

原子力規制庁 御中

平成26年度高経年化技術評価高度化事業
(経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究)

成果報告書

平成27年3月

MRI 株式会社三菱総合研究所

本報告書は、原子力規制委員会 原子力規制庁の委託事業「平成26年度高経年化技術評価高度化事業(経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究)」として実施された調査研究の成果物である。

平成26年度高経年化技術評価高度化事業
(経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究)

目次

1. 序論	1-1
1.1 事業目的	1-1
1.2 事業項目	1-1
1.3 事業実施体制	1-1
1.4 実施スケジュール.....	1-1
1.5 実施概要	1-2
2. 経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究	2-1
2.1 深層防護レベル4層を対象とした重大事故等対策設備の抽出分析.....	2-1
2.1.1 重大事故等対策設備の概要.....	2-1
2.1.2 深層防護レベル4層を対象とした重大事故等対策設備の抽出.....	2-2
2.1.3 深層防護レベル4層を対象とした重大事故等対策設備の分析.....	2-30
参考文献	2-31
2.2 経年劣化や保全活動の効果・影響を表す指標・評価手法の検討.....	2-32
2.2.1 検討の概要.....	2-32
2.2.2 レジリエンス指標.....	2-32
2.2.3 保全指標	2-44
参考文献	2-82
2.2.4 原子力発電所プラントにおける教育・訓練の調査結果.....	2-82
参考文献	2-123
2.2.5 特別点検におけるコンクリート構造物のコア抜き試験評価の高度化.....	2-123
2.3 安全性を表す指標・評価手法の検討.....	2-166
2.3.1 経年プラントのリスク指標に対する考え方.....	2-166
2.3.2 深層防護レベル4層に着目したリスク指標の提案.....	2-170
参考文献	2-174
2.4 安全裕度の評価指標及び評価手法の整理.....	2-175
2.4.1 前提条件と全体フロー.....	2-177
2.4.2 各手順の概要.....	2-181
参考文献	2-188
3. 加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究	3-1
3.1 経年劣化や保全活動の効果・影響を表す指標・評価手法の適用性評価.....	3-1
3.1.1 3ループPWRを対象としたレジリエンス指標の試評価	3-1
3.1.2 「2次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオに対する試解析と感度解析	3-4
3.1.3 「全交流動力電源喪失(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損))」	

シナリオに対する試解析と感度解析	3-21
3.1.4 レジリエンス指標の試計算ツールの整備	3-29
3.2 安全性を表す指標・評価手法の適合性分析	3-37
3.2.1 リスク評価モデルの構築	3-37
3.2.2 経年プラントの総合的な安全評価	3-70
参考文献	3-77
3.3.3 ループ PWR プラントに対する総合的な安全評価のまとめ	3-78
3.3.1 評価フローに基づく感度解析の試行的実施	3-78
3.3.2 試行的な感度解析による SA 対策の安全裕度の把握と注目すべき設備の抽出	3-101
3.3.3 レジリエンス指標とリスク指標の考え方の比較	3-103
3.3.4 深層防護レベル 4 層の実力評価における論点	3-105
参考文献	3-107
4. 事業進捗の管理と成果報告の実施	4-1
4.1 実施履歴	4-1
4.2 報告会	4-1
4.3 第三者有識者委員会	4-2
4.4 研究会	4-2
4.5 システム安全国際交流会議	4-2
4.6 ツール開発	4-3
5. 結論	5-1
5.1 経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究	5-1
5.2 加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究	5-1
5.3 事業進捗の管理と成果報告の実施	5-2
謝辞	
付録 1 レジリエンス指標試計算ツールマニュアル	付 1-1
付録 2 SA 対策重要度評価システムマニュアル	付 2-1

1. 序論

1.1 事業目的

本事業の目的は、運転開始後 30 年を超えて運転する経年プラントの健全性評価を確かなものとするため、高経年化技術評価に対して最新知見を取り入れて、材料の経年劣化進展に伴う安全裕度の低下に係る予測手法の導入や予測精度の改善を図るものである。

1.2 事業項目

高経年化技術評価を高度化するために、経年プラントの健全性を検証する総合的な安全評価手法の整備を進める。また、国内外の最新情報や知見の収集、外部からの評価の仕組みを取り入れ、先進性や信頼性を有した事業を推進する。

以下の項目について実施する。

- (1) 経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究
- (2) 加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究
- (3) 事業進捗の管理と成果報告の実施

1.3 事業実施体制

本事業は、三菱総合研究所が受託機関代表となり、国立大学法人東京大学（以下、東京大学）、国立大学法人大阪大学（以下、大阪大学）とコンソーシアムを組み、業務を遂行した。図 1.3-1 に事業遂行体制図を記す。

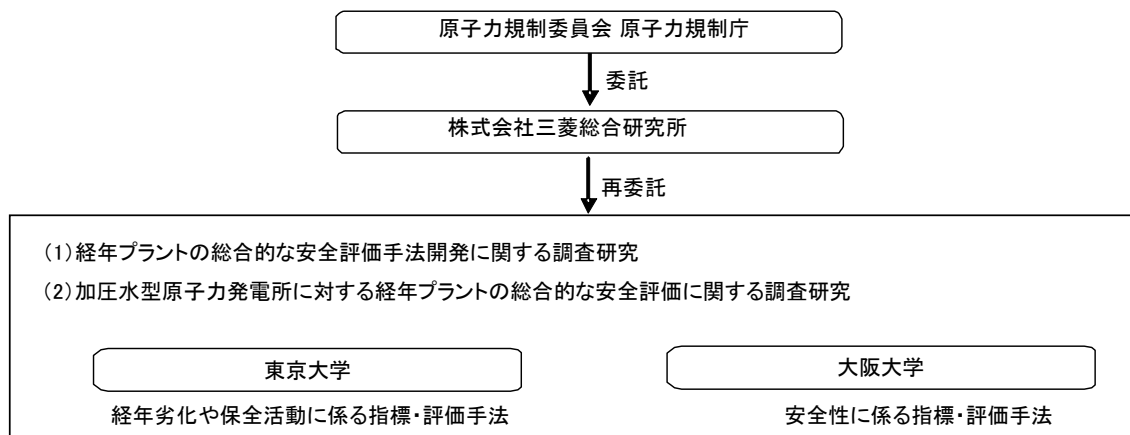


図 1.3-1 事業遂行体制

1.4 実施スケジュール

実施スケジュールは以下の通りである。

平成 26 年 9 月 8 日から、平成 27 年 3 月 16 日まで

1.5 実施概要

1.3に記載した事業遂行体制に加え、関係各所の協力を仰ぐ形での研究実施体制を構築し、1.2に示した2項目の研究を実施する。この(1)～(3)が、2章～4章に対応する。各研究等の実施概要を以下に示す。

(1) 経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究

1) 実施内容

経年プラントの安全評価を総合的に実施できる評価手法を構築する。プラント全体をシステムとして捉えた安全裕度の感度解析評価手法として、特に深層防護レベル4層を考慮した評価指標と評価手法を整備し、体系化する。

2) 実施方法

平成25年度に実施した経年プラントの安全評価の体系化及び安全評価手法開発に関する調査研究の結果（平成25年度高経年化技術評価高度化事業成果）※を踏まえ、経年プラントの健全性を検証する総合的な安全評価手法を構築するため、新規制基準（平成25年7月8日施行の改正原子炉等規制法関係規則、内規等）適合性に係る審査における深層防護レベル4層を対象とした重大事故等対策設備（従来の高経年化技術評価では報告対象とならなかった消火水系統等の設備を含む）を抽出・分析し、経年プラントを構成する機器、構造物、計装系等の設備について、プラント全体をシステムとして捉えた安全裕度の評価指標及び評価手法を検討する。

この際、深層防護レベル4層については、著しい炉心損傷への進展を防止できる設計対策（SA対策－Ⅰ）及び格納容器の機能損失を防止できる設計対策（SA対策－Ⅱ）に分類し、それぞれの評価指標及び評価手法を提案することとする。

(2) 加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究

1) 実施内容

上記(1)で整備した設計基準事象を超えるシナリオを想定した深層防護レベル4層を考慮した評価指標と評価手法を活用し、加圧水型原子力発電所に対する感度解析を試行的に実施し、経年プラントの深層防護レベル4層の安全裕度として注目すべき設備・機器を定量的に抽出する評価方法及びその結果、並びに設備・機器の定量的な評価結果がプラントのシステム安全に及ぼす影響を定量的に抽出する評価方法及びその結果を提案する。

2) 実施方法

加圧水型原子力発電所（PWR発電所）における3ループプラントを代表プラントとして、上記の(1)で提案したSA対策－Ⅰ及びSA対策－Ⅱに関するリスク評価手法による感度解析を試行的に実施する。

感度解析においては、評価に使用した入力条件を明確にするとともに、得られた評価結果から経年プラントにおけるSA対策Ⅰ及びSA対策Ⅱに対する原子力プラントの総合的な安全裕度について定量的に示すとともに、同結果を用いて経年プラントにおける深層防護レベル4層として注目すべき機器、構造物、計装系等の設備を抽出する。

なお、入力条件は、公知の情報、実施者が有する情報、実施者が本事業で調査した情報等を用いる。

(3) 事業進捗の管理と成果報告の実施

1) 実施内容

本事業で実施する(1)及び(2)の各個別調査研究について、研究計画に対する進捗度の確認、研究目標に対する実施内容の妥当性の確認、研究成果の取りまとめ等に係る管理を行い、事業開始時説明、中間成果報告及び最終成果報告を行う。

2) 実施方法

本事業で実施する(1)経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究及び(2)加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究に対して、研究計画の確認や進捗度の把握、研究目標に対する実施内容の妥当性の確認及び研究成果の取りまとめ等に係る管理を行う。

上記の管理において、規制庁殿と1～2ヶ月に1回程度の打ち合わせを行う。また、規制庁殿との打ち合わせにおける議事録、並びに月ごとの研究の進捗状況、課題状況及び課題への対応案をまとめた月報を提出する。

また、(1)経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究及び(2)加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究の各調査研究について、事業開始時における研究計画の説明、中間での進捗状況及び成果取りまとめ状況の報告(2回程度)、並びに最終成果取りまとめ報告を実施する。なお、実施者は第三者有識者による委員会を設置し、進捗状況、成果の妥当性等に関する意見聴取を行い、その結果を成果とりまとめの参考とすることとする。

2. 経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究

2.1 深層防護レベル4層を対象とした重大事故等対策設備の抽出分析

本事業の目的は、運転開始後30年を超えて運転する経年プラントの健全性評価を確かなものとするため、高経年化技術評価に対して最新知見を取り入れて、材料の経年劣化進展に伴う安全裕度の低下に係る予測手法の導入や予測精度の改善を図るものである。

2.1.1 重大事故等対策設備の概要

原子力規制庁の新規制基準では、重大事故対策における要求事項として、共通項目を含め、以下に示す21項目を定めている。

(1) 共通事項

- 1) 重大事故対処設備に対する要求事項
 - 2) 復旧作業に対する要求事項
 - 3) その他の要求事項
- (2) 手順書の整備、訓練の実施、体制の整備
 - (3) 原子炉停止対策
 - (4) 原子炉冷却材高圧時の冷却対策
 - (5) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策
 - (6) 原子炉冷却材低圧時の冷却対策
 - (7) 事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク確保対策
 - (8) 格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質低減対策
 - (9) 格納容器の過圧破損防止対策
 - (10) 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策
 - (11) 格納容器内の水素爆発防止対策
 - (12) 原子炉建屋等の水素爆発防止対策
 - (13) 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策
 - (14) 補給水・水源の確保対策
 - (15) 電源確保対策
 - (16) 制御室
 - (17) 緊急時対策所
 - (18) 計装設備
 - (19) モニタリング設備
 - (20) 通信連絡設備
 - (21) 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策

これらは、大きく①炉心損傷防止対策（複数の機器の故障を想定）、②格納容器破損防止対策、③放射性物質の拡散抑制の3種類の対策を要求している。この中で、③に分類される「(21) 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策」は、格納容器内に放射性物質を閉じ込める機能が大きく損なわれた状況下で、公衆被ばくと環境汚染の防止を緩和するためのものであ

ることから、深層防護レベルの 5 層に該当する設備と考えられる。よって、本調査では(3)を除く、(1)と(2)についての調査を行う。

調査は、事業開始(平成 26 年 9 月)時点で、新規制基準への適合審査が進んでいる 3 ループ PWR プラントを対象とした。

2.1.2 深層防護レベル 4 層を対象とした重大事故等対策設備の抽出

(1) 抽出に当たっての考え方

新規制基準では、重大事故対策の有効性評価における基本的要求事項として、以下を示している。

- 炉心損傷防止対策に係る有効性評価：原子炉設置者は、炉心の著しい損傷のおそれがある設計基準事故を超える事故の発生を想定し、炉心の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない。
- 格納容器破損防止対策に係る有効性評価：原子炉設置者は、炉心の著しい損傷に伴って発生するおそれのある格納容器破損モードを想定し、格納容器が破損に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない。

そして、炉心損傷防止対策と格納容器破損防止のそれぞれの有効性評価の詳細として、以下を示している。

1) 炉心損傷防止対策に係る有効性評価

原子力規制委員会は、PWR と BWR それぞれに対して、必ず有効性評価の対象とすべき事故シーケンスグループを指定している。その事故シーケンスグループを表 2.1-1 に示す。BWR は 7 事故シーケンスグループ、PWR は 8 事故シーケンスグループが指定されている。

表 2.1-1 原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループ

BWR	PWR
<ul style="list-style-type: none"> ● 高圧・低圧注水機能喪失 ● 高圧注水・減圧機能喪失 ● 全交流電源喪失 ● 崩壊熱除去機能喪失 ● 原子炉停止機能喪失 ● LOCA 時注水機能喪失 ● 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 2次系からの除熱機能喪失 ● 全交流電源喪失 ● 原子炉補機冷却水系機能喪失 ● 格納容器の除熱機能喪失 ● 原子炉停止機能喪失 ● ECCS 注水機能喪失 ● ECCS 再循環機能喪失 ● 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)

これらの事故シーケンスグループに加え、個別プラントに対して実施した内の事象 PRA および外的事象 PRA (または、それらに代替する評価) の結果に基づき、表 2.1-1 に示した事故シーケンスグループ以外の事故シーケンスグループが抽出された場合には、それらを有効性評価の対象として追加することを求めている。

2) 格納容器破損防止対策に係る有効性評価

原子力規制委員会は、必ず有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードを指定している。

- 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 炉外の溶融燃料－冷却材相互作用
- 水素燃焼
- 格納容器直接接触（シェルアタック）
- 溶融炉心・コンクリート相互作用

これらの格納容器破損モードに加え、個別プラントに対して実施した内的事象 PRA および外的事象 PRA（または、それらに代替する評価）の結果に基づき、上記に示した事格納容器破損モード以外の格納容器破損モードが抽出された場合には、それらを有効性評価の対象として追加することを求めている。

このように、原子力規制委員会は重大事故対策の有効性について、事故シーケンスグループおよび格納容器破損モードの観点から捉えていることを踏まえると、深層防護レベル 4 層の安全裕度を評価する観点からは、それぞれの事故シーケンスグループおよび格納容器破損モードの観点から対策を抽出することが、事業目的に合致していると考えられる。

(2) 事故シーケンスグループ別および格納容器破損モード別の SA 対策

川内原子力発電所 1 号機および 2 号機で考慮されている事故シーケンスグループ別の炉心損傷防止対策（SA 対策-I）を表 2.1-2 に示す。8 つの事故シーケンスグループに対して、重複を含む 11 の SA 対策-I が示されている。

また、格納容器破損モード別の格納容器破損防止対策（SA 対策-II）を表 2.1-3 に示す。4 つの格納容器破損モードに対して、重複を含む 5 つの SA 対策-II が示されている。なお、調査対象資料には、炉外の溶融燃料－冷却材相互作用については考慮しない旨が記載されているが、格納容器直接接触（シェルアタック）に対する記載はなかった。

代表的な SA 対策-I および SA 対策-II について、その概要を示す。

表 2.1-2 川内原子力発電所 1 号機および 2 号機の炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ	主要な対策
2 次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ● 高圧注入系による炉心注入と加圧器逃がし弁手動開により 1 次系減圧を行うフィードアンドブリード
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ● 主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた、蓄圧注入を促進するための 2 次系強制冷却 ● 移動式大容量発電機による代替電源設備 ● 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
原子炉補機冷却機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ● 主蒸気逃がし弁注及び補助給水ポンプを用いた蓄圧注入を促進するための 2 次系強制冷却 ● 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器再循環ユニットに原子炉補器冷却水を通水し、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させて、原子炉格納容器内を除熱する格納容器内自然対流冷却
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ● 多様化自動作動設備による自動主蒸気隔離及び補助給水ポンプの自動起動
ECCS 注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ● 主蒸気逃がし弁注及び補助給水ポンプを用いた、低圧注入を促進するための 2 次系強制冷却
ECCS 再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ系と余熱除去系を接続する配管を用いた代替再循環
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> ● ECCS 等により原子炉への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた蒸気発生器による冷却並びに加圧器逃がし弁を用いた原子炉の減圧により漏洩を抑制し、余熱除去系による炉心冷却を実施するクールダウンアンドリサーキュレーション

出典：[1] p. 10(1)－4－15、第 4.2.1 表

表 2.1-3 川内原子力発電所 1 号機および 2 号機の格納容器破損防止対策

格納容器破損モード	主要な対策
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧破損／格納容器加温度破損）	<ul style="list-style-type: none"> ● 常設電動注入ポンプによる格納容器内注水 ● 格納容器再循環ユニットに海水を直接通水し、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させて、原子炉格納容器内を除熱する格納容器内自然対流冷却
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	● 加圧器逃がし弁手動開による 1 次系強制減圧
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	（考慮しない）
水素燃焼	● 静的触媒式水素再結合装置
溶融炉心・コンクリート相互作用	● 常設電動注入ポンプによる格納容器内注水

出典：[1] p. 10(1)－4－16、第 4.2.4 表

(3) SA 対策-I の例：全交流動力電源喪失への対策の例

1) 対策の概要

全交流動力電源喪失への対策概要を、文献[3]7.1.2.1（p. 10(1)－7－25～26）を基に以下にまとめる。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失し、常用系補機である 1 次冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水、原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による 1 次系の減温、減圧及び復水タンクへの補給ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるとともに、RCP シール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから、RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えい等により 1 次系保有水量の減少が生じ、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2 次系を強制的に減圧することにより 1 次系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を整備する。長期的な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。

対応手順の概要を、文献[4]の第 7.1.2.3 図（p. 10(1)－7－17）、ならびに文献[3]の第 7.1.2.4

図 (p.10(1)-7-607) により示す (図 2.1-1、図 2.1-3)。

2) 具体的な対策

全交流動力電源喪失への具体的な対策手順について、文献[3]7.1.2.1 (3) (p.10(1)-7-27～32) に以下のように記載されている。

a. 全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断するとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、主蒸気ライン隔離を行い、蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの兆候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。

b. タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器水位低下によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。

補助給水流量確立の確認に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 1次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断

1次系圧力の低下、格納容器内高レンジエリアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。

全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象(大破断)」と判断する。それ以外は「1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいなし」と判断し処置する。

1次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

d. 1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合の対応

大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

また、常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×105mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注入

先を格納容器スプレイに切り替えると同時に炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。

e. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が 80m³/h 以上確立されていることを確認する。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

f. 1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止

充てん／高圧注入ポンプの起動時の 1 次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために 1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。

なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

g. 不要直流電源負荷切離し

直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。

h. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却

事象発生後 30 分以内を目安に主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、1 次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側温度計（広域）指示 208℃）を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば 1 次系温度・圧力を維持する。

また、その後の蒸気発生器への注水量確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

i. 蓄圧注入系動作の確認

1 次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力である。

j. 不要直流電源負荷切離し（計装用電源負荷切離し）

大容量空冷式発電機からの受電ができない場合、24 時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池（安全防護系用）に加え、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8 時間経過すれば不要直流電源負荷の切離しを行う。

k. 蓄圧タンク出口弁閉止

大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、1 次冷却材圧力計指示が 1.7 MPa

[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

l. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開

蓄圧タンク出口弁を閉止確認後、1次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage] (1次冷却材高温側温度計 (広域) 指示 170℃) を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度・圧力を維持する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度 (広域) 等である。

m. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] (1次冷却材高温側温度計 (広域) 指示 170℃) となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。

n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

アンユラス部に水素が滞留することを防止するため、現場にてアンユラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アンユラス空気浄化ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。

o. 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転

LOCA が発生している場合、長期対策として、移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット、C充てん/高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。

海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、格納容器再循環サンプ広域水位計指示 67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示 16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水から高圧再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器圧力等であり、高圧再循環運転に必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

p. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続

LOCA が発生していない場合、長期対策として、外部電源が回復すればタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を継続的に行う。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続に必要な計装設備は、1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

q. 原子炉補機冷却系の復旧作業

保守対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。

3) 対策に使用する設備機器

全交流動力電源喪失における重大事故等対策について、使用する設備ならびに対策手順を関連付けてまとめた表が、文献[3]の第 7.1.2.1 表（p. 10(1)－7－483～487）である（表 2.1-4～表 2.1-8）。川内原子力発電所 1 号機、2 号機の設置許可申請書の記載では、右側の 3 列に、常設設備と可搬設備、計装機器に分けて記載されている。

4) 対策に用いる設備機器を含む系統図

全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図を、文献[3]の第 7.1.2.1 図（p. 10(1)－7－604）により示す（図 2.1-5）。

5) 具体的な操作および操作に要する時間・人員

全交流動力電源喪失への対策の具体的な操作および操作に要する時間・人員について、文献[3]7.1.2.1 (3)（p.10(1)－7－26～27）に以下のように記載されている。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおける 1 号炉及び 2 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員（初動）及び重大事故等対策要員（初動後）で構成され、合計 52 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の 2 名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員 8 名及び保守対応要員 12 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保守対応要員 16 名である。

この必要な要員と作業項目についてまとめた図を、文献[4]の第 7.1.2.5 図、第 7.1.2.6 図（p. 10(1)－7－18～20）、ならびに文献[3]の第 7.1.2.6 図（p. 10(1)－7－610）により示す（図 2.1-6 から図 2.1-9）。

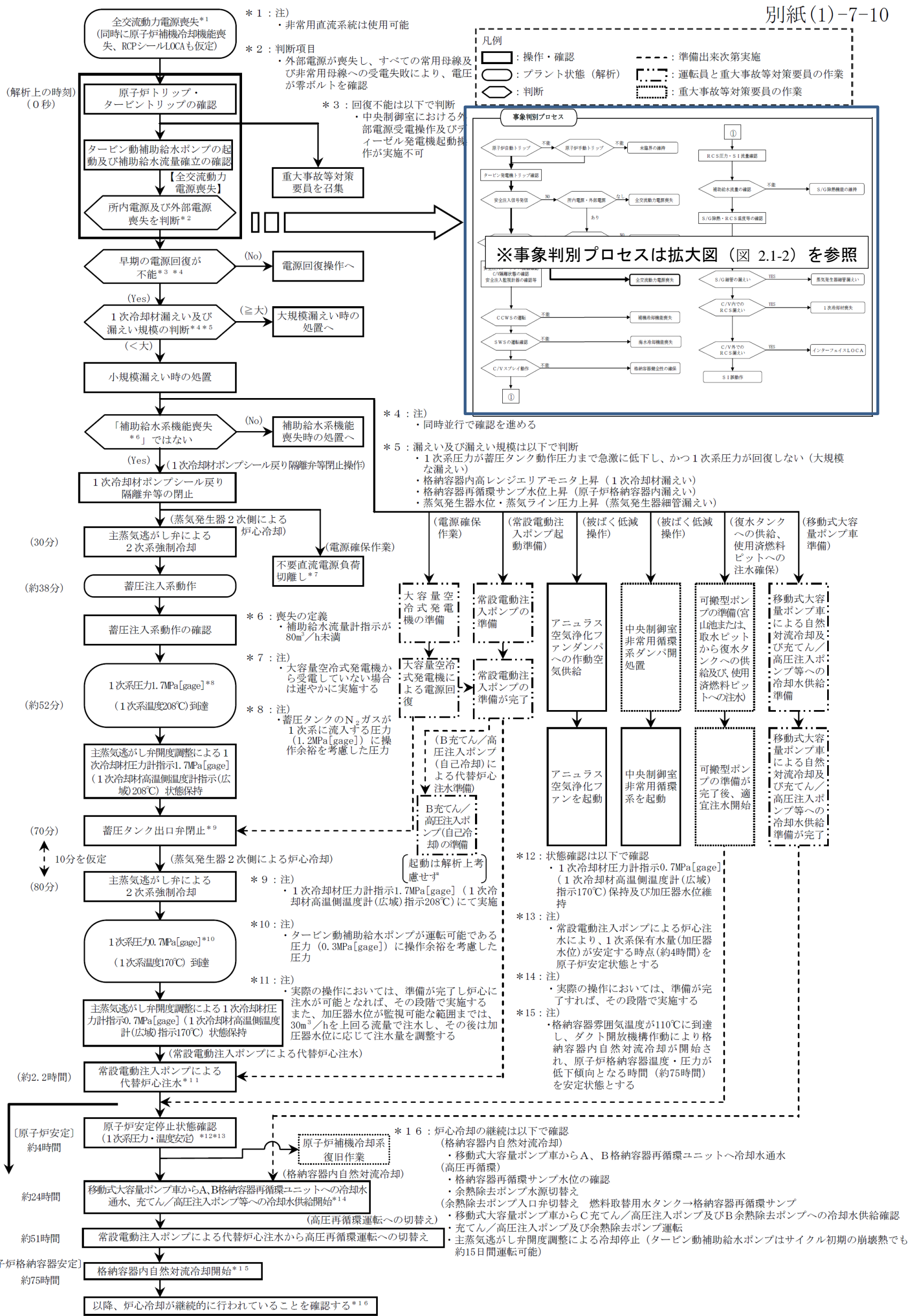


図 2.1-1 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シールLOCA」の事象進展)

出典：[4] p. 10(1)-7-17、第 7.1.2.3 図

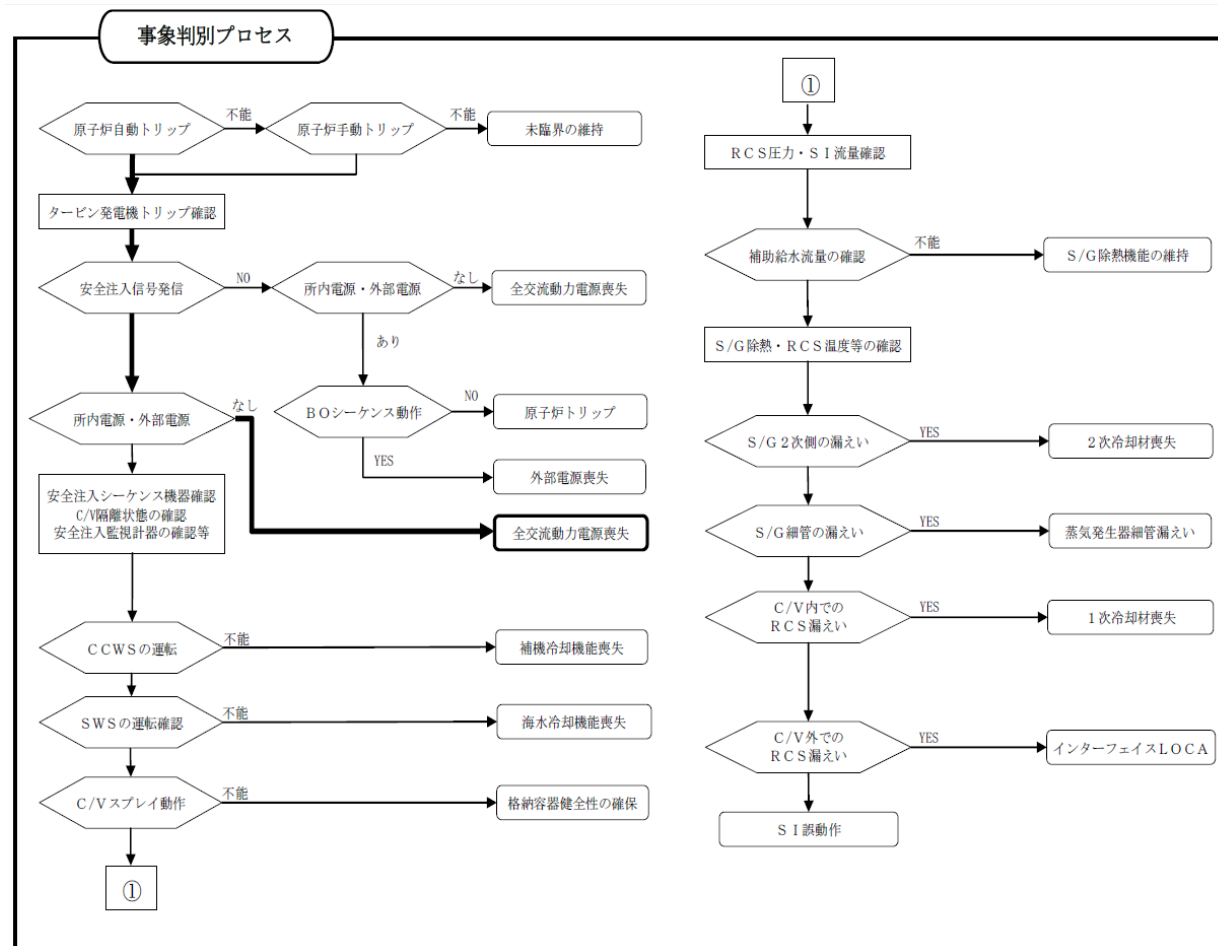
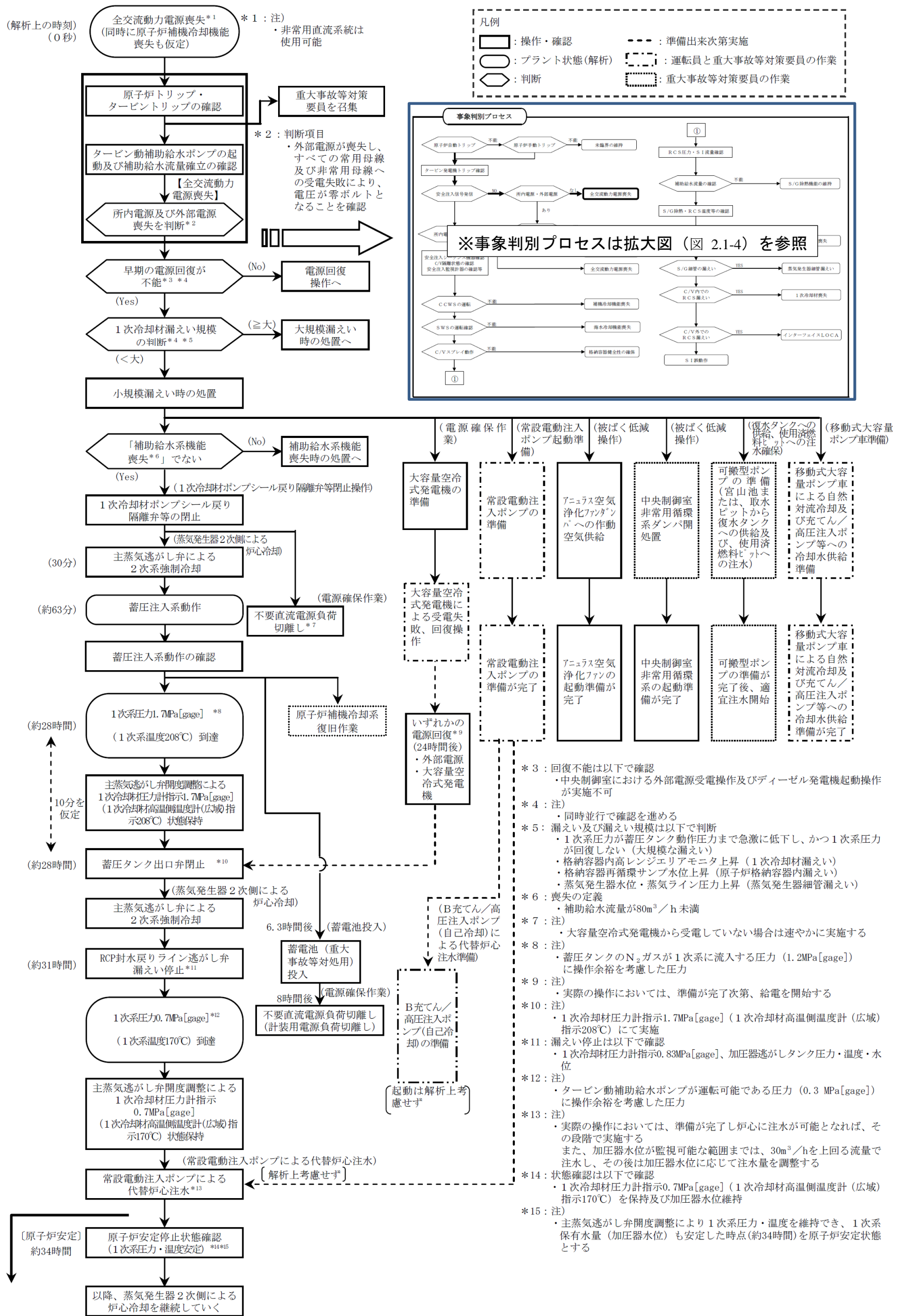


図 2.1-2 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 事象判別プロセス抜粋
 (重要事故シーケンス「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」の事象進展)
 出典：[4] p. 10(1)-7-17、第 7.1.2.3 図



出典：[3]p. 10(1)-7-607、第 7.1.2.4 図

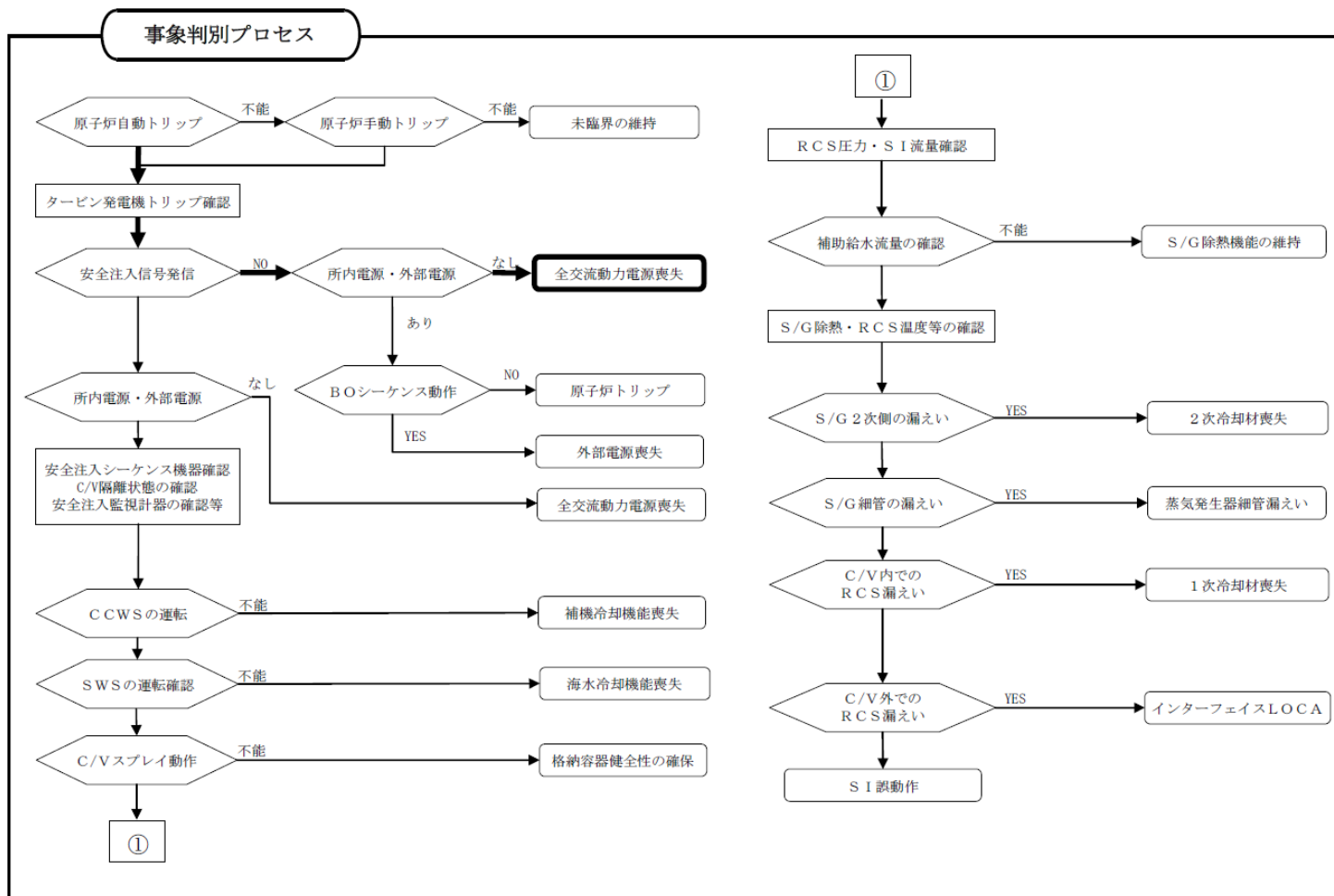


図 2.1-4 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 事象判別プロセス抜粋
(重要事故シーケンス「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展)

出典：[3]p. 10(1)－7－607、第 7.1.2.4 図

表 2.1-4 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について (1/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失	・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断する。	—	—	—
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・主蒸気ライン隔離を行い、蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの兆候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力
タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	・蒸気発生器水位低下によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
早期の電源回復不能判断	・中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は早期の電源回復不能と判断する。	—	—	—
1次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断	・1次系圧力の低下、格納容器内高レンジエリアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 ・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。それ以外は「1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいなし」と判断し処置する。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力

出典：[3]第7.1.2.1表（p.10(1)－7－483）

表 2.1-5 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について (2/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合の対応	・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 1次冷却材高温側温度（広域）
補助給水系機能維持の判断	・補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が $80 \text{m}^3/\text{h}$ 以上確立されていることを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止	・充てん/高圧注入ポンプの起動時の1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。 ・隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	—	—	—
不要直流電源負荷切離し	・直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。	蓄電池（安全防護系用）	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

出典：[3]第7.1.2.1表（p.10(1)－7－484）

表 2.1-6 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について (3/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蒸気発生器2次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後30分以内を目安に主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、1次冷却材圧力計指示1.7MPa[gage] (1次冷却材高温側温度計(広域)指示208℃)を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば1次系温度・圧力を維持する。 ・その後の蒸気発生器への注水量確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。 	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
不要直流電源負荷切離し(計装用電源負荷切離し)	<ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池(安全防護系用)に加え、蓄電池(重大事故等対処用)を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間経過すれば不要直流電源負荷の切離しを行う。 	蓄電池(安全防護系用) 蓄電池(重大事故等対処用)	—	—
蓄圧タンク出口弁閉止	<ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、1次冷却材圧力計指示が1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。 	蓄圧タンク出口弁 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)

出典：[3]第7.1.2.1表(p.10(1)-7-485)

表 2.1-7 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について (4/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	<ul style="list-style-type: none"> ・蓄圧タンク出口弁を閉止確認後、1次冷却材圧力計指示0.7MPa[gage] (1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度・圧力を維持する。 	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	蒸気ライン圧力 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> ・常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa[gage] (1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。 ・常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。 ・常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 原子炉容器水位 SA用低圧炉心注入及びブスブレイ積算流量
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> ・アニュラス部に水素が滞留することを防止するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンプの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンプの開け置きを実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。 	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	—
格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・LOCAが発生している場合、長期対策として、移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット、C充てん/高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。 ・海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。 	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)

出典：[3]第7.1.2.1表(p.10(1)-7-486)

表 2.1-8 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について (5/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
<p>高圧再循環運転</p>	<p>・格納容器再循環サンプ広域水位計指示 67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示 16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水から高圧再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。</p>	<p>燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B 余熱除去ポンプ (海水冷却) 【B 余熱除去冷却器】 C 充てん/高圧注入ポンプ (海水冷却) 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ</p>	<p>移動式大容量ポンプ車 タンクローリ</p>	<p>ほう酸注入ライン流量 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)</p>
<p>蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続</p>	<p>・LOCA が発生していない場合、長期対策として、外部電源が回復すればタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を継続的に行う。</p>	<p>電動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク</p>	<p>取水用水中ポンプ 復水タンク補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ</p>	<p>蒸気ライン圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1 次冷却材圧力</p>
<p>原子炉補機冷却系の復旧作業</p>	<p>・保守対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

出典：[3]第 7.1.2.1 表 (p. 10(1)-7-487)

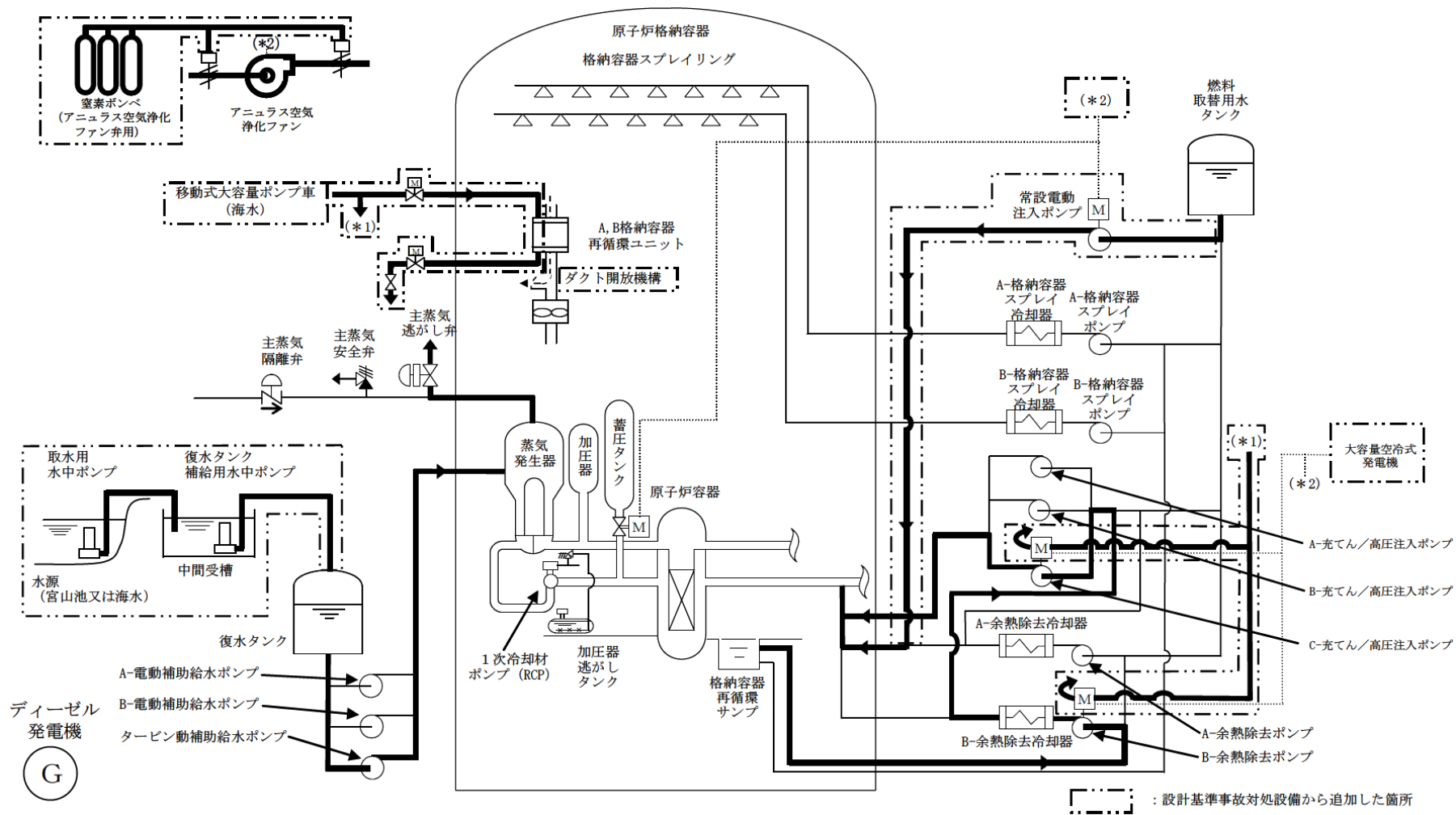
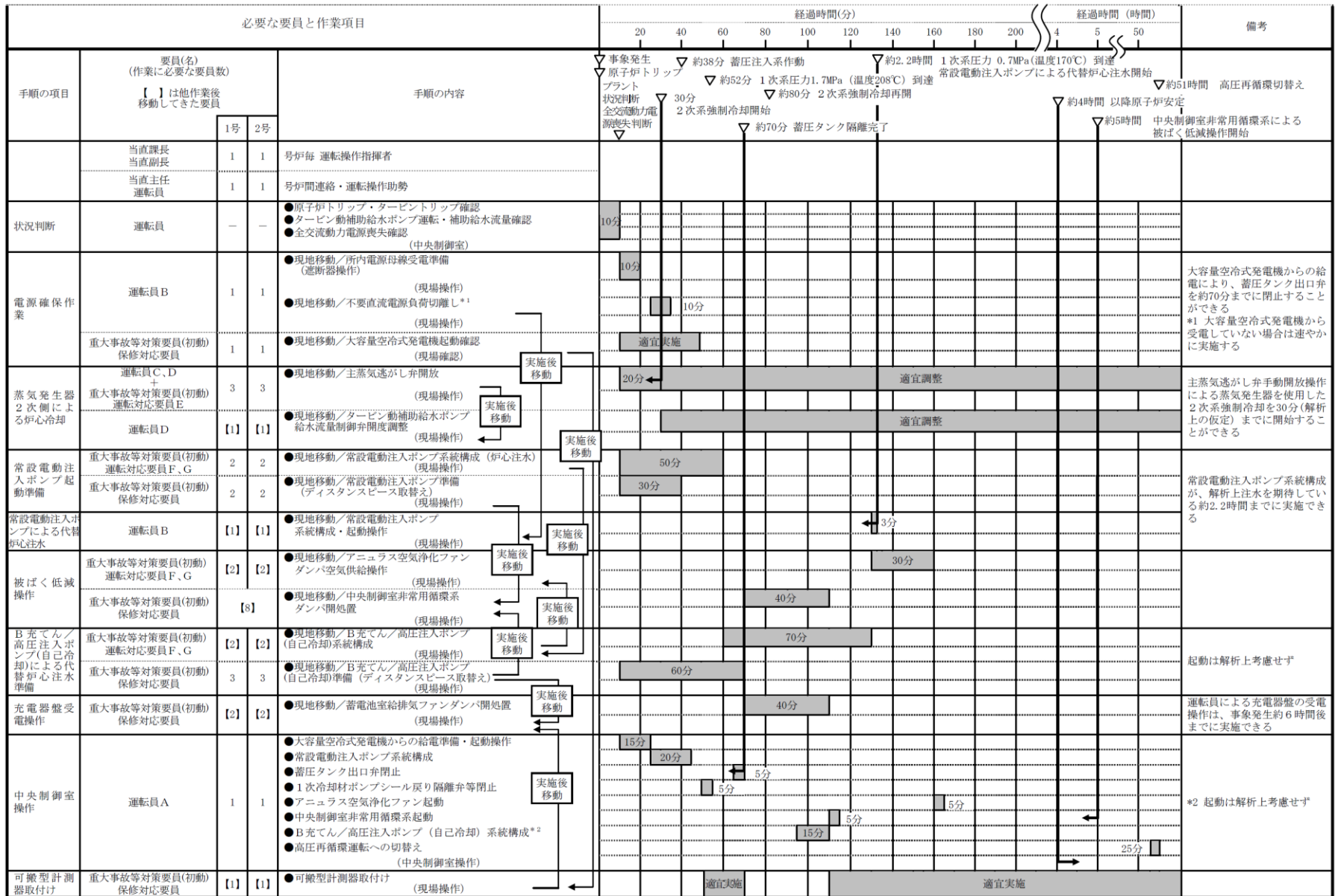


図 2.1-5 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図

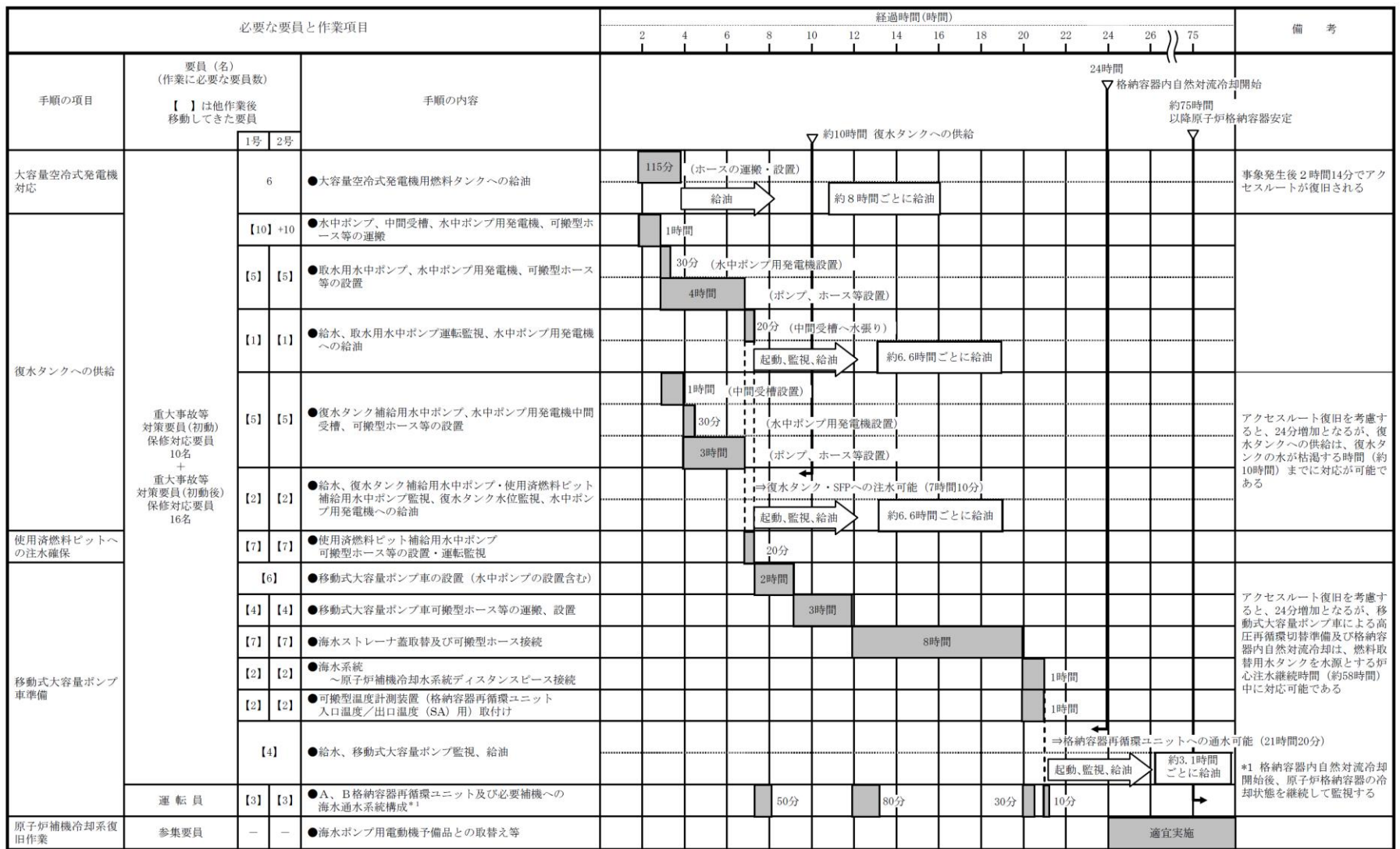
出典：[3] 第 7.1.2.1 図 (p. 10(1)-7-604)



・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

図 2.1-6 全交流動力電源喪失時(全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA)の作業と所要時間(1/2)

出典:[4] 第7.1.2.5図(p.10(1)-7-18)



・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備:ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側)に設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展開回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者:2名(重大事故等対策要員(初動後)係員対応要員のうち2名が対応)
 ・原子炉補機冷却系復旧作業:他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

図 2.1-7 全交流動力電源喪失時(全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA)の作業と所要時間(2/2)

出典:[4] 第7.1.2.5図(p.10(1)-7-19)

(4) SA 対策-II の例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧破損）への対策の例

1) 対策の概要

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）への対策概要を、文献[3]7.2.1.1.1 (p. 10(1)-7-205~206) を基に以下にまとめる。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能や ECCS 再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の 1 次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を整備する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水を整備する。さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。

本格納容器破損モードの事象進展ならびに対応手順の概要を、文献[3]の第 7.2.1.1.2 図 (p. 10(1)-7-734)、ならびに文献[4]の第 7.2.1.1.4 図 (p. 10(1)-7-26) により示す(図 2.1-10、図 2.1-11)。

2) 具体的な対策

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）への具体的な対策手順について、文献[3]7.2.1.1.1 (3) (p.10(1)-7-207~212) に以下のように記載されている。

a. 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 1次冷却材喪失事象時の対応

全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。判断後は、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

また、常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。

炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 105 \text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。

1次冷却材喪失事象時の対応に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

c. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場にてアンユラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アンユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。

d. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が $80 \text{m}^3/\text{h}$ 以上確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1次系圧力を $2.0 \text{MPa}[\text{gage}]$ 以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）も準備する。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e. イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備

炉心出口温度計指示が 350°C 到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに、可搬型格納容器水素濃度計測装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 105 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350℃は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した 1 次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） $1 \times 105 \text{mSv/h}$ は、炉心熔融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

g. 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

h. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、1 次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。また、常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が 77%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器圧力計指示が $245 \text{kPa}[\text{gage}]$ まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

i. 水素濃度監視

炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム-水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。

水素濃度監視に必要な計装設備は、可搬型格納容器水素濃度計測装置である。

j. 格納容器内自然対流冷却

A、B 格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車により A、B 格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気圧を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

3) 対策に使用する設備機器

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故対策について、使用する設備ならびに対策手順を関連付けてまとめた表が、文献[3]の第 7.2.1.1.1 表 (p. 10(1) - 7 - 532 ~ 535) である (表 2.1-9 ~ 表 2.1-12)。川内原子力発電所 1 号機、2 号機の設置許可申請書の記載では、右側の 3 列に、常設設備と可搬設備、計装機器に分けて記載されている。

4) 対策に用いる設備機器を含む系統図

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードでの重大事故等対策の概略系統図を、文献[3]の第 7.2.1.1.1 図 (p. 10(1) - 7 - 733) により示す (図 2.1-13)。

5) 具体的な操作および操作に要する時間・人員

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）への対策の具体的な操作および操作に要する時間・人員について、文献[3] 7.2.1.1.1 (3) (p. 10(1) - 7 - 206 ~ 207) に以下のよう記載されている。

本格納容器破損モードの評価事故シーケンスにおける 1 号炉及び 2 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員（初動）及び重大事故等対策要員（初動後）で構成され、合計 52 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の 2 名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員 8 名及び保守対応要員 12 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保守対応要員 16 名である。

この必要な要員と作業項目についてまとめた図を、文献[3]の第 7.2.1.1.3 図 (p. 10(1) - 7 - 735)、ならびに文献[4]の第 7.2.1.1.3 図 (p. 10(1) - 7 - 25) により示す (図 2.1-14、図 2.1-15)。

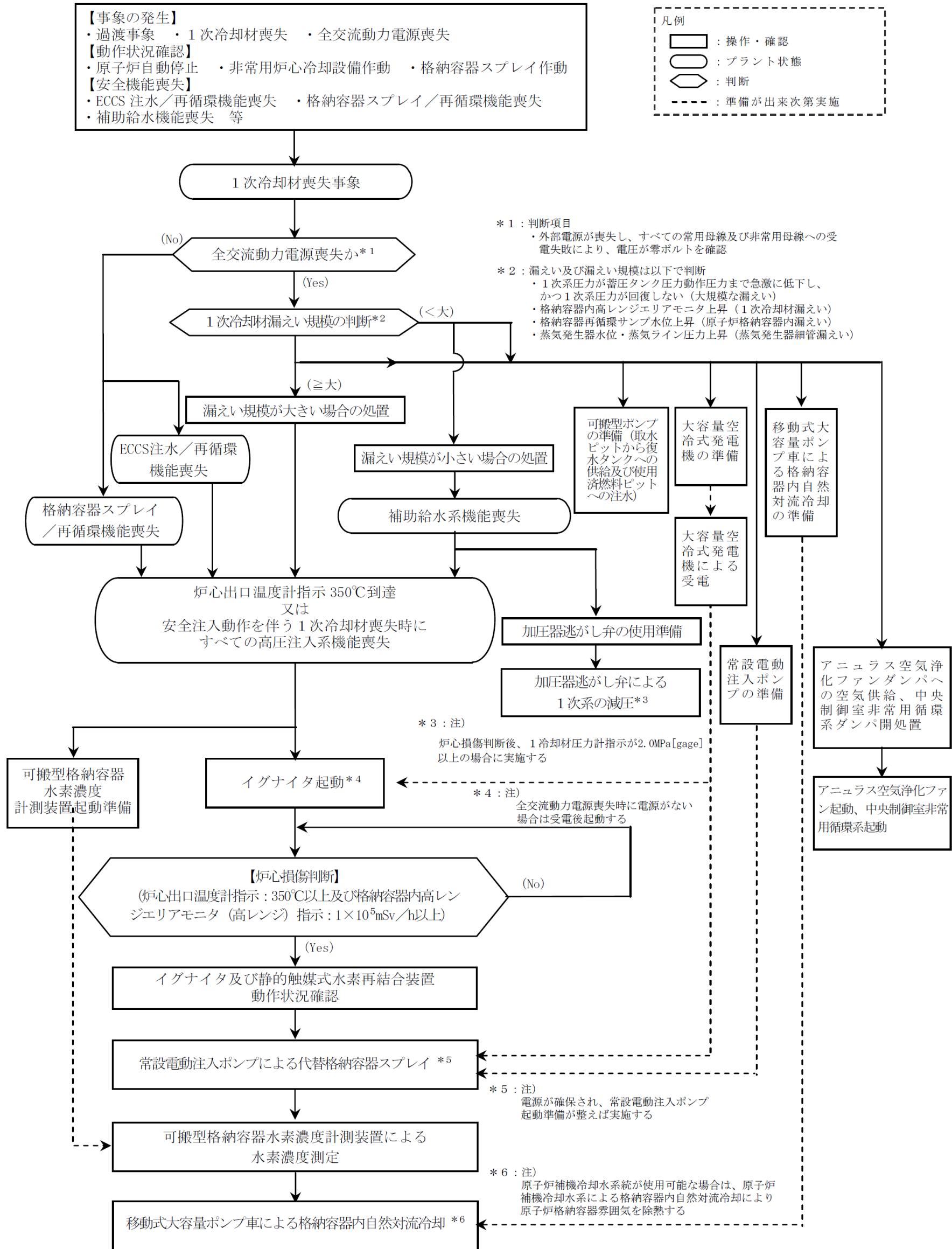
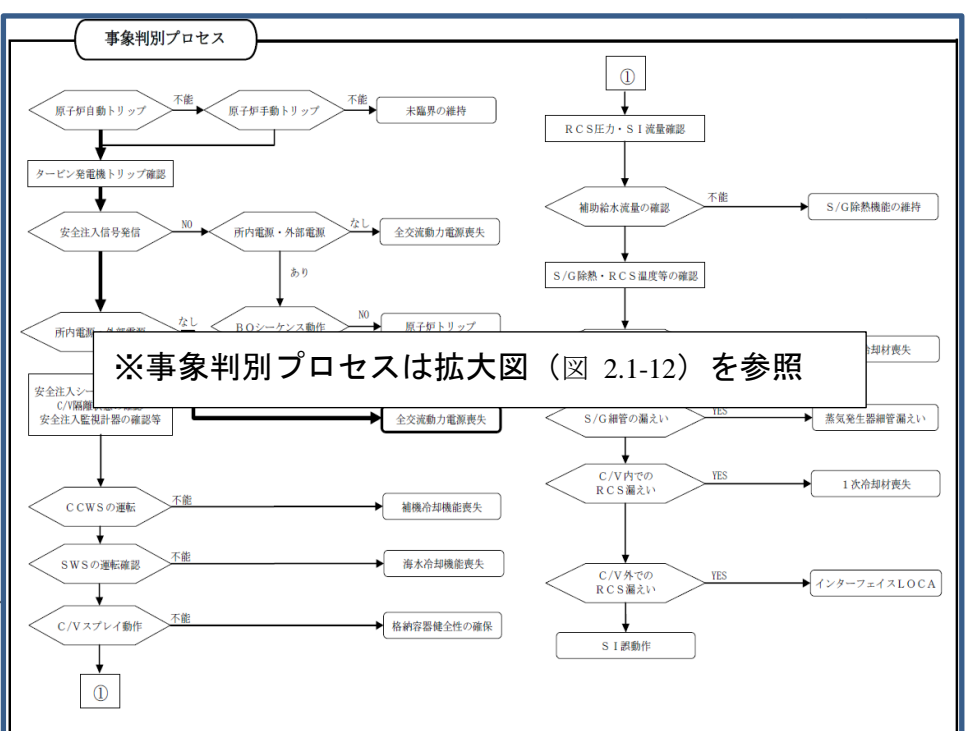
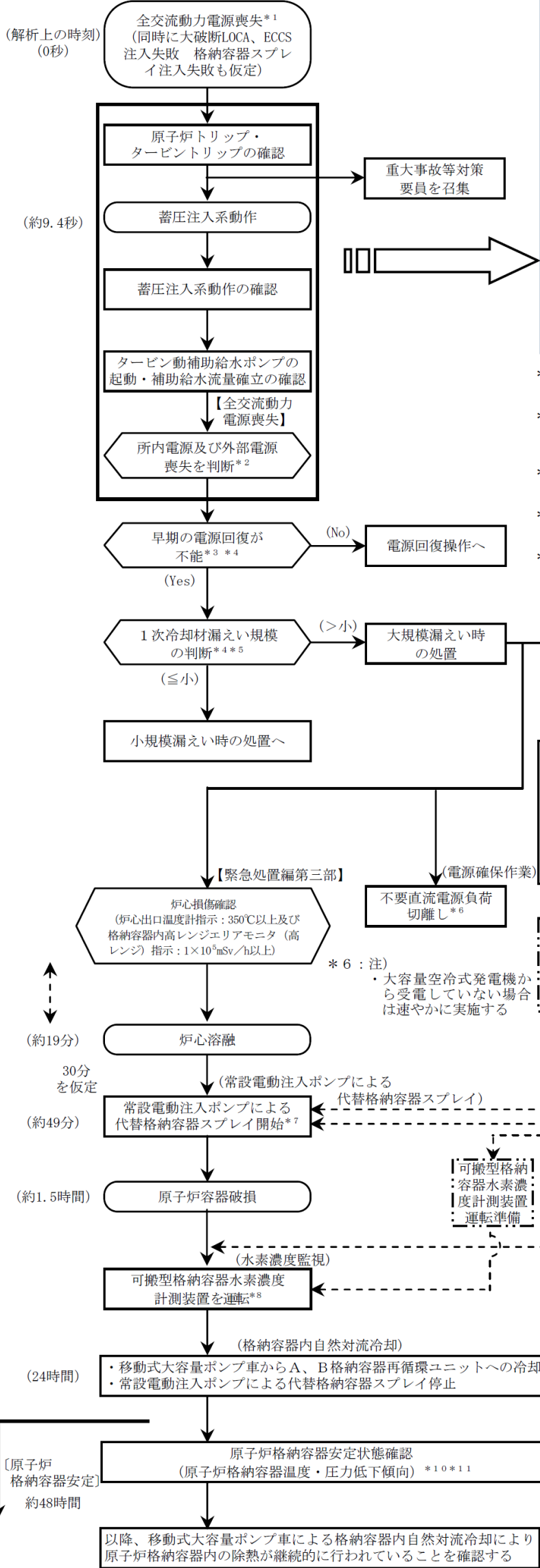
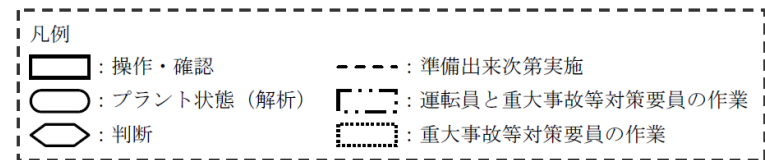


図 2.1-10 格納容器破損モードの対応手順の概要 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損))

出典: [3] 第 7.2.1.1.2 図 (p. 10(1)-7-734)



- *1: 注) 非常用直流系統は使用可能
- *2: 判断項目 外部電源が喪失し、すべての常用母線及び非常用母線への受電失敗により電圧が零ボルトを確認
- *3: 回復不能は以下で判断 中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施不可
- *4: 注) 同時並行で確認を進める。
- *5: 漏えい及び漏えい規模は以下で確認
 - 1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない(大規模な漏えい)
 - 格納容器高レンジエアモニタ上昇(1次冷却材漏えい)
 - 格納容器再循環サンプ水位上昇(原子炉格納容器内漏えい)
 - 蒸気発生器水位・蒸気ライン圧力上昇(蒸気発生器細管漏えい)
- *6: 注) 大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する
- *7: 注) 実際の操作においては、準備が完了し原子炉格納容器に注水が可能となれば、その段階で実施する また、注水流量は、 $140 \text{ m}^3/\text{h}$ を下回らない流量とする
- *8: 注) 可搬型格納容器水素濃度計測装置を運転し、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する
- *9: 注) 実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する
- *10: 状態確認は以下で確認
 - 原子炉格納容器温度・圧力低下傾向
- *11: 注) 移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力・温度が低下に転じる時点(約48時間)を原子炉格納容器安定状態とする

図 2.1-11 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗）における事象進展の概要

出典：[4] 第 7.2.1.1.4 図 (p.10(1)-7-26)

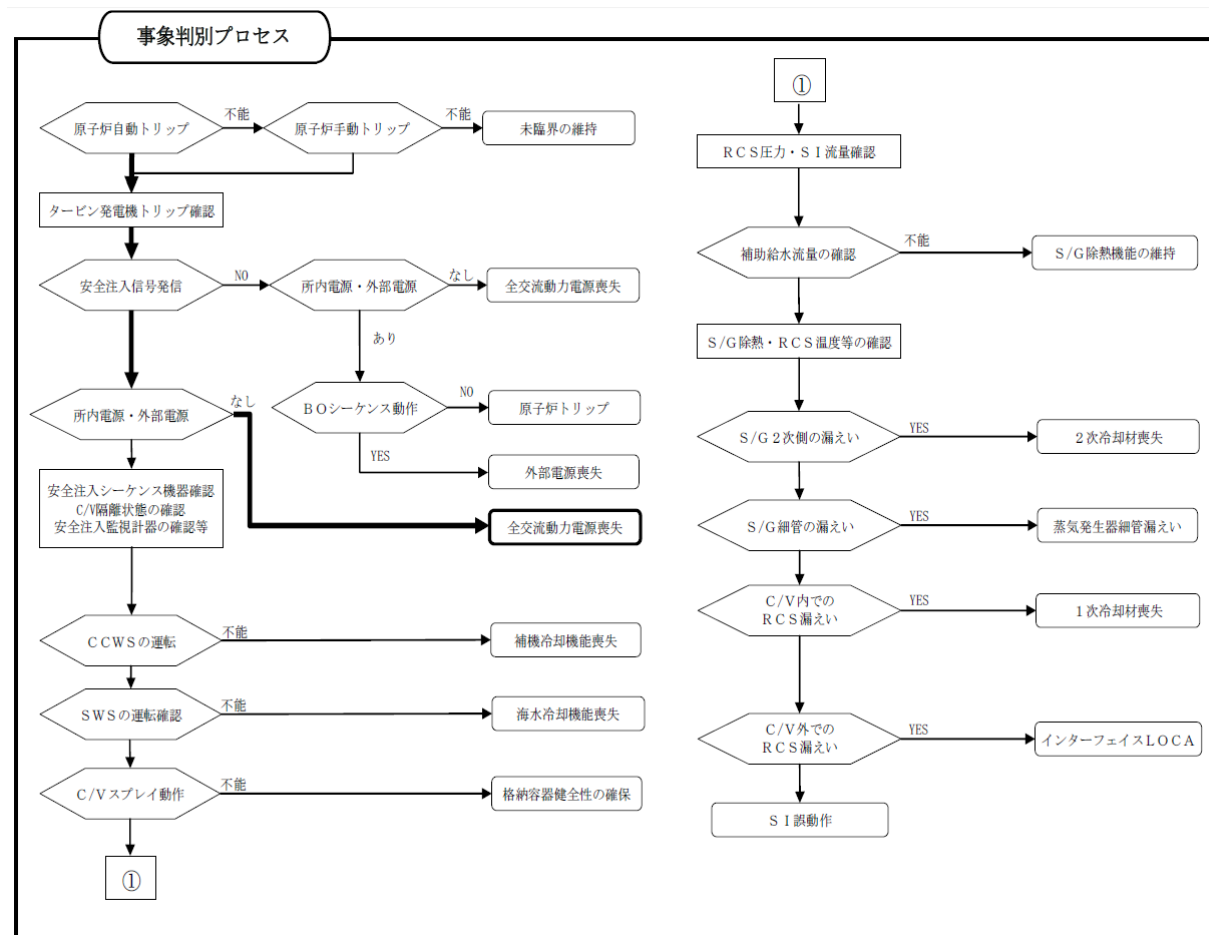


図 2.1-12 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） 事象判別プロセス抜粋
（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗）における事象進展の概要

出典：[4] 第 7.2.1.1.4 図 (p. 10(1)-7-26)

表 2.1-9 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について（1/4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。 	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
1次冷却材喪失事象時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。 大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^5 mSv/h 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位 1次冷却材高温側温度（広域） 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

出典：[3] 第7.2.1.1.1表（p.10(1)－7－532）

表 2.1-10 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について（2/4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場にてアニユラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニユラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。 	アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニユラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ（アニユラス空気浄化ファン弁用）	—
補助給水系機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が80 m³/h以上確立されていることを確認する。 全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1次系圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）も準備する。 	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃がし弁	【可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）】 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに、可搬型格納容器水素濃度計測装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。 	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

出典：[3] 第7.2.1.1.1表（p.10(1)－7－533）

表 2.1-11 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について（3/4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^5 mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。 	—	—	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 1次冷却材高温側温度（広域）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認	<ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	—
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が77%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器圧力計指示が245kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。 	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ復水タンク 【B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

出典：[3] 第7.2.1.1.1表（p.10(1)－7－534）

表 2.1-12 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について（4/4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム－水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。 	燃料油貯蔵タンク	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	可搬型格納容器水素濃度計測装置 【アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率】
格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。 	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

出典：[3] 第7.2.1.1.1表（p.10(1)－7－535）

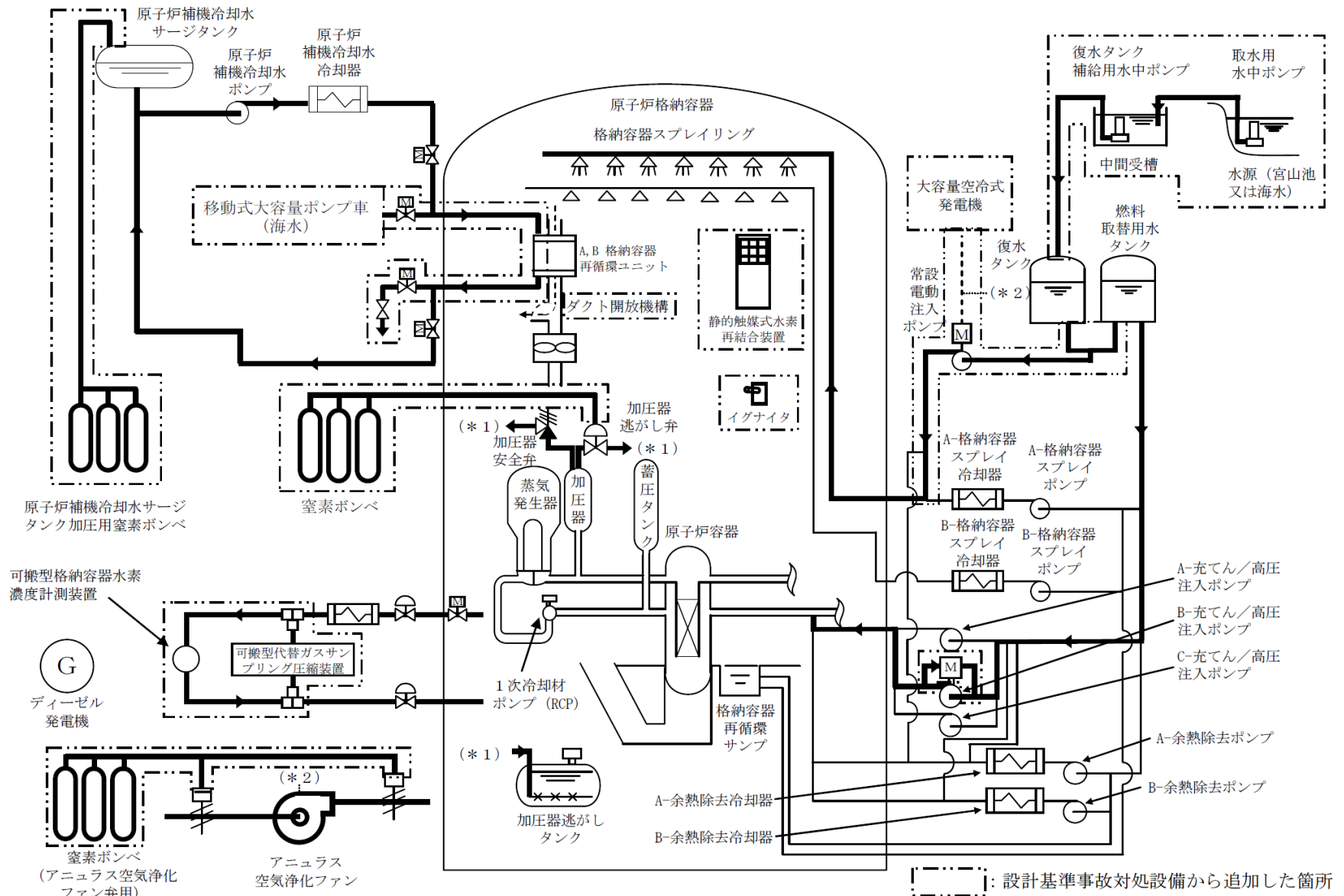


図 2.1-13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードでの重大事故等対策の概略系統図

出典：[3] 第 7.2.1.1.1 図 (p. 10(1)-7-733)

必要な要員と作業項目		経過時間(分)										経過時間(時間)					備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	経過時間(分)										経過時間(時間)					
手順の内容				10	20	30	40	50	60	70	80	90	2	3	4	5			
当直副長 当直主任 運転員	1号 1号	1	1																
運転員				10分															
電源確保作業	運転員B	1	1		10分												大容量空冷式発電機からの給電により、常設電動注入ポンプを約49分までに起動することができる *1 大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する		
常設電動注入ポンプ起動準備	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	1	1																
常設電動注入ポンプにて代替格納容器スプレイ	運転員B	【1】	【1】																
B 充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替格納容器注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員 E、F、G、H	【4】	【4】														起動は解析上考慮せず		
アニュラス内水素濃度推定	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	【2】	【2】																
充電器盤受電操作	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	【2】	【2】														運転員による充電器盤の受電操作は、事象発生約6時間後までに実施する		
被ばく低減操作	運転員C、D	2	2																
水素濃度監視	運転員C	【1】	【1】																
中央制御室操作	運転員A	1	1														*2 起動は解析上考慮せず		
可搬型計測器取付け	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	【1】	【1】																

図 2.1-14 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗）時の作業と所要時間（1/2）

出典：[3] 第 7.2.1.1.3 図 (p. 10(1)-7-735)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)		備考								
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	経過時間(時間)		備考							
				2	4		6	8	10	12	14	16	18
大容量空冷式発電機対応			6			約12.3時間 燃料取替用水タンク補給操作完了							
復水タンクへの供給	重大事故等対策要員(初動) 10名 + 重大事故等対策要員(初動後) 16名				約10時間	復水タンクへの供給							
		[10]	+10			約8時間ごとに給油							
		[5]	[5]		30分	(水中ポンプ用発電機設置)							
		[11]	[11]		4時間	(ポンプ、ホース等設置)							
						20分	(中間受槽へ水張り)						
		[5]	[5]		1時間	(中間受槽設置)	約6.6時間ごとに給油						
		[2]	[2]		30分	(水中ポンプ用発電機設置)	約6.6時間ごとに給油						
使用済燃料ピットへの注水確保		[7]	[7]			2.4日以内に実施							
移動式大容量ポンプ車準備		[6]			2時間								
		[4]	[4]		3時間								
		[7]	[7]		8時間								
		[2]	[2]		1時間								
		[2]	[2]		1時間								
		[4]				約3.1時間ごとに給油							
燃料取替用水タンク補給操作		[3]	[3]		50分								
水素濃度監視	運転員	[2]	[2]		25分								
	重大事故等対策要員(初動) 16名	[4]			70分								

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるものホース展開回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間には含まれないことから、海水ストレーナ側の接続を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後） 16名） 16名が対応

汚染防護服（タイベック・ゴム手袋等）、全面マスク、ポケット線量計着用

図 2.1-15 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗）時の作業と所要時間（2/2）

出典：[4] 第 7.2.1.1.3 図（p. 10(1)-7-25）

2.1.3 深層防護レベル4層を対象とした重大事故等対策設備の分析

(1) 経年プラントの深層防護レベル4層からのSA対策の分析

深層防護レベル4層を対象とした重大事故等対策設備において、経年プラントの深層防護レベル4層の安全裕度を評価する上で、まず、1つの基本方針を定める必要がある。表 2.1-8の右下に記載があるように、SA対策の有効性評価では、一部の設備等に対してその有効性を期待せずに評価を実施している。このような、有効性評価の対象外となっている設備等を、安全裕度の評価の対象とするか否かである。有効性評価上期待していない設備等であることから、それらの信頼性が著しく低下していたとしても、基本的にはSA対策の有効性に変わりがない。しかし、高経年化対策の必要性について検討を行う観点からすると、有効性評価の対象外であるから信頼性が低下していても構わないとは言いきれない。

一方で、深層防護レベル4層においては期待されていない設備等でも、3層までで期待されている設備等であれば、高経年化技術評価の対象となっている場合もある。さらに、詳細に検討すると、主要設備部分は高経年化技術評価の対象となっていた場合でも、SA対策用に増設した部分があれば、その部分が評価から漏れる可能性もある。

すなわち、経年プラントの深層防護レベル4層の安全裕度（とその変化）を評価する観点から考えると、SA対策の有効性評価の対象外となっている設備等も評価を行うことが必要、あるいは望ましい場合がある。これは、有効性評価よりも多くのSA対策設備等に対して評価を行う場合があることを示している。

このような観点から考えた場合、SA対策の経年変化の影響がプラントの深層防護レベル4層の安全裕度にどのような影響を及ぼすのかを感度解析的にスタディし、経年プラントの観点から注目すべきSA対策を抽出することが望ましいと考えられる。

(2) SA対策における設備等の分析

表 2.1-4 等にあるように、SA対策は①常設設備、②可搬設備、③計装設備の3種類に分かれて整理されている。この中で、②の可搬設備については、保全活動の中で適切に更新されていれば、経年変化の影響を考慮する必要性は小さいと言える。

よって、対象範囲として重要となるのは①常設設備と③計装設備となる。ただし、②については、可搬型設備とプラントの設備をジョイントする部分からプラント設備側については、経年変化を考慮する必要性が生じる場合がある。

このような観点から、SA対策の経年変化の影響がプラントの深層防護レベル4層の安全裕度にどのような影響を及ぼすのかを評価する指標としては、

- 機器レベル、部位レベル（あるいは故障モードレベル）での把握が可能である
- 計装設備を取り扱うことが可能である

という条件を満たす必要がある。

(3) 安全裕度の評価指標および評価手法の検討の方向性

以上の分析結果に基づくと、方向性の異なる2つの評価指標が必要であることがわかる。すなわち、1つは、SA対策の有効性をスタディし注目すべきSA対策の抽出に利用できる

簡易的な評価指標と評価手法であり、もう1つは、最低でも機器レベルの詳細さのモデルを構築し、機器別、あるいは、より詳細に部位や故障モード別に、相互比較が行え、注目すべき機器等を抽出できる評価指標と評価手法である。

本事業では、前者について、レジリエンス指標と言う新しい指標と評価手法を提案する。詳細は2.2節に記載する。また、後者については、既存のリスク評価手法を活用する指標と評価手法を提案する。詳細は2.3節に記載する。2.4節では、2つの指標を使った総合的な評価手法を提案する。

参考文献

- [1] 九州電力株式会社、「川内原子力発電所 発電用炉設置変更許可申請書（1号及び2号 発電用原子炉施設の変更）（7） 添付書類十」、2013年7月8日、
<http://www.nsr.go.jp/data/000032185.pdf>
- [2] 九州電力株式会社、「川内原子力発電所 発電用炉設置変更許可申請書（1号及び2号 発電用原子炉施設の変更）補正（7） 添付書類十の一部補正」、2014年4月30日、
<http://www.nsr.go.jp/data/000029873.pdf>
- [3] 九州電力株式会社、「川内原子力発電所 発電用炉設置変更許可申請書（1号及び2号 発電用原子炉施設の変更）再補正（9） 添付書類十の一部補正」、2014年6月24日、
<http://www.nsr.go.jp/data/000029946.pdf>
- [4] 九州電力株式会社、「川内原子力発電所 発電用炉設置変更許可申請書（1号及び2号 発電用原子炉施設の変更）再々補正 添付書類十の一部補正」、2014年9月4日、
<http://www.nsr.go.jp/data/000029962.pdf>
- [5] 原子力規制委員会、「川内原子力発電所1・2号炉 関連審査会合」、
http://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/tekigousei/power_plants/sendai12/committee/index.html
- [6] 九州電力株式会社、「新規制基準への適合性確認のための申請について（川内原子力発電所）」、http://www.kyuden.co.jp/torikumi_nuclear_130711.html

2.2 経年劣化や保全活動の効果・影響を表す指標・評価手法の検討

2.2.1 検討の概要

運転開始後プラントの事故時における安全機能回復の信頼度を簡易的かつ定量的に評価するための指標として「レジリエンス指標」を提案し、さらに科学的根拠に基づいて「レジリエンス指標」の策定手法を開発する。

具体的には、原子力プラントが事故事象の発生によって一時的に喪失した安全機能を、アクシデントマネジメント(AM)によりいかに早く・いかに必要なレベルまで回復できるかを定量的に評価する「レジリエンス指標」を考案し、その評価のための方法を構築する。

2.2.2 レジリエンス指標

(1) 安全機能のレジリエンスとは

レジリエンスとは、一般的に「復元力、回復力、弾力」などと訳される言葉である。では原子力安全におけるレジリエンスとは何であろうか。ここではそれを、「ある要因により失われた安全機能を回復する能力」と考えることにする。

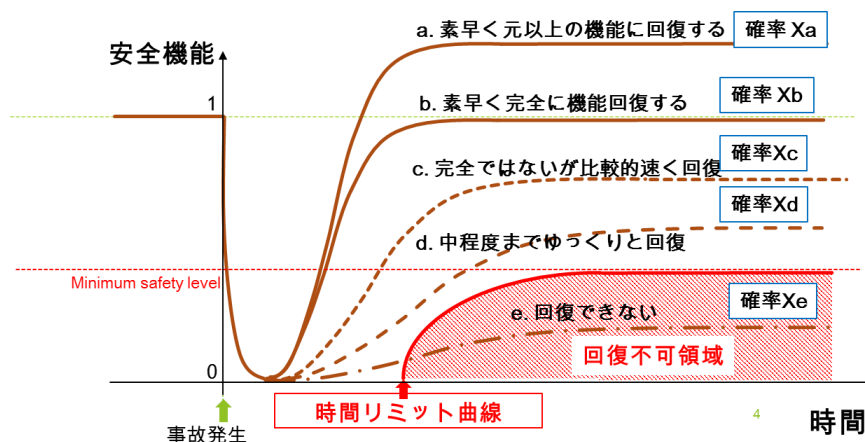


図 2.2-1 安全機能のレジリエンスカーブ

原子力プラントでは、例えば外力などを起因とするシビアアクシデントにより、安全機能のひとつ（もしくは複数）が一時的に失われる場合があり得る。その際、原子力プラントはアクシデントマネジメント（AM）を展開し、一時的に失われた安全機能を回復するための対応を行う。アクシデントマネジメントはシビアアクシデントが発生する以前に計画しておくべきものである。しかしながら、外力およびそれによって生じるシビアアクシデントの大きさによっては、外力がAMマネジメント作業を阻害するなどの要因により、AMマネジメントが計画通りに安全機能を回復できない場合もあり得る。

図 2.2-1 は、時刻 $t=0$ においてある安全機能が失われ ($1 \rightarrow 0$)、その後上昇するという、 $a \sim e$ のアクシデントマネジメントシナリオ (AMシナリオ) の5つ例を示している。外力の影響が小さければ a に近く、大きければ e に近いシナリオとなるであろう。 e は赤くハッチングした回復不可領域に交わっている。回復不可領域とは、最低限求められる安全機能回復量と、回復のための時間リミットとで結ばれる領域である。この領域と交わるAMシナリオは、時間リミットまでに安全機能を回復できなかったために「アクシデントマネジメント失敗」と判断できる。

ここでは、「回復不可領域を通らないAMシナリオの存在確率」としてレジリエンス指標を定義する。すなわちレジリエンス指標はプラントがシビアアクシデントから、時間切れになる前に、最低限の安全機能を回復できる能力を評価する指標である。「耐力」を評価する指標でもありということもできる。

図 2.2-1 に示す各々のレジリエンスカーブのAMシナリオは、以下の3つの特徴量によってあらわすことができる。

- 1) 回復レベル L : どの程度まで回復できるか
- 2) 回復時間 T : どの程度の時間がかかるか
- 3) 回復確率 X : そのシナリオが生じる確率

これら3つの特徴量を用いて、「回復不可領域を通らないAMシナリオの存在確率」を算出するための手法を、ここでは開発する。

(2) AMシナリオパスとレジリエンス指標

図 2.2-2 に例を示す様に、アクシデントマネジメントは複数の対応を多段的に組み立て計画される。**Stage1** の対策が失敗するかまたはそのみでは事象が収束できない場合には**Stage2** の対策も実施し、それでも十分でない場合には**Stage3** を、といった具合である。このように各段階の対策によって、安全機能がどの程度回復されたか (l)、その対策にどの程度の時間がかかったか (ΔT)、その対策でトータル安全機能回復が必要以上を超える確率はどの程度か (x) を評価できると考えた。

l , ΔT , X を用いて、図 2.2-2 の各AMマネジメントパスによる安全機能回復の時間変化を表すと、図 2.2-3 のようになる。まず、安全機能は時刻 $t = 0$ において一時的に安全機能を喪失した状態まで落ちる。その後多段的な対策から構成されるAMマネジメントを展開するのであるが、第1段階の対策で十分に安全機能が元通りに回復するパスもあれば、いくつかの段階の対策を経なければ要求を満足するレベルまで安全機能が回復しないパスもあるだろう。また、各対策は外力(地震や津波など)の大きさの影響によっては対策能力そのものが低下する可能性もあり、その影響を受けたパスも考慮に入れる必要がある。

このように、ある安全機能喪失事象を想定し、次にそのAMシナリオを展開し、そのAMシナリオに沿って可能性のあるすべてのパスについて安全機能回復の時間変化を折れ線グラフで表現することができれば、「回復不可領域を通らない」パスと「通る」パスとの選別が可能となる。前者のみのパスの確率の和は、レジリエンス指標として定義した「回復不可領域を通らないAMシナリオの存在確率」に他ならない。

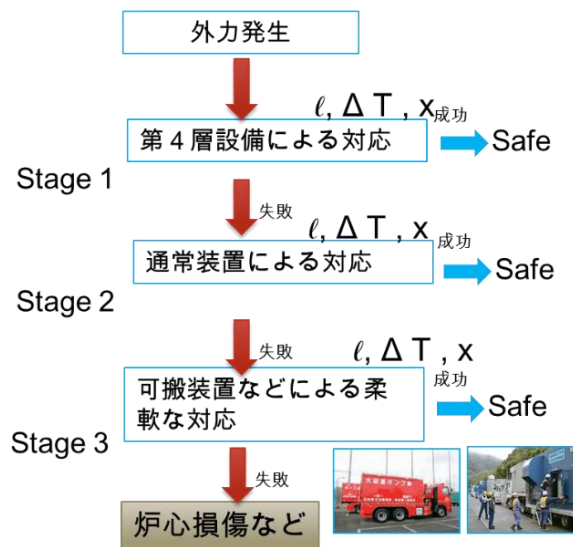
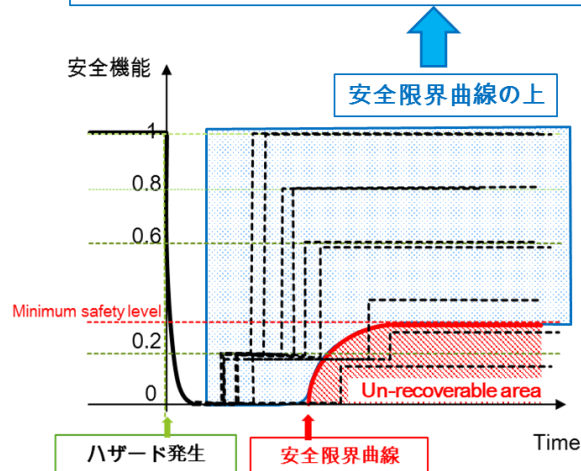


図 2.2-2 多段的なアクシデントマネジメントの例

➤ レジリエンス指標 を、マネジメントパスが回復成功する確率としてする。



➤ 回復カーブは各マネジメントシナリオのパスの $l, \Delta T, x$ を用いて求める。

図 2.2-3 多段的なアクシデントマネジメントの例

すなわち、図 2.2-3 の青い領域内にある AMパスの存在確率、言い換えれば、その対策でトータル安全機能回復が必要以上を超える確率 (x) を求め、その各々に図 2.2-4 に示す外力の発生確率をかけて積分することで、「レジリエンス指標」を定量的に評価することができる。

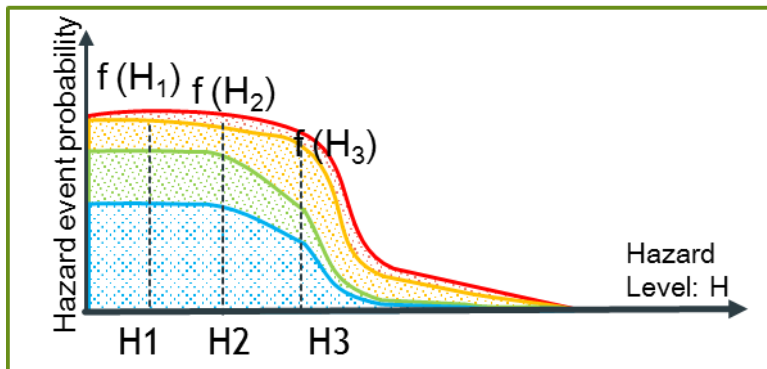


図 2.2-4 強度Hの外力の発生確率分布

(3) 提案するレジリエンス指標とマネジメントシナリオパスの有用性

上述のように求めたレジリエンス指標値を、表 2.2-1 のようにプラントごとに比較することで、各プラントの外力に対するアクシデントマネジメント能力を比較評価することができる。

表 2.2-1 レジリエンス指標のプラント比較表のイメージ

	地震			津波			合計 (積分)
	S ₁ [GAL]	S ₂ [GAL]	S ₃ [GAL]	波高 H ₁ (m)	波高 H ₂ (m)	波高 H ₃ (m)	
プラント A	I ^A _{S1}	I ^A _{S2}	I ^A _{S3}	I ^A _{H1}	I ^A _{H2}	I ^A _{H3} I ^A _{total}
プラント B	I ^B _{S1}	I ^B _{S2}	I ^B _{S3}	I ^B _{H1}	I ^B _{H2}	I ^B _{H3} I ^B _{total}
プラント C	I ^C _{S1}	I ^C _{S2}	I ^C _{S3}	I ^C _{H1}	I ^C _{H2}	I ^C _{H3} I ^C _{total}
プラント D	I ^D _{S1}	I ^D _{S2}	I ^D _{S3}	I ^D _{H1}	I ^D _{H2}	I ^D _{H3} I ^D _{total}

Green: Good,
Yellow: Warning,
Red: Bad

また、事業者によって安全対策の改善がなされた場合、AMシナリオパスは図 2.2-5 のように安全機能回復度の上昇として可視化することができる。これによって事業者による改善の前後で安全機能回復対策を定量比較できると共に、その効果をマネジメントシナリオパスにの変化として可視化することで直感的に理解することができる。

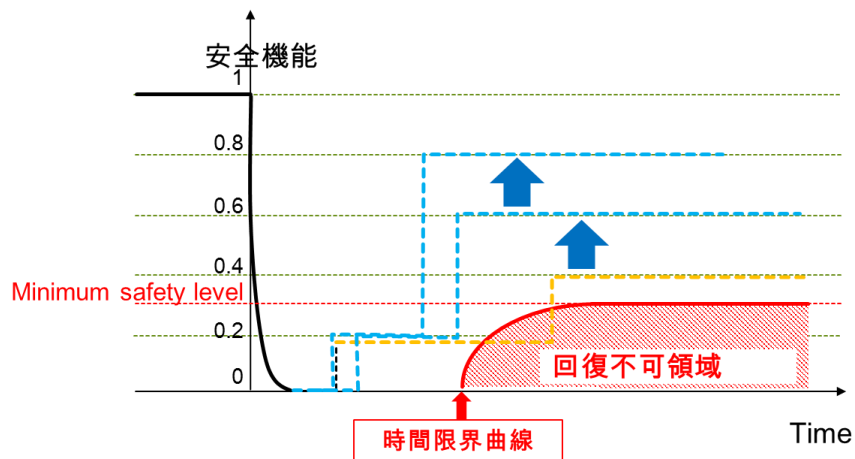


図 2.2-5 レジリエンス指標の感度解析のイメージ

(4) レジリエンス指標評価フロー

ここからは、レジリエンス指標値を実際に計算するための手順について説明する。図 2.2-6 に示すのはレジリエンス指標値の評価フローである。以下の(5)~(12)においてその各々を説明する。

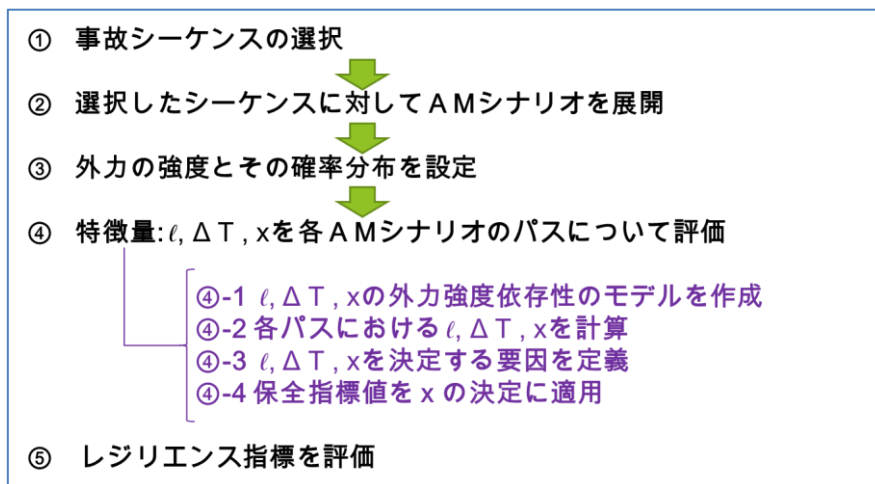


図 2.2-6 レジリエンス指標の評価フロー

(5) 事故シーケンスの選択

原子力規制委員会の審査ガイド「原子炉損傷防止対策及び格納容器防止対策の有効性に係る標準評価手法」では、重大事故の兆候として最低限想定しなければならない事故シーケンスが指定されている。PWRに関する（炉心の著しい損傷の防止）と（原子炉格納容器の破損の防止）シーケンスを表 2.2-2 に示す。

表 2.2-2 原子力規制委員会の審査ガイドによる最低限想定しなければならない事故シーケンス

<p>PWR (炉心の著しい損傷の防止)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 2次冷却系からの除熱機能喪失 • 全交流動力電源喪失 • 原子炉補機冷却機能喪失 • 原子炉格納容器の除熱機能喪失 • 原子炉停止機能喪失 • ECCS注水機能喪失 • ECCS再循環機能喪失 • 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA, 蒸気発生器伝熱管破損) 	<p>PWR (原子炉格納容器の破損の防止)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 雰囲気圧力・温度による静的負荷 • 高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱 • 原子炉圧力容器外の溶融燃料 —冷却材相互作用 • 水素燃焼 • 格納容器直接接触(シェルアタック) • 溶融炉心・コンクリート相互作用
---	---

(6) 選択したシーケンスに対してAMシナリオを展開

図 2.2-7 に「高圧注水・減圧機能喪失」シーケンスを対象に展開したAMシナリオの例を示す。実際のAMシナリオはこのように複数のマネジメントを並行させるなど複雑である。第1段階のマネジメントで AMADS が作動すれば原子炉内の圧力を下げられるが、これに失敗した場合には第2段階で SR 弁逃し弁機能の投入により減圧を行う。減圧成功後は、次なる第1段階のマネジメントとして AMPLCI が作動すれば炉心に冷却水を注水でき、炉心損傷には至らない。AMPLCI が作動しないもしくは十分に機能しない場合には、第2段階のマネジメントとして低圧 ECCS が自動もしくは手動で起動し、冷却水を注水する。それでも十分でない場合には、第3段階としてMUWやポンプ車を投入して冷却水の注入を行う。

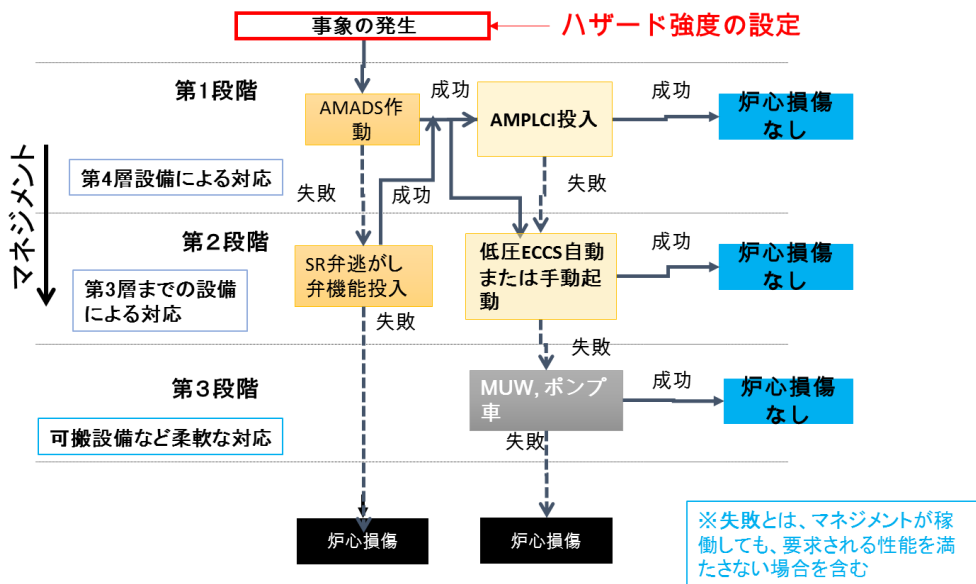


図 2.2-7 BWR の「高圧注水・減圧機能喪失」を対象に展開したAMシナリオの例

(7) 外力の強度とその確率分布を設定

今回提案するレジリエンス指標の算出方法では、外力（ハザード）の強度によって各々のアクシデントマネジメント活動能力が低下することを考慮に入れる。したがって、外力（地震や津波など）の発生確率を、ハザード強度を変数として設定しておく必要がある。

図 2.2-8 にて色分けしたように、ハザードの影響が無い（ $H=0$ ）の場合には、 $j=1$ のパスで示す第 1 段階目のマネジメントで事象が収束する可能性が圧倒的に高いであろう。ハザードの強度が大きくなるにつれ、その発生確率自体は減少するものの、第 2、第 3 段階のマネジメントの投入も必要とする $j=2, 3, 4, 5\dots$ のパスの割合が増えると考えられる。

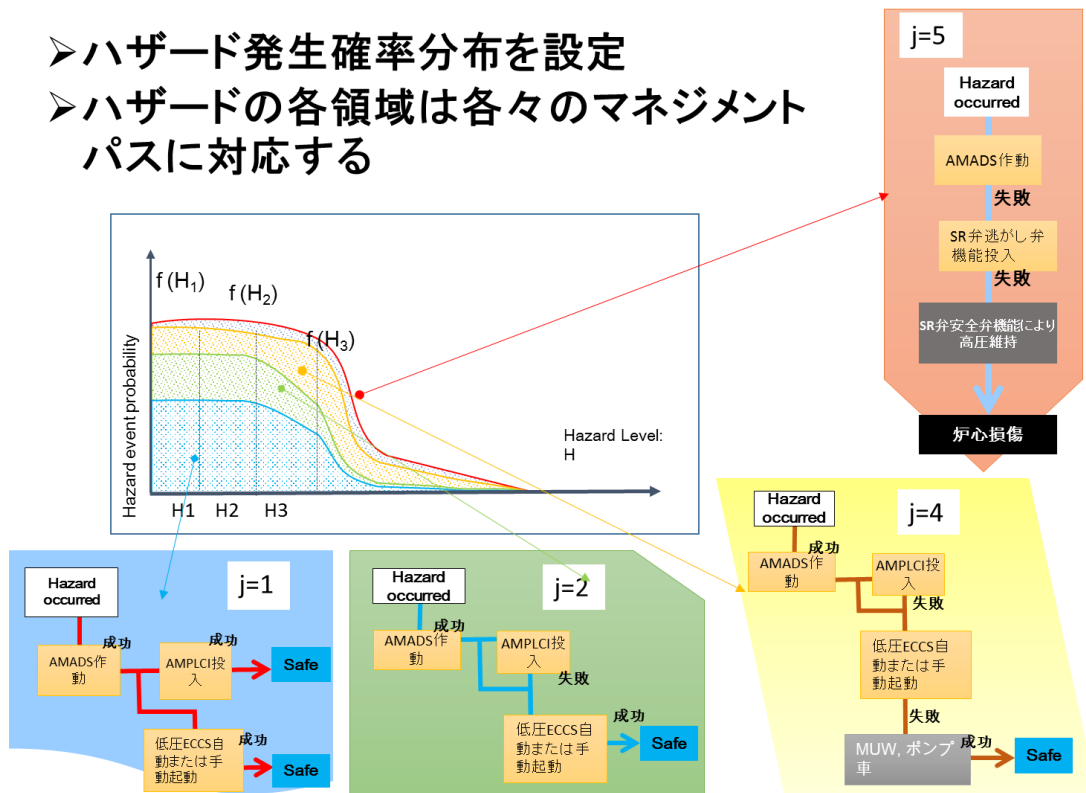


図 2.2-8 外力の強度確率の設定と、強度の違いによる AMパスの確率の変化

(8) 特徴量 $l, \Delta T, x$ を各 AMシナリオのパスについて評価

図 2.2-9 に、図 2.2-7 で示した「高圧注水・減圧機能喪失」シーケンスを対象に展開した AMシナリオのうち、 $j=1$ と $j=4$ の AMパスを示す。 $j=1$ の AMパスでは、外力発生後にまず AMADS が作動して炉内圧力を低下させ、次に AMLPCI と低圧 ECCS が作動することで冷却水が注入され炉心冷却に至る。すなわち「高圧注水・減圧機能喪失」の回復である。

$j=1$ の AMパスを構成するこれら 3つのマネジメントアクションのうち、AMADS 作動の成功確率を $x_1(L)$, 要求機能充足率を $l_1(H)$, 経過時間を $\Delta T_1(H)$ とし、同様に AMLPCI と低圧 ECCS の作動成功確率と要求機能充足率と経過時間を $x_2(L), x_3(L), l_2(H), l_3(H), \Delta T_2(H), \Delta T_3(H)$ とする。ここで、 L はこの AMパスによって回復するプラントの安全機能、 H はハザードの強度である。

また、仮に $\Delta T_2(H) < \Delta T_3(H)$ とする。

ハザードの影響が小さい場合、 $l_1(H=小)=1, l_2(H=小)=1$ であり、AMADS と AMPLPCI が作動することで一時的にゼロまで低下した安全機能は $L = l_1 \times l_2 = 1$ までに時間 $T = \Delta T_1(H=小) + \Delta T_2(H=小)$ で回復する。また、この場合には $L=1$ まで安全機能が回復できるため、このAMパスの確率は $x_1(L=1) \times x_2(L=1)$ と求められる。これに基づく安全機能回復の時間変化を表すと、図 2.2-10 の青実線のようになる。

同じく $j=1$ のAMパスでハザードの影響が大きい場合の安全機能回復の時間変化を表したものが図 2.2-10 の青点線である。ハザードの影響により $l_1(H=大) < 1, l_2(H=大) < 1$ であり、このAMパスで安全機能回復度は $L = l_1 \times l_2 < 1$ となる。ここでは例として $L = 0.85$ と表示した。 $L < 1$ と完全に元通りの状態まで安全機能を回復できるわけではないが、 $L = 0.85$ 要求されるレベルを満足しているとして、次の段階のマネジメントは不要としてここでアクシデントマネジメントは完了する。このAMパスで必要とする経過時間は $T = \Delta T_1(H=大) + \Delta T_2(H=大)$ であり、このAMパスの確率は $x_1(L=0.85) \times x_2(L=0.85)$ と求められる。

同様に、 $j=4$ のAMパスについて考える。外力発生後、AMADS の作動は成功するが、第1段階の AMPLPCI および第2段階の ECCS の作動が失敗するかまたはこれらのみでは安全機能回復が要求レベルに達せず、第3段階のMUWやポンプ車を投入して冷却水を注入することによって安全機能が要求レベルを充足する。ここで「失敗」とは、マネジメントが稼働しても、要求される性能を満たさない場合を含む。MUWとポンプ車の作動成功確率と要求機能充足率と経過時間を $x_4(L), l_4(H), \Delta T_4(H)$ とすると、 $j=4$ のAMパスで回復する安全機能は $L = l_1(H=大) \times l_2(H=大) + l_1(H=大) \times l_3(H=大) + l_1(H=大) \times l_4(H=大) = 0.6$ 、経過時間は $T = \Delta T_1(H=大) + \Delta T_2(H=大) + \Delta T_3(H=大) + \Delta T_4(H=大)$ 、AMパスの確率は $x_1(L=0.6) \times (1-x_2(L=0.6)) \times (1-x_3(L=0.6)) \times x_4(L=0.6)$ と求められる。しかしこのAMパスは、図 2.2-10 に示す様に制限時間内に安全機能の回復が間に合わず、「回復不可領域」と交わっている。この場合、最終的な安全機能回復度は要求レベルを充足するものの、「失敗AMパス」として判定される。

