

日本語翻訳版

IAEA 安全基準

人と環境を防護するために

原子力発電所のシビアアクシデント マネジメント計画

安全指針

No. NS-G-2.15

国際原子力機関

2011年10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、「Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, Safety Standard Series No. NS-G-2.15」
© International Atomic Energy Agency, (2009)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、本図書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 “Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, Safety Standard Series No. NS-G-2.15” © International Atomic Energy Agency, (2009).
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。

(2) 翻訳用語について

a) ”Consequence”は、前後関係により「影響」、「結果」あるいは「影響や結果」とケースバイケースで訳すこととした。

独立行政法人 原子力安全基盤機構

IAEA安全基準シリーズ No. NS-G-2.15

原子力発電所のシビアアクシデント マネジメント計画

安全指針

国際原子力機関
ウィーン、2009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。

Sales and Promotion, Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Wagramer Strasse 5
P.O. Box 100
A-1400 Vienna, Austria
fax: +43 1 2600 29302
tel.: +43 1 2600 22417
email: sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© IAEA, 2009

Printed by the IAEA in Austria
July 2009
STI/PUB/1376

IAEA Library Cataloguing in Publication Data

Severe accident management programmes for nuclear power plants :
safety guide. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2008.
p. ; 24 cm. — (IAEA safety standards series, ISSN 1020-525X ;
no. NS-G-2.15)
STI/PUB/1376
ISBN 978-92-0-112908-6
Includes bibliographical references.

1. Nuclear power plants — Accidents — Management. 2. Nuclear
reactor accidents — Management. I. International Atomic Energy
Agency. II. Series.

IAEAL

08-00559

序文

モハメド・エルバラダイ事務局長

IAEA憲章は、IAEAが、健康を守り、生命と財産に対する危険を最小化するため安全基準を策定する権限を定めている。この安全基準については、IAEAは自身の活動の中で使用することが定められており、各国は原子力と放射線安全に対する規制規定に取り入れることにより適用することができる。定期的な検討に基づく安全基準の包括的な体系が、それらの適用におけるIAEAの支援と相まって、世界的安全体制の中で重要な要素になってきている。

1990年代中頃に、IAEA安全基準プログラムの大規模な見直し、基準を担当する委員会構成の改正及び基準全体の改訂への系統的取り組みとともに開始された。この結果作成された新しい基準は、高い品質のもので、加盟国の最善事例を反映している。安全基準委員会の支援を受けて、IAEAはその安全基準の世界的な受け入れと使用を促進するために活動している。

しかし、安全基準に関する業務は、それらが適切に実際に適用されているときにのみ有効なものである。IAEAの安全に関する業務は、(設計、建設等の)工学上の安全、運転上の安全並びに放射線、輸送及び廃棄物の安全から、規制に係る問題や安全文化にいたる範囲のものがあり、加盟国が基準を適用することを支援し、それらの有効性を調査している。これらの安全に関する業務により、価値のある知見を共有することができる。そして、私は、加盟国すべてにIAEAのこれらの業務を活用するように強く要請し続ける。

原子力と放射線の安全を規制することはそれぞれの国の責任であり、また、多くの加盟国が、IAEA安全基準をその国の規制で使用のため採用することを決定した。さまざま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にするために、整合性があり、信頼できる手段を提供している。基準は、また、発電、医療、産業、農業、研究及び教育における原子力と放射線の安全を増強するために、世界中の設計者、製造者及び事業者によって適用されている。

IAEAは、あらゆる分野の使用者及び規制者のために、真剣に持続的な挑戦をしている。その挑戦は、世界中の核物質及び放射線源の使用において安全レベルが高いことを確実にするものである。人類の利益のためにそれらの継続的な使用は、安全に管理されなければならないし、また、IAEA安全基準は、その目標の達成を推し進めることを意図して作成されている。

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。安全要件は、

¹ 原子力セキュリティシリーズも参照のこと

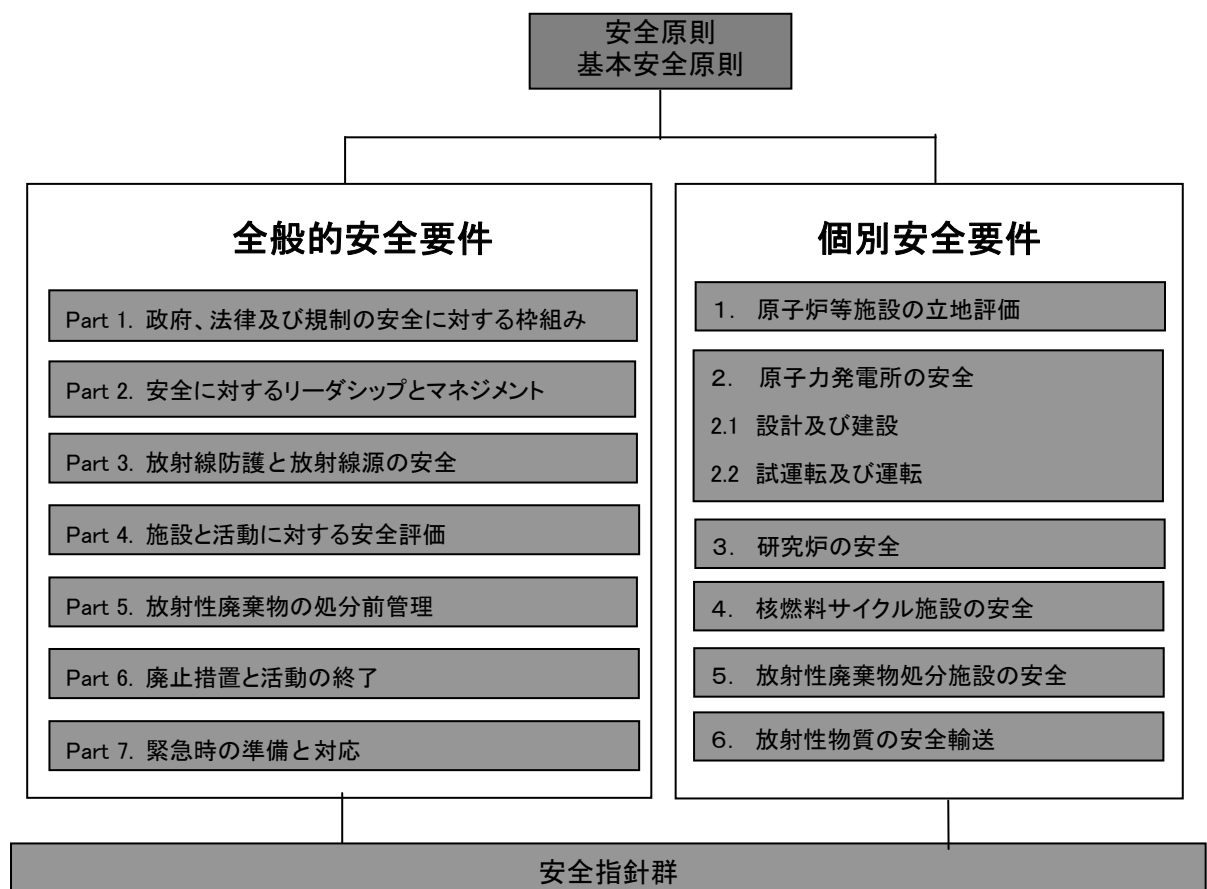


図1 IAEA 安全基準シリーズの長期的構成

満たされるべき関連する条件とともに「shall 文（ねばならない）」を使用する。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）を取ることが必要であるという国際的合意を示している。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)

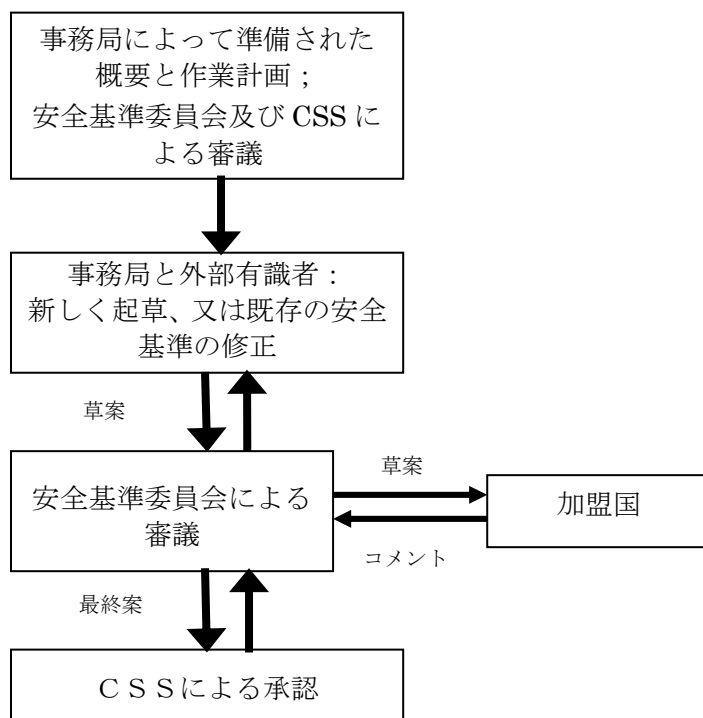


図2 新しい安全基準の策定、又は既存のものの改訂プロセス

全ての IAEA 加盟国は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。

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 (<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. 4)	1
目的 (1. 5-1. 7)	2
範囲 (1. 8-1. 11)	2
構成 (1. 12)	2
2. アクシデントマネジメント計画の概念.....	3
要件 (2. 1-2. 3)	3
アクシデントマネジメントの概念 (2. 4-2. 11)	5
主要な考え方 (2. 12-2. 18)	7
設備の高性能化 (2. 19-2. 22).....	8
アクシデントマネジメントの手引きの様式 (2. 23-2. 30)	9
役割と責任 (2. 31-2. 38)	11
3. アクシデントマネジメント計画の策定.....	12
全般的な提言 (防止のための枠組み) (3.1-3.2).....	12
全般的な提言 (緩和のための枠組み) (3.3-3.13).....	13
発電所の脆弱性の特定 (3. 14-3. 16)	15
発電所の能力の特定 (3. 17-. 319)	16
アクシデントマネジメントの方針の策定 (3. 20-3. 31)	17
要領と指針の策定 (3. 32-3. 57)	20
アクシデントマネジメントのためのハードウェア装備 (3. 58-3. 70)	27
計装及び制御の役割 (3. 71-3. 77)	31
責任と権限付与に対する指揮系統 (3. 78-3. 98)	33
検証と妥当性確認 (3. 99-3. 103)	38
教育および訓練(3. 104-3. 110)	41
新たな情報の処理 (3. 111-3. 114)	42
支援解析 (3. 115-3. 129)	43
マネジメントシステム (3. 130)	46
付属書 SAMGの実運用.....	47
参考文献	51

添付資料 事故シーケンスに対する分類図式の例	53
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. 原子力発電所の設計基準を超える事故について考慮することは、原子力安全を確保するために用いられる深層防護の取組みにおいて不可欠な要素である[1]－[3]。設計基準を超える事故の発生確率は非常に低いが、そのような事故では、核燃料の劣化による重大な影響をもたらす可能性がある。

1.2. 設計基準事故とは、その事故状態に対して所定の設計判断基準に従って施設が設計され、かつその事故状態に関して燃料の損傷と放射性物質の放出を許可された制限内に抑制される事故状態として定義される[4]。

1.3. 設計基準を超える事故は、設計基準事故より厳しい事故状態であり、炉心劣化を生じる場合または生じない場合がある。設計基準事故よりも厳しい事故状態で重大な炉心劣化を伴うものを、シビアアクシデントと呼ぶ。[4]²

1.4. アクシデントマネジメントとは、設計基準を超える事故の進展中に、一連の措置を講じることである[4]。すなわち、

(a) その事象がシビアアクシデントに拡大することを防ぐこと、

(b) シビアアクシデントの影響を緩和すること、

(c) 長期的に安全で安定した状態を達成することである。

アクシデントマネジメントの 2 番目の項目（シビアアクシデントの影響を緩和すること）は、シビアアクシデントマネジメントとも呼ぶ。アクシデントマネジメントは、実効的な深層防護をレベル 4 の段階で確実にするために必須である。[2]³

² ; 2.1 項を参照すること。

³ ; 深層防護のレベル 4 の目的は、重大な炉心損傷（シビアアクシデント）を引き起こす事故の可能性とシビアアクシデントに伴う放射性物質の放出の大きさの両方を、合理的に達成可能な限り小さくして、それによりリスクを減らすことを確実にすることである。

目的

1.5. この安全指針は、シビアアクシデントマネジメントを含むアクシデントマネジメントに関する、参考文献[5]の第 5 章、参考文献[6]の第 3 章及び第 5 章、並びに、参考文献[7]の第 4 章に定められた要件を満たすための推奨事項を提供する。

1.6. この安全指針は、アクシデントマネジメント計画の策定と履行に関する推奨事項を提示する。

1.7. この安全指針は、第一に、原子力発電所の運転組織、電力会社、およびそれらの支援組織が使用することを意図したものである。この指針は又、規制当局が関連する国内の規制要件の作成を促進するために使用されることもある。

範囲

1.8. この安全指針は、シビアアクシデントを含め、設計基準を超える事故の影響を防ぎかつ緩和するための、アクシデントマネジメント計画を策定する上での推奨事項を含む。この安全指針は、シビアアクシデントマネジメント計画に主眼を置いたものである。

1.9. この安全指針の推奨事項は、第一に軽水炉のための使用に関して策定されたものであるが、既設と新設両方の広範囲の種類原子炉に有効なものであると考えられる。

1.10. この安全指針の推奨事項は、第一に出力運転状態におけるアクシデントマネジメントについて策定されたものであるが、停止状態を含むその他の運転モードにおいても有効なものであるように意図されている。

1.11. より詳細な内容については、その他の IAEA 安全指針[8]から[10]を参照されたい。参考文献[11]から[13]は、アクシデントマネジメント計画の構成要素を提示し、またアクシデントマネジメント計画を準備し、策定し、履行し、および評価する方法の例を与えとともに、有用な背景資料を提供する。

構成

1.12. この安全指針は、2つの主たる章から構成されている。第 2 章では、アクシデントマネジメント計画に関する全般的な概念を提示する。重要な考慮事項は第 2 章で説明される

が、アクシデントマネジメント計画の策定と履行のプロセスについては第3章で扱われている。シビアアクシデントマネジメントの指針の利用のための推奨事項は、付属書に提供されている。事故シーケンスの分類図式の一例が、添付資料に提供されている。

2. アクシデントマネジメント計画の概念

要件

2.1. 参考文献[5]で、原子力発電所の設計で考慮すべきシビアアクシデントとアクシデントマネジメントに関する以下の要件が定められている。

「設計基準事故を超え、安全系の多重故障の結果として重大な炉心の劣化に至るような、発生頻度が極めて低いある種の発電所状態においては、放射性物質の放出に対する多数または全ての障壁の健全性が脅かされる恐れがある。これらの事象推移はシビアアクシデントと呼ばれる。工学的判断と確率論的手法の組み合わせを用いて、合理的で実行可能な発生防止策及び影響緩和策が特定され事象推移を決定するために、こうしたシビアアクシデントの推移に対して検討が加えられなければならない。こうした対策の検討では、設計基準事故の設定と評価に用いるような保守的な工学的手法を用いる必要はなく、むしろ、現実的または最適評価の仮定、手法及び解析上の基準に基づくべきである。シビアアクシデントに対する設計対応では、運転経験、関連する安全解析及び安全研究の成果に基づき、以下の事項について考慮しなければならない。

- (1) 確率論的手法、決定論的手法及び適切な工学的判断を組み合わせ、シビアアクシデントに至る重要な事象推移を特定しなければならない。
- (2) 設計においてどのシビアアクシデントを考慮すべきかを定めるための判断基準に照らして、これらの事象推移を評価しなければならない。

