

日本語翻訳版

IAEA 安全基準

人と環境を防護するために

原子力発電所の安全： 設計

個別安全要件

No. SSR-2/1

国際原子力機関

2012年12月
独立行政法人 原子力安全基盤機構

注 意

- A. 非売品
- B. 本図書は、「Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1」© International Atomic Energy Agency, (2012)の翻訳である。
- 本翻訳は、独立行政法人原子力安全基盤機構により作成されたものである。本安全基準の正式版は、国際原子力機関又はその正規代理人により配布された英語版である。国際原子力機関は、本翻訳及び発行物に係る正確さ、品質、正当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、本翻訳の利用から直接的に又は間接的に生じるいかなる損失又は損害、結果的に発生しうること等のいかなることに對しても何らの責任を負うものではない。
- C. 著作権に関する注意：本刊行物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 A-1400 ヴァグラマー通 5 番地(私書箱 100) を所在地とする国際原子力機関に書面連絡を要する。

Disclaimer

- A. NOT FOR SALE
- B. This is translation of the “Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1” © International Atomic Energy Agency, (2012).
- This translation has been prepared by Japan Nuclear Energy Safety Organization. The authentic version of this material is the English language version distributed by the IAEA or on behalf of the IAEA by duly authorized persons. The IAEA makes no warranty and assumes no responsibility for the accuracy or quality or authenticity or workmanship of this translation and its publication and accepts no liability for any loss or damage, consequential or otherwise, arising directly or indirectly from the use of this translation.
- C. COPYRIGHT NOTICE: Permission to reproduce or translate the information contained in this publication may be obtained by writing to the International Atomic Energy Agency, Wagramer Strasse 5, P. O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria.

本邦訳版発行に当たっての注記事項

1. 全般

- (1) 本邦訳は、国際原子力機関（IAEA）で策定する IAEA 安全基準の利用者の理解促進、知見活用のため、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「機構」という）が IAEA との契約行為に基づき発行するものである。
- (2) 翻訳文については、(1)項に示すとおり利用者の理解促進、IAEA 安全基準の知見活用を目的としていることから、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、わかり易さを優先して、本来の意味を誤解することのない範囲での意識を行っている箇所もある。
- (3) 本邦訳版は、機構のウェブサイトで公開されるほか、印刷物としても刊行されるが、刊行後、誤記等の修正があった場合には、正誤表と合わせてウェブサイトにて改訂版を公開するものとする。

2. 責任

- (1) 本邦訳版は機構により作成されたものであるが、IAEA 又はその正規代理人により配布された英語版を正式版とするものである。IAEA 安全基準の原文の内容については、機構は一切の責任を負うものではない。
- (2) 機構は本図書の翻訳の完全性、正確性を期するものではあるが、これを保証するものではなく、また本図書の利用から直接又は間接的に生じる、いかなる損失又は損害、結果的に発生しうること等のいかなることに對しても何らの責任を負うものではない。

独立行政法人 原子力安全基盤機構

翻訳版について

(1) 翻訳の実施

本書の翻訳は、独立行政法人原子力安全基盤機構に設置された I A E A 安全基準邦訳ワーキンググループで審議して作成したものである。

なお、本書の原本である SSR-2/1 の IAEA 出版物に記載されている、IAEA 加盟国リストと IAEA 出版物の注文先^{*}リストのページは、翻訳の対象から除外している。

(2) 翻訳用語について

- a) “Defence in Depth” 「深層防護」における”level of defence”は、本邦訳版では「防護階層」と訳した。
- b) “Internal event”及び”External event”は、本邦訳版では「内部事象」及び「外部事象」と訳した。
- c) “Internal hazard”及び”External hazard”は、本邦訳版では「内的危険要因」及び「外的危険要因」と訳した。

独立行政法人 原子力安全基盤機構

^{*} 英語版は、日本国内では下記の書店で入手できる。
Maruzen Company, Ltd., 13-6 Nihonbashi, 3 chome, Chuo-ku, Tokyo 103-0027
Telephon: +81 3 3275 8582 Fax : +81 3 3275 9072
Email: joumal@maruzen.co.jp Web site : <http://www.maruzen.co.jp>

IAEA（国際原子力機関）の安全関連出版物

IAEA 安全基準

IAEAは、その憲章第三条の規定によって、健康を守るため及び生命や財産に対する危険を最小限に抑えるために安全基準を策定または採択する権限、及び（IAEA自らの活動に対して）基準に適合する措置をとる権限が与えられている。

IAEAの安全基準となる出版物は、**IAEA安全基準シリーズ**として発行される。本シリーズは、原子力安全、放射線安全、輸送安全及び廃棄物安全に加えてこれらの安全全般（すなわち、安全に係るすべての分野）を対象としている。これらのシリーズは、**安全原則、安全要件及び安全指針**に分類されている。

IAEAの安全基準プログラムに関する情報は、以下のIAEAインターネットサイトで入手できる。

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

このサイトは、発行された安全基準や安全基準（案）の英語版文書を提供している。安全基準文書はアラビア語、中国語、フランス語、ロシア語及びスペイン語でも発行されており、IAEAの安全用語集及び策定中の安全基準の状況報告書も利用できる。さらに情報が必要な場合は、P.O. Box 100, A-1400 Vienna, AustriaのIAEAまで問い合わせ頂きたい。

IAEA安全基準のすべての使用者は、安全基準が使用者のニーズに継続して適していることを確実にするために、安全基準を使用した経験（国内規制、安全の評価及び訓練コースの基盤とした経験など）をIAEAに提供して頂きたい。情報の提供はIAEAインターネットサイト経由または上記宛への郵送、あるいはeメール（Official.Mail@iaea.org）を利用できる。

他の安全関連出版物

IAEAは適用するための基準を提供するとともに、IAEA憲章第三条及び第VIII.C条の規定によって平和利用の原子力活動に関する情報の交換及び促進を行っており、この目的のために加盟国間の仲介機関としての役割を果たしている。

原子力活動の安全と防護に関する報告書は、安全基準を維持するために使用できる具体的な事例と詳細な手法を提供する**安全レポート**として発行されている。

他の安全関連のIAEA出版物として、**放射線防護評価レポート**、国際原子力安全諮問グループの**INSAGレポート**、**技術レポート**及び**TECDOC（技術文書）**がある。また、IAEAは放射線事故に関するレポート、訓練マニュアル及び実務マニュアルや、その他の特別な安全に係る刊行物も出版している。

セキュリティ関連の刊行物は**IAEA核セキュリティシリーズ**として出版されている。

IAEA原子力エネルギーシリーズは、平和目的のための原子力エネルギーの研究並びに開発及び実際の適用を奨励し支援するための情報提供用の刊行物で構成されている。それは、原子力発電、核燃料サイクル、放射性廃棄物管理及び廃止措置の分野における、技術の状況及び進展に関する報告書及び指針、並びに経験、良好事例及び実施例に関する報告書及び指針を含んでいる。

IAEA安全基準シリーズ No. SSR-2/1

原子力発電所の安全：
設計

個別安全要件

国際原子力機関
ウィーン、2012年

著作権の告知

全ての IAEA の科学的、技術的出版物は、1952 年にベルンで採択され、1972 年パリで改訂された「万国著作権条約」の条項で保護されている。それ以来、著作権には電子的著作権や実質上の知的財産も含めるように、ジュネーブの「世界知的所有権機関」において拡張されてきた。IAEA 出版物もしくは電子媒体に含まれるテキストの全文もしくは一部を使用するには、許可を取得しなければならず、通常は著作権使用料の協定書に従わなければならない。非営利目的の複製、翻訳の提案は歓迎され、ケースバイケースで考慮される。問合せは以下の IAEA 出版部宛に送られたい。

Marketing and Sales Unit, Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
P.O. Box 100
1400 Vienna, Austria
fax: +43 1 2600 29302
tel.: +43 1 2600 22417
email: sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© IAEA, 2012

Printed by the IAEA in Austria
January 2012
STI/PUB/1534

IAEA Library Cataloguing in Publication Data

Safety of nuclear power plants: design : specific safety requirements. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2012.
p. ; 24 cm. — (IAEA safety standards series, ISSN 1020-525X ; no. SSR-2/1)
STI/PUB/1534
ISBN 978-92-0-121510-9
Includes bibliographical references.

1. Nuclear power plants — Design and construction — Safety measures.
2. Nuclear power plants — Management. 3. Nuclear power plants — Safety regulations. I. International Atomic Energy Agency. II. Series.

IAEAL

12-00719

序文

天野之弥 事務局長

IAEA憲章は、IAEAに「健康を保護し、並びに人命及び財産に対する危険を最小にするために安全上の基準を・・・設定し、又は採用する」権限を認めている。すなわち、この安全基準は、IAEAは自らの活動において使用しなければならない、また、加盟国は原子力と放射線の安全に対するその国の規制上の規定によって適用することができるものである。IAEAは、国際連合の権限のある機関及び関連専門機関と協議してこれを実施する。定期的な検討に基づく高い品質の一連の包括的な安全基準は、それらの適用におけるIAEAの援助と同様に、安定で持続的な世界的安全体制の重要な要素である。

IAEAは、1958年にその安全基準計画を開始した。品質、目的への適合及び継続的な改良にかけた努力は、IAEA安全基準の世界中での広範な使用に導いてきた。安全基準シリーズは今や、統合化された基本安全原則を持っており、それは、高レベルの防護と安全を構成しなければならないものに関する国際的な合意を表している。IAEAは、安全基準委員会の強力な支援を受けて、IAEA安全基準の世界的な受容と使用を促進するために活動している。

基準は、それらが実際の活動において適切に適用されているときにのみ効果的なものである。IAEAの安全に関する役務は、設計、立地及び工学上の安全、運転上の安全、放射線安全、放射性物質の安全輸送並びに放射性廃棄物の安全管理とともに、政府組織、規制事項及び組織の安全文化を包含している。これらの安全に関する役務は、安全基準の適用において加盟国を援助し、価値ある経験と知見を共有されることができるようになっている。

安全を規制することは国の責任であり、多くの加盟国がIAEA基準をその国の規制で使用するため採用することを決定してきた。様々な国際安全条約の締約国に対して、IAEA基準は、条約による義務の効果的な遂行を確実なものとする、整合性のある信頼できる手段を提供している。基準は、また、原子力発電並びに医療、産業、農業及び研究における原子力の適用において安全を増強するために、世界中の規制機関及び事業者によって適用されている。

安全は、安全だけで終わるものではなく、現在と将来において、全ての加盟国の人々及び環境の防護の目的に対して必須のものである。電離放射線に伴うリスクは、公正で持続的な発展に対する原子力エネルギーの寄与を不当に制限することなく、評価され管理されなければならない。政府、規制機関及び事業者は、あらゆるところで、核物質と放射線源が有益に、安全にそして倫理的に使用されることを確実なものとしなければならない。IAEA安全基準は、これを推し進めることを意図して作成されており、私は、全ての加盟国がそれを活用することを奨励する。

事務局による注記

IAEA安全基準は、電離放射線の危険な影響から人及び環境を防護するため、何が高い水準の安全を構成するかに関する国際的な合意を反映している。IAEA基準を策定、審議及び確立するプロセスは、IAEA事務局と全ての加盟国に関係しており、加盟国の多くは4つのIAEA個別安全基準委員会とIAEA安全基準委員会に代表を出している。

IAEA基準は、世界的な安全体制の不可欠な要素として、事務局、個別安全基準委員会及び安全基準委員会により、定期的に検討されている。事務局は、安全基準が使用者のニーズに継続して適っていることを確実にするために、IAEA基準の適用の経験における情報及び事象の追跡から得られた情報を収集している。現在の刊行物は、2010年までに蓄積された情報と経験を反映しており、それは基準に対する厳格な審議プロセスにかけている。

2011年3月11日の大きな災害をもたらした地震と津波によって引き起こされた日本における福島第一原子力発電所の事故を検討することから学ぶことのある教訓は、本IAEA安全基準が将来改訂され発行される時に、反映されることになる。

IAEA 安全基準

背景

放射線の放出は自然現象であり、また、自然に存在する放射線源は環境の持つ特性と言える。放射線及び放射性物質は、発電から医療、産業及び農業まで広い分野において広く有益に活用されている。作業者と公衆及び環境がこれらの活用から受けるとされる放射線リスクは評価され、必要に応じて管理されなければならない。

したがって、放射線の医療利用、原子力施設の運転、放射性物質の製造、輸送と使用、及び放射性廃棄物の管理のような活動は、安全基準に従わなければならない。

安全の規制はそれぞれの国の責任である。しかし、放射線リスクが国境を越えることもあることから、国際協力、すなわち、危険の管理、事故の防止、緊急時への対応及びそのすべての有害な影響の緩和のため、経験に関する情報の交換と能力の向上が、広く安全確保の推進、強化に役立っている。

各国は、真摯な実行と注意義務の責務を有し、自国及び国際間の約束及び責務を履行することが期待される。

国際安全基準は、環境保護に関するもののような国際法の一般原則に基づいて各国がその責務を果たすことを支援する。国際安全基準は、また、安全に係る信頼を高め、保証し、国際通商と貿易を促進する。

世界規模の原子力安全体制が設けられ、継続的に改善されている。IAEA安全基準は、拘束力のある国際文書及び国の安全基盤の実現を支援するものであり、この世界体制の基礎である。IAEA安全基準は、これらの国際条約の下で、締約国がその実績を評価する有用な手段を定めている。

IAEA安全基準

IAEA安全基準の位置付けはIAEA憲章に由来しており、憲章はIAEAに、国連の適格な機関及び関係のある専門機関と協議し、必要な場合は協力して、健康を守り生命と財産に対する危険を最小化するための安全に対する基準を制定し、あるいは採用すること及びそれらの適用のために提供する権限を与えている。

電離放射線の悪影響から人と環境を確実に守るため、IAEA安全基準は基本的な安全原則や安全要件及び手段を確立し、それらは、人の放射線被ばく及び環境への放射性物質の放出を管理し、原子炉の炉心、核連鎖反応、放射性線源またはその他の放射線源に関する制御の喪失に至ると思われる事象の可能性を制限し、万一それらが生じた場合その結果を緩和することを目的としている。また、この基準は、原子炉等施設及び放射線と放射線源の使用、放射性物質の輸送及び放射性廃棄物の管理を含む、放射線リスクをもたらす施設と活動に適用する。

安全対策とセキュリティ対策は¹、共に、人の生命と健康及び環境の防護を目標にしている。安全対策及びセキュリティ対策は、セキュリティ対策が安全を損なわないように、また、安全対策がセキュリティを損なわないように統合的な方法で計画され、実施されねばならない。

IAEA安全基準は、電離放射線の悪影響から人と環境を防護するための高水準の安全を定める事項についての国際的な合意を反映する。それらはIAEA安全基準シリーズの中で発行され、3種類に分類される。(図1を参照)

安全原則

安全原則は、基本的な安全の目的と、防護と安全の原則を示し、安全要件のための基礎を提示する。

安全要件

統合され一貫性のある安全要件シリーズは、現在と将来において人と環境の防護を確保するために満たされなければならない要件を制定する。要件は、安全原則の目的及び原則の下に定められている。これらの要件が満たされない場合には、安全の必要な水準を達成する、あるいは回復するための手段が講じられなければならない。要件の書式とスタイルは、調和の取れた方法で国の規制の枠組みを確立するため、使いやすくしている。要件は、番号付けされた「包括的」要件を含めて、「shall 文 (ねばならない)」として表現される。多くの要件は、ある一つの特定の当事者に対して向けられたものではなく、適切な当事者がそれら要件に適合することの責任を負うものである。

安全指針

安全指針は、安全要件を遵守する方法についての推奨や手引きを提示しており、また、推奨された手段 (又は等価な代替的手段) を取る必要があるという国際的合意を

¹ 原子力セキュリティシリーズも参照のこと

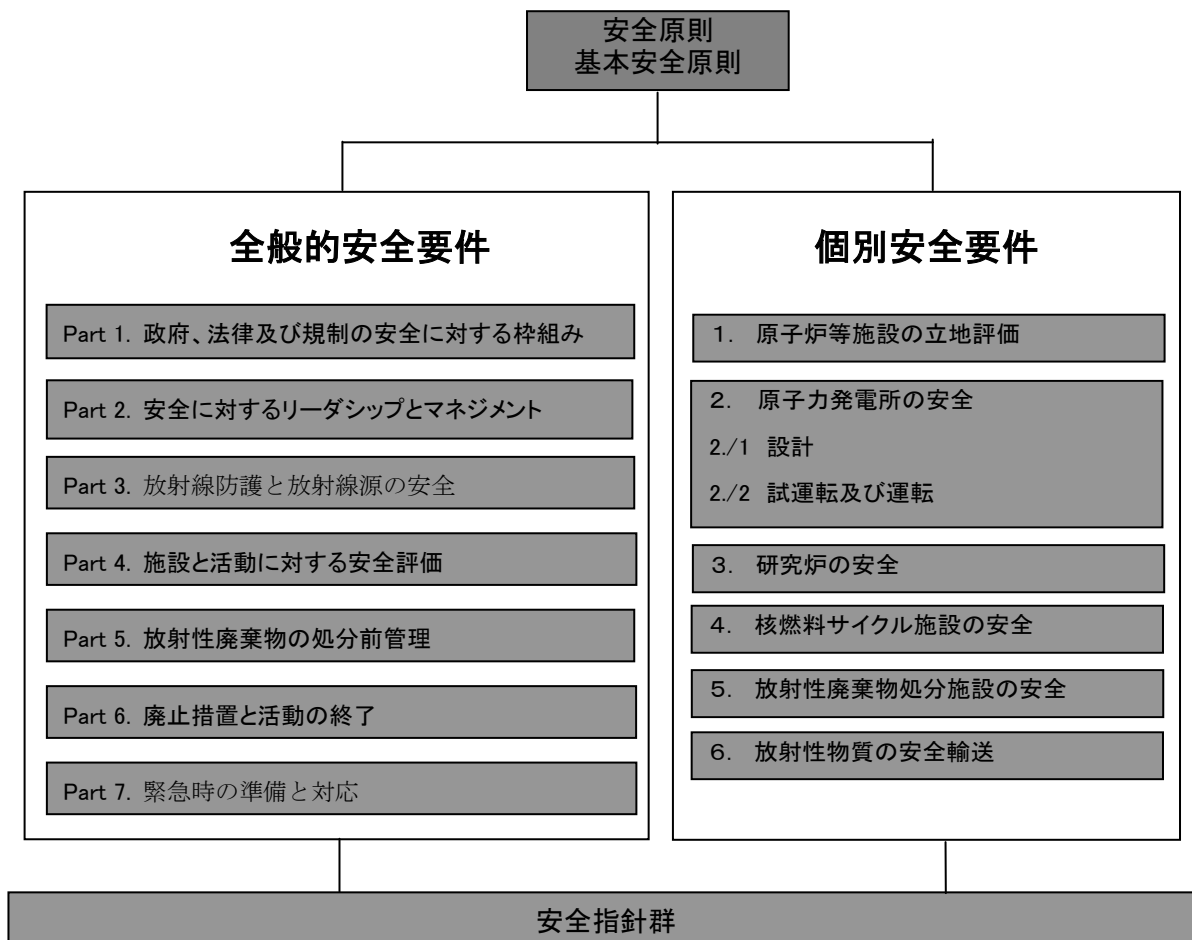


図1 IAEA 安全基準シリーズの長期的構成

示している。安全指針は国際的な良好事例を提示しており、また、さらに高水準の安全を達成するために努力する利用者を助けるための最良事例を反映する。安全指針の中で提示される推奨事項は「should文（すべきである）」として表現される。