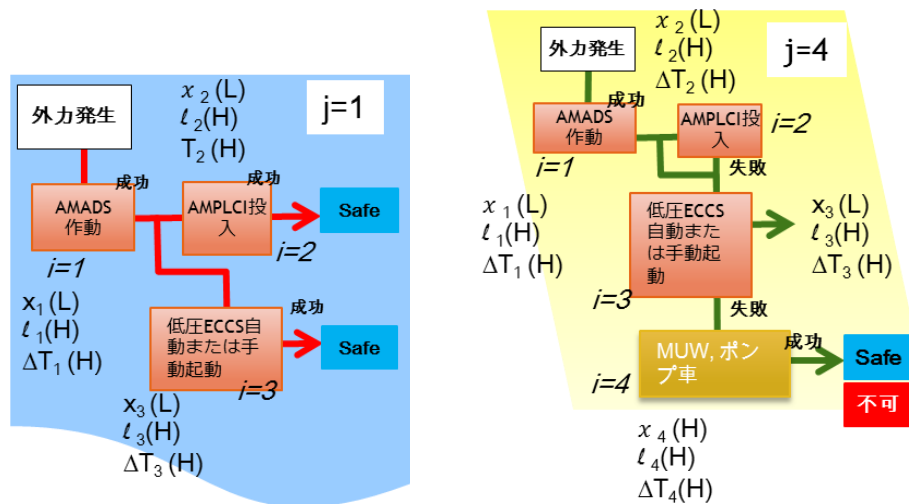


図 2.2-9 「高圧注水・減圧機能喪失」シーケンスの $j=1$ と $j=4$ のAMパスの例

(図中の「失敗」とは、このAMパスにより安全機能回復が要求レベルを充足しないために次の段階のマネジメントを開始することを含む)

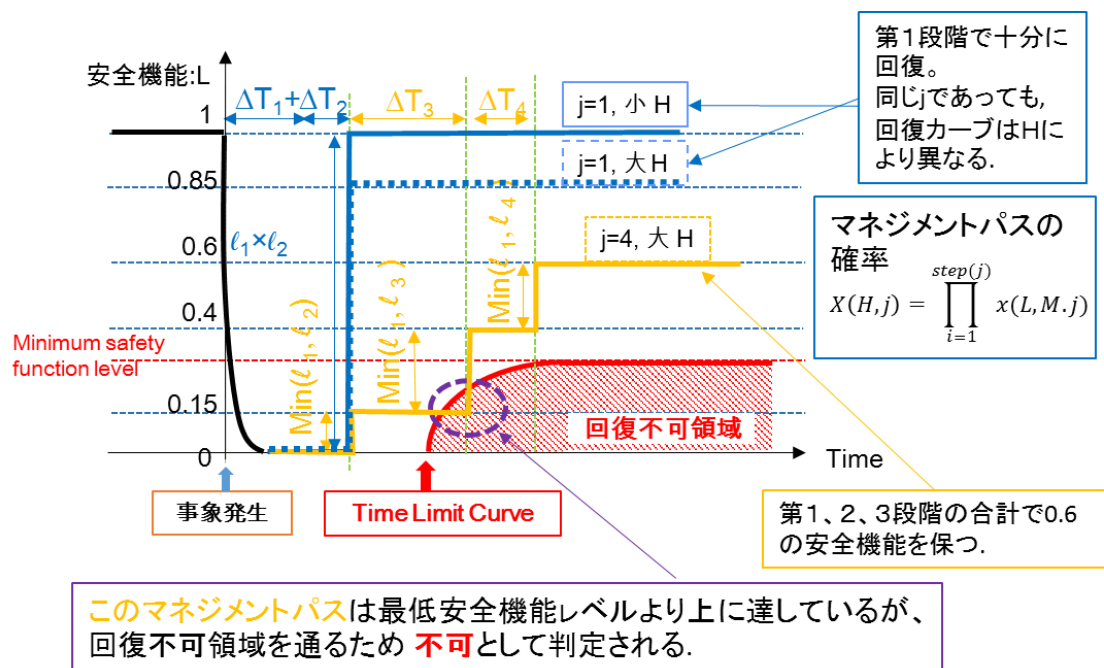


図 2.2-10 各マネジメント活動の特徴量とマネジメントパスの関係

(9) 特徴量 $\ell, \Delta T, x$ の外力強度依存性モデル

上述のようにレジリエンス指標では、AMアクションの成功確率を $x(L)$ 、要求機能充足率を $\ell(H)$ 、経過時間を $\Delta T(H)$ として、各々のAMパスを評価する。ここではその各々の外力強度Hに対する依存性のモデル化について説明する。

i) 要求機能充足率 $\ell(H)$

各AMアクションに対し、外力閾値 $C1, C2$ を定める。外力の影響がないときは機能が完全に作動し、安全機能回復への寄与は最大となると考えられ、 $\ell(H) = 1$ となる。外力の影響が大きくなり $C1$ を超えると、 $C1$ から $C2$ に至る間に安全機能回復への寄与は直線的に減少し、 $C2$ で0に落ちる。 $H > C2$ では $\ell(H) = 0$ である。

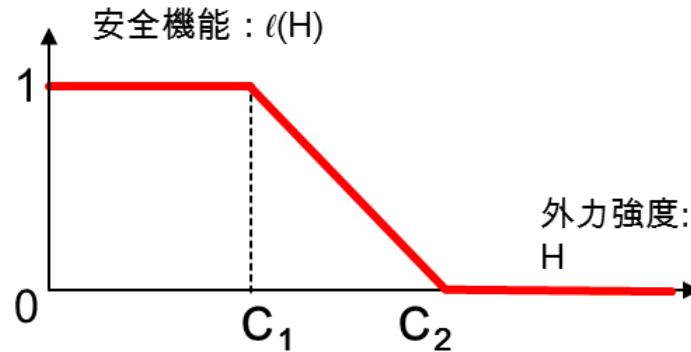


図 2.2-11 安全機能回復のための要求機能充足率 $l(H)$ のハザード強度 H への依存性モデル

ii) 経過時間 $\Delta T(H)$

各 AM アクションに対し、要求機能充足率 $l(H)$ と同じく外力閾値 C_1, C_2 を定める。外力の影響がないときの経過時間はその AM アクションの設計値 (設定値) と等しくなり、 $\Delta T(H) = T_1$ となる。外力の影響が大きくなり C_2 を超えると、この AM アクションは稼働することができず次の段階の AM アクションを開始する。 T_1 は各マネジメントの能力により決まる

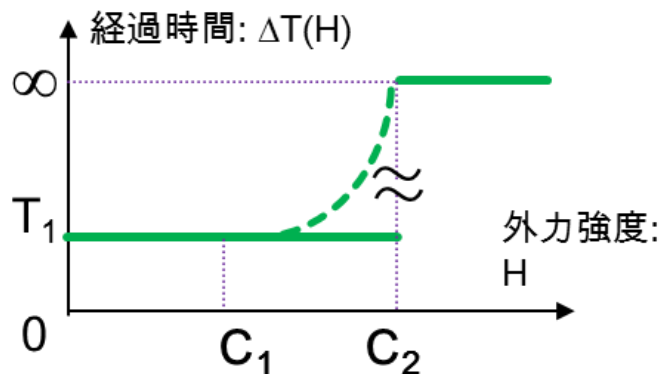


図 2.2-12 経過時間 $\Delta T(H)$ のハザード強度 H への依存性モデル

iii) 成功確率 $X(L)$

ここで言う「成功」とは、当該のマネジメントまでで、全体の安全機能回復 ($=L$) が、要求を満足 ($L > L_c$) しており、さらなる段階のマネジメントを行う必要がない場合を指す。すなわち「成功」 or 「失敗」はその時点での安全機能回復 ($=L$) によって判断され、「成功」すなわちその機能が作動できる確率が $x(H)$ 、「失敗」すなわちその機能が作動できない確率が $1 - x(H)$ となる。

$L > L_c$ のとき $x(H) = M$, $L < L_c$ のとき $x(H) = 0$ とした。ここで M とは昨年度に検討した「保全指標値」である。

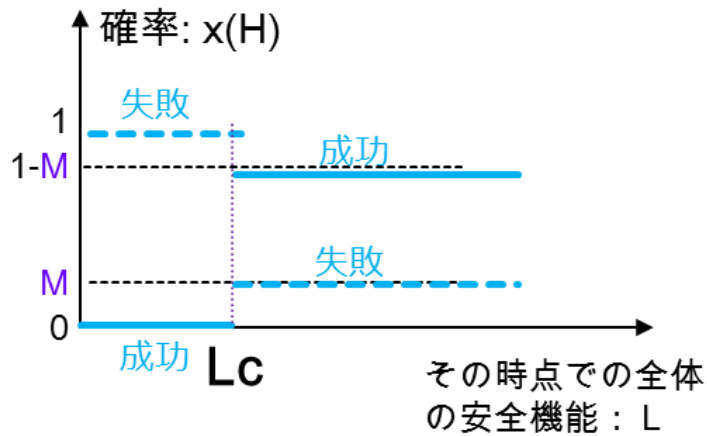


図 2.2-13 AMアクションの成功確率の安全機能回復Lへの依存性モデル

(10) 各AMパスにおける特徴量 $l, \Delta T, x$ を計算

(9)で述べた $l, \Delta T, x$ の外力強度 H に対する依存性は、マネジメントアクションごとに異なると考える。図 2.2-14 は、外力強度として $H = h_2$ が与えられても、これによる $l, \Delta T, x$ への影響はマネジメントアクションによって異なることを模式的に表している。

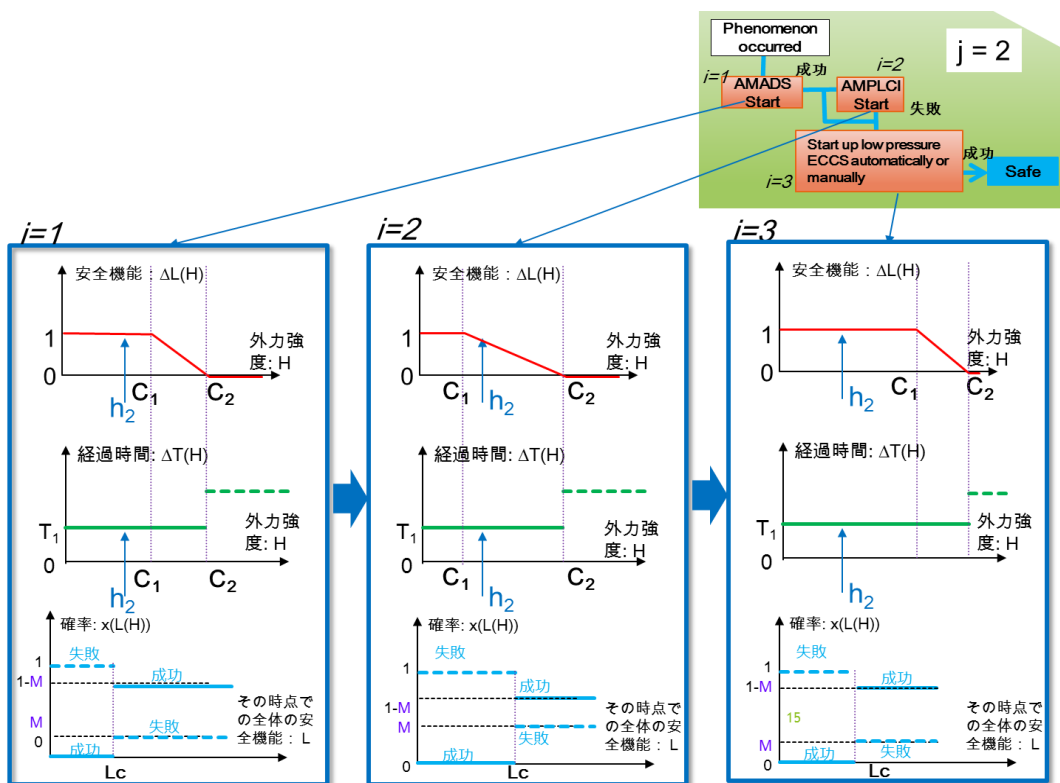


図 2.2-14 同じ外力強度($H=h_2$)であってもアクシデントマネジメントごとに異なる $l, \Delta T, x$ への依存性

(11) $l, \Delta T, x$ における C_1, C_2 を決定する要因

$l, \Delta T, x$ の外力強度依存性のモデルでは、外力強度 H の上下閾値として C_1, C_2 を考えた。これら 2 つの閾値は以下の要因を考慮に入れて設定されるべきと考える。

- ・ AM作業員の教育・訓練結果
- ・ AMに関わる重要機器の、ハザードによる損傷
- ・ AMを実施する作業員の行動を制限する、ハザードを起因とする高温・高圧・高放射線量などの環境条件
- ・ 地震による通路の崩壊や津波による外出禁止など、AMを実施する作業員のアクセスを制限するハザードを起因とする事象

(12) $l, \Delta T, x$ における C_1, C_2 を決定する要因

以上のモデルを用いて求められるAMパスの時間変化を用い、レジリエンス指標値を算出する。まず図 2.2-15 のように、赤くハッチングした回復不可領域 (Un-recoverable area) に交わらないAMパスを抽出できる。ここで $\delta(H, j)$ を、 j 番目のパスが外力強度 H の影響を受けるときに回復不可領域を通るか否かのインデックスとして定義すると、レジリエンス指標値は

$$I = \int_0^{\infty} \sum_j \delta(j, H) X(j, H) f(H) dH$$

の式で表わすことができる。ここで $f(H)$ は外力強度 H のハザードの発生確率、 $X(j, H)$ は、外力強度 $=H$ のときの j 番目 AMパスの確率である。

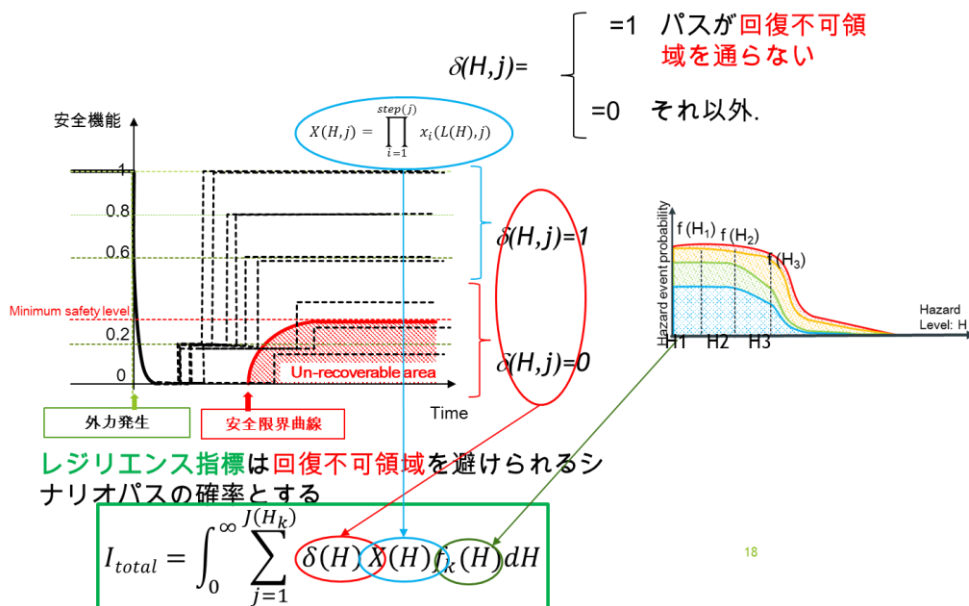


図 2.2-15 レジリエンス指標の算出

2.2.3 保全指標

(1) 機器の経年劣化において考慮に入れる静的要因と評価対象設備

1) はじめに

機器の経年劣化による静的要因として考慮に入れる評価対象事象（荷重）と対象設備について検討する。

2) 経年劣化評価において第4層での評価で考慮すべき事象（荷重）の選定

- ・日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」に規定されている経年劣化事象

日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」に規定されている経年劣化事象について、評価対象とするかどうかを検討し表 2.2-3 にまとめた。

その結果、まず、低サイクル疲労と高サイクル熱疲労を第一候補として選定することとした。また、中性子照射脆化と2相ステンレス鋼の熱時効については、疲労に与える材料特性として考慮することとし、それ以外の事象については疲労事象に影響を与えないため、評価対象から外すこととした。

- ・日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」に規定されていない劣化事象

経年劣化事象ではないが、評価において考慮すべきかどうか検討すべき劣化事象として次の事象が考えられる。

① 応力腐食割れ（SCC）

設計上の原因により発生する事象であり、発生確率を評価することが困難なため評価対象から外す。（検査で見つかった場合は評価対象とする）

② 配管減肉（FAC及びLDI）

配管減肉管理により、必要最小厚さを確保していることが確認されているため、評価対象の劣化事象から外す。（重要な安全機能を有する部位に有意な減肉が見つかった場合は評価対象とする。）

③ 機械振動及び流体振動疲労

設計上の配慮及び振動モニタリング等により対策が取られているが、発生個所の特定及び発生確率の評価が困難なため、評価対象の劣化事象から外す。

また、現在改訂中の日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」付属書Eでは、最新のIGALLで取り上げている経年劣化事象の中から国内での発生実績はないが考慮すべき経年劣化事象として、以下の3つの事象を取り上げているが、いずれも今回の評価の対象外と考えられる。

① ホウ酸腐食（ホウ酸が漏れて濃縮した部位など）

② SCC（ホウ酸の漏えいによるSCC発生）

③ 緊張力低下（PCCVのテンドン等）

- ・原子力規制委員会の審査資料にて取り扱われている影響評価対象の外部事象
原子力規制委員会の審査資料にて取り扱われている影響評価対象の外部事象を表 2.2-4 にまとめた。
この中から、影響評価対象の外部事象として「地震」を選定する。これ以外の外部事象は、疲労評価に有意な影響を与えないため影響評価対象から外すこととした。

3) 3 ループ PWR プラントにおける第 4 層設備と経年劣化（疲労）との関係調査

3 ループ PWR プラントを対象に運転中原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故として選定されている 8 事故シーケンスについて、その特徴と安全機能が期待されている重大事故対処設備を抽出し、その中から経年劣化事象（疲労）と関連する設備について、表 2.2-5 に整理した。

この結果、影響評価の対象とする重大事故対処設備として、余熱除去系統設備と給水系統を選定した。

4) まとめ

本年度、機器の経年劣化による静的要因として考慮に入れる事象（荷重）として低（高）サイクル疲労を選定した。また、外部事象として地震を、評価対象とする重大事故対処設備として余熱除去系統と給水系統を選定した。中性子照射脆化と 2 相ステンレス鋼の熱時効については、疲労に与える材料特性として必要な場合に考慮することとした。配管減肉については来年度検討を行う。

表 2.2-3 日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」に規定されている経年劣化事象

番号	経年劣化事象名	評価対象部位	考慮の 要否	経年劣化評価の進め方
C 1	低サイクル疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・設計時の疲労評価対象機器・部位 ・運転経験で有意な応力変動が把握された評価点 	○	<ul style="list-style-type: none"> ・評価対象機器の評価時点までの実過渡回数が、設計時の疲労評価において使用している過渡回数を超えないことを確認する。 ・疲れ累積係数による定量評価を行う。評価対象機器の接液部のうち疲れ累積係数が最大の部位について環境疲労評価を行う。 ・疲れ累積係数が 1 を下回っていることを確認する。1 を超える場合には、1 となる時点の評価する。
C 2	中性子照射脆化	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉压力容器のうち炉心領域及び中性子照射量の高い構造不連続部 	△	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子照射脆化の評価対象部位においては、脆化評価、遷移領域の健全性評価(PTS)、上部棚温度領域の健全性評価を実施しており、照射脆化による機能喪失の恐れはない。 ・疲労評価の対象となる部位での、材料の照射脆化による有意な特性の変化があればその影響について疲労評価に反映する。
C 3	I A S C C	<ul style="list-style-type: none"> ・炉内構造物のオーステナイト系ステンレス鋼使用部位 	×	<ul style="list-style-type: none"> ・炉内構造物は疲労評価上厳しくないため、影響評価は不要である。
C 4	高サイクル熱疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・設計時の疲労評価対象機器・部位 	○	<ul style="list-style-type: none"> ・高低温合流部及び閉塞分岐管滞留部の評価対象配管において、疲れ累積評価を実施した場合は、低サイクル疲労に準じて評価を行う。
C 5	2相ステンレス鋼の熱時効	<ul style="list-style-type: none"> ・使用温度 250℃以上 ・使用材料 2相ステンレス鋼 ・き裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定 	△	<ul style="list-style-type: none"> ・熱時効の評価対象部位において、疲れ累積係数の評価を行う場合は、き裂の安定性評価において材料特性の変化について影響評価を行う。
C 6	フレットイング疲	<ul style="list-style-type: none"> ・焼き嵌め軸でかつ曲げ応力が 	×	<ul style="list-style-type: none"> 部位が動的機器の損傷であるため、評価の対象外とする。

	劣	作用する両持ちポンプ車軸		
C 7	電機・計装品の絶縁低下	・設計想定事故雰囲気下にさらされるケーブル、接続部、シール部を有する電気・計装設備	×	部位が静的機器の損傷ではないため、評価の対象外とする。
C 8	コンクリートの強度・遮蔽能力低下	・原子力発電所のコンクリート構造物及び鉄骨構造物	×	部位が機器ではないため、評価の対象外とする。

表 2.2-4 原子力規制委員会の審査資料にて取り扱われている影響評価対象の外部事象

番号	影響評価対象 事象名	評価の対象	第4層で の考慮の 要否	考慮方法
1	地震	・耐震重要度 S クラス、B クラス、C クラスの建物、構築物、機器・配管、津波防護施設、浸水防止設備等が対象	○	・これまでに経験した地震荷重は、疲れ累積係数評価における運転過渡に加えて評価する。 ・更に、第4層の評価では設計想定を超える地震荷重を想定して疲労評価を行う。
2	津波	・耐震重要度分類における S クラスの施設 ・安全機能重要度クラス 1,2 に属する構築物、系統及び機器 ・クラス 3 に属する構築物、系統及び機器については代替設備によって必要な機能を確保する。	×	・敷地高さ、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等により、津波防護対象施設に津波の影響が及ばないようにしている。 ・疲労評価の対象機器は屋内に設置されており、万一浸水したとしても、有意な荷重（波力）は加わらないため考慮しない。
3	竜巻	・安全機能重要度クラス 1,2 に属する構築物、系統及び機器 ・クラス 3 に属する構築物、系統及び機器については代替設備によって必要な機能を確保する。	×	・屋外の竜巻防護施設は設計竜巻による荷重の影響により安全機能が損なわれない設計とするか、必要により竜巻防護ネットや防護壁等の設置等の防護対策を講じることにより、安全機能が損なわれない設計とする。また、建屋内で外気と繋がっている施設は設計竜巻による荷重の影響により安全機能が損なわれない設計とする。 ・疲労評価の対象機器は屋内に設置されており、有意な荷重（風荷重及び飛来物）は加わらないため考慮しない。

4	火山	<ul style="list-style-type: none"> 安全機能重要度クラス 1,2 に属する構築物、系統及び機器（建屋及び屋外の施設、外気の入取施設） クラス 3 に属する構築物、系統及び機器については代替設備によって必要な機能を確保する。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物による堆積荷重に常時作用する荷重、運轉荷重及び自然現象（台風、積雪）による荷重を適切に組み合わせる。 降下火砕物による閉塞、摩耗、腐食、大気おせん、水質汚染及び絶縁低下などの影響を考慮して設計を行う。 疲労評価の対象機器は屋内に設置されており、有意な荷重（堆積荷重）は加わらないため考慮しない。
5	火災	—	×	火災によって、静的機器を損傷させる荷重は発生しないため、考慮しない。
6	溢水	—	×	溢水によって、静的機器を損傷させる荷重は発生しないため、考慮しない。
7	外部火災（森林火災他）	<p>①森林火災、②近隣の産業施設の火災・爆発、③敷地内への航空機落下等による火災、④ばい煙及び有毒ガス に対し設計上考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全機能重要度クラス 1,2 に属する構築物、系統及び機器（建屋及び屋外の施設、外気の入取施設） 	×	<ul style="list-style-type: none"> 森林火災及び航空機落下等による火災により最も近い建物の外壁温度が許容値を下回るように設計する。また、近隣産業施設との離隔距離を確保する。ばい煙及び有毒ガスに対しては換気設備のフィルター及び内気循環運轉で対応する。 疲労評価の対象機器は屋内に設置されており、有意な（火災）荷重は加わらないため考慮しない。
8	不法侵入	—	×	核物質防護対策の一環として不正な侵入は防止されているので、考慮しない。

9	風（台風）、 降水、落雷、 生物学的事 象、凍結、積 雪、高潮、洪 水、地滑り	—	×	・疲労評価の対象機器は屋内に設置されており、有意な（風等の）荷重は加わらないため考慮しない。
10	船舶の衝突、 電磁的障害、 飛来物（航空 機落下等）、 ダムの崩壊	—	×	・疲労評価の対象機器は屋内に設置されており、有意な（衝突）荷重は加わらないため考慮しない。
11	その他			

表 2.2-5 3 ループ PWR プラントにおける炉心損傷に至るおそれがある事故シーケンスを対象にした
経年劣化事象（疲労）と関連する設備の整理について

事故シーケンスGの名称	事象の組み合わせ	特徴	重大事故等対処設備	経年劣化（疲労）と関連する設備	経年劣化の考慮
a.2次冷却系からの除熱機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大 中 LOCA を除く）+2 次冷却系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失+補助給水機能喪失）	2 次冷却系からの除熱機能喪失に伴い 1 次系が高温・高圧状態となるため、早期に加圧器逃がし弁により 1 次冷却系を強制的に減圧すると共に、充てん高圧注入ポンプで炉心注水を行い、炉心を冷却する。 1 次冷却系の冷却・減圧が進み、温度・圧力が低下すれば、余熱除去系により炉心冷却する。	① 加圧器逃がし弁 ② 充てん/高圧注水ポンプ ③ 燃料取替用水タンク ④ 余熱除去系	余熱除去系統	・余熱除去系配管の低（高）サイクル疲労
b.全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、全交流電源喪失に至り、原子炉補機冷却機能喪失と RCP シール LOCA が発生する(しない場合もあり)	交流動力電源を必要とする ECCS による炉心注水が出来ず、更に RCP シール LOCA 等により、1 次冷却系の保有水量が減少するため、蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次系からの強制冷却を行い、1 次冷却系を冷却・減圧するとともに、代替交流動力電源及び常設電動給水ポンプを用いて、代替炉心注水を行う。その後、充て	① タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク ② 常設電動給水ポンプ ③ 大容量空冷式発電機、燃料取替用水タンク ④ 充てん/高圧注水ポン	給水系統（補助給水系） 余熱除去系統、再循環サンプ	・給水系配管の流れ加速型腐食 あるいは低サイクル疲労 ・余熱除去系配管の低（高）サイクル疲労

		ん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる再循環サンプからの高圧再循環により炉心を冷却する。	プ、余熱除去系、再循環サンプ		
c. 原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却系統が機能喪失し、RCP シール LOCA が発生する。	全交流動力電源喪失と同じ。	全交流動力電源喪失と同じ。	全交流動力電源喪失と同じ。	全交流動力電源喪失と同じ。
d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失	LOCA 発生後、原子炉格納容器の除熱機能が喪失し、原子炉容器内の圧力上昇を抑制できないため、格納容器の先行破損に至り、再循環サンプの減圧沸騰により炉心注水を継続できなくなる。	充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ等による炉心注水を実施する。原子炉格納容器は格納容器内自然対流冷却により冷却する。格納容器再循環サンプ及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切り替え条件に到達すれば高圧・低圧再循環による炉心冷却に移行する。	①原子炉補機冷却水サージタンク用窒素ポンベ、格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク等 ② 充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ等	余熱除去系統、	・余熱除去系配管の低（高）サイクル疲労
e. 原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化発生後に原子炉停止機能が作動せず、一次冷却系圧力・温度が上昇し炉心損傷に至る。	原子炉トリップに失敗後に蒸気発生器水位低下を検知し、タービントリップ、主蒸気ラインの隔離、補助給水ポンプを自動起動し、原子炉の出力を低下させる。出力低下後に充てん高圧注入ポンプによる緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界とし、2次冷却系の強制冷却により一次	① 主蒸気隔離弁、補助給水ポンプ、蒸気発生器、腹水タンク ② 充てん/高圧注入ポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、主蒸気逃がし弁、余熱除	給水系統（補助給水系） 余熱除去系統	・給水系統の流れ加速型腐食あるいは低サイクル疲労 ・余熱除去系配管の低（高）サイクル疲労

		冷却系を冷却・減圧する。その後、余熱除去系による炉心冷却に移行する。	去系等		
f. ECCS 注水機能喪失	中破断 LOCA 後に高圧注入機能が喪失し、一次冷却系の保有水量が減少して炉心損傷に至る。	蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次冷却系の強制冷却・減圧により一次冷却系を冷却・減圧する。一次冷却系が十分に減圧すれば、余熱除去ポンプによる低圧注入により炉心を冷却する。さらに、低圧再循環による炉心冷却に移行する。	① 補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク等 ② 余熱除去ポンプ、燃料取り換え用水タンク、 ③ 余熱除去ポンプ、再循環サンプ	給水系統(補助給水系) 余熱除去系統	・給水系統の流れ加速型腐食あるいは低サイクル疲労 ・余熱除去系配管の低(高)サイクル疲労
g. ECCS 再循環機能喪失	大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失し、一次冷却系の保有水量が限使用して炉心損傷に至る。	大破断 LOCA 後に ECCS の再循環切り替えに失敗し、炉心損傷の防止のため、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環により炉心の冷却を継続する。	・格納容器スプレイ系、格納容器再循環サンプ等	該当なし。	該当なし。
h. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA、蒸気	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の破損等が発生後、破損個所の隔離に失敗し炉心損傷に至る。	・インターフェイスシステム LOCA 余熱除去系逃し弁及び余熱除去系機器から漏えいする。蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却及び加圧器逃し弁の開操作と充てん/高圧注入ポンプによる炉	① 充てん/高圧注入ポンプ、燃料取り換え用水タンク、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気	給水系統(補助給水系) 余熱除去系統	・給水系統の流れ加速型腐食あるいは低サイクル疲労 ・余熱除去系配管の低(高)サ

<p>発生器伝熱管破損)</p>	<p>る。</p>	<p>心注水を行うフィードアンドブリードにより一次冷却系の冷却・減圧を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管破損 <p>インターフェイス LOCA と初期操作は同様であるが、一次冷却系の冷却・減圧が進めば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。</p>	<p>逃がし弁、加圧器逃し弁等</p> <p>② 余熱除去系統</p>		<p>イクル疲労</p>
------------------	-----------	---	-------------------------------------	--	--------------

(2) 低サイクル疲労による機器の経年劣化評価モデル

1) はじめに

低サイクル疲労による機器の経年劣化モデルについて検討する。また、経年劣化における保全・検査の取扱いの考え方についてまとめる。

2) 機器の経年劣化による静的故障要因に対する故障確率評価モデルの作成

低サイクル疲労を対象とした、経年劣化モデルの検討に当たり、現状の設計ベース（規制で使用している設計建設規格による疲労評価）に基づく場合から、国際的に適用されている ASME 規格の FT コードケースに基づく場合、更に最も現実的な昨年度までの研究成果に基づく仮想き裂成長曲線を使用した場合の 3 つのケースについて評価モデルの検討を行い、表 2.2-6 に取りまとめた。

これを元に、第 4 層における評価においては経年劣化分の UF を引いた残りの UF に対して、想定を超える地震により発生する荷重を加え、 $UF = 1$ を超えなければ疲労破損は発生しないとする。また、 $UF = 1$ となった時点でき裂の発生を想定し、 $UF > 1$ では UF の増加ではなく仮想き裂成長曲線に基づき、き裂の成長量を評価して最終き裂深さを求める。このき裂深さに対して地震荷重による破損確率を評価する。

検査を実施した場合は、欠陥が無ければ、そこに評価不要欠陥を考え、更にその後の運転によるき裂進展を加えて地震による荷重により漏えいあるいは不安定破壊に至る発生確率を以て機能喪失確率とすることも考えられるが、現行の規制では、疲労評価に基づく検査は要求していないことから、検査で欠陥が見つからなければ $UF = 0$ として評価することとする。

なお、き裂進展評価に用いる微小き裂進展モデルのパラメータ調査として、原子力安全システム研究所において微小き裂成長における材料、環境及び応力場の影響について検討を行い、2.2.3(3)でのき裂成長モデルの検討に活用した。

また、第 4 層機器の評価の参考とするため、美浜発電所における重大事故対処設備の設置・管理状況の調査及び日本地震工学会主催の東日本大震災合同調査報告会に参加して情報収集を行った。

3) 低サイクル疲労に対する保全活動・検査の調査

(a) 他の保全指標における保全活動・検査の考慮の考え方

昨年度の「安全評価指標」の検討では、システム安全の信頼性の維持を日々の保全活動により行うこととしている。この保全活動は以下の通り通常運転時と事故時の保全に大きく分けられる。この保全活動の効果を安全指標に取り入れたものを「保全指標」と呼んでいる。

a. 通常運転時の保全指標（第 1～3 層）

- ・ 動的故障 時間依存故障と非依存故障の分類、故障事例の原因別分類、原因別故障率のモデル化を行い、時間の経過に伴う機器・構造物の故障確率を求める。
- ・ 静的故障 経年劣化事象を抽出し、経年劣化量を予測し、更に耐力を定量評価して荷重と比較することにより時間の経過に伴う機器・構造物の故障確率を求める。
- ・ 定期検査・分解点検・試験運転・状態監視保全・安全文化・教育・保全員の能力評

価・ヒューマンファクターなどの保全活動に係わる故障確率の変化をモデル化して定量評価する。

b. 事故時の保全指標（第4層）

設計基準外事象が発生した場合に展開されるマネジメントは、大きくハードとソフトの対応に分類される。そのマネジメントの成功確率は各対応の成功確率と対応に係る時間に依存する。この成功確率を維持・向上させるために、事故が起こる前からシナリオの検討・最新情報の導入・非常時訓練と教育・ストレステストなどの事故時のための保全活動を行っており、マネジメントのシナリオを展開して、その信頼性を評価することで保全活動を考慮した保全指標を評価する。

(b) PLM 標準における保全活動・検査の考慮の考え方

日本原子力学会標準 AESJ-SC-P005:2008 原子力発電所の高経年化対策実施基準では、保全活動として、以下の活動を規定している。

- ・ 運転初期からの経年劣化管理
- ・ 10年ごとの経年劣化管理
- ・ 高経年化対策検討
- ・ 長期保全計画に基づく保守管理

a. 運転初期からの経年劣化管理

安全機能を有するすべての構築物、系統及び機器を対象として、経年劣化メカニズムまとめ表に基づいて、経年劣化を考慮する必要のある部位、経年劣化事象を特定して経年劣化管理を実施する。

b. 10年ごとの経年劣化管理

RCPB構成機器及び炉心支持構造物を対象として、①低サイクル疲労、②中性子照射脆化、③照射誘起型応力腐食割れ、④高サイクル熱疲労 について経年劣化管理を行う。

c. 高経年化対策検討

安全機能を有するすべての構築物、系統及び機器を対象として、次の8事象に対して高経年化技術評価を行う。

- ① 低サイクル疲労
- ② 中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ 高サイクル熱疲労
- ⑤ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ⑥ フレッキング疲労
- ⑦ 電機・計装品の絶縁低下
- ⑧ コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下

d. 長期保全計画に基づく保守管理

高経年化技術評価結果に基づいて、充実する必要のある保全内容を抽出し、長期保全計画を作成して保全活動を行う。

(c) ASME 規格における保全活動・検査の考慮の考え方

ASME 規格の中で、保全活動（検査）を考慮する例として、低サイクル疲労における疲労累積係数が 1.0 を超えた場合の Sec. XI Appendix L が挙げられる。

Appendix L "Operating Plant Fatigue Assessment" は、疲労累積係数(UF)が 1.0 を超える場合、検査を実施の上、評価不要欠陥相当の初期欠陥を想定し、10 年の運転に対して疲労き裂進展解析及び破壊力学評価を行い健全性を確認していくことで継続運転が可能となる規定である。

また、当然ではあるが、Sec/XI には JSME 規格の維持規格に相当する規定があり、ISI による検査で欠陥が見つかった場合、欠陥をサイジングすることにより評価して機器の継続使用が許容される。その際に必要な継続検査の検査方法と期間についての規定が定められている。

(d) JSME 規格における保全活動・検査の考慮の考え方

JSME 規格 JSME S NA1-2012 維持規格には、ISI 検査の計画及び欠陥が見つかった場合の評価方法と許容基準について規定されている。例えばオーステナイト系ステンレス配管の場合、疲労によるき裂進展の場合は、検査で求められたき裂寸法に対してき裂進展評価を行い、評価期間末期でのき裂が①欠陥寸法に基づく許容基準、②応力に基づく許容基準、③2 パラメータ方に基づく許容基準のいずれかを満足する場合は、許容期間の間、供用が許容される。

(e) 機器の経年劣化による静的故障要因に対する故障確率評価モデルにおける保全活動・検査の考慮についてまとめ

機器の経年劣化による静的故障要因に対する故障確率評価モデルにおける保全活動・検査の考慮の考え方について、他の保全指標の考え方、PLM 標準、ASME 規格、JSME 規格等を参考にまとめた。

静的機器においては、一般的に経年劣化を評価により健全性を確認する場合と、検査により確認する場合がある。劣化評価及び検査により健全性を確認する場合、評価結果や検査結果に基づいて機器の故障確率を評価する方法について検討する必要がある。例えば、高サイクル熱疲労においては、劣化評価と検査を組み合わせた保全活動が行われているが、低サイクル疲労については、疲労累積係数(UF)による劣化評価及び管理が行われており、検査と組み合わせた保全活動は行われていない。

今回、疲労のうち低サイクル疲労を経年劣化事象の代表例として検討を行う際には、疲労累積係数の評価を保全活動として扱うこととし、検査の効果については特に取り扱わないこととする。

4) 低サイクル疲労に対する保全活動・検査としての疲労累積係数(UF)評価

(a) 低サイクル疲労に対する疲労累積係数(UF)の評価

電気事業者は、原子炉等規制法及び実用炉規則の規定に基づき、運転開始 30 年及びそれ以降 10 年毎に長期保守管理方針を策定し、保安規定の認可を申請することが義務付けられている。これに対して、旧原子力安全基盤機構は旧原子力安全・保安院からの指示により、認可申請書類に添付された長期保守管理方針の技術根拠を示した高経年化技術評価の技術的妥当性を審査している。この確認結果は公開されており、その公開資料に基づいて国内の高経年化プラントの低サイクル疲労に対する疲労累積係数

(UF)の評価結果を取りまとめた。http://plec.jnes.go.jp/vlr_index.html

(b) 対象プラント

当時、評価結果が公開されている国内プラントは全 18 基であり、内訳はPWRが 8 基、BWRが 10 基である。また、最も新しい評価対象プラントは関西電力美浜発電所 2 号炉(H24.7)、最も古い評価対象プラントは東京電力福島第一原子力発電所 3 号炉(H18.3)である。

(c) 対象部位

疲労評価の対象部位は、工事計画認可申請書における疲れ累積係数評価を参考に選定されており、抽出された対象機器は次の通りとなっている。

・ PWR

原子炉容器、加圧器、原子炉格納容器貫通部、配管、弁、ポンプ、熱交換器、炉心支持構造物、機械設備（加圧器スカート溶接部等）

・ BWR

原子炉圧力容器、配管、機械式ペネトレーション、弁、ポンプ、炉心支持構造物

(d) 応力サイクル

疲労評価に用いる応力サイクルは、起動停止等の圧力・温度変動歴に基づいて定め、回数は運転開始からの年平均発生回数を求めて、その回数が 60 年間続くとして定めている。

(e) 評価結果

最新の評価プラントの評価結果例を表 2.2-7、表 2.2-8 に示す。

日本機械学会「設計・建設規格」及び「環境疲労評価手法」に基づく評価結果は、いずれも 1 を下回っている。

ただし、この評価結果には設計過渡条件の持つ裕度や環境疲労評価手法のもつ裕度、等が含まれており、それによる影響も考慮する必要がある。ただし、ここで抽出された例えば、大多数のプラントで大気中疲労評価あるいは環境疲労の詳細評価で疲れ累積係数が高い部位は、相対的に低サイクル疲労損傷に対する裕度が小さい部位であり、これらの部位を評価対象の候補として今後検討を進めていくことは妥当と考える。

5) まとめ

低サイクル疲労による機器の経年劣化モデルについて取りまとめた。また、高経年化技術評価経年劣化における保全・検査の取扱いについて調査結果をとりまとめた。

第 4 層における評価においては経年劣化分のUFを引いた残りのUFに対して、想定を超える地震により発生する荷重を評価し、UF = 1 を超えなければ疲労破損は発生しないとする。UF = 1 となった時点でき裂の発生を想定し、UF > 1 ではUFの増加ではなくき裂の成長量を評価して最終き裂深さを求める。このき裂深さに対して地震荷重による破損確率を評価する。

高経年化技術評価では、低サイクル疲労に対しては、保全活動として累積疲労係数(UF)の評価が行われており、配管における疲労累積結果が相対的に高い部位としてPW

Rでは加圧器スプレイ系統、余熱除去系統、給水系統、BWRでは、再循環系統、給水系統が抽出された。この結果、評価対象系統として余熱除去系統と給水系統を選定する。

保全活動として検査を実施した場合は、欠陥が無ければ、そこに評価不要欠陥を考え、更にその後の運転によるき裂進展を加えて地震による荷重により漏えいあるいは不安定破壊に至る発生確率を以て機能喪失確率とすることも考えられるが、当面は検査で欠陥が見つからなければUF=0として評価することとする。

表 2.2-6 低サイクル疲労による機器の経年劣化モデルの検討

	A. 設計建設規格・維持規格 をベースとした評価	B. 国際規格 (ASME FT 規格) をベースとした評価	C. 昨年度までの研究 (仮想き裂成長曲線) に基づく評価
保守性	保守性が大きい ←————→ 詳細かつ現実に近い		
1. 経年劣化 事象の抽出	<ul style="list-style-type: none"> ・ P L M標準等から抽出した経年劣化事象を基に評価対象とする事象の選定の考え方を整理し、評価対象事象を選定する。 ・ 低サイクル疲労を主要経年劣化事象とし、他の事象については必要に応じて影響を考慮する。 		
2. 経年劣化 モデルの 作成	<ul style="list-style-type: none"> ・ P L M評価で得られたUFを用いて評価し、疲労の累積により UF は増加していくが1以下なら機能は確保される。UF = 1 で機能喪失とする評価モデルとする。(第3層まで) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ UFが1以下なら左記と同様。 ・ UF = 1 で当該部位の非破壊検査を行い、欠陥がなければ評価不要欠陥を想定し、運転荷重によりき裂が貫通か不安定破壊するまでは機能は確保される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ き裂成長モデルについては、昨年度までの高経年化高度化研究の成果を活用し、仮想き裂成長曲線をベースにして、時間経過とともに微小なき裂が発生・成長するモデルを構築する。
3. 保 全 活 動・検査の 考慮	<ul style="list-style-type: none"> ・ 供用中検査を実施しているが、疲労評価結果とリンクしていないため、保全活動 (検査) の効果は考慮しない。 ・ 供用中検査でき裂が見つかった場合は運転荷重によるき裂進展評価を行い、き裂が漏えいあるいは不安定破壊はなければ機能は確保される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ UFの高い部位に対して、非破壊検査を実施し、欠陥が無ければ、そこに評価不要欠陥を考える。更にその後の運転によるき裂進展を加えて、そのき裂が運転荷重などにより漏えいあるいは不安定破壊に至ることを以て機能喪失確率とする。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 検査によりき裂が見つからなかった場合、仮想き裂成長曲線を用いて余寿命を推定する。 ・ 検査でき裂が見つかった場合も、仮想き裂成長曲線から余寿命を推定する。
4. 機器の耐 力評価 (機 能喪失の	<ul style="list-style-type: none"> ・ UF=1 で機能喪失とする。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基本的に UF=1 で機能喪失とする。 ・ ただし、UF=1 となっても、非破壊検査でき裂が発見されない場合、評価不要欠陥 	<ul style="list-style-type: none"> ・ き裂が進展し、貫通漏洩するか、地震荷重や運転荷重で不安定破壊する限界寸法に達した時点で機能喪失とする。

判断基準)		に対し漏えいあるいは不安定破壊に至る 運転荷重を持って機能喪失とする。	
5. 荷重発生 確率の評価	<ul style="list-style-type: none"> ・評価対象の荷重として、設計想定を超える地震時の発生による荷重を想定する。 ・地震荷重の場合、現在の規制では一次応力が制限となり、UF=1 となる前に延性破壊するため、経年劣化は影響しないが、ここでは JEAC 4 6 0 1 ベースの疲労評価が適用できると考える。 ・評価対象部位に想定を超える地震発生により使用済荷重とその発生確率を評価する。 		<ul style="list-style-type: none"> ・評価対象の荷重に熱応力に加えて地震荷重も想定する。 ・評価対象部位における熱応力及び地震荷重の発生確率を評価する。
6. 機器の故障 (破損) 確率の評価	<ul style="list-style-type: none"> ・第4層における評価においては経年劣化分のUFを引いた残りのUFに対して、想定を超える地震により発生する荷重を加え、UF = 1 を超えなければ疲労破損は発生しないとす。 ・UF = 1 となった時点でき裂の発生を想定し、UF > 1 ではUFの増加ではなくき裂の成長量を評価して最終き裂深さを求める。このき裂深さに対して地震荷重による破損確率を評価する。 ・検査を実施した場合は、欠陥が無ければ、そこに評価不要欠陥を考える。更にその後の運転によるき裂進展を加えて地震による荷重により漏えいあるいは不安定破壊に至る発生確率を以て機能喪失確率とする評価モデルを考え、それと前段の評価モデルを比較し、大きい方の確率を採用する。 		<ul style="list-style-type: none"> ・第4層において経年劣化分のUFを仮想き裂成長曲線から、き裂寸法に置き換える。熱応力及び地震荷重を加えることで、き裂が進展し、貫通漏洩するか、地震荷重で不安定破壊する限界寸法に達するを以て機能喪失とし、その確率を評価する。 ・検査を実施した場合は、欠陥が無ければ、検出確率を元にき裂の存在確率を評価し、き裂が存在すれば、それを基に更に運転荷重及び地震荷重によるき裂の進展及び不安定評価を行い、それが漏えい貫通するか不安定破壊することをもって機能喪失とし、その確率を評価する。

表 2.2-7 PWR（関西電力美浜発電所 2号機）の評価結果

表 3.4.1-1 低サイクル疲労に関する健全性評価結果(その 1)

評価対象機器		健全性評価 (60年供用仮定時 ¹⁾ の疲れ累積係数)			高経年 化への 対応
		設計・建設 評価 ²⁾	環境中疲労 評価 ³⁾	備考	
原子炉 容器	冷却材入口管台	0.032	0.001	設計・建設評価点は、肉盛部の非接液部の評価である。環境中疲労評価点は、接液部の疲労評価上最も厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。	実過渡回数に基づく疲労評価を、定期的 に実施して いく。
	冷却材出口管台	0.044	0.001		
	安全注入管台	0.046	0.019		
	蓋用管台	0.088	0.001	設計・建設評価点は、大気中の非接液部である。環境中疲労評価点は、接液部の疲労評価上最も厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。	
	炉内計装筒	0.351	0.006		
	上部蓋(上部胴フランジ)	0.017	-	非接液部	
	下部胴(下部鏡接続部)	0.004	-		
	炉心支持金物	0.007	0.001	設計・建設評価点は、肉盛部の非接液部の評価である。環境中疲労評価点は、接液部の疲労評価上最も厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。	
	容器支持金物取付部	0.005	-	非接液部	
スタッドボルト	0.206	-			
加圧器	スプレイライン用管台	0.119	0.004	設計・建設評価点は、肉盛部の非接液部の評価である。環境中疲労評価点は、接液部の疲労評価上最も厳しい部位としており、設計・建設評価点と場所が異なる。評価は、熱成層による発生応力を含めた解析結果である。	
	サージ用管台	0.027	0.072	評価は、熱成層による発生応力を含めた解析結果である。	
原子炉 格納容 器	余熱除去クーラ(ポンプ入口ライン貫通部)	0.001	-	非接液部	
	蒸気ライン貫通部	0.005	-		
	主給ライン貫通部	0.009	-		
配管	余熱除去系統出口配管 (1次冷却材高温側出口管台 ～隔離弁)	0.001	0.020		
	余熱除去系統出口配管 (1次冷却材高温側出口隔離 弁～原子炉格納容器貫通部)	0.001	0.020		
	主給水系統配管(原子炉)格納 容器貫通部～蒸気発生器給 水管台	0.007	0.033		
	1次冷却材管 (ホットレグ)	0.001	0.002		
	1次冷却材管 (クロスオーバーレグ)	0.002	0.012		
	1次冷却材管 (コールドレグ)	0.001	0.002		
	1次冷却材管 (加圧器サージライン用管台)	0.033	0.138		
	1次冷却材管 (安全注入ライン用管台)	0.004	0.013		
	1次冷却材管 (充てんライン用管台)	0.003	0.017		
	加圧器サージ配管	0.005	0.008	評価は熱成層による発生応力を含めた解析結果である。	
加圧器スプレイ配管	0.068	0.134			

表 2.2-7 PWR（関西電力美浜発電所 2 号機）の評価結果（続き）

表 3.4.1-1 低サイクル疲労に関する健全性評価結果（その 2）

評価対象機器		健全性評価 (60 年供用仮定時 ¹⁾ の疲れ累積係数)			高経年化 への対応
		設計・建設 評価 ²⁾	環境中疲労 評価 ³⁾	備考	
弁	ループ余熱除去系第1入口弁弁箱	0.004	0.100		実過渡回数に基づく疲労評価を定期的 に実施していく。
	抽出水ライン第一制御弁弁箱	0.061	0.864		
	ループ低温側安全注入ライン 逆止弁弁箱	0.087	0.524		
	B ループ充てんライン逆止弁 弁箱	0.040	0.491		
ポンプ	1 次冷却材ポンプ(ケーシング 脚部)	0.229	0.123	設計・建設評価点は、大気中の非接 液部である。環境中疲労評価点は、 接液部の疲労評価上厳しい部位とし ており、設計・建設評価点と場所が異 なる。	
	1 次冷却材ポンプ(ケーシング 吐出ノズル)	0.022	0.307		
	1 次冷却材ポンプ(ケーシング 吸込ノズル)	0.001	0.001		
熱 交換器	再生クーラ(管板部)	0.085	0.115		
	余熱除去クーラ(管板部)	0.042	0.054		
	蒸気発生器 管板廻り	0.087	0.235	設計・建設評価点は、肉盛部の非接 液部である。環境中評価点は接液部 の疲労評価上最も厳しい部位として おり、設計・建設評価点と場所が異 なる。	
	蒸気発生器 給水入口管台	0.104	0.145	設計・建設評価点は、肉盛部の非接 液部である。環境中疲労評価点は配 管接合部近傍であり、配管の熱成層 による発生応力を含めた解析結果で あり、設計・建設の評価点と場所が異 なる。	
炉心 支持構 造物	上部炉心支持板	0.002	0.013		
	上部炉心支持柱	0.002	0.035		
	下部炉心支持板	0.002	0.021		
	炉心そう	0.001	0.001		
機 械 設 備	加圧器スカート溶接部	0.192	-	非接液部	

- 1) 60 年供用仮定時の各過渡条件の繰り返し回数は、運転実績に基づく平成 19 年度末時点の過渡回数を用いて、今
後も同様な運転を続けたと仮定して推定した。
未取替機器：60 年時点過渡回数 = 運開後実績過渡回数 + (運開後実績過渡回数/運開後実績過渡回数調査時
点までの年数) × 残年数
取替機器(蒸気発生器、RV 上部ふた、余熱除去系配管、2 次系配管、2 次系熱交換器等)：60 年時点過渡回数 =
取替後実績過渡回数 + (未取替機器の 1 年間当たり平均過渡回数) × 残年数
- 2) 一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2005/2007 に基づいて評価
した。
- 3) 一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」JSME S NF1-2006 に基づいて評価した。
高温水に接液している評価点を対象として、評価方法は、余熱除去系統配管と主給水系統配管は係数倍法、弁
は簡易評価法、他は詳細評価法にて評価した。

表 2.2-8 BWR（福島第二原子力発電所 1 号炉）の評価結果

表 3.4.1-1 疲れ累積係数の評価結果

機器	評価部位	現時点までの評価	
		設計・建設評価 ¹ (UF)	環境疲労評価 ² (UFen)
原子炉圧力 容器	主フランジ	0.025	-
	スタットボルト	0.302	-
	給水ノズル	-	0.678
	下鏡	0.056	-
	支持スカート	0.202	-
配管	原子炉再循環系配管	-	0.779
	給水系配管	-	0.369
機械式ペネ トレーショ ン	主蒸気系配管貫通部 ベローズ	0.012	-
	給水系配管貫通部ベ ローズ	0.013	-
弁	給水系原子炉給水ラ イン入口弁	-	0.286
	原子炉再循環系原子 炉再循環ポンプ出口 弁	-	0.103
ポンプ	原子炉再循環系ポン プ	-	0.006
炉心支持構 造物	炉心シュラウド	-	0.000
	シュラウドサポート	-	0.050

1 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2005 に基づいて評価した。
 2 日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」JSME S NF1-2006 に基づいて評価した。高温水に接液している評価点を対象として、評価方法は、原子炉再循環系配管、給水系配管及び弁は係数倍評価法、他は詳細評価法にて評価した。給水ノズルは一部の熱過渡は係数倍評価法で、他の熱過渡は詳細評価法で評価した。

(3) 低サイクル疲労による機器の故障確率評価手法

1) はじめに

経年劣化の影響を考慮した機器の故障確率を算出するため、機器の劣化、およびハザードレベルに応じた条件付損傷確率を算出する静的機器劣化損傷モデルを構築する。(1)節では2次系からの給水系と余熱除去設備を評価対象部位として選定したが、ここでは代表として余熱除去設備（余熱除去系統配管）を対象とした算出例を示す。

2) 静的機器劣化損傷モデルの構築

a. モデルの概要

機器の損傷確率のため、まず、ハザードレベルと疲労蓄積量の関係を算出する（図 2.2-16 参照）。一方、疲労蓄積量をき裂におきかけることで、き裂を起点とした損傷の確率を算出する（図 2.2-17 参照）。そして、ハザードレベルと疲労蓄積量、疲労蓄積量と損傷確率の関係を組み合わせることで、ハザードレベルと損傷確率の関係、つまり静的機器劣化損傷モデル（フラジリティ曲線）を構築する（図 2.2-18 参照）。

なお、設計想定内では、機器の損傷は発生しないことを前提とする。つまり、設計想定（ S_s 地震）を超える地震動を受けた場合の配管の破損確率を算出する。

以下、図 2.2-16 から図 2.2-18 の手順について説明する。

b. ハザードレベルと疲労蓄積量の関係（図 2.2-16）

疲労蓄積量は累積損傷量 UF とき裂寸法を用いて定量化する。具体的な手順は以下による

- (a) ハザード発生時点で既に経年劣化によって、大きさ UF_0 ($UF_0 < 1$) の疲労が蓄積している。
- (b) ハザード（地震荷重）による疲労蓄積量 UF_a を算出する。
- (c) ハザード後の疲労蓄積量 $UF_0 + UF_a$ とハザードレベルの関係を求める。なお、ハザード後の疲労蓄積量は $UF_0 + UF_a > 1$ となる可能性もある。

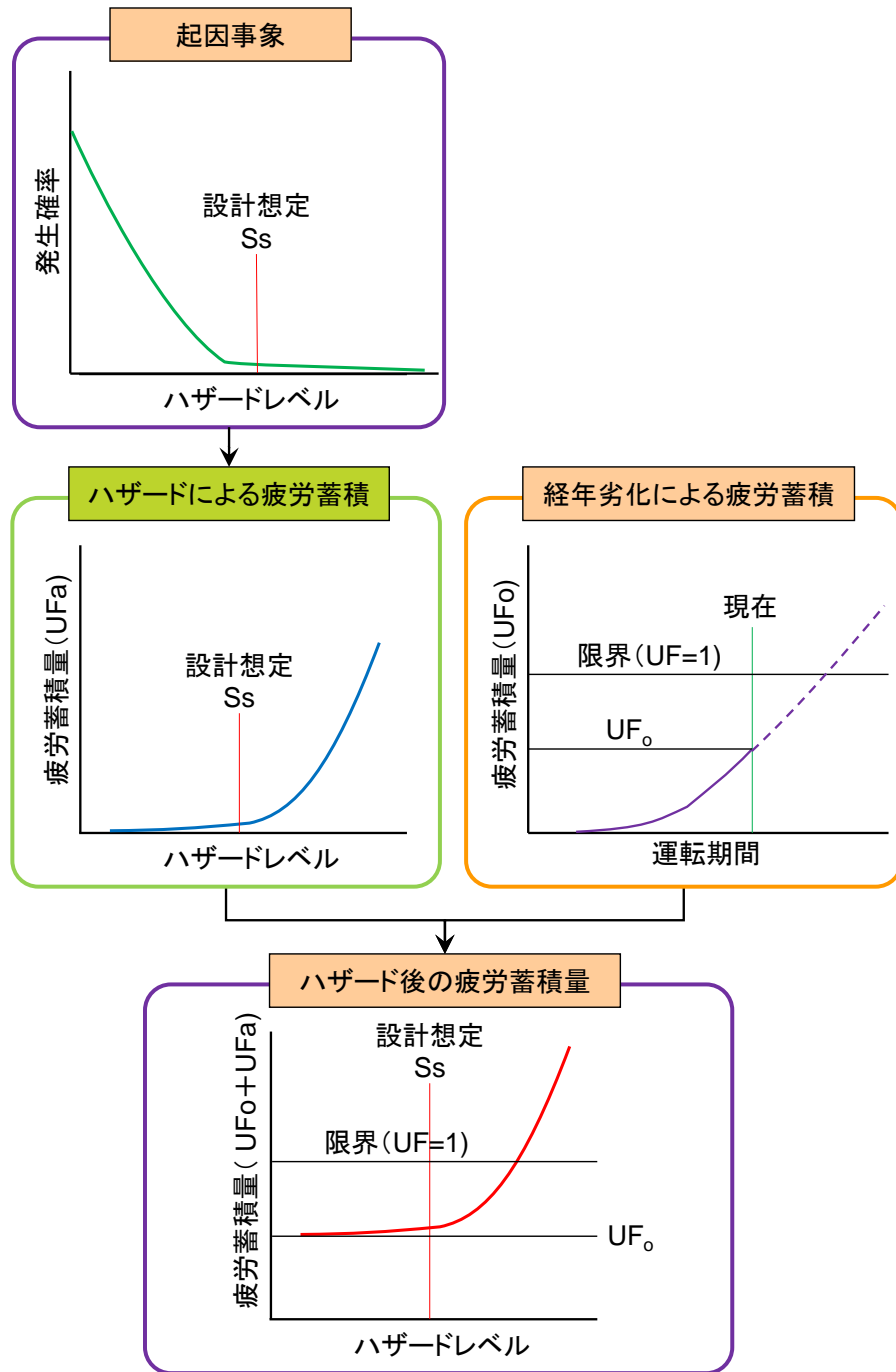


図 2.2-16 ハザードレベルと疲労蓄積量の関係

c. 疲労蓄積量と損傷確率の関係 (図 2.2-17)

疲労蓄積量をき裂寸法に置き換えることで、き裂を起点とした破壊（損傷）の確率を算出する。なお、 $UF_0 + UF_a < 1$ であれば破損は発生しない（設計の想定内では、機器の損傷は発生しない前提による）。 $UF_0 + UF_a > 1$ の場合の損傷確率の算出方法は以下による。

- (a) ハザードによる疲労蓄積が増加し、 $UF_0 + UF_a = 1$ となった時点で、き裂深さ a_0 のき裂が発生させる。ここでは、疲労試験における試験片破断時のき裂深さ

に相当する $a_0 = 3 \text{ mm}$ を仮定する。

- (b) $UF_0 + UF_a > 1$ となる場合は、 UF_a を増加させるのではなく、き裂の成長量を算出する。そして、最終的き深さ a_f を求める。
- (c) き裂深さ a_f のき裂が存在する配管に対して破壊（損傷）確率を算出する。
 - i. き裂の破損の駆動力はハザード（地震荷重）とする
 - ii. 材料の強度（流動応力）にはばらつきを考慮する
- (d) き裂深さを疲労蓄積量に置き換えることで、疲労蓄積量と損傷確率の関係を求める。

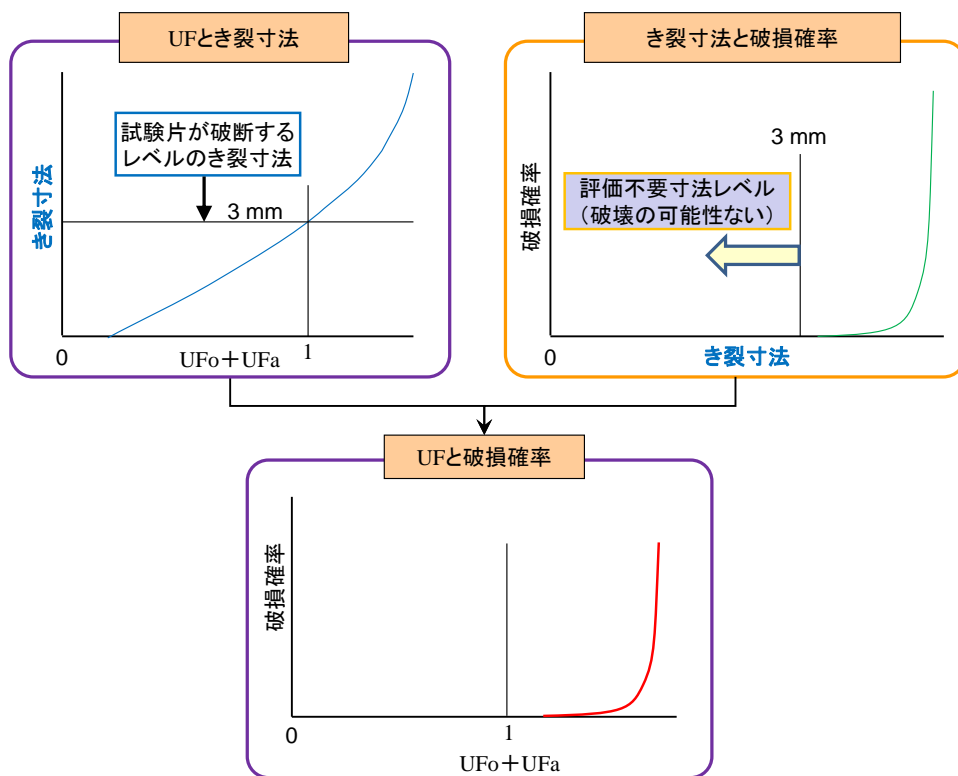


図 2.2-17 疲労蓄積量と損傷確率の関係

d. 静的機器劣化損傷モデル (図 2.2-18)

ハザードレベルと疲労蓄積量、疲労蓄積量と損傷確率の関係を組み合わせることで、ハザードレベルと損傷確率の関係、つまり性敵機器劣化損傷モデル（フラジリティ曲線）を構築する。実際の機器の破損確率は、図 2.2-18 のフラジリティ曲線にハザード（地震）の発生確率をかけたものとなる。

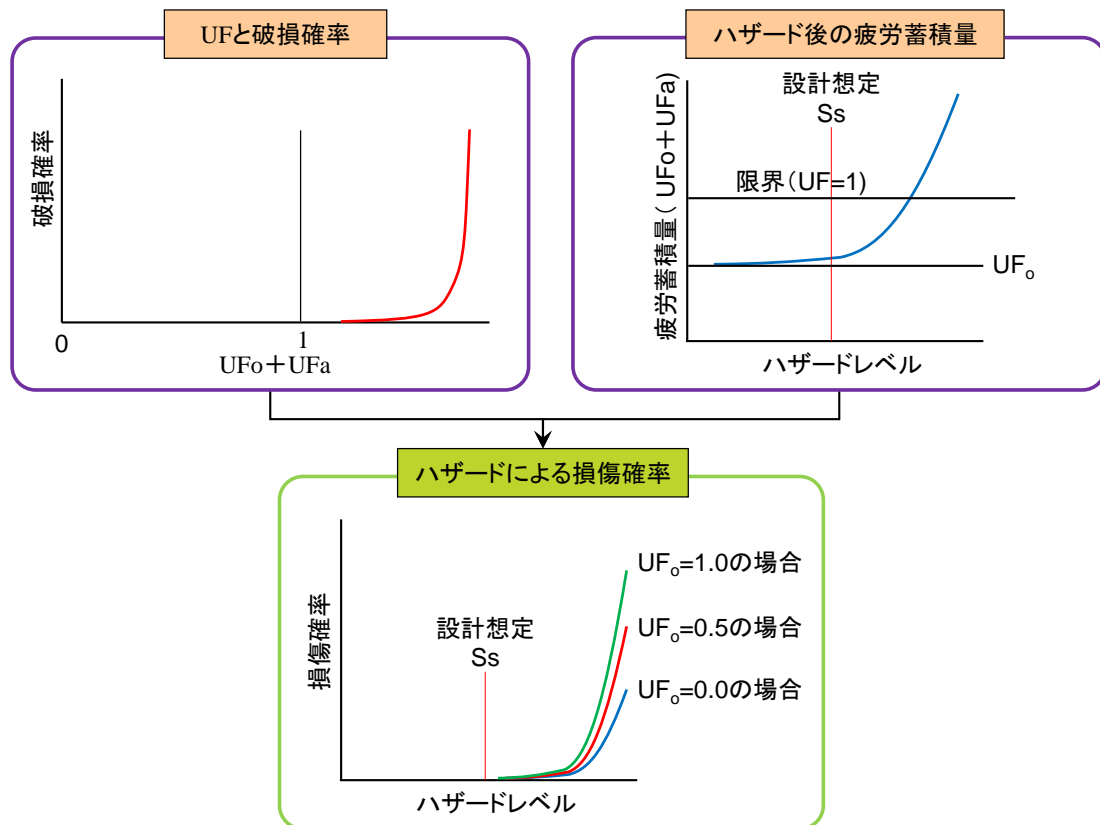


図 2.2-18 静的機器劣化損傷モデル（フラジリティ曲線）

3) 余熱除去系統配管に対する静的機器劣化損傷モデル

e. 対象配管（余熱除去系統配管、クラス 2, 3 配管）

(a) 想定される使用条件

- i. 温度：200℃
- ii. 圧力：5 MPa を想定

(b) 形状

- i. 外径：267.4 mm（10B、主配管）
- ii. 肉厚： $t = 15.1$ mm（Sch80）（ $R_m/t = 8.35$ ）

(c) 材料定数（200℃）

- i. オーステナイト系ステンレス鋼
- ii. 材料規格（SUS304TP ステンレス鋼）
- iii. ヤング率：183 GPa
- iv. 設計応力強さ S_m ：129 MPa
- v. 設計降伏強さ S_y ：144 MPa
- vi. 設計引張強さ S_u ：402 MPa
- vii. 維持規格による流動応力 S_f ： $(144+402) \times 0.5 = 273$ MPa

f. 荷重条件

(a) JEAC4601 における制限値

i. 一次応力

- ① JEAC4601 の規定では、1 次応力（膜+曲げ）は Ds（Ss 地震）に対しては考慮する必要がない（過去の実験においても Ss 地震に対する破壊は確認されていない）
- ② つまり、Ss 地震に対する破壊モードはラチェット変形となる
- ③ ただし、き裂を想定した場合は破壊の可能性があるため、一次応力に対する破壊を考慮する必要がある
- ④ ねじりに対する一次応力制限が規定されているが、き裂を起点とする破壊に対する影響は限定的であるため、ここでは考慮しない。

ii. 一次+二次応力

- ① 一次+二次応力、 $3S_m$ （クラス 2, 3 は $2S_y$ ）となる
- ② $3S_m$ 超えても簡易弾塑性評価により対応可能
- ③ 地震荷重では熱応力による疲労（2 次応力）は作用しないので、対象となる荷重は一次応力（膜+曲げ）とする

iii. 一次+二次+ピーク応力

- ① 疲労荷重（一次+二次+ピーク応力）に対し $UF < 1$
- ② ピーク応力は表面で最大となり、表面からの距離が大きくなるとゼロとなるため、ピーク応力がき裂の進展駆動力に及ぼす影響は限定的

(b) 評価で想定する荷重（ハザードレベル）

i. 膜応力 P_m と曲げ応力 P_b に対し、

$$P_m + P_b = \alpha \times S_y \quad (1)$$

が作用すると仮定する。ここで、 α は係数

ii. 膜応力 P_m には、内圧 $P_i = 5 \text{ MPa}$ による軸力を想定する

iii. き裂成長、および破壊評価に対して同じ荷重を想定する

- ① ただし、進展は $\Delta\sigma$ ($\Delta\varepsilon$)、破壊は σ_{\max} を用いることに留意
- ② 2 次応力（熱応力）は無視する（ラチェット変形は想定しない）
- ③ 疲労評価におけるピーク応力の寄与は無視する

表 2.2-9 JEAC4601 で規定されている許容応力

a. クラス 1 配管の許容応力

a) クラス 1 配管の許容応力は表 4.2.3.1-4 のとおりとする。

表 4.2.3.1-4 クラス 1 配管の許容応力⁽¹⁾⁽²⁾

応力分類 供用状態	一次応力 (膜+曲げ)	一次応力 (ねじり, 曲げ+ねじり)	一次+二次 応力範囲 ⁽³⁾	一次+二次+ ピーク応力 ⁽⁴⁾
C s	Min[2.25S _m , 1.8S _y]	ねじりによる応力 0.55S _m 上式が満足されない場合 曲げ+ねじりによる応力 1.8S _m	3S _m ⁽⁶⁾	疲労累積係数 ≤1.0 ⁽⁷⁾
D s	・地震以外の短期機械的荷重を含む場合 ⁽⁵⁾ Min[3S _m , 2S _y]	ねじりによる応力 0.73S _m 上式が満足されない場合 曲げ+ねじりによる応力 2.4S _m		

注(1): サポート用ラグ等が配管に直接溶接されている場合、配管に発生する局部的応力の評価も行うこととする。

注(2): 軸力による全断面平均応力の許容値は、供用状態 C s 及び D s とともに 1.2S_m とする。

注(3): 基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d のみによる応力範囲について評価する。

注(4): 基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d のみによる疲労解析を行う。ここで、疲労累積係数の算定は設計・建設規格 PPB-3535 を準用する。

注(5): 地震以外の短期機械的荷重を含まない場合、評価不要である。

注(6): 3S_m を超える場合、弾塑性解析を行うこと。この場合、設計・建設規格 PPB-3536(1), (2), (4) 及び(5)の簡易弾塑性解析を用いることができる。

注(7): 疲労累積係数は地震動のみによる疲労累積係数と運転状態 I, II における疲労累積係数の和とする。ただし、設計・建設規格 PPB-3536 により運転状態 I, II において、疲労解析を要しない場合は、疲労累積係数は地震動のみによる疲労累積係数とする。

⑤ クラス 1 配管-ECCS等以外

地震動 運転状態	-	S _d	S _s
I	A	C s	D s
II	B	C s	D s
III	C	C s	D s
IV (L)	D	D s	
IV (S)	D		

⑥ クラス 1 配管-ECCS等⁽²⁾

地震動 運転状態	-	S _d	S _s
I	A	C s	D s
II	B	C s	D s
III	C	C s	D s
IV (L)	A ⁽¹⁾	C s	
IV (S)	D		

g. ハザードレベル（一次応力）と疲労蓄積量（き裂寸法）の関係

(a) UF₀ の想定

- i. UF₀ = 1 とする（評価簡単化のため）
- ii. 検査や保全などが施されると UF₀ = 0 となる

(b) き裂成長量の計算

- i. 初期き裂深さは 3 mm とする
 - ① 長さは 6 mm（半円形状と仮定）
 - ② 周方向のき裂を想定
- ii. 応力拡大係数の算出
次式により定義される等価応力拡大係数を算出する

$$K_{eq} = f \Delta \varepsilon E \sqrt{\pi a} \quad (2)$$

ここで、 a はき裂深さ、 E はヤング率、そして $\Delta \varepsilon$ はひずみ範囲となる。 f は形状係数で 0.7 とした。

iii. ひずみ範囲 $\Delta \varepsilon$

- ① 日本機械学会 設計・建設規格 (PVB-3315) で定義される K_e 係数を用いて算出する。 K_e 係数は弾性ひずみ ε_e と、弾塑性ひずみ ε_{ep} を用いて次式で定義される。

$$K_e = \frac{\varepsilon_{ep}}{\varepsilon_e} \quad (3)$$

- ② K_e 係数は次式で算出される

i $S_n/2S_y < 1$: $K_e = 1 + 0.7 \left(\frac{S_n}{2S_y} - 1 \right)$ (4)

ii $S_n/2S_y \geq 1$: $K_e = 1 + 2.1 \left(1 - \frac{2S_y}{S_n} \right)$ (5)

ここで、 S_n は、一次+二次応力の変動範囲

- ③ 次式より $\Delta \varepsilon$ を得る。

$$\Delta \varepsilon = \frac{S_n}{E} \times K_e \quad (6)$$

iv. き裂進展速度

- ① 日本機械学会維持規格、添付 E-2-10 に記載されているオーステナイト系ステンレス鋼の大気中の疲労き裂進展速度により進展させる

- ② 200°C、応力比 $R = -1$ を想定すると、速度 da/dN [m/cycle] は、次式となる

$$\frac{da}{dN} = 2.93 \times 10^{-12} (\Delta K)^{3.3} \quad (7)$$

- ③ 地震動による繰返し数は 60 回とする

(c) ハザードレベルとき裂寸法の関係

- i. 想定荷重 ($P_m + P_b$) に対する最終き裂深さ a_f の変化を図 2.2-19 に示す。
 ii. 設計想定 ($\alpha = 1$) では有意なき裂成長はない。また、 $\alpha = 2$ においても成長量は限定的

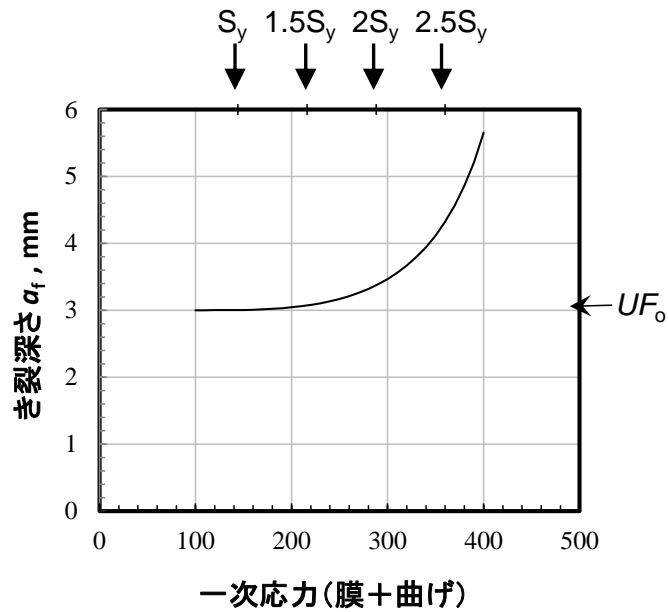


図 2.2-19 ハザードレベル（一次応力）とき裂寸法の関係

h. 疲労蓄積量（き裂寸法）と損傷確率の関係

- (a) 損傷モードは塑性崩壊を想定（維持規格による）
- (b) 破壊荷重は維持規格（極限荷重評価に従う）

$$P'_b = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2\sin\beta - \frac{a}{t} \sin c \right) \quad (8)$$

$$\beta = \frac{1}{2} \left(\pi - \frac{ac}{t} - \pi \frac{P_m}{\sigma_f} \right) \quad (9)$$

とすると、限界荷重 P_b は、次式より求まる

$$P_m + P_b = \frac{1}{SF} (P_m + P'_b) \quad (10)$$

ここで、 SF は維持規格では $SF = 1.39$ であるが、ここでは平均値にばらつきを考慮することから $SF = 1$ とする。 σ_f は流動応力で、ここでは規格値ではなく、実力値にばらつきを考慮して決定する。

(c) 流動応力の設定

i. 流動応力に対するばらつき（COV）

① 原子力学会 PSA 標準における COV の設定方法を参照

旧告示 501 号において「引張試験の結果に 0.885 を乗じて用いる」の記述があることから、設計降伏強さおよび設計引張強さのばらつきは、

$$3\sigma = (1-0.885) \times \sigma_f \quad (11)$$

と考えることができる。ここで、 σ_f は流動応力の平均値。したがって、COV (σ/σ_f に相当)は0.038となる。

- ② 米国石油協会規格 (API579) を参照
降伏強度の平均値 $\sigma_{ys}^{\text{mean}}$ と最低値 σ_{ys}^{min} の関係が、

$$\sigma_{ys}^{\text{mean}} = \sigma_{ys}^{\text{min}} + 69 \text{ MPa} \quad (12)$$

であるとの記述がある。ここで、 $3\sigma = 69 \text{ MPa}$ とすると COV は、 $\sigma/\sigma_f = 69/(3 \times 273) = 0.084$ となる。

- ③ 以上より、COV = 0.084 とすることが考えられるが、流動応力以外のばらつきも考慮して COV = 0.1 とする。

ii. 流動応力の平均値

- ① 「 $S_y = 0.885 \times \text{平均値}$ 」と仮定する
② $S_f = (S_y + S_u)/2 = (144 + 402)/2 = 273 \text{ MPa}$ とする
③ したがって、評価で用いる流動応力の平均値は $\sigma_f = S_f/0.885 = 308.5 \text{ MPa}$ とする

(d) き裂寸法と損傷確率の関係

- i. 曲げ応力 P_b を負荷したときのき裂深さ a_f と条件付損傷確率の関係を図 2.2-20 に示す。
ii. 損傷確率は、その深さのき裂が存在した場合の条件付の損傷確率となる。
iii. 損傷確率はき裂深さにあまり依存せず、負荷される曲げ荷重 P_b に依存する傾向が見られる。
iv. たとえば、 $P_b = 2S_y$ を負荷した場合は、き裂深さに依らずほぼ 0.1 の確率で損傷する。

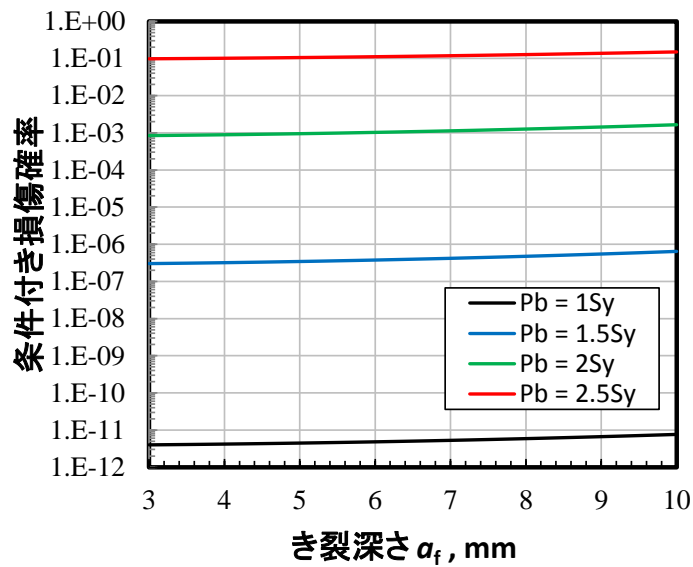


図 2.2-20 き裂寸法と損傷確率の関係

- i. ハザードレベルと損傷確率の関係（静的機器劣化損傷モデル）
- ハザードレベル（一次応力）と疲労蓄積量（き裂寸法）の関係、および疲労蓄積量（き裂寸法）と損傷確率の関係から、き裂寸法を消去することで、ハザードレベル（一次応力）と損傷確率の関係を得る。
 - 図 2.2-21 に結果を示す。損傷確率は、ハザード発生時に深さ 3 mm のき裂が存在した場合の条件付の損傷確率となる。
 - 負荷応力が 2Sy を超えると損傷確率が増加している。図 2.2-22 には確率を対数軸で表示した。2Sy で 10^{-3} 、Sy で 10^{-11} 程度の損傷確率となっている。

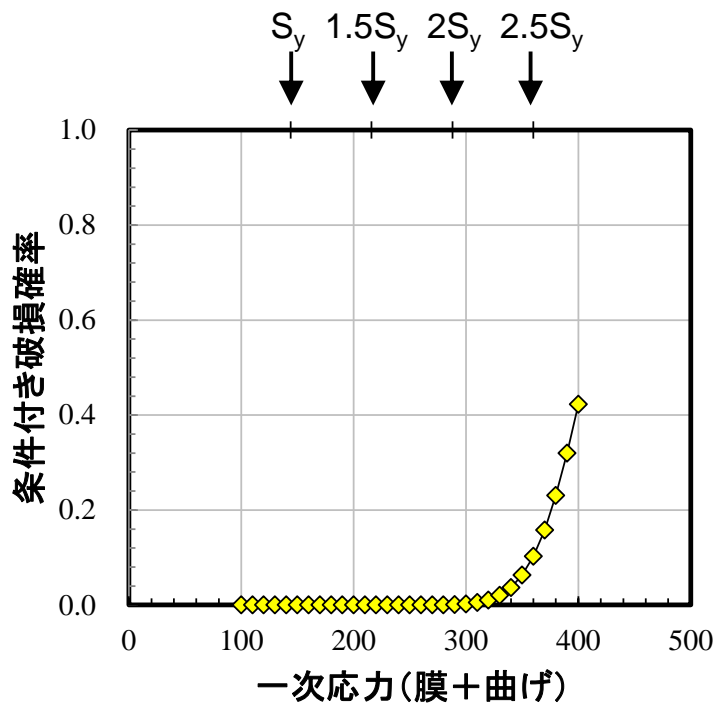


図 2.2-21 ハザードレベルと損傷確率の関係

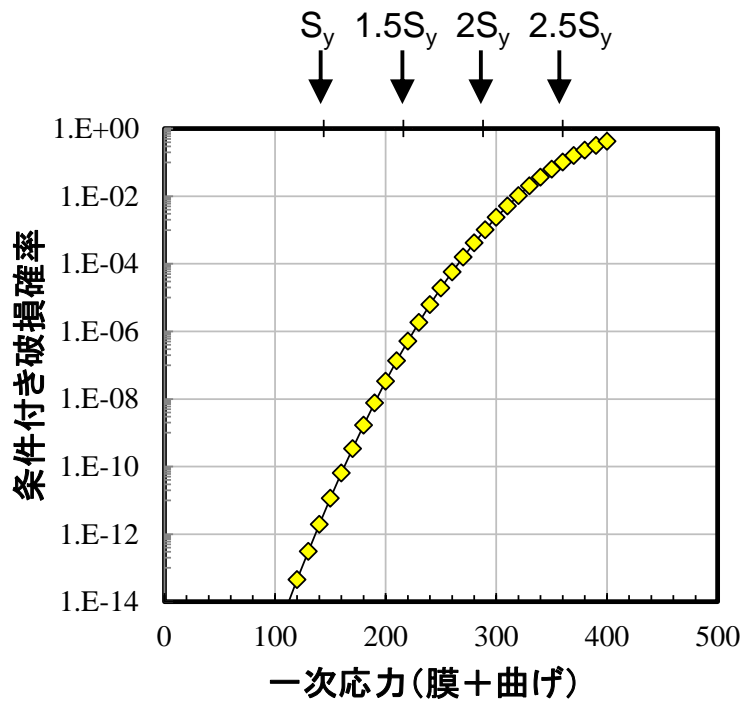


図 2.2-22 ハザードレベルと損傷確率の関係 (対数軸)

j. 計算条件の破損確率に及ぼす影響

- (a) 図 2.2-23 は管径を変化させた場合の損傷確率の変化を示す。管厚比 R_m/t は一定値 ($R_m/t = 8.35$) としている。管径の影響はほとんど見られない。
- (b) 図 2.2-24 は管径を一定 ($D_o = 267.4$ mm) として、管厚比 R_m/t を変化させた場合の結果を示す。 R_m/t が小さくなると破損確率が大きくなるが、その影響は限定的であった。
- (c) COV を変化させた場合の結果を図 2.2-25 に示す。COV は破損確率に大きな影響を及ぼす。破損確率を小さくするためには、COV を小さくする必要がある。
- (d) 内圧の影響を図 2.2-26 に示す。通常の内圧は 5 MPa 程度と想定されるが、0 MPa では破損確率が 10 倍程度大きくなる傾向が見られた。
- (e) 地震動による繰返し数の影響を図 2.2-27 に示す。上の解析では地震動による繰返し数を 60 回としているが、0 回および 150 回とした場合でも破損確率に顕著な差は見られなかった。

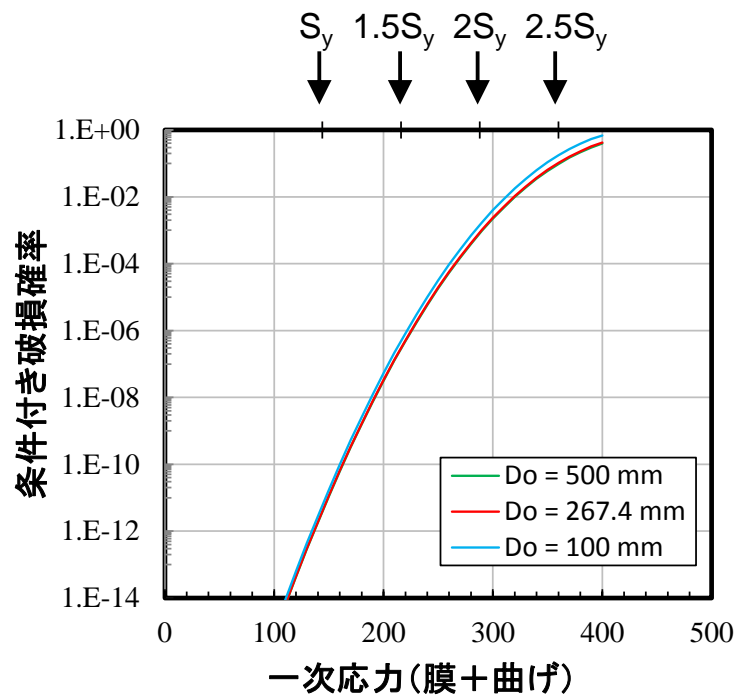


図 2.2-23 ハザードレベルと損傷確率の関係 (管径の影響、 R_m/t は一定)

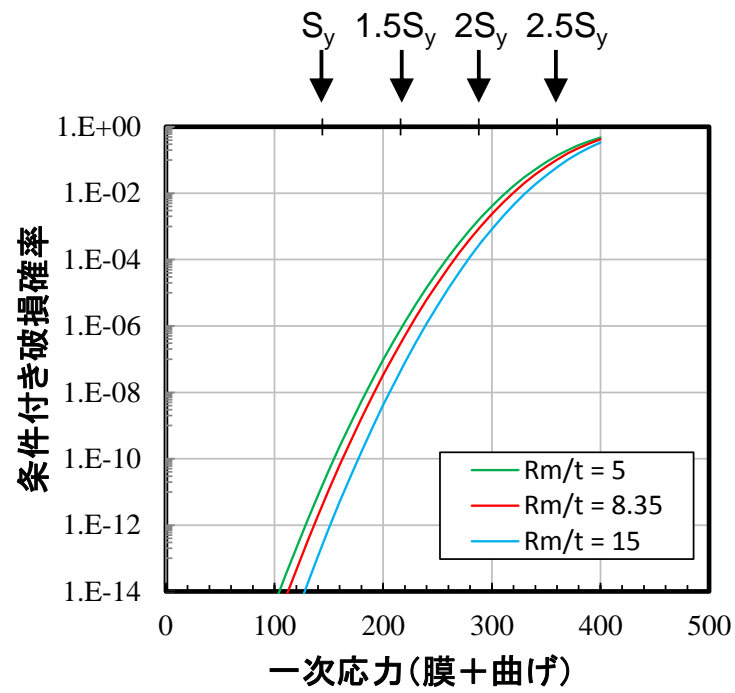


図 2.2-24 ハザードレベルと損傷確率の関係 (R_m/t の影響、管径は一定)

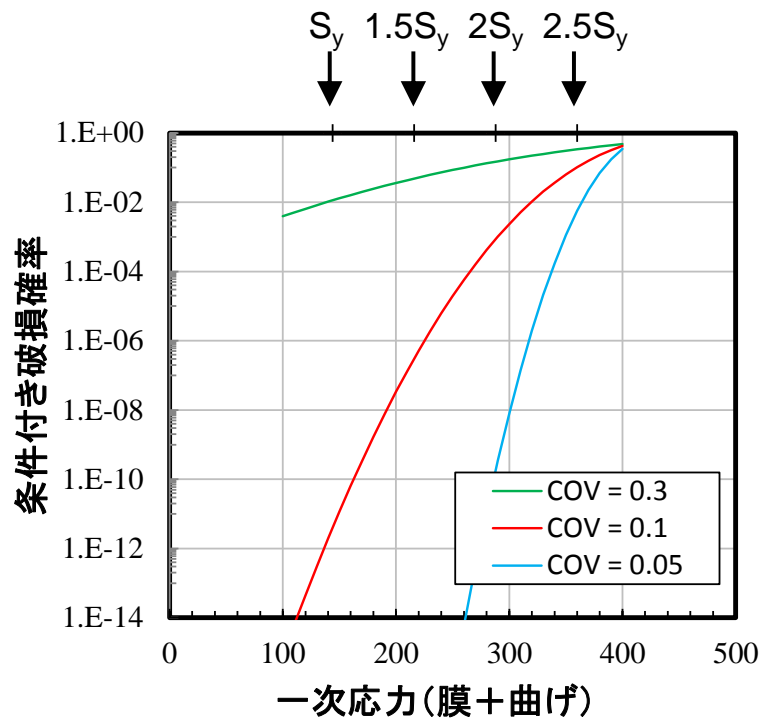


図 2.2-25 ハザードレベルと損傷確率の関係 (COV の影響)

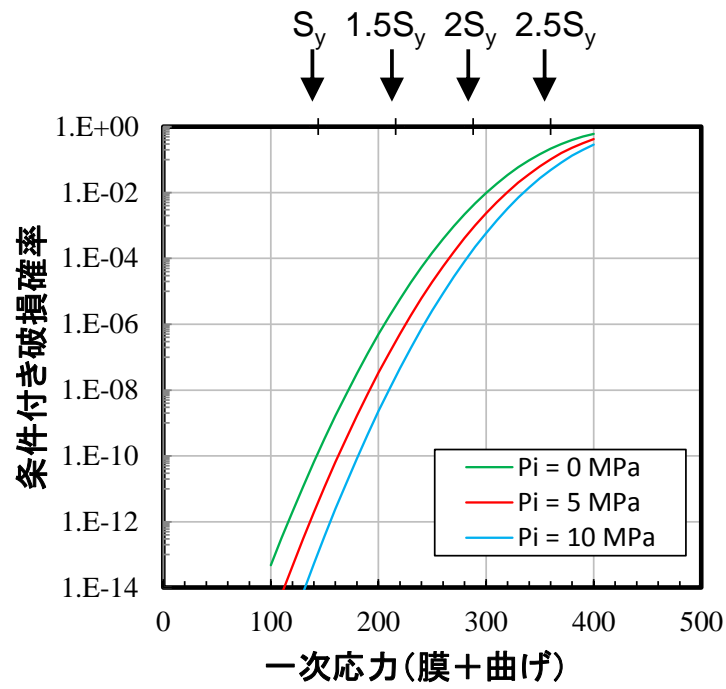


図 2.2-26 ハザードレベルと損傷確率の関係 (内圧の影響)

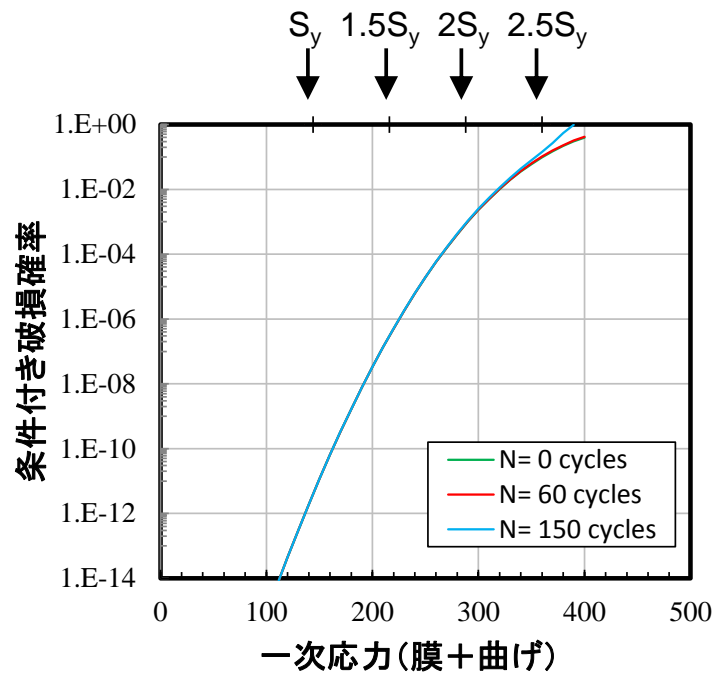


図 2.2-27 ハザードレベルと損傷確率の関係 (地震動繰返し数の影響)

4) 条件付き機器破損確率評価ツールの整備

k. 全体概要

条件付き機器破損確率は Excel シートにより計算される。図 2.2-28 に Excel シートの全体を示す。条件付き機器の破損確率は以下の手順で行われる

- (1) 地震荷重 (ハザードレベル) に対するき裂進展量の計算
- (2) き裂寸法と破損確率の計算
- (3) 地震荷重 (ハザードレベル) と破損確率の計算

①材料定数

②き裂進展計算用データ

③配管形状

④破壊評価

手解析用

(1) 地震荷重に対するき裂進展量を算出

(2) き裂サイズに対する破損確率を算出

(3) 地震荷重に対する破損確率を算出

一次応力とき裂深さの関係

条件付き破損確率(縦軸:対数表示)

き裂深さと条件付き破損確率の関係

条件付き破損確率(縦軸:Normal表示)

図 2.2-28 機器破損確率算出用 Excel シート

1. 入力方法

入力するパラメータは図 2.2-28 に示した①材料定数、②き裂進展計算用データ、③配管形状、および④破壊評価用データとなる。シート上の赤色で示した部分はユーザーが入力できる（入力が求められる）数値になっている。具体的には以下のように入力する。

(a) 材料定数

基本データとなる材料強度定数を入力する。ここでは、日本機械学会材料規格[1]に記載されている設計データ（SUS304TP、200℃）を引用した。

材料定数		
ヤング率	183	Gpa
Sy	144	MPa
Su	402	MPa
σ f	273	MPa

材料定数を入力する
 (ここでは、日本機械学会材料規格[1])

図 2.2-29 材料定数の入力

(b) き裂進展計算用データ

初期き裂深さは、文献[2]を参考に 3 mm としている。

進展速度は日本機械学会維持規格[3] 添付 E-2-10 に記載されているオーステナイト系ステンレス鋼の大気中の疲労き裂進展速度 da/dN [m/cycle]を用いた。変数は次式で定義される。

$$\frac{da}{dN} = D(\Delta K)^m \quad (13)$$

速度は温度の関数になっているために、運転温度（200℃）も入力する。

応力拡大係数範囲 ΔK の算出には次式で定義される形状係数 f を与える必要がある。ここでは、アスペクト比 0.5 にほぼ相当する 0.7 を用いた。

$$\Delta K = f \Delta \sigma \sqrt{\pi a} \quad (14)$$

想定する地震 1 回あたりの繰返し数は文献[4]では 60~300 回、文献[5]では 60~100 回との記載がある。ここでは、60 回を用いた。

き裂進展計算		
初期サイズ	3	mm
a/c	1	
温度	200	℃
進展速度式	1.6E-10	
D	2.9E-12	-9.803
m	3.3	
f	0.7	
地震繰返し数	60	回

文献[2]を参考に破断時のき裂深さを3mmと設定

運転温度を入力

進展速度の定数
(ここでは、日本機械学会維持規格[3]) $\frac{da}{dN} = D(\Delta K)^m$

f: 応力拡大係数の形状係数
(アスペクト比0.5相当の0.7を適用) $\Delta K = f \Delta \sigma \sqrt{\pi a}$

地震1回あたりの繰返し数。60~300回[4][5]

図 2.2-30 き裂進展計算用データの入力

(c) 配管形状

対象としている余熱除去系統配管（10B）の値を入力。肉厚はスケジュール 80 に相当する 15.1 mm とした。内圧は稼働中に想定される 5 MPa とした。軸力は、内圧によるキャップ効果に相当する値が自動的に計算される。

配管形状	
Do	267.4 mm
t	15.1 mm
Rm/t	8.354
内圧	5 MPa
軸力	20.89 MPa

配管形状を入力
ここでは、余熱除去系統配管(10B)を想定

内圧を入力。
ここでは、余熱除去系統配管での内圧を想定

図 2.2-31 配管形状および内圧の入力

(d) 破壊評価用データ

維持規格の破壊評価では安全率として 2.77 を用いるが、ここでの解析では、平均値+ばらつきを評価するため安全率は 1 とした。

破壊評価に用いる流動応力も、最低値近傍と考えられる材料規格の値ではなく、平均値を用いた。具体的には、旧告示 501 号において「引張試験の結果に 0.885 を乗じて用いる」との記載を根拠に、 $S_f = 273 / 0.885 = 273 \text{ MPa}$ を用いた。

流動応力のばらつきである COV としては 0.1 を用いた。

破壊評価	
安全率	1
流動応力の設定	
平均	308.5 MPa
COV	0.1 30.85

維持規格の評価では2.77の安全率を適用
ここでは、確率論計算のため安全率を考慮していない

材料規格の値は、最低値近傍と考えられる
ことから、ここでは273/0.885を使用

ばらつきの設定。根拠は本文参照

図 2.2-32 破壊評価用データの入力

m. 計算方法（手解析用）

シートにあるグラフは入力データに対応して自動的に描画される。一次応力を指定して条件付き破損確率を算出したい場合は、図 2.2-28 の「手解析用」の部分に応力を入力すると、対応する破損確率が印字される。

一次応力	Sn	Sn/2Sy	Ke	$\Delta \epsilon$ (%)	af(mm)	c(mm)		2 θ (de a/t)	β	M	限界 σ_f	条件付破損確率	
144	288	1.0000	1.000	0.157	3.00	3.00		2.90	0.199	1.462	1.3	97.5	3.99E-12
288	576	2.0000	2.050	0.645	3.37	3.37		3.26	0.223	1.461	1.3	211.7	8.56E-04
360	720	2.5000	2.260	0.889	4.32	4.32		4.18	0.286	1.459	1.3	269.4	1.03E-01

図 2.2-33 計算方法（一次応力を指定する場合）

参考文献

- [1] 日本機械学会、“発電用原子力設備規格 材料規格（2012 年版）”, JSME S NJ1-2012 (2012).
- [2] 釜谷昌幸, “き裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価（繰返し熱応力下での疲労寿命）”, 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 79 (2013) pp.1530-1544.
- [3] 日本機械学会、“発電用原子力設備規格 維持規格（2012 年版）”, JSME S NA1-2012 (2012).
- [4] 原子力安全基盤機構, “原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 配管系終局強度”, 04 基構報-0002 (2004), p4-8.
- [5] 三浦直樹, “き裂を有する配管の動的破壊評価法の開発”, 電力中央研究所研究報告書, T47 (1997), p.39.