- (3) 選定された事象の発生頻度を減らすか、または、起きた場合の影響を緩和できる可能性のある設計変更や手順の変更について評価し、合理的に実行可能であれば実施しなければならない。
- (4) 発電所を制御された状態に戻すか、あるいはシビアアクシデントの影響を緩和するために、ある系統（安全系及び非安全系）を当初意図した機能や想定した運転状態を超えて利用することや、仮設設備を追加的に利用することを含め、発電所全体の設計上の能力について検討しなければならない。ただし、これらの系統は、予想される環境下でも機能することが示されなければならない。
- (5) 同一敷地内に複数の原子炉がある場合には、隣接する原子炉から、その安全を犠牲にしないという条件で、利用可能な手段及び／又は支援の活用について検討しなければならない。
- (6) 代表的かつ支配的なシビアアクシデントのシナリオを考慮し、アクシデントマネジメント手順を策定しなければならない。」(参考文献[5] (5.31) 項)。

2.2. 参考文献[6]は、原子力発電所の運転時のシビアアクシデントマネジメントとアクシデントマネジメントに関する以下の要件を定めている。

「発電所職員は、設計基準を超える事故の処置に関する指導を受けなければならない。運転員の訓練では、運転員が設計基準を超える事故の兆候やアクシデントマネジメント手順に精通することを確実にものとしなければならない。」(参考文献[6]の 3.12 項)。

「緊急時の操作要領又は（設計基準事故を超える）シビアアクシデントマネジメントの手引きが策定されなければならない。」(参考文献[6]の 5.12 項)

2.3. 深層防護の評価に関する参考文献[7]の要件 13 は、以下のように述べている。

「深層防護の評価では、深層防護のそれぞれのレベルにおいて十分な対策が取られているかどうか決定されなければならない。これは、施設に責任を有する法人が以下のことができることを確実にものとするために行われる。

- (a) 通常運転からの逸脱を扱うこと。あるいは、処分場の場合は、長期間の間に予想される進展からの逸脱を扱うこと。
- (b) 通常運転及び長期間に予想される進展からの安全に関わる逸脱が万一発生した場合に、逸脱を検知し終息させること。

- (c) 設計で定められた限度内に事故を管理すること。
- (d) 設計限度を超える事故の影響を緩和するための対策を特定すること。
- (e) 潜在的な放射性物質の放出に付随する放射線リスクを緩和すること。」(参考文献[7]の 4.45 項)。

アクシデントマネジメントの概念

2.4. すべての原子炉について、その原子炉の算出された炉心損傷頻度や核分裂生成物の放出頻度の合計値に拘らず、アクシデントマネジメント計画を策定すべきである。

2.5. アクシデントマネジメントの手引きを策定するために、構造的なトップダウン手法が使用されるべきである。この手法では、先ず目的と方針から始まり、要領と指針に導くべきであり、また防止と緩和の両方の領域を対象にするべきである。図 1 に、アクシデントマネジメントに関するトップダウン手法を図示する。

2.6. 最上位において、アクシデントマネジメントの目的は以下のように定義される。

- 重大な炉心損傷を防ぐこと。
- 炉心損傷が一旦始まったならば、炉心損傷の進行を終止させること。
- できるだけ長く格納容器の健全性を維持すること。
- 放射性物質の放出を最小にすること。
- 長期の安定状態を達成すること。

これらの目的を達成するために、多くの方針が策定されるべきである。

2.7. それらの方針から、アクシデントマネジメントに適し、かつ有効な方策が引き出されるべきである。そのような方策には、設計基準を超える事故とシビアアクシデントを管理する上で重要であると考えられる発電所の改造、および運転員措置を含む。これらの方策には、故障した設備の修理を含む。

2.8. アクシデントマネジメントの方策を実行の任にある職員向けに、要領と指針の形で、適切な手引きが策定されるべきである。

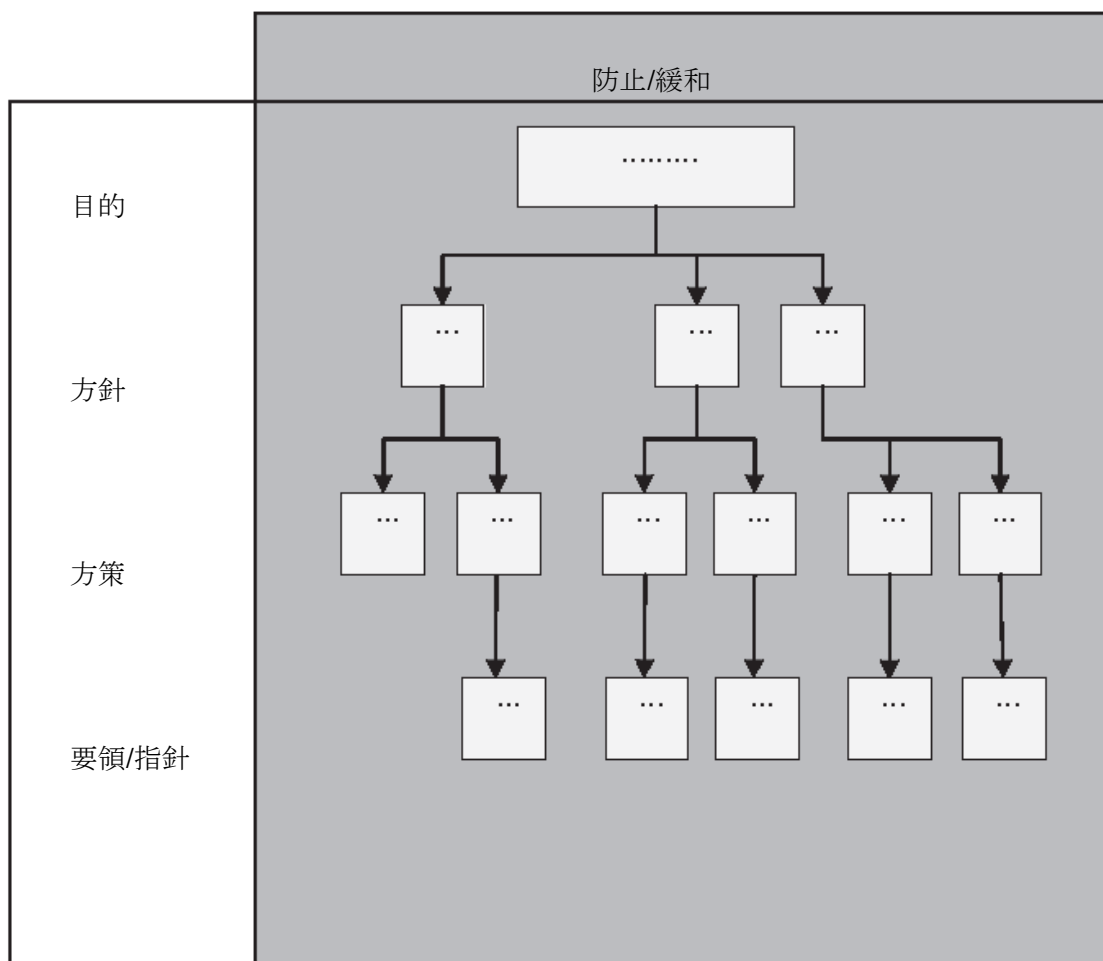


図1 アクシデントマネジメントのトップダウン手法

2.9. アクシデントマネジメントの手引きを策定する際には、安全系と非安全系の両方を利用し、およびその当初意図した機能と予期される運転条件を超えた、また恐らくはその設計根拠を超えたいくつかの系統の使用の可能性を含め、発電所のすべての設計上の能力に考慮が払われるべきである。

2.10. 防止の領域から緩和の領域へ責任と権限の移行を行う時点は指定されるべきでありまた適切に定義されまた文書化された判断基準に基づくべきである。

2.11. 発電所の配置構成の変更に対して、または物理現象に関する研究から新しい成果が利用できるようになった場合には、アクシデントマネジメントの手引きに対する関連が検討されるべきであり、また必要であれば、そのアクシデントマネジメントの手引きの改訂がなされるべきである。

主要な考え方

2.12. シビアアクシデントには不確かな点があることを考慮して、シビアアクシデントマネジメントの手引きは、実現可能なすべての物理的に特定できる脅威のメカニズムに対して策定されるべきである。すなわち、シビアアクシデントマネジメントの手引きは、そのような脅威の発生の予想される頻度にかかわらず策定されるべきである。

2.13. アクシデントマネジメントの手引きは、責任を担う職員が、手引きを正しく実行することができるために、事故シーケンスを特定する、または事前に解析した事故をたどることが必要とならないような方法で策定されるべきである。

2.14. アクシデントマネジメントの手法は、直接測定できるプラントパラメータまたはこれらのプラントパラメータから簡単な計算で得られるパラメータに基づくべきである⁴。

2.15. アクシデントマネジメントの手引きの策定は、発電所の固有の物理的応答が得られるように、最適評価の解析に基づくべきである。アクシデントマネジメントの手引きでは、事故の進展に伴い生じるかもしれない現象のタイミングや大きさに関する知識に不確かさがあることを考慮するべきである。従って、緩和措置は、その措置を行なって意図した防護を達成する十分な確信が得られる様々なパラメータのレベルと時間において着手されるべきである。例えば、格納容器のベントは、この核分裂生成物の障壁の構造健全性を防護するために必要であれば、格納容器の構造健全性が喪失しないことに確信が持てる時間と格納容器の圧力レベルで着手されるべきである。

2.16. シビアアクシデントは、プラントが停止状態にあるときでも起こる可能性がある。シビアアクシデントマネジメントの手引きでは、格納容器の機器搬入口の開放などの、停止時発電所の設備構成や大規模な補修により引き起こされるすべての具体的な脅威に考慮が

⁴; これは、多くの場合「兆候に基づいた手法」と呼ばれる。この簡単な計算は、多くの場合「計算支援」と呼ばれる。

払われるべきである。原子炉压力容器内の使用済み燃料及び使用済燃料プール内または保管中⁵の使用済み燃料の両方の破損の可能性についても、アクシデントマネジメントの手引きで検討されるべきである。大規模な補修は計画停止中に頻繁に実施されるため、アクシデントマネジメントの手引きの第一の対象は作業者の安全とすべきである⁶。

2.17. シビアアクシデントマネジメントでは、発電所のすべての運転モード、並びに、発電所の広範囲を損傷する可能性がある火災、洪水、地震、および極めて異常な気象状態（例えば、強風、極端な高温や低温、および渇水）のような適切に選択した外部事象も対象にするべきである。シビアアクシデントマネジメントの手引きでは、電源喪失、制御室や電源開閉装置室の喪失および系統や機器への接近が難しくなる場合のような、外部事象により提起される具体的な脅威が検討されるべきである⁷。

2.18. 外部事象は又、シビアアクシデントマネジメント用の資源の利用可能性に影響を与える場合もある（例えば、厳しい渇水により、平常時の水資源のバックアップとなる河川や湖などの自然の冷却水源の利用が限られる場合があり、また地震でダムが損壊する場合がある）。このようなあり得る影響は、アクシデントマネジメントの手引きを策定する際に検討されるべきである。

設備の高性能化

2.19. シビアアクシデントの防止や緩和のために重要な設計上の特性が評価されるべきである。それによって、有意義なシビアアクシデントマネジメントの計画、すなわち相当な程度または容認できるレベルまでリスクを低減するシビアアクシデントマネジメントの計画を策定するために必要または有益である⁸と考えられる場合には、既設の設備及び／又は計装が高度化させられるか、新たな設備及び／又は計装が追加されるべきである。設備を追加するか高性能化するかの決定は、費用対便益の考慮に依存することになる。

⁵；これは、正式にはシビアアクシデントマネジメントの一部ではないが、その他の潜在的な大きな放射線源について検討することも賢明である。

⁶；「作業停止」は、そのようなアクシデントマネジメントの手引き内で最初の命令事項のうちの1つでありえる。

⁷；そのような接近が制限されることは、火災、洪水、または、例えば、耐震性認定されていない構築物の倒壊により生じる広い範囲にわたる被害によって生じる可能性がある。

⁸；設備は、必ずしも厳密な意味で必要と考えられないかもしれないが、非常に有用になり得るものである。例えば、受動的な自己触媒式再結合器は、水素燃焼に関わる不確かさを排除する。

2.20. 設備や計装を追加するか向上させるかの決定がなされる場合、そのような設備や計装の設計仕様では、既設の系統からの適切な独立性を確保し、並びに事故及び／又はシビアアクシデント状態でその設備や計装を使用する上でのなるべくなら適切な余裕を確保すべきである。そのような余裕は、新しい設備や計装が予期される条件の下で適切に機能することの確信を与え、また可能な場合には、それを実証できるようなものであるべきである。実現可能であれば、これらの条件が検討中の設備の設計条件に選択されるべきである。そのような場合には、その設備の安全機能とシビアアクシデントの推移の理解の程度に相応した、設備の適切な容認基準が選定されるべきである。

2.21. 既設の設備や計装を高性能化させる場合、またはそうせずにその設計根拠の通常範囲の外で使用する場合は、そのような設備の使用に関するシビアアクシデントマネジメントの手引きがそれにより最新化されるべきである。望ましくは、専用の運転要領書が、シビアアクシデント領域において使用する設備や計装について策定されるべきである。

2.22. 新しい設備の設置、または既設の設備の向上は、たとえその設備の機能不全の確率が低くても、設備の機能不全の場合の手引きを策定する必要がないとすべきではない。

アクシデントマネジメントの手引きの様式

防止の領域

2.23. 防止の領域では、発電所の状況が利用可能な計装から知ることができ、また措置の影響や結果が適切な解析によってあらかじめ定められるので、その手引きは記述的な段階から成るべきである。したがって、防止の領域の手引きは、緊急時運転要領（EOP）と通常呼ばれる要領書の形式をとり、本質的に規範的なものとなる。EOPは設計基準事故と設計基準を超える事故の両方を対象とするが、炉心損傷が発生する前に行われる措置に一般的には限られる。EOPに関するさらに詳細な事項は、参考文献[10,11]にある。

緩和の領域

2.24. 緩和の領域では、発電所の状況と措置の結果の両方に不確かさがある可能性がある。従って、緩和の領域の手引きは、本質的に規範的なものであるべきでなく、むしろ一群の可能性のある緩和措置を提案するべきであり、また追加の評価と代替措置ができるようにするべきである。そのような手引きは、シビアアクシデントマネジメントの指針 (SAMG) と通常呼ばれる。

2.25. この手引きは、利用可能で関連する定量的なデータを含め、提案された措置によりあり得る良い影響と悪い影響の両方の説明を含めるべきであり、また、発電所の職員が、事故の進展中に講じるべき措置について適切な決定ができるように、十分な情報を含めるべきである。

2.26. 緩和の領域に関する手引きは、指針、マニュアルまたはハンドブックの形式で提示されるべきである。ここでの「指針」という用語は、一連のかなり詳細な指示書を示すために用いられる。これらは、発電所で実行すべき作業を示すものであるが、EOP の要領書すなわち防止の領域で使用するものほど厳密および規範的でない。マニュアルまたはハンドブックは、実行されるべき作業とその背景となる理由を、より全体的に説明するものを含むことになる。

2.27. この手引きは、ストレスの大きな環境の下で協議しかつ決定を下す際に責任のある職員のメンバーに役立つように、十分に詳細なものにするべきであり、また、関連情報が削除されたり、または見過ごされたりすることができるだけないようなものであるべきである。

2.28. この手引きは、それが意図された形の措置でない限り、責任ある職員が、言葉どおりに従うことになりがちな様式でかつ詳細に策定されるべきではない。

2.29. 手引きの全体的な様式と選定された詳細さの程度は、演習と訓練で試されるべきである。そのような演習の結果に基づいて、その様式が適切であるか、また、手引により詳しいことが含まれるか又はより簡単なものが含まれるべきが判断されるべきである。

