



# (案)

日本原子力学会標準

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  
の整備及び維持向上に関する実施基準：20●●

20●●年●●月

一般社団法人 日本原子力学会

入  
参  
保  
租  
民

## まえがき

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の整備及び維持向上に関する実施基準：20XX は、日本原子力学会が標準委員会・システム安全専門部会の下にシビアアクシデントマネジメント分科会を設けて検討し、システム安全専門部会、標準委員会での審議を経て策定・発行したものです。既存の軽水型原子力発電所を対象に、アクシデントマネジメントの整備及び維持向上の考え方、設備の改造又は追加、並びに手順書作成などに関する技術要件とそれを満たす方法を規定している標準です。

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災では、マグニチュード 9.0 の東北地方太平洋沖地震に伴う設計基準を超える津波によって、福島第一原子力発電所の原子炉の冷却が安定的にできなくなり、1 号機から 3 号機においてシビアアクシデントが発生しました（以下、福島第一原子力発電所事故という。）。そして、1, 3, 4 号機の原子炉建屋において水素爆発が誘発されました。このような原子力発電所の事故による放射性物質が大量に環境中へ放出される災害が発生したことから、原子力発電に対する国民の信頼が大きく損なわれる結果となりました。東日本大震災以前の事象を踏まえて内的事象に対するアクシデントマネジメントは全原子力発電所で実運用されており、東日本大震災時にはその一部を使って安定状態に移行させる努力がなされましたが、津波という外部ハザード（自然外部事象）による共通原因故障に対する備えは不十分であったと言わざるを得ません。これは、政府の事故調査・検証委員会の報告書など多くの報告書において指摘されているところでもあります。一方、福島第二原子力発電所も津波によって設計を超える状況になりましたが、アクシデントマネジメントが役に立ち、安全に停止し安定に冷却を維持することができました。

原子力安全の確保は、設計基準を超える事象を、その発生頻度が低いという理由で軽視することなく、考えられる全ての起因事象（重畳した故障の発生を含む）を対象に、深層防護における各防護レベルの対策をリスク評価に基づいて構築することが重要です。例えば一定頻度で発生する事象については設計基準の要件に基づき厳格な品質保証で対処します。発生頻度は低いが影響が大きい事象（低頻度・高影響事象）については、設計基準を超える事象に対する要件に基づいて適切な品質保証で対応すること、すなわちグレーデッドアプローチの考え方にに基づき安全性の重要度に応じた適切な対策を実施することによって、整合性、一貫性がある統合された安全対策を構築していくことが重要です。また、いくら考えても人間の考えの及ばない事象の発生は避けられないため、このような事象の発生状況に対しても事象の拡大を防ぐための方策をあらかじめ考えておくことが必要です。

原子力学会の標準委員会では、従来から、シビアアクシデントに関するリスク情報活用のための考え方、原子力施設における PRA（確率論的リスク評価）の手法及びリスク情報を活用した統合的意思決定などに関する標準の整備を行ってきています。現在までに、PRA の品質確保、評価用のパラメータ推定、内的事象のレベル 1, 2, 3 の PRA 手法、停止時レベル IPRA、内部ハザードとしての内部溢水、内部火災の PRA 手法、外部ハザードとしての地震、津波の PRA 手法に関する学会標準などを制定し、一部は最新知見を反映して改定作業を行っております。このように、内的事象及び外的事象を含めた全事象に起因するリスクを把握できる手法、更にはリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスに関する標準が整備されています。

また、原子力規制委員会及び関連する学協会においても、シビアアクシデント対策に関する議論が進んでいます。ハードウェア対策だけでなく、発電所内外の要員の対応能力の向上を目的とした教育・訓練、手順

書の整備などのソフトウェアの対策も重視することで、低頻度・高影響事象も含めたシビアアクシデントの種々のシナリオに科学的、合理的に対応させ、機能的かつ弾力的に安全性を担保することが求められてきました。

以上の状況を踏まえて、原子力発電所を取り巻く内的事象及び外的事象を含めた全事象に起因するリスクを適切に評価、把握したうえで、シビアアクシデントに関するリスクを合理的に達成可能な限り低減することを目的として、“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の整備及び維持向上に関する実施基準：2013”<sup>2)</sup>を早急に制定しました。この標準では、シビアアクシデントに至る可能性をできるだけ小さくし、また、シビアアクシデントに至った場合でもその影響を緩和するための措置としてアクシデントマネジメントの整備及び維持向上の考え方、設備改造又は追加、手順書作成などに関する技術要件及びそれを満たす方法を纏めております。

なお、原子力規制委員会においては規制基準が定められましたが、アクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関してこの標準は規制基準の考え方を包絡しているものと考えられ、既設プラント毎の特徴を評価することでより安全な運転に資することが重要との考え方を提示したものであります。

2019年には、標準発行後の規制基準への適合性検討を含む最新知見を反映して技術要件を具体化するとともに、継続的な自主的安全性向上活動への適用も考慮して、“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の整備及び維持向上に関する実施基準：2019”<sup>3)</sup>を発行しました。（解説1.4 2019年改定の趣旨と主要な改定点 参照）

その後、最新知見（アクシデントマネジメント方策例の追加及びIRIDM標準を引用し意思決定における統合的判断のプロセスの明確化等）の反映及び適用範囲（閉じ込め機能が低下したフェーズにおけるアクシデントマネジメントの優先度等を検討する際の具体的な指標）等を継続的に検討してきました。今回、それらの検討結果を踏まえた、“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の整備及び維持向上に関する実施基準：20XX”<sup>4)</sup>を発行しました。（解説1.5 20XX年改定の趣旨と主要な改定点 参照）

アクシデントマネジメント整備に関しての重要な考え方は、深層防護の考え方に基づき、従来の設計基準事故に基づく設計対応とは別の独立的効果を持つマネジメント能力の維持向上によって防御することです。設計を超える事態に陥ったとき、更には、あらかじめアクシデントマネジメントで考慮していた状況を超える事態に陥った場合に、事故の影響を緩和し、放射性物質の放出を抑制するためのマネジメントを実施できる能力を保持できていることが重要です。アクシデントマネジメントのためのハードウェアの整備は、マネジメント能力の維持向上のための対策の一部であり、そこばかりに集中しては事故の防止と緩和が十分に出来ないことを肝に銘ずることが必要です。シビアアクシデントに至るような状況においては、自動的に起動するシステムはほとんどありません。現場での判断、応用力によって適切な対応を人が実施することになります。もちろん、従来のアクシデントマネジメントと同様なアプローチも重要ですが、それだけでは明らかに不十分です。この標準では、マネジメント能力の維持向上を図ることを主目的に、そのための手段としてのPRA活用、ハードウェア整備のほか、対応能力を持った人材が発電所に常駐していることや、教育と訓練を含めた必要な能力の継続的な確認を要求しています。加えて、低頻度・高影響事象も含めたシビアアクシデントの種々のシナリオや、シナリオの同定が難しい状況に弾力的に対応できる訓練の充実なども求めています。包括的には、アクシデントマネジメントの整備及び維持向上のために、実施内容が容易に理解できるよう、検討の各ステップにおいて、追跡可能な詳細さで文書化を行うと同時に、適切な品質保証のもとで実施することを求めています。このよう

に、ハードウェア、ソフトウェアの両面からの対策を要求しています。(解説 1 制改定の趣旨 解説 2 深層防護の考え方と SAM 実施基準の適用範囲について 参照)

既設プラントにおけるアクシデントマネジメントを整備する上で、意図したシナリオにおけるリスクの低減を目的とした新規の系統・設備の追設などは、それらの系統・設備を起因としたリスクの発生があること、すなわち、プラント全体のリスクを増大させる可能性も併せて考慮しておくことに留意する必要があります。更に、各原子力発電所の機器・系統の構成はそれぞれに異なることから、整備を検討するハードウェア、ソフトウェアのリスク低減の有効性は、当然、発電所毎に異なります。そのため、アクシデントマネジメントの整備は、各発電所に固有な総合的なリスク低減の視点から判断して策定すべきものであることにも留意しておく必要があります。この標準に纏めている考え方と要求事項を活用することで、原子力発電所の総合的なリスクが継続的に低減していくものと考えております。

## FOREWORD

Implementation Standard Concerning Preparation, Maintenance and Improvement of Severe Accident Management in Nuclear Power Plants: 2019 has been developed and issued by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ), following the discussion by the Severe Accident Management Subcommittee established under the System Safety Technical Committee for the Standard Committee, and approval of both the System Safety Technical Committee and the Standard Committee. Aimed at the existing light-water nuclear power plants, the standard specifies the concept of maintaining and improving severe accident management, technical requirements for the renovation and/or addition of equipment and the formulation of procedures, and the methods of meeting the requirements.

In the Great East Japan Earthquake which occurred on March 11, 2011, off the Pacific Coast of Tohoku Earthquake of a magnitude 9.0 occurred, and the tsunami generated by the earthquake caused a beyond-design-basis disaster, crippling the cooling systems of three reactors at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant; reactors 1-3 all suffered Severe Accident (hereinafter referred to as “Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident”), and hydrogen explosions were triggered in reactor buildings 1, 3 and 4. This resulted in losing the trust of the people in Japan in nuclear power generation because major amounts of fission products were discharged to the environment. Numerous reports, including reports by the Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company for the Japanese government, indicate that Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant had accident management measures in place for handling internal events, and during the Fukushima accident, some of the measures were used effectively to recover the plant to a stable condition. However, the reports further indicate that the accident management was inadequate for dealing with the failures caused by the tsunami as external hazard, a common caused failure. Meanwhile, Fukushima Daini Nuclear Power Plant also fell in a beyond-design-basis condition, but the accident management was effectively applied, the plant moved to cold shut down state safely and stable cooling operation in reactor.

For assurance of Nuclear safety, beyond design accidents must not be made light of because of the low occurrence frequency. A defense-in-depth concept must be established, according to risk assessment, to manage all possible accident-initiating events (including cumulative events), and based on this concept, regularly occurring events will be managed by rigorous quality assurance in accordance with the design basis requirements, while low occurrence frequency and significant impact events will be managed by appropriate quality assurance that meet requirements more than the design-basis requirements. That is to say, it is important to formulate integrated safety measures that ensure compliance and consistency by implementing strategies that appropriately correspond to the level of safety importance based on graded approach. Furthermore, it is impossible to avoid an event occurring beyond human imagination, but strategies can be planned to prevent expansion of the accident, which is also important.

The Standard Committee of AESJ has been improved the standard with focuses on the concept of using risk information about severe accidents, Probabilistic Risk Assessment (PRA) methodology to be applied to nuclear facilities, and specific methods for using risk information obtained from them. So far, AESJ has established the

ensuring the quality of PRA, the estimation of parameters for PRA, the PRA methodology for internal events which are classified into levels 1, 2 and 3, as well as the PRA methodology for external events; internal flooding and internal fire as the internal hazards, earthquakes and tsunami as the external hazards. The PRA procedures are continuously under deliberation and revision reflecting the latest knowledge. Accordingly, the improved PRA methodology that enables the identification of risks attributable to all kinds of events, including internal and external events, the integrated risk informed decision making methods are about to be developed.

Meanwhile, Japan's Nuclear Regulation Authority and societies related to nuclear energy have also been discussed measures for severe accidents. The standard provides not using only risk assessment-based hardware measures but also emphasizing software measures for staff education/training and updating procedures in order to improve the staff's capability for dealing with safety issues. The combination of risk assessment based hardware and software measures enables a scientific and rational approach to apply to scenarios of various severe accidents including low occurrence frequency and significant impact events, and assures safety with functionality and flexibility.

In the light of these circumstances, in order to reduce, to a rationally achievable level, risks related to severe accidents, following appropriate assessment and identification of risks attributable to all kinds of events, including internal and external events, that surround nuclear power plants, AESJ is to establish a standard that consolidates Implementation Standard Concerning Preparation, Maintenance and Improvement of Severe Accident Management in Nuclear Power Plant: 2013. The implementation standard has technical requirements for equipment renovation, addition, and the formulation of procedures, methods of meeting the requirements, all of which enable minimizing risks so as to prevent them from leading to severe accidents or otherwise enable the mitigation of impacts of severe accidents once occurred.

Meanwhile, the nuclear regulations regarding severe accidents were established by Japan's Nuclear Regulation Authority. The standard contains key concept of the regulations regarding the preparation, maintenance and improvement of severe accident management, and shows that it is significant to contribute to a safer plant operation by evaluating the features of each nuclear power plants.

Additionally, technical requirements are embodied reflecting the latest knowledge including conformance to regulatory requirements, AESJ established a standard that consolidates the Implementation Standard Concerning Preparation, Maintenance and Improvement of Severe Accident Management in Nuclear Power plants : 2019 in consideration of application to continual and voluntary safety improvement activities.

The key concept of establishing accident management is to defend based on defense-in-depth concept, apart from the defense design based on conventional design basis accidents, by maintaining and improving the management capability which provides an independent effect. In the case of a beyond-design-basis situation and, if the situation is outside the scope of scenarios predicted by the accident management, it is vital to have the capability to implement the accident management effectively so that impacts of accidents are eased and releases of radioactive substances are controlled. Upgrading hardware for the accident management is an important measure for maintaining and improving the accident management capability, but it should be recognized clearly that accidents cannot be prevented and mitigated merely by focusing on upgrading hardware. In the condition leading to

severe accident, very few systems are capable of starting up automatically. It will be down to humans to handle the situation on the site, as appropriate, with the ability to make the right decisions and act accordingly. Naturally, using a way similar to the conventional approach in order to deliver the accident management is still valid, but it is obviously not good enough. With the primary purpose of maintaining and improving the accident management capability, the standard demands strategies, in both hardware and software aspects, which include the effective use of PRA as a tool and the upgrading of hardware, as well as the placement of highly-skilled resident staff at power plants, plus the on-going assessment of skills required, including education and training, and enhanced training to respond flexibly the complicated situation in which the scenario identification is difficult, and development of skills to respond accordingly to various scenarios of severe accidents, including low frequency and significant impact events. (Refer to Comment 1 Purpose of Establishment Comment 2 Method of Defense in Depth and Applicable Scope of SAM Implementation Standard )

It should be noted, however, that with regard to the existing plants, while considering risk-reducing effects, it is also necessary to consider the possibilities of generating and increasing risks on the whole of the plants, which could be created by additional installation of new systems/equipment to maintain and improve severe accident management and reduce risk in relevant scenario. Moreover, it should be remembered that the effectiveness in risk reduction in hardware and software is different because the configuration is different with each nuclear power plants. Therefore, severe accident management should be established from the view point of integrated risk reduction in each plant.

It is considered that integrated risk will be continually decreased in nuclear power plant if SAM implementation standard will be applied for the establishment of severe accident management.

---

制定：2019年6月5日

この実施基準についての意見又は質問は、一般社団法人 日本原子力学会事務局標準委員会担当  
(〒105-0004 東京都港区新橋 2-3-7 TEL 03-3508-1263)にご連絡ください。



## 免責条項

この標準は、審議の公平性、公正性、公開性を確保することを基本方針として定められた標準委員会の規則類に従って、所属業種のバランスに配慮して選出された委員で構成された委員会にて、専門知識及び関心を有する人々が参加できるように配慮しながら審議され、さらにその草案に対して産業界、学界、規制当局を含め広く社会から意見を求める公衆審査の手続きを経て制定されました。

一般社団法人日本原子力学会は、この標準に関する説明責任を有しますが、この標準に基づく設備の建設、維持、廃止などの活動に起因する損害に対しては責任を有しません。また、この標準に関連して主張される特許権及び著作権の有効性を判断する責任もそれらの利用によって生じた特許権及び著作権の侵害に係る損害賠償請求に応じる責任ありません。そうした責任は全てこの標準の利用者にあります。

なお、この標準の審議に規制当局、産業界の委員が参加している場合においても、この標準が規制当局及び産業界によって承認されたことを意味するものではありません。

## Disclaimer

This standard was developed and approved by the Standards Committee of AESJ in accordance with the Standards Committee Rules, which assure Balance, Due process, and Openness in the process of deliberating on a standard. The Committee is composed of individuals who are competent or interested in the subject and elected, keeping the balance of organizations they belong in the subject, with their professional affiliations well-balanced as specified in the Rules. Furthermore, the standard proposed by the Committee was made available for public review and comment, providing an opportunity for additional input from industry, academia, regulatory agencies and the public-at-large.

AESJ accepts the responsibility for interpreting this standard, but no responsibility is assumed for any detriment caused by the actions based on this standard during construction, operation, or decommissioning of facilities. AESJ does not endorse or approve any item, construction, device or activity based on this standard.

AESJ does not take any position with respect to the validity of any patent rights or copyrights claimed in relation to any items mentioned in this document, nor assume any liability for the infringement of patent rights or copyrights as a result of using this standard. The risk of infringement of such rights shall be assumed entirely by the users.

The Committee acknowledges with appreciation the participation by regulatory agency representatives and industry-affiliated representatives, whose contribution is not to be interpreted that the government or industry has endorsed this standard.

## 著作権

文書による出版者の事前了解なしに、この標準のいかなる形の複写・転載も行つてはなりません。  
この標準の著作権は、全て一般社団法人日本原子力学会に帰属します。

## Copyright

No part of this publication may be reproduced in any form without the prior written permission of the AESJ.  
Copyright © 20●● Atomic Energy Society of Japan  
All Rights Reserved.

## 日本原子力学会における原子力標準の策定について

標準委員会は、原子力安全の確保を目指して公平、公正、公開の原則のもと、学术界、産業界及び国の機関等に広く所属する幅広い分野の専門家の参加を得て、活動を進めています。東京電力福島第一原子力発電所の事故からの多くの教訓を踏まえて、原子力安全の向上を最も重要な目標として、国際的なエクセレンスに学び、我が国の社会経済的環境、国民性、産業構造の変化や技術の発達等を十分勘案し、原子力発電所など原子力に係るシステムや製品、仕組みに関連する基準を原子力標準として随時制定し、それを新たな知見を随時反映して改定していくことが、標準委員会の使命です。原子力標準は安全性向上に資する最新の知恵の体系であり、真摯な議論を踏まえて、国民が最新の知見を迅速に活用することを可能としています。また原子力安全を最優先として市場競争を行っている産業界は、当該技術が標準化されたことを前提として、比較優位性を生み出す技術開発等に努力を傾け、ひいては原子力安全をより確実にする活動に注力することが可能となります。

我が国においてはこれまで、国民の生活の質を確保し、経済社会の安定な発展を支えるため、国の規制機関が要の基準を国家標準として制定し、行政判断に使用してきました。さらに近年では、機能性化として標準策定の活動を学会に委ねる方向が進展してきました。しかしながら今後は、早期に体系化を整えることに加えて、新知見の取入れをより迅速に行うようにすることで、技術やニーズの変化に合わせて標準を適正化していく作業を加速し、原子力安全の確保の観点で決して陳腐化が起こらないように努めなければなりません。学会における標準の策定活動を通じて、福島第一原子力発電所事故の再発を防ぐことはもちろんのこと、いわゆる安全神話が復活することがないように努めていきたいと考えます。

標準委員会としては、原子力安全を担う原子力規制委員会とも緊密な協働の下で、学会が中核となって、全てのステークホルダーから専門家が参画して真摯に議論を深め、優先度を明らかにしつつ、原子力安全の目標を達成するため適正な原子力標準を迅速に策定する役割を担っていきます。

このような精神に則り、標準委員会においては構成する委員一人ひとりが専門家として学会の倫理規程を遵守し、公平、公正、公開の原則のもとに原子力安全の向上に資する原子力標準を策定していきます。公衆審査を経て制定される標準を規制機関と産業界が安全性向上を図るために利用していくことになれば、新しい技術的知見を迅速に、また国民の利用に供することになります。さらに、これらを国際的な標準として提示していく努力を行うことも学会の役割であり、その実現は我が国の国際技術戦略に加え、福島第一原子力発電所事故後の国際社会における原子力安全に対して重要な貢献となると考えます。

2019年6月

標準委員会  
委員長 関村 直人

## 原子力標準の位置付けについて

“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の整備及び維持向上に関する実施基準：2019”は、1999年9月22日に設置された日本原子力学会標準委員会（Standards Committee of AESJ）が、原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止措置などの活動において実現すべき技術のあり方を、原子力技術の提供者、利用者、専門家の有する最新の知見を踏まえ、影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平、公正、公開の原則を遵守しながら審議し、合意したところを文書化した原子力標準の一つです。

標準委員会は、専門家集団の果たすべきこのような役割と責任を意識しながら、原子力施設の安全性と信頼性の達成に必要なニーズに対応する標準策定活動を行うために、公平、公正、公開の原則に則って定めた運営規則に従い、システム安全専門部会でこの標準の原案を作成しました。この標準が標準委員会設置の趣旨を踏まえて各方面で活用されることを期待します。

なお、この内容については、常に最新知見を原子力標準に反映すべく、原則として5年ごとに改定することとしておりますので、本委員会はこの標準の利用に際してのご質問や改定に向けてのご提案をいつでも歓迎します。

2019年6月

標準委員会  
委員長 関村 直人

## システム安全専門部会の活動について

システム安全専門部会（以下、本専門部会）は、標準委員会の下で、原子力施設のシステム安全に関する標準を制定する活動を行っています。「システム安全」のゴールは、複雑な原子力施設をシステムとしてとらえ、総合的な安全を確保することです。具体的には、原子力システムの安全設計や、運転や保守における安全確保に関する考え方などについて、最新の技術的知見を標準としてまとめるとともに、継続的な改善を進める活動を行っています。

2011年3月11日の東日本大震災によって引き起こされた東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故によって、原子力発電に対する国民の信頼が大きく損なわれました。国内外で多くの事故調査報告書が刊行され、様々な視点からの改善提案がなされており、数多くの具体的な安全性向上対策が積極的に進められています。本専門部会の活動についても、しっかりと反省し、二度と大規模な事故を起こさないために、改善を進めていく必要があります。具体的には、従来不十分であった、シビアアクシデントの発生防止、拡大防止及び影響緩和のために必要な標準の策定に、体系的かつ一体的に取り組んでいます。さらに、原子力発電の安全・安定運転に対して従来から取り組んでいる、自主的安全性向上、高経年化対策、炉心燃料、水化学などの標準にも従来に増して安全性の徹底が求められており、引き続き積極的に改善を進めていきます。

このような多くの課題に対して、原子力発電の安全性及び信頼性の一層の向上を図るためには、関係する産業界、学术界、国・官界、学協会が俯瞰的かつ有機的な連携を図っていくことが必要です。さらに、原子力発電所の安全を確保するための体系を確立するために、国の規則として定められる性能規定に基づいて、仕様規定となる標準を民間規格として策定する重要性はさらに増しています。また国の規則と標準がシームレスな関係となり、総合的な安全確保に活用されることが重要です。本専門部会では、国内外の関係組織との役割分担を明確にしつつ、公平性、公正性、公開性を確保しながら、原子力施設のシステム安全に係る標準を体系的かつ計画的に整備する活動を推進しています。対象とする標準としては、国の規制に含まれるものから産業界の諸活動における手引き類までを含みます。国際的な視点がますます重要になってきており、専門部会の活動にも国際的活動を積極的に取り組んでいます。

本専門部会は公開で行われていますので、事前に連絡頂ければ傍聴することができます。また審議過程は議事録として残し、ホームページにも掲載されますので、活動状況を確認いただくこともできます。標準は、継続的に改善されていくことが必要です。新技術の開発状況や新たに得られた知見に基づいて適切に改定されていくことによって、その利用価値が維持できるものです。少なくとも年に一度は本専門部会で改定の必要性について検討を行うとともに、原則として5年ごとに改定版を発行することを目標に、活動を進めていきたいと考えています。

2019年5月

標準委員会  
システム安全専門部会  
部会長 岡本 孝司

## 標準委員会，専門部会，分科会 委員名簿

## 標準委員会

(順不同，敬称略)

(2019年6月5日現在)

委員長	関村 直人	東京大学	委員	多田 伸雄	(一社)日本電機工業会
副委員長	越塚 誠一	東京大学	委員	谷口 敦	東京電力ホールディングス(株)
幹事	伊藤 裕之	(一社)原子力安全推進協会	委員	中井 良大	(国研)日本原子力研究開発機構
委員	井口 哲夫	名古屋大学	委員	中牟田 康	九州電力(株)
委員	上田 真三	三菱マテリアル(株)	委員	中村 武彦	(国研)日本原子力研究開発機構
委員	牛尾 直史	原子燃料工業(株)	委員	中村 雅人	日本原子力保険プール
委員	大柿 一史	日本原燃(株)	委員	成宮 祥介	(一社)原子力安全推進協会
委員	岡本 孝司	東京大学	委員	萩原 剛	東芝エネルギーシステムズ(株)
委員	尾崎 博	富士電機(株)	委員	松井 哲也	日立 GE ニュークリア・エナジー(株)
委員	河井 忠比古	(一社)原子力安全推進協会	委員	三宅 修平	MHINS エンジニアリング(株)
委員	木倉 宏成	東京工業大学	委員	椋木 敦	日揮(株)
委員	酒井 俊朗	(一財)電力中央研究所	委員	山本 章夫	名古屋大学
委員	高橋 邦明	(国研)日本原子力研究開発機構	委員	吉原 健介	関西電力(株)
委員	竹山 弘恭	中部電力(株)			

## 旧委員 (所属は委員退任時)

青柳 春樹 (元日本原燃(株))，姉川 尚史 (東京電力ホールディングス(株))，有富 正憲 (東京工業大学)，  
 上田 親彦 (九州電力(株))，大鳥 靖樹 ((一財)電力中央研究所)，  
 岡本 太志 (富士電機(株))，小原 徹 (東京工業大学)，清水 直孝 (日本原子力保険プール)，  
 高橋 久永 (三菱重工業(株))，谷本 亮二 (三菱マテリアル(株))，鶴来 俊弘 (中部電力(株))，  
 寺井 隆幸 (東京大学)，新堀 雄一 (東北大学)，西野 祐治 (原子燃料工業(株))，  
 藤森 治男 (日立 GE ニュークリア・エナジー(株))，本間 俊充 ((国研)日本原子力研究開発機構)，  
 山口 彰 (東京大学)，渡邊 宏 (日揮(株))

## フェロー委員

成合 英樹 (元筑波大学)，宮野 廣 (法政大学)

## 常時参加者

鈴木 理一郎 (原子燃料工業(株))

## システム安全専門部会

(順不同, 敬称略)  
(2019 年 5 月 14 日現在)

部会長	岡本 孝司	東京大学	委員	工藤 義郎	東京電力ホールディングス(株)
副部会長	鬼沢 邦雄	(国研)日本原子力研究開発機構	委員	後藤 大輔	(株)グローバル・ニュークリア・ フュエル・ジャパン
幹事	鈴木 嘉章	(一社)原子力安全推進協会	委員	杉野 亘	日本原子力発電(株)
委員	青木 繁明	三菱原子燃料(株)	委員	中川 信幸	(株)原子力エンジニアリング
委員	阿部 弘亨	東京大学	委員	中村 晶	(株)原子力安全システム研究所
委員	井村 諭	三菱重工業(株)	委員	深野 義隆	(国研)日本原子力研究開発機構
委員	上野 信吾	(株)三菱総合研究所	委員	三村 聡	東芝エネルギーシステムズ(株)
委員	大川 富雄	電気通信大学	委員	宮地 孝政	原子燃料工業(株)
委員	荻田 利幸	関西電力(株)	委員	室屋 裕佐	大阪大学
委員	鎌田 信也	(一社)原子力安全推進協会			
委員	北島 庄一	(一財)電力中央研究所			
委員	木藤 和明	日立 GE ニュークリア・ エナジー(株)			

## 旧委員 (所属は委員退任時)

有田 誠二 (三菱重工業(株)), 大竹 幸彦 (三菱重工業(株)), 小野岡 博明 (関西電力(株)),  
勝村 庸介 ((公社)日本アイソトープ協会), 中村 武彦 ((国研)日本原子力研究開発機構),  
西田 浩二 (日立 GE ニュークリア・エナジー(株)), 西村 洋一 ((一社)原子力安全推進協会),  
久宗 健志 (日本原子力発電(株)), 福谷 耕司 ((株)原子力安全システム研究所),  
巻上 毅司 (東京電力ホールディングス(株)), 真寄 康行 (関西電力(株)),  
宮原 信哉 ((国研)日本原子力研究開発機構), 山内 景介 (東京電力ホールディングス(株)),  
山岸 誠 (三菱重工業(株))

## 常時参加者

成宮 祥介 ((一社)原子力安全推進協会)

## シビアアクシデントマネジメント分科会

(順不同，敬称略)  
(20●●年●月●日現在)

主査	植田 伸幸	(一財)電力中央研究所	委員	桜本 一夫	(株)テプコシステムズ
幹事	鎌田 信也	(一社)原子力安全推進協会	委員	柴本 泰照	(国研)日本原子力研究開発機構
委員	井田 三男	日本エヌ・ユー・エス(株)	委員	竹越 和久	関西電力(株)
委員	今井 英隆	東京電力ホールディングス(株)	委員	出町 和之	東京大学
委員	及川 弘秀	東芝エネルギーシステムズ(株)	委員	西村 聡	(一財)電力中央研究所
委員	織田 伸吾	日立 GE ニュークリア・ エナジー(株)	委員	守田 幸路	九州大学
委員	倉本 孝弘	(株)原子力エンジニアリング	委員	山中 勝	日本原子力発電(株)
委員	黒岩 克也	MHINS エンジニアリング(株)	委員	涌永 隆夫	中部電力(株)

旧委員 (所属は委員退任時)

喜多 利亘 (東京電力ホールディングス(株))，藤原 大資 ((株)テプコシステムズ)，  
松尾 俊弘 (東京電力ホールディングス(株))

## 標準の利用に当たって

標準は対象とする技術、活動又は結果の仕様についての関係者のコンセンサスを規定しているものです。標準にはこうあるべきという義務的事項の他、こうあってもよいとして合意された非義務的な事項も含まれています。しかし、標準は、対象としている技術、活動又は結果の仕様について、規定している以外のものを排除するものではありません。

また、標準が規定のために引用している他の規格・標準は、記載された年度版のものに限定されます。標準は全体として利用されることを前提に作成されており、公式な解釈は標準委員会が行います。標準委員会はそれ以外の解釈については責任を持ちません。標準を利用するに当たってはこれらのことを踏まえてください。

なお、標準委員会では、技術の進歩に対応するため、定期的に標準を見直しています。利用に当たっては、標準が最新版であることを確認してください。



入  
参  
保  
粗  
田

入  
参  
保  
粗  
田

## 目 次

ページ

1	適用範囲.....	1
2	引用規格.....	1
3	用語及び定義.....	2
4	アクシデントマネジメントの基本要件.....	3
4.1	目的.....	3
4.2	実施方針.....	3
5	発電所ぜい弱性の摘出.....	5
5.1	一般事項.....	5
5.2	事象の想定.....	7
5.3	ぜい弱性の摘出に係る検討.....	8
5.3.2	安全機能の重大な喪失の検討.....	9
5.4	文書化.....	10
6	発電所対応能力の同定.....	10
6.1	実施方針.....	10
6.2	考慮すべき事項.....	10
6.3	文書化.....	11
7	アクシデントマネジメントの検討.....	11
7.1	一般事項.....	11
7.2	アクシデントマネジメントの策定.....	11
7.3	アクシデントマネジメントの有効性確認.....	12
7.4	マネジメントクラスの設定.....	13
7.5	文書化.....	14
8	設備改造又は追加.....	14
8.1	実施方針.....	14
8.2	考慮すべき事項.....	14
8.3	文書化.....	15
9	手順書類の作成.....	15
9.1	実施方針.....	15
9.2	考慮すべき要件.....	15
9.3	文書化.....	16
10	緊急時対応組織の整備.....	16
10.1	緊急時対応組織の機能.....	16
10.2	緊急時対応組織の構成と役割.....	17
10.3	緊急時対応における権限の範囲と移管.....	17
10.4	緊急時対応における情報伝達.....	18
10.5	文書化.....	18
11	教育・訓練.....	19

11.1	実施方針 .....	19
11.2	考慮すべき事項 .....	19
11.3	文書化 .....	19
12	確認及び検証 .....	19
12.1	アクシデントマネジメントの検証 .....	19
12.2	手順書類の妥当性確認 .....	20
12.3	第三者レビューによる妥当性確認 .....	20
12.4	文書化 .....	20
13	アクシデントマネジメントの維持向上 .....	21
13.1	調査・監視 .....	21
13.2	影響の確認 .....	21
13.3	整備に関する再検討 .....	21
13.4	文書化 .....	21
14	文書化 .....	22
14.1	目的・対象・結果などの文書化 .....	22
14.2	規定への適合性の文書化 .....	22
14.3	除外事項などの適用の妥当性の文書化 .....	22
15	品質保証 .....	22
附属書 A	(参考) アクシデントマネジメントに関する PDCA サイクル .....	24
附属書 B	(参考) アクシデントマネジメントの構成の例 .....	27
附属書 C	(参考) 事象の想定例について .....	32
附属書 D	(参考) 複数プラント及び社会インフラに関する想定について .....	37
附属書 E	(参考) 重要な想定事象の抽出の例 .....	38
附属書 F	(参考) 米国 IPEEE における確率論的リスク評価 による重要な事故シーケンスの同定の例 .....	45
附属書 G	(参考) 国内における確率論的リスク評価による 重要な事故シーケンスの同定の考え方 .....	47
附属書 H	(参考) 決定論的評価及び工学的判断による 重要な事故シーケンスの同定の例 .....	51
附属書 I	(参考) 安全機能の重大な喪失に繋がる事象の同定の例 .....	57
附属書 J	(参考) 発電所対応能力の同定の例 .....	62
附属書 K	(参考) 合理的に実行可能なアクシデントマネジメント策定の考え方 .....	68
附属書 L	(参考) アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例 .....	71
附属書 M	(参考) アクシデントマネジメントの策定例 .....	81
附属書 N	(参考) 外的事象時の対応を目的としたアクシデントマネジメントで考慮すべき事項 .....	106
附属書 O	(参考) 策定したアクシデントマネジメントの優先順位の考え方 .....	107
附属書 P	(参考) アクシデントマネジメントによるリスク低減効果の評価手法の例 .....	109
附属書 Q	(参考) アクシデントマネジメントの有効性解析の例 .....	114
附属書 R	(参考) 解析コードの V&V .....	125
附属書 S	(参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方 .....	127
附属書 T	(参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用例 .....	129
附属書 U	(規定) アクシデントマネジメントのための基本要求事項 .....	150

附属書 V (参考)	アクシデントマネジメントのマネジメントクラス毎の基本要求事項の例.....	153
附属書 W (参考)	アクシデントマネジメントに関する手順書類の構成 .....	159
附属書 X (規定)	アクシデントマネジメントの教育・訓練について .....	167
附属書 Y (参考)	アクシデントマネジメントに関する教育・訓練についての事例.....	169
附属書 Z (参考)	深層防護の堅持の確認について .....	177
附属書 AA (参考)	既存の安全機能への影響確認例.....	180
附属書 AB (参考)	アクシデントマネジメントにおける 第三者レビューの海外事例及び実施手順例..	181
附属書 AC (参考)	シビアアクシデント後長期におけるアクシデントマネジメントの事例.....	187
附属書 AD (参考)	放射性物質放出に係る指標の事例 .....	189

解説

1 制改定の趣旨 .....	192
2 深層防護の考え方と SAM 実施基準の適用範囲について .....	199
3 アクシデントマネジメントにおける発生防止及び影響緩和措置 .....	202
4 アクシデントマネジメントと防災との関係について .....	203
5 適用可能な品質保証基準 .....	203
6 SAM 実施標準と規制委員会規則との関係性 .....	204
7 この標準で参照するリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセス .....	207
8 国際標準との関連 .....	209
9 SAM プロセスと IRIDM プロセスとの関係 .....	210

入  
参  
保  
租  
民

入  
参  
保  
粗  
田



## 日本原子力学会標準

### 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の 整備及び維持向上に関する実施基準：20●●

### Implementation Standard Concerning Preparation, Maintenance and Improvement of Severe Accident Management in Nuclear Power Plants : 20●●

#### 1 適用範囲

この標準は、既存の軽水型原子力発電所を対象に、アクシデントマネジメントの整備及び維持向上の考え方に関する技術要件及びそれを満たす方法を規定する。

なお、この標準は、他の原子力施設に対しても適用可能である。適用する場合には、他の原子力施設に固有の安全設計上の特徴（機器、システム、建物、構築物の仕様及び配置を含む）を考慮しなければならない。

#### 2 引用規格

次に示す規格は、この標準に引用されることによって、この標準の一部を構成する。引用規格とこの標準との規定に相違がある場合は、この標準の規定を優先する。これらの引用規格は、その最新版（追補を含む）を適用する。

**AESJ-SC-P001** 原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1 PRA 編）

**AESJ-SC-P010** 原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3 PRA 編）

**AESJ-SC-S012** 原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準（以下、“**AESJ-SC-S012**（IRIDM 標準）”という。）

**AESJ-SC-RK003** 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義

**AESJ-SC-RK004** 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準

**AESJ-SC-RK005** 原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準

**AESJ-SC-RK006** 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準

**AESJ-SC-RK007** 原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準

**AESJ-SC-RK008** 外部ハザードに対するリスク評価手法の選定に関する実施基準

**AESJ-SC-RK010** 原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル 1 PRA 編）

**AESJ-SC-RK011** 原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する指針（レベル 1 PRA 編）

**AESJ-SC-RK012** 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2 PRA 編）

**AESJ-SC-RK013** 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準

## JEAC4111 原子力安全のためのマネジメントシステム規程

### 3 用語及び定義

この標準で用いる主な用語の定義は、2 引用規格に示した規格によるほか、次による。

#### 3.1 アクシデントマネジメント (accident management)

シビアアクシデントに対して講じる一連の措置

設計基準事故を超え、炉心又は使用済燃料プール／使用済燃料ピット(SFP: spent fuel pool / spent fuel pit)内の燃料が大きく損傷する恐れのある事態又は大きく損傷した事態に対し、設計に含まれる安全余裕、安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能、そうした事態に備えて新規に設置した機器などを有効に活用して講ずる一連の措置

**注釈** アクシデントマネジメントは、(a)シビアアクシデントの発生防止措置、(b)シビアアクシデントに拡大した場合の影響緩和措置、(c)安全状態の安定的かつ長期的な確保のための措置、からなる。

#### 3.2 シビアアクシデントマネジメント (severe accident management, SAM)

この標準ではアクシデントマネジメントと同義

**注釈** International Atomic Energy Agency (IAEA) の NS-G-2.15[1]では、アクシデントマネジメントのうち、(b) シビアアクシデントに拡大した場合の影響緩和措置、に相当する措置とし、アクシデントマネジメントとは異なる定義を与えているが、この標準では採用しない。なお、解説では、この標準名の略称として SAM と記載している。

#### 3.3 PDCA サイクル (PDCA cycle)

Plan (計画) → Do (実行) → Check (評価) → Act (改善) の 4 段階を繰り返すことによって、継続的に改善を行うマネジメント手法

#### 3.4 外部ハザード (external hazard)

地震、津波、洪水などの原子力発電所の外部で発生するハザード要因

#### 3.5 既存設備 (existing equipment)

アクシデントマネジメントとは別の目的で、既に設置されている設備

#### 3.6 グレーデッドアプローチ (graded approach)

管理・制御するシステムに対して適用される手段、及び条件の厳格さを要求するレベルが、管理・制御の機能喪失の起こりやすさ、喪失による影響、及び喪失によるリスクレベルと、実行可能な範囲で見合ったレベルとするプロセス又は方法

#### 3.7 サイト・プラントウォークダウン (site and plant walkdown)

確率論的リスク評価などを実施する上で必要な情報について机上の情報を補足し、正確さを確認するために実施する、原子力発電所内の現地調査

#### 3.8 シビアアクシデント (severe accident)

設計基準事故を超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では炉心又は使用済燃料の適切な冷却、反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心又は使用済燃料の重大な損傷に至る事象

#### 3.9 深層防護 (defense in depth)

原子力施設の安全対策が多段階にわたって設けられている状態

**注釈** IAEA の SSR-2/1“Safety of Nuclear Power Plants: Design” [2]によると、5 段階に深層防護のレベルが分けられており、各レベルの目的は炉心を対象とした例では次のとおりである。

a) 第 1 の防護レベル：通常運転からの逸脱と安全上重要なシステムの故障防止

- b) 第2の防護レベル：プラント運転時に予想される事象が事故の状態に拡大するのを防止
- c) 第3の防護レベル：炉心損傷を防止，及び発電所外での防護措置が必要となる放射性物質の放出を防止
- d) 第4の防護レベル：深層防護の第3の防護レベルが失敗した結果の事故の影響を緩和
- e) 第5の防護レベル：放射性物質の放出による放射線の影響を緩和

### 3.10 ぜい弱性 (vulnerability)

確率論的リスク評価などにおいて，プラント全体のリスク評価結果（炉心損傷頻度，格納容器機能喪失頻度など）に対して寄与の大きい系統，機器などが存在すること，及びその寄与の程度

### 3.11 ソフトウェア (software)

アクシデントマネジメントを実施するための設備（ハードウェア）以外の要素

**注釈** この標準では，ハードウェアの対義語と位置づけ，手順書類，組織体制，教育・訓練などの広い概念として定義する。

### 3.12 長期の安定状態 (long term safe stable state)

事故後，原子炉が未臨界に維持され，基本的な安全機能が長期に亘り確保されている状態

### 3.13 低頻度・高影響事象 (low frequency and high consequence event)

事象の発生頻度は低いが，一旦その事象が起きるとプラントに重篤な影響を生じさせる事象

**注釈** 具体的には，解説 1.2 福島第一原子力発電所事故の反省及び改善の視点の(2) 事象想定の方法に示す三つのカテゴリーのうち，“c. 低頻度・高影響事象”が該当する。この標準では，発電所のぜい弱性が摘出可能な事象に加えて，低頻度・高影響事象も対象としている。

### 3.14 内部ハザード (internal hazard)

原子力発電所の内部における火災，溢水など，原子力発電所の内部で発生するハザード要因

### 3.15 バウンディング解析 (bounding analyses)

解析上の仮定及び／又は入力データに上下限の範囲を想定して結果を評価する解析

### 3.16 発電所対応能力 (plant capability)

発電所の安全を確保する上で利用できる既存の設備，資機材，故障系統の復旧，対応要員能力及び体制

### 3.17 要員 (personnel)

発電所においてアクシデントマネジメントを行う者

**注釈** 運転員，制御室外で対応措置を検討又は実施する者，緊急時指揮者，対応措置を実施する協力会社社員を含む。

## 4 アクシデントマネジメントの基本要件

### 4.1 目的

シビアアクシデントの発生防止及び影響緩和のためのアクシデントマネジメントの具体的な目的は，次による。

- a) シビアアクシデントの発生防止
- b) 事故進展の抑制
- c) 格納容器の健全性確保
- d) 放射性物質の放出の最小化
- e) 長期の安定状態の達成・維持

### 4.2 実施方針

4.1 に示した目的を達成するために、図 4.1 に示す PDCA サイクルに沿って継続的な改善を行う。(附属書 A (参考) アクシデントマネジメントに関する PDCA サイクル 参照)

- a) 発電所のぜい弱性を抽出すると共に対応能力を同定する (箇条 5, 6)。
- b) ぜい弱性を克服するため、アクシデントマネジメント (3.1 参照) を検討し、成立性及び有効性を確認する (箇条 7)。アクシデントマネジメントの策定に当たっては、体系的なアプローチを用いる。(附属書 B (参考) アクシデントマネジメントの構成の例 参照)
- c) 策定されたアクシデントマネジメントに対してリスク評価を考慮したクラス分類 (マネジメントクラス) を設定するとともに (7.4), ハードウェア, ソフトウェアを含めた対策を整備する (箇条 8, 9, 10, 11)。発電所の緊急時において必要なマネジメント能力の維持向上<sup>(注記)</sup>を図ることが重要であり、対策を具現化する際には、設備, 手順書類, 組織体制, 教育・訓練, 相互に必要な考慮事項及び総合的な有効性の確認も含め、対策全体としての実効性を高めたものとし、これを維持する。
- d) 整備したアクシデントマネジメントが実効的に機能することの確認及び検証を行う。検証に当たっては、ハードウェアだけでなくソフトウェアも含めた総合的なリスク低減効果を考慮する。  
また、教育・訓練を通じて改善点を抽出すると共に、マネジメント能力の維持向上に繋げる (箇条 12)。
- e) 発電所及びその周辺環境の変化, 並びに国内外の研究又は事例に基づく新知見の調査監視と影響確認をふまえ、アクシデントマネジメントの維持向上を行う (箇条 13)。
- f) アクシデントマネジメントの整備及び維持向上においては、実施内容が容易に理解できるよう、検討の各ステップにて、追跡可能な詳細さで文書化を行う (箇条 5～13 及び箇条 14) と同時に、適切な品質保証のもとで実施する (箇条 15)。

**注記** この標準は、発電所及び事業者におけるマネジメント能力の維持と向上を行うことを求めており、IAEA の基本安全原則 (安全基準シリーズ No.SF-1) [3] の原則 3 に対応する。また、同原則 2 で求められているように、規制当局並びに関連省庁のマネジメント能力も維持向上が行われることが重要である。

アクシデントマネジメントで利用する設備の多くは、要員が手動で起動、復旧して利用するものである。このため、必要に応じたハードウェアの整備に加えて、そのハードウェアを活用できるソフトウェアを整備し、要員のマネジメント能力を十分なものにしておくことが極めて重要な視点となるため、アクシデントマネジメントの手順書類をあらかじめ整備すると共に必要な組織体制を整備し、教育・訓練を実施する。また、事故は必ずしも手順書とおりには進展せず臨機応変な対応が求められることから、教育・訓練に際しては応用力を含めたマネジメント能力の整備充実が必要である。

さらに、これらのマネジメント能力の維持向上が図られていることを定期的に確認することが重要である。時間的スケールを考慮すると、長期的な視点でのレビュー (“原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準 (AESJ-SC-S006 : 2023)” [4] に基づき実施される予見的な継続的改善, 安全性向上を目的とした定期的なレビューなど), 安全性向上評価及び施設定期検査毎における確認・評価のほか、協力会社社員を含む発電所要員の人事異動に際しては適切な教育がなされていることの確認が求められる。また、ミクロスケールで見ると、休日・夜間を含め必要な要員が必要な時間内にアクシデントマネジメントに関わることができる体制を確保することが重要である。

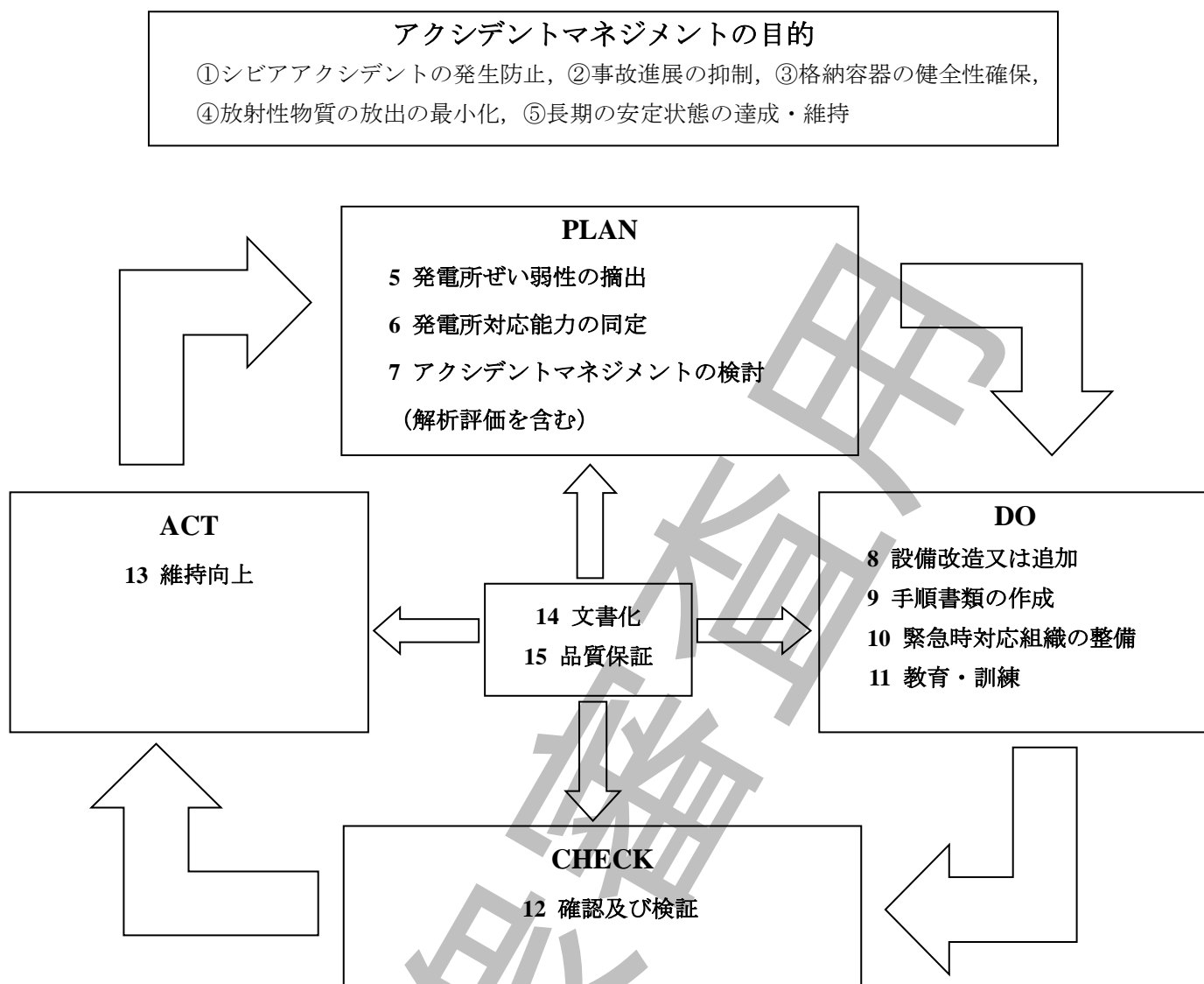


図 4.1 アクシデントマネジメントに関する PDCA サイクル

## 5 発電所ぜい弱性の抽出

### 5.1 一般事項

設計基準事故を超え、シビアアクシデントに至る重要な事故シーケンス、及び、安全機能の重大な喪失に繋がる可能性のある事象及びプラントの損傷状態を、図 5.1 のフローに沿って同定することによって、発電所ぜい弱性の抽出を行う。重要な事故シーケンスの同定に当たっては、全ての事象を想定した上で、リスクの観点で重要な想定事象を抽出する。その上で、単一事象及び重畳事象を対象として、それが発生した場合におけるプラントの重要な安全機能への影響度を、発電所の立地条件、設備、運用の実態を踏まえて評価し、重要な事故シーケンスを同定する。さらに、同定された重要な事故シーケンスに基づき、プラント個別のぜい弱性を抽出する。また、大規模な自然ハザード及び大規模な人為ハザードによる大規模災害を対象として、対象プラントにおける安全機能の重大な喪失に繋がる可能性のある事象及びプラントの損傷状態を同定し、同定した事象及びプラントの損傷状態を、プラント個別のぜい弱性と設定する。

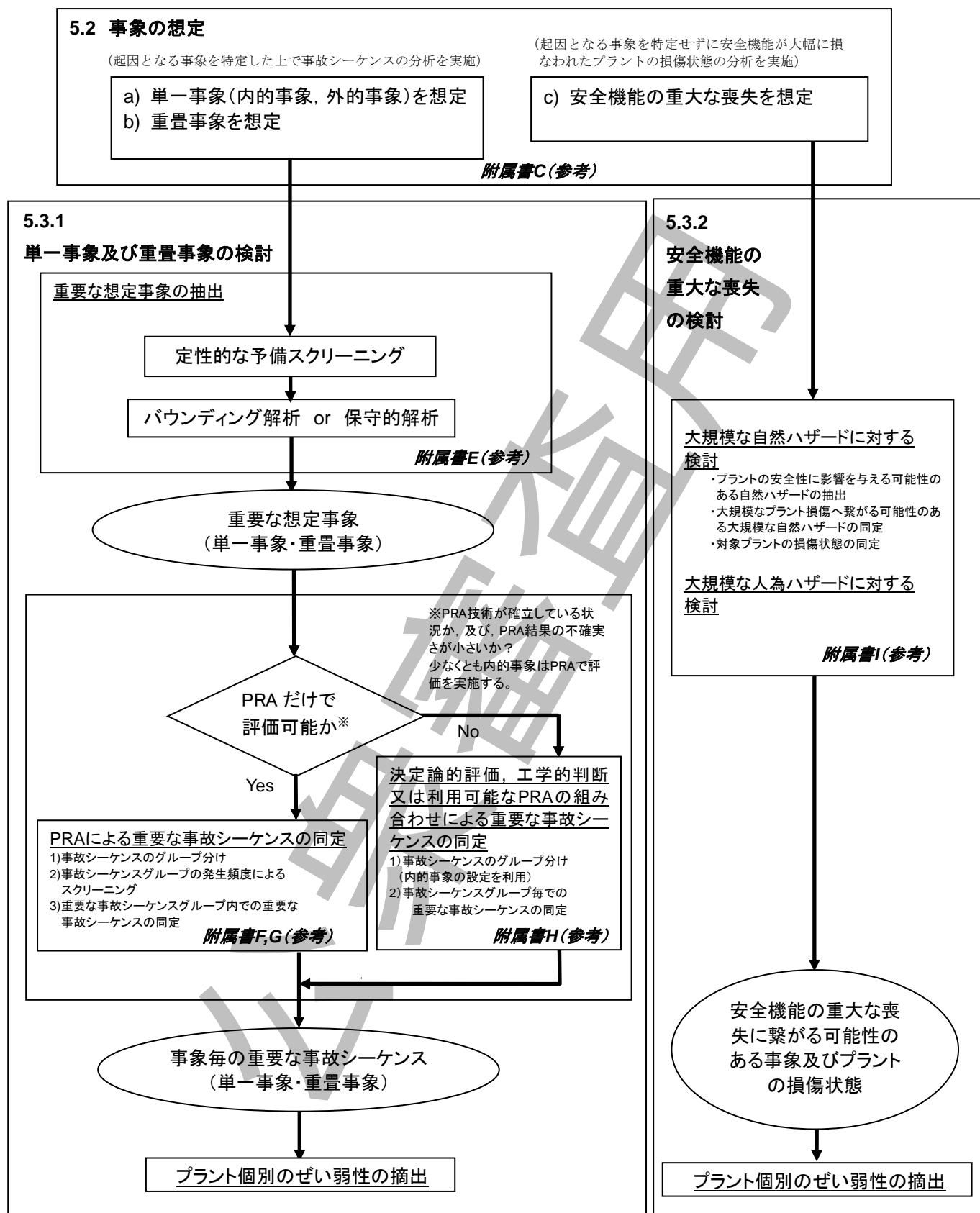


図 5.1 発電所ぜい弱性の抽出フロー

## 5.2 事象の想定

対象プラントにおける起因となる事象，又はプラントの損傷状態につき，可能な限りの網羅性を確保することを目標に，**a)～c)**項に基づいて想定する。**表 5.1** に想定対象となりうるハザードの分類と例を示す。

(**附属書 C (参考) 事象の想定について** 参照)

対象プラントの安全機能喪失の起因となる事象を特定した上で事故シーケンスを分析する観点で，“**a)** 単一事象（内的事象，外的事象）”及び“**b)** 重畳事象”を想定する。

プラントへの影響が **a)**, **b)** 項を超える事象を対象に，安全機能喪失の起因となる事象を特定することなく，安全機能が大幅に損なわれたプラントの損傷状態を分析する観点で，“**c)** 安全機能の重大な喪失”を想定する。

**a) 単一事象（内的事象，外的事象）**

起因となる単一の内的事象，又は外的事象を想定する。

**b) 重畳事象**

単一の内的事象，外的事象の組み合わせ（重畳）による事象を対象とし，検討に当たっては従属事象としての発生可能性を想定する。

**c) 安全機能の重大な喪失**

起因となる事象を特定せずに安全機能が大幅に損なわれたプラントの損傷状態を想定する。

**注記** 事象の想定に関しては，アクシデントマネジメントの信頼性を高めるという観点から，**a)**, **b)** 項では対象とならないが，PRA 等による事故シーケンスの定量的な分析評価が困難な事象である，**c)** 安全機能の重大な喪失に繋がる事象も対象としている。

安全機能の重大な喪失に繋がる事象としては，定性的なぜい弱性の摘出が可能な自然ハザード，人為ハザードによって想定されるプラントの大規模損壊などが該当する。

一方，事象の想定が困難で，定性的なぜい弱性の摘出も難しい低頻度・高影響事象については，

**5.3 ぜい弱性の摘出に関する検討**の対象外としている。ただし，この標準全体としては，低頻度・高影響事象も対象に含めており（**解説 1.2(2)事象想定の方法** 参照），同事象に対しては，教育・訓練の一環として適切な方策の討論を実施するなどによって，アクシデントマネジメントとしての能力の向上に努めることとしている。（**7.2 アクシデントマネジメントの策定 k)項**及び **11.2 考慮すべき事項 d)項**）

また，安全機能の支援，代替もしくは復旧に際して，次の **d)**, **e)** 項の事象を想定する。（**附属書 C (参考) 事象の想定について** 参照）（**附属書 D (参考) 複数プラント及び社会インフラに関する想定について** 参照）

**d) 社会インフラの喪失に影響を及ぼす事象**

外部ハザードの影響が発電所外の社会インフラに及ぶ事象を想定する。

**e) 複数プラントの損傷に影響を及ぼす事象**

外部ハザード及びプラント間の共用部からの影響伝ばによって発電所内の複数プラントに影響を及ぼす事象を想定する。

これらの事象については，**6 発電所対応能力の同定** での境界条件として検討対象とする。

表 5.1 ハザードの分類と例

内部ハザード	外部ハザード	
	自然ハザード	人為ハザード
内部火災 内部溢水 内部ミサイル 内部爆発 重量物落下 化学物質放出, など	地震 外部火災 津波 強風 火山噴火 隕石落下 生物学的現象 異常気象, など	発電所外での爆発 発電所外での化学物質放出 航空機落下 意図的な不法行為, など

### 5.3 ぜい弱性の抽出に係る検討

#### 5.3.1 単一事象及び重畳事象の検討

##### 5.3.1.1 一般事項

5.2 における a) 単一事象及び b) 重畳事象を対象にし、スクリーニングを段階的に実施して重要な想定事象の抽出を行う。さらに、抽出した重要な想定事象毎に、確率論的リスク評価（レベル 1 及び 2）、決定論的評価、工学的判断又はそれらを組み合わせることによって重要な事故シーケンスを同定する。少なくとも内的事象においては、確率論的リスク評価によって重要な事故シーケンスを同定する。外的事象に対する重要な事故シーケンスの同定についても、確率論的リスク評価によって実施する事が望ましいが、評価技術が未成熟な事象においては、決定論的評価及び工学的判断による評価を用いて重要な事故シーケンスを同定する。同定した重要な事故シーケンスに基づき、プラント個別のぜい弱性を抽出する。

##### 5.3.1.2 重要な想定事象の抽出

次のスクリーニングを段階的に実施して重要な想定事象の抽出を行う。

- ・定性的な予備スクリーニング
- ・バウンディング解析又は保守的であると論証可能な解析に基づく定量的なスクリーニング

定性的な予備スクリーニングにおいては、スクリーニング基準を設定して想定事象を評価し、いずれかの基準に合致した事象は重要な想定事象とはしない。（附属書 E（参考）重要な想定事象の抽出の例 参照）

##### 5.3.1.3 確率論的リスク評価による重要な事故シーケンスの同定

確率論的リスク評価を適用する場合には、次の手順によって、事故シーケンスグループを定義してグループ毎の発生頻度の程度によって重要な事故シーケンスグループを抽出し、それに基づき重要な事故シーケンスを同定する。（附属書 F（参考）米国 IPEEE における確率論的リスク評価による重要な事故シーケンスの同定の例 参照）（附属書 G（参考）国内における確率論的リスク評価による重要な事故シーケンスの同定の考え方 参照）

##### a) 事故シーケンスのグループ分け

重要な想定事象毎に対象となる事故シーケンスが全て含まれるように、炉心損傷又は燃料損傷などの終状態に至るプラントの応答及びシステムの損傷が類似していること、互いのグループが相互に独立していること（事故シーケンスの重複がないこと）を考慮して事故シーケンスのグループ分けを行う。

##### b) 事故シーケンスグループの発生頻度によるスクリーニング



各々の事故シーケンスグループの発生頻度の大きさ、又は全事故シーケンス発生頻度に占める割合に基づき、スクリーニング基準を明確に定めてスクリーニングを行い、アクシデントマネジメントを要する重要な事故シーケンスグループを抽出する。

**c) 重要な事故シーケンスグループ内での重要な事故シーケンスの同定**

**b)** においてスクリーニング基準を超えた事故シーケンスグループ内の事故シーケンスを、全事故シーケンス発生頻度への寄与割合の観点で分析して、重要な事故シーケンスを同定する。

**5.3.1.4 決定論的評価及び工学的判断による重要な事故シーケンスの同定**

外的事象に対して決定論的評価及び工学的判断を用いる場合には、内的事象で設定した事故シーケンスグループを参考にグループを設定して、事故シーケンスグループ毎で最もが起りやすいと考えられる事故シーケンスを同定してそれを重要な事故シーケンスとする。**(附属書 H (参考) 決定論的評価及び工学的判断による重要な事故シーケンスの同定の例 参照)**

**5.3.1.5 重要な事故シーケンスの同定における評価に当たっての留意事項**

重要な事故シーケンスの同定における評価に当たっては、次の点に留意する。

- a)** これらの評価においては、アクシデントマネジメントの抽出に資するべく、プラント挙動、事故の進展、事故の過酷度の観点で、設計基準を超える事故及びシビアアクシデントを総合的に評価し、燃料及び原子炉格納容器の健全性並びに放射性物質の放出に関する重要な事故シーケンスを同定する。
- b)** 評価事象に対応した確率論的リスク評価の標準がある場合には **(2 引用規格 参照)**、標準で規定している項目ごとに確率論的リスク評価モデルが要件を満たしていることを確認し、対象とする確率論的リスク評価におけるモデル及びパラメータの妥当性を示す。
- c)** 確率論的リスク評価及び決定論的評価を実施する場合は、検証及び妥当性確認がなされた計算コードを用いて実施する。また、シビアアクシデントの解析モデル及び設定された仮定における不確かさについての検討も実施する。工学的判断においては、事故事例の知見、国内外で実施された又は実施されているシビアアクシデントに関する研究成果などを用いる。
- d)** これらの評価に際しては、プラント状態として出力運転時及び停止時を対象とするとともに、発電所に保管中の使用済燃料についても対象とする。また、プラント固有の安全設計上の特徴（機器、システム、建物、構築物の仕様及び配置を含む）を考慮する。さらに、サイト・プラントウォークダウンによって、プラント間の独立性を含むプラント設備、運用の実態を踏まえた調査を行う。

**5.3.1.6 プラント個別のぜい弱性の抽出**

**5.3.1.2～5.3.1.5** で同定した単一事象及び重畳事象における重要な事故シーケンスの要因となる系統、機器などに基づき、プラント個別のぜい弱性を抽出する。

**5.3.2 安全機能の重大な喪失の検討**

**5.3.2.1 一般事項**

**5.2** における **c)** 安全機能の重大な喪失に繋がる事象につき、大規模な自然ハザード及び大規模な人為ハザードによる大規模災害を対象として、対象プラントにおける安全機能の重大な喪失に繋がる可能性のある事象及びプラントの損傷状態を同定する。**(附属書 I (参考) 安全機能の重大な喪失に繋がる事象の同定の例 参照)** 同定した安全機能の重大な喪失に繋がる可能性のある事象及びプラントの損傷状態を、プラント個別のぜい弱性と設定する。

**5.3.2.2 大規模な自然ハザードに対する検討**

次の手順によって、対象プラントの安全機能の重大な喪失に繋がる可能性のある自然ハザード及びプラントの損傷状態を同定する。

- a) プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然ハザードを抽出する。
- b) a)で抽出した自然ハザードの設計基準などを超える規模を想定するとともに、当該の自然ハザードがプラントに与える影響を評価して、安全機能の重大な喪失に繋がる可能性のある大規模な自然ハザードを同定する。
- c) b)で同定した大規模な自然ハザードによる対象プラントの損傷状態を同定する。

#### 5.3.2.3 大規模な人為ハザードに対する検討

発電所の広範なエリアの損傷による当該エリア内に設置している不特定多数の機器の機能喪失を想定し、その場合の対象プラントの損傷状態を同定する。

#### 5.3.2.4 プラント個別のぜい弱性の抽出

5.3.2.2, 5.3.2.3 で同定した対象プラントにおける安全機能の重大な喪失に繋がる可能性のある事象及びプラントの損傷状態を、プラント個別のぜい弱性と設定する。

### 5.4 文書化

本箇条での検討につき、次の項目を含めて文書化する。

- ・ 事象の想定において対象としたハザード
- ・ 想定した事象（単一事象及び重畳事象）、並びに想定した安全機能の重大な喪失
- ・ 想定した社会インフラ喪失に影響を及ぼす事象、及び複数プラントの損傷に影響を及ぼす事象
- ・ 重要な想定事象（単一事象及び重畳事象）の抽出結果
- ・ 重要な事故シーケンス（単一事象及び重畳事象）の同定結果、並びにプラント個別のぜい弱性の抽出結果
- ・ 安全機能の重大な喪失に繋がる事象の同定結果、並びにプラント個別のぜい弱性の抽出結果

## 6 発電所対応能力の同定

### 6.1 実施方針

5 発電所ぜい弱性の抽出で実施するプラント個別のぜい弱性の抽出と並行し、7 アクシデントマネジメントの検討のための情報として、シビアアクシデントの発生防止及び影響緩和のそれぞれに対し、有効と考えられる対応能力を網羅的に同定する。（附属書 J（参考）発電所対応能力の同定の例 参照）

### 6.2 考慮すべき事項

発電所対応能力の同定に当たっては、次に従って実施する。

- a) 設計と異なる目的での設備使用及び設計基準を超えた利用の可能性について確認する。
- b) 故障した設備を復旧して再び用いる可能性について確認する。
- c) 従来と異なる設備構成又は仮設設備を用いる可能性について確認する。
- d) 発電所の体制が、休日及び夜間においても十分な緊急時対応を高い信頼性で実施できるものかどうかを確認する。
- e) アクシデントマネジメントを適切に実行するために、要員の能力が十分であるか、教育・訓練が、自然災害発生時などの劣悪な環境条件を想定して実施されているかどうかを確認する。
- f) 高放射線量下における作業など、要員の健康及び生命に危険を及ぼす可能性のある作業の実施については被ばく線量低減のため、遮へい設備及び資機材の整備並びに手順上の配慮が適切になされているかどうかを確認する。
- g) アクシデントマネジメントに係る設備及び手順は、炉心損傷若しくは燃料損傷、又は格納容器バウン

ダリの破損防止が可能かどうかを確認する。損傷又は破損が避けられない場合には、それらを遅らせることができるよう整備されているかどうかを確認する。

- h) 発電所内の隣接プラントから利用できる手段及び支援の活用は、外部ハザード及びプラント間の共用部からの影響伝ばが複数プラントに及ぼす影響を考慮しても、隣接プラントがその支援の提供に支障がないものであるかどうかを確認する。
- i) 資機材、燃料などを発電所外から調達することを考慮する場合は、社会インフラの喪失に伴う輸送時間、輸送経路への影響及び気象などによる輸送手段への制約の観点から適切な計画が策定されているかどうかを確認する。

### 6.3 文書化

本箇条での検討につき、次の項目を含めて文書化する。

- ・ シビアアクシデントの発生防止に対して有効と考えられる発電所対応能力の同定結果
- ・ シビアアクシデントの影響緩和に対して有効と考えられる発電所対応能力の同定結果

## 7 アクシデントマネジメントの検討

### 7.1 一般事項

**5 発電所ぜい弱性の抽出** で実施するプラント個別のぜい弱性の抽出結果、及び **6 発電所対応能力の同定** での発電所対応能力の同定結果に、科学的に対応し、かつ合理的に実行可能なアクシデントマネジメントを策定する。**(附属書 K (参考) 合理的に実行可能なアクシデントマネジメント策定の考え方 参照)** また、深層防護の確認、リスク低減効果の評価、アクシデントマネジメントの成立性及び安全余裕の確保の確認を実施し、グレーデッドアプローチの考え方にに基づき、策定したアクシデントマネジメントのマネジメントクラスを設定する。**(附属書 L (参考) アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例 参照)** **(附属書 S (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方 参照)**

### 7.2 アクシデントマネジメントの策定

**5 発電所ぜい弱性の抽出**、**6 発電所対応能力の同定**の結果を元に、合理的に実行可能なアクシデントマネジメントを策定する。既に整備済みのアクシデントマネジメントを含めた策定結果につき、対象事故シナリオ、プラントの損傷状態との対応を考慮して整理する。**(附属書 M (参考) アクシデントマネジメントの策定例 参照)**

策定に当たっては、次の考え方に従う。

- a) アクシデントマネジメントは、プラント毎に策定する。
- b) アクシデントマネジメントは、**AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準)** に示されるリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスを参考に策定する。**(附属書 K (参考) 合理的に実行可能なアクシデントマネジメント策定の考え方 参照)**
- c) アクシデントマネジメントの策定では、広く選択肢の候補を考案したうえで、複数の選択肢を選定する。さらに、統合的な分析によって選択肢の優先順位を判断して実施する方策を決定する。また、新たなアクシデントマネジメントの追加等の変更があった場合に実装済みのアクシデントマネジメントの効果の程度又は優先度が変化することによる採否見直しも可能である。**(M.6 (参考) 実装済みのアクシデントマネジメントの廃止例 参照)**
- d) アクシデントマネジメントは、シビアアクシデントの発生防止及び影響緩和のそれぞれに対して策定する。具体的には、シビアアクシデントの発生防止、事故進展の抑制、格納容器の健全性確保、放射

性物質の放出の最小化，及び長期の安定状態の達成・維持，が可能な方策を策定する。

- e) アクシデントマネジメントは，安全系設備，非安全系設備に依らず，利用可能な設備を設計で想定した用途及び／又は能力を超えて利用するなど，プラントの全ての能力を考慮してよいが，対象とする事故シーケンスにおいて機能喪失している可能性が高い設備との独立性を考慮して策定する。
- f) 確率論的リスク評価又はそれに代わる方法の評価結果を利用し，対象とする事故シーケンスについて，策定したアクシデントマネジメントのリスクに対する重要性を評価する。**(L.2 (参考) “アクシデントマネジメントの策定”における重要性評価の検討手順例 参照)**
- g) 設備の改造又は追加を考慮してもよい。
- h) アクシデントマネジメントは，現場へのアクセスルート，時間的な制約，作業環境上の制約，使用可能な資機材及び要員の制約などを考慮して策定する。**(附属書 N (参考) 外的事象時の対応を目的としたアクシデントマネジメントで考慮すべき事項 参照)**
- i) 外的事象時の対応を目的とする場合，当該のアクシデントマネジメントの有効性が損なわれないように設置，保管場所を選ぶなど，適切にアクシデントマネジメントを策定する。**(附属書 N (参考) 外的事象時の対応を目的としたアクシデントマネジメントで考慮すべき事項 参照)**
- j) 安全機能の重大な喪失に繋がる事象に対しては，単一事象及び重畳事象における重要な事故シーケンスへの対応として策定したアクシデントマネジメントを含め，発電所構内及び近隣施設のあらゆる設備，資機材を活用することによる柔軟な対応手段を策定する。
- k) 発電所内の隣接プラントから利用できる手段及び支援の活用は，隣接プラントにシビアアクシデントの恐れがないなど，隣接プラントがその支援の提供に支障がない場合にだけ考慮してもよい。
- l) アクシデントマネジメントとして，資機材，燃料などを発電所外から調達することを考慮する場合は，輸送時間，輸送経路及び気象などによる輸送手段への制約の観点から成立性を確認するとともに，調達品の管理，輸送手段の確保を行う実施主体を定め，その実施計画を策定する。
- m) 発電所ぜい弱性の摘出において評価の対象外とした低頻度・高影響事象に対しても，当該事象に対応できる能力向上のための教育・訓練の計画を策定する。
- n) ある事故シーケンスに対して複数のアクシデントマネジメントが整備された場合，実施に際しての優先順位を定める。**(附属書 O (参考) 策定したアクシデントマネジメントの優先順位の考え方 参照)**

## 7.3 アクシデントマネジメントの有効性確認

### 7.3.1 深層防護の確認

AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準) に示されるリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスを参考に，策定したアクシデントマネジメントが，深層防護の観点でバランスのとれたものとなっていることを確認する。**(L.3 (参考) “深層防護の確認”の検討手順例 参照)**