IAEA 安全基準の適用

IAEA 加盟国における安全基準の主要な使用者は規制機関及び他の関連した国の機関である。IAEA 安全基準は、また、共同作業組織及び、原子力施設を設計、建設、運転する多くの組織、また、放射線及び放射線源を使用する組織で使用されている。

IAEA 安全基準は、平和目的のために使用されるすべての施設及び活動—既存及び新規—の全存続期間を通して適切に適用でき、また、既存の放射線リスクを減らすための防護活動に利用される。基準は、施設と活動に関して各国の規制における参考として、加盟国で使用されることができる。

IAEA 憲章は、安全基準を IAEA 自身の活動に関して IAEA を拘束するものとし、また IAEA によって支援される活動に係る加盟国をも拘束するものとしている。

IAEA 安全基準は、さらにすべての IAEA の安全レビューサービスの基礎を形成すると共に、教育カリキュラム及び訓練コースの開発を含めた能力構築の支援のために IAEA によって使用される。

国際条約は、IAEA 安全基準と同様な要件を含んでおり、その要件により締約当事者を拘束するものとしている。IAEA 安全基準は、国際条約、業界基準及び詳細な国の要件で補われて人と環境を防護する一貫した根拠を定める。国レベルで評価される必要のある複数の安全の特別な側面もまたある。例えば、IAEA 安全基準の多く、特に計画又は設計における安全面を扱うものは、主として新しい施設と活動への適用を意図している。IAEA 安全基準の中で確立された要件は、初期の基準で建造された幾つかの既存の施設では完全には満たされないことがある。IAEA 安全基準がそのような施設に適用される方法は個々の加盟国での決定事項である。

IAEA 安全基準の基礎をなす科学的考察は、安全に関する決定のための客観的な基礎を提供するが、意思決定者は、更に、その適用に応じた詳しい情報に基づいた判断を行わなければならない。措置あるいは活動の有益さと、それに付随する放射線リスク及びその措置により発生するその他の有害な影響に対してどのように最善に均衡を図るか決定しなければならない。

IAEA 安全基準の開発プロセス

安全基準の策定及び審議は、IAEA 事務局及び4つの個別安全基準委員会、すなわち、原子力安全(NUSSC)、放射線安全(RASSC)、放射性廃棄物安全(WASSC)及び放射性物質の安全輸送(TRANSSC)の分野に関する個別安全基準委員会、さらに IAEA 安全基準策定計画を監督する安全基準委員会(CSS)によって実施される。(図2を参照)

全ての IAEA 加盟国は個別安全基準委員会のために専門家を推薦することができ、基準案に対してコメントを提出することができる。安全基準委員会の委員は事務局長によって任命され、国内基準制定に責任を有する政府高官を含んでいる。

IAEA 安全基準を計画し、策定し、審議し、改訂し、確立するプロセスに対する管理システムが確立されてきた。それは、IAEA の権限、安全基準の将来の適用のための見解、政策及び戦略、並びに対応する機能や責任を、明確に述べるものである。

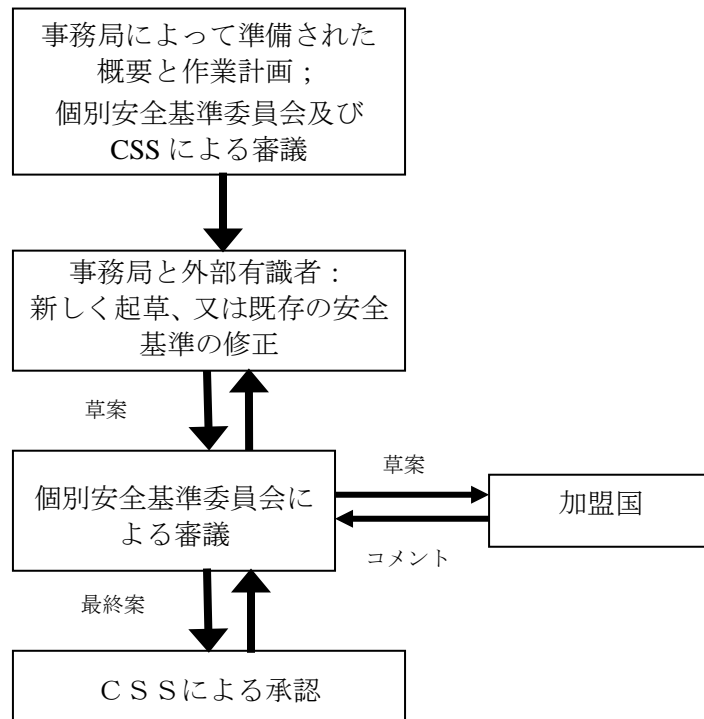


図2 新しい安全基準の策定又は既存のもの改訂プロセス

他の国際組織との関係

放射線の影響に関する国連科学委員会 (UNSCEAR) の新知見及び国際的専門家団体、特に国際放射線防護委員会 (ICRP) の勧告は、IAEA 安全基準を策定する際に考慮される。いくつかの安全基準は、国連食糧農業機関、国連環境計画、国際労働機関、OECD 原子力機関、全米保健機構及び世界保健機構を含む国連組織体系中の他の団体又は他の専門機関と協力して策定されている。

テキストの解釈

安全関連用語は、IAEA 安全用語集(参照 <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>) の定義により解釈されることになっている。そうでない場合、用語は Concise Oxford 辞書の最新版による綴りと意味による。安全指針については英語版文書が公式版である。

IAEA 安全基準シリーズの各基準の背景及び前後関係並びにその目的、範囲及び構成は、各刊行物の「第1章. はじめに」で説明される。

本文に適切な場所がない資料(例えば補足又は別資料であり、本文中の記述を支援するために含まれるもの、又は計算の手法、手順又は制限及び条件について記述するもの)は付属書又は添付資料の中で示されることもある。

付属書が含まれる場合、これは安全基準の不可欠な部分を形成すると考えられる。付属書の中の資料は本文と同じ位置付けであり、IAEA はその原作者となる。本文に対する添付資料及び脚注は、これが含まれていた場合、実際的な事例又は追加の情報もしくは説明を提示するために使用される。添付資料と脚注は本文の不可欠な部分ではない。IAEA によって発行された添付の資料は、必ずしもその原作物として発行されるものではなく、他の原作者の下にある資料が安全基準の添付資料で示されることもある。添付資料で提示される外来の資料は、一般的に有用であるように必要に応じて抜粋され、適応されている。

目次

1. はじめに.....	1
背景 (1.1-1.3).....	1
目的 (1.4-1.5).....	2
範囲 (1.6-1.8).....	2
構成 (1.9).....	3
2. 安全原則及び安全概念の適用 (2.1-2.5).....	3
放射線防護 (2.6-2.7).....	4
設計における安全 (2.8-2.11).....	5
深層防護概念 (2.12-2.14).....	6
運転期間を通しての発電所の設計の健全性の維持 (2.15-2.18).....	8
3. 設計における安全の管理.....	10
要件1：発電所設計における安全管理の責任 (3.1).....	10
要件2：発電所の設計に関するマネジメントシステム (3.2-3.4).....	10
要件3：発電所の運転期間にわたっての発電所設計の安全 (3.5-3.6).....	11
4. 主要な技術要件.....	12
要件4：基本的な安全機能 (4.1-4.2).....	12
要件5：放射線防護 (4.3-4.4).....	12
要件6：原子力発電所の設計 (4.5-4.8).....	13
要件7：深層防護の適用 (4.9-4.13).....	14
要件8：セキュリティ及び保障措置と安全との取り合い.....	15
要件9：実証された工学的手法 (4.14-4.16).....	15
要件10：安全評価 (4.17-4.18).....	16
要件11：建設に対する準備 (4.19).....	17
要件12：放射性廃棄物管理と廃止措置を容易にする仕組み (4.20).....	17

5. 全般的発電所設計.....	17
設計基準.....	17
要件 13：発電所状態の区分 (5. 1－5. 2)	17
要件 14：安全上重要な機器等の設計基準 (5. 3).....	18
要件 15：設計限度 (5. 4)	18
要件 16：想定起因事象 (5. 5－5. 15)	18
要件 17：内的危険要因及び外的危険要因 (5. 16－5. 22).....	20
要件 18：工学的設計規則 (5. 23)	22
要件 19：設計基準事故 (5. 24－5. 26)	22
要件 20：設計拡張状態 (5. 27－5. 32)	23
要件 21：安全系の物理的分離と独立性 (5. 33)	25
要件 22：安全重要度分類 (5. 34－5. 36)	25
要件 23：安全上重要な機器等の信頼性 (5. 37－5. 38).....	26
要件 24：共通原因故障	26
要件 25：単一故障基準 (5. 39－5. 40)	26
要件 26：フェイルセーフ設計 (5. 41)	27
要件 27：支援系 (5. 42－5. 43)	27
要件 28：安全運転のための運転上の制限及び条件 (5. 44).....	27
発電所の寿命を通しての安全運転のための設計.....	28
要件 29：安全上重要な機器等の校正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視 (5. 45－5. 47)	28
要件 30：安全上重要な機器等の認定 (5. 48－5. 50).....	29
要件 31：経年変化の管理 (5. 51－5. 52)	29
人的要因.....	30
要件 32：最適な運転員パフォーマンスのための設計 (5. 53－5. 62).....	30
その他の設計上の考慮.....	31
要件 33：原子力発電所内の複数号機間の安全系統の共用 (5. 63).....	31
要件 34：核分裂性物質又は放射性物質を含む系統.....	32

要件 35：熱と電気のコージェネレーション、熱生成又は淡水化に用いられる原子力発電所	32
要件 36：発電所からの退避経路（5.64－5.65）.....	32
要件 37：発電所の通信連絡システム（5.66－5.67）.....	32
要件 38：発電所への立入り管理（5.68）.....	33
要件 39：安全上重要な機器等に対する無許可の立入り又はこれらへの妨害の防止... 33	33
要件 40：安全上重要な系統間の有害な相互干渉の防止（5.69－5.70）.....	33
要件 41：電気送電網と発電所との相互作用.....	34
安全解析.....	34
要件 42：発電所設計における安全解析（5.71－5.76）.....	34
 6. 具体的な発電所系統の設計.....	 36
原子炉の炉心及び付帯された仕組み.....	36
要件 43：燃料要素及び燃料集合体の性能（6.1－6.3）.....	36
要件 44：原子炉の炉心の構造上の能力.....	36
要件 45：原子炉の炉心の制御（6.4－6.6）.....	37
要件 46：原子炉の停止（6.7－6.12）.....	37
原子炉冷却材系.....	38
要件 47：原子炉冷却材系の設計（6.13－6.16）.....	38
要件 48：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護.....	39
要件 49：原子炉冷却材の保有量.....	39
要件 50：原子炉冷却材の浄化（6.17）.....	39
要件 51：原子炉の炉心からの残留熱除去.....	39
要件 52：非常用炉心冷却（6.18－6.19）.....	40
要件 53：最終的な熱の逃し場への熱輸送.....	40
格納構築物と格納系.....	40
要件 54：原子炉の格納系.....	40
要件 55：格納容器からの放射性物質の放出の管理（6.20－6.21）.....	41

要件 56：格納容器の隔離 (6. 22－6. 24)	41
要件 57：格納容器への立入り (6. 25－6. 26)	42
要件 58：格納容器の状態の管理 (6. 27－6. 30)	42
計装制御系.....	43
要件 59：計装設備の準備 (6. 31)	43
要件 60：制御系	44
要件 61：保護系 (6. 32－6. 33)	44
要件 62：計装制御系の信頼性と試験可能性 (6. 34－6. 36).....	44
要件 63：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. 37).....	45
要件 64：保護系と制御系の分離 (6. 38)	46
要件 65：制御室 (6. 39－6. 40)	46
要件 66：補助制御室 (6. 41)	46
要件 67：緊急時対策所 (6. 42)	47
非常用電源供給.....	47
要件 68：非常用電源供給 (6. 43－6. 45)	47
支援系及び補助系.....	48
要件 69：支援系と補助系の性能	48
要件 70：熱輸送系 (6. 46)	48
要件 71：プロセスサンプリング系と事故後サンプリング系 (6. 47).....	49
要件 72：圧縮空気系	49
要件 73：空調系と換気系 (6. 48－6. 49)	49
要件 74：火災防護系 (6. 50－6. 54)	50
要件 75：照明系	50
要件 76：天井走行クレーン設備 (6. 55)	51
その他の動力変換系.....	51
要件 77：蒸気供給系、給水系及びタービン発電機 (6. 56－6. 58).....	51

放射性排出物及び放射性廃棄物の処理.....	52
要件 78：廃棄物の処理と管理のための系統（6.59－6.60）.....	52
要件 79：排出物の処理と管理のための系統（6.61－6.63）.....	52
燃料の取扱及び貯蔵系.....	53
要件 80：燃料の取扱及び貯蔵系（6.64－6.68）.....	53
放射線防護.....	54
要件 81：放射線防護に関する設計（6.69－6.76）.....	54
要件 82：放射線モニタリングの手段（6.77－6.84）.....	55
参考文献.....	57
用語の定義.....	59
基準案の作成と査読の協力者.....	61
IAEA 安全基準の是認のための機関.....	63

1. はじめに

背景

1.1. 本書は、2000年発行の安全要件刊行物「原子力発電所の安全：設計」（IAEA安全基準シリーズ NS-R-1）に代わるものである。これは、2006年発行の刊行物「基本安全原則」[1]を取り入れている。原子力安全に関する要件は、原子力発電所及び他の原子力施設で発生する電離放射線の有害な影響から作業員、公衆及び環境を防護するために、合理的に達成されうる最高水準の安全を確実なものとするを意図している。技術と科学的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十全性は、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り、この安全要件出版物は現状の共通認識を反映したものである。

1.2. 多くの既設の原子力発電所の設計は、新規原子力発電所の設計と同様に、多重故障を伴う複雑な事故シーケンスとシビアアクシデントの影響を緩和するための追加対策を含めるように強化されてきた。新しい能力を持つ補完的な系統及び設備が、シビアアクシデントの防止とその影響の緩和に役立っているために、多くの既設原子力発電所にバックフィットされている。シビアアクシデントの影響緩和に関する手引きは、大部分の既設の原子力発電所に具備されてきた。新規の原子力発電所の設計は、現状ではシビアアクシデントのシナリオとそのマネジメントに関する方針を明確に考慮している。加盟国の核物質計量及び管理体制に関連する要件及びセキュリティ関連の要件も、原子力発電所の設計で考慮されている。安全対策とセキュリティ対策の統合は、いずれかが他方を損なわないことを確実なものとする助けとなる。

1.3. 本安全要件文書にある全ての要件を既に運転中の又は建設中の原子力発電所に適用することは現実的でないことがある。さらに、規制当局によって既に承認された設計を変更することが実現可能でないこともある。そのような設計の安全解析については、例えばその発電所に対する定期安全レビューの一環として現行の基準に対して比較し、合理的に実行可能な安全の改善によって発電所の安全運転をさらに向上させることができるかどうか判断することが期待されている。

目的

1.4. 本書は、原子力発電所の構築物、系統及び機器に関する設計要件を定めているとともに、安全上重要な手順と組織上の措置に対する設計要件を定めている。この設計要件は、安全に運転するため、また、安全を損なう可能性のある事象を防止するため、又は、その事象が発生した場合にその影響を緩和するために満たされることが求められる。

1.5. 本書は、規制当局による使用ばかりでなく、原子力発電所の設計、製造、建設、改造、保守、運転及び廃止措置において、及び解析、検証、評価において、並びに技術支援の提供において、関係する組織が使用することを意図している。

範囲

1.6. 本書は、主として発電やその他の熱利用（地域暖房又は脱塩等）のために設計された水冷却型原子炉を有する陸上定置式原子力発電所に使用することが想定されている。また、本書は、その他の炉の型式に対して、その設計を行うときに考慮されなければならない要件を定めるために判断して適用されてもよい。

1.7. 本書は、次の事項を対象としていない。

- (a) 他の IAEA 安全要件文書類で具体的に扱っている要件（例えば参考文献[2]
- (b) 核セキュリティに関連する事項又は加盟国の核物質の計量及び管理の体制に関連する事項
- (c) 原子力発電所の安全にいかなる状況下においても影響を与える可能性がない通常の産業安全
- (d) 原子力発電所の運転から生じる放射線以外の影響

