

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 アクシデントマネジメント計画

個別安全指針

---

No. SSG-54

国際原子力機関

2023年 4月

原子力規制庁 翻訳

## 本翻訳版発行に当たっての注記事項

- A：本翻訳版は非売品である。
- B：本翻訳版は、「Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No. SSG-54」©International Atomic Energy Agency, (2019)の日本語訳である。本翻訳版は、原子力規制庁により作成されたものである。本翻訳版に係る IAEA 出版物の正式版は、国際原子力機関 (IAEA) 又はその正規代理人により配布された英語版である。IAEA は、本翻訳版に係る正確性、品質、信頼性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、何らの責任を負うものではない。
- C：著作権に関する注意：本翻訳版に含まれる情報の複製又は翻訳の許可に関しては、オーストリア国ウィーン市 1400 ウィーン国際センター（私書箱 100）を所在地とする IAEA に書面により連絡を要する。
- D：本翻訳版は、業務上の必要性に基づき、原子力規制庁が IAEA との合意に基づき発行するものであり、唯一の翻訳版である。
- E：原子力規制庁は、本翻訳版の正確性を期するものではあるが、本翻訳版に誤記等があった場合には、正誤表と合わせて改訂版を公開する。また、文法的な厳密さを追求することで難解な訳文となるものは、分かりやすさを優先し、本来の意味を損なうことのない範囲での意識を行っている箇所もある。

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

# 目 次

1. はじめに
  - 背景(1.1-1.7)
  - 目的(1.8-1.9)
  - 範囲(1.10-1.12)
  - 構成(1.13)
  
2. アクシデントマネジメント計画に関する全般的な手引き
  - 適用される要件(2.1-2.7)
  - アクシデントマネジメント計画の概念(2.8-2.25)
  - 主要原則(2.26-2.41)
  - アクシデントマネジメントの手引きの様式(2.42-2.55)
  - アクシデントマネジメント計画の検証及び妥当性確認(2.56-2.59)
  - アクシデントマネジメントと外的ハザード(2.60-2.64)
  - 複数基敷地のアクシデントマネジメント(2.65-2.76)
  - 設備の高性能化(2.77-2.84)
  - 役割及び責任(2.85-2.94)
  - アクシデントマネジメントのための職員配置、資格、訓練及び作業条件(2.95-2.116)
  
3. シビアアクシデントマネジメント計画の策定及び実装
  - 技術的基盤(3.1-3.6)
  - 脅威となる課題のメカニズムの特定(3.7-3.10)
  - 発電所の脆弱性の特定(3.11、3.12)
  - 発電所の能力の特定(3.13-3.19)
  - シビアアクシデントマネジメントの手引きの策定(3.20-3.60)
  - シビアアクシデントマネジメント計画の検証及び妥当性確認プロセスの確立(3.61-3.68)
  - シビアアクシデントマネジメント計画のマネジメントシステム及び緊急事態に対する準備と対応の  
取り決めへの統合(3.69-3.84)
  - シビアアクシデントマネジメントのためのハードウェア装備(3.85-3.90)
  - シビアアクシデントマネジメントのための計測制御(3.91-3.98)
  - シビアアクシデントマネジメント計画策定のための解析(3.99-3.111)
  - アクシデントマネジメントのための訓練、総合訓練及び演習(3.112-3.117)
  - シビアアクシデントマネジメント計画の更新(3.118-3.123)
  
4. アクシデントマネジメント計画の実行(4.1-4.11)

付属書： アクシデントマネジメントの防止領域及び緩和領域の特性

参考文献

添付資料： 原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント指針の具体化の事例

作成及び査読の協力者

# 1. はじめに

## 背景

1.1 本安全指針は、安全基準を確立することに対する IAEA のプログラムの下で作成された。本安全指針は、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-2.15 として 2009 年に発行された「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」に関する安全指針<sup>1</sup>を改訂し、それに置き換わるものである。現在の安全指針は、概念段階から一揃いの手順書及び手引きの策定に至るまで、シビアアクシデントマネジメント計画の整備に関する手引きを提示している。

1.2 IAEA 安全用語集 [1]では、「アクシデントマネジメント」を以下のように定義している。

「事故の進展中に以下のために一連の措置を取ること。

- (a) シビアアクシデントへの拡大を防止するため、
- (b) シビアアクシデントの影響を緩和するため、
- (c) 長期の安全安定状態<sup>2</sup>を達成するため。」

1.3 したがって、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は、深層防護の適用に不可欠な要素である[2-5]。アクシデントマネジメントは、IAEA 安全基準シリーズ SSR-2/2 (Rev. 1)「原子力発電所の安全：試運転及び運転」[6]の要件 26 に明記されているように、「(原子炉及びその附属施設の) 通常運転、運転時の異常な過渡変化及び事故状態に対して...、開発されなければならない」、運転手順書を補完する。

1.4 SSR-2/2 (Rev.1)[6]の要件 19 は、「運転組織は、アクシデントマネジメント計画を確立しなければならない、また、定期的に評価し、必要に応じて改訂しなければならない。」と明記している。SSR-2/2 (Rev. 1) [6]の 5.8 項に明記されているように、アクシデントマネジメント計画は「設計基準事故より厳しい事故を含めて、事故の進展を防止するため、また、事故の発生時にはそれらの影響を緩和するために必要な事前の対策、手順書及び手引き並びに装置を[対象と]」しなければならない。

1.5 アクシデントマネジメント計画は、アクシデントマネジメントに責任を有する発電所要員及び他の運転組織要員が、効果的な所内措置を決定し実行に移すために適切に準備されていることを確実なものとするためにとられる計画及び措置を包含する。アクシデントマネジメント計画は、人的資源、設備及び戦略の面で、例えば、IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 7「原子力又は放射線の緊急事態への準備と対応」[7]、IAEA 安全基準シリーズ GSG-2「原子力又は放射線の緊急事態への準備と対応に用いる判断基準」[8]及び IAEA 安全

---

<sup>1</sup> 国際原子力機関、IAEA 安全基準シリーズ 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」、IAEA、ウィーン (2009)。

<sup>2</sup> 「長期の安全安定状態」とは、運転時の異常な過渡変化〔予期される運転時の事象〕又は事故状態に続く発電所の状態であって、そこでは、原子炉は未臨界であり、基本的安全機能は長期間にわたり安定状態にあると保証でき、また、安定状態で維持できている。

基準シリーズ GS-G-2.1「原子力又は放射線の緊急事態の準備の取り決め」[9]に従って確立された緊急事態に対する準備と対応の取り決めと上手く統合される必要がある。

1.6 原子力発電所で事故が発生した場合、安全を回復させるために、通常、2種類のアクシデントマネジメントの手引き文書が使用される。これは、燃料棒の損傷を防止することに対する緊急時運転手順書 (EOP) 及びシビアアクシデントが差し迫っているときに著しい燃料棒の損傷を緩和することに関するシビアアクシデントマネジメント指針 (SAMG) である<sup>3</sup>。SAMG の策定はシビアアクシデントマネジメント計画の不可欠な要素である。

1.7 事故中の発電所の状態に応じて、措置は以下のように優先付けされる。

- (a) アクシデントマネジメントにおける防止領域。燃料棒の損傷の発生前は、優先度は事故のシビアアクシデントへの拡大を防止することに与えられる。この領域では、著しい燃料棒の損傷の発生に進展する事故を止めるため、又は著しい燃料棒の損傷が起こる時間を遅延させすべての基本的安全機能を維持するための措置が実行に移される。
- (b) アクシデントマネジメントにおける緩和領域。発電所状態が著しい燃料棒の損傷が差し迫っていること又は進展中であることを示しているときには、優先度は以下を通じてシビアアクシデントの影響を緩和することに与えられる。
  - (i) 残存する核分裂生成物障壁、特に格納容器の健全性を維持することであり、これは設計によっては原子炉圧力容器の健全性<sup>4</sup>を維持することも含むことができる。
  - (ii) 核分裂生成物の環境中への放出を回避又は制限すること
  - (iii) 可能な範囲で、長期の安全安定状態に戻すこと

アクシデントマネジメントの防止領域及び緩和領域の特性は、付属書にまとめられている。

## 目的

1.8 本安全指針は、SSR-2/2 (Rev. 1) [6]の第3章及び第5章、IAEA 安全基準シリーズ SSR-2/1 (Rev. 1)「原子力発電所の安全：設計」[3]の第2章及び第5章、IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 4 (Rev. 1)「施設と活動に対する安全評価」[10]の第4章並びに GSR Part 7 [7]の要件8で確立されているアクシデントマネジメントに対する要件を満たすためのアクシデントマネジメント計画の策定及び実装に関する推奨事項を、当該の要件が差し迫る又は進展中のシビアアクシデントに対処している範囲において提示している。この推奨事項は、事故が外部事象により始まる事故を含め、設計基準内事故であろうと設計基準を超える事故であろうと、核燃料の損傷の有無にかかわらず事故の影響を防止又は緩和することを目的としている。

1.9 本安全指針は、主として原子力発電所の運転組織及びその支援組織による使用を意図している。また本安全指針は、各国の規制機関及び技術支援組織により、関連する安全

<sup>3</sup> 本安全指針では、「アクシデントマネジメントの手引き」という用語は EOP 及び SAMG の両者を対象として使用されている。2.42-2.55 項は、EOP と SAMG との間の相違について詳細に説明している。

<sup>4</sup> CANDU 型原子炉については、同等の目的は圧力管及びカランドリア管の健全性を維持することである。

要件を策定すること並びに審査及び評価を行うことに対する参考文献として使用される場合もある。

## 範囲

1.10 本安全指針は、燃料がある可能性があるすべての場所、特に原子炉及び使用済燃料プールを含む原子力発電所のためのアクシデントマネジメント計画の策定及び実装に対する推奨事項を提示している。本安全指針は、一部の構築物、系統及び機器の能力はシビアアクシデントを首尾よく管理する際に重要であるが、設計拡張状態に対処するための構築物、系統及び機器の設計に関する情報を提示することを意図していない。本事項に関する情報については、SSR-2/1 (Rev. 1)[3]の第5章を参照すること。

1.11 本安全指針は、敷地内におけるアクシデントマネジメント計画に関する推奨事項を提示している。この指針は、GSR Part 7 [7]で扱われる緊急事態への準備と対応のすべての側面の考慮を含めていない。

1.12 本安全指針の推奨事項は主として水冷却型原子炉での使用を目的に策定されているが、提示されている推奨事項の多くは汎用的なものである。本安全指針の推奨事項は、研究炉及び核燃料サイクル施設（使用済核燃料の貯蔵施設を含む）を含むその他の種類の原子炉等施設に対して判断して適用される場合もある。

## 構成

1.13 本安全指針は、4つの章、1つの付属書及び1つの添付資料で構成されている。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推奨事項を示しており、項目別に体系化されている。シビアアクシデントマネジメント計画の策定及び実装に関する更に詳細で具体的な推奨事項は、第3章に提示されている。第3章は、シビアアクシデントマネジメント計画の策定プロセスに従って体系化されている。SAMGの実行に関する推奨事項は、第4章に提示されている。付属書は、アクシデントマネジメント計画のすべての側面の概要を提示している。様々な加盟国におけるSAMGの具体化の事例は添付資料に提示されている。

## 2. アクシデントマネジメント計画に関する全般的な手引き

### 適用される要件

2.1 SSR-2/2 (Rev. 1) [6]の原子力発電所の運転におけるアクシデントマネジメントに関する要件19は、「**運転組織は、アクシデントマネジメント計画を確立しなければならず、また、定期的に評価し、必要に応じて改訂しなければならない。**」と明記している。また、SSR-2/2 (Rev.1) [6]は以下も明記している。

「5.8. 設計基準事故より厳しい事故を含めて、事故の進展を防止するため、また、事故の発生時にはそれらの影響を緩和するために必要な事前の対策、手順書及び手引き並びに装置を対象とするアクシデントマネジメント計画が確立されなければならない。アクシデントマネジメント計画は文書化されなければならない。また、定期的に見直され、必要に応じて改訂されなければならない。」

……

「5.8B. アクシデントマネジメント計画は、利用できる設備（可能な限り安全関連設備であるが、安全上重要でない機器（例えば、通常の設定）もある）の使用に関する指示事項を含めなければならない。」

……

「5.8D. アクシデントマネジメント計画は、事故の影響を緩和するため必要な技術的な対策及び管理上の対策を含まなければならない。」

「5.8E. アクシデントマネジメント計画は、その計画の実施に必要な訓練を含まなければならない。」

2.2 SSR-2/1 (Rev. 1)[3]の 2.8 項は、以下を明記している。

「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対策が取られることが要求される。・・・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。」

2.3 SSR-2/1 (Rev. 1)[3] の 2.10 項は、以下を明記している。

「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ることが要求される。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を備えること、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防護措置の確立もある。」

2.4 SSR-2/1 (Rev. 1)[3]の 2.13 項 (4) (脚注省略) は、以下を明記している。

「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。これは、事故の進展を防止し、重大事故の影響を緩和することで達成される。重大事故の場合の安全目的は、適用する時間の長さや場所が限定され、また、所外の汚染が避けられるか又は最小化される防護措置のみが必要とされることである。早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出に結びつく事象シーケンスは「実質的に排除」されることを要求される。」

2.5 GSR Part 4 (Rev. 1)[10]の 5.6 項は、「安全評価の結果は、また、敷地内外の緊急時対応及びアクシデントマネジメントに対する計画への入力情報として使用されるべきである。」と要求している。

2.6 GSR Part 7 [7]の 5.25 項は、以下を明記している。



「特に以下のために、要員により講じられる緩和措置についての取り決めがなされなければならない。

- (a) 緊急事態の拡大を防ぐため
- (b) 施設を安全かつ安定な状態に復帰させるため
- (c) 放射性物質の放出又は被ばくの可能性を低減させ、その影響を緩和するため」

2.7 GSR Part 7 [7]の 5.25 項は、更に以下を明記している。

「取り決めには、過酷な状態（原子力発電所における、アクシデントマネジメント計画の一部として[6]）に対する緩和措置並びに設計で考慮されていない事故及びそれに付随する状態を含むすべての想定緊急事態に対する緩和措置に関する運転要員への緊急時運転手順書と手引きを含めなければならない。」

## アクシデントマネジメント計画の概念

2.8 アクシデントマネジメント計画は、事故の防止及び緩和に対して 2.1-2.7 項で定められている要件を満たすために運転組織によって策定及び執り行われるすべての活動及びプロセスで構成される。シビアアクシデントマネジメント計画は、シビアアクシデントの緩和のみに焦点を当てている。シビアアクシデントマネジメント計画に関する更に詳細な推奨事項は本安全指針の第 3 章に提示されている。

2.9 アクシデントマネジメント計画は、設計で考慮される事故シーケンスの頻度又は核分裂生成物の放出の頻度とは関係なく、シビアアクシデントの防止及び緩和のために策定され、実装されるべきである。

2.10 アクシデントマネジメント計画は、発電所の設計及び現状の構成と整合して策定され、維持されるべきである。アクシデントマネジメント計画は、運転経験（特定された主要な教訓を含む）、発電所構成の変更及び関連する研究による新たな結果を反映するために、適切なきに、定期的に見直し、改訂されるべきである。例えば、アクシデントマネジメント計画の定期的な見直しは、発電所の定期安全レビューの一部として遂行される場合がある[11]。

2.11 アクシデントマネジメント計画は、すべての運転モード及び運転状態並びに使用済燃料プールを含む燃料のあるすべての場所に対処すべきであり、事故につながる可能性のある事象の想定し得る組み合わせを考慮に入れるべきである。アクシデントマネジメント計画はまた、立地地点のハザード評価から導き出された、設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザード、すなわち、結果として、敷地内外のインフラに対して、差し迫っている著しい燃料棒の損傷を防止するため又は著しい燃料棒の損傷を緩和するために必要とされる措置を妨げるおそれがある重大な損傷をもたらす可能性がある外的ハザードについても考慮すべきである（SSR-2/2 (Rev. 1)[6]の 5.8 項参照）。

2.12 構造化されたトップダウン手法が、アクシデントマネジメントの手引きを策定するために使用されるべきである。この手法は、目的（発電所への脅威となる課題及び発電所の脆弱性の特定を含む）及び戦略から始まるべきであり、この戦略を実行に移すために対策

により引き継がれる。合わせて、これらの戦略及び対策は発電所の能力の考慮を含むべきである。最後に、手順書及び手引きがこれらの戦略及び対策を実行に移すために策定されるべきである。アクシデントマネジメントの手引きは、防止領域及び緩和領域の両方を対象とすべきである。図1は、アクシデントマネジメントのトップダウン手法を図示している。

2.13 脆弱性評価に基づいて目的を検討するときは、アクシデントマネジメントの戦略が発電所への個々の脅威となる課題又は発電所の個々の脆弱性の各々に対して策定されるべきである。これらの戦略は、発電所の能力及び事故現象の理解を考慮に入れるべきである（第3章を参照）。

2.14 複数の戦略が、アクシデントマネジメントの目的を達成するために、特定され、評価され、そして適切なときに策定されるべきであり、それは以下のものを含む。

- (a) 燃料棒の損傷の発生を防止又は遅らせること
- (b) 燃料棒の損傷が始まったときには、その進展を止めること
- (c) 特に高圧の状態、原子炉圧力容器が溶け落ちることを防止するために原子炉圧力容器の健全性を維持すること
- (d) 格納容器の健全性を維持すること及び格納容器バイパスを防止すること（緩和領域に入った後は、格納容器の健全性を維持すること及びバイパスを防止することに対する戦略が最優先事項である）
- (e) 燃料からの又は放射性物質の放出が起きる可能性があるその他の場所での放射性の物質の放出を最小限にすること
- (f) 基本的安全機能が維持できている長期の安全安定状態に発電所を復帰させること

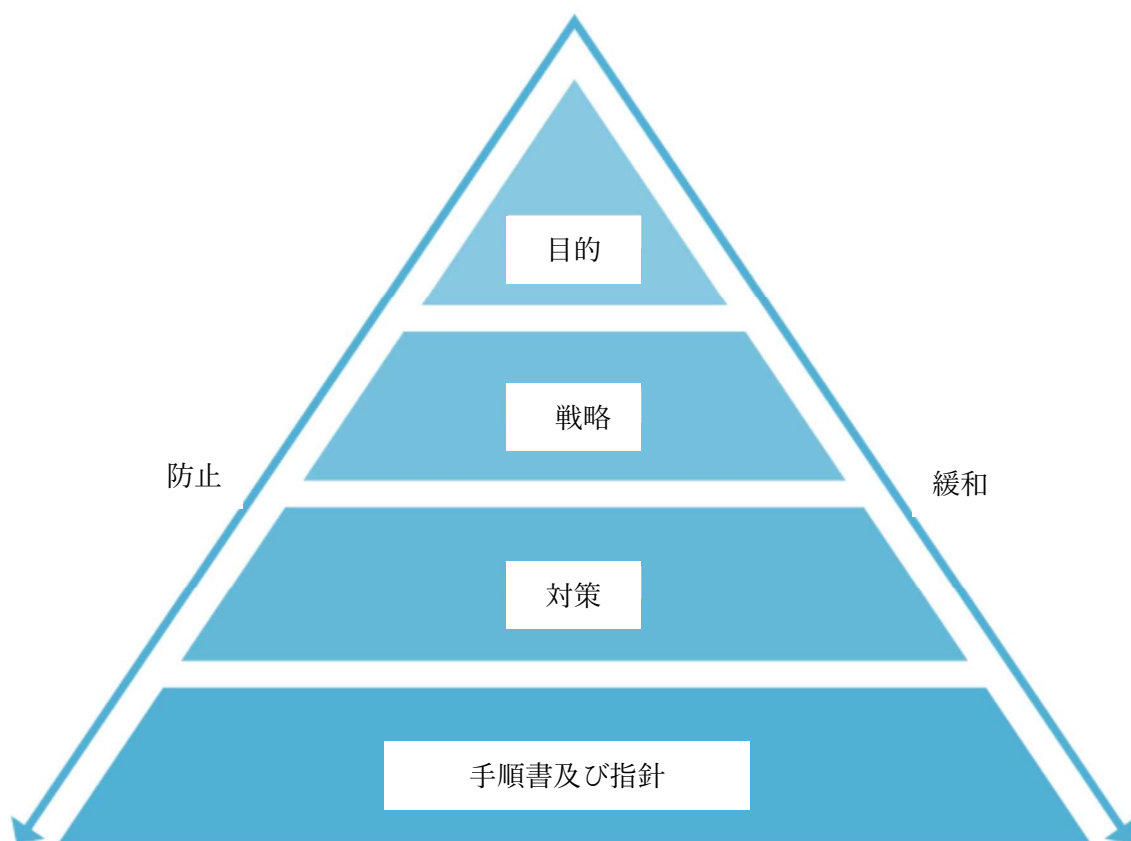


図1 アクシデントマネジメントの手引きの構造：トップダウン手法

2.15 防止領域では、原子炉内又は燃料が存在する他の場所いずれかでの燃料の損傷又は放射性物質の放出を防止するために重要である基本的安全機能を保持するための戦略<sup>5</sup>が策定されるべきである。緩和領域では、あらゆる早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を回避するための戦略が策定されるべきである。あらゆる早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を遅らせるか又は最小限にするための戦略は、これらの戦略が必要となり合理的に実行可能であれば、策定されるべきである。