### 7.3.2 リスクへの影響評価

策定したアクシデントマネジメントによるリスク低減の効果を，**5.3.1 単一事象及び重畳事象の検討**と同様に，確率論的リスク評価又はそれに代わる方法を使用して，定量的に，又は定性的に評価する。**(L.4 (参考) “リスク低減効果の評価”の検討手順例 参照)** **(附属書 P (参考) アクシデントマネジメントによるリスク低減効果の評価手法の例 参照)**

アクシデントマネジメントによるリスク低減の可能性だけでなく，悪影響の可能性も考慮してリスクへの影響を評価する。**(附属書 O (参考) 策定したアクシデントマネジメントの優先順位の考え方 参照)**

### 7.3.3 アクシデントマネジメントの成立性及び安全余裕の確保の確認

アクシデントマネジメントの策定に際して、シビアアクシデントの発生防止、又は影響緩和の観点で有効に機能することを確認するために必要な解析評価を行い、成立性を確認する。また、AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準) に示されるリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスを参考に、策定したアクシデントマネジメントに対する安全余裕の確保状況を確認する。(L.5 (参考) “安全余裕の確保状況の確認” の検討手順例 参照)

有効性の解析評価結果は、策定したアクシデントマネジメントの要件としてまとめる。有効性の解析評価に当たっては、次の考え方に従う。(附属書 Q (参考) アクシデントマネジメントの有効性解析の例 参照)

- a) 熱水力解析など解析コードを用いる場合は、検証及び妥当性確認がなされた解析コードを用いる。(附属書 R (参考) 解析コードの V&V 参照)
- b) 解析評価は最適評価を原則とし、解析結果はモデルの限界と不確かさを考慮して解釈する。
- c) 外的事象時の対応を目的とする対応方策に関しては、用いる設備が対象とした外的事象の影響に対して適切な耐性を有することを評価する。
- d) 有効に機能するために設備の改造又は追加が必要な場合には、設備の改造、追加のための要件を解析評価によって確認する。
- e) 有効に機能するために運転員操作が必要な場合には、手順書類作成のための要件を解析評価によって確認する。
- f) 既存の解析評価又は同型プラントの類似の解析評価は、適用性を明確に示すことができる場合には、これを利用してよい。

## 7.4 マネジメントクラスの設定

### 7.4.1 マネジメントクラスの定義

アクシデントマネジメントには、摘出された発電所せい弱性に対応するために、8 設備改造又は追加で実施するハードウェアの対策と、アクシデントマネジメントに対応するための 9 手順書類の作成、10 緊急時対応組織の整備及び 11 教育・訓練に関連するソフトウェアの対策がある。これらのアクシデントマネジメントについては、アクシデントマネジメントの安全機能及びその影響などを考慮し、グレーデッドアプローチの考え方にに基づきアクシデントマネジメントの信頼性を確保するため、次に示すマネジメントクラスの考え方に従う。(附属書 L (参考) アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例 参照)

- a) 安全性の重要度が高いハードウェア、ソフトウェアを重点的かつ確実に活用できるように、マネジメントクラスを定義する。(附属書 S (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方 参照)
- b) マネジメントクラスの運用については、アクシデントマネジメントの策定において対象とした事故シーケンスの重要性、深層防護の確認、シビアアクシデント環境条件などを考慮したアクシデントマネジメントに対するリスク低減効果に着目するとともに、安全余裕の確保状況も考慮して、各クラスの判断基準を設定し、クラス分類を行う。(附属書 T (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用例 参照)
- c) マネジメントクラスは、最新知見の取り込みによるアクシデントマネジメントの改善に伴い、見直しを実施する。

### 7.4.2 マネジメントクラスの適用

アクシデントマネジメントにマネジメントクラスを具現化するためには、次の考え方に従う。

- a) アクシデントマネジメントは、マネジメントクラスのレベルに応じて安全上の要求に関する基本事項を満足した対策とする。基本事項については、**附属書 U（規定）アクシデントマネジメントのための基本事項**に示す。
- b) マネジメントクラスの定義に基づきクラス分類し、基本事項を考慮した合理的に実行可能なアクシデントマネジメントとして設定する。なお、アクシデントマネジメントで用いるハードウェア及びソフトウェアに対するクラス分類例については、**附属書 V（参考）アクシデントマネジメントのマネジメントクラス毎の基本事項の例**に示す。（L.6（参考）“マネジメントクラスの設定”のための工学的判断 参照）

## 7.5 文書化

本箇条での検討につき、次の項目を含めて文書化する。

- ・ 既に整備済みのアクシデントマネジメントを含めた策定結果
- ・ アクシデントマネジメントの策定に当たって実行したリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセス
- ・ アクシデントマネジメントの策定において検討した選択肢の候補、及び選定した複数の選択肢
- ・ 選択肢の優先順位を判断する統合的な分析手法、及び分析結果
- ・ 策定したアクシデントマネジメントの内容
- ・ 複数のアクシデントマネジメントが整備された場合、実施に際しての優先順位、及びその検討根拠
- ・ 策定したアクシデントマネジメントの有効性確認（深層防護の確認、リスクへの影響確認、並びに成立性の確認及び安全余裕の確保の確認）の結果
- ・ 策定したアクシデントマネジメントのマネジメントクラスの設定結果

## 8 設備改造又は追加

### 8.1 実施方針

アクシデントマネジメントに関わる設備改造又は追加に当たっては、次の考え方に従う。

- a) **7 アクシデントマネジメントの検討**の結果に基づき、設備の改造又は追加に関わるアクシデントマネジメントを具現化する。
- b) 設備の改造又は追加については、マネジメントクラスに応じて設備の独立性、耐震性、位置分離性などを含めた基本事項に基づいて具現化する。（**附属書 U（規定）アクシデントマネジメントのための基本事項** 参照） マネジメントクラスへの設備の改造又は追加に関する適合性の例を**附属書 V（参考）アクシデントマネジメントのマネジメントクラス毎の基本事項の例**に示す。

### 8.2 考慮すべき事項

アクシデントマネジメントの対策を具現化するために、次のことを確認する。アクシデントマネジメントの設備の改造又は追加の例について、**附属書 M（参考）アクシデントマネジメントの策定例**に示す。

なお、アクシデントマネジメントのために改造、追加した設備、アクシデントマネジメントを実施するために有効な既存設備を含めてアクシデントマネジメント設備という。

- a) アクシデントマネジメント実施のための施設、設備、計装を特定する。
- b) シビアアクシデントを考慮した既設の設備及び／又は計装の改造、又は新たな設備及び／又は計装を追加する。利用できる既存計装又は代替計装の特定も含めて検討する。また、他の設備改造等の変更があった場合に実装済みの設備の効果の程度又は優先度が変化することによる採否見直しも可能である。

- c) 必要に応じてアクシデントマネジメント用の専用系統を整備する。
- d) アクシデントマネジメント設備の整備に当たっては、既設の設備構成と配置を考慮して策定する。
- e) アクシデントマネジメント設備は、既存設備から適切に独立し、シビアアクシデント条件下での使用に関して適切な余裕を確保したものとする。**(附属書 U (規定) アクシデントマネジメントのための基本  
本要求事項 参照)**
- f) アクシデントマネジメント設備は、マネジメントクラスに応じて適切な信頼性を確保する。
- g) 計装は、計器などの仕様条件を超える範囲においても、相対的な経時変化について最低限の把握ができるものとする。
- h) 計装は、シビアアクシデント条件下においても適切に耐えるものとする。
- i) 設備の動作に必要なサポート系（電源系、原子炉補機冷却水系など）を確保する。
- j) シビアアクシデント環境下に曝される計装計器については故障可能性を検討し、手順書類を策定する。また、追加設備（マネジメントに必要な資機材を含む。）及び／又は計装も、手順書類へ適切に反映して策定する。
- k) 計測値の欠測又は値が信頼できない場合の計算支援方法を策定する。また、手順書類に計算支援方法を記載する。
- l) 要員の連絡及び情報交換に必要な通信設備、要員の活動場所、要員の活動に用いる防護服などの必要資機材を整備する。

### 8.3 文書化

本箇条での検討につき、次の項目を含めて文書化する。

- ・ 策定したアクシデントマネジメントに関して整備する設備改造又は追加の内容（仕様）
- ・ 策定したアクシデントマネジメントに設定したマネジメントクラスに応じた、整備する設備改造又は追加に対する基本  
要求事項の遵守状況（設備の独立性、耐震性、位置分離性など）の確認結果
- ・ 策定したアクシデントマネジメントに設定したマネジメントクラスに応じた、整備する設備改造又は追加に対する基本  
要求事項の遵守状況（設備の独立性、耐震性、位置分離性など）の確認結果

## 9 手順書類の作成

### 9.1 実施方針

手順書類の作成に当たっては、次の考え方に従う。**(附属書 W (参考) アクシデントマネジメントに  
関する手順書類の構成 参照)**

- a) シビアアクシデントの発生防止と影響緩和に関する手順書類を作成する。
- b) 摘出された発電所のぜい弱性、同定された発電所対応能力及び策定されたアクシデントマネジメントに基づき、手順書類を作成する。手順書類に係る活動のマネジメントクラス分類例を**附属書 V (参考)  
アクシデントマネジメントのマネジメントクラス毎の基本  
本要求事項の例**に示す。
- c) 緩和に関する手順書類は、措置による影響評価及び結果の不確実さの考慮が可能な柔軟性のあるもの（規範的・定型的ではないもの）とする。
- d) 適切な技術的情報、根拠に基づいて、作成する。

### 9.2 考慮すべき要件

手順書類の作成に当たっては、次の点に留意する。

- a) 複数プラント立地の発電所にあつては、複数プラントが同時にシビアアクシデントに至った場合にも

対処できるようにする。

- b) 操作の選択（優先順位を含む）及び実施の判断基準となる発電所パラメータ、その入手方法及び具体的な判断基準を手順書類へ記載する。（**附属書 O（参考） 策定したアクシデントマネジメントの優先順位の考え方** 参照）
- c) 手順書類は、直接測定できる発電所パラメータに基づいたものとする。また発電所パラメータの測定が困難な場合は、推定のための手段（簡単な計算又は事前に作成したグラフ）を策定する。
- d) 手順書類には、推奨された措置による影響（良い影響と悪影響の双方）を記載する。
- e) 事象の進展状況に応じた複数の手順書類を整備した場合は各手順書類の相互間の移行基準を明確化する。
- f) アクシデントマネジメント設備の一部が利用できない場合の代替措置及び／又は緩和措置についても記載する。
- g) シビアアクシデント時の制御室及び緊急時対策所の居住性並びにその他の関連区域への接近可能性（放射線，熱，空調，照明，設備損壊）について記載する。
- h) アクシデントマネジメントに必要となる計装，計算機及び通信のための電源の確保について記載する。
- i) 操作の選択（優先順位を含む）が事象の進展とともに見直されるよう記載する。
- j) シビアアクシデント後の長期安定状態の達成・維持のために留意すべき事項について記載する。（**附属書 AC（参考） シビアアクシデント後長期におけるアクシデントマネジメントの事例** 参照）
- k) 手順書類の改定管理の手続きを明確化する。

### 9.3 文書化

本箇条での検討につき、次の項目を含めて文書化する。

- ・ 策定したアクシデントマネジメントに関して整備する手順書類の内容（仕様）
- ・ 策定したアクシデントマネジメントに設定したマネジメントクラスに応じた、整備する手順書類に対する基本要項事項の遵守状況（柔軟性，操作性，運用管理など）の確認結果
- ・ 策定したアクシデントマネジメントに設定したマネジメントクラスに応じた、整備する手順書類に対する適切な技術的情報，根拠の整理

## 10 緊急時対応組織の整備

### 10.1 緊急時対応組織の機能

シビアアクシデントの発生防止及び影響緩和を実効的に行うために、そのための組織（緊急時対応組織）をあらかじめ定めておく必要がある。緊急時対応組織に係る活動のマネジメントクラス分類例を**附属書 V（参考）アクシデントマネジメントのマネジメントクラス毎の基本要項事項の例**に示す。

- a) 緊急時対応組織の機能と所掌範囲を明確にする。
- b) 原子力発電所外の組織（当該事業者の本店，他発電所など）がアクシデントマネジメントの責任の一部をもつ場合には、その所掌範囲，責任が移管される時期及びその意思決定プロセス，並びに所内組織との関係などについて規定する。
- c) 必要に応じ，社外組織（プラント製造業者，自衛隊，消防組織など）から支援を求めるための仕組みを確立する。
- d) 法令の範囲内で，規制当局が事業者の意思決定に何らかの関与をする場合にはその内容を規定する。
- e) 発電所内の緊急時対応組織における拠点と役割分担の代表例を**図10.1**に示す。緊急時対応に必要な機能は，



例えば次の3項目に区分できる。

- ・ 意思決定：シビアアクシデントの発生防止と影響緩和に関する措置案の内容とそれらを講じることによる影響、不確実さを考慮し、講ずべき措置を決定し、その実行を承認する。
- ・ 措置の検討：発電所の状態の評価、可能な措置の特定、措置を講ずることによる影響を評価した上でシビアアクシデントの発生防止と影響緩和に関する措置案を策定する。
- ・ 措置の実行：意思決定者が決定した措置を実行する。

f) 緊急時対応組織に属する要員の居住性と拠点間のアクセス性を確保する。

## 10.2 緊急時対応組織の構成と役割

- a) 緊急時対応組織の立ち上げのための判断基準を設定する。
- b) 炉心損傷又は燃料損傷防止の段階における意思決定は、制御室要員（当直長又は特定の専任者）が担う。ただし、混乱した状況下において、必要と判断する場合には、より高位の職位の者が意思決定の役割を担う。
- c) 緊急時対応組織が機能するまでの間、アクシデントマネジメントは制御室要員が継続して実行する。
- d) 炉心損傷又は燃料損傷後の影響緩和の段階では、**10.1 緊急時対応組織の機能**で挙げた機能を例にとれば、意思決定、措置の検討、措置の実行の3つの機能とも緊急時対応組織に移管される。緊急時対応組織では発電所長又はこれに代わるものが権限者（以下、緊急時指揮者。）の任に就く。
- e) 緊急時対応組織の各拠点における要員の役割は次による。
  - ・ 緊急時指揮者：所外への影響を含む発電所の状態、事象対応の結果生じ得る影響を理解し、講ずる措置を決定する。措置の実行に伴い生じる結果に対し責任を負う。
  - ・ 緊急時対策所：事故の収束に関連する手順書類に関する知識、シビアアクシデント現象の基本特性に関する理解を前提に、アクシデントマネジメントとその影響を評価し、緊急時指揮者に提案する。制御室と事故の事象の進展、利用可能な設備の有無、被害の程度などについて情報交換する。また、緊急時指揮者が決定した措置の一部を実行する。このとき、措置の実行主体も緊急時指揮者の決定に含まれるが、例えば、ある設備を復旧させる措置は設備を所管する部門が実行し、あるエリアの線量を測定する措置は放射線を管理する部門が実行することが、通常の業務分担との親和性を考えると自然である。
  - ・ 制御室：設備に関する知識及び訓練で身に付けた技能、更に自らが対応した事故の初動対応で得た経験に基づいて、緊急時対策所の評価に資する情報、及び観察した事実に基づく見解を緊急時対策所に提供する。また、手順書類に基づく運転操作及び緊急時指揮者が決定した措置の一部を実行する。

## 10.3 緊急時対応における権限の範囲と移管

- a) 緊急時対応組織への権限の移管の時期及び移管後の所掌範囲について規定する。
- b) 事象進展中に権限を移管する行為そのものが、意思決定と必要な措置に空白を生じせしめるおそれがある。したがって、対応に滞りが生じないようなタイミングで権限を移管する。例えば、新しい意思決定者が最初の決定を提示する準備ができるまでは正式な移管は行わないこととする。
- c) 責任と意思決定の権限を移管するにあたり、制御室に実行権限を残す措置、制御室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を指定する。この指定については、制御室は緊急時指揮者が決定した措置を実行する責任も負うため、この二つの措置群の間に矛盾が生じないようにする。
- d) 発電所レベルを超える影響が生じることが懸念される場合であっても、当該発電所にて事故を収束させることが第一に必要である。したがって、発電所内における事故対応の責任と意思決定の権限は緊急時指揮者がもつ。

- e) 緊急時指揮者と所外組織（例えば、事業者を代表する者）の責任と意思決定の権限の分担を明確にする。所外組織の責任と意思決定の権限の例としては、緊急時指揮者への助言、当該発電所外における社内及び社外関係機関への連絡、当該発電所外における報道機関などへの対応、などがある。
- f) アクシデントマネジメントから防災対策への展開（情報伝達及び判断）が円滑に進められるように緊急時対応組織の構成と役割を規定する。

#### 10.4 緊急時対応における情報伝達

- a) 緊急時対応組織への情報集約の方法、及び緊急時対応組織内の情報伝達の方法について規定する。
- b) 緊急時対応組織がアクシデントマネジメントを講ずるために必要な設備の性能及び事故プラントの状態に関する情報を集約する方法を定める。例えば、電子的にデータを送信する方法が有用である。データを人手で入手する必要がある場合は、他のアクシデントマネジメントの活動を阻害しないようにする。
- c) 緊急時対応における発電所内外の連絡体制について規定する。このとき電源の喪失の可能性を考慮する。
- d) 複数プラント立地の発電所では、緊急時対応組織での対応が更に複雑なものになるおそれ大きい。したがって、緊急時対応組織内の情報伝達手段は、単基立地の発電所の情報伝達手段に比べ強化する。

#### 10.5 文書化

本箇条での検討につき、次の項目を含めて文書化する。

- ・ 策定したアクシデントマネジメントに関して整備する緊急時対応組織の機能及び所掌範囲
- ・ 緊急時対応組織の機能・所掌移管の時期及びその意思決定プロセス、並びに所内組織との関係
- ・ 緊急時対応組織が社外組織（プラント製造業者、自衛隊、消防組織など）から支援を求めるための仕組み
- ・ 法令の範囲内で規制当局が意思決定に関わる場合の内容
- ・ 緊急時対応組織に属する要員の居住性及び拠点間のアクセス性の確保
- ・ 策定したアクシデントマネジメントに設定したマネジメントクラスに応じた、整備する緊急時対応組織に対する基本要求事項の遵守状況（柔軟性、操作性、運用管理など）の確認結果

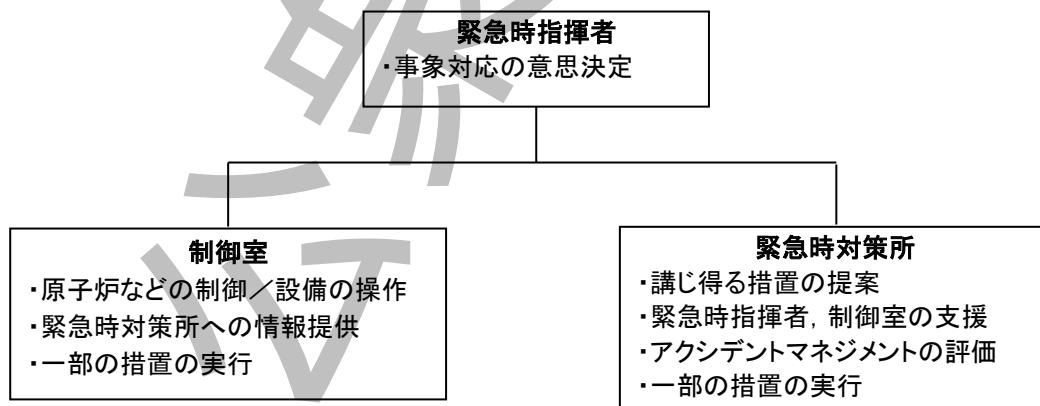


図 10.1 シビアアクシデント対策の実施体制（緊急時対応組織）の例

## 11 教育・訓練

### 11.1 実施方針

教育・訓練は、状況に応じた柔軟な対応ができるように、シビアアクシデントに関する知識ベースの理解を深め対応能力の向上に努めることが重要である。(附属書 X (規定) アクシデントマネジメントの教育・訓練について 参照)

教育・訓練に当たっては、次の考え方に従う。

- a) 教育・訓練は、アクシデントマネジメントにおける役割分担と責任範囲に照らして適切な内容とする。
- b) 教育・訓練の計画は、目的、技術的根拠、実施場所、効果の確認などについて体系的に策定する。
- c) 教育・訓練の実施体制は、とりまとめ並びに教材の作成とレビューの分担及び支援の体制を明確にする。
- d) 教育・訓練は、マネジメントクラスに応じて定期的な再教育・訓練を実施する。(附属書 V (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス毎の基本要求事項の例 参照)

### 11.2 考慮すべき事項

教育・訓練に当たっては、次に従って実施する。(附属書 X (規定) アクシデントマネジメントの教育・訓練について 参照) (附属書 Y (参考) アクシデントマネジメントに関する教育・訓練についての事例 参照)

- a) 教育・訓練の対象者を定める。
- b) 教育・訓練として机上教育並びに実習及び演習による訓練などの項目について実施計画を作成する。実施計画では、定期的な訓練及び再訓練の頻度についても定める。
- c) 教育・訓練に用いる資機材を整備し、維持管理を行う。
- d) 教育・訓練を実施する。訓練は、実効性を高めるために、プラント挙動、作業環境及び人的因子の観点でできるだけ現実的なものとするとともに、外部機関との情報伝達及び連携なども計画的に含める。また、アクシデントマネジメント策定段階の発電所ぜい弱性の摘出において評価の対象外とした低頻度・高影響事象についても適切な方策の討論を行う。
- e) 13.3 b) において、アクシデントマネジメントの実施体制又は手順書類の改善が必要と判断されたものは、体制又は手順書類を改定し、その周知又は教育・訓練を行う。

### 11.3 文書化

本箇条での検討につき、次の項目を含めて文書化する。

- ・ 策定したアクシデントマネジメントに関して整備する教育・訓練計画の内容(目的、技術的根拠、実施場所、効果の確認など)
- ・ 教育・訓練の実施体制(とりまとめ並びに教材の作成及・レビューの分担及び支援)
- ・ 策定したアクシデントマネジメントに設定したマネジメントクラスに応じた、整備する教育・訓練に対する基本要求事項の遵守状況(柔軟性、操作性、運用管理など)の確認結果

## 12 確認及び検証

### 12.1 アクシデントマネジメントの検証

8 設備改造又は追加, 9 手順書類の作成, 10 緊急時対応組織の整備, 11 教育・訓練において整備・作成したアクシデントマネジメントを、次の観点から整備・作成に関わった主担当部門が検証を実施する。

- a) 整備・作成したアクシデントマネジメントが、次の項目について深層防護の考え方に基づく対応が十分に確保されていることを出力運転中及び停止中に対して検証する。**(附属書 Z (参考) 深層防護の堅持の確認について 参照)** 検証に当たっては、確率論的リスク評価などの確率論的手法から得られるリスク情報を参考とすることが望ましい。

- － アクシデントマネジメントの信頼性、独立性及びバランスの確保
- － 管理的手段への過度な依存の回避

**注記** ここでは、7 **アクシデントマネジメントの検討**にあるように、現場へのアクセスルート、時間的な制約、作業環境上の制約、及び使用可能な資機材の制約などを考慮した上で、実現にあたり困難を伴う管理的手段（マネジメント）に過度に期待していないかを検証することを意図している。

- － 共通原因故障に対する防護対策の実施
- － 人的過誤の防止対策の実施

- b) 手順書類において、技術的な事項及び人的因子の事項などが適切に考慮されていることを次の観点から検証する。

- － 実施体制（組織、役割分担、責任者及び意思決定）（10 **緊急時対応組織の整備**にて規定）
- － 施設、設備などの整備（支援組織用の施設、設備、計測制御の利用可能性など）
- － 知識ベース（プラント状態の把握、アクシデントマネジメントの実施判断）
- － 通報連絡体制

- c) 教育・訓練の有効性を検証し、アクシデントマネジメントの実実施計画全体への反映事項のないことを確認する。

- d) 基準・指針などとの適合性を確認し、既存の安全機能への悪影響がないことを検証する。**(附属書 AA (参考) 既存の安全機能への影響確認例 参照)**

## 12.2 手順書類の妥当性確認

手順書類に記載された措置が緊急時対応組織の関係者に理解され得るか確認することを目的に、手順書類の作成者とは異なる者が、作成した手順書類を確認する。その際、利用可能であればシミュレータ又は解析コードを用いる。

## 12.3 第三者レビューによる妥当性確認

アクシデントマネジメントの妥当性を確認するために、次に従い独立した第三者によるレビューを実施する。**(附属書 AB (参考) アクシデントマネジメントにおける第三者レビューの海外事例及び実施手順例 参照)**

- a) レビューチームは、専門性、独立性、公正性を持った構成とする。
- b) レビューの実施頻度は少なくとも10年に1回とする。また、前回レビューから10年未満であつても、アクシデントマネジメントの大幅な変更を実施した場合には、再レビューの実施の可否について検討する。
- c) 同一発電所で第三者レビューが実施された結果がある場合、レビュー範囲を限定してもよい。
- d) オンサイトレビュー（事業者に赴き実施するレビュー作業）時には、サイト・プラントウォークダウンを活用する。
- e) 指摘事項及び推奨事項に対して、それらを実施した場合に、プラントの安全性向上に有意に寄与するかについて検討する。また、これらの結果については、事業者間で共有する。

## 12.4 文書化

本箇条での検討につき、次の項目を含めて文書化する。これらのプロセスで得られた知見については、アクシデントマネジメントに反映できるようにまとめる。

- ・ 策定したアクシデントマネジメント（設備改造又は追加、手順書類、緊急時対応組織、教育・訓練）の確認及び検証の手法
- ・ 確認及び検証の結果
- ・ 手順書類の妥当性確認の手法
- ・ 手順書類の妥当性確認の結果
- ・ 第三者レビューによる妥当性確認の結果

### 13 アクシデントマネジメントの維持向上

#### 13.1 調査・監視

アクシデントマネジメントの策定、有効性、妥当性に影響する可能性のある次の項目について、継続的に調査・監視する。

- a) 発電所の設備、手順書類、実施体制の変更
- b) 発電所周辺の環境条件（周辺住民の動態、外部ハザードに係る因子など）の変化
- c) アクシデントマネジメントを策定する際に作成、参考にした技術文書の改定
- d) シビアアクシデントの現象に関する研究、解析ツールについての国内外の最新知見
- e) 国内外の事故・トラブル事例に基づく新知見

#### 13.2 影響の確認

調査・監視の結果、アクシデントマネジメントの策定、有効性、妥当性に影響する可能性があると判断された場合は、次に対する影響を確認する。

- a) **5 発電所ぜい弱性の摘出**で行う重要事故シーケンス及びプラントのぜい弱性の特定
- b) **7 アクシデントマネジメントの検討**で行う有効性確認
- c) **12 確認及び検証**で行う妥当性確認

#### 13.3 整備に関する再検討

次の場合には、アクシデントマネジメントの整備に関して再検討を行う。

- a) **11 教育・訓練**の改善が必要と判断されたもののうち、アクシデントマネジメントの整備に関して再検討が必要と判断された場合
- b) **12 確認及び検証**の妥当性確認で問題があると判断された場合
- c) **13.2 影響の確認**の結果、アクシデントマネジメントの策定、有効性、妥当性に対して重大な影響が確認された場合
- d) 前回の検討から少なくとも10年以内

#### 13.4 文書化

本箇条での検討につき、次の項目を含めて文書化する。

- ・ アクシデントマネジメントの維持向上に関する継続的な調査・監視項目
- ・ 調査・監視の結果、及びアクシデントマネジメントの策定、有効性、妥当性に影響する可能性の有無
- ・ アクシデントマネジメントの策定、有効性、妥当性への影響の確認結果
- ・ アクシデントマネジメント整備の再検討の必要性、及びその結果

**注記** シビアアクシデントが万一発生した場合に迅速かつ的確な対応ができるように、常にその対応能力を維持し向上に努めておくことが重要である。そのためには、アクシデントマネジメントの PDCA を回すインプットとして、調査・監視の結果を基にするだけでは情報が限定されること、及び実際にシビアアクシデント対応の経験を積むことは不可能なことから、教育・訓練の結果が極めて重要である。このことから、**図 4.1 アクシデントマネジメントに関する PDCA サイクル** に示す業務の計画及び実施に係る個別の小さな PDCA では、CHECK として、確認及び検証、教育・訓練を挙げており、アクシデントマネジメントの整備に関して再検討を行う場合の PDCA の重要なインプットとすることになっている。

また、アクシデントマネジメントの維持向上を図るためには、維持向上のための体制を構築し、組織的に有効な活動ができるようにしておくことも重要である。

## 14 文書化

### 14.1 目的・対象・結果などの文書化

アクシデントマネジメントの整備及び維持向上を行った場合、実施内容が容易に理解できるよう、実施の目的、対象、分析結果、策定したアクシデントマネジメント方策などを実施の記録である記録文書として、追跡可能な詳細さで文書化する。アクシデントマネジメントの整備及び維持向上の各ステップにおいて含める必要のある文書化項目は、それぞれのステップにて示す。

なお、公開する場合は、商業機密を含む情報、及び核物質防護の観点などから公開が不適切であると判断される記録文書は公開対象から除く。

### 14.2 規定への適合性の文書化

アクシデントマネジメントの整備及び維持向上が、この標準の具体的な規定を満足していることを示す。

### 14.3 除外事項などの適用の妥当性の文書化

アクシデントマネジメントの整備及び維持向上において、この標準に記載している除外事項及び／又は除外事項を適用した場合には、その妥当性を示す。

## 15 品質保証

アクシデントマネジメントの整備、確認検証、及び維持向上活動における品質保証は、JEAC4111（原子力安全のためのマネジメントシステム規程）、及び PRA を用いる場合には AESJ-SC-RK006（原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準）に従って実施する。

## 参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency, " Severe Accident Management Programmes for Nuclear power Plants, " IAEA Safety Standard Series No. NS-G-2.15, IAEA, Vienna (2009). ©IAEA 2009
- [2] International Atomic Energy Agency, " Safety of Nuclear Power Plants : Design, " IAEA Safety Standard Series No. SSR-2/1 Rev.1, IAEA, Vienna (2016). ©IAEA 2016
- [3] International Atomic Energy Agency, " Fundamental Safety Principles : Safety Fundamentals, " IAEA Safety Standard Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006). ©IAEA 2006
- [4] 日本原子力学会, “原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準” AESJ-SC-S006 : 2023 (2023)

## 附属書 A

### (参考)

## アクシデントマネジメントに関する PDCA サイクル

### 序文

この附属書はアクシデントマネジメントに関する PDCA サイクルと留意点を解説したものである。アクシデントマネジメントの継続的な維持向上を進めるために PDCA サイクルを回しスパイラルアップをはかる際の、原子力安全に係る基準体系における上位の基本安全目的、法令などをふまえたマネジメントシステムとの関係について、**解説 6 SAM 実施基準と規制委員会規則との関係性**、及び**解説 8 国際標準との関連**に示す。

### A.1 アクシデントマネジメントに関する PDCA サイクル

アクシデントマネジメントは、次に述べる PDCA サイクルに沿って策定すると共に継続的な改善を行う。**図 A.1** に PDCA サイクルを示す。

- a) 設計基準事故を超え、シビアアクシデントに至る重要な事故シーケンス、及び大規模なプラントの損傷に繋がる可能性のある事象及びプラントの損傷状態を同定する（**箇条 5**）。
- b) 同定した事故シーケンスに対して、アクシデントマネジメントに有効と考えられる発電所対応能力を同定する（**箇条 6**）。
- c) 重要な事故シーケンスに対応して、シビアアクシデントの発生防止及び影響緩和のために有効で、合理的で実行可能なアクシデントマネジメントを整備する（**箇条 7**）。
- d) アクシデントマネジメントに必要な設備の改造又は追加、手順書類の整備などを実施する（**箇条 8, 9**）。
- e) アクシデントマネジメントを実施するために必要な発電所における緊急時対応組織を定めるとともに、各要員の役割に応じて、教育及び訓練を実施する（**箇条 10, 11**）。
- f) 整備したアクシデントマネジメントが深層防護の観点で適切なものであることを確認する（**箇条 12**）。
- g) アクシデントマネジメントは、確立、実施、評価確認、継続的な改善を行い、新知見の反映などによる維持向上に努める（**箇条 13**）。
- h) PDCA サイクルにおいては、原子力安全のためのマネジメントシステム規定に従って品質保証活動を実施し、記録文書として追跡可能な詳細さで文書化を行う（**箇条 14, 15**）。

### A.2 アクシデントマネジメントに関する留意点

アクシデントマネジメントの策定及び継続的な改善に当たっては、次の点に留意する。

- a) アクシデントマネジメントにおいては、プラント状態として出力運転中及び停止中を対象とするとともに、発電所に保管中の使用済燃料についても対象とする。
- b) アクシデントマネジメントは、体系的なトップダウン構成（目的から始まり対応方策、そして手順書）で、防止と緩和の両方の領域を対象として作成する。
- c) 想定する起因となる事象としては、単一の外的事象又は内的事象に加えて、事象の重畳の可能性を考慮する。



- d) 起因となる事象を特定せずに、安全機能が大幅に損なわれたプラントの損傷状態を想定する。
- e) 外部ハザード及びプラント間の共用部からの影響伝ばによる複数プラントにおけるシビアアクシデントの同時発生の可能性を考慮するとともに、プラント間での安全対策の独立性と共用について検討する。
- f) 想定する事象は可能な限りの網羅性を確保する。また、スクリーニングを段階的に実施して重要な想定事象の抽出を行い、事象毎に確率論的リスク評価、決定論的評価、工学的判断又はそれらを組み合わせることによって、重要な事故シーケンスの同定を行う。
- g) アクシデントマネジメントは発電所特有の立地条件などを十分に考慮して、プラント毎に作成する。
- h) アクシデントマネジメントの方策の検討では、安全系に限定せず、非安全系又は当初意図した範囲外での機器の使用可能性など、発電所の全ての対応能力を考慮して整備する。
- i) アクシデントマネジメントの策定に当たっては、最悪の実施条件（アクセス性、時間的制約、作業環境、資機材の制約、外的事象の影響、計装の信頼性）を予測した上で実行可能性を考慮する。
- j) 発電所内の隣接プラントから利用できる手段及び支援の活用は、アクシデントマネジメントとして有効であることが確認された場合に考慮する。
- k) アクシデントマネジメントはリスク低減効果などを指標とした優先順位を考慮し、グレーデッドアプローチの考え方に基づいてアクシデントマネジメントの信頼性を確保するためマネジメントクラスを定め、整備運用する。
- l) 策定したアクシデントマネジメントについては、有効性を評価するとともに、その機能が維持されていることを監視する。
- m) アクシデントマネジメントの有効性を確認するための解析は最適評価を原則とし、解析結果は解析コードの適用範囲と不確かさを考慮して解釈する。
- n) アクシデントマネジメントの成立性及び有効性を評価する際には、サイト・プラントウォークダウン手法の活用を検討する。
- o) アクシデントマネジメントの教育・訓練は、知識ベース及び応用能力をはじめとするマネジメント能力の向上が図れる内容とする。
- p) シビアアクシデントに関する国内外の最新知見を継続的にフォローし、アクシデントマネジメントの維持向上に努める。

## アクシデントマネジメントの目的

- ①シビアアクシデントの発生防止, ②事故進展の抑制, ③格納容器の健全性確保,  
④放射性物質の放出の最小化, ⑤長期の安定状態の達成・維持

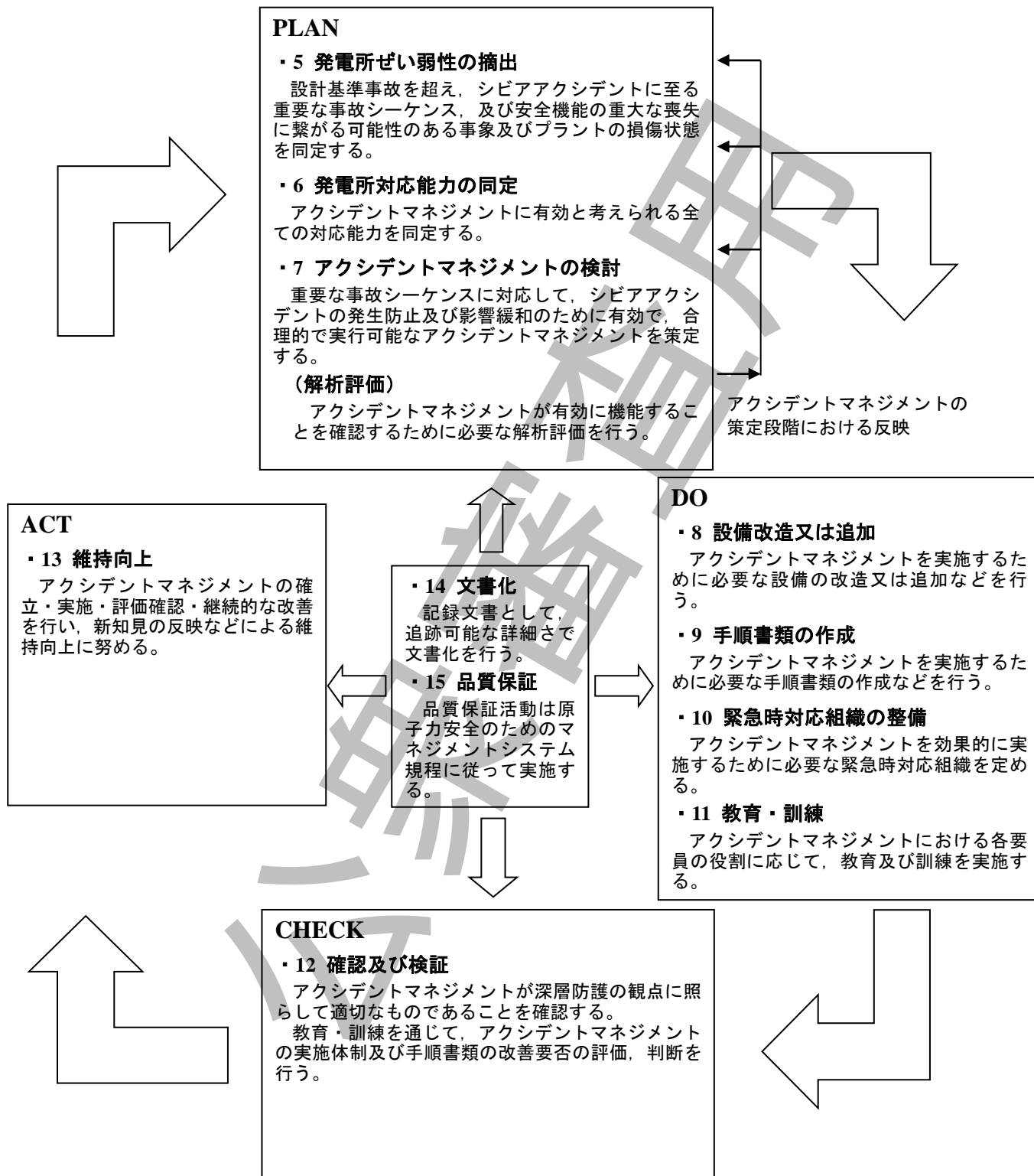


図 A.1 アクシデントマネジメントに関する PDCA サイクル

## 附属書 B

### (参考)

## アクシデントマネジメントの構成の例

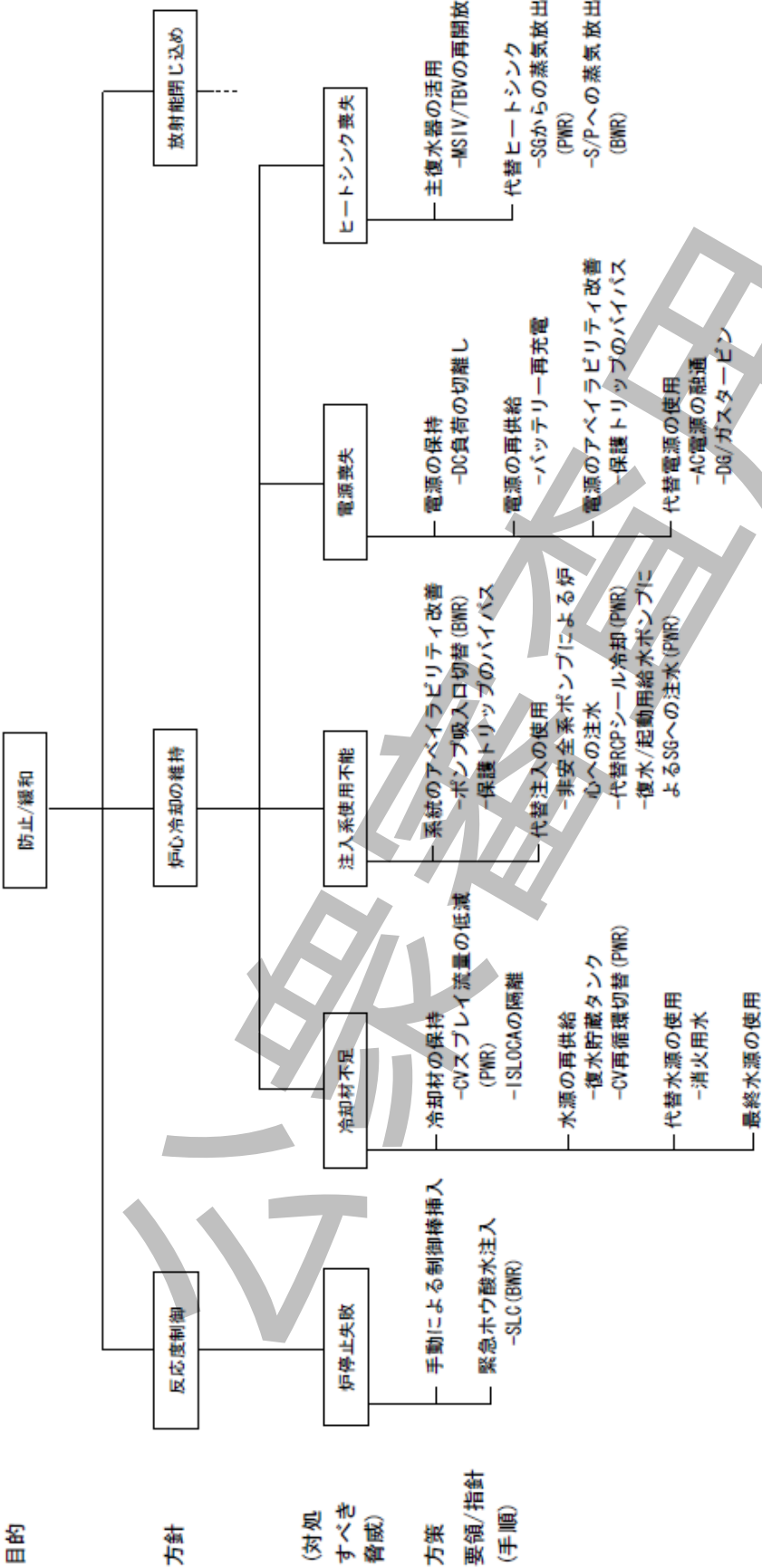
この附属書は、体系的に策定されたアクシデントマネジメントの構成の例を示したものである。

米国におけるアクシデントマネジメントの構成の例[1]を図 B.1 に示す。また、福島第一原子力発電所事故の教訓を反映して改訂された、EPRI の SAMG 技術ベース図書[2]におけるアクシデントマネジメントの構成[3]を図 B.2 に示す。SFP への注水/スプレイ、格納容器から建屋への漏えいガス換気などが追加されている。構成を体系的なものとするため、図 B.1 の例では代替すべき喪失機能を視点として、図 B.2 の例では緩和すべきプラント損傷状態（損傷が予見される場合も含む）を視点として方策を展開している。（なお、図 B.2 の例では、既に整備済の反応度制御に対する方策は省略されている。）

アクシデントマネジメント策定及び改定に際しては、これらの例も参考としつつ、実効性の高いアクシデントマネジメントとする。

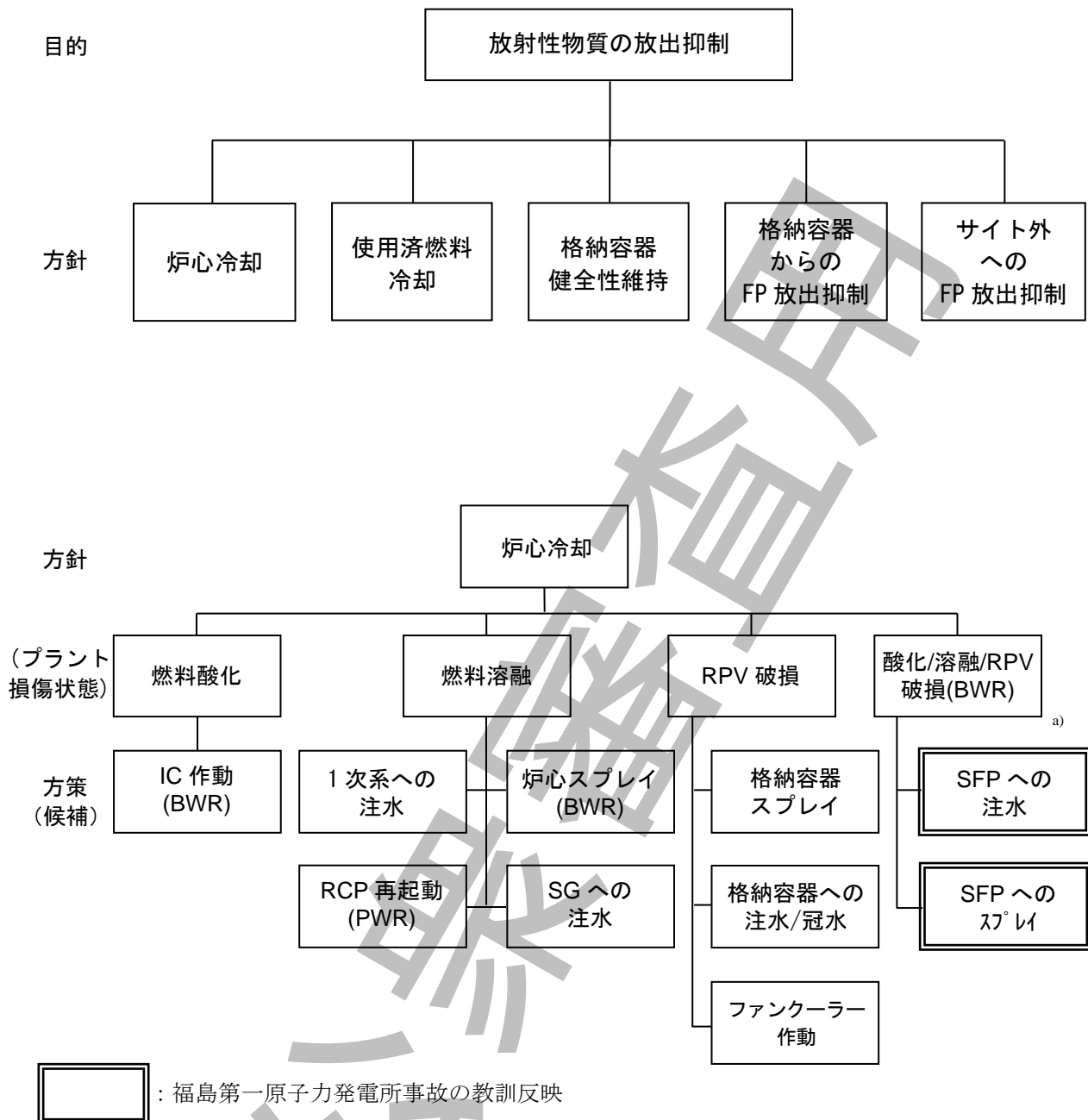
### 参考文献

- [1] Luckas, W.J., Vandenkieboom, J.J., Lehner, J.R., “Assessment of Candidate Accident Management Strategies,” NUREG/CR-5474, 1990, U.S.Nuclear Regulatory Commission
- [2] EPRI, “Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report, Volume 1: Candidate High-level Actions and Their Effects,” (2012)
- [3] EPRI, “SAMG TBR Volume 1,” ML12318A079 (NRC Briefing on SAMG TBR) (2012)



(出典：Luckas W.J., Vandenkieboom J.J., Lehner J.R., “ Assessment of Candidate Accident Management Strategies” , NUREG/CR-5474, 1990.)

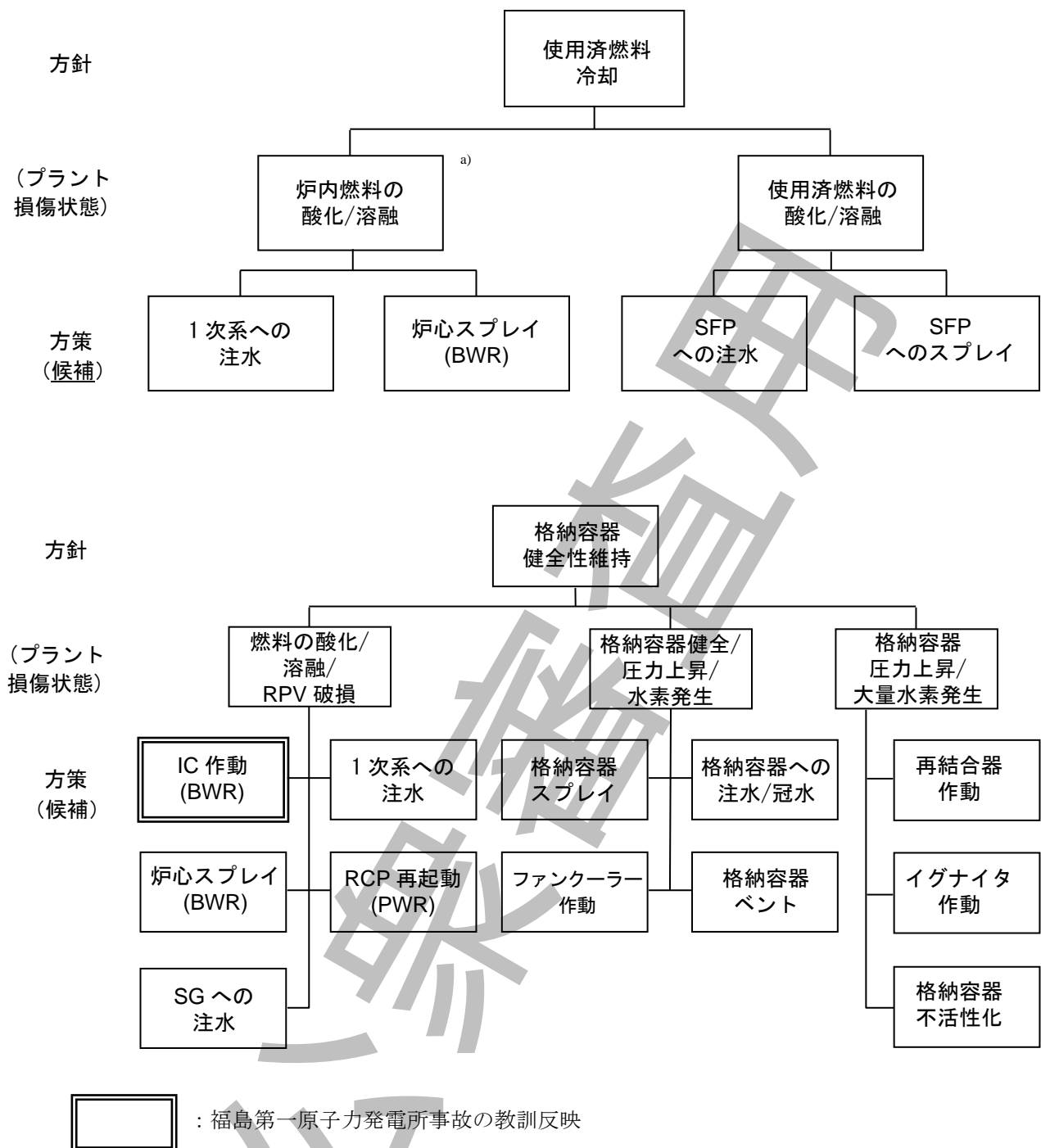
図 B.1 米国におけるアクシデントマネジメントの構造の例 (NUREG/CR-5474)



注 a) 炉心と使用済燃料が上下の階層に連結されているケースは、停止時において炉とプールが接続され、共通の冷却水源に期待できる状態に対応する。

(出典：EPRI, “Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report, Volume 1: Candidate High-level Actions and Their Effects”, 2012.)

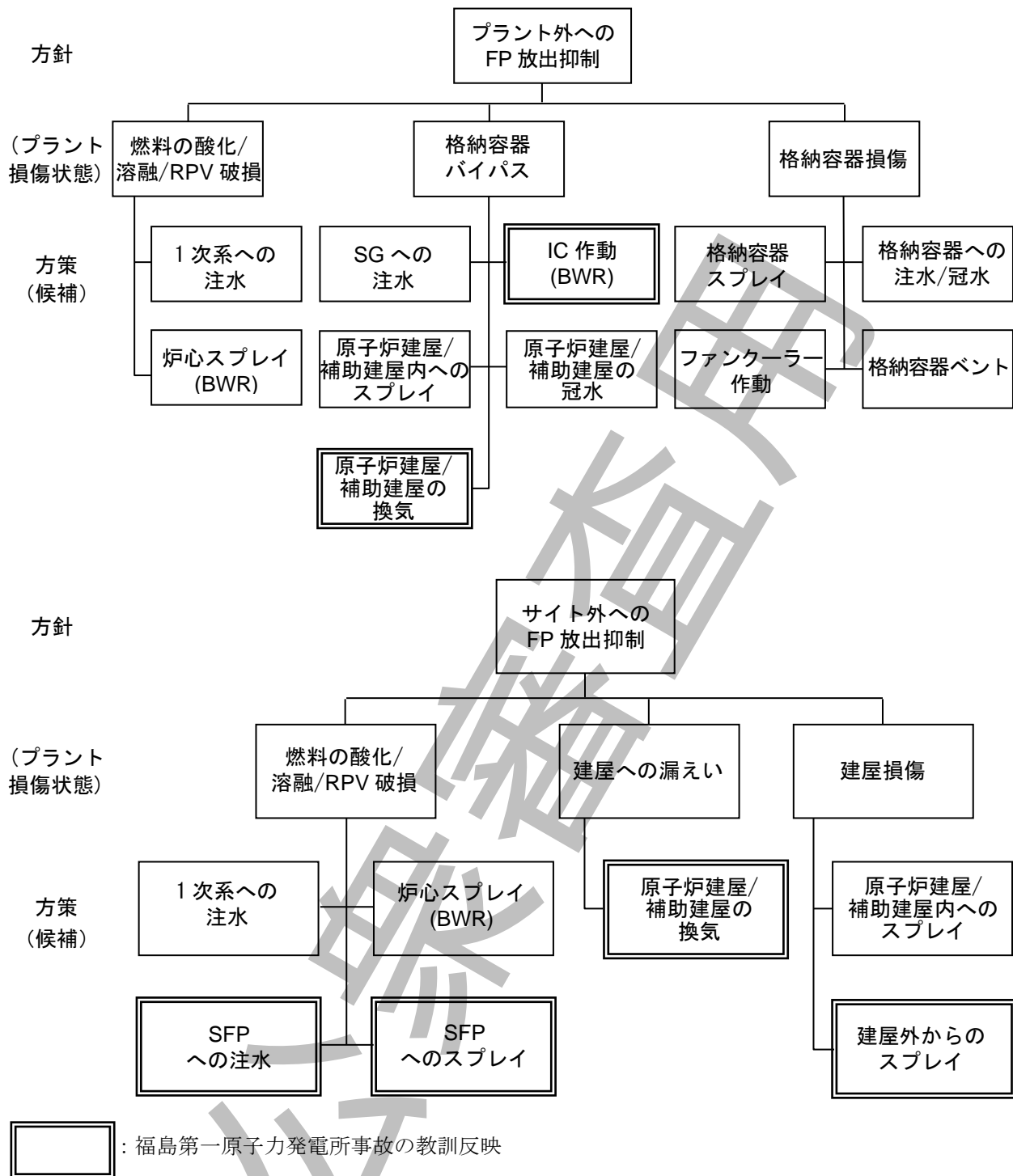
図 B.2 EPRI SAM 技術ベースレポートにおけるアクシデントマネジメントの構成 (1/3)



注<sup>a)</sup> 炉心と使用済燃料が上下の階層に連結されているケースは、停止時において炉とプールが接続され、共通の冷却水源に期待できる状態に対応する。

(出典：EPRI, “Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report, Volume 1: Candidate High-level Actions and Their Effects”, 2012.)

図 B.2 EPRI SAM 技術ベースレポートにおけるアクシデントマネジメントの構成 (2/3)



（出典：EPRI, “Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report, Volume 1:

Candidate High-level Actions and Their Effects”, 2012.）

図 B.2 EPRI SAMG 技術ベースレポートにおけるアクシデントマネジメントの構成 (3/3)

## 附属書 C

### (参考)

### 事象の想定例について

#### 序文

この附属書は事象の想定について解説、例示したものである。

#### C.1 起因となる事象、又はプラントの損傷状態の想定について

次に示す **a)**、**b)**は、対象プラントの安全機能喪失の起因となる事象であり、単一事象、従属性をもつ重畳を考慮すべきものである。また **c)**は、**a)**、**b)**項を超える事象であり、アクシデントマネジメントの信頼性を高めるという観点から、安全機能が大幅に損なわれたプラントの損傷状態を仮定するものを対象としている。

- a)** 単一事象（内的事象、外的事象）
- b)** 重畳事象
- c)** 安全機能の重大な喪失

“**b)** 重畳事象”の設定に当たっては各事象間の依存性（従属事象としての発生可能性）などを考慮して、重畳の要否を判断する。事象の組合せが独立であるなど、発生の可能性が十分低く排除できる場合には、それらを重畳する必要はない。また、アクシデントマネジメント策定の観点から、他の事象との重畳に包含される場合には、そのような組合せで代表させることができる。

“**c)** 安全機能の重大な喪失”の想定では、対象プラントにおいて安全機能が大幅に損なわれプラントの大規模な損傷に至る可能性のある事象及びプラントの損傷状態を考慮する。

網羅的な事象の想定の観点では、上記の **a)～c)** ではカバーできない低頻度・高影響事象があるが、これらの事象に対しては、例えば教育・訓練の一環として、ブレーンストーミングを行い、万一の事態に対応できる能力の向上に努めるといった対応を行う。個別プラントに対するアクシデントマネジメントの整備に当たっては、単一事象（内的事象、外的事象）及び重畳事象の想定に基づいて重要な事故シーケンスを抽出し、アクシデントマネジメントの策定を行う。加えて、より低頻度ではあるものの、影響が大きい安全機能の重大な喪失に繋がる事象に関して、起因となる事象を特定せずに、安全機能が大幅に損なわれたプラントの損傷状態を想定して、整備したアクシデントマネジメントを中心とした対応によって、深層防護の観点から柔軟に対処できる対策を検討する。このアプローチによって、例えば、重要な事故シーケンスとしては頻度が小さく抽出対象とならない事象に対しても、安全機能の重大な喪失に繋がる事象として同定される可能性があり、この場合に対して、万一の対策を検討していくこととなる。このような対象プラントでの事象の観点に加え、アクシデントマネジメントの策定に当たっては、安全機能の支援、代替、若しくは復旧に際しての境界条件として、次のような対象プラント周辺施設の機能喪失の態様も合わせて考慮する必要がある。

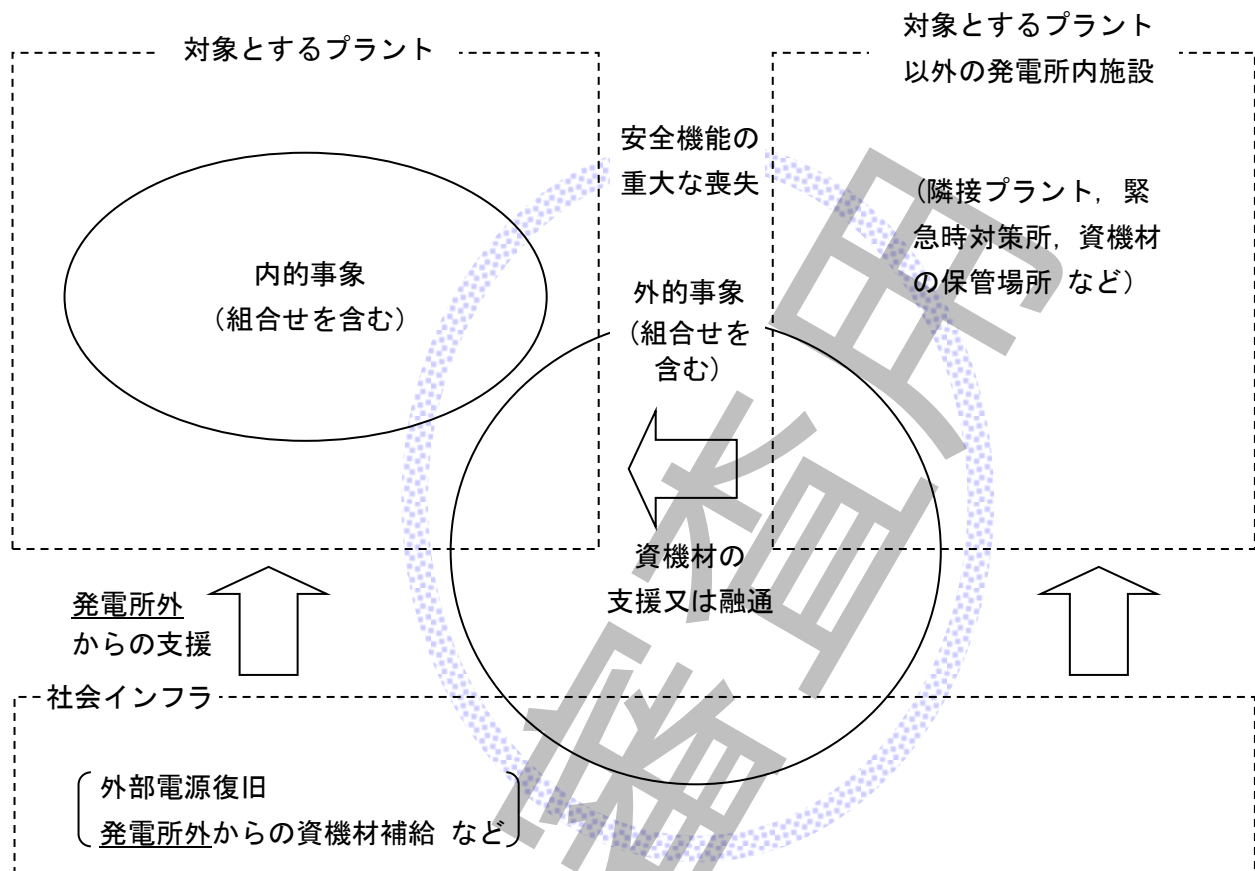
- a)** 社会インフラの喪失
- b)** 複数プラントの損傷

すなわち、外部ハザード及びプラント間の共用部からの影響伝ばは発電所内の複数プラントに対し同時に影響を及ぼし得ることから、プラント間での支援が期待できない場合、資機材が同時に必要とされること



などを考慮する必要がある。また、影響が発電所外の社会インフラに及ぶ可能性を想定し、外部電源の復旧及び発電所外からの資機材補給が長期にわたって困難となる事態を考慮する必要がある。

以上の関係を図 C.1 に示す。



**注記** 安全機能の重大な喪失は、起因事象を特定せずに安全機能が大幅に損なわれたプラントの損傷状態を想定するものであり、具体的な起因事象から生じる外的事象との間で単純な包含関係にはないが、外的事象を含めた重要な事故シーケンスの抽出に基づくアクシデントマネジメントの策定を補完するものであることから上記のように図示した。

図 C.1 事象の想定の関係

## C.2 考慮すべきハザードと起因事象

考慮すべきハザードは、内的事象に対しては機器のランダム故障又は人的過誤、外的事象に対しては内部ハザードと外部ハザード（自然ハザード、又は人為ハザード）に大別される。内的事象及び外的事象とハザードの対応の例を表 C.1 に示す。

考慮すべき起因事象に漏れがないようにするためには、次のような方法が参考になる。

- a) 既存の体系的な起因事象の抽出
- b) 確率論的リスク評価
- c) 運転経験、前兆事象などの分析
- d) その他（歴史的記録、サイト・プラントウォークダウン）

考慮すべき外部ハザードについては古くから整理が行われている[1]-[7]が、外部ハザードに対するリスク評価方法選定の日本原子力学会標準[8]には、我が国において発生実績のある自然ハザード、及び人為ハザードを踏まえた国内で検討できる外部ハザードリストが示されており、評価の参考とできる。

### 参考文献

- [1] ANS, “Guidelines for Combining Natural and External Man-made Hazards at Power Reactor Sites,” ANSI/ANS-2.12 (1978)
- [2] Hickman, J. et al., “PRA Procedure Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-2300 (1983), U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- [3] Chen, J.T., Chokshi, N.C., Kenneally, R.M. et al., “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities,” NUREG-1407 (1991) , U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- [4] Knochenhauer, M. and Louko, P., “Guidance for External Events Analysis,” SKI Report 02:27 (2003)
- [5] ASME, “Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS RA-S1.1-2024 (2024)
- [6] Decker, K and Brinkman, “List of external hazards to be considered in ASAMPSA\_E”, Technical report ASAMPSA\_E/ WP21/D21.2/2015-10 (2015)
- [7] International Atomic Energy Agency, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3 Rev.1, IAEA, Vienna (2024). ©IAEA 2024
- [8] 一般社団法人日本原子力学会, “外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準:2024” , 2025 年

表 C.1 ハザードの分類と例

内部ハザード	外部ハザード	
	自然ハザード	人為ハザード
内部火災 内部溢水 内部ミサイル 内部爆発 重量物落下 化学物質放出, など	地震 外部火災* 津波 風 火山噴火 隕石落下 生物学的現象 異常気象, など	発電所敷地外の爆発 外部火災* 発電所敷地外での化学物質放出 航空機落下 意図的な不法行為, など

\* 発火原因が人為的なものであっても、自然ハザードに分類する必要がある。

### C.3 安全機能の重大な喪失となるプラントの損傷状態

安全機能の重大な喪失となるプラントの損傷状態の検討例を、次に示す。

#### C.3.1 EU のストレステスト

欧州では、ENSREG（欧州原子力安全規制者グループ）の策定した仕様書[1]に沿ってストレステストの評価が実施されている。起因事象を特定しない全交流電源喪失と最終ヒートシンク機能喪失に対して、次の事象、及び、その組合せを考慮してプラントの耐性を評価している。

##### a) 全交流電源喪失

- ・外部電源喪失＋通常のバックアップ電源（非常用発電機など）の喪失
  - ・外部電源喪失＋通常バックアップ電源（非常用発電機など）の喪失＋他の代替電源の喪失
- 外部電源の喪失は数日間継続するものと仮定し、発電所外からの支援については、重量資機材は 72 時間以降、軽量資機材は 24 時間以降に期待できるものとする。

##### b) 最終ヒートシンク機能喪失

- ・最終ヒートシンク（河川又は海水への接続）の機能喪失
- ・最終ヒートシンク＋代替ヒートシンクの機能喪失

##### c) a)及び b)の組合せ

#### C.3.2 多様性及び柔軟性のある対処戦略（FLEX）

米国では、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた NTTF（Near Term Task Force）の提言[2]を受け、NRC の命令[3]で設計基準を超える外的事象のリスクに対する深層防護の観点から、対応能力の強化が求められている。この命令に対する暫定スタッフガイダンス[4]では、NEI が提示した多様性及び柔軟性のある対処戦略（FLEX）[5]が対応方策として認められており、設計基準を超える外的事象に対して次の想定をして、評価を行っている。

- a) 起因事象を特定しない外部電源喪失（発電所全体）を仮定
- b) 非常用電源及び代替交流電源は使用できない
- c) 外的事象に対して防護された冷却材インベントリは健全
- d) 最終ヒートシンク機能への動的接続（ポンプなどの機能）は喪失

- e) FLEX に用いる機器の燃料は外的事象に対して防護される
- f) 外的事象に対して防護された恒設機器は使用可能
- g) 機動的資機材の利用は外的事象に対して防護され接続手段及び手順が整備されていれば期待できる
- h) 電源系は外的事象に対して防護されていれば期待できる
- i) 対応中におけるハザードの重畳は想定しない
- j) 消火系の機能は外的事象に対して防護されている場合だけ期待できる

## 参考文献

- [1] ENSREG, “EU Stress tests specifications,” (2011)
- [2] Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century, ML111861807 (2011), U.S.Nuclear Regulatory Commission
- [3] Order Modifying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events, EA-12-049 (2012), U.S.Nuclear Regulatory Commission
- [4] Compliance with Order EA-12-049, Order Modifying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events, JLD-ISG-2012-01 Rev.2 (2017), U.S.Nuclear Regulatory Commission
- [5] NEI, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide,” NEI 12-06 Rev.5 (2018)

## 附属書 D (参考)

### 複数プラント及び社会インフラに関する想定について

この附属書は、複数プラント及び社会インフラに関する想定について解説、例示したものである。

複数プラント及び社会インフラに関しては、国内外の事例などを参考とし、次のような想定とすることが考えられる。

発電所内又はその近傍に複数プラントが立地する場合は、影響が複数プラントに及ぶような事象に対しては、プラント間の支援及び資機材の融通は確実な余裕のある場合を除き、アクシデントマネジメントの策定に当たっては期待しないこととする。ただし、資機材などがプラントから十分な独立性を確保できる場所に保管されている場合にそれらを共用することは許容されるが、資機材などの保管量は複数プラントを考慮したものとする。発電所近傍の範囲としては、予防的防護措置を準備する区域（precautionary action zone : PAZ）内にある他の発電所も含むものとする（PAZ の具体的範囲は、原子力災害対策指針を踏まえ、発電所毎に定める。）。

発電所外からの資機材の支援並びに燃料及び水の補給に関しては、社会インフラ（輸送手段など）の喪失も考慮する必要がある。海外の事例[1]-[3]では、社会インフラの喪失に伴う復旧又は発電所外からの支援に要する時間の想定としては、軽量資機材は 24 時間以降、重量資機材は 72 時間以降に期待できるとしている。我が国では、シビアアクシデント時における発電所外からの支援に対する時間的余裕は少なくとも 7 日と設定している[4]。一律に時間的余裕を決定することはプラントによってリスク増大を招く可能性があり、プラント毎のリスク評価に基づいて最適な時間的余裕を決定することが必要である。

**注記** 予防的防護措置を準備する区域（precautionary action zone : PAZ）

急速に進展する事故においても、放射線被ばくによる確定的影響などを回避するため、即時避難を実施するなど、放射性物質の環境への放出前の段階から予防的に防護措置を準備する区域。

#### 参考文献

- [1] EUR, “European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants,” Vol.2, Chapter 1 (Safety Requirements), Section 6.7 (2012)
- [2] Moritz, G., “EDF’s Nuclear Rapid Response Team (FARN) - A Post-Fukushima Action at DPN,” EDF (2012)
- [3] NEI, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide,” NEI 12-06 Rev.5, Chapter 12 (Off-site Resources) (2018)
- [4] 原子力規制委員会, “実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準”（令和 5 年 2 月改正）

## 附属書 E

### (参考)

### 重要な想定事象の抽出の例

#### 序文

この附属書は、重要な想定事象の抽出方法を例示したものである。

#### E.1 重要な想定事象の抽出方法の例

重要な想定事象の抽出に関して、米国 IPEEE[1] (individual plant examination of external event)、米国 ASME/ANS の PRA 標準[2]、IAEA 安全ガイド[3]及び外部ハザードに対するリスク評価方法選定の原子力学会標準[4]に示された方法を、次に説明する。

ここで定性的な予備スクリーニング基準としては、米国 ASME/ANS の PRA 標準と外部ハザードに対するリスク評価方法選定の日本原子力学会標準に具体的な基準が示されており、これらは本体 5.3.1.2 において設定する基準として適用可能なものである。

##### E.1.1 米国 IPEEE における抽出方法

通常運転時及び事故時に用いる全ての系統の外部にて発生する外的事象を、検討の対象としている。ただし、IPE (individual plant examination) において内部洪水事象を内的事象と扱っており、IPEEE では内部火災事象を含めてそれ以外の外的事象を対象としている。これらの事象に対して、過酷な炉心損傷及び放射性物質の大規模な放出の可能性のある事象を決定するため、SRP (standard review plan) の評価基準、バウンディング解析などを用いて段階的にスクリーニングを行って、重要な事象かどうかを判断する。

IPEEE においては、次の事象が重要な想定事象として特定された。

- a) 地震
- b) 内部火災
- c) 強風及び竜巻
- d) 外部洪水
- e) 輸送及び周辺施設での事故
- f) 雷 (特定のプラント)
- g) 火山活動 (特定のプラント)

これらの想定事象に対する IPEEE 実施ガイダンスにおける外的事象の評価手法を表 E.1 に示す。

また、IPEEE において次の事象は、全プラントに対して重要な想定事象としての考慮は不要とされた。

- a) 過酷な気温 (高温, 低温)
- b) 嵐 (氷雨, 雹 (ひょう), 雪, 砂塵又は砂を伴う嵐)
- c) 外部火災 (森林, 草原)
- d) 地球外からの事象 (隕石, 人工衛星の落下)

##### E.1.2 米国 ASME/ANS の PRA 標準における抽出方法

考慮すべき外的事象を、内部ハザードと外部ハザードに大別している。外部ハザードの内、地震事象は重要な想定事象として必須でありスクリーニングアウトできないとしており、地震事象以外の発電所に影

響を及ぼすと考え得る全ての外部ハザード（自然及び人為ハザード）を挙げて、段階的にスクリーニングを行って、重要な事象かどうかを判断する。スクリーニングに際しては、定性的な予備スクリーニングとバウンディング解析又は保守的であると論証可能な解析を行う。

定性的な予備スクリーニング基準は、次による。

基準 1；事象によって起こり得る損傷が設計基準事故以下である。

基準 2；事象の平均発生頻度が他の事象に比べてかなり低い。

基準 3；当該事象がプラント影響を与えるほど近接した場所で発生しない。

基準 4；当該事象が他の事象の定義に包含される。

基準 5；事象進展が遅く、脅威となる事象の排除又は対策のための時間的余裕がある。

ASME/ANS の PRA 標準における各事象の評価方法を表 E.2 に示す。

### E.1.3 IAEA 安全ガイドにおける抽出方法

IAEA 安全ガイドでは、外的事象の想定事象として次に示す事象を挙げている。

内部ハザード	外部ハザード	
	自然ハザード	人為ハザード
・ 内部火災	・ 地震	・ 発電所外での爆発
・ 内部溢水	・ 外部火災	・ 発電所外での有毒物質の放出
・ 内部ミサイル	・ 外部洪水	・ 航空機の衝突
・ 内部爆発	・ 強風	
・ 重量物落下	・ 生物学的現象	
・ 化学物質放出	・ 異常気象	

これらの内、内部ハザードの全て及び地震、強風、人為ハザードはスクリーニングアウトできないとしており、いずれかの方法による定量的リスク評価を求めている。残りのハザードに対しては、定性的評価から定量的評価へと段階的にスクリーニングを行うとしており、スクリーニングアウトされなかったハザードに対して、いずれかの方法による定量的リスク評価を求めている。IAEA 安全ガイドで示される各事象の評価方法を、表 E.3 に示す。

### E.1.4 外部ハザードに対するリスク評価方法選定の日本原子力学会標準における抽出方法

この標準では、原子力発電所に対する外部ハザードの同定、それぞれに相応しいリスク評価方法を選ぶ一連のプロセスを実施基準として規定している。

対象プラントに脅威を与える可能性のある潜在的な外部ハザードに対して、“特性分析による選別”において、次の特性分析基準と照合することによって、炉心損傷リスクを有する可能性のある外部ハザードを定性的に選別する。ここでいずれかの特性分析基準に合致した外部ハザードは、対象プラントに対して炉心損傷リスクを有しないものと判断する。

基準 1：ハザードの発生する頻度が極めて小さい。

基準 2：ハザードがプラントに影響を与えるほど近傍で発生しない。

基準 3：ハザードが進展するタイムスケールがプラントでの対処時間と比べて十分に長い。

基準 4：ハザードがプラントに到達したと仮定しても、プラント設計で考慮されたハザード（設計基

準ハザード)と比較して、設備などへの影響が同等又はそれ以下である。

基準 5: ハザードがプラントに到達したと仮定しても、その影響及び頻度がその他のハザードに包含される。

基準 6: ハザードがプラントに到達したと仮定しても、原子炉トリップ又は原子炉停止に至らず、緩和系の起動も要求されない又は炉心損傷につながる起因事象を引き起こさない。

“特性分析による選別”で選別した炉心損傷リスクを有する可能性のある外部ハザードそれぞれに対して、発生頻度、プラントに対する影響、事故シナリオの観点で、次の 1)～4)に示す定量的リスク評価方法から適切なものを選定して評価を実施する。

- 1) ハザード発生頻度分析又は影響度分析によるリスク判断
- 2) 裕度評価 (地震事象に対する耐震余裕評価, ストレステスト, など)
- 3) 保守的条件設定に基づく CDF 評価
- 4) PRA などの詳細なリスク評価

外部ハザードに対するリスク評価方法選定の日本原子力学会標準で示される各事象の評価方法を、表 E.4 に示す。

## 参考文献

- [1] “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NUREG-1407, May 1991, U.S. Nuclear Regulatory Commission
- [2] ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sb-2013, September 30, 2013, Reprinted by permission of The American Society of Mechanical Engineers. All right reserved.
- [3] International Atomic Energy Agency, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3 Rev.1, IAEA, Vienna (2024). ©IAEA 2024
- [4] 一般社団法人日本原子力学会, “外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準:2024”, 2025 年



表 E.1 IPEEE 実施ガイダンスにおける各事象の評価手法

ハザード グループ	外的事象	評価手法
内部ハザード	内部火災	・ 火災 PRA 手法 (NUREG/CR-2300, NUREG/CR-2815, NUREG/CR-4840, NUREG/CR-5259)
		・ FIVE 手法 (EPRI)
外部ハザード	地震	・ 地震 PRA 手法 (NUREG/CR-2300, NUREG/CR-2815, NUREG/CR-4840)
		・ 耐震余裕評価手法 (NRC 手法/EPRI 手法)
	強風及び竜巻	・ 次の段階的スクリーニングを実施して、重要な事象かどうかを判断する。
	外部洪水	① 標準審査指針 (SRP) の評価基準に適合すれば、スクリーニングアウト
	輸送及び周辺施設での事故	② ハザード発生頻度と条件付炉心損傷確率の組合せによる評価が、次を満たせばスクリーニングアウト <ul style="list-style-type: none"> <li>- ハザード発生頻度 <math>&lt; 10^{-5}</math>/炉年</li> <li>- 条件付炉心損傷確率 <math>&lt; 10^{-1}</math>/炉年</li> <li>- ハザード発生頻度と条件付炉心損傷確率の組合せ <math>&lt; 10^{-6}</math>/炉年</li> </ul> ③ バウンディング解析又は保守的であると論証可能な解析による評価が、次を満たせばスクリーニングアウト <ul style="list-style-type: none"> <li>- ハザードが炉心損傷を引き起こさない</li> <li>- 炉心損傷頻度 <math>&lt; 10^{-6}</math>/炉年</li> </ul> ④ スクリーニングアウトされない事象については PRA を実施 (NUREG/CR-2300, NUREG/CR-2815, NUREG/CR-5259)
	雷	・ 雷が外部電源喪失及びスクラム以外を引き起こすことがあり得る発電所だけ、雷による影響を検討
	火山活動	・ 活火山の近傍に位置する発電所だけ (NUREG/CR-5024 Suppl.2)

(出典：“Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NUREG-1407, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1991.)