1.8. 本書の中の用語は、特段の説明がない限り、IAEA 安全用語集[3]で定義され又説明されている通りに解釈されることとする。（巻末の「用語の定義」を参照のこと）

構成

1.9. 本安全要件文書は、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との関係に従っている。第2章は、安全設計上の判断基準とともに、安全目的、安全原則及び原子力発電所に対して満足されなければならない安全機能要件を導くための根拠を形成する概念について詳しく説明している。第3章から6章は、適宜、追加要件を有する、番号付けした包括的要件（太字で表示）を定めている。第3章は、設計組織により設計プロセスにおいて安全を管理する上で満足されなければならない全般的な要件を定めている。第4章は、基本的な安全機能、深層防護の適用及び建設に関する対策の要件を含めて、安全に対する主要な技術設計上の判断基準に対する要件を定め、また、安全と核セキュリティ及び加盟国の核物質計量及び管理体制との間の取合いに対する要件、及び発電所から発生する放射線のリスクを合理的に達成可能な限り低く抑えることを確実なものとするための要件を定めている。第5章は、安全目的が満たされ安全原則が適用されていることを確実なものとするために、主要な技術設計上の判断基準に対する要件を補足する全般的な発電所設計に対する要件を定めている。全般的な発電所設計に対する要件は、安全上重要な機器等（構築物、系統及び機器）のすべてに適用する。第6章は、原子炉の炉心、原子炉冷却系、格納系及び計装制御系などの具体的な発電所の系統設計に対する要件を定めている。

2. 安全原則及び安全概念の適用

2.1. 「基本安全原則」[1]は、1つの基本安全目的及び10項目の安全原則を定めており、それらは、放射線リスクから人及び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の安全のための要件及び対策の根拠を提供している。

2.2. 放射線リスクを生じる施設の運転又は活動の実施に不合理な制限を与えることなく、基本安全目的が達成されなければならない、また10項目の安全原則が適用されなければならない。原子力発電所が合理的に達成可能な最高水準の安全を達成するように運転され、また、活動が実施されることを確実なものとするために、以下を達成する対策が取られなければならない(参考文献[1]の2.1項参照)。

- (a) 運転時の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) 原子力発電所における、原子炉の炉心、核連鎖反応、放射能線源、使用済核燃料、放射性廃棄物、又はその他すべての放射線発生源に対する制御の喪失に結びつく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でも、その影響を緩和すること

2.3. 基本安全目的は、計画立案、立地、設計、製造、建設、試運転及び運転、さらに廃止措置を含む、原子力発電所の存続期間のすべての段階に適用する。これには、付随する放射性物質の輸送並びに使用済核燃料及び放射性廃棄物の管理を含む。（参考文献[1]、2.2 項参照）

2.4. 「基本安全原則」（参考文献[1]、2.3 項）は、次のように記述している。「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ひとまとまりの物を構成している。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とされる。」

2.5. この安全要件文書は、これらの安全原則を適用する要件を定めており、この安全原則は原子力発電所の設計において特に重要である。

放射線防護

2.6. 安全原則を満足するには、原子力発電所のすべての運転状態においてまたすべての付随する活動について、その施設内での放射線被ばく又は施設からの計画的な放射性物質の放出に起因する放射線被ばくによる線量が、線量限度未満に、かつ、合理的に達成可能な限り低く維持されていることを確実なものとする必要があるとされる。さらに、いかなる事故が生じた場合でも、その事故による放射線の影響を緩和するための対策を実施することが要求される。

2.7. この安全原則を適用するために、すべての放射線発生源を厳格な技術的管理及び組織運営上の管理の下に置くように、原子力発電所が設計されまた運転されることも必要とされる。しかし、この原則は、制限された被ばく又は運転状態にある原子力発電所からの放射性物質等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能放出は、放射線防護要件とともに規制上及び運転上の限度に従って、厳格に管理され、かつ、合理的に達成可能な限り低く保たれることが要求される[4]。

設計における安全

2.8. 原子力発電所の設計で合理的に達成できる最高水準の安全を達成するために、国の容認基準及び安全目的と合致する以下の事項を果たすための対策が取られなければならない[1]。

- (a) 原子炉の炉心又はその他の放射線源の制御の喪失により生じる、有害な影響を伴う事故を防止し、また発生したいかなる事故の影響も緩和すること
- (b) 施設の設計で考慮したすべての事故について、いかなる放射線の影響も関連する制限値未満にし、また合理的に達成可能な限り低く保持することを確実なものとする
- (c) 重大な放射線の影響を伴う事故が発生する可能性が極めて低いこと、また、そのような事故による放射線の影響が実行可能な限り最大限に緩和されることを確実なものとする

2.9. 原子力発電所の設計で基本安全目的[1]が達成されていることを証明するために、その設計の総合的な安全評価[2]が実施されることが要求される。これは、すべての可能性のある放射線発生源を特定するためであり、また、その発電所の運転に起因して環境への考えられる影響とその施設における作業員及び公衆の構成員が受けると考えられる線量を評価するためである。安全評価は、次の事項を審査するために要求される。すなわち、(i) 発電所の通常運転状態、(ii) 予期される運転時の事象における発電所の挙動、(iii) 事故状態である。この解析に基づいて、想定起因事象及び事故に耐えるための設計上の能力が設定され、また、安全上重要な機器等の有効性が実証され、さらに緊急時計画のための情報（前提条件）が設定される。

2.10. すべての運転状態において、被ばくを合理的に達成可能な限り低い水準に抑えるための、また、放射線発生源に対する管理の喪失に至りうる事故の可能性を最小にするための対策が取られなければならない。それにもかかわらず、事故が起る可能性は残っている。事故による放射線の影響が緩和されることを確実なものとするための対策が取られなければならない。そのような対策として次のものがある。すなわち、事故が起った場合に被ばくを緩和するため、安全の仕組み及び安全系の準備、事業者によるアクシデントマネジメント手順の確立があり、また、おそらく、必要に応じて事業者による支援を受けての適切な当局による所外の介入措置の確立もある。

2.11. 原子力発電所の安全設計は、原子力事故又は放射線の事故時に人の生命及び健康並びに環境に対する影響を緩和するため実現可能な対策が取られなければならないという安全原則を適用する(参考文献[1]、原則9)。これは、高い放射線被ばく量又は放射能の放出をもたらす可能性のある発電所事象シーケンスは実質的に排除¹されなければならないということであり、発生頻度の高い発電所事象シーケンスは、放射線の影響の可能性が無いかほんの僅かだけでなければならないということである。本質的な目的は、放射線の影響を緩和するための所外の介入措置、これは権限を有する当局によって要求されるであろうが、この措置の必要性を限定するか又は技術的に排除されることである。

深層防護概念

2.12. 原子力発電所において事故を防止し、かつ、発生時の事故の影響を緩和する主要な手段は、深層防護の考え方を適用することである[1、5、6]。この概念は、安全に関連する活動のすべてに、すなわちその活動が組織に係るもの、行動に係るもの又は設計に係るものであっても、また、全出力、低出力又は様々な停止状態であっても、すべてに適用される。これは、安全に関連するすべての活動は、万一ある故障が発生しても、それが適切な対策により検知され、補正されるかあるいは是正されるように、独立した多層の備えを条件とすることを確実なものとするものである。深層防護の概念を設計と運転の全体にわたって適用することは、発電所内の設備の故障による事象、又は人間起因の事象を含め運転時に予想される事象及び事故に対して並びに発電所外に起因する事象の影響に対して、防護を用意することになる。

¹ ある状態が発生する可能性が実質的に排除されたとみなされるのは、そのような状態が生じることが物理的に不可能な場合又はそのような状態が極めて発生しにくいものであることが高いレベルの信頼度で考えられる場合である。

2.13. 深層防護の概念を原子力発電所の設計に適用することにより、人及び環境への放射線の有害な影響を防止し並びにその防止が失敗した場合には有害な影響の適切な防護及び影響の緩和を確実なものとするを目的とした複数の防護階層（固有の仕組み、設備及び手順）を備えることになる。異なる防護階層の各々が独立して効力を発揮することが発電所における深層防護の基本的な要素であり、これは一つの防護階層の故障が他の階層の故障をもたらすことがないようにする対策を組み入れることによって達成される。

- (1) 第1の防護階層の目的は、通常運転からの逸脱と安全上重要な機器等の故障を防止することである。この目的は、品質管理及び適切で実証された工学的手法に従って、発電所が健全でかつ保守的に立地、設計、建設、保守及び運転されるという要件を導き出す。これらの目標を満たすため、適切な設計規格と材料の選定、機器の製造と発電所の建設における品質管理、さらにその試運転に十分な注意が払われる。内的危険要因の可能性を低減する設計上の選択は、この防護階層での事故の防止に寄与する。設計、製造、建設及び供用中検査、保守及び試験に係わるプロセスと手順への注意、このような活動のための立入りの容易さへの注意、並びに発電所の運転の方法及び運転経験の利用方法への注意も払われる。このプロセスは、発電所の運転及び保守に対する要件と、運転行為及び保守行為に対する品質管理に対する要件を決定する詳細な分析により支えられる。
- (2) 第2の防護階層の目的は、発電所で運転時に予期される事象が事故状態に拡大するのを防止するために、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の処置が取られたにもかかわらず、原子力発電所の運転寿命中に発生する可能性があるという事実を認識したものである。この第2の防護階層では、設計で特定の系統と仕組みを備えること、それらの有効性を安全解析により確認すること、さらにそのような起因事象を防止するか、さもなければその影響を最小に留め、その発電所を安全な状態に戻す運転手順の確立を必要とする。

- (3) 第3の防護階層では、非常に可能性が低いことではあるが、ある予期される運転時の事象又は想定起因事象が拡大して前段の階層で制御できないこと、また、事故に進展しうるかもしれないことが想定される。発電所の設計では、そうした事故が生じるものと仮定する。その結果、原子炉の炉心への損傷又は重大な所外放出を防止し、さらに発電所を安全な状態に導くことができる、固有の及び／又は工学的な安全の仕組み、安全系及び手順が準備される要件に至る。
- (4) 第4の防護階層の目的は、深層防護の第3の防護階層が失敗した結果の事故の影響を緩和することにある。この階層の最も重要な目標は、閉じ込め機能を確実なものとして、放射性物質の放出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ところである。
- (5) 最後となる第5の防護階層の目的は、事故状態に起因して発生しうる放射性物質の放出による放射線の影響を緩和することである。これには、十分な装備を備えた緊急時管理センターの整備と、所内と所外の緊急事態の対応に対する緊急時計画と緊急時手順の整備が必要である。

2.14. 原子力発電所に対して深層防護を実施することに関連する側面は、所定の場所に放射性物質を閉じ込める際の物理的障壁の有効性に寄与する能動的、受動的及び固有の安全の仕組みの組み合わせと同様に、一連の物理的障壁の設計における対策である。必要となる障壁の数は、放射性核種の量と同位体成分で表した初期のソースターム、個々の障壁の有効性、起こりうる内的及び外的危険要因、並びに障壁が損傷した場合の影響の大きさに依存する。

運転期間を通しての発電所の設計の健全性の維持

2.15. 原子力発電所の設計、建設及び運転は、多数の組織間で分担されることがある。例えば建築技術者、原子炉とその補助設備の供給者、主要機器の供給者、電気系統の設計者及び発電所の安全上重要なその他の系統の供給者である。

2.16. 安全に対する主要な責任は、放射線リスクを生じる施設及び活動に責任を有する個人又は組織（すなわち、事業者）にある[1]。国際原子力安全グループ INSAG[7]は、事業者は発電所設計の健全性をその運転期間（すなわち、運転継続期間と廃止措置に入るまで）にわたって維持するための正式なプロセスを設定できることを示唆した。事業者内の正式に任命された主管組織がこのプロセスに対する責任をとることになる。

2.17. 実際には、原子力発電所の設計は、発電所の全ての仕様書（敷地の詳細事項を含め）がその調達と許認可のために作成されたとき、初めて完全なものになる。参考文献[7]では、設計プロセスに全面的な責任を有し、設計変更の承認及び必要な知識が確実に維持されていることに責任を負う、正式に任命された主管組織の必要性を強調している。参考文献[7]はまた、この正式に任命された主管組織が原子力発電所の各部の設計に対して個別の責任を割り当てることができる「設計責任者」の概念も紹介している。発電所の許可等を申請する前は、設計の責任は設計組織（例えば委託製造会社）にある。一旦発電所の許可等の申請がなされると、設計の詳細な知識は設計責任者にあるが、安全に対する主要な責任は申請者にあることになる。発電所が運転に入った時、安全解析報告書、設計マニュアル及びその他の設計文書など、詳細な知識の多くは事業者へ移管されるので、この関係は変化する。この知識の移管を容易に行うため、設計プロセスに全面的な責任を有する、正式に任命された主管組織の構成は初期の段階で確立されることになる。

2.18. 正式に任命された主管組織に適用される管理システムの要件は、設計責任者にも適用されることになる。しかし、発電所の設計の健全性を維持する全面的責任は、正式に任命された主管組織にあり、究極的には事業者にあることになる。

3. 設計における安全の管理

要件 1 : 発電所設計における安全管理の責任

原子力発電所の建設及び/又は運転の事業許可を求める申請者は、規制機関に提出した設計がすべての適用すべき安全要件を満たす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。

3.1. 原子力発電所の設計の安全にとって重要な活動に従事するすべての組織は、設計組織²を含めて、安全に関する事項に最高の優先順位が与えられることを確実なものとするに責任を負わなければならない。

要件 2 : 発電所の設計に関するマネジメントシステム³

設計組織は、発電所の設計に関して定められたすべての安全要件が設計プロセスのすべての局面で考慮され、実施されていること、また、これらの要件が最終設計で満たされていることを確実なものとするためのマネジメントシステムを確立し、実行しなければならない。

3.2. このマネジメントシステムは、原子力発電所全体の設計とともに、個々の構築物、系統及び機器の設計品質をすべての時点で確保するための方策を持たなければならない。これには、設計の欠陥を特定して是正する方法、設計の妥当性を確認する方法及び設計変更を管理する方法を含む。

3.3. 発電所の設計は、その変更、改造又は安全強化を含めて適切な工学的な規格と基準を要求する確立した手順に従っていないと認められなければならないし、また関連する要件と設計根拠を取り入れていないと認められなければならない。取合いが明確にされ、管理されなければならない。

3.4. 発電所の設計の適切性は、設計ツールと設計の入出力を含めて、当初の設計作業を行った者やグループとは別の者又はグループによって検証され、確認されなければならない。発電所設計の検証、妥当性確認及び承認は、設計と建設のプロセスにおいて、実行可能な限り早く、遅くともその発電所の運転開始前に完了されなければならない。

² 設計組織とは、建設される発電所の最終詳細設計の作成に責任を負う組織である。

³ マネジメントシステムに関する要件は参考文献[8]に定められている。

要件3：発電所の運転期間にわたっての発電所設計の安全

事業者は、発電所の運転期間にわたって、発電所設計の持続的な安全を確実なものとするための正式の体制を確立しなければならない。

3.5. 発電所設計の持続的な安全を確実なものとするための正式な体制には、事業者のマネジメントシステム内の、発電所設計の安全に責任を負う正式に任命された主管組織を含めていなければならない。発電所の特定の部分の設計について外部組織（設計責任者と呼ぶ）に委託された業務は、この体制の措置の中で考慮されなければならない。

3.6. 正式に任命された主管組織は、発電所の設計が、関連する国内の及び国際的な規格基準、法律及び規則に従った、安全性、信頼性及び品質に関する容認基準を満足していることを確実なものとしなければならない。以下の事項を確実なものとするために、一連の業務と任務が確立され、実施されなければならない。

- (a) 発電所設計は、目的に適ったもので、放射線リスクを合理的に達成可能な限り低くする事により防護と安全の最適化に対する要件に合致すること。
- (b) 設計検証、工学的な規格と基準及び要件の定義づけ、実証済みの工学的手法の使用、建設情報と経験を反映する方策、主要な技術文書の承認、安全評価の実施及び安全文化の維持などが、発電所設計の継続した安全性を確実なものとするための正式な体制に含まれていること。
- (c) 発電所の安全運転、保守（試験の適切な間隔を含む）及び改造に必要な設計についての知見が利用できること、事業者によってその知見が最新のものに維持されること、及び過去の運転経験と妥当性が確認された研究成果について十分に考慮されていること。
- (d) 設計要件の管理と構成管理が維持されていること。
- (e) 設計業務に従事する設計責任者及び供給者との必要な取り合いが確立し管理されること。

- (f) 必要な工学的専門知識と科学技術的知識が事業者内で維持されていること。
- (g) 発電所に関するすべての設計変更が審査され、検証され、文書化され及び承認されること。
- (h) 発電所の将来の廃止措置を実施しやすいようにするために適切な文書化が維持されること。

4. 主要な技術要件

要件4：基本的な安全機能

原子力発電所に対する次の基本的な安全機能の達成が、すべての発電所状態に対して確実なものとされなければならない。すなわち、(i) 反応度の制御、(ii) 原子炉と燃料貯蔵場所からの除熱、並びに(iii) 事故による放射性物質の放出の制限に加えて、放射性物質の閉じ込め、放射線遮へい及び計画的な放射性物質の放出の管理

4.1. 基本的な安全機能を達成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対して、また、すべての発電所状態において基本的な安全機能の達成に寄与し又は影響を与える固有の仕組みを特定することに対して、体系的な方法が取られなければならない。

4.2. 必要な安全機能が達成されることを確実なものとするために発電所の状況を監視する手段が設けられなければならない。

要件5：放射線防護⁴

原子力発電所の設計は、発電所の作業員及び公衆への放射線量が、線量限度を超えないこと、発電所の全存続期間の運転状態において合理的に達成可能な限り低く維持されること、また、事故状態及びその後において容認限度を下回りかつ合理的に達成可能な限り低くなることを、確実なものとするものであらねばならない。