2.16 アクシデントマネジメントの戦略は、発電所の損傷状態並びに現に存在する及び予期される脅威となる課題を考慮に入れて優先順位付けられるべきである。アクシデントマネジメントの戦略の中で優先順位の選択のための基本は以下であるべきである。

- (a) 著しい燃料棒の損傷が発生する前： 燃料の損傷を防止することが第1優先事項であり、格納容器の健全性を維持する又は回復することが二番目の優先事項である。
- (b) 著しい燃料棒の損傷が発生した後： 格納容器の健全性を維持することが最優先事項である。

<sup>5</sup> 防止戦略の一例は、原子炉圧力容器を減圧し炉心の冷却を確保するための「フィードアンドブリード」である。別の例は、外的ハザードによって引き起こされる長期の全交流電源喪失の間の可搬型設備の使用である。

2.17 アクシデントマネジメントの戦略を優先順位付けするときは、以下の点に特に注意が払われるべきである。

- (a) 放射性物質の放出に対する障壁への脅威となる課題の時間枠及び厳しさ
- (b) 支援機能の利用可能性及びその復旧の可能性
- (c) 事故前の発電所の運転モード。事故の発生時点で1つの又はそれ以上の核分裂生成物の障壁が既に失われている運転モードにおいては事故が発展するため
- (d) 所与の領域における戦略の妥当性。いくつかの戦略は防止領域では適切であり得るが、優先順位を変更することにより緩和領域では適切でない場合がある。例えば、燃料が損傷を受けておらず格納容器が健全であるときは、燃料を冷却することが第一優先事項である可能性がある一方で、格納容器が開放状態であるとき（例えば、炉停止時）又は格納容器が損傷を受けているとき（例えば、非常に厳しい機械的荷重から生じるき裂）は、格納容器の健全性を回復すること又は核分裂生成物の放出を制限することが第一優先事項である可能性がある。
- (e) 複数のアクシデントマネジメント戦略を並行して実行に移すことの困難さ
- (f) アクシデントマネジメント戦略を実行に移すことの長期的な影響又はそれについての懸念

2.18 長時間にわたる全交流電源喪失後でアクシデントマネジメント戦略が可搬型設備に依存しているのであれば、敷地内で想定しうる不利な状態を考慮に入れ、基本的安全機能の喪失を回避するために必要な時間枠内に要員がそのような設備を据え付け、操作できることを確実なものとするための段取りが講じられるべきである。可搬型設備用の燃料などの補助物品が利用可能であるべきである。

2.19 特定のアクシデントマネジメント戦略の実行は、特定のパラメータが閾値に達するとき又は重要なパラメータの傾向がその閾値へ到達することが間近であるように観察されるときいずれかで開始されるべきである。これらのパラメータは、核分裂生成物障壁への脅威となる課題を示せるように選択されるべきである（IAEA 安全基準シリーズ SSG-2 (Rev. 1)「原子力発電所の決定論的安全解析」[12]を参照）。

2.20 特定の時間枠内で実行に移される必要のあるアクシデントマネジメント戦略が検討されるときには、そのような時間枠を特定するにあたり事故発生から経過した時間を正確に決定する際の固有の不確実性が考慮に入れられるべきである。ただし、潜在的に有用な戦略を破棄しないよう注意が払われるべきである。

2.21 アクシデントマネジメント戦略から、発電所で利用可能なハードウェア装備に対応する、アクシデントマネジメントに適しておりかつ効果的な対策が引き出されるべきである。そのような対策は、事故を管理する上で重要であるとみなされる発電所の改造を含む場合がある。中央制御室にいる要員によって開始された措置又は別の場所でとられた措置は、通常はこれらの対策の重要な部分である。実際の事故の最中には、そのような対策は、まだ利用可能な系統及び設備の使用、故障した設備の修復、そして潜在的には敷地内外に保管されている可搬型設備<sup>6</sup>の使用を含むものとなりうる。

---

<sup>6</sup> 「可搬型設備」とは、発電所に恒久的に接続されておらず、また、所内又は所外に保管されている、携帯型設備又は移動型の設備である。

2.22 アクシデントマネジメント戦略から、手順書（望ましくは著しい燃料棒の損傷を防止するために使用される EOP）及び指針（望ましくは著しい燃料棒の損傷の影響を緩和するために使用される SAMG）の形式で適切な指示書又は手引きが策定されるべきである。手順書が緩和に適切なものである状況がいくつかあり、例えば防止対策が緩和中に継続される必要がある場合及び手順書が特定の設備を運転又は配列するために必要とされる場合などである。

2.23 アクシデントマネジメントの手引きは、設計で考慮される外部事象よりも厳しい外的ハザードから生じる事故を含め、事故中に存在する場合がある過酷な環境において措置を優先順位付けし、監視し及び実行する際に運転組織の要員を支援すべきである。

2.24 事故中の放射性廃棄物管理との取り合いは、現場でのアクシデントマネジメント措置を実施するために特定の場所への立入りを可能とするように考慮されるべきである（IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 5「放射性廃棄物の処分前管理」[13]を参照）。

2.25 安全とセキュリティとの間の取り合いは、安全対策及びセキュリティ対策が互いに損なうことのないように、発電所の存続期間を通して及びすべての発電所状態において適切に管理されるべきである。特に核セキュリティ対策は、アクシデントマネジメントのすべての段階において適宜維持されるべきである（参考文献[14]を参照）。

## 主要原則

2.26 アクシデントマネジメントの手引きは、基本的安全機能又は放射性物質の放出への障壁に対して挑戦する可能性がある、合理的に予測可能なすべてのメカニズムに対して策定されるべきである。

2.27 アクシデントマネジメントの手引きは緊急事態の取り決め全体の不可欠な部分であるべきであり、また、GSR Part 7 [7]、GSG-2 [8]及び GS-G-2.1 [9]に従って確立された所内緊急時計画と調整されるべきである。所内緊急時計画は、事故の継続期間を通して安全機能を維持するか又は回復するためにアクシデントマネジメント手引きの実行中に緊急時対応措置を実行に移す責任体制及び説明責任体制を定めるべきである。

2.28 アクシデントマネジメントの手引きは頑強であるべきである。すなわち、

- (a) 手引きは、事故中すべての職員による整合性のある実行を促進すべきである。
- (b) 手引きは、シビアアクシデント期間中を含め、機器及び系統についてそれらの予想される運転体系で故障する可能性が低いものの使用を重視すべきである。
- (c) 手引きは、故障に対する裕度を維持することになるか若しくは増加することになるかのいずれかのものか、又は安全機能の故障若しくは放射性物質の放出に対する障壁の故障までの時間を確保することになる、すべての実行可能な対策を具体化すべきである。
- (d) 手引きは、発電所の既存の系統が基本的安全機能を維持することができない事象又は設計で考慮されていない状態で放射性物質の放出に対する障壁への脅威となる課題を限定できない事象の発生時には、可搬型設備を含めて機器を追加することの可能性に取り組むべきである。

(e) 手引きは、特に、格納容器障壁が一時的に利用できない又は崩壊熱除去のため注水することが困難である、炉停止モードでの発電所状態を考慮すべきである。

2.29 アクシデントマネジメントの手引きは、利用可能である望ましいアクシデントマネジメント設備を参照すべきである。可能性のある設備故障（例えば、計装の故障又は設備の利用停止）が考慮されるべきである。同等の目的を達成する代替方法が想定しうる設備故障を考慮に入れるため模索されるべきであり、また、代替設備の利用可能性が判断されるべきである。

2.30 アクシデントマネジメントの手引きでは、EOP の使用のための開始条件及び EOP から SAMG への移行がなされることになる発電所状態が指定されるべきである。EOP の使用のための開始条件及び SAMG への移行条件は、定義され文書化された判断基準に基づくべきである。

2.31 アクシデントマネジメントの手引きは、確からしく関連性のある内的及び外的ハザードを含む事象の全範囲に対処すべきであり、また、そのような事象の進展中にハードウェアの追加故障又は人的及び組織的な過誤によって引き起こされる可能性のある、想定しうる複雑な状況に対処すべきである。炉心損傷につながる不適切な運転員の措置（やり飛ばし又はやり間違い）を含む事故シーケンスが検討されるべきである。

2.32 人的及び組織的要因に関連するアクシデントマネジメントの手引きは、以下の点の考慮を含むべきである。

- (a) 所与の前後関係及び不利な周辺条件下での要員の実務能力
- (b) 関与する職員間の情報共有及び協力を含む指揮及び統制体制

2.33 運転組織は、アクシデントマネジメントの手引きの実装に対して全責任を負うべきであり、また、アクシデントマネジメントに関与する所内緊急時対応組織の様々な構成員の役割が明確に定義され、割り当てられ、調整されていることを確実なものとするための手段を講ずるべきである。

2.34 適切な職員配置及び作業条件（例えば、敷地外から発電所への容認される立入りと同様に、放射線、温度、湿度及び照明の容認レベル）は、立地地点のハザード評価から導き出された、設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードから生じる条件を含めて、アクシデントマネジメントに対して考慮されるべきである。不測の事態に対する計画は、特定の職員がいなければ、対応する役職を代替要員が満たすことができることを確実なものとするために作成されるべきである。

2.35 発電所への損傷の評価に関する手引きは、アクシデントマネジメント計画の一部であるべきであり、また、あらゆる著しい核分裂生成物の放出の前に基本的安全機能又は核分裂生成物の障壁に対する脅威となる課題に対処するために策定されるべきである。特に重要なことは、敷地立入りの評価及び立地地点のハザード評価から導き出された設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードに起因する建物への構造的損傷の評価である。

2.36 SSR-2/2 (Rev. 1)[6]の 5.8C 項に従って、不測の事態に対する対策、すなわち、圧縮空気及びその他の気体、移動型電源、水の代替供給などは、機能的であるように、また、そのようなものが必要とされるときには直ちに接近が可能なように配置され維持されることを要求される。

2.37 アクシデントマネジメントの手引きは、炉停止状態での発電所の設備構成及び大規模な保守によってもたらされる、どのような特定の脅威となる課題に対しても検討されるべきである。原子炉炉心及び使用済燃料プール並びに該当するものがあれば所内の乾式貯蔵場所における燃料の損傷の可能性もまた、アクシデントマネジメントの手引きにおいて考慮されるべきである。大規模な保守は計画的な炉停止状態の間に頻繁に行われることから、作業者の防護はアクシデントマネジメントの最優先事項であるべきである。

2.38 アクシデントマネジメントの手引きは実現可能な限り、直接測定可能な発電所パラメータ又は簡単な計算から導き出される情報のいずれかに基づくべきであり、事故状態に耐えるように設計されていない設備に対しては必須の発電所パラメータの表示の喪失又は信頼性欠如の可能性を考慮すべきである。

2.39 手順書及び指針を含む一連のアクシデントマネジメントの手引きは、設計制限値及び／又は監視されるべき関連する発電所パラメータを含むべきであり、また、これらの設計制限値及びパラメータは様々な系統の始動、調整又は終了の判断基準に対して参照されるか又はそれに関連付けられるべきである。アクシデントマネジメントに対して重要である十分な情報を得るために必要とされる時間が、アクシデントマネジメントの手引きを策定するときに考慮に入れられるべきである。

2.40 電源喪失又は過酷な環境のために計装が喪失又は不正確である状況には特に注意が払われるべきである。そのような場合に適切な情報に基づいた決定を行うことについての取り決めが定められるべきである。測定値が利用可能でない場合、パラメータは簡単な計算（例えば、蒸気表を利用すること）又は事前計算されたグラフによって推定されるべきである。

2.41 アクシデントマネジメントの手引きは、時間的制約を受ける措置（例えば、原子炉冷却系統の減圧、格納容器の隔離又はベント操作）に対して効率的であるべきである。

## アクシデントマネジメントの手引きの様式

### 防止領域におけるアクシデントマネジメントの手引き（著しい燃料棒の損傷前）

2.42 著しい燃料棒の損傷を伴わない事故については、アクシデントマネジメントの手引きは、通常は EOP と呼ばれる規範的な性質をもつ手順書の形式をとるべきである。EOP は通常、設計基準事故にも対処する<sup>7</sup>。EOP は必要なときには他の手引きによって補完される場合がある。付属書の図は、使用されるアクシデントマネジメント手引きの種類、燃料棒の状況及び発電所状態それぞれの間の関係を示している。

---

<sup>7</sup> EOP は、一部の発電所での緩和領域、特にシビアアクシデントの初期段階において、技術支援センターが機能する前に中央制御室から開始される措置に対しても使用される。

2.43 EOPの目的、範囲、策定及び実装に関するさらなる詳細事項は、IAEA安全基準シリーズ NS-G-2.2「原子力発電所の運転上の制限値及び条件並びに運転手順書」[15]及び参考文献[16]に記載されている。

#### 緩和領域におけるアクシデントマネジメントの手引き（著しい燃料棒の損傷が差し迫っているか又は進展中のとき）

2.44 著しい燃料棒の損傷が差し迫っているか又は進展中であるときには、発電所の状況、系統の利用可能性及び措置の実装時期と結果において、大きな不確実性が存在する場合がある。したがって、通常 SAMG と呼ばれる、著しい燃料棒の損傷を緩和することに関する指針は、規範的な性質であり得るもの（規定の措置の有益性に関して疑いが無いことによるもの。例えば、加圧水型原子炉の原子炉冷却系の減圧）と規範的な性質であり得ないものとを区別すべきである。後者の場合、手引きは、考え得る一連の緩和措置を含むべきであり、また、追加の評価及び代替措置を可能とすべきである。

2.45 著しい燃料棒の損傷を緩和することに関する手引きは、利用可能で適切なときには定量的データを含めて、提案された措置に対する正及び負の潜在的な影響の説明を含むべきであり、単純、明確で曖昧さのないものであるべきであり、また、発電所の職員及び支援組織の職員がシビアアクシデントの進展中にとる措置について時宜に適った決定に至るための十分な情報を含むべきである。

2.46 著しい燃料棒の損傷を緩和することに関する手引きは、指針、マニュアル、便覧又は手順書のような適切な形式で示されるべきである。本安全指針において、用語「指針（guideline）」は、発電所で実行される業務を記述するが、EOP の中でみられる手順よりも厳密ではなく、規範的ではない、一連の戦略及び対策を記述するために使用される。マニュアル又は便覧は通常、実行されるべき業務のより全般的な説明及びそれらの業務での使用の正当性説明を含んでいる。

2.47 SAMG は、適切な詳細さレベルであり、また、ストレスの多い状態での効果的な利用を容易にする形式で策定されるべきである。SAMG の形式（すなわち、SAMG が段階的な指示事項を定めているか又は柔軟な決定を導くことを意図としているかどうか）は策定プロセスで考慮されるべきであり、利用者にとって明確であるべきである。

2.48 指針の全体形式及び選ばれた詳細さレベルは指針の妥当性確認の間に評価されるべきであり、その後、総合訓練で試験されるべきである。そのような総合訓練に基づいて、その形式が適切であるかどうか及び追加的な詳細さが SAMG に含まれるべきかどうかを判断されるべきである。総合訓練は、改善のための分野の特定を可能にすべきである。

#### 防止領域及び緩和領域の両方に対するアクシデントマネジメント手引きの策定

2.49 アクシデントマネジメントの手引きは、確立された規則に従って、単純で一貫性のある言葉と特定の用語を使用して、事前に定義された様式で書かれるべきであり、そのような規則は、望ましくは執筆者用の指針の中で定められるべきである。



2.50 発電所の供給者又は設計者などアクシデントマネジメントの手引きを策定するチームは、損傷したインフラ（例えば、立地地点のハザード評価から導き出された、設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードによる）による指揮及び統制体制の喪失の可能性を考慮すべきであり、また、以下のことを考慮に入れた付帯の手引きを策定すべきである。

- (a) 影響を受ける号機の数（炉心及び使用済燃料プール）
- (b) 管理施設の機能性及び居住性
- (c) 不可欠な構造物及び建物への損傷
- (d) 発電所系統の運転に要求される交流電力及び直流電力の利用可能性
- (e) 不可欠な建物及び設備への立入り
- (f) 手順書及び指針の実行に関する運転要員及び所内職員の利用可能性
- (g) 免許のない要員（通常、補助運転員）によって措置が取られ得るか否か
- (h) 敷地内の他の制御室及び別の建物内にいる要員の利用可能性
- (i) 発電所の緊急時の指揮及び統制体制内での情報伝達する能力並びに所外組織と情報伝達する能力

2.51 状況によっては、対応を指揮することに対する取り決めが、例えば中央制御室の喪失又は所内緊急時対応組織を設置するための能力の毀損による、指揮及び統制体制の喪失により利用できないことがある。このような状態に対処するために、計装及び設備の使用に関する支援的な手順書又は指針が策定されるべきである。アクシデントマネジメントの手引きは、このような支援的な手順書又は指針の使用のための条件を含むべきである。

2.52 運転組織のマネジメントシステムは、アクシデントマネジメントの手引きが発電所の改造を含む発電所の変更並びに運転手順書及び訓練計画の変更によって悪影響を受けないことを確実なものとするべきである。

2.53 アクシデントマネジメント用に策定された手順書及び指針は、適切な背景文書（これは「技術的根拠書」と呼ばれることもある）により裏付けられるべきである。この文書はアクシデントマネジメント手引きの様々な部分の論理的根拠を記述し、説明すべきであり、また、必要であれば各工程の説明を含むべきである。背景文書は、アクシデントマネジメントの手引き自体を置き換えるものではない。背景文書は、評価及び意思決定に関与するすべての職員に利用可能とされるべきである。

2.54 EOP 又は SAMG に対して見込まれる変更はまず、その変更が徹底的に評価されることを確実なものとするために関連する背景文書に対して行われるべきである。更新された背景文書、EOP 及び SAMG は妥当性確認及び訓練のために運転組織に対して同時に発行されるべきである。

