



Atomic Energy Association

ATENA 20-ME03 Rev.0

設計の経年化評価ガイドライン

原子力エネルギー協議会

2020年9月

【はじめに】

原子力事業者（以下、「事業者」という。）は、規制要求に留まることなく自主的な安全性向上活動を継続的に進めているところである。この活動では、最新の科学的知見及び技術的知見（以下、「新知見」という。）を収集し、自プラントへの適用の可否を検討し、抽出された安全対策案について、安全性向上の効果をはじめとした総合的な評価を行い、効果的な対策を採用・実施していく取組を行っている。

IAEA ガイド「SSG-48 Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants（原子力発電所の長期運転に関する経年劣化管理及びプログラムの策定）」では、原子力発電所の経年劣化管理の一部として技術の進歩、安全要求の変遷等に着眼したレビューを推奨している（解説1）。事業者が自主的な安全性向上活動を進めていく際には、外部ハザードに関する新知見及び運転経験情報の反映を進めることはもとより、設計の経年化すなわち設計において経年的に生じる差異に着目して、プラントの脆弱性を抽出することも、プラントの安全性向上のために必要である。

設計の経年化管理の取組は、福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた自主的な安全性向上の取組である。福島第一原子力発電所では、タービン建屋の地下階に安全系の電源系設備（非常用ディーゼル発電機、メタクラの設備）が設置され、これが津波による全電源喪失事故の一因となった。タービン建屋の地下に安全系の電源系設備が設置されている設計は古いプラント固有の設計であり、津波等による浸水に対する脆弱性があったといえるが、その安全上の重要度の確認を行って事故が起こるまでの間に自主的に改善されることはなかった。したがって、プラント設計が古いことによる安全上の弱点を抽出する仕組みが重要であると判断し、これまでに実施してきた定期安全レビュー（以下、「PSR」という。）の活動（再稼働したプラントにおいては安全性向上評価の活動）に加え、新旧プラント設計の違いに着目して安全性を評価する事業者自主の仕組みを導入することとした。

具体的には、規制基準に適合したプラントについて、設計の差異に関して安全上の得失がどのようにあるのかを原子炉リスクの観点から検討して自プラントの安全性の特徴を理解するとともに、必要に応じてハード対策及びソフト対策を検討する取組を事業者の自主的な取組として進める。

本ガイドラインは、全事業者において設計の経年化管理が的確に行われるように、設計の経年化評価に係る着眼点の抽出、評価及び対策要否の検討の具体的な取組方法を、共通的なガイドラインとして標準化・明確化すること、この取組を通じて、設計の経年化に伴う

差異に着目して、規制の枠を超えて改善策を検討し、原子力発電所の自主的かつ継続的な安全性の向上に繋げることを意図して整備したものである。なお、本活動は、事業者の自由闊達な改善活動を促すものであり、画一的な対策を求めていくものではない。

本ガイドラインの情報等の取扱いについては、以下のとおりとする。

(免責)

- (1) ATENA, ATENA 従業員, 会員, 支援組織等本ガイドラインの作成に関わる関係者（以下、「ATENA 関係者」という。）は、本ガイドラインの内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本ガイドラインの使用により本ガイドライン使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。本ガイドラインの使用者は、自己の責任において本ガイドラインを使用するものとする。

(権利帰属)

- (1) 本ガイドラインの著作権その他の知的財産権（以下、「本件知的財産権」という。）は、ATENA に帰属する。本件知的財産権は、本ガイドラインの使用者に移転せず、また、ATENA の承諾がない限り、本ガイドラインの使用者には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

(本頁以下余白)

改定履歴

改定年月	版	改定内容	備考
2020年9月25日	初版	新規制定	

目次

1. 序文	-1-
1.1 目的	-1-
1.2 概要	-1-
1.3 適用範囲	-1-
1.4 用語の定義	-1-
2. 評価手順	-2-
2.1 設計経年化の着眼点の抽出	-2-
2.2 評価	-3-
2.3 対策案の検討	-5-
3. 対策要否の検討及び実施	-5-
4. 継続的な評価	-5-
5. 記録	-5-
6. その他	-5-
参考文献	-7-
添付書類 1	
表 1 設計経年化の差異候補 (BWR の例)	-8-
解説	
1 IAEA ガイドとの関係	-9-
2-1 評価の事例 (BWR 格納容器)	-10-
2-2 評価の事例 (BWR RHR 中間ループ)	-21-
2-3 評価の事例 (PWR ECCS 系統)	-34-
3 その他の抽出方法	-41-
4 ソフト対策の充実化を図る意図	-45-

1. 序文

1.1 目的

本ガイドラインの目的は、規制基準に適合することで稼働が認められた原子力発電所においても、設計の経年化、すなわち設計において経年的に生じる差異に着目して、プラントの脆弱性を把握して必要な対策を検討・実施し、原子力発電所の継続的な安全性の維持・向上を促すために、国内原子力発電所の設計を比較し対策を検討する手法を提示することである。

1.2 概要

各事業者が、対象とする原子力発電所の設計の経年化を直接的に確認していく方法として、系統設計仕様書のプラント間比較等から、設計経年化を評価するための着眼点（安全機能に係る設計の違い）（以下、「設計経年化の着眼点」という。）を抽出し、原子炉リスクの観点から評価を実施し、必要な安全対策（ハード・ソフト）を検討し、対策を決定していく手順を示した。また、確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）等の評価結果から設計経年化の着眼点を抽出し、対策案を検討していく方法も手順に含めている。これらの活動は安全性向上評価の一環として継続的に実施していくこととする。

1.3 適用範囲

長期間運転（30年程度が目安）した国内の規制基準適合プラントに適用する。なお、運転期間の短いプラントにおいても、設計の差異を評価していく。

1.4 用語の定義

・設計の経年化

時間の経過にしたがってプラントの設計に関する知見が蓄積されることにより、プラントの設計そのものが変遷し、旧設計のプラントにおいて、新設計との差異が生じること。したがって、設計の経年化は、設備等が物理的に衰えていく経年劣化とは異なるものである。

本ガイドラインで対象とする新規規制基準適合プラントは、原設計以降、設備が変更となり、あるいは規制基準適合のための対策を採っている場合があり、これらを全て含めた差異として、設計、設備、対策等、広く安全対策を比較の対象とする。

・設計の経年化評価

時間の経過に伴い生じる、「設計の経年化」を評価すること。

・設計の経年化管理

「設計の経年化評価」の結果から、必要に応じて対策を実施していくこと。

2. 評価手順

原子炉リスクへの影響の観点から設計経年化の着眼点を広く抽出し、これらの安全上の重要性を評価し、その重要性に応じて対策を検討する。その具体的な手順を 2.1～2.3 に示す。

また、事業者が個別プラントの評価を実施する場合の参考として、解説 2-1～2-3 に例示する。

2.1 設計経年化の着眼点の抽出

原子炉リスクへの影響を評価して安全上の重要度を確認する対象となる設計経年化の着眼点を抽出する。着眼点の抽出には、設計の差異すなわち上流側からのアプローチとして設計情報を比較してその差異の個別プラントへの影響を確認するという方法と、設計の差異がもたらす影響すなわち下流側からのアプローチとして PRA 等の様々な評価結果から脆弱性を見出された系統及び設備（以下、「設備等」という。）について設計の経年化の観点で分析する方法があり、以下のような方法から対象毎に適切な方法を選択する。

a. 直接的な設計情報比較からの抽出方法 （主として内的事象の観点からの抽出）

a-1. 安全機能の整理

原子炉設置許可申請書等に記載の安全上重要な設備等（安全重要度クラス 1, 2 の機能を有する設備等）の機能を対象に、当該安全機能が設計基準事故や重大事故に対し発生防止又は影響緩和のために期待される個別機能及び特性並びに信頼性を決定する要因（物理的メカニズム）を整理する。

a-2. 設計差異の整理

a-1. の機能に係る設計の違いを抽出するため、設計図書の記載事項を基に、各設備等の物理的構成・形状、当該安全機能に期待される個別機能及び特性、並びに信頼性を決定する要因等に関する設計情報を比較して、設計差異を整理する。

a-3. 着眼点の抽出

当該安全機能に期待される個別機能及び特性並びに信頼性を決定する要因等に関する設計情報の比較から得られた設計差異（a-2 にて整理した設計差異）から設計経年化の着眼点を抽出する。個別の設備等の直接的な比較からは、主として内的事象のリスクを支配する信頼性や事故時挙動に関連する相違点等が、有意と考えられる差異として抽出される。

b. PRA 等の様々な評価結果からの抽出方法 （主として外的事象の観点からの抽出）

外的事象については、共通的に外力が働く事象であるため、個別の設備等の設計比較

で設計経年化の着眼点を抽出することは困難である。そこでプラントの当該ハザードに対する脆弱性を評価する PRA 等を実施し、リスク評価の中で脆弱性を大きく支配する設計上の特性を設計経年化の着眼点として抽出していくことが効果的である。

なお、これらの事象については、安全性向上評価届出書において、b-1～b-3 に示すような個別プラント評価に基づき安全性向上対策の検討を実施しており、この中に設計経年化に関する検討も含まれることから、これらの評価を有効活用し、対策が必要と判断された設備等について、他プラントとの設計上の差異、背景を深掘りして分析することで、設計経年化の着眼点を抽出してもよい。

b-1. PRA

ドミナントシーケンスに含まれる設備、リスク重要度の高い設備等に着目し、設計の経年化による影響が考えられる着眼点（例えば、設置場所、分離・離隔、フラジリティ）を抽出する。なお、同一ハザードでプラント間で比較することが可能な PRA がある場合には、それぞれのドミナントシーケンス等を比較することで世代の異なるプラント間の脆弱性の違いが確認でき、設計の経年化が見出しやすくなる。例えば、地震 PRA を考えた場合、地震ハザードは発電所単位で設定しているため、これら同じ地震ハザードを使用した同一発電所内のプラント間での比較による着眼点の抽出が考えられる。

b-2. ストレストテスト等の安全裕度評価

対象ハザードを設計基準より大きくした場合に脆弱性が認められる設備等に着目し、その脆弱性が設計の経年化に起因するものであるかを見出すことで設計経年化の着眼点（例えば、配置高さ、フラジリティ）を抽出する。

b-3. プラントウォークダウン

PRA や安全裕度評価の際に実施し、ハザードに対する配置等の設計の脆弱性（例えば、他機器からの波及的影響）に着目して経年化の着眼点として抽出する。

b-4 その他

上記によらず設計経年化の着眼点を抽出することができる方法を解説 3 に示す。

a. 直接的な設計情報からの抽出方法及び b. PRA 等の様々な評価結果からの抽出方法を通して抽出される設計経年化差異候補（BWR の例）を添付資料 1 の表 1 に示す。

2.2 評価

2.1 にて抽出した着眼点毎に、a. PRA 評価結果及び b. PRA モデル化要素に示す安全上の

視点から安全上の重要性を評価する^{注1}。なお、2.1 b. PRA等の様々な評価結果からの抽出方法で得られた着眼点については、PRA等の評価結果そのものに原子炉リスクへの影響度合いが含まれている。

a. PRA 評価結果^{注2}

- a-1. 着眼点抽出の際に整理した設計差異によって自プラントと比較対象プラントの全炉心損傷頻度（以下、「CDF」という。）等に有意な差が生じるか：有意であるかどうかは、例えば R. G. 1. 174^[1] や重要度決定プロセス（以下、「SDP」という。）の判断基準に照らしてみることが考えられる
- a-2. 事故シーケンス毎の発生頻度（リスクプロファイル）において、設計差異のある設備等を含む特定の事故シーケンスが突出していないか：例えば、全交流電源喪失（以下、「SBO」という。）が全CDFの90%を占める
- a-3. 設計差異が存在する設備等のリスク重要度が極端に大きくなるものはないか等

b. PRA モデル化要素

- b-1. 設計差異により起因事象発生頻度が有意に増加することはないか：例えば、系統構成の差異による原子炉補機冷却水喪失発生頻度の変化
- b-2. 設計差異によりイベントツリーの分岐確率に有意な差がないか：例えば、格納容器イベントツリーの溶融炉心-コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）発生確率が有意に高い
- b-3. 設計差異によりフォールトツリーの頂上事象確率が有意に高くなることはないか
- b-4. 設計差異によりメンテナンスによるアンアベイラビリティが有意に大きくなることはないか
- b-5. 設計差異により系統の故障確率が増大することはないか
- b-6. 設計差異によりヒューマンエラーの発生確率が大きくなることはないか 等

c. SA 解析：設計差異により事象進展の速さや判断基準への到達時間といった時間的な要素の面で、安全余裕に影響が出るか

d. その他、安全上の影響を評価できると考えられる視点

注1：安全上の重要性はリスクを考慮して検討するが、リスク影響は必ずしも定量的なものが得られるとは限らない（深層防護の特定の層の厚みが欠如若しくは薄い場合や事象の発生防止に過度に依存していてバランスが悪い場合もある）。また、定量的な結果が得られたとしても、その大小を仕分ける明確な閾値はない。本ガイドラインの目指すところは規制基準への適合ではなく、自主的な安全性向上であることを踏まえ、その大小については、例えば我が国のSDPの判断基準や米国のリスク情報活用のベースドキュメントとも呼ぶべきR. G. 1. 174を参考にしてケースバイケースで判断する。

注2：PRAの品質を確保すべく、日本原子力学会標準に準拠することに加え、新知見の反映等により

品質を向上していく必要がある。また、PRA の有する不確実さに留意し、不確実さを考慮した相対的な評価等の工夫が推奨される。

2.3 対策案の検討

評価された着眼点毎の安全上の重要性に応じ、対策案を検討する。

この対策案の抽出にあたっては、ハード対策に加えて、迅速な対応が可能なソフト対策の充実も考慮する（解説 4）。確率が小さくても、安全上の重要性を考慮したうえで、設計の経年化という観点で差異があればそれを切り捨てるのではなく、対策案を幅広く抽出し、改善の効果とコストを勘案したうえで導入を検討する。

3. 対策要否の検討及び実施

2.1～2.3 の分析による個別プラント評価結果に基づく安全上の脆弱性、対策導入による効果（悪影響が無いことの確認を含む）及びリソースを総合的に勘案し、具体的な対策を検討し採否を判断する。採用した対策は計画的に実施する。

4. 継続的な評価

事業者は、前項までの対応が一通り完了して以降は、設計の経年化管理の観点から、国内での新設計の情報、海外の新知見の情報を活用し、前項までの手順を踏んで評価を継続的に実施していく。

