り当てを規定しなければならない。政府は、安全に対する一義的な責任を運転組織に割り当て、また、規制機関を設立する法令の採用に責任を負っている。規制機関は、原子力活動の規制管理及び規則の執行に対する許認可制度⁷につながる規則の制定に責任を負っている。これらの原則は、SF-1[1]の第3章(原則1及び2)において定められている。

3.2. これらの原則を果たす全般的な安全要件は、GSR Part 1 (Rev. 1) [3]において定められている。GSR Part 1 (Rev. 1) [3]は、規制機関を設置すること、また、平和目的で利用される、既存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対する政府の枠組み及び法令の枠組みの不可欠な側面を網羅している。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、緊急事態の準備と対応、核セキュリティ⁸、及び国の核物質計量管理制度のために必要な支援役務を提供することに対する連携などの、その他の責任及び任務も網羅されている。これらの全般的な安全要件は、立地評価、設計、建設、試運転、利用及び改造を含む運転並びに廃止措置の期間を通じて、研究炉の安全に対する法的基盤及び政府基盤に適用される。施設の潜在的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]の適用は、必要不可欠であり、適切な安全要件の判断と適用において使用されなければならない(2.15～2.17 項を参照)。

3.3. GSR Part 1 (Rev. 1) [3]は、政府が施設と活動の規制管理に対する実効的に独立した規制機関を設置しかつ維持することを要求している(GSR Part 1 (Rev. 1) [3]の要件3及び4を参照)。規制機関は、実効的であるために、その責任を果たし、その任務を果たすことができることを確実なものとするために必要な法令に基づく法的権限及び資源が備えられていなければならない。これには、許認可プロセスで運転組織によって提出される安全関連の情報を審査し及び評価する権限並びに適合性の検査及び監査を行うこと、執行を講じること、また、適宜、他の管轄当局及び公衆に情報を提供すること、を含めて、関連規則(例えば、許認可又はその条件を発出する、修正する又は取り消すことにより)を適用する権限を含んでいる。

許認可プロセス

3.4. 許認可プロセスは、進行しているものであり、立地評価の段階で始まり、施設の規制管理からの解放に至るまで継続する。許認可プロセスは、加盟国によって異なる場合があるが、原子力研究炉の許認可プロセスの主要段階には、以下を含まなければならない。

- (a) 立地評価

⁷ 施設を運転する又は活動を実行するための許認可は、規制機関又は他の政府機関によって運転組織又は人に対して与えられる。「許認可」には、承認、書面による許可書、免許、認証又は登録を含む。参考文献[8]及び GSR Part 1 (Rev. 1) [3]の要件 23 参照。

⁸ IAEA は、IAEA 核セキュリティシリーズ刊行物において核セキュリティに関する手引きを発行する。

- (b) 設計
- (c) 建設
- (d) 試運転
- (e) 利用及び改造を含む運転⁹
- (f) 廃止措置
- (g) 規制管理からの解放

3.5. 場合によっては、数段階が単一の許可証で許認可される場合があるが、後続の段階を管理するために、その許可証に条件が付けられる。国の慣行間のこれらの相違にも関わらず、適切な安全解析を含む安全解析書の形で安全についての詳細な証明が、許認可プロセスの一環として審査及び評価のため、運転組織によって規制機関に提出されなければならない。

要件 1:安全解析書

安全解析書は、研究炉施設の運転組織によって作成されなければならない。安全解析書は、立地地点及び設計の正当性を提供しなければならない。また、研究炉の安全運転の根拠を提供しなければならない。安全解析書は、研究炉プロジェクトが次の段階へ進むことを許可される前に、規制機関によって審査され、評価されなければならない。安全解析書は、施設に施された改造を反映するため、また、経験に基づきかつ規制要件に従って、研究炉の運転期間にわたり定期的に更新されなければならない。

3.6. 安全解析書は、研究炉施設の許認可のための主要文書の一つであり、また、運転組織と規制機関の間の重要なリンクである。安全解析書には、原子炉の立地地点、原子炉施設及び実験装置の詳細な説明を含んでいなければならない。また、安全上の重要度のあるその他の全ての施設及び活動を含まなければならない。それは、原子炉の安全、運転要員¹⁰及び公衆の防護並びに環境の防護のために設計に適用された全般的な安全原則及び判断基準を詳細に記載していなければならない。安全解析書は、原子炉の運転による潜在的なハザードの解析を収納していなければならない。安全解析書には、事故シーケンスの安全解析を含まなければならない。また、事故の発生の可能性を回避するもしくは最小にするために、又は深層防護概念に従って事故の影響を緩和するために設計に組み込まれた安全の仕組みを記述しなければならない。

3.7. 安全解析書にある安全解析は、原子炉の運転上の制限及び条件の基礎をなすものでなければならない。安全解析書は、運転組織、運転の実施及び研究炉施設の存続期間全体にわたるマネジメントシステムについての詳細を提供しなければならない。安全解析書はまた、要件 81 に従い、研究炉の緊急事態の取決めに関する情報も提供しなければならないが、これは詳細な緊急事態の取決めの必要性を排除するものではない。

3.8. 安全解析書には、国の法令及び規制機関によって発出された要件との遵守を実証する情報を含まなければならない。安全解析書に提示される情報の詳細の程度は、等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕を用いて判断されなければならない。出力レベルの高い原子炉に

⁹ 研究炉の利用及び改造は、通常、運転に含まれる活動であるが、それらの安全との関わり合いが、原子炉施設の寿命にわたって頻繁に繰り返される数多くの審査及び評価活動を生み出すので、許認可プロセスにおいて別個の段階とみなされることがある(7.98-7.106 項を参照)。

¹⁰ 運転要員は、原子炉管理者、運転当直長、運転員、保守職員及び放射線防護職員で構成される。

については、安全解析書は通常、原子炉設計及び事故シナリオの検討などに、より詳細さを必要とすることになる。一部の原子炉(例えば、潜在的なハザードの低い研究炉、臨界又は未臨界集合体実験装置)については、安全解析書の記載内容に対する要求事項は、それほど詳細なものではない場合がある。しかし、全ての場合において、安全解析書は、3.6 項から 3.7 項の全ての事項を網羅していなければならない。

3.9. 安全解析書は、その徹底的な審査及び評価に必要である場合がある参考文献を引用していなければならない。この参考文献は、規制機関が容易に入手できるものでなければならず、また、その適正な審査及び評価を妨げることになる、いかなる分類又は制約の対象であってもならない。

規制機関による審査及び評価

3.10. 運転組織により、その許認可用の申請の裏付けとして提出される情報(通常、安全解析書という形の)の審査及び評価は、規制機関によって実施されなければならない。規制側の審査及び評価の具体的な目的は、GSR Part 1 (Rev. 1) [3]に提示されている。審査及び評価は、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]に従った研究炉施設に付随する潜在的な放射線リスクの大きさに見合ったものでなければならない。必要があれば、規制機関は、国の慣行に依拠して追加情報を要請することができる。

3.11. 許認可プロセスの各段階に対する審査及び評価のための文書の提出のスケジュールは、研究炉プロジェクトの早期に定められなければならない、また、運転組織に利用可能にされなければならない。

容認基準

3.12. 各加盟国は、その固有の法的及び規制上の基盤に依拠する容認基準への国独自の方法を策定しなければならない。安全設計及び運転の原則に基づいた容認基準は、運転組織に利用可能にされなければならない。

検査及び執行

3.13. GSR Part 1 (Rev. 1) [3]の 2.5 (10)項は、「政府、法律及び規制の安全に対する実効的な枠組みは、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全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、以下を述べている。

「規制機関は、規制要件又は許認可で明記されている全ての条件への許認可取得団体による不適合に対応して、法律の枠組みの範囲内で、違反に対する措置方針を策定しかつ実施しなければならない。」

3.16. 安全の水準面で低下の証拠がある場合、又は、規制機関の判断において、作業員及びその他の要員、公衆又は環境に対して差し迫った放射線ハザードにさらす可能性のある重大な違反が発生したときには、規制機関は、運転組織に、その活動を縮小すること及び適正な安全の水

準を回復させるために必要なあらゆる更なる措置を講じることを要求しなければならない。継続的、持続的又は極めて深刻な不適合が発生したときには、規制機関は、運転組織がその活動を停止することを指令しなければならない。また、許認可を停止又は取り消す場合がある。

4. 研究炉施設の安全の管理及び検証

要件 2:安全の管理における責任

研究炉施設の運転組織は、立地評価、設計、建設、試運転、利用及び改造を含む運転並びに廃止措置に対するプロジェクトの開始から、その規制管理からの解放まで、研究炉の存続期間にわたり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。

4.1. 安全の達成及び維持において職員の全ての階層で、厳格さ及び完璧さを確保するために、運転組織は、以下をしなければならない。

- (a) 安全方針を確立しかつ実装しなければならない。また、安全事項が最優先されることを確実なものとしなければならない。
- (b) 対応する指揮命令経路及び連絡経路に対する責任及び説明責任を明確に定義しなければならない。
- (c) 運転組織が全ての階層において適切な資格を有し訓練を受けた十分な職員を有していることを確実なものとしなければならない。
- (d) 管理者及び監督者は、安全性の低い作業慣行を是正する一方、優れた安全慣行を推進し、支援することを確保しながら、安全に影響を与える場合がある全ての活動に対する健全な手順を策定し、これを厳格に遵守しなければならない。
- (e) 定期的に全ての安全関連事項を審議、監視及び監査¹¹しなければならない。また、必要な場合には適切な是正措置を講じなければならない。
- (f) 強固な安全文化を育て、これを保持しなければならない。また、全ての職員に広められ、かつ全ての職員によって理解される安全方針及び安全目的に関する声明を作成しなければならない。

4.2. 運転組織により研究炉の存続期間において段階の変更が開始されることになる場合はいつでも、運転組織は、当該プロジェクトが次の段階へ進むことを許可される前に、安全の詳細な証明(これには適正な安全解析を含まなければならない)を規制機関による審査及び評価のために提出しなければならない。

4.3. 運転組織は、規制機関が要請したいかなる情報も、適時、規制機関に提出しなければならない。運転組織は、規制機関によって要請されたいかなる情報も利用可能であることを確実なものとするために、業者及び供給者と取決めをすることに責任を負わなければならない。また、運転組織は、研究炉に関するいかなる追加の新しい情報及び以前に提出された情報に

¹¹ 監査又は監視のような独立した評価が、マネジメントシステムに対する要件が果たされた程度を判断するため、マネジメントシステムの有効性を評価するため、また、改善の機会を特定するために実施される。それらは、内部の目的のために組織自体若しくは組織の代理によって、顧客及び規制者などの利害関係者(若しくは、それらに代わる他の人)によって、又は、独立した外部の組織によって実行される。

対するいかなる変更についても規制機関に通知する責任を負わなければならない。運転組織によって規制機関に提供された情報は全て、完全かつ正確なものでなければならない。許可の裏付けとして運転組織によって規制機関に提出される文書の書式及び内容は、3.6 項～3.9 項に提示されている要件に基づいていなければならない。研究炉の存続期間の各段階での安全を確保することについての運転組織の任務及び責任は、第 3 章(要件 1 を参照)及びこの第 4 章並びに第 5 章から第 9 章の該当する項目に提示されている。

要件 3:安全方針

研究炉施設の運転組織は、安全を最優先とする安全方針を定めなければならない、また、実装しなければならない。

4.4. 運転組織により定められ、実装される安全方針は、生産上の及び原子炉利用者の要求を含むその他の全ての要求に優越して、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いて問いかける姿勢及び優れた実務への責任ある関与に対する強い意志を含め、強固な安全文化を推進しなければならない。

4.5. 安全方針は、安全事項における最上位の管理層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¹²は、組織全体にわたる安全方針の諸規定を周知し実装することに責任を負わなければならない。組織の全ての要員は、安全方針及び安全を確保する上での自らの責任について自覚しなければならない。安全実績への管理者の期待事項は、全ての要員に明確に伝達されなければならない、また、そのような期待事項が組織内で理解され、守られていることが確実なものとなさなければならない。

4.6. 運転組織の安全方針は、運転上の安全の強化を達成するために責任を持った関与を含めなければならない。安全を強化することに対する及び既存の標準を適用し、実行可能ならば、それらを改善する一層効果的な方法を見つけることに対する運転組織の戦略は、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、定期的な改訂され、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:統合マネジメントシステム

研究炉施設の運転組織は、統合マネジメントシステムを確立し、実装し、評価し、また、継続的に改善しなければならない。

4.7. 施設及び活動に対する統合マネジメントシステム¹³の要件は、GSR Part 2 [2]に定められている。これらの要件並びに付随する目的及び原則は、各々の機器、役務又はプロセスの安全上の重要度に基づき、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]によって研究炉のマネジメントシステムの確立及び実装において考慮に入れられなければならない。特定の研究炉又は実験に対して要求されるマネジメントシステムの詳細度は、その原子炉及び実験の潜在的ハ

¹² 「上級管理者」は、許可証に定められた諸条件を満たすことに説明責任を負い、最上位階層で組織を指揮し、管理し、評価する人又は集団を意味する。多くの様々な用語が使われており、例えば、取締役会、最高経営責任者、長官、経営陣、所長、最高管理者、主任監視官、副所長、執行役員及び研究所所長などである。

¹³ 統合マネジメントシステムは、組織の全ての構成要素がその組織の目的を達成できるように統合されている、単一の一貫したマネジメントシステムである。この構成要素には、組織の構成、資源及び組織のプロセスを含む。この体制は、安全が脅かされることはないように、安全、保健、環境、セキュリティ、品質、人的組織的要因、社会的及び経済的要因を含む管理の全ての要素を統合している。

ザードによって決定されなければならない(等級別扱い[グレーデッドアプローチ]に関して2.15～2.17 項及び SSG-22 [2]を参照)。

4.8. 運転組織は、統合マネジメントシステムの確立及び使用を通して、研究炉が、安全な方法で、また、運転上の制限及び条件で規定され、許認可において定められた制限及び条件内で、立地、設計、建設、試運転、運転及び利用され(付属書IIで言及されているような付随する活動を含む)、並びに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。

4.9. マネジメントシステムは、研究炉の存続期間における全ての段階での活動を完遂することに対するスケジュールと整合する時点で、策定され、確立されなければならない。特に、通常、プロジェクト確立のかなり前に開始される立地地点調査活動は、このマネジメントシステムによって網羅されなければならない。

4.10. マネジメントシステムは、安全上重要なプロセス及び活動が、リーダーシップ、健康の防護、人の遂行能力、緊急事態の準備と対応、環境防護、セキュリティ及び品質に関する要件を含む、関連する要件に従って、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。

4.11. マネジメントシステムは、以下の要件を特定し、含めなければならない。

- (a) 国の法定及び規制上の要件
- (b) 関連する IAEA 安全基準
- (c) 利害関係者と正式に同意したあらゆる要求事項

4.12. マネジメントシステムの文書は、運転組織における管理層の適切な階層で審議され、承認を受けなければならない。また、要請に応じて、審査及び評価のために規制機関に提出されなければならない。

4.13. マネジメントシステムの規定は、以下の 4 つの機能分類に基づいていなければならない。

- (a) 管理責任
- (b) 資源管理
- (c) プロセス及び活動の管理
- (d) マネジメントシステムの測定、評価及び改善

管理者の責任

4.14. 管理者は、組織の目的を達成するために必要とされる手段及び支援を提供する責任を負わなければならない。この点に関して、マネジメントシステムは、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保証する方法で管理され実施されることを確実なものとするために、効果的な情報伝達及び明確な責任の割り当てに対する規定を含まなければならない。

資源管理

4.15. 資源管理は、組織の戦略の実装及び組織の目的の達成に必要な不可欠な資源¹⁴が、特

¹⁴ 資源には、資材及び財源のみならず、個人、業務基盤、作業環境、情報及び知識並びに供給者を含む。

定され、利用可能にされることを確実なものとしなければならない。このマネジメントシステムは、以下を確実なものとしなければならない。

- (a) 安全上重要な構築物、系統及び機器の供給者、製造業者及び設計者は、効果的な統合マネジメントシステムを整備しており、その有効性を確認するための監査を含めている。
- (b) 外部要員(供給者及び実験者を含む)は、原子炉要員と同一の管理の下で、同一の標準に従って、適切に訓練され、資格付与を受け、また、各自の活動を実施している。
- (c) 安全な方法で作業を実行するために必要な設備、道具、資材、ハードウェア及びソフトウェアが、特定され、具備され、点検され、及び検証されかつ保守されている。

プロセスの実装

4.16. 原子炉の設計後の変更、改造又は安全上の改善を含む設計、建設、試運転、運転及び利用並びに廃止措置が、定められた規格、標準、仕様、手順及び運営上の管理に従って実施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は、プロセスの実装のための規定を含めなければならない。安全上重要な機器等及び役務は、その適切な使用、保守及び構成を確保するために指定され、管理されなければならない。

4.17. 研究炉に付随した実験施設及び装置並びに改造プロジェクトを含む研究炉の構築物、系統及び機器の製造並びに建設において、プロセスが、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切に具体化されることを確実なものとするために確立されなければならない。そのようなプロセスによって、運転組織は、設計要件及び規制要件に従って、安全上重要な機器等の製造及び建設が実施されることを確実なものとするようにしなければならない。

4.18. マネジメントシステムの一環として、利用及び改造のプロセスは、確立されなければならない。また、安全上の重要度に基づいて等級付けされなければならない。そのようなプロセスには、利用及び改造プロジェクトの設計、審議、評価及び承認、製作、試験並びに実装を含めなければならない。このプロセスを説明する関連手順は、原子炉の運転段階の早い時期に、運転組織によって実効的なものにされなければならない。

4.19. マネジメントシステムは、調達による機器等及び役務が定められた要件を満たしており、指定された通りの性能を示すことを保証しなければならない。供給者は、規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。調達仕様書からの逸脱を報告することに関する要件は、調達文書で指定されていなければならない。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という証拠は、機器等が使用されるか又は役務が提供される前に、検証のために利用可能にされなければならない。

評価及び改善

4.20. マネジメントシステムの有効性は、独立した評価及び自己評価を通して、定期的に測定され、評価されなければならない。プロセスにおける弱点は、特定され、是正されなければならない。運転組織は、そのような評価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、講じなければならない。

安全の検証

要件 5:安全評価

研究炉の設計の妥当性は、包括的な決定論的安全解析及び適宜補完的な確率論的解析に

よって、マネジメントシステムに従って検証されなければならない。また、最初に設計作業を実施した者から独立した個人又は集団による独立した検証によって、妥当性確認されなければならない。安全評価は、原子炉の存続期間の全ての段階にわたって(定期安全レビューで)継続されなければならない。また、特定の施設又は活動に付随するハザードの潜在的規模及び性質に従って実行されなければならない。

4.21. 原子炉設計の検証、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可及的速やかに、また、いかなる場合で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。

4.22. 安全評価¹⁵は、設計活動と確認解析活動との間で繰り返し行われ、また、設計が進展するにつれて安全評価の範囲及び詳細度の増大を伴う、設計プロセスの一部でなければならない。

4.23. 安全評価は、設計プロセスの初期段階で開始しなければならない。決定論的安全解析は、研究炉の安全評価の第一の手段でなければならない。確率論的安全解析は、潜在的な弱点を検出し、安全評価を改善する補完的な手段として使用される場合がある。

4.24. 安全評価(及び定期安全レビュー)は、それらの評価を容易にするために文書化されなければならない。

4.25. 規制要件に従った研究炉の体系的な定期安全レビューは、運転経験、経年変化の累積的影響、適用可能な安全基準及び関連する全ての情報源からの安全情報を考慮に入れて、その運転期間を通して実施されなければならない。運転組織は、実験装置及び施設を含む原子炉施設の物理的状態が、安全解析書及びその他の安全文書における記述どおりであること、また、その施設が、安全要件及び安全解析並びに運転上の制限および条件に従って、試運転され、運転されていることを、解析、監視、試験及び検査によって検証しなければならない。

4.26. 体系的な定期安全再評価に対する活動は、施設に対する安全解析書及びその他の選択された文書(運転上の制限及び条件、保守、訓練並びに資格についての文書など)が、現行の規制要件からみて有効性を維持していることを確認するために、又は、必要があれば、実行可能な範囲で更新若しくは改善を行うために、とりわけ、自己評価及びピアレビュー¹⁶などの定期安全レビューを含む。そのような再検討においては、立地特性の変化、利用計画における変更、経年変化の累積的影響及び改造、手順書の変更、運転経験からの反の使用並びに技術的進展が、考慮されなければならない。選択された構築物、系統及び機器並びにソフトウェアは設計要件を遵守していることが検証されなければならない。個別の設計要件は第 6 章で定められており、また、機能的要件は第 7 章で定められている。

要件 6:安全委員会

原子炉管理者から独立した安全委員会(又は助言グループ)は、研究炉の安全上の全ての側面について運転組織に助言するために設置されなければならない。

¹⁵ 施設と活動に対する安全評価の要件は、IAEA 安全基準シリーズ No. GSR Part 4 (Rev. 1)「施設と活動に対する安全評価」[12]において定められている。

¹⁶ ピアレビューは、評価領域における技術的力量及び経験を有する独立した専門家チームによって実行される審査である。判断は、このチーム構成員の総合的な専門知識に基づくものである。レビューチームの目的、範囲及び規模は、実行されなければならない審査に合わせて調整される。審査は、特定の標準に対する検査でも監査でもない。そうではなくて、組織によって適用される慣行と国際的に認められた良好慣行との包括的な比較と専門家判断のやり取りで構成される。

4.27. 安全委員会(又は助言グループ)は、以下に関して運転組織に助言しなければならない。すなわち、(i)設計、試運転及び運転上の問題の安全評価、及び、(ii) 原子炉の安全及びその利用の安全の関連側面である¹⁷。安全委員会の構成員は、研究炉の設計及び運転に付随する様々な分野における専門家でなければならない。安全委員会は、研究炉の設計開始前に完全に機能していなければならない。安全委員会が、検討し、助言を提供し又は承認を推奨することを要求される項目のリストも、定めなければならない。そのようなリストは、とりわけ、以下の事項を含まなければならない。

- (a) 構築物、系統及び機器の設計、特に燃料要素¹⁸及び反応度制御要素の設計及び認証
- (b) 安全文書及びそれらの改訂
- (c) 安全に対する重要性を持つ、提案された新規の試験、実験、設備、系統又は手順
- (d) 安全上重要な機器等に対する提案された改造及び安全に密接な関係を持つ実験における変更
- (e) 運転上の制限及び条件の違反、許認可の違反及び安全に重大な手順の違反
- (f) 規制機関に報告されることを要求される事象又は報告された事象
- (g) 研究炉施設の運転性能及び安全実績の定期審査
- (h) 環境への日常的な放射性排出物に関する報告
- (i) 施設の要員及び公衆に対する放射線量に関する報告
- (j) 規制機関に提供されるべき報告
- (k) 規制検査に関する報告

5. 研究炉施設に対する立地評価

5.1. 研究炉に対する立地地点を評価する際の主要な安全目的は、放射性物質の通常の及び事故時の放出の放射線影響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]参照)。情報は、研究炉施設が提案された立地地点で安全に運転できることを実証するための安全解析を支援するために、十分詳細に収集されなければならない。潜在的危険性の低い研究炉並びに臨界及び未臨界集合体実験装置に関しては、提供されるべき詳細さは、中出力研究炉又は高出力研究炉に対して要求されるもの以下に実質的に低減できる(1.6～1.9 項も参照)。立地評価の結果は、規制機関による独立評価を可能にするために、十分詳細に文書化され、提示されなければならない。