⁴ 施設と活動に対する放射線防護及び放射線源の安全に係る要件は参考文献[9]に示されている。

4.3. 設計は、高い放射線量又は大量の放射性物質の放出に至る可能性のある発電所状態が実質的に排除されること(脚注1を参照)、また、発生する可能性がかなりある発電所状態に対して、放射線の影響の可能性がゼロか僅かなものにするのを確実なものとするものでなければならない。

4.4. 発電所状態の関連する区分に付随する放射線防護の容認限度が、規制要件に整合して定められなければならない。

要件6：原子力発電所の設計

原子力発電所の設計は、必要な信頼性をもって安全機能を果たすことができること、発電所が設計寿命の全期間を通して運転上の制限と条件内で安全に運転でき、安全に廃止措置ができること、また、環境への影響が最小にされるのを確実なものとするために、発電所及び安全上重要な機器等が適切な特性を有するものであることを確実なものとしなければならない。

4.5. 原子力発電所の設計は、適用可能な国内及び国際的な規格基準の他、事業者の安全要件、規制機関の要件及び関連する法令の要件がすべて満たされていること、また、人の能力及び限界について並びに人の行動に影響を与える可能性のある要因について、十分に考慮されていることが確実なものであらねばならない。発電所の安全な運転と保守を確実なものとするため、また、その後の発電所の改造ができるようにするため、設計についての十分な情報が提示されなければならない。発電所における管理要領と運転手順（すなわち、運転上の制限と条件）に組み込まれるために推奨される方法が提示されなければならない。

4.6. 設計は、他の原子力発電所の設計、建設及び運転で得られた利用可能な関連経験、並びに関連する研究プログラムの成果を十分に考慮しなければならない。

4.7. 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を十分に検討す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。

4.8. 設計は、適切な設計上の対策と運転行為及び廃止措置の行為によって、放射性廃棄物の発生と放出が、放射エネルギーと体積量の両方の観点で実行可能な限り最小に保たれることを確実なものとするものでなければならない。

要件 7 : 深層防護の適用

原子力発電所の設計は、深層防護を取り入れなければならない。深層防護の階層は、実行可能な限り独立したものでなければならない。

4.9. 深層防護の概念は、人と環境への有害な影響に至る可能性のある事故の影響を防止すること、また、防止ができない事象においては、人と環境の防護及び影響の緩和のために適切な対策が講じ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ように適用されなければならない。

4.10. 設計は、多重の防護階層が存在することが、一つの防護階層が欠けた状態で運転を続けることの根拠にはならないという事実を十分に配慮しなければならない。深層防護のすべての階層が常に利用できるようになっていなければならない。また、いかなる軽減も具体的な運転モードに対して正当化されなければならない。

4.11. 設計は、次のようであるべきではない。

- (a) 放射性物質の環境への放出に対する多重の物理的障壁を備えなければならない。
- (b) 保守的でない限り、また、建設は高品質なものであらねばならない。これは、故障及び通常運転からの逸脱を最小にすること、実行可能な限り事故が防止されること、及び発電所パラメータが僅かに逸脱してもクリフエッジ効果⁵に至ることはない、との保証を提供するためである。
- (c) 固有の仕組み及び工学的な仕組みによって、発電所の挙動を制御するようにしなければならない。これは、安全系の起動を必要とするような故障及び通常運転からの逸脱は、可能な範囲で、設計で最小化されるか排除されるようにするためである。
- (d) 安全系の自動起動により発電所の制御を補完するように備えなければならない。これは、発電所制御系の能力を上回る故障及び通常運転状態からの逸脱が、高水準の信頼度をもつ

⁵ 原子力発電所のクリフエッジ効果とは、発電所パラメータの僅かな逸脱に続いて、発電所のある状況から別の状況に突然移行し、その結果、わずかな入力の変動に反応して発電所の状態が突然大きく変化することによって引き起こされる極めて異常な発電所の挙動事例である。

て制御できるように、また、これらの故障又は通常運転状態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するためである。

- (e) 安全系の能力を上回る故障及び通常運転からの逸脱の進行を制御し、その影響を実行可能な限り制限するための系統、構築物及び機器並びに手順書を備えなければならない。
- (f) 個々の基本的な安全機能が実施されることを確実なものとするため多重の手段を備えなければならない。それにより障壁の有効性を確実なものとし、いかなる故障又は通常運転からの逸脱の影響も緩和する。

4.12. 深層防護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への脅威
- (b) 1つ又はそれ以上の障壁の故障
- (c) 1つの障壁が故障した結果生じる別の障壁の故障
- (d) 運転中及び保守中における過誤の有害な影響の可能性

4.13. 設計は、第1の防護階層で又は悪くても第2の防護階層で、原子力発電所の運転寿命中に生じ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拡大することを防止する能力があることを、実行可能な限り確実なものとするものでなければならない。

要件8：セキュリティ及び保障措置と安全との取り合い

原子力発電所における、安全対策、核セキュリティ対策及び核物質の計量・管理に対する加盟国の対処方策は、互いにそれぞれの機能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、実施されなければならない。

要件9：実証された工学的手法

原子力発電所におけ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基準に従って設計されなければならない。

4.14. 原子力発電所の安全上重要な機器等は、できる限り同様な用途でこれまでに実証された設計のものでなければならない。また、そうでない場合には、高品質であり認定されかつ試験された技術の機器等でなければならない。

4.15. 安全上重要な機器等の設計規則として使用される国内及び国際的な規格基準が明確化され、それらの適用性、妥当性及び有効性を判断するために評価されなければならない。また、その設計の品質が関連する安全機能に見合うことを確実なものとするため必要に応じて補足され、改訂されなければならない。

4.16. 実証されていない設計や仕組みが導入される場合、又は、確立された工学的手法から変更がある場合は、適切な裏付け支援の研究計画、具体的な容認基準に基づく性能試験又は他の関連する用途で得られた運転経験の精査により安全が実証されなければならない。また、新しい設計又は特性若しくは新しい仕組みも、供用に付される前に現実的に可能な限り試験されなければならない。また、発電所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。

要件 10：安全評価⁶

包括的な決定論的安全評価及び確率論的安全評価は原子力発電所の設計プロセスの全体において実行されなければならない。これは、発電所の設計に課せられたすべての安全要件が発電所の存続期間の全段階にわたって満たされていることを確実なものとし、また、引渡された時、建設完了時、運転時及び改造時に、設計が製造及び建設に対する要件を満たしていることを確認するためである。

4.17. 安全評価は、設計プロセスの初期段階で開始されなければならない。これは、設計作業と確認のための解析作業との間で繰り返し行われ、設計計画が進展するにつれてその範囲及び詳細さの程度が高められなければならない。

4.18. 安全評価の内容は、第三者の評価を容易にする形式の文書にされなければならない。

⁶ 施設と活動に対する安全評価に関する要件は参考文献[2]に定められている。

要件 11：建設に対する準備

原子力発電所の安全上重要な機器等は、設計仕様及び必要な安全の水準の達成を確実なものとする確立されたプロセスに従って、製造、建設、組立て、据付及び組上げされるように設計されなければならない。

4.19. 建設と運転に対する準備では、他の類似の発電所並びに付随する構築物、系統及び機器の建設で得られた関連する経験が十分に考慮されなければならない。他の関連産業における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とって適切なものであることが示されなければならない。

要件 12：放射性廃棄物管理と廃止措置を容易にする仕組み

放射性廃棄物管理並びに将来の発電所の廃止措置及び撤去を容易にする仕組みの組込みに対して、原子力発電所の設計段階で特別な配慮を払われなければならない。

4.20. 特に、設計は以下の十分な考慮が払われなければならない

- (a) 放射性廃棄物の量が実行可能な範囲で最小化され、また除染が容易であるように材料を選定すること
- (b) 必要となる接近可能性及び必要な取扱い方法
- (c) 運転で発生する放射性廃棄物の処理と貯蔵に必要な諸施設及び将来の発電所の廃止措置で発生する放射性廃棄物の管理に対する備え

5. 全般的発電所設計

設計基準

要件 13：発電所状態の区分

発電所の状態が同定されなければならない、また、主として原子力発電所における発生頻度に基づいて限られた区分数にグループ分けされなければならない。

5.1. 発電所状態は、一般的に次のものを対象としなければならない。

- (a) 通常運転
- (b) 発電所の運転寿命期間にわたって生じると予想される、予期される運転時の事象
- (c) 設計基準事故
- (d) 原子炉の炉心の著しい損傷事故を含む、設計拡張状態

5.2. 頻繁に生じる発電所状態では放射線の影響がないか又は僅かだけでなければならないように、重大な影響を生じ得る発電所状態が極めて低い発生頻度でなければならないように、判定基準は、発電所状態毎に対して定められなければならない。

要件 14：安全上重要な機器等の設計基準

安全上重要な機器等の設計基準は、原子力発電所の存続期間にわたって具体的な容認基準を満たすために、関連する運転状態、事故状態並びに内的危険要因及び外的危険要因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定めなければならない。

5.3. 安全上重要な個々の設備の設計基準は、体系的に根拠付けられ、文書化されなければならない。この文書作成は、事業者が発電所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。

要件 15：設計限度

原子力発電所にとって安全上重要な個々の設備について、重要な物理パラメータと整合の取れた設計限度一式が、すべての運転状態及び事故状態に対して特定されなければならない。

5.4. 設計限度は特定されなければならないが、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基準及び規格と整合の取れたものであらねばならない。

要件 16：想定起因事象

原子力発電所の設計は、重大な影響を与える可能性のある全ての予見しうる事象及び有意な発生頻度を有する予見しうる全ての事象が設計において予期され、考慮されるような、一群の包括的な想定起因事象を明確にすることに対して、体系的な方法を適用しなければならない。

5.5. 想定起因事象は、工学的判断並びに決定論的評価及び確率論的評価の組み合わせに基づいて特定されなければならない。決定論的安全解析及び確率論的安全解析を使用する範囲の正当性が、全ての予見しうる事象が考慮されていることを示すために提示されなければならない。

5.6. 想定起因事象は、全出力状態、低出力状態又は停止状態にかかわらず、運転過誤並びに内的危険要因及び外的危険要因から起きる可能性のある故障に加え、発電所の構築物、系統及び機器の全ての予見しうる故障を含まなければならない。

5.7. 発電所における想定起因事象の解析は、要求される安全機能が果たされ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保護対策を確立するため、に行われなければならない。

5.8. どの想定起因事象においても発電所の期待される挙動は、次の優先度順に、以下の状態が達成されるようなものであらねばならない。

- (1) 想定起因事象は、発電所の固有の特性により、安全上の重大な影響をもたらすことはないか、又は、安全な発電所状態への変化のみをもたらす。
- (2) 想定起因事象に引き続き、静的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連続的に運転する系統の作動により、発電所が安全な状態に戻される。
- (3) 想定起因事象に引き続き、その事象に対応して運転することが求められる安全系の起動により、発電所が安全な状態に戻される。
- (4) 想定起因事象に引き続き、その後の定められた手順により発電所が安全な状態に戻される。

5.9. 発電所の全体的な安全評価と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ために使用される想定起因事象は、境界となるケースを特定し、かつ安全上重要な機器等に対する設計根拠と運転限界を与えるいくつかの数の代表的な事象シーケンスにグループ分けされなければならない。

5.10. 一連の包括的な想定起因事象に応じて特定された、ある起因事象を設計から除外するには技術的に裏付けされた正当性が提示されなければならない。

5.11. 想定起因事象に対応して即座に確実な措置が必要な場合には、さらに厳しい発電所状態への進展を防ぐために、安全系の必要な起動のための自動安全作動の設計において対策がなされなければならない。

5.12. 想定起因事象に対して即座の対応措置が必要ない場合には、系統の手動起動又はその他の運転員による措置に依存することが許される。そのような場合には、異常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いものでなければならず、また、そのような措置の遂行を確実なものとするため適切な手順（管理上、運転上及び緊急時の手順のような）が規定されていなければならない。設備の誤操作又は必要な回復手順の誤診断により、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。

5.13. 想定起因事象発生後の発電所の状態を診断し、また、時宜を得て適切な方法で発電所を安定した長期停止状態にするために必要となる運転員操作は、発電所の状態の監視に適した計装設備及び設備の手動操作に適した制御を備えることによって、容易にされなければならない。

5.14. 設計は、発電所全体の制御を維持するため及び制御喪失時のあらゆる悪影響を緩和するための手段を講じるために必要な設備と手順の必要な対策を明確にしなければならない。

5.15 手動対応及び復旧手順において取られる措置に必要なすべての設備は、必要な時に確実に使用できることを確実なものとし、予期される環境条件下でそれに安全に接近できるように、最適な場所に設置されなければならない。

要件 17：内的危険要因及び外的危険要因

全ての予見しうる内的危険要因及び外的危険要因が、原子力発電所の安全に直接的に又は間接的に影響を与える可能性のある人為事象を含めて、明確にされなければならない。また、それらの影響が評価されなければならない。危険要因は、想定起因事象の決定及び発電所の安全上重要な関連機器等の設計に使用する発生荷重の決定に対して考慮されなければならない。

内的危険要因

5.16. 設計は、火災、爆発、溢水、飛来物の発生、構築物の崩壊や落下物、配管のむち打ち、流体ジェットの影響、及び故障した系統又は敷地内の他の施設からの流体の流出といった、内的危険要因を十分に考慮しなければならない。安全が損なわれないことを確実なものとするため防止と緩和に対する適切な仕組みが設けられなければならない。

外的危険要因⁷

5.17. 設計は、サイト評価プロセスで同定されている自然及び人為の外部事象（すなわち発電所の外に起源をもつ事象）を十分に考慮に入れなければならない。自然の外部事象が、気象事象、水理事象、地質学的事象及び地震事象を含め、扱われなければならない。近くの産業施設及び輸送路に起因する人為の外部事象が扱われなければならない。短期的には、発電所の安全が、電力供給及び消防隊のような所外サービスの利用可能性に依存していることは許容されない。設計は、所外サービスが利用可能となるのに必要な最大の遅延時間を決定するために、サイト特有の条件について十分に考慮しなければならない。

5.18. 安全上重要な機器等は、他の安全上の要件事項と整合をとって、外部事象の発生確率とそれらをもたらす可能性のある有害な影響を最小にするよう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。

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

5.20. 設計は、安全上重要な機器等が設計で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であらねばならない。そうでない場合は、発電所を保護するため、また、要求される安全機能が発揮されることを確実なものとするために、静的な障壁のような他の仕組みが設けられなければならない。

⁷ 原子炉等施設のサイト評価に関する要件は、参考文献[10]に定められている。

5.21. 発電所の耐震設計は、地震事象に対する防護のため及び、クリフエッジ効果（脚注 5 を参照）の回避のために十分な安全余裕を備えていなければならない。

5.22. 複数の原子炉のある発電所サイトに対して、設計は、特定の危険要因が敷地内の複数の発電所に同時に影響を与える可能性を十分に考慮しなければならない。

要件 18：工学的設計規則

原子力発電所の安全上重要な機器等に対する工学的設計規則は原子力技術との関連を十分に考慮して指定されなければならない、また、関連する国内又は国際的な規格基準及び実証された工学的慣行に適合していなければならない。

5.23. 原子力発電所の設計は、すべての運転状態及びすべての事故状態に対して基本となる的安全機能が達成されることを確実なものとするために、頑健な設計を確保する手法が適用されなければならない、また、実証された工学的慣行が厳守されなければならない。

要件 19：設計基準事故

設計において考慮されるべき一式の事故状態は、原子力発電所が放射線防護の容認限度を超えることなく耐える境界条件を設定する目的のために、想定起因事象から導かれなければならない。

5.24. 設計基準事故は、発電所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、設計基準事故の状態を制御するのに必要な安全系及び他の安全上重要な機器等に対して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。

5.25. 設計は、設計基準事故の状態に対して発電所主要パラメータが定められた設計限度を上回らないようであらねばならない。主たる目的は、発電所内又は発電所外に放射性物質による影響をもたらさないか又はほんのわずかの影響であり、所外でのいかなる介入措置も必要としないように、すべての設計基準事故を管理することであらねばならない。

5.26. 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。この手法は、安全系における一定の故障を想定すること、設計上の判断基準を定めること並びに解析で保守的な仮定、モデル及び入力パラメータを使用することを含んでいる。

要件 20 : 設計拡張状態

設計基準事故より厳しい事故又は追加の故障を伴う事故のいずれかに対して、許容できない放射線影響を生じることなく発電所が耐える能力を増強することによって、原子力発電所の安全性を一層向上させるために、工学的判断、決定論的評価及び確率論的評価に基づいて一群の設計拡張状態が導出されなければならない。これらの設計拡張状態は、設計で取り扱われるべき追加的な事故シナリオを特定するために、また、そのような事故の発生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緩和のための実行可能な対策を計画するために用いられなければならない。

5.27. 発電所の設計拡張状態の解析が実施されなければならない⁸。設計拡張状態を検討することの技術的な主要な目的は、合理的に実行可能な限り、発電所の設計が設計基準事故状態と見なされない事故の状態を防ぐように、又は、その影響を緩和するようにしていることの保証を提供することである。これは、設計拡張状態に対する追加の安全の仕組み又は格納容器の健全性を維持するための安全系の能力の拡張を要求することもある。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、格納容器内に相当量の放射性物質（原子炉の炉心の重大な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。発電所は、重大な放射性物質の放出が実質的に排除される（脚注 1 を参照）結果をもって、発電所が管理された状態に移行されることができ、また、格納容器機能が維持されうるように、設計されなければならない。格納容器の機能性を確実なものとする対策の有効性は、最適評価手法に基づいて解析されうる。

5.28. 設計拡張状態は、安全設備に対する設計基準を、また、そうした状態の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安全の仕組み及びその他のすべての安全上重要な機器等の設計に対して、設計基準を定義するために用いられなければならない。