5) まとめ、

経年劣化の影響を考慮した機器の故障確率を算出するため、機器の劣化、およびハザードレベルに応じた条件付損傷確率を算出する静的機器劣化損傷モデルを構築した。そして、余熱除去系統配管を対象とした疲労に対する破損確率を算出した。破損確率に及ぼす管径や管径比の影響は小さかった。一方、流動力の COV は破損確率に大きな影響を及ぼした。以上のことから、COV や内圧を決定すれば、破損確率は管形状にかかわらず 1 本のモデルで近似することが可能と考えられる。

2.2.4 原子力発電所プラントにおける教育・訓練の調査結果

新規制基準がシビアアクシデントに対して要求している設備は、設置許可基準規則の第三章第三十七条以降に規定されている。第三十七条の解釈が設置許可基準規則解釈に示されており、審査官が用いる審査ガイドが、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下、「審査ガイド」と記す）に示されている。

「審査ガイド」に、必ず考慮すべきものとして「炉心損傷防止対策」と「格納容器破損防止対策」及びそれに関わる BWR、PWR の事故シーケンスが示されており、その事故シーケンスに対する損傷防止対策の有効性を確認することが要求されている。有効性評価に当た

っては、重大事故等対策の成立性を具体的な訓練結果を踏まえて確認する必要がある。

本項では、BWR 電力及び PWR 電力の原子力規制庁審査における説明資料から、事故シナリオにおける対応手順及び作業時間について整理し、解析上の作業時間が訓練によりどれだけ余裕を有しているかを整理する。

(1) BWR の重大事故等対策の成立性

1) 高圧・低圧注水機能喪失

(a) 事故シナリオグループ内の事故シナリオ

事故シナリオグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シナリオは、「過渡事象時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に逃し安全弁の再閉に失敗し、高圧・低圧注水機能が喪失する事故」、「手動停止時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故」、「手動停止時に逃し安全弁の再閉に失敗し、高圧・低圧注水機能が喪失する事故」、「サポート系喪失時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故」、「サポート系喪失時に逃し安全弁の再閉に失敗し、高圧・低圧注水機能が喪失する事故」である。

(b) 事故シナリオグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シナリオグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉の減圧には成功するが低圧注水機能が失敗する。このため、炉心が露出し、緩和措置が取られない場合には、炉心がヒートアップし炉心の著しい損傷に至る。

従って、本事故シナリオグループでは、逃し安全弁の手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

(c) 炉心損傷防止対策

事故シナリオグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ十分な冷却を可能とするため、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水及び格納容器フィルタベント系を整備する。

本事故シナリオグループのうち、重要事故シナリオの対応手順の概要を図 2.2-34 に示すとともに、重大事故等対策の概略を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表 2.2-10 に示す。

a. 原子炉スクラムの確認

全給水喪失に伴う原子炉水位低下により、原子炉がスクラムすることを確認する。原子炉スクラムの確認に必要な計装設備は、平均出力領域計装である。

b. 高圧・低圧注水機能喪失の確認

原子炉水位低（レベル 2）による原子炉隔離時冷却系自動起動の失敗、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動失敗により、高圧・低圧注水機能喪失を判断する。

高圧・低圧注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、原子炉水位計等である。

c. 原子炉減圧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

ガスタービン発電機起動後、低圧原子炉代替注水系（常設）を起動し、逃し安

全弁開放操作による原子炉減圧を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉へ注水されることを確認する。注水確認後、原子炉水位を維持する。

原子炉減圧及び低圧原子炉代替注水系（常設）の起動、注水確認に必要な計装設備は、原子炉圧力計等である。

d. 低圧原子炉代替注水槽への水補給

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により、低圧原子炉代替注水槽の水位が低下するため、送水車等により輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への水補給を行う。

低圧原子炉代替注水槽への水補給確認に必要な計装設備は、低圧原子炉代替注水槽水位計である。

e. 格納容器フィルタベント系による格納容器除熱

逃し安全弁から放出される蒸気により格納容器圧力及び温度が徐々に上昇するため、格納容器フィルタベント系により除熱を行う。

格納容器フィルタベント系による格納容器除熱に必要な計装設備は、格納容器内圧力計等である。

本重要事故シーケンスにおける必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策要員で構成され、合計で 26 名である。その内訳は次の通りである。

中央制御室の運転員：運転操作指揮を行う当直長及び当直副長の 2 名、運転操作を行う当直主任又はオペレータ 1 名

発電所構内に常駐している要員：復旧班 18 名、通報連絡等を行う要員 5 名

重大事故等対策の作業と所要時間については、図 2.2-35 に示す。

(d) 重大事故等対策の成立性確認

重要事故シーケンス「高圧・低圧注水機能喪失」における重大事故等対策の成立性確認結果の一覧を、表 2.2-11 に示す。表 2.2-11 に示す通り、訓練により各作業は作業・操作想定時間内に実施可能であり、想定される事故環境下においても確実に作業・操作が可能である。

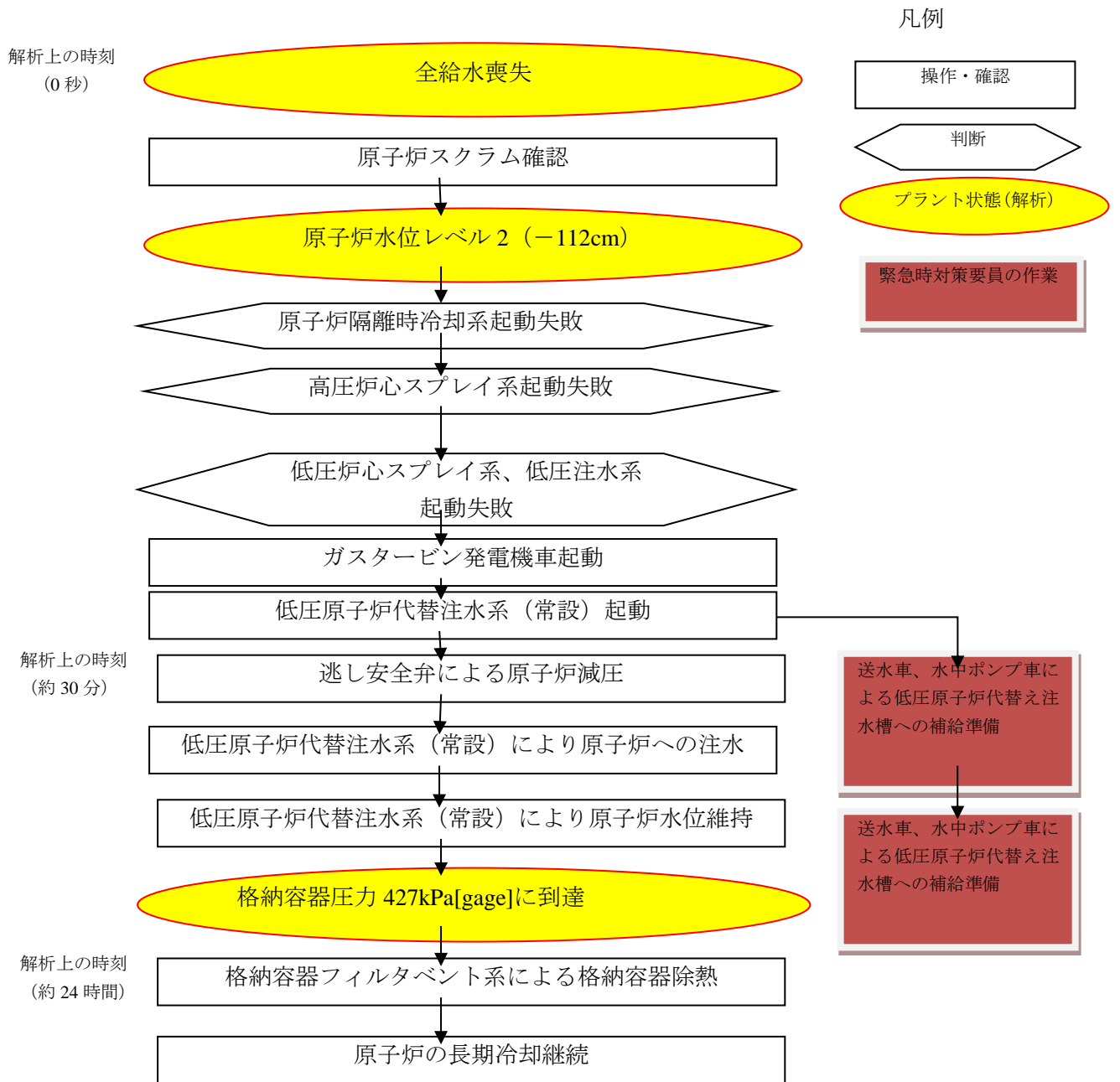
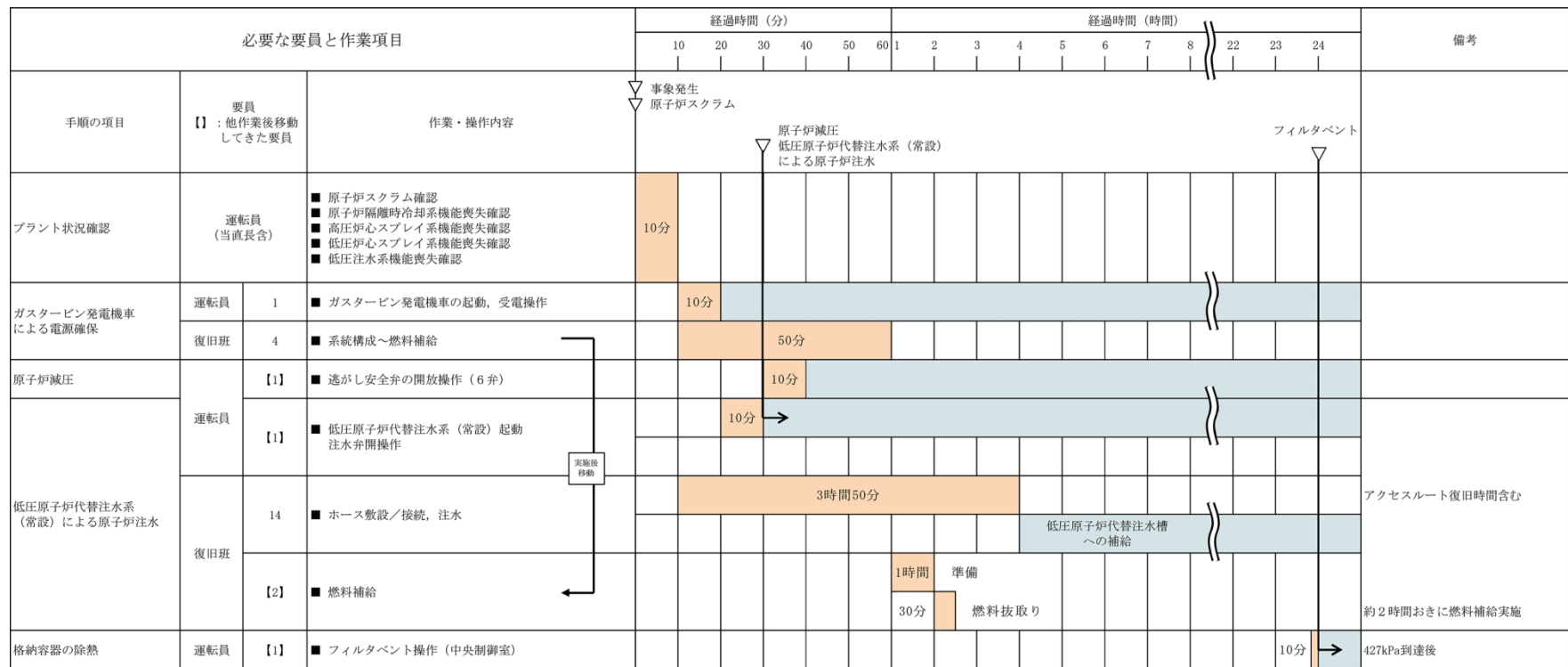


図 2.2-34 高圧・低圧注水機能喪失時の対応手順概要

表 2.2-10 高圧・低圧注水機能喪失時における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラムの確認	全給水喪失に伴う原子炉水位低下により、原子炉がスクラムすることを確認する。	—	—	平均出力領域計装
高圧・低圧注水機能喪失の判断	原子炉水位低（レベル2）による原子炉隔離時冷却系自動起動の失敗、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動失敗により、高圧・低圧注水機能喪失を判断する。	—	—	原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系流量計 高圧炉心スプレイ系流量計 低圧炉心スプレイ系流量計 残留熱除去系流量計
原子炉減圧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	ガスタービン発電機車起動後、低圧原子炉代替注水系（常設）を起動し、逃し安全弁開放操作による原子炉減圧を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉へ注水されることを確認する。注水確認後、原子炉水位を維持する	ガスタービン発電機車 軽油タンク（560KL） 低圧原子炉代替注水系（常設） 逃し安全弁	—	原子炉圧力計 原子炉水位計 低圧原子炉代替注水系流量計
低圧原子炉代替注水槽への水補給	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により、低圧原子炉代替注水槽の水位が低下するため、送水車等により輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への水補給を行う。	輪谷貯水槽 低圧原子炉代替注水系（常設）	送水車 水中ポンプ車	低圧原子炉代替注水槽流量計
格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	逃し安全弁から放出される蒸気により格納容器圧力及び温度が徐々に上昇するため、格納容器フィルタベント系により除熱を行う。	格納容器フィルタベント系	—	格納容器内圧力計 格納容器内雰囲気放射線モニタ サブプレッション・プール水位計



: 人の移動・準備、操作・確認等
 : 機器の作動・系統の運転

図 2.2-35 高圧・低圧注水機能喪失時の作業と所要時間

表 2.2-11 高圧・低圧注水機能喪失時における重大事故等対策の成立性確認内容一覧表

手順の項目	手順の内容	作業・操作想定時間	成立性確認時間	作業・操作場所	備考
ガスタービン発電機車による電源確保	ガスタービン発電機車の起動、受電操作	10分	3分	中央制御室	
	系統構成～燃料補給	50分	26分 (移動含む)	屋外 (ガスタービン発電機車廻り)	
原子炉手動減圧	逃し安全弁の開放操作 (6弁)	10分	2分	中央制御室	
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水	低圧原子炉代替注水系 (常設) の起動、注水弁開操作	10分	2分	中央制御室	
	ホース敷設/接続、注水	3時間50分	1時間30分 (移動含む)	屋外 (輪谷貯水槽廻り、原子炉建屋廻り)	
	燃料補給	1時間30分	1時間9分 (移動含む)	屋外 (軽油タンク廻り)	
格納容器の除熱	フィルタベント操作 (中央制御室)	10分	4分	中央制御室	

2) 高圧・減圧機能喪失

(a) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「高圧・減圧機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「過渡事象時に高圧注水機能及び減圧機能が喪失する事故」、「手動停止時に高圧注水機能及び減圧機能が喪失する事故」、「手動停止時に逃し安全弁の再開に失敗し、高圧・低圧注水機能が喪失する事故」、「サポート系喪失時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故」、「サポート系喪失時に高圧注水機能及び減圧機能が喪失する事故」である。

(b) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「高圧・減圧機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する。このため、炉心が露出し、緩和措置が取られない場合には、炉心がヒートアップし炉心の著しい損傷に至る。

従って、本事故シーケンスグループでは、代替自動減圧機能により原子炉を減圧し、減圧後に低圧注水系により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

(c) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「高圧・減圧機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ十分な冷却を可能とするため、逃し安全弁による減圧、低圧注水系による原子炉注水及び残留熱除去系による格納容器除熱を整備する。

本事故シーケンスグループのうち、重要事故シーケンスの対応手順の概要を図 2.2-36 に示すとともに、重大事故等対策の概略を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表 2.2-12 に示す。

a. 原子炉スクラムの確認

全給水喪失に伴う原子炉水位低下により、原子炉がスクラムすることを確認する。
原子炉スクラムの確認に必要な計装設備は、平均出力領域計装である。

b. 高圧注水機能喪失の判断

原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイ系の自動起動信号が発生するが、自動起動失敗により、高圧注水機能喪失を判断する。

高圧注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、原子炉水位計等である。

c. 原子炉減圧及び低圧注水系による原子炉注水

原子炉水位低(レベル1)で低圧注水系が自動起動し、原子炉水位低(レベル1)10分経過後、代替自動減圧回路が作動し原子炉は減圧され、低圧注水系により原子炉へ注水されることを確認する。注水確認後、原子炉水位を維持する。

原子炉減圧及び低圧注水系による原子炉注水確認に必要な計装設備は、原子炉圧力計等である。

d. 残留熱除去系による格納容器除熱

格納容器圧力及び温度を低下させるため、残留熱除去系による格納容器除熱を行う。

残留熱除去系による格納容器除熱確認に必要な計装設備は、サプレッション・プール水温度計等である。

本重要事故シーケンスにおける必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策要員で構成され、合計で8名である。その内訳は次の通りである。

中央制御室の運転員：運転操作指揮を行う当直長及び当直副長の2名、運転操作を行う当直主任又はオペレータ1名

発電所構内に常駐している要員：通報連絡等を行う要員5名
重大事故等対策の作業と所要時間については、図 2.2-37 に示す。

(d) 重大事故等対策の成立性確認

重要事故シーケンス「高圧・減圧機能喪失」における重大事故等対策の成立性を確認するための作業・操作はない。



図 2.2-36 高压注水・減圧機能喪失時の対応手順概要

表 2.2-12 高圧注水・減圧機能喪失時における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラムの確認	全給水喪失に伴う原子炉水位低下により、原子炉がスクラムすることを確認する。	—	—	平均出力領域計装
高圧注水機能喪失の判断	原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低（レベル 1H）で高圧炉心スプレイ系の自動起動信号が発生するが、自動起動失敗により、高圧注水機能喪失を判断する。	—	—	原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系流量計 高圧炉心スプレイ系流量計
原子炉減圧及び低圧注水系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル 1）で低圧注水系が自動起動し、原子炉水位低（レベル 1）10 分経過後、代替自動減圧回路が作動し原子炉は減圧され、低圧注水系により原子炉へ注水されることを確認する。注水確認後、原子炉水位を維持する。	逃し安全弁 低圧注水系	—	原子炉圧力計 原子炉水位計 残留熱除去系流量計
残留熱除去系による格納容器除熱	格納容器圧力及び温度を低下させるため、残留熱除去系による格納容器除熱を行う。	残留熱除去系	—	サブプレッション・プール水温度計 残留熱除去系流量計

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考		
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
手順の項目	要員 【1】：他作業後移動してきた要員	作業・操作内容	事象発生 原子炉スクラム 原子炉水位低レベル1 (低圧注水及び残留熱除去系自動起動) 原子炉減圧 (代替自動減圧作動回路動作) 低圧注水系による原子炉注水 残留熱除去系による格納容器除熱														
プラント状況確認	運転員 (当直長含)	<ul style="list-style-type: none"> ■ 原子炉スクラム確認 ■ 原子炉隔離時冷却系機能喪失確認 ■ 高圧炉心スプレイ系機能喪失確認 	10分														
原子炉減圧	運転員	【1】	■ 代替自動減圧作動回路動作による原子炉減圧														
低圧注水系による原子炉注水		1	■ 低圧注水系自動起動 (原子炉注水)														
残留熱除去系による格納容器除熱		【1】	■ 残留熱除去系自動起動・切替 (格納容器除熱)														

: 人の移動・準備, 操作・確認等
 : 機器の作動・系統の運転

図 2.2-37 高圧注水・減圧機能喪失時の作業と所要時間

3) 全交流動力電源喪失

(a) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、逃し安全弁の再開に失敗する事故」、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動に失敗する事故」、「外部電源喪失時に直流電源が喪失する事故」である。

(b) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することにより原子炉への注水機能が喪失する。このため、炉心が露出し、緩和措置が取られない場合には、炉心がヒートアップし炉心の著しい損傷に至る。

従って、本事故シーケンスグループのうち、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」では、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、その後、原子炉を減圧し、減圧後に低圧原子炉代替注水系（常設）または低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水し、炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。また、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、逃し安全弁の再開に失敗する事故」、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動に失敗する事故」では、「高圧・低圧注水機能喪失」と同様にガスタービン発電機を起動し、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉へ注水し、炉心を冷却する。「外部電源喪失時に直流電源が喪失する事故」では、所内常設蓄電式直流電源装置から直流電源を供給することにより、非常用ディーゼル発電機を再起動し、非常用炉心冷却系等により原子炉へ注水し、炉心を冷却する。

(c) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ十分な冷却を可能とするため、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び格納容器の除熱を実施するため格納容器フィルタベント系を整備する。

本事故シーケンスグループのうち、重要事故シーケンスの対応手順の概要を図 2.2-38 に示すとともに、重大事故等対策の概略を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表 2.2-13 に示す。

a. 原子炉スクラムの確認

全給水喪失に伴う原子炉水位低下により、原子炉がスクラムすることを確認する。

原子炉スクラムの確認に必要な計装設備は、平均出力領域計装である。

b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉へ注水されることを確認する。注水確認後、原子炉水位を維持する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水確認に必要な計装設備は、原子炉水位計等である。

c. 原子炉減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の注水準備が完了し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動後、逃し安全弁開放操作による原子炉減圧を行い、原子炉隔離時冷却系が停止し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水されることを確認する。注水確認後、原子炉水位を維持する。

原子炉減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水確認に必要な計装設備は、原子炉圧力計等である。

d. 直流電源確保

24 時間直流電源を確保するため、負荷切り離し及び直流電源切替を行う。

e. 格納容器フィルタベント系による格納容器除熱

逃し安全弁から放出される蒸気により格納容器圧力及び温度が徐々に上昇するため、格納容器フィルタベント系により除熱を行う。

格納容器フィルタベント系による格納容器除熱に必要な計装設備は、格納容器内圧力計等である。

本重要事故シーケンスにおける必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策要員で構成され、合計で 33 名である。その内訳は次の通りである。

中央制御室の運転員：運転操作指揮を行う当直長及び当直副長の 2 名、運転操作を行う当直主任又はオペレータ及びサブオペレータの 5 名

発電所構内に常駐している要員：復旧班 21 名、通報連絡等を行う要員 5 名

重大事故等対策の作業と所要時間については、図 2.2-39 に示す。

(d) 重大事故等対策の成立性確認

重要事故シーケンス「高圧・低圧注水機能喪失」における重大事故等対策の成立性確認結果の一覧を、表 2.2-14 に示す。表 2.2-14 に示す通り、訓練により各作業は作業・操作想定時間内に実施可能であり、想定される事故環境下においても確実に作業・操作が可能である。

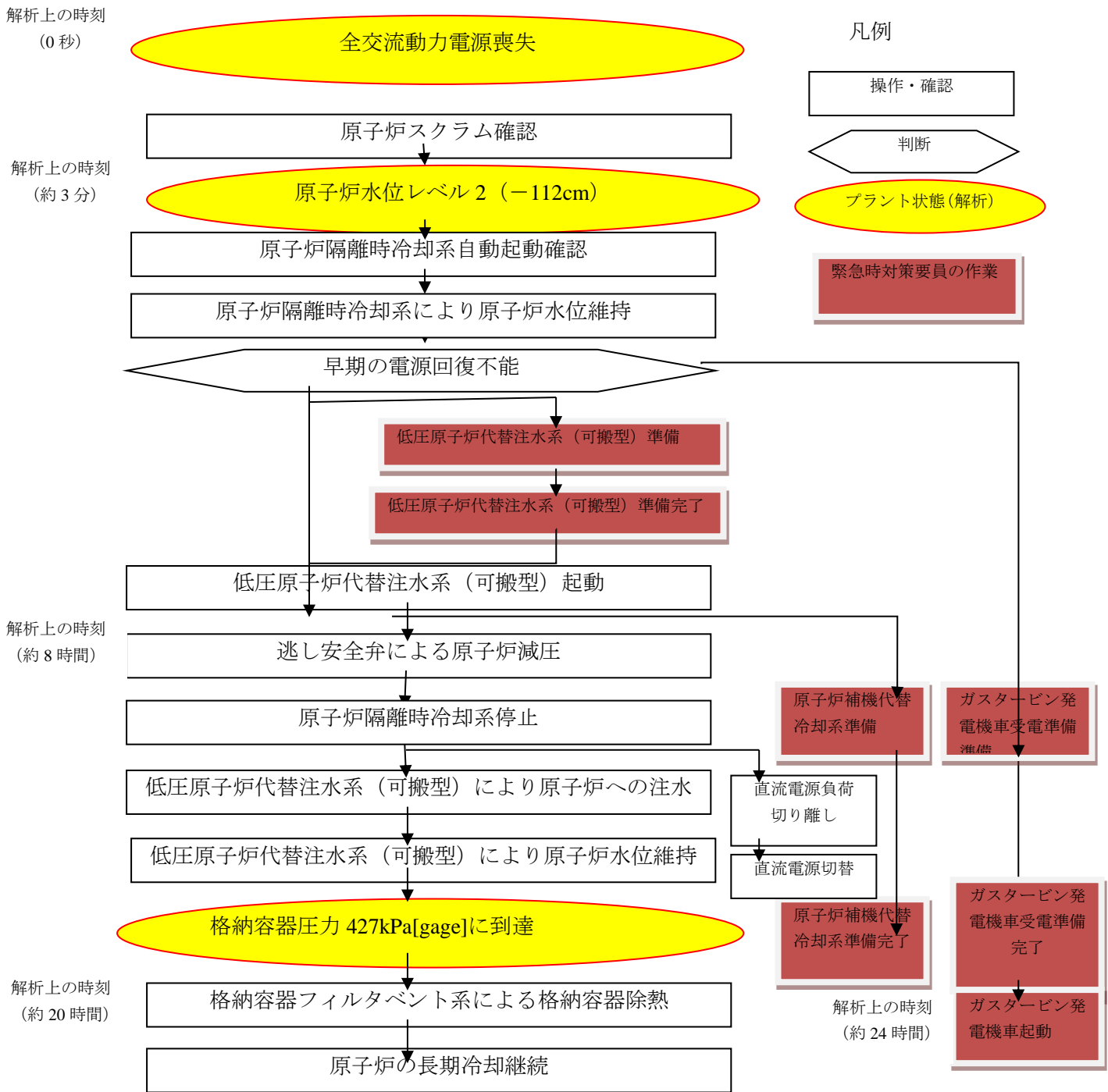
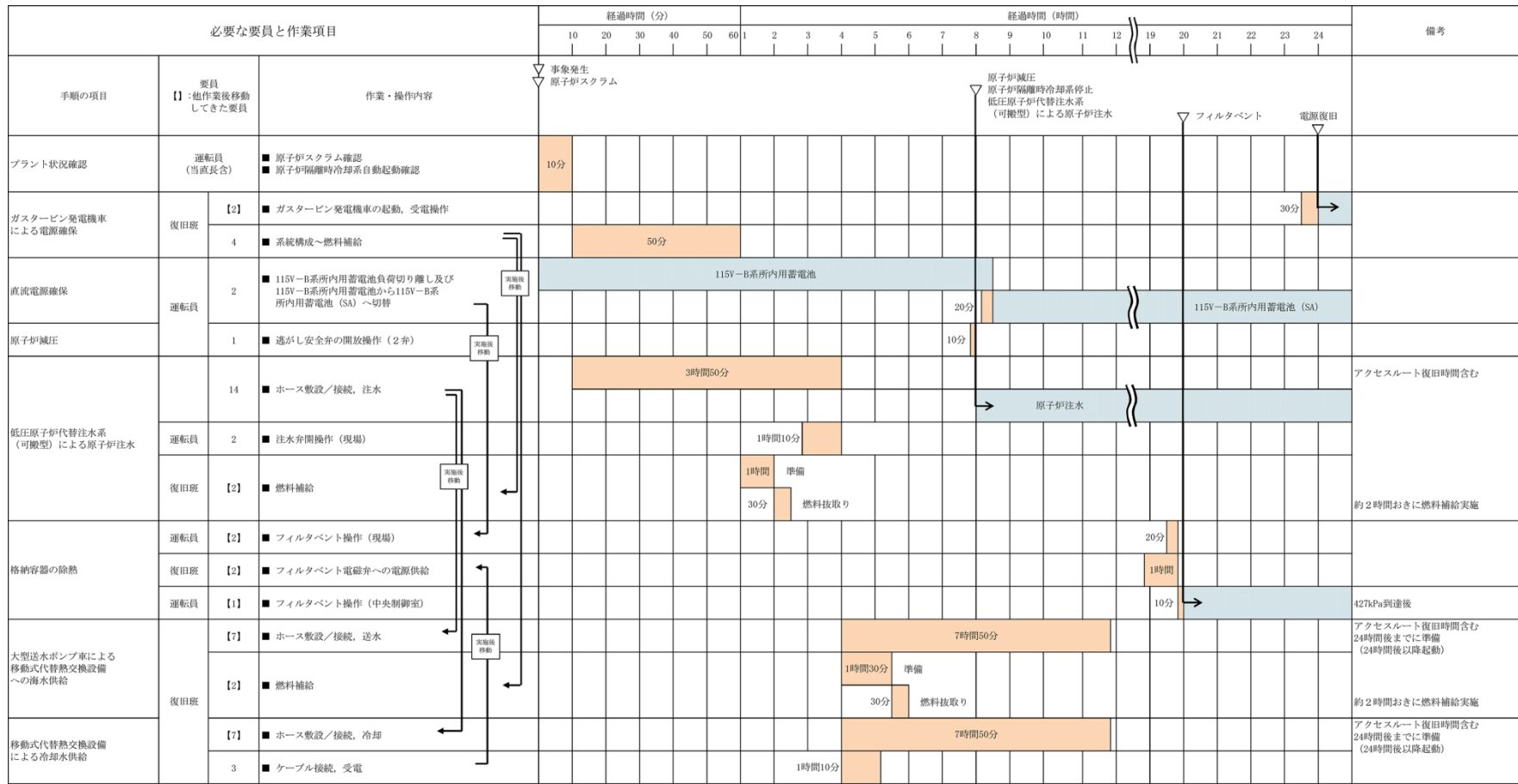


図 2.2-38 全交流動力電源喪失時の対応手順概要

表 2.2-13 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラムの確認	全給水喪失に伴う原子炉水位低下により、原子炉がスクラムすることを確認する。	—	—	平均出力領域計装
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉へ注水されることを確認する。注水確認後、原子炉水位を維持する。	原子炉隔離時冷却系	—	原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系流量計
原子炉減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）の起動、注水確認	低圧原子炉代替注水系（可搬型）の注水準備が完了し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動後、逃し安全弁開放操作による原子炉減圧を行い、原子炉隔離時冷却系が停止し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水されることを確認する。注水確認後、原子炉水位を維持する。	逃し安全弁 輪谷貯水槽	送水車 水中ポンプ車	原子炉圧力計 低圧原子炉代替注水系流量計 原子炉水位計
直流電源確保	24 時間直流電源を確保するため、負荷切り離し及び直流電源切替を行う。	115V—B 系所内用蓄電池（SA）	—	—
格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	逃し安全弁から放出される蒸気により格納容器圧力及び温度が徐々に上昇するため、格納容器フィルタベント系により除熱を行う。	格納容器フィルタベント系	—	格納容器内圧力計 格納容器内雰囲気放射線モニタ サプレッション・プール水位計



: 人の移動・準備、操作・確認等
 : 機器の作動・系統の運転

図 2.2-39 全交流動力電源喪失時の対応手順と作業時間

表 2.2-14 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策の成立性確認内容一覧表

手順の項目	手順の内容	作業・操作想定時間	成立性確認時間	作業・操作場所	備考
ガスタービン発電機車による電源確保	ガスタービン発電機車の起動、受電操作	30分	21分 (移動含む)	屋外 (ガスタービン発電機車廻り)	
	系統構成～燃料補給	50分	26分 (移動含む)		
直流電源確保	115V-B系所内用蓄電池負荷切り離し及び115V-B系所内用蓄電池から115V-B系所内用蓄電池(SA)へ切替	20分	17分 (移動含む)	補助盤室、廃棄物処理建物 B1FL 中階(軽装用電気室、充電器室)	
原子炉手動減圧	逃し安全弁の開放操作(2弁)	10分	1分	中央制御室	
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	ホース敷設/接続、注水	3時間50分	1時間30分 (移動含む)	屋外 (輪谷貯水槽廻り、原子炉建屋廻り)	
	注水弁開操作(現場)	1時間10分	17分 (移動含む)	原子炉建物 2FL(西側建物ペネトレーション室)	
	燃料補給	1時間30分	1時間9分 (移動含む)	屋外 (軽油タンク廻り)	
格納容器の除熱	フィルタベント操作(現場)	20分	11分 (移動含む)	原子炉建物 3FL(北側通路)	

	フィルタベント操作 (中央制御室)	10分	4分	中央制御室	
大型送水ポンプ車による移動式代替熱交換設備への海水供給	ホース敷設/接続、送水	7時間50分	5時間7分 (移動含む)	屋外 (原子炉建物廻り)	
	燃料補給	2時間	1時間54分 (移動含む)	屋外 (ディーゼル燃料貯蔵タンク廻り)	
移動式代替熱交換設備による冷却水供給	ホース敷設/接続、送水	7時間50分	3時間58分 (移動含む)	屋外 (原子炉建物廻り)	
	ケーブル接続、受電	1時間10分	55分 (移動含む)	原子炉建物 2FL (非常用電気室) 屋外 (原子炉建物廻り)	

(2) PWR の重大事故等対策の成立性

1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

(a) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「小破断 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」、「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」、「DG 母線 1 系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故」及び「極小 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故」である。

(b) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、1次系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(c) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなくかつ十分な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃し弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備する。長期的な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環並びに余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備する。事故シナリオを図 2.2-40 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表 2.2-15 に示す。フィードアンドブリード（運転員操作）を所定時間内で行う。

a. プラントトリップの確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 補助給水系機能喪失の判断及び喪失時の対応

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域スパン以下に低下するため補助給水系機能喪失と判断する。その後、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への代替注水準備を行う。

補助給水系機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

c. 1次系のフィードアンドブリード運転開始

主蒸気逃し弁の自動動作により、全ての蒸気発生器水位が低下し広域水位計指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、充てん/高压注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃し弁を手動で開放し、フィードアンドブリード運転を開始する。

フィードアンドブリード運転中は、1次系圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。

1次系のフィードアンドブリード運転開始に必要な計装設備は、蒸気発生器広域水位計等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

d. 蓄圧注入系動作の確認

1次系圧力の低下に伴い蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

e. 高压再循環運転

燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、高压再循環運転への切り替えを実施する。

高压再循環運転への切り替えの確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位計等である。

f. 蒸気発生器水位回復の判断

いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。

蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高压再循環運転及び1次系のフィードアンドブリード運転による炉心の冷却を継続する。

蒸気発生器水位回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

g. 余熱除去系による炉心冷却

1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示177°C以下となり余熱除去系が使用可能となれば1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。

余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次系圧力が安定しているところを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する。

余熱除去系による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

h. 1次系のフィードアンドブリード運転中止

余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば、加圧器逃し弁を閉止しフィードアンドブリード運転を停止する。

1次系のフィードアンドブリード運転停止に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納

容器再循環ファンを運転し継続的に行う。

本事故シーケンスにおける必要要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員（初動）及び重大事故等対策要員（初動後）で構成され、合計で 44 名である。その内訳は次の通りである。

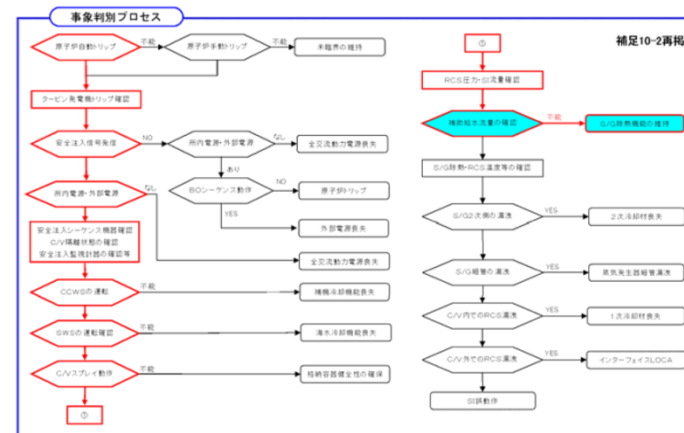
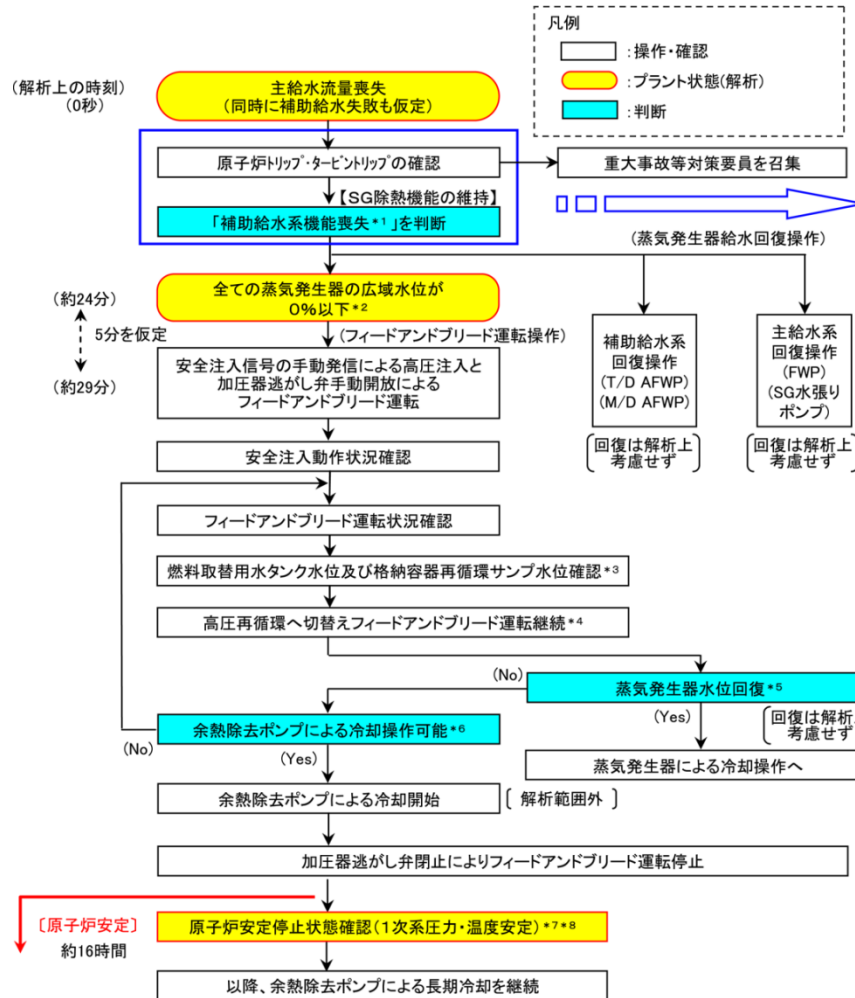
中央制御室の運転員：運転操作指揮を行う当直長及び当直副長の 2 名、号炉間連絡及び運転操作助成を行う当直主任及び運転員の 2 名、運転操作対応を行う運転員 6 名。

発電所構内に常駐している要員：重大事故等対策要員（初動）は運転対応要員 6 名及び
保守対応要員 12 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員 4 名
重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）：保守対応要員 12 名

本事故シーケンスグループの対応手順と作業時間を図 2.2-41 に示す。

(d) 重大事故等対策の成立性確認

事故シーケンスグループ「2 次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策の成立性確認結果の一覧を表 2.2-16 に示す。表 2.2-16 に示す通り、訓練により各作業は作業・操作想定時間内に実施可能であり、想定される事故環境下においても確実に作業・操作が可能である、



- *1 : 判断項目 (補足11-1)
 - ・全ての蒸気発生器水位が狭域水位0%以下かつ補助給水流量が80m³/h未満を確認
- *2 : 注) (補足11-1)
 - ・手順書上は、全ての蒸気発生器の広域水位が10%未満となればフィードアンドブリード運転を開始する。
- *3 : 確認項目
 - ・燃料取替用水タンク水位 : 16% (再循環切替水位)
 - ・格納容器再循環サンプル水位 (広域) : 67% (再循環可能水位)
- *4 : 状況説明
 - ・高圧注入から高圧再循環運転へ切替え、RHRクーラにて冷却した水を再度炉心へ注入し、フィードアンドブリードにより炉心冷却を継続する。
- *5 : 機能回復は以下で確認
 - ・いずれかの蒸気発生器の給水が確保されており、かつ蒸気発生器狭域水位が0%以上に回復
- *6 : 操作可能は以下で確認
 - ・1次冷却材圧力が2.7MPa以下および1次冷却材温度が177℃以下
 - ・高、高圧再循環運転中は、1次冷却材圧力が高い状態で安定していることから、サブクール度を確認し、炉心が十分に冷却されていれば、高圧再循環から充てん注入へ切替後に1次冷却材圧力を下げ、余熱除去ポンプによる冷却に移行していく。
- *7 : 状態確認は以下で確認 (補足38-1)
 - ・1次系圧力・温度安定又は低下傾向
- *8 : 注)
 - ・格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイにより格納容器の健全性は維持される。

図 2.2-40 2次冷却系からの除熱機能喪失の重大事故シナリオ ([1], pp.2.1-16 (PDF:pp.215))

表 2.2-15 2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対処設備 ([1], pp.2.1-34～36 (PDF:pp.233～235))

【】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
補助給水系機能喪失時の対応	・電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作（失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等）を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】	—	—
	・電動主給水ポンプ及び上記発熱器水張ポンプによる蒸気発熱器への代替注水を行う。	【蒸気発熱器】	—	蒸気発熱器狭域水位 蒸気発熱器広域水位
	・可搬型ディーゼル注入ポンプによる上記発熱器への代替注水準備を行う。	【可搬型ディーゼル注入ポンプ】	—	—
1次系のフィードアンドブリード運転開始	・主蒸気逃し弁の自動操作により、全ての蒸気発熱器水位が低下し広域水位計指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、充てん/高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃し弁を手動で開放し、フィードアンドブリード運転を開始する。 ・フィードアンドブリード運転中は、1次系圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。	主蒸気逃し弁 燃料取替用タンク 充てん/高圧注入ポンプ 加圧器逃し弁	—	蒸気発熱器広域水位 ほう酸注入ライン流量 1次冷却材圧力 燃料取替用タンク水位 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 加圧器水位
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
高圧再循環運転	・燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、高圧再循環運転への切り替えを実施する。 ・高圧注入から高圧再循環運転への切替により、格納容器	燃料取替用タンク 格納容器再循環サンプ 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	燃料取替用タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 ほう酸注入ライン流量

	再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん/高圧注入ポンプにより再度炉心へ注水し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。	余熱除去冷却器 加圧器逃し弁 格納容器再循環サンプスクリーン		1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域）
蒸気発生器水位回復の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が 0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却操作を開始する。 ・蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び 1 次系のフィードアンドブリード運転による炉心の冷却を継続する。 	【主蒸気逃し弁】 【蒸気発生器】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動助給水ポンプ】 【復水ポンプ】	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位 蒸気ライン圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域）
余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材圧力計指示 2.7MPa 以下及び 1 次冷却材高温側温度計（広域）指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能となれば 1 次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。 ・余熱除去系による炉心冷却を開始後、1 次系圧力が安定しているところを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する。 	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	—	余熱除去ループ流量 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位
1 次系のフィードアンドブリード運転停止	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば、加圧器逃し弁を閉止しフィードアンドブリード運転を停止する。 ・長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。 	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 余熱除去ループ流量

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)												備考	
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容														
	【 】は他作業後 移動してきた要員																
蒸気発生器 注水回復操作	1号	2号														<p>約9.0時間 可搬型ディーゼル 注入ポンプによる 蒸気発生器への代替注水</p> <p>約1.4時間ごとに給油</p> <p>75分 適宜流量調整</p>	
	12	12	●可搬型ディーゼル注入ポンプ、ホース等の運搬	1時間													<p>事象発生後2時間14分で アクセスルートが復旧さ れる</p> <p>アクセスルートを考慮す ると10時間14分で注水可 能となる</p> <p>蒸気発生器水位回復は解 析上考慮せず</p>
	【12】	【12】	●可搬型ディーゼル注入ポンプ、ホース等の設置	6.5時間													
	【1】	【1】	●可搬型ディーゼル注入ポンプ起動・運転監視 ●可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油							<p>起動、監視、給油</p>							
	運転員B	【1】	【1】	●可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への 代替注水系統構成 (中央制御室操作)	5分												
重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員 E、F	【2】	【2】	●可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への 代替注水系統構成 (現場操作)							75分							

・給油間隔は可搬型ディーゼル注入ポンプ定格負荷連続運転時の目安時間を記載

図 2.2-42 2次冷却系からの除熱機能喪失時の対応手順と作業時間 (2/2)

表 2.2-16 2次冷却系からの除熱機能喪失時の重大事故等対策の成立性確認内容

手順の項目	手順の内容	作業・操作 想定時間	成立性確認時間	作業・操作 場所	備考
1次系のフィードアンドブリード運転操作 ([1], pp.添 1.3.1-8 (PDF:pp.135) No.12)	非常用炉心冷却設備作動信号手動発信	5分	3分	操作現場（中央制御室）	
	充てん／高圧注入ポンプによる高圧注入状況確認				
	加圧器逃し弁開放				
蒸気発生器注水回復操作 ([1], pp.添 1.3.1-15 (PDF:pp.142) No.41)	可搬型ディーゼル注入ポンプホース等の運搬、設置	7時間 30分	7時間 25分	操作現場（屋外）	
	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への代替注水系統構成	5分	3分	操作現場（中央制御室）	
	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への代替注水系統構成	75分	67分	操作現場（主蒸気管室）	

2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

(a) 格納容器破損モード内の事故シーケンス

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」、「過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「原子炉補機機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「DG母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

(b) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能や ECCS 再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属—水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器内温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(c) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を整備する。

さらに、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。

本格納容器破損モードの事故シナリオを図 2.2-43 に示すとともに、重大事故等対策における設備と手順の関係を表 2.2-17 に示す。

a. 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉

心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 1 次冷却材喪失事象時の対応

全交流動力電源喪失時に 1 次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に 1 次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、1 次系圧力が回復しない状態であれば「1 次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。判断後は、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済み燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

また、常設電動注入ポンプ起動準備においては、1 次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1 次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいが無い場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B 充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。

1 次冷却材喪失事象時の対応に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力等である。

c. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場にてアンユラス空気浄化系ダンプの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アンユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。

d. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が $80 \text{m}^3/\text{h}$ 以上確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失状態で 1 次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃し弁の使用準備として、窒素ポンベ（加圧器逃し弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1 次系圧力を 2.0MPa 以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃し弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃し弁用）も準備する。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e. イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備

炉心出口温度計指示が 350°C 到達または安全注入動作を伴う 1 次冷却材喪失時に全ての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに、可搬型格納容器水素濃度計装装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時において

は、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350°C は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した1次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ は、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

g. 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

h. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。尚、炉心の冷却については、B 充てん/高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。また、常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が77%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器圧力計指示が 245kPa まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

i. 水素濃度監視

炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム-水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計装装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。

水素濃度監視に必要な計装設備は、可搬型格納容器水素濃度計装装置である。

j. 格納容器内自然対流冷却

A、B 格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水システムが使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車により A、B 格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

本事故シーケンスにおける必要要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員（初動）及び重大事故等対策要員（初動後）で構成され、合計で 52 名である。その内訳は次の通りである。

中央制御室の運転員：運転操作指揮を行う当直長及び当直副長の 2 名、号炉間連絡及び運転操作助成を行う当直主任及び運転員の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名。

発電所構内に常駐している要員：重大事故等対策要員（初動）は運転対応要員 8 名及び
保守対応要員 12 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員 4 名

重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）：保守対応要員
16 名

本事故シーケンスグループの対応手順と作業時間を図 2.2-44 に示す。

(d) 重大事故等対策の成立性確認

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」における重大事故等対策の成立性確認結果の一覧を表 2.2-18 に示す。表 2.2-18 に示す通り、訓練により各作業は作業・操作想定時間内に実施可能であり、想定される事故環境下においても確実に作業・操作が可能である。

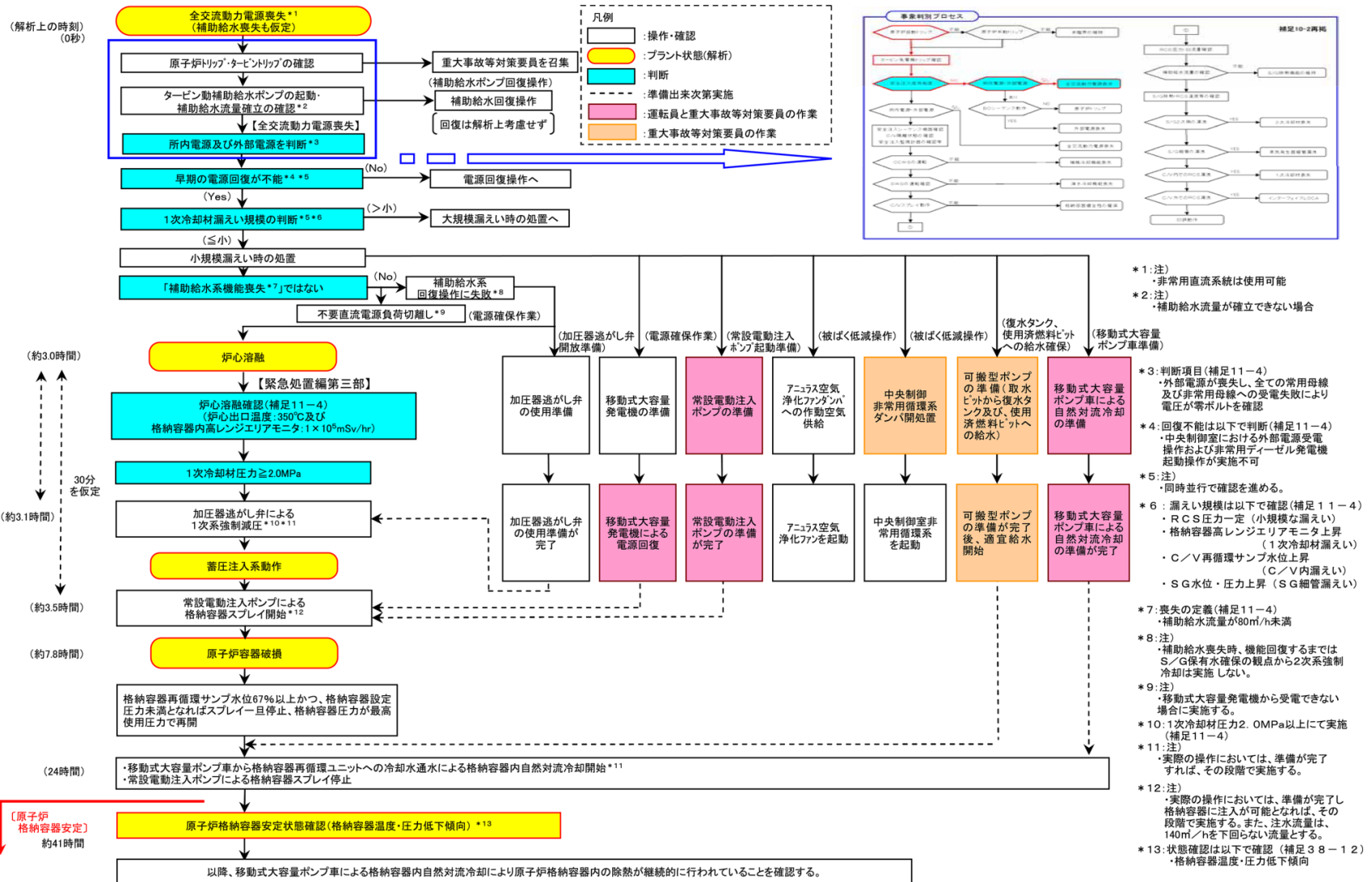


図 2.2-43 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）の重大事故シナリオ ([1], 3.1-77 (PDF:pp.1147))

表 2.2-17 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について

〔1〕, 3.1-83～86 (PDF:pp.1153～1156)

【】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> ・LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。 	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
1次冷却材喪失事象時の対応	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。 ・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいが無い場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1X10⁵mSv/h 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B 充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油タンク	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンブ狭域水位 格納容器再循環サンブ広域水位 1次冷却材高温側温度（広域） 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
アニュラス空気浄	・全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく	アニュラス空気浄化ファン		

化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<p>低減対策として、現場にてアニユラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニユラス空気浄化ファンを起動する。</p> <p>・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。</p>	<p>アニユラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニユラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット</p>		
補助給水系機能維持の判断	<p>・補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が 80m³/h 以上確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃し弁の使用準備として、窒素ポンベ（加圧器逃し弁）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1次系圧力を 2.0MPa 以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃し弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃し弁用）も準備する。</p>	<p>タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃し弁</p>	<p>【可搬型バッテリー（加圧器逃し弁用）】 窒素ポンベ（加圧器逃し弁用）</p>	<p>蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1次系冷却材圧力</p>
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	<p>・炉心出口温度計指示が 350℃到達または安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに、可搬型格納容器水素濃度計測装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。</p>	<p>【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ</p>	<p>可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 タンクローリ</p>	<p>1次冷却材高温側温度（広域） 可搬型格納容器水素濃度計測装置</p>
炉心損傷の判断	<p>・炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1X10⁵mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p>			<p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 1次冷却材高温側温度（広域）</p>
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイ	<p>・静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上</p>	<p>静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動</p>	<p>タンクローリ</p>	

<p>タ動作状況確認</p>	<p>昇により確認する。 ・イグナイタ運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。</p>	<p>作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ</p>		
<p>水素濃度監視</p>	<p>・炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム-水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p>	<p>燃料油貯蔵タンク</p>	<p>可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ</p>	<p>可搬型格納容器水素濃度計測装置 【アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率】</p>
<p>格納容器内自然対流冷却</p>	<p>・A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 ・全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。</p>	<p>A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク</p>	<p>移動式大容量ポンプ車 タンクローリ</p>	<p>格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）</p>

手順の項目	必要な要員と作業項目			稼働時間(分)										備考
	要員(1名) (作らなければならない) ↓ 1: 作業者 2: 補助員 3: 監視員	1)	2)	0	20	40	60	80	100	120	140	160	180	
手順の内容				事象発生 原状トリップ フラント状況判断 全交流動力電路喪失判断 約3.0時間 加圧器過がし弁による1次系統過剰圧 約3.5時間 定容圧力注入ポンプによる格納容器スプレイ開始 約4.0時間 中央制御系非常用母線電源系による格納容器系に接続可能状態開始										
当直員	1	1												
当直員	1	1												
当直主任 運転員	1	1												
状況判断	運転員	-	-	●原状トリップ・タービントリップ確認 ●タービン動機給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●全交流動力電路喪失確認 (中央制御室操作) ●現地移動/所内電源母線受電準備 (遮断器操作) (現場確認) ●現地移動/不要直流電路負荷切離*1 (現場確認)										
電源確保作業	運転員B	1	1	●現地移動/主蒸気過がし弁開放準備 (現場確認) ●現地移動/大容量空冷式発電機起動準備 (現場確認)										
重大事故等対策要員(初動) 係長対応要員	1	1		●現地移動/大容量空冷式発電機起動準備 (現場確認)										大容量空冷式発電機からの給電も 定容圧力注入ポンプによる格納容 器への注水開始(3.0時間)までに 開始できる *1 大容量空冷式発電機から受電し ていない場合は速やかに実施する
蒸気発生器2次側に よる炉心冷却	運転員C, D 等 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員	3	3	●現地移動/電動補助給水ポンプ起動準備・失敗原因調査 (現場確認) ●現地移動/タービン動機給水ポンプ 起動準備・失敗原因調査 (現場確認)										大容量空冷式発電機から受電後、 補助給水ポンプ起動不能にて1系 停機し2系は他の作業へ移動する
補助給水ポンプ回復 操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員	1	1	●現地移動/電動補助給水ポンプ起動準備・失敗原因調査 (現場確認) ●現地移動/タービン動機給水ポンプ 起動準備・失敗原因調査 (現場確認)										回復は解析上考慮せず
常設電動注入ポンプ 起動準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F, G 係長対応要員	2	2	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (格納容器スプレイ) (現場確認) ●現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスベイス取替え) (現場確認)										常設電動注入ポンプの注水準備を 解析上、スプレイを期待している 約3.0時間までに開始できる
常設電動注入ポンプ による代替格納容器 スプレイ	運転員B	[1]	[1]	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統 構成・起動準備 (現場確認)										
光電型受電機操作	重大事故等対策要員(初動) 係長対応要員	[1]	[1]	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統 構成・起動準備 (現場確認)										運転員による光電型受電機操作 は、事象発生約4.0時間後までに高 速する
加圧器過がし弁開放 準備	運転員 等 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F, G 係長対応要員	[1]	[1]	●現地移動/加圧器過がし弁空気供給準備 (現場確認)										
幅広く低減操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員C, D 係長対応要員	[1]	[1]	●現地移動/アニュウス空気浄化ファン タンク空気供給準備 (現場確認) ●現地移動/中央制御系非常用電源系 タンク開放準備 (現場確認)										
水素濃度監視	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G 重大事故等対策要員(初動) 係長対応要員	[1]	[1]	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計調査 準備・起動 (現場確認) ●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計調査 準備・起動 (現場確認)										可搬型格納容器水素計調査運転 操作は、炉心出口温度350℃到達に て開始する
目立て/高圧注入 ポンプ(自己冷却) による代替格納容器 注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員C, D 重大事故等対策要員(初動) 係長対応要員	3	3	●現地移動/目立て/高圧注入ポンプ(自己冷却) 準備・起動 (現場確認)										起動は解析上考慮せず
アニュウス水素濃 度測定	重大事故等対策要員(初動) 係長対応要員	[1]	[1]	●現地移動/アニュウス水素濃度測定用可搬型 濃度率計取付 (現場確認)										
中央制御室操作	運転員A	1	1	●大容量空冷式発電機からの給電準備・起動準備 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●イグナイタ起動*2 ●静的無感式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認 ●1次合時時ポンプレベル戻り保護等閉止 ●アニュウス空気浄化ファン起動 ●可搬型格納容器水素濃度計調査系統構成 ●加圧器過がし弁開放 ●中央制御系非常用電源系起動 ●目立て/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成・運転*2 (中央制御室操作)										加圧器過がし弁開放による1次系 減圧が約3.1時間までに実施できる *2 起動は解析上考慮せず
可搬型計測器取付	重大事故等対策要員(初動) 係長対応要員	[1]	[1]	●可搬型計測器取付 (現場確認)										

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場稼働時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配線の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

図 2.2-44 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」時の対応手順と作業時間
 ([1], 3.1-75~76 (PDF:pp.1145~1146)) (1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																								備考						
下順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	下順の内容	1号	2号	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44		46	48	50			
大容量空冷式発電機対応	6	●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの給油																													約15.0時間 燃料取替用タンク補給操作完了 約15.5時間 燃料取替用タンク水枯過 約41時間 以降原子炉格納容器安定	事後発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される	
復水タンクへの供給	[10] +10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬																															
	[6] [5]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置																															
	[1] [1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視 水中ポンプ用発電機への給油																															
	[5] [5]	●復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機 中間受槽、可搬型ホース等の設置																															
	[2] [2]	●給水、復水タンク補給用水中ポンプ・使用済燃料 ピット補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、 水中ポンプ用発電機への給油																															
	[7] [7]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 可搬型ホース等の設置																															2.4日以内に実施
移動式大容量ポンプ車準備	[6]	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)																															
	[4] [4]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置																															
	[7] [7]	●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続																															
	[2] [2]	●海水系統 ～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続																															
	[2] [2]	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度(SA)用)取付け																															
	[4]	●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油																															
燃料取替用タンク補給操作	[3] [3]	●A、目標格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水 通水系統構成*																															
	[2] [2]	●燃料取替用タンク補給操作																															
水素濃度監視	[1] [1]	●移動式大容量ポンプ車によるガスサンプリング冷却器 への海水通水																															
	[4]	●ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出ラインの接続、 可搬型ガスサンプリング冷却器冷却ポンプ停止																															

* 給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 * 汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ボケット検量計着用
 * 初心損傷が起きた場合は、作業員は一時退避する
 * 移動式大容量ポンプ車準備: ホース接続口をタケ所(海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設置難直長くなるもののホース展開用車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクの
 フランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 * 上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者: 2名(重大事故等対策員(初動後) 係対応員1のうち2名が対応)

図 2.2-45 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」時の対応手順と作業時間(2/2)

表 2.2-18 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」時の重大事故等対策の成立性確認内容

手順の項目	手順の内容	作業・操作 想定時間	成立性 確認時間	作業・操作場所	備考
電源確保作業 （[1], pp.添 1.3.1-2 (PDF:pp.129) No.1）	現地移動/所内電源母線受電準備（遮断器操作）	10分	10分	操作現場（T/B）	
	現地移動/不要直流電源負荷切り離し	10分	5分	操作現場（T/B）	
	現地移動/移動指揮大容量発電機起動確認	適宜	10分	操作現場（屋外）	
蒸気発生器2次側による冷却	現地移動/主蒸気逃し弁開放準備	待機	—		
補助給水ポンプ回復操作	現地移動/電動補助給水ポンプ起動操作・失敗原因調査	適宜	—		
	現地移動/タービン動補助給水ポンプ	適宜	—		
常設電動注入ポンプ起動準備 （[1], pp.添 1.3.1-4 (PDF:pp.131) No.3）	現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成	50分	45分	操作現場（T/B、A/B）	1チームで操作
	現地移動/常設電動注入ポンプ準備	30分	27分	操作現場（T/B、A/B）	
	現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成・起動操作	8分	6分	操作現場（T/B）	
充電気盤受電操作	現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口ダンパ開処置	40分	—		事象発生約6時間後までに実施する
加圧器逃し弁開放準備 （[1], pp.添 1.3.1-4 (PDF:pp.131) No.4）	現地移動/加圧器逃し弁空気供給操作	30分	15分	操作現場（T/B、A/B）	
被ばく低減操作 （[1], pp.添 1.3.1-5 (PDF:pp.132) No.5）	現地移動/アニュラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作	30分	19分	操作現場（A/B）	
	現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置	40分	35分	操作現場（T/B、A/B）	
水素濃度監視 （[1], pp.添 1.3.1-11 (PDF:pp.138) No.26）	現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動	95分	95分	操作現場（A/B）	
	現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置準備・起動	90分	90分	操作現場（A/B）	
B 充てん・高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水準備 （[1], pp.添 1.3.1-14 (PDF:pp.141) No.38）	B 充てん・高圧注入ポンプ（自己冷却）系統構成	70分	56分	操作現場（A/B）	1チームで操作
	B 充てん・高圧注入ポンプ（自己冷却）系統構成（デイスパンスピース取替）	60分	60分	操作現場（A/B）	
	B 充てん・高圧注入ポンプ（自己冷却）系統構成・運転	17分	12分	操作現場（中央制御室）	
アニュラス内水素濃度測定	アニュラス水素濃度推定用	60分	55分	操作現場（A/B）	

([1], pp.添 1.3.1-15 (PDF:pp.142) No.39)					
中央制御室操作 ([1], pp.添 1.3.1-5~6 (PDF:pp.132~133) No.6)	移動式大容量発電機からの給電準備・起動操作	15分	12分	操作現場(中央制御室)	
	常設電動注入ポンプ系統構成	20分	7分	操作現場(中央制御室)	
	蓄圧タンク出口弁閉止	5分	2分	操作現場(中央制御室)	
	1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止	5分	2分	操作現場(中央制御室)	
	アニュラス空気浄化ファン起動	5分	1分	操作現場(中央制御室)	
	加圧器逃し弁開放	5分	1分	操作現場(中央制御室)	
	中央制御室非常用循環系起動	5分	1分	操作現場(中央制御室)	
可搬型計測機取付け	可搬型計測機取付け	適宜	—		
移動式大容量発電機対応 ([1], pp.添 1.3.1-6 (PDF:pp.133) No.7)	移動式大容量発電機用燃料タンクへの給油	115分	75分	操作現場(屋外)	ホース運搬・設置
		—	110分	操作現場(屋外)	燃料給油(約8時間毎)
復水タンクへの給水確保 ([1], pp.添 1.3.1-6~7 (PDF:pp.133~134) No.8)	水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間	55分	操作現場(屋外)	
	取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	4時間	3時間50分	操作現場(屋外)	発電機、ポンプ、ホース等設置
	水中ポンプ用発電機への給油	—	80分	操作現場(屋外)	約6.6時間毎に給油
	復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置	4時間	3時間30分	操作現場(屋外)	
	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油	—	80分	操作現場(屋外)	約6.6時間毎に給油
使用済燃料ピットへの給水確保 ([1], pp.添 1.3.1-7 (PDF:pp.134) No.9)	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置	2時間	1時間40分	操作現場(屋外)	
移動式大容量ポンプ車準備 ([1], pp.添 1.3.1-7~8 (PDF:pp.134~135) No.10)	移動式大容量ポンプ車の設置	2時間	1時間45分	操作現場(屋外)	
	移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置	3時間	2時間50分	操作現場(屋外)	
	海水ストレーナ蓋取替、可搬型ホース等接続	8時間	8時間	操作現場(屋外)	
	海水系統~原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続	1時間	30分	操作現場(T/B)	

	可搬型温度計装設備取付け	1 時間	1 時間	操作現場 (T/B、A/B)	
	移動式大容量ポンプへの給油	—	80 分	操作現場 (屋外)	約 3.1 時間毎に給油
	格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成	170 分	170 分	操作現場 (A/B)	
燃料取替用タンク補給操作 ([1], pp.添 1.3.1-8 (PDF:pp.135) No.11)	燃料取替用タンク補給操作	25 分	25 分	操作現場 (A/B)	
水素濃度監視	移動式大容量ポンプ車によるガスサンプリング冷却器への海水通水	35 分	—		
	ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出ラインの接続、可搬型ガスサンプリング冷却器冷却ポンプ停止	70 分	—		

参考文献

[1] 九州電力株式会社、川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉 重大事故等対策の有効性評価、川内原子力発電所 1 号炉、2 号炉審査資料、SA-004 改 68、平成 26 年 9 月

2.2.5 特別点検におけるコンクリート構造物のコア抜き試験評価の高度化

(1) はじめに

高経年化技術評価高度化事業においては、各種劣化因子が作用したコンクリート構造物の長期耐久性評価に係る安全基盤研究と並行して、コンクリートの強度劣化がプラントのシステム安全上に及ぼす影響を定量的に評価するための評価手法を導出し、評価ツールを整備していくための検討会合として、平成 24 年度にコンクリート建屋・システム安全検討会を設置した。

平成 24 年度は、原子炉建屋コンクリート構造物におけるシステム安全上の課題抽出と今後の研究の方向性を明確化するための検討を行い、当該課題の俯瞰的検討や重要度の明確化、課題解決に向けた安全研究の必要性を謳ったロードマップを策定した。このロードマップ策定議論の中では、原子力発電所の安全上の主要機器を構造的に支持するコンクリート構造物の強度劣化がプラントシステム全体の安全に及ぼす影響評価を行う上での課題整理を行った。

平成 25 年度は、前年度に策定したロードマップのブラッシュアップを行う中で、システム安全評価の一部としての評価方法及び地盤・建屋・構造物を一体として取り扱った解析方法やモニタリング技術および実測値のフィードバック方法を検討した。その中でも特に、建屋の性能を精査する上でのコアサンプリング法（以下、コア抜き試験）を検討課題として採り上げた。コア抜き試験によって、コンクリート強度やその劣化度をどこまで評価できるかについて明確化することが必要との方針を示した。

平成 26 年度は、その課題意識のもと、委託元である原子力規制庁に対して、特別点検での評価に有用な情報を提供することを目的に、コア抜き試験によるコンクリート強度・劣化度評価に特化した調査を行い、検討した結果をとりまとめることとした。

本報告書において、平成 26 年度の成果を紹介する。

(2) 検討の概要

原子力発電所におけるコンクリート構造物の特別点検の具体化に向け、建築、土木、コンクリート材料についての専門的知見を有する専門家から構成されたコンクリート建屋・システム安全検討会を設置し、以下に示す調査項目を設定し、検討を行った。

- コンクリート構造物の特別点検に係る規制制度
- コンクリート強度の把握と構造性能評価との関係

- JIS 規格・JASS 5 等におけるコンクリート強度試験に関する規定
- 既存建築物の耐震診断等におけるコア抜き試験の実施方法
- 比較的管理された既存建築物のコア抜き試験結果の統計データ分析
- リバウンドハンマーを用いた非破壊検査
- 土木分野における港湾施設の維持管理
- 特別点検の方法と強度を除くクライテリア（中性化、塩分浸透、遮蔽能力、アルカリ骨材反応）に関する調査

(3) 平成 26 年度検討の目的

1) 検討課題

高経年化技術評価との整合性、国際的な規制基準、最新知見の反映、建築構造工学や建築材料学、土木工学の観点からの総合的な妥当性を考慮した上で、コア抜き試験を用いた評価の信頼性向上の考え方について整理する。

平成 26 年度は、特別点検におけるコンクリート構造物のコア抜き試験での評価に必要なとなる有用な情報を提供するために、基本的な考え方・概念と現状の点検方法等について調査し、検討した結果をとりまとめる。

2) 目的

経年プラントのコンクリート建屋の性能評価に際して、特別点検におけるコンクリート構造物のコア抜き試験評価に必要なとなる有用な情報を提供することを平成 26 年度の目的とする。コア抜き試験で評価できること／コア抜き試験だけでは評価が難しいことを明確にし、コンクリート建屋の性能評価の高度化、ひいては原子力プラントのシステム安全の向上に資する成果を創出する。

3) システム安全上の位置づけ

原子力発電所の安全上の主要機器を構造的に支持するコンクリート構造物の強度劣化は、プラントシステム全体の安全に影響を及ぼす可能性がある。建屋の性能を精査するための特別点検項目のひとつであるコア抜き試験の検査手法を具体化し、評価できること／評価が難しいことを明確化させることで、特別点検での評価をより実効的なものにすることができる。つまり、プラントシステムの安全性評価の高精度化に貢献することができる。なぜなら、コンクリート建屋はプラントの主要機器を構造的に支持するものであるため、建屋の性能評価は、総合的なシステム安全評価の視点から必要不可欠なものだからである。

4) 検討の視点

検討の視点は次のとおり。

1. 高経年化技術評価において評価対象としている Plant Lifecycle Management の観点から検討する。①現状の健全性を確認するための評価および、②性能変化予測による将来的な健全性を確認するための評価に基づく維持管理の観点から、評価すべき項目についての合理性について検討する。
2. 劣化現象に着目し、目視、非破壊、微破壊、モニタリングによって①および②の観点において評価できる項目について整理する。
3. その上で、コア抜きを実施した後の部材への影響も考慮し、コア抜きが必要不可欠である劣化現象、および、プラントシステムにおける総合的な健全性評価の観点からコア抜きをした方が望ましいものについて抽出した上で、どの部位からどのようにコアを抜くかの事例を用いて検討事例を示す。必要に応じて、一般建築物における耐震診断での考え方について関係者にヒアリングを実施する。

(4) コンクリート建屋・システム安全検討会の設置

1) 検討会メンバー

建築、土木、コンクリート材料についての専門的知見を有する専門家から構成される、コンクリート建屋・システム安全検討会を設置した。

2) 開催スケジュールと議事

コンクリート建屋・システム安全検討会を5回（平成26年度分）開催し、コア抜き試験を用いた検査手法を含めて、主としてコンクリート材料の劣化調査に係る課題検討を行った。開催日時と主な議題を以下に示す。

第1回	平成26年10月15日	コア抜き試験調査に係る検討方針および検討の進め方
第2回	平成26年11月18日	コンクリート構造物の特別点検について
第3回	平成26年12月26日	特別点検具体化に向けた調査検討(1)
第4回	平成27年1月27日	特別点検具体化に向けた調査検討(2)
第5回	平成27年2月16日	成果報告書の作成と今年度のまとめ

3) 各回の議事概要

a. 第1回 平成26年10月15日

今年度の第1回であり、検討の目的を確認した。議論を今後開始するにあたり、一般建築構造物におけるコア抜き試験評価に係る指針等について確認した。今年度の検討を通じて、コア抜き試験で把握できること／できないことの整理や、規制で定められた「運転期間延長認可申請における特別点検」の理解、現在建築業界で用いられている試験方法とその論拠及びそれらを原子炉建屋に適用した場合の違いや問題点を調査し、成果をまとめる

こととした。

b. 第2回 平成26年11月18日

コンクリート構造物の特別点検について、規制文書である「運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」の記載内容を確認した。各委員が今後進める調査項目やその分担を設定した。調査項目としては、「コアコンクリート強度評価の大枠」「JIS規格・JASS5等におけるコンクリート強度試験に関する規定」「比較的管理された既存建築物のコア抜き試験結果の統計データ分析」「リバウンドハンマーを用いた非破壊検査」「土木分野における港湾施設の維持管理」「特別点検の方法と強度を除くクライテリアに関する調査」を設定した。

c. 第3回 平成26年12月26日

第2回で設定した調査項目のうち、「コアコンクリート強度評価の大枠」「JIS規格・JASS5等におけるコンクリート強度試験に関する規定」「比較的管理された既存建築物のコア抜き試験結果の統計データ分析」、そして「特別点検の方法と強度を除くクライテリアに関する調査」の進捗を確認し、議論を行った。

d. 第4回 平成27年1月27日

第3回のつづきとして、前回の議題に加え、「リバウンドハンマーを用いた非破壊検査」「土木分野における港湾施設の維持管理」を追加して、各担当の進捗を確認し、議論を行った。また、原子力発電所における施工管理の現状について確認した。

e. 第5回 平成27年2月16日

今年度の最終会合として、検討目的に掲げた特別点検におけるコンクリート構造物のコア抜き試験評価の具体化に必要な情報を提供するために、これまでの調査および検討の成果のとりまとめおよび報告書作成に係る作業方針の確認を行った。

(5) コンクリート構造物の特別点検具体化に向けた調査結果（検討会の成果）

1) コンクリート構造物の特別点検に係る規制制度

平成25年6月19日、原子力規制委員会から、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」¹が提示された。

運転期間延長認可制度とは、発電用原子炉を運転することができる期間を、運転開始から40年とし、その満了までに認可を受けた場合には、1回に限り延長することを認める制度である。延長期間の上限は20年である。そのためには、バックフィットに加え、延長期

¹ 最新版は平成26年8月26日に改正。

間における劣化を考慮しても技術基準に適合していることを確認する必要がある。よって、運転期間延長認可制度のもと、特別点検を実施し、プラントの現状を詳細に把握し、延長期間における保守管理方針についても提出を求めるものである。延長期間に入るプラントについては、長期保守管理方針を定めさせ、その確実な実施を保安規定で担保させることが有効であり、このため高経年化対策制度を活用する。

高経年化対策制度とは、運転開始後 30 年を経過する原子炉施設について、60 年の供用を仮定し、10 年ごとに機器・構造物の劣化評価及び長期保守管理方針の策定を義務付け、これを保安規定認可に関係させる制度である。延長期間中における保守管理等については、高経年化対策制度（30 年、40 年、50 年）を活用して適切な実施を担保する。運転期間延長認可制度との関係を図 2.2-46 に示す。

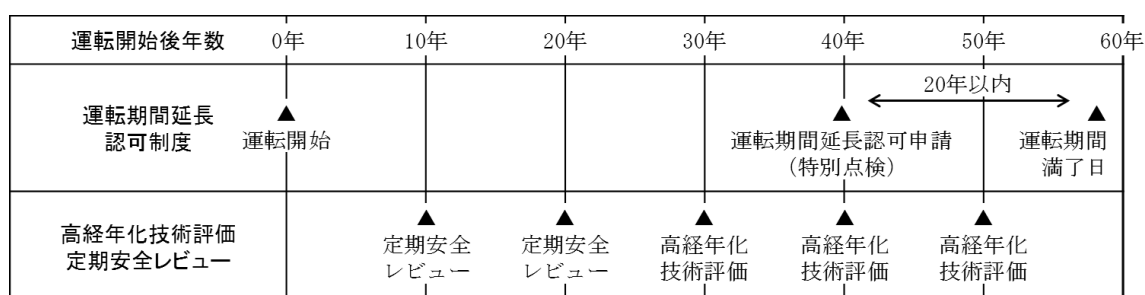


図 2.2-46 運転期間延長認可制度と高経年化技術評価

したがって、40 年目で特別点検と高経年化技術評価が実施されることになる。特別点検では、高経年化技術評価における対象物以外を対象とし、点検方法についても適宜追加されたため、特別点検の実施にともない、評価範囲は拡大した。

コンクリート構造物について、従来は目視及び非破壊検査による点検であった。今回のコンクリート構造物に対する特別点検について、BWR では原子炉建屋、タービン建屋等で採取したコアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透等の確認が必要となる。従来の高経年化技術評価と特別点検の評価項目を表 2.2-19 にまとめた。表 2.2-20 に、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」に記載のある、BWR における特別点検項目を示した。

表 2.2-19 高経年化技術評価と特別点検

高経年化技術評価			特別点検		
劣化事象	劣化要因	評価対象	対象部位例	劣化事象	点検方法
高経年化技術評価 強度低下	熱	RPVペデスタル	特別点検 ・原子炉建屋 RPVペデスタル 生体遮へい壁 格納容器底部基礎マット 格納容器底部外基礎マット 使用済燃料プール ダイアフラムフロア等 ・原子炉建屋附属棟 ・タービン建屋 (タービン架台) ・取水構造物 等	強度低下 ・遮へい性能低下	コアサンプルリング等による強度、中性化、塩分浸透、遮へい能力の確認
	放射線				
	中性化	CO ₂ 濃度の高い領域			
	塩分浸透	取水構造物			
	機械振動	タービン架台			
アルカリ骨材	コンクリート材料				
高経年化技術評価 遮へい性能低下	熱	RPVペデスタル			

表 2.2-20 BWR における特別点検項目

対象のコンクリート 構造物	対象の部位	点検項目					
		強度	遮蔽能力 *1	中性化深 さ*2	塩分浸透 *2,3	アル骨反 応	
原子炉建屋等	外壁	○	○	○	○	○	
	内壁及び床	○	○	○	—	○	
	原子炉压力容器ペ デスタル又はこれ に準ずる部位	○	—	○	—	○	
	一次遮蔽壁	○	○	○	—	○	
	格納容器底部・基 礎マット	○	—	○	—	○	
	格納容器底部・外 基礎マット	○	—	○	—	○	
	使用済み燃料プー ル ダイアフラムフロ ア	○	—	○	○	○	
原子炉建屋以外の建 屋 (中央制御室が設置 されているものに限 る。)	外壁	○	○	○	○	○	
	内壁及び床	○	○	○	—	○	
	基礎マット	○	—	○	—	○	
タービン建屋	外壁	○	○	○	○	○	
	内壁及び床	○	○	○	—	○	
	基礎マット	○	—	○	—	○	
取水槽	海中帯	○	—	○	○	○	
	干満帯	○	—	○	○	○	
	気中帯	○	—	○	○	○	
安全機能 を有する 系統及び 機器又は 常設重大 事故等対 処設備に 属する機 器を支持 する構造 物	原子炉建 屋内	—	○	—	○	—	○
	原子炉建 屋以外の 建屋内(中 央制御室 が設置さ れている ものに限 る。)	—	○	—	○	—	○
	タービン 建屋内(ター ビン架 台を含 む。)	—	○	—	○	—	○
上記以外の構造物*0		—	○	○	○	○	○

*1：工事計画認可申請書において、遮蔽能力（乾燥単位容積質量）が記載されている範囲について確認する。

*2：コアサンプルによる確認と同等の方法（ドリル法等）によることもできる。また、中性化深さを確認する場所は、塗装等のコンクリート表面被覆のない場所を選定する。

*3：海塩粒子の付着等によって塩分浸透の可能性がある場所（海風の直接当たる外壁等）及び取水構造物について確認する。

2) コンクリート強度の把握と構造性能評価との関係

a. コンクリートについて

コンクリートは、水、セメント、砂、砂利、混和剤、混和材が混ざり合っただけの複合体である。一般的には圧縮力には強いが引張方向には弱い。そのため、鉄筋などで引張応力に対する補強が必要である（いわゆる鉄筋コンクリート）。コンクリートは練り混ぜられてから硬化を始める。コンクリートの圧縮強度は、用いた材料、材齢（練り混ぜ後の日数）、養生条件、寸法などの影響を受ける。圧縮強度は材齢に従って徐々に増加するが、材齢 28 日に得られるであろう強度を設計規準強度 (F_c) と呼び、その強度をもって設計を行う。そのため、実際に発現するコンクリートの圧縮強度 (σ_B) は、設計的観点からも、 F_c を上回る必要があり、温度の影響等を加味して、コンクリートの調合設計が実施され、 F_c よりも高い強度が目標強度として設定される。一般的構造物に用いられるコンクリートの強度は、 $18 \sim 60 \text{ N/mm}^2$ である。

図 2.2-47 に一般の鉄筋コンクリート工事に対する標準仕様書である JASS 5 および原子力発電所施設の鉄筋コンクリート工事に対する標準仕様書である JASS 5N の中で、調合強度 (F) に関わる部分の変遷を示す。JASS 5N は、図に示す部分では JASS 5 と同一である。JASS 5 が制定された 1950 年では、F は設計規準強度 (F_c) と同じである。確率的には、50% の不良率（つまり、実際の強度が F_c を下回る確率が 50%）となっていた。その後、不良率を下げするため、1957 年に余裕 σ を考慮して $F = F_c + \sigma$ と改訂された。この時の不良率は 16% である。1965 年の改訂では、更に温度の影響を補正するため、温度補正 (T) を考慮し、 $F = F_c + T + \sigma$ となった。

1975 年の改訂では、原子力発電所を含めて、高い耐久性が要求される建物では余裕度として 1.64σ を考慮し、不良率を 5% とするよう改訂された。1986 年の改訂では、常用と高級の区別は廃止され、更に不良率を 4% とする為に $F = F_c + T + 1.73\sigma$ に統一された。1973 年には、躯体と標準試験体との強度差 ΔF ($= 30 \text{ kg/cm}^2$, 3 MPa) を考慮することとなり、 $F = F_c + \Delta F + T + 1.73\sigma$ となった。

以上のように、原子力発電所施設が建設され始めた 1970 年代当初においては、すでにコンクリートの調合強度は $F = F_c + T + \sigma$ で設計されており、例えば、 $F_c = 225 \text{ kg/cm}^2$ であれば、調合強度は 250 kg/cm^2 であったことになる。不良率は 16% であることから、実際のコンクリート強度 σ_B は 84% の確率で F_c を上回ることになる。

建築工事標準仕様書 鉄筋コンクリート工事JASS5およびJASS5Nの変遷

		1950		1960		1970		1980		1990		2000	
		1953(S28) 制定	1957(S32) 1次改定	1965(S40) 2次改定	1969(S44) 3次改定	1975(S50) 4次改定	1979(S54) 5次改定	1984(S59) 6次改定	1986(S61) 7次改定	1991(H3) 8次改定	1993(H5) 9次改定	1997(H9) 10次改定	2003(S11) 11次改定
JASS5	改定年												
	調合強度に関わる改定内容	$F = F_c$ ・調合強度 = 設計基準強度で余裕無し。 ・不良率: 50% ・温度補正は無いが、例えば冬は高い強度のセメントを使用		$F = F_c + \sigma$ ・調合強度に余裕 σ を考慮することになった。 ・不良率: 16% ・温度補正は無いが、例えば冬は高い強度のセメントを使用		$F = F_c + T + \sigma$ ・調合強度において温度補正を考慮することになった。		常用 $F = F_c + T + \sigma$ 高級 $F = F_c + T + 1.64\sigma$ ・高い耐久性が要求される建物(含原子力発電所)向けに高級コンクリートの規定が加えられ、余裕を1.64 σ 考慮し、不良率を5%とした。 ・高強度コンクリートの規定が加えられた。(270~360kg/cm ²)		普通 $F = F_c + T + 1.73\sigma$ ・旧版の高級仕様様が標準となった。 ・調合強度の余裕を1.73 σ とし、不良率を4%とした。 ・28日を超える管理材齢の設定が可能となった。 ・高強度(270~360kg/cm ²)		普通 $F = F_c + \Delta F + T + 1.73\sigma$ ・調合強度の余裕として、1.73 σ に加え、躯体との標準試験体との強度差 ΔF (30kg/cm ²)を考慮することになった。 ・その結果、不良率は0.17%となった。 ・高強度(360kg/cm ² 以上)	
	不良率	50%		16%		常用16%・高級5%		4%		0.17%			
JASS5N	改定年												
	調合強度に関わる改定内容	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <JASS5, JASS5Nの改定の状況> ・原子力発電所施設の鉄筋コンクリート工事は、当初JASS5に準拠し、JASS5(4次改定版)では高級コンクリートに準拠し、JASS5N制定以降は、JASS5Nに基づいて行われた。 ・JASS5Nは、原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事に制定され、JASS5と比較すると、使用材料(セメント及び骨材等)の品質が高く設定されている他、施工に関わる余裕が大き目となっている。 ・仕様書の変遷に伴い、不良率を下げるために、調合強度を上げていった状況がわかる。(図中の○印) </div>											
	不良率	原子力発電所施設の鉄筋コンクリート工事 1985(S60)制定 標準 $F = F_c + T + 1.73\sigma$ ・JASS5の次期(7次)改定にあわせて、調合強度の余裕を1.73 σ とした。 ・28日を超える管理材齢設定が可能となった。 ・高強度コンクリートの規定が加えられた。(270~360kg/cm ²)											

凡例: F_c : 設計基準強度 σ : 標準偏差
 F : 調合強度 T : 温度補正値
 F_q : 品質基準強度 ΔF : 構造物コンクリート強度と標準試験体強度との差

注) ・調合強度Fを設定する際に考慮してきた余裕について検討するために、本資料においては次のように検討条件を統一した。
 ・1.0N/mm² = 10kg/cm²として、単位はすべてkg/cm²とした。
 ・設計基準強度 F_c を225kg/cm²、標準偏差 σ を25kg/cm²と一定として検討した。
 ・ F_c に対する最小限界値を規定する式(例えば、 $F = 0.8(F_c + T) + 3\sigma$ (1986年版))は除外して検討した。

図 2.2-47 JASS 5 および JASS 5N の変遷

b. コンクリートの性能

コンクリートは、前述の通り、引張力は殆ど負担することが出来ない。引張強度は、およそ $\sigma_B/10$ である。圧縮側は、 $\sigma_B/3$ までは凡そ弾性的挙動を示すが、その後、徐々に非線形が強くなる。圧縮強度に達すると、急激に耐力を失う脆性的な破壊を生じる。しかし、その破壊はコンクリート試験片を圧縮試験した場合には発生するが、部材全断面で圧縮強度に達することは殆どあり得ない。一般構造物で見受けられるコンクリートの圧縮側の被害としては、曲げモーメントにより断面の圧縮縁で圧壊が生じる、せん断損傷でせん断ひび割れ交点に圧壊が生じる(せん断圧縮破壊)等が一般的である。特に柱の曲げモーメントによる被害では、柱の軸力が軸耐力に対しておよそ40% ($0.4bDF_c$) を越えると、曲げ挙動はコンクリートの圧縮損傷が支配的となり、耐力が軸力に応じて低下し、更に破壊形式も靱性型から脆性型へと変化する。そのため、柱では作用する軸力の全断面のコンクリート強度に対する比(軸力比)は、40%程度に抑えて設計することが一般的であり、壁式構造では更に小さくなる。

コンクリートは、通常的环境下で通常の供用期間内であれば、徐々にその程度は少なくなるものの、強度は増加し続ける。しかし、火災等で高温にさらされると、コンクリートの圧縮強度や圧縮剛性(ヤング係数)が低下する^{2,3}。文献によると圧縮強度は、100℃で一旦低下し、200℃で常温時と同じ圧縮強度に復活し、200℃以上では温度に応じて低下している。一方、ヤング係数は、100℃を超えると低下するが、高温になるに従って、その低下の度合いは緩やかになっている。また、放射脆化については、現在も研究が進められている。

c. コアコンクリートの圧縮試験結果について

上述の通り、コア抜き試験の目的は、実際のコンクリートのサンプルをとり、 σ_B が F_c を上回っていることを確認する事である。 σ_B が F_c を上回っている事が確認できれば、設計時に考慮したコンクリートの圧縮性能は、担保されることになる。

コンクリート強度を圧縮試験により推定する場合、そのコンクリートが構造物に打設されたコンクリートと同一で、同様の養生条件で保管されていた試験片があれば、構造物から直接コアを採取しなくても、保管されていた試験片で代用できる。また、コンクリートの強度などの力学特性は、後述するように施工管理において管理されている。そのため、28週強度試験結果で σ_B が F_c を上回っている事が確認でき、なおかつ当該部分の環境が、設計時に想定した環境を逸脱するような過酷な環境になっていなければ、圧縮試験を実施しなくても、現状においても σ_B が F_c を上回っていると言える。例えば、プレストレスト工法が用いられている部位では、同工法の施工管理により、コンクリートの圧縮強度は厳しく管理されるため、過酷な環境を経験していない限りは、 σ_B が F_c を上回っているとして良からう。このことは、文献⁴にも示されている。ただし、こういった場合は、コンクリートの実強度(どの程度 F_c を上回っているか)が不明であるため、詳細な構造性能を再評価する場合でも、コンクリートの圧縮強度としては F_c を用いることが一般的である。裕度評価やリスク評価で現実的な耐力

² 安倍武雄、大塚貴弘、小林裕、道越真太郎：“高温度における普通強度コンクリートの力学的特性”、日本建築学会構造系論文集、第615号、pp.7-13、2007年5月

³ 安倍武雄、古村福治郎、戸祭邦之、黒羽健嗣、小久保勲：“高温度における高通強度コンクリートの力学的特性”、日本建築学会構造系論文集、第515号、pp.163-168、1999年1月

⁴ 公益社団法人 プレストレストコンクリート工学会：“コンクリート構造診断技術”、2014年4月

が必要となる場合には圧縮試験などで σ_B を推定して利用することもありうる。

一方、火災などの過酷な環境を経験した場合、その部分は性能が変化していると予測される場合がある。まずは過酷状況を精確に把握・推定する必要がある。例えば、周辺の温度センサーにより被災時のコンクリート温度が把握できる場合、なるべく温度の分かっている付近のコアを採取し、強度を直接把握する必要がある。ただし、コンクリート強度が不明な状態では、構造物の安全性を担保できないため、より安全な箇所からコアを採取し、他の部分のコンクリート強度は計測温度と既往の研究による性能低下率を用いて、推定することとなる。

また、原子力発電所のシステム安全の観点からは原子力発電所の設備機器の地震応答に影響を与える原子炉建屋の剛性（と周期）の評価も重要である。コンクリートのヤング係数については、設計時に用いたヤング係数との差により、構造物の剛性評価において、現状と設計時の仮定に差が生じる事になる。この剛性の差は、構造物の周期の差となる。構造物に作用する地震力は、構造物の周期に強く依存する。そのため、場合によっては再計算によりその性能を確認する必要が発生するが、コンクリートのヤング係数から積み上げて構造物全体の剛性と周期を評価することは、設計段階では仕方がないが、既存構造物の場合、直接周期を実測した方が、より精確であり、実用的である。このようにコア抜き試験から得られる情報は必要とされる原子炉建屋の特性のごく一部であり、システム安全や作業者の被ばく低減等総合的な観点から目視検査等のその他検査も組み合わせた最適な検査法のあり方を検討することが求められると言える。

d. 圧縮試験結果の利用について

コア採取による強度評価では、点検箇所でのコンクリート強度を評価できるため、現状の健全性評価で用いる場合がある。しかしながら、部材の性能を評価する場合は、コア抜きが可能な部位だけでなく、乾燥収縮ひび割れを生じた部分や、あるいはアクセスできないような評価がわかりにくい部分を含めて実施することが求められる。その観点から、コア採取による強度の評価で分かることは対象とする部材のごく一部に過ぎないともいえ、部材を評価するためには、非破壊による方法や目視による観察などを含めた総合的な判断が必要不可欠である。

この観点から考えると、コア採取は建築物に損傷を与えるだけでなく、得られる情報も限定的であること、その修復方法や部材の力学特性や耐久性への影響もわかっていない点が多いことから、できる限り抑制することが重要であり、採取位置の妥当性については専門家による助言などを求めることが望ましい。

3) JIS 規格・JASS 5 等におけるコンクリート強度試験に関する規定

コンクリート圧縮強度の試験に関連して、コア供試体の採取方法に着目して日本工業規格（JIS）および「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5 鉄筋コンクリート工事 2009」（JASS 5）を調査した。

固まったコンクリートからのコア供試体の採取方法については「JIS A 1107 コンクリートからのコアの採取方法及び圧縮強度試験方法」に記述があるが、コア供試体を採取すべき位置や本数についての具体的な規定はない。「JASS 5 T-605 コア供試体による構造体コン

クリート強度の推定方法」にはコア供試体を抜き取るための模擬部材試験体の作成要領が記載されているが、既存構造物からのコア抜きについては言及されていない。

なお、コンクリートの圧縮強度は「JIS A 1108 コンクリートの圧縮強度試験方法」に従って得られる。そのための供試体は「JIS A 1132 コンクリート強度試験用供試体の作り方」によって作製するように定められているが、これはフレッシュ・コンクリートから供試体を作製することを前提として書かれている。

また、「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」（JASS 5N）には、構造体コンクリート強度の検査について、「工事現場で試料を採取して標準養生した供試体、構造体温度養生による供試体または構造体を想定した強度管理用部材から切り取ったコア供試体の圧縮強度試験によって行うもの」とするよう規定されている。

JASS 5N の表 11.10（後出）によれば、標準養生および構造体温度養生の場合には、試験頻度は「打ち込み日、打ち込み工区かつ 150 m³ またはその端数ごとに 1 回とし」とあり、1 回の試験における供試体は「任意の 1 台の運搬車から 3 本採取する」とされている。またコア供試体の場合には、試験頻度は「打ち込み日、打ち込み工区ごとに 1 回とし」とあり、供試体作製については「任意の 1 台の運搬車から試料を採取して強度管理用部材を 1 本作製し、部材の任意の 3 箇所から 1 本ずつ抜き取る」とされている。

以下に関連する JIS 規格、JASS 5 および JASS 5N の抜粋を示す。

① JIS A 1107: 2012 コンクリートからのコアの採取方法及び圧縮強度試験方法：
～抜粋～

4 コアの採取時期及び方法

コアの採取時期及び方法は、次のとおりとする。

- a) コアの採取は、コンクリートが十分に硬化して、粗骨材とモルタルとの付着が採取作業によって害を受けなくなった時期¹⁾に行う。また、採取の際、供試体が破損したり、粗骨材が緩んだりしないようにする。

注 1) 一般に材齢 14 日以降とするが、圧縮強度が 15 N/mm²以上に達した後とするのがよい。

- b) コアの採取には、コンクリート用コアドリルを用いる。
- c) コア供試体を作るためにコンクリート片を採取する場合は、コアドリルによって採取する作業でコンクリートの品質が損なわれない部分から、所要の寸法及び精度の供試体を作ることができるように、十分に大きくかつ正確にこれを採取する。
- d) コアは、打継ぎ面、型枠際をさけ、鉄筋がない箇所から採取する。やむを得ず鉄筋を含む場合は、強度への影響が最も少ない位置とする。

5 供試体の寸法

コア供試体の寸法は、次のとおりとする。

- a) コア供試体の直径は、一般に粗骨材の最大寸法の 3 倍以上とする。
- b) コア供試体の高さとの比は、1.90~2.10 を原則とし、どのような場合にも 1.00 を下回ってはならない。

～途中、略～

7 試験方法

コア供試体の圧縮強度試験方法は、JIS A 1108 による⁹⁾。

注9) コア供試体の養生方法は記録しておくのがよい。

なお、コア供試体は、試験のときまで 20±2 °C の水中に 40 時間以上漬けておくと、試験時に供試体の乾湿の条件をほぼ一定にすることができる。

～抜粋 終わり～

② JIS A 1108 : 2006 コンクリートの圧縮強度試験方法 :

～抜粋～

3. 供試体 供試体は、次のとおりとする。

- a) 供試体は、JIS A 1132 によって作製する(1)。また、供試体は、所定の養生が終わった直後の状態で試験が行えるようにする(2)。

注(1) 試験を行う供試体の材齢が指定されていない場合には、1 週、4 週及び 13 週、又はそのいずれかとする。

注(2) コンクリートの強度は、供試体の乾燥状態や温度によって変化する場合もあるので、養生を終わった直後の状態で試験を行う必要がある。

- b) 損傷又は欠陥があり、試験結果に影響すると考えられるときは、試験を行わないか、又はその内容を記録する。

～抜粋 終わり～

③ JIS A 1132 : 2006 コンクリート強度試験用供試体の作り方 :

～抜粋～

3. コンクリート試料

3.1 試験室で作る場合 コンクリート試料を試験室で作る場合は、JIS A 1138 による。

3.2 その他の場所で採取する場合 コンクリート試料をミキサ、ホッパ、コンクリート運搬装置、打ち込んだ箇所などから採取する場合、その採取方法は、JIS A 1115 による。

4. 圧縮強度試験用供試体

4.1 供試体の寸法 供試体は、直径の 2 倍の高さをもつ円柱形とする。その直径は、粗骨材の最大寸法の 3 倍以上、かつ、100 mm 以上とする。

参考 供試体の直径の標準は、100 mm、125 mm、150 mm である。粗骨材の最大寸法が 40 mm を超える場合には、40 mm の網ふるいでふるって 40 mm を超える粒を除去した試料を使用し、直径 150 mm の供試体を用いることがある。ここで、40 mm の網ふるいとは、JIS Z 8801-1 に規定する公称目開き 37.5 mm の網ふるいのことをいう。

～抜粋 終わり～

参考 ; 上記 3.2 “その他の場所で採取する場合” はフレッシュ・コンクリートからの資料採取の方法を示している。“打ち込んだ箇所などから採取する場合” とあるのは、固まった状態のコンクリートを既存構造物から抜き取ることを対象としたものではない。関連部を「JIS A 1115 : 2005 フレッシュ・コンクリートの試料採取方法」から抜粋して以下に示す。

JIS A 1115 : 2005 附属書 1 (参考) 分取試料の採取方法 (抜粋)

7. 打ち込んだ箇所から採取する場合 コンクリートを型枠に打ち込んだ直後、締め固める前のコンクリートの 3 か所以上からショベルを用いて採取する。

- ④ JASS 5 T-605:2005 コア供試体による構造体コンクリート強度の推定方法：
～以下に抜粋～

付 14. JASS 5 T-605 : 2005 コア供試体による構造体コンクリート強度の推定方法

1. 適用範囲

この推定方法は、調査設計に用いる強度補正值を決定するため、または施工中の強度補正值確認のために必要なコア供試体による構造体コンクリート強度の推定に適用する。

2. 用語の定義

ここで用いる用語は、以下による。

- (1) 構造体コンクリート強度の推定値 模擬部材試験体から採取したコア供試体、または構造体養生を施した供試体の圧縮強度によって推定された、構造体中で発現しているコンクリート強度の特性値をいう。

3. 模擬部材試験体作成および試験方法

- (1) 模擬部材試験体は、推定する実構造体の寸法形状を想定して作製する。
(2) 柱を想定した模擬柱部材は、上下を断熱材 (発泡スチロール等) で挟んで上下方向の熱の伝達を遮断することにより、柱の中央部を模擬した形状とする。標準的な部材形状・寸法を図 1 に示す。梁を想定した模擬梁部材は左右を断熱材で挟んだ形状とする。耐震壁やスラブを想定した部材では、必要に応じて端部を断熱する。標準的な模擬スラブ部材の形状・寸法を図 2 に示す。
(3) 試験体の作製に使用するコンクリートは、推定する構造体コンクリートが必要とする調査とする。
(4) コンクリートの製造は、通常の出荷を想定して行うものとする。
(5) コンクリートの打ち込み・締め固めは、実施工を想定して行う。標準的な模擬柱部材では高さ 0.5 m ずつ 2 層に分けて打ち込み、各層を棒形振動機を用いて締め固める。
(6) コア供試体は、直径 10 cm を基準とし、圧縮強度試験の直前に採取する。標準的な模擬柱部材では、柱の中央部および外周部から縦方向、または横方向により、模擬部材試験体 1 体あたり 2 か所以上から採取し、コア部材 1 か所あたり 3 個以上のコア供試体を作製する。
(7) コア供試体は、原則として高さと同径の比が 2 になるように切断・成型する。
(8) 圧縮強度試験は、JIS A 1107 : 2002 (コンクリートからのコアの採取方法及び圧縮強度試験方法) および JIS A 1108 : 2006 (コンクリートの圧縮強度試験方法) による。
(9) 作製したコア供試体の圧縮強度の平均値をその材齢の構造体コンクリート強度の推定値とする。

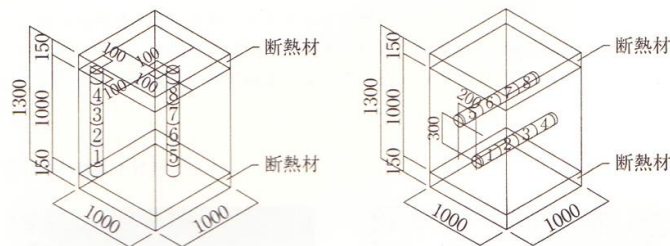


図 1 模擬柱部材形状・寸法

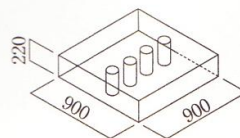


図 2 模擬スラブ部材形状・寸法

～抜粋 終わり～

⑤ 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」(JASS 5N) :
 ～以下に 282 ページを抜粋～

— 282 — JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事(解説)

使用するコンクリートが支給される場合は、施工者は、コンクリートの種類および数量を確認するとともに、発注者が提示する成績書により、c項に定める基準を満足していることを確認して受け取る。

e. 構造体コンクリート強度の検査

- (1) 構造体コンクリートの圧縮強度の検査は、工事現場で試料を採取して標準養生した供試体、構造体温度養生による供試体または構造体を想定した強度管理用部材から切り取ったコア供試体の圧縮強度試験によって行うものとし、表 11.10 を標準として、特記により定める。
- (2) 構造体コンクリートの圧縮強度の検査を標準養生で行う場合は、使用するコンクリートの圧縮強度の検査を兼ねることができる。

表 11.10 構造体コンクリートの圧縮強度の検査

項目	試験方法			試験頻度	判定基準
	養生方法	試験の材齢 ¹⁾	規格		
圧縮強度	標準養生 ²⁾	5節で定めた材齢(材齢 <i>m</i> 日)	JIS A 1132 および JIS A 1108	<ul style="list-style-type: none"> ・試験は、打込み日、打込み工区かつ 150m³またはその端数ごとに1回とし、3回の試験で1ロットを構成する。 ・1回の試験において、供試体は、任意の1台の運搬車から3本採取する。³⁾⁴⁾ 	3回の試験結果の平均値は、調合管理強度以上であること
	構造体温度養生	5節で定めた材齢(材齢 <i>n</i> 日)	JIS A 1132 および JIS A 1108		3回の試験結果の平均値は、品質基準強度に 3N/mm ² を加えた値以上であること。
	コア供試体	5節で定めた材齢(材齢 <i>n</i> 日)	JIS A 1107	<ul style="list-style-type: none"> ・試験は、打込み日、打込み工区ごとに1回行う。 ・供試体は、任意の1台の運搬車から試料を採取して強度管理用部材を1体作製し、部材の任意の3箇所から1本ずつ抜き取る。 	1回の試験結果は、品質基準強度以上であること。

- [注] (1) 早い材齢において試験を行い、合否判定基準を満たした場合は、合格とする。
 (2) 工事監理者の承認を得て、供試体成型後、翌日までは 20±10℃の日光および風が直接当たらない箇所、乾燥しないように養生して保管することができる。
 (3) 1日、1工区のコンクリートの量が 600m³程度までの場合、1日、1工区のコンクリートの量を1ロットとしてもよい。
 (4) 1日、1工区のコンクリートの量が 150m³未満の場合は、1日、1工区のコンクリートの量を1ロットとし、1ロットの試験回数は1回とし、1回の試験は任意の3台の運搬車から1本ずつ採取した計3本の供試体で行う。

f. 不適合の場合の措置

- (1) 遮蔽コンクリートの乾燥単位容積質量をフレッシュコンクリートの単位容積質量によって管理する場合でその検査結果が不適合の場合は、引き続いてフレッシュコンクリートの単位容積質量を試験し、再び検査結果が不適合となった場合は、乾燥単位容積質量による管理に切り換え、乾燥単位容積質量の試験を行う。

4) 既存建築物の耐震診断等におけるコア抜き試験の実施方法

既存鉄筋コンクリート建築物のコア抜き試験の耐震診断等におけるガイドラインについては、各団体から次に示す方法が示されている。

■ 既存鉄筋コンクリート造建築物の耐震診断基準同解説（建築防災協会）⁵

① 調査方法

- ・ 圧縮強度を耐震診断計算用に用いる場合は、建物全体の強度が推定できると考えられる箇所を選定し、各階ごと、施工時期ごとに3本以上のコアを採取する。
- ・ コンクリートの圧縮試験は JIS A-1107 に準拠して行う。原則として公的機関や大学の研究室などで行う。
- ・ コアはできる限り主要構造部材（壁、床、梁など）から採取することが原則。
- ・ コアの寸法は原則として径は 10 cm とし、高さは 20 cm とする。20 cm を確保できない場合でも最低 10 cm とし、できる限り大きく採取できる箇所を選定する。鉄筋位置を避けた場所とする。

② 材料強度

- ・ コンクリートの圧縮強度は、各階のコアの平均値(X_{mean})から標準偏差(σ)を差し引いた値を各階の推定強度(σ_B)として算定する。

$$\text{平均値： } X_{mean} = (X_1 + X_2 + \dots + X_n) / n$$

$$\text{標準偏差： } \sigma = \sqrt{(\sum(X_i - X_{mean})^2) / (n - 1)}$$

$$\text{推定強度： } \sigma_B = X_{mean} - (\sigma/2)$$

- ・ コンクリートコアの抜き取りが十分(各階かつ各施工時期ごとに3本以上)であり、精密調査によって推定した圧縮強度値の信頼性が高い場合には階ごとに設計基準強度に関わらず、コンクリートコアの圧縮強度を採用することができる。原則として設計基準強度の 1.25 倍程度かつ 30.0 N/mm² を超えない範囲で設定する。
 - ・ コンクリートコアの圧縮強度が設計基準強度より低い場合には、コンクリートコアの圧縮強度を採用する。
- (a) 推定強度 $\sigma_B \geq 13.5 \text{ N/mm}^2$ の場合
 σ_B を耐震診断に採用する。ただし、 $\sigma_B \geq 13.5 \text{ N/mm}^2$ であっても設計基準強度×3/4 以下の場合には、その影響を適切に評価する。
- (b) 推定強度 $\sigma_B < 13.5 \text{ N/mm}^2$ の場合
再度コアを採取して試験を行う。コア採取箇所として、施工が健全に行われ強度が正しく判断できる主要部材（耐震壁・梁）などとする。再採取する供試体の数は3本以上とする。試験結果が再度 $\sigma_B < 13.5 \text{ N/mm}^2$ と得られた場合にはより詳細な調査を行うか、補強時に層間変形が大きくなる（変形が少ない）強度型補強を行うとともに、安全率を大きくとるなど相当慎重な配慮が必要。

⁵ 国土交通省住宅局建築指導課監修：2001年改訂版 既存鉄筋コンクリート造建築物の耐震診断基準・改修設計指針・同解説、2001

(c) 平均値 $X_{mean} < 13.5 \text{ N/mm}^2$ の場合

適用範囲外となる。 $X_{mean} < 13.5 \text{ N/mm}^2$ であり、かつ、設計規準強度 $\times 3/4$ の場合には改築を視野に入れた総合的な検討が必要。

- ・ 上記以外の場合は設計基準強度を採用する。
- ・ 設計図および調査結果がない場合はいくつかの調査結果より得られた最小値を用いてもよい。
- ・ F_c が不明の場合には下記の値を採用する。

1953 年以前	: 13.5 N/mm ²
1954～1958 年	: 15.0 N/mm ²
1960～1969 年	: 18.0 N/mm ²
1970 年以降	: 21.0 N/mm ²

③ 中性化深さ試験

- ・ コンクリートコアは原則として各階ごと、施工時期ごとに 1 本以上のコアを現場採取する。
- ・ コアを割裂（2 分割）させ、割裂面にて中性化試験を行う。
- ・ 中性化深さは仕上面を除いた躯体からの最大寸法を採る。
- ・ コンクリートのかぶり厚さ 30 mm を基準として考慮する。

■ 東京における緊急輸送道路沿道建築物の耐震化推進に係わる耐震診断マニュアル（日本建築構造技術者協会、耐震総合安全機構、東京都建築士事務所協会）⁶

① 調査方法

- ・ コンクリート強度の推定は原則としてコアボーリング法による。
- ・ 診断計算に用いるコンクリート強度は階・工期ごとに定めることを原則とする。
- ・ コンクリート強度推定値の信頼性を高めるために、コンクリートコアのサンプル数は原則として各階各工期 3 本ずつとする。ただし、小規模の建物で各階 3 本のコア採取ができない建物では、各階 1 本以上のコア採取を行った上で、設計基準強度が同一階を 1 ロットとして後述する方法で診断用のコンクリート圧縮強度を決定してもよい。ただし、この場合は診断用のコンクリート圧縮強度は設計基準強度を上限としなければならない。
- ・ コンクリートコアの採取および試験方法は JIS A 1107（2002）に従うこととする。ただし、コアの直径は 100 mm とすることを原則とする。ただし、配筋が混み合っている部分で採取する場合には、コアの直径は 50 mm 以上とすることができる。

② 材料強度

- ・ 階・工期ごとに 3 本以上のサンプルが得られている場合には、圧縮強度試験結果に基づいて $1.25F_c$ を上限としてコンクリート強度を階・工期ごとに定める。

⁶ 日本建築構造技術者協会他：東京における緊急輸送道路沿道建築物の耐震化推進に係わる耐震診断マニュアル、2011

- ・ 階・工期ごとに 3 本以上のコア圧縮強度試験結果が得られている場合には、診断計算に用いるコンクリート強度 σ_B は以下のように定める。

$$\text{推定強度} : \sigma_B = X_{mean} - 0.5\sigma \leq 1.25F_c$$

X_{mean} : 3 本以上の試験結果の平均値

σ : 3 本以上の試験結果の標準偏差

- ・ 軽量コンクリートが用いられている場合は、(1)により定めたコンクリート強度を用いて計算した部材のせん断終局耐力 Q_{su}' に低減係数 α を乗じたものを部材のせん断終局耐力 Q_{su} として算定する。

$$Q_{su} = \alpha \cdot Q_{su}'$$

ここで、 α は軽量コンクリートの種類によって定める低減係数で、以下のように定める。

軽量コンクリート 1 種・2 種の場合 : $\alpha=0.9$

軽量コンクリート 3 種・4 種の場合 : $\alpha=0.8$

- ・ コンクリート強度試験結果で、コンクリートの診断採用強度が耐震診断基準の適用範囲外となる 13.5 N/mm^2 未満となった建物の診断は、以下の点を踏まえ慎重に行う。
 - (a) コンクリートのテストピースの圧縮強度試験結果に大きなばらつきがある場合には、その原因を検討し、必要に応じて追加調査を行う。
 - (b) 採用強度が(σ_B)が 13.5 N/mm^2 未満の階を有する建物は、「耐震診断確認」の適用外とするので評価を取得することを原則とする。

③ 中性化深さ試験

- ・ 原則としてコンクリート圧縮強度試験に用いた試験片を割裂させた断面で行う。

■ 既存建築物の耐震診断・耐震補強設計マニュアル（建築研究振興協会、構造調査コンサルティング協会、横浜市設計協同組合）⁷

① 調査方法

- ・ 各工期、各階ごとに 3 本以上を採取することを原則とする。原則として最低 1 本のコアを外壁から採取する。
- ・ 圧縮試験は、JIS A 1107 に準拠して行う。
- ・ コア供試体の寸法は、原則として JIS A 1107 に従う。
- ・ コアの径は原則として 100 mm とする。鉄筋間隔によりコアの径が制限される場合、採取しようとする部材厚さが薄くコアの長さが短い($h < 100 \text{ mm}$)の場合には、粗骨材の最大寸法を考慮した上で小さくして採取してもよい。ただし、コアの径が 100 mm より小さい場合で JIS 規格外のコアの場合には適宜コアの本数を増やす必要がある。