2.55 EOP 及び SAMG の印刷版は、中央制御室、補助制御室及び技術支援センターのような評価及び意思決定のすべての場所において、必要に応じて、特に全交流電源喪失の最中に使用できるように、常に利用可能であるべきである。印刷版はまた、立地地点のハザード評価から導き出された、設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードによって引き起こされる事故の場合にバックアップとして使用されるすべての場所においても利用可能とされるべきである。

## アクシデントマネジメント計画の検証及び妥当性確認

2.56 検証及び妥当性確認プロセスは、アクシデントマネジメント手引きに従いつつ実行に移す要員の技量だけでなく、手引きの技術的な正確さ及び妥当性を可能な範囲で分析評価すべきである。検証プロセスは、手引きと、参照されている設備、作業者補助具及び備品（例えば、可搬型設備、備え付けの作業補助具、計算処理補助具）との両立性を確認すべきである（参考文献[17]を参照）。妥当性確認プロセスでは、手引きを実行に移すために必要な指示が提供されていることを実証すべきである。

2.57 アクシデントマネジメント手引きの妥当性確認に関与する職員は、手引きを策定した職員と異なる者であるべきである。発電所固有のアクシデントマネジメントの手引きの策定者及び執筆者は妥当性確認のための適切な試験及びシナリオを準備すべきであり、また、妥当性確認プロセスへのオブザーバ参加は有益な場合がある（参考文献[18]を参照）。

2.58 検証及び妥当性確認プロセスからの指摘事項及び知見は、措置の正の影響と負の影響の検討を含めて文書化されるべきである。この情報は、文書が運転組織の管理者層によって施行される前に、あらゆる必要な更新のための反映事項を手順書及び指針の策定者に提供するために使用されるべきである。文書は、将来のあらゆる妥当性再確認を可能とするために適切に保管されるべきである。

2.59 常設設備及び可搬型設備を試験することに対して、また、当該設備がその計画性能を満たすために必要なあらゆる下位システムの集合体を試験することに対して、手引きが作成されるべきである。試験の頻度及び種類は、製造者の推奨事項に従って処理されるべきである。試験は、必要な現場措置、不測の事態に対する対応、発電所の設備への可搬型設備の適正な接続、敷地への立入り、所外での措置、非常用照明及び複数基に影響を及ぼす事象の可能性並びに、適切ならば、これらの措置を実行に移すために必要とされる時間に対処すべきである。アクシデントマネジメントの手引きは、設備の適正な機能発揮を保証するために保守及び定期的試験について提示されるべきであり、発電所の現場確認の必要性を含む場合がある。

## アクシデントマネジメントと外的ハザード

2.60 アクシデントマネジメント計画では、外的ハザードは、立地評価で定められた規模を超えるかそれと同等の厳しさのレベルで及び発電所設計時に定められた事故の確率を超える年平均頻度で検討されるべきである<sup>8</sup>（IAEA 安全基準シリーズ SSR-1「原子炉等施設の立地評価」[19]を参照）。

2.61 アクシデントマネジメントの手引きはまた、立地地点のハザード評価から導き出された、設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードの場合に、所外の資源がすぐに利用できなくなるような広範囲のインフラ損傷がある場合があることも考慮すべき

---

<sup>8</sup> 例えば、いくつかの加盟国では、設計で考慮された事故の確率よりも少なくとも1桁大きい年平均頻度が考慮される。

である。そのような所外の資源の例には、人的資源、通信連絡手段、電源供給、輸送手段並びに予備品、潤滑剤、圧縮空気、水及び燃料の利用可能性を含む。

2.62 アクシデントマネジメントの手引きは、立地地点のハザード評価から導き出された、設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードによる瓦礫を除去する必要性を考慮すべきであり、また、悪い気象条件下での瓦礫除去に対して考慮が払われるべきである。例えば、重機が必要である場合がある。

2.63 可搬型設備は、地震及び津波のような外的ハザードによる共通原因故障を回避するように、実用的な範囲で様々な場所に配置されるべきである。

2.64 外的ハザードによって引き起こされる事故中に可搬型設備の使用を容易にするために、有益性及び負の影響の可能性を考慮に入れて、複数の連結場所の整備に対して考慮が払われるべきである。

## 複数基敷地のアクシデントマネジメント

2.65 複数基ある原子力発電所敷地については、アクシデントマネジメント計画は、SSR-2/2 (Rev. 1)[6] の 5.8A 項に従って複数基に影響を与える同時事故を考慮することを要求されている。

2.66 アクシデントマネジメントの手引きは、同じ敷地にある複数基に影響を与え、長期間続くことがある事故に対応するために必要な設備及び支援手順書を含むべきである。要員はそのような設備を使用し支援手順を実行に移すために適切な技能を持つべきであり、また、適切な職員配置計画が複数基を持つ敷地での緊急時対応のために策定されるべきである。

2.67 いくつかの事象、特に自然ハザードは、敷地内のすべての号機に類似の脅威となる課題をもたらす場合がある。したがって、職員配置計画は、同じ敷地内の複数号機が同時に影響を受けて、一部の発電所要員が一時的又は恒久的に対応できない状況を考慮に入れるべきである。

2.68 安全に関連する設備及びシステムが共有されている複数基敷地の場合、アクシデントマネジメントの手引きにおいて、影響を受けていない号機の継続的使用の可能性が考慮に入れられるべきである。事前に定義される判断基準は、シビアアクシデントの発生時に同じ敷地で運転中の号機が停止されるべきかどうかを決定するために定められるべきである。

2.69 SSR-2/1 (Rev. 1)[3] の要件 33 は、「**複数号機を有する発電所の各々の号機は、それぞれ独自の安全系を持たなければならない、また、設計拡張状態に対してそれぞれ独自の安全上の仕組みを持たなければならない。**」と明記している。さらに安全性を高めるため、複数基ある原子力発電所の号機間の相互接続を許容する手段は、アクシデントマネジメントのために設計において考慮されることを要求される (SSR-2/1 (Rev. 1)[3] の 5.63 項を参照)。さらに、支援系の共有は古い発電所でも行われている。共有システムの適切な容量を確保するために、号機間で共有されることがあるあらゆる設備又はシステムに対する潜在的な影響を特定することに特別な注意が払われるべきである。

2.70 異なる号機で共有される設備及び緊急時対応施設（例えば、中央制御室、技術支援センター）の有効性が、設計基準事故よりも厳しい事故を含む事故が複数号機で同時に発生する場合に対して分析評価されるべきである。

2.71 シビアアクシデントマネジメントに使用される構築物、系統及び機器が異なる号機間で共有されているのであれば、一つの号機での事故の発生時に他の号機で安全な炉停止が達成可能であるかどうかを判断するために、評価が実施されるべきである。

2.72 シビアアクシデントが発生した敷地に近い近隣敷地に他の原子炉が設置されている場合、これらの近隣の原子炉の運転組織との情報共有が考慮されるべきである。そのような情報伝達は、事故が発生した敷地からの放射性物質の分散により予想される線量率及び他の環境条件が近隣敷地の原子炉への立入りに影響を与えることがあるかどうかを判断するのに役立つものとなりうる。

2.73 アクシデントマネジメントの手引きは、2つ以上の号機又はすべての号機が同時に起こる事故によって同時に影響を受けることがあるという可能性に対処すべきであり、これには1つの号機から別の号機に損傷が伝播する可能性又は1つの号機への損傷が別の号機でとられた措置によって引き起こされる可能性を含む。

#### 複数基敷地におけるシビアアクシデントマネジメントのためのハードウェア装備

2.74 シビアアクシデントマネジメントでの使用のための設備（常設設備及び可搬型設備の両方）を設置するときは、2つ以上の号機で同時にシビアアクシデントが発生する可能性に考慮が払われるべきである。

2.75 既設の発電所では、2つ以上の号機間で共有されている格納容器排気系の使用は、敷地内の他の号機に有害な衝撃を与えるべきではない。

2.76 所内の要員は、複数基がある敷地でのシビアアクシデント中には、利用可能で相互接続可能なあらゆる設備を号機間で共有することを検討すべきである。

#### 設備の高性能化

2.77 アクシデントマネジメントに対して安全上重要な機器等は、それらが期待される役割を果たすことになることを保証するために特定され評価されるべきである。発電所の安全を向上することに必要又は有益であれば、既存の設備若しくは計装が高性能化されるか又は新しい設備若しくは計装が設置されるべきである。

2.78 設備の高性能化は、その安全上の有益性に従って優先順位付けされるべきである。

2.79 SSR-2/1 (Rev. 1)[3] の 5.37 項は、以下を明記している。

「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ができるとを確実なものとするものであらねばならない。」

既存の設備又は計装の追加又は高性能化がアクシデントマネジメントのために検討される際には、この設備又は計装が立地地点のハザード評価から導き出された、設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードに起因する事故を含む事故時に意図されたように動作することになるという合理的な確信<sup>9</sup>があるように、関連する設計要件が確立されるべきである。考慮された設備又は計装の予想される環境条件における操作性は、設備の性能保証又は別の分析評価のいずれかによって実証されるべきである<sup>10</sup>。

2.80 既存の設備又は計装が高性能化されるか又は以前に考慮された設計基準範囲を超えて使用されることになるときは、それに応じて、そのような設備の使用に対するアクシデントマネジメントの手引きが更新されるべきである。

2.81 アクシデントマネジメントに必要な新しい設備は、予測される事故状態に対して並びに意図された機能に見合った内的及び外的ハザードから生じる環境条件に対して、設計されるべきである。

2.82 敷地内又は敷地外に保管されている常設設備又は可搬型設備のいずれかで、アクシデントマネジメントに使用されると予期される設備は、内的及び外的ハザードを含む想定されるハザード状態から防護されるべきである。持ち運び可能な設備又は移動型設備のような可搬型設備については、設備が保管場所からアクシデントマネジメント機能を果たす場所へ移動できること並びに事故中における条件下で及び必要な時間枠内で必要な接続が確立できることが検証されるべきである。

2.83 保守、試験及び検査手順書は、アクシデントマネジメントで使用されることになる、可搬型設備を含む設備に対して、設備の安全上の重要性及び製造者の推奨事項に応じて、策定されるべきである。

2.84 職員配置の必要性並びに保守及び試験計画に関する新規又は高性能化される設備の影響は、対処されるべきである。

## 役割及び責任

2.85 事故状態に対して、意思決定権限は、業務の複雑さ及びなされるべき決定の潜在的な影響に見合う形で、適切なレベルで明確に定義され確立されるべきである。EOP が実行に移されるときには、中央制御室の運転監督者又は運転組織内で指名されたその他の人がこの責任を果たすべきである。著しい燃料棒の損傷が差し迫っているか又は進展中であるときは、意思決定はアクシデントマネジメントのためのすべての対策の見通しを持つこと及び決定の意味するところの幅広い理解を持つことを必要とする。いくつかの加盟国は、緊急事態を管理する権限を与えられた人がその職責を行使することを開始するまで、中央制御室の運転監督者がアクシデントマネジメントのすべての側面での措置を実施する能力があることを要求している。

---

<sup>9</sup> 設備故障に対する定量化可能な正の裕度が存在するという合理的な確信は、様々な情報源又は補足的な試験若しくは分析からの利用可能な情報に基づく評価によって得られる。

<sup>10</sup> そのような評価は、設備又は計装の「生存可能性」評価と呼ばれることがある。

2.86 公衆の安全又は環境に著しく有害な影響を及ぼす可能性のある主要な決定は、実行可能な場合は、発電所の安全に対する法的責任を割り当てられている一人の人（又は複数の人）が関与すべきである。

2.87 アクシデントマネジメントの手引きは、責任の割り当てと一致しているべきであり、また、敷地内及び適切な場合には全社レベルでの運転組織の緊急事態の全体的取り決めで考慮されている他の任務と整合しているべきである。

2.88 緊急時対応組織の構成員に割り当てられる役割は、防止領域及び緩和領域で異なっている場合があり、その場合は責任及び権限の移管が明確に定義されるべきである。

2.89 緊急時には、専門のチーム又はチーム集団（本安全指針では「技術支援センター職員」と呼ぶ）が運転要員に技術支援を提供するために利用可能であるべきである。技術支援センター職員は、発電所の状況に関する知識に基づいて状況に対して適切な措置を推奨する能力を持つべきである。そのような推奨事項は、推奨される措置による潜在的な影響の評価並びに誤った情報を使用することの可能性及びその影響の評価の後になされるべきである。技術支援センター職員が複数のチームで構成されているのであれば、各チームの役割が指定されるべきである。

2.90 技術支援センターの活動開始に対する判断基準は曖昧ではなく、発電所の手順書及び所内緊急時計画書で明確に規定されるべきである。アクシデントマネジメント対策は、技術支援センターが機能するまで（すなわち、状況の認識をした十分な職員がそこにいるまで）制御室の職員により決定され、行なわれ続けるべきである。GS-G-2.1 [9]では、緊急事態宣言後の1時間以内に技術支援センターが活動開始し機能することを推奨している。責任の移管に関する追加の詳細事項は、本安全指針の4.2項に提示されている。

2.91 状況によっては、技術支援センターは防止領域で活動開始する場合がある。そのような場合、技術支援センターは中央制御室職員に技術支援を提供すべきである。

2.92 技術支援センターと中央制御室との間の情報の流れ及び技術支援センターから所内緊急時対応組織の他の部門（所内及び所外の緊急時計画の実行に責任を負う部門を含む）への情報の流れを確実なものとするに関する仕組みが指定されるべきである。技術支援センター職員と中央制御室職員との間の口頭での連絡は、免許を有する運転員であるか又は同様の資格を有する、技術支援センター職員の一人によって行われるべきである。

2.93 アクシデントマネジメントに対する所外支援を受ける必要があるときには、調整を確実なものとし、及び敷地内の様々なチームによって実施される措置の間の負の相互作用の可能性を最小限にすることに考慮が払われるべきである。アクシデントマネジメントは、すべてのチームが共通の状況認識を持つようにして実行に移さされるべきである。

2.94 複数基ある敷地に対しては、所内緊急時計画は、異なる号機に責任を有する所内緊急時対応組織全体の様々な部門間の必要な取り合いを含むべきである。各号機の緊急時指揮者は、特定号機での適切な措置を決定するために選任される場合がある。この場合、全体の緊急時指揮者もまた、敷地内で影響を受けるすべての号機間での活動と優先順位を調整するために選任されるべきである。意思決定責任は、明確に定義されるべきである。特定の

敷地に異なる運転組織があれば、アクシデントマネジメント対策を含む緊急時対応操作についてのそれら組織間での調整のための適切な取り決めが定められるべきである。

## アクシデントマネジメントのための職員配置、資格認定、訓練及び作業条件

### 職員配置及び資格認定

2.95 アクシデントマネジメントの一部となる要員名簿が確立されるべきであり、また、これらの要員が緊急時作業員として指定されるべきである。この名簿は、発電所で適切な交替要員の配置が維持されるように（例えば、休日及び夜間）長期間にわたって進展する事故を考慮に入れるべきである。

2.96 適切な職員配置レベル及び要員の資格認定は、アクシデントマネジメント対策の実行開始のために、(a)すべての号機が同時事故によって同時に影響を受ける可能性及び(b)緊急時対応の要件（GSR Part 7 [7]を参照）を考慮に入れて、定められるべきである。職員配置レベルは、緊急時対応組織が全面的に機能開始する前にアクシデントマネジメントのための初期対応を提供するのに十分であるべきであり、また、追加の職員が到着するまで適切な対応が持続できるようであるべきである。

2.97 適切な訓練が、アクシデントマネジメントに責任を負う運転組織要員の構成要員に対して提供されるべきであり、この訓練は、要員の役割及び責任に見合うものであるべきである。

2.98 アクシデントマネジメント対策を実施することに対して責任を負う要員は、その業務を実行するために要求される知識、技能及び技量を習得するために訓練されるべきである。緊急事態に対する準備と対応との取り合いを含むアクシデントマネジメントのための包括的な訓練計画が、作成されるべきである。訓練は、教室での訓練、演習、机上訓練<sup>11</sup>及びシミュレーションツールの使用などの技法の組み合わせを含むべきである。

2.99 意思決定者は、自らの決定事項に固有の影響及び不確実性を理解するために訓練されるべきである。評価者は、評価者の推奨事項の基礎となる技術的根拠を評価者自身が理解することを確実なものとするべきである。実行者は、彼らが講ずることを求められる場合がある措置を彼らが理解することを確実なものとするべきである。

2.100 訓練は、訓練に対する体系的手法を用いて策定されるべきである[20]。これには、訓練の必要性を特定すること、訓練目的を定義すること、訓練教材の技術的根拠を指定すること、訓練教材を策定すること、訓練を実施するための適切な場所を指定すること、また、訓練プロセスへの反映事項を提供するために訓練の有効性を測定することを含む。

2.101 訓練は、アクシデントマネジメントに関与する所内及び所外の各グループのために開発され、実施に供されるべきである。訓練は、各グループについて適切な技術レベルを考慮に入れて、参加者の業務及び責任に見合うものであるべきである。綿密な訓練が、アク

---

<sup>11</sup> 「机上訓練」とは、意思決定者又は対応者によって行われる構造化された討議演習であって、潜在的な緊急時対応状況を表すシナリオ又は一連の状態に基づくものである。その目的は、教育的及び発展的の両面であり、手順書の中の誤解、誤った認識及び誤りが容易に特定でき、その後に修正できる。

シデントマネジメント計画において根幹的な任務を任される要員に対して検討されるべきである。

2.102 訓練教材は、対象事項の専門家及び資格を有する訓練指導者によって策定されるべきである。専門家は、以下を行う可能性がある。

- (a) 専門訓練指導者の能力を超えた質問に回答する。
- (b) 正常ではない状態下での屋外設備及び現場設備の操作並びに可搬型設備を含む他の設備の操作に関する情報を提供する。

2.103 定期的な総合訓練及び演習を含む訓練は、事象中に発生する可能性がある状況に対処、対応するために、アクシデントマネジメント職務に責任を負う要員を準備するために十分に現実的なものでありかつ挑戦されるものであるべきである[21]。演習は、発電所の対応を現実的に表すのに十分に長い期間にわたるべきであり、また、シフト交替中の情報の伝達が試験されることを可能にすべきである。特別な総合訓練及び演習は、運転職員と技術支援センター職員との間のシフト切り替え及び様々なチーム間の情報伝達を実践するために策定されるべきである。訓練は、複数基で同時に発生する事故、様々な原子炉運転状態で発生する事故及び使用済燃料プールでの事故を対象とすべきである。訓練は、発電所設備の通常ではない編成、可搬型設備（例えば、ディーゼル発電機、ポンプ）の使用及び設備の修理を考慮すべきである。

2.104 訓練教材は、高い放射線レベルの可能性を伴う外的ハザードから生じる状態を含む、正常ではない環境状態下での及び職員の予期される行動に対するストレス影響下での戦略の実現に対処すべきである。

2.105 新規の職員のための訓練及び在籍する職員のための再教育訓練が、アクシデントマネジメントに関与するすべての職員グループに対して策定されるべきである。再教育訓練の頻度は、アクシデントマネジメント業務の困難さ及び重要性に基づいて定められるべきである。再教育訓練のための最大間隔は明確にされるべきであるが、発電所で行われる総合訓練及び演習の結果に応じてより短い間隔が選択される場合がある。手引きの変更又は手引きの使用の変更は、訓練計画に反映されるべきである。そのような変更は、利害関係者に伝達されるべきである。

2.106 総合訓練又は演習の有効性を評価することに関する判断基準が、確立されるべきである。そのような判断基準は、総合訓練又は演習に参加しているチームの技量を特徴付けるものであるべきであり、その技量とは、発電所の状況の進展を理解しそれに追従していく技量、様々な事象（予期しない事象を含む）に対して十分根拠のある決定に至る技量、適切な措置を開始する技量及び総合訓練又は演習の目的を満たす技量、である。（参考文献[17]を参照）。