5.2. 研究炉に対する特定の立地地点の適性評価において、立地地点の特性は、研究炉の安全側面及び付随する緊急事態の取決めに影響を与える場合があり、運転組織によって詳細調査され、評価されなければならない。この評価の目的は、これらの立地地点の特性が、施設に対する設計判断基準及び運転判断基準にどのように影響することになるのかを実証することであり、また、安全に対する及び緊急事態の準備と対応に対する影響に関して、立地地

¹⁷ いくつかの加盟国では、追加の安全委員会(又は助言グループ)が、原子炉の日常運転及び利用の安全側面に関して、原子炉管理者に助言するために設置されている(7.26 項を参照)

¹⁸ 燃料要素は、中性子を生成するために、研究用原子炉の炉心において使用される核分裂可能及び核分裂性物質を内包する要素である。適切な設計及び安全余裕は、まだ性能保証されていない試験燃料の未知の挙動を考慮に入れて定められる。

点の特性の妥当性を実証することである。

5.3. 立地評価は、主要な安全目的(5.1 項を参照)を満足する非居住地区及び監視地区並びに立地地域内の原子炉管理者¹⁹及びその法的権利の管轄下にある原子炉及び付帯施設(運転地区)の正確な位置を含む、立地地域の境界を確立しなければならない。これらの境界内での研究炉の運転とは無関係であるいかなる活動も、評価され、正当化されなければならない。

5.4. 研究炉に対する立地地点の適性評価において、以下の側面が考慮されなければならない。

- (a) 立地地点の地域において発生する可能性がある自然及び人為的な外部事象(例えば、地震事象、火災又は洪水)の影響
- (b) 放出された放射性物質の人への移行に影響を及ぼし得る立地地点及びその環境の特性
- (c) 緊急事態の取決めに関連している立地地点付近の人口密度及び人口分布並びにその他の特性、また、個人及び人口集団に対するリスクを評価する必要性
- (d) 他の研究炉、放射性同位体工場、燃料サイクル関連施設、照射後の実験施設又は非原子力施設(例えば、化学施設)などのその他の併設された立地地点の施設
- (e) 適宜、立地地点での最終的な熱の逃し場に対する能力
- (f) 放射性物質の環境への実質的な放出の発生時における公衆及び環境に対する影響を緩和することを目的とする、所内及び所外の緊急時計画

5.5. これら 6 つの側面に対する立地地域及び運転地区の評価が、それらの予見可能な展開を含めて、立地地点又は運転地区の欠陥が設計上の仕組み、立地地点防護対策又は運営管理手順によって補償することができないことを示しているのであれば、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(又は事象の組合せ)から生じるハザードは、原子炉の設計において考慮されなければならない。予期される運転時の事象又は事故が、外部事象と派生的に生じる内部事象の組合せにより引き起こされる場合、また、長期間続く外部事象(洪水など)及び事象後の長期復旧時間を検討する必要がある場合について考慮が払われなければならない。

5.7. 重要な自然現象の発生及び過酷度並びに設計基準事故に対して想定された諸条件を超える場合がある、確率は低いが重大な結果をもつ事象の想定される最悪の組合せに関連する情報及び記録が、可能性がある施設立地地点が位置している地域に対して収集されなければならない、また、信頼性、正確性及び完全性について注意深く分析されなければならない(NS-R-3 (Rev. 1) [5]の 2.14~2.21 項を参照)。

5.8. 研究炉の立地評価の期間中及び建設の開始前に、必要な場合には、所外の緊急事態の取決めが、原子炉の運転開始前に利用可能であることが確認されなければならない。(GSR Part 7 [6]及び NS-R-3 (Rev. 1) [5]の 2.26~2.29 項を参照)。

5.9. 立地評価に対して考慮されるべき外部事象は、以下を含む(NS-R-3 (Rev. 1) [5]の

¹⁹ 原子炉管理者は、研究炉の運転を指揮するための責任及び権限が割り当てられてきている運転組織の構成員で構成されている。

第3章を参照)。

- (a) 地震、火山及び地表断層活動
- (b) 気象事象。これには、気象現象に関する極端な値、並びに落雷、竜巻及び熱帯性サイクロンなどの稀な事象を含む。
- (c) 洪水。これには、地震若しくはその他の地質学上の現象により誘起される水波、又は治水構造物の破損による洪水及び波を含む。
- (d) 地盤工学的ハザード。これには、斜面の不安定性、立地地点の地表面の陥没、沈下又は隆起及び地盤の液状化を含む。
- (e) 外部人為事象(現在及び将来)。これには、セキュリティ関連事象、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での事故を含む。

5.10. 研究炉に関連する人口統計学的、気象及び水理学的条件と共に、自然ハザード及び人為ハザードの特性は、遅くとも建設の開始までには始めて、廃止措置及び規制管理からの解放まで通して継続して、その存続期間にわたって監視されなければならない。

5.11. 研究炉施設の安全に影響を与える場合がある気候、人口又は近隣施設の使用などの立地地点特性の変化は、詳細調査され、また、定期的に再評価されなければならない。

5.12. 新規の研究炉プロジェクトが、都心又は郊外の環境にある研究センター又は大学キャンパスなどの既存の立地地点に計画されるときには、研究炉施設を収容する立地地点の収容能力は、立地地点の要員及び公衆が、遭遇することになる放射線リスクに関連する規則を確実なものとするために注意深く解析されなければならない。

6. 研究炉施設の設計

全般

6.1. 研究炉は、基本安全目的(2.2項及び2.3項を参照)が達成されるように設計されなければならない。本章における全般的設計要件は、全ての型式の研究炉の設計に適用されなければならない。更に、一連の個別設計要件が、適宜、個別の原子炉の型式に対して、構築物、系統及び機器の設計に適用されなければならない。

6.2. 設計要件の適用は双方向的なプロセスであり、要件は安全解析の結果を全面的に考慮して、設計全体にわたって実装されなければならない(6.119～6.125項を参照)。

6.3. 安全設計の達成は、原子炉設計者と運転組織との間で緊密な連携が維持されることを要求している。設計者は、安全解析書の作成の際に使用する、運転組織への設計文書を正しい手順で作成、提示及び提出する手はずを整えなければならない。

6.4. 原子炉施設の設計は、原子炉自体だけではなく、安全に影響を与える場合がある実験装置などのあらゆる付帯施設も考慮しなければならない。更に、原子炉設計は、原子炉の存続期間の全ての段階で、付帯施設に対する原子炉の影響を考慮しなければならない(例えば、供用条件、電磁場及びその他の干渉発生源の観点から)。

6.5. 研究炉施設の設計には、様々な運転形態(例えば、連続運転ではなくて要請に基づく運転、様々な出力レベルでの運転、パルス運転、異なる炉心構成での運転、原子炉又は集合体の全体構成の変更及び様々な核燃料での運転)を考慮しなければならない。安全系の設

計において、様々な運転形態における原子炉の安定性に対して十分な考慮が払われなければならない。

主要な技術要件

要件 7: 主要な安全機能

研究炉施設の設計は、施設の全ての状態に対する研究炉の以下の主要な安全機能の履行を確実なものとしなければならない。すなわち、(i)反応度の制御、(ii)原子炉から及び燃料貯蔵から生じる熱の除去、及び(iii)事故による放射性物質の放出の制限ばかりでなく、放射性物質の封じ込め、放射線の遮蔽及び計画的な放射性物質の放出の制御、である。

6.6. 主要な安全機能を履行するために必要な安全上重要な機器等を特定することに、また、施設の全ての状態において主要な安全機能に寄与するか又はその履行に影響を与える条件及び固有の仕組みを定義することに、体系的な方法が取られなければならない。

6.7. 主要な安全機能が施設の全ての状態に対して履行されることを確実なものとするために、原子炉施設の状況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

研究炉施設の設計は、研究炉施設での作業員及びその他の要員並びに公衆の構成員への放射線量が、定められた線量限度を越えないこと、研究炉施設の全存続期間にわたる運転状態に対し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未満かつ合理的に達成可能な限り低くとどま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。

6.8. 設計は、高い放射線量又は大規模な放射性物質の放出につながり得る施設の状態が実質的に排除されること²⁰、また、発生する可能性が相当程度ある施設の状態に対して、放射線の影響が皆無か又は僅かなものであることを確実なものとしなければならない²¹。

要件 9: 設計

研究炉施設の設計は、原子炉施設及び安全上重要な機器等が、安全機能が必要な信頼度を持って実施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、研究炉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、安全に廃止措置できること、また、環境への影響が最小にされること、を確実なものとしなければならない。

6.9. 研究炉の設計は、適用可能な国内及び国際的な規格標準と共に、運転組織の要件、規制機関の要件及び関連する法令の要件が、全て満たされてい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。設計は、人の能力及び限界並びに人の行動に影響を与える可能性のある要因を考慮しなければならない。設計に関する適切な情報が、原子炉施設の安全運転、利用、保守及び廃止措置を確実なものとするに対して、また、後日の改造を行うことができ、新しい実験を具体化できるために、提供されなければならない。

6.10. 設計は、他の研究炉の設計、建設及び運転において得られた関連する利用可能な経

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

²¹ 施設と活動に対する放射線防護及び放射線源の安全に関する要件は、GSR Part 3 [7]に定められている。

験並びに関連する研究開発計画の成果を十分に考慮しなければならない。

6.11. 設計は、事故の防止及び事故が発生した場合の影響の緩和に対して十分な検討がなされていること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十分に考慮しなければならない。

6.12. 設計は、放射性廃棄物の発生と排出が放射エネルギーと容量の両方の観点から実行可能な限り最小に保たれること、また、廃棄物及び排出物が分類されることを、確実なものとするようなものでなければならない。

要件 10: 深層防護の概念の適用

研究炉の設計は、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。

6.13. 深層防護の概念(2.10-2.14 項を参照)は、人と環境への有害な影響につながる可能性のある事故の影響を防止すること、また、防止が失敗した場合には人と環境の防護及び影響の緩和のために適切な対策が取られることを確実なものとするを目的とする複数の防護階層を備えるために適用されなければならない。

6.14. 設計は、

- (a) 原子炉からの放射性物質の放出に対する連続的な検証可能な物理的障壁を備えなければならない。
- (b) 保守的な余裕を使用しなければならず、また、製造及び建設は、故障及び通常運転からの逸脱が最小にされること及び実行可能な限り事故が防止されるとの保証を提供するように高い品質でなければならない。
- (c) 安全系の起動を要求する故障及び通常運転からの逸脱が、可能な範囲で最小にされるか又は排除されるように、固有の仕組み及び工学的な仕組みによって、原子炉の挙動の制御を備えなければならない。
- (d) 制御系の能力を超える故障及び通常運転からの逸脱が、高い水準の確信度をもって制御できるように、また、そのような故障又は通常運転からの逸脱の初期の段階で運転員による措置の必要性が最小になるように、安全系の自動起動を備えなければならない。
- (e) 安全系の能力を超える故障及び通常運転からの逸脱の進行を制御し、また、実行可能な限りその影響を制限するため構築物、系統及び機器並びに手順書を備えなければならない。
- (f) 各々の主要な安全機能が実施されることを確実なものとし、それによって、障壁の有効性を確保し、また、いかなる故障又は通常運転からの逸脱の影響を緩和する、手段を備えなければならない。

6.15. 深層防護の概念が、維持されることを確実なものとするために、設計は、実行可能な限り、以下の事項を防止しなければならない。

- (a) 物理的障壁の健全性に対する脅威
- (b) 一つ又はそれ以上の障壁の故障
- (c) 別の障壁の故障の結果としての一つの障壁の故障
- (d) 運転及び保守における過誤〔エラー〕の有害な影響の可能性

6.16. 設計は、実行可能な限り、深層防護の第1の階層又は多くても第2の階層が、研究炉の運転期間にわたって発生する可能性がある全ての故障又は通常運転からの逸脱に対して事故状態への拡大を防止することができることを確実なものとしなければならない。

6.17. 深層防護の階層は、一つの階層の故障がもう一つの階層の有効性を低減することを回避するために、実行可能な限り独立していなければならない。特に、設計拡張状態に対する安全上の仕組み(特に燃料熔融を含む事故の影響を緩和する仕組み)は、実行可能な限り、安全系から独立していなければならない。

要件 11:安全とセキュリティ及び国の核物質計量管理制度との取合い

研究炉の安全対策、核セキュリティ対策及び国の核物質計量管理制度の取決めは、それらが互いに他を損なうことがないように、統合された形で設計され、また、実装されなければならない。

要件 12:等級別扱い[グレーデッドアプローチ]の使用

研究炉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、施設の潜在的な危険性に見合ったものでなければならず、また、安全解析及び規制要件に基づくものでなければならない。

6.18. 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、安全要件を免除する手段とみなされてはならず、また、安全を損なうものであってはならない。要件適用の等級付けは、安全解析又は工学的判断によって、正当化され、また、裏付けられなければならない。

要件 13:実証された工学的手法

研究炉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。

6.19. 安全上重要な機器等は、望ましくは、同等の用途においてこれまでに実証された設計のものでなければならず、また、そうでない場合には、高品質であり、認証されかつ試験済の技術の機器等でなければならない。

6.20. 安全上重要な機器等に対する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、設計の品質が付随する安全機能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。

6.21. 構築物、系統及び機器に適用可能である規格及び標準は、特定されなければならない。また、それらの使用は、構築物、系統及び機器の分類に従っていなければならない(6.29項及び6.32項を参照)。特に、異なる規格及び基準が異なる型式の機器(例えば、配管又は電気系統に対して)に使用される場合には、規格と標準との間の整合性が実証されなければならない。

6.22. 適切に定められた規格又は標準がない構築物、系統及び機器の場合には、類似の環境及び運転要件を有する類似の機器に対する既存の規格もしくは又は標準から導かれる手法が適用される場合があるか、又はそのような規格及び標準が無い場合には、経験、試験、解析の結果若しくはこれらの組合せが適用される場合がある。そのような結果に基づく手法の使用は、正当化されなければならない。

6.23. 実証されていない設計若しくは仕組みが導入される場合、又は、確立された工学的慣行から離れている場合、適切な支援研究計画、特定の容認基準を持つ性能試験又はその他の関連する用途からの運転経験の精査によって、安全が実証されることを確実なものとするために、プロセスが、マネジメントシステムの下で確立されなければならない。新規の設計もしくは仕組み又は新規の手法は、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、原子炉施設の挙動が予期されたとおりで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。

6.24. 容認基準は、運転状態に対して及び事故状態に対して定められなければならない。特に、研究炉の設計において考慮された設計基準事故及び選定された設計拡張状態は、容認基準を定めるために特定されなければならない。構築物、系統及び機器の設計に対して、容認基準は、工学的設計規則の形式で適用される場合がある。これらの規則は、加盟国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。容認基準は、規制機関によって審査されなければならない。

要件 14: 建設に対する規定

研究炉施設に対する安全上重要な機器等は、設計仕様の達成及び安全の要求水準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、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。

6.25. 建設に対する規定において、類似の施設及びそれらの付帯構築物、系統及び機器の建設において得られた関連する経験について、十分な考慮がなされなければならない。他の関連産業から良好事例が採用される場合には、そのような事例が特定の原子力の用途に相応しいものであることが示されなければならない。

6.26. 運転組織が設計における主要な安全上の問題が解決されたことを検証した後、また、規制機関が許可（例えば、建設許可又は改造の認可）を与えた後にのみ、建設は開始しなければならない。建設が設計に従っていることを確実なものとすることに対する責任は、運転組織にある。

要件 15: 放射性廃棄物管理及び廃止措置を容易にする仕組み

施設の放射性廃棄物管理及び将来の廃止措置を容易にする仕組みの組込みに対して、研究炉施設の設計段階で特別な考慮がなされなければならない。

6.27. 特に、設計は、以下の事項を十分に考慮しなければならない。

- (a) 放射性廃棄物の量が、実行可能な範囲で最小化され、また、除染が容易になるような材料の選定
- (b) 必要な場合に備えた接近できる能力及び取扱手段
- (c) 運転において生み出された放射性廃棄物の処理（即ち、前処理、処理及びコンディショニング）及び貯蔵に必要な施設並びに研究炉施設の廃止措置において生み出されることになる放射性廃棄物を管理する施設

6.28. この要件はまた、あらゆる改造、新規の利用及び実験の設計においても考慮されなければならない。

設計に対する全般的要件

要件 16: 構築物、系統及び機器の安全分類

研究炉施設に対する全ての安全上重要な機器等は、それらの安全機能及び安全上の重要度に基づいて、特定されなければならない、また、分類されなければならない。

6.29. 安全上重要な機器等の安全上の重要度を分類する方法²²は、以下の要因を十分に考慮して、主として決定論的方法に基づいて、必要などころでは確率論的方法(利用可能な場合)で補完して、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) 機器が安全機能を実施するために始動要求されることになる頻度
- (d) 想定起因事象後に、機器が安全機能を実施するために始動要求されることになる時間又は期間

6.30. 設計は、安全上重要な機器間のいかなる干渉も防止されること、また、特に、低位の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位の安全クラスの系統に伝播しないことにな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。

6.31. 複数の機能を実施する設備は、最高位の安全重要度を有する機能と一致する安全クラスに分類されなければならない。

6.32. 安全に重要な構築物、系統及び機器は、ソフトウェアを含めて、先ず特定され、次にそれらの機能及び安全に対する重要度に従って分類されなければならない。構築物、系統及び機器の安全分類に対する基準は明記されなければならない、また、設計要件はそれらの安全分類に従って適用されなければならない。

要件 17: 安全上重要な機器等に対する設計基準

研究炉施設の安全上重要な機器等に対する設計基準は、研究炉の存続期間にわたる特定の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。

6.33. 安全上重要な各機器に対する設計基準は、体系的に正当化され、文書化されなければならない。この文書は、運転組織が原子炉を安全に運転するために必要な情報を提供しなければならない。

6.34. 原子炉が、その運転期間中に直面すると予想されることがある課題は、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。これらの課題には、原子炉の運転期間における諸並びに運転状態及び事故状態に関連する全ての予測可能な状態及び事象、立地地点特性及び運転形態を含む。

要件 18: 想定起因事象

²² 安全重要度分類は、構築物、系統及び機器の原子力安全の重要度を反映する。その目的は、設計要件の適用において、等級付けを確立することである。他の側面(例えば、地震若しくは環境認定、又は構築物、系統及び機器の品質カテゴリー化)に従って、構築物、系統及び機器の他の可能な分類又はカテゴリー化がある。

研究炉対する設計は、重大な影響を与える可能性のある予見可能な全ての事象及び有意な発生頻度となる予見可能な全ての事象が設計において予期され、検討されるような、包括的な一群の想定起因事象を特定する体系的な方法を適用しなければならない。

6.35. 想定起因事象は、解析のために適切に選定されなければならない(付属書 I を参照)。選定された一群の想定起因事象が、研究炉の安全に影響を与える場合がある想定しうる全ての事故を網羅していることが示されなければならない。

6.36. 想定起因事象は、工学的判断、運転経験の反映、及び適切かつ利用可能な場合は、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。

6.37. 想定起因事象は、原子炉施設の構築物、系統及び機器並びに実験装置についての全ての予見可能な故障を含まなければならない、また、運転過誤[エラー]並びに全ての運転及び停止状態に対する内的ハザード及び外的ハザードから生じる可能性のある故障を含まなければならない。

6.38. 想定起因事象の解析は、要求される安全機能が実施されることになることを確実なものとするために必要である防止対策及び防護対策を確立するために行われなければならない。

6.39. いかなる想定起因事象においても原子炉の予想される挙動は、以下の状態が、優先順に達成されるようなものでなければならない。

- (1) 想定起因事象は、安全上の重大な影響を生じることなく、また、原子炉固有の安全特性によってより安全でより安定した状態への変化のみを生み出す。
- (2) 想定起因事象後に、原子炉は、静的な安全の仕組みにより、又は想定起因事象を制御するために必要な状態で継続的に運転している系統の動作により、安全な状態に戻される。
- (3) 想定起因事象後に、原子炉は、想定起因事象に対応して運転に取り入れられる必要がある安全上重要な動的機器等の起動により、安全な状態に戻される。
- (4) 想定起因事象後に、原子炉は、規定された手順に従うことにより、安全な状態に戻される。

6.40. 原子炉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用いられる想定起因事象は、限界となる状況を特定し、かつ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、代表的な事象シーケンスに分類されなければならない。

6.41. 包括的な一連の想定起因事象に従って特定されたあらゆる起因事象を設計から除外することに対しては、技術的に裏付けされた正当化が提示されなければならない。

6.42. 想定起因事象に対応して迅速で確実な措置が必要である場合には、さらに過酷な原子炉状態への進展を防止するために、安全系の起動のための自動的な安全作動に対する備えが設計においてなされなければならない。

6.43. 想定起因事象に対応して迅速な措置が必要でない場合には、系統の手動起動又はその他の運転員による措置に信頼を置くことが許される。そのような場合には、想定起因事象又は事故の検知と必要とされる措置との間の時間間隔は、十分に長くなければならず、また、そのような措置の実施を確保するために、適切な手順書(運営管理手順、運転手順書及び緊急時手順書など)が規定されなければならない。設備の誤操作又は必要な復旧プロセスの誤診

断により、運転員が事象シーケンスを悪化させる可能性について評価がなされなければならない。

6.44. 想定起因事象後の原子炉の状態を診断し、また、適時に安定した長期停止状態にするために必要な運転員操作は、原子炉の状態を監視する適切な計装の設計上の方策及び設備の手動操作のための適切な手段によって、容易なものとされなければならない。

要件 19: 内的ハザード及び外的ハザード

研究炉に対する予見可能な全ての内的ハザード及び外的ハザードが、研究炉の安全に直接的に又は間接的に影響を与える人為事象の可能性を含めて、特定されなければならない。また、それらの影響が、個別に及び想定しうる組合せの両方で、評価されなければならない。ハザードは、施設の配置設計をする際に考慮されなければならない。また、原子炉施設の安全上重要な関連機器等の設計において用い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。

6.45. 安全上重要な機器等は、ハザードの影響に耐えるため、又は、安全上の重要度に従って、ハザードから防護され、かつ、ハザードによって生じた共通原因故障のメカニズムから防護されるために、安全に対する他の意味合いを十分に考慮して設計されなければならない。また、配置されなければならない。これは、可搬型機器に対しても適用される。

内的ハザード

6.46. 想定起因事象の解析は、研究炉施設の安全に影響を与える可能性のある全ての内部事象を確立するために、行われなければならない。これらの事象は、設備の故障又は機能不全を含む場合がある。

6.47. 火災及び爆発、溢水、飛来物の発生、配管のむち打ち、流体噴流の衝突又は故障した系統若しくは敷地内の他の設置物からの流体の放出などの内的ハザードの可能性が、研究炉施設の設計において考慮に入れられなければならない。適切な防止対策及び緩和対策が、原子力安全が損なわれないことを確実なものとするために取られなければならない。いくつかの外部事象は、内部火災若しくは溢水を起こし又は飛来物の発生につながり得る。そのような外部事象と内部事象との組合せは、適切な場合には設計において考慮されなければならない。

火災及び爆発

6.48. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、火災及び爆発の影響を最小にするように、他の安全要件の遵守の下で、設計されなければならない。また、配置されなければならない。火災ハザード解析及び爆発ハザード解析は、火災及び爆発に対する火災障壁並びに受動的防護手段及び物理的分離手段についての必要な格付けを判断するために、研究炉施設に対して実施されなければならない。設計は、以下の方策を含まなければならない。