⁷ 建築研究振興協会他：既存建築物の耐震診断・耐震補強設計マニュアル 2012 年版<上巻>、2012

表 2.2-21 コアの径が 50 mm～100 mm までのコア採取箇所数

コアの直径(mm)	コア採取箇所数 (箇所)
100	3 以上
100 未満 75 以上	4 以上
75 未満 50 以上*	5 以上

*コアの直径が 75 mm 未満の場合、コアの抜き取りの長さは直径の 2 倍以上とする。

- ・ コア径が 50 mm を下回る小径コアを採用する場合には、技術審査・認定を受けた調査及び試験方法に限る。
- ・ コアの直径が JIS 規格の適用範囲外で行う場合は、圧縮強度試験の成績書に応力度の記載ができないことがあるので、コア径の選定時に試験機関、発注者に確認する必要がある。
- ・ 増築部分がある倍にはその部分について各工期別に各階で 3 本以上採取する。
- ・ 対象部分の床面積が少なく、または使用上の制限によりやむを得ず 2 本以下のコアしか抜けない場合、報告書にその理由を明記して一般的な変動係数を用いて標準偏差を推定してよい。
- ・ 供試体は断面欠損がなく、圧縮試験が可能なものを対象とし、採取は同一工場による建物全体に均等に分散させて、建物内外の状況が判断できるようにし、できるだけ離れた箇所から行う。
- ・ コアを抜き取る際には構造技術者が立ち会う。
- ・ 採取位置は鉄筋や埋設物などを切断しない位置で、構造上問題の少ないところを選定する。一般に柱の場合は幅方向中央部分の高さ 1 m 程度の箇所、壁の場合はスパン中央部の高さ 1 m 程度の箇所、床スラブの場合は隅角部の箇所、梁の場合は端部からスパンの 1/3 程度の箇所とする。
- ・ 原則として鉄筋は切断しない。やむを得ず鉄筋を切断した場合は報告書に鉄筋の径、位置、本数を記入する。ただし、加圧軸に平行な方向や斜め方向に鉄筋が入ったコアは強度試験を行わない。
- ・ 採取後のコアは水中養生しないで、採取後 1 日から 2 日以内に試験することが望ましい。コアの両端面は JIS A 1132 によってイオウを用いてキャッピングするか、磨いて所定の平滑面に仕上げる。採取したコアを水中に浸すと強度低下が著しいので水中養生は避ける。
- ・ 圧縮強度、中性化深さ、見掛け密度を測定する。
- ・ コア採取の際に誤って折損した場合には改めて採取する。
- ・ 採取したコアより算定した診断用コンクリート強度 σ_{BD} が 13.5 N/mm^2 を下回る場合は当該階で構造部材から 3 本以上の追加コアを採る。
- ・ ある階でコアの圧縮強度が 1 本でも 13.5 N/mm^2 を下回る場合はコアの追加採取が望ましい。追加コア採取が困難な場合、当該階の採用強度の上限値を設計基準強度以下とし、補強設計時に追加のコアを採取することを報告書に明記する。

- 基礎部分（基礎梁）に補強設計する場合、基礎梁から 3 本のコアを採ることを推奨する。コア抜きが極めて困難な場合には、上の各階における診断用コンクリート強度の最小値と設計基準強度の小さいほうを用いてもよい。

② 材料強度

- 各工期、各階ごとのコンクリートの圧縮強度の算定を行い、耐震診断に用いる。

$$\sigma_{B2} \geq F_c \text{ の場合} : \sigma_{BD} = \sigma_{B2}$$

$$\sigma_{B1} \geq F_c > \sigma_{B2} \text{ の場合} : \sigma_{BD} = F_c$$

$$\sigma_{B1} < F_c \text{ の場合}、\sigma_{BD} = \sigma_{B1}$$

$$\text{ただし、}\sigma_{BD} \leq 1.5F_c \text{ かつ } \sigma_{BD} \leq 36 \text{ N/mm}^2$$

ここに、 F_c :コンクリート設計基準強度(N/mm²)、 σ_{BD} :診断用コンクリート強度(N/mm²)、

$\sigma_{B1} = X_{mean} - \sigma/2$ 、 $\sigma_{B2} = X_{mean} - \sigma$ 、 X_{mean} :各階のコンクリートコア圧縮強度の平均値(N/mm²)、

σ :標準偏差 ($\sigma \geq 2.5 \text{ N/mm}^2$)

- 13.5 N/mm²を下回る場合、低強度コンクリートとし、診断採用強度 σ_{BD} が 9 N/mm²以上の値を示す階を適用範囲とする。
- 使用上の制限などにより 2 本以下のコアしかない場合、2 本のコアの平均 X_{mean} (1 本しかない場合にそのコア強度を平均値とする)および一般的な変動係数 δ を用いて下式により標準偏差の参考値を算出する。診断用コンクリート強度を算出するときはこの値 σ' を標準偏差として採用してよい。 $\sigma' = \delta \cdot X_{mean}$
- コンクリートのヤング係数 E_c は原則として採取したコンクリートコアの静弾性係数試験結果から各工期、各階ごとのヤング係数の算定を行い、耐震診断に用いてよい。診断用コンクリート強度が 13.5 N/mm²以上で静弾性係数の試験データがない場合、コンクリートの支圧強度の計算や後施工アンカーを設計する際などに用いるコンクリートのヤング係数 E_c は診断用コンクリート圧縮強度を用いて日本建築学会の旧規準式から算出した値を採用してよい。

$$E_c = 21000 \times \left(\frac{\gamma}{23}\right)^{1.5} \times \sqrt{\frac{\sigma_{BD}}{20}}$$

ここで、 γ :コンクリートの気乾単位体積重量(kN/m³)、 σ_{BD} :診断用コンクリート強度(N/mm²)

- 相対的に極端に大きい、あるいは小さいコアの圧縮強度データが存在する場合、統計的な処理方法（棄却検定）により以上データであるかを判断する。試料が 3 本以下の場合、どんな値でもカットしない。試料が 4 本以上の場合、極端に大きいデータあるいは小さいデータについては、異常と思われるデータの取捨を統計的な処理により確認してからデータを除いて診断用コンクリート強度 σ_{BD} を求める。
- F_c が不明の場合には下記の値を採用する。

1957 年以前	: 13.3 N/mm ²
1958～1962 年	: 14.7 N/mm ²
1963～1972 年	: 17.6 N/mm ²
1973 年以降	: 20.6 N/mm ²

③ 中性化深さ試験

- ・ 室内試験は圧縮試験用に採取したコア供試体を圧縮試験後に割裂し割裂面で行う。破断面を清掃してからフェノールフタレイン 1% 試薬を噴霧することにより行う（圧縮試験のため、コア供試体を成形した際、切断した残りの部分も含める）。
- ・ 現場試験では採取したコア供試体側面で行う方法とコンクリートを一部はつり取った面で行う方法がある。コア表面を十分に水洗いし、表面乾燥状態にしてからフェノールフタレイン 1% 試薬を噴霧する。コンクリートはつり面で中性化深さを測定する場合には、はつり面をよく清掃した後、はつり面にフェノールフタレイン 1% 試薬を噴霧して行う。
- ・ コンクリート中性化深さの測定は JIS A 1152 に準拠して行う。
- ・ 「ドリル削孔粉を用いたコンクリート構造物の中性化深さ試験方法」などの簡易試験方法などを用いる場合には、中性化深さにバラつきがあるため、1 回の試験は 3 箇所の平均を用いる。
- ・ 乾湿の繰り返しの多い外壁や炭酸ガス濃度の高い室内壁などの環境条件が異なるごとに中性化深さを調べる必要がある。

■ コンクリート構造診断技術（プレストレストコンクリート工学会）⁸

コア抜きはせず設計基準強度を用いて耐震診断を実施する。

⁸ 公益社団法人 プレストレストコンクリート工学会：”コンクリート構造診断技術”、2014

表 2.2-22 コンクリートコア検査のまとめ

	建築防災協会	東京都	建築研究振興協会	備考
圧縮強度 コア採取本数 採取・試験方法 圧縮強度 試験実施場所	各工期・各階 3 本以上 JIS A 1107 公的機関・大学研究室	各工期・各階 3 本以上 JIS A 1107	各工期・各階 3 本以上 JIS A 1107	
直径	100mm	100mm (最低 50mm)	100mm (最低 50mm)	
高さ	200mm (最低 100mm)	200mm (最低 100mm)	コアの直径が 75mm 未満の場合、長さは直径の 2 倍以上	
圧縮強度 計算方法	平均値： $X_{mean} = (X_1 + X_1 \dots + X_n) / n$ 標準偏差： $\sigma = \sqrt{\left(\sum (X_i - X_{mean})^2 / (n - 1) \right)}$ 推定強度： $\sigma = X_{mean} - (\sigma/2)$	推定強度： $\sigma_B = X_{mean} - \sigma/2$ X_{mean} ：3 本以上の試験結果の平均値 σ ：3 本以上の試験結果の標準偏差	$\sigma_{B2} \geq F_c$ の場合： $\sigma_{BD} = \sigma_{B2}$ $\sigma_{B1} \geq F_c > \sigma_{B2}$ の場合： $\sigma_{BD} = F_c$ $\sigma_{B1} < F_c$ の場合： $\sigma_{BD} = \sigma_{B1}$ F_c ：コンクリート設計基準強度(N/mm ²) σ_{BD} ：診断用コンクリート強度(N/mm ²) $\sigma_{B1} = X_{mean} - \sigma/2$ $\sigma_{B2} = X_{mean} - \sigma$ X_{mean} ：各階のコンクリートコア圧縮強度の平均値(N/mm ²) σ ：標準偏差 ($\sigma \geq 2.5$ N/mm ²)	
圧縮強度制限値	$13.5 \text{ N/mm}^2 \leq \sigma_B \leq 1.25F_c$ かつ 30 N/mm^2 13.5 N/mm^2 かつ $0.75F_c \leq X_{mean}$	$\sigma_B \leq 1.25F_c$ (階毎にロットを採る場合 $1.0F_c$)	$\sigma_{BD} \leq 1.5F_c$ かつ $\sigma_{BD} \leq 36 \text{ N/mm}^2$ $\sigma_{BD} \geq 9 \text{ N/mm}^2$	某公団： $\sigma_B \leq 1.5F_c$ かつ 30 N/mm^2
軽量コンクリートの圧縮強度		せん断終局強度 Q_{su} の低減 $Q_{su} = \alpha \cdot Q_{su}'$ $\alpha = 0.9$ (1・2 種), $\alpha = 0.8$ (3・4 種)		
圧縮強度制限値外の場合 中性化深さ試験 コア採取本数 中性化深さ 試験方法	再調査・適用外 各工期・各階 3 本程度以上 コア割裂面 仕上面を除いた躯体からの最大寸法	再調査・適用外 各工期・各階 3 本程度以上 圧縮強度試験体割裂面	再調査・適用外 各工期・各階 3 本程度以上 圧縮強度試験体割裂面	

5) 比較的管理された既存建築物のコア抜き試験結果の統計データ分析

a. 対象建物

本節では346地点にある1957年～1984年に建設されたRC造およびSRC造共同住宅から採取した8515本のコアコンクリートを基に、圧縮強度と中性化深さに関する分析を行った。普通コンクリートは6519本、軽量コンクリートは1996本であり、対象コアの建物の設計基準強度 F_c は15～24 MPaである（1 MPa=10 kgf/cm²で換算している）。そのうち、圧縮強度のデータは8408本、中性化深さのデータは8487本であり、設計基準強度15 MPaのデータはすべて軽量コンクリートとなっている。図 2.2-48 に全コアコンクリートの圧縮強度の頻度分布を示す。図 2.2-48 の横軸はコンクリート強度の範囲であり、各値以下の頻度を示す。図より、圧縮強度は26～30 MPaの範囲に最頻値がある。また、表 2.2-23 に使用したデータの建物ごとの圧縮強度の標準偏差と変動係数を示す。

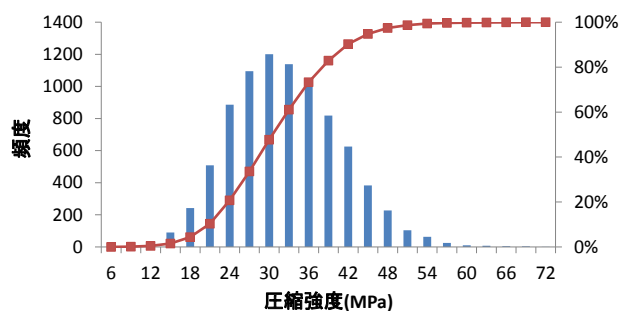


図 2.2-48 全建物のコンクリート強度

表 2.2-23 圧縮強度の標準偏差と変動係数

設計基準強度 (MPa)	データ数 (個)	棟数	建物ごとの圧縮強度の標準偏差			建物ごとの圧縮強度の変動係数		
			最大値	最小値	平均値	最大値	最小値	平均値
15	39	11	6.1	0.50	3.00	0.240	0.025	0.115
16.5	252	44	10.1	0.57	4.50	0.341	0.021	0.131
18	1408	278	12.0	0.28	3.67	0.301	0.043	0.153
21	3761	707	18.2	0.08	3.65	0.265	0.016	0.148
22.5	1564	278	17.0	0.33	4.08	0.2 . 2 . 5	0.081	0.147
24	1484	250	19.3	0.62	4.00	0.163	0.078	0.108

図 2.2-49 に全建物の σ_B/F_c の頻度分布を示す。 σ_B/F_c はおおそ正規分布に従っており、最頻値は1.4に存在している。JASS5 および JASS5N に示される調合強度は設計基準強度に

対して4~16%の不良率を仮定しているが、図 2.2-49 のデータの頻度分布から得られる不良率はそれらとほぼ同じであるといえる。図 2.2-50 に文献⁹に示されている関東における公共建築物1380棟から採取したコア供試体から求めたコンクリート圧縮強度の採用値3619個の頻度分布と確率密度関数を、図 2.2-51 に図 2.2-49 の頻度分布と図 2.2-50 の確率密度関数を示す。図 2.2-51 から、本稿の対象とする建物のコンクリート圧縮強度の頻度分布は文献⁹のものよりも最頻値が右側にあり、文献⁹のデータがより一般的な建物のものであると考えられることから、本稿が対象とする建物が比較的良好に管理されていることが分かる。

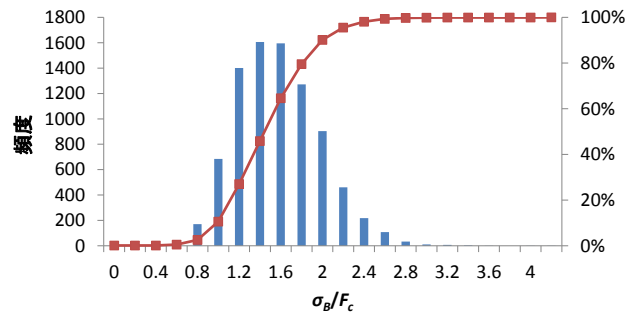


図 2.2-49 全建物の σ_B/F_c

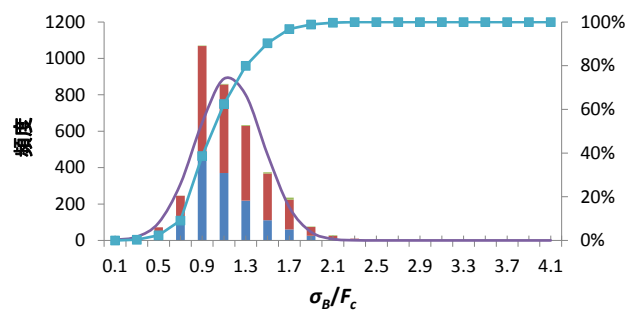


図 2.2-50 文献⁹（建築研究振興協会他，2012）に示される σ_B/F_c

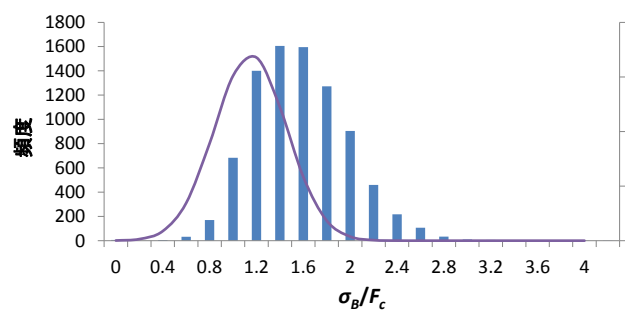
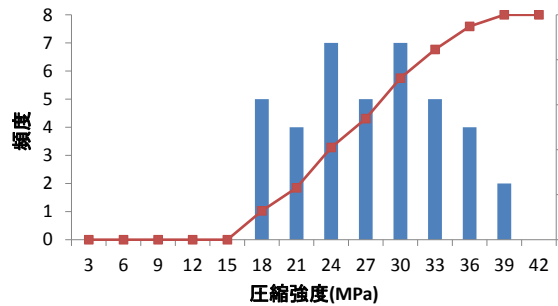


図 2.2-51 本稿の建物の σ_B/F_c と文献⁹の確率密度関数

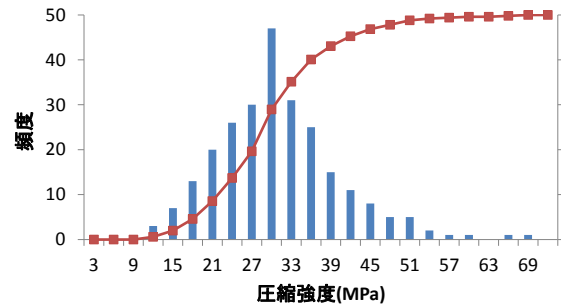
⁹ 建築研究振興協会他：既存建築物の耐震診断・耐震補強設計マニュアル 2012年版<付録>，2012

b. 設計基準強度とコアコンクリートの圧縮強度

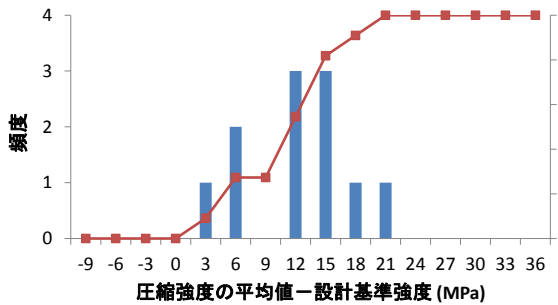
設計基準強度 F_c 別に全コアコンクリートの圧縮強度 σ_B の頻度分布と建物ごとの平均圧縮強度と設計基準強度の差分および、 σ_B/F_c の頻度分布を図 2.2-52～図 2.2-57 に示す。いずれにおいても圧縮強度は設計基準強度を一定程度上回る正規分布形に従っている。平均圧縮強度は設計基準強度を 9 MPa～12 MPa 上回るものが最頻値であるが、設計基準強度を下回るものも 1 割程度存在している。各圧縮強度において、 σ_B/F_c は 1.2～1.8 の範囲に最頻値が存在している。



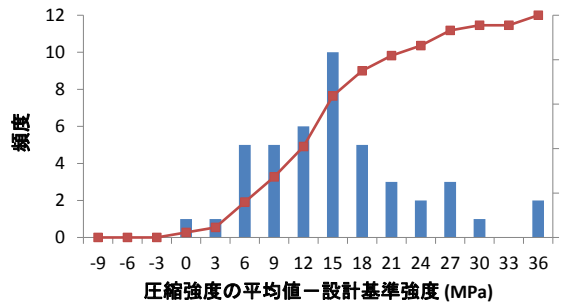
(a) 圧縮強度



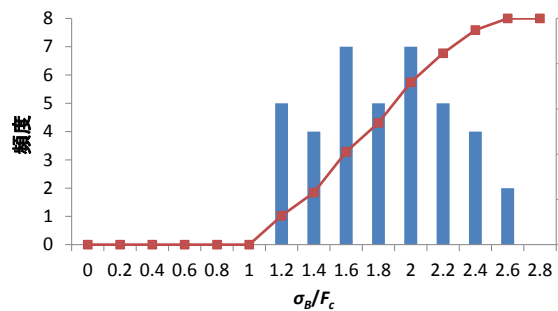
(a) 圧縮強度



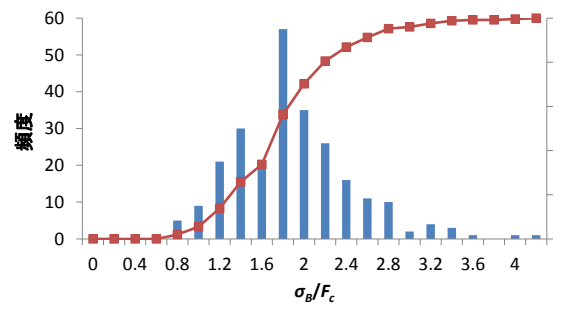
(b) 圧縮強度の平均値－設計基準強度



(b) 圧縮強度の平均値－設計基準強度



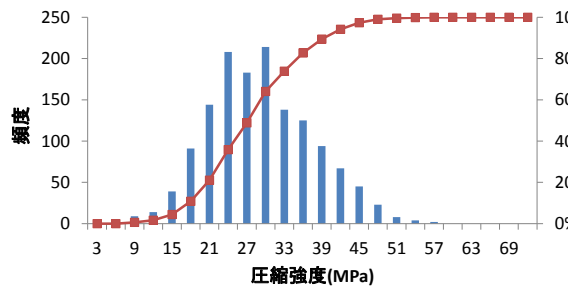
(c) σ_B/F_c



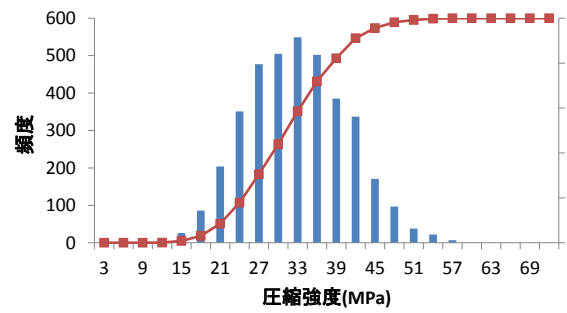
(c) σ_B/F_c

図 2.2-52 $F_c=15\text{MPa}$

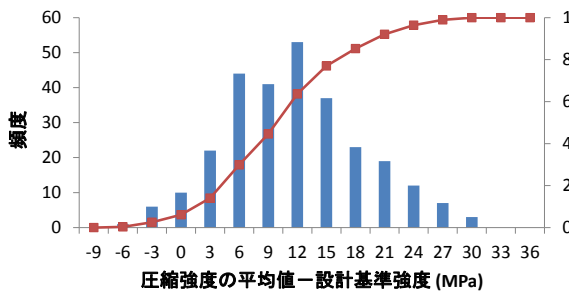
図 2.2-53 $F_c=16.5\text{MPa}$



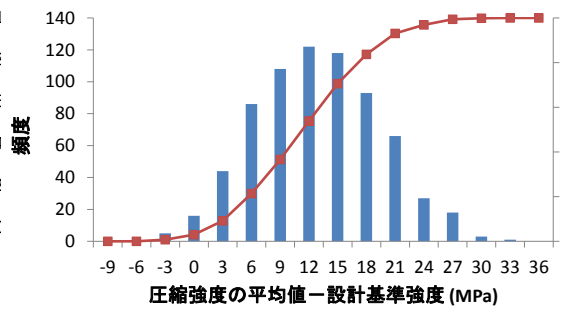
(b) 圧縮強度



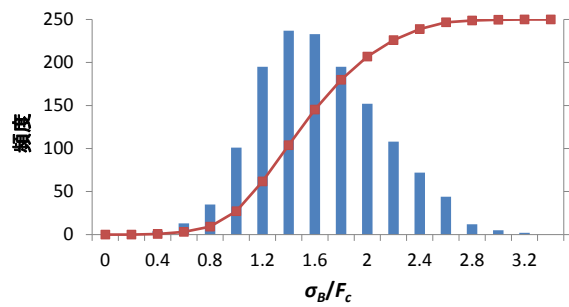
(a) 圧縮強度



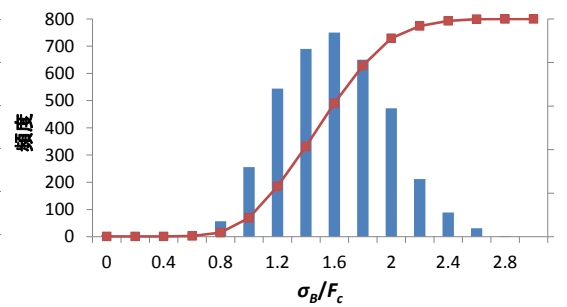
(b) 圧縮強度の平均値-設計基準強度



(b) 圧縮強度の平均値-設計基準強度



(c) σ_B/F_c



(c) σ_B/F_c

図 2.2-54 $F_c=18\text{MPa}$

図 2.2-55 $F_c=21\text{MPa}$

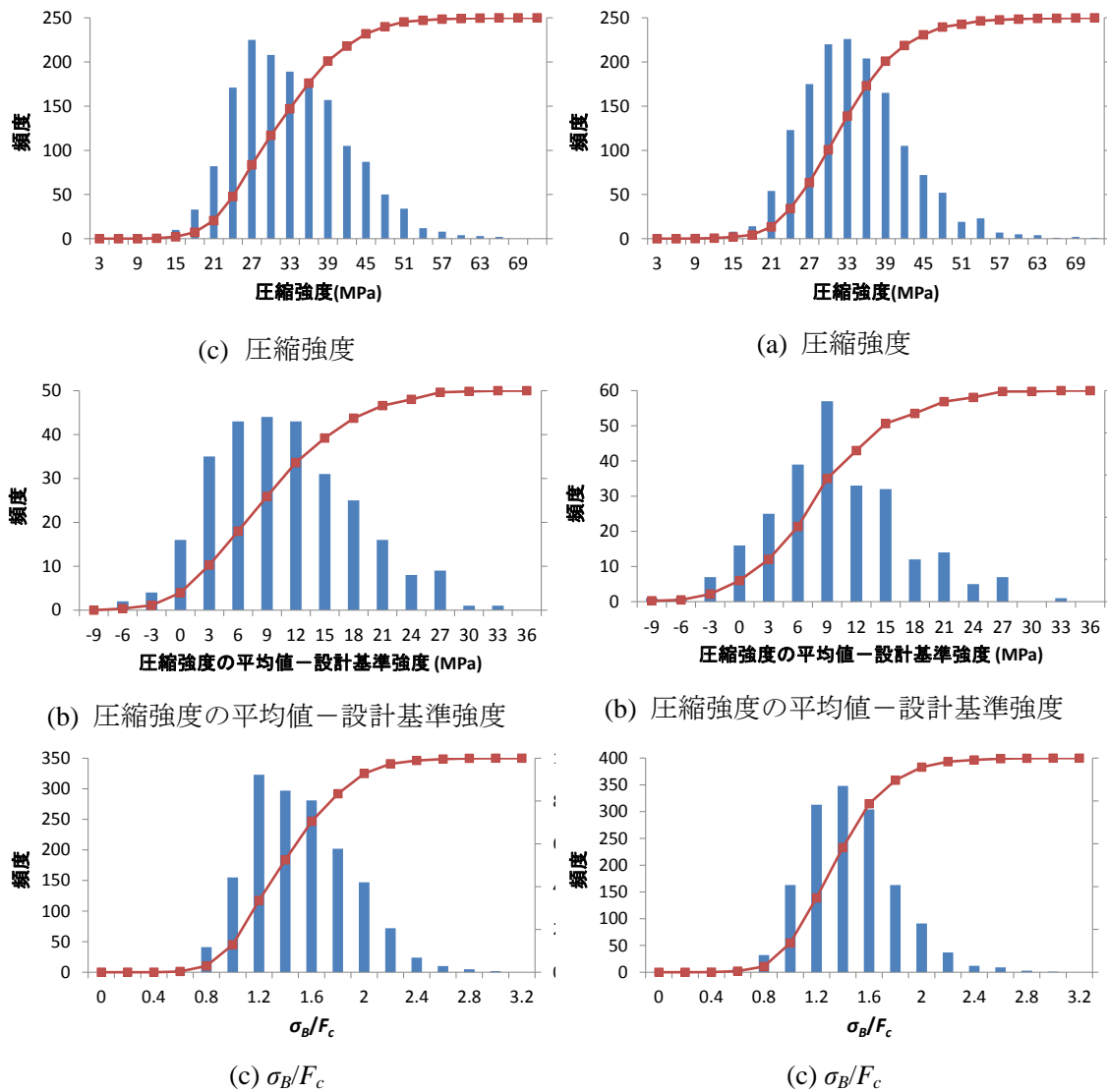


図 2.2-56 $F_c=22.5\text{MPa}$

図 2.2-57 $F_c=24\text{MPa}$

c. コアコンクリート圧縮強度の標準偏差

最もデータ本数が多い $F_c=21\text{MPa}$ の建物ごとの圧縮強度の標準偏差値の頻度分布を図 2.2-58 に示す。建設年度が新しくなるに従って圧縮強度の最大値がやや小さくなる傾向が見られるが偏差はほぼ一定であり、5 MPa 程度のバラつきが存在している。また、 $F_c=18\text{MPa}$ 、 21MPa 、 24MPa の建物ごとの圧縮強度の標準偏差の頻度分布を図 2.2-59 に示す。標準偏差は 2~4 MPa の範囲に最頻値があり、既往の文献¹⁰と同様の傾向を示している。

¹⁰ 樹田佳寛：良好な鉄筋コンクリート造建築物を造るために—構造体コンクリートの研究—，セメントジャーナル社，2013

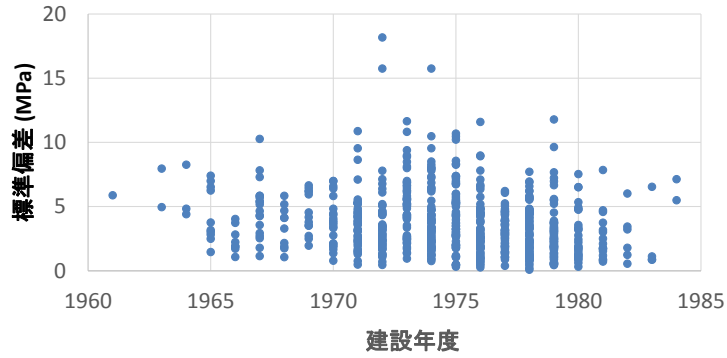
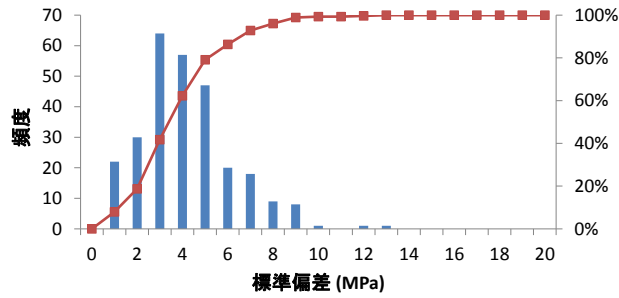
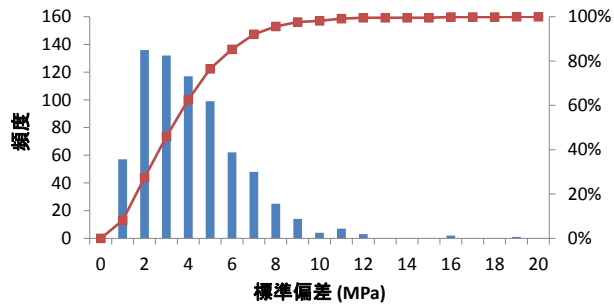


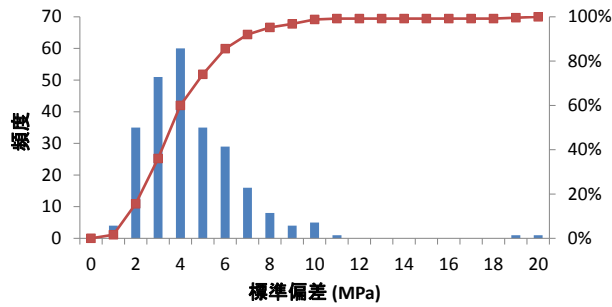
図 2.2-58 建設年度と圧縮強度の標準偏差



(a) $F_c=18\text{MPa}$



(b) $F_c=21\text{MPa}$



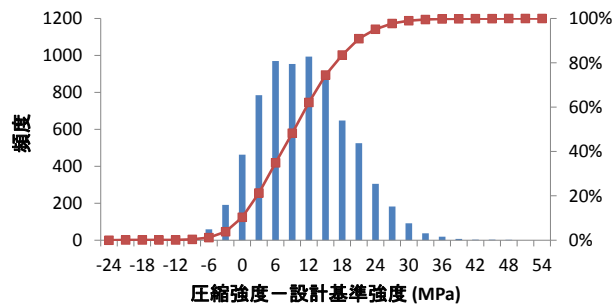
(c) $F_c=24\text{MPa}$

図 2.2-59 圧縮強度の標準偏差の頻度分布

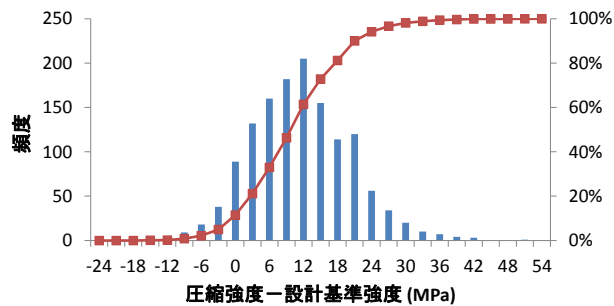
d. 建物の部位別の圧縮強度

建物の採取部位別の圧縮強度と設計基準強度の差分の頻度分布を比較的数据数の多い壁とスラブについて図 2.2-60 に示す。壁、スラブともおおよそ正規分布に従っている。壁

の方が、最頻値がやや小さい方に偏っているが、大きな差は確認できない。



(a) 壁



(b) スラブ

図 2.2-60 部位別の圧縮強度－設計基準強度の頻度分布

e. 中性化深さと中性化速度係数

本稿で用いるコンクリートの採取は 1997～2000 年度に行われている。その当時、対象建物は 14～42 年経過しており建物ごとに中性化の度合いは異なるが、基礎データとして中性化深さの頻度分布を図 2.2-61 に示す。図より、ほとんどが中性化していないか 0.4 mm 以下の中性化深さとなっている。これは対象建物のほとんどがモルタル仕上げ（設計厚さ 20 mm、実施工厚さにはばらつきを有する）であり、モルタル仕上げによる中性化抑制効果があったためであると考えられる。

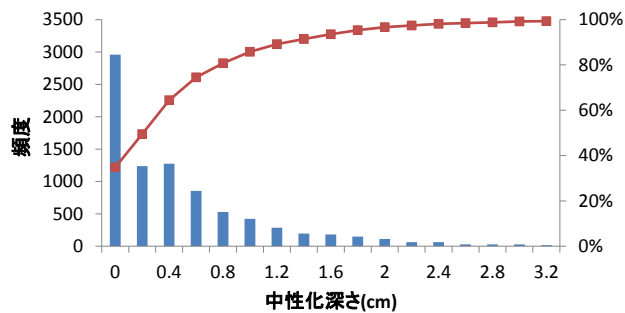
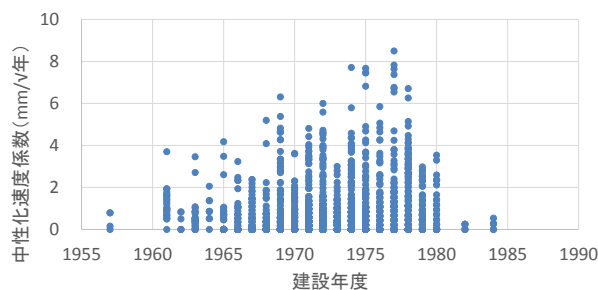
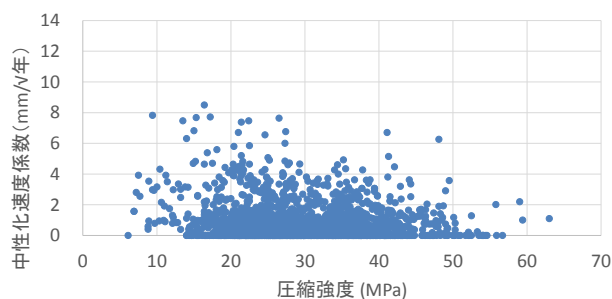


図 2.2-61 中性化深さの頻度分布

中性化速度係数と建設年度の関係および中性化速度係数と圧縮強度の関係を普通コンクリートについては図 2.2-62 に、軽量コンクリートについては図 2.2-63 に示す。いずれの種類のコクリートにおいても中性化速度係数は建設年度が 1975 年～1980 年で最頻値となっている。圧縮強度と中性化速度係数についても明瞭な関係性は確認できないが、軽量コンクリートのほうが中性化速度係数の最大値が大きくなっている。

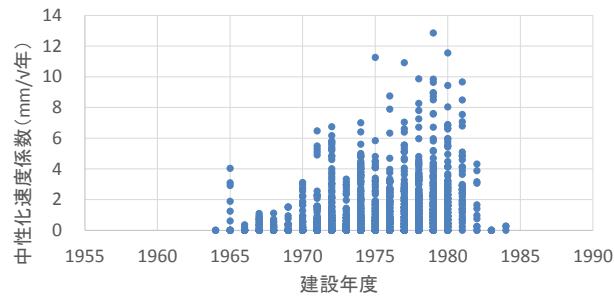


(a) 中性化速度係数と建設年度

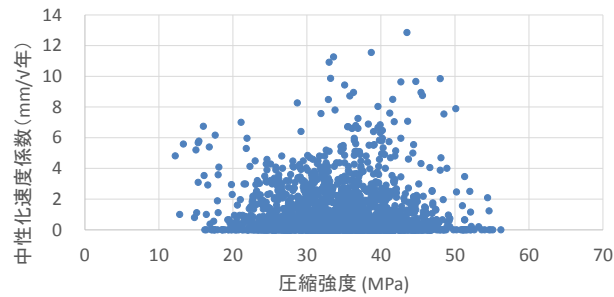


(b) 中性化速度係数と圧縮強度

図 2.2-62 中性化速度係数 (普通コンクリート)



(a) 中性化速度係数と建設年度



(b) 中性化速度係数と圧縮強度

図 2.2-63 中性化速度係数（軽量コンクリート）

f. 本節のまとめ

既存 RC、SRC 造共同住宅から採取したコンクリートの圧縮強度および中性化深さについて考察を行った結果、以下の結論を得た。

- 設計基準強度別に調査した圧縮強度の頻度分布は、設計基準強度を一定程度上回る正規分布形に従う。
- 建物ごとに算出した圧縮強度の平均値は、設計基準強度を 9～12 MPa 上回るものが最頻値であった。設計基準強度を下回るものも 1 割程度存在している。
- σ_B/F_c の最頻値は 1.2～1.8 の範囲に最頻値が存在している。
- 建設年度と圧縮強度の間に相関はほとんど見られない。
- 建物ごとの圧縮強度の標準偏差は 2～4 MPa の範囲に最頻値があり、既往の文献と同等であった。
- 部位ごとの圧縮強度の頻度分布にはほとんど違いが見られず、圧縮強度はいずれも正規分布に従う。
- 中性化速度係数と圧縮強度について明瞭な関係性は確認できない。

6) リバウンドハンマーを用いた非破壊検査

本節では、リバウンドハンマーを用いて、非破壊検査によりコンクリート強度を推定する方法に関する規格・規準の現状と、建築分野における推定強度結果の利活用の状況に関して調査し、原子力建屋に対する適用可能性や課題について整理した。

a. コンクリートの反発度の測定方法

非破壊検査によるコンクリート強度の推定で、もっとも一般的に用いられているのは、リバウンドハンマーにより反発度を求め、その値からコンクリート圧縮強度を推定する方法である。リバウンドハンマーによる反発度の測定方法は、日本工業規格「JIS A 1155 コンクリートの反発度の測定方法」¹¹に規定されている。反発度の測定に使用する機材や測定個所の選定や準備、測定方法などが規定されている。

コンクリートの反発度 (R) は、互いに 25~50 mm の間隔を持った 9 点の測定値 (ただし、明らかな異常値や平均値の $\pm 20\%$ 以上の偏差を持つ測定値は除外して再測定) の平均値とすることとされている。

b. リバウンドハンマーによる反発度に基づくコンクリート強度の推定

リバウンドハンマーにより測定された反発度 (R) から、コンクリートの圧縮強度を推定する方法については日本工業規格 JIS では規定されていないが、種々の研究があり換算式が提案されている。土木学会からは、「硬化コンクリートのテストハンマー強度の試験方法(案) (JSCE-G 504-2007)」¹²が提案されており、比較的広く用いられていると思われるので、その概要を以下に紹介する。

JSCE-G 504-2007 においても、反発度 (R) の測定方法については基本的に JIS A 1155 と同様であるが、測定点数は 20 点とすることとされている。測定した反発度 R に対して、打撃方向やコンクリート試験体の状態 (軸応力度や乾湿) に応じた補正值 ΔR を加えて、基準反発度 R_0 を求める。コンクリート圧縮強度の推定値 F (テストハンマー強度) を求めるには、基準反発度 R_0 - 圧縮強度 F の換算式、または、換算図を用いる。これら換算式や換算図は、理論的に求まるものではなく、実験的に求めるものであるため、必ず同種のテストハンマーにより実験結果に基づく式を使用する必要があるとされている。

比較的实验データが豊富で一般的に広く用いられているリバウンドハンマーであるシュミットハンマーN型を使用した場合の換算式として、以下が示されている。

$$F (\text{N/mm}^2) = -18.0 + 1.27R_0$$

c. 既存建築物に対するリバウンドハンマーによるコンクリート圧縮強度推定

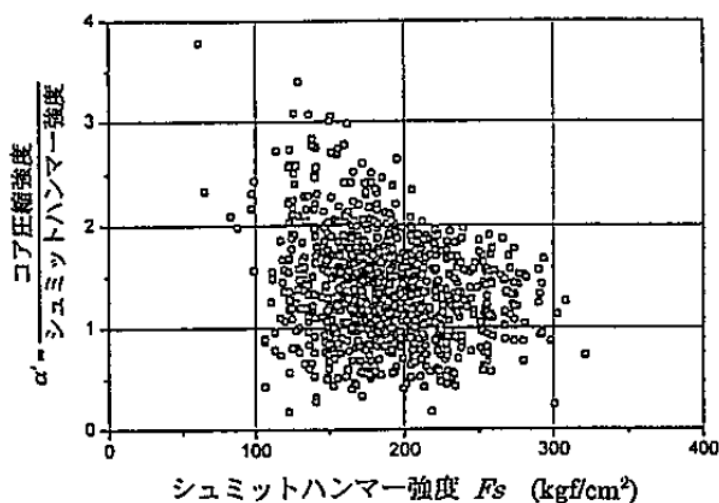
建築の分野では、既存建物構造物の耐震診断を行う際には、コンクリート圧縮強度の調査を実施することが多い。既存文献として「耐震診断とコンクリート」¹³においては、1998年当時の耐震診断におけるコンクリート強度の調査方法やその扱いについて紹介している。図 2.2-64 に示すように、シュミットハンマーによる圧縮強度推定値 F_s に対する、建物から採取したコアの試験による圧縮強度 σ_B の比 α (図の縦軸) は、かなりばらつきが大きい。例えば、シュミットハンマー強度 $F_s=200 \text{ kgf/cm}^2$ (20 N/mm^2) に対する α の値は 0.5 から 2.0 程度にばらつくので、コア圧縮強度 σ_B は $100\sim 400 \text{ kgf/cm}^2$ ($10\sim 40 \text{ N/mm}^2$) の範囲にあること

¹¹ 日本工業規格、コンクリートの反発度の測定方法 JIS A1155

¹² 土木学会、硬化コンクリートのテストハンマー強度の試験方法 (案) (JSCE-G 504-2007)、コンクリート標準示方書、規準編 土木学会規準および関連規準、pp.283-286、2010年

¹³ 前田匡樹、「耐震診断とコンクリート」、建築防災'98.7、pp.2-6、1998年7月

になり、コア圧縮強度 σ_B を十分な精度で推定することは難しいことが分かる。



(芝浦工業大学 大和田研究室提供の資料より作成)

図 2.2-64 コア圧縮強度とシュミットハンマー強度 F_s の関係 (文献¹³より引用)

文部科学省の「学校施設の耐震補強マニュアル RC 造校舎編」の「3.2.2 診断時の留意点 (3)コンクリート強度の評価」¹⁴では、RC 造学校校舎の耐震診断時のコンクリート強度の評価におけるシュミットハンマーによる非破壊検査結果の取り扱いについて記述している。先の既存文献¹³と同様に図 2.2-64 を紹介して、コア圧縮強度に対するばらつきが大きいことを指摘したうえで、コンクリート強度の推定には、原則としてコア圧縮強度を使用すること、シュミットハンマー強度については、コンクリート強度の打設状況やコア圧縮強度の調査結果の確認や補完の目的の使用に留めることを推奨している。

d. 本節のまとめ

以上のように、リバウンドハンマーによるコンクリート圧縮強度推定値は、コア圧縮強度に対するばらつきが大きく、それ単独の調査でコンクリート圧縮強度を推定することには難しいと言わざるを得ない。つまり、コア圧縮強度試験と併用することや経時変化を観測するなど、方法や目的を吟味して、使用することが必要である。例えば、構造物の一定の個所でコア圧縮試験とリバウンドハンマー試験を同時に行い、両試験による強度の関係を把握したうえで、コア採取をしない／できない個所にリバウンドハンマーによる非破壊試験を適用して強度を推定する、という使用法や、あるいは、過去に試験を実施した個所の試験を行い経年劣化の状況を推定する、という使用法などが考えられる。

7) 土木分野における港湾施設の維持管理

原子力施設の取水口、排水口等の構造物に類似した土木構造物に港湾施設があり、維持管

¹⁴ 文部科学省、「3.2.2 診断時の留意点 (3) コンクリート強度の評価」、学校施設の耐震補強マニュアル RC 造校舎編《2003年改訂版》、pp.37-39、2003年

理には既存の港湾施設の点検のガイドライン等が参考に挙げられる。国土交通省港湾局は、平成 25 年に港湾法第 56 条にて施設の定期点検が定められたことに対応し、平成 26 年 7 月に「港湾の施設の点検診断ガイドライン」¹⁵ (238 頁) を発刊している。実施要領とともに、フォーマットとなる点検診断様式、劣化判定度事例集があり、点検を実行可能なガイドラインとなっている。ガイドラインでは、点検を初回点検診断・日常点検・定期点検診断・臨時点検診断に分類し、その方法は、施設の種類・構造形式・点検の種類に応じて適切に設定するものとしている。施設の重要度を勘案し、通常点検施設と重点点検施設を設定している。また定期点検診断には、一般定期点検診断と詳細定期点検診断があり、臨時点検診断も、一般臨時点検診断と詳細臨時点検診断に区分されている。

このうち最も詳しい調査は、詳細定期点検診断である。詳細臨時点検診断は、詳細定期点検診断と同内容である。点検の方法は、一般定期点検診断と同じ目視評価に加え、水中部の潜水による目視把握も実施する。また必要に応じ、腐食度の非破壊検査やコンクリートコア採取による強度や塩化物イオン含有量などの調査も実施する。ここから、劣化度を判定し記録する。維持管理計画としては、この点検診断をもとに、総合評価を行い、維持工事の実施を含めた維持補修計画を策定する。

点検は基本的に外観評価であるが、これは橋梁等の社会基盤施設の一般的な点検と同様である。また、詳細な物性検査のためのコンクリートコア採取については位置と個数の規定はなく、損傷箇所および周辺で採取する際の判断は、点検者に委ねられている。これは、損傷の種類や領域により、強度や塩化物イオン含有量のばらつきが大きいことが予想され、適切な採取数等の設定は難しく、一律の規定を定めることが困難であることが理由と考えられる。このため、適切な診断のためには、部材や劣化要因ごとに専門家による検討を要している。

8) 特別点検の方法と強度を除くクライテリアに関する調査

特別点検に示されている点検箇所および点検項目における審査の考え方に関して、本節では、安全性確保と科学的合理性に基づき、学術的な観点と技術の現状を記載する。強度の考え方については 5.2 節で記載したので、ここではその他の項目として、中性化、塩分浸透、遮蔽能力、アルカリ骨材反応について記載する。

a. 中性化

① 中性化に及ぼす因子

中性化現象、あるいは炭酸化現象を確認する目的は、鉄筋コンクリート中の pH の低下による鉄筋の腐食発生による劣化（鉄筋断面減少、鉄筋付着性能の低下、かぶりコンクリート剥落によるコンクリート断面の減少等）について将来予測をするためにある。

中性化は、外部環境が、1) 湿度が低い、2) 温度が高い、3) 二酸化炭素濃度が高い、という条件で進行が促進される^{16,17}。ただし、このうち乾燥が厳しい状況は、鉄筋腐食を生じさせない方向に向くので¹⁶、測定箇所の選定にあたって、留意する必要がある。

¹⁵ 「港湾の施設の点検診断ガイドライン」平成 26 年 7 月 国土交通省港湾局

¹⁶ 日本建築学会 鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針(案)・同解説、丸善出版、2004

¹⁷ 阿部道彦他、コンクリートの促進中性化試験方の評価に関する研究、日本建築学会構造系論文集、第 409 号 pp. 1-10, 1990

コンクリートの品質を評価する場合、1) セメント量が少ない、2) 水セメント比が高い、3) 水和反応の観点から水酸化カルシウムを析出しにくいセメント種類が用いられている(低熱、中庸熱ポルトランドセメント、高炉スラグセメント、フライアッシュセメント) 場合の場合に留意する必要がある¹⁾。

② 因子に基づく点検方法の提案

i. 部位の選定

- ・ 中性化深さを確認する場所は、塗装等のコンクリート表面の被覆の無い場所を選定するとよい。ただし、塗装の透気性が十分に低い値であること(理想的な室内実験における検証データ)を提示できない場合は、施工時の中性化進行状況などの確認を目的として、代表的な塗装材料の下のコンクリートについてドリル法で中性化深さの測定を行い、50年目の点検時において進行状況の比較を行うことも必要と考えられる。
- ・ 点検箇所に記載されている部位の(稼働中の)表層の温度、湿度、CO₂濃度の1年計測データを取得し、特に温度とCO₂濃度に着目して、着目すべき部材について選出するとよい。施設は建設当初から特別点検時まで、同一の条件で運転されていたかどうかという点も必要な情報であるので報告させることが望ましい。
- ・ 同一のセメント粉体(混和材の組み合わせ含む)種類、同一の設計基準強度の場合は、同一のコンクリートとみなせる。施工時のコンクリートは季節によって水セメント比が変動するが、これらの影響は小さいため影響がないものと考えてよい。
- ・ 既存の耐震診断と同様の考え方を適用すれば、各階、各施工時期に3本以上のコア採取をすることになっている(ただし、この手法は強度を算出して耐震診断に用いる場合)¹⁸⁾ことを勘案して、採取本数を決定するとよい。
- ・ 同一のコンクリートについて、環境条件に着目した場合には、温度とCO₂濃度の厳しい組み合わせを複数選定するとよい。厳しい環境条件を選定することで、全体の現象を網羅できるからである。

ii. 測定の方法

- ・ 原則としてドリル法による実施を行うとよい。ただし、他の点検部位と重複し、コアサンプリングが可能なのであれば、コアサンプリングしたものをを用いるとよい。なお、コアサンプリングした試験体の外面は、粉末で汚れているために中性化深さを評価する場合に誤差が生じやすいので注意が必要である。
- ・ 1箇所の測定は3点以上の平均とすることが望ましい。(NDIS3419に準ずると良い。)¹⁹⁾
- ・ その他の文献に記載の方法によって実施することも考えられるが、経年変化を評価できる一貫性のある手法を用いることが重要である²⁰⁾。

¹⁸⁾ 日本建築防災協会 2001年改訂版 既存鉄筋コンクリート造建築物の耐震診断基準 同解説

¹⁹⁾ 日本建築学会, 原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説, 2008, p.65

²⁰⁾ 日本建築学会, 鉄筋コンクリート造建築物の品質管理および維持管理のための試験方法, 2007

iii. 判定の考え方と注意点

- 部材の選定において、高経年化評価との連続性に留意することで、将来予測手法(ルート t 則に使用) について確認ができるため、選定箇所については留意した方がよい。
- 60 年までの性能評価はルート t 則に準じ、鉄筋位置まで中性化が進行しないことを確認することが必要と考えられる。なお、建築学会の維持管理指針では、かぶり厚さのばらつきと中性化深さの評価時のばらつきを考慮して、鉄筋位置の腐食確率を算出する手法が示されており、最外側鉄筋の 20%が腐食している場合には、表面に腐食によるひび割れが生じている可能性があるとして示されている。また、乾燥している環境にある部材は、仮想的に鉄筋位置の 20 mm 奥まで達したときの腐食確率を計算しているとよいとされているので、外部環境条件も含めて腐食確率の算出手法を併せて報告させるとよい。
- 中性化位置が鉄筋位置まで進行する場合は、湿度の計測を重視し、腐食発生可能性および腐食の進行速度について文献値により評価し問題が無いことを確認するとよい。この考え方は、耐久設計施工指針に準じたものである²¹。問題が生じうる場合は二次評価を実施する。
- その際、鉄筋の腐食は局所的に少量生じたとしても部材性能に大きな問題は生じないため、文献データに従い、問題が生じうる鉄筋腐食量について解析と実験により報告させることが望ましい。
- コンクリートのひび割れや打継部は、コンクリートの劣化を促進させる環境を構築する。そこでの鉄筋腐食は、ひび割れ部や界面について局所的に生ずる場合が多い。目視点検の結果についても報告をすることが望ましい。

b. 塩分浸透

① 塩分浸透程度に及ぼす因子

塩分浸透程度を確認する目的は、鉄筋コンクリート中の鉄筋の腐食発生による劣化(鉄筋断面減少、鉄筋付着性能の低下、かぶりコンクリート剥落によるコンクリート断面の減少等) について将来予測をするためである。

外部から塩分が供給され、その結果塩分浸透が促進される環境条件として、海水が直接構造物に接触する場合と、海上で発生する飛沫が風により運ばれ構造物に到達する場合とに分けて考える必要がある(多雪地における凍結融解剤散布による塩分については、本件では大きな問題とはならないと考えられるためここでは対象としない)。前者に該当する部位は冷却水の取水、排水口等がこれにあたるが、これらの状況に対する評価・対応としては港湾関係の指針による方法が参考となる。後者では国土交通省道路局より出された「コンクリート橋の塩害に関する特定点検要領(案) H16.3」等が参考になる。ここではより問題となる後者について記述する。

²¹ 日本建築学会 鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針(案)・同解説、丸善出版、2004

② 因子に基づく点検方法の提案

i. 部位の選定

- 塩化物イオン濃度を確認する場所は、塗装等のコンクリート表面の被覆の無い場所を選定する。被覆がある場合はその健全性が確認できれば塩害による劣化の発生は防げるものと考えられる。ただし、一定期間使用された後に被覆がなされた場合には、塗装以前に侵入した塩分が表面より移動し鉄筋周辺位置で塩化物イオン濃度が高まっている可能性があるため、塩化物イオン濃度の確認が必要である。塩化物イオンとコンクリートの中性化との関係では、塩化物イオンは表面の中性化した領域から内部の未中性化領域へ移動することが知られており、中性化が進行している場合には注意が必要である。
- 外部から塩分が供給される場合、構造物表面に付着する塩分量は構造物の部位や気象条件に大きく左右される。降雨に曝される部位では表面に付着した塩分や表面近くに存在する塩分が洗い流され、その結果内部への塩分浸透程度は小さくなるが、降雨のかからない水平材の下面では構造物表面の塩化物イオン濃度は高まる。
- 塩化物イオン侵入による鋼材の腐食が引き起こす構造的問題は、部材の耐力低下であることを考えれば、検討すべき部位は構造耐力の余裕の小さい（部材設計強度に対する部材強度の比率が小さい）箇所となる。この場合、検討する状態（常時の状態、非常時の状態）により検討すべき箇所が異なることに留意するとよい。更に、腐食する鋼材の種類（主鉄筋、せん断補強筋、配力筋等）が異なれば、また、部材種（梁、柱、壁、床等）が異なれば、部材耐力（曲げ耐力、せん断耐力）に及ぼす影響も異なる。例えば、梁の曲げ耐力（鉄筋降伏耐力や終局曲げ耐力）は引張鉄筋量にほぼ比例することから、腐食による断面欠損の割合が直接耐力低下の割合となる。これに対し、せん断耐力はせん断補強筋により発揮されるせん断耐力と、コンクリート部により発揮されるせん断耐力があるため、せん断補強筋の断面欠損率よりもせん断耐力の低下割合は低くなる（上記の内容は腐食の発生する部位（部材の部位）が耐力に直接影響を及ぼすことを前提にしている。例えば曲げ耐力を考える場合、作用するモーメントが小さい箇所であれば腐食が発生しても構造物の性能として影響を及ぼさない場合もある）。以上のように、塩化物イオン濃度を検討する部位については、建物に要求される状態に密接に関連することから、これらの関係を考慮、整理して決定するとよい。

ii. 測定の方法

- 原則としてドリル法による試料採取を行い、それらに含まれる塩化物イオン量を計測するのが望ましい（JIS A 1154、JCI-SC4、JCI-SC5等）。
- ドリル法による損傷が問題となる場合には、非破壊による検査方法（例えば蛍光 X線分析装置等）もあるので検討するとよい。ただし、この場合は表層部の塩化物イオン濃度しか計測されないため、内部の濃度は推定式（フィックの拡散方程式）を用いて推定する。また、フィックの拡散方程式を用いるには見かけ上の拡散係数を

求める必要があるが、これは深さ方向に連続した試料により直接塩化物イオン濃度を求める必要がある。したがって全ての検査を非破壊による方法とすることはできない。

iii. 判定の考え方と注意点

- 従来、鉄筋腐食の腐食発生限界塩化物イオン濃度は、 1.2 kg/m^3 とされることが多かった。しかしながら、コンクリート標準示方書（2013）にも示されているように、この値は設計で用いる安全側の数値であることからより大きな値をとることもできる（「港湾の施設の技術上の基準・同解説」では 2.0 kg/m^3 ）。従来の 1.2 kg/m^3 の値を基準とすれば相当安全側の評価となる。
- このような限界塩化物イオン濃度の違いは、本来の腐食がコンクリート中の水の pH と塩化物イオン濃度で決定するものを巨視的なコンクリート体積あたりの値として決定することにある。モノサルフェートなどのある種の複相カルシウムレイヤー水和物は、その層間に塩化物イオンや他のイオンを取り込み、化学的に安定する。フリーデル氏塩 ($\text{C}_3\text{A}\cdot\text{CaCl}_2\cdot 10\text{H}_2\text{O}$)、クーゼル氏塩 ($\text{C}_3\text{A}\cdot(0.5\text{CaSO}_4\cdot 0.5\text{CaCl}_2)\cdot 10\text{H}_2\text{O}$)、 $3\text{CaO}\cdot\text{CaCl}_2\cdot 15\text{H}_2\text{O}$ などがその固定相の代表的な塩である。そのため、コンクリートの中で塩化物イオンは、化学的に安定したもの、C-S-H などの濃度に依存して吸着しているもの、液相の中にイオンとして存在するものとして分かれている。単位セメント量が多い場合やアルミの使用量の多い場合には、鉄筋の腐食を生じさせる塩化物イオン量は大きくなるのが常識である。そのため、腐食限界については、このような観点からの評価も可能であることには留意する必要がある²²。
- 最も安全側の評価として、60年までの性能評価はフィックの拡散方程式を用い、鉄筋位置まで腐食発生限界塩化物イオン濃度に達しないことを確認することを原則とする。
- 鉄筋位置の塩化物イオン濃度が、腐食発生限界塩化物イオン濃度を超える場合は、腐食発生可能性および腐食の進行速度について文献値により評価し問題が無いことを確認するとよい。この考え方は、耐久設計施工指針に準じたものである²³。問題が生じうる場合は二次評価を実施する。
- その際、鉄筋の腐食は局所的に少量生じたとしても部材性能に大きな問題は生じないので、文献データに従い、問題が生じうる鉄筋腐食量について議論してもよい。あるいは（実際に腐食が発生する場合は希であることを前提にすれば）、建物の当該部分を模した試験体を作製し、これに荷力実験を行い、性能を確認することも一案として考えられる。
- コンクリートのひび割れや打継部は、コンクリートの劣化を促進させる環境を構築する。そこでの鉄筋腐食は、ひび割れ部や界面について局所的に生ずる場合が多い。目視点検の結果についても報告をすることが望ましい。

²² 武若耕司，他：塩害に対するコンクリート構造物の耐久性照査の現状と将来ーコンクリート標準示方書への提案に向けてー，テクニカルレポート，コンクリート工学，Vol. 47, No. 11, 2009.11, p.23-32

²³ 日本建築学会 鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針(案)・同解説，丸善出版，2004

c. 遮蔽能力

① 遮蔽に及ぼす影響因子

ガンマ線およびX線の遮蔽は、密度が高く、単位体積あたりの質量が重いほど強い。中性子線は軽元素から構築される一般的なコンクリートの場合、H原子が多い、すなわち結合水および蒸発可能水（自由水）が多いほど遮蔽能力が高い。

原子炉に用いられるコンクリートの調合では、反応に必要以上の水が用いられるため、かならず蒸発可能水が残る。コンクリートの遮蔽能力は、この蒸発可能水が逸散することで失われる。

また、養生が十分でない場合、反応低下によって蒸発可能水が多くなり、結合水量が少なくなる。そのため、施工時の養生が重要である。

コンクリートは施工時の要因として、スランプが大きく1回の打込み高さが大きいコンクリートは、高さ方向に物性の変化が生ずることが指摘されているのでその点を考慮することも検討するとよい。

② 因子に基づく点検方法の提案

i. 代替サンプルによる手法

- ・ 遮蔽能力の検証は、コンクリートの乾燥単位容積質量に基づき実施する²⁴。
- ・ 打込み時に用いたものを別途、代替試験体として保管してある場合に、同一の養生プロセス、使用環境下に保管してあったことを条件に（保管場所の温湿度の代表データを示す）、乾燥単位容積質量に基づき遮蔽能力の評価に用いてよい。これは、体積の小さい試験体の場合、早期に乾燥が生じるため、大断面部材よりも早く部材内部の水分が逸散すること、また、追加の水和反応が乾燥により停滞するため乾燥単位容積質量の測定にあたっては、安全側の評価となるからである。
- ・ 試験体だけでなく、同様な施工履歴を有する同一のコンクリートを用いた部位で、遮蔽用コンクリート部材でないところからコア抜きした試験体を用いて乾燥単位容積質量によって遮蔽性を評価することもできる。

ii. 実部材からのサンプルにおける手法

- ・ 対象部位において設計基準強度がもっとも低い部位を選出する。これは、密度が低い場所であると考えられるからである。
- ・ 各部位についてのコンクリートのコア抜き試験体は、複数サンプルの平均により評価するとよい。
- ・ サンプル採取箇所は、施工時の打込み高さを考慮し、高さの中段より上の部位からコア抜き箇所を選定するとよい。
- ・ 乾燥単位容積質量により評価することを原則とするが、部材が仕上げ材などに覆われ、水分の逸散が少なく、その効果を合理的に考慮できる情報がある場合には、現状の密度でもって遮蔽性を評価することも原理的には可能である。

²⁴ 日本建築学会，建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，2013

iii. 判定の考え方

- 乾燥単位容積質量によって評価する場合は、設計時の値を上回っていれば問題ないと考えてよい。もし、下回った場合は、実機において計測し、実際の作業環境の放射線量を確認の上、必要に応じた対策を講じることとする。現状の蒸発可能水量を考慮した評価も原則としては可能であるが、その場合にはその水の将来にわたる逸散や部材内部の分布状況などに関する将来予測についても併せて報告させる必要がある。

d. アルカリ骨材反応

① アルカリ骨材に影響を及ぼす因子

アルカリ骨材の反応を生じさせるコンクリートの調合上の因子は、コンクリート中のアルカリ量、使用骨材の反応性（ペシマム現象含む）の2点である。外的要因としては、アルカリの供給の有無（海水（台風等の風による運搬含む）、地下水、融解剤等が供給される環境以外では考えにくい）、水分の供給の有無、および部材の断面厚さに依存する。カナダの規格²⁵や JNES レポート²⁶においては、マッシュなコンクリート部材のアルカリ骨材反応(ASR)リスクを特に指摘している。

高い温度環境では、ASR が促進されることに加え、大断面部材において外部からの水分供給が限定的であっても、セメント中の C-S-H の脱水により、自由水が増えることにより ASR に影響する水分とそれに伴うアルカリの移動をコンクリート内部に生じさせうる。伊方原発の事例はこうした事例と考えられる。

JASS5N に準じて施工したコンクリートであっても、ペシマム現象や遅延膨張性 ASR については評価できなかった可能性がある点も高経年化技術評価、あるいは特別点検で留意する項目である。

② 因子に基づく点検方法の提案

i. 目視点検と変形測定

- ひび割れ点検を実施し、部材の変形を継続測定することを指導できるとよい。ひび割れもなく、部材が変形していないことは、ASR のリスクが低いことを意味している。少なくとも ASR が生じていたとしても、部材性能の劣化は大きく生じておらず、原子力建屋としての機能は損なわれていないと考えられる。40 年以降、ASR リスクを考慮した方がよいという部材については、継続的な計測によりその挙動を評価することが望ましい。ただし、ASR を想定した部材寸法測定方法の標準的な手法はないため、伊方のタービンペダスタルの事例や、Hydro quebeck 社のレポートなどを参考に実施することが可能性として考えられる。

ii. 圧縮試験用コア抜き試験体の活用

- コンクリート強度のコア抜き試験を実施する場合は、サンプルに含まれる骨材周囲の状

²⁵ CSA A23. 2-27A

²⁶ 独立行政法人原子力安全基盤機構，原子力用コンクリートの反応性骨材の評価方法の提案，2014.2

況を観察し、ひび割れ、骨材の反応有無の存在とアルカリシリカゲルの有無について確認する。参考文献²⁷に示されるようにコア抜き後、迅速に乾燥しないように密着させてラッピングをして1日保持することで、ASRが生じていれば透明なゲルの滲み出しが確認できる場合がある。

- また、アルカリ総量を測定し、アルカリ総量が規定値以下であることを確認することが望ましい。この点で大きな問題がなければ、ASRリスクはその部材において少ないと考えてよい。

iii. 部位の選定について考慮すべき点

- 仕上げ材などにより部材への水分およびアルカリ供給が無いことが確認されている場合のASRリスクは薄部材の場合に小さく、マッシブな部材では逆に大きい。
- 高温環境（稼働時35℃以上）にある部材のASR発生までの時間は短い。
- JASS5Nに従い施工した場合は、原則としてペシマム現象・遅延性ASR以外については、ASR発生リスクは小さい。セメントや骨材中のアルカリ量が十分に制御されていないケースもあるが、40年経過後に、急速膨張性のASRが、今後生じる可能性は少ないと考えてよい。ただし、湿分供給に関する環境条件の変化がないことが条件である。

iv. 判定の考え方

- 目視により外観にひび割れが生じておらず、長期的変位計測で異常が検出されていなければ、部材に影響を及ぼすASRは生じていないと判断してよい。ひび割れだけの報告の場合、ひび割れの性状、ひび割れ幅の経時的な変化などが報告されており、進行性でなく、かつ、内部で膨張が生じたような場合のひび割れでなければ、部材に影響のあるASRが生じていないと判断してよい。ただし、今後の遅延膨張が生じないとも断言できないので、重要部位については、アルカリ量の測定、骨材観察などを実施して、今後のリスクを確認し、必要に応じて部材寸法の計測を含めたモニタリング手法を実施することが望ましい。
- 骨材試験には限界があり、部材性能まで評価する手法は現在には存在しないので、現場でのデータを取得することが一番有益である。寸法変化の測定はその観点でもっとも有望な手法の一つであると考えられる。また、部材は必ずしもアクセスできる部位ばかりではなく、変位計測にもパイプやケーブルとの干渉も生じうるため、離散的なデータ計測などの手法も標準化しておくことが望ましい。
- 将来の膨張性と部材への影響性を評価するための評価手法手順についても併せて報告し、実施を義務付けるとよい。ただし、現在までにこの手法について標準化されているわけではない。現在では、OECDおよびRILEMにおいてその検討が実施されているので参考にするとよい。

²⁷ 片山哲哉，アルカリシリカ反応入門 ③アルカリシリカ反応の診断法，コンクリート工学，No.12，pp.1083-1090，2014

(6) システム安全との関連性

本節では、コア抜きによるコンクリート強度・劣化度評価とシステム安全との関連性を述べる。

既存のプラントシステム全体の状況を深層防護の観点から評価するためには、既存構造物の構造性能を精確に評価することが重要である。とりわけ地震や津波、火災といった外的事象の発生を想定した場合には重要である。その際には、現存する建屋部材の損傷や劣化を適切に評価に取り込むことが必要である。

平成 25 年度には、深層防護と損傷との関係について検討を行った。図 2.2-65 にその検討成果の一部として、靱性破壊による構造部材の壊れ方と部材耐力との関係のイメージを、表 2.2-24 に深層防護と構造物の損傷との関係を示す。深層防護レベルに応じて、原子炉建屋にはどのような機能が要求されるのかを整理したものである。システム安全の観点からはさらに、コンクリート建屋またはその他の機器設備が壊れたときに相互にどのような影響を及ぼし合うのかについても検討する必要がある。

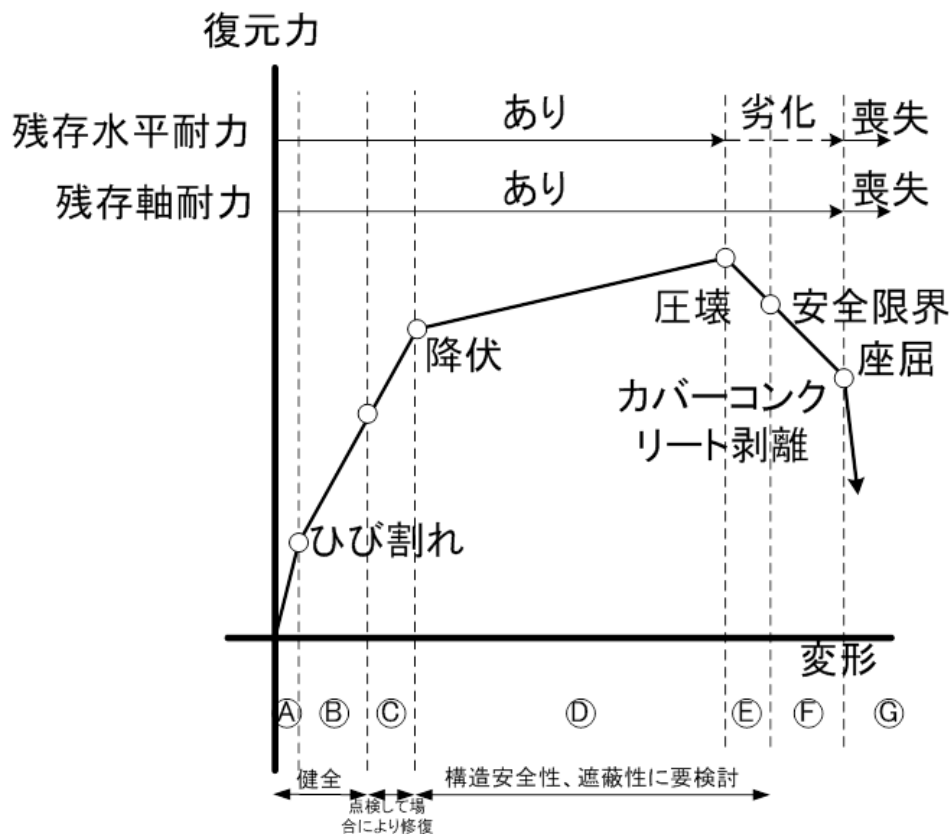


図 2.2-65 靱性破壊による構造部材の壊れ方

表 2.2-24 深層防護と構造物の損傷の関係

	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	原子炉建屋に要求される機能	評価部位	部位に要求される状態
設計基準内	レベル1	異常運転や故障の防止	保守的設計および建設・運転における高い品質	通常運転	支持機能 遮へい機能 負圧維持 漏洩防止	全部材	A~B
	レベル2	異常運転の制御および故障の検知	制御、制限および防護系、並びに他のサーベイランス特性	通常時の異常な過渡変化	支持機能 負圧維持 波及影響防止 漏洩防止 修復性	全部材	A~B
	レベル3	設計基準内への事故の制御	工学的安全施設および事故時手段	設計規準事故（想定単一起因事象）	支持機能 負圧維持 波及影響防止 漏洩防止 修復性	安全系を有する範囲の全部材	A~C
設計基準外	レベル4	事故の進展防止およびシビアアクシデントの影響緩和を含む、過酷なプラント状況の制御	補完的手段およ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	支持機能 放射性物質放出抑制	鉛直支持材 隔壁	C~D
緊急時計画	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	サイト外の緊急時対応	防災 倒壊防止	支持機能？	鉛直支持材	C~E

平成 25 年度は、コンクリート建屋と深層防護との関連性を整理したが、コンクリート建屋がもつ機能をプラントシステム全体の安全性向上に適切に反映させるためには、コンクリート建屋の性能を精確に評価することが不可欠である。コンクリート建屋の構成要素である鉄筋コンクリートは、鉄筋とコンクリートで構成される。鉄筋は、腐食による断面欠損が主たる劣化であるが、コンクリートはその材料の特徴からばらつきも大きく、精確な材料特性を把握するためには、コア抜き等による材料試験の重要性が高い。

また、火災などの過酷な環境を経験した場合を考えると、その部分は性能が局所的に変化していると予測されるため、過酷状況を精確に把握・推定する必要がある。例えば、周辺の温度センサーにより被災時のコンクリート温度が把握できる場合は、なるべく温度の分かっている付近のコアを採取し、強度を直接把握することで、建屋の評価に結び付けることができる。

以上、システム安全との関係を踏まえた上で、今年度はコア抜き試験について重点的に調査・検討を行ってきた。

一方、高経年化技術評価高度化事業においては、原子力プラントの点検について、システム安全上の総合的な観点から、指標を策定する取り組みも実施している。しかし、コンクリート強度に関する評価結果をその指標に反映する方策は現時点で検討途上である。

今後は、コンクリートのコア抜き試験で得られる評価結果を、プラント全体の指標に反映できるような仕組みや方法論の構築が今後の検討課題となる。

(7) まとめ

経年プラントのコンクリート建屋の性能評価に際して、特別点検におけるコンクリート構造物のコア抜き試験評価に必要となる有用な情報を提供することを目的に、コンクリート建屋・システム安全検討会を設置し、検討を行った。検討項目とその概要は以下のとおりである。

- コンクリート構造物の特別点検に係る規制制度
 - ✓ 原子力規制委員会から提示された「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」の記載内容の確認を行った。
- コンクリート強度の把握と構造性能評価との関係
 - ✓ コンクリート材料について、力学的な観点（つまり強度）からその特性に言及し、設計基準強度と圧縮強度との関係性を整理した。また、コアコンクリートの圧縮試験結果に関して、評価の観点からの検討を行った。
- JIS 規格・JASS 5 等におけるコンクリート強度試験に関する規定
 - ✓ コンクリート圧縮強度試験の中のコア供試体の採取方法に着目して、JIS 規格、JASS 5 および JASS 5N 等の規定類の記載項目やその記載内容を調査した。
- 既存建築物の耐震診断等におけるコア抜き試験の実施方法
 - ✓ 既存鉄筋コンクリート建築物のコア抜き試験の耐震診断等に関して、複数のガイドラインを採り上げ、その記載内容を調査した。
- 比較的管理された既存建築物のコア抜き試験結果の統計データ分析
 - ✓ 比較的管理された既存建築物として、1957 年～1984 年に建設された RC 造および SRC 造共同住宅から採取した 8515 本のコアコンクリートに関する試験データを基に、圧縮強度と中性化深さに関する統計データ分析を行った。
- リバウンドハンマーを用いた非破壊検査
 - ✓ 非破壊検査法であるリバウンドハンマーを用いてコンクリート強度を推定する方法に関して、その規格・規準の現状と建築分野における推定強度結果の利活用の状況に関して調査し、原子力建屋に対する適用可能性や課題について整理した。
- 土木分野における港湾施設の維持管理
 - ✓ 原子力施設の取水口、排水口等の構造物に類似した土木構造物である港湾施設の維持管理について、国土交通省港湾局による「港湾の施設の点検診断ガイドライン」の記載内容を調査した。
- 特別点検の方法と強度を除くクライテリア（中性化、塩分浸透、遮蔽能力、アルカリ骨材反応）に関する調査
 - ✓ 特別点検に示されている点検箇所および点検項目における審査の考え方に関して、安全性確保と科学的合理性に基づき、学術的な観点と技術の現状を調査した。この項目では強度以外の項目として、中性化、塩分浸透、遮蔽能力、アルカリ骨材反応を議論した。

本検討を通じて、コア抜き試験で評価できること／コア抜き試験だけでは評価が難しいことを明確にすることができたとと言える。本成果がコンクリート建屋の性能評価の高度化、ひいては原子力プラントのシステム安全の向上のための一助になることを期待する。

2.3 安全性を表す指標・評価手法の検討

2.3.1 経年プラントのリスク指標に対する考え方

経年プラントにおける、深層防護レベル4層に着目した総合的安全評価では、経年プラントの特徴を踏まえるとともに、評価すべき項目を明確にする必要がある。また、深層防護レベル4層では、恒設の安全系に加え、可搬型の設備や非安全系設備、運転員の関与などの要因が、安全確保の重要な要素である。

以上の考え方により、以下のとおり、指標・評価手法の体系化の手順を定める。

- (1) プラントのシステム安全の明確な定義
- (2) システム安全の定義を深層防護と関連付けて体系化
- (3) 深層防護の性能評価指標セットの策定
- (4) 性能評価指標セットの定量的評価方法
- (5) 深層防護と（広義の）各安全確保活動の対応の分析
- (6) それに対応した重要度指標と定量化
- (7) 多様なシナリオに対する適合性分析

上記の(1)から(6)は、総合的安全評価の指標の定義に関する手順である。(3)から(6)は指標を定量化するプロセスに相当し、(5)から(7)は定量化した指標により安全評価を行う作業に相当する。これにより、システム安全と深層防護第4層レベルに関連する安全確保活動を定量的に関連付け、深層防護の適切性を確認することができる。これをもって、深層防護第4層の性能（有効性）評価とする。

(1) プラントのシステム安全の明確な定義

2012年6月に原子力規制委員会設置法の制定にあわせて原子力基本法が改正された。ここで、安全の確保の意味するところが、“確立された国際的な基準を踏まえ、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資する”と明確に定義された。原子力基本法では、“人類社会の福祉と国民生活の水準向上とに寄与する”と原子力利用の目的を掲げている。原子力利用にあたっては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律は、“国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資する”を目的としている。さらに、原子力災害対策特別措置法は、“原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護する”ことを目的とする。原子力規制委員会は、組織理念では同委員会の使命を、“原子力に対する確かな規制を通じて、人と環境を守ることが原子力規制委員会の使命である”と定めている。

システム安全にかかる公式な文書を引用したが、要すれば、プラントシステムの総合的な安全評価とは、原子力災害から国民と環境をまもることがいかに達成しているかを定量的に示すことであると言える。

(2) システム安全の指標と深層防護との関連

2013年7月8日に原子力規制委員会が制定した新規制基準は、“深層防護を基本とする”とした。したがって、システム安全の指標は深層防護と関連付けられる必要がある。深層防

護については、“目的達成に有効な複数の(多層の)対策を用意し、かつ、それぞれの層の対策を考えると、他の層での対策に期待しない”とそれを解説している。さらに、“万一シビアアクシデントが発生した場合に備え、シビアアクシデントの進展を食い止める対策を要求する”としており、具体的には“「炉心損傷防止」、「格納機能維持」、「ベントによる管理放出」、「放射性物質の拡散抑制」という多段階にわたる防護措置をとる”としている。そして、“可搬設備での対応(米国式)を基本とし、恒設設備との組み合わせにより信頼性をさらに向上”させるとともに、“ハード(設備)とソフト(現場作業)が一体として機能を発揮することが重要であり、手順書の整備や人員の確保、訓練の実施等も要求”するとした。

深層防護は、ある方策についての不確かさあるいは知見の乏しさに備えるために、その方策がうまくいかなかった場合の緩和方策を用意することである。すなわち、所定の目的を達成するために、防止の方策とそれに対応する緩和の方策の組み合わせとして構築される。ここで適切な緩和の方策を組み合わせることが重要である。同時に、所定の目的を達成するためには、防止すべき事項を正しく決める必要がある。

前項(1)に述べたように、システム安全とは原子力災害から国民と環境をまもることである。そのために、原子力規制委員会は、5層の深層防護を提唱し、特にその3層(炉心損傷の防止)と4層(格納機能の維持)はそれぞれ二つの下位の目標を設定していると考えられる。図 2.3-1 に、5層の考え方並びに、防止方策と緩和方策の組み合わせを示す。5層の各レベルは、それぞれ、異常発生防止、事故発生防止、重大事故(いわゆるシビアアクシデント)発生防止、放射性物質の放出防止、そして公衆への影響防止である。これが、防止方策を設定すべき目標となる。

同図の防止方策の下段には緩和方策を示した。第1のレベルから第4のレベルの4つの防止方策の達成目標に対して、それぞれ、異常の段階で検出・収束、設計基準事故の範囲で収束、放射性物質を格納容器に閉じ込める、敷地外で緊急対応するという緩和方策が用意される。第5のレベルの防止方策に対して用意される緩和方策は、公衆の生命と健康に関する目標を設定することに他ならない。なお、ある層における緩和方策の具体化が次層の防止対策になっている。したがって、緩和方策は次の層の達成目標と対応したものとして定められる必要がある。

(3) 深層防護の性能評価指標セットの策定

原子力規制委員会は2014年4月に安全目標を設定したと表明した。図 2.3-1 には、深層防護の各層に求められる性能にかかる目標を、原子力規制委員会の資料より引用して示している。ここで、公衆の生命と健康に関する目標(つまり安全目標)として、原子力安全委員会が平成15年12月の中間とりまとめ報告書が参考になるとして多くを述べていないので、図中には示していない。

しかし、重大事故に関する性能目標として、炉心損傷発生頻度を 10^4 /炉年、放射性物質放出にかかる性能目標として、格納機能喪失頻度を 10^5 /炉年、防災・非難にかかる性能目標として大規模非管理放出の量と発生頻度が Cs137 で 100TBq 相当、 10^6 /年としている。

以上から、深層防護を基本として構築される原子力規制の性能評価指標セットとして、これら3つの量が定量性をもって示された。なかんずく、第4層の前層が炉心損傷に、後層が大規模放出として与えられるため、この3つの性能目標は、深層防護第4層に関係する目標である。

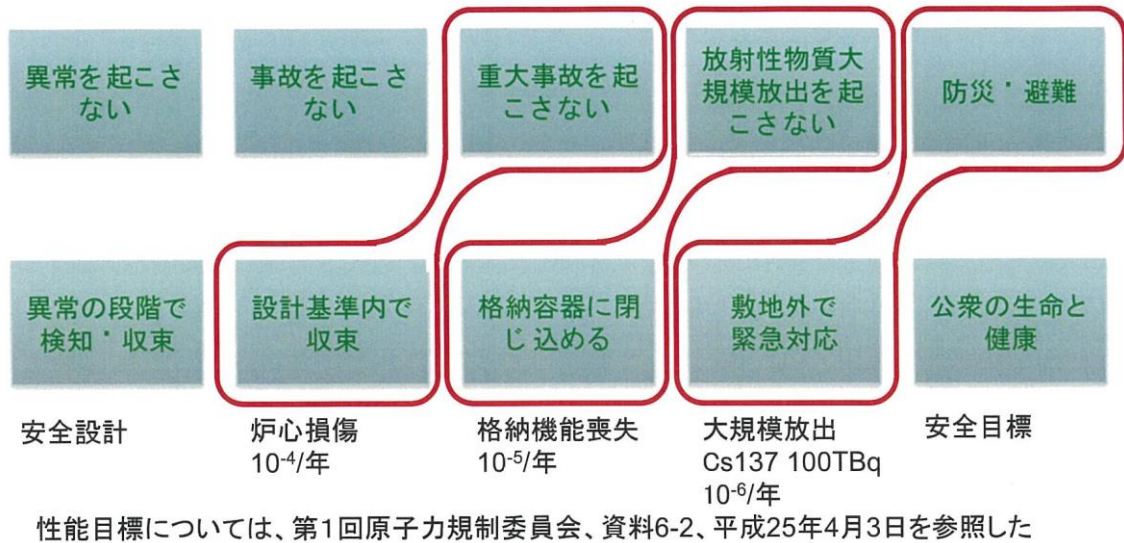


図 2.3-1 防止方策と緩和方策の適切な組み合わせによる深層防護

(4) 性能評価指標セットの定量的評価方法

ここに示した性能評価指標セットは、レベル1のPRA並びにレベル2のPRAとして定量評価が実施されている。PRAが現時点ではもっとも優れた有用な方法であると考えられる。PRAでは、前項(3)に示した性能評価指標に加え、個々の機器やシステムの性能について関心がある場合にはリスク重要度などの指標も使われる。従って、おおよそ、必要な定量的評価方法はすでに存在している。

ここで、PRAの特徴を理解することにより、他の指標を検討する必要性について考察する。PRAの構成要素と特徴は以下の通りに整理される。

1) ハザード

起因事象もしくは起因事象を引き起こす可能性のある事象である。内的事象は、ハザードの中でも最も単純な単一事象を指す場合が多い。

2) ハザードに対する構造・システム・機器（SSC）応答

ハザードに対するそれぞれのSSCの応答であり、考慮する失敗モード（機能喪失あるいは故障）に対応して応答を評価する。

3) 失敗モードに応じたSSCの耐性

ハザードに対応するそれぞれの失敗モードに関するSSCの耐性あるいは頑健性をあらわすパラメータを評価する。システムモデル（システムの現状の数学モデル）

4) ハザードに対するシステムの挙動をシステムモデルにより定量化

外的事象については、応答と耐性の複合特性をフラジリティという。例えば、地震時の損傷確率は、応答が耐性を上回る確率として定量化される。また、内的事象については、応答と耐性を合わせて故障率として定量化される

フラジリティは、コンポーネントレベルのフラジリティ、システムレベルのフラジリティ、プラントレベルのフラジリティとして評価される。内的事象の場合の、故障率あるいは非信頼度に相当する。

5) リスク指標

リスク指標は、炉心損傷、格納機能喪失などの性能指標として定量化される。

図 2.3-2 に、確率論的リスク評価 (PRA) の構成要素の関係を示す。PRA で解析する対象は、システムが想定されるべく振舞う過程である。そのためには、N 個の機能がすべて働かなければならない。N 個の機能に対して様々な外乱が作用することを考える。配管破損や、外部電源喪失、ポンプトリップなど、あるいは地震などの外的事象のように複数の機能に影響を及ぼす外乱もある。これがハザードである。それぞれのハザードの発生頻度や特徴は、フォールトツリーによって評価したり、統計的データを用いたり、あるいは工学的判断や専門家の意見により定める。あらゆるハザードがリストアップされなければならない。例えば、ハザード 1 が機能 2 に影響を及ぼした時、システムの応答は、それを起因事象としたイベントツリーで記述される。これがある起因事象に対するシナリオ群である。安全状態に帰結させるために必要な安全機能 (安全系や、機器類、運転手順) などをイベントツリーのヘッディングとして用いると、それは成功するか失敗するかによって、複数のシナリオ (終状態) が評価される。それぞれのヘッディングの分岐の確率と不確かさは、フォールトツリーなどの方法により評価する。分岐確率や、フォールトツリーの基本事象の確率はここではフラジリティと呼んでいる。

(5) 深層防護と (広義の) 各安全確保活動の対応の分析

ここで、深層防護の第 4 層に着目すれば、イベントツリーやフォールトツリーには現れていない、そのときのプラントの状態に応じて臨機応変にマネジメント方策が取られる。これをアクシデントマネジメント (AM) あるいはシビアアクシデントマネジメント (SAM) といい、影響緩和方策として重要であると認識されている。AM あるいは SAM の方策には二種類があると考えられる。ひとつはヘッディングの失敗を回復し、成功に戻す方策である。これは回復と呼ばれる。もう一つは、耐性を強化することにより、時間余裕やキャパシティを増強する方策である。機能回復と機能増強にかかる指標が、深層防護レベル第 4 層では必要になる。

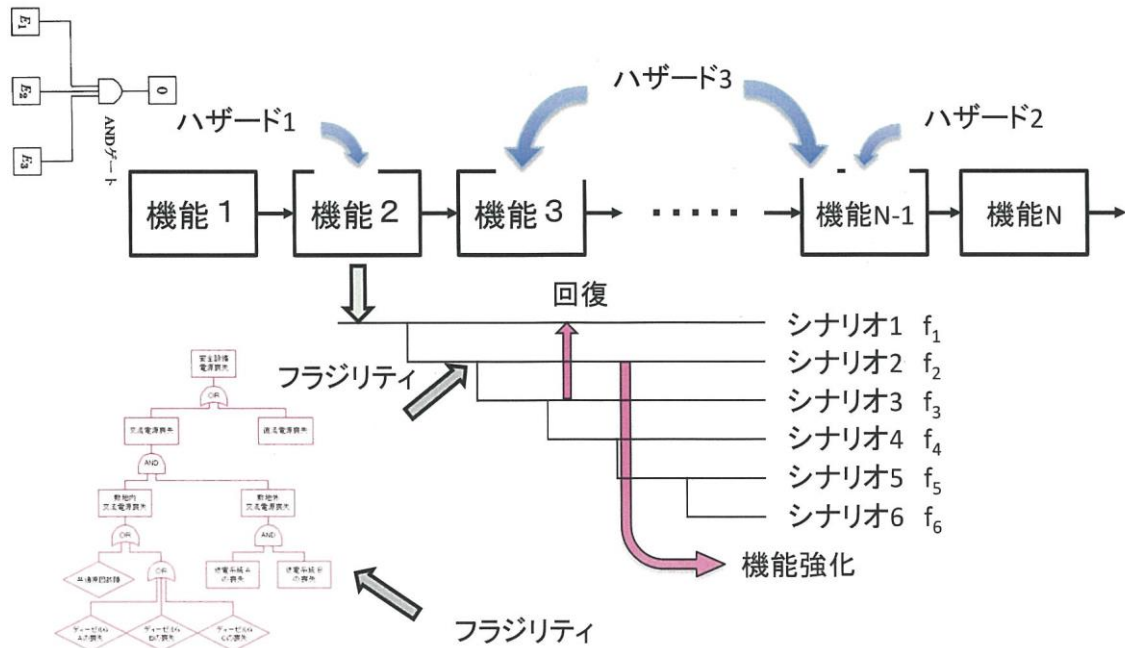


図 2.3-2 確率論的リスク評価におけるシステムの表現

(6) AM と SAM に対応した重要度指標と定量化

これまでに述べたリスク指標の定量化については、2.3.2 項にて指標の提案を、3.2 節にて具体的評価例 (PWR を例として) を述べる。機能回復と機能増強の特性は、いずれも、防止方策に失敗した時の影響緩和方策の良し悪しを評価するものである。

(7) 多様なシナリオに対する適合性分析

リスク指標は公衆安全の観点から、ハザードと合わせて公衆リスクの程度を評価するものである。そこで、安全目標や性能目標の思想と整合する。また、リスク指標は、これまでも多様なシナリオに対してなされてきており適合性は高い。

2.3.2 深層防護レベル4層に着目したリスク指標の提案

深層防護レベル4層に着目したリスク指標については、まず既存のリスク指標に関する考察を実施し、本研究に適したリスク指標の構築を行った。

(1) 従来指標に対する考察

原子力学会標準[1]では、FV と RAW の特徴を以下のように示している。

1) Fussell-Vesely 重要度(FV)

FV は炉心損傷の発生を仮定した時に、当該機器の故障が寄与している条件付き確率を表すもので、機器の故障確率を低減することによりどれほどの安全性の向上が望めるかを示す指標である。この指標は、点検や定例試験などの計画作成における優先度の設定やプラント

に何らかの改良を行ってリスクの低減化を図ろうとするときに注目すべき機器の候補を同定する場合に有用である。また、FV は(2.3-1)式のように表される。

$$FV = \frac{F - F_s^A}{F} \quad (2.3-1)$$

F : リスク指標 (炉心損傷頻度等)

F_s^A : 機器 A の故障確率を 0 とした時のリスク指標

2) リスク増加価値(RAW)

RAW は、ある機器が必ず故障するとした時にリスクがどれだけ増加するかを示す指標である。また、特定機器の故障確率を低く保つことが、現在の安全レベルを維持する上でどれほど重要であるかを表すものであり、点検や定例試験などの計画作成における優先度の設定などに有用である。RAW は(2.3-2)式のように表される。

$$RAW = \frac{F_f^A}{F} \quad (2.3-2)$$

F_f^A : 機器 A の故障確率を 1 とした時のリスク指標

FV はある機器の故障確率に 0 を仮定し、RAW はある機器の故障確率に 1 を仮定するため、特徴の異なる安全上の重要性を評価することが可能で、この 2 つの指標は補完関係にあるため組み合わせで使用される。例えば、FV と RAW について、 $RAW \geq 2$ の機器または $FV \geq 1E-2$ の機器をリスク重要度が高い機器としており [2]、図 2.3-3 のように機器のリスク重要度が区分される。FV と RAW では、リスク重要度「高」に分類された機器が安全上重要な機器であり、保全における優先度が高い機器であると評価している。

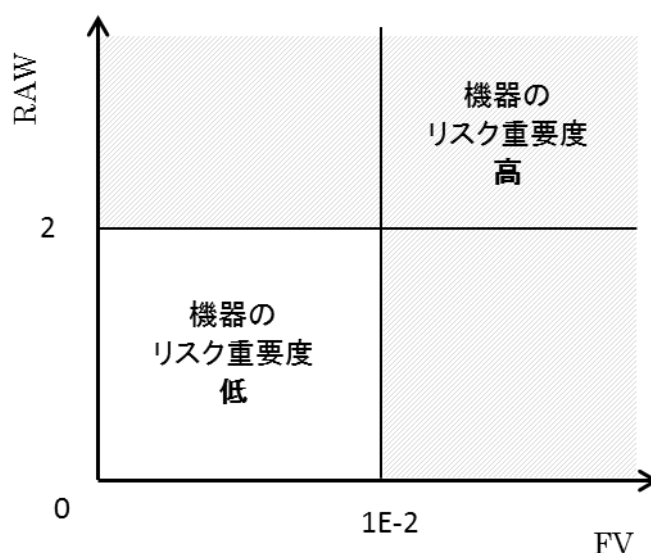


図 2.3-3 機器のリスク重要度区分

出典：参考文献[2]

図 2.3-3 に示すリスク重要度区分は従来の保全指標として用いられているが、評価時における重要度区分のみを示すものであり、経年化の影響は考慮できない。また、FV, RAW とも相対的な重要度比較のため、時系列変化そのものを表現することが困難である。

(2) 安全確保活動の変更に関わる意思決定

安全確保活動の変更に関わる意思決定におけるリスク情報の活用の要件の一つである、原子力発電所のリスクとそのリスクの増加量について原子力学会標準[1]では、安全確保活動の変更後のリスクが変更前より増加する結果が得られた場合、そのリスクの変化量を判定基準と比較し、該当する領域を判定すると記されている。内的事象のリスクに対する判定基準の一例を以下に示す。

判定基準では、機器の故障確率の増加による格納容器破損頻度(Containment Failure Frequency, CFF)および ΔCFF が図 2.3-4 中の領域 I に該当するような変化は許容されないと評価しており、そのような変化を起こさせないように保全活動を行う必要がある。

上記 ΔCFF は、保全活動の前後に関するものであるが、経年劣化についても同様に取り扱うことが可能である。

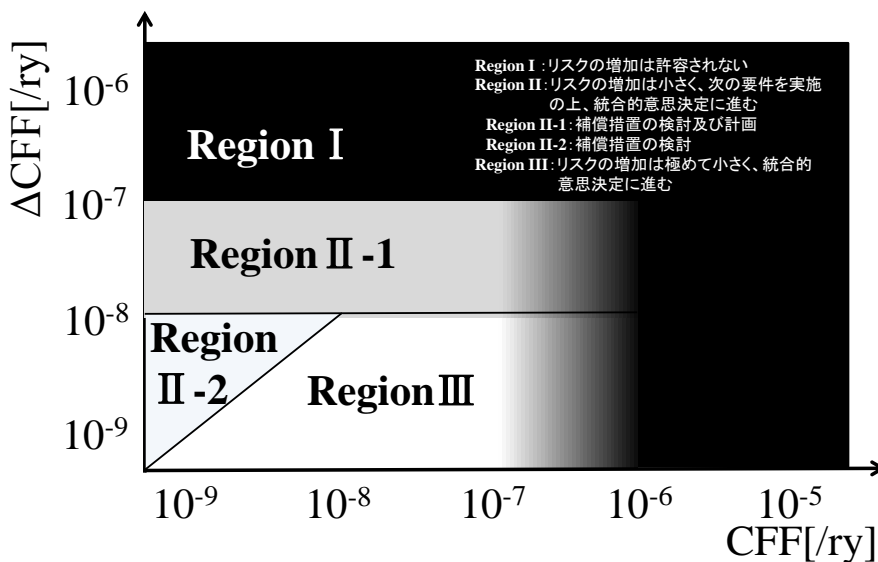


図 2.3-4 CFF の判断基準 (内的事象のリスク)

(3) SA 対策とリスク評価指標の整理

深層防護レベル 4 層の SA 対策としては、著しい炉心損傷を防止するための SA 対策-I と格納容器の閉じ込め機能を維持するための SA 対策-II の 2 種類がある。この観点から指標の検討を行うと、以下のような整理ができる。

- CDF または ΔCDF : 炉心損傷頻度(Core Damage Frequency, CDF)は、炉心損傷の防止能力またはその変化を表す指標である。よって、SA 対策-I の能力 (あるいはその変化) のみを評価する際には有効な指標である。その一方で、SA 対策-II についての能力を比較することはできない。

- CCFP または $\Delta CCFP$: 条件付き格納容器破損確率(Conditional Containment Failure Probability, CCFP)は、炉心損傷が発生したとの条件付きの下での格納容器の閉じ込め機能の維持能力またはその変化を表す指標である。よって、炉心損傷を防止する能力は含まれていない指標であることから、SA 対策-II の能力（あるいはその変化）のみを評価する際には有効な指標である。その一方で、SA 対策-I についての能力を比較することはできない。
- CFF または ΔCFF : 格納容器の閉じ込め機能の維持能力またはその変化を表す指標である。CFF または ΔCFF には、炉心損傷を防止する能力も含まれている。よって、SA 対策-I および SA 対策-II の両方に有効な指標であると考えられる。

(4) リスク指標の提案

機器の経年劣化状態を代表する時刻歴として、図 2.3-5 に示すように、過去（設計値、あるいは前回メンテナンス時）、現在、および将来（経年後、あるいは次回メンテナンス時）の3つの状態に着目する。

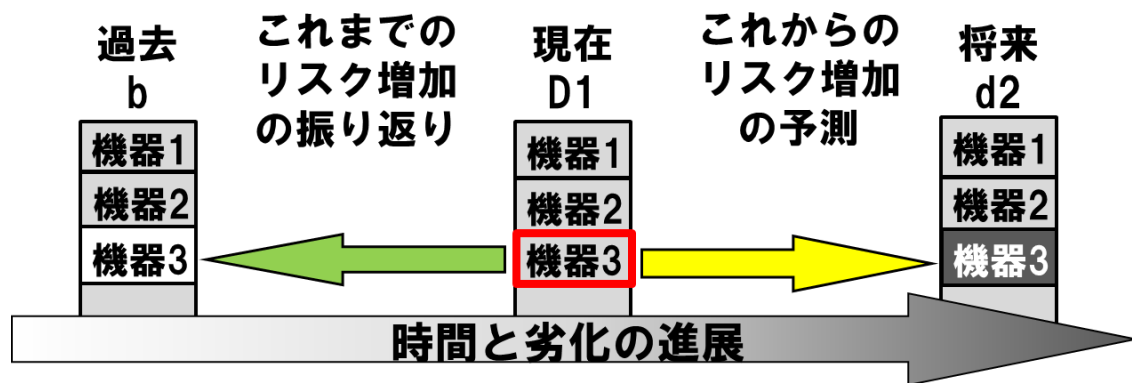


図 2.3-5 経年変化における代表時刻歴

まず確率論的リスク評価 (PRA) として、現在の状態の CFF_{D1} をベース状態とする。ある機器に着目した場合、過去から現在までに対象となる機器により蓄積された指標 (CFF) は、図 2.3-5 に示すように他の機器を現状維持とし (図中淡灰色)、該当する機器のみを過去の状態とした指標を $CFF_{D1 \rightarrow b}^A$ とすると、過去から現在までのリスクの蓄積に関する指標として、

$$\Delta CFF_{D1 \rightarrow b}^A = CFF_{D1} - CFF_{D1 \rightarrow b}^A \quad (2.3-3)$$

と定義できる (図中緑矢印に相当)。

同様に現時点からの着目機器の経年化に伴うリスクの増加は、他の機器を現状とし該当する機器のみを劣化させた状態における $CFF_{D1 \rightarrow d2}^A$ を用い、

$$\Delta CFF_{D1 \rightarrow d2}^A = CFF_{D1 \rightarrow d2}^A - CFF_{D1} \quad (2.3-4)$$

で表される (図中黄色矢印に相当)。プラントライフサイクル全体におけるリスク増加抑制を考えた場合、現時点におけるリスク増加要素だけではなく、今後の経年化に伴うリスク増

加に対しても注意を払うべきである。従って本研究では、(2.3-3)式および(2.3-4)式を足し合わせた変化量を、経年化影響全体を示すリスク指標として、以下の通り定義する。

$$\Delta CFF \equiv \Delta CFF_{D1 \rightarrow b}^A + \Delta CFF_{D1 \rightarrow d2}^A \quad (2.3-5)$$

なお、(2.3-3)～(2.3-5)式より本研究で定義する ΔCFF は将来予測における から過去の時点における を引いたものと等価となるが、これまでの蓄積および今後の増加については重要度評価において明確に区別すべきであるため、(2.3-3)式および(2.3-4)式を個別に評価した上で、総合的な指標（(2.3-5)式）を算出するものとする。

また本定義は、炉心損傷頻度や炉心損傷の条件付き格納容器破損確率にも適用可能である。

参考文献

- [1] 社団法人日本原子力学会 日本原子力学会標準、「原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準」、2010年10月
- [2] 独立行政法人原子力安全基盤機構、「『リスク情報』を活用した構築物、系統及び機器の重要度分類の検討」、平成19年1月

2.4 安全裕度の評価指標及び評価手法の整理

経年プラントを構成する機器、構造物、計装系等の設備について、プラント全体をシステムとして捉えた安全裕度の評価指標及び評価手法についての検討を行った。

まず、深層防護レベル第4層を対象とした重大事項等対策設備の抽出と分析を行うために、最初に重大事故等対策設備の概要を調査し、本調査の対象となる深層防護レベル4層のSA対策-I/IIに関係する設備と、敷地外への放射性物質の拡散抑制策などの深層防護レベル5層に関係する設備等と、SA対策-I/IIに関係する設備等の仕分けを行った。そして、炉心損傷防止対策に係る有効性評価と格納容器破損防止対策に係る有効性評価に基づき、SA対策-IとSA対策-IIを整理し、SA対策-Iの例として全交流動力電源喪失への対策の例と、SA対策-IIの例として券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧破損）への対策の例を調査し、対策の概要、具体的な対策、使用する設備機器、系統図の概要、操作等について整理した。

次に、経年プラントにおけるSA対策の分析を行った。新規制基準適合審査において事業者が実施している有効性評価においては、一部の対策について有効性評価上の対象としないことから、経年プラントにおいて注目すべきSA対策かどうかを評価する対象範囲が、新規制基準における有効性評価よりも広範となることが想定される。一方で、高経年化対策の検討と言う観点からは、機器レベルあるいはより詳細な部位/故障モードを考慮する必要がある。広くSA対策を見る、細かくSA対策を見るという2つの方向性があることから、それぞれの特徴を有する2種類の指標を設定することが望ましいことを明らかにした。

そこで、広範なSA対策を評価するために、事故時における安全機能回復の信頼度を簡易的かつ定量的に評価するための指標として「レジリエンス指標」を提案した。レジリエンス指標では、一時的に喪失した安全機能の回復の程度と回復の早さを考慮できるようにした。また、レジリエンス指標では、経年変化、保全活動、教育と訓練、外力の強度による影響を考慮できるようにした。

その中で、深層防護レベル4層において関係のある外的事象との関係から、特に低サイクル疲労が静的機器に与える影響についての検討を行った。また、特別点検におけるコア抜きにより把握可能なコンクリートの劣化についての調査を行い、システム安全の観点からの検討を行った。その結果、火災等による高温を経験したコンクリートについては、コア抜きによる点検が重要となることを明らかにした。その一方で、地震等の外力に対しては、非破壊検査の方が有効であることを把握した。

次に、SA対策による安全裕度を把握し、機器レベルやより詳細な故障モードや部位単位で着目すべき対象を評価できる指標としてリスク指標を提案した。リスク指標では、現在のプラントの安全裕度に着目するとともに、経年化によるこれまでのリスク増分と将来のリスク増分を評価することで、各機器の故障率変化がプラント全体のシステム安全に及ぼす影響を把握できるようにした。

上記の2つの指標の特徴を活かし、レジリエンス指標でSA対策のスタディを行い、その結果を用いて、リスク指標でSA対策による安全裕度の把握とする枠組みを提案した。

(図 2.4-1)。

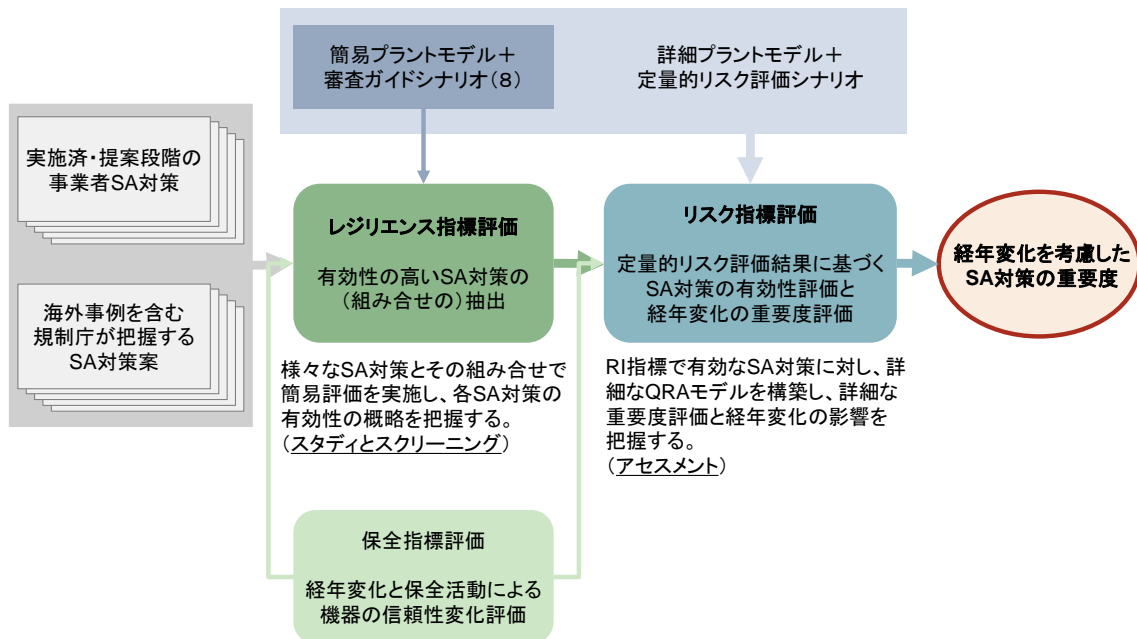


図 2.4-1 レジリエンス指標とリスク指標の関係

レジリエンス指標は、審査ガイドのシナリオを対象に、様々な SA 対策をスタディし、注目すべき SA 対策を抽出するための指標である。個別 SA 対策の主要な設備を対象とした簡易プラントモデルを構築し、時間軸での機能回復を考慮することが可能である。これは、マネジメント策が中心となっている SA 対策は、中央制御室での操作を中心とした深層防護レベル 3 層までと異なり、操作に要する時間を考慮する必要があり、そのような SA 対策の評価に有効な手法である。その一方で、SA 対策-I と SA 対策-II を区別することがない。