表E.2 ASME/ANSのPRA標準における各事象の評価手法

ハザード グループ	外的事象	評価手法
内部ハザード	内部溢水	<ul style="list-style-type: none"> <li>次の手順で実施（内部溢水 PRA のための特別な評価手法なし）</li> <li>①プラントの分割，②溢水源の特定と特徴付け，</li> <li>③シナリオの設定，④内部溢水誘発起因事象，</li> <li>⑤事故シーケンス及び定量化</li> </ul>
	内部火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災 PRA 手法（EPRI/NRC の NUREG/CR-6850）</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>火災 PRA 手法（EPRI）</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>FIVE 手法（EPRI）</li> <li>火災防護に係る重要度決定プロセス手法（NRC の FPSDP）</li> </ul>
外部ハザード	地震	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震 PRA 手法（NUREG/CR-2300, NUREG/CR-2815, NUREG/CR-4840, EPRI TR-103959 他）</li> </ul>
	その他の 外部ハザード 共通	<ul style="list-style-type: none"> <li>スクリーニング及び保守解析</li> <li>①定性的な予備スクリーニング</li> <li>②バウンディング解析又は保守的であると論証可能な解析（IPEEE の段階的スクリーニングと同様の手法）</li> <li>スクリーニングアウトされない事象は次の手法によって解析</li> </ul>
	強風	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震 PRA と類似の手法を適用（NUREG/CR-2300, NUREG/CR-2815, NUREG/CR-4458 他）</li> <li>①強風ハザード解析，②強風フラジリティ解析，</li> <li>③強風プラント応答解析</li> </ul>
	外部洪水	<ul style="list-style-type: none"> <li>その他の事象の PRA と同様の手法（NUREG/CR-2300, NUREG/CR-2815, NUREG/CR-5477 他）</li> <li>①外部洪水ハザード解析，②外部洪水フラジリティ解析，</li> <li>③外部洪水プラント応答解析</li> </ul>
	その他の事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>次の 3 手法を適用した PRA 解析（NUREG/CR-2300, NUREG/CR-2815 他）</li> <li>①外部ハザード解析，②外部ハザードフラジリティ解析，</li> <li>③外部ハザードプラント応答解析</li> </ul>
	航空機落下	<ul style="list-style-type: none"> <li>上記の PRA 手法</li> <li>DOE の PRA 標準（ハザード施設への航空機の衝突についての解析）</li> </ul>

（出典：ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sb-2013, 2013.）

表 E.3 IAEA のレベル 1 PSA 実施ガイダンスにおける各事象の評価手法

ハザードグループ	外的事象	評価手法
ハザード共通		<ul style="list-style-type: none"> <li>ハザードのスクリーニング               <ol style="list-style-type: none"> <li>①スクリーニング基準の設定（定性的，定量的）</li> <li>②定性的スクリーニング</li> <li>③定量的スクリーニング（発生頻度，重要なパラメータ）</li> </ol> </li> <li>次のハザードはスクリーニングアウトしない               <ul style="list-style-type: none"> <li>内部ハザード：全てのハザード</li> <li>外部ハザード：地震ハザード，強風ハザード，人為ハザード<sup>(注)</sup></li> </ul> </li> <li>スクリーニングアウトされない事象は，次の手法によって解析</li> </ul>
内部ハザード	内部ハザード共通	<ul style="list-style-type: none"> <li>次の定量的評価               <ol style="list-style-type: none"> <li>①バウンディング評価によるスクリーニング</li> <li>②スクリーニングアウトされないハザードの詳細解析 バウンディング解析及び詳細解析は，一貫した次の手順で実施（内部ハザード PSA のための特別な評価手法なし）</li> <li>①プラント情報の収集，②ハザード解析，</li> <li>③内的事象のレベル 1PSA と内部ハザードのレベル 1PSA との統合，</li> <li>④定量的／定性的解析，⑤内部ハザードの CDF への寄与の定量化</li> </ol> </li> </ul>
	内部火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>次の手順で実施（内部火災 PSA のための特別な評価手法なし）               <ol style="list-style-type: none"> <li>①データ収集，②火災区画の解析，③火災 PSA 機器の選定，</li> <li>④影響によるスクリーニング，</li> <li>⑤CDF への寄与によるスクリーニング，</li> <li>⑥火災の詳細解析，⑦内部火災リスクの定量化</li> </ol> </li> </ul>
	内部溢水	<ul style="list-style-type: none"> <li>次の手順で実施（内部溢水 PSA のための特別な評価手法なし）               <ol style="list-style-type: none"> <li>①データ収集及び内部溢水の可能性評価，</li> <li>②溢水シナリオの特定，③影響によるスクリーニング，</li> <li>④CDF への寄与によるスクリーニング，</li> <li>⑤溢水の詳細解析，⑥内部溢水によるリスクの定量化</li> </ol> </li> </ul>
外部ハザード 共通	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震</li> <li>強風</li> <li>外部洪水</li> <li>その他の自然ハザード</li> <li>人為ハザード</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>次の手順で実施（外部ハザード PSA のための特別な評価手法なし）               <ol style="list-style-type: none"> <li>①外部ハザードのバウンディング解析，</li> <li>②外部ハザードのパラメータ化，③外部ハザードの詳細解析，</li> <li>④外部ハザードの頻度評価，</li> <li>⑤構造物及び機器のフラジリティ解析，</li> <li>⑥外部ハザードのレベル 1PSA への統合</li> </ol> </li> </ul>
<b>注記</b> これらのハザードは，一つのカテゴリとしてスクリーニングアウトしてはならない。		

（出典：IAEA, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3 Rev.1, 2024.）

表 E.4 外部ハザードに対するリスク評価方法選定の日本原子力学会標準における各事象の評価手法

ハザードグループ	外的事象	評価手法
外部ハザード共通		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 特性分析による選別               <ul style="list-style-type: none"> <li>①外部ハザードそれぞれに対して、次の三つの特性分析要素のいずれかに着目した分析を行うかを選定する。                   <ul style="list-style-type: none"> <li>要素 1. 外部ハザードの“発生”</li> <li>要素 2. 外部ハザードの“到達”</li> <li>要素 3. 外部ハザードの“プラントへの影響”</li> </ul> </li> <li>② ①で選定した要素に応じた次に示す特性分析基準と照合させる方法で、炉心損傷リスクを有する可能性のあるものの定性的な選別を行う。                   <ul style="list-style-type: none"> <li>基準 1. ハザードの発生する頻度が極めて小さい</li> <li>基準 2. ハザードがプラントに影響を与えるほど近傍で発生しない</li> <li>基準 3. ハザードが進展するタイムスケールがプラントでの対処時間と比べて十分に長い。</li> <li>基準 4. ハザードがプラントに到達したと仮定しても、プラント設計で考慮されたハザード（設計基準ハザード）と比較して、設備などへの影響が同等又はそれ以下である。</li> <li>基準 5. ハザードがプラントに到達したと仮定しても、その影響及び頻度がその他のハザードに包絡される。</li> <li>基準 6. ハザードがプラントに到達したと仮定しても、原子炉トリップ又は原子炉停止に至らず、緩和系の起動も要求されない又は炉心損傷につながる起因事象を引き起こさない。</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>・ 定量的リスク評価方法の選定               “特性分析による選別”において、炉心損傷リスクを有する可能性があると判断された外部ハザードそれぞれに対して、発生頻度、プラントに対する影響、事故シナリオの観点で、相応しい定量的リスク評価を選定して評価を実施する。               <ul style="list-style-type: none"> <li>1) ハザード発生頻度分析若しくは影響度分析によるリスク判断</li> <li>2) 裕度評価（地震事象に対する耐震余裕評価、ストレステスト、など）</li> <li>3) 保守的条件設定に基づく CDF 評価</li> <li>4) PRA などの詳細なリスク評価</li> </ul>               1)～3)の定量的評価において、炉心損傷リスクを有するか否かの判断は、定量的判断基準を設定して実施する。1)～3)の定量的評価によって炉心損傷リスクを有すると判断される外部ハザードに対しては、4) PRA などの詳細なリスク評価を行う。             </li> </ul>

（出典：一般社団法人日本原子力学会，“外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準:2024”，2025 年）

## 附属書 F

### (参考)

## 米国 IPEEE における確率論的リスク評価 による重要な事故シーケンスの同定の例

### 序文

この附属書は、確率論的リスク評価を使用した重要な事故シーケンスの同定方法、並びに米国 IPEEE における重要な事故シーケンスの同定に関する評価結果を例示したものである。

### F.1 NEI シビアアクシデントガイドラインにおける同定方法

米国原子力エネルギー協会 (NEI) が策定したシビアアクシデントガイドライン[1]においては、評価事象 (重要な想定事象) 毎に事故シーケンスグループを定義して、グループ毎の発生頻度の程度によって重要な事故シーケンスグループを抽出し、それに基づき重要な事故シーケンスを同定する方法が示されている。

#### a) 事故シーケンスのグループ分け

評価された事故シーケンスが全て含まれるように、炉心損傷などの終状態に至るプラントの応答及びシステムの損傷が類似していること、互いのグループは相互に独立していること (事故シーケンスの重複がないこと) を考慮して、評価事象 (重要な想定事象) 毎に事故シーケンスのグループ分けを実施する。

NEIガイドラインでは、内的事象、地震起因事象、火災起因事象それぞれでの炉心損傷シーケンスのグループ分けが示されている。

#### b) 事故シーケンスグループの発生頻度によるスクリーニング

各々の事故シーケンスグループの発生頻度の大きさ、又は全事故シーケンス頻度に占める割合に基づきスクリーニングを行い、アクシデントマネジメントを要する重要な事故シーケンスグループを抽出する。

NEIガイドラインでは、ここでのスクリーニング基準につき、炉心損傷頻度を対象とした場合、及び格納容器バイパス頻度を対象とした場合が示されている。

#### c) 重要な事故シーケンスグループの内での重要な事故シーケンスの同定

スクリーニング基準を超えた事故シーケンスグループの内において、全事故シーケンス頻度への寄与割合などの分析によって重要な事故シーケンスを同定する。

### F.2 Columbia 発電所の IPEEE 評価での外的事象を対象とした評価

Columbia発電所のIPEEE評価における地震起因事象及び火災起因事象を対象とした重要な事故シーケンスの同定の例を示す。Columbia発電所においては、この評価に基づき、重要な事故シーケンスの発生頻度を低減できる設備の改善もしくは手順書の改善が実施された。

a) PRA 評価結果（全炉心損傷頻度）

- 1) 内的事象（内部溢水事象を含む）  $5.42 \times 10^{-5}$  / 炉年
- 2) 地震起因事象：  $2.1 \times 10^{-5}$  / 炉年
- 3) 火災起因事象：  $9.2 \times 10^{-6}$  / 炉年（制御室以外シナリオ）  
 $8.4 \times 10^{-6}$  / 炉年（制御室シナリオ）
- 4) その他事象： ぜい弱性無し

b) 同定された重要な事故シーケンス

1) 地震起因の事故シーケンス

事故シーケンスの地震起因全炉心損傷頻度への寄与割合は、次のとおりである。  
これによって、事故シーケンス No.1 及び No.2 を重要な事故シーケンスとして同定した。

事故シーケンス	地震起因全炉心損傷頻度への寄与（%）
No.1 DG-1 及び DG-2 の故障を伴う LOOP	51.9%
No.2 配電盤喪失による開閉器室の冷却喪失	21.8%
No.3 サプレッションプール冷却の確立失敗を伴う LOOP	14.8%
No.4 スクリーニングで残った全ての機器の喪失を伴う LOOP	6.6%
No.5 高圧炉心スプレイ及びサプレッションプール冷却の失敗を伴う LOOP	2.3%
No.6 スクリーニングで残った全ての機器の喪失を伴う小破断 LOCA	1.1%
No.7 その他	1.5%

2) 火災起因の事故シーケンス

制御室以外シナリオにおいては、全炉心損傷頻度への寄与の大きな火災区域として次が特定され、区域①での主要事故シーケンスを重要な事故シーケンスとして同定した。

- ① タービン発電機室廊下ー CDF :  $2.9 \times 10^{-6}$  / 炉年， 寄与割合：32%  
この区域での火災によって、区分 1 及び区分 2 の母線（SM7 及び SM8）へ給電する 230kV 母線及び 115kV 母線が喪失し、DG-1, RHR-A 系統, サービス水 A 系統及び C 系統, HPCS, RCIC, LPI-C 系統が喪失する。
- ② 区分 2 バッテリー室ー CDF :  $1.5 \times 10^{-6}$  / 炉年， 寄与割合：16%  
この区域での火災によって、区分 2 の DG が喪失し、これに伴い主蒸気・復水・給水系（PCS）を經由した崩壊熱除去が喪失する可能性がある。
- ③ 区分 1 / 区分 2 廊下ー CDF :  $1.1 \times 10^{-6}$  / 炉年， 寄与割合：12%  
この区域での火災によって、区分 1DC 電源への配電盤，制御・サービス空気 B 系統が喪失し，MSIV が閉止する。制御室シナリオにおいては、キャビネット火災シナリオの評価を行い，重要な事故シーケンスは特定されなかった。

参考文献

- [1] NEI, “Severe Accident Issue Closure Guidelines”, NEI 91-04 Revision1, December 1994

## 附属書 G

### (参考)

## 国内における確率論的リスク評価による 重要な事故シーケンスの同定の考え方

### 序文

この附属書は、**附属書 F** の米国 IEEE における同定の例を参考にしつつ、国内における確率論的リスク評価結果を踏まえた、事故シーケンスのグループ分けの例示、及びそれらから重要な事故シーケンスを同定する考え方を示す。

### G.1 事故シーケンスのグループ分け

#### a) 内的事象による炉心損傷シーケンスのグループ分け

既往のアクシデントマネジメントの整備検討においては、これまでの内的事象のPRA結果を基に起因事象、安全系及びサポート機能（電源など）の作動状態に着目して、**表G.1**に示すとおり、炉心損傷に至る事故シーケンスをグループ化している[1]。

表 G.1 炉心損傷事故シーケンスグループ化の例

(BWR)	(PWR)
<ul style="list-style-type: none"><li>・ 高圧・低圧注水失敗</li><li>・ 高圧注水・減圧失敗</li><li>・ 全交流電源喪失<sup>1)</sup></li><li>・ 原子炉未臨界確保失敗</li><li>・ 崩壊熱除去機能喪失</li><li>・ LOCA 時注水失敗</li><li>・ インターフェイスシステム LOCA</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>・ ECCS 再循環機能喪失</li><li>・ ECCS 注水機能喪失</li><li>・ 漏えい箇所の隔離機能喪失</li><li>・ 2 次系からの除熱機能喪失</li><li>・ 安全機能のサポート機能喪失<sup>2)</sup></li><li>・ 原子炉停止機能喪失</li><li>・ 格納容器の除熱機能喪失</li></ul>
<p>注<sup>1)</sup> “全交流電源・直流電源喪失”を含む。</p> <p>注<sup>2)</sup> “全交流電源喪失”及び“全交流電源・直流電源喪失”を含む。</p>	

#### b) 内的事象による格納容器破損シーケンスのグループ分け

既往のアクシデントマネジメントの整備検討においては、これまでの内的事象のPRA結果を基に格納容器への負荷の種類に着目して、**表G.2**に示すとおり、格納容器破損に至る事故シーケンスをグループ化している[2]。

表 G.2 格納容器破損事故シーケンスグループ化の例

- ・ 水蒸気爆発
- ・ 水素爆発
- ・ 熔融炉心・コンクリート反応（MCCI）によるベースマット熔融貫通
- ・ 高圧熔融物放出
- ・ 格納容器直接接触
- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷
- ・ 格納容器バイパス

## G.2 重要な事故シーケンスグループの同定方法

F.1 に示す NEI ガイドラインの重要な事故シーケンスの同定方法の基本的な流れは、国内でも適用できるものであると考えられ、国内においても、この流れに従った方法を取るのが望ましい。

事故シーケンスグループの発生頻度のスクリーニング基準については、国内プラント全体での評価事象毎の評価結果を見渡した上で、安全目標、性能目標との関係性も考慮に入れて検討するのが望ましいが、国内の安全目標、性能目標の議論が中間報告の段階で止まっており、その時点での外的事象 PRA について評価実績が十分でない状況であった。したがって、この標準においては、国内での内的事象による炉心損傷頻度を対象としたスクリーニング基準の設定の考え方を示すに留める。

NEI ガイドラインのスクリーニング基準は、炉心損傷頻度の絶対値及び相対値によって事業者の取るべき対応を場合分けしている。重要な事故シーケンスの同定を行うという検討目的から考えると、事故シーケンスグループによる炉心損傷頻度（発生頻度）の絶対値及び相対値での単一の閾値を示すだけで良く、その観点で考えた場合、NEI ガイドラインのスクリーニング基準（炉心損傷頻度を対象とした事故シーケンスグループ発生頻度）は次のように集約できる。

- a) 当該事故シーケンスグループ発生頻度が  $1 \times 10^{-6}$  / 炉年以上の場合、重要な事故シーケンスグループとする。（絶対値基準）
- b) 当該事故シーケンスグループ発生頻度が当該事象に対する全炉心損傷頻度の 20% 以上の場合、重要な事故シーケンスグループとする。（相対値基準）

次に、この NEI ガイドラインでの基準も参考にした上で、国内において適用可能なスクリーニング基準（絶対値基準及び相対値基準）の検討を実施する。

## G.3 スクリーニング基準（絶対値基準）の検討

- a) スクリーニング基準（絶対値）については、性能目標との関係から検討することができる。検討段階の国内の性能目標（補助的数値目標）は次に示すとおりであり、米国安全目標政策声明書での炉心損傷頻度の性能目標と同程度となっている。

＜発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標について－（案）（原子力安全委員会 安全目標専門部会 2006 年 3 月）＞、＜放射性物質放出量と発生頻度との関係（第 1 回原子力規制委員会 資料 6-2 2013 年 4 月 3 日）＞

炉心損傷頻度（CDF）  $< 1 \times 10^{-4}$  / 炉年



格納容器機能喪失頻度 (CFF)  $< 1 \times 10^{-5}$  / 炉年

管理放出機能喪失頻度  $< 1 \times 10^{-6}$  / 炉年

< Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants; Policy Statement, 51FR28044 1986 年 8 月 ) >

炉心損傷頻度 (CDF)  $< 1 \times 10^{-4}$  / 炉年

早期大規模放出頻度 (LERF)  $< 1 \times 10^{-5}$  / 炉年

AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準) が規定する安全確保活動の変更に伴うリスク許容基準 (絶対値基準) においても、これらの性能目標に整合したもので設定している。

- b) 性能目標は全評価事象を対象とした全リスクに対する目標であり、内的事象だけを対象とする場合のリスクの目標値として、性能目標案よりも明らかに小さな値として、全リスクの性能目標値 (炉心損傷頻度 (CDF)) の 1/10 である  $1 \times 10^{-5}$  / 炉年と設定できる。
- c) 内的事象リスクの目標値を  $1 \times 10^{-5}$  / 炉年とすると、事故シーケンスグループの数は最大でも 10 程度と想定されることから、事故シーケンスグループ発生頻度の目標値は  $1 \times 10^{-6}$  / 炉年となり、これをスクリーニング基準と設定できる。
- d) スクリーニング基準を  $1 \times 10^{-6}$  / 炉年とすることは、上述のとおり、NEI ガイドラインでの基準とも整合したものであり、妥当なものと考えられる。

#### G.4 スクリーニング基準 (相対値基準) の検討

- a) スクリーニング基準 (相対値基準) の適用性については、事故シーケンスのグループ化の仕方によって大きく異なるが、G.1 に示す国内での代表的な事故シーケンスのグループ化 (内的事象) は、NEI ガイドラインでのグループ化とも対応している。
- b) したがって、少なくとも内的事象に対しては、国内でのスクリーニング基準 (相対値基準) を NEI ガイドラインの基準 (20% 以上) と同等とするのは、保守側の設定であり、妥当なものと考えられる。
- c) 当該事故シーケンスグループ発生頻度が  $1 \times 10^{-6}$  / 炉年以上の場合は、上述の絶対値基準によって、重要な事故シーケンスグループと特定されるので、相対値基準が適用されるのは、当該事故シーケンスグループ発生頻度が  $1 \times 10^{-6}$  / 炉年未満の場合となる。この相対値基準は、特定の事故シーケンスグループにリスクが偏ることを是正する観点での設定であり、リスクの絶対値によらず確認を行い措置を検討することが望ましいものであるが、リスクレベルが極めて小さい場合でも相対値基準を超えるからということで、措置の検討を必須と課すのは合理的ではない。したがって、炉心損傷頻度が十分低ければ、相対値基準を考慮に入れることなく“特定の措置不要”とできるスクリーニング基準 (絶対値基準) を設定するとし、このスクリーニング基準は上述の絶対値基準の 1/10 である  $1 \times 10^{-7}$  / 炉年と設定する。

以上の検討を基に、国内での内的事象による炉心損傷頻度を対象とした事故シーケンスグループの発生頻度のスクリーニング基準は、次のとおり設定できる。

- a) 当該事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が  $1 \times 10^{-6}$  / 炉年以上の場合、重要な事故シーケンスグループとする。
- b) 当該事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が  $1 \times 10^{-7}$  / 炉年以上で、かつ、当該事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が内的事象に対する全炉心損傷頻度の 20% 以上の場合、重要な事故シーケンスグループとする。

外的事象を対象とする場合、及び 格納容器破損頻度を対象とする場合についても、ここでの内的事象による炉心損傷頻度を対象としたスクリーニング基準を準用して、スクリーニング基準の設定をすることが可能である。なお、今後、外的事象を対象とした確率論的リスク評価が整備された段階では、改めて上記の検討プロセスを踏まえたスクリーニング基準を設定することが望ましい。

#### 参考文献

- [1] (財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所，“軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果の評価に関する報告書”，INS/M02-01，平成 14 年 10 月
- [2] 通商産業省資源エネルギー庁，“軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備について 検討報告書”，平成 6 年 10 月

## 附属書 H

### (参考)

## 決定論的評価及び工学的判断による 重要な事故シーケンスの同定の例

### 序文

リスク評価方法選定の日本原子力学会標準[1]においては、炉心損傷リスクを有する可能性のある外部ハザードに対し、PRA などの詳細なリスク評価ではない定量的リスク評価方法として、次の方法をあげている。

- 1) ハザード発生頻度分析又は影響度分析によるリスク判断
- 2) 裕度評価（地震事象に対する耐震余裕評価、ストレステスト、など）
- 3) 保守的条件設定に基づく CDF 評価

上記の内、2) 裕度評価の評価手法には、内部火災事象に対する FIVE 手法[2]、地震事象に対する耐震余裕評価手法[3]などがある。国内においては、ストレステストとして実施された、福島第一原子力発電所における事故を踏まえた安全性に関する総合評価[4]において、地震事象、津波事象及びその重畳事象などを対象とした裕度評価が実施されている。

この附属書においては、決定論的評価及び工学的判断による重要な事故シーケンスの同定に関して、ストレステスト評価を利用した重要な事故シーケンスの同定方法を例示する。

なお、決定論的評価及び工学的判断を用いる場合においては、適切な保守性を考慮して評価・判断を行うなど、確率論的リスク評価を用いる場合とは評価の詳細度が異なることを認識した上で、重要な事故シーケンスの同定を行うことが望まれる。

### H.1 ストレステストの概要

ストレステストは、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外的事象に対する安全裕度を評価するものである。ストレステストにおける評価対象事象としては、地震、津波、地震と津波の重畳、全交流電源喪失、最終ヒートシンクの喪失などがある。

ストレステストにおける設計上の想定を超える外的事象に対する頑健性評価方法は、外部事象を起因とした事象の進展シナリオをイベントツリーの形で示し、イベントツリーの各段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性及び限界を示すことで実施する。

次に、ストレステストでの評価ステップについて、大飯発電所 3 号機に対する津波の評価を例にとって説明する。（図 H.1 に津波のクリフエッジ評価に係るフロー図を示す。）

#### a) ステップ 1；起因事象の特定

安全評価指針に示される安全評価事象、定期安全レビュー、アクシデントマネジメントの整備及び有効性評価などで実施している内的事象 PRA での起因事象、津波の影響として考慮すべき事象を勘案した上で、津波を起因としたシビアアクシデントに至る起因事象を特定する。

大飯発電所 3 号機の場合、**図 H.2** に示すとおり起因事象として次の 5 事象が特定されている。

- ・ 主給水喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 原子炉補機冷却水の喪失
- ・ 炉心損傷直結

**b) ステップ 2 ; 緩和機能の抽出**

ステップ 1 で特定された各起因事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成の上、事象がシビアアクシデントに進展しないように収束させるシナリオを特定する。

**c) ステップ 3 ; 緩和機能の水没高さ評価**

- 1) ステップ 1 で選定した各起因事象に直接関連する設備に加え、各起因事象を収束させるのに必要なフロントライン系及びサポート系に関連する設備などを、“起因事象、影響緩和機能に関連する設備など”として抽出する。
- 2) 抽出した設備などについて、津波に対する損傷モードを考慮の上、各設備が機能維持できる津波高さを評価する。
- 3) ステップ 1 で選定した各起因事象について、各設備が機能維持できる津波高さの評価結果を用いて、どの程度の津波でどのような起因事象が発生するかを特定する。

大飯発電所 3 号機の場合、津波高さ 4.65m で“原子炉補機冷却水の喪失”が発生し、従属的に“主給水喪失”又は“過渡事象”が発生すると評価された。また、更に高い津波高さとして 13.5m で“外部電源喪失”が発生すると評価された。一方、緊急安全対策として浸水対策などが実施された結果、補助給水ポンプは津波高さ 11.4m まで耐えられると評価された。

- 4) これらを踏まえ、各影響緩和機能のフォールトツリーを作成し、各影響緩和機能を構成する各設備などの許容津波高さから各収束シナリオに対する許容津波高さを特定する。

大飯発電所 3 号機の“原子炉補機冷却水の喪失”に対する影響緩和機能をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機器の許容津波高さを評価していくと、“原子炉補機冷却水の喪失”における主蒸気逃がし弁操作と蓄圧注入系によるほう酸水の注入を伴う収束シナリオ（成功パス）の許容津波高さは 11.4m と評価された。

**d) ステップ 4 ; クリフエッジの特定**

各イベントツリーの許容津波高さの中の最も小さいものがクリフエッジとなる。

大飯発電所 3 号機の場合、“原子炉補機冷却水の喪失”のイベントツリーに対する許容津波高さは 11.4m であり、“外部電源喪失”発生に対する許容津波高さは 13.5m であることから、11.4m が津波に対するクリフエッジと評価された。（**図 H.3** に成功パスにおける許容津波高さとクリフエッジを示す。）

## **H.2 ストレステストを利用した重要な事故シーケンスの同定方法**

確率論的リスク評価の評価技術が未成熟な事象においても、ストレステストの結果を活用することによって、重要な事故シーケンスの同定を実施することができる。また、部分的なものを含めて既存の確率論的リスク評価がある場合には、その評価の一部を組み合わせることも可能である。

ストレステストにおいては、対象とする事象の発生に伴う起因事象を特定し、各起因事象がシビアアクシデントに進展しないように収束させる複数のシナリオが特定されており、また、そのシナリオの中で、起因事象毎に影響緩和設備機能が維持できる許容ハザードレベルが評価されている。

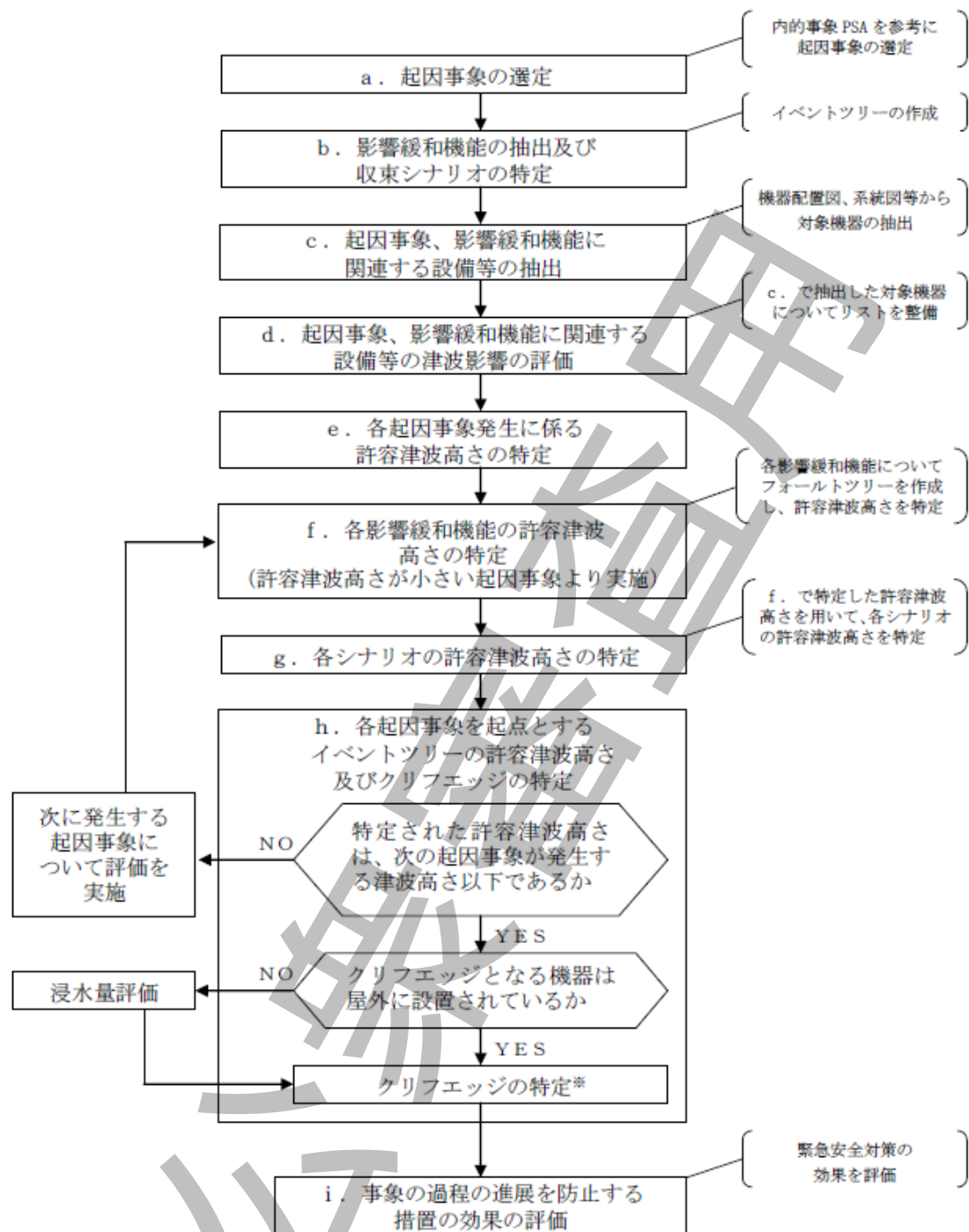
このシナリオ検討並びに許容ハザードレベル評価を利用して、次の方法によって重要な事故シーケンスの同定を実施する。

- a) 内的事象で設定するグループを基にして事故シーケンスグループを設定する。
- b) 起因事象毎のシナリオの中で許容ハザードレベルが小さい炉心損傷シーケンスを複数抽出する。
- c) これらの炉心損傷シーケンスが、a)で設定する事故シーケンスグループのどれに当たるかを検討して分類する。
- d) c)の結果から、事故シーケンスグループ毎で、最も許容ハザードレベルが小さい炉心損傷シーケンスを、そのグループにおける重要な事故シーケンスとして同定する。

なお、外的事象による安全機能の喪失に始まる事故シーケンスのシナリオ展開も、事故シーケンスを分類するという観点からは、内的事象で設定する事故シーケンスグループに包含されることから、内的事象評価において設定された事故シーケンスグループを基にグループを設定することができる。

## 参考文献

- [1] 一般社団法人日本原子力学会，“外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準:2024”，2025 年
- [2] Salley, M.H. , Kassawara, R.P., “Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications, Volume 4, Fire-Induced Vulnerability Evaluation (FIVE-Rev1)”, NUREG-1824/EPRI1011999 (2007)
- [3] ASME, "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications", ASME/ANS RA-Sb-2013 (2013)
- [4] 関西電力株式会社，“東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所 3 号機に関する総合評価（1 次評価）の結果について（報告）” (2011)



（出典：関西電力株式会社，“東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所 3 号機に関する総合評価（1 次評価）の結果について（報告）”，2011.）

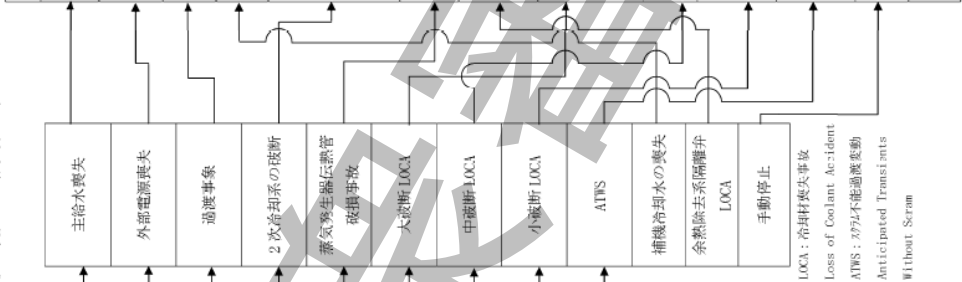
資料提供：関西電力株式会社

図 H.1 クリフエッジ評価に係るフロー図（津波）

設置許可添付上における起回事象（抜ばく評価を除く）



内的事象 PSA における起回事象  
(×版 3 号機 PSR 報告書より)



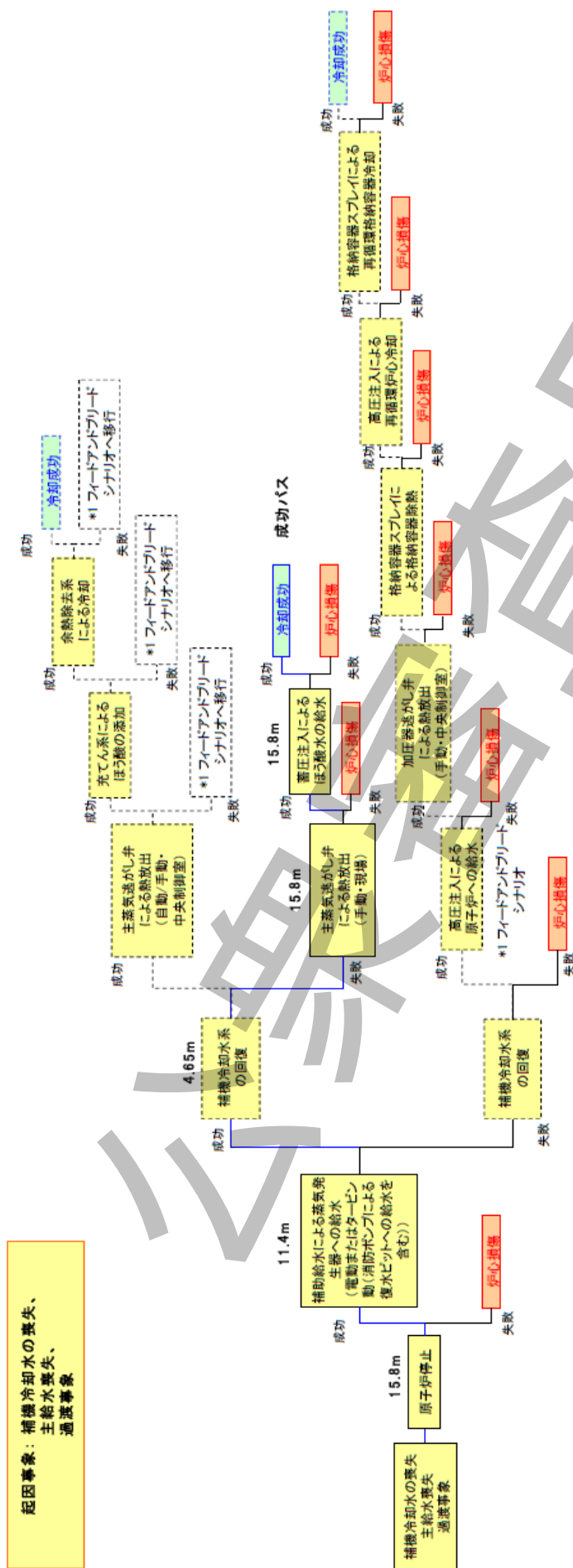
津波を起因とした炉心損傷に至る起回事象



（出典：関西電力株式会社，“東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた  
大飯発電所 3 号機に関する総合評価（1 次評価）の結果について（報告）”，2011.）

資料提供：関西電力株式会社

図 H.2 津波を起因とした炉心損傷に至る起回事象



※：破線は一度機能喪失した緩和系は回復しないという前提において、起因事象発生と同時に喪失する成功パスを示すもの

(出典：関西電力株式会社，“東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所3号機に関する総合評価（1次評価）の結果について（報告）”，2011.）

資料提供：関西電力株式会社

### 図 H.3 イベントツリーの許容津波高さ及びクリフエッジ



## 附属書 I

### (参考)

## 安全機能の重大な喪失に繋がる事象の同定の例

### 序文

安全機能の重大な喪失に繋がる事象の同定につき、国内においては、米国における NEI ガイド[1], [2] も参考とした上で、万が一、設計基準を超える大規模な自然ハザード又は人為ハザードが発生した場合の影響を大規模損壊として検討している例があり、審査資料[3]にその記載がある。

この附属書は、大規模損壊の検討を対象として、プラントにおける安全機能の重大な喪失に繋がる可能性のある事象及びプラントの損傷状態の同定につき例示したものである。

### I.1 大規模な自然ハザードに対する検討の例

プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然ハザードを抽出するとともに、当該事象の設計基準などを超える規模を想定した場合のプラントへの影響（大規模損壊発生の有無など）を評価することによって、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然ハザード及びプラントの損傷状態を同定する。

大規模な自然ハザードの検討では、NEI 12-06[1]での考え方も参考として、次の事項を考慮している。

- ・サイト特有のハザードを特定し、当該ハザードの設計基準レベルを一定程度超えることを想定する。
- ・大規模な自然ハザードによる長期交流電源喪失（ELAP）及び最終ヒートシンク喪失（LUHS）の同時発生に加え、LOCA などによって、格納容器破損（炉心損傷）へ至る可能性がある。
- ・サイト特有のハザードに対して、可搬型重大事故等対処設備を適切に設置及び防護する。
- ・事前の予兆がない災害と予兆を検知できる災害に分けられる。予兆を検知できる場合には事前に安全措置を講じるための時間的余裕がある。
- ・大規模な自然ハザードが、複数プラントに同時に影響を及ぼすことを考慮する。
- ・大規模な自然ハザードが発電所周辺にも大きな災害をもたらす場合には、外部からの支援が一定期間（7 日間）受けられない。

#### a) プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然ハザードの抽出

プラントにおいて大規模損壊を発生させる可能性のある自然ハザードを網羅的に抽出するため、国内外の基準などで示されている外部ハザードを参考に収集した上で、選定基準を定めてスクリーニングを行い、プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然ハザードとして、次のように抽出した（大飯 3・4 号炉での例）。

- ①地震
- ②津波
- ③豪雪（降雪）
- ④暴風（台風）
- ⑤竜巻
- ⑥火山（火山活動，降灰）
- ⑦凍結
- ⑧森林火災

⑨生物学的事象

⑩落雷

b) 大規模損壊に至る可能性のある大規模な自然ハザードの同定

a)において抽出されたプラントの安全性に影響を与える可能性のある検討すべき自然ハザードに対し、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波などの設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、ここでの想定規模を踏まえ、安全機能に着目して当該の自然ハザードがプラントへ与える影響及び大規模損壊を発生させる可能性について検討した。

検討は、大規模な自然ハザードの発生によって生じうるプラント状態を把握するべく、安全機能（各安全機能は、**図 I.1** に示す。）に対するプラントの損傷状態を整理するイベントツリー図（ET 図）を用いて実施した。（代表例として、大規模な地震が発生した場合の ET 図の作成例を、**図 I.1** に示す。）

以上の整理から、発電所においてその発生可能性は低いものの大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然ハザードとして、地震、津波及び竜巻を抽出し、それぞれが発生した場合に大規模損壊へ至る可能性のある事故につき、**表 I.1** に整理した。

c) 大規模な自然ハザードによるプラントの損傷状態の同定

a)及びb)での検討結果から、大規模な自然ハザードによるプラントの損傷状態として、次のように同定した。

- ・大規模地震などによって、格納容器破損などの大規模損壊へ至る可能性
- ・格納容器破損によって、破損箇所から放射性物質が放出される可能性
- ・大規模地震などによって、ELAP 及び LUHS 同時発生に加え、LOCA などによって、重大事故等及び大規模損壊へ至る可能性
- ・大規模地震によって、中央制御室が正常に機能しない可能性（運転監視機能、制御機能の喪失）
- ・大規模な自然ハザードが、全複数プラント同時に影響を及ぼす可能性
- ・発電所周辺にも大きな被害をもたらす可能性のある自然ハザードが発生した場合における、外部からの支援が7日間受けられない可能性

これらは、プラント個別のぜい弱性として、大規模損壊発生時の対応のための手順書整備の考慮事項となる。

## I.2 大規模な人為ハザードに対する検討の例

大規模な人為ハザードによる大規模損壊としては、故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによるプラントの大規模な損傷を考慮する。広域なエリア（原子炉建屋から 100m の範囲）の損傷による当該エリア内に設置している不特定多数の機器の機能喪失を想定し、その場合のプラントの損傷状態として、次のように同定した。ここでは、NEI 06-12[2]での考え方も参考としている。

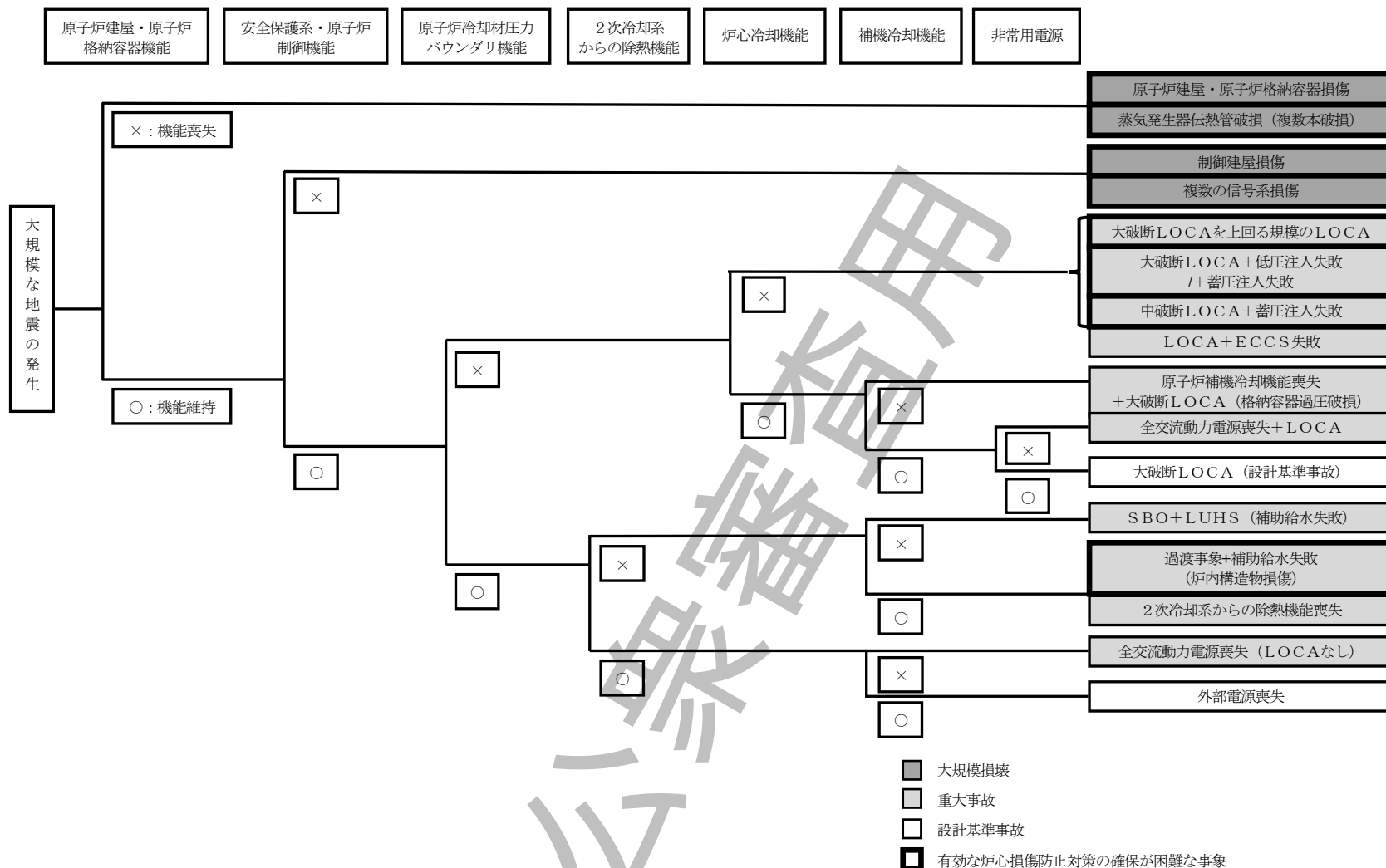
- ・故意による大型航空機の衝突によって直接的にプラントに大きなダメージを与える可能性
- ・事前の予兆はなく突発的に発生する可能性
- ・損傷箇所から一定範囲（建屋内）は火災による影響を受けている可能性
- ・中央制御室（運転員を含む）が機能しない可能性（運転監視機能、制御機能の喪失の可能性）
- ・他の中央制御室及び別建屋にいる要員は影響を受けない想定

- ・ 損傷箇所（例：原子炉建屋）から 100m 以内の屋外設備などについては、機能喪失している可能性
- ・ 格納容器破損によって、破損箇所から放射性物質が放出される可能性
- ・ SFP の破損によって、水位が維持できなくなる可能性及び放射性物質が放出される可能性（水位によって SFP へアクセスが困難となる可能性）

これらは、プラント個別のぜい弱性として、大規模損壊発生時の対応のための手順書整備の考慮事項となる。

## 参考文献

- [1] NEI, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide”, NEI 12-06 Rev.5 (2018)
- [2] NEI, “B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline” Revision 3, NEI 06-12 (2009)
- [3] 関西電力株式会社, 大飯発電所安全審査資料 3-1 “大飯 3 号炉及び 4 号炉 設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等防止技術的能力）” の“2. 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への対応における事項”, 平成 29 年 5 月 19 日



（安全審査資料記載図を編集）

（出典：関西電力株式会社，大飯発電所安全審査資料 3-1 “大飯3号炉及び4号炉 設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等防止技術的能力）”の“2. 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への対応における事項”，平成29年5月19日）

資料提供：関西電力株式会社

図 I.1 大規模な自然ハザード発生時の安全機能に対するプラント損傷状態イベントツリー図の作成例（大飯3・4号炉での例）

表 I.1 大規模損壊へ至る可能性のある事故の整理結果の例（大飯 3・4 号炉での例）

大規模な自然ハザード	[大規模損壊へ至る可能性のある事故]
①地震	<ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉建屋・原子炉格納容器破損</li><li>・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）</li><li>・制御建屋損傷</li><li>・複数の信号系損傷</li><li>・SFP 損傷</li></ul>
②津波	<ul style="list-style-type: none"><li>・複数の信号系損傷</li></ul>
③竜巻	<ul style="list-style-type: none"><li>・竜巻によって重大事故対処設備が機能しない場合は、格納容器損壊に至る可能性あり</li></ul>

（出典：関西電力株式会社，大飯発電所安全審査資料 3-1 “大飯 3 号炉及び 4 号炉 設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等防止技術的能力）” の“2. 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への対応における事項”，平成 29 年 5 月 19 日）

資料提供：関西電力株式会社

## 附属書 J

### (参考)

## 発電所対応能力の同定の例

### 序文

この附属書は発電所対応能力の同定について解説，例示したものである。

### J.1 発電所対応能力同定の視点

発電所の対応能力は，系統及び機器の修理・復旧並びにそれらの代替手段などの設備に関わる面から，シビアアクシデント時におけるプラント状態の把握手段及び手順書類の整備，更には体制，訓練状況などの人的側面まで多岐にわたる。**表 J.1** に発電所対応能力同定の視点の例[1]を示す。

### J.2 系統の基本機能及び整備済みのアクシデントマネジメントにおける発電所対応能力の整理の例

**表 J.2** に系統の基本機能及び整備済みのアクシデントマネジメントにおける発電所対応能力整理の例を示す。

### J.3 ストレステストにおける発電所対応能力の整理の例

ストレステストでは，地震・津波のような自然現象及び全交流電源喪失・ヒートシンク喪失のような基本的安全機能が長期間喪失する事象に対してどの程度の安全裕度が確保されているかを評価している。また，燃料の重大な損傷を防止するための措置について，深層防護の観点からその効果を示すとともに，クリフエッジを特定している。これらによって，必要な安全水準に一定の安全裕度が上乘せされていることを確認し，自然現象及び基本的安全機能が長期間喪失するような事態に対する発電所の対応能力を評価している。**表 J.3** にストレステストにおける発電所対応能力評価項目の例[2]を示す。

### J.4 プラントにおける大規模な損傷に対する発電所対応能力の整理の例（安全機能の重大な喪失の検討例）

新規規制基準への適合性審査において，プラントにおける大規模な損傷の発生時に対応するために，可搬型重大事故等対処設備などの配備及び維持・管理，手順書類の整備，体制の整備といった面から，発電所対応能力の整理を行っている。大規模な自然ハザード又は人為ハザードによる大規模損壊発生時に必要な戦略の実行にあたり，当該戦略は既存の手順書を組み合わせて行うことができることを評価しており，**表 J.4** に大規模損壊発生時に必要な戦略に対する整備済み手順書の適用性評価の例[3]を示す。

### 参考文献

- [1] NUMARC, “A Process for Evaluating Accident-Management Capabilities,” NUMARC 92-01 (1992)
- [2] 関西電力株式会社, “東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所 3 号機の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）” (2011) など  
(<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9395049/www.meti.go.jp/press/2011/10/20111028006/20111028006.html>)
- [3] 関西電力株式会社, 第 90 回新規規制基準適合性に係る審査会合 資料 3-5 “高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉における大規模損壊発生時の体制の整備状況について（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テロリズムへの対応）”，平成 26 年 3 月

表 J.1 発電所対応能力同定の視点の例

系統及び機器	修理と復旧	復旧の優先順位決定プロセスに改善の余地はあるか 復旧のためのアクセスを容易にする手段は整備されているか 予備品の数量を増やすことで復旧能力の向上は可能か 復旧作業は SA 時の状況を考慮しているか 復旧は当該区域がアクセス不能となる前に可能か
	代替手段	利用可能な他のシステムはあるか 発電所内の他プラントからの機器融通は可能か サポート系の故障に対する代替手段はあるか 代替手段は適切に活用できるか（接続口など） 発電所外からの資機材移送などの支援はあるか
	計測	計測パラメータは十分か 計測レンジは把握されているか 計測に対する環境条件の影響が認知されているか 他に有用な計測パラメータはないか
プラント情報	手順書類	手順書類が十分に文書化されているか EOP から SAMG への移行条件は明確か 最新の技術的知見が反映されているか 代替手段又は他の手順書類への移行が適切に示されているか 記載は明確か 支援組織への必要な情報提供は適切か 意志決定に支障がない記載となっているか
	プロセス情報	運転員が必要な情報を把握できるようになっているか それらの情報は手順書類に明記されているか 操作の影響（正と負）を把握するのに十分な情報は得られるか パラメータが計測レンジを超えた場合の対応又は代替策はあるか
	予測	最低限の必要な予測を行う手段はあるか 操作の影響（正と負）に関する情報は容易に得られるか 対応要員は必要な技術情報に迅速にアクセスできるか 技術情報は最新状態に維持されているか 対応要員は関連する安全解析結果などに容易にアクセスできるか
人的リソース	訓練	訓練内容及びレベルはそれぞれの対応要員について適切か 代替手段に関する訓練は適切か（改善の余地はないか） 訓練内容は SA 時の現実的な状況を適切に模擬しているか シミュレータ訓練などの教訓が適切に反映される仕組みがあるか 訓練には適切な復旧操作が含まれ、また創意工夫は奨励されているか 訓練上の制約（模擬の限界）は認識されているか 訓練には最新の技術的知見が適切に反映されているか 十分な計測が得られない場合も想定した訓練がなされているか アクシデントマネジメントの訓練は他の訓練とバランスがとれているか
	意志決定・体制	各段階における意志決定の責任者は適切か 対応要員の役割分担は適切になされているか 修理及び復旧に際しては必要に応じて通常時の手続きを簡素化できるか 必要な能力を有する要員が適切に配置される体制となっているか 体制は多様なシナリオに対して適切か 対応要員の安全は確保されているか 更に改善すべき点はあるか
	連携	制御室と現場操作の連絡手段は十分か 制御室と他の直接的支援施設との連絡手段は十分か 他の関連組織との連絡手段は十分か 意志決定に際して十分な連携が可能か

（出典：NUMARC, “A Process for Evaluating Accident-Management Capabilities,” NUMARC 92-01 1992.）

表 J.2a 系統の基本機能及び整備済みアクシデントマネジメントによる発電所対応能力  
ーシビアアクシデントの発生防止（BWR の例）ー

安全機能	対 応		内 容
	系統の基本機能及びその手動バックアップ	アクシデントマネジメント（整備済みの例）	
原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自動スクラム</li> <li>・手動スクラム</li> <li>・水位制御及びほう酸水注入系の手動操作</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替反応度制御（RPT 及び ARI）</li> </ul>	<p>①原子炉保護系の信号によって，自動で制御棒及び制御棒駆動系を作動させ，原子炉を停止する。原子炉が自動スクラムしない場合の対応として，手動スクラムを実施し，さらに手動スクラム失敗時には水位制御によって出力制限しつつ，ほう酸水の注入を行う。</p> <p>②アクシデントマネジメントとして，原子炉保護系とは別の計測制御系を設置し，原子炉再循環ポンプトリップ（RPT）及び代替制御棒挿入（ARI）によって，原子炉の出力を低下させ，原子炉を未臨界にする。</p>
原子炉及び格納容器への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ECCS などの自動起動</li> <li>・ ECCS などの手動起動</li> <li>・ 原子炉の手動減圧及び低圧注水操作</li> <li>・ 代替注水手段（給水系，制御棒駆動水圧系による原子炉への注水手段</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替注水手段（復水補給水系，消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段）</li> <li>・ 原子炉自動減圧ロジックの追加</li> <li>・ 消防車</li> </ul>	<p>①安全保護系の信号によって ECCS 及び原子炉隔離時冷却系を自動起動させ，原子炉へ注入する。ECCS などが自動起動しない場合の対応として，復水・給水系，制御棒駆動水圧系などによる注水操作，手動での ECCS などの起動操作，原子炉の手動減圧及び低圧注水操作を行う。</p> <p>②復水補給水系又は消火系によって炉心及び格納容器に注水する。また，過渡時に原子炉が高圧で維持される場合，原子炉を自動で減圧する。</p> <p>③水源の枯渇対策として，ろ過水タンク，海水などから，消防車による水源への補給が可能である。また，復水移送ポンプによる給水ができない場合には，消防車による代替注水を行う。</p>
電源機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機の自動起動</li> <li>・ 外部電源の復旧及び非常用ディーゼル発電機の手動起動</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電源の融通（隣接プラントからの高圧及び低圧電源融通）</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機の復旧</li> <li>・ 大容量電源装置</li> <li>・ 電源車</li> </ul>	<p>①外部電源の喪失には，非常用ディーゼル発電機，直流電源設備によって安全機能が確保される。交流電源が供給されない場合の対応として，蒸気タービン駆動の原子炉隔離時冷却系によって炉心を冷却しつつ，外部電源を復旧し，非常用ディーゼル発電機を手動起動する。</p> <p>②隣接号機から高圧及び低圧電源を融通する。また，低圧交流電源を融通することで，直流母線へ充電できるようにし，非常用ディーゼル発電機の起動電源及び高圧交流電源を融通する際の遮断器の駆動電源などとして用いる。さらに，電源喪失から炉心損傷までの時間的余裕を利用して，非常用ディーゼル発電機を復旧する。</p> <p>③電源車を構内配電線又は高圧電源盤に繋ぎ込み，直流電源用充電器，補給水ポンプ及び格納容器ベントラインに設置されている弁を駆動するための電源を供給する。</p>



表 J.2b 系統の基本機能及び整備済みアクシデントマネジメントによる発電所対応能力  
— 格納容器の健全性確保（BWR の例） —

安全機能	対 応		内 容
	系統の基本機能及びその手動バックアップ	アクシデントマネジメント（整備済みの例）	
原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自動スクラム</li> <li>・手動スクラム</li> <li>・水位制御及びほう酸水注入系の手動操作</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替反応度制御（RPT 及び ARI）</li> </ul>	—
原子炉及び格納容器への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ECCS などの自動起動</li> <li>・ECCS などの手動起動</li> <li>・原子炉の手動減圧及び低圧注水操作</li> <li>・代替注水手段（給水系、制御棒駆動水圧系による原子炉への注水手段）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替注水手段（復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段）</li> <li>・原子炉自動減圧ロジックの追加</li> <li>・消防車</li> </ul>	<p>①ECCS などが自動起動しない場合の対応として、復水・給水系、制御棒駆動水圧系などによる注水操作、手動での ECCS などの起動操作、原子炉の手動減圧及び低圧注水操作を行う。</p> <p>②代替注水手段として復水補給水系、消火系ポンプによる注水手段を整備することで、低圧 ECCS による格納容器注水の代わりに使用し、過温破損を防止することができる。また、同じ代替注水設備によって格納容器スプレイヘッダを介したスプレイを行えるようにし、ベDESTAL 内のデブリ冷却といった、格納容器への注水機能を達成する。</p> <p>③消防車を配備することで、低圧 ECCS 及びアクシデントマネジメントで整備した代替注水が使用できない場合であっても、原子炉及び格納容器への注水ができる。</p>
格納容器からの除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ系の手動起動</li> <li>・不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベント</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系による代替除熱</li> <li>・残留熱除去系の復旧</li> <li>・耐圧強化ベント</li> </ul>	<p>①残留熱除去系の起動に失敗した場合には、格納容器の圧力が上昇する場合の対応として、格納容器スプレイ系を手動起動し、また、サブプレッションチェンバ内のプール水を通したベントによって、圧力の上昇を抑制する。</p> <p>②耐圧強化ベントを整備することで、残留熱除去系が使用できない場合に、格納容器ベントによって格納容器からの除熱をする。</p>
電源機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機の自動起動</li> <li>・外部電源の復旧及び非常用ディーゼル発電機の手動起動</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電源の融通（隣接プラントからの高圧及び低圧電源融通）</li> <li>・非常用ディーゼル発電機の復旧</li> <li>・大容量電源装置</li> <li>・電源車</li> </ul>	<p>①交流電源が供給されない場合の対応として、蒸気タービン駆動の原子炉隔離時冷却系によって炉心を冷却しつつ外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動する。</p> <p>②全交流電源喪失時に RCIC などによって炉心を冷却している間の時間的余裕を利用して、非常用ディーゼル発電機の故障を復旧し、電源供給能力を確保する。隣接号機から、高圧の交流電源を融通すること及び低圧の交流電源のタイラインによって電源融通を可能とすることで、直流母線を充電できるようにし、非常用ディーゼル発電機の起動電源及び高圧の交流電源を融通する際の遮断器の駆動電源などとして用いることで、電源供給能力を確保する。</p> <p>③大容量電源装置及び電源車を整備することで、交流電源及び直流電源喪失の場合に、電源を供給し、原子炉への注水及び格納容器への注水をする。</p>

表 J.3 ストレステストにおける発電所対応能力評価の例

項 目	内 容
安全機能をもつ設備の耐震裕度	安全機能の達成に必要な各設備の耐震裕度 (許容値に対する割合)
安全機能をもつ設備の浸水に対する裕度	安全機能の達成に必要な各設備の津波高さに対する裕度 (許容津波高さに対する余裕)
原子炉及び SFP への注水能力及び水源容量	崩壊熱除去に必要な注水量 代替注水設備の構成・容量・揚程など 水源となるタンクの容量 (号機間の割当てを含む)
直流電源負荷とバッテリー容量	代替交流電源による給電が開始されるまでのプラント安全状態維持及び計装などに必要な負荷パターン 直流電源系の構成、バッテリー容量
交流電源負荷と発電機及び電源車の容量	事象収束 (冷温停止) に必要な機器とそれらを作動させるための負荷の積み上げ 交流電源系の構成、非常用発電機・代替電源の発電容量
燃料貯蔵量	注水設備及び発電設備の燃料消費量 燃料貯蔵量 (油種別)
窒素ガス容量	逃し安全弁・格納容器ベント弁の開維持に必要な供給量 ボンベ容量
通信・モニタリング設備	通信機材の配備状況 (種類・数量 など) 放射線管理用機材の配備状況 (種類・数量 など)
資機材の保管状況	資機材の種類・数量 資機材の保管場所
保全頻度及び内容	設備の保全頻度 (期間又は燃料サイクル毎) 設備の保全内容 (試験・点検項目 など)
体制・指揮命令系統	実施組織 (中央制御室及び緊急時対策所) の構成 各組織の役割分担・要員数
作業所用時間・アクセスルート	作業所用時間の実績 緊急車両などの構内通行路
アクシデントマネジメントの訓練実施状況	訓練実績 (実施日、形態 (机上・現場)、内容) 抽出された改善点など

表 J.4 大規模損壊に対する発電所対応能力評価（整備済み手順書の適用性評価）の例

戦略名称	適用性評価結果
アクセスルート確保戦略	・ 外部事象に対して適用可能と判断する。
放射性物質拡散低減のための戦略	・ プラント状況に応じて多様な手順書を組み合わせることによって、外部事象に対して適用可能と判断する。
格納容器破損防止（破損炉心冠水）戦略 格納容器過圧破損防止のための戦略	・ プラント状況に応じて多様な手順書を組み合わせることによって、外部事象に対して適用可能と判断する。
水素爆発抑制のための戦略	・ 航空機衝突、大規模地震では適用できない可能性があるが、当該の戦略は水素爆発を直接的に抑制する手段ではないことから影響はない。（水素爆発抑制のための PAR については、手順書は必要ない。）
使用済燃料冷却のための戦略	・ プラント状況に応じて多様な手順書を組み合わせることによって、外部事象に対して適用可能と判断する。
原子炉停止のための戦略	・ SBO 時に原子炉停止しない場合は、制御棒の機械的な固着が考えられることから停止操作を試みても効果は期待できないことから、電源が喪失していない場合を想定すれば適用可能と判断される。
炉心注入のための戦略	・ プラント状況に応じて多様な手順書を組み合わせることによって、外部事象に対して適用可能と判断する。
SG による炉心冷却のための戦略	・ プラント状況に応じて多様な手順書を組み合わせることによって、外部事象に対して適用可能と判断する。
電源確保のための戦略	・ 外部事象によっては適用できない可能性があるが、電源に期待しない他の戦略によって対応する。
給水源の確保	・ 航空機衝突による場合には適用できない可能性がある。この場合は、炉心注入のための戦略、放射性物質拡散低減のための戦略によって事故緩和措置を行う。
その他の戦略	・ 代替監視計器によるパラメータ監視については、外部事象に対して適用可能と判断する。可搬型設備に対する給油手順については、2 種類の戦略を組み合わせることによって、外部事象に対して適用可能と判断する。

【手順書の適用性の判断基準の例】（○ 適用可能、△ 適用できる可能性有り、× 適用できない）

- 故意による大型航空機衝突による大規模損壊発生時の操作手順としての適用性の判断基準
  - ・ 衝突によって同時に機能喪失しない設備に期待する手順： ○
  - ・ 恒設機器（衝突箇所によっては使用できる可能性の高い機器の機能に期待する手順）： △
  - ・ 衝突によって機能喪失する可能性の高い機器の機能に期待する手順： ×
- 大規模な自然ハザードによる大規模損壊発生時の操作手順としての適用性の判断基準
  - ・ 設計基準を一定程度超える自然ハザードに対して裕度をもつ設備の機能に期待する手順： ○
  - ・ 設計基準を満足する設備の機能に期待する手順： △
  - ・ 設計基準を満足できない設備の機能に期待する手順： ×

## 附属書 K

### (参考)

## 合理的に実行可能なアクシデントマネジメント策定の考え方

### 序文

この附属書では、設備の改造又は追加を考慮したアクシデントマネジメントを策定する際に考慮する、合理的に実行可能なアクシデントマネジメントの考え方について次に示す。

PRA 結果などのリスク情報を活用して合理的に実行可能なアクシデントマネジメントを策定する一連の対応は、広義には、リスク情報を活用した安全確保活動と解釈され、この標準の引用規格としている AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準) に示されるリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスを参照することが推奨される。(解説 7 この標準で参照するリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセス 参照)

### K.1 アクシデントマネジメントの策定における考え方

合理的に実行可能なアクシデントマネジメントとは、限られた発電所のリソースを用いて安全性の確保に有効かつ合理的な対策を選定することが基本的な考え方である。

この考え方を定量的、明示的に規定することは困難であるが、対象とするプラントのぜい弱点が及ぼすリスクの程度に応じて、安全性を確保するための対策候補の中から、限られたリソースの中でどれを優先的に採用するか、を判断する考え方として適用することは妥当と考えられる。

例えば、対象とするプラントのぜい弱点が重大なリスクの原因となりうる場合には、可能な限り高い安全性を確保できる対策を選定すべきであるが、想定されるリスクレベルがより低い場合には、手順だけに よる対策を選択してもよい、といった取り扱いが考えられる。

また、深層防護の各層間のバランスを考慮しつつ、どの層においてより高い安全性を確保することが合理的かつ有効かを分析し、リスクを合理的に低減するといった考え方も、有効な取り扱い方法の一つと考えられる。同様に、シビアアクシデントの防止、事故進展の抑制、格納容器の健全性確保、放射性物質の放出の最小化、及び長期の安定状態の達成・維持、というアクシデントマネジメントの目的に対して、リスクを合理的に低減できるような優先順位付けの考え方もありうる。

**7.2 アクシデントマネジメントの策定、及びそれに引き続く 7.3 アクシデントマネジメントの有効性確認**では、AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準) で規定されている、統合的な分析で考慮する 7 つのキーエレメントの内の“決定論的考慮事項”における“深層防護の堅持”及び“安全余裕の確保”、並びに“確率論的考慮事項”における“リスク低減効果”を主要な考慮事項とする統合的な分析によって、合理的に実行可能なアクシデントマネジメントを策定することが適切である。

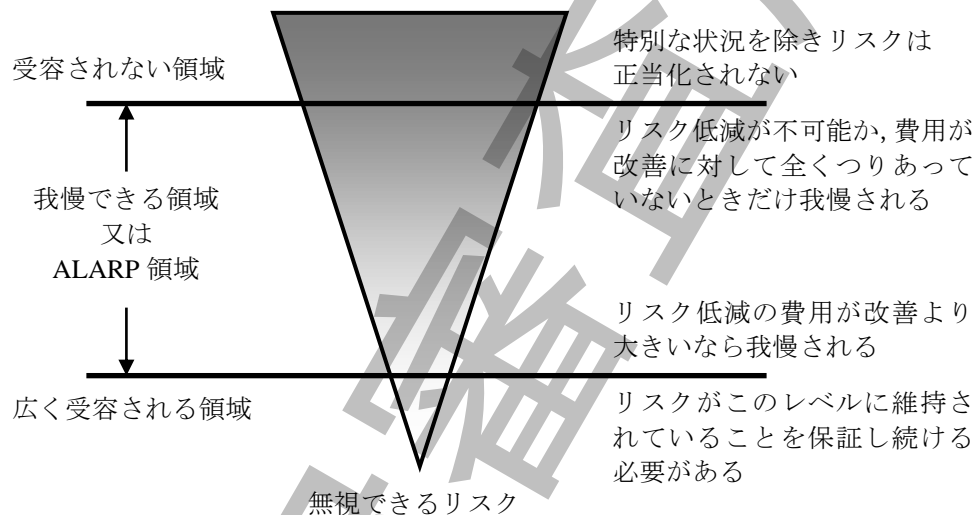
### K.2 英国における ALARP の考え方

“合理的に実行可能な”の取り扱いに関して、英国 HSE (Health and Safety Executive : 衛生安全委員会事務局) における ALARP (As Low As Reasonably Practicable) の考え方の例を示す[1]。

英国 HSE は、リスクの耐容性 (TOR: Tolerability of Risk) という枠組みを適用する方針を 1988 年に打ち出した。本枠組みは、安全か安全ではないかという二つの区分ではなく、“広く受容される領域”、“我慢できる領域”、“受容されない領域”の三つの領域から構成されている (図 K.1 参照)。“我慢できる”とは、リスクを受容できるわけではないが、リスクが適切に制御されているという確信の元、ある便益を

獲得するためにそのリスクの伴った生活を受け入れることを意味し、“我慢できる領域”とはそのリスクが合理的に実行可能な限り低く（ALARP）なっていれば我慢される（受容される）領域である。この領域では、さらなる安全向上策が ALARP の原則に従っていることを実証するのに安全向上策を実施するための費用が考慮されている。

なお、本枠組みは、具体的に規定した明示的なものではなく、事業者が具体化して適用する柔軟的なものであり、考え方のベースとして利用可能である。



（出典：原子力安全委員会，“平成 14 年版 原子力安全白書”，2003 年 9 月）

図 K.1 英国 HSE のリスクレベルと ALARP

### K.3 受容性を評価する方法の例

英国 HSE を始め、海外では、規制対応として、専門家による技術的判断及び決定論的考察を踏まえて、コストと利益を比較し、合理的で実行可能な対応として十分かどうかを評価するための材料とする事例がある。その例を参考として次に示す。

#### a) 英国 HSE の例[2]

健康と安全の ALARP に基づく CBA（cost benefit analysis）は、リスク低減手段が適切に実行可能か否かの判断を支援する。コストが利益に対して著しく不均衡でない限り実行可能となる。

CBA は、次の判別式で利得に対するコストの均衡性を評価する。

$$\text{Costs} / \text{Benefit} > \text{DF}$$

DF（Disproportion Factor）は実現されるリスク低減に対して、当該手段の実行価値がないと判断される不均衡ファクターである。DF は影響の大きさと発生頻度を含めた複数のファクターに依存して 1 以上で変化する、すなわちリスクが大きくなると DF が大きくなると考えられ、合理的に実行可能な範囲で DF

を小さくするように調整することが重要となる。

**b) 米国のバックフィットルールの例[3]**

NRC が規制上の措置を施す場合には、規制上の分析が行なわれる。規制上の分析は、懸案事項に対し複数の規制案を提示し、比較検討の上、最終的な規制を決定するプロセスである。規制上の分析は、規則作成だけでなく、Bulletin, Generic Letter, Reg. Guide, 命令, 標準審査指針, Branch Technical Position, 標準 Tech. Spec.など、様々な規制文書において、NRC スタッフが規制に影響を及ぼし得る新たな見解を示す際に、妥当性を判断するために行う。

規制上の分析では、安全目標に対する評価又は Value-Impact 評価を行う。条件付き格納容器破損確率と炉心損傷頻度の変化量の二つの指標を用いて、Value-Impact 評価に進むか判断する。

**c) 米国のシビアアクシデント緩和代替策（SAMA）の例[4]**

NEI 05-01 は、原子力発電所の運転認可更新の環境評価の一部として要求されたシビアアクシデント緩和代替策（SAMA）の解析実施を支援するガイダンスとして作成された。

シビアアクシデントリスクのコスト／ベネフィット最大値の評価では、所外の被ばくコストと経済性コスト及び所内の被ばくコストと経済性コストの4項目について評価している。このコスト／ベネフィット最大値を利用してスクリーニングし、残った候補を対象に利益とコストを評価して比較する。もし実施に要する推定コストが実施によって得られる利益を超える場合、当該 SAMA はコスト上有益ではないと判断される。

**参考文献**

- [1] 原子力安全委員会, “平成 14 年版 原子力安全白書”, 2003 年 9 月  
(<http://dl.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3491121>)
- [2] Health and Safety Executive, “Cost and Benefit (CBA) Checklist”  
(<http://www.hse.gov.uk/enforce/expert/alarpcheck.htm>)
- [3] 10 CFR 50.109 Backfitting, December 2012.
- [4] NEI, “Severe Accident Management Alternatives (SAMA) Analysis Guideline Document”, NEI 05-01, Revision A, November 2005.