- (a) 火災及び爆発を防止すること
- (b) 起こった火災を迅速に検知し消火し、このようにして引き起こされた損傷を制限すること
- (c) 消火されない火災及び火災誘発爆発の拡大を防止し、このようにして施設の安全に対する影響を最小にすること。内部の火災及び爆発は、安全系統の多重系列の問題にはならない。

6.49. 消火系は、必要な場合には、自動的に開始されなければならない。消火系は、それらの使用、破裂又は誤ったもしくは不注意な操作が、臨界²³のリスクを増加させず、要員に害を与えず、安全上重要な構築物、系統及び機器の能力を著しく損なわないこと、また、多重性を有する安全系統グループに同時に影響を与えず、それによって単一故障基準を遵守するために講じられた対策が無効とならないことを確実なものとするために、設計されなければならない、また、配置されなければならない(6.76～6.79 項を参照)。

6.50. 不燃性又は難燃性及び耐熱性の材料が、研究炉施設(試験及び実験用を含む)の実行可能な限り全ての場所に、特に、原子炉建屋及び制御室などの場所に、使用されなければならない。爆発性の混合物を作り出す又はそれに寄与する可能性がある可燃性の気体、液体及び燃焼性物質は、最小必要量に保持されなければならない、また、反応性物質は隔離されるように適切な施設に貯蔵されなければならない。

6.51. 火災及び爆発は、施設の状態を監視するとともに、主要な安全機能の達成を妨げてはならない。これらは、多重の構築物、系統及び機器、並びに、多様な系統、物理的分離及びフェールセーフ運転のための設計の適切な組込みによって維持されなければならない。

外部事象

6.52. 自然及び人為の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は、立地評価において特定されたものを含まなければならない(第5章を参照)。

6.53. 自然外部事象は、気象事象、水理事象、地質学的な事象及び地震事象並びにそれらの想定できる全ての組合せを含めて、取り込まれなければならない(6.69 項を参照)。近隣の産業施設及び輸送路に起因する外部人為事象が取り込ま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などの所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、所外公益事業が利用可能となるのに必要な最大遅延時間を決定するために、立地地点特有の条件について十分に考慮しなければならない。

6.54. 地震面で活動的な地域に設置された研究炉施設は、指定された閾値を超過した場合に自動原子炉停止系を起動する地震検知系を装備していなければならない。

6.55. 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、計装設備及び制御ケーブルを含む)を内包する建屋とその他のあらゆる構築物との間のいかなる相互作用をも最小にするための仕組みが備えられなければならない。

6.56. 設計は、安全上重要な全ての機器が設計において考慮される外部事象の影響に耐える能力があ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、また、そうではない場合、静的障壁などのその他の仕組みが、原子炉施設を防護し、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に、設けられなければならない。

6.57. 設計は、立地地点のハザード評価によって導き出された、設計基準として選定されたものより厳しい水準の外的ハザードから、安全上重要な機器等を防護するために適切な余裕を備えていなければならない。

要件 20: 設計基準事故

研究炉に対する設計において考慮されるべき一式の事故状態は、研究炉が放射線防護目的

²³ この側面は、特に臨界集合体実験装置、未臨界集合体実験装置及び乾式燃料貯蔵施設に対して重要であり、火災防護系の起動後及び消火活動中に安全に未臨界であるように設計されなければならない。

に対する許容限度を超えることなく耐えるべき境界条件を設定するために想定起因事象から導出されなければならない。

6.58. 設計基準事故は、原子炉を安全な状態に戻し、いかなる事故の影響をも緩和することを目的として、設計基準事故状態を制御するのに必要な安全系及びその他の安全上重要な機器等に対する性能基準を含む設計基準を定義するために、使用されなければならない。

6.59. 設計は、設計基準事故の状態に対して、重要な原子炉パラメータが設定された設計限度を上回らないようなものでなければならない。主たる目的は、敷地内外に放射性影響をもたらさないか又はほんのわずかであり、所外のいかなる緊急時対応措置も必要としないように、全ての設計基準事故を管理するものでなければならない。

6.60. 想定起因事象に対応して、迅速で確実な措置が要求される場合には、原子炉の設計は、必要な安全系の運転を自動的に開始する手段を含まなければならない。設計は、合理的に実行可能な限り、特に設計基準事故の間及びその後における、運転員への要求を低減しなければならない。

6.61. 設計基準事故は、保守的な方法で解析されなければならない。本手法は、安全系への単一故障基準(要件 25 を参照)の適用を含み、設計上の判断基準を規定すること、また、解析において保守的な仮定、モデル及び入力パラメータを使用することを含む。

6.62. 未臨界集合体実験装置の設計は、臨界を防止するための技術的方策を含まなければならない(6.66 項を参照)。

要件 21:設計限度

研究炉に対する安全上重要な各機器に対する重要な物理的パラメータと整合の取れた研究炉に対する設計限度一式が、全ての運転状態及び事故状態に対して規定されなければならない。

6.63. 設計限度は、原子炉及びその実験装置の各運転状態に対して規定されなければならない。また、関連する規制要件とともに、関連する国内及び国際的な標準及び規格と整合しているなければならない。

要件 22:設計拡張状態

研究炉に対する一式の設計拡張状態は、設計基準事故より厳しい事故か又は追加の故障を伴う事故のいずれかの事故において、許容できない放射線影響を生じることなく耐える能力を強化することによって、研究炉の安全を強化するために、導出されなければならない。一式の設計拡張状態は、工学的判断に基づいて、並びに、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]、決定論的評価及び適宜補完的な確率論的評価を用いることによって、導出されなければならない。設計拡張状態は、設計において対処されるべき追加的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そのような事故が発生した場合の影響の緩和のための実行可能な方策を立案するために用いられなければならない。

6.64. 設計拡張状態の解析は、潜在的な放射線影響が、関係当局によって容認可能であると見做されるものを超過するか否かを判断するために実施²⁴されなければならない。設計拡張

²⁴ 設計拡張状態の解析は、最適評価手法によって実施される(より厳格な手法が加盟国の要件に従って使用される場合がある)。

状態を考慮する主要な技術上の目的は、施設の設計が、合理的に実行可能な限り、設計基準事故状態と見做される事故状態を超える事故状態を防止するような、又は、それらの影響を緩和するようなものであることを確実なものとすることである。これは、主要な安全機能、特に封じ込め機能²⁵を維持するために、設計拡張状態に対する追加の安全の仕組み、又は安全系の能力の拡張を要求することがある。設計拡張状態に対するこれらの追加の安全の仕組み又は安全系の能力の拡張は、施設内に封じ込められた相当量の放射性物質(炉心の損傷から生じる放射性物質を含む)が存在する事故状態を管理する能力を確実なものとするようなものでなければならない。

6.65. 設計拡張状態は、安全の仕組み及びその他の全ての安全上重要な機器等の設計に対して、そうした状態が発生することを防止するか又は、実際に発生した場合にそれらを制御し、それらの影響を緩和するのに必要である、設計仕様を定義するために用いられなければならない。既設の研究炉に対しては、補完的な安全再評価が、施設の緩和対策又は改造の必要性があるか否かを判断するために実施されなければならない。

6.66. 未臨界集合体実験装置に対しては、設計拡張状態と見做される臨界の可能性は、十分遠くに隔たったものでなければならない。未臨界を確実なものとするために、設計は、天然ウランのみ若しくは制限された量の核分裂性物質又は固定された燃料/減速材比の使用などの安全上の方策を含めなければならない。そのような方策が用意されない場合は、影響を緩和する対策が、安全解析に基づいて決定されなければならない。また、実装されなければならない。

6.67. 実施される解析は、設計拡張状態において考慮される事象で使用するために設計された安全上の仕組みか又はそれらを防止する若しくは緩和することができる安全上の仕組みの特定を含まなければならない。これらの仕組みは、

- (a) より頻度の高い事故において使用される仕組みから、実行可能な範囲で独立していなければならない。
- (b) 適宜、設計拡張状態に関係する環境条件において、実行可能な範囲で実施することができなければならない。
- (c) それらが果たすことを要求される機能に見合った信頼性のあるものでなければならない。

6.68. 設計は、早期の放射性の放出又は大規模な放射性の放出²⁶につながり得る状態が生じる可能性が、実質的に排除されるようでなければならない。設計は、設計拡張状態に対して、適用する時間と場所の観点で制限された防護対策が、公衆の防護のために十分でなければならない。また、そのような対策を取るために十分な時間が利用可能でなければならないようなもの

²⁵ 封じ込めは、運転又は事故における環境への放射性物質の放出を防止又は制御することである[8]。封じ込めは、通常運転形態、予期される運転時の事象、設計基準事故、また、実行可能な範囲で、選定された設計拡張状態において、果たされることを要求される基礎的な安全機能である。封じ込めの機能は、通常、放射性物質を内包する原子炉の主要部品を取り巻くいくつかの障壁によって、果たされる。研究用原子炉に対しては、原子炉建屋が、封じ込めを確実なものとするための最終的な障壁である場合がある。技術的に実行可能である封じ込めを提供する、その他の構築物(例えば、完全に取り囲まれた研究用原子炉の原子炉ブロック)の使用に考慮が払われる場合がある。殆どの大型原子炉の設計では、原子炉を収容する強固な構築物が、封じ込めを提供する最終的な障壁である。そのような構築物は、格納構築物又は単に格納容器と呼ばれる。格納容器は、また外部事象から原子炉を防護し、運転状態及び事故状態において放射線遮蔽を提供する。

²⁶ 早期の放射性物質の放出は、所外の防護策が必要であるが、所定の時間では十分に有効な防護策となりそうにない放出である。大規模な放射性の放出は、適用する時間と場所の観点で限定される所外の防護策が、人と環境を防護するために十分でない放出である。

のでなければならない。

事象と故障の組合せ

6.69. 工学的判断及び適宜確率論的安全評価によって補完された決定論的安全評価の結果が、想定起因事象の組合せが事故状態に至る可能性があることを示す場合には、そのような事象の組合せが、主にその組合せの発生可能性に応じて、設計基準事故であると見做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。地震後の洪水のように、ある事象が他の事象の結果であることがある。そのような結果として起きる影響は、当初の想定起因事象の一部であると見做されなければならない。

要件 23:工学的安全施設

工学的安全施設は、予期される運転時の事象及び設計基準事故を防止するために、また、それらが発生した場合、それらの影響を緩和するために研究炉に備えられなければならない。

6.70. 研究炉に対する工学的安全施設の例は、非常用炉心冷却系及び封じ込め手段(特に、非常用換気系)である。これらの系統及びその補完的仕組みに対する個別の要件が、6.128 項～6.137 項及び 6.164 項～6.166 項に定められている。後備停止系又は格納構築物などのその他の工学的安全施設もまた、これらの要件に従って設計されなければならない。

6.71. 工学的安全施設に対する必要性及び能力は、安全解析によって決定されなければならない。これらの系統が対処できることを要求される事故は、特定されなければならない、また、解析は、当該系統が諸要件を果たすことを実証するために提供されなければならない。工学的安全施設の適切な運転に必要な不可欠な系統及び下位系統が備えられなければならない。

6.72. 工学的安全施設の多様な運転形態は、工学的安全施設が自動化される範囲及びその手動による無効化が必要とされる条件を含めて、詳細に決定されなければならない。工学的安全施設の設計において、以下の事項が考慮されなければならない。

- (a) 機器信頼性(工学的安全施設を運転するのに必要な支援系及び補助系の信頼性を含む。要件 60 を参照)、独立性、多重性、フェールセーフ特性、多重系、多様性及び物理的分離、動的系統に対する静的系統の優先、並びに多重安全系の機能的分離
- (b) 想定事故状態に耐える材料の使用(例えば、放射線レベル又は放射線分解に関連して)
- (c) 工学的安全施設が、機能し続けるか、又は起動要求に応じて確実かつ効果的にそれらの機能を実施する準備ができている状態にあるかを検証するための、保守、定期的試験及び検査の方策(可能な場合は、模擬された設計基準事故状態の下でのものを含めて)。

要件 24:安全上重要な機器等の信頼性

研究炉施設に対する安全上重要な機器等の信頼性は、それらの安全上の重要度に見合うものでなければならない。

6.73. 安全上重要な機器等の設計は、設備が十分な信頼性及び有効性をもって機器等に対する設計基準において規定された全ての条件に耐えることができるために、認証され、調達され、設置され、試運転され、運転され及び保守され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。

6.74. 設備の選定に際しては、誤動作と非安全側故障モードとの両方に考慮が払われなければならない。選定プロセスでは、予測可能なかつ表に現れる故障モードを呈する、かつ、設計

が修理又は交換を容易にする、設備に優先権が与えられなければならない。

6.75. 研究炉の運転に対する最大の許可された不稼働率の限度は、安全上重要な機器等が安全機能の信頼できる性能を確実にものとするように定められなければならない。不稼働率の限度は、運転上の制限及び条件の中で文書化されなければならない。

要件 25: 単一故障基準

単一故障基準は、研究炉の設計に組み込まれた安全グループ毎に適用されなければならない。

6.76. 誤動作は、単一故障基準を安全グループ又は安全系に適用するときには、一つの故障モードであると見做されなければならない。

6.77. 設計は、静的機器の故障を十分に考慮しなければならない。ただし、当該機器の故障が極めて起こりにくいこと及びその機能が想定起因事象によって影響を受けないままにあることが、単一故障解析において高い確信度レベルで正当化される場合は、この限りではない。

6.78. 個別に試験されることができない複数組の設備は、多重と見做されてはならない。

6.79. 採用された多重性の程度は、信頼性を低下させる可能性のある、未だ検知されない故障の可能性を反映しなければならない。起こり得る故障は、それらが見つけられる試験又は検査方法が無い場合には、検知できないと見做されなければならない。未だ検知されない故障に関しては、故障は、いかなる時でも発生すると見做されなければならないか、又は基準機器の監視、妥当性が検証された計算方法及び保守的な安全余裕²⁷の使用などのその他の方法が適用されるかのいずれかでなければならない。

要件 26: 共通原因故障

研究炉施設に対する設備の設計は、多様性、多重性、物理的分離及び機能的独立の概念が、必要な信頼度を達成するために、どのように適用されなければならないかを判断するために、安全上重要な機器等の共通原因故障の可能性を十分に考慮しなければならない。

6.80. 多様性の原則は、多様性のある設備を運転、保守及び試験する際に複雑性による起こり得る不利益を考慮した後で、可能な場合はどこでも採用されなければならない。

要件 27: 安全系の物理的分離及び独立性

研究炉施設に対する安全系同士の干渉又は系統の多重的要素間の干渉は、適宜、物理的分離、電氣的隔離、機能的独立性及び通信(データ転送)の独立性のような手段により防止されなければならない。

要件 28: フェールセーフ設計

フェールセーフ設計の概念は、適宜、研究炉に対する安全上重要な系統及び機器の設計に組み込まれなければならない。

6.81. 安全上重要な系統及び機器は、それらの故障又は支援の仕組みの故障が意図した安

²⁷ 安全余裕は、安全限度と運転上の制限値との差である。これらの2つの値の比として、表現されることもある。

全機能の実施を妨げないように、適宜、フェールセーフ挙動について設計されなければならない。

要件 29:安全上重要な機器等の認証

研究炉施設に対する認証実施計画は、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ことができることを、保守及び試験期間中の原子炉の状態を十分に考慮して検証するために、実装されなければならない。

6.82. 合理的に予期される、また、特定の運転状態において発生し得るいかなる環境条件及び供用条件も、認証計画の中に含まれなければならない。

6.83. 研究炉の安全上重要な機器等の認証計画において考慮される環境条件は、施設に対する予期される運転時の事象及び設計基準事故において予期される周囲の環境条件の変動を含まなければならない。

6.84. 安全上重要な機器等の認証計画は、安全上重要な機器等の設定供用期間を通して環境因子(振動、照射、湿度又は温度の条件など)によって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、そのような事象の期間中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、認証計画は、実行可能な限り、自然事象によって安全上重要な機器等に課された状態を試験若しくは解析又は両方の組合せにより、再現しなければならない。

要件 30:試運転に対する設計

研究炉施設に対する設計には、実験施設を含む原子炉施設に対する試運転プロセスを容易にするために必要となる仕組みを含まなければならない。これらの設計上の仕組みは、異なる特性の移行炉心で運転するための設備を含む場合がある。

6.85. フィルター、充填物及び排水設備並びに計装などの試運転のためだけに必要とされる追加の設備の設置並びに撤去のための方策は、設計において考慮されなければならない。

要件 31:安全上重要な機器等の較正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視

研究炉施設に対する安全上重要な機器等は、その機能を実施する能力を確保するために、また、設計基準で規定された全ての状態においてそれらの健全性を維持するために要求されているように、較正、試験、保守、修理又は交換、検査及び監視されるように設計されなければならない。

6.86. 安全上重要な機器等は、これらの機器等が要求される信頼度を持ってその安全機能を実施することになることを確実なものとするために、適切な機能試験ができるように設計されなければならない。また、その安全上の重要度に従って、試運転前及び試運転後に定期的な間隔で適宜、十分に試験され、維持できるように配備されなければならない。

6.87. 考慮されなければならない重要な要因は、試験及び検査を実施する容易性、試験及び検査が実際の状態を表す程度、並びに、試験中に安全機能の性能を維持する必要性である。可能かつ適切なところでは、自己試験回路が、電気系統及び電子系統に設置されなければならない。

6.88. 安全上重要な機器等は、それらが適宜、十分に検査、試験、保守及び交換されることが

できるように設計され、配備されなければならない。原子炉の配置は、較正、試験、保守、修理又は交換、検査及び監視の活動が容易であり、運転要員の過度の放射線被ばくを伴うことなく、関連する国内及び国際的な規格及び標準に従って実施できるようなものでなければならない。試験のために機器の適切な接近性を提えることが実際的でない場合には、検知されない故障の可能性が、安全解析において考慮に入れられなければならない。

6.89. 定期的な供用期間中検査を容易にすると共に安全上重要な機器等の保守性及び交換を容易にするための方策が、原子炉の設計において講じられなければならない。

要件 32: 緊急事態に対する準備と対応に対する設計

緊急事態に対する準備と対応について、研究炉施設に対する設計は、以下を備えなければならない。

- (a) 明確で耐久性のある表示を有した十分な数の避難経路であって、信頼性のある非常用照明、換気及び退避経路の安全な使用に必要な不可欠なその他の設備を有するもの
- (b) 全ての想定起因事象の後に及び事故状態において使用するための施設全体にわたる有効な通信連絡手段

6.90. 研究炉施設には、信頼性のある非常用照明、換気及びそれらの安全な使用に必要な不可欠なその他の建屋装備を有する、明確で耐久性のある表示で示された十分な数の安全退避経路が備えられなければならない。退避経路は、放射線区域設定、火災防護、労働安全及び核セキュリティ(第 9 章も参照)に対する該当する国内要件を満たしていなければならない。また、適用可能な場合は、該当する国際的な要件を考慮に入れなければならない。

6.91. 適切な警報系統及び通信連絡手段は、原子炉施設及び敷地内に居る全ての人が緊急事態に警告及び指示を与えられるように、備えられなければならない。原子炉施設内の安全に必要な信頼性のある多様な通信連絡手段²⁸の利用可能性は、それらの利用可能性を損なうことがある想定起因事象を十分に考慮して、常に、確実なものとされなければならない。

要件 33: 廃止措置に対する設計

研究炉及びその実験施設に対する設計においてその廃止措置が考慮されなければならない。

6.92. 研究炉及びその実験施設の設計において、また、それらのいかなる改造においても、廃止措置を容易にするための考慮が行われなければならない[11]。これを達成する際には、以下の事項が考慮されなければならない。

- (a) 廃止措置及び放射性廃棄物管理に関する材料の放射化を最小にし、また、容易な除染を提供するような材料の選定
- (b) 大型機器の撤去並びに放射化された機器の撤去及び取扱(必要な場合、遠隔的に)を容易にするための施設の配置及び接近経路の最適化
- (c) 放射性廃棄物の処分前管理(すなわち、原子炉の運転及び廃止措置から生じる廃棄物の前処理、処理、コンディショニング及び貯蔵)。

6.93. 廃止措置に必要な情報として、設計要件の全ての詳細事項並びに敷地及びその最終

²⁸人が存在する場合、補助制御室内の通信連絡手段を含む。

設計、建設及び改造に関連する情報(「ベースライン」となる放射線特性、施設の配置、配管及びケーブル貫通部に関連する竣工時の図面など)の全ての詳細事項が、保持されなければならない。

要件 34:放射線防護に対する設計

運転要員、原子炉利用者(実験者)及び公衆に対する線量が、所定の線量限度未満に維持され、合理的に達成可能な限り低く保持されることになること、また、該当する線量拘束値が考慮に入れられることになることを確実なものとする方策が、研究炉施設で講じられなければならない。

6.94. 全ての運転状態及び事故状態に対して、人と環境を防護する基本安全目的(SF-1[1]の2.1.項を参照)に従って、遮蔽、換気、濾過及び放射性物質の減衰系統(遅延タンクなど)のための、また、管理区域内外の放射線及び空気中放射性物質の監視計装のための、放射線防護計画に基づいて、適切な方策が設計において講じられなければならない。

6.95. 設計目的で使用される線量値は、許可限度が超過されないことを確実なものとするために十分な余裕を持って設定されなければならない。原子炉及びその付帯施設の遮蔽、換気、濾過及び減衰系統は、実際の運転実務における並びに全ての運転状態及び設計基準事故における、不確かさを考慮に入れて設計されなければならない。

6.96. 構造材料、特に、炉心付近で使用されるもの(炉心支持構造、格子及び案内管など)は、それらの他の機能を果たすと同時に、運転、保守、試験及び検査並びに廃止措置の間に要員への線量を制限するために注意深く選定されなければならない。原子炉プロセス系における中性子放射化によって作られた放射性核種(例えば、 ^{16}N 、 ^3H 、 ^{41}Ar 、 ^{24}Na 及び ^{60}Co)の影響は、敷地内外の人の放射線防護方策において十分な考慮が払われなければならない。

6.97. 設計は、放射線学的、物理的及び化学的特性に従って材料を分離するために、それらの取扱を容易にするために、また、立入り管理によって施設の作業員及びその他の要員並びに公衆を防護するために、必要なあらゆる方策を含まなければならない。これには、それらの潜在的な危険性に従って分類された区域(監視区域及び管理区域の中に、GSR Part 3[7]の要件 24 を参照)を施設内に設定することによって達成されなければならない。そのような区域は、はっきりと線引きされ、指定されなければならない。表面は、それらの除染を容易にするために適切に設計されなければならない。

6.98. 設計は、原子炉に対してだけでなく、実験装置及び付帯施設(例えば、中性子ラジオグラフィ又はホウ素中性子捕捉療法のためのビーム管、粒子ガイド又は施設)に対して要求される遮蔽も含まなければならない。また、原子炉及びその他の放射線源の将来的な利用に付随して必要な遮蔽を設置する方策が講じられなければならない。ハザード評価及び遮蔽設備が、ビーム管及びその他の実験装置の使用に関連して、十分に考慮されなければならない。

6.99. 施設での放射性物質及び汚染物の放出を制御し、分散を防止する方策が講じられなければならない。適切な濾過作用を備える換気系が、運転状態及び事故状態における使用するために備えられなければならない。

6.100. 防護及び安全は、全ての線源からの被ばく及び汚染を制限するために、原子炉並びにその実験装置及び実験施設の設計及び配置における適切な方策によって最適化されなければならない。そのような方策には、直接放射線及び散乱放射線からの遮蔽を備えることで、保守、試験及び検査の間の被ばくを制限する構築物、系統及び機器の適切な設計、また、原子炉及びその実験装置及び実験施設への立入りを監視し、管理する手段についての方策を含