防止と緩和の両方の領域

2.30. 防止と緩和の両方の領域の手引きは、適切な背景文書により裏付けられるべきである。この文書は、手引きの様々な部分の論理的根拠を記述し、説明するべきであり、また、必

要と考えられるならば、手引きの個々の段階の説明を含むべきである。この背景文書は、手引き自体に代わるものではない。

役割と責任

2.31. アクシデントマネジメントの手引きは、原子力発電所の全体的な緊急時取り決めの不可欠な部分であるべきである[14]。シビアアクシデントマネジメントの手引きを履行することは、発電所または電力会社の緊急時対応組織の責任である。アクシデントマネジメントに関与する緊急時対応組織の様々なメンバーの役割と責任は明確に定められるべきであり、また、彼らの間での協調が確実に行われるべきである。

2.32. 緊急時対応組織のメンバーが同じ場所に配置されていない場合は、様々な場所の間で信頼性の高い連絡通信網が用いられるべきである。極端な気象条件、地震事象、または社会に対する破壊的な事象⁹などの外部事象の影響は、シビアアクシデントマネジメントに関する意思決定の権限を有する者を敷地外に配置する場合、考慮されるべきである。敷地外との連絡がとれず、所内に配置した緊急時対応組織の部分だけが機能する状態になった場合、取られるべき方策のための手引きが利用されるようにしておくべきである。

2.33. 責任の割り当ては、提供される手引きの内容の種類と両立し¹⁰、また、緊急時対応組織が作成した文書に記載されているその他の機能と整合するものであるべきである。

2.34. 緊急時対応組織のメンバーに割り当てられた役割は、防止の領域と緩和の領域において異なる場合があり、その場合は責任と権限の移行が明確に定められるべきである。

⁹ ; 社会に対して破壊的となり得る事象の一例として、ゼネストがある。

¹⁰ ; 例えば、意思決定を評価から分離すると定めている場合、手引きが両方の機能用にあるべきである。

2.35. 専門家チームまたはそれらのチームのグループ（以下、「技術支援センター」と呼ぶ）は、防止と緩和の両方の領域において、評価を行うことにより、また、復旧措置を意思決定の権限を有する者に勧告することにより技術支援を提供するために、利用できるようにしておくべきである。技術支援センターは、潜在的な放射線の影響を評価する担当者へ、適切な情報も提供すべきである。チームが多数あるときは、各チームの役割が特定されるべきである。

2.36. 意思決定の権限を有する者は、任務の複雑さと所内および所外の放出の可能性に相応して、適切な階層に配置するべきである。防止の領域では、制御室の当直長や専従の安全技師、またはその他の指定職員は、この責務¹¹を概して実行することができるようにするべきであり、緩和の領域では、より高い階層の者により意思決定がなされるべきである。

2.37. 運転部門は、決められたアクシデントマネジメントの措置の実施の責任を持つようにすべきである。

2.38. 適切なレベルの訓練が、緊急時対応組織のメンバーに実施されるべきである。この訓練は、防止の領域と緩和の領域での責務にふさわしいものであるべきである。

3. アクシデントマネジメント計画の策定

全般的な提言（防止のための枠組み）

3.1. 防止のアクシデントマネジメントの手引きは、起こり得る設計基準を超える事故事象の全体像、すなわち、可能性のある起因事象に基づいて起こり得ると考えられるすべての事象、並びに、事象の進展中に、追加的なハードウェアの故障、人的過誤及び／又は敷地外の事象によって引き起こされ得る複雑さを、扱うべきである。

¹¹; 意思決定には高い階層の権限を有する者によってなされるものがあるかもしれない。例えば、アクシデントマネジメントにとっては有益な一定の措置が機器を破損するかもしれないような場合である(表 1 参照)。

3.2. 事象の全体像を決定する上で、レベル 1 確率論的安全評価 (PSA) (利用可能であれば) あるいは他の発電所における類似の研究から、さらに当該発電所と他の発電所で得られた運転経験から、有用な手引きが得られる。事故の進展が、PSA ではとてもありそうもないパスで構成されるようであってもまたは PSA で全く特定されないとしても、事象の選択は、すべての特定された状況におかれた発電所職員のための手引きの根拠を与えるように十分に包括的であるべきである。

全般的な提言 (緩和のための枠組み)

3.3. アクシデントマネジメントの手引きは、シビアアクシデントにより核分裂生成物の障壁に対して起こり得る脅威の全体像、すなわち、複数のハードウェアの故障、人的過誤及び/又は外部からの事象、並びにシビアアクシデントの進展中に生じる可能性のある物理現象 (水蒸気爆発、格納容器の直接加熱と水素燃焼など) に起因するものを含めて扱うべきである。この過程において、解析では頻繁には考慮されない問題、すなわち、極めて起こりそうもない設備の故障や異常動作などの追加的なことも考慮されるべきである。

3.4. 脅威のメカニズムの全体像を決定する上で、レベル 2 PSA (利用可能であれば)、または他の発電所における類似の研究およびシビアアクシデントに関する研究による知見から、有用な手引きが得られる。しかし、事故の進展が、PSA ではほとんどありそうもないパスで構成されるようであってもまたは PSA では全く特定されないとしても、潜在的な脅威のメカニズムの特定は、すべての特定された状況におかれた発電所職員のための手引きの根拠を与えるように十分に包括的であるべきである。

3.5. 起こり得る事象を決定するのに本質的な不確かさがあることを考慮すると、PSAは、シビアアクシデントマネジメントの手引きの策定において事故シナリオを除外するために、先験的に使用されるべきではない¹²。

3.6. アクシデントマネジメントの手引きが完成した後、重要な事故シーケンス、特に PSA から得られたものが実際にすべて包含されているか否か、またリスクがそれに応じて低減されているか否かが検証されるべきである。

¹² ; PSAを先験的に使用したいときは、切り捨てレベルを極めて低く定めて、解析するシナリオの範囲と本質を過小評価しないようにするべきである。

3.7. アクシデントマネジメント計画をまとめ上げるため 4 つの主な段階が実行されるべきである。

- (1) 重要な安全機能が脅かされる可能性のあるメカニズムを見出すために、発電所の脆弱性が特定されるべきである。これらの脅威が緩和されない事象発生においては、炉心が損傷する可能性があり、また核分裂生成物の障壁の健全性が損なわれる恐れがある。
- (2) 重要な安全機能と核分裂生成物の障壁に対する脅威の下での発電所の能力が特定されるべきである。それには、設備及び職員の両方に対してそのような脅威を緩和する能力も含む。
- (3) 特定された脆弱性に対処するため、ハードウェアの特徴を含め、適切なアクシデントマネジメントの方針と方策が策定されるべきである。
- (4) この方針を実行するための手順と指針が策定されるべきである。

3.8. アクシデントマネジメント計画を策定する上で考慮されるべき重要な要素には、さらに次のものがある。

- (1) アクシデントマネジメントのためのハードウェア装備（設備、計装）
- (2) 発電所の状況に関する情報を取得する手段と、そこでの計装の役割
- (3) アクシデントマネジメント策を実行する任に当たるチームにおける意思決定、責任および権限の指揮系統の特定
- (4) アクシデントマネジメント計画の発電所の緊急時の取り決めの中への統合
- (5) 手順と指針の検証と妥当性確認
- (6) 教育と訓練、演習と実習
- (7) アクシデントマネジメント計画を策定するための支援解析
- (8) アクシデントマネジメント計画におけるすべての作業のためのマネジメントシステム
- (9) シビアアクシデント現象に関する新たな情報と新しい知見を組込むことへの体系的取組み

3.9. アクシデントマネジメント計画は、発電所の建設会社または他の組織により最初は一般的な考え方に基づいて策定され、次いで、発電所の電力会社により発電所に固有のアクシデントマネジメント計画のために利用されることがある。そのような方法が取られる場合は、一般的なアクシデントマネジメント計画から発電所に固有のアクシデントマネジメント計画への移行を適切に取り扱うように注意されるべきである。これには、さらなる脆弱性の調査とそれらを緩和するための方針を含む。

3.10. アクシデントマネジメント計画の策定の成功を確実なものとするために、十分な視野と十分な水準の専門知識を持つ専門家からなる「中核策定チーム」が編成されるべきである。

3.11. 中核策定チームは、すべての外部の専門家（アクシデントマネジメントの手引きのために外部の製造業者が選ばれている場合）とは別に、発電所のアクシデントマネジメント計画の策定と実施に責任を負う職員から構成するべきである。これには（運転員と技術職員を訓練するための）訓練部、運転部、保守部および技術部からの職員を含む。

3.12. 制御室または技術支援センター、あるいは事故の経過の評価と意思決定に責任を負うその他のすべての組織部門で作業することとなる職員は、アクシデントマネジメント計画の策定の初期の段階から関与させるべきである。このことが将来の作業と反映のために非常に貴重な訓練となるからである。中核策定チームの構成の例が参考文献[12]に提示されている。

3.13. アクシデントマネジメント計画の策定は複雑な作業である。それには関与する専門家間の密接な協力関係とうまく組織化されたチームワークを要求する。したがって、発電所の職員が自らの通常の職務に関連してアクシデントマネジメント計画の策定活動に参加できるようにする方法に配慮が払われるべきである。中核策定チームに参加する発電所の職員には、他の職務に関連して十分な時間が配分されるべきである。

発電所の脆弱性の特定

3.14. 設計基準を超える事故が発生した場合の発電所の脆弱性が特定されるべきである。具体的な事故が重要な安全機能をどのように脅かすかについて調査されるべきである。また、これらの安全機能が失われてしかるべき時間内に回復されない場合には、炉心がどのように損傷し、また他の核分裂生成物の障壁の健全性がどのように脅かされるかについても調査されるべきである。

3.15. 設計基準を超える事故およびシビアアクシデントにおける発電所の挙動に関して、一連の包括的な知見が得られるべきである。これらの知見は、生じる可能性のある現象とその予期される時期と重大さを特定するべきである。シビアアクシデントの領域では、これらの知見が収集され、シビアアクシデントマネジメントのために技術的根拠¹³の中に整理して示されるべきである。

¹³ ; 加盟国で広く使用されている一般的な技術的根拠の一例が参考文献[15]に提供されてある。

3.16. 知見は、適切な解析手法を用いて取得されるべきである。シビアアクシデントに関する研究成果、他の発電所における知見、および工学的判断など、その他の情報も使用されるべきである。知見を取得する際には、シビアアクシデントモデルおよび設定された仮定における不確かさが検討されるべきである。

発電所の能力の特定

3.17. 安全機能を果たすために利用できる発電所のすべての能力が調査されるべきである。これには、目的外の系統使用、従来と違う構成及び一時的な接続の使用（ホース、可搬型または携帯用設備）並びに系統の設計根拠を超えて設備が損傷するまで及びその可能性を含めての使用を含む¹⁴。故障した系統が供用状態に復帰させられるか否か、したがって事象の緩和に再び寄与することができるか否かについても検討されるべきである。従来と違う構成及び一時的な接続が特定される場合は、これらの能力を生かすために必要な機器の適合性が検討されるべきである。

3.18. シビアアクシデントマネジメント策は堅固なものであるべきである。すなわち、その方策は、関係する構成機器の構造的な破損に対して、そのような破損を防ぐことができるように十分な余裕を与えるように定められるべきである（例えば蒸気発生器の冠水は、タイミングよく、かつ蒸気発生器伝熱管のクリープ破壊に対して十分な余裕があるレベルまで行われるべきである¹⁵。また、格納容器のベントは格納容器の破損に対してまだ十分な余裕がある格納容器の圧力レベルで行われるべきである）。意図した方策によって破損を防ぐことができない場合は、破損を遅らせるように試みるべきである。シビアアクシデントマネジメント策がとられ、また原子力発電所の設計根拠にシビアアクシデントが考慮されていても、そのような事象の完全な制御や緩和ができないこともあることが理解されるべきである。

¹⁴ ; 一例は低い圧力の下での原子炉冷却材ポンプの再起動である。それにより炉心冷却を強化することができるが、ポンプを破損するかもしれない。

¹⁵ ; 蒸気発生器を冠水する措置は、蒸気発生器伝熱管をクリープ破壊から効果的に防ぐことになるであろう。しかしながら、この措置は、その値以上ではクリープ破壊が生じるかもしれないしきい値より十分下で着手されるべきである。

3.19. 発電所の脆弱性を緩和するための従来と違う方策に取り組む発電所職員の能力についても又、劣悪な環境条件における職員の挙動と信頼性を含めて調査されるべきである。必要であれば、防護対策が提供されるべきであり、また当該作業を実行するための訓練が指定されるべきである。発電所職員の健康に対して、あるいは生命に対してさえもリスクのある作業は、本来的には常に自発的なものであり、個人には決して強要されないことに注意するべきである。手引きは、それに従って策定されるべきである。

アクシデントマネジメントの方針の策定

3.20. 脆弱性の評価と事故現象の理解、さらに事故に対処する発電所の能力に基づいて、防止と緩和の両方の領域で、個々の脅威や発電所の脆弱性に関する適切なアクシデントマネジメントの方針が策定されるべきである。

3.21. 防止の領域では、炉心の未臨界性、炉心冷却、1次冷却材保有量および格納容器の健全性を達成し維持することなど、炉心損傷を防止するために重要となる安全機能（多くの場合「重要な安全機能」と呼ばれる）を保存するための方針が策定されるべきである。防止するための方針の一例は「給水と排水」である。

3.22. 緩和の領域では、次の事項を可能にするための方針が策定されるべきである。

- 一旦開始した炉心損傷の進行を終わらせること。
- 格納容器の健全性を可能な限り長時間にわたり維持すること。
- 放射性物質の放出を最小限にすること。
- 長期間安定した状態を達成すること。

方針は「候補となる高レベルの措置」（この例は参考文献[12]の付属書Ⅱに示してある）から導き出すことができる。緩和の方針の例は次のとおりである。すなわち、蒸気発生器伝熱管のクリープ破壊を防ぐために蒸気発生器の二次側を満水にすること、高圧原子炉容器の破損と格納容器内の直接加熱を防止するために原子炉系統を減圧すること、圧力容器の破損とそれに続く基礎マットの破損を防止するまたは遅らせるために原子炉キャビティを冠水すること、水素濃度を低減すること、さらに過大圧力による格納容器の破損を防止するためまたは格納容器の圧力上昇下での基礎マットの破損を防止するために格納容器を減圧することである。

3.23. 具体的な緩和の方針の適用は、発電所の損傷状態を示す単一のパラメータまたは一群のパラメータに依拠すべきである。発電所の損傷状態は、事故の進展に伴い厳しさの増大する様々な局面を反映するものである。それらは、発電所の核分裂生成物の障壁への脅威に関して炉心と格納容器の状態を特定することに関連している。例を挙げると、炉心については、圧力容器内の炉心の冷却と冠水、圧力容器内の炉心の過熱と著しい損傷、圧力容器外からの炉心の冷却と冠水、さらに圧力容器外からの炉心過熱がある。また、格納容器については、管理された安定状態、管理された非安定状態（すなわち、新しい方針が必要であるが、核分裂生成物の放出は切迫した状態にない）、脅かされた状態（新しい方針が直ちに必要である）、さらに継続的な放出がある¹⁶。

3.24. 適用できる可能性のある方針の体系的評価を実行する方法が、事故の進展を考慮に入れて開発されるべきである。ある事故の局面に対する方針の実施を妨害する可能性がある有害な状態が考慮されるべきである。方針を選択した優先順位付けをする上で、措置によって多くのマイナスの影響があり得ることと、発電所の状況および措置による発電所の応答に関して不確かさの幅が大きくなることから、評価が非常に重要になることに注意するべきである。