リスク指標は、PRA を活用することから、PRA でモデル化される多様なシナリオに対して有効であり、プラントモデルにおいても、機器、構造物、計装系等の設備について、プラント全体をシステムとして捉えた安全裕度の総合的な評価が可能である。ただし、そのためには詳細なモデル化が必要となるため、レジリエンス指標を用いることで、注目すべき SA 対策の絞り込みが有効となる。そして、著しい炉心損傷への進展を防止できる対策である SA 対策-I に対しては炉心損傷頻度の経年変化を指標とし、SA 対策-II に対しては条件付き格納容器破損確率を指標とすることで、それぞれ分類しての評価が可能である。また、CDF に着目することで、SA 対策-I および SA 対策-II の両方を比較しての評価も可能である。

具体的な評価手順としては、レジリエンス指標の評価モデルを構築、評価を行った後、各 SA 対策の信頼性を 0.0 とした場合と 1.0 とした場合の評価を行い、2.3-1 式と 2.3-2 式の要領でレジリエンス指標の FV 相当値および RAW 相当値を評価する。FV 相当値または RAW 相当値いずれかが相対的に大きな SA 対策については、基本的に注目すべき SA 対策と考える。

それら注目すべき SA 対策を取り込んだ PRA モデルを構築し、特に SA 対策を中心に機器故障率（あるいは、故障モード別の故障率）の経年変化を考慮し、各機器または部位/故障モードごとにリスク指標の評価を行う。この中で、相対的にリスク指標の大きな機器または部位/故障モードを注目すべき機器等として抽出する。

安全裕度としては、現在の CDF が SA 対策-I までを考慮した指標となり、SA 対策-II までを考慮するならば現在の CDF が指標となる。特に SA 対策-II に着目する場合、CCFP を

用いることも有用である。

以下に、具体的な評価手順を整理し示す。

2.4.1 前提条件と全体フロー

(1) 前提条件

今回提案したレジリエンス指標とリスク指標を用いた評価を行うに当たっては、一般的に原子力プラントやシステム分析に関する知見・能力の他に、本評価手法固有の前提条件が必要である。それを整理する。

- PRA モデルおよびそのための計算ツールが利用可能であること。リスク指標においては、PRA の結果を用いる。そのため、評価対象とするプラントと事故シナリオに対する PRA モデルを保有していることが望ましい。少なくとも、モデルの追加・変更が可能である必要がある。新たな SA 対策を追加し、評価するための PRA 用計算ツール（代表的には RISKMAN や WinNUPRA 等）を利用できる環境が必要である。
- PRA モデルを構築する能力を有していること。上記と関連して、追加する SA 対策の PRA 用モデルを構築する必要がある。すなわち、SA 対策のモデル化に必要なシステムや操作に関する情報を収集し、それを PRA モデルとして構築できる能力が必要である。関連して、機器故障率の設定や人間信頼性解析なども必要になる場合がある。成功基準解析の能力は必ずしも必要ではないが、入手可能な情報に基づき成功基準を判断できる能力は必要である。また、入手可能な範囲では十分な情報が集まらない場合には、適切な工学的判断を行える、または、工学的判断を仰げる専門家を知っている必要がある。
- リスク情報に関する知識を有していること。レジリエンス指標では、詳細なシステムモデルを構築するのではなく、SA 対策上重要な機器を代表的に選ぶことで、簡略的なモデルを構築している。そのため、PRA 等のリスク評価において、どのような機器が重要と考えられているのかと言う一般的な判断を行える必要がある。
- 保全活動（保全指標）と経年劣化が機器故障率に及ぼす影響についての知見を有していること。レジリエンス指標では、機器への故障率を与える際に、「適切な保全活動が行われていれば、避けることが可能な故障」部分を除くことを行っている。結果として、保全活動に依存しない故障率の経年変化を評価できるようになるという考え方をしている（詳細は参考文献[1]²⁸を参照）。また、リスク指標では、機器故障率の経年変化を必要とする。

(2) 全体フロー

経年プラントの深層防護レベル 4 層の安全裕度の指標の評価フローを図 2.4-2 に示す。次項(3)に示すが、SA 対策-I の指標と SA 対策-II の指標の違いは、評価対象とする対策と評価対象とするシナリオの範囲によって決まるものであり、評価手順は同じである。

²⁸ 特に、分冊 2 「2.1.3 (5) 2) 経年変化と保全活動を考慮した機器故障率の評価（動的故障要因）」(P.2-169) の考え方と評価方法を理解する必要がある。

各手順の概要については、2.4.2 項に示す。

(3) 事象進展シナリオと代表的な評価指標

今回提案しているレジリエンス指標とリスク指標は、いずれも「シナリオベース」での評価を行う手法である。すなわち、事故の進展シナリオとその進展を阻止または緩和するための対策（の成功と失敗）を組み合わせ、それぞれのシナリオの発生確率から指標を導出している。

ここで、SA 対策-I も SA 対策-II のいずれも、深層防護レベル第 4 層における事故進展を阻止または緩和するための対策の中で、「著しい炉心損傷を防止するための対策」と「格納容器の機能損失を防止するための対策」として区分けされている。それぞれの安全裕度を把握するためのポイントは、「どこまでのシナリオを考えるか」と「どの対策を組み合わせるか」に依存することになる。

つまり、評価手法そのものが変わるのではなく、「評価対象とする対策」と「指標の評価対象とするシナリオの範囲」によって、SA 対策-I の安全裕度を表す指標なのか、SA 対策-II の安全裕度を表す指標なのか決定される。

このような観点から、事象進展シナリオと代表的な評価指標についての整理結果を図 2.4-3 に示す。

レジリエンス指標については、様々な SA 対策についてのスタディを行えることが特徴であることから、SA 対策-I/II それぞれの裕度を把握すると言うよりも、SA 対策-I と SA 対策-II の両方をモデル化した中で、様々なパラメータの変更による影響を感度解析的に把握することが良いと考えられる。

リスク指標については、以下のように整理できる。

SA 対策-I の安全裕度を把握： $\Delta CDF (AM^{29}) = CDF (AM \text{ 有}) / CDF (AM \text{ 無})$

SA 対策-II の安全裕度を把握： $\Delta CCFP (AM) = CCFP (AM \text{ 有}) / CCFP (AM \text{ 無})$

SA 対策-I/II 両方を考慮した深層防護レベル 4 層の安全裕度：

$$\Delta CFF (AM) = CFF (AM \text{ 有}) / CFF (AM \text{ 無})$$

ただし、 $\Delta CFF (AM)$ を導出する際に、SA 対策-I または SA 対策-II のいずれかに期待しない設定での評価を行うと、期待する SA 対策の安全裕度の把握が可能である。

²⁹ AM については「SA 対策」と同義で用いている。

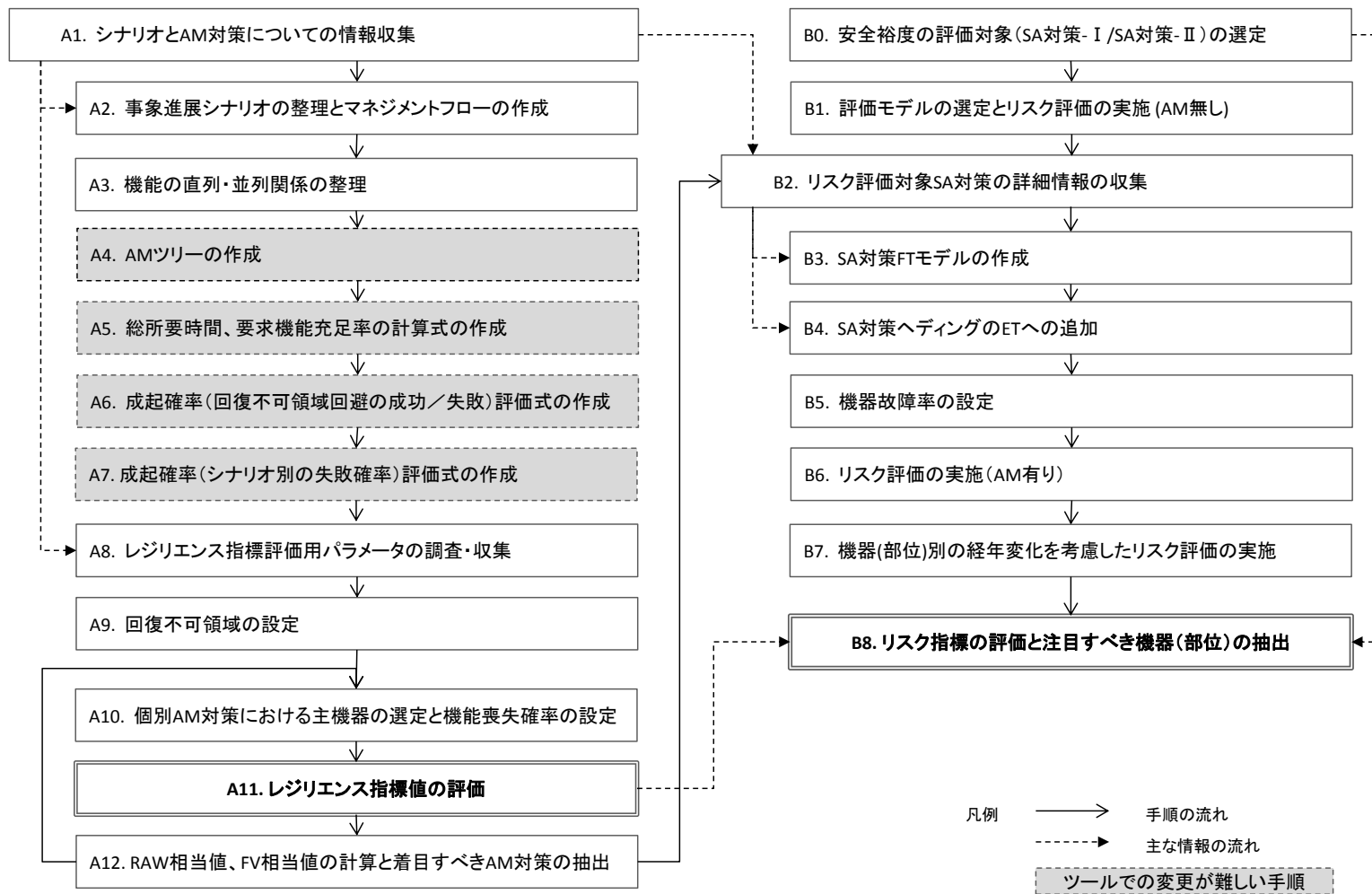


図 2.4-2 経年プラントの深層防護レベル4層の安全裕度評価指標の評価フロー

		安全裕度指標			事象進展						備考	
		SA- I	SA- II	SA- I / II	起因事象発生	深層防護レベル3層の機能喪失	炉心損傷		格納容器破損			
							AM無し	SA対策- I	AM無し	SA対策- II		
レジリエンス指標		○	○	◎								レジリエンス指標では、深層防護レベル3層の機能喪失が事象進展の起点である。
		◎	×	×								
リスク指標	CDF(AM有) / CDF(AM無)	◎	×	×								CFFでSA対策- I / IIの両方をモデル化すると、それぞれの裕度は把握できない(両方の裕度を把握できる)。但し、機器の経年変化の指標の場合には、当該機器以外の影響が排除されるため、SA対策- IとSA対策- IIの安全裕度が混在することはない。
	CFF(AM有) / CFF(AM無)	○	○	◎								
	CCFP(AM有)	×	○	×								
	CCFP(AM有) / CCFP(AM無)	×	◎	×								
(参考) PRA結果	CDF											CDFとCFFについては、起因事象の発生頻度を考慮することから、事象進展シナリオの起点は、起因事象発生前からとなる。
	CCDP											
	CFF											
	CCFP											

※矢印のグレー部分は、モデル化しない（レジリエンス指標）または、比を取ることでその部分の影響が相殺される（リスク指標）ことを表している。

図 2.4-3 事象進展シナリオと代表的な評価指標

2.4.2 各手順の概要

図 2.4-2 の各手順の概要を以下に示す。尚、図中、A シリーズはレジリエンス指標を評価する手順、B シリーズはリスク指標を評価する手順である。

(1) (A1)シナリオと AM 対策についての情報収集

レジリエンス指標における事故進展シナリオは、基本的に原子力規制委員会が指定する炉心損傷防止対策のための事故シーケンスグループと格納容器破損防止対策の格納容器破損モードを対象とする。よって、それらの SA 対策についての情報を収集することになる。事故シナリオについては 2.1.2 (1) 1) に、格納容器破損モードについては 2.1.2 (1) 2) に、それぞれリストを掲載している。レジリエンス指標の場合、SA 対策-I と SA 対策-II の区別をすることなく、様々な SA 対策についてのスタディをすることが特徴である。その上で、SA 対策-I または SA 対策-II に絞った評価を行いたい場合には、SA 対策-I については事故シナリオにおける炉心損傷までを、SA 対策-II については（炉心損傷後から）格納容器破損までに絞った調査と評価を行えばよい。

ここで収集すべき情報は大きく 2 種類になる。

(1) 各事故進展シナリオとそれに伴って実施される SA 対策

1) 代替操作（並列操作）か一連の操作（直列操作）か

(2) 個別 SA 対策の詳細情報

- 1) 主な機器とその仕様（機能に関するもの）
- 2) SA 対策が提供する主な機能
- 3) 操作に要する時間

これらの情報源として、代表的な公開情報としては、以下がある。

- 設置（変更）許可申請書
- 新規規制基準適合審査会用資料

(2) (A2)事象進展シナリオの整理とマネジメントフローの作成

A1 で収集した情報において、事故進展シナリオの中には、事象の詳細な分岐やプラントの安全対策とは直接の関係のない情報も含まれている。例えば、操作員の放射線防護の観点からの操作などが代表的である。そのような情報から、事故進展の防止・緩和に有効な対策に着目し、その流れをフロー図として整理する。

このフロー図の作成は、レジリエンス指標試評価ツールでは行わない。一般的な作図ツールを用いればよい。

(3) (A3)機能の直列・並列関係の整理

事故進展の防止・緩和に有効な対策に着目して A2 で作成したフロー図から、各対策が提供する機能に着目し、それぞれの機能の直列・並列関係を整理する。

一般的には、異なる機能の場合は直列関係であり、同じ機能を提供する場合は「代替策」

として並列関係にある。逆に言えば、並列関係にある操作は、同一機能を提供しているもの
と考えるのが一般的である。

機能の分析・整理については、例えば、参考文献[1]分冊1の表2.1.1-3や表2.1.1-4などが
参考になる。

この機能の整理は、レジリエンス指標試評価ツールでは行わない。

(4) (A4)AM ツリーの作成

次に、A2で作成したフロー図からAM ツリーを作成する。

AM ツリーは、PRA における一般的なイベントツリーと似ているが、異なるものである。
PRA におけるイベントツリーは、そのヘディングの「成功」または「失敗」だけで分岐さ
せるが、AM ツリーでは「操作の成功・機能の達成」「操作の成功・機能の未達」「操作の
失敗（機能は必然的に未達）」の3つに分岐する。

PRA のイベントツリーでは、前の操作に成功していた場合には、その後の代替操作につ
いては考慮する必要がない。しかし、AM ツリーでは、前の操作に成功していた場合でも、
なんらかの理由で機能が必要水準に達しない場合には、代替操作を考慮し、両方で必要な機
能の回復を果たすようなシナリオの設定が可能として表現される。

さらに、PRA のイベントツリーでは、各シナリオの最終状態が「成功」または「失敗」
に分類することが可能である。しかし、AM ツリーの場合、そのシナリオが「成功」か「失
敗」かは、計算結果として、A6で設定する回復不可領域を通過するか否かで判断される。
それらは、外力を変数として変化することから、ツリー作成段階では成功か失敗かを決定で
きない。

AM ツリーを作成した後、その「操作」に着目して、レジリエンス指標試計算ツールの
AM シーケンスの設定を行う。詳細は、ツールのマニュアルの「AM シーケンスの設定」の
項目を参照されたい。

尚、A4 から A7 までについては、レジリエンス指標試計算ツールで設定されているシナ
リオから変更することが難しいものとなっている。それぞれの計算方法を把握した上で、同
様の EXCEL シートを作成する方が容易と考えられる。

(5) (A5)総所要時間、要求機能充足率の計算式の作成

各シーケンスにおける総所要時間と要求機能充足率の計算式を作成する。

総所要時間は、それぞれのシーケンスの「操作成功」の合計時間である。

機能充足率については、各 AM 対策の提供する機能が並列関係か直列関係かで計算方法
が異なる。一連の「操作成功」の中で、

- 並列関係：機能充足率を足す。
- 直列関係：機能充足率の最小値とする。

と言う計算式を設定する。ここでは計算式を設定するだけであり、個々の対策の「所要時
間」や「機能充足率」の設定・入力を行う必要はない。それらは A8 で行う。

設定の考え方の詳細は、3.1.2 (1)(P.3-13)付近に記載がある。また、詳細は、レジリエンス
指標試計算ツールのマニュアルの「総所要時間の計算式の設定」と「各 AM 策の要求機能
充足率の計算式の設定」の項目を参照されたい。

(6) (A6)成起確率（回復不可領域回避の成功／失敗）評価式の作成

レジリエンス指標では、「回復不可領域」を設定する。これは、レジリエンス指標におけるシナリオの起点が、深層防護レベル3層までの機能喪失からと言うことと関係している。炉心損傷防止または格納容器機能喪失防止の観点から、回復失敗となるまでの時間（所要時間クライテリア：Tcr）と最低限必要となる機能（最低安全機能レベル/機能回復クライテリア：Lcr）の関係を設定する。つまり、AM 対策の操作そのものに成功したとしても、その操作に要した時間が長すぎたり、トラブルや事故影響の大きさと比較して機能が不十分だった場合には、炉心損傷や格納容器破損を防止できないと考えられるからである。

ここでは、具体的な回復不可領域の設定を行うのではなく、その不可領域を通った場合と、通らなかった場合での、条件分岐式を設定する。具体的な領域設定はA9で行う。

詳細は、レジリエンス指標試算ツールのマニュアルの「生起確率の計算式の設定」の項目を参照されたい。この中で、具体的な算出方法のIF文の条件設定部分が、この評価式の作成に相当する。

(7) (A7)成起確率（シナリオ別の失敗確率）評価式の作成

ここでは、各シナリオの失敗確率を計算するための評価式を作成する。SA 対策別の失敗確率の入力は、A10で行う。

詳細は、レジリエンス指標試算ツールのマニュアルの「生起確率の計算式の設定」の項目を参照されたい。基本的な考え方と具体的な評価式の入力方法が記載されている。マニュアルに記載の具体的な算出方法のIF文の中で、IF文の条件を満たさない場合の計算式の部分が、評価式の作成に相当する。

(8) (A8)レジリエンス指標評価用パラメータの調査・収集

レジリエンス指標の評価には、各SA対策について、以下の情報が必要となる。

- 操作に要する時間：新規制基準適合審査の資料の中には、AM対策の評価上の所要時間や実際の操作で要した時間が掲載されている場合がある。そのような資料から情報を得られる場合もある。そのような情報がない場合には、工学的判断が必要となる。
- SA対策の成功となる機能（機能充足率）：熱水力等により、SA対策別の能力が評価・公表されている場合があるならば、それを用いるのが良い。想定事象に対する性能の十分性を確認する観点から、評価結果そのものは存在すると考えられるが、そのような値は必ずしも公開されていない。よって、ここでは設計値を機能充足率1.0として設定する。複数の代替機能がある場合には、その中で最も小さい値を1.0と定義し、相対値を用いる。
- 外力による所要時間と機能充足率の変化：
 - ✓ 外力による所要時間と機能充足率の変化を入力することができる。所要時間変化については、工学的判断による設定が中心となることが多いものと推察される。ただし、例えば、一定以上の地震が発生した場合、津波警報が発令され、その解除までは操作が行えないと言うような仮定が可能であれば、その地震条件の時には、所要時間を警報解除までの時間分だけ増加させるような設定が考えられる。

また、事実上、操作が困難と思われる外力が発生した場合には、所要時間は無限大となる。計算上は、外部支援以外は期待できないとして 168 時間(=7 日間×24 時間)と言うような設定が考えられる。

- ✓ 機能充足率については、並列機器がある場合や系統の多重化が図られている場合には、初期の機能充足率が 1.0 を超えている。よって、例えば、地震のフラジリティとの関係で、故障確率が 0.5 となる地震動との関係で、機能充足率 2.0 を 1.0 とするようなことが考えられる。
- ✓ これらの外力による所要時間や機能充足率の設定については、明確な設定基準は存在しない。様々なスタディや外的事象の PRA の結果などから、データや知見を蓄積する必要がある領域である。

レジリエンス指標試計算ツールにおける設定値の入力方法（または、設定値の変更方法）については、マニュアルの「AM パラメータの設定」の項目を参照されたい。

(9) (A9)回復不可領域の設定

この領域の設定については、理想的には、熱水解析などにより設定することが望ましい。一方で、簡単のためには、資料に記載されている操作に要する時間や、対策に用いる機器設備の設計値を用いることでもよい。そのような情報がない場合には、工学的判断を用いる必要がある。最低安全機能レベルについては 1.0 を設定すれば良い。

所要時間クライテリア以内に最低安全機能レベルに達していれば成功となる。逆に、回復不可能領域(非許容領域)を通過するシナリオとは、「所要時間クライテリアより時間を要している」かつ「最低安全機能レベルに達していない」場合である。

レジリエンス指標試計算ツールにおける設定値の入力方法（または、設定値の変更方法）については、マニュアルの「非許容領域、外力レベルの設定」の項目を参照されたい。外力レベルの設定については、外力に対する感度解析を実施する場合に、順次入力する場所であり、本項での設定と直接の関係はない（初期値としては、0.0 を入力しておけばよい）。

(10) (A10)個別 AM 対策における主機器の選定と機能喪失確率の設定

それぞれの AM 対策には、複数の設備機器が用いられている。判断に用いる計装系や、発電機とケーブル、ポンプ・弁と配管などがある。これらの精緻なモデルを用いてもよい。例えば、PRA で評価するフォールトツリーモデルが存在するなら、その論理式を用いる方法もある。

その一方で、レジリエンス指標では、SA 対策で主な機能を提供する「主機器」を選択し、そのみを用いた簡易モデルを用いてもよい。例えば、電源を供給する場合には発電機を、冷却用の水を供給する場合にはポンプを、減圧操作をする場合には弁を選択する。

この項目でポイントとなるのは、機能喪失確率の設定である。前提条件にも記載したが、レジリエンス指標では、機器への故障率を与える際に、「適切な保全活動が行われていれば、避けることが可能な故障」部分を除くことを行っている。結果として、保全活動に依存しない故障率の経年変化を評価できるようになるという考え方をしている(この辺りの詳細は参

考文献[1]³⁰を参照)。工学的判断により設定してもよい。

レジリエンス指標試計算ツールにおける設定値の入力方法（または、設定値の変更方法）については、マニュアルの「AMパラメータの設定」の項目を参照されたい。「保全指標値」の入力部分が該当する。

(11) (A11)レジリエンス指標値の評価

上記の入力が終わると、各シナリオの中で回復不可領域を通過しないシーケンスの成功確率の合計が計算される。機能充足率の変化や機能回復時間の変化は、結果に表示されるグラフの変化となって表される。

機能充足率や回復時間の強化により、回復不可能領域を通過しなくなったシーケンスがあると、レジリエンス指標の値の変化となって現れる。一方で、回復不可能領域を通過しないシーケンスに対する変化だけの場合には、指標の値そのものは変化しない。ただし、図のパスが上方や左方へ移動する。以前のグラフとの比較により、機能の強化が確認できる。

レジリエンス指標試計算ツールにおけるレジリエンス指標値の評価結果の参照方法については、マニュアルの「外力レベル H における条件付き回復成功確率」の項目を参照されたい。

(12) (A12)RAW 相当値、FV 相当値の計算と着目すべき AM 対策の抽出

着目すべき SA 対策を抽出するためには、各 AM 対策の RAW 相当値と FV 相当値の評価を行う必要がある。

まず、上記のレジリエンス指標値を記録しておく。その後、それぞれの AM 策の機能喪失確率を 1.0 とした場合と、機能喪失確率を 0.0 とした場合のレジリエンス指標値を計算し、記録する。具体的な値の設定場所については、A10 の「保全指標値の設定」部分を、1.0 または 0.0 とする。

その後、3.1.2 (4) 設備・機器がシステム耐性に及ぼす影響の定量評価に記載の評価式に従って指標を算出する。相対的に、RAW 相当値または FV 相当値が高い SA 対策を「着目すべき SA 対策」として抽出する。特に、本年度の知見に基づけば、RAW 相当値の高い SA 対策には着目すべきと考えられる。

(13) (B0)安全裕度の評価対象 (SA 対策-I /SA 対策-II) の選定

次に、リスク指標により、SA 対策の安全裕度の定量的な評価と着目すべき機器の抽出を行う。

最初に、SA 対策-I の安全裕度の評価を行うのか、SA 対策-II の安全裕度の評価を行うのか、または、両方を同時に評価し、深層防護レベル 4 層の安全裕度の評価を行うのかを決定する必要がある。2.4.1(3)と図 2.4-3 を参考に、具体的な指標を選択する。

³⁰ 特に、分冊 2 「2.1.3 (5) 2) 経年変化と保全活動を考慮した機器故障率の評価 (動的故障要因)」(P.2-169) の考え方と評価方法を理解する必要がある。

(14) (B1)評価モデルの選定とリスク評価の実施 (AM 無し)

目的に沿った PRA モデルを選定し、AM 対策を考慮しない評価を実施する。CDF を用いるのであれば、レベル 1PRA までの評価を行う。CFF を用いるのであれば、レベル 1.5PRA を実施する。CCFP を用いる場合には、CDF と CFF の評価が必要となる。

すでに AM 対策がモデル化されている場合は、信頼度を 0 として評価を行う。具体的方法については、それぞれの PRA コードのマニュアルに従う。

(15) (B2)リスク評価対象 SA 対策の詳細情報の収集

A12 で着目すべきとされた SA 対策について、PRA 用フォールトツリー(FT)モデルの作成に必要な情報を収集する。レジリエンス指標のための情報収集 (A1) よりも、設備機器については詳細な情報が必要になる。注目すべき機器等を把握するためには、どのような機器が SA 対策として用いられているかがわからなければならないからである。つまり、機器構成がわかる系統図や操作手順を把握する必要がある。

工事認可図書等の設計情報や操作手順書など、詳細なプラント情報、SA 対策情報があることが望ましいが、それらは公開されていない。

そこで、SA 対策についての様々な情報を収集する必要がある。これまでの PRA 報告書や新規制基準適合審査のための資料などがある。また、系統図を想定するためには、地元説明資料等も参考になる場合がある。

(16) (B3)SA 対策 FT モデルの作成

B2 で収集した情報に基づき、FT モデルを作成する。設備構成上、想定される機器について、工学的判断により仮定することが必要な場合がある。例えば、タンク出口に、通常時閉の弁が設置されているはずである、と言うようなことが考えられる。

(17) (B4)SA 対策ヘディングの ET への追加

SA 対策は、多くの場合、深層防護レベル 3 層までの設備が提供する機能の代替機能として整備される。よって、既存のイベントツリー (ET) において、元の機能のバックアップとなるような形で追加する。

(18) (B5)機器故障率の設定

PRA 用の国内の機器故障率データベースとして、NuCIA³¹が代表的である。SA 対策の機器・設備に該当する故障率データがある場合には、NuCIA の機器故障率を用いればよい。該当する機器故障率データがない場合には、海外の事例を含め、先行 PRA での機器故障率や工学的判断による設定が考えられる。

具体的な設定方法については、参考文献[2]を参照することが望ましい。

ここで、リスク指標を評価する上で特に注意すべきは、SA 対策の故障率は「現在値」として推定されるものを用いる必要があるという点である。例えば、ベイズ推計により個別プ

³¹ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリー <http://www.nucia.jp/>

プラントの故障率とするような方法も考えられるし、NuCIA の機器故障率データは、様々な年代のプラントの故障実績に基づいていることから、これを現在値として用いることも考えられる。

(19) (B6)リスク評価の実施 (AM 有り)

B3 から B5 で設定した PRA 用データを用いて、リスク評価を実施する。具体的な方法については、PRA コードのマニュアルに従う。

(20) (B7)機器(部位)別の経年変化を考慮したリスク評価の実施

SA 対策の個別機器 (あるいは、より詳細な部位や故障モード) 別の評価を行うことにより、経年プラントにおいて注目すべき機器 (以降、部位や故障モードの場合を含む) を抽出するための評価を実施する。

評価では、過去増分と将来増分を分けての評価を行う。そのため、以下の手順に従って、故障率の変化を設定する。

- (1) 評価対象とする過去と将来を設定する。高経年化技術評価を 10 年毎に実施することを考えると、過去 10 年と将来 10 年と言う考え方もある。また、最初の高経年化技術評価の時点を考えると、運転開始直後からこれまでのリスク増分と次の高経年化技術評価までのリスク増分を把握する観点から、過去は 30 年、将来は 10 年と言う設定も考えられる。
- (2) 過去からの故障率の増加と将来に向けての故障率の増分を評価する。故障率データやその評価方法が充実しており、統計的な故障率の年次変化の評価が可能であれば、そのようなデータや評価を用いることが望ましい。しかし、現在、そこまでの信頼のある故障率データが存在しないことから、一定の仮定を置いての評価方法を用いる必要がある。例えば、参考文献[1]³²に記載の方法に基づき、リスクの増加分を評価する方法がある。あるいは、動的機器の故障率は直線的に増加し、静的機器については指数関数的に増加する、あるいは、設計基準範囲内では実質的には増加しない、と言う考え方もありえる。いずれにせよ、条件設定における考え方を明確にしておき、結果の解釈において考慮することが重要である。

次に、注目する機器以外の故障率は変更せずに、注目する機器の故障率のみを、上記で設定した過去の故障率に変更して評価する。次に、将来の故障率に変更して評価する。機器故障率と得られた PRA の結果 (CDF や CFF) を SA 対策重要度評価システムに入力する。

順次、注目すべき機器を変えて評価を実施し、一通りの評価とデータの入力が終わったら、評価結果のグラフを作成する。

SA 対策重要度評価システムの初期設定やデータの入力方法、機器別のリスク指標の評価方法については、マニュアルを参照されたい。

³² 特に、分冊 2 「2.1.3 (5) 2) 経年変化と保全活動を考慮した機器故障率の評価 (動的故障要因)」(P.2-169) の考え方と評価方法を理解する必要がある。

(21) (B8)リスク指標の評価と注目すべき機器（部位）の抽出

B1での評価結果とB6での評価結果を用いて、B0で検討したリスク指標を算出する。SA対策以外の機器の故障率等については、比を取る指標であれば相殺される。SA対策の故障率として「現在値」を用いることにより、「現在」のSA対策の安全裕度を定量的に評価することができる。

次に、B7での評価結果に基づき、まずは過去増分と将来増分の合計値が大きい機器から注目すべき機器として抽出する。次に、過去増分と将来増分はほぼ同等であるが、「過去増分」と「過去増分と将来増分の合計」で逆転した結果の機器に着目する。逆転する機器は、これからのリスクの増大が想定されることから、日常の保全活動の充実が求められることになる。

参考文献

- [1] 「平成25年度高経年化技術評価高度化事業(経年プラントの総合的な安全評価体系の整備)」、2014年3月
- [2] 日本原子力学会 「原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」、AESJ-SC-RK001:2010、2010年6月

3. 加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究

3.1 経年劣化や保全活動の効果・影響を表す指標・評価手法の適用性評価

3.1.1 3 ループ PWR を対象としたレジリエンス指標の試評価

設計基準事象を超えるシナリオを想定した深層防護レベル 4 層を考慮したレジリエンス指標を計算するためのツールを Microsoft Excel を用いて製作・整備し、それを活用して原子力規制委員会の審査ガイド「原子炉損傷防止対策及び格納容器防止対策の有効性に係る標準評価手法」における加圧水型原子力発電所（PWR）に対するアクシデントマネジメント（AM）シナリオを対象に、試評価と感度解析を試行的に行った。

(1) 審査ガイドにおける主な評価条件と想定した評価の条件

審査ガイドが示している対策に対する主な評価条件は以下のとおりである：

- 7 日間は外部支援がない。
- 出力、炉内状況等は現実的な値を使用してよい。
- 故障を想定した設備の復旧は考慮しない。
- 外部電源の有無の影響を考慮する。
- 単一故障は考慮せず。

一方、本評価においては、さらに次の条件を考慮するものとする：

- 深層防護の独立性と前段否定を考える。したがって深層防護の第 4 層としての設備で対応が取れるようにする。
- 実際の対応時には、深層防護の第 1 層から第 3 層の活用できる設備もマネジメントでフル活用して対応することになる。このため、第 4 層設備には単一故障基準は適用しない。
- 第 4 層設備として動的機器のみを考える。配管等の静的機器は、第 1 層から第 3 層の設備を利用しても良い、すなわち深層防護の独立性は要求されないとする。

上記の条件のもと、ここでは、以下に示す二ケースを想定して試評価ならびに感度解析を実施した。

SA 対策－Ⅰを想定した条件：2 次冷却系からの除熱機能喪失

SA 対策－Ⅱを想定した条件：全交流動力電源喪失（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））

(2) シナリオ評価：「2次冷却系からの除熱機能喪失」

ここではまず、PWRの「炉心の著しい損傷の防止」対策における重要事故シーケンスのうち、「2次冷却系からの除熱機能喪失」を評価対象とする。

(1) 審査ガイドが示すシナリオ

審査ガイドが「2次冷却系からの除熱機能喪失」について示しているシナリオは次のものである（シナリオ詳細は2.2.4(2)1参照）：

- 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大破断LOCA及び中破断LOCAを除く）の発生後、2次冷却系からの除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

ここでは、次の設備の機能喪失を仮定することが要求されている：

- 補助給水系及び主蒸気逃がし弁又は安全弁による2次冷却系からの除熱機能喪失

(2) 審査ガイドが示す対策例

審査ガイドでは、炉心損傷を防止するため、次のような対策例を示している。

- a) 蒸気発生器を用いた代替の崩壊熱除去機能の確保
- b) 加圧器逃がし弁と高圧注入系によるフィードアンドブリード

(3) 本評価での対応策

2次系の安全系の除熱設備は機能喪失しているため、第4層の設備として除熱設備を設ける必要がある。蒸気発生器(S/G)への注水設備と大気への蒸気放出設備として次の2設備を設ける：

- －可搬式S/G給水系
- －アクシデントマネジメント(AM)主蒸気逃がし弁

なお、第3層までの設備で、本事故時に活用できる設備としては次の設備がある。

- －S/G水張系

本シナリオに対しては、1次系の除熱設備による除熱を利用することもできる。次の対応により、炉心の長期安定冷却を図る。

- －高圧注入系による炉心注入（フィード）
- －加圧器逃がし弁による1次系減圧（ブリード）
- －RHR系起動による炉心冷却

(4) マネジメントフロー

前項で示した設備を用いて本シナリオに対応した場合のマネジメントフローを図3.1-1に示す。このマネジメントフローにより、炉心損傷確率等を求めることが可能である。また、レジリエンス指標の試評価を本評価フローを用いて行う。

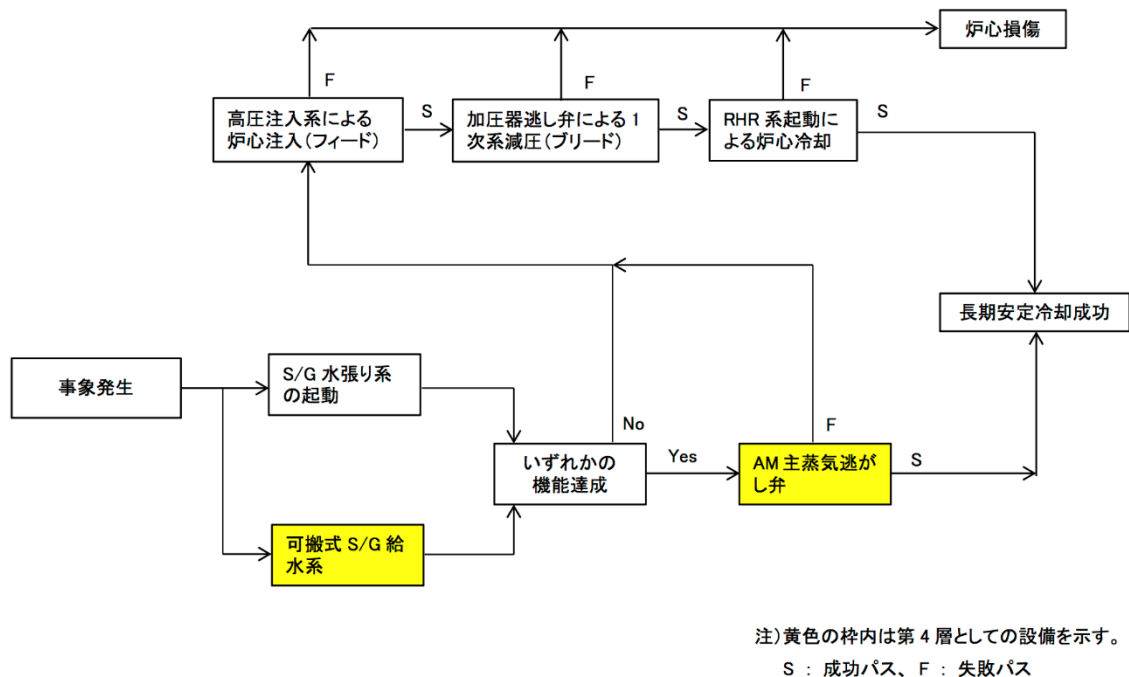


図 3.1-1 「2次冷却系からの除熱機能喪失」マネジメントフロー

(3) シナリオ評価：「全交流動力電源喪失（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」）

次に、PWRの「原子炉格納容器の破損の防止」対策における重要事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」を評価対象とする（シナリオ詳細は2.2.4参照）。

事故条件：

- 外部電源喪失
- 非常用所内交流電源、補助給水機能、原子炉補機冷却機能 喪失
- RCPからの漏えい：1.5m³/h/台 @定格圧力 → 一次系高圧

- (1) 全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失
- (2) 1次系、高温・高圧
- (3) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧 (RPV破損時の1次系圧力低下)
- (4) PCV圧力・温度上昇 (加圧器逃がしタンクラブチャージャーディスク作動、RPV破損)
- (5) 代替格納容器スプレイ
- (6) 格納容器自然対流冷却 (格納容器スプレイでは、格納容器注水制限値到達までに、自然対流冷却に切り替える必要あり)
- (7) 7日間の冷却維持

- 加圧器逃がし弁を第4層設備として位置付ける。窒素ポンベ、可搬型バッテリーを整備。
- 加圧器逃がし弁：2ケ

マネジメントフローを図 3.1-2 に示す。このマネジメントフローにより、格納容器損傷確率等を求めることが可能である。

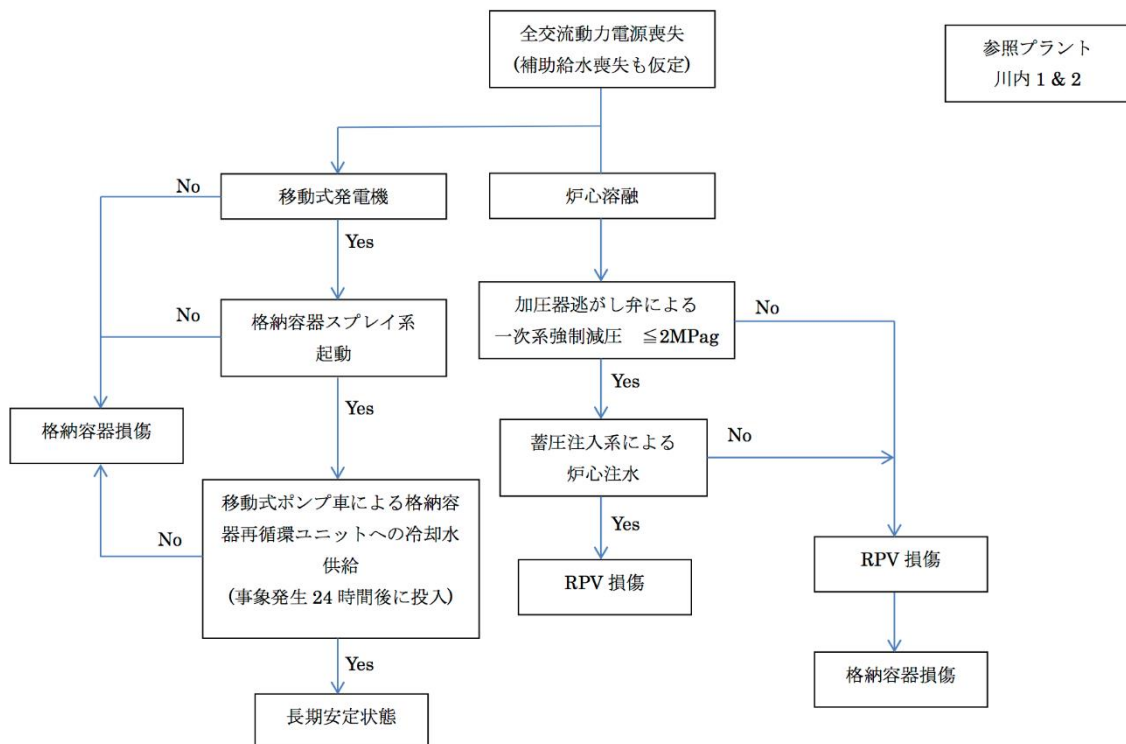


図 3.1-2 「全交流動力電源喪失（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」マネジメントフロー

3.1.2 「2次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオに対する試解析と感度解析

「2次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオに対する試評価と感度解析を実施した。

(1) アクシデントマネジメントツリーの作成

まず、生起し得るアクシデントマネジメントパスを抽出するために、図 3.1-1 に示したアクシデントマネジメントフローを基に、そこに含まれる各 AM 策（ここでは「AM #1: 1次系からの除熱」、「AM #2: 2次系からの除熱」）およびその構成項目間の目的・機能上の直列／並列関係を明確化する（図 3.1-3）。すなわち、例えば「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」と「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」とはともに給水を目的とした実行項目であ

りその機能は同一であるため並列系を成すと考える。また、「#1-(2) AM 主蒸気逃がし弁」はそれらの給水機能系（図 3.1-3 中①）とは目的および機能を異とし、さらにどちらか一方が機能喪失すれば除熱機能を果たさない関係にあることから、給水機能系と直列系を成すと考える。さらに、「AM #1: 1 次系からの除熱」および「AM #2; 2 次系からの除熱」自体が並列系を成すと考える。

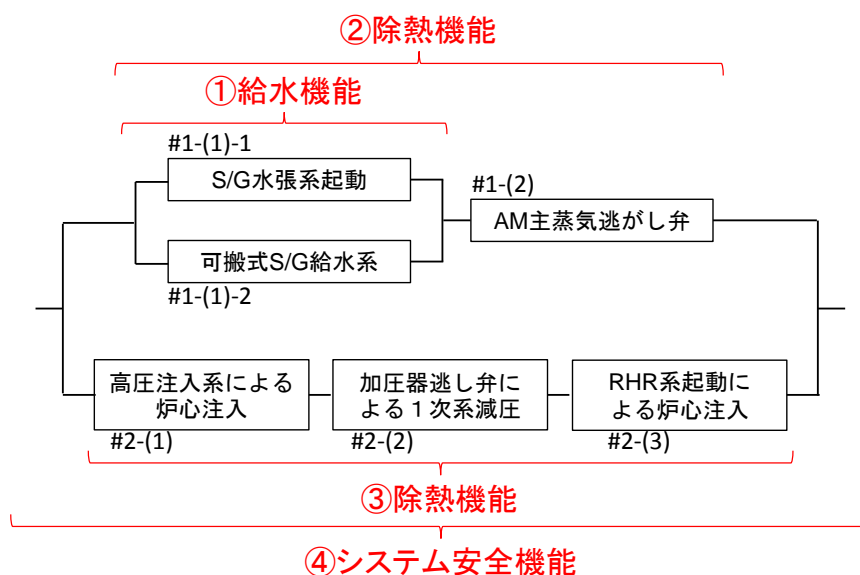


図 3.1-3 各 AM 構成項目間の直列／並列関係図（ブロック図）

（「2 次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオ）

ここで、互いに並列系を成す AM 策あるいは AM 構成項目においては、第 1 段目の項目（前述の給水機能系においては「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」）の「実行に成功」しても、もしその機能が所望の水準まで達していなければ「機能回復に失敗」として当該並列系のマネジメントが継続され、後段の項目（「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」）が実行されるものとする。後段の項目における「機能回復成功／失敗」の判定は、前段までの項目の実行成功による部分的な機能回復の累積を考慮したうえで為されるものとする。これは、所望の水準までは達さない部分的な機能回復であっても、以降のマネジメントに機能的・時間的余裕を生むことをモデル化したものである。例えば図 3.1-3 の①給水機能に関して、所望の給水機能レベル（最低機能レベル）が 100 m³/h であるときに、「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」の実行には成功したが何らかの事由によりその給水機能が 60m³/h にとどまった場合、「実行に成功」したが「機能回復に失敗」として後段の「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」を実行する。このとき、前段の「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」の実行成功による部分的な機能回復（60m³/h）があるため、「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」としてはその累積を考慮して、40m³/h の機能を発揮できれば「機能回復に成功」と判断される。もし「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」の給水機能の定格容量

が 100m³/h であった場合、前段の実行項目による部分的な機能回復（60m³/h）のため、機能的余裕 2.5（100/40m³/h）が生じたことになる。

上記の、“「実行に成功」しても、もしその機能が所望のレベルまで達していなければ「機能回復に失敗」として当該並列系のマネジメントが継続されること”を考慮して、図 3.1-1 のアクシデントマネジメントフロー図を基に生起し得るアクシデントマネジメントパスを作成したものが図 3.1-4 である。

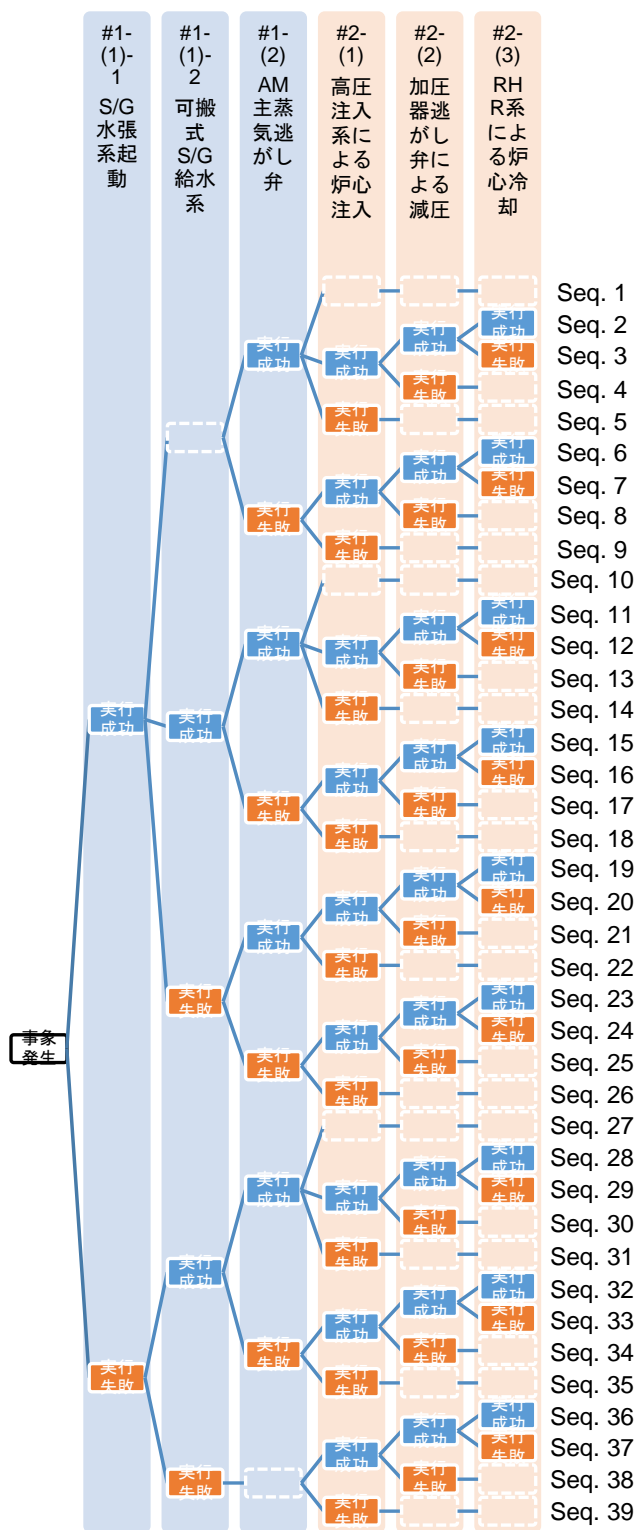


図 3.1-4 アクシデントマネジメントツリー
 (「2次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオ)

(2) 各 AM 構成項目の特徴量の設定

各 AM 構成項目に対し、その特徴量 (2.2.2 参照) である、実行成功確率、所要時間、要求機能充足率を設定する。

実行成功確率

各 AM 構成項目の実行失敗の影響要因として以下の 3 つを考える：

- (1) 経年化 (ランダム故障、経年劣化)
- (2) 外力 (機器損傷)
- (3) ヒューマンファクタ (HF)

i 番目の AM 構成項目の実行成功確率 x_i を

$$x_i = 1.0 - \Sigma \text{ (上記各要因による実行失敗確率)}$$

とする (図 3.1-5)。

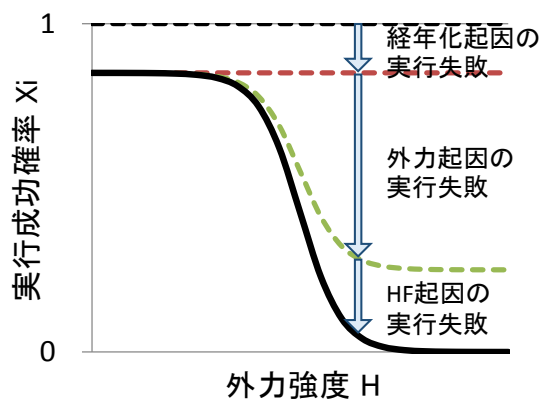


図 3.1-5 各 AM 構成項目の実行成功確率とその外力強度依存性のイメージ

上記 (1) ~ (3) の各要因について、本試評価ではそれぞれ以下のとおり設定した：

1) 経年化による実行失敗確率

各項目を構成する主機器の経年化起因の機能喪失確率を、当該 AM 構成項目の経年化起因の実行失敗確率とする。主機器の機能喪失確率は、「原子力安全推進協会、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～2007 年度 26 ヶ年 55 基データ)、2014 年 1 月」データ (故障率中央値) を基にして、保全活動の影響を工学的判断により考慮する。

各 AM 構成項目の主機器とそれらの経年化起因機能喪失確率の考え方および設定値を以下に示す：

「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」

- ・主機器を電動ポンプ 1 台とする（図 3.1-6）。
- ・電動ポンプの起動失敗（機能喪失）確率は、データベースより、 $4.3E-05[1/Demand]$ となる。これに関係する劣化要因として、摺動部固着、電気計装制御関係、消耗品関係、が考えられる。
- ・ここで、劣化として摺動部固着と電気計装制御関係を考慮し、それらの寄与度（起動失敗事例数に占める各割合）を工学的判断により 9:1 とする。
- ・今、摺動部については定期的な試験により確認され続けるとする。継続する劣化は電気計装制御関係のみとなるため、機能喪失確率は上述の寄与度を考慮して $4.3E-06[1/Demand]$ となる。

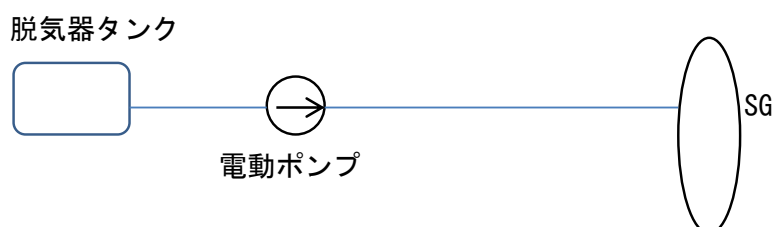


図 3.1-6 システム概要：「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」

「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」

- ・主機器を電動ポンプ 1 台とする。
- ・機能喪失確率は「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」と同一とする。

「#1-(2) AM 主蒸気逃がし弁」

- ・主機器を空気作動弁 1 台とする。
- ・空気作動弁の機能喪失確率は、データベースより、開失敗： $8.1E-06[1/Demand]$ 、閉失敗： $1.5E-05[1/Demand]$ となる。ここでは開閉失敗確率として、 $1.5E-05[1/Demand]$ を用いることとする。
- ・関係する劣化要因として、摺動部固着、電気計装制御関係、消耗品関係、が考えられる。
- ・ここで、劣化として摺動部固着と電気計装制御関係を考慮し、それらの寄与度を工学的判断により 9:1 とする。
- ・今、摺動部については定期的な試験により確認され続けるとする。継続する劣化は電気計装制御関係のみとなるため、機能喪失確率は上述の寄与度を考慮して $1.5E-06[1/Demand]$ となる。

「#2-(1) 高圧注入系による炉心注入」

- ・主機器を電動ポンプ 2 台とする（図 3.1-7）。

- 各電動ポンプの機能喪失確率は「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」と同一とし、並列系であることから電動ポンプ2台の機能喪失確率は $(4.3E-06)^2=1.85E-11[1/Demand]$ となる。

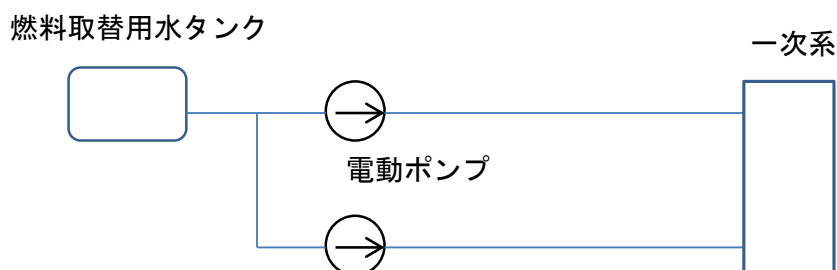


図 3.1-7 系統概要：「#2-(1) 高压注入系による炉心注入」

「#2-(2) 加压器逃がし弁による1次系減圧」

- 主機器を空気作動弁3台とする（図 3.1-8）。
- 各空気作動弁の機能喪失確率は「#1-(2) AM 主蒸気逃がし弁」と同一とし、3重並列系であることから空気作動弁3台の機能喪失確率は $(1.5E-06)^3=3.38E-18[1/Demand]$ となる。

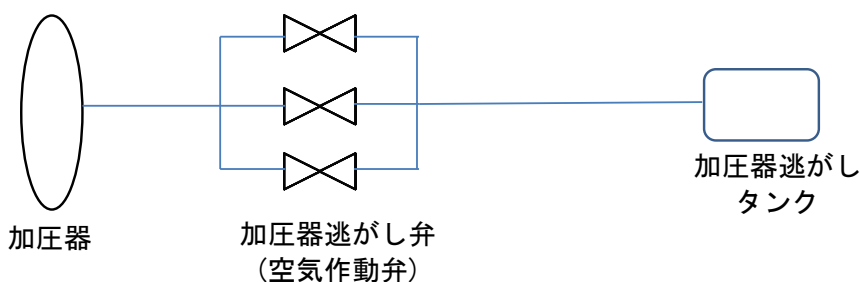


図 3.1-8 系統概要：「#2-(2) 加压器逃がし弁による1次系減圧」

「#2-(3) RHR 系起動による炉心冷却」

- 主機器を電動ポンプ2台および電動弁2台とする（図 3.1-9）。
- 各電動ポンプの機能喪失確率は「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」と同一とする。
- 電動弁の機能喪失確率は、データベースより、開失敗： $3.4E-05[1/Demand]$ 、閉失敗： $7.9E-06[1/Demand]$ となる。ここでは開閉失敗確率として、 $3.4E-05[1/Demand]$ を用いることとする。
- 関係する劣化要因として、摺動部固着、シャフト疲労、電気計装制御関係、消耗品関係、が考えられる。
- 長期の運転を考えると、シャフト疲労についてはトラブル対応として、また消耗品関係についても対応がとれているものとする。

- ・摺動部固着と電気計装制御関係の寄与度を工学的判断により 9:1 とする。
- ・今、摺動部については定期的な試験により確認され続けるとする。継続する劣化は電気計装制御関係のみとなるため、機能喪失確率は上述の寄与度を考慮して $3.4E-06[1/Demand]$ となる。
- ・電動ポンプ 1 台と電動弁 1 台は直列系を、またそれらが並列系を成すことから電動ポンプ 2 台および電動弁 2 台の機能喪失確率は $(4.3E-06+3.4E-06)^2 = 5.93E-11[1/Demand]$ となる。

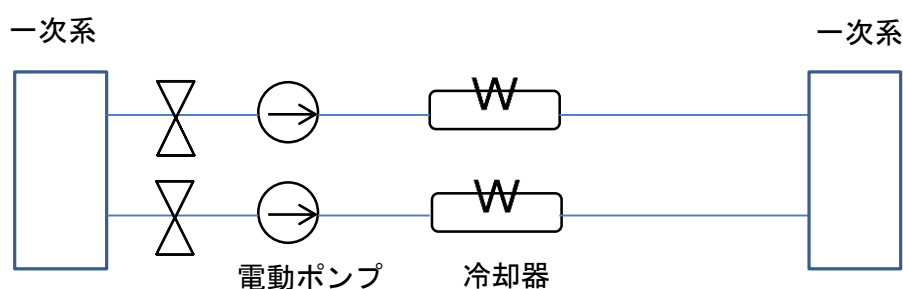


図 3.1-9 系統概要：「#2-(3) RHR 系起動による炉心冷却」

なお、より詳細な経年変化を考慮した保全指標値を用いることができる。

2) 外力による実行失敗確率

各項目を構成する機器のうち、外力に対する裕度が最も小さい機器の外力起因機能喪失確率を、当該 AM 構成項目の外力起因の実行失敗確率とする。本試評価では外力として地震動を想定する。機器の外力起因機能喪失確率を、「九州電力株式会社、川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉 確率論的リスク評価(PRA)について、2014 年 1 月」中のフラジリティデータ（フラジリティ加速度中央値 A_m および HCLPF 加速度）を基にして設定した。

各 AM 構成項目の外力起因実行失敗確率の考え方および設定値を以下に示す：

「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」

- ・データベース中「電動補助給水ポンプ 空気作動ダンパ」の $A_m=1.03[G]$ および $HCLPF=0.54[G]$ を用いて、外力レベル（ここでは地震動強さ）が、 $1.03+(1.03-0.54)=1.52[G]$ （すなわち、5%信頼度フラジリティ曲線の 50% 損傷確率の加速度）以下のとき外力起因実行失敗確率=0、超えたとき外力起因実行失敗確率=1 とする。
- ・基準地震動 S_s を $620[gal]$ （「川内 1,2 号機 原子炉設置変更許可申請に係る補正書」参照）として、 S_s に対する比で表せば、 $1.52*980/620=2.40 S_s$ となる。

「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」

- ・可搬式設備は十分大きな外力レベルにおいても機能維持するものと仮定する（評価計算上は、20 Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、超えたとき外力起因実行失敗確率=1 とする）。

「#1-(2) AM 主蒸気逃がし弁」

- ・データベース中「主蒸気逃がし弁」の $A_m=3.03[G]$ および $HCLPF=1.42[G]$ を用いて、外力レベルが $3.03+(3.03-1.42)=4.64[G]$ 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、超えたとき外力起因実行失敗確率=1 とする。
- ・Ss に対する比で表せば、 $4.64*980/620=7.33$ Ss となる。

「#2-(1) 高圧注入系による炉心注入」

- ・外力レベルが、データベース中「充てん／高圧注入ポンプ（構造損傷）」の $HCLPF=3.17[G]$ 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、 $3.17[G]$ 超～ $4.80(=A_m)+(4.80-3.17)=6.43[G]$ 以下のときポンプ 2 台中 1 台機能喪失、 $6.43[G]$ を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（ポンプ 2 台とも機能喪失）とする。
- ・Ss に対する比で表せば、 $3.17*980/620=5.01$ Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、 5.01 Ss 超～ $6.43*980/620=10.2$ Ss 以下のときポンプ 2 台中 1 台機能喪失、 10.2 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（ポンプ 2 台とも機能喪失）となる。

「#2-(2) 加圧器逃がし弁による 1 次系減圧」

- ・外力レベルが、データベース中「加圧器逃がし弁」の $HCLPF=1.93[G]$ 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、 $1.93[G]$ 超～ $4.13[G](=A_m)$ 以下のとき弁 3 台中 1 台機能喪失、 $4.13[G]$ 超～ $4.13+(4.13-1.93)=6.33[G]$ 以下のとき弁 3 台中 2 台機能喪失、 $6.33[G]$ を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（弁 3 台とも機能喪失）とする。
- ・Ss に対する比で表せば、 $1.93*980/620=3.05$ Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、 3.05 Ss 超～ $4.13*980/620=6.53$ Ss 以下のとき弁 3 台中 1 台機能喪失、 6.53 Ss 超～ $6.33*980/620=10.0$ Ss 以下のとき弁 3 台中 2 台機能喪失、 10.0 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（弁 3 台とも機能喪失）となる。

「#2-(3) RHR 系起動による炉心冷却」

- ・外力レベルが、データベース中「余熱除去流量計」の $HCLPF=1.66[G]$ 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、 $1.66[G]$ 超～ $3.01(=A_m)+(3.01-1.66)=4.36[G]$ 以下のとき流量計 2 台中 1 台機能喪失（2 系統中 1 系統機能喪失）、 $4.36[G]$ を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（流量計 2 台とも機能喪失（2 系統とも機能喪失））とする。
- ・Ss に対する比で表せば、 $1.66*980/620=2.62$ Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、 2.62 Ss 超～ $4.36*980/620=6.89$ Ss 以下のとき流量計 2 台中 1 台機能喪失（2 系統中 1 系統機能喪失）、 6.89 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（流量計 2 台とも機能喪失（2 系統とも機能喪失））となる。

- 3) HFによる実行失敗確率
本試評価では考慮しない。

所要時間

ここでは2.2.4の調査結果より、該当する項目の「成立性確認時間」を設定した。調査結果中に該当する項目がない場合、中央制御室操作に対しては3分、現場操作等に対しては工学的判断による時間を設定した。

「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」

・3分

「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」

・10分

「#1-(2) AM 主蒸気逃がし弁」

・3分

「#2-(1) 高圧注入系による炉心注入」

・1.5分（「#2-(2)」と合わせて「1次系のフィードアンドブリード操作」=3分）

「#2-(2) 加圧器逃がし弁による1次系減圧」

・1.5分（「#2-(1)」と合わせて「1次系のフィードアンドブリード操作」=3分）

「#2-(3) RHR 系起動による炉心冷却」

・3分

要求機能充足率

まず、各 AM 構成項目について、当該項目が安全上最低限達成すべき機能レベル（最低安全機能レベルと呼ぶ）を考える。各 AM 構成項目に対して、最低安全機能レベルに対する当該項目の有する機能レベルの比（すなわち、最低安全機能レベルに対する裕度）を、当該項目 i の要求機能充足率 L_i として定義する。

このとき、システムの安全機能レベルを以下のように考える：

直列システムの例

各 AM 構成項目は一般にそれぞれ性能単位が異なるが、裕度の考えを用いることで共通指標での比較・議論が可能である。直列システムを成す AM 策においては、いずれかの項目が最低安全機能レベルを下回った場合（要求機能充足率（=裕度）

が 1.0 未満であった場合) その AM 策による回復は失敗となる。したがい、システム安全機能レベル L を

$$L = \min[L^*]$$

として求める。ある規定時間内にシステム安全機能レベル L が 1.0 以上となればシステムの回復に成功したと考える (図 3.1-10、図 3.1-11)。

ここで、最低安全機能レベルの値は、現実的評価においては安全解析等による数値を使用する。または、保守的評価においては設計値を使用することが考えられる。

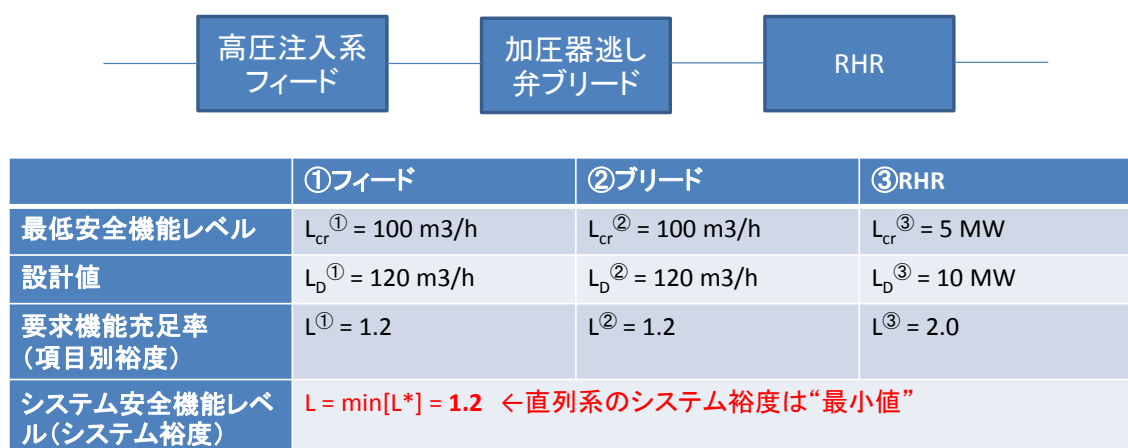


図 3.1-10 各 AM 構成項目の要求機能充足度およびシステム安全機能レベルの考え方：
直列システムの例

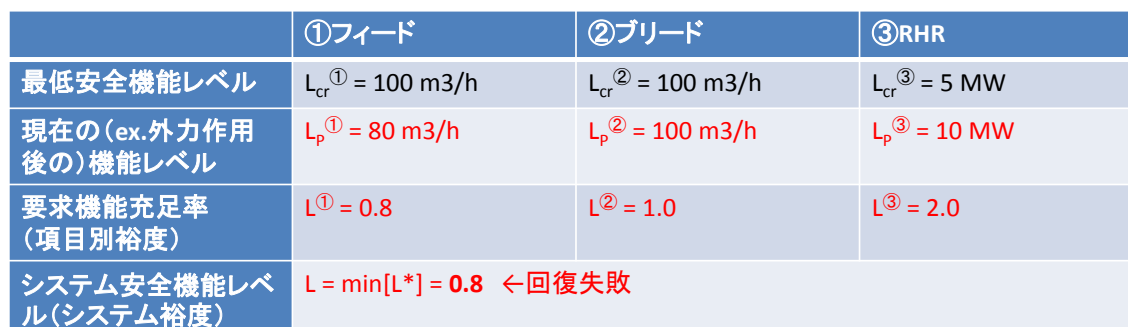


図 3.1-11 各 AM 構成項目の要求機能充足度およびシステム安全機能レベルの考え方：
直列システムの例 (地震動による機器損傷等により機能低下した場合のイメージ)

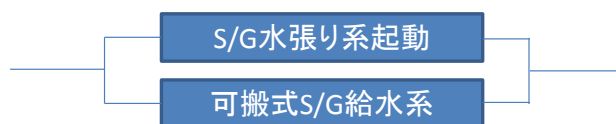
並列システムの例

並列システムを成す AM 策においては、いずれかの項目が最低安全機能レベルを下回った場合 (要求機能充足率 (=裕度) が 1.0 未満であった場合) でも当該項目と冗長な項目が存在するため、システム安全機能レベル L を

$$L = \Sigma L^*$$

として求める（図 3.1-12）。

ここで、保守的評価において最低安全機能レベルの値に設計値を使用する場合には、当該並列系を構成する項目のうち最も機能レベルの低い項目の設計値を使用してもよい。



	①S/G水張り系	②可搬式S/G給水系
最低安全機能レベル	$L_{cr}^{①} = L_{cr}^{②} = 100 \text{ m3/h}$	
設計値	$L_D^{①} = 120 \text{ m3/h}$	$L_D^{②} = 140 \text{ m3/h}$
要求機能充足率 (項目別裕度)	$L^{①} = 1.2$	$L^{②} = 1.4$
システム安全機能レベル(システム裕度)	$L = \Sigma L^* = 2.6$ ← 並列系のシステム裕度は“和”	

図 3.1-12 各 AM 構成項目の要求機能充足度およびシステム安全機能レベルの考え方：
並列システムの例

直列・並列混合システムの例

上記 2 例より、直列・並列混合システムを成す AM 策においてはシステム安全機能レベル L を図 3.1-13 に示すように求めることができる。



	①S/G水張り系起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁
最低安全機能レベル	$L_{cr}^{①} = L_{cr}^{②} = 100 \text{ m3/h}$		$L_{cr}^{③} = 100 \text{ m3/h}$
設計値	$L_D^{①} = 120 \text{ m3/h}$	$L_D^{②} = 140 \text{ m3/h}$	$L_D^{③} = 150 \text{ m3/h}$
要求機能充足率 (項目別裕度)	$L^{①} = 1.2$	$L^{②} = 1.4$	$L^{③} = 1.5$
システム安全機能レベル(システム裕度)	$L = \min[\Sigma_{i=①}^{②} L^i, L^{③}] = \min[2.6, 1.5] = 1.5$		

図 3.1-13 各 AM 構成項目の要求機能充足度およびシステム安全機能レベルの考え方：
直列・並列混合システムの例

本試評価における各 AM 構成項目の要求機能充足率は、保守的評価として最低安全機能レベルの値に設計値を使用することとし、「高浜発電所設置許可申請書 添付資料 8 原子炉施設の安全設計に関する説明書」中の機器設計仕様を参考に以下のとおり設定した：

「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」

「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」

「#2-(1) 高圧注入系による炉心注入」

- ・ S/G 水張ポンプ仕様：約 160m³/h、揚程約 810m
- ・ 可搬式 S/G 給水系仕様：BWR の RCIC と同様の機能になるが、110 万 BWR プランの RCIC の容量は 136m³/h なので、ここでは可搬式 S/G 給水系も S/G 水張ポンプと同一容量の 160m³/h、揚程も同一とする。
- ・ 高圧注入系ポンプ仕様：約 150m³/h、揚程約 732m
- ・ ポンプ 1 台あたり機能の低いのは「#2-(1) 高圧注入系による炉心注入」の高圧注入系ポンプであるため当該ポンプの設計値 150m³/h を最低安全機能レベルと考える。
- ・ 「#2-(1) 高圧注入系による炉心注入」は 100%容量高圧注入ポンプ 2 台で構成されているため、要求機能充足率 $L_{\#2-(1)}=1.0 \times 2=2.0$ と考える。
- ・ S/G 水張ポンプおよび可搬式 S/G 給水系の高圧注入系ポンプ 1 台に対する性能比は $160/150=1.07$ であるため、「#1-(1)-1 S/G 水張系起動」および「#1-(1)-2 可搬式 S/G 給水系」の要求機能充足率を $L_{\#1-(1)-1}=L_{\#1-(1)-2}=1.07$ とおく。

「#1-(2) AM 主蒸気逃がし弁」

「#2-(2) 加圧器逃がし弁による 1 次系減圧」

- ・ AM 主蒸気逃がし弁仕様：約 180m³/h
- ・ 加圧器逃がし弁仕様：約 100m³/h
- ・ ともに必要蒸気容量を排出できるとし、弁 1 台あたり機能の低いのは「#2-(2) 加圧器逃がし弁による 1 次系減圧」の加圧器逃がし弁であるため当該弁の設計値 100m³/h を最低安全機能レベルと考える。
- ・ 「#2-(2) 加圧器逃がし弁による 1 次系減圧」は加圧器逃がし弁 3 台で構成されているため、要求機能充足率 $L_{\#2-(2)}=1.0 \times 3=3.0$ と考える。
- ・ 「#1-(2) AM 主蒸気逃がし弁」の加圧器逃がし弁 1 台に対する性能比は $180/100=1.8$ であるため要求機能充足率を $L_{\#1-(2)}=1.8$ とおく。

「#2-(3) RHR 系起動による炉心冷却」

- ・ 2 系統で構成され、各々の系統単独で機能達成可能であるため、 $L_{\#2-(3)}=1.0 \times 2=2.0$ とおく。

また、要求機能充足率の外力強度依存性を考慮する。外力強度ゼロのときの各 AM 構成項目の要求機能充足度（前段落までに設定した値）を L_i^0 と書き、以下のとおり考える：

「#2-(1) 高圧注入系による炉心注入」

- ・ 5.01 Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0 のため $L_i=L_i^0$ 、5.01 Ss 超～10.2 Ss 以下のときポンプ 2 台中 1 台機能喪失と考えるため $L_i=0.5*L_i^0$ 、10.2 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（ポンプ 2 台とも機能喪失）のため $L_i=0.0$ となる。

「#2-(2) 加圧器逃がし弁による 1 次系減圧」

- ・ 3.05 Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0 のため $L_i=L_i^0$ 、3.05 Ss 超～6.53 Ss 以下のとき弁 3 台中 1 台機能喪失と考えるため $L_i=0.66*L_i^0$ 、6.53 Ss 超～10.0 Ss 以下のとき弁 3 台中 2 台機能喪失と考えるため $L_i=0.33*L_i^0$ 、10.0 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（弁 3 台とも機能喪失）のため $L_i=0.0$ となる。

「#2-(3) RHR 系起動による炉心冷却」

- ・ 2.62 Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0 のため $L_i=L_i^0$ 、2.62 Ss 超～6.89 Ss 以下のとき流量計 2 台中 1 台機能喪失（2 系統中 1 系統機能喪失）と考えるため $L_i=0.5*L_i^0$ 、6.89 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（流量計 2 台とも機能喪失（2 系統とも機能喪失））のため $L_i=0.0$ となる。

上記以外の AM 構成項目

- ・ 外力起因実行失敗確率=0 のとき $L_i=L_i^0$ 、外力起因実行失敗確率=1 のため $L_i=0.0$ とする。

(3) システム耐性の定量評価と感度解析

前項までの評価条件設定に基づき、システム耐性の定量評価を行う。まず、システム安全機能回復の成否の判断基準を設定する。時間について、2.2.4 の調査結果より、フィードアンドブリード運転の実施が解析上期待される事象発生後約 29 分を基準とし、いま評価計算上マネジメントフロー中で考慮していない事象発生直後の「状況判断 10 分」をそこから減じ、29-10=19 分をクライテリア T_{cr} として用いた。安全機能回復レベルについて、システム安全機能レベルとは前述の通り最低安全機能レベルに対するシステムの有する裕度であり、したがって 1.0 を超えるべきものであることから $L=1.0$ をクライテリア L_{cr} として用いた。すなわち、生じたアクシデントマネジメントパスが当該領域を通過した場合回復失敗と見なす「非許容領域」を、「 $(T>T_{cr}=19)$ かつ $(L<L_{cr}=1.0)$ なる領域」として設定した。

外力強度 $H=0.0$ Ss を想定した場合に得られる、各マネジメントパスの生起確率、総所要時間、到達安全機能レベル、回復成否、および回復成功マネジメントパスの生起確

率の合計値である条件付き回復成功確率を図 3.1-14 に示す。支配的なパスとして、確率およそ 0.999994 で No.1 のアクシデントマネジメントパス（S/G 水張系による給水機能達成および AM 主蒸気逃がし弁開成功）が生起することが分かる（MS-Excel の表示上、図 3.1-14 中では確率 1 と示されている）。No.1 のパスの回復経路を図中青色矢印で示す。総所要時間 6 分でシステム安全機能レベル L=1.07 に至っており、設定された非許容領域を通過していないため回復成功パスである。また、このとき条件付き回復成功確率はおよそ 0.999998 であった。

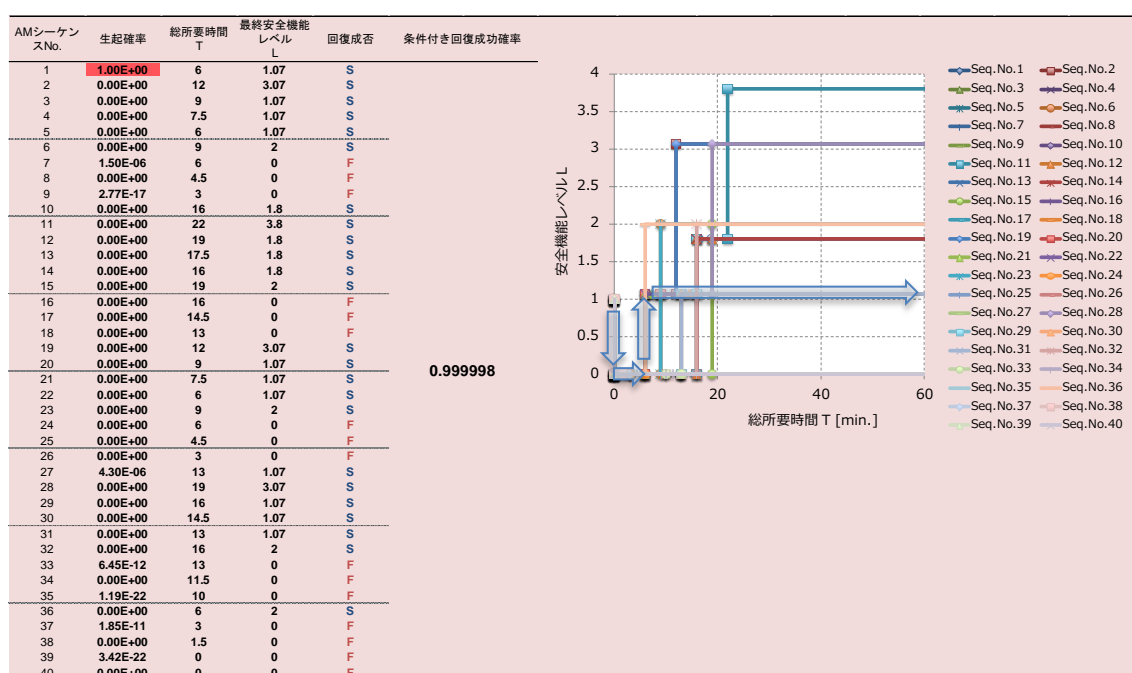


図 3.1-14 各マネジメントパスの生起の様子および条件付き回復成功確率：

外力強度 H=0.0Ss

（「2次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオ）

同様に、外力強度として H=7.0 Ss、8.0 Ss を想定した場合に得られる、各マネジメントパスの生起確率、総所要時間、到達安全機能レベル、回復成否、および条件付き回復成功確率をそれぞれ図 3.1-15、図 3.1-16 に示す。各図中、生起確率の最も高いパスの回復経路を青色矢印で示している。H=7.0 Ss（図 3.1-15）の場合、支配的なパスとして、確率およそ 0.999994 で No.27 のアクシデントマネジメントパス（S/G 水張系起動は実行失敗、可搬式 S/G 給水系による給水機能達成および AM 主蒸気逃がし弁開成功）が生起することが分かる（MS-Excel の表示上、図 3.1-15 中では確率 1 と示されている）。総所要時間 13 分でシステム安全機能レベル L=1.07 に至っており、設定された非許容領域を通過していないため回復成功パスである。また、このとき条件付き回復成功確率はおよそ 0.999994 であった。H=8.0 Ss（図 3.1-16）の場合、支配的なパスとして、確率およそ 0.999996 で No.33 のアクシデントマネジメントパス（S/G 水張系起動は実行失敗、

可搬式 S/G 給水系により給水機能達成するが AM 主蒸気逃がし弁開実行失敗、AM#2 (1 次系からの除熱) に移り高压注入系による炉心注入および加圧器逃がしによる 1 次系減圧にそれぞれ実行成功・機能達成するが RHR 系起動による炉心冷却の実行失敗) が生起することが分かる (MS-Excel の表示上、図 3.1-16 中では確率 1 と示されている)。システム安全機能レベル L=0.0 のまま設定された非許容領域を通過しているため回復失敗パスである。また、このとき条件付き回復成功確率は 0.0 であった。

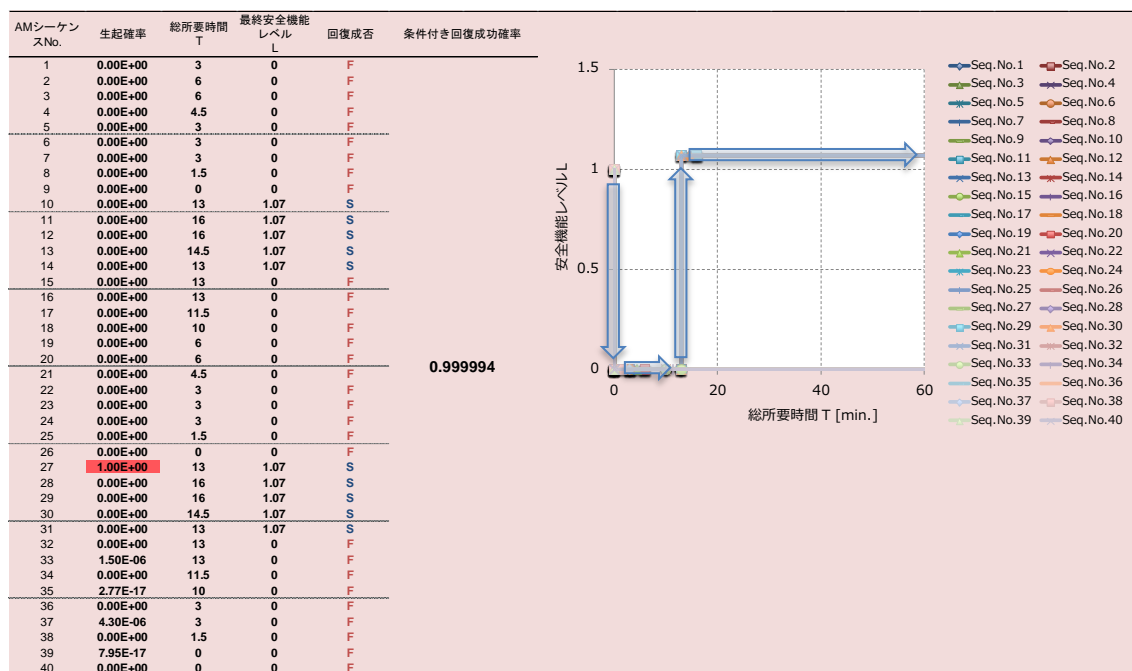


図 3.1-15 各マネジメントパスの生起の様子および条件付き回復成功確率：

外力強度 H=7.0Ss

(「2 次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオ)

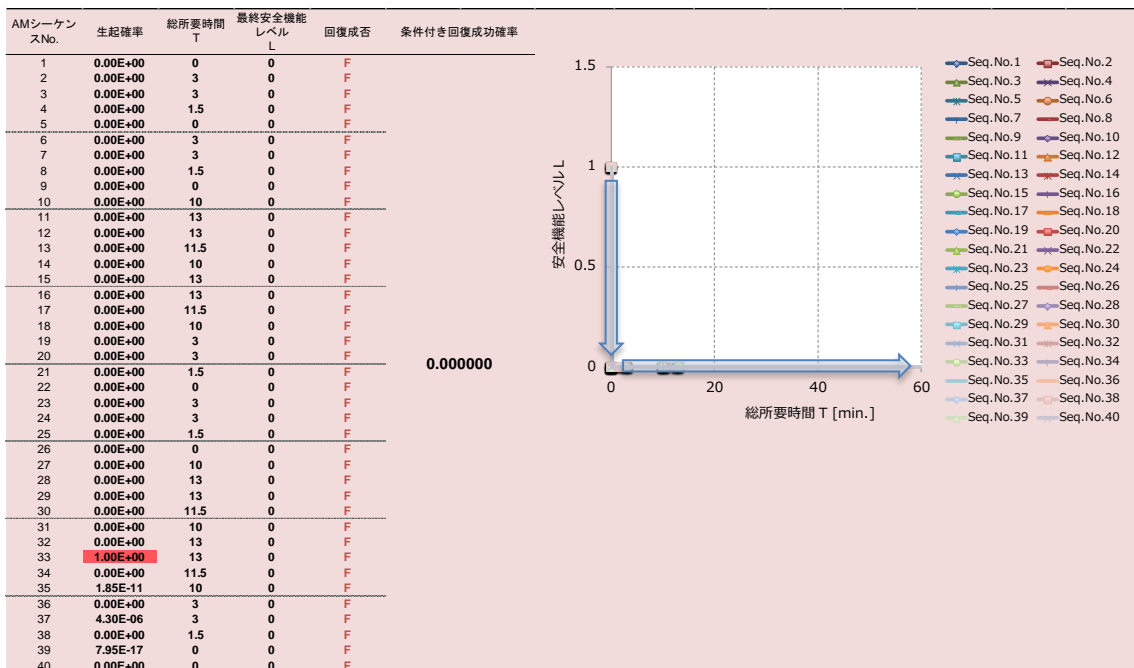


図 3.1-16 各マネジメントパスの生起の様子および条件付き回復成功確率：

外力強度 H=8.0Ss

(「2次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオ)

また、外力強度を 0.0~10.0 Ss まで 1.0 Ss 刻みで変化させ、条件付き回復成功確率の外力強度依存性を評価した結果を図 3.1-17 に示す。外力強度 7.0 Ss を超えると条件付き回復成功確率がゼロであり、クリフエッジとなっている。

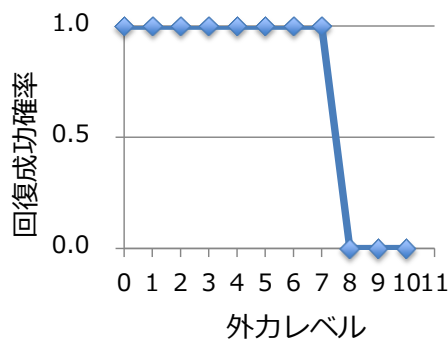


図 3.1-17 条件付き回復成功確率の外力強度依存性

(「2次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオ)

(4) 設備・機器がシステム耐性に及ぼす影響の定量評価

機器・設備の経年化がシステム耐性に及ぼす影響を定量評価するために、各 AM 構成項目について、経年化に起因する機能喪失確率を 0 あるいは 1 として、条件付き回復成

功確率 P_s から以下の式より FV 相当値 FV_e および RAW 相当値 RAW_e を算出し評価した。

$$FV_e = \frac{(1 - P_s) - (1 - P_s|_{A=0})}{1 - P_s}$$

$$RAW_e = \frac{(1 - P_s|_{A=1})}{1 - P_s}$$

ここで、 $A=0$:当該 AM 構成項目の主機器の経年化起因機能喪失確率=0、 $A=1$:当該 AM 構成項目の主機器の経年化起因機能喪失確率=1、をそれぞれ意味する。外力強度 $H=7.0$ Ss における算出結果を図 3.1-18 に示す。第 4 層・可搬設備としての「可搬式 S/G 給水系」および「AM 主蒸気逃がし弁」の相対的重要度が高い。したがって、第 4 層・可搬設備の冗長性等信頼性に注意する必要があると言える。

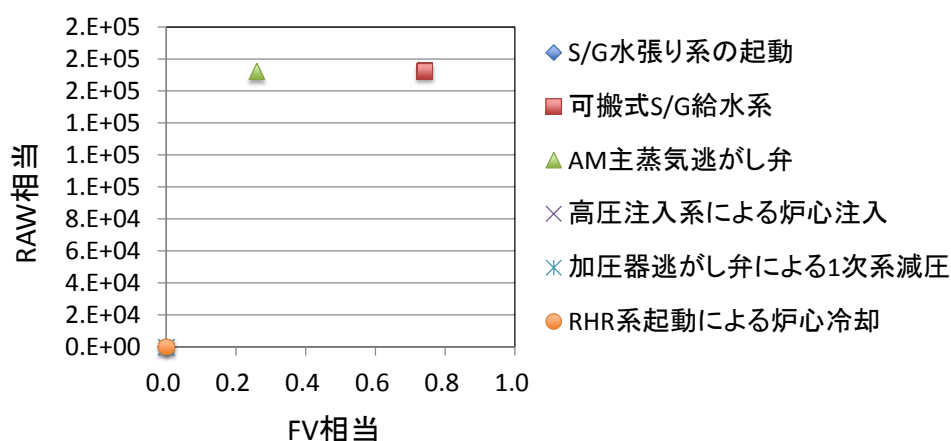


図 3.1-18 FV 相当値および RAW 相当値による機器重要度の定量評価：

外力強度 $H=7.0$ Ss (「2 次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオ)

3.1.3 「全交流動力電源喪失（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」シナリオに対する試解析と感度解析

「全交流動力電源喪失（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」シナリオに対する試評価と感度解析を実施した。

(1) アクシデントマネジメントツリーの作成

まず、生起し得るアクシデントマネジメントパスを抽出するために、図 3.1-2 に示したアクシデントマネジメントフローを基に、そこに含まれる各 AM 策（ここでは「AM

#1: 代替格納容器スプレイおよび格納容器内自然対流冷却) およびその構成項目間の目的・機能上の直列／並列関係を明確化する (図 3.1-19)。

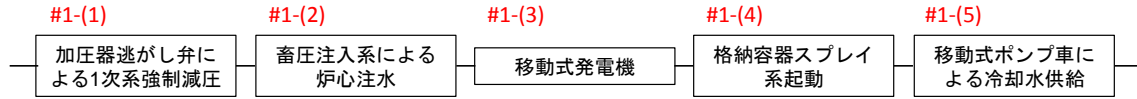


図 3.1-19 各 AM 構成項目間の直列／並列関係図 (ブロック図)

(「全交流動力電源喪失」シナリオ)

図 3.1-2 のアクシデントマネジメントフロー図を基に生起し得るアクシデントマネジメントパスを作成したものが図 3.1-20 である。

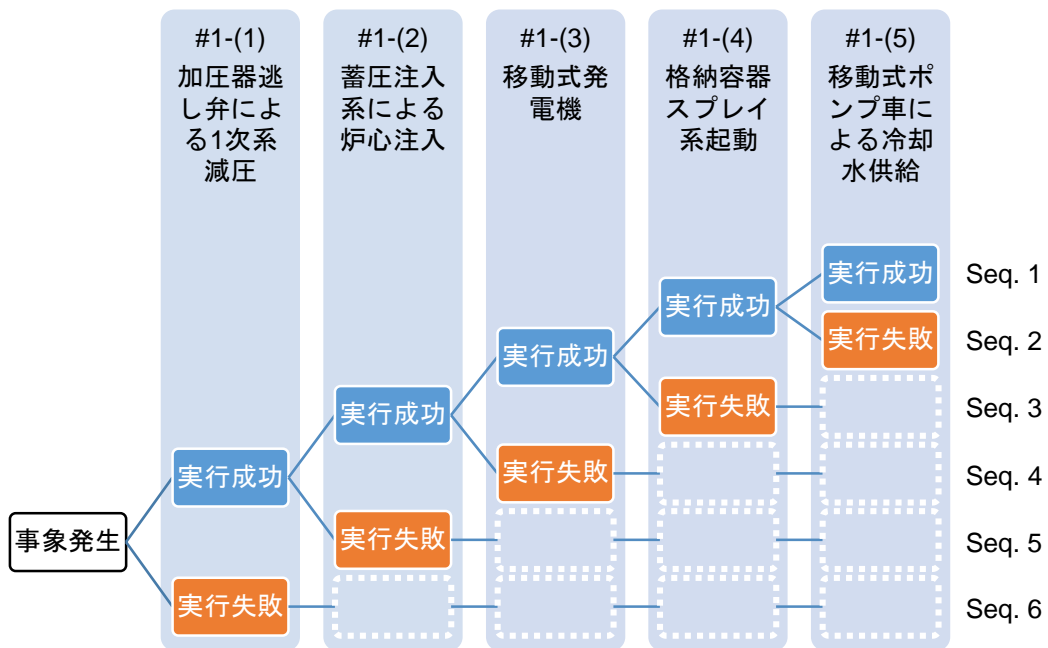


図 3.1-20 アクシデントマネジメントツリー

(「全交流動力電源喪失」シナリオ)

(2) 各 AM 構成項目の特徴量の設定

各 AM 構成項目に対し、その特徴量 (2.2.2 参照) である、実行成功確率、所要時間、要求機能充足率を設定する (各設定は 3.1.2 と同様の考え方に準ずる)。

実行成功確率

- 1) 経年化による実行失敗確率

各 AM 構成項目の主機器とそれらの経年化起因機能喪失確率の考え方および設定値を以下に示す：

「#1-(1) 加圧器逃し弁による 1 次系減圧」

- ・主機器を空気作動弁 3 台とする。
- ・各空気作動弁の機能喪失確率は 3.1.2 と同一とし、3 重並列系であることから空気作動弁 3 台の機能喪失確率は $(1.5E-06)^3=3.38E-18$ [1/Demand] となる。

「#1-(2) 蓄圧注入系による炉心注入」

- ・主機器を逆止弁 1 台とする。
- ・逆止弁の機能喪失確率は、データベースより、開失敗：6.0E-06[1/Demand]、閉失敗：1.3E-05[1/Demand]となる。ここでは開閉失敗確率として、1.3E-05[1/Demand]を用いることとする。

「#1-(3) 移動式発電機」

- ・主機器を移動式大容量発電機 1 台とする。
- ・機能喪失確率は、データベースの「非常用ディーゼル発電機一起動失敗」と用い、1.9E-03[1/Demand]となる。

「#1-(4) 格納容器スプレイ系起動」

- ・主機器を電動ポンプ 2 台とする。
- ・各電動ポンプの機能喪失確率は(6-2)節と同様とし、並列系であることから電動ポンプ 2 台の機能喪失確率は $(4.3E-06)^2=1.85E-11$ [1/ Demand] となる。

「#1-(5) 移動式ポンプ車による冷却水供給」

- ・主機器を電動ポンプ 1 台とする。
- ・機能喪失確率は(6-2)節と同様に考え、4.3E-06[1/ Demand]となる。

2) 外力による実行失敗確率

各 AM 構成項目の外力起因実行失敗確率の考え方および設定値を以下に示す：

「#1-(1) 加圧器逃し弁による 1 次系減圧」

- ・3.1.2 と同様に、外力レベルが 1.93[G]以下のとき外力起因実行失敗確率=0、1.93[G]超～4.13[G]以下のとき弁 3 台中 1 台機能喪失、4.13[G]超～6.33[G]以下のとき弁 3 台中 2 台機能喪失、6.33[G]を超えたとき外力起因実行失敗確率=1 (弁 3 台とも機能喪失) とする。
- ・Ss に対する比で表せば、3.05 Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、3.05 Ss 超～6.53 Ss 以下のとき弁 3 台中 1 台機能喪失、6.53 Ss 超～10.0 Ss 以下のとき弁 3

台中 2 台機能喪失、10.0 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（弁 3 台とも機能喪失）となる。

「#1-(2) 蓄圧注入系による炉心注入」

- ・データベース中「蓄圧タンク」の $A_m=2.27[G]$ および $HCLPF=1.19[G]$ を用いて、外力レベルが $2.27+(2.27-1.19)=3.35[G]$ 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、超えたとき外力起因実行失敗確率=1 とする。
- ・Ss に対する比で表せば、 $3.35*980/620=5.30$ Ss となる。

「#1-(3) 移動式発電機」

- ・3.1.2 と同様に、可搬式設備は十分大きな外力レベルにおいても機能維持するものと仮定する（評価計算上は、20 Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、超えたとき外力起因実行失敗確率=1 とする）。

「#1-(4) 格納容器スプレイ系起動」

- ・外力レベルが、データベース中「格納容器スプレイポンプ現場操作盤」の $HCLPF=0.98[G]$ 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、 $0.98[G]$ 超～ $1.81(=A_m)+(1.81-0.98)=2.64[G]$ 以下のときポンプ 2 台中 1 台機能喪失、 $2.64[G]$ を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（ポンプ 2 台とも機能喪失）とする。
- ・Ss に対する比で表せば、 $0.98*980/620=1.55$ Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、 1.55 Ss 超～ $2.64*980/620=4.17$ Ss 以下のときポンプ 2 台中 1 台機能喪失、 4.17 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（ポンプ 2 台とも機能喪失）となる。

「#1-(5) 移動式ポンプ車による冷却水供給」

- ・3.1.2 と同様に、可搬式設備は十分大きな外力レベルにおいても機能維持するものと仮定する（評価計算上は、20 Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、超えたとき外力起因実行失敗確率=1 とする）。

- 3) HF による実行失敗確率
本試評価では考慮しない。

所要時間

「#1-(1) 加圧器逃し弁による 1 次系減圧」

- ・15 分

「#1-(2) 蓄圧注入系による炉心注入」

- ・0 分（受動的注入系）

「#1-(3) 移動式発電機」

- ・ 10 分

「#1-(4) 格納容器スプレイ系起動」

- ・ 45 分

「#1-(5) 移動式ポンプ車による冷却水供給」

- ・ 1,095 分

要求機能充足率

「#1-(1) 加圧器逃し弁による 1 次系減圧」

- ・ 弁 1 台で必要蒸気容量を排出できるとする
- ・ 「#1-(1) 加圧器逃し弁による 1 次系減圧」は加圧器逃し弁 3 台で構成されているため、要求機能充足率 $L_{\#1-(1)}=1.0 \times 3=3.0$ と考える。

「#1-(4) 格納容器スプレイ系起動」

- ・ 「#1-(4) 格納容器スプレイ系起動」は 100%容量格納容器スプレイポンプ 2 台で構成されているため、要求機能充足率 $L_{\#1-(4)}=1.0 \times 2=2.0$ と考える。

上記以外の AM 構成項目

- ・ $L_i=1.0$ とする。

また、要求機能充足率の外力強度依存性を考慮する。外力強度ゼロのときの各 AM 構成項目の要求機能充足度（前段落までに設定した値）を L_i^0 と書き、以下のとおり考える：

「#1-(1) 加圧器逃し弁による 1 次系減圧」

- ・ 3.05 Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0 のため $L_i=L_i^0$ 、3.05 Ss 超～6.53 Ss 以下のとき弁 3 台中 1 台機能喪失と考えるため $L_i=0.66 \cdot L_i^0$ 、6.53 Ss 超～10.0 Ss 以下のとき弁 3 台中 2 台機能喪失と考えるため $L_i=0.33 \cdot L_i^0$ 、10.0 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（弁 3 台とも機能喪失）のため $L_i=0.0$ となる。

「#1-(4) 格納容器スプレイ系起動」

- ・ 1.55 Ss 以下のとき外力起因実行失敗確率=0 のため $L_i=L_i^0$ 、1.55 Ss 超～4.17 Ss 以下のときポンプ 2 台中 1 台機能喪失と考えるため $L_i=0.5 \cdot L_i^0$ 、4.17 Ss を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（ポンプ 2 台とも機能喪失）のため $L_i=0.0$ となる。

上記以外の AM 構成項目

- ・外力起因実行失敗確率=0 のとき $L_i=L_i^0$ 、外力起因実行失敗確率=1 のため $L_i=0.0$ とする。

(3) システム耐性の定量評価と感度解析

前項までの評価条件設定に基づき、システム耐性の定量評価を行う。まず、システム安全機能回復の成否の判断基準を設定する。時間について、2.2.4 の調査結果より、移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却の対応が解析上仮定される事象発生後約 24 時間 (1,440 分) を基準とし、いま評価計算上マネジメントフロー中で考慮していない事象発生直後の「状況判断 10 分」をそこから減じ、 $1,440-10=1,430$ 分をクライテリア T_{cr} として用いた。安全機能回復レベルについて、システム安全機能レベルとは前述の通り最低安全機能レベルに対するシステムの有する裕度であり、したがって 1.0 を超えるべきものであることから $L=1.0$ をクライテリア L_{cr} として用いた。すなわち、生じたアクシデントマネジメントパスが当該領域を通過した場合回復失敗と見なす「非許容領域」を、「 $(T>T_{cr}=1,430)$ かつ $(L<L_{cr}=1.0)$ なる領域」として設定した。

外力強度 $H=0.0 Ss$ を想定した場合に得られる、各マネジメントパスの生起確率、総所要時間、到達安全機能レベル、回復成否、および回復成功マネジメントパスの生起確率の合計値である条件付き回復成功確率を図 3.1-21 に示す。支配的なパスとして、確率およそ 0.998083 で No.1 のアクシデントマネジメントパス (5 つ全ての AM 構成項目で機能達成) が生起することが分かる。No.1 のパスの回復経路を図中青色矢印で示す。総所要時間 1,165 分でシステム安全機能レベル $L=1.0$ に至っており、設定された非許容領域を通過していないため回復成功パスである。また、このとき条件付き回復成功確率は、いま回復成功パスは No.1 のパスのみのため、その生起確率と等しくおよそ 0.9958 であった。

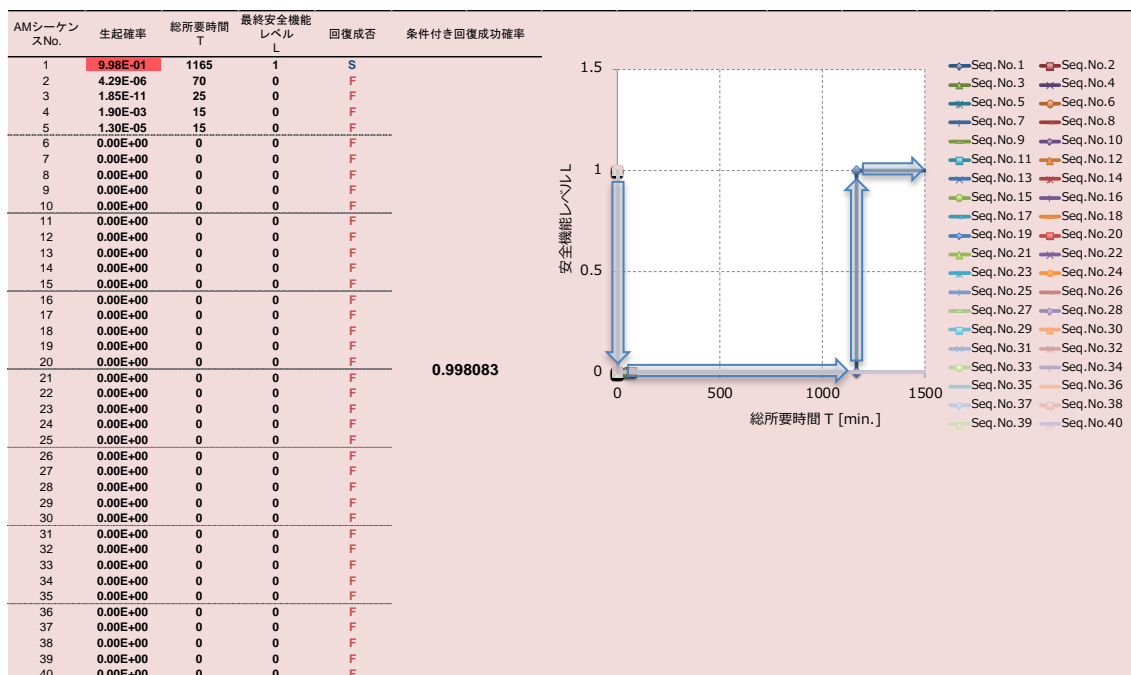


図 3.1-21 マネジメントパスの生起の様子および条件付き回復成功確率：

外力強度 $H=0.0Ss$ （「全交流動力電源喪失」シナリオ）

同様に、外力強度として $H=5.0 Ss$ を想定した場合に得られる、各マネジメントパスの生起確率、総所要時間、到達安全機能レベル、回復成否、および条件付き回復成功確率を図 3.1-22 に示す。支配的なパスとして、確率およそ 0.998087 で No.3 のアクシデントマネジメントパス（加圧器逃し弁による 1 次系減圧～移動式発電機まで実行成功・機能達成するが格納容器スプレイ系起動で実行失敗）が生起することが分かる。No.3 のパスの回復経路を図中青色矢印で示す。システム安全機能レベル $L=0.0$ のまま設定された非許容領域を通過しているため回復失敗パスである。また、このとき条件付き回復成功確率は 0.0 であった。

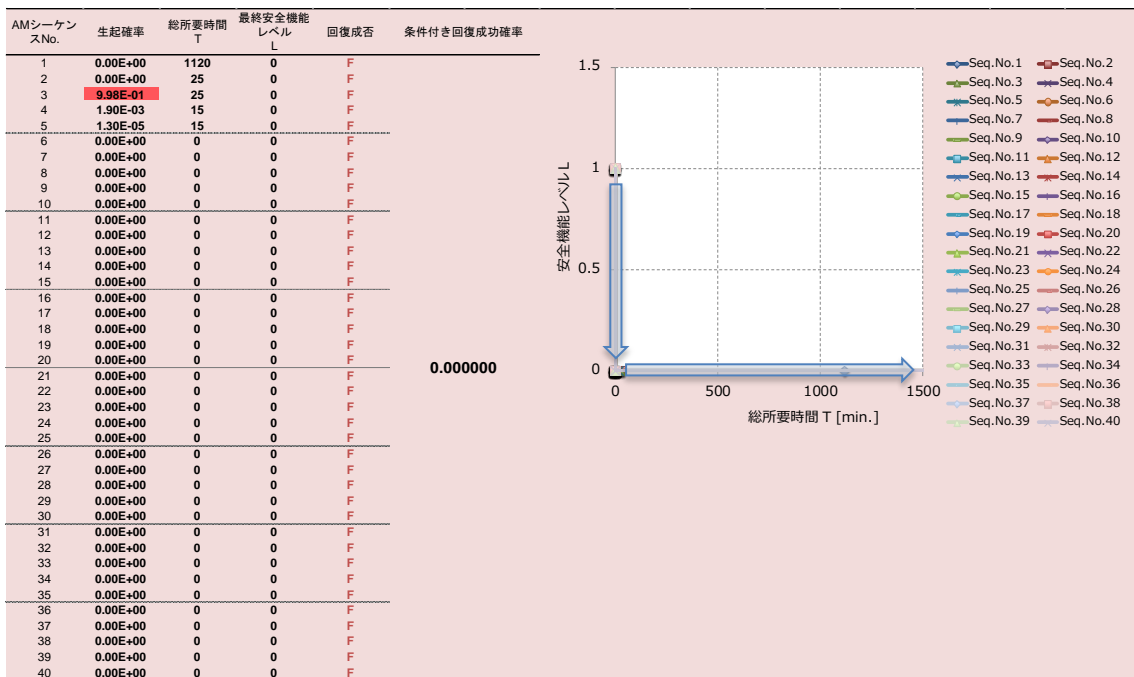


図 3.1-22 マネジメントパスの生起の様子および条件付き回復成功確率：

外力強度 $H=5.0Ss$ （「全交流動力電源喪失」シナリオ）

また、外力強度を $0.0\sim 5.0 Ss$ まで $0.5 Ss$ 刻みで変化させ、条件付き回復成功確率の外力強度依存性を評価した結果を図 3.1-23 に示す。外力強度 $4.0 Ss$ を超えると条件付き回復成功確率がゼロであり、クリフエッジとなっている。