んでいなければならない。

6.101. 研究炉施設で生成された放射性廃棄物の安全な取扱いに対する方策が、設計において、講じられなければならない。要員と設備との両方に対する適切な除染施設及び除染活動から生じた放射性廃棄物を取扱うことに関する方策が講じられなければならない。

6.102. 頻繁な保守又は手動操作の対象である設備は、施設の作業員及びその他の要員の被ばくを低減させるために、低線量率の区画に設置されなければならない。

要件 35: 最適な運転員パフォーマンスに対する設計

人的要因についての体系的な検討は、ヒューマンマシンインターフェイスを含めて、実験施設を含む研究炉施設に対する設計プロセスの初期の段階で適用されなければならない。また、設計の全てのプロセスにわたって継続されなければならない。

6.103. 組織運営上の管理及び手順への依存が必要であれば、そのような管理は実現可能であり、また、付随する手順は適用可能であることを確実なものとするために、設計において考慮が払われなければならない。

6.104. 制御室及び原子炉系の設計において、人的要因に、また、人間工学に基づいた原則の適用に考慮が払われなければならない。

6.105. ヒューマンマシンインターフェイスは、判断及び行動に必要な時間に従って、運転員に包括的であるが容易に扱いやすい情報を提供するために設計されなければならない。運転員が行動することを決定するために必要な情報は、平易にかつ曖昧さなく提示されなければならない。また、以下の事項をできるようにしなければならない。

- (a) いかなる状態においても施設の全般的状況の評価
- (b) 施設の系統及び設備に付随するパラメータについて指定された制限値(運転上の制限及び条件)内での施設の運転
- (c) 安全系の起動のための安全動作が、必要ときに自動的に開始されること、及び関連する系統が意図したとおりに実施することの確認
- (d) 指定された安全動作の手動開始に対する必要性と時間との両方の判断

6.106. 情報の視覚的な提示に関して並びに計器類及び警報器に関して、設計は、利用可能な時間の制約、予想される物理的環境条件及び運転員への想定し得る心理的圧力の下で、運転員操作が首尾よくできることを後押しするようなものでなければならない。

6.107. 設計は、運転要員自身の業務の遂行において彼らを支援しなければならない。また、運転上の過誤の安全に対する影響を制限しなければならない。施設及び設備の配置に対して、また、保守及び検査の手順を含む、研究炉の全ての状態における原子炉の構築物、系統及び機器への運転要員の介入を容易にする手順に対して、設計プロセスにおいて十分な考慮が払われなければならない。

要件 36: 安全な利用及び改造に関する方策

研究炉施設に対する設計は、研究炉の安全な利用及び改造に関する方策を含まなければならない。

6.108. 研究炉は、本質的に運転上の柔軟性があり、様々な異なる状態にありうる。原子炉の構成が、常時、周知されていることを確実なものとするために、研究炉の利用及び改造に関し

て、設計において、予防措置が講じられなければならない。特に、以下の理由から実験設備に考慮が払われなければならない。

- (a) 実験設備は、故障した場合には、直接的にハザードを引き起こすことができる。
- (b) 実験設備は、原子炉の安全運転に影響を与えることによって間接的にハザードを引き起こすことができる。
- (c) 実験設備は、起因事象により、それに続く故障及び事象シーケンスへの影響によって、ハザードを増加させることができる。

6.109.安全にとって大きな意義を持つ場合がある原子炉又は実験へのそれぞれの改造案は、原子炉自体に適用するものと同じ原則に従って、設計されなければならない(7.100 項～7.101 項を参照)。特に、全ての実験装置は、使用される材料、構造健全性及び放射線防護方策の観点で、完全に適合性がなければならない。放射性物質の保有量並びにエネルギーの発生及び放出が、全ての実験装置の設計において検討されなければならない。

6.110. 研究炉及び実験装置の改造は、原子炉の封じ込め及び遮蔽の手段が保持されるように設計されなければならない。実験装置に対する防護系は、装置と原子炉との両方を防護するために設計されなければならない。正式の試運転実施計画が、主要な安全上の重要度を持つ実験及び改造に対して確立されなければならない。

6.111. 出力安定性の要件を含めて、原子炉の予期される利用に関連する要件が、設計において考慮に入れられなければならない。設計は、予期される運転時の事象を含めて、広範囲の事象に対する原子炉及びその付帯系の応答が、その安全な操作を可能にするようなものでなければならない。

要件 37: 経年変化管理に対する設計

研究炉施設の安全上重要な機器等の設計寿命が決定されなければならない。中性子脆化及び摩耗などの経年変化のメカニズム並びに経年変化関連の劣化の可能性を十分に考慮するために、安全上重要な機器等が設計寿命にわたって作動要求がある場合に運転状態及び事故状態において必要な安全機能を実施する能力を確実なものとするために、設計において適切な余裕が与えられなければならない。利用される技術のライフサイクル及び想定しうる技術の旧式化が考慮されなければならない。

6.112. 研究炉に対する設計は、試験、保守並びに想定起因事象の間及び発生後の運転状態を含めて、ある機器が保証されている全ての運転状態において物理的経年変化、摩耗及び亀裂の影響並びに旧式化を十分に考慮しなければならない。

6.113. 材料の検査及び定期的試験を含む経年変化管理計画が、整備されなければならない、また、その計画において得られる結果が適切な間隔で設計の妥当性を評価する際に使用されなければならない。

6.114. 設計は、経年変化の影響の検知、評価、防止及び緩和のために必要な監視、試験、試料採取及び検査に対する方策を含まなければならない。研究炉施設の経年変化管理は、旧式化した構築物、系統及び機器の管理並びに予備部品の管理を含まなければならない。

要件 38: 長時間停止に対する方策

研究炉施設の設計において、長時間停止時の施設の安全を確保することに対する考慮が払われなければならない。

6.115.核燃料、冷却材又は減速材及びカバーガスの状態を維持する必要性、構築物、系統及び機器の適切な保持に対する必要性、並びに関連する構築物、系統及び機器の保守、定期的試験及び検査に対する必要性など、長時間停止中に生じる必要性を満たすために、設計において方策が講じられなければならない。原子炉の再稼働に影響する場合がある反射体材料の長寿命の中性子毒作用に考慮が払われなければならない。

要件 39:安全上重要な機器等に対する無許可の接近又はこれらへの妨害の防止

計算機のハードウェア及びソフトウェアを含む研究炉施設の安全上重要な機器等への無許可の接近又はこれらへの妨害は、防止されなければならない。

6.116.核物質の盗取又は無許可の撤去を防止し、また、破壊妨害行為を防止する主要目的に対して、敷地内及び敷地内の建屋への、無許可のあらゆる、人の立入り又は物品の持込の防止に特別な配慮を持って、緊急事態の作業員及び車両を含む運転要員並びに原子炉利用者による原子炉施設及び／又は設備への立入りについての管理に関する方策が、設計において講じられなければならない(第9章も参照)。

要件 40:安全上重要な系統間の混乱を起こす又は有害な相互干渉の防止

研究炉施設において、同時に運転することを要求されることがある安全上重要な系統間の混乱を起こす又は有害な相互干渉の可能性は、評価されなければならない、また、いかなる、混乱を起こす又は有害な相互干渉も防止されなければならない。

6.117.安全上重要な系統間の混乱を起こす又は有害な相互干渉の可能性の分析において、環境条件の変化が、系統又は機器が意図したとおり機能するという信頼性に影響しないことを確実なものとするために、物理的な相互接続及びある系統の運転、誤操作又は誤動作が他の系統の局所的な環境条件に及ぼす影響の可能性について十分な考慮が払われなければならない。

6.118.安全上重要で流体を内包する二つの系統が相互接続され、かつ、異なる圧力で運転している場合は、以下のいずれか、すなわち、系統は両者ともに高い方の圧力に耐えるように設計されなければならないか、又は低い圧力で運転する系統の設計圧力が超過することを防止するための方策が講じられなければならない。

要件 41:設計の安全解析

研究炉施設に対する設計の安全解析が実行されなければならない、そこでは、施設の全ての状態における安全への脅威が評価され評定されるように、決定論的解析手法及び適宜補完的な確率論的解析手法が適用されなければならない。

6.119. 安全解析は、研究炉の設計に対して実行されなければならない。安全解析は、予期される運転時の事象又は事故状態のいずれかにつながる可能性のある、様々な想定起因事象(設備及び実験装置の機能不全若しくは故障、運転員の過誤又は外部事象及び内部事象など)への施設の応答を含まなければならない(GSR Part 4 (Rev. 1) [12]も参照)。これらの解析は、以下の事項に使用されなければならない。

- (a) 安全上重要な機器等の設計基準として
- (b) 原子炉の運転上の制限及び条件の選定のため

(c) 運転手順、検査及び定期的試験実施計画、記録保管業務、保守計画、改造の提案及び緊急時計画の策定のため

6.120. 安全解析は、深層防護が実装され、また、不確かさ設計において適切な考慮が払われているとの保証を提供しなければならない。

6.121. 安全解析の範囲は、以下の事項を含まなければならない。

- (a) 適切である想定起因事象の特性評価
- (b) 事象シーケンスの解析及び想定起因事象の影響評価
- (c) 解析結果の放射線学的な認基準及び設計限度との比較
- (d) 予期される運転時の事象及び設計基準事故の管理が、所定の運転員操作と組合せた安全系の自動応答によって可能であることの実証
- (e) 設計拡張状態の仕様及びそれらがどのように対処されるかの仕様
- (f) 通常運転に対する運転上の制限及び条件の決定
- (g) 安全系及び工学的安全施設並びに設計拡張状態に対する安全上の仕組みの解析
- (h) 封じ込め手段の解析

6.122. 各想定起因事象に対して、以下の側面に関する定性的及び定量的な情報は、安全解析において考慮されなければならない。

- (a) 入力パラメータ、初期条件、境界条件、仮定、モデル、不確かさ及び使用コード
- (b) 事象シーケンス及び原子炉系の挙動
- (c) 単一故障モード及び共通原因故障に対する感度
- (d) 人的要因に対する感度
- (e) 過渡事象の解析
- (f) 損傷状態の特定
- (g) ソースタームの導出
- (h) 放射線影響の評価

6.123. 考慮されるそれぞれの事故シーケンスに対して、安全系及びあらゆる操作可能なプロセス系が事故状態の下で機能することを要求される範囲が示されなければならない。これらの事象は、通常、決定論的手法によって評価される。確率論的手法は、評価を補完するために使用できる。これらの補完的解析の結果は、安全系の設計及びそれらの機能の定義への入力情報を提供しなければならない。

6.124. 適用できるところでは、安全解析は、実験装置自身の安全側面と研究炉への影響との両方に関する実験装置の検討を含まなければならない。

6.125. 研究炉の設計において使用される、解析方法の適用性、解析の前提条件及び保守性の程度は、竣工時の施設に対して更新され、また、検証されなければならない。

設計の個別要件

建屋及び構築物

要件 42: 建屋及び構築物

研究炉に対する安全上重要な建屋及び構築物は、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、敷地内外の放射線レベル及び放射性物質の放出を合理的に達成可能な限り低くかつ許可限度未満に保つように設計されなければならない。

6.126. 安全上重要な建屋及び構築物は、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。

6.127. 原子炉建屋又は放射性物質を格納するその他の建屋及び構築物の要求される気密性及び換気系の要件は、原子炉及びその利用の安全解析に従って決定されなければならない。

要件 43: 封じ込め手段

封じ込め手段は、以下の安全機能の履行を確保するために、又は、達成に寄与するために、研究炉に対して備えられなければならない。(i) 運転状態及び事故状態における放射性物質の封じ込め、(ii) 自然外部事象及び人為事象からの原子炉の防護、及び、(iii) 運転状態及び事故状態における放射線遮蔽。

6.128. 封じ込め手段(脚注 25 を参照)は、核燃料、炉心機器若しくは実験装置の崩壊又は損傷を含む事故後の放射性物質(核分裂生成物、放射化生成物)の放出が許容限度を超過しないことを確実なものとするために設計されなければならない。封じ込め手段は、放射性物質を内包する研究炉の主要部品を取り巻く物理的障壁を含む場合がある。そのような障壁は、運転状態において放射性物質の計画外の放出を防止するために、又は設計基準事故において及び実行可能な範囲で設計拡張状態において、それが発生した場合、その影響を緩和するために設計されなければならない。封じ込めの障壁は、通常、他の機器等と共に原子炉建屋を構成している。他の機器には、流出物を集めて収容するサンプ及びタンク、通常は濾過機能を持つ非常用換気系、障壁貫通に関する隔離装置及び通常高所にある放出点の場合がある。

6.129. 封じ込め手段の適切な機能発揮のために、障壁内の圧力は、障壁を通して環境への放射性物質の制御されていない放出を防止するようなレベルで設定されなければならない。この圧力を設定する際には、大気状態(例えば、風速及び大気圧)の変動が考慮に入れられなければならない。

6.130. 封じ込め手段の設計において、関連するものとして付属書Iに列記された外部及び内部事象により生じる状態(例えば、火災状態及びそれに付随する局所圧力の増加)を含めて、事故による極限状態(障壁内の圧力波又は爆発)及び環境条件の影響が考慮に入れられなければならない。

6.131. 障壁は、適切な余裕を持って設計基準事故状態において予期される計算上の最高圧力及び最高温度負荷に耐えるように設計されなければならない。

6.132. 事故状態下での放出率及び付随する影響は、ソースターム並びに濾過の範囲、放出点、環境条件並びに設計基準事故状態の下での圧力及び温度などのその他のパラメータを考慮に入れて、判断されなければならない。

6.133. 事故(圧力の増加をもたらす場合がある事故を含む)の発生時には、障壁からの漏えいは、許容限度を超過して環境への放射性物質の放出を防止するために適切な工学的仕組み

によって制御されなければならない。

6.134. 空気漏えい率を点検する初期の及び定期的な性能試験を可能とし、また、換気系の運転性能の監視を可能にする方策が、設計に含まなければならない。

6.135. 封じ込めがフィルターの効率に依存しているところでは、設計は、適宜、現場でのフィルター効率の定期的試験に対する方策を含まなければならない。

6.136. 封じ込め機能を実施している構築物及び機器に対して、被覆材及び塗装は、それらの安全機能を確実にするものでなければならない。また、それらの劣化の発生時には他の安全機能との干渉を最小にするようなものでなければならない。

6.137. 原子炉に付随する、より大きな潜在的なハザードを持つ研究炉に対して、格納構築物は、設計基準事故状態において、放射性物質のいかなる放出も許容限度未満に保持されること、また、設計拡張状態において、放射性物質のいかなる放出も許容限度未満に保持されることを確実なものとしなければならない。

原子炉の炉心及び付帯の仕組み

要件 44: 原子炉の炉心及び燃料の設計

研究炉の炉心機器並びに研究炉の燃料要素及び燃料集合体は、それらの構造上の健全性を維持し、また、全ての運転状態及び設計基準事故状態における原子炉の炉心の状態に十分耐えるように設計されなければならない。

6.138. 原子炉に付随する、中性子、熱水力、機械、材料、化学及び照射に関連する適切な検討事項が全体として、燃料要素及び燃料集合体、反射体及びその他の炉心機器の設計及び認証において、考慮に入れなければならない。

6.139. 意図した放射線照射の条件及び制限値(核分裂密度、運転期間の終了時の総核分裂数及び中性子フルエンスなど)が、容認できるものであり、燃料要素の過度の変形又は膨張につながらないことを示すために、解析が実施されなければならない。想定される変形の上限が、評価されなければならない。これらの解析は、実験からの及び照射についての経験からのデータによって裏付けられなければならない。燃料要素の設計において、照射済要素の長期管理に関連する要件に対して、考慮が払われなければならない。これには、再処理又は処分のための調整を含む場合がある。

6.140. 当初の炉心構成から平衡炉心構成までを含む予見可能な全ての原子炉の炉心構成が、適宜、炉心設計において検討されなければならない。照射下で挿入された実験装置又は材料の影響もまた、検討されなければならない。未臨界集合体実験装置については、これらの構成の全てが、理に適った余裕をもって未臨界であることの保証を含む。

6.141. 炉心(即ち、燃料要素、反射体、冷却流路の形状、照射装置及び構造部品)は、全ての運転状態において関連パラメータを所定の制限値未満に維持するように設計されなければならない。燃料の物理的状态及び健全性を監視する方策が、設計において考慮されなければならない。設計は、燃料要素又は炉心機器の不注意な移動(例えば、流れによる上方推力によって)が可能でないことを確実なものとしなければならない。

6.142.燃料要素、反応度制御機構²⁹及び実験装置を含む炉心は、全ての運転状態に対して決定される最大許容設計限度が超過されないように、設計されなければならない。また、建設されなければならない。不確かさ及び工学的許容誤差に対する余裕を含む適正な余裕が、これらの制限値を設定する際に組み込まなければならない。

6.143.原子炉が、全ての運転状態及び事故状態に対して、適当な余裕を持って停止され、冷却され³⁰、また未臨界を維持できるように、炉心は設計されなければならない。炉心の最終状態は、選定された設計拡張状態に対して評価されなければならない。

6.144.可能な場合はいつでも、原子炉の炉心の設計は、過渡変化及び不安定性による事故状態の影響を最小にするために、固有の安全特性を活用しなければならない。

6.145.未臨界集合体実験装置の炉心の設計及び建設は、いかなる炉心構成(燃料、反射体及びもしあるなら中性子源)、温度、減速及び反射の状況に対しても臨界に到達できないことを確実なものとしなければならない。

要件 45: 反応度制御の具備

研究炉の設計は、反応度を制御するために適切な手段を備えなければならない。

6.146.反応度制御系は、原子炉の全ての運転状態の下で適切に機能し、また、制御系自体の故障を含む全ての設計基準事故の下で原子炉の停止能力を維持することも、設計において実証されなければならない。

6.147.原子炉が全ての運転状態及び事故状態において、正の最大反応度寄与を有する実験時の配置を考慮に入れて、未臨界の状態に移行でき、また、未臨界を維持することができるように、反応度制御装置では十分な負の反応度が利用できなければならない。反応度制御装置の設計において、摩耗及び亀裂、また、燃焼度、毒物の蓄積及び減衰、物理特性の変化並びに気体の生成などの照射の影響が考慮に入れられなければならない。この要件は、いくつかの未臨界集合体実験装置に適用されないことがあるが、未臨界は、いかなる構成に対しても正当化されなければならない(6.145 項を参照)。

6.148.反応度制御系又は実験によって許容される正の最大反応度添加率は、設定されなければならない。また、安全解析書において正当化された値に制限され、運転上の制限及び条件において文書化されなければならない。

6.149.未臨界集合体実験装置が、いかなる条件(最大反応ケースにおいてでさえ)においても未臨界を維持し続けるのであれば、反応度制御装置は要求されないことがある。

要件 46: 原子炉停止系

運転状態及び事故状態において原子炉を停止する能力があること、また、原炉心の最も反応度の高い状態についてでさえ、余裕を持って、停止状態が長期間維持されることができることを確実なものとするために、研究炉に対して手段が備えられなければならない。

²⁹ 反応度制御機構は、調整棒、制御棒、停止棒又は停止板を含む反応度を制御する全ての種類の装置、及び減速材の水位又は反射材を制御するための装置である。

³⁰ 冷却要件は、ある種類の臨界集合体実験装置及び未臨界集合体実験装置には当てはまらないことがある。

6.150. 少なくとも一つの自動停止系が、設計³¹に組み込まれなければならない。独立した後備停止系の備えは、原子炉の特性に依存して必要である場合があり、また、これは設計において十分な考慮を払われなければならない。

6.151. 原子炉停止系の実効性、作動速度及び停止余裕³²は、安全解析書に指定された燃料に対する条件及び設計限度が満たされているものでなければならない。

6.152. 停止系における単一の故障は、要求されたときに系統がその安全機能を果たすことを妨げることができないものでなければならない。

6.153. 手で原子炉緊急停止を始動する能力が備えられなければならない。この手動原子炉トリップ信号もまた、原子炉保護系への入力として提供されなければならない。手動原子炉トリップは、原子炉を直接停止できなければならない。中央制御室以外の場所から(例えば、原子炉運転区域(複数可)から、又は補助制御室から)原子炉の手動緊急停止を始動する能力の具備に考慮が払われなければならない。

6.154. 停止手段が原子炉の所定の状態に対して規定された状態にあることを確実なものとするために、計装設備が備えられなければならない。また、試験が実施されなければならない。

6.155. 原子炉停止系は、原子炉の全ての運転状態の下で適切に機能し、また、制御系自体の故障を含む事故状態の下で原子炉停止能力を維持することになることが、設計において実証されなければならない。

要件 47: 原子炉冷却系及び関連系の設計

研究炉に対する冷却系は、炉心に十分な冷却を提供するために設計されなければならない。また、建設されなければならない。

6.156. 原子炉冷却材を内包する系統は、供用前及び供用期間中の試験及び検査が、想定しうる漏えい、亀裂及び脆性破壊の発生を検知できるように設計されなければならない。³³設計においては、損傷の遅い伝播を確実なものとする材料特性を確保することに考慮が払われなければならない。

6.157. 水冷却型原子炉の設計においては、炉心の露出を防止することに特別な注意が払われなければならない。

6.158. 一次冷却系が停止後に炉心を冷却することに対して設計されていない場合、信頼性のある分離した系統が、残留熱の除去のために備えられなければならない。

6.159. 強制循環冷却から自然循環冷却への遷移のためのフラッパー弁³⁴若しくは同等の系統を使用する原子炉系に対して又は自然循環冷却を持つ運転に対して、及び、この形態が安全系の一部である(又は工学的安全施設とみなされる)場合に対して、単一故障基準が適用されなければならない。それらが機能することを検証するため及び原子炉保護系に信号を提供するための計装設備が備えられなければならない。

³¹ 未臨界集合体実験装置は、中性子源の引き抜きによって「停止」できる。

³² 停止余裕は、時間制限なしで未臨界状態に原子炉を維持するために必要な負の反応度に加えて、最大反応度の制御装置が炉心から取り除かれた状態及び運転中に移動又は変更することができる全ての実験装置がそれらの最大反応度の状態における負の反応度である。

³³ 未臨界集合体実験装置及び臨界集合体実験装置には、冷却系を必要としないものがある。

³⁴ フラッパー弁は、強制対流喪失発生時に自然循環の形成を可能とするために流量(圧力)がある設定値未満になった場合に開となる静的弁である。

6.160.異なる圧力で運転している二つの冷却系が相互接続されているのであれば、6.118 項の要件が適用される。

6.161.施設のいかなる運転状態においても原子炉冷却材の容積、温度及び圧力を制御することに対する方策が、容積変化及び漏えいを十分考慮して設計において講じられなければならない。

6.162. 原子炉冷却材の特性(例えば、水の pH 及び伝導率)及び／又は減速材を監視し制御するため、また、放射化された腐食生成物及び核分裂生成物を含む放射性物質を冷却材から除去するための方策が、設計において講じられなければならない。未臨界集合体実験装置は熱除去のための冷却系を要求しないことがあるという事実にも関わらず、燃料要素並びに構築物、系統及び機器を保持するため、また、放射性物質の放出を回避するために、そのような方策が、当該の実験装置内に内包されている流体に適用されなければならない。

6.163.設計上の仕組み(漏えい検出系、適切な相互接続及び隔離能力のような)並びに適正な多重性及び多様性が、それぞれの想定起因事象に対して十分な信頼性を持って 6.73～6.81 項の要件を果たすために備えられなければならない。そのような対策は、未臨界集合体実験装置にも適用される。

要件 48:非常用炉心冷却

非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故の発生時に燃料への損傷を防止するために、要求に応じて研究炉に備えられなければならない。