## 附属書 L

### (参考)

## アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例

### 序文

アクシデントマネジメントを最適に設定するために、グレーデッドアプローチの考え方にに基づき、アクシデントマネジメントの策定からマネジメントクラスの設定までを実施する際の検討手順の例を示す。

### L.1 検討手順の全体イメージ

この標準の **7 アクシデントマネジメントの検討** で実施するアクシデントマネジメントの最適設定に関する検討手順の全体イメージを図 **L.1** に示す。

この附属書ではこのうち主に **7.2** から **7.4** についての検討手順例を示す。

**7.2 アクシデントマネジメントの策定** では、**5 発電所ぜい弱性の摘出** の結果に基づき、対象とする事故シーケンスの重要性を考慮して策定する。例えば PRA を活用する場合、具体的には、対象とする事故シーケンスグループ（炉心損傷の観点の場合。格納容器機能喪失の観点では“格納容器破損モード”が該当する。以下、“事故シーケンスグループ等”という。）等に着目した重要性を評価することによって、重要な事故シーケンスグループ等に対するアクシデントマネジメントの重要性を評価する。具体的な検討手順例について **L.2** 及び図 **L.2** に示す。また、PDCA サイクルを回していく過程において、他の設備改造、又は新たなアクシデントマネジメントの追加等の変更があった場合に、既の実装済みのアクシデントマネジメントの効果の程度又は優先度が変化することもある。そのような場合には、実装済みのアクシデントマネジメントの採否を含めた見直しについてこの附属書の考え方を活用して再整理することも可能である。

**7.3.1 深層防護の確認** では、リスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスを参考に、深層防護の観点についても考慮する。考慮する際の具体的な検討手順例について **L.3** 及び図 **L.2** に示す。

**7.3.2 リスクへの影響評価** では、策定したアクシデントマネジメントを対象に、PRA などのリスク評価モデルを利用して、アクシデントマネジメントのリスク低減効果を、悪影響の可能性も考慮して、定量的又は定性的に評価する。具体的な検討手順例について **L.4** 及び図 **L.3** に示す。裕度評価など、その他のリスク評価の方法を用いる場合も、**L.4** に示す適用例が適用できないことを除き、基本的な手順は同様である。

**7.3.3 アクシデントマネジメントの有効性評価及び安全余裕の確保の確認** では、策定したアクシデントマネジメントを対象に、熱水力解析などによる有効性評価を実施し、安全余裕の確保状況を確認する。具体的な検討手順例について **L.5** 及び図 **L.3** に示す。

**7.4 マネジメントクラスの設定** では、これらの結果を基に、アクシデントマネジメントをマネジメントクラスに分類し、グレーデッドアプローチの考え方にに基づく最適な設定を行う。図 **L.3** の“工学的判断”に相当するものであり、具体的な検討例として、**附属書 T (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用例** 及び **附属書 V (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス毎の基本要求事項の例** が参照可能である。

なお、図 **L.2** は、主に **5 発電所ぜい弱性の摘出** の結果に基づく対象とする事故シーケンスに着目して、

アクシデントマネジメントの策定検討の初期段階から実施可能な範囲に、**図 L.3** は、アクシデントマネジメントの検討の進捗に応じて得られる個々のアクシデントマネジメントに関する種々の情報が明確になるに伴って段階的に利用可能性が高まる範囲に相当する。例えば、策定したアクシデントマネジメントを反映した PRA が適用可能になれば、**7.2 アクシデントマネジメントの策定**で行う事故シーケンスの重要性も合わせて、**7.3.2 リスクへの影響評価**において評価が可能と考えられるが、本検討手順例では、段階的に対応する場合を想定した。

また、最終的には、安全性向上活動全般に対する資源の適切な配分を考慮した調整、判断の手順が想定されるが、この標準の適用範囲外である。

## L.2 “アクシデントマネジメントの策定”における重要性評価の検討手順例

具体的な考え方の例を次に示す。

### a) 利用可能なリスク指標の整理

この標準では、アクシデントマネジメントの目的レベルとして、シビアアクシデントの防止、事故進展の抑制、格納容器の健全性確保、放射性物質の放出の最小化、及び長期の安定状態の達成・維持、の五つを挙げている。一方、PRA に代表されるリスク評価において一般的に評価され、アクシデントマネジメントの整備にも適用実績のあるリスク指標として、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度がある。ここでは、これらをリスク指標として検討を行うこととする。また、格納容器機能が劣化したフェーズにおいては、放射性物質の放出（放出のタイミング、放出量等）もリスク指標となり得る。これらを対応させて整理すると**図 L.4** のように考えられる。

### b) 重要性の評価

#### 1) PRA 結果が存在する場合

これらのリスク指標を用いた PRA 結果が存在する場合には、アクシデントマネジメントを最適に設定するためのリスク低減の観点からの重要性の評価に適用できる。評価においては、重要性を分類するための閾値を設定することが有効である。

**附属書 G（参考）** で検討した事故シーケンスグループのスクリーニング基準をベースに、**附属書 F（参考）** で引用した NEI 91-04[1]の閾値を参考とした炉心損傷頻度に対する分類の考え方の例を**図 L.5** 及び次に示す。

#### ・重要性：高

- 当該事故シーケンスグループ発生頻度が  $1 \times 10^{-4}$  / 炉年以上の場合

又は

- 当該事故シーケンスグループの発生頻度が当該 PRA に対する全炉心損傷頻度の 50% 以上の場合

#### ・重要性：中

- 当該事故シーケンスグループ発生頻度が  $1 \times 10^{-5}$  / 炉年以上  $1 \times 10^{-4}$  / 炉年未満の場合

又は

- 当該事故シーケンスグループ発生頻度が当該 PRA に対する全炉心損傷頻度の 20% ～ 50% の場合

#### ・重要性：低

- 当該事故シーケンスグループ発生頻度が  $1 \times 10^{-6}$  / 炉年以上  $1 \times 10^{-5}$  / 炉年未満の場合



又は

- 当該事故シーケンスグループ発生頻度が  $1 \times 10^{-7}$  / 炉年以上  $1 \times 10^{-6}$  / 炉年未満、及び当該 PRA に対する全炉心損傷頻度の 20% 以上の場合

・重要性分類の対象外

- 当該事故シーケンスグループ発生頻度が  $1 \times 10^{-7}$  / 炉年未満の場合

又は

- 当該事故シーケンスグループ発生頻度が  $1 \times 10^{-7}$  / 炉年以上  $1 \times 10^{-6}$  / 炉年未満、及び当該 PRA に対する全炉心損傷頻度の 20% 未満の場合

炉心損傷頻度に本閾値を適用する場合には、格納容器機能喪失頻度に関しても、安全目標における相対的な考え方（例えばそれぞれの間で頻度の閾値を 1/10 とする）を参考に設定することが考えられる。その場合の例を図 L.6 に示す。

なお、これらの閾値は、ベースとした**附属書 G（参考）**と同様、内的事象 PRA を対象としたものである。利用可能な外的事象 PRA の結果が存在する場合には、外的事象 PRA に対してもこのような閾値の考え方を適用して重要性を把握することが望ましいと考えられる。ただし、外的事象については、当面は内的事象 PRA と外的事象 PRA の不確実さの幅には差があることを踏まえて評価するか、若しくは決定論的又は半定量的に評価することが妥当と考えられる。今後、種々の外的事象に対して PRA の実施がさらに進み、それらの結果がリスク情報として活用できるように整備された際には、**附属書 G（参考）**と合わせて本閾値の考え方（外的事象に対する具体的な適用値など）についても再検討することが望ましい。

## 2) PRA 結果が存在しない場合

利用可能な PRA 結果が存在しない場合には、**附属書 H（参考）決定論的評価及び工学的判断による重要な事故シーケンスの同定の例**に示す PRA 以外の方法を利用する。このうち裕度評価（ストレステストが相当）を利用する場合は、**附属書 H（参考）**に示す同定の方法を拡張して、許容ハザードレベルが小さい順に事故シーケンスグループの重要性を順位付けして、3 段階程度に割り振る方法が考えられる。

放射性物質の放出（放出のタイミング、放出量等）を指標とする場合は、検討の目的に応じて着目する核種を適切に考慮する。また、検討においては、次のようなパラメータの影響を適切に考慮して評価する。（**附属書 AD（参考）放射性物質放出に係る指標の事例** 参照）なお、放出量、線量評価等に係る既存の解析結果を活用してもよい。

- ・ 放出核種
- ・ 放出の態様（閉じ込め機能の低下又は格納容器ベントのタイミング、放出経路、放射性物質の形態等）
- ・ 気象、防護対策等の効果（線量影響を評価する場合）

## L.3 “深層防護の確認”の検討手順例

図 L.2 に示す評価の流れのうち、“深層防護の確認”についての検討手順の例を次に示す。

“深層防護の確認”については、この標準の 11 **確認及び検証**に関する**附属書 X（参考）**に、確認のための観点が整理されており、参考となる。アクシデントマネジメントの最適な設定のためには、特に次の観点が重要と考えられる。

- ・ 深層防護の考え方に基づく安全性確保の状況として、第 4 層への対応は他の層に対してバランスよく

実施されているか？

- ・ アクシデントマネジメントの五つの目的に対して、バランスよくアクシデントマネジメントが実施されているか？

なお、ここでいうバランスとは、各々の目的に対して、同等レベルのアクシデントマネジメントを要求するものではなく、例えば、シビアアクシデントの防止対策だけを実施し、それ以降の事故進展の抑制などの対策は実施しないということを避けることを意味する。そのように著しいアンバランスを示すような場合において、手薄な箇所を手厚くするために、対応するアクシデントマネジメントの重要性を“高”とするような調整が考えられる。

#### L.4 “リスク低減効果の評価”の検討手順例

図 L.3 に示す評価の流れのうち、“リスク低減効果”についての評価方法の例を次に示す。

リスク低減効果の評価においては、**附属書 S（参考）アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方**に示す考慮要件のうち、特にリスク評価に基づく考慮要件を考慮して評価する。定量評価が困難な場合は、**附属書 P（参考）アクシデントマネジメントによるリスク低減効果の評価手法の例**を参考に、専門家判断などを利用して、半定量的又は定性的に評価する。簡易的な適用例を**附属書 T（参考）アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用例**に示す。

図 L.3 の“リスク低減効果”の分岐において、それぞれのアクシデントマネジメントのリスク低減効果を悪影響の可能性も考慮して定量的、定性的に評価した結果を、例えば重要性の分類が異なる他の事故シーケンスグループに対するアクシデントマネジメントと比較し、その大小関係に基づき分類を入れ替えるべきかを評価する。この場合には、入れ替えによるリスク低減効果への感度を評価することも有効である。

なお、図 L.3 の“リスク低減効果”の分岐において、対象とする事故シーケンスグループに多様性をもつ複数のアクシデントマネジメントが存在する場合には、例えばアクシデントマネジメントのリスク低減効果の最も高いアクシデントマネジメントを残してそれ以外のアクシデントマネジメントは重要性の分類を落とす、といった調整を行うことも有効である。

#### L.5 “安全余裕の確保状況の確認”の検討手順例

図 L.3 に示す評価の流れのうち、“安全余裕の確保状況の確認”についての評価方法の例を次に示す。

“安全余裕の確保状況の確認”は、“リスク低減効果”では考慮されないような影響因子を考慮することで、PRA などのリスク情報を活用した評価を補完する位置づけとして、“リスク低減効果”と区別する。

具体例としては、図 L.3 の“安全余裕の確保状況”の分岐において、次のような点に着目して考慮することが現実的と考えられる。

- ・ 同じ安全機能をもつ複数のアクシデントマネジメントの有効性評価の結果から、判断基準（例：炉心損傷頻度の評価における“事故時に炉心の少なくとも一部の燃料の被覆管表面温度が 1200℃を上回るかどうか”、又は、格納容器機能喪失頻度の評価における“事故の進展に伴って生じる格納容器への負荷に対する格納容器構造物の耐性に基づき設定した格納容器構造物健全性の判断基準を逸脱するかどうか、など）に対する余裕の度合いを比較し、余裕が大きいアクシデントマネジメントを優先する。
- ・ 同じ安全機能をもつ複数のアクシデントマネジメントについて、有効性評価の結果から、アクシデントマネジメントの対応を開始してからその効果を発揮しなければならない時間（対応開始からの時間的余裕）に対する実際の対応に要する時間との差（余裕）を比較し、余裕が大きいアクシデントマネ

ジメントを優先する。

なお、比較すべきアクシデントマネジメントがいずれも大きな余裕を確保できており、相対的な差を考慮することに意味がない場合もあることに留意する。

また、安全余裕の観点によっては、リスク低減効果を評価する際の成功基準などによって考慮できている場合も考えられる。そのような場合には、評価が二重となることのないよう留意する。

**注記 AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準)**におけるリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスにおいて考慮される“安全余裕の確保の確認”は、主として安全確保活動の変更によって既存の安全余裕を損なうことのないように考慮されるものである。これに対して、安全性の維持向上を目的としたアクシデントマネジメントの整備活動では、既存の安全余裕が大幅に損なわれた上で深層防護の観点から別レベルの対策を整備する場合であるので、解析の不確かさが大きくなる。また、新たな対策の追加により副次的に生じる、他の設備の信頼性の低下、又は機能達成の不確実さの増大など有意な悪影響が考えられる場合の影響は“リスク低減効果”の評価の中で考慮される場合も多いと考えられる。

#### L.6 “マネジメントクラスの設定”のための工学的判断

L.2 から L.5 に対する一連の検討手順例は、リスクの観点からのアクシデントマネジメントの重要性に着目し、さらに、深層防護の確認、安全余裕の確保の観点からの補完を考慮して、策定したアクシデントマネジメントをマネジメントクラスに分類する際の検討手順を例示したものであるが、合理的に実行可能なアクシデントマネジメントとして最適な設定を行うためには、さらに、**附属書 U (規定) アクシデントマネジメントのための基本要素事項**に示す基本要素事項を適切に満足するようにマネジメントクラスを設定する必要がある。

例えば、環境条件の悪化を伴う事故シーケンスがリスクの観点で重要と評価され、恒設設備によるアクシデントマネジメントと可搬型設備によるアクシデントマネジメントの二つの候補がともに合理的に実行可能なアクシデントマネジメントとしてマネジメントクラス 1 に分類された場合、恒設設備に対しては環境悪化の影響へのハードウェアの耐性が重要な基本要素事項となるため、ハードウェアに対してマネジメントクラス 1 が要求されるのに対して、可搬型設備であれば、環境悪化の影響を回避できる可能性があり、その場合、ハードウェアに対してマネジメントクラス 1 とする必要はない（手順、訓練などのソフトウェアに対してマネジメントクラス 1 が要求される）、といった場合が考えられる。この結果を基に、恒設設備によるアクシデントマネジメントと可搬型設備によるアクシデントマネジメントのいずれかを選択して策定する、とする判断も考えられる。

図 L.3 には、このための検討ステップを“工学的判断”として設けている。各種視点に基づき“工学的判断”をした具体例として、**附属書 V (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス毎の基本要素事項の例**が参照可能である。

#### 参考文献

- [1] NEI “Severe Accident Issue Closure Guidelines”, NEI 91-04 Revision1, December 1994

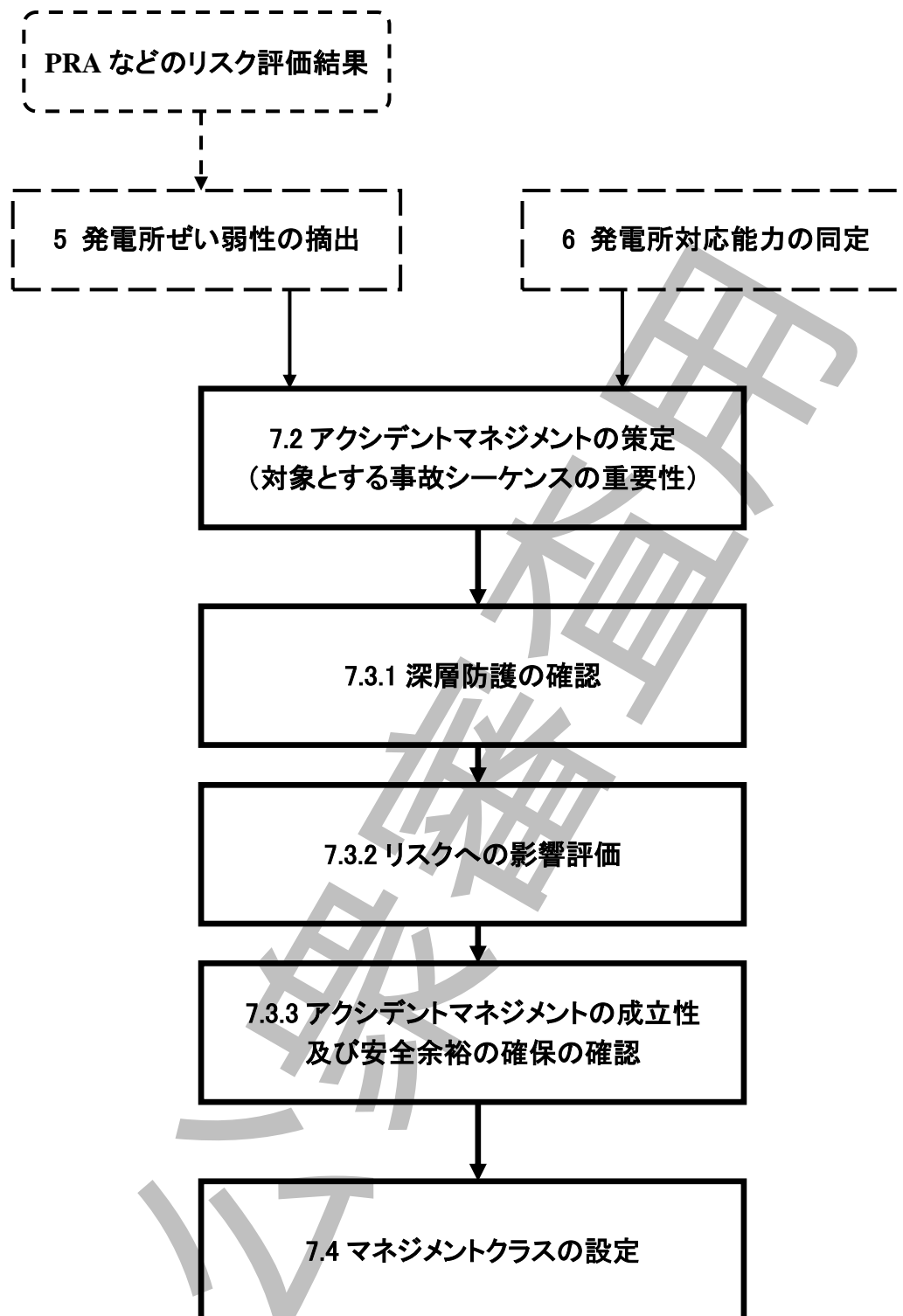
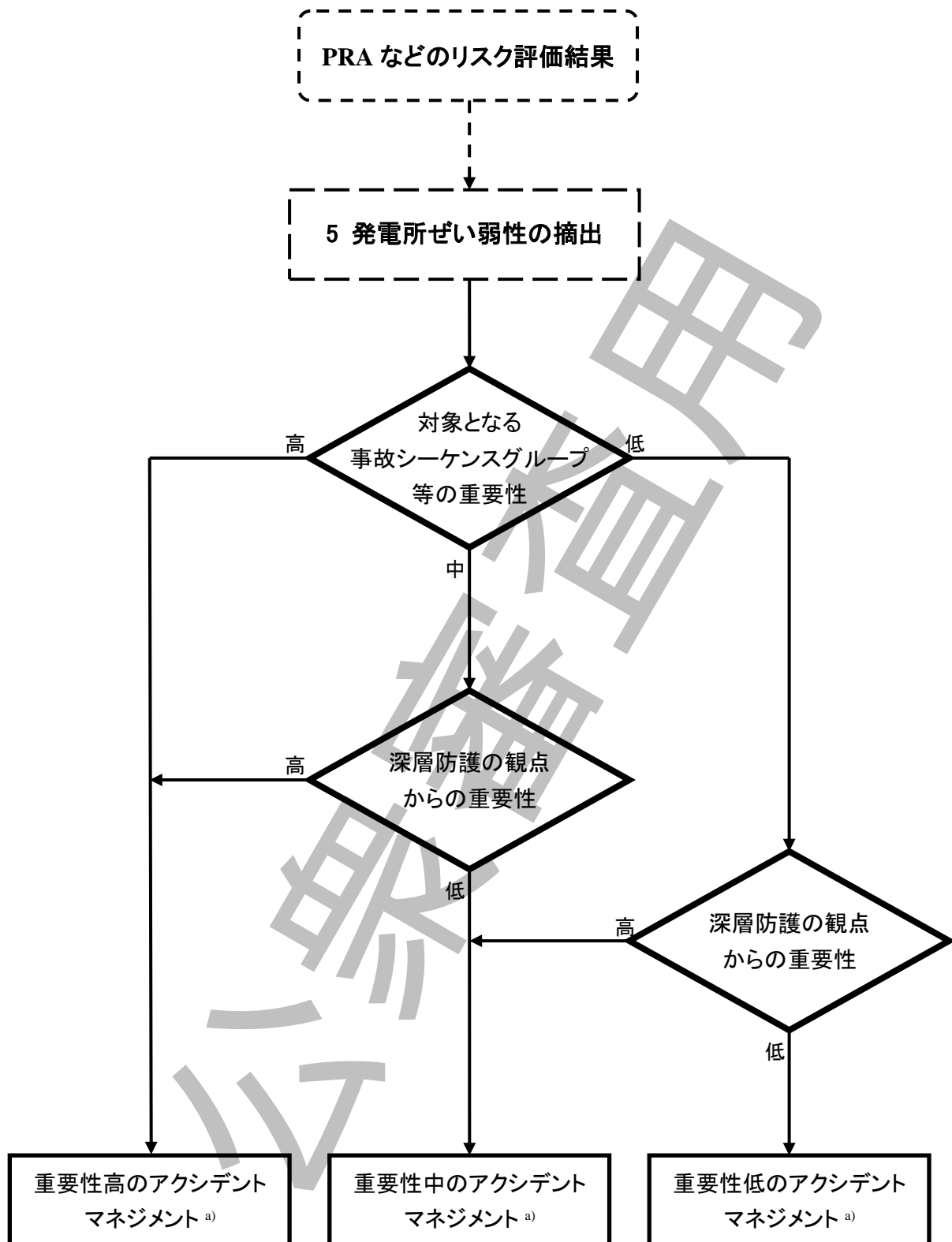
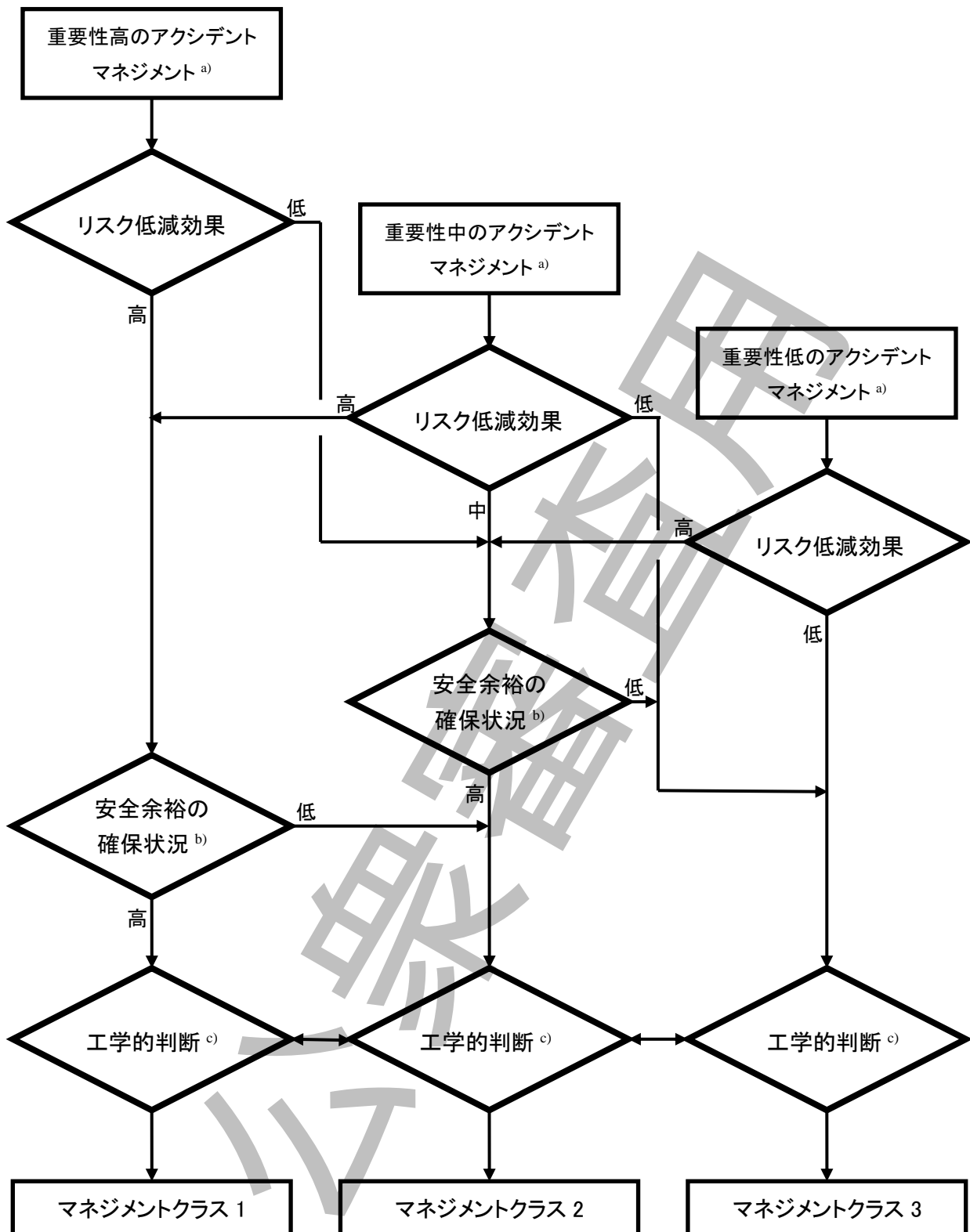


図 L.1 アクシデントマネジメントの最適設定に関する検討手順の全体イメージ



注 <sup>a)</sup> 図 L.3 へ

図 L.2 マネジメントクラス設定に関する評価手順（その 1）

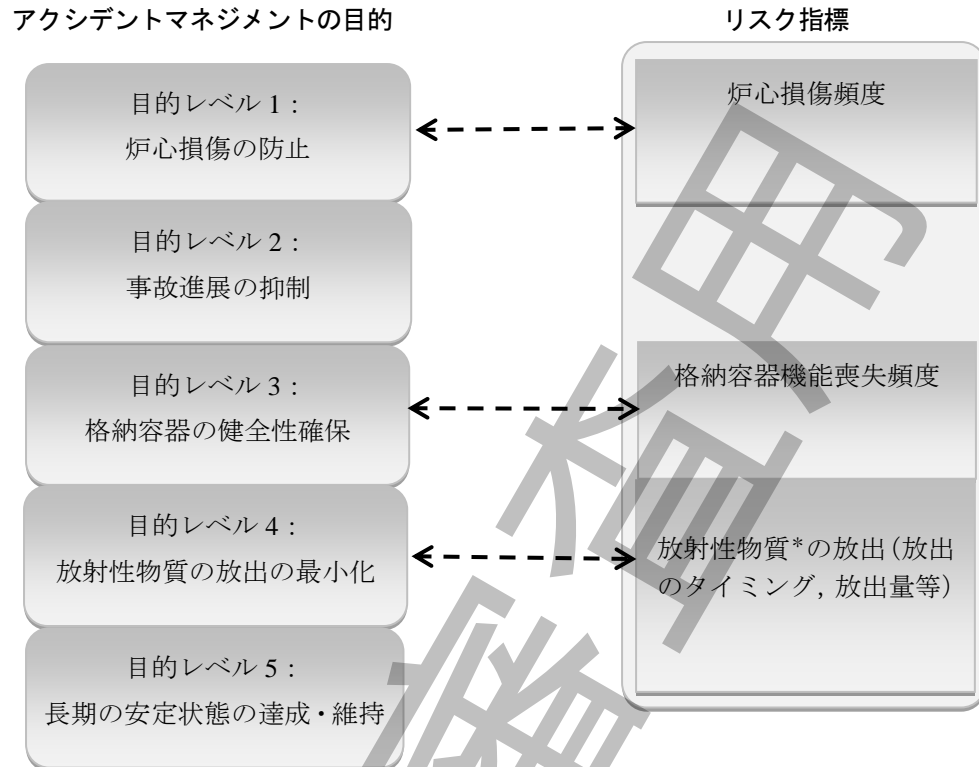


注 a) 図 L.2 から

注 b) 他の判断要素と異なり、相互に代替可能な複数のアクシデントマネジメント候補が存在し、かつ、複数の効果の間に安全余裕の確保の観点で有意な差異があるような場合に適用される。

注 c) マネジメントクラス分類、設定のための最終調整

図 L.3 マネジメントクラス設定に関する評価手順（その 2）



\* 着目する核種及び放出に係る指標は、目的に応じて設定する必要がある。

図 L.4 アクシデントマネジメントの目的レベルと対応するリスク指標の例

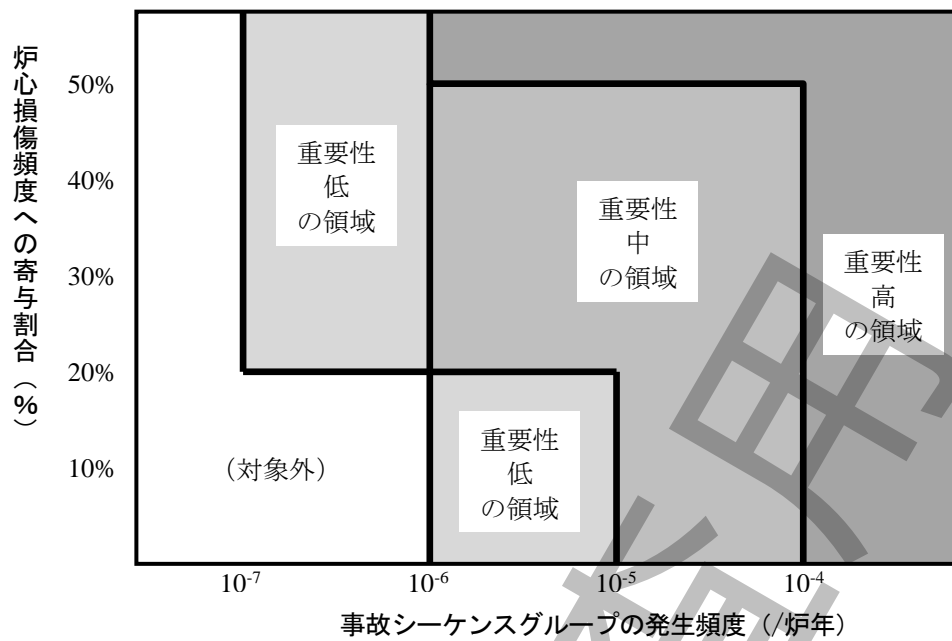


図 L.5 リスク評価結果を利用した分類案（炉心損傷頻度の例）

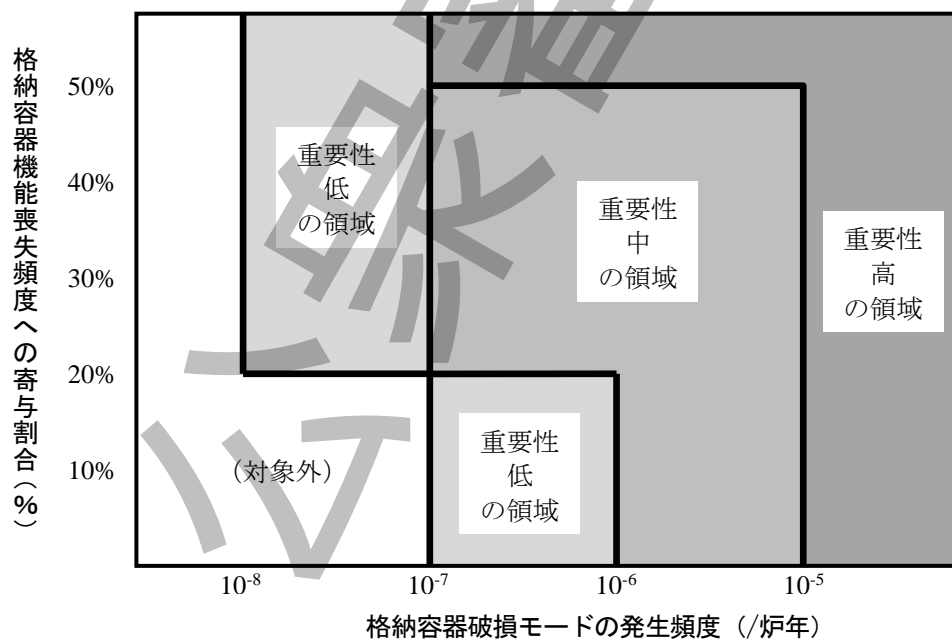


図 L.6 リスク評価結果を利用した分類案（格納容器機能喪失頻度の例）



## 附属書 M

### (参考)

## アクシデントマネジメントの策定例

### 序文

次に示すアクシデントマネジメントの策定例を示す。

- ・ 我が国の軽水型原子力発電所における策定例[1], [2], [5], [6]
- ・ フィルタ付ベントシステムの例[3]
- ・ 広範囲な安全機能の喪失に対する方策の例[4]
- ・ SFP に対するアクシデントマネジメントの例[5], [6]
- ・ その他の例[7]

### M.1 我が国の軽水型原子力発電所における策定例

我が国の電気事業者は、1994 年 3 月、内的事象 PSA を利用してプラントのぜい弱点を摘出し、安全機能別に次に示すアクシデントマネジメントを摘出した。

その後、2011 年の福島第一原子力発電所の事故を受けて、2013 年に施行された原子力規制委員会規則に基づき申請されたプラントでは、検討したアクシデントマネジメントに関する情報が、原子炉設置変更許可申請書、関連する審査資料などによって公開されている。例えば、関西電力（株）高浜原子力発電所 3,4 号機を対象とした原子炉設置変更許可申請書[5]では、添付書類八のうち重大事故等対処施設に係る部分、添付書類十のうち“5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力”及びその追補（追補 1），“7. 重大事故に至るおそれのある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価”などに示されている。また、東京電力柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機を対象とした原子炉設置変更許可申請書[6]でも、添付書類八及び添付書類十にアクシデントマネジメントに関する情報が示されている。

このうち主なアクシデントマネジメントの概要を次に示す。なお、福島第一原子力発電所事故以前に抽出されていたアクシデントマネジメント例については※を付して識別する。

### M.1.1 BWR のアクシデントマネジメント策定例

#### 1) 代替反応度制御機能

- ・ 自動減圧系の自動起動阻止
- ・ 代替制御棒挿入※
- ・ 代替再循環ポンプトリップ※
- ・ ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作

#### 2) 原子炉及び格納容器への注水機能

- ・ 高圧代替注水
- ・ 低圧代替注水※
- ・ 代替自動減圧ロジック及び手動による原子炉減圧

#### 3) 格納容器からの除熱機能

- ・ 代替循環冷却
- ・ 格納容器ベント（FCVS）
- ・ 格納容器ベント（耐圧強化ベント）※
- ・ 残留熱除去系の故障機器の復旧※

#### 4) 安全機能のサポート機能

- ・ 代替原子炉補機冷却系による除熱
- ・ 代替交流電源設備による給電
- ・ 代替直流電源設備による給電
- ・ 代替所内電源設備による給電
- ・ 号機間電源融通※
- ・ 非常用ディーゼル発電機の復旧※

#### 5) 水素爆発による原子炉建屋の損傷防止機能

- ・ 原子炉建屋水素濃度監視
- ・ 非常用ガス処理系による水素排出
- ・ 触媒式水素再結合装置による水素処理
- ・ 格納容器ベント（FCVS）
- ・ ブローアウトパネル・トップベントによる水素排出

#### 6) その他

- ・ 格納容器内 pH の制御
- ・ PCV 内不活性化維持のための窒素注入
- ・ 原子炉ウェル注水
- ・ 大気への放射性物質の拡散抑制
- ・ 海洋への放射性物質の拡散抑制

- ・ 自動減圧系の自動起動阻止

原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がる可能性があるため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。なお、自動減圧系の起動阻止スイッチの操作により、代替自動減圧ロジックによる自動減圧も未然に阻止される。

既存の原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系によって、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、バックアップスクラム弁とは別にスクラムエアヘッドに新たに設置した弁を自動で開放することによって、制御棒を挿入し原子炉を停止する。

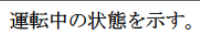


図 M.1.1.1 代替制御棒挿入の概略構成例

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のアクシデントマネジメントとして、ATWS 緩和設備として代替再循環ポンプトリップを実施する。

- ・ ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作

原子炉スクラムの失敗を確認後、ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する。ほう酸水の注入により、中性子束が徐々に減少し原子炉は臨界未満に至る。

## 2) 原子炉及び格納容器への注水機能

## ▪ 高压代替注水

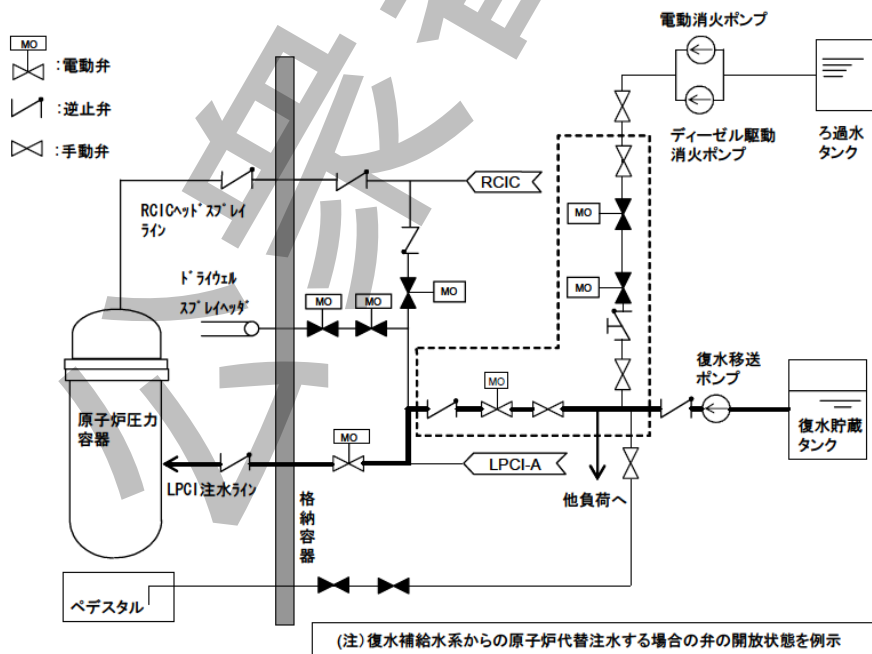
高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合のアクシデントマネジメントとして、高圧代替注水系を使用する。高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成され、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を經由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却する。

▪ 低压代替注水※

低圧注水（LPCI 注水）系の作動に失敗した場合、既設の復水補給水系、消火水系の水源及びポンプを有効活用することによって、これらの系統から残留熱除去系を介して原子炉へ注水できるように配管の接続などを変更し、代替注水設備として利用できるようにすることで、原子炉への注水機能を向上させる。

また、同じ代替注水設備によって残留熱除去系を介した格納容器へのスプレイ、ペDESTAL（原子炉圧力容器下部空間）への直接注水を可能にし、発生した蒸気のスプレイによる凝縮、ペDESTALへの注水によるデブリ冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。

その他、可搬型注水ポンプ（消防車等）に上記と同様な機能を持たせることで、原子炉及び格納容器への注水機能を向上させる。



(出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度 (JNES/SAE05-061)”，平成 18 年 8 月)

図 M.1.1.2 低圧代替注水の概略構成例

#### ・代替自動減圧ロジック及び手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合のアクシデントマネジメントとして、逃がし安全弁を代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により作動させ使用する。

また逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合のアクシデントマネジメントとして、逃がし安全弁を手動により作動させて使用する。

逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

### 3) 格納容器からの除熱機能

#### ・代替循環冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するためのアクシデントマネジメントとして、代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は、復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、復水移送ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる。原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

#### ・格納容器ベント（FCVS）

炉心の著しい損傷が発生し、代替循環冷却系が使用できない場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するためのアクシデントマネジメントとして、FCVS による格納容器ベントを使用する。格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する。

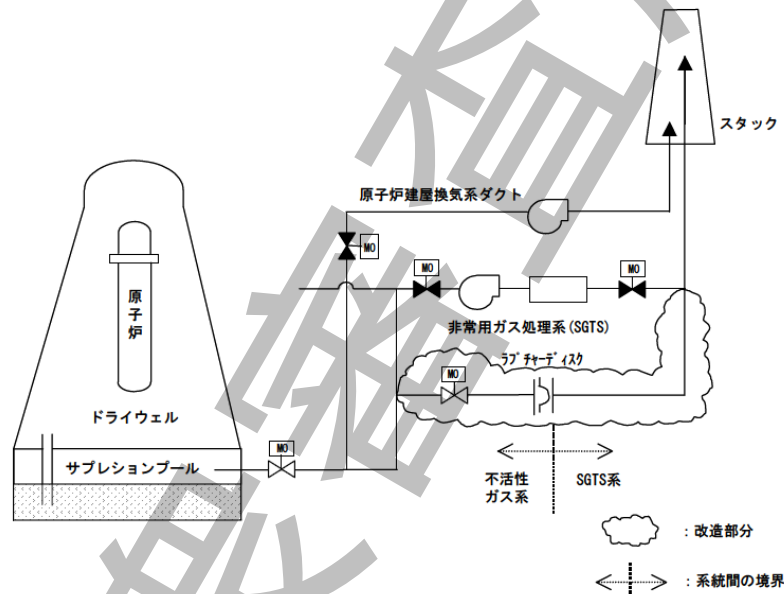
FCVS による格納容器内の水素を含むガスを外部へ排出すること及び格納容器内の圧力を低下させることで、原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。

#### ・格納容器ベント（耐圧強化ベント）※

炉心の著しい損傷が発生し、代替循環冷却系及び FCVS による格納容器ベントが使用できない場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するためのアクシデントマネジメントとして、耐圧強化ベントを使用する。耐圧性を強化した格納容器ベント配管を設置することによって、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器からの除熱機能を向上させる。

基本的な操作内容は、残留熱除去系及び格納容器冷却系による除熱が十分でなく、さらに、他の原子炉冷却及び格納容器からの除熱機能に係るアクシデントマネジメントによる事象の緩和ができなかった場合に、格納容器圧力が最高使用圧力を超えて上昇していくことを確認した上で、本設備を利用して格納容器からの除熱を行う。

代替循環冷却系及び FCVS による格納容器ベントが使用できない場合には、本設備により格納容器内の水素を含むガスを外部へ排出すること及び格納容器内の圧力を低下させることで、原子炉建屋への水素漏えいを抑制することができるが、水素滞留の可能性に留意する必要がある。



（出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度（JNES/SAE05-061）”，平成 18 年 8 月）

図 M.1.1.3 格納容器ベント（耐圧強化ベント）の概略構成例

#### ・残留熱除去系の故障機器の復旧※

設計基準事故対処設備の残留熱除去系が機能喪失した場合のアクシデントマネジメントとして、残留熱除去系の復旧を検討する。復旧手順ガイドラインを参考に、故障箇所と故障原因を推定し、復旧作業を行う。

#### 4) 安全機能のサポート機能

##### ・代替原子炉補機冷却系による除熱

最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替原子炉補機冷却系を使用する。熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し、残留熱除去系熱交換器等を通じて除熱し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

##### ・代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合のアクシデントマネジメントとして、ガスタービン発電機及び電源車等の代替交流電源設備を使用する。代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

##### ・代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合のアクシデントマネジメントとして、AM 用直流蓄電池及び電源車等の代替直流電源設備を使用する。全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源を AM 用直流充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。代替直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

##### ・代替所内電気設備による給電

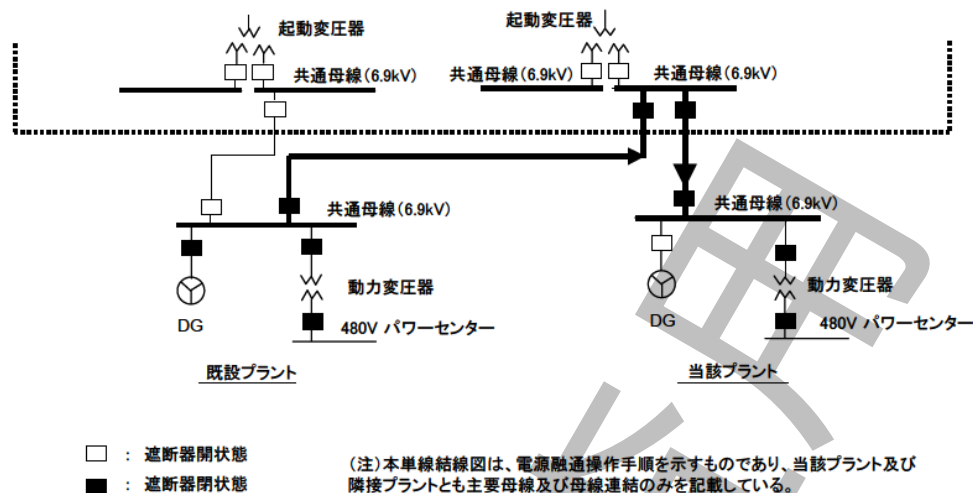
設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合のアクシデントマネジメントとして、緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC、AM 用切替盤、AM 用操作盤、非常用高圧母線、計測制御装置等の代替所内電気設備を使用する。代替所内電源設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電源設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電源設備及び非常用所内電源設備は、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。

##### ・非常用ディーゼル発電機の復旧\*

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合のアクシデントマネジメントとして、非常用ディーゼル発電機の復旧を検討する。復旧手順ガイドラインを参考に、故障箇所と故障原因を推定し、復旧作業を行う。

### ・高圧電源融通※

交流電源が供給できない場合の対応として、複数プラント立地のメリットを活かし原子炉施設間で動力用高圧電源（6.9kV）を融通することを手順書化している。

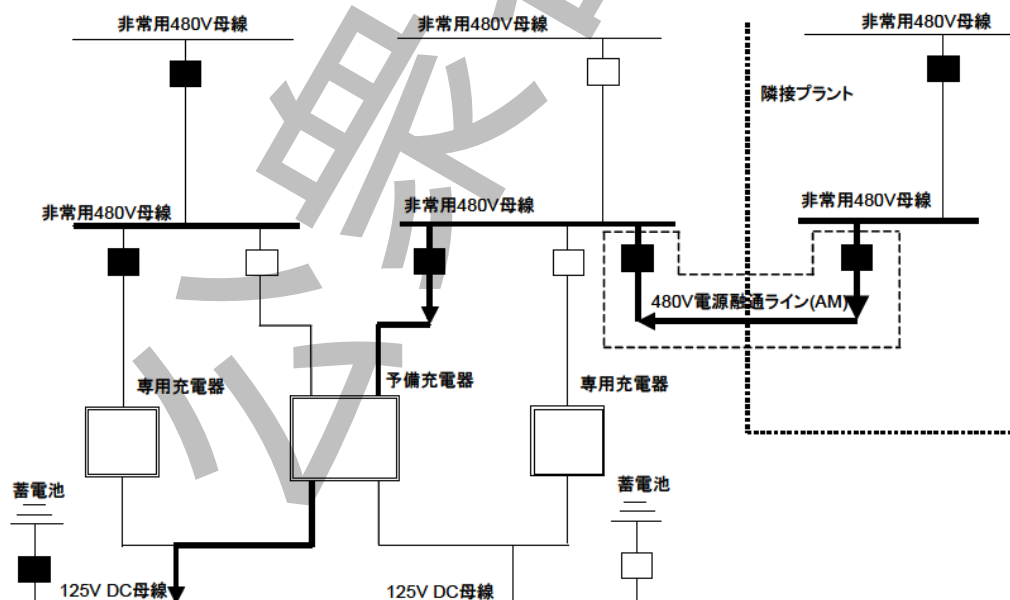


(出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度（JNES/SAE05-061）”，平成 18 年 8 月）

図 M.1.1.4 高圧電源融通の概略構成例

### ・低圧電源融通※

交流電源が供給できない場合の対応として、複数プラント立地のメリットを活かし原子炉施設間で低圧電源（480V）を融通することを手順書化している。



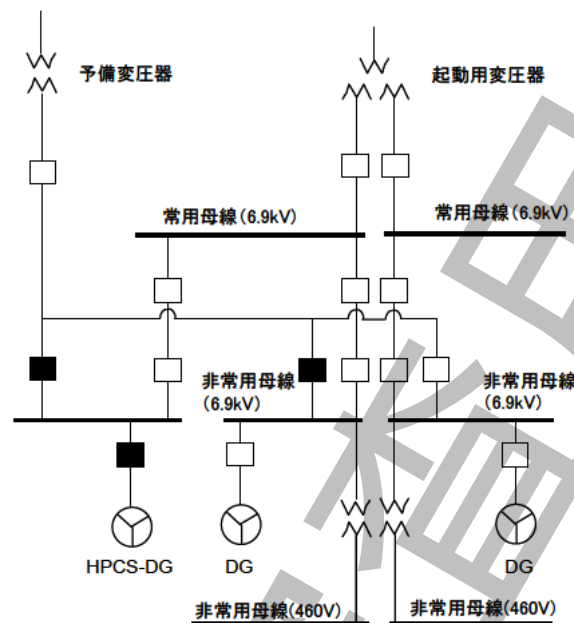
(出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度（JNES/SAE05-061）”，平成 18 年 8 月）

図 M.1.1.5 低圧電源融通の概略構成例



### ・高圧電源融通（単独立地プラント）※

単独立地のプラントの場合には、複数プラント立地と異なり隣接原子炉施設間での電源融通ができないため、高圧炉心スプレイ系専用のディーゼル発電機の電力を原子炉施設内で融通し、必要な電源を供給することを手順書化している。



（出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度（JNES/SAE05-061）”，平成 18 年 8 月）

図 M.1.1.6 高圧電源融通（単独立地プラント）の概略構成例

## 5) 水素爆発による原子炉建屋の損傷防止機能

### ・原子炉建屋水素濃度監視設備

格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視する。水素濃度を検出するための検出器は、原子炉建屋内に漏えいした水素を早期検知する観点から、格納容器からの漏えいポテンシャルの高い箇所につながるオペレーションフロア（以下、オペフロ）及び所員用エアロック室等の局所エリアに設置している。

### ・非常用ガス処理系（SGTS）による水素排出

SGTS は、設計基準事故対処設備としては、LOCA 等の事故発生時において、原子炉建屋内を負圧に保ち、原子炉建屋から直接外部へ放射性物質が放出されることを防止するとともに、フィルタを通して高所放出することにより放射性物質を低減している。また、SGTS はアクシデントマネジメントとしても活用できるものであり、設計基準事故対処設備と同様の経路で水素等を含む気体を排出することで、放射性物質の放出を低減しつつ水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止する。

### ・触媒式水素再結合装置（PAR）による水素処理

PAR は、触媒反応を用いて水素と酸素を再結合させ、原子炉建屋の水素濃度を低減する設備である。PAR は触媒カートリッジ及びハウジングで構成されており、周辺の水素濃度が 1.5vol%程度まで上昇

すると自発的に作動するため、電源及び運転員による起動操作は不要である。PAR の作動状況は、PAR の入口側及び出口側の温度を中央制御室から監視する。

#### ・格納容器ベント（FCVS）

FCVS は、格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置に導き、放射性物質を低減させた後に放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、格納容器内の圧力を低下させる設備である。FCVS により格納容器内の水素を含むガスを外部へ排出すること及び格納容器内の圧力を低下させることで、原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。FCVS は、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作によって起動する。

#### ・ブローアウトパネル・トップベントによる水素排出

オペフロの一部（外壁及び天井）を開放することにより、オペフロに滞留した水素を含む原子炉建屋内雰囲気気を大気へ直接放出し、原子炉建屋内の水素爆発を防止する。開放箇所としては、オペフロに設置されたブローアウトパネル、トップベントがある。これらの開放操作は、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により実施する。なお、ブローアウトパネル、トップベントを現場操作により開放するような状況では、すでに炉心損傷が進んでおり、原子炉建屋内及び屋外の環境（温度、湿度、放射線量等）が悪化している状況であることに留意する必要がある。

### 6) その他

#### ・格納容器内 pH の制御

原子炉格納容器内の pH 制御のため、炉心損傷判断後に薬品注入を行う設備である。BWR においては、放出されたよう素はサプレッション・プール水中にイオンとしてトラップされるが、一部はガス状の無機／有機よう素となって再揮発する可能性が指摘されている。サプレッション・チェンバのプール水の pH を 7 以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させる。

#### ・PCV 内不活性化維持のための窒素注入

重大事故時には、ジルコニウム-水反応による水素の発生、及び、水の放射線分解による水素と酸素の発生があり、原子炉格納容器内のこれら水素と酸素の濃度が上昇する。このため、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入によって、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止し、原子炉格納容器の破損を防止する。

#### ・原子炉ウェル注水

原子炉ウェルへの水張りにより原子炉格納容器トップヘッド部のフランジ面を冷却することで、フランジ部に設置されたシール材の異常過温を防止する。これによりシール機能を維持することが可能となり、格納容器トップヘッド部からの放射性物質及び水素ガスの漏えいを抑制する。

#### ・大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷が万一起こった場合に備えて、原子炉建物放水設備により、大気への放射性物質の拡散を抑制する。原

子炉建物放水設備により原子炉建物に向けて放水する際に、原子炉建物から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し、大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質及び熱を検出し、放射性物質漏えい箇所を絞り込む。

#### ・海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷が万一起こった場合に備えて、海洋拡散抑制設備（放射性物質吸着材、汚濁防止膜、小型船舶等）により、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。海洋拡散抑制設備は大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

### M.1.2 PWR のアクシデントマネジメント策定例

#### 1) 反応度抑制機能

- ・緊急 2 次系冷却の多様化※
- ・ ATWS 緩和設備による原子炉出力抑制

#### 2) 炉心冷却機能

- ・タービンバイパス系の活用※
- ・代替再循環※
- ・クールダウン&リサーキュレーション※
- ・代替炉心注水

#### 3) 放射性物質の閉じ込め機能

- ・格納容器内自然対流冷却※
- ・格納容器外部スプレーによる冷却※
- ・代替格納容器内注水※
- ・1 次系強制減圧※

#### 4) 安全機能のサポート機能

- ・代替補機冷却※
- ・代替交流電源設備による給電
- ・代替直流電源設備による給電
- ・代替所内電気設備による給電
- ・号機間電源融通※

#### 5) 水素爆発による原子炉格納容器・原子炉建屋の破損防止機能

- ・静的触媒式水素再結合装置による水素処理
- ・電気式水素燃焼装置による水素濃度低減
- ・アニュラス空気浄化設備による水素排出

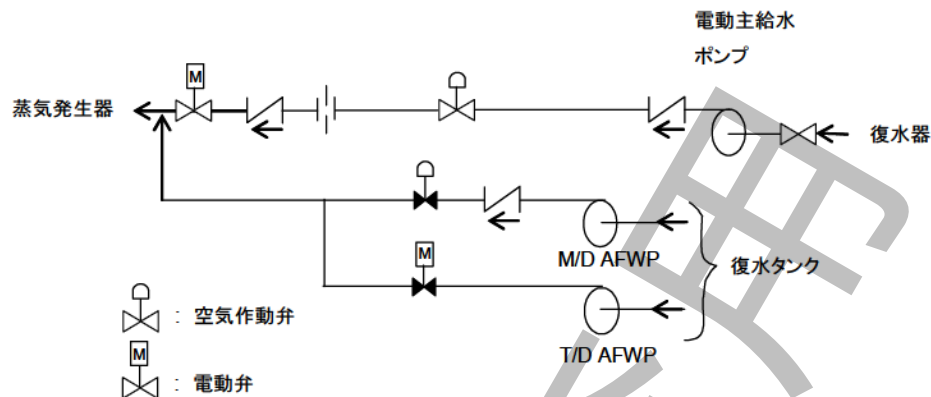
#### 6) その他

- ・大気への放射性物質の拡散抑制
- ・海洋への放射性物質の拡散抑制

## 1) 反応度抑制機能

### ・緊急 2 次系冷却の多様化\*

原子炉停止機能を更に向上させるものとして、原子炉の停止失敗及び補助給水系の起動失敗を検知し、主給水系を手動起動し、蒸気発生器を介して 2 次系から炉心を冷却することを手順化している。



(出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度 (JNES/SAE05-061)”，平成 18 年 8 月)

図 M.1.2.1 緊急 2 次系冷却の多様化の概略構成例

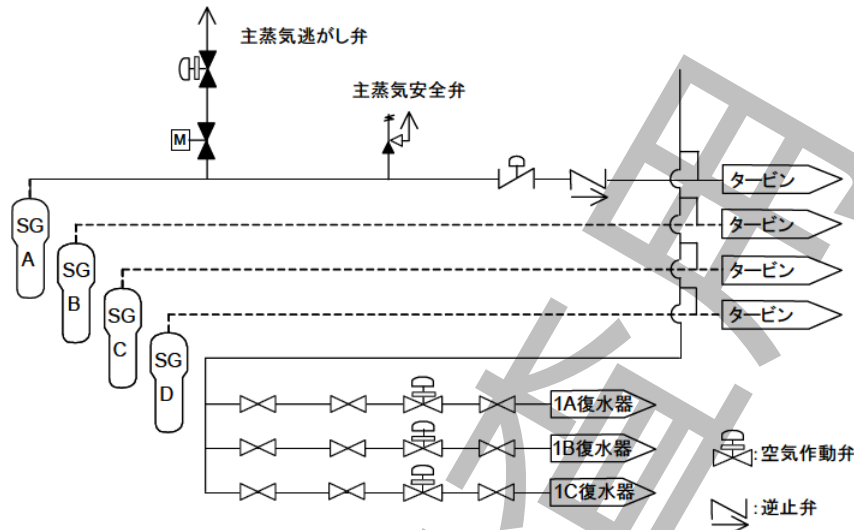
### ・ATWS 緩和設備による原子炉出力抑制

運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止できない場合 (ATWS) の対策として、ATWS の発生を検知し、主蒸気隔離弁を閉止するとともに補助給水系を起動することで、原子炉出力を自動で抑制する設備 (ATWS 緩和設備) を設けている。

## 2) 炉心冷却機能

### ・タービンバイパス系の活用※

高圧注入系及び格納容器スプレイ系の多重故障時に、蒸気発生器 2 次側圧力の異常な上昇を検知し、主蒸気逃がし弁を手動開とするが、それにも失敗した場合、タービンバイパス弁の作動開操作を行うことを手順書化し、2 次系からの除熱機能を向上させる。

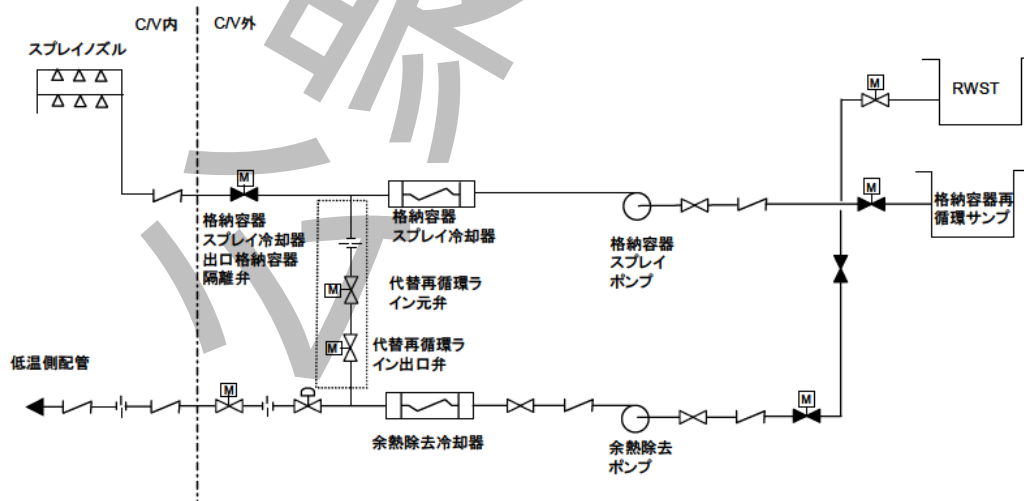


（出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度（JNES/SAE05-061）”，平成 18 年 8 月）

図 M.1.2.2 タービンバイパス系の活用の概略構成例

### ・代替再循環（タイライン方式）※

ECCS 再循環に失敗した場合に、燃料取替用水タンク（RWST）にほう酸水を補給して ECCS による原子炉への注水を継続しつつ、余熱除去系と格納容器スプレイ系のタイラインを使用し、格納容器スプレイ系による炉心注水を行う。

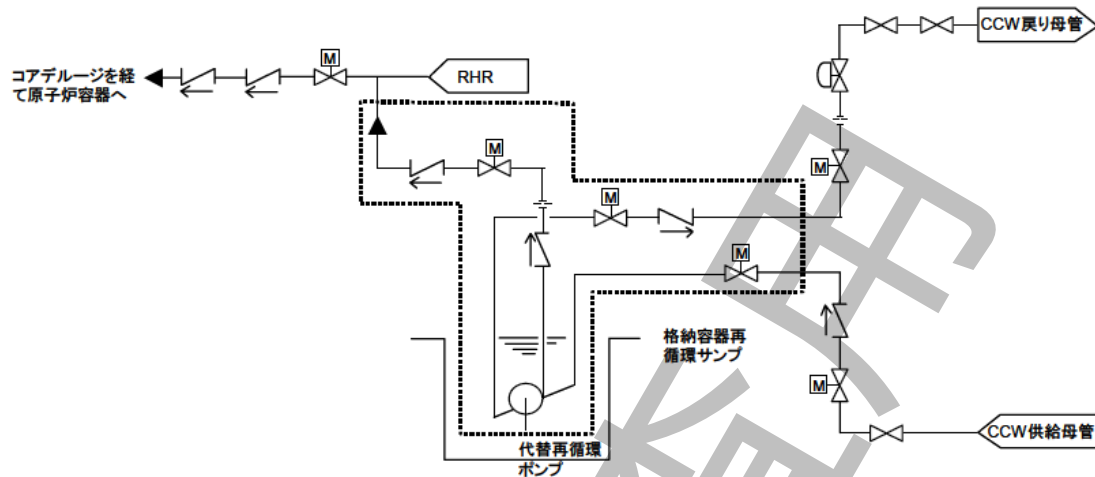


（出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度（JNES/SAE05-061）”，平成 18 年 8 月）

図 M.1.2.3 代替再循環（タイライン方式）の概略構成例

#### ・代替再循環（代替再循環ポンプ方式）※

ECCS 再循環に失敗した場合に、新たに格納容器内に設置した代替再循環ポンプによって炉心注水を行う。



（出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成16年度（JNES/SAE05-061）”，平成18年8月）

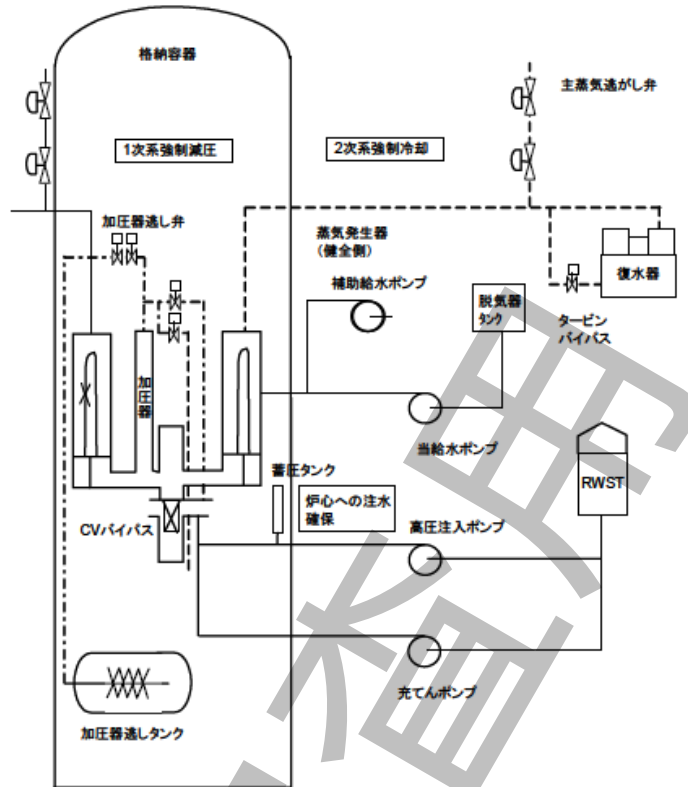
図 M.1.2.4 代替再循環（代替再循環ポンプ方式）の概略構成例

#### ・クールダウン&リサーキュレーション※

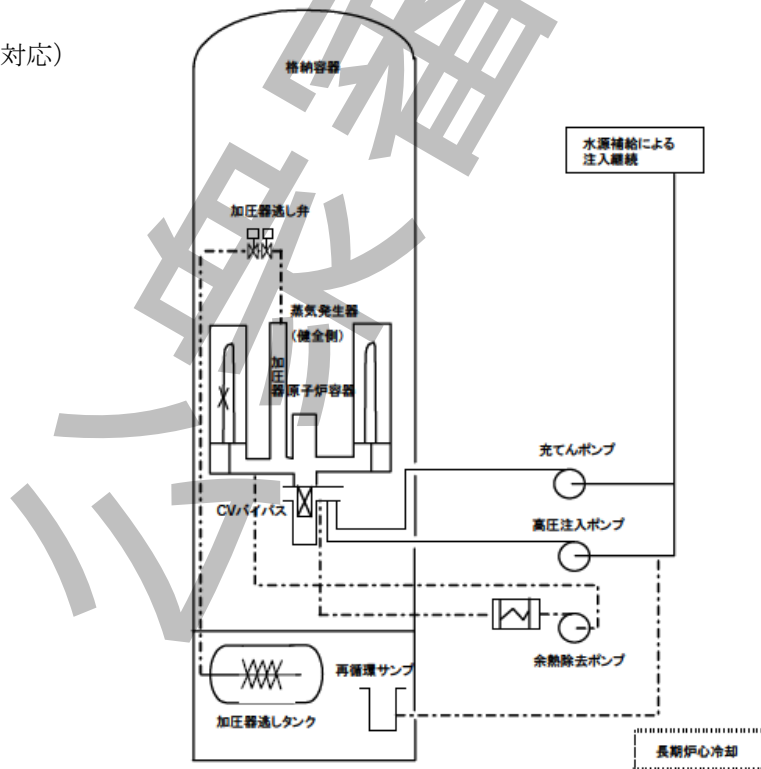
蒸気発生器伝熱管損傷などが発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合、ECCS などによって原子炉への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁などを用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁などによる原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制すると共に、余熱除去系によって長期的に炉心を冷却する。