3.25. 発電所のある損傷状況の下で、どの方針が適切な対応となるかの判断のための根拠を提供するために、プラスとマイナスの両方の影響を与える方針には特別の考慮が払われるべきである。一例は、格納容器の過圧による破損に至る時間を引き延ばすために、原子炉キャビティに水を供給しないでおくことである。すなわち、これには、不可逆的になることもある炉心とコンクリートの相互作用にマイナスの影響がある。さらなる例は、キャビティの冠水であり、これには、圧力容器外での水蒸気爆発が起こり得るというマイナスの影響がある。

¹⁶ ;さらなる例が、参考文献[12]の付属書 I と参考文献[15、20、26、27]に提示されている。参考文献[26]は、「単一パラメータ」の手法の場合の例も与えている。この手法と発電所の損傷状態に基づいた手法が、参考文献[27]に記載されている。

3.26. 事故の進展に伴う発電所の損傷状態¹⁷に関する知見は、可能な場合にはどこでも取得されるべきである。いくつかの方針が、発電所のある損傷状態にとって効果があっても、別の損傷状態では効果がないばかりか悪影響を及ぼすこともあるので、これらの知見は、方針を選択する上で手助けとなり、有用である¹⁸。加えるに、そのような知見は、ソースタームの推定に関連があり、利用可能ならばこの目的のために使用されるべきである。

3.27. 方針には優先順位がつけられるべきである。なぜなら、可能性のある方針は、安全に対して異なる重要性及び／又は効果を持つことがあり、またすべての方針が、同時に実行され得るとは限らないからである。防止の領域では、この方針の優先順位は、重要な安全機能について定められた優先順位に反映されるべきである。緩和の領域では、継続する大量放出の進行または重要な核分裂生成物障壁への脅威を緩和する方策に優先権が与えられるべきである（ここで「大量」とは、発電所緊急時計画に定められている全面緊急時レベル以上の放射能レベルの放出を意味する）。優先順位の選定の根拠は、背景文書に記録されるべきである。一例は、多くのシビアアクシデントの進展に従った一連の優先順位である。すなわち、第 1 の順位は、緩和方策が講じられないと破損する核分裂生成物の第一障壁に対して行うことである¹⁹。優先順位を設定することには、支援機能（交流電源や直流電源並びに冷却水のような不可欠な補助機能）の考慮を含むべきである。

3.28. ある一定の時間帯内に実行される必要がある方針が検討される場合は、そのような時間帯を特定する際にあり得る大きな不確かさが考慮されるべきである。しかし、有用な可能性がある方針を切り捨てないように注意すべきである。

¹⁷ ; 事故シーケンスと発電所損傷状態との違いに注意すること。すなわち、後者は発電所の目に見える損傷状態であって、その損傷状態に至る事故シーケンスとは関係ない。

¹⁸ ; 例えば、加圧水型原子炉の空の蒸気発生器を満水にすることは、蒸気発生器伝熱管のクリープ破損のリスクがあるときや、蒸気発生器伝熱管が現に漏えいしている場合には有効な方針であるが、そのようなリスクや漏えいがない場合は無効である。沸騰水型原子炉では、圧力抑制能力がまだ必要かどうかを知ることは意味がある。さらなる例は、格納容器にバイパスシーケンスがあることの認識である。これらすべての事例では、発電所の損傷状態に関する知見が、アクシデントマネジメント策の実行を促進する。

¹⁹ ; 加圧水型原子炉の高圧シナリオでは、シビアアクシデントは多くの場合、クリープ破断のメカニズムによる蒸気発生器伝熱管に関するものである。したがって、第 1 優先順位は、蒸気発生器を満水にすることによりそのようなクリープ破断を防止することである。

3.29. 即時の対応と短期間の措置が必要とされる場合、それらの措置によるすべての可能性のある結果についての検討のために、利用できる時間がないことがある。手引きは、それに合うように策定されるべきである。一例は、核分裂生成物の障壁に対する即時の脅威である。ここで「即時に」とは、意思決定する前に検討する時間がない、または限られた時間しかないという意味である。

3.30. 緩和の領域で方針を明らかにし選択するときには、防止の領域からの安全機能が緩和の領域でも引き続き関連していることもあることに注意するべきであり、したがって、これらの機能を維持する必要性もまた緩和方針に取り入れられるべきである。例えば、炉心の幾何形状あるいは炉心デブリの形状配置の未臨界性は維持されるべきであり、また、可能な場合には、炉心または炉心デブリの崩壊熱の、最終的な熱の逃がし場への経路が確保されるべきである²⁰。

3.31. 重要な安全機能に関係する目的を果たすための措置が、防止の領域では妥当であっても、緩和の領域ではそうでないかもしれないことにも又注意するべきである。例えば、制御棒は溶解してしまったが燃料棒の束はまだ健全な場合、炉心の幾何形状を未臨界を保つのはより困難である。よって、緩和の領域で求められる緊急時の運転要領に関係する安全機能は、その適用性について検討されるべきであり、特に、様々な発電所の損傷状態におけるその限界と可能性のあるマイナスの影響について検討されるべきである。

要領と指針の策定

3.32. 前章で論じた方針と方策は、防止の領域の要領（EOP）と緩和の領域の指針（SAMG）に転換されるべきである。要領には、事象がシビアアクシデントへ拡大するのを防止するための一連の措置を含める。指針には、選択された方針に従ってシビアアクシデントの影響を緩和するための一連の措置を含める。要領と指針には、設備の使用、設備の限界、及び注意事項と便益を含め、任に当たる職員のために必要な情報と指示を含める。指針では又、提案された措置の様々なプラスとマイナスの影響についても扱い、かつ選択肢を提示する。

²⁰ ; 緩和の領域における方針を実行することは、防止の領域でそれを実行することとは異なることもある。例えば、溶融物を覆う沸騰プールから漏出する蒸気を格納容器からベントすることによって崩壊熱の除去が起こることもある。このときの優先順位は、放射性物質の放出を完全に防止することではなく、格納容器を健全に保つことである。

3.33. これらの要領と指針には以下の内容を含めるべきである。

- 目的と方針
- 着手の判断基準
- 措置が適用されるべき時間帯（関係があれば）
- 措置の有効な継続期間
- 必要な設備と資源（例えば交流電源と直流電源、水）
- 実行されるべき措置
- 注意事項
- 抑制と終結の判断基準
- 発電所の応答の監視

3.34. 一群の要領と指針には、監視されるべきであって様々な要領と指針の着手、抑制または終結の判断基準に関連している一連の発電所パラメータの系列を記述する論理線図を含めるべきである。この系列は、3.27 項と 3.39 項に記載されているように、関連する方針、要領および指針の優先順位と調和したものであるべきである。

3.35. 防止の領域では、事象を診断するための適切な要領に基づいて、差し迫っている事故シーケンスを特定することが可能になるかもしれない。そのような診断が得られない状況、または得られたとしても、事故の進展に伴ってそれが正しくないと分かったときや分からなくなった状況のための手引きが整備されるべきである。別な方法としては、手引きを観察された発電所の物理的状态に完全に関連づけることであり、従って、事故シーケンスのそれ以上の診断は必要がない。手引きは、選択された方針に基づいて、高水準の安全機能（重要な安全機能）を保存または回復させることを目指したものとするべきである。診断の要領は、事故の進展に伴い一定間隔で適用されるべきであり、このことは、一旦観測された事故シーケンスが認識されたならまたは最初の認識の失われたあとに再認識されたならば、そのために特別に策定された要領に戻ることができるようにするためである。

3.36. 緩和の領域では、任ある職員が SAMG を正確に使用できるようにするために、事故シーケンスを特定したりあるいはあらかじめ解析した事故シナリオに従うことは必ずしも

必要とすべきではないとはいえ、彼等は、SAMGを正確にまたは最適²¹に使用する上で、発電所の損傷状態を特定することができるべきである。発電所の損傷状態に関する認識が一時的に失われても、SAMGを実行することを妨げるべきでない。

3.37. 手引きを策定する際には、シナリオあるいは発電所の損傷状態を誤って診断する可能性があることも認識されるべきである。そのような誤った診断の可能性は、例えば、多重の信号の使用によって、また、加えるか残しておかないと診断における変更に基づいて排除されてしまう措置を指針にそのようにしておくことによって、最小化されるべきである²²。技術支援センターでは、事故の進展に関して十分な知見を持っていれば、そのような優先順位の低い項目を排除することもできるが、誤った情報の可能性もあることに気を付けるべきである。

3.38. 事故の進展中に方針の選択がなされる必要がある場合には、提案された方針によって起こり得るプラスとマイナスの影響が指針に明記されるべきである。技術支援センターでは、追加のマイナスの影響が生じるか否かを確認するべきであり、また、それによる影響を検討するべきである。

3.39. 各種の要領間の優先順位も、また、各種の指針間の優先順位も、基本となる方針の優先順位に従って定められるべきである。優先順位に矛盾があれば、それは解決されるべきである。優先順位は事故の推移の中で変わることもあり、このため、優先順位は一定の時間間隔で見直されるといふ推奨事項を指針に含めるべきである。措置の選択はそれに沿って変更されるべきである。

3.40. EOPとSAMGの間のインターフェースが扱われるべきであり、また、ふさわしい場合には、EOPからSAMGへの適切な移行が定められるべきである²³。緩和の領域と関連があると特定されてきた、EOPの方針からくる機能と措置は、SAMGの中で特定されかつ保持されるべきである。望ましくは、判断命令としてEOPがまだ適用されている可能性があ

²¹；発電所の損傷状態を認識する必要のない手法は、認識の必要がないといっても、破損状態を認識すると、認識した破損状態に関連が薄い措置を排除するかまたは優先順位を下げるができるので、それなりの恩恵を受けるであろう。

²²；一例として、圧力容器が実際には破損していなくても圧力容器の破損に似た信号の組み合わせ（そのような組み合わせは多くの場合「サイン」と呼ばれる）がある。このゆえに、圧力容器内に維持されている状況に関連する措置は、圧力容器の破損が診断された場合のために策定された指針の中に依然保持されるべきであるが、優先順位は低い。

²³；EOPには、SAMGへ出てしまうものを含むことがある。すなわち、ある段階がうまくいかない場合にはSAMGに入ってしまう。一例は、炉心冷却のEOPであり、炉心出口温度が所定の制限値（例えば 650° C）未満に留まらないまたは戻らないときである。

っても、一旦EOPから出てしまったならば、緩和の領域（SAMG）から防止の領域（EOP）へ正式に逆移行するべきではない²⁴。それでもこれが適用される場合は、考えているEOPが炉心損傷の領域でも適用可能でかつ妥当であること、また、意思決定のプロセスに炉心損傷または緩和の領域に必要なすべての特質が含まれることが、確実なものとするべきである。EOPは、健全な炉心を有する状態の原子炉を対象に設計されたものなので、原理的に、緩和の領域ではその設計根拠を失っており、このゆえにEOPから出るべきである。

3.41. EOP から出ずに SAMG と並行して実行される場合は、緩和の領域での EOP の適用性と妥当性が示されるべきである。その場合、EOP と SAMG の間で両者間に矛盾がないように順位が定められるべきである。

3.42. SAMG に入る条件に加えて、長期的な準備への出口条件及び／又は判断基準が指定されるべきである。一例が、参考文献[12]の付属書Ⅶに与えられている。

3.43. 防止の領域から緩和の領域へ移行する時点は、「差し迫った炉心損傷」または「炉心損傷の始まり」になる前の時点²⁵、あるいはこれとは別の明確に定義された時点（例えば、防止方策の実行が効果を果たさないか不可能になった時点）に設定されるべきである。移行する時点をいつにするかによって、核分裂生成物の障壁に対する引き続く脅威の大きさ及び／又はその推移に影響を及ぼすことがある。そのような場合は、このことは、移行する時点を選定するときに考慮されるべきであり、従って、移行する時点は、アクシデントマネジメントにとって最適な時点に設定されるべきである²⁶。移行する時点が条件付き判断基準に基づいて定められる場合（すなわち、EOPの中のある計画された措置が成功しない場合に移行する場合）は、移行する時点とそれにより発生し得る影響を特定するために

²⁴ ; SAMGからEOPへの逆移行は推奨されないが、劣化した炉心が圧力容器内で回復するようなケースで、SAMGの使用が終了した後で、EOPのうちのいくつかを使用することが適切となることがある。

²⁵ ; 「炉心損傷の始まり」は、例えば溶融した質量の計算値が 0 kgを上回る時点と考えることができる。この時点は適切なシビアアクシデントの計算機コードを使用して決定することができる。

²⁶ ; 発電所によっては、移行するのが遅いと（すなわち、炉心出口温度が高くなった時点では）、水素放出という早期のリスクを引起こすかもしれない。

必要な時間が考慮されるべきである。例えば、炉心損傷を防止しようと努力している間に生じる炉心温度の上昇とそれに伴う炉心損傷が考慮されるべきである²⁷。

3.44. 技術支援センターが立ち上がる前、すなわち、それが最初の推奨を行う準備が整う前に EOP から SAMG へ移行する可能性は、要領と指針を策定するときに考慮されるべきである。この状況は、ある事象が急速にシビアアクシデントへ進展する場合に生じ得る。この場合、制御室の運転員に与えられる緩和手引きは、迅速で容易な実行をすることができるように提示されるべきであり、従って、なるべくなら運転要領と同じ様式で提示されるべきである。

3.45. 要領と指針は直接測定することのできる発電所パラメータに基づくべきである。測定値が利用できない場合は、パラメータは、簡単な計算及び／又は事前に計算したグラフにより推定されるべきである。事故中に複雑な計算を実行しないと得られないパラメータは、判断の根拠として使用されるべきではない²⁸。

3.46. 要領と指針は、使用するものにとって使いやすいように、また高い緊張状態の下で容易に実行できるように記載されるべきであり、さらに、必要な措置に焦点が合うことを確実にするように十分に詳細な内容を含めるべきである²⁹。要領と指針はあらかじめ定められた書式で記載されるべきである³⁰。運転員への指示書は明確でありかつ曖昧でないものであるべきである。

²⁷ ; 例えば、炉心出口温度があるレベルに達しかつ計画したEOPの措置が失敗したときに移行することになっているのであれば、炉心損傷が既に発生したか否かを判断するために、炉心損傷の防止のための行為で失われる時間が推定されるべきであり、また、関係する炉心温度上昇が計算されるべきである。

²⁸ ; 例えば、燃料被覆管温度は、それに基づいて決定するにはふさわしいパラメータではない。というのは、複雑な計算を実行することによってのみ決定されるからである。

²⁹ ; 例えば、一次冷却材系への注入が推奨される場合は、これは専用の供給源（ほう酸水）から開始するのか代替供給源（恐らく消火水などの非ほう酸水）から開始するのかが特定されるべきである。さらに、注入するために利用することのできるシステムの構成が特定されるべきであり、また、従来と違う構成が必要とされる場合は、これを構成するための手引きが整備されるべきである。供給源をどれだけの時間使用することができるか、また、それが枯渇したとき、それを交換するかまたは回復させるために何を行う必要があるかが知らされるべきである。

³⁰ ; 要領書の「執筆者の手引き」として広く使用されている書式は、参考文献[16]にある。

3.47. SAMG は、予期される道筋から外れる必要があるような場合またはその方がよいと考えられる場合には、そこから外れてもよい十分な自由裁量の条項があるように書かれるべきである。そのような柔軟性は、発電所の状態や措置の有効性及び／又は結果に不確かさがあるため、並びに、予期されない事象と複雑な状況に対処するために必要となることがある。手引きの構成と書式は、この不確かさと釣り合うように形成されるべきである。したがって手引きは、職員がそれを文字通りに実行するように定型化されるべきでない。

3.48. 要領と指針には、アクシデントマネジメント用の設備が利用できない（例えば設備の故障や不作動のために）かもしれない状況のための手引きを含めるべきである。代替方法が探求され、かつ利用できるならば手引きに含められるべきである。