⁸ これは、最適評価手法により実施してもよい。（より厳格な手法が国の要件に従って使用される場合もある）。

5.29. 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の使用に対して設計される仕組み又はそうした事象を防止若しくは緩和できる⁹仕組みを特定することを含んでいなければならない。これらの仕組みは以下のものであらねばならない：

- (a) 実行可能な範囲において、より頻繁に発生する事故で使用される仕組みとは独立していること
- (b) 適宜、シビアアクシデントにある設計拡張状態を含め、設計拡張状態に伴う環境条件の中で実行することができること
- (c) 達成することを要求される機能に見合った信頼性を持つこと

5.30. 特に、格納容器とその安全の仕組みは、とりわけ原子炉の炉心の溶融を含む厳しいシナリオに耐えることができなければならない。これらのシナリオは、工学的判断及び確率論的安全評価からの入力を使用して選定されなければならない。

5.31. 設計は、重大な放射性物質の放出に至ることがある設計拡張状態が実質的に排除されるようであらねばならない（脚注1参照）。そうでない場合には、実質的に排除できない拡張設計状態に対して、地域と時間の面で限定された範囲の防護対策だけが公衆の防護のために必要であらねばならず、また、これらの対策を実施するために十分な時間が使用可能であるようにされなければならない。

事象と故障の組合せ

5.32. 工学的判断、決定論的安全評価及び確率論的安全評価の結果が、事象の組合せが予期される運転時の事象又は事故状態に至る可能性があることを明示している場合には、主に事象の組合せの発生可能性に応じて、そのような事象の組合せが、設計基準事故であるとして考慮されるか又は設計拡張設計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として起きることがある。こうした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なされなければならない。

⁹ 発電所を安全な状態へ回復させるため又は事故の影響を緩和するために、発電所の全面的な設計上の能力及び追加の系統の一時的活用を考慮してもよい。

要件 21：安全系の物理的分離と独立性

安全系間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。

5.33. 安全系の設備（ケーブル及びケーブルトレイを含む）は、発電所内で安全系の各々の多重的要素について容易に識別できるものでなければならない。

要件 22：安全重要度分類

すべての安全上重要な機器等は特定されなければならない、また、それらの機能とそれらの安全上の重要度に基づいて分類されなければならない。

5.34. 安全上重要な機器等の安全上の重要度分類の分類方法は、以下の因子に十分に配慮をして、主として決定論的手法に基づいて、必要な場合は確率論的手法で補完して行われなければならない。

- (a) 設備によって果たされるべき安全機能
- (b) 安全機能を果たせなかったときの影響
- (c) 安全機能を果たすために設備が起動される頻度
- (d) 想定起因事象が発生してから安全機能を果たすために設備が起動される時間又は安全機能を果たすために設備が起動される期間

5.35. 設計は、安全上重要な機器等同士の間でいかなる干渉も防止されること、及び、特に、低い安全クラスの系統における安全上重要な機器等のいかなる故障も、より高い安全クラスの系統に伝播しないことを確実なものとしなければならない。

5.36. 複数の機能を果たす設備は、その設備によって果たされる最も重要な機能と整合する安全クラスに分類されなければならない。

要件 23 : 安全上重要な機器等の信頼性

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相応していなければならない。

5.37. 安全上重要な機器等の設計は、十分な信頼性と有効性をもって、機器等の設計基準で規定されたすべての条件に耐えられるように、設備が認定、調達、設置、試運転、運転及び保守されることのできることを確実なものとするものであらねばならない。

5.38. 設備の選定に際しては、誤動作及び非安全側の故障モード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、予想できしかも顕在化した故障モードを呈し、設計によって修理や交換が容易になる設備に、優先度が与えられなければならない。

要件 24 : 共通原因故障

設備の設計は、多様性、多重性、物理的分離及び機能の独立性の概念が、必要とされる信頼性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、安全上重要な機器等の共通原因故障の可能性について十分に考慮しなければならない。

要件 25 : 単一故障基準

単一故障基準は、発電所の設計に取り入れられた安全グループ毎に適用されなければならない¹⁰。

5.39. ある安全設備グループ又は安全系に（単一故障の）概念を適用する場合、誤操作は、一つでの故障モードであると見なされなければならない。

5.40. 当該機器の故障が極めて低頻度である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、単一故障解析で高い信頼度レベルで正当化されない限り、設計は静的機器の故障を十分に考慮に入れなければならない。

¹⁰ 単一故障は、ある系統又は機器がその意図された安全機能を果たす能力の喪失をもたらす故障及びそれに起因するあらゆる付随的に生じる故障のことである。単一故障基準は、いかなる単一故障の存在下でもその系統業務を実行する能力があらねばならないような系統に適用される基準（又は要件）である。

要件 26：フェイルセーフ設計

フェイルセーフ設計概念は、適宜、安全上重要な系統及び機器の設計に取り込まれなければならない。

5.41. 安全上重要な系統や機器は、その故障又は支援の仕組みの故障が意図した安全機能の遂行を妨げないように、適宜、フェイルセーフ挙動について設計されなければならない。

要件 27：支援系

安全上重要な系統の一部を構成する設備の操作性を保証する支援系は、それ相応に分類されなければならない。

5.42. 支援系の信頼性、多重性、多様性及び独立性並びにその系統の隔離及び機能上の能力の試験のための仕組みを設けることは、支援される系統の安全上の重要度に見合ったものでなければならない。

5.43. 支援系の故障が、安全系又は多様な安全機能を満たす系統の多重性をなす部分に同時に影響を与え、かつ、安全機能を満たすそれらの系統の能力を損なうことは、許されないものでなければならない。

要件 28：安全運転のための運転上の制限及び条件

設計は、原子力発電所の安全運転のための一連の運転上の制限及び条件を定めなければならない。

5.44. この要件並びに原子力発電所の設計で定められた運転上の制限及び条件は、次の事項を含まなければならない（参考文献[4]の要件6）。

- (a) 安全制限値
- (b) 安全系に関する制限の設定
- (c) 運転状態における運転上の制限と条件
- (d) プロセス変量及びその他の重要なパラメータに関する制御系の制約と手順上の制約
- (e) 発電所のサーベイランス、保守、試験及び検査に関する要件。これは、放射線のリスクを合理的に達成可能な限り低く保つことによる最適化の要件を遵守するために、構築物、系

統及び機器が設計で意図したとおりに機能することを確実なものとするためのものである。

(f) 安全系又は安全関連系が利用できない場合の運転上の制約事項を含めた、特定された運転上の設備構成

(g) 運転上の制限と条件から逸脱したとき取る措置の完了時間を含めた措置説明書

発電所の寿命を通しての安全運転のための設計

要件 29：安全上重要な機器等の校正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視

原子力発電所における安全上重要な機器等は、設計基準で規定されたすべての状態において、それらの機能を果たす能力を確実なものとし、それらの健全性を維持するために要求されたように、校正、試験、保守、修理又は交換、検査及び監視されるべく設計されなければならない。

5.45. 発電所の配置は、校正、試験、保守、修理又は交換、検査及び監視の作業が容易であり、また、関連の国内及び国際的な規格基準に従って実施されるようであらねばならない。こうした作業は、果たされるべき安全機能の重要度に見合ったものでなければならず、また、作業員が過度の被ばくを受けることなく実施されなければならない。

5.46. 安全上重要な機器等が出力運転中に校正、試験又は保守されるように計画されている場合には、それぞれの系統は、安全機能の実施信頼度において有意な低下を招くことなくその作業を実行するように設計されなければならない。停止期間中での安全上重要な機器等の校正、試験、保守、修理、交換又は検査に対する方策は、こうした作業が安全機能の遂行の信頼度の面で有意な低下を招くことなく実施され得るように、設計に含められなければならない。

5.47. 安全上重要な機器等が、必要な範囲で試験、検査又は監視することができるように設計されない場合は、次の対応を組み込んだ確固たる技術的な正当性が提示されなければならない。

(a) 該当の機器等のサーベイランス試験のような他の実証済みの代替方法、及び／又は間接的方法又は検証され妥当とされる解析手法の利用が指定されなければならない。

(b) 予期しないが起こりうる故障を補償するために、保守的な安全余裕が適用されるか又は他の適切な予防措置が取られなければならない。

要件 30 : 安全上重要な機器等の認定

原子力発電所の安全上重要な機器等が、設計寿命を通して、必要なときに及び代表的な環境条件下で、意図した機能を果たすことができることを検証するために、保守及び試験期間中の発電所状態を十分に考慮して、それらの機器等の認定プログラムが実行されなければならない。

5.48. 原子力発電所の安全上重要な機器等の認定プログラムにおいて考慮すべき環境条件は、発電所設計基準で想定される周囲の環境条件の変動を含めなければならない。

5.49. 安全上重要な機器等の認定プログラムは、安全上重要な機器等の設定供用寿命を通して環境因子（振動、照射、湿度又は温度の条件等）に起因する経年効果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の外部事象にさらされ、また、そのような事象の発生時又は発生後に安全機能を果たすことを要求される場合は、認定プログラムは、試験もしくは解析又はこれらを組み合わせのいずれかにより、自然事象が安全上重要な機器等に課す条件を可能な限り現実的に模擬しなければならない。

5.50. 認定プログラムは、合理的に予期される環境条件及び格納容器漏えい率の定期試験のような特定の運転状態において生じる環境条件のいかなるものも、すべて含まれなければならない。

要件 31 : 経年変化の管理

原子力発電所において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。安全上重要な機器等が設計寿命を通して必要な安全機能を果たす能力を確実なものとするために、経年変化、中性子脆化及び摩耗のメカニズム並びに潜在的な経年変化による劣化の可能性を十分に考慮し、設計では適切な安全余裕が与えられなければならない。

5.51. 原子力発電所の設計は、試験、保守、保守停止時、想定起因事象の発生時の発電所状態及び発生後の発電所状態を含めて、機器が保証されるべきすべての運転状態において経年変化及び摩耗の影響を十分に考慮しなければならない。

5.52. 設計段階で予測される経年変化のメカニズムを評価するために、また、発電所の予期しない挙動又は供用中に生じることがある劣化の識別を支援するために、監視、試験、試料採取及び検査のための措置が講じられなければならない。

人的要因

要件 32：最適な運転員パフォーマンスのための設計

人的要因に関する体系的な検討は、ヒューマンマシンインタフェースを含めて、原子力発電所に対する設計プロセスの初期の段階で実施されなければならない、また、設計の全プロセスを通して継続されなければならない。

5.53 原子力発電所の設計は、発電所を安全な状態にもって行くのに必要なすべての同時操作を実施するのに必要とされる運転要員の最少人数を指定しなければならない。

5.54. 類似の発電所の運転経験を積んだ運転要員は、現実的に可能な限り、設計プロセスのできるだけ早期に将来の設備の運転や保守に配慮がなされることを確実なものとするため、設計組織が指揮をとる設計プロセスに積極的に組み込まなければならない。

5.55. 運転要員が自らの責任を達成し、また、その業務で成果が出るのを支援するように設計されなければならない、また、運転上の誤操作の安全に対する影響を制限するように設計されなければならない。設計プロセスは、運転要員と発電所との間の相互作用を容易にするために、発電所の配置及び設備の配置並びに保守及び検査の手順を含む手順類に注意を払われなければならない。

5.56. ヒューマンマシンインタフェースは、判断や行動に必要な時間に応じて、運転員に包括的であるが容易に扱いやすい情報を提供できるように設計されなければならない。運転員が行動する意思決定をするために必要な情報は、平易にかつ曖昧さのないように提示されなければならない。

5.57. 運転員には、次の事項のために必要な情報が提供されなければならない。

- (a) 発電所のいかなる運転状態においても全般的な状態を評価するため
- (b) 発電所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（運転上の制限と条件）内で発電所を運転するため

(c) 安全系を起動するための安全動作が、必要な時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機能していることを確認するため

(d) 指定された安全動作の手動開始の必要性及び時間を決定するため

5.58. 設計は、運転員が操作のために利用できる時間、予想される状態及び運転員にかけられる心理的圧力を十分に考慮し、運転員操作が首尾よくできるようでなければならない。

5.59. 運転員が短時間の間に介入する必要性は最小限に留められなければならない。また、運転員が行動を意思決定するための十分な時間及び行動するための十分な時間を持っていることが実証されなければならない。

5.60. 発電所に影響を与えるような事象の発生後、制御室内又は補助制御室内及び補助制御室への立入り通路の上の場所における環境条件によって運転要員の防護と安全を損なわないことを確実なものとするよう設計されなければならない。

5.61. 運転要員の作業場所と作業環境の設計は、人間工学の概念に従っていなければならない。

5.62. 運転員による必要な操作が特定され、適正に実施されるうことを確認するために、シミュレータの利用を含めて人的要因に関連する仕組みの検証と妥当性確認は、適切な段階で計画されていなければならない。

その他の設計上の考慮

要件 33：原子力発電所内の複数号機間の安全系統の共用

複数号機間での安全系の共用は、安全の向上に寄与しない限り、共用されてはならない。

5.63. 安全系支援の仕組みと安全関連機器等は、原子力発電所内のいくつかの号機間で共用することが安全に寄与する場合、それは許可されなければならない。そのような共用が、発電所内のどの号機においても事故の発生の可能性又は事故の影響のいずれかを増大する場合には、許可されてはならない。

要件 34：核分裂性物質又は放射性物質を含む系統

核分裂性物質又は放射性物質を収納することのある原子力発電所のすべての系統は、以下のよう
に設計されなければならない。すなわち、環境への制御されない放射性物質の放出に結びつきう
る事象の発生を防ぐこと、偶発的な臨界及び過熱を防ぐこと、放射性物質の放出が通常運転時に
おいては排出許可限度以下に及び事故状態においては容認限度以下に、かつ、合理的に達成可能
な限り低く保たれていることを確実なものとする、並びに、事故による放射線の影響の緩和
を促進することである。

要件 35：熱と電気のコジェネレーション、熱生成又は淡水化に用いられる原子力発電所

熱生成施設（例えば地域暖房）及び／又は淡水化施設と一体の原子力発電所は、通常運転時の状
態及び事故状態において放射性核種を原子力発電所から淡水化施設又は地域暖房施設に移動する
プロセスを防止するように設計されなければならない。

要件 36：発電所からの退避経路

原子力発電所は、退避経路の安全な使用に不可欠な信頼性のある非常用照明、換気及びその他の
設備を有し、明確で耐久性のある表示で示された、十分な数の避難経路が設けられなければなら
ない。

5.64. 原子力発電所からの避難経路は、放射線の管理区域の区分及び火災防護に係わる国内及び国
際的な要件並びに産業安全及び発電所のセキュリティに係わる国内要件に適合していなければなら
ない。

5.65. 設計で考慮されている内部事象もしくは外部事象又はその組合せ事象の発生後に、作業場所
及びその他の人のいる区域からの、少なくとも 1 つの退避経路が使用可能でなければならない。

要件 37：発電所の通信連絡システム

あらゆる通常運転モードで安全運転ができるようにするために、また、すべての想定起因事象の
後及び事故状態においても利用することができるために、原子力発電所全体にわたる効果的な通
信連絡設備が設けられなければならない。

5.66. 運転状態及び事故状態において、原子力発電所内及び敷地内にいるすべての人が警告及び指示を与えられるように、適切な警報系及び通信連絡手段が設けられなければならない。

5.67. 原子力発電所内及び隣接地域内の安全のため並びに所外の関係機関との連絡のために必要な、適切で多様性のある連絡手段が設けられなければならない。

要件 38：発電所への立入り管理

原子力発電所は、そこへの立入りが管理されるように、様々な構造物を適切に配置することにより、周囲から隔離されなければならない。

5.68. 建屋の設計や敷地の配置は、緊急時対応の要員及び車両を含めて、原子力発電所への運転要員及び／又は設備の立入管理に関する対策が講じられなければならない。特に、発電所への無許可の人の立入りや物品の持ち込みを防護することに配慮すること。

要件 39：安全上重要な機器等に対する無許可の立入り又はこれらへの妨害の防止

コンピュータのハードウェア及びソフトウェアを含む安全上重要な機器等への無許可の立入り又は妨害は、防止されなければならない。

要件 40：安全上重要な系統間の有害な相互干渉の防止

同時に作動することが要求されることがある原子力発電所の安全上重要な複数の系統間で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、いかなる有害な相互干渉の影響も防止されなければならない。

5.69. 安全上重要な系統間の有害な相互干渉の可能性の解析では、環境条件の変化により系統及び機器が設計通りに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、物理的な相互関係及びある系統の作動、誤操作又は誤動作が他の重要な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。

5.70. 安全上重要な二つの流体系が相互に連結されていて、かつ、異なる圧力で運転される場合は、どちらの系統も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に対策が講じられなければならない。

要件 41：電気送電網と発電所との相互作用

原子力発電所の安全上重要な機器等の機能性は、送電網電力の電圧と周波数の予期される変動を含む、電気電力網の擾乱によって損なわれてはならない。

安全解析

要件 42：発電所設計における安全解析

原子力発電所の設計に対する安全解析が実施されなければならない。そこでは、様々に分類された発電所状態における安全への脅威が分析評価されるために決定論的手法と確率論的手法の両方の手法が適用されなければならない。

5.71. 安全解析に基づいて、安全上重要な機器等の設計基本条件並びにそれらの起因事象及び事象の推移との関連性が確認されなければならない（脚注 6 参照）。設計された原子力発電所が放射性物質の排出に関する排出認可限度及びすべての運転状態における線量限度を遵守できていること並びに事故状態に対する容認限度を満足できるものであることが実証されなければならない。

5.72. 安全解析は、発電所の設計において深層防護が具体化されている保証を提供しなければならない。

5.73. 安全解析は、発電所の設計において不確かさが適切に考慮されている保証を提供しなければならない。

5.74. 発電所の設計で使用した解析の前提条件、方法及び保守性の程度の適用妥当性は、その時点の設計又は「建設された状態の」設計に対し更新され、検証されなければならない。