ATENA は、事業者の評価結果を確認し、必要に応じ本ガイドラインを改定する。

5. 記録

上記の検討プロセスについて記録に残す。

6. その他

安全性向上評価届出書に記載し、公表する。

2～4 章までに述べた本ガイドラインの流れについて、基本フローとして図 1 に示す。

（本頁以下余白）

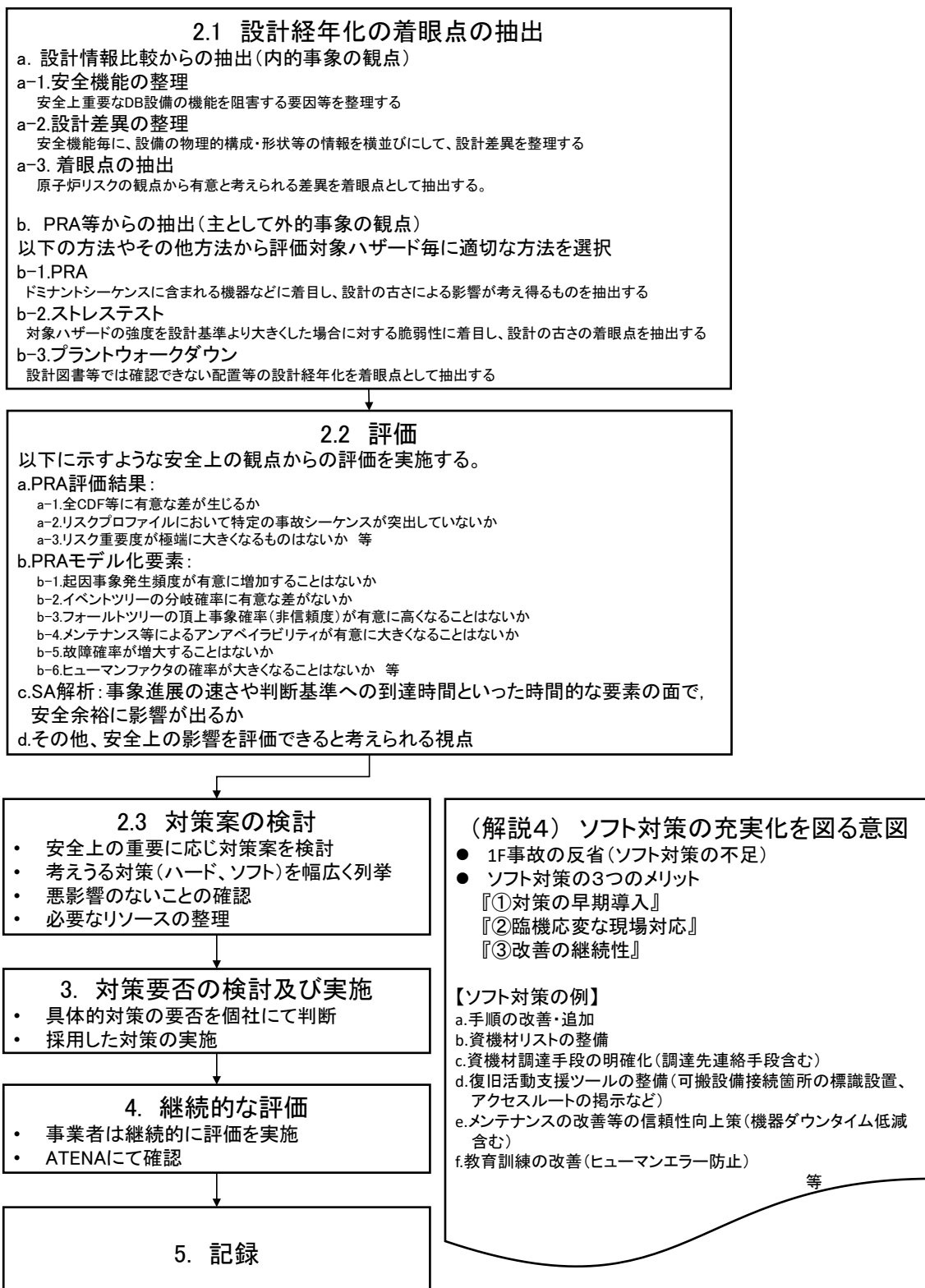


図1 本ガイドラインの業務フロー図

以上

参考文献

[1]	R. G. 1. 174: AN APPROACH FOR USING PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT IN RISK-INFORMED DECISIONS ON PLANT-SPECIFIC CHANGES TO THE LICENSING BASIS
-----	---

(本頁以下余白)

表 1 設計経年化の差異候補 (BWR の例)

設備等	安全性に係る主な設計変遷	備考
制御棒	高速スクラム化, 電動制御棒駆動機構, シールレス化	
主蒸気系 (MS)	主蒸気管フローリミタ位置, 主蒸気第 3 弁/主蒸気隔離弁漏えい抑制系 (LCS) 削除	
逃し安全弁	改良小型化, 大容量化	
再循環系 (PLR)	ジェットポンプ 5 本ノズル, 流量制御弁 (FCV), インターナルポンプ (再循環配管なし) MG セットサイリスタ化	
ほう酸水注入系 (SLC)	注入先, 爆破弁→電動弁化	
非常用炉心冷却系 (ECCS)	ECCS の完全 3 区分化, 注水方式 (スプレイ有無, シュラウド内外), 大型ストレーナ (バーセベック事象対策)	
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	注入先の差異, ECCS 化	HPAC (シール不要化)
残留熱除去系 (RHR)	蒸気凝縮モード削除, 3 区分化 (ABWR)	
補器冷却系 (RCW/RSW)	海水直接/中間ループ, 常用・非常用分離/共用型	
可燃性ガス濃度制御系 (FCS)	常設, 可搬式	非安全系化 (海外)
非常用ガス処理系 (SGTS)	非常用ガス再循環系, 二次格納容器内設置, 二次格納容器漏えい率	
原子炉格納容器	Mark-I/II, 改良標準化, RCCV (鉄筋コンクリート製格納容器)	
原子炉圧力容器	炉心支持板 (クロスビーム構造), 上部格子板 (大型鍛造削り出し), ペDESTAL の鋼製化	
原子炉冷却材浄化系 (CUW)	低圧式, 高圧式	
使用済み燃料プール冷却浄化系 (FPC)	非常時補給水系統	
電源系	共用 DG 排除, 空冷 DG 採用, 高速 DG, バイタル電源→サイリスタ化	
計装・制御系	信頼性向上 (2 out of 4 採用), 光多重伝送デジタル化, フラットディスプレイ化	

(解説1) IAEA ガイドとの関係

設計の経年化管理の取組の検討にあたっては IAEA ガイド (SSG-25, 48) を参考にした。

SSG-48 (Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants) は、原子力発電所の経年劣化管理を規定した IAEA のガイドであるが、非物理的経年劣化についても物理的経年劣化と同様に定期的な安全レビューが必要であるとしている。また、SSG-48 においては、非物理的経年劣化に関し、SSG-25 (Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants) を参照している。

SSG-25 は、既存の原子力発電所の PSR 実施に際する提言と指針提供を目的としたガイドであり、PSR 実施時のレビューの視点として、14 の安全因子が示されている。安全因子 1 (Plant design) は、国内外基準に対するプラント設計の適合性をレビューする視点であるが、国内外新知見全般に対するプラント設計の有効性確認を目的としており、PSR における設計レビュー活動全般をカバーしたレビューの視点と言える。また、安全因子 2 (Actual condition of SSCs important to safety) は、SSG-48 で参照されている安全因子であるが、設計基準の変化によって引き起こされる構造物、系統および機器（以下、「SSC」という。）の“obsolescence^注”に留意した視点に立ったレビューを求めている。

今回策定する設計の経年化評価ガイドラインは、安全性向上評価活動の中のひとつの手法であり、プラント設計の有効性をレビューする観点から安全因子 1 の視点も踏まえつつ、ATENA として今回特に力点を置いた SSC の実状態の“obsolescence”のレビューの観点から安全因子 2 の視点を踏まえたものである。

注：以下 SSG-48 1.2 原文にて、SSC の非物理的経年劣化 (obsolescence) は、知識、技術の進化や要件、基準の変更により、SSC が古くなるプロセスである、としている。

【SSG-48 原文抜粋】

1.2. Ageing management for nuclear power plants is implemented to ensure that the effects of ageing will not prevent structures, systems and components (SSCs) from being able to accomplish their required safety functions throughout the lifetime of the nuclear power plant (including its decommissioning) and it takes account of changes that occur with time and use [1]. This requires addressing both the effects of physical ageing of SSCs, resulting in degradation of their performance characteristics, and the non-physical ageing (obsolescence) of SSCs (i.e. their becoming out of date in comparison with current knowledge, codes, standards and regulations, and technology).

(解説 2-1) 評価の事例 (BWR 原子炉格納容器)

1. 設計経年化の着眼点の抽出

(1) 差異抽出の観点

BWR プラントの原子炉格納容器 (以下、「格納容器」という。) は MS-1 に分類されるものであり、複数の型式が存在し、これらは原子炉リスク及び決定論的な安全裕度に影響を及ぼし得ることから、直接的な設計情報比較から着眼点を抽出することとした。なお、格納容器の機能は容器本体だけでなく関連系と相俟って達成されるが、関連系の差異は、各系統の検討で評価するため、ここでは格納容器本体とその内部構造に着目する。

(2) 着眼点の抽出

格納容器は、原子炉からの離隔を担う機能を有する設備として考案されたが、圧力抑制方式の設計が成熟してからは、原子炉冷却材喪失事故 (以下、「LOCA」という。) を代表事象とし、格納容器圧力・温度を基準としてサイジングされてきた。設計においては、内包する原子炉系機器の体積を格納容器の空間体積から減じた有効空間体積 (及びドライウェル (以下、「D/W」という。) とサプレッションチェンバ (以下、「S/C」という。) の体積比)、サプレッションプール水量、最高使用圧力を主たる基本パラメータとして、原子炉出力及び一次系保有水量を踏まえた事故時のヒートバランスを考慮した容量としている。

形状は、国内導入初期型である Mark-I 及びその後導入された Mark-II 型から、それぞれの改良標準化型を経て、ABWR 型の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 (以下、「RCCV」という。) があるが、改良標準化以降は立地条件及び出力規模も考慮して選択されている。

このような格納容器設計の変遷を踏まえ、設計経年化の着眼点を抽出した。

a-1. 安全機能の整理

格納容器の閉じ込め機能に着目し、この機能の信頼性を決定する物理的メカニズムを整理した。そのメカニズムとしては、格納容器の過圧、過温、MCCI、水蒸気爆発 (以下、「FCI」という。)、格納容器雰囲気直接加熱 (以下、「DCH」という。)、水素燃焼がある。

a-2. 設計差異の整理

BWR の格納容器の型式は Mark-I、Mark-II 及び RCCV に大別されるが、さらに細分化すると改良標準化により体積が大きくなった Mark-I 改及び Mark-II 改がある。新規基準適合プラントを比較するため、ここでは Mark-I 改、Mark-II 及び RCCV を選定した。

a-1. で整理した機能（メカニズム）に対して、それぞれの格納容器型式における設計差異を表 3 に示す。ここで、FCI、DCH 及び水素燃焼に関しては BWR の格納容器設計の差異によりそのメカニズムの発生のし易さに本質的に変わりがないことから、差異としての整理はしていない。

a-3. 着眼点の抽出

以上の整理の結果、BWR の格納容器における設計経年化の着眼点としては、格納容器の過圧、過温及び MCCI が抽出された。

2. 評価

2.1 原子炉リスクの観点

各格納容器型式を有するプラントの、レベル 1.5 PRA（内的事象、状態 A+ α ）の評価結果（図 1-1～1-3）から、以下のようなリスク評価上の特徴が把握できる。

(1) 過圧/過温

全格納容器破損頻度（以下、「CFF」という。）に占める寄与は、原子炉停止機能喪失事象/ISLOCA/隔離失敗の格納容器本体の特徴と関連しない破損モードを除くと、いずれの格納容器型式でも過圧・過温が上位を占めている。さらに過圧と過温を比較すると過圧の寄与が大きい。仮想的に SA 対策がないとした場合に、格納容器が過圧又は過温破損に至るまでの時間余裕は、後述の出力あたりの体積、サプレッションプール水量、最高使用圧力の違い等から Mark-II 型に比べて Mark-I 改良型及び RCCV が相対的に僅かに長くなっている（図 2）。

(2) Energetic な事象

FCI や DCH のような Energetic な事象は、設計の経年化による差異との関連が小さいことから着眼点として抽出されていないが、他のメカニズムとの比較の観点から考察を加えた。これらの energetic な事象による格納容器破損確率は一般に極めて小さいと評価されていることから、全 CFF に対するこれらの破損モードの寄与はいずれの格納容器型式においても下位となっており、これらの現象が重大事故時に脅威となるおそれは低い。（図 3）

(3) MCCI

MCCI による CFF は、上述の過圧/過温と Energetic な事象の概ね中間にある。

MCCI は、格納容器下部への事前水張又は RPV 破損後の注水の実施により抑止することができる。ただし、Mark-II 型格納容器では、そのペDESTAL 形状から溶融炉心冷却失敗後のペDESTAL 貫通の結果としてサプレッションプールにおいて発生する FCI が相対的に有意な割合を占めているが、新規制基準対応でコリウムシールドやペDESTAL 水位制御の対策を採っている。

なお、RCCV ではペDESTAL床面積が広く確保されていることから、事前水張がない場合でも熔融炉心の冷却に成功する確率が高い。

2.2 安全裕度の観点

1. 設計経年化の着眼点の抽出で述べたように格納容器は基本設計としては設計基準 LOCA でサイジングされているが、安全裕度の観点からは重大事故時における過圧による負荷が最も重要となるため、その指標となるパラメータを表 1 に比較する。出力あたりの体積、サプレッションプール水量、最高使用圧力等から、Mark-II 型に比べて Mark-I 改良型が相対的に最も安全裕度が大きいことがわかる。なお、ベントの実施は格納容器圧力を主な判断基準としているが、圧力抑制機能を維持するための真空破壊弁の高さやベント配管の接続高さも判断基準となり、ベント時間は格納容器本体の型式だけでなく関連設備の設置高さとも関連する。なお、代替循環冷却が可能な場合にはベント時間はこれら関連設備との関係はない。

過温に対しては、いずれの型式でも着目すべき部位（トップヘッドフランジ部等）周りの構造は同等であり、シール材の改良及びウエル注水による耐性向上もなされているため、設計経年化の着眼点にはならない。

表 1 指標となるパラメータ

格納容器型式 (出力)	出力あたりの格納容器 体積 (m ³ /MWt)	出力あたりのサプレッ ション プール水量 (m ³ /MWt)	設計上の最 高使用圧力 (kPa)	ベント時間* (h)
Mark-II (3293 MWt)	3.0	1.0	310	19
Mark-I 改良型 (2436 MWt)	5.2	1.1	427	45
RCCV (3926 MWt)	3.4	0.92	310	29

* 有効性評価における過圧過温ケース

2.3 評価のまとめ

以上のような設計差異の比較から、格納容器の過圧の安全上の重要性が高い。また、格納容器型式間では Mark-II における重要性が高い。

過温、MCCI は安全上の重要性は相対的に低いものの、合理的な対策の有無を検討していく。

3. 対策案の抽出

2. で抽出されたリスク評価上の特徴（潜在的な脆弱性）に対して安全性を向上させる方策としては、表 2 のような案が考えられる。

4. 対策要否の検討及び実施

事業者は、個別プラントの特徴を踏まえ、表2に挙げた案から、効果と必要なリソースを勘案し、導入に伴い悪影響のない対策を採用する。対策の採否を検討するにあたっては、効果が小さくても容易に導入が可能な対策は排除しないよう留意するとともに、特にソフト対策では現場への負担が過大とならないよう配慮する。