3.49. 様々な設備が、あるパラメータがあらかじめ定めた値（「設定値」）に達すると自動的に作動することに注意するべきである。通常このような自動起動は、防止の領域での事象のために設計されている。このような自動操作は緩和の領域では逆効果になることがある。それ故に、すべての自動操作は、緩和の領域における影響について見直されるべきである。また、ふさわしい場合には設備が自動起動しないようにするべきである。その場合、当該設備の手動起動が、SAMG の中で考慮されるべきである。

3.50. 設備の故障を診断するため、及びそのような故障した設備を供用に復旧させる方法を特定するために手引きが策定されるべきである。この手引きは、復旧措置の優先順位に関する推奨事項を含めるべきである。この観点で次の事項が考慮されるべきである。

- 故障した設備のアクシデントマネジメントにとっての重要性
- 設備を復旧させる可能性
- 設備のいくつかの部分が供用できない状態となっている場合に回復が成功する可能性
- 故障した支援系統の数への依存性
- 設備の復旧に関与する職員の線量

3.51. 設計基準を超える事故あるいはシビアアクシデントをもたらした故障した設備の回復及び／又は運転員の誤操作からの回復が、アクシデントマネジメントの第一の方針であるべきであり、このことが、アクシデントマネジメントの手引きに反映されるべきである。故障した設備を回復する時間は、炉心損傷を防止するための時間帯から外れていてもよい。この場合は、発電所パラメータに基づいて緩和の領域へ移行するよりも、早く緩和の領域へ移行することが決定されることがある。

3.52. 公衆の防護に責任を負う外部組織と同様に、発電所の運転組織の中の関連する管理者層も、緩和の領域へ早期に移行する潜在的な必要性について知っておくようにさせるべきである。緩和の領域へ移行するのが遅くなると、安全性が著しく低下し、所内外への放出の可能性がある。早期に移行することの特定は、発電所の緊急時計画の中で扱われるべきである。

3.53. 要領と指針を策定する場合、制御室の居住性、及び技術支援センターや現場の操作区域などその他の関連区域への出入り可能性について考慮されるべきである。制御室内及びその他の関連区域内で予期される線量率と環境状態により、職員の立入制限をする必要があるか否かが調査されるべきである。このような状況が、アクシデントマネジメント計画を実行する上でどのような影響を与えるのか、が決定されるべきである。線量による理由から職員を交代させる必要性も検討されるべきである。

3.54. 同一敷地内で複数ユニットが運転中の場合、影響を受けていないユニットを使用することが、アクシデントマネジメントの手引きで考慮されるべきである。隣接ユニットが運転停止させられなければならないか否かについても検討されるべきである。ユニット間で共有されているかもしれない非標準設備に対する制約を特定することに、特別な注意が払われるべきである。例えば、影響を受けていないユニットからの熱除去系の横つなぎは、影響を受けたユニットから熱除去するのに役立つかもしれないが、そのために影響を受けていないユニットを予め決められた出力レベルに保つ必要があることがある。

3.55. シビアアクシデントマネジメントの手引きの一部として、またさらに 3.45 項で取上げたパラメータを推定するために、事前に計算したグラフや簡易な公式が適宜策定されるべきである。このことは、高い緊張状態となるであろう事故の最中に複雑な計算を行う必要がないようにするためである。これらは、多くの場合「計算支援」と呼ばれ、SAMG の文書に含められるべきである。いくつかの例が参考文献[12]の付属書Ⅲに提供されている。計算機に基づく支援は、シビアアクシデントのシナリオの進行中の内蔵型計算機（ラップトップ）の限られた電池寿命や交流電源の喪失の可能性を考慮すべきである。

3.56. SAMG を適用するために、使用規則が定められるべきである。この規則では、指針を実際に適用するとき行われるべき必要なことを定める。答えるべき質問は、例えば次のとおりである。

- EOP が実行中であるが SAMG に入る時点に到達した場合、EOP の措置は、その時中断させられるべきか、適用可能な SAMG と矛盾しなければ継続されるべきか、あるいはいかなる場合でも継続されるべきか。
- EOP の領域で開始した復旧措置は、SAMG の領域で継続されるべきか。
- ある SAMG が実行中であるが、別の SAMG に入る時点に到達した場合、その別の SAMG も並行して実行されるべきか。
- 最初の SAMG を要求したパラメータの値が変化している間は、別の SAMG に着手するための検討は遅らせるべきか。

3.57.適切な背景資料が、個々の指針の策定と文書化に平行して用意されるべきである。背景資料は、次に示す役割を果たす。

- 背景資料は、次の事項の参考となる自己完結した情報源であるべきである。
 - ・ 方針に関する技術的根拠および全般的な方針からの逸脱（もしあれば）
 - ・ 計装の必要性についての詳細な記述
 - ・ 支援解析の結果
 - ・ 要領と指針における各段階の根拠と詳細な記述
 - ・ 設定値の計算の根拠
- 背景資料は、関連する品質保証要件に適合していることの立証を提供すべきである。
- 背景資料は、技術支援員と運転員のための訓練課程の基本資料を提供するべきである。

アクシデントマネジメントのためのハードウェア装備

3.58. 発電所は、設計基準を超える事故及びシビアアクシデントに対して、合理性の許す限り、基本的安全機能（反応度制御、燃料からの熱除去、放射性物質の閉じ込め）を果たすためのハードウェア装備を備えるべきである。シビアアクシデントマネジメント用の専用系統及び／又は設計上の特性が備えられるべきであり、特に、新規発電所には備えられるべきである。

3.59. 新規発電所では通常、あるシビアアクシデント現象を実際的に排除する設計上の特性が存在しており、及び／又は設計基準を超える事故とシビアアクシデントに対処するための専用の設備がある。しかし、既設発電所においては、既設のハードウェア構成と配置のままでは、有意義な³¹シビアアクシデントマネジメント計画を策定することができないと結論づけられるものがある³²。このため、その場合は、発電所の改造が検討されるべきである。

3.60. ハードウェア装備では、不可欠な機能（例えば崩壊熱の除去）が長時間³³にわたって利用できる必要があること、また、この機能を通常期待される設備が、そのような長時間にわたって利用可能な状態に維持できそうにないことが考慮されるべきである。機器の長時間にわたる利用可能性³⁴を評価する際には、保守の可能性が限定的であること（または可能性のないこと）が考慮されるべきである。

3.61. 核分裂生成物の障壁に対する脅威を解析で予測する上での不確かさが容認水準まで低減され得ない場合は、設計上の変更も提案されるべきである。

3.62. 安全性やリスクの適切な評価指標を利用した適切な解析方法が存在し、そしてこれは高性能化に関する意思決定における支援のため使用されるべきである。シビアアクシデントマネジメントの分野における解析は通常保守的な方法ではなく、最適評価方式であり、それ自体に裕度を生じないという事実が考慮が払われるべきである。³⁵

³¹；「有意義な」は「リスクを容易にできる方法で低減すること、または、リスクを許容水準まで低減すること」として理解されるべきである。

³²；一例は、水素爆発に弱い小型の格納容器の原子炉である。そのため、不活性化する必要があることがある。

³³；自然現象による崩壊熱の除去があてにされ得る前に、例えば能動的な崩壊熱の除去が数ヶ月使用される必要があることもある。

³⁴；これは動的機器に関することであるが、静的機器も損傷することもある（例えば循環水中のデブリによる熱交換器の目詰り）。

³⁵；裕度は、ある場合には保守的かもしれないが、他の場合では非保守的かもしれない。例えば、高温側配管のクリープ破損は蒸気発生器のクリープ破損を防止しないという仮定は、蒸気発生器のクリープ破損を防止するための方針を定めるときは保守的かもしれないが、原子炉容器の破損における炉心デブリの最終的な所在場所を取り上げるときは、非保守的になることがある。というのは、高温側配管の破損は多量の炉心デブリが格納容器を通して分散することがあるが、一方、蒸気発生器伝熱管のクリープ破損ではそのようになることはない。

3.63. 発電所の防止機能を強化するための設備の高度化は、優先順位の高い作業と見なすべきである。例として、給水と排水を操作するための加圧器の弁の認定と、重要な安全系（交流電源と直流電源、利用できる冷却水）に関する多重性の追加がある。

3.64. 緩和の領域については、設備を高度化するとき、閉じ込め機能の保持に焦点を合わせるべきであり、また特に次の機能が考慮されるべきである。

- シビアアクシデントにおける格納容器の隔離（バイパスの防止を含む）
- 核分裂生成物と水素の濃度を含む、原子炉の状態を早期に診断することを可能とする格納容器内のパラメータの監視
- シビアアクシデント後の適切な時間の格納容器の気密性の確保。これには、隔離装置、貫通口および従事者エアロックの機能性の保持を含む。
- 格納容器の熱除去系による格納容器内の圧力と温度の管理
- シビアアクシデントの期間に放出された可燃性ガス、核分裂生成物およびその他の物質の濃度の管理
- 格納容器の過圧と負圧³⁶からの保護
- 高圧炉心溶融シナリオの防止
- 圧力容器のメルトスルーの防止
- 溶融した炉心による格納容器基礎マットのメルトスルーの防止と緩和
- 格納容器の漏えいの監視と管理

3.65. 格納容器の健全性が最も重要であるとの観点で、これを確保するために、容認できる費用で実現され得るすべての方策が、他の方法が正当化されない限り講じられるべきである。容認できる費用とは、少なくとも、当該方策の実施により回避されるであろう発電所周辺³⁷の一般公衆への放射線量の代価として定義されるものである。規制当局は、そのような回避される放射線被ばくを評価する容認可能な方法³⁸を特定するべきであり、かつ回避される線量の価値を決定するべきである³⁹。回避される線量の価値を定める際、すべての費用とその他の影響が考慮されるべきであり、これには、シビアアクシデントが発生した場合

³⁶ ; これは、格納容器のベントとそれに続く格納容器内の蒸気の凝縮後の、大気圧より低い圧力を指す。

³⁷ ; 国によっては、発電所の周辺を、発電所から 80km 以内の区域として定義している。

³⁸ ; 適切な方法は、電力会社により提案され、規制当局により承認（または修正）された方法である。

³⁹ ; 例えば、回避される人シーベルトあたり 100,000 米ドルの値が使用されることがある。

にこれらの方策によって回避されるであろう放射性物質の放出により生じる、公衆の健康と安全に関する長期的な影響を含む⁴⁰。この方法の究極の目標は、格納容器の破損が極めて起こりそうにないことを確実なものにすることである。

3.66. 崩壊熱を炉心デブリから最終的な熱の逃がし場へ除去するための適切な方策が講じられるべきである。格納容器の雰囲気循環または連続的ベントによって崩壊熱を除去することが決定されるとき、または、除去する必要があると考えられるとき、そのようなベントは、原則として、例えばフィルタやスクラバーによって、核分裂生成物の放出を適切に低減できる移行経路を通して行うべきである。

3.67. 既設発電所で実施され得る可能性のある設計変更の例として、強化され及び／又はフィルタ処理された格納容器ベント、受動的な触媒式再結合器、点火器、受動的格納容器冷却系、原子炉キャビティ冠水、基礎マットの破損後に存在するかもしれない環境への移行経路の隔離⁴¹、大型所内用蓄電池または代替電源、及び蒸気発生器の水位用の強化された計装のような強化計装（測定範囲を拡張した測定器又は新測定器）がある。改修によっていくつかの機能を果たすことができる。例えば、フィルタ処理された格納容器ベントは、格納容器の過圧を防止するため使用され得るが、しかしまた、これは、水素リスク低減のため水素（または酸素）を放出するために、既設の開口部または以前から存在する（比較的）大きい漏えい率を有する格納容器からのフィルタ処理されない漏えいを防止するために、または、上昇した格納容器の圧力での基礎マットの破損（発生が予期される場合）を防止するために、使用され得る。

3.68. 設計基準事故に対処するために使用される設備とシステムが、シビアアクシデントを緩和するための設備の追加で補われる場合、後者の設備はなるべくなら独立しているべきである。

3.69. 専用のまたは高度化した設備については、それらの設備は十分に信頼できるものであるべきであり、また可能であれば、設計基準を超える事故の状態およびシビアアクシデントの状態が必要とされる措置を行う能力の実証が提供されるべきである。他の評価方法が

⁴⁰；政府機関の自由裁量によって、環境の保護、維持及び／又は復旧に伴う費用とその他の影響も含めることもある。というのは、そのような費用は非常に高くなる可能性があるからである。

⁴¹；発電所によっては、キャビティより下のコンクリートのメルトスルーによる環境への直接の移行経路がある。

十分な信頼性を示すことができない場合には、設備の能力の実証が提供されるべきである。しかし、そのような設備に適用される認定レベルは、設計基準事故に対処する機器と系統に典型的に求められるレベルとは必ずしも同一である必要はない。同様に、そのような系統の多重性に関する要件も、設計基準の領域で適用される要件よりも緩められることもある。

3.70. シビアアクシデントマネジメントに使用される種々の計装に要求される精度は、計装の能力を評価する際に認識されるべきである。多くの場合、指示値の正確さよりも傾向を正確に把握することができる適切な計器表示がより重要となることがある。

計装及び制御の役割

3.71. SAMGはいくつかの主要な発電所パラメータの値を推定する能力に依存するので、防止のアクシデントマネジメント策と緩和のアクシデントマネジメント策の両方に必要とされる発電所パラメータが特定されるべきである。これらすべてのパラメータが、発電所の計装から得られることを確認するべきである。計器が事故の進展に関する情報を専用でない方法で与えることができる場合、そのような可能性は調査され、かつ手引きに含められるべきである⁴²。

3.72. 関連する計器のその時点での認定状況が考慮されるべきであり、また、そのような設備がその認定範囲を超えて首尾良く作動し続けるかもしれないことが認識されるべきである。主たる計装が使用できないまたは信頼できない場合の代替の計装が特定されるべきである。そのような計装が使用できない場合は、代替手段、例えば計算支援が開発されるべきである。

3.73. 予期される環境状態で認定された計装を使用することが、必要な情報を取得する好ましい方法である。

⁴² ; 炉外中性子検出器の指示値は、例えば、圧力容器内の炉心デブリの所在場所と残留水量に影響される。したがって、これらの指示値は事故の進展に関する情報を取得するために使用される可能性がある。

3.74. 環境状態が計器の指示値に及ぼす影響は、推定されかつ手引きに含められるべきである。ある局所的な環境状態が全体的な状態から外れる可能性があり、このために、全体的な状態の下で認定されている計装が局所の状態の下では適切に機能しないかもしれないということが考慮に入れられるべきである⁴³。設計基準を超えるシビアアクシデントの状態での計装の故障について予期される故障モードと、結果としての計器表示（例えば目盛から高く外れる、目盛から低く外れる、浮動する）が特定されるべきである。

3.75. シビアアクシデントが、計装に対して設計条件を超えた脅威を与えることがあり、この場合、そのような計器が設計作動範囲を外れて作動することがある。計器の表示はその時誤っているかもしれないので、シビアアクシデントマネジメントのための発電所の状態診断に使用するすべての表示は、読み取りの間違いに伴うリスク等を低減するために、他の直接的または算出された表示と比較検討されるべきである。実際には、診断や検証のために使用される認定されていない専用の計器からの主要な計装指示値はすべて、主となる指示値（すなわち、専用の計器による表示値）が妥当であることを検証するための代替方法を備えるべきである⁴⁴。主要なパラメータ値を得る代替手段が特定されない場合は、その代替表示を得るために計器を高度化させるか取り替えることが検討されるべきである。

3.76. SAMGを策定するとき、認定されていない重要な計装が事故の進展中に故障する可能性が含まれるべきであり、また可能であれば、この計装を使用しない代替方針が策定されるべきである⁴⁵。現場の計装から又は従来と違う手段から重要な発電所パラメータを推測する可能性も検討されるべきである。例えば、蒸気発生器の水位は、蒸気配管および蒸気発生器のブローダウン配管の現場の圧力測定値から推測され得る。