6.164.非常用炉心冷却系は、設計基準において規定された事故の範囲に対して著しい燃料の損傷を防止することができなければならない(即ち、設計基準事故の下で燃料の損傷及び放射性物質の放出が許可限度内に保持されなければならない)³⁵。炉心を冷却することに対する特別な手順が、選定された設計拡張状態の場合に検討されなければならない。

6.165.設計基準事故に対して、非常用炉心冷却は、系統におけるいかなる単一の故障の発生時においても、その意図された機能を実施するように設計されなければならない。

6.166.非常用炉心冷却系は、機器の定期的な検査を可能にするように設計されなければならない。また、性能の検証に対して適切な定期的機能試験について設計されなければならない。

計装制御系

要件 49:計装制御系の具備

研究炉に対する計装設備は、主要な安全機能の性能及び施設の安全かつ信頼性のある運転に必要な主要プロセス変数に影響を与えることができる全ての主要な変数の値を監視することに対して、事故状態下の施設の状況を判断することに関して、また、アクシデントマネジメントについての判断を下すことに対して、備えられなければならない。適切かつ信頼性のある制御系が、関連するプロセス変数を指定された運転範囲内に維持し制限するために、施設に備えられなければならない。

6.167.原子炉には、施設の全ての状態において、重要な原子炉パラメータ並びに原子炉の必要不可欠な設備(中性子源の位置を含む)及び付随する実験装置の状態を監視するために、十分な計装及び記録手段が備えられなければならない。緊急事態におけるそのような計装制

³⁵ 臨界集合体実験装置及び未臨界集合体実験装置は、非常用炉心冷却系を必要としないことがある。

御系の予期される応答が、緊急事態の取決めにおいて評価され、考慮されなければならない (GSR Part 7[6]を参照)。

6.168. 原子炉には、パラメータを定められた運転範囲内に維持するために、適宜、手動と自動の両者の適切な制御が備えられなければならない。

6.169. 計装制御系の設計において、起動用中性子源及びそれらが必要とされる状態専用の起動用計装に対する方策が、適宜、講じられなければならない。この要件は、長期の停止期間後の試運転及び起動のために履行されなければならない。

6.170. 音声及び視覚による警報系統が、原子炉の安全に影響を与え得るその運転状態の変化の早期表示のために、適宜、備えられなければならない。

6.171. 原子炉計装制御系と実験装置を制御する系統との間の相互接続は、通例禁止されなければならない。実験装置の特定パラメータを制御する相互接続が、原子炉の安全運転のために必須である場合のみ、例外は許されなければならない。

要件 50: 原子炉保護系

保護系は、安全状態を達成し、維持するために必要な安全系を起動するための自動的な動作を開始するために研究炉に対して備えられなければならない。

6.172. 原子炉保護系は、他の系統から独立していなければならない。また、制御系の非安全動作を無効にすることができなければならない。

6.173. 原子炉保護系は、想定起因事象の全ての範囲に対して、安全状態を達成するために必要な安全系を起動するために、要求される安全動作を自動的に開始することができなければならない。

6.174. 原子炉保護系は、いったん防護動作シーケンスが原子炉保護系によって自動的に開始されたならば、完了へと進み、また、原子炉保護系起動後の短期間内に手動動作が必要とならないように、設計されなければならない。原子炉保護系によるそのような自動的な動作は、自己復帰するものであってはならず、また、通常運転に復帰するためには慎重な運転員動作が要求されなければならない。

6.175. 安全機能をバイパスする結果になる原子炉保護系のインターロック及びトリップをバイパスする可能性は、注意深く評価され、正当化されなければならない。安全上重要であるインターロック及びトリップが不注意にバイパスされることを防止する適切な手段が、原子炉保護系に組み込まれなければならない。

6.176. 原子炉保護系の設計は、いかなる単一の故障も自動的な保護動作の喪失に至らないようなものでなければならない。

6.177. 原子炉保護機能は、原子炉保護系が想定される共通原因故障にさらされる場合でさえも、原子炉を安全状態に移行し、原子炉を安全状態に維持するように設計されなければならない。

6.178. 原子炉保護系は、その機能性を定期的に試験することができるように設計されなければならない。

6.179. 原子炉保護系によって開始された動作が安全限度に達する前にプロセスを制御することができることになるように、設定点が開始点と安全限度との間で余裕を持って設定され得ることが、設計において確実なものとされなければならない。この余裕を設定する際に考慮される

いくつかの要因は、以下である。

- (a) 計装設備の精度
- (b) 較正における不確かさ
- (c) 計装機器のドリフト
- (d) 計装機器及び系統の応答時間

6.180. 計算機を基にした系統が、原子炉保護系に使用されよう意図された場合、以下の要件が 6.176 項に追加して適用される。

- (a) 高品質及び実証された設計のハードウェア及びソフトウェアが使用されなければならない。
- (b) 全体の開発プロセスは、設計の管理、試験及び試運転を含めて、体系的に文書化されており、また、再確認できるものでなければならない。
- (c) 計算機を基にした系統の信頼性を確認するために、体系的で、完全に文書化されたかつ再確認された評価が、設計者及び供給者から独立した専門要員によって行われなければならない。
- (d) 系統運用の偶発的な混乱又は故意の妨害に対して、防護策が備えられなければならない。

6.181. 原子炉保護系における使用を意図されている計算機を基にした系統の必要な高信頼性が、高いレベルの確信度で実証されることができないところでは、防護機能の履行を確実なものとする多様な手段が、備えられなければならない。

要件 51: 計装制御系の信頼性及び試験可能性

研究炉における安全上重要な機器等に対する計装制御系は、実施されるべき安全機能に相応する機能上の高い信頼性及び定期的な試験可能性に関して設計されなければならない。

6.182. 要求されるレベルの信頼性が、系統開発の各段階で様々な補完的な手段(解析及び試験の実効的な体制を含む)を使用する包括的戦略及び系統に対する設計要件が履行されていることを確認するための妥当性確認戦略によって達成されなければならない。設備が使用され、また、保存される条件、また、あり得る環境要因(例えば、湿度、極端な温度及び電磁場)の影響は、信頼性解析において考慮に入れられなければならない。

6.183. 安全機能の喪失を防止するために、必要に応じて自己診断能力を含む試験可能性、フェールセーフ特性、機能上の多様性並びに機器設計及び運用構想における多様性などの設計技法が、実行可能な範囲で使用されなければならない。

要件 52: 安全上重要な系統における計算機を基にした設備の使用

研究炉で安全上重要な系統が計算機を基にした設備に依存する場合、計算機ハードウェア及びソフトウェアの開発及び試験に対する適切な標準及び慣行が、系統の存続期間を通して、特にソフトウェアの開発期間を通して、制定されなければならない。また、実装されなければならない。開発全体が、統合マネジメントシステムの対象でなければならない。

6.184. 安全系及び安全上重要な系統において計算機を基にした設備に対しては、

- (a) ハードウェア及びソフトウェアの高い品質及び最良事例が、系統の安全上の重要度に従って使用されなければならない。

- (b) 開発の全体プロセスは、設計変更の管理、試験及び試運転を含めて、計算機を基にしたシステムの供用期間の全ての段階を考慮に入れなければならない、体系的に文書化されなければならない、また、再確認可能でなければならない。
- (c) 系統の高い信頼性の保証を提供するため、設備の評価は、設計関係者及び供給関係者から独立した専門家によって行われなければならない。
- (d) 設備に必要な高い信頼性が、高い水準の確信度で実証できないときは、安全機能の履行を確保する多様な手段が備えられなければならない(6.181 項も参照)
- (e) ソフトウェアに由来する共通原因故障が考慮に入れられなければならない。
- (f) 系統運用の偶発的な混乱又は故意の妨害に対する防護策が備えられなければならない(安全上重要な、計算機を基にした系統並びに連絡及びネットワーク系統が、原子炉保護系を含めて、設計基準脅威に至る及びそれを含むサイバー攻撃から適切に防護されることである[13])。
- (g) ソフトウェアシステムの適切な検証及び妥当性確認並びに試験が、実施されなければならない。

要件 53:制御室

研究炉には、全ての運転状態において施設が自動又は手動のいずれかで安全に運転されることができ、また、予期される運転時の事象及び事故状態の後に、研究炉を安全状態に維持するか又は安全な状態に復旧するために対策が講じられることができる、制御室が設けられなければならない。

6.185. 事故状態に起因する高い放射線レベル、放射性物質の放出、火災又は爆発性気体若しくは有毒気体などのハザードから、予定を超える長期間、制御室に居る要員の防護のために、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。制御室と補助制御室及び緊急時センターとの間の連絡手段に関する要件については、6.91 項も参照。

6.186. 制御室の内外を問わず、制御室での継続した運転に脅威となる可能性のある事象を特定することに特別な注意が払われなければならない、また、設計はそのような事象の影響を最小にするために、実行可能な対策を備えなければならない。設計は、制御室からの避難を必要とする事象の場合には、居住員に対する避難経路を備えなければならない。

6.187. 制御室の設計は、設計基準に対して選定されたものより厳しい自然ハザードに対して適切な余裕を備えなければならない。

要件 54:補助制御室

研究炉施設に対して、中央制御室から分離し、機能的に独立した補助制御室の具備が、設計において考慮されなければならない。

6.188. 補助制御室(時に、遠隔停止盤として知られる)に備えられる手段は、緊急事態発生時に主要な安全機能(停止、冷却、封じ込め及び施設の状態の監視)の履行のために十分なものでなければならない。重要なパラメータ並びに施設並びにその周辺の放射線状態に関する情報が、補助制御室において利用可能とされなければならない。この目的のために設計された系統は、安全上重要な機器等と見なされなければならない。補助制御室は、臨界集合体実験装置及び未臨界集合体実験装置には必ずしも必要でないことがある。この場合、その決定は、包括的解析に基づいて正当化されなければならない。

要件 55:敷地内の緊急時対応施設

研究炉施設は、必要とする緊急時対応施設を敷地内に含まなければならない。それらの設計は、要員が起因事象だけでなく事故によって生じた状態の下で緊急事態を管理することに対して期待される業務を実施することができるようなものでなければならない。

6.189.原子炉施設及び敷地の重要な原子炉パラメータ及び放射線状態に関する情報並びに緊急時対策を開始する必要性を判断するために使用されることになる監視系統及び実験用施設からの情報と同様、継続的な評価のために使用される情報が関連する緊急時対応施設³⁶に提供されなければならない。各緊急時対応施設は、制御室、補助制御室及び施設のその他の重要な場所、並びに、敷地内及び敷地外の緊急時対応組織との連絡手段を備えていなければならない。

電源供給

要件 56:電源供給系

研究炉施設に対する設計には、信頼できる通常の電源供給系を含まなければならない、また、信頼できる非常用電源供給系を考慮しなければならない。

6.190.必要不可欠な安全機能に対する信頼できる電源供給が、通常運転状態及び事故状態において利用可能でなければならない。

6.191.設計は、原子炉保護系及び放射線監視系などの継続的な電源供給を要求する安全系に対して無停電の電源供給の具備を考慮しなければならない。

6.192.非常用電源に対する設計基準において、能力、利用可能性、必要な電源供給継続期間、容量及び継続性に対する要件を決定するために、想定起因事象及び実施されるべき付随的な安全機能に十分な考慮が払われなければならない。

要件 57:放射線防護系

運転状態及び事故状態において適切な放射線監視があることを確実なものとするために、研究炉施設では設備が備えられなければならない。

6.193.放射線防護系の設計には、以下を含まなければならない。

- (a) 運転員が日常的に立入り可能な場所及び運転状態における放射線レベルの変化が特定の所定の期間だけ立入りが許容されているその他の場所(例えば、ビームチューブ区域及び中性子源が未臨界施設に配置されている区域)で局所的な放射線量率を監視する固定式線量率計
- (b) 予期される運転時の事象及び事故状態において施設の適切な場所の全般的な放射線レベルを表示するための固定式線量率計。固定式線量率計は、制御室における、又は必要ならば、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地点における十分な情報を提供しなければならない。

³⁶ 緊急時対応施設及び場所は、GSR Part 7 [6]において扱われる。研究用原子炉施設については、緊急時対応施設(制御室及び補助制御室から分離した)は、適宜、緊急時センター並びに技術支援センター及び運転支援センターを含む。

- (c) 実験区域を含めて要員によって日常的に詰めている区域、また、浮遊性の放射能レベルが防護策を要求するようなことが予想される場合がある区域において、大気中の放射性物質の放射能を測定する監視装置
- (d) 運転状態及び事故状態において、液体処理系中の及び研究炉施設又は環境から採取された気体及び液体試料中の、選定された放射性核種の濃度を適切な時間に判断する固定式の設備並び及び試験施設
- (e) 流体排出物を環境への排出前又は排出中に監視し、制御する固定式の設備
- (f) 放射性表面汚染を測定する装置
- (g) 要員への線量及び汚染を測定する据え付け施設及び設備
- (h) 許可なく移動される放射性物質又は意図しない汚染を検出するための施設の出入り口及びその他の入口での放射線モニタリング

6.194. 施設内の監視に加えて、必要に応じて、施設付近の被ばく及びその他の放射線学的影響を評価するための手はずもまた整えられなければならない。

要件 58:燃料及び炉心機器に対する取扱系及び貯蔵系

研究炉施設に対する設計には、新燃料及び照射済燃料並びに炉心機器の安全な取扱い及び貯蔵のための装備を含まなければならない。

6.195. 設計には、十分な数の使用済燃料要素及び照射された炉心機器を安全に貯蔵することに対する装備を含まなければならない。これらの装備は、炉心管理のための並びに燃料要素及び炉心機器を撤去する又は取り替えることに関する実施計画に従っていなければならない。

6.196. 設計には、いかなる時でも炉心から全ての燃料を安全に取出すための装備を含まなければならない。

6.197. 長期間にわたる照射済燃料及び炉心機器の貯蔵の影響が、該当する場合、設計において考慮されなければならない。

6.198. 取扱系及び貯蔵系は、以下のように設計されなければならない。

- (a) 十分な余裕により、適切な形状及び固定吸収体の使用などの物理的手段によって、臨界を防止すること
- (b) 定期的な検査及び試験を可能にすること
- (c) 燃料の紛失又は燃料に対する損傷の可能性を最小にすること
- (d) 燃料への重量物の不慮の落下を防止すること
- (e) 損傷が疑われる、又は損傷を受けた燃料要素の適切な貯蔵を可能にすること
- (f) 放射線防護の対策を講じること
- (g) 貯蔵媒体の化学反応及び放射能を制御するための手段を備えること
- (h) 燃料要素における容認できないレベルの応力を防止すること
- (i) 個々の燃料要素及び燃料集合体を特定し、追跡すること

6.199. 照射済燃料の取扱系及び貯蔵系は、運転状態及び事故状態における十分な熱除去

及び遮蔽を行うことができるように設計されなければならない。

6.200. 臨界集合体実験装置及び未臨界集合体実験装置は、使用済燃料又は相当程度照射された燃料を含む可能性は低く、従って、使用済燃料又は相当程度照射された燃料の取扱及び貯蔵に関連する要件は、適用されないことがある。6.195-6.198 項に定められた他の要件は適用される。

要件 59: 放射性廃棄物系

研究炉施設及び付随する実験施設の設計には、廃棄物管理における安全を強化するため、また、放射性廃棄物の発生を最小にするための方策を含まなければならない。固体、液体及び気体の放射性廃棄物処理する系統が、放射性物質の放出の量と濃度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つために、備えられなければならない。

6.201. 要員の被ばく及び環境への放射性の放出を低減するために、遮蔽及び減衰の体制などの適切な手段が、設計において考慮されなければならない。また、必要に応じて備えられなければならない。

6.202. 設計において、放射性廃棄物の取扱、処理、貯蔵、敷地内からの除去及び処分に対する手段が設けられなければならない。液体の放射性廃棄物を取り扱われるところでは、漏えいの検出及び適切であれば廃棄物の回収のための備えがなされなければならない。気体の放射性廃棄物を取り扱われるところでは、漏えいの検出のための備え並びに放射性の放出を防止及び制御して許可限度未満にするための備えがなされなければならない。

6.203. 固体又は濃縮された放射性廃棄物の取扱い及び合理的な期間、敷地内で貯蔵するための設備が備えられなければならない。

支援系及び補助系

要件 60: 支援系及び補助系の性能

研究炉に対する支援系及び補助系の設計は、これらの系統の性能が、研究炉においてそれらが役割を供する系統又は機器の安全上の重要度と整合してい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。

6.204. いかなる補助系の故障も、その安全上の重要度に関係なく、原子炉の安全を危険にさらすことができなければならない。放射性物質を内包する補助系の故障発生時に環境への放射性物質の放出を防止するために適切な対策が取られなければならない。

要件 61: 火災防護系

研究炉施設に対する火災防護系は、火災検出系及び消火系、延焼防止障壁及び排煙制御系を含めて、火災ハザード解析の結果を十分に考慮に入れて研究炉施設全体にわたって備えられなければならない。

6.205. 研究炉に設置される火災防護系は、想定火災事象に安全に対処することができなければならない。火災防護系の設計は、臨界集合体実験装置又は未臨界集合体実験装置における偶発的な臨界に対する可能性を考慮しなければならない。実験による火災ハザードが考慮されなければならない。

6.206. 消火系は、適切な場所では、自動起動できるものでなければならない。消火系は、それらの破裂又は誤操作若しくは不注意な操作が、安全上重要な機器等の能力を損なわないこと

を確実なものとするために設計されなければならない、また、配置されなければならない。

6.207.火災検出系は、いかなる時でも原子炉施設において発生する火災の警報を提供し、また、火災の場所及びその広がりに関する迅速な情報を提供するために設計されなければならない。

6.208.想定起因事象後にありうる火災から防護するために必要な火災検出系及び消火系は、想定起因事象の影響に耐えられるように適切に認証されなければならない。

6.209.不燃性材料又は難燃性材料及び耐熱性材料が、施設全体にわたって、特に封じ込め手段及び制御室などの場所において、実施可能な場所であればどこにでも使用されなければならない。

要件 62: 照明系

運転状態に対して及び事故状態において、研究炉施設の全ての操作区域に、適切な照明が備えられなければならない。

要件 63: 揚重設備

研究炉施設での安全上重要な機器等を上げ下げする及び安全上重要な機器等の近傍の他の機器等を上げ下げする設備が備えられなければならない。

6.210.揚重設備は、以下のように設計されなければならない。

- (a) 実験計画に対するものを含めて過大な積載物の吊上げを防止する対策が講じられること
- (b) 安全上重要な機器等に影響を与える可能性がある又は放射線ハザードを引き起こす可能性がある、積載物のいかなる不慮の落下をも防止するために保守的な設計対策が適用されること(例えば、使用済燃料キャスク)
- (c) 施設の配置は、分析された安全な積載物の経路に従って、揚重設備及び移送される機器等の安全な移動が可能であること
- (d) 安全上重要な機器等が設置される区域において使用するための当該設備は、耐震認証されていること
- (e) 当該設備は、定期的に検査することができること

要件 64: 空調系及び換気系

研究炉施設に対する空調、空気加熱、空気冷却及び換気用の系統が、要求される環境条件を維持するために、施設の区域内に適宜備えられなければならない。

6.211. 空気の調整及び浄化のための適切な能力を持つ、原子炉施設の建屋の換気のための系統が、以下のため備えられなければならない。

- (a) 施設内の浮遊性放射性物質の容認できない分散を防止するため
- (b) 区域への要員の立入りの必要性に適したレベルまで浮遊性放射性物質の濃度を低減するため
- (c) 原子炉施設における浮遊性の放射性物質のレベルを許可限度未満に、また、合理的に達成可能な限り低く保つため

- (d) 放射性排出物の管理能力を損なうことなく不活性気体又は有害気体を内包する部屋を換気するため
- (e) ろ過系の要求される効率を維持するため、また、環境への気体状放射性物質の放出を制御し、それらを許可限度未満に維持するため及びそれらを合理的に達成可能な限り低く保つため

要件 65: 圧縮空気系

研究炉施設における安全上重要な機器に供給する、あらゆる圧縮空気系に対する設計基準は、供給される空気の品質、流量及び清浄度を指定しなければならない。

要件 66: 実験装置

研究炉に対する実験装置は、いかなる運転状態又は事故状態においてもそれらが原子炉の安全に有害な影響を及ぼさないように設計されなければならない。特に、実験装置の運転又は故障のいずれもが、原子炉の反応度に容認できない変化をもたらさず、原子炉保護系の運転に影響を与えず、冷却容量を低減させず、封じ込めを損なわず、又は容認できない放射線影響に至ることがないように、実験装置は設計されなければならない。

6.212. 原子炉と直接又は間接的に付随するそれぞれの実験装置に対する設計基準が定められなければならない。実験装置は、安全上の重要度に基づいて分類されなければならない。実験装置の放射能保有量は、エネルギーの発生又は放出の可能性とともに、考慮されなければならない。安全解析もまた、原子炉の想定起因事象によって実験装置に引き起こされる損傷の解析を含めて実施されなければならない。また、安全解析は、実験装置と原子炉との間の相互作用も対象としなければならない(6.124 項も参照)。

6.213. 原子炉の安全及び実験の安全にとって必要などころでは、設計は、原子炉制御室において実験用のパラメータの適切な監視を提供しなければならない。

6.214. 実験及び実験装置の設計は、それらの解体操作、中間貯蔵及び最終処分を容易にしなければならない。

7. 研究炉施設の運転

組織規定

要件 67: 運転組織の責任

研究炉施設の運転組織は、施設の運転において安全に対する一義的な責任を持たなければならない。

7.1. 安全に対する一義的な責任は、研究炉施設の運転組織に割り当てられなければならない。この一義的な責任は、実験のための活動を含めて、運転に直接的及び間接的に関連する全ての活動を対象としなければならない³⁷。それには、運転組織自体による原子炉施設の

³⁷ 運転は、原子力研究用原子炉が設計及び建設又は改造される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。原子炉を運転することに加えて、これは以下のことを含む。保守、試験及び検査、燃料取扱及び放射性同位体の製造を含む放射性物質の取扱、実験装置の設置、試験及び運転、中性子線の利用、研究開発及び教育と訓練のための研究炉の系統の使用、並びにその他の関連する活動。

運転に対する責任だけでなく、設計者、供給者、製造者及び建設業者、発注者、請負業者及び実験者などのその他全ての関連集団の活動を監督することに対する責任を含む。運転組織は、自ら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]。

7.2. 運転組織は、研究炉に対する適切な管理体制を確立しなければならない。また、原子炉運転の遂行のために必要な全ての基盤を備えなければならない。原子炉運転に対する組織（原子炉管理層、脚注 19 を参照）には、原子炉管理者³⁸及び運転要員を含まなければならない。運転組織は、保守、定期的試験及び検査、放射線防護、品質保証及び関連支援業務のような研究炉施設の安全運転及び利用に関連した全ての任務に対する適切な方策が策定されることを確実なものとしなければならない。

7.3. 研究炉の安全に対する運転組織の責任は、委譲されてはならない。原子炉管理者は、研究炉の安全な運転に対する直接的な責任及び必要な権限を持っていないなければならない。

7.4. 運転組織は、マネジメントシステムに従って、原子炉運転のための組織における重要な地位に対する任務及び責任を定めなければならない。特に、運転組織は、原子炉管理者、安全委員会、放射線防護グループ、保守グループ、マネジメントシステム要員及び実験者との明確な指揮命令経路及び通信連絡経路を確立しなければならない。