採用した対策は、予算措置等の必要な措置をとり、計画的に実施していく。

5. 継続的な評価

今後、格納容器の破損に係る物理化学現象又は格納容器の安全裕度をさらに向上させ得る技術に関して新たな知見が得られた場合には、それらを踏まえて必要に応じ再評価を行う。

ATENAは、事業者の評価結果を確認し、評価プロセス、方法、解説等の修正及び追加が必要と考えられる場合は、本ガイドラインを改定する。

(本頁以下余白)

表 2 安全性を向上させる方策

脆弱性	対策	補足	対策状況
過圧破損	格納容器体積の増加	外部注水を行う場合は制限水量（関連設備高さ）にも依存	
	耐圧性の向上	板厚，構造材規格上の制約あり	
	出力低下		
	除熱機能の追加	FCVS/耐圧強化ベント，代替循環冷却	済
		代替原子炉補機冷却（可搬型）	済
	除熱能力の活用	CUW/DW クーラー活用（能力は系統設計に依存）手順の整備	済
		RHR の復旧手順の整備	済
		不活性ガス系/SGTS ベント手順の整備	済
運用の改善	ユニハンドラー操作時に使用する電動工具の整備		
過温破損	非金属部の耐熱性向上	改良 EPDM（エチレン・プロピレン・ジエンゴム）材の適用	済
	原子炉ウェル注水		済
	代替格納容器スプレイ	MUWC，消火系，消防車	済
	格納容器ベント	過温破損前の放射性物質放出抑制手順の追加	済
MCCI	ペDESTAL床面積の増加		
	コアキャッチャー		
	コリウムシールド	重要度と効果はペDESTAL及びサンP形状に依存	済
	溶融炉心への注水	ペDESTAL注水	済
		事前水張手順の整備	済
ペDESTAL水位制御	水位調整設備（MCCI 抑制と FCI 回避を考慮）	済	
共通	運用の改善	特重設備の優先的な使用を考慮した手順整備	
	手順書の改善	現場状況を踏まえた復旧手順のレビューによる改善	
	訓練の充実	重要シナリオ及び柔軟な対応を考慮した訓練により，要員の技量向上	
	保全の充実	リスク重要度の高い設備の保全方法・時期・頻度の改善による信頼性向上	
	資機材・予備品管理の改善	リスク重要度を踏まえた資機材・予備品の標準化・管理・支援体制の充実	

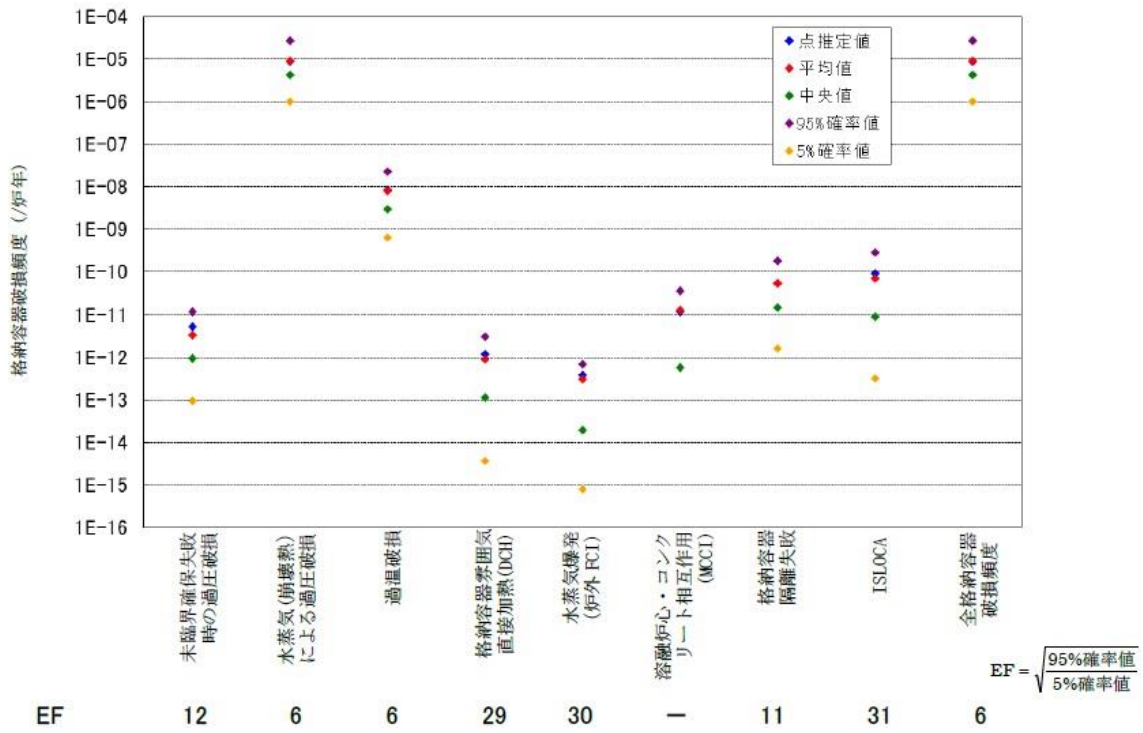


図 1-3 内の事象レベル 1.5PRA 結果 (ABWR)

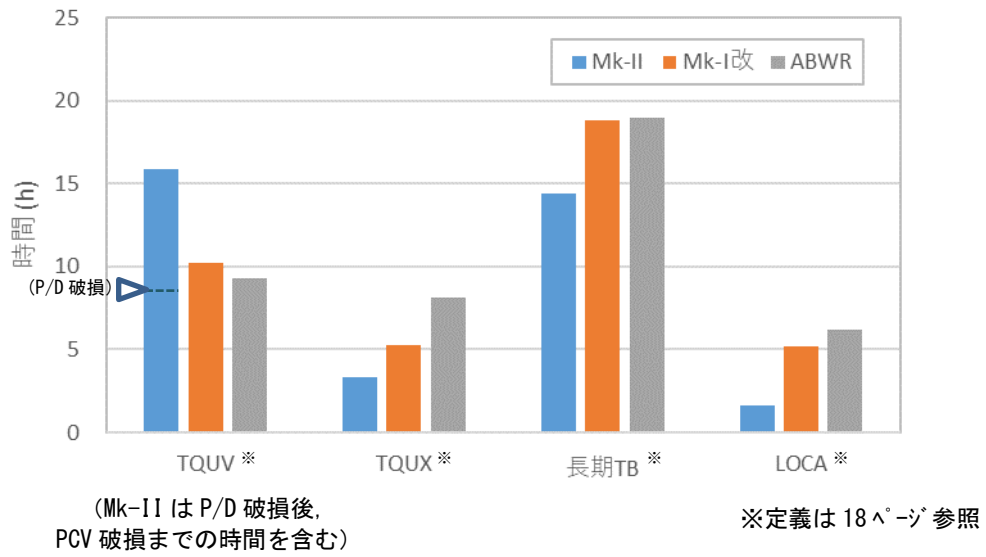


図 2 格納容器破損時間 (SA 対策なし)

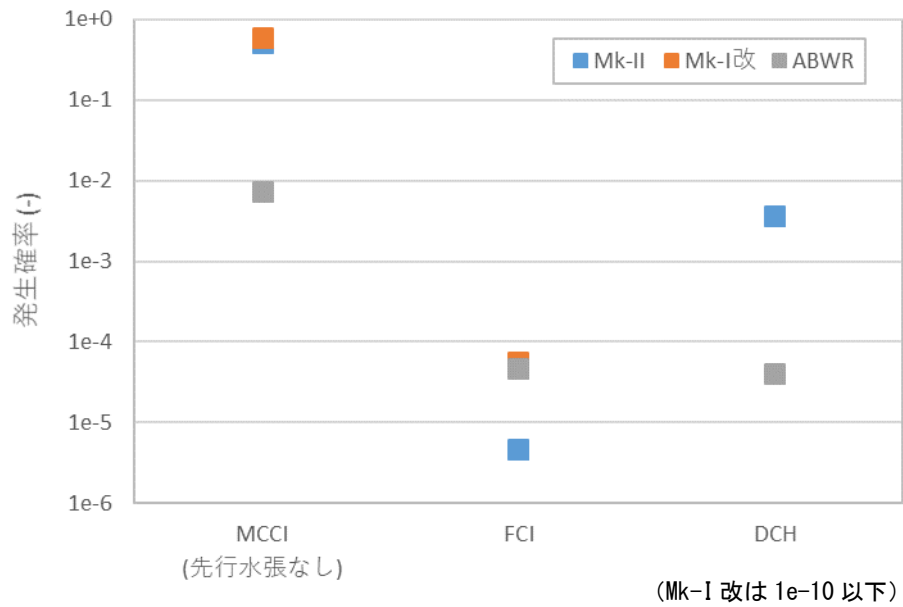


図 3 物理化学現象の発生確率 (相対値)

図中の値は評価の一例を示したもの。

表3 設計差異の整理

機能	項目	Mark-II (3293 MWt)	Mark-I改 (2436 MWt)	ABWR (3926 MWt)	備考
	概形	<p>外径：約 26 m 高さ：約 48 m</p>	<p>トーラス中心径：約 38 m 高さ：約 37 m</p>	<p>外径：約 29 m 高さ：約 36 m</p>	
閉じ込め(3/4)注 —過圧防護	最高使用圧力 (kPaG)	+310 / -14 [限界圧力：+620]	+427 / -14 [限界圧力：+854]	+310 / -14 [限界圧力：+620]	体積・ベント管面積に基づく 機器寸法に基づく 出力・PCV形状による 確証試験に基づく 工法の進歩による
	最高使用温度 (°C)	D/W：171, S/C：104 [限界温度：200]	同左	同左	
	自由体積 (m3)	D/W：約 5700, S/C (空間部)：約 4100	D/W：約 7900, S/C (空間部)：約 4700	D/W：約 7400, S/C (空間部)：約 6000	
	サプレッションプール水量 (m3)	約 3400	約 2800	約 3600	
	ベント管形状	0.6 mφ × 108 本 (直管)	0.6 mφ × 64 本 (ダウンカマ部)	0.7 mφ × 3 段 (水平ベント) × 10 本 (垂直管)	
	水浸 (m)	約 3.3 (LWL)	約 1.2 (LWL)	約 3.2 (LWL, トップベント上端)	
	構成材	本体, ベント管：鋼製 ペDESTAL：コンクリート	本体, ベント管：鋼製 ペDESTAL：鋼板コンクリート	本体：RCCV (トップヘッド及びベント管：鋼製) ペDESTAL：鋼板コンクリート	
閉じ込め(4)注 —MCCI 抑制	コリウムシールド	(重大事故緩和設備)	(自主設備)	(重大事故緩和設備)	
		<p>床ドレン配管 約 1.88m</p>	<p>約 1.8m 外側鋼板 内側鋼板 コリウムシールド (a)部 約 1.5m 約 8.0m 約 0.8m ドライウェル床ドレンポンプ</p>	<p>RPV下部 溶融炉心 コリウムシールド 下部ドライウェル ドライウェルサンブ 原子炉格納容器下部注水設備 (ペDESTAL注水設備) コンクリート</p>	
閉じ込め(4)*1 —蒸気爆発抑制	ペDESTAL水位制御 溶融物落下抑制	ドレン制限弁, サンブ・スワンネック, 排水弁	— コリウムバッファ (検討中) *2	格納容器下部水位調整設備 (検討中) *2 同左 *2	*2 自主設備

*1：当該機能が主として深層防護の第3層（事故の拡大防止）と第4層（SA領域に至った場合の対応）のいずれに関連する機能であることを付記している

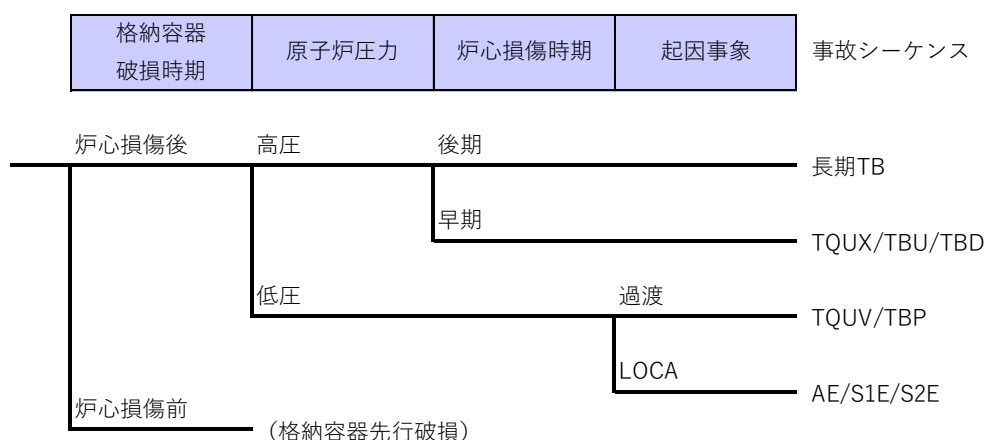
補足 事故シーケンス（表 4）及び格納容器破損モード（表 5）について

重大事故への対応策定に際しては、レベル 1.5 PRA^{注1} で事故シーケンスを以下の表 3 ように類型化し、事象進展解析に基づいて操作の時間余裕を評価するとともに、対策の成立性を確認している。本文の図 1-1~1-3 では、格納容器本体の設計上の特徴を把握するため、SA 対策がないと仮定した場合に格納容器破損に至る時間の解析結果を例示した。また、本文の図 2 では、同様に SA 対策がないと仮定した場合における、物理化学現象の発生確率の評価結果を例示した。事前水張及びコリウムシールドの対策を施すことにより、適切にリスク低減がなされている。

表 4 事故シーケンス*

シーケンス	説明
高圧・低圧注水機能喪失	高圧系及び低圧系による炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は低圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。 [類似シーケンス：TBP（短期 SBO 減圧あり）]
高圧注水・減圧機能喪失	高圧系による炉心冷却に失敗し、かつ、原子炉の減圧に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。[類似シーケンス：TBU/TBD（短期 SBO 減圧なし）]
長期 TB	外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。その後、高圧炉心スプレイ（以下、「HPCS」という。）による炉心冷却に失敗し、RCIC の作動には成功するが、直流電源の枯渇により RCIC が機能喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は後期に分類される。
LOCA	LOCA 後、炉心冷却機能が喪失する事故シーケンスである。原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しているため、原子炉は低圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。[類似シーケンス：S1E/S2E（中小 LOCA）]