3.77. パラメータが欠落している場合あるいはその測定値が信頼できない場合に、情報を得るための計算支援を開発する必要性が特定されるべきであり、それに沿って適切な計算支援が開発されるべきである。

⁴³； 高圧溶融物の噴出は、例えば、デブリを格納容器のいたるところに撒き散らし、全体的な状態は認定範囲内に留まっているかもしれないが、局所的環境は大きく脅威を受けていることがある（例えば局所的に堆積した核分裂生成物による放射線やその崩壊熱による過熱）。

⁴⁴； 一般的に精度は必要とされないため、この推奨事項は、指示値が「正確である」というよりも、むしろ「妥当である」としてしている。

⁴⁵； 一例として、蒸気発生器水位の表示がある。ある発電所の方針として、この表示が失われると給水をすべて止めて、蒸気発生器が空になってもよいとしている。他の発電所では、蒸気発生器が空であると仮定して給水し続けるであろうが、この場合は蒸気発生器が満水となるリスクがあってもよいということである。適用可能なSAMGは、それに応じて策定されるべきである。

責任と権限付与に対する指揮系統

3.78. 防止と緩和の両方の領域におけるアクシデントマネジメントの機能と責任は、アクシデントマネジメント計画の文書および全体にわたる緊急時対応組織の文書の中で、明確に定義されるべきである。所外の組織がアクシデントマネジメントの責任を持つ場合は、このことが記載されるべきである。所内緊急時対応組織の技術的要素の代表的な配置の一例を図2に示す。

3.79. シビアアクシデントマネジメントに関与する職員の役割は、3つの区分に分けて検討されるべきである。

- (1) 評価／推奨（発電所の状態の評価、可能な措置の特定、これらの措置の潜在的な影響の評価、及び講じるべき措置の推奨と実施後の措置の結果の評価。これらの職務を担当する職員は多くの場合「評価者」と呼ばれる）。

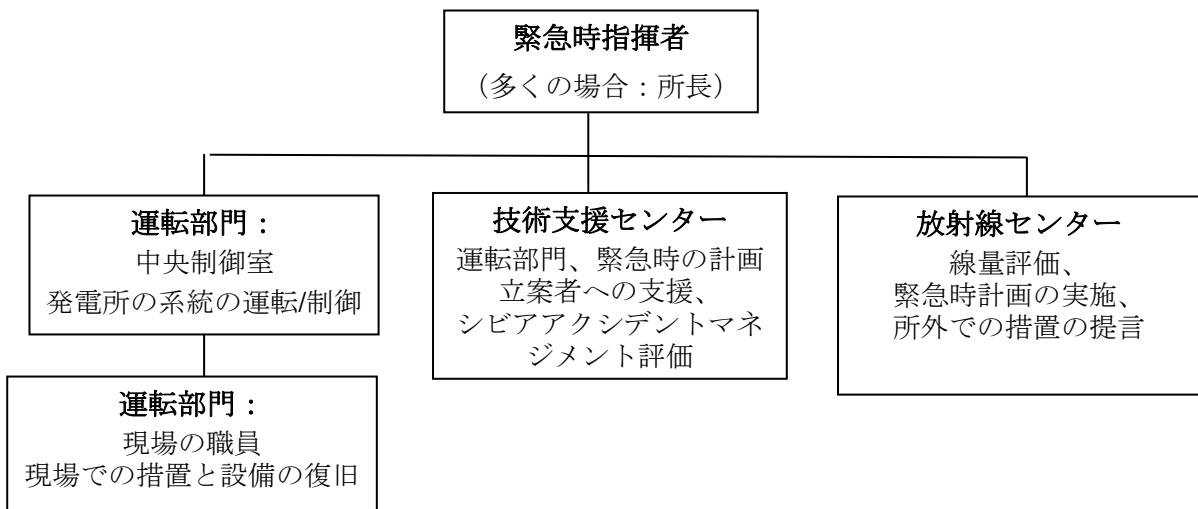


図2 所内緊急時対応組織の技術的要素の代表的な配置

- (2) 権限の付与（意思決定、推奨された措置を実施することの承認。これらの職務を担当する職員は多くの場合「意思決定者」と呼ばれる）。
- (3) 措置の実施（操作の確認を含め、必要に応じた設備の操作。これらの職務を担当する職員は多くの場合「実施者」と呼ばれる）。

SAMG を使用するためのさらなる推奨事項が付属書に与えられている。

3.80. 防止のアクシデントマネジメントは、炉心の冷却を回復しかつ燃料の健全性を維持することを優先する措置を講じる必要によって特徴づけられる。防止のアクシデントマネジメントで使用される主な方策は EOP である。意思決定は、制御室職員（すなわち、当直長か当直管理者、または安全技師のような特定の専任者）によりなされるべきである。複雑な状況では、適切であると考えられる場合、より高い階層の職権で意思決定がなされることもある。防止の領域では、技術支援センターは、制御室職員へ技術的支援を提供することができる状態にしておくべきである。

3.81. シビアアクシデントへと悪化する事象では、責任と意思決定の権限が、ある決められた時点で制御室職員からより高い階層の職権をもつ者へ移管されるべきである。というのは、内在する不確かさを考慮すると意思決定は高度に複雑であり、また、制御室であるいは発電所で入手できる情報の範囲を超える影響が生じる措置に関わることもあるからである⁴⁶。緩和の領域では、技術支援センターは評価を実施すること及び意思決定の権限を有する者に復旧措置を推奨することの役目を担当するべきである。

3.82. 緩和の領域におけるこの意思決定の権限は、本書で緊急時指揮者と名付けた高い階層の管理者の責務にあるべきである。緊急時指揮者は、技術支援センターにより提案された、または、必要であれば指揮者自身の熟慮に基づくシビアアクシデントマネジメント策の実施を決定する権限が与えられるべきである。緊急時指揮者は、所外への影響を含む、発電

⁴⁶ ; 例えば、発電所パラメータに基づいたある瞬間又はある時間だけ格納容器をベントするというもくろみは、その時点では所外緊急時対応組織の提案された措置と一致しないかもしれない。

所の現実の状態について及び緊急時対応のその他の関連する側面について、広く理解しておくべきである⁴⁷。

3.83. 緩和の領域では、制御室職員は、発電所の設備と計装の能力についての知識に基づき及び訓練で身に付けたその他の特別の技能に基づいて、さらに自らが事故の初期段階を経験している可能性があることを前提として、技術支援センターの評価に対して情報を提供するべきである。原則として、制御室職員の観察や評価と、技術支援センターの評定や推奨事項の間の意見の一致が図られるべきである。制御室職員は、技術支援センターからの質問や指図を待つべきではなく、むしろ有用と考える洞察と発見事実により率先して技術支援センターに働きかけるべきである。

3.84. 権限の移管のすべては、所内緊急時対応組織のメンバーに割り当てられた役割と責任が防止の領域と緩和の領域で異なる場合、明確に定められるべきである。

3.85. シビアアクシデントマネジメント計画では、運転員の免許の要件と一致しない方法で責任を割り当てるべきでない。しかし、運転員の免許は、必要とされる責任を制限するものであってはならず、適切なシビアアクシデントマネジメント計画のために有用であるかあるいは必要とする状況に適合されるべきである。例えば、運転員には、しかるべき管理と監視の下で、シビアアクシデントを緩和するために、通常運転の制限値と条件を破ることが認められるべきである。

3.86. 緊急時指揮者に権限を移管する場合、制御室に残せるか又は残すべき措置と業務、及び、制御室職員が緊急時指揮者から独立して決定することができる措置と業務が指定されるべきである⁴⁸。制御室職員も緊急時指揮者が決定した方策を実行する責任を負うので、この2つのグループの措置の間に一貫性と序列が確立されるべきである。

⁴⁷ ; 緊急時指揮者は所外チームへ通報する責任もある。緊急時計画はこのことを記載する (参考文献[14]、4.23項を参照のこと)。

⁴⁸ ; これには、支持条件 (例えば室内の冷却、水の供給) を保つことや警報に応答することといった、制御室職員が独立して実行できる活動を含む。制御室職員が独自に行うべきでない活動 (例えば、主要設備の起動) についても指定されるべきである。

3.87. 複雑な事故の経過中に責任を移管することは、それ自体がリスクをもたらすことに注意すべきである。このゆえに、そのような移管は、リスクを最小限に留める時点すなわちシビアアクシデントマネジメントの観点から最適な時点で行われるべきである。理想的には、その移管によって、意思決定と必要な措置において「真空状態」になる状況を生じないようにするべきである。それ故に、新しい意思決定者が最初の決定を公式に提示する準備ができるまでは、正式な移管は行われるべきではない。いかなる責任の移管であっても、緊急時計画で要求される区分の移行と一致しているべきである（参考文献[14]を参照のこと）。

3.88. 技術支援センターの立ち上げのための判断基準が指定されるべきであり、技術支援センターが機能するまで、シビアアクシデントマネジメント策は制御室職員により継続して実施されるべきである。そのような方策は、制御室職員が慣れ親しんでいる書式（例えば EOP と同じ書式）で書かれるべきである。

3.89. 発電所の建設会社からの支援あるいはその他の同等の支援が緊急時対応組織の活動の一部にまだなっていない場合は、認定されたアクシデントマネジメントの追加的な推奨事項を実施するために、そのような支援が求められるべきである。支援を求めるための仕組みがうまく確立されるべきであり、またその支援能力は時々試されるべきである。そのような支援を提供する製造業者や同等の組織は、発電所のすべての関連する変更について最新の情報を得ているべきである。

3.90. シビアアクシデントマネジメント計画の文書に規定された責任は、原子力発電所の全体の緊急時対応組織を規定する文書である緊急時計画に反映されるべきである。アクシデントマネジメント計画に従って講じられるべき措置に関して、矛盾がないことを確実にするために、緊急時計画の検討が行われるべきである。

3.91. 技術支援センターの職員は、EOP と SAMG についての詳細な知識を備えるべきであり、また、発電所の状況に関する情報の入手手段を持つべきである。彼らは、SAMG で扱われている基礎的なシビアアクシデント現象について深い理解を有しているべきである。彼らは又、シビアアクシデントマネジメント策が一旦実施されると、その有効性を監視する責任者となるべきである。技術支援センターのチームは、発電所の能力に対する職員の専門知識と知見から便益を受けるために、制御室職員と幅広く連絡をとるべきである。

3.92. 意思決定者は、自らの決定に内在する影響と不確かさについて理解していることを、確実なこととするべきである。実施者は、講じることが求められることがある措置を理解していることを、確実なこととするべきである。また、評価者は、推奨を行う際の技術的根拠を理解していることを、確実なこととするべきである。

3.93. 緊急時対応組織の様々なチーム間の情報交換のための規則が規定されるべきである。技術支援センターと制御室の間の情報の流れ、さらに技術支援センターから所内および所外の緊急時計画の実行に責任を負う組織を含めた緊急時対応組織のその他の部分への情報の流れを確保するための仕組みが指定されるべきである。技術支援センターと制御室職員との間の口頭による連絡は、免許を受けた運転員または同様な有資格者である技術支援センターのメンバーによって行われるべきである。シビアアクシデントが発生すると、所内チームと所外のチームの間で幅広く連絡をとることになるので、この連絡によって発電所における事故の管理が混乱しないように注意するべきである。

3.94. 規制当局が意思決定に何らかの関与をすることになる場合⁴⁹、これがどのように行なわれるか規定されるべきである。

3.95. 一つの敷地内に一つ以上の原子炉がある場合、所内緊急時計画には、全体の緊急時対応組織の様々な部分の間の必要なインターフェースを含むべきである。

3.96. シビアアクシデント状態において、緊急時指揮者だけでなく、評価者チームと実施者チームの物理的な場所の接近可能性と居住性が確認され、また維持されるべきである⁴⁹。制御室と技術支援センターの間の連絡手段を設けると、交流電源の喪失の可能性が考慮されるべきである。

⁴⁹ ; 規制当局の関与に関する具体的な規則をもつ加盟国がある。そうでない国では規制当局の関与を必要としないだろうが、関与が賢明となる場合がある (例えば格納容器のベントの場合)。
⁴⁹ ; 広く適用されている配置として、評価者のチームを技術支援センター室に置き、実施者のチームを発電所の制御室に置くということがある。アクシデントマネジメント計画に従ってこのことがどのようにまとめられるか、その例が参考文献[12]に提示されている。

3.97. 計装と制御およびその他の設備の性能に関する情報（恐らく既に SAMG の中で容易に参照できるように要約されている）は、技術支援センターで利用できるようにしておくべきである。技術支援センターが発電所の情報を直接利用できるようになっていれば有利である。そのような情報の入手可能性と使用について、SAMG を策定するとき検討されるべきである。技術支援センターでの発電所の情報は、例えば電子的なデータ転送によって適切に捕捉されかつ監視されるべきである。データを人手で転送する必要がある場合、これは、なるべくなら技術支援センターの専任メンバーにより行われるべきである。

3.98. 表 1 は防止の領域と緩和の領域の特性を提示したものである。

検証と妥当性確認

3.99. すべての要領と指針は検証されるべきである。書かれた要領や指針の文書の正確さを確認するため、また技術的因子や人的因子が適切に組込まれていることを確実なものとするため検証が行われるべきである [10]。策定の段階にある発電所固有の要領と指針の審査が、この検証プロセスの一部として品質保証規定に従って行われる。加えるに、検証プロセスを強化するために、適切な場合には独立した審査が考慮されるべきである。

3.100. すべての要領と指針はその妥当性が確認されるべきである。この要領と指針に規定された措置が訓練を受けた職員により緊急時事象を管理する目的で理解され得ることを確認するために、妥当性確認が実行されるべきである [10]。

3.101. SAMG の妥当性確認の方法として、フルスコープシミュレータ（利用可能であれば）、エンジニアリングシミュレータ、またはその他のプラント解析ツールやデスクトップの PC を使用することがある。最も適切な方法が選択されるべきである。設備を使用することの妥当性を確認するために所内試験が行われるべきである。EOP と SAMG の大部分を適用する必要がある、多くのかかり現実的な（複雑な）状況を記述するシナリオが策定されるべきである。このシナリオには現象（事故の進展に起因する現象と復旧措置に起因する現象の両方）の大きさと推移時間の不確かさを包み入れる。

3.102. 要領と指針の妥当性確認に関与する職員のメンバーは、その要領と指針を策定した者であるべきではない。

表 1 防止の領域と緩和の領域の特性

主題／特性	防止の領域	緩和の領域
目的	一連の最重要安全機能（「重要な安全機能」）の遂行による炉心損傷の防止	炉心溶融の進展の終息、原子炉圧力容器の健全性の維持、格納容器の健全性の維持、及び放出の抑制からなる措置による、環境への放射性物質の放出の制限
優先順位の設定	様々な「重要な安全機能」間の優先順位の設定	緩和方策間の優先順位の設定（最優先順位は、進行中の重大な放出の緩和及び核分裂生成物の障壁に対する差し迫った脅威の緩和）
責任	制御室職員又は緊急時対応組織の統率者（適切と思われる場合）	方策の助言と実行ができる制御室職員と緊急時対応組織
緊急時対応組織の役割	制御室への助言、または複雑な作業のための意思決定ができる緊急時対応（適切と思われる場合）	意思決定に責任を負う緊急時対応組織
要領／指針	制御室におけるアクシデントマネジメント策のための要領書（EOP）の使用	緊急時対応組織またはその他の指名された職員による手引き文書（SAMG）の使用