また、余熱除去系による注入に失敗した場合には RWST へほう酸水の供給を行いフィード&ブリードを実施した後、ECCS 再循環を実施する。

(短期の対応)



(長期の対応)



(出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度 (JNES/SAE05-061)”，平成 18 年 8 月)

**図 M.1.2.5 クールダウン&リサーキュレーションの概略構成例**



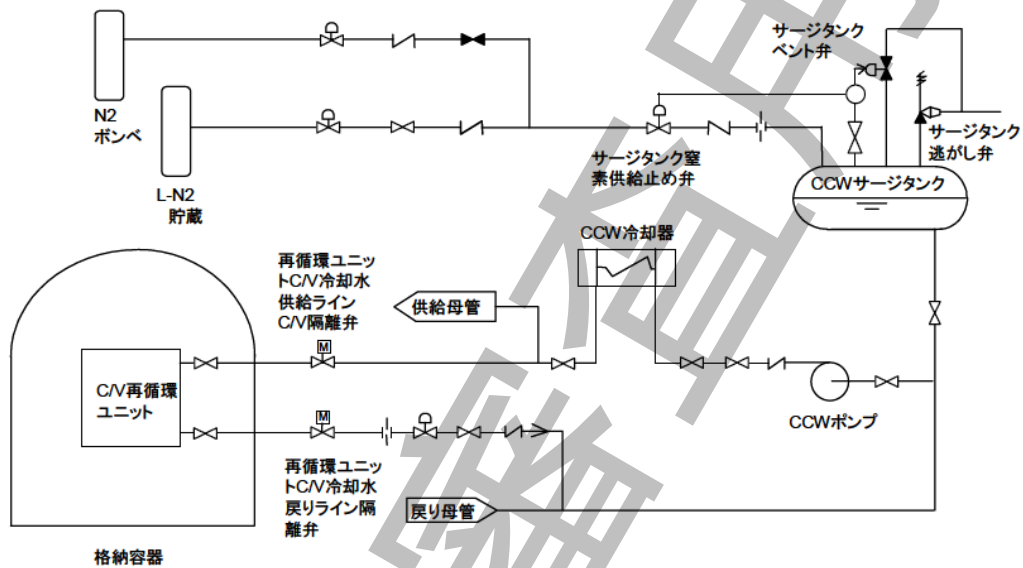
### ・代替炉心注水

ECCS の故障等により炉心注水機能が喪失した場合、格納容器スプレイポンプ（自己冷却）及び代替炉心注水ポンプ等を用いた代替炉心注水により、炉心冷却を行う。

## 3) 放射性物質の閉じ込め機能

### ・格納容器内自然対流冷却※

格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合、常用格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内の自然循環によって水蒸気を凝縮させ、格納容器内の雰囲気気を冷却する。

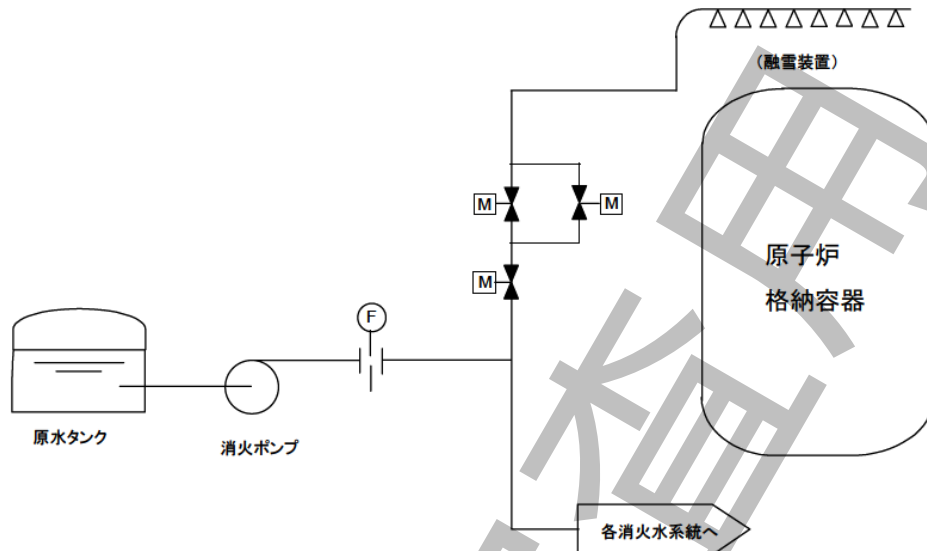


(出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成16年度（JNES/SAE05-061）”，平成18年8月）

図 M.1.2.6 格納容器内自然対流冷却の概略構成例

・格納容器外部スプレイによる冷却\*

格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器の圧力が異常に上昇した場合に、格納容器外部スプレイ系（融雪装置）に消火水を通水し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ格納容器内の雰囲気気を冷却する。なお、この標準制定時点において、本アクシデントマネジメントを採用する発電所は国内に存在しない。



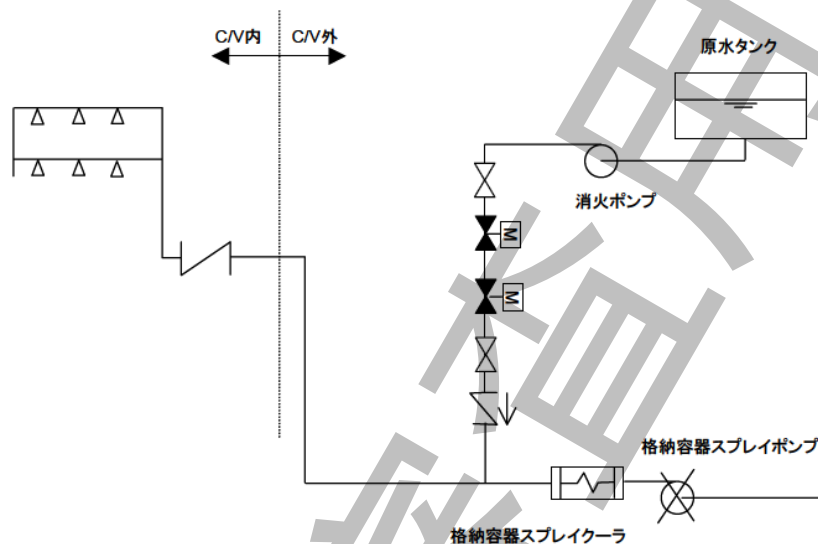
（出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度（JNES/SAE05-061）”，平成 18 年 8 月）

図 M.1.2.7 格納容器外部スプレイによる冷却の概略構成例

### ・代替格納容器内注水※

格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、原水タンクの水を消火ポンプによって格納容器スプレイヘッダからスプレイできるように配管の接続を変更することによって、格納容器内に蓄積した水蒸気を凝縮し、格納容器の圧力上昇を抑制する。代替格納容器スプレイポンプを用い、RWSTの水をスプレイする構成もある。

また、溶融炉心を冷却し、ベースマットとのコア・コンクリート反応防止の観点から、原子炉キャビティへの侵水性を高める。



(出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度 (JNES/SAE05-061)”，平成 18 年 8 月)

図 M.1.2.8 代替格納容器注水の概略構成例

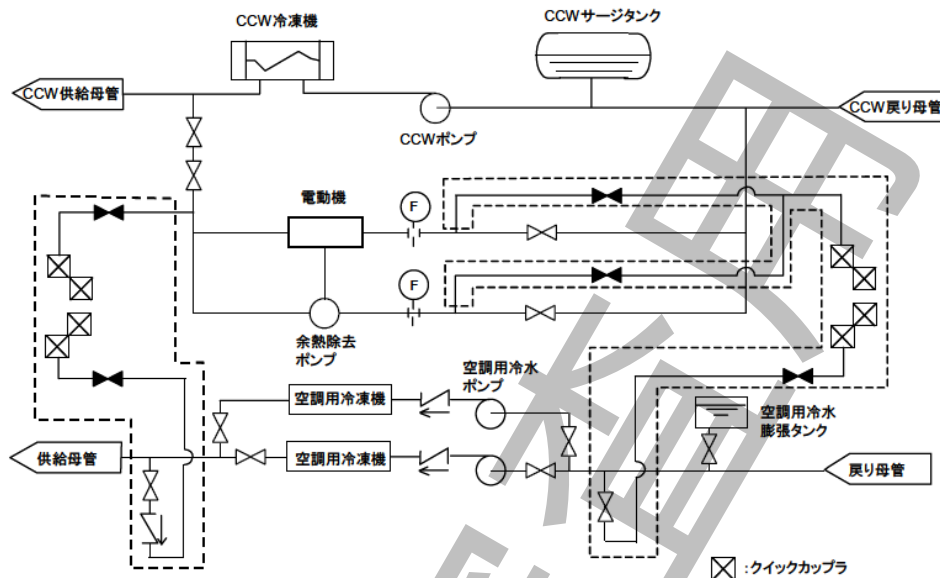
### ・1 次系強制減圧※

炉心損傷時に原子炉が高圧状態である場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧する。

#### 4) 安全機能のサポート機能

##### ・代替補機冷却※

原子炉補器冷却水系の機能が喪失した場合に、補機冷却水を使って冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプなどの機器の停止及び間欠運転を行うことによって時間的余裕を確保し、その間に空調用冷却水を余熱除去ポンプの補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開する。



(出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度 (JNES/SAE05-061)”，平成 18 年 8 月)

図 M.1.2.9 代替補機冷却の概略構成例

##### ・代替交流電源設備による給電

外部電源やディーゼル発電機による給電ができず、全交流動力電源喪失となった場合、ディーゼル発電機から独立及び位置的分散を図った重大事故等対処設備である非常用発電設備により、原子炉冷却、原子炉格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源である非常用高圧母線へ給電する。

##### ・代替直流電源設備による給電

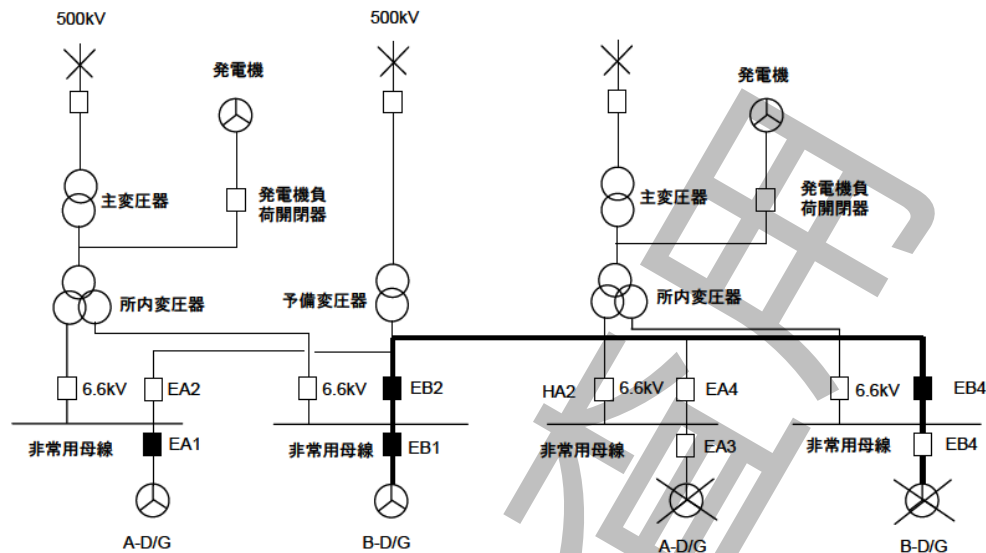
外部電源喪失やディーゼル発電機の故障により、非常用直流母線への給電ができない場合、設計基準事故対処設備から独立及び位置的分散を図った重大事故等対処設備である蓄電池により、非常用直流母線へ給電する。不要直流負荷の切り離しにより、蓄電池にて 24 時間にわたり直流電源の給電を確保する設計とする。

##### ・代替所内電気設備による給電

所内電気設備の 2 系統が同時に機能喪失した場合には、共通要因で機能を失うことがないように、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、重大事故等対処設備である非常用発電設備、代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤等により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。

### ・号機間電源融通※

全交流電源喪失を検知し、隣接する原子炉施設の非常用電源 1 系列の電源が確保されていることを確認してから、高圧の電源融通ラインを利用して残る 1 系列の非常用電源を喪失側の非常用母線に融通する。（図中の右側が当該原子炉施設、左側が隣接する原子炉施設）



（出典：独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度（JNES/SAE05-061）”，平成 18 年 8 月）

図 M.1.2.10 号機間電源融通の概略構成例

## 5) 水素爆発による原子炉格納容器・原子炉建屋の破損防止機能

### ・静的触媒式水素再結合装置（PAR）による水素処理

炉心の著しい損傷が発生した場合、水-ジルコニウム反応により短期的に発生する水素、及び、水の放射線分解等により格納容器内に発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置によって低減する。

### ・電気式水素燃焼装置（イグナイタ）による水素濃度低減

炉心の著しい損傷が発生した場合、水-ジルコニウム反応により短期的に発生する水素、及び、水の放射線分解等により格納容器内に発生する水素を、電気式水素燃焼装置によって低減する。

### ・アニュラス空気浄化設備による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、水-ジルコニウム反応により短期的に発生する水素、及び、水の放射線分解等により発生する水素が格納容器に蓄積される。これらの水素が格納容器周辺のアニュラスに漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス空気浄化ファンを用いて水素を排出する。

## 6) その他

### ・大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器及びアニュラス部破損の恐れがあり、かつ、炉心注入及び格納容器スプレイが実施できない場合、大気への放射性物質の拡散を抑制するため、ポンプ車や放水砲等により、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。

### ・海洋への放射性物質の拡散抑制

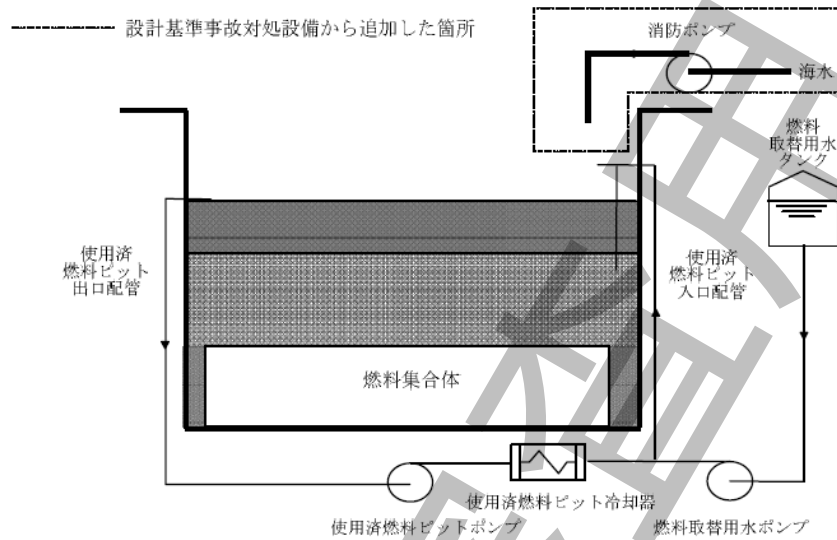
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器及びアニュラス部破損の恐れがある場合において、ポンプ車や放水砲等による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水により放射性物質を含む汚染水が生じ、海洋へ拡散することを抑制するため、シルトフェンス及び放射性物質吸着剤を設置する。

## M.3 広範囲な安全機能の喪失に対する方策の例

広範囲な安全機能の喪失に対する方策の例としては、米国において 10CFR50.54(hh)(2)に基づき、設計基準を超える大規模な爆発又は火災による広範囲な安全機能の喪失（loss of large area : LOLA）を想定した対応が求められ、NEI が提示した報告書 NEI 06-12[4]が容認可能な対応方策を示したものとして認められている。NEI 06-12 では、固定された設備だけでなく機動的な手段を組み合わせること、様々な手段を活用するためプラント個別の検討を行うことなどが有効であるとしている。例示されている、SFP と原子炉及び格納容器（PWR, BWR）に対する方策を表 M.1 に示す。また、これらの方策を実行するために必要な手順書類の例として、EDMG（extensive damage mitigation guideline）がある。

#### M.4 SFP に対するアクシデントマネジメントの例

SFP に対するアクシデントマネジメントの例として、**M.1** と同様に、原子炉設置変更許可申請書[5], [6], 関連する審査資料などによって公開された最新事例がある。このうち、SFP の冷却機能喪失時などに SFP への注水を確保する方法の一つとして消防ポンプを利用したアクシデントマネジメントの例を**図 M.4** に示す。



（出典：関西電力株式会社，“高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）の一部補正”，平成26年10月）

資料提供：関西電力株式会社

**図 M.4 SFP に対するアクシデントマネジメントの例**

## M.5 その他の例

日本機械学会から 2014 年に発行された“発電用原子炉設備規格 外部事象シビアアクシデント対策設備設計ガイドライン” [7]では、BWR プラントを対象としたアクシデントマネジメントの例が検討されている。

IAEA から 2020 年に発行された“EXPERIENCES IN IMPLEMENTING SAFETY IMPROVEMENTS AT EXISTING NUCLEAR POWER PLANTS” [8]では、既存の原子力発電所における安全性向上の実施例に関する世界各国の最新状況がまとめられている。この中には、福島第一原子力発電所事故を受けた各国の対応（ストレステスト、外的ハザード対策、設計想定外事象対策など）が含まれる。

IAEA から 2020 年に発行された“Implementation and Effectiveness of Actions Taken at Nuclear Power Plants following the Fukushima Daiichi Accident” [9]では、福島第一原子力発電所事故から得られた教訓をもとに、世界各国の事業者が実施した措置がまとめられている。具体的には、措置が必要とされた理由、対応スケジュール（優先順位）、措置の具体化手法、コスト影響、措置の有効性の検証などが含まれる。

## M.6 実装済みのアクシデントマネジメントの廃止例

BWR プラントの一部において、耐圧強化ベント系は、同様の機能（炉心が損傷していない場合に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能）を有する特定重大事故等対処施設の設置をもって廃止するとしている [10]。

## 参考文献

- [1] 原子力安全・保安院，“軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について”，平成 14 年 10 月
- [2] 独立行政法人 原子力安全基盤機構，“アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討に関する報告書 平成 16 年度（JNES/SAE05-061）”，図 3.1～図 3.16，平成 18 年 8 月
- [3] Koji Okamoto, "Fukushima-Daiichi NPP Accident" GLOBAL2011, (2011)（講演資料の和訳から引用）
- [4] NEI, "B.5.b Phase 2&3 Submittal Guideline," NEI 06-12 Rev.3, 2009
- [5] 関西電力株式会社，“高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（3 号及び 4 号発電用原子炉施設の変更）の一部補正”，平成 26 年 10 月
- [6] 東京電力ホールディングス株式会社，“柏崎刈羽原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書”，平成 29 年 6 月
- [7] 日本機械学会，“発電用原子炉設備規格 外部事象シビアアクシデント対策設備設計ガイドライン”，2014
- [8] IAEA, "EXPERIENCES IN IMPLEMENTING SAFETY IMPROVEMENTS AT EXISTING NUCLEAR POWER PLANTS", IAEA-TECDOC-1894, 2020
- [9] IAEA, "Implementation and Effectiveness of Actions Taken at Nuclear Power Plants following the Fukushima Daiichi Accident", IAEA-TECDOC-1930, 2020
- [10] 原子力規制庁，“東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可（2 号発電用原子炉施設の変更）-特定重大事故等対処施設の設置及び耐圧強化ベント系の廃止-”，令和 5 年 10 月



表 M.1 広範囲な安全機能の喪失に対する方策の例 (NEI 06-12)

SFP に対する方策
代替注水 機動的かつ独立した電源による注水 その他発電所固有の対応方策 漏えいの抑制
原子炉及び格納容器に対する方策
PWR における方策
燃料取替用水タンク (RWST) への給水 1 次系冷却のための SG 手動減圧 タービン (又はディーゼル) 駆動補助給水ポンプの手動運転 SG の手動減圧及び可搬型ポンプによる注水 CST への給水 可搬型ポンプによる格納容器注水 可搬型ポンプによる格納容器スプレイ
BWR における方策
RCIC 又は IC の手動運転 原子炉減圧 (DC 電源) 及び可搬型ポンプによる注水 給水系及び復水系の活用 ホットウェルへの給水 CST への給水 CRD 冷却系の活用 原子炉冷却材浄化系 (RWCU) の隔離 格納容器ベントの手動開放 ドライウェルへの注水 可搬型ポンプによる格納容器スプレイ
その他発電所固有の対応方策

(出典 : NEI, “B.5.b Phase 2&amp;3 Submittal Guideline”, NEI 06-12 Rev.3, 2009.)

## 附属書 N

### (参考)

## 外的事象時の対応を目的としたアクシデント マネジメントで考慮すべき事項

### 序文

特に外的事象の対応を目的としたアクシデントマネジメントの策定では、外的事象による広範で従属的な影響に対する考慮が必要である。また、現場操作が必要な場合のアクセスルートの阻害要因及び作業環境を悪化させる要因を考慮しても、実施可能なものとする必要がある。アクシデントマネジメントの作動要求が長時間となる場合には、中長期の阻害要因も考慮する必要がある。これら考慮すべき事項の例を次に示す。

#### N.1 従属的な影響に対する考慮の例

- a) 地震を起因とした事故シーケンスで期待するアクシデントマネジメントに用いる建物、設備が、地震によって損傷して使用できない可能性を回避するよう、例えば実力 S クラス相当の適切な耐震性を考慮した恒設の設備を設置したり、適切な耐震性を考慮した場所に配備した可搬型設備を利用する。
- b) 内部火災を起因とした事故シーケンスで期待するアクシデントマネジメントに用いる建物、設備が当該火災によって機能喪失しないよう、例えば適切な耐火性、耐熱性を考慮したり、防火区画を分離する。
- c) 内部溢水を起因とした事故シーケンスで期待するアクシデントマネジメントに用いる建物、設備が当該溢水によって機能喪失しないよう、例えば適切な水密性を考慮したり、水密区画を分離する。
- d) 津波を起因とした事故シーケンスで期待するアクシデントマネジメントに用いる建物、設備が当該津波によって機能喪失しないよう、例えば適切な設置高さ又は水密性を考慮したり、高台に配備した可搬型設備を利用する。

#### N.2 阻害要因の例

- 1) 地震によるアクセスルート、操作場所の壁の倒壊
- 2) 地震、津波などによって散乱した瓦礫の影響
- 3) 火災に伴う煙による視界不良、高熱による接近阻害
- 4) アクセスルート、操作場所の溢水による接近阻害
- 5) 照明の喪失による視界不良
- 6) 火災などによる有毒ガスの発生
- 7) 燃料の重大な損傷、格納容器機能喪失などによる放射線量の上昇
- 8) 雰囲気温度・湿度の上昇
- 9) 余震、繰り返し津波などによる接近、対応操作への影響
- 10) 外的事象による広範な被害による外部支援の阻害
- 11) 火山灰の降下による視界不良、フィルタの目詰まり

## 附属書 O

### (参考)

## 策定したアクシデントマネジメントの優先順位の考え方

### 序文

ある事故シーケンスに対して複数のアクシデントマネジメントが整備された場合（例えば、既存の設備を有効に活用する対策と可搬型設備を整備する対策、など）において、アクシデントマネジメントの優先順位を評価する考え方及び考慮すべき観点の例について示す。これらは、本文 7 アクシデントマネジメントの検討、及び 9 手順書類の作成に適用できる。

### O.1 優先順位の考え方

ある事故シーケンスに対して複数のアクシデントマネジメントが整備された場合（例えば、既存の設備を有効に活用する対策と可搬型設備を整備する対策、など）、個々のアクシデントマネジメントは安全性の観点からの重要性又は実施による効果に違いがあること、特にシビアアクシデントの緩和のためのアクシデントマネジメントは、ある挙動の抑制には有効であっても別の挙動を促進させるような悪影響の可能性も考えられること、及び、これらのアクシデントマネジメントは、実施できる条件などによって必ずしも同時に実施されるものではないことから、実施に際しての優先順位を定め、その根拠を含め文書化しておくことが重要となる。

優先順位を設定する観点は主に次の 2 点であり、それぞれの考え方を合わせて示す。

#### a) 安全機能間の優先順位

附属書 L(参考) アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例のうち、L.2 “アクシデントマネジメントの策定” における重要性評価の検討手順例及び L.3 “深層防護の堅持状況の確認” の検討手順例において、異なる複数の安全機能が要求される事故シーケンスにおけるそれぞれの安全機能に対してアクシデントマネジメントを実施する場合が相当し、次のように考える。

- 1) シビアアクシデントの防止の場合は、時間的余裕の観点でより早急な対応が必要な安全機能を優先するなど、既存の事故時手順における考え方が適用できる。
- 2) シビアアクシデントの緩和の場合は、継続する大量放出の進行、重要な障壁への脅威を緩和する策を優先するのが一般的である。

#### b) アクシデントマネジメント間の優先順位

附属書 L(参考) アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例のうち、L.4 “リスク低減効果の評価” の検討手順例及び L.5 “安全余裕の確保状況の確認” の検討手順例において、特定の安全機能に対して複数の有効なアクシデントマネジメントが存在する場合が相当し、次のように考える。

- 1) 個々のアクシデントマネジメントの効果、信頼性、実施による悪影響の可能性などを考慮し、より効果的で信頼性が高く、悪影響の可能性の少ないアクシデントマネジメントを優先することが妥当である。

### O.2 優先順位を評価する上で考慮すべき観点の例

確率論的リスク評価又はそれに代わる方法では、優先順位に寄与する可能性のある観点の全てを考慮す

ることとはできない可能性がある。優先順位を評価する際に漏れのないよう留意すべき観点を、悪影響の考慮を中心に次に例示する。

- ・ ある挙動の抑制には有効であっても、別の挙動を促進させてしまうような悪影響を考慮して評価する。
- ・ 設備の追加，改造を伴う対応方策の実施によって，運転，保守などに悪影響を与える可能性を考慮して評価する。
- ・ 複数プラント立地の発電所では，外部ハザード，及びプラント間の共用部からの悪影響伝ばによる複数プラントでのシビアアクシデントの可能性を考慮して評価する。
- ・ 外的事象時の対応を目的とする場合，対応方策の実施を阻害する外的事象特有の悪条件の影響を考慮して評価する。**（附属書 N（参考）外的事象時の対応を目的としたアクシデントマネジメントで考慮すべき事項 参照）**
- ・ 対応方策をある時間枠内に実施する必要がある場合には，時間枠の特定における大きな不確かさの影響を考慮して評価する。

## 附属書 P

### (参考)

## アクシデントマネジメントによるリスク低減効果の評価手法の例

### 序文

アクシデントマネジメントの有効性確認においては、リスク低減の効果及び悪影響の可能性を把握するため、確率論的リスク評価又はそれに代わる方法によって、定量的又は定性的な評価を実施する。この場合には、評価の目的、リスク評価手法の成熟度、データの整備状況などをふまえ、適切なアプローチを選択することになる。例えば、評価の詳細さの観点からは、①定性的評価、②半定量的評価、③詳細評価(PRA)、のように3段階のアプローチが考えられる。

NEIは、FLEXで整備した資機材によるリスク低減効果を、リスク情報活用に係る活動において考慮するために、このような3段階のアプローチをNRCへ提案しており[1]、NRCのRASP(risk assessment standardization project) Hand BookにFLEXの扱いに関する記載が予定されているため、この附属書ではこれを参考に各評価方法について簡単に触れ、続いてリスク低減効果の把握に適用可能な半定量評価について述べる。

### P.1 段階的アプローチ

#### a) 定性的評価

段階的アプローチのうち、定性的評価では、対象とする方策(FLEX)の特性(次項の半定量的評価で考慮するような、時間的余裕、統括と管理、環境条件、機器のアベイラビリティなどの観点)の定性的整理と分析に基づいて、方策の有効性及びリスク低減効果を把握する。また、この検討は、資機材の整備、手順などの見直しなどあらかじめ必要な事項の抽出、及び半定量的評価、詳細評価(PRA)などのための情報にもなる。

#### b) 半定量的評価

この評価方法では、対象とするアクシデントマネジメントの代表的な失敗確率を設定した上で、その信頼性に影響を与える因子の効果を乗じたものと、アクシデントマネジメントで用いる機器のアンアベイラビリティの和を、当該の方策の非信頼度とする。こうして求めた非信頼度を、当該のアクシデントマネジメントのクレジットが期待できるシナリオの炉心損傷頻度に乗じたものと、元の炉心損傷頻度の差から、低減効果を見積もることによって、全体としてのリスク低減効果を評価する。

#### c) 詳細評価(PRA)

アクシデントマネジメントによる低減効果を、設備(恒設、可搬)のアベイラビリティ及び対応操作全般(予測判断、資機材運搬なども含む)に係る人間信頼性も含めて、PRAによって直接評価する方法である。FLEXのようなアクシデントマネジメント特有の予測判断行為を含む人間信頼性解析データ又は可搬型資機材の故障率データなどが十分でない場合は工学的判断又は感度解析が必要となる。

### P.2 半定量的評価

#### P.2.1 適用性

グレーデッドアプローチの際の指標として、対象とするアクシデントマネジメントのリスク低減効果を把握する必要があり、その評価は、目的(アクシデントマネジメントの優先度づけ及びマネジメントクラ

ス分類の指標)に照らして、適切である(過度に保守側又は非安全側でなく、優先度づけ及び分類に対する誤った判断を導かない)ことが求められる。

一方、アクシデントマネジメントの内容によっては(特に可搬型資機材を活用する方策などにおいて)人間信頼性、資機材の故障率などに関わる十分なデータが必ずしも得られない可能性がある。

そこで、データが限られる場合でも、利用可能な情報、工学的判断などにに基づき評価を行う手法として、NEIがFLEX設備のリスク情報活用に関わる活動で提案している半定量的な評価方法の適用が考えられる。

この手法は、(特に可搬型資機材などを含む)アクシデントマネジメントの信頼性を支配する主要因に着目して、その影響度を評価する手法である。信頼性に影響を与える各因子(P.2.2)の値をアクシデントマネジメントを実施する際の状況(工学的判断を含む)をふまえて設定する。また、この手法の制約(P.2.4)に留意することによって、対象とするアクシデントマネジメントのリスク低減効果を合理的に把握できると考えられることから、その評価手法の概要を次に示す。

## P.2.2 評価手法の概要

この概略評価方法では次に示すように、検討対象とする方策(FLEX)の代表的な失敗確率を設定した上でその信頼性に影響を与える因子の効果に乗じたものと、方策で用いる機器のアンアベイラビリティの和を、当該の方策の非信頼度とする。

$$\text{方策の非信頼度} = \text{失敗確率(代表的な値)} \times \text{影響因子(下記のb), c), d)} \\ + \text{機器のアンアベイラビリティ}$$

信頼性に影響を与える因子としては次の事項を考慮している。

時間的余裕  
統括と管理(手順、要員、通信・連絡)  
環境条件(機能維持、アクセス性)  
機器のアベイラビリティ(N, N+1などの冗長性)

### a) 失敗確率

当該のアクシデントマネジメントに十分な成立性がある場合の代表的な非信頼度を設定する。NEIは代表的な(likelyの範囲にある)値として0.1を設定している(特定の人的信頼性を評価した値ではない)。

### b) 時間的余裕(TM)

アクシデントマネジメントに用いる機器の配備(がれきの撤去なども含む)及び起動のための所要時間と時間的余裕を比較し、時間的余裕が下回る場合は失敗とみなし、時間的余裕が倍以上確保できる場合は失敗確率を1/2に低減する。

時間的余裕が不十分な場合 : 方策の非信頼度は1.0とする。  
標準的な場合 : 失敗確率に1.0を乗じる  
時間的余裕が倍以上の場合 : 失敗確率に0.5を乗じる

時間的余裕と所要時間の内容としては、次を考慮する。

時間的余裕: ハザードがプラントに影響を及ぼし始めた時点からアクシデントマネジメントの稼働が必要となる時点までの時間から、状況の認知と対応の判断、及びがれきの撤去など(地

震, 強風などのハザードの影響によるさらなる遅延も含む)に要する時間を差し引いた,  
資機材の配備に使える正味の時間

所要時間: 資機材の保管場所から配備先への移送, 配管及び/又は電源の繋ぎ込み, 並びに機器の  
起動(冷却材注入, 電源投入など)に要する時間の合計

#### c) 統括と管理 (CC)

適切な方針の提示, 指揮命令に必要な要員, 通信連絡機能, その他必要な資機材などが十分でない場合は失敗とみなす。

統括・管理が不十分な場合 : 方策の非信頼度は 1.0 とする

統括・管理が機能する場合 : 失敗確率に 1.0 を乗じる

#### d) 環境条件 (EF)

ハザード又は誘引される事象(火災, 溢水など)に伴うアクシデントマネジメントのための資機材の損壊又はアクセス障害, 環境条件(温度, 放射線など)の悪化による操作性の低下の程度によって, 失敗確率を次のように変える。

環境悪化によって操作失敗に至る場合 : 方策の非信頼度は 1.0 とする

環境悪化が操作性に影響を及ぼす場合 : 失敗確率に 2 を乗じる

環境が操作性に影響を及ぼさない場合 : 失敗確率に 1.0 を乗じる

操作性に影響を及ぼす環境条件としては, 次のようなものがある。

建屋の損壊による資機材の損傷, 又は保管場所へのアクセス性の障害

資機材保管場所と配備先の間の構造物の損壊

がれきの堆積による道路の遮断

資機材の配備先における火災, 溢水

要員に脅威を及ぼす強風, 高温, 放射線など

#### e) 機器のアベイラビリティ (EA)

単一トレインの場合のアンアベイラビリティに対し, 可搬型資機材などのように発電所内で冗長性をもつ場合はアンアベイラビリティが低減される効果を考慮する。NEI は次の値を設定している。

単一トレインの場合のアンアベイラビリティ : 0.1

発電所内で冗長性をもつ場合のアンアベイラビリティ : 0.05 (時間的余裕が十分な場合)

当該のアクシデントマネジメントの非信頼度 F は, 上記の a)~d)の影響を考慮した失敗確率と e)で設定したアンアベイラビリティを加えた値となる。

$$F = \text{失敗確率(代表的な値)} \times TM \times CC \times EF + EA$$

このようにして求めた非信頼度を, 対象となる PRA のうち当該のアクシデントマネジメントのクレジットが期待できるシナリオの炉心損傷頻度に乗じたものと, 元の炉心損傷頻度の差から, 低減効果を見積もることによって, 全体としてのリスク低減効果を評価する。

$$\Delta CDF = \sum_i \{ CDF_{\text{base}_i} - CDF_{\text{base}_i} \times F_i \} \quad (i \text{ は事故シーケンスグループ})$$

### P.2.3 評価の例

本評価手法を適用した NEI の試評価例を次に示す。

対象シナリオは長期 SBO (HPCI/RCIC は作動) とし、発電機 2 台 (DC 供給用) とポンプ 1 台 (原子炉又はサブプレッションプールへの注水用) によるアクシデントマネジメントの効果を評価する。アクシデントマネジメントの非信頼度に係る評価条件は次による。

- a) 失敗確率 : 0.1
- b) 時間的余裕 (TM) : アクシデントマネジメントの機能が必要となるまでの時間 6 時間に対して、  
内的事象で 1 時間 (EDG 全喪失の確認) の遅れ, 又は  
内部火災で 2 時間 (EDG 全喪失の確認に加えて火災対応) の遅れ, 及び  
発電機とポンプの配備に要する時間は次による  
    発電機 : 移送 (45 分), 接続 (81 分), 起動 (7 分)  
    ポンプ : 移送 (23 分), 接続 (16 分), 起動 (5 分)  
内的事象の場合は時間的余裕があることから, 失敗確率 $\times 0.5$  となる
- c) 統括と管理 (CC) : 有効
- d) 環境条件 (EF) : 火災などによるアクシデントマネジメントへの影響はない
- e) 機器のアンアベイラビリティ (EA) : 内的事象の場合は冗長性を考慮して 0.05  
    内部火災の場合は時間的余裕がノミナルのため, 厳しめに冗長性のクレジットは期待しない (0.1)

以上から, アクシデントマネジメントの非信頼度は内的事象の場合で 0.1, 内部火災の場合で 0.2 となる。全炉心損傷頻度は次のように低減されると評価された。

	アクシデントマネジメントなし	アクシデントマネジメントあり
内的事象	$5.7 \times 10^{-6}/y$	$9.9 \times 10^{-7}/y$
内部火災	$2.3 \times 10^{-5}/y$	$7.3 \times 10^{-6}/y$

### P.2.4 本評価手法を活用する上での留意事項

この手法は, アクシデントマネジメントによるリスク低減効果の簡易的な評価手法であり, 活用する上での留意事項を次に示す。

- ・本評価手法の定量化における意思決定ツリーでは, FLEX のような可搬型設備の手動操作における人的過誤 (アンアベイラビリティを含む) を定量化する前提で作成されており, 環境条件として耐震性が陽には考慮されていない。耐震性を確保しても実耐力の裕度向上が小さい場合には, この評価のような低減割合が期待できない場合もある。
- ・本評価手法はアクシデントマネジメントの効果を反映した詳細 PRA とは異なり, 個別の事故シーケンスにリスク低減効果を乗じる概略評価であるため, 対策によって低減効果が得られる事故シーケンスと対策の成功で派生する事故シーケンスの両者を合わせた総合的な評価とはなっていない。対策として効果が得られる事故シーケンスへの影響だけに着目しているため, 対策の効果の大小を判断する程度で活用することになる。
- ・可搬型資機材などのアクシデントマネジメント特有の条件下に適用可能な故障率データを充実させていくことは必要であり, 参考文献[2]が参考になる。



## 参考文献

- [1] NEI, “Crediting Mitigating Strategies in Risk-Informed Decision Making,” NEI 16-06, August 2016.
- [2] Westinghouse Electric Company LLC, “FLEX Equipment Data Collection and Analysis,” PWROG-18042-NP Rev.1, February 2022.

田  
粗  
細  
線

V

## 附属書 Q

### (参考)

## アクシデントマネジメントの有効性解析の例

### 序文

アクシデントマネジメントを整備する際には、有効性を確認するための多くの解析評価が必要となる。有効性確認のための解析評価の考え方を **Q.1** に示す。また、具体的な有効性解析の事例として、我が国の軽水型原子力発電所において、1992 年から 2002 年にかけて整備されたアクシデントマネジメントに対する有効性解析の例を **Q.2** に、ストレステスト 1 次評価で実施された緊急安全対策の有効性解析の例を **Q.3** に、2013 年に施行された原子力規制委員会規則に基づく有効性評価の例を **Q.4** に示す。さらに、SFP に対するアクシデントマネジメントの有効性評価の例を **Q.5** に示す。

### Q.1 アクシデントマネジメントの有効性確認のための解析評価の考え方

#### a) 解析評価の手順

アクシデントマネジメントの有効性確認のための解析評価は、主に次の手順で実施される。

- 1) アクシデントマネジメントを適切に設計するための解析評価
- 2) 適切に設計されたアクシデントマネジメントの有効性を示すための解析評価

解析評価の 1) は、**5 発電所ぜい弱性の摘出**において検討された事故シーケンス又は事故シーケンスグループに対して、**7.2 アクシデントマネジメントの策定**において策定したアクシデントマネジメントが、合理的に実行可能な範囲で有効なものとなるように、設計仕様のための技術的根拠を検討することを目的とし、必要に応じて繰り返し実施されるものである。

解析評価の 2) は、適切に設計されたアクシデントマネジメントの有効性を解析評価の結果によって示す目的で実施する。

**Q.2** から **Q.5** に示す有効性評価の例はいずれも 2) に相当し、これらのアクシデントマネジメントを設計する過程において、例えば必要なポンプ容量、有効な操作のタイミングなどを確認するために行う評価が 1) に相当する。

#### b) 解析評価における留意事項

シビアアクシデントの防止方策を目的としたアクシデントマネジメントについては、アクシデントマネジメントの開始、終了などの条件となるプラント状態、タイミングを考慮して評価する。また、シビアアクシデントの緩和のためのアクシデントマネジメントについては、それによって生じる効果、すなわち、圧力スパイク、水素生成と燃焼、再臨界、水蒸気爆発、熱衝撃など、悪影響を考慮して評価する。

シビアアクシデントのアクシデントマネジメント検討において、保守的なアプローチはプラント応答を歪め、最適なマネジメント戦略の導出に悪影響を及ぼす恐れがある。このため、過度に保守的な仮定を置いた解析評価だけをアクシデントマネジメントの開発及び妥当性確認に使用することは推奨されない[9]。ただし、解析コードの不確かさ（知識不足、ランダム性）及び解析条件の不確かさ（初期条件、機器条件、操作条件等）の影響を適切に考慮する。

#### c) 確率論的な評価の活用

対象とした事故シーケンス又は事故シーケンスグループのリスクを合理的に実行可能な範囲で適切

に低減できているかどうかを評価するために、確率論的な評価も併用することが有効である。

**d) 解析評価の文書化**

解析評価を文書化する際には、第三者レビューが容易になるように、次の項目を記載することが推奨される。

- 1) 解析評価の目的及び判断基準
- 2) 主要な解析評価条件、及び対象とした事故シーケンスとの対応の観点からの妥当性
- 3) 運転員の操作を期待する時には、運転員が十分な情報を得られ、操作に十分な時間的余裕があり、良く訓練されていることの根拠
- 4) 主要な有効性評価の計算結果と個別の数値判断基準との比較
- 5) 総合的に判断基準を満たしていることの考察

**e) 解析評価条件と不確かさの取り扱い**

これらの解析評価は、合理的で実行可能なアクシデントマネジメントを検討するため、設計基準の安全解析で用いる保守的手法ではなく、最適評価のモデルと仮定を用いてよい。すなわち、現実的なシステム挙動及び性能、非安全系の機器、現実的な運転員操作を期待してよい。ただし、シビアアクシデントは現象論的に十分には解明されていない部分があることから、シビアアクシデント時のプラント応答の正確な把握には、解析評価の平均値又は中央値だけでなく、不確かさに対する評価を加えて総合的に勘案して検討する。また、必要に応じて感度解析も行う。評価に際して考慮すべき不確かさの項目及び程度、評価結果の容認性を一義的に定めることはできず、評価の目的に応じ、結果に影響を及ぼす重要なパラメータを選定して不確かさの検討又は感度解析を行う必要があるが、重要な現象の特定は解析コードの精度向上又は研究の優先度づけの観点からも行われており[1]-[3]、参考として、一般に現象自体又は解析モデルの不確かさが大きいとされている現象の例を表 Q.1 に示す。同様な理由で解析コードの完全な V&V も難しいが、可能な範囲で実施する。

これらの考え方は、12 確認及び検証で実施される第三者レビューにおいて解析評価を行う場合にも基本的に適用可能である。また、有効性確認以外の目的で実施する解析評価、例えば、緊急時計画のためのソースタームなどの情報提供を目的とした解析評価にも利用できる。

表 Q.1 不確かさ<sup>a)</sup>が大きいとされている現象の例

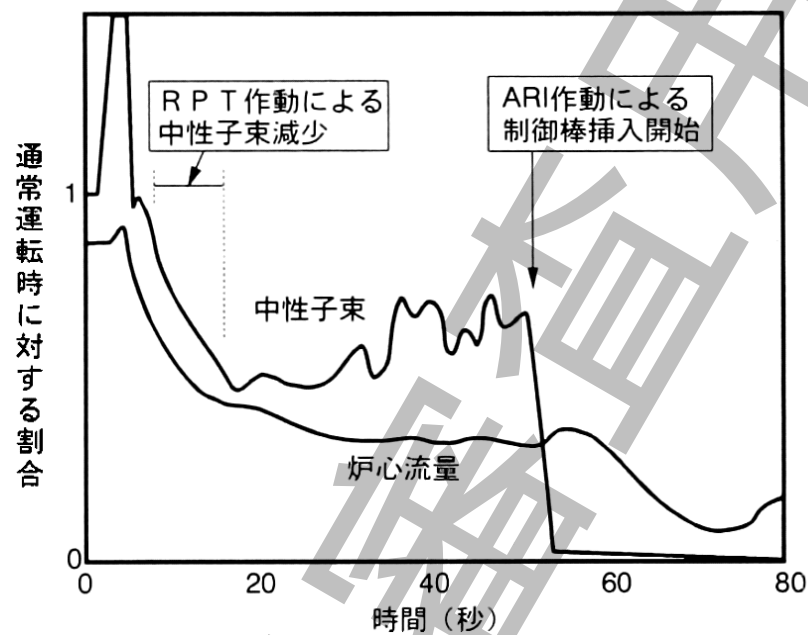
分 類	項 目
炉内炉心損傷挙動	炉心構成物質の溶融・移行 溶融炉心の成層化状態 溶融炉心から原子炉圧力容器への熱流束 下部ヘッド外面冷却の限界熱流束 原子炉圧力容器の腐食 下部ヘッドペネトレーション破損 下部ヘッド以外の部位の破損 海水注入の影響
水素挙動	水素生成量
溶融炉心-冷却材相互作用 (FCI)	粗混合過程 溶融炉心の冷却性 爆発過程
高圧融体放出・格納容器直接加熱 (DCH)	原子炉圧力容器の破損面積
溶融炉心・コンクリート反応 (MCCI)	注水による冷却挙動 溶融炉心の対流熱伝達率 コンクリート侵食挙動 クラストの高温熱物性・強度 クラスト上への溶融炉心噴出
ソースターム	原子炉冷却系内 FP 挙動 (燃料からの放出) 格納容器内よう素挙動 (化学形態) エアロゾル挙動 (沈着) FP 除去 (自然除去, 安全設備による除去) 格納容器からの漏えい (DF)
格納容器気密性保持 (破損又は漏えい)	格納容器漏えい (非金属部)
再臨界	炉心部での再臨界 原子炉圧力容器下部プレナムでの再臨界
SFP	自然対流冷却
注 <sup>a)</sup> 物理現象及び解析モデルの不確かさ	

## Q.2 我が国の軽水型原子力発電所において 1992 年から 2002 年にかけて検討された有効性解析の例[4]

### Q.2.1 代替制御棒挿入の有効性解析例（BWR）

代替制御棒挿入機構(ARI)は、制御棒が挿入されない場合に、そのバックアップとして再度挿入動作を開始する機構であり、再循環ポンプトリップ(RPT)は炉心流量を急速に減少させるものである。

原子炉の隔離を伴う原子炉スクラム失敗事象(ATWS)時には、RPT によって出力を急減させることで原子炉の圧力上昇を緩和し、未挿入の制御棒を ARI によって挿入することで原子炉を未臨界にできるという解析結果が得られている(図 Q.1)。

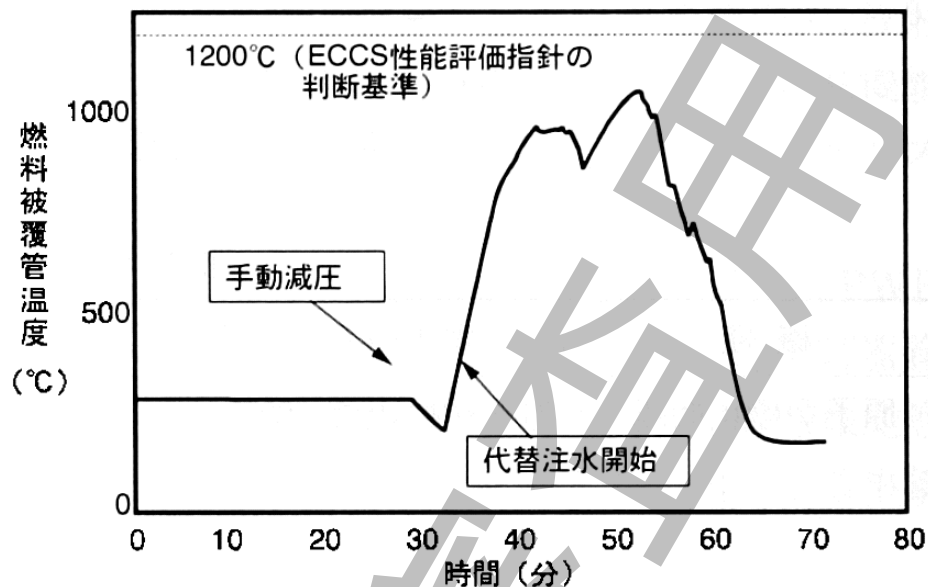


(出典：傍島 眞，田中 信夫，広瀬 正雄他，“アクシデントマネジメントの発電炉への整備計画の現状”，日本原子力学会誌，1995 年 5 月)

図 Q.1 代替反応度制御策の有効性評価

### Q.2.2 代替注水の有効性解析例 (BWR)

トランジェント発生後、水位が低下し ECCS の起動水位(L-1)を下回った段階でも ECCS による注水が始まらない場合に、手動で原子炉を減圧し、復水補給水系ポンプによる注水を開始するケースである。復水補給水ポンプは、容量的には ECCS より小さいが、図に示すように、燃料被覆管はヒートアップするものの、代替注水の効果によって被覆管最高温度は 1,100℃ 程度に抑制されるという解析結果が得られている(図 Q.2)。

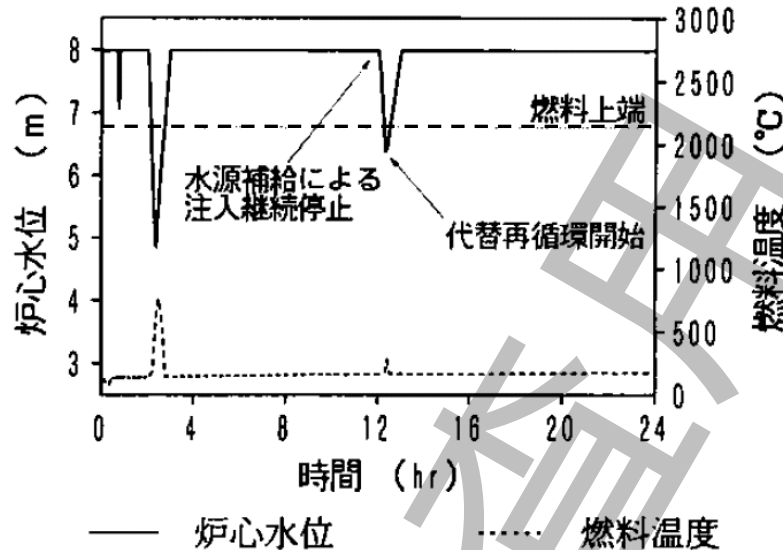


(出典：傍島 眞，田中 信夫，広瀬 正雄他，“アクシデントマネジメントの発電炉への整備計画の現状”，日本原子力学会誌，1995 年 5 月)

図 Q.2 代替注水の有効性評価

### Q.2.3 代替再循環の有効性解析例 (PWR)

大破断 LOCA 時 ECCS 再循環失敗のケースを解析した結果、燃料取替用水タンク(RWST)への補給を適切に実施するとともに代替再循環を行うことによって、わずかに炉心露出は発生するものの炉心の健全性は維持される(図 Q.3)。

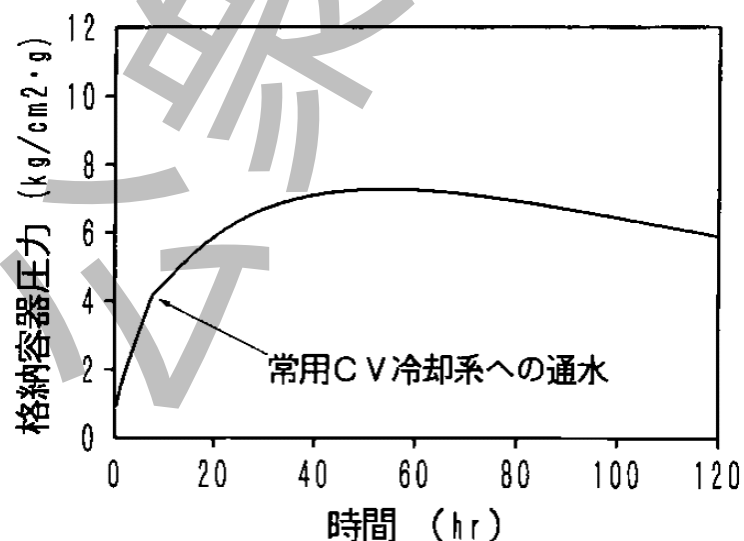


(出典：傍島 眞，田中 信夫，広瀬 正雄他，“アクシデントマネジメントの発電炉への整備計画の現状”，日本原子力学会誌，1995 年 5 月)

図 Q.3 代替再循環の有効性評価

### Q.2.4 格納容器内自然対流冷却の有効性解析例 (PWR)

影響が厳しいと考えられる大破断 LOCA 時格納容器冷却系作動失敗のケースを解析した結果、冷却水の通水開始によって、格納容器内圧力の上昇が抑制され、以降順調に低下する結果が得られた(図 Q.4)。



(出典：傍島 眞，田中 信夫，広瀬 正雄他，“アクシデントマネジメントの発電炉への整備計画の現状”，日本原子力学会誌，1995 年 5 月)

図 Q.4 格納容器内自然対流冷却の有効性評価

Q.3 ストレストストにおける有効性解析の例

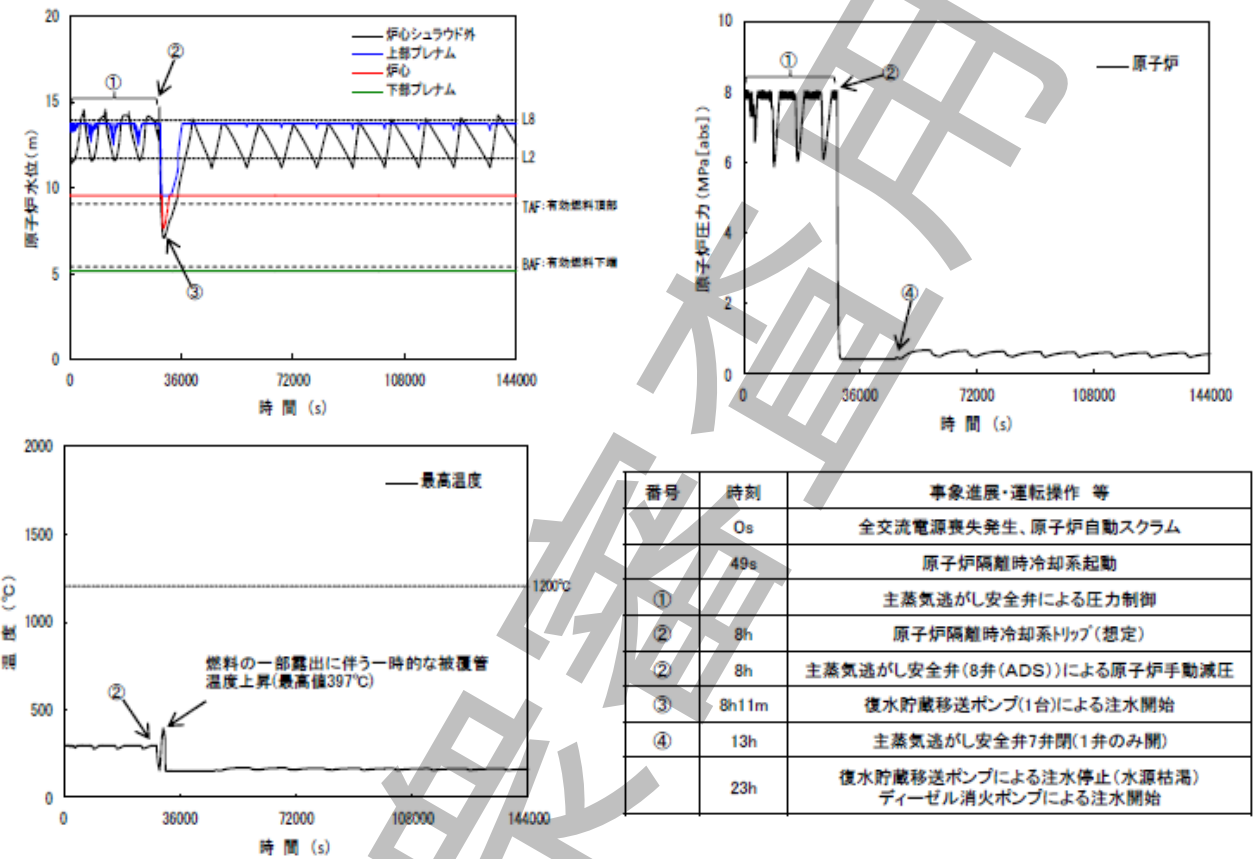
Q.3.1 原子炉減圧の有効性解析例 (BWR)[5]

- 主蒸気逃がし安全弁(SRV)は18台設置されており、低圧系による注水を行うため、自動減圧機能(ADS)を有している8弁の主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉の急速減圧を行うこととしている
  - 4弁以上が使用可能であれば、原子炉を急速減圧し、燃料の重大な損傷を生じることなく低圧系による注水冷却を行うことが可能

①原子炉減圧時の原子炉の挙動について

定格出力一定運転中に全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失が起きた際の解析結果※1、2

燃料被覆管の最高温度は397℃であり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(昭和56年原子力安全委員会決定)における基準1200℃を下回る。



- ※1： 解析条件として、定格出力一定運転中に全交流電源喪失が発生。原子炉自動スクラム及び主蒸気隔離弁が自動閉止。  
その後、原子炉隔離時冷却系により注水し、8時間後に復水移送ポンプにより注水を行うこととしている。

※2： 本解析は、設置許可申請書の「原子炉冷却材喪失」で使用する、長期間熱水力過度変化解析コード(SAFER)を用いている。

※3： 最終ヒートシンク喪失時も同様の解析結果を示す。

②原子炉の減圧手順について

- 原子炉の急速減圧を行う場合は、以下の手順により減圧操作を行うこととしている

  - 事前に関係者で手順等を確認
  - 減圧操作前に低圧系の準備ができていることを確認
    - 復水移送ポンプやディーゼル消火ポンプが起動していることを中央制御室または現場で確認
    - 消防車による注水のためのホース接続および消防車ポンプの起動等が終了していることを現場で確認
  - 当直長等による確認をはじめ、緊急時対策室とも連携して操作、確認を行うこととしている



## Q.3.2 SBO 時冷却シナリオの有効性解析例 (PWR) [6]

## SBO時の冷却シナリオの成立性確認に係る解析条件と解析結果について

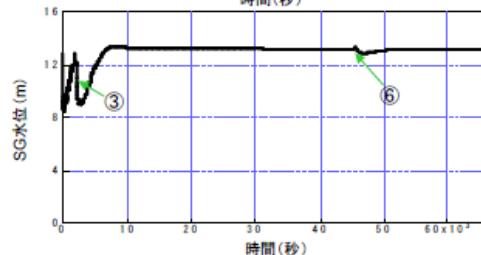
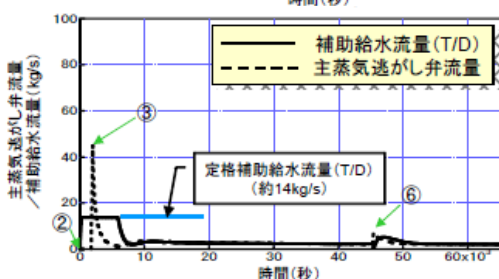
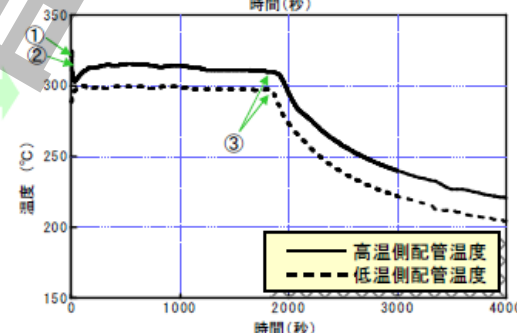
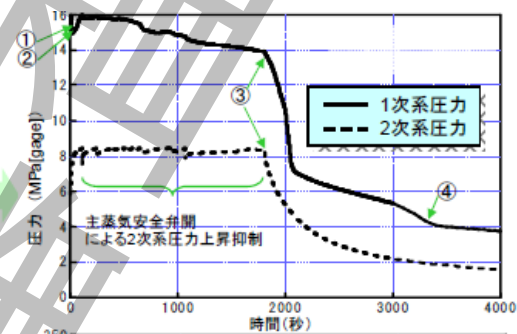
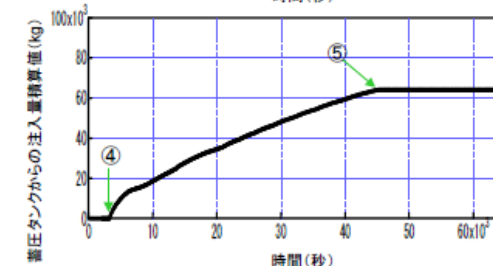
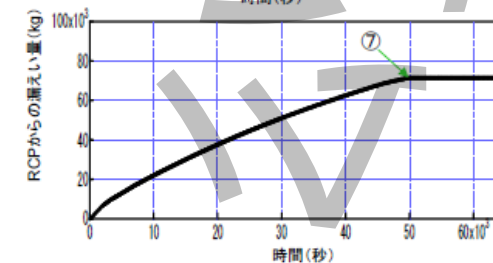
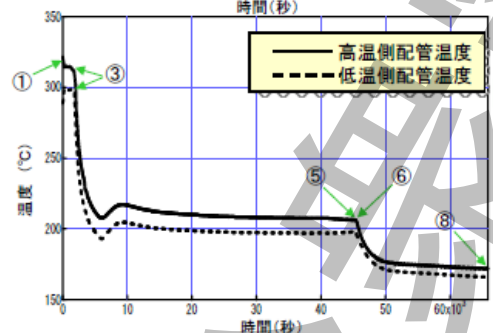
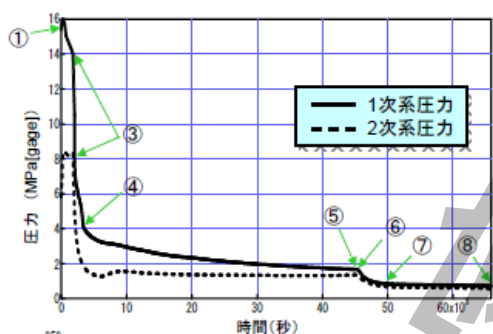
＝解析結果に係る説明＝

## 解析条件

項目	解析条件
対象プラント	・4ループプラント
初期条件	・原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の初期条件は設計最確値
外乱	・時刻0秒で外部電源喪失の発生を想定し、タービントリップ、主給水喪失、RCPコストダウンを仮定 ・RCP回転数低信号による原子炉トリップを仮定
補助給水流量	・1分後に補助給水を開始(4SGへ) ・補助給水流量はSG水位が狭域水位内に維持できるよう調整
運転員操作	・30分後に主蒸気逃がし弁を全開にして強制冷却を開始
蓄圧タンク	・原子炉圧力の低下に伴いほう酸水がRCSに注入 ・RCS圧力が1.7MPa[gage]まで低下した時点で蓄圧タンク出口弁を閉止
崩壊熱	・FP:日本原子力学会推奨値 ・アクチニド:ORIGEN2
漏えい量	・RCPからの漏えいを仮定

本解析における事象進展における各種事象進展や操作ならびに事象発生・操作実施の時刻については、以下のとおりである(一部、解析条件を含む)

番号	主要な事象進展・操作	時刻	備考
—	・SBO発生 ・RCPからの漏えい開始	0秒	RCPからの初期漏えい率は21gpm/RCP
①	原子炉トリップ	1.5秒	—
②	タービン動補助給水ポンプ起動	1分	—
③	主蒸気逃がし弁手動操作開始	30分	RCS温度208℃を目標に冷却
④	蓄圧タンク作動	約1時間	RCS圧力4.2MPa[gage]
⑤	蓄圧タンク出口弁を手動閉止	約12時間	RCS圧力1.7MPa[gage]
⑥	主蒸気逃がし弁手動操作	約12時間	RCS温度170℃を目標に冷却
⑦	RCPからの漏えい停止	約14時間	RCS圧力0.83MPa[gage]
⑧	安定冷却状態到達	約19時間	RCS圧力0.7MPa[gage] (RCS温度170℃)



資料提供：関西電力株式会社

#### Q.4 2013年に施行された原子力規制委員会規則に基づく有効性評価の例

2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けて2013年に施行された原子力規制委員会規則に基づき申請されたプラントでは、アクシデントマネジメントの有効性を熱水力解析などによって示しており、それらの情報は、設置変更許可申請書、関連する審査資料などによって公開されている。例えば、関西電力(株)高浜原子力発電所 3,4号機を対象とした原子炉設置変更許可申請書[7]では、添付書類十のうち“6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方”及び“7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価”として示されている。また、東京電力柏崎刈羽原子力発電所 6,7号機を対象とした原子炉設置変更許可申請書[8]でも、添付書類十に有効性解析が示されている。

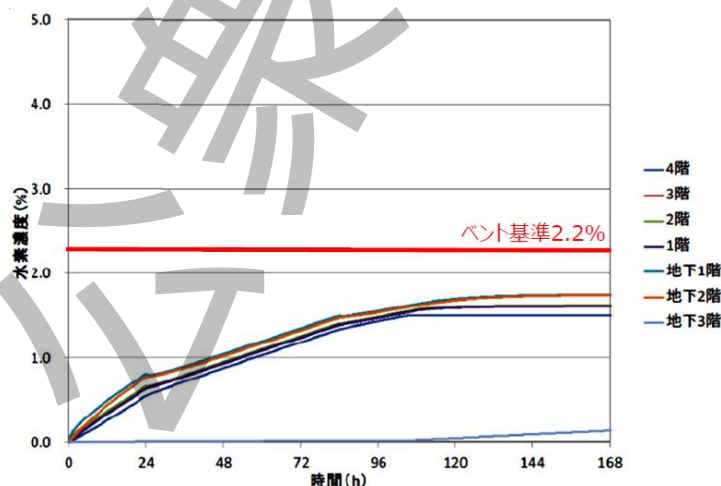
#### Q.5 SFPに対するアクシデントマネジメントの有効性評価の例

SFPに対するアクシデントマネジメントの有効性評価についても、設置変更許可申請書[7], [8], 関連する審査資料などによって公開されている。例えば、SFPの冷却機能喪失時には、消防ポンプによるSFPへの注水を約6時間30分後に開始でき、注水がない状態でSFPの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間(事象発生から約2.1日後)に対して十分な時間的余裕で対処できるといった評価結果が示されている[7]。

#### Q.6 原子炉建屋又はアニュラスにおける水素防護アクシデントマネジメントの有効性評価の例

##### Q.6.1 BWRの原子炉建屋水素対策の評価例

BWRの原子炉建屋水素防護対策の例として、設置変更許可申請書[8], 関連する審査資料などによって公開されている。例えば、重大事故シーケンスのうち、事象進展が早く格納容器圧力及び温度が最も高く推移する格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系)シナリオにおいて、水素濃度が1.5vol%に到達した時点でPARによる水素処理が開始し、原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され、原子炉建屋の水素濃度ベント基準に至らないことが確認されている(図Q.5)。また、想定する全ての局所エリアで、水素濃度が可燃限界(4.0vol%)未満であることが確認されている。



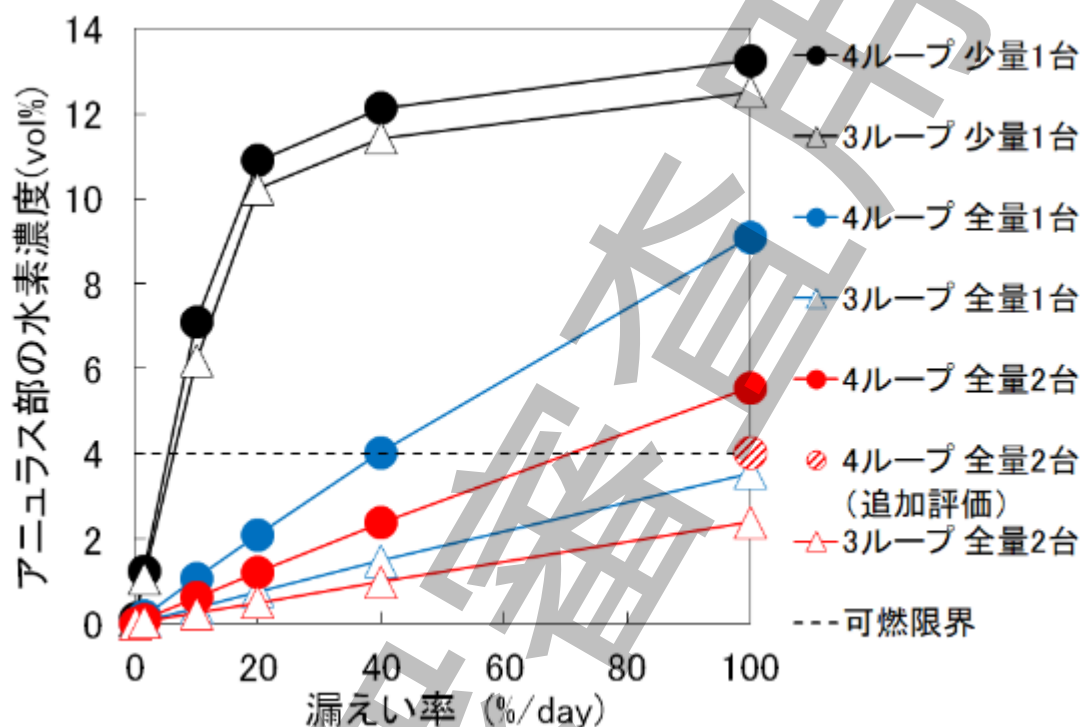
(出典：原子力規制委員会ホームページ 「第1141回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料 1-2：格納容器圧力逃がし装置の原子炉建屋水素防護対策としての位置付け明確化に伴う保安規定の変更について」(東京電力ホールディングス株式会社作成)より転載

<https://www2.nra.go.jp/data/000428766.pdf>)

図 Q.5 BWRの原子炉建屋水素対策の評価例

### Q.6.2 PWR のアニュラス部水素対策の評価例

PWR において、CV 内の高濃度の水素雰囲気が大規模にアニュラス部に漏えいする条件を仮定した場合の、漏えい率及び排気風量とアニュラス部水素濃度の関係についての評価例が公開されている[11]。具体的には、国内 PWR の典型的な 3, 4 ループプラントを対象として、CV からアニュラス部への漏えい率と、アニュラス部からの排気風量（ファン 1 台（少量、全量）及び 2 台（全量））をパラメータとしてアニュラス部の過渡的な水素濃度の変化を評価したところ、SA 時の CV 漏えい率（0.16%/day）の数百倍の漏えい（～100%/day）に対しても可燃限界以下に水素濃度を抑制できるという評価結果が示されている(図 Q.6)。



(出典：上田 謙一郎 他，“PWR における大規模漏えい時の建屋水素排気の有効性”，日本原子力学会，2023 年秋の大会)

図 Q.6 PWR のアニュラス部水素濃度の評価例

### Q.7 その他の例

IAEA から 2020 年に発行された“EXPERIENCES IN IMPLEMENTING SAFETY IMPROVEMENTS AT EXISTING NUCLEAR POWER PLANTS”[12]では、既存の原子力発電所における安全性向上の実施例に関する世界各国の最新状況がまとめられている。この中には、福島第一原子力発電所事故を受けた各国の対応に対する有効性評価の状況が含まれる。

### 参考文献

- [1] Magallon, D., et al., “European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE),” Nucl. Eng. Des., vol. 235 (2005)
- [2] 日本原子力学会 熱流動部会，“熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020”（2020）
- [3] 日本原子力学会，“「シビアアクシデント評価」研究専門委員会 報告書”（2014）

- [4] 傍島 眞, 田中 信夫, 広瀬 正雄, 他, “アクシデントマネジメントの発電炉への整備計画の現状”, 日本原子力学会誌, 1995 年 5 月
- [5] 北陸電力株式会社, “発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に係る審査における主要な論点整理～北陸電力株式会社 志賀 2 号機～補足資料”, 第 16 回 発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に係る意見聴取会, 資料 ST 第 16-2-3, 平成 24 年 6 月
- [6] 関西電力株式会社, “意見聴取会からの質問に対する回答 (関西電力)”, 発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に係る意見聴取会 (第 4 回), 資料 2-2, 平成 23 年 12 月
- [7] 関西電力株式会社, “高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 (3 号及び 4 号発電用原子炉施設の変更) の一部補正”, 平成 26 年 10 月
- [8] 東京電力ホールディングス株式会社, “柏崎刈羽原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書”, 平成 29 年 6 月
- [9] IAEA, “Current Approaches to the Analysis of Design Extension Conditions with Core Melting for New Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1982, 2021
- [10] 東京電力ホールディングス株式会社, 東北電力株式会社, 第 1141 回審査会合資料
- [11] 上田 謙一郎 他, “PWR における大規模漏えい時の建屋水素排気の有効性”, 日本原子力学会, 2023 年秋の大会
- [12] IAEA, “EXPERIENCES IN IMPLEMENTING SAFETY IMPROVEMENTS AT EXISTING NUCLEAR POWER PLANTS”, IAEA-TECDOC-1894, 2020