2.107 総合訓練及び演習の結果は、アクシデントマネジメントの組織的側面の改善だけでなく、訓練計画の改善並びに適用できるものであれば手順書及び指針の改善に対する反映事項を提供するために体系的に評価されるべきである。



2.108 運転組織内で事故中にアクシデントマネジメント措置を指揮する権限の移管が考慮されるのであれば、権限が移管されることになる人がそのような権限を効率的に果たすために要求される経歴を持っていることが検証されるべきである。

2.109 緊急時対応中の権限及び責任の移管は、アクシデントマネジメント対策の安全で効果的な実行に対するあらゆるリスクを最小限にし、そうすることでアクシデントマネジメントの観点から最適である時点で行われるべきである。責任及び権限の移管は、意思決定において又は必要な措置の実行において「空白」を作り出すべきではない。したがって、責任及び権限のいかなる正式な移管も、新しい意思決定者がその役割を引き継ぐ準備ができるまでは行われるべきではない。責任及び権限の移管に関する取り決めは、所内緊急時計画で対処される取り決めと整合しているべきである。

## 作業条件

2.110 所内技術支援センター（又は緊急時対応施設）は、立地地点のハザード評価から導き出された設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードを含む、想定される広範囲のハザード状態の下で運用可能かつ居住可能であるという合理的な保証が、提示されるべきである。

2.111 敷地が継続的な所外支援から部分的又は全体的に隔離されている状況において、発電所職員及び外部支援職員に受け入れ可能な居住性が提供されるべきである。

2.112 シフトの引継ぎ文書類は、シフト交替中の継続性を可能とするよう維持されるべきである。引継ぎの間、新たなシフトの職員は、事故関連情報及び事故を管理することに対する戦略の継続性を維持するために必要と考えられるその他の情報を提供されるべきである。

2.113 不測の事態に対する計画は、以下の事項について策定されるべきである。

- (a) アクシデントマネジメントに関与する職員が対応できない状況
- (b) アクシデントマネジメントに関与する一部の職員が避難する必要がある状況
- (c) 外部支援が遅れる場合がある状況であって、そのために中央制御室職員及び技術支援センター職員がアクシデントマネジメント対策を継続する必要があることになる状況

2.114 緊急事態に対する全体準備の一環として、事故の周囲状況及び同時に発生し職員の家族又は財産に影響を及ぼすあらゆる通常の緊急事態の両方に関連して、対応中の職員行動に影響を与える精神的なストレスに職員が対処することを支援するための取り決めが整備されるべきである。

2.115 適しており、信頼性が高く、また、多様性のある通信連絡手段が敷地内での使用のために及び所外の当局との通信連絡のために常に利用可能であるべきであり、また、これらの手段の一部又はすべてが喪失すれば講じられることになる対策についての手引きが整備されるべきである。全交流電源喪失の影響及び立地地点のハザード評価から導き出された設計で考慮される外的ハザードより厳しい外的ハザードからの通信連絡設備の損傷の可能性は、これらの取り決めの中で考慮されるべきである。

2.116 通信連絡経路の多重性、多様性及び物理的な分離の原則に基づく信頼性の高い通信連絡網が、中央制御室、技術支援センター及び所外施設間の通信連絡のために具備されるべきである。

### 3. シビアアクシデントマネジメント計画の策定及び実装

#### 技術的基盤

3.1 アクシデントマネジメント計画の策定に関する第2章からの全般的な推奨事項はすべて、シビアアクシデントマネジメント計画の策定にも適用できる。これに関して、第3章の推奨事項は、第2章の推奨事項を補足するものと見なすことができる。

3.2 シビアアクシデントマネジメント計画を設定し策定するために、6つの主要な工程が実行されるべきである。

- (1) 脅威となる課題のメカニズムの特定。 基本的安全機能又は放射性物質の放出に対する障壁に挑戦する可能性のあるメカニズムが、特定されるべきである。
- (2) 発電所の脆弱性の特定。 発電所の脆弱性が、基本的安全機能の同時喪失を含む脅威となる課題のメカニズムを考慮して特定されるべきである。
- (3) 発電所能力の特定
  - (a) 基本的安全機能及び核分裂生成物の障壁に対する脅威となる課題については、利用可能な設備と利用可能な要員の両方の観点から、そのような脅威となる課題を遅らせるか又は和らげる能力を含む発電所の能力が考慮されるべきである。
  - (b) シビアアクシデントマネジメント戦略の実行のために利用可能な又は必要なハードウェア装備が考慮されるべきである。
- (4) シビアアクシデントマネジメントの手引きの策定
  - (a) シビアアクシデントマネジメントに適した手引きが策定されるべきであり、また、その手引きは、特定された脆弱性に対処するために常設の及び所内外の可搬型の設備及び計装の使用を含むべきである。
  - (b) シビアアクシデントマネジメント手引きの策定は、適切な解析によって裏付けられるべきである。この目的のために通常は、最適推定解析が使用される。
  - (c) 外的ハザード間の依存関係が考慮されるべきである。
  - (d) 誤った情報を使用することの可能性及びその影響が考慮されるべきである。
  - (e) 発電所の状況に関する情報を入手する手段及びその中での計装の役割が考慮されるべきで、これは計装によって提供される情報が誤っている場合及び計測制御系のための全ての通常電源が利用できない場合を含む。
  - (f) 現場での措置を実施するための特定区域への立入りに関して想定しうる制限事項が考慮されるべきである。
  - (g) あらゆる著しい燃料棒の損傷の前に実施される措置との取り合いが対処されるべきである。
  - (h) 戦略及び対策の実行に適した手順書及び指針が策定されるべきである。
  - (i) シビアアクシデントマネジメント戦略は、非常に低確率である適切な事象を考慮

すべきである。

- (5) シビアアクシデントマネジメント計画に対する検証及び妥当性確認プロセスの確立
- (6) シビアアクシデントマネジメント計画のマネジメントシステム及び緊急事態に対する準備と対応の取り決めへの統合
  - (a) アクシデントマネジメントの手引きの実行を担当することになるチーム内の意思決定、責任及び権限の経路が指定されるべきである。
  - (b) 人的及び組織的要因が、安全に対する相発的な取り組み方を使用して検討されるべきである[22]。
  - (c) 手引き及び訓練の定期的な評価と更新に対する体系的手法が検討されるべきであり、そのような評価は、シビアアクシデント現象への新たな情報及び研究の知見を取り入れるべきである。
  - (d) 教育、訓練、総合訓練及び演習が考慮されるべきである。
  - (e) シビアアクシデントマネジメント計画と発電所の緊急事態の取り決めとの統合が確実なものとなるべきである。

3.3 シビアアクシデントのシーケンスは、工学的判断、決定論的方法及び確率論的方法の組み合わせを使用して特定され分析されるべきである。実用的なシビアアクシデントマネジメントの手引きが実行に移すことができるシーケンスが特定されるべきである。容認可能なシビアアクシデントマネジメント手引きは、最適推定仮定、方法及び解析判断基準に基づいているべきである。シビアアクシデントマネジメントの手引きを策定する活動は、以下を考慮に入れるべきである。

- (a) 運転経験、関連する安全解析及び安全研究の結果
- (b) シビアアクシデントマネジメント計画の設計において、シビアアクシデントのどの脅威となる課題が対処されるべきかを判断することを目的とした一連の判断基準に対して検討評価された事故シーケンス
- (c) これらの脅威となる課題の発生の確率を低減するか若しくはその影響を緩和する可能性のある設計又は手順の変更の可能性、また、そのような変更の実装に関する決定
- (d) 発電所の設計能力であり、以下の利用可能性を含む
  - (i) 当初意図された機能及び当初想定された運転状態を超えた系統の利用状況を悪化させることにならないときの当該系統の使用
  - (ii) 発電所を長期の安全安定状態に戻すため又はシビアアクシデントの影響を緩和するための追加の可搬型の系統又は機器であって、予期される環境条件で系統が機能できることになり、それが十分なレベルの確信度で示すことができる場合の当該機器等の使用
- (e) 複数基ある敷地に対しては、敷地内の他号機の安全な運転が損なわれないという条件で、利用可能な手段の使用及び／又は敷地内の他号機からの支援の考慮

3.4 シビアアクシデントマネジメントの手引きの策定は、発電所の物理的応答の適切な解析により裏付けられるべきである。最適推定解析が通常、この目的のために使用される。事故の進展の際に発生することのある現象の発生時期及び規模に関する知識の不確実性に対して、考慮が払われるべきである。したがって、シビアアクシデントマネジメント措置は、その措置を行うことで達成されると意図された目標が実現されることになるという十分な確信度を与える、パラメータのレベル及び時間で開始されるべきである。

3.5 シビアアクシデントマネジメントの手引きは、発電所の供給者若しくは発電所の設計者によって、又は運転組織により正式に権限付与された別の組織によって、まず汎用的な基盤に基づき策定される場合があり、その後運転組織によって発電所特有のシビアアクシデントマネジメント計画の策定のために使用される場合がある。シビアアクシデントマネジメントの手引きはまた、汎用的な文書の使用なしで発電所固有の基盤に基づき策定される場合もある。汎用的なシビアアクシデントマネジメントの手引きを発電所固有の条件に適応させるときは、追加の脆弱性を調査すること及びこれらの脆弱性を緩和する戦略を調査することを含めて、EOP から SAMG への移行条件が適切に扱われることに注意が払われるべきである。発電所の運転要件及び汎用的なシビアアクシデントマネジメントの手引きからのいかなる逸脱も、当初の手法の基盤及び有益性並びにこの手法から逸脱することの意図されない潜在的影響を検討する厳密な評価の対象であるべきである。

3.6 シビア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、運転組織の上級管理者からの支援を受けて、必要なすべての技術分野を含む十分な範囲及びレベルの専門知識を有する専門家による策定チームが関与すべきである。

#### 脅威となる課題のメカニズムの特定

3.7 シビアアクシデントシーケンスの選択は、特定されるいかなる状況においても発電所要員及び支援要員に対してシビアアクシデントマネジメントの手引きの策定の根拠を提供するために十分に包括的であるべきである。レベル1及びレベル2の確率論的安全評価(PSA)(IAEA安全基準シリーズSSG-3「原子力発電所のレベル1確率論的安全評価の開発と適用」[23]及びIAEA安全基準シリーズSSG-4「原子力発電所のレベル2確率論的安全評価の開発と適用」[24]を参照)、工学的判断又は他の発電所での類似の研究及び当該発電所又は他の発電所での運転経験は、シビアアクシデントシーケンスの選択の根拠を提供できる。

3.8 シビアアクシデントマネジメント計画は核分裂生成物の障壁への脅威となる課題の全範囲に対処すべきで、脅威となる課題には、複数のハードウェアの故障、人的過誤及び立地地点のハザード評価から導き出された設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードを含む想定されるハザード状態から生じる課題を含む。シビアアクシデントマネジメント計画は、シビアアクシデントの進展中に発生する可能性がある、必然的に生じる可能性のある故障及び物理現象も考慮すべきである。策定プロセスでは、非常に稀な故障であっても考慮されるべきである。

3.9 核分裂生成物の障壁への脅威となる課題の全範囲の決定に対して、発電所のレベル2 PSA (又は他の発電所での同様の研究)、工学的判断及びシビアアクシデントに関する研究の知見から有用な入力を得られる。ただし、可能性のある脅威となる課題のメカニズムの特定は、たとえ事故の進展がレベル2 PSA の範囲で非常に起こりにくい経路を構成するとしても、すべての状況における発電所要員に対してシビアアクシデントマネジメントの手引きの策定の根拠を提供するために可能な限り包括的であるべきである。

3.10 確からしい事象を決定する際に含まれる固有の不確実性を考慮すると、発電所の 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ーケンスを検討

から除外するために演繹的に使用されるべきではない。そのような手法が検討されるのであれば、分析されるべき事故シーケンスの範囲及び性質を過小評価しないように、極めて低い切り落としレベルが指定されるべきである。

## 発電所の脆弱性の特定

3.11 脅威となる課題の状態に対する発電所の脆弱性が、特定されるべきである。特定のシビアアクシデントがどのように基本的安全機能を脅かすことになるか、また、これらの機能が失われて所定時期内に回復しないのであれば、核分裂生成物の障壁の健全性がどのように脅かされることになるかが、調査されるべきである。

3.12 立地地点のハザード評価から導き出された設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードを含む、想定されるハザード状態に対する脆弱性であって、シビアアクシデントマネジメントのための安全上の仕組みの使用が常設設備及び可搬型設備の両方に影響を及ぼし得る脆弱性が、特定されるべきである。特定のハザードがどのようにシビアアクシデントマネジメントのための安全上の仕組みの使用を妨げることがあるかが、調査されるべきである。

## 発電所の能力の特定

3.13 シビアアクシデントマネジメントに関する手引きを策定するときには、適宜、常設設備及び可搬型設備を含む発電所のすべての能力に対して考慮が払われるべきである。当初意図された機能を超える一部の系統の使用の可能性がシビアアクシデントマネジメントの手引きにおいて予見されていれば、特段の注意が払われるべきである。

3.14 発電所の基本的安全機能を遂行するために及び支援するために利用可能な発電所のすべての能力が、特定され特徴付けされるべきである。これには、安全系を支援するために要求される所内の発電所消耗資源の評価を含むべきであり、同様に専用でない系統の使用及び通常でない若しくは代替の系統編成での使用又は敷地内にある若しくは敷地外から持ち込まれる可搬型設備のための機器接続の使用の評価を含むべきである。

3.15 早期又は大量の放射性物質放出を防止するために最終的に必要である設備の継続的な運転に対して必要な条件を維持することに特別な考慮が払われるべきである。

3.16 通常でない若しくは代替の系統編成又は機器接続が必要であるときは、適切な職員によるそのような接続の確立を容易にするために必要とされる設備の利用可能性及びそのような設備への立入り許可に関する制限の可能性に対して考慮が払われるべきである。

3.17 シビアアクシデント後に設備を通常ではない使い方で活用するのに必要とされる時間を最小限に抑えるために、また、関与する運転員の安全に十分配慮してこの設備が活用できることを確実なものとするために、安全で効果的に措置をとるための適切な指示書が、適切に評価された一連の工程を定義することによって及び必要な前提条件を特定することによって事前に準備されるべきである（例えば、あらゆる特殊なツール又は機器の事前準備）。

3.18 正常ではない環境条件下で事故による脅威となる課題を緩和するために発電所要員が通常ではない対策を首尾よく講じる技量は、慎重に検討されるべきである。

3.19 過酷な環境で緩和設備を活用する発電所要員の能力を判断する際には、以下の意味するところが考慮されるべきである。

- (a) 高温、高圧又は高湿度の区域で作業すること
- (b) 明かりの少ない又は暗い区域で作業すること
- (c) 持ち運びできる換気系器具によって換気されている区域で作業すること
- (d) 高放射線区域で作業すること
- (e) 可搬型の計装又は可搬型の電源を使用すること

## シビアアクシデントマネジメントの手引きの策定

### シビアアクシデントマネジメント戦略

3.20 脆弱性の評価及び特定された発電所の能力並びに事故現象の理解に基づいて、個々の脅威となる課題の各々又は発電所の脆弱性の各々に対してシビアアクシデントマネジメント戦略が策定されるべきである。

3.21 著しい燃料棒の損傷が差し迫っている又は進展中である場合には、戦略は以下の目的で策定されるべきである。

- (a) 格納容器の健全性又はその他のあらゆる残っている閉じ込め障壁を維持すること及び格納容器バイパスを防止すること
- (b) 所外への放射性物質のあらゆる放出を最小にすること又は遅らせること
- (c) 発電所を長期の安全安定状態に戻すこと

戦略が主たる目的の達成を妨げない限り、以下の中間的な目的が考慮されるべきである。

- (a) 燃料棒の損傷の進展を終了させること
- (b) 原子炉圧力容器及び燃料を保持する他の構築物（使用済燃料プールなど）の健全性を維持すること

3.22 シビアアクシデントマネジメント戦略は、以下のような「上位措置候補」から引き出される場合がある。

- (a) 蒸気発生器伝熱管のクリープ破断を防止するために蒸気発生器の二次側を充填すること
- (b) 原子炉圧力容器の高圧破損及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するために原子炉冷却系を減圧すること
- (c) 容器の破損及びその後のベースマットの破損を防止するため又は遅らせる（又は容器破断の場合には広い範囲で炉心溶融物の飛散を促進する）ために原子炉キャビティを冠水すること
- (d) 可燃性ガスの影響を緩和すること
- (e) 過大圧力による格納容器の破損を防止するため又は格納容器圧力の上昇下でのベース

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（参考文献[17]を参照）

3.23 想定しうるシビアアクシデントマネジメント戦略の体系的評価は、戦略の実現可能性及び有効性を確認するために、潜在的な負の影響を判断するために、また、適切な方法を使って戦略の優先順位付けをするために、実行されるべきである。シビアアクシデントの進展中に戦略の実行に影響を与える場合のある不利な状態が、考慮されるべきである。その評価は、適切な背景文書に文書化されるべきである。

3.24 与えられた発電所損傷状態に対してどの戦略が適正な対応を構成しているかの決定に対する根拠を提供するために、正と負の両方の影響を持つシビアアクシデントマネジメント戦略に対して特段の考慮が払われるべきである。SAMG を裏付ける背景文書は、シビアアクシデントマネジメント戦略の有益性及び潜在的な負の意味合いについての完全な説明を含むべきである。

3.25 シビアアクシデントを受けて設備を通常ではない方法で配備するために必要とされる時間を最小限に抑えるために、また、関与する運転員の安全に十分配慮してこれらの措置がとられることを確実なものとするために、適切な指示書が事前に準備されるべきである。この準備は、安全で効果的に措置をとるために必要な前提条件を特定すること（例えば、あらゆる特殊なツール又は機器の事前準備）を含めて、適切に検討評価された一連の工程を定義することによって行われる。

3.26 シビアアクシデントマネジメント戦略はまた、すべての交流電源の長期間の喪失の後に直流電源が喪失する状況に対しても策定されるべきである。

3.27 シビアアクシデントマネジメント戦略の首尾よい実行のために、解除又は初期値復帰されることを必要とする場合のある発電所の制御及び論理回路のインターロックが体系的に特定されるべきである。そのような措置の潜在的な負の影響が適切に特性付けされ文書化されていることもまた、検証されるべきである。

3.28 シビアアクシデントに適用できる戦略の定義付け及び選択は、著しい燃料棒の損傷がまだ発生していない時点で開始された戦略を維持することについての潜在的な有用性を考慮すべきである。例えば、炉心又は炉心デブリの未臨界は維持されるべきであり、また、可能な場合には炉心又は溶融炉心デブリからの崩壊熱を最終的な熱の逃がし場に伝達するための経路が提供されるべきである。

3.29 格納容器の損傷から生じる漏えいを含む大量の汚染された可能性のある水の蓄積を回避する又は最小化する必要性が、汚染水を貯蔵及び浄化することに関する長期的な戦略において考慮されるべきである。

## シビアアクシデントマネジメント指針

3.30 SAMG は、選択された戦略によって基本的安全機能を監視すること、維持すること又は回復させることを目的とすべきである。本安全指針の 3.20-3.29 項に概説されている戦略及び対策は SAMG に転換されるべきである。SAMG は、責任を持つ要員が設備の使用を含め戦略を首尾よく実行に移すために必要な情報及び指示事項を含むべきである。