* 格納容器先行破損及びバイパス事象を除く



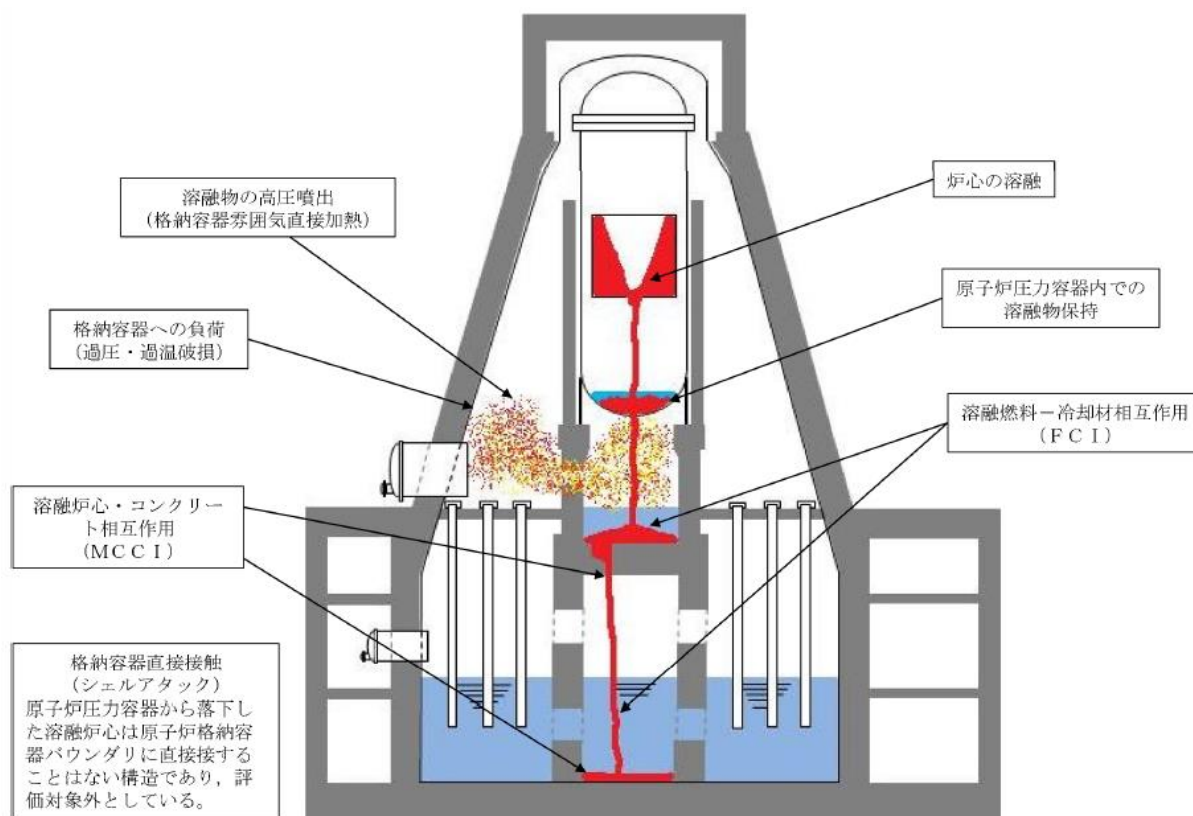
注1 具体的な評価方法・条件等は、設置許可変更申請書 添付書類十 追補 2 別添を参照。

表 5 格納容器破損モード*と物理化学現象に影響を及ぼす格納容器設計パラメータ

破損モード	設計パラメータ	影響
過圧破損 (長期冷却失敗)	格納容器体積 サプレッションプ ール水量 格納容器限界圧力	崩壊熱による発生蒸気、及び MCCI で発生する非凝縮性 ガスによる圧力上昇に対する裕度は、出力あたりのヒー ートシンク及び空間体積に支配される。
過温破損	バウンダリ非金属 部の構成 格納容器限界温度	溶融炉心や沈着放射性物質からの崩壊熱により格納容 器雰囲気を通してバウンダリ非金属材料 (いずれの型式 でもトップヘッドフランジ部等) が加熱され、熱的損傷に 至る。
格納容器雰囲気 直接加熱 (DCH)	ペDESTAL開口・ 流路形状 格納容器限界圧力	デブリのペDESTAL外へのエントレインされやすさ (雰 囲気の加熱・圧力上昇への寄与) は、開口部の高さ (Mk -II < Mk-I 改) や流路形状 (ABWR は複雑) に依存する。
水蒸気爆発 (FCI)	プール水深 ペDESTAL形状・ 強度	デブリ落下後の注水時は型式間で顕著な差はない。なお 先行水張りの水深が深くなり得る形状では、溶融炉心の粒 子化割合 (発生機械的エネルギー) が増大する。
溶融炉心・ コンクリート 相互作用 (MCCI)	床 (拡がり) 面積 コンクリート成分 ペDESTAL形状・ 強度	デブリからの除熱量は拡がり面積に支配される。コンク リート成分は侵食速度や発生ガス量に関連するが、材質 の差がプラント挙動に及ぼす影響は小さい。

* 格納容器先行破損及びバイパス事象を除く

(Mark-II 型格納容器の例)



(解説 2-2) 評価の事例 (BWR RHR 中間ループ)

1. 設計経年化の着眼点の抽出

(1) 差異抽出の観点

BWR プラントの RHR は、MS-1 に分類されるものであり、その補機冷却系には複数の型式が存在し、これらは原子炉リスクに影響を及ぼし得ることから、直接的な設計情報比較から着眼点を抽出することとした。

(2) 着眼点の抽出

BWR の補機冷却系の構成は、改良標準化を経て複数の型式が存在する。この設計変遷を踏まえ、設計経年化の着眼点を抽出した。

a-1. 安全機能の整理

ここでは、RHR の機能のうち補機冷却機能に着目する。

a-2. 設計差異の整理

BWR の補機冷却系は、分離型、完全分離型及び中間型の 3 つに大別される。分離型は、常用補機と非常用補機を分離した冷却系の構成で、非常用系は海水直接冷却としており。その後の世代で改良標準化のベースとなったのが完全分離型である。完全分離型は機器信頼性向上の観点から、炉水への海水混入を防止するため、非常用系にも中間ループを採用しており、ポンプ台数等の設備物量が最も多くなる構成である。その後、設備物量を低減しながら中間ループを有する構成として中間型が設計された。中間型では、非常用負荷は区分毎に分離することを前提に常用負荷も合わせて冷却し、補機冷却ポンプの 1 台が常時運転する構成で、非常時にはポンプ及び熱交換器を全台起動するとともに不必要な常用負荷を遮断する構成となっている。図 1～図 3 に、BWR の補機冷却系の分離型、完全分離型、中間型の例を示す。

a-3. 着眼点の抽出

以上の整理の結果、BWR の RHR における設計経年化の着眼点としては、補機冷却系の構成を抽出した。

2. 評価

2.1 系統信頼性の観点

補機冷却系の分離型、完全分離型及び中間型の構成が、BWR の RHR の信頼性にどのような影響を与えるか確認するため、評価を実施する。代表的な BWR5 プラントの RHR システムを想定し、RHR (補機冷却系等のサポート系を含む) の一つの系統 (非常用区

分) の非信頼度解析結果及び重要度評価結果を図 4 及び図 5-1, 5-2 に示す。

この非信頼度の結果からは、分離型では RHR の非信頼度が 5.6×10^{-4} / デマンドとなり、完全分離型では分離型に対して 2.3×10^{-4} / デマンド増加する。中間型の補機冷却系の場合には、非信頼度は分離型とほぼ同程度となり、非信頼度は若干ではあるが 3.6×10^{-5} / デマンド減少する。これは、完全分離型の場合には、補機冷却系の中間ループの設置による設備物量の増加に伴い非信頼度が増加する。中間型の補機冷却系の場合には、中間ループの設置により設備がある程度多くなるが、ポンプ 1 台は常用運転で非信頼度が低く抑えられるため、分離型と同様な非信頼度となる。

RHR の非信頼度に対する重要度評価結果では、RHR と補機冷却系を合算した Fussell-Vesely 指標（以下、「FV 値」という。）が完全分離型で大きくなっている。また、RHR に対する補機冷却系以外のサポート系の FV 値を比較すると、換気空調系では、完全分離型は分離型及び中間型の補機冷却系と同程度の値となっており、電源系は外部電源が有るため、いずれの型においても小さい FV 値となっている。

人的過誤については、完全分離型は分離型及び中間型の補機冷却系と同程度の FV 値となっている。これは、事前過誤（保守時の手動弁の開閉忘れ等）については設備構成により相違するが、過誤率が小さいため影響は小さい。事後過誤（事象発生後の手動起動操作等）については、RHR の場合には起動までに時間余裕があるため、認知失敗の人的過誤は寄与が小さく、操作失敗が寄与する。RHR の場合には複数の運転モードがあり、一つの運転モードにおける操作失敗が 1×10^{-3} / デマンド程度である。それぞれの運転モードが独立であると仮定しているため人的過誤確率も独立に扱うことで値が小さくなり、FV 値は小さく、分離型及び中間型の補機冷却系の FV 値は同程度の値となった。

Fussell-Vesely 指標

Fussell-Vesely 指標は、頂上事象の発生を仮定したときに、評価対象機器の機能喪失が寄与している条件付確率を表すもので、下式で定義する。

$$\text{Fussell-Vesely 指標} = \frac{P_i(\text{top})}{P(\text{top})} = 1 - \frac{P(\text{top} / A = 0)}{P(\text{top})}$$

ここで、

$P_i(\text{top})$: 機器 i の機能喪失が寄与して発生する頂上事象の発生確率

$P(\text{top})$: 頂上事象の発生確率

2.2 原子炉リスク（炉心損傷頻度）の観点

代表的な BWR5 プラントにおいて、補機冷却系の構成を分離型、完全分離型及び中間型とした場合における、CDF の評価結果を比較する。CDF は、整備している SA 対策を含めず、常用系の使用及び安全系の復旧に期待しない仮想的なプラント状態を評価対象とした PRA モデルで評価した。

BWR5 プラントの CDF は 1×10^{-5} / 炉年程度となり、TW（崩壊熱除去失敗）シーケンスが主要な寄与を占める。これは、BWR5 プラントでは RHR が 2 系統であり、復旧の効果を考慮していないため、TW シーケンスの CDF への寄与が大きくなる。この BWR5 プラントのモデルに、フロント系の RHR に対して、サポート系である補機冷却系の構成を分離型、完全分離型及び中間型とした場合の影響を確認した。図 6 に CDF の比較、図 7 に重要度評価の比較の結果を示す。

CDF の評価結果として、ベースとなる分離型は 6.0×10^{-6} / 炉年となる。重要度評価の FV 値の結果では、RHR が補機冷却系より大きな感度を示している。これに対し、完全分離型の場合は、補機冷却系の中間ループの設置による設備物量の増加に伴い、ベースである分離型に対して 3.0×10^{-6} / 炉年増加する。重要度評価の FV 値の結果は、CDF 増加の寄与が補機冷却系であるため、RHR と補機冷却系がほぼ同程度の感度を示している。

中間型の補機冷却系の場合には、CDF は分離型とほぼ同程度となる。CDF は若干ではあるが 5.5×10^{-8} / 炉年増加する。重要度評価の FV 値の結果は、分離型と同様に RHR が補機冷却系より大きな感度を示している。これは、中間型の補機冷却系は、中間ループの設置により設備がある程度多くなるが、ポンプ 1 台は常用運転で非信頼度が低く抑えられるため、分離型と同様な傾向を示している。

また、PRA では補機冷却系の 1 系統喪失を起因事象として想定している。国内の補機冷却系の運転実績では、機能喪失事例は発生していないため、補機冷却系の分離型、完全分離型及び中間型による起因事象発生頻度に顕著な差はなく、CDF への影響は小さい。

以上のような CDF 及び重要度評価の FV 値の傾向は、補機冷却系の構成において完全分離型が分離型及び中間型に対して影響が大きくなる傾向を示しているが、補機冷却系の設計の変遷は中間ループを有して海水混入の防止を図りながら、信頼性を維持した合理的な設計となっている。

2.3 放射性物質の系外放出の観点

分離型における海水直接冷却の場合、バウンダリとしての 1 つの熱交換器の損傷に備えて海水側が高圧となるような圧力バランスとしている。このため、熱交換器の損傷に加えてこの圧力バランスが崩れた場合（例えば海水系の停止）には、放射性物質を環境に放出するポテンシャルがある。

一方、完全分離型及び中間型は、中間ループがあることで RHR の流体から海水へは 2 つの熱交換器（RHR → 中間ループ、中間ループ → 海水）を介して熱を伝えることになり、海水までの漏えいパスには 2 つの障壁（バウンダリとしての熱交換器）が存在するため、放射性物質を環境に放出するリスクは低減されている。

2.4 SA 時柔軟性の観点

分離型における海水直接冷却の場合、SA 時の炉心冷却の際に配備すべき設備等が海水

系のみとなることから、比較的管理が容易となる。ただし、図 8 に示すように、分離型であるため使用済み燃料プールを冷却するには、設備の追加が必要となる。

これに対して、中間型の中間ループを有するプラントでは、海水系の配備に加え、代替設備による中間ループ構築が必要となるため、ラインアップに時間を要する。ただし、図 9 に示すように、中間ループがあることで DB 設備構成のまま代替熱交換器活用の管理によって、炉心冷却に加え使用済み燃料プール冷却も可能となる。

2.5 評価のまとめ

古いプラントでは RHR を海水で直接冷却するが、新しいプラントでは淡水の中間ループを設けていること的设计差異について、代表的な BWR5 プラントをモデルに系統信頼性及び CDF を比較分析した。この結果からは、海水直接冷却はシンプルな系統構成のため、信頼性という面では優れている。その後の、非常用系に中間ループを採用する設計の変遷においては、中間ループを有して海水混入の防止を図りながら、信頼性を維持した合理的な設計となっていることが CDF 等を指標として確認できた。

また、放射性物質の系外放出の視点で見ても、中間ループを有することは、さらに放射性物質を環境に放出するリスクが軽減されるのみで、海水直接冷却が有意なリスクとはなっていない。新規基準における SA 対策の検討においても、中間ループ導入にはメリット、デメリットがあり、決定的な優越をつける要因は抽出されなかった。

以上より、古いプラントでは RHR を海水で直接冷却、新しいプラントでは淡水の中間ループを有する設計差異について、原子炉リスク、放射性物質の系外放出及び SA 時柔軟性に関する比較分析から、この設計の変遷は、プラントの安全上に有意な影響を与えているものではないことが確認できた。

しかし、設計経年化管理していくことを考慮し、更なる改善を目的として補機冷却系の型式毎に脆弱性を検討すると、以下のような点が抽出される。

【分離型】

- ・放射性物質の系外放出の視点で指摘したように、海水直接冷却の場合にはバウンダリとして RHR 熱交換器の細管のみに依存している。

【完全分離型・中間型】

- ・中間ループを有しているため、設備数が多くなり、その設備の信頼性の維持が課題となる。

(本頁以下余白)