## 附属書 R

### (参考)

### 解析コードの V&V

#### 序文

この附属書はアクシデントマネジメントに関わる解析コードの V&V (verification and validation, 検証及び妥当性確認) について解説したものである。

#### R.1 解析コードの V&V

解析に用いる解析コードは、可能な範囲内でその妥当性が確認されるべきである。解析コードの V&V の方法については、体系的に示したガイド[1]が参考にできる。しかし、設計基準を超える事故又はシビアアクシデントの解析に用いられる解析コードは、現象に関する知見に不確かさがあるため、設計基準事故の解析に用いられる解析コードと同水準の妥当性確認は困難であることに留意すべきである。そのような場合においても、妥当性確認を行うに当たっては、設計基準事故を対象とした統計手法の一部を構成している、着目すべき重要な現象の特定 (PIRT : phenomena identification and ranking table) を行う考え方[2], [3]を準用することによって、妥当性確認の観点が明確化できる。また、比較対象となる実験データのうち格納容器内の現象に係るものの体系的な整理としては、OECD/NEA が収集している試験データ[4]などが参考となる。

解析に当たっては、目的に応じて適切なコードとモデルを選択し、かつその使用が妥当であることを示すべきである。単一の総合解析コードでシビアアクシデント現象の全てを扱うことはできず、事象のタイムスケールが極めて小さい事象 (例えば水蒸気爆発) など特定の現象をより詳細に扱う解析コードを用いる必要がある場合もある。また、ある現象に着目して相対的な重要度を把握する必要がある場合などには、不確かさ評価又は感度解析を実施すべきである。

得られた解析結果は、解析コード及びモデルの限界と不確かさを十分考慮して、評価・解釈されるべきであり、不確かさの大きい現象の解析結果は、事象進展に対するアクシデントマネジメントの時間的余裕などについて、概略のオーダーを示す程度の場合もあることに留意する必要がある。

国内の研究機関及び産業界で主に使用されているシビアアクシデントシステム解析コードとしては、MELCOR, THALES2, MAAP, SAMPSON がある[5]。これらの解析コードのように、プラント全体が模擬可能であり、かつ、実機スケール又は類似プラントの解析に適用した実績があり、かつ妥当性確認がなされたモデルを用いて熱水力及び放射性物質挙動を一括して解析できる総合的なコードであれば、事故進展及び放射性物質の移行挙動の評価に適用できる[5], [6]。

#### 参考文献

- [1] 日本原子力学会, “シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン:2015”, AESJ-SC-A008:2015 (2016)
- [2] Transient and Accident Analysis Methods, Regulatory Guide 1.203 (2005), U.S.Nuclear Regulatory Commission

- [3] 日本原子力学会, “統計的安全評価の実施基準”, AESJ-SC-S001:2021 (2021)
- [4] OECD, “Containment Code Validation Matrix,” NEA/CSNI/R(2014)3 (2014)
- [5] 日本原子力学会, “原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2022 (レベル 2 PRA 編)”, AESJ-SC-RK012:2022 (2022)
- [6] ASME, “Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS RA-S-1.1-2024 (2024)

田  
五  
木  
田  
保  
野  
田  
一  
一

## 附属書 S

### (参考)

## アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方

### 序文

この附属書は、アクシデントマネジメント（AM）に対して、マネジメントクラスにおけるクラス分類の基本的考え方を示すものであり、**附属書L（参考）アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例のL.4 “リスク低減効果の評価” の検討手順例**、**L.6 “マネジメントクラス設定” のための工学的判断**、及び**附属書T（参考）アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用例**に適用される。

### S.1 クラス分類の目的

アクシデントマネジメントで想定すべき事象は、内的事象、安全機能の重大な喪失に至る外的事象、更に発生頻度は非常に低いものの甚大な影響を及ぼす低頻度・高影響事象も含め、全事象が対象となる。しかしながら、限られたリソースで多様な事象に対応するにはそれぞれのマネジメントに対してリソース配分を最適化する必要がある。例として、活用ニーズが高い可搬型設備の運用及び保守管理、柔軟性が要求される要員の教育・訓練計画などに対してはそのリスクの影響度に応じて重点的にリソースを配分していく必要がある。一方、クラスの低いマネジメントに対しても軽視することなくそのリスクに相応するリソース配分が必要となる。これは、相対的に重要度の低いマネジメントに対して過剰なリソースを割くことによって重要度の高いマネジメントに回すべきリソースに不足が生じてはならないということを意味している。すなわち、グレーデッドアプローチ[1]-[3]の考え方に基づいてハードウェア、ソフトウェアに対してリスクに応じた適切なリソースを配分することで、科学的かつ合理的なマネジメントを実現することができる。

**注記** リソースとは設備、機器、資機材及び人材なども含めたアクシデントマネジメントで活用する資源全般を指す。

### S.2 クラス分類のための考慮要件

マネジメントクラスは、個別発電所を対象にリスク評価並びにアクシデントマネジメント実施に伴う各考慮要件に基づいて分類する。具体的な考慮要件の例としては、次に示すものが挙げられる。

- a) 共通事項（主に、合理的に実行可能なアクシデントマネジメントの策定において考慮）
  - シビアアクシデントに関わる不確実さ
  - ストレステストを利用する場合、評価結果に基づくクリフエッジ、安全裕度
  - 合理的に実行可能なアクシデントマネジメントに関する評価(コストベネフィット評価)
- b) リスク評価に基づく考慮要件（主に、リスクの観点からの重要性、低減効果の評価において考慮）
  - PRA 結果を用いて重要性を分析した事故シーケンスグループのうちアクシデントマネジメントが有効な重要事故シーケンス（有効なアクシデントマネジメントが複数ある場合、複数の事故シーケンス（グループ）に有効な場合の特定を含む）
  - 当該事故シーケンスにおける事象進展の特徴
  - 当該事故シーケンスにおいて緩和系設備が機能喪失した場合、又は運転員操作ができない場合の

影響（リスク重要度など。従属性がある場合はその度合い）

- c) アクシデントマネジメント実施に伴う考慮要件（主に、マネジメントクラス設定のための工学的、定性的な判断において考慮）
- 緩和系設備，又は運転員操作がもつ安全機能
  - 安全機能の継続維持が必要な時間領域
  - 安全機能を達成することが要求される頻度
  - シビアアクシデント環境条件
  - アクシデントマネジメントの運用，管理に伴う難易度，など

確率論的手法については，**附属書 F 米国 IEEE における確率論的リスク評価による重要な事故シーケンスの同定の例**の検討過程にて得られるリスク重要度が参考となる。また，**附属書 P（参考）アクシデントマネジメントによるリスク低減効果の評価手法の例**についても，アクシデントマネジメントのリスク低減効果を定量化する上で参考となる。

### S.3 マネジメントクラスの分類

マネジメントクラスの分類については，各事業者が当該発電所に対して，リスク低減効果が大きく，安全余裕も適切に担保されるマネジメントについて，例えば3段階のクラスを定義する。また，各クラスの設定については，各発電所固有のリスク特性が異なるため一律に設定するものではなく，**附属書 L（参考）アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例**に示すように，各発電所にて指標によるクラスの判断基準を設定し，適切なマネジメントを実施する。

アクシデントマネジメントのマネジメントクラスのハードウェアについては，既存の重要度分類における安全設備とは別に重要度を定めるものであり，マネジメントクラス1の分類であっても，既存の安全設備のクラス1と等価なものではない。アクシデントマネジメントのハードウェアに関するマネジメントクラス1の分類は，一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し，シビアアクシデント時の要求機能に対して現実的な実力ベースにてその機能を満足することを基本とする。

アクシデントマネジメントのマネジメントクラスのソフトウェアについては，マネジメント（運転手順など）の教育・訓練によって，その信頼性を確保する場合には，ソフトウェアに高い信頼性を継続することになる。

### 参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency, "Fundamental Safety Principles," IAEA Safety Standard Series No.SF-1, IAEA, Vienna (2006). ©IAEA 2006
- [2] International Atomic Energy Agency, "Governmental Legal and Regulatory Framework for Safety," IAEA Safety Standard Series No.GSR Part1 Rev.1, IAEA, Vienna (2016). ©IAEA 2016
- [3] International Atomic Energy Agency, "Safety Assessment for Facilities and Activities," IAEA Safety Standard Series No.GSR Part4 Rev.1, IAEA, Vienna (2016). ©IAEA 2016



## 附属書 T

### (参考)

## アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用例

### 序文

この附属書は、**附属書S (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方**に基づき、**附属書L (参考) アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例**に示す“マネジメントクラスの設定”の検討手順に対して、PRAなどの利用可能となる知見も想定した上で、適用可能な評価指標の抽出、整理を行い、これらの評価指標を用いてマネジメントクラスを設定する際の適用例を示す。

この適用例では、重要事故シーケンスグループ毎にシビアアクシデントの発生防止と格納容器の健全性確保の二つのフェーズで分析を実施する。マネジメントクラスの設定は、**7.4 マネジメントクラスの設定**における検討手順に従って実施する。この手順において、PRAの結果はアクシデントマネジメント (AM) などを考慮しないPRAの結果を用いて、**附属書R (参考) アクシデントマネジメントによるリスク低減効果の評価手法の例**に示すNEIによる半定量的評価手法によって、各AM設備・マネジメントのリスク低減効果を評価する。以下では、これらの評価に基づく分類事例を示す。

### T.1 アクシデントマネジメント考慮要件の検討

**附属書S (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方**に示す**S.2 クラス分類のための考慮要件**を検討する。AM考慮要件の中で、機能が要求される時間領域についての考慮が重要である。例えば、時間領域を短期、中期、長期、晩期に分けた場合のAM考慮要件として、短期のフェーズでは、時間的余裕が小であるため、設備対応としては恒設設備で極短時間の対応が要求される場合は自動化設計となる。また、手動操作であっても中央制御室での対応が必須となる。中期のフェーズでは、時間的余裕が中であるため可搬型設備での対応が可能であり、サイト内の要員によるマネジメントもできる。長期のフェーズでは、サイト外からの外部支援が可能となり、サイト外の要員も含めてマネジメントができる。最後の晩期のフェーズでは、原子炉の安定冷却が確保され、事故の終状態に導く状態となる。この附属書での各時間領域（短期、中期、長期、晩期）の設定例を、次に示す。設定例では、短期は電源喪失シナリオ等でプラントとしての対応が変化する時点として8時間を設定し、72時間及び7日については社会インフラの喪失に伴う復旧及び支援に要する時間として設定した。

短期：事故発生後 8 時間まで

中期：事故発生後 8 時間～72 時間まで

長期：事故発生後 72 時間～7 日間まで

晩期：事故発生後 7 日間以降

この各時間領域（短期、中期、長期、晩期）に基づき前項で検討した重要事故シーケンスグループ毎にマネジメントクラスを分類すれば、AM 考慮要件の位置づけがより明確となると考えられる。

さらに、この各時間領域（短期、中期、長期、晩期）において、AM 設備及びマネジメントを実施する上での環境条件、マネジメントを運用する上での条件などについても合わせて検討する。これによって、マネジメントクラス毎の信頼性の担保がより明確となり、例えば、マネジメントとして重要な可搬型設備

は、当該マネジメントの訓練の頻度は高で信頼性を担保し、設備の品質（送水車、送水ホースなど）は一般品グレードとなる。また、外的事象に起因した長期 SBO 及び最終ヒートシンク喪失に対し、合理的に可搬型設備を用いたアクシデントマネジメントをマネジメントクラス 1 として、マネジメントクラス 2 を既存の安全設備を用いたアクシデントマネジメントとすることも考えられる。これに対し、設計用基準地震動が比較的小さく、AM 設定の考慮要件において恒設設備を中心にアクシデントマネジメントを構築する方針もあり、例えば既存の安全設備の耐震裕度を増加させたアクシデントマネジメントをマネジメントクラス 1 とすることも可能である。

## T.2 シビアアクシデントの発生防止に関する検討

### T.2.1 BWR の全交流動力電源喪失事故シーケンスの分類事例

BWR の全交流動力電源喪失事故シーケンスの事例として、代表的 BWR の AM などを考慮しない PRA の結果[1]に基づき、検討を実施する。

内的事象、外的事象（地震）を起因とした全交流動力電源喪失事故シーケンスの炉心損傷頻度は、 $4.0 \times 10^{-6}$  / 炉年の結果となっており、事故シーケンスの重要性の判断基準から重要性中となる。なお、AM などを全く考慮しない仮想的な状態を対象とした PRA を用い、さらに、その内の一つの事故シーケンスを代表例としているため、深層防護の観点からの重要性の見直しはここでは考慮しない。

AM 設備・マネジメントについては、次に示す内容を検討する。

#### AM 設備・マネジメント

- ① 高圧代替注水設備
- ② 高圧代替電源
- ③ RCIC の手動起動（ブラックスタート）
- ④ 蓄電池の強化（代替直流電源）
- ⑤ 隣接号機 低圧電源融通
- ⑥ 隣接号機 高圧電源融通
- ⑦ 可搬型代替注水設備
- ⑧ 低圧代替注水設備（恒設）
- ⑨ 原子炉減圧手段の強化（駆動用ポンプ、駆動用蓄電池）
- ⑩ 原子炉減圧手段の強化（SRV 駆動用圧縮空気設備）
- ⑪ 電源車
- ⑫ PCV ベント手段の強化（PCV ベント弁 駆動用ポンプ）
- ⑬ PCV ベント設備
- ⑭ 外部電源の復旧

#### a) AM のリスク低減効果

##### 1) 定量的検討

代表的 BWR の AM などを考慮しない PRA の結果[1]に基づき、NEI による半定量的評価手法によって各 AM 設備・マネジメントの炉心損傷頻度の低減効果を評価した。内的事象と外的事象（地震）を合計した全炉心損傷頻度は、 $1.8 \times 10^{-5}$  / 炉年である。各 AM 設備・マネジメントの炉心損傷頻度の低減効果を、全炉心損傷頻度の割合から次のように分類した。

ΔCDF 高 全炉心損傷頻度の 10%を超える低減効果  
ΔCDF 中 全炉心損傷頻度の 0.1%から 10%の低減効果  
ΔCDF 低 全炉心損傷頻度の 0.1%未満の低減効果

上記の判断基準に基づき、定量的な検討が可能な各 AM 設備・マネジメントについて、評価した結果を図 T.1 に示す。また、その結果に基づきマネジメントクラス分類を表 T.1 に示す。

図 T.1 に示すアクシデントマネジメントの全交流動力電源喪失シーケンスにおける ΔCDF の傾向は、地震時の TB シーケンス（地震時の外部電源喪失+DG 喪失+RCIC が 8 時間運転し電源枯渇で停止）に有効な電源車、高圧代替電源、可搬型代替注水が最も大きな ΔCDF となっている。次に、TBP, TBU, TBD のような短期の電源喪失シーケンスに有効な対策となる高圧代替注水、ブラックスタート、代替直流電源の ΔCDF が大きな傾向となっている。電源融通対策は、内的事象にしか有効でないため、ΔCDF は小さい結果となった。また、低圧代替注水は、既存設備の活用のため地震時にはクレジットを採れないため、ΔCDF は小さい結果となっている。

## 2) 定性的検討

**附属書 S（参考）アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方**に示す

AM 考慮要件のうち、定量的検討では考慮できない要件の観点から、優先順位の定性的な検討を行う。

### 短期フェーズ

直流電源の確保と、RCIC による原子炉への注水が優先となる。直流電源の確保は津波を想定した場合には位置的分散、内的な故障を想定した場合には低圧電源融通などのマネジメントが有効である。また、RCIC はタービン駆動ポンプであり、設備の冗長化又は高圧代替注水設備、RCIC のブラックスタートのマネジメントが考えられる。さらに、代替電源として短期で交流電源が確保できる、独立性のある高圧代替電源の対策もある。環境条件は、設計条件は超えるが、設計の余裕の範囲内にある。

### **【マネジメントクラス分類の調整】**

- ・SBO 時の短期の代替電源は、短期における電源確保を優先してクラス 1 とする。

### 中期フェーズ

代替交流電源の投入によって交流電源を確保し、原子炉を減圧して RHR にて除熱し、事故を収束させることが優先となる。交流電源が確保できない場合には、RCIC が継続運転できるための直流電源確保、原子炉を減圧して代替注水設備による原子炉注水のマネジメントが重要となる。また、格納容器の圧力上昇に伴い、PCV ベントを実施することになる。環境条件は、交流電源が確保できない場合には、PCV のサブプレションプール水が約 100℃に達しているため、サブプレションチェンバ近傍へのアクセスが困難となる。

【マネジメントクラス分類の調整】

- ・注水手段は、リスク低減効果が大きい可搬型代替注水設備をクラス 1 とし、注水手段の多様性を考慮し、低圧代替注水設備はクラス 2 とする。
- ・減圧手段の強化については、駆動ポンプ及び駆動用蓄電池をクラス 1 として、駆動用圧縮空気設備をクラス 2 としている。これは、減圧機能の重要性からクラス 1 とするが、空気作動源として多様化した圧縮空気設備はクラス 2 とする。
- ・除熱手段は、交流電源が回復するまで PCV ベントを実施することになるため、PCV ベント設備（PCV ベント手段の強化を含む）はクラス 1 とする。
- ・RCIC の運転継続性の観点から、蓄電池の強化をクラス 2 とする。

【クラス分類における留意事項】

- ・低圧代替注水設備（恒設）は、耐震裕度が確保され地震時の炉心冷却機能としてリスク低減効果が得られる場合は、リスク低減効果が大きくなりクラス 1 に分類することも可能である。

長期フェーズ

外部電源が復旧し、原子炉を減圧して RHR にて除熱し、原子炉は安定冷却の状態に至る。

【マネジメントクラス分類の調整】

- ・安定冷却の状態における RHR の運転継続性の観点から、外部電源の復旧をクラス 1 とする。長期フェーズについては、PRA のリスクとして定量化されている範囲外であるが、中期フェーズにおいても電源復旧の対策が有効であることから、リスク寄与が大きい地震時であっても長期フェーズ（72 時間以降）であれば、発電所近傍のインフラ復旧に合わせた外部電源復旧を考慮に入れるのは妥当と考える。

晩期フェーズ

長期にて原子炉は安定冷却の状態に至るため、特に記載なし。

以上の定性的検討を考慮し、マネジメントクラスを調整した結果を表 T.2 に示す。

b) 安全余裕の確保状況

BWR の全交流動力電源喪失事故シーケンスに対する AM 設備・マネジメントについては、シビアアクシデントに対する有効性評価において解析コードを用いて炉心損傷の判断基準に対し、不確かさを想定しても有効であることが確認されている。また、時間的余裕についてはリスク低減効果に反映されており、他にリスク低減効果評価で考慮されていないような影響として摘出される点はない。各アクシデントマネジメントにおいては、リスク低減効果による分類を見直すような安全余裕の相対的な差異はないと判断される。

表 T.1 定量的検討に基づくマネジメントクラス（シビアアクシデント発生防止）

	短期 (～8 時間)	中期 (8 時間～72 時間)	長期 (72 時間～7 日間)	晩期 (7 日間～)
マネジメント クラス 1	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替電源</li> <li>・可搬型代替注水設備</li> <li>・電源車</li> <li>・PCV ベント設備</li> </ul>	—	—
マネジメント クラス 2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水設備</li> <li>・高圧代替電源</li> <li>・RCIC の手動起動 (ブラックスタート)</li> <li>・蓄電池などの強化</li> </ul>	—	—	—
マネジメント クラス 3	・隣接号機 低圧電源融通	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隣接号機 低圧電源融通</li> <li>・隣接号機 高圧電源融通</li> <li>・低圧代替注水設備(恒設)</li> </ul>	—	—

表 T.2 定量的及び定性的検討に基づくマネジメントクラス（シビアアクシデント発生防止）

	短期 (～8 時間)	中期 (8 時間～72 時間)	長期 (72 時間～7 日間)	晩期 (7 日間～)
マネジメント クラス 1	・高圧代替電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替電源</li> <li>・可搬型代替注水設備</li> <li>・原子炉減圧手段の強化 (駆動用ポンプ, 駆動用蓄電池)*</li> <li>・電源車</li> <li>・PCV ベント手段の強化 (PCV ベント弁 駆動用ポンプ)*</li> <li>・PCV ベント設備</li> </ul>	・外部電源の復旧*	—
マネジメント クラス 2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水設備</li> <li>・RCIC の手動起動 (ブラックスタート)</li> <li>・蓄電池などの強化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水設備(恒設)*</li> <li>・原子炉減圧手段の強化 (SRV 駆動用圧縮空気設備)*</li> <li>・蓄電池などの強化*</li> </ul>	—	—
マネジメント クラス 3	・隣接号機 低圧電源融通	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隣接号機 低圧電源融通</li> <li>・隣接号機 高圧電源融通</li> </ul>	—	—
<b>注記</b> 網掛けは、表 T.1 の定量的検討から定性的検討によってクラスアップしたアクシデントマネジメント * は、定性的検討によってクラスを判断したアクシデントマネジメント				

リスク抑制効果

%：全炉心損傷頻度（内の事象＋地震）への割合

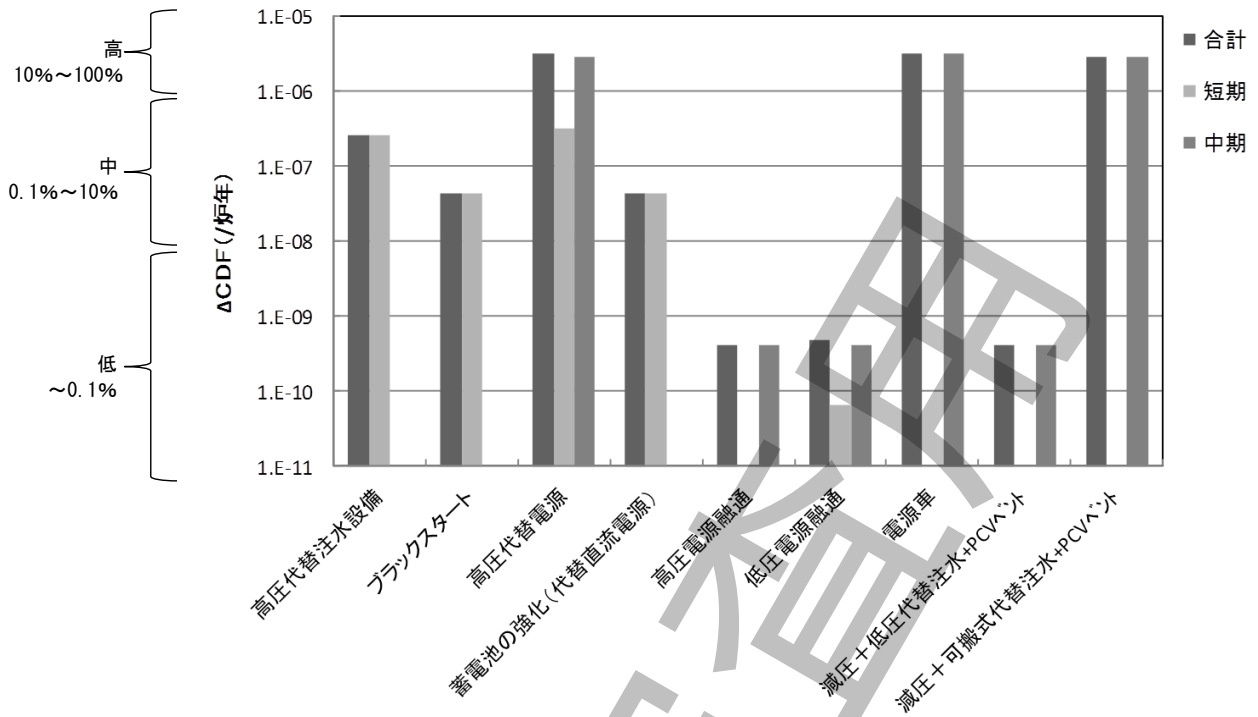


図 T.1 AM 設備・マネジメントの ΔCDF 比較

### T.2.2 PWR の全交流動力電源喪失事故シーケンスの分類事例

PWR の全交流動力電源喪失事故シーケンスの事例として、代表的 PWR の AM など考慮しない PRA の結果[2]に基づき、検討を実施する。

当該プラントの AM など考慮しない PRA 結果では、外的事象（津波）の寄与も大きく、内的事象、外的事象（地震）に加えて、外的事象（津波）も検討対象とした。内的事象、外的事象（地震）、外的事象（津波）を起因とした全交流動力電源喪失事故シーケンスの炉心損傷頻度は、 $1.9 \times 10^{-5}$  / 炉年の結果となっており、事故シーケンスの重要性の判断基準から重要性“中”となる。なお、AM など全く考慮しない仮想的な状態を対象とした PRA を用い、更にその内の一つの事故シーケンスを代表例としているため、深層防護の観点からの重要性の見直しはここでは考慮しない。

PWR の全交流動力電源喪失事故シーケンスでは、非常用所内交流電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失時に生じる RCP シール LOCA の発生の有無によって、対応する AM 設備・マネジメントが異なる。

AM 設備・マネジメントについては、次に示す内容を検討する。

#### <RCP シール LOCA が発生する場合>

- ① 空冷式非常用発電装置
- ② 号機間電源融通
- ③ 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却
- ④ 蓄圧注入タンクからの炉心注水
- ⑤ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
- ⑥ 直流電源の確保
- ⑦ 可搬型代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
- ⑧ 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却
- ⑨ 低圧代替再循環及び高圧代替再循環
- ⑩ 外部電源の復旧
- ⑪ 非常用 DG の復旧
- ⑫ 海水（補機冷却水用）の復旧
- ⑬ ECCS 再循環による長期冷却
- ⑭ 燃料補給（復旧）

#### <RCP シール LOCA が発生しない場合>

- ① 空冷式非常用発電装置
- ② 号機間電源融通
- ③ 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却
- ④ 蓄圧注入タンクからの炉心注水
- ⑥ 直流電源の確保
- ⑩ 外部電源の復旧
- ⑪ 非常用 DG の復旧
- ⑫ 海水（補機冷却水用）の復旧
- ⑬ ECCS 再循環による長期冷却

⑭ 燃料補給（復旧）

a) AM のリスク低減効果

1) 定量的検討

代表的 PWR の AM など考慮しない PRA の結果[2]に基づき、NEI による半定量的評価手法によって各 AM 設備・マネジメントの炉心損傷頻度の低減効果を評価した。AM など考慮しない PRA の結果では、全交流動力電源喪失事故シーケンスにおいて外部電源喪失＋非常用所内電源喪失”を評価しているが、この事故シーケンス頻度を RCP シール LOCA が発生しない場合の事故シーケンス頻度と考え、RCP シール LOCA が発生する場合の事故シーケンス頻度は、発生しない場合の頻度にシール LOCA 発生確率評価値（0.21）を乗じたものと設定して、RCP シール LOCA の発生の有無に対応する各 AM 設備・マネジメントそれぞれにおいて、炉心損傷頻度の低減効果の評価を実施した。

内的事象、外的事象（地震）、外的事象（津波）を合計した全炉心損傷頻度は、 $8.3 \times 10^{-5}$ ／炉年である。各 AM 設備・マネジメントの炉心損傷頻度の低減効果を、全炉心損傷頻度の割合から次のように分類した。

- ΔCDF 高 全炉心損傷頻度の 10%を超える低減効果
- ΔCDF 中 全炉心損傷頻度の 0.1%から 10%の低減効果
- ΔCDF 低 全炉心損傷頻度の 0.1%未満の低減効果

上記の判断基準に基づき、定量的な検討が可能な各 AM 設備・マネジメントについて、評価した結果を図 T.2 に示す。また、その結果に基づきマネジメントクラス分類を表 T.3 に示す。ここで、“④ 蓄圧注入タンクからの炉心注水”については、パッシブに動作する AM 設備であり、NEI による半定量的評価手法での直接的なリスク評価はできないが、当該 AM 設備は、2 次系強制冷却に依存し、1 次系圧力の低下に伴い自動的に動作するものであり、炉心損傷頻度の低減効果として“③ 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却”での評価結果を適用することとした。図 T.2 に示す AM 設備・マネジメントの全交流動力電源喪失シーケンスにおける ΔCDF の傾向は、RCP シール LOCA の発生の有無によらず必要な AM 設備・マネジメント（空冷式非常用発電装置、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却、蓄圧注入タンクからの炉心注水、直流電源の確保）が ΔCDF 高となり、RCP シール LOCA が発生する場合に必要な AM 設備・マネジメントにおいては、低減対象となる炉心損傷シーケンス頻度が小さいため、ΔCDF 中となっている。また、号機間電源融通については、内的事象にしか有効でないため、ΔCDF は小さい結果となった。

2) 定性的検討

**附属書 S（参考）アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方**に示す AM 考慮要件のうち、定量的検討では考慮できない要件の観点から、優先順位の定性的な検討を行う。

短期フェーズ

＜RCP シール LOCA が発生しない場合＞

全交流動力電源喪失の場合、充てん／高圧注入ポンプなどへの給電のための代替電源



(交流)として、空冷式非常用発電装置の起動を行う。空冷式非常用発電装置への燃料補給を、使用期間を通じて実施する必要がある。空冷式非常用発電装置が不可の場合にはバックアップとして、号機間電源融通の手段をとる。また、タービン動補助給水ポンプ(蓄電池による直流電源を使用)と主蒸気逃がし弁の操作による蒸気発生器2次側による炉心冷却が重要な手段となる。蒸気発生器2次側による炉心冷却に引き続き、1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作し、蓄圧注入タンクからの炉心注水を行う。

#### <RCP シール LOCA が発生する場合>

RCP シール LOCA が発生しない場合の対応に加えて、空冷式非常用発電装置から受電した恒設代替低圧注水ポンプによって燃料取替用水タンク水の原子炉への注水(代替炉心注水)が必要となる。

#### 【マネジメントクラス分類の調整】

- ・定量的検討において  $\Delta$ CDF 高と評価された“① 空冷式非常用発電装置”，“③ 蒸気発生器2次側による炉心冷却”，及び“④ 蓄圧注入タンクからの炉心注水”は、優先的に実施するAM設備・マネジメントであり、定量的評価に従い、マネジメントクラス1に引き上げる。

#### 中期フェーズ

##### <RCP シール LOCA が発生しない場合>

長期対策として、蒸気発生器2次側による炉心冷却を継続的に行う。空冷式非常用発電装置による非常用直流母線への給電が不能な場合、事象発生後24時間迄の蓄電池による直流給電確保のために不要直流電源負荷の切り離し操作を行い、かつ、24時間以降では可搬型整流器による直流電源の確保が必要である。

##### <RCP シール LOCA が発生する場合>

RCP シール LOCA が発生しない場合の対応に加えて、大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水によって格納容器内自然対流冷却を、同じく大容量ポンプを用いた余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプへの海水通水によって低圧再循環運転又は高圧再循環運転を行う。また、中期フェーズでは、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水のバックアップとして、電源車による給電を受ける可搬型代替低圧注水ポンプによって海水(大容量ポンプを起動して確保)を原子炉へ注水(代替炉心注水)する手段も取れる。

#### 【マネジメントクラス分類の調整】

- ・定量的検討において  $\Delta$ CDF 高と評価された“⑥ 直流電源の確保”は、マネジメントクラス1と設定する“① 空冷式非常用発電装置”が不能な場合の多様化手段であり、マネジメントクラス2とする。

#### 長期フェーズ

非常用 DG 又は外部電源が復旧し、補機冷却水用の海水が復旧すると、原子炉を減圧して余熱除去ポンプによる炉心冷却に移行し、原子炉は安定冷却状態に至る。非常用 DG 及び外部電源が復旧しない場合は、中期で実施した対応を継続する。

ここでは、定性的検討対象の AM 設備・マネジメントとして、次を考慮する。

- ⑩ 外部電源の復旧
- ⑪ 非常用 DG の復旧
- ⑫ 海水（補機冷却水用）の復旧
- ⑬ ECCS 再循環による長期冷却

#### 【マネジメントクラス分類の検討・調整】

- ・広範囲の主要安全設備の機能喪失状態に対する AM 設備・マネジメントである⑩⑪⑫を、定性的にリスク低減効果が高いと判断して、マネジメントクラス 1 に引き上げる。
- ・⑩⑪⑫の復旧に依存して再起動が見込まれる⑬については、マネジメントクラス 2 とする。

#### 晩期フェーズ

外部電源喪失に備え、空冷式非常用発電装置などへの燃料補給を行う。

ここでは、定性的検討対象の AM 設備・マネジメントとして、次を考慮する。

- ⑭ 燃料補給（復旧）

#### 【マネジメントクラス分類の検討・調整】

- ・“⑭ 燃料補給（復旧）” は、長期フェーズで外部電源は復旧していると考えられる上での万が一に備える AM 設備・マネジメントであることから、定性的にリスク低減効果が小さいと判断して、マネジメントクラス 2 とする。

以上の定性的検討を考慮し、マネジメントクラスを調整した結果を表 T.4 に示す。

#### b) 安全余裕の確保状況

PWR の全交流動力電源喪失事故シーケンスに対する AM 設備・マネジメントについては、シビアアクシデントに対する有効性評価において解析コードを用いて炉心損傷の判断基準に対し、不確かさを想定しても十分な裕度をもって有効であることが確認されており、アクシデントマネジメント間において、安全余裕の観点でのリスク低減効果による分類を見直す様な有意な差異はないと判断される。また、時間的余裕に関しては、リスク低減効果評価に反映されており、リスク低減効果評価で考慮されていないような影響として摘出される点はなく、時間的余裕においても、アクシデントマネジメント間において、安全余裕の確保状況の観点からリスク低減効果による分類を見直す事はないと判断される。

表 T.3 定量的検討に基づくマネジメントクラス（シビアアクシデント発生防止）

	短期 (～8 時間)	中期 (8 時間～72 時間)	長期 (72 時間～7 日間)	晩期 (7 日間～)
マネジメント クラス 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空冷式非常用発電装置</li> <li>・蒸気発生器 2 次側による炉心冷却</li> <li>・蓄圧注入タンクからの炉心注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・直流電源の確保</li> </ul>	—	—
マネジメント クラス 2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・号機間電源融通</li> <li>・恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</li> <li>・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却</li> <li>・低圧代替再循環及び高圧代替再循環</li> </ul>	—	—
マネジメント クラス 3	—	—	—	—

表 T.4 定量的及び定性的検討に基づくマネジメントクラス（シビアアクシデント発生防止）

	短期 (～8 時間)	中期 (8 時間～72 時間)	長期 (72 時間～7 日間)	晩期 (7 日間～)
マネジメント クラス 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空冷式非常用発電装置</li> <li>・蒸気発生器 2 次側による炉心冷却</li> <li>・蓄圧注入タンクからの炉心注水</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源の復旧 *</li> <li>・非常用 DG の復旧 *</li> <li>・海水（補機冷却水用）の復旧 *</li> </ul>	—
マネジメント クラス 2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・号機間電源融通</li> <li>・恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・直流電源の確保</li> <li>・可搬型代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</li> <li>・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却</li> <li>・低圧代替再循環及び高圧代替再循環</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ECCS 再循環による長期冷却 *</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料補給（復旧）*</li> </ul>
マネジメント クラス 3	—	—	—	—
<b>注記</b> 網掛けは、表 T.3 の定量的検討から定性的検討によってクラスを変更したアクシデントマネジメント * は、定性的検討によってクラスを判断したアクシデントマネジメント				

リスク低減効果  
%: 全炉心損傷頻度(内的事象+地震+津波)への割合

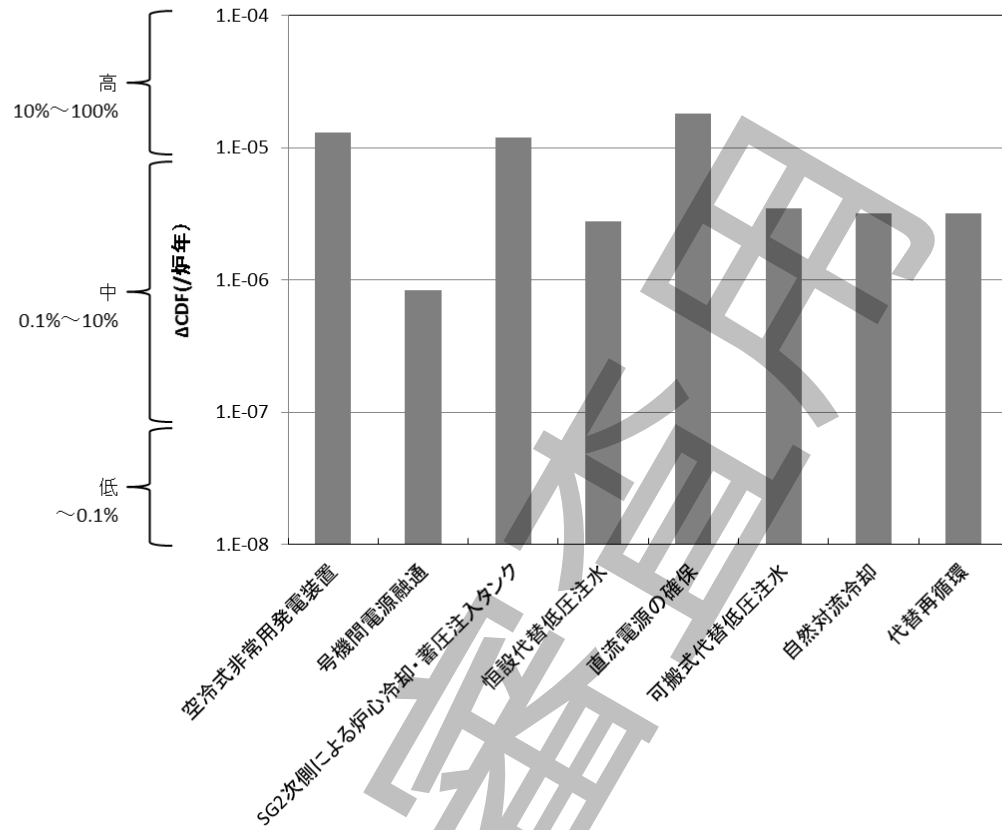


図 T.2 AM 設備・マネジメントの ΔCDF 比較

### T.3 格納容器の健全性確保に関する検討

7.4 マネジメントクラスの設定における、クラス分類フローに従って実施する。BWR の全交流動力電源喪失事故シーケンスの事例として、代表的 BWR の AM など考慮しない PRA の結果[1]に基づき、検討を実施する。

内的事象を起因とした全交流動力電源喪失事故シーケンスの格納容器破損頻度は、 $9.1 \times 10^{-10}$  / 炉年の結果となっており、事故シーケンスの重要性の判断基準から重要性分類の対象外となる。ただし、地震の炉心損傷頻度が  $4.0 \times 10^{-6}$  / 炉年あり、条件付格納容器破損確率が大きいことを考慮すると、事故シーケンスの重要性を判断基準から重要性中として評価する。

AM 設備・マネジメントについては、次に示す内容を検討する。

#### AM 設備・マネジメント

- ① 蓄電池の強化(代替直流電源)
- ② 可搬型代替注水設備
- ③ 低圧代替注水設備 (恒設, RPV 注水, PCV 代替スプレー)
- ④ 原子炉減圧手段の強化 (駆動用ポンペ, 駆動用蓄電池)
- ⑤ 原子炉減圧手段の強化 (SRV 駆動用圧縮空気設備)
- ⑥ 電源車
- ⑦ PCV ベント手段の強化 (PCV ベント弁, 駆動用ポンペ)
- ⑧ PCV ベント設備
- ⑨ PCV スプレー手動起動
- ⑩ RPV ペデスタル注水設備
- ⑪ PCV トップヘッドの水張り
- ⑫ 外部電源の復旧
- ⑬ 非常 DG の復旧
- ⑭ 地下式軽油タンク
- ⑮ 淡水源の確保
- ⑯ 海水源の確保
- ⑰ 窒素供給装置
- ⑱ 燃料の調達

なお、例えば、コンクリート分解反応中に CV スプレーによって水蒸気凝縮が進み、相対的に水素濃度が上昇して爆燃濃度迄達する場合も想定されるが、参照したレベル 2PRA の結果としてクラス分類対象の事故シーケンスに上がってこないため、AM の対象としていない。

#### a) AM のリスク低減効果

##### 1) 定量的検討

代表的 BWR の AM など考慮しない PRA の結果[1]に基づき、NEI による半定量的評価手法によって各 AM 設備・マネジメントの格納容器破損頻度の低減効果を評価した。

内的事象を合計した全格納容器破損頻度 (格納容器先行破損は除く) は、 $8.8 \times 10^{-9}$  / 炉年である。各 AM 設備・マネジメントの格納容器破損頻度の低減効果を、全格納容器破損頻度の割合から次のように分類した。

- ΔCFF 高 全格納容器破損頻度の 10%を超える低減効果  
ΔCFF 中 全格納容器破損頻度の 0.1%から 10%の低減効果  
ΔCFF 低 全格納容器破損頻度の 0.1%未満の低減効果

上記の判断基準に基づき、定量的な検討が可能な各 AM 設備・マネジメントについて、評価した結果を図 T.3 に示す。また、その結果に基づきマネジメントクラス分類を表 T.5 に示す。

図 T.3 に示すアクシデントマネジメントの全交流動力電源喪失シーケンスにおける ΔCFF の傾向は、格納容器の過圧及び過温対策として有効な注水対策+PCV ベントが、ΔCFF の効果が大きい傾向を示している。可搬型代替注水設備は、短期の事故シーケンスではクレジットが採れない。DCH、MCCI などの低頻度事象への対策となる減圧操作及び下部ドライウェル注水の ΔCFF の効果は小さい傾向を示す。また、短期の DCH は発生頻度が極めて小さい傾向を示している。

## 2) 定性的検討

### 短期フェーズ

短期に炉心損傷に至る事故シーケンスは、十分に低い発生頻度となっている。炉心損傷が発生した場合には、原子炉を減圧させ、交流電源を復旧させ、原子炉又は格納容器へ注水を確保する。また、格納容器の圧力上昇に伴い、PCV ベントを実施することになる。環境条件は、炉心損傷に伴い原子炉建屋原子炉棟へのアクセスは不可となる。

#### 【マネジメントクラス分類の調整】

- ・格納容器からの除熱手段として、低圧代替注水と PCV ベント設備だけしか短期では確保できないことから、クラス 1 とする。

### 中期フェーズ

中期に炉心損傷に至る事故シーケンスでは、RCIC による原子炉への注水が短期には成功していたが、中期での継続に失敗し炉心損傷となる。したがって、RPV 損傷するまでの時間内に、代替電源を確保して原子炉への注水源を確保し、速やかに原子炉を減圧して原子炉への注水を実施する。また、格納容器の圧力上昇に伴い、PCV ベントを実施することになる。RPV ペDESTAL への注水、PCV トップヘッドの水張りも格納容器の損傷モードを緩和させる対応となる。環境条件は、炉心損傷に伴い原子炉建屋原子炉棟へのアクセスは不可となる。

#### 【マネジメントクラス分類の調整】

- ・RHR が復旧しない場合の格納容器から最終的な除熱手段として、格納容器への注水する可搬型代替注水と PCV ベント設備をクラス 1 とする。

- ・ 内の事象に起因する主要設備の機能喪失状態に対するマネジメントとして整備した PCV スプレイ、RPV ペDESTAL 注水、トップヘッドへの水張りは、PCV 破損モードの抑制機能であるため、クラス 2 とする。
- ・ 蓄電池の強化及び電源車は、電源確保手段としてクラス 1 とする。
- ・ 原子炉圧力容器の高圧破損を緩和するため、減圧手段の強化（駆動ポンペ、駆動用蓄電池）をクラス 2 とする。

#### 【クラス分類における留意事項】

- ・ 低圧代替注水設備（恒設）は、耐震裕度が確保され地震時の格納容器注水機能としてリスク低減効果が得られる場合は、リスク低減効果が大きくなりクラス 1 に分類することも可能である。

#### 長期フェーズ

外部電源が復旧した場合には、RHR による原子炉注水、又は格納容器除熱が実施され、原子炉は安定冷却の状態に至る。外部電源が復旧しない場合には、中期で確保した代替電源及び注水源を継続させるマネジメントを実施し、PCV ベントも継続される。また、PCV ベント後の窒素供給装置を可燃性ガス対応として準備する。

#### 【マネジメントクラス分類の調整】

- ・ 安定冷却の状態における RHR の運転継続性の観点から、外部電源の復旧及び非常用 DG の復旧をクラス 1 とする。炉心損傷が発生していることから、外部電源の復旧が困難である場合を考慮し、複数の手段を確保する。長期フェーズについては、PRA のリスクとして定量化されている範囲外であるが、中期フェーズにおいても電源復旧の対策が有効であることから、リスク寄与が大きい地震時であっても長期フェーズ（72 時間以降）であれば、発電所近傍のインフラ復旧に合わせた外部電源復旧を考慮に入れるのは妥当と考える。
- ・ 外的事象におけるサイト外支援無しの長期化を考慮し、DG 燃料の確保及び冷却水源の確保として、地下式軽油タンク及び淡水源の確保はクラス 1 となる。
- ・ 海水源は、淡水源に対する冗長化した手段であり、クラス 2 とする。
- ・ 窒素供給装置は、PCV ベント時の限られた操作となるため、クラス 2 とする。

#### 晩期フェーズ

外部電源は復旧しており、RHR による原子炉注水、又は格納容器除熱が実施され、原子炉は安定冷却の状態となる。また、外部電源喪失に備えた、非常用 DG などの燃料の調達を実施する。

#### 【マネジメントクラス分類の調整】

- ・ 安定冷却の状態における RHR の運転継続性の観点から、外部電源の復旧をクラス 1 とする。晩期フェーズについては、PRA のリスクとして定量化されている範囲外であるが、中期フェーズにおいても電源復旧の対策が有効であることから、リスク寄与

が大きい地震時であっても晩期フェーズ(7 日間以降)であれば、発電所近傍のインフラ復旧に合わせた外部電源復旧を考慮に入れるのは妥当と考える。

- ・外部電源復旧に対して、非常用電源がバックアップとなりそれらの設備への燃料供給であるため、クラス2とする。

以上の定性的検討を考慮し、マネジメントクラスを調整した結果を表 T.6 に示す。

**b) 安全余裕の確保状況**

BWR の全交流動力電源喪失事故シーケンスに対する AM 設備・マネジメントについては、シビアアクシデントに対する有効性評価において解析コードを用いて格納容器破損の判断基準に対し、不確かさを想定しても有効であることが確認されている。また、時間的余裕についてはリスク低減効果に反映されており、他にリスク低減効果評価で考慮されていないような影響として摘出される点はない。各アクシデントマネジメントにおいては、リスク低減効果による分類を見直すような安全余裕の相対的な差異はないと判断される。



表 T.5 定量的検討に基づくマネジメントクラス（格納容器の健全性確保）

	短期 (～8 時間)	中期 (8 時間～72 時間)	長期 (72 時間～7 日間)	晩期 (7 日間～)
マネジメント クラス 1	—	—	—	—
マネジメント クラス 2	・低圧代替注水設備(恒設, RPV 注水, PCV 代替スプレ イ) ・PCV ベント設備	・低圧代替注水設備(恒設, RPV 注水, PCV 代替スプレ イ) ・可搬型代替注水設備(RPV 注水, PCV 代替スプレイ) ・PCV ベント設備	—	—
マネジメント クラス 3	・RPV ペDESTAL 注水設備	・RPV ペDESTAL 注水設備	—	—

表 T.6 定量的及び定性的検討に基づくマネジメントクラス（格納容器の健全性確保）

	短期 (～8 時間)	中期 (8 時間～72 時間)	長期 (72 時間～7 日間)	晩期 (7 日間～)
マネジメント クラス 1	・低圧代替注水設備(恒設, RPV 注水, PCV 代替スプレ イ) ・PCV ベント設備	・可搬型代替注水設備(RPV 注水, PCV 代替スプレイ) ・蓄電池の強化(代替直流電源)* ・電源車* ・PCV ベント設備 ・PCV ベント手段の強化 (PCV ベント弁 駆動用ポンペ)*	・外部電源の復旧* ・非常 DG の復旧* ・地下式軽油タンク* ・淡水源の確保*	・外部電源の復旧*
マネジメント クラス 2	—	・低圧代替注水設備(恒設, RPV 注 水, PCV 代替スプレイ) ・原子炉減圧手段の強化 (駆動用ポンペ, 駆動用蓄電池)* ・PCV スプレイ手動起動* ・RPV ペDESTAL 注水設備* ・PCV トップヘッドの水張り*	・海水源の確保* ・窒素供給装置*	・燃料の調達*
マネジメント クラス 3	・RPV ペDESTAL 注水設備	—	—	—
<b>注記</b> 網掛けは、表 T.5 の定量的検討から定性的検討によってクラスアップしたアクシデントマネジメント * は、定性的検討によってクラスを判断したアクシデントマネジメント				

リスク抑制効果  
%：全格納容器破損頻度（内の事象：格納容器先行破損を除く）への割合

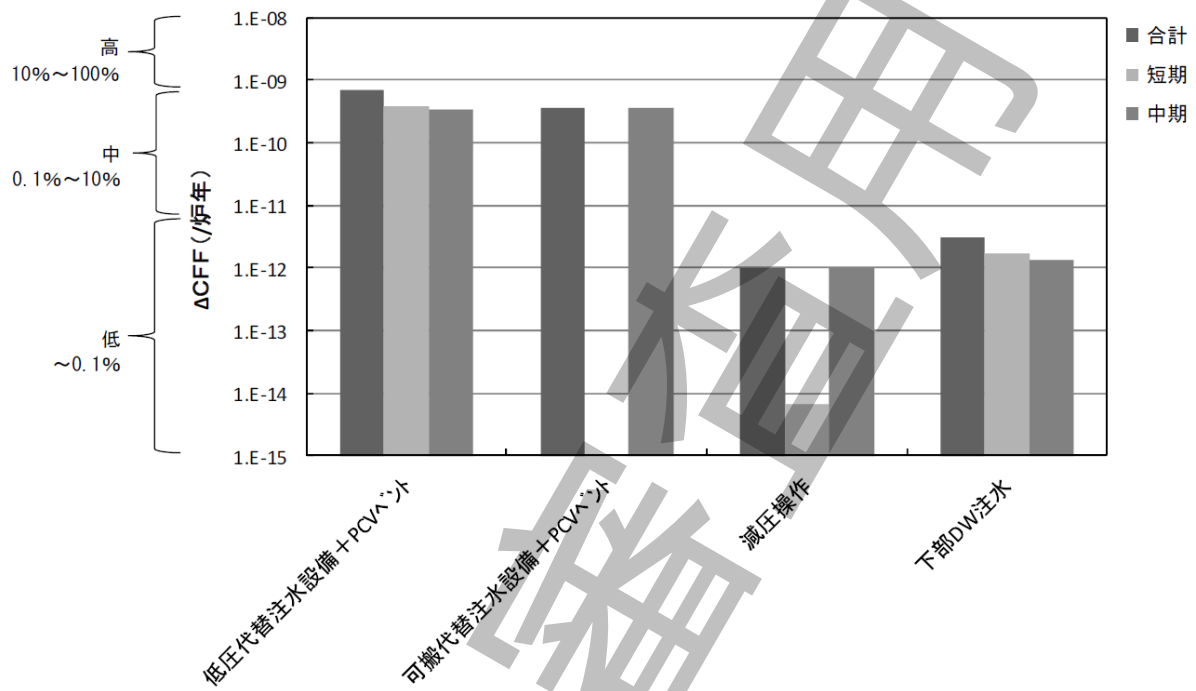


図 T.3 AM 設備・マネジメントの ΔCFF 比較

#### T.4 マネジメントクラス分類を適用する上での留意事項

- a) マネジメントクラス分類を重要事故シーケンス毎に時間フェーズを考慮して分析しているが、最終的に安全機能ごとにマネジメントクラス分類を最終決定し、クラス分類をプラントで活用することも考えられる。その場合に、マネジメントクラスを整理して決定するイメージを図 T.4 に示す。最初に、重要事故シーケンス毎に時間フェーズを考慮して分析したマネジメントクラス分類から、リスク低減効果の総和、重要事故シーケンスのリスク低減寄与割合及び重要事故シーケンスの影響を考慮した工学的な判断などに基づき、時間フェーズでマネジメントクラス分類を決定する。次に、安全機能ごとに、各マネジメントクラスに該当するアクシデントマネジメントを決定し最終分類とする。このようなプロセスでマネジメントクラスを決定する根拠を明確にすれば、PRA などのリスク情報及び工学的な判断に応じて提示することができる。
- b) 重要事故シーケンス毎に時間フェーズにまたがりマネジメントクラスが異なる AM 設備・マネジメントが存在する場合には（図 T.4 におけるアクシデントマネジメント②のケース）、最終的マネジメントクラス分類として最上位に設定されたクラス分類で運用する。
- c) 複数の重要事故シーケンスでマネジメントクラスが異なる AM 設備・マネジメントが存在する場合には（図 T.4 におけるアクシデントマネジメント③のケース）、最終的マネジメントクラス分類として最上位に設定されたクラス分類で運用する。また、複数の重要事故シーケンスで同位のマネジメントクラス分類がされる場合も考えられ、この場合には、それぞれのリスク低減効果の総和を評価するなどによって、最終的マネジメントクラスを決定することに留意する。
- d) 一つの安全指標の評価において複数の安全機能をもつ AM 設備・マネジメントの場合には（図 T.4 におけるアクシデントマネジメント④のケース）、その安全機能に応じてマネジメントクラスが分類される。その場合に、最終的マネジメントクラス分類として最上位に設定されたクラス分類で運用する。
- e) マネジメントクラス分類は、シビアアクシデント発生防止、格納容器の健全性確保などにおいて検討する炉心損傷頻度、格納容器破損頻度などの安全指標毎に分類することができる。安全指標毎に検討したクラス分類において、AM 設備・マネジメントが、それぞれの機能に応じて相違したクラスが設定される場合がある。その場合に、最終的マネジメントクラス分類として最上位に設定されたクラス分類で運用する。

重要事故シーケンスグループ: 原子炉未臨界確保失敗

	短期 (～8時間)	中期 (8時間～72時間)	長期 (72時間～7日間)	晩期 (7日間～)
マネジメントクラス1	AM 案①			

重要事故シーケンスグループ: 崩壊熱除去機能喪失

	短期 (～8時間)	中期 (8時間～72時間)	長期 (72時間～7日間)	晩期 (7日間～)
マネジメントクラス1		AM 案④		

重要事故シーケンスグループ: 高圧注水・減圧失敗

	短期 (～8時間)	中期 (8時間～72時間)	長期 (72時間～7日間)	晩期 (7日間～)
マネジメントクラス1		AM 案③		

重要事故シーケンスグループ: 全交流電源喪失

	短期 (～8時間)	中期 (8時間～72時間)	長期 (72時間～7日間)	晩期 (7日間～)
マネジメントクラス1		AM 案②		
マネジメントクラス2	AM 案②	AM 案③	AM 案④	
マネジメントクラス3				



	機 能	短期 (～8時間)	中期 (8時間～72時間)	長期 (72時間～7日間)	晩期 (7日間～)	クラス分類	機 能	アクシデントマネジメント	備考
マネジメントクラス1	原子炉停止	AM 案①				マネジメント クラス1	原子炉停止	AM 案①	
	炉心冷却		AM 案③				炉心冷却	AM 案③	
	炉心又は格納 容器の除熱		AM 案④				炉心又は格納 容器の除熱	AM 案④	
	フロントライン系の 支援、補助		AM 案②				フロントライン系の 支援、補助	AM 案②	
マネジメントクラス2	原子炉停止					マネジメント クラス2	原子炉停止		
	炉心冷却		AM 案③	AM 案④			炉心冷却		
	炉心又は格納 容器の除熱						炉心又は格納 容器の除熱		
	フロントライン系の 支援、補助	AM 案②					フロントライン系の 支援、補助		
マネジメントクラス3	原子炉停止					マネジメント クラス3	原子炉停止		
	炉心冷却						炉心冷却		
	炉心又は格納 容器の除熱						炉心又は格納 容器の除熱		
	フロントライン系の 支援、補助						フロントライン系の 支援、補助		

AM 案①: 短期シーケンスだけに有効  
AM 案②: 複数の時間フェーズで分類される例  
中期フェーズの影響大  
AM 案③: 複数の重要事故シーケンスで分類さ  
れる例  
高圧注水・減圧失敗の影響大  
AM 案④: 重要事故シーケンスが異なり, 複数  
の安全機能をもつ分類例  
崩壊熱除去機能喪失の影響大

図 T.4 マネジメントクラスの整理後のイメージ (BWR の例)

## 参考文献

- [1] 東京電力株式会社，“柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について”，平成 27 年 10 月
- [2] 関西電力株式会社，“高浜 3 号炉及び 4 号炉確率論的リスク評価（PRA）について”，平成 25 年 12 月 26 日

## 附属書 U

### (規定)

## アクシデントマネジメントのための基本 requirements 事項

### 序文

この附属書は、シビアアクシデントにおけるアクシデントマネジメントの基本 requirements 事項を規定したものである。なお、シビアアクシデントの事象進展は複雑多岐に亘るので、アクシデントマネジメントにおいて、合理的に実行可能な設備の追加又は改造を前提とするが、設備はあくまでもアクシデントマネジメントをサポートし、アクシデントマネジメントを確実に実行するための手段である。

また、この附属書ではアクシデントマネジメントを具現化するために改造又は追加した設備、アクシデントマネジメントを実施するために有効な既存設備を含めてアクシデントマネジメント設備（AM 設備）という。

### U.1 基本 requirements 事項

#### U.1.1 多重性又は多様性

- a) 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持する。
- b) 適切な方法によって試験又は検査ができる設計とする。
- c) AM 設備の単一の故障又は誤作動・誤動作によって、プラントの運転に支障をきたさないように設計する。

**注記** AM 設備の機能が要求される事故シーケンス（既存設備の多重故障を含む）に応じて高い信頼性レベルの確保が要求される場合には多重性又は多様性を確保することが考えられる。その信頼性レベルを確保するために、機器を多重化して信頼性レベルを高くするか、自動化によって手動の起動の影響を抑制することを考慮してもよい。同様に、多様化を実施し信頼性レベルを高くすることも考慮してよい。この場合には、例えば機器の型式を替える以外にも基礎部を免震化すること又は可搬型を選択することも含まれる。また、アクシデントマネジメント（運転手順など）については教育・訓練によって、その信頼性レベルを確保する。

適切な方法による試験又は検査とは、試験の実施が困難な場合に代替的手段にて実施することも含む。また、プラントの運転に支障をきたさないように設計することを求めている AM 設備の単一の故障は、動的設備の故障を対象とする。

#### U.1.2 独立性

- a) AM 設備の設置によって既存の安全設備の安全機能を阻害しない設計とする。
- b) AM 設備の動作に必要なサポート系（電源、補機冷却系、作動空気源など）については、既存の安全設備のサポート系と独立した設備とするかは、AM 設備毎にその影響を考慮し定めなければならない。

**注記** 既存の安全設備との独立性については、内的事象を起因とした場合には既存の安全設備とサポート系について従属した場合でも、その有効性が確認できる。しかし、外的事象を起因とした場合には既存の安全設備とサポート系と独立していないと、その有効性は限定的となる。ただし、可

搬型設備の場合、その設備の特徴から移動性が考慮されているため設備の独立性は担保されており、新たな独立性を求める必然性は小さい。

### U.1.3 耐震性

a) AM 設備については、想定する外的事象に対応して地震時にその機能を発揮することを求める。

**注記** 設計用基準地震動  $S_s$  にて、機器の健全性と適切な裕度を確認することなどが実施される。また、AM 設備全体に耐震性の要求を求めるものではなく、一部の AM 設備に耐震性を要求し、可搬型設備にて機能を回復させることも可能である。可搬型設備については、耐震性に関して設備そのものより、保管場所の耐震性を確保するとともに、可搬型設備を設置するためのアクセス性の確保、地震後を想定した要員確保が可能であることを確認する。

### U.1.4 環境性

- a) AM 設備については、シビアアクシデント環境条件にて、設備の実耐力により機能が維持できることが確認できればよい。
- b) シビアアクシデント時に、要員の現場操作が必要となる場合は、その環境条件（温度、湿度、放射線など）を考慮する。

### U.1.5 柔軟性

- a) ソフトウェア：シビアアクシデント時には、当初意図した範囲外での AM 設備の使用可能性などの柔軟性が要求される。柔軟性を考慮して手順書、教育・訓練の計画を策定し、かつ組織を整備する。
- b) ハードウェア：外的事象に対応するためには、従来の恒設設備で想定した事象に対する設計ではなく、シビアアクシデントにも対応できる柔軟な可搬型設備が要求される。柔軟な対策を考慮してハードウェア（資機材など）を準備する。

**注記** 可搬型設備に関連した資機材は、その保管場所については位置分離性、設置については操作性の基本要求事項が関連する。調達する資機材は、接続性を考慮し一般規格に準拠したものとする。外的事象の起因を考慮した場合には、現場での対応において当初想定した操作が実施できないことが想定されるため、代替の操作を準備することが重要である。

また、利用できる資源（設備だけでなく、人的資源を含む）を可能な限り有効に利用できるように準備しておくことはアクシデントマネジメントとして考慮すべき重要な特質であり、その観点から、隣接プラントの資源を互いに融通し、柔軟に利用できるように検討しておくことも重要である。AM 設備については、アクシデントマネジメントクラスに応じて信頼性を確保するために、独立性、多重性が重要であればプラント毎に考慮するが、発電所全体としてソフトウェアを含めたアクシデントマネジメントが効果的に遂行できるように考えておくことが重要である。

### U.1.6 操作性

- a) ソフトウェア：AM 設備に関する手順書の整備、教育・訓練の実施に当たっては、操作時の環境条件を考慮する。
- b) ハードウェア：AM 設備は、安全かつ確実に操作できるものとする。操作時の環境条件を考慮し、極

力単純な操作で実効性が得られるものとする。

**注記** 駆動機構を単純化して、操作性を損なわない範囲でサポート系を最小化することが適切である。操作性については、教育・訓練によって、その操作の実効性を確認するとともに、操作時の環境を模擬した条件で訓練を実施する。可搬型設備では、その移動性及び現場での操作性を重視し、柔軟な対応を実施する。

#### U.1.7 位置分離性

- a) 外的事象に対応するためには、AM 設備は既存の安全設備に対して位置的分散を考慮し、適切な分離性を確保する。

**注記** 位置的分散とは、外的事象に対応するためのものであり、広域的な分離を求めている。同一区画内の空間分離であれば独立性の要求に含まれる。ただし、広義にはこの独立性の中に位置的分散も含めている場合もある。可搬型設備では、外的事象のリスク（津波）を考慮した場合、その可搬型設備の格納設備の分散配置が求められる。

#### U.1.8 品質保証

- a) マネジメントクラスに応じて、AM 設備の品質保証は JEAC4111（原子力安全のためのマネジメントシステム規程）を適用する。

**注記** マネジメントクラスに応じて、AM 設備（可搬型設備、機器資機材も含む）の調達に関しては、要求される安全機能、信頼性などを確認した上で他産業などの一般産業品を採用することも許容される。

#### U.1.9 保守管理

- a) U.1.1 の多重性又は多様性における信頼性の考え方に応じて、適切な保守（保全）管理を実施する。

**注記** 保守頻度については、信頼性レベルの要求に応じて当該機器及び関連する資機材の信頼性が維持できるように管理し設定する。

#### U.1.10 運用管理

- a) ソフトウェア：ハードウェアの設備要求においては実際に使う手順書、教育・訓練、組織などのソフトウェアを適切に機能させて安全性を担保できるように整備する。
- b) ハードウェア：AM 設備の機能維持する上で、現実的に維持が実効可能な運用管理とする。

**注記** 運用管理については、ハードウェアの信頼性レベルの要求に応じて、ソフトウェアの信頼性が維持できるように管理する。可搬型設備は、その信頼性を確保する場合には、ソフトウェア(教育・訓練など)に高い信頼性が要求される。また、ハードウェアに対する運用管理としては、アクシデントマネジメントに必要な資機材の維持管理について、総物量の把握、定期的な点検などを考慮する。



## 附属書 V

### (参考)

## アクシデントマネジメントのマネジメントクラス毎の基本要求事項の例

### 序文

この附属書は、アクシデントマネジメントに対して、**附属書U**に規定された基本設計要求を適切に満たすためのマネジメントクラス分類例を示す。

### V.1 アクシデントマネジメントのマネジメントクラスの例

表 V.1 に BWR のアクシデントマネジメントのマネジメントクラスの例、表 V.2 に PWR のアクシデントマネジメントのマネジメントクラスの例を示す。アクシデントマネジメントのマネジメントクラスは、**附属書 S アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用の考え方**に基づき、**附属書 L (参考) アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例**に示す“マネジメントクラスの設定”の検討手順にしたがって、**附属書 T (参考) アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用例**に示すマネジメントクラス 1、マネジメントクラス 2 及びマネジメントクラス 3 に分類した例である。

### V.2 基本要求事項への適合性への考え方

アクシデントマネジメントのマネジメントクラスのレベルに応じて、**附属書 U アクシデントマネジメントのための基本要求事項**に関する適合性を定める。基本要求事項は、同一のマネジメントクラスのアクシデントマネジメントであっても、恒設設備の追設では信頼性及び独立性が求められ、可搬型設備の導入では柔軟性及び操作性が基本要求事項として強く求められる。また、これらの設備を用いたマネジメントでは、教育・訓練による信頼性の維持が基本要求事項として求められる。ハードウェアとソフトウェアの対策について、基本要求事項への適合性への考え方の例を次に示す。

#### a) ハードウェアの対策への考え方の例

表 V.3 にはアクシデントマネジメントのハードウェア（恒設設備及び可搬型設備）に対するマネジメントクラスの基本要求事項への適合性比較を示す。アクシデントマネジメントのマネジメントクラスに応じて基本要求事項への適合性は、合理的な設計となるように考慮される。また、恒設設備と可搬型設備ではその活用に特徴があり、アクシデントマネジメントの検討においては恒設設備と可搬型設備の特徴を考慮して有効に設置又は配置することが重要である。

アクシデントマネジメントの恒設設備及び可搬型設備に対するマネジメントクラスの基本要求事項は、**附属書 U**に記載されている。アクシデントマネジメントの恒設設備及び可搬型設備に対する各クラスの基本要求事項への適合性について示す。

アクシデントマネジメントの恒設設備を設計する場合にマネジメントクラス 1 では、多重性又は多様性、独立性、耐震性及び環境性の確保などの適合性が強く求められる。これに対しマネジメントクラス 2 では、既存の安全設備のサポート系とは従属していても良く、耐震性及び位置的分離性は要求しない。マネジメントクラス 3 では、基本要求事項は品質保証と保守管理以外の要求はない。

アクシデントマネジメントの可搬型設備に対する設計要求としてマネジメントクラス 1 では、耐震性（可搬型設備の格納施設）、柔軟性、操作性及び位置的分散などの適合性が強く求められる。これ

に対しマネジメントクラス 2 では、耐震性及び位置的分離性は要求しない。マネジメントクラス 3 では、恒設設備と同様に、基本要素事項は品質保証と保守管理以外の要求はない。

b) ソフトウェアの対策への考え方の例

**表 V.4** にはアクシデントマネジメントのソフトウェア（運用管理）に対するマネジメントクラスの基本要素事項への適合性比較を示す。ソフトウェアの中で、手順書と教育・訓練のマネジメントクラスについて、**表 V.4** にその適合性を示す。

組織に対する要求としては、高レベルの安全文化を醸成し、維持していくことが必要となり、マネジメントクラス 1 相当の活動を行う（マネジメントクラス 2 以下の設定、運用は行わない）。

アクシデントマネジメントの手順書に対する要求としてマネジメントクラス 1 では、主に外的事象に対する可搬型設備を用いた手順書への要求となる。外的事象を想定する場合には、有効となる可搬型設備が外的事象による影響によって相違するため適切な設備選択の優先度を手順に指定する。また、外的事象によるアクセス性への影響、複数プラントのシビアアクシデント時の影響、中央制御室及び緊急時対策室の居住性も考慮し手順書へ反映する必要がある。さらに、手順書の管理面では実際の実効性を考慮し、訓練などに有効な知見についてより短い頻度で確認、見直されることが望ましい。これに対しマネジメントクラス 2 では、可搬型設備への依存は縮小されアクセス性及び複数プラントのシビアアクシデント時の影響の要求が緩和される。マネジメントクラス 3 では、基本要素事項の運用管理以外の要求はない。

アクシデントマネジメントの教育・訓練に対する要求としてマネジメントクラス 1 では、外的事象に対する可搬型設備の高信頼性を維持する要求となる。可搬型設備は、主として外的事象を想定しており柔軟性、操作性への要求によって地震条件及び環境の悪化、想定を超えた場合の対応、現場操作及び人的因子の考慮が反映される。また、品質保証として机上教育並びに実習・演習を実施する定期的な再教育・訓練を高頻度で実施し、通信手段、要員の活動に用いる防護服などの資機材管理を高頻度で実施する。これに対しマネジメントクラス 2 では、可搬型設備への依存は縮小され柔軟性及び操作性が緩和され、過渡事象に対するシミュレータなどでの訓練が要求され、基本要素事項の定期的な再教育・訓練の頻度は緩和される。マネジメントクラス 3 では、基本要素事項の運用管理以外の要求はない。

表 V.1 AM のマネジメントクラス (BWR の例)

クラス 分類	目的	アクシデントマネジメント	備 考
マネジメ ント クラス 1	原子炉停止	・ 代替反応度制御(RPT 及び ARI)	*1：可搬型設備 *2：既存設備を用いたマネジメント
	炉心冷却	・ 可搬型代替注水設備(RPV 注水)*1 ・ 自動減圧ロジックの追加	
	炉心又は格納 容器の除熱	・ 可搬型代替注水設備（代替 PCV スプレー）*1 ・ PCV ベント設備(PCV ベント弁，駆動用ポンベを含む)	
	フロントライ ン系の支援， 補助	・ 高圧代替電源 ・ 電源車*1 を用いた非常用電源の確立 ・ 蓄電池などの強化 ・ 原子炉減圧手段の強化(駆動用ポンベ，駆動用蓄電池)	
マネジメ ント クラス 2	原子炉停止	・ 手動スクラム*2 ・ 水位制御及びほう酸水注入系の手動操作*2	
	炉心冷却	・ 高圧代替注水設備 ・ RCIC の手動起動（ブラックスタート）*2 ・ 低圧代替注水設備	
	炉心又は格納 容器の除熱	・ 格納容器スプレー冷却系の手動起動*2 ・ RPV ペデスタル注水設備 ・ PCV トップヘッドの水張り	
	フロントライ ン系の支援， 補助	・ 原子炉減圧手段の強化(SRV 駆動用圧縮空気設備)	
マネジメ ント クラス 3	原子炉停止	—	
	炉心冷却	・ 代替注水手段（復水給水系，制御棒駆動系による原子炉への注水手段）*2	
	炉心又は格納 容器の除熱	・ 不活性ガス系，非常用ガス処理系を用いたベント*2 ・ ドライウェル冷却系，原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱*2	
	フロントライ ン系の支援， 補助	・ 隣接号機 低圧電源融通 ・ 隣接号機 高圧電源融通	
注記 事故後の短期及び中期のフェーズをベースに分類したものである。			

表 V.2 AM のマネジメントクラス (PWR の例)

クラス 分類	目的	アクシデントマネジメント	備 考
マネジメント クラス 1	原子炉停止	—	*1：可搬型設備を用いたマネジメント *2：既存設備を用いたマネジメント
	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却*2</li><li>・ 蓄圧タンクからの炉心注水*2</li><li>・ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</li><li>・ 可搬型代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</li><li>・ 低圧代替再循環及び高圧代替再循環（大容量ポンプを用いた代替補機冷却*1）</li></ul>	
	放射性物質の閉じ込め	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 格納容器内自然対流冷却*1</li><li>・ 代替格納容器スプレイ（恒設代替低圧注入ポンプ）</li><li>・ 静的自動触媒式水素再結合装置による水素濃度制御</li></ul>	
	フロントライン系の支援，補助	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 空冷式非常用発電装置</li><li>・ 電源車を用いた非常用電源の確立*1</li></ul>	
マネジメント クラス 2	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 手動原子炉トリップ*2</li><li>・ 緊急ほう酸注入*2</li></ul>	
	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 2 次系強制冷却による低圧注入/再循環*2</li><li>・ 代替再循環（格納容器スプレイ）</li><li>・ フィード&amp;ブリード*2</li><li>・ クールダウン&amp;リサーキュレーション*2</li></ul>	
	放射性物質の閉じ込め	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 1 次系強制減圧*2</li><li>・ 代替格納容器スプレイ（消火水ポンプ）</li></ul>	
	フロントライン系の支援，補助	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 号機間電源融通*2</li><li>・ 直流電源の確保</li><li>・ 代替制御用空気供給（窒素ボンベ）*2</li></ul>	
マネジメント クラス 3	原子炉停止	—	
	炉心冷却	—	
	放射性物質の閉じ込め	—	
	フロントライン系の支援，補助	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 代替制御用空気供給（空気圧縮機）*1</li></ul>	
注記 事故後の短期及び中期のフェーズをベースに分類したものである。			