表 1 防止の領域と緩和の領域の特性（続き）

主題／特性	防止の領域	緩和の領域
設備の使用	<p>使用可能なすべての系統の使用、許容設計余裕の使用、ただし、緊急時対応組織による助言または決定による設計余裕を超える使用が可能であること。</p> <p>定められた範囲を超える方策を実行するには、緊急時対応組織による助言または指示が必要。</p>	<p>まだ使用可能なすべての系統の使用、又その設計限界を超えての使用</p>
有効性の検証	<p>アクシデントマネジメント策の有効性は合理的な精度で検証され得る。</p>	<p>アクシデントマネジメント策の有効性は限定的な方法で検証することができる。</p> <p>措置案のプラスとマイナスの影響を事前に検討し、方策の実施中と実施後に監視すること。</p>

3.103. 検証と妥当性確認プロセスからの発見事項と洞察は、文書化されるべきであり、また、これらの文書が運転組織の管理者により実務に供される前に、要領と指針の策定者に対して必要なすべての最新化をするための反映事項を提供するために使用されるべきである。

教育および訓練

3.104. 運転組織の管理者及びその他意思決定の職位にある者、さらに適切な場合には規制当局の職員を含め、アクシデントマネジメントに関与する各グループのために、具体的な目的と訓練の必要性が定められるべきである。この訓練は、その職務における業務と責任に釣り合ったものであるべきである。このゆえに、シビアアクシデントマネジメント計画の主要な職務者、すなわち技術支援センターの評価者、意思決定者および実施者に対して徹底した訓練が施されるべきである。規制当局の担当者は、電力会社の決定に関与する場合は、電力会社が提案する決定の根拠をすべて理解するように、訓練されるべきである。

3.105. 訓練は専門の訓練担当者により策定されるべきである。主題となる事柄の専門家は、訓練用の教材の作成を助けることができ、また最終的な訓練用の教材を精査するよう依頼されるべきである。主題となる事柄の専門家は又、専門の訓練担当者の能力を超える訓練生からの質問に対応できるような状態にあるべきである。

3.106. 訓練は、体系的な方法を使用して策定されるべきである（例えば参考文献 [17]に例示）。これには、訓練の必要性を特定すること、訓練目的を定めること、訓練用教材の技術的根拠を特定すること、訓練用教材を作成すること、訓練を実施するための適切な場所を決めること、及び訓練のプロセスに反映するために訓練の有効性を測定することなどを含む。

3.107. 訓練の必要性和目的は、なるべくならアクシデントマネジメント計画の開発段階における、しかるべき時期に定められているべきである。訓練計画は、アクシデントマネジメント計画が実施される前に整備されているべきである。すべての訓練用教材は、よく定められた訓練への取り組み方を用いて作成されるべきである。アクシデントマネジメントに特有な訓練についての詳細な内容は、参考文献[18、19]に見出される。

3.108. 初期訓練のほかに再訓練も策定されるべきである。再訓練は、発電所の全体訓練計画と両立するように、一定間隔で実施されるべきである。再訓練のための最長間隔が規定

されるべきである。これには、発電所で実施された実習と演習の結果に依存して、より短い間隔が選択されることがある。

3.109. 実習と演習は、相当な数の要領と指針の適用を必要とする適切なシナリオに基づくべきである。実習と演習の結果は、訓練計画に反映されるべきであり、また適用可能ならば、要領と指針の他にアクシデントマネジメントの組織の面までにも反映されるべきである。

3.110. 演習の有効性は、責任あるチームが発電所の管理を回復することができた方式に基づいて判断されるべきではなく、人々が発電所における事象を理解しまたそれに追従することができたやり方、複雑で予期されなかった事象を管理された方法で対処することができたやり方、正しい判断に到達することができたやり方、さらに、根拠のある一連の措置を開始したやり方に基づいて判断されるべきである。

新たな情報の処理

3.111. 発電所の配置構成のすべての変更に関して、EOP と SAMG への影響の他に、アクシデントマネジメントの組織の面に与える影響が、確認されるべきである。これらの要領と指針へ影響があることが分かったときは、文書の改訂が行われるべきである。

3.112. 要領と指針を策定する際に使用された背景文書の改訂の後はいつでも、要領と指針の改訂が必要か否かが確認されるべきである。一つの例は、要領および指針を参照用設計あるいはその他の共通的な情報源に基づいている発電所の場合であり、そこでは、参照用設計に基づいた要領および指針の起草者が、アクシデントマネジメント計画の改訂を発行している。別の例は、PSA の最新化であり、既存のアクシデントマネジメントの手引きの根拠の一部ではなかった新しい事故シーケンスを特定している場合である。

3.113. シビアアクシデントの現象に関する国際研究は積極的に追跡されるべきであり、それに従って新しい知見がアクシデントマネジメント計画の中で処理されるべきである。

3.114. 専門家仲間との間の情報交換が、さらなる改訂に関して SAMG を改良するために利用されるべきである。そのような情報交換は、専門家仲間が発電所での訓練を観察したり、また、他の発電所での演習に参加するという形式をとることもある。

支援解析

3.115. 設計基準を超える事故またはシビアアクシデントの想定し得るシーケンスの解析には、典型的には次の目的のうちの1つを持つ。すなわち、(1) 方針、要領または手引きを策定するための技術的根拠⁵⁰の系統的説明、(2) 定められた判断基準に従って選択された方針、要領および指針を裏付ける設計解決策の受容性の立証、または(3) 緊急時計画に対する参照用ソースタームの決定である。基本的な方法（最適評価の解析の使用）は、3つのすべての目的に対して同一であるが、解析の様々な適用の範囲と仮定条件はそれぞれの目的で異なることになる。解析の後段階では、アクシデントマネジメントのために解析面から支援のみを提供することを目指す。

3.116. アクシデントマネジメント計画のための技術的根拠の文書を作成するために、様々な事故シーケンスが解析されるべきである。

3.117. 設計基準を超える事故またはシビアアクシデントの想定し得るシーケンスの解析の第一段階で、設計基準を超える事故の領域やシビアアクシデントの領域で運転員の介入の確実な保証がないと、炉心損傷とそれに引続く核分裂生成物の障壁への潜在的な脅威をもたらすことになる、一連のシーケンスが解析されるべきである。本安全指針の3.1項から3.4項の全般的な提言に従って、PSAで代表的なものとして特定された炉心損傷シーケンス一式すべては、利用できる場所は考慮されるべきである。ここで留意することは、介入しなければ炉心損傷をもたらすことになるシーケンスの選択は、その後の防止措置（炉心損傷の前に講じる）と緩和措置（炉心損傷の後に講じる）の両方について、その後の調査のための事故シナリオを特定する適切な方法であるということである。

3.118. さらに、シビアアクシデントマネジメントの方針を策定する際に、炉心損傷に至る前の運転員の過誤に起因するシビアアクシデント状態が検討されるべきである。シビアアクシデント状態は、運転員の不作為や措置の間違いのいずれかに起因する可能性がある。

⁵⁰ ; 技術的根拠には、解析、評価、分析及び工学的判断を含む。

3.119. 核分裂生成物の環境への放出に至る可能性のあるシーケンスの数は事実上無限であるので、解析されるべき事故シーケンス又はシーケンスの等級を選択する方法が選ばれるべきである。事故シーケンスを分類するための体系は、典型的には、起因事象のグループ、緊急炉心冷却の状態、二次系側のヒートシンクの状態及び格納容器内の熱除去と格納容器バウンダリの状態のようないくつかの発電所の状態の識別子に基づくものである。

3.120. しかし、どのような分類体系も、結果は、炉心の劣化と溶融、原子炉容器の破損と格納容器バウンダリの破損、及び付随するシビアアクシデント現象を含む、発電所の挙動と応答を説明する事故シーケンスのグループのリストであるべきである。様々な分類体系が考えられる⁵¹。代表的なレベル 2PSAはそのような分類図式を含む。

3.121. 事故シーケンスの選択は、次の3つの段階で行われるべきである。

- (1) 適切な分類手法と損傷状態一式が策定されるべきである。これを達成する一つの方法が添付資料にまとめられている。
- (2) 損傷状態の全体リストが選別かけられ、限定した一式を特定するべきである。そのとき、炉心損傷頻度への寄与を考慮し、またすべての起因事象が代表されていることを確実なものに行う。
- (3) 残った損傷状態に対して、一つ又は複数の事故シーケンスが選ばれるべきである。そのとき、炉心損傷頻度への全体的寄与、選ばれたシーケンスが同じ損傷状態の他のシーケンスを代表し得ること、また選ばれたシーケンスが防止用のアクシデントマネジメント策とのなじみやすさを検討する。

3.122. 設計基準を超える事故またはシビアアクシデントの想定し得るシーケンスの解析の第2段階では、提案された方針の有効性とそのあり得るマイナスの影響⁵²が調査されるべきである。この段階で行われる解析は、措置を実施、抑制または終了する適切な設定点が決定される必要があるので、実際の要領と指針の策定にも役立つべきである。設備と計装の潜在的な利用可能性と機能性、さらに進行した事故状態における職場の居住性も調査されるべきである。

⁵¹ ; 分類体系の例が参考文献[20]～[23]に記載してある。

⁵² ; 例えば、排水と給水は、通常の方法のとおり崩壊熱除去の喪失に対して有効な対策かもしれないが、時には、それがあつた時間帯でしか有効でないことがある。シビアアクシデントの領域における別の例として、原子炉冷却材ポンプの再起動があり、それは事故の初期には非常に有益かもしれないが、事故の後期に再起動された場合は蒸気発生器伝熱管のクリープ破断のリスクを大幅に増加させることになるかもしれない。

3.123 .設計基準を超える事故またはシビアアクシデントの想定し得るシーケンスの解析の第3段階では、一旦、要領と指針が策定されたら、3.99項から3.103項に記述されているように、それらは検証されまた妥当性の確認がなされるべきである。妥当性の確認には適切なシナリオを策定する必要がある。事故の進展と、運転員と技術支援センターが対応する必要となることがある様々な現象の進展を決定するためには解析が必要である。

3.124. 共通的な技術的根拠が利用可能ならば、当面の特定の発電所に適合されているという条件の下で、それは、3.121項の段階(1)から(3)で述べられている知見を得るのに使用されることがある。

3.125. 一般に、発電所の応答として最も起こり得る物理的状況を持つことが重要なので、最適評価の方法で解析がなされるべきである。最適評価の計算では、通例、あり得る値の範囲の平均値か中央値を算出する。このゆえに、現象の発生時期と過酷さを決定する際の不確かさについて適切な考慮が払われるべきである。この考慮では、事故の進行（例えば高圧熔融物の噴出）および復旧段階（例えば過熱炉心に水を補給したことによる蒸気と水素の発生）の両方で生じるかもしれない現象を理解する上での不確かさを含むべきである。

3.126. 解析に使用されるするコンピュータコードは、可能な範囲内でその妥当性が確認されるべきである。しかし、設計基準を超える事故とシビアアクシデントに使用される多くのコードは、現象を理解することに不確かさがあるので、設計基準事故で使用されるコードと同じ水準の妥当性確認をすることができないこと⁵³に注意するべきである。通常は、単一コードで現象の全範囲に対処することはできず、特殊な目的のコードも使用される必要があることもある。発電所の運転組織は、様々な適用に対する適切なコードとモデルを指定するべきであり、かつその使用が妥当であることを示すべきである。関連する場合には、発電所の運転組織は、ある現象の他の現象と比較した相対的な重みを見出すために、不確かさの解析に加えて感度解析を実行するべきである。

⁵³ ; 例えば、主題の専門家はあり得る様々なシナリオに対する圧力容器外での炉心デブリの冷却性に関してすべて意見が一致している訳ではない。しかし、大部分の解析コードには、それぞれのシナリオに対して冷却性または非冷却性のいずれかを予測するモデルを含んでいる。このようにして、コードのモデルを検証するための根拠はない。

3.127. コンピュータコードによる結果は、モデルの限界と不確かさを考慮して解釈されるべきである。機構論的コードを使わないと、コードの限界から信頼できる結果にならない場合は、機構論的コードが使用されるべきである。すべての解析結果は、コードの限界とそれに伴う不確かさを十分考慮して、評価されかつ解釈されるべきである。例えば、多くのコードは、仮定された形状に基づく熱伝達相関式（例えば平板上の限界熱流束）を固定しているが、一方、実際の事象では、形状の変化（例えば炉心デブリの散乱）を伴い、熱伝達断面積が変化して熱伝達を高め又は低めることになり、実際に到達する温度に影響を及ぼす。

3.128. 中性子工学、熱水力学、炉心劣化等の分野での事故解析に加えて、機械荷重が存在する現象については、構造解析が行われるべきである⁵⁴。

3.129. アクシデントマネジメントの手引きの有効性について、また、実行可能な場合にはこれに伴う発電所のリスクの低減について調査するために、解析が実施されるべきである。（3.6 項参照）。支配的なシナリオが緩和されることを示すためにも、解析が用いられるべきである。

マネジメントシステム

3.130. アクシデントマネジメント計画の策定は、この主題に適用可能な IAEA の安全要件及び手引きに従うべきである [24、25]。シビアアクシデントの領域に不確かさがあるためにこれらに従うことができない場合は、実行可能な範囲内でこれらの安全要件の意図に従うべきである。

⁵⁴; 例えば、水素燃焼が発生すると計算結果を得た場合は、燃焼荷重が計算されるべきであり、格納容器やその他の関連構築物はその荷重に耐え抜くかどうか調査されるべきである。多くの場合、荷重に適応する構築物の能力は、破損の確率を表す脆性曲線として提示される。

付属書

SAMGの実運用⁵⁵

A.1. 中央制御室の職員が、EOPを実行しているとき、SAMGに進む時点に達した場合、または緊急時指揮者がSAMGを適用すべきと決定した場合、あるいは他の定めた理由（3.40項）によりSAMGの実施点に到達した場合には、EOPの領域からSAMGの領域へ移行されべきである。中央制御室の職員は、措置を推奨する責任が技術支援センターに移行するまで適用する、SAMGに基づく措置を開始させるべきである。この移行は、技術支援センターの運営が可能になり⁵⁶、そこで諸事実の情報が把握され、発電所の状況を評価し、またSAMGの実行に関する最初の推奨または決定を与える準備ができた時に行われる。中央制御室の職員は、EOPの領域で既に開始されている措置を、それが「使用規則」（3.56項）と矛盾しないものであれば、継続して実施するべきである。

A.2. 技術支援センターは、緩和措置の優先順位が事故の進展に従い変わる可能性があるため、事故が進展するに応じて一定の時間間隔で論理線図（3.34項）を調べるべきである。技術支援センターにより、講じられるべき措置の道筋を決定することになる意思決定者に、文書の形で推奨事項が提示されるべきである。

A.3. 講じられるべき措置の決定は、文書の形または誤解を防ぐ同等な方法で、制御室の職員に伝えられるべきである。中央制御室の職員は、行うとされた措置を確認すべきであり、行った措置の進行及びそれによる発電所への影響を折り返し報告するべきである。制御室の職員との口頭（電話）の連絡は、免許を受けた運転員である技術支援センターの職員のメンバーにより行われるべきである。

A.4. 技術支援センターに表示される発電所パラメータは、壁の掲示板やそれと同等なものに表示されるべきである。傾向は、この表示に書き留められかつ記録されるべきである。講じられた措置は、その時点で適用すべきEOPやSAMG、発電所の緊急警戒及び放射性物質の計画放出などの関連情報と共に、その表示に記録されるべきである。

⁵⁵; この付属書は、本安全指針の他のいくつかの部分で扱われた要素を含んでいるが、それらは、SAMGに沿って進めるプロセスを明確にするためここでも繰り返されている。

⁵⁶; これは、技術支援センターが確立され、その作業要領に従って作業を開始したことを意味する。

A.5. 技術支援センターは、一定の間隔で、今後の放射性物質の放出の時期と量を推定し、これらを緊急時対応組織に連絡するべきである。そのような放出は、その発電所の PSA を調べ、発電所パラメータを解釈して適切なシナリオを推測して決定されることがある。その代わりに、推測したシナリオとそれらの最もありそうな今後の進展を解析するために、高速のコンピュータコードが使用されることがある。