3. 対策案の抽出

補機冷却系の型式毎に抽出した脆弱性に対して対策案を表1に示す。

表1 脆弱性に対する対策案

脆弱性	対策	補足	対策状況
【分離型】 放射性物質の 系外放出	中間型への改造	中間ループを構成する機器を既設炉へ導入するため改造大	
	海水系の隔離機能を強化・漏洩防止	海水系の隔離機能を強化するため、隔離弁を追設、材質の改良	
	海水系の保守の改善	海水系の点検の強化	
	海水系の手順の改善	漏えい時の隔離手順の作成	
	海水系の訓練の改善	漏えい時の隔離手順の訓練	
【完全分離型・中間型】 信頼性の維持	故障時の復旧マネジメント	マネジメントとして中間ループ故障時の復旧を想定しておくことが有用	
	リスク情報を活用した試験の改善	補機冷却系が待機系の場合に多重機器の定例試験時期を交互試験として信頼性を維持 信頼性データの分析に基づき試験頻度を適切に管理	
	リスク情報を活用した保守の改善	例えば BWR5 の非常用区分Ⅲの HPCS 系の補機冷却系については、定期検査中よりもオンラインメンテナンスとして原子炉リスクを平準化	
	リスク情報を活用した訓練の改善	リスク重要度の高い事故シーケンスに対応する訓練の頻度を増加	
	資機材リストの整備・予備品の確保	信頼性データの分析に基づき予備品を適切に管理	

分離型は、放射性物質の系外放出の視点では、リスクは十分に低いですが、多重に故障が生じるようなケースにおいて放射性物質を環境に放出するポテンシャルがある。この対策としては、中間型への改造が考えられる。また、別の対策としては、万一放射性物質が環境に放出される状況下となった場合（海水側の圧力より RHR 側の圧力が上回った場合）に、海水系の隔離機能を強化するべく、隔離弁を追設することが考えられる。さらに、熱交換器故障防止の観点から、点検の強化及び漏えい時の隔離手順の作成、訓練のマネジメ

ントが考えられる。

完全分離型及び中間型を採用するプラントでは、中間ループの設備物量が比較的多いことから、故障の可能性が高くなる。この対策としては、マネジメントとして中間ループ故障時の復旧を想定しておくことが有用と考える。(例えば、外部電源喪失時に RCW (A) 故障し、かつ非常用ディーゼル発電機 (以下、「EDG」という。) (B) の継続運転が困難な場合に、タイラインを用いて EDG (A) を起動させ、SBO を回避する。) さらに、リスク情報を活用した信頼性維持の手段としては、補機冷却系が待機系の場合に多重機器の定例試験時期を交互試験として信頼性を維持することや信頼性データの分析に基づき試験頻度を適切に管理することも考えられる。また、補機冷却系の保守を考慮した場合に、定期検査時に非常用区分毎の保守時期に合わせて実施しているが、今後は既存の DB 設備に加えて SA 設備及び特重施設の原子炉冷却手段が多く存在するため、例えば BWR5 の非常用区分Ⅲの HPCS 系の補機冷却系については、定期検査中に実施する保守よりもオンラインメンテナンスの方が原子炉リスクは平準化する可能性もある。同様なリスク情報の活用としては、リスク重要度の高い事故シーケンスに対応する訓練の頻度を増加させることや信頼性データの分析に基づき予備品を適切に管理することも考えられる。

なお、これらのマネジメント対策は、完全分離型及び中間型のみならず、分離型にも共通で有用な対策となる。

各対策案に関するリソースの観点では、分離型における中間型への改造は大きなリソースが必要となるが、他の対策はマネジメントが中心のためリソースは限定的である。

4. 対策要否の検討及び実施

事業者は、個別プラントの特徴を踏まえ、表 1 に挙げた案から、効果と必要なリソースを勘案し、導入に伴い悪影響のない対策を採用する。対策の採否を検討するにあたっては、効果が小さくても容易に導入が可能な対策は排除しないよう留意するとともに、特にソフト対策では現場への負担が過大とならないよう配慮する。

採用した対策は、予算措置等の必要な措置をとり、計画的に実施していく。

5. 継続的な評価

RHR 中間ループの信頼性に係る知見が得られることは稀と考えられるが、今後、RHR 中間ループの信頼性に関して新たな知見が得られた場合には、それらを踏まえて必要に応じ再評価を行う。

ATENA は、事業者の評価結果を確認し、評価プロセス、方法、解説の修正・追加が必要と考えられる場合は、本ガイドラインを改定する。

(本頁以下余白)