3.31 SAMG は、高ストレスかつ時間制約条件下でも容易に実行できるように、明確で曖昧さのない表現で書かれるべきである。SAMG は、必要な措置に焦点があたることを確実なものとするために十分な詳細さを含むべきである。例えば、一次系注水が推奨されるときは、これが専用の供給源（ホウ酸水）又は代替の供給源（おそらく消火用の水などの非ホウ酸水）から開始されるべきかどうか特定されるべきである。さらに、注水を達成するために利用可能な設備編成が特定されるべきであり、また、通常ではない設備編成が必要とされるときには、この設備編成の構成を可能とするための手引きが整備されるべきである。水源がどれくらいの期間利用可能であるか、また、そのような水源が枯渇した際に水源を取り替えるか又は回復させるかのいずれかのために何が必要とされるかが示されるべきである。

3.32 SAMG は、予期される経路から外れることが必要又は有益であることがあるときには、このことに対して十分な裁量を提供するように書かれるべきである。このような柔軟性は、発電所の状況の不確実性のため及び措置の有効性又は結果の不確実性のため並びに予期しない事象及び複雑さを網羅する必要性のために、必要である場合がある。

3.33 シビアアクシデントを管理するために即時で短期間の措置が必要であるときには、その措置のすべての起こり得る影響の熟慮のために利用できる時間がない場合がある。そのような場合、SAMG は推奨される措置を直接特定すべきである。

3.34 シビアアクシデントマネジメントの手引き（手順書及び指針を含む）は、少なくとも以下の要素を含むべきである。

- (a) SAMG の目的及び達成目標
- (b) EOP との取り合い
- (c) 緩和領域に入るための判断基準
- (d) 措置の潜在的な負の影響
- (e) 戦略のモニタリングに関する手引き
- (f) 注意事項及び制限事項
- (g) 必要な設備及び供給源（例えば、交流及び直流電源、水）
- (h) 必要な人的資源の検討
- (i) アクシデントマネジメントで現場対策が必要な場合がある作業場所の居住性の検討
- (j) 診断ツール及び計算処理補助具の利用に関する手引き
- (k) 措置が適用されることになる時間枠
- (l) 現場措置シート（該当するものがあれば）
- (m) SAMG からの離脱又は終了の条件
- (n) 発電所応答の評価及び監視に関する手引き。これには行われた措置の有効性の検討を含む

3.35 望ましくは、シビアアクシデントマネジメントの手引きは、責任を持つ職員が、アクシデントマネジメントの手引きを正確に実行できるように、事故シーケンスを特定するか又は事前に解析された事故に追従する必要がないように設定されるべきである。

3.36 適切な手順、発電所の警報及び計器表示に基づいて発電所の状況を判断することが可能な場合もある。それにもかかわらず、SAMG は、発電所の状況の診断が得られないとき、又は発電所の状況の診断が得られたがその後で正しくないと分かったか事故の進展に



より変化したとき、でも効果的なものであるべきである。

3.37 内的ハザード及び外的ハザードによって引き起こされるシビアアクシデントを含めて、シビアアクシデント中の発電所の挙動は十分に理解されるべきであり、また、発生する場合のある現象はその予想される発生時期とともに特定されるべきである。実際の事故の発生時期は一般的に、解析結果によって予想されるものとは異なり、実際の発電所状態及び実際の事象の発生時期に依存する。意思決定者はこれらの違いを認識しているべきである。意思決定者が実際の発電所状態に対応でき定型化された解析結果だけに基づいて決定を下すことができないようにするために、シビアアクシデントマネジメントの手引きに対して兆候ベースの手法が好まれるべきである。

3.38 著しい燃料棒の損傷が発生したときには、SAMG を正しく使用するために、事故シーケンスを特定すること又は事前に解析された事故シーケンスに追従することは必須とされるべきではない。中央制御室職員及び技術支援センター職員は、発電所パラメータの監視から核分裂生成物の障壁への脅威となる課題及び発電所損傷状態を特定することができるべきである。

3.39 SAMG は、発電所状態の誤った診断の可能性が最小となるように策定されるべきである。多重性及び多様性のある計装及び信号の使用が推奨される。多重性がないのであれば、事故の環境条件に耐えるように設計された計装の使用への優先が与えられるべきである。

3.40 基本的な戦略の優先順位に従って、様々な SAMG 間での優先順位も明確にされるべきである。優先順位の矛盾は、それがあれば解決されるべきである。優先順位は、事故の過程で変わる場合があり、したがって SAMG は、優先順位の選択が進行中ベースで見直されるという推奨事項を含むべきである。措置の選択は、そのときの状況に応じて変えられるべきである。

3.41 シビアアクシデントの最中に実行に移されることになる一連の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マネジメントのための包括的な戦略を確立するために統合されるべきである。緩和措置を実行するときは、これらの措置に対する手順書を使用する必要がある場合がある。

3.42 EOP から SAMG への移行点は、これから起こる核分裂生成物の障壁への脅威となる課題の発生時期及び規模の慎重な検討で設定されるべきである。炉心出口温度の測定値のような特定の及び測定可能なパラメータ値が、SAMG の使用への移行に対して定義されるべきである。移行点が条件付き判断基準に基づいて指定されていれば（すなわち、EOP の中の特定の計画的措置が成功しないのであれば）、移行点に達したことを確認するのに必要な時間が考慮に入れられるべきである。例えば、燃料温度は上昇するので、燃料棒の損傷の程度は移行点を特定するために必要とされる想定時間に影響を与えることになる。

3.43 移行点に至った又は超えたときに、様々な利害関係者と情報伝達することに対する実施要領は慎重に検討されるべきである。すべての要員が移行中に自分の役割がどのように変化しようとしているかを理解することを確実なものとするための工程が取られるべきである。

3.44 技術支援センターが運用可能状態である前に EOP から SAMG に移行する可能性が、手順書及び指針の策定において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に進展した場合又は技術支援センターが手引きで想定された時間内に活動状態にできなかった場合に発生する可能性がある。この場合に中央制御室職員に備えられているあらゆる手引きは、迅速かつ容易な実行を可能にするような方法で提示されるべきであり、それ故に当該の手引きは運転員が作業可能であり、また、既に訓練済みの形式で提示されるべきである。

3.45 適切な場合には、EOP から SAMG への適正な移行が提供されるべきである。緩和領域において適切であると特定された EOP からの機能及び措置は、SAMG でも保持されるべきである。

3.46 EOP が SAMG と並行して実行されるときには、シビアアクシデントの最中における EOP の適用性及び妥当性が実証されるべきである。そのような場合、起こり得る矛盾に対処するために EOP の措置と SAMG の措置との間の取り合いが定められるべきである。

3.47 SAMG の使用のための開始条件に加えて、長期的方策への移行の出口条件又は判断基準が指定されるべきである。長期の安全安定状態が明確に定義されるべきであり、また、長期の安全安定状態を維持するための方策が指定されるべきである。

3.48 特定のパラメータが事前に定義された値（「設定値」）に達するとき、設備の様々な構成要素が自動的に起動する又は構成を変更する場合がある。そのような自動的な動作は、防止領域においては事象に対して設計されている場合があるが、緩和領域においては逆効果である場合がある。したがって、すべての自動的な動作はシビアアクシデントの緩和に対するその影響について再評価されるべきであり、自動的な動作は適切なときには抑制されるべきである。その際、関連する設備に対する手動操作の必要性が手引きで考慮されるべきである。

3.49 シビアアクシデントマネジメントの手引きは、回復措置の優先順位に関する推奨事項を含むべきである。この観点で、以下のことが考慮されるべきである。

- (a) 設備を回復させる可能性
- (b) 通常ではない系統編成の可能性
- (c) 持ち運び可能な設備を接続する可能性
- (d) 設備のいくつかの構成要素が稼働していない都合のよい復旧時間
- (e) 多くの故障した支援系への依存度
- (f) 設備の回復又は持ち運び可能な設備の接続に関与する要員への線量

3.50 利用できない設備を復旧するため又は可搬型設備を接続するために必要とされる時間は、炉心損傷の防止に対する時間枠外にある場合がある。これが当てはまるのであれば、SAMG への早めの移行が決定できる。

3.51 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は、中央制御室及び技術支援センターの居住性、操作性及び入域可能性について考慮に入れられるべきである。現場措置のための区域のような、その他の関連する区域の接近可能性もまた、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分析評価され考慮に入れられるべきである。予

想される線量率及びその他の環境条件がそのような区域への要員の立入りへの制限の必要性を引き起こす場合があるかどうか、調査されるべきであり、それが当てはまることが分かれば、適切な対策が検討されるべきである。

3.52 正常ではない環境条件下で事故による脅威となる課題を緩和するために発電所要員が通常ではない対策を首尾よく講じる技量は、慎重に検討されるべきである。必要なときには、そのような業務の実行のために個人用防護設備（例えば、防護服、呼吸設備）が提供されるべきである。要員は危険要因の多い状態下で割り当てられた業務を実行する必要がある場合があり、そのような措置及び職員の放射線防護に付随する手順書及び指示書が策定されるべきである（SSR-2/1 (Rev. 1)[3]、GSR Part 7[7]及び IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 3「放射線防護と放射線源の安全：国際基本安全基準」[25]参照）。

3.53 シビアアクシデントマネジメントにおいて放射性物質の放出につながる格納容器ベント操作が検討されるか又は指示されれば、シビアアクシデントマネジメントの手引きにおいて以下のことが考慮されるべきである。

- (a) すべての交流及び直流電源が喪失し、また、圧縮空気が利用できない状況
- (b) 高放射線区域を伴う状況及び排気弁が配置されている区域の高温を伴う状況（現場への立入り要求があれば）
- (c) 所外の影響を伴う措置に関する関連所外対応組織への通知
- (d) エアロゾル沈着、ろ過又は早期ベント操作のような手段による格納容器排気の発生時における放射性物質放出の制限

3.54 シビアアクシデント中の複雑な計算の必要性を回避する又は限定するために、適切なときには、事前計算されたグラフ又は簡単な数式が作成されるべきである。これらの数式は多くの場合「計算処理補助具」と呼ばれ、SAMG の文書類に含まれるべきである。計算機による支援は、電源内蔵型計算機（携帯型）の限られた蓄電池の寿命及び交流電源喪失可能性を考慮すべきである。

3.55 シビアアクシデントマネジメントの手引きの適用に対する使用規則が、策定されるべきである。対処されるべき問題には、少なくとも以下のことを含むべきである。

- (a) EOP を実行している間に SAMG への開始点に到達した場合、EOP での措置が、適用する SAMG と矛盾していないのであれば、EOP 措置が止められるべきか又は継続されるべきか。
- (b) ある SAMG が実行中であるが、他の SAMG の開始点にも到達した場合、他の SAMG が並行して実行されるべきであるか。
- (c) 最初の SAMG を呼び出したパラメータの値が変化している間、別の SAMG を開始するための検討は遅らされるべきか。

3.56 背景を文書化した十分な資料が SAMG の策定を支援するために準備されるべきであり、それは中央制御室職員及び技術支援センター職員のための参照資料として含まれるべきである。背景資料は以下の目的を果たすべきである。

- (a) 資料は、以下のものを含む自己完結型の参照元であるべきである。
  - (i) 戦略についての技術的根拠及びもしあれば汎用的戦略からの逸脱についての技術的

根拠

- (ii) 計装の必要性の詳細な説明
  - (iii) 裏付けとなる解析の結果
  - (iv) 手順書及び指針内の工程の詳細な説明及び根拠
  - (v) SAMG で使用される設定値の指定の根拠
- (b) 資料はアクシデントマネジメントに関与する職員に対する研修コースの基礎資料を提供すべきである。

3.57 発電所の運転組織の適切な管理者層並びに公衆の防護及び環境の防護に責任を負う地方の管轄当局を含む外部組織は、差し迫った又は進展中のシビアアクシデントについて認識させられるべきである。

3.58 シビアアクシデントマネジメントの手引きの策定に関与するチームは、発電所におけるシビアアクシデントマネジメント計画の策定及び実行に責任を持つ職員を含むべきである。策定チームは、訓練部門の職員、運転職員、保守職員、放射線防護職員、計測制御系に責任を持つ職員、技術職員、緊急事態に対する準備と対応に責任を持つ人及び適宜外部専門家の参画を確実なものとするべきである。汎用的なシビアアクシデントマネジメント計画の使用が選択されているのであれば、このシビアアクシデントマネジメント計画に精通している専門家が策定チームを支援する場合がある。

3.59 中央制御室職員、補助制御室職員、技術支援センター職員及びシビアアクシデントの過程でアクシデントマネジメント措置の評価、意思決定及び実行に責任を負うその他の組織部署の職員は、シビアアクシデントマネジメント計画の策定の早期段階で関与すべきである。

3.60 発電所要員が通常の職務に加えてシビアアクシデントマネジメント計画の策定活動に参加可能となるように、考慮が払われるべきである。策定チームの発電所要員には、その人達の他の義務に関連して、十分な時間が認められるべきである。

### シビアアクシデントマネジメント計画の検証及び妥当性確認プロセスの確立

3.61 検証及び妥当性確認プロセスは、SAMG 及び背景文書の技術的な正確性及び妥当性を可能な範囲で、また、要員がそれらに追従し、実行に移す技量を分析評価すべきである。検証プロセスは、SAMG 及び背景文書と、参照されている設備、作業員補助具及び備品（例：可搬型設備、備え付けの作業補助具、計算処理補助具）との両立性を確認すべきである（参考文献[17]を参照）。妥当性確認プロセスは、必要な指示が手引きを実行に移すために提供されていることを実証すべきである。

3.62 妥当性確認試験は、シビアアクシデントマネジメントの組織的側面、特に中央制御室にいる職員及び技術支援センターにいる職員を含めて、評価者及び意思決定者の役割に対処すべきである。

3.63 手順書及び指針になされる変更は、シビアアクシデントマネジメント計画の妥当性を維持するために定期的に再評価され、妥当性の再確認がなされるべきである。

3.64 SAMG 及び背景文書の妥当性確認を行うための可能な方法には、(a)フルスコープシミュレータを含む工学的シミュレータ（利用できれば）又は他の発電所解析ツール及び(b)机上手法、を含む。最も適切な方法又は複数の方法の組み合わせが、緊急事態における各機能を担う要員グループの役割を考慮に入れて選択されるべきである。

3.65 フルスコープシミュレータが使用されるのであれば、妥当性確認は現象（事故の進展により生じる現象及び復旧措置により生じる現象の両方）の規模及び発生時期の不確かさを包含すべきである。劣化した若しくは利用不能な計器応答又は情報を取得する際の遅れを模擬することに対して、配慮が払われるべきである。

3.66 妥当性確認は緊急事態中に存在する状態を現実的に模擬する条件の下で実施されるべきであり、他の対応措置、危険要因を抱える作業条件、時間的制約及びストレスの模擬を含むべきである。持ち運び可能な設備及び移動型設備の使用が考慮される時はそのような設備の使用に対して特別な注意が払われるべきであり、複数基がある敷地については他の号機から提供される可能性があるバックアップ設備を使用することの実用性に対して特別な注意が払われるべきである。

3.67 発電所の横断的機能の安全評価は、シビアアクシデントマネジメントのすべての意味合いを完全に理解する目的をもって実施されるべきである。この評価は、内的又は外的ハザードの発生時にシビアアクシデントマネジメント対策を実際に行うに移すことに付随する困難事項を分析評価するために発電所の現場踏査を組み込むべきである。

3.68 シビアアクシデントマネジメント計画にとって必要なすべての設備は、可搬型設備があればそれを含めて、基本的安全機能を果たすことに対する設備の重要性に従って試験されるべきである。

シビアアクシデントマネジメント計画のマネジメントシステム及び緊急事態に対する準備と対応の取り決めへの統合

#### シビアアクシデントマネジメント計画の管理

3.69 シビアアクシデントマネジメント計画の策定は運転組織の責任であるべきであり、SSR-2/1 (Rev. 1)[3]及び IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 2 「安全のためのリーダーシップとマネジメント」[22]で定められた適用要件並びに IAEA 安全基準シリーズ GS-G-3.1 「施設と活動に対するマネジメントシステムの適用」[26]及び IAEA 安全基準シリーズ GS-G-3.5 「原子炉等施設のマネジメントシステム」[27]で提示される推奨事項、また、適用可能な国際標準又は国内要件と整合しているべきである。

3.70 運転組織は、所内要員及び公衆の防護並びに環境の防護のために安全に影響を与える場合のあるプロセス及び活動が一貫して確立され実行されるように、シビアアクシデントマネジメント計画のすべての要素をマネジメントシステムに統合すべきである。

#### 緊急事態に対する準備と対応との取り合い

3.71 アクシデントマネジメント計画と緊急時対応の計画及び手順書との間の適切な取り合いは、信頼できる情報伝達の考慮を含めて、敷地内及び敷地外の両方での原子力又は放射線の緊急事態への効果的で協調的な対応のために確立されるべきである。

3.72 GSR Part 7 [7]で要求されているように、所内緊急時計画は、緊急時対応で実施されるべき機能全体を明確にすべきであり、また、原子力発電所の緊急時対応組織のような必要なインフラがこれらの機能の実施を支援するために整備されるべきである。シビアアクシデントマネジメント計画で定義される責任は、シビアアクシデントに対する一貫した統合的な対応を確実なものとするために緊急時計画と調整されるべきである。緊急時計画及びアクシデントマネジメント計画の評価並びに総合訓練でのそれらの試験は、矛盾が存在しないこと又は矛盾が準備段階で指摘され回避されることを確実なものとするために規則的に実施されるべきである。

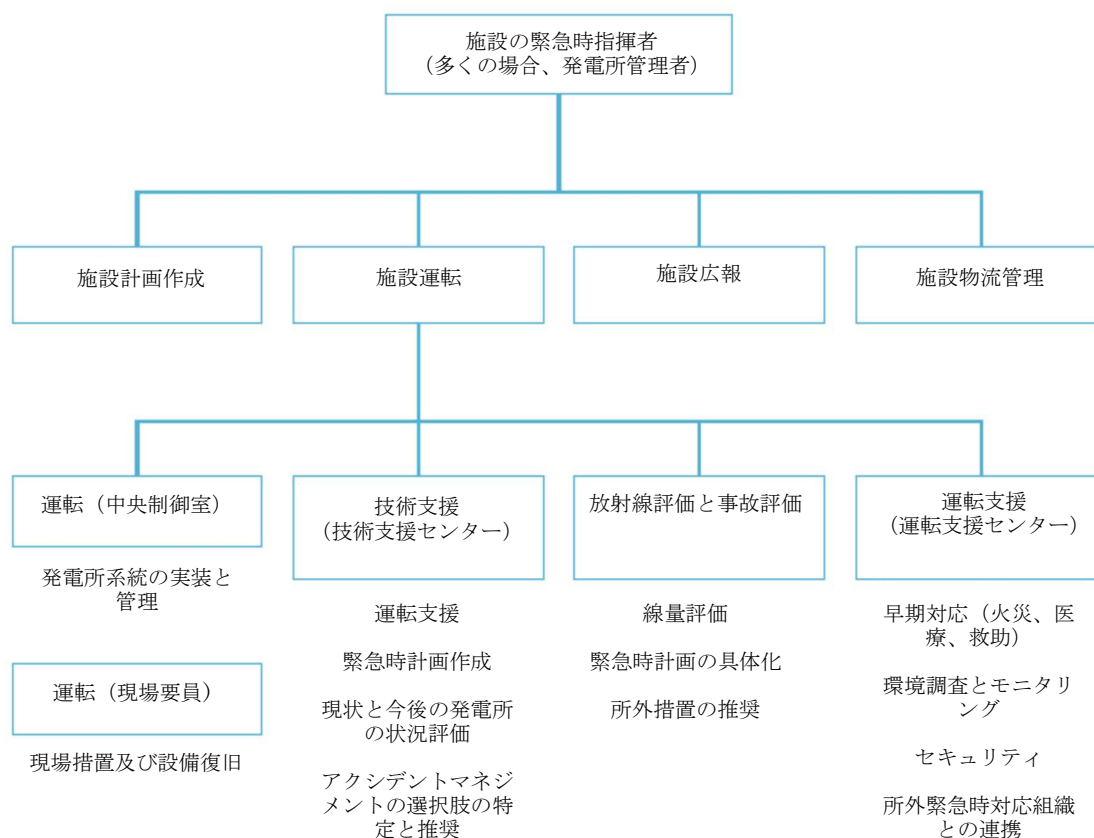


図2 所内緊急時対応組織の体制例

### 責任及び承認体制

3.73 シビアアクシデント中に敷地でとられるべき措置を決定することに対する権限及び責任が割り当てられるべきであり、適切な個人がこの権限を速やかに果たすために訓練を提供されるべきである。当該の人は極端な状態下で指揮をとるために訓練されるべきで