決定論的方法

5.75. 決定論的安全解析は、主として以下の事項を提供しなければならない。

- (a) 安全上重要なすべての機器等に対する設計基準の確立及び確認
- (b) 発電所の敷地及び設計に適した想定起因事象の特性評価
- (c) 認定要件を確認するために、想定起因事象によって引き起こされる事象シーケンスの解析及び評価
- (d) 線量限度及び容認限度並びに設計限度と解析結果の比較
- (e) 予期される運転時の事象及び設計基準事故状態の管理が、規定された運転員操作と組み合わせた安全系の自動起動における安全作動により可能であることの証明
- (f) 設計拡張状態の管理が、安全系の自動起動と運転員の期待される操作と組み合わせた安全の仕組みの利用により可能であることの証明

確率論的方法

5.76. 設計は、停止を含めて、すべての運転モード及びすべての発電所状態に対する発電所の確率論的安全解析を、特に以下のことを参照して十分に考慮しなければならない。

- (a) ある特定の仕組み又は想定起因事象が全体のリスクに対して不釣り合いに大きい寄与をすることがないようにするか又は全体のリスクに大きな不確かさの寄与を生じたりすることがないように、また、実行可能な範囲で深層防護の各階層が独立しているように、均衡の取れた設計がなされていることを確立すること
- (b) 発電所の状態に大きな変化を引き起こしうる発電所パラメータの僅かな変動（クリフエッジ効果）が防止されている保証を提示すること（脚注5参照）
- (c) 解析の結果とリスクの容認基準が特定されている場合はそれとを比較すること

6. 具体的な発電所系統の設計

原子炉の炉心及び付帯された仕組み

要件 43：燃料要素及び燃料集合体の性能

原子力発電所の燃料要素及び燃料集合体は、運転状態で生じ得るすべての劣化プロセスとの組み合わせにおいて、それらの構造上の健全性を維持し、また、原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件に十分に耐えるように設計されなければならない。

6.1. 考慮されるべき劣化プロセスは、次のものから生じるものを含まなければならない。すなわち、膨張の差及び変形、冷却材の外圧、燃料要素内の核分裂生成物とヘリウム生成による内圧上昇、燃料集合体の燃料や他の材料の照射、出力要求の変化に起因する圧力と温度の変化、化学的影響、流体励起振動と機械的振動を含む静的及び動的な荷重、変形又は化学的影響に起因することがある熱伝達に関する性能の変化、である。データ、計算及び製造の不確かさに対する許容幅が考慮されなければならない。

6.2. 燃料の設計限度は、燃料が継続使用に適した状態を維持するように、予期される運転時の事象における燃料からの核分裂生成物の許容漏えいに関する限度を含めなければならない。

6.3. 燃料要素及び燃料集合体は、燃料取り扱いに伴う荷重及び応力に耐えるものでなければならない。

要件 44：原子炉の炉心の構造上の能力

原子力発電所の燃料要素及び燃料集合体並びにその支持構築物は、運転状態において及びシビアアクシデント以外の事故状態において、十分な冷却ができる幾何学的形状が維持され、また、制御棒の挿入が妨げられないように設計されなければならない、

要件 45：原子炉の炉心の制御

原子力発電所の原子炉の炉心のあらゆる状態で生じる中性子束分布は、原子炉の停止後に生じる状態、燃料の交換中又は交換後の状態並びに予想される運転時の事象及び原子炉の炉心の損傷を生じない事故状態を含めて、固有の安定性を持たなければならない。中性子束分布、レベル及び安定性をすべての運転状態において定められた設計限度内に維持するための制御系への要求は最小にされなければならない。

6.4. 原子炉の炉心内の中性子束分布とその変化を検出する適切な手段が、設計限度を超えるような炉心領域がない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。

6.5. 反応度制御装置の設計では、摩耗並びに燃焼、物理的特性の変化及び気体の発生のような照射の影響について十分な考慮が払われなければならない。

6.6. 運転状態及び原子炉の炉心の損傷を生じない事故状態において正の最大投入反応度とその投入率は、原子炉冷却系の圧力バウンダリの反応度投入による損傷を防止するため、冷却能力を維持するため、及び原子炉の炉心へのいかなる重大な損傷も防止するため、制限又は補償されなければならない。

要件 46：原子炉の停止

原子力発電所の原子炉を運転状態及び事故状態において停止する能力があること及び原子炉の炉心の最も反応度が高い状態に対してでも停止状態が維持されることができるとを確実なものとするために、手段が設けられなければならない。

6.7. 原子炉の停止手段の有効性、作動速度及び停止余裕は、燃料の設計限度を超えることのないものでなければならない。

6.8. 原子炉の停止手段の妥当性の判断では、停止手段の一部を操作不能とさせる（制御棒 1 本の挿入失敗のような）可能性又は共通原因故障に至る可能性のある、発電所内のあらゆる場所で発生する故障に対して考慮が払われなければならない。

6.9. 原子炉を停止するための手段は、少なくとも 2 つの原理の異なるかつ独立した系統から成り立っていないなければならない。

6.10. 2 つの異なる原子炉停止系のうちの少なくとも 1 つは、その一つだけで、最も反応度が高い原子炉の炉心の状態であっても十分な余裕と高い信頼度で原子炉を未臨界に維持することができるものであらねばならない。

6.11. 停止手段は、停止中又は燃料交換操作中若しくは停止状態における他の定常操作中又は定常外の操作中に、意図しない臨界に達する、いかなる反応度の予見される印加も防止するのに十分なものであらねばならない。

6.12. 停止手段が、対象とする発電所状態に対して規定された状態に常にあることを確実なものとするために、計装設備が設けられなければならない、また試験が規定されなければならない。

原子炉冷却材系

要件 47：原子炉冷却材系の設計

原子力発電所の原子炉冷却材系の機器は、不適切な材料品質、不適切な設計基準、不十分な検査能力又は不適切な製造品質による欠陥のリスクが最小とされるように、設計され、建設されなければならない。

6.13. 原子力発電所の原子炉冷却材系の圧力バウンダリに接続する配管は、放射性の流体（一次系冷却材）のいかなる喪失も制限するため、また、接合面を有する系統を通して冷却材が喪失することを防止するために、適切な隔離装置を備えていなければならない。

6.14. 原子炉冷却材圧力バウンダリの設計は、欠陥がほとんど発生しないようにし、また、発生する欠陥はいずれも不安定破壊と急速な亀裂伝播に対する高抵抗領域内を伝播するようにしてそれによって欠陥を適時に検出できるようにしなければならない。

6.15. 原子炉冷却材系の設計は、原子炉冷却材圧力バウンダリの機器が脆性挙動を示す可能性があるような発電所状態が回避されることを確実なものとするようにならなければならない。

6.16. ポンプの羽根車や弁の部品のような、原子炉冷却材圧力バウンダリ内に收容されている機器の設計は、供用中に発生するかもしれない劣化に対するしかるべき許容幅を持って、すべての運転状態と設計基準事故状態において、それ自身の故障の可能性とその結果生じる安全上重要な一次冷却材系の他の機器への損傷の可能性を最小にするようなものでなければならない。

要件 48：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護

圧力逃がし装置が作動して、過圧に対して原子炉冷却材系の圧力バウンダリを防護し、原子力発電所から環境への放射性物質の直接放出に至らないことを確実なものとする対策が講じられなければならない。

要件 49：原子炉冷却材の保有量

原子炉冷却材の保有量、温度及び圧力について、容積変化及び漏えいを十分に考慮して、原子力発電所のあらゆる運転状態においても定められた設計限度を超えないことを確実なものとするため、これらを制御するための対策が講じられなければならない。

要件 50：原子炉冷却材の浄化

放射化した腐食生成物及び燃料からの核分裂生成物を含む放射性物質、並びに放射化されていない物質を原子炉冷却材から除去するために十分な設備が原子力発電所に設けられなければならない。

6.17. 必要となる発電所系統の能力は、許容可能な燃料漏洩に関して設定された設計限度に基づくものでなければならない。これは、発電所が合理的に達成可能な限りの低い循環系統の放射能レベルで運転されることができるとを確実なものとするため、また、さらに放射性物質の放出を合理的に達成可能な限り低くかつ放出に関する認可制限を下回るようにする要件が満たされることを確実なものとするため、保守的な余裕を考慮してのものである。

要件 51：原子炉の炉心からの残留熱除去

原子力発電所の停止状態において、燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び安全上重要な構築物の設計限度が超えられないように、原子炉の炉心から残留熱を除去するために手段が設けられなければならない。

要件 52：非常用炉心冷却

原子力発電所の事故状態において、一次冷却材系の圧力バウンダリの健全性が維持されない場合においても、燃料の冷却を回復しかつ維持するため、原子炉の炉心を冷却する手段が設けられなければならない。

6.18. 原子炉の炉心を冷却するため講じられる手段は、以下を確実なものとするものでなければならない。

- (a) 被覆管又は燃料健全性に関する制限パラメータ（例えば温度）を超えないこと
- (b) 化学反応の可能性が許容レベルに保持されること
- (c) 原子炉の炉心の冷却手段の有効性。これは、燃料で及び原子炉の炉心の内部幾何学的形状で起こりうる変化に対して補償できること
- (d) 原子炉の炉心の冷却が、十分な時間、確実になされること

6.19. 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）並びに適切な多重性及び多様性が、想定される起因事象の各々に対して十分な信頼性をもって 6.18 項の要件を実現するため、設けられなければならない。

要件 53：最終的な熱の逃し場への熱輸送

原子力発電所において、安全上重要な機器等から最終的な熱の逃し場へ残留熱を輸送する系統が設けられなければならない。この機能は、すべての発電所状態において、非常に高い信頼性をもって実施されなければならない。

格納構築物と格納系

要件 54：原子炉の格納系

原子力発電所において次の安全機能を達成することを確実なものとするために又は達成することに寄与するために、格納系が設け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閉じ込め

(ii) 自然起因外部事象及び人為事象からの原子炉の防護

(iii) 運転状態及び事故状態における放射線遮蔽

要件 55：格納容器からの放射性物質の放出の管理

格納容器の設計は、原子力発電所から環境への放射性物質のいかなる放出も合理的に達成可能な限り低く、かつ運転状態において排出は許可された限度未満で、事故状態においては容認限度未満であることを確実なものとするものでなければならない。

6.20. 格納系の気密性に影響を与える格納容器の構築物並びに系統及び機器は、格納容器を通過するすべての貫通部が取り付けられた後で漏えい率が試験できるように、また、必要であれば、発電所の運転寿命期間中に漏えい率が格納容器設計圧力で試験できるように、設計し、また建設されなければならない。

6.21. 格納容器の貫通部の数は、現実的な最少の数に留めなければならない。また、すべての貫通部は、格納容器の構築物本体と同一の設計要件を満たさなければならない。その貫通部は、配管の移動による反力もしくは外部事象又は内部事象による飛来物、ジェット力及び配管のむち打ちなどによって生じる事故時の荷重による反力に対して防護されなければならない。

要件 56：格納容器の隔離

原子力発電所において原子炉冷却材圧力バウンダリの一部として格納容器を貫通する配管又は格納容器の雰囲気と直接接する配管はすべて、容認限度を超える環境への放射性物質の放出を防止する観点から格納容器の気密性が不可欠な事故の発生時に、自動的かつ確実に密閉状態であらねばならない。

6.22. 原子炉冷却材圧力バウンダリの一部として格納容器を貫通する配管及び格納容器の雰囲気と直接接する配管は、直列に配置された¹¹少なくとも2個の適切な格納容器隔離弁又は逆止弁が取り付けられなければならない。また、適切な漏えい検出系が設けられなければならない。格納容器隔離弁又は逆止弁は、実施可能な限り格納容器に近づけて配置されなければならない。また、各々の弁は、確実にかつ独立に作動可能であり、さらに定期的に試験可能でなければならない。

¹¹ ほとんどの場合、1つの格納容器隔離弁又は逆止弁が格納容器の外側にあり、また、もう1つは格納容器の内側にある。しかし、他の対処方策が設計に依存して許容されることがある。

6.23.計装設備配管などの特定のクラスの配管に対して、又は、6.22 項で規定した格納容器の隔離方法の適用が格納容器の貫通を含む安全系の信頼性を低下させるような場合には、6.22 項で述べた格納容器隔離に対する要件についてその適用除外が許容されなければならない。

6.24. 格納容器を貫通するが、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部でないもの又は格納容器雰囲気と直接接しない配管は、少なくとも 1 つの適切な格納容器隔離弁を設けなければならない。この格納容器隔離弁は、格納容器の外側に、また、実施可能な限り格納容器に近づけて配置されなければならない。

要件 57：格納容器への立入り

原子力発電所において運転要員の格納容器への立入りは、原子炉出力運転中及び事故状態において少なくとも 1 つの扉が閉まっていることを確実なものとするために、インターロックされる扉を装備したエアロックを通したものであらねばならない。

6.25. サーベイランス目的で運転要員が入ることとなっている場合、運転要員の防護と安全を確実なものとするための対策が設計で規定されなければならない。設備エアロックが用意されている場合、運転要員の防護と安全を確実なものとするための対策が設計で規定されなければならない。

6.26. 格納容器を通しての設備や材料の移動のための格納容器開口部は、格納容器の隔離が必要な事象において、速やかにまた確実に閉じられるように設計されなければならない。

要件 58：格納容器の状態の管理

原子力発電所において格納容器内の圧力と温度を管理するために、また、格納容器内に放出する可能性があり安全上重要なシステムの運転に影響を与えることがある核分裂生成物若しくはその他の気体、液体又は固体の物質の蓄積を管理するために、対策が講じられなければならない。

6.27. 設計は、格納容器内の個別の区画の間での十分な流路を設けなければならない。区画間の開口部の断面積は、事故状態において圧力が平衡状態になる間に生じる圧力差が耐圧構築物又は事故状態の影響を緩和するのに重要な系統が許容できない損傷状態にならないことを確実なものとするような寸法でなければならない。

6.28. 高エネルギー流体の偶発的ないかなる放出があっても、格納容器内の圧力と温度を下げ、それらを許容できる低いレベルに維持するために、格納容器から熱を除去する能力が確保されなければならない。格納容器から熱を除去する機能を遂行する系統は、この機能が達成されることを確実なものとするために、十分な信頼性と多重性を有しなければならない。

6.29. 格納容器へ放出される可能性のある核分裂生成物、水素、酸素及びその他の物質を管理するために、以下の設計上の仕組みが必要に応じて設けられなければならない。

- (a) 事故状態において環境に放出されうる核分裂生成物の量を減少させるためのもの
- (b) 格納容器の健全性に脅威を及ぼしうる爆燃荷重又は爆轟荷重を防止するように、事故状態の格納容器雰囲気中の水素、酸素及びその他の物質の濃度を管理するためのもの

6.30. 格納系内の機器と構築物の被覆物、断熱材及び塗装物は、注意深く選択されなければならない、また、それらの適用の方法は、被覆物、断熱材及び塗装物の劣化した時に、それらの安全機能の達成を確実なものとするように、また、他の安全機能への妨害を最小にするように、定められなければならない。

計装制御系

要件 59：計装設備の準備

発電所の安全で信頼性の高い運転に必要な情報を得るために、事故時の発電所の状態を判断するために及びアクシデントマネジメントのための判断をするために、原子力発電所における核分裂プロセス、原子炉の炉心の健全性、原子炉冷却系及び格納容器に影響を与える全ての主要な状態値を測定するための計装設備が設けられなければならない。

6.31. 枢要な設備の状態及び事故の経過を監視するために、また、設計で意図した場所から放出される放射性物質の放出場所と量を予測するために、さらに、事故後の解析のために、それぞれに対する必須の情報を利用できることを確実なものとするように計装設備と記録設備が設けられなければならない。

要件 60：制御系

関連するプロセス変数を定められた運転範囲内に維持及び制限するために、原子力発電所に適切で信頼性のある制御系が設けられなければならない。

要件 61：保護系

安全でない発電所状態を検知する能力及び安全な発電所状態を達成し維持するために必要な安全系を作動するために、自動的に安全措置を開始させる能力を備えた保護系が原子力発電所に設けられなければならない。

6.32. 保護系は次のように設計されなければならない。

- (a) 制御系の非安全動作を無効にできること
- (b) 保護系が故障しても安全な発電所状態を達成するためフェイルセーフ特性を持つこと。

6.33. 保護設備の設計は、次のようであらねばならない。

- (a) 運転状態及び事故状態において、保護系の有効性を損なう可能性のある運転員の操作を防止しなければならないが、事故状態において正しい運転員操作を無効にしてはならない。
- (b) 予期される運転時の事象又は事故状態の開始から正当化された期間内は、運転員の操作が必要とならないように、安全系を起動するための様々な安全操作を自動化しなければならない。
- (c) 自動操作の影響を監視するために、運転員に関連情報を利用できるようにしなければならない。

要件 62：計装制御系の信頼性と試験可能性

原子力発電所における安全上重要な機器等に対する計装制御系は、遂行されるべき安全機能に合った機能上の高い信頼性と定期的な試験可能性を有するものとして設計されなければならない。

6.34. 安全機能の喪失を防止するために、実施可能な範囲で、必要であれば自己診断能力を含む試験可能性、フェイルセーフ特性、機能上の多様性並びに機器設計及び運転構想における多様性のような設計手法が使用されなければならない。

6.35. 安全系は、発電所が運転中に、多重性の故障と喪失を検出するためにチャンネルを独立して検査できる可能性を含めて、安全系の機能性を定期的に検査できるように設計されなければならない。設計は、測定器、入力信号、最終段のアクチュエータ及び表示装置に対する機能検査のすべての側面を可能としなければならない。

6.36. 安全系又は安全系の一部が試験のために供用から外されなければならない場合は、試験又は保守活動の間に必要とされる保護系のバイパスのすべてを明確に表示するのに十分な対策が取られなければならない。