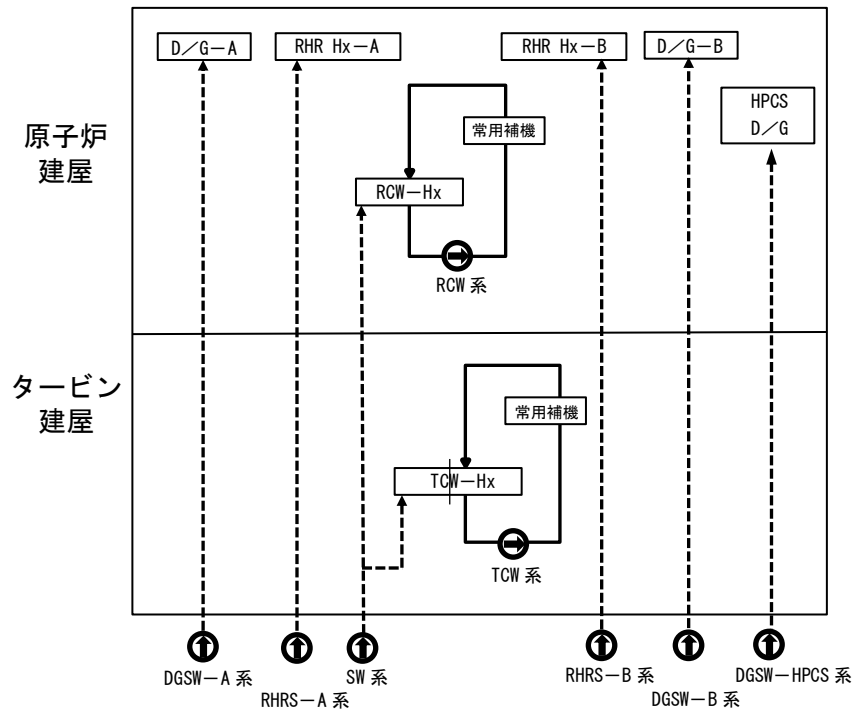


図1 分離型の補機冷却系（福島第一，東海第二）BWR5 の例

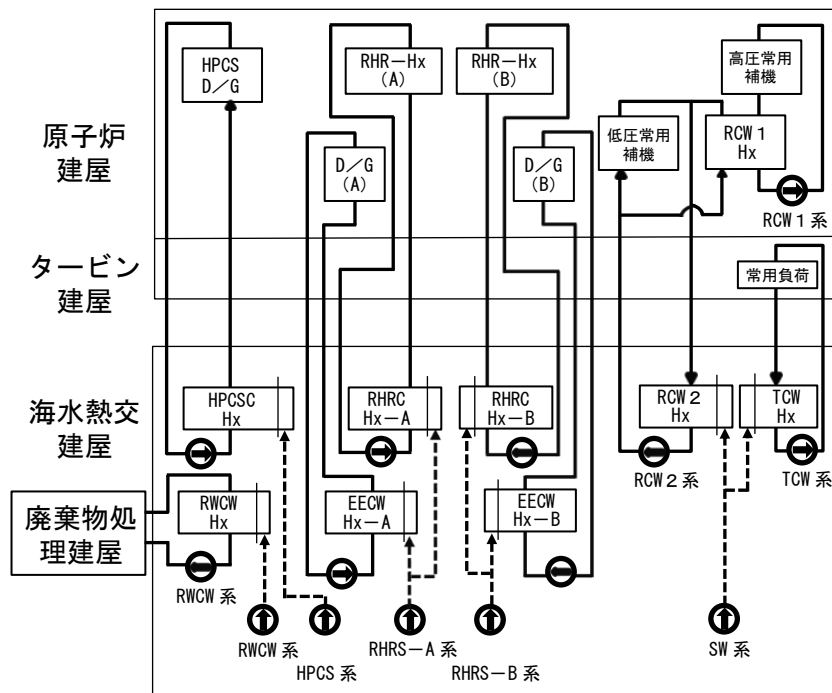


図2 完全分離型の補機冷却系（福島第二，柏崎刈羽1）BWR5 の例

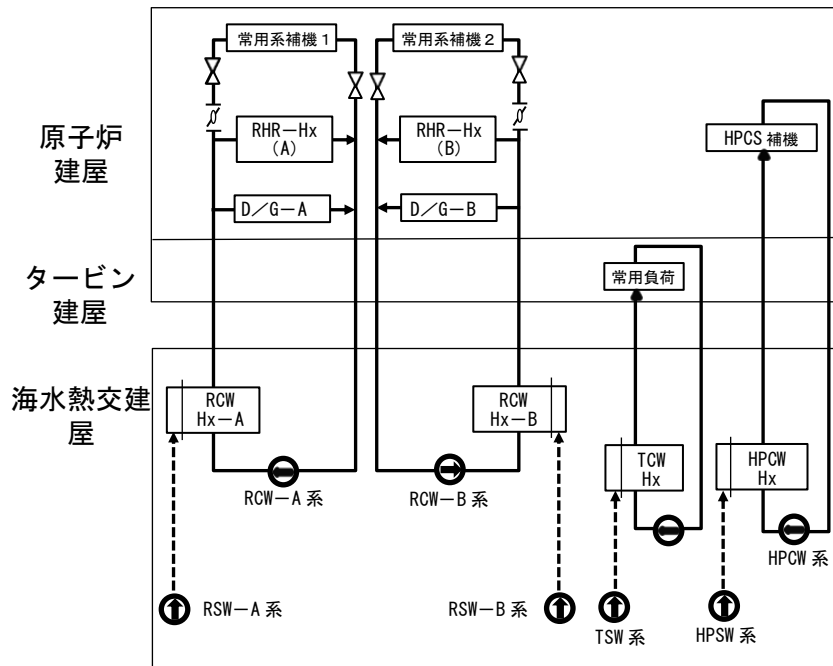


図3 中間型の補機冷却系（柏崎刈羽2～7，浜岡，女川，志賀，島根）BWR5/ABWR の例

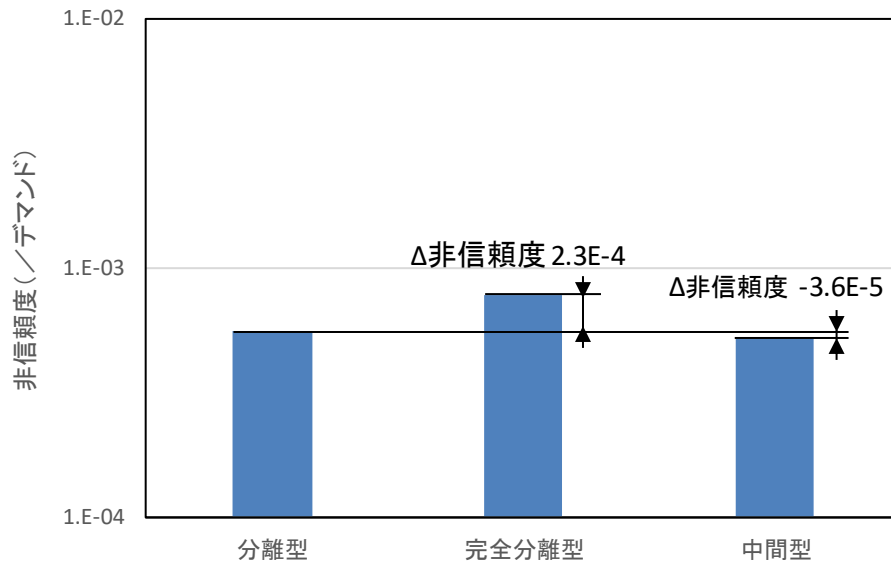


図4 BWR5 プラントのRHR 非信頼度比較

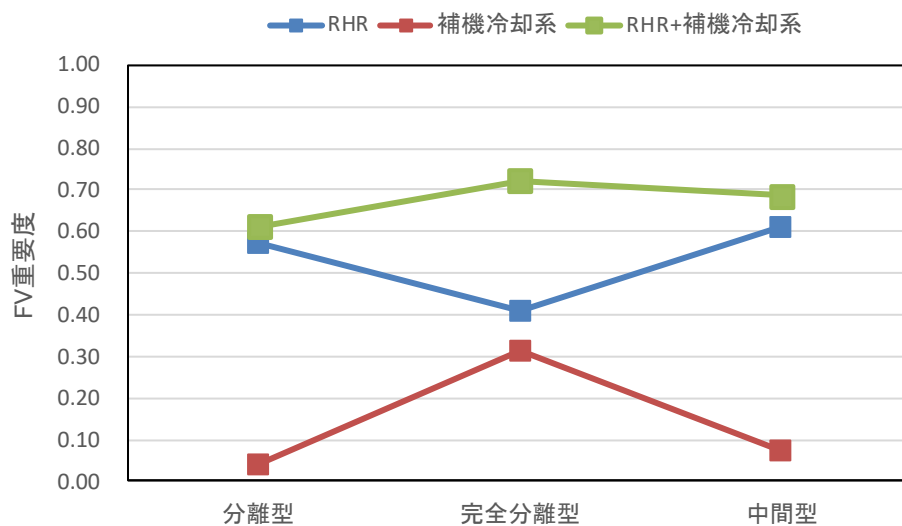


図 5-1 BWR5 プラントの FV 重要度比較 (RHR 非信頼度) その 1

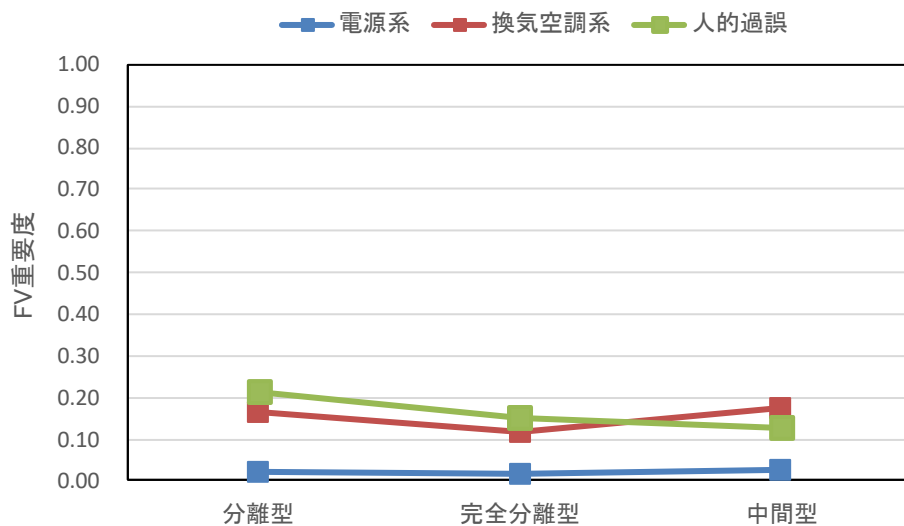


図 5-2 BWR5 プラントの FV 重要度比較 (RHR 非信頼度) その 2

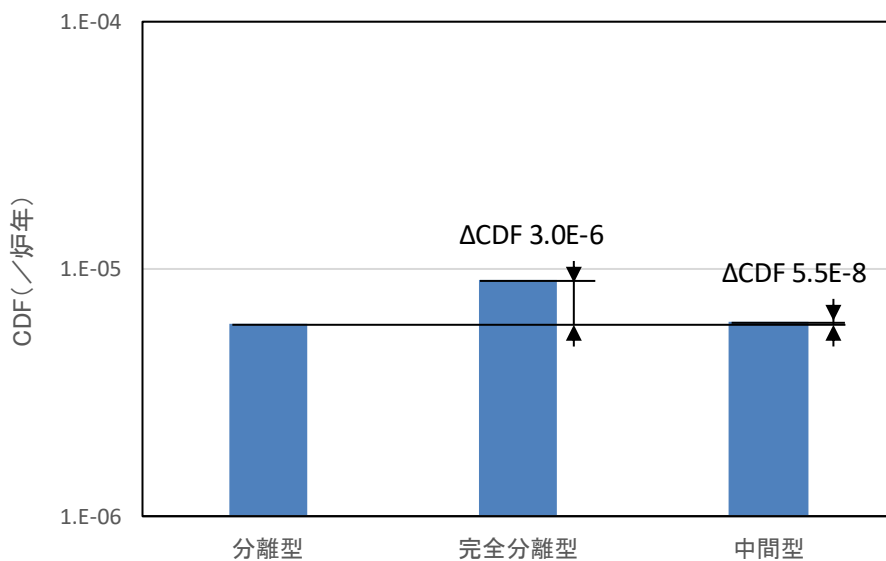


図 6 BWR5 プラントの炉心損傷頻度比較

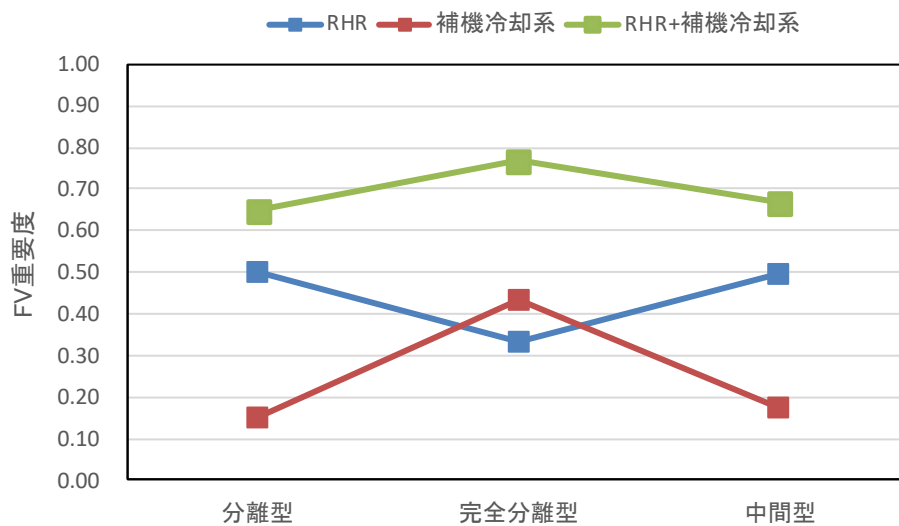
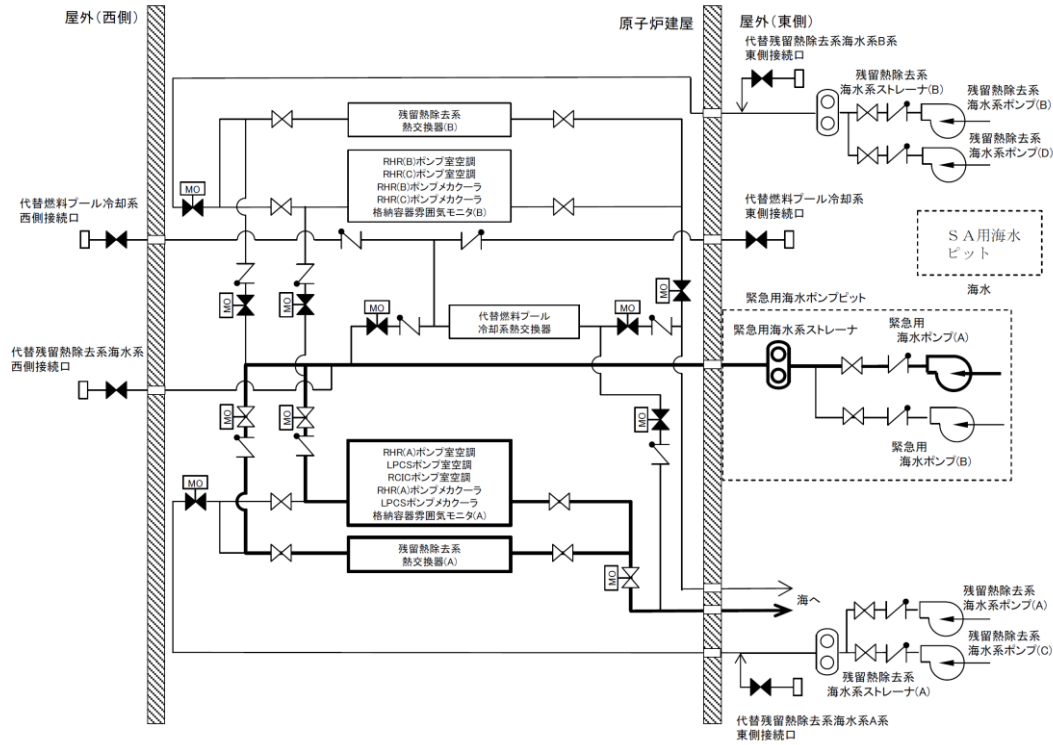


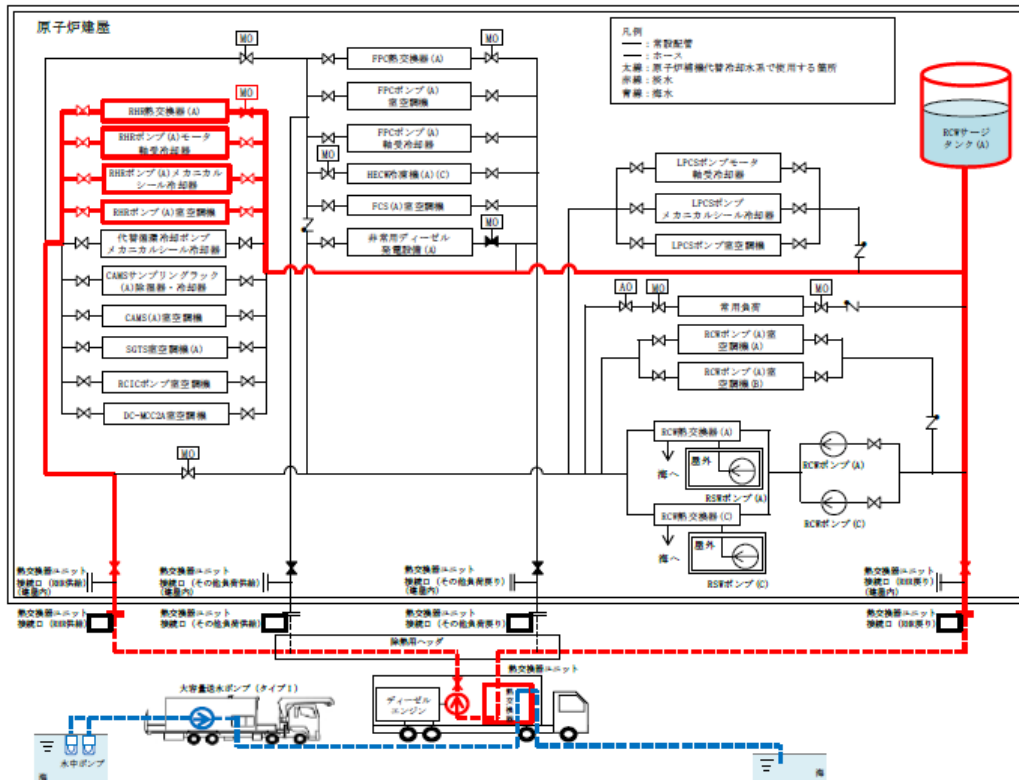
図 7 BWR5 プラントの FV 重要度比較 (CDF)



残留熱除去系海水系 A 系通水時を示す。

図 8 分離型補機冷却系の代替 RCW によるマネジメント (東海第二の例)

RHR (A) の冷却



FPC (A) の冷却

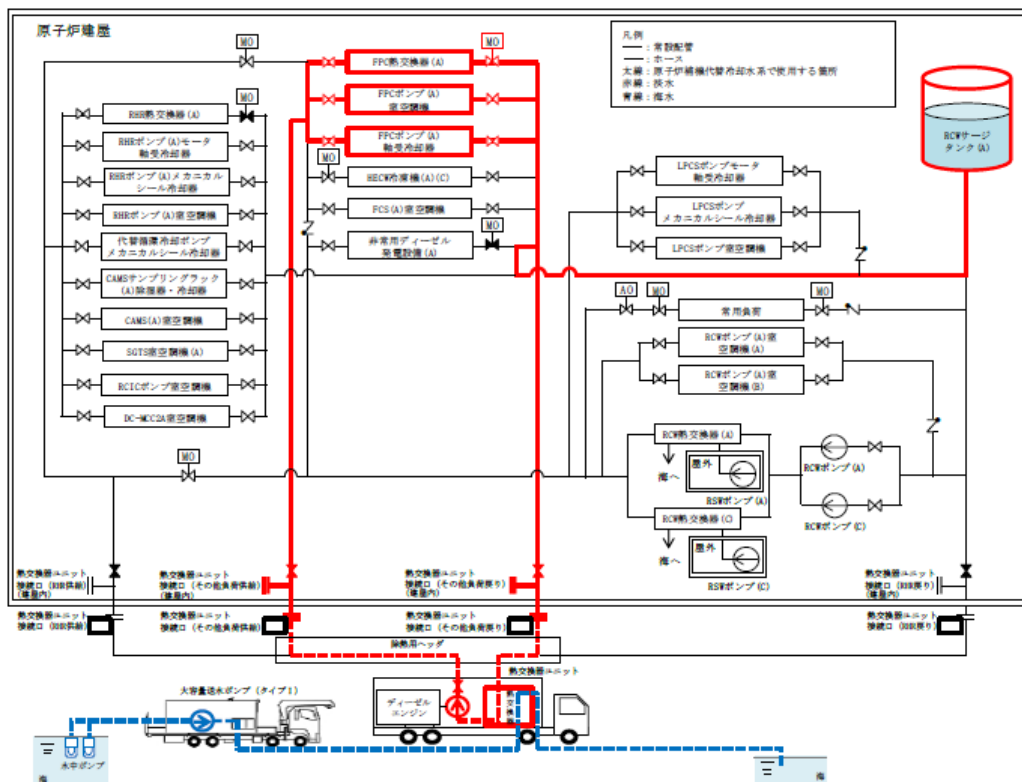


図9 中間型補機冷却系の代替RCWによるマネジメント(女川2の例)

補足：評価に用いた PRA モデルについて

評価に用いた BWR5 プラントの代表的 PRA モデルについて示す。この PRA モデルとしては、整備している SA 対策を含めず、常用系の使用及び安全系の復旧に期待しない仮想的なプラント状態を評価対象とした。具体的には、図 10 の BWR5 プラントの概略イベントツリーに示すように通常停止のイベントツリーを除き、常用系(給復水系、低圧時の復水ポンプの注水、除熱時の静的格納容器冷却系)のクレジットを採らない。また、復旧として外部電源復旧、DG 復旧、RHR 復旧のクレジットも採らないモデルとしている。PRA のデータについては、以下のようなデータを使用している。

- ・ 起因事象 国内 BWR の運転実績 平成 23 年度 (平成 24 年 3 月)
- ・ 故障率 国内一般機器故障率 (21 カ年データ)
- ・ 共通原因故障 米国文献値 (NUREG/CR-1205, NUREG/CR-1363)

また、今回の評価の目的から、PRA モデルで留意すべき事項を以下に示す。

- ・ RHR の手動操作における人的過誤
- ・ 補機冷却系の海水ストレーナ共通原因故障

これらのモデルは、RHR の A 系及び B 系の従属故障であり、これらの過誤率及び故障率が CDF への寄与があまりに大きい場合には、補機冷却系のシステム構成の差が確認できなくなる。その場合には、従属故障の CDF への寄与を低下させるために、モデルを適切に調整して評価を実施する。例えば、RHR の各モードの手動操作を独立として評価したり、海水ストレーナ共通原因故障のファクターを小さい値に変更している。

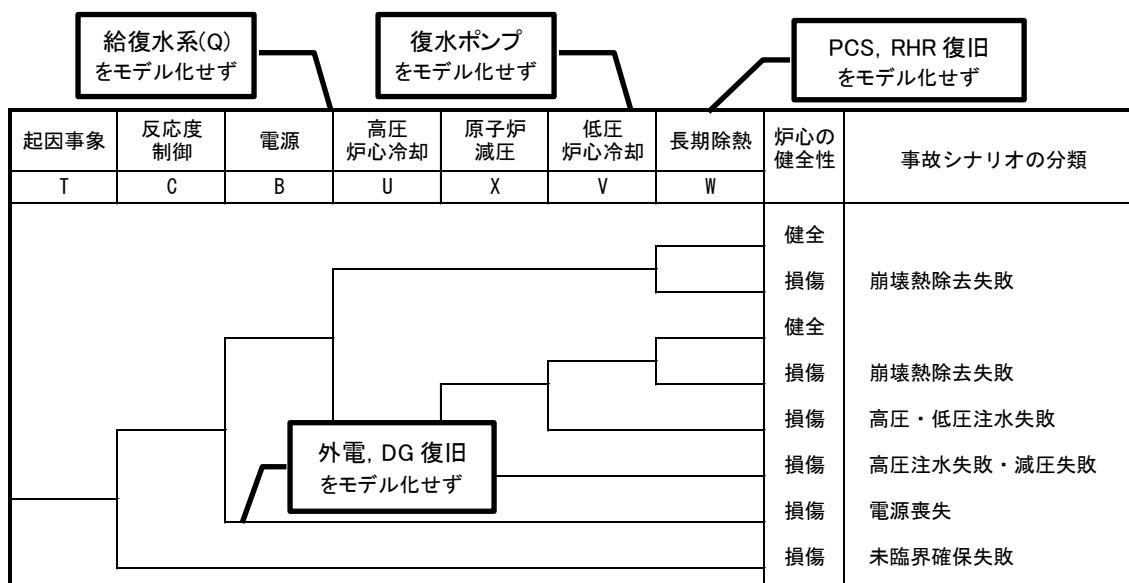


図 10 BWR5 プラントの概略イベントツリー

(解説 2-3) 評価の事例 (PWR ECCS 系統)