あり、また、総合訓練中にその指導能力を実証すべきである。

3.74 敷地内又は敷地外に重大な影響の可能性がある、敷地内における特定のシビアアクシデントマネジメント対策の実装に対する責任及び権限は、所内緊急時対応組織内で割り当てられるべきである。所内緊急時対応組織の組織体制の配置例が、図2に示されている（ここで考慮されたもの以外の様々な要素を組み込んだ所内緊急時対応組織の例については、参考文献[28]の付属書13の図を参照）。

3.75 所内の緊急時指揮者（又は取られるべき所内での措置について決定を下すことに対して明確に割り当てられた権限を有する指揮者以外の人）は、外部の承認を必要とせずシビアアクシデントの影響を緩和するためにあらゆる必要な措置を取る権限を持つべきである。そのような措置は、格納容器ベント操作すること又は原子炉圧力容器若しくは蒸気発生器への低品質の水を注入することを含むことがある（GSR Part 7 [7]の4.15項及び5.23項参照）。しかし、そのような措置が所外への影響をもたらす可能性があれば、適切な所外の当局が通常の周囲状況であるうちに可能な限り早急に通知を受けるべきである。

3.76 シビアアクシデントマネジメントに関与する運転組織の要員は、緊急時作業者に指定されるべきであり、また、以下の3つの区分の任務のうちの1つを有す場合がある。

- (1) 評価又は勧告（発電所状態の評価、可能性のある措置の特定、これらの措置の潜在的な影響の評価、とられるべき措置の勧告、また、実行に移された後は措置の結果の評価）。このような職務の担当者は多くの場合「評価者」と呼ばれる。
- (2) 承認（意思決定、すなわち、勧告された措置を承認すること又は実行に移すに当たり他の適切な措置を決定すること）。このような職務の担当者は多くの場合「意思決定者」と呼ばれる。
- (3) 措置の具体化及び支援（運転の検証を含めた、必要に応じた設備の操作、アクシデントマネジメント措置の支援における線量評価、及び緊急時対応機能）。このような職務の担当者は多くの場合「実施者」又は「対応者」と呼ばれる。この任務は、中央制御室からの遠隔操作及び設備を復旧又は接続するための適切な要員による現場での措置を含む。

3.77 緊急事態の取り決めは、特定の権限レベルを持つ個人が権限行使できない場合を考慮に入れるべきであり、また、その権限を果たすための代替の人を特定すべきである。

3.78 意思決定権限は、本安全指針において「緊急時指揮者」と呼ばれる上位の管理者の責務であるべきである。緊急時指揮者は、技術支援センター職員による推奨事項及び利用可能なときにはその他の推奨事項（例えば、発電所設計者又は企業の工学部門からのもの）を考慮に入れ、シビアアクシデントマネジメント対策の実装に関して決定する権限を付与されるべきである。緊急時指揮者は、発電所の実際の状況、発電所の能力及び脆弱性並びに重要なシビアアクシデントマネジメント措置の所内及び所外の影響を含めたそれらの措置について幅広い理解を維持すべきである。

## 責任及び権限の移管

3.79 責任及び意思決定権限は、ある事象がシビアアクシデントへ悪化しそうであり、また、関係する不確実性により意思決定が非常に複雑になるのであれば、中央制御室職員から運転組織の適切なレベルの権限者に移管されるべきである。

3.80 シビアアクシデントマネジメントに関する全体の権限が中央制御室から緊急時指揮者<sup>12</sup>に移管された後、中央制御室に残る機能及び緊急時指揮者から独立して中央制御室職員によって決定できる措置が指定されるべきである。これらは、支援条件（例えば、室内冷却用の給水）を維持すること及び一部の警報に対応することのような中央制御室職員が独立して行うことができる活動を含む。中央制御室職員が自ら実施すべきでない活動（例えば、主要設備の立ち上げ）も指定されるべきである。中央制御室の職員はまた緊急時指揮者によって決定された対策の実行の責任も有することから、2つのグループの措置の間には一貫性と階層関係が確立されるべきである。

### 技術支援センター

3.81 選任された技術支援センター職員は、シビアアクシデントマネジメントの手順書及び指針についての詳細な知識を有しているべきである。当該の職員は、発電所の状況に関する情報を迅速に入手できるべきであり、また、基本的なシビアアクシデント現象についての十分な理解を有しているべきである。技術支援センター職員は、中央制御室職員が持つ専門知識及び発電所の能力についての知見からの貢献を得るために、必要に応じて中央制御室職員と連絡を取るべきである。

3.82 適切なシビアアクシデントマネジメント対策に関する追加の推奨事項について、認証された組織（発電所の供給者又は設計者を含む）からの支援が必要に応じて求められるべきである。早期支援を求めることに関する仕組みがシビアアクシデントマネジメント計画の効果的な具体化を可能にするために確立されるべきであり、また、そのような支援組織の能力は定期的に検証され試験されるべきである。

3.83 シビアアクシデント中の所内緊急時対応組織の様々なチーム間の及び所外対応組織との情報交換についての規則が、明確にされるべきである。シビアアクシデントの発生は所内チームと所外チームとの間で広範な情報伝達を生じることになるため、この情報伝達が発電所での事故の管理を妨げないように注意がなされるべきである。

3.84 計測制御の性能及び他の設備の性能に関する情報（おそらく容易な参照のためにすでに手引きにまとめられている）は、技術支援センターに対して利用可能とされるべきである。望ましくは、技術支援センターは発電所情報を直接入手できるべきである。中央制御室と技術支援センターとの間での発電所データの手動による転送が必要であるときは、望ましくは情報の転送が中央制御室の専任者又は技術支援センターの専任者のいずれかによって行われるべきである。技術支援センターの発電所情報は適切に記録され、監視されるべきである。

---

<sup>12</sup> いくつかの加盟国では、権限を受けた人に対する緊急時対応の責任の移管は、事故の厳しさに関係なく、すべての場合において、この人が緊急時対応組織に到着したときに発生する。また、いくつかの加盟国では、権限を受けた人（又はその代わりの人）は、長期の安全安定状態が達成されるまで意思決定権限を保持する。



## シビアアクシデントマネジメントのためのハードウェア装備

3.85 既設の発電所に対しては、シビアアクシデント下での核分裂生成物の障壁への脅威となる課題の放射線影響が許容限度まで低減され得ないとき又はそのような脅威となる課題の解析的予測における不確かさを低減することが必要であるときには、設計の変更が評価されるべきである。そのような評価は、規制上の容認基準を考慮すべきである。

3.86 新規の発電所に対しては、シビアアクシデントの影響を緩和するために追加の設備が備えられているときには、そのような設備は望ましくは設計基準事故に対処するために使用される設備及び系統から独立しているべきである。

3.87 格納容器の健全性を維持すること又は格納容器が破損したとき若しくは格納容器バイパスが生じたときに放出を最小限に抑えることを目的とする設備の高性能化は、優先度の高いものと見なされるべきである。

3.88 設備の能力又は故障に対する裕度を向上させる高性能化が、以下の機能に対するシビアアクシデントに関連する脅威となる課題に対して検討されるべきである。

- (a) 温度、圧力、放射線レベル及び水位のような格納容器の必須パラメータを監視する機能
- (b) 事故後の合理的な期間における格納容器の気密性を確保する機能。これは隔離装置、貫通部及びエアロックの機能性維持を含む。
- (c) 格納容器内の圧力及び温度を管理するために最終的な熱の逃がし場を確立する又は回復する機能
- (d) シビアアクシデント中に放出される可燃性ガス、核分裂生成物及びその他の物質の管理。これには必要なあらゆる計装を含む。
- (e) 格納容器の漏えい及び核分裂生成物放出の監視及び管理
- (f) 溶融した炉心デブリから発生した熱を最終的な熱の逃がし場へ除去する機能

3.89 既設の設備がシビアアクシデントの後に長期にわたって機能を維持すると予想されていないとき又は既存の設備が全交流電源喪失若しくは立地地点のハザード評価から導き出された設計で考慮される外的ハザードよりも厳しい外的ハザードによって引き起こされる広範囲なインフラ損傷によって使用不能となる可能性があるときには、追加のハードウェア装備が、バックアップ対策としての所内及び所外の可搬型設備の準備を含め検討されるべきである。機器の長期的な利用可能性を評価する際には、保守又は修理を実施することの実現可能性が評価され、考慮に入れられるべきである。

3.90 シビアアクシデントマネジメント戦略が可搬型設備に依存しているときには、予想される条件並びに実際の構成及び配置におけるそのような設備がアクシデントマネジメントの目的を満たす可能性が高いことを確認するために、その操作性が分析評価されるべきである。正常ではない状態下であっても要員が必要な時間枠内に可搬型設備を設置し操作できることを確実なものとするために、手段が講じられるべきである（必要なあらゆる許可証又は免許証を取得することを含む）。

## シビアアクシデントマネジメントのための計測制御

3.91 シビアアクシデント中の炉心、格納容器及び使用済燃料の状態を監視することに対して不可欠な計装が特定されるべきである。これらの監視機能は実用的な範囲で、交流電源喪失が長時間にわたっても維持されるべきである。据え付けの直流蓄電池が消耗する事象の発生時には必要最小限の機器に対して電源を回復するのに必要な設備、資材及び措置を特定するために、発電所固有の分析評価が実施されるべきである。

3.92 計装から導出される発電所パラメータが頼りにならない事象については、代替源から情報を入手する方策が準備されるべきである。

3.93 必須でない負荷を蓄電池から切り離すことに対する方策が、蓄電池が再充電できるか又は代替電源が提供できる時まで蓄電池寿命を延ばすために、事前に準備されるべきである。

3.94 重要な計装出力情報（すなわち、核分裂生成物の障壁への潜在的な脅威となる課題の兆候ベースの診断又は実装された戦略の有効性確認のために使用される出力情報）の妥当性を確認することに関する手引きが提供されるべきである。すべての重要な計器の読み取りは、可能なときにはいつでも他の独立した情報で検証されるべきである。そのような検証の必要性は、総合訓練及び演習で重視されるべきである。

3.95 シビアアクシデントマネジメントにおける意思決定を支援するのに必要不可欠な計装に関するすべての入手可能な情報及び背景文書は、緊急時対応チームの適切な構成員に利用可能とされるべきである。

3.96 シビアアクシデントマネジメントに不可欠な計器の読み取りの不確かさが、分析評価されるべきである。多くの場合、傾向を示す計器指示は、その指示される数値の精度よりも重要な場合がある。

3.97 シビアアクシデントマネジメントに不可欠な計装の能力は慎重に検討されるべきである。計装は、精度を下げながら設計範囲を超えて動作し続けることがある。以下のことが考慮に入れられるべきである。

- (a) シビアアクシデント後に予想される環境条件に対して設計される計装は、必要な情報を得ることについての望ましい方法であるべきである。
- (b) この望ましい計装が使用できなくなるか又は頼りにできないときは、代替の計装が特定されるべきである。

そのような計装が利用できない場合に対して、工学的判断を含む追加手段（計算処理補助具など）又は不測の事態に対する計画が策定されるべきである。

3.98 計器の読み取りへの環境条件の影響は、局所的な環境条件が全域的な環境条件から外れ、そのため全域的な条件の下で性能保証されている計装が局所的な条件下では正しく機能しない場合があることを考慮に入れ、推定されるべきである。シビアアクシデント時の計装の故障に対して予想される故障モード及びその結果としての計器指示（例えば、指示範囲外高、指示範囲外低、指示が一定しないこと）が、特定されるべきである。

## シビアアクシデントマネジメント計画策定のための解析

3.99 シビアアクシデントマネジメント計画の策定及び実装は、対処されるべき事故シナリオの進展を示す適切な計算解析により裏付けられるべきである。そのような解析の結果は、戦略、手順書及び指針の策定のための技術基盤の形成に使用されるべきである。事故解析の結果は以下の点で役立つ。

- (a) 重大な炉心損傷の発生開始を示すと考えられる判断基準の指定
- (b) 職員が燃料の状態及び防護障壁の状態を判断する場合がある兆候（すなわち、パラメータ及びその値）の特定
- (c) 炉停止状態を含む様々な原子炉状態における核分裂生成物障壁への脅威となる課題の特定
- (d) そのような脅威となる課題についての首尾よい人為的介入の可能性を高めるための適時選択の評価
- (e) シビアアクシデントマネジメント用に使用される場合がある原子炉系及びその他の物的資源の特定
- (f) アクシデントマネジメント対策が防護障壁への脅威となる課題に対抗するのに効果的であることの検証
- (g) 事故状態下での設備及び計装の性能の評価
- (h) アクシデントマネジメントのための計算処理補助具の開発及び妥当性確認

3.100 発電所の能力は、以下のことの考慮を含めてシビアアクシデントの原子炉容器内の段階に結びつけて分析されるべきである。

- (a) 水素処理系の設計のための入力情報として、容器内での水素生成及びその放出
- (b) 容器内冷却及び容器外冷却の両方による容器内での熔融炉心の保持
- (c) コアキャッチャーの設計への入力情報として、熔融炉心の組成及び構成並びに原子炉圧力容器の破損
- (d) 低圧注水を可能とし、高圧による容器の破損を回避するための信頼性の高い減圧
- (e) 原子炉炉心からの核分裂生成物の長期間の放出

3.101 原子炉容器外の段階に対して、発電所の能力は以下のことを含め分析されるべきである。

- (a) 高圧による格納容器の破損を回避するための格納容器の信頼性の高い減圧
- (b) 可燃性ガス処理系の設計のための入力情報として、可燃性ガスの発生源、分布及び可能性のある漏えい経路
- (c) 炉容器外での水蒸気爆発、高圧による熔融物の放出及び格納容器直接加熱に関する課題
- (d) 炉容器外での熔融物保持装置の設計への入力情報として、熔融炉心の組成及び構成
- (e) 核分裂生成物の発生源及び格納容器内の核分裂生成物の分布。そのような発生源の長期的な挙動には特別の注意を払うこと

3.102 現象の発生時期及び厳しさの判断における不確実性に対して適切な考慮が払われることを条件として、最適推定計算コード、仮定並びに発電所の初期状態及び境界条件に関するデータが使用されるべきである。

3.103 合理的な精度でシビアアクシデント現象をモデル化できる計算コードが、重要な物理現象並びに障壁喪失のモード及び発生時期の予測に使用されるべきである。これらのコードは実行可能な範囲で妥当性確認がなされるべきである。

3.104 すべての解析結果は、計算コードの制限及び付随する不確実性を十分に考慮して評価され解釈されるべきである。感度解析を行うことの適切性は、重要な決定を下すときに計算コードの結果が頼りにされているときに評価されるべきである（シビアアクシデントの解析に関するコードの制限及び付随する不確実性に関する詳細な情報は、参考文献[29]に提示されている）。

3.105 原子炉炉心及び使用済燃料プールを含む、発電所内の放射性物質のすべての重大な発生源並びに関連するすべての通常の運転状態及び炉停止状態（原子炉の開放又は格納容器障壁の開放を含む）における事故の発生が対処されるべきである。

3.106 ソースタームの分析評価だけでなく放射性物質の放出に対する障壁の健全性への脅威となる課題の分析評価にとって重要なすべての現象（例えば、熱水力学的現象及び構造的現象）が対処されるべきである。複数基ある原子力発電所の敷地では、すべての号機に影響を及ぼす同時事故が解析されるべきである。

3.107 事故の進展の可能性を適切に網羅する十分に広範な一連のシビアアクシデントシーケンス及び包括的な一連の発電所損傷状態が特定されるべきである。そのような事故シーケンスは、代表的な発電所損傷状態<sup>13</sup>にグループされるべきである。レベル 1 PSA 及びレベル 2 PSA が利用できるのであれば、これらは、シビアアクシデントシーケンスの選定に関する工学的判断と組み合わせて使用されるべきである（SSG-3 [23]及び SSG-4 [24]を参照）。

3.108 汎用的な発電所解析がシビアアクシデントマネジメントの手引きの策定に使用されるのであれば、特定の発電所への適用性の分析評価が実施されるべきである。

3.109 発電所固有のデータが、発電所の運転パラメータ、発電所系統の構成並びに性能特性及び設定値を含めて、望ましくは解析のために使用されるべきである。

3.110 シビアアクシデントマネジメントの手引きの策定のための十分な入力情報が、特に以下の事項に関して提供されるべきである。

- (a) 事故の経過を診断及び監視することに対する兆候項目の選定
- (b) 主要な脅威となる課題の特定並びに発電所の脆弱な系統及び障壁の特定
- (c) 個々の戦略を開始及び終了するための設定点の指定
- (d) シビアアクシデントマネジメント措置についての正及び負の影響
- (e) 措置を実施することに対する利用可能な時間枠
- (f) 戦略の優先順位付け及び最適化
- (g) 意図される機能を実施するための系統の能力の評価
- (h) 事故進展における予想される傾向
- (i) シビアアクシデントマネジメント領域から離脱することに対する出口条件

---

<sup>13</sup> 多くの区分体系が可能である。SSG-4 [24]はレベル 2 PSA のためのそのような区分体系を含む。

## (j) 計算処理補助具の開発

3.111 環境条件に関する十分な情報が、シビアアクシデントマネジメントに必要な計装を含む発電所設備の操作性の分析評価並びにシビアアクシデントマネジメント措置の実行に関与する要員のための作業条件及び作業場所の居住性の分析評価のために提供されるべきである。

## アクシデントマネジメントのための訓練、総合訓練及び演習

3.112 意思決定者は、発電所計装の喪失又は信頼性低下によりいくつかの緩和措置が必要なことがある状況に対処できるように訓練されるべきである。

3.113 背景文書は、シビアアクシデントの現象論、SAMG の根拠並びに想定される様々な緩和措置の有益点及び有害点についての技術支援センター職員の訓練を支援するために使用されるべきである。

3.114 訓練は、定期的な総合訓練及び演習を含めて、シビアアクシデントマネジメント職務に責任を有する要員が事象中に発生する場合のある状況に対処し対応することを準備するために十分に現実的でありかつ脅威となる課題であるべきである。演習は、計画対応を現実的に表すのに十分な長さの期間にわたるべきであり、また、シフト交替中の情報の伝達が試験されることを可能にすべきである。特別の総合訓練及び演習は、運転職員と技術支援センター職員との間のシフト切り換え及び様々なチーム間の情報伝達を実践するために策定されるべきである。訓練は、2つ以上の号機で同時に発生するシビアアクシデント及び様々な原子炉運転状態で発生するシビアアクシデントを網羅すべきである。訓練は、発電所設備の通常ではない設備編成、可搬型設備（例えば、ディーゼル発電機、ポンプ）の使用及び設備の修理を考慮すべきである。