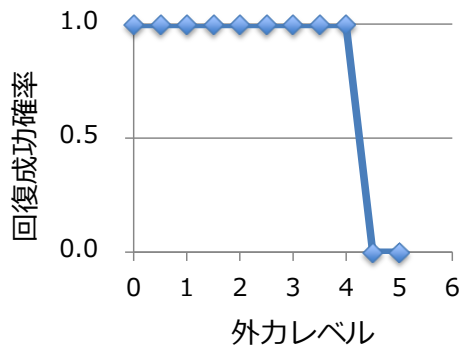


図 3.1-23 条件付き回復成功確率の外力強度依存性（「全交流動力電源喪失」シナリオ）

(4) システム耐性の定量評価と感度解析

機器・設備の経年化がシステム耐性に及ぼす影響を定量評価するために、各 AM 構成項目について FV 相当値 FVe および RAW 相当値 $RAWe$ を算出し評価した。外力強度 $H=4.0 Ss$ における算出結果を図 3.1-24 に示す。「移動式発電機」の相対的重要度が高く、信頼性に注意する必要があると言える。

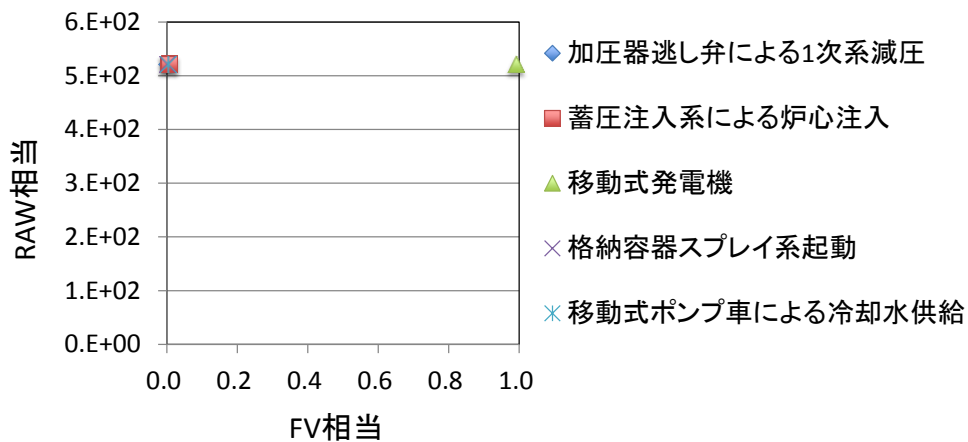


図 3.1-24 FV 相当値および RAW 相当値による機器重要度の定量評価：

外力強度 H=4.0Ss (「全交流動力電源喪失」シナリオ)

3.1.4 レジリエンス指標の試計算ツールの整備

レジリエンス指標のモデルを MS-Excel 上へ実装し、指標値を計算するためのツールを整備した。当該ツールを用いたレジリエンス指標値の計算手順は以下の手順 0～6 からなる：

- 手順 0. (事前準備) AM ツリーの作成
- 手順 1. (入力) AM シーケンスの設定
- 手順 2. (入力) AM パラメータの設定
- 手順 3. (入力) 非許容領域の設定
- 手順 4. (入力) 外力レベルの設定
- 手順 5. (出力) 入力された外力レベル値に対する条件付き回復成功率
- 手順 6. 各外力レベルにおける条件付き回復成功率の可視化

上記のうち、手順 0 (事前準備) を除く手順 1～6 は現在同一の Excel シート上で実行する仕様となっている。図 3.1-25 にレジリエンス指標値計算 Excel シートの全体図を示す。

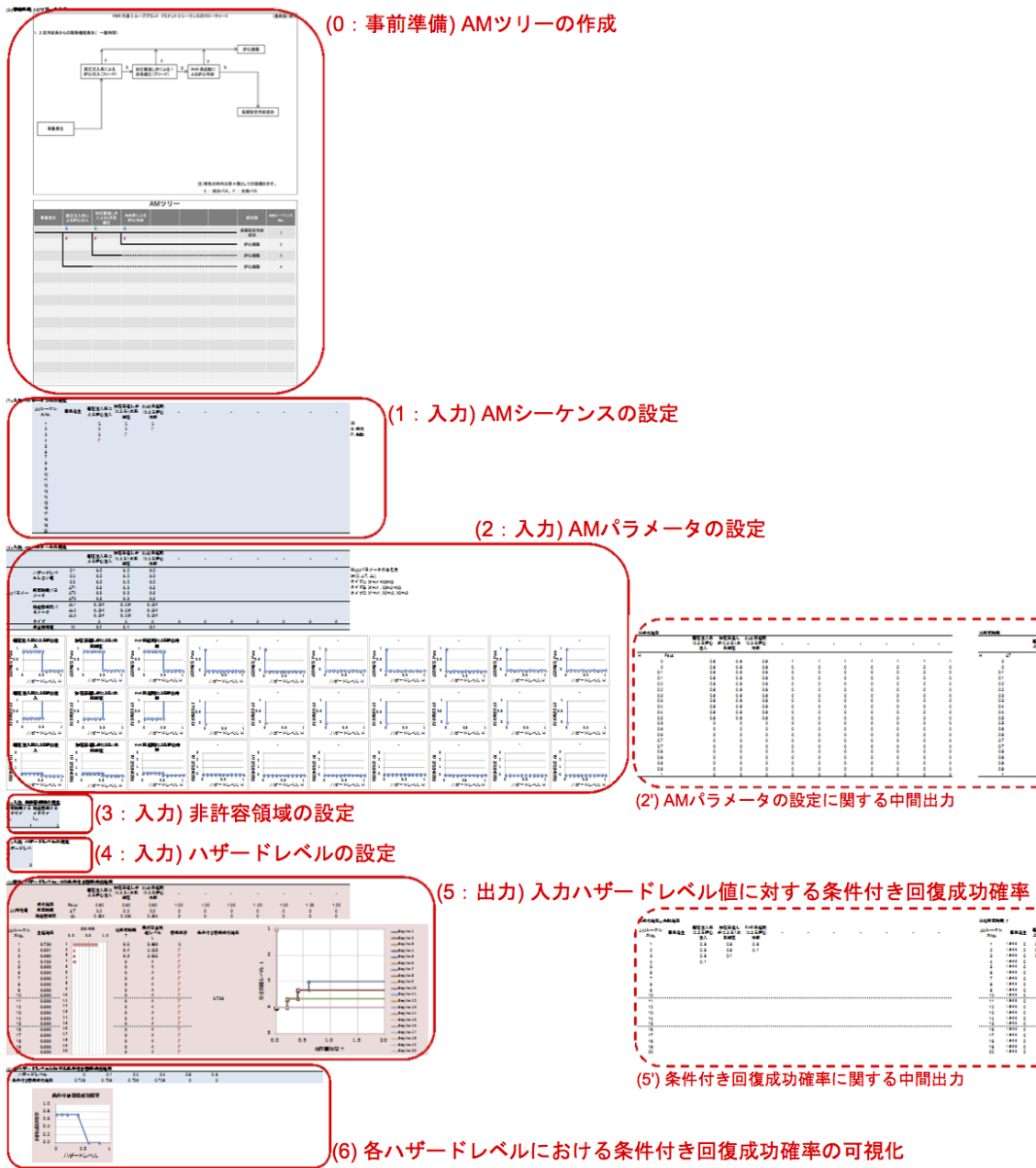


図 3.1-25 レジリエンス指標値計算 Excel シート全体図

手順0. (事前準備) AMツリーの作成

新規基準審査ガイドの事故シナリオ等によりプラントの損傷状態を設定する。緩和設備の動作状況等を分析し、AMの進展を分類するためのヘディングおよびその順序を決定し、AM イベントツリーを作成する (図 3.1-26)。

前述の「手順0. AM ツリーの作成」で書き下した各々の AM シーケンスを「S」（成功）、「F」（失敗）の列で表し、入力フィールドへ入力する。

AMツリー



AMシーケンスNo.	事象発生	高圧注入系による炉心注入	加圧器遮断弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	-	-	-	-	-	-
1		S	S	S						
2		S	S	F						
3		S	F							
4		F								
5										
6										
7										
8										
9										
10										
11										
12										
13										
14										
15										
16										
17										
18										
19										
20										

図 3.1-27 AM ツリー（上）と対応する AM シーケンスの入力（下）の例

手順2. (入力) AM パラメータの設定

各 AM 項目について、その特性値である「成功確率 X_i 」、「所要時間 T_i 」、「要求機能充足率 L_i 」の外力レベル依存性をモデル化するための以下のパラメータを、それぞれ図 3.1-28 の入力フィールドへ入力し設定する。

- ・ 外力レベルしきい値 C1, C2, C3
- ・ 所要時間パラメータ T1, T2, T3
- ・ 機能回復度パラメータ L1, L2, L3
- ・ 保全指標値 M

		高圧注入系による炉心注入	加圧器選し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	-	-	-	-	-	-
AMパラメータ	ハザードレベルしきい値	C1	0.5	0.5	0.5					
		C2	0.5	0.5	0.5					
		C3	0.5	0.5	0.5					
	所要時間パラメータ	T1	0.2	0.2	0.2					
		T2	0.2	0.2	0.2					
		T3	0.2	0.2	0.2					
	機能回復度パラメータ	L1	0.334	0.334	0.334					
		L2	0.334	0.334	0.334					
		L3	0.334	0.334	0.334					
	タイプ		A	A	A	A	A	A	A	A
安全指標値	M	0.1	0.1	0.1						

図 3.1-28 各 AM 項目の外カレベル依存性パラメータの入力例

外カレベル依存性のタイプは図 3.1-29 に示す 3 種類、すなわち「タイプ A」、「タイプ B」、「タイプ C」とし、各タイプに応じてパラメータ値 C^* 、 T^* 、 L^* を以下のように設定する：

- ・タイプ A (ただ 1 つのしきい値 (C1) を持つ場合)
 $C1 = C2 = C3$ 、 $T1 = T2 = T3$ 、 $L1 = L2 = L3$
- ・タイプ B (2 つのしきい値 (C1, C2) を持つ場合)
 $C1 < C2 = C3$ 、 $T1 < T2 = T3$ 、 $L1 < L2 = L3$
- ・タイプ C (3 つのしきい値 (C1, C2, C3) を持つ場合)
 $C1 < C2 < C3$ 、 $T1 < T2 < T3$ 、 $L1 < L2 < L3$

※図 3.1-28 中「タイプ」セルは入力パラメータ値に応じて自動的に A/B/C が表示される

図 3.1-28 の入力フィールドに各パラメータ値を入力すると、その下部にあるグラフが自動的に更新される (図 3.1-30)。

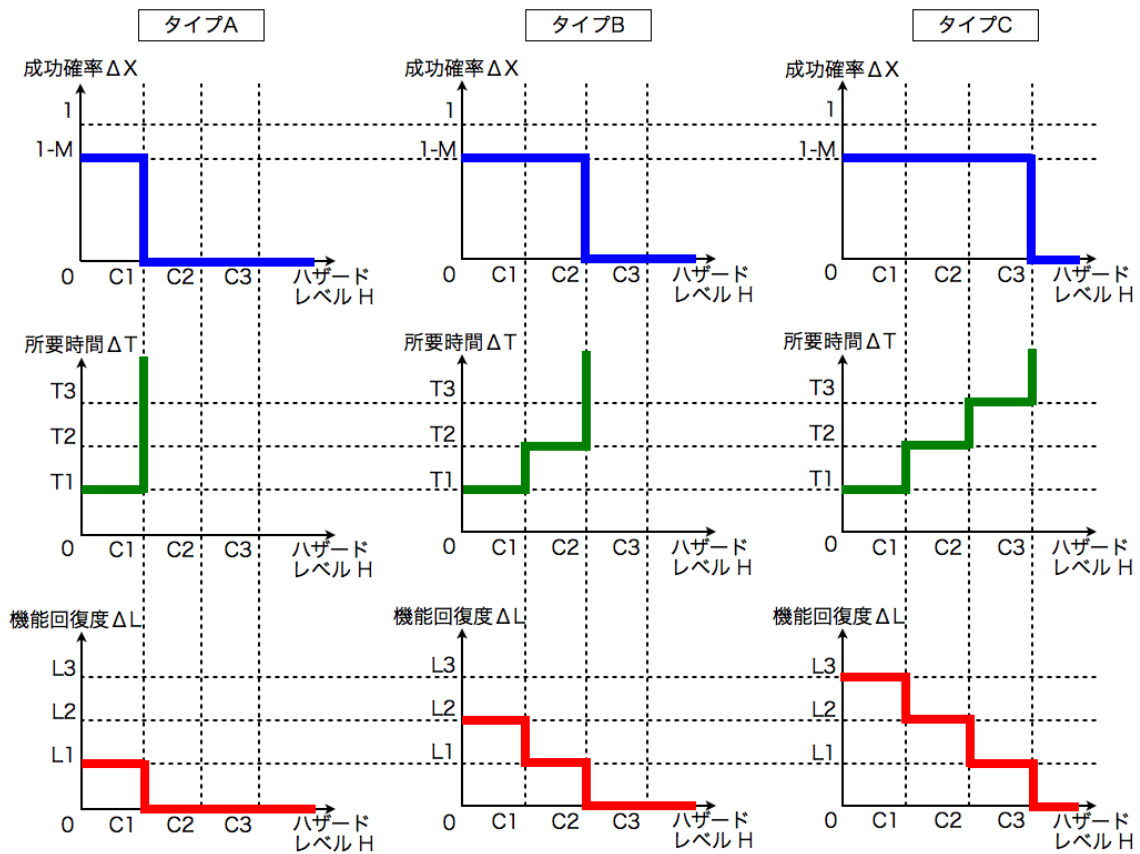


図 3.1-29 各 AM 項目の特性値の外力レベル依存性タイプとモデルパラメータとの関係

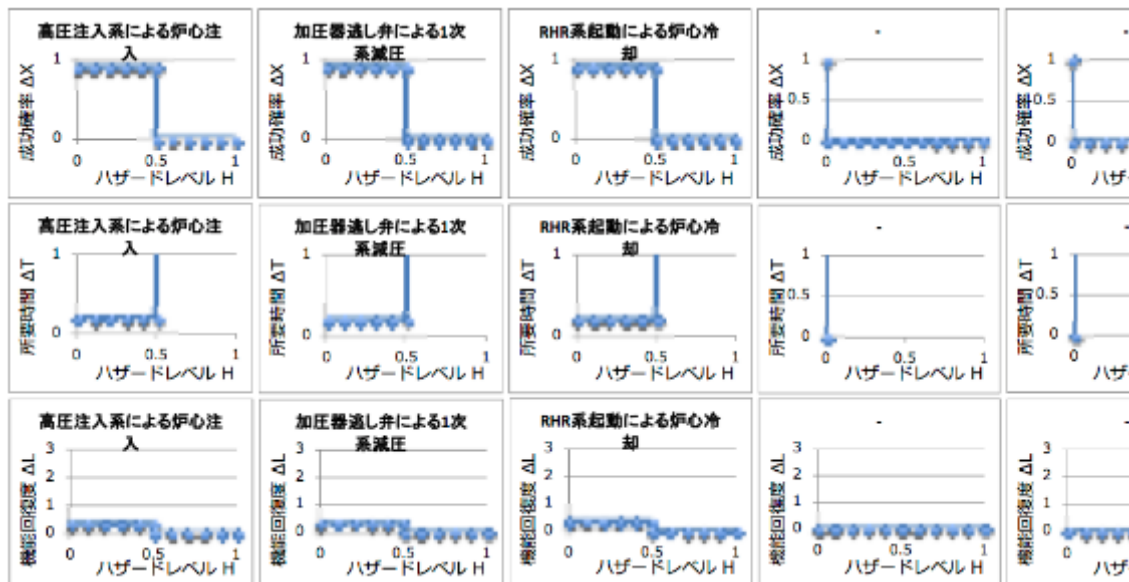


図 3.1-30 図 3.1-28 のパラメータ入力例における各 AM 特性値の外力レベル依存性のグラフ

手順 3. (入力) 非許容領域の設定

経過時間－安全機能レベル図における、非許容領域（回復不可領域）を規定するために、「所要時間クライテリア」および「機能回復クライテリア」を図 3.1-31（左）の入力フィールドへ入力し設定する。

※現在は、簡単のため、非許容領域を長方形領域として設定（図 3.1-31（右））。

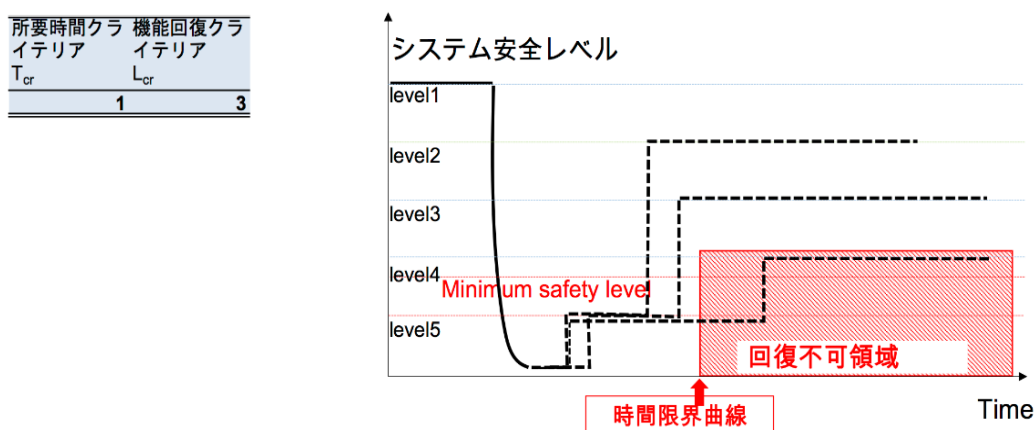


図 3.1-31 非許容領域の入力例（左）と長方形の非許容領域（右）

手順 4. (入力) 外力レベルの設定

外力の強度を図 3.1-32 の入力フィールドへ入力し設定する。

※本試計算ツールでは単位系を特定していない。

ハザードレベル
H
0

図 3.1-32 外力レベルの入力例

手順 5. (出力) 入力された外力レベル値に対する条件付き回復成功確率

前述の「手順 2. AM パラメータの設定」、「手順 4. 外力レベルの設定」に基づき、入力された外力レベル値における各 AM 項目の特性値 (X_i , T_i , iL) が出力フィールド（赤色セル）へ出力される（図 3.1-33（上））とともに、生起する AM シーケンスの同定、各 AM シーケンスの生起確率・総所要時間、最終機能回復レベル、および条件付き回復成功確率等が出力される（図 3.1-33（下））。

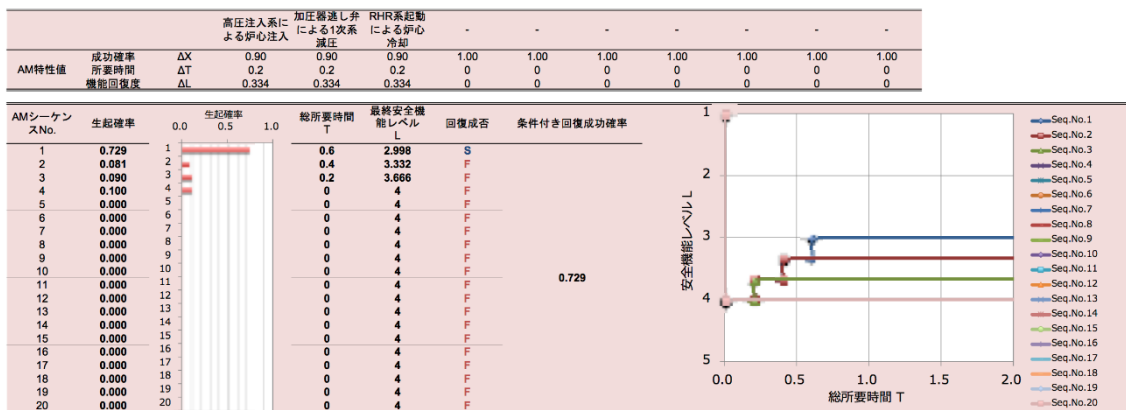


図 3.1-33 入力外力レベル値における各 AM 項目の特性値 (上) および各 AM シーケンスの生起確率、当該外力レベル値における条件付き回復成功確率等の出力例 (下)

手順 6. 各外力レベルにおける条件付き回復成功確率の可視化

前述の「手順 4. 外力レベルの設定」、「手順 5. 入力外力レベル値に対する条件付き回復成功確率」を、外力レベル値を変化させながら繰り返し、各々の計算結果を図 3.1-34 の入力フィールドへ入力することで、回復成功確率の外力レベル依存性を可視化する。

ハザードレベル	0	0.1	0.2	0.4	0.6	0.8
条件付き回復成功確率	0.729	0.729	0.729	0.729	0	0

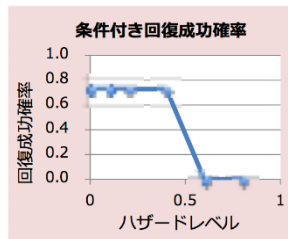


図 3.1-34 各外力レベルにおける条件付き回復成功確率の入力および可視化例

3.2 安全性を表す指標・評価手法の適合性分析

本節では、2.3 節で提案した深層防護レベル 4 層に着目したリスク指標の適用性を評価するため、国内 3 ループ加圧水型原子炉(PWR)を対象とし、リスク評価モデルの構築およびシビアアクシデント(SA)対策設備の経年化影響を評価した。

3.2.1 リスク評価モデルの構築

(1) リスク評価モデルの選定

一般に深層防護レベル 4 層に着目したリスク評価モデルとしては、以下が挙げられる。

- 格納容器イベントツリー(Event Tree, ET)
- 炉心損傷にかかる ET+格納容器 ET (いわゆる Level 1.5PRA)
- ストレステスト

本提案指標は、CDF と CFF を評価可能な全てのリスク評価モデルに適用可能であるが、SA 対策設備は大きく、

(3) SA 対策-I : 著しい炉心損傷の防止

(4) SA 対策-II : 格納容器破損防止

の 2 つに分類される。

この内、SA 対策-I は炉心損傷にかかる ET の範疇に入るため、炉心損傷にかかる ET までで実施可能である。ただし、その場合、SA 対策-II の評価を行うことはできない。

ストレステストは国内各プラントで実施されているが、公開された詳細データの入手と言う観点に課題がある。

Level 1.5PRA は対象とする炉型 (3 ループ PWR) に関する公開情報が多く、また SA 対策-I および SA 対策-II のいずれの設備の評価も可能である。従って本研究では Level 1.5PRA モデルを構築するものとする。

(2) 評価対象シナリオの選定

本来全ての起因事象に関する CFF を評価することで、プラント全体の安全性が評価可能であるが、本研究では提案した指標の適用性評価の観点から、代表的な起因事象を評価対象シナリオとして評価を行うものとする。表 3.2-1 に国内 3 ループ PWR における起因事象別格納容器破損頻度の例[1]を示す。

表 3.2-1 に示すように、格納容器破損頻度に最も影響を及ぼすものは原子炉補機冷却機能喪失、手動停止、過渡事象の順となっており、外部電源喪失の影響は全体の 2%と小さい。しかしながら、東京電力福島第一原子力発電所事故は外部電源喪失事象であり、SA 対策-I ならびに SA 対策-II 対策の効果を見る上でも有意義である。また、レジリエンス指標との一貫した適用性評価の観点からも、レジリエンス指標にて評価を行うシナリオと整合したシナリオが望ましい。そこで本研究では、対象とする起因事象として外部電源喪失を評価対象シナリオとし、感度解析の観点から格納容器破損頻度が最も大きい原子炉補機冷却

水系機能喪失シナリオを選定した。

表 3.2-13 ループ PWR における起因事象別格納容器破損頻度

起因事象別	格納容器 破損頻度 (1 / 炉年)	割合
原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	84.7%
手動停止	4.2E-06	8.3%
過渡事象	1.8E-06	3.5%
外部電源喪失	1.0E-06	2.0%
SGTR	2.9E-07	0.6%
主給水流量喪失	2.0E-07	0.4%
2次系破断	1.1E-07	0.2%
極小 LOCA	1.0E-07	0.2%
小破断 LOCA	6.5E-08	0.1%
中破断 LOCA	2.8E-08	0.1%
ATWS	8.7E-09	0.0%
大破断 LOCA	2.2E-09	0.0%
インターフェイスシステム LOCA	3.0E-11	0.0%
合計	5.1E-05	100.0%

出典：参考文献[1]

(3) SA 対策設備の選定

SA 対策設備の選定にあたっては、2.2 節のレジリエンス指標における評価結果を参考にした。全交流電源喪失シナリオにおけるレジリエンス指標の試評価においては、RAW 相当の指標値は SA 対策に係わらず同じであったが、FV 相当では、移動式発電機の値が最大となっている。一方、格納容器スプレイ系は最小となっている。よって、この2つの SA 対策を評価対象施設として選定した。

その際、非常用 DG の代替設備としては、常設設備として空冷式非常用発電装置が設置されることから、経年プラントへの影響と言う観点から、空冷式非常用発電装置をモデル化することとした。格納容器スプレイ系については、多様な給水手段があるが、既設設備を活用する場合には経年プラントにおける影響が大きいと考え、消火水系を用いたスプレイ系をモデル化することとした。尚、空冷式非常用発電装置は SA 対策-I に相当し、消火水スプレイは SA 対策-II に相当する。

(4) SA 対策設備のモデル化

(3)で抽出した各 SA 対策設備について、その機器単位のフォールトツリーを構築した。構築するにあたって参考とした資料と共に、以下に示す。

1) 空冷式非常用発電装置

空冷式非常用発電装置は、例えば、高浜原子力発電所 3 号機・4 号機では、1 プラント当たり 2 台を設置している[2]。これらの使命時間は、レベル 1PRA における標準的な使命時間である 24 時間とする。

また、参考文献[3]に基づけば、空冷式非常用発電装置は、タンクローリーからの給油を受けることとなっている。よって、タンクローリーによる給油を考慮することとする。タンクローリーへの給油時間は、燃料積み込みに 80 分を要するが、その時間には積み込みのための各種操作が含まれることから、給油ポンプの使命時間としては、その半分の 40 分を仮定する。タンクローリーから空冷式非常用発電装置への給油時間は、空冷式非常用発電装置の燃料残存量が 20 分間増加していることから、20 分とする。

全交流電源喪失時においては、直流電源確保の観点から不要な直流電源負荷を切り離すこととなっている[4]別紙 1。ボタン操作 1 つではあるが、それによって動作する遮断機(NFB)の数は多い。PWR プラントに詳しい有識者によると、概ね 300 個以上 400 個未満とのことから、中央値として 349 個と仮定した。そして、その後、空冷式非常用発電機からの受電するための遮断機の投入が必要であるが、同様に有識者からの情報に基づき、遮断機 10 個、NFB6 個の動作が必要と仮定した。

なお人的過誤率については公開データが無いため、THERP 手法[5]をもとに工学的判断とした。

作成したフォールトツリーを図 3.2-1 に、基事象一覧を表 3.2-2 に、使用した機器故障率等の一覧を表 3.2-3～表 3.2-7 に示す。

2) 消火水スプレイ

消火水スプレイについては、図 3.2-2 と図 3.2-3 に示す系統図に基づきフォールトツリー図を作成した。計装系への適用性を検討する観点から、消火水積算流量計についてもモデル化を行っている。また、原水タンク出口は、通常時閉の手動弁によって止水されていると仮定している。

使命時間は、レベル 1PRA における標準的な使命時間である 24 時間とする。消火ポンプの起動試験は 1 か月に 1 度の実施を仮定する。ただし、CV スプレイ系へのラインについては通水試験が行われなかったため、運転期間（今回は 30 年）に渡って、閉塞の確認ができないものを仮定する。

作成したフォールトツリーを図 3.2-4 に、基事象一覧を表 3.2-8 に、使用した機器故障率等の一覧を表 3.2-9～表 3.2-11 に示す。人的過誤率については空冷式非常用発電装置と同様とした。

表 3.2-2 空冷式非常用発電装置フォールトツリー基事象一覧

基事象名	基事象 ID	定義式	値 (共通原因故障 No.)
しゃ断器 10 個 閉失敗	CBCD_10	CBCD*10	4.8E-04
NFB 6 個 閉失敗	CBCD_NFB6	CBCD*6	2.9E-04
NFB 349 個 開失敗	CBOD_NFB349	CBOD*349	7.7E-03
空冷式 非常用発電装置 A 起動失敗	DLAD_ADG_A	DLAD	(1)
空冷式 非常用発電装置 B 起動失敗	DLAD_ADG_B	DLAD	(1)
空冷式 非常用発電装置 A 継続運転 失敗	DLXR_ADG_A	DLXR*@MT	(2)
空冷式 非常用発電装置 B 継続運転 失敗	DLXR_ADG_B	DLXR*@MT	(2)
空冷式 非常用発電装置 A 起動失敗	OO99_ADGA	ADGUP	(3)
空冷式 非常用発電装置 A ケーブル接続 失敗	OO99_ADGALINE	LINE1	(4)
空冷式 非常用発電装置 B 起動失敗	OO99_ADGB	ADGUP	(3)
空冷式 非常用発電装置 B ケーブル接続 失敗	OO99_ADGBLINE	LINE1	(4)
運転員操作 母線負荷 切離し 失敗	OO99_BS8OP	BS8OP	5.0E-02
運転員操作 必要負荷 しゃ断器 投入失敗	OO99_CB16CL	CB16CL	1.0E-01
タンクローリー への給油 失敗 (給油ポンプ 起動失敗 1 回)	PMAD_FFP_1D	PMAD*PMAD	6.4E-09
空冷式 非常用 DG への給油 失敗 (給油ポンプ 起動失敗 2 回)	PMAD_FFP_2D	PMAD*PMAD*3	1.9E-08
空冷式 非常用 DG への給油 失敗 (給油ポンプ 継続運転失敗 20 分)	PMXR_FFP_20M	PMXR*@ADG	3.7E-07
タンクローリー への給油 失敗 (給油ポンプ 継続運転失敗 40 分)	PMXR_FFP_40M	PMXR*@TL	7.3E-07

表 3.2-3 空冷式非常用発電装置フォールトツリー共通原因故障一覧

グループ	対象基事象 ID	次数	全故障確率	β 値
(1)	DLAD_ADG_A DLAD_ADG_B	1	DLAD 1.5E-03	BEDGS2 3.12E-02
(2)	DLXR_ADG_A DLXR_ADG_B	1	DLXR*@MT 2.3E-03	BEDGR2 4.01E-02
(3)	OO99_ADGA OO99_ADGB	1	ADGUP 3.0E-03	0.5
(4)	OO99_ADGALINE OO99_ADGBLINE	1	LINE1 5.0E-03	0.5

表 3.2-4 空冷式非常用発電装置フォールトツリー変数

変数名	説明	数値
@MT	使命時間	24
@TL	タンクローリー給油時間	40/60
@ADG	発電装置給油時間	20/60

注) 表 3.2-3 の定義式列において@で始まる変数

表 3.2-5 NUCIA 21 ヶ年データを使用した故障率（空冷式非常用発電装置）

ID	説明	故障率	単位
CBCD	遮断器閉失敗	4.8E-05	デマンド
CBOD	遮断器開失敗	2.2E-05	デマンド
DLAD	非常用ディーゼル発電機起動失敗	1.5E-03	デマンド
DLXR	非常用ディーゼル発電機継続運転失敗	9.5E-05	/h
PMAD	電動ポンプ起動失敗	8.0E-05	デマンド
PMXR	電動ポンプ継続運転失敗	1.1E-06	/h

出典：故障率は[9]

表 3.2-6 共通原因 MGL ファクタ（空冷式非常用発電機）(NUREG/CR-5497)

ID	説明	値
BEDGS2	ディーゼル発電機起動失敗 β 値	3.12E-02
BEDGR2	ディーゼル発電機継続運転失敗 β 値	4.01E-02

出典：故障率は[10]

表 3.2-7 人的過誤確率（空冷式非常用発電機）

ID	説明	失敗確率
ADGUP	空冷式非常用発電装置起動操作	3.0E-03
BS8OP	空冷式非常用発電装置による安全防護母線の受電準備	5.0E-02
CB16CL	空冷式非常用発電装置による安全防護母線の受電	1.0E-01
LINE1	接続箇所 1 ヶ所発見できず（敷設失敗）	5.0E-03

注) 人的過誤率は THERP[5]をもとに工学的判断により決定

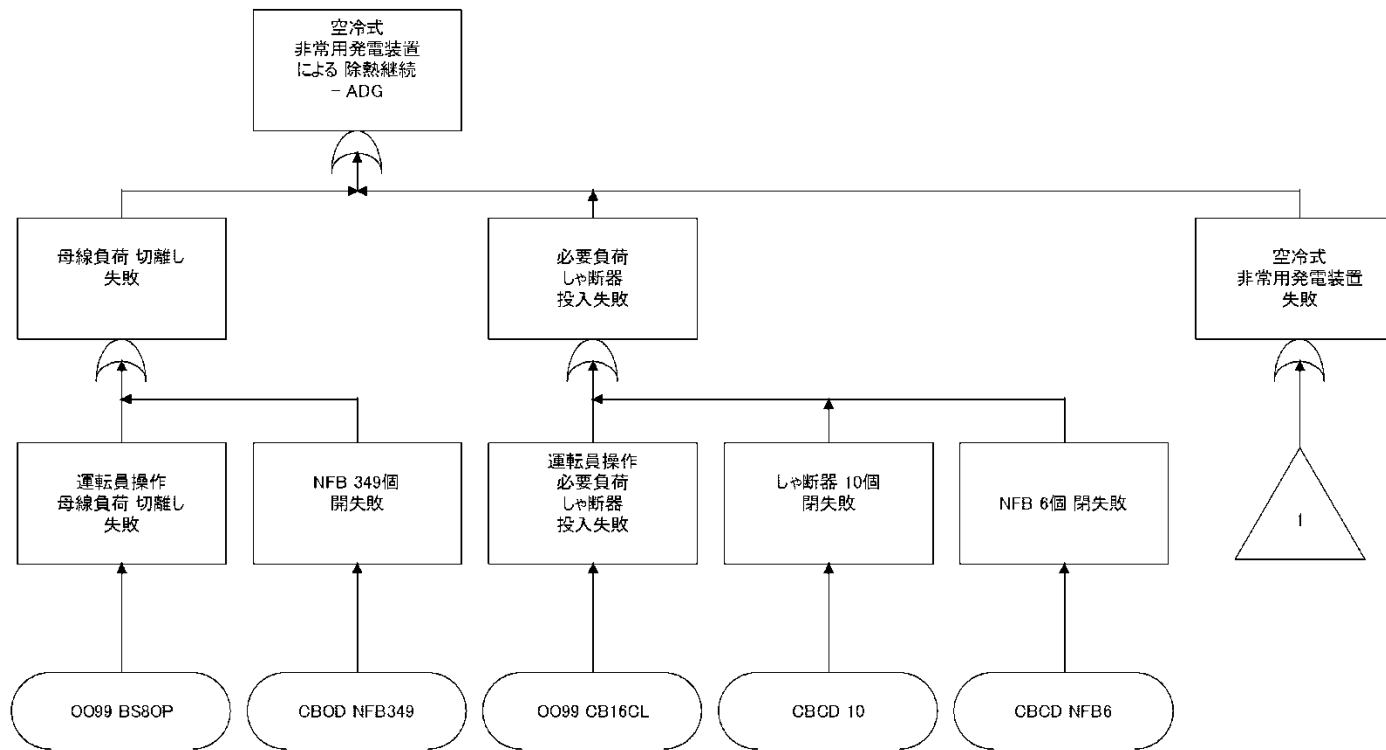


図 3.2-1 空冷式非常用発電装置フォールトツリー(1/2)

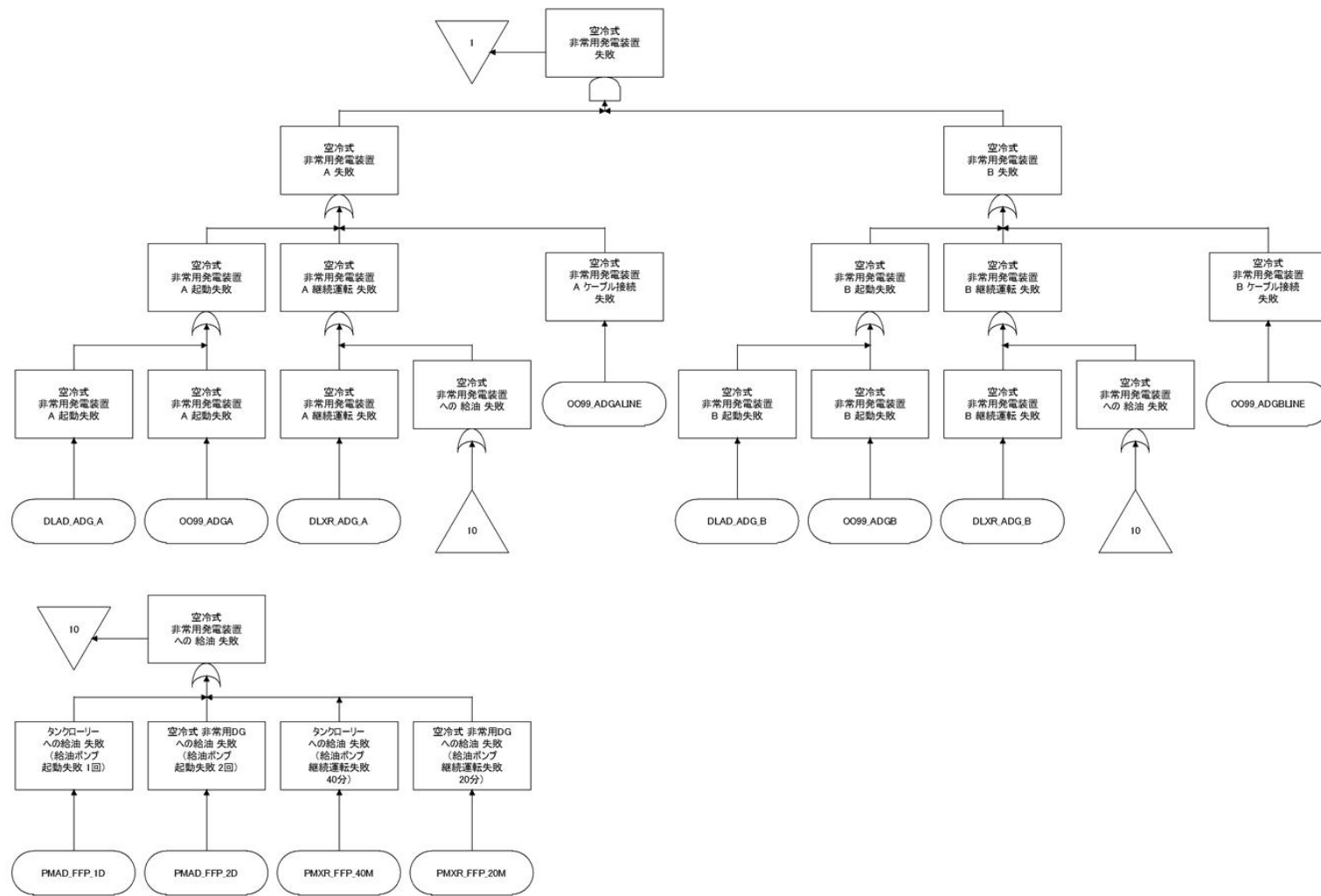


図 3.2-1 空冷式非常用発電装置フォールトツリー(2/2)

表 3.2-8 消火水スプレIFOールトツリ一基事象一覽 (1/4)

基事象名	基事象 ID	定義式	値
№2 電動 消火水 ポンプ シャ断器 閉失敗	CBCD_MDFP_U2	CBCD	4.8E-05
№2 電動 消火水 ポンプ シャ断器 誤開	CBOR_MDFP_U2	CBOR*@MT	1.1E-06
運転員操作 №2 電動 消火ポンプ 起動失敗	OO02_MDFP_1	OO02	3.0E-03
№2 電動 消火水 ポンプ 起動失敗	PMAD_MDFP_U2	PMAD	8.0E-05
№2 電動 消火水 ポンプ 継続運転 失敗	PMXR_MDFP_U2	PMXR*@MT	2.6E-05
運転員操作 №2 ディーゼル 消火ポンプ 起動失敗	OO02_DDFP_1	OO02	3.0E-03
№2 ディーゼル 消火水 ポンプ 起動失敗	PDAD_DDFP_U2	PDAD	2.3E-02
№2 ディーゼル 消火水 ポンプ 継続運転 失敗	PDXR_DDFP_U2	PDXR*@MT	6.2E-02
オリフィス FE-001 閉塞	ORPR_FE_001	ORPR*(@YEAR*30+@MT)	4.2E-04
オリフィス FE-001 外部リーク	ORRR_FE_001	ORRR*@MT	7.7E-08
検出器 FM-001 作動失敗	IFAR_FM_001	IFAR*@YEAR*10	3.3E-04
流量計 FM-001 高出力 / 低出力	IFMR_FM_001	IFMR*@MT	4.8E-07
運転員操作 FM-001 読み取り 失敗	OO02_FM_001	OO02	3.0E-03
運転員操作 FM-001 校正失敗	OO04_FM_001	OO04	8.0E-04
運転員操作 V-001 開操作忘れ	OO04_V_001	OO04	8.0E-04
手動弁 V-001 閉塞	XVPR_V_001	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-001 外部リーク	XVRR_V_001	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 V-002 開操作忘れ	OO04_V_002	OO04	8.0E-04
手動弁 V-002 閉塞	XVPR_V_002	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-002 外部リーク	XVRR_V_002	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 V-003 開操作忘れ	OO04_V_003	OO04	8.0E-04
手動弁 V-003 閉塞	XVPR_V_003	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-003 外部リーク	XVRR_V_003	XVRR*@MT	4.1E-08

表 3.2-8 消火水スプレイフォールトツリー基事象一覧 (2/4)

基事象名	基事象 ID	定義式	値
運転員操作 手動弁 V-004 開操作忘れ	OO04_V_004	OO04	8.0E-04
手動弁 V-004 閉塞	XVPR_V_004	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-004 外部リーク	XVRR_V_004	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 V-005 開操作忘れ	OO04_V_005	OO04	8.0E-04
手動弁 V-005 閉塞	XVPR_V_005	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-005 外部リーク	XVRR_V_005	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-006 開操作忘れ	OO04_V_006	OO04	8.0E-04
手動弁 V-006 閉塞	XVPR_V_006	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-006 外部リーク	XVRR_V_006	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 V-007 開操作忘れ	OO04_V_007	OO04	8.0E-04
手動弁 V-007 閉塞	XVPR_V_007	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-007 外部リーク	XVRR_V_007	XVRR*@MT	4.1E-08
逆止弁 V-008 開失敗	CVOD_V_008	CVOD	9.7E-06
逆止弁 V-008 外部リーク	CVRR_V_008	CVRR*@MT	6.7E-08
逆止弁 V-009 開失敗	CVOD_V_009	CVOD	9.7E-06
逆止弁 V-009 外部リーク	CVRR_V_009	CVRR*@MT	6.7E-08
電動弁 V-010 開失敗	MVOD_V_010	MVOD	4.7E-05
電動弁 V-010 誤閉	MVOR_V_010	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-010 閉塞	MVPR_V_010	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-010 外部リーク	MVRR_V_010	MVRR*@MT	6.0E-08
運転員操作 電動弁 V-010 NFB 投入失敗	OO01_V_010	OO01	3.0E-02
運転員操作 電動弁 V-010 開失敗	OO02_V_010	OO02	3.0E-03

表 3.2-8 消火水スプレイフォールトツリー基事象一覧 (3/4)

基事象名	基事象 ID	定義式	値
電動弁 V-011 開失敗	MVOD_V_011	MVOD	4.7E-05
電動弁 V-011 誤閉	MVOR_V_011	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-011 閉塞	MVPR_V_011	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-011 外部リーク	MVRR_V_011	MVRR*@MT	6.0E-08
運転員操作 電動弁 V-011 NFB 投入失敗	OO01_V_011	OO01	3.0E-02
運転員操作 電動弁 V-011 開失敗	OO02_V_011	OO02	3.0E-03
電動弁 V-012 誤閉	MVOR_V_012	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-012 閉塞	MVPR_V_012	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-012 外部リーク	MVRR_V_012	MVRR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-013 誤閉	MVOR_V_013	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-013 閉塞	MVPR_V_013	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-013 外部リーク	MVRR_V_013	MVRR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-014 誤閉	MVOR_V_014	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-014 閉塞	MVPR_V_014	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-014 外部リーク	MVRR_V_014	MVRR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-015 誤閉	MVOR_V_015	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-015 閉塞	MVPR_V_015	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-015 外部リーク	MVRR_V_015	MVRR*@MT	6.0E-08
逆止弁 V-016 開失敗	CVOD_V_016	CVOD	9.7E-06
逆止弁 V-016 外部リーク	CVRR_V_016	CVRR*@MT	6.7E-08
逆止弁 V-017 開失敗	CVOD_V_017	CVOD	9.7E-06
逆止弁 V-017 外部リーク	CVRR_V_017	CVRR*@MT	6.7E-08

表 3.2-8 消火水スプレイフォールトツリー基事象一覧 (4/4)

基事象名	基事象 ID	定義式	値
運転員操作 V-018 開失敗	OO01_V_018	OO01	3.0E-02
手動弁 V-018 開失敗	XVOD_V_018	XVOD	1.2E-04
手動弁 V-018 閉塞	XVPR_V_018	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-018 外部リーク	XVRR_V_018	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-019 開操作忘れ	OO04_V_019	OO04	8.0E-04
手動弁 V-019 閉塞	XVPR_V_019	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-019 外部リーク	XVRR_V_019	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-020 開操作忘れ	OO04_V_020	OO04	8.0E-04
手動弁 V-020 閉塞	XVPR_V_020	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-020 外部リーク	XVRR_V_020	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-021 閉操作忘れ	OO04_V_021	OO04	8.0E-04
手動弁 V-021 内部リーク	XVLR_V_021	XVLR*@MT	8.9E-08
手動弁 V-021 外部リーク	XVRR_V_021	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-022 閉操作忘れ	OO04_V_022	OO04	8.0E-04
手動弁 V-022 内部リーク	XVLR_V_022	XVLR*@MT	8.9E-08
手動弁 V-022 外部リーク	XVRR_V_022	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-023 開操作忘れ	OO04_V_023	OO04	8.0E-04
手動弁 V-023 閉塞	XVPR_V_023	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-023 外部リーク	XVRR_V_023	XVRR*@MT	4.1E-08
消火水 スプレイ 必要性 診断失敗	OO30MA_FSP	OO30MA	2.7E-03
配管 外部リーク	PPRR_FSPL	PPRR*@MT	2.4E-08

表 3.2-9 消火水スプレIFOールトツリ変数

変数名	説明	数値
@MT	使命時間 (24 時間)	24
@MONTH	露出時間 (1 ヵ月)	24*365/2/12
@YEAR	露出時間 (1 年)	24*365/2

注) 表 3.2-8 の定義式列において@で始まる変数

表 3.2-10 NUCIA 21 ヵ年データを使用した故障率 (消火水スプレIFO)

ID	説明	故障率	単位
CBCD	遮断器閉失敗	4.8E-05	デマンド
CBOR	遮断器誤開	4.7E-08	/h
CVOD	逆止弁開失敗	9.7E-06	デマンド
CVRR	逆止弁外部リーク	2.8E-09	/h
IFAR	流量トランスミッタ作動失敗	7.6E-09	/h
IFMR	流量トランスミッタ高出力/低出力	2.0E-08	/h
MVOD	電動弁開失敗	4.7E-05	デマンド
MVOR	電動弁誤開又は誤閉	2.5E-09	/h
MVPR	電動弁閉塞	9.7E-09	/h
MVRR	電動弁外部リーク	2.5E-09	/h
ORPR	オリフィス閉塞	3.2E-09	/h
ORRR	オリフィス外部リーク	3.2E-09	/h
PDAD	ディーゼル駆動ポンプ起動失敗	2.3E-02	デマンド
PDXR	ディーゼル駆動ポンプ継続運転失敗	2.6E-03	/h
PMAD	電動ポンプ起動失敗	8.0E-05	デマンド
PMXR	電動ポンプ継続運転失敗	1.1E-06	/h
PPRR	配管 (3 インチ以上) 外部リーク	1.0E-09	/h
XVLR	手動弁内部リーク	3.7E-09	/h
XVOD	手動弁開閉失敗	1.2E-04	デマンド
XVPR	手動弁閉塞	8.5E-09	/h
XVRR	手動弁外部リーク	1.7E-09	/h

出典：故障率は[9]

表 3.2-11 人的過誤確率（消火水スプレイ）

ID	説明	失敗確率	備考
OO01	運転員操作失敗 高ストレス・フィードバックなし	3.0E-02	スクリーニング値
OO02	運転員操作失敗 高ストレス・フィードバックあり	3.0E-03	スクリーニング値
OO04	運転員操作失敗 低ストレス・フィードバックあり	8.0E-04	スクリーニング値
OO30MA	診断失敗（30分）	2.7E-03	THERP の診断曲線より導出

注) 人的過誤率は THERP[5]をもとに工学的判断により決定

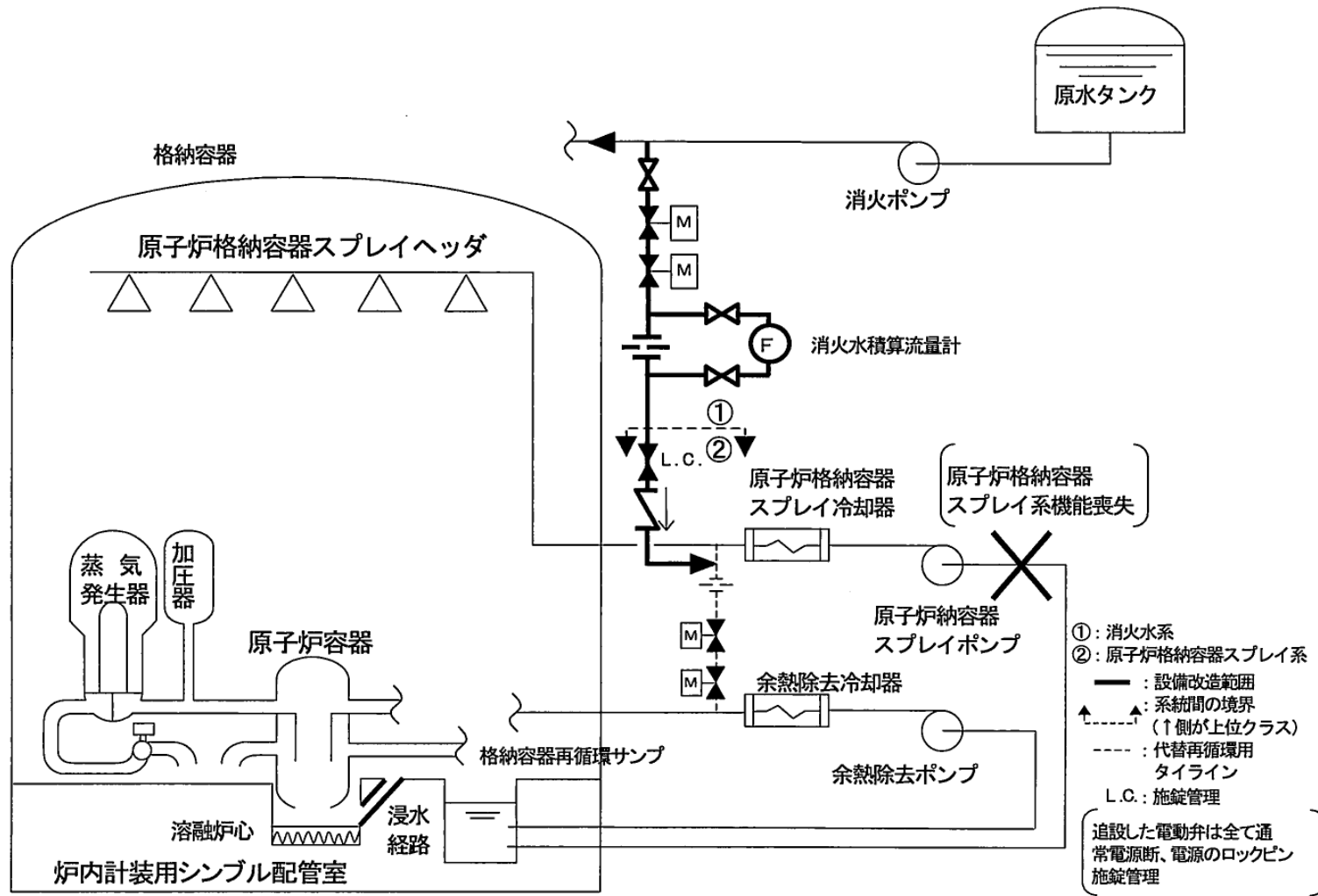


図 3.2-2 ドライ型 3 ループプラントの格納容器内注水（概念図）

出典：参考文献[6] P.19

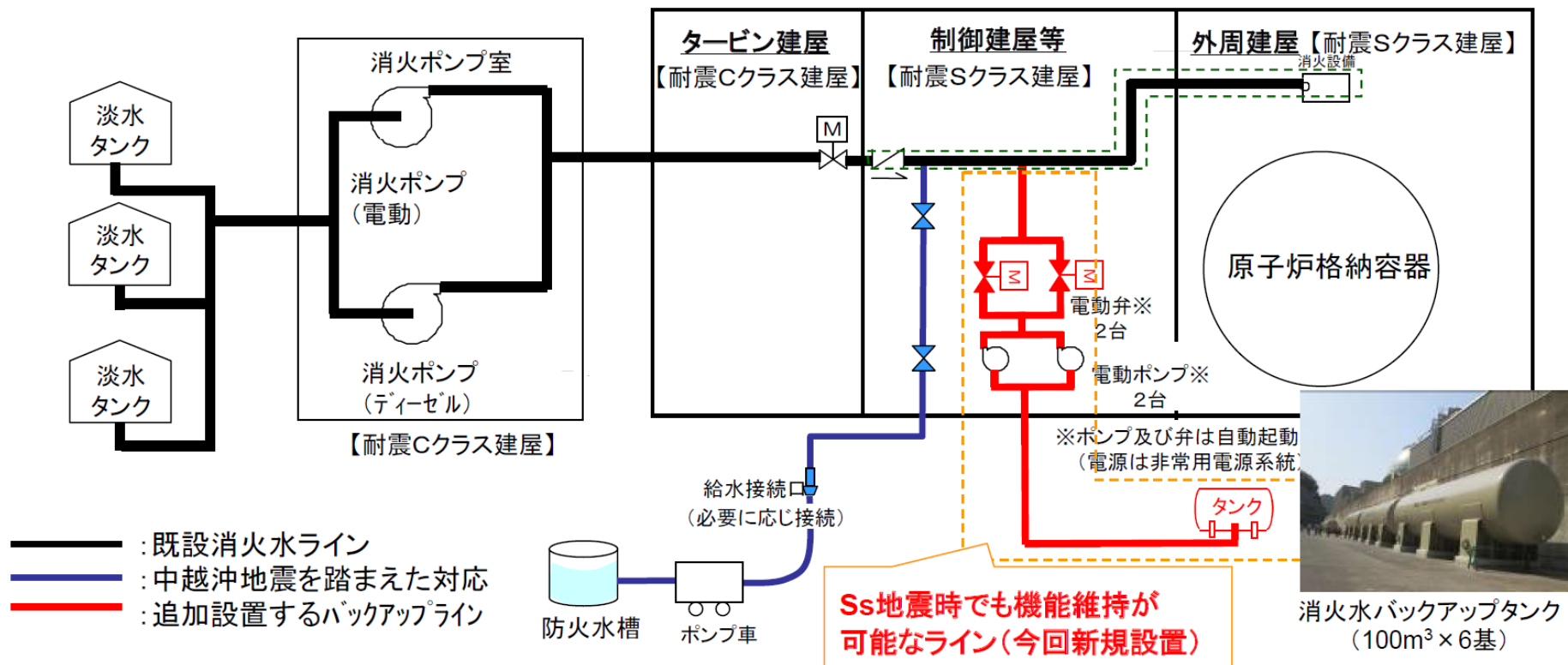


図 3.2-3 消火ポンプの構成と水源

出典：参考文献[2] P.11

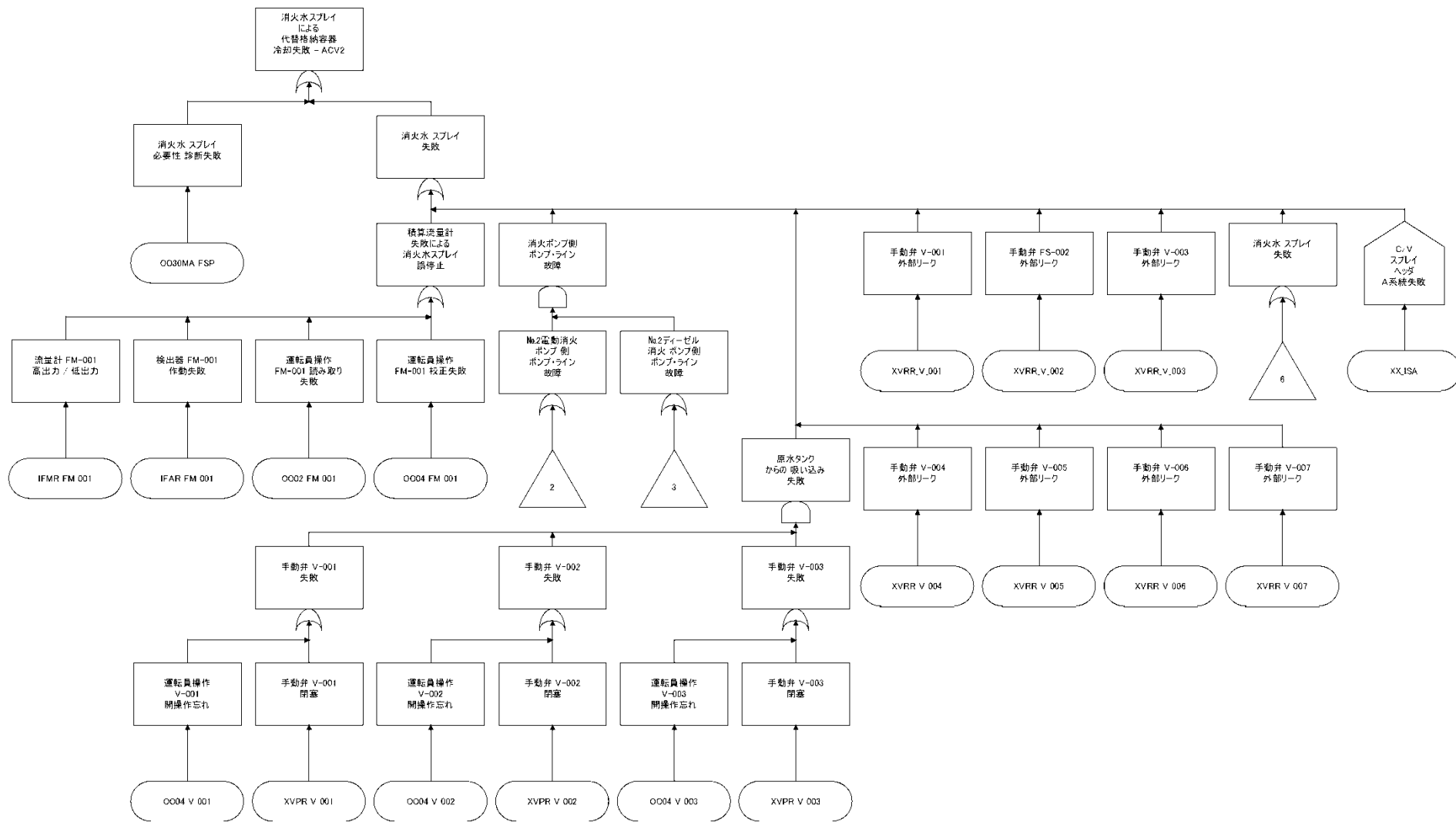


図 3.2-4 消火水スプレイフォールトツリー (1/6)

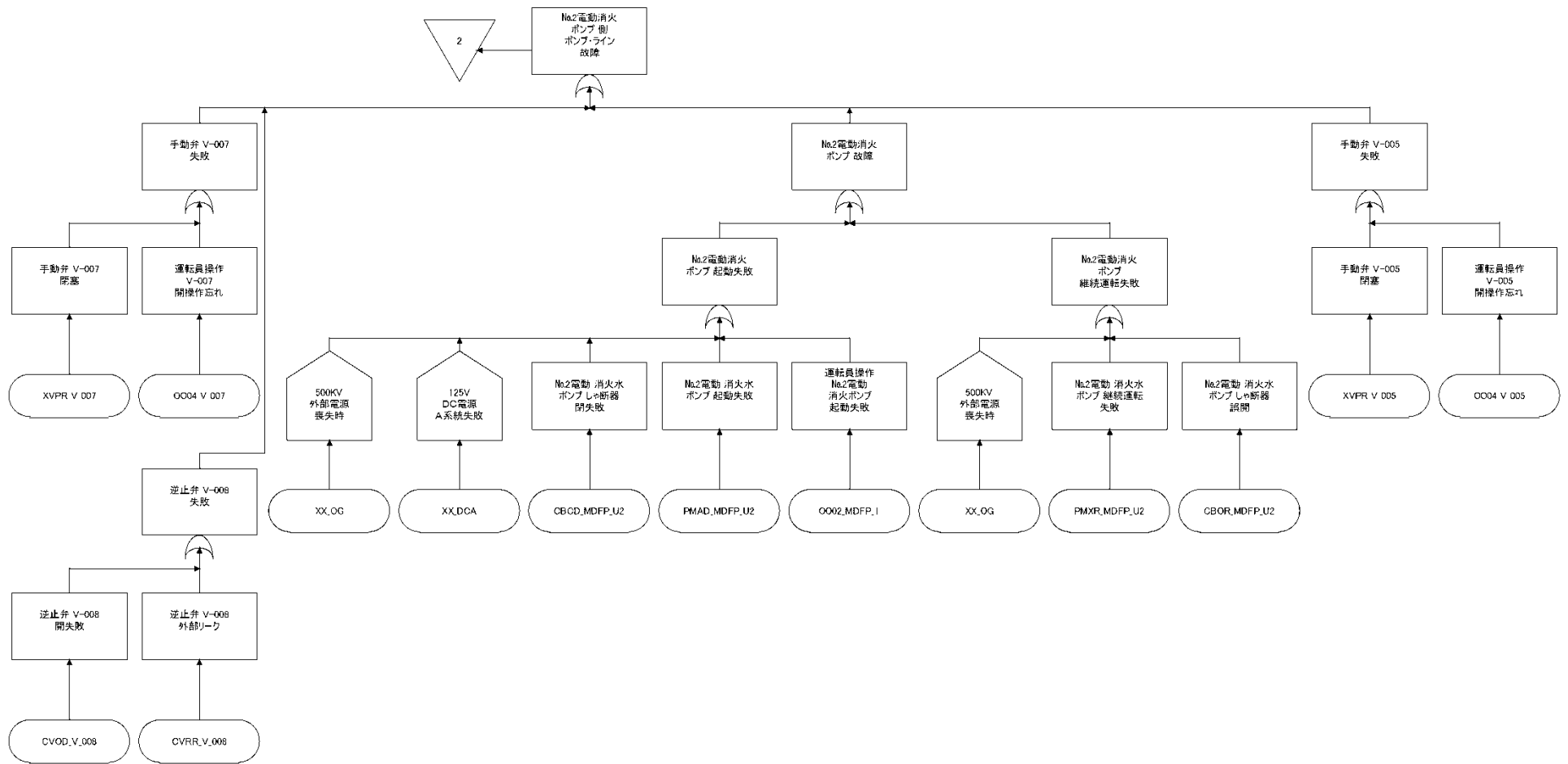


図 3.2-4 消火水スプレIFOールトツリ (2/6)

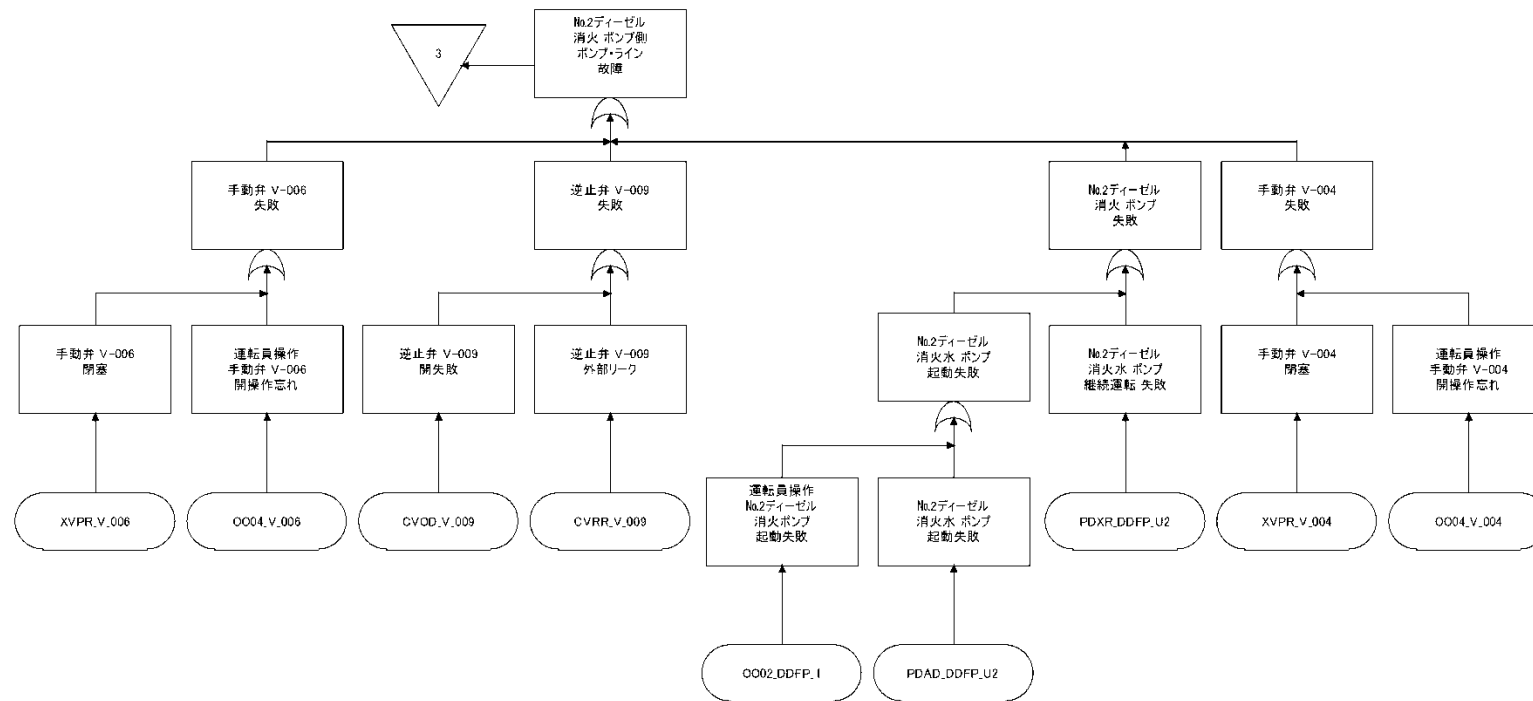


図 3.2-4 消火水スプレIFOールトツリー (3/6)

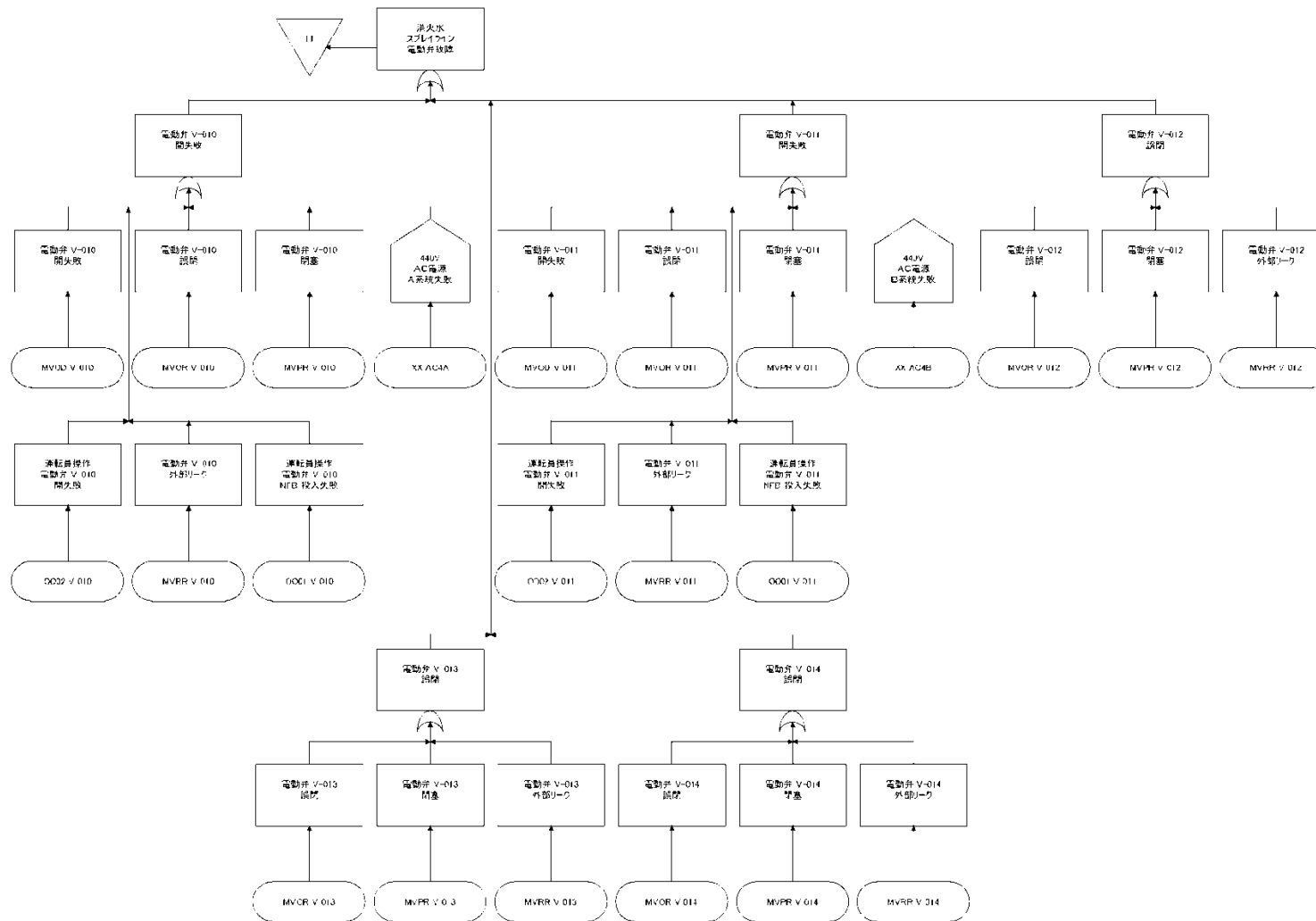


図 3.2-4 消火水スプレイフォールトツリー (4/6)

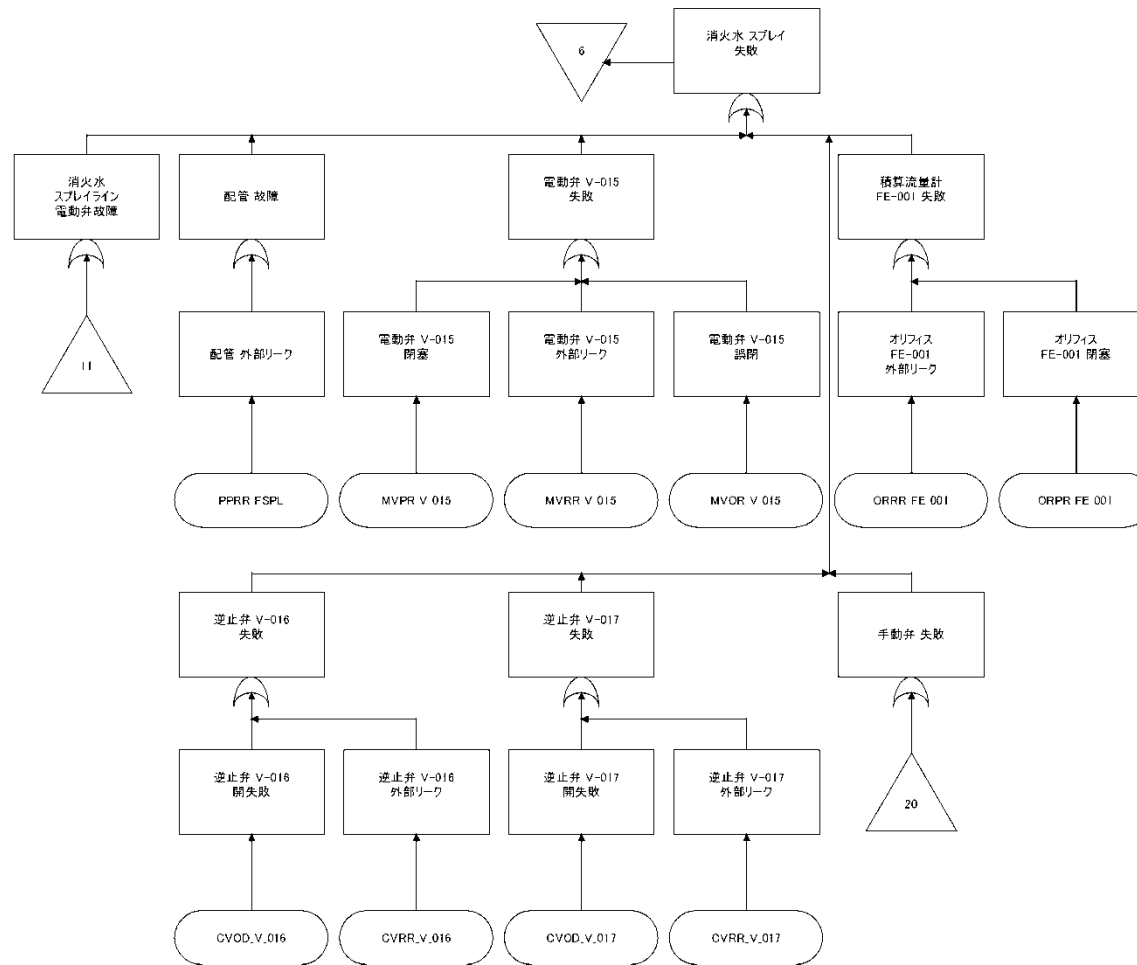


図 3.2-4 消火水スプレイフォールトツリー (5/6)

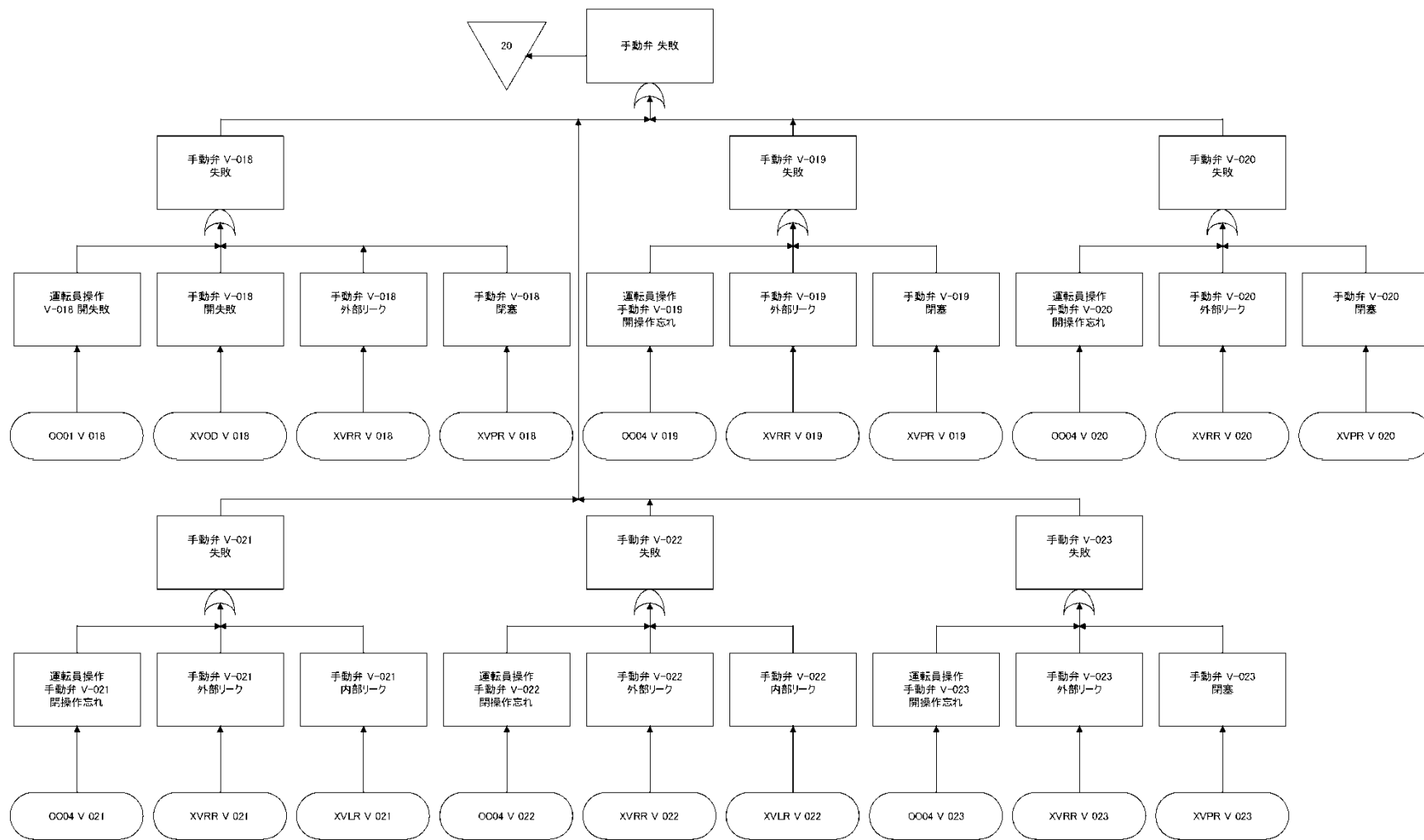


図 3.2-4 消火水スプレIFOールトツリー (6/6)

(5) 炉心損傷に係るイベントツリー(ET)の構築

炉心損傷にかかるイベントツリー (ET) の構築では、公開情報に基づく ET に加え、(3) で選定した SA 対策設備をヘディングとして追加している。

SA 対策-I である空冷式非常用発電装置については外部電源喪失シナリオに、SA 対策-II である消火水スプレイについては、外部電源喪失シナリオと補機冷却水系機能喪失シナリオの両方に適用している。

SA を考慮しない起回事象発生頻度とそれぞれの条件付き炉心損傷確率を表 3.2-12 に、プラント損傷状態の定義を表 3.2-13 に示す。今回のプラントモデルの構築にあたり、SA 対策設備以外の各ヘディングの分岐確率については詳細なフォールトツリーは作成せず、最終プラント損傷状態が図 3.2-5 に示す公開データと一致するよう工学判断をもとに値を設定した。

表 3.2-12 起回事象別炉心損傷頻度

起回事象	起回事象発生頻度 (炉年)	条件付炉心損傷確率 (CCDP)	炉心損傷頻度 (炉年)	寄与割合
補機冷却水の喪失	2.0E-04	2.2E-01	4.3E-05	70.5%
手動停止	2.3E-01	4.1E-05	9.5E-06	15.6%
過渡事象	9.7E-02	4.1E-05	4.0E-06	6.6%
小破断 LOCA	2.2E-04	5.9E-03	1.3E-06	2.1%
2次冷却系の破断	4.3E-04	2.8E-03	1.2E-06	2.0%
外部電源喪失	4.8E-03	2.3E-04	1.1E-06	1.8%
主給水喪失	1.1E-02	4.1E-05	4.5E-07	0.7%
中破断 LOCA	6.8E-05	6.0E-03	4.1E-07	0.7%
極小 LOCA	2.1E-03	1.6E-04	3.4E-07	0.6%
蒸気発生器伝熱管破損	2.4E-03	1.2E-04	2.9E-07	0.5%
ATWS	2.7E-08	1.0E+00	2.7E-08	0.0%
大破断 LOCA	2.2E-05	6.4E-04	1.4E-08	0.0%
インターフェイスシステム LOCA	3.0E-11	1.0E+00	3.0E-11	0.0%
合計			6.1E-05	100%

出典：参考文献[1]

プラント 損傷状態	炉心損傷 頻度 (1/炉年)	割合	条件付き 格納容器 破損確率 (-)	格納容器 破損頻度 (1/炉年)	割合
AED	3.4E-09	0.0%	1.00	3.4E-09	0.0%
AEW	4.3E-09	0.0%	1.00	4.3E-09	0.0%
AEI	4.0E-07	0.7%	0.02	9.8E-09	0.0%
ALC	1.2E-08	0.0%	1.00	1.2E-08	0.0%
SED	4.3E-05	69.8%	1.00	4.3E-05	84.7%
SEW	3.2E-08	0.1%	1.00	3.2E-08	0.1%
SEI	1.4E-06	2.3%	0.01	8.0E-09	0.0%
SLW	6.6E-09	0.0%	1.00	6.6E-09	0.0%
SLI	6.8E-08	0.1%	0.01	3.8E-10	0.0%
SLC	3.9E-08	0.1%	1.00	3.9E-08	0.1%
TED	2.1E-06	3.4%	1.00	2.1E-06	4.1%
TEW	4.5E-06	7.3%	1.00	4.5E-06	8.8%
TEI	9.7E-06	15.8%	0.08	7.9E-07	1.6%
V	3.0E-11	0.0%	1.00	3.0E-11	0.0%
G	2.9E-07	0.5%	1.00	2.9E-07	0.6%
合計	6.1E-05	100.0%	0.82	5.1E-05	100.0%

※ 炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きい PDS における
代表的な事故シーケンスは以下のとおり

- SED : 小 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗
- TEI : 全給水喪失
- TEW : 全給水喪失+CV スプレイ再循環失敗

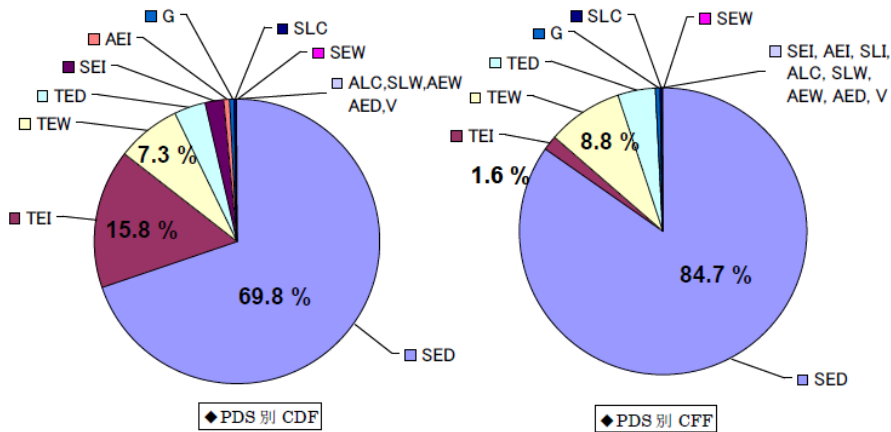


図 3.2-5 3 ループ PWR におけるプラント損傷状態別炉心損傷頻度

出典：参考文献[1]

1) 外部電源喪失シナリオ

外部電源喪失シナリオの ET は、図 3.2-6 を参考とした。空冷式非常用発電機に関する分岐については、非常用所内電源のバックアップとして位置付けた展開を行っている。

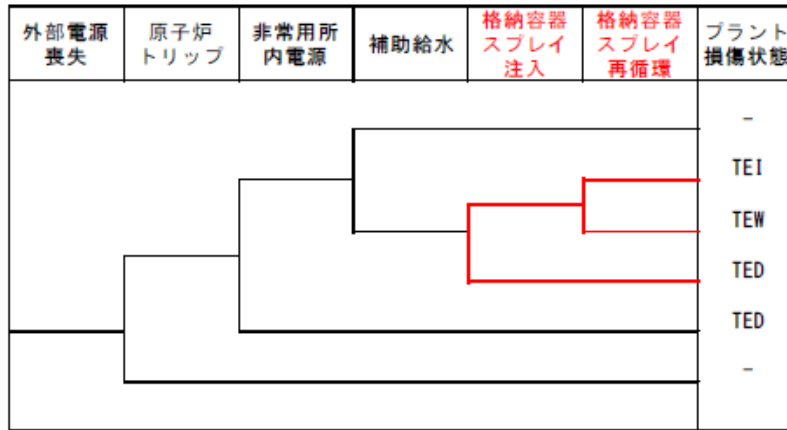


図 3.2-6 外部電源喪失のインベントツリーの例

出典：参考文献[1] P.4.1.1-45

実際に構築した ET を図 3.2-8 に、各ヘディング一覧を表 3.2-14 に終状態ルールを表 3.2-15 に示す。SA 対策が無い場合における炉心損傷頻度評価結果を表 3.2-16 に示す。表 3.2-12 との比較で、概ね再現できていることが確認できた。

2) 原子炉補機冷却機能喪失シナリオ

原子炉補機冷却機能喪失シナリオの ET は、図 3.2-6 を参考とした。原子炉補機冷却水機能喪失から炉心損傷までのシナリオにおいては、今回は SA 対策を考慮していないため、特に新たな分岐は設けていない。

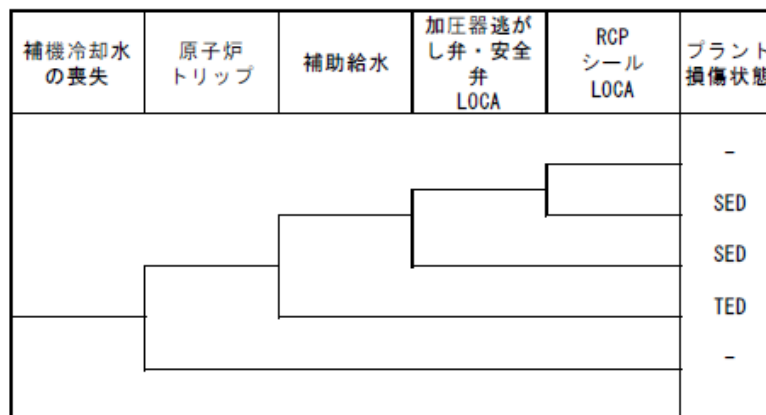


図 3.2-7 原子炉補機冷却機能喪失のインベントツリーの例

出典：参考文献[1] P.4.1.1-45

実際に構築した ET を図 3.2-9 に、各ヘディング一覧および終状態ルールをそれぞれ、表 3.2-17 および表 3.2-18 に、炉心損傷頻度評価結果を表 3.2-19 に示す。表 3.2-12 との比較で、概ね再現できていることが確認できた。

表 3.2-13 プラント損傷状態の定義

ID	説明
AED	大・中 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV 内ドライ状態で CV スプレイ系不作動
AEI	大・中 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV スプレイ系作動
AEW	大・中 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV 内ウェット状態で CV スプレイ系不作動
ALC	大・中 LOCA、再循環段階で炉心損傷、CV 先行破損
G	蒸気発生器伝熱管破損
SED	小 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV 内ドライ状態で CV スプレイ系不作動
SEI	小 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV スプレイ系作動
SEW	小 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV 内ウェット状態で CV スプレイ系不作動
SLC	小 LOCA、再循環段階で炉心損傷、CV 先行破損
SLI	小 LOCA、再循環段階で炉心損傷、CV スプレイ系作動
SLW	小 LOCA、再循環段階で炉心損傷、CV 内ウェット状態で CV スプレイ系不作動
TED	トランジェント、注入段階で炉心損傷、CV 内ドライ状態で CV スプレイ系不作動
TEI	トランジェント、注入段階で炉心損傷、CV スプレイ系作動
TEW	トランジェント、注入段階で炉心損傷、CV 内ウェット状態で CV スプレイ系不作動
V	インターフェイスシステム LOCA

表 3.2-14 外部電源喪失イベントツリーヘディング一覧

ID	説明
RT	原子炉トリップ
DGA	非常用ディーゼル発電機 A
DGB	非常用ディーゼル発電機 B
ADG	空冷式非常用発電装置 (SA 対策-I 対策設備)
AF	補助給水系統
CSA	格納容器スプレイ A 系統
CSB	格納容器スプレイ B 系統
SMA	格納容器サンプ A
SMB	格納容器サンプ B
SRA	再循環自動切替信号 A 系統
SRB	再循環自動切替信号 B 系統
CSRA	格納容器スプレイ再循環 A 系統
CSRB	格納容器スプレイ再循環 B 系統

表 3.2-15 外部電源喪失イベントツリー終状態ルール

ID	定義	備考
SUCCESS	$RT=F+AF=S$	炉心損傷回避*
TEI	$AF=F*(CSA=S+CSB=S)*(CSRA=S+CSRB=S)$	表 3.2-3 参照
TEW	$AF=F*(CSA=S+CSB=S)*(-CSRA=S*-CSRB=S)$	表 3.2-3 参照

TED	$AF=F*(-CSA=S*-CSB=S)+RT=S*-DGA=S*-DGB=S*-ADG=S$	表 3.2-3 参照
-----	--	------------

*RT 失敗は ATWS 展開となるが、ATWS は別途評価されるためここでは便宜的に SUCCESS として分類

表 3.2-16 炉心損傷頻度（外部電源喪失）

終状態	炉心損傷頻度(/炉年)
TED	9.2E-07
TEI	1.9E-08
TEW	1.6E-12
合計	9.4E-07

表 3.2-17 補機冷却機能喪失イベントツリーヘディング一覧

ID	説明
RT	原子炉トリップ
AF	補助給水系統
PR	加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA
SE	RCP シール LOCA

表 3.2-18 補機冷却機能喪失イベントツリー終状態ルール

ID	定義	備考
SUCCESS	$RT=S*AF=S*PR=S*SE=S+RT=F$	炉心損傷回避*
SED	$PR=F+SE=F$	表 3.2-3 参照
TED	$AF=F$	表 3.2-3 参照

*RT 失敗は ATWS 展開となるが、ATWS は別途評価されるためここでは便宜的に SUCCESS として分類

表 3.2-19 炉心損傷頻度（原子炉補機冷却機能喪失）

終状態	炉心損傷頻度 (/炉年)
SED	4.2E-05
TED	7.8E-10
合計	4.2E-05

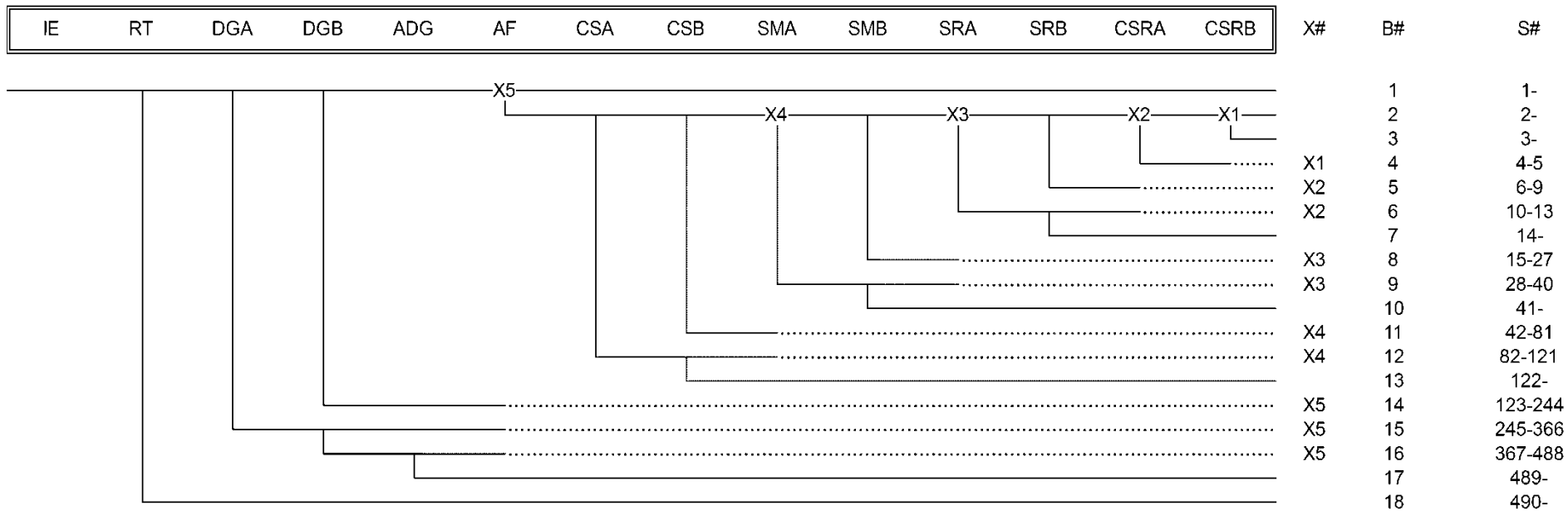


図 3.2-8 外部電源喪失イベントツリー

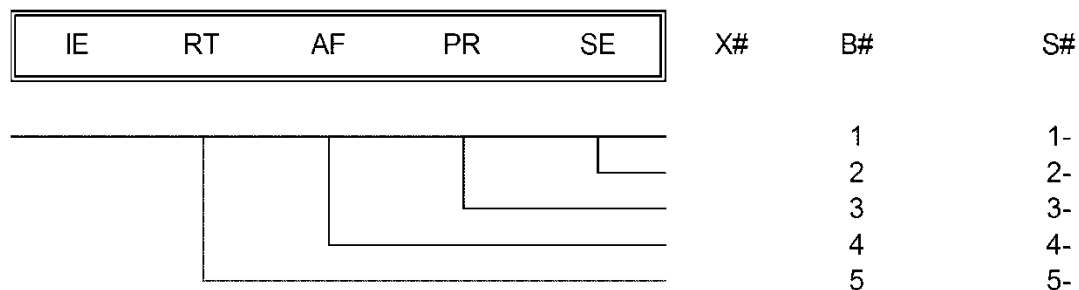


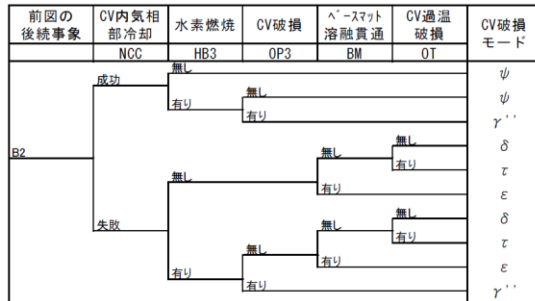
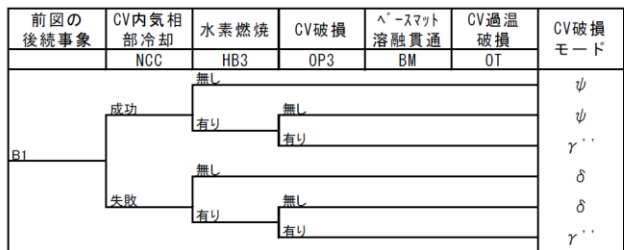
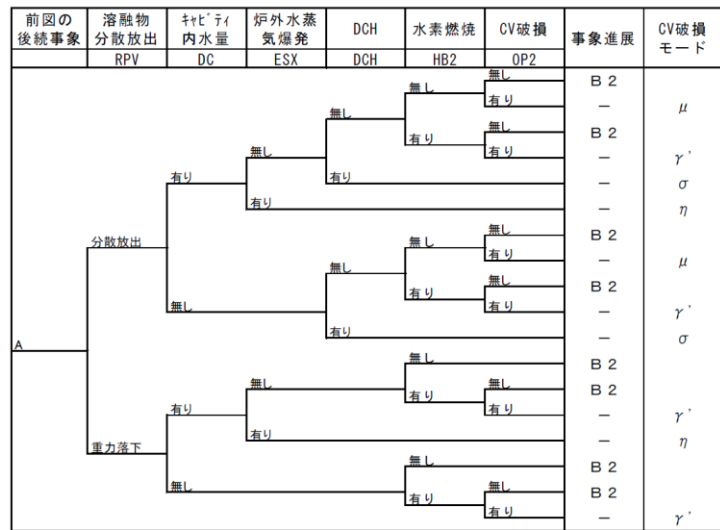
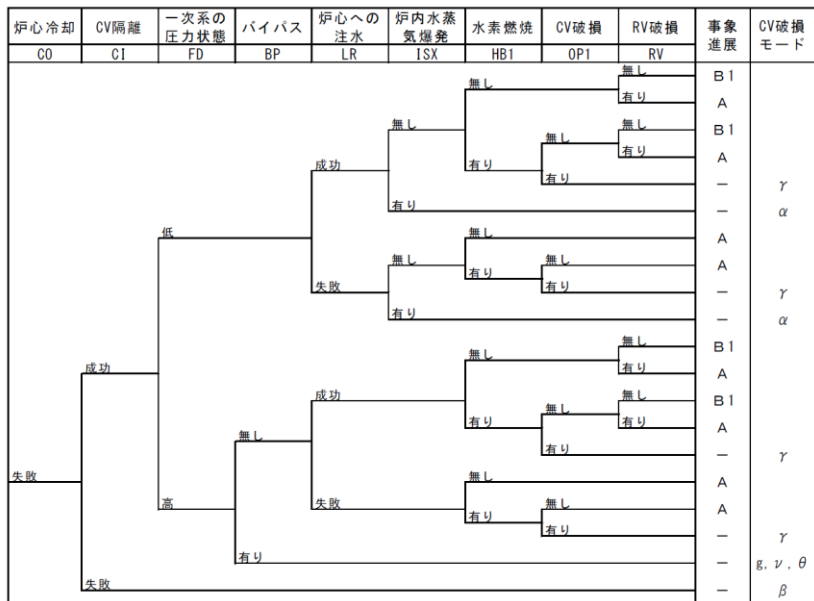
図 3.2-9 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

(6) 格納容器イベントツリー(ET)の構築

格納容器 ET については、表 3.2-13 に示すプラント損傷状態が起点となることから、外部電源喪失イベントおよび原子炉補機冷却機能喪失イベントとも同じものを用いる。また、炉心損傷に係る ET と同様に、SA 対策-II の設備（消火水スプレイ）をヘディングの一つとして取り扱うものとし（FSP ヘディング）、分岐を設けた。

図 3.2-10 を参考に構築した ET を図 3.2-11 示す。また、表 3.2-20 および表 3.2-21 にイベントのヘディング一覧ならびに終状態ルールを示す。

各ヘディングの分岐確率については、炉心損傷に係るイベントと同様に詳細なフォールトツリー展開は行わず、最終的な評価結果が公開データ（各プラント損傷状態における条件付き格納容器破損確率、図 3.2-5）と整合するよう工学的判断で値を設定した。表 3.2-22 に本 ET で評価した条件付き格納容器破損確率を示す。図 3.2-5 との比較で、概ね再現できていることが確認できた。



(注1) 事象進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード：
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

図 3.2-10 格納容器イベントツリーの例

出典：参考文献[1] P.4.1.1-47

表 3.2-20 格納容器イベントツリーヘディング一覧

ID	説明	失敗分岐の状態
CI	格納容器隔離	失敗
FSP	消火水スプレー (SA 対策設備)	失敗
FD	一次系の圧力状態	高
BP	バイパス	有り
LR	炉心への注水	失敗
ISX	炉内水蒸気爆発	有り
HB1	水素燃焼	有り
OP1	格納容器破損	有り
RV	原子炉容器破損	有り
RPV	溶融物分散放出	重力落下 (成功側は分散放出)
DC	キャビティ内水量	無し
ESX	炉外水蒸気爆発	有り
DCH	格納容器直接加熱	有り
HB2	水素燃焼	有り
OP2	格納容器破損	有り
NCC	格納容器内気相部冷却	失敗
HB3	水素燃焼	有り
OP3	格納容器破損	有り
BM	ベースマット溶融貫通	有り
OT	格納容器過温破損	有り

表 3.2-21 格納容器イベントツリー終状態ルール

ID	定義	備考
SUCCESS	$NCC=S*(HB3=S+OP3=S)$	格納容器健全
CF*	1	格納容器破損

* 定義の”1”は上位のルールに含まれないもの全てという意味

表 3.2-22 条件付格納容器破損確率

プラント損傷状態*	条件付格納容器破損確率
AED	1.0E+00
AEI	2.5E-02
AEW	1.0E+00
ALC	1.0E+00
G	1.0E+00
SED	1.0E+00
SEI	5.6E-03
SEW	1.0E+00
SLC	1.0E+00
SLI	5.6E-03
SLW	1.0E+00
TED	1.0E+00
TEI	8.1E-02
TEW	1.0E+00
V	1.0E+00

* プラント損傷状態の定義は表 3.2-13 参照

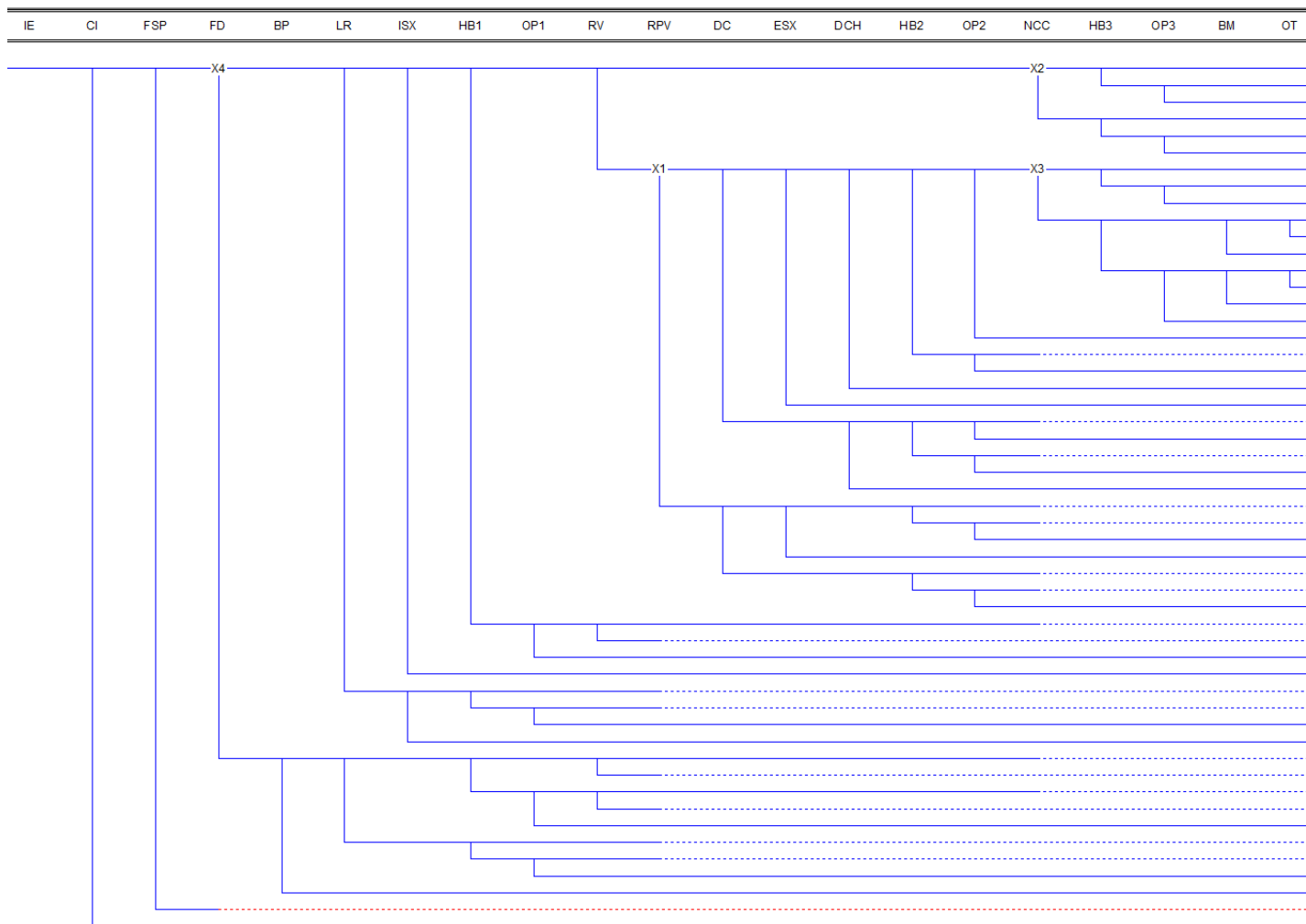


図 3.2-11 格納容器イベントツリー

3.2.2 経年プラントの総合的な安全評価

経年プラントの総合的な安全評価では、3.2.1 で構築したリスク評価モデルを用い、

- ・ SA 対策設備の有効性
- ・ SA 対策設備の経年劣化評価

を実施し、経年プラントにおける深層防護レベル4層として注目すべき機器等の設備の抽出を試みた。

(1) SA 対策設備の有効性評価

SA 対策設備の有効性について、外部電源喪失シナリオならびに原子炉補機冷却機能喪失シナリオのそれぞれについて評価を行った。なお SA 対策設備の機能喪失確率はフォールトツリー解析より、空冷式非常用発電装置、消火水スプレーそれぞれ、 1.6×10^{-1} 、 1.1×10^{-1} とした。また各シナリオの発生頻度については、公開データ[1]（表 3.2-12）より以下とした。

表 3.2-23 起回事象発生頻度

起回事象	発生頻度 (/炉年)
外部電源喪失	4.8E-3
補機冷却水喪失	2.0E-4

出典：参考文献[1]

1) 外部電源喪失シナリオ

外部電源喪失シナリオでは、SA 対策設備として空冷式非常用発電装置（SA 対策-I）および消火水スプレー（SA 対策-II）の両方が機能する。

a. 炉心損傷に係る ET 解析

SA 対策設備の有無による解析結果を表 3.2-24 に示す。

表 3.2-24 炉心損傷頻度（外部電源喪失、SA 対策有）

終状態	炉心損傷頻度 (/炉年)		①/②
	①SA 対策あり	②SA 対策なし	
TED	1.4E-07	9.2E-07	0.16
TEI	1.9E-08	1.9E-08	1.00
TEW	1.6E-12	1.6E-12	1.00
合計	1.6E-07	9.4E-07	0.17