7.5. 許可証又は認定証を要求する職員の職位は、国の法的枠組みに従って決定されなければならない。これらの職位は、規制機関により要求されたような適切な訓練を受けなければならない(7.13～7.22 項も参照)。特に、規制要件に従って、原子炉管理者³⁹、シフト監督者及び原子炉運転員は、規制機関、運転組織又は他の管轄当局によって発行された許認可(許可証又は認定証)を保持していなければならない。

7.6. 運転組織は、供給者又は設計者との協力において、試運転計画の作成及び満足のいく完遂に対する全面的な責任を持たなければならない(7.51 項を参照)。

7.7. 運転組織は、構築物、系統及び機器の分類並びにマネジメントシステムに従って、特に、燃料及び炉心機器並びにその他の未照射又は照射済の核分裂性物質を含めて、安全上重要な機器等の調達、製造、装荷、利用、取り出し、貯蔵、移動及び試験についての仕様書及び手順書を作成し、発行しなければならない。

7.8. 運転組織は、規制機関によって要求されたような安全に関連する事項の定期的な概要報告書を作成しなければならない。また、安全委員会及び要求された場合は規制機関にこれらの報告書を提出しなければならない。

7.9. 以下の事項を確実なものとするのが、運転組織の責任でなければならない。

- (a) 安全方針が発出され、全員によって明確に理解されていること
- (b) 助言を与える安全委員会の設立
- (c) 設計によって、原子炉は安全に運転されることが可能になり、また原子炉は、承認された設計に従って建設されること
- (d) 適切な安全解析書が要件 1 に従って作成され、最新のものに更新されること

³⁸ 原子炉管理者は、原子炉管理層の構成員であり、研究用原子炉の安全運転に対する直接的な責任及び権限が、運転組織によって割り当てられており、また、その人の主要な職務はこの責任の履行を構成する。

³⁹ 原子炉管理者は、必ずしも原子炉を運転するための許可証を保持する必要は無いが、訓練計画を完了する必要がある(7.30 項を参照)。

- (e) 試運転プロセスは、設計要件が満たされていること、また、原子炉が設計の前提条件に従って運転できることを実証すること
- (f) 異常事象を報告し、審議する制度が、確立され、運用されること
- (g) 緊急事態の計画及び手順を含む所内緊急時取決めが、GSR Part 7[6]に従って定められ、維持されること
- (h) 研究炉は、関係当局によって認定を受けた、適切な資格及び経験を有した要員によって安全要件に従って運転され、維持されること
- (i) 安全運転に関連する責任を有する要員は適切に訓練され、また、訓練及び再訓練計画が確立され、実装され、最新のものに更新され、さらに、その有効性を検証するために定期的に見直されること(7.28～7.31 項も参照)
- (j) 十分な資源、施設及び役務が、運転中に利用可能になっていること
- (k) 規制機関に報告されることを要求される安全上の重要度を持つ事象に関する情報は、そのような事象のあらゆる評価及び意図される是正措置を含めて、規制機関に提出されること
- (l) 要員の姿勢並びに全ての個人と組織の行動及びの相互交流が施設の運転時に活動の安全な実施を支援しているものであることを確実なものとするために安全文化が組織内で醸成されること(4.1 及び 4.4 項を参照)
- (m) 統合マネジメントシステム(脚注 15 を参照)が等級別扱い[グレーデッドアプローチ]に従って確立され、実装されること(4.7～4.13 項を参照)
- (n) 原子炉管理者は、その職務を効果的に履行することができるように、十分な権限と資源を与えられること
- (o) 研究炉は、運転上の制限及び条件並びに運転手順書に従って運転され、維持されること(7.32～7.34 項及び 7.57～7.62 項を参照)
- (p) 利用されるか又は生成される核分裂性物質及び放射性物質が管理されること
- (q) 運転経験は、深刻な害のある状態が生じる前に是正措置が取られ、また、再発が防止できるように、類似の研究炉での運転経験に関する情報を含めて、安全に有害な傾向のいかなる前兆指標に対しても注意深く精査されること
- (r) 異物の排除計画が規制要件に従って実装され、監視されること

要件 68: 運転組織の構成及び任務

研究炉施設の運転組織の構成並びにその要員の任務、役割及び責任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。

7.10. 全ての運転状態及び事故状態における研究炉の安全運転に対する任務上の責任、指揮命令経路並びに内部及び外部の連絡経路が、書面で明確に規定されなければならない。

7.11. 組織の構成及び責任を果たすことに対する取決めは、安全解析書において文書化されなければならない。また、職員及び要求があれば規制機関に利用可能でなければならない。運転組織の構成は、安全運転に極めて重要な全ての役割が規定され、文書化されるように規定されなければならない。安全上重要であることがある、組織構成の変更及び付随する取決めに対する提案は、運転組織により事前に分析されなければならない。また、承認のために規制

機関に提出されなければならない。

7.12. 運転組織は、必要な知識、技量、姿勢及び安全に関する専門知識が研究炉において持続されること、また、人的資源に対する長期目的が満たされ、知識保存方針が策定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 69: 運転要員

研究炉施設の運転組織は、原子炉の安全運転に対する直接的な責任及び権限を原子炉管理者に割り当てなければならない。原子炉管理者は、原子炉の運転、訓練、保守、定期的試験、検査、利用及び改造の全ての側面に対して、全面的な責任を持たなければならない。この責任の履行が、原子炉管理者の第一の職務でなければならない。

原子炉管理者

7.13. 原子炉管理者は、運転要員の職務、責任、必要な経験及び訓練要件並びに彼らの連絡経路を明確に文書化しなければならない。原子炉の運転又は利用に関与する他の要員（例えば、技術支援要員及び実験者）の職務、責任及び連絡経路もまた明確に文書化されなければならない。

7.14. 原子炉管理者は、運転上の制限及び条件に従って研究炉の全ての運転状態に対して安全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小職員配置の要件を規定しなければならない。これらの要件には、許可証を要求される要員人数及び職務の両方を含む。原子炉運転の直接監督の資格及び責任を有する人員は、常に明確に特定されなければならない。事故状態に対処するために要求される職員の利用可能性もまた規定されなければならない（GSR Part 7 [6]の要件 21 も参照）。

7.15. 原子炉管理者は、原子炉運転のために選ばれた職員が原子炉の安全で効率的な運転に必要な訓練及び再訓練を与えられること、また、この訓練及び再訓練が適切に評価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。運転状態と事故状態の両方において従うべき手順書の適切な訓練がとりおこなわれなければならない（本刊行物の 7.57-7.62 項及び GSR Part 7[6]の要件 25 を参照）。

7.16. 独立した放射線防護要員（7.23 項を参照）の存在にもかかわらず、技術支援要員及び実験者を含む運転要員は、彼らの職務の開始前に放射線防護の適切な訓練を与えられなければならない。運転上の放射線防護における定期的な再訓練が、実行されなければならない。

7.17. 研究炉の運転及び実験利用に対する詳細な計画は、事前に作成されなければならない、また、原子炉管理者の承認を受けなければならない。

7.18. 原子炉管理者は、炉心管理及び燃料取扱い並びに他のいかなる核分裂性物質の取扱いにも付随する全ての活動に責任を負わなければならない、また、それらの手はずを整えなければならない。

7.19. 原子炉管理者は、研究炉の運転を、実験を含めて定期的に見直さなければならない、また、特定されたいかなる問題に関しても、適切な是正措置を講じなければならない。原子炉管理者は、原子炉の試運転、運転、保守、定期的試験及び検査並びに改造、また実験において、生起する重要な安全問題を審議するために、安全委員会の助言を求めるか又は顧問を求めなければならない（7.26 項を参照）。

運転要員

7.20. 運転要員は、承認された運転上の制限及び条件並びに運転手順に従って、施設を運転しなければならない(7.32～7.34 項及び 7.57～7.62 項を参照)。要求される運転要員の人数と職種は、出力レベル、運転サイクル及び利用などの原子炉の設計側面に依存することになる。

7.21. 運転要員で許可証又は認可証を付与された要員各人は、安全のために原子炉を停止する権限を有さなければならない。

7.22. 保守グループは、7.38～7.39 項に述べられたとおり、保守、定期的試験及び検査に対する実施計画を実装するために、運転組織によって設置されなければならない。

放射線防護要員

7.23. 放射線防護グループは、放射線防護計画を作成し実装するために、また、放射線防護に関連する事項について原子炉管理者及び運転組織に助言するために、設置されなければならない。これは、要件 84、7.107～7.114 項に記述される。

追加の支援要員

7.24. 運転組織は、訓練指導員、安全管理者及び原子炉化学者などの追加の技術要員⁴⁰に対する必要に応じて、備えなければならない。

7.25. 運転組織は、要求に応じて、請負業者の職員による支援に備えて手はずを整えなければならない。

原子炉安全委員会

7.26. 原子炉安全委員会(又は、助言グループ)は、原子炉の日常運転及び利用の安全側面に関して原子炉管理者に助言しなければならない。特に、安全委員会は、提案された実験及び改造の妥当性及び安全性を審議しなければならない。また、原子炉管理者に措置に対する勧告を与えなければならない。

7.27. 運転組織の安全委員会のいかなる助言にもかかわらず(要件 6 を参照)、原子炉管理者(7.3 項を参照)は、自らが安全ではないと見なした実験又は改造の実施を拒絶又は延期する権限を有していなければならない。また、そのような提案を追加審議のためにより高位の権限者に委ねる権限を有していなければならない。

要件 70: 要員の訓練、再訓練及び資格認定

研究炉施設の運転組織は、安全関連の任務が、適切に資格認定された、力量のある職務に適した要員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。

7.28. 運転組織は、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ことができることを確実なものとするために、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によっては、正式な認可証又は許可証を必要とする場合がある。

7.29. 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、適切な手順書に従って様々な運転状態に対して及び事故状態において、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が与えられなければならない。安全関連の任務は、適正に資格認定された、力量

⁴⁰ 潜在的ハザードの低い施設は、これらの職位を有する必要はないことがある。しかしながら、任務は、そのような施設内で代行されている必要がある。

のある職務に適した要員によって実施されなければならない。

7.30. 適正な訓練及び再訓練計画が、原子炉管理者、シフト監督者、原子炉運転員、放射線防護職員、保守要員及び研究炉施設で作業している他の人員を含む運転要員に対して確立され、維持されなければならない。訓練計画は、要員の力量の定期的な確認のための方策（この方策は文書化されなければならない）及び定期的な再訓練のための方策を含まなければならない。再訓練は、認可された職務に長期間離れていた要員に対する再訓練の方策も含まなければならない。訓練は、原子炉運転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ず、また、安全文化を推進しなければならない。

7.31. 訓練の有効性及び職員の資格認定を検証するため訓練の妥当性確認に対する手順が整備されなければならない。

要件 71: 運転上の制限及び条件

研究炉施設の運転組織は、研究炉が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。

7.32. 運転上の制限及び条件は、研究炉施設を運転するために運転組織に許認可を付与する根拠の重要な一部を形成しなければならない。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に、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、運転上の制限及び条件内で運転されなければならない。運転上の制限及び条件は、原子炉が、その許可条件に従うだけでなく設計の前提条件及び意図に従って、運転されていることを確実なものとするために、策定されなければならない。

7.33. 運転上の制限及び条件は、安全解析書に記載されているような最終設計において講じられる備えを反映しなければならない。安全限度、安全系の設定、安全運転に対する制限条件、監視に対する要件、試験及び保守、並びに組織運営上の管理要件を含む、原子炉の安全上重要な一連の運転上の制限及び条件が設定され、運転の開始前に審査及び評価並びに承認のために規制機関に提出されなければならない。全ての運転上の制限及び条件は、それらの採用の理由についての説明書面又は解析によって裏付けされなければならない。

7.34. 運転上の制限及び条件は、十分に定義され、明確に設定され、また、適切に実証されなければならない（例えば、それぞれの運転上の制限値又は条件に対して、その目的、その適用性及びその明細、即ち、その指定された制限値及びその根拠を明確に示すことによって）。運転上の制限及び条件の選定及びそれらに対する値は、安全解析、原子炉設計又は運転の実施に関連する側面に基づいていなければならない。最新の安全解析書と明らかに整合していなければならない。原子炉の現在の状態を反映していなければならない。また、規制機関によって課された許可条件に対応していなければならない。

安全制限値

7.35. 安全制限値は、放射性物質の制御されていない放出又は規制上の限度を超える被ばくから防護する物理的障壁の健全性を防護するために設定されなければならない。

安全系の設定

7.36. 安全系の設定は、安全限度が超過されないように定義されなければならない。

安全運転に対する制限条件

7.37. 安全運転に対する制限条件は、通常運転値と安全系の設定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なければならない。安全運転に対する制限条件には、運転パラメータに関する限度、運転可能な設備の最小利用可能性及び最小職員配置水準に関連する要件、並びに、安全系の設定を保持するために運転要員によって取られる所定の措置を含まなければならない。

保守、定期的試験及び検査に対する要件

7.38. 安全解析書を遵守することを確実なものとするために、安全上重要な全ての機器等の検査、定期的試験及び保守、操作性点検及び較正の頻度及び範囲に対する要件が、設定されなければならない。

7.39. 保守、監視、定期的試験及び検査に対する要件は、その目的及び適用性を明確に定義し、活動の実施頻度を定め、また、容認可能な逸脱に対する判断基準を設定する仕様明細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、仕様明細には、越えてはならない作業上の最大時間間隔とともに平均時間間隔を考慮して活動の頻度を定めなければならない。最大時間間隔を上回るような延期は、正当化され、承認を受けなければならない。また、必要に応じて、安全対策が整備されなければならない。

運営上の管理

7.40. 運転上の制限及び条件には、運営上の管理要件又は組織の構成に関する管理及び原子炉の安全運転のための重要な地位に対する責任、職員配置、施設要員の訓練及び再訓練、再評価及び監査の手順、改造、実験、記録及び報告、並びに運転上の制限及び条件の違反後の要求される措置を含まなければならない。

運転上の制限及び条件の違反

7.41. 原子炉の運転が、一つ又はそれ以上の運転上の制限及び条件から逸脱することが発生したときには、是正措置が取られなければならない。

7.42. 安全運転の制限条件が破られる場合は、許容時間以内に運転職員によって取られるべき措置が定められなければならない。原子炉管理者は、その原因及び影響の詳細調査を実行しなければならない。また、再発を防止するために適切な措置を取らなければならない。規制機関は、適当な時期に通知されなければならない。

7.43. 安全限度が超過される場合、原子炉は停止され、安全な状態に維持されなければならない。また、影響を受けた安全上重要な機器等への検査が実施されなければならない。そのような状況下で、規制機関は迅速に通知されなければならない。原因の詳細調査が運転組織によって行われなければならない。また、原子炉が運転に復帰する前に、評価のために報告書が規制機関に提出されなければならない。

要件 72:安全関連活動の実施

研究炉施設の運転組織は、電離放射線の有害な影響に付随するリスクが合理的に達成可能な限り低く保たれることを確実なものとするために、安全関連の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。

7.44. 定常的及び非定常的な全ての運転上の活動は、電離放射線の有害な影響に付随する潜在的リスクに対して評価されなければならない。評価及び管理の程度は、その業務の安全上の重要度に依拠していなければならない。

7.45. 安全上重要な全ての活動は、研究炉が定められた運転上の制限及び条件内で運転されることを確実なものとするため、承認された文書化手順書に従って行われなければならない。安全系の望ましくない頻繁な作動を回避するために、通常運転値と定められた安全系の設定値との間に容認可能な余裕が確保されなければならない(7.37 項を参照)。

7.46. いかなる実験も適切な審議及び正当化なしに実行されてはならない。既存の運転手順書によって扱われていない非定常運転又は試験を実行する必要がある場合は、個別の安全再検討が実施されなければならない。また、特別の手順書が策定され、国又は他の関連規則に従って承認を受けるようにされなければならない。

試運転

要件 73: 試運転実施計画

研究炉施設の運転組織は、研究炉に対する試運転実施計画が、定められ、実行されることを確実なものとしなければならない。

7.47. 適切な試運転実施計画が、原子炉機器及び系統の建設又は改造後に、それらが設計目的に従っており、性能基準を満たしていることを実証するために、それらの試験に対して作成されなければならない。試運転実施計画は、設計において要求される全ての範囲の施設状態を対象としなければならない。試運転実施計画は、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構築物、系統及び機器の適切な試験、試験工程表、試運転の手順書及び報告書、審査及び検証の方法、欠陥及び逸脱の処理並びに文書作成要件を確立しなければならない。

7.48. 建設及び試運転時に、その時点での原子炉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。包括的プロセスが、運転組織のマネジメントシステムの下で、設計、製造、建設及び運転における不適合に対処するために設定されなければならない。当初設計からの違い及び不適合を是正するための解決方法は、試運転を開始する前に文書化されなければならない。また、審議されなければならない。

7.49. 詳細な試運転実施計画は、安全委員会及び規制機関に提出されなければならない。また、実行される前に適切な審議及び評価を受けなければならない。

7.50. 実験装置及び原子炉運転へのそれらの潜在的影響には、原子炉の試運転時に適切な考慮が払われなければならない。実験装置は、供用に付される前に適切な試運転実施計画の対象でなければならない。

試運転に対する組織及び責任

7.51. 運転組織、設計者及び製造者は、試運転実施計画の立案及び実施に関与しなければならない。試運転プロセスには、特定の原子炉の特性を運転組織に熟知させる効果的な手段を確実なものとするために、運転組織と供給者との間の協力を含まなければならない。試運転プロセス全体にわたって、規制機関と運転組織との間で緊密な連携が維持されなければならない。特に、安全に直接影響を与える試験の結果及び分析は、適宜、審査及び承認のために安全委員会及び規制機関に利用可能な状態にされなければならない。

試運転の試験及び段階

7.52. 試運転試験は、機能的グループと論理的順序とで整理されなければならない。この順序には、運転前試験、初臨界試験、低出力試験並びに出力上昇試験及び出力試験を含む。

要求される前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。従って、試運転実施計画は、複数の段階に分割されなければならない、通常、以下の順序に整理される。

- (a) 段階 A: 燃料装荷前の試験
- (b) 段階 B: 燃料装荷試験、初臨界試験及び低出力試験⁴¹
- (c) 段階 C: 出力上昇試験及び出力試験

試運転手順書及び報告書

7.53. 手順書が、試験の開始前にそれぞれの試運転試験に対して、作成され、審議され、承認を受けるようにされなければならない。試運転活動は、承認された文書化手順書に従って実施されなければならない。必要な場合は、その手順書には、安全委員会、外部機関、製造者及び規制機関の通知並びに関与に対する留保点を含まなければならない。

7.54. 試運転実施計画には、実施計画が計画通りに実行されること、また、その目的が完全に達成される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書を含まなければならない。また、試運転試験時に発見されるいかなる逸脱又は欠陥をも解決することに対する規定も含まれなければならない。

7.55. これらの試験の範囲、順序及び予期される結果を網羅する試運転手順書は、適切な詳細さ及び品質保証要件に従って作成されなければならない。試運転報告書は、廃止措置段階を含む施設の全存続期間中、保持されなければならない。報告書は、以下の事項を対象とする。

- (a) 試験の目的及び予期される結果
- (b) 試験時に施行されていることを要求される安全対策
- (c) 予防措置及び前提条件
- (d) 試験手順書
- (e) 収集されたデータ及びそれらの分析の概要、結果の評価、もしあれば欠陥の特定、及びあらゆる必要な是正措置を含む試験報告書

7.56. 運転組織の一員か又は供給者のいずれかによって実行される全ての試運転試験の結果は、運転組織に利用可能とされなければならない、また、施設の存続期間中、維持されなければならない。

要件 74: 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(原子炉及びその付帯施設に対して)適用される、研究炉施設の運転手順書は、運転組織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。

7.57. 手順書は、原子炉が運転上の制限及び条件内で運転されることを確実なものとするために通常運転に対して策定されなければならない。

⁴¹ 試運転実施計画の初臨界試験、低出力試験及び段階 C は、適切な未臨界が検証されていた場合には、未臨界集合体実験装置に適用されない場合がある(例えば、1/M 計算を介して。ここで M は未臨界中性子増倍係数である)。

7.58. 運転手順書は、施設の全存続期間にわたって実行されることがある、全ての安全に関わる運転に対して策定されなければならない、以下のものを含む。

- (a) 試運転
- (b) 通常運転状態における運転⁴²
- (c) 原子炉の安全に影響を与える可能性のある主要な機器又は系統の保守
- (d) 原子炉の安全運転に不可欠である構築物、系統及び機器の定期的検査、較正及び試験
- (e) 放射線防護活動
- (f) 運転及び保守並びに原子炉の安全又は炉心の反応度に影響を与える可能性のある照射及び実験の実施に対する審議及び承認プロセス
- (g) 予期される運転時の事象及び設計基準事故並びに実行可能な範囲で設計拡張状態に対する原子炉運転員の対応
- (h) 緊急事態⁴³
- (i) 放射性廃棄物の取扱並びに放射性的放出の監視及び制御
- (j) 利用
- (k) 改造
- (l) マネジメントシステム

7.59. 運転手順書は、可能ならばいつでも設計者及び製造者と協力して、また、放射線防護職員を含む運転組織の他の職員と協力して、原子炉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なければならない、またその遵守に寄与しなければならない。

7.60. 運転手順書は、運転経験の教訓に基づいて又は所定の内部手順書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、原子炉の運転の特定形態に対する関連性に応じて利用できるようにされなければならない。

7.61. 原子炉の運転及び利用に関与する全ての要員は、関係に応じてこれらの手順書の使用に際して適切に訓練されなければならない。

7.62. 既存の手順書により対象とされていない活動が計画されたときには、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、その活動が開始される前に適切な承認を受けなければならない。これらの手順書において関連した職員の追加の訓練が、提供されなければならない。

要件 75: 中央制御室、補助制御室及び制御設備

研究炉施設の運転組織は、運転制御室及び制御設備が適した状態に維持されることを確実

⁴² 通常運転は、指定された運転上の制限値及び条件内での運転である。研究炉に対しては、これには、起動、低出力及び公称出力運転、停止操作、炉停止、保守、試験及び燃料交換を含む。

⁴³ 緊急時手順書は、個々の緊急事態の取り決めの一要素として(7.89～7.93 項を参照)及び GSR Part 7 [6]に従って策定される。

なものとしなければならない。

7.63. 制御室の居住性及び良好な状態が、維持されなければならない。研究炉の設計が、原子炉の状態に影響を与える可能性のある実験の制御に特化された追加の制御室又は現場制御室を予定するところでは、中央制御室にいる運転員への適切な情報の伝達を確実なものとする明確な連絡経路が策定されなければならない。

7.64. 補助制御室又は停止盤及び制御室の外部にある他の全ての安全関連の現場の制御室又は操作盤は、操作可能に保持されなければならない。また、それらの操作を妨げる不必要なものだけではなく障害物がないようにしなければならない。運転組織は、補助制御室又は停止盤及び他の全ての安全関連の操作盤が、適切な文書類、連絡系統及び警報系統並びに十分な電源供給を含めて、適正な運転準備状態にあることを定期的に確認しなければならない。

7.65. 矛盾する入力が異なる制御室又は操作盤から与えられることを防止する(例えば、インターロックによって)ために、優先順位階層が補助制御室と中央制御室との間で設定されなければならない。

要件 76: 資材の状態及び管理維持

研究炉施設の運転組織は、全ての作業区域において資材の状態、管理維持及び清浄度を高い水準に維持するために実施計画を策定し、実装しなければならない。

7.66. 運営上の管理は、運転時の構内及び設備が維持され、照明も適切で、また接近可能であること、また、一時的な貯蔵が管理され、制限されることを確実なものとするために確立されなければならない。劣化した設備(例えば、漏えい、腐食、部品欠損又は断熱材損傷に起因した)は、時宜を得たやり方で特定され、報告され及び是正されなければならない。