要件 63：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

原子力発電所の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、系統の供用期間、特にソフトウェアの開発期間を通して、計算機のハードウェアとソフトウェアの開発と試験実施に対する適切な基準及び手法が制定され、実施されなければならない。また、開発全体が、品質管理システムの対象とされなければならない。

6.37. 安全系又は安全関連系における計算機を基にした設備に対しては、以下であらねばならない。

- (a) 系統の安全上の重要度に応じて、ハードウェア及びソフトウェアの高い品質とそれらに対する最良事例が使用されなければならない。
- (b) 全体開発プロセスは、設計変更の管理、試験実施及び試運転を含めて、系統的に文書化されなければならない。また、確認可能でなければならない。
- (c) 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実施されなければならない。
- (d) 安全機能が安全状態を実現し維持するために必須であり、機器に必要とされる高信頼性が高い水準の確信度で実証されない場合は、安全機能の実行を確保する多様性のある手段が設けられなければならない。

(e) ソフトウェアに起因する共通要因故障が考慮されなければならない。

(f) 系統操作における偶発的破壊又は故意の妨害に対する防護が設けられなければならない。

要件 64：保護系と制御系の分離

原子力発電所の保護系と制御系の間の相互干渉は、分離の手段により、接続を避けることにより、又は適切な機能上の独立性によって防止されなければならない。

6.38. 保護系とどの制御系の間でも信号が共用される場合、（適切な切り離しのような）分離は確実なものとなされなければならない。また、信号系は保護系の一部として分類されなければならない。

要件 65：制御室

原子力発電所では、すべての運転状態において発電所が自動又は手動で安全に運転できるように、並びに予期される運転時の事象及び事故状態が発生した後に、発電所を安全な状態に維持するか又は安全な状態に復旧するための対策が取れるように、制御室が設けられなければならない。

6.39. 原子力発電所の制御室と外部環境との間の障壁の設置を含めて、適切な対策が講じられなければならない。また、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、火災又は爆発性ガス若しくは有毒ガスなどの危険性から制御室に居る人を守るために、十分な情報が提供されなければならない。

6.40. 制御室の内外を問わず、制御室での継続した運転操作に脅威となるような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、こうした事象による影響を最小にするために、設計は、合理的に実施可能な対策を講じなければならない。

要件 66：補助制御室

原子力発電所内において制御室から物理的、電氣的及び機能的に分離した場所、できれば一箇所（補助制御室）で、計測制御設備が利用できるように維持されなければならない。補助制御室は、

制御室で重要な安全機能を果たすことができなくなった場合、原子炉が停止状態に置かれ、その状態で維持され、崩壊熱が除去され、また、発電所の重要なパラメータが監視されるように装備されなければならない。

6.41. 原子力発電所における補助制御室に対して、災害からそこにいる人を保護するために、適切な対策を講じ十分な情報を提供するため、6.39 項の要件も適用する。

要件 67：緊急時対策所

発電所の制御室及び補助制御室の両方から離れて、原子力発電所において緊急時対応を指揮することができる、所内緊急時対策所が設けられなければならない。

6.42. 所内の緊急時対策所では、発電所の重要なパラメータ及び原子力発電所と周辺の放射線の状況に関する情報が提供されなければならない。所内の緊急時対策所は、制御室、補助制御室及び発電所の他の重要な場所並びに所内及び所外の緊急時対応機関と連絡するための手段を備えなければならない。事故状態の結果もたらされる危険状態から緊急時対策所に居る人を長時間にわたって防護するために適切な対策が講じられなければならない。緊急時対策所は、緊急時対応要員が想定を超える期間にわたって居住し、作業できるための必要な設備と支援を持たなければならない。

非常用電源供給

要件 68：非常用電源供給

原子力発電所における非常用電源供給は、外部電源喪失の発生時の予期される運転時の事象及び事故状態における必要な電力を供給できる能力があらねばならない。

6.43. 原子力発電所における非常用電源供給の設計基準では、能力、稼働率、必要な電源供給期間、容量及び継続性に対する要件を決定するために、想定起因事象とそれに随伴して行われるべき安全機能に適切な考慮が払われなければならない。

6.44. 非常用電源を供給する組み合わせ方法（例えば、水、蒸気タービン又はガスタービン、ディーゼル機関又はバッテリー）は、電源供給を受ける安全系のすべての要件と整合のとれた信頼性及び型式を有しなければならず、また、それらの機能上の能力は試験可能でなければならない。

6.45. 安全上重要な機器等に非常用電源を供給する、いかなるディーゼル機関又はその他の主駆動源¹²に対する設計基準は、以下のものを含まなければならない。

- (a) 定められた時間内に要求量を満足するため、関連の燃料油貯蔵及び供給系の能力
- (b) 定められたすべての条件下で必要とされる時間に首尾良く起動し、機能するための主駆動源の能力
- (c) 冷却系などの主駆動源の補助系統

支援系及び補助系

要件 69：支援系と補助系の性能

支援系と補助系の設計は、これらの系統の性能が原子力発電所における供給先の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ぬ。

要件 70：熱輸送系

運転状態及び事故状態で機能することを求められる原子力発電所の系統及び機器から熱を除去するために、適宜、補助系が設けられなければならない。

6.46. 熱輸送系の設計は、系統の非安全系部分が隔離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。

¹² 主駆動源とは、起動装置から指示を受けた時に、エネルギーを運動に変換する機器（例えば、電動機、ソレノイド作動機構又は空気圧作動機器）である。

要件 71：プロセスサンプリング系と事故後サンプリング系

プロセスサンプリング系及び事故後サンプリング系は、原子力発電所のすべての運転状態と事故状態において、液体処理系並びに系統又は環境から採取された気体及び液体のサンプル中の、特定の放射性核種の濃度を適切な時間に測定するために、設けられなければならない。

6.47. 原子力発電所において、著しく汚染している可能性のある流体系の中の放射能をモニタリングするため及びプロセスのサンプルを収集するため、適切な手段が設けられなければならない。

要件 72：圧縮空気系

原子力発電所における安全上重要な設備に供給する、いかなる圧縮空気系の設計基準も、供給される空気の品質、流量及び清浄度を定めるものでなければならない。

要件 73：空調系と換気系

あらゆる発電所状態において安全上重要な系統及び機器に必要な環境状態を維持するために、原子力発電所における補機室又はその他の区域において、空調、空気加熱、空気冷却及び換気のための系統が、適宜設けられなければならない。

6.48. 原子力発電所において建屋の換気のために、以下のための適切な空気浄化能力を有する系統が設けられなければならない

- (a) 発電所内の浮遊放射性物質の容認できない分散を防止すること
- (b) 区域に人員が立入りするのに適したレベルまで浮遊放射性物質の濃度を低減すること
- (c) 発電所内の浮遊放射性物質のレベルを、許可された限度未満に、また合理的に達成可能な限り低く維持すること
- (d) 不活性ガス又は有毒ガスを含む部屋を、放射性の排出物の管理能力を損なうことなく換気すること。
- (e) 気体状放射性物質の環境への放出を許可された排出限度以下に、また合理的に達成可能な限り低く維持すること

6.49. 発電所の高汚染区域は、低汚染区域及びその他の立入り可能な区域に対して負圧（即ち減圧）に維持されなければならない。

要件 74：火災防護系

火災検出系及び消火系を含む火災防護系、延焼防止壁並びに排煙系は、火災ハザード解析の結果を十分に考慮して、原子力発電所全体にわたり設けられなければならない。

6.50. 原子力発電所に設置される火災防護系は、想定される各種の火災事象に安全に対処できるものでなければならない。

6.51. 消火系は、適宜自動起動できるものでなければならない。消火系は、それらの破損又は誤動作もしくは不注意な操作が、安全上重要な機器等の能力を著しく損なわないことを確実なものとするために、設計、配置されなければならない。

6.52. 火災検出系は、発生する火災の場所とその広がり的情報を、速やかに運転要員に提供するよう設計されなければならない。

6.53. 想定起因事象の後に発生するかもしれない火災に対して防護するために必要な火災検出系と消火系は、想定起因事象の影響に耐えられるよう適切に認定されなければならない。

6.54. 発電所全体、とくに格納容器内や制御室内では、可能な限り不燃性又は難燃性の耐熱性材料が使われなければならない。

要件 75：照明系

運転状態及び事故状態において、原子力発電所内のすべての運転区域に適切な照明が設けられなければならない。

要件 76：天井走行クレーン設備

天井走行クレーン設備は、原子力発電所において安全上重要な機器等を昇降させ、また、安全上重要な機器等の近傍で他の機器等を昇降させるために設けられなければならない。

6.55. 天井走行クレーン設備は、以下のように設計されなければならない。

- (a) 過大な荷重の吊上げを防ぐ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得る荷物の意図しない落下を防止するため保守的な設計対策が適用されること
- (c) 発電所の配置は、天井走行クレーン設備と移送される機器等の安全な移動が可能であること
- (d) 該当の設備は、（クレーンの安全保護装置により）定められた発電所状態においてのみ使用ができること
- (e) 安全上重要な機器等が設置されている区域で使用する該当の設備は耐震認定されていること。

その他の動力変換系

要件 77：蒸気供給系、給水系及びタービン発電機

原子力発電所の蒸気供給系、給水系及びタービン発電機の設計は、運転状態又は事故状態において原子炉冷却材圧力バウンダリの適切な設計限度を超えていないことを確実なものとするようなものであらねばならない。

6.56. 蒸気供給系の設計は、運転状態及び事故状態において、定められた条件で閉止することができる、適切に格付けされ、認定された蒸気隔離弁を備えたものであらねばならない。

6.57. 蒸気供給系と給水系は、十分な容量のものでなければならず、また、運転時に予想される事象が事故状態に拡大することを防ぐように設計されなければならない。

6.58. タービン発電機は、過回転防止及び振動防止などの適切な保護装置が設けられなければならず、また、安全上重要な機器等へのタービンからの飛来物の影響の可能性を極小化するために対策が講じられなければならない。

放射性排出物及び放射性廃棄物の処理

要件 78：廃棄物の処理と管理のための系統

原子力発電所の固体及び液体の放射性廃棄物を処理するための系統は、放射性物質の放出量とその濃度を許可された排出限度以下に、かつ合理的に達成可能な限り低く維持するために設けられなければならない。

6.59. 関連する処分方式の利用可能性と整合した期間、原子力発電所の敷地内で放射性廃棄物を管理しまた安全に貯蔵するための系統と施設が、設けられなければならない。

6.60. 発電所の設計は、放射性廃棄物の移動、輸送及び取り扱いを容易にするための適切な仕組みを取り入れなければならない。施設への立入り手段と、吊上げと梱包の能力について考慮が払われなければならない。

要件 79：排出物の処理と管理のための系統

原子力発電所の液体及び気体の放射性排出物を処理するための系統が、放出量を許可された放出限度以下に、かつ合理的に達成可能な限り低く維持するために設けられなければならない。

6.61. 液体及び気体の放射性排出物は、環境への排出による公衆の被ばくが合理的に達成可能な限り低いものであるように、発電所で処理されなければならない。

6.62. 放射性液体の環境への放出を合理的に達成可能な限り低く維持するために、また、その放出量が許可された排出限度以下になることを確実なものとするために、発電所の設計は、適切な対策を取り入れなければならない。

6.63. 気体放射性物質の浄化設備は、放射性物質の放出を許可された排出限度以下に維持するために必要な除去効率がなければならない。フィルタ系は、その効率が試験でき、供用期間中にわたり性能と機能が定期的に監視でき、また、フィルタカートリッジが空気処理量を維持した状態のまま交換できるように設計されなければならない。

燃料の取扱及び貯蔵系

要件 80：燃料の取扱及び貯蔵系

燃料の取扱及び貯蔵系は、燃料の取扱と貯蔵における全期間において燃料の健全性と特性が維持されることを確実なものなるように、原子力発電所に設けられなければならない。

6.64. 発電所の設計は、新燃料及び使用済燃料の昇降、移動及び取扱を容易にするための適切な仕組みを取り入れなければならない。

6.65. 発電所の設計は、燃料又はキャスクの移動中又は燃料若しくはキャスクの落下の場合に、安全上重要な機器等へのいかなる著しい損傷も防止するようであらねばならない。

6.66. 照射済燃料及び未照射燃料の取扱及び貯蔵系は、以下のように設計されなければならない。

- (a) 施設が最適な減速条件下にあっても、物理的な方法又は物理的なプロセスにより、また、望ましくは幾何学的に安全な配置形状を適用することにより、所定の裕度をもって臨界を防止すること
- (b) 燃料を検査することができること
- (c) 安全上重要な機器の保守、定期的な検査及び試験を行うことができること
- (d) 燃料に対する損傷を防止すること
- (e) 移動中の燃料の落下を防止すること
- (f) 個々の燃料集合体を識別することができること
- (g) 放射線防護のための関連要件に合致する適切な手段を備えること
- (h) 核燃料のいかなる紛失も防止し、また核燃料に対する管理ができなくなることを防止するために、核燃料の計量及び管理の適切な操作手順が実施され、体制が整備されることを確実なものとする

6.67. さらに、照射済燃料の取扱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) 運転状態及び事故状態で燃料からの適切な熱除去を行うことができること
- (b) 移動中の使用済燃料の落下を防止すること
- (c) 燃料要素又は燃料集合体に対して取扱時に容認できない変形作用を生じさせることを防止すること

- (d) 使用済燃料キャスク、クレーン又はその他の物体等の重量物が燃料上に落下して損傷を与える可能性を防止すること
- (e) 損傷又はその疑いのある燃料要素又は燃料集合体を安全に維持できること
- (f) 可溶性吸収材が臨界安全のために使用される場合、その濃度レベルを制御すること
- (g) 燃料の取扱と貯蔵のための施設の保守と将来の廃止措置をやり易くようにすること
- (h) 燃料の取扱と貯蔵のための区域及び設備の除染が必要な時にやり易くようにすること
- (i) 事前に計画した炉心管理方針に従って原子炉から取出したすべての燃料及び原子炉の全炉心における燃料保有量を適切な余裕をもって収容すること
- (j) 貯蔵場所からの燃料の取出し及び所外輸送のための準備をやり易くようにすること

6.68. 燃料貯蔵に水プール系を使用する原子炉では、発電所の設計は以下を含まなければならない。

- (a) 照射済燃料が取扱い又は保管される水の温度、水化学及び放射能を制御する手段
- (b) 燃料貯蔵プールの水位を監視及び制御する手段並びに漏洩を検知する手段
- (c) 配管破断の場合にプール内の燃料集合体の露出を防止する手段（すなわちサイフォン現象防止対策）

放射線防護

要件 81：放射線防護に関する設計

原子力発電所の運転員に対する線量が線量限度以下に維持され、合理的に達成可能な限り低く維持されること、及び関連する線量拘束値が考慮されることを確実なものとするための対策がなされなければならない。

6.69. 発電所全体の放射線源は、包括的に特定されなければならない、また、それに伴う被ばくと放射線リスクは、合理的に達成可能な限り低く保たれなければならない（脚注 4 参照）。燃料被覆管の健全性は、維持されなければならない、さらに、腐食生成物と放射化生成物の発生と移行は、管理されなければならない。

6.70. 構築物、系統及び機器の製造に用いられる材料は、その放射化を合理的に実施可能な限り最小とするように選定されなければならない。

6.71. 放射線防護のために、発電所における放射性物質、放射性廃棄物及び汚染の放散や拡散を防ぐための対策がなされなければならない。

6.72. 発電所の配置は、放射線による危険のある区域と汚染の可能性のある区域への運転要員の立入りが十分に管理されること、また、この手段と換気系により被ばくと汚染が防止又は減少させられることを確実なものとするようであらねばならない。

6.73. 発電所は、区域がそこでの予想される占有度に対して、運転状態（燃料交換、保守及び検査を含む）における放射線レベルと汚染レベルに対して、また、事故状態における可能性のある放射線レベルと汚染レベルに対して、分割されなければならない。放射線被ばくが防止され又は減少されるように、遮へいが設けられなければならない。

6.74. 発電所の配置は、通常運転、燃料交換、保守及び検査中に運転要員が受ける放射線量が合理的に達成可能な限り低く保たれるようであらねばならず、また、これらの要件に合致するために備えられるあらゆる特別な設備に関する必要性についても十分に考慮されなければならない。

6.75. 頻繁に保守又は手動操作を行なう発電所設備は、作業員の被ばくを減らすために、低線量率の区域に配置されなければならない。

6.76. 運転要員と発電所設備を除染する施設が設けられなければならない。

要件 82 : 放射線モニタリングの手段

原子力発電所において、運転状態及び設計基準事故の状態並びに実行可能な場合には設計拡張状態において適切な放射線モニタリングが存在することを確実なものとするための設備が設けられなければならない。

6.77. 運転要員が日常的に立入りする発電所の場所と運転状態時における放射線レベルの変化が所定の期間だけ立入りが許容されるようにしてある場所で、局所的な線量率をモニタリングするため、固定式の線量率計が設けられなければならない。

6.78. 事故状態における発電所の適切な場所の全般放射線レベルを表示するために、固定式の線量率計が設置されなければならない。固定式の線量率計は、制御室において又は運転要員が必要であれば是正措置を開始することができる適切な管理場所において十分な情報を提供しなければならない。

6.79. 日常的に運転要員が滞在する区域において、また、浮遊性放射性物質の放射能レベルが防護対策を必要とすることがある場所において、大気中の放射性物質の濃度を測定するために、固定式監視装置が設けられなければならない。これらの系統は、高放射能濃度の放射性核種が検出された場合、制御室又は他の適切な場所に表示しなければならない。設備の故障又はその他の異常事態の結果として汚染が生じるかもしれない領域にも、監視装置が設置されなければならない。

6.80. 運転状態及び事故状態において、液体処理系並びに発電所の系統又は環境から採取された気体及び液体の試料の中の特定の放射性核種の濃度を適切な時間に測定するために、固定式の設備と試験施設が設けられなければならない。

6.81. 放射性排出物及び汚染している可能性のある排出物を、発電所から環境へ排出する前に又は排出中にモニタリングするために、固定式の設備が設けられなければならない。

6.82. 表面汚染を測定するための測定器が設けられなければならない。管理区域及び監視区域から退出する箇所に、運転要員及び設備のモニタリングをやり易くするために固定式監視装置（例えば、出入口放射線モニタ、手足モニタ）が設けられなければならない。

6.83. 運転要員の被ばくと汚染をモニタリングする施設が設けられなければならない。作業員の積算線量を継続して評価及び記録する手順が準備されなければならない。

6.84. 発電所周辺では、特に次の事項について線量率又は放射能濃度の環境モニタリングにより、もし何か影響があったとしても、被ばくとその他の放射性物質の影響を評価するために対処方策が講じられなければならない。

- (a) 食物連鎖を含む人への被ばく経路
- (b) もし何かあった時のその地域の環境に対する放射線の影響
- (c) 放射性物質等の増加の可能性及び環境における蓄積
- (d) 放射性物質放出の許可されていない経路の存在する可能性

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, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4, IAEA, Vienna (2009).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection (2007 Edition), IAEA, Vienna (2007).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2, IAEA, Vienna (2011).
- [5] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).
- [6] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [7] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY GROUP, Maintaining the Design Integrity of Nuclear Installations throughout Their Operating Life, INSAG-19, IAEA, Vienna (2003).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, IAEA, Vienna (2006).
- [9] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3, IAEA, Vienna (2003).