表に示すように、終状態 TED（トランジェント、注入段階で炉心損傷、CV 内ドライ状態で CV スプレー系不動作）では、空冷式非常用発電装置により CV スプレー系が作動するため、炉心損傷頻度が空冷式非常用発電装置の機能喪失確率に対応する形で低下している。また本終状態が支配的であるため、全体としての炉心損傷頻度も同程度の割合で低下している。

b. 格納容器 ET 解析

SA 対策設備の有無による解析結果を表 3.2-25 に示す。消火水スプレーはそれぞれ、TED および TEW（トランジェント、注入段階で炉心損傷、CV 内ウェット状態で CV スプレー系不動作）に対して有効となり、結果的に SA 対策の有無で格納容器破損頻度は約 1/30 となる。

表 3.2-25 格納容器破損頻度（外部電源喪失）

終状態	炉心損傷頻度 (/炉年)		条件付き格納容器 破損確率 (-)		格納容器破損頻度 (/炉年)	
	SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無
TED	1.4E-07	9.2E-07	1.9E-01	1.0E+00	2.7E-08	9.2E-07
TEI	1.9E-08	1.9E-08	8.1E-02	8.1E-02	1.5E-09	1.5E-09
TEW	1.6E-12	1.6E-12	1.8E-01	1.0E+00	3.0E-13	1.6E-12
合計	1.6E-07	9.4E-07			2.9E-08	9.2E-07

2) 原子炉補機冷却機能喪失シナリオ

原子炉補機冷却機能喪失シナリオでは、炉心損傷に係る ET において SA 対策設備が無い
ため、炉心損傷頻度は表 3.2-19 と同じである。従って SA 対策効果は、格納容器破損頻度
のみとなる。表 3.2-26 に評価結果を示す。

表 3.2-26 格納容器破損頻度（原子炉補機冷却機能喪失）

終状態	炉心損傷頻度* (/炉年)	条件付き格納容器 破損確率 (-)		格納容器破損頻度 (/炉年)	
		SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無
SED	4.2E-05	1.2E-01	1.0E+00	5.0E-06	4.2E-05
TED	7.8E-10	1.9E-01	1.0E+00	1.5E-10	7.8E-10
合計	4.2E-05			5.0E-06	4.2E-05

* 原子炉補機冷却機能喪失では著しい炉心損傷防止のための SA 対策は考慮されていない。

表に示すように、原子炉補機冷却機能喪失における全ての終状態において、格納容器側での SA 対策が有効となり、結果的に格納容器破損頻度は約 1/8 となる。

(2) SA 対策設備の経年劣化評価

SA 対策設備の経年化劣化では 2.3 節で提案した手法の適用性を評価する。また本評価における現時点の状態は 3.2.1 で評価したものとする。以下に、評価条件および評価結果を示す。

1) 評価条件

提案手法では、プラントの時刻歴状態を、過去（設計値、あるいは前回メンテナンス時）、現在、および将来（経年後、あるいは次回メンテナンス時）の 3 つに分類する。3.2.1 で実施した評価では、NUCIA データ[9]および工学的判断に基づき値を設定しており、設計値に

近い値と考えられるが、NUCIA データは最近のものも含まれているため、建設後 30 年経過した現在値として設定する。過去値、および将来値については、それぞれ設計値、40 年値と仮定する。

機器の劣化モデルについては、これまで実施した高経年化技術評価高度化事業をもとに、動的機器については直線モデルを、静的機器については指数型モデルとする。30 年経過時における機能喪失確率を基準とし、それぞれのモデルにおいて将来値（40 年値）は 1.1 倍、1.2 倍に、過去値（設計値）は 0.7 倍、0.83 (=1/1.2)倍とする。経年化を考慮する SA 対策設備機器は、表 3.2-5 および表 3.2-10 の機器を対象とするが、表中の個々の故障率について FT モデルを参考に、代表する系統に分類した。表 3.2-27 および表 3.2-28 にそれぞれの SA 対策設備の代表系統および各時刻歴状態における故障率を示す。なお表中の青字は動的機器（直線モデル）を、赤字は静的機器（指数型モデル）を示す。

2) 評価結果および考察

a. 外部電源喪失シナリオ

提案手法を用いた評価結果を図 3.2-12 と図 3.2-13 に示す。図 3.2-12 の炉心損傷頻度に基づく指標により SA 対策-I において注目すべき機器の抽出が可能であることがわかる。図 3.2-13 に示すように、格納容器破損頻度に基づく指標とすることで、深層防護レベル 4 層突破に対する経年化影響に関しては、SA 対策-I（空冷式非常用発電装置、図中の前 3 項目）対策および SA 対策-II 対策（消火水スプレイ、図中残り）ともほぼ同程度であるという比較が可能となっている。

SA 対策-I における劣化重要度としては、遮断機が最も高い。同一 SA 対策における傾向は炉心損傷頻度と格納容器破損頻度のいずれでも同様である。

SA 対策-II における劣化重要度としては、電動弁 V-010 が最も高く、次いでディーゼル消火水ポンプの順になっている。個々の機能喪失確率については、表 3.2-28 に示すように、ディーゼル消火水ポンプの方が高いが、図 3.2-4 (1/6)に示すようにディーゼル消火水ポンプは電動ポンプと AND ゲートとなっている。電動ポンプはディーゼルに比べ信頼性が高く（表 3.2-28）、結果的に影響度は小さくなる。一方、電動弁 V-010 は図 3.2-4 (4/6), (5/6)に示すように消火スプレイ失敗事象に OR ゲートでつながっているため影響度が高くなっている。

図 3.2-13 中で、空冷式非常用発電装置、主流量計 FM-0001 およびオリフィス FE-001 は過去からの蓄積では発電装置が高い値となっているが、将来予測値まで含めると、流量計やオリフィスは静的機器であるため、その重要度が逆転している。この結果より、動的機器と静的機器に加え、計装系機器についても評価可能であることが示されている。

本研究では、プラントライフ全体における信頼性向上が重要であると考え、将来においてもリスクを低減するための重要度を見る観点でリスク指標に過去からの蓄積 ($CFF_{D1 \rightarrow b}^A$) および将来の予測 ($CFF_{D1 \rightarrow d2}^A$) を分けて評価している（図中の緑および黄色に相当）。従って、本指標からの劣化重要度としては、

オリフィス > 流量計 > 発電装置

となる。その一方で、将来予測に対する備えとして、日常の保全プログラム（検査等）を充

実させる考え方を選択することも出来る。この場合重要度は

発電装置>オリフィス>流量計

となり、交換等の優先度は発電装置とするが、保全プログラムにおけるオリフィス、流量計の優先度を上げる運用も可能である。

b. 原子炉補機冷却機能喪失シナリオ

原子炉補機冷却機能喪失シナリオでは SA 対策-I がモデル化されていないこともあり、SA 対策-II 単独での着目すべき機器等の抽出が可能であることが示されている。

SA 対策-II 対策設備を加えた格納容器 ET はシナリオに関係なく同じであるため、図 3.2-14 に示すように重要度の傾向は外部電源喪失シナリオと同じである。

複数シナリオでの手法の感度解析としての観点から確認すると、原子炉補機冷却機能喪失シナリオの格納容器破損頻度に占める割合が高く(表 3.2-1)、外部電源シナリオ(図 3.2-13)に比べ、全体的に影響度は高くなっている。

各シナリオ全体での重要度ランキング(上位 10 位)を図 3.2-15 に示す。なお図中の LOCCW が原子炉補機冷却機能喪失を、LOSP が外部電源喪失を示す。図に示すように起因事象の影響度の関係で原子炉補機冷却機能喪失に関する影響度が上位を占めている。また、本指標は深層防護レベル 4 層に着目したものであり、格納容器破損防止に関する SA 対策-II 対策設備の重要度が相対的に高い結果となった。

以上、本研究にて提案手法を用い、国内 3 ループ PWR プラントと対象にその適用性を評価した結果、本指標が的確に深層防護レベル 4 層における SA 対策機器の劣化重要度を示せることを明らかにした。

表 3.2-27 経年化を考慮した故障率（空冷式非常用発電装置）

対象機器	故障確率		
	設計値	現在値 (30年運転状態)	将来値 (40年運転状態)
空冷式非常用発電装置	2.6E-03	3.8E-03	4.2E-03
給油ポンプ	5.2E-07	7.4E-07	8.2E-07
遮断器 10 個	3.4E-04	4.8E-04	5.3E-04

注) 青字は動的機器（直線モデル）、赤字は静的機器（指数型モデル）

表 3.2-28 経年化を考慮した故障率（消火スプレイ）

対象機器	故障確率		
	設計値	現在値 (30年運転状態)	将来値 (40年運転状態)
電動消火水ポンプ 遮断器	3.4E-05	4.9E-05	5.4E-05
逆止弁 V-008	8.1E-06	9.8E-06	1.2E-05
流量計 FM-001	2.8E-04	3.3E-04	4.0E-04
電動弁 V-010	9.2E-04	1.3E-03	1.5E-03
オリフィス FE-001	3.5E-04	4.2E-04	5.0E-04
ディーゼル消火水 ポンプ	6.0E-02	8.5E-02	9.4E-02
電動消火水ポンプ	7.5E-05	1.1E-04	1.2E-04
消火水配管 配管	2.0E-08	2.4E-08	2.9E-08
手動弁 V-001	2.8E-06	3.3E-06	4.0E-06

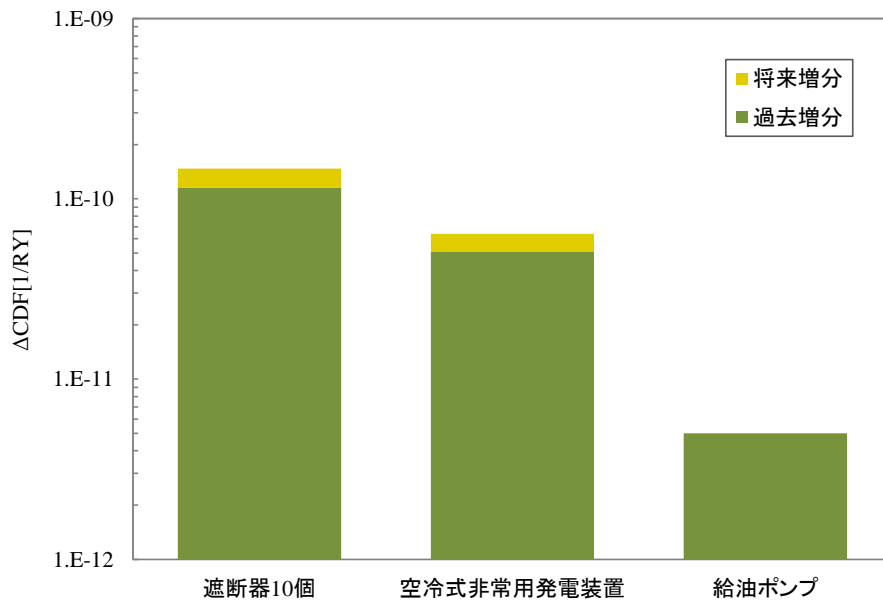


図 3.2-12 劣化影響評価（外部電源喪失、SA 対策-I）

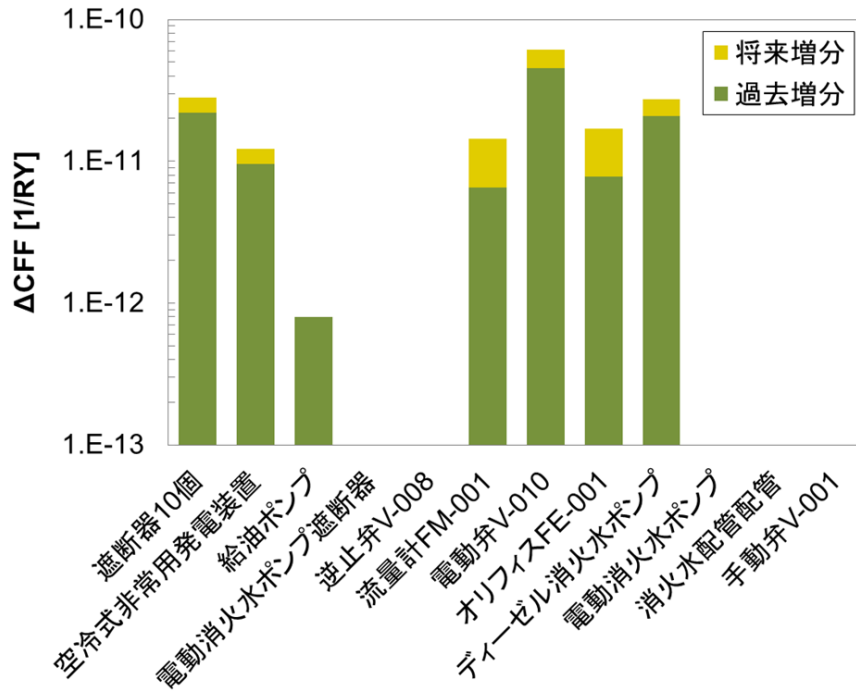


図 3.2-13 劣化影響評価 (外部電源喪失、SA 対策-I/II)

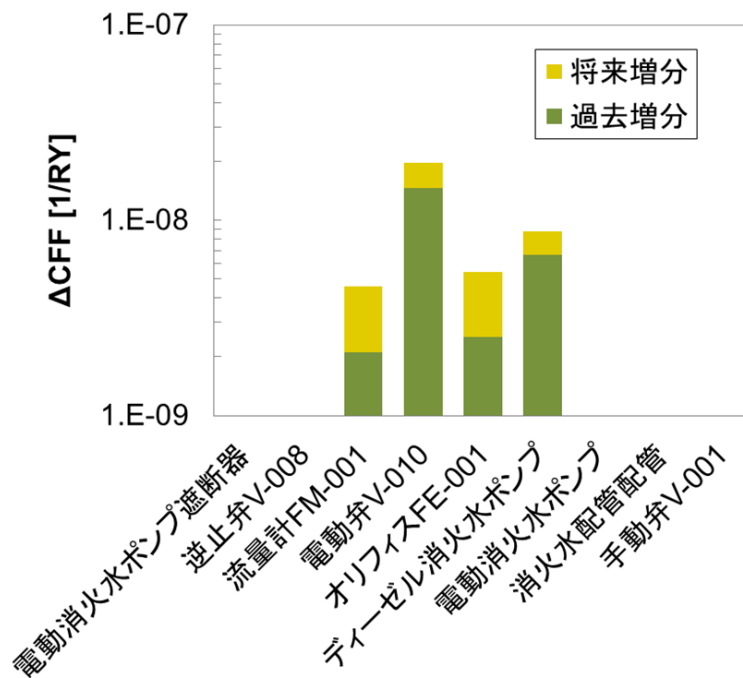


図 3.2-14 劣化影響評価 (原子炉補機冷却機能喪失、SA 対策-II)

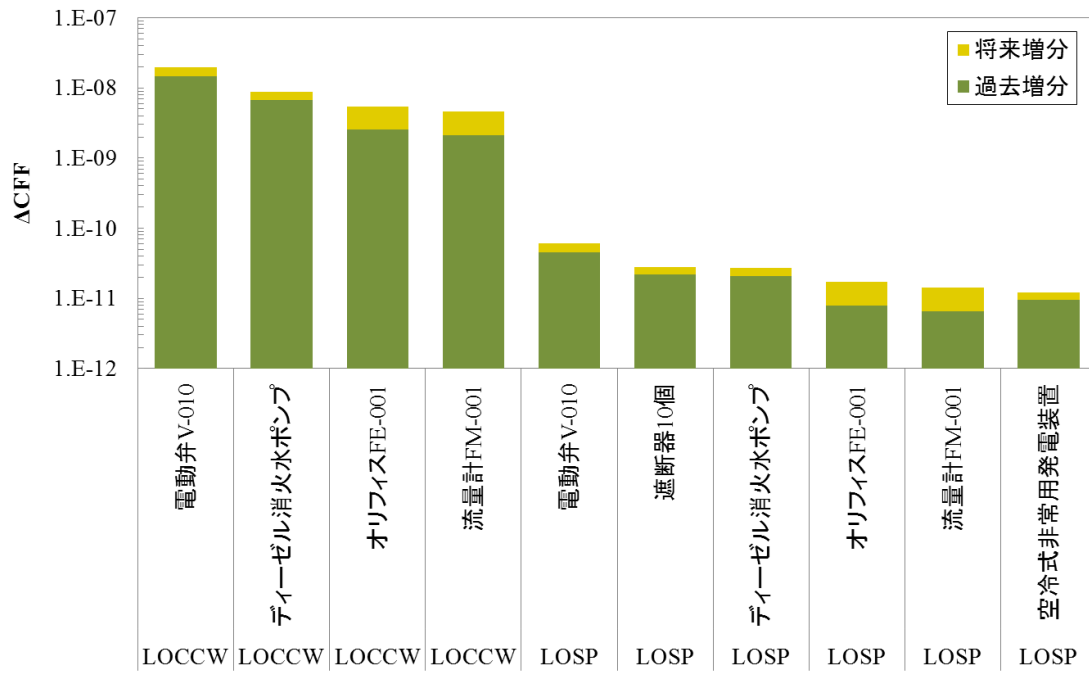


図 3.2-15 劣化影響評価（全事象上位 10 位、SA 対策- I / II）

LOCCW：原子炉補機冷却機能喪失、LOSP：外部電源喪失

参考文献

- [1] 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
- [2] 高浜 3,4 号機安全性向上対策の実施状況について 平成 26 年 6 月 9 日
<http://www.atom.pref.fukui.jp/senmon/genba140609/material.pdf>
- [3] 高浜 3/4 号炉コメント回答資料 補足③「タンクローリーによる燃料給油」 平成 26 年 10 月 2 日 <https://www.nsr.go.jp/data/000045248.pdf>
- [4] 高浜 3 号炉及び 4 号炉高浜 3 号炉及び 4 号炉重大事故等に対する対策の有効性評価の補足説明 平成 25 年 10 月 24 日, <https://www.nsr.go.jp/data/000034688.pdf>
- [5] A. D. Swain, H. E. Guttman : NUREG CR-1278, Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report, 1983.
- [6] アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書 平成 14 年 5 月
<http://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2012/pdf/10015.pdf>
- [7] 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 26 年 2 月 13 日
- [8] 追補 (添付書類十),
http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/law/PWR/data/26/10/1031_01_22.pdf ほか
- [9] 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～2002 年 21 ヶ年 49 基データ) 2009 年 5 月 有限責任中間法人 日本原子力技術協会,
<http://www.nucia.jp/jfiles/reliability/REPORT200905.pdf>
- [10] NUREG/CR-5497 Common-Cause Failure Parameter Estimations,
<http://teams.epri.com/PRA/Big%20List%20of%20PRA%20Documents/NUREG%20CR-5497.pdf>

3.3.3 ループ PWR プラントに対する総合的な安全評価のまとめ

経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究で提案した指標および評価手法の適用性を検討する観点から、3 ループ PWR プラントを対象とした試行的な感度解析を実施した。

レジリエンス指標では全交流電源喪失シナリオを、リスク指標では外部電源喪失シナリオを、それぞれ対象とすることで、レジリエンス指標で抽出した SA 対策をリスク指標への展開する手法への適用性を把握した。加えて、レジリエンス指標については、PWR プラント固有の事象として 2 次系冷却機能喪失シナリオを、リスク指標については格納容器破損頻度への寄与が最大の原子炉補機冷却水系機能喪失シナリオを対象とした感度解析を実施し、多様なシナリオへの適用性を把握した。

レジリエンス指標では、新規制基準適合審査の資料等を用いたプラントモデルを構築し、RAW 相当および FV 相当の評価を実施することで注目すべき SA 対策の抽出を行い、あわせて外力の大きさに対する感度解析についても実施し、外力に応じて指標が変化すること、すなわち感度を持つことを確認した。

レジリエンス指標における FV 相当値が最も大きい空冷式非常用発電機と、逆に RAW 相当値は同じであるが FV 相当値は最も小さい格納容器スプレイを考慮して、リスク指標の評価を行った。評価用モデルの構築にあたっては、新規制基準適合審査の資料等の公開情報と専門家判断を用いた。リスク指標では、炉心損傷頻度と格納容器破損頻度に着目し、SA 対策の導入の有無での変化により、SA 対策-I と SA 対策-II それぞれの安全裕度への寄与を把握できることを確認した。加えて、機器故障率の経年変化を採り入れ、現在のリスクを基準に、過去の増分と将来の増分とに分けて、機器ごとのリスク変化を把握することで、経年プラントの SA 対策について注目すべき機器や設備等を具体的に把握できることを確認した。この設備等の中には、計装系も含まれている。

以上の検討により、レジリエンス指標で注目すべき SA 対策の抽出を行い、リスク指標で安全裕度の把握と注目すべき機器の抽出を行うことが可能であることを明らかにした。以上について、2.4 節で提案した評価フローに従い整理した。

3.3.1 評価フローに基づく感度解析の試行的実施

以下では、2.4 節に記載した全体フローと各手順の概要に従って、安全裕度の定量的評価と注目すべき設備の抽出までを整理する。下記の A1 から B8 は、図 2.4-2 の評価フローの各項目に該当する。

(1) (A1)シナリオと AM 対策についての情報収集

情報収集の一例として、全交流電源喪失+補助給水系失敗の場合の、格納容器加圧破損の重大シナリオと対策についての調査結果のサンプルを図 3.3-1、図 3.3-2、表 3.3-1、表 3.3-2 に示す。図 3.3-1 からは、事故進展シナリオの概要がわかる一方で、被ばく低減操作なども入っており、この中から SA 対策を抽出する必要がある。図 3.3-2 では、具体的な SA 対策の流れや同時並行的に進む操作と直列的な操作の区別や、各操作に要する時間などの情報が得られる。表 3.3-1 は B3 の手順でも役立つ常設設備や計装設備についての記載がある。表

3.3-2 では、出典を下線で示してあるが、作業や操作の「想定時間」と「成立性確認時間」の記載がある。前者は有効性評価に用いている時間であり、後者は実際に確認操作に要した時間である。操作時間は A8 で必要となるが、その際、有効性評価に準じる仮定を用いるのであれば想定時間を用いることも可能である。また、今後、教育・訓練の効果等を見る観点からは、成立性確認時間で評価することも可能である。

詳細は、2.2.4 (2) 2)に記載がある。

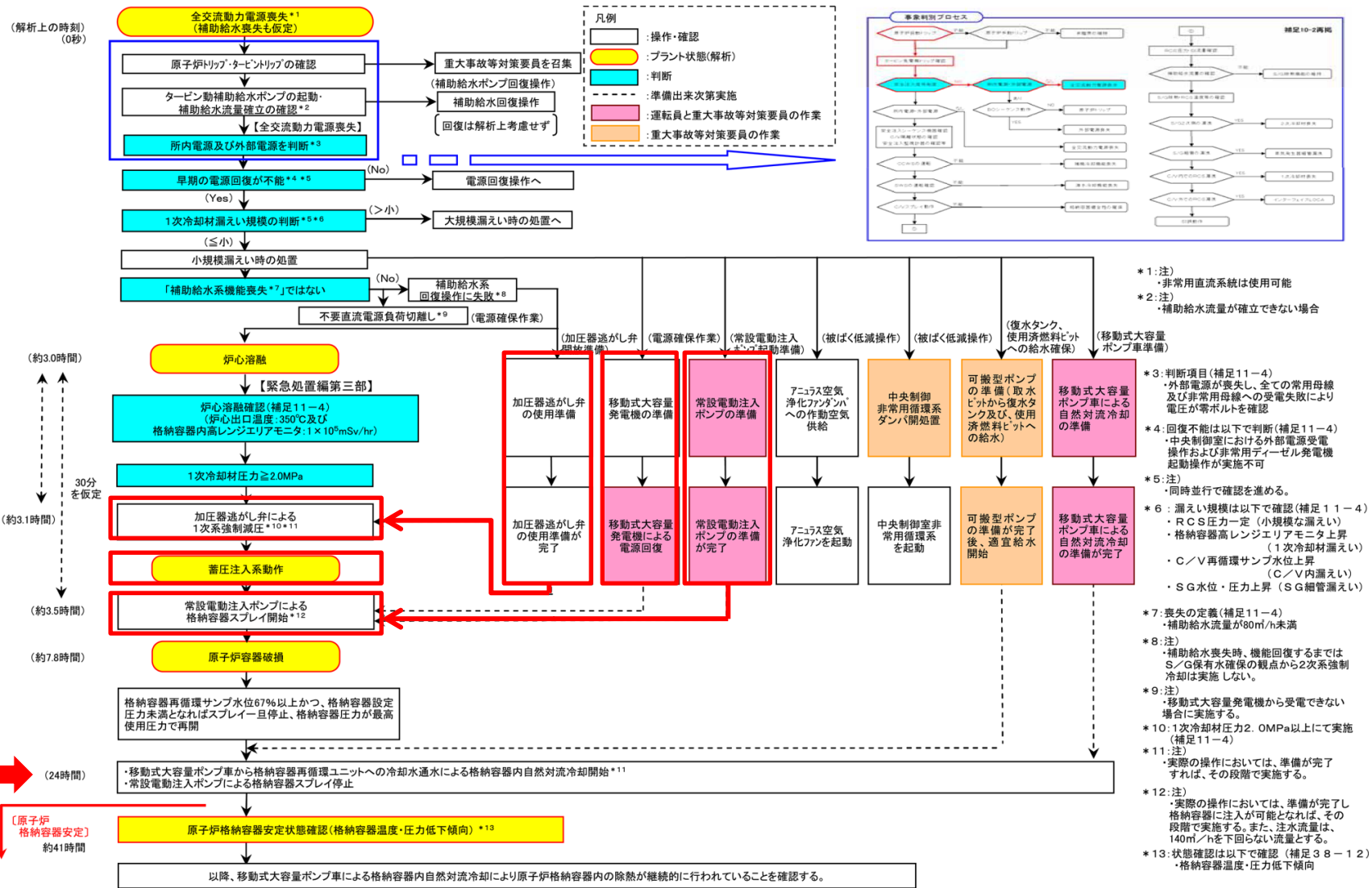


図 3.3-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）の重大事故シナリオ

出典：[1], 3.1-77 (PDF:pp.1147)

表 3.3-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について（一部抜粋）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応 処置	<ul style="list-style-type: none"> ・LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。 	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
1次冷却材喪失事象 時の対応	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。 ・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいが無い場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えると同時に炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B 充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油タンク	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンブ狭域水位 格納容器再循環サンブ広域水位 1次冷却材高温側温度（広域） 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位

【】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

出典：[1]，3.1-83～86 (PDF:pp.1153～1156)

表 3.3-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」時の重大事故等対策の成立性確認内容（一部抜粋）

手順の項目	手順の内容	作業・操作 想定時間	成立性 確認時間	作業・操作場所	備考
電源確保作業 ([1], pp.添 1.3.1-2 (PDF:pp.129) No.1)	現地移動/所内電源母線受電準備（遮断器操作）	10分	10分	操作現場（T/B）	
	現地移動/不要直流電源負荷切り離し	10分	5分	操作現場（T/B）	
	現地移動/移動指揮大容量発電機起動確認	適宜	10分	操作現場（屋外）	
蒸気発生器 2 次側による冷却	現地移動/主蒸気逃し弁開放準備	待機	—		
補助給水ポンプ回復操作	現地移動/電動補助給水ポンプ起動操作・失敗原因調査	適宜	—		
	現地移動/タービン動補助給水ポンプ	適宜	—		
常設電動注入ポンプ起動準備 ([1], pp.添 1.3.1-4 (PDF:pp.131) No.3)	現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成	50分	45分	操作現場（T/B、A/B）	1 チームで操作
	現地移動/常設電動注入ポンプ準備	30分	27分	操作現場（T/B、A/B）	
	現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成・起動操作	8分	6分	操作現場（T/B）	
充電気盤受電操作	現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口ダンパ開処置	40分	—		事象発生約 6 時間後までに実施する
加圧器逃し弁開放準備 ([1], pp.添 1.3.1-4 (PDF:pp.131) No.4)	現地移動/加圧器逃し弁空気供給操作	30分	15分	操作現場（T/B、A/B）	
被ばく低減操作 ([1], pp.添 1.3.1-5 (PDF:pp.132) No.5)	現地移動/アニュラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作	30分	19分	操作現場（A/B）	
	現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置	40分	35分	操作現場（T/B、A/B）	
水素濃度監視 ([1], pp.添 1.3.1-11 (PDF:pp.138) No.26)	現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動	95分	95分	操作現場（A/B）	
	現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置準備・起動	90分	90分	操作現場（A/B）	
B 充てん・高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水準備 ([1], pp.添 1.3.1-14 (PDF:pp.141) No.38)	B 充てん・高圧注入ポンプ（自己冷却）系統構成	70分	56分	操作現場（A/B）	1 チームで操作
	B 充てん・高圧注入ポンプ（自己冷却）系統構成（デイスターンスピース取替）	60分	60分	操作現場（A/B）	
	B 充てん・高圧注入ポンプ（自己冷却）系統構成・運転	17分	12分	操作現場（中央制御室）	

(2) (A2)事象進展シナリオの整理とマネジメントフローの作成

図 3.3-1 の事故進展シナリオから、SA 対策を抽出し、マネジメントフローとして整理したのが図 3.3-3 である。図 3.3-1 に示した太赤枠を SA 対策として抽出している。より複雑な例は、図 3.1-1 を参照されたい。この部分についての記載は、3.1.1 (3) にある。

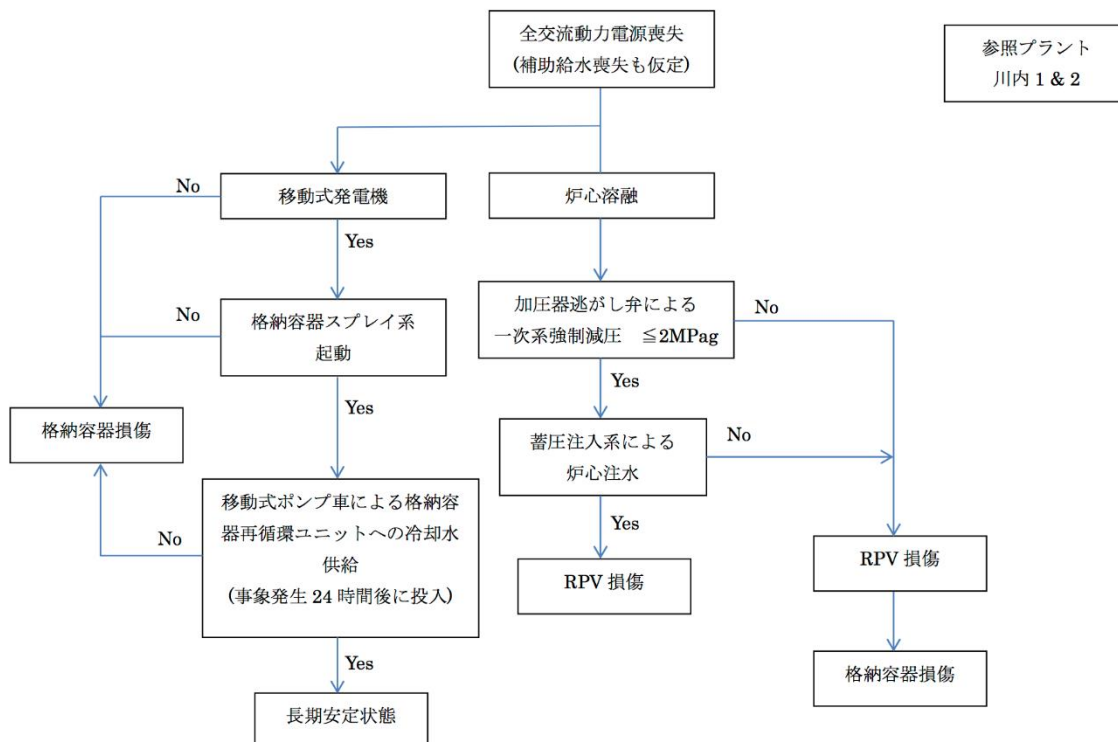


図 3.3-3 マネジメントフロー図の例

(3) (A3)機能の直列・並列関係の整理

図 3.3-3 では、特に並列なパスがないために、全て直列な関係として整理可能である。その結果を図 3.3-4 に示す。左から、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能、炉心冷却機能、電源供給機能、放射性物質の閉じ込め機能、冷却水供給機能となり、異なる機能であると整理できる。よって、直列パスで妥当と考えられる。並列パスがある図 3.1-1 の関係図は図 3.1-3 にある。この部分についての記載は、3.1.3 (1) にある。

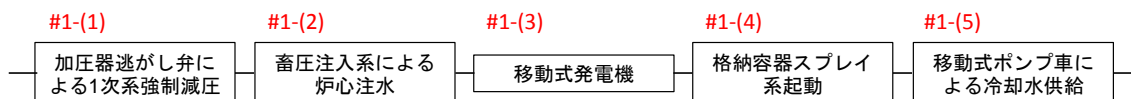


図 3.3-4 各 AM 構成項目間の直列／並列関係図

(4) (A4)AM ツリーの作成

このような直列関係のみの場合、回復機能が不十分な場合の代替機能の補充がないため、単純な AM ツリーとなってしまふ。ここでは、参考のため、代替機能がある場合の AM ツ

リー（一部抜粋）を図 3.3-5 に示す。図中、緑のシーケンスは、SG 水張系の操作に成功し、機能充足度も十分であることから、可搬式に期待する必要がないことを示している。一方で赤のシーケンスでは、操作に成功した場合でも、装置の不具合等で、十分な機能が供給できない場合、代替の可搬式 SG 給水系により、給水のバックアップを期待するシーケンスを意味している。AM ツリーに基づいて、レジリエンス指標試評価ツールの AM シーケンスの設定イメージを図 3.3-6 に示す。

尚、A4 から A7 については、レジリエンス指標試評価ツールからのハードコピーを示している。具体的な評価式については、マニュアルならびにツールの入力式を参照されたい。

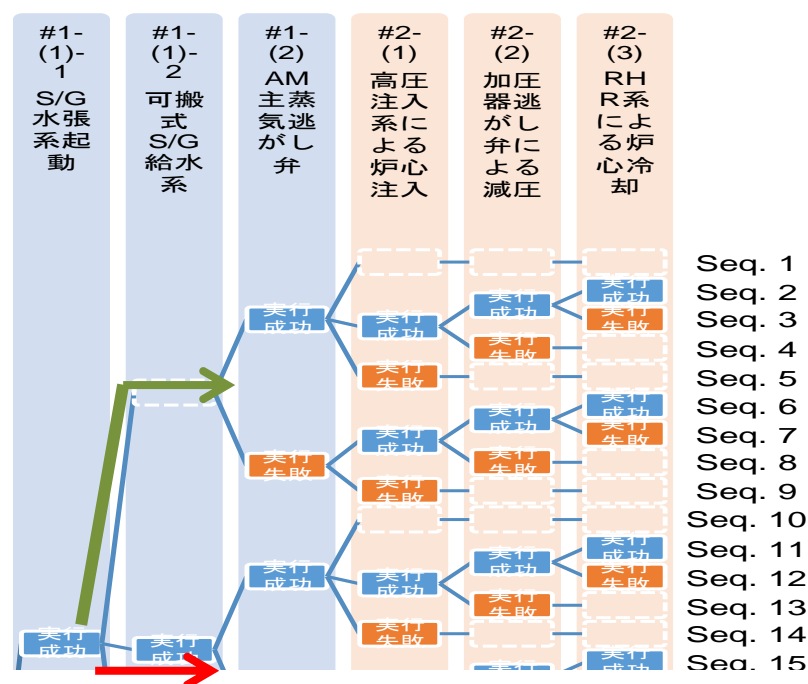


図 3.3-5 AM ツリーの例

シーケンス No.	事象発生	AM #1: S/G給水 & AM主蒸気逃がし弁			AM #2: 1次系フィード&ブリード		
		S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主蒸気逃がし弁	高圧注入系による炉心注入	加圧器逃し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却
1		S		S			
2		S		S	S	S	S
3		S		S	S	S	F
4		S		S	S	F	
5		S		S	F		
6		S		F	S	S	S
7		S		F	S	S	F
8		S		F	S	F	
9		S		F	F		
10		S	S	S			
11		S	S	S	S	S	S
12		S	S	S	S	S	F
13		S	S	S	S	F	
14		S	S	S	F		
15		S	S	F	S	S	S

図 3.3-6 AM ツリーに基づいた AM シーケンスの設定イメージ

出典：レジリエンス評価指標ツールよりコピー

(5) (A5)総所要時間、要求機能充足率の計算式の作成

図 3.3-6 の AM シーケンス設定イメージの場合に、レジリエンス指標試評価ツールマニュアルの「総所要時間 T の計算式の設定」に従って設定した場合のイメージをに示す。図中左側の部分に注目すると、AM シーケンスとの比較で、S の部分にのみ 0 以外の値が入っていることがわかる。また、右側のフィードアンドブリードの項を見ると、各 AM シーケンスの累積時間が入力されていることが確認できる。

同様に要求機能充足率の設定イメージを図 3.3-8 に示す。例えば、シーケンス No.1 では、AM 主蒸気逃し弁の要求機能充足率が 1.8 あるものの、SG 水張系のそれが 1.07 であることから、「直列系では最小値」に従い、1.07 となっている。シーケンス No.10 を見ると、SG 水張系の 1.07 に加え、可搬式 SG 供給系の 1.07 があり、これらは加算して 2.14 の機能充足率となる。しかし、直列系の AM 主蒸気逃し弁の 1.8 の方が小さいことから、AM 策としての機能充足率は 1.8 となっている。

※総所要時間 T									※総所要時間 T				
AMシーケンスNo.	事象発生	S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主蒸気逃しがし弁	高圧注入系による炉心注入	加圧器逃し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却		AMシーケンスNo.	事象発生	AM #1: S/G 給水 & AM 主蒸気逃しがし弁	AM #2: 1次系 フィード&ブリード	
1		3	0	3	0	0	0		1	0	6	6	6
2		3	0	3	1.5	1.5	3		2	0	6	6	12
3		3	0	3	1.5	1.5	0		3	0	6	6	9
4		3	0	3	1.5	0	0		4	0	6	6	7.5
5		3	0	3	0	0	0		5	0	6	6	6
6		3	0	0	1.5	1.5	3		6	0	3	3	9
7		3	0	0	1.5	1.5	0		7	0	3	3	6
8		3	0	0	1.5	0	0		8	0	3	3	4.5
9		3	0	0	0	0	0		9	0	3	3	3
10		3	10	3	0	0	0		10	0	16	16	16
11		3	10	3	1.5	1.5	3		11	0	16	16	22
12		3	10	3	1.5	1.5	0		12	0	16	16	19
13		3	10	3	1.5	0	0		13	0	16	16	17.5
14		3	10	3	0	0	0		14	0	16	16	16
15		3	10	0	1.5	1.5	3		15	0	13	13	19

図 3.3-7 総所要時間の計算式を設定した場合のイメージ

出典：レジリエンス評価指標ツールよりコピー

※機能充足度 Li								※安全機能レベル L				
AMシーケンスNo.	事象発生	S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主蒸気逃しがし弁	高圧注入系による炉心注入	加圧器逃し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	AMシーケンスNo.	事象発生	AM #1: S/G 給水 & AM 主蒸気逃しがし弁	AM #2: 1次系 フィード&ブリード	終状態
1	1	0	1.07	0	1.8	0	0	1	0	1.07	1.07	1.07
2	1	0	1.07	0	1.8	2	3	2	1	0	1.07	3.07
3	1	0	1.07	0	1.8	2	3	0	1	0	1.07	1.07
4	1	0	1.07	0	1.8	2	0	0	1	0	1.07	1.07
5	1	0	1.07	0	1.8	0	0	0	5	1	1.07	1.07
6	1	0	1.07	0	0	2	3	2	6	1	0	2
7	1	0	1.07	0	0	2	3	0	7	1	0	0
8	1	0	1.07	0	0	2	0	0	8	1	0	0
9	1	0	1.07	0	0	0	0	0	9	1	0	0
10	1	0	1.07	1.07	1.8	0	0	0	10	1	0	1.8
11	1	0	1.07	1.07	1.8	2	3	2	11	1	0	3.8
12	1	0	1.07	1.07	1.8	2	3	0	12	1	0	1.8
13	1	0	1.07	1.07	1.8	2	0	0	13	1	0	1.8
14	1	0	1.07	1.07	1.8	0	0	0	14	1	0	1.8
15	1	0	1.07	1.07	0	2	3	2	15	1	0	2

図 3.3-8 要求機能充足率の計算式を設定した場合のイメージ

出典：レジリエンス評価指標ツールよりコピー

(6) (A6)成起確率（回復不可領域回避の成功／失敗）評価式の作成

回復不可領域の設定部分と評価結果を図 3.3-9 に示す。各シナリオの評価結果は A11 にて示す(図 3.3-21)が、今回の不可領域は、最低安全機能レベルが 1.0（不可領域は 1.0 未満）であり、所要時間クライテリアは 19 分（不可領域は 19 より長期）で設定されているが、全てのシーケンスが不可領域に達しないため、図 3.3-9 の評価結果は全て「成功(1)」となっている。

※許容／非許容領域の別 (0=非許容領域内：(T>Tcr).and.(L<Lcr)、1=許容領域内：それ以外)							
AMシーケンスNo.	事象発生	AM #1: S/G 給水&AM主蒸気逃がし弁		AM #2: 1次系 フィード&ブリード		終状態	回復成否
1		1	1	1	1	1	1.E+00
2		1	1	1	1	1	1.E+00
3		1	1	1	1	1	1.E+00
4		1	1	1	1	1	1.E+00
5		1	1	1	1	1	1.E+00
6		1	1	1	1	1	1.E+00
7		1	1	1	1	0	0.E+00
8		1	1	1	1	0	0.E+00
9		1	1	1	1	0	0.E+00
10		1	1	1	1	1	1.E+00
11		1	1	1	1	1	1.E+00
12		1	1	1	1	1	1.E+00
13		1	1	1	1	1	1.E+00
14		1	1	1	1	1	1.E+00
15		1	1	1	1	1	1.E+00

図 3.3-9 回復不可領域の設定と回避の成功/失敗の例

出典：レジリエンス評価指標ツールよりコピー

(7) (A7)成起確率（シナリオ別の失敗確率）評価式の作成

各シーケンスの生起確率評価式の設定部分と評価結果を図 3.3-10 に示す。図 3.3-6 との関係で、失敗(F)の箇所には失敗確率が表示されており、成功 (S) の箇所には、1 から失敗確率を減じた値が表示されていることが確認できる。

※成功確率or失敗確率 ((1)表中、“S”の項目については成功確率を、“F”の項目については失敗確率を表示)								※生起確率		
AMシーケンスNo.	事象発生	S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主蒸気逃がし弁	高圧注入系による炉心注入	加圧器逃し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	AMシーケンスNo.	AM #1: S/G 給水&AM主蒸気逃がし弁	AM #2: 1次系 フィード&ブリード
1		0.9999957		0.9999985				1	0.9999942	1
2		0.9999957		0.9999985	1	1	0	2	0.9999942	0
3		0.9999957	成功	0.9999985	1	1	1	3	0.9999942	0
4		0.9999957		0.9999985	1	0		4	0.9999942	0
5		0.9999957		0.9999985	1.849E-11			5	0.9999942	0
6		0.9999957		1.5E-06	1	1	0	6	1.5E-06	0
7		0.9999957	失敗	1.5E-06	1	1	1	7	1.5E-06	1
8		0.9999957		1.5E-06	1	0		8	1.5E-06	0
9		0.9999957		1.5E-06	1.849E-11			9	1.5E-06	1.849E-11
10		0.9999957	0.9999957	0.9999985				10	0	1
11		0.9999957	0.9999957	0.9999985	1	1	0	11	0	0
12		0.9999957	0.9999957	0.9999985	1	1	1	12	0	0
13		0.9999957	0.9999957	0.9999985	1	0		13	0	0
14		0.9999957	0.9999957	0.9999985	1.849E-11			14	0	0
15		0.9999957	0.9999957	1.5E-06	1	1	0	15	0	0

図 3.3-10 各シーケンスの生起確率評価式の設定部

出典：レジリエンス評価指標ツールよりコピー

(8) (A8)レジリエンス指標評価用パラメータの調査・収集

レジリエンス指標評価用パラメータとして必要になるのは、①操作に要する時間、②SA対策の成功となる機能（機能充足率）、③外力による①と②の変化である。

1) 操作に要する時間

全交流電源喪失シナリオにおける操作の1つとして、図 3.3-3 や図 3.3-4 に示すとおり、加圧器逃し弁による一次系強制減圧操作がある。この操作に要する時間は、3.1.3 (2)の所要時間に記載されている通り「15分」と設定されている。これは、表 3.3-2 の赤枠部分にある「成立性確認時間」に基づき設定されている。

このような資料で確認された時間の他、資料では確認できない場合には、「中央制御室での操作では3分」「現場での操作では操作に応じて設定」と言う工学的判断が用いられている場合もある(3.1.2 (2) 3)に記載)。

2) 機能充足率

格納容器スプレイ系の場合、いわゆる単一故障ルールに基づき、100%の性能を有するシステムを2系列有していることが知られている。このような場合は、系全体としては200%の性能を有していることから、機能充足率 $L=2.0$ を設定している。

この他、SG水張系の機能充足率の設定では、設置許可申請書の添付書類8より、並列操作である高圧注入ポンプ(150m³/h)に対して、SG水張ポンプが160m³/hであることから、機能充足率 $L=1.07 (=160/150)$ と設定している(3.1.2 (2)、P.3-16)。

3) 外力による機能充足率の変化

外力による機能充足率の変化を、地震PRA結果[2]におけるフラジリティデータ（フラジリティ加速度中央値 A_m およびHCLPF加速度）を基にして設定している(3.1.3 (2) 2)に記載)。

格納容器スプレイ系の場合、外力レベルが、データベース中「格納容器スプレイポンプ現場操作盤」のHCLPF=0.98[G]以下のとき外力起因実行失敗確率=0、0.98[G]超～1.81(= A_m)+(1.81-0.98)=2.64[G]以下のときポンプ2台中1台機能喪失、2.64[G]を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（ポンプ2台とも機能喪失）とする。 S_s に対する比で表せば、 $0.98*980/620=1.55 S_s$ 以下のとき外力起因実行失敗確率=0、 $1.55 S_s$ 超～ $2.64*980/620=4.17 S_s$ 以下のときポンプ2台中1台機能喪失、 $4.17 S_s$ を超えたとき外力起因実行失敗確率=1（ポンプ2台とも機能喪失）と評価される。

つまり、2台が健全な場合の機能充足率 $L=2.0$ が、外力（地震動）が大きくなるに従い、1台の故障が想定される範囲で $L=1.0$ となり、さらに大きくなると $L=0.0$ となるように設定する。

この変化は、レジリエンス指標試評価ツールにおいて、図 3.3-11 のように示されている。所要時間の変化については、 $L=0.0$ となる外力（外力レベル4.17超）において無制限（レジリエンス評価試評価ツール上では便宜上1000時間を設定している）としている。

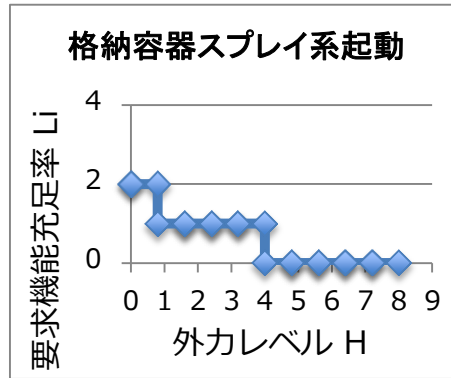


図 3.3-11 外力レベルによる要求機能充足率の変化の例

出典：レジリエンス評価指標ツールよりコピー

(9) (A9)回復不可領域の設定

回復不可領域は、①最低安全機能レベルと②所要時間クライテリアによって設定される。

1) 最低安全機能レベル

最低安全機能レベルは、異なる機能（異なる単位）を比較し、機能の十分性を判断するための指標であり、必要な安全機能に対する相対値で示されている。よって、2.4.2 (9)にもあるように、最低安全機能レベルとして、1.0を設定している。

2) 所要時間クライテリア

全交流電源喪失シナリオにおいて、所要時間クライテリアとしては、最も遅くに準備が整う「移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却の対応」を基準として設定している。この操作は、図 3.3-1 にあるとおり、事象開始から 24 時間までに開始されれば良いとされている。そして、図 3.3-2 の赤枠内にあるように、最初の 10 分は状況判断として必要な時間とされている。よって、所要時間クライテリアとしては、1440 分(=24 時間)から 10 分を差し引いた 1430 分を設定している (3.1.3 (3)参照)。

(10) (A10)個別 AM 対策における主機器の選定と機能喪失確率の設定

格納容器スプレイ系において、機能の面から重要な役割を果たすのは格納容器スプレイポンプである。よって、格納容器スプレイ系の電動ポンプ 2 台（並列機能）を選定している。

ポンプの故障率については、参考文献[3]に記載の電動ポンプの故障率 $4.3E-5(d)$ を基準として用いている。ここで、経年劣化による故障率部分を抜き出すためには、この故障率の元となっている不具合事例を分析することが望ましい。本年度は、工学的判断により、摺動部固着と電気計装制御関係が支配的であり、概ね 9:1 の割合で発生している仮定した。その上で、摺動部については定期的な試験で確認されるとすると、経年劣化による故障率は電気計装制御関係が支配的と評価した。よって、 $4.3E-5(d)$ の 1 割の $4.3E-6(d)$ を電動ポンプの経年劣化による故障率とした。

格納容器スプレイ系が機能喪失する確率としては、ポンプ 2 台が故障する確率であり、 $1.85E-11 (=4.3E-6 \times 4.3E-6)$ としている。

詳細は 3.1.3 (3)を参照されたい。

(11) (A11)レジリエンス指標値の評価

以上の情報をレジリエンス指標試評価ツールに入力し、評価した結果、全交流電源喪失のレジリエンス指標は 0.998 と評価された (図 3.3-12)。

同様に 2 次冷却系からの除熱機能喪失についても評価を実施しており、その結果のシーケンスパスを図 3.3-13 に示す。2 次冷却系からの除熱機能喪失については、所要時間クライテリアを 19 分と設定(3.1.2 (3)を参照)しており、図中、赤色で示した領域が回復不可領域として設定されている。

(5-2)入力外カレレベル値Hでの条件付き回復成功確率					
AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間 T	最終安全機能 レベル L	回復成否	条件付き回復成功確率
1	9.98E-01	1165	1	S	0.998083
2	4.29E-06	70	0	F	
3	1.85E-11	25	0	F	
4	1.90E-03	15	0	F	
5	1.30E-05	15	0	F	
6	0.00E+00	0	0	F	
7	0.00E+00	0	0	F	
8	0.00E+00	0	0	F	
9	0.00E+00	0	0	F	
10	0.00E+00	0	0	F	
11	0.00E+00	0	0	F	
12	0.00E+00	0	0	F	
13	0.00E+00	0	0	F	
14	0.00E+00	0	0	F	
15	0.00E+00	0	0	F	
16	0.00E+00	0	0	F	
17	0.00E+00	0	0	F	
18	0.00E+00	0	0	F	
19	0.00E+00	0	0	F	
20	0.00E+00	0	0	F	
21	0.00E+00	0	0	F	
22	0.00E+00	0	0	F	
23	0.00E+00	0	0	F	
24	0.00E+00	0	0	F	
25	0.00E+00	0	0	F	
26	0.00E+00	0	0	F	
27	0.00E+00	0	0	F	
28	0.00E+00	0	0	F	
29	0.00E+00	0	0	F	
30	0.00E+00	0	0	F	
31	0.00E+00	0	0	F	
32	0.00E+00	0	0	F	
33	0.00E+00	0	0	F	
34	0.00E+00	0	0	F	
35	0.00E+00	0	0	F	
36	0.00E+00	0	0	F	
37	0.00E+00	0	0	F	
38	0.00E+00	0	0	F	
39	0.00E+00	0	0	F	
40	0.00E+00	0	0	F	

図 3.3-12 全交流電源喪失のレジリエンス指標評価結果

出典：レジリエンス評価指標ツールよりコピー

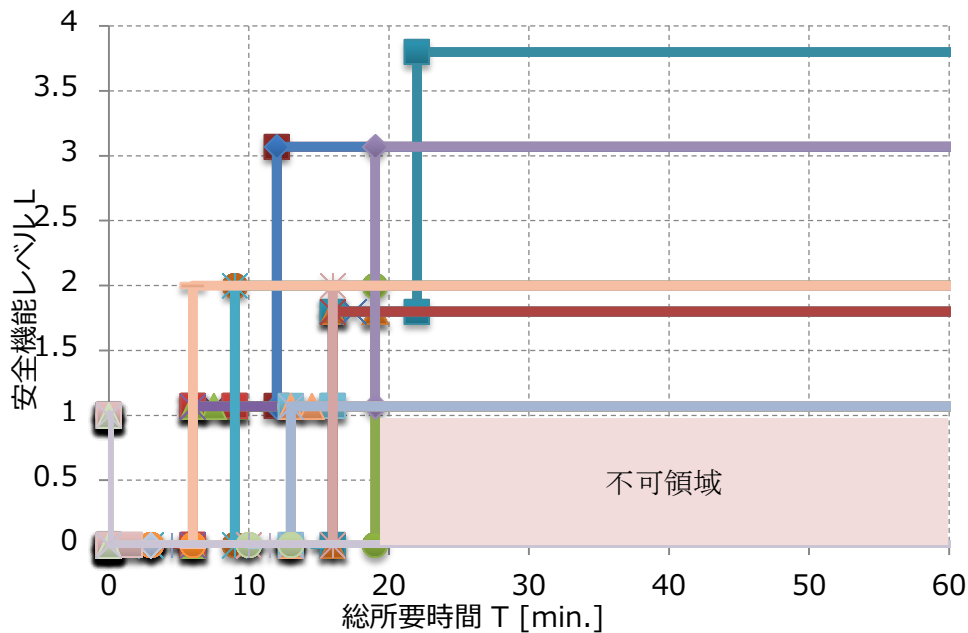


図 3.3-13 レジリエンス指標値の評価結果（各シーケンスパスと回復不可領域の関係）の例
 出典：レジリエンス評価指標ツールよりコピー

(12) (A12)RAW 相当値、FV 相当値の計算と着目すべき AM 対策の抽出

次に、SA 対策の各機能の信頼性を 1.0 または 0.0 とし、RAW 相当値と FV 相当値の評価を行っている。直列機能のみであるため、現在のレジリエンス指標に対して、いずれの機能が 1.0 になった場合もレジリエンス指標は 0 になることから、RAW 相当値は機能によらず同じ値となる。FV 相当値は、機能自体の信頼値が関係することから、機能によって異なる値となる。

評価結果の例を図 3.3-14 に示す。注目すべき SA 対策として移動式発電機が挙げられる。加えて、RAW については全て同じであることから、格納容器スプレイ系についても感度解析として、リスク指標の評価を行うこととした。

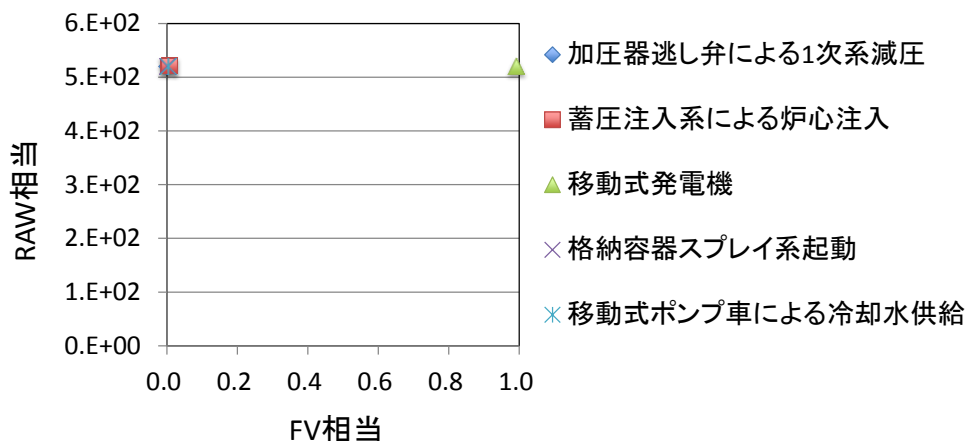


図 3.3-14 レジリエンス指標における RAW 相当値と FV 相当値の評価結果の例

(13) (B0)安全裕度の評価対象 (SA 対策-I /SA 対策-II) の選定

リスク指標の評価にあたっては、評価対象となる 3 ループ PWR プラントの PRA の評価結果の調査を行った (表 3.3-3)。レジリエンス指標からの一貫したシナリオとして、外部電源喪失シナリオを選定し、加えて、格納容器破損頻度に占める割合が最大の原子炉補機冷却機能喪失シナリオを感度解析シナリオとして選定した。また、レジリエンス指標の評価結果から注目すべき SA 対策として、移動式発電機が挙げられ、感度的に格納容器スプレイも対象とすることから、SA 対策-I の評価指標、SA 対策-II の評価指標、SA 対策-I/II の両方を含めた深層防護レベル 4 層全体の安全裕度の評価指標として、を採用している。

表 3.3-3 3 ループ PWR における起因事象別格納容器破損頻度

起因事象別	格納容器 破損頻度 (1 / 炉年)	割合
原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	84.7%
手動停止	4.2E-06	8.3%
過渡事象	1.8E-06	3.5%
外部電源喪失	1.0E-06	2.0%
SGTR	2.9E-07	0.6%
主給水流量喪失	2.0E-07	0.4%
2 次系破断	1.1E-07	0.2%
極小 LOCA	1.0E-07	0.2%
小破断 LOCA	6.5E-08	0.1%
中破断 LOCA	2.8E-08	0.1%
ATWS	8.7E-09	0.0%
大破断 LOCA	2.2E-09	0.0%
インターフェイスシステム LOCA	3.0E-11	0.0%
合計	5.1E-05	100.0%

出典：参考文献[4]

表 3.3-4 安全裕度を把握するためのリスク指標

	SA 対策		SA- I	SA- II	深層防護 4
外部電源喪失	I	空冷式非常用発電装置	CDF 比	(-)	CFF 比
	II	消火水スプレイ	(-)	(-)	
原子炉補機 冷却機能喪失	I	(-)	(-)	(-)	CFF 比
	II	消火水スプレイ	(-)	CFF 比	

(14) (B1)評価モデルの選定とリスク評価の実施 (AM 無し)

表 3.3-4 に示す評価を行うため、3 ループ PWR プラントについて、CDF を評価するためのレベル 1PRA モデルと、CFF を評価するためのレベル 1.5PRA モデルを用いることとした。

今回は、試解析用に簡易的な PRA モデルを構築している。SA 系統を除いては詳細なモデル展開を行わず、公開されている CDF と CFF に合致するように ET の分岐確率を設定している。設定に利用した公開情報と構築したプラントモデルの AM 無しでの評価結果を表 3.3-5 から表 3.3-7 および図 3.3-15 に示す。構築したモデルとそのための情報については、3.2.1(5)以降に記載されている。

表 3.3-5 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	起因事象発生頻度 (/炉年)	条件付 炉心損傷確率 (CCDP)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
補機冷却水の喪失	2.0E-04	2.2E-01	4.3E-05	70.5%
手動停止	2.3E-01	4.1E-05	9.5E-06	15.6%
過渡事象	9.7E-02	4.1E-05	4.0E-06	6.6%
小破断 LOCA	2.2E-04	5.9E-03	1.3E-06	2.1%
2 次冷却系の破断	4.3E-04	2.8E-03	1.2E-06	2.0%
外部電源喪失	4.8E-03	2.3E-04	1.1E-06	1.8%
主給水喪失	1.1E-02	4.1E-05	4.5E-07	0.7%
中破断 LOCA	6.8E-05	6.0E-03	4.1E-07	0.7%
極小 LOCA	2.1E-03	1.6E-04	3.4E-07	0.6%
蒸気発生器伝熱管破損	2.4E-03	1.2E-04	2.9E-07	0.5%
ATWS	2.7E-08	1.0E+00	2.7E-08	0.0%
大破断 LOCA	2.2E-05	6.4E-04	1.4E-08	0.0%
インターフェイスシステム LOCA	3.0E-11	1.0E+00	3.0E-11	0.0%
合計			6.1E-05	100%

出典：参考文献[4]

プラント 損傷状態	炉心損傷 頻度 (1/炉年)	割合	条件付き 格納容器 破損確率 (-)	格納容器 破損頻度 (1/炉年)	割合
AED	3.4E-09	0.0%	1.00	3.4E-09	0.0%
AEW	4.3E-09	0.0%	1.00	4.3E-09	0.0%
AEI	4.0E-07	0.7%	0.02	9.8E-09	0.0%
ALC	1.2E-08	0.0%	1.00	1.2E-08	0.0%
SED	4.3E-05	69.8%	1.00	4.3E-05	84.7%
SEW	3.2E-08	0.1%	1.00	3.2E-08	0.1%
SEI	1.4E-06	2.3%	0.01	8.0E-09	0.0%
SLW	6.6E-09	0.0%	1.00	6.6E-09	0.0%
SLI	6.8E-08	0.1%	0.01	3.8E-10	0.0%
SLC	3.9E-08	0.1%	1.00	3.9E-08	0.1%
TED	2.1E-06	3.4%	1.00	2.1E-06	4.1%
TEW	4.5E-06	7.3%	1.00	4.5E-06	8.8%
TEI	9.7E-06	15.8%	0.08	7.9E-07	1.6%
V	3.0E-11	0.0%	1.00	3.0E-11	0.0%
G	2.9E-07	0.5%	1.00	2.9E-07	0.6%
合計	6.1E-05	100.0%	0.82	5.1E-05	100.0%

※ 炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きい PDS における
代表的な事故シーケンスは以下のとおり

SED : 小 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗
TEI : 全給水喪失
TEW : 全給水喪失+CV スプレイ再循環失敗

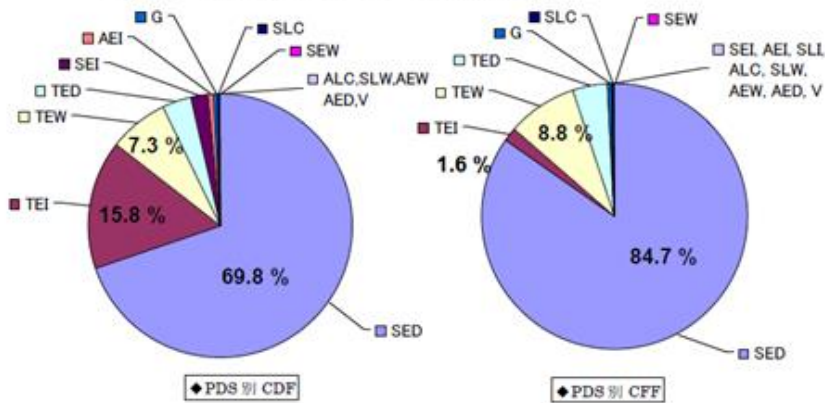


図 3.3-15 3 ループ PWR におけるプラント損傷状態別格納容器破損頻度

出典：参考文献[4]

表 3.3-6 起回事象別の炉心損傷頻度の評価結果 (AM 無し)

起回事象	炉心損傷頻度	備考
外部電源喪失	9.4E-07	表 3.2 16 より
原子炉補機冷却機能喪失	4.2E-05	表 3.2 19 より

表 3.3-7 条件付格納容器破損確率の評価結果 (AM 無し)

プラント損傷状態*	条件付格納容器破損確率
AED	1.0E+00
AEI	2.5E-02
AEW	1.0E+00
ALC	1.0E+00
G	1.0E+00
SED	1.0E+00
SEI	5.6E-03
SEW	1.0E+00
SLC	1.0E+00
SLI	5.6E-03
SLW	1.0E+00
TED	1.0E+00
TEI	8.1E-02
TEW	1.0E+00
V	1.0E+00

出典：表 3.2 22 より

(15) (B2)リスク評価対象 SA 対策の詳細情報の収集

例えば、消火水を用いた CV スプレー系については、やのような情報が公開されている。これらをベースに、タンク出口の手動弁を工学的判断により追加することなどにより、FT モデルの作成に必要な情報を整理した。詳細は、3.2.1 (4)に記載がある。

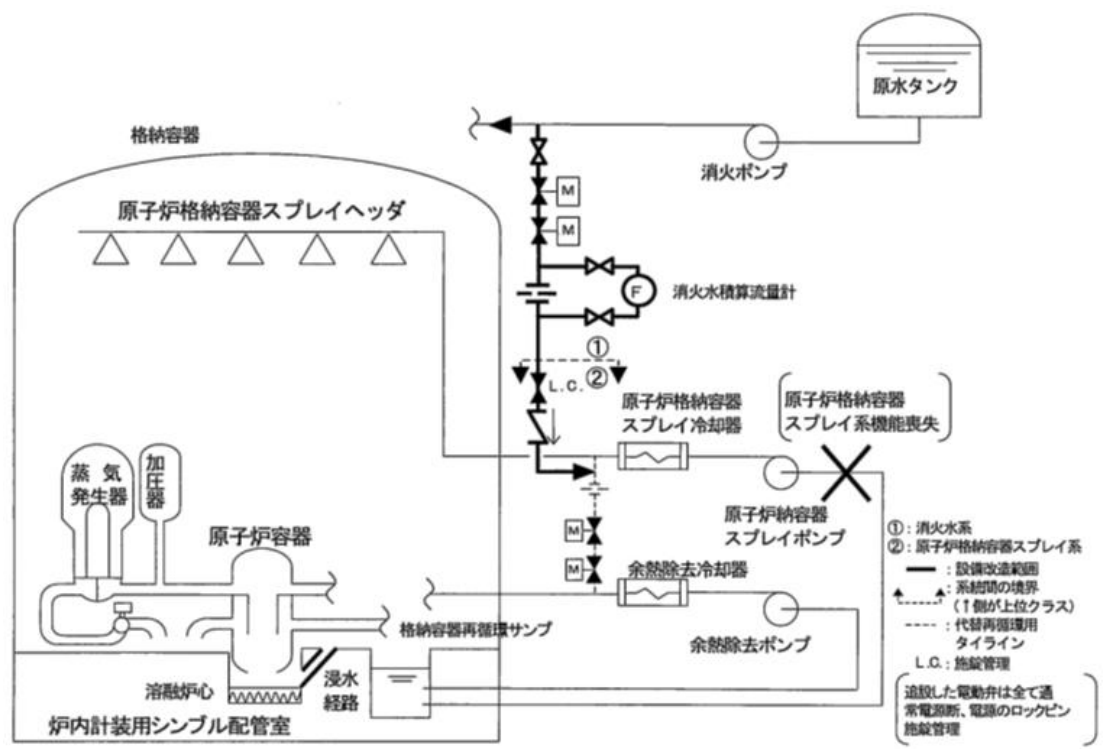


図 3.3-16 ドライ型 3 ループプラントの格納容器内注水 (概念図)

出典：参考文献 [5] P.19

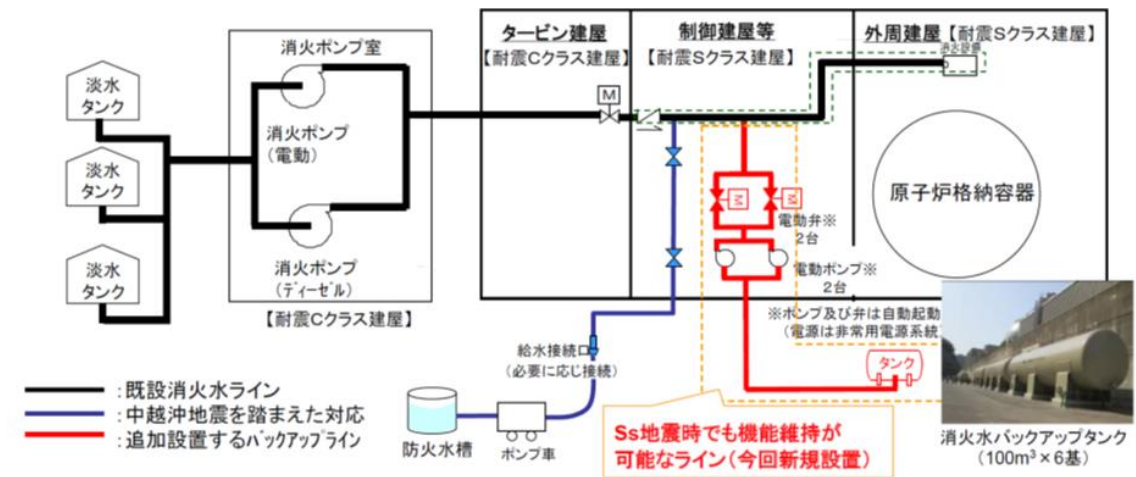


図 3.3-17 消火ポンプの構成と水源

出典：参考文献[6]P.11

(16) (B3)SA 対策 FT モデルの作成

B2の情報および工学的判断に基づき作成した消火ポンプのFT図の例を図 3.3-18に示す。詳細は 3.2.1 (4)を参照されたい。

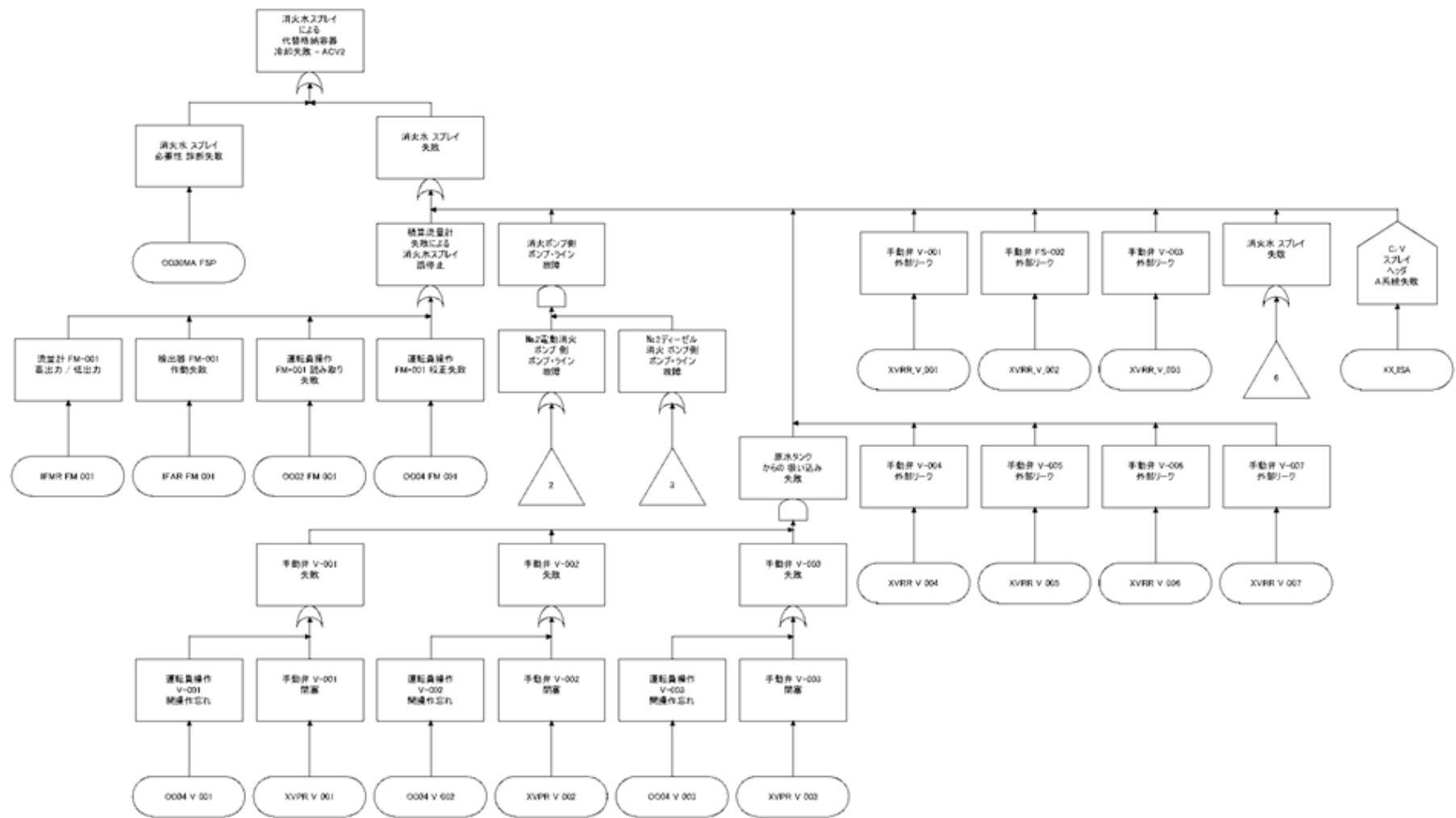


図 3.3-18 消火水スプレイフォールトツリーの例

(17) (B4)SA 対策ヘディングの ET への追加

外部電源喪失のイベントツリーの一部を示す。ヘディング欄の DGA が非常用ディーゼル発電機 A、DGB が非常用ディーゼル発電機 B である。空冷式非常用発電装置のヘディング ADG の分岐が、非常用 DG2 台の失敗のシナリオにおいて分岐が設定されており、非常用 DG の代替手段として位置付けられていることがわかる。

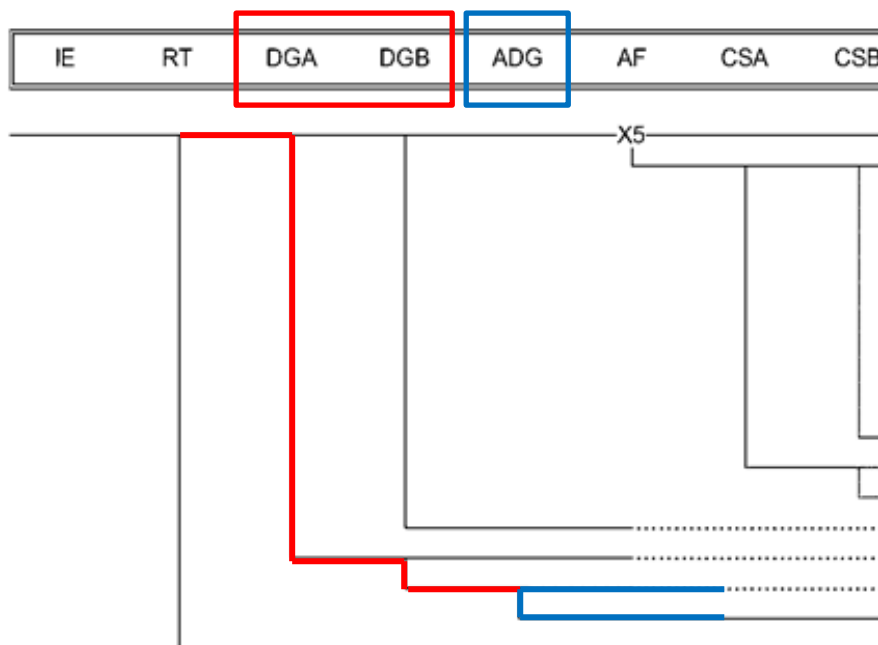


図 3.3-19 SA 対策を考慮した外部電源喪失イベントツリー

出典：図 3.2-8 より

(18) (B5)機器故障率の設定

B2 の手順にて収集した情報に基づき、使命時間や点検間隔等を設定し、機器故障率を設定している。機器故障率データベースとしては、参考文献[7]を用いている。空冷式非常用発電装置に関する故障率を表 3.3-8 に示す。この他、共通原因故障や人的過誤率についても設定を行っている。詳細は、3.2.1 (4)を参照されたい。

表 3.3-8 NUCIA 21 ヲ年データをを使用した故障率（空冷式非常用発電装置）

ID	説明	故障率	単位
CBCD	遮断器閉失敗	4.8E-05	デマンド
CBOD	遮断器開失敗	2.2E-05	デマンド
DLAD	非常用ディーゼル発電機起動失敗	1.5E-03	デマンド
DLXR	非常用ディーゼル発電機継続運転失敗	9.5E-05	/h
PMAD	電動ポンプ起動失敗	8.0E-05	デマンド
PMXR	電動ポンプ継続運転失敗	1.1E-06	/h

出典：故障率は[7]

(19) (B6)リスク評価の実施（AM 有り）

SA 対策を考慮したプラントモデルを用いて、PRA コードによる評価を行った。その評価結果を、AM 無しの評価と合わせて、起因事象別に表 3.3-9 と

表 3.3-10 に示す。詳細は、3.2.2 (1)を参照されたい。

表 3.3-9 外部電源喪失の評価結果

終状態	炉心損傷頻度 (/炉年)		条件付き格納容器 破損確率 (-)		格納容器破損頻度 (/炉年)	
	SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無
TED	1.4E-07	9.2E-07	1.9E-01	1.0E+00	2.7E-08	9.2E-07
TEI	1.9E-08	1.9E-08	8.1E-02	8.1E-02	1.5E-09	1.5E-09
TEW	1.6E-12	1.6E-12	1.8E-01	1.0E+00	3.0E-13	1.6E-12
合計	1.6E-07	9.4E-07			2.9E-08	9.2E-07

表 3.3-10 原子炉補機冷却機能喪失の評価結果

終状態	炉心損傷頻度* (/炉年)	条件付き格納容器 破損確率 (-)		格納容器破損頻度 (/炉年)	
		SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無
SED	4.2E-05	1.2E-01	1.0E+00	5.0E-06	4.2E-05
TED	7.8E-10	1.9E-01	1.0E+00	1.5E-10	7.8E-10
合計	4.2E-05			5.0E-06	4.2E-05

* 原子炉補機冷却機能喪失では著しい炉心損傷防止のための SA 対策は考慮されていない。

(20) (B7)機器(部位)別の経年変化を考慮したリスク評価の実施

次に、経年プラントの SA 対策において、注目すべき機器等を抽出するために、経年変化を考慮した機器故障率の設定を行っている。現在を「高経年化技術評価を最初に受ける運転開始から 30 年目」とし、過去については「運転開始直後（30 年前）」、将来については「次の高経年化技術評価の年（10 年後）」とした。

動的機器については線形での故障率変化を、静的機器については指数的な故障率変化を仮定している。消火スプレイに関する経年化を考慮した故障率を表 3.3-11 に示す。青字が動的機器、赤字が静的機器である。詳細な仮定は 3.2.2 (2) 1)に記載されている。

表 3.3-11 経年化を考慮した故障率（消火スプレイの例）

対象機器	故障確率		
	設計値	現在値 (30年運転状態)	将来値 (40年運転状態)
電動消火水ポンプ 遮断器	3.4E-05	4.9E-05	5.4E-05
逆止弁 V-008	8.1E-06	9.8E-06	1.2E-05
流量計 FM-001	2.8E-04	3.3E-04	4.0E-04
電動弁 V-010	9.2E-04	1.3E-03	1.5E-03
オリフィス FE-001	3.5E-04	4.2E-04	5.0E-04
ディーゼル消火水 ポンプ	6.0E-02	8.5E-02	9.4E-02
電動消火水ポンプ	7.5E-05	1.1E-04	1.2E-04
消火水配管 配管	2.0E-08	2.4E-08	2.9E-08
手動弁 V-001	2.8E-06	3.3E-06	4.0E-06

注) 青字は動的機器（直線モデル）、赤字は静的機器（指数型モデル）

表 3.3-12 に、各評価結果を SA 対策重要度評価システムに入力した結果と過去増分と将来増分、増分合計値の計算結果を示す。SA 対策重要度評価システムへの入力方法については、マニュアルの 2.2 節を参照されたい。

表 3.3-12 SA 対策重要度評価システムによる評価結果

機器名称	故障率			CFF			Δ CFF		
	設計時	現在 (30年目)	40年目	設計時	現在 (30年目)	40年目	過去増分	将来増分	増分合計
電動消火水ポンプ遮断器	3.4E-05	4.9E-05	5.4E-05	5.0E-06	5.0E-06	5.0E-06		0.0E+00	
逆止弁V-008	8.1E-06	9.8E-06	1.2E-05	5.0E-06	5.0E-06	5.0E-06		0.0E+00	
流量計FM-001	2.8E-04	3.3E-04	4.0E-04	5.0E-06	5.0E-06	5.0E-06	2.1E-09	2.5E-09	4.6E-09
電動弁V-010	9.2E-04	1.3E-03	1.5E-03	5.0E-06	5.0E-06	5.0E-06	1.5E-08	5.0E-09	2.0E-08
オリフィスFE-001	3.5E-04	4.2E-04	5.0E-04	5.0E-06	5.0E-06	5.0E-06	2.5E-09	2.9E-09	5.4E-09
ディーゼル消火水ポンプ	6.0E-02	8.5E-02	9.4E-02	5.0E-06	5.0E-06	5.0E-06	6.7E-09	2.0E-09	8.7E-09
電動消火水ポンプ	7.5E-05	1.1E-04	1.2E-04	5.0E-06	5.0E-06	5.0E-06		0.0E+00	
消火水配管配管	2.0E-08	2.4E-08	2.9E-08	5.0E-06	5.0E-06	5.0E-06		0.0E+00	
手動弁V-001	2.8E-06	3.3E-06	4.0E-06	5.0E-06	5.0E-06	5.0E-06		0.0E+00	

出典：SA 対策重要度評価システムよりコピー

(21) (B8)リスク指標の評価と注目すべき機器（部位）の抽出

B6の結果に基づく定量的な安全裕度を表 3.3-13に示す。リスク低減効果を示しているため、値が小さいほど裕度が高い（1に近づくほど裕度は低い）ことを意味している。

表 3.3-13 リスク指標の評価結果

リスク指標		参照評価結果		備考
SA 対策- I	0.17	CDF(AM 後)	1.6E-7	外部電源喪失の 評価結果
		CDF(AM 前)	9.4E-7	
SA 対策- II	0.12	CFF(AM 後)	5.0E-6	原子炉補機冷却機能 喪失の評価結果
		CFF(AM 前)	4.2E-5	
深層防護 4 層	0.03	CFF(AM 後)	2.9E-8	外部電源喪失の 評価結果
		CFF(AM 前)	9.2E-7	

また、各機器の劣化影響評価結果の例を図 3.2-13 に示す。この結果から、注目すべき機器について、以下のように考察している。

本指標からの劣化重要度としては、

オリフィス>流量計>発電装置

となる。その一方で、将来予測に対する備えとして、日常の保全プログラム（検査等）を充実させる考え方を選択することも出来る。この場合重要度は

発電装置>オリフィス>流量計

となり、交換等の優先度は発電装置とするが、保全プログラムにおけるオリフィス、流量計の優先度を上げる運用も可能である。

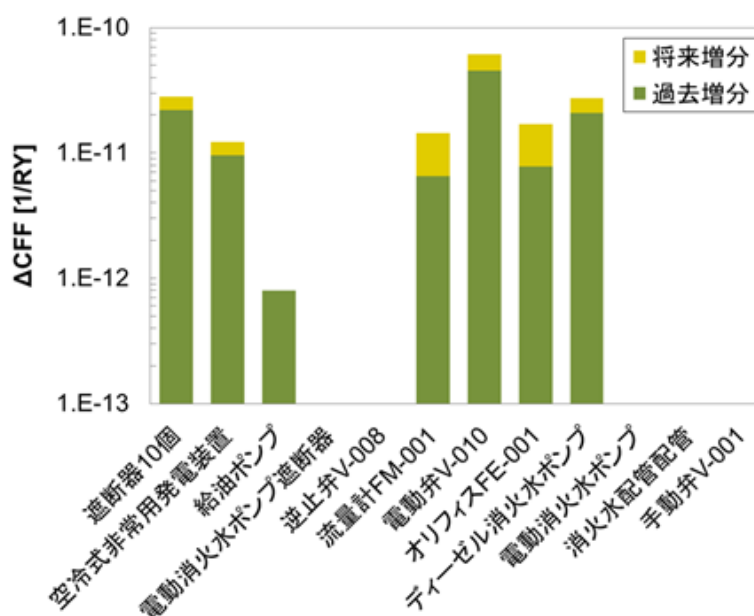


図 3.3-20 劣化影響評価の例（外部電源喪失、SA 対策- I / II）

3.3.2 試行的な感度解析による SA 対策の安全裕度の把握と注目すべき設備の抽出

2.4 節で提案したレジリエンス指標とリスク指標を組み合わせた評価手法を用いて、3 ループ PWR プラントに対する試行的な感度解析を実施した。具体的には、全交流電源喪失に

対するレジリエンス指標の評価結果に基づき、RAW 相当では同じ値であるが、FV 相当では大きな違いのある 2 つの SA 対策を抽出し、外部電源喪失を対象としたリスク評価指標での試解析を実施した（図 3.3-21）。加えて、レジリエンス指標とリスク指標は、複数のシナリオに対して試評価を実施しており、シナリオの適用性についても確認を行っている。

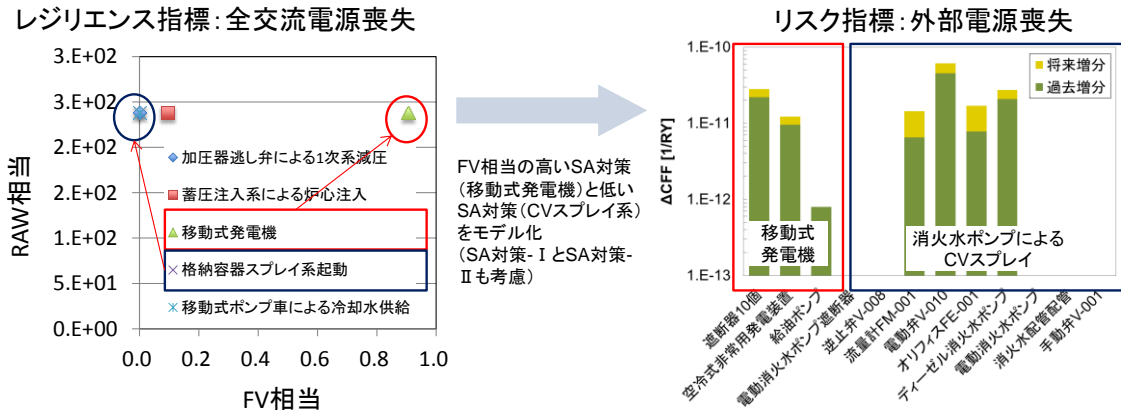


図 3.3-21 レジリエンス指標の評価結果を利用したリスク指標の評価結果

リスク評価指標が過去から将来にわたるリスク増分を示す指標であることを考えると、レジリエンス指標において RAW 相当の値が大きい SA 対策は、信頼性の改善効果を示す FV 相当が低い場合でも、リスク指標上、重要となる場合があることが確認された。

SA 対策の有無による炉心損傷頻度の変化を見ることで、SA 対策-I の現在の安全裕度を把握することが可能である。また、SA 対策-II のみの安全裕度を把握する観点からは、条件付き格納容器破損確率の変化を見ることで可能となる。今回の評価事例を以下に示す。条件付き格納容器破損確率は、その前提条件となるプラント損傷状態別の炉心損傷頻度が異なることから単純な和算はできず、シナリオ別の把握となる。プラント全体を見るという観点からは、格納容器破損頻度の比を見る方が良い。表 3.3-14 の結果に基づけば、SA 対策-I により、炉心損傷頻度は 17% になっている。これが SA 対策-I による安全裕度と考えられる。その場合、SA 対策-I と SA 対策-II の両方の効果が含まれている格納容器破損頻度を見ると、SA 対策により格納容器破損頻度は 3.2% になっている。SA 対策-II による効果は、 $19\% (=0.17/0.032)$ と考えることができる。

経年プラントにおいて深層防護レベル 4 層として注目すべき設備を抽出するために、故障率の時間変化を考慮した機器別の指標を 2 章にて提案している。図 3.2-13 には SA 対策-I と SA 対策-II について、比較可能な形で示している。ポンプ等の機器だけでなく、流量計のような計装系の設備についても評価が可能であることがわかる。また、機器故障率の経年変化のパターンの違いにより、この評価事例での条件設定である過去 30 年間のリスク増分に対して、今後 10 年でのリスク増分によりトータルとしてのリスク増加量が逆転する場合があることも示されており、経年変化の違いを取り込めることが確認された。

表 3.3-14 格納容器破損頻度（外部電源喪失）

終状態	炉心損傷頻度 (/炉年)		条件付き格納容器 破損確率 (-)		格納容器破損頻度 (/炉年)	
	SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無
TED	1.4E-07	9.2E-07	1.9E-01	1.0E+00	2.7E-08	9.2E-07
TEI	1.9E-08	1.9E-08	8.1E-02	8.1E-02	1.5E-09	1.5E-09
TEW	1.6E-12	1.6E-12	1.8E-01	1.0E+00	3.0E-13	1.6E-12
合計	1.6E-07	9.4E-07			2.9E-08	9.2E-07

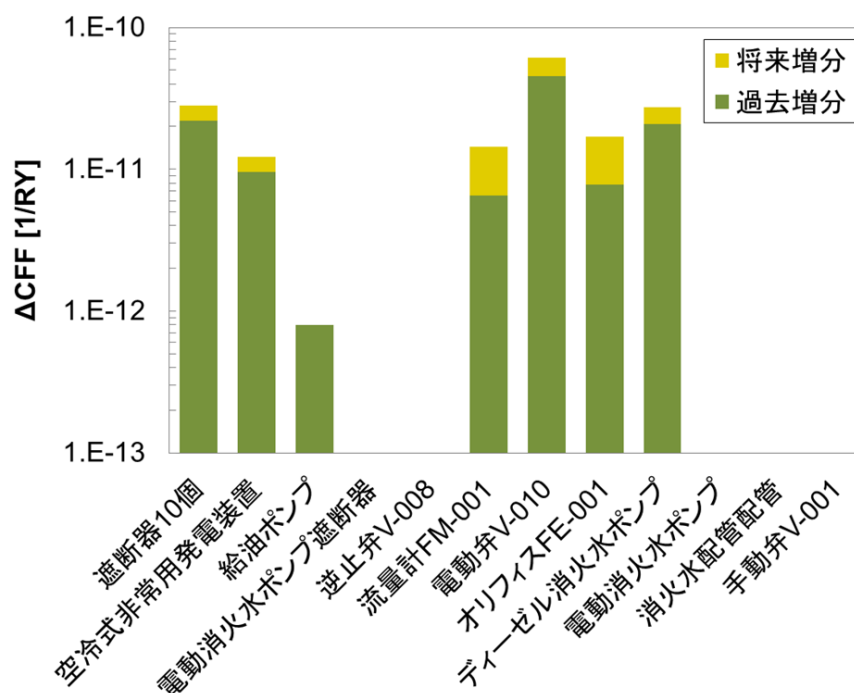


図 3.3-22 劣化影響評価（外部電源喪失、SA 対策-I/II）

3.3.3 レジリエンス指標とリスク指標の考え方の比較

リスク指標とレジリエンスに関する考え方を比較する。リスク指標の特徴は以下の通りである。ある特定のシナリオにおいて、耐性限界を超える負荷では機能が維持されなくなり損傷する。この判断根拠は成功基準として事前に評価される必要がある。イベントツリーなどのシステムモデルの中では、機能維持について成功または失敗の二値基準となる。評価対象とする機能の定義に従い、損傷モードごとにフラジリティパラメータを定める必要がある。リスク指標は求められる機能を喪失するシナリオパスの確率の総和であり、これは公衆安全の指標となる。従って、不確かさを含むハザード曲線群を定量化する必要があり、それはリスク指標にとって大切な要素である。一方、リスク重要度なども評価されることがあるが、個別の安全機能は重要な評価対象ではない。リスク指標は求められる達成目標に失敗するシナリオパスに関する量である。そして、成功基準は、プラントシステムの分析から決められ

る。

レジリエンスに関する指標を定めるとすれば、それは以下のような特性を持つことになる。ある特定のシナリオにおいて、負荷が徐々に増加するにつれて耐性裕度は劣化するはずである。一方で、劣化状態に応じて様々な回復操作が可能である。回復不可能か否かはそのときの状況に依存する。機能が維持されなくなったときに代替手段によって機能を維持する能力と、耐性が劣化した時に、すなわち安全裕度が低下したときに安全裕度を積み増す（強化する）能力は時間依存であり状態依存である。確率として表現するならば、レジリエンスの指標は回復不可能領域を避けるシナリオパスの確率として定義される。つまり、システム耐性の指標ということになり。これはハザードを表すパラメータ、例えば地震であれば地震動強度などを参照して定量化される。また回復可能か否かの基準は Available なリソースの分析をすることにより決められる。

この概念を図 3.3-23 に示す。リスク指標は、公衆安全の指標であり、ハザードに対する応答と耐性の大小関係で定量化できる。一方、レジリエンス指標は、ハザードパラメータを関数とする応答と耐性の差分で表され、回復能力あるいは残余耐性と理解することが適切である。

リスク指標は公衆安全の観点から、ハザードと合わせて公衆リスクの程度を評価するものである。そこで、安全目標や性能目標の思想と整合する。レジリエンス指標は、システム耐性の観点から、特定のシーケンスについての強化・回復能力を評価するもので、ストレステストの考え方と類似している。

ここに、リスク指標とレジリエンス指標を対比して論じたが、確率論的リスク評価において、深層防護第4層の取り組みを考慮する、あるいはレジリエンスの考え方を導入することを考えると、今後の方向性として PRA にレジリエンス指標の考え方を導入して、公衆リスクを評価することが必要となる。すなわち、ストレステストの方法を含めた定量的なリスク評価（QRA）を行う上で、AM や SAM、時間依存性、ヒューマンファクターを考慮することが必要となる。レジリエンス指標は、CDF やリスク重要度などのリスク指標とあわせて定量的リスク評価の一部を構成することが適切である。

リスク指標: 公衆安全の指標



レジリエンス指標: システム耐性の指標

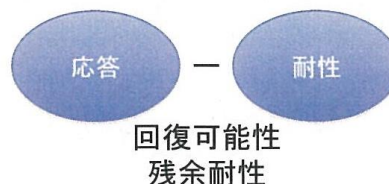


図 3.3-23 リスク指標とレジリエンス指標

3.3.4 深層防護レベル4層の実力評価における論点

本年度は海外の有識者との意見を交換を行う準備として、深層防護レベル4層の実力評価あるいは裕度評価を行うに当たり、特に海外の知見を参考とする上で重要となる論点についての検討を行った。論点は、大きく4つのカテゴリに分類できる。そのカテゴリを以下に示す。

- (1) 深層防護レベル4層の評価そのものにおける論点
- (2) 深層防護レベル4層と3層との境界に関する論点：深層防護の考え方に基づけば、4層自体の実力を評価するためには、3層までの実力を適切に除く必要がある。すなわち、3層までの実力が高いことを理由に、4層の能力が過大評価されることのないようにする必要がある。
- (3) 深層防護レベル4層と5層との境界に関する論点：原子力安全の目的が、放射線の有害な影響から公衆と環境を防護することにあることを考えると、最終的には深層防護レベル5層までを考慮する必要がある。その一方で、5層の実力が高いために4層までの実力も高く見えてはならない。その一方で4層の実力が一見低いように見えても、結果的に公衆と環境へのリスクが低減されるのであれば、4層までの実力も高い場合がありうる。例えば、最終的な放射性物質の環境への放出量が多くなったとしても、十分な避難のための時間を確保することにより、公衆のリスク低減が図れる可能性もある。このように5層を見据えた4層の実力評価について、検討する必要がある。
- (4) 外的事象に関する論点：外的事象は深層防護のすべての層に複雑な影響を及ぼす。特に、経年プラントの場合、それぞれの層の裕度の若干の低下が、外的事象のハザード規模の超過確率との関係で、リスクに対しては大きな変化となる可能性もある。

このようなカテゴリに基づき、それぞれの論点を具体的に検討した。検討結果を以下に示す（図 3.3-24）。

(1) 深層防護レベル4層の評価そのものにおける論点

このカテゴリにおける主な論点は以下のとおりである。

- AM 対策、SAM 対策について
 - ✓ AM 対策や SAM 対策の導入の判断、考え方について
 - AM 対策や SAM 対策の有効性評価をどのように実施しているか。対策の信頼性評価、特に後述するヒューマンファクタの考え方やマルチユニットの視点で見た場合の考え方や評価の具体的な方法を把握することが望ましい。
 - AM 対策や SAM 対策を導入することによるネガティブな効果の評価について、どのようにおこなっているか。例えば、発電機の多様化による燃料の増加や追加的な水源が及ぼすネガティブな効果についても検討を行う必要がある。そうすると、ポジティブな効果とネガティブな効果のバランスについて、どのような評価が考えられるのか。
 - 「ハードンドコア」の概念について、より具体的に知ることが望ましい。
 - 可搬設備は、格納場所とルート確保がポイントとなる。すなわち、プラントに対する脅威を避けるためには距離を含めた隔離が重要となるが、その一

方で、必要となった場合にプラント近くまで持ってくるためのルートの確保が難しくなる。その点についての考え方を知ることが望ましい。

- 有効性評価
 - ✓ 4層の能力を表現する指標と評価方法について、他の事例を把握し、現在提案している指標の頑健性を把握するとともに、評価手法の高度化を図ることが望ましい。
 - ✓ PRAにおけるAM対策、SAM対策の評価方法と課題についての海外の認識を把握したい。
 - ✓ ストレステストについての最新動向。AM対策やSAM対策をストレステストに取り込む方法やストレステストの最適評価についての取り組みには、どのようなものがあるか。
 - ✓ 深層防護レベル4層の評価では、必ずしも「保守的な仮定」が成り立つとは限らない。保守的評価が有効な場合と最適評価が必要な場合の考え方はどのようなものか。
- 格納容器機能維持の考え方
 - ✓ 格納容器隔離の基本的な設計思想およびその変化を把握する必要がある。福島第一原子力発電所1号機のICの隔離弁設計や二重隔離弁などに関連する。
 - ✓ 多様な冷却手段や減圧手段を確保することにより、格納容器を貫通する配管等の設備が増加する。
 - ✓ ベントの誤操作のリスクはどのように考えるか。
- ヒューマンファクタ
 - ✓ 最新の間信頼性解析手法を把握する必要がある。クレジットの取り方、評価方法、クレジットの前提となるデータ取得等の取り組みを把握したい。
 - ✓ ミッションタイムの評価をどのように行うか。
 - ✓ 現場での手動操作、電気系や圧縮空気系等による支援、自動操作について、ヒューマンファクタを考慮しつつ、どのように考えることが望ましいのか。
- サイト外からの支援
 - ✓ サイト外からの支援の基本的なあり方・考え方はどのようなものか。
 - ✓ 米国のFLEXでは、サイト内対応とサイト外支援をどのような思想に基づき、実際に、どのように役割分担を行っているのか。
 - ✓ 交通通信インフラの被害が生じた場合について、どのように考えているのか。

(2) 深層防護レベル4層と3層との境界に関する論点

このカテゴリにおける主な論点は以下のとおりである。

- 設計基準とのインターフェイス
 - ✓ 設計基準の定義とその変化について、どこまでを設計基準として考えるべきかと言う基本的理念を把握する必要がある。例えば、WENRA 3bとDECの考え方に違いがあるのかなどが考えられる。
 - ✓ 新しい知見に対して、設計基準として要求する、あるいは設計で対応する範囲を、

どのように決めるのか。

- ✓ 3層までの深層防護能力を表現する指標と評価方法。特にSA対策-Iとの関係で、どのように整理されるのか。
- ✓ FLEXと保全プログラムの関係については参考となるものが多いと思われる。

(3) 深層防護レベル4層と5層との境界に関する論点

このカテゴリにおける主な論点は以下のとおりである。

- 防災とのインターフェイス
 - ✓ 安全目標の設定方法や、安全目標と整合した性能目標の考え方は、どのようなものか。
 - ✓ 5層の深層防護能力を表現する指標と評価方法。
 - ✓ 防災の有効性評価にはどのようなものがあるのか。外的事象によるサイト外被害を考慮することを含めて考える必要がある。
- 防災における地域支援
 - ✓ 規制当局は地域に対してどのような支援を行っているのか。
 - ✓ 事業者は地域に対してどのような支援を行っているのか。

(4) 外的事象に関する論点

このカテゴリにおける主な論点は以下のとおりである。これらの論点は、4層だけでなく、3層や5層にも影響する。3層と外的事象の考え方では「設計基準」が1つの論点になる。また、4層の場合には、リスクやストレステストなどが関係してくる。5層では防災能力への影響が考えられる。

- 包括的なリスク評価に向けて、網羅的な外的事象リストの作成とリスク上重要な事象の抽出についての取り組み。
- 発生頻度が極めて低い一方で、その影響が甚大であることが予想されるような事象に対して、ハザードカーブをどのように設定すべきか。
- フラジリティの評価やデータ取得、そのための実験や実験設備の開発についての動向を把握することが望ましい。

参考文献

- [1] 九州電力株式会社、川内原子力発電所1号炉及び2号炉 重大事故等対策の有効性評価、川内原子力発電所1号炉、2号炉審査資料、SA-004改68、平成26年9月
- [2] 九州電力株式会社、川内原子力発電所1号炉及び2号炉 確率論的リスク評価(PRA)について、2014年1月
- [3] 原子力安全推進協会、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～2007年度26ヵ年55基データ)、2014年1月
- [4] 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

- [5] アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書 平成 14 年 5 月
<http://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2012/pdf/10015.pdf>
- [6] 高浜 3,4 号機安全性向上対策の実施状況について 平成 26 年 6 月 9 日
<http://www.atom.pref.fukui.jp/senmon/genba140609/material.pdf>
- [7] 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～2002 年 21 ヶ年
49 基データ) 2009 年 5 月 有限責任中間法人 日本原子力技術協

	4層	5層との境界
<p style="text-align: center;">3層との境界</p> <p>設計基準とのインターフェイス</p> <ul style="list-style-type: none"> どこまでを設計基準として考えるべきか (ex. WENRA 3b と DEC の考え方の違い) 新しい知見に対して、設計基準や設計として対処すべき範囲を、どのように決めるか 3層までの深層防護能力を表現する指標と評価方法 FLEXと保全プログラムの関係 	<p>AM対策、SAM対策</p> <ul style="list-style-type: none"> AM対策、SAM対策の導入判断の考え方 <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価 AM対策、SAM対策のネガティブ効果の評価 (燃料・追加水源のネガティブ効果、バランス評価) ハードドコアの考え方 可搬設備のルート確保と格納の考え方 <p>有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 4層の深層防護能力を表現する指標と評価方法 PRAにおけるAM対策、SAM対策の評価方法と課題 ストレステストにおけるAM対策、SAM対策の評価方法と課題 (ストレステストの最適評価を含む) 深層防護4層を評価する際の保守的評価と最適評価の考え方 <p>格納容器機能維持の考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器隔離の考え方 (1F-1のICの隔離弁設計、二重隔離弁等) 多様な冷却手段の確保に伴う格納容器を貫通する配管等の設備の増加の影響 誤操作によるベント <p>ヒューマンファクター</p> <ul style="list-style-type: none"> 人間信頼性評価 (クレジットの取り方、評価方法、データ取得等) ミッションタイムの評価 手動操作／電気系や空気系による支援／自動操作 <p>外部支援</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部支援のあり方・考え方 FLEX(サイト内対応とサイト外支援) 交通通信インフラの被害(外的事象時や高線量環境下等) 	<p>防災とのインターフェイス</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全目標と性能目標 5層の深層防護能力を表現する指標と評価方法 防災の有効性評価(外的事象によるサイト外被害の考慮を含む) <p>防災における地域支援</p> <ul style="list-style-type: none"> NRCの地域(州)支援 事業者の地域支援
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">サイト内</p>	<p style="text-align: center;">4層</p> <p>外的事象</p> <ul style="list-style-type: none"> 包括的なリスク評価に向けての外的事象の抽出 ハザードカーブの考え方 フラジリティの評価、データ取得等 	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">サイト外</p>

図 3.3-24 深層防護レベル4層の実力評価に向けての論点整理

4. 事業進捗の管理と成果報告の実施

4.1 実施履歴

表 4.1-1 に、事業進捗の管理と成果総括に係る活動の履歴を示す。

表 4.1-1 事業進捗の管理と成果報告の実施に係る活動履歴

作業項目	平成26年度						
	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
① 個別検討会 ・保全指標検討会 ・QRA検討会(中止) ・コンクリート建屋・システム安全検討会		▲ (10/1)	▲ (10/29)		▲ (12/8)	▲ (1/9) ▲ (1/30)	▲ (2/10)
② システム安全検討会(中止)		▲ (10/15)	▲ (11/18)		▲ (12/26)	▲ (1/27)	▲ (2/16)
③ システム安全国際交流会議(中止)							
④ 事業計画、中間成果(2回)、最終成果の各報告会	▲ 研究計画説明 (9/29)		▲ 中間報告 (11/26)		▲ 中間報告 (1/16)		▲ 成果報告 (2/23)
⑤ 第三者有識者による委員会					▲ 個別説明 (1/5)	▲ (2/9)	▲ (2/25)
⑥ 事業報告書／研究成果とりまとめ報告書作成							▲ (3/16)
規制庁殿との打合せ		▲ 30		▲ 24		▲ 17	▲ 29
月報提出		▲	▲	▲	▲	▲	▲

4.2 報告会

(1) 第1回

今年度の実施計画を報告した。

・2014年9月29日(月) 10:30~11:30 弊社 CR-B 会議室

(2) 第2回

第1回の中間進捗状況を報告した。

・2014年11月27日(月) 10:00~12:00 弊社大会議室 B 会議室

(3) 第3回

第2回の中間進捗状況を報告した。

・2015年1月16日(金) 10:00~11:30 弊社大会議室 A 会議室

(4) 第4回

本年度最終成果を報告し、開発したツールのデモを実施した。

・2015年2月23日(月) 13:30~16:45 原子力規制庁殿 18階会議室

4.3 第三者有識者委員会

(1) 事前説明

第1回報告会（実施計画）および第2回報告会（第1回中間進捗報告）までの内容を個別に説明し、意見を聴取した。

(2) 第1回

第3回報告会（第2回中間進捗報告）までの内容とツールのデモを実施し、意見を聴取した。

・2015年2月9日（月）9:30～11:00 弊社MR-E会議室

(3) 第2回

本年度最終成果を報告し、意見を聴取した。

・2015年2月25日（水）18:00～20:40 弊社CR-F会議室

4.4 研究会

(1) 保全指標検討会

日本保全学会内に設立されている保全指標検討会において、10/1、10/29、12/8、1/9、1/30、2/10の全6回を開催した。

レジリエンス指標およびその評価方法の構築の検討を行うと共に、静的機器または静的部位の故障モデルの検討を行った。

(2) コンクリート建屋・システム安全検討会

10/15、11/18、12/26、1/27、2/16の全5回を開催した。

特別点検で実施するコア抜きとシステム安全の関係についての検討を行った。

(3) QRA 検討会

昨年度までの研究成果の中で、深層防護の各層とそれを表す指標についての検討を行ってきたことから、関係者による検討で十分との判断により、開催中止とした。

(4) システム安全検討会

システム安全検討会では、システム安全に影響を及ぼす多様な高経年化事象の観点から検討を行うことを目的に、設置を予定していた。しかし、本年度の検討において、リスク指標についてはPRAの結果を用いた指標とすることとなり、PRAの手法そのものを開発するものではないことから、多様な視点は不要との判断に至った。その一方で、保全の効果を考慮したレジリエンス指標においては、その検討を進めている保全指標検討会において、設計、保全、疲労や熱応力、コンクリート、ケーブル等の多様な専門家が委員となっており、システム安全検討会を代替する機能を果たしている。以上の理由により、システム安全検討会については開催を中止した。