7.67. 運転組織は、安全設備及び安全関連の設備、部屋、配管及び計器の特定並びに標識付けが、正確で読みやすく、首尾よく維持されていること、また、それらがいかなる劣化も引き起こさない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 77: 保守、定期的試験及び検査

研究炉施設の運転組織は、保守、定期的試験及び検査のための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。

7.68. 保守(予防保全と事後保全の両方)、定期的試験及び検査は、構築物、系統及び機器が設計意図に従って並びに運転上の制限及び条件を遵守して、機能することができることを確実なものとするために実行されなければならない。

7.69. 保守、定期的試験及び検査実施計画は、経験からの教訓を取り入れるために、定期的間隔で見直されなければならない。安全上重要な系統又は機器等の全ての保守、定期的試験及び検査は、承認された文書化手順書に従うことによって実施されなければならない。手順書には、通常原子炉構成からのいかなる変更に対しても取られるべき対策を定めなければならない。また、活動の完了時に通常構成の復旧に対する方策を含まなければならない。マネジメントシステムの要求事項に従って、適切な手順及び作業の実施前後の点検リストを含めた作業許可制度が、保守、定期的試験及び検査のために使用されなければならない。これらの手順書には、許容基準を含まなければならない。作業の達成状況に対する審議及び承認についての明確に定義された体制がなければならない。

7.70. 安全上重要な系統又は機器等の非定期的な検査又は事後保全は、特別に作成された

計画及び手順で実施されなければならない。安全目的のために及び計画に基づいて実行される供用期間中検査は、同様な方法で実施されなければならない。

7.71. 設置された設備に関する保守作業を実施し、保守目的のために運転から設備を取り外し、又は保守後に設備を再設置する決定は、

- (a) 原子炉管理者の責任でなければならない。
- (b) 運転上の制限及び条件に指定されたとおり、原子炉の安全水準を維持する目的に従っていなければならない。

7.72. 個々の構築物、系統及び機器の保守、定期的試験並びに検査の頻度は、経験に基づいて調整されなければならない。また、6.73～6.75 項に定められた要件に従って、適切な信頼度を保証するようなものでなければならない。

7.73. 保守、定期的試験及び検査のために使用される設備及び機器等は、それらの適切な使用を確実なものとするために特定され、管理されなければならない。

7.74. 保守は、故意か故意でないかいずれにしても、保守中の系統の設計に対する変更をもたらすような方法で実施されてはならない。保守活動が設計変更を要求する場合は、改造の具体化のための手順に従わなければならない。

7.75. 適切に資格認定された要員は、適切な手順で定められたとおり、活動が達成されたことを検証しなければならない。また、運転上の制限及び条件の遵守を検証しなければならない。保守、定期的試験及び検査の結果を評価しなければならない。

7.76. 安全委員会及び規制機関は、安全上重要であるいかなる不適合についても通知されなければならない。保守実施計画への不適合の影響の評価が行われなければならない。

要件 78: 炉心管理及び燃料取扱い

研究炉施設の炉心管理及び燃料取扱手順は、運転上の制限及び条件の遵守並びに利用実施計画との整合性を確保するために定められなければならない。

7.77. 炉心管理及び燃料取扱いは、新燃料及び照射済燃料並びに他の炉心機器の移動、貯蔵、移送、梱包及び輸送から構成される。適用可能な安全要件は、運転上の制限及び条件の中で文書化されなければならない。また、関連する手順書が適用されなければならない。

7.78. 炉心機器及び炉心に装荷される燃料は、マネジメントシステムにおいて定められた品質要件に適合していなければならない。

7.79. 運転安全中の炉心を保証するために、安全解析書並びに運転上の制限及び条件との適合の実証に加えて、運転組織は、

- (a) 関連する熱水力及び中性子パラメータだけでなく、妥当性確認された方法及びコードを使用して、燃料及び反射体の場所、炉心内の実験装置及び減速材の適切な位置を決定し、並びに安全装置(中性子吸収棒、減速材及び可燃性毒物を投下するための弁、など)の有効性も決定しなければならない。
- (b) 炉心機器同士の及び実験装置との相互作用(化学的及び物理的の両方)の可能性を分析しなければならない。
- (c) 燃料及び炉心構成に対するパラメータに関する情報を保持し、更新しなければならない。これには、施設における核物質保有量の計量及び管理の支援として、常に、最新のデー

タに維持することを含む。

- (d) 燃料取扱い及び炉心管理に対する手順に従って燃料を装荷しなければならない。
- (e) 設計意図並びに原子炉に対するに規定された前提条件に従って、炉心構成に関する関連パラメータを維持することによって、また、破損燃料を検出し、特定し、取り出すことによって、燃料の健全性を確保しつつ、炉心を利用(燃焼)しなければならない。
- (f) 運転上の制限及び条件に定められる燃焼度に従って、適切なきに、また、場合に応じて⁴⁴、照射済燃料を取り出さなければならない。

7.80. 上記の活動に加えて、炉心内の燃料の安全利用を確実なものとするため、又は、炉心管理のための基本的な活動を容易にするために、以下のような他の活動が、炉心管理計画において取り組まれなければならない。

- (a) あらゆる炉心機器又は照射のために提案された材料の安全との関わりの評価
- (b) 燃料破損及び実験失敗の詳細原因の調査の実行及びそのような不具合を回避する手段の実行
- (c) 炉心機器及び炉心支持構造材に対する照射効果の評価

7.81. 燃料集合体及び炉心機器の取扱いに対する手順書が、それらの品質及び安全性を確実なものとするため、また、損傷又は劣化を回避するために作成されなければならない。更に、運転上の制限及び条件が設定されなければならない。また、放出される放射性物質の量を最小になるように、燃料要素、制御棒、反射体若しくは減速材、実験装置又は他のあらゆる炉心機器、の故障に対処する手順書が作成されなければならない。

7.82. 炉心及び燃料の健全性は、被覆管の健全性の欠陥の検出のための系統(例えば、冷却材中の核分裂生成物の放射能を監視することによって)によって継続的に監視されなければならない。破損燃料は、残留熱除去及び遮蔽の必要な程度並びに未臨界状態をずっと維持しながら、放射性物質の放出を防止する方法で貯蔵されなければならない。

7.83. 新燃料及び照射済燃料集合体の梱包及び輸送は、国内及び国際的な要件に従って、また、適宜 IAEA 安全基準シリーズ No. SSR-6「放射性物質安全輸送規則(2012 年版)」[14]に従って行われなければならない。

7.84. 包括的な記録体系が、炉心管理、燃料の取扱い及び貯蔵並びに炉心機器を対象とするマネジメントシステムに従って維持されなければならない。

要件 79: 火災安全

研究炉施設の運転組織は、火災安全を確実なものとすることに対する手はずを整えなければならない。

7.85. 運転組織によってなされた火災安全を確実なものとすることに対する手はずは、以下の事項を対象としなければならない。すなわち、火災安全のための適切な管理、火災が派生するのを防止すること、あらゆる火災発生時を素早く検知、鎮火すること、鎮火できなかった火災の拡大を防止すること、また、原子炉を安全に停止するために必要である構築物、系統及び

⁴⁴ 低出力研究炉及び未臨界集合体実験装置は、通常、炉心寿命を持っており、それは、燃焼度以外の要因の観点から運転上の制限及び条件に指定される(例えば、実験実施計画の完了)。それにもかかわらず、最大燃焼度は、炉心寿命の決定の際に考慮されるパラメータの一つである。

機器に対する火災防止を備えることである。そのような手はずには、以下の事項を含ま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) 可燃物及び発火源の管理
- (c) 防火対策の保守、試験及び検査
- (d) 原子炉施設での手動消火能力の確立
- (e) 要員の責任の割り当て並びに訓練及び演習を行うこと
- (f) 火災安全対策に与える改造の影響の評価

7.86. 消火活動に対する手はずでは、火災の際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なければならない。消防隊員の放射線防護及び環境への放射性物質の放出の管理に対する適切な対策が定められなければならない。

7.87. 包括的な火災ハザード解析が、研究炉及び付帯施設に対して展開されなければならない、また、定期的に見直され、必要であれば更新されなければならない。

要件 80:放射線関連以外の安全

研究炉施設の運転組織は、原子炉施設での活動に関与する要員への放射線関連以外のハザードに付随した安全関連リスクが、合理的に達成可能な限り低く維持されることを確実なものとするために、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。

7.88. 放射線関連以外の安全⁴⁵に係る実施計画には、関連する予防対策及び防護対策の計画立案、実装、監視及び再評価のための手はずを含まなければならない、また、この実施計画は、原子力安全及び放射線安全の実施計画に統合されなければならない。全ての要員、供給者、請負業者及び訪問者は、放射線関連以外の安全実施計画並びにそれと原子力安全及び放射線安全の実施計画との取合いについての必要な知識及び認識を身に付けるために、適切に訓練されなければならない、また、その安全規則及び実施方法を遵守しなければならない。運転組織は、放射線関連以外のハザードの分野において要員に対する支援、指導及び援助を与えなければならない。

要件 81:緊急事態の準備

研究炉施設の運転組織は、原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応のための緊急事態の取決めを作成しなければならない。

7.89. 緊急事態の取決めは、評価されたハザード及び万が一それが発生した場合の緊急事態の潜在的影響に見合ったものでなければならない。緊急事態の取決めは、緊急事態発生時の防護及び安全を維持する能力、すなわち、事故が発生した場合にその影響を緩和すること、敷地内の要員及び公衆の防護、環境の防護並びに適時の公衆と通信連絡すること、を対象としなければならない。緊急事態の取決めには、緊急事態の迅速な宣言及び通知の取決め、調整され前もって計画された対応策の適時の開始、緊急事態の進展の評価、その影響及び敷地内で講じられる必要があるあらゆる措置、並びに敷地外当局への必要な情報提供、を

⁴⁵ 放射線関連以外の安全は、放射線ハザード以外のハザードに関係する。これは、労働安全又は通常の安全といわれる場合がある。

含まなければならない。適切な緊急事態の取決めは、核燃料が最初に敷地内に運び込まれた時点から確立されなければならない。また、全ての緊急事態の取決めは、燃料の装荷の開始前に完了していなければならない。

7.90. 運転組織は、その責任の下にある研究炉に関連する緊急事態に対する敷地内の準備と対応のための緊急時計画及び手順を含む緊急事態の取決めを策定しなければならない。また、規制機関に、緊急事態の取決めが敷地内における実効的な対応を備えているとの保証を実証し、また、提示しなければならない。敷地内緊急事態の取決めは、該当する場合、緊急事態の準備と対応に責任を持つ敷地外対応組織のものと同様調整されなければならない(GSR Part 7 [6]を参照)。緊急時計画及び手順は、ハザード評価に基づく緊急事態の準備及び対応のために追加的に想定されたものと同様に、安全解析書において解析された事故に基づかなければならない。緊急時計画及び手順は、適宜、規制機関による承認を受けなければならない。

7.91. 研究炉に関連する緊急事態に対応することに関与する全ての要員は、彼らの割り当てられた職務に従って資格認定され、訓練され及び定期的に再訓練されなければならない。また、彼らの意図された職務に適応しなければならない(GSR Part 7 [6]を参照)。緊急時対応には、研究炉の運転の最新知識を持つ人員、例えば、原子炉管理者又は資格認定された代理者を含まなければならない。敷地内の全ての人員は、緊急事態に取るべき段取りに関する指示を受け取らなければならない。指示は、はっきりわかるように明示されなければならない。

7.92. 緊急事態の取決めを試験するための演習は、適切な間隔で実行されなければならない。実行可能な範囲で緊急事態に対応する職務を持つ全ての人員を含まなければならない。演習の結果は評価されなければならない。必要に応じて、その教訓が緊急事態の取決めの改訂版に組み込まなければならない。緊急時計画及び手順は、経験からの反映及びその他の変更(例えば、緊急時要員の問い合わせ先)が組み込まれることを確実なものとするために、定期的に見直されなければならない。また、必要に応じて改訂されなければならない。

7.93. 緊急事態において利用される施設、計器、道具、設備、文書類及び通信連絡系統は、敷地外当局との通信連絡のために必要なものを含めて、想定される緊急事態の範囲で利用可能な状態に保たれなければならない。それらは、事故若しくは起因事象の結果によって影響を受けるか、又はその結果として利用不能になることが無いように、良好な動作状態に維持されなければならない。運転組織は、研究炉の安全パラメータ及び施設状態の該当情報が、緊急センターにおいて利用可能であること、事故発生時に通信連絡が制御室と緊急センターとの間で有効であることを確実なものとしなければならない。これらの能力は、定期的に試験されなければならない。

要件 82: 記録及び報告

研究炉施設の運転組織は、記録及び報告の管理に対する体制を構築し、維持しなければならない。

7.94. 原子炉の安全運転のために、運転組織は、原子炉の設計、建設、試運転、現在の構成及び運転に関係する必要不可欠な全ての情報を保持しなければならない。この情報は、原子炉の運転段階を通して最新に維持されなければならない。また、廃止措置の間は利用可能な状態にされ続けなければならない。

7.95. マネジメントシステムと整合する運営上の手順が、記録及び報告の生成、収集、保持及び保管のために策定されなければならない。運転日誌、チェックリスト及びその他の適切な記録の情報入力は、適切に日付記入され及び署名されなければならない。

7.96. 不適合及び研究炉を遵守状態に戻すために取られる対策の記録は、作成され、保持されなければならない。また、規制機関に利用可能とされなければならない。運転組織は、規制要件に従って保持されるべき記録及びそれらの保持期間を規定しなければならない。

7.97. 記録及び報告を保存し、維持することに対して講じられる手はずは、マネジメントシステムに従っていないなければならない。文書類のマネジメントシステムは、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の承認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。

要件 83: 研究炉の利用及び改造

研究炉施設の運転組織は、原子炉の利用及び改造を管理するために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。

7.98. 運転組織は、改造又は実験の準備及び実施の全ての安全側面に対する全体責任を負わなければならない。運転組織は、特定の業務の実行を他の組織に割り当てるか又は下請けに出すことがあるが、その責任を委譲してはならない。

7.99. 運転組織は、以下の事項を確実なものとするに責任を負わなければならない。

- (a) 提案された利用又は改造の安全解析は、全ての適用可能な安全要件及び規定が満足されているか否かを確認するために実行されること
- (b) 実験又は改造に対する関連する安全文書類は作成され、承認のために適切な当局に提示(提出)されること
- (c) 実験において照射されたいかなる材料の処分経路も定義され、承認の対象とされること
- (d) 提案された改造を行うことに又は提案された利用を実行することに関与することになる全ての要員は、適切に訓練され、資格認定され、経験を積んでいること
- (e) 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の手順書などの原子炉の安全特性に関連する、実験又は改造によって影響を受ける全ての文書類は、新規の利用又は改造の試運転の前に必要に応じて更新されること
- (f) 安全遵守事項及び管理事項は、実験又は改造の実施に関与する全ての要員に関して適用されること

7.100. 研究炉の利用及び改造のための提案は分類されなければならない。また、この分類に対する関連判断基準が定められなければならない。利用及び改造のための提案は、提案の安全上の重要度に従うか又は提案された変更が原子炉の運転を運転上の制限及び条件を逸脱して行うことになるか否かの声明書に基づいて、分類されなければならない。安全運転の制限条件(7.37 項を参照)が、装置に対して作成されなければならない。また、研究炉の中に組み込まれなければならない。

7.101. 安全上の大きな重要性(SSG-24 [15]の 3.13~3.20 項を参照)を有する利用及び改造事業計画(一時的改造を含む、7.104 項を参照)は、原子炉自体に対して 6.119 項及び 6.121 項に記述されたものと同様である安全解析の対象としなければならない。また、設計、建設及び試運転の手順の対象としなければならない。

7.102. 研究炉に対する利用及び改造事業計画の実装において、施設での作業員及び他の要員の放射線被ばくは、許可限度未満に及び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。

7.103.原子炉管理者は、容認された工学的手法に従って、実験及び改造についての提案の審議及び承認に対する手順、また、それらの実施の管理に対する手順を定めなければならない。

7.104.一時的改造は、それらの累積的な安全上の重要性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、それらの場所及びあらゆる関連した管理地点も、明確に特定されなければならない。運転組織は、関連する要員に一時的改造について及び施設の運転並びに安全に対するそれらの影響について早目に知らせる正式な体制を設立しなければならない。

7.105.実験装置の使用及び取扱は、文書化された手順書によって管理されなければならない。原子炉に対するあり得る影響、特に反応度又は放射線レベルの変化は、これらの手順において検討に入れられなければならない。

7.106.実験装置に行われたいかなる改造も、当初の実験装置に従うことを求められていたものと同一の設計、運転及び承認に対する手順に従わなければならない。

要件 84:放射線防護プログラム

研究炉施設の運転組織は、放射線防護プログラムを定め、また、実装しなければならない。

7.107.放射線防護プログラムは、全ての運転状態及び事故状態に対して、研究炉施設での電離放射線への被ばくによる線量又は施設からの放射性物質のあらゆる計画放出による線量が許可限度未満に保持され、また、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。

7.108.運転組織の放射線防護プログラムは、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助言でき、また、これらを守らせることができるために十分な独立性及び資源を持たなければならない。

7.109.放射線防護プログラムは、規制要件に従って運転組織によって確立されなければならない。それは、GSR Part 3 [7]の要件に適合しなければならず、また、規制機関の承認を受けなければならない。このプログラムには、人と環境を防護する基本安全目的(SF-1 [1]の2.1項及びGSR Part 3 [7]の要件1を参照)を含む運転組織からの方針声明及び防護の最適化の原則(GSR Part 3 [7]の要件11)への運転組織の約束の声明を含まなければならない。

7.110.放射線防護プログラムは、職業上の放射線防護の要件(GSR Part 3[7]及びRS-G-1.1 [16]を参照)に従い、特に、以下の事項に関する特別の対策を含まなければならない。

- (a) 放射線のハザードが予期されるときは運転手順及び保守手順を定める際には、放射線防護職員と他の運転職員及び実験職員との間の協力があることを確実なものとする事、また、要求されたときには直接的な支援が提供されることを確実なものとする事
- (b) 作業場モニタリング及び環境モニタリングを提供すること
- (c) 要員、設備及び構築物の除染を規定すること
- (d) 放射性物質の輸送に対する適用可能な規則の遵守を検証すること
- (e) 放射性物質のいかなる放出も検知し、記録すること
- (f) 放射線源の保有量を記録すること
- (g) 放射線防護のための実践での十分な訓練を提供すること

- (h) 経験に照らしてプログラムの見直し及び更新を規定すること
- (i) 実験の材料、設備及び条件の審議及び解析を提供すること

7.111. 運転組織は、放射線防護プログラムが正しく実装されていること、また、その目的が満たされていることをサーベイランス、検査及び監査によって、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。

7.112. 放射線量が合理的に達成可能な限り低く保持されることを確実にする原子炉管理者を助勢するために、運転組織は、線量拘束値を定めなければならない(GSR Part 3 [7]の 1.22～1.28 項及び要件 11 を参照)。

7.113. 職業被ばく若しくは公衆被ばくに対する適用可能な線量限度、又は放射性の放出に対する許可限度を超過する場合には、原子炉管理者、安全委員会、規制機関及びその他の所管当局へ、要件に従って通知しなければならない。

7.114. 職業上有意な水準の放射線にさらされる場合がある全ての要員は、その線量が規制機関又はその他の所管当局によって要求されたとおり、測定、評価及び記録されなければならない、また、これらの記録は、国内規則[16]で指定された、健康サーベイランスプログラムの監督者、原子炉管理者、規制機関及びその他の管轄当局に利用可能とされなければならない。

要件 85: 放射性廃棄物の管理

研究炉施設の運転組織は、放射性廃棄物の管理に対する実施計画を定め、実行しなければならない。

7.115. 運転組織は、放射性廃棄物の管理に対する実施計画を定め、実行しなければならない。放射性廃棄物の管理に対する実施計画には、放射性廃棄物の特性評価、分類、処理(即ち、前処理、処理及びコンディショニング)、輸送、貯蔵及び処分を含まなければならない。⁴⁶ 放射性廃棄物の処理及び貯蔵は、放射性廃棄物の処分前管理に対する要件と整合する方法で厳重に管理されなければならない[17]。廃棄物発生及び廃棄物分類に対する記録は、維持されなければならない。

7.116. 原子炉及びその実験装置は、全ての種類の放射性廃棄物の発生を最小にするように、環境への放射性物質の放出が許容規限度未満に及び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ように、また、廃棄物の取扱及び処分を容易にするように、運転されなければならない。

7.117. 環境への液体及び／又は気体の放射性排出物の放出が監視されなければならない、また、その結果は許可限度の遵守を検証するために記録されなければならない。それらはまた、その要件に従って規制機関又は他の管轄当局に定期的に報告されなければならない。

7.118. 放射性廃棄物の取扱、処理、輸送及び貯蔵に対する文書化された手順には従わなければならない。これらの活動は、規制機関又は他の管轄当局の要件に従って行われなければならない。

7.119. 原子炉敷地内で処理される及び貯蔵されるか又は処理、貯蔵若しくは処分のために原子炉

⁴⁶ 放射性廃棄物の特性評価、分類、処理、輸送、貯蔵及び処分に対するこのプロセスの一部は、別の組織によって行われる可能性がある。

敷地から持ち去られる放射性廃棄物の量、種類及び特性の適切な記録が、保持されなければならない。

要件 86: 経年変化管理

研究炉施設の運転組織は、構築物、系統及び機器の要求される安全機能が研究炉の全運転期間にわたって果たされるように、効果的な経年変化管理計画が安全上重要な機器等の経年変化を管理するために実装されることを確実なものとしなければならない。

7.120. 経年変化管理計画では、経年変化の影響並びに構築物、系統及び機器の操作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⁴⁷及び保守に対する実施計画を含む他の関連する実施計画と調整されなければならない。また、調和されなければならない。体系的な手法が、経年変化管理計画の策定、実装及び継続的な改善の備えるために取られなければならない。

定期安全レビュー

7.121. 定期安全レビューの結果に基づいて、運転組織は、あらゆる必要な是正措置を講じなければならない。また、安全を強化するために正当化された改造を行うことを検討しなければならない(経年変化管理と定期安全レビューとの間の相互作用に関して 7.120 項も参照)。

7.122. 運転組織は、要求に応じて、定期安全レビューで確認された安全に関わり合いのある気づき事項を規制機関に適時に報告しなければならない。

要件 87: 停止の延長

停止の延長が計画されるか又は発生する場合は、研究炉施設の運転組織は、延長した停止中に作業活動の安全管理、計画立案、効な実施及び管理を確実なものとするために取決めを定め、実装しなければならない。

7.123. 研究炉施設は、その将来に関する決定を保留にする停止を延長した⁴⁸期間を持つ場合がある。運転組織は、材料及び機器が深刻に劣化しないことを確実なものとするために、延長した停止中に適切な対策を取らなければならない。以下の対策が検討されなければならない。

- (a) 炉心原子炉の炉心から燃料要素を適切で安全な貯蔵状態とするため取出すこと
- (b) 停止した原子炉に対する要件に従って、運転上の制限及び条件を変更すること
- (c) 機器を防護貯蔵のために取り外すこと
- (d) 加速される腐食及び経年変化を防止するために対策を取ること
- (e) 必要な保守、定期的試験及び検査を実施するために、施設内に適切な職員を保持すること