表 V.3 AM（ハードウェア：恒設設備及び可搬型設備）の基本要求事項への適合性の例

	アクシデントマネジメント					
	マネジメントクラス 1		マネジメントクラス 2		マネジメントクラス 3	
	恒設設備	可搬型設備	恒設設備	可搬型設備	恒設設備	可搬型設備
多重性又は多様性	◎	○	○	○	×	×
	高い信頼性が要求される場合、自動化有	訓練によって信頼性維持				
独立性	◎	○	○	○	×	×
	サポート系 独立有		サポート系 従属有			
耐震性	◎	◎	×	×	×	×
	Ss に対して機器健全性と適切な安全裕度を担保	可搬型設備の格納設備などの耐震性確認				
環境性	◎	○	○	○	×	×
	実耐力の確認					
柔軟性	○	◎	×	○	×	×
		移動性の確保				
操作性	○	◎	○	○	×	×
	中央制御室での対応	現場での対応				
位置分離性	○	◎	×	×	×	×
		分散配置				
品質保証	◎	○	○	○	○	○
	一般の産業施設と同等以上	一般産業品				
保守管理	◎	○	○	○	○	○
	信頼性のレベルに応じて維持	一般産業品と同等				

**注記** 基本要素事項に対する適合性大 ◎、小 ○、×適合外

表 V.4 AM（ソフトウェア：運用管理）の基本要求事項への適合性の例

	アクシデントマネジメント		
	マネジメントクラス 1	マネジメントクラス 2	マネジメントクラス 3
柔軟性	◎	○	×
	想定を超えた条件での適切な方策の討論（重要性大）	想定を超えた条件での適切な方策の討論（重要性小）	
操作性	◎	○	×
	操作時の環境条件を考慮した手順書の整備，教育・訓練の実施	操作時の環境条件を考慮した手順書の整備，教育・訓練（机上，シミュレータなどを含む）の実施	
運用管理	◎	○	○
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・組織において，高レベルの安全文化を醸成し，維持（AM-1 相当の活動を実施，AM-2 及び AM-3 の設定，運用は無し）</li> <li>・定期的な再教育・訓練と手順書見直しの頻度高</li> <li>机上教育並びに実習・演習</li> </ul>	定期的な再教育・訓練と手順書見直しの頻度中 机上教育並びに実習・演習	
<b>注記</b> 基本要求事項に対する適合性大◎，小○，× 適合外			

## 附属書 W

### (参考)

## アクシデントマネジメントに関する手順書類の構成

### 序文

この附属書はアクシデントマネジメントに関する手順書類の構成について解説，例示したものである。

### W.1 アクシデントマネジメントに関する手順書類の構成

アクシデントマネジメントに関する手順書類の構成の例を図 W.1, 図 W.2, 表 W.1 及び表 W.2 に示す。また，福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，従来から整備されてきた手順書類（EOP, AMG など）に SFP 及び原子炉建屋に関わる手順が追加されている[1]。

さらに近年では，格納容器機能喪失の防止を目的としたアクシデントマネジメントが何らかの原因で十分に実施できない状況を仮定した場合でも，格納容器から漏えいするおそれのある水素の燃焼による原子炉建屋の損傷を防止するための対策が検討されるなど，手順書類の継続的な充実が図られている[2]。

### W.2 設計基準を超える外的事象に対する手順書類の例

米国では，従来の通常運転時からシビアアクシデント時までを扱う手順書類（EOP, SAMG など）とは別に，設計基準を超える大規模な爆発又は火災による広範囲な安全機能の喪失を想定した手順書類の対応として，EDMG（Extensive Damage Mitigation Guideline, 大規模損傷緩和ガイドライン）が各プラントで整備されている。個別プラントにおける EDMG の具体的な内容は公表されていないが，おおむね附属書 M に示した NEI 06-12[3]の各項目に沿った手順書類が整備されている。図 W.3 に SAMG の構成（Westinghouse Owners Group の例[4]）を，表 W.3 に EDMG の構成（米国プラントの例）を示す。

また，福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた設計基準を超える外的事象への対応方策として，NEI による多様性及び柔軟性のある対処戦略（FLEX）[5]が認められ，FLEX に関わる具体的な手順書類の整備，並びに SAMG 及び EDMG との統合が行われている[6]。

手順書類の統合に際しては，事象の進展状況に応じた従来の手順書類（AOP, EOP など）と事象の想定に応じて整備する手順書類（EDMG, FLEX など）の相互間の移行基準の明確化，複数の方策を並行して実施する際の留意事項，制御室からの指揮命令系統喪失などを考慮して手順書類の体系を構築することが重要である。

国内においても，次に示すような安全機能が喪失する大規模損壊を含む事象への対応手順書類が整備されている[7], [8]。

- ・ 原子炉建屋/原子炉格納容器機能
- ・ 原子炉停止機能
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性
- ・ 炉心冷却機能
- ・ 2 次系からの除熱機能
- ・ 格納容器除熱機能
- ・ プラント状態の監視

- ・使用済燃料冷却機能
- ・電源（動力源）/補機冷却機能
- ・火災/溢水（原子力安全に係るもの）
- ・アクセスルート確保（事故対応に必要なもの）及び外部支援

## 参考文献

- [1] 東京電力ホールディングス株式会社，柏崎刈羽原子力発電所 設置変更許可申請書（6 及び 7 号原子炉施設の変更）添付書類十“5.1 重大事故等対策”（2017）
- [2] 原子力エネルギー協議会，“BWR の原子炉建屋の水素防護対策に係る AMG 改定等ガイドライン”，ATENA 23-S01 Rev.0, 2023
- [3] NEI, “B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline,” NEI 06-12 Rev.3, 2009
- [4] OECD NEA, “Recent Developments in Level 2 PSA and Severe Accident Management,” NEA/CSNI/R16, 2007
- [5] NEI, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide,” NEI 12-06 Rev.5, 2018
- [6] NEI, “Emergency Response Procedures and Guidelines for Extreme Events and Severe Accidents,” NEI 14-01 Rev.1, 2016
- [7] 関西電力株式会社，高浜 3 号炉及び 4 号炉 設置変更許可申請書 添付書類十“5.2 大規模な自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における事項”（2013）
- [8] 東京電力ホールディングス株式会社，柏崎刈羽原子力発電所 設置変更許可申請書（6 及び 7 号原子炉施設の変更）添付書類十“5.2 大規模な自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における事項”（2017）



	炉心損傷前 炉心損傷を防止するための AM 用	炉心損傷後 炉心損傷が発生した場合にその影響を緩和するための AM 用	炉心損傷の有無にかかわらず用いる AM 用の手順書
運転員用	<div>事故時運転操作基準 (徴候ベース) EOP</div> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故の起因事象を問わず観測されるプラント徴候に応じた操作手順を記載した手順書</li> <li>アクシデントマネジメントの内、炉心損傷を防止するための対応手順を記載</li> </ul>	<div>事故時運転操作基準 (シビアアクシデント) SOP</div> <ul style="list-style-type: none"> <li>アクシデントマネジメントの内、炉心損傷後の影響緩和のための対応手順を記載</li> </ul>	<div>事故時運転操作基準 (事象ベース) AOP</div> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作手順を記載した手順書</li> <li>アクシデントマネジメントの内、電源融通操作を記載</li> </ul>
支援組織用	(該当無し)	<div>アクシデント マネジメントガイド AMG</div> <p>炉心損傷後の影響緩和措置をプラント状態に応じて総合的に判断するため、手順、判断基準、技術データなどの知識ベース、影響予測などをとりまとめ、ガイドラインとして記載</p>	<div>復旧手順ガイドライン (RHR 及び D/G)</div> <p>安全確保上特に重要な機能を有する残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機故障時の復旧ガイドを記載</p>
	<div>安全機能喪失時における原子炉施設保全のための手順書類</div> <p>津波などによる安全機能喪失時の電源確保、注水、除熱、SFP 冷却、水素対策及び中操居住性確保などに関わる方策を記載</p>		

#### 注記

- ・ AOP : abnormal operating procedures
- ・ EOP : emergency operating procedures
- SOP : severe accident operating procedures
- AMG : accident management guideline

図 W.1 アクシデントマネジメント関連手順書類の構成要素の例 (BWR)

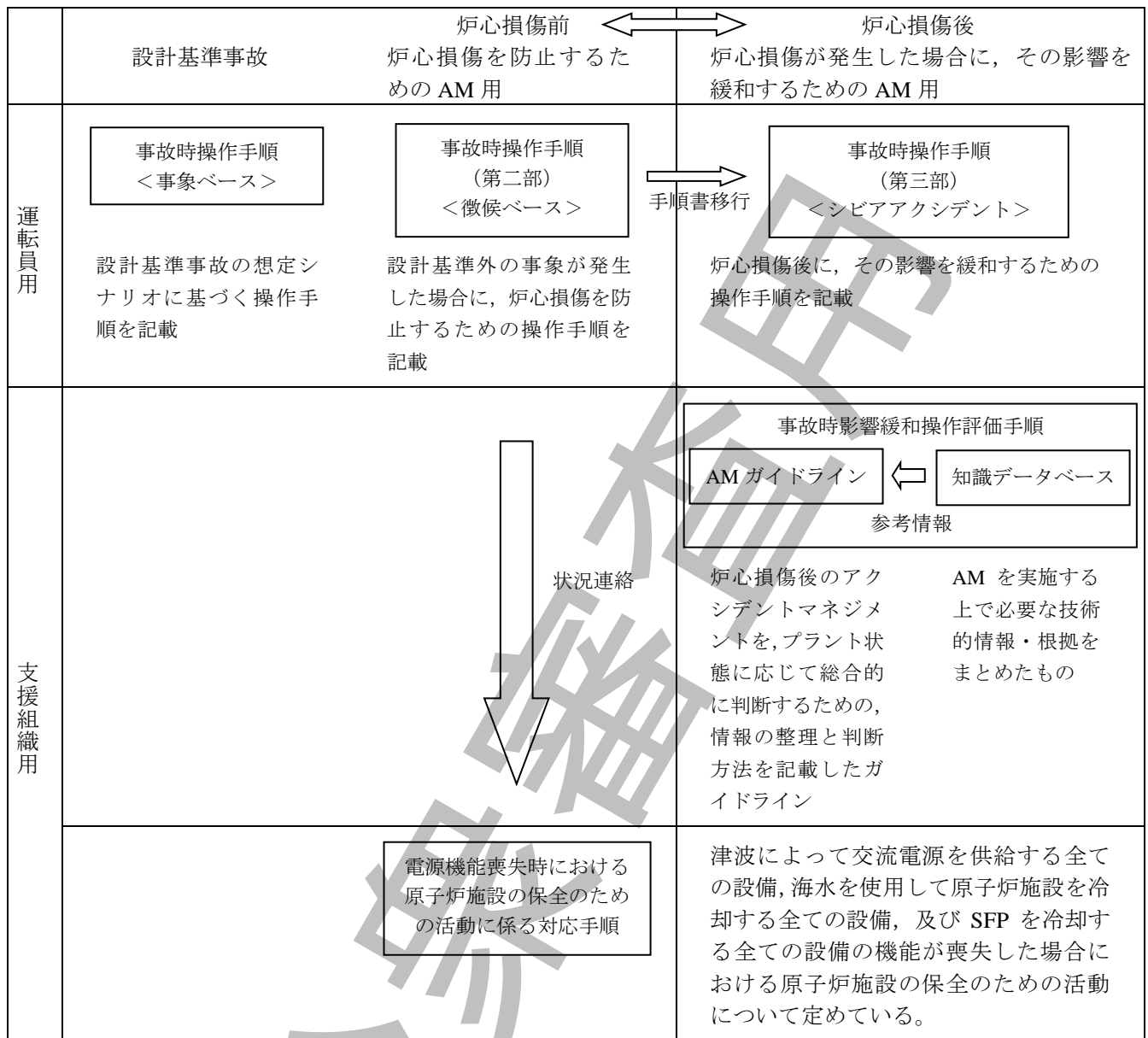


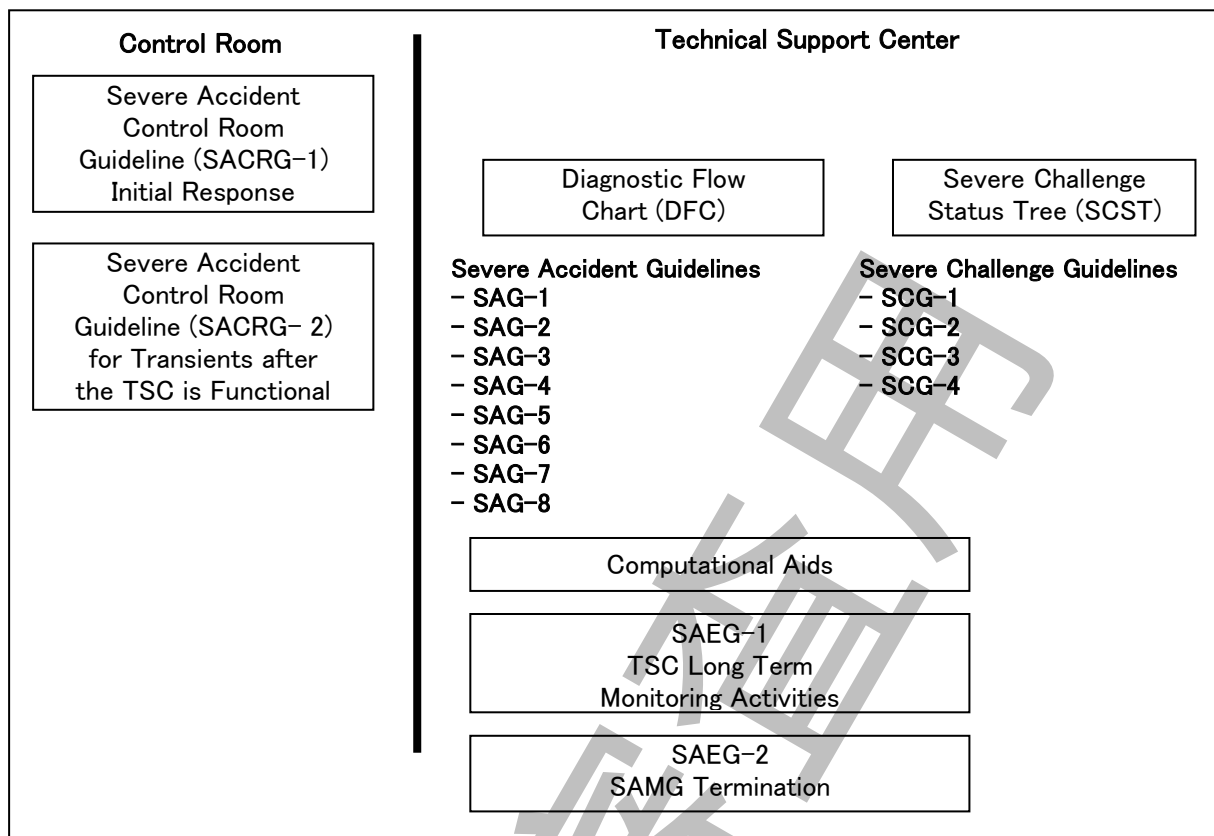
図 W.2 アクシデントマネジメント関連手順書類の構成要素の例（PWR）

表 W.1 事故時運転操作基準（微候ベース）の構成例 [BWR]

番号	タイトル
1	全体構成・導入条件
2	運転操作上の注意事項
3	原子炉制御
3-1	「スクラム」
3-2	「反応度制御」
3-3	「水位確保」
3-4	「減圧冷却」
4	格納容器制御
4-1	「PCV 圧力制御」
4-2	「D/W 温度制御」
4-3	「S/P 温度制御」
4-4	「S/P 水位制御」
4-5	「PCV 水素濃度制御」
5	不測事態「水位回復」
6	不測事態「急速減圧」
7	不測事態「水位不明」
8	EOP/SOP インターフェース
9	解説
10	参考資料

表 W.2 事故時運転操作基準（シビアアクシデント）の構成例 [BWR]

番号	タイトル
1	フローチャート
1-1	AM 操作方針の全体流れ図
1-2	注水-1「損傷炉心への注水」
1-3	注水-2「長期の原子炉水位の確保」
1-4	注水-3a「RPV 破損前のペデスタル初期注水」
1-5	注水-3b「RPV 破損後のペデスタル注水」
1-6	注水-4「長期の RPV 破損後の注水」
1-7	除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」
1-8	除熱-2「RPV 破損後の除熱」
2	AM 設備別操作手順
2-1	復水補給水系（MUWC）
2-2	消火系（FP）
2-3	不活性ガス系（耐圧強化ベント）
2-4	格納容器代替除熱（CUW 系）
2-5	格納容器代替除熱（DW 冷却系）
2-6	制御棒駆動系（CRD 系）
3	RHR 復旧不可能時の対策
4	参考資料



## 注記

SACRG 中央制御室で用いるガイド

DFC TSC で用いる診断フローチャート

SCST TSC で用いる異常ステータスツリー

SAEG 長期収束のガイド

SAG-1 SG への注水

SCG-1 FP 放出の緩和

SAG-2 RCS の減圧

SCG-2 格納容器の減圧

SAG-3 RCS への注水

SCG-3 水素燃焼の制御

SAG-4 格納容器への注水

SCG-4 格納容器負圧の制御

SAG-5 FP 放出の低減

SAG-6 格納容器状態の制御

SAG-7 格納容器内水素の低減

SAG-8 格納容器内の冠水

(出典 : NEA (2007), Recent Developments in Level 2 PSA and Severe Accident Management, OECD Publishing, Paris, [www.oecd-neo.org/jcms/pl\\_18516](http://www.oecd-neo.org/jcms/pl_18516))

図 W.3 SAMG の構成 (米国 Westinghouse Owners Group の例)

表 W.3 EDMG の構成例（米国プラント）

Diablo Canyon（PWR 4 ループ 大型ドライ）	
EDMG EDG-1	ERO Guidance for Extensive Plant Damage Mitigation
EDMG EDG-2	External Spent Fuel Pool Makeup
EDMG EDG-3	Spent Fuel Pool Cooling via Spray
EDMG EDG-6	Makeup Up to Condensate Storage Tank
EDMG EDG-7	Manually Depressurize the Steam Generators to Minimize Reactor Coolant System Inventory Loss
EDMG EDG-8	Manual Operations to Control Steam Generator Water Level
EDMG EDG-9	Use of Fire Engine to Supply Water to Steam Generators
EDMG EDG-10	Containment Flooding with Portable Pump
EDMG EDG-11	Vent Containment
EDMG EDG-12	Start Diesel Generator without DC Power
EDMG EDG-14	EDMG Equipment Annual Inventory
Brunswick（BWR4 Mark-I）	
EDMG-001	Extreme Damage Mitigation Initial Response
EDMG-002	Spent Fuel Pool Makeup/Spray and Refuel Floor Enhanced Ventilation under Conditions of Extreme Damage
EDMG-003	Containment Venting Under Conditions of Extreme Damage
EDMG-004	Depressurization of the Reactor Vessel and Injection Using the Emergency Diesel Makeup Pump
EDMG-005	CST and Hotwell Makeup under Conditions of Extreme Damage
EDMG-006	Drywell Injection Using the Emergency Diesel Makeup Pump under Conditions of Extreme Damage
EDMG-007	Mitigation Fission Product Release Using Portable Sprays under Conditions of Extreme Damage
EDMG-008	Emergency Diesel Makeup Pump Setup and Operation

## 附属書 X

### (規定)

## アクシデントマネジメントの教育・訓練について

### 序文

従来から、教育・訓練は通常運転のほか、様々な異常事象に対応できるように、あらかじめ経験を積んでおくため実施されてきた。教育・訓練は、運転員・保守員をはじめとする発電所の全要員の経験と行動品質を向上することによって、マネジメント能力を充実させることを目的としている。また、経験は様々な業務及び失敗を積み重ねることによって得られる暗黙知であり、訓練を通じて失敗を経験していることも能力の向上には重要である。

この附属書は、発電所及び所外組織において、所長及び最高責任者から関連会社の従事者まで全ての要員が役割に応じたマネジメント能力を備えるとともに、継続的に改善を続けるための教育・訓練について規定したものである。

### X.1 発電所における教育・訓練

#### a) 対象者

対象を意思決定者、措置の検討者、措置の実行者に分類する。

#### b) 必要な能力

##### 1) 意思決定者

意思決定者は、全責任を負うとともに、専門知識のほか、発電所全体を俯瞰してリスクを判断する能力を持っていることが必要である。必要な能力としては、次のものが挙げられる。

- ・原子炉主任技術者相当の基礎知識（資格を所持していることが望ましい）
- ・当該発電所に関する原子力安全設計、シビアアクシデントに対する総合的知識<sup>注)</sup>
- ・アクシデントマネジメント、防災における対応、対策に関する知識
- ・措置の検討者グループとの緊密な連携能力

**注記** シビアアクシデントに対する総合的知識とは、シビアアクシデントの全体像を把握し、対応策を判断できる知識を意味する。

##### 2) 措置の検討者

措置の検討者は、状況を把握し、意思決定者に正しい情報を伝える役目がある。措置の検討者グループには、少なくとも次の知識を持った要員が含まれていることが必要である。

- ・発電所の機器・システムの配置、機能など
- ・シビアアクシデントに関する専門知識<sup>注)</sup>
- ・アクシデントマネジメントに関する専門知識
- ・防災に関する専門知識

**注記** シビアアクシデントに関する専門知識とは、シビアアクシデントにおける特定の技術的分野における理解と具体的な対応策を提案できる知識を意味する。

##### 3) 措置の実行者

措置の実行者は、プラントの状態を伝達するとともに、具体的なマネジメントを実施する。必要な能力としては、次のものが挙げられる。

- ・プラントの状態を把握できる経験
- ・必要な機器、システムの作動方法に関する知識
- ・電気、機械、計装制御、放射線管理など、必要な分野に関する知識、技能（資格を所持していることが望ましい）

c) 必要な教育・訓練

- 1) 役割に応じて上記の必要な能力を持った要員がアサインされているとともに必要な能力を有していることを確認する。また、経験を積むことを目的として定期的に訓練を実施する。役割に応じた必要な能力の前提として、組織における高いレベルの安全文化及び倫理を醸成し維持する。
- 2) 新知見を継続的に反映するため、必要な技術に関して常に最新の知識を持つように計画的に教育を実施する。更新すべき知識には、新知見だけでなく発電所のシステム変更なども含まれる。
- 3) アクシデントマネジメント策定段階のぜい弱性の摘出において評価の対象外とした事象、及び頻度の定量化が難しい意図的な人為ハザードについても適切な方策の討論を行うなど、多様な状態に対応できる能力の向上に努める。また、これらの創意工夫によって得られた教訓及び良好事例については事業者間で適切に共有することが望ましい。

d) 教育・訓練計画

- 1) 全ての発電所要員は、役割に応じて適切に教育を受けるよう計画する（例えば年 1 回以上）。必要な能力を維持するために、個別対策に関わる訓練（机上訓練を含む）を実施するとともに、総合訓練を年 1 回以上実施する。人事異動などがある場合には、必要に応じて遅滞無く訓練を実施する。
- 2) 教育・訓練計画は長期的な安全レビューにおいて少なくとも 10 年ごとに見直すとともに、新知見の反映などが必要な場合には遅滞無く見直しを行う。

**注記** 第三者レビューを実施する場合には、**附属書 AB（参考）アクシデントマネジメントにおける第三者レビューの海外事例及び実施手順例**が参照可能である。

## X.2 所外組織における教育・訓練

対応に関わる所外組織（最高責任者を含む）は、発電所に準じて必要な教育・訓練を実施する。



## 附属書 Y

### (参考)

## アクシデントマネジメントに関する教育・訓練についての事例

### 序文

この附属書は、アクシデントマネジメントに関する教育・訓練の事例を示したものである。

### Y.1 海外におけるアクシデントマネジメントに関する教育・訓練の事例

シビアアクシデントが万一発生した場合、その想定される被害は深刻であることから、アクシデントマネジメントの構築は極めて重要であるが、シビアアクシデントの発生確率は極めて小さいので実際に体験することはほとんど考えられない。万一シビアアクシデントが発生した場合に迅速かつ的確な対応ができるように、常にそのマネジメント能力を維持し向上に努めておくには、教育・訓練が果たす役割が極めて大きい。このため、アクシデントマネジメントの教育・訓練の実施を、有効性評価を含め、体系的に実施する必要がある。

アクシデントマネジメントの教育・訓練の中で一番大事なのは“措置の検討”を行う要員への教育・訓練とされており、シビアアクシデントの全事象に関して理解し、プラントの各種パラメータの徴候から判断する能力を付けなければならない。これは、アクシデントマネジメントの手順書がルールベースではなく、徴候ベース、知識ベースとなっているためである。すなわち、“措置の検討”ではダイナミックなシビアアクシデントの状況を把握し、取るべき対策のプラスとマイナスの効果を評価し、“意思決定”を行う緊急時指揮者に簡潔で頑健性のある提言をしなければならないからである。(表 Y.1[1], 表 Y.2[2]を参照)

**表 Y.1 代表的なアクシデントマネジメントの役割と責任（米国の現状）**

(凡例：R：責任有り，S：支援)

アクシデントマネジメントの項目	緊急時対応の機能		
	措置の実行者	措置の検討者	意思決定者
アクシデントマネジメントへの移行	R	S	S
プラント状態の診断	S	R	S
利用可能な設備の評価	S	R	S
是非の評価	—	R	—
計算支援ツールの利用	—	R	—
適切な方策の選択	S	R	S
方策の実施の決定	S	S	R
方策の実施	R	—	—
方策の妥当性の評価	S	R	—
長期的な方策の使用	S	R	—
アクシデントマネジメントの終了	S	S	R

(出典：Joint PWROG/BWROG White Paper, “Proposed Training and Drills for SAMG Updates Taking into Account Post-Fukushima Lessons Learned”, Revision 1, 2012.)

表 Y.2 米国 D 社 アクシデントマネジメント教育・訓練

対 象	内 容	方 法	頻 度	時 間
【初期訓練】				
措置の検討者	・意思決定者/実行者に同じ ・評価手順書	座学及び試験	配属時	3 日間
意思決定者	・ガイダンス文書 ・事故緩和目標	座学及び試験	配属時	2 日間
措置の実行者	・シビアアクシデントの現象 ・計算ツール	座学及び試験	配属時	2 日間
【継続訓練】				
措置の検討者	・初期訓練の資料のレビュー ・関連計画変更点のレビュー	座学	毎年	0.5 日
意思決定者	・初期訓練の資料のレビュー ・関連計画変更点のレビュー		5 週間ごと	1 時間
		実習 <sup>a)</sup>	1 年ごと	1 日
措置の実行者	・初期訓練の資料のレビュー ・関連計画変更点のレビュー	座学, 実習 <sup>a)</sup>	毎年	0.5 日
注 <sup>a)</sup> 実習ではシミュレータ使用と机上実習。シミュレータ使用は仕様範囲内だけ。				

“意思決定”を行う緊急時指揮者への教育・訓練は、シビアアクシデントの全般的理解と取るべき対策の影響を含んでおればよいとされている。“措置の実行”を行う要員への教育・訓練は、シビアアクシデントの全般的理解、指示される操作が与えるプラントへの影響、可搬型設備の系統構成を含んだものでなければならない。その他の業務を行う要員（保修員、放管員など）への教育・訓練は、可搬型設備の系統構成、シビアアクシデント発生時の環境条件など、アクシデントマネジメントの主要な特徴を含んだものでなければならない。

管理職（所長を含む）と上級運転員の訓練はアクシデントマネジメントにおいて表 Y.3[2]に示す項目を含んだものでなければならない。

米国では福島第一原子力発電所事故に関する NRC の NTTF 報告書で EOP, SAMG 及び EDMG の強化統合が提言され、NRC において SECY-11-0124 において緊急対応時のプロセス、手順書、訓練及び演習の統合に関する規則制定の検討が進められた。それに対して産業界を代表する NEI は、2012 年 6 月にアクシデントマネジメントの教育・訓練の強化に関する提言を行った。（表 Y.4[1] 参照）

また、NEI は設計基準を超える事象への対応能力強化に係るガイドとして NEI 13-06[3]を策定している。NEI 13-06 では訓練及び演習に関する推奨事項が示されており、演習で確認すべき能力として次のような項目を挙げている。

- ・ 運転員が手順書類を統合して実施する能力
- ・ 方策の選定及び実施における指揮命令の役割分担能力
- ・ 緊急時対応組織要員の方策評価及び支援能力
- ・ 運転員及び緊急時対応組織要員の伝達能力

- ・ 恒設設備の操作能力
- ・ 可搬型設備の配備能力
- ・ アクセスのための障害物除去能力
- ・ 緊急時対応組織を支援する設備及び資機材の妥当性
- ・ 複数プラント又は複数放出源による線量の評価能力
- ・ サイト外支援組織への連絡及び必要な資機材の輸送能力

我が国では既に内的事象を中心としたアクシデントマネジメントの教育・訓練が行われてきたが、福島第一原子力発電所事故を契機に外的事象も含めた同マネジメントの教育・訓練の強化が要請されており、また、2013年6月に原子力規制委員会によって全面改正された原子力災害対策指針に沿って、組織設計、緊急時対応計画が具体化され、その中でシビアアクシデントの防止と影響緩和の対策も実際の発生時に効果的かつ円滑に実施できるように求められることになっている。その緊急時対応計画に沿って、上述した教育・訓練の基本的考え方、及び欧米の事例、動向を参考に体系的で実効的なアクシデントマネジメントの教育・訓練制度を確立していくことが望まれる。その際に、全事故スペクトルに対して重要度に応じた適切な対応ができるように、ぜい弱性の摘出において評価の対象外とした事象によって生じ得る状態（例えば、運転に必要な要員が大幅に制限される場合、計装表示の信頼性が広範囲に亘り著しく低下する場合など）も適切に討論を実施し、訓練はできるだけ現実的な状況を模擬して行うことが重要である。

**表 Y.3 管理職、上級運転員の訓練項目及び内容**

訓練項目	訓練内容
(a) 事故の診断と評価	炉心、格納容器及び安全上重要な系統の状態の評価
	事故における重要事象の時間履歴（発生時刻、継続時間など）に関する予測
	炉心損傷状況の予測
	予想される水素燃焼又は圧力容器損傷の起因による圧力及び温度の上昇の予測
(b) アクシデントマネジメントの立案	炉心損傷を防止又は抑止、格納容器破損の防止、放射性物質の放出を低減するために必要なアクシデントマネジメントを選択し、評価
	PRA の評価結果などあらゆる有用な知見を活用して改善活動の優先度を設定
(c) アクシデントマネジメントの実施	安全系の冗長性、多様性及び独立性を回復するための積極的な活動の実施と運転員の努力の蓄積
	炉心損傷を防止又は抑止し、格納容器破損を防止し、放射性物質の放出を低減するためのアクシデントマネジメントを実施
(d) アクシデントマネジメントの監視と更新	運転員の実施したアクシデントマネジメントの有効性を監視
	炉心及び安全系の性能を更に劣化させる可能性が高い問題を評価

（出典：IAEA, "Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No.SSG-75, 2022.）

表 Y.4 アクシデントマネジメントの教育・訓練の強化に関する NEI の提言

項目	措置の実行者	措置の検討者	意思決定者
A. 新任の緊急時対応組織要員に対する初期アクシデントマネジメント訓練			
1. 訓練様式	クラスルーム	クラスルーム	クラスルーム
2. 訓練時間	8-12 時間	32-40 時間	12-16 時間
3. 評価方法	試験及び机上実習	試験及び机上実習	試験及び机上実習
B. リフレッシュ/再認証者の訓練			
1. 緊急時対応組織の個人を対象とした実施頻度（訓練実施の間隔）	3 年	3 年	3 年
2. 訓練様式	クラスルーム	クラスルーム	クラスルーム
3. 訓練時間	2-4 時間（実習を除く）	4-8 時間（実習を除く）	2-4 時間（実習を除く）
4. 評価方法	机上実習	机上実習	机上実習
5. 改善方法（訓練，実習，他）	自習及び試験	自習及び試験	自習及び試験

（出典：Joint PWROG/BWROG White Paper, “Proposed Training and Drills for SAMG Updates Taking into Account Post-Fukushima Lessons Learned”, Revision 1, 2012.）

## Y.2 アクシデントマネジメントに関する教育などの内容、方法及び頻度

アクシデントマネジメントは状況に応じた知識ベースの活動であることから、その教育・訓練などに当たっては、通常の運転操作のように、一定の手順を繰り返し訓練するだけでなく、シビアアクシデント時のプラントの挙動及び事故の収束に関する知識の向上を目指すことが重要である。

関連する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、アクシデントマネジメントの実施組織の実効性などを総合的に確認するため、必要に応じて演習などの機会を持つことが必要である。

訓練はできるだけ現実的なものとし、アクシデントマネジメント策定の段階で抽出されなかった事故シナリオについても適切な方策の討論を行うなど、対応能力のさらなる向上に努めるべきである。また、アクシデントマネジメントの設定に際しては総合的判断の技量が求められるため、これを教育・訓練によって醸成することが重要である。

教育・訓練の頻度については、発電所の安全確保の中で合理的に計画されるとともに、適宜見直しが行われることが必要である。

なお、海外のアクシデントマネジメント教育・訓練の事例として IAEA の例[4]を表 Y.5 に示す。表 Y.5 は、アクシデントマネジメントの策定に携わる技術者までを対象とした高度な内容を含むもので、必ずしも発電所の要員又は上級者を想定したものではないが、知識ベースを向上させる際の参考として示した。

## Y.3 国内におけるアクシデントマネジメントに関する教育・訓練の事例

我が国の軽水型原子力発電所においては、次に示すような対象者に応じたアクシデントマネジメントに関する教育訓練を実施している[5], [6]。

- ・運転員
  - 重大事故時の物理挙動、プラント挙動などの教育
  - シミュレータを活用した対応操作訓練
- ・重大事故等対策要員（運転員を除く）
  - 重大事故時の物理挙動、プラント挙動などの教育
  - 机上教育（手順）、模擬訓練（資機材の取扱い）、実働訓練
- ・支援組織
  - 机上教育（組織連携、手順書の構成 など）
  - 総合訓練（原子力防災訓練）

## 参考文献

- [1] Joint PWROG/BWROG White Paper, “Proposed Training and Drills for SAMG Updates Taking into Account Post-Fukushima Lessons Learned,” Revision 1 (2012)
- [2] International Atomic Energy Agency, “Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants,” IAEA Safety Standards Series No.SSG-75, IAEA, Vienna (2022). ©IAEA 2022
- [3] NEI, “Enhancements to Emergency Response Capabilities for Beyond Design Basis Events and Severe Accidents,” NEI 13-06 Rev.1 (2016)
- [4] International Atomic Energy Agency, Overview of Training Methodology for Accident Management at Nuclear Power Plants, IAEA TECDOC No.1440, IAEA, Vienna (2005). ©IAEA 2005

- [5] 関西電力株式会社，高浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）の一部補正 添付書類十“5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力”（2014）
- [6] 東京電力ホールディングス株式会社，柏崎刈羽原子力発電所 設置変更許可申請書（6及び7号原子炉施設の変更）添付書類十“5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力”（2017）

田中  
細田  
保田  
勝  
ハ

表 Y.5 IAEA のアクシデントマネジメント教育・訓練

No.	項 目	内 容
1	導入	概要 プラントの設計基準と安全評価書 設計基準事故解析の概要 熱水力挙動 確率論的安全評価 安全評価手法 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設計基準事故</li> <li>・ シビアアクシデント</li> <li>・ 解析ツール</li> </ul> アクシデントマネジメントの概念－防止と緩和 アクシデントマネジメントの概要 緊急時対策
2	事故時のプラント挙動	設計基準事故 設計基準外事象 シビアアクシデント 評価手法と解析コード 設計基準事故及び設計基準外事象に対するプラント挙動
3	シビアアクシデント時の現象	シビアアクシデント現象とアクシデントマネジメントの重要性 圧力容器内における現象 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心露出</li> <li>・ 炉心溶融進展</li> <li>・ 水素発生</li> <li>・ 自然循環とクリープ破損</li> <li>・ 圧力容器破損</li> <li>・ 炉内及び1次系における FP 挙動</li> </ul> 格納容器内における現象 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧溶融物放出</li> <li>・ 溶融物の飛散と格納容器直接加熱</li> <li>・ 圧力容器に加わる荷重</li> <li>・ 蒸気爆発</li> <li>・ デブリ冷却</li> <li>・ コア-コンクリート反応</li> <li>・ 格納容器内の水素挙動</li> <li>・ 格納容器耐性と破損モード</li> <li>・ FP の移行/付着/環境放出</li> </ul> シビアアクシデント時のプラント挙動
4	アクシデントマネジメントの基本方針	アクシデントマネジメントの目的と背景 防止と緩和の手段 アクシデントマネジメント整備における解析の要件
5	演習	アクシデントマネジメントガイドラインを用いた演習

6	アクシデントマネジメントの策定と特徴	<p>防止と緩和の方策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ガイドラインと手順書</li> <li>・徴候ベースの対応</li> <li>・適用範囲</li> <li>・導入及び移行条件</li> </ul> <p>防止のアクシデントマネジメント 非常時運転手順 緩和のアクシデントマネジメント アクシデントマネジメントガイドライン 情報把握と意志決定の支援</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計装</li> <li>・計算機の活用</li> </ul> <p>体制と所掌 確認と検証の方法</p>
7	アクシデントマネジメントの整備とタスク	<p>準備段階</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・チーム</li> <li>・プログラムの選択と定義</li> <li>・安全評価の確認</li> <li>・予備評価の必要性</li> </ul> <p>整備段階</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・方策の策定</li> <li>・手順書とガイドラインの作成</li> <li>・計装及び資機材の必要性及び能力</li> <li>・緊急時対策の策定</li> <li>・確認と検証</li> <li>・訓練</li> <li>・計画のレビュー</li> <li>・規制との関連</li> </ul> <p>適用段階</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練</li> <li>・要員と資格要件</li> <li>・保守</li> </ul>

(出典：International Atomic Energy Agency, Overview of Training Methodology for Accident Management at Nuclear Power Plants, IAEA TECDOC No.1440, 2005.)

本表は、「Overview of Training Methodology for Accident Management at Nuclear Power Plants, IAEA TECDOC Series No. 1440 © IAEA 2005」の附属書 I (31 ページ及び 32 ページ) の翻訳である。本翻訳は、日本原子力学会により作成されたものである。本資料の正式版は、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、本翻訳及び発行物の正確さ、品質、正当性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳の利用から直接的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。



## 附属書 Z

### (参考)

### 深層防護の堅持の確認について

#### 序文

この附属書は、深層防護の考え方及び確認のための観点について記載する。この実施基準においては、アクシデントマネジメントの目的として、①シビアアクシデントの発生防止、②事故進展の抑制、③格納容器の健全性確保、④放射性物質の放出の最小化、及び⑤長期安定状態の達成・維持、を挙げた。これらの目的を達成するため、**解説 1.1 深層防護との関連** 及び**解説 2 深層防護の考え方と SAM 実施基準の適用範囲について** に示すとおり、アクシデントマネジメントは第 3 の防護レベルにおける DEC (design extension condition ; 設計拡張状態) 相当から第 4 の防護レベルの範囲において、深層防護が堅持されていることを確認する。**Z.1** で深層防護の堅持のために着目すべき観点の検討事例を示すこととし、**Z.2** でアクシデントマネジメントに対する深層防護の堅持の確認項目を例示する。

#### Z.1 深層防護の堅持のために着目すべき観点の検討事例

IAEA の GSR Part4[1] “Safety Assessment for Facilities and Activities” によれば、深層防護の考え方に基づく対応が十分に確保されているか否かの確認のため、次の観点が挙げられている。

- 防護層及び物理的障壁の健全性を脅かす問題の数の低減、脅かされた場合の障壁の機能喪失又はバイパスの防止、一つの障壁の機能喪失から次の障壁の機能喪失への波及の防止、障壁の機能喪失が発生した場合の放射性物質の重大な放出の防止にそれぞれ優先度が与えられること。
- 防護層及び物理的障壁が現実的な限り互いに独立していること。
- 一つ以上の障壁に同時に悪影響を及ぼすか又は安全系の同時故障を引き起こす可能性がある内の事象及び外的事象に特別な注意が払われていること。
- 要求された防護レベルの信頼性及び有効性を確実なものとするための具体的な手段が用意されていること。

また、GSR Part4 の中で、安全解析における決定論的手法と確率論的手法の役割についても述べており、確率論的手法は決定論的手法からは導き出すことができないかもしれないシステムの性能、信頼性、設計における相互作用及び弱点、深層防護の適用、及びリスクに対する知見を提供するとある。このように深層防護の堅持に関しては、確率論的リスク評価などの確率論的手法によって得られるリスク情報を参照することで、決定論的手法を補完することが可能である。

一方、AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準) では、安全確保活動の変更に伴う深層防護の堅持に対する確認項目として次の項目が挙げられている。

- 防護レベル間のバランス及び独立性の確保
- 管理的手段への過度な依存の回避
- 多重性又は多様性及び独立性の確保 (防護レベルの各対策を受け持つ系統、機器などに対して)
- 共通原因故障に対する防護対策の実施

ー 人的過誤の防止対策の実施

**AESJ-SC-S012**（IRIDM 標準）では、リスク増加を伴う安全確保活動の変更も対象に含まれる。この実施基準では、基本的にはシビアアクシデントに対する防護を強化するために用いられるため、両実施基準の位置づけはやや異なるものの、着目すべき観点としては参考になるものと考えられる。

## Z.2 アクシデントマネジメントに対する深層防護の堅持の確認項目

**AESJ-SC-S012**（IRIDM 標準）及び GSR Part4 での深層防護確保のための観点を基に、アクシデントマネジメントに対する深層防護の確認項目及び留意点の例を次に示す。これらの確認においては、確率論的リスク評価などの確率論的手法から得られるリスク情報を参考とすることが望ましい。

a) アクシデントマネジメントの信頼性、独立性及びバランスの確保

- ー アクシデントマネジメントのための設備設計要求の考え方に従い、アクシデントマネジメントの信頼性、独立性などが確保されているか？（**附属書 U（規定）アクシデントマネジメントのための基本要素事項** 参照）
- ー 閉じ込め機能を受け持つ格納容器をバイパスする事象発生防止について検討がなされているか？
- ー アクシデントマネジメントで追設した設備が、既存設備のもつ多重性、独立性及び安全機能に悪影響を及ぼさないか？（**附属書 AA（参考）既存の安全機能への影響確認例** 参照）
- ー アクシデントマネジメントの五つの目的に対して、バランスよくアクシデントマネジメントが実施されているか？

**注記** ここでいうバランスとは、各々の目的に対して、同等レベルのアクシデントマネジメントを要求するものではなく、例えば、シビアアクシデントの防止対策だけを実施し、それ以降の事故進展の抑制などの対策は実施しないということを避けることを意味する。

b) 管理的手段への過度な依存の回避

- ー 合理的に実行可能な設備の改造又は追加が検討されているか？（**7. アクシデントマネジメントの検討** 参照）
- ー アクシデントマネジメントが設備の改造又は追加ではなく、管理的手段である場合には、想定する外的事象に対しての実施可能性が検討されているか？（**7. アクシデントマネジメントの検討** 参照）

**例：**大規模な地震で機能喪失した設備に対する復旧に過度に期待するのを避ける。

c) 共通原因故障に対する防護対策の実施

- ー アクシデントマネジメントで追設した設備又は運用の変更が、新たな共通原因故障を発生させることはないか？また、外的事象などによる複数の障壁に同時に悪影響を及ぼす従属的影響に対して、適切な対策がなされているか？
- ー アクシデントマネジメントで追設した設備又は運用の変更が、共通原因故障を発生させる可能性がある場合には、共通原因故障低減のための対策（機器の設計、製造、設置環境、運転管理条件、試験・検査方法など）が検討されているか？

d) 人的過誤の防止対策の実施

- － 手順書の整備，教育・訓練によって人的過誤の防止対策が十分に図られているか？（9. 手順書類の作成 11. 教育・訓練 参照）
- － 可搬型設備などの実施可能性について，十分な検討がなされているか？（7. アクシデントマネジメントの検討 参照）

**参考文献**

[1] IAEA安全基準 施設と活動に対する安全評価 全般的な安全要件 第4編 No.GSR Part 4（原子力安全基盤機構），p.22，2010年11月（This is a translation of extracts from "Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4", ©IAEA 2009. This translation has been prepared by the Nuclear Regulation Authority of Japan. 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.）

Z.1 の文章は，「Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 © IAEA 2009」の第 4.47 項の翻訳である。本翻訳は，日本原子力学会により作成されたものである。本資料の正式版は，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，本翻訳及び発行物の正確さ，品質，正当性又は仕上がりに関して何らの保証もせず，責任を持つものではない。また，本翻訳の利用から直接的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。

## 附属書 AA

### (参考)

### 既存の安全機能への影響確認例

#### 序文

この附属書は、既存の安全機能への影響確認についての事例を記載する。

#### AA.1 既存の安全機能への影響確認例

原子力安全・保安院による“軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について” [1]では、安全機能をもつ既存設備に新たなアクシデントマネジメントを追加する場合には、既存設備のもつ多重性、独立性及び安全機能への悪影響を極力及ぼさないようにするため、

- a) 安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと
- b) 原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧、隔離設計を阻害しないこと
- c) 格納容器の隔離機能を阻害しないこと
- d) 既存設備の安全機能を阻害しないこと
- e) 通常運転時において、アクシデントマネジメント設備に単一の故障を仮定しても、設置許可段階で確認している安全評価に影響を与えないこと

について確認がなされた。(例：自動起動する設備については、論理回路の多重構成によって誤動作の防止を図るなど)

これらは設計に対する悪影響の確認事例であるが、設計以外にもアクシデントマネジメントによる悪影響が考えられる。例えば、格納容器ベントの実施は、格納容器の過圧破損に対しては有効な手段であるが、発電所外部への悪影響がある。このような措置による良い影響と悪い影響については、**附属書 O (参考) 策定したアクシデントマネジメントの優先順位の考え方**に従い、悪影響の可能性の少ないアクシデントマネジメントが優先されることとなる。また、悪影響の可能性が否定できないアクシデントマネジメントを実施する場合に備えて、手順書類において次の事項が記載されていることを確認する。

- ・措置の実行による悪影響の可能性について記載されていること。
- ・悪影響の可能性を考慮して措置の優先順位が設定されていること。
- ・悪影響の可能性のある措置を実施するための監視パラメータ、判断基準が記載されていること。

#### 参考文献

- [1] 原子力安全・保安院，“軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について”，p.7，平成 14 年 10 月

## 附属書 AB

### (参考)

# アクシデントマネジメントにおける 第三者レビューの海外事例及び実施手順例

#### 序文

この附属書は、アクシデントマネジメントにおける第三者レビューについての海外事例及び国内で実施する場合での手順例を記載する。

#### AB.1 国際原子力機関におけるアクシデントマネジメントのレビュー

国際原子力機関（IAEA）の Services Series No. 9 “Guidelines for the review of accident management programmes in nuclear power plants” [1]は、原子力発電所におけるアクシデントマネジメントのレビューの実施ガイダンスである。

IAEA には、アクシデントマネジメントのレビュープログラムとして、次の二つのオプションが用意されている。

a) Review of accident analysis for accident management (RAAM)

b) Review of accident management programmes (RAMP)

前者は、シビアアクシデントを含む設計基準を超えた事象の解析（確率論的リスク評価も含む）の網羅性及び品質をレビューするプログラムであり、二人の専門家と一人のチームリーダーによって一週間のレビューが実施される。

後者は、アクシデントマネジメントの実施について、品質、一貫性及び網羅性をレビューするプログラムであり、四人の外部専門家（事業者及び IAEA 以外のレビューチーム）と一人のチームリーダー（IAEA）によって一週間のレビューが実施される。RAAM を実施していない場合には、更に二人の専門家が追加される。

次に、これらレビュープログラムのレビュー項目を示す。

##### AB.1.1 アクシデントマネジメントのための事故解析のレビュー（RAAM）

Services Series No. 9 では、シビアアクシデントを含む設計基準を超えた事故解析についてのレビューの観点が次の項目毎に記載されている。

- a) 事故シーケンスの選定
- b) 解析に必要な情報
- c) 解析ツールの選定
- d) 運転員操作無しでの解析
- e) 既存設備の性能及び限界の評価
- f) 発生防止策の特定と解析
- g) 影響緩和策の特定と解析
- h) 事故解析の品質保証

これらのうち、一例として、解析コードの選定におけるレビューの観点を表 AB.1 に示す。

### AB.1.2 アクシデントマネジメント計画のレビュー (RAMP)

Services Series No. 9 では、アクシデントマネジメント計画 (AMP) の観点が次の項目毎に記載されている。

- a) AMP の選定及び定義
- b) AMP の事故解析
- c) プラントぜい弱性の評価
- d) AMP の開発戦略
- e) プラント設備、計装の評価
- f) 手順書及びガイドラインの開発
- g) 手順書及びガイドラインの検証及び妥当性確認
- h) AMP とプラント緊急準備の統合
- i) 体制及び適格性
- j) 訓練要件と訓練の実施
- k) AMP の改定

これらのうち、一例として、AMP の開発戦略におけるレビューの観点を表 AB.1 に示す。

IAEA のレビューでは、表 AB.1 に示すような質問に基づいたレビューに加えて、アクシデントマネジメントの重要な要素に対する完全性について、オブジェクトツリーを使った確認が行われるとある。オブジェクトツリーは複数用意されているが、ここでは一例として、アクシデントマネジメントの開発戦略に対するオブジェクトツリーを図 AB.1 に示す。なお、ここで記載されている対応方策の幾つかはオプションであり、全てに対して考慮していることを示す必要はないとしている。

### AB.2 第三者レビュー実施の手順例

IAEA のアクシデントマネジメントのレビュー内容を参考とし、策定したアクシデントマネジメントの第三者レビューについての実施手順の例を次に示す。

#### AB.2.1 一般事項

- ー レビューチームは、専門性、独立性、公正性を持った構成とする。
  - 専門性：この実施基準の要件を熟知しており、チーム全体として PRA を含む安全解析、設備設計、プラント運用に対する十分な知識をもつこと。
  - 独立性：当該のアクシデントマネジメントの策定に関与していない（アクシデントマネジメント検討の実施者でない）こと。
  - 公正性：原子力施設の安全性向上に寄与する判断を偏見なく下せること。事業者と同一の組織（グループ会社も含む）に属さないことが望ましい。例えば、技術士法の義務が課せられている技術士有資格者など、外部への説明性が担保できる場合には同一の組織でも許容される。
- ー レビューチームの人数については、5 名以上とする。1 名をチームリーダーとして任命し、レビュー項目を 2 グループで分担する。

- － レビューの実施頻度は少なくとも10年に1回とする。また、前回レビューから10年未満であってもアクシデントマネジメントの大幅な変更を実施した場合には、再レビューの実施の可否について検討する。
- － 同一発電所で既に第三者レビューが実施された結果がある場合、レビュー範囲を限定してもよい。
- － PRA 及びアクシデントマネジメント有効性解析については、専門性が高く、確認する分量が多いことから、事前にレビューを実施することが望ましい。
- － 各 PRA 標準で規定されている PRA のピアレビューに関する要件を参考にしてもよい。

#### AB.2.2 オンサイトレビュー実施前

- － オンサイトレビューの少なくとも2週間前までに、レビューチームにレビューに必要な資料を提出する。資料の例を次に示す。
  - ・ 実施するアクシデントマネジメントの概要
  - ・ この実施基準への適合性確認結果及び根拠書
- － レビューチームは、オンサイトレビューに先立ち、チーム内及び事業者との調整を行う。調整の内容の例を次に示す
  - ・ チームリーダーの選出
  - ・ レビューの分担
  - ・ オンサイトレビューにおいて重点的に確認する項目
  - ・ 事業者との調整（実施スケジュール、機密保持）

#### AB.2.3 オンサイトレビュー

- － サイト・プラントウォークダウンを活用する。
- － この実施基準への適合性を確認する上で、指摘事項（実施基準に対して問題のある項目）、推奨事項（適合しているものの、維持向上に有益な内容）及び良好事例をまとめる。

#### AB.2.4 オンサイトレビュー実施後

- － 指摘事項及び推奨事項に対して、それらを実施した場合に、プラントの安全性向上に有意に寄与するかについて検討する。
- － これらの結果については、事業者間で共有する。

### AB.3 第三者レビューの実施例

IAEA から2020年に発行された“EXPERIENCES IN IMPLEMENTING SAFETY IMPROVEMENTS AT EXISTING NUCLEAR POWER PLANTS” [2]では、既存の原子力発電所における安全性向上の実施例に関する世界各国の最新状況がまとめられている。この中には、福島第一原子力発電所事故を受けた各国の対応における第三者レビューの状況が含まれる。

#### 参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency, Guidelines for the review of accident management programmes in nuclear power plants, IAEA Services Series No. 9, IAEA, Vienna (2003). ©IAEA 2003

[2] IAEA, “EXPERIENCES IN IMPLEMENTING SAFETY IMPROVEMENTS AT EXISTING NUCLEAR POWER PLANTS”, IAEA-TECDOC-1894, 2020

図 AB.1 は、「Guidelines for the Review of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants, IAEA Services Series No. 9 © IAEA 2003」の図 2 の翻訳である。本翻訳は、日本原子力学会により作成されたものである。本資料の正式版は、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、本翻訳及び発行物の正確さ、品質、正当性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳の利用から直接的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。



表 AB.1 IAEA アクシデントマネジメントレビュープログラムにおける  
レビューの観点（一部のレビュー項目だけ）

項目	観点
解析コードの選定	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 解析コードは問題となっている物理現象を適切にモデル化しているか？</li><li>・ 物理モデルはプラントの特徴的な挙動を適切に表しているか？</li><li>・ モデル及び相関式の適用範囲は特定されているか？</li><li>・ 詳細なユーザーガイドが利用可能で実際に使用しているか？</li><li>・ 解析コードの使用能力をもった評価者か？</li><li>・ 解析コードの品質プログラムが実施され、文書化されているか？</li></ul>
AMP の開発戦略	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 可能性のある計画の特定及び評価が適切なプロセスで実施されているか？</li><li>・ 緊急性などに関する計画のグループ化を考慮するため、基準又は安全目標が適切に定義されているか？</li><li>・ 計画がシステムティックに特定され、有効性及び潜在的な悪影響が評価されているか？</li><li>・ プログラムが一般的なアプローチに基づく場合に、実際と代表プラントとの設計の違いが評価されており、一般的な計画の適用性が評価されているか？</li><li>・ 異なる計画間での相互作用の可能性及び効果について考慮されているか？</li><li>・ 優先順位の選定、様々な計画の実施方法、実施中の計画が完了する前に新しい計画を開始すべきかどうかといった使用ルールが開発されているか？</li></ul>

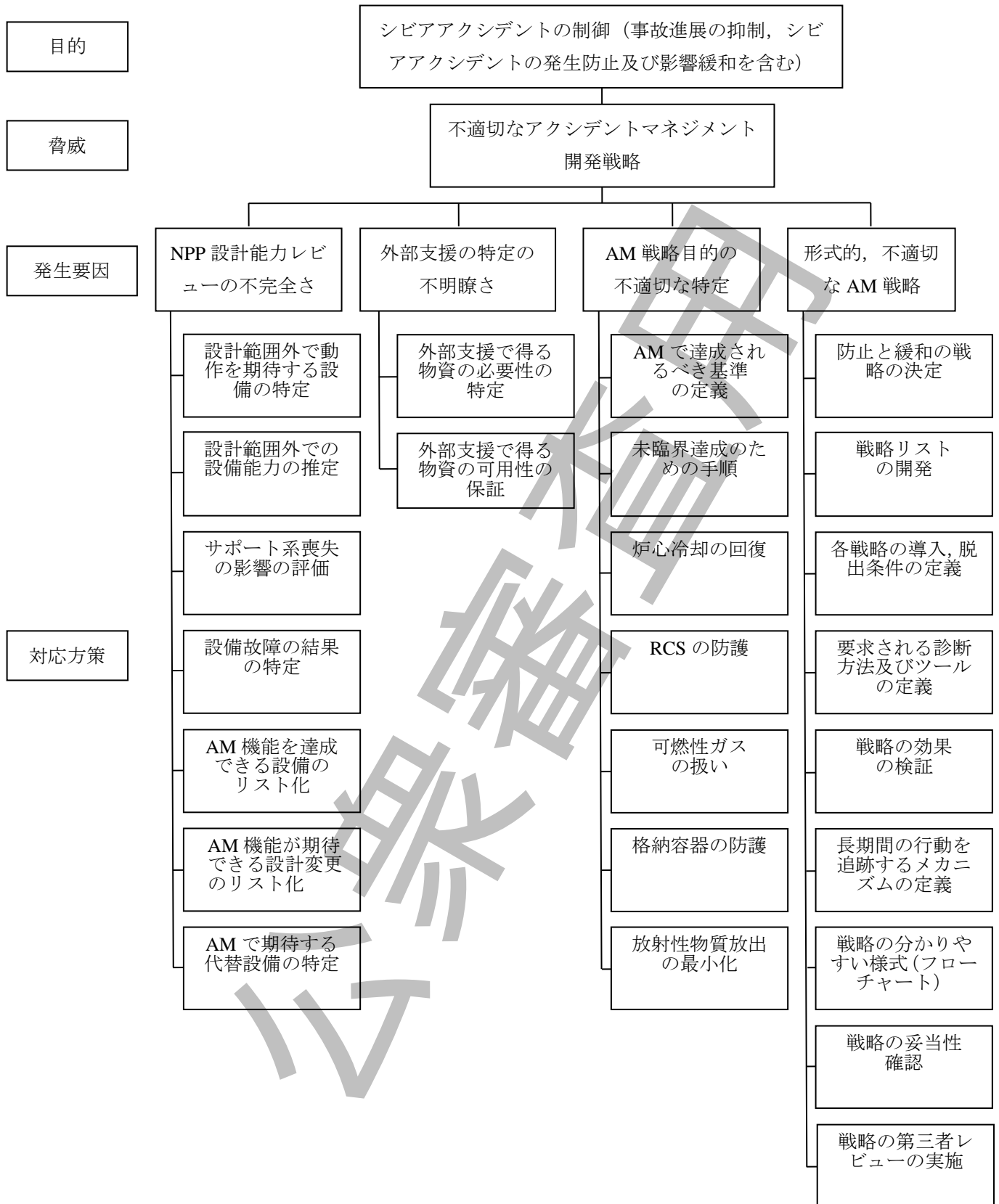


図 AB.1 アクシデントマネジメントの開発戦略におけるオブジェクトツリー

（出典：International Atomic Energy Agency, Guidelines for the review of accident management programmes in nuclear power plants, IAEA Services Series No. 9, IAEA, Vienna (2003). ©IAEA 2003）

## 附属書 AC

### (参考)

## シビアアクシデント後長期におけるアクシデントマネジメントの事例

### 序文

この附属書は、シビアアクシデント後長期におけるアクシデントマネジメントの事例を示したものである。

### AC.1 シビアアクシデント後長期におけるアクシデントマネジメントの事例

この標準では目的の一つとして、シビアアクシデント後長期の安定状態の達成・維持を挙げており、事故後における発電所の安全状態の安定的かつ長期的な確保のための措置を、体系的に実施する必要がある。

シビアアクシデント後長期のマネジメント（安定状態達成後の維持から、除染・燃料取り出しまでを含む）については、OECD/NEA が、TMI-2/チェルノブイリ/福島第一原子力発電所事故等の事例をふまえて、プラントの損傷状態に応じて達成すべきゴールと必要なマネジメント、想定されるリスク、優先度評価の考え方等をまとめている[1]。OECD/NEA のレポートにおける“長期”の定義はこの標準が対象とする範囲より広いが、両者が対象としている安定状態の達成・維持に係るフェーズにおける必要なマネジメントを参考情報として表 AC.1 に示す。

また、OECD/NEA のレポートでは、以下のような対策の重要性も指摘している。

閉ループによる除熱の速やかな確立

可能な限り格納容器内に汚染水を保持できる注水方法

再臨界/FP 移行/腐食/閉塞等の影響を考慮した水化学管理

### 参考文献

- [1] OECD/NEA, Long-Term Management and Actions for a Severe Accident in a Nuclear Power Plant, Status Report, No.7506 (2021)

表 AC.1 安定状態の維持に必要なマネジメント

プラント損傷状態	安定状態の維持に必要なマネジメント
<b>PDS-1</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の部分的損傷</li> <li>・RPV は損傷（破損には至らず）</li> <li>・格納容器は健全（バイパスなし）</li> <li>・格納容器内は大幅に汚染（原子炉系からの冷却材流出）</li> <li>・格納容器外への放射性物質放出は限定的（設計漏えい率）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉内再臨界の回避</li> <li>・炉心冷却の回復/維持（RPV の長期健全性に配慮）</li> <li>・格納容器の健全性維持</li> <li>・原子炉系、格納容器及び廃棄物処理プロセスでの、放射線分解及び腐食により発生する水素燃焼のリスク管理</li> </ul>
<b>PDS-2/3</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の重大な損傷</li> <li>・RPV 破損</li> <li>・格納容器は健全（バイパスなし）</li> <li>・格納容器内は大幅に汚染（炉心溶融物の流出）</li> <li>・放射性物質の環境放出（SA 状態の漏えい率、フィルタベント）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉内及び炉外における再臨界の回避</li> <li>・炉内及び炉外におけるデブリ冷却の維持（常設/可搬型冷却設備の健全性に配慮）</li> <li>・放射性物質の環境放出の抑制</li> <li>・格納容器及び関連施設並びに廃棄物処理プロセスでの、水素燃焼のリスク管理</li> </ul>
<b>PDS-4/5</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の重大な損傷</li> <li>・RPV 破損</li> <li>・格納容器破損</li> <li>・放射性物質の環境への制御不能な大量放出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PDS-2/3 と同様、及び発電所内の高線量への対処（アクセス性、長期冷却の維持等）</li> <li>・格納容器からの漏えいを可能な限り低減</li> <li>・放射性物質の環境放出を可能な限り抑制</li> <li>・水素が発生/移行し得る部位での、水素燃焼のリスク管理</li> </ul>
<b>PDS-6</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の重大な損傷</li> <li>・RPV は損傷（破損には至らず）</li> <li>・格納容器バイパス</li> <li>・バイパス経路から環境への放射性物質の制御不能な大量放出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PDS-1 と同様、及びバイパス及び発電所内の高線量への対処（アクセス性等）</li> <li>・バイパス経路を可能な限り隔離</li> <li>・放射性物質の環境放出を可能な限り抑制</li> <li>・水素が発生/移行し得る部位での、水素燃焼のリスク管理</li> </ul>
<b>PDS-7</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料集合体の重大な損傷</li> <li>・使用済燃料プール水の流出</li> <li>・燃料集合体の冷却が損われるようなプール水位低下</li> <li>・放射性物質の環境への大量放出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所内の高線量への対処（アクセス性、居住性等）</li> <li>・使用済燃料プールにおける再臨界の防止、及び燃料集合体冷却の維持</li> <li>・使用済燃料プールとその近傍における水素爆発の回避</li> <li>・放射性物質の環境放出の抑制</li> </ul>

（出典：NEA (2021), Long-Term Management and Actions for a Severe Accident in a Nuclear Power Plant, OECD Publishing, Paris, [www.oecd-nea.org/jcms/pl\\_58676](http://www.oecd-nea.org/jcms/pl_58676)）

## 附属書 AD

### (参考)

### 放射性物質放出に係る指標の事例

#### 序文

この附属書は、放射性物質放出に係る指標の事例を示したものである。

一定以上の放射性物質の環境放出を伴う事象、又は閉じ込め機能の低下した段階におけるアクシデントマネジメントの有効性の指標としては、一般にレベル 3 PRA で得られるリスク情報（短期及び長期の線量影響、価値換算等）があればそれらを参考にできる。また、包括的なレベル 3 PRA が実施されていない場合でも、放射性物質の放出及び線量影響に係る情報があれば指標とすることができる場合がある。なお、選択肢の比較に際しては、この附属書で例示したような指標単独ではなく、AESJ-SC-S012（IRIDM 標準）で求められているように、複数の視点を踏まえた統合的な分析を行う必要がある。

#### AD.1 事例 1（放射性物質の環境放出量及び積算線量を指標とした例）[1]

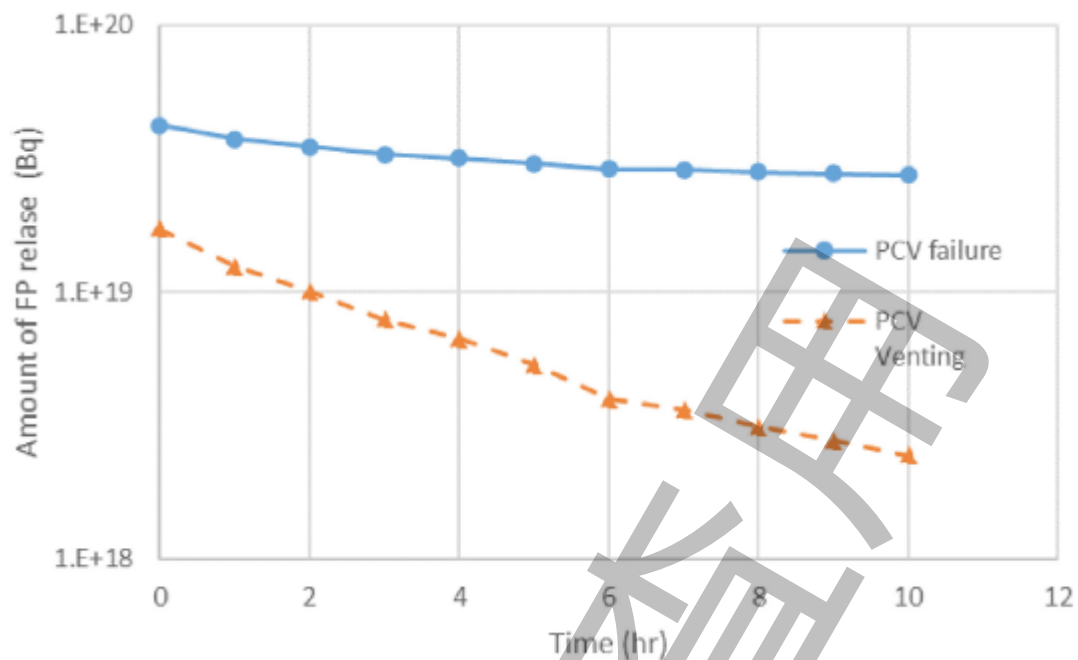
この論文は、シビアアクシデント時の事象進展、対応操作の判断基準、防護措置など複数の因子の不確かさがリスクに及ぼす影響をファジィ推論を用いて定量化する手法を構築し、適用例として、格納容器ベントの判断基準（格納容器圧力、避難の進捗状況）及びベントタイミング等が発電所近傍の公衆のリスクに及ぼす影響を検討している。米国 NRC の SOARCA 研究プロジェクトにおける Peach Bottom（BWR4, Mark-I）のプラント挙動解析等を参考とした評価例では、図 AD.1 に示すように、フィルタベントを用いた場合には、希ガス以外の放射性物質の環境放出量を大幅に低減できるとともに、ベントタイミングが遅くなれば希ガスの時間減衰を期待することができる。ただし、図 AD.2 に示すように、ベントタイミングが遅くなり過ぎると格納容器破損に至る可能性が増加するため、リスク（積算線量の相対値）は上昇傾向に転ずる定性的傾向を把握できるなど、本手法を用いたリスク低減策の検討が可能であることが示されている。

#### AD.2 事例 2（運転員の被ばく線量を指標とした例）[2]

この事例では、BWR プラントの pH 制御（シビアアクシデント時における格納容器内への pH 調整薬液の注入）の実施が中央制御室の居住性（運転員の被ばく線量）に及ぼす影響を検討している。表 AD.1 に示すように、pH 制御を実施した場合には環境中への有機よう素の放出量が抑制されるため、主に入退域時のスカイシャインとグラウンドシャインによる線量を低減できることが示されている。

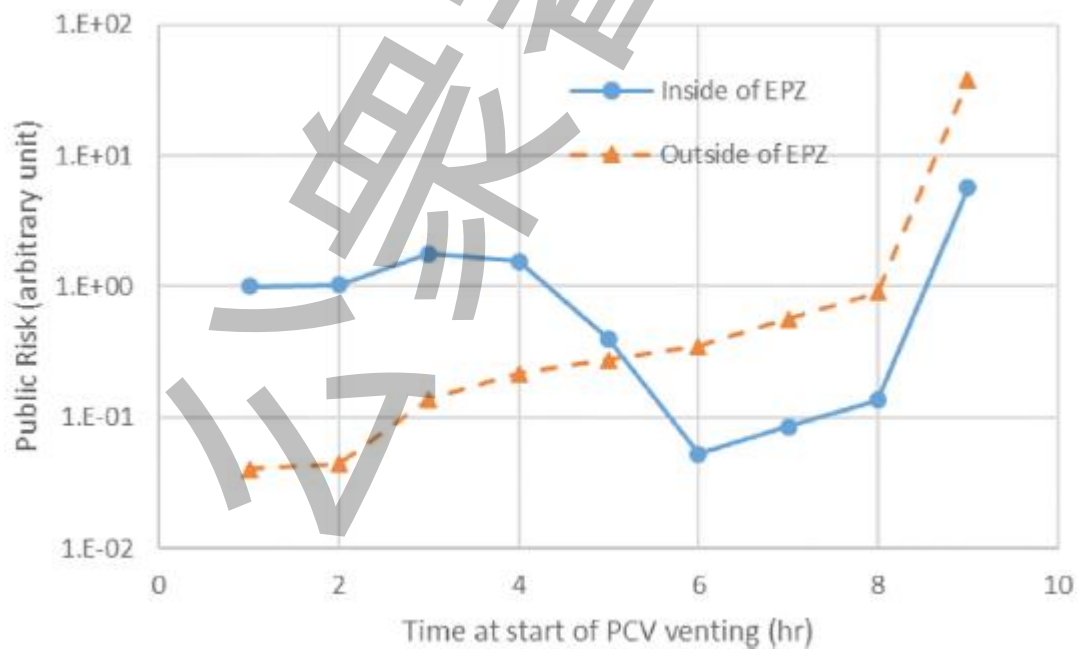
#### 参考文献

- [1] 廣川 他、公衆リスク低減のための格納容器ベント実施判断基準と防護措置に関する評価手法の検討、日本原子力学会和文論文誌, Vol.22 (2023)
- [2] 東京電力ホールディングス株式会社、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対処設備について（補足説明資料）、2017



(出典：廣川 他, 公衆リスク低減のための格納容器ベント実施判断基準と防護措置に関する評価手法の検討, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.22, 2023.)

図 AD.1 格納容器ベント又は格納容器破損タイミングと放射性物質の環境放出量



(出典：廣川 他, 公衆リスク低減のための格納容器ベント実施判断基準と防護措置に関する評価手法の検討, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.22, 2023.)