1. 設計経年化の着眼点の抽出

(1) 差異抽出の観点

PWR の非常用炉心冷却設備 (以下、「ECCS」という。) は、MS-1 に分類されるものであり、その設備等には設計の変遷が存在し、これらは原子炉リスク及び決定論的な安全裕度に影響を及ぼし得ることから、直接的な設計情報比較から着眼点を抽出することとした。

(2) 着眼点の抽出

ECCS の設計には変遷があることから、設計経年化の着眼点を抽出した。

a-1. 安全機能の整理

PWR プラントでは、LOCA が発生した場合に、炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、ECCS を設けている。長期間の崩壊熱の除去に着目すると、LOCA の初期段階では ECCS による炉心注水により炉心の冠水状態を維持するため、その水源である燃料取替用水タンク (ピット) のほう酸水を注入するが、その後、水源がほぼ使用つくした段階で、格納容器再循環サンブにたまったほう酸水を ECCS により再び炉心注入する ECCS 再循環に移行する。ECCS 再循環機能喪失は、炉心損傷のおそれのある重大事故シーケンスのひとつであることから、ECCS 再循環に着目して検討する。

a-2. 設計差異の整理

ECCS 再循環は、高圧注入系 (高圧注入ポンプ) と低圧注入系 (余熱除去ポンプ) との 2 つの系統が使用され、このうち、ECCS 再循環のうち高圧注入系 (以下、「ECCS 高圧再循環」という。) では、設計時期により設備等に設計差異が生じている。

設計が古いプラントでは、高圧注入ポンプの有効吸込水頭 (NPSH) の確保の観点で高圧再循環運転における再循環サンブからの直接取水が困難であったため、当時の米国プラント標準設計でもある余熱除去ポンプによるブースティング方式を採用している。一方、比較的設計が新しいプラントでは、ポンプ技術の進歩により再循環サンブからの直接取水方式が可能となり、それを採用している。両設計の系統構成を図 1 に示す。また、各プラントで採用している設計 (方式) は、表 1 に整理する。

a-3. 着眼点の抽出

以上の整理の結果、PWR の ECCS における設計経年化の着眼点としては、ECCS 高圧再循環を抽出した。

2. 評価

ECCS 高圧再循環時の設備等に関する設計差異に関して、ECCS 高圧再循環機能への影響を見通すため、系統信頼性及び事故時挙動の観点で評価を実施した。

2.1 系統信頼性の観点

設計差異であるブースティング方式と直接取水方式が、ECCS 高圧再循環機能の信頼性に与える影響を概略評価した。

それぞれの方式で、ECCS 高圧再循環に必要な設備及び主要操作は表 2 のとおりである。

表 2 ECCS 高圧再循環に必要な設備及び主要操作

取水方式	設備	主要操作
ブースティング方式	・ 余熱除去ポンプ ・ 高圧注入ポンプ	・ 再循環切換（ブースティングのラインアップ含む）
直接取水方式	・ 高圧注入ポンプ	・ 再循環切換（ブースティングのラインアップ含まず）

ECCS 高圧再循環機能において、ブースティング方式の方が直接取水方式と比較すると、操作が必要となる設備が多いことから、失敗要因が多くなる。具体的には、ECCS 高圧再循環時に必要なポンプ台数がブースティング方式の場合は余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの 2 台/トレンとなるのに対して、直接取水方式の場合は高圧注入ポンプ 1 台/トレンとなる。また、再循環経路のラインアップについても、ブースティング方式の場合はブースティングラインのラインアップが追加となることから、機器故障としてポンプ故障確率及びブースティングラインのラインアップに必要な弁の故障確率の分だけ信頼性に差異が生じる結果となる。また、再循環サブ隔離弁の開閉操作等の再循環切換も必要となるが、この失敗確率についてはブースティング方式と直接取水方式で大きく異なるものではない。

最新の PRA においては、機器の故障確率はプラント固有パラメータを適用したベイズ更新を行うこととなっており、プラントや故障実績によって変わり得るものの、ここでは比較検討として「JANSI-CFR-02: 故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2010 年度 29 ヶ年 56 基データ）^[1]、2016 年 6 月」に記載されている一般故障率データを参照する。なお、使命時間は 24 時間とする。

- ・ ポンプ起動失敗 : 1E-4/d 程度
- ・ ポンプ継続運転失敗 : 8E-7/h 程度
- ・ 電動弁開失敗 : 7E-5/d 程度

また、CCF については、CCF Parameter Estimations 2015^[2]の β ファクタを参照する。

- ・ 高圧注入ポンプ起動失敗 : β (6E-3 程度)

- ・ 高圧注入ポンプ継続運転失敗 : β (2E-2 程度)
- ・ 余熱除去ポンプ起動失敗 : β (4E-2 程度)
- ・ 余熱除去ポンプ継続運転失敗 : β (6E-2 程度)
- ・ 電動弁開失敗 : β (1E-2 程度)

ここで、ECCS 高圧再循環機能が成立する条件を整理すると表 3 のとおりとなる。

表 3 ECCS 高圧再循環時に必要な設備及び主要操作

取水方式	設備	主要操作
ブースティング方式	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ 2 台中 1 台による取水, 及び ・ ブースティングラインの確立 (電動弁開), 及び ・ 高圧注入ポンプ 2 台中 1 台^{*1}による炉心注水 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 再循環切換の成功
直接取水方式	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ 2 台中 1 台^{*1}による炉心注水 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 再循環切換の成功

*1 高圧注入ポンプ台数はプラントにより異なる場合もあるが、ここでは、簡素化のため高圧注入ポンプ 2 台中 1 台の成功が必要であるとして取扱う

それぞれの成功条件に対して、失敗する確率を人的過誤確率と設備故障確率に分けて概略評価すると表 4 のとおりとなる。

表 4 失敗する確率の概略評価

	ECCS 高圧再循環機能の成立条件	失敗確率	
旧設計 (ブースティング方式)	再循環切換<人的過誤確率>	1E-2~1E-3 程度 ^{*2}	
	余熱除去ポンプ 2 台中 1 台による取水	5E-6	7E-6
	ブースティングラインの確立 (電動弁開)	7E-7	
	高圧注入ポンプ 2 台中 1 台による炉心注水	1E-6	
	合計	1E-2~1E-3 程度	
新設計 (直接取水方式)	再循環切換<人的過誤確率>	1E-2~1E-3 程度 ^{*2}	
	高圧注入ポンプ 2 台中 1 台による炉心注水	1E-6	
	合計	1E-2~1E-3 程度	

*2 人的過誤確率であり、時間余裕により変化するため、おおよその範囲で記載している

再循環切換失敗については、時間余裕により値は変動するものの、切換失敗の値は $1E-2 \sim 1E-3$ と比較的大きな値となる。一方で、設計差異があるポンプ台数やブースティングライン確立失敗については、値として差異は生じる（ブースティング方式： $7E-6$ 、直接取水方式： $1E-6$ ）ものの、そもそも機器故障確率が小さいこと、及び設備は多重化されていることから、値は比較的小さいものとなる。実際は他にも故障要因は存在するため値はもう少し大きくなると考えられるが、いずれにしても ECCS 高圧再循環機能失敗の主要因は再循環切換失敗となることは明らかである。したがって、ブースティング方式と直接取水方式で、系統の信頼性には影響があるものの、CDF 又は CFF といったプラント全体の信頼性という観点では、大きな差異は生じない見込みである。

2.2 事故時挙動の観点

運転操作手順としては、直接取水方式では、ECCS 高圧再循環時に高圧注入ポンプの動作のみで所定の機能が達成されることから、ブースティング方式に比べて、簡素であるが、ブースティング方式であっても、運転操作の負担が過度に大きいわけではない。

続いて、再循環運転時のブースティング方式と直接取水方式の設計差異がプラント挙動に与える影響を確認する。設計基準事故のうち LOCA 時の格納容器健全性評価を目的とした格納容器内圧解析の結果を図 2 に示す。

いずれの設計であっても再循環期間中の炉心の冠水状態を維持することにより、継続的な崩壊熱除去が可能となり、格納容器内圧が時間の経過とともに低下していることが確認できる。また、格納容器健全性の評価指標である大破断 LOCA 時の格納容器圧力の最大値は再循環開始以前に発生するため、再循環切換の相違による影響は受けない。さらには、炉心冷却性の評価指標である大破断 LOCA 時の燃料被覆管温度の最大値も再循環開始以前に発生するため、再循環切換の相違による影響を受けない。

以上より、ブースティング方式と直接取水方式のいずれの設計であっても再循環運転期間中の炉心冷却性及び格納容器健全性は維持されており、同等の安全性を有しているといえる。

2.3 評価のまとめ

ECCS 高圧再循環機能に着目して、その設計差異である、再循環サンプから取水方式の差（ブースティング方式、直接取水方式）について、系統信頼性及び事故時挙動の観点から、影響を評価、検討した。

その結果、以下のとおり、プラントの安全性に有意な差を生じさせるものではない。

- ・系統信頼性に関しては、ブースティング方式と直接取水方式で、ECCS 高圧再循環機能の信頼性には影響があるものの軽微であり、CDF や CFF のようなプラント全体の信頼性という観点では、大きな差異は生じない見込みである。

- ・事故時挙動に関しては、ブースティング方式と直接取水方式のいずれの設計であっても、再循環期間中の炉心の冠水状態が維持できることから、継続的な崩壊熱除去が可能となり、設計の差異は、評価指標である大破断 LOCA 時の格納容器最高圧力に影響するものではない。

3. 対策案の抽出

2. の信頼性に関する評価は、一般的な故障確率データを用いた簡易評価を実施したもので、これにより設計の差異に伴う影響について大ぐくりな把握ができたが、個別プラントに対する影響程度を把握する場合には、今後、個別 PRA 結果を活用した詳細評価を行うものとする。

本着眼点に対する対策案としては表 5 のとおり想定される。

表 5 対策案

対策案	対策内容	対策状況
設備構成の変更	・ブースティング不要のポンプに取替 ・取水方式の変更	
教育の充実	・当該設備構成及び期待される機能についての教育による要員の技量向上	
保全の充実	・システムを構成する弁のうちリスク重要度の高い機器の保全充実による信頼性向上	

4. 対策要否の検討及び実施

事業者は、個別プラント PRA の結果等を踏まえ、表 4 に挙げた案から、効果と必要なりソースを勘案し、導入に伴い悪影響のない対策を採用する。対策の採否を検討するにあたっては、効果が小さくとも容易に導入が可能な対策は排除しないよう留意するとともに、特にソフト対策では現場への負担が過大とならないよう配慮する。

採用した対策は、予算措置等の必要な措置をとり、計画的に実施していく。

5. 継続的な評価

ECCS 高圧再循環の信頼性に係る知見が得られることは稀と考えられるが、今後、ECCS 高圧再循環の信頼性に関する新たな知見が得られた場合には、それらを踏まえて必要に応じ再評価を行う。

ATENA は、事業者の評価結果を確認し、評価プロセス、方法、解説の修正及び追加が必要と考えられる場合は、本ガイドラインを改定する。

(本頁以下余白)

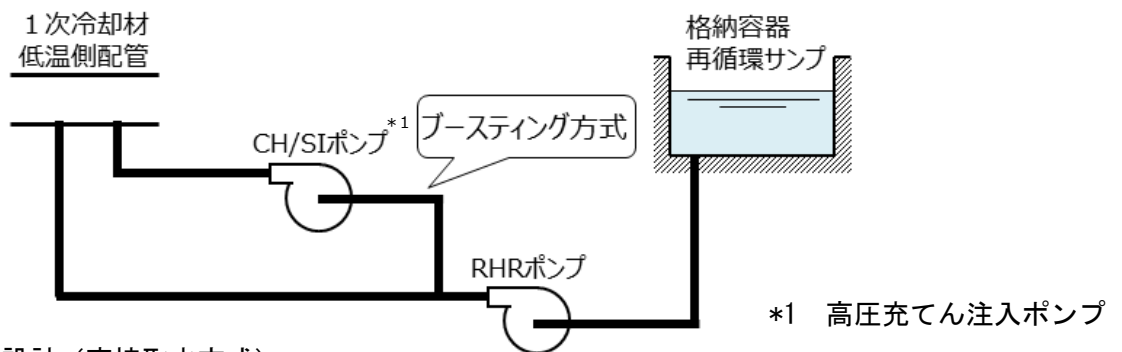
参考文献

- [1] JANSI-CFR-02 : 故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 (1982 年度～2010 年度 29 ヶ年 56 基データ), 2016 年 6 月
- [2] U. S. Nuclear Regulatory Commission : CCF Parameter Estimations, 2015 Update

表 1 ECCS 高圧再循環時の系統構成

旧設計 (ブースティング方式)	高浜 1/2, 美浜 3, 高浜 3/4, 川内 1/2
新設計 (直接取水方式)	大飯 3/4, 伊方 3, 玄海 3/4

a) 旧設計 (ブースティング方式)



b) 新設計 (直接取水方式)

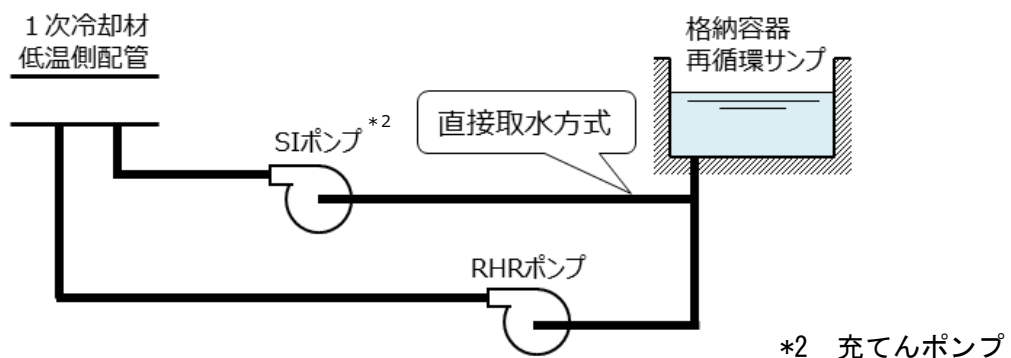


図 1 高圧再循環時の系統構成概略

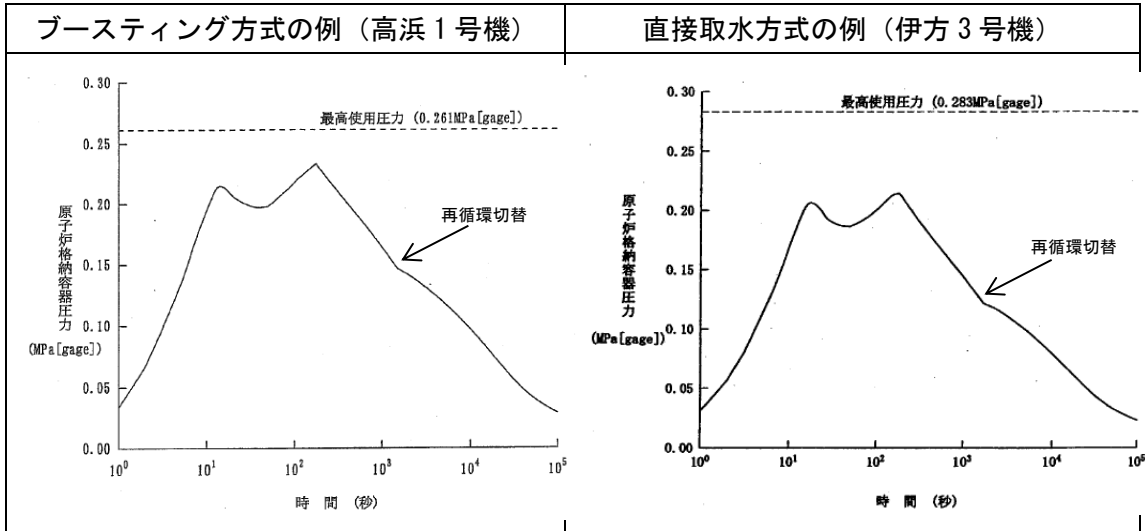


図2 事故時挙動を説明する図

〔 LOCA 時格納容器健全性評価用内圧解析（設置変更許可申請書添付書類十 3.5.1 章「原子炉冷却材喪失」より） 〕

(解説3) その他の抽出方法

内部火災の設計の経年化評価に PRA を利用することもできるが、内部火災 PRA のモデル構築には時間を要するため、より早期に内部火災に関する設計の経年化を評価していく場合に、以下のような方法で、火災防護に関する設計の差異を評価することができるものと考えられる。