4.5 システム安全国際交流会議

原子力規制庁殿と相談の上、本年度は海外有識者を招聘しての議論の前段として、本事業の関係者の中で、論点をしっかりと議論することを優先することとして、開催を中止した。

尚、論点の検討結果については、3.3.3 項に整理した。

4.6 ツール開発

レジリエンス指標評価ツールとリスク指標評価ツールを作成した。レジリエンス指標評価ツールについては、EXCEL の関数を用いたものである。リスク指標評価ツールは、VBA を用いたものとなっている。

どちらについても、EXCEL 2010 での動作を確認し、インストールと利用法を記したマニュアルを作成した。リスク指標評価ツールについては、コードの解説についてもマニュアルに記載した。

5. 結論

5.1 経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究

- (1) 深層防護レベル第4層を対象とした重大事項等対策設備の抽出と分析を行うために、最初に重大事故等対策設備の概要を調査し、敷地外への放射性物質の拡散抑制策などの第5層に関係する設備等と、SA対策-I/IIに関係する設備等の仕分けを行った。
- (2) また、本事業の観点から、炉心損傷防止対策に係る有効性評価と格納容器破損防止対策に係る有効性評価に基づき、SA対策-IとSA対策-IIを整理し、SA対策-Iの例として全交流動力電源喪失への対策の例と、SA対策-IIの例として雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧破損）への対策の例を調査した。
- (3) 経年プラントにおけるSA対策の分析を行い、対象となるSA対策が、新規制基準における有効性評価よりも広範なSA対策を評価することが望ましい一方で、高経年化対策の検討と言う観点からは、機器レベルあるいはより詳細な部位/故障モードを考慮する必要があることから、それぞれの特徴を有する2種類の指標を設定することが望ましいことを明らかにした。
- (4) 広範なSA対策を評価するために、事故時における安全機能回復の信頼度を簡易的かつ定量的に評価するための指標として「レジリエンス指標」を提案した。レジリエンス指標では、一時的に喪失した安全機能の回復の程度と回復の早さを考慮できるようにした。また、レジリエンス指標では、経年変化、保全活動、教育と訓練、外力の強度による影響を考慮できるようにした。
- (5) より詳細にSA対策による安全裕度を把握し、機器レベルで着目すべき対象を評価できる指標としてリスク指標を提案した。リスク指標では、現在のプラントの安全裕度に着目するとともに、経年化によるこれまでのリスク増分と将来のリスク増分を評価することで、各機器の故障率変化がプラント全体のシステム安全に及ぼす影響を把握できるようにした。
- (6) 上記の2つの指標の特徴を活かし、レジリエンス指標でSA対策のスタディを行い、その結果を用いて、リスク指標でSA対策による安全裕度の把握とする枠組みを提案した。リスク指標においては、SA対策-IとSA対策-IIに分けた評価が行える指標と同時に比較可能な指標とを整理した。
- (7) 特別点検におけるコア抜きにより把握可能なコンクリートの劣化についての調査を行い、システム安全の観点からの検討を行った。その結果、火災等による高温を経験したコンクリートについては、コア抜きによる点検が重要となることを明らかにした。その一方で、地震等の外力に対しては、非破壊検査の方が有効であることを把握した。

5.2 加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究

- (1) 経年プラントの総合的な安全評価手法開発に関する調査研究で提案した指標および評価手法の適用性を検討する観点から、3ループPWRプラントを対象とした試行的な感度解析を実施した。
- (2) レジリエンス指標では全交流電源喪失シナリオを、リスク指標では外部電源喪失シナ

リオを、それぞれ対象とすることで、レジリエンス指標で抽出した SA 対策をリスク指標への展開する手法への適用性を把握した。加えて、レジリエンス指標については、PWR プラント固有の事象として 2 次系冷却機能喪失シナリオを、リスク指標については格納容器破損頻度への寄与が最大の原子炉補機冷却水系機能喪失シナリオを対象とした感度解析を実施し、多様なシナリオへの適用性を把握した。

- (3) レジリエンス指標では、新規制基準適合審査の資料等を用いたプラントモデルを構築し、RAW 相当および FV 相当の評価を実施することで、SA 対策の抽出を行った。後述するリスク指標の評価結果に基づけば、FV 相当の指標の高い SA 対策だけではなく、RAW 相当の指標が高い SA 対策についても、注目すべき SA 対策として抽出する必要があることが明らかとした。
- (4) レジリエンス指標では、外力の大きさに対する感度解析についても実施し、指標が感度を持つことを把握した。
- (5) レジリエンス指標における FV 相当値が最も大きい空冷式非常用発電機と、逆に RAW 相当値は同じであるが FV 相当値は最も小さい格納容器スプレイを考慮して、リスク指標の評価を行った。評価用モデルの構築にあたっては、新規制基準適合審査の資料等の公開情報と専門家判断を用いた。
- (6) リスク指標では、炉心損傷頻度と格納容器破損頻度に着目し、SA 対策の導入の有無での変化により、SA 対策-I と SA 対策-II それぞれの安全裕度への寄与を把握できることを確認した。
- (7) また、機器故障率の経年変化を採り入れ、現在のリスクを基準に、過去の増分と将来の増分とに分けて、機器ごとのリスク変化を把握することで、経年プラントの SA 対策について注目すべき機器や設備等を具体的に把握できることを確認した。尚、この設備等の中には、計装系も含まれている。
- (8) 以上の検討により、レジリエンス指標で注目すべき SA 対策の抽出を行い、リスク指標で安全裕度の把握と注目すべき機器の抽出を行うことが可能であることを明らかにした。
- (9) さらに、ストレステストと類似したレジリエンス指標とリスク指標とを組み合わせた手法の特徴についての検討を行うと共に、今後、深層防護レベル 4 層の安全裕度の把握の観点から検討すべき論点についての検討を行い、整理した。

5.3 事業進捗の管理と成果報告の実施

効果的かつ実効的な研究の推進のため、専門性の高い大学等の研究機関との連携の下、経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究を遂行した。連携する複数の研究機関が実施する研究に対して、効率的かつ適切な経費支出の下で実施されていることを含めて適切な管理を行った。また、原子力規制庁殿の出席の下、本事業における各研究の取りまとめ代表者らが参加する形で、研究テーマの進捗や方向性の確認、得られたデータの妥当性検討等を行う場としての報告会を設置・運営した。さらに深い検討を行うための個別研究会や進捗状況や成果の妥当性に関する意見聴取のための第三者有識者委員会も併せて設置・運営した。

これら事業管理・総括活動を通じて、平成 26 年度事業は所定の目標を達成し、事業成果を取りまとめた。

謝辞

本研究は、株式会社三菱総合研究所が原子力規制庁より委託を受け、再委託契約の下で、東京大学、大阪大学とコンソーシアムを形成して実施したものです。

したがって、本報告書は株式会社三菱総合研究所のクレジットで作成しておりますが、これら再委託先が有するノウハウや知見も含めた研究活動の成果を取りまとめたものです。加えて、専門性の高い知見が必要な研究のとりまとめに際しては、学术界、産業界の方々から構成される個別の委員会や研究会から多大なご協力を賜りました。

あらためて、再委託先の各機関ならびにご協力頂いた関係各所に対し、御礼申し上げます。

平成 27 年 3 月
株式会社三菱総合研究所

付録 1

レジリエンス指標試計算ツール（仕様マニュアル）

2015 年 2 月

目次

1. 概要とインストール方法.....	付 1-2
2. 使用手順	付 1-3
2.1 AM フロー図の作成.....	付 1-3
2.2 AM 構成項目及び AM シーケンス数の上限	付 1-6
2.3 AM シーケンスの設定（37～80 行）	付 1-6
2.4 AM パラメータの設定（84～97 行）	付 1-7
2.5 成功確率、所要時間、機能回復度の算出、外力レベル依存性グラフ（99～126 行）	付 1-8
2.6 非許容領域、外力レベルの設定（128～139 行）	付 1-9
2.7 外力レベルHにおける AM と特徴量の算出.....	付 1-10
2.8 総所要時間Tの計算式の設定（151～194 行、AQ～BW 列）	付 1-11
2.9 各 AM 策の要求機能充足率LAM *の計算式の設定（151～194 行、BY～DE 列）	付 1-12
2.10 生起確率の計算式の設定（151～194 行、Y～AO 列）	付 1-13
2.11 回復成否の算出	付 1-17
2.12 外力レベルHにおける条件付き回復成功確率.....	付 1-18
2.13 各外力レベル値の条件付き回復成功確率表の作成.....	付 1-18

1. 概要とインストール方法

本マニュアルは、ResilienceIndex_150304.xlsx（以後、本ツール）の入力値の設定方法および本ツールの算出内容を記載したものである。

本ツールは EXCEL 2010 にて作成されたファイルである。利用の際には、ファイルをコピーすればよく、特段のインストール作業は不要である。異なる解析ケースを保存・管理する場合には、ファイル名を変更して保存・管理する。

2. 使用手順

本ツールは、評価するシナリオにつき1シートを使用する。新たなシナリオについて評価を行う場合には、既存のシートをコピーし、全ての入力欄（青色セル）の内容を評価したいシナリオに合わせて書き換える。なお、背景が青色以外のセルは指標計算のための式が記載されているため、変更しないよう注意する必要がある。

2.1 AM フロー図の作成

本ツールを使用する前に、事故シナリオ等によるプラントの損傷状況の設定を行い、AM フロー図を作成する（図 1）。以後、ここで作成した AM フロー図を参照しつつ、数値や文字列の入力、条件式の設定を行う。必ずしも Excel シート上に作成する必要はないが、指標算出条件の管理の観点からは、フロー図をシート上に保存することが望ましい。

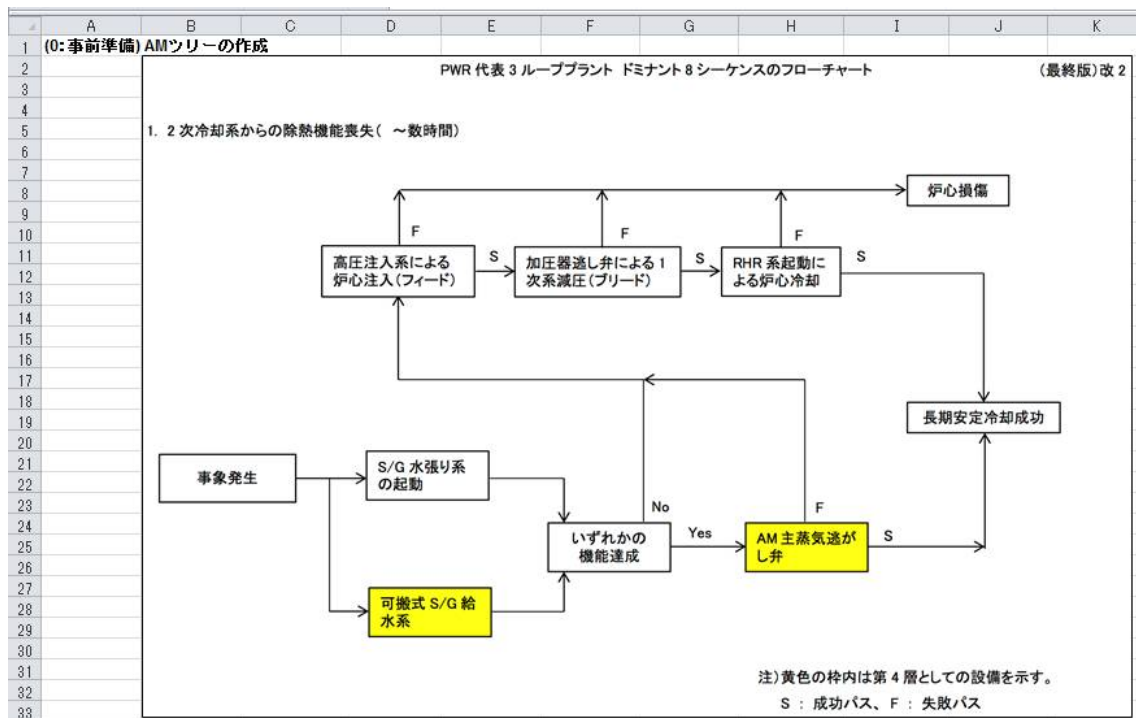


図 1 AM フロー図例

次に、生起し得る AM シーケンスを抽出するために、図 1 に示した AM フローを基に、そこに含まれる各 AM 策（ここでは「AM #1: 1 次系からの除熱」、「AM #2: 2 次系からの除熱」）およびその構成項目間の目的・機能上の直列／並列関係を明確化する（図 2）。

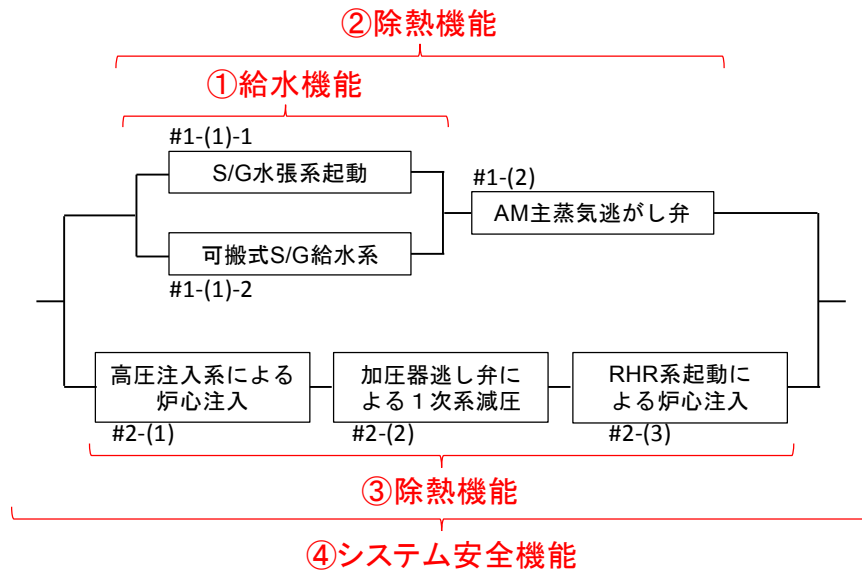


図 2 各 AM 構成項目間の直列／並列関係図（ブロック図）

ここで、互いに並列系を成す AM 策あるいは AM 構成項目においては、第 1 段目の項目の「実行に成功」しても、もしその機能が所望の水準まで達していなければ「機能回復に失敗」として当該並列系のマネジメントが継続され、後段の項目が実行されるものとする。このとき、図 1 の AM フロー図を基に、生起し得る AM シーケンスを抽出して得られる AM イベントツリーが図 3 である。

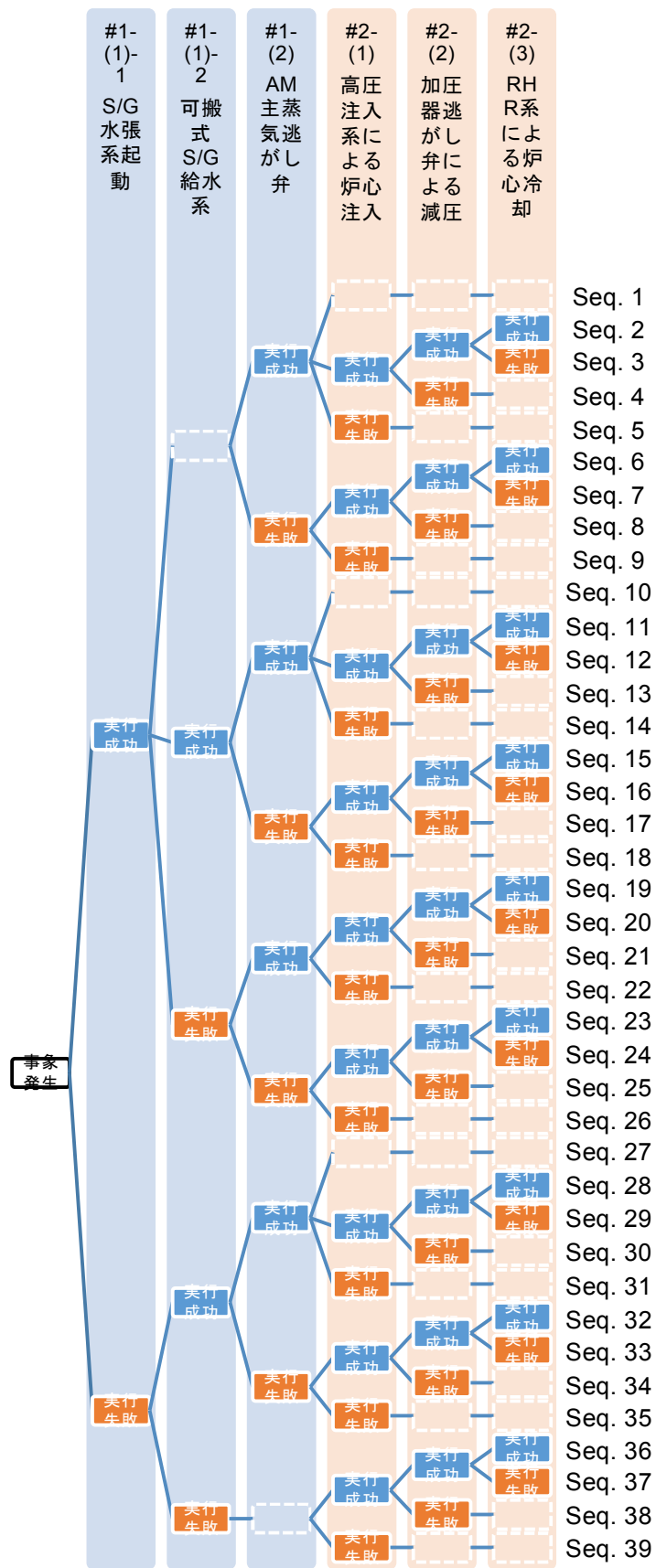


図 3 AM イベントツリー例

2.2 AM 構成項目及び AM シーケンス数の上限

本ツールでは、AM 策数は 2、AM 構成項目数は 10、シーケンス数は 40 を設定数の上限とする。

ただし、シーケンス数を 40 よりも大きくしたい場合は、行の挿入を行うことでシーケンスの設定数の上限を増やすことができる。もしシーケンス数の上限を変更する場合は、以下の処理を行う。以後表記した行・列番号は、行や列番号を挿入等の編集を行っていない状態での値である。

- 追加するシーケンス数分だけ以下の作業を行う。
 - 194 行で挿入を行う。上下どちらかのセルの数式をコピー&ペーストする。
 - 外カレベル値Hでの条件付き回復成功率（図 16）のグラフに追加した行の項目を追加する。

2.3 AM シーケンスの設定（37～80 行）

2.1 節で作成した AM フロー図を基に AM シーケンス（イベントツリー上で可能な全てのパス）の設定を行う（図 4）。

■ 入力項目

- AM 策名（37 行）、AM 構成項目名（38～40 行）を全て入力する。
- シーケンス毎に、各 AM 構成項目が実行成功ならば”S”、実行失敗ならば”F”を入力する。もし空欄または”S”、”F”以外の値を入力した場合は、その AM 構成項目は計算上考慮しない。

(1:入力) AM シーケンスの設定								
シーケンス No.	事象発生	AM #1: S/G給水&AM主蒸気逃がし弁			AM #2: 1次系フィード&ブリード			
		S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主蒸気逃がし弁	高圧注入系による炉心注入	加圧器逃し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	
1		S		S				
2		S		S	S	S	S	S
3		S		S	S	S	S	F
4		S		S	S	S	F	
5		S		S	S	F		
6		S		F	S	S	S	S
7		S		F	S	S	S	F
8		S		F	S	S	F	
9		S		F	S	F		
10		S	S	S				

※背景が青色のセルが入力項目

図 4 AM シーケンスの設定例

2.4 AMパラメータの設定（84～97行）

本ツールでは、各 AM 構成項目の実行成功確率 X_i 、所要時間 T_i 、要求機能充足率 L_i を、外力レベル H の階段関数（区間数最大 4）と仮定する。外力レベルのしきい値、及び各区間における所要時間、要求機能充足率の値を設定する（図 5）。

■ 入力項目

- 外力レベル H のしきい値(C1,C2,C3) に自然数を入力（87～89行）
 - ◇ 例えば機器フラジリティデータ等を参照し、各項目の機能喪失等のしきい値を設定する。
- 所要時間(T1,T2,T3)に 0 より大きい実数を入力（90～92行）
 - ◇ 重大事故等対策成立性確認・説明資料等を参照し、各項目の所用時間を入力する。
 - ◇ T1、T2、T3は、それぞれ外力レベル H が $0 \leq H \leq C1$ 、 $C1 < H \leq C2$ 、 $C2 < H \leq C3$ での値である。なお、 $C3 < H$ での所用時間は最大所要時間 T_{max} であり、本ツールでは $T_{max} = 1000$ と仮定している（2.5 節参照）。
- 要求機能充足率 (L1,L2,L3)に 0 より大きい実数を入力（93～95行）
 - ◇ 各項目について、最低安全機能レベルに対する当該項目の有する機能レベルの比（すなわち、最低安全機能レベルに対する裕度）を設定する。
 - ◇ L1、L2、L3は、それぞれ外力レベル H が $0 \leq H \leq C1$ 、 $C1 < H \leq C2$ 、 $C2 < H \leq C3$ での値である。なお、 $C3 < H$ では 0 を仮定している（2.5 節参照）。
- 経年化起因機能喪失確率 M に 0 以上 1 以下の実数を入力（97行）
 - ◇ 例えば保全指標値を用いることができる。

■ 自動算出項目

- タイプ：
 - ◇ $C1 = C2 = C3 \rightarrow "A"$
 - ◇ $C2 = C3 \rightarrow "B"$
 - ◇ $else \rightarrow "C"$

(2:入力) AMパラメータの設定			S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主蒸気逃がし弁	高圧注入系による炉心注入	加圧器逃し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	
87	外力レベルしきい値	C1	1	3	3	1	1	1	
88		C2	2	4	4	2	2	2	
89		C3	2	4	4	2	2	2	
90	所要時間	T1	5	10	5	2.5	2.5	5	
91		T2	5	10	5	2.5	2.5	5	
92		T3	5	10	5	2.5	2.5	5	
93	機能充足度	L1	1	1	1	1	1	1	
94		L2	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	
95		L3	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	
96	タイプ		B	B	B	B	B	B	
97	保全指標値 (※)		M	7.75E-08	7.75E-08	1.147E-07	6.0063E-17	1.509E-21	1.2455E-14

図 5 AMパラメータの設定例

2.5 成功確率、所要時間、機能回復度の算出、外力レベル依存性グラフ (99~126 行)

2.4 節で設定した各パラメータから実行成功確率 X_i 、所要時間 T_i 、要求機能充足率 L_i の一覧表が AM 構成項目別に算出される。そして、その値を基に外力レベル依存性グラフが作成される (エラー! 参照元が見つかりません)。

算出された成功確率、所要時間、機能回復度の表および外力レベル依存性グラフは、AM パラメータの確認用であり、後に算出する条件付き回復成功確率には一切関与していない。

■ 2.4 節の入力項目から自動算出される項目

➤ 実行成功確率 (AA~AJ 列) :

- ◇ $H \leq C3 \rightarrow 1 - M$ ※M : 経年化起因機能喪失確率 (保全指標値)
- ◇ else $\rightarrow 0$

➤ 所要時間 (AT~BM 列) :

- ◇ $H \leq C1 \rightarrow T1$
- ◇ $H \leq C2 \rightarrow T2$
- ◇ $H \leq C3 \rightarrow T3$
- ◇ else \rightarrow 最大所要時間 T_{max}

➤ 要求機能充足率 (CB~CU 列) :

- ◇ $H \leq C1 \rightarrow L1$
- ◇ $H \leq C2 \rightarrow L2$
- ◇ $H \leq C3 \rightarrow L3$
- ◇ else $\rightarrow 0$

■ 実行成功確率、所要時間、要求機能充足率の表

- 本ツールでは上記の確認用外力レベル依存性グラフ作成時の初期外力レベルH 範囲を $0 \leq H \leq 8$ としている。もし外力レベルHの範囲を変更する場合は、各表の外力レベルの値 (Y 列、AQ 列、BY 列) を変更する必要がある。外力レベルの刻み幅は、最大外力レベルの 1/10 程度が目安である。
- 本ツールでは最大所要時間 $T_{max} = 1000$ としている¹。この値を変更する場合は、AT103~BL123 の数式中、及び、BN155~BN194、BW155~BW193 の「1000」を全て変更する必要がある。
- 各表において外力レベルHの値 (Y 列、AQ 列、BY 列) が 2 つずつ存在しているのは Excel においてグラフで不連続を描写するためである。

■ 外力レベル依存性グラフ (図 6) の設定

- グラフの縦軸、横軸などの設定は、AM パラメータ設定で入力した値に合わせて任意に変更を行う。

¹時間の単位を分とすると、審査ガイドでは事象発生後 7 日間の安全機能維持を求められていることから 10000 程度に設定するのが適当である。

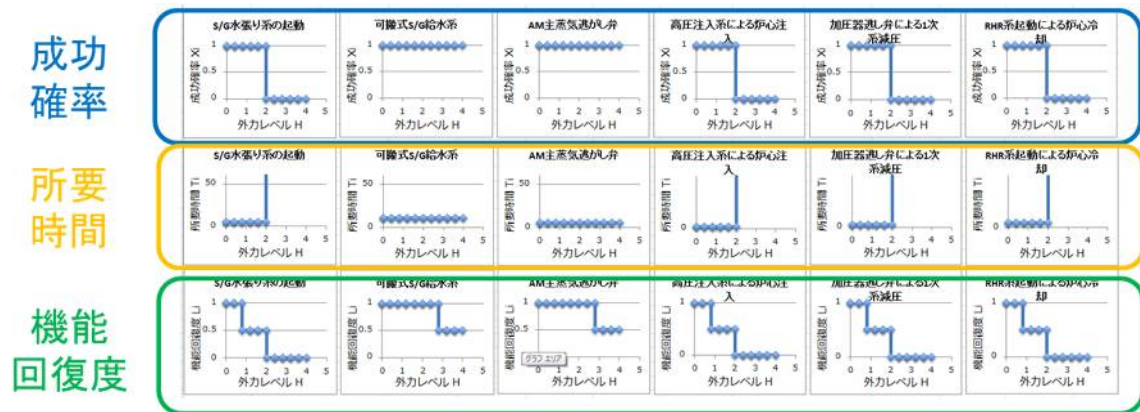


図 6 外力レベル依存性グラフ（出力例）

2.6 非許容領域、外力レベルの設定（128～139 行）

所要時間クライテリア T_{cr} 、機能回復クライテリア L_{cr} 、外力レベル H （図 7）を入力する。後述（2.13 節）の「条件付き回復成功率」グラフを作成する際に、外力レベル H の値を種々に変化させて算出を行う。

■ 入力項目

- 所要時間クライテリア T_{cr} 、機能回復クライテリア L_{cr} に 0 以上の実数を入力する。
- 外力レベル H に 0 以上の実数を入力する。

127		
128	(3:入力) 非許容領域の設定	
129	所要時間クラ	機能回復クラ
130	イテリア	イテリア
131	T_{cr}	L_{cr}
132	29	1
133		
134		
135	(4:入力) 外力レベルの設定	
136	外力レベル	
137	H	
138		
139	0	

図 7 非許容領域、外力レベル（設定例）

2.7 外力レベルHにおける AM と特徴量の算出

2.4 節および 2.6 節の入力値から AM 構成項目別の実行成功確率 X_i 、所要時間 T_i 、要求機能充足率 L_i が図 8 のように算出される。

■ 2.4 節および 2.6 節の入力から自動算出される項目

- 成功確率 X_i :
 - ◇ $H \leq C3 \rightarrow 1 - M$
 - ◇ else $\rightarrow 0$
- 所要時間 T_i :
 - ◇ $H \leq C1 \rightarrow T1$
 - ◇ $H \leq C2 \rightarrow T2$
 - ◇ $H \leq C3 \rightarrow T3$
 - ◇ else $\rightarrow 0$
- 機能回復度 L_i :
 - ◇ $H \leq C1 \rightarrow L1$
 - ◇ $H \leq C2 \rightarrow L2$
 - ◇ $H \leq C3 \rightarrow L3$
 - ◇ else $\rightarrow 0$

142	(5:出力) 入力外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率							
143	(5-1) 入力外力レベル値HでのAM特性							
144								
145			S/G水張り系	可搬式S/G給	AM主蒸気逃	高压注入系	加压器逃し弁	RHR系起動に
146			の起動	水系	がし弁	による炉心	による1次系	による炉心冷却
147						注入	減圧	
147	成功確率	X_i	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
148	AM特性値	所要時間	T_i	5	10	5	2.5	5
149		機能回復度	L_i	1	1	1	1	1

図 8 外力レベルHでの AM と特性の算出 (出力例)

2.8 総所要時間Tの計算式の設定（151～194行、AQ～BW列）

2.7節の算出結果より AM 構成項目別の所要時間Tが算出される。これら AM 構成項目別の所要時間Tから各 AM 策の総所要時間Tを算出する条件式を設定する。条件式は、AM イベントツリーの分岐条件を反映するよう作成する。

■ 自動算出される項目

➤ 所要時間T（AM 構成項目別）AT～BE列：

◇ AM シーケンスの設定 = “S” → Ti

◇ else → 0

■ 計算式を設定する項目

➤ 総所要時間T（AM 策別）BS列、BU列：以下の計算を行う数式を入力する。

◇ 前の AM 策の総所要時間+その AM 策に含まれる AM 構成項目の所要時間の合計値

<総所要時間Tの算出例>

例えば、図 9 の 155 行目の各 AM 策の総所要時間 T_{AM1} 、 T_{AM2} は以下の数式を入力すればよい。

T_{AM1} (BS155セル)： = AT155 + AV155 + AX155

T_{AM2} (BU155セル)： = BT155 + (AZ155 + BB155 + BD155)

	AQ	AR	AS	AT	AU	AV	AW	AX	AY	AZ	BA	BB	BC	BD	BE	BF	BP	BQ	BR	BS	BT	BU	BV	BW	
151	※総所要時間 T															※総所要時間 T									
152	AMシーケン	事象発生	S/G水張り系	可搬式S/G給	AM主蒸気速	高圧注入系	加圧器遮し	RHR系起動									AMシーケン	事象発生	AM #1: S/G	AM #2: 1次系					
153	スNo.		の起動	水系	かし弁	による炉心	弁による1次	による炉心									スNo.		水&AM主蒸	気速がし弁	フィード&			終状態	
154																									
155	1		5	0	5	0	0	0									1	0	0	10	10	10	10	1000	
156	2		5	0	5	2.5	2.5	5									2	0	0	10	10	20	20	1000	
157	3		5	0	5	2.5	2.5	0									3	0	0	10	10	15	15	1000	
158	4		5	0	5	2.5	0	0									4	0	0	10	10	12.5	12.5	1000	
159	5		5	0	5	0	0	0									5	0	0	10	10	10	10	1000	
160	6		5	0	0	2.5	2.5	5										0	5	5	15	15	15	1000	
161	7																				10	10	10	1000	
162	8																				7.5	7.5	7.5	1000	
163	9																				5	5	5	1000	
164	10																				20	20	20	1000	

前のAM策の総所要時間T+そのAM策のAM構成項目の総所要時間の合計を算出する数式を入力

図 9 総所要時間 T の算出表（例）

■ 総所要時間T表

1つの AM 策、AM 構成項目につき 2 つずつ値を設定しているのは、Excel においてグラフで不連続を描写するためである。

2.9 各 AM 策の要求機能充足率 L_{AM*} の計算式の設定（151～194 行、BY～DE 列）

2.7 節の算出結果より AM 構成項目別の要求機能充足率 L_i が算出される。これら AM 構成項目別の要求機能充足率 L_i から各 AM 策の要求機能充足率 L_{AM*} を算出する条件式を設定する。条件式は、AM イベントツリーの分岐条件を反映するよう作成する。（図 10）。

- 2.7 節の結果から算出される項目
 - 要求機能充足率 L_i （AM 構成項目別）CC～CM 列：
 - ◇ AM シーケンスの設定 = “S” → L_i
 - ◇ else → 0
- 計算式を設定する項目
 - 各 AM 策の要求機能充足率 L_{AM*} （AM 別）DB 列、DD 列：以下の計算を行う数式を入力する。
 - ◇ 図 10 に示すように AM 構成項目同士が直列関係ならば要求機能充足率 L_i の積をとり、並列ならば要求機能充足率 L_i の最小値をとる。さらに、もし最初の AM 策でない場合は、前段の AM 策の要求機能充足率 L_{AM*} を足し合わせる。

<各 AM 策の要求機能充足率 L_{AM*} の算出例>

例えば、図 10 の 155 行目の各 AM 策の要求機能充足率 L_{AM1} 、 L_{AM2} は、図 11 のような関係から以下の数式を入力すればよい。

$$L_{AM1} \text{ (DB155 セル)} : = \text{MIN}(\text{CC155} + \text{CE155}, \text{CG155})$$

$$L_{AM2} \text{ (DD155 セル)} : = \text{DB155} + \text{MIN}(\text{CI155}, \text{CK155}, \text{CM155})$$

前のAM策の安全機能レベル + AM構成項目
同士が直列関係ならば積をとり、並列ならば
AM構成項目の最小値をとる数式を入力

行	BY	BZ	CA	CB	CC	CD	CE	CF	CG	CH	CI	CJ	CK	CL	CM	CX	DB	DC	DD	DE
151	※機能充足率 L_i															※安全機能レベル				
152	AMシーケンスNo.	事象発生	S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主空気がし弁	高压注入系による炉心注入	加圧器過し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	AMシーケンスNo.	事象発生	AM主空気がし弁	AM #2: 1次系フィード&ブリード	終状態							
155	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	0	0	0	1	1	1	1	1	
156	2	1	0	1	0	1	0	1	1	1	1	1	1	1	2	1	1	2	2	
157	3	1	0	1	0	1	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
158	4	1	0	1	0	1	0	1	1	1	0	0	0	0	4	1	1	1	1	
159	5	1	0	1	0	1	0	1	1	0	0	0	0	0	5	1	1	1	1	
160	6	1	0	1	0	0	0	0	1	1	1	1	1	1	6	1	0	0	1	
161	7	1	0	1	0	0	0	0	1	1	1	1	0	0	7	1	0	0	0	
162	8	1	0	1	0	0	0	0	1	0	0	0	0	0	8	1	0	0	0	
163	9	1	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	9	1	0	0	0	
164	10	1	0	1	1	0	1	0	0	0	0	0	0	0	10	1	0	0	2	

$L_{i①}$

$L_{i②}$

$L_{i③}$

$L_{i④}$

$L_{i⑤}$

$L_{i⑥}$

L_{AM1}

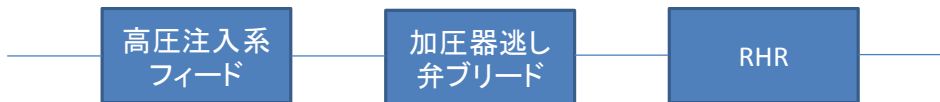
L_{AM2}

図 10 各 AM 策の要求機能充足率 L_{AM*} の算出表（例）

- 要求機能充足率 L_i 表、要求機能充足率 L_{AM*} 表
 - 1 つの AM 策、AM 構成項目につき 2 つずつ値を設定しているのは、Excel においてグラフで不連続を描写するためである。



	①S/G水張り系起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁
最低安全機能レベル	$L_{cr}^{①} = L_{cr}^{②} = 100 \text{ m3/h}$		$L_{cr}^{③} = 100 \text{ m3/h}$
設計値	$L_D^{①} = 120 \text{ m3/h}$	$L_D^{②} = 140 \text{ m3/h}$	$L_D^{③} = 150 \text{ m3/h}$
要求機能充足率	$L^{①} = 1.2$	$L^{②} = 1.4$	$L^{③} = 1.5$
AM#1の要求機能充足率	$L = \min[\sum_{i=①}^{②} L^i, L^{③}] = \min[2.6, 1.5] = 1.5$		



	①フィード	②ブリード	③RHR
最低安全機能レベル	$L_{cr}^{①} = 100 \text{ m3/h}$	$L_{cr}^{②} = 100 \text{ m3/h}$	$L_{cr}^{③} = 5 \text{ MW}$
設計値	$L_D^{①} = 120 \text{ m3/h}$	$L_D^{②} = 120 \text{ m3/h}$	$L_D^{③} = 10 \text{ MW}$
要求機能充足率	$L^{①} = 1.2$	$L^{②} = 1.2$	$L^{③} = 2.0$
AM#2の要求機能充足率	$L = \min[L^*] = 1.2$ ←直列系のシステム裕度は“最小値”		

図 11 各 AM 策の要求機能充足率 L_{AM^*} の算出例

さらに、各 AM 策の要求機能充足率 L_{AM^*} から、上記と同様にしてシステム安全機能レベル L を算出する。

2.10 生起確率の計算式の設定（151～194 行、Y～AO 列）

2.7 節の算出結果より各 AM 構成項目別の実行成功確率 or 失敗確率が算出される。これら算出された実行成功確率 or 失敗確率から各 AM 策の生起確率を算出する条件式の設定を行う。条件式は、AM イベントツリーの分岐条件を反映するよう作成する。

- 2.7 節の結果から算出される項目
 - 実行成功確率 or 失敗確率（AA～AF 列）：
 - ◇ AM シーケンスの設定 = “S” → 成功確率
 - ◇ AM シーケンスの設定 = “F” → 1 - 成功確率
 - ◇ else → ""(空白)
- 計算式を設定する項目
 - 生起確率（AN～AO 列）：AM 策、AM 構成項目の関係（直列、並列）に依らず以下の数式を入力する。
 - ◇ 1 つ目の AM 策

- 現実に起こりえないと想定されるシナリオの場合は 0
 - それ以外の場合は、その AM 策の起動した全ての AM 構成項目の実行成功確率 or 失敗確率の積
- ☆ 2つ目以上の AM 策
- 現実に起こりえないと想定されるシナリオの場合は、0
 - 前の AM 策で機能回復クライレリア L_{cr} に達しており、かつ現実に起こりえないシナリオでない場合は 1
 - それ以外は、その AM 策の AM 構成項目の中、起動した全ての AM 構成項目の実行成功確率 or 失敗確率の積

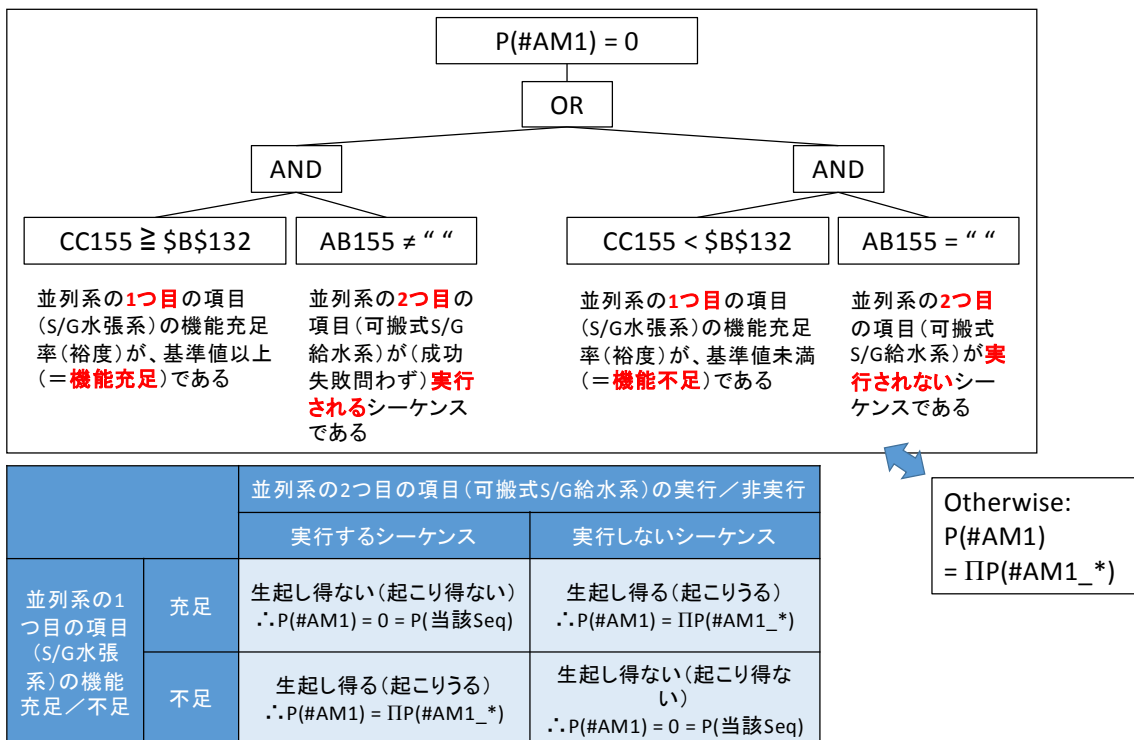


図 12 生起確率（ここでは AN 列）の計算セル中の数式の意味合い

<生起確率の算出例>

各 AM 策の生起確率は、「AM #1: S/G 給水&AM 主蒸気逃がし弁」の生起確率は図 14 図、「AM #2: 1 次系フィード&ブリード」の生起確率は図 15 に記載した関係をそれぞれ図 13 に示す生起確率 AM_1 、生起確率 AM_2 に入力する。

例えば、図 13 の 155 行目の各 AM 策の総所要時間 T_{AM_1} 、 T_{AM_2} は以下の数式を入力すればよい。

生起確率 AM_1 (AN155 セル) :

$$= \text{IF}(\text{OR}(\text{AND}(\text{CC155} \geq \$B\$132, \text{AB155} <> ""), \text{AND}(\text{CC155} < \$B\$132, \text{AB155} = "")), 0, \text{PRODUCT}(\text{AA155}:\text{AC155}))$$

生起確率 AM_2 (AO155 セル) :

$$= \text{IF}(\text{OR}(\text{AND}(\text{DB155} \geq \$B\$132, \text{AD155} <> ""), \text{AND}(\text{DB155} < \$B\$132, \text{AD155} = "")), 0, \text{IF}(\text{DB155} \geq \$B\$132, 1, \text{PRODUCT}(\text{AD155}:\text{AF155})))$$

ロジックに合わせて数式を入力

	Y	Z	AA	AB	AC	AD	AE	AF	AL	AN	AO	
151	※成功確率or失敗確率 (1)表中、「S」の項目については成功確率を、「F」の項目については失敗確率を表示									※生起確率		
152	AMシーケンスNo.	事象発生	S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主蒸気逃がし弁	高圧注入系による炉心注入	加圧器逃し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	AMシーケンスNo.	事象	AM #1: S/G給水 & AM主蒸気逃がし弁	AM #2: 1次系フィード&ブリード
154												
155	1		0.99999992		0.99999989				1		0.99999981	1
156	2		0.99999992		0.99999989	1	1	1	2		0.99999981	0
157	3		0.99999992		0.99999989	1	1	1.2434E-14	3		0.99999981	0
158	4		0.99999992		0.99999989	1	0		4		0.99999981	0
159	5		0.99999992		0.99999989	1.1102E-16			5		0.99999981	0
160	6		0.99999992		1.147E-07	1	1	1	6		1.147E-07	1
161	7		0.99999992		1.147E-07	1	1	1.2434E-14	7		1.147E-07	1.2434E-14
162	8		0.99999992		1.147E-07	1	0		8		1.147E-07	0
163	9		0.99999992		1.147E-07	1.1102E-16			9		1.147E-07	1.1102E-16
164	10		0.99999992	0.99999992	0.99999989				10		0	1

図 13 生起確率の算出表 (例)

生起確率_{AM1}

$$=IF(OR(AND(L_{i①} \geq L_{cr}, ② <> ""), AND(L_{i①} < L_{cr}, ② = "")), 0, ① \times ② \times ③)$$

①～③: 各AM構成項目の成功確率or失敗確率(図10参照)
 $L_{i①}$: 「①S/G水張り系の起動」の機能充足度(図8参照)
 L_{cr} : 機能回復クライテリア(図5参照)

判別式:
 $L_{i①}$ が L_{cr} 以上、かつ②が空欄でない。
 または、①が L_{cr} より小さく、かつ②が空欄である。

処理:
 真: 0
 偽: ①、②、③の積

AM #1: S/G給水 & AM主蒸気逃がし弁

図 14 「AM #1: S/G 給水 & AM 主蒸気逃がし弁」の生起確率の算出方法

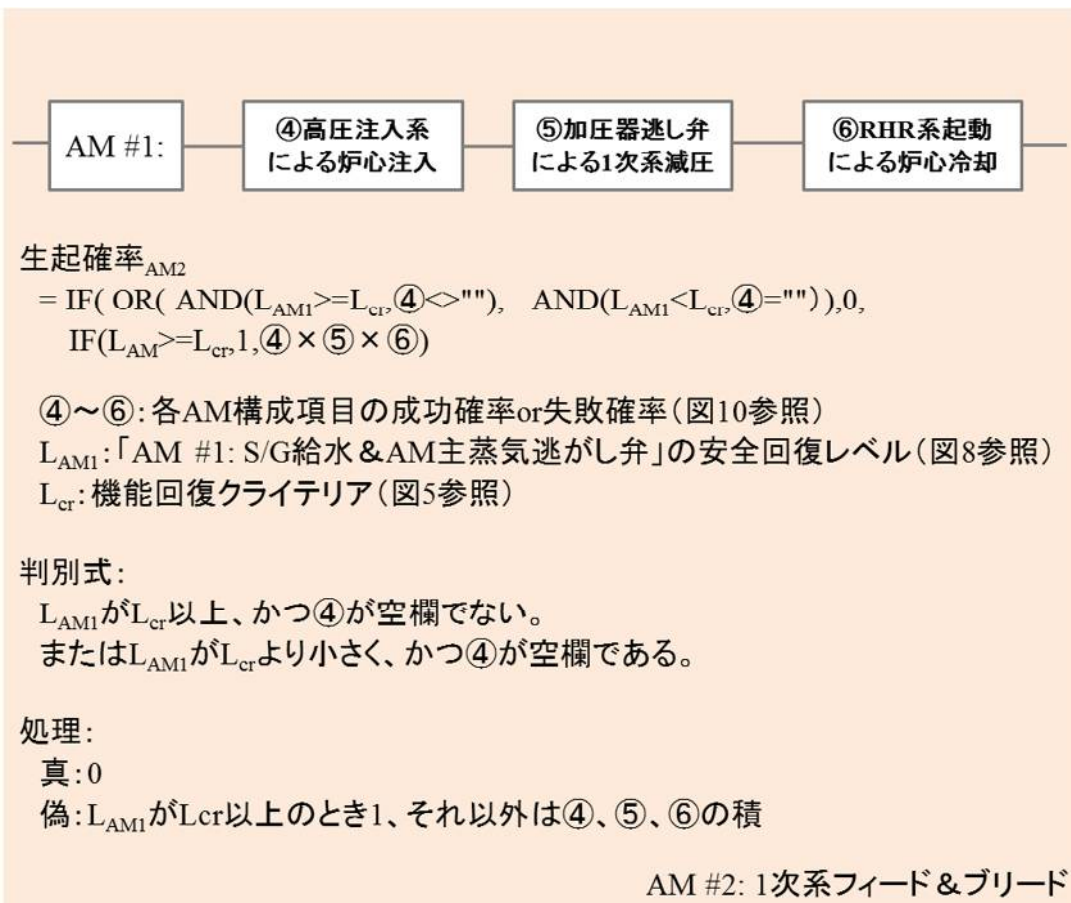


図 15 「AM #2: 1次系フィード&ブリード」の生起確率の算出方法

2.11 回復成否の算出

2.9 節の要求機能充足率およびシステム安全機能レベルLの算出結果より回復成否が算出される。

■ 2.9 節の結果から算出される項目

- AM 策別回復成否 (DI~DL 列) :
 - ◇ $(T > Tcr) \cap (L < Lcr) \rightarrow 0$ (失敗)
 - ◇ else $\rightarrow 1$ (成功)
- 回復成否 (DN 列) :
 - ◇ 全ての AM の回復成否が 1 (成功) $\rightarrow 1$ (回復成功)
 - ◇ else $\rightarrow 0$ (回復失敗)

	DG	DH	DI	DJ	DK	DL	DM	DN	DO
151	※許容/非許容領域の別 (0=非許容領域内: $(T > Tcr)$ and $(L < Lcr)$ 、1=許容領域内: それ以外)								
152	AMシーケンスNo.	事象発生	AM #1: S/G給水 & AM主蒸気逃がし弁	AM #2: 1次系フィード&ブリード		終状態	回復成否		
153									
154									
155	1		1	1	1	1	1	1.E+00	※
156	2		1	1	1	1	1	1.E+00	1: 成功
157	3		1	1	1	1	1	1.E+00	0: 失敗
158	4		1	1	1	1	1	1.E+00	
159	5		1	1	1	1	1	1.E+00	
160	6		1	1	1	1	1	1.E+00	
161	7		1	1	1	1	0	0.E+00	
162	8		1	1	1	1	0	0.E+00	
163	9		1	1	1	1	0	0.E+00	
164	10		1	1	1	1	1	1.E+00	

図 16 回復成否の算出表 (例)

2.12 外力レベルHにおける条件付き回復成功確率

2.11 節までの結果より指定した外力レベル値Hにおける条件付き回復成功確率が F155 セルに表示される。

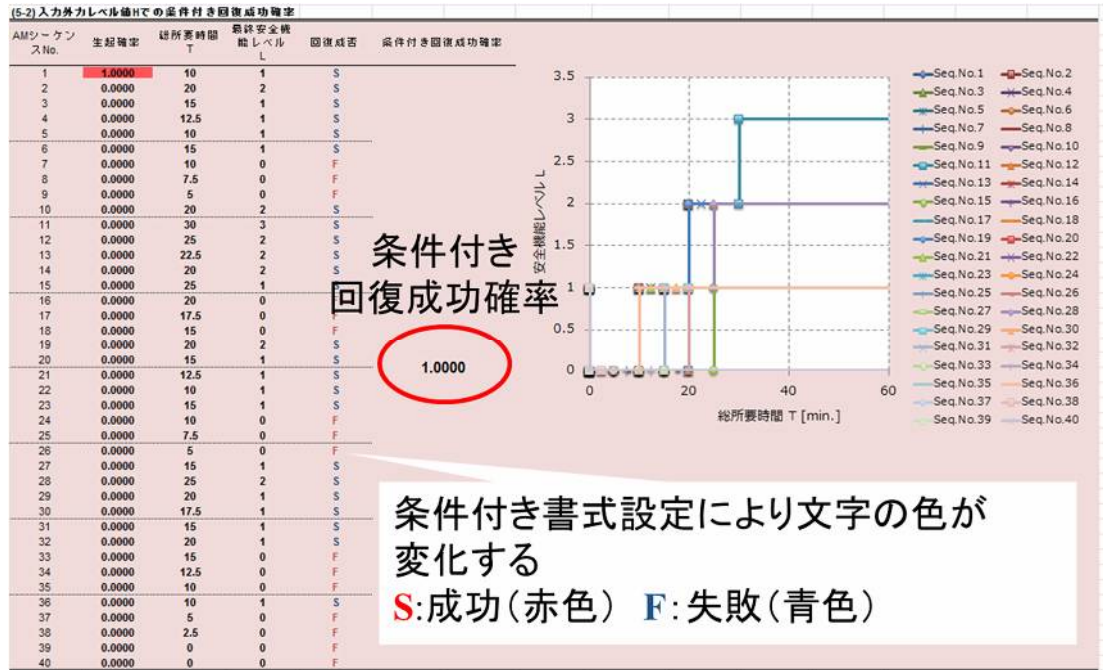


図 17 外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率 (例)

2.13 各外力レベル値の条件付き回復成功確率表の作成

2.6 節で設定を行った外力レベルHの設定を変更し、各外力レベル値の条件付き回復成功確率を算出し、表に入力する。

■ 入力項目

- 外力レベルHの設定 (A139 セル) を任意に変化させた際の条件付き回復成功確率 (F155 セル) を算出する。つまり図 18 の場合は外力レベルHの設定 (A139 セル) に 0、0.5、1、1.5、2、2.5、3、3.5、4、4.5 を入力し、各外力レベルHにおける条件付き回復成功確率 (F155 セル) を算出する。
※外力レベルHの刻み幅や最大値は、必要に応じて任意に決定する。
- 外力レベルおよび算出した条件付き回復成功確率を表に記入すると回復成功確率の外力レベル依存性のグラフが更新される。

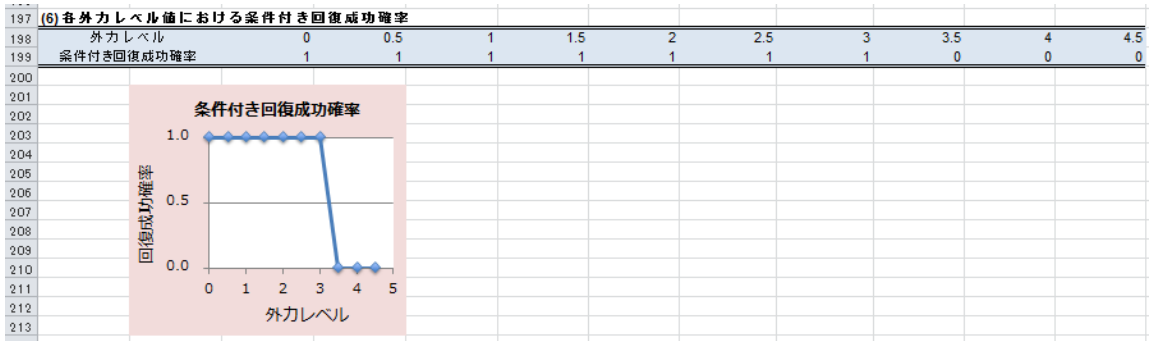


図 18 条件付き回復成功確率表 (例)

以上

付録2

SA 対策重要度評価システム（マニュアル）

2015年2月

目次

1. 概要	付 2-2
2. 使用方法	付 2-3
2.1 使用推奨環境	付 2-3
2.2 データ管理	付 2-3
3. 操作手順	付 2-4
3.1 ファイルの起動	付 2-4
3.2 「①設定」シートへの入力	付 2-4
3.3 「②機器、過去値・将来値の入力」シートの設定	付 2-7
3.4 評価結果グラフの作成	付 2-11
4. プログラム解説	付 2-13
4.1 CreateInputDataTable	付 2-14
4.2 CreateResult	付 2-19

1. 概要

本システム (SA 対策重要度評価システム.xlsm) は、PRA 解析等を用いて得られた炉心損傷頻度 (CDF)、格納容器破損頻度 (CFF)、を用いてリスク指標を計算し、グラフ化を行うシステムである。

2. 使用方法

2.1 使用推奨環境

Microsoft Excel 2010（以後、Excel と呼ぶ）

2.2 データ管理

本システムは、マクロを実行する毎に、既に作成された入力値やグラフの書かれたシートを削除し、新規にシートやグラフが作成される。

そのため、既に作成済みのデータを削除したくない場合は、本システムのコピーや名前を付けて保存を行い、複製を作成して、ケース毎に別ファイルとして管理する必要がある。

3. 操作手順

3.1 ファイルの起動

「SA 対策重要度評価システム.xlsm」を起動させる。

図 1 に示す「セキュリティの警告」が表示された場合は、「コンテンツの有効化」ボタンを押下する。

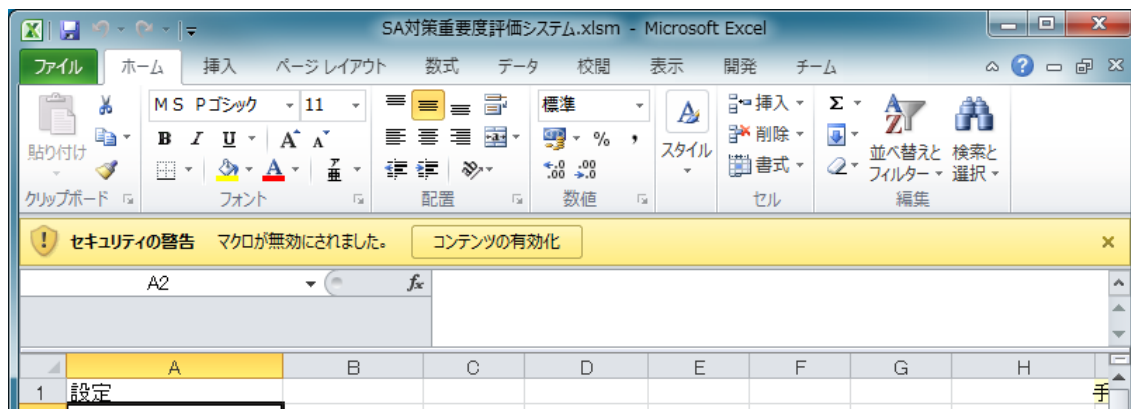


図 1 起動時のセキュリティ警告

3.2 「①設定」シートへの入力

入力例を図 2 に示す。

1. 「①設定」シートを選択し、入力欄（背景黄色のセル）に評価条件、起因事象、PRA 解析結果（CDF、CFF）等を入力する。入力項目は表 1 にまとめた。
2. 「データ入力シート作成」ボタンを押下する。図 3 の確認メッセージボックスが表示されるので「OK」ボタンを押下する。
3. 図 4 に示す「②機器、過去値・将来値の入力」シートが作成される。表 2 に示す項目（緑色のセル）が「①設定」シートより自動で転記される。

<注意事項>

- 「起因事象名、PRA 解析結果（現在値）」表の入力は、上から必要な項目だけ空欄なく入力する。
- 「②機器、過去値・将来値の入力」シートが既に存在する場合、既存の「②機器、過去値・将来値の入力」シートは削除されて新規作成される。そのため、既に作成済みのデータを削除したくない場合は、本システムのコピーや名前を付けて保存を行い、複製を作成してファイル管理する必要がある。

項目	値、文字	起回事象名	現在値	評価対象
現在の名称(文字)	現在(30年目)	LOSP	1.61E-07	2.88E-08
現在の年(正の整数)	30	LCCW	4.20E-05	5.00E-06
過去の名称(文字)	設計時			
過去の年(正の整数)	0			
将来の名称(文字)	40年目			
将来の年(正の整数)	40			

起回事象名、PRA解析結果(現在値)

評価対象
機器数

使用方法
①黄色のセルに値や文字を入力する。
②「データ入力シート作成」ボタンを押下する。

データ入力シート作成

1. 背景が黄色のセルに値や文字を入力

2. 「データ入力シート作成」ボタンを押下
→「②機器、起回事象名の入力」シートが作成される

図 2 ①設定シート 記入例

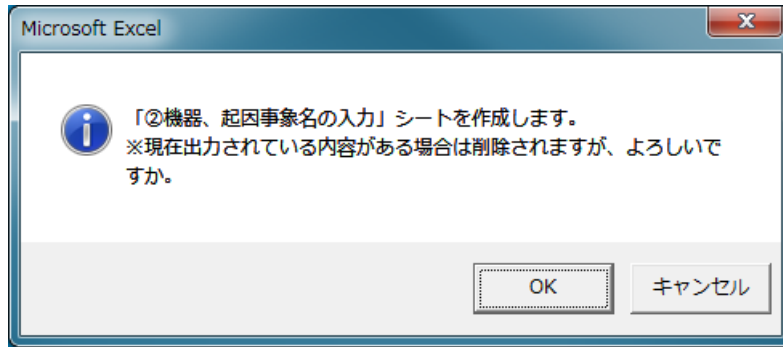


図 3 ①設定シート 「データ入力シート作成」ボタンを押下した後の確認メッセージ

起回事象名	機器名称	設計時	現在(30年目)	40年目	設計時	現在(30年目)	40年目	過去増分	将来増分	増分合計	設計時	現在(30年目)	40年目	過去増分	将来増分	増
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LOSP			1.6148E-07			1.6148E-07		1.6148E-07	-1.615E-07	0		2.8792E-08		2.8792E-08	-2.879E-08	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	
LCCW			4.2005E-05			4.2005E-05		4.2005E-05	-4.2E-05	0		5.0041E-06		5.0041E-06	-5.004E-06	

「①設定」シートで設定したデータが背景が緑色のセルに反映される

図 4 ②機器、過去値・将来値の入力 表示例

表 1 「①設定」の入力項目

表題	項目名	セル・列 番号	データ型	内容
評価条件の 設定	現在の名称	B6	文字列	「現在」の状態を表す名称。 出力結果の図表に表示される。 例) 現在 (30年目)
	現在の年	B7	正の整数	「現在」の運転開始後年数 例) 30
	過去の名称	B8	文字列	「過去」の名称。出力結果 の図表に表示される。 例) 設計時
	過去の年	B9	正の整数	「過去」の運転開始後年数 例) 0
	将来の名称	B10	文字列	「将来」の名称。出力結果 の図表に表示される。 例) 40年目
	将来の年	B11	正の整数	「将来」の運転開始後年数 例) 40
起因事象名、 PRA 解析結 果 (現在値)	起因事象名	D	文字列	想定する起因事象
	CDF (現在値)	E	実数 (0以上1以下)	D列の起因事象に対して、 現在の状態における PRA 解析で得られた CDF 値。
	CFF (現在値)	F	実数 (0以上1以下)	D列の起因事象に対して、 現在の状態における PRA 解析で得られた CFF 値。
	評価対象機器数	G	正の整数	評価対象機器数

※CDF：炉心損傷頻度、CFF：格納容器機能喪失頻度

表 2 「①設定」より自動で転記される項目 (緑色のセル)

項目	列番号	内容
起因事象名	A	起因事象名 ※「①設定」シートに入力した評価対象機器数分だけ表示される
CDF(現在)	G	CDFの現在値
CFF(現在)	M	CFFの現在値

3.3 「②機器、過去値・将来値の入力」シートの設定

入力例を図 5 に示す。

1. 出力条件を記入する（表 3）。表示項目は、現在までの増分、将来の増分予想、総合評価の 3 つから選択する。グラフ表示対象機器数は後にグラフを作成した際にグラフに描写する項目数のことであり、1 以上の自然数を入力する。グラフは、表示項目で選んだ項目の値が大きい順（降順）にグラフ表示対象機器数分が表示される。（表示項目を総合評価、グラフ表示対象機器数を 10 と設定した場合、総合評価の上位 10 項目がグラフに表示される。）
2. 必須入力項目（表 4）および任意入力項目（表 5）を図 5 に示す入力例のように機器名、過去や将来の CDF、CFF の値を入力する。各項目を入力すると表 6 に示す項目（ Δ CDF、 Δ CFF）が算出される。
なお、任意入力項目の故障率はリスク指標の計算には使用しないが、PRA 解析条件を記録し管理するという観点から、CDF、CFF を求める際に用いたパラメータを入力することが望ましい。
3. 「②機器、過去値・将来値の入力」シートの「評価結果表示」ボタンを押下する。
図 6 の確認メッセージボックスが表示されるので「OK」ボタンを押下する。

<注意事項>

- Δ CDF、 Δ CFF の算出結果が負の場合、Excel の条件付き書式で負の値となったセルが赤く塗りつぶされる。
- 評価結果のシートが既に存在する場合、既存のシートは削除されて新規作成される。そのため、既に作成済みのデータを削除したくない場合は、本システムのコピーや名前を付けて保存を行い、複製を作成してファイル管理する必要がある。

3. 「評価結果表示」ボタンを押下
→起因事象別、全起因事象のシート、表、グラフが作成される。

1. 表示条件の設定

起因事象名	機器名称	故障率			CDF			ΔCDF			CFF			ΔCFF		
		設計時	現在(30年目)	40年目	設計時	現在(30年目)	40年目	過去増分	将来増分	増分合計	設計時	現在(30年目)	40年目	過去増分	将来増分	増分合計
LOSP	空冷式非常用発電装置	0.0026	0.0038	0.0042	1.6143E-07	1.6148E-07	1.6149E-07	5.1E-11	1.3E-11	6.4E-11	2.8783E-08	2.8792E-08	2.8795E-08	9.6E-12	2.6E-12	1.22E-11
LOSP	給油ポンプ	0.00000052	0.00000074	0.00000082	1.6148E-07	1.6148E-07	1.6148E-07	5E-12	-5E-12	0	2.8791E-08	2.8792E-08	2.8791E-08	8E-13	-8E-13	0
LOSP	冷却器10個	0.00034	0.00048	0.00053	1.6137E-07	1.6148E-07	1.6151E-07	1.15E-10	3.2E-11	1.47E-10	2.877E-08	2.8792E-08	2.8796E-08	2.19E-11	6.2E-12	2.81E-11
LOSP	電動消火水ポンプ遮断器	0.000034	0.000049	0.000054	1.6148E-07	1.6148E-07	1.6148E-07	0	0	0	2.8792E-08	2.8792E-08	2.8792E-08	-1E-13	1E-13	0
LOSP	逆止弁V-008	0.0000081	0.0000090	0.000010	1.6148E-07	1.6148E-07	1.6148E-07	0	0	0	0.00000000	0.00000000	0.00000000	1E-13	1E-13	0
LOSP	流量計FM-001	0.00028														
LOSP	電動弁V-010	0.00092														
LOSP	オリフィスFE-001	0.00035														
LOSP	ディーゼル消火水ポンプ	0.06														
LOSP	電動消火水ポンプ	0.000075														
LOSP	消火水配管配管	0.00000002														
LOSP	手動弁V-001	0.000028														
LOCCW	電動消火水ポンプ遮断器	0.000034														
LOCCW	逆止弁V-009	0.0000081	0.0000098	0.000012	4.2005E-05	4.2005E-05	4.2005E-05	0	0	0	5.0041E-06	5.0041E-06	5.0041E-06	0	0	0

2. 背景が黄色のセルに、機器名称、過去と将来のCDF, CFFを入力
黄色セル以外は自動入力される

- 緑色セル: 「①設定」シートの入力値より転記
- 白色セル: 入力データから算出(ΔCDF, ΔCFF)
- 赤色セル: 算出値(ΔCDF, ΔCFF)が負

図 5 ②機器、過去値・将来値の入力 入力例

表 3 「②機器、過去値・将来値の入力」 表示条件

表示条件	セル番号	データ型	内容
表示項目	G4	内容に記載されている3項目の中のどれか	グラフに表示する Δ CDF、 Δ CFF の項目設定 以下の3項目から選択する 現在までの増分： Δ CDF、 Δ CFF の過去増分 将来の増分予想： Δ CDF、 Δ CFF の将来増分 総合評価：現在までの増分と将来の増分予想の合計値
グラフ表示対象機器数	G5	正の整数	グラフに表示する機器数 ※グラフには本項目で設定した機器数分だけ表示される

表 4 「②機器、過去値・将来値の入力」 必須入力項目（黄色のセル）

項目	列番号	データ型	内容
機器名称	B	文字列	機器の名称
CDF(過去)	F	実数 (0以上1以下)	過去のCDF
CDF(将来)	H	実数 (0以上1以下)	将来のCDF
CFF(過去)	L	実数 (0以上1以下)	過去のCFF
CFF(将来)	N	実数 (0以上1以下)	将来のCFF

表 5 「②機器、過去値・将来値の入力」 任意入力項目（黄色のセル）

項目	列番号	データ型	内容
故障率（過去）	C	実数 (0以上1以下)	過去の故障率
故障率（現在）	D	実数 (0以上1以下)	現在の故障率
故障率（将来）	E	実数 (0以上1以下)	将来の故障率

※CDF、CFFの算出条件を記録するための項目。
本システムでは使用しない。

表 6 「②機器、過去値・将来値の入力」 算出項目（白色のセル）

項目	列番号	内容
Δ CDF (過去増分)	I	$\Delta CDF(\text{過去増分}) = CDF(\text{現在}) - CDF(\text{過去})$
Δ CDF (将来増分)	J	$\Delta CDF(\text{将来増分}) = CDF(\text{将来}) - CDF(\text{現在})$
Δ CDF (増分合計)	K	$\Delta CDF(\text{増分合計})$ $= \Delta CDF(\text{過去増分}) + \Delta CDF(\text{将来増分})$
Δ CFF (過去増分)	O	$\Delta CFF(\text{過去増分}) = CFF(\text{現在}) - CFF(\text{過去})$
Δ CFF (将来増分)	P	$\Delta CFF(\text{将来増分}) = CFF(\text{将来}) - CFF(\text{現在})$
Δ CFF (増分合計)	Q	$\Delta CFF(\text{増分合計})$ $= \Delta CFF(\text{過去増分}) + \Delta CFF(\text{将来増分})$

※ Δ CDF、Δ CFF の値が負の場合、セルが赤く塗りつぶされる。

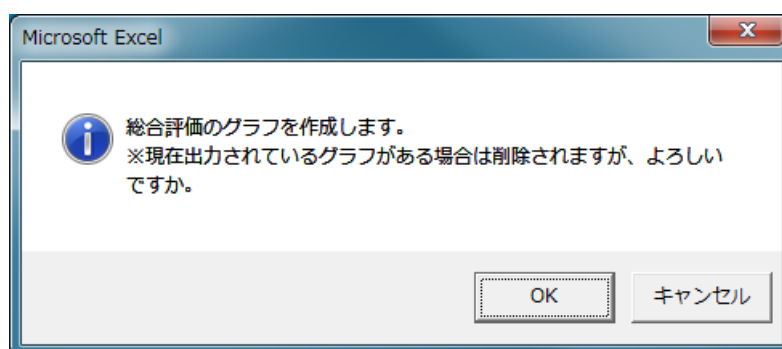


図 6 ②機器、過去値・将来値の入力シート「評価結果表示」ボタンを押下した後の確認メッセージ

3.4 評価結果グラフの作成

「②機器、過去値・将来値の入力」シートの「評価結果表示」ボタンを押下し、確認メッセージボックス（図 6）の「OK」ボタンを押下すると、起因事象別の出力シート（図 7）と、全起因事象の出力シート（図 8）が作成される。いずれもシートの左側が ΔCDF のグラフと表、右側が ΔCFF のグラフと表である。

各表は「②機器、過去値・将来値」シートの表示項目の値が大きい順（降順）にソートして表示される。図 7、図 8 はいずれも表示項目として「総合評価」を選んだ場合の出力例である。起因事象別のシートでは、着目した起因事象における総合評価が大きい順に機器が並べられ、上位 n 件がグラフに表示されている（ただし、 n は「②機器、過去値・将来値」シートで指定したグラフ表示対象機器数）（図 7）。また、全起因事象のシートでは、全ての起因事象と機器の組合せが総合評価の大きい順に順位付けされ、上位 n 件がグラフ表示される（図 8）。

<注意事項>

- ΔCDF 、 ΔCFF の値が 0 または負の場合、グラフの項目は作成されるが棒グラフは表示されない。
- 表示条件で指定した ΔCDF または ΔCFF の値がすべての機器で 0 の場合、グラフの縦軸の最大値は Excel の仕様により 1 となる。
- ΔCDF 、 ΔCFF の値が負の場合、ファイルを保存する際などに Excel の仕様によりエラーメッセージが表示される場合がある。

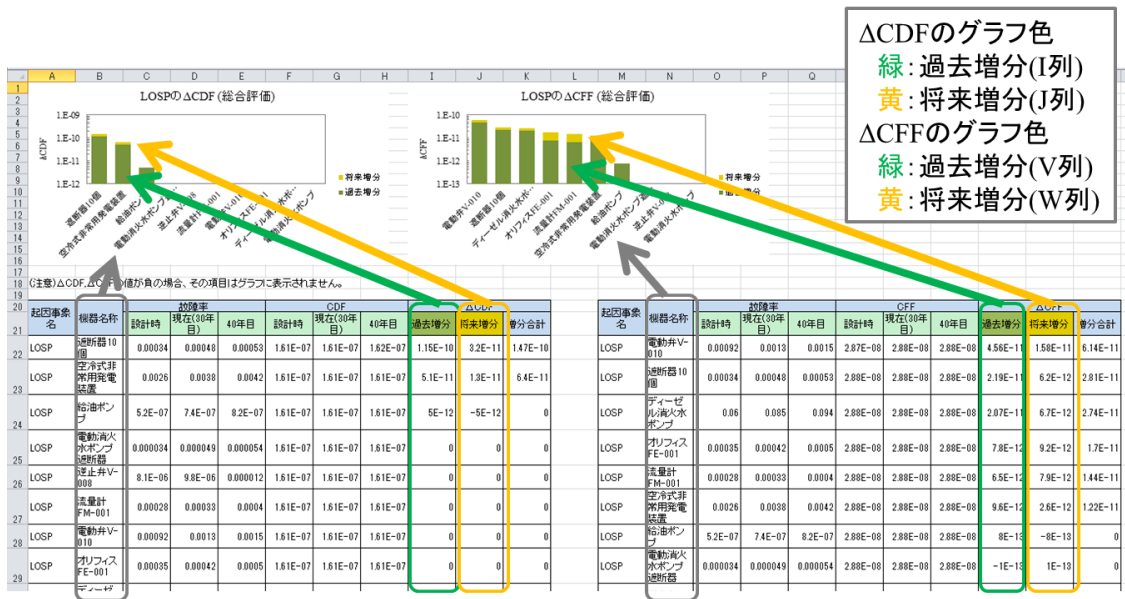


図 7 グラフの出力例 起因事象別出力結果



図 8 グラフの出力例 全起因事象の出力結果

4. プログラム解説

本プログラム（SA 対策重要度評価システム.xlsm）は、「①設定」シートの「データ入力シート作成」ボタンを押下した際に実行される「CreateInputDataTable」と、「②機器、過去値・将来値の入力」シートの「評価結果表示」ボタンを押下した際に実行される「CreateResult」の2つの関数が存在する。以下に各関数の概要を示す

4.1 CreateInputDataTable

「①設定」シートの「データ入力シート作成」ボタンを押下した際に実行される「CreateInputDataTable」の概要を以下に示す。

表 7 CreateInputDataTable 概要(1/5)

ソース	説明
<pre>'①設定シート of データ入力欄作成 Public Sub CreateInputDataTable() Dim i As Long, j As Long Dim row As Long Dim ErrMsg As String Dim WSName As String Dim WB1 As Object, WB2 As Object Set WB1 = ThisWorkbook.Worksheets(WB1Name) Application.ScreenUpdating = False '画面の更新を禁止する(高速化のため) Application.DisplayAlerts = False '確認ダイアログを非表示にする On Error GoTo 800</pre>	<p><初期処理> 変数宣言、マクロ実行中の設定、エラー処理の設定を行う</p>

表 8 CreateInputDataTable 概要(2/5)

ソース	説明
<pre> ErrMsg = "実行確認" Dim msg As String msg = "「" & WB2Name & "」シートを作成します。" & vbCrLf & _ "※現在出力されている内容がある場合は削除されますが、よろしいですか。" If MsgBox(msg, vbInformation + vbOKCancel) <> VbMsgBoxResult.vbOK Then Exit Sub End If </pre>	<p><実行確認> メッセージボックスを表示し、実行確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 「OK」ボタンを押下→引き続き実行 ➤ 「キャンセル」ボタンを押下→プログラムの終了
<pre> ErrMsg = "「" & WB2Name & "」シート作成" For i = 1 To ThisWorkbook.Worksheets.Count If ThisWorkbook.Worksheets(i).Name = WB2Name Then '削除する ThisWorkbook.Worksheets(i).Delete End If Next i ThisWorkbook.Worksheets.Add After:=WB1 ThisWorkbook.ActiveSheet.Name = WB2Name Set WB2 = ThisWorkbook.Worksheets(WB2Name) ThisWorkbook.Worksheets(WB2TmpName).Cells.Copy WB2.Paste </pre>	<p><「②機器、過去値・将来値の入力」シートの作成(コピー)></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 既に「②機器、過去値・将来値の入力」シート（以後、②シート）が存在する場合は削除 2. ②シートを②シートのテンプレートシート(【tmp】②)をコピー、貼り付け <p>※ ②シートの編集方法 ②シートは、非表示に設定されている②シートのテンプレートシート(【tmp】②)をコピーすることで作成するため、②シートを変更する場合は、「【tmp】②」シートの内容を変更する。</p>

表 9 CreateInputDataTable 概要(3/5)

ソース	説明
<pre> WB2.Unprotect 'シートの保護の解除 ErrMsg = "起因事象名の削除" WB2.Range("A9:A1048576").ClearContents ErrMsg = "起因事象名を書き込み" i = 6: row = 9 Do While WB1.Cells(i, "D").Value <> "" If WB1.Cells(i, "G").Value > 0 Then For j = 1 To Int(WB1.Cells(i, "G").Value) WB2.Cells(row, "A").Value = WB1.Cells(i, "D").Value row = row + 1 Next j End If i = i + 1 Loop </pre>	<p><起因事象名を書き込み></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. シートの保護の解除(シートの内容変更を行うため) 2. 評価対象機器数の数だけ「②機器、過去値・将来値の入力」シートに起因事象名を書き込む

表 10 CreateInputDataTable 概要(4/5)

ソース	説明
<pre>'セルをロック ErrMsg = "セルのロック" WB2.Range("A7:Q8").Locked = True WB2.Range("A9:A1048576").Locked = True WB2.Range("G9:G1048576").Locked = True WB2.Range("I9:K1048576").Locked = True WB2.Range("M9:M1048576").Locked = True WB2.Range("O9:Q1048576").Locked = True ErrMsg = "シートの保護" WB2.Protect DrawingObjects:=True, Contents:=True, Scenarios:=True WB2.EnableSelection = xlUnlockedCells</pre>	<p><セルのロック、シートの保護></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 特定のセルにのみ保護をかけるために、変更してほしくないセルをロックする 2. シートを保護する。その際にロックをかけたセル以外のアクセスを許可する <p>※ セルのロック シートのコピーした際にセルのロックの設定はコピーされないため、変更してほしくないセルはロックする。</p>
<pre>WB2.Select: WB2.Range("A1").Select Exit Sub On Error GoTo 0 800: 'エラー処理 MsgBox ErrMsg & " エラー!" & _ vbCrLf & "入力値が正しくありません。" & vbCrLf & _ vbCrLf & Err.Number & Err.Description, vbExclamation + vbOKOnly Application.DisplayAlerts = False '確認ダイアログを表示にする Application.ScreenUpdating = True '画面の更新を許可する End Sub</pre>	<p><終了処理、エラー処理></p> <p>エラーが発生した場合は、エラーメッセージを表示して終了。</p>

表 11 CreateInputDataTable 概要(5/5)

ソース	説明
<pre> WB2.Select: WB2.Range("A1").Select Exit Sub On Error GoTo 0 800: 'エラー処理 MsgBox ErrMsg & " エラー!" & _ vbCrLf & "入力値が正しくありません。" & vbCrLf & _ vbCrLf & Err.Number & Err.Description, vbExclamation + vbOKOnly Application.DisplayAlerts = False '確認ダイアログを表示にする Application.ScreenUpdating = True '画面の更新を許可する End Sub </pre>	<p><終了処理、エラー処理> エラーが発生した場合は、エラーメッセージを表示して終了。</p>

4.2 CreateResult

「②機器、過去値・将来値の入力」シートの「評価結果表示」ボタンを押下した際に実行される「CreateResult」を以下に示す。

表 12 CreateResult 概要(1/25)

ソース	説明
<pre>'定数定義 Public Const WB2TmpName As String = "【tmp】 ②" Public Const WB0Name As String = "入力規制" Public Const WB1Name As String = "①設定" Public Const WB2Name As String = "②機器、過去値・将来値の入力"</pre>	<p><パブリック変数定義> パブリック変数は全てシート名。</p> <p>※本プログラムのシート名を変更した場合は、この変数名のシート名と同様に変更する。</p>
<pre>'----- 'メイン関数 '----- Public Sub CreateResult() Dim i As Long, j As Long Dim Maxrow As Long Dim ErrMsg As String Dim WSName As String Dim InitiatorNum As Integer '起回事象数 Dim InitiatorList(999) As String '起回事象のリスト Dim WB1 As Object, WB2 As Object Set WB1 = ThisWorkbook.Worksheets(WB1Name) Set WB2 = ThisWorkbook.Worksheets(WB2Name)</pre>	<p><初期処理> 変数宣言、マクロ実行中の設定、エラー処理の設定を行う。</p>

表 13 CreateResult 概要(2/25)

ソース	説明
<pre>Application.ScreenUpdating = False '画面の更新を禁止する(高速化のため) Application.DisplayAlerts = False '確認ダイアログを非表示にする On Error GoTo 800</pre>	
<pre>ErrMsg = "実行確認" Dim msg As String msg = WB2.Cells(4, "G").Value & "のグラフを作成します。" & vbCrLf & _ "※現在出力されているグラフがある場合は削除されますが、よろしいですか。" If MsgBox(msg, vbInformation + vbOKCancel) <> VbMsgBoxResult.vbOK Then Exit Sub End If</pre>	<p><実行確認> メッセージボックスを表示し、実行確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 「OK」ボタンを押下→引き続き実行 ➤ 「キャンセル」ボタンを押下→プログラムの終了
<pre>ErrMsg = "既存の出力結果の削除" i = 1 Do While i <= ThisWorkbook.Worksheets.Count If ThisWorkbook.Worksheets(i).Name <> WB1Name And _ ThisWorkbook.Worksheets(i).Name <> WB2Name And _ ThisWorkbook.Worksheets(i).Name <> WB0Name And _ ThisWorkbook.Worksheets(i).Name <> WB2TmpName Then ThisWorkbook.Worksheets(i).Delete i = 1 End If i = i + 1 Loop</pre>	<p><出力結果の削除> 既に出力結果のグラフが存在する場合は、全て削除する。</p>

表 14 CreateResult 概要(3/25)

ソース	説明
<pre> '----- '起回事象別結果表示シート作成 '----- ErrMsg = "起回事象数カウント" InitiatorNum = 0 i = 9 Do While WB2.Cells(i, 1).Value <> "" j = 1 Do While j < InitiatorNum + 1 If WB2.Cells(i, 1).Value = InitiatorList(j) Then Exit Do End If j = j + 1 Loop If j = InitiatorNum + 1 Then InitiatorNum = InitiatorNum + 1 InitiatorList(InitiatorNum) = WB2.Cells(i, 1) End If i = i + 1 Loop ErrMsg = "起回事象結果シート作成" InitiatorNum = InitiatorNum + 1 InitiatorList(InitiatorNum) = WB2.Cells(i, 1) End If </pre>	<p><起回事象数分だけシート作成></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 起回事象数をカウント 2. 起回事象数分だけシートを新規作成 3. 表頭を作成(CreateTableHead 関数) <p>※ CreateTableHead 関数 引数：シート名(文字列)</p>

表 15 CreateResult 概要(4/25)

ソース	説明
<pre> i = i + 1 Loop ErrMsg = "起因事象結果シート作成" For i = 1 To InitiatorNum ThisWorkbook.Worksheets.Add After:=ThisWorkbook.Worksheets(Worksheets.Count) '最後尾に挿入 ActiveSheet.Name = InitiatorList(i) & " " & WB2.Cells(4, "G").Value Call CreateTableHead(ActiveSheet.Name) '表頭の作成 Next i </pre>	
<pre> ErrMsg = "起因事象結果表作成" '各シートに値を格納する i = 9 Do While WB2.Cells(i, 1).Value <> "" WSName = WB2.Cells(i, 1).Value & " " & WB2.Cells(4, "G").Value Maxrow _ = ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(Rows.Count, "I").End(xlUp).row + 1 With ThisWorkbook.Worksheets(WSName) For j = 1 To 17 If j < 6 Then With ThisWorkbook.Worksheets(WSName) For j = 1 To 17 If j < 6 Then .Cells(Maxrow, j).Value = WB2.Cells(i, j).Value .Cells(Maxrow, j + 12).Value = WB2.Cells(i, j).Value ElseIf j < 12 Then </pre>	<p><起因事象別のシートに値を出力></p> <ol style="list-style-type: none"> 「②機器、過去値・将来値の入力」シートに記載されている項目をCDF、CFF別に各シートに出力 2つの表を枠線で囲む

表 16 CreateResult 概要(5/25)

ソース	説明
<pre> .Cells(Maxrow, j).Value = WB2.Cells(i, j).Value Else .Cells(Maxrow, j + 6).Value = WB2.Cells(i, j).Value End If Next j '枠線の作成 .Range(ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(22, 1), _ .Cells(Maxrow, 11)).Borders.LineStyle = xlContinuous .Range(.Cells(22, 13), .Cells(Maxrow, 23)).Borders.LineStyle = xlContinuous End With i = i + 1 Loop </pre>	
<pre> ErrMsg = "起因事象結果表ソート" For i = ThisWorkbook.Worksheets.Count _ To (ThisWorkbook.Worksheets.Count - InitiatorNum + 1) Step -1 WSName = ThisWorkbook.Worksheets(i).Name Maxrow = _ ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(Rows.Count, "I").End(xlUp).row ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Activate Select Case WB2.Cells(4, "G").Value Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "B").Value '総合評価 ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range _ </pre>	<p><評価結果表のソート></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. CDF、CFF の 2 表を別々に降順にソート <p>※表示形式（総合評価、現在までの増分、将来の増分予想）別に場合分け</p> <p>※ソートは Excel の機能を使用</p>

表 17 CreateResult 概要(6/25)

ソース	説明
<pre> (Cells(22, "A"), Cells(Maxrow, "K")).Sort _ Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(22, "K") _ , order1:=xlDescending ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range _ (Cells(22, "M"), Cells(Maxrow, "W")).Sort _ Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(22, "W") _ , order1:=xlDescending Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "C").Value '現在までの増分 ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "A") _ , Cells(Maxrow, "K")).Sort _ Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(22, "I"), _ order1:=xlDescending ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "M") _ , Cells(Maxrow, "W")).Sort _ Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(22, "U"), _ order1:=xlDescending Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "D").Value '将来の増分予想 ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "A") _ , Cells(Maxrow, "K")).Sort Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(22, "J"), _ order1:=xlDescending ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "M") _ , Cells(Maxrow, "W")).Sort _ Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(22, "V"), _ rder1:=xlDescending End Select </pre>	

表 18 CreateResult 概要(7/25)

ソース	説明
<pre> ErrMsg = "起因事象結果グラフ作成" For i = ThisWorkbook.Worksheets.Count _ To (ThisWorkbook.Worksheets.Count - InitiatorNum + 1) Step -1 WSName = ThisWorkbook.Worksheets(i).Name 'グラフの作成 Call DrawGraph(WSName, WB2.Cells(4, "G").Value, WB2.Cells(5, "G").Value) Next i </pre>	<p><グラフの作成 (DrawGraph 関数) > ※ CreatateTableHead 関数 引数： シート名 (文字列) 表示形式 (文字列) グラフ表示対象機器数 (正の整数)</p>
<pre> '----- '全起因事象の上位結果表示シート作成 '----- ErrMsg = "全起因事象の上位結果シート作成" WSName = "全起因事象" & " " & WB2.Cells(4, "G").Value ThisWorkbook.Worksheets.Add After:=Worksheets(Worksheets.Count) '最後尾に挿入 ActiveSheet.Name = WSName Call CreateTableHead(ActiveSheet.Name) '表頭の作成 ErrMsg = "全起因事象の上位結果表作成" '各シートに値を格納する i = 9 Do While WB2.Cells(i, 1).Value <> "" Maxrow = ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(Rows.Count, _ "I").End(xlUp).row + 1 For j = 1 To 17 If j < 6 Then ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(Maxrow, j).Value = _ WB2.Cells(i, j).Value </pre>	<p><全起因事象シートの作成></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 表頭を作成(CreateTableHead 関数) 2. 「②機器、過去値・将来値の入力」シートに記載されている項目を CDF、CFF 別に各シートに出力 3. 2つの表を枠線で囲む

表 19 CreateResult 概要(8/25)

ソース	説明
<pre> ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(Maxrow, j + 12).Value = _ WB2.Cells(i, j).Value ElseIf j < 12 Then ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(Maxrow, j).Value = _ WB2.Cells(i, j).Value Else ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(Maxrow, j + 6).Value = _ WB2.Cells(i, j).Value End If Next j '枠線の作成 ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(ThisWorkbook.Worksheets _ (WSName).Cells(22, 1), ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(Maxrow, 11)) _ .Borders.LineStyle = xlContinuous ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(ThisWorkbook.Worksheets _ </pre>	
<pre> ErrMsg = "全起因事象の上位結果表ソート" Maxrow = ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Cells(Rows.Count, "I").End(xlUp).row ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Activate Select Case WB2.Cells(4, "G").Value Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "B").Value '総合評価 ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "A"), _ Cells(Maxrow, "K")).Sort Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName) _ </pre>	<p><全起因事象シートの作成></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 表頭を作成(CreateTableHead 関数) 2. 「②機器、過去値・将来値の入力」シートに記載されている項目を CDF、CFF 別に各シートに出力 3. 2つの表を枠線で囲む

表 20 CreateResult 概要(10/25)

ソース	説明
<pre> .Cells(22, "K"), order1:=xlDescending Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "B").Value '総合評価 ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "A"), _ Cells(Maxrow, "K")).Sort Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName) _ .Cells(22, "K"), order1:=xlDescending ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "M"), _ Cells(Maxrow, "W")).Sort Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName) _ .Cells(22, "W"), order1:=xlDescending Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "C").Value '現在までの増分 ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "A"), _ Cells(Maxrow, "K")).Sort Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName) _ .Cells(22, "I"), order1:=xlDescending ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "M"), _ Cells(Maxrow, "W")).Sort Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName) _ .Cells(22, "U"), order1:=xlDescending Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "D").Value '将来の増分予想 ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "A"), _ Cells(Maxrow, "K")).Sort Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName) _ .Cells(22, "J"), order1:=xlDescending ThisWorkbook.Worksheets(WSName).Range(Cells(22, "M"), _ Cells(Maxrow, "W")).Sort Key1:=ThisWorkbook.Worksheets(WSName) _ </pre>	<p><全起因事象シートの作成></p> <ol style="list-style-type: none"> 4. 表頭を作成(CreateTableHead 関数) 5. 「②機器、過去値・将来値の入力」シートに記載されている項目をCDF、CFF 別に各シートに出力 6. 2つの表を枠線で囲む

表 21 CreateResult 概要(11/25)

ソース	説明
<pre> .Cells(22, "V"), order1:=xlDescending End Select </pre>	
<pre> ErrMsg = "全起因事象の上位結果グラフ作成" 'グラフの作成 Call DrawGraph(WSName, WB2.Cells(4, "G").Value, WB2.Cells(5, "G").Value, True) </pre>	<p>グラフの作成 (DrawGraph 関数) ※ DrawGraph 関数 引数： シート名 (文字列) 表示形式 (文字列) グラフ表示対象機器数 (正の整数)</p>
<pre> WB2.Select Exit Sub On Error GoTo 0 800: 'エラー処理 MsgBox ErrMsg & " エラー!" & _ vbCrLf & "入力値が正しくありません。" & vbCrLf & _ vbCrLf & Err.Number & Err.Description, vbExclamation + vbOKOnly Application.DisplayAlerts = False '確認ダイアログを表示にする Application.ScreenUpdating = True '画面の更新を許可する End Sub </pre>	<p><エラー・終了処理></p> <p>エラーが発生した場合は、エラーメッセージを表示し終了する</p>

表 22 CreateResult 概要(12/25)

ソース	説明
<pre> '----- 'シートの表頭の作成 '----- Private Sub CreateTableHead(ByVal WS As String) '起因事象名、機器名、故障率 ThisWorkbook.Worksheets(WB2Name).Range("A7:E8").Copy ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("A20:E21").PasteSpecial ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("M20:Q21").PasteSpecial ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("A20:E21").WrapText = True ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("A20:E21").WrapText = True 'CDF,ΔCDF ThisWorkbook.Worksheets(WB2Name).Range("F7:K8").Copy ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("F20:K21").PasteSpecial 'CFF,ΔCFF ThisWorkbook.Worksheets(WB2Name).Range("L7:Q8").Copy ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("R20:W21").PasteSpecial ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("A1").Select 'コピーや切取りの操作を取り消す Application.CutCopyMode = False '「折り返して全体を表示する」を許可 ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("A:B").WrapText = True </pre>	<p>CreateTableHead 関数 引数で指定したシートの表頭を作成する CreateResult 用のプライベート関数 引数：シート名(文字列)</p>

表 23 CreateResult 概要(13/25)

ソース	説明
<pre> ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("M:N").WrapText = True ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("A18").WrapText = False ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("A18").Value _ = "(注意) Δ CDF, Δ CFF の値が負の場合、その項目はグラフに表示されません。 " End Sub </pre>	
<pre> '----- ' グラフ作成 '----- Private Sub DrawGraph(ByVal WS As String, ByVal rtype As String, ByVal mNum As Integer, Optional ByVal flag As Boolean) Dim i As Long Dim WSFunc As Object Set WSFunc = Application.WorksheetFunction Application.ScreenUpdating = False 'CDF Worksheets(WS).Activate Worksheets(WS).Cells(1, 1).Activate Worksheets(WS).Shapes.AddChart.Select 配置 Selection.Top = Range("A1").Top Selection.Left = Range("A1").Left Worksheets(WS).Shapes(1).Line.Visible = msoFalse </pre>	<p>DrawGraph 関数 グラフを書くための CreateResult 用のプライベート関数 引数： シート名 (文字列) 表示形式 (文字列) グラフ表示対象機器数 (正の整数) フラグ (True:全起因事象、False:起因事象別のグラフを作成)</p> <p>以下、CDF のグラフ処理</p> <p>グラフの作成 シート上のグラフの表示位置を変更する</p>

表 24 CreateResult 概要(14/25)

ソース	説明
<pre> 'サイズ Selection.Height = 7.5 * 28 '1cm⇔28 ポイントより Selection.Width = 14.5 * 28 '1cm⇔28 ポイントより With ActiveChart 'グラフタイプの設定(積み上げ縦棒) .ChartType = xlColumnStacked '自動で項目が作成された場合、削除する。 If .SeriesCollection.Count <> 0 Then For i = 1 To .SeriesCollection.Count .SeriesCollection(i).Delete Next i End If .SeriesCollection.NewSeries '項目の作成 Select Case rtype Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "B").Value '総合評価 .SeriesCollection(1).Name = "=" & WS & "!"\$ & "I\$21" .SeriesCollection(1).Values = "=" & WS & "!"\$I\$22:\$I\$ & (21 + mNum) .SeriesCollection.NewSeries '項目の作成 .SeriesCollection(2).Name = "=" & WS & "!"\$ & "J\$21" .SeriesCollection(2).Values = "=" & WS & "!"\$J\$22:\$J\$ & (21 + mNum) If flag = True Then .SeriesCollection(2).XValues = "=" & WS & "!"\$A\$22:\$B\$ & _ (21 + mNum) Else </pre>	<p>グラフのサイズ変更</p> <p>グラフの種類の設定</p> <p>グラフを表示させる項目を設定する。総合評価、現在までの増分、将来の増分予想別に項目や縦軸の目盛の最大値を設定</p>

表 25 CreateResult 概要(15/25)

ソース	説明
<pre> .SeriesCollection(2).XValues = "=" & WS & "!" & "\$B\$22:\$B\$" & _ (21 + mNum) End If Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "C").Value '現在までの増分 .SeriesCollection(1).Name = "=" & WS & "!" & "\$" & "I\$21" .SeriesCollection(1).Values = "=" & WS & "!" & "\$I\$22:\$I\$" & (21 + mNum) If flag = True Then .SeriesCollection(1).XValues = "=" & WS & "!" & "\$A\$22:\$B\$" & _ (21 + mNum) Else .SeriesCollection(1).XValues = "=" & WS & "!" & "\$B\$22:\$B\$" & _ (21 + mNum) End If If Worksheets(WS).Cells(22, "I") > 0 Then '目盛りの最大値 ActiveChart.Axes(xlValue).MaximumScale = _ 10 ^ (Int(WSFnc.Log(Worksheets(WS).Cells(22, "I"))) + 1) Else ActiveChart.Axes(xlValue).MaximumScale = 1 End If Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "D").Value '将来の増分予想 .SeriesCollection(1).Name = "=" & WS & "!" & "\$" & "J\$21" .SeriesCollection(1).Values = "=" & WS & "!" & "\$J\$22:\$J\$" & (21 + mNum) If flag = True Then .SeriesCollection(1).XValues = "=" & WS & "!" & "\$A\$22:\$B\$" & _ (21 + mNum) End If End Case End With End With End Sub </pre>	

表 26 CreateResult 概要(16/25)

ソース	説明
<pre> (21 + mNum) Else .SeriesCollection(1).XValues = "=" & WS & "!" & "\$B\$22:\$B\$" & _ (21 + mNum) End If If Worksheets(WS).Cells(22, "J") > 0 Then '目盛りの最大値 ActiveChart.Axes(xlValue).MaximumScale = _ 10 ^ (Int(WSFnc.Log(Worksheets(WS).Cells(22, "J"))) + 1) Else ActiveChart.Axes(xlValue).MaximumScale = 1 End If End Select .ApplyLayout (1) .SetElement (msoElementPrimaryValueAxisTitleRotated) If flag = False Then '起因事象別 .ChartTitle.Text = Worksheets(WS).Cells(22, "A").Value & "の" & _ "ΔCDF (" & rtype & ")" Else '全起因事象 .ChartTitle.Text = "全起因事象の Δ CDF 上位" & _ Worksheets(WB2Name).Range("G5").Value & "(" & rtype & ")" ActiveChart.ChartTitle.Select End If End With 'フォントの設定(Times New Roman) ActiveChart.ChartArea.Select </pre>	<p>グラフのレイアウトを変更</p> <p>縦軸のタイトルの設定</p> <p>表題のタイトルを設定</p> <p>縦軸のタイトルやフォントを設定</p>

表 27 CreateResult 概要(17/25)

ソース	説明
<pre> With Selection.Format.TextFrame2.TextRange.Font Else '全起因事象 .ChartTitle.Text = "全起因事象の Δ CDF 上位" & _ Worksheets(WB2Name).Range("G5").Value & "(" & rtype & ")" ActiveChart.ChartTitle.Select End If End With 'フォントの設定(Times New Roman) ActiveChart.ChartArea.Select With Selection.Format.TextFrame2.TextRange.Font .NameComplexScript = "Times New Roman" .NameFarEast = "Times New Roman" .Name = "Times New Roman" End With '表題の設定 ActiveChart.ChartTitle.Select Selection.Format.TextFrame2.TextRange.Font.Bold = msoFalse Selection.Format.TextFrame2.TextRange.Font.Size = 14 '縦軸の表題の設定 ActiveChart.Axes(xlValue).AxisTitle.Select With Selection.Format.TextFrame2.TextRange .Characters.Text = "ΔCDF" .Font.Bold = msoFalse </pre>	<p>フォントを"Times New Roman"に変更</p>

表 28 CreateResult 概要(18/25)

ソース	説明
<p>End With '目盛りの設定 ActiveChart.Axes(xIValue).Select ActiveChart.Axes(xIValue).ScaleType = xlLogarithmic '対数目盛り Selection.TickLabels.NumberFormatLocal = "0.E+00" '目盛りを指数表記にする Selection.MinorTickMark = xlInside '内向きの補助目盛り ActiveChart.Axes(xICategory).TickLabelPosition = xlLow '項目を下端に表示する</p> <p>With ActiveChart '補助線の削除 .Axes(xIValue).MajorGridlines.Delete</p> <p>'プロットエリアの枠線の設定(灰色) .PlotArea.Format.Line.ForeColor.RGB = RGB(128, 128, 128) '灰色 'グラフの色の設定 Select Case rtype Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "B").Value '総合評価 .SeriesCollection(1).Format.Fill.ForeColor.RGB = RGB(119, 147, 60) '緑 .SeriesCollection(2).Format.Fill.ForeColor.RGB = RGB(225, 204, 0) '黄色</p> <p>Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "C").Value '現在までの増分 .SeriesCollection(1).Format.Fill.ForeColor.RGB = RGB(119, 147, 60) '緑</p> <p>Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "D").Value '将来の増分予想 .SeriesCollection(1).Format.Fill.ForeColor.RGB = RGB(225, 204, 0) '黄色</p>	<p>グラフを対数目盛化</p> <p>縦軸の目盛の表示を指数表示にする 縦軸に補助目盛を内向きに入れる</p> <p>グラフの各項目の色の設定</p>

表 29 CreateResult 概要(19/25)

ソース	説明
<pre> End Select End With 'CFF Worksheets(WS).Activate Worksheets(WS).Cells(1, 1).Activate Worksheets(WS).Shapes.AddChart.Select '配置 Selection.Top = Range("I1").Top Selection.Left = Range("I1").Left Worksheets(WS).Shapes(2).Line.Visible = msoFalse 'サイズ Selection.Height = 7.5 * 28 '1cm≒28 ポイントより Selection.Width = 14.5 * 28 '1cm≒28 ポイントより With ActiveChart 'グラフタイプの設定(積み上げ縦棒) .ChartType = xlColumnStacked '自動で項目が作成された場合、削除する。 If .SeriesCollection.Count <> 0 Then For i = 1 To .SeriesCollection.Count .SeriesCollection(i).Delete Next i End If </pre>	<p>以下、CFF のグラフ処理 (表示させる位置や項目以外は CDF と同様) シート上のグラフの表示位置を変更する</p> <p>グラフのサイズ変更</p> <p>グラフの種類の指定</p>

表 30 CreateResult 概要(20/25)

ソース	説明
<pre> Dim buff As Double .SeriesCollection.NewSeries '項目の作成 Select Case rtype Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "B").Value '総合評価 .SeriesCollection(1).Name = "=" & WS & "!"\$ & "U\$21" .SeriesCollection(1).Values = "=" & WS & "!"\$U\$22:\$U\$" & (21 + mNum) .SeriesCollection.NewSeries '項目の作成 .SeriesCollection(2).Name = "=" & WS & "!"\$ & "V\$21" .SeriesCollection(2).Values = "=" & WS & "!"\$V\$22:\$V\$" & (21 + mNum) If flag = True Then .SeriesCollection(2).XValues = "=" & WS & "!"\$M\$22:\$N\$" & _ (21 + mNum) Else .SeriesCollection(2).XValues = "=" & WS & "!"\$N\$22:\$N\$" & _ (21 + mNum) End If '目盛りの最大値 i = 22: buff = 0 Do While Worksheets(WS).Cells(i, "W") <> "" If buff < Worksheets(WS).Cells(i, "W").Value Then buff = Worksheets(WS).Cells(i, "W").Value End If </pre>	<p>グラフを表示させる項目の設定</p> <p>総合評価、現在までの増分、将来の増分予想別に項目や縦軸の目盛の最大値を設定</p>

表 31 CreateResult 概要(21/25)

ソース	説明
<pre> i = i + 1 Loop If buff <> 0 Then ActiveChart.Axes(xIValue).MaximumScale = _ 10 ^ (Int(WSFunc.Log(buff)) + 1) End If Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "C").Value '現在までの増分 .SeriesCollection(1).Name = "=" & WS & "!" & "U\$21" .SeriesCollection(1).Values = "=" & WS & "!" & "\$US\$22:\$US\$" & (21 + mNum) If flag = True Then .SeriesCollection(1).XValues = "=" & WS & "!" & "\$M\$22:\$N\$" & _ (21 + mNum) Else .SeriesCollection(1).XValues = "=" & WS & "!" & "\$N\$22:\$N\$" & _ (21 + mNum) End If '目盛りの最大値 i = 22: buff = 0 Do While Worksheets(WS).Cells(i, "U") <> "" If buff < Worksheets(WS).Cells(i, "U").Value Then buff = Worksheets(WS).Cells(i, "U").Value End If i = i + 1 Loop If buff <> 0 Then </pre>	

表 32 CreateResult 概要(22/25)

ソース	説明
<pre> ActiveChart.Axes(xlValue).MaximumScale = _ 10 ^ (Int(WSFnc.Log(buff)) + 1) End If Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "D").Value '将来の増分予想 .SeriesCollection(1).Name = "=" & WS & "!" & "\$" & "V\$21" .SeriesCollection(1).Values = "=" & WS & "!" & "\$V\$22:\$V\$" & (21 + mNum) If flag = True Then .SeriesCollection(1).XValues = "=" & WS & "!" & "\$M\$22:\$N\$" & _ (21 + mNum) Else .SeriesCollection(1).XValues = "=" & WS & "!" & "\$N\$22:\$N\$" & _ (21 + mNum) End If '目盛りの最大値 i = 22: buff = 0 Do While Worksheets(WS).Cells(i, "V") <> "" If buff < Worksheets(WS).Cells(i, "V").Value Then buff = Worksheets(WS).Cells(i, "V").Value End If i = i + 1 Loop If Buff <> 0 Then ActiveChart.Axes(xlValue).MaximumScale = _ 10 ^ (Int(WSFnc.Log(buff)) + 1) End If </pre>	

表 33 CreateResult 概要(23/25)

ソース	説明
<pre> End Select .ApplyLayout (1) .SetElement (msoElementPrimaryValueAxisTitleRotated) If flag = False Then '起因事象別 .ChartTitle.Text = Worksheets(WS).Cells(22, "A").Value & "の" & _ "ΔCFF (" & rtype & ")" Else '全起因事象 .ChartTitle.Text = "全起因事象の Δ CFF 上位" _ & Worksheets(WB2Name).Range("G5").Value & "(" & rtype & ")" ActiveChart.ChartTitle.Select End If End With 'フォントの設定(Times New Roman) ActiveChart.ChartArea.Select With Selection.Format.TextFrame2.TextRange.Font .NameComplexScript = "Times New Roman" .NameFarEast = "Times New Roman" .Name = "Times New Roman" End With '表題の設定 ActiveChart.ChartTitle.Select Selection.Format.TextFrame2.TextRange.Font.Bold = msoFalse Selection.Format.TextFrame2.TextRange.Font.Size = 14 '縦軸の表題の設定 ActiveChart.Axes(xlValue).AxisTitle.Select With Selection.Format.TextFrame2.TextRange </pre>	<p>グラフのレイアウトを変更</p> <p>縦軸のタイトルの設定</p>

表 34 CreateResult 概要(24/25)

ソース	説明
<pre> .Characters.Text = "ΔCFF" .Font.Bold = msoFalse End With '目盛りの設定 ActiveChart.Axes(xlValue).Select ActiveChart.Axes(xlValue).ScaleType = xlLogarithmic '対数目盛り With ActiveChart '補助線の削除 .Axes(xlValue).MajorGridlines.Delete 'プロットエリアの枠線の設定(灰色) .PlotArea.Format.Line.ForeColor.RGB = RGB(128, 128, 128) '灰色 'グラフの色の設定 Select Case rtype Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "B").Value '総合評価 .SeriesCollection(1).Format.Fill.ForeColor.RGB = RGB(119, 147, 60) '緑 .SeriesCollection(2).Format.Fill.ForeColor.RGB = RGB(225, 204, 0) '黄色 Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "C").Value '現在までの増分 .SeriesCollection(1).Format.Fill.ForeColor.RGB = RGB(119, 147, 60) '緑 Case Worksheets(WB0Name).Cells(4, "D").Value '将来の増分予想 .SeriesCollection(1).Format.Fill.ForeColor.RGB = RGB(225, 204, 0) '黄色 </pre>	

表 35 CreateResult 概要(25/25)

ソース	説明
<pre> End Select End With ThisWorkbook.Worksheets(WS).Range("A1").Select Application.ScreenUpdating = True End Sub </pre>	