⁴⁷ 定期安全レビューは、定期的な間隔で行われる既存施設の安全(又は活動)の体系的再評価であり、経年変化の累積効果、改造、運転経験、技術開発及び立地側面を取扱い、施設(又は活動)の供用期間にわたって高い水準の安全を確実なものとするを目的とする[8]。

⁴⁸ 長期停止中の研究炉は、もはや運転していない原子炉であり、その廃止措置に関する決定がなされず、またそこにおいて、原子炉が運転に復帰するか又は廃止措置されるのかについて、原子炉の将来に関する明確な決定がされていない。保守に対する又は刷新及び改造実施計画の具体化に対する長時間停止は、長期停止状態と見做されない。

7.124. 運転組織は、延長した停止を管理することに対する実施計画を策定し、その手順書を発行することに、また、延長した停止期間中の活動の安全を確保することに対する適切な資源の備えに責任を負わなければならない。延長した停止状態における活動を計画し、実施するプロセスにおいて安全に関連した検討に優先順位が与えられなければならない。運転上の制限及び条件に従って、原子炉の構成を最新に維持することに特別な注意が払わなければならない。

7.125. 運転組織は、延長した停止の期間を最小限に低減するために、できるだけ早く必要な決定をしなければならない。延長した停止期間中に、運転組織は、許可条件並びに緊急時計画立案及び運転職員の資格認定に対する要件を満たすという必要性を考慮しなければならない。核燃料又は他の放射性物質が施設に存在する限り、セキュリティが備えられなければならない。

要件 88: 運転経験の反映

研究炉施設の運転組織は、原子炉施設での事象及び他の研究炉における事象並びに原子力産業界から学習するために実施計画を定めなければならない。

7.126. 運転組織は、体系的方法で原子炉施設での運転経験を報告し、収集し、選別し、分析し、傾向分析し、文書化し、また、伝達しなければならない。運転組織は、緊急事態の取決めを含む自身の運転に対する教訓を引き出し、組み入れるために、他の原子炉等施設での関連した運転経験に関する利用可能な情報を取得し、評価しなければならない。運転組織はまた、運転経験の反映のため国内及び国際的な制度内での経験情報の交換を奨励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。

7.127. 安全に重要な意義を持つ事象は、設備設計、運転及び保守又は人的及び組織的要因に関連した原因を含めて、それらの直接的原因及び根本原因を特定するために、詳細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含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。

7.128. 運転経験に関する情報は、深刻な状態が生じる前に、あらゆる必要な是正措置が講じられるように、安全上悪い状態へのあらゆる前兆又は傾向について適格者によって精査されなければならない。

7.129. 運転組織は、運転経験に関する情報を反映するため、また、必要ならば、設備の故障発生時に又はその他の事象の発生事に助言を得るために、設計に関与する支援組織（製造者、研究組織及び設計者）と、適宜連携を維持しなければならない。

8. 研究炉の廃止措置の準備

要件 89: 廃止措置計画

研究炉施設の運転組織は、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研究炉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。

8.1. 廃止措置計画は、設計段階で作成されなければならない。また、規制要件の変更、構築

物、系統及び機器の改造、技術の進歩、廃止措置活動に対する要求事項の変化、並びに廃止措置及び／又は放射性廃棄物の管理に対する国の方針の変更に従って、更新されなければならない[11]。

8.2. 廃止措置計画は、廃止措置活動が開始される前に、安全委員会による審議及び規制機関による承認のために提出されなければならない。

8.3. 原子炉に関する文書は、最新状態に保持されなければならない。また、原子炉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構築物、系統及び機器の取扱いの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。それらの最終の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いくつかの運転中の研究炉によっては、廃止措置計画が、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。

8.4. 廃止措置計画には、当該の原子炉に適切であり、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。以下の事項は廃止措置の容認された取組み方法である。

- (a) 全ての燃料集合体の取出後に、また、全ての容易に撤去可能な放射化された及び汚染された機器並びに放射性廃棄物の取出後に、健全な状態で原子炉を防護保管
- (b) 原子炉からの全ての放射性物質並びに全ての撤去可能な放射化された及び汚染された機器の取り出し、また、施設の制限なしでの使用を可能にするための残存構築物の完全な除染

8.5. 廃止措置計画を策定する際に、原子炉の設計の諸側面は、特に廃止措置に脅威となる側面を含めて、再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。これらには、あらゆる不慮の汚染であって、その浄化が原子炉の廃止措置まで保留されているもの、及びあらゆる改造であって、十分に文書化されていないことがあるものも含む。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。

8.6. 実験装置並びに保管及び最終処分を必要とするその他の放射化された設備の取扱い、解体及び処分に対する手順は、事前に、又は、該当する設備がすでに組み立てられ、かつそのような手順が整っていない場合、できるだけ早く、定められなければならない。

8.7. 運転組織は、原子炉施設の知識の保存に及び廃止措置を容易にするための重要な要員の保持に責任を負わなければならない。

8.8. 恒久的な運転停止と最終廃止措置計画の承認との間の移行期間がある場合、その期間における活動の安全に関する事項は、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、安全を確保するように管理されなければならない。

9. 研究炉の安全とセキュリティ間の取合い

要件 90:原子力安全と核セキュリティとの間の取合い

研究炉施設に対する安全とセキュリティとの間の取合いは、原子炉の存続期間を通して統合された形で扱わ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

それぞれの対策を損なうことがない方法で定められ、具体化されなければならない。

9.1. 核セキュリティ基本原則は、参考文献[18]に示され、核セキュリティに関する推奨事項は、参考文献[19]に示されている。運転組織は、安全に対するその一義的な責任を果たすにあたり、安全とセキュリティとの間の取合いに関連する規制要件を達成するために、安全及びセキュリティに關与している国内組織との協調を維持するために、また、安全とセキュリティとの間の取合いに関する知識及び技能を持つ適切な訓練を受けた要員の可用性を確保するために、マネジメントシステムの一部として、技術的及び運営管理上の対策を計画し、実具体化し、維持しなければならない(第4章も参照)。

9.2. 規制上の監督及びマネジメントシステムの領域における安全とセキュリティとの間の取合いに関する全般的な安全要件は、GSR Part 1 (Rev. 1) [3]及び GSR Part 2 [4]においてそれぞれ定められている。これらの要件は、等級別扱い[グレーデッドアプローチ]を適切に用いて研究炉に適用される。

9.3. 安全対策及びセキュリティ対策が互いにそれぞれの対策を損なうことがないことを確実なものとするために、異なる目的及び背景を持つ個人間の効果的な意思伝達及び協調を確実なものとするために、適切な対策が運転組織によって研究炉の存続期間における全ての段階において定められなければならない。

9.4. 研究炉の立地地点の選定は、安全とセキュリティの両方に関連した判断基準に基づかなければならない。研究炉を含む原子炉等施設に対する立地選定及び立地評価における安全とセキュリティとの間の取合いに関する推奨事項は、参考文献[13]に提示されている。

9.5. 研究炉の設計における原子力安全と核セキュリティ及び保障措置との取合いは、要件 11 で扱われている(無許可の立入りの防止に関する要件 39 も参照)。

9.6. 変更管理プロセスは、新規の実験施設を含めて研究炉施設の配置の設計又は手順書のいかなる提案された変更も、それらが安全又はセキュリティを損なわないことを検証するために評価されることを確実なものとするために定められなければならない。

9.7. 研究炉の建設段階の間及び大規模な改造中に、大人数の及び多様な作業員及び他の要員の敷地への立入りは代表例である。これに関して、原子炉の運転中及び利用中にセキュリティ違反又は放射性の放出につながる可能性のある、脆弱性、装置又はあらゆる脅威の不慮の又は意図的な導入を防止するための対策が実装されなければならない。

9.8. 安全とセキュリティとの間の取合いの効果的な管理を確実なものとするために運転段階中に適切な対策が実行されなければならない。燃料の取扱及び貯蔵並びに放射性廃棄物及び使用済燃料の管理に関連する活動、緊急事態の準備と対応(GSR Part 7 [6]を参照)、立入り管理手順書並びに原子炉の利用、保守、定期的試験及び検査に対する運転手順書に、特重点が置かれなければならない。これらの手順は、安全とセキュリティとの間の適切な調和を確保する目的で策定されなければならない。長期の運転停止期間の場合の燃料の安全及びセキュリティ並びに長期停止にある研究炉に対する安全及びセキュリティを確実なものとするために特別な取決めが定められなければならない。

付属書 I

研究炉に対する選定された想定起回事象

I.1. 以下は、研究炉⁴⁹に対する選定された想定起回事象の例である。特定の研究炉は、個別の設計特性に依存する追加の想定起回事象を有することがある。

- (a) 電源供給の喪失
 - 通常電源の喪失⁵⁰
- (b) 過剰な反応度印加
 - 燃料取扱中及び装荷時の臨界(燃料挿入時の過誤による)
 - 起動事故
 - 制御棒故障又は制御棒フォロア故障
 - 制御駆動故障又は制御駆動系故障
 - 他の反応度制御装置(減速材又は反射体など)の故障
 - 不均衡な制御棒位置
 - 構造機器の故障又は崩壊
 - 冷水又は温水の注入
 - 減速材の変化(ボイド、 H_2O 系統への D_2O の漏えい、又は、 D_2O 系統への H_2O の漏えい)
 - 実験及び実験装置の影響(例えば、溢水又はボイド化、温度効果、核分裂性物質の挿入又は吸収材の除去)
 - 不十分な炉停止反応度
 - 制御棒の不慮の飛出し
 - 反応度制御装置における保守不良
 - 制御系誤信号
 - 冷却材又は減速材からの毒物の除去
- (c) 流量の喪失
 - 一次ポンプ故障
 - 一次冷却材流量の低下(例えば、弁の故障又は配管若しくは熱交換器における閉塞)
 - 実験の失敗又は誤った取扱いの影響
 - 流量の喪失につながる一次冷却材バウンダリの破断
 - 燃料チャンネル閉塞又は流量低下(例えば、異物による)
 - 不適切な出力分布。例えば、炉心実験又は燃料装荷における不均衡な制御棒位置(出力対流量の不一致)によるもの。
 - 炉心をバイパスすることによる冷却材流量の低下
 - 系統圧力の指定された制限値からの逸脱
 - 熱の逃し場の喪失(例えば、弁若しくはポンプの故障又は系統破断による)
- (d) 冷却材の喪失

⁴⁹ 列記された、いくつかの想定起回事象は、未臨界集合体とは関係が無い。

⁵⁰ 通常電源の喪失は起回事象と見做されないが、結果が緊急状態の下で容認可能でありうることを保証するために、通常電源の喪失に続く非常用電源の喪失に考慮が払われなければならない(例えば、電圧降下は、装置がことなる時間で故障することを引き起こす場合がある)。

- 一次冷却材バウンダリの破断
 - 損傷を受けたプール
 - プールからの汲み出し
 - ビームチューブ又はその他の貫通部の破損
- (e) 設備若しくは機器の誤った取扱又は故障
- 燃料要素の被覆材の破損
 - 炉心又は燃料への機械的損傷(例えば、燃料の誤った取扱い、又は輸送用燃料容器の燃料への落下)
 - 非常用炉心冷却系の故障
 - 原子炉出力制御の機能不全
 - 貯蔵中の燃料の臨界
 - 換気系を含む封じ込め手段の不具合
 - 移送又は貯蔵中の燃料に対する冷却材の喪失
 - 適切な遮へいの喪失又は低下
 - 実験装置又は材料の不具合(例えば、ループ破断)
 - 燃料比出力の超過
- (f) 特定の内部事象
- 内部火災又は爆発。内部発生 of 飛来物を含む。
 - 内部溢水
 - 支援系の喪失
 - セキュリティ関連事象
 - 原子炉実験における機能不全
 - 制限区域への人の不適切な立入り
 - 流体ジェット又は配管むち打ち
 - 発熱性化学反応
 - 重量物の落下
- (g) 外部事象
- 地震(地震誘発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及び河川の閉塞並びに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
 - 熱帯性低気圧
 - 爆発
 - 航空機衝突
 - 火災
 - 毒物流出
 - 輸送経路上の事故(研究炉建屋への衝突を含む)
 - 隣接施設からの影響(例えば、原子力施設、化学施設及び廃棄物管理施設)
 - 生物学的ハザード。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
 - 極端な気象現象
 - 電磁波干渉(例えば、太陽事象による)
 - 落雷

- 外部電源送電線における電力又は電圧のサージ
- (h) 人的過誤

付属書 II

特別な考慮を必要とする研究炉の運転側面

II.1. 本付属書は、特別な考慮を必要とする研究炉の運転側面を強調する。

反応度及び臨界管理

II.2. 研究炉の炉心構成は、頻繁に変更され、また、これらの変更は、燃料集合体、制御棒及び実験装置などの機器の取扱を含み、これらの多くは相当量の反応度の値を示す。燃料貯蔵及び炉心装荷に対する関連する未臨界制限値及び反応度制限値が、いかなる時でも超過しないことを確実なものとするために注意が払わなければならない。

炉心の熱的安全

II.3. 炉心装荷の際の頻繁な変更は、炉心の核的及び熱的特性に影響を及ぼす。それぞれの変更に対して、これらの特性が正確に決定されること、また、原子炉が運転に入る前にそれらが核的及び熱的安全に対する関連条件について点検されることを確実なものとするために、対策が確立されなければならない。

実験装置の安全

II.4. 研究炉で使用される実験装置は、それらの技術的、核的又は運転上の特性を理由として、原子炉の安全に著しく影響を及ぼす場合がある。実験装置の技術的、核的及び運転上の特性が、それらの安全性への影響に対して適切に評価されること、また、この評価が適切に文書化されることを確実なものとするために対策が取られなければならない。

研究炉の改造

II.5. 研究炉及びそれらの付帯実験装置は、それらの活用の要件を変更することに合わせて、その運転上及び実験上の遂行能力を適合させるためにしばしば改造される。それぞれの改造が、安全に関する潜在的な影響の観点から正しく評価され、文書化され及び報告されていること、また、その研究炉が安全に対して大きな影響を伴う改造の完了後には、正式の承認なしでは再起動されないことを検証する必要性に特別な注意が払わなければならない。

機器及び材料の取扱い

II.6. 特に、プール型の研究炉において、機器、実験装置及び材料は、原子炉の炉心付近で頻繁に操作される。これらの操作を行う運転要員は、原子炉とのいかなる核的又は機械的な干渉をも防止し、管理されていない異物による燃料冷却系の閉塞の可能性を最小にし、また、放射性の放出及び過度の放射線被ばくを防止するために定められた手順書及び制限事項に厳格に遵守することを確実なものとするために、注意が払わなければならない。

訪問者に対する安全対策

II.7. 外来の科学者、訓練生、生徒及び研究炉を訪れる他の人達は、管理区域へ立ち入る場合があり、また、原子炉の運転又は利用に積極的に関与する場合がある。手順書、制限事項及び管理などの対策は、訪問者が安全な作業条件を持つこと、彼らの活動が原子炉の安全に影響を与えることのないこと、また、安全指示が厳格に守られることを確実なものとするために確立されなければならない。

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] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-22, IAEA, Vienna (2012).
- [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] 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).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection (2007 Edition), IAEA, Vienna (2007).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Facilities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, IAEA, Vienna (2014).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [13] 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).

- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2012 Edition), IAEA Safety Standards Series No. SSR-6, IAEA, Vienna (2012).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-24, IAEA, Vienna (2012).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Occupational Radiation Protection, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.1, IAEA, Vienna (1999). (A revision of this publication is in preparation.)
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 5, IAEA, Vienna (2009).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Objective and Essential Elements of a State's Nuclear Security Regime, IAEA Nuclear Security Series No. 20, IAEA, Vienna (2013).

添付資料 I

研究炉に対する選定された安全機能

I-1. 研究炉に対する選定された安全機能は、表 I-1 に示される。安全機能は、原子炉の安全を確実なものとする構築物、系統及び機器に付随する必要不可欠な特性機能である。安全機能は、特定の原子炉の設計に依存することになる。安全機能は、いくつかの型式の研究炉とは関連していないものもある。安全機能は、構築物、系統及び機器に対する要件の適用を等級化する際の重要な要素の一つである。それぞれの構築物、系統又は機器が果たす安全機能は、特定されなければならない。表 I-1 に示される選定された安全機能は、研究炉の運転組織によって考慮の対象である。特定の原子炉についてこれらの安全機能のいくつかを果たしていない場合は、正当化がなされる必要がある。

表 I-1. 研究炉の選定された安全機能

安全上重要な機器	安全機能
建屋及び構築物	<p>環境への放射性物質の制御されていない放出に対する障壁を形成すること</p> <p>内部にある安全系に対する外部及び内部事象からの防護を提供すること</p> <p>放射線に対する遮蔽を提供すること</p>
炉心	<p>燃料形状及び必要な冷却材流路を維持すること。これは、原子炉の全ての運転状態及び設計基準事故における停止と除熱の可能性を確実なものなるようにするためである。</p> <p>反応度の負のフィードバックを提供すること</p> <p>中性子を減速し制御する手段を提供すること</p>
燃料マトリックス及び被覆	<p>燃料からの核分裂生成物及び他の放射性物質の放出に対する障壁を形成すること</p> <p>冷却可能な燃料形状を提供すること</p>
反応度制御系 (原子炉停止系を含む)	<p>炉心の反応度を制御すること。これは、原子炉が安全に停止できることを確実なものとするため、また、燃料設計限度及びその他の制限が、原子炉のあらゆる運転状態において又は設計基準事故においても超過されないことを確実なものとするため、である。</p>
原子炉冷却材一次系	<p>適切な炉心冷却を提供すること、また、燃料及び冷却材に対する指定された制限値が、原子炉のいかなる運転状態又は設計基準事故においても超過されないことを確実なものとする</p>
非常用炉心冷却系	<p>冷却材喪失事故後、燃料の重大な損傷を防止するため、炉心から適切な割合で熱を伝達すること</p>
原子炉保護系	<p>原子炉を停止し、放射性物質を冷却、格納するため、防護措置を</p>

	講じること、また、事故の影響を緩和する
	要求された条件が満たされていないのであれば、運転上の過誤に対する防護のために、インターロックを制御すること
その他の安全関連計装及び制御系	安全制限値へ到達することなく、運転制限値内で原子炉パラメータを保持すること
	原子炉保護系の状態を容易に判断するため、また、正しい安全関連措置を講じるために、原子炉運転員に十分な情報を提供し、提示すること
電源供給	系統及び機器が要求されたときに、それらの安全機能を実施する能力を確保するために、系統及び機器に適切な品質の十分な電力を供給すること
燃料取扱系及び貯蔵系	放射線被ばくを最小にすること
	不慮の臨界を防止すること
	燃料温度のいかなる上昇をも制限すること
	新燃料及び照射済燃料を貯蔵すること
	燃料の機械的損傷又は腐食損傷を防止すること
放射線監視系	運転要員及び研究要員の放射線被ばくを最小にするために、測定及び警告を提供すること
火災防護系	火災又は火災誘発爆発の悪影響は、安全上重要な機器等が、それらの安全機能を実施することを要求されるときに、それを妨げないことを確実なものとする

添付資料 II

未臨界集合体実験装置に対する安全要件の適用の概略

II-1. 未臨界集合体実験装置は、多様な設計、運転のてはず及び利用計画がある。このために、全ての包括的要件(要件 1~90)は、施設の潜在的なハザードに見合った等級別扱い〔グレーデッドアプローチ〕の使用を伴って、未臨界集合体実験装置に適用可能である。特に、1.9 項は、「要件の適用がと級別にされるそれぞれのケースが、所定の施設及び実行される活動によって、提示されるハザードの性質及びあり得る規模を考慮して、特定されなければならない。」ことを述べている。特定の要件の適用が等級分けされるか否かを決定する際に考慮される要因は、2.17 項で提示されている。

II-2. 結果として、要件が高性能の未臨界集合体実験装置に適用される方法は、低い潜在的ハザードを持つ未臨界集合体実験装置のそれとは異なることがある。特に、軽水反射体又は減速材を持つ天然ウラン燃料を用いる未臨界集合体実験装置に対しては、許認可プロセスに関連する要件を含めて、安全要件の適用は、大幅に等級別にすることができる(即ち、特定の未臨界集合体実験装置の無視できるくらいの放射線リスクを考慮して、特定の要件が適用される必要が無いことがある)。従って、IAEA 安全基準シリーズ No.GSR Part 3 「放射線防護と放射線源の安全: 国際的な基本安全基準」[II-1]に従って、展開され、適用される放射性物質の利用に対する国の許認可プロセスは、安全性実証に対して妥当である場合があることになる。

添付資料 II の参考文献

[II-1] 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).

定義

以下の定義は、「原子力安全及び放射線防護で使用されるIAEA 安全用語集(2007年版)」
(IAEA, ウィーン, 2007年)の用語から異なる。

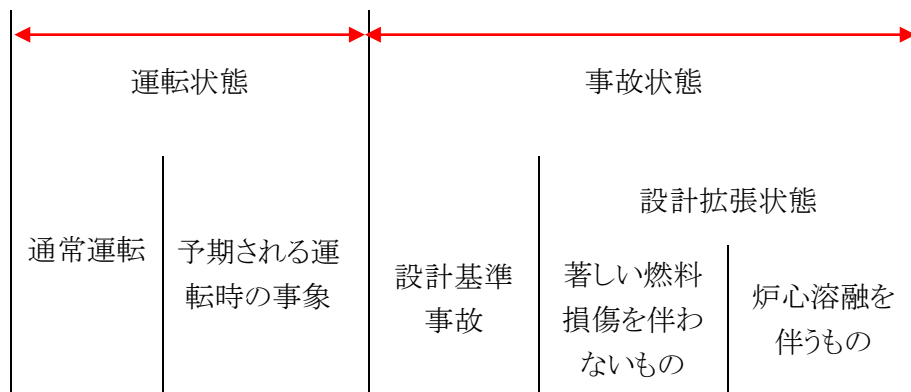
「IAEA 安全用語集」の2016年版は下記で利用可能である。

<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.asp>

表示 ① ‘は、情報用注記である。

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原子炉の状態であって、主要安全機能の履行が確保でき、また、安全状態へ到達するための方策を実装するのに十分な時間の間維持できている状態。

施設の状態 (設計目的のための考慮される研究炉の想定される状態)



事故状態 通常運転からの逸脱であって、予期される運転時の事象よりも低い頻度であり、より過酷なもので、また、設計基準事故と設計拡張状態で構成される。

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以内に保たれるもの。

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許容限度内に保たれるもの。

① □設計拡張状態は、著しい燃料損傷を伴わない事象時の状態と炉心溶融を伴う事象時の状態で構成される。

安全状態 予期される運転時の事象又は事故状態の後の原子炉施設の状態であって、原子炉が未臨界であり、主要安全機能が確保でき、また、長期にわたり安定して維持されるもの

(設計拡張状態に対する)安全の仕組み 設計拡張状態に対して安全機能を実施するように

又は安全機能をもつように設計された機器等

安全系の設定 安全系が予期される運転時の事象又は設計基準事故の発生時に安全上の制限が超過されることを防ぐために自動的に起動させられる水準を設定すること

基準案の作成と査読の協力者

Abou Yehia, H.	Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety, France
Adams, A.	Nuclear Regulatory Commission, United States of America
Boado Magán, H.	Consultant
D'Arcy, A.J.	South African Nuclear Energy Corporation, South Africa
Deitrich, L.W.	Consultant
Hargitai, T.	International Atomic Energy Agency
Hirshfeld, H.	Israel Atomic Energy Commission, Israel
Polyakov, D.	Rostechнадзор, Russian Federation
Sears, D.F.	International Atomic Energy Agency
Shokr, A.M.	International Atomic Energy Agency

※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。