3.115 総合訓練及び演習は、緊急時対応と連携してシビアアクシデントマネジメント計画全体の実質的な部分の適用を要求するシナリオに基づくべきであり、また、緊急事態で遭遇するおそれのあるシナリオの現実的な状態の特性を模擬すべきである。シビアアクシデントマネジメントのすべての側面を観察し評価する機会を提供する大規模な総合訓練が行われるべきである。

3.116 シビアアクシデントマネジメントの総合訓練及び演習は、事故時に損傷を受ける可能性がある情報源（例えば、安全パラメータ表示系）、設備及び施設を利用できないようにすることにより、対応者に定期的に脅威となる課題を与えるべきである。職員達に不正確な又は誤って伝達される情報の情報源を意図的に含む演習が、彼らの問いかける姿勢、チームワーク並びに評価技能及び診断技能を演習する方法として利用できる。ただし、誤った情報が訓練の目的に悪影響を及ぼさないように注意がなされるべきである。

3.117 総合訓練及び演習に使用されるシナリオのいくつかは、それが最終的に原子炉圧力容器及び格納容器の破損をもたらす、広範囲に損傷を受けた炉心状態を想定すべきである。制御系及び論理系を無効化又は初期化することの必要性及びそれらの起こり得る影響についての、中央制御室職員、技術支援センター職員及び技術職員の意識を高める総合訓練を実行することに対する考慮が払われるべきである。

## シビアアクシデントマネジメント計画の更新

3.118 シビアアクシデントマネジメント計画を更新する必要性は、新しい事故シナリオ、現象若しくは物理的障壁に対する脅威となる課題の可能性を、又はこれまで十分に考慮されていなかったアクシデントマネジメントに関するその他のあらゆる重大な影響を指し示す場合がある新しい情報が利用可能になることに応じて、分析評価されるべきである。

3.119 発電所設計、利用可能な可搬型設備及び運転組織に対する変更の影響は、シビアアクシデントマネジメント計画へのあらゆる影響に対して評価されるべきである。変更が必要と考えられるときには、変更を行う正式なプロセスが策定されるべきである。

3.120 シビアアクシデントマネジメント計画の変更が適切であると考えられるときは、運転組織は、変更の具体化に必要な活動を優先順位付けすることを目的とした行動計画を立てることに対して責任を負うべきである。汎用的なシビアアクシデントマネジメント計画が使用される場合は、行動計画の策定は汎用的な計画の供給者を関与させるべきである。行動計画は、時間枠及び変更の実際の具体化を担当する組織を特定すべきである。

3.121 外部事象に関する現状の設計想定を脅かす新たな情報が入手されたときは、基本的安全機能が損なわれる可能性があるかどうかを判断するために、据え付けられた設備の能力並びにシビアアクシデントマネジメントの手順書及び指針が評価されるべきである。この評価に基づいて、新たな情報の重要性に見合うシビアアクシデントマネジメント計画を更新することに対する対策が特定されるべきである。

3.122 当該発電所及び他の発電所でのシビアアクシデント現象に関する研究及び運転経験からの新たな知見（事象から特定された教訓を含む）は規則的に評価されるべきであり、また、そのような知見によるシビアアクシデントマネジメント計画への潜在的影響についての判断が運転組織によってなされるべきである。他の発電所の運転組織との情報交換は、シビアアクシデントマネジメントの手引きを継続的に改善する手段として使用されるべきである。

3.123 シビアアクシデントマネジメント計画のあらゆる更新は適宜、裏付け解析を含めた背景文書の改訂を含むべきである。

## 4.アクシデントマネジメント計画の実行

4.1 緊急事態、特に内的又は外的ハザードとの組み合わせで発生する緊急事態では、発電所の職員は、敷地内の全体的な状況を分析評価すべきであり、また、その緊急時の指揮及び統制体制が制定されたアクシデントマネジメントの手引きに従って対応を指揮する能力があることを確実なものとするべきである。要求されれば、指揮及び統制体制を再設定するために策定される不測の事態に対する対策が実行に移されるべきである。

4.2 中央制御室職員が EOP を実行しているときに、緩和領域の開始点に到達した時点若しくは緊急時指揮者は SAMG が適用されるべきであると判断した時点又は何らかの他の

指定根拠に基づき SAMG 使用の開始点に到達した時点で、EOP から SAMG への移行がなされるべきである。中央制御室職員は、SAMG の下で措置を開始すべきであり、これは、措置について勧告又は決定することに関する責任が別の適切な組織体に移行されるまで適用されることになる。この移行は、適切な組織体が運用可能であり、その職員が全体的な状況についての情報を受けており、発電所の状態を評価し、また、SAMG の実行に関する最初の勧告又は決定を行う準備ができている時点で行われる。中央制御室職員は、既に防止領域で開始された措置が SAMG の使用規則と整合していることを条件に、当該の措置を実行し続けるべきである。

4.3 技術支援センターは、緩和措置の優先順位を確認又は調整するためにシビアアクシデントが進展するに応じて、規則的な間隔で発電所の状態を再評価すべきである。勧告事項は、技術支援センターから書面の形式で意思決定者に提示されるべきであり、意思決定者は取られるべき措置の方向性を決定することになる。すべてのなされた勧告事項の記録は保持されるべきである。

4.4 取られるべき措置に関する決定事項は、誤解を最小限にする形で制御室の職員に与えられるべきである。中央制御室職員は、講じることを指示されている措置を確認すべきであり、また、取られた措置の進捗及びこれらの措置が発電所に及ぼした影響を折り返し報告すべきである。中央制御室職員及び補助制御室職員との口頭による情報伝達（電話又は他の適した手段による）は、望ましくは、技術支援センター構成員であって、現に免許を有する運転員であるか又は免許を有していた運転員であった、の一人の職員によって行われるべきである。なんらかの措置を実行することを推奨又は試みる前に、その措置が有効となるのに十分な時間があることを確実なものとするために、提案された措置の実現可能性が点検されるべきである。

4.5 必須の発電所パラメータは、容易に入手できる方法で（例えば、電子的表示又は壁面表示盤上に）及び長期的な全交流電源喪失がデータ喪失に繋がることにならないことを保証する方法で、中央制御室及び技術支援センターに表示されるべきである。傾向が注視され、記録されるべきである。取られた措置もまた記録されるべきであり、その時点で適用できる EOP 又は SAMG、発電所に対する緊急警報及び放射性物質の計画的放出のような他の関連情報も同様であるべきである。措置の記録に関する適切な技術的手段が具備されるべきである。

4.6 SAMG 措置（例えば、計画的放出）の結果又は有効でない SAMG 措置の結果として、想定しうる将来の放出の時期及び規模並びに想定しうる放出経路は一定の時間間隔で見積もられるべきであり、また、所外での措置に責任を持つ外部組織への適正な連絡経路を通じて適した形で伝達されるべきである。

4.7 技術支援センターでの作業は、構成職員各々への明確な業務説明書上に十分に組み立てられているべきであり、また、それに基づくべきである。技術支援センター職員は定例の集会に召集されるべきであるが、それでも個々の職員がその職務を実施するのに十分な時間を認めるべきである。

4.8 シビアアクシデントマネジメント対策の実行に責任を持つ職員は、適切に資格認定されるべきであり、また、進展する事故に従って人数面でも適切であるべきである。

4.9 所内の緊急時指揮者は、外部組織が発電所の周囲に影響を与える可能性のある計画的措置を認識していることを確実なものとするべきである。協議を通じて、所外対応組織が放射性物質の計画的放出を認識しており、また、可能な限りそれに対して準備されていることが確実なものとするべきである。

4.10 放射性物質の計画的放出と所外での準備との間に対立がある場合に優先順位を割り当てるための仕組みが整備されるべきである。原則として、格納容器のような最終的な核分裂生成物の障壁の健全性に対する差し迫る脅威に対処する措置及び著しい格納容器バイパスを回避する措置に対して優先順位が割り当てられるべきである。

4.11 意思決定のプロセスは、決定が非常に短い時間枠内でなされなければならない場合があることを考慮に入れるべきである。原則として、意思決定プロセスはシビアアクシデントの進展の時間枠と一致しているべきである。



## 付属書

### アクシデントマネジメントの防止領域及び緩和領域の特性

A.1. 図 3 は、アクシデントマネジメントの各段階並びにその各段階と燃料の状態及び事故状態に対する関係の概要を示している。図 3 で特に注目すべきは、EOP から SAMG への移行は必ずしも固定された点ではなく、加盟国の慣行及び発電所状態に依存することができるという点である。

A.2. 表 1 は、本安全指針に示されているアクシデントマネジメントの主な特徴をまとめたものである。

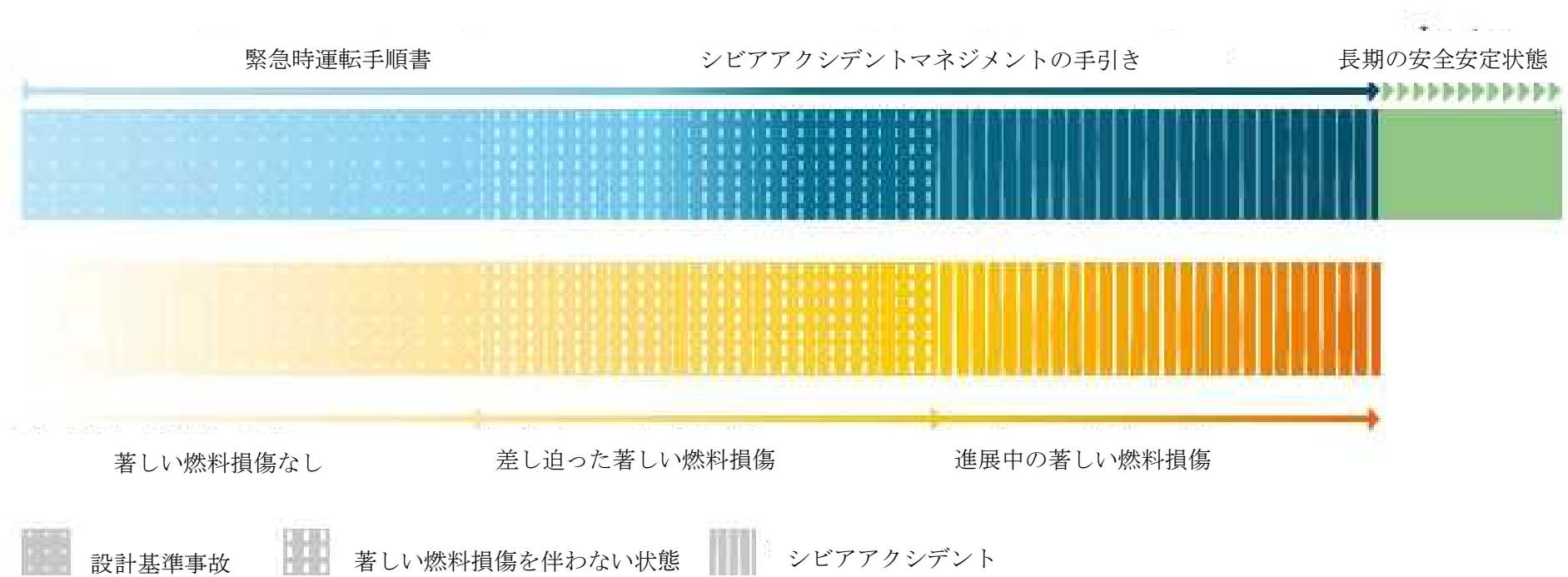


図3. アクシデントマネジメント計画の概要

表 1. アクシデントマネジメント計画の機能概要

	防止領域 (著しい燃料棒の損傷の防止)	緩和領域 (著しい燃料棒の損傷の影響を緩和)
目的	燃料損傷の防止及び基本的安全機能の達成	環境への放射性物質放出の制限。これは、(a)格納容器の健全性を維持することを目的とした措置、及び(b)放射線影響を最小にするための緊急時対応策を通じて行われる。
優先順位の確立	様々な基本的安全機能間の優先順位の確立	緩和対策間の優先順位の設定。これは、進展中の著しい放出及び核分裂生成物障壁への差し迫った脅威の緩和を最優先とする。
責任ある職員 (措置の承認)	中央制御室職員	所内の緊急時指揮者 (又はそれと同等の者)
関連する緊急時 対応組織の役割	要求があれば EOP に従い、複雑な業務についての決定に対して中央制御室に助言を提供するために利用可能な技術支援センター	中央制御室によって行われるべき複雑な業務について、措置を評価し推奨する又は意思決定者に推奨事項を作成する責任を持つ技術支援センター (又は、他の緊急時対応施設)
手順書/指針	著しい燃料棒の損傷を防止するための中央制御室内の職員による EOP の使用	技術支援センター職員、中央制御室職員及び他の運転組織の要員による SAMG の使用、手順書があれば、中央制御室職員によるその使用
設備の使用	EOP では、SSR-2/1 (Rev. 1)[3]の要件 30 で要求されたとおり、設計基準事故に対して、また、認証された構築物、系統及び機器が対処するように設計された設計拡張状態に対して、そのような構築物、系統及び機器に依存する、少なくとも 1 つの成功経路。ただし、EOP はすべての利用可能な設備 (例えば、移動型設備、持ち運び可能な設備) を使用することによって実行される場合がある。	SAMG は、SSR-2/1 (Rev. 1)[3]の 5.28 項及び 5.29 項並びに SSR-2/2 (Rev. 1)[6]の 5.8B 項で要求されたとおり、シビアアクシデントで予想される性能及び環境条件と整合する能力を伴った構築物、系統及び機器の使用を奨励している。ただし、SAMG は基本的安全機能を果たすために依然として利用可能である設備及び代替設備 (すなわち、可搬型設備) のすべてを使用することによって実行される場合があり、適切であれば、利用可能な系統がその設計限度を超えて使用される場合がある。

## 参考文献

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2018 Edition, IAEA, Vienna (in preparation).
- [2] 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).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [4] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).
- [5] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 (Rev. 1), INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [7] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL CIVIL AVIATION ORGANIZATION, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, INTERPOL, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, PREPARATORY COMMISSION FOR THE COMPREHENSIVE NUCLEAR-TEST-BAN TREATY ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, WORLD METEOROLOGICAL ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA, Vienna (2015).
- [8] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSG-2, IAEA, Vienna (2011).
- [9] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-2.1, IAEA, Vienna (2007).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review for Nuclear Power

- Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-25, IAEA, Vienna (2013).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-2 (Rev. 1), IAEA, Vienna (in preparation).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 5, IAEA, Vienna (2009).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13, IAEA, Vienna (2011).
- [15] 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).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development and Review of Plant Specific Emergency Operating Procedures, Safety Reports Series No. 48, IAEA, Vienna (2006).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Implementation of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants, Safety Reports Series No. 32, IAEA, Vienna (2004).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines for the Review of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants, IAEA Services Series No. 9, IAEA, Vienna (2003).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSR-1, IAEA, Vienna (in preparation).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Experience in the Use of Systematic Approach to Training (SAT) for Nuclear Power Plant Personnel, IAEA-TECDOC-1057, IAEA, Vienna (1998).
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.8, IAEA, Vienna (2002).
- [22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Leadership and Management for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
- [23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3, IAEA, Vienna (2010).
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-4, IAEA, Vienna (2010).
- [25] EUROPEAN COMMISSION, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).
- [26] 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).

- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.5, IAEA, Vienna (2009).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Method for Developing Arrangements for Response to a Nuclear or Radiological Emergency, EPR-METHOD-2003, IAEA, Vienna (2003).
- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants, Safety Reports Series No. 56, IAEA, Vienna (2008).

## 添付資料

### 原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント指針の具体化の事例

#### フランス

A-1. フランスでは、フランス電力公社の原子力発電所群に適用されるシビアアクシデントマネジメント指針（SAMG）は「シビアアクシデント介入指針」（GIAG）<sup>1</sup>で定められている。GIAGは、フローチャートと文書の両方の形で策定されている。GIAGが使用されるべきかどうかを判断するために2つの判断基準が使用される。これは、(1) 炉心出口温度が非常に高い場合 (2) 格納容器内の放射能が高い場合である。

A-2. いずれかの判断基準が、GIAGの使用及びそれに続く中央制御室職員による一連の即時の措置全体の開始を正当化できる。

A-3. GIAGの使用が始まる時に、緊急時運転手順書（EOP）の使用は中止される。ただし、EOPによって起動要求され、シビアアクシデントマネジメントにとって有益である一部の特定の措置（例えば、格納容器排気）は運用されたままの場合がある。負の結果につながる一部の推奨される措置の可能性は以下のように対処される。

- (a) 即時措置：計画の進展中に即時措置の長所と短所との間のバランスが取られ、そして当該の即時措置が不当なリスクを伴わず実施に移すことができることが判断される。
- (b) 遅発措置：遅発措置は事故が進展している間に危機チームによって評価され、当該の遅発措置の長所及び短所のバランスを取った後に決定がなされなければならない。考慮されることがあるそれぞれの措置に対して、対応チームが情報に基づく決定をすることを可能とするようにGIAGの中に措置の長所と短所が提示されている。

A-4. GIAGの使用が始まる時に、緊急時対応チームは実行に移されるべき措置を優先順位付けする。第一優先は、環境への放出を最小にすることである。措置がうまくいかないのであれば、GIAGは技術支援センターの専門家に対して代替案を提案する。状況面で通常とは異なる進展が起きたときには、緊急時対応チームは、特定された進展に対処するのに適切であるとみなす措置を、諾否確認のため緊急時指揮者に提案することも認められる。

A-5. GIAGは、事前に定義されたあらゆる長期的な対応を検討することも、長期にわたる対策の終了の判断基準も組み込むこともない。長期的な方策は、緊急時対応チームによって決定されることとされている。第二世代の加圧水型原子炉（PWR）の長期運転に関して、シビアアクシデント後の長期管理のための固有の方策を伴う戦略がフランス電力公社によって策定されている。

A-6. 発電所の能力に関する信頼できる情報を入手し、第3の障壁を防護するのに役立つ措置を実施することが、重要であると認識されている。そのような措置の例は、以下のとおり

---

<sup>1</sup> 本添付資料の事例で使用されている用語は、それぞれの加盟国で使用されている固有の用語に基づいている。

である。

- (a) 発電所の状況の診断を支援するため並びに意思決定プロセス及び事故進展の予測に情報を与えるために計算処理補助具を使用すること
- (b) 高圧での原子炉圧力容器の破損を防止するため及び格納容器上部におけるデブリの飛散（及び原子炉圧力容器が破損している場合にその後の格納容器直接加熱の可能性）のリスクを制限するために、すべての安全逃し弁を直ちに開けること（まだ開けていない場合）<sup>2</sup>
- (c) 原子炉冷却系への注水に関する指定の制限により、容器の破損前に 20bar を超える原子炉冷却系の再加圧のリスクを制限すること
- (d) 以下のように、GIAG の使用が始まる時に実行に移される即時措置により格納容器バイパスにつながるおそれがある蒸気発生器管破裂のリスクを制限すること
  - (i) 放射化された蒸気発生器を隔離すること
  - (ii) 放射化されていない蒸気発生器に水を充填すること
  - (iii) 原子炉冷却材系を減圧すること
- (e) 原子炉ピット内の温度測定を用いて原子炉圧力容器の破損を検出すること、これは他の情報源を相互点検することにより当該の情報を確認する可能性を伴う
- (f) 炉心の損傷を制限する又は溶融した炉心を冷却する目的で炉心内に水を注入すること
- (g) 格納容器の過圧を防止するため及び格納容器の雰囲気から熱エネルギーを除去するために格納容器スプレー系を起動すること<sup>3</sup>
- (h) 格納容器雰囲気から水素を除去するために静的触媒式水素結合装置を使用すること
- (i) 格納容器内側にあるサンドベッドフィルターの取入れ口と格納容器フィルターの間位置する配管を加熱すること、これにより管内及びフィルター内の蒸気の凝縮を防止する<sup>4</sup>