なお、PRA を実施せずにこの方法を推奨するというものではなく、PRA を実施するまでの間、何らかの検討をする際の参考方法として提示するものである。

1. 火災防護の考え方

火災影響を評価する際には、図1に示すような火災進展をイベントツリーに展開すると全体像を把握しやすくなる。このイベントツリーは、いわゆる火災の深層防護に従ったもので、新規基準では、それぞれの段階において所定の基準を満たすことを確認している。

ここでは、火災防護の各段階において、設計の差異が見られる場合に、当該の火災防護のレベルで対策を検討するのか、他のレベルで対策を検討するのか、といった考え方に立ち、最終的に火災影響が顕在化しない工夫を検討することとなる。

複数区分の設備が存在する火災区画に着目することとし、区画毎に火災源やその規模、火災発生頻度を検討し、火災源によって火災への進展度合いが異なることを考慮する。検知・消火に成功すれば影響範囲は一区分に留まるが、検知・消火に失敗すると複数区分への影響の可能性があり、耐火壁又は離隔による分離性能を考慮することとなる。

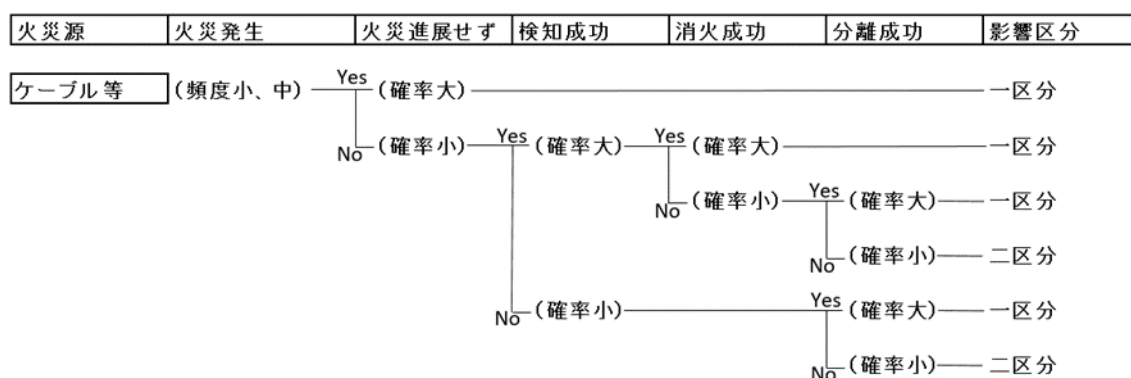


図1 火災進展イベントツリー

2. 代表的に新旧の設計の違いによる考察例

これまでの PRA (米国 NRC の IPEEE 知見レポート NUREG-1742^[1]) の知見から火災に対するリスクが高いと考えられるケーブル処理室の火災を設計の差異から評価するサンプルについて示す。

2.1 設計経年化の着眼点の抽出

設計経年化の着眼点について以下の考え方で抽出する。

- ・ケーブル処理室で発火源となりえるのはケーブルであり、ケーブルの設計には新旧プラントによる差異が存在する。
- ・Browns Ferry 発電所の火災事故を契機として改正された省令^注により難燃ケーブルの使用が義務付けられる前のプラントでは、非難燃ケーブルが存在している。
- ・当時の既設プラントでは、必要な範囲の非難燃ケーブルに延焼防止剤を塗布することで難燃ケーブル相当の難燃性を有するものとして扱われてきた。
- ・新規制基準で要件が厳格化され、非難燃ケーブルには防火シートで難燃化し、試験により性能を確認している。

注：発電所用原子炉施設に関する技術基準を定める省令の一部を改正する省令（1975年12月23日付官報，通算省令）

2.2 評価

2.2.1 難燃ケーブル火災

難燃ケーブル火災の評価結果は以下のとおりとなる。

- ・難燃ケーブルの発火頻度は小さいものの発火した場合には近傍の他区分のケーブルに影響を与える可能性がある。
- ・難燃ケーブルが発火した場合、ケーブル処理室には煙検知器及び温度検知器の2種類の火災検知器を設置しており、検知失敗確率は小さい。また、火災を検知した場合、自動で消火設備が動作するため、鎮火失敗確率は小さい。
- ・小さいながらも火災の検知・消火に失敗する確率があり、その際には、他区分のケーブルに影響を与える可能性が出てくる。
- ・しかしながら、区分間の影響が出ないよう離隔距離又は耐火壁を設けていることから、二区分が同時に機能喪失する可能性は低い。
- ・したがって、ケーブル処理室の難燃ケーブルの火災による原子炉安全のリスクは十分に低く抑制されていると考える。
- ・このことは、NUREG-1742^[1]の記載「電源盤のないケーブル処理室の火災によるCDFは小さい」と整合する内容である。

2.2.2 非難燃ケーブル火災

非難燃ケーブル火災の評価結果は以下のとおりとなる。

- ・ケーブル処理室内に存在する非難燃ケーブルは計装用の弱電ケーブルであり、発火の可能性は高くはないものの、難燃ケーブルに比べると相対的に発火頻度は高い。

- ・非難燃ケーブルが積載されているケーブルトレイは、防火シートでラッピングされた複合体となっており、発火したとしても酸素が限られていることから窒息して鎮火し延焼せず、火災の影響はラッピング内にとどまることが分かっている（確率はほぼ1.0）。
- ・したがって、ケーブル処理室の複合体内部の非難燃ケーブルの火災による原子炉安全のリスクは十分に低く抑制されていると考える。

2.3 評価のまとめ

- ・新旧プラントの設計差異の一つとしてケーブルを取り上げ、その差異が火災による原子炉安全のリスクに与える影響を検討したところ、いずれもリスクは抑制された状態にあるものとする。
- ・しかしながら、難燃ケーブル、非難燃ケーブルの設計差異は、新規基準にて同等の性能があることを確認しているものの、設計差異は継続して存在し、今後もその差異が原子炉安全リスクに与える影響を確認していく必要のある対象となる。
- ・仮に今後、ラッピングの性能に関する新知見が得られるような場合には、火災進展イベントツリーを参考に、当該ラッピングの性能改善、検知・消火性能の改善及び分離性能の改善を検討することでリスク抑制を図ることができる。

3. 対策案の抽出

- ・火災進展イベントツリーでは、火災の発生防止、検知・消火、設備の分離を組み合わせることによりリスクを低減していくプロセスを示しており、一つの要素に脆弱性が見つかった場合、当該要素を改善する以外にも、他の要素の厚みを増すことでリスクを低減できることがわかる。
- ・表1に火災進展防止に関する個々の要素の厚みを増す対策を列挙する。

4. 対策要否の検討及び実施

事業者は、個別プラントの火災防護上の特徴を踏まえ、表1に挙げた案から、効果と必要なりソースを勘案し、導入に伴い悪影響のない対策を採用する。対策の採否を検討するにあたっては、効果が小さくとも容易に導入が可能な対策は排除しないよう留意するとともに、特にソフト対策では現場への負担が過大とならないよう配慮する。

採用した対策は、予算措置等の必要な措置をとり、計画的に実施していく。

5. 継続的な評価

今後、火災防護の性能に関する新たな知見が得られた場合には、それらを踏まえて必要に応じ再評価を行う。

ATENAは、事業者の評価結果を確認し、評価プロセス、方法、解説の修正及び追加が必要と考えられる場合は、本ガイドラインを改定する。

表 1 火災進展防止対策の例

<p>a. 火災の発生防止に係る対策</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 難燃ケーブルの採用 ・ パトロールによる油漏洩の早期検知 ・ 電器品の外観点検の強化 ・ 持ち込み可燃物の制限 ・ 火災源の養生 等
<p>b. 検知・消火</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火災検知器の信頼性向上（点検内容、頻度の改善） ・ 消火設備の信頼性向上 ・ 消火訓練の改善 ・ 火災源毎のアクセスルートの事前把握 ・ 火災監視担当者の配置 ・ 消火器の追設 等
<p>c. 設備等の分離</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火災源の移設 ・ 防護対象設備の移設 ・ 耐火障壁の追設 等

参考文献

- [1] NUREG-1742 : Perspectives Gained From the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program

（本頁以下余白）

(解説 4) ソフト対策の充実化を図る意図

本ガイドラインでは、ハード対策に加えソフト対策を充実するとしている。

ハード対策を取り入れることによって安全性を高めることはもちろん重要であるが、福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえると、ソフト対策の3つのメリット『①対策の早期導入』『②臨機応変な現場対応』『③改善の継続性』が重要であると考えことから、本ガイドラインではソフト対策の充実化についても強調している。

①対策の早期導入

- ・ ソフト対策は、早期に導入が可能である。
- ・ 例えば、大規模な津波による電源喪失時に備えた電源車等による電源供給手順の整備及び原子炉・使用済み燃料プールへの代替注水の手順書整備、並びに訓練の実施は、事故の経験を踏まえ早い段階で導入した実績がある。

②臨機応変な現場対応

- ・ シビアアクシデント時にはさまざまな事象進展が起こり得るため、臨機応変な対応が必要となり、ソフト対策による対応が効果的な場合がある。また、ソフト対策の充実により、既存のハード設備を柔軟に活用することができる。
- ・ 例えば、福島第一原子力発電所事故の際には、火災対応として整備していた消防車による原子炉注水、自家用車のバッテリーを用いた直流電源確保等、元々の用途ではない使い方が有効であった。また、後日の検討で整備された RCIC 現場手動起動や代替パラメータによる監視といった手順書の整備は、通常のハード設備の使用方法与異なるものの、柔軟に活用するものであり、事故の影響緩和に有効である。

③改善の継続性

- ・ 安全性の向上に向けては、改善の取組を継続させ積み重ねることが重要であり、ソフト対策の検討はその手段として有効である。
- ・ ハード対策に比べ、ソフト対策はその発案から実現までの期間が比較的短く、改善を積み重ねやすいという特徴を有している。また、ハード対策は対策内容の選択肢が限られるが、一方、ソフト対策は手順の整備、訓練の充実、資機材の活用等、比較的小さな改善ではあるが検討の幅が広いいため実行しやすく、事業者が継続的に安全性向上に取組にあたって有効である。
- ・ 例えば、福島第一原子力発電所事故の際には、直流電源がない状態では原子炉水位、圧力等の重要なプラント状態の把握ができなかったことから、バッテリーを調達しようとしたものの地元のホームセンターでは調達できず、遠方まで購入に向いたことにより時間を要したため、急遽現場の判断で車両のバッテリーを外して活

用した。この経験は、ソフト対策として事前にバッテリーの調達先選定や運搬方法・体制を定めておくことの有効性を示しており、このような小さな改善の積み重ねも重要であると考えている。

不確実な事象であることを理由に思考停止に至ることなく、新知見の反映による継続的な安全性向上の取組として、設計の経年化への対応を含め、こうしたソフト対策の特徴を踏まえて対策を検討することが肝要である。

なお、ソフト対策は、以上のような導入のメリットがある一方で、人による対応を求めるものであることから、当該の対策だけで導入判断するのではなく、その他の対策を含めて全体のバランスを考慮し、現場の負荷を過度に増加させないよう配慮するだけでなく、将来的に軽減することを検討していく必要がある。

(本頁以下余白)

表1 ソフト対策の例

a. 手順の改善・追加	<ul style="list-style-type: none"> ・ SBO 下での高圧炉心注水系（HPCF）の短時間の運転手段整備 ・ 敷地内への津波浸水時における事前高圧代替注水系起動手順の整備（大津波警報時の対応） ・ 冷却機能に必要な海水を確保するため、引き津波時に循環水ポンプをトリップする手順 ・ 空調系喪失時の扉開放手順の整備、仮設排風器設置・使用手順整備等異なる手段による冷却機能確保 ・ 想定を超える豪雨に備えた敷地排水経路の手段の確保手順の整備 ・ 予報、傾向監視による事前準備が可能な事象（想定を大幅に超える海水温上昇、台風の襲来）を踏まえたプラント停止措置明確化と手順の整備 ・ インターロックバイパス又はジャンパー手順の追加 等
b. 資機材リストの整備・予備品の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全機能別資機材の配置場所リストの作成 ・ 安全設備の故障想定毎の取替部品の準備 等
c. 資機材調達手段の明確化（調達先連絡手段含む）	<ul style="list-style-type: none"> ・ バッテリー調達先リストの作成 ・ 他発電所の資機材互換性リストの作成 等
d. 復旧活動支援ツールの整備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬設備接続箇所の標識設置 ・ アクセスルートの掲示 ・ 現場配置図、写真、3D-CAD の準備 等
e. メンテナンスの改善等の信頼性向上策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重要度の高い設備のメンテナンス頻度増加 ・ 機器サーベランスに伴う系統機能ダウンタイムの低減 等
f. 教育訓練の改善（ヒューマンエラー防止）	<ul style="list-style-type: none"> ・ リスク重要度の高い事故シーケンスに対応する手順の教育訓練頻度の増加 ・ リスク重要度の高い運転操作の運転員への周知 ・ 設計基準を大幅に超える状況を想像する図上訓練の実施 等

なお、事業者によっては、コスト効果的なソフト対策を抽出する活動を有している場合もあり（例えば、東京電力 HD(株)が実施している「安全向上提案力強化コンペ」）、これら結果を参照することで改善点の抽出を効率的に実施することが期待される。

発行者：原子力エネルギー協議会

問合せ先 contact@atena-j.jp