A.6. 緊急時指揮者は、技術支援センターからの助言を受けて、放出の可能性を評価するプロセスに大きな不確かさがあることを確実に認識するべきであり、それを放出の可能性に関する公衆への通知に含めるべきである。

A.7. 技術支援センターの作業は、十分に体系化されたものであるべきである。技術支援センターの職員のメンバーには、明確な業務説明が与えられるべきである。技術支援センターは、定期的（例えば 30 分ごと）に会議を開くべきであり、個々の職員のメンバーがこれらの定期的な会議の間に自らの解析を行えるように十分な時間が与えられるべきである。

A.8. 技術支援センターは、自分たちの計画が、緊急時対応組織の職員が計画した措置を妨げる場合は、外部の意見を求めるべきである。そのような意見交換を通して、放射性物質の計画放出が、所外の準備レベルに対応することを確実なものとするべきであり、また、恐らくは、そのような放出の時期が所外の準備のレベルによく対応する時期へずらされるべきである⁵⁷。その代案として、そのような時間移動が予測されるシビアアクシデントマネジメントの措置と一致するものであれば、その放出は、より後の時間に延期すべきである。

A.9. 計画放出と緊急時取り決めにより与えられる所外の防護との間に食い違いがある場合には、優先順位を割り当てるための仕組みが設けられるべきである。原則として、まだ健全な状態にある核分裂生成物の最後の障壁の大きな損傷を防ぐ措置に優先権が与えられるべきである。例えば、格納容器の大破損を防止することを、計画放出を遅らせることより優先させるべきである。

⁵⁷ ; 例えば、特定の放出がある時点で計画されている場合、緊急時計画の職員は、発電所の職員と一般公衆の生命と財産を守るための適切な措置を講じることができるよう、連絡を受けられるようにすべきである。

A.10. 一般に、意思決定プロセスは、可能な措置と代替案について検討することを含み、システムを供用状態に回復（つまり修理）する可能性及びあり得る放出の影響などを考慮している。しかし、急速に進展するシナリオでは、これらの面をすべて検討する時間はない可能性がある（3.29 項を参照のこと）。従って、意思決定のプロセスを定めるとき、極めて短い時間内に意思決定を行わなければならないこともありえるという事実を考慮すべきである。基本的な原則は、意思決定のプロセスが事故の進展の時間枠と常に釣り合っているべきであるということである⁵⁸。

⁵⁸ ;ある取り組み方では、核分裂生成物の障壁がすぐにでも破損しそうな場合は、計画した措置により生じ得るマイナス面を無視するという事実でこれに対処する。

参考文献

- [1] EUROPEAN ATOMIC ENERGY COMMUNITY, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
- [2] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).
- [3] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2007 Edition, IAEA, Vienna (2007).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (2000).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4, IAEA, Vienna (2009).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.2, IAEA, Vienna (2001).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.10, IAEA, Vienna (2004).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.2, IAEA, Vienna (2000).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development and Review of Plant Specific Emergency Operating Procedures, Safety Reports Series No. 48, IAEA, Vienna (2006).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Implementation of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants, Safety Reports Series No. 32, IAEA, Vienna (2004).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines for the Review of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants, IAEA Services Series No. 9, IAEA, Vienna (2003).

- [14] 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 OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-2, IAEA, Vienna (2002).
- [15] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report, Vols 1 and 2, TR-101869-V1 and TR-101869-V2, EPRI, Palo Alto, CA (1992).
- [16] INSTITUTE OF NUCLEAR POWER OPERATIONS, Emergency Operating Procedures Writing Guideline, INPO 82-017, INPO, Atlanta, GA (1982).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Experience in the Use of Systematic Approach to Training (SAT) for Nuclear Power Plant Personnel, IAEATECDOC-1057, IAEA, Vienna (1998).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Simulation Techniques for Accident Management Training in Nuclear Power Plants, IAEATECDOC-1352, IAEA, Vienna (2003).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Overview of Training Methodology for Accident Management at Nuclear Power Plants, IAEATECDOC-1440, IAEA, Vienna (2005).
- [20] CHEXAL, B., et al., "Update on the technical basis for the Severe Accident Management Guidelines", Severe Accident Management Implementation (Proc. Specialist Mtg Niantic, CT, 1995), Rep. OECD/NEA/CSNI/R(95)5, OECD, Paris (1995).
- [21] SAUVAGE, E. C., et al., "OSSA - An optimized approach to severe accident management: EPR application", Proc. ICAPP' 06, Reno, NV (2006).
- [22] NUCLEAR ENERGY INSTITUTE, Severe Accident Issue Closure Guidelines, NEI 91-04, Rev. 1, NEI, Washington, DC (1994).
- [23] NUCLEAR ENERGY INSTITUTE, Methodology for Development of Emergency Action Levels, NEI 99-01, Rev. 4, NEI, Washington, DC (2003).
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, IAEA, Vienna (2006).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [26] LUTZ, R., et al., "Westinghouse Owners Group approach to severe accident management", Severe Accident Management Implementation (Proc. Specialist Mtg, Niantic, CT, 1995), Rep. OECD/NEA/CSNI/R(95)5, OECD, Paris (1995).
- [27] VAYSSIER, G., et al., SAMIME - Concerted Action on Severe Accident Management and Expertise in the EU, Final Report, AMM-SAMIME (00)-P009, European Commission, Luxembourg (2000).

添付資料

事故シーケンスに対する分類図式の例

A-1. 防止のアクシデントマネジメント策がない場合に炉心損傷に至ることになるすべての事故シーケンスが、最初に選定される。このような事故の大きな集合は、レベル 1 PSA 解析の結果から通常特定される。炉心損傷状態に至るすべての事故シーケンスは、原則として対象となる。その数が多いので、この事故の集合は炉心損傷状態で特徴付けられたグループに細分される必要があり、その各々が代表的な事故シーケンスで特徴付けられる。このようにして、この分類の目的は、炉心損傷に至る事象が適切に細分されるように、適切な特性と価値基準を選択することである。このように、処理しきれないほど多くの数のグループを作らずに、一つのグループ内の事故が単一のシーケンスによって合理的に代表されることが確実なものとなるようにする。

A-2. 3つの炉心損傷状態を示す識別子を使用することが提案されている。すなわち、起回事象、非常用炉心冷却状態及び二次系ヒートシンク状態である。炉心損傷状態の定義の一例を表 A-1 に示す。

A-3. 3つの特性の各々の価値基準の組み合わせのすべてが有意なものではないことに留意すべきであり、また炉心損傷状態の正確な相関表の選定に注意すべきである。表 A-1 に示す分類例については、意味のある炉心損傷状態の数は 29 である (表 A-2 参照)。

A-4. 大部分の原子力発電所はレベル 1 PSA を完了しているので、事故シーケンスの分類を選択するために利用できる十分な情報が通常存在し、その事故シーケンスは、炉心損傷までの発電所の挙動を決定するために引き続いて解析される。

A-5. これらの解析結果は、事故に対処するために必要な (利用できるか又は追加の) 設備とともに、運転員の措置を指定する根拠となる。プロセスのこの部分は、(発電所のグループ用の) 緊急時対応指針及び発電所固有の EOP の策定と実施に最終的に結びつく。

A-6. 発電所のレベル 1 PSA が存在することは、確かに事故シーケンスの分類の選定をするための前提条件となるが、その選定プロセスを補足する追加的な方法として、次の方法がある。

表 A-1 分類体系の例

特性	考えられる価値基準	記号
起因事象	小規模冷却材喪失事故 (LOCA)	S
	中規模 LOCA	M
	大規模 LOCA	A
	蒸気発生器伝熱管の破損	W
	二次破断	Ts
	交流電源の全喪失	TB
	スクラムしない予想過渡変化 (スクラム不能過渡変化)	TA
非常用炉心冷却系の状態	過渡変化	T
	すべて失敗	1
	高圧注入成功、高圧除去失敗	2
	高圧注入成功、高圧除去成功	3
	低圧注入成功、低圧除去失敗	4
	低圧注入成功、低圧除去成功	5
二次系ヒートシンクの状況	失敗	F
	成功	S

- シビアアクシデント現象についての研究
- 類似 (基準) 発電所について実施した一般的な検討および解析
- 運転経験と事故の前兆に関する検討
- 既存の要領書の見直し
- 既設の計装とその能力の評価、およびシビアアクシデントの環境状態におけるその限界

A-7. 格納容器系統と格納容器バウンダリの状態は次の段階で重要になる。そこでは緩和用のアクシデントマネジメント策を調査するために事故シーケンス分類を特定することを含めている。このことは、万一炉心損傷が発生した場合、その影響を緩和すること、また特に核分裂生成物の放出を管理し最小にすることに関係する。スプレイなどの格納容器系統の状態や、シビアアクシデントによってかかる荷重に対する格納容器の応答が、重要になり、かつ緩和用のアクシデントマネジメントのための事故シーケンスの分類の定義に含められる必要がある。

表 A-2 炉心損傷状態の相関例

起因事象	非常用炉心冷却の状況	ヒートシンクの状況
S	1	F
		S
	2	F
M	1	X
	2	X
	3	F
A	1	X
	4	X
W	1	F
		S
	2	F
Ts	1	F
		S
	2	F
TB (T1Fと等価)	1	F
		S
	3	F
TA	1	F
		S
	2	F
T	1	F
		S
	2	F
	3	F

注記：Xは、その特性がその特定の組み合わせには関連せず、
いずれの価値基準も取る可能性があることを意味する。

A-8. 炉心損傷の状態に至り最終的には格納容器の破損と環境への核分裂生成物の放出に至る可能性のある事故シーケンスを選択して評価するためには、格納容器の破損状態および特定の事故シーケンス分類のリスクへの寄与を定量化する、レベル 2 PSA が望ましいことになる。レベル 2 PSA が当該発電所について完了していないか全く利用することができないとしても、その発電所のリスクに著しく寄与するシーケンスの分類を選定する方法がある。この方法には、シビアアクシデントに対する格納容器系統及び格納容器の応答の体系的な評価があり、次のとおりである。

- 核分裂生成物の放出を防ぐ上で重要な格納容器系統及びシビアアクシデント発生時のそれらのあり得る状態を特定すること。このプロセスは、炉心損傷状態の定義を発電所の損傷状態の定義にまで拡大することになる。
- 格納容器の破損の重要なモード及びこれらのモードに影響を及ぼす可能性があるシビアアクシデント現象を特定すること。

A-9. さらに 2 つの追加的な特性が、炉心損傷状態の定義を発電所の損傷状態の定義まで拡大するために使用される場合もある、すなわち、表 A-3 に概説されているように格納容器からの熱除去の状態と格納容器バウンダリの状態である。

A-10. 事故シーケンスとそれに付随する運転員の措置を分析することが、一般的な SAMG につながり、また、最終的には発電所に固有の SAMG につながる。

表 A-3 格納容器の損傷状態の定義の例

特性	考えられる価値基準	記号
格納容器の熱除去の状況	失敗	F
	成功（スプレイ、高圧注入または低圧注入のいずれかが、再循環モードで運転する）。 非常用炉心冷却系が 3 または 5 の状態（表 A-1 を参照）であれば、格納容器の熱除去の状態は S である。	S
格納容器バウンダリの状態	隔離成功、通常漏えい率	S
	隔離失敗	I
	バイパス	B

A-11. A-1 項から A-10 項で説明したプロセスは、事実上共通なものである。リスクに著しく寄与する事故シーケンスが詳細解析のために選ばれる必要がある。これには次の事項が含まれる。

- リスクに著しく寄与する事故シーケンスの特定
- 選択された事故シーケンスが、同じ発電所損傷状態に至るその他のシーケンスを代表していることの立証
- 重要な運転員措置の特定
- 選択された事故シーケンスが、防止と緩和のアクシデントマネジメント策に従うことができることの立証

A-12. 完成した定型的なレベル 2 PSA は、すべてのシビアアクシデントに関わる必要な解析を含むこととなる。レベル 2 PSA がなければ、解析を行うことによるシビアアクシデントに対する潜在的な脆弱性の理解を他の方法によって進展させることが必要となる。シビアアクシデントのどの現象が重要であるかを判断するために、運転員が介入しない事故シーケンスの解析結果を使用して、核分裂生成物の障壁への潜在的な脅威のリストが作成される必要がある。一例が、表 A-4 に与えられる。

表 A-4 核分裂生成物の障壁に重大な脅威を与える可能性がある
シビアアクシデント現象の例

格納容器の破損モード	適用可能な事故シナリオ	随伴現象	緩和方策
早期破損-- 水素燃焼	過熱した炉心への注水	爆燃 加速した火炎 爆燃から爆轟への移行 瞬時爆轟	炉心の圧力容器内維持（水素を低減） 圧力容器外のデブリ冷却（水素を低減） 格納容器内の水素を制御
早期破損-- 高圧溶融物の噴出	原子炉容器破損時の原子炉冷却系の高圧	原子炉室またはキャビティの入口扉の過圧 圧力容器の飛び上がり 格納容器の直接加熱/デブリの分散	高圧での圧力容器の破損防止（例えば、一次系減圧）
早期破損-- 貫通口の破損	原子炉容器破損時の原子炉冷却系の高圧	キャビティ入口扉へのデブリの到達 貫通口の過大温度による破損	コンクリート又はキャビティ入口扉の高温デブリの到達の防止
後期破損 -- 過圧	格納容器スプレイ、格納容器ファン冷却器、および気泡塔などの格納容器内の動的ヒートシンクの破損	圧力容器外デブリからの蒸気発生 溶融炉心とコンクリート間の反応による非凝縮性ガスおよび蒸気の発生	蒸気の凝結やベントによる減圧

表 A-4 核分裂生成物の障壁に重大な脅威を与える可能性がある
シビアアクシデント現象の例（続き）

格納容器の破損モード	適用可能な事故シナリオ	随伴現象	緩和方策
後期破損 -- 基礎マットの貫通	圧力容器外の炉心デブリを冷却するために水を供給するための格納容器冠水の失敗、または、原子炉容器が破損する前に原子炉キャビティを冠水することの失敗（冷却可能性の議論に依存する）	長期の溶融炉心とコンクリート間の反応	溶融炉心とコンクリート間の反応の防止
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管の破損あるいはインターフェースシステム LOCA		隔離の回復及び／又は核分裂生成物の洗い落とし
格納容器バイパス (他の原因によるもの)	原子炉冷却系の高圧と水の無い蒸気発生器	原子炉冷却系の自然循環による伝熱管の加熱により誘引された伝熱管の破損	蒸気発生器伝熱管の保護（例えば、蒸気発生器の再満水）
格納容器隔離の失敗	格納容器隔離システムの誤動作		隔離の回復及び／又は核分裂生成物の洗浄

基準案の作成と査読の協力者

Aeberli, W.	Beznau Nuclear Power Plant, Switzerland
Gustavsson, V.	SwedPower AB, Sweden
Kersting, E.	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH, Germany
Lee, S.	International Atomic Energy Agency
Lutz, R.J., Jr.	Westinghouse Electric Corporation, United States of America
Lundström, P.	Fortum Nuclear Services, Finland
Misak, J.	Nuclear Research Institute, Czech Republic
Prior, R.	ArevaP, France
Réocreux, M.	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, France
Sonnenkalb, M.	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH, Germany
Vayssier, G.L.C.M.	Nuclear Services Corporation, Netherlands

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.; **Capadona, 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

IAEA基準は、原子力と放射線に関連した技術の有益な利用のために、世界安全体制の中で不可欠な要素になってきている。

IAEA安全基準は、人及び環境の適切な防護を確保するため、原子力発電並びに医療、産業、農業、研究及び教育に適用されている。

モハメド エルバラダイ
IAEA 事務局長