## ドイツ

A-7. ドイツでは、シビアアクシデントの防止に重点が置かれていたが、チェルノブイリ事故後にハードウェアの改造が行われ、EOP が策定された。この対策には、以下を含む。

- (a) フィルター付き格納容器ベントの設置
- (b) PWR における静的触媒式水素結合装置の設置
- (c) 沸騰水型原子炉（BWR）における格納容器不活性化の具体化

A-8. SAMG の策定は 2010 年に開始され、2014 年末に完全に終了した。

A-9. PWR 用の SAMG は、シビアアクシデントマネジメントマニュアル（SAMM）の中で定められており、以下の事項を含む。

- (a) 発電所の損傷状態の診断

---

<sup>2</sup> 欧州加圧水型炉(EPR 備えられている。

<sup>3</sup> 格納容器スプレー系の起動は、適切であると考えられるときに緊急時対応チームによって要請される場合があり（基本的には、格納容器雰囲気の不活性化の容認できない低下を防止することに関して）、この起動は原子炉ピットの溢水にもつながる。

<sup>4</sup> この措置は、非常に特殊な状況での水素燃焼のリスクを制限する。



- (b) シビアアクシデントの影響を緩和することに関する関連戦略
- (c) 戦略内のすべての対策に対する指示の詳細を記したシート
- (d) 緩和戦略に関連している EOP への関連付け

A-10. SAMM の使用は、アクシデントマネジメントのフローチャートにある明確な判断基準を使用して管理されている。発電状態における SAMM の使用に対しては 2 つの判断基準がある。炉停止状態については、追加の専用基準が使用される。

A-11. SAMM の使用が始まる時、すべての EOP は有効なままである。換言すると、SAMM の使用が始まった後には、使用中のあらゆる EOP は中断又は終了の要請が出されるまで有効なままとなる。

A-12. シビアアクシデントでは、発電所の状態は、利用可能な計装によって提供される情報に基づいて診断されなければならない。現在運転中の発電所では、簡単な方法で格納容器の状況又は炉心損傷の程度を診断することに関する専用の計装はない。したがって、利用可能な事故後の計装によって提供されるデータが使用される。

A-13. 大規模な炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損を防止する対策を優先するために、炉心損傷のレベルが知られる必要がある。この目的のために、以下の 3 つの炉心損傷状態が使用される。

- 炉心状態 A は、低い損傷レベルを特徴とする（炉心がまだ棒形状である）。
- 炉心状態 B は、原子炉圧力容器の破損に至るまでの進展中の炉心損傷を特徴とする。
- 炉心状態 C は、原子炉圧力容器が破損したことを意味する。

A-14. 炉心状態 A 及び B は、実質的に測定による区別ができない。したがって、両方の状態に適用される戦略が実装されている（「A/B 戦略」）。ただし、原子炉圧力容器の破損が直ちに検出される状態（すなわち、炉心状態 C に達した）ではないときに A/B 戦略を使用することからの有害な影響が生じることはないという意味で、これらの戦略は頑強性がある。

A-15. 閉じ込め状況の特徴付け又は格納容器の損傷状態の特定もまた、選択フローチャートを用いて行われる。ドイツ内にある PWR に対して、6 つの代表的な格納容器の損傷状態が定義されている。

- (1) 格納容器は損なわれておらず、格納容器の健全性を喪失する明らかなリスクはない。
- (2) 格納容器の健全性が脅かされている。
- (3) 格納容器は、蒸気発生器の二次側にバイパスされている。
- (4) 格納容器は、原子炉建屋の環状空間にバイパスされている。
- (5) 格納容器は、原子力補助建屋にバイパスされているか又は格納容器の隔離が失敗している。
- (6) 格納容器は損なわれている（漏えい又は破裂）。

A-16. これらの発電所の損傷状態に基づいて、適切な緩和対策の性能を優先順位付けするために専用の戦略が具体化される。数種の対策の並列的実行は除外されないが、それまでに開始されたより効率的な対策（優先順位の高い対策）の実績は損なわれるべきではない。さらに、それまでに実行に移された対策の成功が判断されるまで優先順位の低い対策の開始を先延ばしにすることは推奨されていない。

A-17. 優先順位上位の措置が開始されたときは、緊急時対応チームはそれまでに実行に移された措置が成功したかどうかを評価する必要なしに、フローチャートで考慮される次の上位措置に進む。発電所の様々な損傷状態（A-15 項を参照）の間のあらゆる移行を認識するために、緊急時対応チームは実行された措置が成功したかどうかを判断する発電所の損傷状態を定義するパラメータを定期的に点検する。対策の有効性を判断すること及び特定の対策を終了することに対する条件及び判断基準は、詳細を記したシートに記載されている。発電所の損傷状態の変化が生じれば、現在の戦略の実行が中止されなければならない、新しい戦略の実行が初めから始まる。ただし、現在実行中の対策は新しい戦略によって終了が明示的に要求されるまで終了されることはない。

A-18. すべての候補となる上位措置に対して、専用の情報が提供される。特に、特定の対策を具体化する上での負の影響が、何が必要かに関して緊急時対応チームが情報に基づく決定を下すことを可能にするために列記される。実行に移すことは、長所と短所のバランスをとり長所が短所を上回るという合理的な保証を得た後にのみ推奨される。そうでないのであれば、緊急時対応チームは計画的措置の具体化を助言しない。

A-19. SAMM は事前定義された長期的な方策の具体化を考慮することも、長期にわたる対策に対するいかなる終了判断基準をも定めることもない。

A-20. 障壁を防護するのに役立つ能力に関する信頼性のある情報を得ること及びそのような障壁を防護しようとする措置を実行に移すことが重要であると認識されている。第 2 の障壁又は第 3 の障壁が維持されることを可能にするような措置の事例には、以下を含む。

- (a) 発電所の損傷状態の診断、意思決定プロセス及び事故の進展に関する予測を支援するために計算処理補助具を使用すること。これは炉心からの崩壊熱を除去するために要求される流量の決定を含む。
- (b) 原子炉冷却系の急速減圧（すなわち、加圧器の全弁開放）。これは、原子炉圧力容器の破損につながる可能性のある高圧炉心溶融及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱の潜在的リスクを伴う格納容器上部への炉心デブリの移動を防止するためである。ただし、この措置は一部の特定の発電所状態下での原子炉冷却系の一時的な再加圧を妨げることはない。
- (c) 事故中に給水することがほぼ不可能であるおそれがある、無水状態の蒸気発生器を事前に隔離する結果として生じる、蒸気発生器伝熱管の破裂に起因する格納容器バイパスシーケンスの防止。
- (d) 故障したすべての蒸気発生器の隔離によって又は故障した隔離されていない蒸気発生器に注水することによって、蒸気発生器伝熱管の破裂の影響を緩和すること。
- (e) 原子炉圧力容器が破損していないことの確認を可能にするパラメータを監視すること、原子炉圧力容器の破損前に決定論的解析により最小猶予期間を決定すること及び原子炉圧力容器の破損の特徴付けができる可能性のある傾向パラメータを特定すること。既設の計装のみを使用して異なる炉心状態間の区別が行えない場合には、代替手段（例えば、計算処理補助具）が使用ができる。
- (f) ベースマットアタックを防止又は制限するために（原子炉冷却系経由で）原子炉キャビティへ注水すること及び原子炉圧力容器の破損の場合に核分裂生成物のスクラビング。
- (g) 可燃性混合物を含む状況で格納容器の健全性喪失リスクを評価するために燃焼状態図を使用すること及び格納容器内の水素濃度が引火限界に近づいていることを測定値が

示しているときは格納容器熱除去系を停止することを推奨すること。  
(h) フィルター排気系の劣化を防止するために同系を不活性化すること。

## アメリカ合衆国

A-21. アメリカ合衆国における運転中発電所は、Westinghouse、Babcock & Wilcox、Combustion Engineering 及び General Electric の4社によって開発されてきた。最初の3社は、PWRの供給者であり、General Electricは、アメリカ合衆国におけるBWR技術の唯一の供給者である。4つの主要な供給者の存在がSAMGの策定に対する4つの異なる手法の策定をもたらし、また、すべてのPWR事業者は現在単一の所有者グループである加圧水型原子炉所有者グループの構成員であるが、現時点ではPWRに対する唯一の手法はない。ただし、加圧水型原子炉所有者グループは、すべてのPWR事業者に対して事業者それぞれのSAMGに対する基礎文書として使用されることになる汎用的な手法を策定中である。PWRの汎用的手法は、WestinghouseのSAMGを基にしてモデル化される。

A-22. 緩和領域に入った後、Westinghouse型発電所は2つの論理図に依存している。1つ目は核分裂生成物障壁の健全性への即時の重大な挑戦及び進展中の放出に関連するものであり、2つ目は核分裂生成物障壁への想定される挑戦事項の特定の時系列を図示している。他の2つのPWR供給者は、米国電力研究所の技術根拠報告書に従って発電所の損傷状態を定めるために論理図に依存している。

A-23. 緩和領域に入ると、EOP及びSAMGが並行して実行されるCombustion Engineering型発電所の場合を除いて、すべてのEOPが終わる。ただし、Westinghouse型及びGeneral Electric型の発電所によって保持されている手法においては、EOPで要求されている一部の重要な措置が継続され得るが、SAMGがEOPに優先する。Babcock&Wilcox型発電所の手法においては、EOPの使用の再開は考慮されていない。すべてのPWR発電所のSAMGは、予期される措置の長所と短所に対処している。Westinghouse型発電所は、予期される各措置の長所と短所及び短所の影響を緩和することについての想定しうる方法を示す表を採用している。Combustion Engineering及びBabcock&Wilcoxは、それぞれの指針に注意書きを入れることを選択している。

A-24. PWRについては、戦略又は措置を実行に移すことに対する優先順位は、論理図の質問に対する回答をその前の質問に常に関連付けすることにより論理図内で与えられるが、措置の実行はその前に実行された措置の完全な完了を必要としない。BWRについては、炉心及び格納容器挙動に関係するすべてのSAMGが並行して実行される。措置が失敗したときは、WestinghouseのSAMGのみが代替策を提示している。

A-25. 事前に定義された長期的な方策はない。WestinghouseのSAMGは、炉心出口温度、一次系圧力、格納容器圧力、水素濃度及び放出に基づくいくつかの出口条件を提示している。

A-26. 障壁を防護するのに役立つ能力に関する信頼性のある情報を得ること及びそのような障壁を防護しようとする措置を実施することは、重要であると認識されている。第2の障壁又は第3の障壁を防護する事例は、以下である。

(a) すべてのPWRは計算処理補助具を使用している。それに対し、BWR発電所は技術支

援指針を使用する。

- (b) 原子炉の蒸気を使用することにより蒸気タービンを利用する注水系（原子炉炉心隔離時冷却系）が可能な限り長く運転することを可能にする手段として緩やかな減圧について言及している BWR SAMG の最新版を除いて、段階的な減圧は考慮されていない。
- (c) 蒸気発生器への注水（Westinghouse 型発電所に対しては第一優先事項）又は炉心への注水（他の PWR 発電所及び BWR 発電所）。
- (d) 原子炉キャビティ内への注水（PWR 発電所及び BWR 発電所に共通）。
- (e) 原子炉圧力容器が破損していないことの確認を可能とする監視パラメータ（Combustion Engineering 型発電所、Babcock & Wilcox 型発電所）及び容器の破損を特徴付けるための論理図の使用（Westinghouse 型発電所はそのような図はない）。
- (f) 可燃性混合物を含む状況において格納容器の健全性喪失リスクを評価するための燃焼状態図の使用（様々な洗練度ですべての PWR 発電所で使用される）。BWR 発電所については、この問題は技術支援指針で対処されている。排気系では水素のろ過は考慮されていないため、排気系フィルターにおいて水素リスクは対処されていない。

## 日本

A-27. 日本の原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所事故からの教訓を考慮に入れて、発電用原子炉設置者が重大事故等マネジメント対策を策定すること並びに重大事故等の防止及び緩和に関する構築物、系統及び機器を設計することを要求している。

A-28. A-29 項から A-31 項は、軽水型原子力発電所の重大事故等対策に対する原子力規制委員会の新規規制基準の第 1 章から第 3 章を概説している。

### 原子力規制委員会の新規規制基準、第 1 章：重大事故等対策における要求事項（各対策に対して使用される主要な系統）

A-29. 新規規制基準の第 1 章は、以下の事項を対象としている。

- (a) 重大事故等対処設備に関する共通基本要素事項
  - (i) 容量：
    - 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を有するように設計されなければならない<sup>5</sup>。
    - 可搬型重大事故等対処設備は、必要とされる設備の信頼性に従って、想定される重大事故等に対処するために十分に余裕のある容量を有するように設計されなければならない。
  - (ii) 環境及び荷重条件：重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の最中に、環境及び荷重条件下で十分な信頼性を備えており、必要に応じて機能するように設計されなければならない。
  - (iii) 操作性：重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の状態下において確実に

---

<sup>5</sup> この添付資料における「shall（しなければならない）」の使用は、IAEA の安全要件というよりは、ある国の規制上の要求事項を意味すると理解されることになる。

操作できるように設計されなければならない。

- (iv) 多様性
    - 常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に関して想定しうる限り多くの多様性が考慮されるように設計されなければならない。
    - 可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備に関して想定しうる限り多様性を確保しなければならない。
  - (v) 悪影響の防止：重大事故等対処設備は、他の設備に対していかなる悪影響も及ぼすことのないように設置されなければならない。
  - (vi) 切替の容易性：設備及び手順等が、他の設備が本来の用途と異なる用途として重大事故等マネジメントのために使用される場合に、通常の様式構成から容易かつ信頼性の高い切替ができるように整備されなければならない。
  - (vii) 確実な接続：可搬型重大事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備が容易かつ確実に接続することができること並びにそのような設備が系統間及び号機間で互換性をもって使用できることを確実にするために、標準化された接続方法が講じられなければならない。さらに、複数の接続は、共通モード故障による切断を回避するために適切な空間的な分散を伴って整備されなくてはならない。
  - (viii) 耐震性及び津波耐性
    - 重大事故緩和設備（可搬型重大事故緩和設備への接続に加えて、建物内の配管、弁、電気ケーブルを含む）に対する適切な対策は、基準地震動及び基準津波に耐えることに関する安全機能が損なわれるおそれがないように講じられなければならない。
    - 重大事故防止設備（可搬型重大事故防止設備への接続に加えて、建物内の配管、弁、電気ケーブルを含む）は、設計基準事故のマネジメントに対する設備と同等の耐震性及び津波耐性を有しなければならない。
  - (ix) 保管場所：保管される可搬型重大事故等対処設備は、外部事象（例えば、地震、津波）による影響を受けにくい場所に分散されなければならない。可搬型重大事故等対処設備は、常設重大事故等対処設備とは異なる場所に保管されなければならない。
  - (x) 所内作業条件：重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等の発生時でも、可搬型重大事故等対処設備の据え付け、接続、操作及び復旧ができるように選択されなければならない、例えば、これはそのような事故によって厳しく影響されないと考えられる適切な場所を選択することによるか又は遮蔽性能を強化することによる。
  - (xi) アクセスルートの確保：アクセスルートは、可搬型重大事故等対処設備を運搬するために及び想定される環境条件下で設備の被害を把握するために必要とされるアクセスルートの利用可能性を確保できるように効果的に設計され及び管理されなければならない。
  - (xii) 共用の禁止：原則として、常設重大事故等対処設備は、ふたつ以上の発電用原子炉施設によって共用されてはならない。ただし、設備を共有することによってリスクが低減できるようであり、他の悪影響を及ぼさないのであれば、この規則は適用してはならない。
- (b) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の策定：適切な体制が、重大事故等を迅速にかつ柔軟に管理するための手順書の定型化及び訓練の実施によって、事前に定められな

ればならない。

- (c) 以下の対策に関する設備及び手順書の整備
  - (i) 発電用原子炉を未臨界にするための手順等
  - (ii) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  - (iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
  - (iv) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  - (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
  - (vi) 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
  - (vii) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
  - (viii) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
  - (ix) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
  - (x) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
  - (xi) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
  - (xii) 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
  - (xiii) 電源の確保に関する手順等
    - 原子炉制御室
    - 緊急時対策所
    - 計装設備
    - モニタリング設備
    - 通信連絡設備
  - (xiv) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

## 原子力規制委員会の新規制基準、第2章：設計基準を超えた外部事象に対するアクシデントマネジメント

A-30. 新規制基準の第2章は、以下の事項を対象としている。

- (a) 可搬型設備等によるアクシデントマネジメント
  - (i) 発電用原子炉施設が大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより大規模な損壊を受ける状況に対して、手順書が以下の活動及び対策のために整備されなければならない。
    - 大規模な火災を消火することに関する活動
    - 炉心の著しい損傷を緩和することに関する対策
    - 原子炉格納容器の破損を緩和することに関する対策
    - 放射性物質の放出を低減することに関する対策
    - 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保することに関する対策及び燃料体の著しい損傷を緩和することに関する対策
  - (ii) さらに、手順書に従ってこれらの活動を可能とする体制及び必要な資機材が整備されなければならない。
- (b) 特定重大事故等対処施設の設置
  - (i) 「特定重大事故等対処施設」という用語は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの結果としての著しい炉心損傷又は炉心の大半が損傷の発生時に、原子炉格納容器の破損によって引き起こされる放射性物質の大

量放出を抑制することについての機能を有する施設をいう。

- (ii) 特定重大事故等対処施設は、以下に従って設置されなければならない。
  - 特定重大事故等対処施設は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって必要な機能が損なわれることを防止することに関する適切な対策を具備しなければならない。
  - 特定重大事故等対処施設は、設計基準地震動及び基準津波による必要な機能が損なわれることを防止することに関する適切な対策を具備しなければならない。
  - 特定重大事故等対処施設は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備とともに設置されなければならない。
  - 設備は、一定期間を超える時間、使用できるように設計されなければならない。
  - 特定重大事故等対処施設の機能性を維持するための組織が確立されなければならない。

### 原子力規制委員会の新規制基準、第 3 章：重大事故等マネジメントのための対策の有効性の評価

A-31. 新規制基準の第 3 章は、以下の事項を対象としている。

- (a) 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損に対する防止対策の有効性の評価
  - (i) 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷を引き起こす可能性がある重大事故等を想定する必要がある、また、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策を整備する必要がある。
  - (ii) 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷に関連して発生する可能性がある原子炉格納容器の破損モードを想定する必要がある、格納容器の破損を防止するための十分な対策を整備する必要がある。
- (b) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の損傷に対する防止対策の有効性の評価。
- (c) 運転停止中の原子炉内の燃料体等の損傷に対する防止対策の有効性の評価。

## 作成及び査読の協力者

Guisnel, B.	Électricité de France, France
Jin, Y.	Korea Atomic Energy Research Institute, Republic of Korea
Kim, M.	International Atomic Energy Agency
Kolb, T.	Nuclear Regulatory Commission, United States of America
Misak, J.	ÚJV Řež, Czech Republic
Nakajima, T.	Nuclear Regulation Authority, Japan
Plank, H.	Areva, Germany
Prior, R.	R. Prior Safety Consulting, United Kingdom
Ulses, A.	International Atomic Energy Agency
Vidard, M.	Consultant, France
Viktorov, A.	Canadian Nuclear Safety Commission, Canada