図 AD.2 格納容器ベントタイミングと公衆のリスク

表 AD.1 中央制御室の居住性評価（格納容器ベント実施，マスク着用時）

条件	中央制御室滞在時	入退域時	合計
pH 制御なし	約 $2.2 \times 10^1$	約 $4.6 \times 10^1$	約 $6.8 \times 10^1$
pH 制御実施	約 $2.0 \times 10^1$	約 $2.0 \times 10^1$	約 $4.1 \times 10^1$

単位：mSv

（出典：原子力規制委員会ホームページ「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 設置許可基準規則等への適合性について（特定重大事故等対処施設の一部構築物の構造変更による既設置許可の変更）補足説明資料」（東京電力ホールディングス株式会社作成）より転載

<https://www2.nra.go.jp/data/000438905.pdf>

# 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の 整備及び維持向上に関する実施基準：20XX 解 説

この解説は、本文及び附属書に記載した事柄及びこれに関連した事柄を説明するものであり、標準の一部ではない。

## 1 制改定の趣旨

この実施基準の検討においては、国際社会での原子力安全の基盤となっている、IAEA の NS-G-2.15[1]などの内容と位置づけを十分理解した上で、福島第一原子力発電所事故からの教訓を反映しつつ、我が国に適合したアクシデントマネジメントの整備及び維持向上の考え方、設備改造又は追加、手順書類の作成などに関する技術要件を纏めた。

この解説では、福島第一原子力発電所事故から、この実施基準として反映しなければならない点、その具体的な考え方、及び“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の整備及び維持向上に関する実施基準：20XX”の改定の趣旨と主な改定点についてとりまとめている。

### 1.1 深層防護との関連

原子力施設の安全性確保を達成するための考え方として、内的及び外的事象に対して人及び環境を防護できるように、深層防護の考え方が採用されている。最新のものは IAEA の SSR-2/1(2016)[2]で示されている。**解説表 1.1** に示すように深層防護のレベルは 5 段階に分けられ、かつ、それぞれの深層防護レベルが合理的に実用可能な限り独立して機能することが必要である。（詳細は**解説 2**を参照）

**解説表 1.1 IAEA の SSR-2/1（2016）の深層防護の考え方の概要**

深層防護 レベル	目的	目的達成に 不可欠な手段	関連する プラント状態
レベル 1	通常運転からの逸脱と安全上重要な設備の故障を防止	品質マネジメントと工学的手法に従ってプラントを健全かつ保守的に立地、設計、建設、保守、運転。	通常運転
レベル 2	プラントの運転時に予想される事象が事故の状態に拡大するのを防止	設計段階において特定の系統・設備を設置。有効性を安全解析で確認。	運転時の異常な過渡変化
レベル 3	炉心損傷を防止、及び発電所外での防護措置が必要となる放射性物質の放出を防止	設計段階において事故の進展可能性を想定。固有の工学的安全施設、安全系、手順書を用意。	設計基準事故
レベル 4	深層防護の第 3 の防護レベルが失敗した結果の事故の影響を緩和	閉じ込め機能を確実にし、放射性物質の放出を合理的に達成可能な限り低く維持。	設計拡張状態（シビアアクシデント状態も含むこともある） <sup>a)</sup>
レベル 5	放射性物質の放出による放射線の影響を緩和	緊急時管理センターの整備。緊急時対応に対する緊急時計画と緊急時要領の確立。	

**注 a)** 原子力安全・保安院の解釈による“IAEA における深層防護の考え方” [3]に基づく



この標準においては、上記の深層防護との関係において、アクシデントマネジメントは第4層の設計拡張状態（シビアアクシデント状態も含む）への対応全体と定義する。

深層防護のうち第3層までの決定論的手法に基づく設計の考え方については、間違っていなかったことが今回の事故を含めても確認されている。第3層までの考え方は、確立された設計基準に基づけば高い信頼性を持って安全を担保できる、との考え方である。津波に関する設計基準に課題はあったものの、それ以外の設計の考え方に問題はなかったことは、福島第一をはじめ、福島第二、東海第二、女川などの発電所で地震直後に正常にスクラムし、また、非常用発電機などが機能したことからも明らかである。

福島第一原子力発電所事故のどこに課題があったのかという点、この標準の対象である、アクシデントマネジメントが不十分であったと結論付けられる。すなわち、TMI事故の後、設計基準を超える事象があり得ることは認識されており、その場合の対策としてのアクシデントマネジメントがあらかじめ考えられていた。例えば、30分間の交流電源喪失は設計上考慮されており、それをを超える場合については、アクシデントマネジメントが用意され、対策がマニュアルとして用意されていた。このマニュアルでは直流電源があることが前提となっていたが、福島第一原子力発電所事故ではこの前提が覆され更に厳しい条件となったために、このマニュアルの対策が役に立たなかったのである。一方、福島第二では、やはり設計基準を超える大きな津波に襲われ、最終ヒートシンク機能喪失に陥っているが、ここでは、あらかじめ考えられていたアクシデントマネジメントに従って対策を行い、もちろん、それ以上の創意工夫もなされているが、安全に原子炉を停止することが出来ている。このように類似の起因事象に対しても対策には不確実さが存在し、不確実さの大きなところにより頑強な対策を設定するなどの不確実さに対する備えは深層防護の重要な要素の一つでもある。ここを正確に把握しないと福島第一原子力発電所事故の教訓の正しい反映が不可能となる。

これらの事実は、設計基準事故を超えた場合のアクシデントマネジメントの考え方は、用意されていたが不十分であったことを物語っている。よって、この標準を制定する最大の目的は、この不十分なアクシデントマネジメントを改善し、二度と大事故を起こさないことである。

次に、アクシデントマネジメントを改善する上で重要な視点は、第3層までの設計の延長ではなく、深層防護思想の最も重要な視点である、独立した効果を与えること（independent effectiveness）である。第3層までの設計と同じ手法で評価することは、同じ間違いを犯すことになる。第3層までのように基準シナリオ又は基準事象などを決めて対策をとることだけでは不十分であり、かつ間違いである。第3層（安全設計）とは違う視点でのマネジメントを行わなければならない。

この標準では、リスク評価に基づくハードウェア対策だけでなく、要員の対応能力の向上を目的とした教育・訓練、手順書の整備などのソフトウェアの対策を重視することで、低頻度・高影響事象も含めたシビアアクシデントの種々のシナリオに科学的、合理的に対応させ、機能的かつ弾力的に安全性を担保することを目的としている。

以上が、この標準で考えるアクシデントマネジメントの基本的な考え方である。

**注記** この標準ではアクシデントマネジメントの対象に SFP を含めている。IAEA の安全基準類でも、上位の安全要求を整理した SSR-1/2 では深層防護全般に係る記載中で SFP に直接の言及はないものの、個別分野のガイド[4]では SFP に対して SSR-1/2 の基本的考え方に基づく深層防護（多様な除熱系の設置など）を求めている。また、WENRA[5]、NRC[6]、我が国の原子力安全委員会[7]でも SFP に深層防護に基づく対策の整備を求めており、これらの安全基準類や提言はこの標準と同一の考え方であると言える。

## 1.2 福島第一原子力発電所事故の反省及び改善の視点

アクシデントマネジメントの改善を考える上で、一つ目の視点としての福島第一原子力発電所事故の反省は、上述したように

- ・事象の想定が不十分であったこと
- ・対策が不十分であったこと
- ・教育・訓練が不十分であったこと

の3点に帰結される。

すなわち、事象想定が不十分であったことは、上述の様に直流電源があることを前提とした対策がとられていたことから明らかである。さらに、津波などの外的事象による広範な従属的影響が、考慮されていなかった。結果として対策も不十分であり、ハードウェアを補うソフトウェアとしての教育・訓練も不十分であった。具体的には、

- ・内的事象に対する PRA をベースとしたアクシデントマネジメントに留まっていた。
- ・確率が小さいイベントは放出量が大きくても考慮していなかった。
- ・アクシデントマネジメントに対する教育・訓練が十分であったか疑問
- ・設計上の想定を大きく超える事象に対する柔軟な対策が取られていなかった。
- ・シビアアクシデントに対する規格基準類が整備されていなかった。

ことなどが反省点として挙げられる。

2 番目として、アクシデントマネジメントの改善には上記 3 点を改善することが最低限必要となる。この時、第 3 層（安全設計）とは異なる視点の対策（マネジメント）をとることが重要となる。

上記のことを踏まえて、この実施基準では IAEA の NS-G-2.15 に比べて改善を行っている。具体的には次の(1)から(4)にまとめる。

### (1) 基本的考え方

- ・既存炉に特化（1. 適用範囲 参照）

福島第一原子力発電所事故により既存炉の安全性向上が緊急課題である。NS-G-2.15 は新設炉での考え方も示されているが、ここでは、既存炉が安全を確保するために必ず考えなければならないことをまとめている。

- ・継続的改善（4.2 実施方針 参照）

PDCA サイクルに沿ったアクシデントマネジメント策定とする。従来から継続的改善が進められてきているが、継続的改善を続けないとアクシデントマネジメント自体が陳腐化することから、そうさせないためにバックグラウンドとしての PDCA サイクルを整理した。

また、福島第一原子力発電所事故の教訓を忘れず、安全意識の劣化、形骸化を防ぐためには世代交代の生じる 20 年後においても確固たる安全文化を維持していくことが重要である。

### (2) 事象想定の方法（5.2 事象の想定）

対象とする事象は、想定できない事象を含む全ての事象である。この全ての事象は、リスクを物差しとして三つのカテゴリーに分けて考える（解説図 1.1 参照）

- a. 内的、外的事象、内的及び外的事象の重畳事象
- b. 安全機能の重大な喪失に繋がる事象
- c. 低頻度・高影響事象

a. の事象に対しては、PRA などの手法を用いてそのリスクを最小限とするような対策を検討していく。この場合には、起因となる事象を特定した上で事故シーケンスの分析を実施して、頻度だけではなく影響も考慮し

た対策の選定を行う。選定基準はPRAの結果だけではなく工学的判断も用いる。

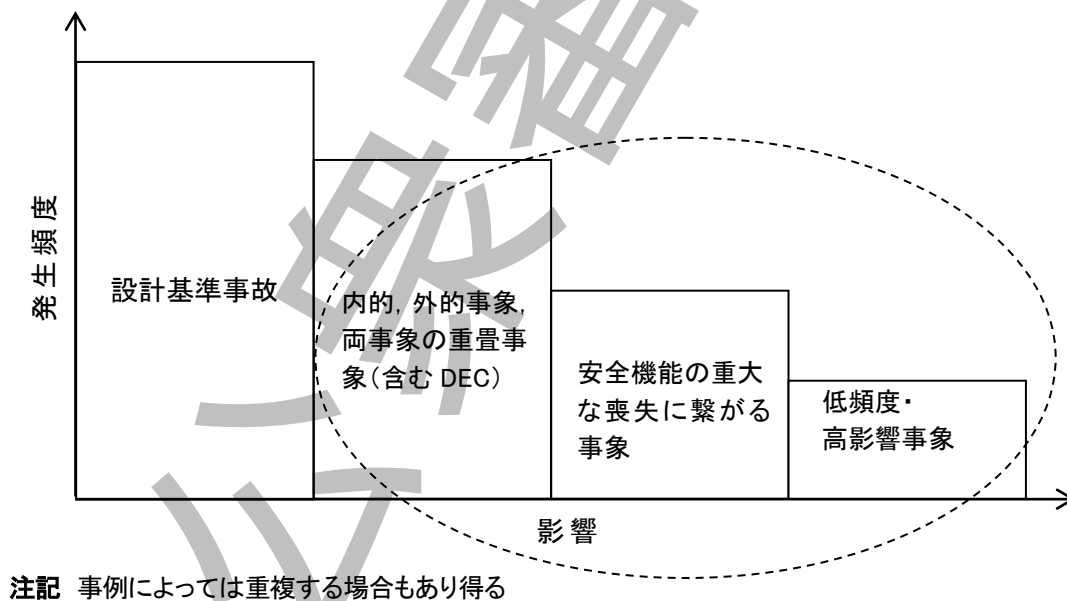
**b.**の事象は、起因となる事象を特定せずに安全機能が大幅に損なわれたプラントの損傷状態を初期条件として仮定するものであり、そこに至る蓋然性が現実にはあり得ないような場合も含まれる。これは、**a.**の事象だけでは考慮できないような頻度が低い事象なども考慮するための仮定であり、事故シーケンスの分析で対象とする事象だけでは抜けてしまう可能性がある部分を補完することを目的としている。このため、無制限とするのではなくリスクを考慮して、大きく補完できるような条件を考える。

**c.**の事象は、発生頻度が非常に小さい事象であるが、上記では包絡できない全ての事象が含まれる。例えば隕石が落下してくる、などの事象である。

これらの3カテゴリーの事象について、

- a.**の事象については、あらかじめマニュアルを作り、ハードウェア及びソフトウェアで対策を行う、
- b.**の事象についても、あらかじめマニュアルを作るが、主にソフトウェアで対策し、例えば、可搬機器などのハードウェアの準備も行う、
- c.**の事象については、ソフトウェアで対策し、例えば、教育・訓練の一環として、ブレインストーミングを行い、万一の事象に対応できる能力を高める、などの対策が考えられる。

ここで、ハードウェアとは、シビアアクシデントの防止及び緩和に関わる恒設設備、可搬型設備、及びそれらの設計対応又は設備改善のアクションも含めたものを指す。一方、ソフトウェアは、アクシデントマネジメントに関わる要員の対応能力向上を目的とした教育・訓練、手順書の整備、組織の構築など、マネジメントの中枢を担う仕組みを指す。



解説図 1.1 事象のカテゴリーとアクシデントマネジメントの対象範囲（概念図）

これらの対策を考慮するうえで、境界条件としては次の2点を考慮することも必要である。

**d.** 複数プラントの同時事故

外部ハザード及びプラント間の共用部からの影響伝播によって複数プラントの同時損傷を想定  
複数プラント立地だけではなく、例えば、PAZ内に複数の発電所又は原子力施設がある場合なども考慮するこ

とが重要である。

**e. 社会インフラの喪失、外部支援**

大規模な自然現象による社会インフラの喪失を想定

燃料、水など生命線となりうるインフラの損傷もあらかじめ考えておかなければならない。

本方針によって、事故のリスクは十分に下げることができる。なお、リスクに応じて段階的に対策をとることは必須である。そのとき、アクシデントマネジメントは第4層であり、第3層までの設計とは違う視点で対策を行うことが重要である。また、第4層のアクシデントマネジメントを考える上で、第5層防災とのリンクを考えておくことも重要であるが、第5層は第4層とは独立の効果をもたらすべきと考えられる。(解説2 参照)

**(3) リスクを考慮した対策 (5.3.1 単一事象及び重畳事象の検討)**

上記のシナリオ選定などの評価に当たっては、PRAを応用することはもちろんであるが、PRAのためのパラメータの定量化が困難な場合においては、定性評価などを用いることが肝要である。また、十分な経験を積んだ専門家などによる、工学的判断を活用することも重要な視点である。この時、説明責任があることを忘れてはならない。

リスク評価の場合、設計上のリスクだけでなく、総合的なリスクを低減していくという視点が重要である。例えば、設備改造を行うことによって運転、保守などに新たなリスクを発生させることにも留意する必要がある。したがって、設計だけでなく運転・保守なども含めたマネジメントに対するリスクを総合的に評価しなければならない。また、設計上のリスクを中心に評価するPRAでは不十分であることも認識する必要がある。

上記の説明責任には、運転、保守などを含めた総合的なリスクの説明責任が含まれている。

**(4) マネジメントクラスによる分類 (7 アクシデントマネジメントの検討)**

対策として装備されるハードウェアだけではなく、ソフトウェアについても、リスクを考慮した重み付けを行うことが重要である。これらのマネジメントのクラス分類においては、第3層(安全設計)で考慮すべきようなリスク低減効果の高いハードウェア以外は、安全設計段階とは異なるカテゴリで考慮しなければならない。

マネジメントクラスは、ハードウェアの場合には基本事項におけるクラスを主に決めるために用いられる。また、ソフトウェアの場合には、教育・訓練の実施頻度及び内容、運用管理及び保守管理の計画などを決めるために用いられる。

PDCAサイクルを回すと共に、人材の交代による弊害の可能性などを考慮して、少なくとも10年に一回は見直しを行うことが必要である。

**1.3 教育・訓練の充実、具体化**

シビアアクシデントが発生した場合に迅速かつ的確な対応を可能とするためには、その対応能力の維持向上の観点で教育・訓練が果たす役割は極めて大きい。

アクシデントマネジメントの基盤の維持向上に関しては、現在の対応能力がどのレベルにあるのかを体制面も含め客観的に評価し、緊急時対応要員の様々な教育・訓練の組合せによる年度計画などの策定を継続的に行ってPDCAサイクルを回していくことが重要である。このPDCAサイクルでは、訓練目的の設定、訓練後の達成状況の評価、事前の訓練目的、評価の視点などに関する参加者の理解を得ることなどが要求される。

訓練では、その実効性を高めるために、プラント挙動、作業環境及び人的因子の観点で可能な限り現実的なものとすると共に、外部機関との情報伝達及び連携なども計画的に含める必要がある。また、アクシデントマネジメント策定の段階で抽出されなかった事故シーケンスについても適切な方策の討論を通し

て、危機意識を高めると共に対応能力の向上に努めなければならない。

#### 1.4 2019 年改定の趣旨と主要な改定点

“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の整備及び維持向上に関する実施基準：2019”における改定の趣旨は次の通りである。

- ① グレーデッドアプローチに基づくアクシデントマネジメント設定のためのロジック、及びマネジメントクラス分類に関する考え方の具体化（“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の整備及び維持向上に関する実施基準：2013”の制定時に、今後の充実が望まれる点として標準委員会において議論があったもの）を行った。
- ② 今後の継続的な自主安全性向上活動における、規制委員会規則を相互補完するアクシデントマネジメントの民間規格として、適切な技術要件の展開、附属書などの整備を行った。
- ③ アクシデントマネジメントの計画に関する IAEA のガイドラインである NS-G-2.15 の改定[8]、米国 NRC などの各国の規制機関の動向[2], [4], [9], [16], [17], [18], [19], [20], [21], [22], [23], [24], [25], [26], [27], などの最新知見を、本文規定、附属書などへ反映した。
- ④ 参考文献に関しては検証された最新知見が反映されていることを確認した。
- ⑤ 技術要件については、明確な表現となるように見直しを図った。

主要な改定点を次に示す。

##### a. 発電所ぜい弱性の摘出

国内規制委員会規則への適合のために検討されている大規模損壊に関わる最新知見などを参考として、安全機能の重大な喪失に関して **5.3.2 安全機能の重大な喪失の検討**を追加するとともに、**図 5.1—発電所ぜい弱性の摘出フロー**に反映した。また、参考とした最新知見に関する情報を**附属書 I（参考）安全機能の重大な喪失に繋がる想定事象の検討の例**としてまとめた。

##### b. アクシデントマネジメントの検討

米国の Regulatory Guide 1.174[10]などに示されるリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスにおけるキーエレメントとして、リスク、深層防護、安全余裕などに着目し、資源の最適配分を考慮してアクシデントマネジメントを最適設定するロジックを**附属書 L（参考）アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例**として追加した。また、不確実さの大きいアクシデントマネジメントに対するリスク低減効果を合理的に評価する方法として、米国の最新知見[9]を参考として**附属書 R（参考）アクシデントマネジメントによるリスク低減効果の評価手法の例**を追加した。更に、リスク低減効果、安全余裕、シビアアクシデント時の事象進展を考慮した時間フェーズとの関係付けなどの運用面も考慮した、マネジメントクラス分類のための判断基準の考え方、具体化について検討し、**附属書 T（参考）アクシデントマネジメントのマネジメントクラス適用例**を追加した。これらを反映して **7 アクシデントマネジメントの検討**の構成、記載を見直した。

##### c. その他最新知見の反映

**AESJ-SC-RK007（原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準）**及びその他 PRA に関する実施基準に関わる最新情報を **2 引用規格**に反映した。

アクシデントマネジメントの例に関する最新知見を**附属書 M（参考）アクシデントマネジメントの策定例**に、有効性評価の例に関する最新知見を**附属書 P（参考）アクシデントマネジメントの有効性解析の例**に追加した。合わせて、SFP を対象としたアクシデントマネジメントへの適用を考慮し、SFP における燃料損傷も対象となるよう付記するとともに、アクシデントマネジメントの例を**附属書 M（参考）アクシデント**

トマネジメントの策定例に、有効性評価の例を**附属書 P（参考）アクシデントマネジメントの有効性解析の例**に追加した。

#### d. 規制委員会規則の相互補完としての利用

当面の有効活用の考え方として、自主的安全性向上活動にこの標準を利用することを想定した場合の基本的な考え方**解説 6.2 規制委員会規則との関係性について**に追記した。

### 1.5 20XX 年改定の趣旨と主要な改定点

“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の整備及び維持向上に関する実施基準：20XX”における改定の趣旨は次の通りである。

- ① 前回の改定以降に公表されたものを含めた新知見の反映として、リスク評価技術（ハザード, PRA, 簡易（半定量的）評価手法 等）、アクシデントマネジメント（要件, 方策例 等）、意思決定（優先度, IRIDM 等）、及び福島第一原子力発電所事故に関する知見の反映を行った。
- ② 引用規格及び参考文献の最新化を行った。
- ③ 対策の優先度やマネジメントクラス設定のため、CDF/CFF までを指標としていたが、閉じ込め機能が低下したフェーズにおける FP 放出等を考慮した標準の適用範囲を検討し、反映を行った。

主要な改定点を次に示す。

#### a. 新知見の反映ーリスク評価技術

可搬型資機材等の故障率データに係る参考文献を**附属書 P（参考）アクシデントマネジメントによるリスク低減効果の評価手法の例**に反映した。

#### b. 新知見の反映ーアクシデントマネジメント

新規制基準適合性審査を経て追加となった代表方策例と福島第一原子力発電所事故以前に抽出されていた既記載の方策例を含めて、**附属書 M（参考）アクシデントマネジメントの策定例**にて再整理を行った。

#### c. 新知見の反映ー意思決定

AESJ-SC-S012（IRIDM 標準）を 2 引用規格に反映し、統合的判断のプロセスを明確化するとともに、各箇条（5～13）並びに箇条 14 に文書化を追加、加えて箇条 11 と 12（合わせて**附属書 P～R**並びに**X～AB**）を入れ替えた。また、IRIDM 標準と SAM 標準の要件比較を解説に追加した。

#### d. 新知見の反映ー福島第一原子力発電所事故に関する知見

国内外の報告書（IAEA-TECDOC, ATENA ガイドライン 等）を踏まえ、福島第一原子力発電所事故の知見を**附属書 M（参考）アクシデントマネジメントの策定例**、**附属書 Q（参考）アクシデントマネジメントの有効性解析の例**、**附属書 W（参考）アクシデントマネジメントに関する手順書等の構成及び附属書 AB（参考）アクシデントマネジメントにおける第三者レビューの海外事例及び実施手順例**に反映した。また、シビアアクシデント後長期におけるアクシデントマネジメントの事例として**附属書 AC（参考）シビアアクシデント後長期におけるアクシデントマネジメントの事例**を新規追加した。

#### e. 引用規格及び参考文献の最新化

PRA に関する実施基準の最新情報を 2 引用規格に反映した。

外部ハザードの整理に関する文献を**附属書 C（参考）事象の想定例について**に反映した。

シビアアクシデントのアクシデントマネジメント検討における解析の保守性に係る記載を、**附属書 Q（参考）アクシデントマネジメントの有効性解析の例**に参考文献とともに反映した。

## f. 標準の適用範囲の検討

閉じ込め機能が低下したフェーズにおけるアクシデントマネジメントの優先度等を検討する際の具体的な指標として、放射性物質の放出（放出のタイミング、放出量等）を**附属書 L（参考）アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例**に反映した。また、放射性物質放出に係る指標の具体的事例として**附属書 AD（参考）放射性物質放出に係る指標の事例**を新規追加した。

解説表 1.1 は、「Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 © IAEA 2012」の 7 ページ及び 8 ページの抜粋の翻訳である。本翻訳は、日本原子力学会により作成されたものである。本資料の正式版は、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、本翻訳及び発行物の正確さ、品質、正当性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳の利用から直接的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。

## 2 深層防護の考え方と SAM 実施基準の適用範囲について

この実施基準では、従来の設計基準事故（想定単一起因事象）を超える状態、すなわち多重故障が発生し、炉心又は SFP の燃料が大きく損傷する恐れのある状態以降を対象範囲とする。これは、最新の IAEA の標準 SSR-2/1[2]でいう DEC（design extension condition；設計拡張状態）以降におおむね相当する。その妥当性は次のとおりである。

原子力施設の安全性確保を達成するには、プラント内の設備の故障、人間起因の事象を含め、運転時に予想される事象及び事故に対して、またプラント外に起因する事象に対して人及び環境を防護できるように、必要な対策を行う必要がある。その対策の基本的考え方の一つとして深層防護の考え方が採用されている。深層防護の考え方は、安全に関連する全ての活動に、すなわち、組織上の対応であれ、設計上の対応であれ、プラントの出力状態、停止状態を問わず適用される。

深層防護の考え方は原子力発電開発当初は 3 レベルであったが（**解説表 2.1** を参照）、PRA 技術の進展と相まって、TMI 事故の発生及びチェルノブイルの事故があったことから、欧米では 90 年代に 5 レベルが国際標準となった（**解説表 2.2** を参照）。なお、日本では福島第一原子力発電所事故の発生までは 3 レベルであったが、新規規制基準において、IAEA の 5 レベルとより整合した考え方に見直された。

解説表 2.1 原子力発電開発当初の深層防護の考え方の概要

深層防護 レベル	目的	目的達成に 不可欠な手段	関連する プラント状態
レベル 1	異常運転及び故障の防止	保守的設計及び建設・運転における高い品質	通常運転
レベル 2	異常運転の制御及び故障の検知	制御システム、制限システム及び防護システム、並びにサーベイルランスの対策	運転時の異常な過渡変化
レベル 3	設計基準内への事故の制御	工学的安全施設及び事故時手順	設計基準事故（想定単一起因事象）

**解説表 2.2 IAEA の INSAG-10(1996)[11]の深層防護の考え方の概要 (NS-R-1[12]も同じ)**

	深層防護 レベル	目的	目的達成に 不可欠な手段	関連する プラント状態
プラントの 当初設計	レベル 1	異常運転及び故障の防止	保守的設計及び建設・運転における高い品質	通常運転
	レベル 2	異常運転の制御及び故障の検知	制御システム、制限システム及び防護システム、並びにサーベイランスの対策	運転時の異常な過渡変化
	レベル 3	設計基準内への事故の制御	工学的安全施設及び事故時手順	設計基準事故（想定単一起因事象）
設計基準外	レベル 4	非常に小さい確率のため現行プラントの当初設計では明示的に考慮されていなかった過酷なプラント状態の制御	補完的手段及び格納容器の防護を含めたアクシデントマネジメント	多重故障 シビアアクシデント（過酷事故）
計画 緊急時	レベル 5	放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和	発電所外の緊急時対応	

最新の IAEA の標準 SSR-2/1 の深層防護の考え方は**解説表 1.1** になっている。すなわち、人及び環境への放射線の有害な影響を防止し、並びに、その防止が失敗した場合には有害な影響の適切な防護と影響結果の緩和を確保するため、5 層の深層防護レベル（固有の特性、設備及び要領）を備え、かつ、それぞれの深層防護レベルが実用可能な限り独立して機能することが肝心であるとしている。そしてそのレベルに応じた目的達成手段として、レベル 3 までは発生頻度が相応に高いこと、及び事象推移の正確な予測が可能であるので、安全余裕のある設計、評価及び高い設備信頼度の確保を行うこととしている。ただし、DEC の場合には次のレベル 4 の考えでよいとしている。レベル 4 については、発生頻度が十分に低い上、事象が複雑かつ多様で事象進展の予測精度が良くないので、最適評価と不確かさを考慮した設計評価、及び安全上の重要度に応じた設備信頼度の確保を要求している。

この深層防護の 5 層は大別して設計基準事故の発生を防止する領域（レベル 1 から 3、原子力開発当初の深層防護の考え方）、万一設計基準事故を超える事故が起こった場合に緩和する領域（レベル 4）、万一放射性物質が放出された場合に公衆の健康影響を最小化するための緊急時計画を行う領域（レベル 5）に大きく 3 区分できる。

これは、それぞれの事故様相及び現在可能な安全対策の技術水準に応じて目的達成手段の考え方を変える必要があるためである。この 3 区分の考えは米国 RG-1.174 の Rev.3[10]で明記され、現在、米国でも検討がなされている。

従来の IAEA の深層防護の考え方である**解説表 2.2** と、最新の IAEA の深層防護の考え方である**解説表 1.1** とを比較するとレベル 3 とレベル 4 における目的欄の記載が異なっている。すなわち、従来の**解説表 2.2** ではレベル 3 を設計基準事故（想定単一起因事象）としていたが、最新の**解説表 1.1** では従来の設計基準における事



故の制御ではなく、炉心損傷及び重大な所外放出の防止に対する設計段階での対応という記載となっている。これは、レベル3において事故の進展可能性を想定し、設計段階で検討すべきであるとしたものである。その一方で、IAEA 標準は安全性の一層の向上を図れる新設炉を対象としているので、既存炉については合理的で実行可能な改良を行うべきと注記されている。

一方で、NRC の NTTF が福島第一原子力発電所事故の教訓を纏めた報告書[13]で将来の規制のあり方として、深層防護とリスク知見をバランスさせた規制枠組みを提案している（解説表 2.3 を参照）。その中では、レベル4の対象が設計基準外事象（IAEA の DEC とほぼ同じ概念）であるとしている。そして、既存炉の今後の規制のあり方として、リスク評価に基づいた深層防護の考え方に従い、一定頻度で発生する事象については設計基準の要件に基づき厳格な品質基準（10 CFR 50, 附属書 B[14]）を通じて対処し、発生頻度は低い重要な事象については設計基準外の要件に基づき適切な品質基準を通じて対処することにより、設計基準外事象及びシビアアクシデントの緩和に重点を置いた、明確で一貫性があり十分に統合された規制の枠組みを確立するべきであるとしている。

以上のことから、既存炉ではシビアアクシデントが非常に小さい確率であることから当初設計で明示的に検討していなかったため、既存炉対象のこの実施基準では、最新の IAEA の標準 SSR-2/1 の深層防護の考え方を参考にして、寧ろその前の NS-R-1 の深層防護の考え方、又は NRC の NTTF 報告書の深層防護の考え方の提案を基に、その上で IAEA の標準 SSR-2/1 の安全水準を目指して、リスク情報を活用しながら合理的で実行可能な設備の追加・改造及び手順書の整備などを行っていくのが妥当である。

なお、米国では将来の深層防護の考え方として、リスク情報を考慮した深層防護の考え方が NUREG-1860[15]とし提案されている。その中では、深層防護の最終的な目的は不確実さの補償であり、そのアプローチは、決定論的要素と確率論的要素を組合せ、確率論的要素は定量化可能な不確実さを補償し、決定論的要素は定量化されない不確実さ、特に完全性に対する不確実さに起因する脅威を補償するとしている。その上で、PRA で得られる重要事故シーケンス毎に F-C カーブ（frequency-consequence curve；発生頻度に対応して被ばく線量を制限する階段状の制限値）を用いて判定するとしている。我が国でもリスク情報の活用の研究と実績を積み重ねながら、科学的・合理的な安全技術要件の構築を目指していくべきと考える。

解説表 2.2 は、「Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10 © IAEA 1996」の表 I の翻訳である。本翻訳は、日本原子力学会により作成されたものである。本資料の正式版は、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、本翻訳及び発行物の正確さ、品質、正当性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳の利用から直接的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。

解説表 2.3 NRC の NTTF 報告書(2011)の既存炉を対象とする  
深層防護とリスク知見をバランスさせた規制枠組みの提案

深層防護 レベル	アプローチ		対応する規則・措置	注記
レベル 1	設計基準 事故(適切な 防護と同等 とみなす)	3レベルの規制要件	・ 10CFR50 “生産・利用施設の国内認可”	
レベル 2		・ 正常運転	・ 附則 A “原子力発電所の一般設計指針”	
レベル 3		・ 異常な過渡事象  ・ 想定事故	・ 附則 B “原子力発電所及び燃料再処理施設のための品質保証基準”	
レベル 4	設計基準 を超える事 象(安全強化 とみなし、費 用が妥当で ある場合に 限り適用)	規制要件	ATWS 規則(50.62), SBO 規則(50.63), 保守規則(50.65), 特別な取扱(50.69), AIA 規則(50.150), 可燃性ガス制御(50.44), 火災防護(50.48, 附則 R), 大規模火災及び爆発(50.54(hh)), パッシブ炉設計の非安全系の規制上取扱い(SECY-94-084)	IAEA の DEC とほぼ 同じ概念  EDMG の整 備を要件化
		自主的措置	・ シビアアクシデントの検討  IPE, IPEEE, 停止時リスク  Mark I 格納容器ベント  ・ シビアアクシデントマネジメント指針 (SAMG)	新設炉は, PRA, シビア アクシデン トの検討を 要件化
レベル 5	緊急時対応		・ 10CFR50.47 “緊急時計画”  ・ 附則 E “生産・利用施設の緊急時計画”	

### 3 アクシデントマネジメントにおける発生防止及び影響緩和措置

この実施基準ではアクシデントマネジメントを、“設計基準事故を超え、炉心又は SFP 内の燃料が大きく損傷する恐れのある事態又は大きく損傷した事態に対し、設計に含まれる安全余裕、安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能、そうした事態に備えて新規に設置した機器などを有効に活用して講ずる一連の措置をいい、(a)シビアアクシデントの発生防止措置、(b)シビアアクシデントに拡大した場合の影響緩和措置、(c)安全状態の安定的かつ長期的な確保のための措置、からなる。”(3.1 **アクシデントマネジメント**)と定義している。本文中において、シビアアクシデントの進展フェーズとアクシデントマネジメントの目的の各対応関係は**解説表 3.1**の通りとなる。

(a)及び(b)は、それぞれフェーズⅠ及びフェーズⅡのアクシデントマネジメントと呼ばれる場合がある。なお、長期の安定状態の達成・維持を目的とした(c)は、(a)又は(b)による安全状態の達成後引き続き実施する措置を含むため、この標準では特に明示する必要のある場合を除き、シビアアクシデントの発生防止

又は影響緩和に含めるものとする。

**解説表 3.1 シビアアクシデントの各進展フェーズとアクシデントマネジメントの目的**

シビアアクシデントの進展フェーズ	アクシデントマネジメントの目的
(a) シビアアクシデントの発生防止措置	a) シビアアクシデントの発生防止, b) 事故進展の抑制を目的とした発生防止
(b) シビアアクシデントに拡大した場合の影響緩和措置	c) 格納容器健全性の確保, d) 放射性物質の放出の最小化を目的とした影響緩和
(c) 安全状態の安定的かつ長期的な確保のための措置	e) 長期の安定状態の達成・維持 ((a)又は(b)による安全達成後の継続措置を含む)

#### 4 アクシデントマネジメントと防災との関係について

深層防護の第 5 層は、“放射性物質の放出による放射線の影響を緩和する”ことを目的としている。この目的を達成するために深層防護の第 4 層のアクシデントマネジメント迄で所内で様々な対策を講ずるが、放射線の影響は同時に所外に及ぶおそれもあるため、防災対策を講ずることも必要である。

防災が対象とする事象は、放射性物質の大規模な放出を伴う設計基準を超える事象だけでなく、潜在的には設計基準内の事象も含まれる。また、事象発生後直ちに放射性物質が放出されるような経路を取るとは考えがたく、設備の機能喪失又は人的過誤が重なることによって段階的に深刻さを増し、最終的に放射性物質の大量放出に至るといった経路を辿る蓋然性が大きい。したがって、アクシデントマネジメントと防災対策を截然と切り分けるのは事象対応の観点から不適切であり、これらはシームレスに展開できるようにしておく必要がある。

我が国では、従来から原災法[16]10 条の特定事象、原災法 15 条の緊急事態事象を定義してきた。2013 年 6 月に原子力規制委員会により全部改正された原子力災害対策指針[17]の中で、緊急事態の区分の判断基準である EAL (emergency action level ; 緊急時活動レベル) 及び住民防護措置の実施の判断基準である OIL (operational intervention level ; 環境モニタリングなどの結果を踏まえた運用上の介入レベル) の考え方が策定され、これを受けて各事業者は防災業務計画の中で具体的な判断基準の値を定めており、さらに近年では特定重大事故等対処施設の設置も考慮したより実効的な判断基準等も検討されている。また、電気協会では、防災業務計画の作成又は改定時の参照基準及び解釈の参考として、緊急時対策指針 (JEAG4102-2020[18]) を策定している。

#### 5 適用可能な品質保証基準

電気事業者が原子力発電所で実施する安全のための品質保証基準には、JEAC4111 “原子力安全のためのマネジメントシステム規程” [19]がある。

JEAC4111 の趣旨は 2021 年版の改定でも本質的な変更はないが、改定版では、自主・自立的に原子力安全の達成・維持・向上をより強固にするための活動に必要な事項を規定したものであることが強調されている。この標準でも、規制委員会規則の範囲に留まらず、PDCA サイクルに沿った自主的安全性向上活動を通して、アクシデントマネジメントの維持向上に努めることを求めている。また、JEAC4111 で解説されている、資源の適切な配分のためのグレーデッドアプローチにおけるリスクマネジメントの視点（原子

力安全上の重要性、起こり得る事象とその影響など）は、この標準でも AM の優先順位づけ及びマネジメントクラス設定の際に考慮する指標（リスク重要度、リスク低減量、安全余裕、など）として取り込まれている。

## 6 SAM 実施標準と規制委員会規則との関係性

### 6.1 SAM 実施基準の狙いの特徴

この標準は、既存の軽水型原子力発電所を対象にアクシデントマネジメントの整備及び維持向上などに関する技術要件とその方策案を纏めた規格であり、リスク評価に基づくハードウェア対策を取ると共に、要員の対応能力の向上を目的とした教育・訓練、手順書の整備などのソフトウェアの対策を重視することで、低頻度・高影響事象も含めたシビアアクシデントの種々のシナリオに科学的、合理的に対応させ、機能的かつ弾力的に安全性を担保することを目的としている。更には、規制委員会規則[20], [21]に対する仕様規定としてではなく、同規則を包絡し、“考え方”に基づき検討すべき技術要件を広く示すことを策定の“狙い”としている。

この標準のアプローチは、規制委員会規則と異なり、IAEA の安全指針（NS-G 2.15）を参考にアクシデントマネジメントの基本的な考え方から出発し、個別プラントの特性及び状況に基づいて、そのぜい弱性を摘出、対応能力同定、確認・検証などの詳細なプロセスを示すだけでなく、マネジメント策定の考え方についても十分な解説を与えている。

すなわち、プラント毎のリスクは異なるため、一律に共通のマネジメントを課すのではなく、プラント毎の特徴を評価して対応し、継続的改善を進めることで、安全性向上に資することができる。この標準では、リスク評価を用いた個別プラント毎のぜい弱性特定に基づくマネジメントに主眼を置き、最適な方策を実現するための手段としてハードウェア及びソフトウェアのベストミックスを求めるという考え方を採用しているため、ハードウェア、ソフトウェアいずれかに偏重することはない。また、安全性を担保した上で、リソース配分の最大効果を得るためにグレーデッドアプローチに基づいたマネジメントクラスを導入し、低頻度・高影響事象も含めた設計基準を超えた各種シナリオに対しても、科学的かつ合理的なアクシデントマネジメント策定のための基本的な管理方法についても提示している。

### 6.2 規制委員会規則との関係性について

**解説図 6.1** に“核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”[22]（以下、炉規法）、SAM 実施基準及び規制委員会規則の各々の関係性を示す。我が国においては、炉規法が 2012 年 6 月に改正され、2013 年 7 月より規制委員会規則が施行され、併せて“内規”[23]、“審査ガイド”[24]が定められている。この炉規法の改正においては、“発電用原子炉施設”を定義し、“炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備”を求めている。規制委員会規則では、“設置、運転等規則”で事故時の活動体制の整備について、“位置等基準規則”で重大事故緩和設備、重大事故防止設備、特定重大事故等対処施設などについて、各々レベル 2 の機能要求からレベル 3 の性能水準要求に相当する要求を記載している。また、“内規”及び“審査ガイド”では、レベル 3 からレベル 4 の容認可能な実施方法に相当する要求となっている。これら要求の特徴としては深層防護などの考え方及びソフトウェアに対する要求に比べてハードウェアに対する要求に主眼が置かれている。

一方で、SAM 実施基準は、上記の通り、個別プラントの特性及び状況に基づいて、そのぜい弱性を摘出、対応能力同定、確認・検証などの詳細なプロセスを示しており、レベル 2 の機能要求からレベル 3 の性能水準要求に相当する要求となっている。アプローチを重視した点は規制委員会規則とは異なるが、

結果的に、同規則が求める要求とこの標準に基づいた既設の発電用原子炉に対して構築されるアクシデントマネジメントの安全機能はおおむね対応している。むしろ、ハードウェアに対する要求に主眼が置かれている規制委員会規則に対して、SAM 実施基準がぜい弱性評価、組織・体制、教育・訓練などのソフトウェア面を補完する関係となっている。

この標準にしたがって事業者がアクシデントマネジメントの整備及び維持を行えば、必然的に規制委員会規則を満たすことになると考えられる。この標準において、規制委員会規則で具体化されていない範囲を含めて技術要件及び方策案を示すことが“+α”の効果であると考えられる。

ただし、規制委員会規則の傘下にあるレベル4の“内規”及び“審査ガイド”は、審査に当たっての具体的な判断基準を参考に例示しており、これらはSAM 実施基準には無いものもあるが、“十分な保安水準の確保”ができる場合は代替手法を許容し、最新知見、最新技術の積極的な導入により一層の安全確保を奨励している。

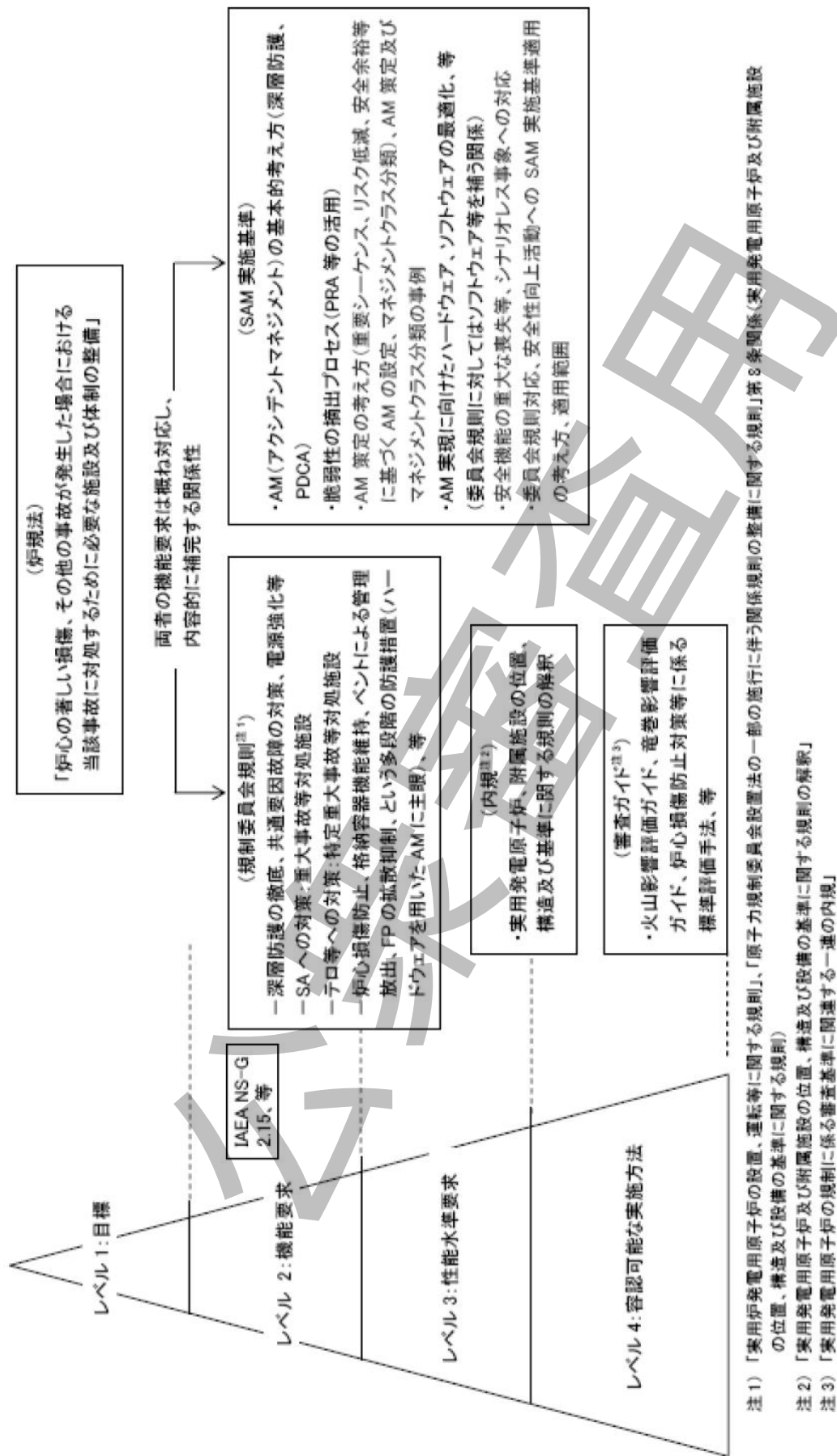
すなわち、現在事業者において、規制委員会規則に基づく安全性向上対策に加えて、重大事故等への対処をより確実に実施するための自主的な対策が整備されており、さらに、規制委員会の“実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド”[25]では、継続的安全性向上の観点から評価の時点で整備した、規制委員会規則に基づく安全性向上対策並びに自主的に整備した安全性向上対策を対象に評価を行い、今後の安全性向上計画と合わせて届け出ることが求められている。しかし、このような自主的安全性向上策が準拠すべき基準、ガイドなどは完備されていないことから、規制委員会規則との相互補完としてこの標準を活用することは有益と考えられる。

なお、策定した自主的安全性向上策自体若しくはその実装に必要な工事が、結果的に規制委員会規則の直接的な対象となる場合には、その許認可手続き及び運用管理はSAM 標準の当面の適用対象外となる。ただし、そのようなアクシデントマネジメントに対しても、この標準のおおむね7.3（有効性確認）までは適用可能であり、また、PDCA サイクルのC 又はA の段階において検証及び監視を行う際には、規制委員会規則の対象かどうかによらず、この標準の考え方及び視点は共通で参考にできる。

今後、この標準が既存の発電所に適用され、適用結果から得られる知見によって、この標準の更なる改善に繋がることが望まれる。また、このような試行を通して、マネジメントクラスの設定に係る一連の手順、評価方法などを示した適用事例として、附属書（参考）などの明確化、統合化を図るものとする。

**注記** この標準では、シビアアクシデントを“設計基準事故を超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では炉心又は使用済燃料の適切な冷却、反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心又は使用済燃料の重大な損傷に至る事象”と定義している（3.8）。また、実用炉規則[1]では重大事故を“炉心の著しい損傷”又は“核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷”と定義しており、両者は基本的に同義である。

なお、規制委員会規則における“重大事故等”は、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く）又は重大事故の総称であり、“重大事故に至るおそれがある事故”は、この標準における“設計基準事故を超え、炉心又は使用済燃料が大きく損傷するおそれのある事態”（シビアアクシデントの発生防止の領域）に相当する。



解説図 6.1 SAM 実施基準と規制委員会規則との関係性

## 7 この標準で参照するリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセス

**附属書 L (参考) アクシデントマネジメントを最適に設定するための検討手順の例**では、引用規格である **AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準)** に示されるリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスの実施フロー (**解説図 7.1**) を参照し、このプロセスでの **7.4 統合的な分析** で考慮する 7 つのキーエレメントの内の“確率論的考慮事項”における“リスク低減効果”に加えて、“決定論的考慮事項”における“深層防護の堅持”と“安全余裕の確保”を分析対象としている。

一方、**AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準)** でのキーエレメントには、これらに加え“基準及び良好な慣行”も挙げられている。リスクインフォームドレギュレーションが実用段階にある米国と異なり、リスクインフォームドレギュレーションの枠組みのない我が国におけるこの標準の当面の適用方法として、例えば規制委員会規則に基づくアクシデントマネジメント整備との相互補完的な位置づけで利用する場合として、この標準では、“基準及び良好な慣行”の観点での規制委員会規則への遵守は、統合的な分析の対象とはせず、前提条件と捉えた。

また、米国の **Regulatory Guide 1.174[10]** で規定される統合的な意思決定プロセスでは、“パフォーマンスの監視”も分析対象とされているが、**AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準)** では“パフォーマンスの監視”は統合的な分析の対象とはせず、リスク情報を活用した安全確保活動の全体プロセスに対する監視計画と解釈されている。この標準でも、**AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準)** と同様、全体の PDCA プロセスの中で実施する監視として別途考慮することとした。

また、**AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準)** を基に、この標準で考慮の対象とした、“確率論的考慮事項”、並びに“決定論的考慮事項”における“深層防護の堅持”及び“安全余裕の確保”は、この標準では以下のように解釈して取り扱うこととしている。

### a. 確率論的考慮事項

**箇条 5 発電所ぜい弱性の摘出**により評価される“事故シーケンスグループ等の重要性”に加えて、個々のアクシデントマネジメント候補に対して評価される“リスク低減効果”を対象とする。

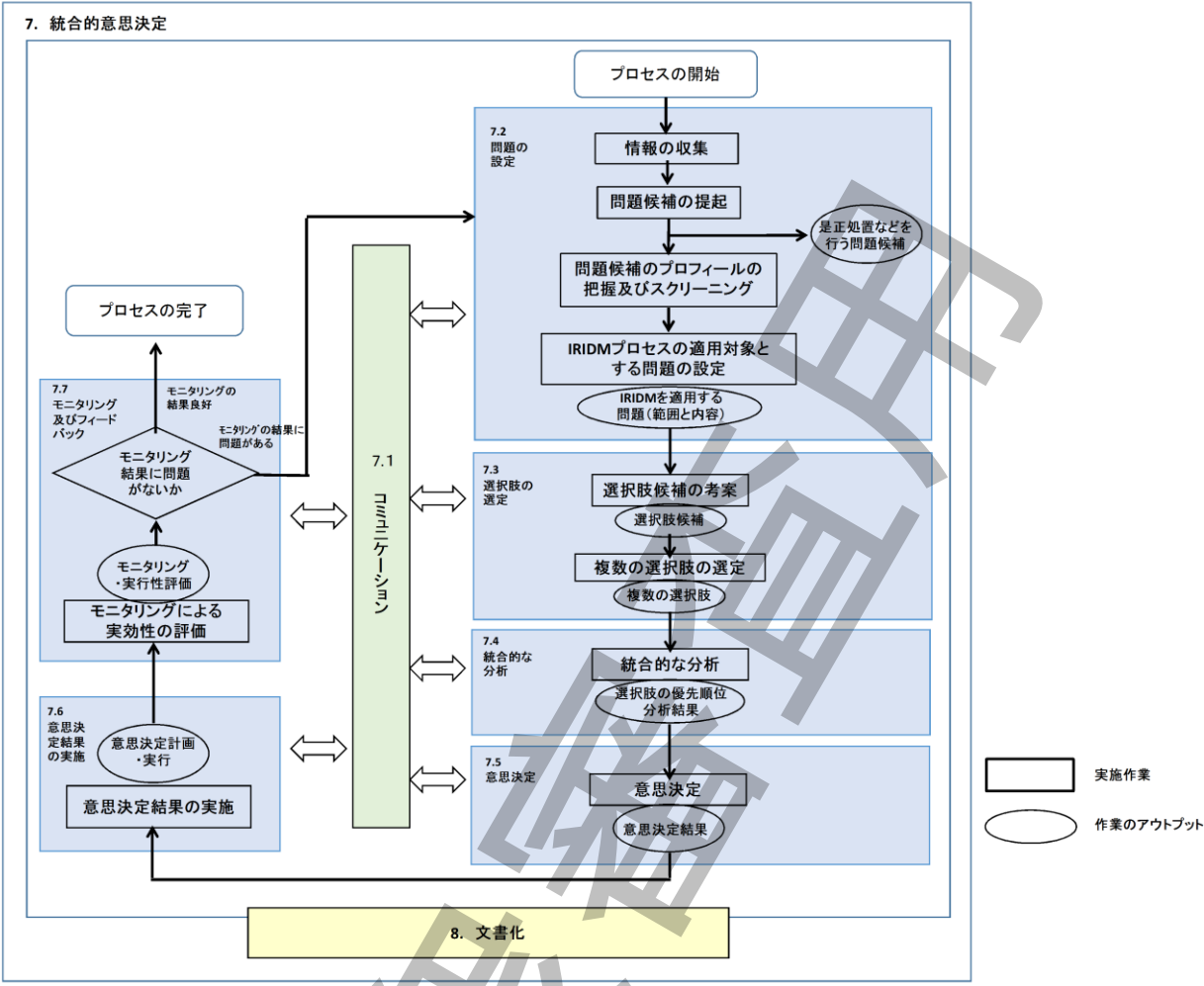
### b. 深層防護の堅持

例えば IAEA の定義における深層防護のレベルのうち、この標準では主に“第 4 の防護レベルに対する安全機能間のバランス及び他の防護レベルとのバランス”の確認が主な対象となる。なお、この標準では、“既に深層防護の一部が破られているアクシデントマネジメントの実施が必要な事態においても深層防護を堅持すべき”と誤解される可能性を回避するため、“深層防護の確認”と表記する。

### c. 安全余裕の確保

この標準では、既存の安全余裕が大幅に損なわれた状況における“アクシデントマネジメントの有効性”の確認が主な対象となる。

アクシデントマネジメントを最適に設定するためには、これらを、**7.2 アクシデントマネジメントの策定**で行う①事故シーケンスグループ等の重要性に続き、②深層防護の確認、③リスク低減効果、④安全余裕の確保、の手順で検討することが合理的と判断されることから、**7.3 アクシデントマネジメントの有効性確認**もこの順の記載としている。



(出典：AESJ-SC-S012 (IRIDM 標準))

解説図 7.1 リスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスの実施フロー (概念図)



## 8 国際標準との関連

この標準の改定と並行して国内外においてもアクシデントマネジメントに関連する多くの標準類の制改定が行われており、この標準制定時に参考とした IAEA ガイド NS-G-2.15 の上位の安全基準にあたる GSR Part 2：安全のためのリーダーシップとマネジメント（以下、GSR Part 2 という）[26]も見直されている。GSR Part 2 では、安全性の維持向上のために基本安全目的から安全文化まで 14 の要件を挙げ、適切な安全方策の特定及び実践と強固な安全文化の醸成には、

安全のためのリーダーシップ

安全のためのマネジメント

統合されたマネジメントシステム

システミックアプローチ（技術的、人的及び組織的な要因間の相互作用を適正に考慮して、システムを全体として理解・把握しようとする考え方）

が必要であるとしている。

GSR Part 2 で重視されている上記の基本概念のうち、安全のためのリーダーシップとマネジメントに係る要件については、GSR Part 2 のドラフトである DS456 の段階から JEAC4111 “原子力安全のためのマネジメントシステム規程”に反映され、この標準でも JEAC4111 を適用している。（解説 5. 適用可能な品質保証基準）

統合されたマネジメントシステム構築については、NS-G-2.15 の改定版である SSG-54[8]で、指揮命令系統の明確化及び組織体制（支援機能を含む）の確立、手順書類及び教育・訓練への新知見の計画的反映、アクシデントマネジメントと緊急時対策との確実な連携などを求めている。この標準の本体及び解説（解説 4. アクシデントマネジメントと防災の関係について）の主旨と一致している。

また、SSG-54 では GSR Part 2 の要求に基づき、システミックアプローチ（人的及び組織的要因を含む）の必要性に言及しており、この標準でも 4. アクシデントマネジメントの基本要件で、対策の具現化に際しては構成要素間相互に必要な考慮事項及び総合的な視点をふまえた全体としての実効性向上を求めている。

なお、GSR Part 2 と同時期に改定された SSR-2/1：原子力発電所の安全性：設計[2]、及び SSR-2/2：原子力発電所の安全性：試運転及び運転[27]では、アクシデントマネジメントに関連する要件として、より具体的に次のような対応の重要性が強調されているが、これらはいずれも福島第一原子力発電所事故の教訓としてこの標準の制定時に既に取り込んだ事項である。

深層防護のレベル間の独立性確保

クリフエッジ効果及び放射性物質の早期大規模放出に対する十分な安全裕度の確保

複数基立地（同時発災）に対する考慮

代替電源の設置

可搬型資機材の活用

使用済燃料プールの冷却/水補給/監視

緊急時対応施設の確保

緊急時対策（通信連絡等）の整備

アクシデントマネジメントの訓練及び定期的見直し

## 定期安全レビューの実施

以上のように、この標準は国際標準の動向も可能な限り反映した内容としている。

### 9 SAM プロセスと IRIDM プロセスとの関係

SAM の活動は、アクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関するリスク情報を活用した意思決定を行う PDCA サイクルのプロセスである。このため、SAM 標準は、IRIDM 標準における基本的原則、共通的な実施要件を前提に、IRIDM の具体的なアプリケーションに関する実施基準として規定した標準である。

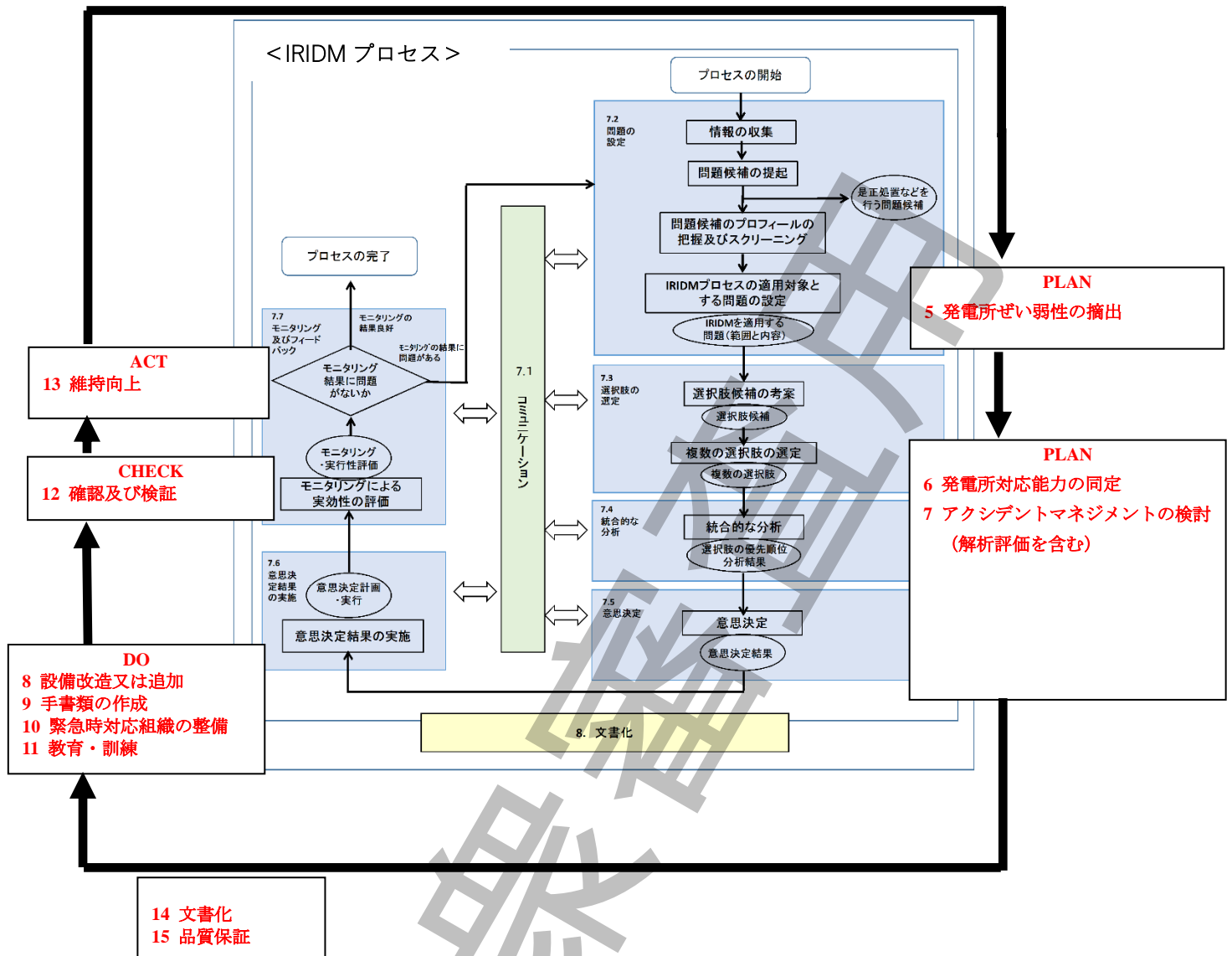
SAM プロセスと IRIDM プロセスとの関係を**解説図 9.1**に示し、両標準の実施要件（IRIDM 標準の**箇条 6～8** 及び SAM 標準の**箇条 5～13**）の関係につき、**解説表 9.1**に対比表の形式にて示す。

IRIDM プロセスの中で SAM プロセスを実施するものと考え、SAM プロセスの実施に当たり、IRIDM 標準に示される実施要件を適用できる箇所もあり、また SAM プロセスの実施には、適用が必要のない IRIDM 標準に示される実施要件もある。これらに対して対比表において、前者については朱色網掛け表記で、後者については灰色網掛け表記で示す。

朱色網掛けの箇所、すなわち SAM プロセスの実施において、IRIDM 標準の実施要件を適用することが可能な箇所として、以下がある。

- ・ 検討過程における“コミュニケーション”に関する要求事項（IRIDM 標準の **7.1** に該当するもの）
- ・ 安全性向上措置の優先順位の決定等の“意思決定”に関する要求事項（IRIDM 標準の **7.5** に該当するもの）
- ・ 安全性向上措置候補の実行後の“モニタリング及びフィードバック”に関する要求事項（IRIDM 標準の **7.7** に該当するもの）

<SAM プロセス>



解説図 9.1 IRIDM プロセスと SAM プロセスの関係

解説表 9.1 SAM プロセスと IRIDM プロセスの関係 (SAM 標準と IRIDM 標準との対比)  
(1/4)

IRIDM 標準 実施要件	SAM 標準 実施要件
<b>6 実施体制及び環境整備</b> <b>6.2 必要な体制の構築並びに責任及び権限の明確化</b> 6.2.1 組織の経営者の責務 6.2.2 意思決定のために必要な体制の構築 6.2.3 IRIDM プロセスの評価及び改善  <b>6.3 実施に係る環境整備</b>  <b>6.4 専門家の意見の活用</b> 6.4.1 専門家に求める意見の明確化 6.4.2 専門家の選任  <b>6.5 第三者の意見の活用</b> 6.5.1 第三者に求める役割の明確化 6.5.2 第三者の選任	SAM 標準においては、SAM プロセスの実行に当たっての実施体制及び環境整備に関する要求を明示的に示していない。SAM プロセスにおける実施体制及び環境整備に関する要求事項、考慮事項は、IRIDM 標準の <b>6 実施体制及び環境整備</b> を適用できる。
<b>7 統合的な意思決定</b>	—
<b>7.1 コミュニケーション</b>	SAM 標準においては、内部コミュニケーションに関する要求を明示的に示していない。SAM プロセスでの PDCA の実行に係る要員に関しては組織内多数部署の関与及び必要に応じた外部組織の利用が必要であり、これに従い、内部コミュニケーションも求められる。SAM プロセスにおける、内部コミュニケーション実施時の要求事項、考慮事項は、IRIDM 標準の <b>7.1 コミュニケーション</b> を適用できる。
<b>7.1.2 組織内部でのコミュニケーション (内部コミュニケーション)</b>	
<b>7.1.4 文書化</b>	
<b>7.1.3 組織外部とのコミュニケーション (外部コミュニケーション)</b>	SAM プロセスは事業者自主活動であり、規制との外部コミュニケーションは想定していない。また、アクシデントマネジメントの検討等において、自治体等の外部コミュニケーションも陽には想定していない。
<b>PLAN</b>	
<b>7.2 問題の設定</b>	<b>5 発電所ぜい弱性の抽出</b> (5 発電所ぜい弱性の抽出 が、IRIDM 標準における <b>7.2 問題の設定</b> を SAM プロセスの場合での具体的な要件として規定したものとなる。)
<b>7.2.2 情報の収集</b>	<b>5 発電所ぜい弱性の抽出</b> <b>5.2 事象の想定</b> <b>5.3 ぜい弱性の抽出に関する検討</b>  SAM 標準の <b>5.2 事象の想定</b> 、 <b>5.3 ぜい弱性の抽出に関する検討</b> が、IRIDM 標準の <b>7.2.2 情報の収集</b> 、 <b>7.2.3 問題候補の抽出</b> 、 <b>7.2.4 問題候補のプロファイルの把握及びスクリーニング</b> 、 <b>7.2.5 問題の設定並びに IRIDM プロセスの範囲及び内容の決定</b> に対応する。  ただし、SAM 標準においては、IRIDM 標準の <b>7.2.2 情報の収集</b> にて規定される実施体制の構築に関する要求を明示的に示していない。SAM プロセスにおける実施体制及び環境整備に関する要求事項、考慮事項に関しては、IRIDM 標準の <b>6 実施体制及び環境整備</b> を適用するのであれば、ここに関する特段の要求事項、考慮事項は不要と考えられる。
<b>7.2.3 問題候補の抽出</b>	<b>5 発電所ぜい弱性の抽出</b> <b>5.2 事象の想定</b> <b>5.3 ぜい弱性の抽出に関する検討</b>
<b>7.2.4 問題候補のプロファイルの把握及びスクリーニング</b>	
<b>7.2.5 問題の設定並びに IRIDM プロセスの範囲及び内容の決定</b>	

解説表 9.1 SAM プロセスと IRIDM プロセスの関係 (SAM 標準と IRIDM 標準との対比)  
(2/4)

IRIDM 標準 実施要件	SAM 標準 実施要件
7.3 選択肢の選定	6 発電所対応能力の同定 7 アクシデントマネジメントの検討 (6 発電所対応能力の同定 及び 7 アクシデントマネジメントの検討 が、IRIDM 標準における 7.3 選択肢の選定 及び 7.4 統合的な分析を SAM プロセスの場合での具体的な要件として規定したものとなる。)
7.3.2 選択肢の選定に係る体制構築	SAM 標準においては、6 発電所対応能力の同定 及び 7 アクシデントマネジメントの検討 における実施体制の構築に関する要求を明示的に示していない。SAM プロセスにおける実施体制及び環境整備に関する要求事項、考慮事項に関しては、IRIDM 標準の 6 実施体制及び環境整備を適用するのであれば、ここに関する特段の要求事項、考慮事項は不要と考えられる。
7.3.3 選択肢候補の考案	6 発電所対応能力の同定 7 アクシデントマネジメントの検討
7.3.4 複数の選択肢の選定	7.2 アクシデントマネジメントの策定 7.3 アクシデントマネジメントの有効性確認 7.4 マネジメントクラスの策定
7.4 統合的な分析	6 発電所対応能力の同定 7 アクシデントマネジメントの検討 (6 発電所対応能力の同定 及び 7 アクシデントマネジメントの検討 が、IRIDM 標準における 7.3 選択肢の選定 及び 7.4 統合的な分析を SAM プロセスの場合での具体的な要件として規定したものとなる。)
7.4.2 統合的な分析で考慮するキーエレメントの選定	6 発電所対応能力の同定 7 アクシデントマネジメントの検討
7.4.3 キーエレメントに関する情報収集及び評価	7.2 アクシデントマネジメントの策定 7.3 アクシデントマネジメントの有効性確認 7.4 マネジメントクラスの策定
7.4.4 選択肢の総合的な優先順位付け	
7.5 意思決定 7.5.2 分析プロセス及び分析結果のレビュー 7.5.3 解決策の決定	SAM 標準においては、意思決定者の最終決定に関する要求は、明示的に示していない。SAM プロセスにおける意思決定に関する要求事項、考慮事項は、IRIDM 標準の 7.5 意思決定 を適用できる。

解説表 9.1 SAM プロセスと IRIDM プロセスの関係 (SAM 標準と IRIDM 標準との対比)

(3/4)

IRIDM 標準 実施要件	SAM 標準 実施要件
<b>DO</b>	
7.6 意思決定結果の実施	<p>8 設備改造又は追加 9 手順書類の作成 10 緊急時対応組織の整備 11 教育・訓練</p> <p>(8 設備改造又は追加, 9 手順書類の作成, 10 緊急時対応組織の整備, 11 教育・訓練 が, IRIDM 標準における 7.6 意思決定結果の実施を SAM プロセスの場合での具体的な要件として規定したものとなる。)</p>
7.6.2 実行組織, マネジメント体制及び管理手順の構築	SAM 標準においては, 8 設備改造又は追加, 9 手順書類の作成, 10 緊急時対応組織の整備, 11 教育・訓練 における実施体制の構築に関する要求を明示的に示していない。SAM プロセスにおける実施体制及び環境整備に関する要求事項, 考慮事項に関しては, IRIDM 標準の 6 実施体制及び環境整備を適用するのであれば, ここに関する特段の要求事項, 考慮事項は不要と考えられる。
7.6.3 実施計画及び実施工程の立案	SAM 標準においては, 策定したアクシデントマネジメントの実施に際しての実施計画及び実施工程の立案に関する要求は, 明示的に示していない。SAM プロセスにおける意思決定に関する要求事項, 考慮事項は, IRIDM 標準の 7.6.3 実施計画及び実施工程の立案を適用できる。
7.6.4 実施計画の確実な実行	<p>8 設備改造又は追加 8.1 実施方針 8.2 考慮すべき要件</p> <p>9 手順書類の作成 9.1 実施方針 9.2 考慮すべき要件</p> <p>10 緊急時対応組織の整備 10.1 緊急時対応組織の機能 10.2 緊急時対応組織の構成と役割 10.3 緊急時対応における機能の範囲と移管 10.4 緊急時対応における情報伝達</p> <p>11 教育・訓練 11.1 実施方針 11.2 考慮すべき事項</p>

解説表 9.1 SAM プロセスと IRIDM プロセスの関係 (SAM 標準と IRIDM 標準との対比)  
(4/4)

IRIDM 標準 実施要件	SAM 標準 実施要件
<b>CHECK → ACT</b>	
7.7 モニタリング及びフィードバック	12 確認及び検証 13 アクシデントマネジメントの維持向上 (12 確認及び検証 及び 13 アクシデントマネジメントの維持向上 が、IRIDM 標準における 7.7 モニタリング及びフィードバック を SAM プロセスの場合での具体的な要件として規定したものとなる。)
7.7.2 モニタリング 7.7.3 フィードバック	12 確認及び検証 12.1 アクシデントマネジメントの検証 12.2 手順書類の妥当性確認 12.3 第三者レビューによる妥当性確認 12.4 確認及び検証作業の文書化 13 アクシデントマネジメントの維持向上 13.1 調査・整理 13.2 影響の確認 13.3 整備に関する再検討
8 文書化 8.1 目的・対象・結果などの文書化 8.2 規定への適合性の文書化 8.3 除外事項などの適用の妥当性の文書化	14 文書化 14.1 目的・対象・結果などの文書化 14.2 規定への適合性の文書化 14.3 除外事項などの適用の妥当性の文書化

## 参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency, " Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants " IAEA Safety Standards Series NS-G-2.15, IAEA, Vienna (2009). ©IAEA 2009
- [2] International Atomic Energy Agency, " Safety of Nuclear Power Plants: Design " IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 Rev.1, IAEA, Vienna (2016). ©IAEA 2016
- [3] 原子力安全・保安院, “ 発電用原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について (現時点での検討状況) 別紙 ” (2012)
- [4] International Atomic Energy Agency, " Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants, " IAEA Safety Standard Series No. SSG-63, IAEA, Vienna (2020). ©IAEA 2020
- [5] WENRA, " Safety of new NPP designs, " WENRA RHWG Report (2013)
- [6] Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21 st Century, the Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident (2011), U.S.Nuclear Regulatory Commission
- [7] 原子力安全委員会, “ 発電用原子炉施設におけるシビアアクシデント対策—多重防護の考え方について— ” (2012)
- [8] International Atomic Energy Agency, " Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, " IAEA Safety Standard Series No. SSG-54, IAEA, Vienna (2019). ©IAEA 2019
- [9] NEI, “Crediting Mitigating Strategies in Risk-Informed Decision Making,” NEI 16-06, August 2016.
- [10] An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes

to the Licensing Basis, Regulatory Guide 1.174 Rev.3 (2018), U.S.Nuclear Regulatory Commission

- [11] International Atomic Energy Agency, " Defense in Depth in Nuclear Safety " INSAG Series No. 10, IAEA, Vienna (1996). ©IAEA 1996
- [12] International Atomic Energy Agency, " Safety of Nuclear Power Plants : Design " IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000). ©IAEA 2000
- [13] Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21 st Century, the Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident (2011), U.S.Nuclear Regulatory Commission
- [14] Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants, 10CFR Part 50 Appendix B
- [15] FEASIBILITY STUDY FOR A RISKINFORMED AND PERFORMANCEBASED REGULATORY STRUCTURE FOR FUTURE PLANT LICENSING, Volume 1 and 2, NUREG-1860 (2007), U.S.Nuclear Regulatory Commission
- [16] “原子力災害対策特別措置法” 法律第百五十六号 (2023改正)
- [17] 原子力規制委員会, “ 原子力災害対策指針” (2024改正)
- [18] 日本電気協会, “原子力発電所の緊急時対策指針” JEAG4102-2020 (2020)
- [19] 日本電気協会, “原子力安全のためのマネジメントシステム規程” JEAC4111-2021 (2021)
- [20] 原子力規制委員会, “原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備に関する規則” 原子力規制委員会規則第四号 のうち第8条関係(実用発電用原子炉の設置, 運転等に関する規則) (2019 改正)
- [21] 原子力規制委員会, “実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則” 原子力規制委員会規則第五号 (2022 改正)
- [22] 原子力規制委員会, “核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律” (2023 改正)
- [23] 原子力規制委員会, “実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則の解釈” (内規 (行政手続法の審査基準に該当)) 原子力規制委員会決定 (2023 改正)
- [24] 原子力規制委員会, “実用発電用原子炉の規制に係る審査基準に関連する一連の内規” (2023 改正)
- [25] 原子力規制委員会, “実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド” (2020 改正)
- [26] International Atomic Energy Agency, " Leadership and Management for Safety, " IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016). ©IAEA 2016
- [27] 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). ©IAEA 2016