用語の定義

以下の定義は、IAEA 安全用語集 (2007 年版) とは異なる。

制御された状態 (controlled state)

予期される運転時の事象又は事故状態の後の発電所状態であって、基本的安全機能が確保され、安全状態へ到達するための対策を実行するのに十分な時間の間維持できている状態。

発電所状態 (設計で考慮) (plant states(considered in design))

運転状態 (Operational states)		事故状態 (Accident conditions)	
通常運転 (Normal operation)	予期される運転時の 事象 (Anticipated operational occurrence)	設計基準事故 (Design basis accidents)	設計拡張状態 (Design extension conditions)

事故状態 (accident conditions)

通常運転状態からの逸脱であって、予期される運転時の事象より頻繁は低いが、より厳しいもの、設計基準事故と設計拡張状態を含む。

設計基準事故 (design basis accidents)

事故状態を引き起こす事故であって、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容認限度以内に保たれるもの。

[設計基準を超える事故 [beyond design basis accidents]]

この用語は、設計拡張状態に置き換えられている。

設計拡張状態 (design extension conditions)

設計基準事故としては考慮されない事故状態であるが、施設の設計プロセスの中で最適評価手法に従って検討され、また、放射性物質の放出が容認限度内に保たれるもの。拡張設計状態は、シビアアクシデント状態を含むことがある。

安全な状態 (safe state)

予期される運転時の事象及び事故状態の後の発電所状態であって、原子炉が未臨界で基本的な安全機能が確保され、また、長期にわたり安定して維持されるもの。

設計拡張状態に対する安全の仕組み (safety feature for design extension condition)

設計拡張状態において安全機能を果たすように又は安全機能をもつように設計された機器等

安全系の設定値 (safety system settings)

予期される運転時の事象又は設計基準事故が発生した場合に、安全制限を超えるのを防ぐために、安全系が自動的に始動されるレベル

基準案の作成と査読の協力者

Antalik,	R. Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic, Slovakia
Aza, Z.M.	Atomic Energy Agency Organization of Iran, Islamic Republic of Iran
Borysova, I.	World Nuclear Association
Buttery, N.	British Energy Generation Ltd, United Kingdom
Carluec, B.	AREVA, France
Cowley, J.S.	Consultant, United Kingdom
Downing, D.J.	Pebble Bed Modular Reactor, South Africa
El-Shanawany, M.	International Atomic Energy Agency
Englebert, B.	Suez-Tractebel, Belgium
Evrard, J.M.	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, France
Fiorini, G.L.	Commissariat à l'énergie atomique, France
Froehmel, T.	World Nuclear Association
Gasparini, M.	International Atomic Energy Agency
Ghadge, S.G.	Nuclear Power Corporation of India Ltd, India
Harwood, C.	Canadian Nuclear Safety Commission, Canada
Järvinen, M.L.	Radiation and Nuclear Safety Authority, Finland
Kajimoto, M.	Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan
Kurkowski, L.	EDF-SEPTEN, France
Le Cann, G.	Federal Authority for Nuclear Regulation, United Arab Emirates

Matsumoto, T.	Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan
Mertins, M.	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH, Germany
Ohshima, T.	Nuclear and Industrial Safety Agency, Japan
Pabarcius, R.	Lithuanian Energy Institute, Lithuania
Perez, J.R.	Autorité de sûreté nucléaire, France
Semenas, R.	State Nuclear Power Safety Inspectorate, Lithuania
Thadani, A.	Nuclear Regulatory Commission, United States of America
Toth, C.	International Atomic Energy Agency
Tronea, M.	National Commission for Nuclear Activities Control, Romania
Uhrik, P.	Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic, Slovakia
Valtonen, K.	Radiation and Nuclear Safety Authority, Finland
Vaughan, G.J.	Nuclear Installations Inspectorate, United Kingdom
Wassilew, C.	Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety, Germany
Yashimura, K.	Secretariat of the Nuclear Safety Commission, Japan
Zaiss, W.	FORATOM, Belgium
Zemdegs, R.	Atomic Energy of Canada Ltd, Canada
Ziakova, M.	Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic, Slovakia

IAEA 安全基準の是認のための機関

An asterisk denotes a corresponding member. Corresponding members receive drafts for comment and other documentation but they do not generally participate in meetings. Two asterisks denote an alternate.

Commission on Safety Standards

Argentina: González, A.J.; Australia: Loy, J.; Belgium: Samain, J.-P.; Brazil: Vinhas, L.A.; Canada: Jammal, R.; China: Liu Hua; Egypt: Barakat, M.; Finland: Laaksonen, J.; France: Lacoste, A.-C. (Chairperson); Germany: Majer, D.; India: Sharma, S.K.; Israel: Levanon, I.; Japan: Fukushima, A.; Korea, Republic of: Choul-Ho Yun; Lithuania: Maksimovas, G.; Pakistan: Rahman, M.S.; Russian Federation: Adamchik, S.; South Africa: Magugumela, M.T.; Spain: Barceló Vernet, J.; Sweden: Larsson, C.M.; Ukraine: Mykolaichuk, O.; United Kingdom: Weightman, M.; United States of America: Virgilio, M.; Vietnam: Le-chi Dung; IAEA: Delattre, D. (Coordinator); Advisory Group on Nuclear Security: Hashmi, J.A.; European Commission: Faross, P.; International Nuclear Safety Group: Meserve, R.; International Commission on Radiological Protection: Holm, L.-E.; OECD Nuclear Energy Agency: Yoshimura, U.; Safety Standards Committee Chairpersons: Brach, E.W. (TRANSSC); Magnusson, S. (RASSC); Pather, T. (WASSC); Vaughan, G.J. (NUSSC).

Nuclear Safety Standards Committee

*Algeria: Merrouche, D.; Argentina: Waldman, R.; Australia: Le Cann, G.; Austria: Sholly, S.; Belgium: De Boeck, B.; Brazil: Gromann, A.; *Bulgaria: Gledachev, Y.; Canada: Rzentkowski, G.; China: Jingxi Li; Croatia: Valčić, I.; *Cyprus: Demetriades, P.; Czech Republic: Šváb, M.; Egypt: Ibrahim, M.; Finland: Järvinen, M.-L.; France: Feron, F.; Germany: Wassilew, C.; Ghana: Emi-Reynolds, G.; *Greece: Camarinopoulos, L.; Hungary: Adorján, F.; India: Vaze, K.; Indonesia: Antariksawan, A.; Iran, Islamic Republic of: Asgharizadeh, F.; Israel: Hirshfeld, H.; Italy: Bava, G.; Japan: Kanda, T.; Korea, Republic of: Hyun-Koon Kim; Libyan Arab Jamahiriya: Abuzid, O.; Lithuania: Demčenko, M.; Malaysia: Azlina Mohammed Jais; Mexico: Carrera, A.; Morocco: Soufi, I.; Netherlands: van der Wiel, L.; Pakistan: Habib, M.A.; Poland: Jurkowski, M.; Romania: Biro, L.; Russian Federation: Baranaev, Y.; Slovakia: Uhrik, P.; Slovenia: Vojnovič, D.; South Africa: Leotwane, W.; Spain: Zarzuela, J.; Sweden: Hallman, A.; Switzerland: Flury, P.; Tunisia: Baccouche, S.;*

*Turkey: Bezdegumeli, U.; Ukraine: Shumkova, N.; United Kingdom: Vaughan, G.J. (Chairperson); United States of America: Mayfield, M.; Uruguay: Nader, A.; European Commission: Vigne, S.; FORATOM: Fourest, B.; IAEA: Feige, G. (Coordinator); International Electrotechnical Commission: Bouard, J.-P.; International Organization for Standardization: Sevestre, B.; OECD Nuclear Energy Agency: Reig, J.; *World Nuclear Association: Borysova, I.*

Radiation Safety Standards Committee

**Algeria: Chelbani, S.; Argentina: Massera, G.; Australia: Melbourne, A.; *Austria: Karg, V.; Belgium: van Bladel, L.; Brazil: Rodriguez Rochedo, E.R.; *Bulgaria: Katzarska, L.; Canada: Clement, C.; China: Huating Yang; Croatia: Kralik, I.; *Cuba: Betancourt Hernandez, L.; *Cyprus: Demetriades, P.; Czech Republic: Petrova, K.; Denmark: Øhlenschläger, M.; Egypt: Hassib, G.M.; Estonia: Lust, M.; Finland: Markkanen, M.; France: Godet, J.-L.; Germany: Helming, M.; Ghana: Amoako, J.; *Greece: Kamenopoulou, V.; Hungary: Koblinger, L.; Iceland: Magnusson, S. (Chairperson); India: Sharma, D.N.; Indonesia: Widodo, S.; Iran, Islamic Republic of: Kardan, M.R.; Ireland: Colgan, T.; Israel: Koch, J.; Italy: Bologna, L.; Japan: Kiryu, Y.; Korea, Republic of: Byung-Soo Lee; *Latvia: Salmins, A.; Libyan Arab Jamahiriya: Busitta, M.; Lithuania: Mastauskas, A.; Malaysia: Hamrah, M.A.; Mexico: Delgado Guardado, J.; Morocco: Tazi, S.; Netherlands: Zuur, C.; Norway: Saxebol, G.; Pakistan: Ali, M.; Paraguay: Romero de Gonzalez, V.; Philippines: Valdezco, E.; Poland: Merta, A.; Portugal: Dias de Oliveira, A.M.; Romania: Rodna, A.; Russian Federation: Savkin, M.; Slovakia: Jurina, V.; Slovenia: Sutej, T.; South Africa: Olivier, J.H.I.; Spain: Amor Calvo, I.; Sweden: Almen, A.; Switzerland: Piller, G.; *Thailand: Suntarapai, P.; Tunisia: Chékir, Z.; Turkey: Okyar, H.B.; Ukraine: Pavlenko, T.; United Kingdom: Robinson, I.; United States of America: Lewis, R.; *Uruguay: Nader, A.; European Commission: Janssens, A.; Food and Agriculture Organization of the United Nations: Byron, D.; IAEA: Boal, T. (Coordinator); International Commission on Radiological Protection: Valentin, J.; International Electrotechnical Commission: Thompson, I.; International Labour Office: Niu, S.; International Organization for Standardization: Rannou, A.; International Source Suppliers and Producers Association: Fasten, W.; OECD Nuclear Energy Agency: Lazo, T.E.; Pan American Health Organization: Jiménez, P.; United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation: Crick, M.; World Health Organization: Carr, Z.; World Nuclear Association: Saint-Pierre, S.*

Transport Safety Standards Committee

Argentina: López Vietri, J.; ***Capadonia*, N.M.; *Australia*: Sarkar, S.; *Austria*: Kirchnawy, F.; *Belgium*: Cottens, E.; *Brazil*: Xavier, A.M.; *Bulgaria*: Bakalova, A.; *Canada*: Régimbald, A.; *China*: Xiaoqing Li; *Croatia*: Belamarić, N.; **Cuba*: Quevedo Garcia, J.R.; **Cyprus*: Demetriades, P.; *Czech Republic*: Ducháček, V.; *Denmark*: Breddam, K.; *Egypt*: El-Shinawy, R.M.K.; *Finland*: Lahkola, A.; *France*: Landier, D.; *Germany*: Rein, H.; **Nitsche*, F.; ***Alter*, U.; *Ghana*: Emi-Reynolds, G.; **Greece*: Vogiatzi, S.; *Hungary*: Sáfár, J.; *India*: Agarwal, S.P.; *Indonesia*: Wisnubroto, D.; *Iran, Islamic Republic of*: Eshraghi, A.; **Emamjomeh*, A.; *Ireland*: Duffy, J.; *Israel*: Koch, J.; *Italy*: Trivelloni, S.; ***Orsini*, A.; *Japan*: Hanaki, I.; *Korea, Republic of*: Dae-Hyung Cho; *Libyan Arab Jamahiriya*: Kekli, A.T.; *Lithuania*: Statkus, V.; *Malaysia*: Sobari, M.P.M.; ***Husain*, Z.A.; *Mexico*: Bautista Arteaga, D.M.; ***Delgado Guardado*, J.L.; **Morocco*: Allach, A.; *Netherlands*: Ter Morshuizen, M.; **New Zealand*: Ardouin, C.; *Norway*: Hornkjøl, S.; *Pakistan*: Rashid, M.; **Paraguay*: More Torres, L.E.; *Poland*: Dziubiak, T.; *Portugal*: Buxo da Trindade, R.; *Russian Federation*: Buchelnikov, A.E.; *South Africa*: Hinrichsen, P.; *Spain*: Zamora Martin, F.; *Sweden*: Häggblom, E.; ***Svahn*, B.; *Switzerland*: Krietsch, T.; *Thailand*: Jerachanchai, S.; *Turkey*: Ertürk, K.; *Ukraine*: Lopatin, S.; *United Kingdom*: Sallit, G.; *United States of America*: Boyle, R.W.; Brach, E.W. (Chairperson); *Uruguay*: Nader, A.; **Cabral*, W.; *European Commission*: Binet, J.; *IAEA*: Stewart, J.T. (Coordinator); *International Air Transport Association*: Brennan, D.; *International Civil Aviation Organization*: Rooney, K.; *International Federation of Air Line Pilots' Associations*: Tisdall, A.; ***Gessl*, M.; *International Maritime Organization*: Rahim, I.; *International Organization for Standardization*: Malesys, P.; *International Source Supplies and Producers Association*: Miller, J.J.; ***Roughan*, K.; *United Nations Economic Commission for Europe*: Kervella, O.; *Universal Postal Union*: Bowers, D.G.; *World Nuclear Association*: Gorlin, S.; *World Nuclear Transport Institute*: Green, L.

Waste Safety Standards Committee

Algeria: Abdenacer, G.; *Argentina*: Biaggio, A.; *Australia*: Williams, G.; **Austria*: Fischer, H.; *Belgium*: Blommaert, W.; *Brazil*: Tostes, M.; **Bulgaria*: Simeonov, G.; *Canada*: Howard, D.; *China*: Zhimin Qu; *Croatia*: Trifunovic, D.; *Cuba*: Fernandez, A.; *Cyprus*: Demetriades, P.; *Czech Republic*: Lietava, P.; *Denmark*: Nielsen, C.; *Egypt*: Mohamed, Y.; *Estonia*: Lust, M.; *Finland*: Hutri, K.;

France: Rieu, J.; *Germany*: Götz, C.; *Ghana*: Faanu, A.; *Greece*: Tzika, F.; *Hungary*: Czoch, I.; *India*: Rana, D.; *Indonesia*: Wisnubroto, D.; *Iran, Islamic Republic of*: Assadi, M.; *Zarghami, R.; *Iraq*: Abbas, H.; *Israel*: Dody, A.; *Italy*: Dionisi, M.; *Japan*: Matsuo, H.; *Korea, Republic of*: Won-Jae Park; **Latvia*: Salmins, A.; *Libyan Arab Jamahiriya*: Elfawares, A.; *Lithuania*: Paulikas, V.; *Malaysia*: Sudin, M.; *Mexico*: Aguirre Gómez, J.; **Morocco*: Barkouch, R.; *Netherlands*: van der Shaaf, M.; *Pakistan*: Mannan, A.; **Paraguay*: Idoyaga Navarro, M.; *Poland*: Wlodarski, J.; *Portugal*: Flausino de Paiva, M.; *Slovakia*: Homola, J.; *Slovenia*: Mele, I.; *South Africa*: Pather, T. (Chairperson); *Spain*: Sanz Aludan, M.; *Sweden*: Frise, L.; *Switzerland*: Wanner, H.; **Thailand*: Supaokit, P.; *Tunisia*: Bousselmi, M.; *Turkey*: Özdemir, T.; *Ukraine*: Makarovska, O.; *United Kingdom*: Chandler, S.; *United States of America*: Camper, L.; **Uruguay*: Nader, A.; *European Commission*: Necheva, C.; *European Nuclear Installations Safety Standards*: Lorenz, B.; **European Nuclear Installations Safety Standards*: Zaiss, W.; *IAEA*: Siraky, G. (Coordinator); *International Organization for Standardization*: Hutson, G.; *International Source Suppliers and Producers Association*: Fasten, W.; *OECD Nuclear Energy Agency*: Riotte, H.; *World Nuclear Association*: Saint-Pierre, S.

国際基準による安全

政府、規制機関及び事業者は、あらゆるところで、核物質と放射線源が有益に、安全にそして倫理的に使用されることを確実なものとしなければならない。IAEA安全基準は、これを推し進めることを意図して作成されており、私は、全ての加盟国がIAEA安全基準を使用することを奨励する。

天野 之弥
事務局長
